JAEA-Evaluation
2015-011
DOI:10.11484/jaea-evaluation-2015-011

平成26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」
（事後評価・事前評価）

Assessment Report of Research and Development on
"Nuclear Safety Research" in FY 2014
(Post- and Pre-review 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・防災支援部門
安全研究センター

Nuclear Safety Research Center
Sector of Nuclear Safety Research and Emergency Preparedness

November 2015

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

JAEA-Evaluation

本レポートは国立研究開発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。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究連携成果展開部 研究成果管理課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方 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
Institutional Repository Section,
Intellectual Resources Management and R&D Collaboration Department,
Japan Atomic Energy Agency.
2-4 Shirakata, 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, 2015

JAEA-Evaluation 2015-011

平成 26 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」
（事後評価・事前評価）

日本原子力研究開発機構
安全研究・防災支援部門
安全研究センター

（編）工藤　保、鬼沢　邦雄*、中村　武彦

(2015 年 8 月 31 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 26 年 9 月 29 日に「安全研究」に関する事後・事前評価を安全研究・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 26 年 9 月まで及び平成 27 年度以降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、今期中期計画期間及び次期中長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事後・事前評価結果（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：〒319-1195　茨城県那珂郡東海村大字白方 2-4

＊ 原子力規制庁

JAEA-Evaluation 2015-011

Assessment Report of Research and Development on "Nuclear Safety Research" in FY 2014 (Post- and Pre-review Report)

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

Nuclear Safety Research Center
Sector of Nuclear Safety Research and Emergency Preparedness
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received August 31, 2015)

Japan Atomic Energy Agency (JAEA) consulted an assessment committee, "Evaluation Committee of Research and Development (R&D) Activities for Nuclear Safety", for post-review and pre-review 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 JAEA.

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 and next 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, Post-review, Pre-review, 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.

* Nuclear Regulation Authority

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　研究開発課題の事後・事前評価について（諮問） …… 53
付録２　安全研究・評価委員会からの提言とそれに対する原子力機構の措置 …… 57
付録３　安全研究・評価委員会説明資料 …… 73

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 …… 53
Appendix 2　Responses from JAEA on the Committee Member Comments …… 57
Appendix 3　Materials Presented at the Committee …… 73

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 26 年 9 月 29 日に「安全研究」に関する事後・事前評価を安全研究・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 26 年 9 月まで及び平成 27 年度以降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、今期中期計画期間及び次期中長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、現行中期目標／計画期間の成果に対する事後評価については、SABC の 4 段階評価に対して、「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、関係行政機関等への協力、リスク評価・管理技術に関する研究、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、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及び放射性廃棄物に関する安全評価研究では、S 評価が最も多い評価結果であり、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や国等への技術的支援は、中期計画には記載されていないものも含めて、大きく貢献したものと認められ、これらの成果を上げたことは、高く評価したい。さらに、OECD/NEA の ROSA-2 プロジェクトを主催し完遂したこと、及び産官共同で再処理施設のリスク評価上重要な事象に係るデータを整備したことは、外部機関との密接な連携を図りつつ進められたものであり、高く評価できる」と評された。次期中長期目標／計画期間に対する事前評価については、「原子力全般にわたる安全研究について十分配慮された計画となっており高く評価できる、シビアアクシデント研究課題や原子力安全規制への技術的支援及びそれに資する安全研究活動に重点をおく方針は適切である、各分野の内容も着実なものである」など、研究計画については概ね妥当と評価された。

本報告書は、安全研究・評価委員会から提出された事後・事前評価結果（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、以下の委員で構成された。

委員長	藤城　俊夫	（一般財団法人）高度情報科学技術研究機構　参与（平成 22 年度～26 年度）
委員	阿部　清治	原子力規制庁　技術参与（平成 22 年度～26 年度）
	阿部　豊	筑波大学大学院　教授（平成 22 年度）
	浦田　茂	関西電力（株）　チーフマネジャー（平成 22 年度～24 年度）
	梅澤　成光	三菱重工業（株）　原子炉安全技術部　技監（平成 25 年度～26 年度）
	大江　俊昭	東海大学工学部　専任教授（平成 22 年度）
	鹿島　光一	（一般財団法人）電力中央研究所　原子力技術研究所　研究アドバイザー（平成 22 年度～26 年度）
	関村　直人	東京大学大学院　工学系研究科　教授（平成 22 年度～26 年度）
	田中　知	東京大学大学院　工学系研究科　教授（平成 22 年度～25 年度）
	巻上　毅司	東京電力（株）燃料設計グループマネージャー（平成 22 年度）
	山口　彰	大阪大学大学院　工学研究科　教授（平成 22 年度～25 年度）
	山中　伸介	大阪大学大学院　工学研究科　教授（平成 22 年度～26 年度）
	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（平成 22 年度～26 年度）
	山根　義宏	名古屋大学　名誉教授（平成 22 年度～26 年度）

（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) 中間評価結果（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) 中間評価答申：平成 25 年 3 月 26 日

(6) 第 4 回安全研究・評価委員会：平成 26 年 3 月 5 日

(7) 第 5 回安全研究・評価委員会：平成 26 年 10 月 31 日
・平成 22 年度～平成 26 年度上期までの事後評価及び平成 27 年度～平成 33 年度までの事前評価

(8) 事後・事前評価結果（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。

(9) 事後・事前評価答申：平成 26 年 12 月 26 日

4．評価方法

4．1　評価対象

事後評価の対象は、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　事後評価の対象

	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

事前評価の対象は、表 4.2 に示した安全研究センター全体の活動及び 7 分野の研究活動とした。

表 4.2　事前評価の対象

	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	リスク評価及び原子力防災に関する研究
2	軽水炉燃料の安全性に関する研究
3	軽水炉の事故時熱水力挙動に関する研究
4	材料劣化・構造健全性に関する研究
5	核燃料サイクル施設の安全性に関する研究
6	臨界安全管理に関する研究
7	放射性廃棄物管理の安全性に関する研究

4．2　評価のまとめ方

中期計画に基づき安全研究センターが実施する各分野及び規制支援を含む研究全体について、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、それらを基に評価結果をまとめる。

今回の評価は、原子力機構の第Ⅱ期中期計画（平成 22 年度～平成 26 年度）における事

後評価及び第Ⅲ期中長期計画期間（平成 27 年度～平成 33 年度）における事前評価である。各委員が記載する事後評価における評価シートの構成を表 4.3 に示す。平成 24 年度には、それまでの期間における評価を取りまとめ、中間評価を行った。平成 25 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、採点済みである。今回の事後評価では、これらも参考に、平成 26 年度末までの成果（見込みも含む）について、その研究開発の達成度、当初計画の妥当性、成果の波及効果、新たな課題への反映等の観点から、表 4.4 に示す S, A, B, C 基準で評価した。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 4.3　各委員が記載する「事後評価シート」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 4.4　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

各委員が記載する事前評価における評価シートの構成を表 4.5 に示す。

表 4.5　各委員が記載する「事前評価シート」の構成

分野	評価意見	改善を要する点	その他、期待等
センター全体			
リスク評価			
…			
総合評価			
その他特記事項			

事前評価では、研究開発課題の選定、方向性・目的・目標等の妥当性、研究開発の進め方の妥当性、研究資金・人材等の研究開発資源の配分の妥当性等の観点から、評価意見、改善を要する点、期待等を挙げてコメントをいただいた。この事前評価シートの評価意見、改善を要する点等のコメントを整理し、それらの意見を踏まえて取りまとめを行い、委員長の確認を得て最終版とした。取りまとめた評価結果については、次期中長期計画に繁栄することとし、その対応については委員に提示し確認を得た。

５．評価結果（答申書）

平成２６年１２月２６日

独立行政法人　日本原子力研究開発機構
理事長　松浦　祥次郎　殿

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［２６原機(全)００８］のあった下記の研究開発課題の事後評価及び事前評価について、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」
に関する事後評価及び事前評価

This is a blank page.

別紙

安全研究・評価報告書
「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」
－事後評価　及び　事前評価－

2014 年 12 月

安全研究・評価委員会

目次

１．　はじめに・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 11
２．　事後評価・事前評価の進め方・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 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．　事後評価対象の概要・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 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・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 19
３．２．１　リスク評価・管理技術に関する研究・・・・・・・・・・・・・・・・・ 19
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・・・ 20
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・・ 22
３．２．４　材料劣化・高経年化対策技術に関する研究・・・・・・・・・・・・ 24
３．２．５　核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究・・・・・・・・・・・ 25
３．２．６　放射性廃棄物に関する安全評価研究・・・・・・・・・・・・・・・ 26
４．　事後評価結果・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 29
４．１　安全研究センターの概況・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 29
４．２　リスク評価・管理技術に関する研究・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 31
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・・・・・・・ 32
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・・・・・・ 33
４．５　材料劣化・高経年化対策技術に関する研究・・・・・・・・・・・・・・・・ 34
４．６　核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究・・・・・・・・・・・・・・・ 35
４．７　放射性廃棄物に関する安全評価研究・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 36
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・・・・・ 37
５．　事後評価のまとめ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 38
６．　事前評価対象の次期中長期計画案・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 39
７．　事前評価結果・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 41
７．１　安全研究センターの研究活動について(関係行政機関等への協力)・・・・・ 41
７．２　リスク評価及び原子力防災に関する研究・・・・・・・・・・・・・・・・・ 43
７．３　軽水炉燃料の安全性に関する研究・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 44
７．４　軽水炉の事故時熱水力挙動に関する研究・・・・・・・・・・・・・・・・・ 45
７．５　材料劣化・構造健全性に関する研究・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 46
７．６　核燃料サイクル施設の安全性に関する研究・・・・・・・・・・・・・・・・ 47
７．７　臨界安全管理に関する研究・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 48
７．８　放射性廃棄物管理の安全性に関する研究・・・・・・・・・・・・・・・・・ 49
８．　事前評価結果のまとめ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 50

1．はじめに

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 26 年 9 月 29 日に「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」に関する事後評価及び事前評価を安全研究・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 26 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、当該諮問に対して、平成 24 年度に実施した中間評価、及び平成 25 年度に実施した年度評価も参考に、平成 26 年 10 月 31 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、事後及び事前評価の結果を取りまとめたものである。

２．　事後評価・事前評価の進め方

２．１　委員構成

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

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	（一財）高度情報科学技術研究機構　参与
委員	阿部　清治	原子力規制庁　技術参与
委員	梅澤　成光	三菱重工業株式会社　原子炉安全技術部　技監
委員	鹿島　光一	（一財）電力中央研究所　原子力技術研究所　研究アドバイザー
委員	関村　直人	東京大学大学院　工学系研究科　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

なお、都合により、阿部委員は評価委員としての対応が困難であったため、7 名の委員により評価を行った。

２．２　評価の対象

事後評価の対象は、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（計７課題）とした。また、事前評価の対象は、表 2.3 に示した安全研究センター全体の活動及び７分野の研究活動（計８課題）とした。

表 2.2　事後評価の対象

	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

表 2.3　事前評価の対象

	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	リスク評価及び原子力防災に関する研究
2	軽水炉燃料の安全性に関する研究
3	軽水炉の事故時熱水力挙動に関する研究
4	材料劣化・構造健全性に関する研究
5	核燃料サイクル施設の安全性に関する研究
6	臨界安全管理に関する研究
7	放射性廃棄物管理の安全性に関する研究

２．３　評価のまとめ方

中期計画に基づき安全研究センターが実施する各分野及び規制支援を含む研究全体についての評価を行う。なお、これまで実施してきた原子力規制庁からの受託事業に関する個別の評価については、原子力規制庁に於いて評価が実施されることになったため、本委員会では行わない。評価のまとめ方は、大綱的指針の評価項目例を参考に、良好点や課題などを挙げ、それらを基に評価結果をまとめた。

今回の評価は、第Ⅱ期中期計画（平成 22 年度～平成 26 年度）の事後評価、及び第Ⅲ期中長期計画（平成 27 年度～平成 33 年度）の事前評価である。各委員が記載する事後及び事前の評価シートの構成をそれぞれ表 2.4 及び表 2.5 に示す。平成 24 年度には、それまでの期間における評価を取りまとめ、中間評価を行った。また、平成 25 年度は、年度評価として、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。今回の事後評価では、これらを参考に、平成 26 年度末までの成果（見込みも含む）について、研究開発の達成度、当初計画の妥当性、成果の波及効果、新たな課題への反映等の観点から、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 2.6 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たか）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。事前評価では、研究開発課題の選定、方向性・目的目標等の妥当性、研究開発の進め方の妥当性、研究資金・人材等の研究開発資源の配分の妥当性等の観点から、評価意見、改善等の注意点を挙げた。

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 2.4　各委員が記載する「安全研究・事後評価シート」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 2.5　各委員が記載する「安全研究・事前評価シート」の構成

分野	評価意見	改善を要する点	その他、期待等
リスク評価			
…			

表 2.6　事後評価の基準

事後評価基準	評価
・特に優れた実績を上げた。	S
・中期計画通り、または中期計画を上回って履行し、中期目標を達成、または中期目標を上回る実績を上げた。	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、中期目標の達成に近い実績を上げた。	B
・中期計画を履行できず、中期目標を達成する実績は上げられなかった。また、中期目標の達成に向けた実績も不十分だった。	C

３．事後評価対象の概要

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原子力機構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。

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。

東京電力福島第一原子力発電所事故（福島第一原発事故）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）、279 人・日（24 年度）、103 人・日（H25 年度）、19 人・日（H26 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（26 年度は 9 月まで）。

・国（文科省、経産省、原子力規制委員会等）：
34 名（22 年度）、34 名（23 年度）、26 名（24 年度）、24 名（25 年度）、14 名（26 年度）
・地方公共団体（青森県、新潟県、福島県等）：
6 名（22 年度）、5 名（23 年度）、8 名（24 年度）、1 名（25 年度）、1 名（26 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）、52 名（25 年度）、24 名（26 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）、15 名（25 年度）、37 名（26 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）、7 名（25 年度）、8 名（26 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）、6 件（25 年度）、5 件（26 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。

機構内外の組織との連携・協力については、以下の通り。

・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（大学や企業等）：
10 件（22 年度）、7 件（23 年度）、5 件（24 年度）、11 件（25 年度）、6 件（26 年度）
・委託研究（大学）：
2 件（22 年度）、2 件（23 年度）、4 件（24 年度）、1 件（25 年度）、0 件（26 年度）

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派遣：
20 名（22 年度）、22 名（23 年度）、38 名（24 年度）、31 名（25 年度）、7 名（26 年度）
・外部講師として法人へ派遣：
7 名（22 年度）、4 名（23 年度）、3 名（24 年度）、2 名（25 年度）、4 名（26 年度）

・原子炉安全研修等の講師として派遣：
34 名（22 年度）、29 名（23 年度）、53 名（24 年度）、11 名（25 年度）、14 名（26 年度）
・外国人研究者を受け入れ：2 名（22～23 年度）

成果の発信としては、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（26 年度は 9 月まで)。

・査読付き論文：
31 報（22 年度）、31 報（23 年度）、42 報（24 年度）、39 報（25 年度）、22 報（26 年度）
・査読無し論文：
17 報（22 年度）、10 報（23 年度）、20 報（24 年度）、3 報（25 年度）、4 報（26 年度）
・研究開発報告書：
15 報（22 年度）、10 報（23 年度）、10 報（24 年度）、13 報（25 年度）、2 報（26 年度）
・プレス関係：
発表：2 件（22 年度）
取材：1 件（22 年度）、66 件（23 年度）、34 件（24 年度）、23 件（25 年度）、11 件（26 年度）

また、広報活動等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、福島第一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）、約 110 名（25 年度）が出席した。26 年度は当委員会後の 12 月 10 日に開催され、約 90 名が出席した。

安全研究センターの人員は、第Ⅰ期には 70 人前後いた研究系職員が第Ⅱ期では 60 人前後と減少しているが、近年、新入職員の増員で僅かながら増加に転じている。任期付研究員は現在 40 人強おり、研究の補助を担っている。

まとめ

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。

・中期計画に従い、各項目について軽水炉発電の長期利用に備えた研究等を実施し、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た。
・福島第一原発事故に対しては、実施計画を見直し、外的事象やシビアアクシデントの規制要件化に対応した研究に重点化して、事故や環境の評価、事故の発生防止、影響緩和等の研究を進め、有用な知見を得た。
・研究の実施に当たっては、中立性・透明性の確保に努めた。25 年度に新たに設置した規制支援審議会での議論を通してその評価を受けることとした。
・研究の実施に必要な予算については、福島第一原発事故以降も運営費交付金は減少傾向であるものの、原子力規制庁等からの受託研究の充実を図った。
・人的資源の漸減傾向に対しては、積極的に人材強化策を講じ、H24 年度以降、新人研究員及び博士研究員の採用数の増加を得た。

関係行政機関等への協力については、以下の通り。

- 規制庁、旧保安院及び旧 JNES からのニーズに応え、軽水炉燃料の高燃焼度化、軽水炉及び再処理施設の高経年化、放射性廃棄物の処分等に関する受託研究を実施して成果を提供した。
- 福島第一原発事故に対しては、旧原安委、旧保安院、環境省等に協力して対策の検討を行うため、専門家を平成 22 年度から 899 人日参画させると共に、事故進展予測・現象分析、汚染水対策、除染効果等の分析・評価等により継続的に支援した。
- 関係行政機関等に対しては、原子力規制委員会や環境省の検討チームや委員会等に平成 22 年度から 534 [第 I 期：690]人回参加し、人的・技術的支援を行うなど、継続的に貢献している。策定に貢献した基準等は 21 [第 I 期：3]件であった。

以上を勘案し、中期計画を達成すると見込まれると共に、福島第一原発事故への対応を含め、卓越した成果を挙げていることから、自己評価は、S 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。

・軽水炉のリスク評価技術：ソースターム評価コード THALES2/KICHE 及び事故影響評価コード OSCAAR の高度化を着実に進めるとともに、THALES2/KICHE コードを効果的に活用し目的に応じたソースターム情報を取得するための関連手法（不確かさ評価／重要度評価手法及び最適化手法）を構築。THALES2/KICHE コード及び関連手法を 1F 事故解析等に適用し、得られた知見を国内外の関連機関に提示。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を人的資本法及び支払意思額法により評価し旧 JNES に報告。水素挙動試験（OECD/NEA の THAI-2 計画により入手）の解析を例にシビアアクシデント解析への CFD コードの適用性を検討。

・再処理施設のリスク評価手法：MF 研究の実験結果等に基づいて高レベル濃縮廃液貯槽沸騰・乾固事故における放射性物質放出移行モデルを構築するとともに、ART コードに導入し再処理施設のシビアアクシデント時におけるソースターム評価手法を整備。成果の一部を原子力規制庁に提供。貯槽から放出される Ru の気相反応に分子動力学的な手法を適用しその化学形を理論的に推定。ベイズ統計手法により PSA 用故障率データを導出し旧 JNES に報告。

・原子力防災：OSCAAR コード等を応用した多岐にわたる解析に基づいて、防護措置の範囲や被ばく低減効果、複合的実施戦略に係わる技術的な情報を導出し、原子力安全委員会、原子力規制委員会及び地方自治体に提示するとともに、OIL 指標に係わる知見を取得。最新の ICRP 人体モデルを用いた甲状腺に対する光子・電子の比吸収割合を評価。

・事故・故障の分析：事故・故障の情報に関しては、報告された IRS や INES の情報 約 500 [第 I 期：約 500]件 等について分析を行い、関係者に提供した。IRS と INES における事例の分析と合わせて、5 つの事故調査報告書のレビューや過去の事例分析に基づいて 1F 事故の進展や原因等に係わる技術的課題を検討・抽出し、原子力規制庁や電力会社に提示。

・福島第一原発事故対応：原子炉容器から環境への Cs 再放出量推定手法の構築、防護措置による回避線量の評価、公衆の内部・外部被ばく線量評価、住民の個人被ばく線量測定とその結果に基づいた被ばく線量評価手法の構築を的確かつ適時に実施し、国内外の関連機関に有用な技術情報を提供・報告。80km 圏内の走行サーベイデータ等に基づいて土地利用種別の放射性 Cs の環境半減期や移行モデルを構築し原子力規制庁に報告。モニタリングデータと OSCAAR コードによる大気拡散解析の比較に基づいてヨウ素の形態（気体状／粒子状）を推定。

以上を勘案し、中期計画を達成見込みである。特に、重要度評価を効率的に行う手法とシビアアクシデント対策の有効性評価（最適化）手法を開発し、実機評価に適用できることを確認したこと、及び福島第一原発事故のオンサイト及びオフサイトに係わる評価手法の構築や分析・評価を適時・的確に遂行し、福島第一原発事故への短期的な対応や環境回復・住民帰還に向けた取り組みに対して人的・技術的に貢献したことは高く評価できることから、自己評価は、S 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。

反応度事故(RIA)時の燃料挙動：燃料破損に係る基準の策定や個別の安全審査に活用

・燃料破損しきい値に関するデータの範囲を燃焼度約 80 MWd/kg まで拡大し、また、従来の燃料に比べ被覆管の腐食抑制を図るなどしている改良型燃料を対象とした試験を実施し、燃料に関する今後の安全審査に資する知見を蓄積するとともに、旧原子力安全委員会が定める「破損しきい値のめやす」において暫定的であった 65～75 MWd/kg の範囲について安全余裕を確認した。また、高燃焼度燃料の破損限界に対して燃料初期温度が及ぼす影響に関するデータを取得し、商用炉照射 MOX 燃料の破損限界についてもウラン燃料との間に差異がないことを明らかにした。
・被覆管中の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 RIA 時の燃料破損に対する指標となることを示した。
・系統的な被覆管破損限界データ取得を目的とし、水素を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特性試験を組合せた試験手法を開発し、製造時結晶組織、水素化物析出形態、応力二軸性、等が RIA 時の被覆管破損挙動に及ぼす影響に関するデータ及び知見を取得した。

冷却材喪失事故(LOCA)時の燃料挙動：安全審査、基準の改定、SA 対策の検討及び有効性評価等に活用

・急冷時破断限界に関するデータの範囲を燃焼度約 80 MWd/kg まで拡大し、また、従来の燃料に比べ被覆管の腐食抑制を図るなどしている改良型燃料を対象とした試験を実施し、現行の ECCS 性能評価基準が高燃焼度燃料にも適用できることを示した。
・LOCA 時及び LOCA 後の燃料健全性評価のため、LOCA 条件経験後の被覆管に対する 4 点曲げ試験手法を導入し、酸化量と曲げ強度との関係を評価した。
・LOCA 時のブレイクアウェイ酸化が被覆管破裂後には従来知見より短時間で発生する現象について、その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を評価する式を新しく提案し、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。また、被覆管の高温酸化挙動に及ぼす窒素の影響等について酸化速度等のデータを取得した。

燃料挙動解析コード：クロスチェック用解析コードとしての利用

・FEMAXI 及び RANNS について、核分裂ガス放出や被覆管変形量、DNB 発生等に関する改良を進めるとともに実験データを用いた検証を行い、通常運転時及び RIA 時の燃料棒内圧変化等に係る燃料挙動評価手法を高精度化した。また、燃料挙動解析コードを検証するためのデータベースの整備を進めた。

・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及び主要な解析モデルの比較検討を行った。また、RANNS コードの LOCA 時燃料挙動解析への適用性について検討し、課題の抽出及びこれに係る改良等を行った。

その他：

・燃料の破損を防止するための具体的要求事項を提案し、旧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貢献した。
・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得た。
・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。
・設計基準事故からシビアアクシデントに至る領域での燃料挙動を把握するため、NSRR を用いた試験の準備を進めた。
・事故耐性燃料被覆管の一つとして考えられている SiC 材の LOCA 時健全性に関するデータ（熱衝撃特性等）を取得した。

以上を勘案し、東日本大震災後 NSRR 等を用いた実験を再開して RIA 模擬試験及び LOCA 模擬試験を実施し、改良型燃料を含む燃料の事故時破損限界や破損影響などに関するデータ及び知見を計画通り取得し整理し、また、福島第一原発事故を受けて設計基準事象を超えた条件下やシビアアクシデント条件下での燃料挙動等に関するデータを取得し、さらに、研究成果に関して機構内外から表彰を受けたことから自己評価は、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。

ROSA/LSTF 実験

・平成 21 年より原子力機構が主導し開始した OECD/ROSA-2 プロジェクトでは、15 ヶ国 20 機関が参加し、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 課題の分野において 7 回の実験を実施し、最適予測コードの性能評価や技術課題の抽出等を行なった。平成 25 年には主要な成果を最終報告書としてとりまとめ成功裏に計画を終了した。

・事故時の炉心損傷防止のための安全対策の高度化を目的とし施設管理部門が産業界から受託した研究において、実験の実施（全１４実験）、並びに、成果のとりまとめについて技術支援した。また、現行炉に対する安全研究の視点から当グループでも成果をとりまとめた。

・LSTF 実験結果を用いた解析研究においては、最適評価コード RELAP5 を用いて、燃料棒表面最高温度に影響する重要因子を検討するとともに、実験で観察されたコールドレグ配管での温度成層挙動や蒸気中に露出した炉心の温度分布を CFD 手法を用いて解析しモデルを検討した。

・福島第一原発事故を踏まえた安全対策に関して、全電源喪失事故時の二次側冷却による一次系減圧及び蓄圧注入系からの窒素ガス流入の悪影響等に関する実験に着手した。

福島第一原発事故対応

・福島第一原発事故発生直後より、簡易事故解析コード HOTCB を開発し事故状況の分析を行うとともに、従来より開発整備してきたヨウ素挙動解析コード Kiche を用いて環境へのヨウ素放出量、並びに、TRAC コードを用いて熱水力挙動について評価を行なった。評価結果を政府・東電統合対策室長期冷却構築チームの会合等で発表するとともに、HOTCB コードを東電に提供した。

解析手法と二相流計測手法の高度化

・科学技術振興機構が中心となり実施した戦略的創造研究推進事業(CREST)「原子力発電プラントの地震耐力予測シミュレーション」において、原子力機構で整備した 3 次元核熱結合解析コード TRAC/SKETCH の改造を行い、地震加速度下における BWR の炉心安定性を評価した。

・熱水力評価手法の高度化のための CFD 手法の整備の一環として、二相臨界流、不凝縮ガス存在下の凝縮、格納容器内密度成層にかかる文献データの解析を行いモデルの整備を行った。特に、密度成層に関しては、OECD/NEA が主催し 19 機関が参加した水素リスクに関する Panda 実験ベンチマーク解析において、当グループで整備したモデルを用いることにより噴流による密度成層浸食挙動を良く予測した。

・シビアアクシデント時の格納容器熱水力及びソースターム移行挙動として重要な不凝縮ガス存在下の凝縮熱伝達、密度成層の噴流による浸食、プールスクラビング等にかかる個別効果装置を整備し実験に着手した。

・気液界面面積等の計測のための４センサープローブに関し、界面位置を計測する際の不確かさの原因になるメニスカス効果等を実験的に検討した。また、炉心伝熱に強く影響する環状噴霧流中の液滴径分布を計測し流路中の障害物の影響等を検討した。

今後の研究計画の策定と実験装置整備

・福島第一原発事故以降の安全規制の変更を踏まえ、従来からの熱水力安全研究の経験を活用したシビアアクシデント時の格納容器熱水力及びソースターム移行に係る研究計画を策定し、大型格納容器実験装置の設計・製作に着手した。また、原子力規制庁による国産システムコード開発を技術支援するため炉心伝熱及びスケーリング効果に関する実験計画を策定し、高圧熱流動ループの整備に着手した。

以上を勘案し、１）OECD/ROSA2 プロジェクトにおいて、安全規制上重要な熱水力挙動について、現行評価手法の妥当性や不確かさ等を明らかにし、規制判断の基礎となる工学知見の国際的な共有に貢献したこと、並びに、２）福島第一原発事故直後に、既存の解析コードの限界を踏まえ、HOTCB コードを新たに開発し解析を行うとともに、東京電力にコードを提供し、損傷状況等の把握に貢献したことは、特に優れた実績として評価できることから、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。

・原子炉圧力容器の照射脆化に関して、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、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とともに、国際ラウンドロビン試験に参加して破壊靭性評価手法の高度化を図り、また、ステンレス肉盛溶接材、溶接継手熱影響部の照射による破壊靭性の低下を評価した。

→日本電気協会電気技術規程「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法」（JEAC 4206）及び「フェライト鋼の破壊靭性参照温度 To 決定のための試験方法」（JEAC 4216）の改定方針に反映。

・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照射中き裂進展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等を行い、照射試験に向けた準備を着実に進めた。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。

→国による高経年化技術評価手法及び運転期間延長認可制度における特別点検結果の妥当性確認に活用される見込み。

・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（約 25 年間）による脆化データを取得し、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。

→国による高経年化技術評価手法の妥当性確認に活用される見込み。

・確率論的破壊力学に基づく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手法について、規格基準へ導入することを目的として、確率論的評価手法の標準化のための指針案の策定に着手し、構造健全性評価手法の高度化に貢献した。

→日本電気協会電気技術規程「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法」（JEAC 4206）の改定方針に反映。

以上を勘案し、年度計画をすべて実施し、研究成果を学協会規程等へ反映するとともに、照射研究基盤の確保・向上を図ったことから、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。

・平成 25 年度までに、(独)原子力安全基盤機構及び日本原燃(株)との協定に基づき、再処理施設の重大事故の一つである高レベル濃縮廃液蒸発乾固時の基礎的な放射性物質放出・移行率データの取得及び整理を行った。平成 26 年度からは、配管等内移行途中での蒸気凝縮に伴う揮発性 Ru 化学種の気相からの除去等、施設内への閉じ込め評価を行う上で重要なより応用的な試験データの取得及び評価モデルの検討を開始した。

・平成 22 年度までに、グローブボックス構成材及びケーブル材料並びに再処理有機溶媒を対象とした燃焼実験を実施し、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するとともに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 26 年度から、再処理施設における重大事故の一つであるセル内有機溶媒火災時の火災事故時影響評価試験を開始した。

・TRACY 臨界事故実験を行い、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。また、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。

・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予備的に評価するとともに、5%超濃縮度ウラン燃料の燃焼後の臨界特性データを解析的に取得した。

・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取得した。

・福島第一原発事故を受けて、燃料デブリが臨界になり得ることを示し、燃料デブリの臨界管理・評価に係る研究を開始した。

・平成 23 年度までに、再処理施設機器材料の経年化評価の参考技術情報となる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。平成 24 年度からは、商用再処理施設の機器特有の腐食や環境割れに関する高経年化対策の妥当性を確認するために必要なデータの収集及び技術評価マニュアルの整備を目的として試験研究を実施した。

以上を勘案し、当初の予定通り中期計画を達成し、旧 JNES 及び JNFL との共同（マッチングファンド）研究という新たな枠組みのものでの試験研究を主体として実施し完遂し、原子力規制庁からの受託研究により研究成果を原子力規制庁に提供できたことから、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、保安院及びJNES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 を開発した。GSRW-PSAを構成する詳細コードとして、溶解度の変動幅、ガラス固化体、炭素鋼オーバーパック及びベントナイト系緩衝材の長期変質による性能変化、天然バリアの変質、隆起・侵食の影響等を考慮できる解析コードを開発した。また、広域地下水流動評価手法として、水理地質構造モデル等の構築手法を整備するとともに、隆起・侵食などの変動が及ぼす地下水流動系への影響等を評価できる解析コード：3D-SEEPを開発し、幌延深地層研究センター周辺地域を対象とした広域地下水流動解析と新たに実施した調査ボーリングの観測結果を比較することにより、その適用性を検証した。

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の整備については、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。工学技術の信頼性については、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熱－水理－応力－化学（THMC）及び安全機能に与える影響を整理したうえで、シナリオ設定方法を取りまとめた。人工バリア材の長期変遷については、長期安全性に関係する可能性のある処分システムの特性（Feature)、事象（Event）や過程・経過（Process）（これらを総称して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、ガラス固化体を包み込み保護する金属容器（オーバーパック）の早期破損や緩衝材の機能喪失を対象としたリスク論的な評価方法として整理するなど、シナリオの設定方法を取りまとめた。地質・気候関連事象については、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て影響の範囲や期間を例示するとともに、シナリオの設定方法を取りまとめた。

人工バリア性能に関するモデルの開発については、規制判断の指標整備に向けてこれまでに開発したガラス固化体の溶解、放射化金属の腐食、オーバーパックの腐食及び緩衝材の劣化のモデルについて、実際の処分場環境で想定される温度、地下水化学環境下（水素イオン濃度、酸化還元環境、塩分濃度）での実験等を行い、各モデルを長期評価へ適用することの妥当性を確認した。ガラス固化体の溶解モデルについて、鉄、Mg イオン共存下ではケイ酸塩鉱物を生成することによりガラスの溶解が促進すること及びCaイオン共存下では保護膜的な変質層の生成により溶解が抑制される可能性を確認し、長期溶解速度の設定にあたってはガラスと接触する地下水組成を考慮する必要性を示した。使用済燃料被覆管（ハル）からの核種溶出を支配する母材（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を改良するとともに、腐食メカニズムの解明を進めた。オーバーパック腐食については、早期破損につながる局部腐食や応力腐食割れといった腐食形態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進め、判定モデル検証のためのデータを蓄積した。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するとともに、仏国放射線防護原子力安全研究所（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、性能評価コードへ導入モデルを検証した。

安全評価に必要な核種移行データ（分配係数、拡散係数、溶解度）については、Cs、Se、Np 、Th、Pu 等の重要核種を対象として、データベース及び理論的モデルを活用した分配係数、拡散係数の設定の考え方を取りまとめた。さらに、実験データによる分配係数等設定の妥当性を確認するスキームを整備し、設定した分配係数の妥当性について実験データを用いて検証した。また、溶解度の不確かさ解析を実施し、不確かさを低減するための課題として、緩衝材間隙水の物理化学特性の解明､間隙水の Eh や炭酸濃度の評価手法の開発および活量補正手法の確立を抽出した。

総合的な安全解析を実施するため、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にした。さらに、仮想的な堆積岩地域を処分サイトとして、隆起・侵食、地下水組成、人工バリア設計等の状態を設定したうえで、シナリオ、モデル、データをリンケージさせた総合的な感度解析を実施し、長期的な評価において重要となる環境要件や緩衝材の物性や厚さ等人工バリア設計要件を抽出した。火山活動や地震による断層活動等の天然事象が処分場を直撃することを想定した感度解析を実施し、天然事象を回避すべき期間を検討するために必要な知見を提示した。

ウラン廃棄物のクリアランスに関しては、クリアランス後の再利用金属や製品は国際的に流通する可能性を考慮して、わが国の現実的条件で評価したクリアランスレベル解析値と国際的な線量評価手法（IAEA：SRS No.44）に準じた解析値とを比較した結果、両者の値は同程度であることを示し、原子力安全委員会により設定されたわが国のクリアランスレベルの妥当性を支持するとともに、国際的な評価手法による結果との整合性からクリアランス対象物の海外流通の安全性を確認した。また、余裕深度処分の規制制度の整備に向け、管理型処分のスコープに入る廃棄物量、これまで未検討の Hf-182 の基準線量相当濃度について検討するとともに、地層処分等の研究成果は、JNES の技術資料「余裕深度処分の安全審査等における重要課題とそれに対する審査基準について」の取りまとめに活用させた。

廃止措置研究においては、廃止措置後の敷地に残存する放射性物質の許容濃度を算出するためのコード PASCLR-Release を改良するとともに、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 およびサイト解放に係る残存放射能確認を支援するための放射能分布推定コード ESRAD を整備した。

使用済燃料の乾式貯蔵の安全規制に向けて、懸念されるコンクリートキャスク内のステンレス鋼製キャニスタの応力腐食割れ（SCC）に関して、原子力規制庁の研究ニーズに応え、SCC の発生可能性、試験・評価方法を取りまとめるとともに感度解析による重要な影響因子を抽出し、次期中期計画に向けて課題を整理した。

福島第一原発事故に起因する汚染物への対応として、災害廃棄物、汚泥、稲わら等の運搬、保管、再利用、処分に関する作業者や周辺住民の被ばく線量の解析、コンクリートくず等の管理さ

れた公共事業（道路路盤材や海岸防災林盛土材）での再利用、木質チップの再利用に着目した作業者や公衆の被ばく線量の解析、放射性 Cs で汚染した災害廃棄物等の受入焼却処理施設の実態に応じた被ばく線量の解析、除染表土の現場保管や現場埋立に関わる被ばく線量の解析等を実施した。また、放射性 Cs で汚染した指定廃棄物の管理型最終処分場への埋立処分に関する安全評価手法の提示、森林除染による空間線量率の低減効果と除染範囲についての感度解析等を実施した。

福島第一原発サイト内の汚染水漏えい等への対応として、平成 23 年 4 月に行われた原子炉建屋・タービン建屋内の高放射性滞留水の集中廃棄物処理建家への移送、福島第一原発敷地内で平成 25 年 4 月に発生した地下貯水槽からの汚染水漏えい、及び平成 25 年 6 月に発生した護岸付近での高濃度放射性核種の検出に関して、放射性廃棄物の浅地中処分の安全評価のために整備したコード（GSA-GCL）、分配係数や拡散係数等の核種移行パラメータ 及び低レベル放射性廃棄物の埋設濃度上限値の解析等で蓄積した知識や経験を活用して、汚染水の漏えい個所の推定、核種拡散・移行挙動の解析を実施した。また、平成 26 年度下期から、新たな原子力規制庁の研究ニーズに応えるため、ALPS 等水処理二次廃棄物の管理基準の検討、福島第一原発を対象とした核種移行評価手法の整備に着手した。

以上を勘案し、所期の中期計画を達成するとともに、福島第一原発事故や規制ニーズに対応するため当初計画外の課題でも貢献し、また、ウランのクリアランスレベルや福島第一原発事故関連汚染物の再利用・処分等の基準策定や指針等整備に直接的に貢献するとともに、その根拠となる論文等での公表知見は学会賞を受賞するなど高く評価されていることから、自己評価は、S とする。

４．　事後評価結果

事後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

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。	S：４名、A：３名	S：３名、A：４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：５名、A：２名	S：３名、A：４名
さらに学協会における規格の整備等に貢献する。	S：２名、A：５名	S：２名、A：５名
本分野の全体評価結果	S：５名、A：２名	

中期計画として予定した研究活動は完遂されたと評価する。また、一部施設では震災による被害も発生したが、多くの研究テーマにおいて計画を上回る成果をあげている。これに加え、行政機関等からの要請に対応し、各種委員会における調査活動への協力、技術情報の提供、基準策定などの支援に多くの専門家を派遣し、国の研究機関として十分貢献しているものと判断される。安全研究で専門的な経験を積んだ人材の活用を図り関係行政機関への人的、技術的支援を積極的に行い、原子力規制に関わる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。国の安全基準等の策定にも大きく寄与し、福島第一原発事故の対応に関しても重要な協力をしたと考えられる。加えて、学協会の規格策定にも貢献していると言える。福島第一原発事故という未曾有の事故に関して、技術的な観点からの評価や今後予想される廃棄物処分や廃炉作業における安全確保について、専門家として積極的に関わってきていることは、高く評価できる。

第Ⅰ期中期計画の 5 年間と比較すると、安全研究関連予算で第Ⅰ期の約 260 億円が第Ⅱ期に約 220 億円、研究者職員数が年平均 73 人から 57 人と、いずれも減少している。一方、第Ⅰ期に準備した研究が第Ⅱ期に成果として現れていることを考慮しても、第Ⅱ期は第Ⅰ期に比して、策定した基準の数、理事長表彰数などが大きく増加している。これは限られた研究資源を最大限に活用した努力の成果であると評価できる。

若手研究者が中心になって企画・運営する成果報告会は、センターの若手研究者が官庁、電力、メーカーからの意見を直接聞く機会であり、学会と異なった情報交換の場である点が貴重である。今後も継続することを期待する。

今後とも技術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強く求めたい。

一方で専門家として一般の方への説明については、まだ不十分であると感じている。これらに

ついても、自らの職務と捉えて自ら機会を作るなどして説明に努めるようにすることで、間接的ではあるが関係機関への協力となるものもあると思われる。

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。	S：4名、A：3名	S：7名
さらに、原子力事故・故障情報の収集、分析を行う。	S：2名、A：5名	S：3名、A：4名
（追加実施項目）	S：6名、A：1名	S：6名、A：1名
本分野の全体評価結果	S：7名	

レベル３PSA 手法を用いて PAZ、UPZ の範囲の妥当性を定量的に示したことは規制の根拠を与える研究として高く評価できる。リスク評価手法を構築・高度化して解析コードの開発・改良に反映させ、これらの成果を被ばく低減や防護措置の妥当性評価などに活用し、１F 事故への対応、規制支援を行ったことは、国の中立的機関の活動として高く評価される。中期計画に従った課題について着実に研究を遂行し、質の高い成果を出している。これに加え福島第一原発事故の対応に当たって積極的に技術支援に取組み、国や事業者に対して有用な情報を提供したことは高く評価したい。また、原子力防災の強化に当たって、レベル３PSA 解析などリスク評価研究の成果を活用し、国、地方自治体へ積極的な技術支援を行ったことも評価したい。ソースターム評価手法の高度化を着実に進めるなどリスク評価・管理手法の研究開発を勢力的に行った点は非常に高く評価できる。また、福島第一原発事故対応へも大きく貢献している。再処理施設のシビアアクシデント研究として、高レベル濃縮廃液貯槽沸騰・乾固事故時の放射性物質移行モデルを構築し、ソースターム評価手法を整備し、かつ気相中における Ru 化学形を分子軌道法を用いて理論的に推定する研究は、単に現象論にとどまらずその移行機構までを明らかにしようとする研究であり、高く評価できる。福島第一原発事故対応として、Cs 再放出量を推定する簡易モデルの提供等に加えて、環境回復、住民帰還に向けた被ばく線量評価に迅速に対応した点は、評価に値する。

福島第一原発事故を踏まえたシビアアクシデントに関する知見の蓄積及び今後の防災検討で役立つレベル 3ＰＲＡ手法拡張については、次期中期計画にも多いに活用されるべき成果であると考える。THALES2 のモデル開発、不確かさ評価を推進していることも高く評価できるが、同様に何時頃、どのように許認可等へ適用するのかのプランと、そのための開発目標を明確にしていただければと考える。今後の安全規制においてはシビアアクシデント対応が要件として明確に位置づけられ、リスク情報の活用はさらに進むことになり、このニーズに的確に応えるためリスク評価・管理手法の高度化は益々重要な研究課題となろう。サイクル施設の規制にとって重要な研究はというような全体の議論を今一度振り返りながら、体系的な議論を進めることも必要である。

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：4名、A：3名	S：5名、A：2名
また、解析コードの高精度化を進める。	A：7名	S：1名、A：6名
（追加実施項目）	S：1名、A：6名	S：1名、A：6名
本分野の全体評価結果	S：4名、A：3名	

NSRR を利用した照射実験は震災の影響で一時中断したが、迅速に実験を再開して予定した燃料破損実験を実施し、質の高い RIA 炉内実験データを取得している。併せて、炉外試験を強化して多軸応力条件等の影響を実験的に究明し、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て成果を得ている。また、LOCA 時の燃料挙動に関しても炉外模擬実験を進め、安全規制や安全評価手法高度化への活用が期待される有用なデータを取得している。さらに、福島第一原発事故対応としては、海水注入の燃料への影響等を行い、事故後対応への有用な知見を提供している。以上のように事故時燃料挙動研究を積極的に推進し有用な知見を着実に取得していることは高く評価する。

RIA や LOCA などの条件下における新型燃料の挙動について、広範なデータ取得や解析コードの高度化を行い、今後の基準策定や安全審査に活用すべき知見のベースを構築しており、所定の成果を得ているものと判断される。震災の影響が大きく困難な状況の中、RIA/LOCA 模擬試験を行い燃料破損挙動について大きな成果を得ている。また、設計基準事象を越えた条件下での試験も開始しており、その実績は高く評価できる。福島第一原発事故による研究対象の変更、NSRR の停止といった研究環境の変化にも係らず、二軸応力試験、４点曲げ試験、予き裂導入法を工夫し、被覆管の健全性、破壊限界に関する新たな知見を獲得したことは高く評価できる。被覆管高温水蒸気酸化に及ぼす窒素の影響、SiC 材の LOCA 時健全性に関する熱衝撃特性、また海水成分の影響と、シビアアクシデント条件下での被覆管の挙動に関するデータの取得は、SA 対策にとって貴重な知見を提供するものであり、評価に値する。

本分野は長期の研究計画として進める必要があり、燃料研究分野の研究員の減少が危惧されている中で、施設の活用とともに、特に本分野の人材養成は重要課題と考える。福島第一原発事故を踏まえて、もう少しＳＡ時の燃料挙動などに特化した試験研究に舵を切ってもよいのではないかとも思う。今後、BWR 燃料は 8×8 から 10×10 となっていくので、JAEA で基準に関して考えていく必要がある。また、そのような研究には研究協力をどう進めていくかが重要と考える。

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：7 名	S：6 名、A：1 名
（追加実施項目）	S：4 名、A：3 名	S：4 名、A：3 名
本分野の全体評価結果	S：4 名、A：3 名	

OECD/ROSA-2 プロジェクトとして実施した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世界をリードする卓越した試験研究を遂行し、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する。福島第一原発事故の経験を生かし、シビアアクシデントを含む安全規制への対応を図るため、格納容器の熱水力評価手法の高度化や大型格納容器実験施設の整備に着手した事、当該目標を上回る成果として評価する。福島第一原発事故対応として、事故進展評価やヨウ素放出量評価などをいち早く発表、また、簡易解析コードを開発、事業者に提供するなど、事故対応支援を積極的に進めた事も、優れた実績として高く評価する。SBO 時の低出力時や保有水量が大きく低下した場合の二相自然循環挙動の解明に大きく寄与した。数十日に渡る長期事象に対して感度解析計算が実施可能な計算速度を有する事故挙動簡易計算コード HOTCB の開発は、福島第一原発事故の事後解析だけでなく、事故時挙動予測計算のツールとして活用できると考えられ、貴重な成果であると評価する。このように、規制側、産業界側からの要請に従って、様々な実験を行い重要なデータを得たこと、また、東日本大震災による被災を受けて、研究計画を適切に見直した上で成果を挙げていることは高く評価出来る。

次期中長期計画における着実な研究の進展を期待する。

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。	S：1名、A：6名	S：2名、A：5名
本分野の全体評価結果	S：1名、A：6名	

高経年化評価上で重要な原子炉圧力容器照射脆化評価のニーズに対応し、国際ラウンドロビン試験等で得られた研究成果を学会標準などに的確に反映してきている。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、既存照射材の活用を図る等により実績をあげてきており、計画に対応した成果が得られていると評価する。軽水炉機器の照射脆化など経年劣化に関する実機（ふげん）データ及び材料試験データの取得、確率論的アプローチなどによる評価手法の整備・検証について所定の成果を得ているとともに、これらを規格基準の有効性確認の根拠として的確に活用しており、妥当であると判断される。設計基準地震動を超える地震動に対しても適用可能な新たなき裂進展評価法を提案し、その妥当性を配管試験体を用いたき裂進展試験で確認した研究は、耐震安全評価手法の開発に対して貴重な知見を提供したものと評価する。

確率論的構造健全性評価については、解析コードの高度化や標準入力データ整備等が進められ、計画に対応した成果が得られている。本研究課題は、リスク解析を活用した安全評価において、今後、重要性がさらに増すものと考えられることから、信頼度向上と成果の活用に向けた計画の遂行を期待したい。

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。	S：1名、A：6名	S：2名、A：5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：7名	S：1名、A：6名
本分野の全体評価結果	A：7名	

再処理施設のリスク評価上重要な重大事象として想定される高レベル濃縮廃液貯槽廃液沸騰幹固事象に関する実験研究を共同出資研究として進め、実証データの取得を計画通り完遂した。成果は、新規制基準の下で行われる再処理施設のリスク評価の精度向上にとって有用な知見を提供するものとして高く評価する。臨界安全研究においては、当初の課題遂行に加え、溶融燃料デブリの臨界シナリオ分析と影響評価を進め、廃炉作業での臨界管理における研究課題を抽出、新たな臨界実験の準備に着手したことは、福島第一原発事故に適切に対応したものとして評価する。マッチングファンドによるサイクル施設リスク評価のための基盤データ整備は、産官共同でプロジェクトを進める新たな仕組みであり、これを成功裏に終了させたことは高く評価できる。

燃料デブリの臨界管理の研究課題は、原子炉燃料、使用済燃料貯蔵プール、再処理工場、加工工場を対象とした従来の臨界管理技術を超えた、複雑なあるいは測定不可能な組成状況下の臨界リスクを研究対象とする未知の分野である。これまでに蓄積された知見を活用しつつ、この分野の研究に着手した点を評価する。福島第一原発の燃料デブリの臨界評価に関しては、今後のさらなる検討が必要であり、第Ⅲ期における研究の進展に期待する。

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：2名、A：5名	S：2名、A：5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：4名	S：3名、A：4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。	A：7名	S：1名、A：6名
（追加実施項目）	S：5名、A：2名	S：5名、A：2名
本分野の全体評価結果	S：5名、A：2名	

地層処分に係る研究は仮想的なサイトを対象にした極めて息の長い研究ながら計画を着実に遂行し、規制制度整備に必要な成果を提供している。また、余裕深度処分については、求められた規制ニーズに適切に対応し、成果を出していると評価する。福島第一原発事故対応では、これまで蓄積した成果や経験を十分に生かし、環境汚染などに関し適切な情報を提供して積極的な技術支援を行い、国の安全規制や汚染水対策に大きく貢献している事は評価したい。災害廃棄物等の取扱い指針整備のための線量評価を実施し、規制、ガイドライン作成に有用な知見を迅速に提供した点は評価に値する。論文 51 件、技法 23 件の成果の公開状況は、研究を進展しつつ、同時並行的に成果の取りまとめ作業を進めている事を意味しており、その努力を評価する。

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課題に対する評価結果を総合した評価としては、S：2名、A：5名との結果であった。委員からのコメントは以下の通り。

環境の変化に応じた緊急性の高い研究ニーズに対応し、一方で本来の研究も計画的にすすめられている。何れのテーマにおいても目標が達成されたかあるいは特に優れた成果を挙げている。福島第一原発事故への対応など非常に困難な状況の中、世界をリードする安全研究センターとして申し分のない成果を上げている。研究計画と大きな状況変化を踏まえた研究計画の見直しを自ら行うことが出来、それに則った研究成果を挙げていると評価できる。福島第一原発事故以降、当初の中期計画を見直し、事故に対応した国、地方公共団体等への支援を適切に迅速に展開した点は、安全研究センターのこれまでの実績と経験を背景にして達成できたものであると評価する。

JAEA の独自性を更に発揮し、今後も重要な成果を上げ続けて欲しい。今後もより高いレベルにセンターの研究能力を維持できるよう、人材育成、予算獲得も含めて、センター各位の継続的な努力に期待する。安全研究センターがどのような役割を果たすべきか、安全を科学技術的な観点からキープしていくという概念をどのように第三期中長期計画期間で実現できるかが非常に重要な観点である。

福島第一原発事故からの教訓を抽出し今後の原子炉安全性向上に生かす上で、長年の実務経験と能力を有する安全研究センターは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廃炉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は密接に関連している。安全研究センター業務の開発事業からの独立が要求されているが、技術情報の活用においては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望みたい。概ね自己評価が高いと感じた。新たな技術的知見や今後の規制体系等にインパクトが有ると思われる成果に対してはそれでもよいが、そこまでの成果ではないと評価している。

５．事後評価のまとめ

原子力機構の第 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 26 年度 9 月までの期間の事後評価として、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、関係行政機関等への協力、リスク評価・管理技術に関する研究、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、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及び放射性廃棄物に関する安全評価研究では、S 評価が最も多い評価結果であり、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する。また、福島第一原発事故に迅速に対応した研究開発や国等への技術的支援は、中期計画には記載されていないものも含めて、大きく貢献したものと認められ、これらの成果を上げたことは、高く評価したい。さらに、OECD/NEA の ROSA-2 プロジェクトを主催し完遂したこと、及び産官共同で再処理施設のリスク評価上重要な事象に係るデータを整備したことは、外部機関との密接な連携を図りつつ進められたものであり、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今後への期待も見受けられた。これらは、継続的な研究成果の創出、より積極的な人材育成、機構内外での連携強化等に関わるものが中心であり、次期中長期目標期間の研究計画や運営に反映して行くことを期待したい。

６．事前評価対象の次期中長期計画案

次期中長期計画については、次期中長期目標に合わせて設定すべきものであり、中長期目標が確定していない現時点では、まだ変更される可能性はあるが、本委員会においては、平成 26 年 10 月末時点における中長期計画案を基に、事前評価を行うこととした。以下に、事前評価対象とした中長期計画案を示す。

○原子力安全規制行政への技術的支援及びそのための安全研究

原子力規制委員会が定める安全研究を踏まえつつ、安全上重要な事象に重点化した安全研究を行い、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) リスク評価及び原子力防災に関する研究

ソースターム評価手法及び事故影響評価手法の高度化と連携強化を図り、シビアアクシデント時のリスク評価に資する技術基盤を整備する。また、これらの手法等を活用し、原子力防災における最適な防護戦略及び被ばく管理の立案に向けた知識ベースを拡張整備する。

2) 軽水炉燃料の安全性に関する研究

シビアアクシデントを含む事故を考慮した既存炉の安全対策の有効性評価に資するため、通常運転条件から設計基準事故を超える条件までの燃料挙動に関する知見を取得し、燃料挙動解析コードへの反映を進める。

3) 軽水炉の事故時熱水力挙動に関する研究

事故時の原子炉システムでの熱水力挙動について、事故進展やアクシデントマネジメント策の有効性等の評価に資するため、大型装置等を用いた実験研究に基づき解析コードを高度化し、技術基盤を整備する。

4) 材料劣化・構造健全性に関する研究

長期供用された原子炉機器の健全性評価に資するため、材料試験炉 JMTR 等により取得するデータ等に基づいて材料劣化予測評価手法の高度化を図るとともに、通常運転条件から設計基準事故を超える条件までの確率論的手法等による構造健全性評価手法を整備する。

5) 核燃料サイクル施設の安全性に関する研究

重大事故に対する核燃料サイクル施設の安全評価に資するため、重大事故の発生可能性及び影響評価並びにアクシデントマネジメント策の有効性評価に係る実験データを取得するとともに解析コードを整備する。

6)　臨界安全管理に関する研究

核燃料サイクル施設、福島第一原発等における核燃料物質の臨界安全管理に資するため、様々な核燃料物質の性状を想定した臨界特性データを解析的・実験的に取得するとともに、臨界となるシナリオを分析し影響評価手法を整備する。

7)　放射性廃棄物管理の安全性に関する研究

バックエンドに関する基準等の検討に資するため、福島第一原発事故汚染物を含む廃棄物等の保管・貯蔵・処分及び原子力施設の廃止措置に係る安全評価手法を整備するとともに、安全機能を構成する材料の長期的な性能評価モデルを整備する。

8)　関係行政機関等への協力

安全基準類の策定等に関し、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、規制情報の分析を行うとともに、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。

７．事前評価結果

事前評価の結果を以下に示す。なお、評価結果の取りまとめ方については、２．３項の「評価のまとめ方」にある表 2.5 の通りである。

７．１　安全研究センターの研究活動について（関係行政機関等への協力）

評価意見	・必要な研究開発に応じた人員を確保することが必要と考える。中長期目標の期間は最長 7 年とのことであるが、同程度の期間を対象に研究開発計画と併せて人員規模についても計画するべきではないか。 ・関係行政機関等への協力については、機構の大きなミッションであり、従前同様、精力的に進めていただきたい。 ・研究活動の基本方針として、安全規制行政への技術支援を行うための短期的課題への対応を図ると共に、中長期的な課題を見据えて研究を実施するとしていること、これまでの長年の研究実績と経験を基礎としつつ、シビアアクシデント研究課題に重点化するとしていることは妥当である。 ・原力全般にわたる安全研究について十分配慮された計画となっており高く評価できる。 ・概ね妥当と評価。 ・福島第一原子力発電所事故以降の安全研究センターを取り巻く情勢の変化に対応して、原子力規制委員会の提示した重点的な安全研究分野について、原子力安全規制行政への技術的支援及びそれに資する安全研究活動に重点を置く方針は妥当である。特に、燃料デブリの処理技術開発を念頭に、臨界安全管理研究を研究分野として項目建てした点を、研究体制の見直しの好例として評価する。
改善を要する点	・安全規制支援において中立性、独立性は必要であるが、長期的な安全研究ニーズへの適切な対応を図る上では、他分野との協力は欠かせない。産業界、大学、学協会との協力や、原子力機構内の基礎研究分野等との協力を更に積極的に進めることを期待したい。 ・産業界との関係。 ・国立研究開発法人への移行を念頭に、どの研究分野も 7 年間の研究展開を考えているが、総じて研究項目の総花的な記載であり、現時点で 7 年間全てを見通すのはやや無理があると感じられる。中間評価がいずれ実施されると考えられるので、例えば、前期 3 年、後期 4 年と分割して、研究展開の策定にメリハリをつけるなど、提示方法を工夫した方が良い。
その他、期待等	・全般にレベルの高い成果をだされ、また積極的論文発表がなされており、その点では高く評価できる。重要な成果ほど後々でも活用できるよう確実に蓄積してゆく必要があり、そのためには JAERI-memo のような詳細なデータレポートを残してゆくことが重要である。これは品質保証の観点でも重要であり、マンパワー不足の中では難しいことは理解しているが、是非とも取り組んでいただきたい。（かつての CCTF や SCTF 実験では、多くの JAERI-memo が発行されていた印象がある） ・安全研究の成果の中立性・透明性の確保は極めて大切ではあるが、産業界、大学との良い協力関係は良好な規制、基準の構築には必須であると考える。国際的な活動にもセンターの研究開発の進め方には大いに期待するところである。 ・原子力安全を向上させることが共通の目標であるとすれば、もう少し産業界との連携も図る活動として頂きたい。 ・主要なポイントに「安全研究を俯瞰できる人材の育成」が謳われているが、具体的な取り組み方法に関する記述がない。単に謳い文句でなく、実質的な育成法を工夫して、安全研究センター組織として取り組んで欲しい。

	・人材育成に関して「外部からの出向者への依存度を極力低減」とあるが、現実には任期付き研究員への依存度が高く、また職員の採用もやや上向いているが十分ではない。この点を踏まえ、年次的に如何に出向者を低減していくかについて慎重な検討を望む。

７．２　リスク評価及び原子力防災に関する研究

評価意見	・手法の高度化としてソースターム評価手法の高度化が特出しされているが、炉心デブリの冷却挙動、MCCI についても、新規制基準による審査において不確かさについて議論になっている。安全審査状況も踏まえて、研究テーマの選定に抜けがないか確認が必要と考える。 ・これまでのリスク研究の手法や１F 事故の知見を活用しつつ、SA 時のリスク評価及びこれを踏まえた防災研究に本格的に注力していくことは適切である。 ・これからの安全規制においては、リスク評価の更なる活用が求められており、リスク評価基盤技術の継続的な改善と応用は必要である。特にリスク評価、原子力防災の両課題ともに、規制委員会や地方自治体等と連携を図り実務に密着した活用を図って行くことは重要であり、研究計画は妥当である。 ・ソースターム評価手法及び事故影響評価手法の連携高度化の進め方は高く評価できる。また、原子力防災への積極的な寄与を表明されている点は重要であると考える。 ・この分野の研究項目としては、妥当なものと考える。 ・研究目的「リスク情報を活用した安全規制や原子力防災における効果的な防護戦略の立案支援」のうち、特に防護戦略の課題において、防護措置モデルや被ばくモデルの策定に社会基盤や住民意識の現状を反映する研究に積極的に取り組む姿勢を高く評価する。
改善を要する点	・他の分野が燃料、格納容器、サイクル施設など個別機器・システムを対象とした研究である一方、本分野はこれらに共通するリスク評価研究となる。このことから、全体を見渡したリスク評価の体系化及び全体を俯瞰できる人材育成も視野に入れて検討いただきたい。 ・研究対象のリスク評価コードはいずれも代表的な国産コードであり、リスク評価手法として我が国の各分野で広く活用されるようにするための施策も重要である。 ・ソースターム評価及び事故影響評価コードの開発の際には、センター外の他部門の専門家とのコミュニケーションを十分とって欲しい。１F 事故の測定結果は反映されるのでしょうか？ ・現実的な評価を行うためにも、産業界との連携を研究遂行の上で図っていく方法を検討してはどうか。 ・「実効的な地域防災計画を策定するための技術的支援」について、第Ⅲ期 7 年の間に、一般的技術支援から段階的に研究を進め、将来的には立地地域の特殊性をも考慮した技術支援に役立つ段階にまで達するよう、年度展開を吟味して実施して欲しい。
その他、期待等	・現在の規制は、リスク情報を十分に活用しているとは言い難いと感じられる面もあり、リスク情報を活用した安全規制を支援するとの目的が掲げられていることは歓迎したい。 ・科学的根拠に基づく防災戦略の構築は機構の有する立場、ポテンシャルを有効に生かすうえで重要であり、住民の理解が実効性を産むためのカギと考えられる。尽力を期待したい。 ・評価手段の高度化と共に、リスク評価結果としてまとめられる成果も、社会的に大きなインパクトを持っていることから、適切な方法による積極的な公表を期待したい。 ・揮発性ヨウ素挙動は被ばく評価、ST 評価の観点から重要な課題であり、本研究の成果に期待する。 ・成果の反映先に記述されている「福島環境回復及び帰還事業への情報提供」を能動的かつ積極的に実施して欲しい。

７．３　軽水炉燃料の安全性に関する研究

評価意見	・研究開発課題は、DBA から BDBA に亘って適切に設定されていると考える。燃料の BDBA 時の限界の定量化に関しては、成果が、現状 DBA 時と同一である判断基準の合理化に実際に寄与できることを期待する。 ・これまでの新型燃料の RIA、LOCA 研究で得られた手法・知見をベースに、通常運転から超 DBA､SA まで拡大した広範囲の事故時の燃料安全性評価手法を体系化していくことは適切である。 ・原子力機構が進めてきた炉内実験を含む燃料安全研究は、国際的にも高く評価されており RIA/LOCA 実験等、継続する研究を着実に進めると共に、この実績・経験を生かし、シビアアクシデント対応の課題に対しても積極的に取り組む事は重要であり、研究計画は妥当である。 ・設計基準事故を越えた事象についての研究は多くの困難があると思われます。このような事象を次期計画の範囲に取り入れられているのは非常に高く評価できる。 ・燃料安全に関する研究として、本当にリスクプロファイルを反映した研究になっているのかを再検討して欲しい。 ・本研究分野の次期計画は、第Ⅱ期の成果を踏まえた着実な研究計画である。特に NSRR を用いて、燃料溶融・崩落開始条件を実験的に把握する研究は、SA 対策の有効性評価に関する貴重な知見を提供する点で高く評価する。
改善を要する点	・シビアアクシデント対応に関する燃料安全研究においては、実績を積んできた TMI-2 デブリ等に関わる研究の成果・経験を積極的に生かすとともに、福島第一廃炉における溶融炉心対応の支援事業とも密接に連携し、成果の効果的な反映を図る事が重要と考える。 ・設計基準を超えた事象をどこまでを明らかにするのか、また、どのような事象まで事故時燃料挙動解析コードに反映させるのか、ある程度限定された方が良いように思います。あげられた項目を全てコードに反映することはかなり難しいように思います。 ・燃料安全を向上するための研究として RIA を今後も対象とするかどうか、検討が必要。
その他、期待等	・溶融燃料を取り扱う基礎研究を行う他部門との密な連携を期待します。 ・NSSR 等の大型施設を用いた実験研究は予算面、人員面で不利な点が多い。しかし、十分に検討された実験条件の明確な実験結果は、現象を正しく把握する上で貴重な知見である。今後、予算面、人員面で格段の好転は望めないと考えられるが、着実に実験研究が実施されることを期待する。

７．４　軽水炉の事故時熱水力挙動に関する研究

評価意見	・DBA、BDBA を問わず熱水力挙動は、事象の進展に影響を与え、かつ評価手法が不確かさを有するところであり、その意味で研究課題は多数存在すると考える。計画されている実験は、いずれも有用なデータを提供すると予想するが、なぜ、その試験が多数の課題の中から選定されたのかが、説明性の観点で必要ではないか。 ・これまでの熱水力学研究の手法・知見をベースに、超 DBA、SA まで拡大して格納容器等原子力システムの評価手法高度化、AM 策の有効性評価等を本格化することは適切である。 ・福島事故を踏まえた安全対策の実効性を確実にする上で、特に熱水力挙動に関しては大型実験による検証が必要であり、長年の実績がある ROSA/LSTF 装置と新設の格納容器実験施設を活用する実験研究及びシステムコード開発・検証は重要であり、研究計画は妥当である。 ・事故時の熱水力挙動のみにとどまらず、FP 挙動、エロゾル移行まで評価していこうとするものであり大いに評価できる。 ・大型施設の維持のための研究になっていないか改めて検討していただきたい。 ・第Ⅲ期の研究課題としては、炉心損傷後の挙動を明らかにする目的で計画されている格納容器熱水力研究（ROSA-SA 研究）の着実な実施に期待する。過温破損、水素リスク、エアロゾル移行に関して得られた実験的知見は、現行軽水炉の事故挙動の予測性能を高めることに寄与する。
改善を要する点	・広範な計画が示されておるが、これらを実現可能とするためのマンパワーの確保には十分留意いただきたい。 ・本研究は、国の安全審査等への活用が第一義的な目的であり、規制庁受託で実施するものではあるが、大型実験を効果的に遂行にするためには実機の設計情報、運転情報等が不可欠であることから、産業界との協力も十分に考慮した研究の遂行が必要と考える。 ・次期中期計画の中でソースターム評価にどの部分がつながっていくのかが明示されるとより良いと考えます。 ・国産コード開発に対する戦略について。コード開発が持つ技術的意義は理解するものの、原子力機構以外の組織による活用例が少ない。この反省に立ち、コード開発目的を再整理して欲しい。 ・＜当日、口頭での説明を聞き逃したかも知れないが＞国産コードシステムの開発支援の重要性が十分に理解できなかった。
その他、期待等	・何れの研究課題も原子力機構ならではの試験装置を活用した興味深いものである。得られるデータは貴重なものであり国産システムコード開発支援のみならず、広く活用可能なよう公開の在り方を検討いただければと考える。 ・機構が計画している大型装置を活用し、他では得ることができない試験成果を期待する。また、ROSA-SA 計画などにおいて国際的な研究をリードする役割とそのための人材育成を期待する。 ・大型装置による実験研究は国際的にも貴重な情報を提供できるものである。国際協力を積極的に進め、成果の活用を拡大するとともに、広範な熱水力安全に関わる情報入手を図る事を期待したい。 ・ソースターム解析にうまくつながっていくことを期待します。 ・安全研究センターとしてこの分野に重点を置き、人員数も他分野より多い 8 名を配置していると伺ったが、多岐に渡る実験研究なので、周到に研究実施計画を詰め、汎用性の高い優れた実験結果を集積して欲しい。

７．５　材料劣化・構造健全性に関する研究

評価意見	・原子炉容器の材料の劣化、構造健全性に係る課題が整理され、各実施項目の位置づけも明確にされていると考えるが、各項目の研究期間が長く、研究終了時点が適用先のニーズと合致しているかが資料からは読み取れない。 ・対象とする経年劣化現象、構造部位を拡大し、また、運転条件も通常条件から超 DBA、SA 時までの挙動まで含めた計画であり、全体的な視野のもとで構造健全性研究を進めることは適切である。 ・材料照射実験を含む材料劣化・構造健全性の研究は、今後の課題である高経年化評価、運転期間延長認可に関わる安全規制において不可欠な評価手段と基礎データを提供するものであり、また、確率論的破壊力学手法の高度化も安全規制へのリスク評価の活用における重要な課題であり、研究計画は妥当である。 ・実照射材料を用いた材料劣化の評価に加え炉水などの影響も考慮しようとする計画である。また、材料劣化予測評価に加え構造健全性評価も行おうとするものであり、順調に研究が進めば高経年化対策に大きな助けになるものである。 ・高経年化評価手法開発は、今後の軽水炉運転延長のための必要な開発項目であり、これらを計画的に整備することは評価される。 ・JMTR の照射試験に基づく材料劣化に関する緻密な研究成果をベースに、構造健全性評価手法の開発に取り組んできた実績を踏まえた第Ⅲ期の研究計画は、いずれも妥当な選定である。特に、地震時における経年機器・配管の詳細応答に関連した各種評価手法の整備は、共用期間が長期に渡る現行炉の地震時の安全性を確認する上で、重要な知見を与える研究課題である。
改善を要する点	・全体構造に対する現実的応答や SA 時挙動の評価においては、脆弱性評価の観点から AM 策の有効性についても検討をいただきたい。 ・次期中長期計画での分野タイトルは、なぜ材料劣化構造健全性なのか。昔に戻ってしまったようで、内容が狭くなってしまうのではないか。原子力機構が先進的な取組をして、どう寄与していくべきかを示すべきではないか。 ・海水影響やコンクリートキャスク健全性に関する検討は、この項目で実施する研究なのかを整理する必要があるのではないか。
その他、期待等	・照射による脆化に関しては、材料の評価制度を挙げることで、安全かつ合理的な運用が可能となるが、炉心の外周部出力を下げて照射そのものを減少させる等、原子炉容器の健全性確保のために材料以外のアプローチも幾つか考えられる。このような境界領域の研究課題が漏れてしまわないよう、研究課題の抽出に当たっては、専門分野間でうまく情報共有、連携を図っていただきたい。 ・照射脆化のデータについてはまだ数が不足しており、評価手法高精度化のためのデータベース拡充に向け、JMTR の効果的活用を期待したい。 ・ふげんの材料を使っているが、BWR、PWR 等の廃炉も進むと思うので、それらの材料をどう生かして行くか検討して欲しい。また、これから廃炉になってくる BWR・PWR の材料等を、一緒に活用していけるような仕組みを原子力機構が引っ張って欲しい。 ・材料照射実験を進める上では、照射装置である JMTR の円滑な運転は不可欠の条件である。照射試験炉センターとの密接な連携を図ると共に、JMTR の運転が計画に沿って順調に再開されることを期待する。 ・SA 時の健全性評価技術について、健全性評価対象とする機器の選定や期間についての考え方を明確にして欲しい。 ・電気事業者の廃炉計画において、放射線環境下にあった原子炉機器を材料研究に供することを計画していると伺ったことがある。廃炉を計画している事業者と情報共有を進め、国内で取得できる貴重な照射材料を有効に活用して、材料劣化・構造健全性に関する有用な知見を蓄積して欲しい。

７．６　核燃料サイクル施設の安全性に関する研究

評価意見	・再処理施設のリスク上重要な課題について選定されていると考えるが、放射線源が分散しており、地震時等の共通要因による故障、破損等を考慮すると、重要事象の抽出には膨大な数のシナリオを考慮する必要があると思われる。リスク上重要なシナリオを見逃さないために、研究課題の抽出にあたっては、リスク評価グループ、事業者とも十分に連携を取っていただきたい。 ・これまでのサイクル施設の安全性研究の手法・知見をベースに、SA 時に想定されるサイクル施設の事故、AM 策有効性評価等に注力して研究する計画であり、適切と判断される。 ・再処理施設の安全評価においてもシビアアクシデント対策は不可欠の要件であり、これまで進めてきたマッチングファンド研究の経験を生かしたシビアアクシデント研究の遂行は重要であり、研究計画は妥当である。 ・燃料サイクル施設の事故時の FP 挙動評価は極めて重要であり、実験及び解析からその挙動を評価しようとしている点は評価できる。 ・サイクル施設のリスクとは何かを定義した上で、研究項目を抽出すべきではないか。 ・第Ⅱ期から継続して、核燃料サイクル施設の SA を対象とした研究課題に取り組むことは妥当な対応である。特に、溶媒着火条件の把握と HEPA フィルターの目詰まり効果に係る研究は、合理的な安全評価を策定する際の基本データをなすものであり、重要な研究課題だと評価する。
改善を要する点	・燃料サイクル施設におけるシビアアクシデントとはどのような事故を想定されるのでしょうか？シナリオは十分検討されているのでしょうか？ ・サイクル施設の SA について、原子力機構として技術的背景を持った選定を行うべきであり、その観点から NRA 選定を対象としているのはおかしい。
その他、期待等	・シビアアクシデント対策に関わる安全規制においては、適切な事象想定を確定することも重要課題であり、本研究で得られた知見に基づいて安全規制へ積極的な提言を行っていく事を期待する。 ・産業界との協力をこれからも推進して欲しい。 ・SA に係る研究は、放射性物質移行評価に必要な基本的な物理化学挙動データをプロパー研究、具体的な閉じ込め評価研究を規制庁の受託研究として実施する計画である。両研究の進展を調整し、予算獲得を着実に行って、円滑に研究を進展させ、初期の目的を達成して欲しい。

７．７　臨界安全管理に関する研究

評価意見	・臨界になるシナリオがあるとの分析に基づき、研究開発課題が抽出されていると考えるが、シナリオ検討にあたっては、過度に非現実的な想定となっていないか、リスク情報を十分に活用いただきたい。 ・臨界安全については、これまで「サイクル施設の安全評価」の中で行ってきたものを、１Ｆの臨界安全性の問題が喫緊の課題となる中で、サイクル施設の臨界と併せ、新たな分野として設定したものと理解しており、趣旨としては適切である。 ・福島第一の廃炉作業における安全の確保においては、溶融炉心デブリの臨界安全管理に関わる知見の収集と評価手法の確立は重要な要件であり、廃炉計画の遂行に対応した適切な計画のもとに研究を遂行することが肝要である。また、長期的には燃焼度クレジット導入等、新たな臨界安全管理に関する研究も重要な課題であり、研究計画は妥当である。 ・解析のみならず、臨界実験を実施予定であり、1F デブリ取り出しの安全な作業のために重要な成果となると考えられる。 ・１Ｆ の廃炉に直接繋がる技術であり、かつ今後世界的な要請が高まる内容でもあり、これを開始したことは高く評価している。 ・福島第一原子力発電所の燃料デブリについて、臨界シナリオ分析、及び影響評価とその低減に有効な手法の開発は、事故の抜本的な終息に向けた重要な研究開発であり、この難問題に真正面から取り組むことを高く評価する。
改善を要する点	・あらたな分野の設定に関し、マンパワー確保の点で留意いただきたい（安研評委 5-3 資料では、10 月現在の臨界安全研究 Gr はわずか 2 名となっており、大幅な拡充が急務である）。
その他、期待等	・福島第一の廃炉に関わる臨界安全研究においては溶融炉心デブリに関する情報は不可欠であり、評価は廃炉作業手順や管理方式とも密接に関係する事から、研究遂行に当たっては、廃炉支援の現場との密接な連携が図られ実効的な成果が得られる事を期待する。 ・１Ｆデブリ取り出しへの貢献は大いに期待しています。 ・燃料デブリの臨界安全については、今後の安全な廃炉実行に向けて非常に大きな成果となることを期待している。 ・既に第Ⅱ期の中間評価においても指摘されているが、臨界安全の視点だけでなく、破損燃料は具体的にどのように処理できるのかといった基本的な問題意識を持ち、他分野の研究者とも協力して、破損燃料の具体的で実行可能な処理手法の提言にまで至ることを期待している。

７．８　放射性廃棄物管理の安全性に関する研究

評価意見	・廃棄物管理、地層処分に関わる本来の研究に加えて、喫緊の課題である１F 事故の汚染物管理、環境回復に係る研究課題が取り上げられており妥当と考える。海外機関との研究協力が計画されていることも評価できる。 ・これまでの放射性廃棄物研究の手法・知見をベースに、１F 事故による汚染廃棄物管理を含む安全評価手法の検討に本格的に注力して行くことは適切と判断される。 ・地層処分に関わる本来の中長期的研究に加え、これまでの研究実績・経験を生かし、福島事故対応に関わる災害廃棄物再利用・処分の評価、汚染水漏洩挙動評価など緊急性の高い研究ニーズにも適切に対応する計画になっており、研究計画は妥当である。 ・廃棄物管理の評価手法の整備は今後ますます重要となってくる課題である。また、使用済み燃料ならびに事故後の廃棄物保管については差し迫った問題でもあり研究の重要度は極めて高い。 ・１F の大きな課題である汚染水問題にも研究対象を拡大しており、高く評価できる。 ・第Ⅲ期は「原子力規制委員会における安全研究の推進について」に呼応した研究課題が中心になると考えられるが、再処理事業の進展状況を考えると、SF 貯蔵に係る基準整備及び安全審査に係る技術知見の獲得とその有効な提示は特に重要である。
改善を要する点	・１F に関係する研究については他部門で実施の研究と連携する必要があるのではないか？ ・地層処分の確率論的リスク評価について、起因事象の選定や確率に含まれる不確実性の取扱など課題が多く含まれていると認識している。これらを具体的にどうしていくつもりか、明らかにして欲しい。
その他、期待等	・地層処分に関わる研究と福島廃炉に関わる研究は、技術的には共通部分もあるものの、ニーズや進め方は大きく異なることから、両課題への対応の仕方やバランスを適切に考慮し、効率的な研究遂行を期待する。 ・１F の廃棄物、汚染水の管理などに大きく貢献して欲しい。 ・全体としては、非常に長期間着実に成果を積み重ねていくことが重要な分野であることから、今後も着実に積み重ねていくことを期待している。 ・福島県等の環境回復支援に関しては、放射性廃棄物管理の専門家集団として積極的な関与を強く期待する。

８．事前評価結果のまとめ

原子力機構の第Ⅲ期中長期目標期間（平成 27 年度～平成 33 年度）に関して、平成 26 年 10 月 31 日現在の中長期計画案について、各委員によるコメントを基に、評価結果をとりまとめた。以下にその概要をまとめる。

評価意見としては、原子力全般にわたる安全研究について十分配慮された計画となっており高く評価できる、シビアアクシデント研究課題や原子力安全規制への技術的支援及びそれに資する安全研究活動に重点をおく方針は適切である、各分野の内容も着実なものであるなど、研究計画については概ね妥当とする意見であった。また、福島第一原発事故対応への継続的寄与、国際的及び産業界を含めた機構内外との協力強化、安全規制への積極的な提言、コードやデータ利用の汎用化の検討、研究炉の順調な再開などを希望する意見があり、安全研究センターへの期待が見られる。一方、改善を要する点については、今後の人員の確保、人材育成、計画課題の選定の理由、先進的研究への寄与の示し方などが挙げられており、それらの点について十分考慮した上で研究を進めていただきたい。

以上のように、評価結果としては、各分野において概ね妥当な計画案であるとの評価となった。このため、次期中長期計画案については、改善点や期待をも念頭に第６章に記載した原案をベースとして、今後設定される次期中長期目標の内容を考慮し、必要に応じて中間評価等で情勢の進展や変化に対応すればよいものと評価する。

付録
参考資料（日本原子力研究開発機構作成資料）

付録１　研究開発課題の事後・事前評価について（諮問）

付録２　安全研究・評価委員会からの提言とそれ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４回安全研究・評価委員会資料
付録 3-2　第５回安全研究・評価委員会資料

This is a blank page.

付録１　研究開発課題の事後・事前評価について（諮問）

This is a blank page.

２６原機（全）００８
平成 26 年 9 月 29 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　松浦 祥次郎

研究開発課題の事後・事前評価について （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」に関する事後評価及び事前評価

以 上

This is a blank page.

付録２　安全研究・評価委員会からの提言とそれに対する原子力機構の措置

This is a blank page.

安全研究・評価委員会からの提言とそれに対する原子力機構の措置

現行の中期計画及び次期中長期計画案に対する安全研究・評価委員会からの主な提言として、機構に対して改善を要する点としては、

① 今後の人員の確保及び人材育成についての計画的な取り組み、

② 国外・産業界を含めた機構内外との協力強化、

が挙げられた。

また、安全研究センターに期待する提言として、

③ 研究課題の選定や成果の説明性向上、

④ 研究成果であるコードやデータが幅広く活用されるための取り組み、

⑤ 福島第一発電所事故対応への継続的寄与、

⑥ 社会情勢の変化に対応した研究計画の新たな展開、

⑦ 研究炉の順調な再開への貢献、

が挙げられた。

これらの提言に対して、機構の対応措置を以下の通りとする。

① 人材確保・育成に関しては、予算の確保も含めて、原子力規制庁とも連携をとりつつ、若手の育成や技術の継承等を含めて、技術的能力の向上に計画的に取り組む。

② 安全規制行政への技術的支援という観点から、中立性・透明性を確保しつつ、機構内連携や産業界との共同研究、学会活動、国際協力等を通して、関係機関との連携を強化していく。

また、安全研究センターの対応措置を以下の通りとする。

③ 中長期目標に沿った研究計画を外的要因等も踏まえて柔軟に年度展開しつつ、計画や成果を適時発信して説明性の向上を図る。

④ 整備が完了した解析コードやデータ等の技術的に有用な情報については、成果の普及や技術の継承の意味を重視して、公開コードやレポートとしてより積極的に公表していく。

⑤ 福島第一発電所事故への継続的寄与については、機構の最優先事項であり、当センターにおいても、安全の視点からの事故の調査、環境影響の評価、情報の活用等に引き続き貢献していく。

⑥ 社会情勢の変化や原子力の自主的安全性向上の取り組み(ロードマップ)等も考慮し、安全規制の継続的改善に向けて、柔軟な研究計画の設定と積極的な技術的提言に心掛ける。

⑦ 研究炉等の運転再開に向けては、安全研究への早期の利用を図るため、施設側と密接な連携をとり、規制基準に精通した専門家としての支援を進める。

次頁以降に、現行中期計画及び次期中長期計画案に対する評価委員からの個別の意見とそれに対する措置について、上記の措置①～⑦との対応も含めて記載する。

安全研究・評価委員会による事後評価における意見と原子力機構の措置

【関係行政機関等への協力】

意見	機構の措置
・今後とも技術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事から、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強く求めたい。	・機構の措置①：人材確保・育成に関しては、予算の確保も含めて、原子力規制庁とも連携をとりつつ、若手の育成や技術の継承等を含めて、技術的能力の向上に計画的に取り組みます。また、人材育成については、国内外の講習会等に積極的に若手研究員を参加させるなど、今後も引き続き努力していきます。
・専門家として一般の方への説明については、まだ不十分であると感じている。これらについても、自らの職務と捉えて自ら機会を作るなどして説明に努めるようにすることで、間接的ではあるが関係機関への協力となるものもあると思われる。	・機構の措置②④：成果については、公開コードやレポートとしてより積極的に公表するなど、研究計画や得られた成果を適時発信して説明性の向上を図るとともに、ホームページ等を通じて一般の方へも情報を発信することに努め、これを通して関係機関との連携協力にも心掛けます。

【リスク評価・管理技術に関する研究】

意見	機構の措置
・THALES2 のモデル開発、不確かさ評価を推進していることも高く評価できるが、同様に何時頃、どのように許認可等へ適用するのかのプランと、そのための開発目標を明確にしていただければと考える。	・機構の措置③：中長期目標に沿った研究計画を外的要因等も踏まえて柔軟に年度展開しつつ、計画や成果を適時発信して説明性の向上を図っていきます。マイルストーンをより強く意識して評価手法の整備とその活用を進めていきます。

【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】

意見	機構の措置
・今後、BWR 燃料は 8×8 から 10×10 となっていく。原子力機構で基準に関して考えていく必要がある。また、そのような研究には研究協力をどう進めていくかが重要と考える。	・機構の措置②③：原子力学会の委員会等を利用して発電用軽水炉燃料の導入動向を的確に把握し、燃料に関する規制基準の策定等に資するデータ及び知見を取得してまいります。また、このための外部との研究協力についても検討を進めてまいります。
・本分野は長期の研究計画として進める必要があり、燃料研究分野の研究員の減少が危惧されている中で、施設の活用とともに、特に本分野の人材養成は重要課題と考える。	・機構の措置①：人材確保・育成に関しては、予算の確保も含めて、原子力規制庁とも連携をとりつつ、若手の育成や技術の継承等を含めて、技術的能力の向上に計画的に取り組んでいきます。今期計画以降も外

	部への積極的な研究成果発信に努め、これにより予算の獲得、若手研究者の拡充及び人材育成を図り、保有する施設を活用して実験研究を着実に実施していく所存です。
・福島第一原発事故を踏まえて、もう少しＳＡ時の燃料挙動などに特化した試験研究に舵を切ってもよいのではないかとも思う。	・機構の措置③：中長期目標に沿った研究計画を外的要因等も踏まえて柔軟に年度展開していきます。「原子力規制委員会における安全研究について」、日本原子力学会の「溶融事故における核燃料関連の課題検討 WG」報告書、同学会の炉心燃料分科会や設計による安全性向上作業部会燃料 RM 検討会の議論等に基づき、福島第一原発事故他を踏まえた燃料安全に関する研究課題の選定を行い、試験研究を実施していく所存です。

【材料劣化・高経年化対策技術に関する研究】

意見	機構の措置
・また、確率論的構造健全性評価については、解析コードの高度化や標準入力データ整備等が進められ、計画に対応した成果が得られている。本研究課題は、リスク解析を活用した安全評価において、今後、重要性がさらに増すものと考えられることから、信頼度向上と成果の活用に向けた計画の遂行を期待したい。	・機構の措置③：中長期目標に沿った研究計画を外的要因等も踏まえて柔軟に年度展開していきます。本研究については次期計画の重要な項目の１つとして取り組むことを計画しており、確率論的構造健全性評価に係る信頼度を向上させるとともに、その成果はリスク情報を活用した安全性向上等に積極的に活用していきます。

【安全研究センター全体の研究活動に対する総合評価】

意見	機構の措置
・安全研究センターがどのような役割を果たすべきか、安全を科学技術的な観点からキープしていくという概念をどのように第三期中長期計画期間で実現できるかが非常に重要な観点である。	・機構の措置③：中長期目標に沿った研究計画を外的要因等も踏まえて柔軟に年度展開しつつ、社会情勢の変化や原子力の自主的安全性向上の取り組み(ロードマップ)等も考慮し、安全規制の継続的改善に向けて、柔軟な研究計画の設定と積極的な技術的提言に心掛けます。安全研究センターとしても非常に重要と考えています。
・福島第一原発事故以降、当初の中期計画を見直し、事故に対応した国、地方公共団体等への支援を適切に迅速に展開した点は、安全研究センターのこれまでの実績と経験を背景にして達成できたものであると評価する。と同時に、今後もより高いレベルにセンターの研究能力を維持できるよう、人材育成、予算獲得も含めて、センター各位の継続的な努力に期待する。	・機構の措置①：人材確保・育成に関しては、予算の確保も含めて、原子力規制庁とも連携をとりつつ、若手の育成や技術の継承等を含めて、技術的能力の向上に計画的に取り組みます。

【その他の特記事項】

意見	機構の措置
・福島第一原発事故からの教訓を抽出し今後の原子炉安全性向上に生かす上で、長年の実務経験と能力を有する安全研究センターは極めて重要な役割を担っている。この観点から、原子力機構が進めている開発予算による福島第一原発廃炉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は密接に関連している。安全研究センター業務の開発事業からの独立が要求されているが、技術情報の活用においては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望みたい。	・機構の措置②⑤：安全規制行政への技術的支援という観点から、中立性・透明性を確保しつつ、機構内連携や産業界との共同研究、学会活動、国際協力等を通して、関係機関との連携を強化していきます。また、福島第一原発廃炉関連研究とは情報共有や人的交流に努めていきます。
・概ね自己評価が高いと感じた。新たな技術的知見や今後の規制体系等にインパクトが有ると思われる成果に対してはそれでもよいが、そこまでの成果ではないと評価している。	・機構の措置③④：福島第一原発事故後の対応に関して追加的事項が多く、貢献度は大であったと自己評価した結果です。研究成果を適時発信して説明性の向上に努めます。

安全研究・評価委員会による事前評価における意見と原子力機構の措置

【安全研究センターの研究活動について（関係行政機関等への協力）】

意見	機構の措置
・必要な研究開発に応じた人員を確保することが必要と考える。中長期目標の期間は最長 7 年とのことであるが、同程度の期間を対象に研究開発計画と併せて人員規模についても計画するべきではないか。	・機構の措置①：人材確保・育成に関しては、予算の確保も含めて、原子力規制庁とも連携をとりつつ、若手の育成や技術の継承等を含めて、技術的能力の向上に計画的に取り組んでいきます。
・安全規制支援において中立性、独立性は必要であるが、長期的な安全研究ニーズへの適切な対応を図る上では、他分野との協力は欠かせない。産業界、大学、学協会との協力や、原子力機構内の基礎研究分野等との協力を更に積極的に進めることを期待したい。	・機構の措置②：安全規制行政への技術的支援という観点から、中立性・透明性を確保しつつ、機構内連携や産業界との共同研究、学会活動、国際協力等を通して、関係機関との連携を強化していきます。
・国立研究開発法人への移行を念頭に、どの研究分野も 7 年間の研究展開を考えているが、総じて研究項目の総花的な記載であり、現時点で 7 年間全てを見通すのはやや無理があると感じられる。中間評価がいずれ実施されると考えられるので、例えば、前期 3 年、後期 4 年と分割して、研究展開の策定にメリハリをつけるなど、提示方法を工夫した方が良い。	・機構の措置③：中長期目標に沿った研究計画を外的要因等も踏まえて柔軟に年度展開しつつ、社会情勢の変化や原子力の自主的安全性向上の取り組み(ロードマップ)等も考慮し、安全規制の継続的改善に向けて、柔軟な研究計画の設定に心掛けます。適切な時期に中間評価を行うことにより、外的要因や計画の進捗等を見据えて修正等を行い、より良い研究を行っていきます。
・全般にレベルの高い成果をだされ、また積極的論文発表がなされており、その点では高く評価できる。重要な成果ほど後々でも活用できるよう確実に蓄積してゆく必要があり、そのためには JAERI-memo のような詳細なデータレポートを残してゆくことが重要である。これは品質保証の観点でも重要であり、マンパワー不足の中では難しいことは理解しているが、是非とも取り組んでいただきたい。（かつての CCTF や SCTF 実験では、多くの JAERI-memo が発行されていた印象がある）	・機構の措置④：整備が完了した解析コードやデータ等の技術的に有用な情報については、成果の普及や技術の継承の意味を重視して、公開コードやレポートとしてより積極的に公表していきます。安全研究センターでは現在、公開の観点から JAERI-memo のような非公開レポートは発行していませんが、可能な限り成果を後々活用できるような仕組みを考えていきます。

【リスク評価及び原子力防災に関する研究】

意見	機構の措置
・手法の高度化としてソースターム評価手法の高度化が特出しされているが、炉心デブリの冷却挙動、MCCI についても、新規制基準による審査において不確かさについて議論になっている。安全審査状況も踏まえて、研究テーマの選定に抜けがないか確認が必要と考える。	・機構の措置①③：中長期目標に沿った研究計画を外的要因等も踏まえて柔軟に年度展開しつつ、安全規制の継続的改善に向けて、柔軟な研究計画の設定に心掛けます。炉心デブリの冷却等はソースタームにも関連する重要な課題と認識しており、人材の確保等を含めた研究体制の構築に着手しています。

・研究対象のリスク評価コードはいずれも代表的な国産コードであり、リスク評価手法として我が国の各分野で広く活用されるようにするための施策も重要である。	・機構の措置④：整備の状況に応じた適切な段階で解析コードを公開していきたいと考えています。
・ソースターム評価及び事故影響評価コードの開発の際には、センター外の他部門の専門家とのコミュニケーションを十分とって欲しい。福島第一原発事故の測定結果は反映されるのでしょうか？	・機構の措置②⑤：福島第一発電所事故への継続的寄与については、機構の最優先事項であり、当センターにおいても、安全の視点からの事故の調査、環境影響の評価、情報の活用等、他部門と連携しつつ引き続き貢献していきます。測定結果を含めた福島第一原発事故の情報は、モデルの構築や解析・評価に反映します。
・現実的な評価を行うためにも、産業界との連携を研究遂行の上で図っていく方法を検討してはどうか。	・機構の措置②：現実的な評価を進める上で産業界からの情報を得ることは重要と考えます。学会等の活動を通じた効果的な連携を模索します。
・「実効的な地域防災計画を策定するための技術的支援」について、第Ⅲ期 7 年の間に、一般的技術支援から段階的に研究を進め、将来的には立地地域の特殊性をも考慮した技術支援に役立つ段階にまで達するよう、年度展開を吟味して実施して欲しい。	・機構の措置②：自治体や関係省庁との協力・連携を図りつつ、短期的な目標と中長期的な目標を明確にして研究を展開していきます。
・評価手段の高度化と共に、リスク評価結果としてまとめられる成果も、社会的に大きなインパクトを持っていることから、適切な方法による積極的な公表を期待したい。	・機構の措置④：整備した手法を有効に活用してリスクや原子力防災に係る評価を行い、学会等の場において積極的な成果の公表を進めます。

【軽水炉燃料の安全性に関する研究】

意見	機構の措置
・燃料安全に関する研究として、本当にリスクプロファイルを反映した研究になっているのかを再検討して欲しい。	・機構の措置③：「原子力規制委員会における安全研究について」、日本原子力学会の「溶融事故における核燃料関連の課題検討 WG」報告書、同学会の炉心燃料分科会や設計による安全性向上作業部会燃料 RM 検討会の議論等に基づき、燃料安全に関する研究課題の選定を継続的に行ってまいります。
・シビアアクシデント対応に関する燃料安全研究においては、実績を積んできた TMI-2 デブリ等に関わる研究の成果・経験を積極的に生かすとともに、福島第一原発廃炉における溶融炉心対応の支援事業とも密接に連携し、成果の効果的な反映を図る事が重要と考える。	・機構の措置②⑤：過去の研究成果及び経験を活かすとともに、福島第一原発廃炉と関連した他部門とも密接に連携及び協力し、効果的・効率的に研究を進めてまいります。
・設計基準を超えた事象をどこまでを明らかにするのか、また、どのような事象まで事故時燃料挙動解析コードに反映させるのか、ある程度限定された方が良い	・機構の措置③：原子炉施設の安全性に及ぼす重要度、挙動解析コードの評価精度向

ように思います。あげられた項目を全てコードに反映することはかなり難しいように思います。	上への効果、等を考慮して、対象とする事象を選定し研究を進めてまいります。
・燃料安全を向上するための研究として RIA を今後も対象とするかどうか、検討が必要。	・機構の措置③：RIA 時の燃料挙動研究については、燃料の安全性向上の観点にとどまるものではなく、RIA 時の被ばく評価及び圧力容器健全性評価等の観点からも重要であることから、RIA 時燃料挙動に係るデータ及び知見を拡充するための研究を今後も進めていく所存です。
・NSSR 等の大型施設を用いた実験研究は予算面、人員面で不利な点が多い。しかし、十分に検討された実験条件の明確な実験結果は、現象を正しく把握する上で貴重な知見である。今後、予算面、人員面で格段の好転は望めないと考えられるが、着実に実験研究が実施されることを期待する。	・機構の措置①③：外部への積極的な研究成果発信に努め、これにより予算の獲得、若手研究者の拡充及び人材育成を図り、実験研究を着実に実施していく所存です。

【軽水炉の事故時熱水力挙動に関する研究】

意見	機構の措置
・DBA、BDBA を問わず熱水力挙動は、事象の進展に影響を与え、かつ評価手法が不確かさを有するところであり、その意味で研究課題は多数存在すると考える。計画されている実験は、いずれも有用なデータを提供すると予想するが、なぜ、その試験が多数の課題の中から選定されたのかが、説明性の観点で必要ではないか。	・機構の措置③：効果的かつ効率的に安全研究を実施する上で、課題を適切に選択することは極めて重要と認識しています。今後、計画を進めるに当たり、十分にこの点を説明するとともに、外部の意見も参考にします。
・大型施設の維持のための研究になっていないか改めて検討していただきたい。	・機構の措置③：新たに有用な知見を得ることが最も重要であると認識し計画を進めていきます。その中で LSTF 装置も効果的に活用したいと考えています。
・次期中期計画の中でソースターム評価にどの部分がつながっていくのかが明示されるとより良いと考えます。	・機構の措置③：実験と解析による検討を通じてソースターム移行に係る評価手法の高度化に取り組むことになります。本検討は、中期計画の後半に本格化することを予定していることもあり、詳細な研究計画は今後策定します。
・国産コード開発に対する戦略について。コード開発が持つ技術的意義は理解するものの、原子力機構以外の組織による活用例が少ない。この反省に立ち、コード開発目的を再整理して欲しい。	・機構の措置③④：本計画でいう国産コードに関する研究は、規制庁が開発するシステムコードに対する支援研究です。コードを検証するための知見やモデルの整備に貢献することを計画しています。
・国産コードシステムの開発支援の重要性が十分に理解できなかった。	・機構の措置③：これまで整備してきた知見やインフラを活用する観点から、国産システムコードの開発に対する支援は重要かつ必然と考えています。

・何れの研究課題も原子力機構ならではの試験装置を活用した興味深いものである。得られるデータは貴重なものであり国産システムコード開発支援のみならず、広く活用可能なよう公開の在り方を検討いただければと考える。	・機構の措置②④：産業界や学界等の外部組織と適切な関係を持つことは極めて重要と認識しています。機構に求められる中立性の確保に配慮した上で、公開等の在り方を検討します。

【材料劣化・構造健全性に関する研究】

意見	機構の措置
・原子炉容器の材料の劣化、構造健全性に係る課題が整理され、各実施項目の位置づけも明確にされていると考えるが、各項目の研究期間が長く、研究終了時点が適用先のニーズと合致しているかが資料からは読み取れない。	・機構の措置③：原子力規制委員会の「原子力規制委員会における安全研究について」、学協会規格の整備状況、規制当局による規格の技術評価のスケジュール、原子力学会軽水炉安全技術・人材ロードマップなどを踏まえ、マイルストーンを明確にした効率的な研究を実施します。
・全体構造に対する現実的応答や SA 時挙動の評価においては、脆弱性評価の観点から AM 策の有効性についても検討をいただきたい。	・機構の措置②③：当該研究はシビアアクシデント評価研究グループと協力し、それぞれのグループの専門性を活かして効果的に進めていきます。
・次期中長期計画での分野タイトルは、なぜ材料劣化構造健全性なのか。昔に戻ってしまったようで、内容が狭くなってしまうのではないか。原子力機構が先進的な取組をして、どう寄与していくべきかを示すべきではないか。	・機構の措置③：確率論的手法も含めて機器類の健全性評価は最も基本的な用語であり、幅広い研究テーマを含むものと考えるため、当初案のままとします。
・海水影響やコンクリートキャスク健全性に関する検討は、この項目で実施する研究なのかを整理する必要があるのではないか。	・機構の措置②③：当該研究は、放射性廃棄物管理の安全性に関する研究に位置付けています。材料分野の専門性を活かして安全研究センター内で協力して実施します。
・照射による脆化に関しては、材料の評価制度を挙げることで、安全かつ合理的な運用が可能となるが、炉心の外周部出力を下げて照射そのものを減少させる等、原子炉容器の健全性確保のために材料以外のアプローチも幾つか考えられる。このような境界領域の研究課題が漏れてしまわないよう、研究課題の抽出に当たっては、専門分野間でうまく情報共有、連携を図っていただきたい。	・機構の措置②：原子力学会軽水炉安全技術・人材ロードマップ等により産業界との情報共有・連携を図ります。
・ふげんの材料を使っているが、BWR、PWR 等の廃炉も進むと思うので、それらの材料をどう生かして行くか検討して欲しい。また、これから廃炉になってくる BWR・PWR の材料等を、一緒に活用していけるような仕組みを原子力機構が引っ張って欲しい。	・機構の措置②③：実施計画としては、廃炉材や廃却材の利用も検討しており、産業界の廃炉研究等に向けた動向も見据え、ふげん実機材の調査の実績も活かして、産業界等の連携も含めて研究を積極的に展開していきます。 ・機構の措置⑥：JMTR の運転再開に向けて

・材料照射実験を進める上では、照射装置である JMTR の円滑な運転は不可欠の条件である。照射試験炉センターとの密接な連携を図ると共に、JMTR の運転が計画に沿って順調に再開されることを期待する。	は、安全研究への早期の利用を図るため、施設側と密接な連携をとり、規制基準に精通した専門家としての支援を進めていきます。
・SA 時の健全性評価技術について、健全性評価対象とする機器の選定や期間についての考え方を明確にして欲しい。	・機構の措置③：欧米の研究情報や新規制基準適合性に係る対応状況・審査状況等を分析し、評価対象機器や期間の考え方を明確にしながら効果的な研究を進めていきます。
・電気事業者の廃炉計画において、放射線環境下にあった原子炉機器を材料研究に供することを計画していると伺ったことがある＜例えば、中部電力・技術開発本部・原子力安全技術研究所＞。廃炉を計画している事業者と情報共有を進め、国内で取得できる貴重な照射材料を有効に活用して、材料劣化・構造健全性に関する有用な知見を蓄積して欲しい。	・機構の措置③：原子力学会軽水炉安全技術・人材ロードマップ等により産業界と情報を共有するとともに、実機照射材の分析、JMTR における照射技術・照射材加工技術等の整備も図りつつ、廃炉材を有効に活用した研究に長期的に取り組み、有用な知見の蓄積に努めます。

【核燃料サイクル施設の安全性に関する研究】

意見	機構の措置
・再処理施設のリスク上重要な課題について選定されていると考えるが、放射線源が分散しており、地震時等の共通要因による故障、破損等を考慮すると、重要事象の抽出には膨大な数のシナリオを考慮する必要があると思われる。リスク上重要なシナリオを見逃さないために、研究課題の抽出にあたっては、リスク評価グループ、事業者とも十分に連携を取っていただきたい。	・機構の措置②③：本研究では、まず、新規制基準にて定義された重大事故を評価対象とします。シビアアクシデント評価研究グループとの連携を取りながら研究を進めます。サイクル施設におけるシビアアクシデントの選定の考え方については、産学連携で進められている日本原子力学会の「核燃料サイクルシビアアクシデント研究 WG」及び「核燃料施設リスク評価分科会」に参画することで検討を進めます。
・燃料サイクル施設の事故時の FP 挙動評価は極めて重要であり、実験及び解析からその挙動を評価しようとしている点は評価できる。	・機構の措置③：サイクル施設におけるシビアアクシデントの選定の考え方については、「核燃料サイクルシビアアクシデント研究 WG」や「核燃料施設リスク評価分科会」における検討内容を参考にしていきます。
・燃料サイクル施設におけるシビアアクシデントとはどのような事故を想定されるのでしょうか？シナリオは十分検討されているのでしょうか？	・機構の措置③：原子力規制庁からのニーズに応えるため、本研究では、まず、新規制基準にて定義された重大事故を評価対象とします。事故シナリオについては、「核燃料サイクルシビアアクシデント研究 WG」や「核燃料施設リスク評価分科会」における検討内容を参考にしながら検討を進めます。
・サイクル施設の SA について、原子力機構として技術的背景を持った選定を行うべきであり、その観点から	・機構の措置②③：原子力規制庁からのニーズに応えるため、本研究では、まず、新規制基準にて定義された重大事故を評価対

NRA 選定を対象としているのはおかしい。 ・産業界との協力をこれからも推進して欲しい。	象とします。サイクル施設におけるシビアアクシデントの選定の考え方については、産学連携で進められている日本原子力学会の「核燃料サイクルシビアアクシデント研究 WG」及び「核燃料施設リスク評価分科会」に参画することで検討を進めます。 ・機構の措置②：産学連携で進められている日本原子力学会での活動に参画することで検討を進めます。

【臨界安全管理に関する研究】

意見	機構の措置
・あらたな分野の設定に関し、マンパワー確保の点で留意いただきたい（安研評委 5-3 資料では、10 月現在の臨界安全研究 Gr はわずか 2 名となっており、大幅な拡充が急務である）。	・機構の措置①：人材確保・育成に関しては、予算の確保も含めて、原子力規制庁とも連携をとりつつ、若手の育成や技術の継承等を含めて、技術的能力の向上に計画的に取り組みます。なお、平成２７年４月に、修士新卒、中途採用、ポスドク、それぞれ１名を採用する予定です。
・福島第一原発の廃炉に関わる臨界安全研究においては溶融炉心デブリに関する情報は不可欠であり、評価は廃炉作業手順や管理方式とも密接に関係する事から、研究遂行に当たっては、廃炉支援の現場との密接な連携が図られ実効的な成果が得られる事を期待する。	・機構の措置②⑤：安全規制行政への技術的支援という観点から、中立性・透明性を確保しつつ、機構内連携や産業界との共同研究、学会活動、国際協力等を通して、関係機関との連携を強化していきます。

【放射性廃棄物管理の安全性に関する研究】

意見	機構の措置
・福島第一原発に関係する研究については他部門で実施の研究と連携する必要があるのではないか？	・機構の措置②⑤：福島第一原発に関係する規制支援のための研究は、エネ庁や IRID 関連の研究と同時並行に進める必要があると認識しております。原子力機構他部門で実施の研究を集約する福島研究開発部門との情報共有や福島第一原発事故対応の原子力機構横断的なタスクフォースへの参画による他部門との連携を図りつつ進めているところです。また、規制基準の検討等においても他部門で実施した研究成果を活用することを念頭に対応していく所存です。
・地層処分の確率論的リスク評価について、起因事象の選定や確率に含まれる不確実性の取扱など課題が多く含まれていると認識している。これらを具体的にどうしていくつもりか、明らかにして欲しい。	・機構の措置③：10 万年を超える期間を対象とする地層処分の評価では、不確実性の定量化の可否及び不確実性の大きさは時間スケールによって大きく異なりますので、起因事象ごとにかつ時間スケールごとに具体的な不確実性の取扱についての整理を試

	みていく方針です。
・地層処分に関わる研究と福島第一原発廃炉に関わる研究は、技術的には共通部分もあるものの、ニーズや進め方は大きく異なることから、両課題への対応の仕方やバランスを適切に考慮し、効率的な研究遂行を期待する。	・機構の措置③：地層処分や余裕深度処分等に関わる研究の知見は、基本的に福島第一原発廃炉にも活用あるいは波及できるものと認識しております。しかし、これまでの概念では対応できない課題や短期間で解決しなければならない課題に対応する必要がありますので、必要な成果をタイムリーに発信できるよう、柔軟性ある体制を維持しつつ効率的かつ効果的に研究を遂行していく所存です。
・福島第一原発事故の廃棄物、汚染水の管理などに大きく貢献して欲しい。	・機構の措置⑤：第Ⅲ期中期計画では福島第一原発オンサイトへの対応、特に既に発生している汚染水やがれき等の管理への対応は喫緊の規制支援課題と位置付けており、優先的に対応していく計画です。
・全体としては、非常に長期間着実に成果を積み重ねていくことが重要な分野であることから、今後も着実に積み重ねていくことを期待している。	・機構の措置③：個々の課題について、短期的な目標と中長期的な目標を明確にしつつ取り組んでまいります。
・福島県等の環境回復支援に関しては、放射性廃棄物管理の専門家集団として積極的な関与を強く期待する。	・機構の措置②⑤：除染土や指定廃棄物の減容や再利用も含めた最終措置についての検討を中心に、福島研究開発部門や関係省庁、自治体と連携して環境回復のための技術的支援を継続していく所存です。

【総合評価】

意見	機構の措置
・資料のスペース上やむを得ないかもしれないが、個々の研究課題について、何時までにどのようなアウトプットを出して、何に使用されるかがより明確に記されればと考える。	・機構の措置③：中長期目標に沿った研究計画を外的要因等も踏まえて柔軟に年度展開しつつ、安全規制の継続的改善に向けて、柔軟に研究計画を設定するとともに、研究計画や得られた成果を適時発信して説明性の向上を図っていきます。今後、年度展開を詳細化し、アウトプットとマイルストーンをできる限り明確化するように検討します。
・次期中期研究計画は、福島第一原発事故後初めての長期計画の策定にあたり、超 DBA、SA、福島第一原発廃炉措置及び環境回復等に安全研究の軸足を移す方向性が見られ、妥当と考える。そのため、本計画を実行可能とする予算、人員などの計画などを含めた詳細な体制つくりを期待する。	・機構の措置①：人材確保・育成に関しては、予算の確保も含めて、原子力規制庁とも連携をとりつつ、若手の育成や技術の継承等を含めて、技術的能力の向上に計画的に取り組んでいきます。
・７年間の長期研究計画で充実した成果を挙げるためには、具体的な研究課題と達成目標を明確にしたロー	・機構の措置③：中長期目標に沿った研究計画を社会情勢や外的要因等も踏まえて柔

ドマップを作成し、効率的な遂行を図る事が望ましい。	軟に年度展開しつつ、ロードマップやマイルストーンの明確化等により、効率的な研究遂行を図ります。
・原子力機構での他部門との協力が明示されていなかったので、それぞれのプロジェクト、課題ごとに協力関係を構築し、協調、競争しながら相互に成果を上げていって欲しい。	・機構の措置②：中立性・透明性に留意しつつ、他部門との協力・連携を強化して効率的・効果的に研究を進めていきます。
・これまでの延長上に技術を置いているように思える。新たな展開を考えていくことも必要ではないか。	・機構の措置③：今後とも重要な研究ニーズに着目し、社会情勢や外的要因等も踏まえて柔軟に年度展開しつつ、新たな課題を見出すことにも注力します。
・7 年間の長期の研究進展を考えるに当たっては、年齢層別職員数から予測されるように、この期間に研究の主力と期待される 35~39 歳の中堅職員の数が 4 名と少ない点も考慮する必要がある。人員の増強策を考えると共に、研究の規模、研究順序等をよりきめ細かく策定するなどの工夫が望まれる。	・機構の措置①③：新卒採用だけでなく、キャリア採用制度等を活用しながら人員増強を図り、適正規模の詳細研究計画を策定していきます。
・次期中期研究はこれまでと異なり 7 年間といった長期の研究となる。従って、その間、福島第一原発の環境回復あるいは再稼働・高経年化材料劣化に係る分野などにおいては新たな社会情勢の変化も見込まれることから、当初計画にとらわれず「柔軟性」のある計画作りが必要である。	・機構の措置③：社会情勢の変化や原子力の自主的安全性向上の取り組み(ロードマップ)等も考慮し、安全規制の継続的改善に向けて、柔軟な研究計画の設定と積極的な技術的提言に心掛けていきます。
・安全研究センターは、日本における安全研究を担うものであり、この使命を明確に認識し、予算、人材確保への継続的な努力を期待したい。	・機構の措置①：人材確保・育成に関しては、予算の確保も含めて、原子力規制庁とも連携をとりつつ、若手の育成や技術の継承等を含めて、技術的能力の向上に計画的に取り組んでいきます。
・原子力機構の独自性を発揮し成果を上げていって欲しい。原子力機構の他部門との協力も積極的に進め相乗効果を出して欲しい。	・機構の措置②③：安全規制行政への技術的支援という観点から、中立性・透明性を確保しつつ、機構内連携や産業界との共同研究、学会活動、国際協力等を通して、関係機関との連携を強化していきます。

【その他特記事項】

意見	機構の措置
・全般に研究課題の選定にあたり、安全上重要な事項は抑えられていると考えるが、どのように選択されたかのプロセスの具体的な説明があれば、選定の妥当性がより解り易いと考える。学会のロードマップの活用でも、研究機関としてのロードマップ策定でも構わないが、各研究課題の安全研究全体における位置づけが明確にされればなお良いと考える。	・機構の措置③：社会情勢の変化や原子力の自主的安全性向上の取り組み(ロードマップ)等も考慮し、安全規制の継続的改善に向けて、各研究課題の安全研究全体における位置付けを明確にしていきます。

・原子力安全規制行政への技術的支援及びそのための安全研究が強調されているが、規制と推進で目的は異なっても必要な技術的知見のほとんどは共通と考える。人材不足をカバーするためにも、産官学の共同研究も視野に入れて、研究規模が人員規模ではなく、重要度と緊急度に応じて決まるよう柔軟に対応されることを期待する。	・機構の措置②：産官学の連携の必要性は理解しており、産業界との共同研究等、今後は重要度と緊急度を考慮して柔軟に対応していきます。
・安全研究センターにおける研究活動は我が国の安全研究の中核を成すものであり、今後も中長期的に高い研究ニーズが想定される。従って、これに応えるための研究人材の確保と研究レベルの維持は重要な課題であり、更なる人材の確保、拡充と若手研究者育成への努力を期待したい。	・機構の措置①：人材確保・育成に関しては、予算の確保も含めて、原子力規制庁とも連携をとりつつ、若手の育成や技術の継承等を含めて、技術的能力の向上に計画的に取り組んでいきます。
・福島第一原発事故の教訓を反映する研究が取り上げられているのは評価される。しかしながら、それらが従来研究の延長線上に位置づけられているのが残念。原子炉安全を新たな観点から切り開いていくための研究も必要ではないかと考える。	・機構の措置③：今後とも新たな研究ニーズ、社会情勢の変化や原子力の自主的安全性向上の取り組み(ロードマップ)等も考慮し、安全規制の継続的改善に向けて、重要な課題に着目しつつ研究を進めてまいります。

以上

This is a blank page.

付録３　安全研究・評価委員会説明資料

付録 3-1　第４回安全研究・評価委員会資料
付録 3-2　第５回安全研究・評価委員会資料

発表時点では、受託事業における未公開情報が含まれていましたが、現時点では一部を除いて公開となっています。

This is a blank page.

付録 3-1　第 4 回安全研究・評価委員会資料

第 4 回安全研究・評価委員会
議事次第

日時：平成 26 年 3 月 5 日（水）13:30～17:30

場所：東京都千代田区内幸町 2 丁目 2 番 2 号　富国生命ビル　23 階南側
（独）海洋研究開発機構　東京事務所内　23 階　共用会議室 B

議事：

１．挨拶、議事次第・資料等の確認	13:30～13:35
２．平成25年度評価の進め方	13:35～13:45
３．安全研究センターの全体概要	13:45～14:10
４．各テーマの平成25年度の研究活動	
・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*	15:05～15:35
（休憩）	
・材料劣化・高経年化対策技術に関する研究*	15:45～16:15
・核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究*	16:15～16:40
・放射性廃棄物に関する安全評価研究*	16:40～17:10
（*：個別課題の25年度活動の概要を含む）	
・全体質疑	17:10～17:25
５．その他	17:25～17:30

以上

This is a blank page.

配付資料リスト

資料 No. 安研評委 4-0　議事次第及び配布資料リスト
資料 No. 安研評委 4-1　安全研究・評価委員会委員名簿
資料 No. 安研評委 4-2　中間評価の進め方について
資料 No. 安研評委 4-3　安全研究センターの平成 25 年度の研究活動について
資料 No. 安研評委 4-4　リスク評価・管理技術に関する研究
資料 No. 安研評委 4-5　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 4-6　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 4-7　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 4-8　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 4-9　放射性廃棄物に関する安全評価研究
資料 No. 安研評委 4-10　平成 25 年度成果調査票
資料 No. 安研評委 4-11　安全研究・評価シート
資料 No. 安研評委 4-12　個別課題・評価シート（7 課題）

＜参考資料＞
資料 No. 安研評委参 4-1　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）, JAEA-Evaluation 2013-003
資料 No. 安研評委参 4-2　第 3 回安全研究・評価委員会議事録(案)

This is a blank page.

資料No.　安研評委4-1

安全研究・評価委員会名簿

職　務	氏　名	勤務先　役職
委員	阿部　清治	原子力規制委員会　技術参与
委員	梅澤　成光	三菱重工業株式会社　原子炉安全技術部　技監
委員	鹿島　光一	（一財）電力中央研究所　原子力技術研究所　研究アドバイザー
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4－2

第4回安全研究・評価委員会
平成25年度評価の進め方について

平成26年3月5日

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

委員会での評価の進め方

1

【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、規制庁及びJNESの安全研究計画策定へ対応するため (2)原子力規制庁からの受託研究 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。(評価シート参照)
(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、前回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こととなっている。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。今回は、H25年度の評価を実施していただく。

【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

②

- 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していただく。
- 原子力規制庁からの受託研究①～⑦については、個別に評価していただく。

	分野
	安全研究センターの研究活動について（全体概要）
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
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 ② 原子力発電施設等安全調査（軽水炉の事故時熱流動の調査）
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 ④ 原子力発電施設等安全調査（原子炉水質管理技術高度化対策事業）
5	核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究 ⑤ 臨界解析コードの信頼性向上に向けた調査
6	放射性廃棄物に関する安全評価研究 ⑥ 地層処分の安全審査に向けた評価手法等の整備 ⑦ 実環境下でのキャニスタの腐食試験等

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 -

③

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			

「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）。

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

④

- 研究の枠組みと研究の成果について、前回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	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燃料・・	研究の枠組み(1~5)	
	研究の成果(1~5)	
②軽水炉燃材料・・	研究の枠組み(1~5)	
	研究の成果(1~5)	
③原子力発電・・	研究の枠組み(1~5)	
	研究の成果(1~5)	
・・	研究の枠組み(1~5)	
	研究の成果(1~5)	

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	原子力規制委員会 技術参与			○	○	○	○	○	○
梅澤 成光	三菱重工業株式会社 原子炉安全技術部 技監		○	○			○	○	○
鹿島 光一	(一財)電力中央研究所 研究アドバイザー	○	○		○			○	○
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	(一財)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. スケジュール(案)

- ✓ 平成25年度評価は、分野毎の評価を3月14日(金)〆切で評価シートを提出していただき、集計結果を3月末までに確認頂く。
- ✓ 原子力規制庁からの受託による個別課題についても、3月14日(金)〆切で評価シートを提出していただき、集計結果を確認いただいた後、3月末を目処に原子力規制庁へ提出。

（参考）

7

評価項目に関する実施例

国の研究開発評価に関する大綱的指針(H24.12.6)からの抜粋

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

7

資料No.安研評委4－3

平成25年度の安全研究センターの研究活動

平成26年 3月 5日

第4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

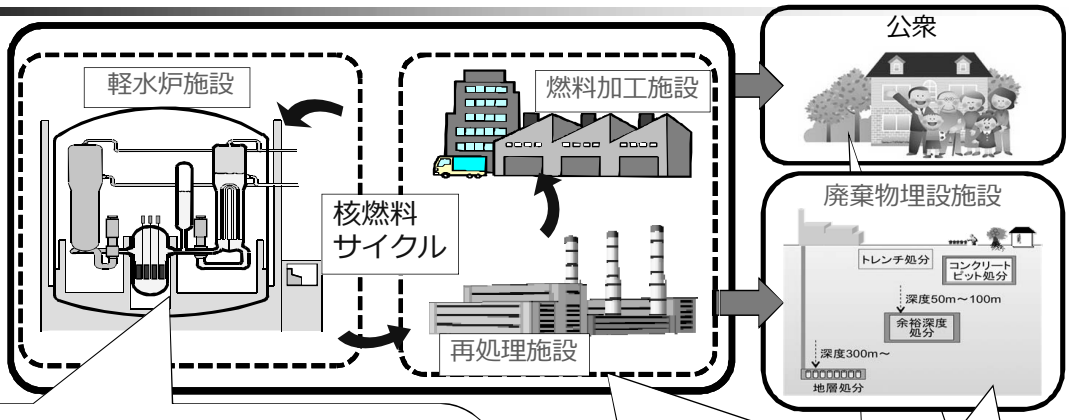
説明内容

1

- 研究対象分野
- 現行の中期計画
- 環境の変化
- 今後の研究の方向性
- 安全研究センターの組織
- 平成25年度計画
- 平成25年度の主な実施内容
- 安全研究センターの活動（予算、人員等）
- まとめ

安全研究センターの対象分野

2



- □ 燃料安全性研究
  事故時の燃料破損条件やその影響などについて技術知見の取得と正しい現象理解
  → より適切な安全評価手法を開発
- □ 熱水力安全研究
  事故の実規模での模擬実験による現象解明と解析コードの検証
  → 熱水力安全評価手法の現象予測精度の向上
- □ 高経年化対策技術研究
  安全上重要な機器構造物に対して、外的事象や経年劣化を考慮した高精度な健全性評価方法の構築

- □ 核燃料サイクル施設の安全性研究
  再処理施設等における放射性物質の放出移行率などの評価手法、臨界安全評価手法の整備
- □ 放射性廃棄物処分安全評価研究
  クリアランスレベルなどの安全基準整備に必要な技術情報の発信、地層処分等の安全審査に向けた評価手法の整備
- □ リスク評価管理技術研究
  原子力施設のリスクを評価する手法の開発
  防災における効果的な防護対策の提案

現行の中期計画 (1/2)

3

（平成22年度～平成26年度）

- 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。

現行の中期計画 (2/2)

4

（平成22年度～平成26年度）

- 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。

安全研究センターを取り巻く環境の変化

5

❍ 従来の安全研究センターにおける安全研究の進め方

- 原子力安全委員会の「原子力の重点安全研究計画」を踏まえ、中期計画を策定
- 中期計画に沿って安全研究を実施
- 指針類や安全基準の整備等に貢献

❍新規制基準の施行（平成25年7月）

- 「深層防護」を基本とし、共通要因による安全機能の一斉喪失を防止する観点から、自然現象の想定と対策を大幅に引き上げ
- 安全機能の一斉喪失を引き起こす可能性のある自然現象以外の事象（火災など）について対策を強化
- シビアアクシデントが発生した場合に備え、シビアアクシデントの進展を食い止める対策を要求

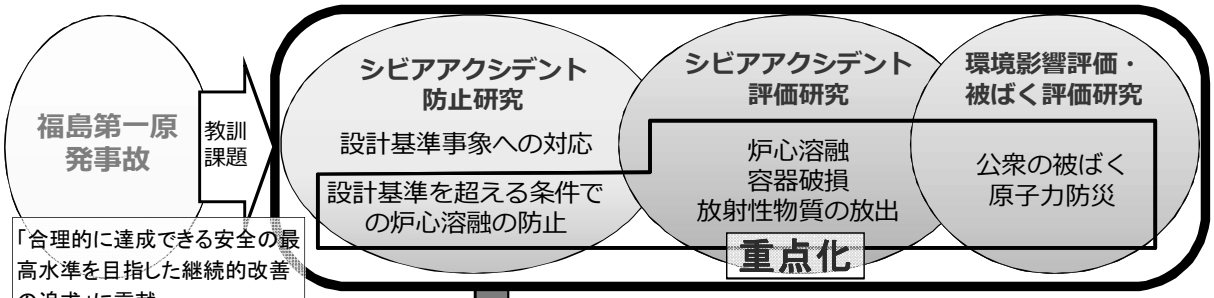
❍原子力規制委員会における安全研究について（平成25年9月）

- 安全研究が必要な研究分野（9カテゴリー、22分野）
  - ✓ 原子炉施設、特定原子炉施設、共通要因故障を引き起こす内部・外部事象、核燃料サイクル、バックエンド、原子力防災、放射線計測・防護、横断的課題 等

重点安全研究計画 ➡ 原子力規制委員会の安全研究計画に対応

今後の安全研究センターにおける研究の方向性

6



- 設計基準事象への対応を中心とした研究スタイルの見直し
- 原子力施設のリスクを低減するため、シビアアクシデントに関わる諸現象の評価手法の高度化に向けた研究等への重点化

新たな安全規制に用いられる基準作りや対策の妥当性評価に貢献

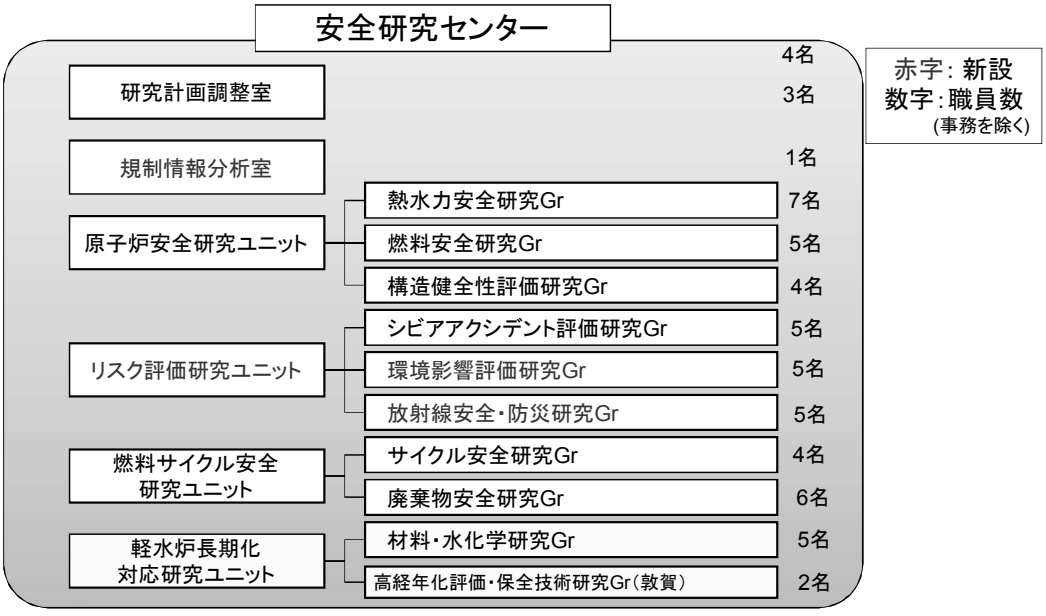
福島第一原発事故
廃止措置、環境修復

- 福島第一原発事故の廃止措置と環境修復・廃棄物管理に向けた活動への協力・貢献

安全研究センターの組織

7

- 原子力規制委員会の共同所管へ（平成25年4月）
- シビアアクシデントへの重点化と規制支援に向け体制を強化



安全研究センターの25年度計画 (1/2)

8

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安全評価に必要な安全研究を実施し、シビアアクシデントや緊急時への対策など原子力安全の継続的改善のための研究を実施するとともに、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。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

シビアアクシデント時のソースターム評価手法及び再処理施設の事故影響評価手法の放射性物質移行モデルを改良するとともに、被ばく線量評価手法の改良及び防護対策の最適化のための環境影響評価を実施する。

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係る試験を継続するとともに、通常時及び事故時燃料挙動解析コードの整備を進め、核分裂ガス挙動評価モデルを改良する。

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

事故時の炉内の熱水力挙動に関して、3次元二相流や熱伝達に係る実験等を継続し、最適評価手法及び不確かさ評価手法の整備を進め、評価パラメータの絞り込みを行う。さらに、事故時の格納容器内熱流動に関する研究を開始する。

安全研究センターの25年度計画 (2/2)

9

4) 材料劣化・高経年化対策技術に関する研究

原子炉機器の構造健全性高度評価手法の整備を継続するとともに、構造材料不連続部に対するき裂進展解析法等を整備する。さらに、機器類の耐震余裕評価に必要なデータ等を整備する。

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おける放射性物質の放出移行挙動データの取得及び解析を行う。さらに、破損燃料の臨界管理に構造材クレジットを取り入れることを想定し、組成測定確認の要件を解析的に検討する。

6) 放射性廃棄物に関する安全評価研究

バリア材料の変質に関わる構成元素の拡散挙動と固定化機構に関する実験を実施する。さらに、廃止措置に関わる被ばく線量評価コードや濃度分布評価コードを整備する。

7) 関係行政機関等への協力

安全基準類の策定等に関し、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等への支援を行う。原子力施設等の事故・故障原因情報の収集・分析を行うとともに、具体的な要請に応じた支援を行う。

平成25年度の主な実施内容 (1/2)

10

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

- ✓ 軽水炉及び再処理施設のシビアアクシデント時におけるソースターム評価手法を改良し実機解析に適用するとともに、現存被ばく状況下の公衆被ばく線量評価手法の開発、環境中放射性物質の移行モデルの検討及び運用上の介入レベルの試算を行なった。

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

- ✓ 事故模擬実験により反応度事故(RIA)時の被覆管破損挙動や冷却材喪失事故(LOCA)時の被覆管破裂挙動及び酸化挙動に関するデータ及び知見を取得した。また、通常時及びRIA時燃料挙動解析コードに関してFPガス移動及び放出に関する改良モデルを導入するとともに、コード検証のためのデータベース整備を進めた。

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

- ✓ 重大事故防止策に係るROSA/LSTF実験を実施するとともに、事故時の格納容器内熱水力挙動に関する基礎実験装置並びに関連する数値計算手法の整備を開始した。また、模擬炉心実験等を行うための高圧ループ及び大型格納容器実験装置の整備を開始した。

4) 材料劣化・高経年化対策技術に関する研究

- ✓ 原子炉圧力容器の照射脆化に関して、国内軽水炉で照射された材料のミクロ組織分析等を行った。原子炉圧力容器の健全性評価へ確率論的手法を導入するための調査を行うとともに、JMTRの照射試験で必要な照射キャプセルの製作等を進めた。地震による過大な荷重を受ける構造・材料不連続部におけるき裂進展評価の精度向上を図った。機器類の耐震余裕評価のため、材料中の累積損傷に関する解析手法を整備した。「ふげん」実機材料を使用した高経年化に関わる調査を完了予定である。

平成25年度の主な実施内容 (2/2)

11

5) 核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究

- ✓ 再処理施設におけるリスク情報を活用した安全評価に資する放射性物質の物理化学挙動データの取得を継続した。破損燃料等に対応した臨界安全評価手法の整備を行った。放射性物質移行挙動に関する産官協力による共同研究(JNES,日本原燃)を完了した。

6) 放射性廃棄物に関する安全評価研究

- ✓ バリア材料の変質機構解明実験、廃止措置安全評価コードの機能拡張を進めた。また、地層処分の確率論的安全評価手法及び核種移行データベースの整備を進めるとともに、コンクリートキャスクの健全性評価のための調査に着手した。

7) 関係行政機関等への協力

- ✓ 原子力規制委員会が進める「核燃料施設等の新規制基準」、「特定原子力施設の汚染水対策」、「福島第一原子力発電所の事故分析」等の検討に専門家を派遣し、機構が実施した分析結果の提示等を含めた協力を行った。国の審議会等への専門家の派遣（4月～2月：131人・日）等の貢献を行った。日本原子力学会等の学協会における民間規格策定活動に貢献した。OECD/NEA-IAEAの事象報告システム（IRS）の分析結果について、原子力規制委員会、JNES、電力等への配布を継続した。
- ✓ 「原子力規制委員会における安全研究について」を踏まえて、研究計画の見直しを検討。

➢ 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。
- ✓ 環境省や規制庁等への専門家の派遣（4月～2月：97人・日）等の貢献を行った。

12

平成25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97人・日派遣し、国の事故対応に協力

●事故に対応した環境影響評価等の実施

【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。

●基準・規格の策定等の委員会等を介した貢献
- 国（原子力規制委員会、環境省）：24名
- 地方公共団体（青森県、新潟県、福島県）：1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）：52名
- その他関係機関（JNES、原子力安全技術センター等）：15名

●事故・故障の分析
- 2013年にIAEA-OECD/NEAのIRSやINESに報告された事故・故障の事例約100件について情報の分析を行い、その結果を関係機関に提供。
- 規制委員会の技術検討会合で、海外事例からの教訓等のわが国への反映等に関して議論。
- INES情報については、情報を和訳してJNESにおける公開データベースへの入力情報として提供。

【国際協力】

●海外機関（OECD/NEA）委員会の委員：7名

●国際協力研究：6件（OECD/ハルデン、OECD/CABRI 、OECD/THAI-2、フランスIRSNとの協力取決、韓国KAERIとの協力取決、タイTINTとの協力取決）

注）数字は平成26年2月末現在

13

平成25年度の安全研究センターの活動 (2/2)

【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：11件（大学や企業等）、委託研究：1件（大学）

【人材育成への貢献】

●非常勤講師等として専門職大学院へ31名派遣

●外部講師として法人へ2名派遣

●原子炉安全研修等の講師として11名派遣

【広報活動等】

●安全研究センター成果報告会を開催
- 平成26年1月15日、東京・富士ソフトアキバプラザにて開催
- 若手研究員が中心となって企画・開催
- 若手研究員による4件の研究成果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105名が出席

講演内容
- ・安全研究センターにおける研究の概要
- ・研究成果：燃料安全研究、材料・水化学研究、サイクル安全研究、シビアアクシデント評価研究
- ・全分野のポスター発表

●論文数・・(H25年4～H26年2月)査読付：38、査読無：2、口頭：61、研究開発報告：10件

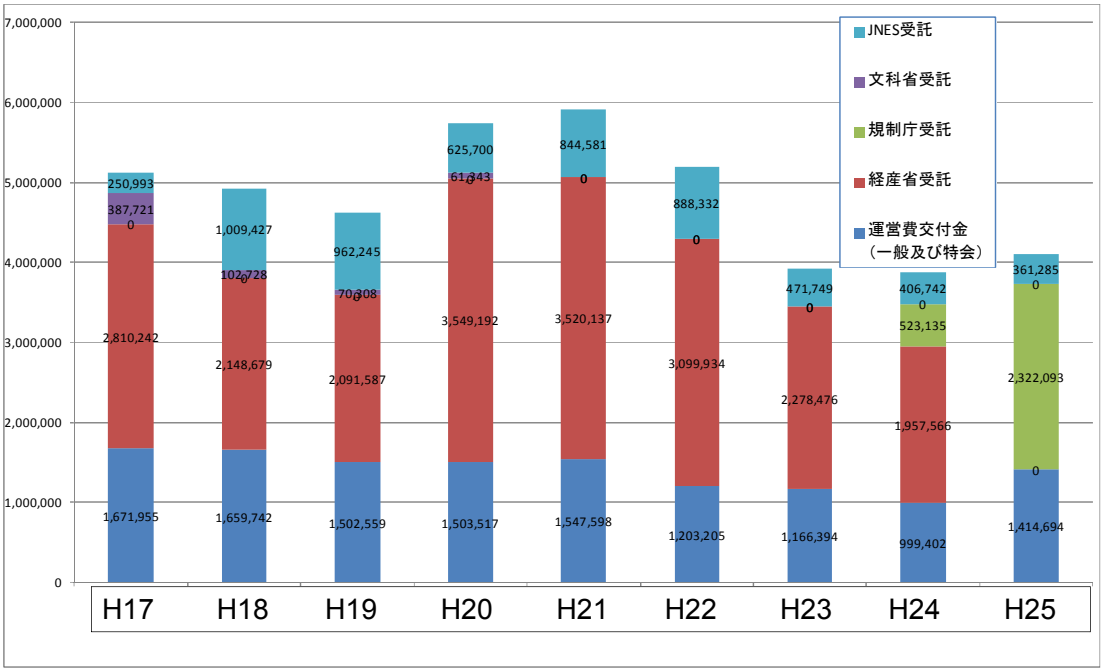
●プレス等からの取材：20件

注）数字は平成26年2月末現在

14

安全研究関連予算

（単位：千円）



15

受託事業リスト

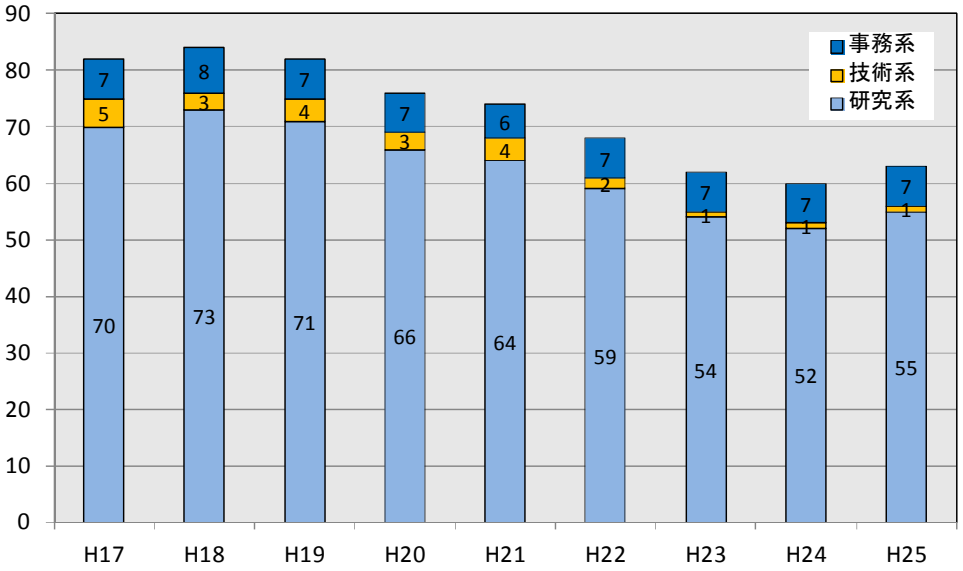
（単位：百万円）

委託元	事業題目	H25予算
規制庁	原子力発電施設等安全性実証解析等（軽水炉燃材料詳細健全性調査）	897
規制庁	燃料等安全高度化対策事業	580
規制庁	核燃料サイクル施設安全対策技術調査等（放射性廃棄物処分安全技術調査等のうち地層処分の安全審査に向けた評価手法等の整備（安全審査に向けた評価手法の整備））	208
規制庁	核燃料サイクル施設安全対策技術調査等（放射性廃棄物処分安全技術調査等のうち地層処分の安全審査に向けた評価手法等の整備（核種移行データベースの整備））	22
規制庁	原子力発電施設等安全調査研究委託費（原子力発電施設等安全調査）	508
規制庁	高経年化技術評価高度化事業（原子炉圧力容器の健全性評価方法の高度化）	34
規制庁	リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等（中間貯蔵設備長期健全性等試験のうち実環境下でのキャニスタの腐食試験等）事業	12
規制庁	原子力発電施設等安全調査研究委託費（臨界解析コードの信頼性向上に向けた調査）事業	61
JNES	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（地震荷重下における配管のき裂進展評価手法の高度化）	17
JNES	福井県における高経年化調査研究	197
JNES	MVP新ドップラー解析機能整備	4
JNES	商用再処理施設における機器の腐食に及ぼすデポジット等の影響に関する試験研究	41
JNES	商用再処理施設における機器の環境割れに係る電気化学特性に関する試験研究	102

16

安全研究センターの人員：職員数の推移

（平成26年1月現在）



採用者数	3人	1人	0人	1人	2人	2人	1人	6人	3人

17

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（H25年度、2月まで）
原子力規制委員会	発電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討チーム	4/4渡邉・杉山、5/24渡邉・杉山、6/3渡邉・杉山
	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	4/5渡邉、5/21渡邉、6/3渡邉、7/9渡邉、8/2渡邉、8/26渡邉、10/24渡邉
	核燃料施設等の新規制基準に関する検討チーム	4/15内山・前田・吉田、4/16内山・前田・吉田、5/13内山・前田・吉田、5/14内山・前田・吉田、5/21内山・前田・吉田、5/28内山・前田・吉田、6/3内山・前田・吉田、6/11内山・前田・吉田、6/17内山・前田・吉田、6/25内山・前田・吉田、7/1内山・中村(武)・前田・吉田、7/2内山・中村(武)・吉田、7/9内山・吉田、7/17内山・吉田、8/2内山・吉田、8/26内山・吉田、8/26(2) 内山・吉田、9/2内山・吉田、10/24内山・吉田、10/24(2) 内山・吉田
	設計・建設規格及び材料規格の技術評価に関する検討チーム	10/7西山、12/9西山、1/24西山
	東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会	5/1渡邉・鬼沢・与能本・丸山、6/17渡邉・鬼沢・与能本・丸山、8/30渡邉・鬼沢・与能本、10/7渡邉・与能本・丸山、11/25渡邉・与能本・丸山
	特定原子力施設監視・評価検討会	7/29中山
	特定原子力施設監視・評価検討会汚染水対策検討ワーキンググループ	8/2、8/12中山、8/21中山、8/27武田、8/30武田、9/12武田、9/30欠席、10/15中山・武田、10/24中山、1/24武田
	技術情報検討会（原子力施設の運転経験反映の検討）	5/13渡邉、7/18渡邉、9/9渡邉、9/30渡邉、11/18渡邉、1/27渡邉
	作業会（1F事故調査検討会用基礎資料作成）	6/18渡邉、6/27渡邉、7/4渡邉、7/18渡邉
	作業会（汚染水に関する東電からのヒアリング）	7/18中山、渡邉、武田
	作業会（原災法10条及び15条通報省令改訂）	6/27渡邉、7/4渡邉、7/11渡邉、7/18渡邉
環境省	指定廃棄物処分等有識者会議（木村(英)）	3/16木村(英)、4/22木村(英)、5/10木村(英)、5/21木村(英)、7/16木村(英)、10/4木村(英)、
	中間貯蔵施設安全対策検討会	6/28木村(英)、7/30木村(英)、9/6木村(英)、9/27木村(英)、12/7木村(英)、
	除去土壌の処分に関する意見交換	11/27木村(英)、12/13木村(英)、2/4木村(英)
	中間貯蔵施設への除去土壌等の輸送に係る検討会	12/24木村(英)、2/21-23木村(英)

18

まとめ

- 関係行政機関等への協力について
  - 規制庁又は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、並びに放射性廃棄物の処分等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。
  - 福島原発事故に対応して、環境省等に協力して対策の検討を行うため専門家をH25は97人日参画させ、分析・評価等を継続的に支援した。
  - 関係行政機関等に対しては、原子力規制委員会や環境省の検討チームや委員会等にH25は延べ131人回参加し、人的・技術的支援を行うなど、継続的に貢献している。
  - 事故・故障の情報に関しては、2013年に報告されたIRSやINESの情報等について分析を行い、関係者に提供した。
- 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。
  - 安全規制への技術的支援に関しては、安全研究の見直しを行うとともに、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、新たに設置された規制支援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、原子力規制庁や原子力安全基盤機構等から、前年度とほぼ同レベルの規模で獲得した。
  - 人的資源の漸減傾向に対しては、新人研究員をH25は3名、H26は4名、博士研究員をH25は2名、H26は2名を獲得するなど、積極的に人材強化策を講じている。

19

(参考) 原子力規制委員会における安全研究の推進について

原子力規制委員会文書(平成25年9月25日)からの抜粋

1. 基本的考え方

原子力規制委員会が、その業務を的確に実施していくためには、原子力安全を継続的に改善していくための課題に対応した安全研究を実施し、科学的知見を蓄積していくことが不可欠である。

このため、原子力規制委員会が実施すべき安全研究の目的をより明確に意識し、課題の解決につながる成果が得られるようにするとともに、蓄積された科学的知見が原子力安全規制等に的確に反映され、継続的な改善につながるよう、安全研究を実施する。

この際、原子力規制委員会及び所管する独立行政法人等の行う安全研究が、原子力安全規制等における課題に対応し、また、原子力安全規制等における優先度を踏まえたものとなるよう、関係機関が常にその内容を調整していく必要がある。

(参考) 原子力規制委員会における安全研究の推進について

20

原子力規制委員会文書(平成25年9月25日)からの抜粋

(参考)対象とする安全研究

原子力規制委員会が直接執行する予算並びに所管または共管する独立行政法人原子力安全基盤機構、独立行政法人日本原子力研究開発機構及び独立行政法人放射線医学総合研究所が執行する予算のうち、以下に定義される安全研究を対象とする。

① 規制基準・制度、具体的判断基準等の整備に資する研究
規制基準や制度、審査・検査等に用いる具体的判断基準、技術マニュアル、解析コードの開発・整備・検証等を目的とする研究

② 原子力安全規制等を実施する際の判断に必要な技術的な知見の取得審査、検査、施設健全性評価、その他の事業者に対する指導等を行う際、その検証の精度を上げるために必要なデータ取得を目的とする研究

③ 技術基盤の維持/構築将来にわたって原子力規制委員会の業務を的確に実施していくために必要な技術基盤の維持あるいは構築を目指す研究

(参考) 原子力規制委員会における安全研究分野

21

安全研究センターで実施する研究を**太字**で示す。

カテゴリー	番号	研究分野
1. 原子炉施設	1-1	**安全解析手法、解析コードの整備**
	1-2	**軽水炉の事故時の熱流動現象に係る技術的知見の整備**
	1-3	**重大事故に係る技術的知見の整備**
	1-4	**燃料の規制基準に係る技術的知見の整備**
	1-5	**運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備**
	1-6	**原子炉水質管理技術に係る技術的知見の整備**
2. 特定原子力施設	2-1	**特定原子力施設における放射性廃棄物・廃液の管理に係る技術的知見の整備**
	2-2	**燃料デブリの臨界評価手法に係る技術的知見の整備**
	2-3	破損燃料輸送に係る技術的知見の整備
3. 共通要因故障を引き起こす内部・外部事象	3-1	基準地震動策定及び地震動・地盤評価に係る技術的知見の整備
	3-2	基準津波策定及び津波評価に係る技術的知見の整備
	3-3	地震・津波等に対する構造健全性評価に係る技術的知見の整備
	3-4	火山影響に係る審査のための技術的知見の整備
	3-5	火災防護に係る審査のための技術的知見の整備
	3-6	共通要因故障を引き起こす内部・外部事象のリスク評価に係る技術的知見の整備
4. 核燃料サイクル	4-1	**放射性物質の貯蔵・輸送に係る審査のための技術的知見の整備**
	4-2	**再処理施設における高経年化対策の妥当性評価に係る技術的知見の整備**
5. バックエンド	5-1	クリアランス確認のための技術的知見の整備
	5-2	廃棄物埋設に係る審査のための評価技術の整備
6. 原子力防災 7. 核物質防護 8. 放射線計測・防護	現時点では、直ちに実施が必要となる研究分野は抽出されていないものの、継続的に技術基盤の確保・維持に努める必要がある。	
9. 横断的課題	9-1	人的・組織的要因に係る技術的知見の整備
	9-2	使用済燃料の臨界防止に係る定量的評価に必要な技術的知見の整備
	9-3	**技術基盤の確保・維持**

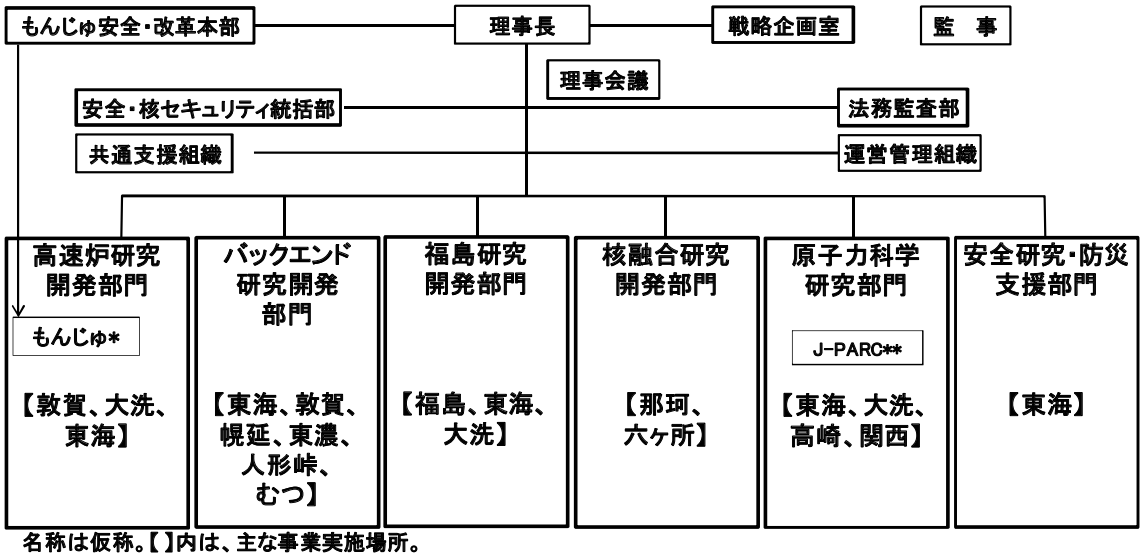
（参考）

22

原子力機構の組織（機構改革による再編案）

① トップマネジメントによるガバナンスが有効に機能する体制整備
【戦略企画室の設置、もんじゅ安全・改革本部の設置、安全統括機能の強化、内部統制機能の強化】

② 機動的な事業運営のため、事業ごとに大括り化した「事業部門制」組織に再編
【現状の8研究開発部門・17事業所等の事業を6事業部門に集約】

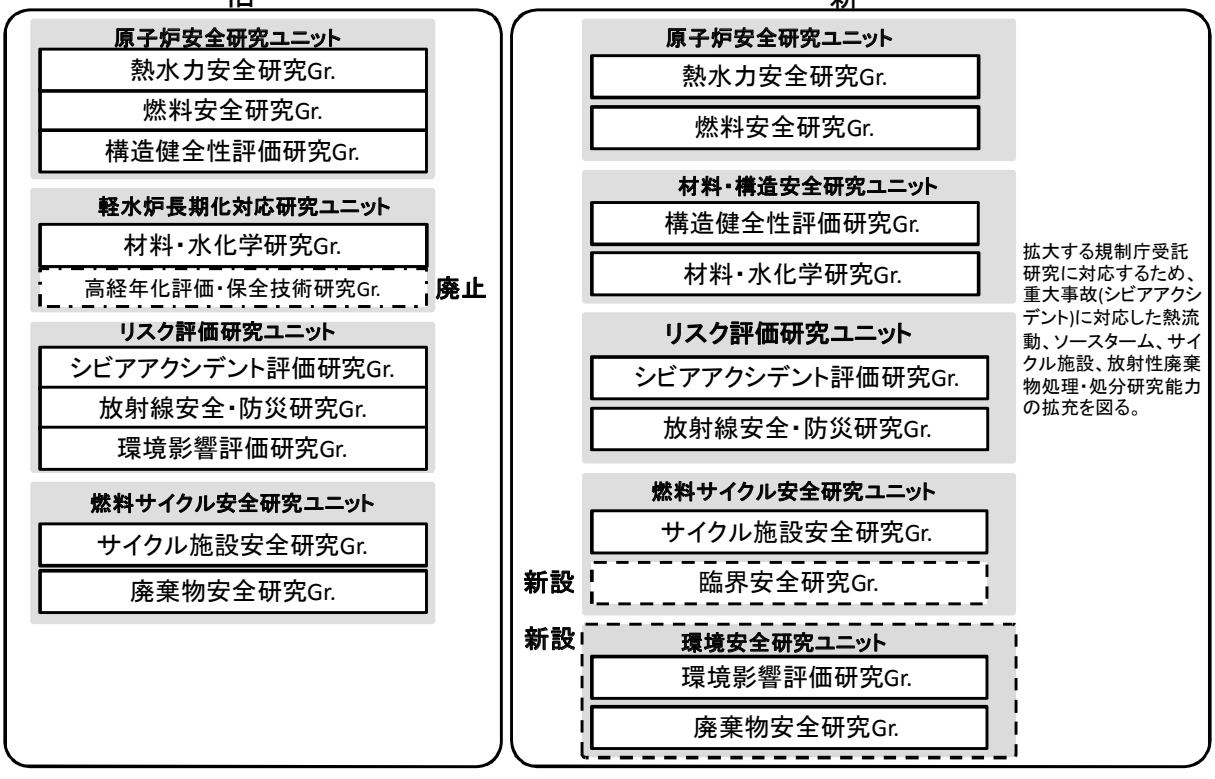


名称は仮称。【 】内は、主な事業実施場所。
*）もんじゅの改革の重要案件については、本部長（理事長）が直接指揮
**）J-PARCはJAEAとKEKの共同事業であり、理事長直轄で運営

（参考）

23

安全研究センター内組織再編案



機構外秘

資料No.安研評委4－4

リスク評価・管理技術に関する研究

－平成25年度評価－

平成26年3月5日

第4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26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

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25年度計画】

シビアアクシデント時のソースターム評価手法及び再処理施設の事故影響評価手法の放射性物質移行モデルを改良するとともに、被ばく線量評価手法の改良及び防護対策の最適化のための環境影響評価を実施する。

【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、一部原子力規制庁受託として進める。

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

原子力規制委員会が策定した「原子力規制委員会における安全研究について」において重要度が高いとされている「安全解析手法、解析コードの整備」及び「重大事故に係る技術的知見の整備」と整合しており、計画の見直しはない。

【進捗状況】

平成25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22～24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ソースタームの不確かさ評価等を実施するためのTHALES2コードの改造、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。THALES2コード及びMELCOR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を行い、同事故のソースターム等に係わる知見を取得するとともに、OECD/NEAのBSAF(福島原発事故ベンチマーク解析)計画における解析を進めた。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(マッチングファンド研究)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沸騰・乾固事象の沸騰初期における廃液から気相への放射性物質移行及び沸騰晩期におけるルテニウム(Ru)の放出・移行に係わるモデルを整備するとともに、放射性物質移行挙動解析コードARTに導入した。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。
- 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25年度の実施内容と成果】

実施内容	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。	① THALES2コードに水素除去等のモデルを組み込むとともに、同コードと液相内ヨウ素化学解析モデルを用いて格納容器ベントにより気体状ヨウ素が放出され得ることを明示。また、BSAF計画における解析を着実に実施するとともに、ソースタームに係わる不確かさ解析手法の基本的な枠組みを構築し、福島原発事故の解析に適用。
② 再処理施設のシビアアクシデント時における放射性物質移行挙動解析コードを整備する。	② 整備したRu放出モデルによりマッチングファンド研究の実験等を概ね再現できることを示すとともに、硝酸蒸気の凝縮に伴うRuの液相への移行に係わる簡易モデルを構築し、試解析を通じて実機体系への適用性を確認。合わせて、分子動力学的な手法によりルテニウムの化学形を理論的に推定。
③ レベル3PSA手法を用いて福島原発事故時の環境影響評価を実施するとともに、評価手法の改良を進める。	③ 福島事故時のモニタリングデータとOSCAARコードによる大気拡散計算との比較によりI-131の化学形を推定し、初期被ばく評価の高度化に寄与。同コードの晩発性がんモデルを最新のEPAモデルに更新。さらに、災害対策指針の見直しに資するため、運用上の介入レベルの評価コードを整備して、福島事故時に環境中に放出された核種の組成をもとに同レベルを評価。
④ 福島原発事故による環境汚染や現存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 福島県内において個人線量等の測定・調査を行い、生活習慣を考慮した帰還住民の被ばく線量の予測評価手法の開発に着手するとともに、走行サーベイ等の測定データに基づき、土地利用種別の環境半減期及び放射性Csの移行モデル等を開発。

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。また、多様なシーケンスのソースターム評価やシビアアクシデント対策の有効性評価に液相内ヨウ素化学を考慮したソースターム評価手法を活用できる見通しを得た。
- シビアアクシデント時におけるソースタームの不確かさ解析手法及び同手法を用いた福島原発事故の解析から得られた知見をJNESに提示した。
- 防災計画支援の一環として評価したプルーム対策に係る運用上の介入レベル指標は、災害対策指針の検討に活用される見込みである。
- 汚染地域における線量評価の結果は、国際保健機関(WHO)による福島事故の住民への影響に関する検討において参照された。
- 再処理施設の高レベル濃縮廃液貯槽沸騰・乾固事象における放射性物質移行評価手法は同施設のシビアアクシデント評価手法の確立に貢献できる。
- 福島原発事故における住民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帰還住民などの公衆に関する被ばく評価・管理手法の検討に活用できる。

【成果の公開】(平成25年度見込み)

- 論文 10件、技術報告 5件、国際会議報告 9件、口頭発表 17件、受託報告書等 1件、表彰等 1件

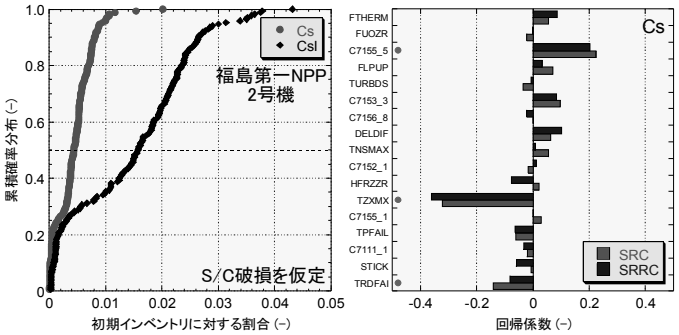
4

主な成果(1/2)

【主な成果】シビアアクシデント時のソースターム評価

■ソースタームの不確かさ解析

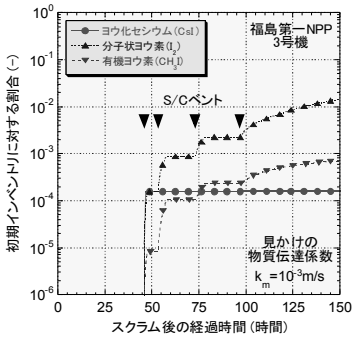
- 系統的な感度解析(パラメータスクリーニング)とパラメータ間の相関を考慮した不確かさ解析を組み合わせた手法を構築
- 福島原発事故(2号機)のソースターム解析に適用



- ◆代表的な核分裂生成物(ヨウ素、セシウム、テルル等)についてソースタームの不確かさ分布を評価
- ◆統計的な検討により得られる回帰係数や相関係数から重要度に係わる定性的な知見を取得
- ◆引き続き、定量的な重要度分析を進めるとともに、ヨウ素化学を考慮した不確かさ解析に本手法を適用する予定

■格納容器ベントに伴う気体状ヨウ素の放出に係わる解析

- THALES2コードと液相内ヨウ素化学解析コードKICHEの連携解析手法を福島原発事故(3号機)の解析に適用



- ◆格納容器ベントによりS/C液相内で生成されるI_2や有機ヨウ素が格納容器外に移行
- ◆JAEAにおけるサンプリング結果(気体状ヨウ素濃度が粒子状ヨウ素濃度より高い)と定性的に整合

5

主な成果(2/2)

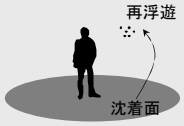
【主な成果】避難地域への帰還後の住民の被ばく線量評価

■開発した確率論的線量評価手法を用いて避難地域へ帰還した後の日常生活を通じて、住民が受ける被ばく線量を予測的に評価

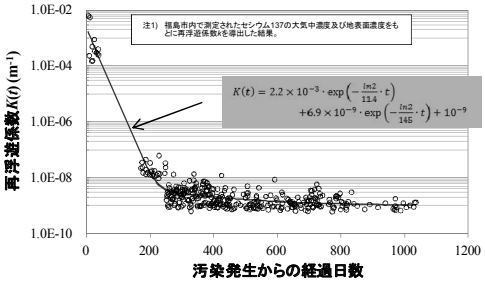
- (i)事故後に避難を実施せず日常生活を継続している地域、(ii)避難解除された地域、(iii)帰還困難地域について、各地域で日常生活を過ごした場合に、1年間で受ける被ばく線量を予測評価
- ^{137}Csの地表面沈着濃度データの分布と、複数の住民グループの生活習慣データの分布を組み合わせて確率論的に評価を実施
- 1F事故後の実測値をもとに再浮遊係数kを導出して、地表面から再浮遊した核種の空気中濃度を推定して、それらの呼吸摂取による内部被ばくを考慮

$$\text{再浮遊係数}\,(\text{m}^{-1}) = \frac{\text{再浮遊による大気中濃度}\quad(\text{Bq m}^{-3})}{\text{沈着時における地表面濃度}\,(\text{Bq m}^{-2})}$$

- 再浮遊係数は、(i)沈着時の条件、(ii)交通量・速度、(iii)農作業の有無、(iv)地域の平均的な気象条件等によって変動
- 1F事故時の沈着条件と人間活動の有無など地域の特徴を反映した係数が必要

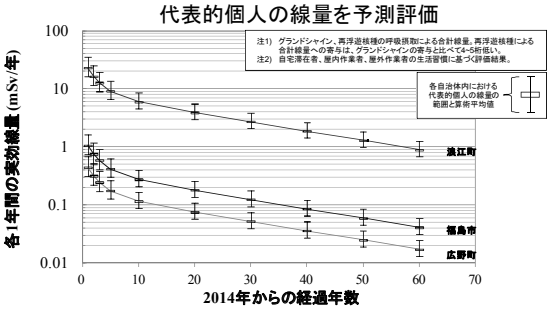


再浮遊係数の導出



◆ 福島事故後の再浮遊係数は、従来の知見より高い値を示しており、3成分モデルで再現可能、長期的な成分は従来の知見と同程度

代表的個人の線量を予測評価



◆ 帰還困難地域(浪江)、帰還を実施中の地域(広野)、避難を実施していない地域(福島市)間の線量の違いの一例を明らかにした。

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。

【平成26年度計画】

■シビアアクシデント時のソースタームについて不確かさを含めた評価手法を整備し、軽水炉及び再処理施設への適用を進めるとともに、防護対策の被ばく低減効果を分析するための被ばく線量評価手法を整備し、これらの情報に基づいて防災計画支援のための技術的指標等を提示する。

- FP化学モデルの改良を中心にレベル2PSA手法(THALES2コード等)の整備を進めるとともに、シビアアクシデント時におけるソースタームを不確かさを含めて評価する。
- 再処理施設のソースターム評価手法に用いるRu放出・移行モデルの高度化を進めるとともに、同手法を実機体系のソースターム評価に適用する。
- レベル3PSA手法(OSCAARコード)について、防護対策モデル及び健康影響モデルの高度化を進める。また、現存被ばく状況における公衆の被ばく線量評価手法を整備するとともに、実効性の高い防護措置の検討の一環として、運用上の介入レベルを評価・提案する。

【実施体制】

レベル2及びレベル3PSAなどのリスク評価基盤技術の高度化については、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ソースターム評価手法の整備に関しては、JNES及び産業界との共同研究の成果を有効に活用してプロパー研究として実施する。原子力防災に係わる研究については、原子力規制委員会や地方自治体等と連携しつつプロパー研究として実施し、一部原子力規制庁受託として研究を進める。これらの研究においては、JAEA内の他部門とも緊密な情報交換等を図る。

【期待される成果とその活用方策】

■THALES2コードやOSCAARコード等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技術基盤を整備するとともに、ソースタームや事故影響に係わる知見を取得して、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。

■再処理施設におけるシビアアクシデント時放射性物質移行挙動評価手法の高度化を継続し、新たな安全規制に対応した技術基盤として整備する。

■福島原発事故における住民の被ばく評価から得られる知見を分析し、福島原発事故の線量再構築や帰還住民などの公衆に関する被ばく評価・管理手法の検討に活用する。

7

まとめ

【平成25年度の実績】

- ソースタームに係わる不確かさ解析手法の基本的な枠組みを構築するとともに、福島原発事故（2号機）の解析に適用し、代表的な核分裂生成物についてソースタームの不確かさ分布や物理モデルの重要度に係わる参考情報を取得した。また、THALES2コードとヨウ素化学解析コードKICHEを用いて福島原発事故（3号機）の解析を実施し、格納容器ベントに伴って高揮発性ヨウ素がS/C水相から格納容器外に移行することを明示した。
- 再処理施設における高レベル濃縮廃液貯槽沸騰・乾固事象に係わるRu放出・移行モデルの有効性をマッチングファンド研究の実験結果等に基づいて評価するとともに、硝酸蒸気の凝縮に伴うRuの液相への移行に係わる簡易モデルを構築し、試解析を通じて実機体系への適用性を確認した。また、今後の高度化を見据えて、分子動力学的な手法によりRuの化学形を理論的に推定する試みに着手した。
- 環境影響評価手法の高度化の一環として、地形情報を考慮したOSCAARコードと福島事故時の測定データを組合せてI-131の化学形を推定し、初期被ばく評価の高度化に寄与するとともに、放射線による晩発性がんモデルの更新、運用上の介入レベルの評価コードの整備など、実効性の高い防災活動を構築するために有用な情報を提供するための基盤を構築した。
- 走行サーベイデータ等に基づき、80km圏内の放射性Cs分布状況予測モデルを開発するとともに、現存被ばく状況に置かれた住民の個人線量や生活習慣等の調査を進め、その評価結果等を公開することにより、環境回復・住民帰還に向けた取り組みに役立つ研究を進めた。
- 上記の研究から得られた成果を取りまとめ、学術誌や国際会議等に積極的に投稿した。

8

機構外秘

資料No.安研評委4－5

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

－平成25年度評価－

平成26年3月5日

第4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26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NSRR(原子炉安全性研究炉)、RFEF(燃料試験施設)、WASTEF(廃棄物安全試験施設)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25年度計画】

反応度事故（RIA）時及び冷却材喪失事故（LOCA）時の燃料破損等に係る試験を継続するとともに、通常時及び事故時燃料挙動解析コードの整備を進め、核分裂ガス（FPガス）挙動評価モデルを改良する。

【実施体制】

NSRRや機械特性試験装置等を活用して、RIA時の燃料破損挙動並びにLOCA時の被覆管高温酸化及びLOCA後の冷却形状維持に関する知見を取得する。

原子力機構が開発し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。

原子力規制庁受託「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。

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

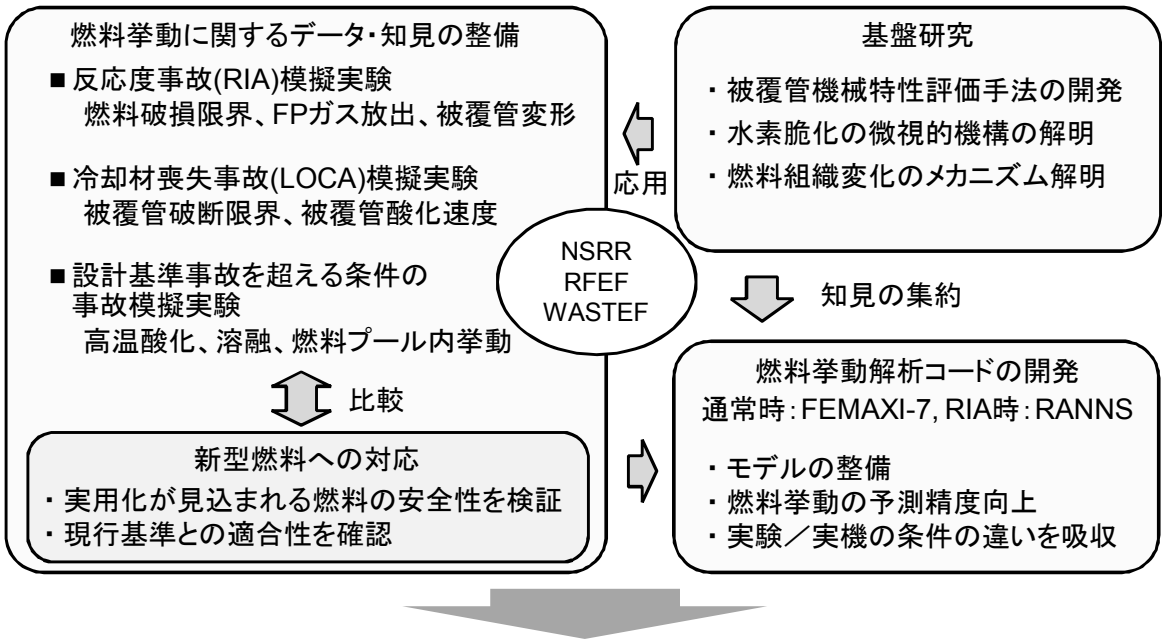
「原子力規制委員会における安全研究について」を受け、事故時の燃料挙動評価に加え、事故時及び事故後の燃料の冷却性及び冷却可能形状維持に関するデータ及び知見の取得を開始。また、重要性が高い研究分野として挙げられた「重大事故に係る技術的知見の整備」に関連して、今後は設計基準事故を超える条件での燃料挙動に係る研究も進める。

【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



2

研究の実施内容と成果の概要(1/3)

【平成22～24年度の概要】

- 被覆管中の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。
- 系統的な被覆管破損限界データ取得を目的とし、水素を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特性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挙動及ぼす影響等に関するデータを取得した。
- LOCA時及びLOCA後の燃料健全性評価のため、LOCA条件経験後の被覆管に対する4点曲げ試験手法を導入し、曲げ強度と酸化量との関係を評価した。LOCA時のブレイクアウェイ酸化が被覆管破裂後には従来知見より短時間で発生する現象について、その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。LOCA時の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。
- 燃料挙動解析コードFEMAXI及びRANNSについて、核分裂ガス（FPガス）放出や被覆管変形量、沸騰遷移開始条件等に関する改良を進めるとともに実験データを用いた検証を行い、通常運転時及びRIA時挙動評価を高精度化した。特にペレットFPガス放出及びペレット結晶粒界分離に関するモデル改良並びに放出ガスのプレナムへの移動抵抗モデルの導入により、RIA実験で測定された燃料棒内圧変化の再現性が向上した。
- 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得た。

3

研究の実施内容と成果の概要(2/3)

【平成25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）
①②反応度事故(RIA)や冷却材喪失事故(LOCA)条件を模擬した実験等を行い、事故時の燃料破損や燃料挙動に関するデータ及び知見を拡充する。	①RIA時燃料挙動に関して、解析コードの精度向上に必要なデータを取得する。	①未照射燃料を用いたNSRRパルス照射実験によりRIA時の被覆管表面温度挙動に関するデータを取得した。
	②LOCA時の被覆管破損挙動評価に必要なデータを取得する。	②LOCA時の被覆管膨れ及び破裂挙動並びに被覆管の高温水蒸気中酸化挙動に及ぼす窒素の影響についてデータを取得した。
③事故時の燃料破損挙動を評価するための機械特性試験を実施し、燃料破損に及ぼす被覆管製造時条件等の影響に関する知見を得る。	③RIA時の被覆管破損挙動に影響を及ぼし得る諸因子についてデータ及び知見を取得する。	③機械特性試験により、製造時結晶組織、水素化物析出形態及び応力二軸性などがRIA時の被覆管破損挙動に及ぼす影響に関するデータ及び知見を取得した。
④通常時及びRIA時燃料挙動解析コードの燃料内FPガス移動及び放出モデル等の改良を進める。	④通常時及びRIA時のFPガス移動及び放出に関するモデルを改良する。	④通常時及びRIA時燃料挙動解析コード内のFPガス移動及び放出モデルを改良し、燃料ペレット粒界において原子状態で保持されるFPガスの濃度が移行・放出挙動に及ぼす影響の評価が可能となった。燃料挙動解析コードを検証するためのデータベースの整備を進めた。

4

研究の実施内容と成果の概要(3/3)

【成果の活用】

- 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。機械特性試験から得られたデータ及び知見は、炉内実験データを補い、系統的な情報を与えるものとして基準の策定や個別の安全審査において参照される見込み。
- LOCA時挙動については、設計基準事故を超える条件にも研究対象を拡げてデータ取得を開始している。得られたデータ及び知見は、基準の改定や個別の安全審査に活用されるとともに、シビアアクシデント対策の検討や有効性評価等に資するものである。
- 高燃焼度燃料の通常時挙動に関する解析コードFEMAXIは、クロスチェック用コードとして利用されている。

【成果の公開】（平成25年度見込み）

- Y. Udagawa, T. Sugiyama, M. Suzuki, et al., “Stress biaxiality in high-burnup PWR fuel cladding under reactivity-initiated accident conditions” J. Nucl. Sci. Technol., Vol.50, No.6, pp.645-653 (2013)

など、論文5件、技術報告4件、国際会議報告4件、口頭発表9件、受託報告書等5件、表彰2件。

5

主な成果 (1/2)

【主な成果】 反応度事故(RIA)時の被覆管破損限界の評価

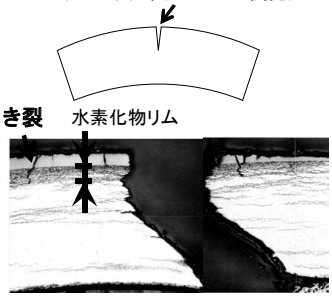
- ✓ 被覆管には周方向と軸方向の二軸応力が発生。二軸応力下では単軸の場合よりも破損限界が低下する可能性がある。
- ✓ 拡管試験(EDC*試験)に軸方向荷重を組合せた手法を開発し、二軸応力が破損挙動に及ぼす影響についてデータを取得。

*Expansion Due to Compression

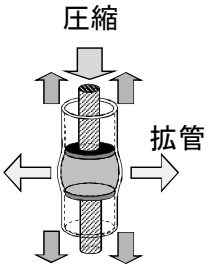
高燃焼度燃料被覆管の水素化物リムに発生する初期き裂を模擬

EDCに軸方向引張荷重を加えて二軸応力条件を実現

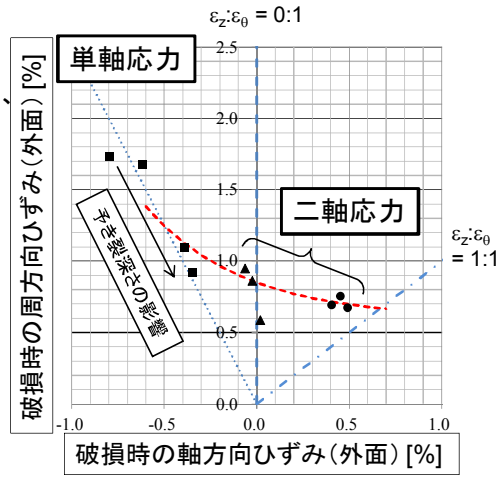
被覆管に予き裂を導入
(RAG法:本グループで開発)



NSRR実験後の破損部断面
(PWR高燃焼度燃料)



EDCによる二軸応力負荷試験
(予き裂入り被覆管を使用)



応力の二軸性が増加すると、破損時の周方向ひずみが小さくなる傾向が見られた。

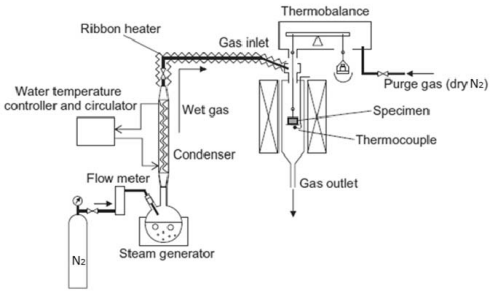
6

主な成果 (2/2)

【主な成果】 被覆管高温水蒸気酸化に及ぼす窒素の影響

- ✓ 水素爆発防止のために窒素注入された原子炉容器内や使用済燃料プールでは雰囲気に窒素が含まれる。
- ✓ 冷却材喪失時の被覆管の高温水蒸気中酸化に関し、窒素が及ぼす影響に係るデータを取得した。

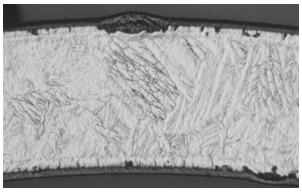
熱天秤



試験条件
20℃/分で昇温
設定温度到達後に加熱停止

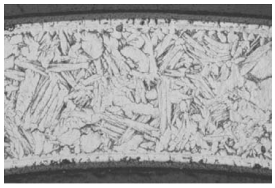
水蒸気＋窒素

1130℃

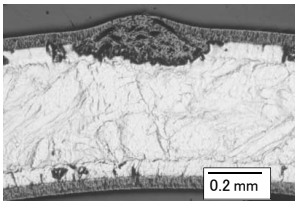


水蒸気＋アルゴン

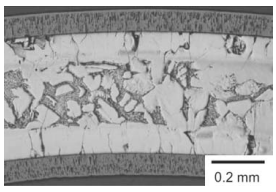
1079℃



1220℃



1275℃



水蒸気＋アルゴンでは酸化膜が均一に成長したが、水蒸気＋窒素雰囲気では酸化膜の一部にコブ状に成長した特異な箇所が見られた。

7

今後の研究計画案

【研究目的】

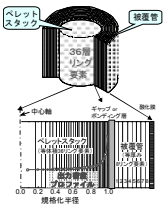
軽水炉の高度利用に対応した改良型燃料など新型燃料の安全性に関するデータ及び知見を整備し、安全評価技術を高精度化することにより、安全審査に用いられる基準等の高度化に貢献する。

【平成26年度計画】

燃焼の進展や燃料材料の改良等が反応度事故や冷却材喪失事故時等の燃料挙動に及ぼす影響についてデータを取得整理し、得られた知見をとりまとめるとともに燃料挙動解析コードに反映する。

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】

NSRR、RFEFといった施設や各種試験装置等を活用し、設計基準事象であるRIA及びLOCA並びにそれらを超える条件下での燃料挙動についてデータ及び知見を取得する。

原子力機構が開発を進め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データに基づく検証を進め、安全評価手法の高精度化を行う。

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。

【期待される成果とその活用方策】

高燃焼度燃料のRIA及びLOCA時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の成果は、既存炉の安全性向上及びシビアアクシデント評価ツールの検証や高精度化に活用される。また、福島原発廃炉措置に対しても有用な情報を提供すると考えられる。

8

まとめ

【平成25年度の実績】

- 未照射燃料を用いたNSRRパルス照射実験により反応度事故(RIA)時の被覆管表面温度挙動に関するデータを取得した。
- 冷却材喪失事故(LOCA)時の被覆管膨れ及び破裂挙動並びに被覆管の高温水蒸気中酸化挙動に及ぼす窒素の影響についてデータを取得した。
- 機械特性試験により、製造時結晶組織、水素化物析出形態及び応力二軸性などがRIA時の被覆管破損挙動に及ぼす影響に関するデータ及び知見を取得した。
- 通常時及びRIA時燃料挙動解析コード内のFPガス移動及び放出モデルを改良し、燃料ペレット粒界において原子状態で保持されるFPガスの濃度が移行・放出挙動に及ぼす影響の評価が可能となった。燃料挙動解析コードを検証するためのデータベースの整備を進めた。
- 高燃焼度改良型燃料に関するRIA試験、LOCA模擬急冷試験、被覆管高温酸化試験を実施し、同燃料のRIA及びLOCA時挙動に関するデータ及び知見を取得した。ハルデン炉を用いた照射試験を行い、改良合金被覆管の照射に伴う伸び挙動に関するデータを取得した。

9

機構外秘

資料No.安研評委4－6

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25年度評価－

平成26年3月5日

第4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26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】

福島事故後の規制基準の改正等を踏まえ、設計基準事故及び重大事故時の原子炉及び格納容器における熱水力挙動解析手法の高度化を狙いとした実験及び解析研究を実施し、安全評価や国産コードの開発等を技術的に支援するとともに、安全評価等にかかる長期的な基盤整備に貢献する。

【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
- シビアアクシデントに係る技術基盤の検討・整備

【平成25年度計画】

ROSA/LSTF装置を用いたシステム効果実験及び二相流伝熱等に関する個別効果実験を実施し、不確かさを考慮した最適評価手法の整備を進める。また、シビアアクシデント時の格納容器熱水力に関する研究計画を策定するとともに、重要な熱水力現象について数値流体力学コードによる解析を開始し、評価手法高度化のための課題を抽出する。さらに、国産コード開発支援等に資する実験を行うために高圧熱水力ループ及び大型格納容器実験装置の整備を開始する。

【実施体制】

- 運営交付金による研究として、福島事故を踏まえた安全対策に関するROSA/LSTF実験を実施するとともに、個別効果実験を実施し、最適評価手法の整備を行う。また、シビアアクシデント時の格納容器熱水力挙動に関する基礎実験装置を整備するとともにCFDコード解析を行う。
- 基礎工学研究部門との共同研究として、垂直配管二相流の詳細計測及び解析を実施する。
- 施設管理部門が産業界から受託した研究の技術支援として、AM策の有効性確認にかかるLSTF実験を行う。
- 原子力規制庁からの受託研究として、国産事故評価コードの開発等の技術支援のため、高圧熱流動ループ及び大型格納容器実験装置の整備等を開始する。

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

「原子力規制委員会における安全研究について」（平成25年9月25日付）において、規制委員会が必要とする安全研究が示されたが、熱水力安全研究分野に関する内容は、本計画に対応していることから計画の見直しは行っていない。

【進捗状況】

平成25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22～24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機関の参加により実施し、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LSTF実験データを取得すると共に、熱水力最適評価(BE)手法の性能検証と改良ならびに解析結果の不確かさ評価に関する検討を進めた。**
- **産業界から施設管理部門が受託した炉心損傷防止のための安全対策の高度化等を目的としたLSTF実験に関し、実験の実施、並びに、成果のとりまとめを技術支援した。**
- **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、実機を対象とし炉心出力変動に与える影響を解析した。**
- **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、TRACコードを用いて炉心溶融までの時間余裕を評価した。**
- **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、福島事故での放射性物質の放出量算定に役立てた。**
- **数値解析手法の高度化の一環として、CFDコードを用いて二相臨界流を解析し、壁からの発砲をモデル化することにより予測精度を向上させた。**

2

研究の実施内容と成果の概要(2/3)

【平成25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)を用いた軽水炉事故模擬実験を行い、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。	①OECD/ROSA－2計画報告書を完成させる。また、重大事故防止対策に関する実験を行い解析コードを検証するとともに、産業界からの受託研究を支援する。	①ROSA－2計画最終報告書を完成させた。また、重大事故防止対策に関する実験を行い解析コードを検証するとともに受託研究実験を4回実施した。
②シビアアクシデントの影響緩和に関する有効性確認研究について、予備実験を継続すると共に、格納容器内外の熱流動に関する新たな研究に着手する。	②小型格納容器実験装置を用いて計測技術(LDV,PIV等)の整備を進めるとともに、従来知見等を踏まえ、シビアアクシデント時の格納容器熱水力挙動に関する研究計画を策定する。	②予備試験を実施し光学計測手法の整備を進めた。また、格納容器研究計画を策定し、凝縮熱伝達、密度成層の浸食、プールスクラビングに関する実験装置を整備した(3月末完成)。
③炉心内流動伝熱などに関する個別効果試験を継続する。	③炉心や垂直配管での二相流データを取得する。又、国産最適評価コードの開発を支援するための研究に着手する。	③水空気実験を行い、液滴径やボイド率等のデータを取得した。又、コード開発支援のための研究計画を策定し着手した。
④臨界流や格納容器内外流動の解析などにより、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シビアアクシデント時に格納容器で生じる重要な挙動についてCFDコードを用いて解析し、評価手法高度化のための課題を抽出する。また、既存コードを活用し、モデル評価のための解析環境を整備する。	④不凝縮ガス存在下での凝縮熱伝達、密度成層の噴流による浸食、プールスクラビング時挙動を解析し、課題等を抽出した。また、OpenFOAMコードを用いた解析環境の整備に着手した。
⑤最適評価手法の不確かさ評価について、LSTF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継続する。	⑤小・中口径配管破断LOCAの不確かさ評価手法の確立をめざし、入力データや境界条件の不確かさの影響を検討する。	⑤LSTF実験データを用いて感度計算等を行い、重要なパラメータの抽出を行った。
⑥シビアアクシデント時の伝熱流動に関する新たな大型実験装置などの整備に着手する。	⑥大型格納容器実験装置の整備に着手する。	⑥大型格納容器実験装置の仕様を定めるとともに、設置場所の整備等の準備を開始した。

3

研究の実施内容と成果の概要(3/3)

【成果の活用】

- **OECD/ROSA-2プロジェクト最終報告書は、世界各国の規制機関や研究機関等における熱水力安全研究分野の現状や課題についての認識の共有に活用される。**
- **ROSA/LSTF装置で得られた炉心損傷防止のための安全対策に関する実験の成果は、安全水準の向上のための産業界による安全対策の改良や評価手法の高度化に活用される。**
- **従来研究等を踏まえて策定された研究計画に基づき、整備を開始した大型格納容器実験装置及び高圧熱流動ループは、今後の実験研究の中心として活用できる。**
- **炉心での環状噴霧流中での液滴径や大口径垂直配管でのボイド率等の実験データは、炉心伝熱や二相流に関する解析モデルの整備に活用できる。**
- **凝縮熱伝達及び密度成層の浸食に関するCFDコードを用いた検討結果は、解析モデルの高度化、並びに、今後の実験装置の整備に活用できる。**
- **オープンソースコードOpenFOAMを用いて整備に着手した解析環境は、今後の評価モデル等の検討に活用できる。**

【成果の公開】（平成25年度見込み）

- **論文 4件、技術報告 0件、国際会議報告 5件、口頭発表 6件、受託報告書等 4件、表彰 1件。**

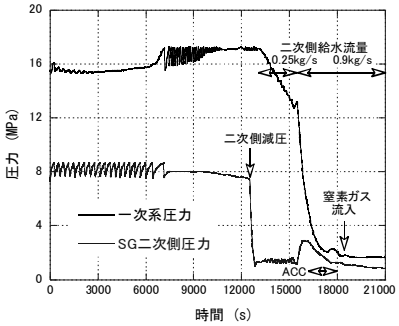
4

主な成果 (1/2)

【主な成果】ROSA/LSTFを用いたAM実験と格納容器熱水力研究計画の策定

① ROSA/LSTFを用いたAM実験

- **電源喪失事故対応AM実験**
  - ✓ **SG二次側減圧と低圧でのSG二次側給水に基づくAM策の有効性と蓄圧注入系の隔離失敗による窒素ガス流入の悪影響に関する実験データベースを初めて構築。**
    - **窒素ガス流入後一次系圧力低下速度は減少。**



- **安全対策の高度化に関する実験（民間受託研究）**
  - ✓ **小破断LOCA時SG二次側冷却減圧実験（2回）**
  - ✓ **低出力自然循環実験 ［高圧・大気圧条件］（2回）**

② 格納容器熱水力に関する研究計画の策定

- **概要:**

  福島事故後の規制改正並びに従来研究を踏まえ、格納容器熱水力及びソースターム移行に関して、過温破損に至る事象進展やAM策の有効性の検討等を中心とした新規性のある研究計画を策定。

- **大型総合実験**

  過温破損、水素挙動、エアロゾル挙動を検討

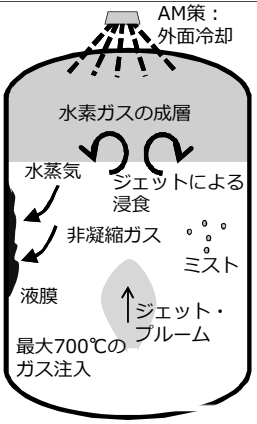
  噴流、密度成層、自然循環、内部構造物の影響、AM策の効果

- **個別効果実験**

  凝縮、密度成層、噴流等に関する実験

- **数値解析**

  CFDコード、及び、BEコード用の熱水力評価モデルの高度化



研究対象とする現象

5

主な成果 (2/2)

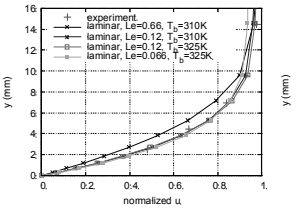
【主な成果】シビアアクシデント時の格納容器内の熱水力現象の解析と課題抽出

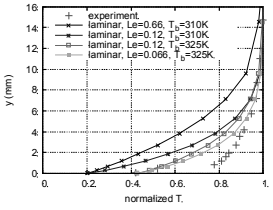
① 不凝縮ガス存在下の凝縮挙動

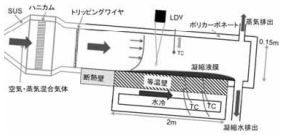
- 目的：不凝縮ガス存在下で水蒸気が壁面上に凝縮する挙動（文献データ）をCFD解析により模擬し，凝縮挙動評価手法の高度化のための課題抽出を行う．
- 結果：CFDコードOpenFOAMに凝縮モデルを組込み，蒸気・空気の混合ガスの冷却面上での凝縮挙動解析を行った．解析では速度分布をよく再現したが，温度分布は再現できなかった．凝縮量をより高精度に評価できるモデルが必要．また、計測データの不確かさの検討も必要．
- 今後の予定：凝縮挙動実験装置を整備し、検証用データを取得し，解析手法を検討する．

② 密度成層の浸食

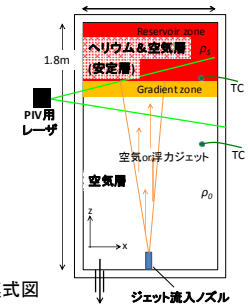
- 目的：密度成層の浸食・崩壊に関して、CFD解析を行い、密度成層挙動評価手法の高度化のための課題抽出を行う．
- 結果：OpenFOAMにより、小型容器内における鉛直ジェットによる密度成層の浸食・崩壊に関するRANSおよびLES解析を行った．その結果、RANS解析では、より詳細な解析が可能とされているLES解析よりも密度成層の崩壊を過大に評価した．
- 今後の予定：密度成層浸食・崩壊に関する小型実験装置を整備するとともに大型実験装置PANDA（PSI, スイス）を用いたCFD国際ベンチマークテストに参加を予定．これらの実験と解析を通じて、解析手法を検討する．

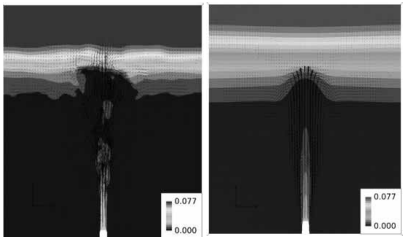






左上：壁面近傍の流速分布
Le：Lewis数=Sc/Pr
右上：壁面近傍の温度分布
左下：凝縮挙動計測装置の模式図





左：検討中の密度成層計測装置の模式図
中央：LES解析結果 (He濃度＆流速ベクトル)
赤色はHe濃度が高い領域を示している。
右：RANS解析結果 (He濃度＆流速ベクトル)

RANS : Reynolds-average Navier Stokes
LES : Large-eddy simulation

6

今後の研究計画案

【研究目的】

事故時の原子炉及び格納容器における熱水力挙動を予測する手法を高度化するためのシステム効果実験及び分離効果実験を実施し工学的知見と実験データベースを整備する。データベースを活用し、最適評価手法並びに数値流体力学手法の予測性能を向上させる。これらにより、原子力規制委員会における規制判断、指針類の整備、国産コード開発を技術支援するとともに安全評価等にかかる長期的な基盤整備に貢献する。

【平成26年度計画】

- ROSA/LSTF装置を用いて、福島事故等を踏まえた事故対応手法に関連する実験を実施するとともに、不確かさを考慮した最適予測手法の高度化に係る検討を継続する
- 高圧条件下での炉心熱伝達実験等を実施するための高圧熱流動ループ、及び、BWR炉心を模擬した熱伝達試験部を整備するとともに、低圧空気水実験を実施し、計測技術の高度化並びにスケーリング効果の検討を行う
- シビアアクシデント時の格納容器における熱水力挙動を検討するための大型総合実験装置を整備するとともに、凝縮熱伝達や密度成層等の重要現象に着目した個別効果試験を実施する
- CFDコード及び安全解析コードの高度化のために、炉心熱伝達や格納容器熱水力挙動等の評価手法について、実験データ等を活用し、モデルの検証や改良を行う

【実施体制】

- 運営交付金による研究として、福島事故等を踏まえた安全対策に関するROSA/LSTF実験を実施するとともに、個別効果実験を実施し、最適評価手法の整備を継続する。また、シビアアクシデント時の格納容器熱水力挙動に関する基礎実験を実施するとともにCFDコード解析を行う。
- 基礎工学研究部門との共同研究として、垂直配管二相流の詳細計測及び解析に関する検討を継続する。
- 施設管理部門が産業界から受託した研究の技術支援として、AM策の有効性確認にかかるLSTF実験を継続する。
- 原子力規制庁からの受託研究として、国産事故評価コードの開発に係る技術支援等を目的とした、高圧熱流動ループ及び大型格納容器装置の整備等を継続する。

【期待される成果とその活用方策】

- 炉心損傷防止のための安全対策に係るLSTF実験は、産業界の安全対策の整備に活用されるとともに、窒素ガスの効果等に関する安全評価手法の高度化に活用される。
- 格納容器内熱水力現象に関する個別効果実験データは、現象の工学的把握、並びに、解析モデルの高度化に使用される。炉心熱伝達、及び、格納容器熱水力に関して整備される大型実験設備は、平成27年以降、実験データベースの作成、解析コードの評価に使用される。これらの成果は、原子力規制庁による国産コードの整備等に活用される。

7

まとめ

【平成25年度の実績】

- ROSA/LSTF実験

  OECD/ROSA2計画報告書の完成させるとともに、産業界が提案する安全対策に関する実験を実施し工学解析を行った。また、福島事故を踏まえた安全対策の高度化に関連する実験を実施するとともに、不確かさを考慮した最適予測手法の整備の一環としてRELAP5解析を実施した。

- 格納容器熱水力に関する研究

  シビアアクシデント時の格納容器熱水力に関する研究計画を策定し、大型装置の仕様を検討するとともに、装置整備を開始した。また、計測系（LDV,PIV等）の整備を進めるとともに、個別効果装置（不凝縮ガス存在下での凝縮、噴流による密度成層の浸食、プールスクラビング）の整備に着手した。

- 国産熱水力コードの開発支援に関する研究

  高圧伝熱流動ループを用いた模擬炉心実験及びスケーリング試験を中心とする研究計画を策定するとともに、装置整備を開始した。

- 計測技術開発・個別効果実験

  解析モデルの高度化のために、炉心での環状噴霧流条件下での液滴流及び液膜流に関する実験データ、及び、大口径垂直配管装置での4センサープローブを用いたボイド率データを取得するとともに、詳細計測手法の整備を継続した。

- 解析手法の高度化

  不凝縮ガス存在下での凝縮、及び、密度成層の浸食に関するCFD解析を実施するとともに、評価手法高度化のための技術課題を抽出した。また、評価手法を検討するための数値解析ツールとしてのCFDコード（OpenFOAM）を調査し、その有望性を確認するとともに、使用環境の整備に着手した。

8

機構外秘

資料No.安研評委4－7

材料劣化・高経年化対策技術に関する研究

－平成25年度評価－

平成26年3月5日

第4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26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25年度計画】

原子炉機器の構造健全性高度評価手法の整備を継続するとともに、構造材料不連続部に対するき裂進展解析法等を整備する。さらに、機器類の耐震余裕評価に必要なデータ等を整備する。

【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」「原子力発電施設等安全調査（原子炉水質管理技術高度化対策事業）」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】

特になし。ただし、原子力規制委員会「原子力規制委員会における安全研究について」を受けて、運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備等に当該研究の成果を活用。

【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22～24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（当時）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。
- 原子力規制庁からの受託「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25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。国内軽水炉で中性子照射された	①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。ミクロ組織の変化と脆化の関係を明らかにする。	①破壊靭性評価法に関する国際ラウンドロビン試験に参加しデータベースを拡充。現行の脆化予測法の根拠となる溶質原子クラスターの体積率と遷移温度の関係を確認。
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重合メッシュ法を用いた複雑な残留応力分布を考慮したき裂進展評価の高度化を実施。PFM解析コード(PASCAL-NP)を用いた事例解析を実施
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。	③熱時効脆化予測式のQ値を中心に最適化。SUS316Lと低炭素鋼の異材溶接継部近傍についてSCC発生の抑制効果を確認。
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拡充して評価手法を高度化。
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、【規制庁受託「軽水炉燃材料詳細健全性調査」「原子力発電施設等安全調査」】	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靱性評価手法に関しては、日本電気協会の破壊靱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25年度見込み)

- 論文 9件、技術報告 1件、国際会議報告 9件、口頭発表 14件、受託報告書等 7件、表彰 0件。

4

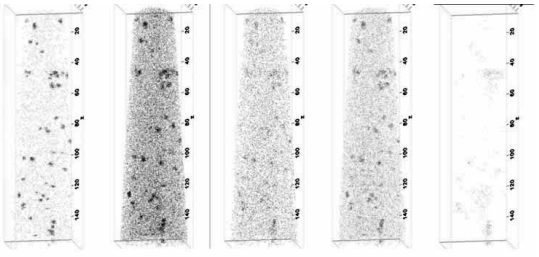
主な成果 (1/2)

【主な成果】現行の脆化予測法の根拠となる溶質原子クラスターの体積率と関連温度の上昇量の関係を確認。

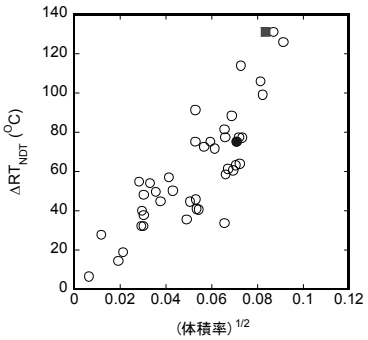
- ✓ 国内軽水炉で照射された原子炉圧力容器の母材(0.16Cu-0.59Ni-0.011P)及び溶接金属(0.19Cu-1.08Ni-0.012P)について、3次元アトムプローブによるミクロ組織分析を実施。試料の照射量は3.0×10^{19} n/cm^2、照射温度は289℃。
- ✓ 対象とした溶接金属は国内データでもっとも関連温度の上昇量が最も大きいもの。
- ✓ 脆化予測法で考慮されている主要な脆化因子である溶質原子クラスターの体積率を測定し、関連温度の上昇量との相関を検討。

【今後の取り組み】

- 照射後焼鈍等による脆化因子の詳細な解析
- JMTR照射材等を活用した高照射量領域のデータの拡充



溶接金属の3次元原子マップ



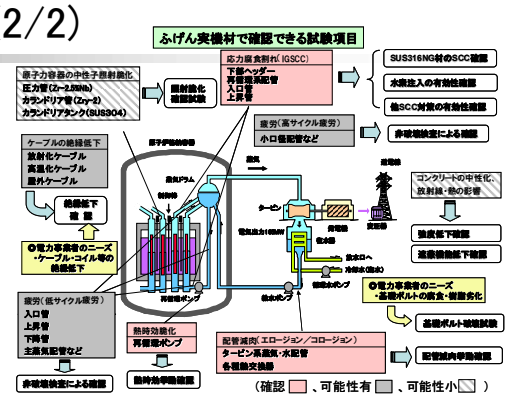
関連温度の上昇量と溶質原子クラスターの体積率との関係(○は文献値)

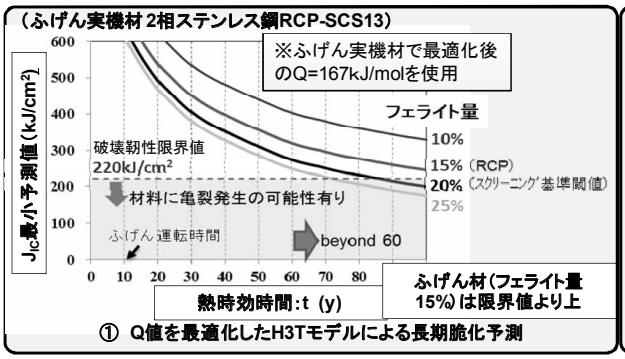
5

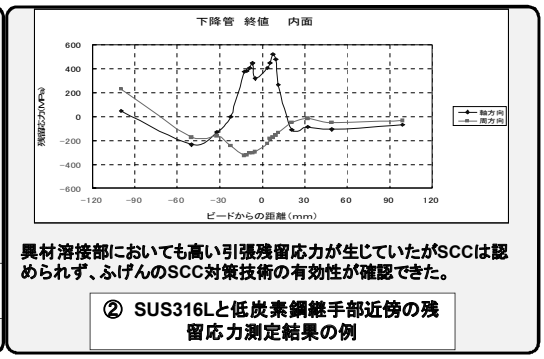
主な成果 (2/2)

【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SUS316Lと低炭素鋼の異材溶接部近傍について調査を行い、SCC対策技術の有効性を確認した。







[JNESからの受託事業「平成25年度福井県における高経年化調査研究」の成果である。]

6

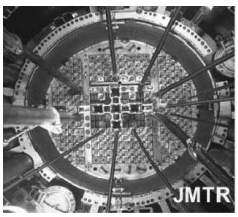
今後の研究計画案

【研究目的】

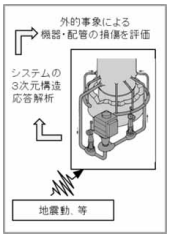
国内軽水炉の長期供用に伴う経年劣化の影響を評価し、安全確保の確認を行うため、材料の経年劣化事象の予測評価の精度向上、巨大な地震による荷重も考慮した長期供用機器の健全性評価手法の整備を行う。

【平成26年度計画】

原子炉圧力容器の照射脆化等を対象に、照射後試験施設の試験機等を利用し、破壊靭性等のデータを取得する。照射中のステンレス鋼の応力腐食割れ試験に資するため、放射線による水の吸収線量率や冷却水温度が水の放射線分解挙動及び材料の腐食環境に及ぼす影響について解析的な検討を進める。機器類の耐震余裕評価に関して、材料の累積損傷に関する解析手法の改良を行う。



既存照射材等の活用



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、既存照射材を活用し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。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25年度の実績】

- 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に関する国際ラウンドロビン試験に参加し、関連する学協会規格の改定に資するデータベースの拡充に貢献した。国内軽水炉で照射された原子炉圧力容器鋼のミクロ分析を行い、現行の脆化予測法の根拠となる溶質原子クラスターの体積率と関連温度の上昇量の関係を確認した。
- 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等を行うとともに、複雑形状部における溶接残留応力及び重合メッシュ法によるき裂進展評価法の高度化を行った。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等を行い、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を行った。また、機器類の耐震余裕評価に関して、材料の累積損傷に関する解析手法を整備した。
- 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脆化メカニズムの検討を行い、脆化予測式のQ値の最適化を行った。また、配管のSUS316Lと低炭素鋼の異材溶接部近傍について、SCCの発生抑制効果を確認した。
- 原子炉圧力容器鋼の照射脆化、炉内構造物用ステンレス鋼のIASCC等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、未照射材等を行い、照射試験に向けた準備を進めるとともに、既存照射材を活用した照射データの取得に着手した。

8

機構外秘

資料No.安研評委4－8

核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究

－平成25年度評価－

平成26年3月5日

第4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26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25年度計画】
・再処理施設のリスク評価上重要な事象について放射性物質の物理化学挙動データを取得する。また、工学規模試験装置を用いて模擬高レベル廃液沸騰・乾固時の放射性物質放出移行率データを取得し解析を行う
・溶液中に核分裂性物質の破片が分散している体系および溶液系の臨界事故における、沸騰事象の計算モデルの整備を行う。
・破損燃料の臨界特性に対するジルコニウム、鉄、コンクリート等の構造材の影響を解析・評価する。
・再処理機器の腐食に及ぼすデポジット等の影響及び環境割れに係る試験データを取得する。

【実施体制】
・再処理施設のリスク評価上重要な事象に係わる放射性物質の物理化学挙動実験及び解析研究、臨界安全評価手法開発整備研究はプロパー研究として安全研究センターが実施する。
・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。

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】
・(独)原子力安全基盤機構の原子力規制庁への統合に伴い、共同研究の実施期間が1か月短縮された。
・再処理施設機器材料の経年化評価研究は、「原子力規制委員会における安全研究について」で安全研究が必要な分野として取り上げられており引き続き実施する。
・核燃料サイクル施設に対する新規制基準で重大事故が新たに定義された。重大事故時の安全性の定量的な確認に資する観点からも、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実験及び解析研究を引き続き実施する。

【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22～24年度の概要】

- 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・乾固時の放射性物質放出移行率データ取得試験研究計画の策定、模擬廃液を用いたコールド基礎実験及び実廃液を用いたホット実験による廃液中各元素の放出移行挙動データの取得及び放出移行機構の検討、工学規模試験装置の整備を行った。
- 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。
- 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。
- 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。
- 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。
- 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25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再処理施設のリスク評価上重要な事象について放射性物質の物理化学挙動データを取得する。また、工学規模試験装置を用いて模擬高レベル廃液沸騰・乾固時の放射性物質放出移行率データを取得し解析を行う。	①模擬高レベル廃液中に含まれる各元素硝酸塩の脱硝熱分解特性及びNOx放出挙動データを取得する。工学規模試験を用いて、模擬高レベル廃液沸騰・乾固時の模擬放射性物質放出・移行挙動データを取得する。	①再処理施設のリスク評価上重要な事象として模擬放射性物質硝酸塩の脱硝熱分解特性とNOxガス放出挙動評価に係るデータを取得した。工学規模試験装置を用いて、模擬高レベル廃液沸騰・乾固時の放射性物質放出移行率データを、同伴するガス組成等をパラメータとして取得・解析を行った。
②溶液中に核分裂性物質の破片が分散している体系および溶液系の臨界事故における、沸騰事象の計算モデルの整備を行う。	②溶液中に核分裂性物質の破片が分散している体系および溶液系の臨界事故に適用可能な沸騰計算モデルを整備する。	②溶液中に核分裂性物質の破片が分散している体系および溶液系の臨界事故に適用可能な、エネルギーバランスに基づく沸騰計算モデルを整備した。
③破損燃料の臨界特性に対するジルコニウム、鉄、コンクリート等の構造材の影響を解析・評価する。	③破損燃料中のジルコニウム、鉄、コンクリートについて、濃度をパラメータとして反応度価値を系統的に算出するとともに臨界量を評価する。	③破損燃料中のジルコニウム、鉄、コンクリートについて、濃度をパラメータとして反応度価値を系統的に算出するとともに臨界量を評価し、それぞれ有する反応度効果を比較検討した。
④再処理機器の腐食に及ぼすデポジット等の影響及び環境割れに係る試験データを取得する。	④模擬デポジットを用いて減圧下浸漬腐食試験データを取得する。また、異材接合継手の水素ぜい化評価データを取得する。	④模擬デポジットを用いて減圧下浸漬腐食試験データを取得した。ジルコニウム等の硝酸溶液中での水素吸収や水素ぜい化に対する応力・ひずみの影響を観察した。

3

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濃縮廃液沸騰・乾固時の放射性物質放出移行率等データは、再処理施設のリスク評価の精度向上や新規制基準の下で核燃料サイクル施設に新たに定義された重大事故時の安全性の定量的な確認に活用されることが期待される。

●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。

●再処理施設機器材料の経年劣化技術データは、商用再処理施設の機器特有の劣化事象に関する高経年化対策の妥当性を規制側として確認するために必要な技術評価マニュアルの整備への活用が期待される。

【成果の公開】（平成25年度見込み）

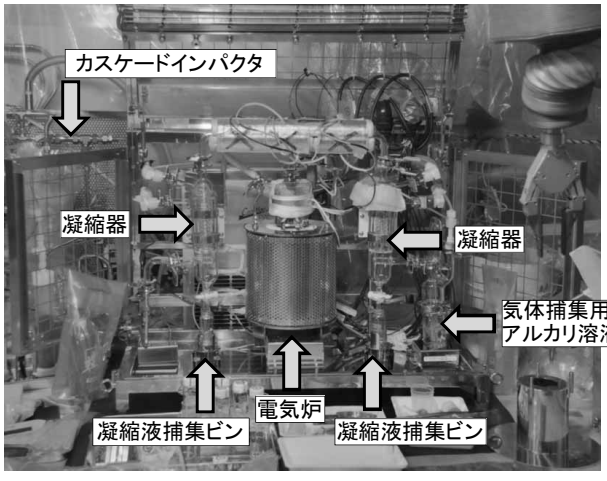
●論文 6件、技術報告 2件、国際会議報告 5件、口頭発表 5件、受託報告書等 5件、表彰 0件。

4

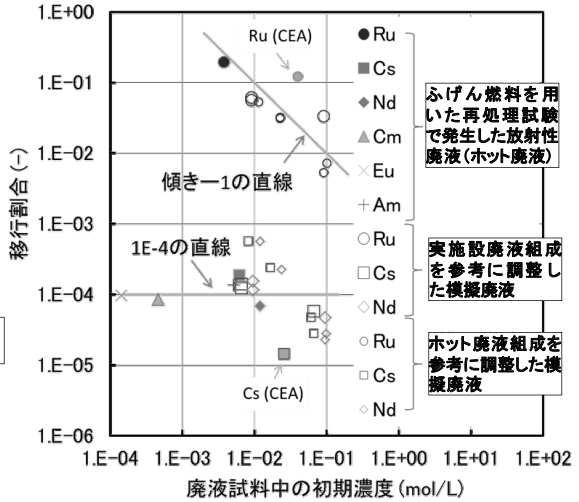
主な成果 (1/2)

【主な成果】 高レベル濃縮廃液の沸騰・乾固時の放射性物質移行データ取得

- 核燃料サイクル施設に対して、シビアアクシデントに相当する事象の影響を定量的に評価するための放射性物質移行挙動データを取得する必要性
- 冷却機能喪失による高レベル濃縮廃液（実放射性廃液及びコールド模擬廃液を使用）の沸騰、乾固に伴う揮発性物質(RuO_4等)/難揮発性物質(α核種等)の放出・移行挙動データを取得



ホット試験装置（実廃液使用）



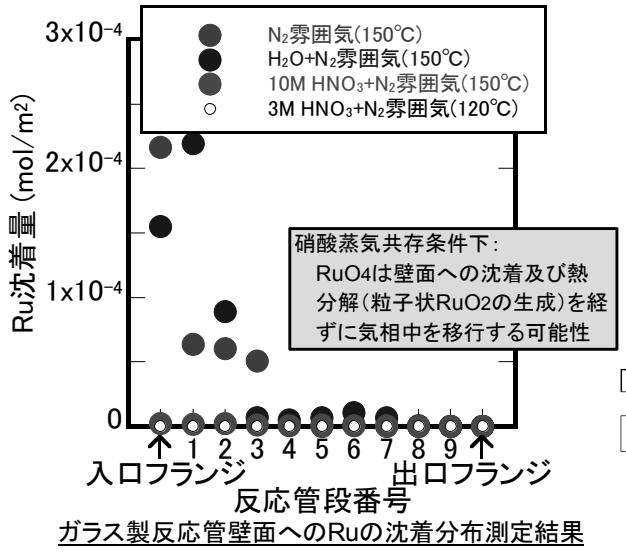
各元素の気相への移行割合測定結果

5

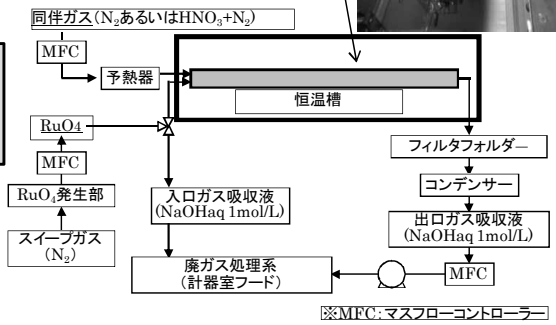
主な成果 (2/2)

【主な成果】硝酸蒸気共存下での揮発性Ru化学種（RuO_4）の移行挙動データ取得

- 公衆への影響評価の観点からは、揮発性を有するRu化学種（RuO_4）の移行挙動（熱分解、壁面への沈着等）の把握が重要
- 再処理施設高レベル濃縮廃液の蒸発乾固時に想定される条件（高い濃度の硝酸蒸気共存条件下）でのRuO_4の気相中での移行挙動データを取得



ガラス製反応管壁面へのRuの沈着分布測定結果



気相部移行試験装置

6

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。

【平成26年度計画】

- 再処理施設のリスク評価上重要な事象における放射性物質の放出移行挙動データとして、高レベル濃縮廃液乾固物からの揮発性Ru化学種の放出挙動と硝酸蒸気共存条件下での移行挙動に係るデータを取得し解析する。また、ウラン溶液燃料の臨界事故のうち、温度の上昇により未臨界となって終息する条件での影響評価手法の整備を行う。
- 初期最高濃縮度5%超軽水炉新型燃料の燃焼計算を実施し燃焼度に応じた組成を算出する。この組成に基づき無限実効増倍率及び有限体系の臨界量を算出し、燃焼度をパラメータとして整理する。

【実施体制】

- 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実験及び解析研究、臨界安全評価手法開発整備研究はプロパー研究として安全研究センターが実施する。
- 再処理機器材料の経年変化研究は、原子力規制庁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や臨界事故評価手法の整備は、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。
- 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。
- 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。

7

まとめ

【平成25年度の実績】

- 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、これまで得られた試験データを整理するとともに工学規模試験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。
- 独)原子力安全基盤機構の原子力規制庁への統合に伴い、独)原子力安全基盤機構及び日本原燃(株)との共同出資研究の実施期間が1か月短縮されたが、試験実施スケジュールの見直し等適切に対処することで、当初計画通りの研究成果を得、共同研究を完遂ことができた。
- 溶液中に核分裂性物質の破片が分散している体系および溶液系の臨界事故に適用可能な、エネルギーバランスに基づく沸騰計算モデルを整備した。
- 再処理施設経年変化研究では、模擬デポジットを用いて減圧下浸漬腐食試験データを取得するとともに、ジルコニウム等の硝酸溶液中での水素吸収や水素ぜい化に対する応力・ひずみの影響を観察した。これらの研究成果は、原子力規制庁が、商用再処理施設の機器特有の劣化事象に関する高経年化対策の妥当性を確認するために整備する技術評価マニュアルへの反映が期待される。

8

機構外秘

資料No.安研評委4－9

放射性廃棄物に関する安全評価研究

－平成25年度評価－

平成26年3月5日

第4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26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。事故由来放射性物質による環境汚染への対処に係る課題解決に取り組み、復興の取組が加速されるよう貢献する【福島】。

【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25年度の当初計画】

- 災害廃棄物の処分等に係る線量解析を実施する。
- バリア材料の変質に関わる構成元素の拡散挙動と固定化機構に関する実験を実施する。
- 廃止措置に関わる被ばく線量評価コードや濃度分布評価コードを整備する。

【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】

原子力規制委員会「原子力規制委員会における安全研究について」を受けて、
- コンクリートキャスク性能評価試験に着手した。
- 廃棄物処分研究で蓄積した知見を特定原子力施設の廃棄物・汚染水の管理に活用する。
- 廃棄物研究は、長期貯蔵や直接処分のオプションの可能性も踏まえた基盤研究へシフトする。

【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22～24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。また、JNESの技術資料「余裕深度処分の安全審査等における重要課題とそれに対する審査基準について」の作成に貢献した。
- 1F事故環境回復: 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: 原子力規制庁の研究ニーズに対応しつつ、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および評価用データベースを体系的に整備し、JNESへ提供した。

2

研究の実施内容と成果の概要(2/3)

【平成25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)
①1F事故に起因する多様な汚染物に固有な特性を考慮しつつ、災害廃棄物の再利用・処分、除染作業に対応した線量解析を実施する。 **【1Fオフ・サイト対応】**	①環境回復のため、基準整備、安全確保、事業推進を支援する技術情報を提示する。	①指定廃棄物の管理型最終処分場への埋立に係る線量を評価し、環境省へ提示した。 ・コンクリート瓦礫等の海岸防災林盛土材への再利用に関する線量解析を実施し、林野庁へ提示した。 ・除染土壌の天地返し、森林除染による空間線量率の低減効果に関する線量解析、試験施工支援を実施し、ガイドライン整備に貢献した。
②廃止措置の各段階に応じた被ばく線量を計算するコードの整備を継続する。 **【廃止措置】**	②廃止措置の各段階に応じた作業者、公衆の被ばく線量を計算するコードや廃止措置後に残存する核種濃度分布を推定するコードの整備を継続する。	②廃止措置安全評価コードシステムDecAssessおよび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の機能を拡張した。
③地層処分に関わるシナリオの設定、人工バリア挙動モデルの検証、核種移行パラメータの設定、仮想的なサイトを対象とした総合的な安全解析を実施する。【規制庁受託】 **【地層処分】**	③総合的な安全解析結果に基づき、天然バリアや人工バリアに関する重要な要件を抽出する。	③金属や粘土の変質実験及び変質領域における主要元素の分析を実施し、人工バリア挙動モデルの検証、知見蓄積を進めた。 ・我が国の処分環境を踏まえた評価パラメータの変動範囲等を設定したうえで総合的な感度解析を実施し、長期評価において重要となる環境要因、設計要件を抽出した。

当初計画外の実施内容

実施内容	達成目標	成果(見込みを含む)
④1Fサイト内で発生した汚染水漏えい等の対策に向けて、核種移行解析等を実施する。 **【1Fオン・サイト対応】**	④汚染水漏えいに対する対策の検討を支援する。	④地下貯水槽からの汚染水漏えい、護岸付近での高濃度放射性核種の検出に関して、漏えい個所の推定、核種移行挙動の解析を実施し、原子力規制委員会「特定原子力施設監視・評価検討会」等に提示した。
⑤コンクリートキャスクのキャニスタについて、SCCの発生に関する調査に着手する。【規制庁受託】**【使用済燃料の貯蔵】**	⑤SCCの発生可能性を判断するための着目点を抽出し、判断するための試験方法等を提示する。	⑤ステンレスキャニスタについて、SCCの発生可能性、確認試験方法、評価方法を調査し、取りまとめた。

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、廃棄物低減と環境回復に貢献するものである。また、森林除染の効果や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。
- 1Fサイト内で発生した汚染水漏えいに対する核種移行評価等の解析結果は、原子力規制委員会における「特定原子力施設監視・評価検討会」等における審議や対策の検討において活用されている。

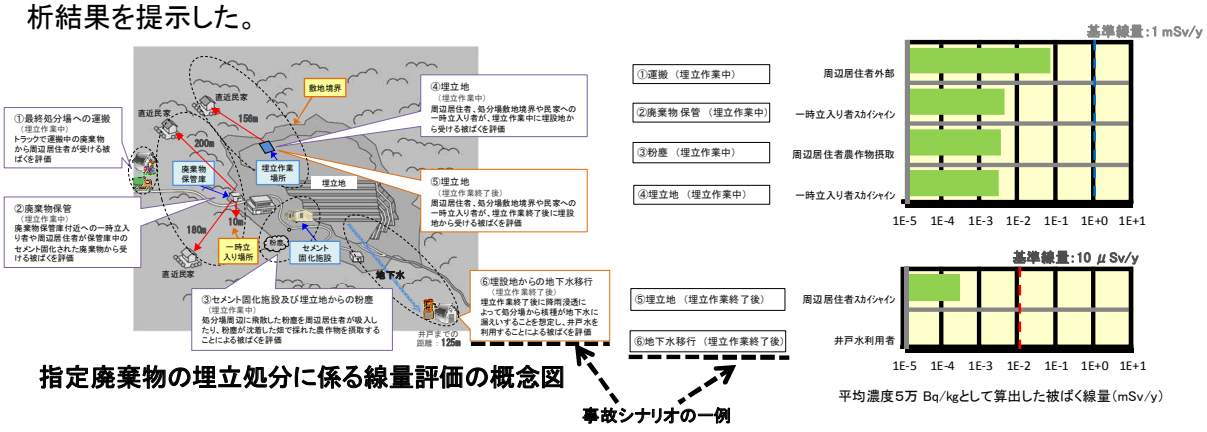
【成果の公開】（平成25年度見込み）

- 論文8件、技術報告4件、国際会議報告12件、口頭発表12件、受託報告書等3件。

4

主な成果(1/2)
災害廃棄物の再利用・処分等に着目した安全解析

クリアランスレベル評価のために整備したコード：PASCLRを活用して、放射性Csで汚染した指定廃棄物の既存の管理型処分場への埋設処分に関わる標準的な安全評価手法を提示するとともに、解析結果を提示した。



指定廃棄物の埋立処分に係る線量評価の概念図

平均濃度5万 Bq/kgの指定廃棄物を既存の管理型最終処分場に埋立処分することを想定し、①～⑥のシナリオに沿った移行経路ごとの被ばく線量を評価した。本評価手法と結果は、今後各県で選定される指定廃棄物の最終処分場の安全性を確認するための手法の参考になると期待される。

H25年度の成果の活用と貢献の代表例

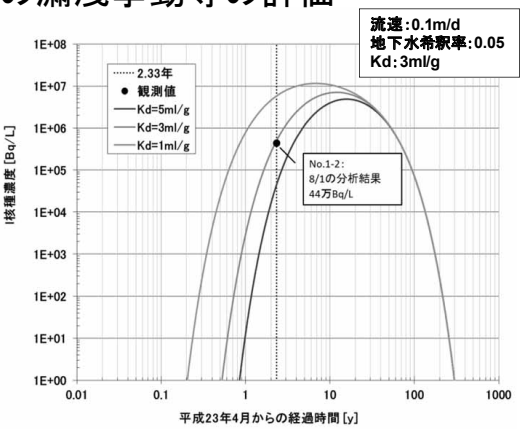
- 除染関係ガイドライン（第2版）（環境省、平成25年5月），および（環境省、平成25 年12 月追補）．
- 海岸防災林の盛土材として災害廃棄物由来の再生資材を活用した場合の放射性物質の影響評価及びこれを踏まえた当該再生資材の取扱いについて（林野庁、平成25年7月）．
- 森林除染の有効性に関する感度解析（環境省へ情報提供）．

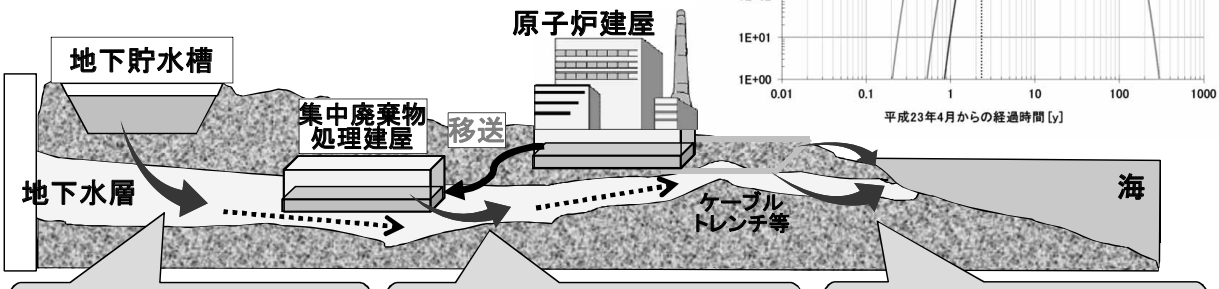
5

主な成果(2/2)
1Fサイト内における汚染水の漏洩挙動等の評価

放射性廃棄物の浅地中処分の安全評価のために整備したコード(GSA-GCL)、モデル、パラメータならびに蓄積した知識や経験を活用して、1F敷地内で発生した汚染水の漏洩挙動や移行挙動を評価し、原子力規制委員会の汚染水対策への判断等を支援した。

右図は、トレンチからの連続漏洩を仮定して、観測孔でのSr-90濃度を説明した解析例(**護岸No.1-2観測孔**)





地下貯水槽から汚染水の漏洩が発生: H25年4月	原子炉建屋内の高放射性滞留水を集中廃棄物処理建屋へ移送: H23年	護岸付近の観測井戸で高濃度の放射性核種を検出: H25年6月
地下水を介して海へ移行する時期と濃度を評価	移送先建屋からの漏洩挙動、海への流出挙動を評価	移行挙動解析と観測値との比較から、汚染源と移行経路を推定(**図**)
→ 有効な対策の検討を支援	→ 妥当性の判断根拠を提示	→ 有効な対策の検討を支援

今後の研究計画案

【研究目的】

放射性廃棄物を含む汚染物、汚染水等の放射性ハザードの安全管理のため、人や環境へ及ぼす影響を評価する手法を整備する。

放射性廃棄物や使用済燃料の貯蔵、処分の安全規制基盤を構築するため、安全機能に関わる科学的知見を蓄積する。

【平成26年度計画】

①福島県等の環境回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線量解析を継続する。
②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。

以下は、原子力規制庁からの受託を想定:

③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。
④コンクリートキャスク性能評価のための調査、試験を本格化する。
⑤特定原子力施設の廃棄物・汚染水の管理への対応に着手する。

【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】

①生活環境の廃棄物低減、線量低減など、福島県等の環境回復の促進に貢献。
②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を支援。
③地層処分の安全評価手法を取りまとめ、H27年度以降の規制支援のための研究課題を抽出。
④使用済燃料の乾式貯蔵に係る基準整備や安全審査において、妥当性を判断するための技術情報として活用。
⑤1Fサイト内におけるがれきを含む固体廃棄物や汚染水の安全管理を監視するための技術情報として活用。

7

まとめ

【平成25年度の実績】

- 1F事故に起因する環境の回復については、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、がれき等の海岸防災林盛土としての大規模再利用や森林除染による線量低減効果についての感度解析を実施し、ガイドライン整備等に貢献した。
- 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）およびサイト解放に係る残存放射能分布推定コード（ESRAD）の機能を拡張し、H26年度完成に向けコード整備を着実に進めた。
- 地層処分研究については、原子力規制庁の研究ニーズに応え、シナリオの設定、人工バリア挙動モデルの検証、核種移行パラメータの設定の手法を整備するとともに、仮想的なサイトを対象とした総合的な安全解析を実施し、天然バリアや人工バリアに関する重要な要件を抽出した。
- 当初計画外の対応として、1Fサイト内で発生した地下貯水槽からの汚染水漏えい、護岸付近での高濃度放射性核種の検出に関して、漏えい個所の推定、核種移行挙動の解析を実施し、原子力規制委員会「特定原子力施設監視・評価検討会」等における、汚染水対策に関わる判断に貢献した。
- 使用済燃料の乾式貯蔵の安全規制に向けて懸念されるコンクリートキャスク内のステンレス鋼製キャニスタの応力腐食割れ（SCC）に関して、原子力規制庁の研究ニーズに応え、SCCの発生可能性、確認試験方法、評価方法を調査し、取りまとめた。

8

○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	13	6	+7	(11)
リスク	8	1	+7	(6)
燃料	6	3	+3	(6)
熱水力	5	2	+3	(7)
材料・高経年化	5	0	+5	(3)
サイクル	6	1	+5	(5)
廃棄物	4	1	+3	(4)

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	・長年に亘り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。特に、福島第一原子力発電所の廃炉作業における安全確保への対応や、新規制基準に対応した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。 ・6 分野の研究に関しては、おおむね適切な目標と高い技術力で実施されている。 ・研究成果の実社会への反映としては、	・本年度については人員の低減傾向が改善されたが、研究ニーズに対応する上での研究者不足は相変わらず深刻であると考える。継続して、中長期の人材確保と育成のための努力を求めたい。 →拝承。努力いたします。 ・規制庁および JNES からの受託研究 7 件の中には、福島事故の教訓や新規制基準での変更	・今後、規制庁の安全規制支援や、福島第一発電所廃炉対応に直結した研究など、実務的な研究ニーズの増大が予想されるが、並行して基礎基盤的な研究も進め、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。 →拝承 ・福島での事故後対処で多くの問題があるところ、それらの解決に特化した研究をより積極的に始めてほし

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
	規制委の基準策定、汚染水対策、事故分析等に、専門家として大きな貢献をした。 ・50 名程度の規模の組織で本来の研究の他に関係行政機関への協力を行い、また内外の組織との連携・協力も活発に行われている。また、講師派遣等、人材育成への貢献もなされている。 ・原子力安全規制行政において、安全研究成果にもとづく技術的支援を実施するとともに、関係行政機関等への専門的な協力・貢献を行っている。 ・新規制基準の施行、安全研究推進に関する規制委員会文書等の動向を受け、重大事故対応に重きを置いた研究計画の見直し、組織再編などにも対応を図っている。 ・様々な点で関係行政機関等への協力を行っていることは高く評価される。また、重点安全研究計画を定めそれに沿って実施して多くの成果が出ていることは評価される。 ・限られた要員で、いずれの分野においても優れた成果をあげていると評	点などの外的条件の変化を捉えていないものがある。また、研究目的が明瞭でないものや、研究手段が研究目的に合っているか疑問なものもある。 →規制庁との情報交換を通して、重要研究分野に対応した課題設定に注力します。 ・規制庁からの受託が多くなっているが、安全研究は規制庁他でも行われているところ、どのくらいの件数をセンターとして受けるのが最適化の検討も必要では。 →人員確保と合わせて、適切な受託事業の範囲と量を検討いたします。 ・いずれのテーマにおいても、手法の開発・整備が研究の中心となっている。安全研究では、ニーズを的確にとらえたうえで、評価手法高度化とさまざまな研究成果の取り込みが求められる。分野（現状のままの分類	い。 →拝承 ・規制委の「安全研究分野」の表は、分野としては適切であっても、各分野の中でどの研究が大事かは検討の余地がある。研究者側からの意見が期待される。 →左記のとおり、規制庁との意見交換を密に実施していくことにいたします。 ・環境の変化からシビアアクシデント及び規制支援に向けた研究の重点化は自然な流れではあるが、人材育成の観点でも技術基盤に係る研究をこれまで同様着実に継続いただきたい。 →拝承 ・技術伝承すべき人員の確保を強く要望したい。産業界と人材に関しても連携いただいていることは高く評価できる。 ・必要に応じ、事業者側との共同研究、情報共有などを実施し、これらを通じて問題点やニーズの一層的確な把

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
	価できる。特に、福島第一事故への対応については臨機応変に研究チームを構成して提言を外部に発信している。 ・原子力安全に関する分野を網羅した上で、必要な研究項目について計画的に取り組んでいると評価される。 ・規制側のみならず学協会や産業界側からの要望にも応えた研究を行っている。 ・新規制基準の施行（H25.7）及び原子力規制委員会における安全研究（H25.9）に対応し、新しい体制を整え、遅滞なく安全研究を継続したことは評価できる。 ・外部資金の獲得と研究の中立性・透明性の確保は、場合によっては相反する場合もあると考えるが、この点を十分に意識してセンターの運営に努めている点は評価できる。 ・人的資源の確保が厳しい状況下で、H24 に 4 名、H25 に 3 名の新人を確保し、センターの研究ポテンシャルの維持に努めた点は評価できる。	で良いと思う）とアプローチ（手法整備、知見の収集、規制への反映など）の二軸の組み合わせで評価してはどうか。 ・研究のパーツを並べるだけでなく、それらを組み合わせてどのような成果を狙っているのかを示していただきたい。それによって、より的確な評価ができると考える。 →研究のアプローチや組み合わせ等に対する評価方法については、検討させていただきます。 ・限られた体制で最大の成果をあげるために、産官学の連携の強化を方針とするべきではないか。 →拝承	握などに留意されることを希望したい。 →拝承 ・核不拡散に関する政策に貢献するための活動も行うという２５年度計画になっているがその成果が見えない。 →核不拡散に関する業務は、別組織において実施しています。 ・安全研究では、大規模試験施設を長期にわたって維持し、ときのニーズに対応し、また着実に成果を蓄積することが求められる。JAEA 内で施設を継続的に維持・活用する体制作り、基盤整備が必要ではないか。また、国内および海外の研究機関と、相互に補完し合いながら大規模試験を維持するような検討も行って欲しい。 →重要性は認識しておりますので、検討していきます。 ・原子力安全研究は規制のためだけのものではないはず。産業界とのコミュニケーションを維持し、安全の高

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
			度化を前提とした原子力利用推進の観点からの研究も行って欲しい。 →拝承 ・原子力機構改革による組織の再編等に適切に対処し、規制庁の多様化、拡大化する要望に、高い研究レベルで的確に対応できる組織として、着実に活動することを期待する。 →拝承 ・従来の5年計画の安全研究が、規制委員会における安全研究では単年度計画に変わる。センターとして研究計画の策定、予算確保の面で工夫を凝らし、息の長い実験的研究に支障を来さないようにして欲しい。 →拝承 ・「臨界解析コードの信頼性向上に向けた調査(規制庁受託)」を端緒に来年度予定されている受託研究では、破損燃料の臨界安全評価という新しい研究分野に対して、研究の目標・目的を明確に設定し、実用的知見の集積に資することを期待している。 →拝承

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	・福島第一原子力発電所事故の知見を生かしリスク評価技術の高度化を進めると共に、リスク情報を活用した安全規制に資する参考情報の提供を積極的に行った。 ・再処理施設高レベル廃液貯槽の沸騰・乾固実験結果の計算コードへの取り込みは研究相互間の協力の例、レベル 2，3PSA 結果の規制への反映などは、研究成果の実社会への反映例で、研究のあり方として高く評価される。 ・福島の環境回復や住民帰還は喫金の課題であり、これに向けた調査・取り組みは高く評価できる。 ・優先度の高いテーマに対して的確に取り組んでいる。特にソースターム研究については、ユニークな観点で不確かさの研究に着手している。ソースターム研究の全体計画を適切に構築するためにも進展と成果の活用を期待する。運用上の介入レベルの検討は特に重要なテーマと認識する。その意義や考え方、成果について社会発信していただくことを期待する。	・研究目的にはリスク情報を活用した安全規制の枠組み構築、安全規制に資する、とある。一方、研究成果は、必ずしもそのような視点で記載されていないようである。どのように安全規制に反映させて行くのかという分析・提言が必要である。 →目的との対応をより明確に記載するよう注意すると同時に、ご指摘の点を踏まえて、「規制のニーズは何か」を常に問いかける姿勢を心がけたいと思います。	・リスク評価・管理手法の高度化と並んで、研究活動の中で得られるリスク評価結果も安全規制や社会的に大きなインパクトを持っている。このような側面も十分に認識し、有用な成果の公表を期待する。 →ご指摘の点を十分に認識して研究を展開していきたいと思います。 ・不確実さ解析に係る方法論については、今後の応用に期待。THALES については、熱流動のグループの仕事かも知れないが、どこかの時点で抜本的な改訂を考えてみてはどうか。 →不確かさ解析については、手法の構築と合わせて、レベル 2PRA やレベル 3PRA、防災計画の立案等に適用できる知見を得るよう進めていきます。THALES については、先ずは改良を継続してコードを社会に公開することを優先しますが、規制庁における国産コード開発の動きも見ながら、改訂の方向性を検討したいと思います。 ・THALES2 のモデル開発、不確かさ

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
	・再処理の放射性物質移行挙動評価は、安全審査で一層の活用が求められるテーマである。核燃料施設のリスク評価のガイドなどの整備にも貢献を期待する。 ・シビアアクシデント時のソースターム評価における不確かさ解析に取り組み、感度解析とパラメータ間の相関を考慮した手法を構築し、福島原発事故(2 号機)のソースターム解析に適用した研究は、重要度に関わる知見の提示という実用的な視点に加えて、学術的にも高く評価できる。 ・避難地域への帰還後の住民の被ばく線量評価に関わる研究では、実測値に基づいて再浮遊係数を算出し、さらに住民の生活習慣データをも考慮して、帰還後の被ばく線量評価の予測精度を高めた成果は、放射線被ばくに不安を持つ住民に対して、適切な判断基準を提示する視点で重要な成果であると評価する。 ・液相内ヨウ素化学解析コード KICHE を THALES2 コードと連携して、福島		評価を推進していることは高く評価できるが、一方で米国から MELCOR が導入されており、両コードの棲み分け、開発に係る米国との協力と独自コードの必要性を明確にした上で、実際の許認可への適用プランを示していただければと感じた。 →基本的には THALES2 を中心に据え、MELCOR は参照コードとして位置付けています。現在、不確かさ解析を効率的に行えるよう THALES2 を改造しているため、暫定的に MELCOR を用いて不確かさ解析手法の構築と適用性の確認を進めました。 ・本テーマは、ニーズが高いと考えるが、体制・要員が過少と見受けられる。人材育成と新たな手法提案なども JAEA の重要なミッションであり、貢献を期待する。 →新人の採用と合わせて、博士研究員の積極的な採用など、様々なルートで優秀な人材を育成・確保していき

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
	原発事故(3 号機)を対象に、格納容器ベントに伴う気体状ヨウ素の放出特性を明確にした研究は、ソースタームの予測精度を高め、現実的な予測を可能とする視点で評価に値する。		たいと考えています。 ・再処理など、核燃料施設については、原子炉と異なり施設は限定されている。このような領域では、事業者との連携により技術交流と成果の共有に務めて頂きたい。 →マッチングファンド（MF）研究で事業者との連携を図ってきたところですが、MF 研究終了後も、解析手法の提供（公開）など、引き続き技術交流等を行なっていく考えです。 ・不確かさ解析は、例えば核データの中性子断面積評価などでも系統的に実施されている。他分野の研究手法も参考にして、提示した解析手法の理論的枠組みを整備する研究にも、人員、予算の許す範囲で可能ならば取り組んで欲しい。 →不確かさ解析は重要な課題と認識しています。他分野の研究も参考にしながら、更なる手法の整備に取り組んでいきたいと思います。

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
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 の運転が再開され炉内実験が進捗するとともに、燃料挙動解析やLOCA 実験研究を進め、新型燃料導入に対応した安全評価に資する基礎データを着実に得ている。 ・RIA/LOCA 試験については、福島事故で優先度は低下してしまったと思うが、将来に向けて有用な研究を着実に実施したと評価。 ・改良型燃料の事故時挙動評価に有用な基盤研究が着実に実施されている。 ・安全審査の高度化に向け、新型燃料の事故時破損挙動に関し、RIA、LOCA 模擬条件下における化学的・機械的両面からの各種データを、機構の有する試験装置を活用して取得し、解析モデルの改良に反映するなど、所定の成果を着実に得ている。よって本研究の必要性、効率性、有効性等について妥当と判断される。 ・シビアアクシデント状況下における窒素が被覆管酸化に与える影響など、先進的な研究が進められている。 ・RIA 時の被覆管破損限界評価に関す	・今回は説明がなかったが、昨年の説明では燃料安全研究グループのプロパー職員が相当少なくなったのこと。若手研究員の補充が進んでいなければ、要改善。 ・本研究と、規制庁受託の個別課題（「燃料等安全高度化対策事業」のうちの RIA、LOCA 試験）との関係が分かりにくい。両者の試験対象・取得データの相違点、ねらいの相違点などについて、今後の機会に明確化いただくことを希望したい。 ・事故時耐性の高い燃料の開発は諸外国でも進められており、もっと注力してもよい分野ではないか。 （全体）→従来の研究分野に加え、燃料等安全高度化対策事業等で得られたデータ及び知見を利用しつつ、従来と異なる材料を使用した燃料の事故時挙動についても研究を進めます。また、外部への積極的な研究成果の発	・今後の実験研究の進展の中で、設計基準事故に関わる知見に加え、新規制基準に対応したシビアアクシデント対策検討にも資する成果を期待したい。 ・シビアアクシデントが重要視される状況ではあるが、新型燃料の特性に係る研究は期間を要するため、これまで通り計画的に地道に実施されることを期待する。 ・シビアアクシデントに関して、燃料被覆管の損傷限界の基準が現在は設計基準の場合と同じであるが、炉心全体としてみた場合のより現実的な判断基準の策定が検討されることを期待したい。 ・安全研究推進に係る規制委員会文書等を受け、事故時の燃料冷却性、設計基準事故を超える条件下での燃料挙動にかかわる研究等については、今後の大きな展開を期待したい。 ・重大事故基準が策定されたことに対応して、燃料安全研究計画を再構築していただくことを期待する。

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
	る新たな評価手法開発など、今後の審査に向けた新知見を得ている。 (→中期計画の成果目標達成に向け、従来の研究分野に加え想定事故を超える条件も考慮しつつ燃料の事故時挙動や安全評価等に係わる研究、燃料挙動解析コードの改良を継続して実施します。)	信に努め、若手研究者の拡充や人材育成を図ります。	・引き続きシビアアクシデント化での燃料の振る舞いや事故耐性の高い燃料の研究を進めて頂きたい。 (全体) →燃料安全研究分野の技術課題の整理とともに必要な実験及び解析を実施することにより、シビアアクシデントを含む多様な条件における燃料の挙動や安全性に関するデータ及び知見の取得を進めます。
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(第 2 期計画)は、JAEA の熱流動研究の知見を国際的に広めたと考える。また、LSTF や CFD コードを用いて、AM の問題やシビアアクシデント時格納容器内挙動に迅速に取り組んだのは適切。 ・OECD/ROSA-2 プロジェクトは、得られた成果のみならず JAEA の重要な資産である LSTF 装置を国際協調の下で効果的に活用した点においても高く評価できる。AM 実験については、タイムリーで有用な情報を提供した。 ・全般に、研究ニーズを踏まえてしっ	・国産熱水力コードの開発については、JAEA のスタンスを明確にするべきである。解析コードの開発には、人員、予算を長期にわたり維持しなければならず、ロードマップと体制と関連機関の協力関係を明示してはいかがか。 →熱水力コードの開発は、規制庁が主体となって実施する。JAEA は、V&V のためのデータベースの拡張整備、スケーリング効果、解析モデル等の検討にかかる新規性のある内容について研究面で貢献する。検討体制	・この分野では、大型施設による総合実験、個別現象を解明する小規模実験、CFD コードや総合事故解析コードによる解析を組み合わせることが必須。長期的にどのような組み合わせで研究を進めるか、大型施設の設置を含め、一層の検討を期待。 →今後、大型格納容器試験装置や汎用熱流動ループの整備を行うとともに、基礎実験装置の整備を図り、実験と解析を両輪とする研究を継続する。長期的に見れば、大型装置から、より詳細な実験と解析に移行する方向性にあると考えるが、実機に適用できる成果を出すのが安全研究の使

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
	かりした成果があがっている。特に、これまでのLSTFを用いた成果、ならびに海外への貢献は高く評価すべき点である。 ・新規に着手した研究では、格納容器の熱水力に関する研究は重要である。規制基準と関係を考慮しつつ、具体的な研究計画を示していただくことを期待する。 ・ＳＡ時の格納容器内熱水力挙動はまだ未解明領域が多いと認識しているが、それらを解明するための研究を開始した点は評価される。	やロードマップは、今後、規制庁と協議し明確化する。 ・これまでに保有している大型設備の有効利用をもっと検討すべきではないか。 →LSTFに関しては、約30年にわたる実験研究の結果として、ある程度の規模の改造無しには新規性のある実験を行い難いという面がある一方、老朽化のため大きな初期投資を伴う実験を行うことにはリスクがある。当面、産業界より現行PWR用の安全対策に係る確証実験についての需要があることから、需要に対応した実験を継続するとともに交付金研究として福島事故を踏まえた安全対策にかかる実験等を実施する。さらに、LSTF装置を部分的に使用した個別効果実験の可能性を検討する。その他の大型設備については、規制庁受託研究等において、建屋等を有効活用し大型実験設備を	命として認識している。 ・LSTFに関しては規模的に世界有数の装置であり、維持されることを期待する。これまで実施済みの事象でも着目現象が異なり計装を追加した再実験が必要な場合も想定され、将来的に新たなニーズが生ずることも考えられるためである。産業界とも意見交換を行って、装置の維持・有効活用をお願いしたい。 →新型炉に対しても実証された安全系を使用することの要求が強いことから、LSTF 実験の需要があることを認識している。常に産業界とは意見交換を行いたい。 ・国産最適評価コード開発支援に向けた個別効果試験の計画に関しては、産業界との情報交換をお願いしたい。 →今後、規制庁と体制を構築する中で、産業界との情報交換の重要性は主張する。 ・旧原研の大型装置による熱水力研究は、多くが公開されて国内はもとよ

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
		整備する。	り海外に対しても有用な情報を提供してきたが、一方で、海外の情報は非公開のものが多く入手し易いとは言い難い状況である。かつての、2D/3D プロジェクトにおいて CCTF、SCTF 試験の情報と引き換えに UPTF 試験の貴重な情報が得られたように、JAEA の成果をもって海外の情報も得られるように国際プロジェクト等、国益にかなう情報公開の在り方を検討いただきたい。 →原研における過去データや海外より入手した UPTF 実験等は、使用が容易なデータベースとして整備する方針である。今後、国際プロジェクト等から得られるデータについても同様。 ・格納容器熱水力試験では実機への外挿の観点でスケーリングの検討を十二分に実施していただきたい。 →格納容器実験に限らず熱水力安全分野の実験では、スケーリングの検討が極めて重要であることは認識している。

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
			・熱水力試験施設の長期的な維持・管理・活用が着実になされること、海外の研究機関との連携の強化と成果の共有を期待する。 拝承 ・開発の緒に着いた解析モデルや評価手法について、今後とも確実に成果を挙げ、有効なものになるよう期待している。 拝承
材料劣化・高経年化対策 技術に関する研究	・多岐にわたる研究で着実に成果を挙げていると評価。 ・高経年化対策で最も重要と思われる原子炉容器の照射脆化に関して、機構論的な観点でのデータ収集・分析と評価法の整備の両面で国際動向も踏まえた取り組みを着実に進めている。 ・規格基準、規制側技術基準への活用を目指し、照射脆化、熱脆化、SCC 等を対象とした高経年化事象の解明と各種構造健全性評価手法の整備を進めている。また、ふげん実機材の適用、JMTR 活用に向けた準備など、機構が		・地震時の機器フラジリティの評価では、計算科学部門の構造応答解析や、過去の多度津実験の成果を、どう総合化して定量化するか、道筋を明確にしてくれることを期待。 ・経年炉を有する事業者の高経年化対策に深くかかわる研究であり、産業界との交流、意見交換がなされることを期待する。 ・30 年超運転炉を含む高経年化プラントの増大を視野に、高経年化評価技術に係る基盤の一層の強化に向け、研究の進展を期待したい。特に、確

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
	有する知見・技術の有効な活用を図り所定の成果を得ている。よって、本研究の必要性、効率性、有効性等について妥当と判断される。 ・外部への成果発表はきわめて活発に行われている。 ・脆化予測法の研究成果は印象的である。RV の健全性評価は重要なテーマである。定量性のある評価モデルの提案を期待する。		率論的手法の早期実用化を期待したい。 （全体）→拝承
核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究	・マッチングファンド研究は、規制側、産業界、研究組織の適切な協力でよい成果を挙げたと評価。また、成果がリスク評価にも活用されていることも適切。 ・再処理施設の安全性に関し、新規制基準への活用や規制側判断の技術根拠構築等を目指し、冷却機能喪失、経年劣化等を考慮した重要事象のデータ取得、評価手法高精度化を進め、所定の成果を得ている。また、一部で国内他機関との共同研究を実施し、多角的観点から研究ニーズの明確化を図っている。よって、本研究の必要性、	・センター内での人数規模はそれほど大きくないところ当センターにて行うにふさわしいものを国内他機関とも協議して決める必要があるのでは。また、研究者集団として、我が国での関係する分野での安全研究の在り方を提言するようなことも求められているのでは。 →規制当局のみならず事業者とも中立性を堅持しながら情報交換を行いニーズの把握に努める。研究成果の公開を進めるとともに安全研究の在り方につい	・破損燃料の臨界管理に関しては、臨界研究がどう役に立つかというアプローチもあるが、他分野の研究者とともに、破損燃料をどう処理するかという大枠の問題から取り組んでくれることを期待。 →IRID（いわゆる国プロ）の R&D の動向も適切に踏まえて実施する。 ・リスク評価のグループとの連携のもとに手法開発を実施していただきたい。 →リスク評価グループ等、他のグループとの連携を進める。 ・核燃料施設の規制基準の分析を行

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
	効率性、有効性等について妥当と判断される。 ・マッチングファンドでの研究が行われていることを評価したい。また、ＪＡＥＡにある特徴的な実験施設を使用しての重要な成果も高く評価できる。 ・再処理では放射性物質が分散的に存在し、重要な現象・事象も多様である。それらに対して包括的に研究がなされている。 ・高レベル濃縮廃液の沸騰・乾固時の放射性物質移行データの取得については、昨年度実施した実験データを整理し、同伴するガス組成をパラメータにして各元素の気相への移行割合の系統的な実験結果を提示した。この成果は、シビアアクシデントに相当する事象の影響を定量的に評価する際の基本データを提示した点で、評価できる。 ・硝酸蒸気共存条件下の揮発性 Ru 化学種の移行挙動データ取得実験では、沈着および熱分解を経ずに気相中を移	ても積極的に提言していく。	い、現有の手法やモデルとのギャップ分析を行っていただき、今後の研究計画策定に活用してはどうか。 →新規制基準の分析を行い、研究計画に反映していく。 ・再処理施設の重大事故時のリスク評価のベースとなる、放射性物質移行データ等の基本的な実験データを工学的規模で、今後も継続して取得していくことに期待している。 →拝承 ・①溶液中に核分裂性物質が分散した系の臨界事故時の沸騰計算モデル、②破損燃料の臨界特性に対する構造材の影響評価、③腐食に及ぼすデポジットとの影響に関わる研究成果は、安全研究・評価委員会での発表時間が短かったためではあるが、十分な説明がなかったのが残念である。今後の研究の進展に期待する。 →拝承

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
	行する可能性を明らかにし、事故時の公衆への影響評価をより精密化する基本データを取得した点で評価できる。		
放射性廃棄物に関する 安全評価研究	・地層処分に関わる本来の研究に加え、福島事故対応に関わる災害廃棄物再利用・処分の評価、汚染水漏洩挙動評価など緊急性の高い研究ニーズにも適切に対応し、これまでの研究の蓄積を生かした有用な成果をあげた。 ・福島第一での問題を解決するのに向けてこれまでの研究や喫緊の課題の検討を通じて規制を支援したことは適切。 ・求められた研究を高いレベルで実施したことは高く評価できる。 ・福島事故への対応についても、臨機応変に取組み、汚染水挙動、除染やガレキの安全確保のための解析を行っていることは評価される。	・人数規模はそれほど大きくないが、ホット施設を含め特徴のある研究施設が多い。センターとしてどのような研究を行うのが国の中で相応しいかの検討を進め、その検討を主導するようなことも必要では。 →原子力規制委員会の研究ニーズを踏まえ、また学術会議や経済産業省の検討状況等を参考として、安全研究センターで実施すべき研究課題を次期中期計画に向けて提示していく所存。	・本研究の経験や成果は、事故炉を含む発電炉の廃炉作業や発生する廃棄物処理・処分評価等にも有用なものであり、今後も、広い視点からのニーズに対応した研究の遂行を期待したい。 →これまでの地層処分研究等で蓄積した知見やツールを1F汚染物対応へ波及していく所存。 ・当面、福島での問題を解決することに特化して研究を進めてくれることを期待。また、地層処分研究は新規制基準に示されている「原子力規制委員会の研究ニーズ」に正確に対応するための全体計画を提案してくれることを期待。 →1Fのオンサイトおよびオフサイトの問題に対し、これまでの地層処分研究等の知見を活用し、優先的に対応していく所存。

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
			・環境修復や地層処分などは解析コードによる推定と不確かさの評価が、方針の策定に重要な役割を果たすと考える。コード群の品質保証、検証（V&V: Verification & Validation）を体系的に行うことが必要と思う。 →拝承。コードの部分的検証は実験やナチュラルアナログ等を活用しつつ、処分場領域以上を対象とするコードは国際協力や地下研究施設関連のデータを活用しつつ、また決定論による解析結果を確率論で確認しつつ、V&V に取り組んでいく所存。 ・引き続きこれまでの研究成果を生かし、福島支援のための研究も進めて頂きたい。 →福島支援のための研究をさらに重点化していく所存。
総合評価	・今年度の研究では、中期計画において進めて来た原子力安全委員会の重点安全研究をベースに、原子力規制委員会の新たな安全研究ニーズに適切に対応し、着実に成果をあげている。また、福島第一原子力発電所事故対応や廃炉に関わる緊急度の高いニーズにも積極的に対応し成果の公表を行っており、これら研究活動の実績は高く評価したい。また、国等への専門家の派遣による福島事故対応支援や行政支援の活動も、安全研究センターの活動の重要な部分として評価したい。新規制基準に基づくシビアアクシデント対応を含む安全研究の多くはこれから実施される計画となっているが、福島事故の経験を十分に生かし、中長期的な視点からニーズに的確に対応し計画性のある研究の遂行を期待したい。		

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
	・今原子力界は福島事故に対処することが最大の課題のはず。それは研究者も同じ。しかし、研究計画の内容を見ると、「福島対処」はこじつけだけで、役に立ちそうにないものもある。一方、福島対処で必要なのに、なされていない研究もありそうである。 ・規制委・規制庁は発足後、安全規制についてはかなりの改善を進めてきたが、安全研究については、原安委・保安院に比べて明らかに立案・評価能力が低下している。事故をタネにあちこちから新研究の提案がなされているが、中には無用かつ低レベルの研究提案もある。それを取捨選択する能力もない。そういうレベルだから、総合的立案能力もない。安全研究センターとして、国全体で実施すべき研究について、あるいは研究の立案・評価のあり方について、提案してくれることを期待する。 ・環境の変化に応じたニーズをとらえた研究テーマの選定がなされ、計画的に研究がすすめられ、優れた成果をあげられていると思います。シビアアクシデント関連研究が重要視される状況ではありますが、新型燃料の特性に係る研究等、原子力の基礎基盤に係る研究は、計画通り地道に成果を積み重ねられることを期待します。 ・平成 25 年度実施目標に取り組み、試験装置の再起動遅れなどの外的影響を除き、概ね計画通りに進捗し、所定の成果を得ている。成果については、その多くが今後規制に活用される見通しであり、外部への成果発表も活発に行われているものと判断される。 ・規制委員会ができたこと、新規制基準の施行、JNES の規制庁への統合、原子力安全研究の重要性の再認識など原子力安全研究を巡る状況は大きく変化している。このような中で、新たな目標を設定し、特徴ある研究を展開し、国の規制活動にも貢献していることは評価される。今後は、その規模や、ＪＡＥＡの中でのセンターであり高いレベルでの研究活動を行うことが求まれていることなどを踏まえて、特徴のある研究を展開することを期待する。 ・安全研究そのものは、継続性と高度化を求めることが大切であり、個別の研究は着実になされ、成果があがっている。成果の活用と個別テーマの優先度については成果の C&R とニーズを踏まえて適宜見直していくものであろう。個別テーマの全体像と研究成果活用のシナリオを明示していただく、あるいはそれを発信していく工夫があってもよいのではないか。 ・全体的に、福島事故に対する研究へも重点を移しつつ、長期間を要する研究の計画立案及びその遂行をバランス		

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
	よく行っていると感じる。対外発表や人材育成にも取り組んでいる様子がうかがえ、評価できる。 ・実験の準備自体にかなりの予算を要し、さらに精度の高い測定データを取得するには繰り返し時間と手間をかける必要のある実験的研究に、限られた人員と予算の制約下、積極的に取り組んでいる安全研究センターの姿勢を高く評価する。 ・しかし、単にデータ取得に終わらず、それを系統的・理論的に整理し、さらに規制行政に資する形に整えて提示するまでをセンターの使命と考えると、現状の人員で対応できる限界に近付いているのではないかと危惧する。 ・予算獲得のため受託する研究課題数を増やす必要性は理解できるが、センターとして研究課題の優先順位を明確にし重点的な資源配分で、広く活用される安全データとして質の高い研究成果を提供し続けて欲しい。		
その他特記事項	・安全研究センターにおける研究活動は我が国の安全研究の中核を成すものであり、今後も高い研究ニーズが想定される。従って、これに応えるための研究人材の確保は重要な課題であり、継続して人材の確保、拡充と若手研究者育成への努力を期待したい。また、熱水力安全研究の主要施設である ROSA/LSTF など老朽化が考えられる大型研究施設の維持、活用については、研究ニーズの再評価も含め検討を進める必要があろうと考える。 ・本来、安全研究は規制に資する研究であるが、福島の事故後対処の重要性・緊急性と困難さを見れば、その枠をはみ出す研究であっても積極的に実施する必要があると思う。これまでの安全研究で得た知見を活かして、福島の解決に向けて、是非積極的に提案をして欲しい。 　その一方で、誰が提案したのか知れないが、規制庁から JAEA への委託研究には内容の粗末なものが多すぎる。すなわち、①ニーズも技術レベルも低く、全く役に立ちそうにないものと、②平常時だったら役に立つし、技術レベルとしても高いが、今現在では緊急性が低下してしまったものがある。 　このうち①は、やめるか内容を大幅に変えることを考えるべき。こういう研究に飛びつくのは安全研究センターの自殺行為である。②は、大型施設の建設を伴うものが多く簡単にやめるわけにはいかないであろうから、内容とスケジュールを再検討して継続すべき。そして一方、③必要なのに欠けている研究がないか、国レベルの視点で考えてほしい。 ・人材育成の観点で、既設プラントの安全性向上の視点だけでなく、若い人が原子力の将来に夢を持てるような研究も企画いただければと思う。		

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
	・人員の増強がなされつつあることはよいこと、当面の様々なニーズに対応し、必要な研究を軌道に乗せるためには、産官学の連携（おもに知見の活用、人材の観点で）、海外研究機関との連携を強化する必要があると考える。		

付録 3-2　第５回安全研究・評価委員会資料

第 5 回安全研究・評価委員会
議事次第

日時：平成 26 年 10 月 31 日（金）13:30～17:30

場所：航空会館　8 階　801 会議室
東京都港区新橋 1-18-1

議事：

１．挨拶、議事次第・資料等の確認	13:30～13:35
２．事後・事前評価の進め方	13:35～13:45
３．安全研究センターの全体概要	13:45～14:10
４．個別テーマの事後評価・事前評価	
・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	14:35～15:00
・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	15:00～15:25
（休憩）	
・材料劣化・高経年化対策技術に関する研究	15:35～16:00
・核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究	16:00～16:25
・放射性廃棄物に関する安全評価研究	16:25～16:50
・全体質疑	16:50～17:20
５．その他	17:20～17:30

以上

This is a blank page.

配付資料リスト

資料 No. 安研評委 5-0　議事次第及び配布資料リスト
資料 No. 安研評委 5-1　安全研究・評価委員会委員名簿
資料 No. 安研評委 5-2　事後・事前評価の進め方について
資料 No. 安研評委 5-3　第Ⅱ期中期計画期間における安全研究センターの研究活動に対する事後評価
第Ⅲ期中長期計画期間における安全研究センターの研究活動に対する事前評価
資料 No. 安研評委 5-4　リスク評価・管理技術に関する研究
資料 No. 安研評委 5-5　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 5-6　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 5-7　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 5-8　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 5-9　放射性廃棄物に関する安全評価研究
資料 No. 安研評委 5-10　第Ⅱ期中期計画期間における成果調査票
資料 No. 安研評委 5-11　安全研究・評価シート（事後評価）
資料 No. 安研評委 5-12　安全研究・評価シート（事前評価）

＜参考資料＞
資料 No. 安研評委参 5-1　研究開発・評価委員会設置達
資料 No. 安研評委参 5-2　第 4 回安全研究・評価委員会議事録案

This is a blank page.

安全研究・評価委員会 委員名簿

	職　務	氏　名	勤務先及び勤務先所属
1	委員	阿部　清治	原子力規制庁　技術参与
2	委員	梅澤　成光	三菱重工業株式会社　原子炉安全技術部　技監
3	委員	鹿島　光一	一般財団法人電力中央研究所原子力技術研究所　研究アドバイザー
4	委員	関村　直人	国立大学法人東京大学大学院工学系研究科　教授
5	委員長	藤城　俊夫	一般財団法人高度情報科学技術研究機構　参与
6	委員	山中　伸介	国立大学法人大阪大学大学院工学研究科　教授
7	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
8	委員	山根　義宏	国立大学法人名古屋大学　名誉教授

資料No.安研評委5－2

第5回安全研究・評価委員会

評価の進め方について
＜事後評価・事前評価＞

平成26年10月31日

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

1

委員会での評価の進め方

【評価の対象】
中期計画に基づき安全研究センターが実施する 各分野及び規制支援を含む研究全体 についての評価を行う。なお、これまで実施してきた原子力規制庁からの受託事業に関する個別の評価については、原子力規制庁において評価が実施されることとなったため、本委員会では行わない。

【評価のまとめ方】
大綱的指針の評価項目例を参考に、上記の対象について、良好点、課題などを挙げて頂き、それらを基に評価結果をまとめる。

【評価の時期】
JAEAの中期計画に対応して、中間評価、事後評価及び事前評価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ととなっている。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。今回は、第Ⅱ期中期計画期間（平成22年度～26年度）の事後評価、及び第Ⅲ期中長期計画期間（平成27年度～33年度）の事前評価を実施していただく。

【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。

事後評価の対象

②

- 事後評価では、安全研究センター全体の活動及び各分野の研究活動の実績に対する評価を実施していただく。
- なお、原子力規制庁からの受託研究等、外部資金に基づく研究成果も含めて評価していただく。

	分野
	安全研究センターの研究活動について （関係行政機関等への協力）
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

安全研究センター全体の活動及び6研究分野の評価 - 事後評価のまとめ方 -

③

- 各委員に記載いただく「事後評価シート」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					

- 24年度には、それまでの期間における評価を取りまとめ、中間評価をしていただいた。
- 25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、採点済である。
- 事後評価では、これらも参考に、26年度末までの成果（見込みも含む）について、その研究開発の達成度、**当初計画の妥当性**、**成果の波及効果**、**新たな課題への反映**等の観点から、以下のSABC評価をいただきたい。

- **事後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）。

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：中間評価結果及び25年度の評価基準	基準点
特に優れている分野・項目	S +10～
優れている分野・項目	A +5～+9
普通の分野・項目	B 0～+4
改善が望まれる分野・項目	C ～-1

第Ⅲ期中長期目標・計画の期間

- 「独立行政法人の目標の策定に関する指針」（総務大臣決定（平成26年9月2日））には、国立研究開発法人は「５年以上７年以下の期間」と示されている。
- また、平成27年4月1日から施行される改正独法通則法では「主務大臣は、五年以上七年以下の期間において中長期目標を定め、これを当該国立研究開発法人に指示するとともに、公表しなければならない。」とされている。
- 原子力機構は、文科省や各部門との意見交換を踏まえた検討等に基づき、基本的に「７年」（H27～H33年度）として進める。

事前評価の対象

- 事前評価では、中長期計画案における安全研究センター全体の活動及び各分野の研究課題等に対する評価を実施していただく。

	分野
	安全研究センターの研究活動について （関係行政機関等への協力）
1	リスク評価及び原子力防災に関する研究
2	軽水炉燃料の安全性に関する研究
3	軽水炉の事故時熱水力挙動に関する研究
4	材料劣化・構造健全性に関する研究
5	核燃料サイクル施設の安全性に関する研究
6	臨界安全管理に関する研究
7	放射性廃棄物管理の安全性に関する研究

安全研究センター全体の活動及び各研究分野の評価 - 事前評価のまとめ方 -

⑥

- **各委員に記載いただく「事前評価シート」の構成**

分野	評価意見	改善を要する点	その他、期待等
センター全体			
リスク評価			
・・・			
総合評価			
その他特記事項			

○研究開発課題の選定、
○方向性・目的・目標等の妥当性、
○研究開発の進め方の妥当性、
○研究資金・人材等の研究開発資源の配分の妥当性
等の観点から、評価意見、改善等の留意点を挙げ、
コメントをいただきたい。

- **事前評価の取りまとめ要領**
  - 事前評価シートの評価意見、改善を要する点等のコメントを整理し、それらのご意見を踏まえてとりまとめを行い、委員長の合意を得て最終版とする（メールベース）。
  - とりまとめた評価結果については、次期中長期計画に反映することとし、その対応については委員に提示し確認いただくこととする。

安全研究・評価委員会の委員構成と評価分野(案)

⑦

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。今回は、中期計画期間の終期に当たるため、幅広くご意見を伺う観点から、特に分野は定めず、全般について評価をいただきたい。
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	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	原子力規制委員会　技術参与								
梅澤　成光	三菱重工業株式会社　原子炉安全技術部　技監								
鹿島　光一	(一財)電力中央研究所 研究アドバイザー								
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								
藤城　俊夫	(一財)高度情報科学技術研究機構 参与								
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）								

全分野をお願いいたします。

スケジュール(案)

8

- 事後評価は、分野毎の評価を11月10日(月)〆切で評価シートを提出していただき、集計結果を11月末までに確認いただきたい。
- 事前評価についても、分野毎の意見を11月10日(月)〆切で評価シートを提出していただき、集計結果及び次期中期計画への反映点について、11月末を目処に確認いただきたい。

（参考）

評価項目に関する実施例

9

国の研究開発評価に関する大綱的指針(H24.12.6)からの抜粋

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

9

（参考）

10

研究開発・評価委員会の設置について(規程抜粋)

（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。

3　前項において、部門長はあらかじめ関連組織の長と協議しなければならない。

（参考）

11

研究開発課題評価実施規程(抜粋)

第5条　（評価の実施時期）

機構の研究開発課題は、原則として、研究開発の開始前に事前評価を、終了後に事後評価を実施する。ただし、事後評価は、当該研究開発から得られる成果等を次の研究開発につなげていくために必要な場合には、終了前に実施する。

第6条　（評価の観点）

（1）事前評価

研究開発課題の選定、方向性・目的・目標等の妥当性、研究開発の進め方の妥当性、研究資金・人材等の研究開発資源の配分の妥当性などを評価する。大規模プロジェクト及び社会的に関心が高いと理事長が判断する研究開発課題については、これに加えて科学的・技術的な観点からの分析、緊急性、費用対効果、資源配分のバランス、社会的・経済的ニーズ等の観点からも評価を行う。

（3）事後評価

研究開発の達成度、成功・不成功の原因の把握・分析、当初の研究開発計画の妥当性、研究開発成果の波及効果の把握・普及、将来への研究開発の展開、新たな課題への反映の検討などを評価する。

第10条　（評価結果の公表）

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。

機構外秘

資料No.安研評委5－3

第Ⅱ期中期計画期間における安全研究センターの研究活動に対する事後評価

第Ⅲ期中長期計画期間における安全研究センターの研究活動に対する事前評価

平成26年 10月31日

第5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、現時点では未公開情報が含まれているため「機構外秘」扱いとなっておりますが、平成27年度以降所定の手続き後、公開いたします。

第Ⅱ期中期計画の事後評価

1

- 第Ⅱ期中期計画期間中の主な活動
- 主な年度展開
- 安全研究センターの予算・組織・人員
- まとめ

第Ⅱ期中期計画 (1/2)

（平成22年度～平成26年度）

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。

第Ⅱ期中期計画 (2/2)

（平成22年度～平成26年度）

3

- **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。

第Ⅱ期中期計画の安全研究センターの活動 (1/2)

4

注）数字は平成26年9月末現在

【福島事故に対応した国等への支援】

●専門家の派遣等
- 福島第一原子力発電所事故に関し、安全研究センター独自の協力として、旧保安院、旧原安委、東電・政府中長期対策会議、環境省などに専門家を899人日派遣し、国の事故対応に協力
- 機構大の協力として住民相談や一時帰宅等の対応のため324人日派遣し、自治体等へ協力

●事故に対する環境影響評価等の実施

【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。

●基準・規格の策定等の委員会等を介した貢献
- 策定に貢献した基準等：21件（第Ⅰ期中期計画：3件）
  例）規制委「原子力防災対策指針(H24.10)」等（詳細は参考資料）
- 国（原子力規制委員会、環境省）：のべ132名 →計534人回派遣（第Ⅰ期中期計画：690人回）
- 地方公共団体（青森県、新潟県、福島県）：のべ21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）：のべ233名
- その他関係機関（JNES、原子力安全技術センター等）：のべ166名

●事故・故障の分析
- IAEA-OECD/NEAのIRSやINESに報告された事故・故障の事例約500件（今年度末までの見込み：第Ⅰ期中期計画約500件）について情報の分析を行い、その結果を関係機関に提供。

【国際協力】

●海外機関（OECD/NEA）委員会の委員：のべ41名

●国際協力研究：のべ34件（OECD/ROSA（主催）、同/ハルデン、同/CABRI、同/THAI-2、仏IRSNとの協力等

第Ⅱ期中期計画の安全研究センターの活動 (2/2)

5

注）数字は平成26年9月末現在

【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：のべ39件（大学や企業等：第Ⅰ期中期計画26件）、委託研究：のべ9件（大学）

【人材育成への貢献】

●非常勤講師等として専門職大学院へ　のべ118名派遣

●外部講師として法人へ　のべ20名派遣

●原子炉安全研修等の講師として　のべ141名派遣

【広報活動等】

●安全研究センター成果報告会を開始（第Ⅰ期中期計画期間中には実施せず）
- 平成22年度から毎年、東京・富士ソフトアキバプラザにて開催（H26年度は12/10予定）
- 若手研究員が中心となって企画・開催
- 若手研究員による研究成果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、メーカーから毎回約100名が出席

●論文数‥査読付：133、査読無：44、口頭：354、研究開発報告：34件

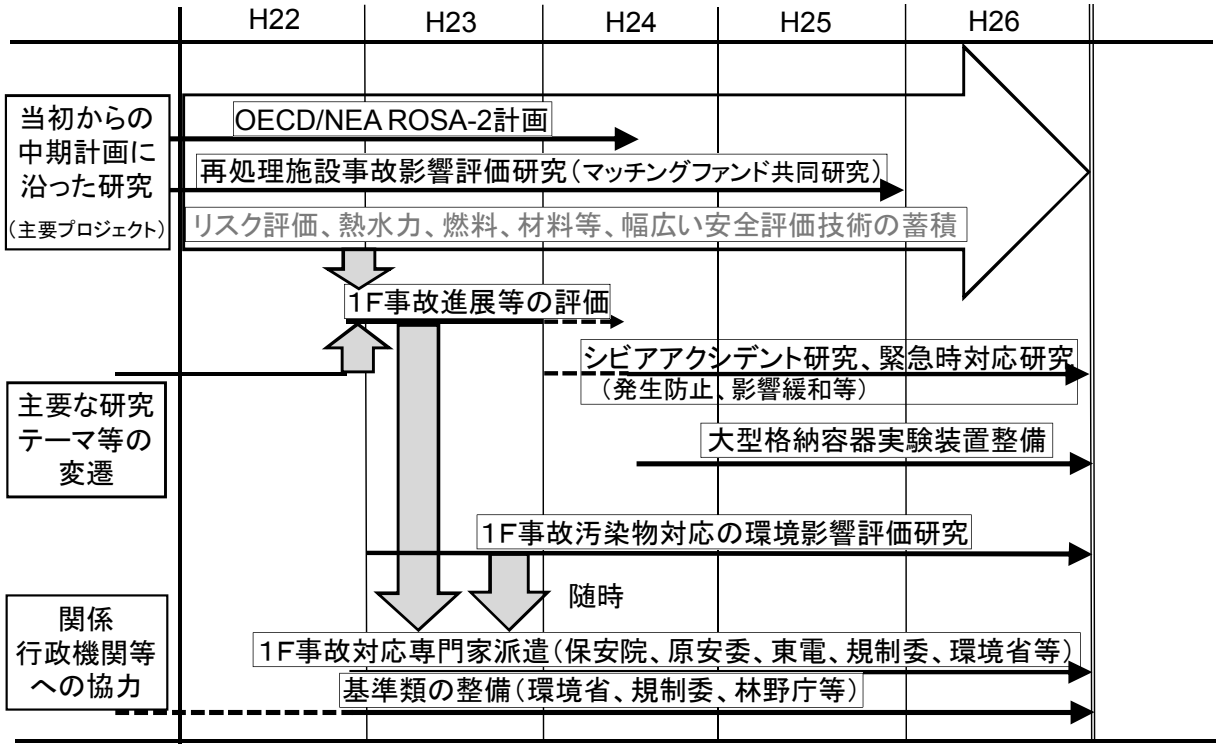
研究成果に対する理事長表彰：13件（第Ⅰ期：6件）

機構外受賞例：臨界安全ベンチマーク研究（H22年度日本原子力学会技術賞）、ウランのクリアランスレベルに関する研究（H23年度日本日本保健物理学会論文賞）、確率論的破壊力学を用いた圧力容器の構造健全性に関する研究（H26年度日本保全学会論文賞）等

●プレス等からの取材：135件

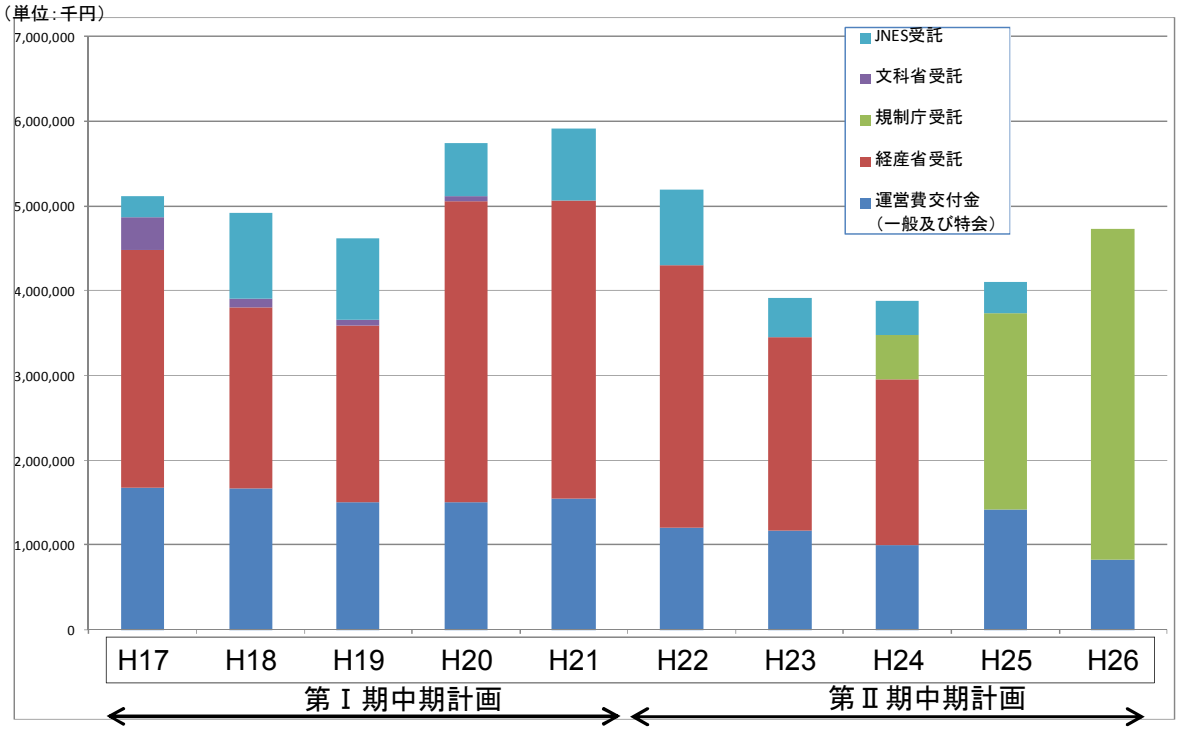
6

主な研究の展開



7

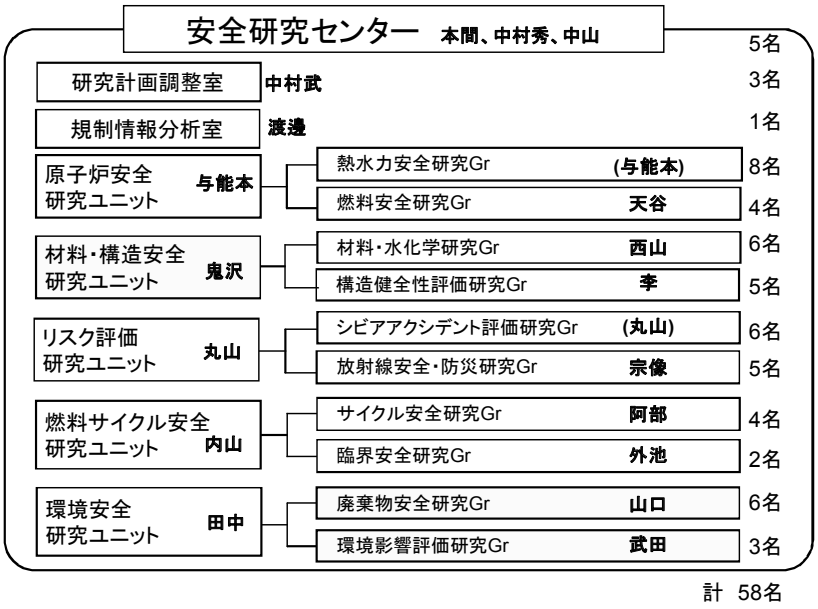
安全研究関連予算



8

安全研究センターの組織

- 原子力規制委員会の共同所管へ（平成25年4月）
- シビアアクシデント・防災研究への重点化と規制支援に向け体制を強化

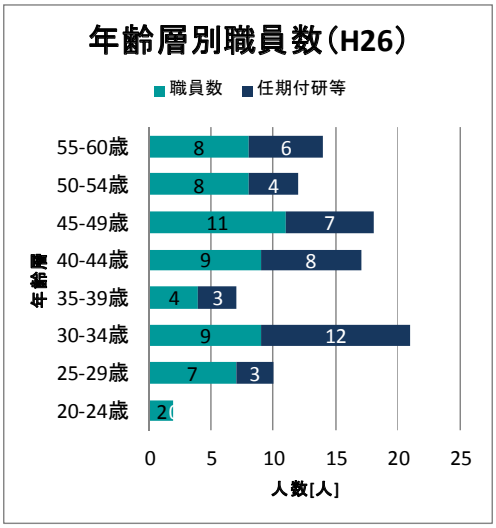


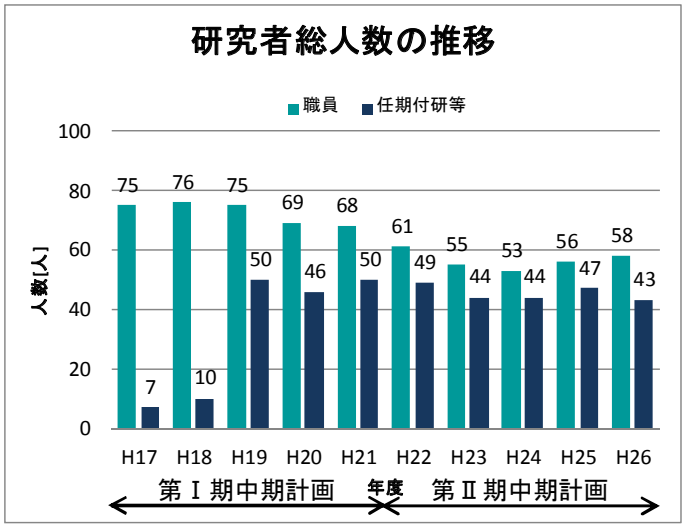
H26.10.1現在

数字は研究系職員数
()は兼務

9

安全研究センターの人員：職員数の推移





研究系職員の採用者数及び博士研究員数

年度	H17	H18	H19	H20	H21	H22	H23	H24	H25	H26	H27
研究系職員採用数	3	1	0	1	2	2	1	6	3	4	(6)
博士研究員数	0	0	0	1	2	2	0	2	3	4	(8)

H27は見込み

政府審議会等への参加を通じた規制支援

10

関係省庁： 主な委員会・意見聴取会等	参加者	回数(人回)
原子力安全委員会		
原子炉安全専門審査会	更田、永瀬	2
原子力安全基準・指針専門部会	本間、更田	7
燃料関連指針類検討小委員会	更田、杉山	3
燃料関連指針類検討小委員会ﾄﾋﾟｶﾙﾚﾎﾟｰﾄﾜｰｷﾝｸﾞｸﾞﾙｰﾌﾟ	更田、渡邉、永瀬	8
格納容器に係る安全審査指針類検討小委員会	丸山	2
安全設計審査指針等検討小委員会	平野、更田、渡邉	35
原子力事故・故障分析評価専門部会	渡邉	1
原子力安全研究専門部会	下村	3
原子力施設等防災専門部会	本間	5
防災指針検討ワーキンググループ	本間、渡邉	29
再処理施設安全調査プロジェクトチーム	内山	2
発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価検討会	更田	4
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-	平野、本間、丸山	9
原子力安全・保安院		
原子炉安全小委員会	平野	3
運転管理ワーキンググループ	平野、渡邉	4
安全評価ワーキンググループ(デジタル安全保護系)	渡邉	1
検査技術評価ワーキンググループ	鈴木	1
燃料ワーキンググループ	更田、天谷	17
廃止措置安全小委員会	田中	5
廃止措置技術評価ワーキンググループ	田中	1
放射性廃棄物規制支援研究ワーキンググループ	前田	3
火災防護ワーキンググループ	渡邉	2
事故故障対策ワーキンググループ	渡邉	2
事故の技術的知見に係る意見聴取会	渡邉	8
総合的評価に係る原子力安全委員会の確認	更田	4
発電用原子力施設の安全性に関する総合的評価	渡邉	18
危機管理ワーキンググループ	田中	7
埋設申請書に記載する核種に係る意見聴取会	田中	3
1F事故フォールアウトの影響に係る意見聴取会	田中	3
1F1～4に対する中期的安全確保の考え方	本間	2
高経年化技術評価	更田	12
シビアアクシデント意見聴取会	本間、渡邉	11
1F信頼性向上対策意見聴取会	本間	2
オフサイトセンター意見聴取会	本間	3

関係省庁： 主な委員会・意見聴取会等	参加者	回数(人回)
原子力規制委員会／原子力規制庁		
発電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討チーム	渡邉、杉山、丸山	48
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	本間	1
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	渡邉	12
原子力災害事前対策等に関する検討チーム	本間、渡邉	14
核燃料施設等の新規制基準に関する検討チーム	内山、前田、吉田、中村(武)	53
設計・建設規格及び材料規格の技術評価に関する検討チーム	西山	5
溶接規格の技術評価に関する検討チーム	西山、勝山	2
東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会	渡邉、鬼沢、与能本、丸山	21
特定原子力施設監視・評価検討会	中山	1
特定原子力施設監視・評価検討会汚染水対策検討ワーキンググループ	中山、武田	15
技術情報検討会	渡邉	8
作業会(1F事故調査検討会用基礎資料作成)	渡邉	4
作業会(汚染水に関する東電からのヒアリング)	中山、渡邉、武田	3
作業会(原災法10条及び15条通報省令改訂)	渡邉	4
環境省		
指定廃棄物処分等有識者会議	木村	6
中間貯蔵施設安全対策検討会	木村	5
除去土壌の処分に関する意見交換	木村	3
中間貯蔵施設への除去土壌等の輸送に係る検討会	木村	6

まとめ（第Ⅱ期中期計画）

11

● 安全研究センター全体の研究活動

- 中期計画に従い、各項目について軽水炉発電の長期利用に備えた研究等を実施し、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た。
- 福島原発事故に対しては、実施計画を見直し、外的事象やシビアアクシデントの規制要件化に対応した研究に重点化して、事故や環境の評価、事故の発生防止、影響緩和等の研究を進め、有用な知見を得た。
- 研究の実施に当たっては、中立性・透明性の確保に努めた。新たに設置した規制支援審議会での議論を通してその評価を受けることとした。
- 研究の実施に必要な予算については、福島原発事故以降も運営費交付金は減少傾向であるものの、原子力規制庁等からの受託研究の充実を図った。
- 人的資源の漸減傾向に対しては、積極的に人材強化策を講じ、H24年度以降、新人研究員及び博士研究員の採用数の増加を得た。

● 関係行政機関等への協力について

- 規制庁、旧保安院及び旧JNESからのニーズに応え、軽水炉燃料の高燃焼度化、軽水炉及び再処理施設の高経年化、放射性廃棄物の処分等に関する受託研究を実施して成果を提供した。
- 福島原発事故に対しては、旧原安委、旧保安院、環境省等に協力して対策の検討を行うため、専門家をH22年度から899人日参画させると共に、事故進展予測・現象分析、汚染水対策、除染効果等の分析・評価等により継続的に支援した。
- 関係行政機関等に対しては、原子力規制委員会や環境省の検討チームや委員会等にH22年度から534 [第Ⅰ期:690]人回参加し、人的・技術的支援を行うなど、継続的に貢献している。策定に貢献した基準等は21 [第Ⅰ期:3]件であった。
- 事故・故障の情報に関しては、報告されたIRSやINESの情報 約500 [第Ⅰ期:約500]件 等について分析を行い、関係者に提供した。

● 自己評価 ： S

- 中期計画を達成すると見込まれると共に、福島原発事故への対応を含め、卓越した成果を挙げている。

第Ⅲ期中長期計画の事前評価

12

- 環境の変化
- 研究の方向性
- 次期中長期計画に向けて
- 中長期計画（案）
- 第Ⅲ期中長期計画の取組

安全研究センターを取り巻く環境の変化

13

❍ 従来の安全研究センターにおける安全研究の進め方
- 原子力安全委員会の「原子力の重点安全研究計画」を踏まえ、中期計画を策定
- 中期計画に従って安全研究を実施。指針類や安全基準の整備等に貢献

❍新規制基準の施行（平成25年7月）
- 安全機能の一斉喪失を引き起こす可能性のある、自然現象以外の事象（内的事象、火災等）について対策を強化
- 五層の深層防護に基づき、シビアアクシデントが発生しても進展を食い止める対策を要求

❍原子力規制委員会における安全研究について（平成25年9月）
- 安全研究が必要な研究分野（9カテゴリー、22分野）
  - ✓ 原子炉施設、特定原子炉施設、共通要因故障を引き起こす内部・外部事象、核燃料サイクル、バックエンド、原子力防災、放射線計測・防護、横断的課題 等

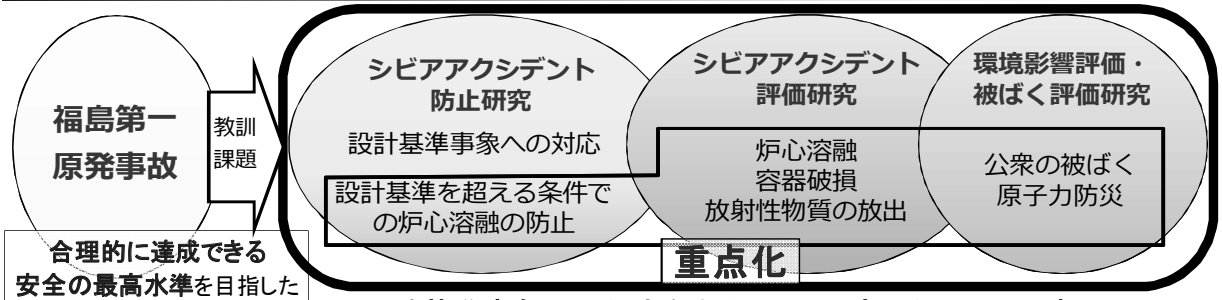
❍原子力機構の改革（平成25年10月～平成26年9月）
- 組織の再編と外部有識者による審議会の設置 ⇒ 中立性・透明性の確保

❍第Ⅱ期中期目標・中期計画の変更（平成26年11月予定）
- 規制委における安全研究を踏まえた研究を実施。実効性、中立性・透明性の確保

➢ 国立研究開発法人への移行（平成27年4月施行予定）
- 評価の仕組み: 主務大臣の役割の強化
- 中長期目標の期間: 最長7年
- 研究成果の最大化
- 目標、評価軸、評価指標の多様化

14

安全研究センターにおける研究の方向性



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

設計基準事象への対応を中心とした研究スタイルの見直し

- 原子力施設のリスクを低減するため、シビアアクシデントに関わる現象の評価手法の高度化及び緊急事態への準備と対応に向けた研究へ重点化
- 福島第一原発事故に関わる環境修復・放射性廃棄物管理に向けた活動へ協力・貢献
- 核燃料サイクル施設における核燃料物質の臨界安全管理に関する研究を福島第一原発のデブリ再臨界評価に応用

新たな安全規制に用いられる基準作りや対策の妥当性評価に貢献

15

次期中長期計画に向けて

次期中長期目標・計画に反映すべき指摘事項

- 国は安全性を全てに優先させ、原発の安全性については、原子力規制委員会の専門的な判断に委ねる(1, 2)
- 原子力安全を継続的に改善していくための課題に対応した安全研究を推進する(3, 4)
- 利益相反の観点から研究の中立性と透明性を確保することが必要(5, 6)

(1) エネルギー基本計画
（H26.4.11閣議決定）
(2) 経済財政運営と改革の基本方針
～脱デフレ・経済再生～
（H25.6.14閣議決定）
(3) 原子力規制委員会における安全研究の推進について
（H25.9.25原子力規制委員会）
(4) 原子力規制委員会における安全研究について
（H25.9.25原子力規制委員会）
(5) 二法人統合に当たり考慮すべき事項について
（H15.6.19原子力安全委員会）
(6) 衆議院環境委員会における文科省の答弁
（H25.11.1）

次期中長期目標・計画に反映する主要ポイント

- 原子力規制委員会の定めた新基準に対応し、新基準の柱であるシビアアクシデント及び緊急事態への準備と対応に関する研究を充実して実施する。
- 将来の規制基準・制度のあり方も視野に、原子力施設の安全確保の実力と改善の効果を評価する手法整備のための研究をバランス良く実施する。これにより、基準や判断基準を継続的に改善するために必要な技術的な知見を取得する。
- 東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた活動・工程を注視し、燃料デブリほかの多様な廃棄物の安全な取扱いのために必要な研究などを実施する。
- 研究の実施に当たっては、安全を俯瞰出来る人材の育成や研究施設の整備・維持など、技術基盤の充実に努める。
- 規制支援に係る研究の計画、管理、成果の取り扱いについて他部門から独立して、必要な規制支援を実施する。
- 外部有識者から成る審議会によって規制支援に係る活動をチェックする。

16

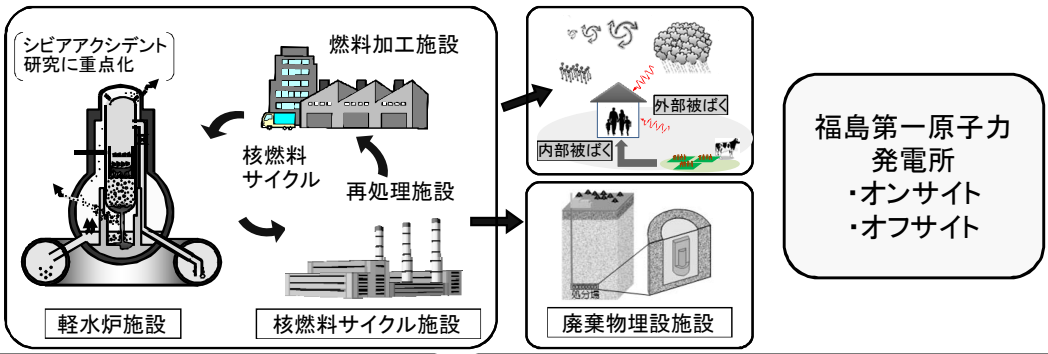
次期中長期計画案 (1/3)（平成27年度～平成33年度）

Ⅰ．研究開発の成果の最大化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. 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. 原子力の安全に関する取組と核不拡散・核セキュリティに資する活動
   (1) 原子力安全規制行政への技術的支援及びそのための安全研究
   (2) 原子力防災等に対する技術的支援
   (3) 原子力の安全性向上のための研究開発等
   (4) 核不拡散・核セキュリティに資する活動
3. 原子力基礎基盤の維持・強化
4. 高速炉の研究開発
5. 核融合研究開発
6. 核燃料サイクルとバックエンド対策の課題解決に向けた研究開発等
7. 産学官との連携強化と社会からの信頼の確保のための活動

17

安全研究センターの研究対象分野



- 燃料安全性研究
  通常運転条件から設計基準事故を超える条件までの燃料挙動に関する知見と燃料挙動解析コードの整備
  → 既設炉の安全対策の有効性評価に貢献
- 熱水力安全研究
  大型装置等を用いた実験研究に基づき解析コードを高度化し、技術基盤を整備
  → 事故進展やアクシデントマネジメント策の有効性等の評価に貢献
- 材料劣化・構造健全性研究
  安全上重要な機器構造物に対して、材料劣化予測評価手法、設計基準を超えるまでの確率論的手法等による健全性評価方法の整備
- リスク評価・原子力防災研究
  ソースターム評価及び事故影響評価の手法の高度化と連携強化
  防災における最適な防護戦略・被ばく管理の立案
- 核燃料サイクル施設の安全性研究
  重大事故の発生可能性及び影響評価並びに安全対策の有効性評価に係るデータ取得及び解析コード整備
- 臨界安全管理研究
  様々な性状を想定した臨界特性データ取得・影響評価手法の整備
- 放射性廃棄物管理の安全研究
  1Fを含む廃棄物等の補間・貯蔵・処分及び原子力施設の廃止措置に係る安全評価手法の整備、長期的な材料の性能評価モデル整備

18

次期中長期計画案 (2/3)（平成27年度～平成33年度）

2.(1) 原子力安全規制行政への技術的支援及びそのための安全研究

原子力規制委員会が定める安全研究を踏まえつつ、安全上重要な事象に重点化した安全研究を行い、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）リスク評価及び原子力防災に関する研究

ソースターム評価手法及び事故影響評価手法の高度化と連携強化を図り、シビアアクシデント時のリスク評価に資する技術基盤を整備する。また、これらの手法等を活用し、原子力防災における最適な防護戦略及び被ばく管理の立案に向けた知識ベースを拡張整備する。

2）軽水炉燃料の安全性に関する研究

シビアアクシデントを含む事故を考慮した既存炉の安全対策の有効性評価に資するため、通常運転条件から設計基準事故を超える条件までの燃料挙動に関する知見を取得し、燃料挙動解析コードへの反映を進める。

3）軽水炉の事故時熱水力挙動に関する研究

事故時の原子炉システムでの熱水力挙動について、事故進展やアクシデントマネジメント策の有効性等の評価に資するため、大型装置等を用いた実験研究に基づき解析コードを高度化し、技術基盤を整備する。

4）材料劣化・構造健全性に関する研究

長期供用された原子炉機器の健全性評価に資するため、材料試験炉JMTR等により取得するデータ等に基づいて材料劣化予測評価手法の高度化を図るとともに、通常運転条件から設計基準事故を超える条件までの確率論的手法等による構造健全性評価手法を整備する。

19

次期中長期計画案 (3/3)（平成27年度～平成33年度）

5）核燃料サイクル施設の安全性に関する研究

重大事故に対する核燃料サイクル施設の安全評価に資するため、重大事故の発生可能性及び影響評価並びにアクシデントマネジメント策の有効性評価に係る実験データを取得するとともに解析コードを整備する。

6）臨界安全管理に関する研究

核燃料サイクル施設、福島第一原子力発電所等における核燃料物質の臨界安全管理に資するため、様々な核燃料物質の性状を想定した臨界特性データを解析的・実験的に取得するとともに、臨界となるシナリオを分析し影響評価手法を整備する。

7）放射性廃棄物管理の安全性に関する研究

バックエンドに関する基準等の検討に資するため、福島第一原子力発電所事故汚染物を含む廃棄物等の保管・貯蔵・処分及び原子力施設の廃止措置に係る安全評価手法を整備するとともに、安全機能を構成する材料の長期的な性能評価モデルを整備する。

8）関係行政機関等への協力

安全基準類の策定等に関し、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、規制情報の分析を行うとともに、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。

次期（第Ⅲ期）中長期計画の取組

- 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。中立性・透明性に留意し、国民からの信頼を得る。
  - ⇒ 研究成果の最大化（研究開発法人への移行に対応）
  - ⇒ 規制支援審議会の活用
- 原子力安全の継続的改善を進めるため、喫緊の安全上の課題に対応しつつ、中長期的な視点から将来の課題を見据えた研究を実施する。
  - ⇒ 原子力規制委員会 / 原子力規制庁との連携強化
- コアとなる研究基盤（施設、人材）の維持・強化に努め、国内外で安全研究を牽引する研究実施機関を目指す。
  - ⇒ 外部からの出向者への依存度を極力低減
  - ⇒ 機構内の施設と独立した部門ではあるが、安全研究に用いる施設の維持・整備に積極的に関与
- 産業界、大学、学協会との協力や役割分担により目標を達成する。
- 国際協力活動を積極的に推進する。国際レベルでの役割分担、共同出資により、研究の効率的遂行を図る。

機構外秘

資料No.安研評委5－4

リスク評価・管理技術に関する研究

－事後評価　及び　事前評価－

平成26年10月31日

第5回安全研究・評価委員会

（独）日本原子力研究開発機構
安全研究センター

本資料は、現時点では未公開情報が含まれているため「機構外秘」扱いとなっておりますが、平成27年度以降所定の手続き後、公開いたします。

事後評価

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。

【対応する安全研究課題】

旧原子力安全委員会の重点安全研究課題における以下の課題に対応している。

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

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

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

原子力規制委員会が策定した「原子力規制委員会における安全研究について」において重要度が高いとされている「安全解析手法、解析コードの整備」及び「重大事故に係る技術的知見の整備」と整合している。また、核燃料サイクル及び原子力防災分野については、それぞれ新規制基準に係る研究分野に取り組む必要がある、継続的に技術基盤の確保・維持に努める必要があるとされており、計画の見直しはない。

【実施体制等】

リスク評価基盤技術の高度化及び原子力防災に係わる研究については、原子力規制委員会等や地方自治体と連携しつつ、国際協力を含めてプロパー研究として実施する。核燃料サイクル施設（再処理施設）に対するリスク評価手法の整備に関しては、旧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。リスク評価基盤技術を応用する規制支援研究等に関しては一部受託事業として進める。

【進捗状況】

第2期中期計画は順調に進捗し、達成見込みである。

1

事後評価

年度計画と主な成果(1/2)

年度	年度計画(概要)	主な成果
H22	**再処理施設事故時ソースターム評価手法**の改良に着手するとともに、再処理施設のPSAパラメータを整備する。リスク評価に係わる重要度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。	●軽水炉のリスク評価技術:レベル2PSA(ソースターム評価)コードTHALES2への格納容器内ヨウ素化学解析モデル(KICHE)の導入、レベル3PSA(事故影響評価)コードOSCAARにおけるデータ・解析機能(地形の考慮等)の拡張、慢性摂取による内部被ばく線量評価コード(DSYS-Chronic)の開発等を行い、ソースターム評価手法及び事故影響評価手法を高度化。THALES2コードを用いて福島第一原子力発電所(1F)事故の解析を実施し、ソースターム等を評価。 ●再処理施設のリスク評価手法:旧JNES及び事業者との共同研究(MF研究)を進め、高レベル濃縮廃液貯槽沸騰・乾固事故時における放射性物質放出移行に係わる基本的なモデルを構築し、放射性物質移行挙動解析コードARTに導入。 ●原子力防災:レベル3PSA手法を用いて、防護措置の実施範囲や被ばく低減効果、複合的実施戦略を検討し、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)のめやす範囲を検討するための知見を取得。 ●1F事故対応:冷温停止の判断等に活用するために、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。様々な生活習慣を有する住民の個人線量を測定・分析し、統計的被ばく線量評価手法を構築。
H23	**再処理施設のソースターム評価手法**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。重要度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。	
H24	**リスク評価手法**の高度化を進めるとともに、**再処理施設のソースターム評価手法**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**等の検討を行う。	

2

事後評価

年度計画と主な成果(2/2)

年度	年度計画(概要)	主な成果(見込み含む)
H25	再処理施設を含めたシビアアクシデント時の**ソースターム評価手法**を改良するとともに(①～③)、**被ばく線量評価手法**の改良(⑤)及び防護対策の最適化のための**環境影響評価**を実施する(④)。	① THALES2/KICHEコードの核分裂生成物(FP)化学解析機能等を強化し、実機解析を通じてソースタームへの影響を把握。THALES2/KICHEコードを1F3号機の解析に適用し、格納容器ベントに伴って気体状ヨウ素の有意な放出が生じ得ることを明示。同コードを用いたOECD/NEA-BSAF(1F事故ベンチマーク解析)計画の解析を終了し、ソースタームの結果等を取りまとめ。 ② 不確かさ評価／重要度評価手法及び最適化手法を構築し、実機のソースターム評価に適用。 ③ MF研究結果等の分析に基づいて放射性物質放出移行モデルの精緻化を図るとともに、ARTコードへの導入を進めソースターム評価手法を高度化。分子動力学的な手法により気相中におけるRuの化学形を理論的に推定。 ④ OSCAARコードの解析に必要なデータ(気象・人口・避難施設・農畜産物データ等)を整備するとともに、大気拡散モデルや晩発性がんモデルの改良・更新等を実施。環境モニタリングのデータ等を用いて1F事故時における運用上の介入レベル(OIL)を評価するとともに、プルーム対策に係わるOILを検討。 ⑤ 福島県内において個人線量の測定・調査を継続し、合理的な保守性を考慮した決定論的被ばく線量予測手法を提案するとともに、統計的被ばく線量予測手法を適用して帰還住民の被ばく線量を予測。除染効果を含めた被ばく線量評価手法の高度化に向けて除染前・中・後の屋内外線量率データを取得。土壌誤飲時の胃腸管における放射性核種の吸収割合を評価。航空機モニタリングデータを取得するとともに、データ分析・補正手法の構築に着手。
H26	シビアアクシデント時の**ソースタームについて不確かさを含めた評価手法**を整備する(①～③)。防護対策の被ばく低減効果を分析するための**被ばく線量評価手法**を整備するとともに、これらの情報に基づいて**防災計画支援のための技術的指標**等を提示する(④及び⑤)。	

3

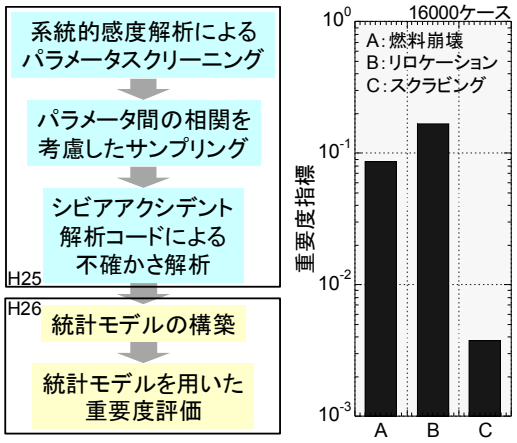
事後評価

主な成果(1/3)

【主な成果】THALES2/KICHEコードを効果的に活用するための手法整備

■不確かさ評価／重要度評価手法

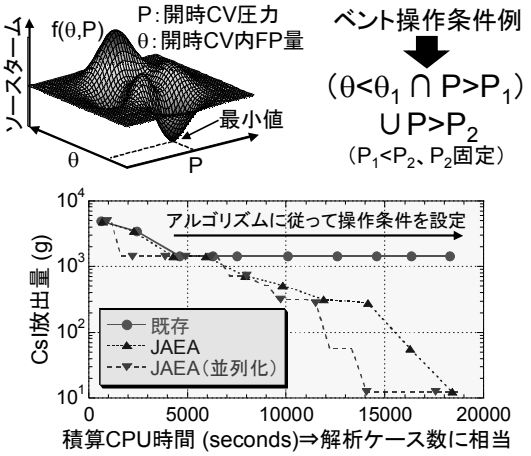
- シビアアクシデント解析コードによる結果に基づく統計モデル(ノンパラメトリックベイズ統計)を構築
- 統計モデルを用いた多ケース解析により不確かさ支配因子の把握が可能



◆ リスク評価等に用いる不確かさ／重要度評価手法の整備をほぼ終了

■最適化手法(アルゴリズム)

- 種々のベンチマーク問題を通じて妥当性及び高速な収束性を検証
- THALES2コードを活用した格納容器ベントの予備的な有効性評価に本手法を適用



◆ 最適解の効率的な探索が可能であることを確認

事後評価

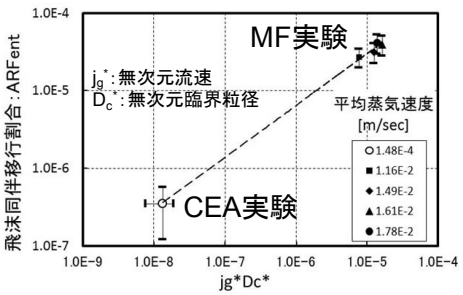
主な成果(2/3)

【主な成果】再処理施設の蒸発乾固事故における放射性物質放出移行挙動モデルの構築

■エントレインメントによる不揮発性物質の移行

- MF研究の結果等に基づいて移行割合(ARF_{ent})に係わる機構論的な相関式を導出

$$ARF_{ent}:\frac{\text{液滴として移行する不揮発性物質の量}}{\text{単位時間当たりに減少する廃液中に含まれる不揮発性物質の量}}$$



$$ARF_{ent}=0.0646\left(D_c^{*}\,j_g^{*}\right)^{\frac{2}{3}}=0.169\left(\frac{1}{\sigma}\right)^{\frac{1}{2}}\left(\mu_g\rho_g\right)^{\frac{1}{3}}\left(\frac{1}{g\Delta\rho}\right)^{\frac{1}{6}}j_g$$

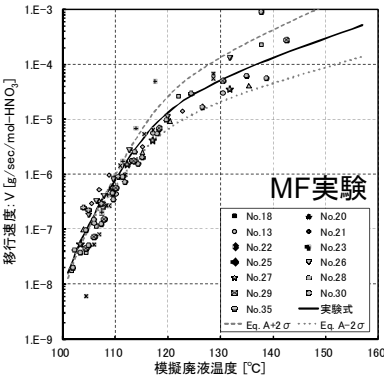
◆相関式をARTコードに組み込み予定

■揮発性RuO_4の移行

- 硝酸によるニトロシルRuの酸化を仮定(Sasahiraモデルをベース)

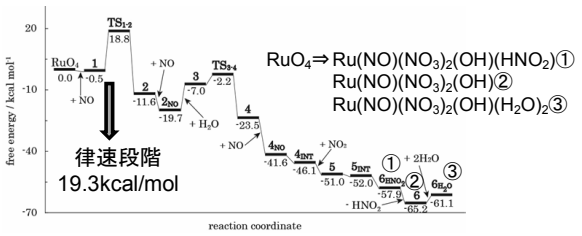
$$V=2.25\times10^{12}\times a\left(HNO_3\right)^{0.8}\times\exp\left(7.3\times F\right)\times\exp\left(-\frac{125000}{RT}\right)$$

◆ 相関式をARTコードに組み込み済み



■気相中におけるRu化学形の理論的推定

- 分子軌道法によりRuO_4とNO_x、H_2Oの反応を解析



RuO_4⇒ $Ru(NO)(NO_3)_2(OH)(HNO_2)$①
$Ru(NO)(NO_3)_2(OH)$②
$Ru(NO)(NO_3)_2(OH)(H_2O)_2$③

事後評価

主な成果(3/3)

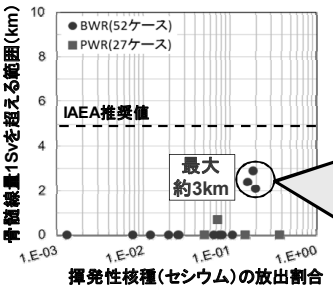
【主な成果】レベル3PSA手法(OSCAARコード)を用いた防護措置のめやす範囲に係わる検討

防災指針
●防災対策を重点的に充実すべき区域EPZ(8-10km)

IAEA安全要件に沿った**災害対策指針**の見直し
●予防的防護措置準備区域**PAZ**(5km)
●緊急時防護措置準備区域**UPZ**(30km)

PAZ:被ばくによる確定的影響を回避するため
プラント状況に応じて放出前に即時避難等を準備する区域

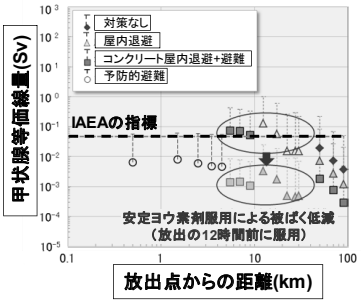
● 範囲の適切性を評価
モデルプラントを対象としたソースターム解析結果で環境に影響を及ぼし得る事故シナリオ(BWR:52ケース、PWR:27ケース)のうち、PAZの検討で重要となる事故発生頻度、放出割合、放出開始時間の観点からシナリオを選定して評価を実施し、指針目安値5kmの技術的根拠を提示(IAEA基準では3-5km)。



IAEAの確定的影響の判断指標(骨髄線量1Sv:2日間)を超える範囲は、日本のプラントの評価において、最大でも3kmであり、IAEA基準の5kmを使うことは技術的に妥当

UPZ:被ばくによる確率的影響リスクを抑えるため
プラント状況及びモニタリング結果等により緊急時防護措置を準備する区域

● 防護措置の有効性と範囲の適切性を評価
代表的な事故シナリオに対し、緊急時防護措置(屋内退避、避難、安定ヨウ素剤服用)の被ばく低減効果を評価することにより、UPZを含め、IAEAの確率的影響の判断指標(例:甲状腺等価線量50mSv、7日間)を下回る防護措置の実施方法と範囲を提示。



6

事後評価

成果の活用及び公表状況

【成果の活用】

- 軽水炉のリスク評価技術:THALES2/KICHEコードを旧JNESに提供。同コードをOECD/NEA-BSAF計画及びTHAI-2計画の解析に適用。BSAF計画の解析結果をプラント内Cs分布の観点から整理し国際廃炉研究開発機構(IRID)に提示(廃炉計画の検討に係わる参考情報)。同コードによる格納容器ベント作動に伴う気体状ヨウ素放出に係わる解析の結果を東京電力に提示(フィルターベントの設計に係わる参考情報)。同解析結果をTHAI-2計画において提示し、後継計画で行うべき研究課題の明確化に貢献。ソースタームの不確かさ解析手法及び同手法を用いた1F事故解析から得られた知見を旧JNESと共有。
- 再処理施設のリスク評価手法:廃液貯槽から気相への放射性物質放出移行モデル及びMELCORコードの実機解析用入力データ(クロスチェック対応)を原子力規制庁に提供。原子力学会標準「核燃料施設におけるリスク評価に関する実施基準(仮称)」において高レベル濃縮廃液貯槽沸騰・乾固事故のソースターム評価手法を参照(予定)。
- 原子力防災:OSCAARコードの解析に基づいた防護措置の実施範囲、被ばく低減効果や複合的実施戦略に係わる検討結果を地方自治体や関連指針の改訂に向けた技術的な参考情報として原子力安全委員会(防災指針検討ワーキンググループ)及び原子力規制委員会(原子力災害事前対策等に関する検討チーム)に提供。原子力規制委員会の「緊急時の被ばく線量及び防護措置の効果の試算について」(平成26年5月28日)においてOSCAARコードを活用。
- 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(年間約100件)の分析を行い規制機関、電力会社等に提供。1F事故について5つの調査報告書をレビューし更なる検討の必要な事項を摘出するとともに、過去の事例から1F事故の前兆事象を分析し原子力規制庁及び電力会社に提示。
- 1F事故対応:原子炉容器から環境へのCs再放出量を推定する簡易モデルを東京電力及び原子力安全・保安院に提示し、冷温停止の判断や炉内状況の把握において活用。汚染地域における被ばく線量評価の結果は、環境省や国際保健機関(WHO)、原子放射線の影響に関する国連科学委員会(UNSCEAR)、国際原子力機関(IAEA) による住民の健康影響等に関する調査・検討において参照・引用。

【成果の公開】(平成22~26年度:予定も含む)

- 論文 30件、技術報告 24件、国際会議報告 31件、口頭発表 58件、受託報告書等 14件。
- 表彰等 1件(日本計画行政学会第25回学会賞論説賞、2013年9月)。

7

事後評価

まとめ

【今期中期計画の実績】

- 軽水炉のリスク評価技術：ソースターム評価コードTHALES2/KICHE及び事故影響評価コードOSCAARの高度化を着実に進めるとともに、THALES2/KICHEコードを効果的に活用し目的に応じたソースターム情報を取得するための関連手法（不確かさ評価／重要度評価手法及び最適化手法）を構築。THALES2/KICHEコード及び関連手法を1F事故解析等に適用し、得られた知見を国内外の関連機関に提示。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を人的資本法及び支払意思額法により評価し旧JNESに報告。水素挙動試験（OECD/NEAのTHAI-2計画により入手）の解析を例にシビアアクシデント解析へのCFDコードの適用性を検討。
- 再処理施設のリスク評価手法：MF研究の実験結果等に基づいて高レベル濃縮廃液貯槽沸騰・乾固事故における放射性物質放出移行モデルを構築するとともに、ARTコードに導入し再処理施設のシビアアクシデント時におけるソースターム評価手法を整備。成果の一部を原子力規制庁に提供。貯槽から放出されるRuの気相反応に分子動力学的な手法を適用しその化学形を理論的に推定。ベイズ統計手法によりPSA用故障率データを導出し旧JNESに報告。
- 原子力防災：OSCAARコード等を応用した多岐にわたる解析に基づいて、防護措置の範囲や被ばく低減効果、複合的実施戦略に係わる技術的な情報を導出し、原子力安全委員会、原子力規制委員会及び地方自治体に提示するとともに、OIL指標に係わる知見を取得。最新のICRP人体モデルを用いた甲状腺に対する光子・電子の比吸収割合を評価。
- 事故・故障の分析：IRSとINES における事例の分析と合わせて、5つの事故調査報告書のレビューや過去の事例分析に基づいて1F事故の進展や原因等に係わる技術的課題を検討・抽出し、原子力規制庁や電力会社に提示。
- 1F事故対応：原子炉容器から環境へのCs再放出量推定手法の構築、防護措置による回避線量の評価、公衆の内部・外部被ばく線量評価、住民の個人被ばく線量測定とその結果に基づいた被ばく線量評価手法の構築を的確かつ適時に実施し、国内外の関連機関に有用な技術情報を提供・報告。80km圏内の走行サーベイデータ等に基づいて土地利用種別の放射性Csの環境半減期や移行モデルを構築し原子力規制庁に報告。モニタリングデータとOSCAARコードによる大気拡散解析の比較に基づいてヨウ素の形態（気体状／粒子状）を推定。

【自己評価：S】

- 中期計画を達成見込みである。特に、重要度評価を効率的に行う手法とシビアアクシデント対策の有効性評価（最適化）手法を開発し、実機評価に適用できることを確認したこと、及び1F事故のオンサイト及びオフサイトに係わる評価手法の構築や分析・評価を適時・的確に遂行し、1F事故への短期的な対応や環境回復・住民帰還に向けた取り組みに対して人的・技術的に貢献したことは高く評価される。

8

事前評価

次期中長期計画案

【研究テーマ名】

リスク評価及び原子力防災に関する研究

【研究目的】

リスク評価基盤技術の継続的な改善及び応用を進め、リスク情報を活用した安全規制や原子力防災における効果的な防護戦略の立案を支援する。

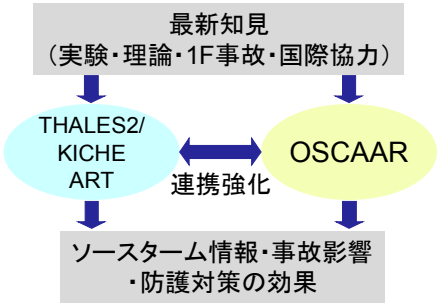
【第3期中長期計画案】

ソースターム評価手法及び事故影響評価手法の高度化と連携強化を図り、シビアアクシデント時のリスク評価に資する技術基盤を整備する。また、これらの手法等を活用し、原子力防災における最適な防護戦略及び被ばく管理の立案に向けた知識ベースを拡張整備する。

【年度展開】

年度（平成）	27	28	29	30	31	32	33
ソースターム（ST）及び事故影響（AC）評価手法の高度化（1F事故分析等への応用を含む）	←	—	—	—	—	—	→
系統的なST評価及び防護戦略の最適化	←	—	—	→			
不確かさを含むST及びAC評価				←	—	—	→
SA対策の有効性評価	←	—	—	—	—	—	→
公衆の被ばく線量評価及び管理手法の構築・応用	←	—	—	—	—	—	→

【年度展開】（つづき）



【実施体制】

リスク評価基盤技術の高度化に係わる研究については、原子力規制委員会や地方自治体と連携しつつ、国際協力を効果的に活用してプロパー研究として実施する。リスク評価基盤技術を応用する規制支援研究等に関しては一部受託事業として進める。

【期待される成果とその活用方策】

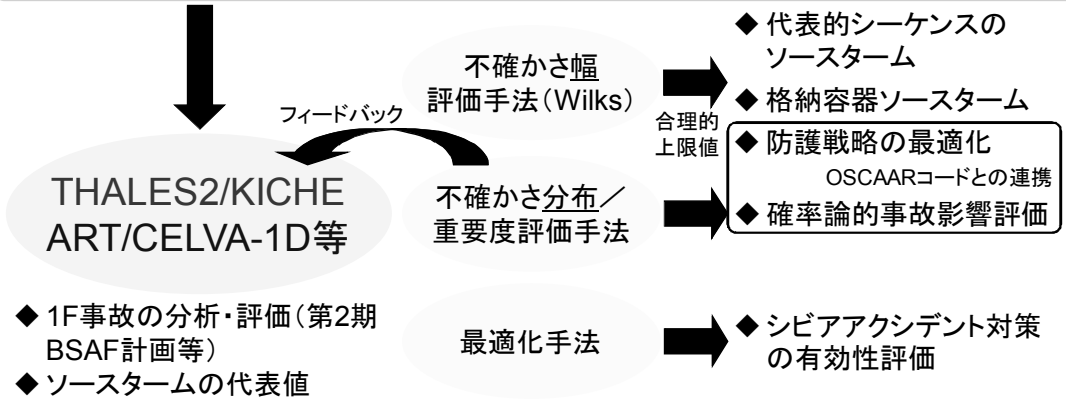
科学的知見に依拠したソースターム及び事故影響評価手法の構築と目的に応じたアウトプットの導出が期待できる。これらを原子力規制庁、地方自治体、産業界等に提供・提示し、安全規制の更なる高度化や安全性の継続的な改善を支援する。

9

事前評価

次期中長期計画の概要(1/2)

- シビアアクシデント時におけるソースターム評価手法の高度化
  - ◆THALES2/KICHE:軽水炉
  - ◆ART/CELVA-1D(熱流動)等:再処理施設
- 目的に応じたソースタームの評価
- 実験や理論に基づいた解析・評価手法の高度化に係わる技術基盤の整備
  - ■プールスクラビング及び揮発性ヨウ素の気液間移行(熱水力安全研究Grと共同)
  - ■FP/制御材化学(燃料安全研究Gr、材料・水化学研究Gr、基礎工と共同)
  - ■再処理施設のシビアアクシデント時における放射性物質放出・移行(サイクル安全研究Grと共同)
  - ■国際協力

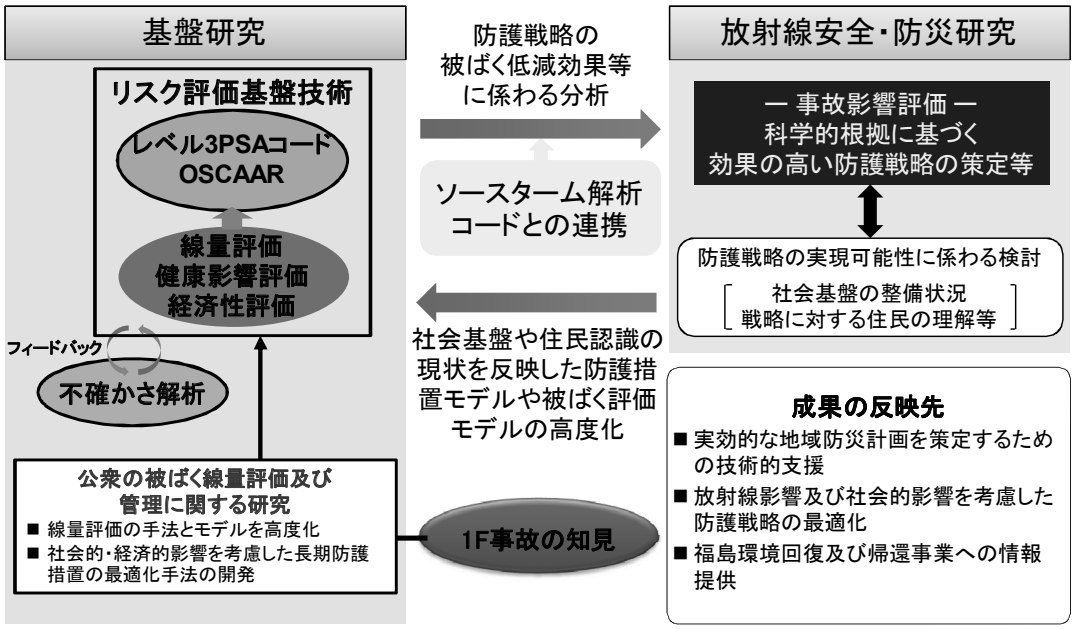


10

事前評価

次期中長期計画の概要(2/2)

- リスク評価基盤技術の高度化
- 同技術の放射線安全・防災分野への応用
- 1F事故から得られた知見の反映と環境回復への貢献



11

機構外秘

資料No.安研評委5－5

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

－事後評価　及び　事前評価－

平成26年10月31日

第5回安全研究・評価委員会

（独）日本原子力研究開発機構
安全研究センター

本資料は、現時点では未公開情報が含まれているため「機構外秘」扱いとなっておりますが、平成27年度以降所定の手続き後、公開いたします。

事後評価

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。

【対応する安全研究課題】

・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NSRR(原子炉安全性研究炉)、RFEF(燃料試験施設)、WASTEF(廃棄物安全試験施設)などを利用したデータベースの拡充・解析コードの整備)

・「原子力規制委員会における安全研究について」に関連して、事故時の燃料挙動評価に加え、事故時及び事故後の燃料の冷却性及び冷却可能形状維持に関するデータ及び知見の取得。また、重要性が高い研究分野として挙げられた「重大事故に係る技術的知見の整備」。

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

「原子力規制委員会における安全研究について」を受け、事故時の燃料挙動評価に加え、事故時及び事故後の燃料の冷却性及び冷却可能形状維持に関するデータ及び知見の取得を開始。また、重要性が高い研究分野として挙げられた「重大事故に係る技術的知見の整備」に関連して、今後は設計基準事故を超える条件での燃料挙動に係る研究も進める。

【実施体制等】

反応度事故(RIA)時の燃料破損挙動、冷却材喪失事故(LOCA)時の被覆管高温酸化及びLOCA後の冷却形状維持、設計基準事故を超える条件での燃料挙動、等に関する知見の取得については、NSRR、ホット試験施設等の施設、各種の試験設備、等を活用して、プロパー研究として実施する。

燃料に係る安全評価手法の高精度化については、原子力機構が開発した通常運転時及び事故時燃料挙動解析コード(FEMAXI及びRANNS)に関するモデルの改良等をプロパー研究として実施する。

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の取得については、原子力規制庁受託「燃料等安全高度化対策事業」において実施する。

【進捗状況】

・第2期中期計画は順調に進捗し、達成見込みである。

1

年度計画と主な成果 (1/2)

年度	年度計画(概要)	主な成果
H22	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高燃焼度燃料でのFPガス放出に関するデータ等を拡充するとともに、被覆管表面熱伝達モデルについて解析コードの整備を進める。また、被覆管の異常腐食や水素脆化の微視的機構に関する知見を取得する。	RIA時燃料挙動:パルス照射実験により、被覆管の製造時熱処理条件とRIA時破損メカニズムとの関係、RIA時被覆管変形、MOX燃料のRIA時挙動等に関するデータを取得。パルス試験の結果を基に初期温度及び出力パルス幅の影響を解析的に考慮し、発電炉条件での破損限界を評価。 被覆管多軸応力負荷試験により、被覆管内の水素化物の析出形態がRIA時の燃料破損挙動及び破損限界に及ぼす影響等に関するデータを取得。 燃料挙動解析コードの整備:FEMAXI及びRANNS内のFPガス挙動モデル及びペレット結晶粒界分離モデルの改良、並びに放出FPガスのプレナムへの移動抵抗のモデル化により、パルス照射実験時の内圧変化の再現性を向上。 RANNSに被覆管表面熱伝達モデルを実装し、RIA時のDNB発生に関する検証を実施。 LOCA時燃料挙動:LOCA時及びLOCA後の燃料の長期健全性評価のため被覆管の4点曲げ試験手法を新たに導入しLOCA経験後の被覆管の曲げ強度と酸化量との関係を評価。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提示。高温水蒸気中での被覆管酸化量に関する評価式を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取得。また、温度履歴に依存した被覆管水素吸収量の変化に関する知見を取得。 既存のLOCA時燃料挙動解析コードの調査、現在の計算機環境への移植及び主要な解析モデルの比較検討を実施。 その他:高燃焼度燃料被覆管材料を対象にオートクレーブ試験等を実施し、腐食に及ぼす材料組成や冷却水中溶存酸素濃度の影響に関する知見を取得。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。
H23	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。	
H24	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。	

2

年度計画と主な成果 (2/2)

年度	年度計画(概要)	主な成果(見込み含む)
H25	反応度事故時及び冷却材喪失事故時の燃料破損等に係る試験を継続するとともに、通常時及び事故時燃料挙動解析コードの整備を進め、核分裂ガス挙動評価モデルを改良する。	RIA時燃料挙動:未照射燃料を用いたNSRRパルス照射実験により、RIA時の被覆管表面温度挙動に関するデータを取得。耐食性向上を目的とした被覆管等を採用した高燃焼度改良型燃料のRIA時挙動に係るデータを取得し、被覆管の製造時熱処理条件とRIA時の燃料破損しきい値との関係を評価。 未照射被覆管の機械特性試験により被覆管外面に高濃度で析出した水素化物が燃料破損に及ぼす影響を評価し、RIA時の被覆管に発生する応力二軸性と被覆管破損との関係を定量化。 燃料挙動解析コードの整備:FEMAXI及びRANNS内のFPガス移動放出モデル等の改良とともに通常時及び事故時燃料挙動データに基づく検証を進め、従来に比べ燃料挙動の解析精度を向上。また、燃料挙動解析コードを検証するためのデータベースを新たに整備。 LOCA時燃料挙動:耐食性向上を目的とした高燃焼度改良型被覆管を対象としてLOCA模擬試験を実施し、LOCA時の破断限界が従来材と同等であることを明らかに。LOCA時の被覆管膨れ及び破裂挙動並びに被覆管の高温水蒸気中酸化挙動に及ぼす窒素の影響等についてデータを取得。 被覆管の高温酸化挙動に関して水蒸気を含む窒素中及び空気中での酸化速度やLOCA時の被覆管膨れ及び破裂挙動に係る実験結果を定式化。RANNSのLOCA試験解析への適用に必要な解析モデルの選定、改良及び組込みを実施。 その他:DBAを超える領域での燃料溶融進展挙動を把握するためのNSRR照射実験に関し、実験の成立性を確かめる予備実験を実施。実験の成立性の検討に必要なデータを取得。 事故耐性燃料被覆管の一つとして考えられているSiC材のLOCA時健全性に関するデータ(熱衝撃特性等)を取得。
H26	燃焼の進展や燃料材料の改良等が反応度事故や冷却材喪失事故時等の燃料挙動に及ぼす影響についてデータを取得整理し、得られた知見をとりまとめるとともに燃料挙動解析コードに反映する。	

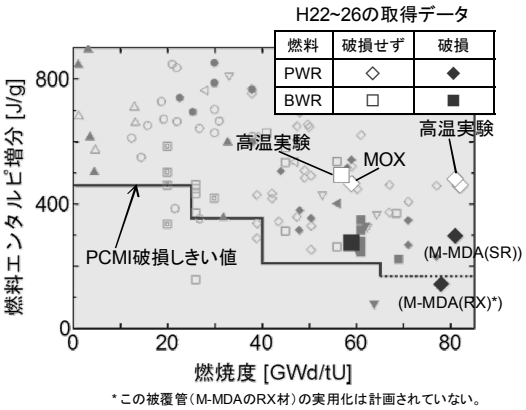
3

事後評価

主な成果 (1/4)

【主な成果】　反応度事故(RIA)時の燃料挙動

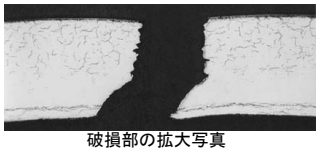
- ✓ 改良燃料を含む高燃焼度燃料のRIAにおける破損限界及び破損時のFPガス放出等に関するデータを取得した。また、高温（約280℃）実験を実施し、冷却材温度が破損限界に及ぼす影響を評価した。
- ✓ 同一の合金組成及び同等の腐食量を有するSR材とRX材の破損限界を調べ、被覆管の製造時熱処理条件の影響に係る知見を取得した。
- ✓ 高燃焼度PWR-MOX燃料を対象とし、RIA時のFPガス放出率、被覆管変形等のデータを取得した。
- ✓ 燃料過渡挙動解析コードRANNSにDNB（沸騰遷移）発生予測モデルを実装し、実験データとの比較により検証を行った。



* この被覆管（M-MDAのRX材）の実用化は計画されていない。

実験後の燃料棒の外観

被覆管の断面



破損部の拡大写真

室温実験で破損した高燃焼度BWR-UO_2燃料

高燃焼度燃料のPCMI破損限界に及ぼす燃焼度、燃料初期温度、ペレット種類（UO_2、MOX）、改良被覆材料の影響を評価
→ 現行基準の安全余裕を確認。燃料の性能向上を反映可能な基準の策定にも活用の見込み

4

事後評価

主な成果 (2/4)

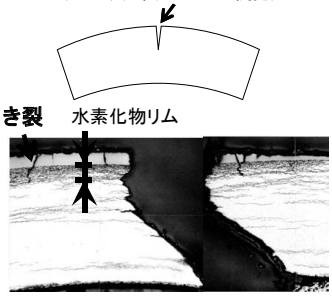
【主な成果】　反応度事故(RIA)時の被覆管破損限界の評価

- ✓ 被覆管には周方向と軸方向の二軸応力が発生。二軸応力下では単軸の場合よりも破損限界が低下する可能性がある。
- ✓ 拡管試験（EDC*試験）に軸方向荷重を組合せた手法を開発し、二軸応力が破損挙動に及ぼす影響についてデータを取得。

*Expansion Due to Compression

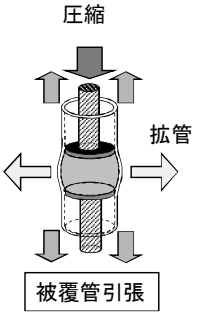
高燃焼度燃料被覆管の水素化物リムに発生する初期き裂を模擬

被覆管に予き裂を導入
（RAG法：本グループで開発）

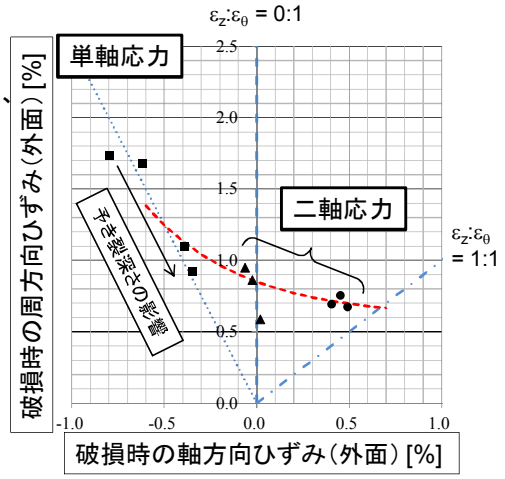


NSRR実験後の破損部断面
（PWR高燃焼度燃料）

EDCに軸方向引張荷重を加えて二軸応力条件を実現



EDCによる二軸応力負荷試験
（予き裂入り被覆管を使用）



応力の二軸性が増加すると、破損時の周方向ひずみが小さくなる傾向が見られた。
→ RIA時の被覆管破損条件の定量化。事故時燃料挙動解析手法の高度化に活用

5

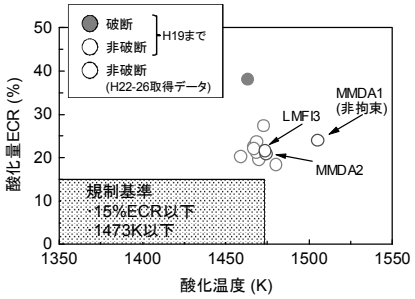
事後評価

主な成果 (3/4)

【主な成果】 冷却材喪失事故(LOCA)時の燃料挙動 (1)

高燃焼度燃料被覆管のLOCA時挙動

- ✓ 高燃焼度改良型燃料被覆管(M-MDA及びM5。燃焼度~80GWd/t)を対象としたLOCA模擬急冷破断試験及び高温酸化速度評価試験を実施した。

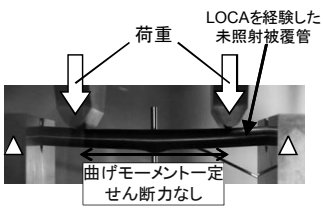


LOCA模擬急冷時の破断マップ

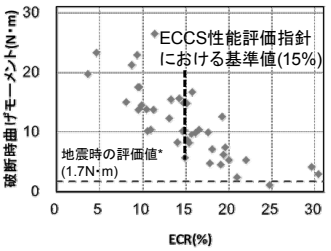
・現行の基準を超える領域でも破断せず。
→ 高燃焼度改良型燃料被覆管に現行基準を適用できることを確認。
・1473Kにおける酸化速度も従来材と同等であることを確認。

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後の燃料形状維持に必要な知見及び評価手法の整備が必要。
- ✓ 炉心冷却性確保に重要な燃料形状維持可能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。



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)

・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。
→ LOCA時及びLOCA後の燃料形状維持条件の把握

6

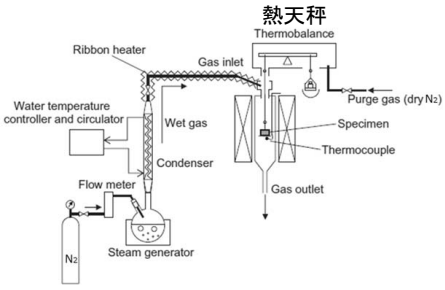
事後評価

主な成果 (4/4)

【**主な成果**】 冷却材喪失事故(LOCA)時の燃料挙動 (2)

被覆管高温水蒸気酸化に及ぼす窒素の影響

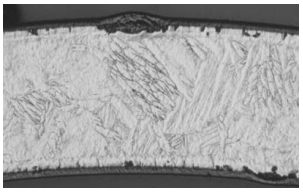
- ✓ 水素爆発防止のために窒素注入された原子炉格納容器内や使用済燃料プールでは雰囲気に窒素が含まれる。
- ✓ 冷却材喪失時の被覆管の高温水蒸気中酸化に関し、窒素が及ぼす影響に係るデータを取得した。



試験条件
・20℃/分で昇温
・設定温度到達後に加熱停止

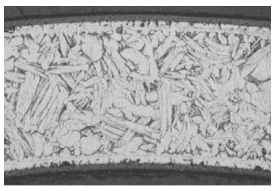
水蒸気＋窒素

1130℃

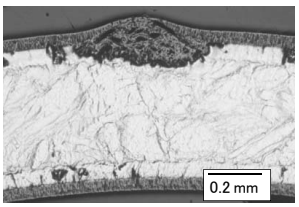


水蒸気＋アルゴン

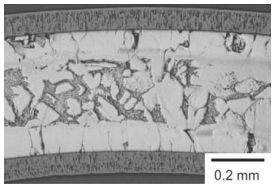
1079℃



1220℃



1275℃



水蒸気＋アルゴンでは酸化膜が均一に成長したが、水蒸気＋窒素雰囲気では酸化膜の一部にコブ状に成長した特異な箇所が見られた。
→ SA時及び使用済燃料プールのLOCA時の燃料挙動評価等に活用。

7

事後評価

成果の活用及び公表状況

【成果の活用】

- 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。機械特性試験から得られたデータ及び知見は、炉内実験データを補い、系統的な情報を与えるものとして基準の策定や個別の安全審査において参照される見込み。
- LOCA時挙動については、設計基準事故を超える条件にも研究対象を拡げてデータ取得を開始した。得られたデータ及び知見は、基準の改定や個別の安全審査に活用されるとともに、シビアアクシデント対策の検討や有効性評価等に資するものである。
- 高燃焼度燃料の通常時挙動に関する解析コードFEMAXIIは、クロスチェック用解析コードとして利用されている。

【成果の公開】（平成22～26年度：予定も含む）

- M. Yamato, F. Nagase, M. Amaya, “Evaluation of Fracture Resistance of Ruptured, Oxidized, and Quenched Zircaloy Cladding by Four-Point-Bend Tests”, J. Nucl. Sci. Tech., 51[9], 1125 (2014)
  など、論文 17件、技術報告 7件、国際会議報告 60件、口頭発表 32件、受託報告書等 11件。
- 表彰等 3件

1)永瀬、他、“欧州照射高燃焼度ウラン及びMOX燃料の事故時破損挙動解明に関する研究”、平成23年度日本原子力研究開発機構理事長表彰 研究開発功績賞、2011年10月.
2)鈴木、他、“軽水炉燃料ふるまい解析コードFEMAXIー7の開発”、平成25年度日本原子力研究開発機構理事長表彰 研究開発功績賞、2013年10月.
3)永瀬、“Thermal properties of Three Mile Island Unit 2 core debris and simulated debris”、日本原子力学会 JNST Most Popular Article Award 2013、2014年3月.

8

事後評価

まとめ(1)

【今期中期計画の実績】

- 反応度事故(RIA)時の燃料挙動：燃料破損に係る基準の策定や個別の安全審査に活用
  - 燃料破損しきい値に関するデータの範囲を燃焼度約80 MWd/kgまで拡大し、また、従来の燃料に比べ被覆管の腐食抑制を図るなどしている改良型燃料を対象とした試験を実施し、燃料に関する今後の安全審査に資する知見を蓄積するとともに、旧原子力安全委員会が定める「破損しきい値のめやす」において暫定的であった65～75 MWd/kgの範囲について安全余裕を確認した。また、高燃焼度燃料の破損限界に対して燃料初期温度が及ぼす影響に関するデータを取得し、商用炉照射MOX燃料の破損限界についてもウラン燃料との間に差異がないことを明らかにした。
  - 被覆管中の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RIA時の燃料破損に対する指標となることを示した。
  - 系統的な被覆管破損限界データ取得を目的とし、水素を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特性試験を組合せた試験手法を開発し、製造時結晶組織、水素化物析出形態、応力二軸性、等がRIA時の被覆管破損挙動に及ぼす影響に関するデータ及び知見を取得した。

- 冷却材喪失事故(LOCA)時の燃料挙動：安全審査、基準の改定、SA対策の検討及び有効性評価等に活用
  - 急冷時破断限界に関するデータの範囲を燃焼度約80 MWd/kgまで拡大し、また、従来の燃料に比べ被覆管の腐食抑制を図るなどしている改良型燃料を対象とした試験を実施し、現行のECCS性能評価基準が高燃焼度燃料にも適用できることを示した。
  - LOCA時及びLOCA後の燃料健全性評価のため、LOCA条件経験後の被覆管に対する4点曲げ試験手法を導入し、酸化量と曲げ強度との関係を評価した。
  - LOCA時のブレイクアウェイ酸化が被覆管破裂後には従来知見より短時間で発生する現象について、その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を評価する式を新しく提案し、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。また、被覆管の高温酸化挙動に及ぼす窒素の影響等について酸化速度等のデータを取得した。

9

事後評価

まとめ(2)

【今期中期計画の実績】

- 燃料挙動解析コード：クロスチェック用解析コードとしての利用
  - ✓ FEMAXI及びRANNSについて、核分裂ガス放出や被覆管変形量、DNB発生等に関する改良を進めるとともに実験データを用いた検証を行い、通常運転時及びRIA時の燃料棒内圧変化等に係る燃料挙動評価手法を高精度化した。また、燃料挙動解析コードを検証するためのデータベースの整備を進めた。
  - ✓ 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及び主要な解析モデルの比較検討を行った。また、RANNSコードのLOCA時燃料挙動解析への適用性について検討し、課題の抽出及びこれに係る改良等を行った。
- その他：
  - ✓ 燃料の破損を防止するための具体的要求事項を提案し、旧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貢献した。
  - ✓ 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得た。
  - ✓ 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。
  - ✓ 設計基準事故からシビアアクシデントに至る領域での燃料挙動を把握するため、NSRRを用いた試験の準備を進めた。
  - ✓ 事故耐性燃料被覆管の一つとして考えられているSiC材のLOCA時健全性に関するデータ（熱衝撃特性等）を取得した。

【自己評価： A 】

- 東日本大震災後NSRR等を用いた実験を再開してRIA模擬試験及びLOCA模擬試験を実施し、改良型燃料を含む燃料の事故時破損限界や破損影響などに関するデータ及び知見を計画通り取得し整理した。
- 福島事故を受け、設計基準事象を超えた条件下やシビアアクシデント条件下での燃料挙動等に関するデータを取得した。
- 研究成果に関して、機構内外から表彰を受けた。

10

事前評価

次期中長期計画案

【研究テーマ名】

軽水炉燃料の安全性に関する研究

【研究目的】

シビアアクシデント(SA)を含む事故を考慮した燃料の安全性に関するデータ及び知見を取得整備し、安全審査に用いられる基準等の高度化並びに既存炉の安全対策の有効性評価に資する。

【第3期中長期計画案】

SAを含む事故を考慮した既存炉の安全対策の有効性評価に資するため、通常運転条件から設計基準事故を超える条件(DBA超条件)までの燃料挙動に関する知見を取得し、燃料挙動解析コードへの反映を進める。

【年度展開】

平成年度	27	28	29	30	31	32	33
異常過渡及び事故時燃料挙動		RIA/LOCA/Ramp/各種模擬実験				知見整理	
解析コード整備		新規モデル構築		モデル改良等		知見整理	
DBA超条件での燃料挙動	予備実験			燃料溶融進展実験			
	NSRR照射実験設備開発					実験	
						知見整理	

【実施体制】

反応度事故(RIA)時の燃料挙動、シビアアクシデントに至るまでの条件を含む冷却材喪失事故(LOCA)時の燃料挙動及びLOCA後の冷却形状維持等に関する知見の取得については、NSRR、ホット試験施設の施設、各種の試験設備、等を活用して、プロパー研究として実施する。

得られた知見を安全評価手法に反映させるため、原子力機構が開発した通常運転時及び事故時燃料挙動解析コード(FEMAXI及びRANNS)の改良及び整備をプロパー研究として実施する。

原子炉の安全審査に必要な、改良型燃料を含む燃料の異常過渡、事故時挙動等のデータについては、原子力規制庁の受託事業において取得する。

【期待される成果とその活用方策】

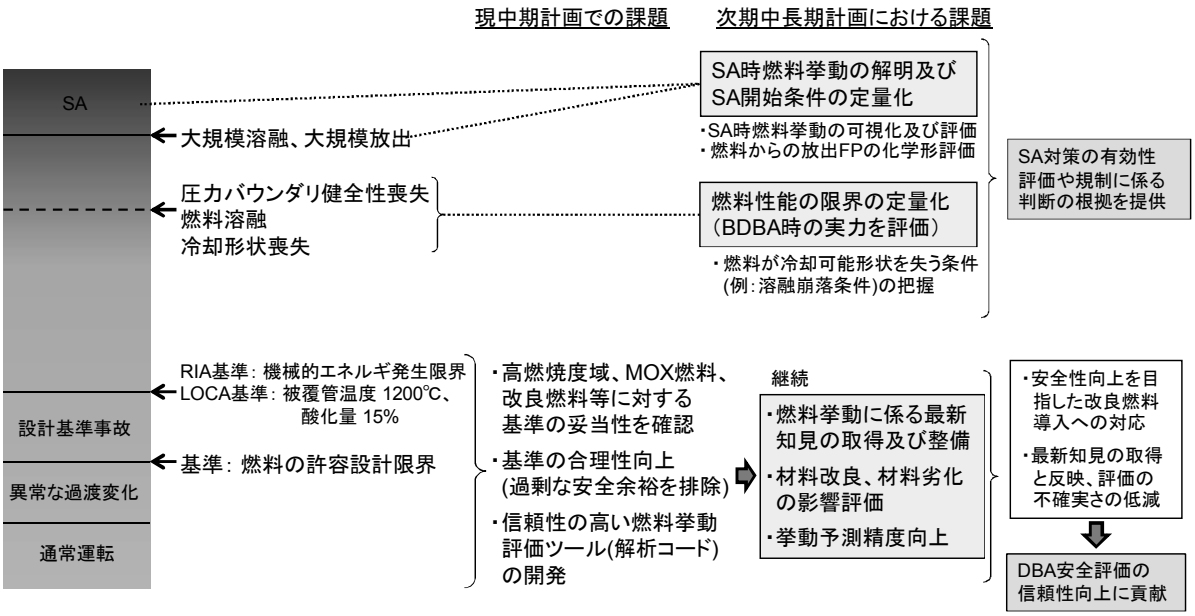
設計基準事故(DBA)であるRIA及びLOCAに関して取得される燃料形状維持に係る知見は、DBAに関する安全評価の信頼性向上に貢献。また、DBAを超える範囲(BDBA)における燃料挙動に係る知見は、1F事故を受けたSA対策の有効性評価や規制に係る判断根拠を提供。

11

事前評価

次期中長期計画の概要(1/3)

●燃料安全に関する規制ニーズ*1、核燃料に関する技術課題*2、等を考慮。



*1「原子力規制委員会における安全研究について」、平成25年9月25日原子力規制委員会決定。
*2 原子力学会核燃料部会「溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ」報告書、平成25年12月。

12

事前評価

次期中長期計画の概要(2/3)

●燃料安全に関する規制ニーズ*1、核燃料に関する技術課題*2、等を考慮。

研究 対象	対象条件	現中期計画期間	活用実績	次期中長期計画期間の計画 (赤字:規制庁受託で実施中/実施見込)
異常過渡及び事故時燃料挙動	RIA/LOCA、異常過渡、通常運転	・高燃焼度燃料のRIA時破損挙動に及ぼす被覆管の水素析出の影響把握や破損メカニズムの検討 ・LOCA後の燃料被覆管の長期健全性等に関するデータと知見の取得		異常過渡時及び事故時の燃料挙動に関する研究 ・異常過渡時/RIA時の燃料破損メカニズム、特に高燃焼度燃料で顕著となる被覆管の水素吸収の影響に関する知見を拡充 ・LOCA時の燃料挙動、LOCA後の燃料の形状維持及び長期冷却性 ← 海外プロジェクト(ハルデン、SCIP-III)に参加してデータ入手、補完 ・リーク燃料の事故時挙動 ・改良型燃料の通常時及び事故時挙動に関するデータの取得 ・LOCA時の燃料棒内ペレット挙動 ・出力急昇時の燃料挙動に関するデータの取得
		高燃焼度改良型燃料のRIA/LOCA時破損限界データ及び改良合金被覆管の照射成長データの取得	保安院/規制庁に提供	
解析コード整備	通常運転時、異常過渡時及びRIA	FPガス放出挙動、DNB発生等に関するモデル改良と検証、FEMAXI-7の構築とRANNSの整備継続	FEMAXI-7をJNESへ提供	通常運転時から事故時までの燃料挙動に関する評価手法の高度化及び解析コード整備 ・解析コードの整備、検証 ・コードの検証を通して、解析モデルを改良 ・通常時燃料挙動解析コード(FEMAXI)の検証等にはNRA所有のデータベースの活用も視野に ・事故時燃料挙動解析コード(RANNS)のLOCA時燃料挙動解析への適用
	LOCA	既存の解析コードの調査と移植		
DBA超条件での燃料挙動	DBA超条件、シビアアクシデント	・NSRRを用いた溶融・崩落実験、炉内での燃料挙動の可視化に向けた準備。 ・模擬燃料や模擬FP物質を対象としたFP放出時の化学形を調べる実験への協力		DBA超条件における燃料挙動の把握 ・燃料の破損限界、破損条件に係る知見の取得 ・燃料からの放出時及び放出後のFP化学形に関する知見、熱力学データの取得及び補完

*1「原子力規制委員会における安全研究について」、平成25年9月25日原子力規制委員会決定。
*2 原子力学会核燃料部会「溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ」報告書、平成25年12月。

13

事前評価

次期中長期計画の概要(3/3)

（赤字：規制庁受託で実施中／実施見込）

● 異常過渡時及び事故時の燃料挙動に関する研究
- RIA時燃料挙動： NSRR実験、炉外での被覆管機械特性実験等によるPCMI破損メカニズムの解明
- LOCA時燃料挙動： LOCA時の被覆管挙動 → 被覆管膨れ破裂挙動に係る知見の拡充。
- 異常過渡： 出力急昇時の燃料挙動評価（実施する場合、H27以降）。
- 新型被覆材(SiC等)の事故時挙動： 実用化に向けた動きが見え次第、試験等を具体的に検討。

● 通常運転時及び事故時の燃料挙動に関する評価手法の高度化及び解析コード整備
- 解析コードの整備と検証： 通常運転時を主対象としたFEMAXI、RIA時を対象としたRANNS (LOCAへの適用性も検討)
- 解析コードの検証結果を通したモデルの改良： 被覆管熱伝達、燃料温度、FPガス放出挙動(燃料棒内圧変化)、等

● DBA超条件における燃料挙動の把握
- LOCA後の燃料の長期冷却性：冷却機能喪失時の燃料棒／燃料集合体の形状維持条件(機械強度など)の把握、等
- 燃料溶融・崩落開始条件の実験的な把握： NSRRを用いた溶融・崩落実験、炉内での燃料挙動の可視化
- （事故時のFP放出に関する実験（福島基盤技術ユニットへの協力）： 模擬FP物質を対象とした実験等により、放出時のFPの化学形に関する情報を取得）

● 改良型燃料の安全性に関する研究(「燃料等安全高度化対策事業」。H29年度までの予定)
- 事故時破損限界等に関するデータ取得：NSRR／燃料試験施設でのRIA/LOCA模擬実験
- 燃料集合体の(長期)使用時の寸法安定性に関するデータ取得：ハルデン炉での改良合金照射成長試験

● LOCA時のペレット挙動に関する試験研究(実施する場合、H27以降)
- LOCA時のペレットの挙動(燃料棒内での細片化、軸／径方向移動、棒外への放出等)に関するデータ取得

14

機構外秘

資料No.安研評委5－6

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

－事後評価　及び　事前評価－

平成26年10月31日

第5回安全研究・評価委員会

（独）日本原子力研究開発機構
安全研究センター

本資料は、現時点では未公開情報が含まれているため「機構外秘」扱いとなっておりますが、平成27年度以降所定の手続き後、公開いたします。

事後評価

研究計画の枠組みと実施状況

【研究目的】

事故時の原子炉や格納容器における熱水力安全に関する実験研究と解析研究を実施し、規制庁による安全審査や国産コードの開発等を技術的に支援するとともに、長期的視点から安全評価等に係る基盤技術を整備する

【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。

【対応する安全研究課題】

「重点安全研究計画」との関係

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
- シビアアクシデントに係る技術基盤の検討・整備

「規制委における安全研究について」(H25.9.25)との関係

1-1 安全解析手法、解析コードの整備
1-2 軽水炉の事故時の熱流動現象に係る技術的知見の整備
1-3 重大事故に係る技術的知見の整備

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

福島原発事故に対応し、事故進展や損傷状況の評価のための解析やコード開発を実施するとともに、格納容器熱水力に関する研究計画を策定する等の見直しを行った。

【実施体制等】

- OECD/NEA ROSAプロジェクトにおいて、規制上の重要課題に関するLSTF実験を実施し、最適評価手法の高度化に係る研究を行う。(H24まで)
- 運営交付金による研究として、福島事故を踏まえた安全対策等に関するROSA/LSTF実験を実施するとともに、個別効果実験を実施し、解析モデルや計測手法の整備を行う。また、シビアアクシデント時の格納容器熱水力挙動に関する基礎実験装置を整備するとともに数値流体力学(CFD)手法の検討を行う。
- 施設管理部門による産業界からの受託研究の技術支援として、新型の安全系やAM策の有効性確認等にかかるLSTF実験を行う。
- 原子力規制庁からの受託研究として、国産システムコードの開発等の技術支援のため、高圧熱流動ループ及び大型格納容器実験装置の整備等を行う。(H24から)
- 科学技術振興機構等と共同し戦略的創造研究推進事業(CREST)「原子力発電プラントの地震耐力予測シミュレーション」において、BWRの地震時の核熱結合解析手法を整備する。(H24まで)

【進捗状況】

見直された第2期中期計画は順調に進捗し達成見込みである

1

事後評価

年度計画と主な成果

年度	年度計画(概要)	主な成果
H22 から H26	実験及び解析研究を通じて事故時熱水力評価手法の高度化を図る。 LSTF実験 ・ OECD/NEA ROSAプロジェクト第二期(ROSA-2)計画(<H24) ・ 産業界からの受託研究の技術支援 ・ 実験データを活用した解析研究 ・ 福島事故後の安全対策高度化 福島原発事故対応 ・ ヨウ素化学解析コードKICHE、熱水力コードTRAC、新たに開発した簡易評価手法(HOTCB)を用いた事故進展やプラント破損状態の解析 熱水力解析・計測手法の高度化 ・ 地震時熱水力評価手法(<H24) ・ 二相臨界流、壁凝縮及び密度成層に関する文献データのCFD解析 ・ 電気式二相流計測プローブ ・ 噴霧流中の液滴径分布の計測 今後の研究計画策定と装置整備 ・ 重大事故時の格納容器熱水力挙動に関する研究(H25<) ・ 国産システムコード開発支援	LSTF実験 OECD/NEA ROSAプロジェクト第二期計画では、15ヶ国の20機関を主導し、規制上の重要課題に係る7実験を実施し、最新の熱水力評価コードの妥当性等を検討した。成果は、H25段階で83(内訳はJAEA27、参加機関56)の論文や報告書等として取りまとめられた。産業界から受託した実験の技術支援では、安全対策を整備する上で有用な実験データ(全14実験)を提供した。実験データを用いて最適評価コード並びにCFDコードの評価・改良を行った。福島事故後の安全対策高度化に関する実験に着手した。 福島原発事故対応 KICHEでヨウ素放出量等を、TRACで事故進展挙動を、HOTCBで長期にわたるプラント状況を検討し、結果を国が開催する会合や学会誌等で迅速に公開した。また、東電にHOTCBを提供した。 熱水力解析・計測手法の高度化 TRAC/SKETCHコードを改造し地震時の核熱結合評価手法を整備し実機解析を行った。CFD手法を用いて、二相臨界流、壁面凝縮熱伝達、密度成層を解析しモデルの改良等を行った。二相流計測プローブ等を整備するとともに、環状噴霧流中の液滴径分布を計測した。 今後の研究計画策定と装置整備 重大事故時の格納容器熱水力、及び、規制庁による国産システムコードの開発支援等に関する研究計画を策定し、大型格納容器試験装置等の装置整備に着手した。

2

事後評価

主な成果(1/3)

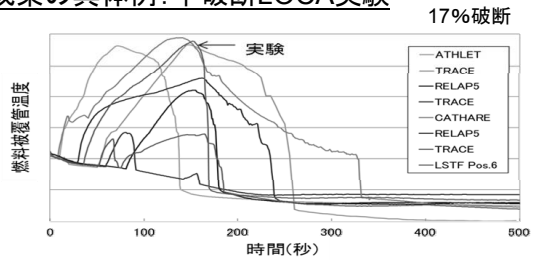
【OECD/NEA ROSA-2 計画】

- LSTFでの事故模擬実験を中心とする国際共同研究
- 15カ国20機関(規制、規制支援機関、産業界)
- OECD/NEA ROSAプロジェクトでの検討も踏まえ、参加機関が提案する規制上の重要課題(4課題)について7回のLSTF実験を実施
- 系統的な解析の実施
- ✓ 実験前解析の実施(予測性能の客観的把握)
- ✓ 熱水力安全解析コードの不確かさ要因を実験と解析を通じて明確化

規制上の重要課題

- ◆ 中破断冷却材喪失事故(LOCA)時熱水力現象の把握
  - ✓ 従来実験例の少ない条件での炉心水位挙動等
- ◆ 蒸気発生器(SG)伝熱管破断事故からの回復操作
  - ✓ 事故時ソースターム(破断側SG逃し弁から環境への放射性物質放出量)を最小にする事故時対応操作
- ◆ 事故後の自然循環による長期冷却
  - ✓ SG二次側破断事故時の健全SGを用いた長期炉心冷却
- ◆ 小破断LOCA時炉心出口温度計の有効性確認
  - ✓ 炉心水位低下時の燃料被覆管温度を検出するための炉心出口温度計の有効性
  - ✓ スケール効果把握のために、異なるスケールのPKL装置(体積比1/145)と相互参照実験を実施

成果の具体例:中破断LOCA実験



中破断LOCA時の重要現象の把握
　中破断=リスク情報を基にした設計基準事象の候補
- 炉心より上部にある機器(上部プレナム、SG伝熱管等)での気液対向流による落下水制限と炉心水位低下への影響　等

実験前解析との比較(上図)によるコード性能の現状を把握
- PCT(被覆管表面最高温度)に関して、全体に非保守的な予測
- ユーザーによる使用方法の違いによるPCT予測のバラツキ

実験後解析によるモデルの改良・予測性能の向上
- 予測精度改善に重要なモデルの抽出・改良:
  炉心出口等での気液対向流制限モデル等

成果

- 学術論文・報告書・口頭発表等
  JAEA: 27報、参加機関: 56報
- 規制上の重要課題に関する評価手法の妥当性や今後の技術課題等に関する共通認識を構築
- 各国の規制機関職員等に安全研究の場を提供

3

事後評価

主な成果(2/3)

【福島第１原発事故の簡易評価コードHOTCBを用いた解析】

概要

- ほとんどの計装が使用不能な状態で事故状況や対策を検討する必要性と最新の最適評価コードの限界に対応し、HOTCBコードを開発し、事故進展の評価に活用

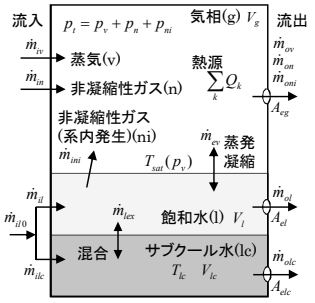
事故時挙動の簡易評価コードHOTCB*

- 妥当性判断が容易な見通しの良い評価手法の採用
- 数十日にわたる長期事象の感度解析を可能とする計算速度
- 低圧・低温現象に対する安定な数値計算

✓容器を領域ごとに集中定数近似し、流体挙動や，炉心や構造材と流体との熱伝達をモデル化

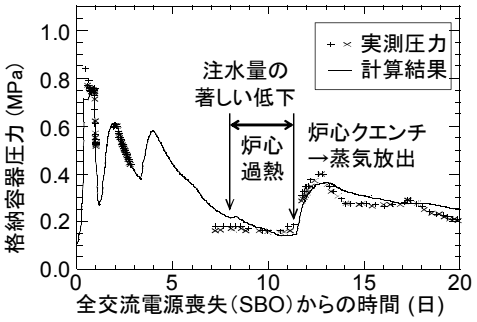
✓逃し安全弁や原子炉隔離時冷却系などの機能も模擬。

✓格納容器の圧力や破損口の面積や位置などのプラントの状態を評価。



＊ H23年４月にエクセルとBasicで評価手法を作成、次に、簡易評価コートCVBALを作成し、H23年５月に東電に提供(現在、機構のホームページからダウンロード可能)、８月にモデルを改定した際に名称をHOTCBに変更。現在でも事故の検討に使用されている。

検討例：１号機格納容器圧力挙動



- 長期にわたる圧力挙動を解析し計測値との比較(上図参照)から、事故状況等を推定
- 簡易評価コード*は政府・東電統合対策室の長期冷却構築チーム等に提供され、(H23年4月) 事故状況の推定に使用された。
- 本検討に関する論文(2012)、及び、当グループが解析を担当したレビュー論文(Hiranoら、2012)は、原子力学会の推奨により福島事故特集号(2014)に掲載されるとともに、後者は原子力学会欧文誌のH25年度JNST Most Popular Article Awardを受賞した。

4

事後評価

主な成果(3/3)

【シビアアクシデント時の格納容器熱水力に関する研究:ROSA-SA計画】

目的

重大事故時の格納容器における水素挙動、過熱破損、ソースターム移行に係る知見と実験データベースの整備、並びに、予測手法の高度化

これまでの実施内容

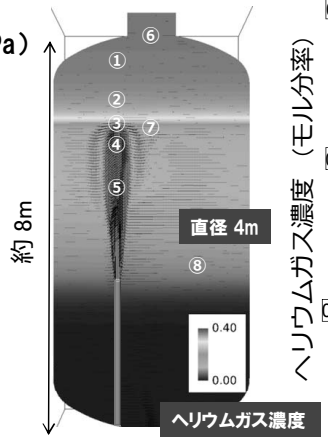
- 大型格納容器実験装置の製作
  - 高さ10m、直径2.5mの円筒形状
  - 温度・圧力条件の広範囲化（最大700℃、1.5MPa）
  - 計測の詳細化
  - AM策考慮
    - 外面冷却
    - ベント、窒素ガス置換等
- CFD手法の検討
  - 不凝縮ガス存在下での凝縮
  - 多成分ガス密度成層の噴流による浸食
- 個別効果実験装置の整備
  - 凝縮実験
  - 多成分ガス密度成層実験
  - スクラビング実験

H27年度より大型格納容器実験開始予定

CFD手法の検討例

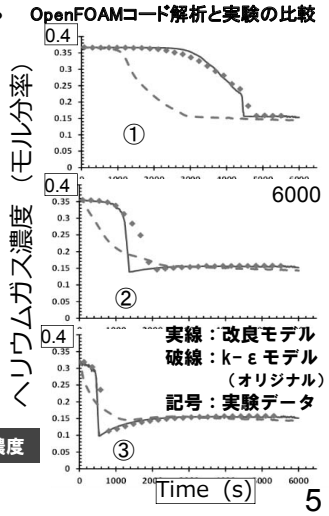
水素リスクに関連した重要現象である「密度成層の噴流による浸食」に関するOECD/NEA主催ベンチマークテスト（参加19機関）

- スイスPSI PANDA装置での実験(2013)
- 浮力効果等を加えた改良乱流モデルにより、実験結果を良く予測した。



PANDA装置

OpenFOAMコード解析と実験の比較



5

成果の活用及び公表状況

【成果の活用】

- OECD/ROSA-2プロジェクトで得られた規制上重要な現象に係る最新の最適評価コードの予測性能等に関する成果は、H25段階で83(内訳はJAEA27、参加機関56)の論文や報告書等として取りまとめられ、規制判断の基礎となる熱水力評価手法の妥当性に係る現状や課題についての共通認識の構築等に貢献した。
- 産業界からの受託研究で得られた炉心損傷防止のための安全対策に関するLSTF実験(全14実験)の成果は、産業界による安全対策の改良や評価手法の高度化に活用される。
- 福島原発事故後に開発した簡易評価コードHOTCBやTRACコードを用いた事故進展評価、並びに、ヨウ素挙動解析コードKICHEを用いた事故時ヨウ素放出量評価は、政府・東電対策室等で報告されるとともに、HOTCBコードは東電に提供され対策の検討に活用された。また、HOTCBコードに関し原子力学会誌に投稿した論文(2012)及び本グループが解析等を担当し安全研究センターが作成した論文(Hiranoら,2012)は、原子力学会誌の編集委員会の福島原発事故特集号(2014)に選ばれ、本事故に関する情報発信に活用された。
- 地震時のBWR炉心安定性解析のためのTRAC-SKETCHコードの改造及び実機解析結果は、戦略的創造研究推進事業(CREST)「原子力発電プラントの地震耐力予測シミュレーション」の成果とりまとめに活用された。
- 界面面積濃度等の計測技術、炉心での環状噴霧流中での液滴径分布に関する実験データ、凝縮熱伝達や密度成層に関するCFDコードを用いた解析結果は、今後の解析モデルの高度化に活用される。
- 重大事故時の格納容器熱水力に着目したROSA-SA計画において、整備に着手した大型格納容器実験装置、並びに、炉心伝熱やスケーリング実験のための高圧熱流動ループは、今後の実験研究の中心となる装置であり、解析手法の高度化や、規制庁が開発する国産システムコードの妥当性評価等に活用できる。

【成果の公開】(平成22～26年度:予定も含む)

- 論文 18件、技術報告 2件、国際会議報告 22件、口頭発表 41件、受託報告書等 11件。
- 表彰等 2件

6

事後評価

まとめ

【今期中期計画の実績】

- ROSA/LSTF装置を用いた研究では、OECD/NEA ROSA-2プロジェクトは、原子力機構と参加機関によって80以上の文献に成果を取り纏め成功裏に終了した。また、産業界から受託した安全対策の高度化等を目的としたLSTF実験の成果は、新型安全系の検討等に活用される見込みである。さらに、実験結果を活用し、最適評価手法コード並びにCFD手法の評価と改良を行なうとともに、福島事故を受けた安全対策に関する実験に着手した。
- 福島第一原発事故対応では、簡易評価コードHOTCBを新たに開発し原子炉の状態を解析するとともに同コードを東京電力等へ提供した。また、従来より整備してきたTRACやKicheコードを用いて熱水力挙動やヨウ素放出量等を評価し、事故状況の理解を深めることに貢献した。原子力学会誌の福島事故特別号に本グループが関与した2編が選択されるなど本事故に関する情報発信に活用された。
- 解析手法と計測手法の高度化に係る研究では、地震時炉心安定性を評価するため3次元核熱結合解析コードTRAC/SKETCHを改造し実機の炉心出力変動に与える影響を解析した。結果は外部機関との共同研究(CREST)の成果の一部として活用された。また、二相臨界流、壁凝縮、密度成層に関する文献データを解析しCFD手法の整備を行った。さらに、詳細計測のためのプローブを開発するとともに環状噴霧流中の液滴径の計測等を行った。これらの成果は、今後の解析手法の高度化に活用される。
- 福島事故後の状況を踏まえて、格納容器熱水力、及び、国産コード開発の技術支援に係る研究計画を策定し、大型実験装置の整備に着手した。これらは、今後の実験研究に活用される

【自己評価: S 】

- 1)OECD/ROSA2プロジェクトにおいて、安全規制上重要な熱水力挙動について、現行評価手法の妥当性や不確かさ等を明らかにし、規制判断の基礎となる工学知見の国際的な共有に貢献したこと、並びに、2)福島原発事故直後に、既存の解析コードの限界を踏まえ、HOTCBコードを新たに開発し解析を行うとともに、東京電力にコードを提供し、損傷状況等の把握に貢献したことは、特に優れた実績として評価する。

7

事前評価

次期中長期計画案

【研究テーマ名】

軽水炉の事故時熱水力挙動に関する研究

【研究目的】

福島事故後の規制基準の改正等を踏まえ、設計基準事故及び重大事故時の原子炉及び格納容器における熱水力挙動解析手法の高度化を狙いとした実験及び解析研究を実施し、安全審査や国産コードの開発等を技術的に支援するとともに、安全評価の高度化にかかる長期的な基盤整備に貢献する

【第3期中長期計画案】

事故時の原子炉システムでの熱水力挙動について、事故進展やアクシデントマネジメント策の有効性等の評価に資するため、大型装置等を用いた実験研究に基づき解析コードを高度化し、技術基盤を整備する。

【年度展開】

LSTF実験、炉心伝熱実験、スケーリング実験、計測機器開発実験、大型格納容器実験、格納容器個別効果実験等を実施する。得られた知見とデータベースを活用し最適評価手法、並びに、CFD手法に関するモデル整備等を実施する。具体的な年度展開は次項参照。

【実施体制】

- **運営交付金による研究：格納容器熱水力挙動等に関する個別効果実験を実施し、最適評価コード及びCFD手法の整備を行う。**
- **原子力規制庁からの受託研究：福島事故を踏まえた安全対策に関するROSA/LSTF実験を実施するとともに、国産システムコードの開発等の技術支援のため、炉心伝熱実験や格納容器実験を実施する。**
- **国際協力：格納容器実験についてCEA等の外部機関と共同研究を実施する。**

【期待される成果とその活用方策】

- **実験研究により、福島事故を踏まえた安全対策、炉心伝熱、スケーリング効果、格納容器熱流動・ソースターム移行挙動等にかかる工学的知見とデータベースを得る。**
- **解析研究により、最適評価コード及びCFDコードの検証並びに改良を行う。**
- **得られた成果は、規制庁における安全審査等での判断や国産システムコードの開発に係る技術支援に活用する。また、長期的視点からの安全評価手法の高度化に活用する。**

8

事前評価

第3期計画の概要(1/3):位置付け

	第1期、第2期	第3期
炉心損傷前挙動 • 運転時の異常な過渡変化 • 設計基準事故 • 炉心損傷防止のためのAM策	最適評価手法の高度化 • ROSA/LSTF実験 OECD-ROSA, ROSA2計画、不確かさ評価 • 核熱結合 THYNC実験、TRAC-SKETCH、地震時挙動 産業界ニーズ対応等 新型安全系、過渡沸騰、Post-BT、RISA効果 福島事故直後の対応 新計画策定	最適評価手法の高度化 • 国産システムコードの開発支援 データベース・モデル整備 • 炉心伝熱、スケーリング効果 産業界ニーズ対応 • 要請に応じて検討
		ROSA-SA計画 • 格納容器熱水力 過温破損、水素リスク、エアロゾル移行 • 国産システムコード
炉心損傷後挙動	ヨウ素挙動：実験・KICHEコード	
CFD手法 • 安全評価手法の高度化	試行的検討 • コールドレグ密度成層、炉心過熱度、臨界流等	系統的検討 • 格納容器挙動の単相流解析 • 使用環境整備 • 基礎実験、計測機器整備

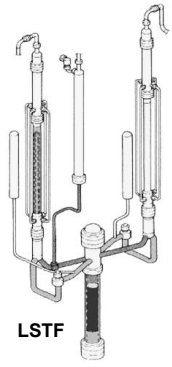
9

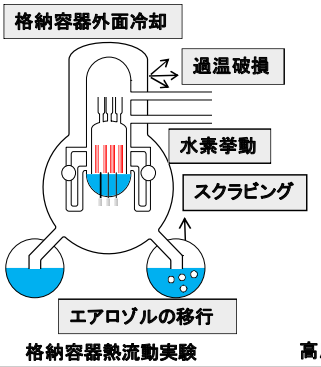
事前評価

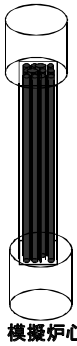
第3期計画の概要(2/3):実施項目と成果の活用

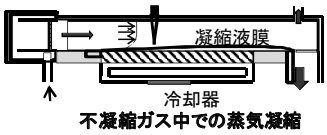
実験の実施と工学解析
- ・LSTF実験
  福島事故を踏まえた安全対策の有効性確認実験等
- ・格納容器実験 (ROSA-SA計画)
  シビアアクシデント時の熱流動、ソースターム移行等
- ・模擬炉心実験(高圧二相流ループ)
  従来データベース拡充、ブローダウンピーク 等
- ・二相流基礎実験
  流動挙動の詳細計測、スケーリングの検討等

評価手法の検証・高度化
- 最適評価(BE)コード
  - 高精度化
  - 不確かさの把握
- 数値流体力学(CFD)コード
  - 多次元詳細解析
  - 二相流・エアロゾル移行解析への適用









成果の反映
- 不確かさを踏まえた最適評価手法等、熱水力安全評価の高度化
- 安全審査や国産システムコード開発の技術支援
- シビアアクシデント時の格納容器内熱流動・ソースターム評価
- シビアアクシデントの防止・影響緩和のためのアクシデントマネジメント策の有効性評価

10

事前評価

次期中長期計画の概要(3/3): 年度展開

	H27	H28	H29	H30	H31	H32	H33
LSTF実験	電源喪失事故模擬実験:SG二次側減圧、窒素ガス流入による減圧阻害等						
炉心伝熱実験	単管伝熱実験						
			バンドル実験:定常、ブローダウン				
			BWRバンドル		PWRバンドル		
スケーリング実験・計測機器整備	空気水実験:模擬炉心、鉛直配管、ななめ配管、4センサープローブ開発等						
				高圧実験:ななめ配管			
大型格納容器実験	水素挙動・過熱破損実験:噴流、冷却(外面、スプレー)、自然循環、密度成層						
					スクラビング・エアロゾル挙動実験		
格納容器熱水力個別効果実験	不凝縮ガス存在下凝縮、密度成層、スクラビング基礎実験						
解析手法整備	最適評価手法:不確かさ解析、炉心伝熱、格納容器挙動、国産コード開発支援						
	CFD手法:OpenFOAMコード使用環境整備、水素挙動・過熱ガス解析、乱流等モデル整備、二相流解析・エアロゾル解析への適用						

機構外秘

資料No.安研評委5－7

材料劣化・高経年化対策技術に関する研究

－事後評価　及び　事前評価－

平成26年10月31日

第5回安全研究・評価委員会

（独）日本原子力研究開発機構
安全研究センター

本資料は、現時点では未公開情報が含まれているため「機構外秘」扱いとなっておりますが、平成27年度以降所定の手続き後、公開いたします。

事後評価

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、材料試験炉JMTR等により破壊特性評価に関する研究を行う。また、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。

【対応する安全研究課題】

「重点安全研究計画」
- 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

「規制委における安全研究について」
- 運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備
- 原子炉水質管理技術に係る技術的知見の整備

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

・なし。なお、研究成果の実機への反映をより一層図るため、ふげん実機材以外に国内軽水炉での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を行った。また、運転期間延長の可否判断に必要な原子炉圧力容器の特別点検に対応し、健全性評価手法に係る研究を重点化した。

【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した。また、国際ラウンドロビン試験に参加し、原子炉圧力容器鋼の破壊靭性評価手法の高度化を図った。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を行った。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」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した。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の高度化を図った。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した。

【進捗状況】

・第2期中期計画は順調に進捗し、達成見込みである。

1

事後評価

年度計画と主な成果

年度	年度計画(概要)	主な成果
H22 から H26	①原子炉圧力容器鋼について、マスターカーブ法による破壊靭性に係るデータを取得し、評価手法を整備する。	①微小試験片を用いて寸法効果等の評価を行うとともに、国際ラウンドロビン試験に参加し、試験温度設定等の評価手法の高度化に向けた成果を日本電気協会電気技術規程の改定方針の根拠とした。
	②照射脆化試験、照射環境下でのき裂進展試験等に必要な放射線分解水質評価コード等の技術を整備するとともに、既往照射材等による試験を行う。	②JMTRにおける照射試験装置、照射中き裂進展試験技術の整備や照射キャプセルの製作を行った。既往照射データにより放射線分解水質評価コードを整備した。また、国内軽水炉で照射された原子炉圧力容器鋼の組織分析を行い、現行の脆化予測法の根拠となる溶質原子クラスターの体積率と関連温度の上昇量の関係を確認した。さらに、ステンレス肉盛溶接材、溶接継手熱影響部の照射による破壊靭性の低下を評価し、成果を日本電気協会電気技術規程の改定方針の根拠とした。
	③廃止措置段階にある「ふげん」実機材等による試験を行う。	③実機でのみ取得可能な低温長時間の熱時効データを取得し、脆化予測式の最適化を行った。また、SCC対策技術の有効性を確認した。
	④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手法を整備する。また、機器類の耐震余裕評価に必要な応答解析を行う。	④複雑な残留応力分布を考慮したき裂進展評価手法を整備するとともに、確率論的破壊力学に基づく構造健全性評価手法について、ベンチマーク解析、実機の損傷事例解析等により信頼性の向上を図った。原子炉圧力容器の健全性評価手法について、規格基準へ導入することを目的として、確率論的評価手法の標準化のための指針案の策定に着手した。また、設計基準を超えた地震による荷重下のき裂進展試験データを拡充して評価手法を高度化するとともに、仮想振動台を用いてモデルプラントの応答解析を行った。

2

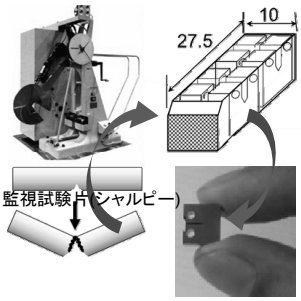
事後評価

主な成果(1/4)

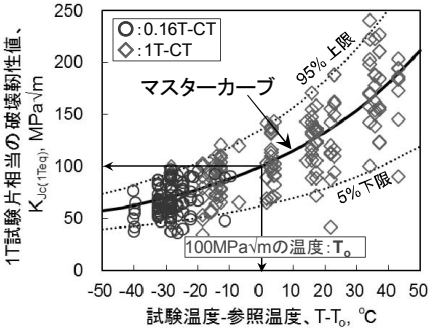
【破壊靭性評価に関する研究】

- 原子炉圧力容器健全性評価手法の高度化のためには、破壊靭性値のばらつき等を科学的に説明可能な破壊靭性評価手法の導入が必要。
- JMTRによる照射を予定している数種のA533B鋼について、試験後の監視試験片から加工可能な4mm厚コンパクトテンション試験片(0.16T-CT試験片)を用いて破壊靭性マスターカーブ法による破壊靭性試験を実施し、25.4mm厚の1T-CT試験片と同等の評価結果が得られることを確認。

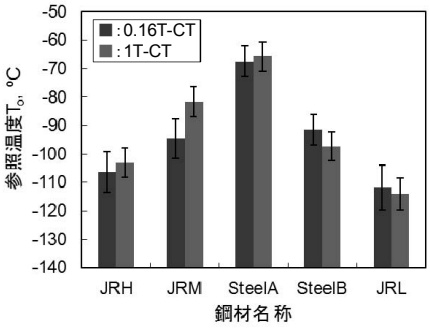
破壊靭性マスターカーブ(破壊靭性中央値の温度依存性):$K_{Jc(1Tmed)} = 30 + 70 \times \exp(0.019 \times (T-T_o))$



0.16T-CT試験片



0.16T-CT及び1T-CT試験片により求めた破壊靭性値の温度依存性



0.16T-CTと1T-CT試験片により評価した参照温度T_oの比較

日本電気協会の破壊靭性評価に関する規程(JEAC4216)の改定方針に活用された。

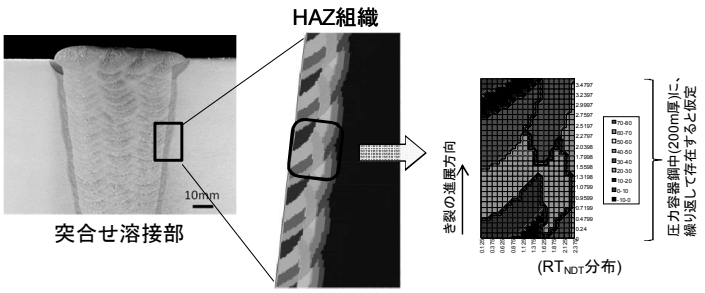
3

事後評価

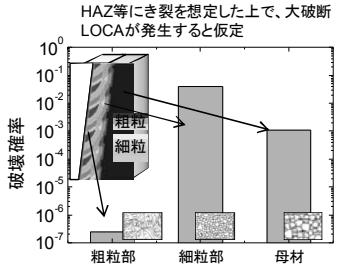
主な成果(2/4)

【確率論的破壊力学評価に関する研究】

- 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PASCAL3に、溶接熱影響部(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
- 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
- PASCAL3の信頼性確認を行うとともに、確率論的評価手法の標準化や評価指針案の策定等の現行国内規格への反映に向けたとりまとめを実施



HAZの非均質性に基づくK_{Ic}の設定



HAZの金属組織分布を可視化。特徴的なHAZ組織の照射感受性データ等を取得。供試材データに基づくと、細粒部にき裂が存在する場合に破壊確率が高くなる可能性が示唆された。

2013年度日本保全学会賞論文賞受賞。
国による高経年化技術評価手法の妥当性確認に活用される見込み。

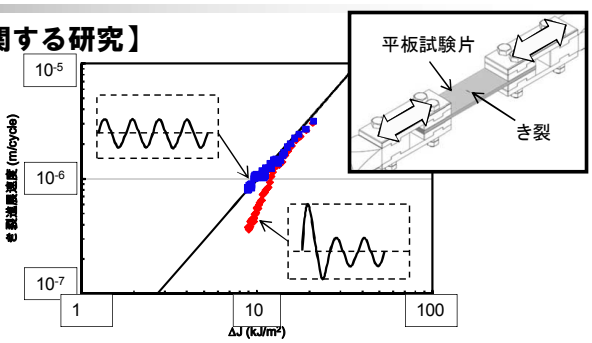
4

主な成果 (3/4)

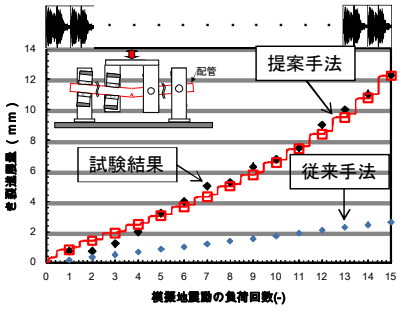
【機器・構造物の耐震安全評価手法の高度化に関する研究】

- 過大な地震荷重におけるき裂進展挙動に関して、平板試験片を用いた試験を行い、過大な圧縮・引張荷重が疲労き裂進展速度に与える影響を明らかにした。
- 過大荷重の影響を考慮し、設計基準地震動を超えるような地震動の評価にも対応可能な新たなき裂進展評価手法を提案した。
- 配管試験体を用いて設計基準地震動を超える地震動を模擬した荷重によるき裂進展試験を行い、提案したき裂進展評価手法は、従来手法と比較して精度よくき裂進展を評価可能であり、妥当であることを確認した。
- 原子炉配管に対するPFM解析コードPASCAL-SPに対し、提案したき裂進展評価手法を導入し、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。
- 東北地方太平洋地震の教訓を踏まえ、システム計算科学センターと連携し、地震時応答計算や裕度計算を含めた評価技術を整備した。

国による外部事象に係るリスク評価手法や安全性向上評価手法の妥当性確認に活用される見込み。



平板試験片を用いて過大荷重の負荷を含む疲労き裂進展試験を実施。過大荷重を受けた場合、その後のき裂進展速度が変化。



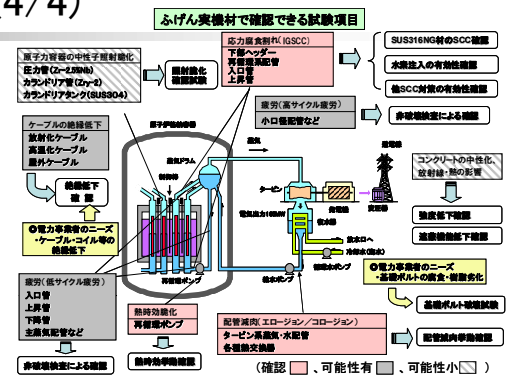
配管試験体を用いて設計基準地震動を超える地震動を模擬した荷重によるき裂進展試験を実施。提案手法の妥当性を確認。

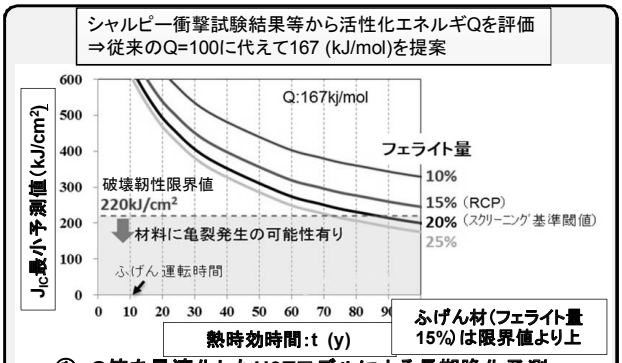
5

主な成果 (4/4)

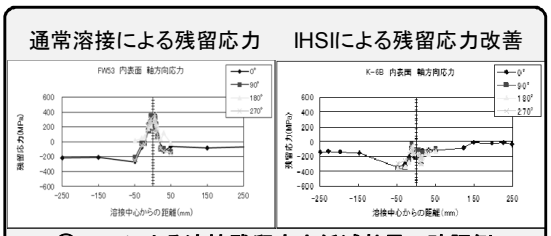
【実機材による材料劣化評価】

- 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対策技術として溶接残留応力改善策や水素注入の有効性を確認した。





① Q値を最適化したH3Tモデルによる長期脆化予測
ふげん実機材 2相ステンレス鋼(ポンプや弁の材料)を調査



② IHSIIによる溶接残留応力低減効果の確認例

ふげんの配管ではSCCは認められなかったことから、IHSIや水冷溶接による残留応力低減策や水素注入等のSCC対策技術の有効性を確認した。
(IHSI: 高周波誘導加熱応力改善工法)

国による高経年化技術評価手法の妥当性確認に活用される見込み。

6

成果の活用及び公表状況

【成果の活用】

- 原子炉圧力容器に関するマスターカーブ破壊靭性評価手法、溶接残留応力評価、ステンレスオーバーレイクラッドの脆化に関して、日本電気協会電気技術規程「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法」(JEAC 4206)、「フェライト鋼の破壊靭性参照温度T_0決定のための試験方法」(JEAC 4216)の改定方針の根拠となった。
- 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、健全性評価手法等)を提示した。
- PFM解析コードを公開してJNES等に提供し、ベンチマーク解析により信頼性の確認やリスク情報を踏まえた検査プログラムの最適化等の検討に活用された。また、確率論的評価手法の標準化や評価指針案の策定等を実施し、国内規格に反映される見込み。
- 国による高経年化技術評価手法の妥当性確認や安全審査の際の技術根拠として活用される見込み。

【成果の公開】 (平成22～26年度:予定も含む)

- 論文 36件、技術報告 4件、国際会議報告 58件、口頭発表 67件、受託報告書等 22件。
- 外部表彰:① Poster Award, NPC(Nuclear Plant Chemistry Conference)2012
  ② 論文賞、2013年度日本保全学会
  ③ Young Scientist Award, The 5th Asia Pacific Symposium on Radiation Chemistry(2014)
- 理事長表彰:①研究開発功績賞、2014年度

7

事後評価

まとめ

【今期中期計画の実績】

- 原子炉圧力容器の照射脆化に関して、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、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とともに、国際ラウンドロビン試験に参加して破壊靭性評価手法の高度化を図り、また、ステンレス肉盛溶接材、溶接継手熱影響部の照射による破壊靭性の低下を評価した。
  →日本電気協会の破壊靭性評価に関する規程の改定方針に反映。
- 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照射中き裂進展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等を行い、照射試験に向けた準備を着実に進めた。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。
  →国による高経年化技術評価手法及び運転期間延長認可制度における特別点検結果の妥当性確認に活用される見込み。
- 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（約25年間）による脆化データを取得し、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。
  →国による高経年化技術評価手法の妥当性確認に活用される見込み。
- 確率論的破壊力学に基づく構造健全性評価手法に関して、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手法について、規格等へ導入することを目的として、確率論的評価手法の標準化のための指針案の策定に着手し、構造健全性評価手法の高度化に貢献した。
  →日本電気協会の破壊靭性評価に関する規程の改定方針に反映。

【自己評価： A】

- 年度計画をすべて実施し、研究成果を学協会規程等へ反映するとともに、照射研究基盤の確保・向上を図った。

8

事前評価

次期中長期計画案

【研究テーマ名】

材料劣化・構造健全性に関する研究

【研究目的】

高経年化技術評価及び運転期間延長認可制度の妥当性確認のため、原子炉機器の放射線環境等の使用環境や将来の廃炉材等利用の動きを考慮した経年劣化の影響評価手法の高度化、確率論的構造健全性評価手法における経年事象や対象部位の拡張・実用化を図るとともに、設計基準を超える事象における構造健全性評価手法を整備する。

【第3期中長期計画案】

長期供用された原子炉機器の健全性評価に資するため、材料試験炉JMTR等により取得するデータ等に基づいて材料劣化予測評価手法の高度化を図るとともに、通常運転条件から設計基準事故を超える条件までの確率論的手法等による構造健全性評価手法を整備する。

【実施体制】

原子力規制庁事業「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、既存照射材も活用し照射脆化及び照射中き裂進展に関するデータを取得する。原子力規制庁事業「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、システム計算科学センターと連携し、設計上の想定を超える事象に対する構造健全性評価等を行う。また、シビアアクシデント評価研究Gr、廃棄物安全研究Grと連携し、揮発性ヨウ素生成に及ぼす海水の影響、コンクリートキャスクの健全性に関する研究を行う。

【期待される成果とその活用方策】

国による高経年化技術評価・運転期間延長認可制度、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、経年劣化の進展に伴う一次系機器の安全裕度の定量評価手法の導入を図る。

【年度展開】

	H27	H28	H29	H30	H31	H32	H33
JMTR等の試験による材料劣化予測評価手法の高度化	既存照射材試験		照射脆化試験、照射中き裂進展試験・放射線分解水質試験				
			破壊靭性・き裂進展・水質評価手法の高度化				
確率論的破壊力学(PFM)評価技術の高度化・実用化		経年事象及び対象部位等の拡充					
			総合的評価技術の整備、標準化・実用化、規格基準への反映				
設計上の想定を超える事象を考慮した健全性評価技術の整備	現実的応答やSA時挙動等の詳細解析評価技術の整備						
		経年設備のフラジリティ評価技術の整備				標準化・実用化、規格基準の反映	

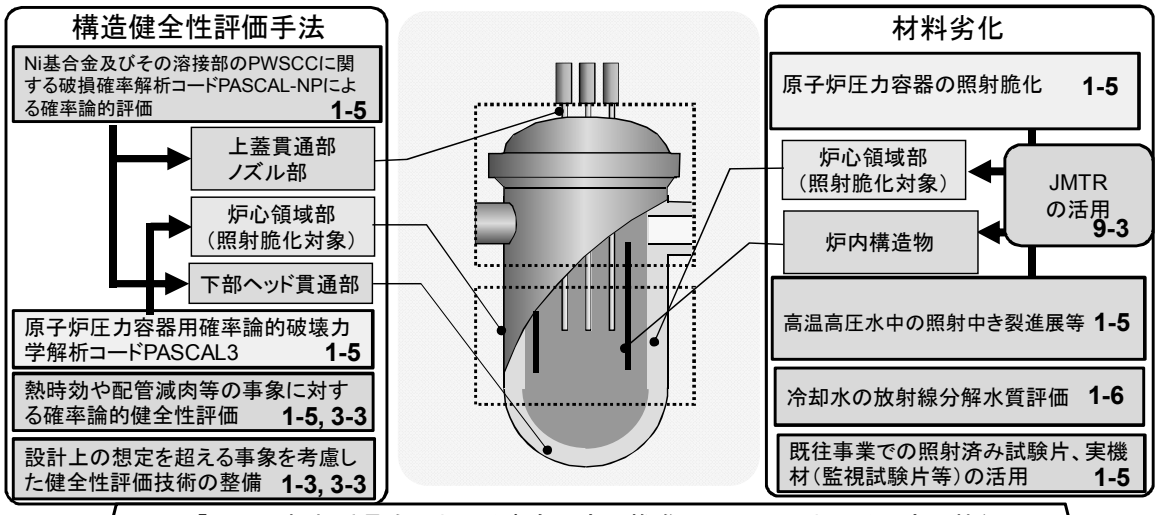
9

事前評価

次期中長期計画の概要(1/5)

※緑色の番号は原子力規制委員会の「原子力規制委員会における安全研究の推進について」(平成25年9月25日)で提示された研究分野の番号

- 実機環境により即した材料劣化予測、廃炉材・廃却材を活用するための研究基盤
- 確率論的健全性評価手法における経年事象の拡充と実用化、設計基準を超える事象における構造健全性評価



○「原子力規制委員会における安全研究の推進について」における研究の枠組み
○学協会規格等における最新動向 ○国内外協力・共同研究

・欠陥、残留応力等の評価手法
・重要機器の3次元詳細解析方法
・確率論・フラジリティ評価技術 等の基盤研究
・微細組織分析、破壊機構解明等の基盤研究
・照射技術、放射化材加工技術、照射後試験技術

9-3

10

事前評価

次期中長期計画の概要(2/5)

研究対象	第Ⅰ期中期計画の実績	活用実績	第Ⅱ期中期計画の実績	活用実績	第Ⅲ期中長期計画期間の予定
材料劣化	JMTR等照射材の照射脆化機構(クラスター、粒界偏析等)に係るデータ取得。シミュレーション技術の高度化	→JEAC-4201 2013追補版の技術的根拠	国内軽水炉照射材の微視組織分析 ステンレス肉盛溶接の照射による破壊靭性低下の評価	→JEAC4206, 4216へ反映予定	材料劣化に関する研究 ・JMTRによる照射試験を行い、原子炉圧力容器鋼の中性子照射脆化に関する破壊靭性評価、材料、放射線及び水環境の重畳を考慮できる照射中き裂進展評価 ・放射化材加工装置等を整備し、既往事業での照射済材、監視試験片等の実機材を用いて脆化及び破壊機構に関する知見を得る。 ・微小試験片技術、微細組織分析技術、き裂の拘束効果に関する実験、解析を行い、材料劣化評価技術の基盤技術の向上を図る。
	原子炉圧力容器鋼溶接熱影響部の照射脆化評価に必要な金属組織と破壊靭性等のデータを取得して両者の相関を明確化。		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手法を整備	→JEAC4201へ反映予定	
	IAEA国際協力を通して破壊靭性マスターカーブ法の確立に貢献。	→ IAEA TECHDOC	電中研等とのミニチュア試験片による破壊靭性評価に関するラウンドロビン試験	→JEAC-4216へ反映予定	
	JMTRで材料照射試験(照射脆化試験、照射中応力腐食割れ進展試験)を実施するための照射試験装置の整備、照射準備等		未照射材の破壊靭性試験等。照射準備の継続。既往JNES事業の照射材を用いた試験を実施。	→JEAC-4206の改定のためのデータ	
			ふげん実機材を使用し、配管減肉データベースを構築。2相ステンレス鋳鋼の熱時効脆化等のデータを取得。SCC対策材の効果の検証。	→JNESへ提供	
放射線分解水質			原子力発電所の運転年数の長期化による高経年化対策を目的とした水質管理の変更及びそれに伴う保安規定等の変更等に対応するための、放射線分解水質評価コード等の整備		・照射環境下における水質及び腐食電位データの取得による解析評価コードの高精度化
構造健全性評価手法	原子炉圧力容器及び配管溶接部に対する経年劣化や溶接残留応力の確率論的評価手法を整備し、PFM解析コードを公開	→JNESへ提供	原子炉圧力容器に対する健全性評価手法の高度化として、現行の炉心領域部に対する健全性評価手法の技術的根拠の再確認、および炉心領域部以外の健全性評価手法に関する課題の整理、ならびに確率論的解析技術の導入		構造健全性に関する研究 ・対象部位を拡充し、複雑形状部位の溶接残留応力評価手法、欠陥評価手法などの整備を図る。 ・熱時効等の対象経年事象や複雑形状部位等の対象部位を拡充し、一次系圧力容器や配管の確率論的破壊力学評価技術の高度化や実用化を図る。また、総合的評価技術の整備、標準化・実用化及び規格基準への反映を図る。
	ニッケル基合金溶接部のSCC評価のための解析コードを開発・整備。 配管溶接部残留応力評価モデル・データベース		構造不連続部に対応する残留応力及びき裂進展評価手法	→PASCAL-NPを公開	
外的事象(設計上の想定をこえる事象)	過大引張荷重を受ける配管のき裂進展評価手法の検討:溶接部に対する過大荷重負荷による溶接残留応力の緩和を定量的に評価。巨大地震時の繰返し過大荷重に対応したき裂進展挙動の評価手法を提案	→JNESへ提供	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	→JNESへ提供	・地震時における経年機器・配管の詳細応答、耐力やき裂進展評価手法、耐震余裕評価手法、フラジリティ評価手法等の整備を図る。 ・経年設備のシビアアクシデント時構造健全性詳細解析評価技術の整備を図る。

11

事前評価

次期中長期計画の概要(3/5)

JMTR等の試験による材料劣化予測評価手法の高度化

【最近の動向】

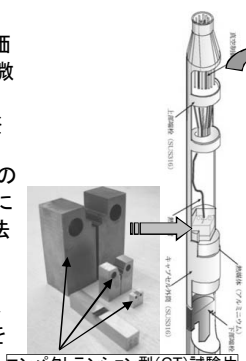
○ 玄海1号機で予測値を超える照射脆化
- ✓ 長期供用を考慮した脆化の予測精度の向上
- ✓ 健全性評価のための破壊靭性値のばらつきを考慮した評価手法の整備

○ 規格の改訂
- ✓ 電気技術規程「原子炉構造材の監視試験方法(JEAC4201-2007)」2013 年追補版が平成26年5月に発刊
- ✓ 電気技術規程「原子力発電用機器に対する破壊靭性の確認方法(JEAC4206-2007)」改訂検討中

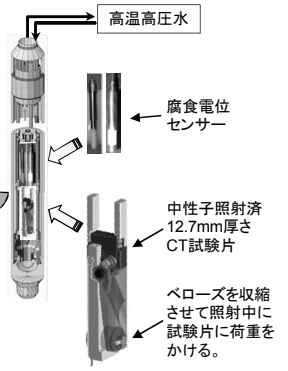
○ 発電用原子炉の運転期間延長認可制度が施行。監視試験片の追加取り出し、特別点検

【研究の概要】

- 廃炉材・廃却材を利用した材料劣化評価に向け、放射化材の試験片加工技術、微細組織、破壊機構及び放射線環境下での腐食挙動に係る解析評価手法等を整備する。
- JMTRで照射する試験片や既往事業での照射試験片により、原子炉圧力容器鋼に対するマスターカーブ破壊靭性評価手法の妥当性を確認する。
- 実機における放射線環境を考慮して、JMTR炉内での照射中の応力腐食割れ進展速度及び放射線分解水質の実測を行い、評価手法の妥当性を確認する。



照射脆化試験



照射中き裂進展試験・放射線分解水質試験

【成果の活用】

高経年化技術評価、運転期間延長の妥当性確認、関連規格の技術評価

12

事前評価

次期中長期計画の概要(4/5)

確率論的破壊力学(PFM)評価技術の高度化・実用化

【最近の動向】

○ 発電用原子炉の運転期間延長認可制度が施行(特別点検)

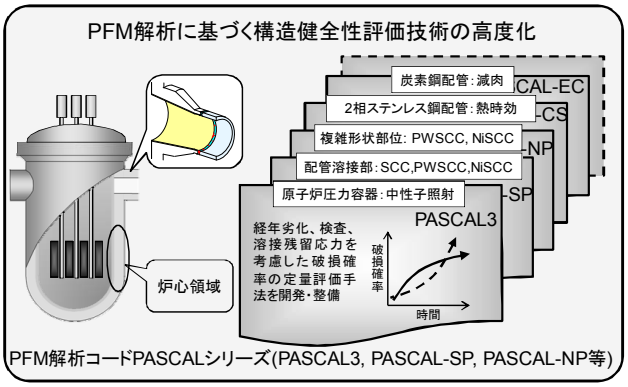
○ 安全性向上評価に関する運用ガイドが施行(経年事象の考慮、リスク評価や裕度評価)

○ 規格の改訂
- ✓ 電気技術規程「原子力発電用機器に対する破壊靭性の確認方法(JEAC4206-2007)」改訂検討中

○ 欧米におけるPFMの活用
- ✓ 米国の規制基準、加圧熱衝撃時の破壊靭性要求 (10CFR50.61a)
- ✓ Doel-3とTihange-2の原子炉容器で多数の欠陥が確認した際の構造健全性評価

【研究の概要】

- これまでに整備した中性子照射、応力腐食割れ、疲労に加え、熱時効や配管減肉等の経年事象を拡充し、決定論を含めた評価技術を整備
- 原子炉圧力容器の複雑形状部位等の評価対象を拡充し、欠陥評価手法を含めた評価技術を整備
- 原子炉圧力容器全体及び1次系配管を対象とした解析手法の高度化、総合的な評価技術の整備を目指す
- 評価技術の標準化・実用化、手引きの整備、規格・基準への反映



【成果の活用】

運転期間延長の妥当性確認、高経年化技術評価、安全性向上評価、関連規格の技術評価、リスク評価やリスク情報活用

13

事前評価

次期中長期計画の概要(5/5)

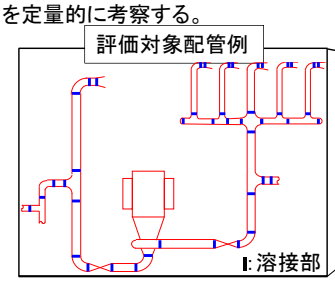
設計上の想定を超える事象を考慮した健全性評価技術の整備

【最近の動向】

〇新規制基準の施行（外部事象評価の厳格化、シビアアクシデントに係る規制）
〇安全性向上評価に関する運用ガイドが施行（設計上の想定を超える事象や経年事象の考慮、リスク評価や裕度評価）
〇規格の改訂
- ✓ 原子力学会標準 地震PRA実施基準を改訂中（経年事象を考慮したフラジリティ評価、リスク評価を明記）
- ✓ ASME B&PV Code Section XIでは設計基準を超える事象に対する健全性評価の規格を整備中。

【実施内容の概要】

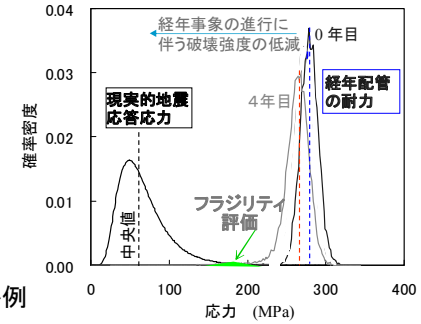
(1) 詳細解析や耐力評価
経年配管や原子炉圧力容器等の重要設備の3次元詳細解析に係る基盤技術を整備し、現実的応答やSA時挙動を評価するとともに、機能限界耐力や裕度等を定量的に考察する。



（非公開情報）

（システム計算科学センターと連携）
地震応答に係る3次元詳細解析モデル例

(2) 経年設備のフラジリティ評価
外部事象リスク評価に資するき裂や減肉を有する経年設備のフラジリティ評価技術を整備し、その標準化を図るとともに活用法を検討する。



【成果の活用】

安全性向上評価、高経年化技術評価、関連規格の技術評価、外部事象リスク評価やリスク情報活用、シビアアクシデント評価の高度化

14

機構外秘

資料No.安研評委5－8

核燃料サイクル施設の安全評価に関する研究
－事後評価　及び　事前評価－

臨界安全管理に関する研究
－事前評価－

平成26年10月31日

第5回安全研究・評価委員会

（独）日本原子力研究開発機構
安全研究センター

本資料は、現時点では未公開情報が含まれているため「機構外秘」扱いとなっておりますが、平成27年度以降所定の手続き後、公開いたします。

事後評価

研究計画の枠組みと実施状況

【研究目的】
核燃料サイクル施設の安全審査等に際し、安全評価の判断材料として活用することを目的として、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、再処理施設機器材料の経年化評価手法などを整備する。

【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 。

【対応する安全研究課題】
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）

原子力規制員会における安全研究について:
2-2：燃料デブリの臨界評価手法に係る技術的知見の整備
3-5：火災防護に係る審査のための技術的知見の整備
3-6：共通要因故障を引き起こす内部・外部事象のリスク評価に係る技術的知見の整備
4-2：再処理施設における高経年化対策の妥当性評価に係る技術的知見の整備

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】
・東京電力福島第一原子力発電所の事故を受けて、原子力規制庁からの受託研究として、燃料デブリ臨界評価に関する調査事業を開始した。
・新規制基準の策定を踏まえ、再処理施設に対するシビアアクシデント研究を開始した。

【実施体制等】
・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実験及び解析研究、臨界安全評価手法開発整備研究はプロパー研究として実施している。
・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た。
・再処理機器材料経年変化研究は、JNES（現原子力規制庁）からの受託研究として、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している。
・東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリ臨界評価に関する調査事業及び再処理施設における火災事故時影響評価試験事業に関しては、原子力規制庁からの受託研究として実施している。

【進捗状況】
・第2期中期計画は順調に進捗し、達成見込みである。

1

事後評価

年度計画と主な成果

年度	年度計画(概要)	主な成果
H22	①再処理施設のリスク評価上重要な事象について、廃液沸騰及び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。 ②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。 ③再処理施設機器材料の経年化評価用腐食データを取得する。	①ビーカー規模装置を用いて模擬高レベル濃縮廃液蒸発乾固時の模擬FP元素の放出率データを取得した。再処理溶媒燃焼に伴う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。TRACY実験においてランプ給液、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。 ②5%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。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。 ③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。
H23	①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。 ②新型燃料等に対応した臨界安全評価手法の整備を行う。 ③再処理施設機器材料の経年化評価手法の整備を行う。	①模擬FP元素の放出移行率データの取得を継続するとともに、ホット試験計画を検討した。新たな近似評価法を提案し従来手法より良い精度でTRACY実験結果を評価できることを示した。 ②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。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した。 ③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。
H24	①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。 ②破損燃料等に対応した臨界安全評価手法の整備を行う。 ③再処理施設機器材料の経年化評価手法の整備を行う。	①実廃液を用いたホット試験を実施し放射性物質放出率データを取得した。模擬廃液乾固物の熱分解データを取得しFP元素の放出機構を検討した。核分裂性物質の破片が溶液中に分散している体系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。 ②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。 ③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を整備した。

2

事後評価

年度計画と主な成果

年度	年度計画(概要)	主な成果
H25	①再処理施設のリスク評価上重要な事象における放射性物質の放出移行挙動データの取得及び解析を行う。 ②破損燃料の臨界管理に構造材クレジットを取り入れることを想定し組成測定確認の要件を解析的に検討する。 ③再処理施設機器材料の経年化評価手法の整備を行う。	①模擬FP元素硝酸塩の熱分解特性及びNOxガス放出挙動データを取得した。工学規模装置を用いて模擬廃液蒸発乾固時の模擬FP元素放出移行率データを取得した。同伴するガス組成等をパラメータとしてRu化学種の移行挙動を観察した。溶液中に核分裂性物質の破片が分散した体系及び溶液系の臨界事故に適用可能なエネルギーバランスに基づく沸騰計算モデルを整備した。 ②破損燃料の臨界特性に対するジルコニウム、鉄、コンクリートの影響を解析・評価し、構造材クレジットを臨界管理に取り入れる場合の測定要件について目安を得た。 ③模擬デポジットを用いて減圧下浸漬腐食試験データを取得した。ジルコニウム等の硝酸溶液中での水素吸収や水素ぜい化に対する応力・ひずみの影響を観察した。
H26	①再処理施設のリスク評価上重要な事象における放射性物質の放出移行挙動データの取得及び解析を継続する。 ②軽水炉新型燃料等の臨界安全管理に燃焼度クレジットを導入するための基礎臨界データを整備する。 ③再処理施設機器材料の経年化評価手法の整備を行う。	①硝酸蒸気凝縮に伴うRuO_4の移行挙動試験を開始し、硝酸蒸気/RuO_4比が大きい場合にはRuO_4は硝酸蒸気の凝縮と共に気相中から除去されることを示唆する結果を得た。Ruの大量放出を防止するためのAM策として提案されている沸騰廃液への水注入時のFP元素放出挙動試験（模擬廃液を使用）を開始し、沸騰状態を保持した場合のRuの放出率は他の非揮発性元素と同程度であることを示唆する結果を得た。臨界事故の第１ピーク出力を高精度で計算できる簡易評価手法を開発した。 ②新型燃料に係る研究として、燃焼計算により5%超濃縮度燃料集合体の燃焼後組成を算出し、臨界管理制限値を求めた。燃料デブリに係る研究として、MCCI生成物の臨界特性を算出するとともに、臨界マップデータベース概念設計、臨界リスク評価データベース概念設計及びSTACY更新炉基本設計を行った。 ③腐食進展に及ぼすデポジットの影響を確認するための試験や腐食進展評価式を構築するための試験を実施した。また、腐食電位をパラメータとした引張試験を行うとともに、応力腐食割れ発生と変色皮膜成長との関係及び変色皮膜の生成条件を確認するための試験を実施した。また、異材接合継手の構成材料のうち、Ta及びTa合金を対象とした水素ぜい化割れ試験を実施した。

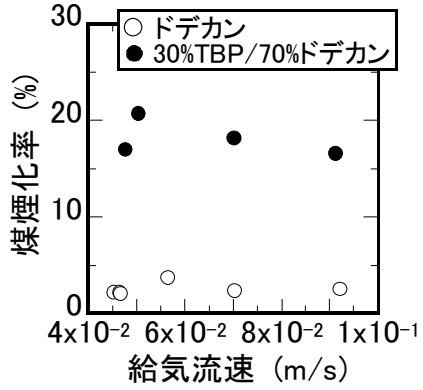
3

事後評価

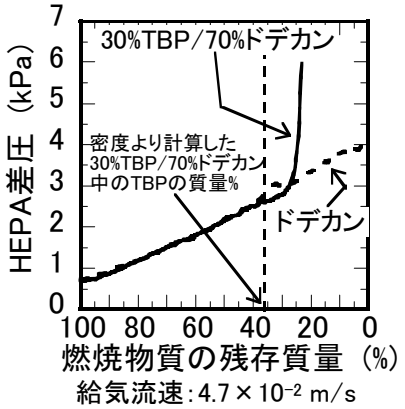
主な成果(1/4)

【有機溶媒火災時の放射性物質閉じ込め性能評価に関する研究】

・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。



有機溶媒燃焼に伴う煤煙化率



有機溶媒燃焼に伴うHEPAフィルタ差圧上昇挙動

・再処理抽出工程で使用される有機溶媒（30%TBP/70%ドデカン）の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（これまで報告されていない新しい知見）。
・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。

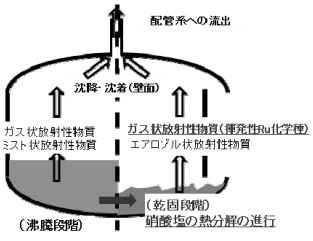
4

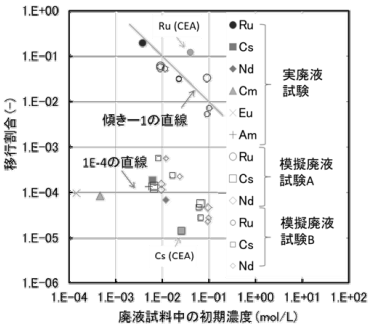
事後評価

主な成果(2/4)

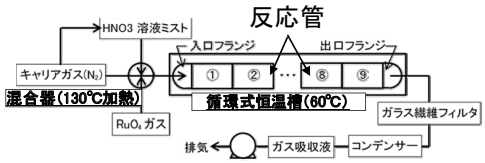
【高レベル濃縮廃液蒸発乾固時における放射性物質移行挙動に係る研究】

・模擬廃液及び実廃液を用いて高レベル濃縮廃液の沸騰乾固に伴う揮発性物質(RuO_4等)/非揮発性物質(α核種等)の放出挙動データを取得。
・硝酸蒸気共存条件下でのRu化学種の移行挙動データを取得（環境へのRu移行評価に資する重要な知見）。

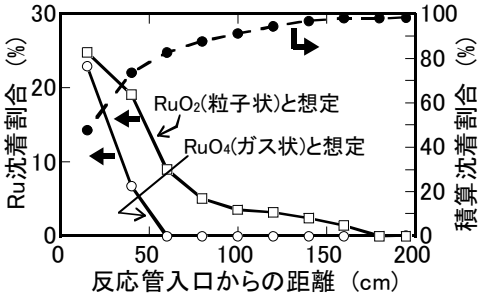




各元素の気相への移行割合測定結果



Ru気相部移行試験装置



Ruの沈着分布測定結果
全RuO_4供給）量に対する割合で表記

・旧JNESとJNFLとの共同研究の成果は、協定に基づき原子力規制庁に提供されている。
・再処理施設のリスク評価の精度向上や新規制基準の下で核燃料サイクル施設に新たに定義されたシビアアクシデント時の安全性の定量的な確認に活用されることが期待される。

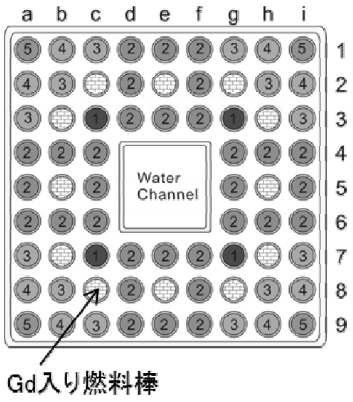
5

事後評価

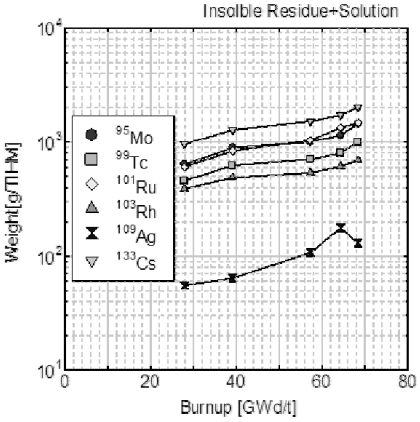
主な成果(3/4)

【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。



対象燃料集合体平面図
(番号は^{235}U濃縮度の違い)



従来測定が困難であった
同位体組成の測定結果

・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。

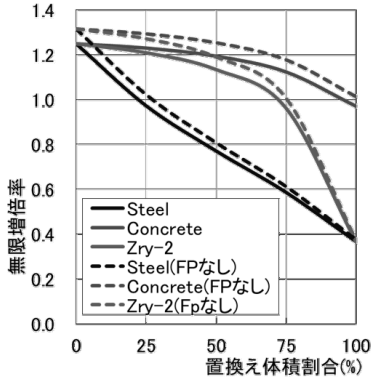
6

事後評価

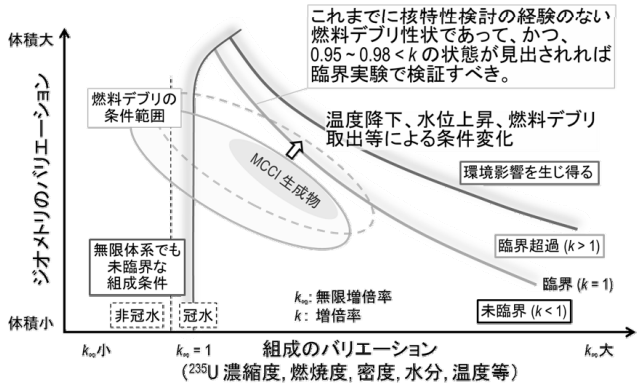
主な成果(4/4)

【福島第一原子力発電所で生じた燃料デブリ臨界管理に関する研究】

・燃料デブリが水中で臨界となり得ることを示し、様々な性状の燃料デブリの臨界特性データの集積、その解析手法を検証する臨界実験、臨界時の影響評価手法整備等の研究を開始した。



燃料デブリ(12GWd/t)の臨界特性
(構造材が混入しても臨界になり得る。)



臨界マップの概念(様々な性状の燃料デブリの臨界特性データを集積し燃料デブリの臨界管理手法の是非判断に用いる。)

・様々な性状を持ち得る燃料デブリは、取出し時の状態変化のみならず、冷却水との相互作用による組成変化等も含めて、臨界となる要因を詳細に検討しなければならない。本研究の成果は、燃料デブリ臨界管理手法を、このような考慮の下で評価する際に活用できるものと期待される。

7

成果の活用及び公表状況

【成果の活用】

- 地震等による冷却機能喪失に伴う高レベル濃縮廃液蒸発乾固時及びセル内有機溶媒火災時の放射性物質放出・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新規制基準の下で核燃料サイクル施設に新たに定義されたシビアアクシデント時の安全性の定量的な確認に活用されることが期待される。

- 福島第一原子力発電所における燃料デブリ取出しにおける臨界管理の確立、及び新型炉燃料に対応した核燃料サイクル施設の臨界安全設計・評価手法の確立への貢献が期待できる。

- 再処理施設機器材料の経年劣化技術データは、商用再処理施設の機器特有の劣化事象に関する高経年化対策の妥当性を規制側として確認するために必要な技術評価マニュアルの整備への活用が期待される。

【成果の公開】（平成22～26年度：予定も含む）

- 論文　17件、技術報告　6件、国際会議報告　15件、口頭発表　43件、受託報告書等　22件。
- 表彰等　4件

8

事後評価

まとめ

【今期中期計画の実績】

- リスク評価上重要な事象の影響評価手法の整備では、旧JNES及びJNFLとの共同（マッチングファンド）研究という新たな枠組みのもとで、ビーカー規模や工学規模試験装置を用いて、再処理施設のシビアアクシデントでもある高レベル濃縮廃液蒸発乾固時の放射性物質放出・移行挙動に係るデータを取得した。また、実廃液を用いたホット試験を実施することで、世界的にも貴重なデータを取得することができた。当初計画通りの研究成果を得、共同研究を完遂した。
- 新型燃料（5%超濃縮度）の臨界安全管理に有用な臨界特性データを解析により取得するとともに、燃焼度クレジット導入に資するため、PIEにより、燃焼計算検証に用いる高精度の燃焼燃料組成データを得た。1F事故を受けて、燃料デブリが臨界になり得ることを示し、燃料デブリの臨界管理・評価に係る研究を開始した。
- 再処理施設経年変化研究では、商用再処理施設の機器特有の腐食や環境割れに関する高経年化対策の妥当性を確認するために必要なデータを取得した。研究成果は、原子力規制庁が、商用再処理施設の機器特有の劣化事象に関する高経年化対策の妥当性を確認するために整備する技術評価マニュアルへの反映が期待される。

【自己評価：A】

- 当初の予定通り中期計画を達成した。
- 旧JNES及びJNFLとの共同（マッチングファンド）研究という新たな枠組みのもとでの試験研究を主体として実施し完遂した。
- 原子力規制庁からの受託研究を行うことで、研究成果を原子力規制庁に提供することができた。

9

事前評価

次期中長期計画案(サイクル安全研究Gr)

【研究テーマ名】
核燃料サイクル施設の安全性に関する研究

【研究目的】
核燃料サイクル施設に新たに定義されたシビアアクシデント（高レベル濃縮廃液蒸発乾固、セル内有機溶媒火災、臨界）時の安全性評価及び対策の有効性評価に資する。

【第3期中長期計画案】
核燃料サイクル施設の安全評価に資するため、シビアアクシデントの発生可能性及び影響評価並びにアクシデントマネジメント策の有効性評価に係る実験データを取得するとともに解析コードを整備する。

【実施体制】
・シビアアクシデント時の放射性物質放出移行評価に必要な物理化学挙動データをプロパー研究として取得する。施設の安全機能喪失等、より具体的な体系における閉じ込め評価研究は、原子力規制庁からの受託研究として実施する。
・再処理機器材料経年変化研究は、原子力規制庁からの受託研究として、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】
・環境への放射性物質放出量/速度の定量的把握
・FPの化学形を考慮した長期被ばく評価
・事故収束に対する対策/操作の有効性評価
⇒シビアアクシデント時の安全性評価
⇒核燃料サイクル施設の防災計画の策定

【年度展開】

	平成27年度	平成28年度	平成29年度	平成30年度	平成31年度	平成32年度	平成33年度
高レベル廃液蒸発乾固事故評価研究	放射性物質放出・移行メカニズム検討						
			配管内・施設内での放射性物質放出・移行挙動把握・モデル化				
	シビアアクシデント対策の有効性評価						
セル内有機溶媒火災事故評価研究	着火発生頻度評価データ取得						
		放射性物質(模擬核燃料物質、揮発性FP等)放出挙動データ取得					
			HEPAフィルタ目詰まり評価データ(溶媒ミスト放出挙動)取得・モデル化				
臨界事故評価研究	核的動特性評価手法（詳細・簡易手法）の整備						
			放射性物質放出挙動評価モデル検討				
					具体的シナリオ(誤移送)に基づいた事故解析		

10

事前評価

次期中長期計画の概要(サイクル安全研究Gr)(1/2)

核燃料サイクル施設の安全性に関する研究

「核燃料サイクル施設の安全評価に資するため、シビアアクシデントの発生可能性及び影響評価並びにアクシデントマネジメント策の有効性評価に係る実験データを取得するとともに解析コードを整備する。」

再処理施設におけるシビアアクシデント
（設計上定める条件より厳しい条件の下において発生する事故）:
高レベル廃液蒸発乾固、セル内溶媒火災、臨界等

	（発生可能性評価）	（影響評価）
高レベル廃液蒸発乾固	沸騰/乾固進展に伴う揮発性/難揮発性放射性物質の放出メカニズム解明	移行途中でのRu化学形変化、壁面反応/凝縮に伴う除去効果把握
セル内溶媒火災	溶媒着火条件（着火エネルギー等）把握（発生頻度の定量化）	溶媒燃焼/水相沸騰に伴う放射性物質放出・移行挙動（HEPAによる閉込め効果）
臨界	誤移送臨界等発生条件の動特性解析・評価	沸騰時揮発/難揮発性放射性物質の放出挙動の評価

再処理特有の条件を考慮したシビアアクシデント解析コード（熱流動/物質移行）整備
⇒シビアアクシデント対策を考慮したソースターム評価

・環境への放射性物質放出量/速度の定量的把握
・FPの化学形を考慮した長期被ばく評価
・事故収束に対する対策/操作の有効性評価
⇒シビアアクシデント時の安全性評価
⇒核燃料サイクル施設の防災計画の策定

11

事前評価

次期中長期計画の概要（サイクル安全研究Gr）(2/2)

青字：JNES/JNFL/JAEA間でのマッチングファンド研究で実施
赤字：規制庁受託で実施中/実施見込

研究対象	目的	第Ⅰ期中期計画期間の実績	活用実績	第Ⅱ期中期計画期間の現状	活用実績	次期中長期計画期間の予定
事故時安全	火災・爆発	GB・ケーブルシース材燃焼時ソースターム/HEPA目詰まりデータ/熱分解特性データ取得	→ JNESへ提供	再処理有機溶媒燃焼時ソースターム/HEPA目詰まりデータ取得	→ JNESへ提供	事故時放射性物質移行・閉じ込め評価手法整備、シビアアクシデント実験研究 ・シビアアクシデントに至る可能性・条件を検討 ・シビアアクシデント時の放射性物質放出率/量の定量的評価 ・閉じ込め機能劣化等、時間的裕度の定量的評価 ・影響緩和策の有効性確認
	高レベル廃液蒸発乾固	Ru、非揮発性元素ARFデータ測定開始	→ JNESへ提供	コールド（基礎、工学）試験/ホット試験を実施しRu、非揮発性元素のARF、LPFデータ取得継続		
	溶液燃料臨界	TRACY実験データ取得/臨界事故解析コードAGNESコード開発継続	→ 福島復旧時再臨界評価のため国プロで利用	TRACY実験データ取得/臨界事故時出力挙動近似評価法開発		
				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の解析的検討		
		硝酸水溶液から気相に放出されるヨウ素の放出率データ取得				
経年化評価妥当性評価手法整備		考慮すべき劣化メカニズム/監視すべき部位を抽出/腐食進展傾向評価モデル作成	→ 高経年化対策評価手引き（保安院）に反映	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	→ JNES/規制庁へ提供	商用再処理施設の主要機器の腐食や環境割れに関する試験研究（JNES技術評価マニュアル改訂に資するデータを取得）

12

事前評価

次期中長期計画案（臨界安全研究Gr）

【研究テーマ名】
臨界安全管理に関する研究

【研究目的】
核燃料サイクル施設等における核燃料物質の臨界安全管理、臨界安全評価、及び事故対策の有効性評価に資する。

【第3期中長期計画案】
核燃料サイクル施設、福島第一原子力発電所等における核燃料物質の臨界安全管理に資するため、様々な核燃料物質の性状を想定した臨界特性データを解析的・実験的に取得するとともに、臨界となるシナリオ分析と影響評価の手法を構築する。

【実施体制】
通常の核燃料サイクル施設における臨界安全管理に関する研究はプロパー研究で実施する。
福島第一原子力発電所で生じた燃料デブリ臨界管理に関する研究は、原子力規制庁からの受託研究として実施する。

【期待される成果とその活用方策】
・様々な性状の核燃料物質の検証済臨界特性データ
・燃焼度クレジット導入等、新たな臨界安全管理の実現
・STACY更新炉
⇒福島第一原子力発電所の安全な廃炉作業
⇒実験に基づく臨界安全・炉物理研究の展開

【年度展開】

	平成27年度	平成28年度	平成29年度	平成30年度	平成31年度	平成32年度	平成33年度
様々な核燃料物質の性状を想定した臨界特性データの取得	臨界特性・不確かさ解析		臨界制限量の計算		臨界実験の反映		
臨界となるシナリオ分析と影響評価の手法の構築	解析ベースの手法開発			実機状況の把握	臨界実験、実機状況等の反映		
STACY更新・実験	設計		燃料調達、工事、検査	▼初臨界	臨界実験映		

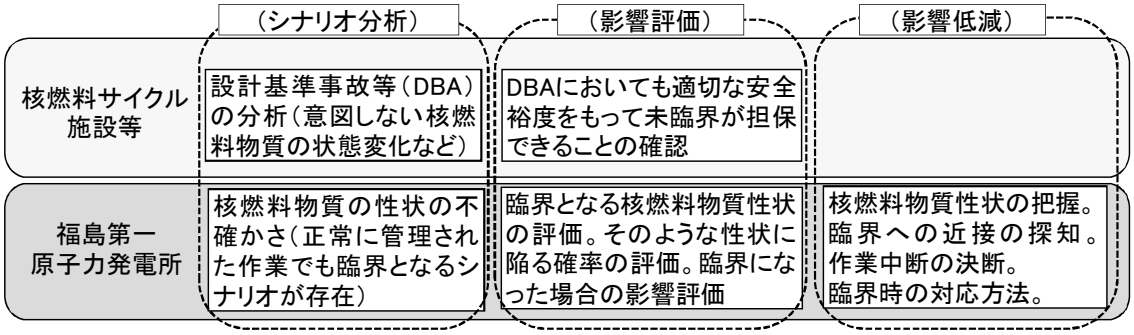
13

事前評価

次期中長期計画の概要(臨界安全研究Gr) (1/2)

臨界安全管理に関する研究

「核燃料サイクル施設、福島第一原子力発電所等における核燃料物質の臨界安全管理に資するため、様々な核燃料物質の性状を想定した臨界特性データを解析的・実験的に取得するとともに、臨界となるシナリオ分析と影響評価の手法を構築する。」



○核燃料サイクル施設等の燃焼度クレジット導入等の臨界安全管理高度化。
○福島第一原子力発電所における性状が管理できない燃料デブリについて、臨界シナリオ分析・影響評価手法の整備。影響低減の有効な手法の開発。

14

事前評価

次期中長期計画の概要(臨界安全研究Gr) (2/2)

研究対象	目的	第Ⅰ期中期計画期間の実績	活用実績	第Ⅱ期中期計画期間の現状	活用実績	第Ⅲ期中長期計画期間の予定
臨界安全	臨界安全評価、臨界管理手法の整備	STACY実験データ取得。臨界安全解析コード検証。	→ ICSBEPへ提供	5%超U臨界ベンチマーク実験の主要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。		研究内容 ・様々な核燃料物質の性状を想定した臨界特性データの解析的・実験的取得 ・核燃料サイクル施設等の設計基準における臨界安全評価手法の高度化 ・福島第一原子力発電所において臨界となるシナリオ分析と影響評価の手法構築
		統合化燃焼計算コードシステムSWAT3.1を整備。		使用済燃料中難測定FP核種同位体組成の精密測定。(JNES受託)	→ OECD/NEA 使用済燃料組成データベース	
		臨界安全HB・データ集第2版公刊。臨界安全HB、燃焼度クレジット導入ガイド原案などを集約し知識DBを構築。		燃料デブリ臨界管理の考え方(臨界の可能性有無、構造材クレジット考慮等)の検討・整理	→ 原子力規制庁 安全研究計画	

赤字:受託で実施

15

機構外秘

資料No.安研評委5－9

放射性廃棄物に関する安全評価研究

－事後評価　及び　事前評価－

平成26年10月31日

第5回安全研究・評価委員会

（独）日本原子力研究開発機構
安全研究センター

本資料は、現時点では未公開情報が含まれているため「機構外秘」扱いとなっておりますが、平成27年度以降所定の手続き後、公開いたします。

事後評価

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。

事故由来放射性物質による環境汚染への対処に係る課題解決に取り組み、復興の取組が加速されるよう貢献する【1F事故】。

【対応する安全研究課題】

○ 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）

「規制委の安全研究について」との関係：

○特定原子力施設（廃棄物・廃液管理に係る技術的知見の整備）
○核燃料サイクル（貯蔵・輸送の審査のための技術的知見の整備）
○バックエンド（廃棄物埋設に係る審査のための評価技術の整備）

【外部環境の変化等に伴う計画の見直し】

1F事故直後から、サイト内外の汚染物等へ対処。
原子力規制委員会「原子力規制委員会における安全研究について」を受けて、
・コンクリートキャスク性能評価試験に着手。
・廃棄物処分研究で蓄積した知見を特定原子力施設の廃棄物・汚染水管理へ活用。

【実施体制等】

国の規制ニーズを示した「H22～H26年度規制支援研究計画」報告書等に基づき研究を推進した。
・ユニットやグループの枠を超えた実施体制の構築。
・バックエンド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。
・福島研究開発部門と連携した環境回復対応。
・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。
・人員派遣を含む環境省、国交省、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。

【進捗状況】

・第2期中期計画は順調に進捗し、達成見込みである。

1

事後評価

年度計画と主な成果

年度	年度計画(概要)	主な成果
H22	地層処分の安全評価手法整備として、水質等の変化を考慮した地下水流動評価手法等を整備する。廃止措置被ばく線量評価コード等の骨格を整備する。	・幌延地区を対象としたボーリング調査結果等に基づき、広域地下水流動評価手法を検証した。 ・ウラン廃棄物のクリアランスレベル評価結果を国の審議会へ提供し、クリアランス制度化へ貢献した。
H23	地層処分に関わるシナリオ、モデル、データを整備するとともに判断指標を整理する。 災害廃棄物等取扱いの解析を実施する。	・地層処分の安全審査に向けて判断指標案を整理した。 ・汚染した災害廃棄物等の取扱いに関する評価を実施し、喫緊の法令策定、ガイドライン整備に貢献した。
H24	人工バリア材の長期変遷など不確実性が大きなシナリオの設定手法の検討、人工バリア評価モデルの整備等を進める。 災害廃棄物等取扱いの解析を実施する。	・バリア材の長期変遷等を考慮したシナリオを対象に解析を試行し、重要なパラメータや設計要件を抽出した。 ・災害廃棄物の公共事業への再利用を想定した線量解析を実施し、再利用指針の策定に貢献した。
H25	仮想的堆積岩処分サイトを対象とした総合的解析等を実施するとともに、人工バリア性能評価モデルを検証する。廃止措置被ばく線量評価コード等の機能を拡張する。 災害廃棄物等取扱いの解析を実施する。	・人工バリア性能評価モデルを整備し、国際協力を活用しつつモデルを検証した。また、科学的根拠を伴う核種移行パラメータの設定手法を提示した。 ・1Fサイト汚染水の漏えい・拡散と汚染源推定に関する解析を実施し、汚染水対策への規制判断を支援した。
H26	仮想的結晶質岩処分サイトを対象とした総合的解析、処分場直撃シナリオ等の解析を実施する。廃止措置被ばく線量評価コード等を整備する。 災害廃棄物等取扱いの解析を実施する。	・火山・地震等処分場直撃を想定した解析を実施し、天然事象を回避すべき期間検討に資する知見を提示した。 ・廃止措置とサイト解放を支援するコード整備を完了した。 ・除染土の現場埋立、処分場中間覆土への利用を想定した線量解析を実施し、除染土低減の見通しを示した。

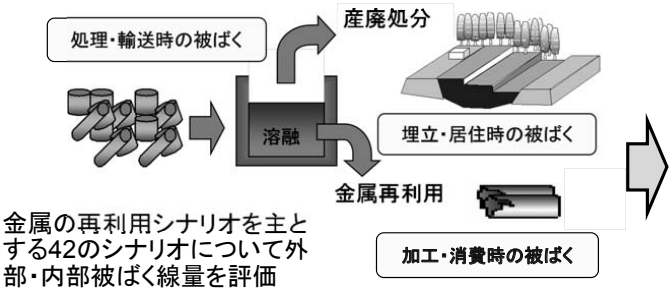
2

事後評価

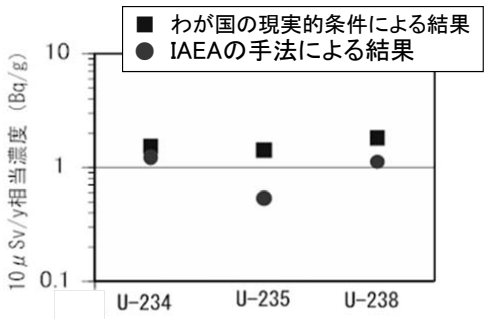
主な成果 (1/4)

【ウラン廃棄物のクリアランスレベルの評価】

クリアランス後の再利用金属や製品は国際的に流通する可能性があるため、国際的な線量評価手法(IAEA:SRS No.44)による結果との整合性を確認した。



金属の再利用シナリオを主とする42のシナリオについて外部・内部被ばく線量を評価



ウランのクリアランスレベルの評価結果

- ✓ IAEAの評価手法に準じた解析値と同程度であり、わが国の現実的条件で評価した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の妥当性を支持。
- ✓ 国際的な評価手法による結果との整合性から、クリアランス対象物の海外流通の安全性を確認。

●本成果は、原子力安全・保安部会廃棄物安全小委員会におけるクリアランス制度化の審議、省令改正に活用:「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)」。

●本研究により、保健物理学会論文賞を受賞。

3

事後評価

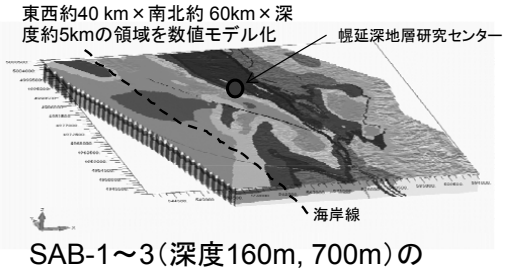
主な成果 (2/4)

【地下水流動評価手法の整備】

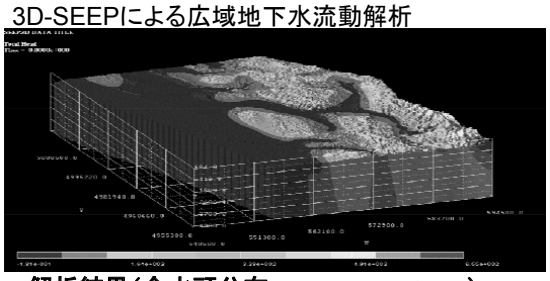
広域地下水流動解析コード3D-SEEPを開発するとともに、幌延地域周辺を対象として広域地下水流動解析を実施し、新たに取得した原位置データによって評価手法を検証した。

既存情報に基づき水理地質構造モデルを構築

東西約40 km×南北約 60km×深度約5kmの領域を数値モデル化



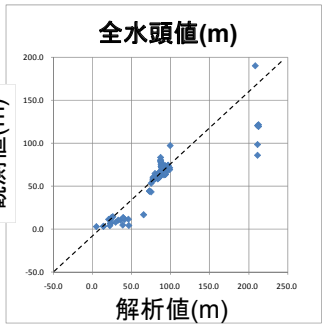
3D-SEEPによる広域地下水流動解析



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



解析結果は概ね一致し、広域流動系の評価が可能

地層処分の安全審査に向け、評価手法整備に貢献

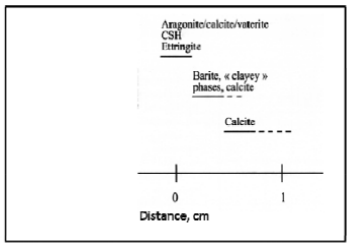
本研究は、JNES-AIST-JAEAの三者研究協力協定の下で実施

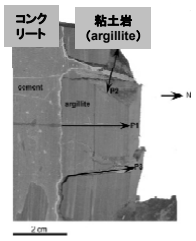
事後評価

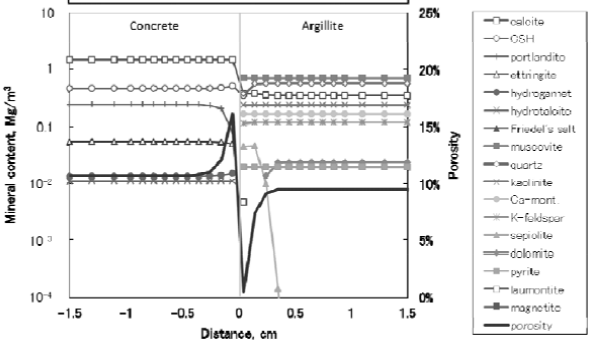
主な成果（3/4）

【緩衝材劣化モデルの適用性の検証に関する研究】

開発したモデルを検証するため、**IRSNとの研究協力**の下、トゥーヌミル地下実験施設（仏国）におけるコンクリート／粘土岩の接触部における鉱物変化の観察結果（接触期間15年）とJAEAで開発した一連のモデルを含むコードによる計算結果を比較した。







- コンクリート領域における間隙率の上昇を再現
- 粘土岩領域では、Ca-montmorilloniteの溶解やgypsumの生成は計算では再現できなかったものの、CalciteやCSHの生成およびQuartzの溶解、間隙率の低下を再現。また、変質範囲も1cm以内と整合。

- 粘土系材料とセメント系材料が共存する**実環境での相互作用現象については概ね再現。**
- 実験室規模、1年程度の実験に基づくモデルが、**より長い時間に適用できる可能性。**

安全評価の信頼性向上に貢献

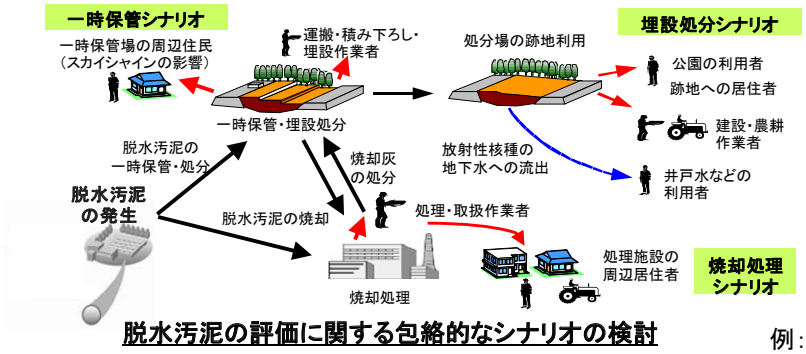
- 本解析に導入したモデル研究により、**原子力学会バックエンド部会奨励賞**を受賞。

事後評価

主な成果(4/4)

【災害廃棄物等の取扱い指針整備のための線量評価】

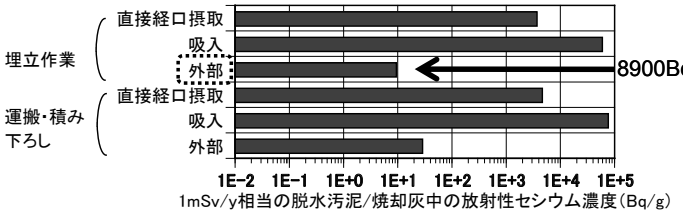
事故復旧段階における喫緊の対応として、生活環境中の汚染物(脱水汚泥、災害廃棄物、稲わら等)の取扱い方針の策定を支援するため、汚染物の取扱いに関する線量を迅速に評価した。



脱水汚泥の評価に関する包絡的なシナリオの検討

原子力災害対策本部、環境省、国交省、農水省に技術的支援
- ✓災害廃棄物安全評価検討会等への委員参加。
- ✓包絡的なシナリオ設定の実績、開発してきたクリアランスレベル評価コード等を活用して、作業者や公衆の被ばく量を迅速に評価。

例:原子力安全委員会の当面の安全確保の考え方を満足する放射性セシウム濃度上限値(8,000 Bq/kg)を提示。



脱水汚泥等の埋設処分に係る作業者についての評価例

・汚泥の取扱い指針(対策本部、H23年6月)
・汚染対処特措法施行規則(環境省令第33号)
・除染関係ガイドライン(環境省、H23年12月)
等の策定に活用。
本取組により、理事長表彰を受賞。

6

事後評価

成果の活用及び公表状況

【成果の活用】

- ●ウラン廃棄物のクリアランスレベルの評価結果は、保安院におけるクリアランス制度化の審議で活用され、クリアランス制度のための省令の施行に貢献した。
- ●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検討に活用された。
- ●1F事故によって発生した汚染した災害廃棄物や汚泥等の取扱い、処理処分、再利用等に関する線量評価結果は、1F事故直後から様々な法令やガイドライン整備に活用されており、廃棄物の低減、環境回復に係る作業者や住民の安全確保に貢献した。
- ●1Fサイト内で発生した汚染水漏えい等に対する核種移行評価等の解析結果は、原子力災害対策本部や原子力規制委員会「特定原子力施設監視・評価検討会」等における審議や汚染水対策の検討において活用された。

【成果の公開】(平成22～26年度:予定も含む)

- ●論文 51件、技術報告 23件、国際会議報告 36件、口頭発表 73件、受託報告書等 13件。
- ●表彰等 3件:
  1) 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, 2011.
  2) 理事長表彰(研究開発功績賞): 武田聖司, 木村英雄, 澤口拓磨, 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, 2012.
  3) 原子力学会バックエンド部会奨励賞: 澤口拓磨, 角脇三師, 山口徹治, 向井雅之, 田中忠夫, 圧縮状態におけるモンモリロナイトのアルカリ溶解挙動, 2014.

7

事後評価

まとめ

【今期中期計画の実績】

- 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省令の施行に貢献した。また、地層処分等の研究成果を活用しつつ、JNESの技術資料「余裕深度処分の安全審査等における重要課題とそれに対する審査基準について」の作成に貢献した。
- 原子力規制庁の研究ニーズに応え、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等の開発、ならびにシナリオの設定、人工バリア性能評価モデルの整備・検証、核種移行パラメータの設定手法の整備を進めるとともに、仮想的なサイトを対象とした総合的な安全解析を実施し、天然バリアや人工バリアに関する重要な設計要件の抽出、火山・地震等天然事象の処分場直撃を回避すべき期間の提示を行った。これらの結果は、将来の安全審査を見据えた判断指標案として整理した。
- サイト解放を含む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等）およびサイト解放に係る残存放射能分布推定コード（ESRAD）の整備を着実に進め、計画通り完成させた。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を最適化のために活用が期待される。
- 使用済燃料の乾式貯蔵の安全規制に向けて懸念されるコンクリートキャスク内のステンレス鋼製キャニスタの応力腐食割れ（SCC）に関して、原子力規制庁の研究ニーズに応え、SCCの発生可能性、試験・評価方法を取りまとめるとともに感度解析による重要な影響因子を抽出し、次期中長期計画に向けて課題を整理した。
- 1F事故に起因する環境の回復については、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、汚泥や災害廃棄物の喫緊の取扱や処理・処分、がれき等の海岸防災林盛土としての大規模再利用、森林除染による線量低減効果についての解析・評価を実施し、様々なガイドライン整備等に貢献した。
- 1Fサイト内で発生した地下貯水槽からの汚染水漏えい、護岸付近での高濃度放射性核種の検出に関して、漏えい個所の推定、核種移行挙動の解析を実施し、原子力規制委員会「特定原子力施設監視・評価検討会」等における、汚染水対策に関わる判断に貢献した。また、H26年度下期から、新たな規制支援研究ニーズに応え、ALPS等水処理二次廃棄物の管理基準の検討、1Fを対象とした核種移行評価手法の整備に着手した。

【自己評価：S】

- 所期の中期計画を達成するとともに、1F事故や規制ニーズに対応するため当初計画外の課題でも貢献した。
- ウランのクリアランスレベルや1F事故関連汚染物の再利用・処分等の基準策定や指針等整備に直接的に貢献するとともに、その根拠となる論文等での公表知見は学会賞を受賞するなど高く評価されている。

8

事前評価

次期中長期計画案

【研究テーマ名】

放射性廃棄物管理の安全性に関する研究

【研究目的】

廃棄物の保管・貯蔵・処分及び廃止措置に関する基準等の検討に資するため。

【第3期中期計画案】

バックエンドに関する基準等の検討に資するため、福島第一原子力発電所事故汚染物を含む廃棄物等の保管・貯蔵・処分及び原子力施設の廃止措置に係る安全評価手法を整備するとともに、安全機能を構成する材料の長期的な性能評価モデルを整備する。

【実施体制】

・原子力規制庁のニーズに対応した研究推進。
・安全研究センター内ユニット間、量子ビーム応用研究センター、福島研究開発部門等との機構内連携。

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。
・環境省等への協力。
・仏国IRSN、加国マクマスター大学との研究協力。

【期待される成果とその活用方策】

・1Fサイト内における廃棄物や汚染水の管理基準等の検討や監視のための技術情報として活用。
・SFの乾式貯蔵に係る基準整備や安全審査のための技術情報、判断材料として活用。
・生活環境の廃棄物低減、線量低減など、福島県等の環境回復の促進に貢献。

【年度展開】

	H27年度	H28年度	H29年度	H30年度	H31年度	H32年度	H33年度
廃棄物管理の評価手法整備		性能評価モデルと安全評価手法の整備					
第一種・第二種廃棄物管理対応		ウラン埋設基準・余裕深度処分・安全レビュー対応					
ｺﾝｸﾘｰﾄ・ｷｬｽｸの健全性評価	調査・試験・解析と技術情報の整備						
1F事故の汚染物管理	条件付きクリアランス			がれき・デブリ等処分の安全評価手法整備			
	二次廃棄物管理基準						
	1Fサイト核種移行評価						
福島県等の環境回復支援	→	……→					

9

事前評価

次期中長期計画の概要(1/4)

放射性廃棄物管理に関する性能評価モデルの整備

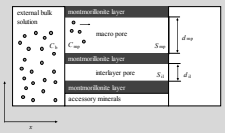
放射性廃棄物の貯蔵・処分の安全規制を支援するため、廃棄体、金属容器、緩衝材等のバリア機能材料の特性データの取得、安全評価手法の開発を行う。バリア機能材料内／材料間の物質移動、拘束条件下での溶液科学など安全の根拠となる現象について、仏IRSNと協力しながら、実験と理論の両面から解明を図る。

●貯蔵・処分システムを構成するバリア材の長期的な変化

金属材料の腐食

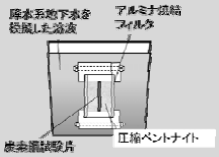
腐食環境

●バリア材の内部及び界面での物質の挙動



拡散・収着

●圧縮ベントナイト内、地下深部等拘束条件下での溶液化学



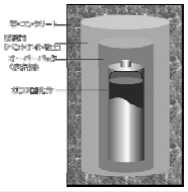
鉱物溶解・酸化還元

1F事故の汚染物管理

- **吸着カラム等の適切な管理**
- **汚染水安定化処理の妥当性評価**

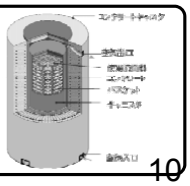
放射性廃棄物管理

- **Kd、拡散係数、酸化還元電位等取得、これらの設定手法の標準化**
- **貯蔵、処分事業に関わる安全審査支援**



コンクリートキャスクの健全性評価

- **コンクリートキャスク方式を用いた使用済燃料貯蔵施設に係る安全規制に必要な技術要件整備の支援**



事前評価

次期中長期計画の概要(2/4)

放射性廃棄物管理全般にわたる安全評価手法の整備

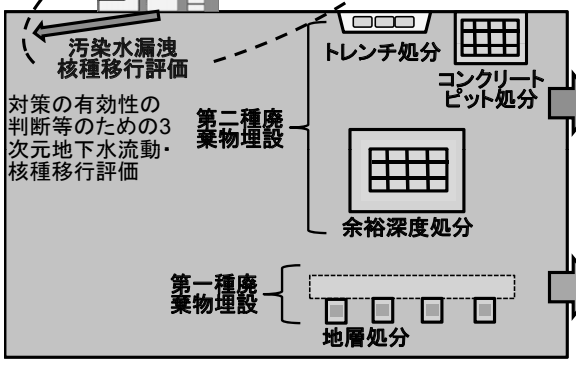
1F事故汚染物、原子力施設等から発生する放射性廃棄物を対象として、長期にわたる保管、処分や廃止措置の管理全般にわたる安全評価手法を整備する。

1Fオフサイト
環境回復支援
様々な汚染物の再利用、最終処置に係る安全評価等の技術情報の取りまとめ

がれき等の低線量廃棄物

燃料デブリ等の高線量廃棄物

1Fオンサイト



1F廃止措置への対応

- 汚染物中のホットスポットの影響を考慮した**汚染物のインベントリ推定手法整備**
- 低線量廃棄物を対象に、1Fサイト内等での再利用の用途を限定した**限定クリアランス基準の評価**
- クリアランスレベルを超える**汚染物処分の方策、基準の評価**
- 燃料デブリ等で汚染した施設・機器等の**廃止措置段階の線量評価**

第二種廃棄物埋設

- **操業中処分施設の安全レビュー支援**
- **余裕深度処分の濃度基準値の再評価**
- ウラン鉱山跡地の存在するウラン系列核種の様々な観測データなどを活用したラドンガス散逸・移行等のモデル開発、整備した手法による**ウラン廃棄物埋設基準等の評価**

第一種廃棄物埋設(HLW)

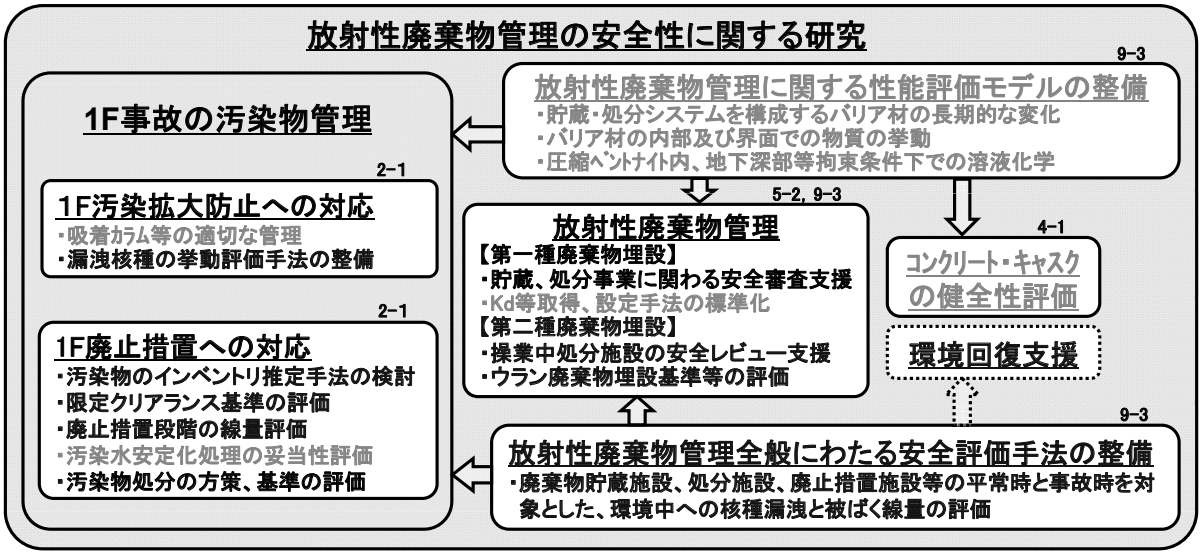
- 処分場閉鎖までの間の地下空間における保管から閉鎖後の最終処分までを対象とした通常時や事故時の安全性、地震等の外的要因の影響を評価するための**地下保管・処分事業に関わる安全評価手法の整備**

事前評価

次期中長期計画の概要(3/4)

廃棄物安全工学研究Gr:放射性廃棄物管理に関する性能評価モデルの整備
廃棄物安全評価研究Gr:放射性廃棄物管理全般にわたる安全評価手法の整備
(プロジェクト研究は、**材料・水化学研究Gr**、**放射線安全・防災研究Gr**、**サイクル安全研究Gr**や**ビーム応用研究センター**と共同実施体制を構築して推進)

※ 右肩の番号は、原子力規制委員会の「原子力規制委員会における安全研究の推進について」(平成25年9月25日)で提示された研究分野番号との関係



緑文字:廃棄物安全工学研究Grの課題　**青文字**:廃棄物安全評価研究Grの課題
黒文字:両Grの実施課題　□:外部資金獲得を想定

12

事前評価

次期中長期計画の概要(4/4)

赤文字: 成果の活用実績
青文字: 受託で実施、受託を想定
□: JAEA実施対象外の課題

廃棄物処分と廃止措置に関する規制ニーズの全体像(平成22～26年度規制支援研究計画等)とJAEAの取組課題

研究対象		目的	第Ⅰ期中期計画期間の実績	第Ⅱ期中期計画期間の現状	第Ⅲ期中期計画期間の予定
廃棄物処分					
	CL	CL基準整備 ・発電所廃棄物 ・TRU廃棄物	PASCLRの改良と決定論＆確率論CL解析→省令		
		・ウラン廃棄物	決定論＆確率論CL解析	決定論＆確率論CL解析→省令	
	トレンチ処分 ピット処分 余裕深度処分	解析手法の整備	GSA-GCLの改良		
		埋設基準整備 ・発電所廃棄物 ・TRU廃棄物	処分方策毎の上限値の算出→政省令		
		・ウラン廃棄物	処分方策毎の上限値の試算		
		安全確認要領整備	JNES主体で実施		
	地層処分	概要調査ﾚﾋﾞｭｰ	AIST主体で実施		
		精密調査ﾚﾋﾞｭｰ	AIST主体で実施		
		安全審査に向けた検討	確率論的評価手法の骨格整備→規制支援研究計画	総合的な安全評価手法の整備と設計要件、判断指標案の検討	処分に関する評価モデルと包括的な安全評価手法の整備、立地等の安全レビュー支援
廃止措置		規制制度化	DecDoseとPASCLR-Releaseの整備→基準検討等ﾂｰﾙ	DecAssessとESRADの整備	コードの普及、実サイトへの適用
		廃棄体確認方法	JNES主体で実施		

「原子力規制委員会における安全研究の推進について」(平成25年9月25日)に対応した課題(番号は、研究分野番号に対応)

2-1 1F内汚染物管理	1F廃止措置		汚染水漏えいに関する評価→ｸﾛｽﾁｪｯｸ	吸着塔管理基準の検討、汚染水移行評価、インベントリ推定手法、限定クリアランス評価、廃止措置段階の線量評価、処分方策と基準の評価
4-1 SF貯蔵	新制度対応		コンクリートキャスク・キャニスタのSCC調査	貯蔵等に関する材料評価モデルの整備、コンクリートキャスクの健全性評価
5-2 廃棄物埋設評価	評価手法整備			ｳﾗﾝ廃棄物評価ﾓﾃﾞﾙの検証、処分施設の安全ﾚﾋﾞｭｰ支援、ｳﾗﾝ廃棄物と余裕深度処分埋設基準の再評価

その他の課題

1F事故環境汚染	環境回復対応		処理処分、再利用、除染作業等に関わる評価→省令、各種指針	環境省等のニーズに応じた評価

13

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 組立単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m^2
体積	立方メートル	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	キログラム毎立方メートル	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} s A
表面電荷	クーロン毎平方メートル	C/m^2	m^{-2} s A
電束密度，電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m^2	m^{-2} s A
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} s A
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	名称	記号	乗数	名称	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=60 s
時	h	1 h =60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	’	1’=(1/60)°=(π/10 800) rad
秒	”	1”=(1/60)’=(π/648 000) rad
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm^2=10^4m^2
リットル	L, l	1 L=1 l=1 dm^3=10^3cm^3=$10^{-3}m^3$
トン	t	1 t=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	1 eV=1.602 176 53(14)×10^{-19}J
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10^{-27}kg
統一原子質量単位	u	1 u=1 Da
天文単位	ua	1 ua=1.495 978 706 91(6)×10^{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=100 kPa=10^5Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg≈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	
デシベル	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}=$10^{-2}ms^{-2}$
マクスウエル	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(a)	Oe	1 Oe ≙ (10^3/4π)A m^{-1}

(a) 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=3.7×10^{10}Bq
レントゲン	R	1 R = 2.58×10^{-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 γ=1 nT=10^{-9}T
フェルミ		1 フェルミ=1 fm=10^{-15}m
メートル系カラット		1 メートル系カラット= 0.2 g = 2×10^{-4}kg
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	1 cal=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 μ =1μm=10^{-6}m

（第8版，2006年）