

使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の
処理方法の検討
－平成25、26年度成果概要報告－
(受託研究)

Study of Treatment Method for Damaged Fuels Removed from the Spent Fuel Pool
－ Outline of Annual Report for JFY2013 and JFY2014 －
(Contract Research)

飯嶋 静香 内田 直樹 田口 克也 鷲谷 忠博

Shizuka IJIMA, Naoki UCHIDA, Katsuya TAGUCHI and Tadahiro WASHIYA

福島研究開発部門

核燃料サイクル工学研究所

環境技術開発センター

福島技術開発試験部

Department of Fukushima Technology Development

Nuclear Backend Technology Center

Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories

Sector of Fukushima Research and Development

November 2015

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Review

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

使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討
ー平成 25、26 年度成果概要報告ー
(受託研究)

日本原子力研究開発機構 福島研究開発部門
核燃料サイクル工学研究所 環境技術開発センター 福島技術開発試験部

飯嶋 静香*、内田 直樹*、田口 克也^{+1*}、鷲谷 忠博^{+2*}

(2015 年 7 月 7 日受理)

福島第一原子力発電所の使用済燃料プールの燃料には、海水、コンクリート等の不純物の付着・同伴に加え、落下したガレキによる損傷の可能性もある。東京電力(株)福島第一原子力発電所 1～4 号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ(平成 23 年 12 月 21 日)において、1～4 号機の使用済燃料プールから取り出した燃料の取り扱いに向けた研究開発として、将来の処理・保管方法の検討に資するための研究開発の必要性及び実施概要が示された。これらの損傷燃料等の将来の処理方法の決定に向け、処理方策の一つである再処理の技術的な成立性を確認しておく必要がある。

本報告では、これらの損傷燃料等について、再処理が可能か否かを判断するための指標を整備することを目的として、漏えい燃料等の処理経験を有する東海再処理施設並びに海外再処理施設の処理事例、福島第一原子力発電所のプール燃料の貯蔵状況及び点検・調査結果等を整理した上で、損傷燃料等を再処理する際の技術的課題を抽出するとともに、必要な研究要素を整理した。

その結果、必要な研究要素は、損傷燃料等のハンドリング等に係る評価、不純物による再処理機器への腐食影響評価、不純物の工程内挙動評価及び不純物の廃棄体への影響評価であった。また、研究要素に関する試験・検討結果に基づき、再処理可否を判断するための分別指標(海水成分(塩化物イオン) 780g/体、コンクリート 2kg/体)を整備した。

本報告書は、経済産業省「平成 25 年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業(使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討)」及び平成 25 年度「廃炉・汚染水対策事業費補助金(使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討)」に係る補助事業として実施した成果の概要である。なお、これらの事業は技術研究組合国際廃炉研究開発機構が受託または補助事業者となり、その一員である日本原子力研究開発機構が実施した。

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

+1 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

+2 福島研究開発部門 廃炉国際共同研究センター 燃料デブリ取扱・分析ディビジョン

* 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構

Study of Treatment Method for Damaged Fuels Removed from the Spent Fuel Pool

— Outline of Annual Report for JFY2013 and JFY2014 —

(Contract Research)

Shizuka IJIMA *, Naoki UCHIDA *, Katsuya TAGUCHI^{+1*} and Tadahiro WASHIYA^{+2*}

Department of Fukushima Technology Development, Nuclear Backend Technology Center,
Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories, Sector of Fukushima Research and Development
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received July 7, 2015)

There is a possibility that the fuel assemblies stored in the spent fuel pool (SFP) at Fukushima Daiichi NPS (or Nuclear Power Station) are not only exposed to seawater and concrete fragments, but also damaged by fallen rubbles. In this report, for the purpose of drawing indicators to make a judgmental decision on the possibility of reprocessing these damaged nuclear fuels, we organized the treatment experiences of fuel leaks at Tokai Reprocessing Plant and overseas reprocessing facilities, as well as the storage conditions and inspection results of the fuel assemblies stored in the SFP at Fukushima Daiichi NPS. After that, we listed technological problems with reprocessing damaged nuclear fuels and selected elements of the research.

As a result, it was found that the research would need to include “The evaluation about handling of damaged nuclear fuels”, “The evaluation of corrosion impact on reprocessing device due to impurities”, “The behavior evaluation of impurities in chemical reprocessing process” and “The influence evaluation of impurities on high level waste”. Finally, we drew the indicators (composition of seawater: chloride ion 780g/fuel assembly, concrete 2kg/fuel assembly) based on the results of the examination and the study about elements of the research.

Keywords : Damaged Fuel, Spent Fuel Pool, Reprocessing, Seawater, Concrete

This report includes part of the results from “Project for development of the technological foundation for decommissioning and safety of nuclear reactors for power generation for FY2013: Study of treatment method of damaged fuel removed from the spent fuel pool”, entrusted by Ministry of Economy, Trade and Industry (or METI) etc.

+1 Technology Development Department, Tokai Reprocessing Technology Development Center, Sector of Decommissioning and Radioactive Waste Management

+2 Fuel Debris Handling and Analysis Division, Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science, Sector of Fukushima Research and Development

* International Research Institute for Nuclear Decommissioning

目次

1. はじめに	1
2. 経緯	1
3. 実施概要及び実施体制	2
3.1 実施概要	2
3.2 実施体制（JAEA）	3
3.3 実施体制（JAEA/IRID）	3
4. 損傷燃料等に関する事例調査	4
4.1 東海再処理施設の処理実績等	4
4.1.1 工程概要と処理実績	4
4.1.2 漏えい燃料（ピンホール型）の処理実績	5
4.1.3 再組立燃料の処理実績	6
4.2 海外再処理施設における損傷燃料等の処理事例	6
4.3 得られた知見	8
5. 福島第一原子力発電所のプール燃料の燃料貯蔵状況等	8
5.1 福島第一原子力発電所のプール燃料の燃料貯蔵状況	8
5.2 使用済燃料等の点検・調査結果	9
5.2.1 4号機新燃料（未照射燃料）の調査結果	9
5.2.2 4号機使用済燃料の調査結果	10
6. 損傷燃料等の再処理技術適用のための課題の抽出及び指標の検討	10
6.1 再処理施設に共通する影響	10
6.1.1 受入・貯蔵工程に想定される影響	11
6.1.2 せん断工程に想定される影響	11
6.1.3 溶解工程に想定される影響	12
6.1.4 清澄工程に想定される不純物の影響	12
6.1.5 計量・調整工程に想定される不純物の影響	12
6.1.6 分離・精製工程に想定される不純物の影響	13
6.1.7 脱硝・製品貯蔵工程に想定される不純物の影響	13
6.1.8 高レベル廃液処理工程に想定される不純物の影響	13
6.1.9 高レベル廃液貯蔵工程に想定される不純物の影響	13
6.1.10 ガラス固化・貯蔵工程に想定される不純物の影響	13
6.1.11 オフガス処理工程に想定される影響	13
6.1.12 酸回収工程に想定される不純物の影響	13
6.1.13 溶媒回収工程に想定される不純物の影響	14
6.1.14 低レベル廃液処理工程に想定される影響	14
6.1.15 低レベル濃縮廃液貯蔵工程に想定される不純物の影響	14
6.1.16 低レベル濃縮廃液処理工程に想定される不純物の影響	14

6.1.17	廃溶媒処理工程に想定される不純物の影響	14
6.1.18	固体廃棄物貯蔵工程に想定される不純物の影響	14
6.1.19	分析工程に想定される影響	14
6.1.20	送液装置・配管に想定される不純物の影響	15
6.2	研究要素の選定	15
6.2.1	損傷燃料等のハンドリング等に係る評価	16
6.2.2	不純物による再処理機器への腐食影響評価	16
6.2.3	不純物の工程内挙動評価	16
6.2.4	不純物の廃棄体への影響評価	16
6.3	損傷燃料等の化学処理工程等への影響の検討（評価試験）	16
6.3.1	不純物による再処理機器への腐食影響評価	17
6.3.2	不純物の工程内挙動評価	17
6.3.3	不純物の廃棄体への影響評価	17
6.4	損傷燃料等の分別指標の検討	17
7.	おわりに	22
	謝辞	23
	参考文献	24
	付録	27

Contents

1. Introduction	1
2. History	1
3. Summary and framework	2
3.1 Summary	2
3.2 Framework (JAEA)	3
3.3 Framework (JAEA/IRID)	3
4. Reprocessing experience of damaged fuel etc.	4
4.1 Reprocessing experience of Tokai Reprocessing Plant	4
4.1.1 Process outline and reprocessing experience	4
4.1.2 Reprocessing experience of fuel leaks (pinhole type)	5
4.1.3 Reprocessing experience of repackaged fuel	6
4.2 Reprocessing experience of damaged fuel at overseas reprocessing facilities	6
4.3 Knowledge	8
5. Storage conditions of the fuel stored in SFP at Fukushima Daiichi NPS etc.	8
5.1 Storage conditions of the fuel stored in SFP at Fukushima Daiichi NPS	8
5.2 Inspection results of the fuel stored in SFP at Fukushima Daiichi NPS	9
5.2.1 Inspection result of un-irradiated fuel of the reactor unit 4	9
5.2.2 Inspection result of irradiated fuel of the reactor unit 4	10
6. Listing problems and drawing indicators for damaged fuels reprocessing	10
6.1 Common influence in reprocessing plant	10
6.1.1 Influence on receiving and storage process	11
6.1.2 Influence on shearing process	11
6.1.3 Influence on dissolution process	12
6.1.4 Influence of impurities on clarification process	12
6.1.5 Influence on measurement, adjustment process	12
6.1.6 Influence on separation and purification process	13
6.1.7 Influence on denitration, product storage process	13
6.1.8 Influence on high level waste concentration process	13
6.1.9 Influence on high level waste storage process	13
6.1.10 Influence of impurities on vitrification, storage process	13
6.1.11 Influence on off gas treatment process	13
6.1.12 Influence of impurities on acid recovery concentration process	13
6.1.13 Influence of impurities on solvent recovery process	14
6.1.14 Influence on low level waste treatment process	14
6.1.15 Influence of impurities on low level concentrated waste storage process	14
6.1.16 Influence of impurities on low level concentrated waste treatment process	14

6.1.17	Influence of impurities on solvent waste treatment process	• • • • •	14
6.1.18	Influence of impurities on solid waste storage process	• • • • •	14
6.1.19	Influence on analysis process	• • • • •	14
6.1.20	Influence of impurities on liquid supply device, pipe	• • • • •	15
6.2	Selection of research elements	• • • • •	15
6.2.1	Evaluation about handling of the possibility of damaged nuclear fuels	• •	16
6.2.2	Evaluation of corrosion impact on reprocessing device due to impurities	•	16
6.2.3	Behavior evaluation of impurities in chemical process	• • • • •	16
6.2.4	Influence evaluation of impurities on high level waste	• • • • •	16
6.3	Evaluation of influence on chemical reprocessing process etc. (experiment)	• • • •	16
6.3.1	Evaluation of corrosion impact on reprocessing device due to impurities	•	17
6.3.2	Behavior evaluation of impurities in chemical process	• • • • •	17
6.3.3	Influence evaluation of impurities on high level waste	• • • • •	17
6.4	Drawing indicators for damaged fuels reprocessing	• • • • •	17
7.	Conclusion	• • • • •	22
	Acknowledgement	• • • • •	23
	References	• • • • •	24
	Appendix	• • • • •	27

図リスト

図 4.1.1-1	東海再処理施設の工程概要図	4
図 4.1.1-2	東海再処理施設の処理実績	4
図 4.1.2-1	ピンホール燃料の受入れから燃料貯蔵までのフロー	5
図 4.2-1	BWR 燃料用マルチエレメントボトル	7
図 4.2-2	補強された損傷 BWR 燃料集合体	7
図 4.2-3	カプセル及びカプセルキャニスター	7
図 5.2.1-1	燃料棒間に挟まっていたがれき	10

表リスト

表 6.2-1	研究要素の対象・例	15
表 6.3-1	平成 26 年度 各研究要素の試験条件	18
表 6.4-1	平成 26 年度 各研究要素の評価項目及び損傷燃料等の分別指標	19
表 6.4-2	平成 26 年度 損傷燃料等の分別指標	21

This is a blank page.

1. はじめに

平成 23 年 3 月 11 日、東北地方太平洋沖地震及びその後の津波により、東京電力(株)福島第一原子力発電所では全交流電源が喪失するとともに、使用済燃料プールの冷却機能が喪失したことから、冷却のために海水が注入された。また、水素爆発による建屋の損傷により、使用済燃料プール内にはがれきの散乱が確認されている。このため、使用済燃料プールの燃料には、海水、コンクリート等の不純物の付着・同伴に加え、落下したのがれきによる損傷の可能性もある。

東京電力(株)福島第一原子力発電所 1～4 号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ（平成 23 年 12 月 21 日）において、1～4 号機の使用済燃料貯蔵プールから取り出した燃料の取り扱いに向けた研究開発として、将来の処理・保管方法の検討に資するための研究開発の必要性及び実施概要が示された。これらの損傷燃料等の将来の処理方法の決定に向け、処理方策の一つである再処理の技術的な成立性を確認しておく必要がある。

このため、本報告では、これらの損傷燃料等について、再処理が可能か否かを判断するための指標を整備することを目的として、漏えい燃料等の処理実績を有する東海再処理施設並びに海外再処理施設の処理事例、福島第一原子力発電所のプール燃料の貯蔵状況及び点検・調査結果等を整理した上で、損傷燃料等を再処理する際の技術的課題を摘出するとともに、必要な研究要素を整理した。また、研究要素に関する試験・検討結果に基づき、再処理可否を判断するための分別指標を整備した。

なお、本報告においては、海水、コンクリート等の不純物の付着・同伴、落下したのがれきによる損傷、漏えい、変形の可能性がある燃料のことを「損傷燃料等」と総称する。

2. 経緯

福島第一原子力発電所の事故後、当時の原子力委員会の東京電力(株)福島第一原子力発電所における中長期措置検討専門部会（平成 23 年 8 月設立、平成 27 年 4 月廃止）において、燃料体の取り出しに関する課題として、「長期間の保管や処理する上で必要な措置（洗浄）が未定であること。」「使用済燃料プール内の燃料体が損傷していた場合の損傷燃料の処理・処分方策について未定であること。」が挙げられており、さらに、これらの課題に関する研究開発項目として「長期保管、処理する上で遵守する洗浄のクライテリアの策定」、「損傷状況に応じたハンドリング技術の開発」、「化学処理工程への不純物の影響評価」の 3 項目が挙げられている。

その後、原子力災害対策本部の下に設置された政府・東京電力中長期対策会議（平成 23 年 12 月設置、平成 25 年 2 月廃止）において平成 23 年 12 月 21 日に中長期ロードマップが決定され、ステップ 2 完了から 2 年以内を目標に使用済燃料取り出しを開始する計画、及び 1～4 号機の使用済燃料貯蔵プールから取り出した燃料の取り扱いに向けた研究開発として、将来の処理・保管方法の検討に資するための研究開発の必要性が示された。また、別冊「東京電力福島第一原子力発電所 1～4 号機の廃止措置に向けた研究開発計画」に「使用済燃料プール内から取り出した損傷燃料等の処理検討（平成 25～29 年度）」として「1. 損傷燃料等に関する

る事例調査」、「2. 損傷燃料等の化学処理工程等への影響の検討」、「3. 損傷燃料のハンドリングに係る検討」、「4. 損傷燃料等の分別指標の検討」の4項目が明記されている。

日本原子力研究開発機構（以下、JAEA という）では、事故の直後から福島第一原子力発電所へ貢献するための様々な活動に取り組んでいる。平成23年5月6日に理事長を本部長とした「福島技術本部」を設置し、福島第一原子力発電所の事故収束に向けた取り組みを行っており、平成24年4月1日には各拠点に「福島技術開発特別チーム」を設置し、本チームを中心に中長期ロードマップの研究開発課題に取り組む体制となった。使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理検討については、核燃料サイクル工学研究所 核サ研福島技術開発特別チーム プール燃料処理・保管技術開発グループ（平成26年度は福島研究開発部門 福島廃止措置技術開発センター 基盤技術開発グループ）を主体に実施することとなり、原子力科学研究所及び核燃料サイクル工学研究所（以下、核サ研という）の関係部署の協力を得つつ進めてきたところである。

3. 実施概要及び実施体制

3.1 実施概要

中長期措置検討専門部会で挙げられた研究開発項目及び中長期ロードマップを踏まえ、損傷燃料等について再処理における技術的課題を摘出するとともに、再処理が可能か否かを判断するための指標を整備することを目的とした試験・検討を実施した。

平成23年度は、中長期措置検討専門部会の研究開発項目を踏まえ、以下に示す4つの調査・検討を行う計画を立案するとともに、軽度破損燃料の再処理に係る情報収集、軽度破損燃料の再処理に係る調査・検討、海水等の不純物による再処理機器への腐食影響調査（塩素の工程内移行挙動調査）を実施した。なお、当該計画が中長期ロードマップの研究開発計画の原型となっている。

- (1) 破損燃料の性状及び処理実績の調査
- (2) 化学処理工程への影響評価
- (3) 軽度な破損燃料のハンドリングに係る検討
- (4) 軽度な破損燃料の再処理適応性の評価

平成24年度は、次年度から開始する中長期ロードマップの研究開発計画を踏まえ、不純物が化学処理工程等に与える影響の検討・把握を目的とした基礎研究として、高放射性廃液貯槽材料等の腐食試験^{1) 2)}、不純物（海水、コンクリート）の抽出試験³⁾、研究項目の整理等を実施した。

平成25年度からは中長期ロードマップに基づき、使用済燃料貯蔵プールから取り出した損傷燃料等の処理方法について検討を行った。

平成25～26年度の実施概要を以下の(1)～(3)に、研究開発の成果概要を4章以降に示す。なお、中長期ロードマップに示された実施項目のうち、「損傷燃料のハンドリングに係る検討」については、現時点でがれきの落下による燃料の損傷、変形は認められておらず、現段階において実施することは合理的ではないことから、今後の燃料取り出しにおいて具体的な損傷、変形が確認された後に本検討の必要性を判断することとしている。

(1) 損傷燃料等に関する事例調査

国内再処理施設では、漏えい燃料（ピンホール型）及び再組立燃料を処理した経験を有しているものの、海水（塩分）の付着した燃料やコンクリート片などにより損傷した燃料を処理した前例がない。このため、福島第一原子力発電所の損傷燃料等を処理する際の課題の検討に資することを目的とし、損傷燃料の取扱いに係る国内外の事例等を調査した。

(2) 損傷燃料等の化学処理工程等への影響の検討

2～4号機の使用済燃料については使用済燃料プールの冷却機能が失われた際、海水が注入されており、1、3、4号機については水素爆発により建屋が損傷し、使用済燃料プール内にがれきが散乱していることが確認されている。再処理施設では、使用済燃料をせん断、硝酸で溶解し、溶解液中に含まれるウラン・プルトニウムを溶媒抽出により核分裂生成物から分離して回収することから、使用済燃料に付着した塩分や、同伴したガレキ等の不純物は硝酸に溶解され、化学処理工程等に影響を与える可能性がある。このため、不純物の再処理機器への腐食影響、不純物の工程内挙動、不純物の廃棄体への影響を評価・検討した。

(3) 損傷燃料等の分別指標の検討

上記の検討結果を整理し、再処理が可能か否かを判断するための指標を整備した。

3.2 実施体制（JAEA）

平成23年度は、5月に理事長を本部長とする福島技術本部が立ち上がるとともに、研究開発の総合調整、外部関係機関との調整を行う復旧技術部が設置され、以降は同本部を中心とした体制が構築された。平成24年度は、さらに同本部の下に各拠点福島技術開発特別チーム（以下、特別チームという）が設置され、プール燃料処理・保管技術開発グループ（以下、プールGrという）にてプール燃料の処理及び保管の技術に関する業務を行うこととなった。予算確保等の研究開発の運営に加え、試験計画の立案、試験実施部署への業務依頼、研究項目の整理等を担当し、平成25年度も同体制で取り組んだ。

平成26年度は、JAEAの組織再編のため、従来の特別チーム プールGrの業務は、福島研究開発部門 福島廃止措置技術開発センター 基盤技術開発グループと同部門の核サ研環境技術開発センター 福島技術開発試験部 研究計画課で分担することとなった。基盤技術開発グループは予算の確保、試験実施部署への業務依頼等の研究開発の運営（統括）を、研究計画課は損傷燃料等の再処理検討・影響評価、試験結果及び報告書のとりまとめ等を担当した。

3.3 実施体制（JAEA/IRID）

本件について、平成25年度においては、経済産業省「平成25年度発電用原子炉等廃炉・安全技術基盤整備事業（使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討）」をJAEAが受託し、年度中にJAEAをその一員とする技術研究組合国際廃炉研究開発機構（IRID）が設立された後はJAEAからIRIDに承継して実施した。平成26年度は平成25年度「廃炉・汚染水対策事業費補助金（使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討）」に係る補助事業にIRIDが応募し、その補助事業者として実施した。両年度とも一貫してIRIDの一員であるJAEAが研究の実施を担当している。

4. 損傷燃料等に関する事例調査

4.1 東海再処理施設の処理実績等

4.1.1 工程概要と処理実績

東海再処理施設の工程概要を図 4.1.1-1 に示す。使用済燃料は、せん断機により約 4cm の小片にせん断され、せん断片は溶解槽に送られ、硝酸により燃料部分が溶解される。この溶解液は、ウランとプルトニウムを含む溶液と核分裂生成物を含む溶液に分けられ、このうち核分裂生成物を含む溶液は、廃棄物としてガラス固化される。また、ウランとプルトニウムを含む溶液はさらにウランを含む溶液とプルトニウムを含む溶液に分けられ、それぞれ精製、脱硝し、製品（ウラン酸化物とウラン・プルトニウム混合酸化物）として保管される。

東海再処理施設は、1977年にホット試験を開始し、現在までに累計約1,140トン（内訳BWR約644トン（3,516体）、PWR約376トン（1,001体）、ATR（UO₂）約82トン（533体）、ATR（MOX）約29トン（190体）、JPDR約9トン（161体））の使用済燃料を処理した実績がある。年度ごとの処理実績を図4.1.1-2に示す。この中には、16体の漏えい燃料（ピンホール型）（PWR）、3体の再組立燃料（BWR）を含んでいる。

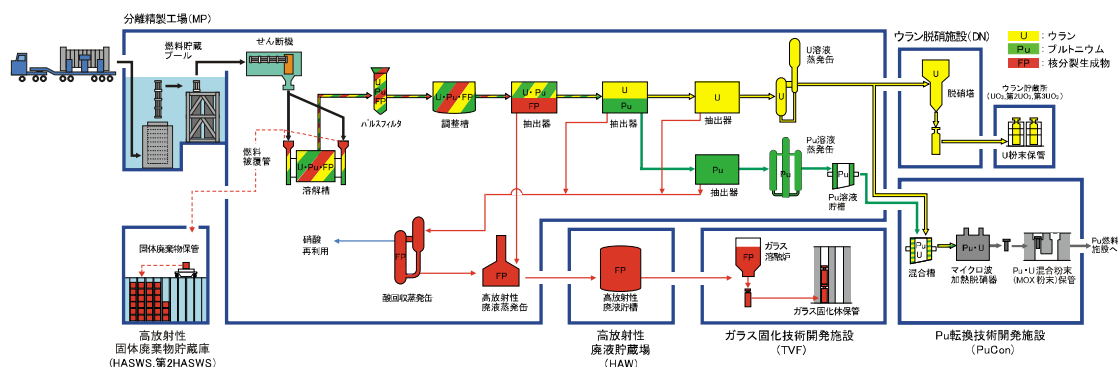


図 4.1.1-1 東海再処理施設の工程概要図

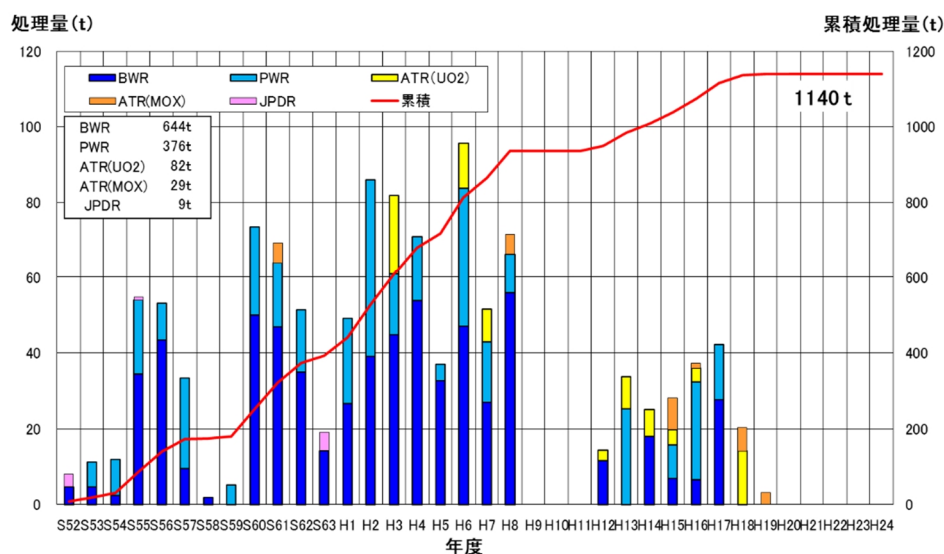


図 4.1.1-2 東海再処理施設の処理実績

4.1.2 漏えい燃料（ピンホール型）の処理実績

東海再処理施設で処理した漏えい燃料（以下、ピンホール燃料という）は、原子力発電所における輸送前の検査で漏えいありと判定されたものの、水中カメラによる外観検査では破損が認められなかった燃料である。

ピンホール燃料の受入れから燃料貯蔵までのフローを図 4.1.2-1 に示す。ピンホール燃料は原子力発電所において、密封性を有する燃料缶に収納され、さらに HZ-75T 型キャスクに収納され、東海再処理施設に輸送された。東海再処理施設では、通常の使用済燃料の受入れ作業に燃料缶の取り扱いに係る作業を追加し、ピンホール燃料の受入れを行っている。

東海再処理施設における通常の燃料（健全な燃料）の受入れ作業は、キャスク受入れ、キャスク内部水サンプリング、キャスク内部水交換、キャスク蓋開放、燃料取り出し、貯蔵という流れで行う。ピンホール燃料については、キャスク蓋開放の後、燃料缶内部水サンプリング、燃料缶内部水交換、燃料缶蓋開放を行い、燃料取り出しを行う。また、燃料缶の蓋ボルトの締め付け及び緩め、蓋の取り外し、内部水交換等には専用の治工具を用いる。燃料取り出し後の燃料缶は燃料取り出しプールで一時保管した後、キャスクに収納し、返送する。

東海再処理施設においては、全ての燃料を燃料貯蔵バスケットに固定した密封容器に収納し貯蔵することから、燃料取り出し以降のピンホール燃料の取扱いは通常の燃料と同一である。実際のピンホール燃料の処理において通常の燃料と同様の処理工程で処理を行うことができ、特に問題は発生しなかった。

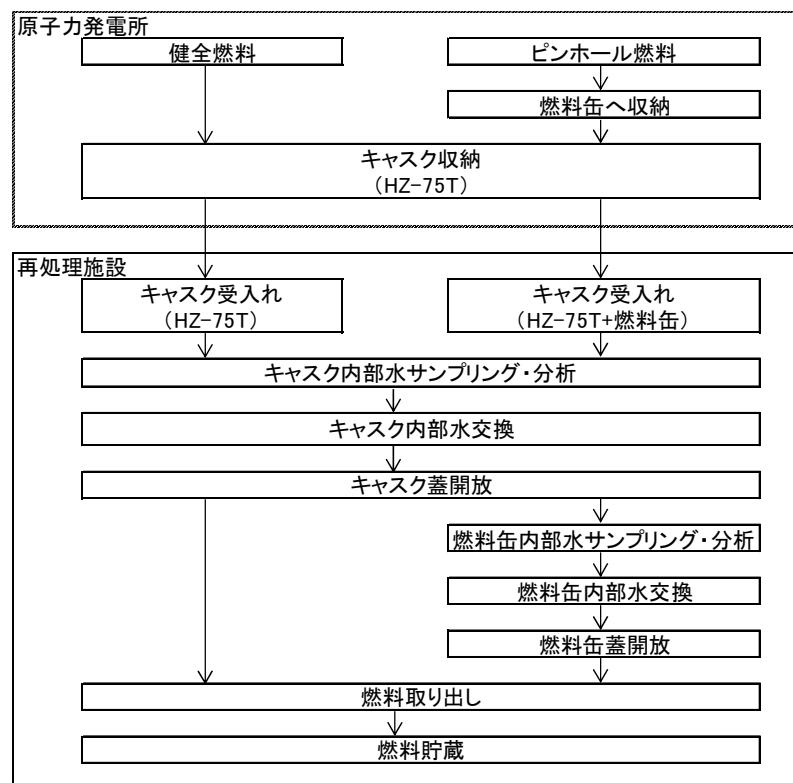


図 4.1.2-1 ピンホール燃料の受入れから燃料貯蔵までのフロー

4.1.3 再組立燃料の処理実績

東海再処理施設で処理した再組立燃料は、照射後試験に供した被覆管付きの燃料片や燃料ペレットを6本/体のウォータ・ロッド（BWR燃料の部材）の中に充填し、BWR型に組み上げた集合体である（通常のBWR燃料のウォータ・ロッドは1～2本/体）。再組立燃料の設計において、せん断力低減のためにウォータ・ロッド接続位置を軸方向でずらすなど過去のせん断の知見を反映するとともに、必要なせん断力の評価を行っている。さらに評価の妥当性確認のため、模擬燃料のせん断試験を行っている^{4) 5)}。

再組立燃料は照射後試験施設においてNH-25キャスクに収納され、東海再処理施設に輸送された。再組立燃料は密封容器内に収納されており、再処理施設では、ピンホール燃料と同様の方法で受入れ、通常の燃料と同様の方法で貯蔵・せん断を行い、特に問題は発生しなかった。

溶解・清澄工程においては、再組立燃料のウラン装荷量は通常の1/4程度であり、抽出工程への供給に適したウラン濃度とするため、希釈を低減するための対応、給液調整工程において回収ウラン（硝酸ウラニル）を添加する対応を行っている。なお、抽出工程以降では特に対応は必要とせず、実際の処理においても問題は発生しなかった。

4.2 海外再処理施設における損傷燃料等の処理事例

海外再処理施設での損傷燃料等の処理事例について、国際原子力情報システム（INIS）等のデータベースを利用して文献調査を実施した。

イギリスでは、損傷燃料については、下記に示すとおり必要な修復を行った後に軽水炉の損傷燃料の輸送・貯蔵用に開発されたマルチエレメントボトル（以下、MEBという。図4.2-1参照）と呼ばれる容器に収納し、再処理のためにSellafield再処理施設（THORP）に輸送されている。例えば、数本の燃料棒が曲がりかつ下部ノズルが損傷したBWR燃料集合体は、鉄製の棒で補強され、これを特別な容器に収納した上でMEBに収納し輸送及び再処理されている。また、数本の燃料棒が破損した燃料集合体は、ワイヤーとリング状の器具で補強され（図4.2-2）、再処理する前にこれらの器具を切断・引き抜けるように設計された容器に収納された。その他、再組立燃料等の通常の使用済燃料と異なる構造又は状態の燃料を再処理する場合は、事前にせん断試験に基づく評価が実施されている⁶⁾。

フランスでは、損傷燃料及び漏えい燃料の輸送及び再処理が行われており、問題なく再処理されたとされている。損傷燃料の場合は、原子力発電所で損傷燃料棒をカプセルに収納し、そのカプセルをカプセルキャニスターに収納し（図4.2-3参照）、更に損傷燃料棒の輸送ライセンスのある輸送容器を用いてLa Hague再処理施設に輸送されている。当該カプセルはPWRまたはBWRの寸法のカプセルキャニスターに装荷することができる⁷⁾。一方、漏えい燃料棒（gas-leaking fuel rod）の輸送には、カプセル化の必要なく、漏えい燃料棒の輸送ライセンスのある輸送容器を用いてLa Hague再処理施設に輸送されている⁸⁾。

なお、不純物の付着・同伴のある燃料に係る情報は得られなかった。

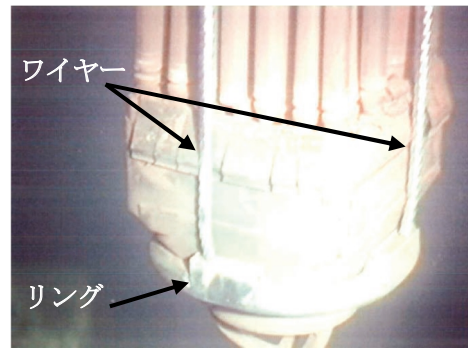
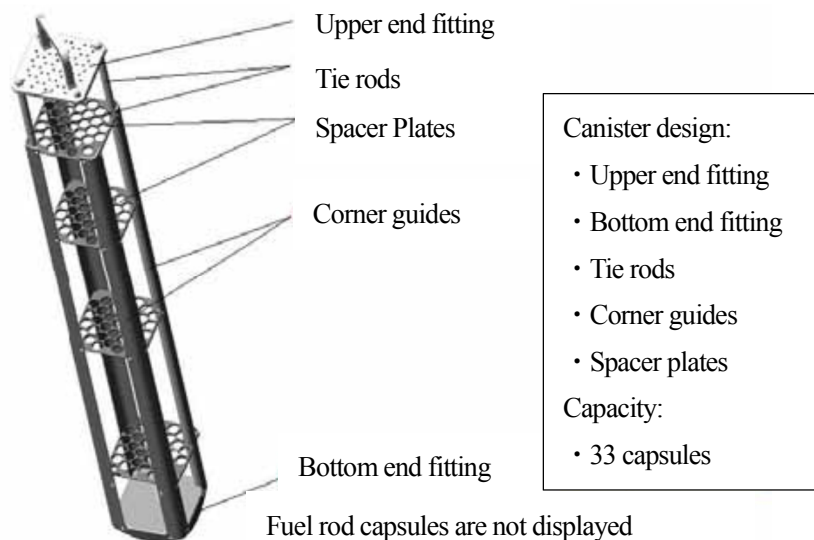
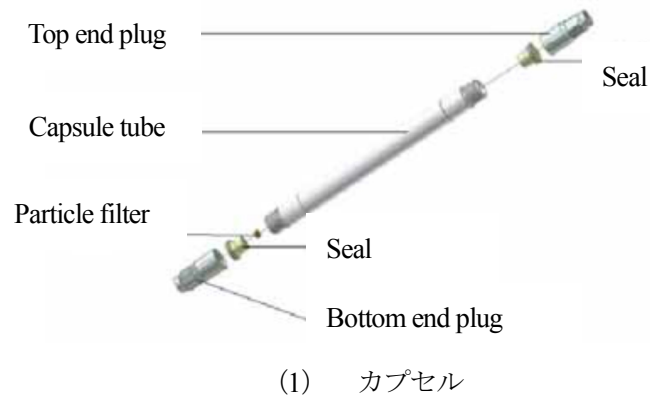


図 4.2-1 BWR 燃料用マルチエレメントボトル 図 4.2-2 補強された損傷 BWR 燃料集合体
出典) A .H. C. Callaghan, et al., The Management of Non-standard, Failed and Damaged Oxide Fuels at Sellafield, © British Nuclear Group, (2005).



(2) BWR 燃料用カプセルキャニスター

図 4.2-3 カプセル及びカプセルキャニスター

出典) International Atomic Energy Agency, Spent Fuel Performance Assessment and Research: Final Report of a Coordinated Research Project (SPAR-II), IAEA TECDOC 1680, © IAEA, Vienna, (2012).

4.3 得られた知見

東海再処理施設では、ピンホール燃料を処理した実績があり、専用の缶に収納することにより通常の燃料と同様に輸送し、専用の治工具及び密封性のある貯蔵容器を用いることによりプール内で貯蔵後、再処理を行っている。また、照射後試験に供した試験片等の再組立燃料の処理を行っており、試験片のように集合体の形を留めていない燃料についても、集合体に再組立することにより通常の燃料と同様の方法で貯蔵・せん断を行っているが、事前にこれまでのせん断の知見及びせん断試験に基づく評価を実施している。

イギリス及びフランスにおいても、損傷燃料、漏えい燃料及び再組立燃料を処理した実績があり、基本的に専用の輸送容器、燃料棒カプセル等に収納し、再処理プラントに輸送されている。また、再組立燃料等の通常の使用済燃料と異なる構造又は状態の燃料を再処理する場合には、事前にせん断試験に基づく評価が実施されている。

上述のとおり、漏えい燃料、損傷燃料及び再組立燃料については、問題なく輸送及び再処理が行われている。ただし、再組立燃料等の通常の構造と異なる燃料の再処理を行う場合については、事前にせん断試験に基づく評価が重要となる。

5. 福島第一原子力発電所のプール燃料の燃料貯蔵状況等

5.1 福島第一原子力発電所のプール燃料の燃料貯蔵状況⁹⁾

震災当時、福島第一原子力発電所の使用済燃料プールには1号機392体、2号機615体、3号機566体、4号機1,535体、合計3,108体の燃料が貯蔵されていた。地震後の津波により外部電源が喪失し、使用済燃料プールの冷却機能が失われたものの、放水車や既存の燃料プール冷却浄化系を用いた注水により、使用済燃料プールの燃料は冠水状態を維持することができた。2～4号機については、この注水の際に一時的に海水が使用された。また、1、3、4号機については、水素爆発により建屋が損傷しており、3号機、4号機の使用済燃料プール内にがれきが散乱していることを確認している^{10) 11)}。

事故直後の1～4号機の使用済燃料プール水(スキマーサージタンクから採取した水を含む)の核種分析の結果、短半減期核種であるヨウ素等が検出されていることから、事故後のプール水の放射性物質濃度の上昇は原子炉由来の可能性が高いとされている。また4号機については、セシウム及びヨウ素が検出されており、事故発生前に採取されたプール水中の放射性物質濃度よりは高いが、1～3号機に比べ2桁以上低い濃度となっているため、大部分の燃料は健全な状態にあり、系統的な大量破損は発生していないと推測されている¹²⁾。

1～4号機の使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料は、より信頼性が高い状態で保管するため、長期的な保管が考慮されている共用プールへ移動させる計画である^{13) 14)}。事故当時に定期検査中であり、1,535体の燃料全てが使用済燃料プールに貯蔵されていた4号機では、使用済燃料の取り出し作業に先立ち、平成24年7月及び8月に新燃料(未照射燃料)2体の取り出し及び共用プールにおける燃料の外観検査が実施された。その結果、変形や部材の腐食がないことが確認されており、この結果から、燃料の本格取り出しにおいて材料腐食が大きな影響を与えることはないと判断されている¹⁵⁾。本取り出し作業は、平成25

年11月から開始され、平成26年11月に使用済燃料の共用プールへの移送を完了しており、震災時に損傷・変形した可能性のある燃料は確認されていない。

3号機については、原子炉建屋のがれき撤去計画の立案を目的とした水中カメラによるプール内の事前調査が行われ、のがれきの状況を概ね把握し、見える範囲では燃料集合体、燃料貯蔵ラック、ライナーの異常は確認されなかった¹⁶⁾。しかし、燃料交換機やがれき等により燃料の確認ができていない箇所が存在することから、今後の燃料調査により燃料の損傷・変形等が確認される可能性が考えられる。一方で、3号機プール燃料の損傷の可能性を推定することを目的とし、平成24年9月にプール水の分析値等に基づくCs-137/Cs-134濃度比を用いた評価をJAEAにおいて実施しており、その結果、大規模な破損があった可能性は小さいと推定している。なお、3号機は、平成25年12月から使用済燃料プール内のがれき撤去作業が行われているところである。

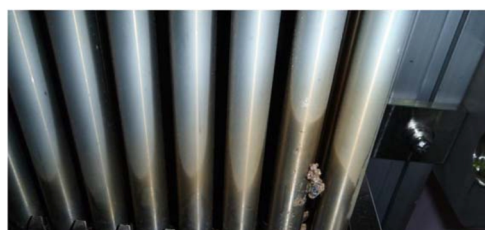
1号機及び2号機についてはカメラによる燃料の確認は行われていない。

5.2 使用済燃料等の点検・調査結果

5.2.1 4号機新燃料（未照射燃料）の調査結果

平成24年7月に、4号機使用済燃料プール内から取り出された未照射燃料2体が共用プールに移送され、同年8月に共用プール オペレーティングフロアにて健全性調査が実施された。チャンネルボックス及び結合燃料棒を取り外し、燃料の外観検査を行った結果、全体的に有意な傷・腐食がないことが確認されている。この際、燃料棒間に挟まっていた塊状のがれき4個及び砂れきが採取された（図5.2.1-1）¹⁵⁾。

上記未照射燃料から採取された燃料部材（ロックナット、スペーサータブ、膨張スプリング）について、JAEA 原子力科学研究所にて詳細検査が実施された^{17) 18)}。外観観察（目視）、汚染検査（核種分析、溶液分析）、表面観察（光学顕微鏡、SEM）及び表面分析（EPMA）が行われ、外観観察では外表面に白色付着物が確認されたものの、損傷・腐食は認められなかった。汚染検査においては、部材と部材洗浄水のガンマ線核種分析の結果、主要な核種はクラッド成分（コバルト-60、マンガン-54）由来であること、また膨張スプリングの洗浄水のICP 溶液分析の結果、塩化物イオンを検出し、部材への付着が確認された。光学顕微鏡、SEMによる表面観察の結果、腐食跡、き裂は認められず、部材表面に付着物や変色が確認されており、EPMAによる表面分析の結果、付着物は主にマグネシウム、ケイ素から構成されること、また、スポット状に塩素が付着していることが確認された。



(1) 燃料棒間のがれき



(2) 燃料集合体内から採取されたがれき

図 5.2.1-1 燃料棒間に挟まっていたがれき¹⁵⁾

出典) 4号新燃料調査に関する報告、政府・東京電力中長期対策会議運営会議 第10回、© 東京電力(株)、平成24年9月24日。

5.2.2 4号機使用済燃料の調査結果

4号機使用済燃料プールからの燃料取り出し作業開始後5カ月が経過した平成26年4月に、燃料健全性及び燃料取扱上問題がないことを再確認するため、共用プール内においてチャンネルボックスを取り外した使用済燃料調査(外観観察)が実施された。燃料タイプの異なる燃料4体について調査し、荷重伝達箇所(結合燃料棒、上下部タイププレート)や燃料被覆管に燃料取扱上問題となる腐食や損傷がないことが確認されている。また、燃料集合体内に数mm程度の微小ながれきの混入や一部の燃料タイプで固定ワッシャの変形が認められたが、燃料取扱上問題とならないことが確認された¹⁹⁾。

4号機使用済燃料プールからの使用済燃料の取り出し作業完了後の平成26年11月に、「使用済燃料プールから取り出した燃料集合体他の長期健全性評価」の一環として、共用プール内においてチャンネルボックスを取り外した使用済燃料調査(外観観察、酸化膜厚さ測定)が実施された。燃料タイプの異なる使用済燃料5体について調査し、コンクリートがれきの影響と想定される白色化が燃料集合体の上部・下部で顕著に見られたものの、燃料集合体及び上部ロックナット内側に顕著な腐食・変形は確認されておらず、異常な酸化膜厚さの増大は確認されていない²⁰⁾。

6. 損傷燃料等の再処理技術適用のための課題の抽出及び指標の検討

6.1 再処理施設に共通する影響

5章のプール燃料の保管状況等を踏まえると、福島第一原子力発電所の使用済燃料プールの燃料は、海水成分の付着及びがれきや砂れき等の同伴が考えられる。また、今後の燃料調査により燃料の損傷・変形等が確認される可能性もある。このため、再処理施設において損傷燃料等の取り扱いを困難にする要因として推定される影響を抽出する際に考慮すべき燃料の状態を挙げると以下のとおりである。

- ・放射性物質の漏えい(以下、漏えいという)
- ・被覆管の損傷(以下、損傷という)

- ・燃料ハンドル、燃料本体の変形（以下、変形という）
- ・海水成分やがれき等の不純物の付着・同伴（以下、不純物の付着・同伴という）

これらの燃料の状態に基づき一般的な湿式再処理施設に共通する影響を抽出し、工程毎に整理した。その結果を以下に示す。

なお、本検討にあたっては、あらゆる影響を網羅的に抽出する観点から、損傷や変形の程度、不純物の同伴量の制限は設けず、可能性の考えられる影響を抽出している。また、損傷燃料等の輸送に使用するキャスク、収納缶については、既設の設備で取扱い可能なものを使用すると想定し、共通する影響抽出の対象は、燃料受入れ後の工程とした。

6.1.1 受入・貯蔵工程に想定される影響

(1)漏えい燃料

漏えい燃料が受入・貯蔵工程に与える影響としては、プール水の放射性物質濃度の増加により、プール水浄化系フィルタ等の樹脂製品の放射線劣化に伴う過性能の低下や、フィルタ等の放射線劣化又は放射性物質の蓄積に伴うフィルタ交換頻度の増加、並びにプール水の交換頻度の上昇に伴う低レベル廃液の発生量増加が考えられる。また、漏えいした放射性物質、又は機器等に付着した放射性物質による作業員の被ばく及び漏えいした放射性物質のオフガス処理系への移行による影響が考えられる。

(2)損傷燃料

損傷燃料が受入・貯蔵工程に与える影響としては、(1)に示すプール水の放射性物質濃度の増加による影響に加え、脱落した燃料ペレット等のプール及び機器内部への沈降・堆積、燃料取扱機又は台車等の水中機器の可動部・摺動部への噛み込み及び脱落した燃料ペレット等のプール水浄化系への移行による影響が考えられる。

(3)変形燃料

変形燃料が受入・貯蔵工程に与える影響としては、燃料ハンドル又は燃料本体の変形により、燃料取扱装置での燃料把持、キャスクからの燃料取り出し、燃料ラックへの収納等のハンドリングへの影響が考えられる。

(4)不純物の付着・同伴燃料

不純物が受入・貯蔵工程に与える影響としては、脱落した不純物のプール及び機器内部への沈降・堆積、燃料取扱機又は台車等の水中機器の可動部・摺動部への噛み込み、プール水浄化系への移行によるフィルタの差圧上昇、フィルタの目詰りによる交換頻度の増加及びフィルタ性能低下、プール水の交換頻度の上昇に伴う低レベル廃液の増加、低レベル廃液処理系への不純物の移行、不純物による水中機器等の腐食が考えられる。また、プール水に不純物が蓄積することにより、燃料取扱機又は台車等の水中機器の可動部・摺動部への析出による動作への影響、水中機器等の腐食が考えられる。

6.1.2 せん断工程に想定される影響

(1)漏えい燃料

漏えい燃料がせん断工程に与える影響としては、被覆管内に残存する水分のせん断機への持ち込みによるせん断粉・せん断片の機器内部への蓄積、被覆管損傷部・開口部から排水される水分によるせん断機等の腐食が考えられる。

(2)損傷燃料

損傷燃料がせん断工程に与える影響としては、(1)に示す水分の持ち込みによる影響に加え、燃料ペレット等の脱落によるせん断機内での燃料送出しへの影響、せん断力の低下・上昇、可動部・摺動部への噛み込みが生じることも考えられる。

(3)変形燃料

変形燃料がせん断工程に与える影響としては、燃料ハンドル又は燃料本体の変形により、せん断機内での燃料送出しや適切な位置でのせん断に影響を与えることが考えられる。

(4)不純物の付着・同伴燃料

不純物がせん断工程に与える影響としては、不純物の付着・同伴により、摩擦抵抗の増加によるせん断機内での燃料送出しへの影響、せん断力の上昇、可動部・摺動部への噛み込み、不純物によるせん断機等の腐食が考えられる。

6.1.3 溶解工程に想定される影響

(1)漏えい燃料

漏えい燃料が溶解工程に与える影響としては、被覆管のピンホールからの水の浸入により、燃料ペレットからのセシウム等の溶出に伴う燃料ペレットの組成又は物性の変化による溶解性の低下・溶解性の低下に伴う遊離酸濃度の上昇により、溶解液の組成（ウラン濃度、酸濃度）への影響が考えられる。

(2)損傷燃料

損傷燃料が溶解工程に与える影響としては、(1)に示す水の浸入に伴う燃料ペレットと水との長期接触による影響に加え、受入・貯蔵工程等への燃料ペレットの脱落に伴う溶解槽への装荷量低下・装荷量低下に伴う遊離酸濃度の上昇により、溶解液の組成（ウラン濃度、酸濃度）への影響が考えられる。

(3)不純物の付着・同伴燃料

不純物が溶解工程に与える影響としては、溶解槽（加熱機器）での不純物の溶解に伴うフォーミングの発生又は急激な反応に伴うガスの発生、不純物の溶解に伴う硝酸消費による溶解液の酸濃度の低下、不純物の加熱部への析出による運転への影響及び不純物による溶解槽等の腐食が考えられる。また、溶解槽からオフガス系統への不純物の移行が考えられる。さらに、不純物による不溶解残渣の増加により、各工程に共通する影響である 6.1.20 に示す送液装置・配管の閉塞が考えられる。

6.1.4 清澄工程に想定される不純物の影響

不純物が清澄工程に与える影響としては、溶解槽で溶け残る不純物による不溶解残渣の増加に伴い、清澄機の洗浄頻度上昇、後工程へ移行する不純物の増加及び各工程に共通する影響である 6.1.20 に示す送液装置・配管の閉塞が考えられる。また、不純物による清澄機等の腐食が考えられる。

6.1.5 計量・調整工程に想定される不純物の影響

不純物が計量・調整工程に与える影響としては、不純物による計量・調整槽等の腐食が考えられる。また、清澄工程を通過する不純物による不溶解残渣の増加に伴い、各工程に共通する影響である 6.1.20 に示す送液装置・配管の閉塞が考えられる。

6.1.6 分離・精製工程に想定される不純物の影響

不純物が分離・精製工程に与える影響としては、不純物のウラン・プルトニウム製品系への移行、不純物によるウラン・プルトニウム抽出の阻害、不純物による溶媒の劣化、不純物の溶媒への移行、不純物による第三相の発生が考えられる。また、製品に移行した場合はウラン/プルトニウム濃縮缶（加熱機器）での不純物によるフォーミングの発生、不純物の加熱部への析出による運転への影響及び不純物によるウラン/プルトニウム濃縮缶等の腐食が考えられる。さらに、ウラン/プルトニウム濃縮缶からオフガス系統への不純物の移行が考えられる。

6.1.7 脱硝・製品貯蔵工程に想定される不純物の影響

不純物が脱硝・製品貯蔵工程に与える影響としては、濃縮缶（加熱機器）での不純物によるフォーミングの発生、脱硝塔（加熱機器）での不純物によるスプレーノズルの閉塞、濃縮缶/脱硝塔での不純物の加熱部への析出による運転への影響、不純物のウラン、プルトニウム製品系への移行による製品品質の低下及び不純物による濃縮缶/脱硝塔等の腐食が考えられる。また、濃縮缶/脱硝塔からオフガス系統への不純物の移行が考えられる。

6.1.8 高レベル廃液処理工程に想定される不純物の影響

不純物が高レベル廃液処理工程に与える影響としては、蒸発缶（加熱機器）での不純物によるフォーミングの発生、不純物の加熱部への析出による運転への影響及び不純物による蒸発缶等の腐食が考えられる。また、蒸発缶からオフガス系統への不純物の移行が考えられる。さらに、不純物による不溶解残渣の増加に伴い、各工程に共通する影響である 6.1.20 に示す送液装置・配管の閉塞が考えられる。

6.1.9 高レベル廃液貯蔵工程に想定される不純物の影響

不純物が高レベル廃液貯蔵工程に与える影響としては、不純物による高レベル廃液貯槽等の腐食が考えられる。また、不純物による不溶解残渣の増加に伴い、各工程に共通する影響である 6.1.20 に示す送液装置・配管の閉塞が考えられる。

6.1.10 ガラス固化・貯蔵工程に想定される不純物の影響

不純物がガラス固化・貯蔵工程に与える影響としては、不純物による熔融温度及び粘性等の変化によるガラス熔融炉の運転、不純物によるガラス固化体の品質への影響及び不純物によるガラス熔融炉等の腐食が考えられる。また、ガラス熔融炉からオフガス系統への不純物の移行も考えられる。

6.1.11 オフガス処理工程に想定される影響

(1)漏えい燃料/損傷燃料

漏えい燃料/損傷燃料がオフガス処理工程に与える影響としては、受入・貯蔵工程の換気系統から環境へ放出される放射性物質の増加が考えられる。

(2)不純物の付着・同伴燃料

不純物がオフガス処理工程に与える影響としては、溶解槽、蒸発缶等の加熱機器から蒸発蒸気に移行する不純物によるオフガス系統の腐食が考えられる。

6.1.12 酸回収工程に想定される不純物の影響

不純物が酸回収工程に与える影響としては、蒸発缶（加熱機器）での不純物による

フォーミングの発生、不純物の加熱部への析出による運転への影響及び不純物による蒸発缶等の腐食が考えられる。また、蒸発缶からオフガス系統への不純物の移行が考えられる。さらに、不純物が回収酸に蓄積することにより、各工程機器における腐食、不純物の析出が考えられる。

6.1.13 溶媒回収工程に想定される不純物の影響

不純物が溶媒回収工程に与える影響としては、溶媒に同伴する不純物による蒸発缶等の腐食、蒸発缶からオフガス系統への不純物の移行が考えられる。また、不純物が回収溶媒及び回収希釈剤に蓄積することにより、抽出性能の低下が考えられる。

6.1.14 低レベル廃液処理工程に想定される影響

(1)漏えい燃料/損傷燃料

漏えい燃料/損傷燃料が低レベル廃液処理工程に与える影響としては、受入・貯蔵工程プール水の放射性物質濃度上昇によるプール水の交換頻度上昇に伴う低レベル廃液の増加が考えられる。

(2)不純物の付着・同伴燃料

不純物が低レベル廃液処理工程に与える影響としては、受入・貯蔵工程プール水の不純物濃度上昇によるプール水の交換頻度上昇に伴う低レベル廃液の増加、プール水とともに低レベル廃液処理系統に移行する不純物による蒸発缶（加熱機器）でのフォーミングの発生、不純物の加熱部への析出による運転への影響及び不純物による蒸発缶等の腐食が考えられる。また、蒸発缶からオフガス系統への不純物の移行が考えられる。さらに、不純物による不溶解残渣の増加に伴い、各工程に共通する影響である 6.1.20 に示す送液装置・配管の閉塞が考えられる。

6.1.15 低レベル濃縮廃液貯蔵工程に想定される不純物の影響

不純物が低レベル濃縮廃液貯蔵工程に与える影響としては、不純物による低レベル濃縮廃液貯槽等の腐食が考えられる。また、不溶解残渣の増加に伴い、各工程に共通する影響である 6.1.20 送液装置・配管の閉塞が考えられる。

6.1.16 低レベル濃縮廃液処理工程に想定される不純物の影響

不純物が低レベル濃縮廃液処理工程に与える影響としては、不純物による廃棄体の品質への影響及び不純物による処理装置・設備等の腐食が考えられる。また、処理装置・設備からオフガス系統への不純物の移行が考えられる。

6.1.17 廃溶媒処理工程に想定される不純物の影響

不純物が廃溶媒処理工程に与える影響としては、廃溶媒に含まれる不純物による廃棄体の品質への影響及び不純物による処理装置・設備等の腐食が考えられる。また、処理装置・設備からオフガス系統への不純物の移行が考えられる。

6.1.18 固体廃棄物貯蔵工程に想定される不純物の影響

不純物が固体廃棄物貯蔵工程に与える影響としては、ハル・エンドピースに同伴する不純物によるドラム缶の腐食が考えられる。

6.1.19 分析工程に想定される影響

(1)漏えい燃料/損傷燃料

漏えい燃料/損傷燃料が分析工程に与える影響としては、受入・貯蔵工程において当

該燃料を取り扱う場合、プール水の放射性物質濃度確認のためのサンプル数の増加が考えられる。

(2)不純物の付着・同伴燃料

不純物が分析工程に与える影響としては、各工程のプロセス液に移行・同伴する不純物濃度の確認のためのサンプル数の増加が考えられる。また、不純物による分析機器の腐食が考えられる。

6.1.20 送液装置・配管に想定される不純物の影響

不純物又は溶解工程で硝酸に溶け残る不純物が送液装置・配管に与える影響としては、各工程の送液装置・配管の閉塞が考えられる。また、不純物による送液装置・配管の腐食が考えられる。

6.2 研究要素の選定

6.1 節で抽出した再処理施設に共通する影響の中から、再処理可否の判断に必要な研究要素を選定した。

ここで、研究要素とは、原則として安全上重要な施設又は設備で生じ得る事象で、再処理可否への判断に与える影響が大きいものとする。研究要素の対象・例を表 6.2-1 に示す。なお、安全上重要な施設又は設備については、民間再処理施設を参考とした。

これらの前提に基づき選定した研究要素は、損傷燃料等のハンドリング等に係る評価、不純物による再処理機器への腐食影響評価、不純物の工程内挙動評価及び不純物の廃棄体への影響評価である。

上記研究要素以外については、安全上重要な設備で生じるものの運転方法、運転管理又は保守などにより対応可能な事象、又は安全上重要な設備以外で生じる事象であり、損傷燃料等の再処理可否判断に与える影響は小さいものと考えられる。

表 6.2-1 研究要素の対象・例

研究要素の対象	具体例
再処理可否への判断に与える影響が大きい	既存の再処理設備による取扱い・対応が困難
	加熱機器の場合、蒸気供給量・硝酸供給量・加熱時間等の調整による対応が困難
	部品又は機器交換、機器洗浄、分解点検による対応が困難
	既存の知見がない、又は技術開発がされていないため対応が困難
安全上重要な施設又は設備	受入・貯蔵工程：燃料貯蔵プール等
	溶解工程：溶解槽等
	清澄工程：清澄機等
	計量・調整工程：計量槽等
	分離・精製工程：分離設備（抽出塔等）、分配設備（プルトニウム分配塔等）、プルトニウム精製設備（第1酸化塔、プルトニウム濃縮缶等）
	脱硝・製品貯蔵工程：ウラン・プルトニウム混合脱硝設備（硝酸プルトニウム貯槽、脱硝装置、焙焼炉、還元炉等）
	高レベル廃液処理工程：高レベル廃液濃縮缶等
	高レベル廃液貯蔵工程：高レベル廃液貯槽等
	ガラス固化・貯蔵工程：ガラス溶融炉
	オフガス処理工程：せん断処理・溶解廃ガス処理設備、主排気筒等

6.2.1 損傷燃料等のハンドリング等に係る評価

損傷燃料等が受入・貯蔵工程、せん断工程に与える影響としては、燃料取扱装置での燃料把持、キャスクからの燃料取り出し、燃料ラックへの収納、せん断機内での燃料送出し等のハンドリング、適切な位置でのせん断への影響等が考えられる。これら受入・貯蔵工程、せん断工程への影響は再処理可否への判断に与える影響が大きいものと考えられる。そのため、受入・貯蔵工程、せん断工程における損傷燃料等のハンドリング等に係る評価及び実機を模擬したモックアップ試験が必要となる。さらに、福島第一原子力発電所 使用済燃料貯蔵プールの燃料はコンクリート等のがれき落下により損傷している可能性があり、また、海水注入による海水環境、コンクリート成分溶解に伴うアルカリ環境に曝されている。従って、機械的強度の低下が懸念される損傷燃料等については、ハンドリングに耐えうる強度を有すること及び被覆管損傷部の拡大に伴う燃料ペレットの脱落の可能性について評価する必要がある。

ただし、現時点でがれきの落下による燃料の損傷、変形は認められておらず、現段階において本評価を実施することは合理的ではないものと考えられることから、使用済燃料プールからの燃料取り出しにおいて具体的な損傷、変形が確認された後に、本評価の必要性を判断する。

6.2.2 不純物による再処理機器への腐食影響評価

使用済燃料に付着・同伴する不純物は、受入・貯蔵工程又は溶解工程から再処理工程全体に拡散する可能性があることから、これら再処理機器への腐食影響は再処理可否への判断に与える影響が大きいものと考えられる。そのため、不純物による再処理機器への腐食影響評価が必要となる。

6.2.3 不純物の工程内挙動評価

溶解液に移行した不純物成分又は清澄機で除去されない不純物がウラン、プルトニウムの抽出に影響を与える可能性があることから、不純物の分離・精製工程内における挙動は再処理可否への判断に与える影響が大きいものと考えられる。そのため、分離・精製工程における不純物の工程内挙動評価が必要となる。

6.2.4 不純物の廃棄体への影響評価

高レベル廃液は抽出廃液、清澄機洗浄廃液等を濃縮したものであり、他のプロセス溶液よりも不純物濃度が高くなる可能性があり、また、高レベル廃液はガラス固化以外の安定的な貯蔵、処分方法がないことから、不純物の影響は再処理可否への判断に与える影響が大きいものと考えられる。そのため、不純物の廃棄体への影響評価が必要となる。

6.3 損傷燃料等の化学処理工程等への影響の検討（評価試験）

6.2節で選定した4つの研究要素のうち6.2.1損傷燃料等のハンドリング等に係る評価以外の項目について、再処理施設への影響の程度を評価するための試験を実施した。損傷燃料等のハンドリング等に係る評価については、想定される影響の評価とその影響に対する評価項目の抽出を行った。以下に試験概要を示す。

なお、各試験条件を設定するにあたっては、福島第一原子力発電所 各号機使用済燃料貯蔵プール及び使用済燃料に係る公開情報の収集を行い、海水成分やコンクリートの不純

物の付着・同伴量、並びにこれらの不純物量から東海再処理施設の工程内における不純物濃度を推定した。その結果、使用済燃料に同伴する塩化物イオンの付着量は公開情報より7.8g/体²¹⁾とされており、コンクリートの重量は新燃料調査における公開写真から保守的に74.56g/体と推定した¹⁵⁾。これらの推定値から化学処理工程（抽出工程）における不純物濃度を算出した結果、抽出工程では塩化物イオン濃度は0.00087% (0.0087[g/L])、コンクリート濃度は0.083[g/L]と推定される。また、高レベル廃液中の塩化物イオン濃度は0.0087% (0.087[g/L])、コンクリート濃度は0.83[g/L]と推定される。なお、試験条件の設定においては、上記の値を踏まえた上で、不純物の影響の把握や分析下限値等を考慮し、不純物濃度を設定した。各試験条件は表6.3-1に示す。

6.3.1 不純物による再処理機器への腐食影響評価

高レベル廃液濃縮缶及び高レベル廃液貯槽を対象とし、不純物、核分裂生成物成分等を考慮した模擬高レベル廃液を用いた腐食試験（浸漬腐食試験、電気化学試験）を実施した。その結果、すべての条件において腐食形態は粒界部の腐食が優先した全面腐食であり、孔食は見られなかった。また、塩化物イオン濃度の増加とともに腐食速度の低下が確認された。

6.3.2 不純物の工程内挙動評価

不純物のウラン・プルトニウム製品系への移行や不純物によるウラン・プルトニウムの抽出への影響を把握するため、不純物成分及び核分裂生成物成分を添加した模擬液、更に、ウラン・プルトニウムを添加した模擬液を用い、溶媒抽出試験を実施した。その結果、不純物成分の分配比は 10^{-2} ～ 10^{-3} オーダーと低く溶媒に抽出されにくいこと、また、ウラン・プルトニウムの分配比は不純物の影響を受けないことを確認した。

6.3.3 不純物の廃棄体への影響評価

国内再処理施設で想定される標準廃液組成に、不純物として海水、コンクリートの主要な成分を添加した粉末試料を調合してガラス試験片を作製し、均質性評価及びガラス物性評価を実施した。その結果、均質性評価についてはすべての条件において相分離物の析出はなく、ガラス化しており、ガラス転移温度や熱膨張係数等のガラス物性データについても不純物の影響は認められなかった。

6.4 損傷燃料等の分別指標の検討

ハンドリング等に係る検討については、受入・貯蔵及びせん断工程で想定される影響の程度を評価するための評価項目を表6.4-1(1/2)に取りまとめた。

6.3節の3試験（不純物による再処理機器への腐食影響評価、不純物の工程内挙動評価、不純物の廃棄体への影響評価）については、試験条件の範囲においては不純物の影響は認められなかったため、影響がないことを確認した最大値を各試験の分別指標（許容量）とし、表6.4-1(2/2)に取りまとめた。各試験の結果に基づく許容量の最小値が再処理施設における損傷燃料等の分別指標となることから、これを表6.4-2に取りまとめた。その結果、損傷燃料等の化学処理工程等への影響に係る分別指標としては、海水成分（塩化物イオン）780g/体、コンクリート2kg/体となる。

表 6.3-1 平成 26 年度 各研究要素の試験条件

研究要素	関連工程・機器等	想定される影響	試験条件 ^{※1}	備考
不純物による再処理機器への腐食影響評価	高レベル廃液濃縮缶 (①) 高レベル廃液貯槽 (②)	不純物による腐食	① 人工海水 (塩化物イオン) 0.01g/L～20 g/L (0.78g/体～1.8kg/体) コンクリート 5g/L (2kg/体) ② 人工海水 (塩化物イオン) 0.1g/L～20 g/L (7.8g/体～1.8kg/体) コンクリート 5g/L (2kg/体)	
不純物の工程内挙動評価	分離・精製工程	不純物の U・Pu 製品系への移行	海水成分 (塩化物イオン) 8.7mg/L～8.7g/L (7.8g/体～7.8kg/体) ^{※1} コンクリート 83 g/L (74kg/体) ^{※2}	その他、模擬 FP 共存条件での不純物の抽出試験等を実施
		不純物による U・Pu 抽出の阻害	海水成分 (塩化物イオン) 8.7mg/L～8.7g/L (7.8g/体～7.8kg/体) ^{※1} コンクリート 83 g/L (74kg/体) ^{※2}	
不純物の廃棄体への影響評価	ガラス固化・貯蔵工程	不純物による溶融温度や粘性等の変化によるガラス溶融炉の運転への影響	海水成分 (塩化物イオン) 34.6g/本～3.46kg/本 (7.8g/体～780g/体) ^{※1} コンクリート 331.4g/本～33.14kg/本 (74g/体～7.4kg/体) ^{※2}	
		不純物によるガラス固化体の品質への影響	海水成分 (塩化物イオン) 34.6g/本～3.46kg/本 (7.8g/体～780g/体) ^{※1} コンクリート 331.4g/本～33.14kg/本 (74g/体～7.4kg/体) ^{※2}	

注) カッコ内は燃料 1 体あたりの換算値

※1 海水成分は主要な成分を一般試薬で添加

※2 コンクリートは主要な成分を一般試薬で添加

表 6.4-1 平成 26 年度 各研究要素の評価項目及び損傷燃料等の分別指標 (1/2)

研究要素	関連工程・機器等	想定される影響	必要な評価	分別指標 ^{注)}	備考
損傷燃料等のハン ドリング等に係る評価	受入・貯蔵工程 (燃料取扱機、燃料貯蔵ラック等)	変形によるハン ドリングへの影響 (燃料取扱装置での燃料把持、キャスクからの燃料取り出し、燃料ラックへの収納)	燃料取扱機で把持可能な変形量、燃料ラック内への収可能な変形量の評価	・燃料ハンドルの許容変形量 (高さ、傾き) 【ハンドル高さー[cm]、傾きー°】 ・燃料本体の許容変形量 (高さ、幅等) 【高さー[cm]、幅ー[cm]、奥行ー[cm]】	
	せん断工程 (せん断装置、燃料送り出し装置、燃料装荷装置等)	漏えい燃料、又は損傷燃料の被覆管内に残存する水分によるせん断への影響 (せん断粉・せん断片の蓄積)	モックアップ試験等による燃料からの排水性確認試験	・漏えい燃料、又は損傷燃料の許容損傷量等 (被覆管の欠陥寸法・位置等) 【欠陥寸法：高さー[cm]、幅ー[cm]】	
		燃料ベレレット等の脱落によるせん断への影響 (せん断機内での燃料送出し、せん断力の低下・上昇、可動部・摺動部への噛み込み)	モックアップ試験等によるせん断評価	・損傷燃料の許容損傷量 (被覆管の欠陥寸法・位置等) 【欠陥寸法：高さー[cm]、幅ー[cm]】	
		変形によるせん断への影響 (せん断機内での燃料送出し、適切な位置でのせん断)	モックアップ試験等によるせん断評価	・燃料ハンドルの許容変形量 (高さ、傾き) 【ハンドル高さー[cm]、傾きー°】 ・燃料本体の許容変形量 (高さ、幅等) 【高さー[cm]、幅ー[cm]、奥行ー[cm]】	
		不純物によるせん断への影響 (せん断機内での燃料送出し、せん断力の上昇、可動部・摺動部への噛み込み)	モックアップ試験等によるせん断評価	・コンクリートの許容量 【コンクリートーkg/体】	
	【共通】受入・貯蔵工程及びせん断工程	損傷燃料等の機械的強度の低下によるハン ドリングへの影響 (燃料取扱装置での燃料把持、キャスクからの燃料取り出し、燃料ラックへの収納、せん断機内での燃料送出し)	損傷燃料等の強度評価	・燃料の許容残存強度 【燃料ハンドル、タイロッド等の残存強度ー[MPa]】	

注) 「分別指標」欄の「ー」はデータ未採取

表 6.4-1 平成 26 年度 各研究要素の評価項目及び損傷燃料等の分別指標 (2/2)

研究要素	関連工程・機器等	想定される影響	必要な評価	分別指標 ^{注)}	備考
不純物による再処理機器への腐食影響評価	高レベル廃液濃縮缶及び高レベル廃液貯槽	不純物による腐食	不純物の許容量評価 (種類、量)	・海水成分及びコンクリートの許容量 【海水成分 (塩化物イオン) 1.8kg/体、コンクリート 2kg/体】	
不純物の工程内挙動評価	分離・精製工程	不純物の U・Pu 製品系への移行	不純物の許容量評価 (種類、量)	・海水成分及びコンクリートの許容量 【海水成分 (塩化物イオン) 7.8kg/体、コンクリート 7.4kg/体】	
		不純物による U・Pu 抽出の阻害	不純物の許容量評価 (種類、量)	・海水成分及びコンクリートの許容量 【海水成分 (塩化物イオン) 7.8kg/体、コンクリート 7.4kg/体】	
不純物の廃棄体への影響評価	ガラス固化・貯蔵工程	不純物による溶融温度や粘性等の変化 によるガラス溶融炉の運転への影響	不純物の許容量評価 (種類、量)	・海水成分及びコンクリートの許容量 【海水成分 (塩化物イオン) 780g/体、コンクリート 7.4kg/体】	
		不純物によるガラス固化体の品質への影響	不純物の許容量評価 (種類、量)	・海水成分及びコンクリートの許容量 【海水成分 (塩化物イオン) 780g/体、コンクリート 7.4kg/体】	

注) 本年度の各研究要素における試験条件範囲では不純物の影響は認められなかったため、分別指標に記載した数値は制限値・上限値ではなく、影響がないことを確認した最大値を示す。

表 6.4-2 平成 26 年度 損傷燃料等の分別指標

研究要素	分別指標 ^{注)}	備考
損傷燃料等のハンドリング等に係る評価	- 燃料ハンドルの許容変形量 (高さ、傾き) 【ハンドル高さ－[cm]、傾き－°】 - 燃料本体の許容変形量 (高さ、幅等) 【高さ－[cm]、幅－[cm]、奥行－[cm]】 - 漏えい燃料、又は損傷燃料の許容損傷量等 (被覆管の欠陥寸法・位置等) 【欠陥寸法：高さ－[cm]、幅－[cm]】 - コンクリートの許容量 【コンクリート－kg/体】 - 燃料の許容残存強度 【燃料ハンドルの、タイロッド等の残存強度－[MPa]】	
損傷燃料等の化学処理工程等への影響	海水成分及びコンクリートの許容量 【海水成分 (塩化物イオン) 780g/体、コンクリート 2kg/体】	

注) 「分別指標」欄の「－」はデータ未採取。また、記載した数値は各研究要素の試験条件のうち最小値を採用。ただし、本年度の各研究要素における試験条件範囲では不純物の影響は認められなかったため、分別指標に記載した数値は制限値・上限値ではなく、影響がないことを確認した値を示す。

7. おわりに

本報告は、中長期ロードマップに基づき平成 25、26 年度に実施した「使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討」に係る技術開発の成果の概要を中心に、震災直後からの経緯も含めて取りまとめたものである。

漏えい燃料等の処理実績を有する東海再処理施設並びに海外再処理施設の処理事例調査より、漏えい燃料、損傷燃料及び再組立燃料については問題なく輸送及び再処理されていることが分かった。また、福島第一原子力発電所のプール燃料の貯蔵状況及び点検・調査結果等に係る公開情報より、1～4 号機のプール燃料は海水成分等の付着及びがれきや砂れきの同伴が考えられ、今後の燃料調査により燃料の損傷・変形等が確認される可能性も考えられることから、考慮すべき燃料の状態を「放射性物質の漏えい」、「被覆管の損傷」、「燃料ハンドル、燃料本体の変形」、「海水成分やがれき成分等の不純物の付着・同伴」の 4 つに分類・整理した。これら燃料分類に従い、損傷燃料等を再処理する際の技術的課題を摘出するとともに、必要な研究要素を整理したところ、「損傷燃料等のハンドリング等に係る評価」、「不純物による再処理機器への腐食影響評価」、「不純物の工程内挙動評価」、「不純物の廃棄体への影響評価」の 4 項目が必要と考えられた。また、研究要素に関する試験・検討結果に基づき、再処理可否を判断するための分別指標（海水成分（塩化物イオン）780g/体、コンクリート 2kg/体）を整備した。

残る研究要素である「損傷燃料等のハンドリング等に係る評価」については、3 号機使用済燃料の取り出しにおける燃料状態等を踏まえて実施の要否が判断される。

従って、これらの研究要素に関する成果を基に分別指標を設けることで、2020 年度頃の判断ポイントにおける再処理可否の技術的判断が可能となるものと考ええる。

謝辞

本報告書の図 4.2-1 及び図 4.2-2 は、英国貿易投資総省にご協力いただき、Sellafield Ltd の許諾を得て、「A. H. C. Callaghan, et al., “The Management of Non-standard, Failed and Damaged Oxide Fuels at Sellafield”, British Nuclear Group, (2005)」の Fig.1 (p.5 of 11)、Fig.2b (p.7 of 11)を転載した。図 4.2-3 は、「Publishing section, Division of Conference and Document Services, Department of Management, IAEA」の許諾を得て、「International Atomic Energy Agency, “Spent Fuel Performance Assessment and Research: Final Report of a Coordinated Research Project (SPAR-II)”, IAEA TECDOC 1680, IAEA, Vienna, (2012).」の Fig.13 (p.41)及び Fig.14 (p.42)を転載した。また、図 5.2.1-1 は東京電力（株）の許諾を得て、「4 号新燃料調査に関する報告」、政府・東京電力中長期対策会議運営会議 第 10 回、平成 24 年 9 月 24 日.の p.2, p.3 の写真を転載した。

なお、付録－1 及び付録－2 は、IRID の許諾を得て、「平成 25 年度実績概要「使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討」、廃炉・汚染水対策チーム会合 事務局会議 第 6 回、平成 26 年 5 月 29 日」及び「(1－2) 使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討（平成 27 年 2 月末時点における進捗状況）」、廃炉・汚染水対策チーム会合 事務局会議 第 15 回、平成 27 年 2 月 26 日」を転載した。

ここに感謝の意を表する。

参考文献

- 1) 佐野雄一他、再処理機器の腐食に及ぼす海水成分の影響評価 (1) 高放射性廃液貯槽材料の腐食評価、日本原子力学会 2014 年春の年会予稿集、2014 年 3 月 26～28 日。
- 2) 入澤恵理子他、再処理機器の腐食に及ぼす海水成分の影響評価 (2) 沸騰機器の腐食評価、日本原子力学会 2014 年春の年会予稿集、2014 年 3 月 26～28 日。
- 3) 栗飯原はるか他、使用済燃料に同伴する燃料プール内不純物の抽出工程影響評価 (1) 不純物の抽出挙動、日本原子力学会 2014 年秋の大会予稿集、2014 年 9 月 8～10 日。
- 4) 須田静香他、せん断力推定手法の確立 (1) せん断力推定手法の考案、日本原子力学会 2008 年秋の大会予稿集、2008 年 9 月 4～6 日。
- 5) 黒田康司他、せん断力推定手法の確立 (2) せん断力推定手法の検証、日本原子力学会 2008 年秋の大会予稿集、2008 年 9 月 4～6 日。
- 6) A. H. C. Callaghan, et al., The Management of Non-standard, Failed and Damaged Oxide Fuels at Sellafield, 2005 年 11 月 29 日。
- 7) IAEA, Spent Fuel Performance Assessment and Research: Final Report of a Coordinated Research Project (SPAR-II), IAEA-TECDOC-1680, 2012。
- 8) Nathalie Allimann, AREVA Solutions for Transport and Dry Interim Storage of Damaged Fuel, PATRAM 2013, 2013 年 8 月 18～23 日。
- 9) 東京電力、特定原子力施設実施計画 2.11 使用済燃料プールからの燃料取出し設備、平成 26 年 10 月 17 日認可。
- 10) 東京電力、福島原子力発電所 3 号機使用済燃料プール内調査結果について、東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議／事務局会議 第 1 回、平成 25 年 3 月 28 日。
- 11) 東京電力、4 号機使用済燃料プール内ガレキ分布マップについて、政府・東京電力中長期対策会議運営会議 第 5 回、平成 24 年 4 月 23 日。
- 12) 東京電力、東電福島原子力事故調査報告書添付資料 添付 9-5、平成 24 年 6 月 20 日。
- 13) 東京電力、特定原子力施設実施計画 2.12 使用済燃料共用プール設備、平成 26 年 8 月 15 日認可。
- 14) 東京電力、4 号機使用済燃料プールからの燃料取り出しについて、平成 25 年 11 月。
- 15) 東京電力、4 号新燃料調査に関する報告、政府・東京電力中長期対策会議運営会議 第 10 回、平成 24 年 9 月 24 日。
- 16) 東京電力、福島原子力発電所 3 号機使用済燃料プール内調査結果について、東京電力福島第一原子力発電所廃炉対策推進会議／事務局会議 第 1 回、平成 25 年 3 月 28 日。
- 17) 岡隆文他、1F4 未照射燃料から採取した燃料部材の詳細調査 (1) 検査対象部材の概要と検査方法、日本原子力学会 2014 年春の年会予稿集、平成 26 年 3 月 26～28 日。
- 18) 原寛之他、1F4 未照射燃料から採取した燃料部材の詳細調査 (2) 顕微鏡観察及び SEM/EPMA 試験結果について、日本原子力学会 2014 年春の年会予稿集、平成 26 年 3

月 26～28 日.

- 19) 東京電力、福島第一原子力発電所 4 号機使用済燃料プールから取り出した燃料の外観点検結果について、報道配布資料、平成 26 年 4 月 30 日.
- 20) 東京電力、1F-4 使用済燃料プールから共用プールに輸送された使用済燃料の調査結果について、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議 第 13 回、2014 年 12 月 25 日.
- 21) 東京電力、共用プールにおける水質管理について、政府・東京電力中長期対策会議運営会議 第 10 回、平成 24 年 9 月 24 日.

This is a blank page.

使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討
－平成 25、26 年度成果概要報告－

付 録

This is a blank page.

付録－1

平成 25 年度実績概要「使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討」、
廃炉・汚染水対策チーム会合 事務局会議 第 6 回、平成 26 年 5 月 29 日

This is a blank page.

平成25年度実績概要

使用済燃料プールから取り出した 損傷燃料等の処理方法の検討

平成26年5月29日
技術研究組合 国際廃炉研究開発機構

無断複製・転載禁止 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構
©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

目的

東京電力(株)福島第一原子力発電所1～4号機の原子炉建屋プールの燃料には、海水による塩分等の不純物の付着が考えられ、一部の燃料は落下したコンクリート片などにより損傷、漏えいしている可能性もある。

これら燃料は、取り出し後当面、同発電所内の共用プールに保管する計画であるが、将来の処理・処分に向けた方向付けを行う必要が出てくることから、まずは再処理の技術的な成立性を判断するため、損傷燃料等の取扱いに係る国内外の事例等を調査することにより、再処理における技術的課題及びその対策を整理する。また、実施可否に係る判断指標を整備する上での必要な情報及び課題を整理する。

平成25年度実施計画

(1) 国内外における損傷燃料等に関する事例調査

再処理施設内での損傷燃料の移送及び貯蔵等における課題の抽出及びその対応の検討に資することを目的とし、法令報告書等の公開資料・文献等から国内事例における損傷燃料の取り扱い方法を調査する。また、IAEA等の損傷燃料に関する文献や国際原子力情報システム (INIS) 等のデータベースを利用し、国外事例も同様に調査する。

(2) 諸外国における損傷燃料等の取り扱い要件・判断基準等の調査

再処理施設において損傷燃料を取り扱うための判断指標の整備、及び再処理施設内における課題の抽出及びその対応の検討に資することを目的とし、諸外国における燃料の損傷状態を分別するための確認項目、判断基準、燃料の検査方法等についての文献調査等を行う。

(3) 再処理施設における損傷燃料等の取り扱い方法、事例の調査

再処理施設において損傷燃料等を取り扱う上での課題や制約条件を把握することを目的とし、現状の国内再処理施設の許認可資料における使用済燃料の取り扱いについての記載内容を整理する。また、東海再処理施設におけるピンホール燃料の処理実績を調査し、その取り扱い方法について健全な使用済燃料との相違点等についてとりまとめる。さらに、海外の再処理施設における損傷燃料の取り扱い事例について文献調査等を行う。

(4) 再処理に向けた判断指標及び技術的課題の整理

上記結果を踏まえ、再処理の実施可否にかかる判断指標の整備に必要な情報及び課題、以降の研究計画に反映すべき損傷燃料等の取り扱いに係る技術的課題を抽出し、それらへの対応策について整理する。

IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

3

(1) 国内外における損傷燃料等に関する事例調査(その1)

○国内事例

国内の事例については、一般財団法人原子力技術協会が運営している原子力施設情報公開ライブラリー「ニューシア」等により調査を行い、BWR35件、PWR38件、その他12件の損傷事例について報告書等を収集。燃料損傷の要因・状態及び取扱い方法について整理を実施。

⇒数は少ないものの燃料集合体の補修事例、破損燃料の輸送、漏えいが疑われる燃料集合体の検査項目について情報有り(具体的な補修方法及び輸送等に係わる情報はなし)。

○国外事例

海外の損傷燃料の取り扱い事例についてIAEAにより報告されている。また、アメリカの損傷燃料の事例や経験について、パシフィックノースウエスト研究所 (PNL) 及びアイダホ国立研究所 (INL) により報告されている。損傷燃料等に係わる有用な事例及び取扱い方法について整理を実施。

1) IAEA, Catalogue of methods, Tools and Techniques for Recover from Fuel Damage Events, IAEA-TECDOC-627, 1991. TMI-2, Chernobylを含む主要な事故などで実際に使用された装置等について、この分野での経験がある加盟国等にアンケート調査を行い、その結果について報告。アメリカGE社が開発したBWRバンドル分解ツール、フランスFRAGEM社が開発した損傷PWR集合体の補強方法及び実績(約200体)等の情報を含む。

2) IAEA, Storage of Water Reactor Spent Fuel in water Pools, IAEA, Technical reports series No.218, 1983.

使用済燃料貯蔵プールに係わる事項について世界22か国に対してアンケート調査を行いその結果について報告。欠陥燃料の貯蔵方法として約30%が集合体をカプセル化、5%は取り外した欠陥ロッドをカプセル化、20%は囲われたバスケットに貯蔵等の情報を含む。

IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

4

(1) 国内外における損傷燃料等に関する事例調査(その2)

- 3) IAEA, Underwater inspection, repair and reconstitution of water reactor fuel, IWGFPT/29,1988.

フランスでは、漏えい燃料は、再処理、修理後に原子炉へ再装填、そのまま原子炉へ再装填されるものがあり、損傷燃料は修復、復元されたのち原子炉へ再装填。修理に係わる主要な装置は作業台、“OSCAR”と呼ばれる燃料棒引き抜き装置、“PIC”と呼ばれる燃料棒引き抜き・挿入装置で構成される。

アメリカでは、破損または損傷燃料集合体は、アセンブリの状況及び状態に応じて、いくつかの方法で修復。破損した燃料棒のみを互換性のあるロッド(濃縮度、寸法形状)に交換するか、スケルトンと呼ばれる新しい集合体の骨組みに損傷した集合体から健全な燃料棒を移し替える手法にて修理。

ベルギーでは、フランスFRAGEM社等が損傷燃料の修理を実施しており、20体の修理実績について報告。

- 4) W.J.Bailey, Categorization of failed and damaged spent LWR fuel currently in storage, PNL-5882, 1987.

アメリカ等の破損燃料と損傷燃料の分類、種類及び事例について報告。損傷燃料に係わる情報分類を10段階(1.破損、あるいは損傷が視覚的に観察、2.カプセル化、あるいは他の是正措置を実施、3.特別なハンドリングが必要、4.稠密化処理が不可能、5.物理的変形、6.ブルラックに不適合、7.被覆管損傷、8.放射能漏洩、9.その他、10.未収集)とし、各発電所から収集した損傷事例を整理。

- 5) W.J.Bailey, Experience with Failed or damaged spent fuel and its impact on handling, PNL-SA-17727, 1990.

アメリカ等の湿式及び乾式貯蔵の経験、破損または損傷燃料の取扱い、燃料の輸送、高燃焼度燃料の経験について報告。1988年末、貯蔵されている使用済燃料は62,700体であり、そのうち約3200体は破損又は損傷燃料。そのなかで、35体は特別な取り扱いが必要、1体は集合体ごとカプセル封入が必要。湿式及び乾式貯蔵における損傷の拡大などの影響は認められない。損傷燃料の乾式輸送は汚染拡大の可能性。

- 6) Brett Carlsen, et al., Damaged Spent Nuclear Fuel at U.S. DOE Facilities, Experience and Lessons Learned, INL/EXT-05-00760, 2005.

米国エネルギー省(DOE)は、海外研究炉燃料及び米国内サイトの使用済燃料をINL, HanfordおよびSavannah Riverで一元管理・貯蔵している。DOE管理下のSNFは数百種類あり、損傷燃料も含まれるが、長年、安全に貯蔵されている。これまでのSNF貯蔵環境とSNF劣化、極端に劣化したSNFの取り扱いと再梱包の経験、および関連する教訓の概要について報告。湿式貯蔵における水化学、燃料と水の相互作用、乾式貯蔵のためのSNFの乾燥、乾式環境における UO_2 燃料の酸化、中間貯蔵期間の延長における懸案事項、損傷SNFに対するキャニスタの設計について報告。

IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

5

(2) 諸外国における損傷燃料等の取り扱い要件・判断基準等の調査

○諸外国の損傷燃料の取り扱い要件・判断基準等について、以下の公開文献を調査

- 1) IAEA, Management of Damaged Spent Nuclear Fuel, IAEA Nuclear Energy Series No. NF-T-3.6, 2009.

損傷燃料処理を必要としている国等に指針を提供することを目的とし、IAEA技術会合における各国の情報提供に基づき、損傷燃料の識別方法、管理指針、性能要件及び検知技術について報告。また、損傷燃料の取り扱い方法(燃料棒の交換、容器への封入、水のろ過、気体廃棄物のろ過等)が纏められている。

- 2) IAEA, Spent Fuel Performance Assessment and Research: Final Report of a Coordinated Research Project (SPAR- II), IAEA-TECDOC-1680, 2012.

使用済燃料の長期貯蔵に関する技術的知見を高めることを目的とし、貯蔵設備及び使用済燃料の健全性評価・研究について各国の経験を収集し報告。各国の燃料の健全性の定義、検知技術の概要、容器の概要等が纏められている。

○更に詳細なものとして、以下の米国指針・規格等を調査

- 1) NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Interim Staff Guidance-1, Rev 2, Classifying the Condition of Spent Nuclear Fuel for Interim Storage and Transportation Based on Function. (Formerly entitled “Damaged Fuel”), 2007.
- 2) AMERICAN NATIONAL STANDARDS INSTITUTE, Characterizing Damaged Spent Nuclear Fuel for The Purpose of Storage and Transport, ANSI N14.33-2005, 2005.
- 3) Electric Power Research Institute, Industry Spent Fuel Storage Handbook, 2010.

IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

6

(3)再処理施設における損傷燃料等の取り扱い方法、事例の調査

○国内再処理施設における使用済燃料の取り扱い方法の調査

再処理事業指定申請書における使用済燃料の取り扱いについての記載内容を整理。

○東海再処理施設におけるピンホール燃料等の再処理事例調査

・ピンホール燃料

ピンホール型のPWR燃料16体の再処理実績あり。

ピンホール燃料は原子炉施設において密封性を有する燃料缶に収納した上でキャスクに収納し輸送。再処理施設のプールで燃料缶から燃料を取り出し、密封容器付燃料貯蔵バスケットに収納・貯蔵。以降の取り扱いは健全な燃料と同一。

・再組立燃料集合体

照射後試験に供した燃料の再組立燃料集合体3体(BWR燃料の部材を用い、被覆管付きの燃料片や燃料ペレットをウォータ・ロッドの中に充填)の再処理実績あり。

再組立燃料は照射後試験施設において密封容器に収納した上でキャスクに収納し輸送。以降の取り扱いは、U量が少ないことによる調整工程での硝酸ウランの添加を除き、健全な燃料と同一。

構造が通常の燃料と若干異なることから、せん断に係る評価を実施し、再組立燃料の構造に反映。また、事前に模擬燃料集合体のせん断試験を実施。



東海再処理施設における燃料缶(燃料取り出し後)の取り扱い

IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

7

(3)再処理施設における損傷燃料等の取り扱い方法、事例の調査

○海外の再処理施設における損傷燃料の取り扱い事例調査

公開文献の調査の他、大使館を通じて英・仏の再処理事業者へ情報提供依頼を実施。また、1月末に英・仏の再処理施設を訪問、損傷燃料等の取り扱いに係る施設等を視察。

・イギリスにおける損傷燃料の再処理事例

BWR損傷燃料をマルチエレメントボトルに収納し、輸送・再処理した事例、BWR損傷燃料を補強、容器及びマルチエレメントボトルに収納し、輸送・再処理した事例等あり。また、損傷したBWR燃料棒を保管・輸送するためのQuiverと呼ばれる容器を開発、再処理施設で使用するためのせん断試験を実施。その他、AGR燃料棒を缶に収納し再処理している。

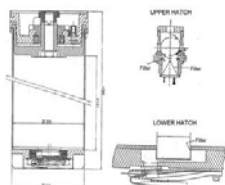


BWR用マルチエレメントボトル*

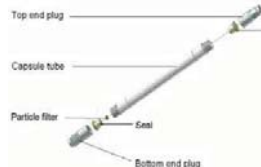
*A.H.C.Callaghan, et al., The Management of Non-standard, Failed and Damaged Oxide Fuels at Sellafield, 2005.

・フランスにおける損傷燃料の再処理事例

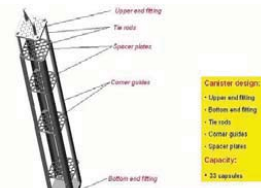
排水機能、排気機能(フィルタ付)を有する燃料集合体用容器(ボトル)を用い、損傷燃料の輸送・再処理した事例等有り。また、輸送・再処理等の必要条件を考慮した排水機能、排気機能(フィルタ付)を有する燃料棒用容器(カプセル)とそれを燃料集合体形状にするためのキャニスターの開発を実施。



損傷(ガスリーク)燃料集合体用容器**



燃料棒カプセル**



燃料棒カプセル用BWR型キャニスター**

**IAEA, Spent Fuel Performance Assessment and Research: Final Report of a Coordinated Research Project (SPAR- II), IAEA-TECDOC-1680, 2012.

IRID

©International Research Institute for Nuclear Decommissioning

8

(4)再処理に向けた判断指標及び技術的課題の整理

○再処理施設での損傷燃料の取り扱いを困難にする主な要因

- ・放射性物質の漏えい……プール水の汚染
- ・機械的強度の低下……チャンネルボックス取り外し、ハンドリングへの影響
- ・変形……チャンネルボックス取り外し、機器との干渉
- ・不純物の同伴……化学処理工程等への影響

○考えられる対応策(損傷状態、程度による)

- ・収納缶(密封(排気/排水機能)/非密封)
- ・補修・補強
- ・再組立

○主な技術的課題

- ・ハンドリングへの影響(チャンネルボックス、収納缶、補修・補強の影響含む)
- ・化学処理工程等への影響(腐食、製品、廃棄物、工程運転)

○考えられる判断指標(再処理施設における許容範囲)

- ・放射性物質の漏えい率
- ・変形量
- ・不純物の同伴量
- ・収納缶の構造・寸法 等

This is a blank page.

付録-2

- (1-2) 使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討
(平成 27 年 2 月末時点における進捗状況)、
廃炉・汚染水対策チーム会合 事務局会議 第 15 回、平成 27 年 2 月 26 日

This is a blank page.

(1-2) 使用済燃料プールから取り出した損傷燃料等の処理方法の検討 (平成27年2月末時点における進捗状況)

再処理が可能かを判断するための指標を整備することを目的として、国内再処理施設（TRP、RRP）を例に、不純物による再処理機器への腐食影響評価、不純物の工程内挙動評価、不純物の廃棄体への影響評価に関する試験等を実施するとともに、新たな研究要素の有無を確認・整理した。

実施内容及び成果

1. 不純物による再処理機器への腐食影響評価

高レベル廃液濃縮缶及び高レベル廃液貯槽を対象とし、FP成分を考慮した模擬液を用いた腐食試験（浸漬試験・電気化学試験）を実施し、不純物成分の腐食影響を評価した。その結果、全ての条件において腐食形態は粒界部の腐食が優先した全面腐食であり、孔食は見られなかった（図1）。また、不純物（Cl⁻）濃度の増加とともに腐食速度の低下が確認された（図2）。

2. 不純物の工程内挙動評価

FP共存条件で不純物の抽出操作を行い、FPが不純物の抽出に与える影響を確認した。また、U・Puの抽出を阻害する可能性のある陰イオン（Cl⁻、SO₄²⁻）共存条件でU・Puの抽出操作を行い、U・Pu抽出に与える陰イオンの影響を確認した。その結果、不純物の分配比は10⁻²～10⁻³オーダーと低いこと（図3）、U・Puの分配比は陰イオンの影響を受けないことを確認した。

3. 不純物の廃棄体への影響評価

標準廃液組成に不純物（海水、モルタル）の主要な成分を添加した粉末試料（不純物濃度：標準、10倍、100倍）を用いてガラス試験片を作製し、均質性評価等を実施した。その結果、全ての条件において相分離物の析出はなくガラス化していることを確認した（図4）。

4. その他の影響の抽出及び整理

再処理施設における損傷燃料の処理時の影響を網羅的に抽出し、必要な研究要素の有無を整理した。また、今年度までの研究・検討で得られた知見を取りまとめた。

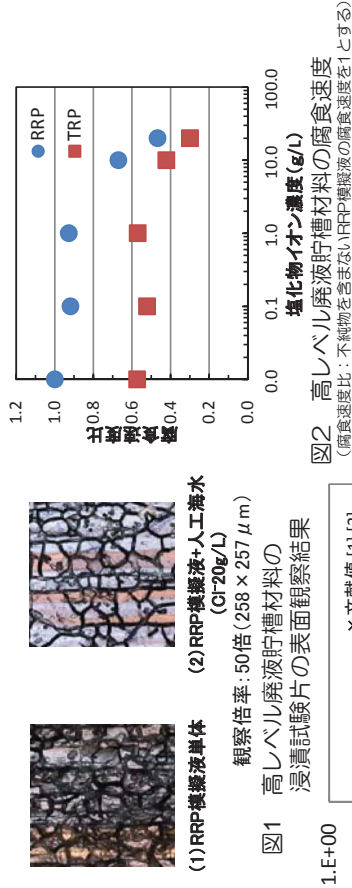


図2 高レベル廃液貯槽材料の腐食速度
（腐食速度比：不純物を含まないRRP模擬液の腐食速度を1とする）

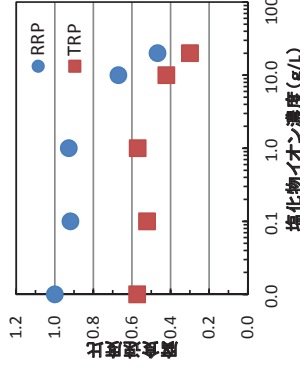


図4 ガラス試験片の均質性評価
（目視観察）

図3 FP共存条件での不純物成分の分配比

課題及び今後の方向性

損傷燃料等の化学処理工程等への影響評価については、不純物の工程内挙動評価試験を前倒してきたこと等を踏まえH26年度迄の成果をもって終了することとなった。損傷燃料等のハンドリング等に係る検討の要否は、3号機使用済燃料の取り出しにおける燃料状態の確認結果等を踏まえて判断される。

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	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	ジーメンズ	S	A/V	m ⁻² kg ⁻¹ s ³ A ²
磁束	ウェーバ	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
光束度	ルーメン	lm	cd sr ^(c)	cd
照射度	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のみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてののみ使用される。

(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
粘着力のモーメント	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
角速度	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
電表面電荷	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
放射線強度	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 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=0.1 MPa=100 kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg=133.322 Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1 nm=100 pm=10 ⁻¹⁰ m
海里	M	1 M=1852 m
バイン	b	1 b=100 fm 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 =0.1 Pa s
ストークス	St	1 St=1 cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹
スチルブ	sb	1 sb=1 cd cm ⁻² =10 ⁴ cd m ⁻²
フオット	ph	1 ph=1 cd sr cm ⁻² =10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1 cm 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=1 Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T
エルステッド ^(a)	Oe	1 Oe ≡ (10 ³ /4 π) 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=1 cGy=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=4.1858 J (「15℃」カロリ), 4.1868 J (「IT」カロリ), 4.184 J (「熱化学」カロリ)
ミクロン	μ	1 μ =1 μm=10 ⁻⁶ m

