



平成26年度 研究開発・評価報告書

評価課題「核燃料物質の再処理に関する技術開発」
(事後評価)

Report on the Evaluation of Research and Development Activities in FY2014
Issue: "Research and Development on Reprocessing of Nuclear Fuel Materials"
(Ex-post Evaluation)

再処理技術開発センター

Tokai Reprocessing Technology Development Center

バックエンド研究開発部門

核燃料サイクル工学研究所

Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories
Sector of Decommissioning and Radioactive Waste Management

December 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

平成26年度 研究開発・評価報告書
評価課題「核燃料物質の再処理に関する技術開発」
(事後評価)

日本原子力研究開発機構
バックエンド研究開発部門
核燃料サイクル工学研究所
再処理技術開発センター

(2015年9月8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」及び「文部科学省における研究及び開発に関する評価指針」、並びに原子力機構の「研究開発課題評価実施規程」等に基づき、第2期中期目標期間(平成22年度～平成26年度)における軽水炉使用済燃料の再処理技術開発及び民間事業者の核燃料サイクル事業への支援として「核燃料物質の再処理に関する技術開発」に係る事後評価を研究開発・評価委員会(高速炉サイクル研究開発・評価委員会)に諮問した。

これを受けて、高速炉サイクル研究開発・評価委員会は、第2期中期目標期間における軽水炉使用済燃料の再処理技術開発及び民間事業者の核燃料サイクル事業への支援について、妥当であると評価した。

本報告書は、研究開発・評価委員会(高速炉サイクル研究開発・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。

日本原子力研究開発機構 バックエンド研究開発部門 核燃料サイクル工学研究所
再処理技術開発センター 技術部(事務局)

核燃料サイクル工学研究所：〒319-1194 茨城県那珂郡東海村大字村松 4-33

Report on the Evaluation of Research and Development Activities in FY2014
Issue: “Research and Development on Reprocessing of Nuclear Fuel Materials”
(Ex-post Evaluation)

Tokai Reprocessing Technology Development Center
Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories
Sector of Decommissioning and Radioactive Waste Management
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received September 8, 2015)

Japan Atomic Energy Agency (hereafter referred as “JAEA”) consulted the “Evaluation Committee of Research and Development Activities for Fast Reactor Cycle” to assess the issue on “Research and Development on Reprocessing of Nuclear Fuel Materials” conducted by JAEA during the period from FY2010 to FY2014.

In response to the JAEA’s request, the committee assessed the R&D programs and the activities of JAEA related to the issue and concluded the mission was accomplished.

This evaluation was performed based on the “General Guideline for the Evaluation of Government R&D Activities”, the “Guideline for Evaluation of R&D in Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology (MEXT)” and the “Regulation on Conduct for Evaluation of R&D Activities” by JAEA.

Keywords: TRP, Reprocessing, Spent Fuel, Vitrification, LWR, MOX, FUGEN, TVF, RRP

This work has been performed based on the “General Guideline for the Evaluation of Government R&D Activities”, etc.

(Secretariat) Technology Development Department, Tokai Reprocessing Technology Development Center, Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories, Sector of Decommissioning and Radioactive Waste Management, Japan Atomic Energy Agency

目 次

1. 概要	1
2. 高速炉サイクル研究開発・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）	6
付録（日本原子力研究開発機構作成）	23

Contents

1. Overview	1
2. Evaluation Committee of Research and Development Activities for Fast Reactor Cycle	2
3. Status of assessment	3
4. Procedure of assessment	4
5. Result of assessment (Committee Report)	6
Appendixes (documents owned by Japan Atomic Energy Agency)	23

This is a blank page.

1. 概要

国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構（旧独立行政法人 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 24 年 12 月 6 日内閣総理大臣決定）及び「文部科学省における研究及び開発に関する評価指針」（平成 14 年 6 月 20 日〔最終改訂 平成 26 年 5 月 19 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、第 2 期中期目標期間（平成 22 年度～平成 26 年度）における軽水炉使用済燃料の再処理技術開発及び民間事業者の核燃料サイクル事業への支援として「核燃料物質の再処理に関する技術開発」に係る事後評価を研究開発・評価委員会（高速炉サイクル研究開発・評価委員会）に諮問した。

これを受けて、高速炉サイクル研究開発・評価委員会は、本委員会によって定めた評価方法に従い、原子力機構から提出された課題説明資料及び委員会等における議論に基づき本課題の評価を行い、第 2 期中期目標期間における軽水炉使用済燃料の再処理技術開発及び民間事業者の核燃料サイクル事業への支援について、妥当であると評価した。

2. 高速炉サイクル研究開発・評価委員会の構成

本委員会は、平成26年6月に設置され、関連分野の専門家を中心とした委員から構成されている。

委員長	森山 裕丈	京都大学 原子炉実験所 所長
委員長代理	越塚 誠一	東京大学 大学院工学系研究科 教授
委員	植田 伸幸	電力中央研究所 原子力技術研究所 所長・研究参事
(五十音順)	宇埜 正美	福井大学附属国際原子力工学研究所 副所長・教授
	木倉 宏成	東京工業大学 原子炉工学研究所 准教授
	黒崎 健	大阪大学 大学院工学研究科 准教授
	竹下 健二	東京工業大学 原子炉工学研究所 教授
	堂崎 浩二	日本原子力発電株式会社 開発計画室 室長代理
	中村 裕行	日本原燃株式会社 理事 再処理事業部 再処理計画部長
	村上 朋子	日本エネルギー経済研究所 戦略研究ユニット 原子力グループマネージャー
	山本 章夫	名古屋大学 大学院工学研究科 教授

本研究開発課題「核燃料物質の再処理に関する技術開発」は軽水炉使用済燃料の再処理技術開発及び民間事業者の核燃料サイクル事業への支援を行うものであり、これまで「高速炉サイクル研究開発・評価委員会」の前身である「次世代原子力システム/核燃料サイクル研究開発・評価委員会」において評価を行ってきた。平成26年4月の原子力機構組織改正により、これら軽水炉使用済燃料の再処理技術開発等はバックエンド研究開発部門の担当となったものの、第2期中期目標期間を対象とした本課題の事後評価については、旧「次世代原子力システム/核燃料サイクル研究開発・評価委員会」を引き継ぐ「高速炉サイクル研究開発・評価委員会」にて行うこととした。

3. 審議経過

(1) 評価課題に係る事後評価の諮問

第二期中期目標期間(平成 22 年度～平成 26 年度)における評価課題「核燃料物質の再処理に関する技術開発」に係る事後評価について、平成 26 年 12 月 11 日に理事長より委員会に諮問した。

(2) 委員会等における審議

平成 26 年 12 月 12 日に開催した高速炉サイクル研究開発・評価委員会において、評価課題「核燃料物質の再処理に関する技術開発」に係る評価方法の決定及び課題内容の説明を実施した。また、平成 26 年 12 月 28 日～平成 27 年 1 月 14 日に、委員個別に説明資料の補足説明を実施した。

(3) 各委員の評価作業

上記補足説明の後、各委員は各評価の観点からの評価判定及び評価理由/意見を評価シートに記載し、事務局に提出した。また、事務局にて、評価判定及び評価理由/意見の整理を実施した。

(4) 評価結果(答申書)のまとめ及び答申

委員会における審議結果、各委員からの評価判定及び評価理由/意見に基づき、委員長は評価結果に係る答申書を作成した。答申書について各委員の了解を得た後、平成 27 年 3 月 13 日に、委員長より理事長に答申を行った。

4. 評価方法

以下の評価作業手順及び評価項目に従い、評価を行った。

(1) 評価作業手順

1) 委員会等における審議

- ① 委員会にて評価方法を定める。
- ② 委員会及び個別補足説明にて原子力機構から課題説明資料により課題内容の説明を受け、内容を把握・検討する。

2) 各委員の評価作業

- ① 各委員は、評価に際し、課題について追加質問がある場合には、質問事項を書面にて事務局に提出する。
- ② 事務局は委員からの追加質問に対する回答を委員に送付する。
- ③ 各委員は、課題説明資料及び追加質問に対する回答を基に評価を行い、各評価の観点からの評価判定及び評価理由/意見を評価シートに記載して事務局に提出する。
- ④ 事務局は、委員から提出のあった評価判定及び評価理由/意見の整理を行う。

3) 評価結果(答申書)のまとめ及び答申

- ① 委員長は、上記の審議結果に基づき、委員会としての評価結果を答申書としてまとめ、各委員の了承を得て理事長に答申する。なお、答申書には、次項に示す各評価項目及び総合評価について、委員会としての評価結果を記述する。

(2) 評価項目

「国の研究開発評価に関する大綱的指針」及び「文部科学省における研究及び開発に関する評価指針」に基づく評価の観点から、下記の評価項目(○印)を設定して評価を行った。

1) 必要性の観点

- 国費を用いた研究開発としての意義
- 研究開発計画の妥当性

2) 有効性の観点

- 研究開発の達成度
- 新たな課題への反映の検討
- 効果・効用 (アウトカム)
- 人材育成の貢献の程度

3) 効率性の観点

- 実施体制の妥当性
- 内外他機関との連携の妥当性
- 目標・達成管理の妥当性

4) 総合評価

- 総合評価

(3) 評価基準

文部科学省の独立行政法人評価における評価区分を参考に 4 段階(S/A/B/C)の評定を行うとともに、評価理由又は意見を示す。

S: 高く評価できる

A: 評価できる／妥当である

B: 概ね評価できる／概ね妥当である。

C: 実績等が不十分である

5. 評価結果（答申書）

平成27年3月13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

研究開発・評価委員会

（高速炉サイクル研究開発・評価委員会）

委員長 森山 裕丈

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（炉）002〕のあった下記の研究開発課題の事後評価について、その評価結果を別紙のとおり答申します。

記

研究開発課題「核燃料物質の再処理に関する技術開発」

以上

(別紙)

高速炉サイクル研究開発・評価委員会報告書
「核燃料物質の再処理に関する技術開発」の評価結果（事後評価）
(答申書)

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、核燃料サイクルを推進するという国の基本の方針に基づき、軽水炉における燃料の多様化に対応した再処理技術及び高レベル放射性廃液のガラス固化技術の高度化とともに、これらを通じた民間事業者の核燃料サイクル事業への支援を行ってきており、「高速炉サイクル研究開発・評価委員会」（以下、「研究開発・評価委員会」という。）の前身である「次世代原子力システム／核燃料サイクル研究開発・評価委員会」では、第1期中期目標期間（平成17年度～平成21年度）の業務実績について中間評価（2007年度）を行ってきた。

今般、当研究開発・評価委員会は、原子力機構からの諮問を受け、第2期中期目標期間（平成22年度～平成26年度）中における軽水炉使用済燃料の再処理技術開発及び民間事業者の核燃料サイクル事業への支援として「核燃料物質の再処理に関する技術開発」の業務実績に関する事後評価を実施した。当研究開発・評価委員会としては、「国の研究開発評価に関する大綱的指針」（平成24年12月6日内閣総理大臣決定）及び「文部科学省における研究及び開発に関する評価指針」（平成14年6月20日[最終改定 平成26年5月19日]文部科学大臣決定）等に基づき、指針に示されている評価の観点（必要性、有効性、効率性）から重要と考えられる評価項目を設定し、各委員による4段階の評点及び評価理由・意見を総合的に勘案した上で評価結果を取りまとめた。

以下に評価結果を示す。

I. 総合評価

(総合所見)

第2期中期目標期間の研究開発計画は、原子力政策大綱(平成17年10月閣議決定)等を受けて策定されたものの、平成23年3月11日の東北地方太平洋沖地震及びそれに伴う東京電力福島第一原子力発電所事故等の影響により、当初の中期計画に記載した研究開発の実施は非常に困難な状況にあった。このため、原子力機構としては外部情勢の変化を随時反映しつつ、中期計画の目的に沿った年度計画を毎年策定することで、再処理技術の高度化及び民間事業者の核燃料サイクル事業への支援を行ってきたとしている。

これらの年度計画にみられる一連の取り組みは、外部情勢の変化に対応しつつ中期計画の目的の達成を目指したものとして適切であり、所定の成果も得られていると判断する。特にガラス固化技術開発については、次期ガラス溶融炉開発に向けた研究開発や六ヶ所再処理施設におけるガラス固化試験への支援を通じ、同施設の竣工に向けて大きく貢献したことが、原子力機構のミッションを果たした典型的な例として高く評価される。

一方で、中期計画に記載したふげん MOX 使用済燃料再処理試験や高燃焼度燃料再処理試験に

については、毎年の年度計画に則った取り組みにより再処理技術の高度化を図るという所期の目的は達成されたと判断するものの、再処理運転を通じたデータ採取が行えなかったことは、原子力機構の責に帰するものではないとはいえ、事実として深く認識すべきである。

核燃料物質の再処理に関する技術開発については、再処理技術の高度化の観点からガラス固化技術開発やコプロセッシング法開発等を着実に進めていくことは妥当と判断するものの、今後は、再処理施設の安全性向上や基礎・基盤的な研究課題への取り組みも考慮し、実施に当たっては高速炉サイクル研究とより強く連携した取り組みを期待したい。また、東海再処理施設が廃止措置に移行する方針の中で、将来への重要技術の継承について計画的に取り組んでいくとともに、今後とも人材育成と六ヶ所再処理施設への支援の継続を期待したい。

以下に主な評価のポイントを示す。

(国費を用いた研究開発としての意義)

「原子力政策大綱」(平成 17 年 10 月閣議決定)や「エネルギー基本計画」(平成 22 年 6 月閣議決定)に示すように核燃料サイクルを進めることは我が国の基本方針であり、東北地方太平洋沖地震後に策定された「エネルギー基本計画」(平成 26 年 4 月閣議決定)においてもその方針に変更はない。核燃料物質の再処理に関する技術開発は、この核燃料サイクル推進に係る国の一貫とした方針に沿ったものであり、国費を用いた研究開発としての意義は大きい。また、原子力機構にしかできない研究として妥当である。

(研究開発計画の妥当性)

核燃料物質の再処理に関する技術開発に係る当初計画(中期計画)は、「原子力政策大綱」(平成 17 年 10 月閣議決定)等の方針を踏まえ適切に策定されているとともに、民間事業者からの課題の提示を受けて実用性の高い研究開発を行うしくみが整えられている。また、中期計画で掲げた目標を達成すべく、本評価期間中に発生した東北地方太平洋沖地震のような外部情勢の変化も勘案した年度計画を適切に策定し、これに対応する成果を得ており研究開発計画は妥当と判断する。一方、中期目標期間中の環境変化により、当初設定した重要課題以外にも実施すべき研究開発課題が発生する可能性は今後も予想されるので、その場合の事後評価のあり方を考える必要がある。

(研究開発の達成度)

全体として東北地方太平洋沖地震等による外部情勢を踏まえた年度計画に従い研究開発を実施し、所期の目的を達成していると考えられることから、研究開発の達成度は妥当と判断される。ガラス固化技術開発については、白金族元素の挙動に係る調査やガラス流動状態等の研究について十分な達成度が得られている。ふげん MOX 使用済燃料再処理試験では、核燃料物質のハル等への移行挙動評価や高レベル放射性廃液からの水素発生量の調査、さらにはコプロセッシング法開発等、将来に向けての再処理技術の高度化や施設の安全性に係る知見が得られている。これらの再処理技術情報の体系化について、技術継承、人材育成の観点から更なる取り組みを期待する。高燃焼度使用済燃料再処理試験については、年度計画に従い試験実施に向けて

一定の道筋が得られたものの震災の影響により実際の試験にまで至っていない。やむを得ない側面があるものの中期計画と照らし合わせれば、十分に達成したとは言い難い。高燃焼度使用済燃料再処理の技術開発の必要性や意義が失われることにはならず、今後、状況変化による計画変更を行う際の反省点とすべきである。民間事業者の核燃料サイクル事業への支援については、六ヶ所再処理施設のアクティブ試験の状況に応じて様々な対応を迅速に行い、特にガラス固化施設における問題・課題解決に大きく貢献したことが評価される。

（新たな課題への反映の検討）

ガラス固化技術開発やコプロセッシング法開発等を着実に進めることは、再処理技術の実用化・高度化に資するものであり、新たな課題への反映として妥当である。また東北地方太平洋沖地震の影響にも鑑み、再処理施設の安全性向上や基礎・基盤的な研究課題への取り組み強化を進めるとともに、エネルギー戦略の観点から高速炉サイクル研究と連携した取り組みを期待する。さらに、東海再処理施設が廃止措置に移行する方針の中で、将来への重要技術の継承について計画的に取り組んでいくことを期待する。民間事業者の支援については、引き続き原子力機構の資源を活用し、情報の提供や人的支援を行うこととしており妥当である。特にガラス固化技術開発では、六ヶ所再処理施設の次期ガラス溶融炉にも採用できる技術の開発が期待される。

（効果・効用（アウトカム））

それぞれの研究開発項目で、十分な効果・効用があったと評価できる。特にガラス固化技術開発については、次期ガラス溶融炉開発に向けた研究開発や六ヶ所再処理施設におけるガラス固化試験への支援を通じ、同施設の竣工に向けて大きく貢献したことは、原子力機構のミッションを果たした典型的な例として高く評価される。得られた研究成果を活用すべく、次期ガラス溶融炉の開発については、スケールアップにおける工学的な実証性に留意するとともに、民間事業者等との技術伝達が円滑に行われることに配慮しつつ実施していくことが望まれる。ふげん MOX 使用済燃料再処理試験については、再処理施設の安全評価への活用とともに、再処理技術の高度化に資する成果が得られている。今後とも実機適用の有効性や技術的な必要性に配慮しつつ、安全性や性能の向上に活用できる研究開発を進めていくことを期待する。高燃焼度使用済燃料再処理試験については、ガラス固化処理に与える影響等を評価しており、今後の高燃焼度使用済燃料の再処理への反映が期待される。

（人材育成の貢献の程度）

再処理技術の維持・継承や技術者の技術レベルの向上を図る観点から人材育成が高いレベルでなされていると判断するものの、更なる取組として、現場作業を通じたスキルの伝承や設計・建設情報を中心とした継続的な技術情報の整備が期待される。また、今後は六ヶ所再処理施設との人材の相互交流が行われることを期待する。

(実施体制の妥当性)

業務遂行に係る役割分担を明確にした実施体制を構築しており、妥当である。特に、六ヶ所再処理施設におけるガラス固化試験への支援や次期ガラス溶融炉の開発については、民間事業者との連携を密にするとともに、原子力機構の技術力を結集する実施体制を整えたことは評価できる。今後も外部情勢等の大幅な変更に対応できるよう実施体制の柔軟性を高められたい。

(内外他機関との連携の妥当性)

六ヶ所再処理施設におけるガラス固化試験への支援を行う上では、原子力機構内の関連部署や日本原燃株式会社との密接な連携はもとより、開発メーカーも含めた情報共有を行っており、これにより問題・課題解決に大きく貢献できたことは評価できる。ただし、六ヶ所再処理施設におけるガラス固化のトラブルに関しては、過去の原子力機構を含む関係組織間の相互連携に課題があったと考えられることから、今後のより良い連携に向けて教訓としてくみ取るべきことがあると考えられる。

(目標・達成管理の妥当性)

原子力機構内外の情勢が大きく変化する中、毎年、適切かつ柔軟に年度計画を設定して管理運営が行われており、所定の成果も得られていることから、目標・達成管理は妥当と考えられる。

II. 評価の観点に基づく評価

事後評価は国の評価指針等に基づき、次に示す評価の観点から重要と考えられる評価項目を設定して評価を行った。評価項目は次の(1)～(9)を設定した。

<必要性の観点>

- (1) 国費を用いた研究開発としての意義
- (2) 研究開発計画の妥当性

<有効性の観点>

- (3) 研究開発の達成度
- (4) 新たな課題への反映の検討
- (5) 効果・効用 (アウトカム)
- (6) 人材育成の貢献の程度

<効率性の観点>

- (7) 実施体制の妥当性
- (8) 内外他機関との連携の妥当性
- (9) 目標・達成管理の妥当性

以下には、評価項目ごとの「S」「A」「B」「C」の評定結果とそれに対応する意見が分かるようにまとめた。また、「(10) 総合評価」にはそれぞれの委員の評価を示した。

(1) 国費を用いた研究開発としての意義

(S: 高く評価できる A: 評価できる/妥当である B: 概ね評価できる/概ね妥当である C: 実績等が不十分である)

[評価結果 A: 11名]

- ・ 現在の六ヶ所再処理施設の技術向上、および、次期再処理施設のための研究開発の双方について、我が国における先進的取り組みと民間事業への技術的支援のための研究開発を実施することは妥当と判断する。
- ・ 福島事故前は東海施設の耐震性のバックチェックと耐震性向上工事および六ヶ所支援、福島事故後は、六ヶ所を含めた再処理技術の高度化および支援であり、いずれも国の施策にそった内容であり、国費を用いて研究開発する意義は大きい。
- ・ 平成22年6月に閣議決定されたエネルギー基本計画において、核燃料サイクルを進めることは我が国の基本的方針であることが示されている。また、平成22年7月の五者協議会合意内容においては、軽水炉から高速炉への移行期も勘案して再処理技術の実用化像を提示するといった認識が共有されている。さらに、平成26年4月に閣議決定されたエネルギー基本計画においても、廃棄物の減容化・有害度低減や資源の有効利用に資するための核燃料サイクルの重要性が示されている。このように、平成23年3月に福島第一原子力発電所事故を含む東日本大震災が発生したものの、核燃料再処理に対する国の方針は概ね一貫しているようにみえる。よって、国費を用いた研究開発としての意義は高いといえる。とはいえ、国の方針において積極的な推進が見て取れるかというところまでではないので、SではなくAとするのが妥当なように思われる。
- ・ 核燃料サイクルに係る研究開発は国費を用いる意義が高い。
- ・ 東海再処理工場での技術開発が2015年度で終了してしまうことは誠に残念であるが、ふげんMOX燃料再処理や高燃焼度燃料再処理に関する技術を2015年度までに移転し、六ヶ所再処理工場の運開の支障になっているガラス固化工程の技術開発を2030年度まで行うことは、技術継承と今後の人材育成の観点から国費を用いた研究開発として大変意義あるものと判断する。
- ・ 原子力政策に係る国内の議論を経て定められた方針に沿い、核燃料物質の再処理に関する技術開発として取り組むべき開発課題を設定していること、震災後のエネルギー基本計画においても核燃料サイクルへの取り組みの重要性に変わりはないことから、国費を用いた研究開発としての意義は十分に認められる。
- ・ 国の方針に基づき、六ヶ所再処理への技術支援の継続、高燃焼度使用済燃料、軽水炉MOX使用済燃料の再処理実証を計画したことは適切と判断する。
- ・ 国内では原子力機構にしかできない研究として妥当であり、意義もある。
- ・ 原子力政策大綱（原子力委員会、平成17年10月）からエネルギー基本計画（2014年4月閣議決定）に至る一連の政策によるものであり、妥当。
- ・ 原子力政策大綱、エネルギー基本計画など国の政策方針に従った研究開発がなされており、国費を用いる研究開発項目として妥当である。

(2) 研究開発計画の妥当性

(S: 高く評価できる A: 評価できる/妥当である B: 概ね評価できる/概ね妥当である C: 実績等が不十分である)

[評価結果 A: 11名]

- 平成 23 年 3 月 11 日に発生した「東北地方太平洋沖地震」を受けて、「東海再処理施設」および「六ヶ所再処理施設」の安全性向上対策として、追加的設備の設計と設置が必要となったが、従前からの耐震性能向上および再処理技術の高度化技術開発には変更がないと考えられ、研究開発計画は妥当と判断する。
- ガラス固化技術における白金族元素および堆積ガラスの挙動は従来からの課題であり、本技術の実用化および高度化に向けてその課題解決に向けての研究計画は十分妥当である。ふげん MOX 使用済燃料再処理試験については、東海再処理施設は国内で唯一ふげん燃料を再処理できる施設でありその再処理試験は妥当である。また福島事故直後は水素発生量の評価等その対応も妥当と考えられる。高燃焼度燃料の再処理試験は将来予想される事業であり、再処理技術の高度化の点で妥当と考えられる。日本原燃株式会社への支援も六ヶ所再処理施設における計画の遅れを考えると、東海再処理施設から支援を行うのは妥当と考えられる。
- 中期計画をもとに毎年年度計画がたてられている。全ての研究開発項目において、中期計画で掲げた目標を達成すべく、また、世間の情勢も勘案しつつ、適切な年度計画がたてられている。
- 商用の六ヶ所再処理工場からの課題提示を受けることで、実用性の高い研究開発が行えるしくみとなっており、評価できる。
- 提案された研究計画は妥当であると判断するが、ガラス固化技術は白金族元素の挙動評価だけでなく、ガラスへの廃棄物の高充填化や長期連続運転が可能な熔融炉開発など技術の高度化を図る必要があり、より柔軟に高度化研究に取り組んでいただきたい。ガラス・廃液投入法など TVF の特徴を存分に活かした熔融炉開発を進めていただきたい。また、コプロセッシング法の開発、高燃焼度燃料再処理、コールドモックアップ試験などの研究計画は必要性が高く、妥当であったと判断する。
- いずれの技術開発項目についても、再処理に関する技術開発として、今評価期間の開始時における我が国の開発状況に照らして的確な課題設定であり、また、得られた成果の計画との対応が十分であったことから、目標設定についても適切であったと判断できる。従って、研究開発計画の妥当性は十分に評価できる。
- ガラス固化技術の課題解決を計画したことは適切と評価する。マイナーアクチノイド等の分析技術の高度化は、今後の処分技術の発展に有益であり、高レベル廃液から発生する水素の評価は、より合理的な安全規制の実現に有益であり、これらの計画は評価できる。また、六ヶ所への技術移転の集大成として、アクティブ試験の状況に応じて様々な対応を迅速に計画したことは高く評価する。
- 課題の選定は妥当だったかについても後日振り返る必要があるのではないかと。期間中の

環境変化により、中期計画策定時には最重要課題と思われたこと以外にも実施すべき研究課題が挙がる可能性は今後も予想されることであり、その場合事後評価がどうあるべきかもあらかじめ考えるべきことと思われる。

- 当初の研究開発計画は、原子力政策大綱（原子力委員会、平成 17 年 10 月）等を受けて策定され、東北地方太平洋沖地震以降は、その計画をもとに外部情勢変化を随時反映した年度計画が策定されており、妥当。
- ガラス固化技術は、日本原燃株式会社においても実運用が難航していたものであり、特に問題となっていた白金族元素の挙動やガラスの流動状態などに注目した研究計画は妥当である。ふげん MOX 使用済燃料再処理試験及び高燃焼度燃料再処理試験の研究計画は妥当に設定されていると判断する。民間事業者の核燃料サイクル事業への支援については、難航していた JNFL のガラス固化技術への支援に関するものであり、計画は妥当である。ただし、現時点で振り返ってみると、東海再処理のメルターをベースとした日本原燃株式会社のガラス熔融炉でトラブルが多発したことから、より主体的・早期にトラブル収束に向けての取り組みを行うべきであったと思われる。今後の取り組みにおける反省事項としていただきたい。

(3) 研究開発の達成度

(S: 高く評価できる A: 評価できる/妥当である B: 概ね評価できる/概ね妥当である C: 実績等が不十分である)

[評価結果 A: 11 名]

- 「東北地方太平洋沖地震」等の影響による期首計画の変更を前提として、研究開発の達成度は妥当と判断する。ふげん MOX 使用済燃料再処理試験について、技術開発の背景や研究資金の変化を含めて、長期に渡る研究開発内容であることから、技術継承、人材育成の意味でも「再処理技術情報の体系化」のさらなる整備を期待する。高燃焼度使用済燃料再処理試験について、次期施設の要件は流動的なことを踏まえて、継続的に事業者との協議を実施されることが望ましい。
- ガラス固化技術における重要な課題である白金族元素の挙動を明らかにし、堆積ガラスの流動をシミュレーション出来たことで十分な達成度が得られていると考えられる。ふげんの MOX 燃料の再処理等では将来に向けての再処理の高度化に資する成果が得られている。地震により本試験に至らなかったものの高燃焼度燃料の再処理に向けて一定の道筋が得られ、目的は達成されたと考えられる。六ヶ所再処理施設への支援も、その支援等によりガラス固化試験における課題が解決されており、原子力機構としての目的は達成されたと考えられる。
- 毎年たてられた年度計画にそって研究開発がなされており、その計画に対しての所定の成果が得られているものと判断できる。

中期計画では、高燃焼度使用済燃料の再処理試験を行うことになっていたが、東日本大震災を受け状況が一変したため、再処理試験を実際に行う一歩手前までの準備を整え

たことが実質的な成果として挙げられている。状況の変化に柔軟に対応し、できる限り最大限の成果を生み出したということは評価できるが、中期計画と照らし合わせたうえで厳密に評価すれば、この点に限ってはB相当であるといわざるを得ない。

一方で、ガラス固化技術開発および民間事業者のサイクル事業への支援に関しては、研究開発により得られた成果、具体的には、ガラス固化技術開発に関する様々な知見を、適切かつ効果的に民間事業者（日本原燃株式会社）への支援に回すことで、結果として、六ヶ所ガラス固化施設における問題・課題解決に大きく貢献できている。これを素直に評価するとS相当となる。

以上を踏まえて、一部B相当の項目もあるが、S相当と評価できる項目もあり、結果、平均して考えると、A評価が妥当なものであると思われる。

- ・ ガラス固化技術については、ここでの研究開発が六ヶ所再処理工場に貢献しており、高く評価できる。ふげん MOX 使用済燃料再処理試験に関して研究開発が進められているコプロセッシング法についても、将来につながる有用な成果が得られた。
- ・ ガラス固化技術開発については高温下での白金族元素の熔融炉内での移行や白金族堆積物の炉底傾斜部での流動予測など、今後の熔融炉の安定運転に有用な知見が得られている。また、構造物や電極の腐食など長期運転に必要なデータの蓄積を行っている。これらの研究成果は中期計画の目標を達成していると判断する。ふげん MOX 再処理技術としてハルへの燃料物質の移行、分析技術の高度化、HLW からの水素発生、ミキサセトラによるコプロセッシング技術開発など再処理技術体系の整備に有効な技術開発が行われており、技術開発目標を達成していると判断する。高燃焼度使用済燃料再処理に関しても震災による中断はあったが、試験内容の具体化など達成可能なところまで検討を進めてきた。六ヶ所再処理工場への技術者派遣、技術者訓練、技術情報の提供についても所期の目的は達成しているが、特にガラス固化については今後も密な技術交流をお願いしたい。
- ・ いずれの技術開発項目についても、計画に見合った十分な達成度であると認められる。特に、ガラス固化技術等の高度化や、民間事業者への技術支援で大きな進展や成果を収めたことを評価する。
- ・ 六ヶ所に直ぐに役に立つ様々なデータを取得したことは評価できる。マイナーアクチニド等の分析技術の高度化は、今後の処分技術の発展に有益であり、高レベル廃液から発生する水素の評価は、より合理的な安全規制の実現に有益であり、評価できる。また、六ヶ所への技術移転の集大成として、アクティブ試験の状況に応じて様々な対応を迅速に行い、課題の解決に貢献したことを高く評価する。
- ・ 本項目全体としては目標が達成できたと評価する。ただし、高燃焼度使用済燃料再処理の試験を実施しなかった点については、どんな事情であれ当初想定していた成果を得ていないという事実には変わらない。

福島事故後、エネルギー政策が見直しとなり、原子力の将来像も不透明なものとはななかったが、軽水炉による原子力発電が続けられる限り高燃焼度燃料再処理の技術開発の必要性や意義が失われることにはならない。電気事業者と協議して中断したとはいえ、本来、それなりの必要性和意義があったからこそ計画したのではなかったか。この点は今

後、予期しない状況変化により計画変更をする際の反省点とすべきと考える。

- 研究開発の達成度については、当初の研究開発計画をもとに、東北地方太平洋沖地震以降に外部情勢変化を随時反映して策定された年度計画によるものとして、妥当。ガラス固化技術開発については、TVF ガラス溶融炉の炉内点検等の結果から白金族元素の挙動及び溶融炉の寿命に関する知見を得て、評価の精度を改善した。ふげん MOX 使用済燃料再処理試験については、従来試験データの取りまとめとして核燃料物質のハル等への移行挙動を評価するとともに、東北地方太平洋沖地震以降は、プラント規模の高レベル放射性廃液から発生する水素の測定等を行い、再処理技術の高度化と施設の安全性に係る知見を得た。高燃焼度使用済燃料再処理試験については、試験の準備を行ったが、東北地方太平洋沖地震以降は電気事業者と協議して中断。民間事業者の核燃料サイクル事業への支援については、民間事業者の要請に応じて六ヶ所ガラス固化施設（K 施設）のガラス固化試験への支援等を実施した。
- ガラス固化技術開発は、シミュレーションによる溶融炉におけるガラス流動予測の見通しを得るなど初期の目的を達成している。ふげん MOX 使用済燃料再処理試験については、東日本大震災の影響により、中期計画で示された研究開発は達成できていないものがあるが、震災の影響を考慮して策定された年度計画に示された内容については、達成されている。高燃焼度使用済燃料の再処理試験については、震災の影響により、中期計画の研究内容は達成できていないものの、やむを得ない側面がある。年度計画に示された研究計画については、適正に達成されている。民間事業者の核燃料サイクル事業への支援として、日本原燃株式会社への技術支援は、適切に行われている。

(4) 新たな課題への反映の検討

(S: 高く評価できる A: 評価できる/妥当である B: 概ね評価できる/概ね妥当である C: 実績等が不十分である)

[評価結果 A: 11 名]

- 妥当と判断する。次期中期計画の事前評価に関係する内容が多いこと、加えて、流動的状況もあることから、「事後評価」において評価することが適切かどうかの懸念もある。「東北地方太平洋沖地震」の影響により、期首計画通りの実施が難しかったことは理解するが、①再処理施設の安全性向上のための新たな課題への取り組み、②再処理/核燃料サイクルのエネルギー戦略における位置づけの観点からの高速炉サイクル研究との連携について、さらなる検討を進めることを期待する。
- いずれの課題も現在の再処理技術の実用化および将来に向けた再処理技術の高度化に資するものであり、新たな課題として研究を継続することは妥当である。
- 平成 23 年 3 月の東日本大震災を受け、再処理施設における緊急安全対策や健全性確認が速やかに実施された。このことは、新たに生じた課題に対して適切に対処したということで高く評価できる。また、ガラス固化技術開発および民間事業者のサイクル事業への支援においては、次期ガラス溶融炉の設計・開発といった新たな課題を見据えて適切な

研究開発がなされており、高く評価できる。

- ・ ガラス固化技術やコプロセスング法について、今後も着実に研究開発を進め、商用化につなげて欲しい。東海再処理工場を閉鎖する方針の中で、どのようにして重要な技術を将来に残していくかということに計画的に取り組んで欲しい。
- ・ ガラス固化技術開発の成果は次期ガラス溶融炉の設計・製作に有用な成果であり、ふげん MOX 使用済燃料再処理試験及び高燃焼度使用済燃料再処理試験の成果は MOX 燃料再処理や再処理技術高度化など次期中長期計画に十分反映できるものである。また民間事業者への取り組みも人的交流、技術交流共に今後も積極的に取り組むとしており、新たな課題への取り組みも十分であると判断する。
- ・ ガラス固化技術については、六ヶ所の 3 号機にも採用できる構造の技術の開発に期待する。CPF 等の設備維持は、我が国の核燃料サイクルの技術基盤を維持し、新しい課題の解決にも有効であり、高く評価できる。人的資源・設備をうまく組み合わせ、活用した六ヶ所支援は、サイクル事業の安定的な発展のために大きく寄与しており、高く評価する。
- ・ 東北地方太平洋沖地震以降は、当初の計画をもとに外部情勢変化を随時反映した年度計画に従って研究開発を行い、その成果を次期ガラス溶融炉の設計・開発や次期中長期計画期間において実施する研究開発へ反映するとともに、引き続き、民間事業者の要請に応じて、原子力機構の資源を活用し、情報の提供や技術者の人的支援を継続することとしており、妥当。
- ・ 核燃料サイクル技術開発の方向性が十分に議論されていない中、個別の技術課題の開発より、基礎的・基盤的な研究課題への取り組みを強化すべきであると考え。

(5) 効果・効用 (アウトカム)

(S: 高く評価できる A: 評価できる/妥当である B: 概ね評価できる/概ね妥当である C: 実績等が不十分である)

[評価結果 S: 3 名]

- ・ 中期計画で掲げた目標に合致する成果が得られており、これらはそれぞれの場面で効果的な使われ方をするだろう。とりわけ、民間事業者との協力のもと進めたガラス固化試験の成果が、六ヶ所再処理工場のガラス固化施設に存在していた様々な課題・問題を解決し、結果、六ヶ所再処理工場の竣工に向けて大きな貢献をしたことは、特に高く評価できる。
- ・ いずれの技術開発項目についても、十分な効果・効用があったと認められる。特に今評価期間においては、民間事業者のニーズをとらえ支援を行い、最大の障害の解決に貢献したことは、原子力の未来を切り拓き、人類社会の福祉に貢献するという原子力機構のミッションを果たした典型的な例であると高く評価できる。
- ・ 六ヶ所の課題解決につながる成果を数多く上げ、高く評価できる。

〔評価結果 A：8名〕

- ・ 六ヶ所再処理工場の竣工と、安全評価の見直しに貢献できたことなどから、妥当と判断する。

現行施設の安全性の確認および性能向上、次期施設の設計検討へ活用できるよう、水素量（水素濃度）の評価、マイクロ化学チップの開発、Pu のインラインモニタの適用性評価にあるように、実機適用の有効性を主眼とし、かつ、技術的な必要性（設計オプションへの依存性が少ない）の観点から研究開発を進められたい。
- ・ ガラス固化技術で得られた成果は、次期ガラス溶融炉の設計に資する成果であり、その効果は大きい。ふげん MOX 燃料の再処理試験では、将来の再処理技術の高度化に資する成果であり、福島事故対応として再処理施設の安全評価に活用出来る成果も得られており、その効果は大きい。高燃焼度燃料の再処理試験では、将来の高燃焼度燃料の再処理についての見通しが得られるなど、その効果は大きい。六ヶ所支援では、六ヶ所再処理施設の竣工に向けて大きく前進する成果が得られ、その効用は大きい。
- ・ 再処理工場を閉鎖する方針であっても、高レベル廃液の固化はリスクを低減する上で重要であり、これまで研究開発を進めてきたガラス固化技術はこれに活用できる。
- ・ ガラス固化技術開発については得られた研究成果はこの分野の発展に大いに役に立つものであり、現状のガラス固化プロセスの弱点を補てんするものである。次期ガラス溶融炉の設計・製造に有用である。MA 分析技術や HLW からの水素発生量評価などの研究成果は再処理の安全性向上に有用である。高燃焼度燃料を再処理する際の設備や運転への影響が評価できており、これらの知見は将来の再処理技術として有用である。民間事業者への人的・技術的支援は特にガラス固化の問題点解決に有効であった。これまでの技術開発成果は効果・効用共に十分であると判断される。
- ・ 東北地方太平洋沖地震以降は、当初の研究開発計画をもとに、外部情勢変化を随時反映して策定された年度計画により研究開発が実施されており、効果も期待されるので、基本的に妥当。ガラス固化技術開発については、白金族元素の挙動及び溶融炉の寿命に関する評価の精度を改善しており、次期ガラス溶融炉の設計への反映が期待される。ふげん MOX 使用済燃料再処理試験については、従来の試験データの取りまとめを行い、東北地方太平洋沖地震以降は、プラント規模の高レベル放射性廃液から発生する水素の測定等を行っており、安全評価への活用が期待される。高燃焼度使用済燃料再処理試験は、東北地方太平洋沖地震以降、中断したが、留意点として高レベル放射性廃液のガラス固化に与える白金族元素の影響を定量化しており、プラント規模での高燃焼度燃料処理への反映が期待される。民間事業者の核燃料サイクル事業への支援については、民間事業者の要請に応じて六ヶ所ガラス固化施設（K 施設）のガラス固化試験への支援等を実施しており、六ヶ所再処理工場の竣工が期待される。
- ・ ガラス固化技術開発については、ガラス溶融炉の挙動把握に向けた重要な知見が得られており、日本原燃株式会社の溶融炉のトラブル解決を含め大きな効用があったものと考えられる。次期ガラス溶融炉の開発においては、得られた研究成果を活用すること、スケールアップにおける工学的な実証性に十分留意すること、組織間の技術伝達が円滑に行わ

れること、に配慮しつつ、初期からトラブルの少ないものを開発していただきたい。ふげん MOX 使用済燃料再処理試験については、分析技術の高度化を図るなどの成果が得られている。高燃焼度燃料の再処理は、震災の影響により限定的な成果のみが得られているが、外的要因によるものであり、やむを得ないと考える。民間事業者の核燃料サイクル事業への支援については、KMOC でのトラブルシュートは、日本原燃株式会社のガラス溶融炉のトラブル解決に大きな効果があった。

(6) 人材育成の貢献の程度

(S: 高く評価できる A: 評価できる/妥当である B: 概ね評価できる/概ね妥当である C: 実績等が不十分である)

[評価結果 S: 2名]

- ・ 維持発展、および、資源の投資が難しい現状において、再処理技術の維持、および、教育・指導を通じた人材育成が高いレベルでなされていると判断する。
設計・建設情報を充実させるなど、継続的な技術情報の整備を希望する。

[評価結果 A: 9名]

- ・ 様々な世代に対して継続的な人材育成を行っており、人材育成の貢献度も大きいと考えられる。
- ・ とりたてて特筆すべき点は見当たらないが、かといって人材貢献が不十分であったともいえない。妥当な成果が得られていると判断できる。
- ・ 中堅から若手への技術移転を行っていくことは技術伝承、人材育成、指導者育成の上で重要であると思われる。更に東海再処理工場の経験をデータベース化していることは技術伝承の促進の意味から大変評価できる。
- ・ 業務遂行における中堅・若手の役割分担、技術継承のやり方は適切であり、その成果も十分に認められる。
- ・ 今後は、六ヶ所との人材の相互交流を期待する。
- ・ 再処理の継承や技術者の技術レベル向上を図る観点からの人材育成の取組みが行われており、妥当。
- ・ 若手世代の育成について配慮が見られる。一方で、いわゆる暗黙知を継承させることは一般的に難しいことから、いろいろな形での現場作業を通じて、知識のみならず、スキルも伝承させることをさらに配慮していただきたい。

(7) 実施体制の妥当性

(S: 高く評価できる A: 評価できる/妥当である B: 概ね評価できる/概ね妥当である C: 実績等が不十分である)

[評価結果 S : 2 名]

- ・ 業務実施における役割分担は全般に適切と認められる。特に、民間への技術支援に関しては、関連部署との連携も加え、支援の無事完了につなげたことから、体制構築においても顕著な成果と認められる。
- ・ 六ヶ所支援に当たり、原子力機構の関連する組織、再処理センターや原子力科学研究所も加わり、高度な科学技術的知見・設備を活用した課題解決に対応したことは、六ヶ所ガラス固化試験の完遂や2号炉の開発に大いに貢献しており、高く評価できる。

[評価結果 A : 9 名]

- ・ 新たな安全規制、エネルギー政策、および、六ヶ所再処理工場の竣工に向けた活動に対応して実施体制を修正しており、妥当と判断する。
次期中期目標期間においても、外部情勢の大幅な変化が生ずる可能性もあることから、推進体制の柔軟性を高められたい。
- ・ 特に日本原燃株式会社の支援においては、原子力機構の技術力を結集するなど実施体制も妥当と思われる。
- ・ 原子力機構内での体制については、とりたてて問題になるような点はみあたらない。民間事業者（日本原燃株式会社）と密に連携が図られていることは高く評価できる。
- ・ ガラス固化に関する日本原燃株式会社への支援体制はモックアップ試験はじめ十分に評価できる。現行のガラス熔融炉の運転技術の向上に大いに貢献した。実施体制は妥当であったと評価できる。
- ・ 実施項目毎に関連部署の役割分担を明確にし、その分担に応じた業務を実施するとともに、特に日本原燃株式会社へのガラス固化に係る技術支援については、原子力機構の技術力を結集して日本原燃株式会社の支援を行い無事完了させており、妥当。
- ・ 実施体制については、妥当であると判断する。

(8) 内外他機関との連携の妥当性

(S: 高く評価できる A: 評価できる/妥当である B: 概ね評価できる/概ね妥当である C: 実績等が不十分である)

[評価結果 S : 4 名]

- ・ 民間事業者（日本原燃株式会社）との密接な連携のもと、再処理技術、特にガラス固化技術に関する様々な研究開発成果・知見が、民間事業者が進める事業の推進になくてはならないものとなっている。これにより、六ヶ所再処理工場のガラス固化施設における問題・課題解決に大きく貢献できている。
- ・ 業務実施における他機関との連携は全般に適切と認められる。特に、民間への技術支援に関しては、関連機関との連携もあり、目標達成に寄与したと高く評価できる。
- ・ 六ヶ所支援に当たり、原子力機構の関連する組織、再処理センターや原子力科学研究所も加わり、高度な科学技術的知見・設備を活用した課題解決に対応したことは、六ヶ所

ガラス固化試験の完遂や2号炉の開発に大いに貢献しており、高く評価できる。

[評価結果 A : 7名]

- ・ 原子力機構内連携、実施主体である日本原燃株式会社との連携のいずれにおいても妥当な活動と判断する。
- ・ 特に日本原燃株式会社と連携して支援にあたり、六ヶ所再処理工場の問題解決に大きく貢献するなど、他機関との連携は妥当と思われる。
- ・ 六ヶ所再処理工場との連携の下に研究開発を進めており評価できる。
- ・ ガラス固化技術開発では原子力機構内の組織（原子力科学研究所など）や日本原燃株式会社との密な連携によりガラス固化技術を大きく進展させた。内外他機関との連携は妥当であったと判断される。
- ・ 国内だけでなく、国際会議での発表や海外専門機関との情報交換など、国際的な評価があればなおよかった。
- ・ 各業務を進めるにあたっては、必要に応じて原子力機構内外の関係機関と連携し、研究開発を進めるとともに、特に日本原燃株式会社へのガラス固化に係る技術支援については、原子力機構内の連携はもとより日本原燃株式会社や開発メーカーも含めた情報共有を行っており、基本的に妥当。
- ・ 第2期中期計画の枠内では、内外他機関との連携はおおむね妥当であったと考えられる。一方、日本原燃株式会社のガラス固化のトラブルに関しては、過去の原子力機構を含む関係組織間の相互連携に課題があったと考えられることから、今後のよりよい連携に向けて教訓としてくみ取るべきことがあると考えられる。

(9) 目標・達成管理の妥当性

(S: 高く評価できる A: 評価できる/妥当である B: 概ね評価できる/概ね妥当である C: 実績等が不十分である)

[評価結果 S : 1名]

- ・ 中期目標期間中、状況の変化に応じて柔軟な目標管理を実施したと評価する。

[評価結果 A : 10名]

- ・ 妥当と判断する。
- ・ 中期目標期間中及び年度毎でも進捗の確認をするなど目標・達成管理は妥当と考えられる。
- ・ 中期計画をもとに毎年年度計画をたてそれにそって研究開発をすすめたという点に特徴がある。所定の成果も得られている。
- ・ 中期目標期間の各年度において技術開発目標が設定され、進捗の確認ができる研究体制が整えられており、目標・達成管理は妥当であった判断する。
- ・ 目標管理、達成管理は適切と認められる。

- ・ 期中に生じた状況の変化も踏まえ、関連機関との協議も行った上での計画変更であることは理解できる。
- ・ 原子力機構内外の状況が大きく変化するなか、予算及び人員を含めて、研究開発の管理運営が行われてきており、基本的に妥当。
- ・ 外的な環境変化が大きかったが、適切に年度計画を変更することで対応できていたと考えられる。

(10) 総合評価

(S: 高く評価できる A: 評価できる/妥当である B: 概ね評価できる/概ね妥当である C: 実績等が不十分である)

[評価結果 S: 1名]

- ・ 担当理事リーダーシップの下、状況変化に柔軟に対応し、技術の民間移転、移転技術の課題解決に多くの部署が有機的に連携して対応したことは高く評価できる。

[評価結果 A: 10名]

- ・ 「東北地方太平洋沖地震」等の影響による期首計画の変更を前提として、研究開発は適切に実施されたと判断する。継続的な人材育成、事業者との協調を期待する。
- ・ 東北地方太平洋沖地震の影響で一部達成されなかった事業はあるものの、達成された事業はいずれも現行の再処理技術および将来の再処理技術に大きく貢献するものばかりであり、初期の目的を達成したと思われる。
- ・ 中期計画を大前提として毎年年度計画をたてるという進め方がうまく機能したといえる。所定の成果は得られている。民間事業者への適切な支援の結果、六ヶ所再処理工場竣工に向けて大きな前進があったことは高く評価できる。
- ・ ガラス固化技術開発では白金族元素挙動、熔融炉内流動シミュレーション、材料腐食など、MOX 燃料再処理では燃料のハルへの移行、MA 分析技術、HLW からの水素発生など、それぞれ十分な技術開発成果を上げている。高燃焼度使用済燃料再処理においても震災の影響を受けたものの許認可申請に必要な諸準備を完了しており、所期の目的を達成したものと判断する。
- ・ 震災影響により一部の試験ができなかったが、再処理技術の高度化と民間の技術支援を通じた貢献により所期の目的を達成したと認められる。
- ・ 総合評価としては所期の目的を達成し、諸課題の解決にも貢献したと評価できる。ただし、どのような事情があれ、成果の一部が得られていない事実は深く認識すべきと考える。
- ・ 当初の研究開発計画は、原子力政策大綱（原子力委員会、平成 17 年 10 月）等を受けて策定されたものであり、東北地方太平洋沖地震以降は、その計画をもとに外部情勢変化を随時反映して策定された年度計画に従って実施されており、基本的に妥当。当初予定していた再処理運転を通じたデータ採取等の試験の一部はできなかったものの、ガラス

固化技術を始めとした再処理技術の高度化や六ヶ所再処理工場の技術支援を通じて核燃料サイクルの推進に貢献したものと評価する。

なお、次期ガラス溶融炉の設計・開発や次期中長期目標期間において実施する研究開発、その前提ともなる新規制基準への対応については、原子力発電所の適合性確認の進捗状況も勘案しつつ、遅れが生じないように、特に留意する必要がある。

- ・ 震災の影響により、中期計画の一部は達成できていない。しかしながら、これは原子力機構の責に帰するものではなく、また、外的環境の変化に対して適切に年度計画を変更しつつ対応してきた実績が認められることから、総体として所期の目的を達成したものと判断する。

Ⅲ. 個別評価のまとめ

1) 評価シート提出委員：計 11 名

2) 評価項目等と評価結果

(S: 高く評価できる A: 評価できる/妥当である B: 概ね評価できる/概ね妥当である C: 実績等が不十分である)

(1) 国費を用いた研究開発としての意義	; A A A A A A A A A A
(2) 研究開発計画の妥当性	; A A A A A A A A A A
(3) 研究開発の達成度	; A A A A A A A A A A
(4) 新たな課題への反映の検討	; A A A A A A A A A A
(5) 効果・効用 (アウトカム)	; S S S A A A A A A A
(6) 人材育成の貢献の程度	; S S A A A A A A A A
(7) 実施体制の妥当性	; S S A A A A A A A A
(8) 内外他機関との連携の妥当性	; S S S S A A A A A A
(9) 目標・達成管理の妥当性	; S A A A A A A A A A
(10) 総合評価	; S A A A A A A A A A

以 上

付録

日本原子力研究開発機構作成

- 参考資料 1 研究開発課題の事後評価について（諮問）
- 参考資料 2 「核燃料物質の再処理に関する技術開発」に係る評価委員会からの提言と原子力機構の措置
- 参考資料 3 「核燃料物質の再処理に関する技術開発」に係る研究開発・評価委員会説明資料
- 資料 3-1 「核燃料物質の再処理に関する技術開発」に係る高速炉サイクル研究開発・評価委員会の位置付けと評価方法について
- 資料 3-2 【事後評価】核燃料物質の再処理に関する技術開発
- 資料 3-3 外部発表等一覧
- 資料 3-4 事後評価の評価シート案（核燃料物質の再処理に関する技術開発）

This is a blank page.

参考資料 1

研究開発課題の事後評価について（諮問）

This is a blank page.

26 原機（炉）002

平成 26 年 12 月 11 日

研究開発・評価委員会
(高速炉サイクル研究開発・評価委員会)
委員長 森山 裕丈 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〕

- ・「核燃料物質の再処理に関する技術開発」に関する事後評価

以上

This is a blank page.

参考資料 2

「核燃料物質の再処理に関する技術開発」に係る
評価委員会からの提言と原子力機構の措置

This is a blank page.

「核燃料物質の再処理に関する技術開発」に係る評価委員会からの提言と原子力機構の措置

	評価委員会からの提言	措置
①	<p>再処理技術の高度化の観点からガラス固化技術開発やコプロセッシング法開発等を着実に進めていくことは妥当と判断するものの、今後は、再処理施設の安全性向上や基礎・基盤的な研究課題への取り組みも考慮し、実施に当たっては高速炉サイクル研究とより強く強く連携した取り組みを期待したい。</p>	<p>コプロセッシング法については、これまで経産省受託事業等を通じて再処理技術開発センターのホットフィードを活用し、高速炉研究開発部門、原子力科学部門等の原子力機構内関係部署との連携の下、開発を進めてきている。再処理施設の安全性向上や将来の再処理に向けた基礎・基盤的な研究開発に対しても、コプロセッシング法開発と同様に、原子力機構内の既存の試験フィードを活用し、高速炉研究開発部門を始めとする原子力機構内関係部署と連携を図りながら取り組んでいく。</p>
②	<p>東海再処理施設が廃止措置に移行する方針の中で、将来への重要技術の継承について計画的に取り組んでいくことを期待したい。</p>	<p>現在、東海再処理施設的设计・建設、運転・保守の経験、再処理技術開発及びトラブル対応に係る情報等の集約を進めており、今後、これらの情報を将来の再処理プラントへの反映も視野に体系的に整備していく計画である。また、今後検討を行う廃止措置についても、将来に残すべき情報として整備していく。これらの取組を通じて技術継承や人材育成を図っていく。</p>
③	<p>今後とも人材育成と六ヶ所再処理施設への支援を期待したい。</p>	<p>六ヶ所再処理施設への支援については、今後とも関連部署との連携を強化し、原子力機構の資源を活用した円滑かつ迅速な支援を行う体制を維持していく。特にガラス固化については今後引き続き重点的に技術支援を実施していく。また、我が国の再処理技術開発を進展させる観点から、双方の人材交流を図るなど、日本原燃株式会社との関係を相互協力の関係に発展させていく。</p>

This is a blank page.

参考資料 3

「核燃料物質の再処理に関する技術開発」に係る研究開発・評価委員会説明資料

This is a blank page.

資料 3-1

「核燃料物質の再処理に関する技術開発」に係る
高速炉サイクル研究開発・評価委員会の位置付けと評価方法について

This is a blank page.

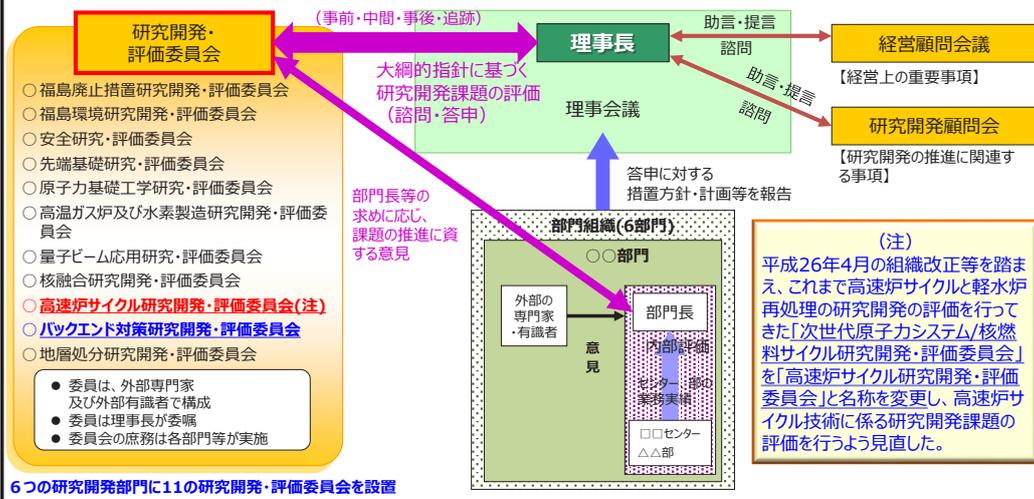
「核燃料物質の再処理に関する技術開発」に係る 高速炉サイクル研究開発評価委員会 の位置付けと評価方法について

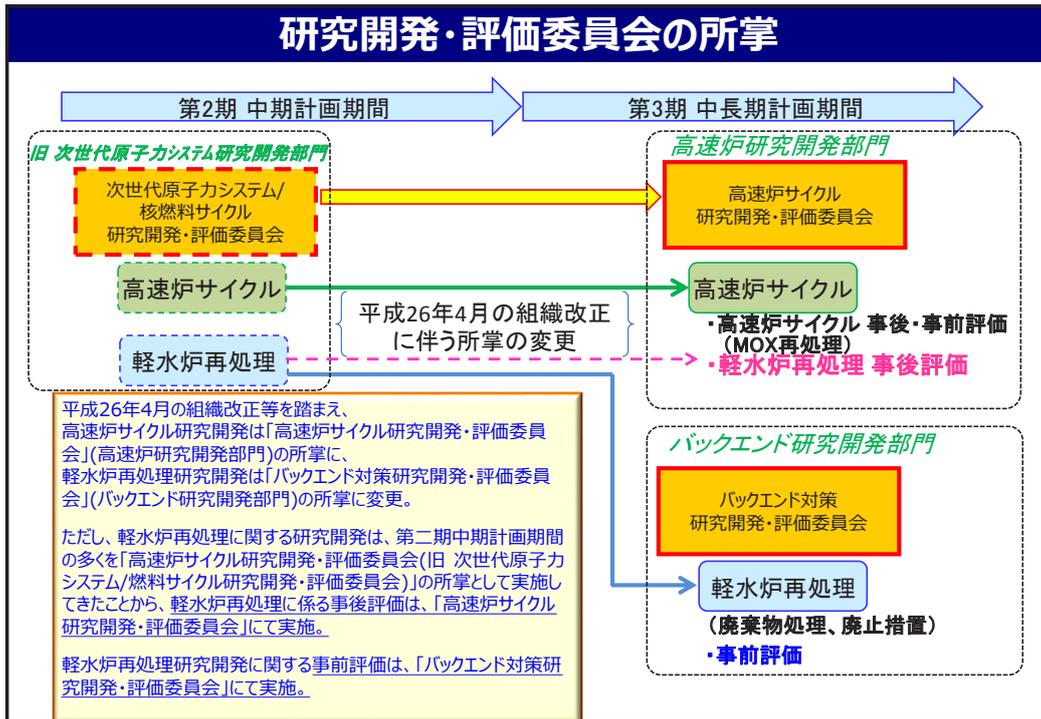
平成26年12月12日

日本原子力研究開発機構
バックエンド研究開発部門
核燃料サイクル工学研究所
再処理技術開発センター

研究開発・評価委員会の位置付け

- ◆ 「国の研究開発評価に関する大綱的指針」及び「文部科学省における研究及び開発に関する評価指針」に基づき、**評価結果を原子力機構の経営に反映**することを目的として**研究開発・評価委員会を設置**。
- ◆ 評価の結果は、**研究計画の見直し、予算、人材等の資源配分の見直し等、研究開発の推進に適切に反映**される。





今回の評価の目的

- ◆ **平成26年度**は現行（第2期）中期計画(H22年度～H26年度)の最終年度にあたる。
- ◆ このため、**本中期計画期間における軽水炉再処理に係る研究開発の成果について確認(事後評価)を行う。**

事後評価課題 「核燃料物質の再処理に関する技術開発」

- ◆ 事後評価においては、**中期計画のほか外部情勢変化を随時反映して策定される年度計画も評価軸に加え、実態に即した評価を行う。**
- ◆ なお、**本事後評価において伺ったご意見については、「バックエンド対策研究開発・評価委員会」における事前評価でのご意見と合わせて、第3期中長期計画（H27年度～H33年度）の策定に適切に反映を行う。**
- ◆ また、昨今の独立行政法人評価（機関評価）は各法人における自己評価が重要視されていることから、今回の研究開発課題に係る評価結果を**原子力機構の第2期中期計画期間の期間評価に係る自己評価の判断材料として活用**し、独立行政法人評価の審議・評価に反映する。

評価の前提 (2/7)

【これまでの状況変化(第1期中期計画期間：H17年度～H21年度)】(1/2)

- **原子力政策大綱 (H17年10月原子力委員会)**
 - 日本原子力研究開発機構においては、六ヶ所再処理工場への必要な技術支援を継続する。
 - 高燃焼度燃料や軽水炉MOX燃料の実証試験等については、日本原子力研究開発機構が、六ヶ所再処理工場及び六ヶ所再処理工場に続く再処理工場に係る技術的課題の提示を受けた上で実施する。
- **原子力に関する研究開発の推進方策について (H18年8月文科省 科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会)**
 - これまでの知見を活かし、六ヶ所再処理施設の安全性、信頼性、経済性の向上に資するため、**新型転換炉「ふげん」の使用済燃料や高燃焼度燃料等の再処理試験**を行い、これらを通じた再処理施設の運転及び保守に係る技術を2015年までに移転し、また**ガラス熔融炉の改良等の技術開発を2030年頃までに行い、技術移転を図るべきである。**
- **原子力立国計画 (H18年8月経済産業省 資源エネルギー庁)**
 - これまでの技術協力の経験を踏まえ、六ヶ所再処理工場の操業開始後も引き続き適切な各種技術開発を行うことが不可欠である、今後の**高燃焼度燃料や軽水炉使用済MOX燃料の実証試験等については、六ヶ所再処理工場及び第二再処理工場に係る要件を踏まえ検討を行うべきである。**



東海再処理施設では、

- ◆ **新型転換炉「ふげん」MOX使用済燃料の再処理試験(H19年には約6.5トン)を実施。**
- ◆ **高燃焼度燃料の再処理試験の実施に向け、電気事業者との協議を開始。**
- ◆ **高レベル放射性廃棄物のガラス固化技術開発を継続して実施。**

評価の前提 (3/7)

【これまでの状況変化(第1期中期計画期間：H17年度～H21年度)】(2/2)

- **耐震設計審査指針の改訂に基づくバックチェックの実施 (H18年9月原子力安全・保安院指示*)**
 - 重要な施設、機器について、改訂された耐震指針により評価し、結果を報告すること。



東海再処理施設では、以降、

- ◆ **再処理運転を中断 (H19年5月) し、耐震バックチェック評価及び耐震性向上工事を重点的に実施。**
- ◆ **ガラス固化技術開発 (白金族元素の挙動等に係る基礎データ取得) の継続及び再処理運転で得られたデータの整理等を実施。また、一部、再処理技術高度化に係る基礎試験等を実施。**

* 関連する原子力安全・保安院からの指示事項

H19年7月：中越沖地震 (H19) 地震を踏まえた対応の指示

H19年12月：中越沖地震を踏まえた耐震安全評価への反映事項 (中間とりまとめ)

H20年9月：中越沖地震を踏まえた耐震安全評価への反映事項

評価の前提 (4/7)

【これまでの状況変化(第2期中期計画期間：H22年度～H26年度)】(1/4)

○ **エネルギー基本計画 (H22年6月 閣議決定)**

- 使用済燃料を再処理し、回収されるプルトニウム、ウラン等を有効利用する核燃料サイクルは、限りあるウラン資源の有効利用と高レベル放射性廃棄物の減量化につながる、エネルギー安全保障上重要な取組であり、我が国の基本的方針である。
- 六ヶ所再処理工場の円滑な竣工・操業開始に向けて、国、研究期間、事業者等の関係者が連携し、残された技術的課題の解決に一体となって取り組む。
- 六ヶ所再処理工場に続く再処理施設について引き続き取組を進める。

○ **高速増殖炉サイクルの早期実用化に向けた取り組みについて (H22年7月 五者協議会※合意)**

- 今般、我が国における高速増殖炉サイクルの早期実用化を一層着実に進めるべく検討を行い、以下の認識を共有した。
- 再処理技術全体の研究開発計画について本年度中に策定するとともに、2015年に再処理技術の実用化像を提示する。その際、軽水炉から高速炉への移行期も勘案する。

※ 五者協議会； 文部科学省、経済産業省、電気事業連合会、日本電気工業会、日本原子力研究開発機構

評価の前提 (5/7)

【これまでの状況変化(第2期中期計画期間：H22年度～H26年度)】(2/4)

○ **東北地方太平洋沖地震及び東京電力福島第一原子力発電所事故 (H23年3月)**

○ **再処理施設における緊急安全対策の実施 (H23年5月 原子力安全・保安院指示)**

- 津波等により交流電源の供給機能、放射性物質の崩壊熱除去機能及び水素対流防止機能喪失時に取るべき追加的な安全対策等を要求。

○ **再処理施設の健全性確認の実施 (H23年8月 原子力安全・保安院指示)**

- 地震観測データの詳細な検証結果、津波に関する再現計算等を用いた詳細な分析結果、地震応答解析等を用いた施設の健全性に関する総合評価結果を要求。



上記状況の中、東海再処理施設では、

- ◆ 福島第一原子力発電所事故を踏まえた緊急安全対策を重点的に実施。
- ◆ 震災後の施設・設備の健全性確認を実施。
- ◆ ガラス固化技術開発（白金族元素の挙動等に係る基礎データ取得）の継続及び再処理運転で得られたデータの整理等を実施。また、一部、再処理技術高度化に係る基礎試験等を実施。

評価の前提 (6/7)

【これまでの状況変化(第2期中期計画期間：H22年度～H26年度)】(3/4)

- **核燃料施設等に係る新規基準 (H25年12月 施行)**
 - 核燃料施設等に対し、地震・津波対策の強化、旧指針以前の施設への設計基準対応等を要求。
- **エネルギー基本計画 (H26年4月 閣議決定)**
 - 高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減や、資源の有効利用等に資する核燃料サイクルについて、これまでの経験等も十分に考慮し、引き続き関係自治体や国際社会の理解を得つつ取り組むこととし、再処理やプルサーマル等を推進する。
 - 具体的には、安全確保を大前提に、プルサーマルの推進、六ヶ所再処理工場の竣工、MOX燃料加工工場の建設、むつ中間貯蔵施設の竣工等を進める。



- 上記状況の中、東海再処理施設では、
- ◆ 施設が有する潜在的ハザード低減の観点から、当面の5年間、現状の施設でプルトニウム溶液及び高レベル放射性廃液の固化・安定化を優先的に進めることについて、原子力規制委員会及び地元自治体からの了解を取得し、H26年4月からプルトニウム溶液のMOX粉体化を開始。
 - ◆ 「日本原子力研究開発機構の改革計画」(H25年9月)に基づき、再処理技術開発の今後の計画及び東海再処理施設の今後の在り方について検討を実施 (H26年10月文科省へ報告)。
 - ◆ ガラス固化技術開発 (白金族元素の挙動等に係る基礎データ取得) の継続及び再処理運転で得られたデータの整理等を実施。また、一部、再処理技術高度化に係る基礎試験等を実施。

評価の前提 (7/7)

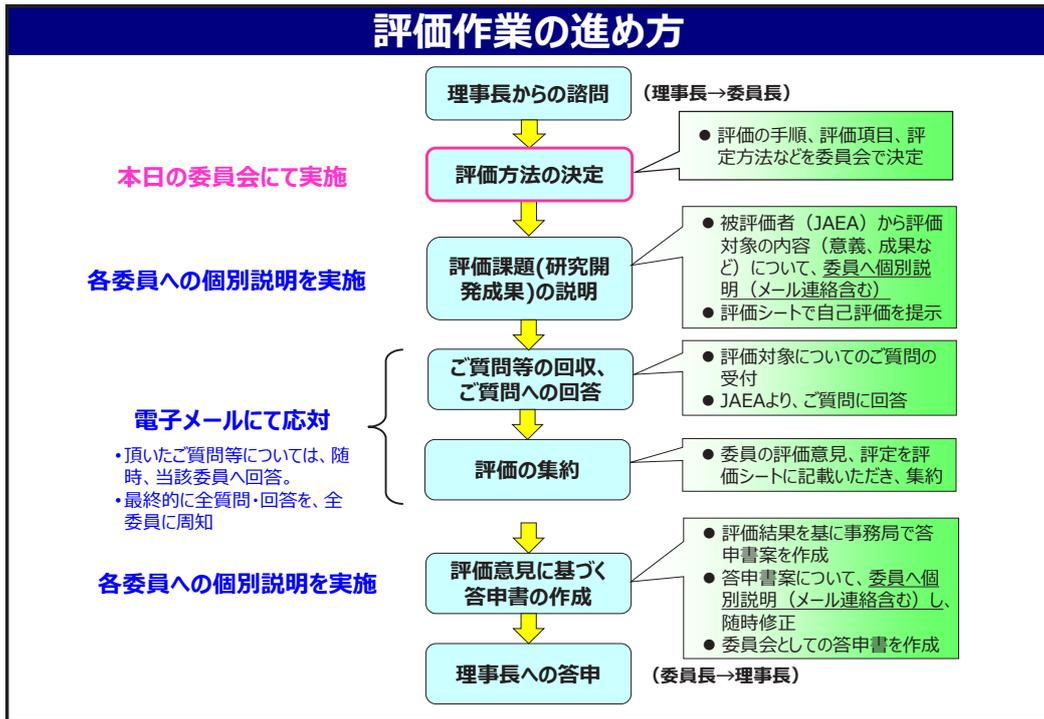
【これまでの状況変化(第2期中期計画期間：H22年度～H26年度)】(4/4)

- **日本原子力研究開発機構の改革計画 (H25年9月)**
(見直しを検討する事業)
- ②-4：再処理技術開発
東海再処理施設では、施設のリスクを大幅に低減させる活動として、高レベル廃液のガラス固化とプルトニウムの粉体化処理をできる限り早期に進める。また、軽水炉再処理技術は、既に民間 (日本原燃株式会社) へ技術移転しているが、今後のトラブル対応等の支援で必要となる基盤的な研究機能や先進技術の開発機能は残すように配慮する。これらを踏まえて、再処理技術開発の今後の計画、東海再処理施設の今後の在り方に関して、担当理事を主査とするチームにより、平成26年の9月末までに方針を取りまとめる。



日本原子力研究開発機構報告書 (H26年9月) ～再処理技術開発～

再処理技術開発に関しては、核燃料サイクルの推進を基本的方針としている「エネルギー基本計画」に基づき、六ヶ所再処理工場への技術支援、再処理に係る高度化開発、基礎・基盤技術開発を継続・推進する。東海再処理施設については、使用済燃料のせん断、溶解等を行う一部の施設の使用を取りやめ、次期中期目標期間 (平成27年度～) 中に廃止措置計画を申請する方向で検討を進め、再処理施設等の廃止措置体系の確立に向けた技術開発に着手する。また、これと並行して施設のリスクを低減させる活動として、高レベル放射性廃液のガラス固化処理等、施設内に保有している放射性廃棄物への対策を進める。……。



評価の観点と判定

「国の研究開発評価に関する大綱的指針」及び「文部科学省における研究及び開発に関する評価指針」に基づき評価。

【評価の観点】

上記指針に示される評価の観点に関して下記の評価項目を設定して評価を実施。

<必要性の観点>

- ① 国費を用いた研究開発としての意義
- ② 研究開発計画の妥当性

<有効性の観点>

- ③ 研究開発の達成度
- ④ 新たな課題への反映の検討
- ⑤ 効果・効用 (アウトカム)
- ⑥ 人材育成の貢献の程度

<効率性の観点>

- ⑦ 実施体制の妥当性
- ⑧ 内外他機関との連携の妥当性
- ⑨ 目標・達成管理の妥当性

【評価の判定】

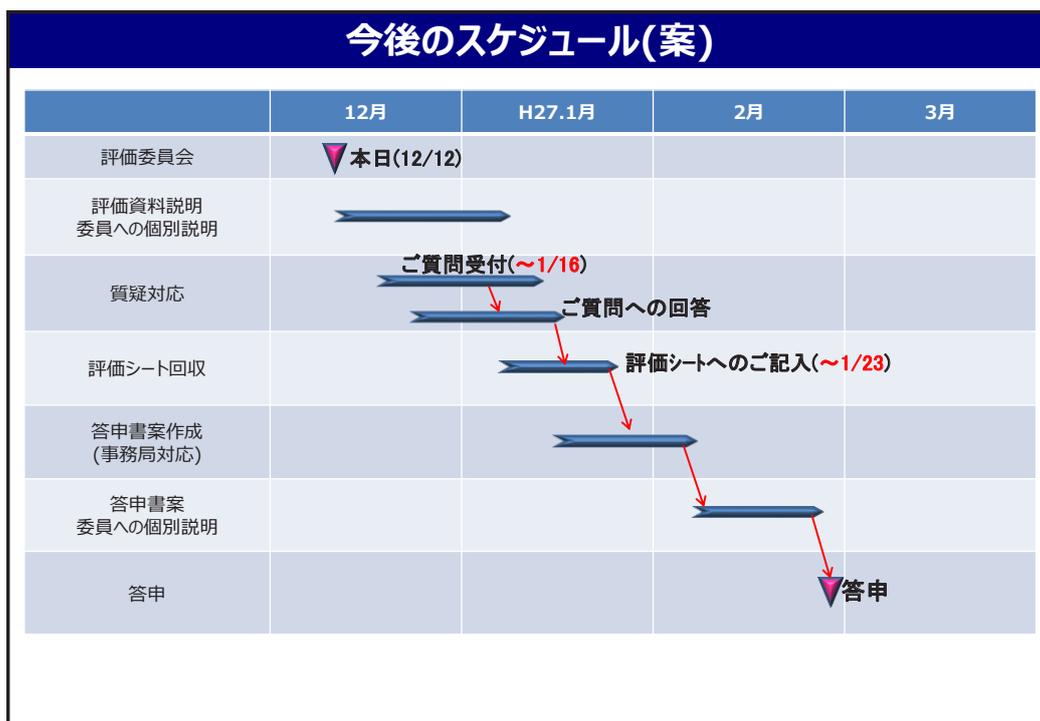
文科省の独立行政法人評価における評価区分を参考に4段階(S/A/B/C)の評定とする。

S : 高く評価できる

A : 評価できる / 妥当である

B : 概ね評価できる / 概ね妥当である

C : 実績等が不十分である



委員会参考資料

原子力機構 第2期中期計画(H22年度~H26年度)

4. エネルギー利用に係る技術の高度化と共通的科学技術基盤の形成

(1) 核燃料物質の再処理に関する技術開発

軽水炉の燃料の多様化に対応した再処理技術及び高レベル放射性廃液のガラス固化技術の高度化を図るため、以下の技術開発に取り組む。

- 1) 次期ガラス溶融炉の設計に資するため、ガラス固化技術開発施設(TVF)での運転を通じて、白金族元素の挙動等に係るデータを取得し、評価する。

ガラス固化技術開発

- 2) 軽水炉使用済ウラン-プルトニウム混合酸化物(MOX)燃料に対応する再処理技術の高度化を図るべく「ふげん」MOX燃料等を用いた再処理試験を行い、溶解特性や不溶解残差に係るデータを取得し、軽水炉ウラン使用済燃料と比較評価する。

ふげんMOX使用済燃料再処理試験

- 3) 燃料の高燃焼度化に対応する再処理技術の高度化を図るべく燃焼度の高い軽水炉ウラン使用済燃料の再処理試験を行い、ガラス溶融炉に与える影響等に係るデータを取得し評価する。

高燃焼度燃料再処理試験

原子力機構 第2期中期計画(H22年度~H26年度)

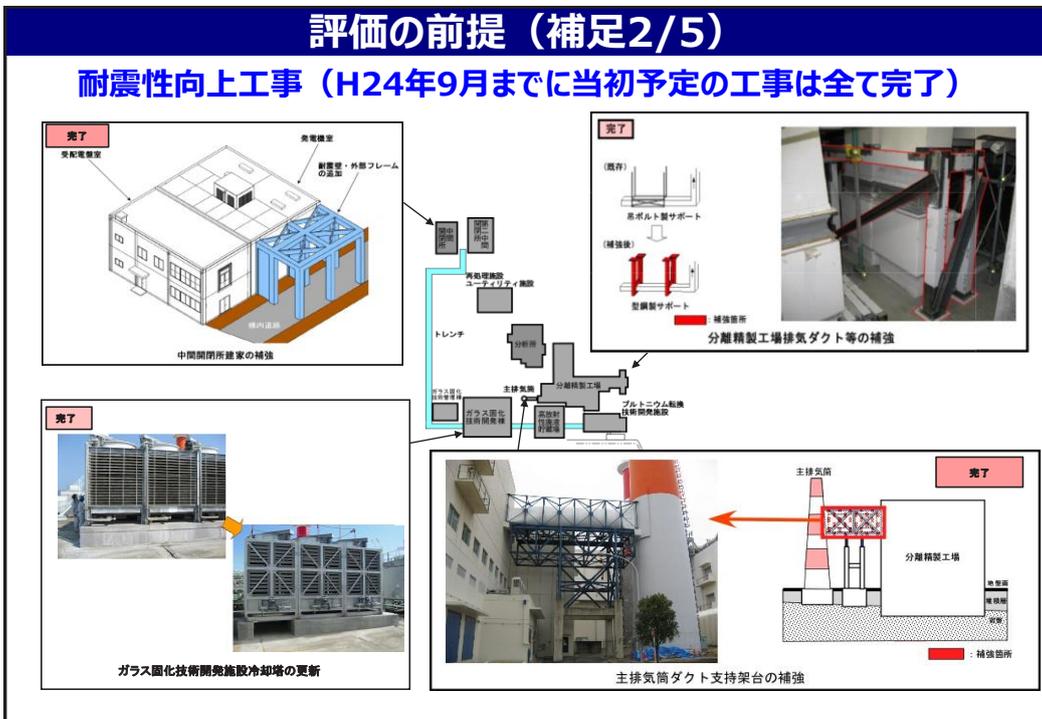
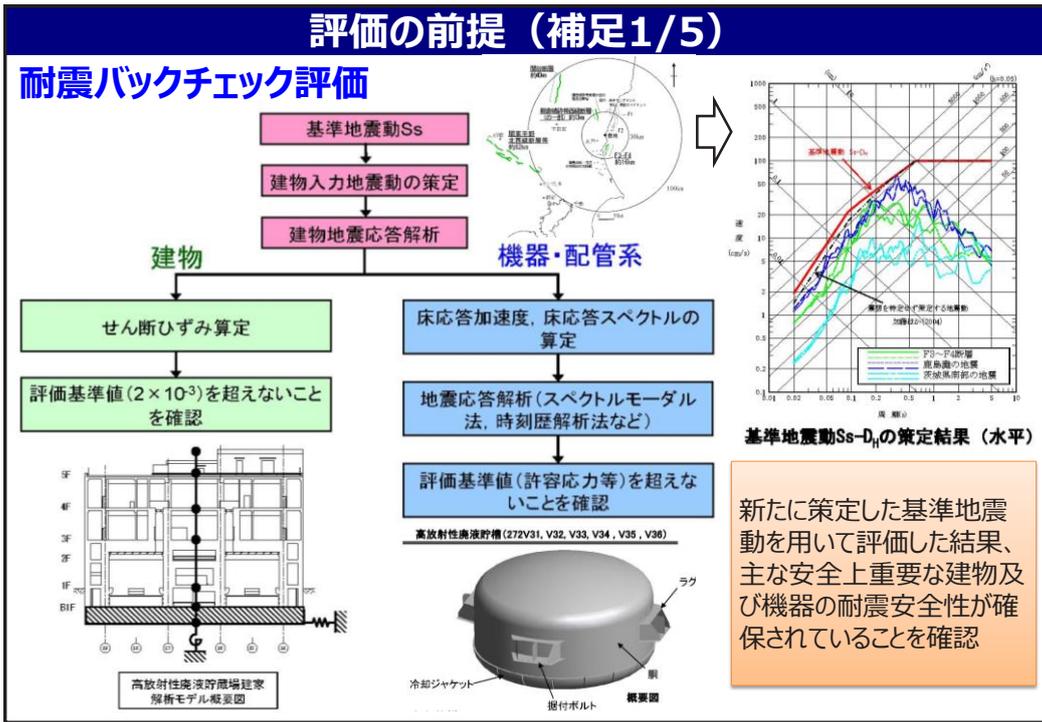
8. 産学官との連携の強化と社会からの要請に対応するための活動

(2) 民間事業者の核燃料サイクル事業への支援

核燃料サイクル技術については、既に移転された技術を含め、民間事業者からの要請に応じて、機構の資源を活用し、情報の提供や技術者の派遣による人的支援、要員の受け入れによる要請訓練を継続するとともに、機構が所有する試験施設等を活用した試験、トラブルシュート等に積極的に取り組み、民間事業の推進に必要な技術支援を行う。

特に日本原燃(株)の六ヶ所再処理工場におけるガラス固化技術の課題解決のため、コールドモックアップ設備での試験に協力し、ガラス溶融炉の安定運転に資する炉内温度などのデータの取得・評価について支援する。

民間事業者の核燃料サイクル事業への支援



評価の前提（補足3/5）

東電福島事故を踏まえた緊急安全対策の実施

全電源喪失時に必要な高放射性廃液を扱う貯槽等の冷却機能及び水素掃気機能の確保並びに緊急電源接続への浸水防止対策を実施。さらに建家への浸水防止対策を実施。（完了）

冷却機能の確保

- ポンプ車⇒冷却設備への給水
- 移動式発電機⇒冷却設備、ポンプへの給電



ポンプ車

水素掃気機能の確保

- 移動式発電機⇒可搬式排風機、空気圧縮機への給電
- 水素掃気用仮設配管の設置



移動式発電機 (6m → 18mの高台に移設)

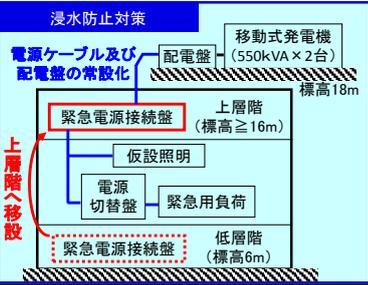


可搬式排風機



空気圧縮機

浸水防止対策



上層階へ移設

建屋の浸水防止対策

- ガラス固化技術開発棟建家の開口部(22箇所)に浸水防止扉を設置し、工程機器への浸水の影響を防止



電動スイング式扉



延長ダクト、止水壁

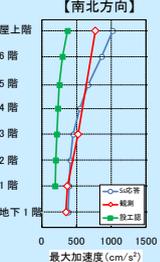
評価の前提（補足4/5）

地震後の施設・設備の健全性確認

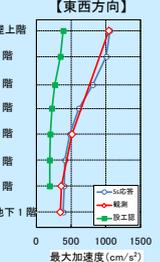
施設の健全性確認の実施経緯

- ▶ 東北地方太平洋沖地震時に観測された加速度は、耐震バックチェック評価で策定した基準地震動と同程度であったものの、設計当初に想定していた応答加速度に対し、最大約2.5倍大きかったことから震災後の施設の健全性確認を実施
- ▶ 点検・評価対象
 - 建物：35棟
 - 構築物：37基
 - 設備：約18,000設備
- ▶ 「点検」及び「地震応答解析」により、震災後の東海再処理施設の健全性について問題ないと判断

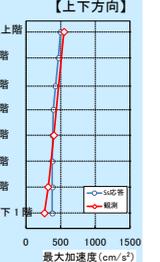
【南北方向】



【東西方向】



【上下方向】



地震観測記録例(分離精製工場)

項目	H23年度		H24年度				H25年度	
	III	IV	I	II	III	IV	I	II
①地震観測データの詳細な検討	▶ H23年10月末 保安院報告済							
②津波に関する再現計算等を用いた詳細な分析			▶ H24年3月末 保安院報告済				▶ H25年度第2四半期 最終報告済	
③健全性確認	▶							

評価の前提（補足5/5）

プルトニウム溶液及び高レベル放射性廃液の固化・安定化

➢ 溶液状態で保管しているプルトニウム溶液及び高レベル放射性廃液を潜在的な危険の原因と捉え、固化・安定化することで施設の安全性の向上を図る

➢ 再処理施設の新規制規準への対応と並行し、固化・安定化を計画的に進められるよう、原子力規制庁への説明及び規制庁による実態調査に対応

➢ H25年12月に原子力規制委員会の了解が得られたので、プルトニウム転換技術開発施設はH26年4月から固化・安定化を開始、ガラス固化技術開発施設はH27年度にガラス固化を開始予定

【原子力規制委員会の見解】（第35回原子力規制委員会 H25.12.11）

- 固化・安定化は「リスクを大幅に増加させる活動」に当たらず、当面5年間は現状の状態で固化・安定化処理を進めリスク低減に努めることを了承
- 新規規準の適用の考え方については5年後にあらためて整理

核燃料施設等における新規規準の適用の考え方
【第30回原子力規制委員会(H25.11.6)資料4より】

*当該活動自体のリスクのみならず、中長期的に施設全体のリスクにも与える影響も考慮する。

【プルトニウム溶液の固化・安定化】

- プルトニウム溶液については、プルトニウム転換技術開発施設の運転準備を整え、平成26年4月28日から固化・安定化を開始した。約2年間で全量をウラン・プルトニウム混合酸化物（MOX）粉末とする予定。
- 固化・安定化により転換したウラン・プルトニウム混合酸化物（MOX）粉末は、貯蔵ホールに貯蔵した後、適宜、プルトニウム燃料施設に払出。

【高レベル放射性廃液の固化・安定化】

- 高レベル放射性廃液については、ガラス固化技術開発施設の保守・点検完了後、運転準備を整え、平成27年度よりガラス固化を開始する予定。
- 高レベル放射性廃液のガラス固化には約20年の長期間を要するため、改良溶融炉の早期導入、運転体制の強化等により処理に要する期間の短縮を目指す。

原子力機構の研究開発組織

- ◆ 機動的な事業運営のため、事業ごとに**包括化した「事業部門制」の組織構成（平成26年4月から）**
- ◆ 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】

高速炉研究開発部門
もんじゅ*

【敦賀、大洗、東海】

バックエンド研究開発部門

【東海、敦賀、幌延、東濃、人形峠、むつ】

福島研究開発部門

【福島、東海、大洗、高崎】

核融合研究開発部門

【那珂、六ヶ所】

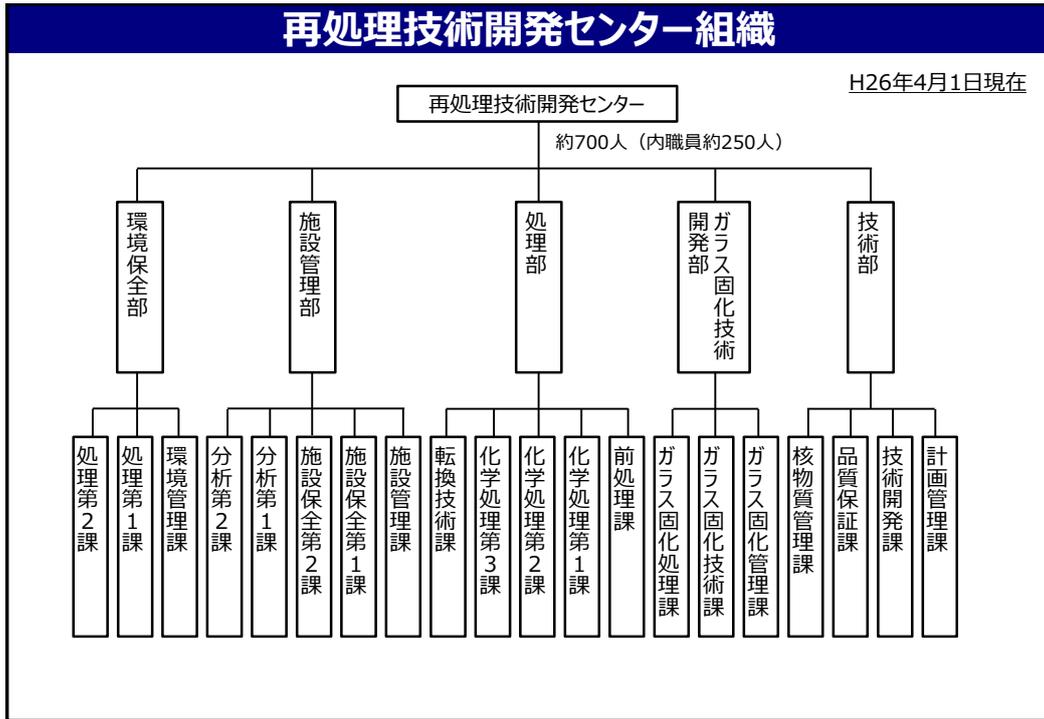
原子力科学研究部門
J-PARC**

【東海、大洗、高崎、関西】

原子力安全研究・防災支援部門

【東海】

【】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



This is a blank page.

資料 3-2

【事後評価】核燃料物質の再処理に関する技術開発

This is a blank page.

【事後評価】 核燃料物質の再処理 に関する技術開発

平成26年12月12日

日本原子力研究開発機構
バックエンド研究開発部門
核燃料サイクル工学研究所
再処理技術開発センター

第2期中期計画

【中期計画】

1. 国民に対して提供するサービスその他の業務の質の向上に関する目標を達成するためとすべき措置
4. エネルギー利用に係る技術の高度化と共通的科学技術基盤の形成

(1) 核燃料物質の再処理に関する技術開発

軽水炉における燃料の多様化に対応した再処理技術及び高レベル放射性廃液のガラス固化技術の高度化を図るため、以下の技術開発に取り組む。

- 1) 次期ガラス溶融炉の設計に資するため、ガラス固化技術開発施設(TVF)での運転を通じて、白金族元素の挙動等に係るデータを取得し、評価する。
- 2) 軽水炉使用済ウラン-プルトニウム混合酸化物(MOX)燃料に対応する再処理技術の高度化を図るべく「ふげん」MOX燃料等を用いた再処理試験を行い、溶解特性や不溶解残渣に係るデータを取得し、軽水炉ウラン使用済燃料と比較評価する。
- 3) 燃料の高燃焼度化に対応する再処理技術の高度化を図るべく燃焼度の高い軽水炉ウラン使用済燃料の再処理試験を行い、ガラス溶融炉に与える影響等に係るデータを取得し評価する。

8. 産官学との連携の強化と社会からの要請に対応するための活動

(2) 民間事業者の核燃料サイクル事業への支援

核燃料サイクル技術については、既に移転された技術を含め、民間事業者からの要請に応じて、機構の資源を活用し、情報の提供や技術者の派遣による人的支援、要員の受け入れによる要請訓練を継続するとともに、機構が所有する試験施設等を活用した試験、トラブルシュート等に積極的に取り組み、民間事業の推進に必要な技術支援を行う。

特に日本原燃(株)の六ヶ所再処理工場におけるガラス固化技術の課題解決のため、コールドモックアップ設備での試験に協力し、ガラス溶融炉の安定運転に資する炉内温度などのデータの取得・評価について支援する。

研究開発課題における評価対象

核燃料物質の再処理に関する技術開発

【評価項目】

- ① ガラス固化技術開発
- ② ふげんMOX使用済燃料再処理試験
- ③ 高燃焼度使用済燃料再処理試験
- ④ 民間事業者の核燃料サイクル事業への支援

研究開発成果の概要

ガラス固化技術開発

【中期計画】

4. エネルギー利用に係る技術の高度化と共通的科学技術基盤の形成

(1) 核燃料物質の再処理に関する技術開発

軽水炉における燃料の多様化に対応した再処理技術及び高レベル放射性廃液のガラス固化技術の高度化を図るため、以下の技術開発に取り組む。

- 1) 次期ガラス溶融炉の設計に資するため、ガラス固化技術開発施設(TVF)での運転を通じて、白金族元素の挙動等に係るデータを取得し、評価する。



【年度計画の概要】

- ・ TVFガラス溶融炉の炉内点検等により採取した健全性に関するデータ評価
- ・ 炉内点検結果に基づく材料試験、白金族元素挙動に係る基礎データ取得試験
- ・ 震災後のTVFの点検及び復旧

【成果】

- 溶融炉の炉内構造物(主電極、耐火物)の侵食量評価のため、**炉内形状計測システムを開発**し、TVF2号溶融炉(現行溶融炉)に適用し、実証を行った。
- 炉内点検結果を踏まえて、**電極材腐食に関する基礎試験を行いデータの蓄積**を図った。
- 溶融炉の安定運転に大きく影響を与える高温下での白金族元素の挙動解明(高濃度堆積物の形成挙動、化学形態評価)により、**白金族元素の挙動評価の精度が向上**した。今後、次期ガラス溶融炉の設計に活用していく。
- シミュレーション技術開発として、炉底傾斜面での**堆積ガラスの流動モデル検証**を行い**高度化**を図った。

ガラス固化技術開発(1/5)

○高レベル放射性廃液のガラス固化処理技術開発については、ガラス固化技術の高度化として、侵食データの取得・蓄積による溶融炉の寿命評価、基礎試験による白金族元素の挙動評価、シミュレーション技術開発に取り組み、次期ガラス溶融炉の設計及び運転方法の最適化への活用を図った。また、得られた最新の知見や取得データについては、六ヶ所再処理工場のガラス固化技術の問題解決にも大きく貢献した。

技術開発項目	第1期中期計画期間	第2期中期計画期間	第3期中期計画期間
溶融炉の寿命評価	形状計測システム開発	形状計測システムの実用性の実証 電極侵食メカニズム評価	形状計測による侵食データの蓄積
白金族元素の挙動評価	溶融ガラス特性把握	白金族高濃度堆積ガラスの挙動評価 溶融ガラス中の白金族化学形態評価	
シミュレーション技術開発 (粒子挙動評価)	システムの構築	粒子挙動解析の高度化	設計評価 運転条件評価
次期ガラス溶融炉開発			概念設計 基本設計 モックアップ炉設計/製作/試験

ガラス固化技術開発(2/5)

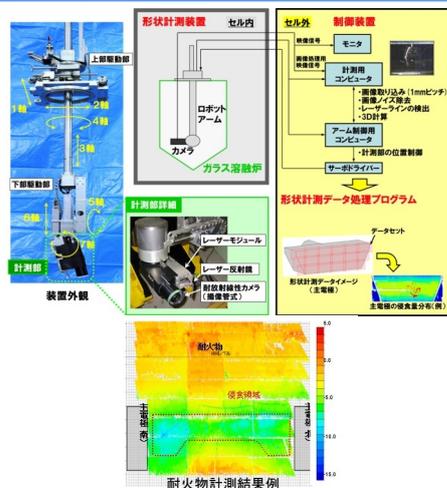
○TVF溶融炉の寿命評価を行うため、レーザー光による炉内形状計測システムを開発し、現行溶融炉の炉内構造物（主電極、耐火物）の侵食量を評価した。

□ 炉内形状計測システムの開発

- ◆ 三角測量法を採用したレーザーによる形状計測システムを採用。
- ◆ 遠隔にて炉内に挿入し、ロボットアームにて計測を行う**形状計測装置を開発**。
- ◆ 取得した計測データを処理するプログラムを開発。

□ 炉内形状計測システムの実用性の実証

- ◆ 開発した炉内形状計測システムを用いて、現行溶融炉（ガラス固化体累計約110本製造後）の炉内構造物（主電極、耐火物）の侵食量分布を把握。
- ◆ 炉内構造物（主電極、耐火物）の侵食量を評価し、**実運転での侵食量が設計侵食速度(0.03mm/day)の範囲内であることを確認**。

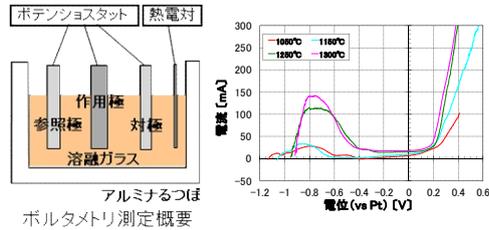


ガラス固化技術開発(3/5)

○現行溶融炉の炉内点検及び形状計測結果を踏まえ、通電時の電極の経時変化や電極材料の腐食に対するガラス温度及びガラス組成の影響を調査する基礎試験を実施し、電極材の腐食に関するデータの蓄積を行った。

□ 電極材侵食試験

- ◆ 電極材料の侵食に影響するガラス温度及びガラス組成をパラメータとした基礎試験を実施。ポルタメトリ試験の結果、**電極材料表面の酸化クロム層の安定性への温度の影響を把握**。
- ◆ 溶融ガラス中のクロム濃度が電極材料の侵食に及ぼす影響を調査した。電極近傍の溶融ガラス中の**クロム濃度が電極材料の侵食挙動に与える影響を確認した**。



炉内形状計測及び電極材料侵食試験により、溶融炉の寿命評価に必要な炉内構造物の腐食データを蓄積し、**次期ガラス溶融炉の構造材料設計へ反映した**。



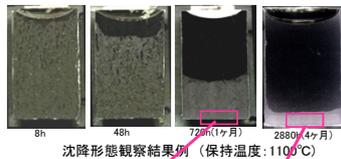
クロム濃度の影響評価試験例 (1200°C、7日間の場合)

ガラス固化技術開発(4/5)

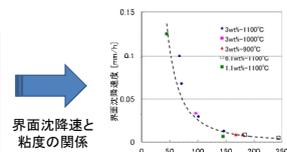
○溶融炉の安定運転に大きく影響を与える高温下での白金族元素の挙動解明を行うため、ガラスの流動性に影響を与える白金族元素の沈降・堆積事象の把握、化学形態の測定等を実施した。

□ 白金族高濃度堆積ガラスの挙動調査

- ◆ 高温条件で長期保持し、白金族粒子の沈降形態、温度と沈降速度の関係を評価し、非ニュートン性を考慮し、**界面沈降速度と粘度との関係を定式化した**。

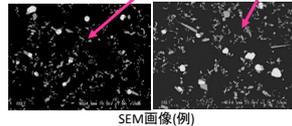


沈降形態観察結果例 (保持温度: 1100°C)



界面沈降速と粘度の関係

- ◆ ガラスの流動性に影響を与える白金族元素の沈降、堆積事象に関し、加熱温度、加熱時間を変化させたガラス試料のSEM-EDX画像によりルテニウム酸化物の粒径を測定し**粒子成長速度の温度依存性を明らかにした**。



SEM画像(例)

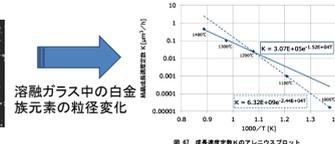
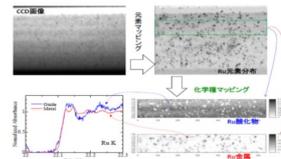


図 47 成長速度定数へのアレキサンダープロット

□ 溶融ガラス中の白金族化学形態評価

- ◆ 放射光XAFS測定及びFeメスパウア等により各種温度条件、雰囲気条件における模擬仮焼層及び模擬ガラス中の白金族元素の化学形態を測定し、**溶融炉中における酸化還元状態推定のためのデータを取得した**。

溶融ガラス中の白金族元素の化学形態変化

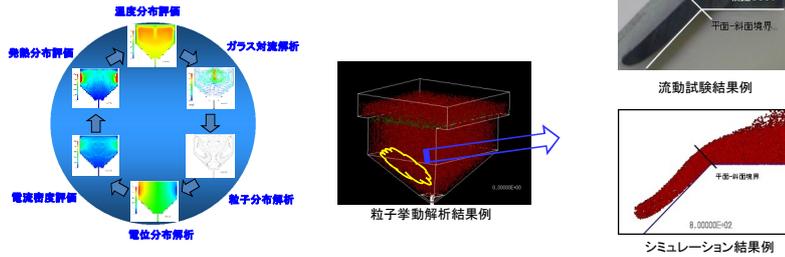


ガラス固化技術開発(5/5)

○ガラス溶融炉の白金族元素の沈降堆積や抜き出し性等の運転特性を評価するために、非ニュートン性を示す白金族元素の挙動を考慮した粒子挙動解析が必要である。炉底傾斜部の白金族元素高濃度堆積物の流動メカニズムを調査し、流動状態を予測する解析コードの検証を併せて実施した。

□ シミュレーション技術開発

◆高濃度の白金族元素を含有する溶融ガラスの流動状態を予測する計算モデルを検証するため、炉底傾斜面における流動試験を実施した。流動試験における流動形状の観察結果とシミュレーション結果との比較評価を行い流動予測の見通しを得た。



溶融炉の安定運転に大きく影響を与える高温下での白金族元素の挙動について、白金族元素の沈降速度や粒子成長速度、化学形態を解明し、シミュレーション技術の高度化を行い、次期ガラス溶融炉の設計に反映した。

研究開発成果の概要

ふげんMOX使用済燃料再処理試験

【中期計画】

4. エネルギー利用に係る技術の高度化と共通的科学技術基盤の形成

(1) 核燃料物質の再処理に関する技術開発

2) 軽水炉使用済ウラン-プルトニウム混合酸化物 (MOX) 燃料に対応する再処理技術の高度化を図るべく「ふげん」MOX燃料等を用いた再処理試験を行い、溶解特性や不溶解残渣に係るデータを取得し、軽水炉ウラン使用済燃料と比較評価する。

【年度計画の概要】

- ふげんMOX 使用済燃料を用いた再処理試験で取得した試験データの取りまとめ
- ふげんMOX 使用済燃料を用いた再処理試験準備 (試験計画の見直し・立案、実施計画の策定等)
- 被災した再処理施設の復旧
- 再処理施設の安全強化のための取り組み
- Pu溶液、高レベル放射性廃液の固化・安定化に係る取り組み

【成果】

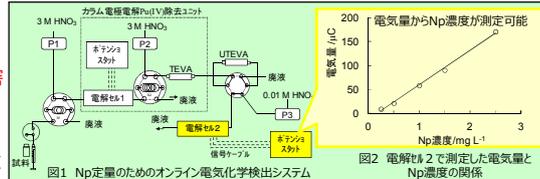
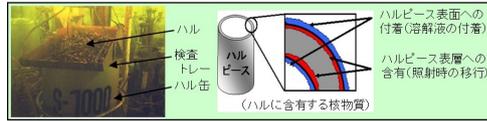
- これまでのふげんMOX燃料の再処理運転によって取得したデータの取りまとめとして、ふげんMOX燃料とふげん UO_2 燃料のハル等へ移行する核燃料物質について比較し評価した。
- マイナーアクチノイドの1つであるネプツニウム測定におけるプルトニウム共存下でのオンライン分析システムの開発やマイクロ化学チップを利用したプルトニウムの分析技術の開発を行った。
- 水素爆発による原発事故を受け、再処理施設の安全性に係るデータの取得のため、プラント規模における高レベル放射性廃液から発生する水素を測定し、数ppmで平衡に達することを確認した。
- 軽水炉における燃料の多様化に対応した再処理技術の高度化のため、ウラン (U) とプルトニウム (Pu) を共抽出し、核拡散抵抗性を向上させたプロセス (コプロセス法) を目指したホット試験を実施した結果、一定Pu/U比で回収できることを確認した。
- 再処理技術の高度化の観点から、東海再処理施設内の技術情報約6千件を集約しデータベース化を実施。これらの技術情報について、体系的な取り纏めに着手した。

ふげんMOX使用済燃料再処理試験(1/3)

- 軽水炉使用済燃料の多様化に伴い、将来の再処理施設に向けた再処理技術基盤の強化及び再処理技術の高度化を図るため、ふげんMOX燃料等の再処理を通して取得したデータをまとめ、ハル、不溶解残渣等へ移行する核物質の評価やプルトニウム(Pu)共存下でのネプツウム(Np)の分析技術の高度化等を行った。
- 原発事故を受け、再処理施設の安全性確認の一環として、高レベル放射性廃液から発生する水素量の評価を行った。

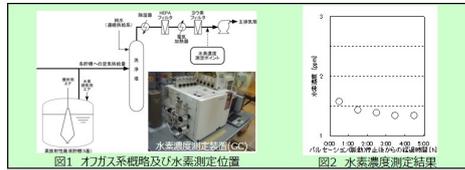
□ ふげんMOX使用済燃料再処理試験

- ◆ ふげんMOX燃料のハルへ移行するU、Pu、Cmの評価
U、Cmについては、ハルの表面付着物にほとんど(～90%)が存在し、Puについては、ハルの内面表層に移行している割合が比較的大きい(平均～55%)。
- ◆ マイナーアクチノイド(MA)分析技術の高度化
Pu共存下でのNp分析に適用可能な初の自動分析システムとして、オンラインでNpの価数調整、Npの測定を妨害するPu(IV)の除去及びNpの測定を行う技術を確立。
- ◆ マイクロ化学チップを利用したPuの分析技術開発
Puの抽出が可能であることを確認し、マイクロ化学チップによる抽出機構をモデル化することで抽出速度を評価。



□ 高レベル放射性廃液から発生する水素量(水素濃度)の評価(日本原燃(株)との共同研究)

- ◆ 水素濃度は、数ppmで平衡に達することが確認された。設計時の推定水素濃度に比べ、実測値は非常に低い値となった。これは、高レベル放射性廃液中のバリウムイオンの触媒反応により水素が消費されている可能性が示された。



ふげんMOX使用済燃料再処理試験(2/3)

- 将来の軽水炉サイクルから高速炉サイクルへの移行期においては使用済燃料が多様化し、広範囲のPu含有率(1～20%)での燃料処理が想定される。
- これらの燃料処理が想定される第二再処理工場の再処理プロセスについては、核拡散抵抗性の向上するU、Pu共回収法(コプロセッシング法)が最も有望なプロセスである。
- 経済産業省からの受託研究により、コプロセッシング法のプロセス設定を行い、分配段を対象としたミキサセトラ試験により基礎データを取得するとともに、共回収液についてインラインモニタによる分析技術の開発を行った。

□ プロセス開発

〔経産省からの受託研究〕

- ◆ Purex法に設置されるU洗浄部及び溶媒の移送ラインの一部を削除することで、Puを単離できないプロセスを設定し、核拡散抵抗性を向上(図1)
- ◆ Puの割合が異なる供給液を用いてミキサセトラ試験を実施し、分配部におけるPu濃度分布や共回収液のU、Pu濃度を取得(図2,3)

□ 分析技術開発

〔経産省からの受託研究〕

- ◆ 吸光光度計を適用した測定によりインラインモニタとしてU、Pu濃度インライン測定の適用性を見出した。

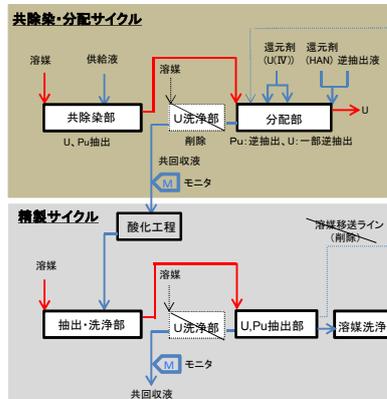


図1 コプロセッシング法のプロセス設定



図2 試験のPu逆抽出状況

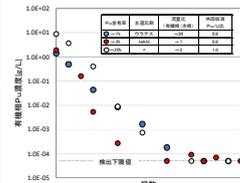


図3 分配部のPu濃度分布

Puの割合に応じた還元剤の適用や流量比等の調整により、良好なPu逆抽出性を得るとともに、共回収液のPu/U比を一定値で回収

高燃焼度使用済燃料再処理試験

- 高燃焼度燃料の再処理試験の実施に向け、従来と同様の安全性を確保するための許認可申請に必要な準備を完了した。
- 共同研究者である電気事業者と、試験の意義や実施時期、再処理量及び燃焼度について協議した。
- ガラス固化や不溶解残渣等の高燃焼度燃料を用いた試験の検討を実施した。

□ 高燃焼度燃料再処理試験 当初スケジュール

電気事業者との協議により、以下の試験スケジュール、処理量等を設定。

	第2期期間	第3期期間
許認可	40GWd/t	50GWd/t
再処理	14t	11t
ガラス固化	固化体作成 20本	20本

▼震災

70

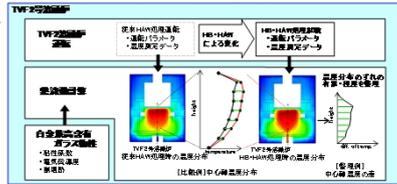
□ 許認可申請の準備を完了

- ◆ U、Pu濃度を従来U燃料と同等に調整することで、これまでと同様の再処理が可能。
- ◆ 大気、海洋への放出放射能が従来の範囲内に収まるように処理量を制限。
- ◆ 臨界、遮へい、火災爆発等について、従来通りの安全性を確保。

□ 高燃焼度燃料を用いて実施する試験の検討

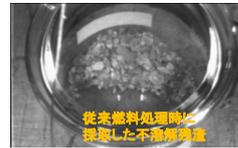
【ガラス固化実証】〔電気事業者との共同研究に向けた研究〕

高燃焼度燃料の再処理により発生する高レベル放射性廃液のガラス固化を通して、高燃焼度化に伴う組成変化(白金族元素の増加)がガラス溶融炉の運転に与える影響について評価を行う。



【不溶解残渣の性状調査】

高燃焼度燃料の処理時に不溶解残渣を採取し、発生量や粒径分布、組成を調査し、従来燃料との比較評価を行う。



☆但し、3.11地震後、電気事業者と協議し、福島第一原子力発電所事故や再処理施設の被災状況を踏まえ、本試験に係る検討を中断。

研究開発成果の概要

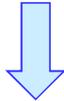
民間事業者の核燃料サイクル事業への支援

8.産学官との連携の強化と社会からの要請に対応するための活動

(2) 民間事業者の核燃料サイクル事業への支援

核燃料サイクル技術については、既に移転された技術を含め、民間事業者からの要請に応じて、機構の資源を活用し、情報の提供や技術者の派遣による人的支援、要員の受け入れによる要請訓練を継続するとともに、機構が所有する試験施設等を活用した試験、トラブルシュート等に積極的に取り組み、民間事業の推進に必要な技術支援を行う。

特に日本原燃(株)の六ヶ所再処理工場におけるガラス固化技術の課題解決のため、コールドモックアップ設備での試験に協力し、ガラス溶融炉の安定運転に資する炉内温度などのデータの取得・評価について支援する。



【年度計画の概要】

- ・ 民間事業者からの要請に応じた技術情報提供、技術者の派遣、要員受入養成訓練の実施
- ・ ガラス固化技術に係るモックアップ設備を用いた試験への協力、ガラス固化体及び仮焼層の基礎物性調査
- ・ 機構が所有する試験施設等を活用した試験、トラブルシュート等の協力

【成果】

- 日本原燃(株)の要請に応じ、H19年度からの約7年間に及ぶ現地での試運転支援、約600本の固化体製造を行った実規模モックアップ試験への支援を通じて得られた知見に基づき、六ヶ所ガラス固化施設(K施設)試運転の最終段階であるA/B両系統のガラス固化試験の支援を行い無事完了させ、六ヶ所再処理工場の竣工に向け最大の障害となっていたガラス固化試験の課題解決に大きく貢献した。
- 日本原燃(株)より、機構が所有する試験施設等を用いた「基礎物性調査の実施・評価」に関する受託事業を実施し、運転評価や設計に資する基礎データを取得するとともに、課題解決に向けた諸業務の進展に貢献できた。
- 日本原燃(株)の要請に応じ、六ヶ所再処理工場の試験運転等における施設・設備の運転・保守等に係る以下の技術支援を実施し、高レベル放射性廃液のガラス固化技術、転換技術等に係る問題解決に貢献した。
 - ・ 機構技術者48名(累計357名、H26年10月末)を派出派遣した。
 - ・ 日本原燃(株)の技術者32名(累計742名、H26年10月末)を受け入れ、養成訓練を実施した。
 - ・ 日本原燃(株)に対して、技術情報を32件(累計2120件、H26年10月末)提供した。
 - ・ 受託試験やコンサルティングを39件(累計130件、H26年10月末)の実施した。

民間事業者の核燃料サイクル事業への支援(1/3)

- 日本原燃(株)の要請に応じ、六ヶ所現地における試運転支援、東海における実規模モックアップ試験(KMOC)支援を行い、六ヶ所再処理工場の竣工に向け最大の障害となっていたガラス固化試験の課題解決に大きく貢献した。また、新型溶融炉モックアップ試験(K2MOC)への支援についても円滑な実施を目的に技術支援を行った。

【機構】 「ガラス固化技術開発部」を核とし機構の全技術力を結集し支援

六ヶ所再処理工場 ガラス固化施設

【KMOC支援】

- K施設課題克服のためH21年度より約5年間にわたる計約600本の固化体製造を通じた東海でのKMOC試験において、分析、解析評価に参画し、実機に対する運転方法等の改善(温度測定点追加、定期的な模擬廃液による洗浄、流下ノズル加熱確保等)に大きく貢献した。

【K施設(実機)試運転支援】

- K施設試験において六ヶ所現地に支援要員を集中派遣し、運転条件の検討、データの評価等に参画し、最終的にA/B両系炉での試験(安定運転確認、処理能力確認)を無事完了させた。

年度	月	ガラス固化技術支援の経緯
H19	11月	・ガラス固化設備のアクティブ試験開始
	12月	・溶融炉の温度が安定せず流下不調が発生(試験中断) ○流下不調原因究明のため支援要員派遣 ○炉内残留ガラス除去のためTVF溶融炉はつり経験を持つ支援要員の派遣
H20	10月	・試験再開するも不溶解残渣廃液供給後に「白金族元素堆積」により流下性低下(試験中断)
	12月	・「天井レンガ一部脱落」を確認 ○VP発生による固化体品質への影響確認のためのイオン含有ガラスの浸出試験 ○レンガ脱落原因究明のためKMOCレンガ調査
H21	4月	・機構-原燃で「ガラス固化技術特別グループ」を設置(研究協力協定締結) ○安定運転条件確認のための実規模モックアップ(KMOC)試験(東海)への安全管理、分析、解析評価に係る支援(H21~H25)
H22		○六ヶ所再処理工場の不溶解残渣分析(CPF,NUCEF)
H23	5月	・機構「ガラス固化技術開発部」発足
	1月	・試験(B系炉事前確認試験)再開するも流下性低下(試験中断) ○実濃縮アルカリ廃液中のDBP分析(NUCEF) ○流下性低下事象に係る原因究明のための調査支援
H24	7月	○B系炉事前確認試験(6月~7月):解析評価に係る支援要員派遣
	8月	○A系炉事前確認試験(8月):解析評価に係る支援要員派遣
	1月	○B系炉ガラス固化試験(11月~1月)完了:解析評価に係る支援要員派遣
H25	5月	○A系炉ガラス固化試験(4月~6月)完了:解析評価に係る支援要員派遣
	11月	○改良炉基本性能試験(K2MOC試験フェーズ1)(11月~3月):解析評価に係る支援要員派遣
H26	5月	○KMOC試験(9次試験)(5月~6月)
	11月	○K2MOC試験(フェーズ2)(11月~H27.5月)

民間事業者の核燃料サイクル事業への支援(2/3)

- KMOC試験に当たっては、基礎物性調査として実アルカリ濃縮廃液中のDBP及び各種元素濃度分析や模擬不溶解残渣に係る評価、白金族含有ガラスの物性測定等を機構の試験施設にて継続して実施し、試験条件への反映を行い安定運転手法の確立に貢献した。

技術支援項目	第1期中期計画期間	第2期中期計画期間	第3期中期計画期間
六ヶ所再処理工場ガラス固化施設支援	A系/B系ガラス固化試験完了H25.7		六ヶ所竣工予定
実規模モックアップ試験(KMOC)支援	[Progress bar]		
新型溶融炉モックアップ試験(K2MOC)支援	[Progress bar]		
基礎物性調査の実施・評価	[Progress bar]		

□ **基礎物性調査の実施・評価(不溶解残渣の分析評価)** (日本原燃(株)からの受託研究)

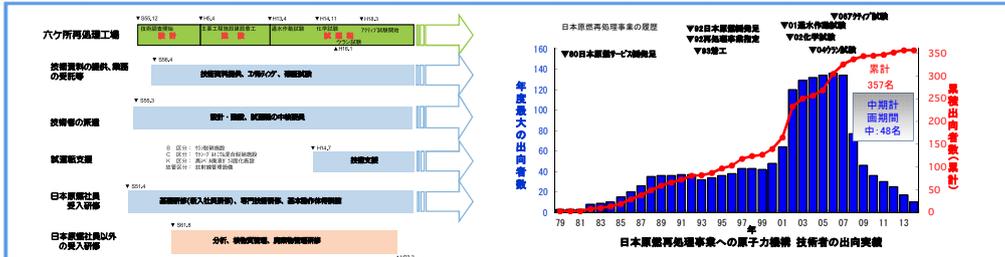
- ◆ イオンクロマトグラフによる実アルカリ廃液中のDBP等の分析によりD B P濃度を確認した。
- ◆ 不溶解残渣は、合金(Mo-Tc-Ru-Rh-Pd)と複合酸化物(モリブデン酸ジルコニウム)から構成されていることなどの知見を得た。
- ◆ 模擬不溶解残渣に係る評価として、模擬仮焼層などのサンプルを調整し、様々な手法で測定(XRD, SEM/EDS, Feメスバウア、放射光XAFS測定、高温イメージング測定)を行い白金族元素の化学状態を評価
- ◆ これらの得られたデータ及び経験は、KMOC試験やK施設試運転、新型溶融炉(K2MOC)設計等に反映した。

イオンクロマトグラフ結果例

模擬仮焼層試料の雰囲気制御による高温イメージング測定例

民間事業者の核燃料サイクル事業への支援(3/3)

○日本原燃(株)の要請に応じ、六ヶ所再処理工場の試験運転等における施設・設備の運転・保守等に係る機構技術者の出向派遣、日本原燃(株)の技術者受入れ、技術情報の提供、受託試験等の技術支援を実施し、高レベル放射性廃液のガラス固化技術や転換技術に係る問題解決等に貢献した。



- 機構技術者の出向派遣
 累計 357名、第2期中期計画期間中 48名
- 日本原燃(株)技術者の受入れ
 累計 742名、第2期中期計画期間中 32名
- 技術情報の提供
 累計 2120件、第2期中期計画期間中 32件
 ・運転情報、試験・研究成果、トラブル情報の提供

- 業務受託、コンサルティング
 累計 130件、第2期中期計画期間中 39件
- ・六ヶ所再処理工場ガラス固化施設試験運転への支援
- ・ガラス物性等の基礎試験（白金族、模擬不溶解残渣）
- ・実規模モックアップ試験（KMOC）支援
- ・プルトニウム在庫量測定システムの測定値変動に係る試験
 他

成果の効果・効用（アウトカム）（1/2）

○ガラス固化技術開発

- ・ガラス固化の高度化として、溶融炉の寿命評価に必要な炉内構造物の腐食データの蓄積及び溶融炉の安定運転に大きく影響を与える高温下での白金族元素の挙動解明や白金族元素の沈降堆積及び抜き出し性等の運転特性を評価するためのシミュレーション技術開発により、白金族の挙動評価及び溶融炉の寿命評価の精度を改善した。これらを活用し次期ガラス溶融炉の設計を進める。

○ふげんMOX使用済燃料再処理試験

- ・フルヘ移行する核物質の評価及びマイナーアクチノイドに関する分析技術の確立により、再処理施設における将来の計量管理及び保障措置技術の向上に貢献できた。
- ・分析技術の高度化については、再処理工程内のマイナーアクチノイドの挙動評価に有益であり、環境負荷低減、核拡散抵抗性向上の観点から重要視されている分離・リサイクルに係る研究開発へ貢献できる。また、遠心抽出器等における物質移動の制御、分離条件の選定に抽出速度は重要であり、マイクロ化学チップによる抽出機構をモデル化することで抽出速度を評価することにより、反応速度の評価への展開が可能となった。
- ・高レベル放射性廃液から発生する水素量（水素濃度）の評価結果より、水素爆発下限濃度への到達時間までに十分な時間的裕度があることが確認でき、最新の安全評価にも用いられている。
- ・U、Pu共回収法（コプロセス法）について、分配段を対象としたミキサセトラ試験により一定のPu/U比で回収できることを確認し、遠心抽出器を用いた工学規模試験に向けて技術的な成立性を見通しを得た。また、吸光光度計を用いたU、Pu濃度の測定から、インラインモニタの適用性を見出し、今後実施予定の工学規模試験におけるデータ取得や分析作業の省力化に貢献できる。
- ・再処理技術の高度化の観点から、再処理技術情報の体系的整備を行うことで、東海再処理施設が有する技術・経験の取り継ぎが行われるとともに、若手技術者への再処理技術の継承が行われた。

成果の効果・効用（アウトカム）（2/2）

○高燃焼度使用済燃料再処理試験

- 高燃焼度燃料を用いた試験の検討及び再処理に向けた許認可準備を行うことを通じ、従来燃料と比較した高燃焼度燃料の特徴を明らかにするとともに、それらが設備機器や運転操作に与えると予想される影響を評価した。留意点として高レベル廃液のガラス固化に与える白金族元素の影響を定量化し、**プラント規模での高燃焼度燃料の再処理実施の見通し**を得た。

○民間事業者の核燃料サイクル事業への支援

- これまでの試運転支援、実規模モックアップ試験（KMOC）支援で得られた知見に基づき、六ヶ所ガラス固化施設（K施設）試運転の最終段階であるA系炉及びB系炉ガラス固化試験の支援を行い無事完了させ、**六ヶ所再処理工場の竣工に向け最大の障害となっていたガラス固化試験の課題解決に大きく貢献した。**
- 六ヶ所再処理工場への支援を継続的に実施してきたことにより、**六ヶ所再処理工場の竣工に向け大きな貢献**を果たした。

新たな課題への反映

【ガラス固化技術開発】

⇒ガラス固化技術の高度化に係る取り組みを継続。

【ふげんMOX使用済燃料再処理試験、高燃焼度使用済燃料再処理試験等の再処理技術の高度化等に係る技術開発】

⇒集合体規模での実証に代えて必要となる基礎・基盤的研究課題を明確にし、ピン・ペレット規模でのMOX燃料の溶解特性データの取得やコプロセッシング法の開発等、既存の試験フィールド（高レベル放射性物質研究施設等）を維持・活用した再処理技術の高度化や将来再処理に向けた基礎・基盤技術開発を継続。

⇒核燃料サイクルの状況の進展に応じて柔軟な対応が可能となるよう再処理技術開発に係る関係者間の連携・協力体制を強化。

【民間事業者の核燃料サイクル事業への支援】

⇒日本原燃（株）六ヶ所再処理工場への技術支援を継続。

This is a blank page.

資料 3-3

外部発表等一覧

This is a blank page.

外部発表等一覧(高レベル廃液のガラス固化処理技術開発)《1/2》

No.	外部発表者名	発表月	学会・論文誌等
1	先進サイクリンシステムへのホウケイ酸ガラス固化適用性確認試験(2)Mo分離オプションを適用したHLLWIに対するガラス固化試験	2010.9	日本原子力学会2010年秋の大会
2	次世代燃料サイクルのための高レベル廃液調整技術開発(3)-電界酸化法によるルテニウムの揮発除去-	2010.9	日本原子力学会2010年秋の大会
3	高度化ガラス固化溶解炉の開発「高粘性ガラスの流動条件評価」	2011.1	第7回再処理・リサイクル部会セミナー
4	高度化ガラス固化溶解炉の開発「ガラス中の白金族元素の形態及び堆積状態評価」	2011.1	第7回再処理・リサイクル部会セミナー
5	東海再処理施設TVFの技術開発と運転実績	2011.1	第7回再処理・リサイクル部会セミナー
6	白金族元素含有ガラスの粘性特性と沈降挙動評価	2011.3	日本原子力学会2011年春の年会
7	吸水性ポーラスガラスペースの開発(Ⅰ)製造方法と吸水性	2011.3	日本原子力学会2011年春の年会
8	ガラス溶解炉の炉内計測技術の開発(Ⅱ)	2011.3	日本原子力学会2011年春の年会
9	東海再処理施設TVFの技術開発と運転実績	2011.3	日本原子力学会2011年春の年会 再処理・リサイクル部会企画セッション
10	低放射性廃液に対するケイ酸ガラス固化適用性検討	2011.9	日本原子力学会2011年秋の大会
11	白金族元素含有ガラスの長期高温保持によるガラス物性への影響評価	2011.9	日本原子力学会2011年秋の大会
12	被災した原子炉の冷却水に使用された水の処理によって発生したスラッジの安定化に関する基礎的研究	2011.10	NuMat2012
13	電解酸化法を用いた高放射性廃液からのルテニウムの除去	2012.2	Journal of Nuclear Science and Technology
14	次世代燃料サイクルのための高レベル廃液調整技術開発(15)電解酸化揮発法によるRuの分離	2012.3	日本原子力学会2012年春の年会
15	土壌加熱による放射性セシウムの沈降挙動評価	2012.3	日本原子力学会2012年春の年会
16	白金族元素含有ガラスの沈降挙動評価	2012.3	日本原子力学会2012年春の年会
17	汚染水処理廃棄物の廃棄体化に向けたガラス固化技術適用性検討-廃ゼオライトのガラス固化に係る検討-	2012.4	日本原子力学会北関東支部2012年度若手研究者発表会
18	JAEAにおけるガラス固化技術開発	2012.8	第8回再処理・リサイクル部会セミナー
19	汚染水処理に伴う二次廃棄物のガラス固化に関する試験検討	2012.8	第8回再処理・リサイクル部会セミナー
20	ホウケイ酸ガラスにおける白金族元素成分粒子の沈降挙動	2012.8	第8回再処理・リサイクル部会セミナー
21	ガラス溶解炉の炉内形状測定システムの開発	2012.8	第8回再処理・リサイクル部会セミナー
22	汚染水処理廃棄物の廃棄体化に向けたガラス固化適用性検討(2)スラッジ固化の概要と固化媒体の選定	2012.9	日本原子力学会2012年秋の大会
23	ラマン分光測定による白金族含有ガラスの構造評価	2012.9	日本原子力学会2012年秋の大会
24	汚染水処理廃棄物の廃棄体化に向けたガラス固化適用性検討(3)スラッジのガラス固化に係る予備試験	2012.9	日本原子力学会2012年秋の大会
25	汚染水処理廃棄物の廃棄体化に向けたガラス固化適用性検討(1)廃ゼオライトのガラス固化に係る予備試験	2012.9	日本原子力学会2012年秋の大会
26	白金族元素含有ガラスの長期高温保持によるガラス物性への影響評価(2)	2012.9	日本原子力学会2012年秋の大会
27	次世代燃料サイクルのための高レベル廃液調整技術開発(17)分離技術総合試験におけるラフネート溶液からのRuの電解除去	2012.9	日本原子力学会2012年秋の大会
28	次世代燃料サイクルのための高レベル廃液調整技術開発(18)揮発したRuO ₄ の湿式および乾式回収	2012.9	日本原子力学会2012年秋の大会
29	放射能とガラス-放射性廃棄物ガラス固化-	2012.12	ニューガラスフォーラムセミナー研究会
30	ウラン・モリブデン酸化物UO ₂ MoO ₄ の合成及び評価	2013.2	Journal of Nuclear Materials
31	モリブデン酸トリウム熔融塩中におけるFe, Cr, Ni及びNi-Cr系合金の腐食挙動	2013.3	日本原子力学会和文論文集
32	汚染水処理廃棄物の廃棄体化に向けたガラス固化適用性検討(4)鉄リン酸塩ガラス媒体によるBaSO ₄ 固化処理に係る基礎試験	2013.3	日本原子力学会2013年春の年会
33	汚染水処理廃棄物の廃棄体化に向けたガラス固化適用性検討(5)鉄リン酸塩ガラス媒体によるNaCl固化処理に係る基礎試験	2013.3	日本原子力学会2013年春の年会
34	白金族堆積物の斜面流動に対する影響調査	2013.4	日本原子力学会北関東支部2013年度若手研究者発表会
35	ガラス固化技術開発施設(TVF)における固化セルクレーン-の補修	2013.6	第9回再処理・リサイクル部会セミナー
36	熔融LiCl-RbCl及びLiCl-KCl共晶塩中におけるタンゲステンを用いたUO ₂ ²⁺ の還元挙動	2013.8	Journal of Nuclear Materials

外部発表等一覧(高レベル廃液のガラス固化処理技術開発)(2/2)

No.	外部発表件名	発表月	学会・論文誌等
37	鉄リン酸塩ガラスの特性と構造に及ぼすCs ₂ SO ₄ の添加効果	2013.8	金属第53回・鉄鋼第56回中国四国支部講演大会
38	ラマン分光測定によるアルカリ・希土類含有ホウケイ酸ガラスの評価	2013.9	日本原子力学会2013年秋の大会
39	レーザアブレーション法ICP-AESIによる模擬ガラス固化体の元素分析(1) YAG-5 ωレーザ照射条件の最適化と元素分析例	2013.9	日本原子力学会2013年秋の大会
40	レーザアブレーション法ICP-AESIによる模擬ガラス固化体の元素分析(2) LA法と溶液法の比較及び流化ガラスの元素分析への適用	2013.9	日本原子力学会2013年秋の大会
41	汚染水処理廃棄物の廃棄体化に向けたガラス固化適用性検討(6) 鉄リン酸塩ガラス媒体によるフェロシアン化物成分の固化処理に関する基礎試験	2013.9	日本原子力学会2013年秋の大会
42	高レベル放射性廃液中の白金族物質に対するナノシートの吸着特性(1) ナノシートの試作と選定	2013.9	日本原子力学会2013年秋の大会
43	原子炉冷却に使用された海水を起源としたNaClの固化媒体としての鉄リン酸塩ガラスの適用性検討	2013.9	ICEM2013
44	被災した原子炉冷却水の浄化によって発生したスラッジ(主成分: BaSO ₄)を充填したIPG廃棄体の挙動	2013.9	ICEM2013
45	模擬高レベル放射性廃棄物硼珪酸ガラス中での白金族粒子の沈降挙動	2013.9	GLOBAL2013
46	溶融ホウケイ酸ガラスのCV測定週報の検討	2013.11	第59回ポーログラフイーおよび電気分析科学討論会
47	JAEAにおけるガラス固化技術開発	2013.11	International Symposium on Radiation Safety Management
48	高レベル放射性廃液中の白金族物質に対するセラミックナノシートの吸着特性	2013.11	第32回無機高分子研究討論会
49	ガラス固化体設計におけるFactSageの活用 —福島第一原子力発電所の汚染水処理により発生するスラッジ安定化のためのガラス固化技術の開発—	2013.11	2013年度FactSageユーズーザー大会
50	放射性スラッジ充填用媒体としての鉄リン酸塩ガラス組成の最適化	2014.6	BORITE/PHOSPHATE 2014
51	レーザアブレーション法ICP-AESIによる模擬ガラス固化体の元素分析(3)ガラス固化体中の未溶解物検出及び異物溶解量測定	2014.3	日本原子力学会2014年春の年会
52	ガラス固化プロセスにおけるルテニウム化合物の化学形態調査(1)硝酸塩を用いたルテニウム酸ナトリウムの合成実験	2014.3	日本原子力学会2014年春の年会
53	鉄リン酸塩ガラス媒体に関する熱学的考察	2014.3	日本原子力学会2014年春の年会
54	高レベル放射性廃液中の白金族物質に対するナノシートの吸着特性(2) ナノシート製造条件と吸着効果との関係	2014.3	日本原子力学会2014年春の年会
55	高レベル放射性廃液のガラス固化技術—より高い機能を持った固化触媒の探索—	2014.5	合金状態第172委員会第27回研究会
56	放射性スラッジ媒体としての鉄リン酸塩ガラスに係る組織最適化研究	2014.6	BORATE PHOSPHATE 2014
57	日本における高レベル放射性廃液ガラス固化用ガラス溶融炉の開発	2014.7	ICONE22
58	ガラス固化技術に係る基礎研究	2014.7	ニューガラスフォーラム第115回若手懇談会
59	TVFの運転実績と技術開発	2014.7	ニューガラスフォーラム第115回若手懇談会
60	従来の核燃料サイクルのホウケイ酸ガラス固化技術の適用性に関する研究	2014.7	六ヶ所・核燃料サイクルセミナー
61	汚染水処理廃棄物の廃棄体化に向けたガラス固化適用性検討(7) 鉄リン酸塩ガラス媒体による模擬スラッジの固化試験	2014.9	日本原子力学会2014年秋の大会
62	汚染水処理廃棄物の廃棄体化に向けたガラス固化適用性検討(8) 鉄リン酸塩ガラス固化体作製にかかる熱力学的考察	2014.9	日本原子力学会2014年秋の大会
63	レーザアブレーション法ICP-AESIによる模擬ガラス固化体の元素分析(4)ガラス固化体に含まれる元素の定量性	2014.9	日本原子力学会2014年秋の大会
64	ラマン分光測定・放射光XAFS測定による模擬廃棄物ガラスの評価	2014.9	日本原子力学会2014年秋の大会
65	模擬ガラス固化体の組成によるセリウム原子価への影響	2014.9	第17回XAFS討論会
66	高レベル放射性廃液のガラス固化技術—より高い機能を持った固化触媒の検討—	2014.10	NuMat2014
67	汚染水処理により発生したスラッジの鉄リン酸塩ガラス固化	2014.10	NuMat2014
68	溶融ホウケイ酸ガラス中のRuO ₂ 粒子の酸化還元挙動	2014.11	第60回ポーログラフイー及び電気分析化学討論会
69	溶融Li ₂ MoO ₄ -Na ₂ MoO ₄ 共晶塩中におけるUO ₂ ²⁺ /UO ₂ ²⁺ 対の酸化還元平衡	2014.11	Journal of Nuclear Materials

外部発表等一覧(ふげんMOX使用済燃料再処理試験等その他の技術開発)《1/5》

No.	外部発表件名	発表月	学会・論文誌等
1	硝酸プルトニウム溶液の液量測定システム及び15年以上の実証運転により証明された計量管理のための測定の不確かさ	2010.7	JAEA-Research 2010-033
2	DSTA法を用いたグローブボックスクリンアウト支援ツール(BCAT)の新概念について	2010.7	INMM 51st Annual Meeting
3	アドバンスドソリューションモニタリングシステム(ASMS)によるモニタリング能力と感度評価	2010.7	INMM 51st Annual Meeting
4	無機イオン交換たいを用いた低放射性廃液からのナトリウムの分離及び安定化に関する研究	2010.7	日本原子力学会 北関東支部 若手研究者発表会
5	鉄リン酸マトリックスによる低放射性廃液の処理プロセスに関する研究	2010.7	日本原子力学会 北関東支部 若手研究者発表会
6	低放射性廃液の廃棄体化に向けた技術開発	2010.7	日本原子力学会 北関東支部 若手研究者発表会
7	東海再処理工場における給電設備の集中監視システムの構築	2010.7	日本保全学会第7回学術講演会
8	東海再処理工場における高性能フィルタ交換周期の適正化	2010.7	日本保全学会第7回学術講演会
9	東海再処理施設へのソルトフリー洗浄試薬の適用試験	2010.9	日本原子力学会2010年秋の大会
10	ふげんMOX使用済燃料再処理試験(8)ハルモニタの適用性評価(その1)-破壊分析によるハルピース中のPu, Cm, U測定-	2010.9	日本原子力学会2010年秋の大会
11	ふげんMOX使用済燃料再処理試験(9)ハルモニタの適用性評価(その2)-破壊分析と非破壊測定との比較・評価-	2010.9	日本原子力学会2010年秋の大会
12	東海再処理工場のTi製ウラン溶液蒸発缶の腐食評価	2010.9	日本原子力学会2010年秋の大会
13	東海再処理施設における低放射性廃液の処理技術開発(9) 硝酸根分解済廃液のセメント固化試験	2010.9	日本原子力学会2010年秋の大会
14	東海再処理施設における事故事象別の概略リスク評価	2010.9	日本原子力学会2010年秋の大会
15	東海再処理施設受入貯蔵工程の保全実績	2010.9	日本原子力学会2010年秋の大会
16	簡素化ペレット法によるMOX燃料製造技術開発(2)小規模MOX試験設備を用いた転動造粒法による粉末流動性改良試験	2010.9	日本原子力学会2010年秋の大会
17	簡素化ペレット法によるMOX燃料製造技術開発(1)送液停止装置を用いたPu富化度調整精度評価試験	2010.9	日本原子力学会2010年秋の大会
18	高経年化したグローブボックス用ゴムパッキンの物性評価	2010.9	日本原子力学会2010年秋の大会
19	東海再処理工場せん断オフロガス系バタフライ弁の交換(1)弁交換作業	2010.9	日本原子力学会2010年秋の大会
20	東海再処理工場せん断オフロガス系バタフライ弁の交換(2)弁調査結果	2010.9	日本原子力学会2010年秋の大会
21	鉄リン酸ガラスによる低放射性廃棄物固化に関する基礎研究	2010.9	日本原子力学会2010年秋の大会
22	無機イオン交換体を用いた低放射性廃液からのナトリウムの分離及び安定化に関する研究	2010.9	日本原子力学会2010年秋の大会
23	信頼される技術者を目指して	2010.9	原子力eye
24	東海再処理工場(TRP)における核拡散抵抗性技術のプロセス設立に関する考察	2010.1	The Third International Symposium on Innovative Nuclear Energy Systems
25	電位規制クーロメトリーによるプルトニウム標準溶液の高精密値付け分析と不確かさ評価	2010.1	日本分析化学会関東支部第7回茨城地区分析技術交流会
26	音速度法による硝酸プルトニウム容積中の酸送度分析	2010.1	日本分析化学会関東支部第7回茨城地区分析技術交流会
27	シーケンシャルインジェクション法を用いたPuの分析	2010.1	日本分析化学会ふんせき
28	ポロンドープダイヤモンド電極を用いたオンライントリッピングボルタメトリーによる核燃料再処理廃液中の微量ウランの定量	2010.11	日本分析化学会分析化学
29	Na, Puや他の不純物を含む不均一ラジック試料に対する中性子マルチプリシティ測定の実証と課題	2010.11	Symposium on International Safeguards: Preparing for Future Verification Challenges
30	アドバンスドソリューションモニタリングシステムの検証と課題	2010.11	Symposium on International Safeguards: Preparing for Future Verification Challenges
31	先進的な核物質検査におけるプロセスモニタリングのための使用済燃料再処理施設中のウラン、プルトニウム及び酸のインライン定量	2010.11	Symposium on International Safeguards: Preparing for Future Verification Challenges
32	原子力施設における防護服着用作業員のためのリアルタイム暑熱負荷遠隔モニタリング装置の開発とその運用	2010.11	人間と生活環境系学会第34回人間-生活環境系シンポジウム
33	電位規制クーロメトリーによる硝酸プルトニウム溶液の精密分析と不確かさ評価	2010.12	JAEA-Technology 2010-040
34	分散線源関係解析法(DSTA)を用いたグローブボックスクリンアウト支援ツール(BCAT)の開発	2010.12	第31回核物質管理学会(INMM)日本支部年次大会
35	東海再処理施設の溶解槽におけるスラッジ除去技術について	2011.1	第7回再処理・リサイクル部会セミナー
36	ハルへ移行する核燃料物質の評価	2011.1	第7回再処理・リサイクル部会セミナー

外部発表等一覧(ふげんMOX使用済燃料再処理試験等その他の技術開発)《2/5》

No.	外部発表等	発表月	学会・論文誌等
	外部発表等		
	外部発表等		
37	フローインジェクション固相抽出/電気化学検出システムによる再処理廃液中の微量プルトニウムの定量	2011.1	Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry
38	東海再処理施設から発生する低放射性廃液の固化処理技術開発	2011.1	第7回再処理・再処理・リサイクル部会セミナー
39	鉄リン酸ガラスによる低放射性廃液固化に関する基礎研究	2011.1	第7回再処理・再処理・リサイクル部会セミナー
40	東海再処理施設における火災報知設備の非火災報知低減対策	2011.1	第7回再処理・再処理・リサイクル部会セミナー
41	東海再処理工場における高性能フィルタ交換周期の適正化	2011.1	第7回再処理・再処理・リサイクル部会セミナー
42	東海再処理施設から発生する低放射性廃液のセメント固化試験	2011.2	International Waste Management Symposia 2011(WM2011)
43	東海再処理工場高放射性廃液貯蔵工程の槽類換気系フィルタケーシングの更新	2011.3	日本原子力学会2011年春の年会
44	東海再処理工場低放射性廃液処理工程におけるセル内バルブガスケットの保全管理実績	2011.3	日本原子力学会2011年春の年会
45	東海再処理施設の燃料取扱いはブルクレーンの改良	2011.3	日本原子力学会2011年春の年会
46	固層抽出/誘導結合プラズマ質量分析法による再処理プロセス液中のテクネチウム-99の定量	2011.3	日本原子力学会2011年春の年会
47	地震時にせん断荷重を受ける機器据付ボルトの耐震裕度に関する一考察	2011.3	JAEA-Technology 2011-006
48	鉄リン酸ガラスによる低放射性廃液固化に関する基礎研究	2011.3	原子力学会関東・甲越支部第4回学生研究発表会
49	低レベル放射性廃液中のリン酸不溶性の最適化に関する研究	2011.3	原子力学会関東・甲越支部第4回学生研究発表会
50	東海再処理工程におけるKrガス放出特性の調査	2011.3	日本原子力学会2011年春の年会
51	東海再処理施設での再処理試験に用いる軽水炉高燃焼度燃料等の内蔵放射線量	2011.3	JAEA-Research 2011-004
52	東海再処理施設の臨界安全評価-初期ウラン濃縮度4.2%の軽水炉低濃縮ウラン燃料及びびげん照射燃料-	2011.3	JAEA-Research 2011-005
53	プルトニウムの精密分析	2011.5	日本分析化学会ぶんせき
54	原子力施設において防護服を着用する作業員の鼓膜温を用いた直腸温予測とその検証	2011.6	日本生理人類学会第64回大会
55	先進液量測定・監視システムの開発と将来への挑戦	2011.7	52nd INMM Annual Meeting
56	東海再処理工場における硝酸ウラン溶液蒸発缶及び脱硝塔の腐食評価	2011.9	GLOBAL2011
57	東海再処理工場におけるMOX使用済燃料の溶解槽スラッジの特性評価	2011.9	GLOBAL2011
58	ふげんMOX使用済燃料のハルに残留するPu,Cm,Uの特徴	2011.9	GLOBAL2011
59	東海再処理施設における硝酸ウラン溶液蒸発缶及び脱硝塔の腐食評価	2011.9	GLOBAL2011
60	MOXペレット製造用の水を使用する攪拌造粒法の小規模工学試験	2011.9	GLOBAL2011
61	Measurement of isotopic composition of lanthanides in reprocessing process solutions by high-performance liquid chromatography with inductively coupled plasma mass spectrometry (HPLC/ICP-MS)	2011.9	GLOBAL2011
62	東海再処理施設における事故カテゴリー別の概略リスク評価	2011.9	GLOBAL2011
63	東海再処理施設における放射性廃棄物の処理	2011.9	GLOBAL2011
64	FaCTプロジェクトにおける酸化燃料製造技術開発(2)MOXペレット製造用湿式攪拌造粒法の小規模工学試験	2011.9	GLOBAL2011
65	クリプトンガスのイオン注入固定化試験-大型容器の電極形状パラメータ試験-	2011.9	日本原子力学会2011年秋の大会
66	東海再処理施設におけるセル内クレーンの高経年化対応	2011.9	日本原子力学会2011年秋の大会
67	東海再処理施設におけるマニピレータの保守と改良	2011.9	日本原子力学会2011年秋の大会
68	コプロセッシング法の抽出フローシート開発(II)設定フローシートに基づく小型ミキサセトラ試験	2012.3	日本原子力学会2012年春の年会
69	コプロセッシング法の抽出フローシート開発(I)フローシート構成の検討及び抽出計算コード(MIXSET)によるフローシート設定	2012.3	日本原子力学会2012年春の年会
70	溶解工程における送液装置等の詰まり除去技術	2012.3	日本原子力学会2012年春の年会
71	東海再処理施設のウラン脱硝塔の運転経験	2012.3	日本原子力学会2012年春の年会
72	東海再処理施設の使用済燃料溶解液を取扱うバルブの保守管理	2012.9	日本原子力学会2012年秋の大会
73	高放射性廃液から発生する水素の測定及び解析(1)高放射性廃液貯槽のオフガス中の水素濃度測定と解析	2013.3	日本原子力学会2013年春の年会

外部発表等一覧(ふげんMOX使用済燃料再処理試験等その他の技術開発)(3/5)

No.	外部発表等	発表月	学会・論文誌等
74	高放射性廃液から発生する水素の測定及び解析(1)水素濃度の測定値と解析値の比較	2013.3	日本原子力学会2013年春の年会
75	高放射性廃液貯蔵工程オフガス処理系の運転管理	2013.3	日本原子力学会2013年春の年会
76	コプロセッシング法の抽出フローシート開発(内部サイクリング)を用いた供給液Pu/U:1%試験)	2013.3	日本原子力学会2013年春の年会
77	リン酸イオン不溶化による低レベル放射性廃液の分析精度向上技術に関する研究	2011.9	日本原子力学会2011年秋の大会
78	イミノニ酢酸樹脂を用いた低レベル放射性廃液の処理技術向上に関する研究	2011.9	日本原子力学会2011年秋の大会
79	東海再処理施設における低放射性廃液の処理技術開発(10)硝酸根分解済廃液のセメント固化試験	2011.9	日本原子力学会2011年秋の大会
80	簡素化ベレット法によるMOX燃料製造技術開発(1)小規模MOX試験設備を用いた転動造粒法による粉末流動性改良試験(その2)	2011.9	日本原子力学会2011年秋の大会
81	簡素化ベレット法によるMOX燃料製造技術開発(2)低水分添加率での転動造粒法による粉末流動性改良試験	2011.9	日本原子力学会2011年秋の大会
82	水酸化ナトリウムを用いた放射性廃液の中和処理試験(1)中和処理試験の概要	2011.9	日本原子力学会2011年秋の大会
83	水酸化ナトリウムを用いた放射性廃液の中和処理試験(2)中和による除染効率の確認	2011.9	日本原子力学会2011年秋の大会
84	水酸化ナトリウムを用いた放射性廃液の中和処理試験(3)中和沈殿物母体の含水率挙動	2011.9	日本原子力学会2011年秋の大会
85	東海再処理工場低放射性廃液処理工程オフガス系におけるヨウ素吸着性能試験	2011.9	日本原子力学会2011年秋の大会
86	キレートデイスク誘導結合プラズマ発光分光分析による再処理施設低レベル放射性廃液中の微量元素分析法の開発	2011.9	日本原子力学会2011年秋の大会
87	東海再処理施設における海中放出管からの漏えいについて-海中放出管の漏えい原因究明(その2)損傷から漏えいへの進展-	2011.9	日本保全学会第8回学術講演会
88	東海再処理施設における海中放出管からの漏えいについて-海中放出管の漏えい原因究明(その3)再発防止対策及び管理方法-	2011.9	日本保全学会第8回学術講演会
89	東海再処理施設における海中放出管からの漏えいについて-海中放出設備及び漏えい現象概要(可能性から確認)-	2011.9	日本保全学会第8回学術講演会
90	東海再処理施設における海中放出管からの漏えいについて-海中放出管漏えい箇所への復旧-	2011.9	日本保全学会第8回学術講演会
91	東海再処理施設における海中放出管からの漏えいについて-海中放出管の漏えい原因究明(その1)損傷から漏えいへの進展-	2011.9	日本保全学会第8回学術講演会
92	原子力施設において防護服を着用する作業員の鼓膜温を用いた直腸温予測とその検証	2011.1	The Fourth International Conference on Human-Environment System
93	LA-10P-MSによる生体試料中アクチノイド各種の可視化・定量	2011.11	日本分析化学会ぶんせき
94	先進型溶液監視・測定装置(ASMS)の開発	2011.11	第32回核物質管理学会日本支部年次大会
95	計量管理に利用する液量測定システムの健全性確認方法の提案	2011.11	第32回核物質管理学会日本支部年次大会
96	査察機器リモートモニタリング化における無線LAN技術の適用	2011.11	第32回核物質管理学会日本支部年次大会
97	東京電力福島第一原子力発電所タービン建屋内滞留水中のストロンチウム-89、90の迅速分析	2011.12	第8回茨城地区分析技術交流会
98	硝酸溶液中の微量ウラン及び微量金属元素定量のためのフロー分析システムの開発	2011.12	第8回茨城地区分析技術交流会
99	東海再処理施設の燃料導入コンベアの改良	2012.3	日本原子力学会2012年春の年会
100	原子力施設において防護服を着用する作業員の熱中症遠隔モニタリング技術	2012.3	日本原子力学会2012年春の年会
101	プラスト法による低レベル雑固体廃棄物からのMOX粉末回収に係る適用性調査試験	2012.3	日本原子力学会2012年春の年会
102	簡素化ベレット法によるMOX燃料製造技術開発-脱硝・造粒の容器共用に対する窒化珪素材料の強度評価試験-	2012.3	日本原子力学会2012年春の年会
103	鉄リソ酸ガラスを用いたNa高含有低レベル放射性廃液の固化に関する研究	2012.4	日本原子力学会北関東支部若手研究発表会
104	耐震評価のための励磁電流変動法による小型リレーの共振周波数測定-新しい地震耐力試験方法の考案と実証試験-	2012.6	JAEA-Technology 2012-016
105	使用済燃料の再処理工程で生じる高レベル放射性廃液から抽出した ⁹⁰ Yを含有する医薬品及び医療機器に関する調査・検討	2012.7	JAEA-Review 2012-008
106	多数のグローブボックス存在下におけるMOXホルドアップ測定への動的クロストーク補正(DCTC)の実施	2012.7	53rd INMM Annual Meeting
107	Znセラムミックスレータを用いたPu用NDAシステム計画	2012.7	53rd INMM Annual Meeting
108	グローブボックス中のパッシング型中性子連続モニタリング装置の設計と実施	2012.7	53rd INMM Annual Meeting
109	計量管理に利用する液量測定システムの健全性確認方法の提案	2012.7	53rd INMM Annual Meeting
110	査察機器のリモートモニタリング化における無線線技術の適用	2012.7	53rd INMM Annual Meeting

外部発表等一覧(ふげんMOX使用済燃料再処理試験等その他の技術開発)《4/5》

No.	外部発表件名	発表月	学会・論文誌等
111	低放射性廃液用吸着剤の開発とCsとSrの吸着特性	2012.8	第8回再処理・リサイクル部会セミナー
112	電気化学検出を利用した流れ分析法によるPuの高感度定量	2012.9	原子力学会2012年秋の大会
113	Cs除去用固相抽出デバイス/イソペクトロメトリによる高濃度放射性セシウム含有試料中の微量 γ 核種の分析法の開発	2012.9	原子力学会2012年秋の大会
114	不溶性フェロシアン化物を担持した無機複合体のCs吸着特性(1)耐放射線性の確認	2012.9	原子力学会2012年秋の大会
115	ホウ酸マトリックスによるNa含有保写生廃液固定化の基礎研究	2012.9	原子力学会2012年秋の大会
116	イノニ酢酸樹脂を用いた低レベル放射性廃液の高感度分析技術開発の基礎研究	2012.9	原子力学会2012年秋の大会
117	鉄リン酸ガラスによるNaの固定化および浸出挙動の検討	2012.9	原子力学会2012年秋の大会
118	励磁電流変動法による小型リレーの共振周波数測定	2012.9	原子力学会2012年秋の大会
119	マイクロ波加熱によって脱硝されたMOX粉末の湿式造粒	2012.1	日本原子力学会英文論文誌
120	複数のグローブボックス環境下におけるホールドアップ測定への動的クロストーク補正(DCTC)の適用	2012.1	核物質管理学会日本支部第33回年次大会
121	ZrS ₂ セラミックシンチレータを使ったPu-NDAシステムのデモンストラーション計画	2012.1	核物質管理学会日本支部第33回年次大会
122	東海再処理工場におけるランダム査察導入後の施設者の経験	2012.1	核物質管理学会日本支部第33回年次大会
123	固相抽出-高周波プラズマ質量分析計による数値計算とU-Pu混合転換技術にかかわる界面の例	2012.12	第9回茨城地区分析技術交流会
124	軸対称な流体-液体界面形状の極座標系による数値計算とU-Pu混合転換技術にかかわる界面の例	2013.1	JAEA-Research 2012-033
125	将来の再処理に向けたU, Pu共回収法(コプロセスング法)の開発	2013.9	GLOBAL2013
126	コプロセスング法におけるUPu混合製品モニタ技術開発(1)電気伝導率法による酸濃度分析	2013.9	日本原子力学会2013年秋の大会
127	マイクロ化学チップを利用したPuの溶媒抽出とその速度論的考察	2013.4	日本原子力学会北関東支部若手研究者発表会
128	再処理施設における負圧環境下で正確に作動する差圧式圧カススイッチの開発	2013.4	日本原子力学会北関東支部若手研究者発表会
129	ジオポリマー固化法による低レベル放射性廃液固化に関する基礎研究	2013.5	第67回セメント技術大会
130	東海再処理施設の震災に備えた安全対策の強化	2013.6	第9回再処理・リサイクル部会セミナー
131	東海再処理施設における将来の核セキユリティのためのプロセスモニタリングデータ活用に関する提案	2013.7	54th INMM Annual Meeting
132	連続中性モニタ(CNM)におけるリング比を用いた直接アルファ値推定技術の提案	2013.7	54th INMM Annual Meeting
133	汚染水処理二次廃棄物体化技術検討(1)除染装置スラッジのセメント固化の検討	2013.9	日本原子力学会2013年秋の大会
134	ゼオライト系吸着材の硝酸塩廃液におけるSr吸着特性	2013.9	日本原子力学会2013年秋の大会
135	マイクロ化学チップを用いたプルトリウム溶媒抽出とその速度論的考察	2013.9	日本原子力学会2013年秋の大会
136	マイクロ波脱硝装置内のサポート層高さによる加熱効率への影響	2013.9	日本原子力学会2013年秋の大会
137	低レベル放射性廃液の分析前処理に用いる複合型イノニ酢酸樹脂の合成及び吸着性能評価	2013.9	日本原子力学会2013年秋の大会
138	海水を含む放射性廃液のホウ酸ガラスによる固定化の基礎研究	2013.9	日本原子力学会2013年秋の大会
139	連続中性モニタ(CNM)におけるリング比を用いたアルファ値推定技術の提案	2013.1	第34回核物質管理学会日本支部年次大会
140	東海再処理施設における核セキユリティのための工程監視データ活用に関する提案	2013.1	第34回核物質管理学会日本支部年次大会
141	ホウ酸ガラスを用いた東京電力福島第一原子力発電所事故由来の汚染水固化に関する基礎研究	2013.11	日本原子力学会 関東・甲越支部第12回若手研究者発表会検討会
142	再処理技術開発の今後の展開	2013.11	日本原子力学会誌
143	硝酸ウランニル・硝酸プルトリウム混合溶液のマイクロ波脱硝における加熱効率	2013.12	日本原子力学会和文論文誌
144	オンライン固相抽出/電気化学検出システムを用いた再処理プラントにおけるネプツニウムの定量	2014.3	Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry
145	コプロセスング法の抽出フローシート開発(分配部における製品Pu/U比の制御について)	2014.3	日本原子力学会2014年春の年会
146	U, Pu共回収プロセスにおけるU分配挙動調査	2014.4	日本原子力学会北関東支部若手研究者発表会
147	ストリッピングボルタメトリーによる硝酸プルトリウム溶液中の微量成分分析法の開発	2014.4	日本原子力学会北関東支部若手研究者発表会
148	再処理施設の高レベル廃液貯槽内において放射線分解により生成した水素の挙動 -高レベル廃液貯槽の槽類換気中の水素濃度の測定-	2014.5	Nuclear Technology

外部発表等一覧(ふげんMOX使用済燃料再処理試験等その他の技術開発)《5/5》

No.	外部発表等	発表月	学会・論文誌等
149	ZnsS/10B2O3セラミックシリンチレータ検出器を用いたPu非破壊測定システムの開発とデモンストラレーション	2014.7	55th INMM Annual Meeting
150	10B+3He統合型連続中性子モニター(BHCM)の設計及びグローブボックス内ホールドアップモニタリングの実施	2014.7	55th INMM Annual Meeting
151	Pu及びU-Pu硝酸溶液に対するINVS測定の高精度化	2014.7	55th INMM Annual Meeting
152	グローブボックスフィルタケーシングの腐食原因と補修技術	2014.7	日本保全学会第11回学術講演会
153	東海再処理施設における分析設備の保守	2014.7	日本保全学会第11回学術講演会
154	再処理施設分析廃液配管の腐食原因の調査	2014.7	日本保全学会第11回学術講演会
155	再処理施設分析廃液配管の腐食部の復旧	2014.7	日本保全学会第11回学術講演会
156	東海再処理施設における電気部品の保守	2014.7	日本保全学会第11回学術講演会
157	東海再処理施設の抽出器用流量調節弁の改良	2014.7	日本保全学会第11回学術講演会
158	負圧環境下で正確に作動する差圧式圧カスィッチの開発	2014.7	日本保全学会第11回学術講演会
159	炭素繊維シートの主排気筒ダクトの補修への適用	2014.7	日本保全学会第11回学術講演会
160	東海再処理施設から発生する低レベル放射性廃液の安定固化	2014.8	日本原子力学会 再処理・リサイクル前会 第6回回きんぎんセミナー
161	高放射性廃液から発生する水素の測定及び水素放出制御効果の解析(1)水素濃度の測定と評価	2014.9	日本原子力学会2014年秋の大会
162	高放射性廃液から発生する水素の測定及び水素放出制御効果の解析(2)水素濃度の測定値と解析値の比較	2014.9	日本原子力学会2014年秋の大会
163	高濃度硝酸塩廃液に適用可能なCs吸着材の検討	2014.9	日本原子力学会2014年秋の大会
164	平成23年東北地方太平洋沖地震後の東海再処理施設の健全性に係る点検・評価の結果について (1)経緯、全体概要	2014.9	日本原子力学会2014年秋の大会
165	平成23年東北地方太平洋沖地震後の東海再処理施設の健全性に係る点検・評価の結果について (2)設備の地震応答解析結果	2014.9	日本原子力学会2014年秋の大会
166	平成23年東北地方太平洋沖地震後の東海再処理施設の健全性に係る点検・評価の結果について (3)設備の点検・評価結果、総合評価	2014.9	日本原子力学会2014年秋の大会
167	平成23年東北地方太平洋沖地震後の東海再処理施設の健全性に係る点検・評価の結果について (4)建物・構築物の地震応答解析結果	2014.9	日本原子力学会2014年秋の大会
168	平成23年東北地方太平洋沖地震後の東海再処理施設の健全性に係る点検・評価の結果について (5)建物・構築物の点検・評価結果、総合評価	2014.9	日本原子力学会2014年秋の大会
169	MOX粉末中のPu溶解性向上試験	2014.9	日本原子力学会2014年秋の大会
170	耐放射線RFタグの放射線照射による機能確認	2014.9	日本原子力学会2014年秋の大会
171	放射性廃棄物概論 施設の運転および廃止措置により発生する放射性廃棄物の対策	2014.1	日本原子力学会誌
172	計量管理及び保障措置の改善のための先進的MOXホールドアップ測定技術の開発	2014.1	Symposium on International Safeguards
173	高速増殖炉サイクルのためのコプロセッシング法によるU,Pu混合製品モニタ技術の開発	2014.11	日本分析化学会関東支部第9回茨城地区分析技術交流会
174	再処理施設の定期的な評価報告書	2014.11	JAEA-Technology 2014-032
175	福島第一原子力発電所の処理水タンクの90Sr(⁹⁰ Y)のin situ分析	2014.12	日本分析化学会 茨城地区交流会
176	平成23年度東北地方太平洋沖地震後の東海再処理施設の健全性に係る点検・評価の結果について	2015.1	日本原子力学会誌

This is a blank page.

資料 3-4

事後評価の評価シート案（核燃料物質の再処理に関する技術開発）

This is a blank page.

事後評価の評価シート案（核燃料物質の再処理に関する技術開発）

		〇〇委員 or 委員会評価	
		自己評価	評価理由/ご意見
		自己評価	評価
核燃料物質の再処理に関する技術開発	自己点検内容		
1) ガラス固化技術開発	(1) 国費を用いた研究開発としての意義 「原子力政策大綱」(原子力委員会、平成 17 年 10 月)において、原子力機構は六ヶ所再処理工場への必要な技術支援を継続すること及び高燃焼度燃料や軽水炉 MOX 燃料の実証試験等について六ヶ所再処理工場及び六ヶ所再処理工場に続く再処理工場に係る技術的課題の提示を受けた上で実施することが記載されている。また「原子力に関する研究開発の推進方策について」(文部科学省 科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会、平成 18 年 8 月)において、原子力機構はこれまでの知見を活かし、六ヶ所再処理施設の安全性、信頼性、経済性の向上に資するため、新型転換炉「ふげん」の使用済燃料や高燃焼度燃料等の再処理試験を行い、これらを通じた再処理施設の運転及び保守に係る技術を 2015 年までに移転し、またガラス溶融炉の改良等の技術開発を 2030 年頃までに行い、技術移転を図るべきであるとされている。震災後に見直しが行われた「エネルギー基本計画」(閣議決定、平成 26 年 4 月)においても、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減や、資源の有効利用等に資する核燃料サイクルについて、これまでの経験等も十分に考慮し、引き続き関係自治体や国際社会の理解を得つつ取り組むこととし、再処理やプルサーマル等を推進している。このため、軽水炉における燃料の多様化に対応した再処理技術等の高度化及び六ヶ所再処理工場を対象とした民間事業者の推進に必要な技術支援を行うことは、再処理技術の継承、人材育成の観点からも国費を用いた研究開発としての意義は大きいと評価する。	A	
2) ふげん MOX 使用済燃料再処理試験	(2) 研究開発計画の妥当性		
3) 高燃焼度使用済燃料再処理試験	1) ガラス固化技術開発については、炉内形状計測システムの開発、高温下での白金族元素の挙動調査や堆積ガラスの流動状態を予測するシミュレーション技術開発に取り組み、次期ガラス溶融炉の設計及び運転方法の最適化への活用を図った。これらの成果は、「次期ガラス溶融炉の設計に資するため、ガラス固化技術開発施設(TVF)での運転を通じて、白金族元素の挙動等に係るデータを取得し、評価する」という本試験の目的と整合しており、計画は妥当であったと評価する。	A	
4) 民間事業者の核燃料サイクル事業への支援			

		〇〇委員 〇委員会評価	
		評価	評価理由/ご意見
	自己点検	自己評価	
	自己点検内容		
核燃料物質の再処理に関する技術開発	2) ふげん MOX 使用済燃料再処理試験については、ハル等への核燃料物質の移行評価、マイナーアクチニド等に係る分析技術の高度化を進めるとともに、東北地方太平洋沖地震以降は、高レベル放射性廃液から発生する水素量の評価や、U、Pu 共回収法(コプロセッシング法)に係る研究開発を重点的に進めた。また、東海再処理施設の技術情報を集約しデータベース化した。これらの成果は、「軽水炉 MOX 燃料に対応する再処理技術の高度化を図る」という本試験の目的と整合しており、計画は妥当であったと評価する。		
1) ガラス固化技術開発	3) 高燃焼度使用済燃料再処理試験については、許認可申請に必要な準備を完了するとともに、ガラス固化実証試験や不溶解残渣調査等の高燃焼度燃料処理時における試験内容について検討を実施した。これらの成果は、「燃料の高燃焼度化に対応する再処理技術の高度化を図る」という本試験の目的と整合しており、計画は妥当であったと評価する。		
2) ふげん MOX 使用済燃料再処理試験	4) 民間事業者の核燃料サイクル事業への支援については、日本原燃株の要請に応じ、機構技術者の出向派遣、原燃技術者の受入養成訓練、技術情報提供等を実施した。また、六ヶ所ガラス固化施設(K施設)の課題解決のため、H19年度からの約7年間に及び現地での試運転支援、実規模モックアップ試験への支援、実アルカリ濃縮廃液中のDBP及び各種元素濃度分析や模擬不溶解残渣に係る評価、白金族含有ガラスの物性測定等の基礎物性調査の実施・評価に計画的に継続して取組んだ。これらの成果は、「民間事業の推進に必要な技術支援を行う」、「六ヶ所再処理工場におけるガラス固化技術の課題解決のため、ワールドモックアップ試験での試験に協力し、ガラス溶融炉の安定運転に資する炉内温度などのデータの取得・評価について支援する」という目的と整合しており、計画は妥当であったと評価する【資料4-9-3 P15 参照】。		
3) 高燃焼度使用済燃料再処理試験			
4) 民間事業者の核燃料サイクル事業への支援			

		〇〇委員 〇委員会評価	
		評価	評価理由/ご意見
自己点検		自己評価	
	自己点検内容		
核燃料物質の再処理に関する技術開発	(3) 研究開発の達成度 1) ガラス固化技術開発については、白金族高濃度堆積ガラスの挙動調査を通して、溶融炉の安定運転に大きく影響を与える高温下での白金族元素の挙動を定式化した。シミュレーション技術開発では、炉底傾斜部を模擬した白金族元素高濃度堆積物の流動試験を実施し解析結果と比較することで、シミュレーションによる流動予測の見通しを得た。また、TVF 溶融炉実機の炉内構造物の腐食データ及びガラス溶融炉の電極材料腐食試験による腐食データの蓄積により、溶融炉の寿命評価に資する知見を得た。これらの得られた知見から、白金族元素の挙動評価及び溶融炉の寿命評価の精度が向上した。 2) ふげん MOX 使用済燃料再処理試験については、ハル等への核燃料物質の移行評価を行い、計量管理及び保障措置技術の向上に資するデータとして整理した。また、将来の再処理施設の高度化に対応できる分析法として、特にマイナーアクチノイドの1つである Np については、ホット試験により迅速・簡便なオンライン測定システムを確立した。東北地方太平洋沖地震以降は、再処理施設の安全性に資するデータとしてプラント規模で高レベル放射性廃液から発生する水素発生量の測定を行い、安全審査に資するデータとして整理した。また、再処理技術の高度化として実施した U、Pu 共回収法(コプロセッシング法)については、ミキサセトラ試験において一定の Pu/U 比で回収できることを確認することで、遠心抽出器を用いた工学規模試験に向けて技術的な成立性の見通しを得た。再処理技術の体系的整備については、データベース化がほぼ終了した。	A	
3) 高燃焼度使用済燃料再処理試験	3) 高燃焼度使用済燃料再処理試験については、再処理試験実施に向け、許認可申請に必要な準備を完了するとともに、電気事業者との協議を踏まえ、高燃焼度燃料試験時に実施する試験内容等について具体化した。 (地震後は電気事業者と協議し再処理施設の状況等を踏まえ本試験に係る検討を中断。)		
4) 民間事業者の核燃料サイクル事業への支援			

		〇〇委員 〇委員会評価	
		自己評価	評価理由/ご意見
自己点検			
自己点検内容			
核燃料物質の再処理に関する技術開発	4) 民間事業者の核燃料サイクル事業への支援については、日本原燃(株)からの要請に応じ、六ヶ所ガラス固化施設(K 施設)のガラス固化試験への支援を実施するとともに、機構が所有する試験施設等を用いた受託業務を進めた。また、機構技術者の出向派遣、日本原燃(株)技術者の受入養成訓練、技術情報提供等を実施した。		
1) ガラス固化技術開発	以上の結果を踏まえ、東北地方太平洋沖地震等の影響により、当初予定していた再処理運転を通じたデータ採取等の試験の一部はできなかったものの、ガラス固化技術等の高度化や民間事業者の推進に必要な技術支援を着実に実施しており、所期の目的を達成したものと評価する。		
2) ふげん MOX 使用済燃料再処理試験			
3) 高燃焼度使用済燃料再処理試験	(4) <u>新たな課題への反映の検討</u> ガラス固化技術開発については、シミュレーション技術の高度化や、白金族元素の沈降・堆積挙動解明として炉形状等を考慮した基礎試験や粒子挙動解析等の取り組みを継続し、温度管理・制御の高度化による白金族元素の沈降・堆積の抑制を図った次期ガラス溶融炉の設計・開発に反映する。 ふげん MOX 使用済燃料再処理試験及び高燃焼度使用済燃料再処理試験については、平成 28 年 9 月に取りまとめた機構改革報告書における再処理技術開発に係る今後の方向性の主旨に従い、既存の試験フィールド(高レベル放射性物質研究施設等)を維持・活用した再処理技術の高度化や将来再処理に向けた基礎・基盤技術開発の一環として次期中長期計画期間において実施する研究開発へ反映する。	A	
4) 民間事業者の核燃料サイクル事業への支援	民間事業者の核燃料サイクル事業への支援については、引き続き、日本原燃(株)からの要請に応じて、機構の資源を活用し、情報の提供や技術者の人的支援を継続するとともに、機構が所有する試験施設等を活用した試験、トラブルシューティング等に積極的に取り組む。		

		〇〇委員 委員会評価	
		自己評価	評価理由/ご意見
自己点検		自己評価	評価
自己点検内容			
核燃料物質の再処理に関する技術開発	(5) 効果・効用(アウトカム) 1) ガラス固化技術開発については、溶融炉の安定運転に大きく影響を与える高温下での白金族元素の挙動解明や白金族元素の沈降堆積及び抜き出し性等の運転特性を評価するためのシミュレーション技術開発及び溶融炉の寿命評価及び溶融炉の寿命評価の精度を改善した。これらを活用し次期ガラス溶融炉の設計を進める。	A	
1) ガラス固化技術開発	2) ふげん MOX 使用済燃料再処理試験については、試験を通してマイナーアクチノイド等に係る分析技術を確立し、再処理施設における将来の計量管理及び保障措置技術の向上に貢献した。高レベル放射性廃液から発生する水素量(水素濃度)の評価結果は、最新の安全評価に活用されている。		
2) ふげん MOX 使用済燃料再処理試験	3) 高燃焼度使用済燃料再処理試験については、高燃焼度燃料再処理時における設備機器や運転操作に与える影響を評価し、留意点として高レベル放射性廃液のガラス固化に与える白金族元素の影響を定量化し、プラント規模での高燃焼度燃料処理の見通しを得た。		
3) 高燃焼度使用済燃料再処理試験	4) 民間事業者の核燃料サイクル事業への支援については、六ヶ所ガラス固化施設(K 施設)のガラス固化試験を無事完了させ、六ヶ所再処理工場の竣工に向け最大の障害となっていたガラス固化試験の課題解決に大きく貢献した。		
4) 民間事業者の核燃料サイクル事業への支援	(6) 人材育成の貢献の程度 各業務の実施にあたっては、中堅技術者が中核的な役割を担い、若手技術者を指導しながら研究開発を進めた。これにより中堅技術者は指導力を養い、若手技術者は研究開発の基本的な知識や技術を身に付けることができ、再処理技術の継承に広く貢献できた。また、関連部署との交流や再処理技術の体系的整備作業を通じて再処理技術の継承や技術者の技術レベル向上を図ることができた。これらを踏まえ、人材育成への貢献は妥当と評価する。	A	

自己点検		〇〇委員 〇委員会評価	
自己点検内容	自己評価	評価	評価理由/ご意見
<p>核燃料物質の再処理に関する技術開発</p> <p>1) ガラス固化技術開発</p> <p>2) ふげんMOX使用済燃料再処理試験</p> <p>3) 高燃焼度使用済燃料再処理試験</p> <p>4) 民間事業者の核燃料サイクル事業への支援</p>	<p>(7) 実施体制の妥当性</p> <p>受託業務を含め各業務の実施にあたっては実施項目毎に関連部署の役割分担を明確にし、その分担に応じた業務を実施することにより一定の成果を得ることができた。特に、日本原燃(株)へのガラス固化に係る技術支援については、平成23年5月に再処理技術開発センター内に発足したガラス固化技術開発部各課にて、支援項目毎に定めた役割分担に従い実施した。また、核燃料サイクル工学研究所内関連部署や原子力科学研究所の基礎研究部署とも連携し、ガラス固化技術に関して機構の技術力を結集して日本原燃(株)支援を行い無事完了させた。これらを踏まえ、実施体制については妥当と評価する。</p> <p>A</p>		
	<p>(8) 内外他機関との連携の妥当性</p> <p>各業務を進めるにあたっては、必要に応じて機構内外の関係機関と連携し、研究開発を進めた。特に、ガラス固化技術開発については、平成23年5月に再処理技術開発センター内に発足したガラス固化技術開発部が原子力機構におけるガラス固化技術開発の中心となり、原子力科学研究所の基礎試験部門等と連携しながら業務を進めた。また、日本原燃(株)とのガラス固化に関する連絡を密にすることにより、六ヶ所再処理工場のガラス固化技術の問題解決に大きく貢献するとともに、開発メーカーも含めた会議体等に参加し、技術情報の共有を図った。これらを踏まえ、機構内外他機関との連携は妥当と評価する。</p> <p>A</p>		
	<p>(9) 目標・達成管理の妥当性</p> <p>各業務において、中期計画に沿った各年度の研究開発目標を年度当初に設定し、期中において進捗状況を確認することにより適切なフィードバックを行い、年度末における目標達成の管理を行った。これらを踏まえ、目標・達成管理は妥当と評価する。</p> <p>A</p>		

		〇〇委員 〇 委員会評価	
自己点検		自己評価	評価理由/ご意見
総合評価	自己点検内容		
	<p>本プロジェクトは、東北地方太平洋沖地震等の影響により、当初予定していた再処理運転を通じたデータ採取等の試験の一部ができなかったものの、ガラス固化技術を始めとした再処理技術の高度化や六ヶ所再処理工場の技術支援を通じて核燃料サイクルの推進に大きく貢献しており、所期の目的を達成したものと評価する。</p>	A	

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량	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
比透磁率 ^(b)	(数字の)	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 ^(e)	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	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)	°C		K
光照射量	ルーメン	lm	cd sr ^(e)	cd
放射線量	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
酸素活性化	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及び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
粘力のモーメント	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹
表面張力	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
角速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ = s ⁻¹
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	m m ⁻¹ s ⁻² = s ⁻²
熱容量, エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
比エネルギー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m ² s ⁻² K ⁻¹
熱伝導率	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² s ⁻²
体積エネルギー	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
電界の強さ	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
電荷密度	ジュール毎立方メートル	V/m	m kg s ⁻³ A ⁻¹
電表面電荷	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ 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	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ² s A
透磁率	ファラド毎メートル	F/m	m ³ kg ⁻¹ s ⁴ A ²
モルエネルギー	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
吸収線量率	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ s A
放射線強度	グレイ毎秒	Gy/s	m ² s ⁻³
放射輝度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ⁴ m ⁻² kg s ⁻³ = m ² kg s ⁻³
酵素活性濃度	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
	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	zepto	z
10 ¹	デカ	da	10 ⁻²⁴	yocto	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 ⁴ m ²
リットル	L, l	1 L=1 l=1 dm ³ =10 ³ cm 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 ⁵ Pa
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
バイン	b	1 b=100fm ² =(10 ¹² cm ²) ² =10 ⁻²⁸ m ²
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的関係は、 対数量の定義に依存。
ベレル	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 ⁴ cd m ⁻²
フオト	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² =10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²
マクスウェル	Mx	1 Mx=1 G 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 _e =(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	f	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	cal	1 cal=4.1858J (「15°C」カロリ), 4.1868J (「IT」カロリ), 4.184J (「熱化学」カロリ)
マイクロ	μ	1 μ=1μm=10 ⁻⁶ m

