JAEA-Evaluation
2013-003

平成 24 年度　研究開発・評価報告書
評価課題「安全研究とその成果の活用による原子力安全規制行政に対する技術的支援」
（中間評価）

Assessment Report of Research and Development on
"Nuclear Safety Research"
(Interim Report)

（編）工藤 保　鬼沢 邦雄　中村 武彦
(Eds.) Tamotsu KUDO, Kunio ONIZAWA and Takehiko NAKAMURA

安全研究センター
Nuclear Safety Research Center

February 2014
Japan Atomic Energy Agency
日本原子力研究開発機構

JAEA-Evaluation

本レポートは独立行政法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ（http://www.jaea.go.jp）
より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構　研究技術情報部　研究技術情報課
〒319-1195　茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,
Japan Atomic Energy Agency.
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2014

JAEA-Evaluation 2013-003

平成 24 年度 研究開発・評価報告書
評価課題
「安全研究とその成果の活用による原子力安全規制行政に対する技術的支援」
（中間評価）

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

（編）工藤　保、鬼沢　邦雄、中村　武彦

(2013 年 11 月 15 日　受理)

独立行政法人日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」という）は、「国の研究開発評価に関する大綱的指針」（平成 20 年 10 月 31 日内閣総理大臣決定）及びこの大綱的指針を受けて作成された「文部科学省における研究及び開発に関する評価指針」（平成 21 年 2 月 17 日文部科学大臣決定)、並びに原子力機構の「研究開発課題評価実施規程」（平成 17 年 10 月 1 日制定、平成 21 年 8 月 19 日改訂）等に基づき、平成 24 年 12 月 11 日に「安全研究」に関する中間評価を安全研究・評価委員会に諮問した。

これを受けて、安全研究・評価委員会は、本委員会によって定められた評価方法に従い、原子力機構から提出された平成 22 年 4 月から平成 24 年 9 月までの安全研究センターの運営及び安全研究の実施に関する説明を受け、今期中期計画期間の研究開発の実施状況について、研究開発の必要性、有効性、効率性等の観点から評価を行った。

本報告書は、安全研究・評価委員会から提出された中間評価結果（答申書）をまとめるとともに､本委員会での発表資料､及び評価結果に対する原子力機構の措置を添付したものである。

本報告書は、安全研究・評価委員会が「国の研究開発評価に関する大綱的指針」等に基づき実施した外部評価の結果を取りまとめたものである。

原子力科学研究所（駐在）：〒319-1195　茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4

JAEA-Evaluation 2013-003

Assessment Report of Research and Development on "Nuclear Safety Research" (Interim Report)

(Eds.) Tamotsu KUDO, Kunio ONIZAWA and Takehiko NAKAMURA

Nuclear Safety Research Center
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received November 15, 2013)

Japan Atomic Energy Agency (JAEA) consulted an assessment committee, "Evaluation Committee of Research and Development (R&D) Activities for Nuclear Safety", for interim assessment of R&D on nuclear safety research in accordance with "General Guideline for Evaluation of Government R&D Activities" by Cabinet Office, Government of Japan, "Guideline for Evaluation of R&D in Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology" and "Regulation on Conduct for Evaluation of R&D Activities" by Japan.

In response to JAEA's request, the Committee assessed mainly the progress of the R&D project according to guidelines, which addressed the rationale behind the R&D project, the relevance of the project outcome and the efficiency of the project implementation during the period of the current midterm plan. As a result, the Committee concluded that the progress of the R&D project is satisfactory.

This report describes the results of evaluation by the Committee. In addition, the appendix of this report contains presentations used for the evaluation, and responses from JAEA on the comments from the member of the Committee.

Keywords: Nuclear Safety, Nuclear Installations, Evaluation Committee, Interim Assessment

---

This evaluation report presents the result of third-party evaluation conducted on the basis of "General Guideline for the Evaluation of Government R&D Activities" and so on.

目次

1. 概要 …… 1
2. 安全研究・評価委員会の構成 …… 2
3. 審議経過 …… 3
4. 評価方法 …… 4
5. 評価結果（答申書） …… 7

付録　参考資料（日本原子力研究開発機構作成資料）
付録 1　研究開発課題の中間評価について（諮問） …… 48
付録 2　中間評価結果に対する原子力機構の措置 …… 50
付録 3　安全研究・評価委員会説明資料 …… 68

Contents

1. Outline …… 1
2. Evaluation Committee of R&D Activities for Nuclear Safety …… 2
3. Status of Assessment …… 3
4. Procedure of Assessment …… 4
5. Results of Assessment (Committee Report) …… 7

Appendices (Documents Owned by Japan Atomic Energy Agency)
Appendix 1　Consultation Paper …… 48
Appendix 2　Responses from JAEA on the Committee Member Comments …… 50
Appendix 3　Materials Presented at the Committee …… 68

This is a blank page.

１．概要

独立行政法人日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」という）は、「国の研究開発評価に関する大綱的指針」（平成 20 年 10 月 31 日）及びこの大綱的指針を受けて作成された「文部科学省における研究及び開発に関する評価指針」（平成 21 年 2 月 17 日文部科学大臣決定）、並びに原子力機構の「研究開発課題評価実施規程」（平成 17 年 10 月 1 日制定、平成 21 年 8 月 19 日改訂）等に基づき、平成 24 年 12 月 11 日に「安全研究」に関する中間評価を安全研究・評価委員会に諮問した。

これを受けて、安全研究・評価委員会は、本委員会によって定められた評価方法に従い、原子力機構から平成 22 年 4 月から平成 24 年 9 月までの安全研究センターの運営及び安全研究の実施に関する説明を受け、今期中期計画期間の研究開発の実施状況について、研究開発の必要性、有効性、効率性等の観点から評価を行った。

その結果、すべての分野の総合評価として、中期計画を上回る優れた成果が得られていると評価した。また、福島原発事故に迅速に対応した研究開発は、中期計画には記載されていないものの、それらの貢献は非常に有用なものと認められ、当初計画に加えてこれらの成果を上げていることは、大いに評価される。さらに、OECD/NEA の ROSA-2 プロジェクトを完遂したことは、海外からも評価されており高く評価された。評価結果においては、改善を要望する意見や反省すべき点も見受けられ、より積極的な研究提案の必要性や人材の確保、研究施設の有効利用等について、今後の研究計画や運営への反映を提言した。また、今後研究を進めるにあたって、原子力機構内外との連携を深めることも含めて、原子力機構としての長期的な人材確保・育成への取り組みの継続を提言した。

本報告書は、安全研究・評価委員会から提出された中間評価結果（答申書）をまとめるとともに、本委員会での発表資料、及び評価結果に対する原子力機構の措置を添付したものである。

２．安全研究・評価委員会の構成

本委員会は平成２３年１月１４日に設置され、平成２５年１月現在、以下の委員で構成されている

委員長	藤城　俊夫	（財）高度情報科学技術研究機構　参与
委員	阿部　清治	（独）原子力安全基盤機構　総括参事
	浦田　茂	関西電力（株）　原子力事業本部　安全技術グループ　チーフマネージャ
	鹿島　光一	（財）電力中央研究所　軽水炉高経年化研究総括プロジェクトリーダー　主席研究員
	関村　直人	東京大学大学院　工学系研究科　原子力国際専攻　教授
	田中　知	東京大学大学院　工学系研究科　原子力国際専攻　教授
	山口　彰	大阪大学大学院　工学研究科　環境・エネルギー工学専攻　教授
	山中　伸介	大阪大学大学院　工学研究科　環境・エネルギー工学専攻　教授
	山中　康慎	東京電力株式会社　原子力設備管理部　原子炉安全技術グループ　マネージャ
	山根　義宏	名古屋大学　名誉教授（東京工業大学　原子炉工学研究所　客員教授）

（五十音順）

３．審議経過

(1) 第１回安全研究・評価委員会：平成２３年２月１７日
・平成２２年度の研究成果についての審議

(2) 第２回安全研究・評価委員会：平成２４年２月１５日
・平成２３年度の研究成果についての審議

(3) 第３回安全研究・評価委員会：平成２５年１月８日
・平成２２年度～平成２４年度上期までの中間評価

(4) 評価結果（答申書）のまとめ
・上記の審議結果に基づき委員長が評価結果をまとめ、各委員の了承を得て答申書とした。

(5) 答申：　平成２５ 年３月２６日

４．評価方法

４．１　評価対象

評価の対象は、表 4.1 に示した安全研究センター全体の活動及び６分野の研究活動とした。

表 4.1　評価の対象

	分　野
	安全研究センターの研究活動（関係行政機関等への協力を含む）
１	リスク評価・管理技術に関する研究
２	軽水炉の高度利用に対応した新型燃料の安全性に関する研究
３	軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する熱水力安全研究
４	材料劣化・高経年化対策技術に関する研究
５	核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究
６	放射性廃棄物に関する安全評価研究

４．２　評価のまとめ方

安全研究センター全体の研究活動及び６研究分野について、大綱的指針に基づき、その評価項目例を参考に、良好点や課題などを挙げ、原子力機構の他部門における研究開発評価委員会のまとめ方に沿った様式で実施することとした。

今回の評価は、原子力機構の中期計画（第 2 期：平成２２年度～平成２６年度）における中間評価（平成２２年４月～平成２４年９月）である。各委員が記載する評価シートの構成を表 4.2 に示す。平成２２及び２３年度は、高く評価される点及び改善を要する点について、各委員のコメントを基にテーマ毎に採点済みである。今回の中間評価では、これらを参考に、平成２４年度上期までの成果及び今後の研究計画を加え、進捗状況の妥当性、見直しの必要性、資源配分の妥当性等の観点から、各分野の中期計画における文章毎に自己評価を記載した上で、表 4.3 に示す S, A, B, C 基準で評価した。なお、評価に当たっては、定量的評価（中期計画に沿って、研究が十分に進捗しているか）及び定性的評価（中期計画に対応した研究成果の質は十分か）の観点に分けて評価をした。また、研究の分野が広範囲にわたることから、委員の専門性を考慮し、各委員には最低限の評価対象とする分野を設定し、効率的に評価が行えるように配慮した。そのため、各分野の評価結果は、委員全員によるものではない。

各委員からの評価結果及びコメントを安全研究センター事務局にて集計し、委員長の確認を得て最終版とした。

表 4.2　各委員が記載する「安全研究・評価シート」の構成

分野	中期計画	自己評価	定量的評価	定性的評価	コメント
リスク評価		・	S,A,B,C	S,A,B,C	
		・	S,A,B,C	S,A,B,C	
…			S,A,B,C	S,A,B,C	

表 4.3　中間評価の基準

中間評価基準	評価
・特に優れた実績をあげている。	S
・中期計画通り、または中期計画を上回って履行し、中期目標に向かって順調、または中期目標を上回るペースで実績をあげている。	A
・中期計画通りに履行しているとは言えない面もあるが、工夫もしくは努力によって、中期目標を達成し得ると判断される。	B
・中期計画の履行が遅れており、中期目標達成のためには業務の改善が必要である。	C

This is a blank page.

５．評価結果（答申書）

平成２５年３月２６日

独立行政法人　日本原子力研究開発機構
理事長　鈴木　篤之　殿

研究開発・評価委員会
（安全研究・評価委員会）
委員長　藤城　俊夫

研究開発課題の評価結果について（答申）

当委員会に諮問［２４原機(全)０１２］のあった下記の研究開発課題の中間評価について、その評価結果を別紙の通り答申します。

記

研究開発課題
「安全研究とその成果の活用による原子力安全規制行政に対する技術的支援」

This is a blank page.

安全研究・評価報告書

－中間評価－

2013 年 3 月

安全研究・評価委員会

目次

１．　はじめに・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 11
２．　中間評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 12
２．１　委員構成・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 12
２．２　評価の対象・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 12
２．３　評価のまとめ方・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 13
３．　評価対象の概要・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 15
３．１　安全研究センターの概況・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 15
３．２　安全研究センターの研究活動・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 20
３．２．１　リスク評価・管理技術に関する研究・・・・・・・・・・・・・・・・・ 20
３．２．２　軽水炉の高度利用に対応した新型燃料の安全性に関する研究・・・ 23
３．２．３　軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する熱水力安全研究・・ 26
３．２．４　材料劣化・高経年化対策技術に関する研究・・・・・・・・・・・・ 30
３．２．５　核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究・・・・・・・・・・・ 33
３．２．６　放射性廃棄物に関する安全評価研究・・・・・・・・・・・・・・・・ 35
４．　中間評価結果・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 38
４．１　安全研究センターの概況（関係行政機関等への協力）・・・・・・・・・・・ 38
４．２　リスク評価・管理技術に関する研究・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 39
４．３　軽水炉の高度利用に対応した新型燃料の安全性に関する研究・・・・・・・ 40
４．４　軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する熱水力安全研究・・・・・・ 41
４．５　材料劣化・高経年化対策技術に関する研究・・・・・・・・・・・・・・・・ 42
４．６　核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究・・・・・・・・・・・・・・・ 43
４．７　放射性廃棄物に関する安全評価研究・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 44
４．８　安全研究センター全体の研究活動に対する総合評価及び特記事項・・・・・ 45
５．　評価のまとめ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 46

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、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。JAEA は自らが実施する重点安全研究の中立性・透明性を確保するため、安全研究審議会を設置し、安全研究センターだけでなく他の研究開発部門が行う研究も含めた JAEA 全体の重点安全研究を対象として、大綱的指針に基づく研究評価を併せた審議を実施してきた。

この結果、

① 安全研究センター以外の部門が実施する安全研究に対する外部評価の重複

② 安全研究センターが実施する研究に対する独立した外部評価の欠如

の問題が生じていたため、安全研究センターが実施する研究に対する外部評価を独立に実施する研究開発・評価委員会として、新たに安全研究･評価委員会を平成 22 年度に設置した。なお、安全研究審議会と安全研究･評価委員会との役割分担を明確にすることにより、原子力安全委員会における重点安全研究計画に対する評価、独法評価、並びに原子力安全･保安院及び原子力安全基盤機構が行う安全研究計画策定のための評価それぞれに対し、効率的な評価が得られることが期待される。

安全研究・評価委員会（藤城俊夫委員長）は、安全研究センターが中期計画の下で実施する研究の評価に加え、原子力安全・保安院（以下「保安院」という。）及び独立行政法人原子力安全基盤機構（以下「JNES」という。）の安全研究計画策定に対応するための保安院からの受託研究についても個別に評価を行う。評価の時期としては、JAEA の中期計画に対応して、事前評価、中間評価及び事後評価を実施して理事長に答申し、公開報告書にまとめる。また、これらの評価に資するため、年度評価を実施する。

本報告書は、安全研究センターの中間評価について、平成 22 年度及び平成 23 年度に実施した各年度の評価も参考に、平成 25 年 1 月 8 日に開催した安全研究・評価委員会での討議結果、及びその後委員がフォーマットに沿って評価を行った結果に基づき、中間評価結果を取りまとめたものである。

２．　中間評価

２．１　委員構成

表 2.1 に示す委員で構成される安全研究・評価委員会で中間評価を実施した。

表 2.1　安全研究・評価委員会委員一覧　　（委員氏名は五十音順）

委員長	藤城　俊夫	（財）高度情報科学技術研究機構　参与
委員	阿部　清治	（独）原子力安全基盤機構　総括参事
委員	浦田　茂	関西電力（株）　原子力事業本部　安全技術グループ　チーフマネージャ
委員	鹿島　光一	（財）電力中央研究所　軽水炉高経年化研究総括プロジェクトリーダー　主席研究員
委員	関村　直人	東京大学大学院　工学系研究科　原子力国際専攻　教授
委員	田中　知	東京大学大学院　工学系研究科　原子力国際専攻　教授
委員	山口　彰	大阪大学大学院　工学研究科　環境・エネルギー工学専攻　教授
委員	山中　伸介	大阪大学大学院　工学研究科　環境・エネルギー工学専攻　教授
委員	山中　康慎	東京電力株式会社　原子力設備管理部　原子炉安全技術グループマネージャ
委員	山根　義宏	名古屋大学　名誉教授（東京工業大学　原子炉工学研究所　客員教授）

２．２　評価の対象

評価の対象は、表 2.2 に示した安全研究センター全体の活動及び 6 分野の研究活動とした。また、①～④の原子力規制庁（原子力安全・保安院）からの受託研究についても個別の評価を実施した。

表 2.2　評価の対象

	分　野
	安全研究センターの研究活動（関係行政機関等への協力を含む）
1	リスク評価・管理技術に関する研究
2	軽水炉の高度利用に対応した新型燃料の安全性に関する研究 ①燃料等安全高度化対策事業 ②軽水炉燃材料詳細健全性調査の燃料部分
3	軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する熱水力安全研究
4	材料劣化・高経年化対策技術に関する研究 ③軽水炉燃材料詳細健全性調査の材料部分
5	核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究
6	放射性廃棄物に関する安全評価研究 ④地層処分の安全審査に向けた評価手法等の整備

２．３　評価のまとめ方

安全研究センター全体の研究活動及び６研究分野について、大綱的指針に基づき、その評価項目例を参考に、良好点や課題などを挙げ、JAEA の他部門における研究開発評価委員会のまとめ方に沿った様式で実施することとした。

今回の評価は、JAEA の中期計画（第 2 期：H22～H26）における中間評価（平成 22 年 4 月～平成 24 年 9 月）である。各委員が記載する評価シートの構成を表 2.3 に示す。平成 22 及び 23 年度は、高く評価される点及び改善を要する点については、各委員のコメントを基にテーマ毎に採点済みである。今回の中間評価では、これらを参考に、24 年度上期までの成果及び今後の研究計画を加え、進捗状況の妥当性、見直しの必要性、資源配分の妥当性等の観点から、各分野の中期計画における文章毎に自己評価を記載した上で、表 2.4 に示す S, A, B, C 基準で評価した。なお、評価に当たっては、定量的評価（中期計画に沿って、研究が十分に進捗しているか）及び定性的評価（中期計画に対応した研究成果の質は十分か）の観点に分けて評価をした。また、研究の分野が広範囲にわたることから、委員の専門性を考慮し、各委員には最低限の評価対象とする分野を設定し、効率的に評価が行えるように配慮した。そのため、各分野の評価結果は、委員全員によるものではない。

各委員からの評価結果及びコメントを安全研究センター事務局にて集計し、委員長の確認を得て最終版とした。

表 2.3　各委員が記載する「安全研究・評価シート」の構成

分野	中期計画	自己評価	定量的評価	定性的評価	コメント
リスク評価		・	S,A,B,C	S,A,B,C	
		・	S,A,B,C	S,A,B,C	
…			S,A,B,C	S,A,B,C	

表 2.4　中間評価の基準

中間評価基準	評価
・特に優れた実績をあげている。	S
・中期計画通り、または中期計画を上回って履行し、中期目標に向かって順調、または中期目標を上回るペースで実績をあげている。	A
・中期計画通りに履行しているとは言えない面もあるが、工夫もしくは努力によって、中期目標を達成し得ると判断される。	B
・中期計画の履行が遅れており、中期目標達成のためには業務の改善が必要である。	C

３．評価対象の概要

３．１　安全研究センターの概況

安全研究センターに関する JAEA の中期目標及び中期計画は以下の通りである。

【中期目標】

４．原子力の研究、開発及び利用の安全の確保と核不拡散に関する製作に貢献するための活動

（１）安全研究とその成果の活用による原子力安全規制行政に対する技術的支援

原子力安全規制行政を技術的に支援することにより、我が国の原子力の研究、開発及び利用の安全の確保に寄与する。

このため、原子力安全委員会の「原子力の重点安全研究計画(第 2 期)」(平成 21 年 8 月 3 日原子力安全委員会決定)を踏まえ、同委員会及び規制行政機関からの技術的課題の提示又は要請等を受けて、安全研究を行い、これら規制行政機関の指針類や安全基準の整備等に貢献する。

また、関係行政機関等の要請を受け、原子力施設等の事故・故障の原因の究明等、安全の確保に貢献する。

【中期計画】

４．原子力の研究、開発及び利用の安全の確保と核不拡散に関する政策に貢献するための活動

（１）安全研究とその成果の活用による原子力安全規制行政に対する技術的支援

軽水炉発電の長期利用に備えた研究を行う。重点安全研究計画（第 2 期）（平成 21 年 8 月 3 日原子力安全委員会決定）等に沿って安全研究や必要な措置を行い、中立的な立場から指針類や安全基準の整備等に貢献する。規制支援に用いる安全研究の成果の取りまとめ等に当たっては、中立性・透明性の確保に努める。なお、実施に当たっては外部資金の獲得に努める。

1）リスク評価・管理技術に関する研究

2）軽水炉の高度利用に対応した新型燃料の安全性に関する研究

3）軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する熱水力安全研究

4）材料劣化・高経年化対策技術に関する研究

5）核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究

6）放射性廃棄物に関する安全評価研究

7）関係行政機関等への協力

安全基準、安全審査指針類の策定等に関し、原子力安全委員会や規制行政機関への化学的データの提供等を行う。また、原子力施設等の事故・故障の原因究明のための調査等に関しても、規制行政機関等からの個々具体的な要請に応じ、人的・技術的支援を行う。さらに学協会における規格の整備等に貢献する。

重点安全研究計画等に沿って、1)から 6)の各テーマに対応した安全研究を推進している。これら 1)から 6)に対する内容は、３．２節にまとめて記したので、そちらを参照されたい。以下には、7）関係行政機関等への協力に対する対象期間中の実績を示す。

福島原発事故に対応した国等への支援については、環境省や政府東電統合対策室特別プロジェクトなどに専門家を 63 人・日（22 年度)、435 人・日（23 年度)、209 人・日（24 年度 9 月まで）派遣して国の事故対応に協力した。

関係行政機関等への協力については、原子力利用において進められつつある新たな展開、具体的には軽水炉の長期利用、新技術の導入による利用の高度化(燃料の高燃焼度化、最適運転サイクルの導入、出力増強など)、核燃料サイクル施設の本格操業、各段階において発生する放射性廃棄物の処分実施などに際して、十分な安全性が確保されることを確認・実証するための研究を行い、その成果を活用して進めた。科学的データ及び知見の提供については、研究分野毎に記載した通りである。

委員会等を介した貢献は以下の通り。

- 国（文科省、経産省、原子力規制委員会）: 34 名（22 年度)、34 名（23 年度)、26 名（24 年度）
- 地方公共団体（青森県、新潟県、福島県）: 6 名（22 年度)、5 名（23 年度)、8 名（24 年度）
- 学会等（日本原子力学会標準委員会や安全部会、日本機械学会原子力専門委等）: 53 名（22 年度)、49 名（23 年度)、55 名（24 年度）
- その他関係機関（JNES、原子力安全技術センター等）: 45 名（22 年度)、39 名（23 年度)、30 名（24 年度）

国際協力については、OECD/NEA 等の海外機関の委員会等の委員として 8 名（22 年度）、8 名（23 年度）、10 名（24 年度）派遣している。また、OECD ハルデン、OECD/NEA、フランス IRSN、KAERI 等の国際協力研究として 8 件（22 年度）、8 件（23 年度）、7 件（24 年度）実施している。さらに、OECD ハルデン原子炉計画に関する協定により海外機関へ 1 名（22～24 年度）派遣している。

JAEA 内外の組織との連携・協力については、以下の通り。

- JAEA 内連携：ROSA/LSTF、JMTR、NSRR、RFEF、NUCEF などの基盤施設を活用した研究を推進
- 産学との共同研究：10 件（22 年度)、7 件（23 年度)、10 件（24 年度）（大学や企業等）
- 委託研究：2 件（22～24 年度）（大学）

人材育成への貢献については、以下の通り。

・客員教授や非常勤講師等として連携大学院や専門職大学院へ 20 名（22 年度）、22 名（23 年度）、38 名（24 年度）派遣
・外部講師として法人へ 7 名（22 年度）、4 名（23 年度）、3 名（24 年度）派遣
・原子炉安全研修等の講師として 34 名（22 年度）、29 名（23 年度）、53 名（24 年度）派遣
・外国人研究者を 2 名（22～23 年度）受け入れ

広報活動等としては、得られた成果を学術論文発表等の形で積極的に行っている。

・査読付き論文：25 報（22 年度）、31 報（23 年度）、21 報（24 年度 9 月まで）
・査読無し論文：18 報（22 年度）、11 報（23 年度）、11 報（24 年度 9 月まで）
・研究開発報告書：12 報（22 年度）、8 報（23 年度）、5 報（24 年度 9 月まで）
・プレス関係：発表 2 件・取材 1 件（22 年度）、取材 48 件（23 年度）、取材 22 件（24 年度 9 月まで）

また、成果の発信として安全研究センター成果報告会を開催した。本報告会では、福島原発事故への対応等も含む最近の成果や今後の安全研究の計画などの講演及び各研究グループによるポスター発表を行い、官庁、大学、研究機関、電力及びメーカー等から約 100 名（22 年度）、約 110 名（23 年度）、約 90 名（24 年度）が出席した。

今後の安全研究は、「合理的に達成できる最高水準の安全に向けた継続的改善」に貢献する。このためには、シビアアクシデントを想定した緊急時への準備の充実、低頻度高影響の外的事象（地震、津波、爆発等）への対応、シビアアクシデント評価及びアクシデントマネジメントの高度化が不可欠である。これらの課題に答えるべく、

・設計基準事象とそれを超える事象における現象の解明、最適評価技術の整備と適用、外的事象評価手法の整備といったシビアアクシデント防止研究、
・シビアアクシデント進展及びソースターム評価手法の改良及び適用、アクシデントマネージメントの高度化といったシビアアクシデント評価研究、
・最新知見に基づくレベル 3PSA 手法の整備と防災への適用を行う環境影響・被ばく線量評価研究

を重点化して実施する。安全研究センターの研究計画の概要を図 3.1.1 に示す。

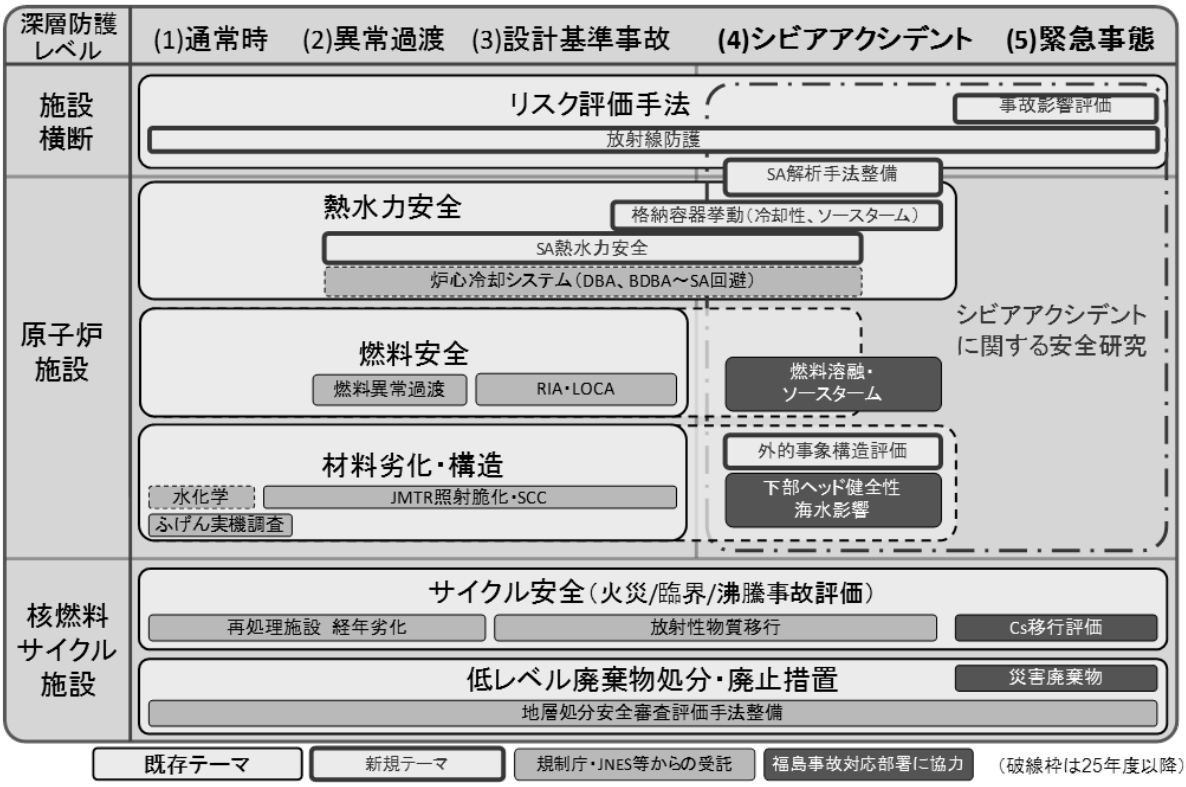


図 3.1.1　安全研究センターの研究計画の概要

まとめ

関係行政機関等への協力については、以下の通り。

・規制行政庁又は JNES からの委託等に基づいて、軽水炉燃料の高燃焼度化、軽水炉の高度利用の熱水力安全、軽水炉及び再処理施設の高経年化、核燃料サイクル施設の臨界及び火災、並びに放射性廃棄物の処分及び施設の廃止措置に関する試験又は解析を行って科学的データを取得し、提供した。

・実際に発生した事故・故障の事例 200 件以上（H23 は 105 件）の情報を収集し、分析し、関係機関に報告する研究活動及び INES から提供される情報を翻訳し、ホームページを通じて公開する活動を行った。

・関係行政機関等に対しては、原子力安全委員会や原子力安全・保安院等の委員会等に H22 は延べ 137 人回、H23 は 153 人回、H24 は 119 人回参加し、人的・技術的支援を行った。また、学協会の規格策定等へは H22 は 165 人回、H23 は 88 人回参加するなど、継続的に貢献している。

・福島原発事故に対応して、原安委、政府・東電統合対策室等に協力して対策の検討を行うため専門家を H22 は 63 人日、H23 は 435 人日、H24 は 209 人日参画させ、分析・評価等を継続的に支援した。

安全研究センター全体の研究活動については、以下の通り。

・各項目について、中期計画に沿って、軽水炉発電の長期利用に備えた研究等を、原子力の重点安全研究計画等に沿って実施し、有用な知見を得つつ、指針類や安全基準、学協会規格等の整備に継続的に貢献している。

・安全規制の支援に対しては、研究成果の取りまとめ等に当たって、中立性・透明性の確保に努めており、安全研究審議会での議論を通してその評価を受ける予定である。

・研究の実施に必要な外部資金については、原子力規制庁（原子力安全・保安院）やJNES 等から獲得している。

・人的資源の漸減傾向に対しては、新人研究員を H24 は 5 名、H25 は 3 名、博士研究員を H24 は 2 名、H25 は 3 名を獲得するなど、積極的に人材強化策を講じている。

以上を勘案し、平成 22 年度～24 年度上期までの実績、及び今後の計画に対する自己評価は、A とする。

３．２　安全研究センターの研究活動

３．２．１　リスク評価・管理技術に関する研究

本研究課題における中期計画は以下の通り。

【中期計画】

リスク情報を活用した安全規制に資するため，リスク評価・管理手法の高度化を進めるとともに，原子力防災における防護対策戦略を提案する。さらに，原子力事故・故障情報の収集，分析を行う。

①レベル 2 及びレベル 3PSA

レベル 2PSA コード THALES2 への格納容器内ヨウ素化学解析モデルの導入やレベル 3PSA コード OSCAAR に用いる気象データ等の拡張整備を行い、ソースターム評価及び環境影響評価手法の高度化を図った。リスク評価における不確かさ因子の重要度指標を提案し、実機（モデルプラント）の試解析に適用した。放射線防護分野の費用便益分析における単位集団線量の貨幣価値について国際的な動向を調査し、標準的な手法である人的資本法及び支払意思額法による評価を行うとともに、社会調査を通じて費用便益分析を適用する際の課題を抽出し JNES に報告した。また、THALES2 コードを用いて公開情報に基づいた福島原発事故進展解析（図 3.2.1.1）を進めつつ、OECD/NEA の BSAF 計画（福島原発事故ベンチマーク解析）に係わる解析に着手するとともに、同コードにおけるリスタート機能等の強化や水素爆燃モデルの検討を実施した。併せて、地形を考慮した大気流動・物質輸送解析コード RAMS/HYPACT による解析結果を取り込めるよう OSCAAR コードを改良するとともに、慢性被ばく線量評価解析コード DSYS-Chronic を開発した。

②核燃料施設のリスク評価

JNES 及び事業者との共同研究により、再処理施設の事故時放射性物質移行挙動に関する研究を進め、高レベル濃縮廃液貯槽の沸騰・乾固事象における沸騰初期の廃液物性、沸騰に伴う放射性物質を含む液滴のエントレインメント及び硝酸溶液の温度上昇等に伴う高揮発性 Ru（8 価）の放出・移行に係わるモデルを整備した。また、実験データとの比較に基づいてこれらのモデルの有効性を評価するとともに、放射性物質移行挙動解析コード ART に導入した。併せて、再処理施設 PSA 用の一般的な故障率データのベイズ手法による導出を終了し JNES に報告した。

③原子力防災

レベル 3PSA 手法を用いて、防護措置（屋内退避、避難、安定ヨウ素剤予防服用）の実施範囲や被ばく低減効果、複合的実施戦略を検討するとともに、防災指針の見直しに関連して、予防的防護措置準備区域（PAZ）及び緊急防護措置準備区域（UPZ）のめやす範囲の設定等に係わる技術的な情報を原子力安全委員会や原子力規制委員会に提示した。また、公衆の内部被ばく線量評価に必要な甲状腺に対する光子・電子の比吸収割合を最新の ICRP 人

体モデル等（ボクセルモデル）を用いて評価した。併せて、福島原発 80km 圏内における放射性物質（Cs）分布予測モデルの枠組みを構築するとともに、モニタリングデータや地域住民の個人線量実測値に基づいて避難パターンや生活習慣と被ばく線量の関係を分析した（図 3.2.1.2）。

④原子力事故・故障の分析

OECD/NEA-IAEA の事象報告システム（IRS）及び国際原子力事象評価尺度（INES）に報告された事例や米国 NRC の規制情報を分析し、その結果をまとめた報告書の配布やインターネット上における和訳情報の公開を通じて関係機関（原子力安全委員会、原子力安全・保安院、JNES、電力各社）との知見・教訓の共有化を図った。

⑤福島原発事故への対応

事故直後に THALES2 コードを用いたこれまでの解析結果を分析し、SBO 事象におけるソースタームの情報を原子力安全委員会に提示するとともに、同コードによる事故進展解析を進めた。原子炉容器内から環境への Cs 再放出量を推定する簡易モデルを構築し、原子力安全・保安院及び東電に提示した。また、放射性核種の吸入摂取による公衆の内部被ばく線量及び地表沈着核種による外部被ばく線量を評価するとともに、食物及び水道水摂取制限による公衆の回避線量を評価した。併せて、様々な生活習慣を有する住民の個人線量を測定・分析し、内閣府及び JNES に報告した。

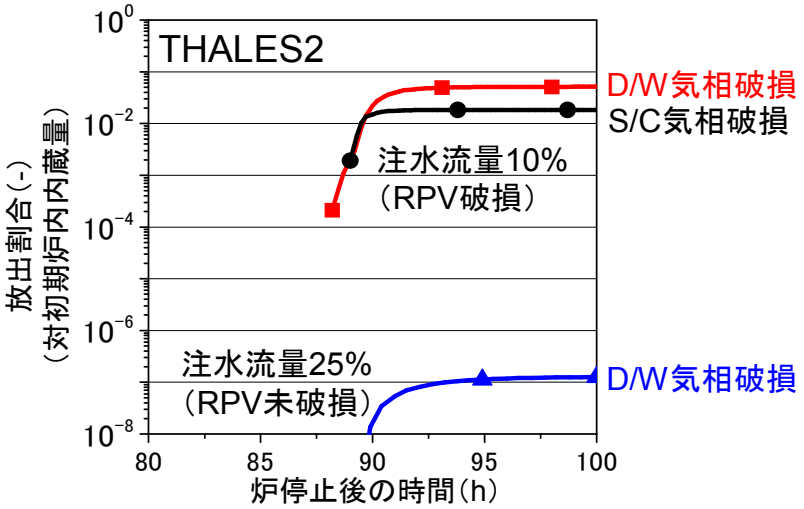


図 3.2.1.1　THALES2 コードによる福島原発事故進展解析の例（2 号機）
－CsI の環境放出に及ぼす消防ポンプ注水流量及び格納容器破損位置の影響－

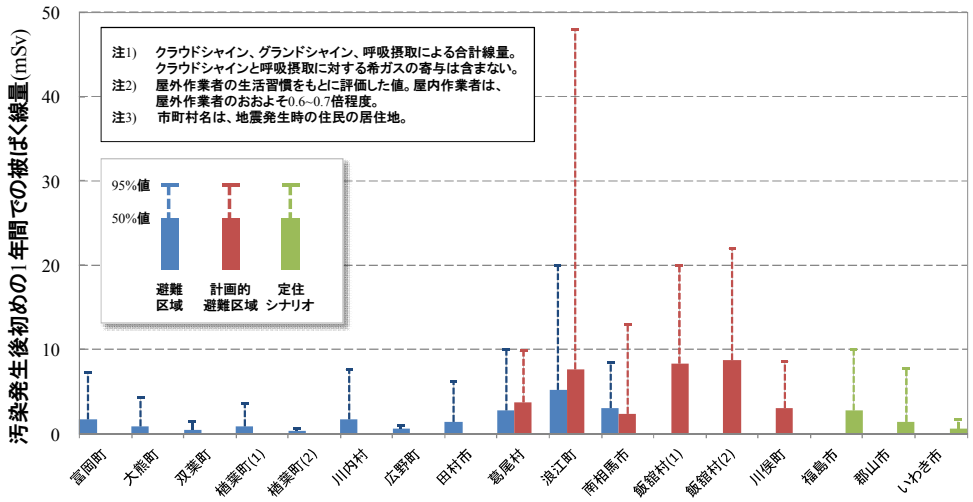


図 3.2.1.2 確率論的手法を用いた住民の被ばく線量評価例
－避難区域・計画的避難区域の住民及び福島県主要都市の住民の
事故後 1 年間における被ばく線量－

まとめ

・リスク評価基盤技術の整備及び原子力防災に係わる研究においては、レベル 2 及びレベル 3 の PSA 手法の高度化に向けて解析コードの整備を進め、福島原発事故を含めた実機のシビアアクシデント解析や事故影響解析に適用するとともに、原子力規制委員会や原子力安全委員会 JNES に対し、シビアアクシデント時のソースタームや AM 策の有効性、防護対策戦略の構築等に係わる技術的情報を提供した。

・核燃料サイクル施設の PSA 手法の整備では、JNES 及び事業者との共同研究として、再処理施設の高レベル濃縮廃液貯槽の沸騰・乾固事象に係わる実験的研究を行うとともに、同施設の事故影響評価を行う上で不可欠な放射性物質移行挙動解析手法の整備を進めた。なお、本手法は、整備終了後に公開する予定である。

・原子力事故・故障の分析では、IRS 等の事例を継続的に分析し、原子力安全・保安院、原子力安全委員会、JNES、電力会社等関係機関に分析結果を配布するなど、原子力の安全規制や施設の安全性向上の検討に有用な情報を提供している。

・福島原発事故への対応においては、上記に加えて、原子炉容器から環境への Cs 再放出量推定手法の構築、水道水摂取制限等、防護措置の有効性評価、公衆の個人線量測定及びその結果の分析を的確かつ適時に実施し結果を公表するとともに、原子力安全・保安院、東京電力、内閣府に対し、冷温停止状態の確認方法の検討や住民の被ばく線量の推定に関して有用な情報を提供した。

以上を勘案し、平成 22 年度～24 年度上期までの実績、及び今後の計画に対する自己評価は、A とする。

３．２．２　軽水炉の高度利用に対応した新型燃料の安全性に関する研究

本研究課題に関する中期計画は以下の通り。

【中期計画】

近い将来に規制の対象となる新型燃料などの安全審査や基準類の高度化に資するため、異常過渡時及び事故時の破損限界や破損影響などに関する知見を取得し、解析コードの高精度化を進める。

RIA 時の被覆管破損をより忠実に再現するため、水素吸収させた外面予き裂入り高燃焼度模擬被覆管と RIA 時の負荷を模擬した機械試験を組合せた試験手法を開発し、水素化物の析出形態が被覆管破損に及ぼす影響に関するデータを取得した。これにより、水素集積領域を起点とした高燃焼度 PWR 燃料の RIA 時破損メカニズム等、高燃焼度燃料特有の現象に関する知見を取得した。

通常時燃料挙動解析コード FEMAXI 及び RIA 時燃料挙動解析コード RANNS については、通常運転時の FP ガスバブルの成長予測、RIA 時の FP ガス放出や被覆管変形量、DNB 発生等に関する改良と実験データを用いた検証を行い高精度化を進めた。また、ペレット FP ガス放出及びペレット結晶粒界分離に関するモデルを改良並びに放出ガスのプレナムへの移動抵抗をモデル化し、NSRR-RIA 実験で測定された内圧変化の再現性を向上させた。既存の LOCA 時燃料挙動解析コードを調査し、現在の計算機環境への移植や主要な解析モデルの比較検討を開始した。

LOCA 時及び LOCA 後の燃料健全性評価のため、LOCA 条件を経験した未照射被覆管に対する 4 点曲げ試験を実施して曲げ強度と酸化量との関係を評価し、酸化量の増加とともに曲げ強度が低下すること(図 3.2.1)などを明らかにした。被覆管破裂後にブレイクアウェイ酸化が従来知見より短時間で発生する原因が、破裂に伴う内面酸化及び水素吸収にある可能性を示した。高温水蒸気中での被覆管酸化量に関する評価式を新しく提案するとともに、温度による酸化速度の変化と酸化被覆管内部の元素分布の関係について知見を得た。

高燃焼度燃料被覆管を対象にオートクレーブ試験等を実施し、冷却水の溶存酸素濃度や照射に伴う材料の変質が腐食の加速に及ぼす影響について知見を得た。また、計算科学的手法により水素化の微視的機構に関する知見を取得した。

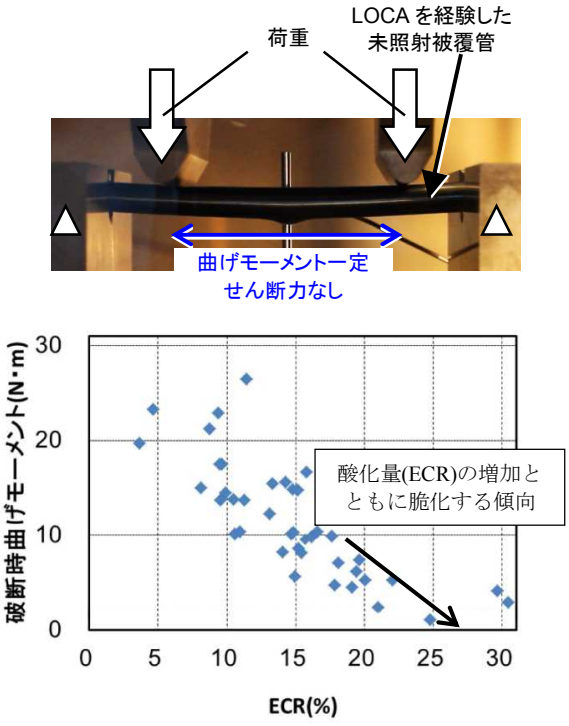


図 3.2.1　LOCA 条件経験後の被覆管の 4 点曲げ試験の様子及び取得データ

原子力規制庁からの受託「燃料等安全高度化対策事業」においては、構成材料（被覆管、ペレット）の材質を変更した改良型燃料（高度化燃料）を対象に、事故（RIA 及び LOCA）時における燃料の変形、破損、微粒子化などが原子炉の安全性（停止能力、炉心冷却性及び物理的障壁健全性の維持）に及ぼす影響を判断するための知見、データを取得整備することを目的とする。得られた成果は、改良型燃料を装荷した原子炉の安全審査における規制判断の技術的根拠として活用される。

RIA 試験後の高燃焼度 MOX 燃料について FP ガス放出率等の照射後試験を実施し、高燃焼度 MOX 燃料の RIA 時 FP ガス放出挙動等に関するデータ及び知見を得た。また、RIA 時に被覆管に発生する多軸応力条件を模擬できる装置を用いて、未照射被覆管について軸／周方向応力比や製造時熱処理条件が変形や破損に及ぼす影響に関するデータを取得した。RIA 時燃料挙動解析コード等を用いた解析を実施し、FP ガス過渡放出に関する予測結果等を得た。高燃焼度改良型燃料に関する LOCA クエンチ試験を実施し、改良型燃料の LOCA 時破断限界に関するデータ及び知見の取得を開始した。燃料集合体の変形をもたらす要因の一つである被覆管の照射成長(高速中性子による照射欠陥の蓄積により被覆管が伸びる性質)に関し、改良型燃料被覆管の導入に備えたデータの取得を開始した。

同じく原子力規制庁からの受託「軽水炉燃材料詳細健全性調査」の燃料分野においては、軽水炉用新型燃料の安全性に関する知見を整備し安全評価技術を高精度化することにより、安全審査に用いられる基準等の高度化に貢献することを目的とする。

燃料異常過渡試験を実施するために必要な照射装置の製作設計、製作等を進め、装置を整備するとともに、照射キャプセルや試験用計測機器を製作した。これらの装置等を適切に管理することにより、平成 24 年以降凍結となっている同試験を凍結解除後に速やかに開始できる態勢を維持した。

まとめ

・RIA 時に発生する多軸応力下における高燃焼度燃料被覆管の破損挙動をより忠実に再現する試験手法を開発し、被覆管の結晶組織（製造時焼き鈍し条件等）により決まる水素化物析出形態が破損限界に及ぼす影響等に関するデータを取得することができた。これらの知見は、RIA 時の破損メカニズム解明や安全審査・安全基準の科学的合理性向上に役立つものである。

・LOCA 時の被覆管高温酸化挙動（ブレイクアウェイ現象）及び LOCA 後の被覆管の機械特性（4 点曲げ強度）に関するデータを取得した。これらのデータは、LOCA 時並びに LOCA 後の燃料健全性及び長期冷却性に関する安全評価手法の高度化及び安全基準策定への活用が見込まれる。

・ペレット FP ガス放出等に関するモデルを改良するとともに、NSRR-RIA 試験結果等を用いた検証を行うことにより、照射試験結果に対する通常時及び事故時燃料挙動解析コードの再現性を向上させることができた。このようなモデルの改良は、燃料に係る安全評

価手法の高度化につながるものである。

・福島原発事故を受け、海水成分が被覆管及び燃料ペレットに及ぼす影響等、設計基準事象を超えた条件やシビアアクシデント条件下での燃料挙動に関する研究を開始した。この研究で得られる成果は福島原発事故復旧、既存炉の安全性向上及びシビアアクシデント評価の向上に反映される。

以上を勘案し、平成 22 年度～24 年度上期までの実績、及び今後の計画に対する自己評価は、A とする。

３．２．３　軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する熱水力安全研究

本研究課題における中期計画は以下の通り。

【中期計画】

システム効果実験及び個別効果実験などに基づいて 3 次元熱流動解析手法の開発及び最適評価手法の高度化を行い、シビアアクシデントを含む安全評価に必要な技術基盤を提供する。

システム効果実験については、軽水炉における熱水力安全上の課題解決を目指した OECD/NEA ROSA プロジェクトの第二期計画(ROSA-2)を 15 カ国 19 機関の参加により継続した。H23 年には震災の影響をいち早く克服し、中小破断での冷却材喪失事故（LOCA）時の炉心冷却、蒸気発生器伝熱管破断事故時の最適回復操作、自然循環によるシステム冷却、OECD/PKL プロジェクトとの現象のスケーリングに係る相互比較実験など、規制上重要な課題に関する 7 回の LSTF 実験を完遂すると共に実験前(Blind)解析を実施し、熱水力最適評価(BE)手法の性能検証と改造･整備ならびに解析結果の不確かさ評価に寄与する情報を取得した（図 3.2.3.1）。また、産業界からの受託事業として、蒸気発生器の減圧による炉心冷却の促進効果を加味した小破断 LOCA 模擬実験の実施と分析を支援した。

3 次元熱流動解析手法の開発・整備では、軽水炉の LOCA において最も重要な境界条件となる破断流の高精度な予測のため、3 次元モデルを用いた二相臨界流の解析（図 3.2.3.2）を継続し、壁の影響を考慮した減圧沸騰モデルの開発を進めた。さらに、LSTF 炉心における事故条件下の過熱蒸気熱流動解析を進め（図 3.2.3.3）アクシデントマネジメント策の実施判断に重要な指標となる炉心出口温度に与える影響を評価した。

最適評価(BE)手法の高度化については、LSTF 小破断 LOCA 実験等の解析を行い、ROSA-2 プロジェクト参加機関と共に、安全評価に用いる最高燃料被覆管温度(PCT)に影響を与えるパラメータの効果等を分析した。また、不確かさ評価手法の検討を継続し、中破断 LOCA を対象に事故現象や入力パラメータの重要度ランク表の作成を進めた。

個別効果実験については、沸騰遷移後（Post-BT）の熱伝達に関する試験を実機と同じ熱水力条件下で実施し、燃料被覆管の健全性評価上重要な詳細データを得ると共に新たに熱伝達相関式と機構論的モデルを開発した。さらに、Post-BT 条件での液滴挙動に着目し、レーザー回折による液滴径分布計測を行う試験部を用いた実験を開始した。

BWR の炉心安定性について THYNC 個別効果実験を行うと共に、地震加速度の影響を評価するため、JAEA で開発した 3 次元核熱結合解析コード TRAC/SKETCH の基礎方程式と熱流動相関式に振動加速度を導入する改造を行って解析環境を整えた。さらに、実機を対象とした感度解析を実施して、特に遠隔地の大型地震による地震加速度の振幅・周波数が炉心出力変動に与える影響が大きいことを示した。

福島原発事故解析の支援として、簡易評価コード HOTCB を新たに開発して炉の状態解析を行い、同コードを東京電力などへ提供すると共に、公開した。さらに、BE 解析コードに

よる炉心溶融までの解析を行い、代替注水開始のタイムリミットを評価した。

シビアアクシデント時に放射線場となる格納容器内水プールからのガス状ヨウ素放出に関する照射下実験を行ってデータベースを整備し、格納容器内のヨウ素化学コード Kiche を開発すると共に、福島原発事故での放射性物質の放出量算定に役立てた。

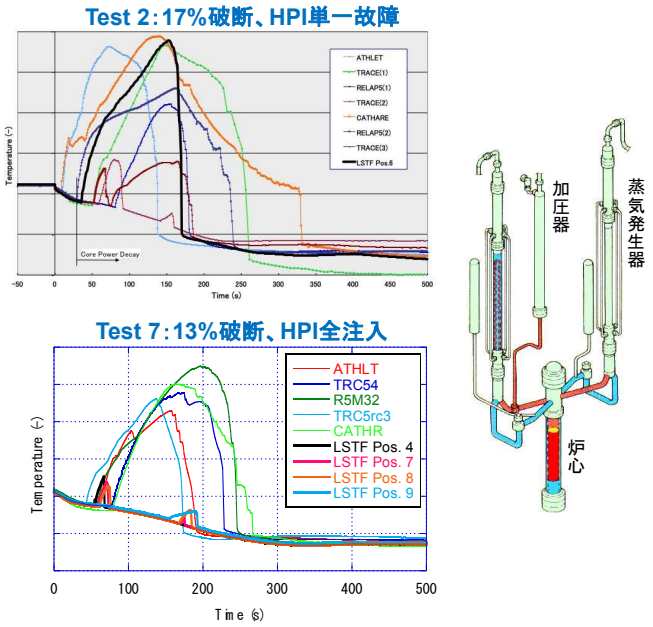


図 3.2.3.1　LSTF 実験と Blind 解析結果の比較（最高燃料被覆管温度 PCT）

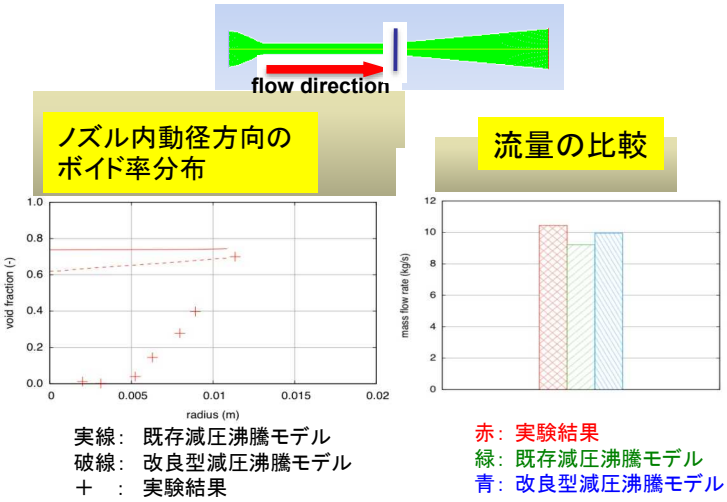


図 3.2.3.2　ノズル内臨界流実験の３次元 CFD 解析

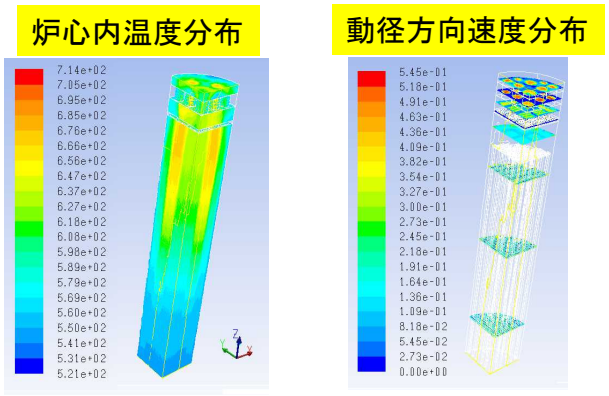


図 3.2.3.3　LSTF 実験炉心過熱時の過熱蒸気の３次元熱流動解析

まとめ

・研究は概ね順調に進捗し、当初計画を上回る成果を上げている。

・国際共同研究 OECD/NEA ROSA-2 プロジェクトでの中口径破断 LOCA 実験など、LSTF システム効果実験や個別効果実験を、当初計画を上回る回数で実施し、熱水力最適評価（BE）コードの高度化に活用した。さらに同プロジェクトの成果に基づく研究ワークショップを OECD 本部で開催し、新たに実施した系統的 Blind 解析や炉心出口温度計の有効性に関する PKL との相互比較実験など、BE コードの解析精度向上に必要な技術情報を、内外の規制や規制支援機関、産業界と検討・共有したことは、特筆に値する。

・BWR 炉心の核熱結合を模擬する THYNC 個別効果実験により、UO2 炉心と MOX 炉心の核熱特性の相違が核熱安定性に及ぼす影響などを調べ、流動振動の減幅比や安定限界出力に関するデータを取得した。さらに、機構が開発した 3 次元核熱結合コード TRAC/SKETCH の内の BE コード TRAC-BF1 が、安定性に及ぼす燃料特性の影響を定性的に予測できることを明らかにするなど、着実に研究を進めた。

・再循環ポンプトリップなど異常過渡時の BWR 燃料の沸騰遷移後（Post-BT）熱伝達に関する試験を実機と同じ熱水力条件下で実施し、燃料被覆管の健全性評価上重要なドライアウトとリウェットに関する詳細データを得た。さらに、原子力学会基準が推奨する被覆管温度予測手法の保守性定量化などのため、新たに熱伝達相関式と機構論的モデルを開発し、サブチャンネル BE コード COBRA-TF へ導入して精度良い評価を行ったことは高く評価できる。また、リウェット進展に大きな影響を及ぼす液滴の挙動については、液滴濃度や液滴径分布などを詳細計測する水空気実験装置を整備し、実験を開始するなど、着実に研究を進めている。

・軽水炉 LOCA 時の最も重要な境界条件である破断流（3 次元臨界二相流）の CFD 解析につき、減圧沸騰モデルを開発して予測精度を向上した。さらに、事故時の昇温炉心内の３次元過熱蒸気流がアクシデントマネジメント策の実施判断の指標となる炉心出口温度に与える影響を、３次元蒸気流動解析により評価し、着実に研究を進めている。

・福島原発事故の支援として、BE コード（TRAC-BF1）による炉心溶融までの熱水力挙動

の解明、格納容器内部の状態評価手法 HOTCB の新たな開発と東京電力などへの提供及び公開、シビアアクシデント晩期の格納容器内のヨウ素挙動に関する独自開発のヨウ素化学解析コード Kiche による放射性ヨウ素の放出量評価など、これまでに培った熱水力安全評価に関する技術を基に、国や事業者が行う事故調査に寄与したことは高く評価できる。

・（独）科学技術振興機構からの受託研究である「原子力発電プラントの地震耐力予測シミュレーション」に係る地震時核熱連成解析において、加速度場における実機炉心の３次元解析を実施可能なコード及びモデルの整備を完了した。これにより、地震時の炉心出力変動を３次元的により精緻に評価すること、ならびに連携解析を行う他のコードへ境界条件を高精度で提供することを可能としたことは、連携的研究における重要な貢献と言える。

以上を勘案し、平成 22 年度～24 年度上期までの実績、及び今後の計画に対する自己評価は、S とする。

３．２．４　材料劣化・高経年化対策技術に関する研究

本研究課題における中期計画は以下の通り。

【中期計画】

原子炉機器における放射線や水環境下での材料の経年劣化に関して実験等によるデータを取得し予測精度の向上を図るとともに、高経年化に対応した確率論的手法等による構造健全性高度評価手法及び保全技術の有効性評価手法を整備する。

原子炉圧力容器鋼の照射脆化予測の精度を高めるため、3 次元アトムプローブ等により照射脆化機構に関する知見を得るとともに、健全性評価に必要な破壊靭性評価手法に関して、ミニチュア試験片による寸法効果等に関するデータを取得した。試験済み監視試験片（10×10×55mm）から採取・加工が可能な 4mm 厚さコンパクトテンション（0.16T-CT）試験片を用いてマスターカーブ法による破壊靭性試験を実施した（図 3.2.4.1）。0.16T-CT 試験片から求められた参照温度 T o は、同方法の標準試験サイズである 25mm 厚さコンパクトテンション（1T-CT）試験片から決定される値と同等であることを確認した（図 3.2.4.2）。

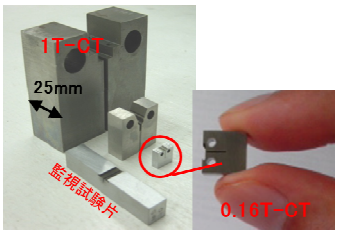


図 3.2.4.1　0.16TCT 試験片

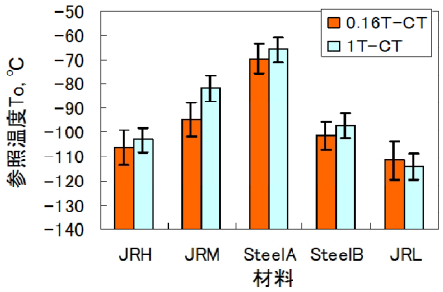


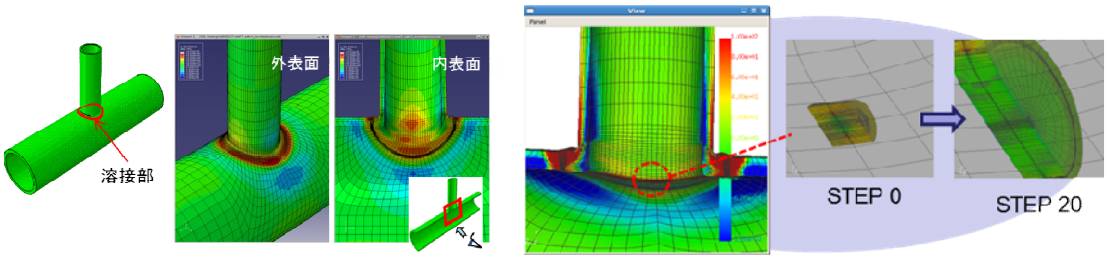
図 3.2.4.2 マスターカーブ参照温度 To

旧原子力安全・保安院からの受託「軽水炉燃材料詳細健全性調査」では、中性子照射による原子炉圧力容器鋼の破壊靭性値の変化や炉内構造物の照射誘起応力腐食割れ（IASCC）の進展挙動を JMTR で調べるため、照射試験装置等の整備、照射下試験技術の開発、未照射材のデータ取得等を進めた。

旧原子力安全・保安院からの受託「高経年化対策強化基盤整備事業」では、溶接熱影響部等の非均質部に対応した原子炉圧力容器の健全性評価法を整備した。また、「高経年化技術評価高度化事業」では、現行の原子炉圧力容器健全性評価法の技術的根拠、確率論的評価法の適用性及び炉心領域以外の部位の評価法に関する調査を行い、高度化のための課題や指針案の策定に着手した。JNES からの受託「高経年化を考慮した機器・構造物の耐震安全評価手法の高度化」では、過大な荷重を付加した配管等で疲労き裂進展試験データを取得し、その影響を考慮したき裂進展評価手法を提案するなど、耐震余裕評価のための構造解析手法の整備に着手した。また、配管等の応力腐食割れ（SCC）に適用可能な確率論的破壊力学（PFM）解析コードについて、ベンチマーク解析による信頼性の向上等を進めた。複雑な溶接残留応力を呈する鞍型管台部を対象に、溶接残留応力解析手法及び重合メッシ

ュ法に基づくき裂進展評価手法を開発し、接残留応力解析により算出した残留応力データをグローバルメッシュにマッピングするツールを整備し、き裂の進展速度や方向を評価できるようにした（図 3.2.4.3）。

廃止措置段階にある「ふげん」発電所の実機配管の減肉測定及び解析を行い、配管減肉データベースを構築した。また、ポンプ、バルブ等の実機材料により、2 相ステンレス鋼の低温長時間熱時効脆化に関するデータ（275℃、約 25 年間）を取得し、脆化メカニズムの検討を行い、脆化予測式の最適化の検討を行った（図 3.2.4.4）。ふげん配管の溶接部近傍について調査を行い、SCC 対策としての応力改善効果の有効性（図 3.2.4.5）を確認した。



(a) 溶接残留応力解析結果　　(b) 重合メッシュ法に基づくき裂進展解析

図 3.2.4.3 配管鞍型管台部におけるき裂進展解析

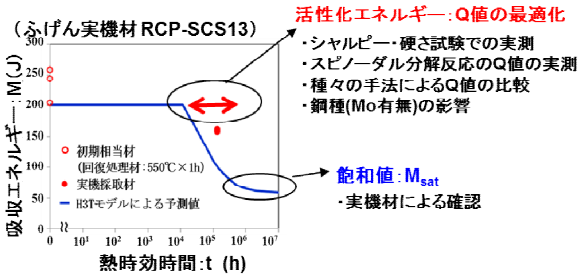


図 3.2.4.4 脆化予測パラメータの最適化

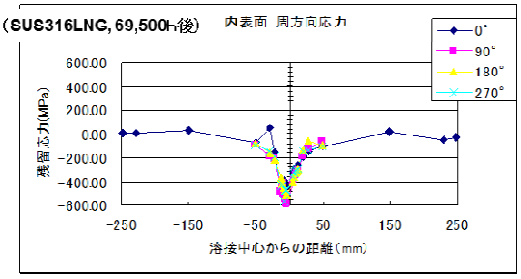


図 3.2.4.5　水冷溶接部近傍の配管残留応力測定結果

まとめ

・経年劣化として最も重要な原子炉圧力容器の照射脆化に関して、使用済の監視試験片から採取可能なミニチュア試験片を用いたマスターカーブ法による破壊靭性試験を行い、破壊靭性値における試験片寸法効果に関するデータの取得及びき裂の拘束効果に関する解析を実施するとともに、「ミニチュア試験片によるマスターカーブ法評価検討ラウンドロビン試験」に参加し、破壊靭性評価方法の高度化を図った。これらは、破壊靭性評価に関する学協会規格の改定に貢献するものである。

・また、JMTR で原子炉圧力容器鋼の照射脆化及び炉内構造物用ステンレス鋼の IASCC に

関する試験を行うため、照射装置の整備、照射キャプセルの製作、未照射材の試験等を行い、照射試験に向けた準備を着実に進めた。JMTR の再稼働時期の変更に対しては、照射スケジュールの見直しにより中期計画に支障がないように対処した。なお、IASCC 試験については、き裂進展の加速要因として否定できない水の放射線分解の影響を調べる試験を重点化するように試験計画を見直した。

・確率論的手法による構造健全性高度評価手法に関して、ベンチマーク解析、実機の損傷事例解析、他機関の利用者の意見等により信頼性の向上を図るとともに、残留応力解析の高度化等により構造材料不連続部への適用範囲の拡張を行った。また、原子炉圧力容器の健全性評価法について、規格基準への導入を図るため、確率論的評価法の標準化のための指針案の策定に着手するなど、確率論的方法よる科学的に合理的な構造健全性評価手法の整備に貢献した。

・ふげんで長期間使用されたポンプや配管の調査では、2 相ステンレス鋳鋼の長期間熱時効（275℃、約 25 年間）による脆化データを国内で初めて取得し、機構論的検討も踏まえて、現行の劣化予測手法の妥当性を確認した。また、応力改善策等の配管における応力腐食割れ対策の長期有効性を確認した。

以上を勘案し、平成 22 年度～24 年度上期までの実績、及び今後の計画に対する自己評価は、A とする。

３．２．５　核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究

本研究課題における中期計画は以下の通り。

【中期計画】

リスク評価上重要な事象の影響評価手法の整備を目的として、放射性物質の放出移行率などの実験データの取得及び解析モデルの開発を行う。また、新型燃料等に対応した臨界安全評価手法や再処理施設機器材料の経年化評価手法の整備を行う。

リスク評価上重要な事象の影響評価手法の整備研究では、揮発性放射性物質の気液平衡や熱分解反応速度など物理化学挙動データを取得した。また、地震等による冷却機能喪失に伴う高レベル濃縮廃液の沸騰・乾固事故時における放射性物質放出の放出移行率データを実廃液を用いたホット試験などにより取得した（図 3.2.5.1）。なお、本研究は、原子力安全基盤機構（規制機関）及び日本原燃㈱（事業者）との 3 機間共同研究（我が国初のマッチングファンド研究）として実施した。また、火災事故を対象として、グローブボックス構成材、ケーブル材料及び再処理有機溶媒の燃焼実験を実施し、エネルギー放出特性、模擬放射性物質や煤煙の放出特性、煤煙の負荷に伴う HEPA フィルタの目詰まり特性などのデータを取得した。これらの知見を事故時放射性物質の移行挙動解析に必要なソースタームデータとして整理した。さらに、TRACY 過渡臨界実験装置による模擬臨界事故実験を行い、濃縮ウラン溶液のランプ給液やパルス引抜などの条件下の出力単調減少時のデータを取得した。取得した出力単調減少部、第１ピーク部及びプラトー部の実験データについて近似評価法による解析評価を行い、従来手法より高い精度で評価できることを確認した。再処理溶液中に燃料破片が分散している体系の臨界事故における、燃料破片の大きさと核分裂出力挙動との関係について解析評価を行い、燃料破片（粒径）が大きくなるほど核分裂出力が小さくなることを示した。

臨界安全評価手法の整備研究では、次世軽水炉燃料サイクルの臨界安全研究の取り組として、STACY 定常臨界実験装置を用いた臨界実験及び解析結果を取りまとめて臨界安全ハンドブックデータベースとして公開するとともに、5%超濃縮度ウランを用いた臨界ベンチマーク実験について不確かさを評価した。また、福島第一原子力発電所復旧国プロ会合への出席等により、破損燃料が置かれている状況、今後の取出し計画等について情報を収集し、取出し作業時における未臨界担保の要件として、冷却水へのほう素添加、未臨界監視による補助の必要性を検討した。さらに、燃焼計算評価手法検証に必要な使用済燃料組成データ取得のため、元素分離が困難などのためこれまで測定が困難であった FP 核種について、分離技術及び分析技術をそれぞれ開発し高精度な分析データ取得した。

再処理施設の機器材料の経年化評価手法整備研究（原子力安全基盤機構受託研究）では、経年変化評価の妥当性確認に必要な技術的知見として、使用済燃料溶解槽や Pu 濃縮缶などの材料腐食データを、様々な溶液条件をパラメータとして取得し、材料腐食進展予測式を提案した。本研究成果は高経年化対策技術評価マニュアルの整備（原子力安全基盤機構）に反映された。また、平成 24 年度は、新たに商用再処理施設に特有の機器材料の経年化評

価のための減圧式高レベル濃縮缶におけるデポジット腐食や環境割れなどを対象とした研究に着手し、試験計画の策定及び試験装置の整備を行った。

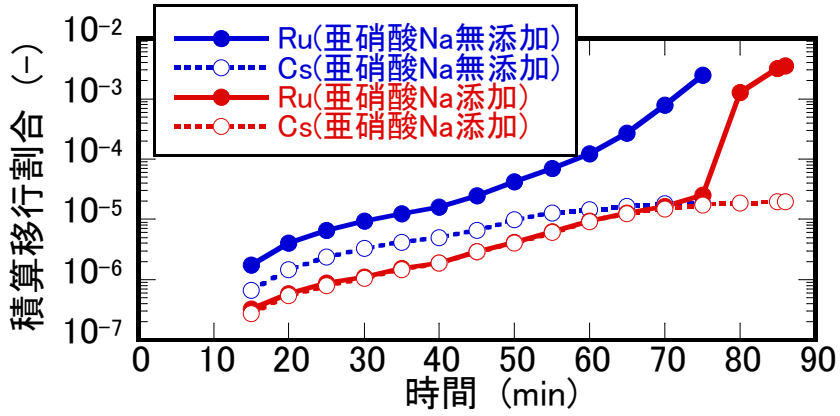


図 3.2.5.1　模擬放射性物質の気相への移行割合（亜硝酸の影響）

まとめ

・リスク評価上重要な事象の影響評価手法の整備では、再処理施設の重大事故でもある高レベル濃縮廃液貯槽廃液沸騰幹固事象について、実廃液を用いたホット試験やコールド基礎試験などを行い、放射性物質の放出・移行挙動データを取得し、事故影響評価の精度を向上させた。また、火災事故については、ソースタームデータの取得及び解析評価を行い有用な知見を提供した。さらに、臨界事故の影響評価手法の研究成果は廃止措置に係る破損燃料取扱作業時事故影響評価あるいは直接処分重大事故影響評価としても有用である。

・新型燃料等に対応した臨界安全評価手法の整備研究では、次世軽水炉燃料サイクルの臨界安全研究に取り組むとともに、これまでの実験及び解析結果を臨界安全ハンドブックデータベースとして公開した。使用済燃料中 FP 核種同位体組成の精密測定は，燃焼解析コードの予測精度を検証するための基礎データ整備の意味で重要である。燃料デブリ組成評価にも役に立つ成果である。放射能インベントリ推定や再臨界評価などで福島原発事故にも適切に対応した。

・再処理施設機器材料の経年化評価手法の整備では、溶解槽や高レベル濃縮缶などの再処理機器材料の腐食試験研究を行い、経年劣化評価の妥当性評価技術データを取得し、その成果は高経年化対策技術評価マニュアルの整備（規制支援機関）に反映された。

以上を勘案し、平成 22 年度～24 年度上期までの実績、及び今後の計画に対する自己評価は、A とする。

３．２．６　放射性廃棄物に関する安全評価研究

本研究課題における中期計画は以下の通り。

【中期計画】

地層処分の安全審査基本指針等の策定に資するため、地質環境の変遷や不確かさを考慮した、時間スケールに応じた核種移行評価手法及び廃棄体・人工バリア性能評価手法を整備する。また、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、国が行う安全審査などへの技術的支援を行う。廃止措置については、対象施設の特徴や廃止措置段階に応じた解体時の安全評価手法を整備する。

地層処分の安全規制支援を目的に、原子力安全・保安院からの受託事業により外部資金を獲得し、地層処分システムの時間的及び空間的な変動を考慮できる安全評価コード GSRW-PSA を中核とした、確率論的安全評価手法の体系化を進めた。

時間スケールや処分環境を考慮した廃棄体・人工バリアの挙動モデルの整備とその適用条件・適用範囲と不確実性の把握するための研究を実施した。

①ガラス固化体の溶解モデルについて、Ca、鉄、Mg 共存下での溶解促進の可能性を確認し、長期溶解速度の設定の考え方を提示した。

②ジルカロイの腐食速度モデルについて、原子炉の分野で実績のある 300℃付近の経験則モデルを処分環境温度へ適用することの妥当性を確認するため、80～180℃におけるジルカロイの腐食速度を測定し、処分環境における腐食速度モデルの改良を進めた。

③オーバーパックの早期破損につながる局部腐食を判定するモデルを開発するとともに、処分環境で想定される温度、地下水環境下で炭素鋼の腐食試験を実施し、局部腐食判定モデルの検証を進めた。

④緩衝材の性能評価のため整備してきたモデル、コードの適用範囲を試験により検討した。また、仏国 IRSN の地下研究施設で観測したセメント－粘土界面での変質現象を解析し、コード導入モデルを検証した。

リスク論的考え方に基づく安全評価シナリオ設定手法の整備として、工学技術の信頼性、人工バリア材の長期変遷、地質・気候関連事象を考慮したシナリオの設定方法を検討した。

①工学技術の信頼性については、初期欠陥に関わるシナリオ、モデル、パラメータを設定し、感度解析を実施しするとともに、処分場の建設・操業・閉鎖の各段階で地震発生時の処分場閉鎖後の THMC、安全機能に与える影響を整理した。

②人工バリア材の長期変遷については、FEP を安全機能に与える影響の連鎖として再整理するとともに、海外の事例を調査し、シナリオ設定手法の高度化を図った。

③地質・気候関連事象について、FEP に基づく安全機能との関係を整理するとともに、定量的評価のためのモデル構造を構築し、地形・地質構造変化が水理パラメータへ及ぼす影響等に関する不確実性解析を試行した。

人工バリア及び天然バリア中の核種移行評価手法の整備として、各評価モデルの入出力

のリンケージを図り、隆起・侵食、塩淡水境界等がサイト内地下水流速、移行経路、バリア材の劣化へ及ぼす感度解析等を可能した。また、pH やイオン濃度等水質条件の組合せに応じた分配係数の拡充と収着モデルの構築を進め、これらに基づき Cs、Se の分配係数の設定の考え方を整理した。さらに、我が国で想定されるシナリオ、評価パラメータの変動範囲等を設定した総合的な解析結果から、シナリオ、モデル、パラメータの重要度を分析し、各バリア機能についての判断指標（プロトタイプ）を作成した。

余裕深度処分等の低レベル放射性廃棄物の処分に関しては、ウラン廃棄物のクリアランスレベル評価のため、ウラン廃棄物の処理・輸送時、産廃処分時、再利用時における被ばく線量を評価するための解析コード PASCLR2 を開発し、天然および人工起源のウランのクリアランスレベルを決定論的手法および確率論的手法により算出するとともに、国際的流通性にも配慮して IAEA の評価手法による解析結果との比較から算出値の妥当性を確認した。クリアランスレベルの評価結果は原子力安全・保安院に提供し、基準策定の審議および政省令の施行に貢献した。

廃止措置に関わる作業者及び公衆の被ばく線量を評価するためのコード整備として、原子炉、核燃料取扱い施設、再処理施設等多様な原子力施設の廃止措置段階に応じた安全評価コードシステム DecAssess の整備を進め、平常時および事故時の公衆被ばく線量評価を可能とした。また、サイト解放に係る残存放射能評価のため放射能分布推定コード ESRAD の整備に着手し､JAEA 内廃止措置データおよび米国トロージャン発電所の敷地解放時の残存放射能データ等を参照して実サイトへ試適用を進めた。

福島原発事故に伴い発生した放射性物質により汚染した災害廃棄物等の処理、埋設処分および再利用に関する取扱い方針の策定のための技術的な情報を迅速に提示することを目的として、災害廃棄物等の処理・埋設処分ならびに再利用に伴う作業者および公衆の被ばく経路を想定し、それらの被ばく経路に対する線量を解析した。さらに、その解析結果から、原子力安全委員会が示した事故の影響を受けた廃棄物の処理、埋設処分ならびに再利用に対する線量の目安値を満足する、災害廃棄物等および焼却灰等処理廃棄物中の放射性セシウムの濃度を算出した。解析にあたっては、実績のあるクリアランスレベル評価のシナリオをベースとして、個々の汚染物に固有な移行経路や取扱いを追加的に考慮することにより、網羅性と信頼性を担保した評価シナリオを極めて短期に設定した。脱水汚泥および焼却灰の運搬、保管、処理や処分

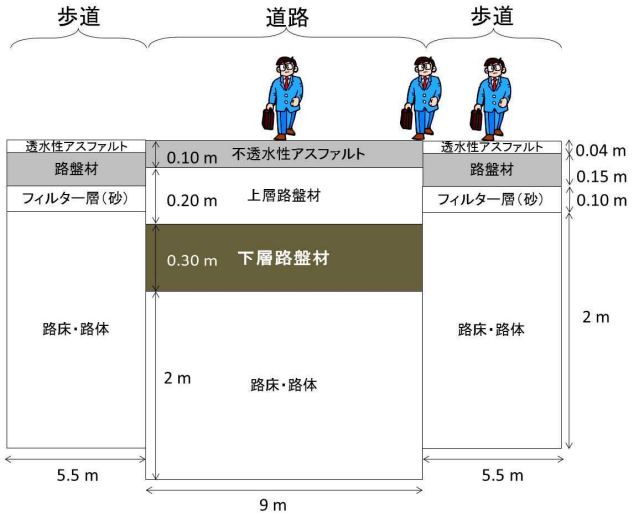


図 3.2.6.1　コンクリートくず再利用に関する評価例

に関する作業者や周辺住民への影響を評価した結果、処分場跡地への立入制限等を条件に、放射性セシウム濃度が 8,900 Bq/kg 以下であれば作業者や周辺住民の安全が確保できる見通しを示した。また、汚染した災害廃棄物等の物量低減と有効活用が期待される、コンクリートくず等の道路および防災林盛土への再利用について、作業者や周辺住民に与える線量を評価した（図 3.2.6.1）。下層路盤材としての再利用および防災林盛土材としての再利用を想定した場合、放射性セシウムの平均濃度としてそれぞれ 2,700 Bq/kg、4,100Bq/kg までであれば、原子力安全委員会の示す目安値を満足するという結果を得た。事故に起因する汚染物に対するこれらの解析結果は、原子力災害対策本部、環境省、国土交通省、農林水産省等へ提供し、環境省令、ならびに災害廃棄物等に対する具体的な措置として公表された指針やガイドライン策定の科学的根拠として活用されている。

まとめ

・地層処分研究については、保安院および JNES の研究ニーズに応え、体系的な確率論的安全評価手法を着実に整備し、GARW-PSA 等の基幹コードならびにデータベースの JNES への提供を進めるなど、安全規制のための中核的研究機関として大いに貢献している。H26 年度を目途に、概要調査段階に向けた安全評価研究成果を取りまとめ、H27 年度以降の規制研究課題の抽出を図る。

・余裕深度処分等については、JNES、AIST との三者間で、余裕深度処分の安全審査に対応するための規制支援体制を整備し、「処分施設施工確認の在り方」に関する検討を開始した。また、ウラン廃棄物のクリアランスレベルを評価し、基準策定の審議および政省令の施行に貢献した。この貢献により、人形峠のウラン取扱い施設がクリアランスの認可を受け、現在クリアランス実施が進んでいる。本研究成果で、保健物理学会論文賞を受けた。

・廃止措置研究については、多様な原子力施設の廃止措置段階に応じた安全評価コード（DecAssess）の整備を進めるとともに、サイト解放に係る残存放射能分布推定コード（ESRAD）の試作、実サイトへの試適用を実施するなど、評価コードの H26 年度完成に向け着実に進めている。

・福島原発事故に起因する汚染物に対し、これまでに開発したクリアランスレベル評価コード、データベースを駆使して安全解析を実施してきた。H23 年度は、滞留水の一時保管に関わる判断、汚泥等汚染物の取扱いガイドラインの策定等に貢献した。H24 年度は、災害廃棄物の処分および再利用に関する評価、ならびに天地返し、森林除染による線量低減効果の評価を実施し、環境修復活動に大いに貢献している。本研究成果で、理事長表彰「研究開発功績賞」を受けた。

以上を勘案し、平成 22 年度～24 年度上期までの実績、及び今後の計画に対する自己評価は、S とする。

４．　中間評価結果

評価の結果を以下に示す。なお、評価の基準については、２．３項の「評価のまとめ方」にある表 2.4 の通りである。

４．１　安全研究センターの概況（関係行政機関等への協力）

中期計画	定量的評価	定性的評価
安全基準、安全審査指針類の策定等に関し、原子力安全委員会や規制行政機関への科学的データの提供等を行う。	A：7 名	A：7 名
また、原子力施設等の事故・故障の原因究明のための調査等に関しても、規制行政機関等からの個々具体的な要請に応じ、人的・技術的支援を行う。	S：1 名、A：6 名	S：1 名、A：5 名、B：1 名
さらに学協会における規格の整備等に貢献する。	S：1 名、A：6 名	S：2 名、A：4 名、B：1 名
（追加実施項目）	S：2 名、A：5 名	S：2 名、A：5 名
本分野の全体評価結果	S：1 名、A：6 名	

研究者が約 50 名の組織である点を考慮すると、多岐にわたる研究項目を一定レベルで達成していて研究活動状況は良好であり、また、関係行政機関への人的・技術的支援を積極的に行い、規制技術支援機関としての役割を果たしていることは、高く評価したい。国内学協会の標準委員会において、分科会・作業部会の主査、幹事は、安全研究の成果を正当に評価し、積極的に活用してもらう上で重要な役割を担っており、主査等 10 名は評価に値する。人的資源の確保について、平成 24 年度に 5 名、平成 25 年度に 3 名と、確保に向けての努力を続けている点は評価出来る。OECD/NEA の各種の作業グループで議長に指名されるのは、その分野の我が国の研究ポテンシャルの高さと、それを適切に発信できる研究者の存在に負うている。今後とも、研究ポテンシャルを高めるとともに、国際社会において顔の見える研究者・管理者の継続的な養成が重要である。

原子力の唯一の研究機関であるので、多くの貢献をなされていることは理解するが、それらの活動が受け身のように思う。安全研究センターが関与することによってどのような効果、貢献があったか、どのような考え方を提示できたかを示していただきたい。社会的情勢及び JAEA に対する要請は従来とは大きく異なっているので、それらを先取りした研究を立案しリーダーシップを発揮して欲しい。センターの構成人員の減少は、将来に対する大きな不安材料であり、JAEA のトップマネジャーには、JAEA の果たすべき役割を再認識していただき、安全研究体制の充実・強化を図って欲しい。今後とも安全規制支援機関

としてのニーズは益々高くなるものと予想されることから、継続した活動と本分野に応えるための積極的な人材養成を行うために長期的ビジョン作り（規制の現場との人事交流等）が必要と考える。

４．２　リスク評価・管理技術に関する研究

中期計画	定量的評価	定性的評価
リスク情報を活用した安全規制に資するため、リスク評価・管理手法の高度化を進めるとともに、原子力防災における防護対策戦略を提案する。	A：6名	S：1名、A：5名
さらに、原子力事故・故障情報の収集、分析を行う。	A：6名	A：5名、B：1名
（追加実施項目）	S：3名、A：3名	S：2名、A：4名
本分野の全体評価結果	A：6名	

福島原発事故を経験し、シビアアクシデント対応が安全規制の中に明確に位置づけられた事から、リスク情報活用のニーズは極めて高くなっている。特にシビアアクシデント時のソースターム評価や AM 策の有効性評価等は益々重要な役割を果たす事が求められている。このような新たな状況やニーズに柔軟に対応しつつ、継続した研究活動の遂行を期待する。本来業務の PSA 手法の高度化等と併せ、シビアアクシデント解析、事故影響評価など、福島原発事故対応に直結する各種検討を精力的に進め、成果を得ていることは高く評価できる。さらに、被災地の被ばく・防護対策などを含む成果の公表、関連情報の発信を迅速かつ積極的に進めている。福島で実際に起きたことを再現しようとしていたことなどが大事であり、こういう仕事と総合コードの改良とを結びつけて欲しい。レベル 2PSA 手法の高度化で、揮発性ヨウ素の格納容器内浮遊割合がプール水の pH値に依存することを示した研究は、ヨウ素のソースターム評価上重要である。原子力災害対策指針の策定についての貢献を高く評価する。核燃料サイクル施設の PSA 手法整備で、低蒸気流速における気液同伴率から導いた移行割合評価式を、実験で検証した研究は評価できる。安全弁・逃し安全弁の設定点変動事例の分析結果が、保安院及び JENS で活用されているのは、原子炉事故・故障の分析結果に係わる情報提供活動の一例として、評価できる。シビアアクシデントの規制要件化に対応し、原子力防災の実効的防護対策戦略の提案等へ中期計画を変更することは、今後の研究計画として妥当である。

シビアアクシデント評価に関する研究は、手法の改良が目的化しているのではないか。必要なコード、機能、要求性能は何かという観点で手法のギャップ分析をしてはどうか。THALES には想像に基づいて作成したモデルもあるし、メルトダウンモデルのように、実現象はわからないから感度解析ができるようにしたモデルもある。相関式を取り替えて精

度が上がるわけではないことに留意して欲しい。事故・故障情報の収集分析は大切。これまで、収集分析はしたが、それを反映できなかったことが課題。情報を用いて何をしていれば、福島原発事故は防げたのかなどの検討を行うべき。そうでなければ、データ収集が目的化する。福島原発事故時に炉心損傷解析、ソースターム解析、ソースターム移行解析の手法の活用が迅速に実施できなかった点は問題。本分野を担当する人材の育成・確保、特に事故・故障情報分析担当者の確保は緊急の課題と考える。海外への成果発表による公知化に関する情報も盛り込んで頂きたかった。

４．３　軽水炉の高度利用に対応した新型燃料の安全性に関する研究

中期計画	定量的評価	定性的評価
近い将来に規制の対象となる新型燃料などの安全審査や基準類の高度化に資するため、異常過渡時及び事故時の破損限界や破損影響などに関する知見を取得する。	S：１名、A：５名	S：１名、A：５名
また、解析コードの高精度化を進める。	A：６名	A：６名
（追加実施項目）	S：２名、A：３名	S：１名、A：４名
本分野の全体評価結果	A：６名	

NSRR を利用した照射実験は東日本大震災の影響で遅れている状況であるが、炉外試験等を強化して進め、破損メカニズムの解明や新基準の提言等など外的条件の変化に適切に対応し成果を得ている。新型燃料の安全評価にかかわる本来業務に加え、海水成分の燃料に与える影響、シビアアクシデント下における燃料挙動など福島原発事故を受けた研究に着手しており、事故後対応への有用な知見を提供している。世界的にも共有されるべき内容と思われ、今後の成果を期待したい。RIA 時及び LOCA 時の燃料挙動について、中期計画に沿って着実に成果を上げており、燃料挙動解析コードについても着実に改良を進めていることは評価できる。本分野は長期の研究計画として進める必要があり、震災影響等があっても、適切な計画変更等で成果のレベルを維持することにより、最終目的達成は十分可能と考える。その方向での更なる努力を期待する。

各実験施設の活用について長期ビジョンの策定が必要と感じる。また、燃料研究分野の研究員の減少が危惧されているので、施設の活用とともに本分野の人材養成は非常に重要と考える。SA 規制に係る炉心損傷制限の考え方、特定安全施設などの設計条件を定める炉心の状態や FP の放出形態、水素の発生の抑制など、燃料安全に関係する技術課題を整理できるとよい。また、事故時長期冷却を確実にするため、様々な条件（出力、冷却、温度、燃焼度）での燃料分散・移行挙動を分析するための基礎データが必要と考える。福島原発事故の分析において、VEGA 実験の結果がどこまで役に立っているかなど、直接の成果だけ

ではなくそういう研究を通じて得られた能力がたとえばフィルターベントの有効性評価等に役立てられるのではないかと考える。

４．４　軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する熱水力安全研究

中期計画	定量的評価	定性的評価
システム効果実験及び個別効果実験などに基づいて3 次元熱流動解析手法の開発及び最適評価手法の高度化を行い、シビアアクシデントを含む安全評価に必要な技術基盤を提供する。	S：1 名、A：5 名	S：3 名、A：3 名
本分野の全体評価結果	S：1 名、A：5 名	

LSTF での OECD プロジェクトが継続的に良い成果を挙げているが、国際協力が重要な分野であり、海外からも評価される実験データを取得していることは意義が大きく評価する。さらに、解析コードの開発・検証を評価する。特に、事故時熱水力安全評価手法の高度化に向けて、大型実証試験を中心に国際共同研究を円滑に実施すると共に、最適評価コードの実証データを収集して 3 次元 CFD 解析の開発等を精力的に推進し、当初計画を上回る十分な成果を得ている。また、次世代 LWR 安全機器性能確認など卓越した試験研究を着実に遂行し、検証ベースとなる有用な知見を内外に提供していることは高く評価したい。さらに、沸騰遷移後の熱伝達挙動に関して詳細データを取得、国内基準の整備にも貢献している。東日本大震災において一時的な中断はあったものの、概ね中期計画に則って着実に成果を上げていることに対して評価する。一方、これまでの研究ポテンシャルを活用し、炉心溶融に関する熱水力挙動の解析、放射性ヨウ素の放出量評価などについて産業界とも連携して福島原発事故への支援も積極的におこなっており、高く評価できる。

研究の取り組みとして、計装系に関する研究が含まれていないのはなぜか。計装系の信頼度、信用度、ロバスト性に係る分析は熱水力研究とセットで進める必要があると考える。福島原発事故で問題になった、シビアアクシデント条件下での水位計の信憑性について、たとえば THYNC 設備を用いての新たな OECD プロジェクトは考えられないか？TMI 事故の後、炉容器内保持・冷却の研究が大きく進展した。炉容器外での燃料分散、冷却に関する研究は、格納容器研究と合わせて実施する必要がある。また、BWR についての大型実験設備の建設も考えてはどうか？さらに、新型軽水炉への応用も含め、受動的安全装置の性能評価と動的設備との組み合わせの最適化（炉心、格納容器の冷却、原子炉圧力容器冷却）に関する研究が必要ではないか。地震耐力予測としては、制御棒挿入性及び出力制御方策に重点化すべきではないか。コードは技術的知見を反映し、実現象を予測するものであり、産官学の協力で開発すべきもののため、さらに積極的に進めていただきたい。今後の研究の進め方として、シビアアクシデントを含む安全性の強化が緊急の課題として求められる。

ベンティングを含む各種のアクシデントマネジメント対応におけるシステム全体の熱水力挙動の把握やソースターム評価に関わる熱水力挙動解明等、新たなニーズに対応する必要があり、研究課題設定おいて柔軟な視点を持ち、リスク評価や燃料安全等他分野の研究とも連携を図りつつ積極的な取組を期待したい。そのとき、個々の研究成果とともに、我が国の規制のあり方とどうリンクするかの議論が必要である。さらに、成果として、民間規格の策定への貢献を期待する。

４．５　材料劣化・高経年化対策技術に関する研究

中期計画	定量的評価	定性的評価
原子炉機器における放射線や水環境下での材料の経年劣化に関して実験等によるデータを取得し予測精度の向上を図るとともに、高経年化に対応した確率論的手法等による構造健全性高度評価手法及び保全技術の有効性評価手法を整備する。	A：4名、B：1名	A：5名
本分野の全体評価結果	A：5名	

照射脆化、熱時効等に関しては、基礎材料データの取得にとどまらず、既存設備（JMTR、ふげん）の活用を計画あるいは実行し、機構論的評価から規格基準策定への活用など、多方面の取り組みを進めて、所定の成果を得ている。高経年化対応で最も重要な原子炉圧力容器の照射脆化評価に関するニーズに的確に対応し、成果は学会標準などに反映されている。震災の影響により JMTR の稼働計画変更が余儀なくされているが、設備はほぼ完成しており、本研究は比較的長期で取組まれていることから、実施スケジュールの工夫等により着実に成果を挙げる事を期待したい。確率論的構造健全性評価は、今後は安全評価における重要性がさらに増すものであり、その開発、規格基準策定に着手したことを評価する。

個々の研究成果が実炉でどの程度活用されたか、実績把握と活用されていない場合の理由の検討が必要である。ふげんに加え、廃炉となる軽水炉のデータをどのように活用するべきかの計画を立てて欲しい。照射に伴う構造健全性を評価・検証する知見が取得できると考えられる。また、福島原発事故では、格納容器上部にあるフランジ部分で漏洩が生じたことが疑われている。開発した構造健全性評価手法は、こうした緊急の問題への適用も考えられる。

４．６　核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究

中期計画	定量的評価	定性的評価
リスク評価上重要な事象の影響評価手法の整備を目的として、放射性物質の放出移行率などの実験データの取得及び解析モデルの開発を行う。	A：6名	A：6名
また、新型燃料等に対応した臨界安全評価手法や再処理施設機器材料の経年化評価手法の整備を行う。	A：6名	A：6名
本分野の全体評価結果	A：6名	

高レベル濃縮廃液貯槽廃液沸騰乾固事象について、実廃液を用いた基礎試験で放射性物質の放出・移行挙動データを取得したことは、高く評価できる。再処理施設のリスク、特に地震などによる事故時の各種事象に対する基礎データ取得と影響評価の精度向上に加え、施設の経年変化に対する評価に関する検討等も併せ、着実に進めており、所定の成果を得ている。グループの垣根を越えての協力が進んでいることも評価する。また、臨界安全研究の優れた成果を、ハンドブックやデータベースとして積極的に公開しようとする努力は、評価に値する。平成22年度日本原子力学会賞技術賞の受賞は、その努力の表れである。当初の課題遂行に加えて福島原発事故に適切に対応したことは評価したい。高燃焼度BWR９×９使用済燃料について、ICP-MS 装置を用いて測定困難な核種を高精度で測定し、使用済燃料組成データを取得した研究は、燃焼解析コード検証用データの拡充上、評価できる。

福島原発事故の経験から、核燃料サイクル施設においてもリスク評価は重大事故のリスクや防災対策の再評価においてニーズが高い研究課題であり、成果の積極的な活用を図ることを期待したい。福島原発事故の最大の反省は、外的事象に対して的確な防護がなかったことである。施設がそれぞれの誘因事象（地震動、津波、火災、溢水、・・）に対して脆弱性がないことを、PSA やストレステストなど、様々な手法を駆使して確認することに、より重点を置いた研究を実施して欲しい。実際の現場との連携を通じた研究活動であることの説明も必要である。ワンスルーでリスク評価を行う最低限のツール、データをそろえることが重要であると思う。データ取得、モデル整備と同時に、重要なシナリオの分析も必要である。リスク評価では、シナリオ、発生頻度、影響度の３点を考えながらバランスよく実施していただきたい。中期計画に破損燃料等への対応を含める変更は、適切な変更であり、評価できる。特に、破損燃料を対象にした、臨界評価手法の開発、未臨界確保手段の策定、未臨界監視方法の開発は、これまで全く未着手の分野である。しかし、安全研究センターのこれまでの経験・知見の蓄積が役立つと考えられる。福島原発事故対応を考えると、早急に着手し確実に研究を進めることが望まれる。福島原発事故対応では、外部及びJAEA内部の各研究組織との研究協力・連携は不可欠であるが、実証データ取得の視点

で、安全研究センターが主導的な役割を果たすことを期待する。

４．７　放射性廃棄物に関する安全評価研究

中期計画	定量的評価	定性的評価
地層処分の安全審査基本指針等の策定に資するため、地質環境の変遷や不確かさを考慮した、時間スケールに応じた核種移行評価手法及び廃棄体・人工バリア性能評価手法を整備する。	S：1名、A：4名、B：1名	S：1名、A：4名、B：1名
また、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、国が行う安全審査などへの技術的支援を行う。	S：3名、A：3名	S：3名、A：3名
廃止措置については、対象施設の特徴や廃止措置段階に応じた解体時の安全評価手法を整備する。	S：1名、A：5名	S：1名、A：4名、B：1名
（追加実施項目）	S：5名、A：1名	S：6名
本分野の全体評価結果	S：3名、A：3名	

地層処分に係る研究は極めて息の長い研究ながら着実に遂行し成果を提供している。また、余裕深度処分等については、求められた規制ニーズに適切に対応し、特筆すべき成果を出したと評価する。さらに、震災による放射性廃棄物の処理など福島原発事故に対応した除染、環境修復に向けた研究活動を積極的に進め、有益な成果を得ていることは高く評価される。福島原発事故対応として実施したガレキの大規模再利用に関する解析評価は、今後の除染などに大いに活用されるものであり、特に評価されるべきものと考える。H25/1/16 の報告会では、クリアランスレベルを決めた時の評価手法を、福島での「管理された条件下での廃棄物再利用の条件決定」に応用した成果が紹介された。これで「永久管理」とか「公衆の同意」の問題を解決できるかには疑問も残るが、こういう柔軟な対応を考えることは大いに奨励される。外部発表も活発に進めており、成果の迅速な発信に努めている。

「地層処分のリスク」はよく考えて欲しい。「管理に失敗するリスク」は考えられているか？「放置した時のリスク」だけ求めても規制の役に立つとは思えない。放射性廃棄物に関する技術・研究の注目度は高い。JAEA の役割かわからないが、地層処分については学術会議の報告書に対して、適切に論評すべきではないか。外部で表彰を受けた内容が実際にどのように現場活用されていくのかフォローも必要。廃止措置について、安全評価手法を体系的に整備すべきではないか。

４．８　安全研究センター全体の研究活動に対する総合評価及び特記事項

４．１節から４．７節までの７研究課題に対する評価結果を総合した評価としては、S：1名、A：6名との結果であった。委員からのコメントは以下の通り。

当初課題とした安全規制上のニーズに対しては全体として適切に対応し目標とした成果をあげている。特に維持管理を含め大型の予算措置が必要になるNSRR、LSTF等の研究計画を受託プロジェクトとして進め、大型施設の積極的な利用を維持し、国際的にも評価される実績を挙げている事は高く評価する。同時に福島原発事故対応として、機構の保有する技術的知見を有効活用し、事故収束に向けた活動を精力的に進めている。加えて、福島原発事故発生に際しては、迅速かつ積極的に技術支援を図り、経験を生かした有益な評価解析や提言、情報等を提供した事も安全研究センターの実績として高く評価したい。

継続して計画を推進する上では経験を積んだ人材の確保が不可欠であり、中長期的な視点での人材の確保・育成への努力や、大学、研究機関、産業界との連携を通した人材活用をこれまで以上に力を入れて進める事が必要である。全体の研究活動を総合評価するには、それらが安全確保や安全規制、国際的な動向にどのような影響を与えたのか、経済的、あるいは安全向上のために何が得られたのかを分析する必要があると思う。また、原子力を巡る大きなパラダイムシフトが起きていることを踏まえ、どのような対応とるかという考えが示されるべきである。

特記事項としては以下の様な指摘があった。

福島原発事故から教訓を抽出し今後の原子炉安全性向上に生かす上では、事故施設や周辺環境から得られる情報を詳細に評価解析し、安全規制への反映を図る事が必須の要件であり、長年の実務経験と能力を有する安全研究センターは安全規制支援組織として極めて重要な役割を担っている。この観点から、JAEAが進めている開発予算による福島原発支援業務と安全研究センター業務は成果の活用を図る上で密接に関連している。事業遂行においては開発と規制の分離が必要とされるが、技術情報の活用においては、積極的に情報共有と人材交流を進め、実効性のある研究成果の創成を図る事を強く求めたい。福島原発事故対応について、安全研究センターはJAEA内の他研究組織との関係を、今期中期計画の残り２年間をにらんで整理する必要があると思われる。安全研究センターは、安全研究施設の有効利用を念頭に、実証的安全研究の視点で主導的な役割を果たすことを期待している。また、原子力を巡る情勢を踏まえた研究計画を立案されることを願う。一方、中期計画が、パターン化、マンネリ化しているような印象を受ける。特に安全研究は、基盤の活動を着実に継続し、水準を高めることと、社会や政策上のニーズを受けて課題解決型で重点化する活動の二つの柱が見えるようでなければならない。そのためには、中長期的な人材とインフラの計画をしっかり立てて、安全研究センターの活動が持続的に質・量を維持できるようにする必要がある。

５．評価のまとめ

JAEA の第 2 期中期計画（平成 22 年度～平成 26 年度）に関して、平成 22 年度から平成 24 年度上期までの期間の中間評価として、各委員による 4 段階の評価点、及びコメントを基に、評価結果をとりまとめた。以下にその概要をまとめる。

評価結果としては、第 4 章に記載の通り、すべての分野の総合評価として、S または A 評価となった。特に、放射性廃棄物に関する安全評価研究では、S と A が同数となる結果であり、中期計画を大幅に上回る優れた成果が得られていると評価された。また、福島原発事故に迅速に対応した研究開発は、中期計画には記載されていないものの、それらの貢献は非常に有用なものと認められ、当初計画に加えてこれらの成果を上げていることは、大いに評価される。さらに、OECD/NEA の ROSA-2 プロジェクトを完遂したことは、海外からも評価されるなど、高く評価できる。

一方、評価結果においては、改善を要望する意見や反省すべき点も見受けられた。これらは、より積極的な研究提案の必要性や人材の確保、研究施設の有効利用等に関わるものが中心であり、今後の研究計画や運営に反映して行くことを期待したい。

その他、今後の研究計画に関する多くのコメントが寄せられていることから、これらについて十分に対応を検討し、より効果的で効率的な研究の推進に活用されることを期待する。また、今後研究を進めるにあたっては、JAEA 内外との連携を深めることも含めて、JAEA として、長期的に人材を確保して育成する取り組みを継続してほしい。

付録
参考資料（日本原子力研究開発機構作成資料）

付録１　研究開発課題の中間評価について（諮問）

付録２　中間評価結果に対する原子力機構の措置

付録３　安全研究・評価委員会説明資料
付録 3-1　第１回安全研究・評価委員会資料
付録 3-2　第２回安全研究・評価委員会資料
付録 3-3　第３回安全研究・評価委員会資料

付録１　研究開発課題の中間評価について（諮問）

２４原機（全）０１２
平成24年12月11日

安全研究･評価委員会
委員長 藤城 俊夫 殿

独立行政法人日本原子力研究開発機構
理事長　　鈴木 篤之

研究開発課題の中間評価について （諮問）

「研究開発･評価委員会の設置について」(17(達)第42号)第3条第1項に基づき、次の事項について諮問いたします。

記

〔諮問事項〕

「安全研究とその成果の活用による原子力安全規制行政に対する技術的支援」に関する中間評価

以 上

付録 2　中間評価結果に対する原子力機構の措置

１．安全研究センター全体の研究活動（安全研究とその成果の活用による原子力安全規制行政に対する技術的支援）

中期計画	主な意見	機構の措置
軽水炉発電の長期利用に備えた研究を行う。重点安全研究計画（第 2 期）（平成 21 年 8 月 3 日原子力安全委員会決定）等に沿って安全研究や必要な措置を行い、中立的な立場から指針類や安全基準の整備等に貢献する。規制支援に用いる安全研究の成果の取りまとめ等に当たっては、中立性・透明性の確保に努める。なお、実施に当たっては外部資金の獲得に努める。	【肯定的意見】 ・当初課題とした安全規制上のニーズに対しては全体として適切に対応し目標とした成果をあげている。特に維持管理を含め大型の予算措置が必要になる NSRR、LSTF 等の研究計画を受託プロジェクトとして進め、大型施設の積極的な利用を維持し、国際的にも評価される実績を挙げている事は高く評価する。 ・同時に福島事故対応として、機構の保有する技術的知見を有効活用し、事故収束に向けた活動を精力的に進めている。加えて、福島原子力発電所事故発生に際しては、迅速かつ積極的に技術支援を図り、経験を生かした有益な評価解析や提言、情報等を提供した事も安全研究センターの実績として高く評価したい。	・今後も引き続き、安全研究の推進に注力し、成果を創出するよう努力します。
	【改善・要望意見】 ・継続して計画を推進する上では経験を積んだ人材の確保が不可欠であり、中長期的な視点での人材の確保・育成への努力や、大学、研究機関、産業界との連携を通した人材活用をこれまで以上に力を入れて進める事が必要である。全体の研究活動を総合評価するには、それらが安全規制や安全確保、国際的な動向にどのような影響を与えたのか、経済的、あるいは安全向上のために何が得られたのかを分析する必要があると思う。また、原子力を巡る大きなパラダイムシフトが起きていることを踏まえ、どのような対応とるかという考えが示されていない。	・人材の確保に関しては、新人等の採用人数の増加や、関係機関との連携強化等により、今後も検討を進めます。 ・原子力に関わる安全研究ニーズの変化に対応し、喫緊の研究課題に着目するとともに、原子力規制委員会における安全研究等への対応を進めていきます。
	【特記事項】 ・福島原発事故から教訓を抽出し今後の原子炉	・安全規制に関わる研究

	安全性向上に生かす上では、事故施設や周辺環境から得られる情報を詳細に評価解析し、安全規制への反映を図る事が必須の要件であり、長年の実務経験と能力を有する安全研究センターは安全規制支援組織として極めて重要な役割を担っている。この観点から、JAEA が進めている開発予算による福島原発支援業務と安全研究センター業務は成果の活用を図る上で密接に関連している。事業遂行においては開発と規制の分離が必要とされるが、技術情報の活用においては、積極的に情報共有と人材交流を進め、実効性のある研究成果の創成を図る事を強く求めたい。	においては、推進側との関係に配慮しつつ、中立性・透明性の確保を図る必要があるため、貴重な技術データ等については、共有する仕組みを構築し、独立の評価によりこれを達成するように努力します。
	・福島第一原子力発電所事故対応について、安全研究センターは JAEA 内の他研究組織との関係を、今期中期計画の残り２年間をにらんで整理する必要があると思われる。安全研究センターは、安全研究施設の有効利用を念頭に、実証的安全研究の視点で主導的な役割を果たすことを期待している。また、原子力を巡る情勢を踏まえた研究計画を立案されることを願う。一方、中期計画が、パターン化、マンネリ化しているような印象を受ける。特に安全研究は、基盤の活動を着実に継続し、水準を高めることと、社会や政策上のニーズを受けて課題解決型で重点化する活動の二つの柱が見えるようでなければならない。そのためには、中長期的な人材とインフラの計画をしっかり立てて、安全研究センターの活動が持続的に質・量を維持できるようにする必要がある。	・福島原発事故への対応については、今後も横の連携を図りつつ、社会からのニーズを反映した研究計画の立案や研究の遂行を心掛けていきます。

２　リスク評価・管理技術に関する研究

中期計画	主な意見	機構の措置
リスク情報を活用した安全規制に資するため、リスク評価・管理手法の高度化を進めるとともに、原子力防災における防護対策戦略を提案する。 さらに、原子力事故・故障情報の収集、分析を行う。	【肯定的意見】 ・福島原発事故を経験し、シビアアクシデント対応が安全規制の中に明確に位置づけられた事から、リスク情報活用のニーズは極めて高くなっている。特にシビアアクシデント時のソースターム評価や AM 策の有効性評価等は益々重要な役割を果たす事が求められている。このような新たな状況やニーズに柔軟に対応しつつ、継続した研究活動の遂行を期待する。	・継続的に本課題に係わる研究を遂行していきます。
	・本来業務の PSA 手法の高度化等と併せ、シビアアクシデント解析、事故影響評価など、福島原発事故対応に直結する各種検討を精力的に進め、成果を得ていることは高く評価できる。さらに、被災地の被ばく・防護対策などを含む成果の公表、関連情報の発信を迅速かつ積極的に進めている。福島で実際に起きたことを再現しようとしていたことなどが大事であり、こういう仕事と総合コードの改良とを結びつけて欲しい。原子力災害対策指針の策定についての貢献を高く評価する。	・今後とも福島原発事故への対応や安全規制の技術的な支援を継続していきます。
	・レベル 2PSA 手法の高度化で、揮発性ヨウ素の格納容器内浮遊割合がプール水の pH値に依存することを示した研究は、ヨウ素のソースターム評価上重要である。	・ヨウ素挙動は重要と認識しており、福島原発事故の解析に本手法を適用することを考えています。
	・核燃料サイクル施設の PSA 手法整備で、低蒸気流速における気液同伴率から導いた移行割合評価式を、実験で検証した研究は評価できる。	・今後、本モデルを再処理施設の事故影響評価に活用していきます。
	・安全弁・逃し安全弁の設定点変動事例の分析結果が、保安院及び JNES で活用されているのは、原子炉事故・故障の分析結果に係	・事故・故障の分析を今後とも継続していきます。

	わる情報提供活動の一例として、評価できる。 ・シビアアクシデントの規制要件化に対応し、原子力防災の実効的防護対策戦略の提案等へ中期計画を変更することは、今後の研究計画として妥当である。	・中期計画の変更を検討します。
	【改善・要望意見】 ・シビアアクシデント評価に関する研究は、手法の改良が目的化しているのではないか。必要なコード、機能、要求性能は何かという観点で手法のギャップ分析をしてはどうか。THALES には想像に基づいて作成したモデルもあるし、メルトダウンモデルのように、実現象はわからないから感度解析ができるようにしたモデルもある。相関式を取り替えて精度が上がるわけではないことに留意して欲しい。	・ソースターム等に関する不確かさ解析や感度解析を通じて重要な因子を把握し、その結果に基づいて改良すべきモデルを選定する計画としています。また、新たな安全基準や防災指針と照らし合わせて、必要な機能や要求性能を分析することなどを考えていきたいと思います。
	・事故・故障情報の収集分析は大切。これまで、収集分析はしたが、それを反映できなかったことが課題。情報を用いて何をしていれば、福島の事故は防げたのかなどの検討を行うべき。そうでなければ、データ収集が目的化する。福島事故時に炉心損傷解析、ソースターム解析、ソースターム移行解析の手法の活用が迅速に実施できなかった点は問題。	・これまでも、電力を含めた関係諸機関に事故・故障情報の分析結果を配布・共有化してきており、研究機関としての役割は一定程度果たしてきたと考えています。結果を反映して発生防止に努めるのはあくまでも事業者の責務であると認識していますが、それを促す努力が足りなかったのかもしれません。今後は、ご指摘も踏まえ、関係諸機関との情報交換を密にして成果の反映を促していきたいと考えています。ま

		た、平成 25 年度より安全研究センター内に新たに「規制情報分析室」を設置し、本分野における人材の確保及び育成を積極的に進めていきます。
	・本分野を担当する人材の育成・確保、特に事故・故障情報分析担当者の確保は緊急の課題と考える。海外への成果発表による公知化に関する情報も盛り込んで頂きたかった。	・福島事故直後から、THALES2 コードを用いてそれまでに実施した同事故と類似のシーケンスに関する解析結果を整理するとともに、新たな情報を追加した解析を行って事故の進展やソースタームを推定し、原子力安全委員会にそれらの情報を適宜提供していました。しかしながら、マンパワー等の問題で十分な解析ができなかったのは事実であり、反省すべき点と考えます。成果発表については、成果調査票（安研評委 3-10）にリストを載せていましたが、説明が不十分でした。
	その他	・

３　軽水炉の高度利用に対応した新型燃料の安全性に関する研究

中期計画	主な意見	機構の措置
近い将来に規制の対象となる新型燃料などの安全審査や基準類の高度化に資するため、異常過渡時及び事故時の破損限界や破損影響などに関する知見を取得する。 また、解析コードの高精度化を進める。	【肯定的意見】 ・NSRR を利用した照射実験は震災の影響で遅れている状況であるが、炉外試験等を強化して進め、破損メカニズムの解明や新基準の提言等など外的条件の変化に適切に対応し成果を得ている。新型燃料の安全評価にかかわる本来業務に加え、海水成分の燃料に与える影響、シビアアクシデント下における燃料挙動など福島事故を受けた研究に着手しており、事故後対応への有用な知見を提供している。世界的にも共有されるべき内容と思われ、今後の成果を期待したい。RIA 時及び LOCA 時の燃料挙動について、中期計画に沿って着実に成果を上げており、燃料挙動解析コードについても着実に改良を進めていることは評価できる。 ・本分野は長期の研究計画として進める必要があり、震災影響等があっても、適切な計画変更等で成果のレベルを維持することにより、最終目的達成は十分可能と考える。その方向での更なる努力を期待する。	・中期計画の成果目標達成に向け、RIA 時及び LOCA 時の燃料挙動や新型燃料の安全評価等にかかわる研究、燃料挙動解析コードの改良を継続して実施します。
	【改善・要望意見】 ・各実験施設の活用について長期ビジョンの策定が必要と感じる。また、燃料研究分野の研究員の減少が危惧されているので、施設の活用とともに本分野の人材養成は非常に重要と考える。 ・SA 規制に係る炉心損傷制限の考え方、特定安全施設などの設計条件を定める炉心の状態や FP の放出形態､水素の発生の抑制など、	・NSRR、燃料試験施設等の施設は燃料安全研究に必要不可欠であり、新型燃料に係る試験等で今後も積極的に活用していく計画です。この試験実施を通して燃料研究分野の人材育成を図ります。 ・SA を含めて燃料安全研究分野の技術課題を再整理しつつ実験等を実施

	燃料安全に関係する技術課題を整理できるとよい。また、事故時長期冷却を確実にするため、様々な条件（出力、冷却、温度、燃焼度）での燃料分散・移行挙動を分析するための基礎データが必要と考える。 ・福島原発事故の分析において、VEGA 実験の結果がどこまで役に立っているかなど、直接の成果だけではなくそういう研究を通じて得られた能力がたとえばフィルターベントの有効性評価等に役立てられるのではないかと考える。	し、多様な条件に対する評価に必要な基礎データ及び知見の取得を進めます。 ・過去の実験等で得られた知識や能力の積極的な活用に努めます。
	その他	・

４　軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する熱水力安全研究

中期計画	主な意見	機構の措置
システム効果実験及び個別効果実験などに基づいて 3 次元熱流動解析手法の開発及び最適評価手法の高度化を行い、シビアアクシデントを含む安全評価に必要な技術基盤を提供する。	【肯定的意見】 ・LSTF での OECD プロジェクトが継続的に良い成果を挙げているが、国際協力が重要な分野であり、海外からも評価される実験データを取得していることは意義が大きく評価する。さらに、解析コードの開発・検証を評価する。特に、事故時熱水力安全評価手法の高度化に向けて、大型実証試験を中心に国際共同研究を円滑に実施すると共に、最適評価コードの実証データを収集して 3 次元 CFD 解析の開発等を精力的に推進し、当初計画を上回る十分な成果を得ている。また、次世代 LWR 安全機器性能確認など卓越した試験研究を着実に遂行し、検証ベースとなる有用な知見を内外に提供していることは高く評価したい。さらに、沸騰遷移後の熱伝達挙動に関して詳細データを取得、国内基準の整備にも貢献している。このとき、東日本大震災において一時的な中断はあったものの、概ね中期計画に則って着実に成果を上げていることに対して評価する。一方、これまでの研究ポテンシャルを活用し、炉心溶融に関する熱水力挙動の解析、放射性ヨウ素の放出量評価などについて産業界とも連携して福島事故への支援も積極的におこなっており、こちらも高く評価できる。	・OECD ROSA プロジェクトは２４年度で終了しますが、今後も独自実験、民間受託実験を通じて、事故時現象の解明や新安全策の有効性検証を継続いたします。米国からの導入コードの性能検証に留まらず、国内のコード開発に積極的に関与すると共に、CFD コードなどのモデル開発に取り組む計画です。炉心冷却に関する研究では、事故や異常過渡時に急変する条件下でも精度良い伝熱予測を行う技術の開発を進める計画です。具体的な事故対応については、今後も必要に応じて、臨機に実施する計画です。
	【改善・要望意見】 ・研究の取り組みとして、計装系に関する研究が含まれていないのはなぜか。計装系の信頼度、信用度、ロバスト性に係る分析は熱水力研究とセットで進める必要があると考える。このとき、福島事故で問題になった、シビアアクシデント条件下での水位計の信憑	・PWR の炉心出口温度計の有効性検討を進めつつあるところであり、今後も、計装系については必要に応じて取り組む計画です。新たな原理での水位

	性について、たとえばTHYNC設備を用いての新たなOECDプロジェクトは考えられないか？	計等のシビアアクシデントに対応した計測機器の開発が民間で進められており、実機適用に際する課題が見出された場合、対応を考慮いたします。
	・一方、TMI事故の後、炉容器内保持・冷却の研究が大きく進展した。炉容器外での燃料分散、冷却に関する研究は、格納容器研究と合わせて実施する必要がある。また、BWRについての大型実験設備の建設も考えてはどうか？さらに、新型軽水炉への応用も含め、受動的安全装置の性能評価と動的設備との組み合わせの最適化（炉心、格納容器の冷却、原子炉圧力容器冷却）に関する研究が必要ではないか。地震耐力予測としては、制御棒挿入性及び出力制御方策に重点化すべきではないか。コードは技術的知見を反映し、実現象を予測するものであり、産官学の協力で開発すべきもののため、さらに積極的に進めていただきたい。	・MCCIや水素挙動など、OECD、IAEA、EUなどの国際機関や内外の規制機関の議論や成果を俯瞰しつつ、必要な課題が有れば的確に対応する様にしたいと思います。BWRについては、格納容器を中心に検討を行う計画です。格納容器の冷却については、主要な研究課題として取り組む計画です。動的機器と静的機器のハイブリッドによる新たな安全系の設計等については、民間の動向を踏まえて対応を考慮いたします。地震時のBWR安定性評価はスクラムしない条件での検討です。PWRについてもスクラム失敗に伴うATWS等、出力制御が不十分な条件での事故や異常過渡についてはこれまでも取り組んできたところであり、今後も炉型を問わず、必要に応じて関連課題には取り組んでいきます。米国からの導入コードの性

		能検証に留まらず、国内のコード開発に積極的に関与すると共に、CFD コードなどのモデル開発に取り組む計画です。
	・今後の研究の進め方として、シビアアクシデントを含む安全性の強化が緊急の課題として求められる。ベンティングを含む各種のアクシデントマネジメント対応におけるシステム全体の熱水力挙動の把握やソースターム評価に関わる熱水力挙動解明等、新たなニーズに対応する必要があり、研究課題設定おいて柔軟な視点を持ち、リスク評価や燃料安全等他分野の研究とも連携を図りつつ積極的な取組を期待したい。そのとき、個々の研究成果とともに、我が国の規制のあり方とどうリンクするかの議論が必要である。さらに、成果として、民間規格の策定への貢献を期待する。	・新規制基準をはじめ、規制等のニーズや検討に必要な課題設定に基づいた研究計画を推進する計画です。格納容器冷却などの個別課題のほか、事故現象の高精度の予測ツールの整備に必要な技術的支援などを行う計画です。
	その他	・

５　材料劣化・高経年化対策技術に関する研究

中期計画	主な意見	機構の措置
原子炉機器における放射線や水環境下での材料の経年劣化に関して実験等によるデータを取得し予測精度の向上を図るとともに、高経年化に対応した確率論的手法等による構造健全性高度評価手法及び保全技術の有効性評価手法を整備する。	【肯定的意見】 ・照射脆化、熱時効等に関しては、基礎材料データの取得にとどまらず、既存設備（JMTR、ふげん）の活用を計画あるいは実行し、機構論的評価から規格基準策定への活用など、多方面の取り組みを進めて、所定の成果を得ている。高経年化対応で最も重要な原子炉圧力容器の照射脆化評価に関するニーズに的確に対応し、成果は学会標準などに反映されている。震災の影響により JMTR の稼働計画変更が余儀なくされているが、設備はほぼ完成しており、本研究は比較的長期で取組まれていることから、実施スケジュールの工夫等により着実に成果を挙げる事を期待したい。	・JMTR 再稼働後すみやかに照射試験を行えるようにし、研究成果の発信に努めます。
	・確率論的構造健全性評価は、今後は安全評価における重要性がさらに増すものであり、その開発、規格基準策定に着手したことを評価する。	・確率論的構造健全性評価については、評価手法の高度化及び規格・基準化に向けた活動を継続します。
	【改善・要望意見】 ・個々の研究成果が実炉でどの程度活用されたか、実績把握と活用されていない場合の理由の検討が必要である。ふげんに加え、廃炉となる軽水炉のデータをどのように活用するべきかの計画を立てて欲しい。照射に伴う構造健全性を評価・検証する知見が取得できると考えられる。	・ふげん実機材以外に実機照射材の分析等を実施し、廃炉材を用いた長期的な研究に繋げる成果を得る計画です。
	・また、福島事故では、格納容器上部にあるフランジ部分で漏洩が生じたことが疑われている。開発した構造健全性評価手法は、こうした緊急の問題への適用も考えられる。	・開発した確率論的評価手法等に基づき、地震時等における機器類の破損評価手法の整備に着手します。
	その他	・

6　核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究

中期計画	主な意見	機構の措置
リスク評価上重要な事象の影響評価手法の整備を目的として、放射性物質の放出移行率などの実験データの取得及び解析モデルの開発を行う。また、新型燃料等に対応した臨界安全評価手法や再処理施設機器材料の経年化評価手法の整備を行う。	【肯定的意見】 ・高レベル濃縮廃液貯槽廃液沸騰乾固事象について、実廃液を用いた基礎試験で放射性物質の放出・移行挙動データを取得したことは、高く評価できる。再処理施設のリスク、特に地震などによる事故時の各種事象に対する基礎データ取得と影響評価の精度向上に加え、施設の経年変化に対する評価に関する検討等も併せ、着実に進めており、所定の成果を得ている。グループの垣根を越えての協力が進んでいることも評価する。	・高レベル濃縮廃液貯槽廃液沸騰乾固事象に関する研究では、基礎試験、ホット試験に加え工学規模の装置を用いた試験を開始しデータの取得・整理を継続します。再処理施設機器材料の経年化評価手法の整備に関しても実験を開始しデータの取得を進めていきます。
	・また、臨界安全研究の優れた成果を、ハンドブックやデータベースとして積極的に公開しようとする努力は、評価に値する。平成 22 年度日本原子力学会賞技術賞の受賞は、その努力の表れである。	・新たに取組んでいる燃料デブリ臨界安全研究の成果も適時に公開していきます。
	・当初の課題遂行に加えて福島原子力発電所事故に適切に対応したことは評価したい。高燃焼度 BWR 9×9 使用済燃料について、ICP-MS 装置を用いて測定困難な核種を高精度で測定し、使用済燃料組成データを取得した研究は、燃焼解析コード検証用データの拡充上、評価できる。	・福島事故対策で必要とされる使用済燃料中の核種生成量測定技術の維持発展と燃焼解析システムの精度評価のため、今後も使用済燃料の同位体組成測定を継続的に実施していきます。
	【改善・要望意見】 ・福島原子力発電所事故の経験から、核燃料サイクル施設においてもリスク評価は重大事故のリスクや防災対策の再評価においてニーズが高い研究課題であり、成果の積極的な活用	・再処理施設の PSA を踏まえ、頻度は極めて低いが影響の大きいと考えられる事象として高

	を図ることを期待したい。福島事故の最大の反省は、外的事象に対して的確な防護がなかったことである。施設がそれぞれの誘因事象（地震動、津波、火災、溢水、・・）に対して脆弱性がないことを、PSA やストレステストなど、様々な手法を駆使して確認することに、より重点を置いた研究を実施して欲しい。実際の現場との連携を通じた研究活動であることの説明も必要である。ワンスルーでリスク評価を行う最低限のツール、データをそろえることが重要であると思う。データ取得、モデル整備と同時に、重要なシナリオの分析も必要である。リスク評価では、シナリオ、発生頻度、影響度の３点を考えながらバランスよく実施していただきたい。	レベル濃縮廃液貯槽廃液沸騰乾固事象に着目した研究を進めています。本研究は、JAEA 及び JNES 並びに JNFL との共同研究として実施しているもので、研究内容及び結果については、JNES 及び JNFL との情報交換及び協議を行っており、規制側と事業者側のニーズを反映させています。データの取得・整理とそれを踏まえたモデル整備を進めるとともに、シナリオ分析及び PSA 等の手法とも組み合わせることで、施設の更なる安全性の向上に資するよう研究を進めます。
	・中期計画に破損燃料等への対応を含める変更は、適切な変更であり、評価できる。特に、破損燃料を対象にした、臨界評価手法の開発、未臨界確保手段の策定、未臨界監視方法の開発は、これまで全く未着手の分野である。しかし、安全研究センターのこれまでの経験・知見の蓄積が役立つと考えられる。福島原発事故対応を考えると、早急に着手し確実に研究を進めることが望まれる。福島原発事故対応では、外部及び JAEA 内部の各研究組織との研究協力・連携は不可欠であるが、実証データ取得の視点で、安全研究センターが主導的な役割を果たすことを期待する。	・新たに組織された原科研福島技術開発特別チームの下に臨界管理技術開発グループを置き、安全研究センター、原子力基礎工学部門、福島技術開発試験部から炉物理、臨界安全、燃料化学の研究員を参画させ、横断的な体制で鋭意取り組んでいます。
	その他	・

7　放射性廃棄物に関する安全評価研究

中期計画	主な意見	機構の措置
地層処分の安全審査基本指針等の策定に資するため、地質環境の変遷や不確かさを考慮した、時間スケールに応じた核種移行評価手法及び廃棄体・人工バリア性能評価手法を整備する。 また、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、国が行う安全審査などへの技術的支援を行う。 廃止措置については、対象施設の特徴や廃止措置段階に応じた解体時の安全評価手法を整備する。	【肯定的意見】 ・地層処分に係る研究は極めて息の長い研究ながら着実に遂行し成果を提供している。また、余裕深度処分等については、求められた規制ニーズに適切に対応し、特筆すべき成果を出したと評価する。 ・さらに、震災による放射性廃棄物の処理など福島事故に対応した除染、環境修復に向けた研究活動を積極的に進め、有益な成果を得ていることは高く評価される。福島事故対応として実施したガレキの大規模再利用に関する解析評価は、今後の除染などに大いに活用されるものであり、特に評価されるべきものと考える。1/16 の報告会では、クリアランスレベルを決めた時の評価手法を、福島での「管理された条件下での廃棄物再利用の条件決定」に応用した成果が紹介された。これで「永久管理」とか「公衆の同意」の問題を解決できるかには疑問も残るが、こういう柔軟な対応を考えることは大いに奨励される。外部発表も活発に進めており、成果の迅速な発信に努めている。	・引き続き規制ニーズ及び福島原発事故に関する環境修復に貢献できる成果発信に努めていく所存です。
	【改善・要望意見】 ・「地層処分のリスク」はよく考えて欲しい。「管理に失敗するリスク」は考えられているか？「放置した時のリスク」だけ求めても規制の役に立つとは思えない。放射性廃棄物に関する技術・研究の注目度は高い。JAEA の役割かわからないが、地層処分については学術会議の報告書に対して、適切に論評すべきではないか。外部で表彰を受けた内容が実際にどのように現場活用されていくのかフォローも必要。	・数 10 万年に及ぶ地層処分の評価では、時間スケールによって排除可能なリスクが異なるため、評価指標のあり方も含め整理していきたいと思います。

	・廃止措置について、安全評価手法を体系的に整備すべきではないか。	・予算が制約されるなか、施設解体から跡地利用に至るまでの被ばく線量を体系的に評価できるコードシステム及びデータ整備を進めているところです。
	その他	・

８　関係行政機関等への協力

中期計画	主な意見	機構の措置
安全基準、安全審査指針類の策定等に関し、原子力安全委員会や規制行政機関への科学的データの提供等を行う。 また、原子力施設等の事故・故障の原因究明のための調査等に関しても、規制行政機関等からの個々具体的な要請に応じ、人的・技術的支援を行う。 さらに学協会における規格の整備等に貢献する。	【肯定的意見】 ・技術支援機関としての役割を果たしていることは、高く評価したい。国内学協会の標準委員会において、分科会・作業部会の主査、幹事は、安全研究の成果を正当に評価し、積極的に活用してもらう上で重要な役割を担っており、主査等 10 名は評価に値する。人的資源の確保について、平成 24 年度に 5 名、平成 25 年度に 3 名と、確保に向けての努力を続けている点は評価出来る。OECD/NEA の各種の作業グループで議長に指名されるのは、その分野の我が国の研究ポテンシャルの高さと、それを適切に発信できる研究者の存在に負うている。今後とも、研究ポテンシャルを高めるとともに、国際社会において顔の見える研究者・管理者の継続的な養成が重要である。	・今後も関係機関の支援を継続するとともに、人材の養成にも注力していきます。
	【改善・要望意見】 ・原子力の唯一の研究機関であるので、多くの貢献をなされていることは理解するが、それらの活動が受け身のように思う。安全研究センターが関与することによってどのような効果、貢献があったか、どのような考え方を提示できたかを示していただきたい。社会的情勢及び JAEA に対する要請は従来とは大きく異なっているので、それらを先取りした研究を立案しリーダーシップを発揮して欲しい。	・実績報告の中では、受動的な書きぶりになっていますが、原子力規制委員会・原子力規制庁への安全研究計画の提案等、これまでも努力してきておりますので、今後もそれを発展させ、社会からの期待に応えられるよう、リーダーシップを発揮していくよう努力します。
	・センターの構成人員の減少は、将来に対する大きな不安材料であり、JAEA のトップマネジャーには、JAEA の果たすべき役割を再認	・人材の確保・要請については、経営陣にも働きかけており、また関

	識していただき、安全研究体制の充実・強化を図って欲しい。今後とも安全規制支援機関としてのニーズは益々高くなるものと予想されることから、継続した活動と本分野に応えるための積極的な人材養成を行うために長期的ビジョン作り（規制の現場との人事交流等）が必要と考える。	係機関との人材交流の仕組みも構築するよう、今後も引き続き努力します。
	その他	・

付録３　安全研究・評価委員会説明資料

付録 3-1　第１回安全研究・評価委員会資料
付録 3-2　第２回安全研究・評価委員会資料
付録 3-3　第３回安全研究・評価委員会資料

付録 3-1　第１回安全研究・評価委員会資料

第１回安全研究・評価委員会議事次第

日時：平成 23 年 2 月 17 日（木）13:30～17:30

場所：独立行政法人日本原子力研究開発機構

システム計算科学センター　大会議室

東京都台東区東上野 6-9-3　住友不動産上野ビル 8 号館 7 階

議事：

１．安全研究・評価委員会について
２．安全研究センターの平成22年度研究活動の評価
３．その他

配付資料リスト

資料 No.　　議事次第 議事次第及び資料リスト
資料 No. 安研評委 1-1　安全研究・評価委員会委員名簿
資料 No. 安研評委 1-2　安全研究・評価委員会について
資料 No. 安研評委 1-3　安全研究センターの平成 22 年度の研究活動について
資料 No. 安研評委 1-4　軽水炉の高度利用に対応した新型燃料の安全性に関する研究
資料 No. 安研評委 1-5　材料劣化・高経年化対策技術に関する研究
資料 No. 安研評委 1-6　軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する熱水力安全研究
資料 No. 安研評委 1-7　核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究
資料 No. 安研評委 1-8　放射性廃棄物に関する安全評価研究
資料 No. 安研評委 1-9　リスク評価・管理技術に関する研究
資料 No. 安研評委 1-10 平成 22 年度成果調査票
資料 No. 安研評委 1-11 安全研究・評価シート
資料 No. 安研評委 1-12 個別課題・評価シート（4課題）

＜参考資料＞
資料 No. 安研評委参 1-1　研究開発・評価委員会設置達
資料 No. 安研評委参 1-2　平成 20 年度　研究開発・評価報告書
評価課題「原子力基礎工学研究」（中間評価）　抜粋
資料 No. 安研評委参 1-3　安全研究計画（プロジェクト個票）

資料No.安研評委1-1

安全研究・評価委員会名簿（50音順、敬称略）

	氏名	所属・役職
委員	阿部　清治	(独)原子力安全基盤機構　総括参事
委員	阿部　豊	筑波大学大学院構造エネルギー工学専攻　教授
委員	浦田　茂	関西電力(株)　原子力事業本部安全技術グループ チーフマネジャー
委員	大江　俊昭	東海大学工学部原子力工学科　専任教授
委員	鹿島　光一	(財)電力中央研究所 軽水炉高経年化研究総括プロジェクトリーダー・首席研究員
委員	関村　直人	東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻　教授
委員	田中　知	東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻　教授
委員	藤城　俊夫	(財)高度情報科学技術研究機構　参与
委員	巻上　毅司	東京電力(株)　原子力設備管理部 燃料設計グループマネージャー
委員	山口　彰	大阪大学大学院工学研究科工学研究科 環境・エネルギー工学専攻　教授
委員	山中　伸介	大阪大学大学院工学研究科工学研究科 環境・エネルギー工学専攻　教授
委員	山根　義宏	名古屋大学 名誉教授 東京工業大学原子炉工学研究所　客員教授）

資料No.安研評委1－2

0

安全研究・評価委員会について

平成23年2月17日

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

1

目次

1. 安全研究・評価委員会の目的と位置づけ

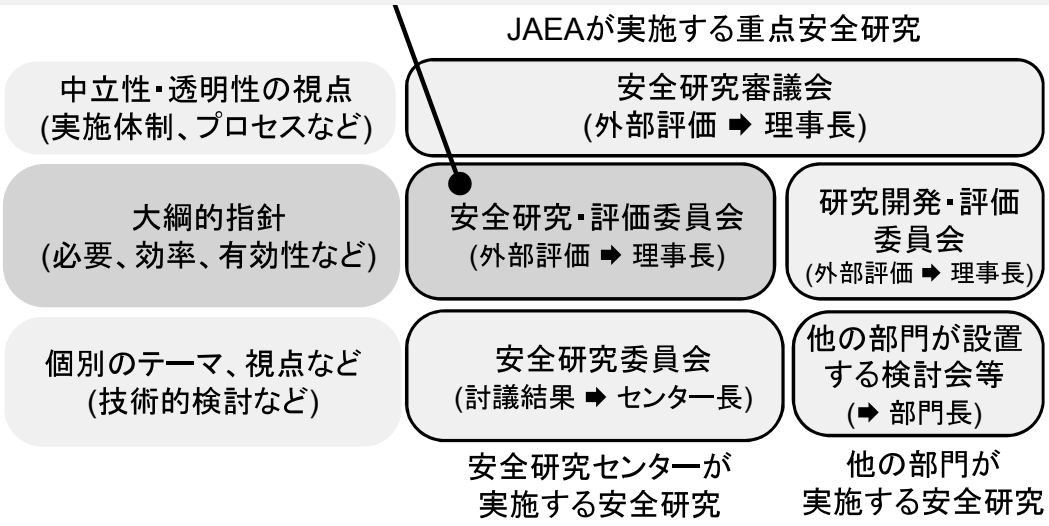
2. 委員会での評価の進め方(案)
   - 評価の対象
   - 安全研究センター全体の活動及び6研究分野の評価
   - 個別課題の評価

3. 今後のスケジュール(案)

委員会について紹介し、評価の進め方及びスケジュールを承認頂きたい。

1. 安全研究・評価委員会の目的と位置づけ

安全研究センターが実施する安全研究について独立した外部評価を実施する。
適切な区分、形式で適切な時期に評価を実施して、必要とされる他の評価や研究計画策定への活用を図る。
平成22年度に新設。



2. 委員会での評価の進め方(案)

【評価の対象】

(1)安全研究センター全体及び6研究分野の評価に加え、保安院/JNESの安全研究計画策定への対応するため(2)保安院からの受託研究については個別の評価を行う。

【評価のまとめ方】

対象の大きさ、必要な評価メッシュの細かさに応じた評価を行う。

(1)については、大綱的指針の評価項目例を参考に、大まかに良好点、課題などを挙げて頂き、他の評価委員会などのまとめ方に倣った様式で実施。

(2)については、上記安全研究計画の取りまとめを行うJNES原子力安全研究評価委員会と同様の様式で行う。

本年度は最初の試みでもあり、今後随時見直しを行う。

【評価の時期】

JAEAの中期計画に対応して、中間評価(H24年度末)、事後評価及び事前評価(H26年度末)を実施して理事長に答申し、公開報告書にとりまとめる。これらの評価に資するため、年度評価(今回はH22年度)を実施して、結果は、webに公開。委員会は原則1回/年度開催する。

【情報の管理】

実施中の受託研究を含むため、契約及び機構の規定に従った情報管理を行う。委員の皆さんには守秘義務履行の同意、資料の管理・回収への協力を依頼する。会議は非公開とする。

評価の対象

4

安全研究・評価委員会では、安全研究センター全体の活動及び6つ分野の研究活動に対する評価を実施。また、下表①～④の保安院からの受託研究については、保安院/JNESの研究評価システムが参酌可能な形式で個別の評価を実施。

	分野
	安全研究センターの研究活動について
1	軽水炉の高度利用に対応した新型燃料の安全性に関する研究 ① 燃料等安全高度化対策事業 ② 軽水炉燃材料詳細健全性調査の燃料部分
2	材料劣化・高経年化対策技術に関する研究 ③ 軽水炉燃材料詳細健全性調査の材料部分
3	軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する熱水力安全研究
4	核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究
5	放射性廃棄物に関する安全評価研究 ④地層処分の安全審査に向けた評価手法等の整備
6	リスク評価・管理技術に関する研究

安全研究センター全体の活動及び6研究分野の評価 - 評価の項目と観点(案) -

5

（基本方針）　**研究開発課題評価実施規程より**

研究開発課題の評価は、「国の研究開発評価に関する大綱的指針（平成20年10月31日内閣総理大臣決定）」（以下「大綱的指針」という。）及び「文部科学省における研究及び開発に関する評価指針（平成21年2月17日文部科学大臣決定）」を踏まえ適正かつ厳正に実施する。

大綱的指針に示された評価項目の例　（参考）研究開発課題の主要な類型の評価の実施方法

①「必要性」の観点からは、科学的・技術的意義、社会的・経済的意義、国費を用いた研究開発としての妥当性等

②「効率性の観点からは、計画・実施体制の妥当性、費用構造や費用対効果の妥当性、研究開発の手段やアプローチの妥当性等

③ 有効性の観点からは（見込まれる）成果に着目した目的・目標の設定とその達成度合い、（見込まれる）直接の成果の内容、（見込まれる）効果や波及効果の内容等

等が挙げられる。

文部科学省における評価指針見直しのポイント

① 優れた研究開発の成果を次の段階の研究開発に切れ目なく連続してつなげ、研究開発成果を国民・社会へ還元する、的確で実効ある評価を実施

② 研究者及び研究開発機関の研究開発への積極・果敢な取り組みを促し、また、過重な評価作業負担を回避する、機能的で効率的な評価を実施

③ 国際競争力の強化や新たな知の創造などに資する成果の創出を促進するよう、世界的な視点から評価を実施

安全研究センター全体の活動及び6研究分野の評価 - 評価のまとめ方(案) -

⑥

各委員に記載頂く評価シートの構成

分野	高く評価される点(+1)	改善を要する点(-1)	その他、今後への期待等
センター全体			
燃料分野			
・・・			
総合評価			
その他特記事項			

前項の必要性、効率性、有効性等の観点から、プラス要因、マイナス要因を挙げ、コメント頂く。

評価の取りまとめ様式

評価シートを集計し、要因点及びコメントをベースに分類し、委員にその妥当性を諮り、ご意見を踏まえて見直し、委員長の合意を得て最終版とする(メールベース)。下表はその暫定案。

分類例	要因点(暫定的目安)
特に優れている分野・項目	+5～
優れている分野・項目	+2～+4
普通の分野・項目	-1～+1
改善が望まれる分野・項目	～-2
新たに開始するあるいは取りやめるべき分野・項目	その他等より

個別課題に対する評価(案)

⑦

研究の枠組みと研究の成果について、JNES原子力安全研究評価委員会と同様の視点から各委員に評価頂く。
これを取り纏めてそれぞれの項目の評価及び総合評価結果とする。評価のまとめは原則として各位委員の評価結果の平均点に対応させ、委員長に諮る。

評価頂く項目と視点

評価項目	評価の視点
研究の枠組み	目的の妥当性
	目標の妥当性
	計画の妥当性
	外的条件の変化への対応
研究の成果	研究の進捗
	成果の範囲・量
	成果のレベル
	成果の活用
	成果の公表
総合評価	

まとめ方

個別課題	評価結果		コメント
①燃料・・	総合(I~V)	研究の枠組み(I~V)	
		研究の成果(I~V)	
②軽水炉・・の燃料部分	総合(I~V)	研究の枠組み(I~V)	
		研究の成果(I~V)	
③軽水炉・・の材料部分	総合(I~V)	研究の枠組み(I~V)	
		研究の成果(I~V)	
④地層処分	総合(I~V)	研究の枠組み(I~V)	
		研究の成果(I~V)	

個別課題①②に関しては2/23のJNES分科会に対応　2/21〆切
個別課題③に関しては3/9のJNES分科会に対応　3/1〆切
個別課題④に関してはいて3/4のJNES分科会に対応　3/1〆切

安全研究・評価委員会の委員構成と評価分野(案)

8

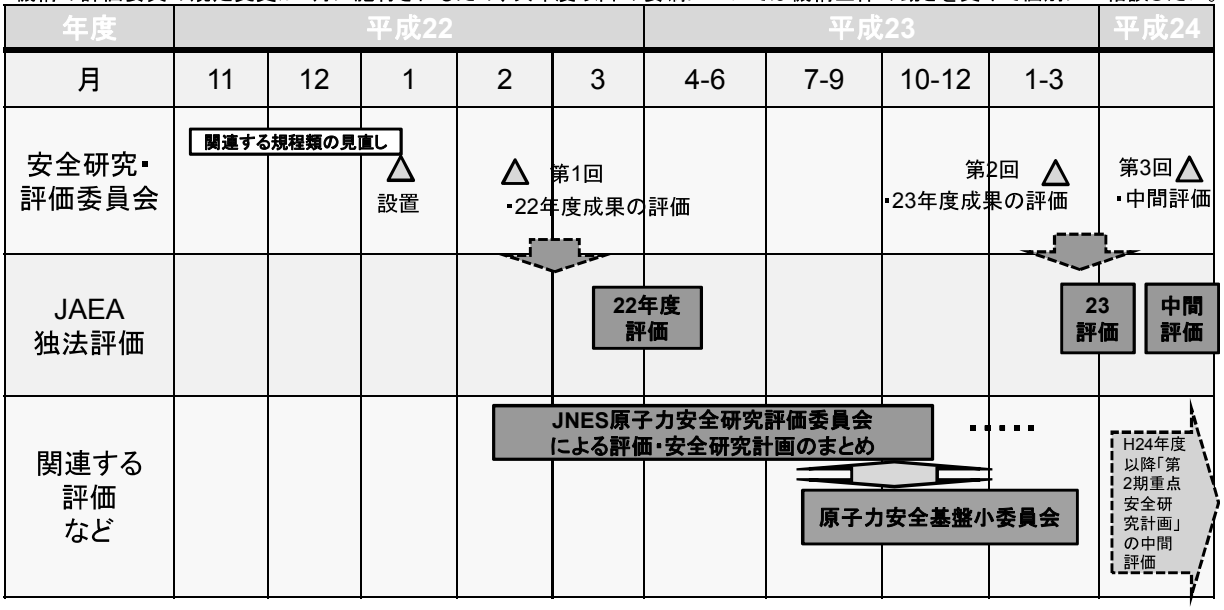
委員には全分野の評価をお願いし、得られた全ての評価を集計してとりまとめる。この際、委員会の開催日程などの都合で広範な研究分野の一部の評価が手薄となることを防止するため、6研究分野はそれぞれ最低4名の委員からの評価が含まれるように運営する。具体的には下表に示す通り、委員それぞれに各2研究分野(個別課題がある場合はそれを含む)を主担当頂きたい。なお、委員会は過半数の出席、その過半数の賛成で決定する。

	委員名	所　　属	燃料	材料	熱水	サイクル	廃	リスク
1	阿部清治	(独)原子力安全基盤機構 総括参事					○	○
2	阿部　豊	筑波大学大学院 構造エネルギー工学専攻 教授			○			○
3	浦田　茂	関西電力(株) 原子力事業本部 安全技術グループ　チーフマネジャー		○	○			
4	大江俊昭	東海大学 工学部原子力工学科 専任教授				○	○	
5	鹿島光一	(財)電力中央研究所 軽水炉高経年化研究総括プロジェクトリーダー・首席研究員		○		○		
6	関村直人	東京大学大学院 工学系研究科 原子力国際専攻 教授	○	○				
7	田中　知	東京大学大学院 工学系研究科 原子力国際専攻 教授				○	○	
8	藤城俊夫	(財)高度情報科学技術研究機構 参与	○				○	
9	巻上毅司	東京電力(株) 原子力設備管理部 燃料設計グループマネージャー	○		○			
10	山口　彰	大阪大学大学院 工学研究科 環境・エネルギー工学専攻 教授			○			○
11	山中伸介	大阪大学大学院 工学研究科 環境・エネルギー工学専攻 教授	○	○				
12	山根義宏	名古屋大学 名誉教授（東京工業大学 原子炉工学研究所 客員教授）				○		○

3. 今後のスケジュール(案)

9

・本年度の評価のまとめは、個別課題①②:2/21、③④:3/1、分野評価:3/7〆切で集計し、メールベースで確認頂く。とりまとめ結果を年度内に随時まとめ、各種外部評価等への活用を図る。
・来年度は23年度評価、24年度は中間評価を実施予定。
・機構の評価委員の規定変更が4月に施行されるため、次年度以降の委嘱については機構全体の動きを受けて個別にご相談したい。



(10)

国の研究開発評価に関する大綱的指針（抜粋）

平成20年10月31日
内閣総理大臣決定

第１章 基本的考え方

１．評価の意義

研究開発評価は、国際的に高い水準の研究開発、社会・経済に貢献できる研究開発、新しい学問領域を拓く研究開発等の優れた研究開発を効果的・効率的に推進するために実施する。研究開発評価の意義は、次のとおりである。

① 研究開発をその**評価の結果に基づく適切な資源配分**等を通じて次の段階の研究開発に連続してつなげるなどにより、研究開発成果の国民・社会への還元の効率化、迅速化に資する。

② 評価を適切かつ公正に行うことにより、**研究者の創造性が十分に発揮されるような、柔軟かつ競争的で開かれた研究開発環境の創出**など、より良い政策・施策の形成等の効果が得られる。

③ 評価を支援的に行うことにより、**研究開発の前進や質の向上、独創的で有望な優れた研究開発**や研究者の発掘、研究者の意欲の向上など、研究開発を効果的・効率的に推進する効果が得られる。

④ **評価結果を積極的に公表**し、優れた研究開発を社会に周知することにより、研究開発に国費を投入していくことに関し、**国民に対する説明責任**を果たし、広く国民の理解と支持が得られる。

⑤ **評価結果を適切に予算、人材等の資源配分に反映**することにより、**研究開発を重点的・効率的に行う**ことができる。

参考1

(11)

文部科学省における研究及び開発に関する評価指針（抜粋）

平成21年2月17日
文部科学大臣決定

第1章 基本的考え方

1．1 評価の意義

評価は、貴重な財源をもとに行われる研究開発の質を高め、その成果を国民に還元していく上で重要な役割を担うものである。評価により、新しい学問や研究の領域を拓く研究開発、世界的に高い水準にある研究開発、社会・経済の発展に貢献できる研究開発等の優れた研究開発を効果的・効率的に推進することが期待できる。

評価は主として以下の意義を有し、評価に関係する者は、これらの実現を目指して評価を行うものとする。

1. 創造へ挑戦する研究者を励まし、優れた研究開発を積極的に見出し、伸ばし、育てること。
2. 研究者の創造性が発揮されるような、柔軟かつ競争的で開かれた研究開発環境を創出すること。
3. 研究開発施策等の実施の当否を、社会への影響にも配慮した幅広い視点から適切に判断するとともに、より良い施策の形成に資すること。
4. 評価結果を積極的に公表し、研究開発活動の透明性を向上させることにより、研究開発に国費を投入していくことに関し説明する責任を果たし、広く国民の理解と支持を求めること。
5. 評価結果を適切に反映することにより、重点的・効率的な予算、人材等の資源配分等を実現し、限られた資源の有効活用を図ること。また、既存活動の見直しにより新たな研究開発への取り組みの拡大を図ること。

http://www.mext.go.jp/a_menu/kagaku/hyouka/1260355.htm

参考2

資料No.安研評委1ー3

平成22年度の安全研究センターの研究活動について

平成23年2月17日

第1回安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

原子力機構の中期目標（平成22年4月-27年3月）

4. 原子力の研究、開発及び利用の安全の確保と核不拡散に関する政策に貢献するための活動

(1)安全研究とその成果の活用による原子力安全規制行政に対する技術的支援
原子力安全規制行政を技術的に支援することにより、我が国の原子力の研究、開発及び利用の安全の確保に寄与する。

- 原子力安全委員会の「原子力の重点安全研究計画(第2期)」（平成21年8月決定）を踏まえ、同委員会及び規制行政機関からの技術的課題の提示又は要請等を受けて、安全研究を行い、これら規制行政機関の指針類や安全基準の整備等に貢献する。
- 関係行政機関等の要請を受け、原子炉施設等の事故・故障の原因究明、安全の確保に協力する。

1

原子力機構の中期計画（平成22年4月-27年3月）

3. 原子力の研究、開発及び利用の安全の確保と核不拡散に関する政策に貢献するための活動

(1) 安全研究とその成果の活用による原子力安全規制行政に対する技術的支援

水軽水炉発電の長期利用に備えた研究を行う。重点安全研究計画（第2期）等に沿って安全研究や必要な措置を行い、中立的な立場から指針類や安全基準の整備等に貢献する。規制支援に用いる安全研究の成果の取りまとめ等に当たっては、中立性・透明性の確保に努める。なお、実施に当たっては外部資金の獲得に努める。

1) **リスク評価**・管理技術に関する研究
2) 軽水炉の高度利用に対応した新型**燃料の安全性に関する研究**
3) 軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する**熱水力安全研究**
4) **材料劣化・高経年化**対策技術に関する研究
5) **核燃料サイクル施設の安全評価**に関する研究
6) **放射性廃棄物に関する安全評価**研究
7) 関係行政機関等への協力

2

安全研究に関するJAEAの平成22年度計画

4. 原子力の研究、開発及び利用の安全の確保と核不拡散に関する政策に貢献するための活動

(1)安全研究とその成果の活用による原子力安全規制行政に対する技術的支援

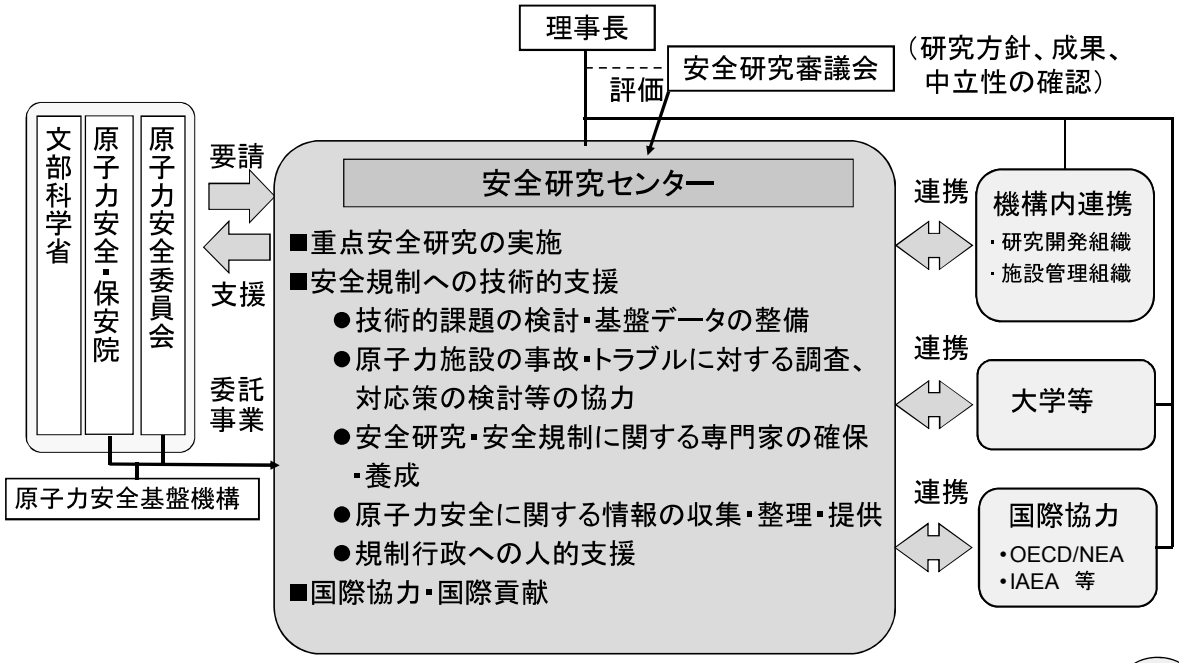
原子力安全委員会の定める「原子力の重点安全研究計画（第2 期）」等に沿って、独立性に配慮して他の開発推進部門と区分された組織である安全研究センターを中心に安全研究を実施し、中立的な立場から指針類や安全基準の整備等に貢献する。これを効率的に進めるために国際協力を活用する。安全研究の成果を基に行う規制支援の中立性・透明性を確保するため、外部の専門家・有識者で構成される「安全研究審議会」において、安全研究の実施計画、成果及び安全規制への反映状況の評価を受ける。

1) リスク評価・管理技術に関する研究
2) 軽水炉の高度利用に対応した新型燃料の安全性に関する研究
3) 軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する熱水力安全研究
4) 材料劣化・高経年化対策技術に関する研究
5) 核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究
6) 放射性廃棄物に関する安全評価研究
7) **関係行政機関等への協力**

安全基準、安全審査指針類の策定等に関し、原子力安全委員会や関係する規制行政庁への科学的データの提供等を行う。また、原子力施設等の事故・故障の原因究明のための調査等に関しても、関係行政機関等からの個々具体的な要請に応じ、人的・技術的支援を行う。さらに学協会における規格の整備等に貢献する。

3

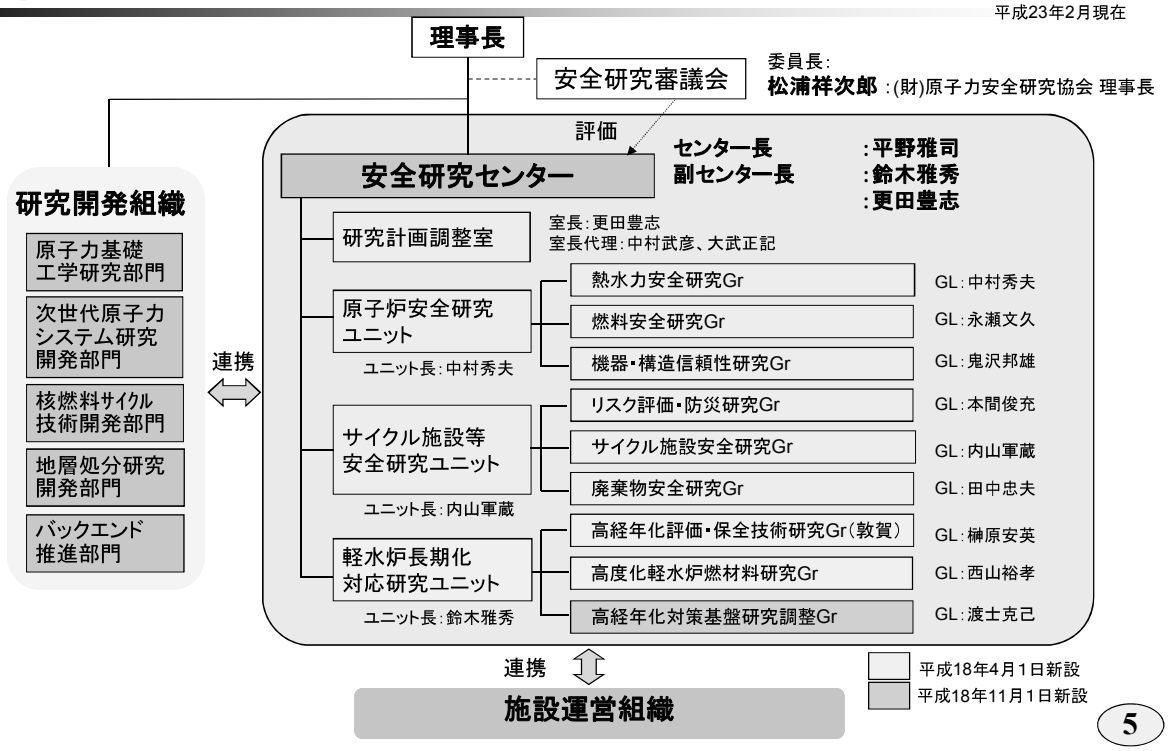
安全研究の推進体制



4

安全研究センターの組織

平成23年2月現在



5

安全研究センターの活動 (1/2)

【安全研究の中立性・透明性の確保】

●安全研究審議会　第8回会合を開催（平成22年12月24日）
- 「原子力の重点安全研究計画」(第1期、H17−21年度)の事後評価を実施
- 安全研究の評価を合理的に実施するための安全研究審議会の役割の見直しについて審議

【国際協力】

●海外機関（OECD/NEA）の委員会等の委員：8名
●国際協力研究：8件（OECDハルデン、OECD/NEA、フランスIRSN、IAEA、KAERI）
●海外機関への派遣：1名（OECDハルデン原子炉計画に関する協定）

【関係行政機関等への協力】

●科学的データ、知見の提供　→　研究分野毎に記載。
●委員会等を介した貢献
- 国（原安委、文科省、経産省等）：34名
- 地方公共団体（青森県、茨城県、新潟県、福島県）：6名
- 学会等（日本原子力学会、日本機械学会等）：53名
- その他関係機関（JNES、原子力安全技術センター等）：45名

【機構内外の組織との連携・協力】

●機構内連携：ROSA/LSTF、JMTR、NSRR、RFEF、NUCEFなどの基盤施設を活用した研究を推進
●産学との共同研究：10件（大学や企業等）
●委託研究：2件（大学）

注）数字は22年度のうち平成22年12月末現在のもの

6

安全研究センターの活動 (2/2)

【人材育成への貢献】

●客員教授や非常勤講師等として連携大学院や専門職大学院へ20名派遣
●外部講師として財団法人や一般企業へ7名派遣
●原子炉安全研修等の講師として34名派遣
●フランス、バングラディシュから外国人研究者を各1名受け入れ

【広報活動等】

●安全研究センター成果報告会の開催
- 平成23年1月14日、東京・富士ソフトアキバプラザにて開催
- 若手～中堅研究員による4件の技術講演及び各研究グループによるポスター発表
- 官庁、大学、研究機関、電力、メーカーから約100名が出席
- 講演資料、質疑応答内容、アンケート集計結果等を報告書にまとめて公開する予定

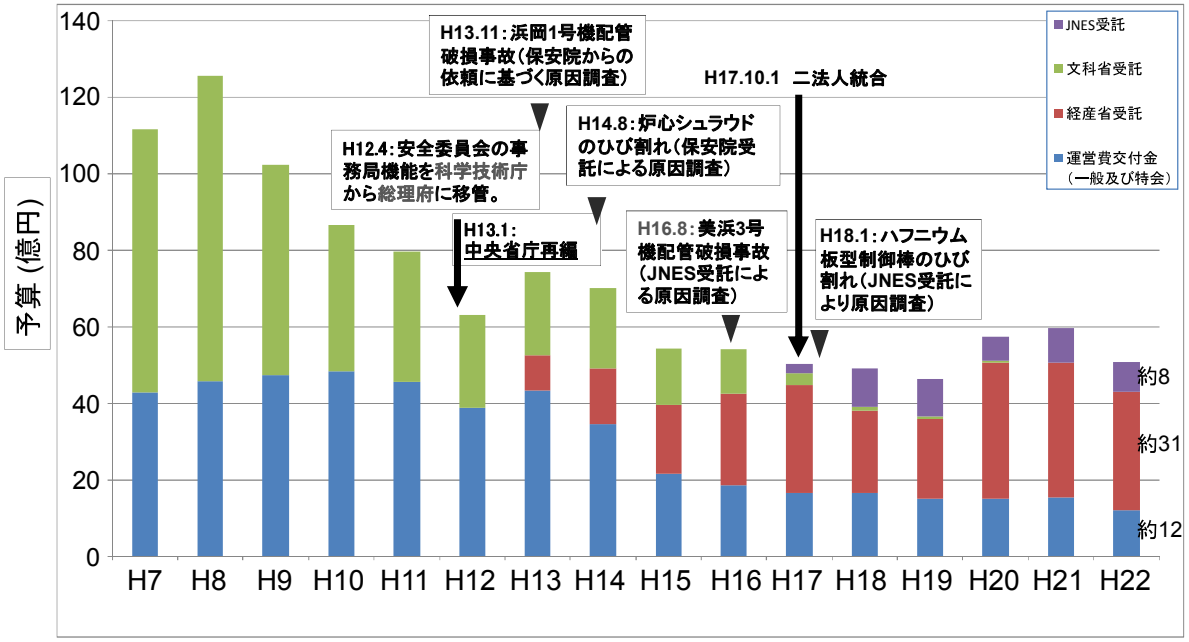
講演題目
- 安全研究センターにおける研究の概要
- より高度な軽水炉利用に向けた燃料安全研究
  ー原子炉安全性研究炉NSRRを用いた事故時燃料挙動の解明ー
- 軽水炉の安全向上に向けた熱水力安全研究
  ーROSA/LSTF軽水炉システム実験を通じた熱水力解析手法の検証ー
- 核燃料物質の安全かつ効率的な取り扱いに向けた臨界安全研究
  ー臨界量データの取得、解析手法の検証、安全担保の枠組みー
- 緊急時計画の実効性向上に向けた原子力防災研究
  ー確率論的安全評価（PSA）手法を用いた緊急時計画とその実現可能性の検討ー

●論文数‥査読付論文：21、査読無論文：16、研究開発報告書：9
●プレス関係：発表2件（幌延地区におけるボーリング調査）、取材1件（研究炉について）

注）数字は22年度のうち平成22年12月末現在のもの

7

安全研究センター関連予算

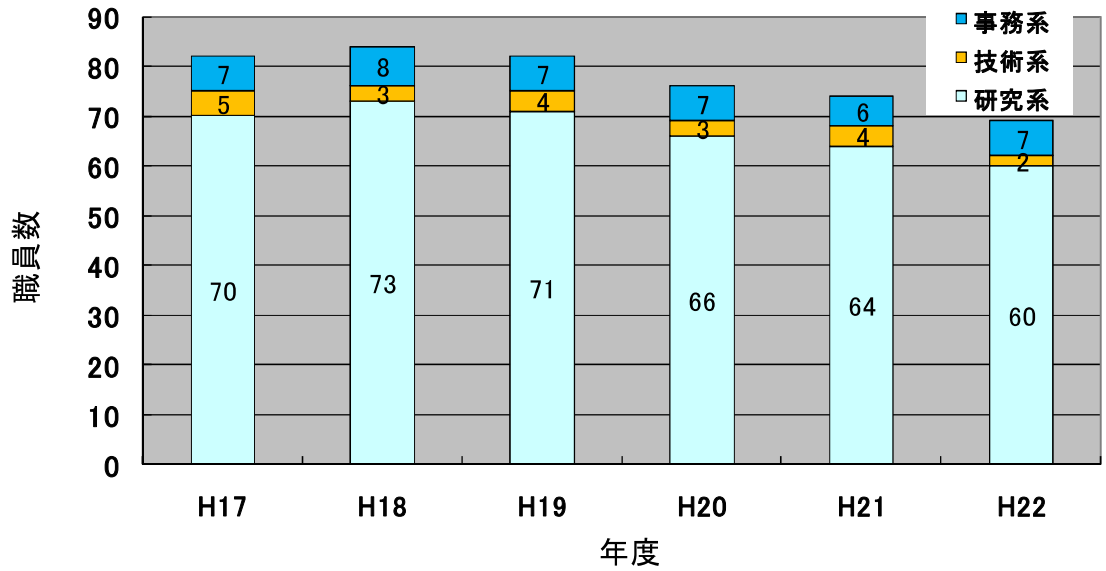


（注）1. H17以前については、旧日本原子力研究所の安全研究予算を示す。
2. 一般会計予算は、「安全性研究費」から「電子計算機の管理と利用」及び「環境安全性研究費」を差引いた金額。
3. 文科省特会受託は、安全性試験研究センター受託分のみを積算。

8

安全研究センターの人員：職員数の推移

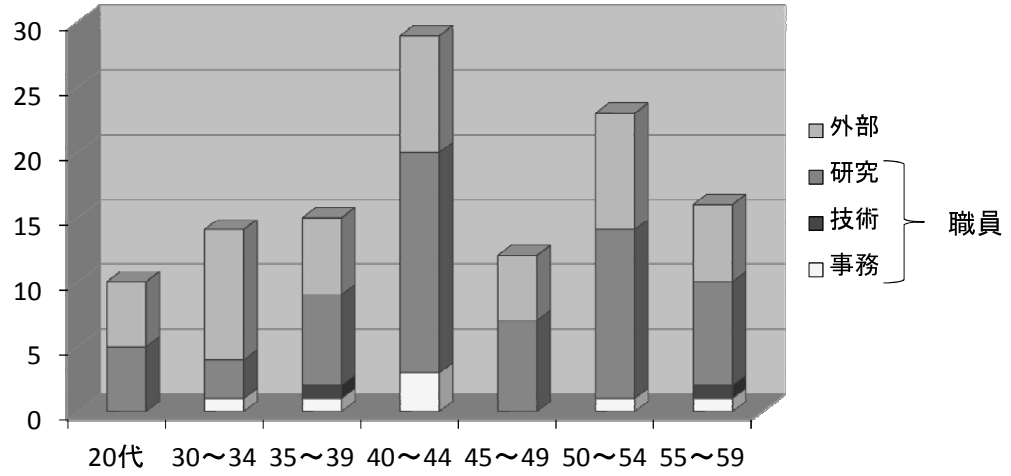
平成22年10月1日現在



9

安全研究センターの人員：平成22年度 年齢構成

受託事業推進のために外部から採用する特定課題推進員等の数は、研究系職員と同程度。



安全研究センター：職員数120名（職員69人（事務職7人）、外部51人）
※主任研究員21名(内研究主幹8名）、副主任研究員17名（内研究副主幹16名）

10

安全研究センターの経営方針 (1/3)

別添1-1

平成20年10月、当センターは「安全研究センターの将来展望 ― 今後の5～10年を俯瞰して ―」を取りまとめた。これは、「目標」と「4つのミッション」、それを達成するための「4つの戦略」からなる。

目標

- 安全規制の目的は「災害を防止し公共の安全を図る」ことにあり、安全研究センターが行う安全研究の目的は、
  - 最新の科学・技術的知見を取得し科学的・合理的な安全規制に資することにある。
- 安全研究の遂行に当たっては、科学・技術的な判断に基づいた情報を発信するとともに、第三者による研究の内容やプロセスの検証を可能にする透明性を確保し、国民からの強い信頼が得られるよう努める。

11

安全研究センターの経営方針 (2/3)

別添1-2

4つのミッション

- **喫緊の課題への対応**
  - 軽水炉の高度利用（燃料の高燃焼度化、プルサーマル、長サイクル運転、出力増強等）での安全確保、高経年化対策、廃棄物処分等の課題に対応し、指針、基準類の策定等に貢献。
  - リスク情報に基づく規制の導入を技術的に支援。
- **中長期的課題への対応（新型炉の安全研究等）**
  - 新型炉の安全評価研究：機構内の関連部門や産業界、国際活動と連携して、早い段階から着手。「次世代軽水炉」の開発とも可能な連携を図る。基盤の維持にも有効。
- **安全を支える人材の育成**
  - 個別分野での技術力に加えて、「安全の論理に関する知見とその適用能力」が不可欠。学協会等とも連携して、両者を備えた人材の育成に取り組む。
- **施設基盤の維持**
  - 「施設の維持」は国際的共通課題。機構内の多様な技術基盤を活用して多角的な研究資源の獲得に努める。国際社会とも連携する。
    ➡ ROSA/LSTF, JMTR, NSRR, RFEF, NUCEF, 常陽等

12

安全研究センターの経営方針 (3/3)

別添1-3

4つの戦略

- **産業界との協力の強化**
  - 開発側、規制側ともR&D予算が減少する環境下、資金分担を含む共同研究（マッチングファンド）等を推進。規制の独立性に留意。
  - 産官学連携の推進：民間規格策定、ロードマップ策定等。
- **基盤的・先行的研究の強化**
  - 新型炉に関する試験研究、新しい安全評価手法の開発等も積極的に推進。国際協力活動とも連携。研究資金の多様化を進める。
    ⇒「若手研究者にとって魅力のある安全研究」へ
- **伝統的な研究グループ内での活動から、その枠を超えた協働へ**
  - サイクル施設のリスク情報活用では、発電炉のPSAの専門家との協働が不可欠。廃棄物処分の安全論理の構築では、発電炉での経験を活用。
    ⇒ 安全に関する技術能力の高い「研究者小集団」を目指す。
- **国際協力活動へのより積極的な参加**
  - 国際的なニーズに合致したプロジェクトを提案。国際的な役割分担による研究の効率化を進める。
  - 各国研究者との交流による人材育成・技術力の向上、国際的ネットワークの構築。国際社会で活躍できる人材を長期計画で育成。

13

「安全研究」の定義と技術基盤の維持の必要性

別添2

原子力の重点安全研究計画（第２期）

平成21年8月　原子力安全委員会

- 「安全研究」は、安全規制活動の科学技術的基盤を確立し、安全規制活動の向上を目的として行われる研究の総称である。
- 安全研究を実施し、その成果を活用することにより、科学的合理性において優れた、効果的・効率的な安全規制活動が期待される。また、そのような活動により、原子力の安全確保に関する国民の信頼の醸成が期待される。
- 安全研究によってこれらの効果を実現するためには、規制側と研究側との適切な連係が必要であり、そのための専門的能力や、研究施設、研究の運営・管理のための組織を将来にわたって確保することが不可欠である。

14

機構外秘

資料No.安研評委1－4

軽水炉の高度利用に対応した新型燃料の安全性に関する研究

－平成22年度評価－

平成23年2月17日

第1回安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

本資料は、現時点では秘密情報が含まれているため「秘密文書」扱いとなっておりますが、平成23年度以降所定の手続き後、公開いたします。

研究計画の枠組みと実施状況

【研究目的】

軽水炉の高度利用に対応した改良型燃料など新型燃料の安全性に関するデータ及び知見を整備し、安全評価技術を高精度化することにより、安全審査に用いられる基準等の高度化に貢献する。

【第2期中期計画】

近い将来に規制の対象となる新型燃料などの安全審査や基準類の高度化に資するため、異常過渡時及び事故時の破損限界や破損影響などに関する知見を取得し、解析コードの高精度化を進める。

【対応する重点安全研究課題】

II. 原子炉施設分野　○安全評価技術

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。特に重点化すべき研究事例として、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。

原子力機構に期待する研究: 燃料の高度化に対応した安全評価技術の整備と原子炉安全性研究炉NSRR、RFEF(燃料試験施設)などを利用したデータベースの拡充・解析コードの整備

【平成22年度計画】

新型燃料の事故時挙動評価に向けてNSRRでのパルス照射実験等により反応度事故(RIA)時のFPガス放出に関するデータ等を拡充するとともに、RIA時燃料挙動解析コードの予測精度を高めるため被覆管表面熱伝達モデルについて整備を進める。また、燃料の安全性に関する基盤的研究を開始し、被覆管の腐食や水素脆化に関する知見を取得する。さらに、異常過渡時の試験を実施するための照射装置をJMTRに整備する。

【実施体制】

NSRRやRFEFなどを活用して、高燃焼度燃料やMOX燃料を対象としたRIA及びLOCA時燃料挙動模擬実験や機械特性試験などにより、基準等の高度化や安全審査に必要な事故時挙動に関する知見を取得する。

高燃焼度燃料に特有な現象に関しモデルの改良等を行い、原子力機構が有する通常運転時及び事故時の燃料挙動解析コード(FEMAXI及びRANNS)の開発を進め安全評価手法を高精度化する。

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

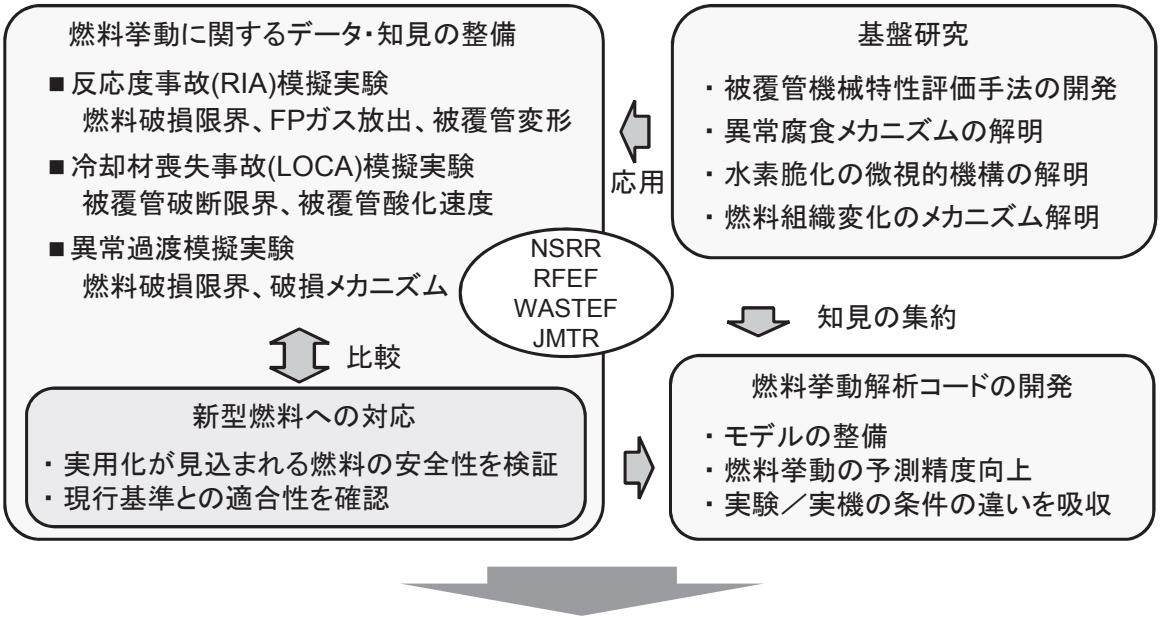
なし。

【進捗状況】

計画通り進捗している。

2

燃料安全研究の全体像



- 安全評価技術の高精度化
- 安全基準等の高度化

3

研究の実施内容と成果の概要(1/2)

【平成17～21年度の概要】

- RIA時の燃料破損しきい値及びLOCA時被覆管時破断限界に関するデータの燃焼度範囲を拡張し、高燃焼度化に際する安全審査のための知見を蓄積するとともに、現行基準適用性を確認した。
- 水素集積領域を起点とした高燃焼度PWR燃料のRIA時破損メカニズム等、高燃焼度燃料特有の現象に関する知見を取得し、被覆管酸化膜厚さがRIA時の燃料破損に対する指標となることを示した。
- FEMAXI及びRANNSの開発を進め、通常運転時のFPガスバブルの成長予測、RIA時のFPガス放出や被覆管変形量等に関する改良と実験データを用いた検証を行い高精度化を進めた。
- 燃料の破損を防止するための具体的要求事項を提案し原子力安全委員会の燃料関連指針類検討小委員会報告書の原案作成に協力した。

4

研究の実施内容と成果の概要(1/2)

【平成22年度の実施内容、達成目標と成果】

実施内容	達成目標	成果
①事故条件を模擬したNSRRパルス照射実験等を行うとともに、RIA時のDNB発生予測モデルを燃料挙動解析コードに実装する。	①RIA時のFPガス放出及び被覆管変形、LOCA時の被覆管水素吸収に関するデータを取得するとともに、RIA時燃料挙動解析コードのDNB発生予測精度を向上させる。	①BWR燃料被覆管のRIA時破損メカニズム、RIA時の被覆管変形及びFPガス放出、温度履歴に依存したLOCA時の水素吸収、改良型被覆管のLOCA時破損限界などに関するデータを取得した。解析コードRANNSに被覆管表面熱伝達モデルを実装しDNB発生に関する検証を行い精度の向上を確認した。
②被覆管の異常腐食及び水素脆化に関する基盤的研究を開始する。	②被覆管水素化の微視的機構やBWR被覆管の異常腐食に関する知見を取得する。	②高燃焼度BWR燃料被覆管における水素化物の析出形態、腐食に及ぼす照射、材料組成、冷却材中溶存酸素濃度の影響に関する知見を得た。RIA時の多軸応力負荷条件を模擬し被覆管の変形や破壊挙動を調べるための機械試験を開始した。
③改良型燃料試験の実施に必要な準備を進める。	③比較データの取得、照射装置の整備、試験燃料の入手を行う。	③未照射燃料や現行型燃料を用いた比較データの取得、JMTRにおける照射装置の整備、欧州照射改良型燃料の入手を計画通りに行った。

5

研究の実施内容と成果の概要(2/2)

【成果の活用】

- 高燃焼度燃料やMOX燃料のRIA及びLOCA時燃料挙動や破損しきい値等の知見は、現行基準の高燃焼度燃料や新型燃料への適用性確認や見直しに活用される。
- 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ている。
- 原子力安全委員会の燃料関連指針類検討小委員会報告書の原案作成に協力するなど、安全審査指針類の体系化にも大きく貢献している。
- 高燃焼度燃料の通常時挙動に関する解析コードFEMAXIはクロスチェック用解析コードとなっている。。

【成果の公開】(平成22年度)

- T. Fuketa, F. Nagase, T. Sugiyama, M. Amaya, “Behavior of High Burnup LWR Fuels during Design-basis Accidents; Key Observations and an Outline of the Coming Program”, Proc. 2010 LWR Fuel Performance Meeting/Top Fuel/WRFPM, Orlando, USA, September 26-29 (2010)など、論文4件、技術報告2件、国際会議報告20件、口頭発表6件、受託報告書等2件。

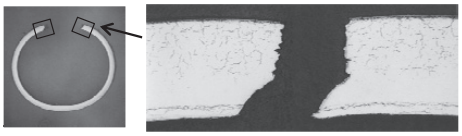
6

主な成果 (1/2)

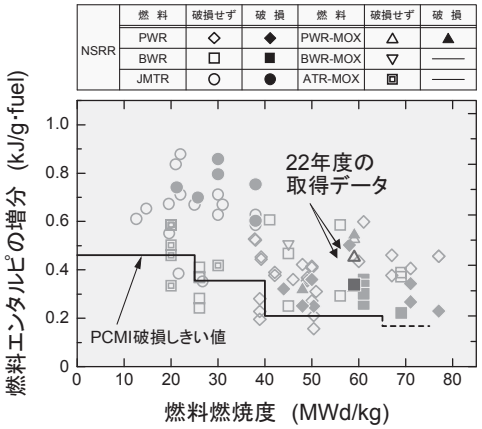
【主な成果】　反応度事故(RIA)時の燃料挙動

- ✓ 室温条件（約20℃）でのRIAにおける高燃焼度9x9型BWR燃料の破損限界及び破損時のFPガス放出に関するデータを取得した。また、同じ燃料を用いた高温（約280℃）実験により、高温条件で破損限界が増大することを明らかにした。
  - ⇨ より合理的な安全基準の策定に際しベースとなる知見を提供
- ✓ 高燃焼度PWR-MOX燃料について、RIA時のFPガス放出率、被覆管変形等のデータを取得。
  - ⇨ 高燃焼度化に備えたデータ拡充
- ✓ 燃料過渡挙動解析コードRANNSにDNB（沸騰遷移）発生予測モデルを実装し、実験データとの比較により検証を行った。
  - ⇨ 燃料温度、変形、FPガス放出等、事故時燃料挙動の予測精度向上

室温実験で破損した高燃焼度BWR-UO_2燃料



被覆管の断面　　破損部の拡大写真



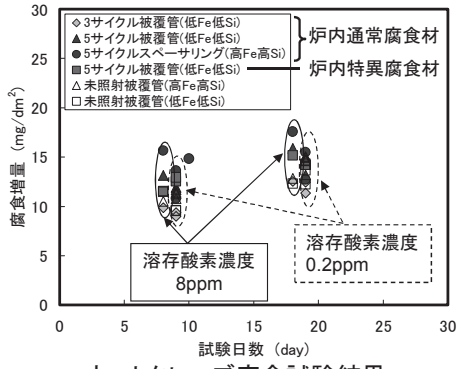
7

主な成果 (2/2)

【主な成果】

高燃焼度BWR燃料被覆管の異常腐食挙動

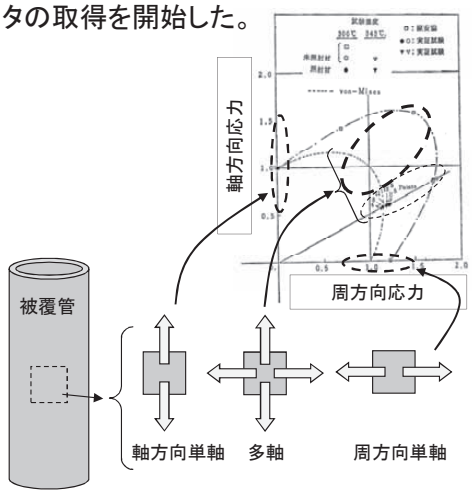
- ✓ 腐食に及ぼす水質、材料、照射の影響を調査。
- ✓ 照射材を用いたオートクレーブ試験を実施。溶存酸素濃度（0.2～8ppm）は腐食挙動に大きな影響を及ぼさないことを明らかにした。
- ✓ 腐食増量は、未照射材、3サイクル照射材に比べ5サイクル照射材が大の傾向。照射に伴う材料の変質と腐食の加速との関係を示す結果を得た。



オートクレーブ腐食試験結果

被覆管多軸応力負荷試験

- ✓ RIA時にペレットから被覆管が受ける多軸応力を模擬できる試験機を製作し、多軸応力負荷条件における機械特性データの取得を開始した。



多軸応力負荷試験で主に対象としている応力領域(◌)

8

機構外秘

資料No.安研評委1－5

材料劣化・高経年化対策技術に関する研究

－平成22年度評価－

平成23年2月17日

第1回安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

本資料は、現時点では秘密情報が含まれているため「秘密文書」扱いとなっておりますが、平成23年度以降所定の手続き後、公開いたします。

1

研究計画の枠組みと実施状況

【研究目的】

軽水炉の運転実績は最長で40年を経過し、今後も引き続き長期供用が検討されていることから、このような長期供用に対する安全確保の確認を行うため、材料の経年劣化事象の予測評価、長期供用機器の健全性評価手法、予防保全技術の高度化等に関する技術基盤の整備を行う。

【第2期中期計画】

原子炉機器における放射線や水環境下での材料の経年劣化に関して実験等によるデータを取得し予測精度の向上を図るとともに、高経年化に対応した確率論的手法等による構造健全性高度評価手法及び保全技術の有効性評価手法を整備する。

【対応する重点安全研究課題】

- 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に関わるシミュレーション技術に関する研究

【平成22年度計画】

原子炉圧力容器鋼の破壊靱性低下の評価法等に関するデータを取得する。照射環境下での応力腐食割れ試験等に必要な技術開発と設備の整備を進める。構造不連続部等の確率論的破壊力学解析手法の整備に着手する。ふげん実機材等を使用して、2相ステンレス鋳鋼の熱時効脆化に関するデータを取得する。

【実施体制】

運営費交付金予算を中心として実施するプロパー研究においては、照射脆化やIASCC等の材料劣化の機構解明に関わる試験研究を、照射試験炉センターや原子力基礎工学研究部門等と連携して実施するとともに、シミュレーションに関してシステム計算科学センター等との連携により研究を実施する。構造信頼性評価手法に関しては、第1期の成果であるPFM解析コードの改良･活用方策を推進するとともに、構造材料不連続部に対する適用性の検討を進める。

また、上記プロパー研究での成果や連携体制を活かして、JNESから安全研究センターが窓口となり外部資金を獲得し、ホット試験施設等の研究開発拠点や前記の連携により効率的に試験研究を実施する。「ふげん」調査に関しては、安全研究センターと原子炉廃止措置研究開発センターが福井大学と連携して「ふげん」での長期供用材料を利用する研究に取組む。

保安院からの受託事業として、第1期に引続き、軽水炉燃材料詳細健全性調査では、原子力基礎工学研究部門、照射試験炉センターやホット試験施設と緊密に連携を取り、改修後のJMTRを利用した照射脆化及び照射下SCCに関する試験研究を実施する。

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

特になし。

【進捗状況】

平成22年度の計画は順調に進捗している。

2

研究の実施内容と成果の概要(1/2)

【平成17～21年度の概要】

- 原子炉圧力容器鋼の健全性評価に必要な破壊靭性評価手法に関して、試験片寸法効負荷速度効果や高脆化材評価法に関するIAEA国際協力研究(CRP)に参加し、破壊靭性試験の結果を提供するとともに、成果報告書の一部を執筆した。
- 廃止措置段階にある「ふげん」発電所の実機配管の減肉測定及び熱流動解析、減肉予測解析を行い、配管減肉データベースを構築した。また、「ふげん」のポンプ、バルブ等の実機材料が熱時効脆化の評価に役立つことを確認した。
- 原子力安全・保安院からの受託事業「確率論的構造健全性評価調査」においては、原子炉圧力容器の照射脆化を考慮した破壊確率評価のために開発したPFM解析コードについて、国内の規格·基準類に準拠して標準的解析手法を整備し、平成19年度日本原子力学会賞技術賞を受賞した。このPFM解析コード等による破損確率に基づく健全性確認に関して、規制基準等への活用方策を提示した。
- 原子力安全・保安院からの受託事業「軽水炉燃材料詳細健全性調査」においては、炉内構造物のIASCCの進展挙動や長期照射による原子炉圧力容器鋼の破壊靭性変化等を調べるための照射試験装置の整備、試験に必要な技術開発、未照射材の特性試験等を計画通り進めた。

【平成22年度の実施内容、達成目標と成果】

実施内容	達成目標	成果
①原子炉圧力容器鋼の破壊靭性低下評価法等に関するデータを取得	①原子炉圧力容器クラッドの照射脆化データを取得。微小試験片により破壊靭性寸法効果データを取得	①クラッド鋼照射材のミクロ組織分析等により、中性子照射脆化機構に関するデータを取得
②構造不連続部等の確率論的破壊力学解析手法の整備に着手	②不連続部の残留応力解析法を整備し、破壊力学解析手法の適用性についての知見を取得	②構造不連続部における残留応力解析手法の整備をほぼ完了。PFM解析コード改良とベンチマーク解析を実施
③ふげん実機材等を使用し、2相ステンレス鋳鋼の熱時効脆化データを取得	③ふげんの配管減肉データを公開。低温長時間熱時効脆化の基礎データ取得	③ふげんの配管減肉データを公開。低温長時間熱時効脆化の基礎データ取得
④原子炉圧力容器鋼溶接熱影響部(HAZ)の照射後試験データの取得及び健全性評価手法の整備を実施	④HAZの照射後データを取得し、HAZ非均質性を考慮した確率論的手法に基づく健全性評価手法を整備	④HAZの照射後データを取得。HAZ非均質性を考慮した健全性評価手法を整備

3

研究の実施内容と成果の概要(2/2)

【平成22年度の実施内容、達成目標と成果】（つづき）

実施内容	達成目標	成果
⑤粒界脆化シミュレーション及び確率論的評価手法の検討	⑤リン偏析シミュレーションにより粒界脆化の発生条件を明確化。高経年化評価への確率論の適用性確認	⑤粒界脆化の発生条件を明確化するとともに、高経年化技術評価への確率論評価手法の適用性を確認
⑥配管に過大な地震荷重が負荷された場合のき裂進展試験データを取得	⑥圧縮・引張荷重がき裂進展に与える影響の評価とき裂進展評価手法の検討	⑥過大な圧縮・引張荷重による疲労き裂進展試験データを取得し、その過大荷重の影響を考慮したき裂進展評価手法を提案
⑦照射下SCC試験に必要な技術開発及び設備の整備(「軽水炉燃材料詳細健全性調査」)	⑦照射下でのSCC試験に必要な技術開発と試験設備の整備	⑦照射下でのSCC試験に必要な技術を開発し、試験設備を整備

【成果の活用】

- 原子炉圧力容器鋼の破壊靭性評価手法に関して、破壊靭性マスターカーブ法の国際標準化に寄与するとともに、日本電気協会の破壊靭性試験法規格(JEAC4216)の策定に貢献。
- 整備したPFM解析コードについて、安全規制へのリスク情報活用や規格基準類の高度化等に向けて、JNES等に提供し、ベンチマーク解析を通して信頼性を確認。リスク情報を活用した供用期間中検査の実施に向けた産官の勉強会へ技術情報として提示。
- 原子炉圧力容器の監視試験に対する溶接熱影響部試験片の必要性を判断するための技術的知見（照射脆化感受性に関するデータ、健全性評価法等）を提示。

【成果の公開】（平成22年度）

- 論文　8件、技術報告　2件、国際会議報告　8件、口頭発表　10件、受託報告書等　6件。

4

主な成果 (1/3)

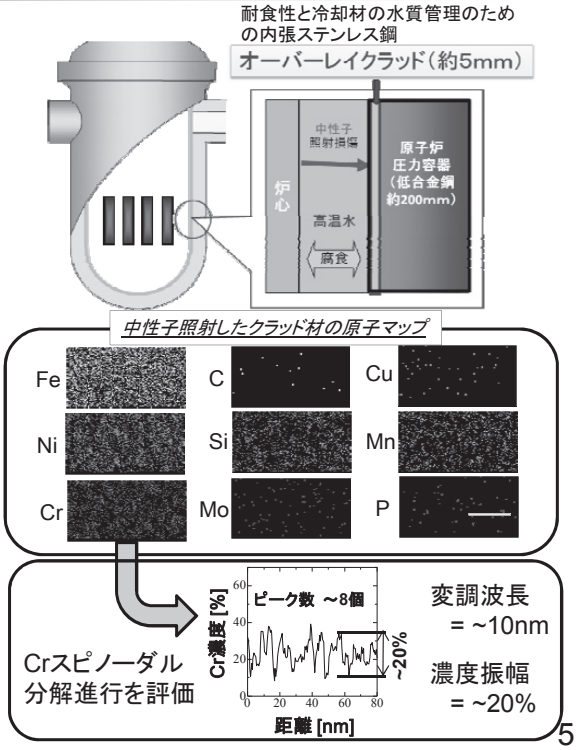
【主な成果】 ステンレスオーバーレイクラッド鋼の中性子照射によるミクロ組織変化

- ✓ 低合金鋼製の原子炉圧力容器の耐食性を担保する内張りであり厳しい照射環境にあるにも拘らず、これまで照射による組織変化に関する知見が皆無であったステンレスオーバーレイクラッド鋼について、中性子照射材(7×10^{19}n/cm^2)の3DAP*により、ミクロ組織観察を実施した。
- ✓ クラッド鋼中の元素(Cr, Ni, Si, Mn)の濃度変動を検出し、中性子照射によりCrスピノーダル分解が生じることを明らかにした 。

【今後の取り組み】

以上のようなミクロ組織変化が耐食性へ与える影響を明らかし、原子炉圧力容器の健全性確保に関する材料科学的知見の提供を目指す。

➢ 3DAP*(3次元アトムプローブ):試料中の構成元素を原子レベルの空間分解能で3次元マップとして解析

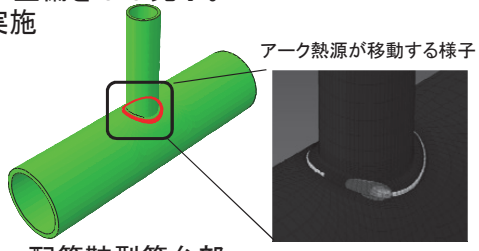


5

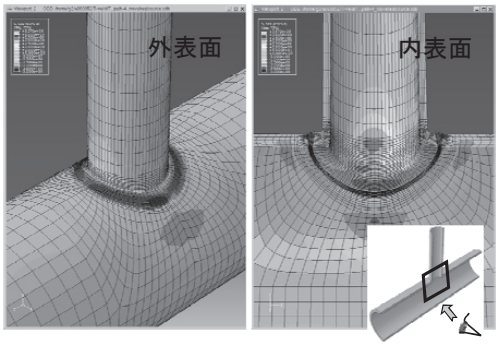
主な成果 (2/3)

【主な成果】 構造不連続部における残留応力解析手法の整備をほぼ完了。PFM解析コード改良とベンチマーク解析を実施

- ✓ 配管鞍型管台部を対象に、アーク溶接を模擬するための熱源の検討 等を行い、有限要素法に基づいて3次元的な溶接部を含む場合の溶接残留応力解析手法を整備した。この手法を用いて算出した鞍型管台部の溶接残留応力を右図に示す。このような形状・応力分布に対応可能な破壊力学的解析法の検討を進めている。
- ✓ 原子炉圧力容器に対する確率論的破壊力学(PFM)解析コード PASCAL ver.3に対し、脆化予測法等の最新の知見を反映するとともに、入出力をサポートする機能(GUI)を整備し、使用手引きを取りまとめて公開準備を着実に進めた。また、高経年化技術評価への適用性に関する検討を進めた。
- ✓ 原子炉配管に対するPFM解析コード PASCAL-SPのベンチマーク解析として、低炭素ステンレス鋼の応力腐食割れ、ステンレス鋼・炭素鋼の疲労に対する問題を設定し、供用期間中検査や地震荷重をパラメータとした解析を行った。この結果から、破損確率に関する解析精度はほぼ同等であることを確認した。



配管鞍型管台部
有限要素解析用モデル



配管鞍型管台部　周方向溶接残留応力

6

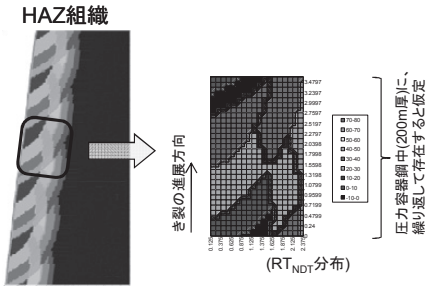
主な成果 (3/3)

【主な成果】 原子炉圧力容器鋼熱影響部 (HAZ) の非均質性を考慮した健全性評価手法を整備

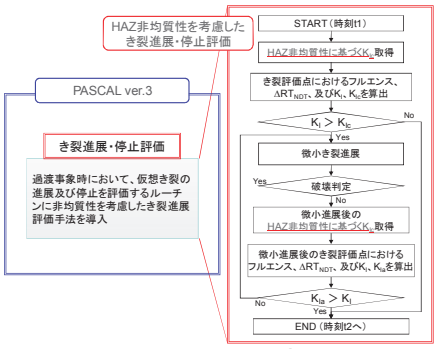
- ✓ 有限要素法を用いて、HAZの非均質性について、HAZ組織や相分率を明確化する解析ツールを開発した。
- ✓ 原子炉圧力容器に対する確率論的破壊力学(PFM)解析コードPASCAL ver.3に、HAZの非均質性を考慮したき裂進展評価手法を導入し、破壊確率等を通じてHAZと母材の健全性を定量的に比較可能なPFM解析コードを整備した。
- ✓ 照射後試験データを基に、加圧熱衝撃時の原子炉圧力容器における条件付きき裂進展確率及び破壊確率を評価し、HAZの監視試験片の必要性判断に資する技術的知見をとりまとめた。

【今後の取り組み】

- ● 科学的合理性のある規制基準を目標とし、高経年化対策及びリスク情報活用に対応するためには、合理的供用性評価指標を確立することが必要であり、材料劣化予測精度の向上、構造材料複雑溶接部の健全性評価手法の確立や確率論的評価手法の導入は最も重要であることから、これら評価手法の検証や実用化など、さらなる高度化に取り組む。



HAZの非均質性に基づくK_{Ic}の設定



HAZの非均質性を考慮したPFM解析の概要

7

機構外秘

資料No.安研評委1－6

軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する熱水力安全研究

－ 平成22年度評価 －

平成23年2月17日

第1回安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

本資料は、現時点では秘密情報が含まれているため「秘密文書」扱いとなっておりますが、平成23年度以降所定の手続き後、公開いたします。

研究計画の枠組みと実施状況

【研究目的】

システム効果実験及び3次元二相流や炉心熱伝達に係る個別効果実験を行って最適評価手法の整備を進めると共に、不確かさ評価手法の開発を行う。また、3次元熱流動解析手法の整備を継続する。

シビアアクシデントについては、ソースタームを含む諸現象および対応機器の有効性を精度良く評価する最適評価手法を整備する。

【第2期中期計画】

システム効果実験及び個別効果実験などに基づいて3次元熱流動解析手法の開発及び最適評価手法の高度化を行い、シビアアクシデントを含む安全評価に必要な技術基盤を提供する。

【平成22年度計画】

システム効果実験及び3次元二相流や炉心熱伝達に係る個別効果実験を行って最適評価手法の整備を進め、不確かさ評価手法の開発に着手する。また、3次元熱流動解析手法及び地震時のBWR挙動を評価する熱水力最適評価手法の整備を継続する。さらに、格納容器内ガス状ヨウ素試験を継続し、最適評価手法を整備する。

【対応する重点安全研究課題】

II. 原子力施設分野（軽水炉施設、核燃料サイクル施設、新型炉）
○ 安全評価技術
（軽水炉施設）

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、出力増強等の、軽水炉利用の高度化に対応して、安全基準の適用性・適合性の判断等を的確に行う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である。

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が重要である。また、これらの研究に必要な研究開発施設（LSTFなど）の維持が重要である。

特に重点化すべき研究事例には、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があり、必要な基礎・基盤的な研究事例には、核・熱・材料に係る複合的評価技術の高度化、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がある。

原子力機構においては、これまでの成果を活用して研究を一層推進し、行政判断の学術的説明性、信頼性を向上させることを目指す。そのためには、以下のような研究の実施を期待する。

- 単相及び二相3次元流動に係る数値流体力学解析(CFD)手法の整備と最適安全評価手法の開発への応用、ならびにLSTFを利用した総合試験及び核熱結合実験装置(THYNC)など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

2

研究計画の枠組みと実施状況

【実施体制】

研究項目は熱水力安全研究とシビアアクシデント研究からなり、前者は3次元熱流動解析手法の開発および熱水力最適評価手法の高度化の各テーマを含む。

- ROSAプロジェクト第2期計画（OECD/NEA）
- LSTFを用いた冷却材喪失事故模擬熱水力実験（産業界）
- LSTFを用いた次世代軽水炉の新型安全機器の性能確証試験（産業界）
- THYNC装置等を用いた熱水力安全個別効果実験
- 原子力発電プラントの地震耐力予測シミュレーション（科学技術振興機構）
- シビアアクシデント晩期の格納容器閉じ込め機能の維持に関する研究（ガス状ヨウ素放出抑制に関する試験）
（原子力安全基盤機構（JNES））

【実施体制（続）】

研究に際しては、軽水炉利用の高度化や今後開発される次世代軽水炉に対する安全審査や基準の整備に応え、かつ原子炉事故などへの的確な対応に備えるため、産業界及び国際的な研究・開発、ならびに規制の動向を反映した原子力学会の熱水力ロードマップを参考にしつつ研究を進める。

研究の実施は、関連する産官学の外部機関（OECD/NEA、JNES、大学など）及び原子力機構の原子力基礎工学研究部門、ならびに原子力科学研究所の施設管理部門と協力して進める。

実験設備としては、世界最大のPWR熱水力模擬実験装置であるROSA計画大型非定常試験装置LSTFや核熱結合実験装置THYNCなどの既設装置、さらにガンマ線照射実験装置等の原子力機構内の設備を活用する。

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

特に無し

【進捗状況】

計画通り進捗している

3

研究の実施内容と成果の概要

【平成17～21年度の概要（1／2）】

- 軽水炉事故時の安全性確保・向上に係るOECD/NEA ROSAプロジェクトを、14カ国17機関の参加により17年度に開始し、非常用炉心冷却系（ECCS）注水時の温度成層など、安全上重要な6種類の課題に係る12回のLSTF実験を計画どおり実施して、熱水力最適評価(BE)手法の性能検証と改造・整備を行った。
さらに、本プロジェクトのデータに基づき、事故時の炉心過熱の判断に用いる炉心出口温度計の有効性に関する報告書がOECD/NEAによって作成され、各国の規制機関などへ、有効性の再確認をするよう提言がなされた。ROSAプロジェクトは参加機関からの強い要請により、21年度に第2期計画を開始し、規制上の新たな課題である中口径破断冷却材喪失事故などに関する詳細な熱水力データを取得している。【OECD/NEAを通じた国際共同研究】

- BWR炉心の核動特性（核熱結合）を模擬するTHYNC装置を用いて、UO_2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などを調べる実験を行い、安定性に係る流動振動の減幅比や安定限界出力のデータを取得した。さらに、実験結果を機構が開発した3次元核熱水力結合コードTRAC/SKETCHで使用する最適評価コードTRAC-BF1の検証に活用し、同コードが安定性に及ぼす燃料特性の影響を定性的に予測できることを明らかにした。

- ソースターム評価上重要な不確かさ要因である、事故時の格納容器内における放射線場での水プールからのガス状ヨウ素放出に関する実験を行い、水温、pH、雰囲気組成、有機不純物等、パラメータの影響に関するデータを得た。さらに、本実験の結果等に基づいて格納容器内ヨウ素化学解析コードKicheを新たに開発するとともに、機構で開発したシビアアクシデント解析コードTHALES-2と連携を図り、実機ソースターム評価に適用を行った。【JNES受託】

4

研究の実施内容と成果の概要

【平成17～21年度の概要（2／2）】

- 実地震加速度下におけるBWRの炉心安定性解析を行うため、機構で開発した3次元核熱結合解析コードTRAC/SKETCHの基礎方程式ならびに熱流動相関式に振動加速度を導入する改造を行い、地震時の炉心安定性を精密に解析する環境を整えた。【JST受託／CREST】
- BWR反応度事故（RIA）時のボイド反応度フィードバックに影響する、サブクール水中に発生する蒸気泡（ボイド）の過渡挙動に関する試験を実施した。低圧・低温時RIAと高圧・高温待機時RIAの両者を対象とし、機構が独自に開発した高応答ボイド率計測手法により、高速過渡であるRIA時のボイド発生挙動、ボイド率の時間変化や空間分布に関するデータを取得した。特に、サブクール度、流速、加熱等価直径、出力過渡や体系（単一、バンドル）など、広範な熱水力条件下で系統的試験を行い、過渡ボイド挙動に大きな影響を与える要因を明らかにした。【保安院受託】
- 再循環ポンプトリップなど異常過渡時における、BWR燃料の沸騰遷移後（Post-BT）の熱伝達挙動に関する試験を実施した。特に、炉心形状、温度、圧力、流量など実機の体系と熱水力条件下で燃料被覆管の健全性評価上重要なドライアウトとリウェットの挙動に関するデータを得た。さらに、今後安全規制による利用が予想されるPost-BT基準（原子力学会）が推奨する被覆管温度予測手法の妥当性を評価した。特に、同手法が有する保守性の定量化や詳細な現象解明を行うため、新たに液滴衝突による先行冷却を考慮した熱伝達相関式と機構論的モデルを開発した。また、本試験において開発もしくは適用性を確認した各種相関式をサブチャンネル最適評価コードCOBRA-TFへ導入し、予測性能の向上を図った。【保安院受託】

5

研究の実施内容と成果の概要

【平成22年度の実施内容、達成目標と成果（1／2）】

実施内容	達成目標	成　果
① 大型非定常試験装置（LSTF）を用いたOECD ROSA-2プロジェクトにより内外の規制ニーズに対応した事故時システム効果データを取得する	① OECD ROSA-2プロジェクトで蒸気発生器伝熱管破断事故に関するLSTF実験を計画通り行う。	① OECD ROSA-2プロジェクトで蒸気発生器伝熱管破断事故に係るLSTF実験を計画通り2回行った。 さらに、産業界からの受託事業として中口径配管破断事故模擬実験の実施を支援し、データベースを拡充した。
② 熱水力個別効果試験を通じて炉内伝熱流動に係るデータを取得する	② 炉心内液滴挙動等に係る水−空気実験データを取得する。	② 液滴挙動のスペーサ効果を計測する水−空気装置を整備し、液滴濃度データの一部を取得した。（達成見込み）
③ 取得したデータ等を用いて熱水力最適評価手法の妥当性評価を進め、不確かさ評価に着手する	③ 実験解析を通じて熱水力最適評価コードの予測精度評価とモデルの改造を進める。 不確かさ評価について、事故現象や入力パラメータの重要度ランク表の作成などを行う。	③ LSTFの中口径破断LOCA実験のRELAP5コード解析を行い、最高被覆管温度に影響を与えるパラメータの効果を分析した。 さらに、RIA時のボイド挙動モデルを構築し、熱水力最適評価コードの予測精度向上を図った。 最適評価コードの不確かさ評価については、中口径破断事故を対象に事故現象や入力パラメータの重要度ランク表の作成に着手した。

6

研究の実施内容と成果の概要

【平成22年度の実施内容、達成目標と成果（2／2）】

実施内容	達成目標	成　果
④ 3次元熱流動解析手法の二相流モデル開発を進める。	④ 温度成層化実験解析により、3次元二相流や界面熱伝達のモデル開発を進める。	④ LSTF温度成層化実験の解析により、3次元二相流解析モデル並びに界面凝縮熱伝達モデルの開発を進めた。 さらに、二相臨界流に関する実験解析により最適評価コードの予測精度評価及び3次元臨界流モデルの改造整備を進めた。
⑤ BWRの熱水力挙動に及ぼす地震動の影響を評価する3次元核熱連成解析手法の整備を継続し、実地震動下における実機評価のための感度解析を実施する。	⑤ 地震動の影響を評価する3次元核熱連成解析手法につき、相関式への地震加速度の導入を達成するとともに、実機評価のための感度解析を地震加速度の振幅、周波数をパラメータとし、数種類の事象シナリオにおいて実施する。	⑤ 3次元核熱連成解析コード中の相関式に地震加速度項を導入した。 さらに、実機原子炉を対象とした感度解析を1種類の事象シナリオに対して実施し、特に地震加速度の周波数が炉心出力変動に与える影響が大きいことを示した。
⑥ 格納容器内のガス状ヨウ素放出に関する試験を終了すると共に、解析モデル整備および実機評価を実施する。	⑥ ソースターム評価に用いるためのヨウ素化学解析モデル整備と検証データの拡充、および実機評価への適用	⑥ 格納容器内のガス状ヨウ素放出における水素、アンモニア及び有機物の影響に関する試験を実施し、一連の試験を終了した。解析モデル整備および実機評価を実施した。

7

【成果の活用】

- ROSAプロジェクトLSTF実験に基づいて、過熱検出用炉心出口温度計の有効性に関するレポートがNEAより出され、機能の再確認が各国へ呼びかけられた。
- 過渡ボイド試験データをJNESへ提供し、クロスチェック用解析コードの整備に活用された。
- 事故時熱水力挙動に関する詳細データと高精度の最適評価手法は、安全余裕の精度良い評価や安全基準の見直し、RIA時や過渡の燃料健全性に関するより合理的な安全評価に有用な技術基盤として利用できる。
- Post-BT基準の規制への導入や導入後の規制判断などを支援する技術基盤として活用される。
- 新たなアクシデントマネジメント（AM）策の立案や、事故後の防災対策解除の判断基準などの意思決定に必要な技術基盤として活用される。

【成果の公開】

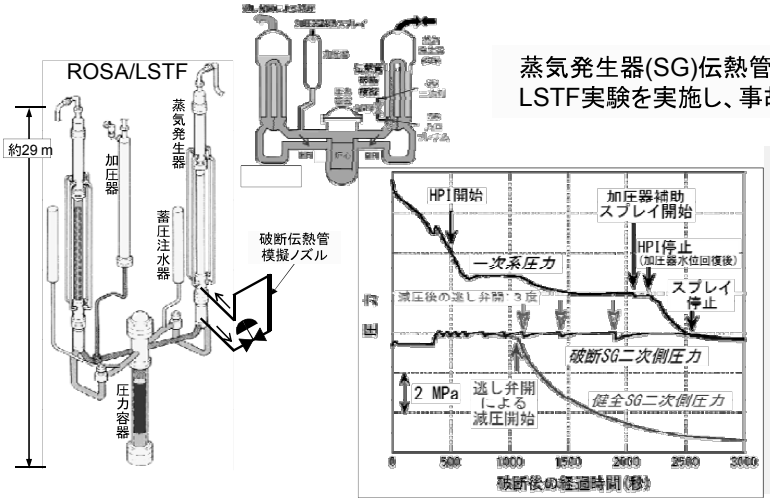
- 雑誌掲載論文4件、技術報告3件、国際会議報告3件、口頭発表9件、受託報告書等8件。
- 表彰等　なし

8

主な成果（ ① ）

【主な成果】 事故時システム効果実験データの取得

- 国際共同研究OECD/NEA ROSAプロジェクト（14ヵ国18機関）をわが国で初めて主催
- 参加機関からの要請により、第２期へ延長（H21より３年間）
  → 規制要請に対応する試験（H22：蒸気発生器伝熱管破断事故模擬試験）を実施
- 参加機関と熱水力最適評価手法やCFDコードの検証やモデル開発を実施



蒸気発生器(SG)伝熱管1本の両端破断を模擬した
LSTF実験を実施し、事故時システム効果データを取得

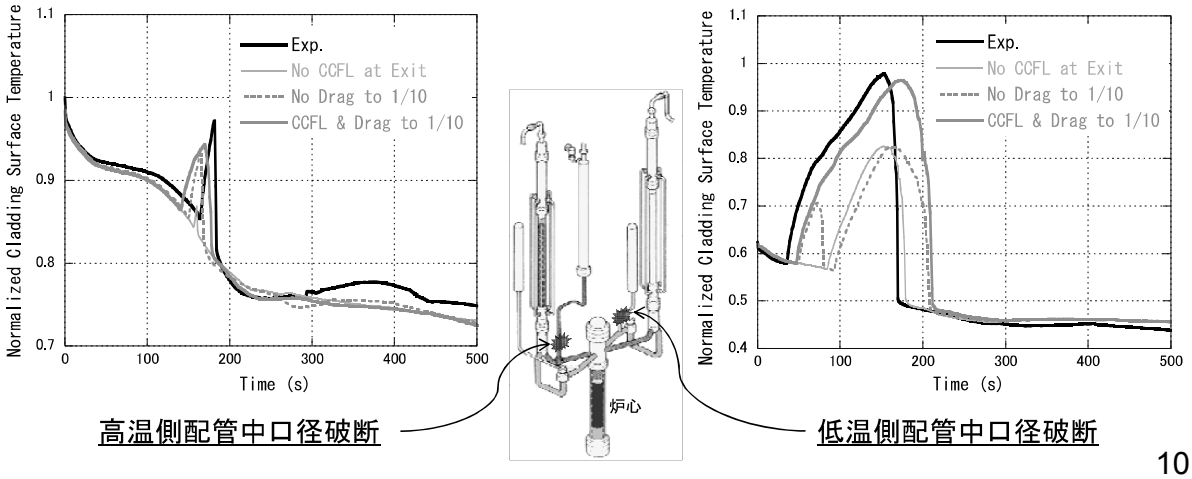
- ✓ 蒸気発生器の逃し弁の自動開閉により大気放出される放射性物質量の算定・抑制に必要なデータを取得
- ✓ 運転員操作が、放射性物質の大気放出量に与える影響を、実験及び熱水力最適評価コードを用いた実験解析により検討
- ✓ 主蒸気管破断との同時発生を模擬したLSTF実験も実施し、温度成層など複合的な熱水力現象に関するデータを拡充

9

主な成果（ ③ 1／2 ）

【主な成果】 熱水力最適評価手法の性能評価

- LSTF システム効果実験解析を通じた熱水力最適評価手法の整備
- OECD/NEA ROSA プロジェクト第２期計画
  → 規制要請に対応する中口径破断LOCA模擬試験
- RELAP5コード解析により最高被覆管温度に影響を与えるパラメータの効果を分析
  - ✓ 炉心出口での気液対向流制限(CCFL)と炉心相間摩擦に着目

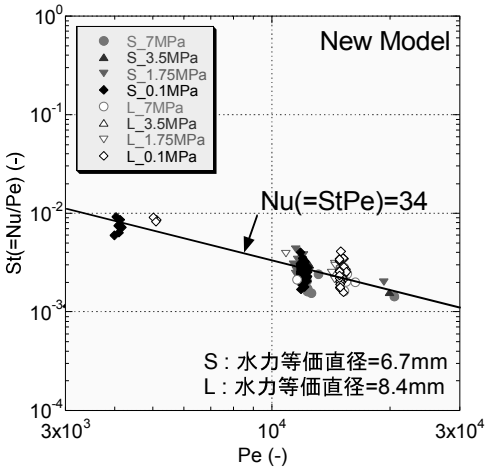


10

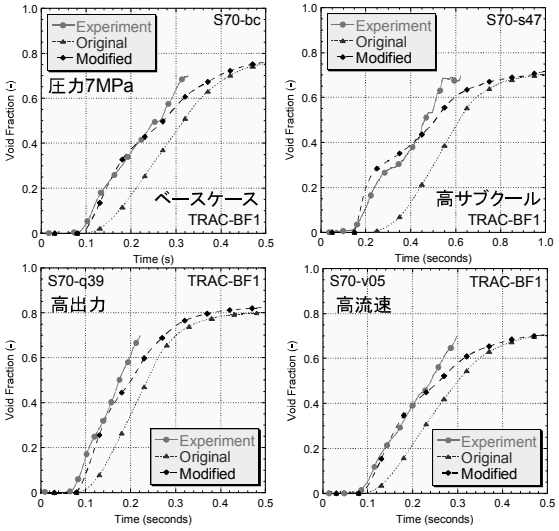
主な成果（ ③ 2／2 ）

【主な成果】 熱水力最適評価手法の妥当性評価

- これまでに取得した反応度事故（RIA）時の過渡ボイド挙動試験のデータに基き、サブクール水中における急速加熱下の伝熱面からのボイド離脱に係るモデルを新たに構築した。
- 同モデルを最適評価コードTRAC-BF1に組み込み、コードの予測精度の向上を図った。



ボイド離脱に係るモデルの構築

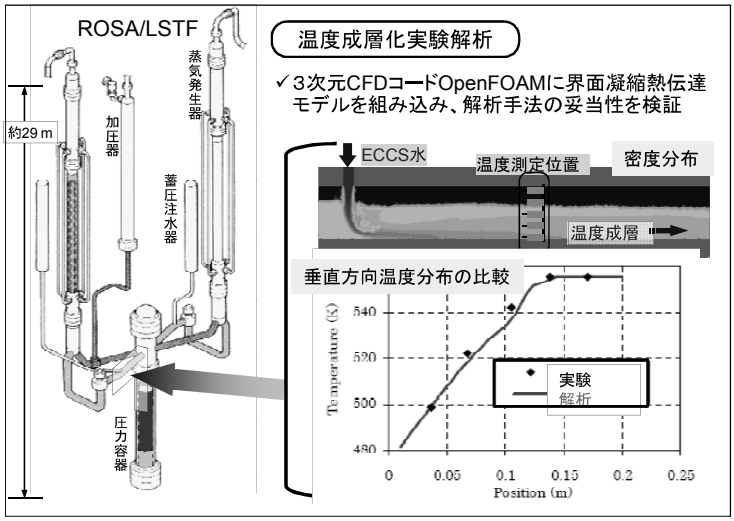


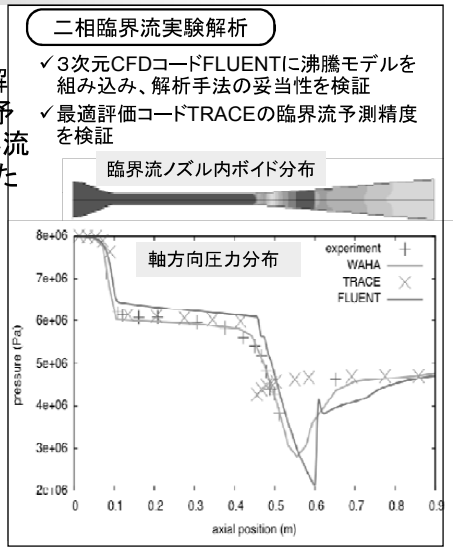
TRAC-BF1コードによる過渡ボイド試験解析

主な成果（ ④ ）

【主な成果】 3次元熱流動解析手法の開発

- LSTFの温度成層化実験を基に、3次元二相流解析モデル並びに界面凝縮熱伝達モデルの開発を進めた
- 二相臨界流に関する実験解析により最適評価コードの予測精度評価及び3次元臨界流モデルの改造・整備を進めた





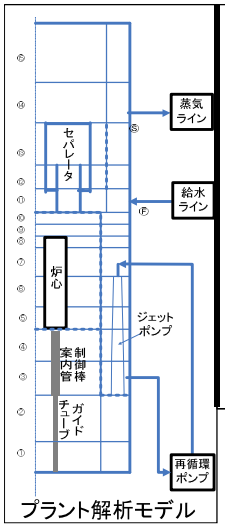
【今後の取り組み】

- LSTF等の実験解析による3次元熱流動解析手法の開発
- 相変化を含む詳細二相流解析モデルの開発

主な成果（ ⑤ ）

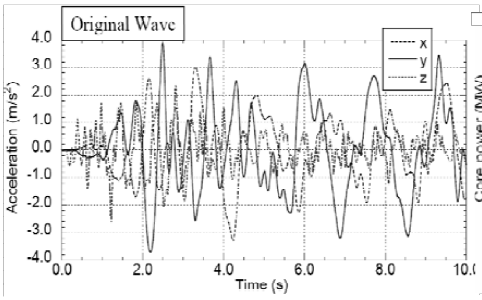
【主な成果】 地震影響解析

- 地震時におけるBWRの挙動及び炉心安定性を評価する手法の構築を目的として、3次元核-熱水力連成解析コードTRAC-BF1/SKETCH-INSをベースに、冷却水に働く3次元方向の変動加速度を相関式まで含めて考慮可能なコードを開発。
- 実機BWRの炉心全764チャンネルを対象に、正弦波振動および実地震波（El Centro波）を入力した場合の、原子炉の挙動を解析。



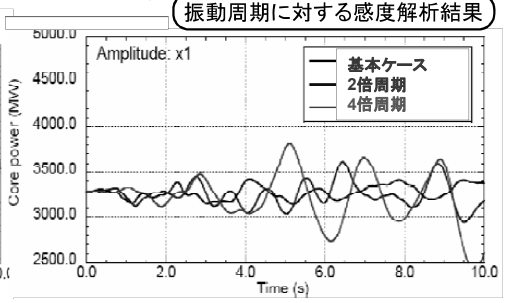
プラント解析モデル

✓ 振動振幅、周期（周波数）、方向等、種々のパラメータが炉心出力応答に与える影響についての知見を感度解析により取得。



El Centro地震波

振動周期に対する感度解析結果



炉心出力変化

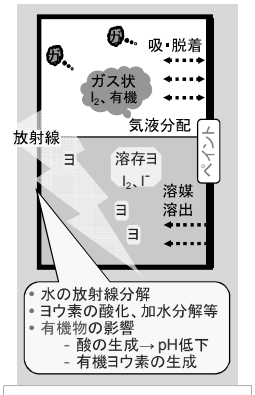
【今後の取り組み】

- 振動場における3次元核熱連成解析手法の確立
- 炉心安定性に影響する重要な因子の特定

主な成果（ ⑥ ）

【主な成果】 ソースターム評価手法の開発

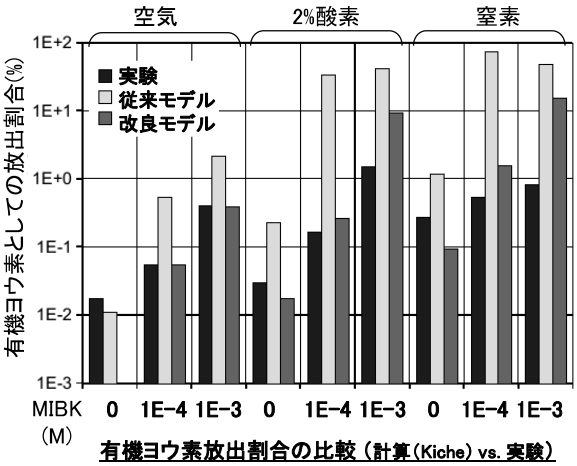
- シビアアクシデント時の格納容器内における放射線場でのガス状ヨウ素放出挙動に関する実験を行い、雰囲気(酸素や水素)、有機物(MIBKやキシレン)などの影響に関するデータを拡充した。
- 有機ヨウ素生成の原因となる、壁面ペイント中に残留する有機溶媒の水中への溶出に関するデータを拡充した。



格納容器 放射線照射下のヨウ素挙動

ガス状ヨウ素放出試験

- 格納容器内ヨウ素化学コードKicheの有機ヨウ素生成モデルを改良し、実験に基づき検証すると共に実機解析への適用を図った。



有機ヨウ素放出割合の比較（計算(Kiche) vs. 実験）

【今後の取り組み】

- シビアアクシデント対応機器の有効性評価など、今後のニーズに対応する解析技術を整備

機構外秘

資料No.安研評委1－7

核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究

－平成22年度評価－

平成23年2月17日

第1回安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

本資料は、現時点では秘密情報が含まれているため「秘密文書」扱いとなっておりますが、平成23年度以降所定の手続き後、公開いたします。

研究計画の枠組みと実施状況

【研究目的】

リスク評価上重要な事象の影響評価手法の整備、新型燃料等に対応した臨界安全評価手法や再処理施設機器材料の経年化評価手法の整備を行い、・臨界、火災・爆発、漏えい等の事故防止機能及び事故時の閉じ込め機能に関する安全評価技術の高度化に資する。

【第2期中期計画】

リスク評価上重要な事象の影響評価手法の整備を目的として、放射性物質の放出移行率などの実験データの取得及び解析モデルの開発を行う。また、新型燃料等に対応した臨界安全評価手法や再処理施設機器材料の経年化評価手法の整備を行う 。

【対応する重点安全研究課題】

Ⅱ. 原子力施設分野　○安全評価技術

（・臨界、火災・爆発、漏えい等の事故防止機能及び事故時閉じ込め機能に関する安全評価技術高度化に関する研究）

【平成22年度計画】

・再処理廃液沸騰乾固時における模擬物質の気相移行データをコールド基礎試験により取得する。
・臨界事故において第1ピークの次に総核分裂数への寄与が大きい出力単調減少時の実験データを取得する。
・有機溶媒火災時の放射性物質閉じ込め性能評価データを取得する。
・ 新型燃料導入に対応した臨界ベンチマークデータ取得実験計画の検討の一環として5%超濃縮度ウランを用いた臨界実験の不確かさを予備的に評価する。
・ 燃焼解析コード検証用使用済燃料組成データの取得のため使用済燃料に含まれる難測定FP核種の高精度な手法による分析に着手する。
・ 再処理プロセス機器の沸騰伝熱面における腐食進展傾向評価データなどを取得する。

【実施体制】

・ 再処理施設のリスク評価上重要な事故の影響評価手法整備研究では、独)原子力安全基盤機構及び日本原燃(株)と共同出資し研究として実施し、原子力基礎工学研究部門及び安全試験施設管理と連携して実施する。
・ 火災事故時の閉じ込め評価研究は、独)原子力安全基盤機構から外部資金を獲得して実施する。
・ 燃焼度クレジットを導入する際の臨界安全評価手法整備研究の一部、燃焼計算コードの検証用データの取得は、独)原子力安全基盤機構受託研究として実施し、原子力基礎工学研究部門、安全試験施設管理及びﾎｯﾄ試験施設管理部の協力を得て実施する。
・ 再処理機器材料の経年変化研究は、独)原子力安全基盤機構からの受託研究として実施し、原子力基礎工学研究部門やｻｲｸﾙ工学試験部との連携、一部、東工大、早稲田大、九工大の協力を得て実施する。

【進捗状況】

計画通り進捗している。

2

研究の実施内容と成果の概要

【平成17～21年度の概要】

●臨界量測定実験により臨界安全データを取得し、臨界安全ベンチマークデータを整備した。また、OECD/NEA国際臨界安全ベンチマークデータ評価プロジェクトを通じて世界に提供した。検証した高精度の臨界解析システム（MVP/ JENDL）により算出した臨界制限値を臨界安全ハンドブック・データ集第2版として公開した。臨界安全に関する設計・管理の考え方や臨界安全データを集約した臨界安全データベースを整備し、公開した。

●グローブボックス構成材等の燃焼実験により、様々な燃焼条件の下でのエネルギー放出特性及び模擬放射性物質と煤煙の放出特性並びに煤煙の負荷に伴うHEPAフィルタの目詰まり特性に係るデータを取得し、事故時放射性物質移行解析コードを実行する上で必要不可欠なソースタームデータとして整理した。

【平成22年度の実施内容、達成目標と成果】

実施内容	達成目標	成果
①再処理廃液沸騰乾固時における模擬物質の気相移行率データをコールド基礎試験により取得する。	①加熱時の模擬物質の気相への移行率データを取得する。	①模擬廃液を用いたコールド基礎実験により廃液沸騰時の模擬放射性物質（Ruなど）の放出移行率実験データを取得した。
②臨界事故において第1ピークの次に総核分裂数への寄与が大きい出力単調減少時の実験データを取得する。	②反応度添加後の出力、温度、圧力の時系列データを取得する。	②ランプ給液、パルス引抜などの条件で、出力単調減少時のデータを取得した。
③有機溶媒火災時の放射性物質閉じ込め性能評価データを取得する。	③有機溶媒火災時の放射性物質閉じ込め性能評価データの燃焼条件に基づく整理を実施する。	③再処理溶媒等の燃焼に伴う煤煙放出及びHEPAフィルタ差圧上昇データ等を様々な燃焼条件下で取得した。

3

【平成22年度の実施内容、達成目標と成果】つづき

実施内容	達成目標	成果
④新型燃料導入に対応した臨界ベンチマークデータ取得実験計画の検討の一環として5%超濃縮度ウランを用いた実験の不確かさを予備的に評価する。	④5%超濃縮度ウランを用いた実験の不確かさを予備的に評価する。	④5%超濃縮度ウランを用いた臨界ベンチマーク実験について主要な実験パラメータの不確かさと臨界量測定精度との関係を把握した。
⑤燃焼解析コード検証用使用済燃料組成データの取得のため使用済燃料に含まれる難測定FP核種の高精度な手法による分析に着手する。	⑤使用済燃料中の難測定FP核種の高精度な手法による分析に着手する。	⑤燃焼解析評価使用済燃料組成データ取得のため、使用済燃料中の難測定FP核種を分離し、高精度な手法により分析データ取得した。
⑥再処理施設機器材料の経年化評価用腐食データなどの取得を行う。	⑥再処理施設機器材料の経年化評価のための沸騰伝熱面腐食試験などを行い、データを取得する。	⑥沸騰伝熱面腐食データを溶液条件をパラメータとして取得した。

4

【成果の活用】

- 放射性物質の物理化学挙動データは、再処理施設のリスク評価の精度向上に寄与することが期待できる。
- 具体的な事故シナリオに基づく火災時の閉じ込め機能喪失に至るまでの猶予時間の定量的評価に活用できる。この成果はJNESに提供した。
- 新型炉燃料等の導入に対応した核燃料サイクル施設の臨界安全設計・評価手法への貢献が期待できる。
- 高経年化対策技術評価マニュアル等への反映が期待される技術データを提供した。

【成果の公開】

- 論文4件、技術報告2件、国際会議3件、口頭発表6件、受託報告書5件。表彰 1件

4

主な成果 (1/3)

再処理施設におけるリスク評価上重要な事象の影響評価手法の整備

・再処理廃液沸騰乾固事象

再処理施設のリスク評価上重要な事象と考えられる放射性廃液の沸騰及び乾固時に気相に放出される放射性物質（ルテニウム、セシウムなど）の移行率データを非放射性の模擬廃液を用いたビーカー規模実験により取得した。

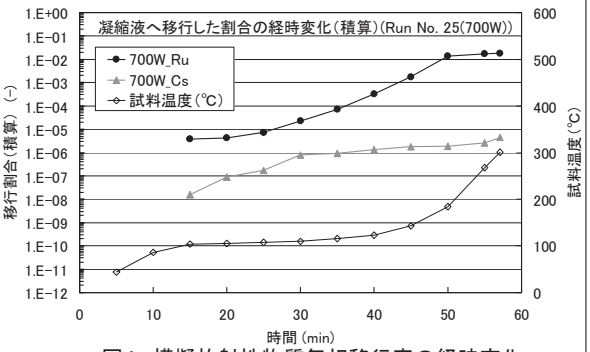


図1 模擬放射性物質気相移行率の経時変化

放射性物質の物理化学挙動データは、再処理施設のリスク評価の精度向上に寄与することが期待される。

・臨界事故事象

・臨界事故評価手法開発の一環として、出力の近似評価式の開発と検証用実験データ取得を行った。特に、第1ピーク後に見られる出力単調減少挙動データを取得した。

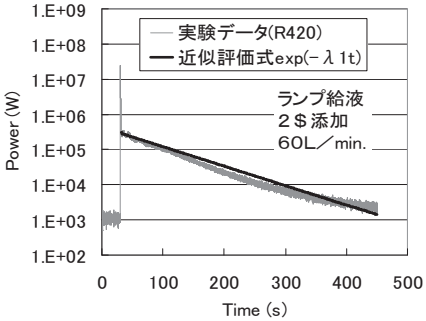


図2 溶液燃料臨界事故模擬実験時の出力の経時変化

出力単調減少時には第1ピークと同程度の核分裂エネルギーが放出されるが、近似評価式を用いることで、簡単に出力挙動と積算値（エネルギー）を評価できる。今年度取得した実験データにより、近似評価式の精度の向上が期待される。

5

主な成果 (2/3)

核燃料サイクル施設の火災時のエアロゾル状放射性物質の閉じ込め性能の評価手法の整備

・火災事故時の放射性物質閉じ込め機能の健全性を定量的に評価するための手法を開発・整備
・再処理溶媒等の燃焼に伴う煤煙放出データや煤煙の目詰まりによるHEPAフィルタ差圧上昇データ等を様々な燃焼条件下で定量的に取得した。

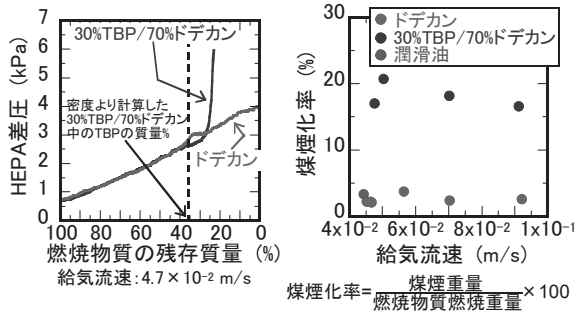
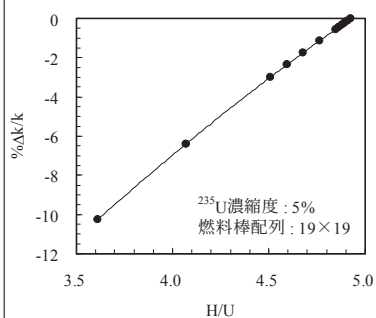


図3 HEPA差圧と燃焼物質残存量との関係

・再処理抽出工程で使用される30%TBP/70%ドデカンの燃焼時には燃焼後期において急激なHEPAフィルタ差圧の上昇が生じることを確認した。
・具体的な事故シナリオに基づく火災時の閉じ込め機能喪失に至るまでの猶予時間の定量的評価への活用が期待される。

・軽水炉用の新型燃料臨界ベンチマークデータ取得及び臨界安全評価手法の整備

^{235}U初期濃縮度が5%を超えるウラン燃料を用いた臨界実験において所定の実験精度を得るため、ウラン燃料棒等の各種部材の製作精度などを予備的に検討した。



水素とウランの原子数比（H/U）を基準の4．93から低下させたときの反応度効果

このとき、被覆管外径の不確さが±0.005mmの場合反応度±0.006%Δkに相当（十分に小さい）

図4 反応度効果水素とウランの原子数比（H/U）の関係

ウラン燃料棒と水減速材を組み合わせた臨界実験について、主要な実験パラメータの不確かさと臨界量測定精度の関係を把握した。改造STACYを用いた臨界安全評価データ取得実験体系（燃料棒等部材）の設計に反映される。

6

主な成果 (3/3)

・燃焼解析コード検証用使用済燃料組成データの取得

高燃焼度BWR9×9使用済燃料試料を採取し、溶解・分離の後、高精度の質量分析を行い、希土類元素を初めとするこれまでに測定例が少ない難測定核種の組成データを取得した。

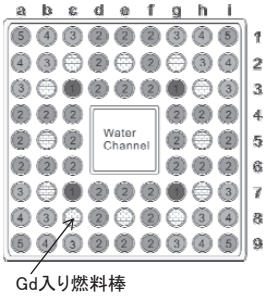


図5　対象燃料集合体平面図（番号は濃縮度の違いを示す）

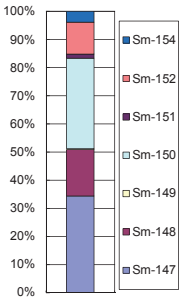


図6 位置 c3の燃料棒から得られたサンプル（燃焼度～40GWd/t）のSm同位体組成測定例

高燃焼度BWR9×9使用済燃料について、Nd、Sm、Eu、Gdの各同位体組成をICP-MS装置を用いて精密に測定した。取得データは燃焼解析コードの検証、FP蓄積を考慮した燃焼度クレジットの導入への寄与が期待される。

再処理施設の経年変化評価の妥当性評価手法整備

・ 実機相当310Nb系鋼の腐食試験等を行い、腐食進展傾向評価データを取得した。また、溶液組成など腐食環境変化の影響を把握し、腐食進展傾向評価モデルを検討した。

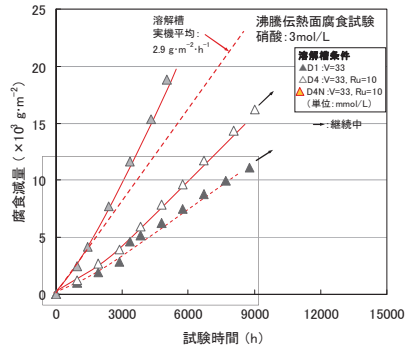


図7　腐食減肉量の経時変化

・原子力安全・保安院の規制活動を支援（高経年化対策技術評価資料等への反映が期待される）

7

機構外秘

資料No.安研評委1ー8

放射性廃棄物に関する安全評価研究

ー平成22年度評価ー

平成23年2月17日

第1回安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

本資料は、現時点では秘密情報が含まれているため「秘密文書」扱いとなっておりますが、平成23年度以降所定の手続き後、公開いたします。

研究計画の枠組みと実施状況

【研究目的】
地層処分に係る判断指標、指針等の策定に資する。施設解体と発生廃棄物に関わる安全規制等を支援する。

【第2期中期計画】
地層処分の安全審査基本指針等の策定に資するため、地質環境の変遷や不確かさを考慮した、時間スケールに応じた核種移行評価手法及び廃棄体・人工バリア性能評価手法を整備する。また、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、国が行う安全審査などへの技術的支援を行う。廃止措置については、対象施設の特徴や廃止措置段階に応じた解体時の安全評価手法を整備する。

【対応する重点安全研究課題】
III. 放射性廃棄物・廃止措置分野
○ 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（安全評価手法、検認技術等）

【平成22年度計画】
- 処分システムにおける廃棄体・人工バリアについて、安全機能に影響を及ぼす可能性のある因子を抽出。
- 地層中における重要核種の移行挙動に係るデータセットの整備に着手。
- 地下水流動への地質・気候関連事象の影響評価手法の整備に着手。
- 敷地解放後を含む廃止措置段階に応じた被ばく線量を評価するコードの骨格整備。

【実施体制】
廃棄物安全小委員会ならびに廃止措置安全小委員会が規制ニーズを示した「規制支援研究」報告書、ならびにそれらの具体化のためにJNESが作成した「規制支援研究計画」に基づき、規制行政庁等と協力して研究を推進する。
- 機構内の「連携重点研究制度」を活用し、大学、民間企業と連携し、基礎研究、人材育成を推進。
- 「ふげん」、「人形峠」と情報を共有し、ウラン廃棄物基準解析、廃止措置研究を効率的に推進。
- 余裕深度処分研究及び廃止措置研究成果はJNESへ集約し、効率的且つ一体的に規制行政を支援。

特に、地層処分研究は、
- 保安院から受託事業を外部資金として獲得して推進。
- JNES-AISTとの三者協定の下で、幌延地下研究施設を活用した共同研究などを推進。
- 地層処分研究開発部門との機構内連携を強化。
- 仏国IRSNとの研究協力を推進。
- NUCEF、STEM等施設を活用・維持。

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】
概要調査地区が選定された場合、地層処分研究課題はよりサイトを限定した研究に移行する。

【進捗状況】
計画通りに進めている。

2

研究の実施内容と成果の概要

【平成17～21年度の概要】

- 地層処分に関する確率論的評価コードGSRW-PSAの開発を進め、サイトを特定しない幅広い条件を対象として、地層処分に対する長期安全評価における確率論的手法の骨格整備を完了した。
- TRU廃棄物の埋設濃度上限値、ウラン廃棄物のクリアランスレベルを評価し、本結果を原子力安全委員会、保安院に提供することにより、基準策定の審議および政省令の施行に貢献した。
- 原子炉廃止措置計画の安全審査クロスチェックツールDecDoseを整備し、保安院及びJNESに提供した。また、廃止措置終了確認の技術基準の整備に貢献するため、サイト解放基準算出のためのコードPASCLR-Releaseを整備した。

【平成22年度の実施内容、達成目標と成果】

実施内容	達成目標	成果
幌延地下研究施設等を活用し、地下水流動評価手法を検証する。	検証用データの取得、検証結果を提示する。	JNES受託事業として、幌延地区において原位置ボーリング調査データを取得し、広域地下水流動解析結果の検証を実施した。
閉鎖後を対象にした安全評価の基本的考え方を整理する。	国内外における代替的指標について調査・整理する。	諸外国の線量、リスク以外の規制基準について調査し、代替指標として設定した期間の閉じこめ機能、補完的な指標としてフラックス、環境濃度を抽出した。
安全評価シナリオの設定手法を整備する。	①工学技術の初期欠陥と人工バリア材の長期変遷に係るシナリオを整理する。 ②地質・気候関連事象の生起確率の推定方法及び処分システムへの影響を整理する。	①工学技術の初期欠陥と人工バリア材の長期変遷によるバリア機能低下を想定したシナリオに対する感度解析を行い、影響の大きいシナリオ・パラメータを抽出した。 ②地質・気候関連事象の生起確率の推定方法及び処分システムへの影響を判断する指標について整理した。

3

研究の実施内容と成果の概要

【平成22年度の実施内容、達成目標と成果】つづき

実施内容	達成目標	成果
自然事象等の外的因子の影響を考慮した地下水流動評価手法を整備する。	水質データによる地下水流動検証手法を提示する。	養老川流域等での水質変化と流動の解析を実施した。水質賦存状況の初期条件の設定、解析時間ステップの影響が大きいことを踏まえた解析コードの改良を完了した。地下水流動モデルの検証における留意事項をとりまとめた。
時間スケールや処分環境を考慮した廃棄体・人工バリア材の変遷モデルを整備する。	①これまでに整備した性能評価モデルやデータの地下水環境への適用性について確認する。 ②ジルコニウム系金属の腐食速度についての既往情報を整理する。	①ガラス固化体や緩衝材の性能評価モデルについて、淡水、塩水、酸化還元条件での適用性を実験によって検証した。また、オーバーパックの腐食モデルの検証用データを取得し、モデルの検証を実施した。これらに基づき、各バリア機能に影響を及ぼす可能性のある環境因子や反応プロセスを抽出・整理した。 ②ジルコニウム系放射化金属の閉じ込め機能の評価に必要な腐食速度等モデル・データについての最新情報を収集し、整理した。
人工バリアや天然バリア等を介した放射性物質の移行評価手法を整備する。	①核種の溶解度、緩衝材中拡散、岩石等への収着について、評価データ設定についての既往情報を収集する。 ②収着分配係数等を実験的に取得する。	①今年度対象とした核種に関する溶解度、緩衝材中拡散、岩石等への収着等について、既往情報を収集・追加を実施した。 ②今年度対象としたPuの収着分配係数、Seの拡散係数等を実験的に取得した。また、具体的な核種に着目し、化学的類似性による評価の妥当性判断に必要と考えられる確認項目の抽出を行った。

4

研究の実施内容と成果の概要

【平成22年度の実施内容、達成目標と成果】つづき

実施内容	達成目標	成果
ウランクリアランス制度化に向けて必要な解析を実施する。 余裕深度処分の安全審査に対応するための規制支援体制を整備する。	解析結果を規制行政庁へ提供する。 三者協定を余裕深度処分に拡大する。	IAEA手法に準拠してウランのクリアランスレベルを解析し、保安院における制度化の審議に貢献した。 三者協定を拡大し、余裕深度処分の安全審査に対応するための規制支援体制を整備した。「施工確認の在り方」に関するエキスパート判断の検討を開始した。
廃止措置については、敷地解放後を含む廃止措置段階に応じた、被ばく線量評価コードの骨格を整備する。	コードの基本構造を設計する。	敷地解放後を含む段階に応じた被ばく線量を評価するコード体系について、拡張性、運用性を高めたコードの骨格を設計した。コード化に着手した。

【成果の活用】

- 地層処分に関する研究成果は、保安院における概要調査結果の判断指標の策定に活用されている。また、平成20年代中頃までの保安院ニーズとして新たに示された安全審査に向けた基本的考え方の整備や立地の各段階における規制側の妥当性レビューにおいて活用される見込み。
- IAEAの評価手法に準拠したウラン廃棄物のクリアランスレベルの解析結果は、保安院におけるクリアランス制度化の審議に貢献した。廃棄物安全小委員会報告書「ウラン取扱施設におけるクリアランス制度の整備」(平成22年11月)で活用された。
- JNESへ集約したサイト解放のあり方の調査、検討結果は、廃止措置安全小委員会報告書「廃止措置終了確認の基本的考え方(中間取りまとめ)」(平成23年1月)において技術情報として活用された。

【成果の公開】

- 武田聖司, 木村英雄: IAEA SRS No.44の評価手法に準拠したU-234, U-235及びU-238のクリアランスレベルの解析. 保健物理.,45(4), 342-356 (2010).など、論文9件、技術報告4件、国際会議報告9件、口頭発表24件、受託報告書等2件。

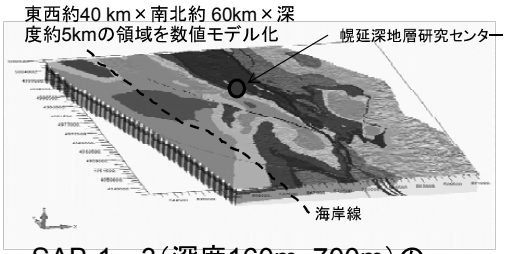
5

主な成果 (1/3): 地層処分

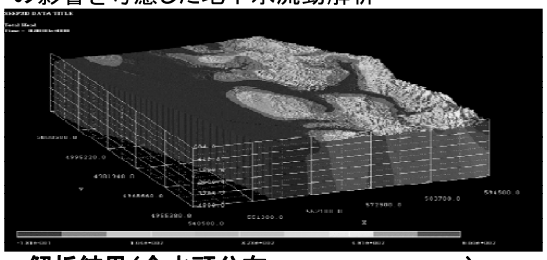
【主な成果】 地下水流動評価手法に関する研究

地下水流動解析結果を新たに取得する原位置データによって検証

幌延地域の既存調査等に基づき地質構造・水理地質構造モデルの構築



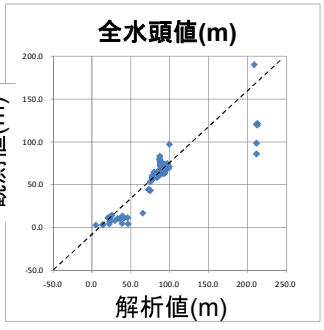
広域地下水流動解析コード3D-SEEPによる塩水の影響を考慮した地下水流動解析



解析結果(全水頭分布:南西方向からの鳥瞰図)

SAB-1～3(深度160m, 700m)の3孔でのボーリング調査を実施

水圧、水質、水温等データを取得



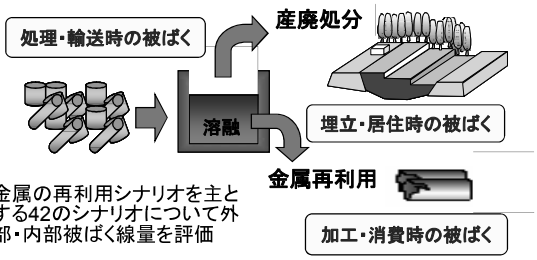
- **解析結果は概ね良好に一致し、本地域での地下水流動系を把握**
- **涵養域、流出域等の流動系の評価が可能**

6

主な成果 (2/3): 解体廃棄物

【主な成果】 ウラン廃棄物のクリアランスレベルの評価

- 国際的な評価手法(IAEA:SRS No.44)に準拠して、ウラン廃棄物に対するクリアランスレベルを算出。
- 算出値に基づくクリアランスレベルの評価結果を、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会廃棄物安全小委員会に提供。
- ウラン廃棄物を現行のクリアランス制度に取り入れるため基準類の整備に貢献した。
- なお、その成果は、「ウラン取扱施設におけるクリアランス制度の整備について」平成22年11月にて取り入れられた。



- 10μSv/yに対するU-234, U-235及びU-238の放射能濃度は, それぞれ1.2Bq/g, 0.53Bq/g, 1.1Bq/g。
- SRS No.44において採用されているクリアランスレベルの算定方法を適用するといずれの核種も1Bq/gとなり, IAEAの推奨値1Bq/gと一致。

ウランのクリアランスレベルの算出および評価結果

放射性核種	10μSv/yに対する放射能濃度 (Bq/g)	決定経路(シナリオ及び評価経路)	クリアランスレベル評価値 (Bq/g)	IAEA推奨値 (Bq/g)
U-234	1.2E+00	現実的なパラメータの設定ケース WL 処分場、工場の作業者(主に吸入)	1	1
U-235	5.3E-01	現実的なパラメータの設定ケース WL 処分場、工場の作業者(主に外部、吸入)	1	1
U-238	1.1E+00	現実的なパラメータの設定ケース WL 処分場、工場の作業者(主に吸入)	1	1

原子力安全委員会により設定されたクリアランスレベル(1Bq/g)の妥当性を支持

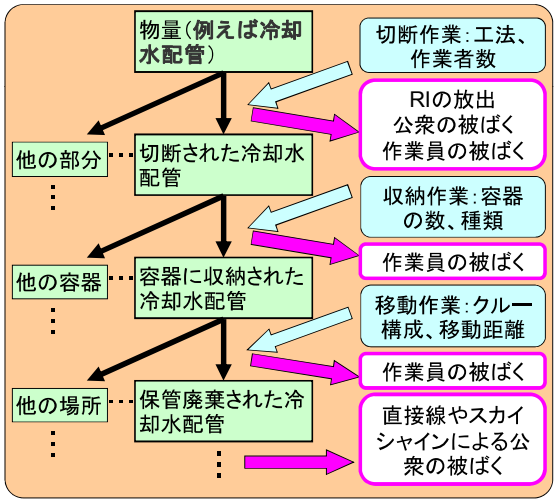
7

主な成果 (3/3): 廃止措置

【主な成果】 廃止措置の安全評価に関する研究

敷地解放後を含む段階に応じた被ばく線量を評価するコード体系について、拡張性、運用性の高いコード骨格を設計。コード化に着手。

廃止措置コードの基本骨格(考え方)



DecDose:原子炉施設を対象としたコード

- 廃止措置工程が先に決まっていて、そこに物量をあてはめる構成のため、工程の自由度や変化への対応が十分でない。
- また、原子炉施設を対象とした設計のため他の施設(サイクル施設)への適用性が十分でない。

○物量に作業を適用させる、という物量指向の考え方にすることで、工程や作業の変更に対する自由度を向上させることが可能(プログラム自体の柔軟性も向上)。
○アウトプットの自由度を向上させることが可能。
○放射性核種を含む物量を追跡することで、建屋・敷地残存量評価など、サイト解放時の評価にも対応可能。
○DecDoseのモデル、プログラムパーツを流用して、信頼性の確保が可能

8

機構外秘

資料No.安研評委1－9

リスク評価・管理技術に関する研究

－平成22年度評価－

平成23年2月17日

第1回安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

本資料は、現時点では秘密情報が含まれているため「秘密文書」扱いとなっておりますが、平成23年度以降所定の手続き後、公開いたします。

研究計画の枠組みと実施状況

【研究目的】

リスク評価基盤技術の整備・高度化及びその適用を通して、リスク情報を活用した安全規制の枠組みの構築等に貢献する。

【第2期中期計画】

リスク情報を活用した安全規制に資するため、リスク評価・管理手法の高度化を進めるとともに、原子力防災における防護対策戦略を提案する。さらに、原子力事故・故障情報の収集、分析を行う。

【対応する重点安全研究課題】

I. 規制システム分野
〇リスク情報の活用
- 不確実さ・感度解析手法や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

〇事故・故障要因等の解析評価技術
- トラブルや海外の規制等に係る情報の収集・分析

V. 原子力防災分野
〇原子力防災技術
- 防災指針見直しのための技術的支援研究
- 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

【平成22年度計画】

リスク情報を活用した重要度評価指標の開発を進めるとともに、費用便益分析の基礎データ整備に着手する。また、核種移行挙動実験の成果をもとに核燃料施設の事故影響評価手法の改良を開始するとともに、再処理用PSAパラメータを整備する。さらに、事故・故障の分析評価を実施する。

【実施体制】

リスク評価基盤技術については、プロパー研究として実施し、一部JNES受託で進める。また、核燃料サイクル施設に対するPSA手法の高度化については、JNES、産業界と共同し、中立性、透明性の確保に留意して研究を進める。事故・故障分析も一部JNES受託で進める。また、リスク評価・管理技術に関する研究成果を活用するため、原子力安全委員会、JNES、地方自治体等と連携して原子力防災研究を推進する。

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

(1)要因：特になし。
(2)変更内容：特になし。

【進捗状況】

計画通り進捗している。

2

研究の実施内容と成果の概要

【平成17～21年度の概要】

- MOX燃料加工施設に対する内的事象PSA手法の整備を完了するとともに、再処理施設の代表的事故事象について解決すべき課題等を明らかにし規制支援機関及び事業者と共同で事故時放射性物質移行挙動に関する研究を開始した。
- レベル3PSAコードを用いた分析から安全目標案に対応する格納容器機能喪失頻度の性能目標値を提案するとともに、再処理施設の代表的事故事象毎の発生頻度を指標とする性能目標策定手順を提示した。
- OECD/NEA-IAEAの事象報告システム(IRS)及び国際原子力事象評価尺度(INES)に報告された事例を分析し、関係機関等への情提供により知見や教訓の共有化を図った。
- リスク情報を活用し、原子炉事故時における短期防護対策の最適な防護指標、実施範囲、実施時期等の技術的課題をまとめるとともに、住民の一時移転の介入レベルについて費用便益の観点から分析し、技術的課題を抽出し防災指針改訂に貢献した。

【平成22年度の実施内容、達成目標と成果】

実施内容	達成目標	成果
①重要度評価手法の開発では、評価結果の代表値への入力変数の不確実さ寄与を示す指標を提案。 ②費用便益分析の基礎データ整備では、人的資本法による集団線量の貨幣価値換算評価を実施。 ③レベル2PSA手法の高度化では、ソースターム評価コードに有機ヨウ素反応モデルの組み込みソースターム評価を実施。	①重要度評価手法の開発では、不確実さ因子の重要度を評価する手法を開発する。 ②費用便益分析の基礎データ整備では、費用便益分析に必要な基礎的データを整備する。 ③レベル2PSA手法の高度化では、軽水炉シビアアクシデントにおけるソースターム評価の精度を向上する。	①重要度評価手法の開発では、評価指標を補助給水システムのモデルに適用し国際会議で発表。 ②費用便益分析の基礎データ整備では、規制影響分析の国際動向を調査しJNESに報告。 ③レベル2PSA手法の高度化では、評価結果をJAEA報告書及びJNES受託報告書にとりまとめた。

3

研究の実施内容と成果の概要（つづき）

【平成22年度の実施内容、達成目標と成果】つづき

実施内容	達成目標	成果
④核燃料施設PSA手法整備では、沸騰・乾固事象での廃液物性モデル、廃液から気相への放射性物質移行モデルを作成。再処理施設PSA用に一般的故障率データのベーズ法による導出を終了。 ⑤事故・故障の分析では、IRS(約80件)及びINES(20件)の事例を分析。また、USNRC規制情報(30件)、過去のIRSの安全上重要な事象(約60件)の内容を分析。	④核燃料施設PSA手法整備では、放射性物質移行挙動に必要なモデルの改良点を整理する。また、再処理施設PSAに利用できる機器故障率データを整備する。 ⑤事故・故障の分析では、分析結果を関係機関に配布し、知見や教訓の共有を図る。	④核燃料施設PSA手法整備では、実験データとの比較でモデルの有効性を確認。また、再処理施設PSA用の一般的故障率データをJNESに報告。 ⑤事故・故障の分析では、IRS(非公開)分析結果を関係機関(原安委、保安院、JNES、電力)に配布。また、INES事例は和訳情報としてインターネット上で公開。

【成果の活用】

- 重要度評価指標や費用便益分析の基礎データは、リスクを考慮した意思決定手法のベースとなる。
- ヨウ素のソースターム評価結果は、立地評価事故のソースターム改訂や防災計画検討に有用な情報を提供。
- 再処理施設の高レベル濃縮廃液貯槽の沸騰・乾固事象の放射性物質移行評価モデルは同施設の残余のリスク評価に活用される見込みである。また同施設の一般故障率データは、六カ所再処理施設固有の故障率整備の基になる。
- 事故・故障の分析は関係機関に継続的に配布し、規制や施設の安全性向上の検討に有用な情報を提供。

【成果の公開】

- 論文0件、技術報告9件、国際会議報告3件、口頭発表5件、受託報告書等4件。

4

主な成果(1/4)

【主な成果】　重要度評価手法の開発

第1期中期計画においてグローバル感度解析コードGSALab (Global Sensitivity Analysis Lab)を開発した。

1. 分散に基づく重要度指標

(1) Sobol'(1990)が提案した1次指標S_1
(2) Homma & Saltelli(1996)が提案した総指標S_T

これらの指標は、モデル出力変数の不確実さ(分散)への入力変数の不確実さの寄与で重要度を評価する。

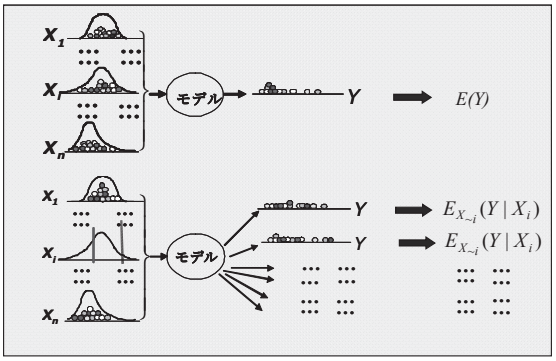
2. 分布に基づく重要度指標

(1) Borgonovo(2006)が提案したδ指標
(2) Liu & Homma(2007)が提案した$S^{(CDF)}$指標
(3) Chun et al(2000)が提案したMD(i:o)指標
(4) Park & Ahn (1994)が提案したI(i:o)指標

これらの指標は、モデル出力変数の不確実さ(確率分布)の変化への入力変数の不確実さの寄与で重要度を評価する。

✓ 評価結果の代表値(平均値)への入力変数の不確実さの寄与を調べるため、新重要度指標を提案した。

定義式:　$IM = \dfrac{E_{X_i}\{|E_{X_{\sim i}}(Y|X_i) - E(Y)|\}}{E(Y)}$



提案した重要度評価指標をある補助給水システムに適用し、その結果を国際会議で報告した。

5

主な成果(2/4)

【主な成果】　費用便益分析の基礎データ整備

✓ 原子力分野において規制や放射線防護を導入した場合に、それらの効果は被ばく線量の低減分として評価される。本研究では、この低減分を貨幣価値に換算し、規制や防護に必要な費用と比較するための基礎データを整備した。

✓ 代表的な評価手法である人的資本法を用いて、日本の経済状況等を反映し、我が国で利用可能な値を評価。

評価方法		円(2010年)
人的資本法	GDPに基づく評価方法	4.63×10^6円人$^{-1}$Sv^{-1}
	逸失利益等に基づく評価方法 ◆早められた死亡で失われた収入 ◆追加的な出費 医療費等)	4.05×10^6円人$^{-1}$Sv^{-1}
		5.66×10^6円人$^{-1}$Sv^{-1} 医療費含む)
支払意志額(WTP)アプローチ	人的損害＋精神的損害	平成23年度の成果となる予定

✓ 原子力に関連する政策や規制の効果について説明責任を果たし、透明性を高めるための基礎データとしての活用が期待される。

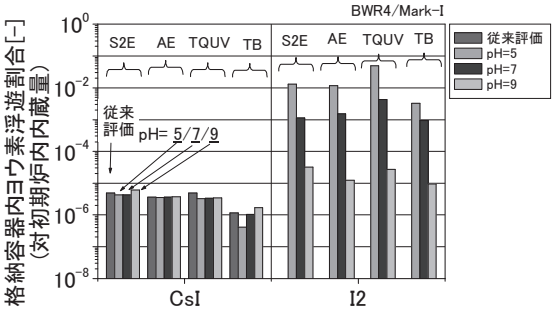
6

主な成果(3/4)

【主な成果】　レベル2PSA手法の高度化

- ✓ ソースターム評価コードTHALES2のヨウ素に関わる評価手法において、シビアアクシデント晩期の課題の1つであった揮発性ヨウ素(I_2及び有機ヨウ素)の解析機能の高度化を実施し、過小評価する可能性があったヨウ素のソースタームを改善させた。
- ✓ モデルプラント(BWR4/Mark-I)を対象にヨウ素化学挙動を考慮したソースターム評価を実施し、格納容器に浮遊するヨウ素のソースタームを評価した。
- ✓ 本結果は、現在、原子力安全委員会で検討中の立地評価事故のソースターム改訂や防災計画策定に有用な情報として活用される見込みである。

主要な事故終息シナリオに対する結果例



- ✓ CsIのみを取り扱った従来評価での過小評価を改善
- ✓ 事故開始後50hでの格納容器内に浮遊するヨウ素の割合は、液相に移行せずヨウ素化学反応に関わらないCsIは10^{-7}～10^{-6} [-]と同程度、揮発性ヨウ素(I2)は10^{-5}～10^{-2} [-] となり、炉心損傷事故シーケンスの違いよりもプールpHの影響を大きく受けることが明らかとなった。
- ✓ 有機ヨウ素を考慮した評価は現在、実施中である。

S2E:小破断LOCA、AE:大破断LOCA、TQUV:炉心注水失敗、TB:全交流電源喪失

7

主な成果(4/4)

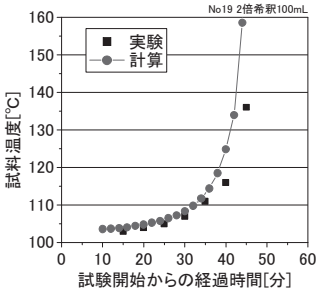
【主な成果】 核燃料施設のPSA手法整備

- ✓ 沸騰時の高レベル廃液の物性値模擬ツールを整備し、実験データとの比較でその有効性を確認。
- ✓ 低蒸気流速での気液同伴率から導出した移行割合の式を実験データで検証。

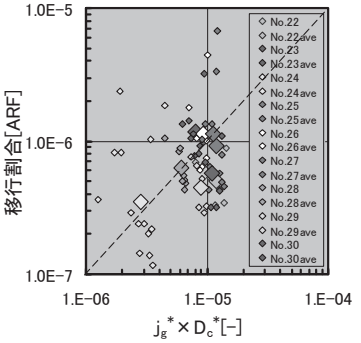
$$ARF \propto j_g^* D_c^*$$

- ✓ 再処理施設PSA用の一般的な故障率データを、類似の機器故障率よりベーズ手法により導出。運転実績を反映した施設固有の故障率のベースを提供

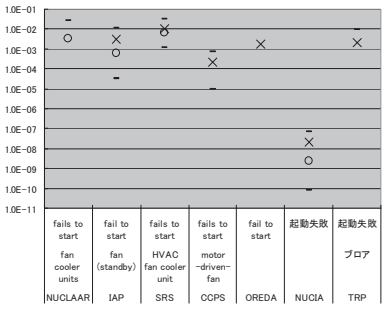
模擬ツール計算結果と実験値の比較



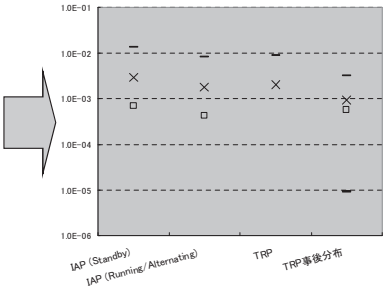
Csの気液同伴による移行割合



調査した故障率(ﾌｧﾝ、ﾌﾞﾛｱ)



ベーズ推定結果



J_g^*:規格化蒸気流束、D_c^*:規格化臨界粒径

8

平成 23 年度　安全研究・評価のまとめ

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
安全研究センターの研究活動について	・海外の機関との協力関係を築いている。 ・長期的な目標設定をして計画的に活動しようとする意図が明確である（ミッション、戦略の明確化）。 ・予算人材確保に関する危機意識を持っている。 ・6 研究分野において、適切に課題設定がなされ、必要最小限の研究が継続されている。 ・高い目標と戦略性をもって安全研究を進めている所は高く評価できる。 ・国際貢献についても積極的に取り組んでいるところは素晴らしい。 ・中期目標に沿って着実に成果を出している。	・指針、基準への寄与、計画及び外部資金の定義についての説明を示して欲しかった。 ・資料 1-3,p8（安全研究センター関連予算）は、内容としてはこれまでも十分理解してきたことであるが、このようにグラフ表示されると恐ろしさも感じる。将来このままでよいか、要検討。 ・人員の確保・育成。特に、若年層が少なく、改善が必要。 ・予算の確保。特に、過度に外部資金に依存しない予算措置の重要性を認識すべきである。 ・受託の割合が多いことは経営をゆがめないか。 ・4 つのミッションと 4 つの戦略は関係しているはず。両者のリ	・資料 1-3,p.12 のセンター経営方針は適切。今後ともこの経営方針に沿って活動が進むことを期待。 ・産業界との連携は強力に進めておられるようですが、今後は大学との連携や社会への情報発信についても注力頂けるとますます良い成果が得られるのではと思います。 ・規制行政への支援のみでは、基礎基盤的な技術の創出や人材の確保ができない。JAEA 全体の既設の施設等の資産の有効活用を図るべきである。 ・安全研究と推進研究は根っこは同じ部分が多いそこでの連携を十分か？ ・安全研究センターはその研究

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	・経営方針において、目標、４つのミッション、4 つの戦略を掲げ効率的に行っている。 ・経営方針と目標が明確かつ適切である。これにより、各下部部門組織の役割が明確になる。 ・４つのミッションと４つの戦略を明確にしているところは良い。 ・安全研究センターは安全規制行政と学術に対してこれまで大きな貢献をしており、高く評価されるべきである（しかるに社会からの認知はそれほど高くないかもしれない）。 ・長年の安全研究の実績・経験を基礎に、大型施設を含む既設の設備を効果的に活用して活発な研究を実施している。 ・短期的ニーズ対応とともに中長期的視点での研究も遂行している。 ・安全研究センターの経営方針に	ンク（いずれの戦略を用いてミッションを達成するか）を示す必要がある。例えば、施設基盤維持のために、国際的役割分担と産業界との連携強化を戦略とするなど。 ・連携として機構内連携、大学等、国際協力が挙げられている。何を狙ってその組織と連携するということを明示しないと、形式だけに終わってしまいがちである。 ・専門家の確保・育成を安全規制への技術的支援のひとつとして挙げている。しかしその戦略、方策が見えない。センターの職員が安全規制の専門家、リーダーとして活躍する人材となるよう、体系的な方法が必要ではないか。 ・人員の低減傾向が継続しており、将来の安全研究を担う研究者不足が懸念される。中長期の	内容はもちろんであるが、その存在を周知し信頼してもらうことこそ重要な意味がある。日本の原子力安全はこのような専門組織が支えている（牽引ということをしている）ことを知ってもらうように、社会へ発信することが大切。 ・安全研究は長期にわたる内容が多く、それがゆえに却って組織を硬直化、内向化させがちである。大学などと期限付きで GL クラスの人事交流などはできないか。 ・国内だけでなく、国際的にも安全研究の重要な一翼を担っており、長期的展望を持って継続した事業遂行を期待したい。 ・予算・人員等の安全研究センターを取り巻く環境は厳しいとは思うが，経営方針のミッション「施設

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	掲げられている「最新の科学・技術的知見を取得し科学的・合理的な安全規制に資する」研究を担うという目標は，JAEA の安全研究としてふさわしい目標であり，強く支持する。 ・外部資金の積極的な導入 ・年度当初に個人目標を提示させ、達成度を評価する仕組み ・原子力規制行政に対する技術的支援活動をベースとして、研究実施体制、研究内容とも現時点では妥当と判断される。 ・喫緊の課題への対応、外部資金の導入、産業界との協力、国際活動等の推進など、外部情勢に対応した戦略・ミッションのもとで経営方針を立てている。 ・各分野にて、原子力安全規制行政に係る広範かつ高度な支援を行っている。 ・国内委員会、海外機関、大学院、企業等に幅広く人材を派遣し、	人材確保、育成に更なる努力を求めたい。 ・大学との委託研究が 2 件だけとは少ない印象を受ける。この原因は①安全研究の基盤研究的な性格が大学の研究と合致しない，②大学側に安全研究センターの研究レベルに合致するポテンシャルが不足している，③予算執行上の問題がある等々複合的であり，直ちに解決は困難かも知れない。ところで大学との委託研究は「大学院生の育成」の側面を含んでいる。そこで，人材育成の各種派遣活動に加えて，人材育成の視点で委託研究を強化することは検討に値すると思う。これは経営方針の戦略「基盤的・先行的研究の強化」にある「若手研究者にとって魅力ある安全研究」への考え方とも合致すると思われる。	基盤の維持」にあるように，安全研究に不可欠な大型研究施設群の維持に加えて，段階的な施設更新計画の検討も視野にいれて欲しい。 ・ロードマップに施設や人材に対する投資をオーソライズする要望を働きかけてほしい。 ・国内・国際協力の発展は、施設基盤・人材基盤の充実にも資するものであり、一層の連携活性化を期待する。

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	原子力の研究、開発及び利用に貢献している。	・外部資金導入も大事であるが、往々にして将来展望にたった人材育成がやりにくい環境に陥りがちであるので留意を願いたい。 ・予算、人員とも長期的には減少の傾向にあり、人材育成や新規設備導入による研究の新たな展開などを含む、将来をにらんだ長期的視点に立った研究計画の策定が望まれる。 ・研究者が漸減傾向であり、年齢層も高め。施設基盤の維持も国際的課題。国内・国際連携の強化を図ると共に、新型炉の安全研究などを含め、特に若手にとって一層魅力的なビジョンを策定されたい。	

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
軽水炉の高度利用に対応した新型燃料の安全性に関する研究	・燃料の安全研究の全体像を踏まえて体系的なアプローチを心懸けている。 ・RIA、LOCA 基準値や指針体系化への寄与の様子がよくわかった。 ・本来業務と保安院からの受託研究とをうまく結び付けて、全体として RIA,LOCA 時の燃料挙動に関する研究を系統的に実施し、知見の充実が見られる。 ・公開成果も多い。 ・燃料の安全性研究について様々な困難さを乗り越え努力を継続されているところは大変高く評価できる。 ・成果の公表も積極的に行い、国際的に高い評価を得ている。 ・燃料安全は原子力開発においてきわめて重要な研究である。しっかりした成果が出ていると評価する。 ・現在実施している研究内容が燃	・指針等への成果反映計画についての記載が望ましい。 ・軽水炉の安全に関する技術基盤の劣化が心配されているところ、JMTR の利用計画を含め、施設の利用と維持に係る長期の計画をより明瞭に示すことが必要。 ・研究目的に基準等の高度化とある。基準は要求事項を記載するのであるから、何をもって高度化を達成するかを示さないといけない。安全研究の意義から言えば、基準のための必要十分な技術基盤を提供する、その上で、不確かさをさらに低減することを目指すということか。 ・2 ページの実施体制は、どのような組織と研究のどの部分を分担するのか、また、センター内ではどの研究に人員を重点配置するのかなど、研究内容がその体制であれば確かに実施できる	・今後も新しい燃材料の対応を柔軟に対応して欲しい。 ・大型施設の今後のあり方については、できるだけ早くからご検討頂くのが良いかと思います。 ・全般的に、データを補強するだけという研究成果のように見える。これを知見というレベルに引き上げるためには、新しいデータを取得するたびにしっかりと要因分析に立ち戻ることが重要である。例えば、PCMI では、破損データと非破損データが混在する領域を狭めること（PCMI の未知の支配要因を明らかにする）、そのために、破損に影響する要因を調べつくすという方針をもってほしい。 ・内外の燃料安全研究計画との連携をさらに深め、国際的な燃料安全研究のリーダーシッ

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	料安全性を語るに必要十分であることを示す工夫がなされればなお良い。例えば、事故条件ごとに燃料破損メカニズムを列挙しそれと対応させてモデルとデータの充足度を示すなど。 ・NSRR,RFEF 等 JAEA が所有する大型研究施設を活用し、軽水炉高度化利用のニーズに対応した他所では得られないデータ、知見の収集、整備を実施している。 ・改良型及び新型燃料の安全審査を速やかにかつ厳格に実施するために，異常過渡時および事故時の破損限界や破損挙動に関する知見を，予め充分に収集・整理しておくことは重要である。この点で「反応度事故(RIA)時の燃料挙動」研究は基盤的かつ正統的な研究ではあるが，重要な研究課題である。 ・長期展望に立つ個別課題の各研	ということを示さなければならない。 ・個別課題（軽水炉燃材料詳細健全性調査）は研究実施期間が 11 年にも及ぶので，適宜準備状況を見直し，研究の加速に留意してほしい。 ・予想通りの進捗が決して悪いことではないが、達成目標が保守的な設定になっていないか。 ・	プを取り続けることを期待する。また、人材育成面での強化も期待する。 ・多軸応力を模擬できる被覆管多軸応力負荷試験機を作成し，被覆管の機械特性データを取得することは，被覆管破壊メカニズムの研究を進展させる点で期待している。 ・外部資金に対してチャレンジングな課題設定は難しいが、減点法ではなく加点法の意識で挑戦することも必要。 ・新型燃料の異常過渡時および事故時の破損限界や破損影響などに関する知見を充実させていくことを期待する。

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	究目標は，いずれも今後の安全審査にとって貴重な知見の獲得である。 ・新型燃料への対応という明確な目標に対する着実な成果 ・JAEA に期待される研究に一致した活動 ・研究は概ね計画通り進捗し、所定の成果を得ている。また、成果の公表、外部発表に努めている。 ・特に、RIA 時の試験から各種燃料データを取得し、安全基準策定のベースとなる有用な知見を得ている。 ・機構が所有している施設（NSRR、RFEF）・評価ツール（FEMAXI）などを効果的に活用している。 ・ＲＩＡ時の破損メカニズム解明や安全審査・基準策定のためのデータを拡充した。 ・高燃焼度燃料挙動に関する基盤		

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	的研究も、積極的に実施している。		
材料劣化・高経年化対策技術に関する研究	・目的、中期計画、重点安全研究課題に基づいた計画になっている。 ・実施体制は関係箇所とよく連携したものとなっている。 ・JEAG 等規格策定に寄与した。 ・資料 1-5,p.3 に、保安院からの受託事業の成果で原子力学会技術賞受賞とある。契約業務を成し遂げただけでなく、研究としての質の高さも示したものとして好感。 ・材料劣化などについて非常に多くの貴重な研究成果を得られているところは、高く評価できる。 ・日本において、高経年化への対応が着実に進展しているのは	・PFM の活用計画については提示にとどまらず最終目標も示して欲しい。 ・IASCC に関する今後の研究については、最近の状況をよく把握して、研究の必要性、安全上の重要性などを踏まえた計画とすることが必要。 ・材料研究はニーズ、手法、現象が多様であり、これを例えばマトリクス形式でわかりやすく表現できないか。例えば、ニーズのレベルは、寿命延長、リスク情報活用、耐震安全など、手法は照射試験、PFM、ふげんデータの活用など。そうすると研究全体が相互に関連しており、体	・JAEA 内の他部門、大学などの研究者とのより密な連携を期待します。 ・実施体制は、プロパー研究、外部研究拠点との協力、NISA 受託と整理している。各研究テーマも、基盤研究として実施するもの、共同プロジェクト研究として実施するもの、規制ニーズを踏まえて実施するものと整理できないか。研究実施内容についても、そのような分類・整理を踏まえて成果の反映先を示してもらえると良い。 ・確率論的破壊力学手法の導入も含め、成果の活用に向けて

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	JAEA の寄与大と思う。一方、材料研究は、ニーズベースあるいは単発的な研究になりがちで体系化が見えにくい。研究目的として、設備利用率向上や長期サイクル運転などを明示しても良いかもしれない。 ・高経年化対策で重要課題である原子力圧力容器健全性評価のニーズに対応し、手法開発・改良と実証データ収集の両面で取り組んでいる。 ・「ステンレスオーバーレイクラッド鋼の中性子照射によるミクロ組織変化」は，中性子照射量と耐食性劣化のマクロな相関関係を，ミクロな組織変化から明らかにしようとする研究であり，現象の本質的な理解を目指す点で評価できる。 ・JAEA に要求される明確なタスクに対して進展は着実 ・特徴ある装置を用いた貴重な成	系的に実施する必要性があるということが見えてくるのではないか。 ・進捗として設備の整備が挙げられるのは理解できるが、達成目標が「整備」というのは奇異な感がある。整備に対する目標を具体的に示すと、尚よい。 ・	の努力を期待する。 ・個別課題「照射済ステンレス鋼の照射中 IASCC き裂進展試験および照射中水化学試験」では，平成 25 年度の試験開始に向けて材料照射試験装置の準備が進められている。中性子照射中の材料観察によって，き裂進展メカニズムが動的に解明されることを期待する。 ・本研究成果は、経年炉を多く抱えた事業者の喫緊の高経年化対策にも深く関連するため、成果の効果的な活用にむけ、事業者とのより緊密な交流を要望したい。 ・今後も技術的知見の充実を図ると共に、規格基準への反映を着実に進めていくことを期待する。

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	果（Cr のスピノーダル分解）の取得 ・研究は概ね計画通り進捗し、所定の成果を得ている。また、成果の公表、外部発表に努めている。 ・特に、圧力容器 HAZ の照射脆化に着目し、新たな技術的知見を得ている。 ・機構が所有している施設(ふげん)・評価ツール(PASCAL)などを効果的に活用している。また、機構内部、外部機関などとの連携など、効率的な研究を推進している。 ・高経年化に関わる材料の照射脆化など、長期間を要する試験研究を着実に進めている。 ・JMTR の設備の整備および技術開発を着実に進めている。		

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する熱水力安全研究	・OECD/ROSA プロジェクトに則り、テーマとしても重要なものを適切に選定している。 ・最適手法、３次元熱流動などタイムリーな課題選定がなされている。 ・二相臨界流実験や有機ヨウ素生成実験など現行規制に寄与できる成果が散見できる。 ・事故時流動、核熱結合、シビアアクシデント、地震時炉心安定性、等々、様々な受託事業を活用して幅広い分野で研究を展開し、技術の進展・維持につなげている。 ・ROSA プロジェクトの着実な遂行は、軽水炉の熱水力安全研究に大きく貢献していると考えら得る。また、国際的に見ても高く評価されるものである。 ・中期目標に沿って着実に成果が出ている。 ・国際的な協力関係を有効に活用	・指針要求の背景も意識した検討が望ましい。 ・たとえばSAの分野ではほんの僅かの研究しかなされていない。JAEAよりもJNESが考えるべき問題であるが、分野ごとに中長期の包括的研究計画が必要。 ・平成２３年度に終了するOECD／NEAのROSAプログラムの後について、具体的に検討すべきである。 ・研究の多くが外部資金に拠っている。解析コードや実験施設は成果と知見が具現化されたものである。これらの運営、保守・管理、品質保証なども安全研究の重要な一部とみなすべきである。そのための内部資金を確保することも重要である。 ・最適評価手法の導入に向けた成果の反映等、成果の具体的な活用に更に留意し計画を進める事	・ソースターム研究についても重要な成果を出して頂いてますが、もう少し長い目で見た研究のあり方を考えみる時期に来ているような気がします。 ・将来の安全評価を視野に入れた３次元非定常のCFDコードのV&Vに使用できる詳細データベースが構築されてゆくことを期待する。 ・今後、CFDコードの活用とV&Vなどが重要性を増すと想定される。一方、商用コードが産業界に広く普及している。商用コードを開発・管理する企業とJAEAが、モデル開発や検証などで協力してはどうか。リソースの有効活用につながるのではないか。 ・地震影響評価について：地震時には原子炉は停止するはずである。この研究の狙いは何

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	してコードの検証を行っていることは評価される。 ・個別実験を行った上で、解析モデルの構築から計算コードへの反映まで、一連の流れに則って研究が実施されている。 ・世界でトップレベルにある研究組織である。現在の学術・技術水準を維持、発展して欲しい。 ・実験と解析技術を効果的に組み合わせて、知見の集約化が効果的になされている。 ・LSTF による大型実証試験を中心に、最適評価コードの実証データ収集、次世代 LWR 安全機器性能確認など卓越した試験研究を遂行、有用な知見を内外に提供している。 ・「熱水力最適評価手法の妥当性評価」では，①炉心出口での気液対向流制限と炉心相間摩擦を考慮することにより，中口径破断 LOCA 時の最高被覆管温度	が重要である。 ・必要な実験を予定通りに進めているようであるが、それが全体の達成目標に対してどの程度の進捗なのかが判りにくい。 ・	か（スクラム設定値の変更か)。 ・安全研究は国際協力に適したテーマ。アジアの安全研究 COE を目標として掲げるべきと思う。 ・国際研究プロジェクトとしての計画の実施に併せ、より長いスパンでは国内ニーズも取り入れた計画遂行が望まれる。 ・ROSA/LSTF 等を活用した実験データの収集，およびそれに基づく解析コードの予測性能・信頼性向上研究を，今後も継続して実施することを期待する。 ・成果の公開に、より以上の取り組みを期待 ・BWR の熱水力挙動に及ぼす地震動の影響に関し、振動周波数の出力変動への影響が示されている。耐震安全性評価の

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	の時間挙動予測を高めた研究，および②サブクール水中における急速加熱下の伝熱面からのボイド離脱モデルを構築して，過渡ボイド試験解析の予測精度を改善した研究が，予測精度向上の点で評価できる。 ・「地震時影響解析」では，３次元核－熱水力連成解析コードに冷却水に働く変動加速度を組み込んだ研究は，地震波が炉心出力応答に及ぼす影響とその感度を把握する上で興味深い研究である。 ・産業界からの要望を取り入れ着実に進展 ・国際的な活動（ROSA）にも積極参加 ・研究は概ね計画通り進捗し、所定の成果を得ている。また、成果の公表、外部発表に努めている。 ・特に、OECD ROSA-2 プロジ		観点からも重要であり、今後、取り組み範囲、成果の活用方針などについて明確化することを希望したい。 ・３次元熱流動解析手法の開発および最適評価手法の高度化を着実に進めていくことを期待する。

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	ェクトにおいてLSTF実験を予定通り進め、SG 伝熱管破断事故時の関係データを取得し、コード検証に有用な知見を得ている。 ・機構が所有している施設(LSTF、THYNC など)を効果的に活用している。また、機構内部、国内外機関との連携など、効率的な研究を推進している。 ・LSTF 試験により、最適評価コードの検証などに有用なデータを取得した。 ・３次元核熱連成解析手法を実施可能なモデルを整備した。		
核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究	・実施体制として日本原燃から大学まで幅広い組織と連携している。 ・FP 移行、臨界事故、火災エアロゾルなど再処理過程の問題点を全般的に網羅している。 ・再処理廃液沸騰乾固事象の研究は、規制側と事業者とがともに	・資料 1-7,p.5 図 1（模擬放射性物質気相移行率の経時変化）で、Cs の移行割合に関する相関式はリスク研究の方で作られているが、こうした相関式は実験者が作らないと技術の進展につながらないのではないかと懸念する。	・「リスク評価上重要な事象について研究」というストーリーはそれでいいが、単なる能書きにしないために、リスク評価そのものについてより理解が深まることを期待。 ・再処理関連の安全性について非常に貴重なデータを多数出

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	重要と考えてマッチングファンドで実施している研究。こうした新しい枠組みの研究で成果が出始めたことを歓迎。 ・再処理有機火災事故時の放射性物質の閉じ込めに関する研究などでの成果が評価できる。 ・基礎的データが着実に集積されていることが分かる。 ・臨界安全について、日本が率先してハンドブックやデータベースを提示するべき努めていることは評価できる。 ・次世代炉燃料などを先取りした研究に取り組んでいる。燃料については高度化のポテンシャルは大きい。 ・再処理施設リスク評価上の重要事象である臨界事故や火災について実証データを取得、評価精度向上に有用な知見を提供している。 ・「有機溶媒火災時の放射性物質	・再処理施設等のリスク評価、影響評価では、これからデータの取得、モデル開発などが進展していくことになるので、事業者である日本原燃との協力体制を強化するべきである。 ・研究項目相互の関連が見えにくく、それぞれが断片的な研究という印象を受ける。評価手法の体系化を念頭においたアプローチが必要である。これは、研究目的が項目の羅列であることによるかもしれない。 ・試験研究成果の体系立った整理を進めるなど、さらに一般的な活用に資する方向での努力を望みたい。 ・第 2 期中期計画における個々の研究課題の位置づけが明確でない。各研究課題が年次計画的に継続されるのか，あるいは単年度限りかの区別が分かり難い。長期的でかつ積層的な展望	して頂いているとは思います。燃料サイクルの研究は多岐にわたるので、是非、JAEA内の他部門との連携、統合をお考え頂き、より密度の高い内容にしていただくことを期待します。 ・新型燃料導入にかかる研究が開始されていることは適切であり、今後必要な研究が着実に行われることを期待する。 ・臨界事故評価については様々なケースを予想した整理ができないか。 ・サイクル施設では、先ず、最低限必要な安全評価手法の確立が重要であると思う。リスク評価も含め、安全評価すべき内容と評価手法の現状を分析し、欠けている点を明らかにする、いわゆるギャップアナリシスを示していただけるとわかりやすくなる。

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	閉じ込め性能評価データの取得」で取り上げられている爆発・火災時の放射性物質閉じ込め機能の評価は，核燃料サイクル施設の安全評価において，臨界事故評価と同列の重要さを持つ。この閉じ込め性能はHEPAフィルターの閉じ込め性能に強く依存する。そこで爆発・火災時を模擬した条件下でHEPAフィルター性能を定量的に評価することは，より現実的なモデルに基づく安全評価を可能にする点で重要である。 ・「燃焼解析コード検証用使用済燃料組成データの取得」で目指すICP-MS装置を用いたFP核種同位体組成の精密測定は，燃焼解析コードの予測精度を検証するための基礎データ整備の意味で重要である。 ・再処理施設の重要事象に関する実データ（臨界事故の出力近似	の下で，毎年度の各研究課題の位置づけを踏まえて研究を推進することが望ましい。例えば，使用済燃料組成データの取得は，燃焼解析コードの検証，さらにその解析コードに基づく燃焼度クレジット導入に，どのように反映・活用されるのかが分かるように提示して欲しい。 ・全体に対する達成度を示すと尚よい。 ・	・再処理施設等へのリスク評価手法の効果的な適用に向け、有用な実証データの提供と手法整備への貢献を期待する。 ・5%超濃縮度ウラン燃料の導入は近い将来現実的な課題となる。燃料製造から再処理まで，想定される安全審査上の課題について，具体的な検討を始めることは重要である。「5%超濃縮度ウランを用いた臨界実験の不確かさの評価」は今後の一連の研究の端緒となるものであり，今後の研究の進展に期待する。 ・OECD/NEA国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクトを通して，臨界安全ベンチマークデータを世界に提供したが，低濃縮データの約70%がJAEAからの寄与であったと平成17～21年度の実績の説明があった。この国際的な評価

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	式など）提示 ・研究は概ね計画通り進捗し、所定の成果を得ている。また、成果の公表、外部発表に努めている。 ・特に、放射性物質の気相放出データを取得し、再処理施設の事故影響評価に関する有用な知見を得た。 ・機構内部、外部機関などとの連携により効率的な研究を推進している。 ・再処理施設のリスク評価上重要な事象について、影響評価の精度を向上させた。		プロジェクトは質的に高い評価レベルを維持しているのが特長であり，これに採用・登録された臨界安全データは，精度の明確な実験データと信頼性の高い解析データとからなっている。従って，提案した臨界安全データが採用・登録されたことは，データ提供研究機関の実験・解析ポテンシャルの高さを示すものである。よって今後もこの評価プロジェクトへ臨界安全ベンチマークデータを継続して提供できるように，予算的，人的裏づけを講じることが望ましい。 ・核燃料サイクル施設に対する安全評価手法について、充実を図っていくことを期待する。

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
放射性廃棄物に関する安全評価研究	・時間スケールに着目するなど適切に課題が把握されている。 ・大学、民間機関など所外の期間ともよく連携している。 ・高レベル廃棄物地層処分に関し、「閉鎖後安全評価」、「安全評価シナリオの設定」、「時間スケールを考慮」等、大事な課題に関心が向けられつつあることを歓迎。 ・地層処分の安全評価についての研究を積極的に進めて頂いている点は、高く評価します。 ・研究実施体制で多くの工夫がみられる。 ・研究成果も高く評価でき、成果の活用も大きい。 ・重要でありかつ広範囲にわたる研究を着実に実施している。特に廃止措置と地層処分については立地問題とも関係するので技術開発のみでなく、理解促進活動の充実を望みたい。	・「リスク論は規制の合理化のためのもの」、「規制は設計と管理を対象として安全確保をオーバーサイトするもの」という原則と、「規制に資する研究」の関係が十分には整理されていない。 ・廃止措置については、規格・指針類への貢献という位置付けをもっと強調すべきであると思う。 ・地層処分の分野は、関係する外部機関の数が多くなる。すると、達成目標を明確にしておかないと関係者間の目標の共有ができないであろう。 ・サイトが選定に機敏に対応できることを研究計画として示していただきたい。現在の研究内容は全般に手法開発に集中しているのではないか。 ・推進側の研究との相違点をどこに見出すのか、違いをより明確に打ち出したほうが尚よい。	・センターはリスク論についても十分な専門知識を有するはず。横の協力を強化して、規制にとってより有用な研究計画を考えてくれることを期待。 ・地層処分については、その安全性が社会にどのように受け入れられるかが大変重要であり、安全性研究成果の上手な社会への発信を期待するとともいに、この分野でのリスクコミュニケーションへの貢献も期待いたします。 ・ENTRY, QUALITYの活用も考えてほしい。 ・この分野では安全規制のための技術的基盤はこの研究によって提供されうるので、きわめて重要な位置づけである。 ・今後、地層処分の立地検討が具体的になるなど環境変化に適切に対応し、有用な成果を

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	・基本指針等の整備が進む中、国や大学、産業界との連携を図りつつ評価手法の開発を進め、有用な成果を提供してきている。 ・広域地下水流動解析コードによる解析結果をボーリング調査による原位置データと比較して，解析コードの妥当性を検討する「地下水流動評価手法に関する研究」は，将来選定される概要調査地区の安全評価において，重要な判断基準を与える解析ツールの信頼性向上に資する研究であり，重要な研究課題である。 ・地下水環境を考慮した溶解・腐食試験により，地下水および人工バリア中のMg濃度とガラス溶解との相関性を見出した個別課題「人工バリア機能評価モデルの検討」は，人工バリア機能評価の予測精度向上に有効である。 ・規制側の研究として、クリアラ	・	出して行く事が期待される。 ・ボーリング調査による地下水データの取得は時間・人手・予算の点で容易ではないと思うが，広く多様な地点のデータ収集に努め，広域地下水流動解析コード 3D-SEEP の実証研究をさらに進めて欲しい。 ・大学等との重点連携研究制度をより活用すれば有意義 ・引き続き、地層処分の安全評価指針等の策定に資するための評価手法などについて、整備を進めていくことを期待する。

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	ンスレベルの設定に対する寄与 ・研究は概ね計画通り進捗し、所定の成果を得ている。また、成果の公表、外部発表に努めている。 ・特に、ウラン廃棄物のクリアランスレベル評価等では、規制側への技術的支援を実施。また、保安院・JNES からの受託事業では、地層処分の安全審査に関わる基本的な考え方を整備するなどの有用な成果を得ている。 ・機構内部、外部機関との連携などにより効率的な研究を推進している。 ・ウランクリアランス制度化に向けて、クリアランスレベルを解析し、制度化の審議に貢献した。		

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
リスク評価・管理技術に関する研究	・発電炉から再処理まで広い対象範囲でリスク活用を検討している。 ・費用便益分析などチャレンジングな課題に挑戦している。 ・今回報告されていないが、安全研究センター報告会で紹介された防災支援のための研究は、方向性、包括性、内容、成果とも高く評価。 ・レベル２ＰＳＡの高度化に取り組むなどリスク情報を活用した安全規制を進めていく上で重要な貢献をしている。 ・重要度評価解析手法を構築したことは評価される。 ・シビアアクシデント並びにソースタームに関する研究では安全規制にとって重要な研究成果が得られている。 ・核燃料施設 PSA ではデータが少ない状況で着実に成果を上げている。	・今回報告されたものはすべて「手法の開発」。実際の規制への応用研究を重視して欲しい。 ・資料 1-9,p.8,Cs 移行割合の実験結果から、「比例関係」が言えるとは思えないのだが。 ・事故・故障の分析評価は多くの観点から重要な技術であり、継続的に実施する必要がある。事例を分析するにとどめず、得られた知見を安全規制や安全評価に反映していく体制を構築すべきではないか。また、これについては、原技協や事業者との協力体制を構築する必要がある。 ・本分野を担当する人材の育成・確保、特に事故・故障分析担当者の確保は緊急の課題となっている。 ・「重要度評価手法の開発」では，評価結果の平均値に対する入力変数の不確実さの寄与を調べる目的で，新しい重要度指標を提	・外部発表が少し少ないように思いますが、研究者の人数の関係でしょうか。今後はより積極的に進めて頂けるものと考えております。 ・重要度評価解析手法については、熱水力分野における不確かさ解析にも反映されることを期待する。 ・今後、シビアアクシデント、リスク情報活用、ソースタームの研究がますます重要になる。安研評委 1-9 の資料はそれらの重要性がアピールできていないように思う。 ・リスク評価・管理手法の高度化や事故故障分析は、引き続きニーズの高い研究分野であり、継続した研究活動の遂行が期待される。 ・「費用便益分析の基礎データ整備」が放射線防護の効果評価において広く活用されるに

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	・リスク評価の活用に向けて、重要度評価手法や費用便益分析等の先行的な研究を進めている。 ・原子力事故・故障分析では、情報分析，提供を地道に継続し、安全性向上へ貢献している。 ・「レベル 2PSA 手法の高度化」は，揮発性ヨウ素の格納容器内浮遊割合がプール水の pH値に著しく依存することを示し，ヨウ素のソースターム評価に新しい知見を与えた点で高く評価する。今後は，有機ヨウ素も含め総合的なヨウ素ソースターム再評価を期待する。 ・「核燃料施設の PSA 整備」のうち，低蒸気流速での気液同伴率から導いた移行割合の評価式を，実験データで検証した研究は，実証研究である点を評価する。 ・重要度評価に対する新指標の提示	案した。従来の分散や分布に基づく指標に対して，平均値に基づく指標の導入が何故必要なのか，分かりやすい説明を工夫してほしい。これにより，新しい提案への理解が増し，活用が進むと期待される。 ・積極的に成果を公開すること ・事故・故障の分析に従事する人材確保について、留意することが適切。	は，被ばく線量低減効果と貨幣価値とを繋ぐ換算係数の選択が重要である。本手法が広く活用されるように，換算係数に関する調査をさらに進めることを期待する。 ・リスク評価・管理手法の更なる高度化を進めていくことを期待する。

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	・研究は概ね計画通り進捗し、所定の成果を得ている。 ・特に、リスク評価の基盤技術として、新たな重要度指標の提案、費用便益分析のデータ整備など新たな研究への挑戦・展開を図っている。 ・外部機関との連携などにより効率的な研究を推進している。 ・軽水炉シビアアクシデント晩期のヨウ素ソースターム評価を改善した。 ・原子力事故・故障の分析結果などの有用な情報を、長年に亘って提供してきている。		
総合評価	・おおむね妥当な研究計画が策定され、計画通り遂行されていると評価する。 ・安全研究全体としては、適切な計画に沿って順調に進展と評価。しかしながら、人員及び基盤が少しずつ劣化している状況も見え始めている。軽水炉安全に係る基盤のありかたについて、JAEA だけでなく、保安院、JNES、文科省、原子力学会等で広く検討していくことが必要。 ・原子力の安全性向上、規制の高度化のための安全性研究に積極的に取り組み、国際協力や人材育成についても大きな貢献をしておられると考えます。また、得られた成果も積極的に論文や学会で公表し、その成果は国際的にも高く評価されていると思われます。今後も我が国の原子力の安全性向上のため、研究開発によりいっそう精力的に取り組んで頂きたいと思います。		

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	・総合的に見て、中期目標に沿って、着実に成果が出ている。 ・人材の高齢化や予算構造の外部資金への過度な依存などについては、改善の必要がある。 ・既設の施設の利用についても、より具体的な展望の提示が望まれる。 ・いずれの領域においても研究成果は良好、達成度は高いと評価する。 ・安全研究センターの研究目標、ミッション、戦略を明確に定義しており、大変結構なことである。 ・安全研究の役割は安全規制に最低限必要な手法、データ、規格指針をすべての分野にわたりもれなく用意することである。従って、個々の研究成果をアピールするのみでなく、安全研究の全体像を示し、それに対する手法、データ、企画指針の充足度を述べ、そのうえで研究課題を列挙して成果を述べるというスタイルが良いと思う。 ・安全研究の重要な役割は、原子力の安全性について社会から信頼を得ること。そのために、安全研究センターという専門家集団の存在をもっとアピールし。日本の原子力安全研究の基盤の堅固さを社会に発信する努力をするべきであると思う。 ・全体として安全規制ニーズに適切に対応し目標とした成果をあげている。特に維持管理を含め大型の予算措置が必要になる NSRR、LSTF 等による研究計画を NISA、OECD/NEA 等の受託によるプロジェクトとして進め、大型施設の積極的な利用を維持し、国際的にも評価される実績を挙げている事は高く評価する。一方、計画を推進する上では経験を積んだ人材の確保が不可欠であり、中長期的な視点での人材の確保・育成への努力や、大学、研究機関、産業界との連携を通した人材活用をこれまで以上に力を入れて進める事を希望したい。 ・科学的・合理的な安全規制を支える安全研究の主旨に則り，適切な外部資金を確保して，中長期的視点で種々の側面から研究課題を進展している点は評価できる。 ・今後は予算獲得の点から，外部委託研究が増える傾向になると考えられる。その場合は委託研究であっても，その研究目的・目標，計画立案に関しては安全研究センターの研究者の独自性に基づくものであり，単なるデータ収集・提供の作業に終わらないように留意してほしい。		

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	・査読付き論文による成果公表数は、安全研究センター全体としては平均レベルと考えられるが，研究分野に偏りがある。また安全規制に活用される際に，データとして価値が高いのはピアーレビューを受けて公刊されたデータ類である。この点で，査読付き論文による成果公表数をさらに増やして欲しい。 ・平成２２年度は計画通りの進捗が達成されていると考えられる。 ・安全審査・基準化への技術的支援など規制に直結した研究目標となっており、規制ニーズから見て重要性の高い内容である。 ・研究は概ね計画通り進捗し、所定の成果を得ており、成果の公表、外部発表にも努めている。 ・機構が所有している施設・評価ツールなどを効果的に活用している。 ・機構内部、外部機関との連携などにより効率的な研究を推進している。 ・人材育成や新規設備導入による研究の新たな展開などを含む、長期的展望に基づいた安全研究の推進を要望したい。 ・研究はいずれも計画通りに進捗しており、期待された成果が得られている。今後も着実に継続していくことが重要である。		
その他特記事項	・「規制のための安全研究」、「リスクを意識しての研究」といった意識の浸透は見られ、そのこと自体は歓迎。しかしながら、それが能書きにとどまってしまって、規制のあり方、リスク情報の規制への反映のための具体的提案には結びついていない状況もある。安全研究センターとしてより総合的に課題に取り組むにはどうするか、検討して欲しい。 ・安全研究は、国際協力をやりやすい分野である。また、原子力利用国は知見を共有すべきである。特に、最近の原子力発電のブームを考えれば、安全研究センターはアジア地域での安全研究の COE になるという目的を掲げ、実現に向けと動き出すことが重要。それにより、人材やリソースの問題にもプラスの効果があるのではないか。 ・計画通りの進捗というのが保守的な目標設定のせいであることが無いよう、研究者のチャレンジ精		

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	神もきちんと評価するシステム ・今後も着実に研究成果をあげていくためには、基盤の整備について、中長期的に取り組んでいくことが望ましい。		

付録 3-2　第２回安全研究・評価委員会資料

第 2 回安全研究・評価委員会議事次第

日時：平成 24 年 2 月 15 日（水）13:30～17:30

場所：富国生命ビル　第 5 会議室

東京都千代田区内幸町 2 丁目 2 番 2 号　富国生命ビル 28 階

議事：

１．安全研究センターの平成22年度研究活動の評価
２．主要な成果
・リスク評価・管理技術に関する研究
・軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する熱水力安全研究
・放射性廃棄物に関する安全評価研究
・個別課題の成果
３．その他

配付資料リスト

資料 No.　議事次第 議事次第及び資料リスト
資料 No. 安研評委 2-1　安全研究・評価委員会委員名簿
資料 No. 安研評委 2-2　安全研究・評価委員会の進め方について
資料 No. 安研評委 2-3　安全研究センターの平成 23 年度の研究活動及び今後の研究計画について
資料 No. 安研評委 2-4　リスク評価・管理技術に関する研究
資料 No. 安研評委 2-5　軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する熱水力安全研究
資料 No. 安研評委 2-6　放射性廃棄物に関する安全評価研究
資料 No. 安研評委 2-7　軽水炉の高度利用に対応した新型燃料の安全性に関する研究
資料 No. 安研評委 2-8　材料劣化・高経年化対策技術に関する研究
資料 No. 安研評委 2-9　核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究
資料 No. 安研評委 2-10 平成 23 年度成果調査票
資料 No. 安研評委 2-11 安全研究・評価シート
資料 No. 安研評委 2-12 個別課題・評価シート（4課題）

＜参考資料＞
資料 No. 安研評委参 2-1　研究開発・評価委員会設置達
資料 No. 安研評委参 2-2　安全研究・評価報告書　－平成 22 年度－（案）
資料 No. 安研評委参 2-3　平成 22 年度安全研究・評価委員会議事録（案）

資料No.安研評委2-1

安全研究・評価委員会名簿（50音順、敬称略）

	氏名	所属・役職
委員	阿部　清治	(独)原子力安全基盤機構　技術参与
委員	浦田　茂	関西電力(株)　原子力事業本部安全技術グループ チーフマネジャー
委員	鹿島　光一	(財)電力中央研究所 軽水炉高経年化研究総括プロジェクトリーダー・首席研究員
委員	関村　直人	東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻　教授
委員	田中　知	東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻　教授
委員長	藤城　俊夫	(財)高度情報科学技術研究機構　参与
委員	山口　彰	大阪大学大学院工学研究科工学研究科 環境・エネルギー工学専攻　教授
委員	山中　伸介	大阪大学大学院工学研究科工学研究科 環境・エネルギー工学専攻　教授
委員	山中　康慎	東京電力株式会社　原子力設備管理部 原子炉安全技術グループマネージャ
委員	山根　義宏	名古屋大学 名誉教授

資料No.安研評委2－2

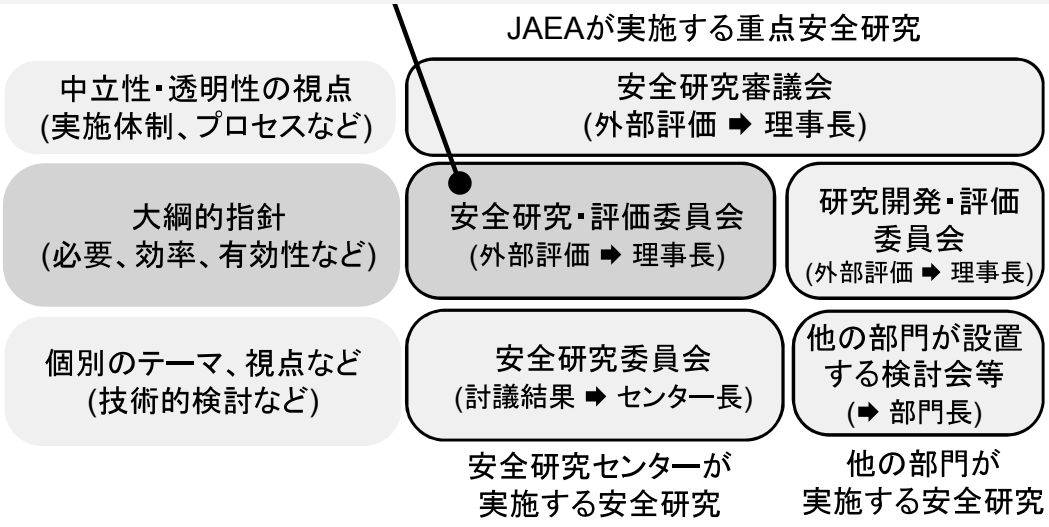
安全研究・評価委員会の進め方について

平成24年2月15日

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

安全研究・評価委員会の目的と位置づけ ①

安全研究センターが実施する安全研究について独立した外部評価を実施する。
適切な区分、形式で適切な時期に評価を実施して、必要とされる他の評価や研究計画策定への活用を図る。
平成22年度に新設。



委員会での評価の進め方

【評価の対象】

(1)安全研究センター全体及び6研究分野の評価に加え、保安院/JNESの安全研究計画策定への対応するため(2)保安院からの受託研究については個別の評価を行う。

【評価のまとめ方】

対象の大きさ、必要な評価メッシュの細かさに応じた評価を行う。

(1)については、大綱的指針の評価項目例を参考に、大まかに良好点、課題などを挙げて頂き、他の評価委員会などのまとめ方に倣った様式で実施。

(2)については、上記安全研究計画の取りまとめを行うJNES原子力安全研究評価委員会と同様の様式で行う。

必要に応じて、随時見直しを行う。

【評価の時期】

JAEAの中期計画に対応して、中間評価(H24年度末)、事後評価及び事前評価(H26年度末)を実施して理事長に答申し、公開報告書にとりまとめる。これらの評価に資するため、年度評価(今回はH23年度)を実施して、結果は、webに公開。委員会は原則1回/年度開催する。

【情報の管理】

実施中の受託研究を含むため、契約及び機構の規定に従った情報管理を行う。委員の皆さんには守秘義務履行の同意、資料の管理・回収への協力を依頼する。会議は非公開とする。

評価の対象

安全研究・評価委員会では、安全研究センター全体の活動及び6つ分野の研究活動に対する評価を実施。また、下表①～④の保安院からの受託研究については、保安院/JNESの研究評価システムが参酌可能な形式で個別の評価を実施。本日の報告は1～3を重点化。

	分野	資料/報告
	安全研究センターの研究活動について	安研評委2-3/報告
1	リスク評価・管理技術に関する研究	安研評委2-4/報告
2	軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する熱水力安全研究	安研評委2-5/報告
3	放射性廃棄物に関する安全評価研究 ①地層処分の安全審査に向けた評価手法等の整備	安研評委2-6/ 全体+①報告
4	軽水炉の高度利用に対応した新型燃料の安全性に関する研究 ② 燃料等安全高度化対策事業 ③ 軽水炉燃材料詳細健全性調査の燃料部分	安研評委2-7/ ②③報告
5	材料劣化・高経年化対策技術に関する研究 ④ 軽水炉燃材料詳細健全性調査の材料部分	安研評委2-8/ ④報告
6	核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究	安研評委2-8

安全研究センター全体の活動及び6研究分野の評価 - 評価のまとめ方(案) -

4

各委員に記載頂く評価シートの構成

分野	高く評価される点(+1)	改善を要する点(-1)	その他、今後への期待等
センター全体			
燃料分野			
・・・			
総合評価			
その他特記事項			

前項の必要性、効率性、有効性等の観点から、プラス要因、マイナス要因を挙げ、コメント頂く。

評価の取りまとめ様式

評価シートを集計し、要因点及びコメントをベースに分類し、委員にその妥当性を諮り、ご意見を踏まえて見直し、委員長の合意を得て最終版とする(メールベース)。下表はその暫定案。

分類例	要因点(暫定的目安)
特に優れている分野・項目	+10～
優れている分野・項目	+5～+9
普通の分野・項目	0～+4
改善が望まれる分野・項目	～-1
新たに開始するあるいは取りやめるべき分野・項目	その他等より

個別課題に対する評価(案)

5

研究の枠組みと研究の成果について、JNES原子力安全研究評価委員会と同様の視点から各委員に評価頂く。
これを取り纏めてそれぞれの項目の評価及び総合評価結果とする。評価のまとめは原則として各位委員の評価結果の平均点に対応させ、委員長に諮る。

評価頂く項目と視点

評価項目	評価の視点	
研究の枠組み	目的の妥当性	昨年度の様式による評価
	目標の妥当性	
	計画の妥当性	
	外的条件の変化への対応	
研究の成果	研究の進捗	新様式による評価
	成果の範囲・量	
	成果のレベル	
	成果の活用	
	成果の公表	
総合評価	外的条件の変化への対応	

まとめ方

個別課題	評価結果	コメント
①地層処分	研究の枠組み(1～5)	
	研究の成果(1～5)	
②燃料・・	研究の枠組み(1～5)	
	研究の成果(1～5)	
③軽水炉・・の燃料部分	研究の枠組み(1～5)	
	研究の成果(1～5)	
④軽水炉・・の材料部分	研究の枠組み(1～5)	
	研究の成果(1～5)	

個別課題④の成果に関しては2/23のJNES分科会に対応　2/20〆切
個別課題②③の成果に関しては2/24のJNES分科会に対応　2/20〆切
個別課題①の成果に関してはいて2/27のJNES分科会に対応 2/20〆切

安全研究・評価委員会の委員構成と評価分野(案)

6

委員には全分野の評価をお願いし、得られた全ての評価を集計してとりまとめる。この際、委員会の開催日程などの都合で広範な研究分野の一部の評価が手薄となることを防止するため、6研究分野はそれぞれ最低4名の委員からの評価が含まれるように運営する。具体的には下表に示す研究分野(個別課題がある場合はそれを含む)を主担当頂きたい。なお、委員会は過半数の出席、その過半数の賛成で決定する。

	委員名	所　　属	燃料	材料	熱水	サイクル	廃	リスク
1	阿部清治	(独)原子力安全基盤機構 技術参与			○	○	○	○
2	阿部　豊	筑波大学大学院 構造エネルギー工学専攻 教授 (23年度は委嘱出来ず)			○			○
3	浦田　茂	関西電力(株) 原子力事業本部 安全技術グループ　チーフマネジャー		○	○			
4	大江俊昭	東海大学 工学部原子力工学科 専任教授(23年度は委嘱出来ず)				○	○	
5	鹿島光一	(財)電力中央研究所 軽水炉高経年化研究総括プロジェクトリーダー・首席研究員		○		○		
6	関村直人	東京大学大学院 工学系研究科 原子力国際専攻 教授	○	○				
7	田中　知	東京大学大学院 工学系研究科 原子力国際専攻 教授				○	○	
8	藤城俊夫	(財)高度情報科学技術研究機構 参与	○				○	○
9	山口　彰	大阪大学大学院 工学研究科 環境・エネルギー工学専攻 教授			○			○
10	山中伸介	大阪大学大学院 工学研究科 環境・エネルギー工学専攻 教授	○	○				
11	山中康慎	東京電力(株) 原子力設備管理部原子炉安全技術グループマネージャー	○		○		○	
12	山根義宏	名古屋大学 名誉教授 (東京工業大学 原子炉工学研究所 客員教授)				○		○

研究開発・評価委員会の設置について(規定抜粋)

7

(委員)

第6条　委員は、機構が行う研究開発分野及びそれに関連する分野に精通する機構外の専門家及び有識者で、十分な評価能力を有し、かつ次の各号のいずれにも該当しない公正な立場で評価を行うことができる者とする。

(1) 機構の経営又は事業運営に関する企画及び立案に関する会議等に出席し、謝金を受ける者(年に数回程度行われる提案公募事業の審査等に係る謝金を受ける者は除く。)

(2) 機構が実施する講演等に講師等として出席し、継続的に報酬を受けている者

(3) 所属機関の常勤の役員であり、当該所属機関に対して機構から金銭提供がある者

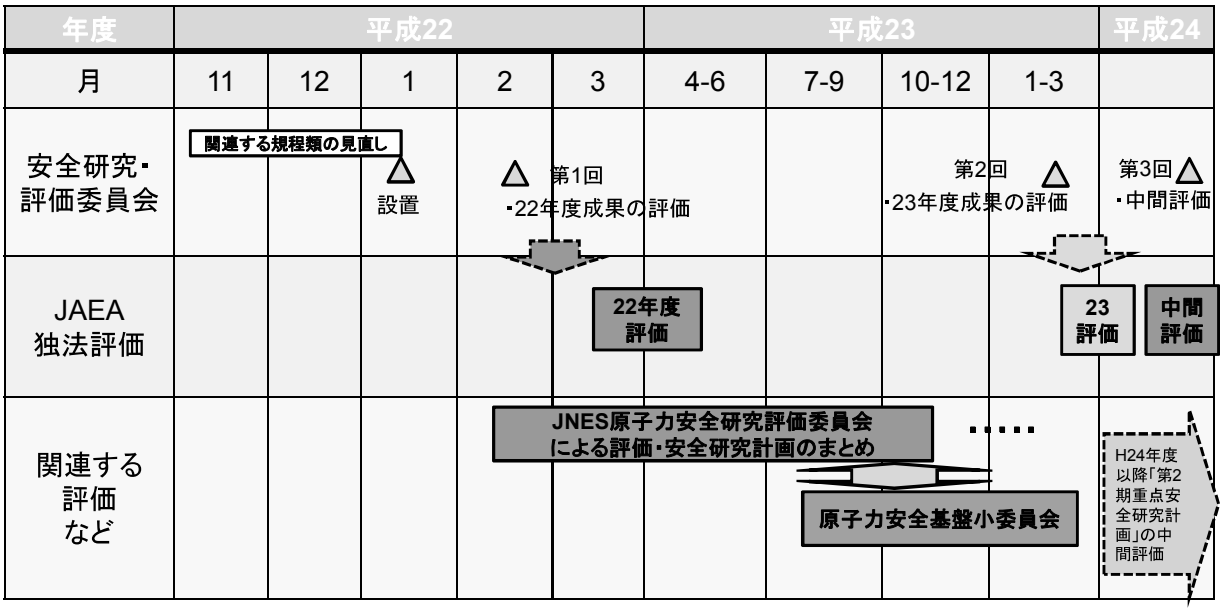
(4) 自ら研究申請者となって機構から研究費(外部資金を除く。)の配分を受けている者(研究分担者として研究費の配分を受けている者は除く。)

2　委員は、部門長の推薦を受け、理事長が委嘱する。

7

3. 今後のスケジュール(案)

・本年度の評価のまとめは、個別課題①②③④：2/20、分野評価：3/2〆切で集計し、メールベースで確認頂く。
とりまとめ結果を年度内に随時まとめ、各種外部評価等への活用を図る。
・24年度は中間評価を実施予定。



資料No.安研評委2ー3

平成23年度の安全研究センターの研究活動及び今後の計画について

平成24年2月15日

第2回安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構

安全研究センター

原子力機構の23年度計画の見直し

平成24年1月　震災の影響を踏まえた最小限の見直しを実施

序文
(前略)・・・・被災拠点の復旧及び安全対策等に係る業務を年度計画に追記するとともに、施設・設備の被災等に伴い事業計画の変更を余儀なくされたものについてのみ、必要な変更を行った。なお、今後も復旧の進捗状況、情勢の変化、政府における原子力・エネルギー政策の見直しの議論の方向性、中期計画の変更等に伴い、適宜見直すことを前提とする。そのため、「もんじゅの40%出力プラント確認試験の開始」等は、今年度は見送りとなっているが、今回の変更に当たってはその修正の記載は行っていない。

4. 原子力の研究、開発及び利用の安全の確保と核不拡散に関する政策に貢献するための活動
(1) 安全研究とその成果の活用による原子力安全規制行政に対する技術的支援
1) リスク評価・管理技術に関する研究
2) 軽水炉の高度利用に対応した新型燃料の安全性に関する研究
NSRR の被災により継続してきたパルス照射実験は不可能であるため中断する。
JMTR による照射試験は被災により不可能であるため取りやめる。
3) 軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する熱水力安全研究
化工特研被災のため3 次元二相流や炉心熱伝達に係る個別効果実験は不可能であるため中断する。
4) 材料劣化・高経年化対策技術に関する研究
5) 核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究
化工特研被災のため継続してきたケーブル火災研究は不可能であるため中断する。
6) 放射性廃棄物に関する安全評価研究
7) 関係行政機関等への協力

全文は添付1に記載

1

原子力機構の中期目標・中期計画等の見直しの方向

平成24年3月　福島事故を踏まえた最小限の見直しを予定
夏頃　原子力政策の見直しに対応した変更を予定

序文
(前略)・・・・
機構は、平成23年（2011年）3月11日に発生した東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故（以下、「福島第一原子力発電所事故」）からの復旧対策、復興に向けた取組みへの貢献を本中期計画の重要事業と位置づけ、我が国唯一の総合的原子力研究開発機関としてその科学的技術的専門性を最大限活用して積極的に取組むこととする。
なお、原子力政策が見直されることとなったことに伴い既に当初の計画を変更している「もんじゅ」の40%出力プラント確認試験を始めとする取組、再び重大な事故が起こらないようにするための研究開発などその強化が求められている取組、福島第一原子力発電所事故の対処に係る研究開発を優先して重要事業として取り組むことに伴い当初計画を変更している取組等もあるが、平成24年（2012年）夏頃を目途にとりまとめ予定の原子力政策の見直しの議論の結果を踏まえて中期計画を変更する。

中期計画(変更後)	中期計画(変更前)
Ⅰ．国民に対して提供するサービスその他の業務の質の向上に関する目標を達成するためとるべき措置 1．東京電力福島第一原子力発電所事故の対処に係る研究開発 (1)廃止措置等に向けた研究開発 (2)環境汚染への対処に係る研究開発 2．エネルギーの安定供給と地球温暖化対策への貢献を目指した原子力システムの大型プロジェクト研究開発 ・・・・ (安全研究センター部分は変更無し)	Ⅰ．国民に対して提供するサービスその他の業務の質の向上に関する目標を達成するためとるべき措置 1．エネルギーの安定供給と地球温暖化対策への貢献を目指した原子力システムの大型プロジェクト研究開発

2

平成23年度実施内容の変更部分

4．原子力の研究、開発及び利用の安全の確保と核不拡散に関する政策に貢献するための活動
(1) 安全研究とその成果の活用による原子力安全規制行政に対する技術的支援
1) リスク評価・管理技術に関する研究
(追加実施)CsIの再放出評価、回避線量等の検討、公衆の個人線量測定
2) 軽水炉の高度利用に対応した新型燃料の安全性に関する研究
(追加実施)被覆管及びペレットへの海水影響評価
(施設被災)NSRRパルス照射実験の中断、JMTR照射試験開始の取りやめ
3) 軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する熱水力安全研究
(追加実施)事故収束に向けた対策の検討
(施設被災) 3 次元二相流や炉心熱伝達に係る個別効果実験の中断
4) 材料劣化・高経年化対策技術に関する研究
変更無し
5) 核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究
(施設被災) ケーブル火災研究の中断
6) 放射性廃棄物に関する安全評価研究
(追加実施)事故による汚染物対策のための評価
7) 関係行政機関等への協力
(追加実施)事故収束に向けた国の対応支援(専門家の派遣等)を重点的に実施

3

安全研究センターの福島第一事故への対応

- 圧力、熱移動、冷却水収支の分析などに基づいたプラント状態の推定、溶融炉心/コンクリート相互作用などの評価
  - ➡ プラント状態の推定結果を原子力安全委員会等に提供
- ソースターム評価、環境影響評価を通じて防護措置範囲などについて検討
  - ➡ 避難区域の設定に関する官邸への助言に参加
  - ➡ 計画的避難区域設定、学校の被ばく管理に関する原子力安全委員会への提言
- 原子炉容器内温度やFP追加放出などの評価
  - ➡ 評価手法を東京電力に提供
  - ➡ 1～3号機の長期冷却システム構築に参加
- 防災指針、安全設計審査指針の見直し、ストレステスト評価等に参画(添付2に一覧)

4

安全研究の方向性

今後の安全研究は、「合理的に達成できる安全の最高水準を目指した継続的改善の追求」に貢献する。このためには、シビアアクシデント評価及びAMの高度化、低頻度高影響の外的事象への対応、個々のプラントの実力を測る技術の整備、シビアアクシデントを想定した緊急時への準備の充実が不可欠。これらの課題に応えるべく、

①損傷炉心調査（福島事故で損傷した炉心の調査・分析）

に加え、

②シビアアクシデント防止研究（設計基準事象とそれを超える事象における現象の解明、最適評価技術の整備と適用、外的事象評価手法の整備）

③シビアアクシデント評価研究（シビアアクシデント進展及びソースターム評価手法の改良及び適用、AMの高度化）

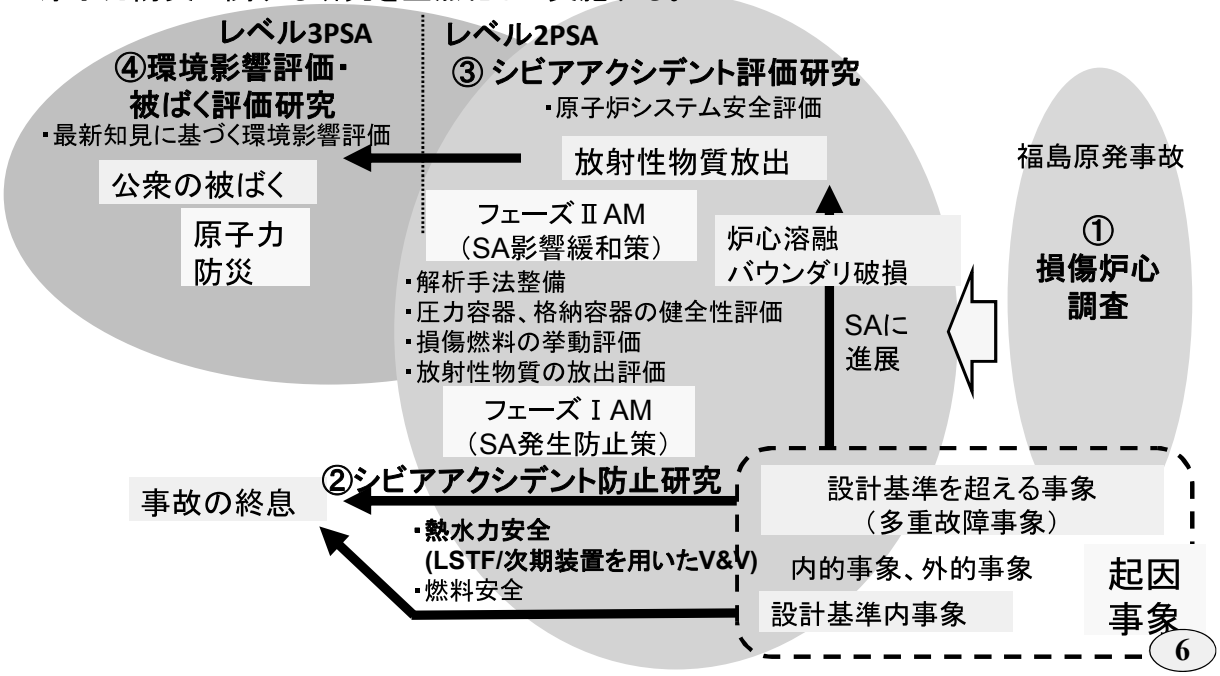
④環境影響・被ばく線量評価研究（最新知見に基づくレベル3PSA手法の整備と防災への適用）

を進める。

5

計画中の研究項目

多様な原子力施設の安全評価(主に設計基準事象内)に加え、シビアアクシデント及び原子力防災に関する研究を重点化して実施する。



6

中期計画変更の方向性 (1/2)

- リスク評価・管理技術に関する研究

  シビアアクシデントの規制要件化に対応してリスク評価・管理手法の高度化を進めるとともに、原子力防災における実効的な防護対策戦略を提案する。さらに、原子力事故・故障情報の収集、分析を行う。

- 軽水炉の熱水力安全研究

  システム効果実験及び個別効果実験などに基づいて3次元熱流動解析手法の開発及び最適評価手法の高度化を行い、シビアアクシデントの発生防止と影響緩和までの安全評価に必要な技術基盤を提供する。

- 燃料の安全性に関する研究

  安全審査や基準類の高度化に資するため、異常過渡時及び事故時の燃料破損限界や破損影響、シビアアクシデント時の燃料挙動等に関する知見を取得し、解析コードの整備及び高精度化を進める。

7

中期計画変更の方向性 (2/2)

- 材料劣化・構造健全性評価に関する研究

  原子炉機器における放射線や水環境下での材料の経年劣化に関するデータを取得し、材料劣化予測の精度向上を図るとともに、外的事象やシビアアクシデントに対応した構造健全性評価手法及び保全技術有効性評価手法を整備する。

- 核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究

  リスク評価上重要な事象の影響評価手法整備を目的として、放射性物質の放出移行率などの実験データの取得及び解析モデルの開発を行う。また、破損燃料等に対応した臨界安全評価手法や再処理施設機器材料の経年化評価手法の整備を行う。

- 放射性廃棄物に関する安全評価研究

  地層処分の安全評価に関して、地質環境の変遷や不確実要因を考慮し、時間スケールに応じた核種移行評価手法及びバリア機能評価手法の整備を進める。また、段階的な廃止措置並びにシビアアクシデントに起因する汚染物等の取り扱いに関わる安全評価手法を整備する。

8

安全研究センターの活動 (1/2)

【福島事故に対応した国等への支援】

●専門家の派遣
- 福島第一原子力発電所事故に関し、原子力安全委員会や政府東電統合対策室特別プロジェクトなどに専門家を354人・日派遣し、国の事故対応に協力

●事故に対応した評価の実施

【関係行政機関等への協力】

●科学的データ、知見の提供 → 研究分野毎に記載。

●指針の見直し等の委員会等を介した貢献
- 国（原安委、文科省、経産省等）：34名
- 地方公共団体（青森県、茨城県、新潟県、福島県）：5名
- 学会等（日本原子力学会、日本機械学会等）：49名
- その他関係機関（JNES、原子力安全技術センター等）：39名

【国際協力】

●海外機関（OECD/NEA）の委員会等の委員：8名

●国際協力研究：8件（OECDハルデン、OECD/NEA、フランスIRSN、IAEA、KAERI）

●海外機関への派遣：1名（OECDハルデン原子炉計画に関する協定）

【機構内外の組織との連携・協力】

●機構内連携：ROSA/LSTF、JMTR、NSRR、RFEF、NUCEFなどの基盤施設を活用した研究を推進

●産学との共同研究：7件（大学や企業等）、委託研究：2件（大学）

●特許登録：1件

注）数字は23年度のうち平成23年12月末現在のもの

9

安全研究センターの活動 (2/2)

【人材育成への貢献】

●客員教授や非常勤講師等として連携大学院や専門職大学院へ22名派遣

●外部講師として財団法人や一般企業へ4名派遣

●原子炉安全研修等の講師として29名派遣

●バングラディシュ、マレーシアから外国人研究者を各1名受け入れ

【広報活動等】

●安全研究センター成果報告会の開催

- 平成24年1月17日、東京・富士ソフトアキバプラザにて開催
- 研究員による4件の技術講演及び各研究グループによるポスター発表
- 官庁、大学、研究機関、電力、メーカーから約110名が出席
- 講演資料、質疑応答内容、アンケート集計結果等を報告書にまとめて公開する予定

講演題目
- ・安全研究センターにおける研究の概要
- ・熱水力安全研究（1）
  ーBWR全電源喪失事故のTRACコードによる解析ー
- ・熱水力安全研究（2）
  ー事故解析のための簡易評価ツールの開発ー
- ・リスク・防災安全研究
  ーヨウ素化学反応を考慮したソースターム評価手法の開発ー
- ・廃棄物安全研究
  ー事故により発生した生活環境中汚染物の処理・処分に関する線量評価ー

●論文数‥査読付論文：23、査読無論文：6、研究開発報告書：8

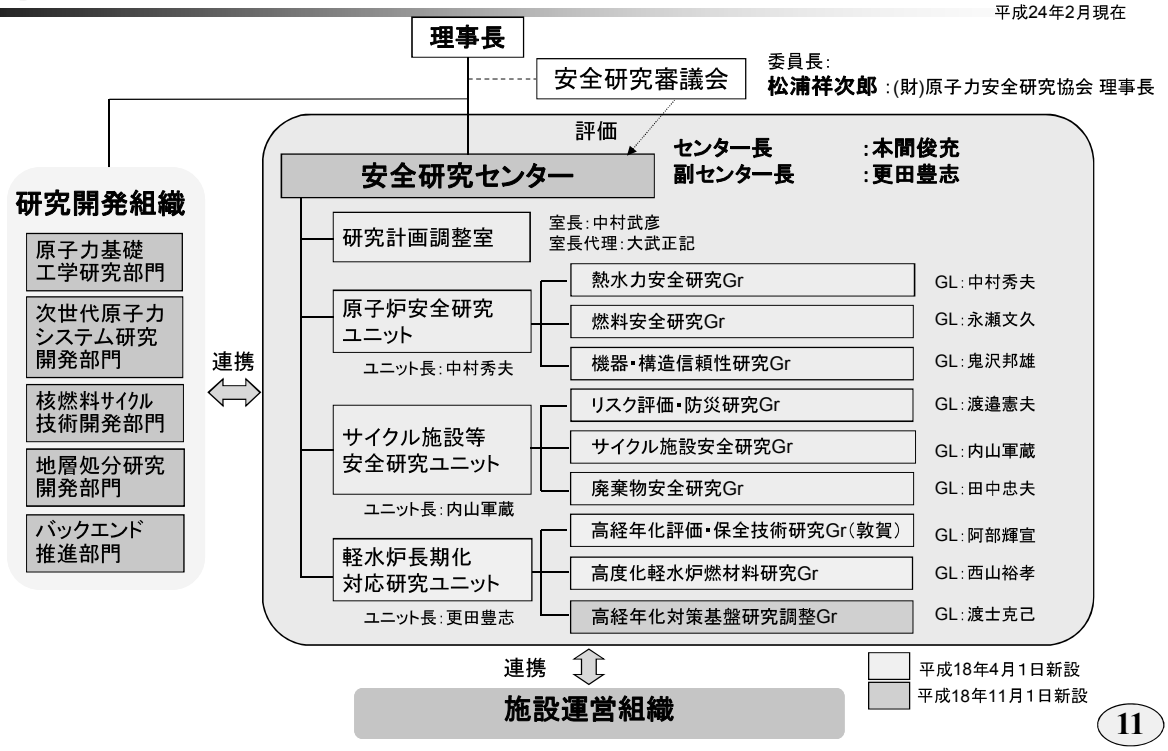
●プレス関係：取材48件（福島第一原発事故関連について）

注）数字は23年度のうち平成23年12月末現在のもの

10

安全研究センターの組織

平成24年2月現在

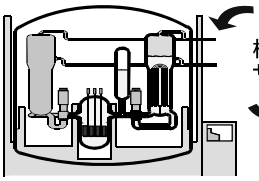


11

原子力機構の安全研究施設

原子炉安全性研究炉
(NSRR)

燃料試験施設
(RFEF)



軽水炉施設
- 燃料の安全性
- 熱水力安全
- 構造機器の高経年化評価
- 中性子照射下の燃料・材料の劣化機構

核燃料サイクル施設
- リスク評価
- 核燃料サイクル施設安全評価

廃棄物処分施設
- 放射性廃棄物処分安全評価

核熱結合
試験装置
(THYNC)

大型非定常
試験装置
(LSTF)

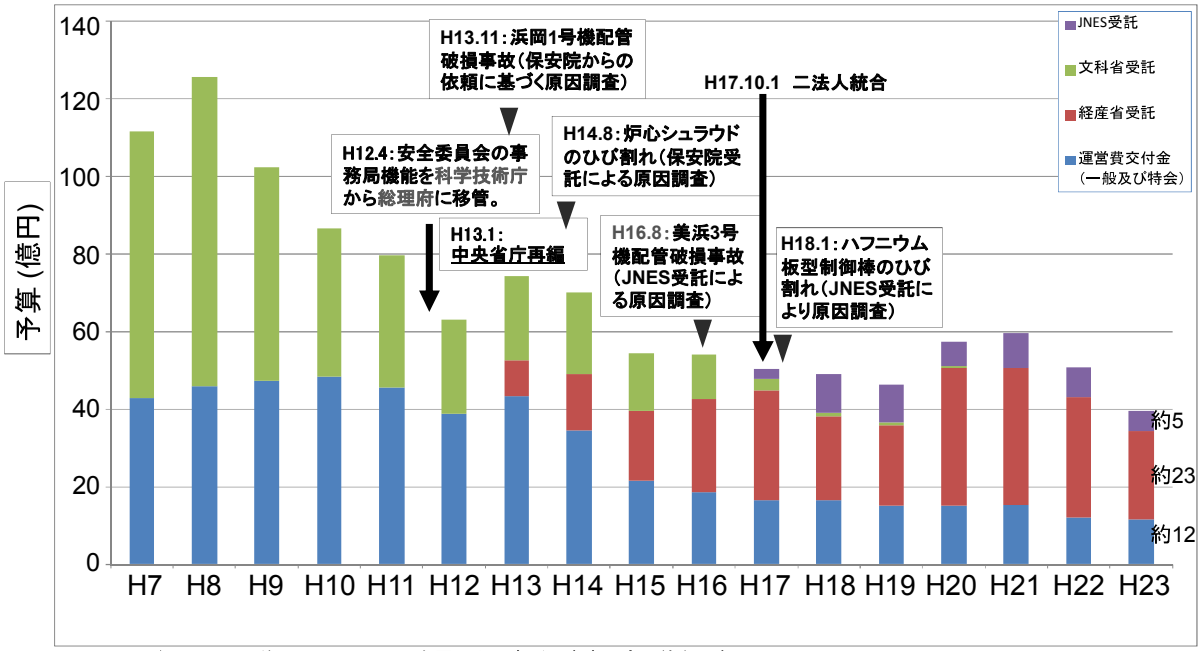
材料試験炉
(JMTR)

JMTRホットラボ
(JMTR-HL)

燃料サイクル
安全工学研究施設
(NUCEF)

12

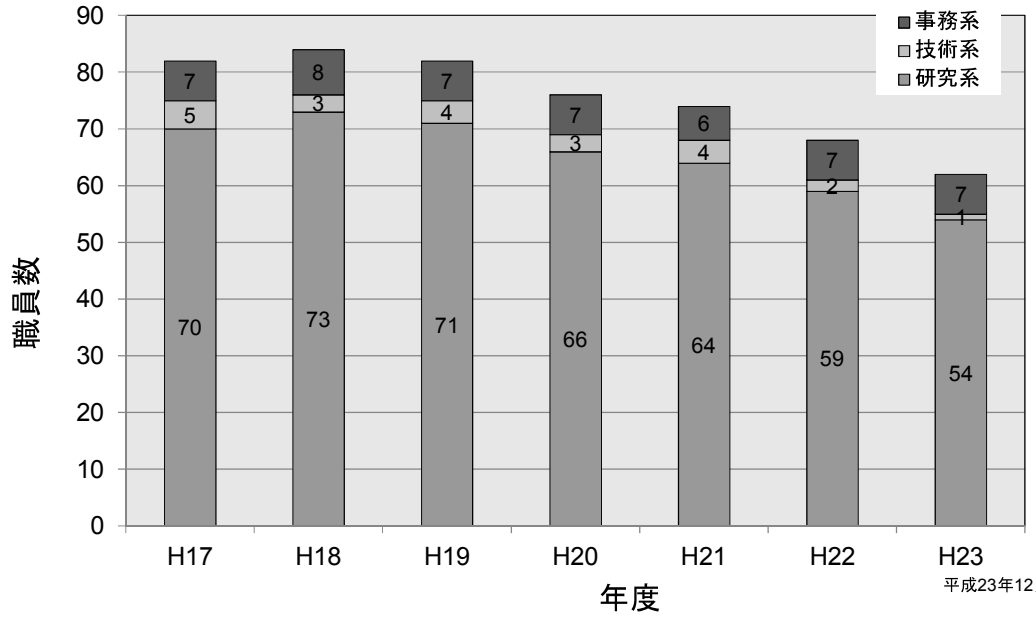
安全研究センター関連予算



（注）1. H17以前については、旧日本原子力研究所の安全研究予算を示す。
2. 一般会計予算は、「安全性研究費」から「電子計算機の管理と利用」及び「環境安全性研究費」を差引いた金額。
3. 文科省特会受託は、安全性試験研究センター受託分のみを積算。

13

安全研究センターの人員：職員数の推移



平成23年12月末現在

14

安全研究センターの23年度計画(平成24年1月17日変更)

添付1

4. 原子力の研究、開発及び利用の安全の確保と核不拡散に関する政策に貢献するための活動

(1) 安全研究とその成果の活用による原子力安全規制行政に対する技術的支援

軽水炉の長期供用、新技術の導入による軽水炉利用の高度化（燃料の高燃焼度化、最適運転サイクル、出力増強など）、核燃料サイクル施設の本格操業、各段階において発生する放射性廃棄物の処分実施などに際して、十分な安全が確保されることを確認及び立証するための研究を進め、その成果を活用して原子力安全規制行政への支援を行う。「原子力の重点安全研究計画」等に沿った研究を進め、最新の知見の取得及び提供を通じて指針・基準類の整備及び体系化に貢献するなど、安全規制の科学的合理性及び説明性の向上に資する。

1) リスク評価・管理技術に関する研究

重要度評価指標の適用研究を進めるとともに、リスクを考慮した意思決定支援技術に必要な基礎データを整備する。また、核種移行挙動実験の成果を基に核燃料施設の事故影響評価手法を改良する。防災指針見直しに資するため、防護対策のための指標の検討を開始する。さらに、事故・故障及び関連情報の収集・分析を行う。

2) 軽水炉の高度利用に対応した新型燃料の安全性に関する研究

新型燃料の事故時挙動評価に向けて、被覆管機械特性試験等により反応度事故及び冷却材喪失事故時の高燃焼度燃料破損挙動に関するデータを取得する。なお、NSRR の被災により継続してきたパルス照射実験は不可能であるため中断する。ペレットからのFP ガス放出等に関する解析モデルの整備を進める。また、機械特性試験により反応度事故時の燃料破損機構について調べる。さらに、異常過渡時の試験を実施するための照射装置を材料試験炉JMTR に整備する。JMTR による照射試験は被災により不可能であるため取りやめる。

3) 軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する熱水力安全研究

システム効果実験を継続して最適評価手法の整備を進めるとともに、不確かさ評価手法の開発を継続する。なお、化工特研被災のため3 次元二相流や炉心熱伝達に係る個別効果実験は不可能であるため中断する。また、3次元熱流動解析手法及び地震時のBWR 挙動を評価する熱水力最適評価手法の整備を継続する。さらに、シビアアクシデント解析コードの整備を行う。

15

安全研究センターの23年度計画(平成24年1月17日変更)

添付1

4) 材料劣化・高経年化対策技術に関する研究
微小試験片による原子炉圧力容器鋼の破壊靭性評価法の整備を進めるとともに、照射試験の準備を行う。照射環境下での応力腐食割れ試験等に必要な技術開発及び設備の整備を進める。構造材料不連続部等に対する確率論的破壊力学解析に係る破壊力学解析手法の整備を進める。ふげん実機材等を使用して、2 相ステンレス鋳鋼の熱時効脆化に関するデータを引き続き取得し、機構論的検討を行う。

5) 核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究
再処理施設のリスク評価上重要な事象について、廃液沸騰時の放射性物質の放出移行率などの実験データの取得及び解析を行う。なお、化工特研被災のため継続してきたケーブル火災研究は不可能であるため中断する。また、新型燃料導入に対応した臨界ベンチマークデータ取得実験の炉心体系の検討及び燃焼解析評価のため使用済燃料組成データの取得を行う。さらに、再処理施設機器材料の腐食進展傾向評価モデルを作成する。

6) 放射性廃棄物に関する安全評価研究
時間スケールや処分環境を考慮した安全評価シナリオの設定手法及び廃棄体・人工バリア材の変遷モデルを整備する。人工バリアや天然バリアを介した放射性物質の移行挙動に係る評価データ設定の考え方について検討する。また、自然事象等の外的因子の影響を考慮した地下水流動評価手法を整備する。さらに、多様な原子力施設の廃止措置段階に応じた決定論的な被ばく線量評価のための基幹コードを開発する。

7) 関係行政機関等への協力
基準・指針類の策定や体系化に関し、最新の知見を提供するとともに、関係行政機関等における審議に直接的な人的支援を行う。また、原子力施設等の事故・故障原因究明調査等に関しても、具体的な要請に応じた人的・技術的支援を行う。さらに、学協会における民間規格の整備や技術戦略マップ(ロードマップ)の策定等に貢献する。

16

政府審議会等への参加を通じた規制支援

添付2

	開催省庁	委員会・意見聴取会 (一部略称)	開催日 (H23 年度 12 月末まで)
規制見直し	原安委	基本方針推進・意見交換 －安全確保の基本原則に関すること－	8/29 平野、本間、丸山、9/30 平野、本間、11/18 本間、丸山、12/13 本間、丸山
		原子力安全基準・指針専門部会	6/22 本間、9/15 本間、更田、12/28 本間、更田
		原子力安全基準・指針専門部会 安全設計審査指針等検討小委員会	7/15 更田、渡邉 、8/3 平野、更田、渡邉、8/23 平野、更田、渡邉、9/14 平野、更田、渡邉、10/5 更田、渡邉、10/18 更田、渡邉、11/2 更田、渡邉、11/16 更田、渡邉、11/28 更田、渡邉、12/13 更田、渡邉、12/21 更田、渡邉
		原子力施設等防災専門部会 防災指針検討ワーキンググループ	7/27 本間、渡邉、8/12 本間、渡邉、8/26 本間、渡邉、9/14 本間、渡邉、10/7 本間、渡邉、10/20 本間、渡邉、11/1 本間、渡邉、11/17 本間、渡邉、12/14 本間、渡邉、12/27 本間
原因調査	保安院	事故の技術的知見に係る意見聴取会	10/24 渡邉、11/8 渡邉、11/25 渡邉、12/9 渡邉、12/27 渡邉
ストレステスト	保安院	発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価	11/14 渡邉、11/18 渡邉、11/29 渡邉、12/8 渡邉、12/22 渡邉
核物質防護 廃棄物	保安院	危機管理 WG	7/25 田中
		1F 事故フォールアウトの影響に係る意見聴取会	12/22 田中
その他	保安院	1F1～4 に対する「中期的安全確保の考え方」	10/22 渡邉、11/11 本間、12/9 渡邉
		高経年化技術評価	12/15 更田、12/28 更田
		燃料	6/13 更田、天谷、6/17 更田、天谷

機構外秘

資料No.安研評委2－4

リスク評価・管理技術に関する研究

－平成23年度評価－

平成24年2月15日

第2回安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

本資料は、現時点では秘密情報が含まれているため「秘密文書」扱いとなっておりますが、平成24年度以降所定の手続き後、公開いたします。

研究計画の枠組みと実施状況

【研究目的】

リスク評価基盤技術の整備・高度化及びその適用を通して，リスク情報を活用した安全規制の枠組みの構築等に貢献する。

【第2期中期計画】

リスク情報を活用した安全規制に資するため，リスク評価・管理手法の高度化を進めるとともに，原子力防災における防護対策戦略を提案する。さらに，原子力事故・故障情報の収集，分析を行う。

【対応する重点安全研究課題】

I. 規制システム分野

○リスク情報の活用

- ・不確実さ・感度解析手法や重要度評価手法の整備，レベル2・3 PSA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

○事故・故障要因等の解析評価技術

- ・トラブルや海外の規制等に係る情報の収集・分析

V. 原子力防災分野

○原子力防災技術

- ・防災指針見直しのための技術的支援研究
- ・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

【平成23年度計画】

重要度評価指標の適用研究を進めるとともに，リスクを考慮した意思決定支援技術に必要な基礎データを整備する。また，核種移行挙動実験の成果を基に核燃料施設の事故影響評価手法を改良する。防災指針見直しに資するため，防護対策のための指標の検討を開始する。さらに，事故・故障及び関連情報の収集・分析を行う。

【実施体制】

重要度評価指標などのリスク評価基盤技術については，プロパー研究として実施し，一部JNES受託で進める。核燃料サイクル施設に対するPSA手法については，JNES，産業界と共同し，中立性，透明性の確保に留意して研究を進める。事故・故障分析も一部JNES受託で進める。防護対策のための指標については，原子力安全委員会， JNES，地方自治体等と連携して検討を行う。

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

(1)要因：特になし。
(2)変更内容：特になし。

【進捗状況】

福島第1原発事故への適時対応として，シビアアクシデント解析，被ばく線量評価に重点をシフトしたが，ほぼ計画どおり進捗している。

1

研究の実施内容と成果の概要

【平成22年度までの概要】

- 発電用軽水炉に対するPSA技術について，レベル2 PSA及びレベル3 PSAの不確実さ評価手順を整備するとともに，レベル2 PSA(ソースターム評価)コードTHALES2にヨウ素化学解析コードを組み込みヨウ素化学挙動を考慮したソースターム評価を実施した。また，リスク評価結果の代表値へのモデル入力変数の影響を調べるための重要度評価指標を提案するとともに，放射線防護分野での費用便益分析における単位集団線量の貨幣価値について標準的な手法である人的資本法及び支払意思額法による評価を行った。

- 核燃料サイクル施設に対するPSA手法について，再処理施設での代表的な事故事象に関連する実験データの調査から解決すべき課題等を明らかにし，我が国で初めて規制支援機関と事業者による共同研究の枠組みを構築して事故時放射性物質移行挙動に関する研究を進めた。特に，高レベル濃縮廃液貯槽の沸騰・乾固事象での沸騰初期の廃液の物性を模擬するモデルと，放射性物質の廃液から気相への移行挙動を模擬する機構論的モデルを整備した。また，再処理施設PSA用故障率データのベーズ手法による導出を終了した。

- OECD/NEA-IAEAの事象報告システム(IRS)及び国際原子力事象評価尺度(INES)に報告された事例を分析し，関係機関等への情提供により知見や教訓の共有化を図った。

- 原子力防災に関する適用研究では，レベル3 PSA手法を用いて，短期防護対策（屋内退避，避難，安定ヨウ素剤予防服用）の複合的実施戦略を対象に，最適な防護指標，実施範囲，実施時期等を分析し技術的課題をまとめた。災害復旧期における一時移転の導入及び解除レベルについて費用便益の観点から分析し，技術的課題を抽出した。避難に影響を与える要因を明らかにするために，自然災害情報の調査・分析，避難距離分布推定，防護対策に関する住民の意識調査を実施した。また，緊急時専門家支援のためのツールの改良を行った。

2

研究の実施内容と成果の概要（つづき）

【平成23年度の実施内容，達成目標と成果】

実施内容	達成目標	成果
①リスク評価基盤技術の整備では，レベル2 PSAコードについて福島事故評価用入力データの作成。他コードとの比較検討及び課題抽出。レベル3 PSAコードによる最新の気象データを用いた環境影響評価の実施。 ②重要度評価手法の適用研究では，提案した重要度指標をPSAモデルに適用。 ③費用便益分析の基礎データ整備では，社会調査を実施し原子力発電所の事故が原子力に関する社会的意思決定に及ぼす影響を分析。 ④核燃料施設のPSA手法整備では，再処理施設の高レベル濃縮廃液貯槽の沸騰・乾固時の沸騰晩期におけるRuの移行量評価モデルの作成。 ⑤事故・故障の分析では，IRS(83件)及びINES(22件)の事例を分析。米国規制情報(35件)，過去のIRSの事例(85件)の内容を分析。	①リスク評価基盤技術の整備では，レベル2 PSAコードの精度向上を図るとともに，レベル3 PSAコードの解析に必要な気象データなどのパラメータを拡張整備する。 ②重要度評価手法の適用研究では，提案した手法の有効性を確認する。 ③費用便益分析の基礎データ整備では，費用便益分析手法の適用性検討と分析に必要な基礎データを整備する。 ④核燃料施設のPSA手法整備では，再処理施設の過酷事故での放射性物質移行挙動の解析に必要なモデルを整備する。 ⑤事故・故障の分析では，分析結果を関係機関に配布し，知見や教訓の共有を図る。	①リスク評価基盤技術の整備では，レベル2 PSAコードによる福島事故の解析，妥当性検討及び課題抽出に着手。レベル3 PSAコードOSCAARによる評価結果について国内会議で発表。 ②重要度評価手法の適用研究では，受動的崩壊熱除去系のPSAモデルに適用し論文として発表。 ③費用便益分析の基礎データ整備では，社会調査を実施して費用便益分析を適用する際の課題を抽出しJNESに報告。 ④核燃料施設のPSA手法整備実験データとの比較から作成したモデルの有効性を確認。実機での移行量を推定。 ⑤事故・故障の分析では，IRS(非公開)分析結果を原安委，保安院，JNES，電力に配布。INES和訳情報をインターネット上で公開。

3

研究の実施内容と成果の概要（つづき）

【平成23年度の実施内容，達成目標と成果】つづき

実施内容	達成目標	成果
⑥原子力防災に係わる研究では，レベル3 PSA手法による防護措置範囲等の検討，最新の線量評価手法を用いた公衆の内部被ばく線量評価に必要な比吸収割合の試算。 ⑦福島第1原発事故対応では，原子炉容器内でのCsの再放出量の推定を行うための簡易モデル構築。個人線量及び集団としての回避線量等の検討。公衆(成人)の個人線量測定を実施。	⑥原子力防災に係わる研究では，レベル3 PSA手法による解析と手法のアップデートを行うとともに，評価結果を関係機関に示し，知見や教訓の共有を図る。 ⑦福島第1原発事故対応では，炉内状態把握の推定に役立つ情報を提供する。今後の総合的な緊急防護戦略を検討する上で考慮すべき基準等を整備する。現存被ばく状況に置かれた公衆の被ばく線量を評価，管理する。	⑥原子力防災に係わる研究では，レベル3 PSA 手法による評価結果を原安委に提供。最新のICRP人体モデル等を用いた甲状腺に対する光子・電子の比吸収割合を評価し論文発表。 ⑦構築したモデルを保安院，東電に提供し論文として発表。水道水摂取制限について公衆の回避線量評価結果を論文として発表。住民の個人線量を測定，分析し内閣府及びJNESに報告。

【成果の活用】
- リスク評価基盤技術は，シビアアクシデントの規制要件化や防災指針の改訂等に有用な情報を提供。
- 重要度評価指標や費用便益分析の基礎データは，リスクを考慮した意思決定手法のベースとなる。
- 再処理施設の過酷事故時の放射性物質移行挙動評価モデルは，残余のリスク評価に活用される見込み。
- 事故・故障の分析は，関係機関に継続的に配布し，規制や施設の安全性向上の検討に有用な情報を提供。
- ボクセルモデルを用いた内部被ばく線量評価手法は，福島原発事故の線量再構築に活用される見込み。
- 福島第1原発事故対応として構築したCs再放出モデルは，東電が中期的安全確保の検討や炉心状況の推定に応用し報告書として公表。

【成果の公開】
- 論文7件，技術報告3件，国際会議報告5件，口頭発表13件，受託報告書等2件。

4

主な成果 (1/4)

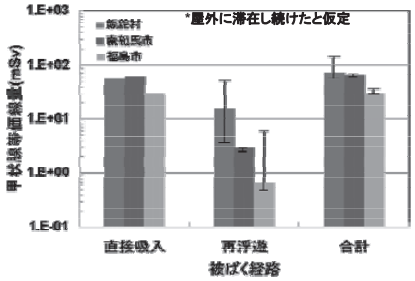
吸入摂取による公衆の内部被ばく線量評価

〈内容〉
- ^{131}Iの吸入摂取による甲状腺被ばく線量
  環境モニタリングデータ及び数学モデルを用いて,プルーム通過時の直接吸入及び通過後の再浮遊に伴う吸入による被ばく線量推定。
- 安定ヨウ素剤服用の実施時期の判断
  ^{131}Iの摂取による甲状腺負荷量を代謝モデルを用いて評価し，安定ヨウ素剤服用時期の検討。

〈得られた知見〉
- 屋外に滞在し続けたと仮定する防護対策のない,予測線量(小児甲状腺等価線量):74mSv（飯館村）。
- 内部被ばく線量の推定における様々なパラメータに含まれる不確実さ幅を考慮する必要がある。
- 安定ヨウ素剤服用への迅速な対応のためのクライテリアを整備する必要がある。
  - 緊急時活動レベル（EAL）に基づく判断方法の可能性
  - 避難時における安定ヨウ素剤の配布方法

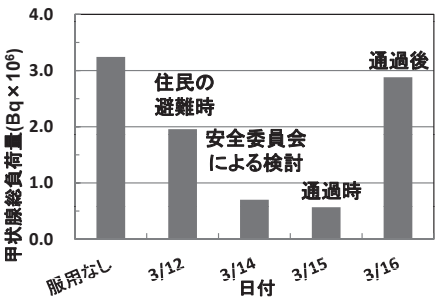
〈成果の活用〉
- 国内学会にて成果発表。

- 甲状腺等価線量（^{131}I，小児）の評価結果



直接吸入による被ばく線量の寄与が大きい。

- 安定ヨウ素剤服用時期と甲状腺総負荷量



プルームの到達前に安定ヨウ素剤を服用することで，大きな被ばく低減効果が得られる。

5

主な成果 (2/4)

地表沈着核種による公衆の外部被ばく線量評価

<内容>

- 環境モニタリングデータを用いた外部被ばく線量
  汚染地域の土壌中に含まれる沈着核種濃度の測定結果を調査し，各核種の放射性壊変及び環境中でのウェザリングによる低減効果を考慮した線量評価モデルを用いて線量率の時間変化を推定。

$$E_i(t) = D_i(0) \cdot w \cdot \exp(-\lambda_i \cdot t) \cdot F$$

F: 実効線量への換算係数

核種iによる空間線量率の初期値	ウェザリング効果による線量の減衰
$D_i(0) = \frac{A_{i,Cs\text{-}137}(0)\cdot DF_i}{\sum_i A_{i,Cs\text{-}137}(0)\cdot DF_i} \cdot D(0)$	$w = 0.63\exp(-\lambda_1 \cdot t) + 0.37\exp(-\lambda_2 \cdot t)$
$A_{i,Cs\text{-}137}(0)$: ^{137}Csに対する核種iの濃度比の初期値	λ_1: 速い減衰に関する減衰定数 → みかけの半減期 0.61 年
DF_i :地表面濃度からの線量換算係数	λ_2: 遅い減衰に関する減衰定数 → みかけの半減期 92 年
D(0) :測定初期値	

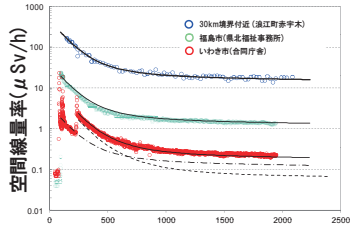
<得られた知見>

- 防護対策のない，予測線量：130mSv/年(浪江町)。
- 短半減期核種による被ばくを回避するため，迅速な意思決定を可能とする指標等を整備する必要がある。

<成果の活用>

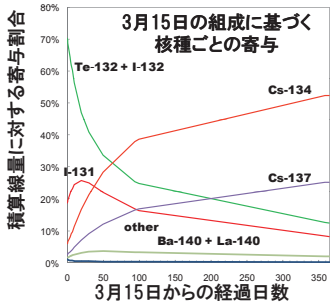
- 国内学会にて成果発表。

- 地表沈着核種からの空間線量率の遡及的及び予測評価の結果



空間線量率の時間変化の測定値と一致しており，評価手法の妥当性を確認。

- 各核種の外部被ばくへの寄与割合



1年間の地表沈着核種からの被ばく線量に関して，短半減期核種(^{131}I , ^{132}Te+^{132}I)の寄与割合は20～25%程度と大きい

6

主な成果 (3/4)

食物摂取経路からの公衆の回避線量評価

<内容>

- 食物の出荷制限による回避線量
  - 原乳中の放射性核種濃度の測定データを用いて，福島県の各地域で産出された牛乳・乳製品の摂取制限により回避された被ばく線量を評価
  - 地域 i の住民の回避線量D_i(mSv)を評価

$$D_i = \int_{t1,i}^{t2,i} ScR_i(t)dt$$

$t_{1,i}$：出荷制限の開始日(d)
$t_{2,i}$：出荷制限の解除日(d)
S：線量係数(mSv/Bq)
c：一日あたりの摂取量(kg/d)
$R_i(t)$：放射能濃度(Bq/kg)

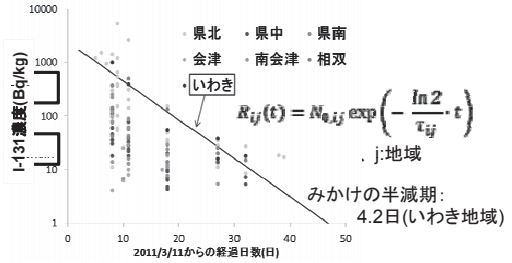
<得られた知見>

- 乳児の回避線量：最大6mSv(いわき市)。
- 容易に測定可能な空間線量率を用いた摂取制限の指標を検討する必要がある。

<成果の活用>

- 国内学会にて成果発表。

- 各地域における^{131}I濃度の時間変化の解析結果

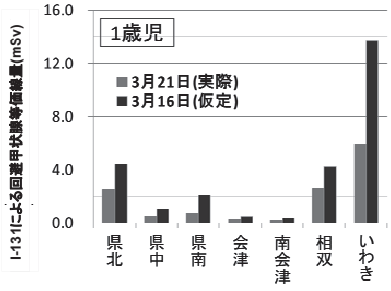


$$R_{ij}(t) = N_{0,ij}\exp\left(-\frac{\ln 2}{\tau_{ij}}\cdot t\right)$$

, j:地域

みかけの半減期：
4.2日(いわき地域)

- 各地域における食物摂取制限による回避線量



3月16日に出荷制限を開始していた場合，一部地域では2倍以上の被ばくを回避できた可能性がある。

7

主な成果 (4/4)

水道水摂取制限による公衆の回避線量評価

<内容>

- 水道水中^{131}I濃度変化
  厚生労働省，東海村役場，東京都庁が公表したデータ（2011年3月16日－4月16日）を使用
- 水道水の摂取制限による公衆の回避線量
  - 水道水中^{131}I濃度と公衆の1日あたりの摂水量から，1日あたりの^{131}I摂取量を算定。ICRPの線量係数（急性摂取）を乗じることで，甲状腺等価線量と実効線量を評価
  - 公衆の回避線量は，各自治体による水道水摂取制限期間をもとに算定

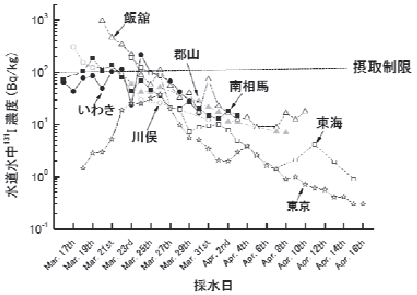
<得られた知見>

- 水道水中^{131}I濃度は，水道水のサンプリング地点に大きく影響され，みかけの半減期2.8±1.2日程度で減少する。
- 乳児の回避線量:最大8.3mSv(飯館村)。
- 水道水摂取制限は，水道水中^{131}Iによる甲状腺等価線量の低減に有効であった。

<成果の活用>

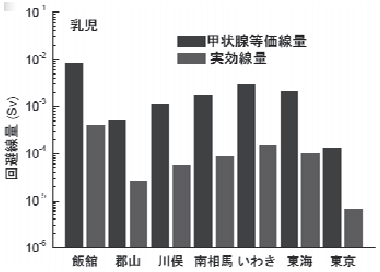
- 論文及び国内学会にて成果発表。

- 各地の水道水中^{131}I濃度変化



水道水中^{131}I濃度のみかけの半減期 < ^{131}I物理的半減期

- 各地の水道水摂取制限による乳児の回避線量



水道水摂取制限は適切な防護措置

8

機構外秘

資料No.安研評委2－5

軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する熱水力安全研究

－ 平成23年度評価 －

平成24年2月15日

第2回安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

本資料は、現時点では秘密情報が含まれているため「秘密文書」扱いとなっておりますが、平成24年度以降所定の手続き後、公開いたします。

1

研究計画の枠組みと実施状況

【研究目的】

システム効果実験及び3次元二相流や炉心熱伝達に係る個別効果実験を行って最適評価手法の整備を進めると共に、不確かさ評価手法の開発を行う。また、3次元熱流動解析手法の整備を継続する。

シビアアクシデントについては、ソースタームを含む諸現象および対応機器の有効性を精度良く評価する最適評価手法を整備する。

【第2期中期計画】

システム効果実験及び個別効果実験などに基づいて3次元熱流動解析手法の開発及び最適評価手法の高度化を行い、シビアアクシデントを含む安全評価に必要な技術基盤を提供する。

【平成23年度計画】

システム効果実験を継続して最適評価手法の整備を進めるとともに、不確かさ評価手法の開発を継続する。なお、化工特研被災のため3 次元二相流や炉心熱伝達に係る個別効果実験は不可能であるため中断する。また、3次元熱流動解析手法及び地震時のBWR 挙動を評価する熱水力最適評価手法の整備を継続する。さらに、シビアアクシデント解析コードの整備を行う。

【対応する重点安全研究課題】

II. 原子力施設分野（軽水炉施設、核燃料サイクル施設、新型炉）
○ 安全評価技術
（軽水炉施設）

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、出力増強等の、軽水炉利用の高度化に対応して、安全基準の適用性・適合性の判断等を的確に行う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である。

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が重要である。また、これらの研究に必要な研究開発施設（LSTFなど）の維持が重要である。

特に重点化すべき研究事例には、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があり、必要な基礎・基盤的な研究事例には、核・熱・材料に係る複合的評価技術の高度化、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がある。

原子力機構においては、これまでの成果を活用して研究を一層推進し、行政判断の学術的説明性、信頼性を向上させることを目指す。そのためには、以下のような研究の実施を期待する。

- 単相及び二相3次元流動に係る数値流体力学解析(CFD)手法の整備と最適安全評価手法の開発への応用、ならびにLSTFを利用した総合試験及び核熱結合実験装置(THYNC)など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

研究計画の枠組みと実施状況

2

【実施体制】

研究項目は熱水力安全研究とシビアアクシデント研究からなり、前者は3次元熱流動解析手法の開発および熱水力最適評価手法の高度化の各テーマを含む。

- ROSAプロジェクト第2期計画（OECD/NEA）
- LSTFを用いた冷却材喪失事故模擬熱水力実験（産業界）
- LSTFを用いた次世代軽水炉の新型安全機器の性能確証試験（産業界）
- 個別効果装置等を用いた熱水力安全個別効果実験
- 原子力発電プラントの地震耐力予測シミュレーション（科学技術振興機構）

【実施体制（続）】

研究に際しては、福島事故後の軽水炉に対する安全審査や基準の整備、かつ原子炉事故などへの的確な対応に備えるため、産業界及び国際的な研究・開発、ならびに規制の動向を参考にしつつ研究を進める。

さらに、事故事象の解明をはじめとする福島事故の収束に向けた技術支援を行う。

研究の実施および福島支援は、関連する産官学の外部機関（OECD/NEAなど）や産業界、原子力機構の原子力基礎工学研究部門、ならびに原子力科学研究所の施設管理部門と協力して進める。

研究に用いる実験設備としては、世界最大のPWR熱水力模擬実験装置であるROSA計画大型非定常試験装置LSTFや水空気液滴流試験装置等の既設装置を活用する。

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

当初研究計画に加え、国や事業者が行う事故調査への支援活動を新たに実施した。

【進捗状況】

計画通り進捗している

研究の実施内容と成果の概要

3

【平成17～22年度の概要（1／2）】

- 軽水炉事故時の安全性確保・向上に係るOECD/NEA ROSAプロジェクトを、14カ国17機関の参加により17年度に開始し、非常用炉心冷却系（ECCS）注水時の温度成層など、安全上重要な6種類の課題に係る12回のLSTF実験を計画どおり実施して、熱水力最適評価(BE)手法の性能検証と改造・整備を行った。さらに、本プロジェクトのデータに基づき、事故時の炉心過熱の判断に用いる炉心出口温度計の有効性に関する報告書がOECD/NEAによって作成され、各国の規制機関などへ、有効性の再確認をするよう提言がなされた。ROSAプロジェクトは参加機関からの強い要請により21年度に第2期計画を開始し、規制上の新たな課題である中口径破断冷却材喪失事故、蒸気発生器伝熱管破断事故などに関する詳細な熱水力データを取得すると共に、実験前（blind）解析の実施により、解析コードの不確かさ評価に寄与する情報の取得を進めている。【OECD/NEAを通じた国際共同研究】
- BWR炉心の核動特性（核熱結合）を模擬するTHYNC装置を用いて、UO_2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などを調べる実験を行い、安定性に係る流動振動の減幅比や安定限界出力のデータを取得した。さらに、実験結果を機構が開発した3次元核熱水力結合コードTRAC/SKETCHで使用する最適評価コードTRAC-BF1の検証に活用し、同コードが安定性に及ぼす燃料特性の影響を定性的に予測できることを明らかにした。
- ソースターム評価上重要な不確かさ要因である、事故時の格納容器内における放射線場での水プールからのガス状ヨウ素放出に関する実験を行い、水温、pH、雰囲気組成、有機不純物等、パラメータのI2や有機ヨウ素の放出に与える影響に関するデータを得た。さらに、本実験の結果等に基づいて格納容器内ヨウ素化学解析コードKicheを新たに開発するとともに、機構で開発したシビアアクシデント解析コードTHALES-2と連携を図り、Mark-I型格納容器を有するBWR4炉などでの代表的な事故シーケンスを対象に、ヨウ素化学挙動のソースタームへの影響を検討した。【JNES受託】

研究の実施内容と成果の概要

4

【平成17～22年度の概要（2／2）】

- 実地震加速度下におけるBWRの炉心安定性解析を行うため、機構で開発した3次元核熱結合解析コードTRAC/SKETCHの基礎方程式ならびに熱流動相関式に振動加速度を導入する改造を行い、地震時の炉心安定性を精密に解析する環境を整えた。さらに、本改造コードを使用し、実機原子炉を対象とした感度解析を1種類の事象シナリオに対して実施し、地震加速度の振幅・周波数が炉心出力変動に与える影響が大きいことを示した。【JST受託／CREST】
- BWR反応度事故（RIA）時のボイド反応度フィードバックに影響する、サブクール水中に発生する蒸気泡（ボイド）の過渡挙動に関する試験を実施した。低圧・低温時RIAと高圧・高温待機時RIAの両者を対象とし、機構が独自に開発した高応答ボイド率計測手法により、高速過渡であるRIA時のボイド発生挙動、ボイド率の時間変化や空間分布に関するデータを取得した。特に、サブクール度、流速、加熱等価直径、出力過渡や体系（単一、バンドル）など、広範な熱水力条件下で系統的試験を行い、過渡ボイド挙動に大きな影響を与える要因を明らかにした。【保安院受託】
- 再循環ポンプトリップなど異常過渡時における、BWR燃料の沸騰遷移後（Post-BT）の熱伝達挙動に関する試験を実施した。特に、炉心形状、温度、圧力、流量など実機の体系と熱水力条件下で燃料被覆管の健全性評価上重要なドライアウトとリウェットの挙動に関するデータを得た。さらに、今後安全規制による利用が予想されるPost-BT基準（原子力学会）が推奨する被覆管温度予測手法の妥当性を評価した。特に、同手法が有する保守性の定量化や詳細な現象解明を行うため、新たに液滴衝突による先行冷却を考慮した熱伝達相関式と機構論的モデルを開発した。また、本試験において開発もしくは適用性を確認した各種相関式をサブチャンネル最適評価コードCOBRA-TFへ導入し、予測性能の向上を図った。【保安院受託】　さらに、リウェット進展に大きな影響を及ぼす液滴の挙動について、特にスペーサなどの障害物の影響を調査することを目的として，液滴濃度や液滴径分布などの詳細計測を開始した。

研究の実施内容と成果の概要

5

【平成23年度の実施内容、達成目標と成果（1／2）】

実施内容	達成目標	成　果
① 大型非定常試験装置（LSTF）を用いたOECD ROSA-2プロジェクト実験や次世代軽水炉模擬実験を行い、内外の規制ニーズに対応した事故時システム効果データを取得する	① OECD ROSA-2プロジェクトで炉心露出時の過熱分布や自然循環の停止条件に関するLSTF実験を計画通り行う。 さらに、産業界からの受託事業として行うLSTF実験の実施へ支援を行う。	① OECD ROSA-2プロジェクトで、同 PKL-2プロジェクトとの相互参照実験として炉心露出時の過熱分布や自然循環の停止条件に関するLSTF実験を計画通り2回行った。 さらに、産業界からの受託事業で行われる小口径配管破断事故模擬実験を2回支援し、データベースを拡充した。
② 熱水力個別効果試験を通じて炉内伝熱流動に係るデータを取得する	② 炉心内液滴挙動等に係る水−空気実験データを取得するために実験装置の整備を行う。	② レーザー回折による液滴径分布計測器に合わせた試験部の設計及び製作を実施し，予備試験を行った。（達成見込み）
③ 実験解析を通じて熱水力最適評価コードの予測性能評価とモデルの改良を進める	③ 実験解析を通じて熱水力最適評価コードの予測精度評価とモデルの改造を進める。	③ LSTFの中口径破断LOCA実験のRELAP5コード解析を行い、最高被覆管温度に影響を与えるパラメータの効果の分析を進めた。

6

研究の実施内容と成果の概要

【平成22年度の実施内容、達成目標と成果（2／2）】

実施内容	達成目標	成　果
④ 破断流実験解析などにより、3次元二相流や界面熱伝達のモデル開発を進める。	④ 破断流実験解析などにより、3次元二相流や界面熱伝達のモデル開発を進める。	④二相臨界流に関する実験解析によりCFDコード及び最適評価コードの予測精度評価を行うとともに減圧沸騰モデル並びに状態方程式モデルの開発整備を進めた。
⑤ 最適評価手法の不確かさ評価について、事故現象や入力パラメータの重要度ランク表の作成などを継続する。	⑤ 不確かさ評価について、安全余裕に影響を及ぼす現象の重要度ランク表の作成などを進める。	⑤ 最適評価コードの不確かさ評価については、中口径破断事故を対象とする感度解析を基に、重要度ランク表の作成を進めた。
⑥ 地震時のBWR挙動を評価する熱水力最適評価手法の整備を継続し、実機評価のための感度解析を実施する。	⑥ 地震加速度場における3次元核熱連成解析手法を確立し、数種類の事象シナリオにおける感度解析を通じ、地震時の炉心安定性に影響を与える因子を評価する。	⑥ 相関式への加速度項導入効果の検証等を行い、地震時核熱連成解析手法の整備を完了した。実機原子炉を対象とした感度解析を実施し、加速度の大きさ、周波数、方向・位相が炉心出力の3次元的な変動に影響を与えることを示した。
⑦ 軽水炉のシビアアクシデントの影響評価や対応設計等に関するモデルの調査・検討を進める。	⑦ 福島事故を受けて，事故収束に向けた対策の検討を支援する	⑦ 福島事故解析の支援として、簡易評価コードHOTCBを新たに開発して事故解析を行うと共に，同コードを東京電力などへ提供し、公開した。さらに、炉心溶融までの熱水力挙動のBEコードによる解明、及び独自開発コードKicheによる放射性ヨウ素の放出量評価を行った。

7

【成果の活用】

- ●ROSAプロジェクトLSTF実験に基づいて、過熱検出用炉心出口温度計の有効性に関するレポートがNEAより出され、機能の再確認が各国へ呼びかけられた。
- ●過渡ボイド試験データをJNESへ提供し、クロスチェック用解析コードの整備に活用された。
- ●福島事故に対して国や事業者が行う事故調査への支援として、炉心溶融までの熱水力挙動のBEコードによる解明、格納容器内部の状態評価手法の新たな開発と東京電力などへの提供ならびに公開、独自開発コードによる放射性ヨウ素の放出量評価などを行った。
- ●事故時熱水力挙動に関する詳細データと高精度の最適評価手法は、安全余裕の精度良い評価や安全基準の見直し、RIA時や過渡の燃料健全性に関するより合理的な安全評価に有用な技術基盤として利用できる。
- ●Post-BT基準の規制への導入や導入後の規制判断などを支援する技術基盤として活用される。
- ●新たなアクシデントマネジメント（AM）策の立案や、事故後の防災対策解除の判断基準などの意思決定に必要な技術基盤として活用される。
- ●シビアアクシデント時のヨウ素挙動を評価するKicheコードや格納容器の状態評価を行うHOTCBコードを開発・公開し、同コードがシビアアクシデントの評価に活用される。

【成果の公開】

- ●雑誌掲載論文6件、技術報告0件、国際会議報告4件、口頭発表5件、受託報告書等8件。
- ●表彰等1件：　理事長表彰「シビアアクシデント時の格納容器内ヨウ素挙動に関する研究」

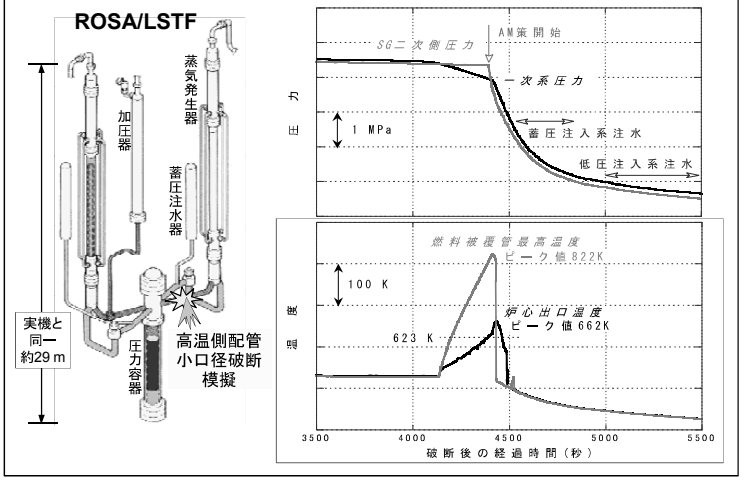
8

主な成果（ ① ）

【主な成果】 事故時システム効果実験データの取得

- 国際共同研究OECD/NEA ROSAプロジェクト（**15ヵ国19機関**）をわが国で初めて主催
- 参加機関からの要請により、第２期へ延長（**H21 年 4 月 より H24 年 9 月 まで**）
  → 各国の規制機関からの要請に対応（**H23：OECD PKLプロジェクトと2回の相互参照試験**）
- 参加機関と共に熱水力最適評価手法やCFDコードの検証、モデル開発を実施

小破断LOCA時のAM策の有効性確認実験



- ✓ 事故時の炉心過熱の判断指標に炉心出口温度を用い、蒸気発生器の二次側減圧によって炉心冷却を図るアクシデントマネジメント（AM）策の有効性に関するデータを取得
- ✓ さらに、事故後のシステム冷却過程における自然循環冷却の停止条件に関するLSTF実験を実施し、炉心の長期安定冷却に関するデータを取得
- ✓ スケーリング（体積比：LSTF 1/48、PKL 1/145）の影響を、実験及び熱水力最適評価コードを用いた実験解析によって検討

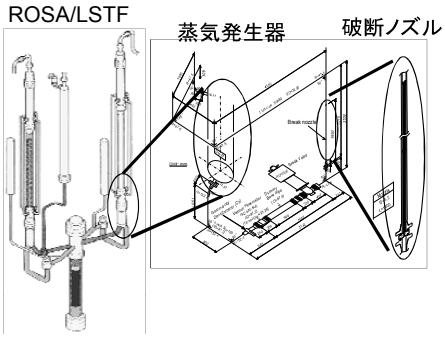
9

主な成果（ ④ ）

【主な成果】 3次元熱流動解析手法の開発

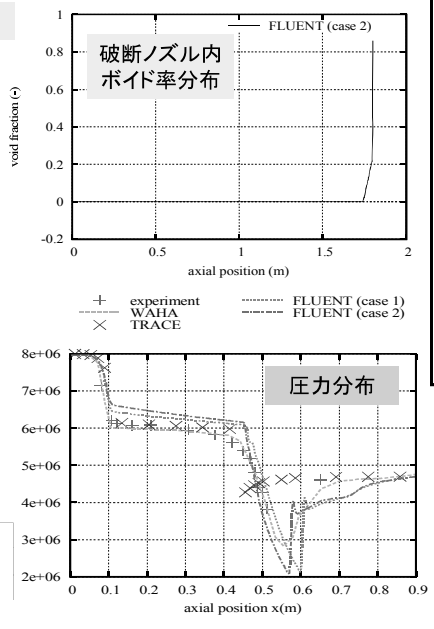
- 二相臨界流に関する実験解析によりCFDコード及び最適評価コードの予測精度評価、並びに減圧沸騰モデル、液相の状態方程式モデルの開発・整備を進めた。

蒸気発生器伝熱管破損事故模擬実験解析



直管−拡大管ノズル内臨界流実験解析

ボイド率分布



- ✓ 2種類の異なる形状を持つノズル内の高速非平衡二相流動の解析を通じて、解析手法の妥当性を検証
- ✓ 3次元CFDコードFLUENTに減圧沸騰モデル、液相の状態方程式モデルを組み込み、解析手法の妥当性を検証
- ✓ 最適評価コードTRACEの臨界流予測精度を検証

【今後の取り組み】

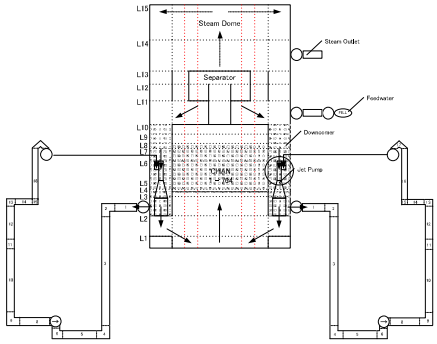
- LSTF等の実験解析よる3次元熱流動解析法の開発
- 相変化を含む詳細二相流解析モデルの開発

10

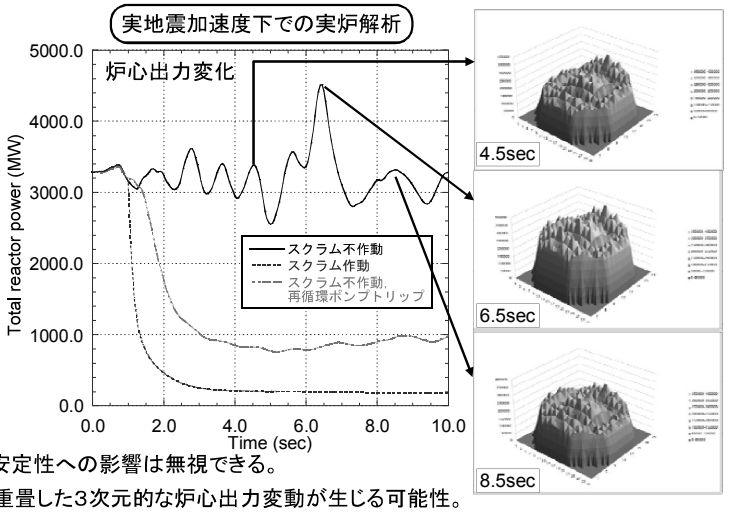
主な成果（ ⑥ ）

【主な成果】 地震影響解析

- 3次元核-熱水力連成解析コードTRAC-BF1/SKETCH-INSをベースに、地震時におけるBWRの挙動及び炉心安定性を評価する手法を確立。
- 相関式への加速度項導入、3次元核解析・炉心全チャンネル熱水力解析を可能とすることで、実炉における地震加速度に起因する現象をより精緻に把握。



BWR4プラント解析モデル



✓ スクラム作動時には地震加速度による炉心安定性への影響は無視できる。

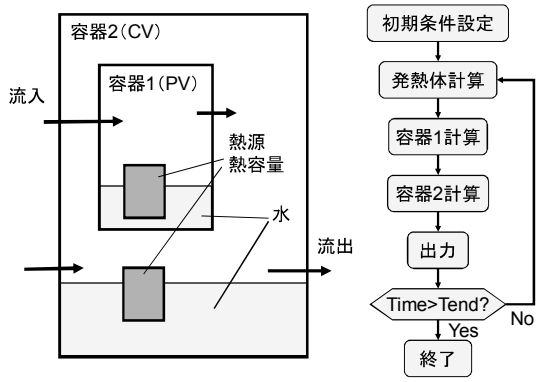
✓ スクラム不作動時には、多くの振動モードが重畳した3次元的な炉心出力変動が生じる可能性。

11

主な成果（ ⑦ 1／3）

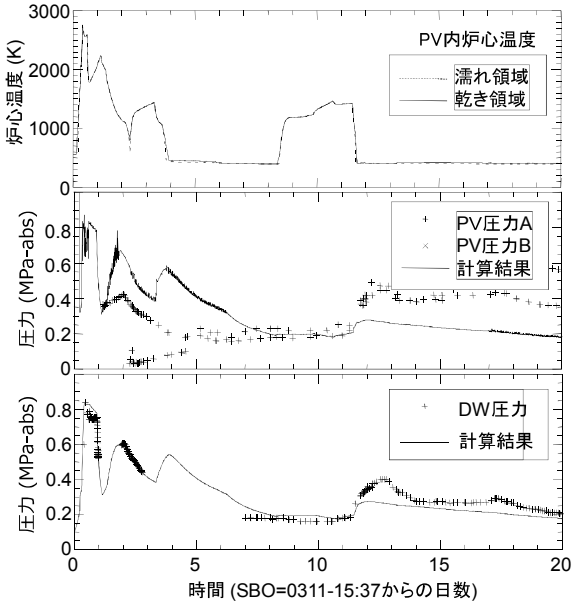
【主な成果】 福島事故解析支援のための簡易解析コードの開発

- 福島第一原子力発電所事故の解析支援として簡易解析コード（**HOTCB**）を新たに開発し，政府・東電事故対策本部へ同コードを提供した
- 同コードを用いた事故解析を複数実施し，事故収束に向けた対策検討のための情報を提供した



簡易評価コード(HOTCB)の概要

集中定数系に基づく容器内の質量・熱バランス計算と熱構造物-流体間の熱伝達計算からなり，両者は物体表面の伝熱量で結合される．複数の容器と物体を扱える



1号機の解析結果の例

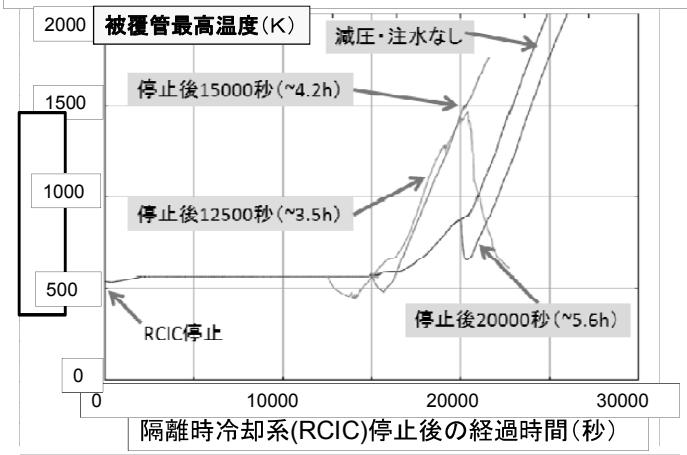
炉心過熱とそれに伴う圧力挙動を定性的に再現

12

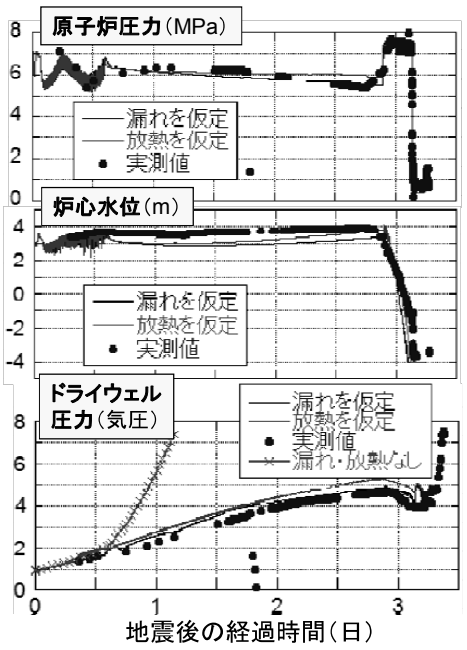
主な成果（ ⑦ 2／3）

【主な成果】 福島事故解析支援のための事故解析

- 福島第一原子力発電所2号機の炉心損傷に至るまでの熱水力挙動をTRAC-BF1コードを用いた解析により明らかにした。
- 冷却機能回復操作（減圧・注水）のタイミングについて検討し炉心温度を低下させるための条件を示した。
- 格納容器からの漏れ、並びに放熱の影響を明らかにした。



炉心温度を低下させるために必要な減圧・注水開始時間と隔離時冷却系の停止時間との関係を感度解析により確認



ドライウェル圧力は格納容器からの漏れまたは放熱の影響を受けることを確認

13

主な成果（ ⑦ 3／3）

【主な成果】福島事故解析支援のためのソースターム評価

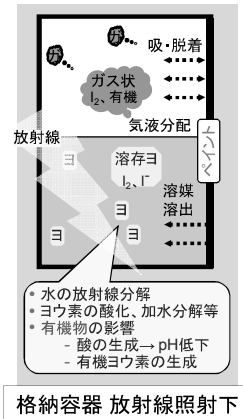
- シビアアクシデント時の格納容器内における放射線場でのガス状ヨウ素放出挙動に関する実験に基づいて、ヨウ素化学挙動解析コード**Kiche**を開発した。
- 2号炉からの大量放出（3月15日）に着目した解析を行ってガス状ヨウ素の放出量を推定し、モニタリングに基づく総放出量推定値～10^{17}Bqと整合する結果を得た。

Kicheコードの開発と福島事故 ガス状ヨウ素放出量の評価

ガス状ヨウ素生成の主要過程

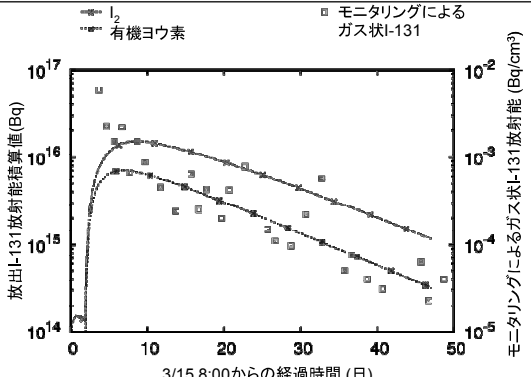
- 水の放射線分解: H_2O → •OH, e- など
- ヨウ素の酸化: I^- + •OH →→ I_2生成
- 加水分解: $I_2 + OH^-$ ←→ I^- + HOI...pH影響
- 有機物の影響: 酸の生成(pH低下)、有機ヨウ素の生成

※反応速度論解析モデル：約70化学種、約100反応を考慮



格納容器 放射線照射下のヨウ素挙動

ガス状ヨウ素放出試験



【今後の取り組み】

- シビアアクシデントの回避並びに影響緩和の有効性確認に関する実験を行い解析手法の整備を進める

機構外秘

資料No.安研評委2ー6

放射性廃棄物に関する安全評価研究

ー平成23年度評価ー

平成24年2月15日

第2回安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

本資料は、現時点では秘密情報が含まれているため「秘密文書」扱いとなっておりますが、平成24年度以降所定の手続き後、公開いたします。

研究計画の枠組みと実施状況

【研究目的】
地層処分に係る判断指標、指針等の策定に資する。施設解体と発生廃棄物に関わる安全規制等を支援する。

【第2期中期計画】
地層処分の安全審査基本指針等の策定に資するため、地質環境の変遷や不確かさを考慮した、時間スケールに応じた核種移行評価手法及び廃棄体・人工バリア性能評価手法を整備する。また、国が行う安全審査などへの技術的支援を行う。廃止措置については、対象施設の特徴や廃止措置段階に応じた解体時の安全評価手法を整備する。

【対応する重点安全研究課題】
III. 放射性廃棄物・廃止措置分野
○ 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（安全評価手法、検認技術等）

【平成23年度の当初計画】
・ 地層処分研究は保安院受託事業「地層処分の安全審査に向けた評価手法等の整備」として、安全評価シナリオの設定手法、廃棄体・人工バリア材の変遷モデル、放射性物質の移行挙動に係る評価データ、地下水流動評価手法について検討。
・ 多様な原子力施設の廃止措置段階に応じた決定論的な被ばく線量評価のための基幹コードの開発。

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】
F1事故に起因する汚染した災害廃棄物の対策のための技術支援に、研究資源、人員を充当させた。
・ 高放射性滞留水の漏出評価
・ 災害廃棄物等の対策に関わる評価
・ 生活環境や農地の回復に関わる技術支援

【実施体制】
廃棄物安全小委員会ならびに廃止措置安全小委員会が規制ニーズを示した「規制支援研究」報告書、ならびにそれらの具体化のためにJNESが作成した「規制支援研究計画」に基づき、規制行政庁等と協力して研究を推進する。
・ 「ふげん」、「人形峠」、「地層処分部門」、「BE推進部門」との機構内連携を強化し、研究を効率的に推進。
・ 福島技術本部と連携したF1事故対応。
・ NUCEF、STEM等施設の復旧・維持等、研究拠点との連携強化。
外部機関については特に、
・ 保安院から受託事業を外部資金として獲得して推進。
・ 原子力災害対策本部、環境省、国交省等への協力。
・ 地層処分研究等について、JNES、AISTと協力。

【進捗状況】
計画通りに進めている。

1

研究の実施内容と成果の概要

【平成17～22年度の概要】

- 地層処分に関する確率論的評価コードGSRW-PSAの開発を進め、地層処分に対する長期安全評価における確率論的手法の骨格整備を完了し、長期的な不確実性についての定量化に着手した。
- TRU廃棄物の埋設濃度上限値、ウラン廃棄物のクリアランスレベルを評価し、本結果を原子力安全委員会、保安院に提供することにより、基準策定の審議および政省令の施行に貢献した。
- 原子炉廃止措置計画の安全審査クロスチェックツールDecDose、施設解体後のサイト解放基準算出のためのコードPASCLR-Releaseを整備し、保安院、JNESに提供した。

【平成23年度の実施内容、達成目標と成果 （受託研究は個別課題を参照）】

実施内容	達成目標	成果
廃止措置段階に応じた被ばく線量評価のための基幹コードの開発	基幹コード体系を整備する。	・廃止措置安全評価の基幹コードの開発を進め、公衆被ばく線量の評価部分を整備した。 ・サイト解放に係る残存放射能評価のため「放射能分布推定コード」を試作した。
F1事故に起因する汚染物対策のための技術支援	災害廃棄物等の取扱に関わる解析・評価を行う。	・ 高放射性滞留水の漏出評価結果を提示した。 ・ 災害廃棄物等の対策に関わる評価結果を提示した。 ・ 生活環境や農地の回復に関わる技術支援を行った。

【成果の活用 （受託研究は個別課題を参照）】

- F1事故に起因する汚染物対策のための技術支援で実施した災害廃棄物等の取扱に関わる解析・評価結果は、国のガイドライン整備等に広く活用された（次頁の主な成果 (1/3)参照）。

【成果の公開】

- 論文9件、技術報告5件、国際会議報告4件、口頭発表16件、受託報告書等2件。
- 表彰1件（保健物理学会論文賞）：武田聖司, 木村英雄: IAEA SRS No.44の評価手法に準拠したU-234, U-235及びU-238のクリアランスレベルの解析.

2

主な成果 (1/3)： F1事故に起因する汚染物へのこれまでの対応

F1事故直後から、炉規法や廃掃法で対応できない、放射性Cs等が付着・混入した多様な汚染物が発覚、滞留するなど、一刻の猶予もない状況が五月雨的に発生し、国の対応が急務であった。

当グループは、「廃棄物の埋設濃度上限値評価コード（GSA-GCL）」、「クリアランスレベル評価コード（PASCLR）」、蓄積した知識・経験や評価データを駆使して、迅速に技術情報を提供し、原子力災害対策本部等での喫緊の対応に貢献してきた。

●高放射性滞留水の漏出評価（3月下旬～） →対策本部（地層処分部門と連携）

●災害廃棄物への対応
- ・保管、輸送、処理、処分、再利用の評価（4月中旬～）→環境省：対策に係る各指針（6/23、8/11、他多数）
- ・コンクリートがらの再利用評価（10月～）→環境省：指針（12/25）
- ・広域処理への技術的支援（9月～）→京都府、大阪府などからの要請：処理に係る評価、クロスチェックなど

●汚泥への対応
- ・保管、輸送、処理、処分の評価（5月～）→対策本部、国交省：当面の取扱の各指針（5/12、6/16、他）
- ・管理型処分等に関する感度解析（国交省受託、実施中）

●稲わらの輸送と保管の評価稲わらの評価（9月）→農水省：指針検討のための情報提供

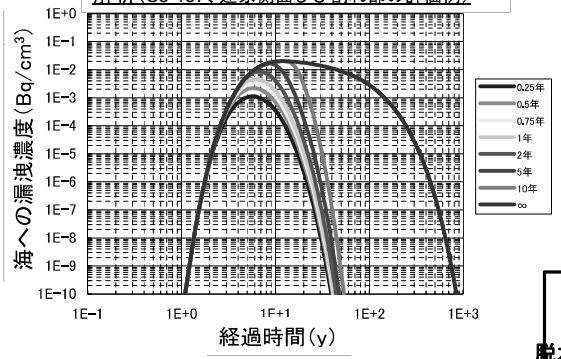
●除染への対応
- ・生活環境の清掃活動に関わる評価（7月）→対策本部：清掃活動に関する基本的考え方（7/15）
- ・除染土壌の輸送・保管に関わる評価（9月～）→環境省：ガイドライン（12月）、特措法省令（1/1）
- ・中間貯蔵、最終処分に関する評価（実施中）→環境省
- ・再利用に関する評価（実施中）→環境省、林野庁
- ・農地の回復試験（6月～、シバ植生の有効性評価）→福島技術本部

3

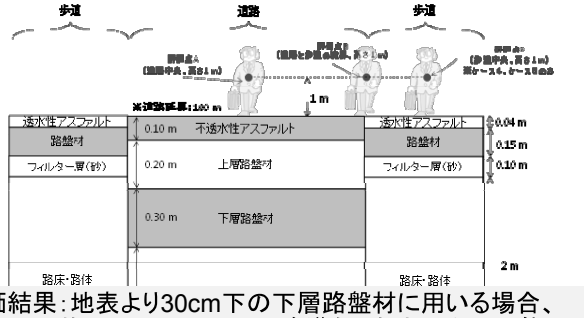
主な成果 (2/3): 災害廃棄物等への対応のための評価事例

F1集中廃棄物処理建屋からの放射性物質の漏出評価 →対策本部(地層処分部門と連携)
2号機の高放射性滞留水を集中廃棄物処理建屋に移送することの妥当性を評価。

ひび割れや地下水位を考慮した核種移行解析(Cs-137、建家側面ひび割れ部の評価例)



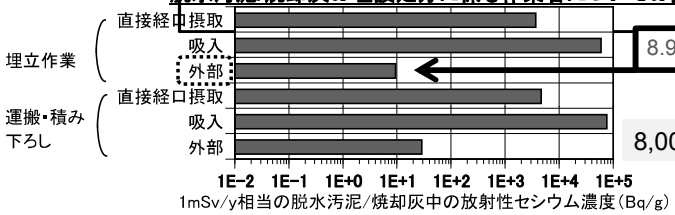
コンクリートがれき再利用に関する評価 →環境省
汚染した災害廃棄物の円滑な処理のため、可能な範囲で再利用を進める必要。福島県内のコンクリートがれきの道路建設における再利用に係る解析を実施。



評価結果:地表より30cm下の下層路盤材に用いる場合、平均で2,700Bq/kg以下を満たした上で利用可能

汚染土壌の当面と取り扱いに関する評価 →対策本部・国交省
喫緊の対応として、汚泥の運搬、保管、処理、埋設処分に関する作業者、周辺住民への影響を評価。

脱水汚泥/焼却灰の埋設処分に係る作業者についての評価例



8.9Bq/g(最小濃度)

8,000Bq/kgの根拠

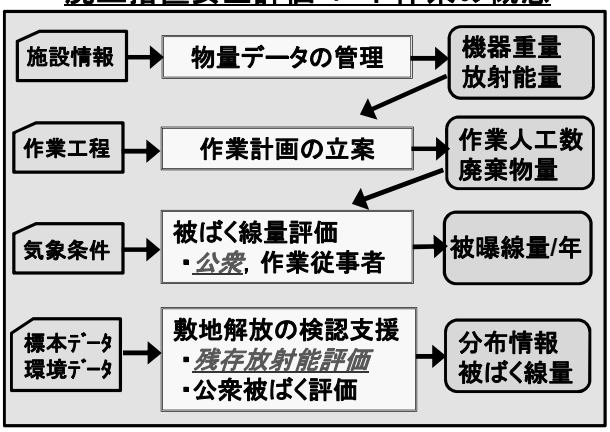
主な成果 (3/3): 廃止措置の安全評価に関する研究

多様な施設について、廃止措置段階に応じた被ばく線量等を評価するコード体系整備を進めた。

- ✓ **公衆被ばく線量評価機能**を整備
- ✓ 敷地解放に係る**残存放射能評価**のため**「放射能分布推定コード」**を試作

将来のF1廃止措置・残存汚染等確認へも活用可能

廃止措置安全評価コード体系の概念



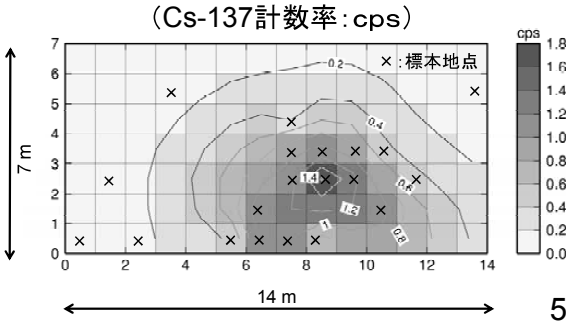
放射能分布推定コードの試作

- ●サイト解放に係る検認のためには、残存放射能に係る以下を評価することが必要
  - **○ 評価領域の放射能濃度の平均値と空間分布**
  - **○ 推定結果の不確かさ**

標本(測定)値間の非類似度を標本対間の距離の関数とする空間の線形回帰法

- ●地球統計学の手法(クリギング) の適用方法を検討し計算コードを試作

Pu研究2棟周辺土壌に対する試計算結果
(Cs-137計数率:cps)



機構外秘

資料No.安研評委2－7

軽水炉の高度利用に対応した新型燃料の安全性に関する研究

－平成23年度評価－

平成24年2月15日

第2回安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

本資料は、現時点では秘密情報が含まれているため「秘密文書」扱いとなっておりますが、平成24年度以降所定の手続き後、公開いたします。

研究計画の枠組みと実施状況

【研究目的】

軽水炉の高度利用に対応した改良型燃料など新型燃料の安全性に関するデータ及び知見を整備し、安全評価技術を高精度化することにより、安全審査に用いられる基準等の高度化に貢献する。

【第2期中期計画】

近い将来に規制の対象となる新型燃料などの安全審査や基準類の高度化に資するため、異常過渡時及び事故時の破損限界や破損影響などに関する知見を取得し、解析コードの高精度化を進める。

【対応する重点安全研究課題】

II. 原子炉施設分野　○安全評価技術

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。特に重点化すべき研究事例として、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。

原子力機構に期待する研究: 燃料の高度化に対応した安全評価技術の整備と原子炉安全性研究炉NSRR、RFEF(燃料試験施設) などを利用したデータベースの拡充・解析コードの整備

【平成23年度計画】

新型燃料の事故時挙動評価に向けて、被覆管機械特性試験等により反応度事故(RIA)及び冷却材喪失事故(LOCA)時の高燃焼度燃料破損挙動に関するデータを　取得するとともに、ペレットからのFPガス放出等に関する解析モデルの整備を進める。また、異常過渡時の試験を実施するための照射装置を材料試験炉JMTRに整備する。さらに福島原発事故支援研究として、被覆管酸化に及ぼす海水成分の影響等を調べる。

【実施体制】

機械特性試験装置や高温加熱装置等を活用して、RIA時の被覆管破損挙動並びにLOCA時の被覆管高温酸化及びLOCA後の機械特性に関する知見を取得する。また、通常運転時及び事故時燃料挙動解析コード(FEMAXI及びRANNS)について高燃焼度燃料に特有の現象に関するモデルの改良等を行うことにより、安全評価手法を高精度化する。

原子力安全・保安院から受託する「燃料等安全高度化対策事業」において、改良型燃料を装荷した原子炉の安全審査に必要なデータを取得する。また、「軽水炉燃材料詳細健全性調査」において、新型BWR燃料の異常過渡時健全性を確認するための装置整備をJMTRにて実施する。

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

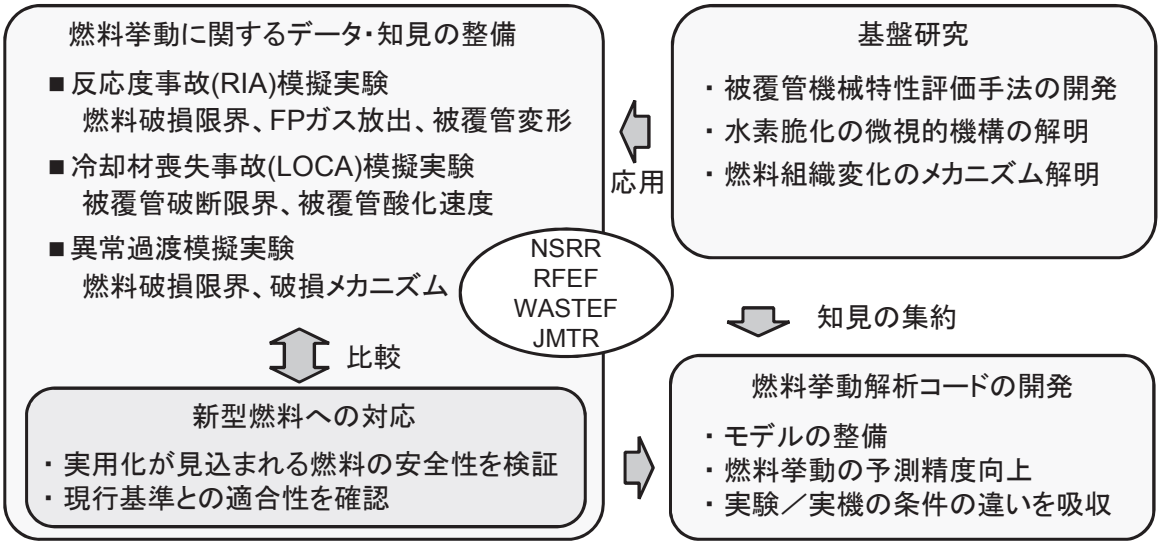
なし。

【進捗状況】

計画通り進捗している。

1

燃料安全研究の全体像



- 安全評価技術の高精度化
- 安全基準等の高度化

2

実施内容と成果の概要(1/3)

【平成17～22年度の概要】

- RIA時の燃料破損しきい値及びLOCA時被覆管時破断限界に関するデータの燃焼度範囲を拡張し、高燃焼度化に際する安全審査のための知見を蓄積するとともに、現行基準適用性を確認した。
- 水素集積領域を起点とした高燃焼度PWR燃料のRIA時破損メカニズム等、高燃焼度燃料特有の現象に関する知見を取得し、被覆管酸化膜厚さがRIA時の燃料破損に対する指標となることを示した。
- FEMAXI及びRANNSについては、通常運転時のFPガスバブルの成長予測、RIA時のFPガス放出や被覆管変形量、DNB発生等に関する改良と実験データを用いた検証を行い高精度化を進めた。
- RIA時に発生する多軸応力条件下で被覆管の変形、破損限界に関するデータを取得するための装置を製作し、試験を開始した。
- 高燃焼度燃料被覆管を対象にオートクレーブ試験等を実施し、冷却水の溶存酸素濃度や照射に伴う材料の変質が腐食の加速に及ぼす影響について知見を得た。また、計算科学的手法により水素化の微視的機構に関する知見を取得した。
- 燃料の破損を防止するための具体的要求事項を提案し原子力安全委員会の燃料関連指針類検討小委員会報告書の原案作成に協力した。

3

実施内容と成果の概要(2/3)

【平成23年度の実施内容、達成目標と成果】

実施内容	達成目標	成果
①②反応度事故(RIA)時及び冷却材喪失事故(LOCA)時の被覆管破損挙動に関する機械特性試験を実施する。	①RIA時の被覆管破損に及ぼす温度や出力パルス幅の影響を定量化する。また、破損挙動に関するデータを取得する。	①試験と解析を組み合わせて、初期温度及び出力パルス幅の影響を考慮し発電炉条件での破損限界を評価した。また、RIA時の多軸応力をより忠実に模擬した条件での破損限界や水素化物の析出形態が及ぼす影響等に関するデータを取得した。
	②LOCA時の被覆管高温酸化挙動ならびにLOCA後の被覆管の機械特性を評価する。	②・脆化を起こすブレイクアウェイ酸化が生じる条件について従来知見を変えるデータを取得した。 ・LOCA時及びLOCA後の健全性評価のための4点曲げ試験を導入した。3月末までにデータ取得を開始する予定。 ・事故時の炉心への海水注入を考慮し、海水成分が被覆管及び燃料ペレットに及ぼす影響を評価した（福島原発事故対応）。
③RIA時燃料挙動解析コードのFPガス放出等に関するモデルの改良を進める。	③RIA時FPガス放出量の予測精度を向上させる。	③燃料挙動解析コードFEMAXI及びRANNSのFPガス挙動モデル及びペレット結晶粒界分離モデルを改良し、検証により一定の精度向上を確認した。
④改良型燃料を対象にした試験の実施及び必要な準備を進める。	④比較データの取得、改良合金の照射成長試験、試験照射装置の整備を行う。	④未照射燃料や現行型燃料を用いた比較データの取得、ハルデン炉を用いた改良合金の照射成長試験、JMTRにおける照射装置の整備を計画通りに行った。

4

実施内容と成果の概要(3/3)

【成果の活用】

- NSRRデータを用いた発電炉条件での燃料破損限界評価、多軸応力条件下における被覆管破損挙動の評価、LOCA時及びLOCA後の被覆管健全評価手法の開発及び評価等は、事故時の燃料破損メカニズム解明、安全審査及び安全基準の科学的合理性向上に役立つ。
- 高燃焼度燃料やMOX燃料のRIA及びLOCA時燃料挙動や破損しきい値等の知見は、現行基準の高燃焼度燃料や新型燃料への適用性確認や見直しに活用される。
- RIA時の燃料破損しきい値に関し、科学的に合理性が高く燃料の性能向上を反映可能な基準の策定に向け、破損メカニズムを基に燃焼度に代わる新たな指標を提案している。
- 原子力安全委員会の燃料関連指針類検討小委員会報告書の原案作成に協力するなど、安全審査指針類の体系化にも大きく貢献している。
- 高燃焼度燃料の通常時挙動に関する解析コードFEMAXIはクロスチェック用解析コードとなっている。
- 福島原発事故を受けて開始した設計基準事象を超えた条件やシビアアクシデント条件下での燃料挙動に関する研究は、福島原発事故復旧、既存炉の安全性向上及びシビアアクシデント評価の向上に反映される。

【成果の公開】（平成23年度）

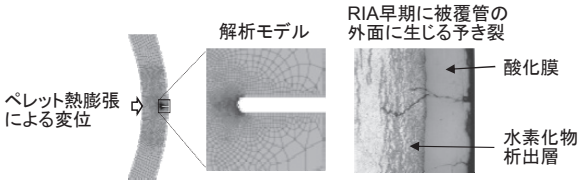
- 1) M. Amaya, J. Nakamura, F. Nagase, T. Fuketa, ”Thermal conductivity evaluation of high burnup mixed-oxide (MOX) fuel pellet”, J. Nucl. Mater., 414, 303 (2011) など、論文4件、国際会議報告17件、口頭発表10件、受託報告書等2件、表彰1件。

5

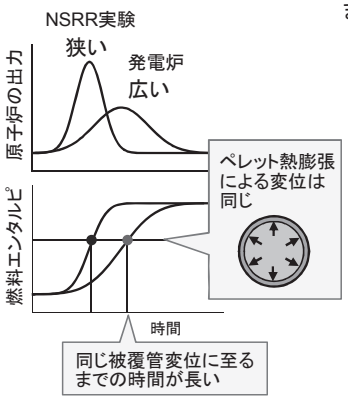
主な成果 (1/2)

【主な成果】　反応度事故(RIA)時の燃料挙動

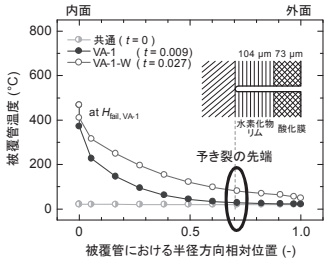
✓ NSRR実験及びRANNSコード等による解析を組み合わせて、RIA時の出力パルス幅等がPCMI(ペレット被覆管機械的相互作用)破損限界に及ぼす影響を定量化した。



出力パルス幅の比較

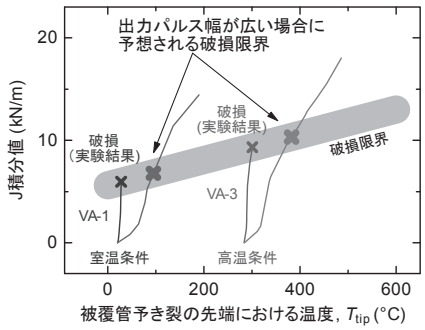


広いパルス幅では、同じ変位に至るまでの被覆管温度の増分が大きい。
→ 温度とともに延性が高まるため、き裂が進展しにくくなる。



被覆管温度分布の比較

外面予き裂の先端における力学状態(J積分値)と温度の関係を評価し、実験データに基づき発電炉条件下でのPCMI破損限界を推定。



✓ 発電炉条件下でのPCMI破損限界をNSRR実験データに基づいてより高い精度で評価することを可能にした。

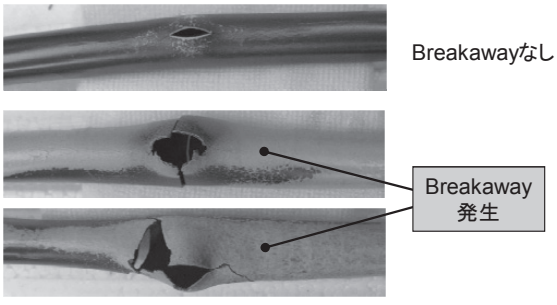
6

主な成果 (2/2)

【主な成果】　冷却材喪失事故(LOCA)時の燃料挙動

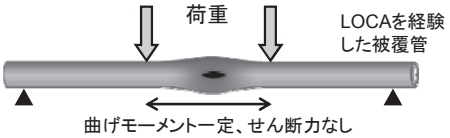
被覆管高温酸化挙動の解明

✓ 特定の温度・時間条件で被覆管の酸化が水素吸収を伴って急激に増大するBreakaway現象の発生条件についてデータを取得した。
✓ 膨れ変形等が生じた後に高温酸化する場合、従来知見よりも短時間でBreakaway現象が起こることを確認。



LOCA時及びLOCA後の被覆管健全性評価

✓ 酸化・急冷時だけでなく、LOCA後の長期健全性確保に必要な知見及び評価手法の整備が必要。
✓ 破裂や高温酸化を経験した被覆管に対する4点曲げ試験手法を検討し装置を整備。(3月末までに試験開始予定)



4点曲げ試験の概略

試料のパラメータ
被覆管:　ジルカロイ-2, -4
酸化温度:　1000, 1100, 1200, 1300℃
酸化量:　10%, 15%, 20%
膨れ変形:　0 ～ 60% (最大部)

7

機構外秘

資料No.安研評委2－8

材料劣化・高経年化対策技術に関する研究

－平成23年度評価－

平成24年2月15日

第2回安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

本資料は、現時点では秘密情報が含まれているため「秘密文書」扱いとなっておりますが、平成24年度以降所定の手続き後、公開いたします。

研究計画の枠組みと実施状況

【研究目的】

国内軽水炉の3分の1以上がすでに30年以上の長期供用がなされていることから、長期供用に伴う経年劣化の影響を評価し、安全確保の確認を行うため、材料の経年劣化事象の予測評価の精度向上や、長期供用機器の健全性評価手法、予防保全技術の高度化に関する技術基盤の整備を行う。

【第2期中期計画】

原子炉機器における放射線や水環境下での材料の経年劣化に関して実験等によるデータを取得し予測精度の向上を図るとともに、高経年化に対応した確率論的手法等による構造健全性高度評価手法及び保全技術の有効性評価手法を整備する。

【対応する重点安全研究課題】

・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に関わるシミュレーション技術に関する研究

【平成23年度計画】

微小試験片による原子炉圧力容器鋼の破壊靭性評価法の整備を進めるとともに、照射試験の準備を行う。照射環境下での応力腐食割れ試験等に必要な技術開発及び設備の整備を進める。構造材料不連続部等に対するPFM解析に係る破壊力学解析手法の整備を進める。ふげん実機材等を使用して、2相ステンレス鋳鋼の熱時効脆化に関するデータを引き続き取得し、機構論的検討を行う。

【実施体制】

運営費交付金予算を中心として実施するプロパー研究においては、照射脆化等の材料劣化の機構解明に関わる試験研究を、照射試験炉センターや原子力基礎工学研究部門等と連携して実施するとともに、シミュレーションに関してシステム計算科学センター等との連携により研究を実施する。構造信頼性評価手法に関しては、第1期の成果であるPFM解析コードの改良・活用方策を推進するとともに、構造材料不連続部等に対する適用性の検討を進める。

また、上記プロパー研究での成果や連携体制を活かして、JNESから外部資金を獲得し、前記の連携により効率的に試験研究を実施する。「ふげん」調査に関しては、安全研究センターと原子炉廃止措置研究開発センターが福井大学と連携して「ふげん」の長期供用材料を利用する研究に取組む。

保安院からの受託事業として、第1期に引続き、軽水炉燃材料詳細健全性調査では、原子力基礎工学研究部門、照射試験炉センターやホット試験施設と緊密に連携を取り、改修後のJMTRを利用した照射脆化及び照射下SCCに関する試験研究を実施する。

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

特になし。（JMTR再稼働時期の見直しによる影響については、個別課題・評価調査票 軽水炉燃材料詳細健全性調査（原子力安全・保安院からの受託事業）で記載）

【進捗状況】

平成23年度の計画は順調に進捗している。

1

研究の実施内容と成果の概要(1/2)

【平成17～22年度の概要】

- 原子炉圧力容器鋼の照射脆化予測の高精度化のため、3次元アトムプローブ等による照射脆化機構に関する知見を得るとともに、健全性評価に必要な破壊靱性評価手法に関して、微小試験片による寸法効果評価法に関するデータを取得した。
- 廃止措置段階にある「ふげん」発電所の実機配管の減肉測定及び解析を行い、配管減肉データベースを構築した。また、「ふげん」のポンプ、バルブ等の実機材料による熱時効脆化機構の検討、及び配管におけるIGSCCの発生状況を評価した。
- 原子力安全・保安院からの受託事業「確率論的構造健全性評価調査」においては、原子炉圧力容器の照射脆化を考慮した破壊確率評価のためのPFM解析コードを整備し、平成19年度日本原子力学会賞技術賞を受賞した後も改良を進め、「高経年化対策強化基盤整備事業」において溶接熱影響部等の非均質部に対応した評価法を整備した。また、配管等のSCCに適用可能なPFM解析コードについて、ベンチマーク解析による信頼性の確認等の改良・整備を進めた。
- 原子力安全・保安院からの受託事業「軽水炉燃材料詳細健全性調査」においては、中性子照射による原子炉圧力容器の破壊靱性変化や炉内構造物のIASCCの進展挙動を調べるための照射試験装置等の整備、照射下試験技術の開発、未照射材のデータ取得等を計画通り進めた。

【平成23年度の実施内容、達成目標と成果】

実施内容	達成目標	成果
①微小試験片による原子炉圧力容器鋼の破壊靱性評価法の整備、及び照射試験の準備	①脆化監視技術の高度化のための微小試験片による破壊靱性試験法の整備を継続。微小破壊靱性試験片の照射後試験を実施するための準備	①使用済監視試験片から採取可能な微小試験片を用いて寸法効果に関する破壊靱性データを取得。遠隔操作に対応した微小試験片試験治具を開発。
②構造材料不連続部等に対する確率論的破壊力学解析に係る破壊力学解析手法を整備	②異材溶接継手等に対する破壊力学的評価のための解析手法の整備を継続。PFM解析コードの改良及び検証を実施。	②構造不連続部における残留応力場に適用可能な破壊力学解析手法を整備。PFM解析コードを改良し、実機損傷事例解析による適用性検討を実施。
③ふげん実機材等を使用し、2相ステンレス鋳鋼の熱時効脆化等のデータを取得	③ふげん実機材の減肉データ公開準備。熱時効脆化の状況確認と脆化機構検討。SCC発生状況等のデータ取得。	③減肉データWeb公開準備。低温長時間熱時効の脆化機構を検討。SCC発生状況及び残留応力データ取得。

2

研究の実施内容と成果の概要(2/2)

【平成23年度の実施内容、達成目標と成果】（つづき）

実施内容	達成目標	成果
④き裂を有する配管に過大な地震荷重が負荷された場合のき裂進展挙動の評価手法を整備	④過大な圧縮・引張荷重が疲労き裂進展に与える影響を評価し、その影響を考慮したき裂進展評価手法を整備。	④過大な圧縮・引張荷重を付加した疲労き裂進展試験データを取得し、その影響を考慮したき裂進展評価手法を提案。
⑤原子炉圧力容器の健全性評価法について確率論的評価法の導入を含む高度化に関する調査を実施。	⑤現行健全性評価法の技術的根拠、確率論的評価法の適用性及び炉心領域以外の部位の評価法に関する調査を行い、高精度化のための課題を抽出。	⑤現行評価法の技術的根拠、確率論的評価法の適用性及び炉心領域以外の部位の評価法について米国を中心に調査し、高精度化の課題を抽出。
⑥照射下SCC試験に必要な装置整備及び技術開発、照射キャプセルの製作と非照射材での試験 (「軽水炉燃材料詳細健全性調査」)	⑥H24年度からの照射試験、H25年度からの照射下SCC試験が実施できるように準備を実施。	⑥照射装置を整備し技術開発を実施するとともに、照射キャプセルを製作。未照射材の破壊靱性等のデータを取得。

【成果の活用】

- 原子炉圧力容器鋼の破壊靱性評価手法に関して、破壊靱性マスターカーブ法の国際標準化に寄与するとともに、日本電気協会の破壊靱性試験法規程(JEAC4216-2011)の策定に貢献。
- 整備したPFM解析コードについては、規格基準類の技術的根拠に関する評価等に向けて、公開してJNES等に提供し、ベンチマーク解析により信頼性の確認を行うとともに、評価対象部位の拡張等の活用方策の充実検討を進めた。
- 原子炉圧力容器の監視試験方法に関する技術基準に対して、溶接熱影響部試験片の必要性を判断するために必要な技術的知見（照射脆化感受性に関するデータ、健全性評価法等）を提示。

【成果の公開】（平成23年度）

- 論文　6件、技術報告　1件、国際会議報告　13件、口頭発表　19件、受託報告書等　5件。

3

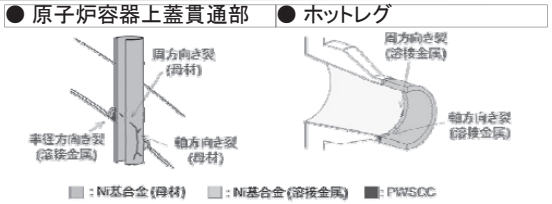
主な成果 (1/3)

【主な成果】 Ni基合金溶接部の応力腐食割れに対するPFM解析手法を整備

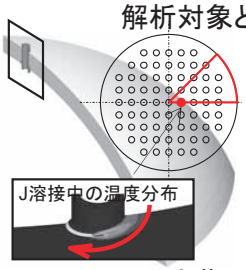
- ✓ 多様な形状を有するNi基合金溶接部の応力腐食割れ(PWSCC)に対して、漏えいや破断等のPFM解析を実施するため、PASCAL-NPコードを改良した。
- ✓ PWSCCの発生時間を算出するため、温度・応力・材質・切削加工の影響を評価できるモデルを導入した。
- ✓ 米国Davis-Besse原子炉容器上蓋におけるPWSCC損傷事例を対象に、有限要素法に基づく残留応力解析 及び PASCAL-NPを用いたPFM解析を実施した。
- ✓ 破損確率解析結果は、検査結果と良く一致し、PASCAL-NPがPWSCCの発生・進展評価に活用できることを示した。

【今後の取り組み】

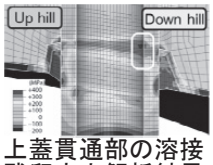
- ● 科学的合理性のある規制基準を目標とし、高経年化技術評価の精度向上に対応するためには、破損確率等の合理的な評価指標を確立することが必要である。材料劣化予測精度の向上、構造材料複雑溶接部の健全性評価手法の確立を踏まえて、PFM解析手法の検証、信頼性確認や実用化等、さらなる高度化に取り組む。



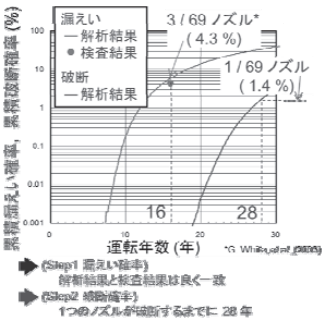
解析対象とするPWSCCの例



Davis-Besseの上蓋において損傷を受けた貫通部をモデル化



上蓋貫通部の溶接残留応力解析結果



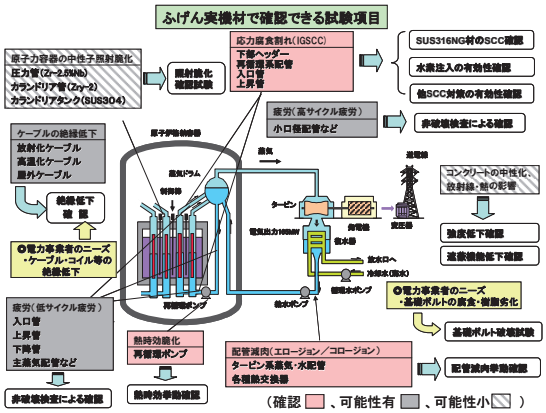
PWSCCによる上蓋貫通部の破損 (漏えい・破断) 確率解析結果の例

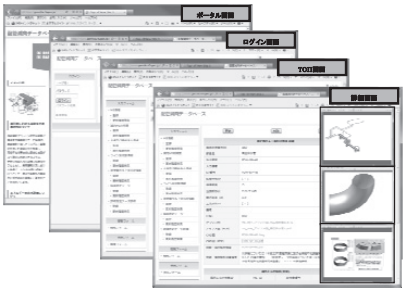
主な成果 (2/3)

【主な成果】 ふげん実機材等を使用して、材料劣化に関するデータを取得

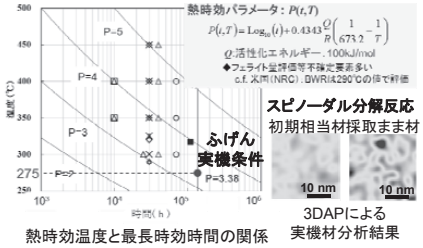
- ✓ 廃止措置段階にある「ふげん」発電所の実機材を使用して、以下の研究を実施した。
  - ①配管減肉データベースに配管CADデータの登録とWeb公開準備を実施した。
  - ②実機材の低温長時間熱時効脆化の基礎データを取得し、脆化メカニズムの検討を行った。
  - ③長期間使用後の実機材のSCC発生状況の正確な把握及び残留応力値の測定を行い次年度以降の詳細計画を立案した。

［JNESからの受託事業「平成23年度福井県における高経年化研究」の成果である。］





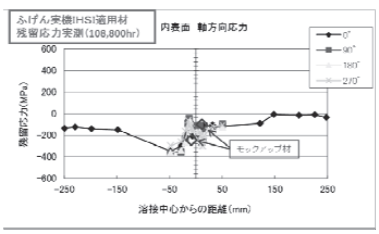
①配管減肉データベース:配管CADデータ他



熱時効温度と最長時効時間の関係

3DAPによる実機材分析結果

②熱時効脆化:実機材低温長時間データ他



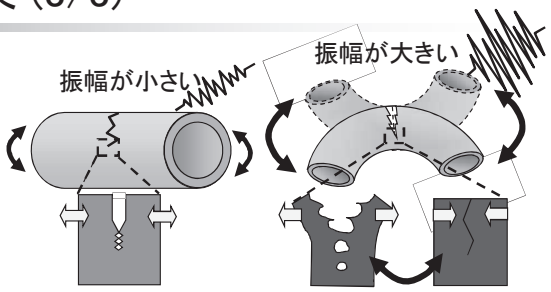
③SCC:残留応力の測定結果(IHSI)

主な成果 (3/3)

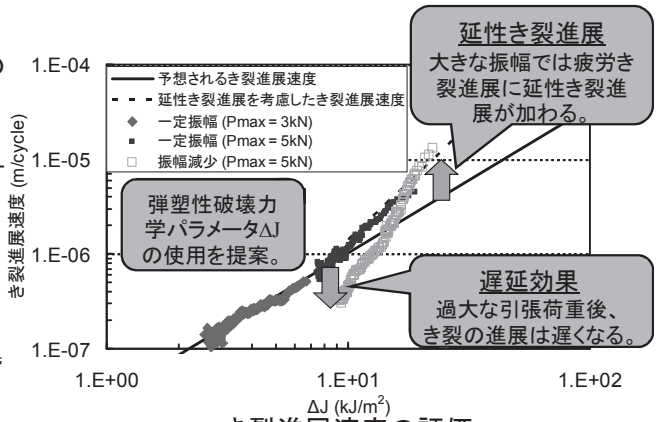
【主な成果】 巨大地震下における配管でのき裂進展評価法を整備

- ✓ 過大な地震荷重に対するき裂進展挙動に関して、過大な圧縮・引張荷重が疲労き裂進展に与える影響を評価するため、平板試験片を用いた試験を行いデータを取得した。
- ✓ 過大荷重の影響を考慮し、設計地震動を超えるような地震動の評価にも対応可能なた新たなき裂進展予測手法を提案した。
- ✓ 配管試験体を用いて繰返し荷重及び地震動を模擬した荷重によるき裂進展試験を行い、その結果と提案したき裂進展予測法との比較から、予測法の保守性を確認した。
- ✓ 原子炉配管に対するPFM解析コードPASCAL-SPに対し、提案したき裂進展予測手法を導入し、巨大な地震の発生が配管破損確率に及ぼす影響を精度よく、かつ保守的に評価できるよう改良を施した。

[JNESからの受託事業「平成22～23年度高経年を考慮した機器・構造物の耐震安全評価手法の高度化（地震荷重下における配管のき裂進展評価手法及び確率論的評価手法の検討）」の成果である。]



地震時のき裂進展挙動の模式図



き裂進展速度の評価

機構外秘

資料No.安研評委2－9

核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究

－平成23年度評価－

平成24年2月15日

第2回安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

本資料は、現時点では秘密情報が含まれているため「秘密文書」扱いとなっておりますが、平成24年度以降所定の手続き後、公開いたします。

研究計画の枠組みと実施状況

【研究目的】

リスク評価上重要な事象の影響評価手法の整備、新型燃料等に対応した臨界安全評価手法や再処理施設機器材料の経年化評価手法の整備を行い、・臨界、火災・爆発、漏えい等の事故防止機能及び事故時の閉じ込め機能に関する安全評価技術の高度化に資する。

【第2期中期計画】

リスク評価上重要な事象の影響評価手法の整備を目的として、放射性物質の放出移行率などの実験データの取得及び解析モデルの開発を行う。また、新型燃料等に対応した臨界安全評価手法や再処理施設機器材料の経年化評価手法の整備を行う 。

【対応する重点安全研究課題】

Ⅱ. 原子力施設分野　〇安全評価技術

（・臨界、火災・爆発、漏えい等の事故防止機能及び事故時閉じ込め機能に関する安全評価技術高度化に関する研究）

【平成23年度計画】

・再処理廃液沸騰乾固時における模擬物質の気相移行データなどをコールド基礎試験により取得する。

・臨界事故において第1ピークの次に総核分裂数への寄与が大きい出力単調減少挙動実験データの評価を行う。

・改造STACY臨界実験炉心構成の解析評価や臨界安全実験研究用測定機器の性能確認試験などを行う。

・新型炉燃料等の臨界安全評価手法の検討を行う。また、燃焼解析コード検証用使用済燃料組成データの取得のため

使用済燃料に含まれる難測定FP核種の高精度な手法による分析を終了する。

・ 再処理施設機器材料の経年化評価のための沸騰伝熱面腐食試験などを行い、データの取得と腐食進展予測モデルを作成する。

【実施体制】

・ 再処理施設のリスク評価上重要な事故の影響評価手法整備研究では、独)原子力安全基盤機構及び日本原燃(株)と共同出資し研究として実施し、原子力基礎工学研究部門及び安全試験施設管理と連携して実施する。

・ 燃焼度クレジットを導入する際の臨界安全評価手法整備研究の一部、燃焼計算コードの検証用データの取得は、独)原子力安全基盤機構受託研究として実施し、原子力基礎工学研究部門、安全試験施設管理及びﾎｯﾄ試験施設管理部の協力を得て実施する。

・ 再処理機器材料の経年変化研究は、独)原子力安全基盤機構からの受託研究として実施し、原子力基礎工学研究部門やｻｲｸﾙ工学試験部との連携、一部、東工大、早稲田大、九工大の協力を得て実施する。

【進捗状況】

計画通り進捗している。

1

研究の実施内容と成果の概要

【平成22年度の概要】

①模擬廃液を用いたコールド基礎実験により廃液沸騰時の模擬放射性物質の放出移行率実験データを取得した。

②ランプ給液、パルス引抜などの条件で、出力単調減少時のデータを取得した。

③再処理溶媒等の燃焼に伴う煤煙放出及びHEPAフィルタ差圧上昇データ等を様々な燃焼条件下で取得した。

④5%超濃縮度ｳﾗﾝU臨界ﾍﾞﾝﾁﾏｰｸ実験の主要実験パラメータの不確かさと臨界量測定精度との関係を把握した。

⑤燃焼解析評価使用済燃料組成データ取得のため、使用済燃料中の難測定FP核種データ取得した。

⑥沸騰伝熱面腐食データを溶液条件をパラメータとして取得した。

【平成23年度の実施内容、達成目標と成果】

実施内容	達成目標	成果
①再処理廃液沸騰乾固時における模擬物質の気相移行率データをコールド基礎試験により取得する。	①模擬廃液加熱時の非放射性物質の気相への移行率データなどを取得する。工学規模及びホット試験の実施に向けた装置の詳細設計や試験計画の策定を行う。	①模擬廃液を用いたコールド基礎実験により廃液沸騰時の模擬放射性物質（Ruなど）の放出移行率実験データを取得した。熱流動解析コードを用いて工学規模試験装置を詳細設計した。ホット試験装置の試運転や試験計画を策定した。
② TRACY実験の出力単調減少時のデータの解析評価を行い、核分裂数の評価手法の精度を検討する。	②臨界事故時の実験データに、開発中の近似評価手法を適用し、解析を行って、実験データと比較検討する。	② TRACY実験データの出力単調減少部に加え、第1ピーク部及びプラトー部について近似評価法による解析評価を行い、従来手法より良い精度であることを確認した。

2

【平成23年度の実施内容、達成目標と成果】つづき

実施内容	達成目標	成果
③新型燃料導入に対応した臨界ベンチマークデータ取得実験計画の検討の一環として5%超濃縮度ウランを用いた実験の不確かさを予備的に評価する。	③5%超濃縮度ウランを用いた臨界実験の炉心構成を検討する。	③破損燃料の臨界安全研究のための臨界実験計画（炉心構成など）の検討を行った。
④燃焼解析コード検証用使用済燃料組成データの取得のため使用済燃料に含まれる難測定FP核種の高精度な手法による分析データを取得する。	④使用済燃料中の難測定FP核種の高精度な手法による分析データ取得を終了する。	④燃焼解析評価用使用済燃料組成データ取得のため、不溶性残渣中に存在するため測定が困難であったFP核種について、高精度な手法により分析データを取得（終了）した。
⑤再処理施設機器材料の経年化評価のための沸騰伝熱面腐食試験などを行い、腐食データなどを取得する。	⑤再処理施設機器材料の経年化評価のための沸騰伝熱面腐食試験などを行い、データの取得と腐食進展予測モデルを作成する。	⑤沸騰伝熱面腐食データを溶液条件をパラメータとして取得し、腐食進展予測式を作成した。

【成果の活用】

- 放射性物質の物理化学挙動データは、再処理施設のリスク評価の精度向上に寄与することが期待できる。
- 具体的な事故シナリオに基づく火災時の閉じ込め機能喪失に至るまでの猶予時間の定量的評価に活用できる。この成果はJNESに提供した。
- 破損燃料取り出しや新型炉燃料等の導入に対応した核燃料サイクル施設の臨界安全設計・評価手法への貢献が期待できる。
- 高経年化対策技術評価マニュアル等への反映が期待される技術データを提供した。

【成果の公開】

- 論文4件、技術報告1件、国際会議7件、口頭発表12件、受託報告書4件、表彰 3件

3

主な成果 (1/3)

再処理施設におけるリスク評価上重要な事象の影響評価手法の整備(1/2)

・再処理廃液沸騰乾固事象

再処理施設のリスク評価上重要な事象と考えられる放射性廃液の沸騰及び乾固時に気相に放出される放射性物質(ルテニウム、セシウムなど)の移行率データを非放射性模擬廃液を用いたビーカー規模実験により取得した。

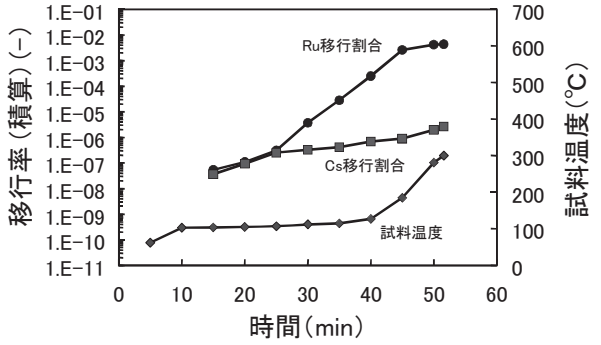


図1 模擬放射性物質気相移行率及び試料温度の経時変化(例)

再処理廃液の温度挙動解析に必要なRu硝酸塩等の反応熱や反応速度定数などの熱分解特性データを取得すると共にその値の妥当性を評価した。

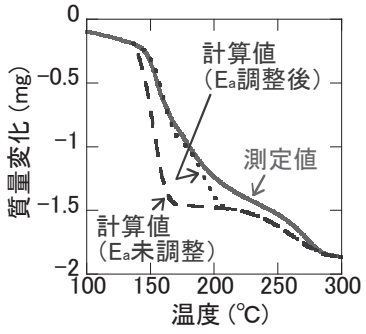


図2 Ru硝酸塩の熱重量(TG)分析結果及び計算値との比較(試料:硝酸ニトロシルルテニウム)

・放射性物質(Ru、Csなど)の気相移行率と廃液温度との関係を把握した。
・TG測定結果から熱分解反応を3段階に分別し、各段階に対して得られた活性化エネルギーE_aを評価過程でのパラツキの範囲内で微調整することで測定値に近いTG曲線を計算によって得ることができることがわかった。
・放射性物質の物理化学挙動データは、再処理施設のリスク評価の精度向上に寄与することが期待される。

主な成果 (2/3)

再処理施設におけるリスク評価上重要な事象の影響評価手法の整備(2/2)

・臨界事故事象

・臨界事故評価手法開発の一環として、過渡臨界実験装置TRACYで取得した単調減少時の出力データを解析し、開発した近似評価式の精度を検討した。

表1 TRACY実験データ(ランプ給液1.52$ 添加)と近似評価結果の比較

*暫定値

	近似評価	TRACY実験
総核分裂数	6.0×10^{17}	6.9×10^{17}*
第1ピーク+単調減少	2.6×10^{17}	5.3×10^{17}*
第1ピーク	1.9×10^{17}	-
単調減少	6.9×10^{16}	-
プラトー	3.4×10^{17}	-

既存の簡易評価手法では1～2桁の過大評価となる総核分裂数について、新しい近似評価手法を用いることで、同じ桁の評価ができる見通しを得た。再処理施設のリスク評価の精度向上に寄与することが期待される。

破損燃料取扱に係る臨界安全評価手法の整備

原子炉のシビアアクシデントで生じる破損燃料(デブリ)について、STACY更新を用いて炉臨界ベンチマークデータを取得することを計画し、デブリが存在する状況を模擬する炉心構成を検討した。

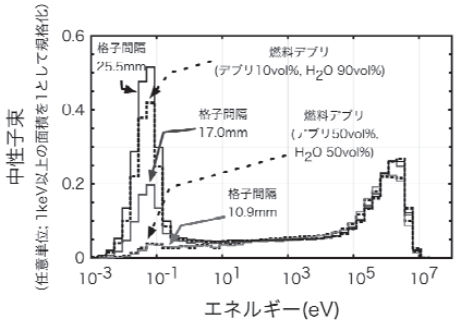


図3 STACY更新炉とデブリの中性子スペクトルの比較

計画しているSTACY更新炉の炉心構成範囲で、デブリと水の様々な混合比における中性子スペクトルが再現できることを確認した。引き続きデブリ模擬体をSTACY更新炉に装荷する方法の検討を行う。取得する臨界ベンチマークデータは、デブリ取扱に係る臨界安全評価手法の妥当性確認に用いる。

主な成果 (3/3)

燃焼解析コード検証用使用済燃料組成データの取得

高燃焼度BWR9×9使用済燃料試料を採取し、溶解・分離の後、高精度の質量分析を行い、希土類元素を初めとするこれまでに測定例が少ない難測定核種の組成データを取得した（JNES受託事業）。

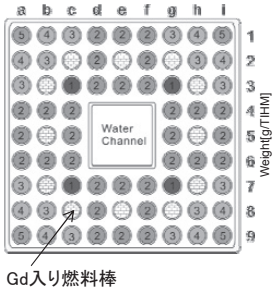


図4 対象燃料集合体平面図（番号は濃縮度の違い）

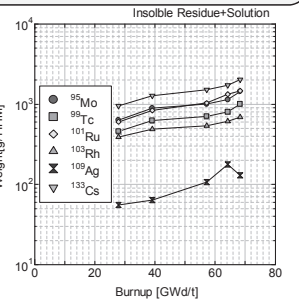


図5 従来測定が困難であった同位体組成の測定結果（予備結果）

高燃焼度BWR9×9使用済燃料について、^{95}Mo、^{99}Tc、^{101}Ru、^{103}Rh、^{109}Ag、^{133}Csの各同位体組成をICP-MS装置を用いて精密に測定した。取得データは燃焼解析コードの検証、FP蓄積を考慮した燃焼度クレジットの導入への寄与が期待される。

再処理施設の経年変化評価の妥当性評価手法整備

・ 実機相当310Nb系鋼の腐食試験等を行い、腐食進展傾向評価データを取得した。また、溶液組成など腐食環境変化の影響を把握し、腐食進展傾向評価モデルを作成した（JNES受託事業）。

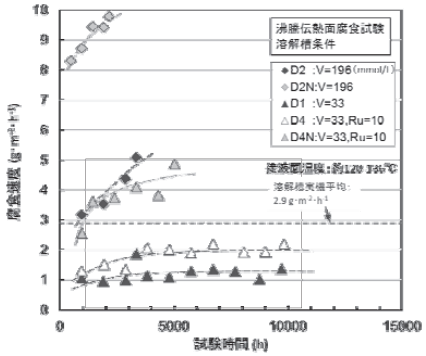


図6 溶解槽材料（SUS310Nb相当)の腐食速度の経時変

・再処理施設機器の高経年化対策技術評価マニュアル整備等への反映が期待される。

6

平成 23 年度　安全研究・評価のまとめ

分野	高く評価される点 コメント数	改善を要する点 コメント数	計	その他、今後への期待等 （コメント数）
安全研究センター	6	3	+3	(5)
リスク	8	4	+4	(5)
熱水力	8	1	+7	(6)
廃棄物	9	2	+7	(4)
燃料	8	2	+6	(5)
材料・高経年化	7	1	+6	(6)
サイクル	7	0	+7	(5)

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
安全研究センターの研究活動について	・これまで蓄積された安全研究の実績・経験を基礎に活発な研究を実施している。 ・震災による大型施設の損傷や福島第一原子力発電所事故に伴う新たなニーズにも適切に対応し、中長期的視点での研究も含め着実に遂行している。 ・この１年は福島事故対応でセン	・人員の低減傾向が継続しており、将来の安全研究を担う研究者不足が懸念される。中長期の人材確保、育成に更なる努力を求めたい。 ・今後安全研究には大きな期待が寄せられるであろうが、センターの人員が少な過ぎて、対応困難と思われる。JAEA の安全研	・次年度からの国の安全規制体制の変更に伴い、安全規制に直結した研究テーマでは実施方針等への影響が予想されるが、基礎基盤的な研究も並行して進め、研究レベルの維持、向上や人材育成に努めることを期待する。 ・福島事故で研究テーマの優先

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	ター職員（特に幹部職員）は大変だったと思うが、安全委、保安院等において専門知見に基づいて大きな活躍をしたと評価する。 ・原子力規制行政に関する技術的支援を中心に、23 年度当初計画に沿った研究を実施する一方、福島事故への対応として、計画の見直しを行い、シビアアクシデント評価や汚染物・被ばく対策など、機構の保有する技術的知見を有効活用して、事故収束に向けた活動を精力的に進めている。 ・日本における安全研究をリードできる研究能力と活動計画をきっちりと持った組織であり、今後の計画も高く評価できる。 ・研究計画としては妥当なものが策定されているし、計画通りに順調に進展している。	究全般に関し、安全研究センターが一定の指導力を発揮することが必要。 ・順調すぎることが課題と思う。つまり最初からある程度結果が見えていることをテーマとして選定していないか、再考して見て欲しい。	度が変わるのは必然。センターは、喫緊の課題に応える研究と、技術維持を図るべき研究とを含めて、IAEA 全体での今後の安全関連研究の計画を積極的に提案すべし。 ・安全研究に規制側とか推進側とか言っている場合ではないと考えます。JAEA の安全研究を正しい方向にリードしてかれることを強く期待しております。 ・成果を社会にアピールし、現在の逆境をはねのける力として欲しい。 ・「シビアアクシデント及び原子力防災に関する研究を重点化して実施する。」と今後の計画に謳われている。これ等は、深層防護による安全確保手段の第 5 及び 6 層を構成する課題であり、福島第一事故以降の重要な安全研究課題とし

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
			て、今後の取り組みに期待する
リスク評価・管理技術に関する研究	・福島第一原子力発電所事故への対応として被ばく線量評価等を迅速に実施、蓄積された経験や成果の有効活用を適切に行ったことは高く評価したい。 ・リスク評価研究が、工学施設び係る問題から環境影響に係る問題まで包括的に取り組んでいることは適切。 ・福島事故に対しては、これまでの知見に基づいて適切に対応したと評価。 ・リスク評価基盤技術の高度化検討に加え、福島事故対応として、研究の重点を大きく変更し、概ね計画通りの成果を得ている。 ・特に、公衆の内部・外部被ばく	・本分野を担当する人材の育成・確保、特に事故・故障分析担当者の確保は昨年度来の課題として指摘したい。 ・最近の研究が、過去に整備された手法の応用に移っていること自体は自然なことであるが、なにか新しいテーマで集中的な研究を始めないと、技術力が低下するのではないかと懸念。 ・福島対応にシフトしたにもかかわらず、ほぼ計画通り進捗したとのことだが、本当にそうならば元々の計画に甘さがあるということではないか。 ・福島第一事故対応のシビアアクシデント解析、被ばく線量評価	・リスク評価・管理手法の高度化や事故故障分析は、福島事故の教訓からニーズの高い研究分野と認識されており、継続した研究活動の遂行を期待する。 ・研究を通じた知見で、関係者が規制を含む実社会に役立っているのは評価するが、研究成果そのものも、学会等での発表に留まらずより適時適切に役立つよう留意して欲しい。 ・シビアアクシデントの規制要件化や防災対策・被ばく線量評価等は、今後もその重要性・緊急性が増大するものと

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	線量評価、食物・水道水に関する回避線量評価等、被災地の被ばく対策上重要かつ実効的な成果の発信に努めたことは高く評価される。 ・リスク評価技術の整備を着実に進められており、福島第一原子力発電所事故後の対策への貢献も非常に大きい。 ・福島事故に対応した研究に適切にシフトし、かつ被ばく評価を実施し公表しており、社会的にも重要な役割を果たしている。 ・福島第一事故に対応した線量評価は、これまでの知見を総合的に活用したリスク評価の実例として意義があり、評価できる。	については十分な記述があるが、「ほぼ計画通りに進捗している。」としている当初計画への対応・成果が明確でない。成果の提示方法にも工夫が欲しい。	予想される。そのため、長期的かつ効果的な対応策、必要とされる研究資源の確保等を期待したい。 ・引き続き原子力利用のリスクについて、様々な視点から明らかにしていく研究を実施して欲しい。特に外部事象をどう扱うかについて研究して欲しい。 ・福島第一事故対応の被ばく線量評価に関して、容易に測定可能な空間線量率を用いた食物摂取制限指標に関する検討の提言は、実用的な指標構築の観点で興味深い。より詳細・定量的な研究を踏まえて、迅速な判断指標として実用化することを期待する。

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する熱水力安全研究	・LSTF による大型実証試験を計画通り進め、有用な実証データを国際的な場に提供するとともに、福島第一原子力発電所事故の解析・評価にも、迅速に対応し、実用的な評価手段と有用な知見を提供している。 ・近年成されているここの研究は、それぞれ、きちんとした成果を出していると評価。 ・研究は、設備被災による一部試験の中断を除き、概ね計画通り進捗し、所定の成果を得ている。特に、OECD ROSA-2 計画についてはLSTF試験を計画通り進め、データベースを拡充するとともに、成果の公表、外部発表にも努めている。 ・福島事故調査に関し、事故解析、熱水力解析、ヨウ素放出解析の各種コードを用いた評価を精力的に行い、国、事業者への支援活動を実施している。	・熱水力安全研究は、実験と解析の両者があってこそいい研究になると思うが、近い将来、施設の運転・維持・改良が人員と予算の面から困難になりそう。早急に対応して欲しい。	・OECD/NEA 等の国際研究プロジェクトとしての計画の実施に併せ、福島第一原子力発電所事故対応やシビアアクシデント対応設計等の国内施設の安全性向上に対するニーズにも適切に対応した計画遂行が望まれる。 ・LSTF による PWR の研究ではこれまでに極めて高い研究成果があったが、福島事故に鑑み、BWR でも JAEA を代表する、あるいは世界で最先端の、研究がなされると期待。 ・地震影響解析については、今後、福島をはじめとする国内実プラントを対象とした解析・評価の実施に向け、成果の活用を期待したい。 ・ソースターム評価については、燃料グループと共同で精力的に実施して頂きたい。 ・ＳＡについては、今後規制強

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	・熱水力安全研究について精力的に実施してきており、福島事故解析支援にも協力している点が高く評価できる。 ・被災による影響や福島事故対応を適切に反映した計画の見直しとそれに則した研究がなされている。 ・当初計画に従った研究課題に加えて実施した、①HOTCB コード開発、②BE による炉心溶融までの熱水力挙動解明、さらに③Kiche による放射性ヨウ素放出量評価は、福島第一事故の支援活動として評価できる。 ・地震加速度に起因する BWR 核熱結合現象を解析するコードを開発し、スクラム不作動時に非線形出力振動現象が発生する可能性を示したことは、学術上興味深い。		化されることもあり、科学的な根拠が必要となる。そのための基礎データを得るような成果を期待する。 ・大型非定常装置を用いた OECD/NEA ROSA プロジェクトは 1 測定 2000 万円を要し、予算及び実験要員確保の点で困難な状況にあるが、実験的研究の重要さに鑑み、今後も装置の維持・活用を期待する。

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
放射性廃棄物に関する安全評価研究	・福島第一原子力発電所事故により生じたニーズに積極的に対応し、これまで蓄積した成果、経験を十分に発揮して適切な情報を提供したことは高く評価したい。 ・福島事故では、多くの省庁や地方自治体からの期待に応えて、適切な対応をしたと評価。これまでの研究を通じて培った専門性が、外部から高く評価されていることのあらわれと思う。 ・当初計画の保安院受託事業（地層処分の安全審査に向けた評価手法の整備）に加え、福島事故緊急対応に向けて、汚染物対策等に注力し、概ね計画通りの成果を得ている。 ・特に、放射性 Cs の汚染物対策を含む除染対応に対して各種評価を行い、汚染対策上重要かつ実効的な成果の発信に努めてきたことは高く評価される。	・現在地層処分で評価しているリスクは、施設の PSA で扱う「残留リスク(Residual Risk)」でなく、「放置のリスク」。それをどう安全管理や規制に結びつけるかをよく考えて欲しい。 ・この分野のリスクは、通常使われている意味とは異なっていると思われるが、どのように扱うべきか明確にする必要がある。	・地層処分に係る研究として極めて息の長い研究であるが、着実な成果を出している。 ・「リスク論的アプローチ」に関しては、センターの中で施設・環境のリスク評価をやってきた人たちとよく意見交換して欲しい。 ・長期的視点に立った研究を着実に進めていって欲しい。 ・廃止措置の安全評価に関する研究において試作された残存放射能評価のための「放射能分布推定コード」が、将来の福島第一事故の廃止措置等で実際に活用されることを期待する。

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	・廃棄物処分の安全性評価についての研究は確実な成果を積み上げられているように思われる。 ・福島事故で発生した汚染物質への対応も適切に行われている。 ・機構内部、外部機関と密接な連携を採りながら進めている。 ・福島第一事故対応として、①高放射能滞留水の漏出評価、②災害廃棄物等の対策に関する評価作業、及び③生活環境・農地回復に係る技術支援に積極的に取り組み、有用な知見を提供している点が評価できる。 ・当初計画及び福島第一事故対応を進めながら、9 件の査読付き公刊論文をまとめた点、及び保健物理学会論文賞を受賞した点は、優れた成果の積極的公開の観点で評価できる。		

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
軽水炉の高度利用に対応した新型燃料の安全性に関する研究	・NSRR を利用した照射実験は震災の影響で遅れる状況にあるが、多軸応力下での炉外試験等を強化して進めるなど外的条件の変化に適切に対応し成果を得ている。 ・福島第一原子力発電所事故対応としては、海水注入の燃料への影響等を行っている。 ・これまでになされた個々の研究は、それぞれ期待された成果を挙げたと評価。 ・保安院受託事業においては、設備(NSRR、JMTR)の被災により、一部試験の実施が遅れているが、それを除き研究は概ね計画通り進捗している。 ・特に、RIA 時の燃料破損限界として、試験条件が発電炉とは異なる NSRR の実験データを用い、発電炉条件下での破損限界を推定する手法を導いたことは実機への適用の観点からも評	・直接的な活用対象とされる 10x10 燃料導入が遅延する見通しの中で、より一般的な評価技術の高精度化や、安全審査の合理性向上等への活用もより強く意識すべきと考える。 ・自己評価において、「開発した多軸応力条件を忠実に模擬できる試験装置を用いて、RIA 時の被覆管変形・破損挙動に関するデータを取得した」ことを高く評価するとしているが、成果調査票及び説明用 PPT に具体的な記述がない。限られたスペースではあるが、記述を工夫して欲しい。	・長期の研究計画であるので、震災影響等があっても、適切な計画変更等により成果のレベルを維持し、最終目的達成は十分可能と考える。その方向での更なる努力を期待する。また、燃料研究分野の人材養成も重要と考える。 ・福島事故で研究を取り巻く状況は大きく変化。今後の研究について関係者で意見集約が必要。NSRR 及び燃料試験施設を利用する研究については、早急な施設回復を期待。 ・福島事故により、今後の新型燃料の研究展開は不透明となってくることも予想されるが、基盤技術については、今後も着実な取り組みを期待したい。 ・今後の研究の方向性については、燃料の安全性向上という観点から、福島事故対応と併

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	価に値する。 ・LOCA および RIA 時の燃料挙動について精力的に研究を行っており、燃料挙動解析コードの改良についても着実に実施している。 ・福島事故対応として、格納容器内部推定方法の開発や、震災の影響を最低限にするための対応等、事態に適切に対応した研究を行っている。 ・NSSR 実験結果を RANNS 計算コードによる解析と組み合わせて、発電炉の RIA 時出力パルス条件下での PCMI破損限界を明らかにした研究は、軽水炉の安全裕度を明らかにした点で評価できる。		せて十分検討して頂きたい。 ・福島対応で得られた成果が、今後の科学的な裏付けのある合理的規制に役立てられることを期待する。

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
材料劣化・高経年化対策技術に関する研究	・高経年化対策で重要課題である原子力圧力容器材料劣化評価上のニーズに対応し、手法開発・改良と実証データ収集の両面で着実に成果を挙げ、計画を進めている。 ・これまでになされた個々の研究は、それぞれ期待された成果を挙げたと評価。 ・保安院受託事業においては、設備（JMTR）の被災により、一部試験の実施が遅れているが、それを除き研究は概ね計画通り進捗している。 ・特に、照射脆化、熱脆化等に関しては、微少試験片による基礎データに加え、「ふげん」を活用した実機データも取得し、機構論的評価から規格基準策定への活用を図る等、広範囲の取り組みを実施していることは評価に値する。 ・材料の経年劣化についての研究	・IASCC 研究は、安全上の優先度は必ずしも高くない。しかし一方、放射線場での材料挙動についての基盤維持も大事。関係者でこのバランスを考えて今後の計画を検討して欲しい。	・JMTR 炉内照射実験の準備作業は順調に進捗しているが、今後の計画遂行に当たっては、JMTR の運転開始遅延など外的条件への適切な対応が求められる。 ・福島事故による環境変化を踏まえて、今後の研究について関係者で意見集約が必要。JMTR を利用する研究については、早急な施設回復を期待。 ・福島事故により、今後の経年炉長期運転に関する研究展開は不透明となってくることも予想されるが、基盤技術については、今後も着実な取り組みを期待したい。 ・照射下試験、照射後試験の技術はきっちりと継承していって頂きたい。 ・原子炉の寿命が規制となるようだが、寿命延長を図ることができるような PLM に資す

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	は、経年変化を予測するという学術的な観点からも良く研究されているように思われた。 ・高経年化対策上重要なＲＰＶ健全性評価ニーズに対応した手法開発と実証データの収集が、着実に進められている。 ・過大な圧縮･引張荷重付加条件下のき裂進展試験データの取得と、これに基づくき裂進展評価式の提案は、巨大地震時の原子炉の健全性評価において有用なツールとなりうると評価する。		る研究を進めて欲しい。 ・ふげん実機材等を使用した、2相ステンレス鋳鋼の熱時効脆化データの取得と、これに基づく機構論的研究は、高経年化研究課題として貴重な知見を取得するものであり、今後の進捗に期待する。
核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究	・再処理施設リスク評価上重要な事象の臨界事故、火災等について、実証データの取得、評価手法の精度評価を進め、評価精度向上に有用な知見を提供している。 ・福島第一原子力発電所事故にも適切に対応した。 ・研究は概ね当初計画通り進捗		・JNES、日本原燃（株）等との共同プロジェクトとして進めている特徴を生かし、再処理施設等へのリスク評価手法の効果的な適用に向け、有用な実証データの提供と手法整備への貢献を期待する。 ・今後も核燃料サイクル施設の安全性評価に関する研究は継

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	し、所定の成果を得ている。 ・特に、廃液沸騰時等放射性物質の気相移行データ取得など、再処理施設のリスク評価精度を向上させる上で、重要な成果を得ている。 ・再処理施設のリスクを明らかにする研究が、様々な視点から行われている。また、その実施にあたっては国内の他の機関との協力体制が構築されれている。 ・高燃焼度 BWR 9 × 9 使用済燃料について、ICP-MS 装置を用いて測定困難な核種を高精度で測定し、燃焼解析コード検証用使用済燃料組成データの取得を終了した。計画通りではあるが、燃焼組成データの拡充は評価に値する。 ・平成 22 年度日本原子力学会賞技術賞の受賞は、優れた研究成果を積極的に公刊論文として公開する努力の結果であり、評価		続して頂きたい。 ・再処理施設のリスクについては、まだ研究の余地が多いと思われるので、長期的な展望を策定し着実に進めていって欲しい。 ・臨界事故評価に関して提案した近似評価式について、TRACY 実験データとの比較検討をさらに進め、その精度、汎用性、及び適用範囲ついて詳細な検討を望む。 ・福島第一事故に対応して、破損燃料の臨界安全評価手法の開発に着手した点を評価する。将来の破損燃料処理が、安全かつ合理的に実施できる技術基盤を整備・確立する課題に、今後積極的に取り組むことを期待する。

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	できる。		
総合評価	・今年度の研究実施においては、福島第一原子力発電所事故発生と震災による研究炉や大型実験施設の損傷など外部環境の大きな変化に遭遇している。福島事故に対しては、いずれの研究テーマにおいても事故対策上のニーズに積極的に対応し、長年培った経験や解析手段を生かし貢献したことは高く評価する。この活動は短期的な支援業務として実施されたものではあるが、今後の原子力施設の安全確保とも密接に関係しており、成果を一時的なものとせず、将来の研究活動に生かして行くことを期待したい。施設損傷に伴う計画の遅延等に対しては、計画の組み替え等により効率的に研究を遂行したことはその努力を多としたい。大型施設による研究は、いずれも長期を要する計画で基本的なニーズも変わらないことから、早期の復旧を図りつつ計画を進め、全体目標を遂げるよう期待する。以上の外部環境の変化はあったが、安全研究全体としては安全規制ニーズに適切に対応し目標とした成果をあげているものと評価する。なお、今年度も人員の減少傾向は昨年度と変わっていない。安全研究センターに対する研究業務のニーズは今後も継続すると考えられ、人員の確保と研究員の育成は喫緊の課題と考える。 ・平成２３年度の研究については、いずれの分野においても、①福島事故対応として安全委、保安院、地方自治体等からの依頼に応えて、即時対応研究をタイムリーに実施した、②センターの幹部は、事故の収束や今後の改善に向けた国の議論を適切にリードした、③そういう状態下にも係わらず、個別の研究は、地震で施設が利用できなくなったものを除き、ほぼ順調に進展した、ということから、全体として極めて良好な研究がなされたと評価する。		

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
	・安全審査への技術的支援など、規制ニーズに合った研究目標、実施計画となっている。一方で、福島事故を受け、事故解析・収束に向けて研究計画の大幅な変更をするなど、外部情勢の変化に的確な対応を図っている。設備の被災などによって一部試験の遅れなどが見られるものの、概ね計画通りの成果を得ている。機構の保有する試験装置、解析コードなどの研究資源を有効に活用している。機構内部、国内外の外部機関（保安院、JNES 等）との連携により効果的な研究推進を図っている。福島事故対応の長期化に伴い、長期的展望に立って研究資源などの確保を図る一方、基盤技術の着実な検討・維持を要望したい。 ・安全研究センターの本来の役割である安全研究を着実に遂行され、貴重な成果を積み上げられているように思われます。また、成果の公表も積極的に行われ、学術的にも高く評価できる成果を多数上げられていると考えます。福島第一原子力発電所事故を受けて、センターに求められる新しい研究もあるかと思いますが、これまでセンターで行われてきた安全研究も確実に継承して頂くことを期待します。 ・中期目標に従い、計画通りに研究が進められている。また、前年度末の震災の影響を可能な限り排除したり、福島事故対応を着実に進めるなど、時機を得た研究を進めているのが印象的であった。 ・福島第一事故による外的条件の変化に即応し、緊急性の高い課題に取り組み、これまでの研究実績を踏まえ、有用な知見を提供している点が評価に値する。外的条件の変化に対応しつつ、当初計画に沿った課題にも着実に取り組んでいる点が評価できる。各課題共に 4~9 件の査読付き論文を公刊している。論文作成作業は時間をとられ、人員が限られた組織では、優先度が下がるか個人の努力に負う部分が多くなる。しかし、外的条件の変化にもかかわらず、積極的な研究成果公刊に努めており、評価できる。今後も優れた研究成果の公刊を継続して欲しい。		

分野	高く評価される点	改善を要する点	その他、今後への期待等
その他特記事項	・現在、安全研究センターの安全研究は原子力安全委員会による指針類の整備支援と原子力安全・保安院等の規制行政支援の両方のニーズ対応を図る形で進められているが、次年度から安全規制行政が原子力規制庁に一本化される方向が示されている。進行中の現行計画を変更する必要はないが、このような外部状況の変化に適切に対応するために、新たな長期的な視点で、国の安全研究全体の中においてJAEAが果たすべき役割を明確にし、今後の研究計画の立案、遂行、評価をどのように進めるかも含め、検討を始める必要があるように考える。 ・原子力防災に関しては、安全研究センターの認識とJAEAの他部門の活動の間に大きなギャップがある。廃棄物に関しては、保安院の地層処分に関する考え方と安全委の余裕深度処分に関する考え方は明白に異なっている。安全研究センターには、原子力安全確保の考え方について、専門家集団として、センター内外でより強いリーダーシップを発揮して欲しい。 ・福島第一原子力発電所事故を受けて、安全研究センターとしての研究の方向性だけでなくJAEAの安全性研究の進め方について十分検討し、センターや部門での本来の役割とすべき研究をきっちり実施して頂きたい。研究成果の公表や社会的貢献は重要であると考えるが、論文や発表の数のみを重要視するような内部評価にならないように努力して頂きたい。また、組織全体については自己評価できるかどうかが大切であると考えます。 ・福島事故によって、原子力を取り巻く社会環境や規制動向が大きく変化していることから、状況変化に応じ、必要であれば中期計画から見直しを行っていくことを視野に入れるべきではないか。		

付録 3-3　第３回安全研究・評価委員会資料

第 3 回安全研究・評価委員会
議事次第（案）

日時：平成 25 年 1 月 8 日（火）13:30～17:30

場所：（独）日本原子力研究開発機構　東京事務所　19 階　役員会議室
東京都千代田区内幸町 2 丁目 2 番 2 号　富国生命ビル

議事：

１．挨拶、議事次第・資料等の確認	13:30～13:35
２．中間評価の進め方	13:35～13:45
３．安全研究センターの第2期中期計画の中間評価（全体概要）	13:45～14:10
４．個別テーマの中間評価（平成24年度の研究活動と今後の計画）	
・リスク評価・管理技術に関する研究	14:10～14:35
・軽水炉の高度利用に対応した新型燃料の安全性に関する研究*	14:35～15:05
・軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する熱水力安全研究	15:05～15:30
（休憩）	
・材料劣化・高経年化対策技術に関する研究*	15:40～16:10
・核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究	16:10～16:35
・放射性廃棄物に関する安全評価研究*	16:35～17:05
（*：個別課題の24年度成果の概要を含む）	
・全体質疑	17:05～17:25
５．その他	17:25～17:30

以上

配付資料リスト(案)

資料 No. 安研評委 3-0　議事次第及び配布資料リスト
資料 No. 安研評委 3-1　安全研究・評価委員会委員名簿
資料 No. 安研評委 3-2　中間評価の進め方について
資料 No. 安研評委 3-3　安全研究センターの平成 24 年度の研究活動及び今後の研究計画について
資料 No. 安研評委 3-4　リスク評価・管理技術に関する研究
資料 No. 安研評委 3-5　軽水炉の高度利用に対応した新型燃料の安全性に関する研究
資料 No. 安研評委 3-6　軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する熱水力安全研究
資料 No. 安研評委 3-7　材料劣化・高経年化対策技術に関する研究
資料 No. 安研評委 3-8　核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究
資料 No. 安研評委 3-9　放射性廃棄物に関する安全評価研究
資料 No. 安研評委 3-10　平成 24 年度成果調査票
資料 No. 安研評委 3-11　安全研究・評価シート
資料 No. 安研評委 3-12　個別課題・評価シート（4 課題）

＜参考資料＞
資料 No. 安研評委参 3-1　研究開発・評価委員会設置達
資料 No. 安研評委参 3-2　安全研究・評価報告書　－平成 22 年度－
資料 No. 安研評委参 3-3　第 1 回安全研究・評価委員会議事録
資料 No. 安研評委参 3-4　安全研究・評価報告書案　－平成 23 年度－
資料 No. 安研評委参 3-5　第 2 回安全研究・評価委員会議事録案

資料No. 安研評委3-1

安全研究・評価委員会名簿

職　務	氏　名	勤務先及び勤務先所属
委員	阿部　清治	独立行政法人　原子力安全基盤機構技術参与
委員	浦田　茂	関西電力（株）原子力事業本部安全技術グループ　チーフマネジャー
委員	鹿島　光一	（一財）電力中央研究所軽水炉保全特別研究チーム・首席研究員
委員	関村　直人	東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻・教授
委員	田中　知	東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻・教授
委員長	藤城　俊夫	（一財）高度情報科学技術研究機構参与
委員	山口　彰	大阪大学大学院　工学研究科環境・エネルギー工学専攻　教授
委員	山中　伸介	大阪大学大学院工学研究科教授
委員	山中　康慎	東京電力株式会社原子力設備管理部原子炉安全技術グループマネージャー
委員	山根　義宏	名古屋大学　名誉教授

資料No.安研評委3－2

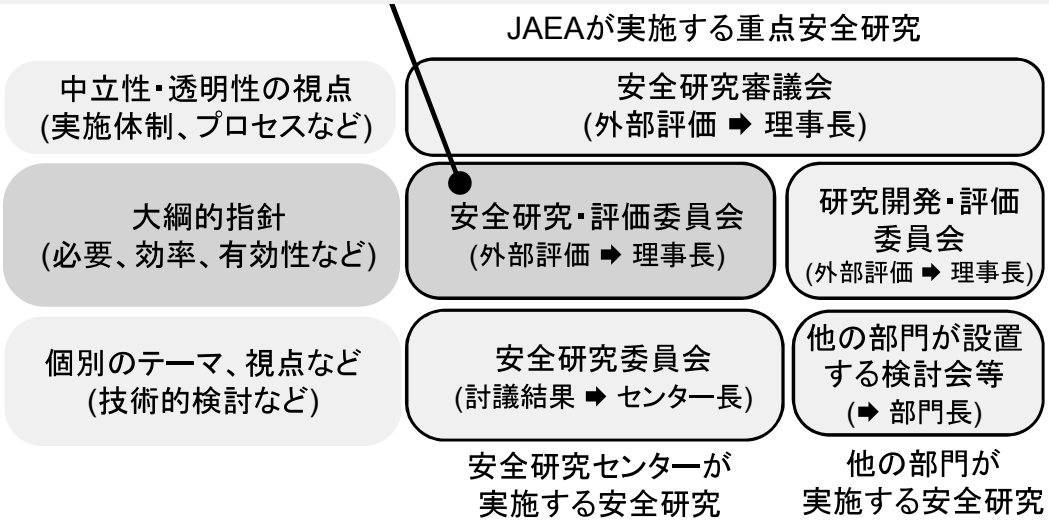
第3回安全研究・評価委員会
中間評価の進め方について

平成25年1月8日

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

安全研究・評価委員会の目的と位置づけ ①

安全研究センターが実施する安全研究について、独立した外部評価を実施する。
適切な区分、形式で適切な時期に評価を実施して、必要とされる他の評価や研究計画策定への活用を図る。
平成22年度に新設。



委員会での評価の進め方

②

【評価の対象】

安全研究センターが実施する (1)6分野及び規制支援を含む研究全体 の評価に加え、規制庁(旧保安院)及びJNESの安全研究計画策定へ対応するため (2)規制庁(旧保安院)からの受託研究 については、個別の評価を行う。

【評価のまとめ方】

対象の大きさ、必要な評価メッシュの細かさに応じた評価を行う。

(1)については、大綱的指針の評価項目例を参考に、年度ごとに良好点、課題などを挙げて頂き、他部門の評価委員会などのまとめ方に倣った様式で実施。

(2)については、上記安全研究計画の取りまとめを行うJNES原子力安全研究評価委員会と同様の様式で行う。

必要に応じて、随時見直しを行う。

【評価の時期】

JAEAの中期計画(第2期:H22～H26)に対応して、**中間評価(平成22年4月～平成24年9月)**、事後評価及び事前評価(H26年度末)を実施して理事長に答申し、公開報告書にとりまとめる。なお、本委員会は、これらの評価に資するため、原則1回/年度開催し、各年度の評価も実施する。

【情報の管理】

実施中の受託研究を含むため、契約及び機構の規定に従った情報管理を行う。委員には守秘義務履行の同意、資料の管理・回収への協力を依頼する。会議は非公開とする。

評価の対象

③

安全研究・評価委員会では、安全研究センター全体の活動及び6分野の研究活動に対する評価を実施する。なお、規制庁からの受託研究①～④については、*規制庁/JNESの研究評価システム*から参酌可能な形式で、個別の評価を実施予定。(今回は概要の紹介のみ)

	分野	報告/審議
	安全研究センターの研究活動について(全体概要)	第3回評価委
1	リスク評価・管理技術に関する研究	第3回評価委
2	軽水炉の高度利用に対応した新型燃料の安全性に関する研究 ① 燃料等安全高度化対策事業 ② 軽水炉燃材料詳細健全性調査の燃料部分	第3回評価委 (第3回評価委で紹介) (第3回評価委で紹介)
3	軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する熱水力安全研究	第3回評価委
4	材料劣化・高経年化対策技術に関する研究 ③ 軽水炉燃材料詳細健全性調査の材料部分	第3回評価委 (第3回評価委で紹介)
5	核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究	第3回評価委
6	放射性廃棄物に関する安全評価研究 ④ 地層処分の安全審査に向けた評価手法等の整備	第3回評価委 (第3回評価委で紹介)

*:規制庁/JNESの研究評価システムに関しては、基本的に昨年度と同様の対応とする。

安全研究センター全体の活動及び6研究分野の評価 - 中間評価のまとめ方 -

④

各委員に記載いただく「安全研究・評価シート」の構成

分野	中期計画	自己評価	定量的評価	定性的評価	コメント
リスク評価		●	S, A, B, C	S, A, B, C	
燃料安全					

- 22年度及び23年度は、高く評価される点及び改善を要する点についてコメントいただき、テーマ毎に採点済。
- 中間評価では、これらを参考に、24年度上期までの成果及び今後の研究計画を加え、進捗状況の妥当性、見直しの必要性、資源配分の妥当性等の観点から、自己評価の項目毎に以下のSABC評価をいただきたい。

● 中間評価の取りまとめ要領

各委員の評価結果及びコメントを基に集計し、委員長の合意を得て最終版とする（メールベース）。

中間評価基準	評価
・特に優れた実績をあげている。	S
・中期計画通り、または中期計画を上回って履行し、中期目標に向かって順調、または中期目標を上回るペースで実績を上げている。	A
・中期計画通りに履行しているとは言えない面もあるが、工夫もしくは努力によって、中期目標を達成し得ると判断される。	B
・中期計画の履行が遅れており、中期目標達成のためには業務の改善が必要である。	C

参考：H22年度及びH23年度の評価基準	基準点
特に優れている分野・項目	+10～
優れている分野・項目	+5～+9
普通の分野・項目	0～+4
改善が望まれる分野・項目	～-1

安全研究・評価委員会の委員構成と評価分野(案)

⑤

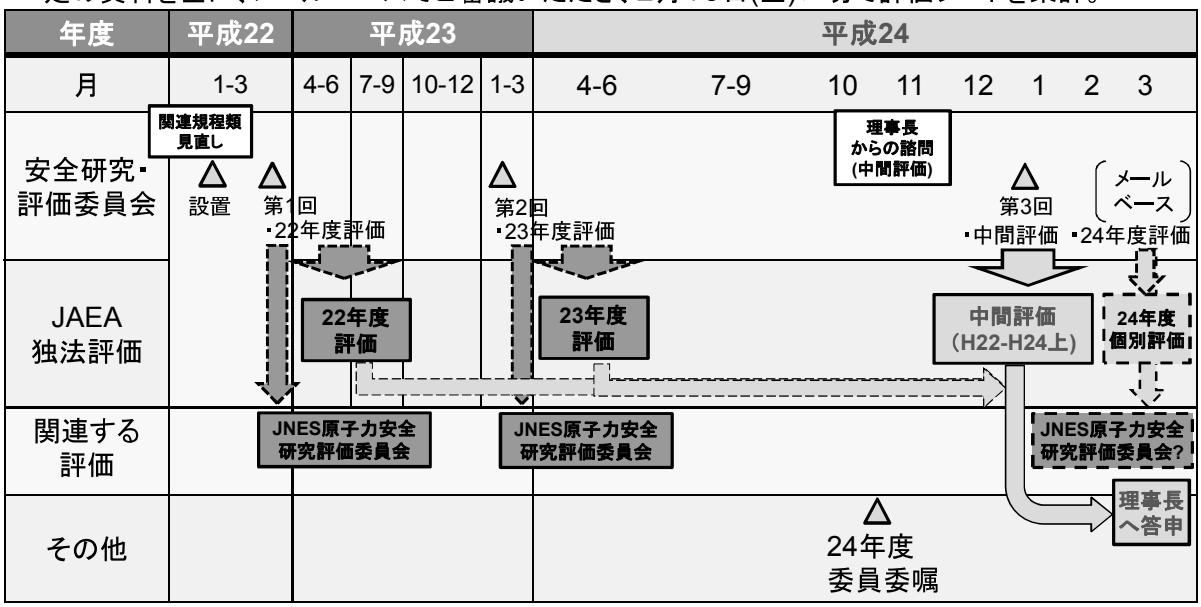
委員には各分野、全体の評価を踏まえて総合評価をお願いし、得られた評価を集計してとりまとめる。この際、委員会の開催日程などの都合で広範な研究分野の一部の評価が手薄となることを防止するため、6研究分野はそれぞれ最低4名の委員からの評価が含まれるように運営する。具体的には、下表に示す研究分野(個別課題がある場合はそれを含む)を主担当頂きたい。なお、委員会は過半数の出席、その過半数の賛成で決定する。（敬称略、五十音順）

委員名	所属・職位	評価分野 燃料	材料	熱水	サイクル	廃棄	リスク	センター	総合
阿部　清治	(独)原子力安全基盤機構 技術参与			○	○	○	○	○	○
浦田　　茂	関西電力(株) 原子力事業本部 安全技術グループ　チーフマネジャー		○	○				○	○
鹿島　光一	(財)電力中央研究所 首席研究員		○		○			○	○
関村　直人	東京大学大学院 工学系研究科 原子力国際専攻 教授	○	○					○	○
田中　　知	東京大学大学院 工学系研究科 原子力国際専攻 教授				○	○		○	○
藤城　俊夫	(財)高度情報科学技術研究機構 参与	○				○	○	○	○
山口　　彰	大阪大学大学院 工学研究科 環境・エネルギー工学専攻 教授			○			○	○	○
山中　伸介	大阪大学大学院 工学研究科 環境・エネルギー工学専攻 教授	○	○					○	○
山中　康慎	東京電力(株) 原子力設備管理部原子炉安全技術グループマネージャー	○		○		○		○	○
山根　義宏	名古屋大学 名誉教授（東京工業大学 原子炉工学研究所 客員教授）				○		○	○	○

6

3. 今後のスケジュール(案)

- ✓ 中間評価は、分野毎の評価を2月8日(金)〆切で集計し、3月末までに確認頂く。(年度末に答申)
- ✓ 規制庁からの受託による個別課題については、24年度を対象とし、今後追加情報を含めて送付予定の資料を基に、メールベースでご審議いただき、2月15日(金)〆切で評価シートを集計。



7

研究開発・評価委員会の設置について(規定抜粋)

(委員)

第6条　委員は、機構が行う研究開発分野及びそれに関連する分野に精通する機構外の専門家及び有識者で、十分な評価能力を有し、かつ次の各号のいずれにも該当しない公正な立場で評価を行うことができる者とする。

(1) 機構の経営又は事業運営に関する企画及び立案に関する会議等に出席し、謝金を受ける者(年に数回程度行われる提案公募事業の審査等に係る謝金を受ける者は除く。)

(2) 機構が実施する講演等に講師等として出席し、継続的に報酬を受けている者

(3) 所属機関の常勤の役員であり、当該所属機関に対して機構から金銭提供がある者

(4) 自ら研究申請者となって機構から研究費(外部資金を除く。)の配分を受けている者(研究分担者として研究費の配分を受けている者は除く。)

2　委員は、部門長の推薦を受け、理事長が委嘱する。

8

研究開発課題評価実施規程(抜粋)

（評価の観点）

第6条 (2) 中間評価

研究開発の進捗状況の妥当性、情勢変化に対応した研究開発の目的・目標、進め方などの見直しの必要性（継続、変更、中止等の決定）、研究資金・人材等の研究開発資源の再配分の妥当性などを評価する。

（成果の公表）

第10条

評価の結果は速やかに機構内部に周知するとともに、評価に係わる諸資料を含めて、評価の結果を国民に分かりやすい形にまとめ、公表する。

資料No.安研評委3ー3

平成24年度の安全研究センターの研究活動及び今後の計画について

ー中間評価ー

平成25年 1月 8日

第3回安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

説明内容

1

- 現行の中期計画
- 平成24年度計画
- 平成24年度の主な実施内容
- 安全研究センターの活動
- 安全研究の方向性
- 安全研究センターの研究計画の概要
- まとめ

2

現行の中期計画 (1/2)

- 安全研究とその成果の活用による原子力安全規制行政に対する技術的支援

  軽水炉発電の長期利用に備えた研究を行う。重点安全研究計画（第2期）（平成21年8月3日原子力安全委員会決定）等に沿って安全研究や必要な措置を行い、中立的な立場から指針類や安全基準の整備等に貢献する。規制支援に用いる安全研究の成果の取りまとめ等に当たっては、中立性・透明性の確保に努める。なお、実施に当たっては外部資金の獲得に努める。

- リスク評価・管理技術に関する研究

  リスク情報を活用した安全規制に資するため、リスク評価・管理手法の高度化を進めるとともに、原子力防災における防護対策戦略を提案する。さらに、原子力事故・故障情報の収集、分析を行う。

- 軽水炉の高度利用に対応した新型燃料の安全性に関する研究

  近い将来に規制の対象となる新型燃料などの安全審査や基準類の高度化に資するため、異常過渡時及び事故時の破損限界や破損影響等に関する知見を取得し、解析コードの高精度化を進める。

- 軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する熱水力安全研究

  システム効果実験及び個別効果実験などに基づいて3次元熱流動解析手法の開発及び最適評価手法の高度化を行い、シビアアクシデントを含む安全評価に必要な技術基盤を提供する。

3

現行の中期計画 (2/2)

- 材料劣化・高経年化対策技術に関する研究

  原子炉機器における放射線や水環境下での材料の経年劣化に関して実験等によるデータを取得し予測精度の向上を図るとともに、高経年化に対応した確率論的手法等による構造健全性高度評価手法及び保全技術有効性評価手法を整備する。

- 核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究

  リスク評価上重要な事象の影響評価手法整備を目的として、放射性物質の放出移行率などの実験データの取得及び解析モデルの開発を行う。また、新型燃料等に対応した臨界安全評価手法や再処理施設機器材料の経年化評価手法の整備を行う。

- 放射性廃棄物に関する安全評価研究

  地層処分の安全審査基本指針等の策定に資するため、地質環境の変遷や不確かさを考慮した、時間スケールに応じた核種移行評価手法及び廃棄体・バリア性能評価手法を整備する。廃止措置については、対象施設の特徴や廃止措置段階に応じた解体時の安全評価手法を整備する。

- 関係行政機関等への協力

  安全基準、安全審査指針類の策定等に関し、原子力安全委員会や規制行政機関への科学的データの提供等を行う。また、原子力施設等の事故・故障の原因究明のための調査等に関しても、規制行政機関等からの個々具体的な要請に応じ、人的・技術的支援を行う。さらに学協会における規格の整備等に貢献する。

4

原子力機構の中期計画等の見直しの方向

現行の第2期中期計画（平成24年3月30日変更認可）

序文
(前略)・・・・
機構は、平成23年（2011年）3月11日に発生した東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故（以下、「福島第一原子力発電所事故」）からの復旧対策、復興に向けた取組みへの貢献を本中期計画の重要事業と位置づけ、我が国唯一の総合的原子力研究開発機関としてその科学的技術的専門性を最大限活用して積極的に取組むこととする。
なお、原子力政策が見直されることとなったことに伴い既に当初の計画を変更している「もんじゅ」の40%出力プラント確認試験を始めとする取組、再び重大な事故が起こらないようにするための研究開発などその強化が求められている取組、福島第一原子力発電所事故の対処に係る研究開発を優先して重要事業として取り組むことに伴い当初計画を変更している取組等もあるが、平成24年（2012年）夏頃を目途にとりまとめ予定の原子力政策の見直しの議論の結果を踏まえて中期計画を変更する。

中期計画の構成(変更後)	中期計画の構成(変更前)
Ⅰ．国民に対して提供するサービスその他の業務の質の向上に関する目標を達成するためとるべき措置 1. 東京電力福島第一原子力発電所事故の対処に係る研究開発 (1)廃止措置等に向けた研究開発 (2)環境汚染への対処に係る研究開発 2. エネルギーの安定供給と地球温暖化対策への貢献を目指した原子力システムの大型プロジェクト研究開発 ・・・・ (安全研究センターの詳細部分には変更無し)	Ⅰ．国民に対して提供するサービスその他の業務の質の向上に関する目標を達成するためとるべき措置 1. エネルギーの安定供給と地球温暖化対策への貢献を目指した原子力システムの大型プロジェクト研究開発

☆平成24年夏頃（以降） 原子力政策の見直しに対応した変更を予定

5

安全研究センターの24年度計画 (1/2)

4. 原子力の研究、開発及び利用の安全の確保と核不拡散に関する政策に貢献するための活動

(1) 安全研究とその成果の活用による原子力安全規制行政に対する技術的支援
多様な原子力施設の幅広い安全評価に必要な知見を整備する。また、経年化した軽水炉の供用、各段階において発生する放射性廃棄物の処分実施などに際して、十分な安全が確保されることを確認及び立証するための研究を進める。その成果を活用して原子力安全規制行政への支援を行い、最新の知見の取得及び提供を通じて指針・基準類の整備及び体系化に貢献するなど、原子力安全の継続的改善に資する。
なお、福島第一原子力発電所事故により重要性が顕在化したシビアアクシデント評価及び防災のための研究や、原子力政策及びエネルギー政策が見直されることとなったこと等に伴い、実施を見送っている取組については、中期計画の見直しを踏まえて年度計画を見直して実施する。

1) リスク評価・管理技術に関する研究
リスク評価手法の高度化を進め、核種移行挙動実験の成果を基に核燃料施設の事故影響評価手法を改良する。防災指針の改訂に資するため、防護対策のための指標等の検討を開始する。

2) 軽水炉の高度利用に対応した新型燃料の安全性に関する研究
反応度事故時及び冷却材喪失事故時の燃料破損等に関するデータ等を取得する。また、通常時及び反応度事故時燃料挙動解析コードの改良を進めるとともに、冷却材喪失事故時燃料挙動解析コードの整備に着手する。

3) 軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する熱水力安全研究
システム効果実験及び3 次元二相流や炉心熱伝達に係る個別効果実験を継続して最適評価手法の整備を進めるとともに、不確かさ評価手法の開発及び3 次元熱流動解析手法の整備を継続する。

安全研究センターの24年度計画 (2/2)

6

4) 材料劣化・高経年化対策技術に関する研究

微小試験片による原子炉圧力容器鋼の破壊靭性評価法の整備を継続する。

構造材料不連続部に対する残留応力及び破壊力学解析手法の精度向上を図り、構造健全性高度評価法を整備するとともに、耐震余裕評価のための構造解析手法の整備に着手する。

照射環境下での応力腐食割れ試験等を実施するために必要な装置及び試験技術の整備を行うとともに、再稼働するJMTR における照射試験準備を進める。

ふげん実機材を使用して、熱時効脆化及びSCC に関するデータを取得し、機構論的検討を行う。また、ふげんホットラボを使用して、照射脆化研究に必要な技術及び設備等の整備を進める。

5) 核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究

再処理施設のリスク評価上重要な事象について、高レベル廃液沸騰・乾固時の放射性物質の放出移行率等のホット試験データの取得及び解析を行う。

6) 放射性廃棄物に関する安全評価研究

時間スケールや処分環境を考慮した安全評価シナリオの設定手法、人工バリア機能に関するモデルの整備を進める。 また、我が国で想定される処分環境を踏まえたシナリオ、モデル及び評価パラメータを設定し、総合的な安全解析を試行する。 さらに、原子力施設の解体撤去等に関わる作業者や公衆の被ばく線量評価手法の整備を進める。

7) 関係行政機関等への協力

基準・指針類の策定や体系化に関し、最新の知見を提供するとともに、関係行政機関等における審議に直接的な人的支援を行う。また、原子力施設等の事故・故障原因究明調査等に関しても、具体的な要請に応じた人的・技術的支援を行う。さらに、学協会における民間規格の整備や技術戦略マップ（ロードマップ）の策定等に貢献する。

平成24年度の主な実施内容 (1/2)

7

安全研究とその成果の活用による原子力安全規制行政に対する技術的支援

1) リスク評価・管理技術に関する研究

- ✓ 軽水炉シビアアクシデント時の事故進展／ソースターム評価、放射性物質の環境移行及びそれらの吸入摂取による内部被ばく線量評価手法の整備等を進めた。

2) 軽水炉の高度利用に対応した新型燃料の安全性に関する研究

- ✓ 冷却材喪失事故(LOCA)時の燃料挙動について、破裂及び酸化した被覆管に対する4点曲げ試験を実施し、事故時及び事故後の燃料健全性評価に関するデータ等を取得した。

3) 軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する熱水力安全研究

- ✓ OECD ROSA-2計画で行うLSTFによる軽水炉の冷却材喪失事故等の模擬実験を完了するとともに、最適評価コードや3次元流動解析コードの開発・検証等を進めた。

4) 材料劣化・高経年化対策技術に関する研究

- ✓ 健全性評価基準の高度化のため、原子炉圧力容器鋼の破壊靭性データを報告するとともに、福井県における高経年化調査研究として、「ふげん」実機材の劣化研究等を進めた。

平成24年度の主な実施内容 (2/2)

5) 核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究

- ✓ 再処理施設のリスク評価に資するため、放射性物質移行挙動に関する研究や臨界安全評価手法に関する研究等を進めた。

6) 放射性廃棄物に関する安全評価研究

- ✓ 地層処分の確率論的安全評価手法の整備、及び廃止措置における施設解体時及びサイト解放時の安全確保を支援するコード等の整備を進めた。

7) 関係行政機関等への協力

- ✓ 国の審議会等への専門家の派遣（4月～12月：119名）等の貢献を進めた。

➢ **福島第一原発事故への対応**

- ✓ 環境修復への貢献として、災害廃棄物の処分及び再利用に関する評価、並びに天地返し、森林除染による線量低減効果の評価を実施した。
- ✓ 原安委や政府・東電対策室等への専門家の派遣（4月～12月：209人・日）等の貢献を行った。

平成24年度の安全研究センターの活動 (1/2)

【福島事故に対応した国等への支援】

●専門家の派遣
- ■ 福島第一原子力発電所事故に関し、環境省や東電・政府中長期対策会議などに専門家を209人・日派遣し、国の事故対応に協力

●事故に対応した評価の実施

【関係行政機関等への協力】

●科学的データ、知見の提供 → 研究分野毎に記載。

●指針の見直し等の委員会等を介した貢献
- ■ 国（文科省、経産省、原子力規制委員会）：26名
- ■ 地方公共団体（青森県、新潟県、福島県）：8名
- ■ 学会等（日本原子力学会標準委員会や安全部会、日本機械学会原子力専門委等）：55名
- ■ その他関係機関（JNES、原子力安全技術センター等）：30名

【国際協力】

●海外機関（OECD/NEA）委員会の委員：10名

●国際協力研究：7件（OECDハルデン、OECD/NEA、フランスIRSN、KAERI）

●海外機関への派遣：1名（OECDハルデン原子炉計画に関する協定）

【機構内外の組織との連携・協力】

●機構内連携：ROSA/LSTF、JMTR、NSRR、RFEF、NUCEFなどの基盤施設を活用した研究を推進

●産学との共同研究：10件（大学や企業等）、委託研究：2件（大学）

注）数字は平成24年12月末現在

10

平成24年度の安全研究センターの活動 (2/2)

【人材育成への貢献】

●非常勤講師等として専門職大学院へ38名派遣
●外部講師として法人へ3名派遣
●原子炉安全研修等の講師として53名派遣

【広報活動等】

●安全研究センター成果報告会を開催予定
- 平成25年1月16日、東京・富士ソフトアキバプラザにて開催
- 研究員による4件の技術・計画の講演及び各研究グループによるポスター発表
- 官庁、大学、研究機関、電力、メーカーから約100名の出席を予定
- 講演資料、質疑応答内容、アンケート集計結果等を報告書にまとめて公開する予定

講演題目
- ・安全研究センターにおける研究の概要
- ・リスク評価・防災研究: ー福島県内における住民の被ばく線量評価ー
- ・廃棄物安全研究: ー福島第一原発事故に起因する汚染物の再利用に関わる評価ー
- ・安全研究センター: ー安全研究センターが計画しているシビアアクシデントに関する研究ー
- ・機器・構造信頼性研究: ー巨大地震が原子力機器健全性に及ぼす影響評価に関する研究ー
- ・熱水力安全研究 : ーシビアアクシデントを考慮した熱水力安全研究計画ー

●論文数・・(H24年1～3月/4～9月)査読付:8/21、査読無:5/11、口頭:33/50、研究開発報告:0/5件
●プレス等からの取材:22件

注）数字は平成24年12月末現在

11

安全研究の方向性

福島第一原発事故の教訓として主要な事項は以下の通りと考えられる。

- 合理的に達成できる最高水準の安全に向けた継続的改善
  (1) シビアアクシデント(SA)を想定した緊急時への準備の充実
  (2) 低頻度高影響の外的事象（地震、津波、爆発等）への対応
  (3) SA評価及びアクシデントマネジメント(AM)の高度化

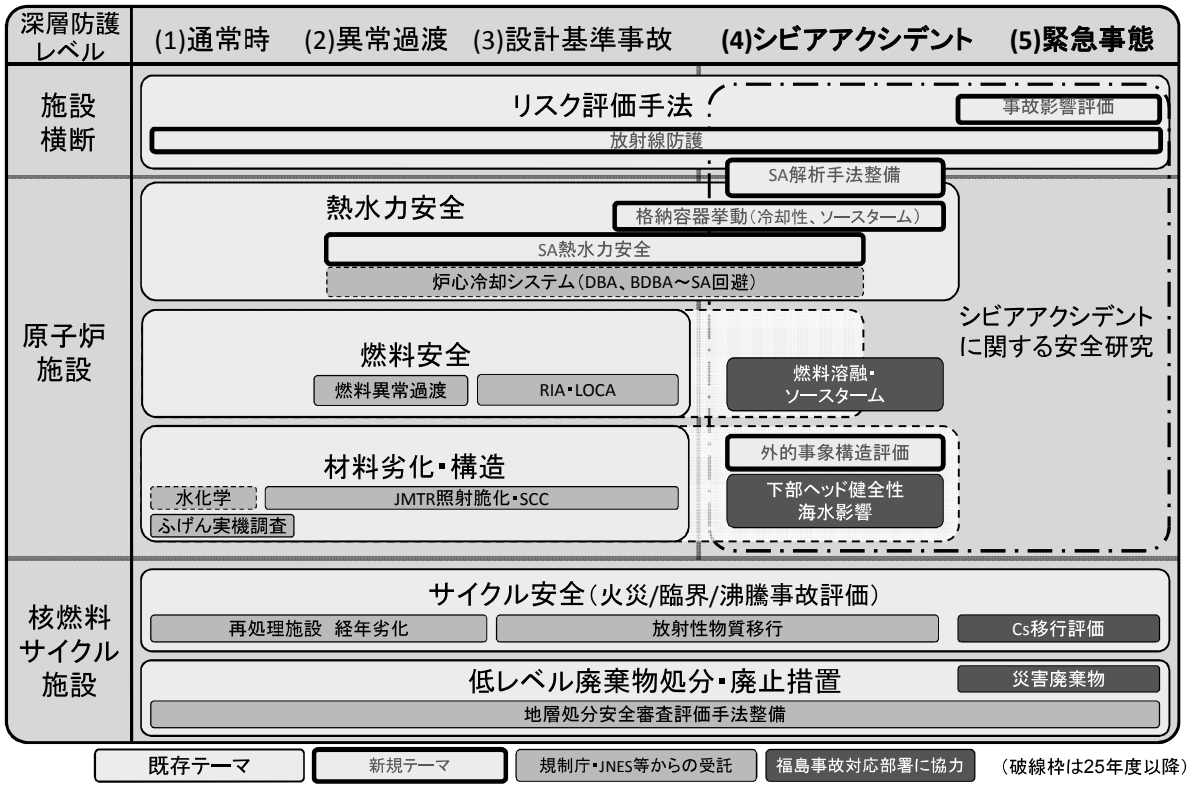
今後の安全研究は、これらの課題に応えるべく、

- ➢ シビアアクシデント防止研究
  - ✓ 設計基準事象とそれを超える事象における現象の解明、最適評価技術の整備と適用、外的事象評価手法の整備
- ➢ シビアアクシデント評価研究
  - ✓ シビアアクシデント進展及びソースターム評価手法の改良及び適用、AMの高度化
- ➢ 環境影響・被ばく線量評価研究
  - ✓ 最新知見に基づくレベル3PSA手法の整備と防災への適用

を重点的に進める。

安全研究センターの研究計画の概要

12



まとめ

13

【平成22年度～24年度上期までの実績、及び今後の計画に対する自己評価】：A

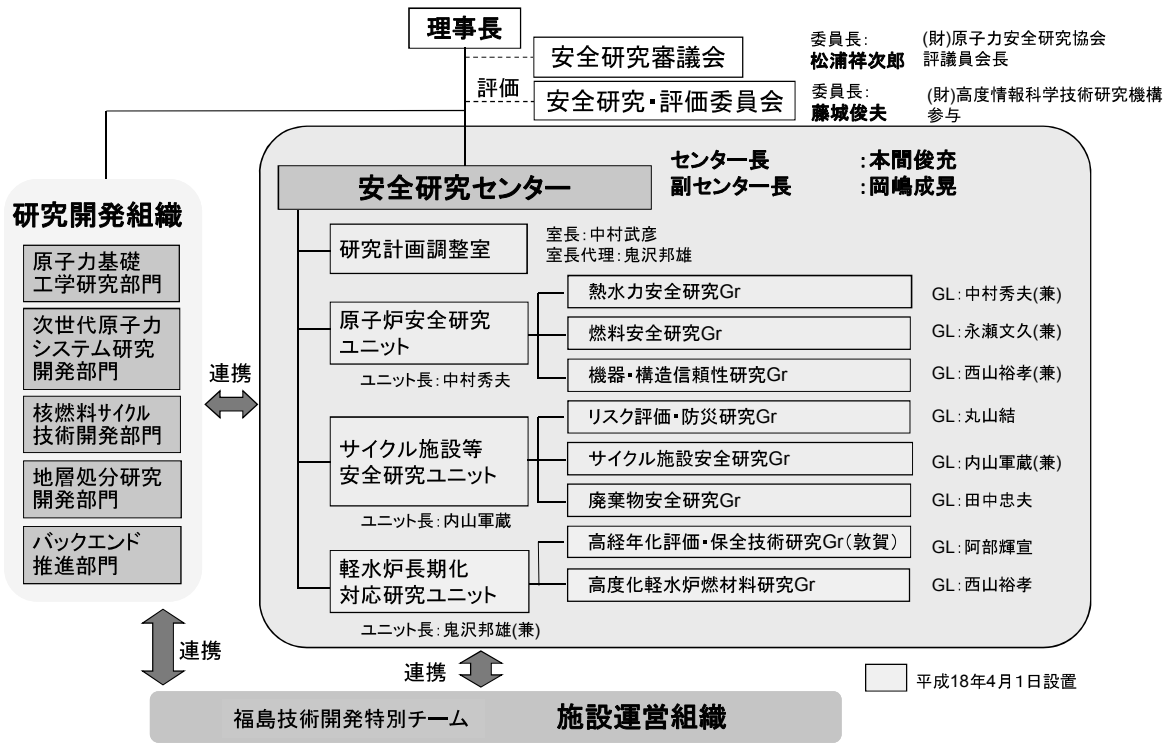
- 関係行政機関等への協力について
  - 規制行政庁又はJNESからの委託等に基づいて、軽水炉燃料の高燃焼度化、軽水炉の高度利用の熱水力安全、軽水炉及び再処理施設の高経年化、核燃料サイクル施設の臨界及び火災、並びに放射性廃棄物の処分及び施設の廃止措置に関する試験又は解析を行って科学的データを取得し、提供した。
  - 実際に発生した事故・故障の事例200件以上（H23は105件）の情報を収集し、分析し、関係機関に報告する研究活動及びINESから提供される情報を翻訳し、ホームページを通じて公開する活動を行った。
  - 関係行政機関等に対しては、原子力安全委員会や原子力安全・保安院等の委員会等にH22は延べ137人回、H23は153人回、H24は119人回参加し、人的・技術的支援を行った。また、学協会の規格策定等へはH22は165人回、H23は88人回参加するなど、継続的に貢献している。
  - 福島原発事故に対応して、原安委、政府・東電統合対策室等に協力して対策の検討を行うため専門家をH22は63人日、H23は435 人日、H24は209人日参画させ、分析・評価等を継続的に支援した。
- 安全研究センター全体の研究活動
  - 各項目について、中期計画に沿って、軽水炉発電の長期利用に備えた研究等を、原子力の重点安全研究計画等に沿って実施し、有用な知見を得つつ、指針類や安全基準、学協会規格等の整備に継続的に貢献している。
  - 安全規制の支援に対しては、研究成果の取りまとめ等に当たって、中立性・透明性の確保に努めており、安全研究審議会での議論を通してその評価を受ける予定である。
  - 研究の実施に必要な外部資金については、原子力規制庁（原子力安全・保安院）や原子力安全基盤機構等から獲得している。
  - 人的資源の漸減傾向に対しては、新人研究員をH24は5名、H25は3名、博士研究員をH24は2名、H25は3名を獲得するなど、積極的に人材強化策を講じている。

以下、参考資料

安全研究センターの組織

15

平成24年12月現在

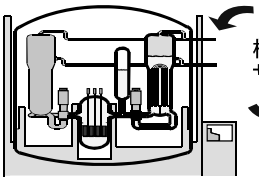


16

原子力機構の安全研究施設

原子炉安全性研究炉
(NSRR)

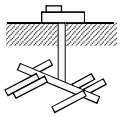
燃料試験施設
(RFEF)



燃料加工施設

核燃料
サイクル

再処理施設



軽水炉施設

核燃料サイクル施設

廃棄物処分施設

- 燃料の安全性
- 熱水力安全
- 構造機器の高経年化評価
- 中性子照射下の
  燃料・材料の劣化機構

- リスク評価
- 核燃料サイクル施設
  安全評価

- 放射性廃棄物
  処分安全評価

核熱結合
試験装置
(THYNC)

大型非定常
試験装置
(LSTF)

材料試験炉
(JMTR)

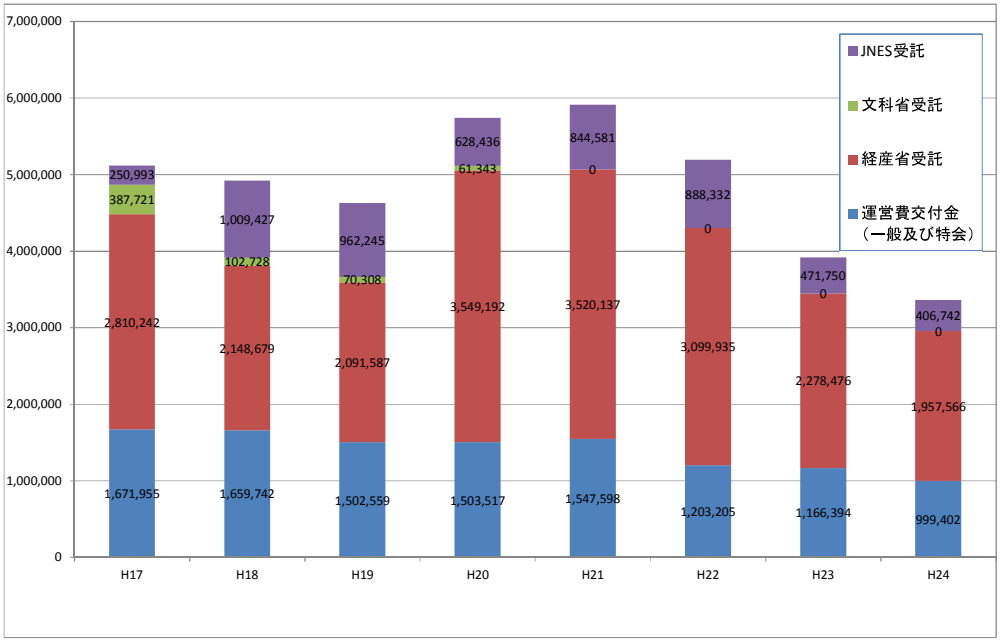
JMTRホットラボ
(JMTR-HL)

燃料サイクル
安全工学研究施設
(NUCEF)

17

安全研究関連予算

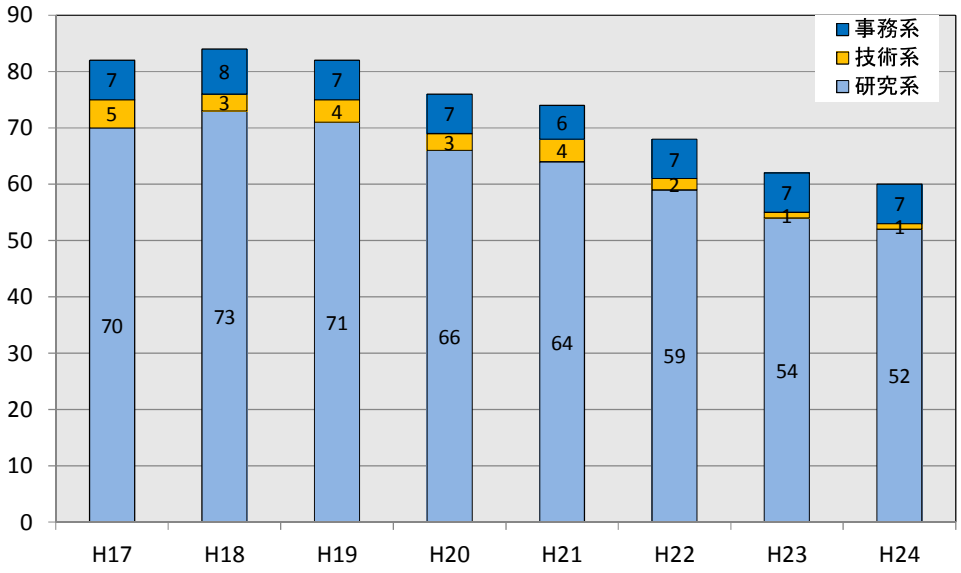
（単位：千円）



18

安全研究センターの人員：職員数の推移

（平成24年12月末現在）



19

政府審議会等への参加を通じた規制支援

開催省庁	委員会・意見聴取会 (一部略称)	開催日 (H24年度、12月まで)
保安院	発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価	5/15渡邉、5/29渡邉、6/15渡邉、6/28渡邉、7/10渡邉、7/23渡邉、8/8渡邉
	燃料	6/19天谷、8/8天谷
	シビアアクシデント意見聴取会	5/22本間・渡邉、6/22本間・渡邉、7/12本間・渡邉、8/6本間・渡邉
	1F信頼性向上対策意見聴取会	5/23本間、6/12本間
	オフサイトセンター意見聴取会	5/30本間、6/13本間、7/13本間
規制委	発電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討チーム	10/25渡邉・杉山、10/31渡邉・杉山、11/9渡邉・杉山、11/21渡邉・杉山、11/29渡邉・杉山、12/3渡邉・杉山、12/13渡邉・杉山、12/20渡邉・杉山、12/27渡邉・杉山
	原子力災害対策指針策定に係る有識者からのヒアリング	10/15本間
	発電用原子力施設の新安全規制の制度整備に関する検討チーム	11/20渡邉
	原子力災害事前対策等に関する検討チーム	11/22本間・渡邉、11/30本間・渡邉、12/13本間・渡邉、12/20本間・渡邉、12/27本間・渡邉

参考：平成22年度評価結果 総合評価及び特記事項

20

総合評価	・おおむね妥当な研究計画が策定され、計画通り遂行されていると評価する。 ・安全研究全体としては、適切な計画に沿って順調に進展と評価。しかしながら、人員及び基盤が少しずつ劣化している状況も見え始めている。軽水炉安全に係る基盤のありかたについて、JAEAだけでなく、保安院、JNES、文科省、原子力学会等で広く検討していくことが必要。 ・原子力の安全性向上、規制の高度化のための安全性研究に積極的に取り組み、国際協力や人材育成についても大きな貢献をしておられると考えます。また、得られた成果も積極的に論文や学会で公表し、その成果は国際的にも高く評価されていると思われます。今後も我が国の原子力の安全性向上のため、研究開発によりいっそう精力的に取り組んで頂きたいと思います。 ・総合的に見て、中期目標に沿って、着実に成果が出ている。 ・人材の高齢化や予算構造の外部資金への過度な依存などについては、改善の必要がある。 ・既設の施設の利用についても、より具体的な展望の提示が望まれる。 ・いずれの領域においても研究成果は良好、達成度は高いと評価する。 ・安全研究センターの研究目標、ミッション、戦略を明確に定義しており、大変結構なことである。 ・安全研究の役割は安全規制に最低限必要な手法、データ、規格指針をすべての分野にわたりもれなく用意することである。従って、個々の研究成果をアピールするのみでなく、安全研究の全体像を示し、それに対する手法、データ、企画指針の充足度を述べ、そのうえで研究課題を列挙して成果を述べるというスタイルが良いと思う。 ・安全研究の重要な役割は、原子力の安全性について社会から信頼を得ること。そのために、安全研究センターという専門家集団の存在をもっとアピールし。日本の原子力安全研究の基盤の堅固さを社会に発信する努力をするべきであると思う。 ・全体として安全規制ニーズに適切に対応し目標とした成果をあげている。特に維持管理を含め大型の予算措置が必要になるNSRR、LSTF等による研究計画をNISA、OECD/NEA等の受託によるプロジェクトとして進め、大型施設の積極的な利用を維持し、国際的にも評価される実績を挙げている事は高く評価する。一方、計画を推進する上では経験を積んだ人材の確保が不可欠であり、中長期的な視点での人材の確保・育成への努力や、大学、研究機関、産業界との連携を通した人材活用をこれまで以上に力を入れて進める事を希望したい。 ・科学的・合理的な安全規制を支える安全研究の主旨に則り，適切な外部資金を確保して，中長期的視点で種々の側面から研究課題を進展している点は評価できる。 ・今後は予算獲得の点から，外部委託研究が増える傾向になると考えられる。その場合は委託研究であっても，その研究目的・目標，計画立案に関しては安全研究センターの研究者の独自性に基づくものであり，単なるデータ収集・提供の作業に終わらないように留意してほしい。 ・査読付き論文による成果公表数は、安全研究センター全体としては平均レベルと考えられるが，研究分野に偏りがある。また安全規制に活用される際に，データとして価値が高いのはピアーレビューを受けて公刊されたデータ類である。この点で，査読付き論文による成果公表数をさらに増やして欲しい。 ・平成22年度は計画通りの進捗が達成されていると考えられる。 ・安全審査・基準化への技術的支援など規制に直結した研究目標となっており、規制ニーズから見て重要性の高い内容である。 ・研究は概ね計画通り進捗し、所定の成果を得ており、成果の公表、外部発表にも努めている。 ・機構が所有している施設・評価ツールなどを効果的に活用している。 ・機構内部、外部機関との連携などにより効率的な研究を推進している。 ・人材育成や新規設備導入による研究の新たな展開などを含む、長期的展望に基づいた安全研究の推進を要望したい。 ・研究はいずれも計画通りに進捗しており、期待された成果が得られている。今後も着実に継続していくことが重要である。
その他特記事項	・「規制のための安全研究」、「リスクを意識しての研究」といった意識の浸透は見られ、そのこと自体は歓迎。しかしながら、それが能書きにとどまってしまって、規制のあり方、リスク情報の規制への反映のための具体的提案には結びついていない状況もある。安全研究センターとしてより総合的に課題に取り組むにはどうするか、検討して欲しい。 ・安全研究は、国際協力をやりやすい分野である。また、原子力利用国は知見を共有すべきである。特に、最近の原子力発電のブームを考えれば、安全研究センターはアジア地域での安全研究のCOEになるという目的を掲げ、実現に向けと動き出すことが重要。それにより、人材やリソースの問題にもプラスの効果があるのではないか。 ・計画通りの進捗というのが保守的な目標設定のせいであることが無いよう、研究者のチャレンジ精神もきちんと評価するシステム ・今後も着実に研究成果をあげていくためには、基盤の整備について、中長期的に取り組んでいくことが望ましい。

参考：平成23年度評価結果 総合評価及び特記事項

21

総合評価	・今年度の研究実施においては、福島第一原子力発電所事故発生と震災による研究炉や大型実験施設の損傷など外部環境の大きな変化に遭遇している。福島事故に対しては、いずれの研究テーマにおいても事故対策上のニーズに積極的に対応し、長年培った経験や解析手段を生かし貢献したことは高く評価する。この活動は短期的な支援業務として実施されたものではあるが、今後の原子力施設の安全確保とも密接に関係しており、成果を一時的なものとせず、将来の研究活動に生かして行くことを期待したい。施設損傷に伴う計画の遅延等に対しては、計画の組み替え等により効率的に研究を遂行したことはその努力を多としたい。大型施設による研究は、いずれも長期を要する計画で基本的なニーズも変わらないことから、早期の復旧を図りつつ計画を進め、全体目標を遂げるよう期待する。以上の外部環境の変化はあったが、安全研究全体としては安全規制ニーズに適切に対応し目標とした成果をあげているものと評価する。なお、今年度も人員の減少傾向は昨年度と変わっていない。安全研究センターに対する研究業務のニーズは今後も継続すると考えられ、人員の確保と研究員の育成は喫緊の課題と考える。 ・平成23年度の研究については、いずれの分野においても、①福島事故対応として安全委、保安院、地方自治体等からの依頼に応えて、即時対応研究をタイムリーに実施した、②センターの幹部は、事故の収束や今後の改善に向けた国の議論を適切にリードした、③そういう状態下にも係わらず、個別の研究は、地震で施設が利用できなくなったものを除き、ほぼ順調に進展した、ということから、全体として極めて良好な研究がなされたと評価する。 ・安全審査への技術的支援など、規制ニーズに合った研究目標、実施計画となっている。一方で、福島事故を受け、事故解析・収束に向けて研究計画の大幅な変更をするなど、外部情勢の変化に的確な対応を図っている。設備の被災などによって一部試験の遅れなどが見られるものの、概ね計画通りの成果を得ている。機構の保有する試験装置、解析コードなどの研究資源を有効に活用している。機構内部、国内外の外部機関（保安院、JNES等）との連携により効果的な研究推進を図っている。福島事故対応の長期化に伴い、長期的展望に立って研究資源などの確保を図る一方、基盤技術の着実な検討・維持を要望したい。 ・安全研究センターの本来の役割である安全研究を着実に遂行され、貴重な成果を積み上げられているように思われます。また、成果の公表も積極的に行われ、学術的にも高く評価できる成果を多数上げられていると考えます。福島第一原子力発電所事故を受けて、センターに求められる新しい研究もあるかと思いますが、これまでセンターで行われてきた安全研究も確実に継承して頂くことを期待します。 ・中期目標に従い、計画通りに研究が進められている。また、前年度末の震災の影響を可能な限り排除したり、福島事故対応を着実に進めるなど、時機を得た研究を進めているのが印象的であった。 ・福島第一事故による外的条件の変化に即応し、緊急性の高い課題に取り組み、これまでの研究実績を踏まえ、有用な知見を提供している点が評価に値する。外的条件の変化に対応しつつ、当初計画に沿った課題にも着実に取り組んでいる点が評価できる。各課題共に4~9件の査読付き論文を公刊している。論文作成作業は時間をとられ、人員が限られた組織では、優先度が下がるか個人の努力に負う部分が多くなる。しかし、外的条件の変化にもかかわらず、積極的な研究成果公刊に努めており、評価できる。今後も優れた研究成果の公刊を継続して欲しい。
その他特記事項	・現在、安全研究センターの安全研究は原子力安全委員会による指針類の整備支援と原子力安全・保安院等の規制行政支援の両方のニーズ対応を図る形で進められているが、次年度から安全規制行政が原子力規制庁に一本化される方向が示されている。進行中の現行計画を変更する必要はないが、このような外部状況の変化に適切に対応するために、新たな長期的な視点で、国の安全研究全体の中においてJAEAが果たすべき役割を明確にし、今後の研究計画の立案、遂行、評価をどのように進めるかも含め、検討を始める必要があるように考える。 ・原子力防災に関しては、安全研究センターの認識とJAEAの他部門の活動の間に大きなギャップがある。廃棄物に関しては、保安院の地層処分に関する考え方と安全委の余裕深度処分に関する考え方は明白に異なっている。安全研究センターには、原子力安全確保の考え方について、専門家集団として、センター内外でより強いリーダーシップを発揮して欲しい。 ・福島第一原子力発電所事故を受けて、安全研究センターとしての研究の方向性だけでなくJAEAの安全性研究の進め方について十分検討し、センターや部門での本来の役割とすべき研究をきっちり実施して頂きたい。研究成果の公表や社会的貢献は重要であると考えるが、論文や発表の数のみを重要視するような内部評価にならないように努力して頂きたい。また、組織全体については自己評価できるかどうかが大切であると考えます。 ・福島事故によって、原子力を取り巻く社会環境や規制動向が大きく変化していることから、状況変化に応じ、必要であれば中期計画から見直しを行っていくことを視野に入れるべきではないか。

参考：平成22年度評価結果 安全研究センターの研究活動について

【基準点】：+7

高く評価される点	改善を要する点
・経営方針、目標、ミッション及び戦略が明確かつ適切である。（+1×5） ・国際貢献についても積極的に取り組んでいるところは素晴らしい。（+1×2） ・安全研究センターは安全規制行政と学術に対してこれまで大きな貢献をしており、高く評価されるべきである。（+1×2） ・喫緊の課題への対応、外部資金の導入、産業界との協力、国際活動等の推進など、外部情勢に対応した戦略・ミッションのもとで経営方針を立てている。（+1×2） ・予算人材確保に関する危機意識を持っている。（+1） ・6研究分野において、適切に課題設定がなされ、必要最小限の研究が継続されている。（+1） ・中期目標に沿って着実に成果を出している。（+1） ・長年の安全研究の実績・経験を基礎に、大型施設を含む既設の設備を効果的に活用して活発な研究を実施している。（+1） ・短期的ニーズ対応とともに中長期的視点での研究も遂行している。（+1） ・安全研究センターの経営方針に掲げられている「最新の科学・技術的知見を取得し科学的・合理的な安全規制に資する」研究を担うという目標は，JAEAの安全研究としてふさわしい目標であり，強く支持する。（+1） ・年度当初に個人目標を提示させ、達成度を評価する仕組み（+1） ・原子力規制行政に対する技術的支援活動をベースとして、研究実施体制、研究内容とも現時点では妥当と判断される。（+1） ・国内委員会、海外機関、大学院、企業等に幅広く人材を派遣し、原子力の研究、開発及び利用に貢献している。（+1）	・人員の確保・育成。特に、若年層が少なく、改善が必要。（-1×2） ・予算の確保。特に、過度に外部資金に依存しない予算措置の重要性を認識すべきである。（-1×2） ・指針、基準への寄与、計画及び外部資金の定義についての説明を示して欲しかった。（-1） ・資料1-3,p8（安全研究センター関連予算）は、内容としてはこれまでも十分理解してきたことであるが、このようにグラフ表示されると恐ろしさも感じる。将来このままでよいか、要検討。（-1） ・4つのミッションと4つの戦略は関係しているはず。両者のリンク（いずれの戦略を用いてミッションを達成するか）を示す必要がある。例えば、施設基盤維持のために、国際的役割分担と産業界との連携強化を戦略とするなど。（-1） ・連携として機構内連携、大学等、国際協力が挙げられている。何を狙ってその組織と連携するということを明示しないと、形式だけに終わってしまいがちである。（-1） ・専門家の確保・育成を安全規制への技術的支援のひとつとして挙げている。しかしその戦略、方策が見えない。センターの職員が安全規制の専門家、リーダーとして活躍する人材となるよう、体系的な方法が必要ではないか。（-1） ・大学との委託研究が2件だけとは少ない印象を受ける。この原因は①安全研究の基盤研究的な性格が大学の研究と合致しない，②大学側に安全研究センターの研究レベルに合致するポテンシャルが不足している，③予算執行上の問題がある等々複合的であり，直ちに解決は困難かも知れない。ところで大学との委託研究は「大学院生の育成」の側面を含んでいる。そこで，人材育成の各種派遣活動に加えて，人材育成の視点で委託研究を強化することは検討に値すると思う。これは経営方針の戦略「基盤的・先行的研究の強化」にある「若手研究者にとって魅力ある安全研究」への考え方とも合致すると思われる。（-1） ・外部資金導入も大事であるが、往々にして将来展望にたった人材育成がやりにくい環境に陥りがちであるので留意を願いたい。（-1） ・人材育成や新規設備導入による研究の新たな展開などを含む、将来をにらんだ長期的視点に立った研究計画の策定が望まれる。（-1） ・施設基盤の維持も国際的課題。国内・国際連携の強化を図ると共に、新型炉の安全研究などを含め、特に若手にとって一層魅力的なビジョンを策定されたい。（-1）

参考：平成23年度評価結果 安全研究センターの研究活動について

【基準点】：+3

高く評価される点	改善を要する点
・これまで蓄積された安全研究の実績・経験を基礎に活発な研究を実施している。（+1） ・震災による大型施設の損傷や福島第一原子力発電所事故に伴う新たなニーズにも適切に対応し、中長期的視点での研究も含め着実に遂行している。（+1） ・この１年は福島事故対応でセンター職員（特に幹部職員）は大変だったと思うが、安全委、保安院等において専門知見に基づいて大きな活躍をしたと評価する。（+1） ・原子力規制行政に関する技術的支援を中心に、23年度当初計画に沿った研究を実施する一方、福島事故への対応として、計画の見直しを行い、シビアアクシデント評価や汚染物・被ばく対策など、機構の保有する技術的知見を有効活用して、事故収束に向けた活動を精力的に進めている。（+1） ・日本における安全研究をリードできる研究能力と活動計画をきっちりと持った組織であり、今後の計画も高く評価できる。（+1） ・研究計画としては妥当なものが策定されているし、計画通りに順調に進展している。（+1）	・人員の低減傾向が継続しており、将来の安全研究を担う研究者不足が懸念される。中長期の人材確保、育成に更なる努力を求めたい。（-1） ・今後安全研究には大きな期待が寄せられるであろうが、センターの人員が少な過ぎて、対応困難と思われる。JAEAの安全研究全般に関し、安全研究センターが一定の指導力を発揮することが必要。（-1） ・順調すぎることが課題と思う。つまり最初からある程度結果が見えていることをテーマとして選定していないか、再考して見て欲しい。（-1）

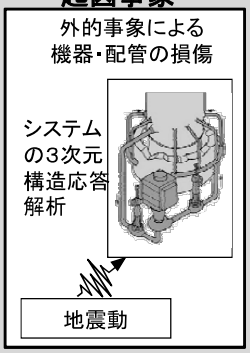
シビアアクシデントに関する研究開発

24

- シビアアクシデントの起因となる地震など外的事象に対するプラントの実力を評価する手法を開発する。
- 設計基準を超える起因事象に対し炉心溶融を回避するため、あるいは影響を緩和するための熱水力研究を実施し、多様な事故の進展や原子炉からの放射性物質の放出を評価するためのコードを開発する。
- 放射線の環境への影響を評価し、緊急時対策や長期的防護措置を最適化するための手法を開発する。

これにより事故の技術的ポイントを把握し、福島での措置及び今後の安全対策に活かすための手法を整備する。

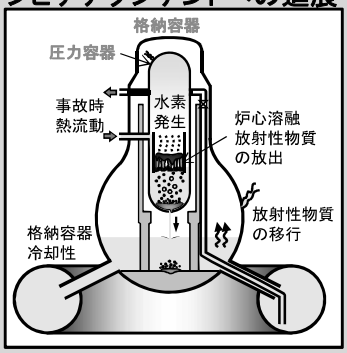
起因事象



外的事象に対する構造健全性評価

3次元構造解析技術等を応用して構造物の地震などに対する現実的な耐性を評価する手法を整備する。

シビアアクシデントへの進展



シビアアクシデント熱水力安全研究

炉心溶融回避策の有効性を調べる原子炉冷却実験を実施し、格納容器冷却性に関する実験のための装置整備を開始する。

シビアアクシデント解析手法整備

事故進展解析コードに新たな回避策や緩和策などに対応したモデルを整備する。

環境への放射性物質の放出とその影響

事故影響評価

シビアアクシデント発生時の緊急避難や防護策を予め定めるための確率論的環境影響評価手法を整備する。

放射線防護研究

事故後、社会影響を考慮して長期的防護措置を最適化するための手法を整備する。

機構外秘

資料No.安研評委3－4

リスク評価・管理技術に関する研究

－中間評価－

平成25年1月8日

第3回安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

本資料は、現時点では秘密情報が含まれているため「秘密文書」扱いとなっておりますが、平成25年度以降所定の手続き後、公開いたします。

研究計画の枠組みと実施状況

【研究目的】

リスク評価基盤技術の整備・高度化及びその適用を通して、リスク情報を活用した安全規制の枠組みの構築等に貢献する。

【第2期中期計画】

リスク情報を活用した安全規制に資するため、リスク評価・管理手法の高度化を進めるとともに、原子力防災における防護対策戦略を提案する。さらに、原子力事故・故障情報の収集、分析を行う。

【対応する重点安全研究課題】

I. 規制システム分野

〇リスク情報の活用

- 不確実さ・感度解析手法や重要度評価手法の整備、レベル2・3 PSA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

〇事故・故障要因等の解析評価技術

- トラブルや海外の規制等に係る情報の収集・分析

V. 原子力防災分野

〇原子力防災技術

- 防災指針見直しのための技術的支援研究
- 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

【平成24年度計画】

リスク評価手法の高度化を進め、核種移行挙動実験の成果を基に核燃料施設の事故影響評価手法を改良する。防災指針の改訂に資するため、防護対策のための指標等の検討を開始する。

【実施体制】

レベル2・3PSAなどのリスク評価基盤技術の高度化及び事故・故障分析については、プロパー研究として実施する。核燃料サイクル施設に対するPSA手法の整備に関しては、JNES及び産業界と共同し、中立性及び透明性の確保に留意して研究を進める。原子力防災に係わる研究については、原子力規制委員会、JNES、地方自治体等と連携しつつプロパーで実施し、一部文科省受託として進める。

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

(1)要因：特になし。

(2)変更内容：特になし。

【進捗状況】

平成24年度の計画は順調に進捗している。

1

研究の実施内容と成果の概要(1/3)

【平成22～23年度の概要】

- 発電用軽水炉に対するPSA技術について、レベル2PSAコードTHALES2への格納容器内ヨウ素化学解析モデルの導入やレベル3PSAコードOSCAARに用いる気象データ等の拡張整備を行い、ソースターム評価及び事故影響評価手法の高度化を図った。また、放射線防護分野の費用便益分析に係わる検討を進め、単位集団線量の貨幣価値について、人的資本法及び支払意思額法により評価した。
- 核燃料サイクル施設に対するPSA手法について、JNES及び事業者との共同研究により再処理施設の事故時放射性物質移行に関する研究を進め、高レベル濃縮廃液貯槽の沸騰・乾固事象における廃液物性及び廃液から気相への放射性物質移行に係わるモデルを整備した。また、再処理施設PSA用故障率データのベイズ手法による導出を終了しJNESに報告した。
- 原子力防災に係わる研究では、レベル3PSA手法を用いて防護措置範囲等を検討し、原子力安全委員会における防災指針の見直しに際して予防的防護措置準備区域(PAZ)及び緊急防護措置準備区域(UPZ)のめやす範囲の設定に役立つ情報を提供した。また、公衆の内部被ばく線量評価に必要な甲状腺に対する光子・電子の比吸収割合を最新のICRP人体モデル(ボクセルモデル)を用いて評価した。
- OECD/NEA-IAEAの事象報告システム(IRS)及び国際原子力事象評価尺度(INES)に報告された事例や米国NRC規制情報を分析し、関係機関への情報提供等により知見や教訓の共有化を図った。
- 福島第一原子力発電所の事故(福島原発事故)の対応においては、THALES2コードを用いたこれまでの解析結果を分析し、SBO事象におけるソースタームの情報を原子力安全委員会に提示するとともに、同コードによる事故進展解析を進めた。原子炉容器内から環境へのCs再放出量を推定する簡易モデルを構築し、原子力安全・保安院及び東電に提示した。放射性核種の吸入摂取による公衆の内部被ばく線量及び地表面沈着核種による外部被ばく線量を評価するとともに、食物及び水道水摂取制限による公衆の回避線量を評価した。また、様々な生活習慣を有する住民の個人線量を測定・分析し、内閣府及びJNESに報告した。

2

研究の実施内容と成果の概要(2/3)

【平成24年度の実施内容、達成目標と成果】

実施内容	達成目標	成果(見込みを含む)
①レベル2PSA用ソースターム評価コードTHALES2による福島原発事故進展解析と合わせて、同コードの改造を進める。	①THALES2コードによる OECD/NEAのBSAF計画(福島原発事故のベンチマーク解析)に向けた解析を実施する。物理モデルの改良及び解析効率の向上を図る。	①公開情報に基づいた福島原発事故進展解析に引き続き、BSAF計画の解析に着手。リスタート機能等を強化するとともに、炉内熱伝達モデルの改造や水素爆燃モデルの検討を実施。
②レベル3PSA手法について、環境中における放射性物質の移行や被ばく線量評価の高度化に向けたモデルの改良を進める。	②原子力発電所立地地域の地形情報を考慮できるようOSCAARコードを改良する。放射性核種の慢性摂取による内部被ばく評価手法を構築する。	②地形を考慮した大気流動・物質輸送解析コードRAMS/HYPACTによる解析結果を取り込むためのインタフェースを作成しOSCAARコードを改良。慢性被ばく線量評価解析コードDSYS-Chronicを開発。
③核燃料サイクル施設のリスク評価手法については、再処理施設の事故時における放射性物質移行挙動評価手法の整備を進める。	③高レベル濃縮廃液貯槽の沸騰・乾固事象におけるRuの放出・移行解析手法を構築する。	③硝酸溶液の温度上昇等に伴う高揮発性Ru(8価)の放出・移行モデルを作成し、放射性物質移行挙動解析コードARTに導入。
④福島原発事故による環境汚染や公衆の被ばくに関する状況を分析し、実効性の高い防護措置に関する検討を進める。	④福島原発事故後における被ばく管理手法等の評価・検討に用いる技術基盤を整備する。	④80km圏内における放射性物質(Cs)分布予測モデルの枠組みを構築。モニタリングデータや地域住民の個人線量実測値に基づいて避難パターンや生活習慣と被ばく線量の関係を分析。
⑤事故故障及び関連情報について分析を行い、その結果を報告書にまとめて関係各機関に配布する。	⑤事故・故障情報を分析するとともに、分析結果を関係機関に配布し、知見や教訓の共有を図る。	⑤IRS(非公開)に報告された事例を分析し、結果を原子力規制委員会、JNES、電力等に配布。

3

研究の実施内容と成果の概要(3/3)

【成果の活用】

- レベル2及びレベル3PSAに係わる基盤技術は、シビアアクシデントの規制要件化や防災指針の改訂等に有用な情報を提供する(一部は提供済み)。
- JAEA-JNES安全解析コード相互利用に関する協定に基づいてTHALES2コードをJNESに提供した。
- OSCAARコードの解析に基づいた防護措置の被ばく低減効果や複合的実施戦略に係わる分析結果を、技術的な参考情報として原子力規制委員会の「原子力災害事前対策等に関する検討チーム」及び地方自治体に提示した。
- 再処理施設の高レベル濃縮廃液貯槽の沸騰・乾固事象における放射性物質移行評価手法は同施設の事故影響評価に活用される。
- 福島原発事故における公衆の被ばく評価から得られる知見及びレベル3PSAの基盤技術は、福島原発事故の線量再構築や公衆の被ばく防護・管理手法の検討に活用される。
- 事故・故障の分析は、関係機関への継続的な配布を通じて、規制や施設の安全性向上の検討に有用な情報を提供している。

【成果の公開】(平成24年度見込み)

- 論文 12件、技術報告 4件、国際会議報告 12件、口頭発表 18件、受託報告書等 2件

4

主な成果(1/2)

【主な成果】シビアアクシデント解析手法の整備

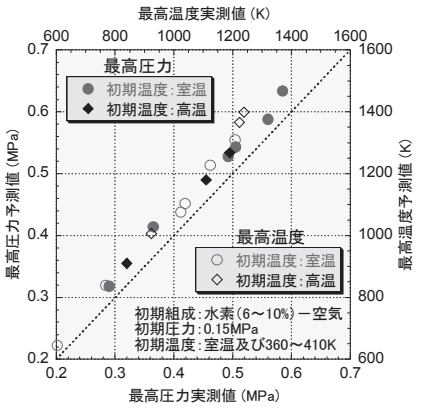
■THALES2コードによる福島原発事故進展解析

- 実測値及びMELCORコードによる解析と比較しつつ、消防ポンプによる注水量や格納容器破損位置の影響を評価
- 福島原発事故に関する技術ワークショップ(保安院)等において成果を公表

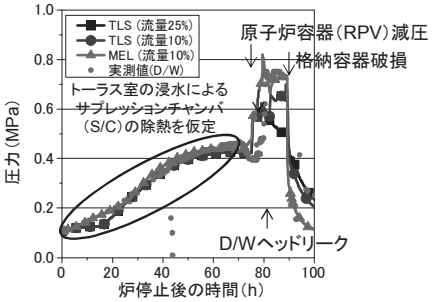
■物理現象モデルの検討

- OECD/NEA-THAI計画における大規模水素爆燃実験のデータを分析し、燃焼の完全性や火炎伝播速度に関する既存モデルを修正
- THALES2コードに導入予定

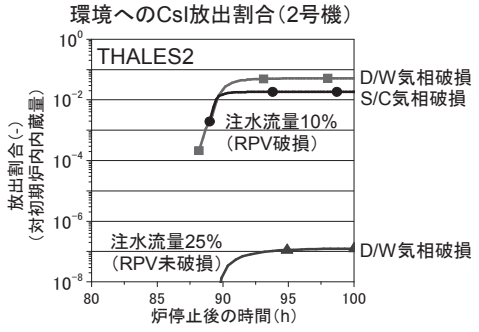
実験とモデルとの比較



ドライウェル(D/W)圧力(2号機)



環境へのCsI放出割合(2号機)



◆OECD/NEA-BSAF計画の解析に向けて、事故進展やソースタームに大きな影響を及ぼす因子を把握

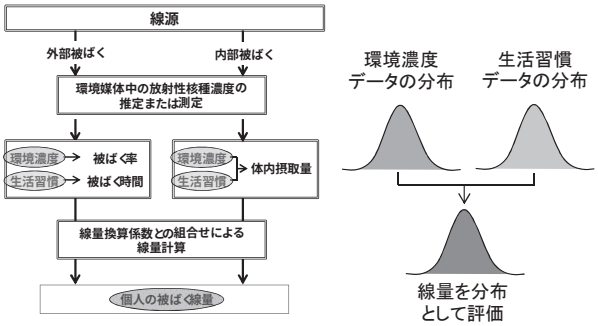
5

主な成果(2/2)

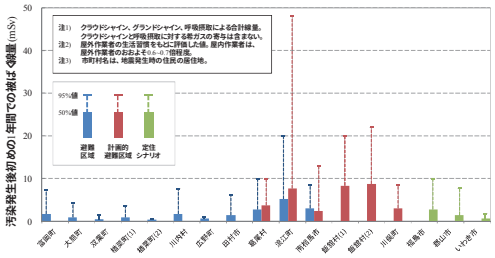
【主な成果】確率論的手法を用いた住民の被ばく線量評価

■福島県県民健康調査に基づく避難パターン18ケースと福島県主要都市に定住した場合について、Cs-137の地表面濃度分布と屋内外滞在時間(生活習慣)の分布を利用して福島県内における住民の被ばく線量を確率論的に評価

- 避難区域及び計画的避難区域の住民、福島県主要都市の住民について、事故後1年間の被ばく線量の分布を評価
- 福島県内主要都市の住民について、今後居住し続けた場合の生涯線量(60年間)の分布を評価

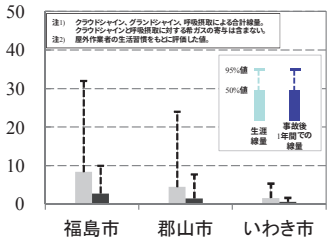


遡及的評価の結果(汚染発生後1年間での実効線量)



◆避難区域よりも計画的避難区域の住民において線量が高くなる傾向

予測的評価の結果(生涯線量)



◆生涯線量の約3分の1が汚染後1年間で発生

6

今後の研究計画案

【研究目的】

リスク評価基盤技術の整備・高度化及びその適用を通して、リスク情報を活用したより科学的・合理的な安全規制の構築や原子力防災の実効性向上に貢献する。

【第2期中期計画(変更案)】

シビアアクシデントの規制要件化に対応してリスク評価手法の高度化を進めるとともに、原子力防災における実効的な防護対策戦略を提案する。さらに、原子力事故・故障情報の収集、分析を行う。

【平成25～26年度計画】

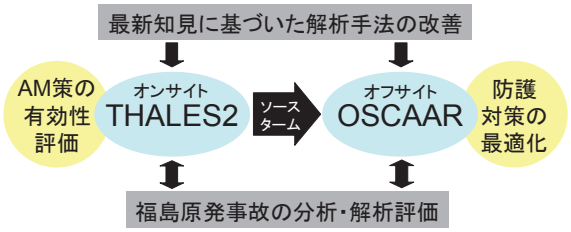
■ レベル2PSA解析コードTHALES2の高度化及びソースターム評価への適用
- OECD/NEA-BSAF計画における福島原発事故進展解析
- アクシデントマネジメント(AM)策の有効性評価
- 不確かさ評価や国際協力計画等により取得するデータに基づいたモデルの構築・検証

■ レベル3PSA解析コードOSCAARの高度化及び防護対策の最適化への適用
- 地形情報を考慮するための改造を継続
- 最新知見を反映した外部及び内部被ばく評価手法の構築
- 福島原発事故における緊急時及び現存被ばく線量の評価

■ 再処理施設の事故時における放射性物質移行挙動解析コードの整備

■ 原子力事故・故障情報の収集・分析

【平成25～26年度計画】



【実施体制】

レベル2・3PSAなどのリスク評価基盤技術の高度化及び事故・故障分析については、プロパー研究として実施する。核燃料サイクル施設に対するPSA手法の整備に関しては、JNES及び産業界と共同し、中立性及び透明性の確保に留意して研究を進める。原子力防災に係わる研究については、原子力規制委員会、JNES、地方自治体等と連携しつつプロパーで実施し、一部文科省受託として進める。

【期待される成果とその活用方策】

■ THALES2コード及びOSCAARコードの継続的な改善によりリスク評価における不確かさの低減を図りつつ、ソースタームや事故影響に係わる知見を取得し、シビアアクシデントや原子力防災に係わる規制活動の支援に活用する。

■ これまでに構築したモデルを反映した再処理施設の事故時放射性物質放出挙動に係わる予測手法を整備し、同施設の事故影響評価に活用する。

7

まとめ

【平成22年度～24年度上期までの実績、及び今後の計画に対する自己評価】：A

- リスク評価基盤技術の整備及び原子力防災に係わる研究においては、レベル2及びレベル3のPSA手法の高度化に向けて解析コードの整備を進め、福島原発事故を含めた実機のシビアアクシデント解析や事故影響解析に適用するとともに、原子力規制委員会や原子力安全委員会JNESに対し、シビアアクシデント時のソースタームやAM策の有効性、防護対策戦略の構築等に係わる技術的情報を提供した。
- 核燃料サイクル施設のPSA手法の整備では、JNES及び事業者との共同研究として、再処理施設の高レベル濃縮廃液貯槽の沸騰・乾固事象に係わる実験的研究を行うとともに、同施設の事故影響評価を行う上で不可欠な放射性物質移行挙動解析手法の整備を進めた。なお、本手法は、整備終了後に公開する予定である。
- 原子力事故・故障の分析では、IRS等の事例を継続的に分析し、原子力安全・保安院、原子力安全委員会、JNES、電力会社等関係機関に分析結果を配布するなど、原子力の安全規制や施設の安全性向上の検討に有用な情報を提供している。
- 福島原発事故への対応においては、上記に加えて、原子炉容器から環境へのCs再放出量推定手法の構築、水道水摂取制限等、防護措置の有効性評価、公衆の個人線量測定及びその結果の分析を的確かつ適時に実施し結果を公表するとともに、原子力安全・保安院、東京電力、内閣府に対し、冷温停止状態の確認方法の検討や住民の被ばく線量の推定に関して有用な情報を提供した。

8

参考：22年度の評価結果

【基準点】：+10

高く評価される点	改善を要する点
・リスク評価の活用に向けて、重要度評価手法や費用便益分析等の先行的な研究を進めている。(+1×5) ・原子力事故・故障分析では、情報分析，提供を地道に継続し、安全性向上へ貢献している。(+1×2) ・「レベル2PSA手法の高度化」は，揮発性ヨウ素の格納容器内浮遊割合がプール水のpH値に著しく依存することを示し，ヨウ素のソースターム評価に新しい知見を与えた点で高く評価する。今後は，有機ヨウ素も含め総合的なヨウ素ソースターム再評価を期待する。(+1×2) ・発電炉から再処理まで広い対象範囲でリスク活用を検討している。(+1) ・今回報告されていないが、安全研究センター報告会で紹介された防災支援のための研究は、方向性、包括性、内容、成果とも高く評価。(+1) ・レベル2PSAの高度化に取り組むなどリスク情報を活用した安全規制を進めていく上で重要な貢献をしている。(+1) ・シビアアクシデント並びにソースタームに関する研究では安全規制にとって重要な研究成果が得られている。(+1) ・核燃料施設PSAではデータが少ない状況で着実に成果を上げている。(+1) ・「核燃料施設のPSA整備」のうち，低蒸気流速での気液同伴率から導いた移行割合の評価式を，実験データで検証した研究は，実証研究である点を評価する。(+1) ・研究は概ね計画通り進捗し、所定の成果を得ている。(+1) ・外部機関との連携などにより効率的な研究を推進している。(+1)	・本分野を担当する人材の育成・確保、特に事故・故障分析担当者の確保は緊急の課題となっている。(-1×2) ・今回報告されたものはすべて「手法の開発」。実際の規制への応用研究を重視して欲しい。(-1) ・資料1-9,p.8,Cs移行割合の実験結果から、「比例関係」が言えるとは思えないのだが。(-1) ・事故・故障の分析評価は多くの観点から重要な技術であり、継続的に実施する必要がある。事例を分析するにとどめず、得られた知見を安全規制や安全評価に反映していく体制を構築すべきではないか。また、これについては、原技協や事業者との協力体制を構築する必要がある。(-1) ・「重要度評価手法の開発」では，評価結果の平均値に対する入力変数の不確実さの寄与を調べる目的で，新しい重要度指標を提案した。従来の分散や分布に基づく指標に対して，平均値に基づく指標の導入が何故必要なのか，分かりやすい説明を工夫してほしい。これにより，新しい提案への理解が増し，活用が進むと期待される。(-1) ・積極的に成果を公開すること(-1)

9

参考:23年度の評価結果

【基準点】：+4

高く評価される点	改善を要する点
・福島第一原子力発電所事故への対応として被ばく線量評価等を迅速に実施、蓄積された経験や成果の有効活用を適切に行ったことは高く評価したい。(+1) ・リスク評価研究が、工学施設び係る問題から環境影響に係る問題まで包括的に取り組んでいることは適切。(+1) ・福島事故に対しては、これまでの知見に基づいて適切に対応したと評価。(+1) ・リスク評価基盤技術の高度化検討に加え、福島事故対応として、研究の重点を大きく変更し、概ね計画通りの成果を得ている。(+1) ・特に、公衆の内部・外部被ばく線量評価、食物・水道水に関する回避線量評価等、被災地の被ばく対策上重要かつ実効的な成果の発信に努めたことは高く評価される。(+1) ・リスク評価技術の整備を着実に進められており、福島第一原子力発電所事故後の対策への貢献も非常に大きい。(+1) ・福島事故に対応した研究に適切にシフトし、かつ被ばく評価を実施し公表しており、社会的にも重要な役割を果たしている。(+1) ・福島第一事故に対応した線量評価は、これまでの知見を総合的に活用したリスク評価の実例として意義があり、評価できる。(+1)	・本分野を担当する人材の育成・確保、特に事故・故障分析担当者の確保は昨年度来の課題として指摘したい。(-1) ・最近の研究が、過去に整備された手法の応用に移っていること自体は自然なことであるが、なにか新しいテーマで集中的な研究を始めないと、技術力が低下するのではないかと懸念。(-1) ・福島対応にシフトしたにもかかわらず、ほぼ計画通り進捗したとのことだが、本当にそうならば元々の計画に甘さがあるということではないか。(-1) ・福島第一事故対応のシビアアクシデント解析、被ばく線量評価については十分な記述があるが、「ほぼ計画通りに進捗している。」としている当初計画への対応・成果が明確でない。成果の提示方法にも工夫が欲しい。(-1)

10

機構外秘

資料No.安研評委3－5

軽水炉の高度利用に対応した新型燃料の安全性に関する研究

－中間評価－

平成25年1月８日

第3回安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

本資料は、現時点では秘密情報が含まれているため「秘密文書」扱いとなっておりますが、平成25年度以降所定の手続き後、公開いたします。

研究計画の枠組みと実施状況

【研究目的】

軽水炉の高度利用に対応した改良型燃料など新型燃料の安全性に関するデータ及び知見を整備し、安全評価技術を高精度化することにより、安全審査に用いられる基準等の高度化に貢献する。

【第2期中期計画】

近い将来に規制の対象となる新型燃料などの安全審査や基準類の高度化に資するため、異常過渡時及び事故時の破損限界や破損影響などに関する知見を取得し、解析コードの高精度化を進める。

【対応する重点安全研究課題】

II. 原子炉施設分野　○安全評価技術

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。特に重点化すべき研究事例として、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。

原子力機構に期待する研究: 燃料の高度化に対応した安全評価技術の整備と原子炉安全性研究炉NSRR、RFEF(燃料試験施設) などを利用したデータベースの拡充・解析コードの整備

【平成24年度計画】

反応度事故(RIA)時及び冷却材喪失事故(LOCA)時の燃料破損等に関するデータ等を取得する。また、通常時及びRIA時燃料挙動解析コードの改良を進めるとともに、LOCA時燃料挙動解析コードの整備に着手する。

【実施体制】

機械特性試験装置や高温加熱装置等を活用して事故条件を模擬した試験等を行い、RIA時の被覆管破損挙動やLOCA時の被覆管高温酸化及び機械特性に関するデータを拡充する。また、通常運転時及び事故時燃料挙動解析コードについて高燃焼度燃料に特有の現象に関するモデルの改良を行い、安全評価手法を高精度化する。

原子力規制庁(旧原子力安全・保安院)から受託する「燃料等安全高度化対策事業」において、改良型燃料を装荷した原子炉の安全審査に必要なデータを取得する。また、「軽水炉燃材料詳細健全性調査」において、新型BWR燃料の異常過渡時健全性を確認するための装置をJMTRにて維持管理し、試験開始に備える。

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

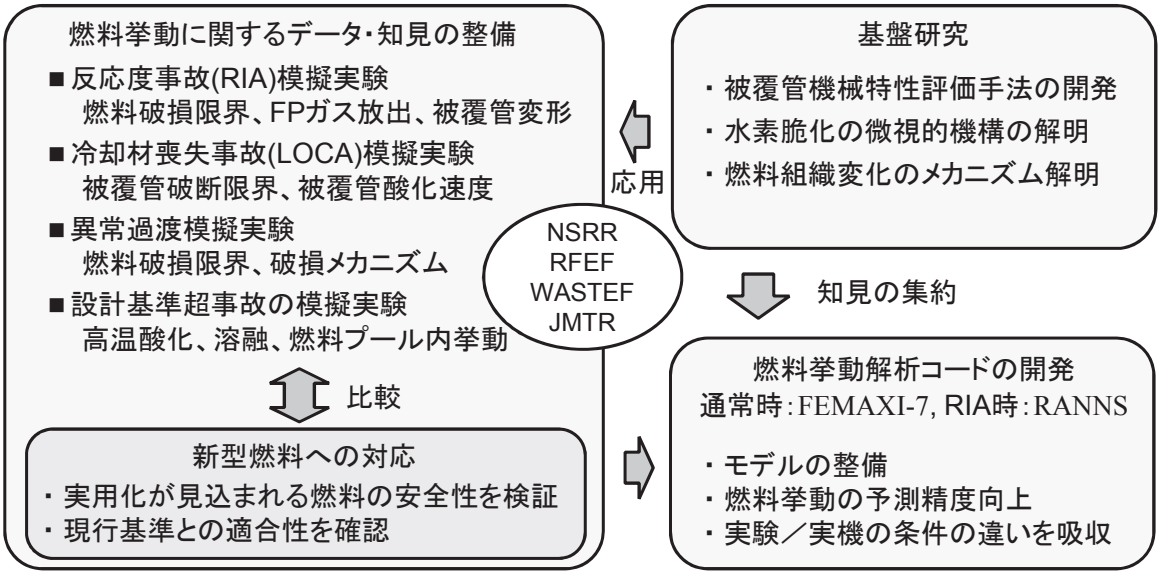
なし。

【進捗状況】

計画通り進捗している。

2

燃料安全研究の全体像



- 安全評価技術の高精度化
- 安全基準等の高度化

3

実施内容と成果の概要(1/3)

【平成22～23年度の概要】

- RIA時の燃料破損しきい値及びLOCA時被覆管時破断限界に関するデータを拡充し、高燃焼度化に際する安全審査のための知見を蓄積するとともに、現行基準適用性を確認した。
- 水素集積領域を起点とした高燃焼度PWR燃料のRIA時破損メカニズム等、高燃焼度燃料特有の現象に関する知見を取得し、被覆管酸化膜厚さがRIA時の燃料破損に対する指標となることを示した。
- FEMAXI及びRANNSについては、通常運転時のFPガスバブルの成長予測、RIA時のFPガス放出や被覆管変形量、DNB発生等に関する改良と実験データを用いた検証を行い高精度化を進めた。
- RIA時に発生する多軸応力条件下で被覆管の変形、破損限界に関するデータを取得するための装置を製作し、試験を開始した。
- 冷却水の溶存酸素濃度や照射に伴う材料の変質が運転時の被覆管腐食に及ぼす影響について知見を得た。また、計算科学的手法により被覆管水素化の微視的機構に関する知見を取得した。

4

実施内容と成果の概要(2/3)

【平成24年度の実施内容、達成目標と成果】

実施内容	達成目標	成果
①②事故条件を模擬した試験等を行い、反応度事故(RIA)時及び冷却材喪失事故(LOCA)時の燃料破損等に関するデータを拡充する。	①高燃焼度燃料被覆管のRIA時破損限界に関する機械特性データを取得する。	①・系統的に被覆管破損について調べるために、水素吸収させた外面予き裂入り高燃焼度模擬被覆管とRIA時の負荷を模擬した機械試験を組合せた試験手法を開発し、水素化物の析出形態が被覆管破損及ぼす影響に関するデータを取得した。
	②LOCA時の被覆管高温酸化挙動ならびにLOCA後の被覆管の機械特性を評価する。	②・LOCA時及びLOCA後の燃料健全性評価の一環として、LOCA条件を経験した被覆管に対する4点曲げ試験を実施し、曲げ強度と酸化量との関係を評価した。 ・被覆管破裂後にブレイクアウェイ酸化が従来知見より短時間で発生する原因が、破裂に伴う内面酸化及び水素吸収にある可能性を示した。 ・高温水蒸気中での被覆管酸化量に関する評価式を新しく提案し、温度による酸化速度の変化と酸化被覆管内部の元素分布の関係について知見を得た。
③④通常時及びRIA時燃料挙動解析コードのFPガス放出モデル等の改良を進める。また、LOCA時燃料挙動解析コードの整備に着手する。	③RIA時FPガス放出挙動に関する評価精度を向上させる。 ④既存のLOCA時燃料挙動解析コードに関する調査を行う。	③燃料挙動解析コードのペレットFPガス放出及びペレット結晶粒界分離に関するモデルを改良し、放出ガスのプレナムへの移動抵抗をモデル化した結果、NSRR-RIA実験で測定された内圧変化の再現性が向上した。 ④既存のLOCA時燃料挙動解析コードを調査し、現在の計算機環境への移植や主要な解析モデルの比較検討を開始した。
⑤改良型燃料を対象にした試験の実施及び必要な準備を進める。	⑤比較データの取得、改良型燃料を対象とした試験準備及び一部の試験、改良合金の照射成長試験を行う。	⑤未照射燃料被覆管等を用いた比較データの取得、改良型燃料を対象とした試験準備及び一部の試験、ハルデン炉を用いた改良合金の照射成長試験を計画通りに行った。

5

実施内容と成果の概要(3/3)

【成果の活用】

- NSRRデータを用いた発電炉条件での燃料破損限界評価、多軸応力条件下における被覆管破損挙動の評価、LOCA時及びLOCA後の被覆管健全評価手法の開発及び評価、RANNSコードの開発等は、事故時の燃料破損メカニズム解明、安全審査及び安全基準の科学的合理性向上に役立つ。
- 高燃焼度燃料やMOX燃料のRIA及びLOCA時燃料挙動や破損しきい値等の知見は、現行基準の高燃焼度燃料や新型燃料への適用性確認や見直しに活用される。
- RIA時の燃料破損しきい値に関し、科学的に合理性が高く燃料の性能向上を反映可能な基準の策定に向け、破損メカニズムを基に燃焼度に代わる新たな指標を提案している。
- 高燃焼度燃料の通常時挙動に関する解析コードFEMAXIは、国によるクロスチェック用の解析コードとなっている。
- 設計基準事象を超えた条件やシビアアクシデント条件下での燃料挙動に関する研究は、福島原発廃止措置、既存炉の安全性向上及びシビアアクシデント評価の向上に反映される。

【成果の公開】(平成24年度)

1) H. Ogiyanagi, S. Hanawa, M. Suzuki, F. Nagase, “FEMAXI-7 analysis on behavior of medium and high burnup BWR during base-irradiation and power ramp”, Nucl. Eng. Des., Vol. 253, pp.77-85 (2012)など、論文4件、技術報告書等1件、国際会議報告4件、口頭発表5件、受託報告書等2件。

6

主な成果 (1/2)

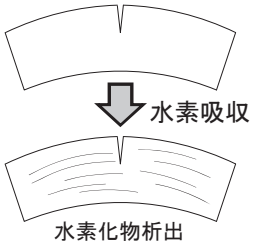
【主な成果】　反応度事故(RIA)時の燃料挙動

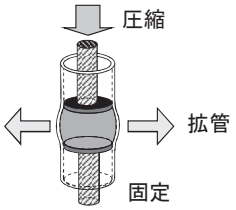
- ✓ RIA時の被覆管破損は水素化物の量及び結晶組織に応じた析出形態に強く依存するが、炉内試験のみでは系統的なデータ取得が困難。
- ✓ 破損メカニズムに関するこれまでの研究成果を基に、外面予き裂入り被覆管に水素を添加し、炉内条件に近い応力を与える炉外試験手法を開発。

RIA早期に水素化物リムに発生するき裂を模擬した予き裂を設けた被覆管に水素を吸収させた。

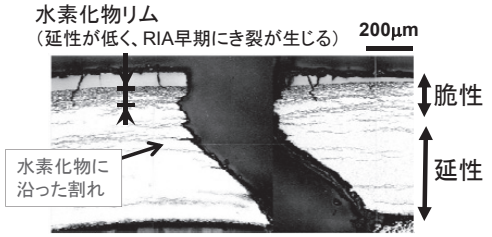
RIA時にPCMI(ペレット被覆管機械的相互作用)で発生する荷重を与えて破損挙動を調べた。

予き裂入り試料製作
本グループで開発した手法(RAG法)による

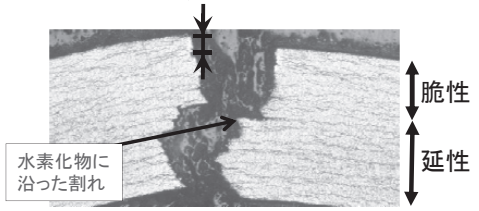




試験パラメータ
- 被覆管結晶組織
- 予き裂の深さ
- 水素吸収量



NSRR実験で破損した照射済PWR燃料被覆管の断面



本試験で破損した水素吸収予き裂入り被覆管の断面

NSRR実験で観察された高燃焼度燃料被覆管の破損を高い模擬性で再現できることを確認。

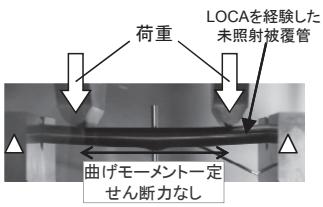
主な成果 (2/2)

【主な成果】　冷却材喪失事故(LOCA)時の燃料挙動

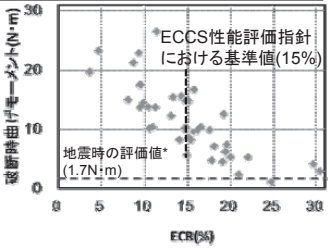
LOCA時及びLOCA後の被覆管健全性評価

- ✓ 酸化・急冷時だけでなく、LOCA後の長期健全性確保に必要な知見及び評価手法の整備が必要。
- ✓ LOCA時の炉心冷却性確保に重要な燃料棒健全性を評価する試験手法として、4点曲げ試験手法を開発導入。LOCA模擬試験後の未照射被覆管を用いた試験を実施し、酸化量(ECR)と曲げ強度の関係を評価した。

・ECRの増加とともに曲げ強度が低下する傾向
・15%ECR以下では地震により、破断しないと考えられる。



4点曲げ試験の様子



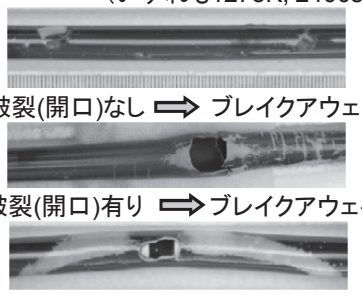
破断時曲げモーメントのECR依存性

(* 原子力安全・保安院、「泊発電所原子炉設置変更許可申請書(1号、2号及び　3号原子炉施設の変更)に係るコメント回答(その3)」(平成19年3月) 別添－1記載の 「地震による応力」に基づいて評価した値)

被覆管高温酸化挙動の解明

- ✓ 特定の温度・時間条件で被覆管の酸化が急激に増大するブレイクアウェイ現象に関するデータを取得した。
- ✓ 破裂後に従来知見より短時間でブレイクアウェイ現象が発生する原因を対照実験により調べ、破裂に伴う内面酸化及び水素吸収が影響している可能性を示した。

(いずれも1273K, 2400s 酸化)



破裂の有無による酸化挙動の違い

今後の研究計画案

【研究目的】

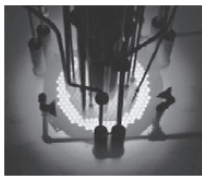
軽水炉の高度利用に対応した改良型燃料などの安全性に関するデータ及び知見を整備し、安全評価技術を高精度化することにより、安全審査に用いられる基準等の高度化に貢献する。

【第2期中期計画】

改良型燃料の安全規制及び既存炉の安全性向上に資するため、設計基準事故時の燃料挙動評価を行うとともに設計基準事象を超えた条件やシビアアクシデント時の燃料挙動等に関する知見を取得し、燃料挙動解析コードの整備及び高精度化を進める。

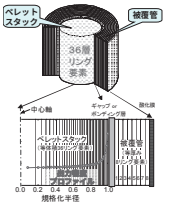
【平成25～26年度計画】

未照射燃料や高燃焼度燃料を対象に、RIAを模擬したNSRR照射試験や被覆管機械特性試験、LOCA時の燃料挙動に関する試験等を行い、設計基準事象であるRIA及びLOCA並びに設計基準事象を超える条件下での燃料挙動に関するデータ及び知見を取得、拡充する。また、解析コードの改良や上記取得データを用いた検証等により、安全評価手法を高精度化する。



NSRR照射試験

LOCA模擬試験



計算コードを用いた解析評価

【実施体制】

設計基準事象であるRIA及びLOCA並びに設計基準事象を超える条件下での燃料挙動に関する試験等においては、NSRR、RFEF、LOCA試験装置や各種機械特性試験装置等を活用する。

安全評価手法の高精度化については、原子力機構が有する通常運転時及び事故時燃料挙動解析コード(FEMAXI及びRANNS)のモデルの改良及び実験解析等により進める。

原子力規制庁から受託する「燃料等安全高度化対策事業」において、改良型燃料を対象としたRIA試験及びLOCA試験並びにハルデン炉を用いた照射試験等により、改良型燃料を装荷した原子炉の安全審査に必要なデータを取得する。また、「軽水炉燃材料詳細健全性調査」において、導入が見込まれる新型BWR燃料の異常過渡時健全性を確認するための装置を材料試験炉(JMTR)において維持管理し、試験開始に備える。

【期待される成果とその活用方策】

高燃焼度までのRIA及びLOCA時燃料挙動データの取得並びにこれらのデータを活用した通常時及び事故時の燃料挙動解析コードの高度化は、基準の改定、国の安全審査の妥当性や立地地域等への説明に資するものである。

福島原発事故を受けて開始した設計基準事象を超えた条件やシビアアクシデント条件下での燃料挙動に関する研究は、福島原発事故復旧、既存炉の安全性向上及びシビアアクシデント評価の向上に反映される。

9

まとめ

【平成22年度～24年度上期までの実績、及び今後の計画に対する自己評価】：A

- RIA時に発生する多軸応力下における高燃焼度燃料被覆管の破損挙動をより忠実に再現する試験手法を開発し、被覆管の結晶組織（製造時焼き鈍し条件等）により決まる水素化物析出形態が破損限界に及ぼす影響等に関するデータを取得することができた。これらの知見は、RIA時の破損メカニズム解明や安全審査・安全基準の科学的合理性向上に役立つものである。
- LOCA時の被覆管高温酸化挙動（ブレイクアウェイ現象）及びLOCA後の被覆管の機械特性（4点曲げ強度）に関するデータを取得した。これらのデータは、LOCA時並びにLOCA後の燃料健全性及び長期冷却性に関する安全評価手法の高度化及び安全基準策定への活用が見込まれる。
- ペレットFPガス放出等に関するモデルを改良するとともに、NSRR-RIA試験結果等を用いた検証を行うことにより、照射試験結果に対する通常時及び事故時燃料挙動解析コードの再現性を向上させることができた。このようなモデルの改良は、燃料に係る安全評価手法の高度化につながるものである。
- 福島原発事故を受け、海水成分が被覆管及び燃料ペレットに及ぼす影響等、設計基準事象を超えた条件やシビアアクシデント条件下での燃料挙動に関する研究を開始した。この研究で得られる成果は福島原発事故復旧、既存炉の安全性向上及びシビアアクシデント評価の向上に反映される。

10

参考:22年度の評価結果

【基準点】：+11

高く評価される点	改善を要する点
・成果の公表も積極的に行い、国際的に高い評価を得ている。(+1×2) ・NSRR,RFEF等JAEAが所有する大型研究施設及び評価ツール(FEMAXI)を活用し、軽水炉高度化利用のニーズに対応した他所では得られないデータ、知見の収集、整備を実施している。(+1×2) ・RIA時の試験から各種燃料データを取得し、安全基準策定のベースとなる有用な知見を得ている。(+1×2) ・燃料の安全研究の全体像を踏まえて体系的なアプローチを心懸けている。(+1) ・RIA、LOCA基準値や指針体系化への寄与の様子がよくわかった。(+1) ・本来業務と保安院からの受託研究とをうまく結び付けて、全体としてRIA,LOCA時の燃料挙動に関する研究を系統的に実施し、知見の充実が見られる。(+1) ・燃料の安全性研究について様々な困難さを乗り越え努力を継続されているところは大変高く評価できる。(+1) ・燃料安全は原子力開発においてきわめて重要な研究である。しっかりした成果が出ていると評価する。現在実施している研究内容が燃料安全性を語るに必要十分であることを示す工夫がなされればなお良い。例えば、事故条件ごとに燃料破損メカニズムを列挙しそれと対応させてモデルとデータの充足度を示すなど。(+1) ・改良型及び新型燃料の安全審査を速やかにかつ厳格に実施するために，異常過渡時および事故時の破損限界や破損挙動に関する知見を，予め充分に収集・整理しておくことは重要である。この点で「反応度事故(RIA)時の燃料挙動」研究は基盤的かつ正統的な研究ではあるが，重要な研究課題である。(+1) ・長期展望に立つ個別課題の各研究目標は，いずれも今後の安全審査にとって貴重な知見の獲得である。(+1) ・新型燃料への対応という明確な目標に対する着実な成果(+1) ・JAEAに期待される研究に一致した活動(+1) ・研究は概ね計画通り進捗し、所定の成果を得ている。また、成果の公表、外部発表に努めている。(+1) ・高燃焼度燃料挙動に関する基盤的研究も、積極的に実施している。(+1)	・指針等への成果反映計画についての記載が望ましい。(−1) ・軽水炉の安全に関する技術基盤の劣化が心配されているところ、JMTRの利用計画を含め、施設の利用と維持に係る長期の計画をより明瞭に示すことが必要。(−1) ・研究目的に基準等の高度化とある。基準は要求事項を記載するのであるから、何をもって高度化を達成するかを示さないといけない。安全研究の意義から言えば、基準のための必要十分な技術基盤を提供する、その上で、不確かさをさらに低減することを目指すということか。(−1) ・2ページの実施体制は、どのような組織と研究のどの部分を分担するのか、また、センター内ではどの研究に人員を重点配置するのかなど、研究内容がその体制であれば確かに実施できるということを示さなければならない。(−1) ・個別課題(軽水炉燃材料詳細健全性調査)は研究実施期間が11年にも及ぶので，適宜準備状況を見直し，研究の加速に留意してほしい。(−1) ・予想通りの進捗が決して悪いことではないが、達成目標が保守的な設定になっていないか。(−1)

11

参考:23年度の評価結果

【基準点】：+6

高く評価される点	改善を要する点
・NSRRを利用した照射実験は震災の影響で遅れる状況にあるが、多軸応力下での炉外試験等を強化して進めるなど外的条件の変化に適切に対応し成果を得ている。(+1) ・福島第一原子力発電所事故対応としては、海水注入の燃料への影響等を行っている。(+1) ・これまでになされた個々の研究は、それぞれ期待された成果を挙げたと評価。(+1) ・保安院受託事業においては、設備(NSRR、JMTR)の被災により、一部試験の実施が遅れているが、それを除き研究は概ね計画通り進捗している。(+1) ・特に、RIA時の燃料破損限界として、試験条件が発電炉とは異なるNSRRの実験データを用い、発電炉条件下での破損限界を推定する手法を導いたことは実機への適用の観点からも評価に値する。(+1) ・LOCAおよびRIA時の燃料挙動について精力的に研究を行っており、燃料挙動解析コードの改良についても着実に実施している。(+1) ・福島事故対応として、格納容器内部推定方法の開発や、震災の影響を最低限にするための対応等、事態に適切に対応した研究を行っている。(+1) ・NSSR実験結果をRANNS計算コードによる解析と組み合わせて、発電炉のRIA時出力パルス条件下でのPCMI破損限界を明らかにした研究は、軽水炉の安全裕度を明らかにした点で評価できる。(+1)	・直接的な活用対象とされる10x10燃料導入が遅延する見通しの中で、より一般的な評価技術の高精度化や、安全審査の合理性向上等への活用もより強く意識すべきと考える。(−1) ・自己評価において、「開発した多軸応力条件を忠実に模擬できる試験装置を用いて、RIA時の被覆管変形・破損挙動に関するデータを取得した」ことを高く評価するとしているが、成果調査票及び説明用PPTに具体的な記述がない。限られたスペースではあるが、記述を工夫して欲しい。(−1)

12

機構外秘

資料No.安研評委3－6

軽水炉の高度利用及び新型の軽水炉等に関する熱水力安全研究

－中間評価－

平成25年1月8日

第3回安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

本資料は、現時点では秘密情報が含まれているため「秘密文書」扱いとしていますが、平成25年度以降所定の手続き後、公開いたします。

研究計画の枠組みと実施状況

【研究目的】

システム効果実験及び3次元二相流や炉心熱伝達に係る個別効果実験を継続して最適評価手法の整備を進めるとともに、不確かさ評価手法の開発及び3次元熱流動解析手法の整備を継続する。

シビアアクシデントについては、ソースタームを含む諸現象および対応機器の有効性を精度良く評価する最適評価手法を整備する。

【第2期中期計画】

システム効果実験及び個別効果実験などに基づいて3次元熱流動解析手法の開発及び最適評価手法の高度化を行い、シビアアクシデントを含む安全評価に必要な技術基盤を提供する。

【対応する重点安全研究課題】

II. 原子炉施設分野　○安全評価技術

- 熱水力学的安全評価技術の高精度化に関する研究
- 単相および二相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
- LSTFを利用した総合試験および核熱結合実験装置THYNCなど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

【平成24年度計画】

システム効果実験および3次元二相流や炉心熱伝達に係る個別効果実験を継続して最適評価手法の整備を進めるとともに、不確かさ評価手法の開発及び3次元熱流動解析手法の整備を継続する。

【実施体制】

規制支援に係る研究の実施や福島支援を、OECD/NEAなど関連する産官学の外部機関や産業界、原子力機構の原子力基礎工学研究部門、ならびに原子力科学研究所の施設管理部門と協力して進める。

・LSTF実験によるROSAプロジェクト第2期計画（OECD/NEA）
・LSTFを用いた冷却材喪失事故模擬熱水力実験（産業界）
・LSTFを用いた次世代軽水炉の新型安全機器の性能確証試験（産業界）
・水空気液滴流試験装置など、種々の試験装置を用いた熱水力安全個別効果実験

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

特になし

【進捗状況】

平成24年度の計画は順調に進捗している。

1

研究の実施内容と成果の概要(1/3)

【平成22～23年度の概要】

- 軽水炉事故時の安全性確保・向上に係るOECD/NEA ROSAプロジェクト（第2期計画）を、15カ国19機関の参加により継続し、中口径破断冷却材喪失事故（LOCA）、蒸気発生器伝熱管破断事故、自然循環によるシステム冷却など規制上重要な4件の課題に関する詳細なLSTF実験データを取得すると共に、実験前（blind）解析の実施などを行い、熱水力最適評価（BE）手法の性能検証と改造・整備ならびに解析結果の不確かさ評価に寄与する情報の取得を進めている。
- 地震加速度下におけるBWRの炉心安定性を評価するため、機構で開発した3次元核熱結合解析コードTRAC/SKETCHの基礎方程式と熱流動相関式に振動加速度を導入する改造を行い、解析環境を整えると共に、実機を対象とした感度解析を実施して、特に遠隔地の大型地震による地震加速度の振幅・周波数が炉心出力変動に与える影響が大きいことを示した。
- 福島事故解析の支援として、簡易評価コードHOTCBを新たに開発して炉の状態解析を行い、同コードを東京電力などへ提供すると共に、公開した。さらに、BEコードによる炉心溶融までの解析を行い、代替注水開始のタイムリミットを評価した。
- シビアアクシデント時のソースターム評価上重要な不確かさ要因である、放射線場となる格納容器（CV）内での水プールからのガス状ヨウ素放出に関する照射下実験を行ってデータベースを整備した。さらにCV内ヨウ素化学コードKicheを新たに開発し、機構で開発したシビアアクシデント解析コードTHALES-2と連携解析を行い、Mark-I型CVを持つBWR4炉での代表的事故シーケンスでのソースターム影響を検討すると共に、福島事故での放射性物質の放出量算定に役立てた。

2

研究の実施内容と成果の概要(2/3)

【平成24年度の実施内容、達成目標と成果】

実施内容	達成目標	成果（見込みを含む）
①大型非定常実験装置(LSTF)を用いたOECD ROSA-2プロジェクト実験などを行い、内外のニーズに対応した事故時システム効果データを拡充する。	①内外のニーズに対応した事故時システム効果データを拡充し、ROSA-2プロジェクトを終了して最終報告書を作成。さらに、産業界からの受託事業として行われるLSTF実験の実施を支援する。	①ROSA-2プロジェクトでLSTF実験を1回行い、事故事象を解明すると共に最終報告書を作成した。さらに、産業界からの受託事業実験を3回支援し、データベースを拡充した。
②事故時や異常過渡時の炉心内伝熱や流動に関する個別効果試験を継続する	②炉心内液滴挙動等に係る水−空気データを取得するために実験装置の整備を行う	②レーザー回折による液滴径分布計測器に合わせた試験部の改造を行い，実験を開始した（実験は1月以降実施予定）
③実験データを用いた最適評価手法の整備を進める	③実験解析により熱水力最適評価コードの精度評価とモデルの改造を進める	③LSTFの中口径破断LOCA実験のRELAP5コード解析を行い、最高被覆管温度に影響を与えるパラメータの効果の分析を進めた
④CFDコードをはじめ、3次元熱流動解析手法の二相流モデルを開発・整備する	④破断流実験解析などにより、3次元二相流や界面熱伝達、相変化のモデル開発を進める	④壁の影響を考慮した減圧沸騰モデルの開発整備を行い、二相臨界破断流の予測精度向上を進めた。また、炉心内過熱蒸気流が、アクシデントマネジメント策の実施判断に重要な指標となる炉心出口温度に与える影響を評価した。
⑤最適評価手法の不確かさ評価を継続する	⑤LSTF実験の実験後解析などを通じて安全余裕に影響を及ぼす現象の重要度ランク表の作成などを進める	⑤最適評価コードの不確かさ評価について、中口径破断事故を対象とする感度解析を基に、重要度ランク表の作成を進めた
⑥シビアアクシデントの影響評価や対応設計等に関するモデルの調査・検討を進める	⑥福島事故を受けて、シビアアクシデントの発生防止や収束に向けた対策の検討を行う	⑥シビアアクシデント時の格納容器の挙動を模擬する試験装置、および実機現象とのスケーリングを考慮した二相流実験装置の予備設計を行った。さらに、簡易評価コードHOTCBを用いて、福島事故分析を進めた

3

研究の実施内容と成果の概要(3/3)

【成果の活用】

- ROSAプロジェクトLSTF実験に基づいて、過熱検出用炉心出口温度計の有効性に関するレポートがNEAより出され、機能の再確認が各国へ呼びかけられた。ROSA-2プロジェクトでは、米NRCや仏CEAなどコード開発機関と共に熱水力BEコードのV&Vの一環としてBlind解析を系統的に実施して、今後の改善点をより明確にした。
- 福島事故に対して国や事業者が行う事故調査への支援として、熱水力BEコードによる炉心溶融までの事故事象の解明、格納容器内の状態評価コードHOTCBの新たな開発と東京電力などへの提供と公開、シビアアクシデント時のヨウ素挙動評価コードKicheの開発と放射性ヨウ素の放出量評価などを行った。
- 事故時熱水力挙動に関する詳細データと高精度の最適評価手法は、安全余裕の精度良い評価や安全基準の見直し、RIA時や過渡の燃料健全性に関するより合理的な安全評価の技術基盤として利用できる。
- 新たなアクシデントマネジメント(AM)策の立案や、事故後の防災対策解除の判断基準などの意思決定に必要な技術基盤として活用される。
- Post-BT基準の規制への導入や導入後の規制判断などを支援する技術基盤として活用される。

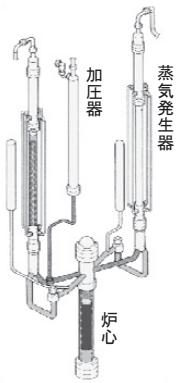
【成果の公開】（平成24年度の見込み）

●論文　7件、技術報告　0件、国際会議報告　5件、口頭発表　7件、受託報告書等　9件。

4

主な成果（1／2）

【主な成果】事故時システム効果実験データ取得及び熱水力最適評価手法の性能評価



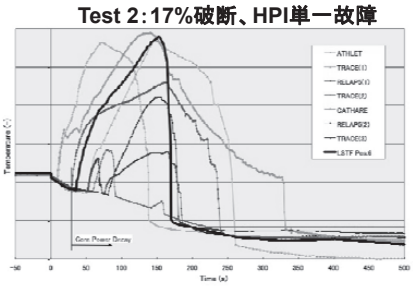
- LSTF実験による国際共同研究
  OECD/NEA ROSAプロジェクト第二期計画
  （H21年4月～H24年9月）
- 参加機関からの要請に対応し、規制上の課題として、全7実験をH24までに終了
  - ✓ 中口径破断LOCA（3回）← **H24に1回実施**
  - ✓ 蒸気発生器伝熱管破断事故（2回）
  - ✓ 炉心出口温度計有効性（1回）
  - ✓ 自然循環冷却（1回）

  } **PKLプロジェクト相互参照実験**
- 熱水力最適評価手法のV&Vの一環として参加機関と実験前解析（Blind解析）を系統的に実施

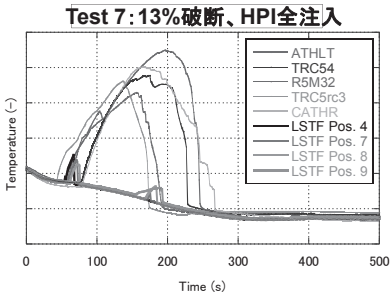
- Blind解析の例　LSTF実験との比較
  - ✓ 低温側配管中口径破断LOCA
  - ✓ 解析結果に大きなバラツキ（系圧力、炉心水位など）
    - ➢ **Test 2**　→　PCTを非保守的に予測
    - ➢ **Test 7**　→　PCTを保守的に予測
  - ✓ 炉心水位を精度良く予測するため、上部プレナムでの気液対向流制限（CCFL）モデルなど、解析モデルの改善点をより明確にした

最高被覆管温度（PCT）
LSTF実験とBlind解析結果の比較

Test 2：17%破断、HPI単一故障



Test 7：13%破断、HPI全注入



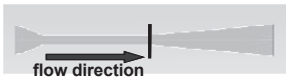
5

主な成果（2／2）

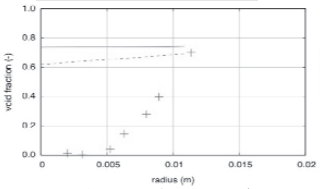
【主な成果】 3次元熱流動解析手法の開発整備

- CFDコードによる臨界流の実験解析を行い、壁の影響を考慮した減圧沸騰モデルの開発整備を進めた。
- CFDコードによるLSTF炉心内のおける過熱蒸気の熱流動解析を進めた。

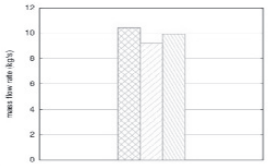
Super Moby Dickノズル内臨界流実験解析



ノズル内動径方向のボイド率分布



流量の比較



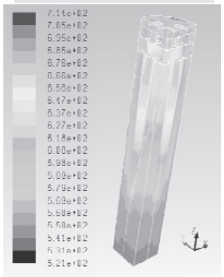
実線： 既存減圧沸騰モデル
破線： 改良型減圧沸騰モデル
＋ ： 実験結果

赤： 実験結果
緑： 既存減圧沸騰モデル
青： 改良型減圧沸騰モデル

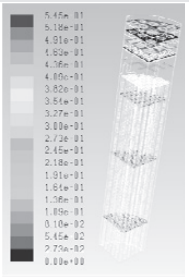
◆ 3次元CFDコードFLUENTに、壁からの発泡を模擬する減圧沸騰モデルを組み込み、予測精度を向上した。
◆ 軽水炉の安全評価上重要な二相臨界流の評価に多次元挙動の影響を考慮することで、予測性能の向上が実現できた。

LSTF実験炉心過熱時の過熱蒸気の熱流動解析

炉心内温度分布



動径方向速度分布



◆ CFDコードFLUENTにより、LSTF実験での炉心内3次元過熱蒸気流動の大規模解析を初めて行った
◆ 3次元的な蒸気流れが、アクシデントマネジメント策の実施判断に重要な指標となる炉心出口温度に与える影響を評価した。

【今後の取り組み】
- 相変化を含む詳細二相流解析モデルの開発

6

今後の研究計画案

【研究目的】

システム効果実験ならびに3次元二相流や炉心熱伝達に係る個別効果実験を継続して最適評価手法の整備を進め、不確かさ評価手法の開発及び3次元熱流動解析手法の整備を継続する。シビアアクシデントについては、格納容器内外の熱水力挙動、ソースタームを含む諸現象及び対応機器の有効性を精度良く評価する最適評価手法を整備する。

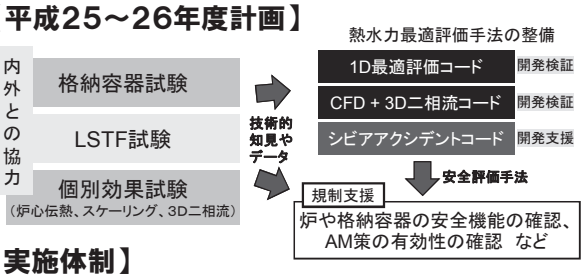
【第2期中期計画】

システム効果実験及び個別効果実験などに基づいて3次元熱流動解析手法の開発及び最適評価手法の高度化を行い、シビアアクシデントの発生防止と影響緩和までの安全評価に必要な技術基盤を提供する。

【平成25～26年度計画】

① 福島事故に対応したSBO条件や新たな安全策の検討などに関するLSTF実験を行い、熱水力最適評価手法の性能検証などに必要なデータ拡充を進める
② 格納容器内外の伝熱流動やソースタームに関する実験により、シビアアクシデントの回避や影響緩和の有効性確認に有用なデータを取得し、解析手法の開発を支援する
③ 炉内伝熱流動や実機とのスケーリングを考慮した3次元二相流に係る個別効果試験を通じて、熱水力最適評価手法の開発に必要なデータを取得し、モデル開発を進める
④ 最適評価解析コードの不確かさ評価手法の整備を進める
⑤ CFDコードをはじめ、3次元熱流動解析手法の二相流モデルを開発・整備する

【平成25～26年度計画】



【実施体制】

熱水力最適評価コードの開発・整備をはじめ規制支援や安全向上に係る研究の実施や福島支援をOECD/NEAなど関連する内外の産官学の外部機関と、解析コードの開発・整備や個別効果試験の実施については原子力機構の原子力基礎工学研究部門、熱水力実験の全般については原子力科学研究所の福島技術開発試験部と、各々協力して進める。

【期待される成果とその活用方策】

❖ 格納容器内外の熱水力挙動に関する実験や解析手法の構築支援による、シビアアクシデント時の格納容器健全性評価やソースターム評価の精度良い実施
❖ 3次元二相流や炉心熱伝達などに係る個別効果実験データおよび詳細熱水力解析、不確かさ評価による最適評価手法の開発・検証ならびに安全評価精度の継続的向上
❖ LSTFによるシステム効果実験により、炉設計の改良など安全対策の有効性確認、関連する事故現象の解明、ならびに熱水力最適評価解析を通じた実機適用性の検証

7

まとめ

【平成２２年度～２４年度上期までの実績、及び今後の計画に対する自己評価】：S

- 研究は概ね順調に進捗し、当初計画を上回る成果を上げている。
- 国際共同研究OECD/NEA ROSA-2プロジェクトでの中口径破断LOCA実験など、LSTFシステム効果実験や個別効果実験を、当初計画を上回る回数で実施し、熱水力最適評価（BE）コードの高度化に活用した。さらに同プロジェクトの成果に基づく研究ワークショップをOECD本部で開催し、新たに実施した系統的Blind解析や炉心出口温度計の有効性に関するPKLとの相互比較実験など、BEコードの解析精度向上に必要な技術情報を、内外の規制や規制支援機関、産業界と検討・共有したことは、特筆に値する。
- BWR炉心の核熱結合を模擬するTHYNC個別効果実験により、UO2炉心とMOX炉心の核熱特性の相違が核熱安定性に及ぼす影響などを調べ、流動振動の減幅比や安定限界出力に関するデータを取得した。さらに、機構が開発した3次元核熱結合コードTRAC/SKETCHの内のBEコードTRAC-BF1が、安定性に及ぼす燃料特性の影響を定性的に予測できることを明らかにするなど、着実に研究を進めた。
- 再循環ポンプトリップなど異常過渡時のBWR燃料の沸騰遷移後（Post-BT）熱伝達に関する試験を実機と同じ熱水力条件下で実施し、燃料被覆管の健全性評価上重要なドライアウトとリウェットに関する詳細データを得た。さらに、原子力学会基準が推奨する被覆管温度予測手法の保守性定量化などのため、新たに熱伝達相関式と機構論的モデルを開発し、サブチャンネルBEコードCOBRA-TFへ導入して精度良い評価を行ったことは高く評価できる。また、リウェット進展に大きな影響を及ぼす液滴の挙動については、液滴濃度や液滴径分布などを詳細計測する水空気実験装置を整備し、実験を開始するなど、着実に研究を進めている。
- 軽水炉LOCA時の最も重要な境界条件である破断流（3次元臨界二相流）のCFD解析につき、減圧沸騰モデルを開発して予測精度を向上した。さらに、事故時の昇温炉心内の3次元過熱蒸気流がアクシデントマネジメント策の実施判断の指標となる炉心出口温度に与える影響を、3次元蒸気流動解析により評価し、着実に研究を進めている。
- 福島事故の支援として、BEコード（TRAC-BF1）による炉心溶融までの熱水力挙動の解明、格納容器内部の状態評価手法HOTCBの新たな開発と東京電力などへの提供及び公開、シビアアクシデント晩期の格納容器内のヨウ素挙動に関する独自開発のヨウ素化学解析コードKicheによる放射性ヨウ素の放出量評価など、これまでに培った熱水力安全評価に関する技術を基に、国や事業者が行う事故調査に寄与したことは高く評価できる。
- （独）科学技術振興機構からの受託研究である「原子力発電プラントの地震耐力予測シミュレーション」に係る地震時核熱連成解析において、加速度場における実機炉心の3次元解析を実施可能なコード及びモデルの整備を完了した。これにより、地震時の炉心出力変動を3次元的により精緻に評価すること、ならびに連携解析を行う他のコードへ境界条件を高精度で提供することを可能としたことは、連携的研究における重要な貢献と言える。

8

参考：22年度の評価結果

【基準点】：+14

高く評価される点	改善を要する点
・LSTFによる大型実証試験を中心に、最適評価コードの実証データ収集、次世代LWR安全機器性能確認など卓越した試験研究を遂行、有用な知見を内外に提供している。（+1×3）	・指針要求の背景も意識した検討が望ましい。（−1）
・個別実験を行った上で、解析モデルの構築から計算コードへの反映まで、一連の流れに則って研究が実施されている。（+1×2）	・たとえばSAの分野ではほんの僅かの研究しかなされていない。JAEAよりもJNESが考えるべき問題であるが、分野ごとに中長期の包括的研究計画が必要。（−1）
・ROSAプロジェクトの着実な遂行は、軽水炉の熱水力安全研究に大きく貢献していると考えられる。また、国際的に見ても高く評価されるものである。（+1×2）	・平成23年度に終了するOECD／NEAのROSAプログラムの後について、具体的に検討すべきである。（−1）
・OECD/ROSAプロジェクトに則り、テーマとしても重要なものを適切に選定している。（+1）	・研究の多くが外部資金に拠っている。解析コードや実験施設は成果と知見が具現化されたものである。これらの運営、保守・管理、品質保証なども安全研究の重要な一部とみなすべきである。そのための内部資金を確保することも重要である。（−1）
・最適手法、3次元熱流動などタイムリーな課題選定がなされている。（+1）	・最適評価手法の導入に向けた成果の反映等、成果の具体的な活用に更に留意し計画を進める事が重要である。（−1）
・二相臨界流実験や有機ヨウ素生成実験など現行規制に寄与できる成果が散見できる。（+1）	・必要な実験を予定通りに進めているようであるが、それが全体の達成目標に対してどの程度の進捗なのかが判りにくい。（−1）
・事故時流動、核熱結合、シビアアクシデント、地震時炉心安定性、等々、様々な受託事業を活用して幅広い分野で研究を展開し、技術の進展・維持につなげている。（+1）	
・中期目標に沿って着実に成果が出ている。（+1）	
・国際的な協力関係を有効に活用してコードの検証を行っていることは評価される。（+1）	
・世界でトップレベルにある研究組織である。現在の学術・技術水準を維持、発展して欲しい。（+1）	
・「熱水力最適評価手法の妥当性評価」では，①炉心出口での気液対向流制限と炉心相間摩擦を考慮することにより，中口径破断LOCA時の最高被覆管温度の時間挙動予測を高めた研究，および②サブクール水中における急速加熱下の伝熱面からのボイド離脱モデルを構築して，過渡ボイド試験解析の予測精度を改善した研究が，予測精度向上の点で評価できる。（+1）	
・「地震時影響解析」では，3次元核－熱水力連成解析コードに冷却水に働く変動加速度を組み込んだ研究は，地震波が炉心出力応答に及ぼす影響とその感度を把握する上で興味深い研究である。（+1）	
・産業界からの要望を取り入れ着実に進展（+1）	
・研究は概ね計画通り進捗し、所定の成果を得ている。また、成果の公表、外部発表に努めている。（+1）	
・機構が所有している施設(LSTF、THYNCなど)を効果的に活用している。また、機構内部、国内外機関との連携など、効率的な研究を推進している。（+1）	
・3次元核熱連成解析手法を実施可能なモデルを整備した。（+1）	

9

参考:23年度の評価結果

【基準点】：+7

高く評価される点	改善を要する点
・LSTFによる大型実証試験を計画通り進め、有用な実証データを国際的な場に提供するとともに、福島第一原子力発電所事故の解析・評価にも、迅速に対応し、実用的な評価手段と有用な知見を提供している。(+1) ・近年成されているここの研究は、それぞれ、きちんとした成果を出していると評価。(+1) ・研究は、設備被災による一部試験の中断を除き、概ね計画通り進捗し、所定の成果を得ている。特に、OECD ROSA-2計画についてはLSTF試験を計画通り進め、データベースを拡充するとともに、成果の公表、外部発表にも努めている。(+1) ・福島事故調査に関し、事故解析、熱水力解析、ヨウ素放出解析の各種コードを用いた評価を精力的に行い、国、事業者への支援活動を実施している。(+1) ・熱水力安全研究について精力的に実施してきており、福島事故解析支援にも協力している点が高く評価できる。(+1) ・被災による影響や福島事故対応を適切に反映した計画の見直しとそれに則した研究がなされている。(+1) ・当初計画に従った研究課題に加えて実施した、①HOTCBコード開発、②BEによる炉心溶融までの熱水力挙動解明、さらに③Kichelによる放射性ヨウ素放出量評価は、福島第一事故の支援活動として評価できる。(+1) ・地震加速度に起因するBWR核熱結合現象を解析するコードを開発し、スクラム不作動時に非線形出力振動現象が発生する可能性を示したことは、学術上興味深い。(+1)	・熱水力安全研究は、実験と解析の両者があってこそいい研究になると思うが、近い将来、施設の運転・維持・改良が人員と予算の面から困難になりそう。早急に対応して欲しい。(−1)

10

機構外秘

資料No.安研評委3－7

材料劣化・高経年化対策技術に関する研究

－中間評価－

平成25年1月8日

第3回安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

本資料は、現時点では秘密情報が含まれているため「秘密文書」扱いとなっておりますが、平成25年度以降所定の手続き後、公開いたします。

研究計画の枠組みと実施状況

【研究目的】

国内軽水炉の3分の1以上がすでに30年以上の長期供用がなされていることから、長期供用に伴う経年劣化の影響を評価し、安全確保の確認を行うため、材料の経年劣化事象の予測評価の精度向上や、長期供用機器の健全性評価手法、予防保全技術の高度化に関する技術基盤の整備を行う。

【第2期中期計画】

原子炉機器における放射線や水環境下での材料の経年劣化に関して実験等によるデータを取得し予測精度の向上を図るとともに、高経年化に対応した確率論的手法等による構造健全性高度評価手法及び保全技術の有効性評価手法を整備する。

【対応する重点安全研究課題】

・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に関わるシミュレーション技術に関する研究

【平成24年度計画】

微小試験片による原子炉圧力容器鋼の破壊靭性評価法の整備を継続する。構造材料不連続部に対する残留応力及び破壊力学解析手法の精度向上を図り、構造健全性高度評価法を整備するとともに、耐震余裕評価のための構造解析手法の整備に着手する。照射環境下での応力腐食割れ試験等を実施するために必要な装置及び試験技術の整備を行うとともに、JMTR における照射試験準備を進める。ふげん実機材を使用して、熱時効脆化及びSCC に関するデータを取得し、機構論的検討を行う。また、ふげんホットラボを使用して、照射脆化研究に必要な技術及び設備等の整備を進める。

【実施体制】

運営費交付金による研究として、照射脆化等の材料劣化の機構解明に関わる試験研究、構造応答解析に関する研究を、原子力基礎工学研究部門、システム計算科学センター等と連携して実施する。JNESからの受託「福井県における高経年化調査研究」において、原子炉廃止措置研究開発センター等と連携してふげん実機材料の研究に取組む。JNESからの受託「高経年化を考慮した機器・構造物の耐震安全評価手法の高度化」において、き裂を有する配管に過大な地震荷重が負荷された場合のき裂進展挙動の評価手法を整備する。原子力規制庁の「高経年化技術評価高度化事業」において、原子炉圧力容器等の確率論的手法による健全性評価手法を高度化する。原子力規制庁からの受託「軽水炉燃材料詳細健全性調査」では、照射試験炉センター等と連携して照射研究を実施する。

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

なし。（JMTR再稼働時期の見直しによる影響については、個別課題・評価調査票 軽水炉燃材料詳細健全性調査（原子力規制庁からの受託事業）で記載）

【進捗状況】

計画通りに進捗している。

1

研究の実施内容と成果の概要(1/3)

【平成22～23年度の概要】

- 原子炉圧力容器鋼の照射脆化予測の高精度化のため、3次元アトムプローブ等による照射脆化機構に関する知見を得るとともに、健全性評価に必要な破壊靭性評価手法に関して、微小試験片による寸法効果評価に関するデータを取得した。
- 廃止措置段階にある「ふげん」発電所の実機配管の減肉測定及び解析を行い、配管減肉データベースを構築した。また、「ふげん」のポンプ、バルブ等の実機材料による熱時効脆化機構の検討を行うとともに、配管におけるIGSCCの発生状況を評価した。
- 原子力安全・保安院からの受託「高経年化対策強化基盤整備事業」では、溶接熱影響部等の非均質部に対応した原子炉圧力容器の健全性評価法を整備した。JNESからの受託「高経年化を考慮した機器・構造物の耐震安全評価手法の高度化」では、過大な圧縮・引張荷重を付加した疲労き裂進展試験データを取得し、その影響を考慮したき裂進展評価手法を提案した。また、配管等のSCCに適用可能なPFM解析コードについて、ベンチマーク解析による信頼性の確認等の改良・整備を進めた。
- 原子力安全・保安院の「高経年化技術評価高度化事業」では、原子炉圧力容器の現行健全性評価法の技術的根拠、確率論的評価法の適用性及び炉心領域以外の部位の評価法に関する調査を行い、高精度化のための課題を抽出した。
- 原子力安全・保安院からの受託「軽水炉燃材料詳細健全性調査」では、中性子照射による原子炉圧力容器鋼の破壊靭性値の変化や炉内構造物のIASCCの進展挙動を調べるための照射試験装置等の整備、照射下試験技術の開発、未照射材のデータ取得等を進めた。

2

研究の実施内容と成果の概要(2/3)

【平成24年度の実施内容、達成目標と成果】

実施内容	達成目標	成果（見込みを含む）
①微小試験片による原子炉圧力容器鋼の破壊靭性評価法の整備。	①脆化監視技術の高度化のため、試験済みの監視試験片から採取・加工可能な試験片による破壊靭性評価を行えるようにする。	①寸法効果に関する破壊靭性データを取得し、ホットセル内に試験用治具を設置。
②構造不連続部に適用可能な確率論的評価法の整備。	②構造不連続部に対する破壊力学的評価のための解析手法の整備を継続。PFM解析コードの整備を実施。	②複雑な残留応力分布を考慮したき裂進展評価を実施。PFM解析コード(PASCAL-NP)を公開。
③ふげん実機材等を使用し、2相ステンレス鋳鋼の熱時効脆化等のデータを取得。ふげんホットラボで照射脆化研究に必要な技術、設備等の整備。	③熱時効脆化機構検討と脆化予測式の高精度化。SCC対策技術の有効性の確認。三次元アトムプローブ (3D-AP) の測定条件の最適化。	③低温長時間熱時効データによる脆化予測式の高精度化。SCC対策材(SUS316L)の効果の検証。3D-APにおけるパルスモードが結果に及ぼす影響を確認。
④過大な地震荷重に対応したき裂進展評価手法を整備。	④き裂を有する配管に過大な地震荷重が負荷された場合のき裂進展挙動の評価手法を整備。	④過大荷重下のき裂進展試験データを取得して評価手法を高度化、弾塑性破壊力学パラメータのデータベース化。
⑤原子炉圧力容器の健全性評価法について確率論的評価法の標準化に関する調査を実施。	⑤現行健全性評価法の技術的根拠の確認。確率論的評価法の標準化のための指針案の策定に着手。	⑤確率論的評価法の標準化のための指針案の策定に着手。
⑥照射下SCC試験に必要な装置整備、照射キャプセルの製作、及び未照射材での試験、照射試験 (「軽水炉燃材料詳細健全性調査」)	⑥再稼働後のJMTRにより照射試験が実施できるようにする。	⑥照射装置を整備するとともに、照射キャプセルを製作。未照射材の破壊靭性等のデータを取得。

3

研究の実施内容と成果の概要(3/3)

【成果の活用】

- 原子炉圧力容器鋼の破壊靭性評価手法に関しては、日本電気協会の破壊靭性評価に関する規程(JEAC4206、4216)の改定に貢献。
- 整備したPFM解析コードについては、規格基準類の技術的根拠に関する評価等に向けて、公開してJNES等に提供し、ベンチマーク解析により信頼性の確認を行うとともに、評価対象部位の拡張等の活用方策の充実検討を進めた。
- 原子炉圧力容器の監視試験方法に関する技術基準に対して、溶接熱影響部試験片の必要性を判断するために必要な技術的知見(照射脆化感受性に関するデータ、健全性評価法等)を提示。

【成果の公開】(平成24年度見込み)

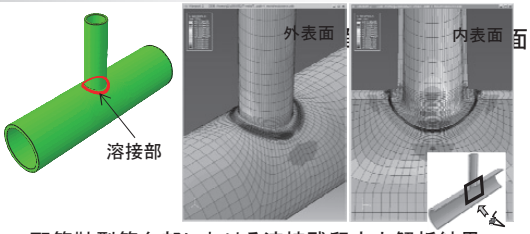
- 論文　5件、技術報告　1件、国際会議報告　9件、口頭発表　11件、受託報告書等　3件、表彰　1件。

4

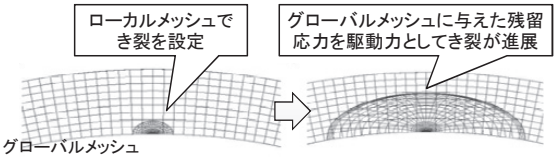
主な成果 (1/2)

【主な成果】 構造不連続部に発生する複雑な溶接残留応力分布を考慮したき裂進展が可能となった。

- ✓ SCCが顕在化しているものの、残留応力評価が難しく、そのため健全性評価も困難なPLR配管鞍型管台部を対象に、溶接残留応力解析手法及び重合メッシュ法に基づくき裂進展評価手法を開発。
- ✓ 溶接残留応力解析により算出した残留応力データをグローバルメッシュにマッピングするツールを整備。
- ✓ 複雑な溶接残留応力分布を呈する鞍型管台部を対象にSCCき裂進展解析を実施。鞍型管台部に発生したき裂の進展速度や方向を評価可能であることを確認。



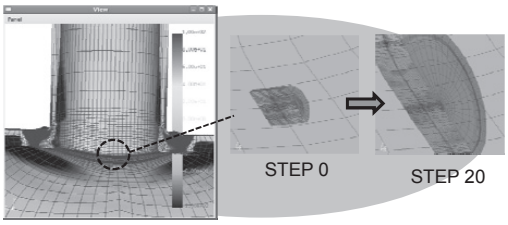
配管鞍型管台部における溶接残留応力解析結果



重合メッシュ法によるき裂進展解析の原理

【今後の取り組み】

- 重合メッシュ法に基づくき裂進展解析の精度を確認するため、他の有限要素法解析プログラムによる解析結果との比較を行う。(ベンチマーク解析)
- 鞍型管台部におけるき裂進展挙動を把握し、PFM解析の適用範囲の拡張を図る。



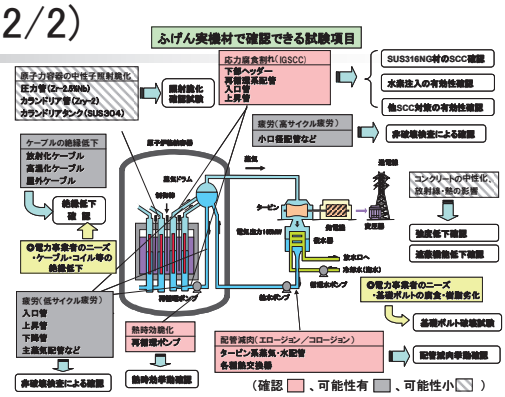
鞍型管台におけるき裂進展解析結果例

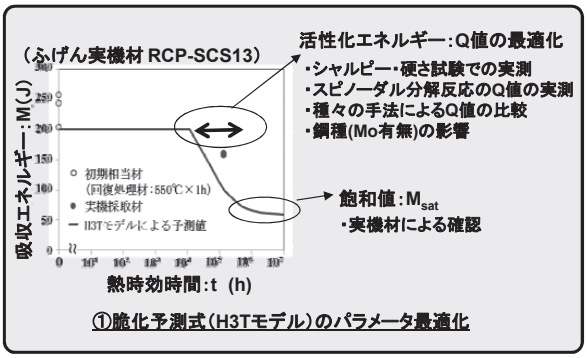
5

主な成果 (2/2)

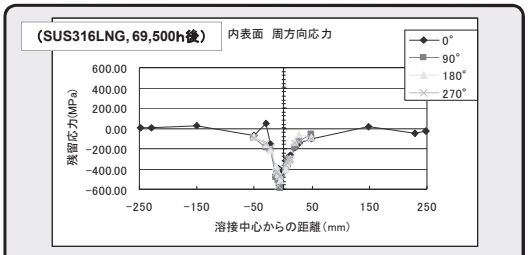
【主な成果】 ふげん実機材等を使用して、材料劣化等に関するデータを取得

- ✓ 廃止措置段階にある「ふげん」発電所の実機材を使用して、以下の研究を実施した。
  - ①2相ステンレス鋼の低温長時間熱時効脆化に関して基礎データを取得し、脆化メカニズムの検討を行い、脆化予測式の最適化の検討を行った。
  - ②ふげん配管の溶接部近傍について調査を行い、SCC対策（材料取替、応力改善、水素注入）の有効性を確認した。





①脆化予測式（H3Tモデル）のパラメータ最適化



水冷溶接を行った配管では、長期の運転後（69,500h）でも、内表面の周方向では高い圧縮残留応力を示した。

②水冷溶接部近傍の残留応力測定結果の例

［JNESからの受託事業「平成24年度福井県における高経年化調査研究」の成果である。］

6

今後の研究計画案

【研究目的】

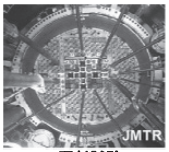
国内軽水炉の長期供用に伴う経年劣化の影響を評価し、安全確保の確認を行うため、材料の経年劣化事象の予測評価の精度向上、巨大な地震による荷重も考慮した長期供用機器の健全性評価手法、及び予防保全技術の高度化に関する技術基盤の整備を行う。

【第2期中期計画】

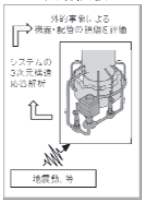
原子炉機器における放射線や水環境下での材料の経年劣化に関するデータを取得し、材料劣化予測の精度向上を図るとともに、外的事象やシビアアクシデントに対応した構造健全性高度評価手法及び保全技術の有効性評価手法を整備する。

【平成25～26年度計画】

原子炉機器における放射線や水環境下での材料の経年劣化に関するデータを取得するとともに、ふげんでの実機材調査により、材料劣化予測・評価精度の向上を図る。構造不連続部を対象に残留応力、き裂進展等の評価方法を整備し、確率論的構造健全性評価手法における適用機器の拡張を図る。基準地震動を超える地震に対する余裕評価のため、3次元構造応答解析の結果を基に機器類の破損頻度を評価する手法を整備する。



照射試験



過大な地震での構造健全性評価

【実施体制】

運営費交付金による研究として、照射脆化等の材料劣化の機構解明に関わる試験研究を、原子力基礎工学研究部門等と連携して実施する。原子力規制庁から受託する「軽水炉燃材料詳細健全性調査」では、照射試験炉センター等と連携して照射脆化及び照射誘起応力腐食割れに関するデータを取得する。JNESからの受託「ふげん」調査では、原子炉廃止措置研究開発センター等と連携して実機材・機器を利用した研究を行う。原子力規制庁の「高経年化技術評価高度化事業」では、原子炉圧力容器の健全性に関する確率論的評価手法の標準化を図る。基準地震動を超える地震に対する構造健全性評価では、システム計算科学センターと連携し、同センターが実施する3次元大規模構造応答解析から得られる機器の荷重等も踏まえ、過大な地震荷重が生じる場合の機器の損傷評価手法の整備を進める。

【期待される成果とその活用方策】

照射試験、実機材調査等により得られる知見から材料劣化予測の精度を向上させ、国による高経年化技術評価、学協会規格等の妥当性確認に必要な技術的知見として活用する。また、原子炉圧力容器の健全性評価に関する規格基準に確率論的手法を導入する指針を策定する。基準地震動を超える地震が発生した場合の機器の損傷評価研究は、シビアアクシデントを引き起こす可能性のある冷却材損失事故の発生頻度の評価等に反映する。

7

まとめ

【平成22年度～24年度上期までの実績、及び今後の計画に対する自己評価】：A

- 経年劣化として最も重要な原子炉圧力容器の照射脆化に関して、使用済の監視試験片から採取可能なミニチュア試験片を用いたマスターカーブ法による破壊靭性試験を行い、破壊靭性値における試験片寸法効果に関するデータの取得及びき裂の拘束効果に関する解析を実施するとともに、「ミニチュア試験片によるマスターカーブ法評価検討ラウンドロビン試験」に参加し、破壊靭性評価方法の高度化を図った。これらは、破壊靭性評価に関する学協会規格の改定に貢献するものである。
- また、JMTRで原子炉圧力容器鋼の照射脆化及び炉内構造物用ステンレス鋼のIASCCに関する試験を行うため、照射装置の整備、照射キャプセルの製作、未照射材の試験等を行い、照射試験に向けた準備を着実に進めた。JMTRの再稼働時期の変更に対しては、照射スケジュールの見直しにより中期計画に支障がないように対処した。なお、IASCC試験については、き裂進展の加速要因として否定できない水の放射線分解の影響を調べる試験を重点化するように試験計画を見直した。
- 確率論的手法による構造健全性高度評価手法に関して、ベンチマーク解析、実機の損傷事例解析、他機関の利用者の意見等により信頼性の向上を図るとともに、残留応力解析の高度化等により構造材料不連続部への適用範囲の拡張を行った。また、原子炉圧力容器の健全性評価法について、規格基準への導入を図るため、確率論的評価法の標準化のための指針案の策定に着手するなど、確率論的方法よる科学的に合理的な構造健全性評価手法の整備に貢献した。
- ふげんで長期間使用されたポンプや配管の調査では、2相ステンレス鋳鋼の長期間熱時効（275℃、約25年間）による脆化データを国内で初めて取得し、機構論的検討も踏まえて、現行の劣化予測手法の妥当性を確認した。また、応力改善策等の配管における応力腐食割れ対策の長期有効性を確認した。

8

参考：22年度の評価結果

【基準点】：+11

高く評価される点	改善を要する点
・機構が所有している施設(ふげん)・評価ツール(PASCAL)などを効果的に活用している。また、機構内部、外部機関などとの連携など、効率的な研究を推進している。(+1×2) ・研究は概ね計画通り進捗し、所定の成果を得ている。また、成果の公表、外部発表に努めている。(+1×2) ・目的、中期計画、重点安全研究課題に基づいた計画になっている。(+1) ・JEAG等規格策定に寄与した。(+1) ・資料1-5,p.3に、保安院からの受託事業の成果で原子力学会技術賞受賞とある。契約業務を成し遂げただけでなく、研究としての質の高さも示したものとして好感。(+1) ・材料劣化などについて非常に多くの貴重な研究成果を得られているところは、高く評価できる。(+1) ・日本において、高経年化への対応が着実に進展しているのはJAEAの寄与大と思う。一方、材料研究は、ニーズベースあるいは単発的な研究になりがちで体系化が見えにくい。研究目的として、設備利用率向上や長期サイクル運転などを明示しても良いかもしれない。(+1) ・高経年化対策で重要課題である原子力圧力容器健全性評価のニーズに対応し、手法開発・改良と実証データ収集の両面で取り組んでいる。(+1) ・「ステンレスオーバーレイクラッド鋼の中性子照射によるミクロ組織変化」は，中性子照射量と耐食性劣化のマクロな相関関係を，ミクロな組織変化から明らかにしようとする研究であり，現象の本質的な理解を目指す点で評価できる。(+1) ・特徴ある装置を用いた貴重な成果（Crのスピノーダル分解）の取得(+1) ・特に、圧力容器HAZの照射脆化に着目し、新たな技術的知見を得ている。(+1) ・高経年化に関わる材料の照射脆化など、長期間を要する試験研究を着実に進めている。(+1) ・JMTRの設備の整備および技術開発を着実に進めている。(+1)	・PFMの活用計画については提示にとどまらず最終目標も示して欲しい。(-1) ・IASCCに関する今後の研究については、最近の状況をよく把握して、研究の必要性、安全上の重要性などを踏まえた計画とすることが必要。(-1) ・材料研究はニーズ、手法、現象が多様であり、これを例えばマトリクス形式でわかりやすく表現できないか。例えば、ニーズのレベルは、寿命延長、リスク情報活用、耐震安全など、手法は照射試験、PFM、ふげんデータの活用など。そうすると研究全体が相互に関連しており、体系的に実施する必要性があるということが見えてくるのではないか。(-1) ・進捗として設備の整備が挙げられるのは理解できるが、達成目標が「整備」というのは奇異な感がある。整備に対する目標を具体的に示すと、尚よい。(-1)

9

参考:23年度の評価結果

【基準点】：+6

高く評価される点	改善を要する点
・高経年化対策で重要課題である原子力圧力容器材料劣化評価上のニーズに対応し、手法開発・改良と実証データ収集の両面で着実に成果を挙げ、計画を進めている。(+1) ・これまでになされた個々の研究は、それぞれ期待された成果を挙げたと評価。(+1) ・保安院受託事業においては、設備(JMTR)の被災により、一部試験の実施が遅れているが、それを除き研究は概ね計画通り進捗している。(+1) ・特に、照射脆化、熱脆化等に関しては、微少試験片による基礎データに加え、「ふげん」を活用した実機データも取得し、機構論的評価から規格基準策定への活用を図る等、広範囲の取り組みを実施していることは評価に値する。(+1) ・材料の経年劣化についての研究は、経年変化を予測するという学術的な観点からも良く研究されているように思われた。(+1) ・高経年化対策上重要なRPV健全性評価ニーズに対応した手法開発と実証データの収集が、着実に進められている。(+1) ・過大な圧縮･引張荷重付加条件下のき裂進展試験データの取得と、これに基づくき裂進展評価式の提案は、巨大地震時の原子炉の健全性評価において有用なツールとなりうると評価する。(+1)	・IASCC研究は、安全上の優先度は必ずしも高くない。しかし一方、放射線場での材料挙動についての基盤維持も大事。関係者でこのバランスを考えて今後の計画を検討して欲しい。(−1)

10

機構外秘

資料No.安研評委3-8

核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究

−中間評価−

平成25年1月8日

第2回安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

本資料は、現時点では秘密情報が含まれているため「秘密文書」扱いとなっておりますが、平成24年度以降所定の手続き後、公開いたします。

研究計画の枠組みと実施状況

【研究目的】

リスク評価上重要な事象の影響評価手法、新型燃料等に対応した臨界安全評価手法や再処理施設機器材料の経年化評価手法の整備を行い、・臨界、火災・爆発、漏えい等の事故防止機能及び事故時の閉じ込め機能に関する安全評価技術の高度化に資する。

【第2期中期計画】

リスク評価上重要な事象の影響評価手法の整備を目的として、放射性物質の放出移行率などの実験データの取得及び解析モデルの開発を行う。また、新型燃料等に対応した臨界安全評価手法や再処理施設機器材料の経年化評価手法の整備を行う。

【対応する重点安全研究課題】

Ⅱ. 原子力施設分野　○安全評価技術
（・臨界、火災・爆発、漏えい等の事故防止機能及び事故時閉じ込め機能に関する安全評価技術高度化に関する研究）

【平成24年度計画】

- 再処理施設のリスク評価上重要事象である,地震等による冷却機能喪失に伴う高レベル廃液沸騰・乾固時の放射性物質放出移行率等のホット試験データの取得及び解析などを行う。
- 再処理溶液中に核分裂性物質の破片が分散している体系の臨界事故における、破片の大きさと核分裂出力の挙動との関係について、解析的検討を行う。
- 破損燃料の臨界安全管理の考え方を策定する前提条件としての、破損燃料が置かれている状況や取出し・保管・輸送の方法等のシナリオを調査・検討する。
- 再処理施設機器材料の経年化評価のためのデポジット腐食や環境割れなどの試験計画の策定及び試験装置の整備を行う。

【実施体制】

- 再処理施設リスク評価上重要事故影響評価手法整備研究の一部を独)原子力安全基盤機構及び日本原燃(株)と共同研究として実施し、原子力基礎工学研究部門及び福島技術開発試験部と連携して実施する。
- 破損燃料臨界安全評価研究では原科研特別チームと連携して実施する。
- 燃焼度クレジットを導入する際の臨界安全評価手法整備研究の一部、燃焼計算コードの検証用データの取得は、原子力基礎工学研究部門、福島技術開発試験部の協力を得て実施する。
- 再処理機器材料経年変化研究は、独)原子力安全基盤機構からの受託研究として実施し、原子力基礎工学研究部門や福島技術開発試験部との連携、一部、東工大、埼玉大、早稲田大、九工大の協力を得て実施する。

【進捗状況】

計画通り進捗している。

1

研究の実施内容と成果の概要(1/3)

【平成22-23年度の概要】

① 地震等による冷却機能喪失に伴う高レベル廃液の沸騰・乾固時における放射性物質の放出移行データを模擬廃液を用いたコールド基礎試験により取得した。また、工学試験装置の詳細設計、ホット試験装置の整備を行った。

② TRACY実験により模擬臨界事故出力挙動データなどを取得した。取得実験データの出力単調減少部に加え、第1ピーク部及びプラトー部について近似評価法を開発し、従来手法より精度が高いことを確認した。

③ 再処理溶媒等の燃焼に伴う煤煙放出及びHEPAフィルタ差圧上昇データ等を様々な燃焼条件下で取得した。

④ 5%超濃縮度ｳﾗﾝU臨界ﾍﾞﾝﾁﾏｰｸ実験の主要実験パラメータの不確かさと臨界量測定精度との関係を把握した。

⑤ 燃焼解析評価使用済燃料中難測定FP核種の組成データを開発した高精度な手法を用いて取得した。

⑥ 再処理溶解槽沸騰伝熱面腐食やPu濃縮缶凝縮硝酸腐食の試験データを溶液条件をパラメータとして取得した。

2

研究の実施内容と成果の概要(2/3)

【平成24年度の実施内容、達成目標と成果】

実施内容	達成目標	成果
①再処理施設のリスク評価上重要な事象に係る放射性物質の物理化学挙動データを取得する。また、高レベル廃液沸騰・乾固時の放射性物質放出移行率等のホット試験データの取得などを行う。 ②溶液中に核分裂性物質の破片が分散している体系の臨界事故における、破片の大きさと核分裂出力の挙動との関係について、解析的検討を行う。	①模擬廃液の気液平衡データを取得する。また、高レベル廃液沸騰・乾固時の放射性物質放出移行率等のホット試験データの取得、工学規模試験装置の整備などを行う。 ②溶液中に核分裂性物質の破片が分散している体系の臨界事故における、破片の大きさと核分裂出力の挙動との関係について、解析的検討を行う。	①模擬廃液の気液平衡データを取得した。また高レベル廃液沸騰・乾固時の放射性物質移行データを実廃液ホット試験により取得した。さらに、コールド基礎試験により模擬放射性物質(Ruなど)の移行率や熱分解データを取得し放出機構を検討した。この結果を踏まえ工学試験装置を製作し基本性能を確認した。 ②溶液中に核分裂性物質の破片が分散している体系の臨界事故について、解析的検討を行い、破片が大きい方が核分裂出力が小さくなることを確認した。
③形状や組成が不確かな破損燃料について、臨界管理の考え方の検討・整理を開始する。	③考え方策定の前提条件として、破損燃料が置かれている状況や取出し・保管・輸送の方法等のシナリオを調査・検討する。	③破損燃料の状況、取出し計画等について情報収集し、冷却水へのほう素添加、未臨界監視による補助の必要性を検討した。
④再処理施設機器材料の経年化評価用デポジット腐食などの試験計画の策定及び試験装置の整備を行う。	④再処理施設機器材料の経年化評価のためのデポジット腐食や環境割れなどの試験計画の策定及び試験装置の整備を行う。	④再処理施設機器材料の経年化評価のためのデポジット腐食や環境割れなどの試験計画を策定するとともに試験装置の整備を行った。

研究の実施内容と成果の概要(3/3)

【成果の活用】

- 地震等による冷却機能喪失に伴う高レベル廃液の沸騰・乾固時における放射性物質の放出移行挙動データは、再処理施設のリスク評価の精度向上や重大事故の影響評価手法整備に寄与することが期待できる。
- 具体的な事故シナリオに基づく火災時の閉じ込め機能喪失に至るまでの猶予時間の定量的評価に活用できる。この成果をJNESに提供した。
- 破損燃料取り出しや新型炉燃料等の導入に対応した核燃料サイクル施設の臨界安全設計・評価手法への貢献が期待できる。
- 高経年化対策技術評価マニュアル等への反映が期待される技術データを提供した。

【成果の公開】

- 論文4件、技術報告2件、国際会議2件、口頭発表15件、受託報告書5件、表彰　0件

4

主な成果 (1/3)

再処理施設におけるリスク評価上重要な事象の影響評価手法の整備(1/2)　高レベル濃縮廃液沸騰・乾固事象

再処理高レベル廃液乾固物の熱分解に伴う揮発性Ru化学種の移行挙動(還元反応、掃気)に影響を及ぼすと予想されるNOxの発生挙動データを取得した。

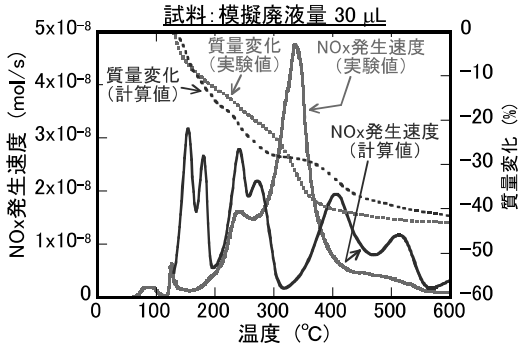


図1　模擬廃液・乾固物の昇温に伴うNOx発生速度及び質量変化

冷却機能喪失時の再処理高レベル濃縮廃液沸騰・乾固時における放射性物質(Ru、Cs等)の気相への移行データを非放射性模擬廃液試験により取得した。

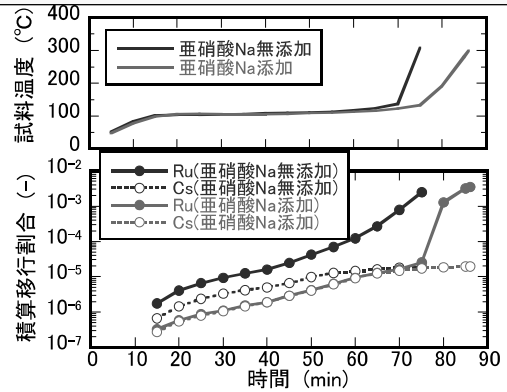


図2　模擬放射性物質の気相への移行割合(亜硝酸の影響)

・各硝酸塩が単独で熱分解すると仮定して得られた模擬廃液熱分解時のNOx発生速度及び質量の計算結果は実験値を十分模擬できないことを確認。複酸化物生成の可能性を示した。
・廃液沸騰段階において亜硝酸により揮発性Ru化学種(RuO_4)の生成が抑えられることを明らかにした。

→ ・高レベル濃縮廃液沸騰・乾固時における放射性物質移行挙動データは、再処理リスク評価手法の精度向上や重大事故影響評価手法整備に寄与することが期待される。

主な成果 (2/3)

再処理施設におけるリスク評価上重要な事象の影響評価手法の整備(2/2)　・臨界事故事象

水や硝酸溶液などに核燃料物質などの小片（デブリ）が浮遊している体系での臨界事故を想定し、デブリの大きさが核分裂出力密度の推移に与える影響を解析的に調べた。

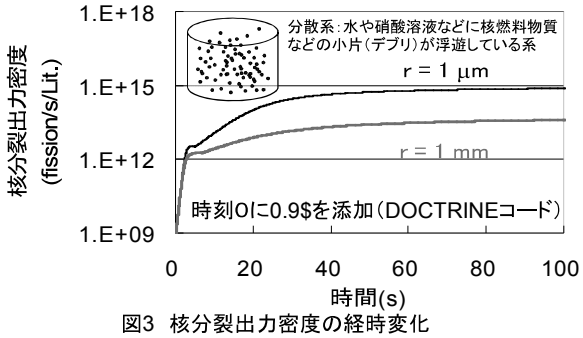


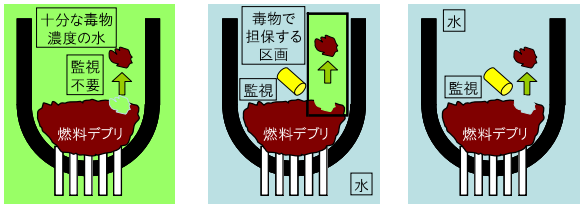
図3　核分裂出力密度の経時変化

大きいデブリでは、周辺に比べて中心部の温度が高くなるため、ドップラー効果によるフィードバック反応度が大きくなり、出力が小さく推移するとの考え方を裏付ける解析結果を得た。

➡ デブリの臨界事故評価の精度向上が期待される。

破損燃料の臨界安全管理の考え方について

性状が不確かな破損燃料の臨界安全管理の考え方を策定するために、破損燃料が置かれている状況や取出し・保管・輸送の方法等のシナリオを調査・検討した。



：中の毒物濃度が十分ならば未臨界は担保できる。　区画作業を監視する必要あり　取出作業を監視する必要あり

図4　冷却水へのほう素投入の有無、未臨界監視必要性等、破損燃料取出しのシナリオ例

破損燃料取出作業時の未臨界担保には、冷却水への中性子毒物添加が必要である。毒物の無い水中で破損燃料を加工する場合には、未臨界であることを測定により確認・監視しなければならない。

➡ 破損燃料の確実な臨界安全管理、設備設計、作業監視、安全評価が期待される。

主な成果 (3/3)

燃焼解析コード検証用使用済燃料組成データ再評価

試験データの見直し作業を実施し、FP核種測定時に実施した元素分離の不完全性の補正と、U、Ndの再測定を実施。

- 燃焼度の再評価を含む定量結果の変更
- 燃焼計算との比較とレポート化の実施

再評価の結果例　2F1ZN2C3(UO_2;38GWd/t)
SWAT3.1 計算結果（JENDL-3.3）

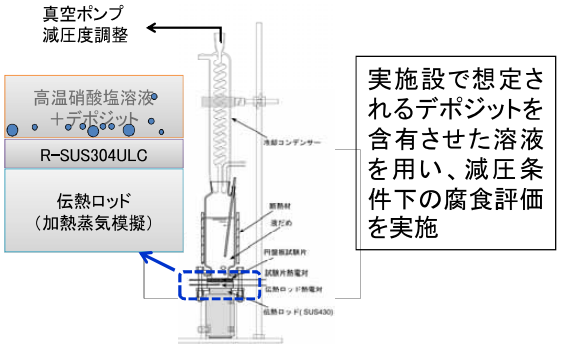
同位体*	Cs133	Nd143	Sm149	Rh103	Gd155
昨年度	1.07	1.02	1.07	1.05	1.10
再測定	1.02	1.03	1.00	1.00	1.09

* 30GWd/t燃焼後5年冷却時のFP中性子吸収割合の50%を占める同位体

➡ 燃焼計算コードの計算誤差評価への応用、使用済燃料の臨界管理精度向上が期待される。

再処理施設の経年変化評価の妥当性評価手法整備

・機器腐食に及ぼすデポジット等の影響、機器の環境割れに係わる電気化学特性及び機械的特性、機器の水素吸収ぜい化割れに係わるメカニズムに関する試験研究」）、試験計画の策定検討し試験装置を整備した。



実施設で想定されるデポジットを含有させた溶液を用い、減圧条件下の腐食評価を実施

図6　減圧沸騰条件デポジット腐食試験装置

➡ ・六ヶ所再処理施設機器の高経年化対策技術評価マニュアル整備等への反映が期待される。

7

今後の研究計画案

【研究目的】

リスク評価上重要な事象の影響評価手法の整備、新型燃料等に対応した臨界安全評価手法や再処理施設機器材料の経年化評価手法の整備を行い、・臨界、火災・爆発、漏えい等の事故防止機能及び事故時の閉じ込め機能に関する安全評価技術の高度化に資する

【第2期中期計画(変更案)】

リスク評価上重要な事象の影響評価手法の整備を目的として、放射性物質の放出移行率などの実験データの取得及び解析モデルの開発を行う。また、破損燃料等に対応した臨界安全評価手法や再処理施設機器材料の経年化評価手法の整備を行う 。

【平成25～26年度計画】

- ・再処理施設のリスク評価上重要な事象に係わる放射性物質の物理化学挙動データを取得し、事故影響評価手法を整備する。
- ・破損燃料臨界事故時の影響評価手法を整備する。
- ・破損燃料取扱に係る臨界安全評価手法を整備する。
- ・再処理施設経年劣化評価手法を整備する。
- ・使用済燃料の直接処分の導入の議論に対応し、直接処分時の臨界安全評価に関する研究を立ち上げ、研究計画を作成する。

【実施体制】

- ・再処理施設のリスク評価上重要な事故の影響評価手法整備研究では、独)原子力安全基盤機構及び日本原燃(株)と共同研究として実施し、原子力基礎工学研究部門及び福島技術開発試験部と連携して実施する。
- ・破損燃料臨界安全評価研究では原科研特別チームと連携して実施する。
- ・再処理機器材料の経年変化研究は、独)原子力安全基盤機構からの受託研究として実施し、原子力基礎工学研究部門や福島技術開発試験部との連携、一部、東工大、埼玉大、早稲田大、九工大の協力を得て実施する。

【期待される成果とその活用方策】

- ・放射性物質の物理化学挙動データは、再処理施設のリスク評価の精度向上や再処理施設重大事故の影響手法の整備データとして寄与することが期待できる。
- ・破損燃料の臨界安全評価手法や臨界事故影響評価手法としての活用が期待される。
- ・再処理施設機器材料の経年劣化技術データは、六ヶ所再処理施設の高経年化対策技術評価マニュアルの整備に反映される。
- ・使用済燃料直接処分の臨界安全研究成果は、直接処分重大事故の影響評価手法整備などに貢献できる。

8

まとめ

【平成22年度～24年度上期までの実績、及び今後の計画に対する自己評価】：A

- リスク評価上重要な事象の影響評価手法の整備では、再処理施設の重大事故でもある高レベル濃縮廃液貯槽廃液沸騰幹固事象について、実廃液を用いたホット試験やコールド基礎試験などを行い、放射性物質の放出・移行挙動データを取得し、事故影響評価の精度を向上させた。また、火災事故については、ソースタームデータの取得及び解析評価を行い有用な知見を提供した。さらに、臨界事故の影響評価手法の研究成果は廃止措置に係る破損燃料取扱作業時事故影響評価あるいは直接処分重大事故影響評価としても有用である。
- 新型燃料等に対応した臨界安全評価手法の整備研究では、次世軽水炉燃料サイクルの臨界安全研究に取り組むとともに、これまでの実験及び解析結果を臨界安全ハンドブックデータベースとして公開した。使用済燃料中FP核種同位体組成の精密測定は，燃焼解析コードの予測精度を検証するための基礎データ整備の意味で重要である。燃料デブリ組成評価にも役に立つ成果である。放射能インベントリ推定や再臨界評価などで福島第一原子力発電所事故にも適切に対応した。
- 再処理施設機器材料の経年化評価手法の整備では、溶解槽や高レベル濃縮缶などの再処理機器材料の腐食試験研究を行い、経年劣化評価の妥当性評価技術データを取得し、その成果は高経年化対策技術評価マニュアルの整備(規制支援機関)に反映された。

9

参考:22年度の評価結果

【基準点】:+9

高く評価される点	改善を要する点
・再処理施設リスク評価上の重要事象である臨界事故や火災について実証データを取得、評価精度向上に有用な知見を提供している。(+1×4) ・機構内部、外部機関などとの連携により効率的な研究を推進している。(+1×2) ・FP移行、臨界事故、火災エアロゾルなど再処理過程の問題点を全般的に網羅している。(+1) ・再処理廃液沸騰乾固事象の研究は、規制側と事業者とがともに重要と考えてマッチングファンドで実施している研究。こうした新しい枠組みの研究で成果が出始めたことを歓迎。(+1) ・基礎的データが着実に集積されていることが分かる。(+1) ・臨界安全について、日本が率先してハンドブックやデータベースを提示するべき努めていることは評価できる。(+1) ・次世代炉燃料などを先取りした研究に取り組んでいる。燃料については高度化のポテンシャルは大きい。(+1) ・「有機溶媒火災時の放射性物質閉じ込め性能評価データの取得」で取り上げられている爆発・火災時の放射性物質閉じ込め機能の評価は，核燃料サイクル施設の安全評価において，臨界事故評価と同列の重要さを持つ。この閉じ込め性能はHEPAフィルターの閉じ込め性能に強く依存する。そこで爆発・火災時を模擬した条件下でHEPAフィルター性能を定量的に評価することは，より現実的なモデルに基づく安全評価を可能にする点で重要である。(+1) ・「燃焼解析コード検証用使用済燃料組成データの取得」で目指すICP-MS装置を用いたFP核種同位体組成の精密測定は，燃焼解析コードの予測精度を検証するための基礎データ整備の意味で重要である。(+1) ・研究は概ね計画通り進捗し、所定の成果を得ている。また、成果の公表、外部発表に努めている。(+1) ・特に、放射性物質の気相放出データを取得し、再処理施設の事故影響評価に関する有用な知見を得た。(+1)	・資料1-7,p.5図1(模擬放射性物質気相移行率の経時変化)で、Csの移行割合に関する相関式はリスク研究の方で作られているが、こうした相関式は実験者が作らないと技術の進展につながらないのではないかと懸念する。(-1) ・再処理施設等のリスク評価、影響評価では、これからデータの取得、モデル開発などが進展していくことになるので、事業者である日本原燃との協力体制を強化するべきである。(-1) ・研究項目相互の関連が見えにくく、それぞれが断片的な研究という印象を受ける。評価手法の体系化を念頭においたアプローチが必要である。これは、研究目的が項目の羅列であることによるかもしれない。(-1) ・試験研究成果の体系立った整理を進めるなど、さらに一般的な活用に資する方向での努力を望みたい。(-1) ・第2期中期計画における個々の研究課題の位置づけが明確でない。各研究課題が年次計画的に継続されるのか，あるいは単年度限りかの区別が分かり難い。長期的でかつ積層的な展望の下で，毎年度の各研究課題の位置づけを踏まえて研究を推進することが望ましい。例えば，使用済燃料組成データの取得は，燃焼解析コードの検証，さらにその解析コードに基づく燃焼度クレジット導入に，どのように反映・活用されるのかが分かるように提示して欲しい。(-1) ・全体に対する達成度を示すと尚よい。(-1)

10

参考:23年度の評価結果

【基準点】:+7

高く評価される点	改善を要する点
・再処理施設リスク評価上重要な事象の臨界事故、火災等について、実証データの取得、評価手法の精度評価を進め、評価精度向上に有用な知見を提供している。(+1) ・福島第一原子力発電所事故にも適切に対応した。(+1) ・研究は概ね当初計画通り進捗し、所定の成果を得ている。(+1) ・特に、廃液沸騰時等放射性物質の気相移行データ取得など、再処理施設のリスク評価精度を向上させる上で、重要な成果を得ている。(+1) ・再処理施設のリスクを明らかにする研究が、様々な視点から行われている。また、その実施にあたっては国内の他の機関との協力体制が構築されれている。(+1) ・高燃焼度BWR9×9使用済燃料について、ICP-MS装置を用いて測定困難な核種を高精度で測定し、燃焼解析コード検証用使用済燃料組成データの取得を終了した。計画通りではあるが、燃焼組成データの拡充は評価に値する。(+1) ・平成22年度日本原子力学会賞技術賞の受賞は、優れた研究成果を積極的に公刊論文として公開する努力の結果であり、評価できる。(+1)	なし

11

機構外秘

資料No.安研評委3－9

放射性廃棄物に関する安全評価研究

－中間評価－

平成25年1月8日

第3回安全研究・評価委員会

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

本資料は、現時点では秘密情報が含まれているため「秘密文書」扱いとなっておりますが、平成25年度以降所定の手続き後、公開いたします。

研究計画の枠組みと実施状況

【研究目的】

地層処分に係る判断指標、指針等の策定に資する。施設解体と発生廃棄物に関わる安全規制等を支援する。

【第2期中期計画】

地層処分の安全審査基本指針等の策定に資するため、地質環境の変遷や不確かさを考慮した、時間スケールに応じた核種移行評価手法及び廃棄体・人工バリア性能評価手法を整備する。また、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、国が行う安全審査などへの技術的支援を行う。

廃止措置については、対象施設の特徴や廃止措置段階に応じた解体時の安全評価手法を整備する。

変更：環境汚染への対処【福島技術本部】。

【対応する重点安全研究課題】

III. 放射性廃棄物・廃止措置分野

- ○ 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（安全評価手法、検認技術等）

【平成24年度の当初計画】

- 災害廃棄物の再利用等に着目した安全解析【福島】。
- 原子力施設解体等に関わる線量評価手法の整備。
- 時間スケールや処分環境を考慮した安全評価シナリオの設定、人工バリア機能に関するモデルの整備を進めるとともに、総合的な安全解析の試行。

【実施体制】

国の規制ニーズを示した「規制支援研究計画」報告書等に基づき研究を推進する。

- 地層処分研究開発部門等との機構内連携による、研究の効率的な推進。
- 福島技術本部と連携した環境修復対応。
- NUCEF、STEM等研究施設、廃止措置実施施設など、研究拠点と連携。

外部機関については特に、

- 原子力規制庁から受託事業を外部資金として獲得して推進。
- 人員派遣を含む環境省、林野庁等への協力。
- 地層処分研究について、JNES、AIST、仏国IRSNとの協力。

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

特になし。

（ただし、受託で実施している地層処分研究は、概要調査地区が選定された場合、よりサイトを限定した研究に移行する。）

【進捗状況】

計画通りに進めている。

1

研究の実施内容と成果の概要(1/3)

【平成22～23年度の概要】

- 安全規制支援: ウラン廃棄物のクリアランスレベルを評価し、基準策定の審議および政省令の施行に貢献した。
- 1F事故環境修復: 汚染した災害廃棄物等の喫緊の取扱に関わる解析を実施し、様々なガイドライン整備等に貢献した。
- 廃止措置研究: 多様な原子力施設の廃止措置段階に応じた安全評価コードシステムDecAssessの整備に着手した。また、サイト解放に係る残存放射能評価のため放射能分布推定コードESRADを試作した。
- 地層処分研究: 地層処分の安全規制支援を目的に、保安院からの受託事業により外部資金を獲得し、地層処分システムの時間的及び空間的な変動を考慮できる確率論的評価コードGSRW-PSAを体系的に整備し、JNESへ提供した。

  また、人工バリアの長期変遷、地質・気候関連事象、処分工学技術の所期欠陥に起因する長期的な不確実性を考慮できる評価手法の検討に着手した。

2

研究の実施内容と成果の概要(2/3)

【平成24年度の実施内容、達成目標と成果】

実施内容	達成目標	成果(見込みを含む)
①災害廃棄物の焼却処理、コンクリート瓦礫等の再利用に着目し、作業者や公衆の被ばく線量を解析。	①汚染物の最終処置の安全が確保できる見通しを提示。	①災害廃棄物の受入施設の実態に応じた処理、コンクリート瓦礫等の海岸防災林盛土材への再利用、除染表土の現場保管や現場埋立、森林除染の線量率低減効果等を評価。
②廃止措置の各段階に応じた作業者や公衆の被ばく線量及び残存放射能濃度分布の評価手法を検討。	②多様な原子力施設の廃止措置段階に応じた安全評価手法をH26年度完成に向け着実に整備。	②DecAssessへ事故時の公衆の被ばく線量評価ツールを追加。放射能濃度分布推定コードESRADの実サイトへの試適用を実施。
③処分環境条件における廃棄体や人工バリアの劣化試験を実施。	③廃棄体や人工バリア評価モデルの妥当性、適用範囲を明確化。	③ガラス固化体、オーバーパック、緩衝材、ハルの劣化試験に基づき、開発したモデルを検証、改良。
④工学技術の信頼性、人工バリア材の長期変遷、地質・気候関連事象を考慮したシナリオの設定方法を検討。	④安全評価上考慮すべき不確実性要因を抽出し、リスク論的シナリオの設定手法を提示。	④内的・外的不確実性要因と安全機能の関係を整理するとともに、その結果を踏まえた安全評価シナリオを設定。
⑤我が国で想定される安全評価上設定すべきシナリオに基づき、総合的な解析を実施。	⑤人工バリアの特性や構成および環境状態設定における重要因子を抽出。	⑤評価パラメータの変動範囲等を設定した総合的な解析結果から、長期的な不確実性を定量化し、重要因子を抽出。

3

研究の実施内容と成果の概要(3/3)

【成果の活用】

- 汚染したがれき等の大規模再利用に関する安全確保の見通しを示した解析結果は、廃棄物低減と環境修復に貢献している。また、除染土壌の取扱に関わる解析結果は、除染事業の推進に活用されている。
- 安全審査へ向けて整備している評価手法等に関する研究成果は、立地に関わる概要調査、精密調査の判断指標の策定にも活用される。また、NUMOが予定している予備的安全評価に対する規制側の妥当性レビューにおいて活用される見込み。

【成果の公開】（平成24年度見込み）

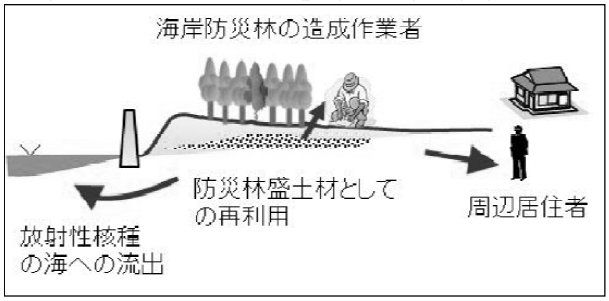
- 論文10件、技術報告5件、国際会議報告8件、口頭発表12件、受託報告書等1件。
- 表彰1件（理事長表彰：研究開発功績賞）：クリアランスレベル評価手法の開発と福島第一原子力発電所事故に起因する汚染物対策への応用。

4

主な成果（1/2）
災害廃棄物の再利用等に着目した安全解析

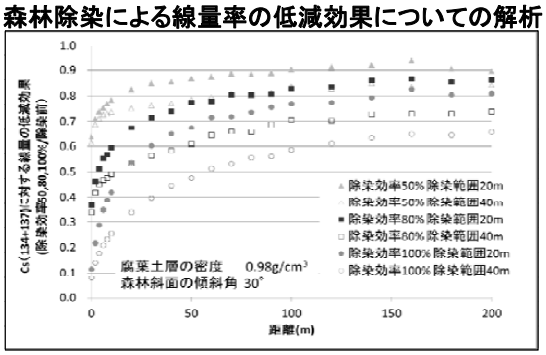
放射性廃棄物に関する安全基準検討のために整備してきた評価手法を活用して、災害廃棄物対策、除染作業など、環境修復を円滑に推進するための解析を実施。

災害廃棄物の物量低減と有効活用が期待される「防災林盛土への再利用」に関する線量評価



放射性セシウムの平均濃度として4,100Bq/kgまでであれば、安全確保の目安値を満足する結果を得た。

森林除染による線量率の低減効果についての解析



森林の端から20～40mの範囲を除染した場合、端から50m以上離れると線量低減効果は期待できない。

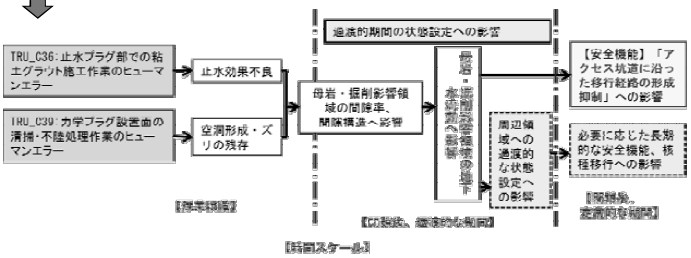
H24年度の成果の活用と貢献の代表例

- 薪ストーブ等の使用に伴い発生する灰の被ばく評価について（環境省説明資料、H24.4.6）
- 東日本大震災からの復旧復興のための公共工事における災害廃棄物由来の再生資材の活用について（環境省通知、H24.5.25）
- 災害廃棄物の広域処理の安全性について（第1.3版）（環境省説明資料、H24.6.19）
- コンクリートくず等の海岸防災林盛土材への再利用に係る線量評価について（H24.4.13、H24.7.26、林野庁へ情報提供）
- 災害廃棄物の受入処理施設の実態に応じた線量解析支援（H24.5.30、愛知県へ情報提供）
- 除染作業で削剥した表土等の天地返し、現場保管に関する遮蔽効果、線量解析（H24.6.19、H24.10.17、環境省へ情報提供）
- 森林除染による線量率の低減効果についての解析（H24.8.8、環境省へ情報提供）【継続中】
- 指定廃棄物最終処分場に係る線量評価について（H24.10.29、H24.12.14、環境省へ情報提供）【継続中】

5

主な成果(2/2)
処分工学技術の初期欠陥に関わる評価

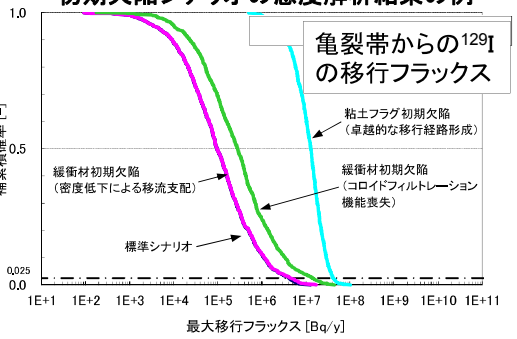
地層処分の安全評価における長期的な不確実性要因を3タイプに分類:
- ・人工バリアの変遷(内的条件)に関連したシナリオ
- ・地質・気候関連事象(外的条件)に関連したシナリオ
- **・処分工学技術の初期欠陥に関連したシナリオ**



TRU廃棄物処分のヒューマンエラーと安全機能との関係の例
(粘土プラグの止水不良に伴うプラグ領域の地下水流動への影響)

- ●作業ミスや不良による初期欠陥の要因を網羅的に分析し、処分システムのTHMCへの影響に整理。
- ●時間スケール(建設・操業、閉鎖後の過渡期間、定常化後)に応じた、処分システムへの影響を考慮したシナリオを作成。
- ●作成した初期欠陥シナリオに対する評価パラメータのバラツキを考慮した感度解析を実施。
- ●安全機能に影響を及ぼす初期欠陥シナリオを特定

初期欠陥シナリオの感度解析結果の例



影響の大きな初期欠陥
- ・粘土プラグ施行不良
- ・緩衝材の施行不良

安全設計、モニタリング計画、判断指標の策定に反映

今後の研究計画案

【研究目的】

地層処分に係る安全評価手法を整備し、判断指標、指針等の策定に資する。

施設解体と発生廃棄物に関わる安全規制を支援する。また、福島県等の環境修復を支援する。

【第2期中期計画(変更案)】

地層処分の安全評価に関して、地質環境の変遷や不確実要因を考慮した、時間スケールに応じた核種移行評価手法及びバリア機能評価手法の整備を進める。また、段階的な廃止措置並びにシビアアクシデントに起因する汚染物等の取り扱いに関わる安全評価手法を整備する。

【平成25~26年度計画】
- ・地層処分システムの総合的な解析に基づき安全評価に関する規制要件、判断指標を整理するとともに、安全評価手法の現状をH26年度中に取りまとめる。
- ・多様な原子力施設の廃止措置段階に応じた評価ツールとして、DecAssessおよびESRADを完成させる。
- ・福島県等の環境修復を円滑に進めるため、災害廃棄物等の再利用および処分形態を踏まえた安全解析を実施する。

【平成25~26年度計画】

	H25年度	H26年度
地層処分	総合的安全解析	評価手法取りまとめ
廃止措置	DecAssessおよびESRADの整備	
福島支援	再利用,除染,広域処理主体の解析	最終処分,現場埋立主体の解析

【実施体制】
- ・原子力規制庁のニーズに基づく研究推進。
- ・地層処分研究開発部門、福島技術本部、廃止措置実施施設との機構内連携。

外部機関との連携については、
- ・原子力規制庁から受託事業を獲得して推進。
- ・環境省、林野庁等への協力。
- ・地層処分に関して、仏国IRSN、AISTとの協力強化。

【期待される成果とその活用方策】
- ・地層処分安全評価手法を取りまとめ、H27年度以降の規制支援研究における重点課題の抽出。
- ・福島県等の環境修復の円滑な推進。
- ・本格化する廃止措置に向け、安全確保のためのオプションの最適化。

まとめ

【平成22年度～24年度上期までの実績、及び今後の計画に対する自己評価】：S

- 地層処分研究については、保安院およびJNESの研究ニーズに応え、体系的な確率論的安全評価手法を着実に整備し、GARW-PSA等の基幹コードならびにデータベースのJNESへの提供を進めるなど、安全規制のための中核的研究機関として大いに貢献している。H26年度を目途に、概要調査段階に向けた安全評価研究成果を取りまとめ、H27年度以降の規制研究課題の抽出を図る。
- 余裕深度処分等については、JNES、AISTとの三者間で、余裕深度処分の安全審査に対応するための規制支援体制を整備し、「処分施設施工確認の在り方」に関する検討を開始した。また、ウラン廃棄物のクリアランスレベルを評価し、基準策定の審議および政省令の施行に貢献した。この貢献により、人形峠のウラン取扱い施設がクリアランスの認可を受け、現在クリアランス実施が進んでいる。本研究成果で、保健物理学会論文賞を受けた。
- 廃止措置研究については、多様な原子力施設の廃止措置段階に応じた安全評価コード（DecAssess）の整備を進めるとともに、サイト解放に係る残存放射能分布推定コード（ESRAD）の試作、実サイトへの試適用を実施するなど、評価コードのH26年度完成に向け着実に進めている。
- 1F事故に起因する汚染物に対し、これまでに開発したクリアランスレベル評価コード、データベースを駆使して安全解析を実施してきた。H23年度は、滞留水の一時保管に関わる判断、汚泥等汚染物の取扱いガイドラインの策定等に貢献した。H24年度は、災害廃棄物の処分および再利用に関する評価、ならびに天地返し、森林除染による線量低減効果の評価を実施し、環境修復活動に大いに貢献している。本研究成果で、理事長表彰「研究開発功績賞」を受けた。

8

参考：22年度の評価結果

【基準点】：+10

高く評価される点	改善を要する点
・機構内部、外部機関との連携などにより効率的な研究を推進している。(+1×2) ・ウランクリアランス制度化に向けて、クリアランスレベルを解析し、制度化の審議に貢献した。(+1×2) ・時間スケールに着目するなど適切に課題が把握されている。(+1) ・高レベル廃棄物地層処分に関し、「閉鎖後安全評価」、「安全評価シナリオの設定」、「時間スケールを考慮」等、大事な課題に関心が向けられつつあることを歓迎。(+1) ・地層処分の安全評価についての研究を積極的に進めて頂いている点は、高く評価します。(+1) ・研究実施体制で多くの工夫がみられる。(+1) ・研究成果も高く評価でき、成果の活用も大きい。(+1) ・重要でありかつ広範囲にわたる研究を着実に実施している。特に廃止措置と地層処分については立地問題とも関係するので技術開発のみでなく、理解促進活動の充実を望みたい。(+1) ・基本指針等の整備が進む中、国や大学、産業界との連携を図りつつ評価手法の開発を進め、有用な成果を提供してきている。(+1) ・広域地下水流動解析コードによる解析結果をボーリング調査による原位置データと比較して，解析コードの妥当性を検討する「地下水流動評価手法に関する研究」は，将来選定される概要調査地区の安全評価において，重要な判断基準を与える解析ツールの信頼性向上に資する研究であり，重要な研究課題である。(+1) ・地下水環境を考慮した溶解・腐食試験により，地下水および人工バリア中のMg濃度とガラス溶解との相関性を見出した個別課題「人工バリア機能評価モデルの検討」は，人工バリア機能評価の予測精度向上に有効である。(+1) ・研究は概ね計画通り進捗し、所定の成果を得ている。また、成果の公表、外部発表に努めている。(+1) ・保安院・JNESからの受託事業では、地層処分の安全審査に関わる基本的な考え方を整備するなどの有用な成果を得ている。(+1)	・「リスク論は規制の合理化のためのもの」、「規制は設計と管理を対象として安全確保をオーバーサイトするもの」という原則と、「規制に資する研究」の関係が十分には整理されていない。(−1) ・廃止措置については、規格・指針類への貢献という位置付けをもっと強調すべきであると思う。(−1) ・地層処分の分野は、関係する外部機関の数が多くなる。すると、達成目標を明確にしておかないと関係者間の目標の共有ができないであろう。(−1) ・サイトが選定に機敏に対応できることを研究計画として示していただきたい。現在の研究内容は全般に手法開発に集中しているのではないか。(−1) ・推進側の研究との相違点をどこに見出すのか、違いをより明確に打ち出したほうが尚よい。(−1)

9

参考:23年度の評価結果

【基準点】:+7

高く評価される点	改善を要する点
・福島第一原子力発電所事故により生じたニーズに積極的に対応し、これまで蓄積した成果、経験を十分に発揮して適切な情報を提供したことは高く評価したい。(+1) ・福島事故では、多くの省庁や地方自治体からの期待に応えて、適切な対応をしたと評価。これまでの研究を通じて培った専門性が、外部から高く評価されていることのあらわれと思う。(+1) ・当初計画の保安院受託事業(地層処分の安全審査に向けた評価手法の整備)に加え、福島事故緊急対応に向けて、汚染物対策等に注力し、概ね計画通りの成果を得ている。(+1) ・特に、放射性Csの汚染物対策を含む除染対応に対して各種評価を行い、汚染対策上重要かつ実効的な成果の発信に努めてきたことは高く評価される。(+1) ・廃棄物処分の安全性評価についての研究は確実な成果を積み上げられているように思われる。(+1) ・福島事故で発生した汚染物質への対応も適切に行われている。(+1) ・機構内部、外部機関と密接な連携を採りながら進めている。(+1) ・福島第一事故対応として、①高放射能滞留水の漏出評価、②災害廃棄物等の対策に関する評価作業、及び③生活環境・農地回復に係る技術支援に積極的に取り組み、有用な知見を提供している点が評価できる。(+1) ・当初計画及び福島第一事故対応を進めながら、9件の査読付き公刊論文をまとめた点、及び保健物理学会論文賞を受賞した点は、優れた成果の積極的公開の観点で評価できる。(+1)	・現在地層処分で評価しているリスクは、施設のPSAで扱う「残留リスク(Residual Risk)」でなく、「放置のリスク」。それをどう安全管理や規制に結びつけるかをよく考えて欲しい。(−1) ・この分野のリスクは、通常使われている意味とは異なっていると思われるが、どのように扱うべきか明確にする必要がある。(−1)

10

This is a blank page.

国際単位系（SI）

表１．SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表２．基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m^2
体積	立法メートル	m^3
速さ，速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s^2
波数	毎メートル	m^{-1}
密度，質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m^3
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m^2
比体積	立方メートル毎キログラム	m^3/kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m^2
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度(a)，濃度	モル毎立方メートル	mol/m^3
質量濃度	キログラム毎立法メートル	kg/m^3
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m^2
屈折率(b)	（数字の） 1	1
比透磁率(b)	（数字の） 1	1

(a) 量濃度（amount concentration）は臨床化学の分野では物質濃度（substance concentration）ともよばれる。
(b) これらは無次元量あるいは次元１をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の１は通常は表記しない。

表３．固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン(b)	rad	1 (b)	m/m
立体角	ステラジアン(b)	sr(c)	1 (b)	m^2/m^2
周波数	ヘルツ(d)	Hz		s^{-1}
力	ニュートン	N		$m\ kg\ s^{-2}$
圧力，応力	パスカル	Pa	N/m^2	$m^{-1}\ kg\ s^{-2}$
エネルギー，仕事，熱量	ジュール	J	N m	$m^2\ kg\ s^{-2}$
仕事率，工率，放射束	ワット	W	J/s	$m^2\ kg\ s^{-3}$
電荷，電気量	クーロン	C		s A
電位差（電圧），起電力	ボルト	V	W/A	$m^2\ kg\ s^{-3}\ A^{-1}$
静電容量	ファラド	F	C/V	$m^{-2}\ kg^{-1}\ s^4\ A^2$
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	$m^2\ kg\ s^{-3}\ A^{-2}$
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V	$m^{-2}\ kg^{-1}\ s^3\ A^2$
磁束	ウエーバ	Wb	Vs	$m^2\ kg\ s^{-2}\ A^{-1}$
磁束密度	テスラ	T	Wb/m^2	$kg\ s^{-2}\ A^{-1}$
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	$m^2\ kg\ s^{-2}\ A^{-2}$
セルシウス温度	セルシウス度(e)	℃		K
光束	ルーメン	lm	cd sr(c)	cd
照度	ルクス	lx	lm/m^2	m^{-2} cd
放射性核種の放射能(f)	ベクレル(d)	Bq		s^{-1}
吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg	$m^2\ s^{-2}$
線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量	シーベルト(g)	Sv	J/kg	$m^2\ s^{-2}$
酸素活性	カタール	kat		s^{-1} mol

(a)SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。
(b)ラジアンとステラジアンは数字の１に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号radおよびsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の１は明示されない。
(c)測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
(d)ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。
(e)セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。
(f)放射性核種の放射能（activity referred to a radionuclide）は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。
(g)単位シーベルト（PV,2002,70,205）についてはCIPM勧告2（CI-2002）を参照。

表４．単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘度	パスカル秒	Pa s	$m^{-1}\ kg\ s^{-1}$
力のモーメント	ニュートンメートル	N m	$m^2\ kg\ s^{-2}$
表面張力	ニュートン毎メートル	N/m	$kg\ s^{-2}$
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	$m\ m^{-1}\ s^{-1}=s^{-1}$
角加速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s^2	$m\ m^{-1}\ s^{-2}=s^{-2}$
熱流密度，放射照度	ワット毎平方メートル	W/m^2	$kg\ s^{-3}$
熱容量，エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	$m^2\ kg\ s^{-2}\ K^{-1}$
比熱容量，比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	$m^2\ s^{-2}\ K^{-1}$
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	$m^2\ s^{-2}$
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	$m\ kg\ s^{-3}\ K^{-1}$
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m^3	$m^{-1}\ kg\ s^{-2}$
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	$m\ kg\ s^{-3}\ A^{-1}$
電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m^3	m^{-3} sA
表面電荷	クーロン毎平方メートル	C/m^2	m^{-2} sA
電束密度，電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m^2	m^{-2} sA
誘電率	ファラド毎メートル	F/m	$m^{-3}\ kg^{-1}\ s^4\ A^2$
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	$m\ kg\ s^{-2}\ A^{-2}$
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	$m^2\ kg\ s^{-2}\ mol^{-1}$
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	$m^2\ kg\ s^{-2}\ K^{-1}\ mol^{-1}$
照射線量（X線及びγ線）	クーロン毎キログラム	C/kg	kg^{-1} sA
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s	$m^2\ s^{-3}$
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	$m^4\ m^{-2}\ kg\ s^{-3}=m^2\ kg\ s^{-3}$
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	$W/(m^2\ sr)$	$m^2\ m^{-2}\ kg\ s^{-3}=kg\ s^{-3}$
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m^3	$m^{-3}\ s^{-1}$ mol

表５．SI 接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10^{24}	ヨタ	Y	10^{-1}	デシ	d
10^{21}	ゼタ	Z	10^{-2}	センチ	c
10^{18}	エクサ	E	10^{-3}	ミリ	m
10^{15}	ペタ	P	10^{-6}	マイクロ	μ
10^{12}	テラ	T	10^{-9}	ナノ	n
10^9	ギガ	G	10^{-12}	ピコ	p
10^6	メガ	M	10^{-15}	フェムト	f
10^3	キロ	k	10^{-18}	アト	a
10^2	ヘクト	h	10^{-21}	ゼプト	z
10^1	デカ	da	10^{-24}	ヨクト	y

表６．SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1h =60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	’	1’=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	”	1”=(1/60)’=(π/648000) rad
ヘクタール	ha	$1ha=1hm^2=10^4m^2$
リットル	L, l	$1L=11=1dm^3=10^3cm^3=10^{-3}m^3$
トン	t	$1t=10^3$ kg

表７．SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位で表される数値
電子ボルト	eV	$1eV=1.602\ 176\ 53(14)\times10^{-19}J$
ダルトン	Da	$1Da=1.660\ 538\ 86(28)\times10^{-27}kg$
統一原子質量単位	u	1u=1 Da
天文単位	ua	$1ua=1.495\ 978\ 706\ 91(6)\times10^{11}m$

表８．SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100kPa=10^5Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1mmHg=133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10^{-10}m
海里	M	1 M=1852m
バーン	b	$1\ b=100fm^2=(10^{-12}cm)2=10^{-28}m^2$
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的な関係は、対数量の定義に依存。
ベル	B	
デジベル	dB	

表９．固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
エルグ	erg	$1\ erg=10^{-7}$ J
ダイン	dyn	$1\ dyn=10^{-5}$N
ポアズ	P	$1\ P=1\ dyn\ s\ cm^{-2}=0.1Pa\ s$
ストークス	St	$1\ St=1cm^2\ s^{-1}=10^{-4}m^2\ s^{-1}$
スチルブ	sb	$1\ sb=1cd\ cm^{-2}=10^4cd\ m^{-2}$
フォト	ph	$1\ ph=1cd\ sr\ cm^{-2}\ 10^4lx$
ガル	Gal	$1\ Gal=1cm\ s^{-2}=10^{-2}ms^{-2}$
マクスウェル	Mx	$1\ Mx = 1G\ cm^2=10^{-8}Wb$
ガウス	G	$1\ G =1Mx\ cm^{-2} =10^{-4}T$
エルステッド(c)	Oe	1 Oe ≙ $(10^3/4\pi)$A m^{-1}

(c) ３元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「 ≙ 」は対応関係を示すものである。

表10．SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位で表される数値
キュリー	Ci	$1\ Ci=3.7\times10^{10}Bq$
レントゲン	R	$1\ R = 2.58\times10^{-4}C/kg$
ラド	rad	$1\ rad=1cGy=10^{-2}Gy$
レム	rem	$1\ rem=1\ cSv=10^{-2}Sv$
ガンマ	γ	$1\ \gamma=1\ nT=10\text{-}9T$
フェルミ		1フェルミ=1 fm=10-15m
メートル系カラット		1メートル系カラット = 200 mg = 2×10-4kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリー	cal	1cal=4.1858J（「15℃」カロリー），4.1868J（「IT」カロリー）4.184J（「熱化学」カロリー）
ミクロン	μ	$1\ \mu=1\mu m=10^{-6}m$

（第8版，2006年改訂）

この印刷物は再生紙を使用しています