

戦略的創造研究推進事業
(社会技術研究開発)
令和5年度研究開発実施報告書

科学技術イノベーション政策のための科学
研究開発プログラム

「原子燃料サイクル政策の受容に対する熟議的アプローチ
チ：感情と技術の作用機序に着目して」

林 嶺那
(法政大学 教授)

目次

1. 研究開発プロジェクト名.....	2
2. 研究開発実施の具体的内容.....	2
2 - 1. 研究開発目標.....	2
2 - 2. 実施内容・結果.....	3
2 - 3. 会議等の活動.....	69
3. 研究開発成果の活用・展開に向けた状況.....	72
4. 研究開発実施体制.....	72
5. 研究開発実施者.....	74
6. 研究開発成果の発表・発信状況、アウトリーチ活動など.....	76
6 - 1. シンポジウム等.....	76
6 - 2. 社会に向けた情報発信状況、アウトリーチ活動など.....	76
6 - 3. 論文発表.....	76
6 - 4. 口頭発表（国際学会発表及び主要な国内学会発表）.....	76
6 - 5. 新聞／TV報道・投稿、受賞等.....	76
6 - 6. 知財出願（出願件数のみ公開）.....	76

1. 研究開発プロジェクト名

原子燃料サイクル政策の受容に対する熟議的アプローチ：感情と技術の作用機序に着目して

2. 研究開発実施の具体的内容

2 - 1. 研究開発目標

本プロジェクトの達成目標は以下の6つである。

- ① 従来、政策的には十分検討されてこなかった原子燃料サイクルに関わる多様なシナリオを設計・評価すること。
- ② それらのシナリオに対する市民の選好を今回初めて客観的に把握し、そうした選好の背景にある感情や技術的要因の作用の仕組み、上位政策および政治的立場等の影響を解明すること。
- ③ 民主的政策過程において重要な役割を果たすアクター間の双方向的な議論、すなわち熟議が、原子燃料サイクル政策において機能する条件を明らかにすること。
- ④ 原子燃料サイクル政策に関する過去の議論と現状の解明を目指すこと。
- ⑤ 原子燃料サイクル政策を原子力政策、エネルギー政策、安全保障政策等の上位政策の体系の中に位置づけること。
- ⑥ 以上の知見を社会に向けて発信し、また、それらの知見を組み込んだ政策提言を行うことで、原子燃料サイクル政策への実装を図ること。

2 - 2. 実施内容・結果

(1) スケジュール

研究開発の実施項目	2022年度 (6カ月)	2023年度 (12カ月)	2024年度 (12カ月)	2025年度 (12カ月)
社会科学グループ				
(a-1)海外事例の調査	事例の特定	事例分析 イギリス フランス等	追加分析 評価オプション の提供	追加分析 評価オプション の提供
(a-2)政策体系の整理				
(a-3)コンジョイント実験を用いた選好 解明	プレ実験	選好分析	市民の選好 データ提供	
(a-4)ミニパブリックスを用いた熟議の 影響分析		オプション 評価項目 への要望	熟議の影響分析 オプション 評価項目 への要望	
自然科学グループ				
(b-1)原子燃料サイクルオプションの 整理・性能評価	オプション例 評価項目例 性能例 オプション抽出	オプション 評価項目例 性能例 代表オプション 選定、要素技術 の特定	オプション 評価項目 性能例 社会受容評価 項目の決定	オプション 評価項目 性能 オプション とりまとめ
(b-2)技術・経済性の評価 ロードマップ作成	経済性評価手法 の整備	要素技術 技術評価データ ベースの整備	技術評価 技術評価 ロードマップ作成	経済性評価 経済性評価
(b-3)高レベル廃棄物を発生させない 原子燃料サイクルオプションの検討		要素技術 性能	要素技術 性能 技術検討	概念変更 (必要に依り) 法的検討
政策実装グループ				
(c-1)実務家とのネットワーク強化、対外 発信、政策ニーズの吸い上げ	エビデンス提供 ニーズ吸い上げ フィードバック ネットワーク構築 意見交換	エビデンス提供 ニーズ吸い上げ フィードバック ネットワーク構築 ワークショップ	エビデンス提供 ニーズ吸い上げ フィードバック ネットワーク構築 ワークショップ	エビデンス提供 ニーズ吸い上げ フィードバック ネットワーク構築 公開シンポジウム
(c-2)日本における経緯と現状	政策文書 聞き取り準備	政策文書 聞き取り	政策文書 聞き取り	政策文書 聞き取り
(c-3)ライフサイクルモデルの構築		各オプションの社会・経済的評価 モデル構築		
(c-4)政策提言				政策提言

(2) 各実施内容

当該年度の到達点①：R4年度に検討すべき事例として特定したイギリスのCommittee on Radioactive Waste Management (CoRWM)、Site Stakeholder Group (SSG)、フランスの議会科学技術選択評価局(OPECST)や地域情報委員会(CLI)などについて、科学技術に関する専門的知見や世論の政策決定過程への統合という観点から参照すべき文献を整理した。

実施項目①-1：科学技術や世論の政策決定過程への統合という観点から見たときに各事例について参照すべき文献の整理

実施内容：

科学技術に関わる民主的な政策過程の最も困難な課題の一つは、専門家の有す

る技術的な専門知と、一般の人々の意見（世論）との統合である。知識レベルに大きな乖離がある両者をどのように架橋するのか。そもそも専門家の間でも立場の分かれる技術的な専門知をどのように取りまとめるのか。複雑かつ高度な技術政策について、多くの場合曖昧な態度しか持たない一般市民から、どのように「世論」を抽出するのか。これらは、民主的な科学技術政策過程の実現における根本的な諸問題である。イギリスのCommittee on Radioactive Waste Management (CoRWM)、Site Stakeholder Group (SSG)、フランスの議会科学技術選択評価局 (OPECST)、地域情報委員会 (CLI) は、科学技術と世論の統合という難しい課題にどのように取り組んだのか、を検討する際の好事例を提供している。R4年度に特定したこれらの事例について、これらの組織の設立経緯、法制上の位置づけ、設置目的などの基礎的な比較を行った上で、科学技術や世論の政策決定過程への統合という観点から、それぞれの事例の特徴について必要となる文献を整理することで、各組織のアプローチや運営方法、成果を分析する基礎を構築した。

期間：令和5年4月～令和6年3月

実施者：林嶺那（法政大学法学部・教授）、小松崎俊作（広島大学IDEC国際連携機構・特任准教授）、森川想（東京大学大学院工学系研究科・講師）、木村謙仁（日本エネルギー経済研究所電力ユニット原子力グループ兼研究戦略ユニット研究戦略グループ・主任研究員）

対象：

- a) イギリス
 - ・放射性廃棄物管理委員会（Committee on Radioactive Waste Management, CoRWM）
- b) フランス
 - ・議会科学技術選択評価局（Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, OPECST）
 - ・地域情報委員会（Commission locale d'information, CLI）

当該年度の到達点②：2024年度後半のコンジョイント実験本実施に向け、感情操作や知識付与のデザインに関する準備を行った。

実施項目②-1：感情操作や知識付与を組み込んだコンジョイント実験のデザインに関する準備

実施内容：

既にR4年度には、試験的に設定した各シナリオに基づいて、一般市民の選好を抽出するコンジョイント実験を実施した。しかしながら、各シナリオの正確性には疑義が残り、ステークホルダーからのニーズを聞き取りつつ、各シナリオの精緻化が必要であるとの結論に達した。自然科学グループや政策実装グループの2023年度から2024年度前半にかけての活動を踏まえて、原子燃料サイクルオプションの検討をより精緻化させ、2024年度後半に一般市民に向けたコンジョイント実験を実施することが望ましいとの結論に達した。こうした2024年度後半の実験では、感情操作や知識の付与如何による選好の変化を検証する予定である。そこで今年度は、感情操作や知識付与を組み込んだコンジョイント実験のデザインを

文献ベースで検討した。

期間：2023年4月～2024年3月

実施者：林嶺那（法政大学法学部・教授）、三輪洋文（学習院大学法学部・教授）、深谷裕司（高温ガス炉プロジェクト推進室・研究主幹）、西原健司（東京工業大学科学技術創成研究院ゼロカーボンエネルギー研究所・特定教授）

当該年度の到達点③：原子燃料サイクルオプションの代表概念を提示し、当該オプションに対する評価およびロードマップの作成を実施した。

実施項目③-1：原子燃料サイクルオプションの検討

実施内容：各ステークホルダーのニーズを考慮できる評価項目により評価可能な、代表的な原子燃料サイクルオプションを令和5年度提示分から選定した。また、原子燃料サイクルオプションの選定に関し、要素技術を学びつつ、推進派目線で自ら情報を発信するロールプレイングを通じ、技術情報に対するリテラシーの醸成を目的としたトレーディングカードゲームの制作を行った。

期間：2023年4月～2024年3月

実施者：ヤンジングロン（日本原子力研究開発機構高速炉新型炉研究開発部門・室長）、松村達郎（日本原子力研究開発機構原子科学研究部門・副ディビジョン長）、深谷裕司（高温ガス炉プロジェクト推進室・研究主幹）、西原健司（東京工業大学科学技術創成研究院ゼロカーボンエネルギー研究所・特定教授）

実施項目③-2：技術・経済性の評価、ロードマップの作成

実施内容：技術・経済性評価手法の整備を行った。特に、主要な原子炉、核変換に必要な加速器施設、多様な分離に必要な化学プロセスなどの要素技術に対し令和4年度作成した経済性単価データベースの更新を行うとともに、技術評価データベース（要素技術マトリクス）の作成を行い、その各要素技術に対する現時点における技術成熟度(Technology Readiness Level)の評価を行った。

期間：2023年4月～2024年3月

実施者：ヤンジングロン（日本原子力研究開発機構高速炉新型炉研究開発部門・室長）、松村達郎（日本原子力研究開発機構原子科学研究部門・副ディビジョン長）、深谷裕司（高温ガス炉プロジェクト推進室・研究主幹）、西原健司（東京工業大学科学技術創成研究院ゼロカーボンエネルギー研究所・特定教授）

当該年度の到達点④：日本における原子燃料サイクル政策に関する議論の経緯と現状の解明を進めた。

実施項目④-1：関係者に対する聞き取り

実施内容：

前年度に引き続き、原子燃料政策や原子力事業に関与してきた経歴の持ち主や、原子力政策の形成過程に知見を有する学識経験者を対象とし、広範な対象者に対して聞き取り調査を進めた。また、最終的に得られた知見を学術論文として取りまとめるための検討に着手した。

期間：令和5年6月～令和6年3月

実施者：村上朋子（日本エネルギー経済研究所電力ユニット・上級エキスパート）、松

尾雄司（立命館アジア太平洋大学アジア太平洋学科・准教授、日本エネルギー経済研究所兼任）、木村謙仁（日本エネルギー経済研究所電力ユニット原子力グループ兼研究戦略ユニット研究戦略グループ・主任研究員）

対象：電力業界6名、政府機関4名、大学・研究機関：3名、メーカー1名

ただし、上記の分類は各インタビュー対象者の本来の所属を示しており、現在退職・出向などにより他機関に移っている者も含む。また、質問内容は以下の通り。

Q1 原子力政策及び原子燃料サイクル政策について、「固着性」を生じさせる要因のうち、最も重要なものは何であるとお考えでしょうか。また、その要因について、できれば具体的な事例とともに、詳しくお聞かせください。

複数のご回答も可ですが、その場合はそれらの中の順序付け、もしくは要因間の関係についてもご考察頂けると幸いです。

Q2 Q1でご指摘された要因が、他の要因と比べて「重要」である（＝固着性に大きな影響を与えた・与えている）と見做されるべき理由や、それを示す根拠、事例、出来事等について、もしご存じでしたらお教え頂けると幸いです。

Q3 これまでの日本の政策についてより具体的にご見解をお聞かせください。例えば：

- ・ これまでの原子力政策及び原子燃料サイクル政策は、代替案を検討した上で「固着」してきたと考えるか。仮に検討してきた場合、それは十分なものであったか。
- ・ 六ヶ所再処理工場プロジェクトの推進を「出口なき前進」と呼ぶ論者は2000年代初頭から存在していたが、そのような認識は当時からお持ちであったか。現在ではどうか。
- ・ もしそれが「出口なき前進」であった場合、それはどのような利害関係によって推進されてきたと考えるか。

Q4 今後、より良い原子力政策及び原子燃料サイクル政策を実現するために、何が必要かについて、お考えがあればお聞かせください。

- ・ 政策の「固着性」は望ましいものであるか、否か。もし仮に望ましくないものである場合、どのようにして改善され得るか。
- ・ 逆に、政策の側から、社会に受け入れられるためには何をすべきか。どのように市民への情報発信や市民からのニーズの取得を行い、合意を形成してゆくべきか。

当該年度の到達点⑤：ライフサイクルモデルの構築に向けた要素の検討と基礎データの収集を進めた。

実施項目⑤-1：各オプションにおける要素技術やそのコストデータの特定

実施内容：

核燃料サイクル事業の洗い出し及び電気事業者・メーカー等の支出額（売上高）、雇用量等について、日本原子力産業協会の『原子力発電に係る産業動向調査』報告書をベースに検討を行った。

期間：令和5年6月～令和6年3月

実施者：村上朋子（日本エネルギー経済研究所電力ユニット・上級エキスパート）、松尾雄司（立命館アジア太平洋大学アジア太平洋学科・准教授、日本エネルギー経済研究所兼任）、木村謙仁（日本エネルギー経済研究所電力ユニット原子力グループ兼研究戦略ユニット研究戦略グループ・主任研究員）

対象：

（一社）日本原子力産業協会では1956年より60年余りにわたって、我が国原子力産業に係る業種別・分野別売上高、従事者数といった基礎データを取りまとめ、会員企業各社へのヒアリングを通じて変動の要因分析等も行い、『原子力発電に係る産業動向調査』として毎年発行している。最新版は2023年11月に発行された2022年度調査である。

本調査では2008-2022年度の調査報告より以下のデータを抽出し、原子燃料サイクル分野を含む原子力産業の動向分析を行った。抽出対象データを2008年度以降としたのは、最新版である2022年度版と同じ産業構造区分が採用されているのが2008年度版以降となっていることによる。

抽出対象データ：

- ・電気事業者の原子力関係支出高、及び「プラント新設」「プラント既設」「フロントエンド」「バックエンド」「デコミッションング」の各産業構造区分別の支出高
- ・鉱工業他（メーカ、エンジニアリング企業等）の原子力関係売上高、及び「プラント新設」「プラント既設」「フロントエンド」「バックエンド」「デコミッションング」の各産業構造区分別の売上高
- ・電気事業者及び鉱工業他の原子力関係従事者数

当該年度の到達点⑥：関係者との意見交換の場を設定することで、ネットワークの強化、本プロジェクトの成果に対するフィードバックの獲得、政策ニーズの吸い上げを実施した。

実施項目⑥-1：関係者とのクローズドな意見交換の場の設定

実施内容：

令和5年度の本事業では、核燃料政策を含む原子力政策に関与してきた重要人物として、内閣府原子力委員会の委員長代理を務めた鈴木達治郎氏と、多数の原子力・エネルギー政策関連審議会委員を務めた山口彰氏を特定し、それぞれ意見交換を実施した。この意見交換は実施項目④-1で行ったヒアリングの実施方針や質問事項などを決定するうえで重要な指針となり、その意味において、④-1に対する予備的なヒアリングと位置付けることができる。意見交換の場における、両氏からの主要な指摘は以下の通り。

期間：令和5年6月～令和6年3月

実施者：村上朋子（日本エネルギー経済研究所電力ユニット・上級エキスパート）、松尾雄司（立命館アジア太平洋大学アジア太平洋学科・准教授、日本エネルギー経済研究所兼任）、木村謙仁（日本エネルギー経済研究所電力ユニット原子力グループ兼研究戦略ユニット研究戦略グループ・主任研究員）

対象：鈴木達治郎（長崎大学大学院多文化社会学研究科・教授）、山口彰（公益財団法人原子力安全研究協会・常勤理事）

(3) 成果

実施項目①-1：科学技術や世論の政策決定過程への統合という観点から見たときに各事例について参照すべき文献の整理

成果：以下の通り、調査対象候補となる各組織の概要を整理した。

1) 放射性廃棄物管理委員会 (Committee on Radioactive Waste Management, CoRWM)

イギリスの放射性廃棄物管理委員会 (Committee on Radioactive Waste Management, CoRWM) は英国政府が過去の放射性廃棄物処分場の選定失敗を受けて2003年に設立された。主な目的は、英国の放射性廃棄物管理に関する戦略を提言することであり、公衆の参加と討議を通じて社会的受容を確保することに重点を置いている。CoRWMは、過去の非公開プロセスとは異なり、公開された利害関係者討議 (PSE) を強調した。多様なアクターが参加する討議を通じて、廃棄物管理の選択肢を検討し、社会全体の意見を反映させることを目指した。参加したアクターは、原子力技術の専門家だけでなく、社会学者や環境活動家、コンサルタントなどに及ぶ。CoRWMは約3年間の活動を経て、2006年に地層処分が現時点で最も適した長期的な廃棄物管理方法であると推奨した。また、堅牢な中間貯蔵が必要であることも提言した。処分場の選定には自治体の自発的な参加が必要であり、地域社会とのパートナーシップに基づくプロセスが重要であると提言しており、地域社会にはプロセスから撤退する権利があることも強調されていた。CoRWMのプロセスは進展を見せたものの、2013年にカンブリア州議会がプロセスの継続を拒否したため、事業は再び中止された。政治的・地域的な反対は、透明性と公正さの確保を重視したCoRWMにおいても、大きな障壁となった。放射性廃棄物管理において公衆参加と合意形成を重視するCoRWMの取り組みは、英国の政策に影響を与えたものの、地域住民の反発などから進展には限界があった¹⁾。

2) 議会科学技術選択評価局 (OPECST)

フランスの議会科学技術選択評価局 (Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, OPECST) はその名の通り議会内に設置される調査組織で、議員からの関心の高い科学技術政策について、社会の中にどのような意見があるのか、公聴会なども通じて調査し、提言を行う。扱うトピックは原子力や放射性廃棄物に限られない。OPECSTの設立は1983年で、当時は原子力や宇宙開発など、様々な技術が急速に発展するなか、従来の議会内の枠組みでは政府の科学技術政策に関する決定を評価することができないとの問題意識から設立されたとされる²⁾。フランス議会では常任委員会の設置数に上限があり、それ以外の委員会は期間に制限がある形でしか設置できないため、常設の「議院代表部 (délégation parlementaire)」として、設立された。科学技術に関する問題を取り扱う関係上、専門家による諮問委員会が下部に設置されているものの、あくまでも議員主導による活動に重点が置かれており、OPECSTの委員は国民議会 (下院) と元老院 (上院) の両院から18名ずつ任命されている。この委員の中から、調査テーマごとに「報告者」が選定され、この「報告者」の裁量で調査が進められる。その過程では公聴会が実施される場合もあり、これが幅広い主体から収集した意見を政策形成に反映する仕組みとして機能している可能性が示唆されている³⁾。

3) 地域情報委員会 (CLI)

地域情報委員会 (Commission locale d'information, CLI) はフランスの原子力発電所立地地域に設置されており、当該原子力発電所の運営状況などに関する情報公開を主な目的とする組織である。1981年に当時の首相であったピエール・モロワの通達でCLIの設置が推奨 (発電所以外の原子力関連設備や、原子力以外の大型発電設備も含む) されたが、この時点ではその設置に法的根拠は与えられていなかった。その後、2006年に制定された原子力透明化法⁴⁾のなかで原子力関係施設の立地地域にCLIを設置することが義務付けられ、2008年の政令 (décret) ⁵⁾で具体的な活動内容や委員の構成が規定された。責任者は当該CLIが属する県の県議会議長が務め、委員の半数以上が地方議員で占められているが、有識者や環境団体のメンバーも委員に含まれる。活動内容としては、対象とする原子力施設の運営状況の聴取や地域住民への情報発信のほか、事業者や規制当局 (Autorité de sûreté nucléaire, ASN) に対して当該施設や原子力安全に関する諮問を行うことができる。こうした活動を通じてCLIは、関係者間での双方向コミュニケーションの促進や、(特に地方議員がイニシアティブを取ることによって) 地域の実情に合致した活動を実施していることが指摘されている⁶⁾。

[参考文献]

- 1) 熊越祐介, 小松崎俊作「英国における放射性廃棄物処分事業の政治過程分析—公衆討議に着目して—」『社会技術研究論文集』Vol. 14, p. 46-57 (2017).
- 2) フランス国民議会ウェブサイト (<https://www2.assemblee-nationale.fr/15/les-delegations-comite-et-office-parlementaire/office-parlementaire-d-evaluation-des-choix-scientifiques-et-technologiques/articles-cache/about-opepst>)
- 3) 木村謙仁, 木村浩「原子力政策変化の過程にみる、フランス議会内組織の役割」『日本原子力学会和文論文誌』Vol. 17, No. 2, p. 42-56 (2018).
- 4) Loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire
- 5) Décret n° 2008-251 du 12 mars 2008 relatif aux commissions locales d'information auprès des installations nucléaires de base
- 6) 菅原慎悦, 城山英明「フランス地域情報委員会の原子力規制ガバナンス上の役割」『日本原子力学会和文論文誌』Vol. 9, No. 4, p. 368-383 (2010).

当該年度の到達点②：2024年度後半のコンジョイント実験本実施に向け、感情操作や知識付与のデザインに関する準備を行った。

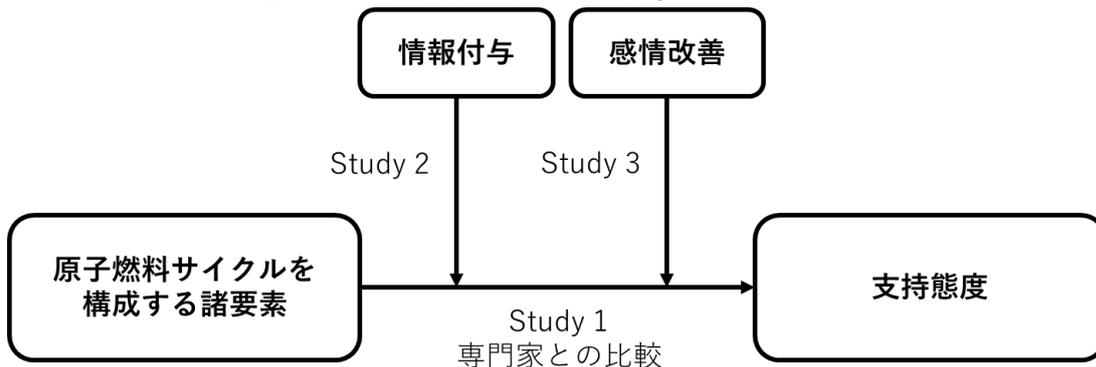
成果：

実施項目②-1:感情操作や知識付与を組み込んだコンジョイント実験のデザインに関わる準備

成果：先行研究のレビューを行った上で、コンジョイント実験のデザインを整理した。

2023年度に行った一般市民を対象とした予備実験の結果から、最低限の情報を与えた場

合であっても、原子燃料サイクル政策を構成する諸要素に、一般市民は一定の反応を示すことが明らかとなった。この知見を背景に、1)自然科学グループの研究成果に基づきながら原子燃料サイクル政策を構成する諸要素のブラッシュアップすること、2)一般市民と原子力政策に関する専門家との違いを明らかにすることで、一般市民の有する選好の特徴を明らかにするためのデザインを設計すること (Study 1)、3)原子燃料サイクル政策に関する情報付与によって、一般市民の選好がどのように変化するかを解明しうるデザインを設計すること (Study 2)、4)原子力発電に関わる情動面の改善を通じて、一般市民の選好がどのように変化するかを解明するための研究デザインを設計すること、の四点に取り組んだ。研究デザインの全体像については下図の通りである。



まず、原子燃料サイクル政策を構成する諸要素のブラッシュアップについて述べる。自然科学グループの成果も利用しつつ、原子燃料サイクル政策の諸側面を包括的に評価しうる6カテゴリー、13の要目を整理した。すなわち、安全性（過酷事故の発生確率、緊急時区域）、経済性（電気料金）、環境負荷（処分場周辺の被ばく量、処分場の使用可能年数、HLWの体積）、資源・電力供給安定性（資源の可採年数）、技術的実現性（実現にかかる期間・費用）、決定過程（決定で優先された意見、施設運転の撤回可能性、処分場からのHLWの回収可能性）である。基本的なコンジョイント実験のデザインは、これら13の要素について3から5つの水準でランダムに表示される原子燃料サイクル政策のプロファイルを2つ同時に見せ、被験者にそれらへの支持態度を問うことによって、諸要素に対する被験者の選好を解明するというものである。独立変数は、原子燃料サイクルを構成する諸要素であり、従属変数である支持態度は、より支持したいと考えるプロファイルの一つを選ばせる強制選択法（forced-choice method）では二値的に測定され、各サイクルへの支持の程度を「全く支持しない(1)」から「完全に支持する(6)」まででそれぞれ回答させる評定法（rating method）では6つの値をとるように測定される。

次に、こうした一般市民の選好を原子力の専門家と比較するためのデザインを検討することとした。一般市民だけでなく、原子力の専門家の先行を把握することは、政策決定の質を向上させる。というのも、専門家の選好を正確に把握することによって、政策形成における透明性が向上し、科学的根拠に基づいたより合理的な政策立案の基礎を提供するからである。また、専門家の意見が一般市民の意見とどのように一致あるいは異なるのかを理解することは、民主的な政策決定プロセスを健全に維持するためにも極めて重要である。特に、安全性や技術的実現性に対する専門家の優先順位を理解することは、より効果的で社会的に受け入れられる政策を形成するために大きく貢献すると期待される。

これらの意義を念頭に、一般市民だけではなく、原子燃料サイクル政策に対する原子力分野の専門家の選好の解明を目指したデザインの設計に取り組んだ。具体的には、原子力に関する研究者、事業者、技術者といった専門家が、安全性、経済性、環境負荷、技術的実現性

などの要素についてどのような優先順位を持っているのかをコンジョイント実験を用いて、測定・分析する。

基本的なデザインは、一般市民のそれと変わらない。今回の対象サンプルは、日本原子力学会の会員である原子力に関する研究者、事業者、技術者などの原子力の専門家である。彼ら/彼女らは、原子力政策に関して高度な専門知識を持ち、政策形成において重要な役割を果たすと考えられるため、最適なサンプルといえる。日本原子力学会のメーリングリストを利用して、対象者に対してコンジョイント実験への参加を求める。メールによる案内には、実験の趣旨や参加方法に関する詳細な説明を含め、対象者が実験に参加しやすい環境を整える。2024年度中の実施を予定している。

第三に、一般市民に対しての情報提供が、彼等/彼女らの選好をどのように変化させるのかを解明するための研究デザインの設計に取り組んだ。具体的には、1つの統制群と14の処置群から実験は構成される。統制群は、特別の情報提供がなされることなく、上に述べたような基本的なデザインに基づくコンジョイント実験に回答する。処置群としてまず1)原子力発電や原子燃料サイクルとは何か、を述べた150字程度の文章を読んだ上で、コンジョイント実験を受けるといふ群を設定する。一般的な知識の付与が、市民の反応をどのように変化させるのかを調べるための群である。その他の処置群の被験者は、原子力発電や原子燃料サイクルに関する一般的知識に加え、安全性、経済性等に関わる13の項目それぞれについての説明文を読んだ上で、コンジョイント実験を受けるといふ群を設定する。これら13個の処置群によって、安全性等の個別な知識の付与を通じ、市民の反応がどのように変化するかを検討する。

第四に、感情の改善を通じた、一般市民の反応の変化を調べるための研究デザインの設計である。この点が最も設計が困難であり、一つの結論に至っていない。現在のところ、被験者への否定的な影響を避けるため、原子力発電所の事故の想起などのネガティブな感情を喚起する介入は予定しておらず、あくまで原子力発電に対するポジティブな感情の喚起がもたらす影響の検証を考えている。現在、出ている案は、原子力発電に関わる関係者の日々の努力などをまとめた動画を利用する介入、原子力政策に関わるマスコットを利用する介入などである。しかし、知識レベルは変化させず、感情のみを改善する介入は難しい。また、上記の介入によって感情が変化するかどうかは別途予備実験を実施する必要もある。2024年度も、感情改善に関する介入については検討を継続する予定である。

実施項目③-1：原子燃料サイクルオプションの検討

成果：ステークホルダーのニーズを考慮できる選定項目を包絡できる代表的な原子燃料サイクルオプションを選定するとともに、原子燃料サイクルの要素技術を学べるトレーディングカードを完成させた、以下に示す成果を得た。

1 原子燃料サイクルオプションの検討

1.1 原子燃料サイクルオプションの評価属性の検討

原子燃料サイクルオプションの選定にあたっては、まず、「ステークホルダーのニーズ」をどのように表すかを検討する必要がある。ステークホルダーとして、政府関係、電気事業者、メーカ、大学・研究所などの比較的専門性の高い集団があると同時に、立地地域住民、電力消費者などの専門的な知識を有さない集団が存在する。したがって、両者に共通的なニーズの表現方法が必要である。このような表現方法として、なるべく、後者の集団に直接関係のあるものが適切であろう。例えば、原子力施設の経済性の表現として、原子

炉の建設単価(数千億円/1基)があり、非常に高額な印象を受けるが同時に発電量も膨大であるため、適切な表現ではない。発電単価(円/kWh)あるいは、一カ月の世帯当たりの電気料金で表現するべきである。

また、ステークホルダーのニーズは可能な限り多面的でなければならない。例えば、安全性や経済性は重要であるが、一部のステークホルダーには環境負荷や政策の決定過程が重要かもしれず、これらは単一に表現することが困難である。以上の方針に基づいて、表1.1-1に示す属性を定義し、その選択肢の例を検討した。

表1.1-1 原子燃料サイクルオプションの評価属性の検討結果

属性	選択肢の例	備考
安全性にかかわる属性		
原子炉30基を100年動かした場合の過酷事故の発生確率(過酷事故例:福島原発事故)	{0.1%, 1%, 10%}	原子力規制委員会のCs多量放出頻度目標である1E-6/炉年は0.3%に相当。(1E-6*30炉*100年) IAEA目標の1E-5/炉年は、3%に相当。世界の実績では60%程度。(2.1E-4*30*100, IEEJ, https://eneken.ieej.or.jp/data/6276.pdf)
原子力施設の緊急時区域*の住人 *緊急時区域(UPZ)=上記の過酷事故が発生した場合に避難・屋内退避する区域)	{1, 10, 100以上}万人、または、 {町村、市、県都}	UPZ(Urgent Protective action planning Zone:緊急防護措置を準備する区域)は30km範囲を目安とする。概ね1~2県にまたがり、10~100万人程度。小型炉では、小さなUPZを目指して開発されていることから、1万人を追加した。1、10、100万人は、おおむね、町、市、県に換算可能。(東海村3.7万、水戸市26.7万人、茨城県287万人)
処分場で想定外の事象が起こる確率	{0.01%, 0.1%, 1%}	NUMOの想定は1E-5/サイト年(0.1%/100年)と推測される。
経済性		
電気料金 *目安は7,000円/世帯月程度	{7,500, 10,000, 15,000}円/世帯月	20, 30, 40円/kWh と、360kWh/月/世帯から設定した。20円/kWhは現状の単価に近い。将来技術では、単価が上昇することを見込む。
環境負荷		
CO ₂ 発生量	{未検討}	原子力単体の比較では差がない。
大気汚染による平均余命の短縮	{未検討}	原子力単体の比較では差がない。
処分場周辺の将来世代に及ぼす見込みが高い被ばく量	{0.01, 0.1, 1} (mSv/年) 参考:自然放射能は2.1mSv/年	地層処分では、0.01mSv/年を目安値として設計されている。変動シナリオでは、0.3mSv/年以下。諸外国では0.1~0.3 mSv/年
1つの処分場の使用可能年数	{10, 50, 200}年	現行の軽水炉サイクル(2km ² /サイト)は約50年使用可能。直接処分では処分場面積が5倍になるため、50年よりも短くなる可能性。分離変換の導入により数分の1になる可能性。
高レベル放射性廃棄物*の体積	{なし, 1千, 1万} (m ³ /100年)	六ヶ所再処理から概算すると、150Lの高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)が7.5万本/100年=1万m ³ /100年。

* 原子炉30基を100年動かした場合の、高い放射能を持ち長期間隔離する必要があるもの		非放射能の産廃に近いものとして、遮断型処分場の処理量は4500m ³ /年。(https://www.nippo.co.jp/98s4_1.htm)
資源・電力供給安定性		
資源の可採年数	{100, 300, 1000}年	現行技術ではウラン資源の可採年数が135年。(Uranium 2020, OECD/NEA)。増殖炉では数十倍の年数、海水ウラン技術では無尽蔵。
国内の資源備蓄	{1~10年、10~100年、100年以上}	LNG2週間、石炭1カ月、石油半年、ウラン数年、プルトニウム100年以上可能
核拡散抵抗性		
日本が核兵器に使用する核物質を保有している状態	{そのまま使用できる、大学の研究室程度の施設で使用可能にできる、複数の施設を有する研究所で使用可能にできる}	現在日本で最も核兵器に適した核物質は、プルスーマル新燃料。そこからプルトニウムを抽出するためには、1つの施設を有する研究所・大学が必要。
技術的実現性		
実現までにかかる期間	{10, 25, 50}年	革新炉は2040~2050年実用化目標が多い(20~30年後)。次世代再処理は2050~2060年(30~40年後)。
実現までにかかる国が負担する開発費用	{1000億、1000億、10兆}円 例:もんじゅ関連費1兆円	もんじゅ関連費1兆円、ボーイング787型10年4兆円
決定過程		
原子力施設の方針決定において最優先された意見	{国会、関連省庁、立地自治体、住民、電力会社、専門家}	現在は内閣・省庁が中心となって方針決定していると考えられる。
原子力施設運転の撤回	{運転開始までは中止できる、建設開始までは中止できる、方針決定後は中止できない}	処分における可逆性(Reversibility)を原子力施設全般に拡張した。国は地層処分を進めると同時に、それを変更不能なものとして、分離変換技術などの代替処分技術の調査研究を進めることとしている。(総合資源エネルギー調査会放射性廃棄物WG第16回会合資料1)
処分場からの放射性廃棄物の回収	{回収できない、埋設を終えるまで可能(50年)、1000年可能}	処分における回収可能性(Retrievability)。NUMOは、特定放射性廃棄物が最終処分施設に搬入された後においても、安全な管理が合理的に継続される範囲内で、最終処分施設の閉鎖までの間の廃棄物の搬出の可能性(回収可能性)を確保する。閉鎖までの期間は50年以上。

1.2 ステークホルダーのニーズを包絡できる原子燃料サイクルオプションの選定

我が国には原子力発電に関わる多様なステークホルダーが存在する。代表的なものは、政府機関、規制当局、電力事業者、燃料供給企業、再処理企業、処分実施法人、立地地域社会、そして、電力消費者である。核燃料サイクルに対して、これらのステークホルダーのニーズの対象となる属性は、1.1節で示した属性におおむね包含されている。したがって、サイクルオプションの検討では、これらの属性がなるべく広い範囲を取るようなオプションを選択することが必要となる。

属性の内、安全性（過酷事故確率、UPZ 住人数）については、原子炉の設計や規制要求に大きく依存するところである。過酷事故確率については、規制要件以上を目指す炉概念は見当たらない。UPZ（緊急時防護措置を準備する区域）は、国内発電炉において概ね施設を中心に半径30kmの領域に設定されているが、近年開発が進められている小型モジュール炉（SMR）では、これをサイト内などに縮小する設計が目指されている。我が国における採否は不明であるが、もし成功すればUPZ内住人数を大きく縮小できる。そのため、SMRを含むサイクルをオプションに追加する。

経済性（電気料金）が最も安価になる燃料サイクルは、ワンスルーサイクルであると考えられる。これは、軽水炉でウラン燃料のみを用いて発電し、使用済み燃料を直接処分するサイクルである。そのため、ワンスルーサイクルをオプションに追加する。その他のより高度な将来技術を備えた核燃料サイクルは、一般に電気料金を高くする傾向にある。

環境負荷（処分場被ばく、処分場使用年数、HLW 体積）はサイクルオプションによって大きく異なり、ワンスルーサイクルの負荷が最大となる。一方、現行の政府方針である、軽水炉使用済み燃料の再処理を行うことで環境負荷を下げることができる。さらに、MAの分離変換技術を導入することにより、負荷を低減することができる。究極的には、半減期が30年であり、高放射能を有するSrとCsを核変換することで、HLWとして見なせない廃棄体にすることが可能となる。これらを勘案し、再処理、MA分離変換、SrCs分離変換の3つのサイクルオプションを考慮する。

供給安定性（ウラン資源可採年数）は、軽水炉に対して再処理とプルサーマル発電を適用することで若干改善する。SMRでは、炉型によっては現行軽水炉よりも悪化する可能性がある。特に20%濃縮ウランを用いる場合は大きく悪化することが考えられる。一方、高速増殖炉の導入により、ウランの利用率は100倍以上になるため、事実上、資源制約が無視できるようになる。そのため、高速増殖炉のサイクルオプションを追加する。

技術実現性（開発期間、開発費用）については、すでに実用化されている軽水炉および軽水炉再処理技術ではゼロになるが、高速増殖炉や分離変換技術については、数十年および1兆円以上になることも考えられる。そのため、すでに十分に広い範囲となっている。

決定過程（優先された意見、撤回可能性、回収可能性）のうち、ステークホルダーのうち優先された意見と、方針の撤回可能性については、サイクルオプションに依存しない。廃棄物の回収可能性については、処分場の設計に依存するが、最も大きな廃棄体となるワンスルーサイクルにおいても、回収可能な設計は可能であると考えられる。そのため、回収可能性についてもサイクル間で差はないと考えられる。

以上の検討に基づき、サイクルオプションとして、表1.2-1の6オプションを選択した。

表1.2-1 選定した原子燃料サイクルオプション

サイクルオプション	概要
-----------	----

ン	
ワンスルー	ウラン燃料のみで軽水炉を運転し、使用済み燃料を直接処分する。
SMR	ウラン燃料のみでSMRを運転し、使用済み燃料を直接処分する。SMRとして、軽水冷却で5%以下濃縮ウランを燃料とし、現行軽水炉と、燃焼度が大きく異なるものを想定する。(例えば、NuScale社のVOYGR炉や日立GE社のBWRX300)
プルサーマル	軽水炉使用済み燃料を再処理し、回収したプルトニウムをプルサーマル燃料として使用する。プルサーマル使用済み燃料は長期貯蔵する。
高速増殖炉(核変換なし)	ナトリウム冷却の高速増殖炉サイクルに移行する。マイナーアクチノイド(MA)の回収は行わず、核分裂生成物(FP)とともに処分する。
高速増殖炉(MA核変換)	高速増殖炉から発生するMOX使用済み燃料を再処理し、MAをPuとともに回収する。MAは高速増殖炉で燃料として用い、処分しない。
高速増殖炉(MA, SrCs核変換)	高速増殖炉(MA核変換)に加えて、SrとCsも回収し、加速器を用いて核変換する。廃棄物中に高発熱の元素は含まれず、高レベル放射性廃棄物は発生しない。

1.3 要素技術を学べるトレーディングカード

原子燃料サイクルオプションを要素技術から学べるよう、要素技術から自ら、原子燃料サイクルを構築できる原子力技術トレーディングカードの作成を行った。また、構築した原子燃料サイクルの評価自体は、原子燃料サイクルの技術だけでは決まらず、政策選好の兼ね合いで決まり、有利な政策決定を誘導することが、自分自身の構築した原子燃料サイクルに対し高い評価を得るための大きな要因となることを、推進側の思考をロールプレイングによりトレースすることにより、体験することができる。これにより、推進側の発信する情報に含まれるバイアスを見抜くことができる情報リテラシーを得ることも、一つの目的である。なお、特定の原子燃料サイクルを宣伝することが目的ではない。

図1.3-1に作成した原子力技術トレーディングカードの一例を示す。燃料資源、燃料集合体、原子炉、エネルギー変換、再処理、廃棄物、廃棄物処分の8つの要素技術からなる。一例として、軽水炉サイクルを示したが、他の炉型についても学ぶことが可能なトレーディングカードとなっている。



図1.3-1 原子力技術トレーディングカード

実施項目③-2：技術・経済性の評価、ロードマップの作成

成果：令和4年度に作成した技術・経済性評価データベースに技術的成熟度(TRL:

Technology Readiness Level)の整備を行い、経済性単価の更新を行い、以下に示す成果を得た。

2 技術・経済性の評価、ロードマップの作成

2.1 技術の評価

令和4年度実施した原子燃料サイクルの要素技術マトリクスを図2.1-1に示す。当該年度では、この各要素技術に関し、開発課題を抽出し技術的成熟度(Technology Readiness Level(TRL))を評価した。TRLの定義[1]については、表2.1-1に示す。この尺度を用い、技術マトリクスにまとめた各要素技術に対しTRLを評価したものを表2.1-2に示す。また、これらの決定は、日揮グローバル社の文献調査をもとに、日揮グローバル及び日本原子力研究開発機構、東京工業大学の専門家間で話し合って決定したものである。文献調査からの課題抽出、その抽出された課題もしくは、国内、他国の当該もしくは類似技術の開発状況を総合的に考慮し決定されている。その決定根拠についても完結に記載している。

以下に、文献調査の結果を紹介する。

○海水ウラン関連

文献[17]:玉田正男、“海水からのウラン採取技術の現状と展望” 量子科学技術研究開発機構 (2019)

概要：

地球上の海水中には45億トンの膨大なウラン資源が炭酸イオン錯体(さくたい)の形態で溶けている。地球上の海水中には45億トンの膨大なウラン資源が炭酸イオン錯体(さくたい)の形態で溶けている。このウラン資源量は、世界に437基ある原子力発電所のウラン需要量である57千トンの約8万倍である。また、海底の岩盤には、海水に溶存するウランの1,000倍以上のウランが含まれており、海水中のウランを採取しても岩盤からの滲出(しんしゅつ)により、平衡が保たれる。したがって、長年にわたり採取が可能なウラン資源として有望である。その一方で、溶存濃度が極めて低いことから、効率よくウランを吸着できる捕集材の開発が鍵となっている。本書では、海水ウランの捕集技術の海域試験とコスト試算の結果が記載されている。今後の展望では、ウラン捕集材の海水への長期浸漬の影響(性能劣化の究明と解決)や係留システムに関する要素技術(モールの編み込みピッチや密度の最適化)など開発課題があるが、日本が国産エネルギー資源とその安定的な確保による国際競争力を堅持するため、海水ウランの採取技術の開発は資源政策として重要であるとしている。

キーワード：

① ウラン捕集材開発,②捕集材カセット方式,③モール状捕集材方式

該当箇所：

1. ウラン捕集材開発の経緯

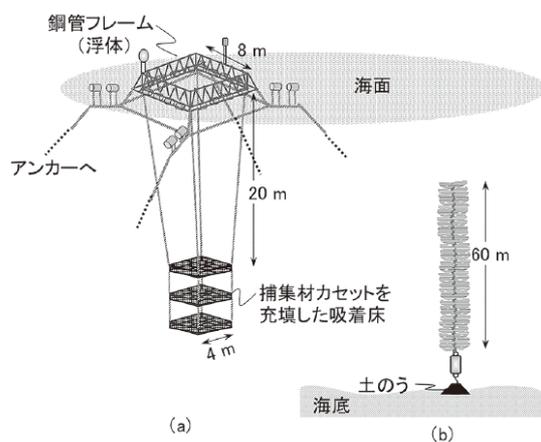
- ・1970年代からイギリス、フランス、ドイツ、日本などで、含水酸化チタン($\text{TiO}(\text{OH})_2$)がウラン捕集材として注目され研究開発が始まった。
- ・日本では、含水酸化チタン粒の流動層へ海水を汲み上げることでウランの採取が試みられ

た。

- ・1980年代には海水を汲み上げるのではなく、海水中に浸漬(しんせき)する捕集材の研究開発が進められた。
- ・海水と比重が同程度である有機材料について、200種類以上の材料がスクリーニングされ、アミドキシム基(-C(-NH₂)=N-OH)が選出された。
- ・アミドキシム基型捕集材は、親水性を高く膨(ぼう)潤性(じゅんせい)を増大させるとウランの吸着性能は向上するが、機械的強度が低下するため、海水中に浸漬できる捕集材作製を目指した研究開発は難航した。
- ・この相反性は、高分子の放射線加工技術であるグラフト重合(じゅうごう)によって解消され、ウラン吸直性能と機械的強度を合わせ持つウラン捕集材の開発に至っている。

2. 海域試験とコスト試算

- ・捕集材カセット方式とモール状捕集材方式の係留方式で海域試験が日本で行われた。
- ・捕集材カセット方式では、ウランが採取できることが実証されたものの本方式のコスト試算による課題は、係留費用が約80%を占め、その原因は重量のある金属製の鋼管フレームなどの海上構築物に費やされていることであった。
- ・コスト低減化には、捕集システムの軽量化が必要であり、そのため、モール状捕集材方式が考案された。
- ・モール状捕集材方式は、モール状のウラン捕集材を海藻であるジャイアントケルプのように海底から立ち上げて係留する。捕集材カセット方式のように海面を専有することがないため、船舶の航行も妨げることなく、また、荒天時でも影響を受けにくい。
- ・モール状捕集材方式(沖縄海域)は、捕集材カセット方式(青森海域)と比較して海水温が高いことで1.5倍、海水との接触効率の向上により2倍となって、捕集性能は30日で1.5gU/kg-捕集材となった。
- ・モール状捕集材方式による年間ウラン捕集採取の規模を1200t/年としてコストを試算すると、4g-U/kg-捕集材、捕集材の繰り返し使用回数が18回の性能が達成された場合は、25千円/kg-Uとなる。
- ・本方式による捕集コストは、2018年9月のウラン週間取引価格(\$27.4/lb-U308)で換算すると8.0千円/kg-Uとなり、海水からの採取では鉱山ウランの3.1倍となる。
- ・米国エネルギー省傘下の研究所では、日本の放射線グラフト重合の手法で合成した捕集材を用い、30°Cの海水による評価において56日で7.8g-U/kg-捕集材の性能が達成されている。



海域におけるウラン捕集材の係留方式

(a)捕集材カセット方式(b)モール状捕集材方式

備考：

参考文献

モール状捕集システムによる海水ウラン捕集のコスト試算（日本原子力学会和文論文誌, Vol. 5, No. 4, p. 358-363 (2006年)

文献[29]：瀬古典明，“海水ウラン回収技術の現状と展望”，日本原子力研究開発機構 量子ビーム応用研究部門 環境・産業応用研究開発ユニット 金属捕集・生分解性高分子研究グループ, (2006).

概要：

本書は第27回「戦略調査セミナー」で用いられた研究会資料（パワポ）である。この中で、海水中のウランの溶存量の試算からウラン捕集の経緯, 捕集材の推移などが紹介されている。また, 捕集材カセット方式とモール状捕集材方式による比較検討が行われていて, 主にモール状捕集材方式の技術が紹介されている。

キーワード：

① モール状捕集材方式

該当箇所：

本資料に記載されているモール状捕集材方式の課題（条件）は下記の通り。

- ・水温が高いほど捕集効率が良いので, 黒潮が海水を運んで来る暖かい海域
- ・海底から60m立上げ, その上に海面まで40mの余裕をとれるように, 水深は100m以上
- ・深度が大きくなると水温が下がるので, 水深は200m程度まで
- ・潜水艦の潜水航行が禁じられている領海の中
- ・漁具が定置されていない海域
- ・底引き網漁が行われていない海域

備考：

開発課題や開発項目に関する記載はなかった。

文献[30]：“30万吨海水仅含1千克铀，上海科学家成功开展千克级海水提铀试验”，上海推进科技创新中心建设办公室, (2021).

概要：

海水中のウラン抽出について、中国科学院上海高等研究院（SARI）の副院長である姜標氏の研究チームの研究成果を紹介した。

キーワード：

- ① ウラン捕集材開発

該当箇所：

- これまでに報告された中で最も優れたウラン捕集材は美国エネルギー省傘下のORNLの研究チームは、海水中でのウラン吸着能力が3.94gU/kgだったが、姜標氏の研究チームによって開発されたウラン捕集材は、模擬溶液中での吸着能力が米国の同様の材料の8.8倍であることが明らかになっている。
- この技術の特徴の一つは、1メートルの高さの円柱状の工業用膜モジュールで、その有効な吸着面積はサッカー場と同等であり、1サイクル（全寿命）で約600グラムのウランを吸着・抽出できる。
- また、このナノ膜はウランイオンに対する選択性が非常に高く、海水中の他の20種類以上の金属イオンには無視されることが多い。
- 海水ウラン技術を実用化するため
 - ① 研究チームは年産8万平方メートルの機能性ナノ膜生産ラインを構築した。
 - ② 2018年には、東海で初めて海水ウラン抽出の実証実験を行い、約20グラムのイエローケーキを得た。
 - ③ 2019年11月には南シナ海でナノ膜を用いたキログラム・スケールの海水ウラン抽出実験プラットフォームとそれに対応する洗浄プラットフォームを建設し、100以上の膜モジュールの投入実験を完了した。
- 課題
 - ① 「キログラム・スケール」の生産から「トン・スケール」の生産にスケールアップすること
→研究チームは中核集団の協力を得て、海洋工学の実施技術を改善している。
 - ② 2017年には、海水ウラン抽出のコストが500ドル/kgだったものが、現在では150ドル/kgまで低下しており、これは国際的に評価されているウラン鉱の経済性の目安である130ドル/kgに近づいている。
→姜標氏は、「提取コストにはまだ大幅な下降余地があり、今後5～6年で陸地でのウラン抽出のコストと同等になり、その時には「トン・スケール」の水準に達する可能性がある」と述べている。

文献[31]：LIU Zeyu, XIE Yi, WANG Yifan, HU Tongyang, YE Gang, CHEN Jing, “Recent advances in sorbent materials for uranium extraction from seawater”, Tsinghua University, (2021).

概要：

このレビューは、海水からのウラン抽出のための吸着材料の設計原則および材料合成戦略に関する最近の研究をまとめている。また、海水からのウラン抽出の課題とこのプロセスのコスト効率のトレードオフについても述べている。最後に、この分野における今後の研究に関する著者らの展望を述べて、本総説を締めくくる。

キーワード：

① ウラン捕集材開発

該当箇所：

- 海水からウランを取り出すため、吸着法、溶剤抽出法、化学的沈殿法、生物処理法、イオン交換法、超伝導磁気分離法などのさまざまな方法が開発されている。その中で、吸着法は現在最も研究が進んでいる方法の一つ。
- 近年、日本の科学者たちの研究は、アミドキシム基型吸着材に着目し、機能性材料を繊維材料とともにグラフト化することで、機械的性能を向上させ、大規模な工業生産が可能になり、ウランの海水抽出に使用でき、良好な吸着性能を示した。しかし、海上試験の結果では、ウランの提取コストが陸上の鉱床価格よりも遥かに高いことが示されている。
- 2011年、米国エネルギー省は海水ウラン抽出プロジェクトを開始し、海水ウラン抽出の経済性の問題を解決するため、日本のアミドキシム基吸着材を活用し、ウランの吸着能力の高い新素材（有機繊維吸着材、バイオ繊維吸着材、無機有機ハイブリッド材料など）の開発・試験に注力している。
- 海水ウラン抽出材料の化学的な開発課題

① 吸着容量

海水試験における材料のウラン吸着容量は継続的に向上しているものの、全体的にはまだ低いレベルにあり、特に材料表面の官能基のグラフト率や数の増加に比べ、ウラン吸着容量はそれに応じて向上していない。

- 補助基の導入や官能基数の増加は、ウラン抽出材料の実質的な吸着能力を効果的に向上させることができるが、報告されているデータから、分子レベルでの官能基の最適化では、吸着材料中のアミドキシム基の利用率が低いという問題を完全に解決することはできず、まだ改善の余地がある。
- 親水性モノマーを導入することで、吸着材中のアミドキシム基の利用率を大幅に向上させることができるが、ポリマー鎖セグメントのコンフォメーションの最適化に関するこの方法の定量的分析には、まださらなる研究が必要
- 材料の構造を調整することによって比表面積と吸着基のアクセス性を高めることは、材料の吸着能力を向上させるための実行可能な手段である。
- 従来の吸着材によるウラニルイオンの錯形成は化学平衡によって制限されており、吸着したウランを固体化して溶液から析出させ、吸着材表面に付着させることができれば、吸着の化学平衡を崩すことができ、吸着容量が大きく、吸着速度が速い新しいタイプの吸着材を得ることができる。しかし、ウランの光触媒還元法には、改善の余地がある：1) 既存の研究では、光触媒還元の効率を向上させるためにメタノールなどのキャビティスカベンジャーが使用されているが、これは工学的なウランの海水抽出では非現実的である。2) ウラニルは主に炭酸ウラニルの形で存在する。ウランの光触媒還元で使用される吸着剤システムは、ほとんどが酸性条件下であり、ウラニルはウラニル水和物の形で存在するため、実験室での研究システムと実際のシステムとの違いは無視できない。3) TiO₂、窒化炭素に代表される光触媒還元用の吸着剤は主に粉末であり、セットアップが難しく、リサイクルロス回避することは困難である。

② ウランに対する選択性

- 特定のタンパク質は、ウラニルイオンに対する優れた親和性と高速吸着能力を持っているため、海水からのウラン抽出のための材料になる可能性があるが、展開の難しさやコストの高さなどの問題により、タンパク質をベースとした吸着材料のさらなる開発が制限されている。
- ウランに対するH2BHT高分子吸着剤（調製が容易で無害な鉄担体）が超高選択性を示したが、海洋投入における生体材料の安定性とリサイクル性をどのように確保するかは大きな課題であり、さらに材料のコストとスケールアップ生産の可能性も研究者は考慮すべきである。

③ 構造安定性

工学的応用の観点から、海水からのウラン抽出は、1) 吸着材の構造安定性が海洋試験に耐えるに十分かどうか、2) 一定回数の溶出・再生処理後も吸着材が吸着性能と構造安定性を維持し続けられるかどうか、という避けられない問題に直面している。

④ 生物汚染抵抗性

海中には多種多様な微生物が存在し、これらはウラン吸着に対して、1) リガンドとウランの結合を阻害する、2) 材料のリサイクル性能を低下させる、という2つの影響を及ぼす。海洋生物汚染が材料特性に及ぼす影響に対応して、生物汚染に強い海水ウラン抽出材料を研究開発しようというコンセンサスが高まっている。これは、微生物の付着を抑制する機能層の開発、材料の表面電荷の改善、抗菌能力を有する構造の導入など、水処理膜分野における生物付着防止研究の経験と組み合わせることができる。

➤ 海水ウラン抽出材料工学の課題

海水ウラン抽出材料の基礎研究が進展する一方で、日本、米国、中国も海水ウラン抽出工学を積極的に推進しており、揚水式海水ウラン抽出実験装置を設置して実際の海水中でのウラン濃縮材料の能力を評価する、海水ウラン抽出工学のインフラとなる洋上海洋試験プラットフォームの建設を推進しており、いずれの国からも様々な品質のイエローケーキが海から得られたとの報告がなされている。しかし、大規模な海水ウラン抽出の将来的なエンジニアリングは、多くの課題に直面している

①海水ウラン抽出材料の吸着能力をさらに向上させることが緊急かつ最も重要な課題である。

→近年、国内外で報告されている主な海水ウラン抽出材料の吸着容量は、初期の0.5 mg/gから最近の報告では15.4 mg/gと30倍に増加しているが、材料中のアミドキシム型官能基の使用率は1%未満であり、ほとんどの官能基が「休止」状態であるため、この材料はウランの吸着ポテンシャルを発揮できない。一方、吸着能力の限界は、低い選択性と遅い吸着速度にも現れている。

②海水ウラン抽出材料の構造安定性は、その再利用性に直結しており、海水ウラン抽出の工学化において取り組むべき課題である。米国のパンフィック・ノースウェスト研究所で行われた海水ウラン抽出実験の結果、材料の吸着特性は早く劣化し、6回のリサイクル後、ウラニルイオンを濃縮する能力は完全に失われた。海水ウラン抽出材料の再利用性とは、1) 材料自体の機械的強度、2) 海洋生物による汚染に対する材料の耐性、3) 材料からのウランの溶出方法、4) 材料の使用サイクル

(吸着/溶出)の少なくとも4つの側面を含む総合的な性能である。比較的温和な条件での合成法を採用し、材料の処理・再生プロセスを最適化することで、海水からウランを抽出するための、より構造的に安定した材料を作ることにも研究者の課題である。

③より高い吸着容量、より速い吸着速度、より優れた構造安定性及び再利用性を持つ吸着材の開発は、海水ウラン抽出のための吸着材のコスト削減の鍵である。既存の海洋試験プラットフォームをフルに活用し、工学的経験を蓄積するとともに、一定規模の海洋試験と組み合わせて、海水からのウラン抽出の経済性を総合的に評価する必要がある。

○金属燃料関係

文献[3]：OECD/NEA, “Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles, A Comparative Study”, (2004).

概要：

本研究では、FRとADSを用いたアクチニド核変換システムを、原子炉特性、燃料サイクル要件、経済性、研究開発ニーズに関して比較した。それぞれのシステムの本質的な違いを、多くの代表的な「燃料サイクルスキーム」を用いて評価した。

キーワード：

成形加工、発電、再処理

該当箇所：

1. 成形加工

・DFR (U-Mo) と EBR-IIでの数年にわたる運転により、ウラン合金金属燃料に関するかなりの経験が得られている。MAを射出鑄造プロセスに取り込む実験では、Amの大部分が蒸発により失われた。鑄造システムの過加圧によりこのような損失を抑えることは可能かもしれないが、これはMA含有合金燃料に対する大きな制約となる。粉末冶金法によりAmの損失を回避できる可能性がある。(p.93)

・成型加工における課題は以下の通り。

- 熱特性の向上が必要である。融点が高い非核分裂性金属 (Zrなど) を添加する。しかし、NpとZrの相互溶解度が低い。

・成型技術の課題は射出成型、遠心鑄造である。

・被覆管材料の選択：特に冷却材 (LBE) との相互作用

(p.233)

・中性子強度が高いため、遮蔽物の追加、臨界管理、バッチサイズの縮小が必要

・燃料中のMA濃度が高いことが遮蔽上の課題となる。Am及び、特にCmを取り扱う上で課題となる。

(p.233)

・PuとMA専用の金属燃料は熱特性の改善が必要である。高融点の非核分裂性金属 (例え

ば Zr) を添加する (Pu-MA-Zr合金)。ただし、NpとZrの相互溶解性が問題になる可能性がある。(p.242)

2. 発電

・高速中性子格子 (fast neutron lattice) は、最も反応性が高いコンフィグレーションにはなっていない。表面積と体積の比を小さくするような変更は、中性子の漏えいを低減し、反応性を高め、超即発臨界をもたらす。この脆弱性により、数十年にわたるシビアアクシデント評価作業が行われた。(p.198)

・高燃焼度燃料には、膨潤度とガス加圧による燃焼度制限がある。モデリング、開発、通常および電力過渡条件下での照射が必要。(p.233)

・特に金属燃料の場合、燃料棒プレナムに大量の核分裂ガスが放出される。そのため、プレナムの大きさが十分でない場合、特に過渡的な温度上昇時に圧力誘起応力により被覆管が破損する可能性がある。(pp.242-243)

3. 再処理

・FRの選択肢として、乾式再処理に適した金属燃料 (ウラン、プルトニウム、ジルコニウムの3元合金 (U-Pu-Zr)) を使用し、燃料製造工程の簡素化を図ることも考えられる。乾式再処理の重要なステップである電解処理については、国際共同研究により実現性が確認され、工学的実験の段階に入っているが、酸化物の低減プロセスや使用済塩の処理技術については、実現性の確認が必要である。当面の課題としては、照射済燃料の挙動に関する照射実験に基づくデータの整理と、燃料製造のための射出成型技術の開発である。

(p.133)

・ANLの使用済燃料処理プログラムにより乾式処理燃料サイクルの多くの部分を実証されたが、放射性物質を用いた大規模な実証にはまだ重要な側面が残っており、主な未解決の問題は超ウラン元素の回収である。超ウラン元素の回収のために大規模な装置が製作されたが、IFRプログラムの終了に伴い、実験室規模を超えたテストが行われることはなかった。

・乾式処理装置の課題のひとつは、高温処理に適した構造材料の選定である。ドロスの発生を抑え、材料の回収率と処理量を向上させるためには、材料の改良が必要である。

・現在までに行われた放射性物質の研究のほとんどは、金属燃料の乾式処理サイクルに関するものであった。実験室での研究は、酸化物還元のためのヘッドエンド操作と窒化物燃料サイクルについて行われた。これらの技術については、実際の使用済燃料を用いた実証がまだ必要である。

・プロセス設計と設備に関連する多くの分野で更なる作業が必要である。TRU と核分裂生成物の挙動を検証するために、実際の照射済燃料を使用する必要がある。さらに、より効率的なセル建設のための基礎となる塩回収工程の基本を理解し、この工程での核分裂生成物の挙動を理解するために多くの作業が必要である。塩回収工程では、より安価な酸素発生電極を開発する必要がある。

・乾式化学処理の改良の方向性は以下の通りである。

- 廃棄物中のTRUロスの最小化と、分離部分の高純度化。
- 複数の分離技術と多段階技術の組み合わせで得られるアクチニド。
- 主として腐食性の高い処理液に起因する廃棄物の問題

- 媒体の特性や高い処理温度の正確な評価
 - 長寿命FPの分離の可能性
- (pp.254-255)

文献[16]: Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, “Advanced Fuel Cycle, Cost Basis – 2017 Edition, Nuclear Technology Research and Development,” INL/EXT-17-43826, (2017).

概要：

本報告書は、多数の燃料サイクル及び多数の原子炉タイプの参考コストデータを含んでいる。燃料サイクルコストの対象範囲は、天然ウランの採掘と精錬、トリウム採掘と精錬、転換、濃縮、劣化ウラン処分、燃料製造、使用済燃料中間貯蔵、再処理、廃棄物調整、使用済核燃料の包装、長期監視回収型貯蔵、管理崩壊貯蔵、再生資源貯蔵、高レベル廃棄物の近接地上処分及びその他の処分概念、並びに核燃料、LLW、超ウラン及び高レベル廃棄物の輸送過程である。

キーワード：

成型加工、再処理

該当箇所：

1. 成型加工

- ・遠隔操作された金属高速炉燃料の再処理と製造は、まだ工業的規模では行われていない。しかし、大規模な集中プラントは必要ないかもしれない。この運転を小規模にとどめ、オンサイトの原子炉専用の電気化学的再処理施設と製造施設を併設することが提案されている。ANL-Westは、EBR-IIに隣接するアイダホ統合FRでそのような技術の実証に成功した (p.F2/D2-1-7)
- ・接触処理 (contact handling) するには、含有される核分裂性物質が清浄 (clean) かつ、高い放射線場を発生させる核分裂生成物又は高アクチニドを含んでいないことが必要である。 (p.D1-9)
- ・一般に、高アクチニド金属はウランとジルコニウムのような耐熱性金属と合金化される。 (p.D1-89)
- ・金属燃料の多くは、主にウランにアルミニウムやモリブデン、あるいは珪化物を合金化または混合したもので、プレスや押し出しタイプの冶金により製造される。この燃料は通常、核分裂性含有率が19%以上で、製造量が比較的少量であるため単価は通常高い。 (p.D1-90)
- ・金属燃料は、電解再処理されたFR金属燃料から回収された核分裂性物質をメイクアップ (make-up) ウランと混合し、再処理工程と同じ遠隔操作プラントで再鑄造 (再加工) する一体型FR燃料サイクルの主要燃料として開発されている。 (p.D1-90)
- ・遠隔操作燃料のほぼ全てが、電気化学的再処理から生じるナトリウム冷却高速炉用の金属燃料である。これらのロッドは同じ高遮蔽の再加工施設で製造される。高速炉の初号機炉心を製作するための燃料製造も、別の大型製作施設が必要となる。 (p.F2/D2-1-9)

2. 再処理（乾式再処理）

- ・乾式再処理を含む電気化学的製法の特徴は、水溶液を使用しないことである。このタイプの処理はすべて、高温の熔融塩化学処理を伴う。この種の処理は商業規模に適用されたことはないが、研究炉用燃料として実証されている。（p.F2/D2-1-4）
- ・高速炉金属燃料は、熔融塩電解質を介して廃棄物および製品ストリームに電気化学的に分離される。このプロセスは、実験用増殖炉-II（EBR-II）のナトリウム結合型金属燃料の処理を通じて小規模ながら成功裏に実証されている。（p.F2/D2-1-4）
- ・ウラン、FP、TRU元素及び未反応金属は、電解精製装置で分離される。ウランは電解槽から除去され、廃棄物として貯蔵されるか、新しい高速炉燃料にリサイクルされる。（p.F2/D2-1-4～-5）
- ・電解処理装置では、高速炉の金属燃料を電解槽で電解溶解し、切断した燃料を熔融リチウム・塩化カリウム塩に浸漬する。ウランとTRUは陰極で回収してリサイクルし、燃料マトリクスからのジルコニウムとテクネチウムを含む貴金属FPは陽極でステンレス鋼燃料外皮とともに残留させる。（p.G1-4）
- ・乾式処理は、熔融塩化学と電気化学を含み、金属燃料の再処理に使用できる。電気化学処理は、核分裂生成物や高アクチニド（ウラン由来）に対する除染係数が低い。このことは、電気化学的に回収されたウランは、より多くの放射性核種を含み、梱包や貯蔵の際に遠隔操作を必要とすることを意味する。燃料は照射から再加工まで遠隔操作する必要があるため、ごく一部の核分裂生成物や高アクチニドが存在しても安全性や被曝は問題にならないため、多くの高速炉サイクルではこれらの低い除染係数は問題とはならない。また、ウランの一部は直接リサイクルすることができ、リサイクル/再成型作業中に他のアクチニドから完全に分離する必要もない。（p.K3-5）

文献[21]：日本原子力研究開発機構 次世代原子力システム研究開発部門 FBR サイクル統括ユニット エネルギー評価グループ，“高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェーズII技術検討書 - (3) 総合評価 - ”，(2006)。

概要：

本報告書は、FBR サイクル候補概念の多面的評価、導入シナリオ評価および投資対効果評価に関する手法の開発およびその評価結果について報告するものである。

キーワード：

成型加工、再処理

該当箇所：

- ・金属燃料サイクルは、体積比例でHLW 関係費を見積もった場合、先進湿式再処理法・簡素化ペレット燃料製造法の概念に次いで高い概念となっている。（p.138）
- ・燃料サイクルシステムを小規模システム（50tHM/y）と大規模システム（200tHM/y）で比較する。ナトリウム冷却炉で処理量を小規模にしたとき、金属燃料を金属電解法で再処理し、射出成型法で製造する場合には、それほど技術的実現性と社会的受容性が悪化せずに経済性と資源有効利用性の面はよい結果となる。ただ、環境負荷低減性の向上が課題となったが、高レベル廃棄物の処理処分方法の発生量低減方策が具体化すれば、湿式燃料

サイクルを凌駕する可能性もある。

・大規模システム間の比較では、金属燃料を金属電解法で再処理し、射出成型法で製造する場合には、技術的実現性と社会的受容性が悪化せずに資源有効利用性の面はよい結果となる。ただし、経済面でのスケールメリットの効果は湿式法と比較して相対的に小さくなく、小規模の場合と同様に環境負荷低減性の向上（高レベル廃棄物発生量低減方策）が課題となった。（pp.357-358）

文献[32]: OECD/NEA, “State-of-the-Art Report, on the Progress of Nuclear Fuel Cycle Chemistry,” (2018).

概要:

本報告書は、様々な分離技術における現在の開発状況を包括的に紹介するもので、NEA加盟国（フランス、日本、韓国、ロシア、英国、米国、欧州連合）の分離化学で開発された、あるいは開発中のさまざまな分離プロセスに関する国際的なレビュー報告書である。

キーワード:

再処理

該当箇所:

1. 再処理（乾式再処理）

- ・50年以上にわたり、乾式冶金（pyrometallurgy）は使用済燃料の再処理における代替戦略として研究されてきた。これまで、パイロット・スケールまで開発されたプロセスは2つのみである。1つ目はロシアで酸化燃料のために開発され（RIARプロセス）、2つ目は米国で金属燃料のために開発された。RIARプロセスは空気雰囲気でも運転できるが、金属プロセスはAr雰囲気が必要である。超プルトニウム元素の処理が可能なのは金属燃料プロセスだけである。（p.141）
- ・日本で開発された乾式処理プロセスの利点は、類似の電気化学プロセスでアクチニド、U、Np、Pu、Am、Cmを一緒に回収するため、重大なレベルの放射線をもたらす、MA回収の追加工程が不要なことである。金属電解精錬を伴う高温冶金処理は、当初、高速炉からの金属燃料のリサイクル技術として提案された。（p.144）
- ・金属燃料に関する主なプログラムは、照射済物質を用いた検証及び、エンジニアリングスケールの装置開発である。2つの大規模プログラムに加え、保障措置のための核分裂性物質の計量手段の設計研究も検討する必要がある。（p.151）
- ・再処理施設の設計は、プロセスの安全性、保障措置、セキュリティ、核拡散抵抗性、環境影響、持続可能性、廃棄物に関する要件を満たす必要がある。また、将来の経済性が確保できるようにプラントの規模やコストの削減を行う必要がある。備考欄に先進再処理の要件を示す。（p.231）
- ・米国で開発された使用済燃料の熱分解電気化学（EC）プロセスは、軽水炉や高速炉の酸化燃料や高速炉の金属燃料を処理するために開発された。現在の開発作業は、オンラインサイクリックボルタンメトリ又は光学分光光度計を用いて、プロセス制御又は保障措置のための核分裂性プルトニウムのオンラインモニタリングの改良を目的としている。（p.152）

- 日本で開発された金属燃料再処理のための乾式製錬プロセスについて、照射済物質を用いたプロセスの検証が、ドイツの超ウラン元素研究所の協力の下で実施中である。
(p.272)
- 現在では、Amの分離など、ほとんどの元素の分離を可能にする十分な科学的知識が得られている。プロセスの妥当性を実証するためには更なる検討が必要である。
(p.293)
- 各プロセスの成熟度は同じレベルには達していないが、現時点では、工業規模での開発を危うくするような重大な欠陥は見つかっていない。これらの分離プロセスを工業化まで持っていくためには、更なる開発が必要である。 (p.293)
- 産業界に展開可能なオプションの選択は、主に燃料サイクルのシナリオ（炉型、燃料種類、燃料サイクルの戦略）に依存する。例として、高速炉用の金属燃料が必要な場合は乾式再処理が適切なプロセスとなる。コスト、安全性、環境影響、核不拡散等の要件がプロセスの選択に影響を与える可能性がある。例えば、UREX、NUEX、COEXTM、簡素化 PUREX などのプロセスは、プロセス中に純粋なプルトニウムが存在しない PUREX プロセスの代替プロセスとして開発されている。 (p.293)

備考：

表2.1.-3 先進再処理の要件

Strategic objective	Fuel cycle requirement	Potential implications for reprocessing plant flowsheets
Process safety	<ul style="list-style-type: none"> o Geometrically safe o Safer processes 	<ul style="list-style-type: none"> o Engineering design o Continuous vs. batch processes o Non-aqueous processes o Low temperature & pressure processes o Avoid specific reagents, e.g. hydrazine o Fundamental understanding of process chemistry o Modelling and simulation
Sustainability	Plutonium multi-recycling	<ul style="list-style-type: none"> o Dissolution of high Pu content fuels o High Pu recovery yield o High Pu concentrations in plant o High solvent loading, risk of 3rd phase o Increased solvent degradation and radiolysis o Ruthenium decontamination in short cooled fuels

Waste management & environmental impact	<ul style="list-style-type: none"> o Minor actinides multi-recycled for transmutation (P&T) and Plutonium multi-recycling o Reduced impact of fuel cycle on GDF (geological disposal facility) footprint (radiotoxicity and heat loading) o Reduced waste generation and lower environmental impact 	<ul style="list-style-type: none"> o >99% recovery of Np from flowsheet o Options needed for >99% recovery of Am+Cm and Am alone from HLW o Cs, Sr separations or decay storage o Reduced number and volumes of aqueous waste streams o Ideally CHON reagents (e.g. salt free solvent washing) and solvents or, if not, compatibility with wasteforms. o Target "near-zero" emissions o Capture of volatile species (³H, ¹⁴C, ⁸⁵Kr, ¹²⁹I) o New wasteforms
Non-proliferation	<ul style="list-style-type: none"> o Increased physical safeguards and monitoring o Integrated SNF storage, separations, and recycle fuel/targets fabrication 	<ul style="list-style-type: none"> o (U+Pu) or (U+Np+Pu) co-processing in Advanced PUREX flowsheets o Increased fission and/or minor-actinide product contamination of Pu product o Near real time accountancy, online process monitoring o Sampling and analysis o Proliferation resistance assessment methodology
Economic	<ul style="list-style-type: none"> o Reduced capital costs through smaller plant footprint o Greater flexibility of processes 	<ul style="list-style-type: none"> o Intensified processing o Fit-for-purpose equipment for solvent extraction o Single cycle reprocessing o Fewer waste streams o Integrate with waste and fuel fabrication plants o Process LWR, MOX and fast reactor fuels o Feed variations (carbide, nitride and metal fuels as well as oxides) o Higher burn-ups o Short cooled fast reactor or very long cooled LWR fuels – depends on scenario

文献[33] : OECD/NEA, "State-of-the-art Report on Innovative Fuels for Advanced Nuclear Systems," (2014).

概要 :

本報告書は、先進原子力システムに導入されるマイナーアクチニド(MA)を含有する燃料の研究をレビューし、革新的燃料、特にMA含有燃料の開発における技術の現状を概観するものである。本報告書では、高速中性子スペクトル炉を中心に、あらゆるタイプの先進炉用のさまざまなタイプの燃料（金属燃料、酸化物燃料、窒化物燃料、分散型燃料、特殊な機械的燃料形態）についてレビューした。

キーワード :

成形加工、発電

該当箇所 :

1. 成形加工

- ・ 金属燃料の再処理と燃料再製造は、1960年代にアルゴンヌ国立研究所ですでに実証されている。(p.23)
- ・ Amは揮発性が高いため、Am保持が高い製造方法（高圧で加熱時間が短い、改良した鑄造技術）を実証しなければならない。(p.24)
- ・ MA含有燃料スラグの鑄造では、初期Am充填量のかなりの量が失われた。(p.37)
- ・ 実用的な核燃料製造プロセスには、一般に、安全で、コスト効率が高く、放射性廃棄物を最小限に抑えることができる必要がある。そのためには、MA含有燃料製造プロセスが単純であること、大量生産が可能であること、アクチニド損失を最小化できる必要がある。時に希土類FPを伴うMAの存在には、特別な注意が必要である。MA（及びそのFP）の放射能が高いため、ホットセルでの遠隔操作が必要になる。Amの揮発による損失の防止策が必要である。MA及び希土類FPは、るつぼ等の材料との相溶性が問題になる可能性がある。また、MAやFPは燃料合金中で均質化あるいは均一に分散させる必要がある。MA含有金属燃料製造における最近の活動は、製造中のMA（特にAm）の制御方法に焦点が当てられている。(pp.37-38)
- ・ MA含有金属燃料製造においてAm損失は潜在的な問題点である。(p.38)
- ・ 射出鑄造プロセスは、研究用途ではかなりの量の金属燃料の製造に使用された。その遠隔操作はホットセルで成功裏に実証された。(p.38)
- ・ 遠心鑄造は、商業用高速炉の燃料スラグを製造できる可能性があるが、やや複雑で時間がかかるため他の製法より処理能力が低いことが懸念されている。(p.39)
- ・ 連続鑄造は製鉄所で広く使われており、MA含有金属燃料スラグ製造の候補でもある。このプロセスは鑄型を使わないという利点がある。燃料合金の凝固範囲が大きい場合、鑄造中に微小収縮の影響やプロセス制御の喪失につながる可能性があり、条件の最適化は困難である。さらに、ロッドの直径が非対称に変化するのを避けるために、鑄型の引き抜きを適切に調整する必要があり、遠隔操作のための装置の複雑さが増す。最後に、連続鑄造が使用される場合、相当数の燃料スラグを鑄造するために必要な人為的作業の範囲を最小化するために、プロセスを高度に自動化する必要がある。(pp.39-40)
- ・ 重力鑄造では、遠心鑄造や連続鑄造と同様に燃料熔融物を含む炉は排気されない。これはAmの蒸発を抑えるのに有利であり、比較的単純である。(p.40)
- ・ 射出鑄造で製造された燃料中のAmは初期値の約60%であった。Amの損失は、原料中の揮発性汚染物質と鑄造温度(1,465°C)での蒸発によるものであった。Am蒸発は、燃料熔融温度の低下、カバーガス圧力の増加、及びカバーガス中のAm濃度勾配の低減によって低減できる。燃料熔融温度は、燃料合金組成の調整（Zr含有量の低減等）によって低減できる。カバーガス圧力の上昇の観点からは、注入前に炉内が排気されるため、注入鑄造は不利になる可能性がある。Am濃度勾配の低減は、燃料合金の溶解を閉鎖システムにすることで実現できる。これは、射出鑄造を除く上記のすべての方法で可能である。Amの揮発性だけでなく、プロセス材料との化学反応にも注意を払う必要がある。(p.42)
- ・ MAを使用しない燃料製造法としては、射出鑄造法が確立されているが、Am蒸発抑制の観点から、重力鑄造法等の他の方法が検討されている。MA金属調製法については、いくつかの試験を実施した。試験結果はその実現可能性を示している。(p.43)
- ・ 効率的なMA核変換を目的としてMAまたはTRU含有量を増加させる場合、固相温度を高く保つためにZr含有量を増加させることがあるが、この場合燃料鑄造時の熔融温度が

上昇するため、Amの揮発量が増える懸念がある。Zr含有量を低減することは、Am蒸発を低減する可能性がある。(p.55)

- ・軽水炉使用済燃料からのMA回収やMAリサイクルに乾式再処理技術が適用される場合、回収された超ウラン元素には希土類元素(RE)が随伴するため、MA含有燃料合金はREが混入する。特に5wt%を超えるような高濃度の希土類元素は、アクチノイド系燃料合金に溶解・分散することが困難である。(p.55)
- ・MA含有燃料の製造では、工程中のAm蒸発を抑制することが大きな技術課題である。射出鑄造以外の燃料製造技術を適用する場合には、遠隔操作や自動運転の実現性を確認する必要がある。(p.56)

2. 発電

- ・金属燃料の特性は、MA(Am, Np, Cm)の添加によって、U-Pu-Zr系の性能と比較して著しく劣化してはならない。(p.24)
- ・希土類不純物やMA燃料成分を含む燃料との燃料-被覆管化学的相互作用(FCCI)の許容レベルを、燃料の燃焼限界(～20at%)までの寿命にわたって実証すること。(p.24)
- ・燃料の溶融及びFCCIの特性が許容範囲であると仮定すると、過出力過渡時及び被覆管破断を超えた運転時のMA含有燃料の挙動も許容範囲となるはずであるが、これらの仮定に対する性能モデリング及び実証試験が必要となる可能性がある。(p.24)
- ・遷移温度以上における燃料の熱容量及び温度依存性について更に研究が進行中である。(p.28)
- ・照射によりMA(特にAm)は希土類元素のような挙動を示し、Feベースの被覆管材料と反応するため、MA含有燃料では燃料と被覆管との化学的相互作用(FCCI)が問題になる可能性がある。FCCIデータを得るため、フェライト鋼で被覆したMA含有燃料の高温での照射試験が必要である。(p.52)
- ・MAを8wt%まで、REを5wt%まで含有するU-Pu-Zr合金の特性は、MAを含有しないU-Pu-Zr合金の特性に近いが、MAを含有する合金の固相線温度や液化開始温度は、MAを含有しない合金より低くなる可能性がある。したがって、MAを含むU-Pu-Zr基合金の安全性能は、MAを含まないU-Pu-Zr合金に近いと仮定できる。この仮定を検証するためには、MA含有合金の物性データ、Fe基被覆管材料との適合性に関する炉外模擬試験、及び/または照射済燃料ピンを用いた加熱試験が必要である。(p.53)
- ・超ウラン金属とU系合金の冶金学的類似性を考慮すると、親物質を含まない又は少量含む金属燃料の過渡挙動は、U-Pu-Zr燃料と類似していると仮定することができる。この仮定を検証するためには、照射または未照射の燃料合金の物性測定と炉外試験が必要である。(p.53)
- ・FCCIには、被覆管と主にランタニドFPとの相互拡散と、高温での被覆管と燃料合金成分との相互拡散の2つのモードがある。前者をここでは「ランタニドアタック」と呼ぶ。後者は拡散領域での液相形成を伴い、ここでは「液相攻撃」と呼ばれ、閾値温度(液相攻撃の開始温度)以上で起こる。Amは希土類元素と親和性があるためMA含有金属燃料におけるFCCIの促進につながる可能性がある。希土類元素の添加もFCCIを促進する可能性がある。MA含有金属燃料のFCCIの変化を、照射試験で確認すべきである。(p.54)

- ・ FCCIの防止/低減策として、被覆管内にバリアを設ける「ライニング被覆管」がある。ライニング被覆管の開発により、より高い被覆管温度及び燃焼度で金属燃料を使用できる。現在までに、W、V、Zr、Ti、Cr、Zr-N など多種多様なライナー材が試験されている。ライナーの信頼性、ライニング方法、エンドプラグ溶接技術の確立には今後の開発が必要である。また、このような堅牢な被覆管が炉心の過渡事象に与える影響を評価することも重要である。(p.54)
- ・ U、Pu及びNa、はPbと金属間化合物を形成する。PbまたはPb-Bi冷却炉に金属燃料を適用する場合、被覆管の破断により、炉内構造物内部でのNa-Pb金属間化合物の析出や、U-Pb金属間化合物の形成による破断の拡大が懸念される。今後の実験が必要である。(p.55)
- ・ 燃料性能に関しては、炉外試験や照射試験により、MA添加が以下の熱特性や照射現象に及ぼす影響を把握し、定量化することがMA含有金属燃料の技術的課題である。
 - 燃料合金の固相線温度；
 - 燃料と被覆管の化学的（または冶金的）相互作用（FCCI）；
 - MAのアルファ崩壊と核変換によって発生するHeガスの放出。(p.55)
- ・ 固相線温度は、燃料合金サンプルの熱分析によって測定できる。現在までにいくつかの固相線データが測定されているが、十分ではない。広い組成範囲のMA含有燃料合金の固相線温度を定量化するためには、より多くの測定データが必要である。(p.55)
- ・ FCCIの定量化のため、MA含有金属燃料の照射試験が望まれる。液相攻撃の速度論を定量化するため、照射済燃料ピンの加熱試験が必要である。また、U-Pu-Zr-MA,MA-RE-Fe,U-Pu-MA-Feといった合金系の熱力学的評価が効果的である。(p.55)

○Sr-Cs核変換システム関連

文献[3]：OECD/NEA, “Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles,” (2020).

概要：

分離・変換（P&T）は、高レベル放射性廃棄物（HLW）の処分に際し、アクチニドの量を減らし、放射性毒性を低下させることを目的としている。OECD/NEAの既往研究では、加速器駆動システム（ADS）の具体的な役割については取り上げられていなかったため、本論文では、高速炉とADSを用いたアクチニド核変換戦略を比較検討する。

キーワード：

Sr-Cs元素分離（研究開発の状況）

該当箇所：

第一期分離・変換システム研究「アクチニド及び核分裂生成物の分離・変換に関する現状と評価報告」で報告された様々な分離技術に関する研究開発の状況を3つのフェーズに分けられている。

- ・ フェーズ1：プロセスの原理に関する研究
主に実験室で行われる基礎研究が対象（例えば、新しい抽出剤化合物に関する研究）。この研究が完了することで、プロセスの科学的な実現可能性が証明される。

- ・ フェーズ2：プロセス開発のステップ
この段階には、完全なフローチャートを開発し、その応用を説明し、その性能を保証するために設計されたすべての研究が含まれる。このステップの結論は、プロセスの技術的な実現可能性を実証すること。
- ・ フェーズ3：プロセスの工業化に関するもの
これは、工業的な条件下での全体的にアクティブな活動を確保することを目的としている。実際には、これらの研究は基本的にエンジニアリングデザインによって行われる。プロセスの工業的な実現可能性と工業的な設備におけるその潜在的な適用可能性で終了する。

SrとCsの分離技術の研究開発状況

- Cs分離
カリックスアレーン：フェーズ2
ゼオライト：フェーズ2
- Sr分離
チタン酸：フェーズ2
- CsとSrの分離
ジカルボライド：フェーズ3
- 電解精製
 - ① U-Zrメタル合金燃料からLn, Cs, Sr核分裂生成物の抽出：フェーズ1（ラボスケールゼオライト処理）
 - ② U-Pu-Zrメタル合金燃料からLn, Cs, Sr核分裂生成物の抽出：フェーズ1（ラボスケールゼオライト処理）
- 酸化物電解採取(RIAR処理)
Ln, Cs, Sr核分裂生成物の抽出：フェーズ1（開発初期段階）

備考：

開発課題に関する記述がなかった。
TRLに関連そうな部分を記載した。

文献[13]：T. A. Todd, T. A. Batcheller, J. D. Law, R. S. Herbst, “Cesium and Strontium Separation Technologies Literature Review,” Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, (2004).

概要：

先進燃料サイクル構想（AFCI）プログラムでは、核燃料サイクルに不可欠な、溶解した使用済み核燃料の核分裂生成物であるセシウムとストロンチウムを分離し、別々に管理することを求めている。本書では、最も潜在的な可能性を秘めたセシウムとストロンチウムの分離技術を特定し、これらの技術に研究開発の焦点を合わせるために、包括的な文献調査を行った結果が報告されている。

キーワード：

Sr-Cs元素分離（①イオン交換体吸着法、②溶媒抽出法）

該当箇所：

潜在的なセシウムとストロンチウムの分離技術（沈殿処理はCsとSrを同時に除去することが不可能なため、本レビューの調査範囲には含まれなかった。）

1.イオン交換体吸着法（抽出クロマトグラフィ）

- 処理状況：微量の汚染物質を含む廃液、有機溶媒の使用が望ましくない場合
- 問題点：酸性溶液からのSr吸着
- イオン交換/抽出材料：

（酸性溶液からCsとSrの両方を分離できるイオン交換材料が確認されていない）

①天然金雲母 KMg3AlSi3O10F(OH) → Cs

合成金雲母 → Sr

Sr、Csとは別々に管理が必要な核種（超ウラン元素など）もこれらの媒体に吸着される可能性が高いため、AFCIのSr-Cs分離プロセススキームには適さない。

②遷移金属シアノ鉄酸塩吸着剤 → Cs

- ・酸性溶液からのCs吸着が広く実証されている
- ・シアノ鉄酸塩：人工的に調製できる
- ・JAERI 東海村模擬廃棄物を用いた小規模カラム試験が行われた。
- ・ヘキサシアニド鉄(II)酸カリウム三水和物 KNiFe(CN)_6 によるCsの吸着はpH11-10の範囲で使用されている。
- ・多様な遷移金属のシアノ鉄酸塩吸着剤が試験・開発中である。

③チタン酸塩とシリコチタン酸塩 → Cs,Sr(Srはアルカリ性溶液の場合のみ)

- ・アルカリ性溶液の場合、結晶性シリコチタネート（CST）によって、CsとSrが吸着される。
- ・硝酸を含む溶液の場合、Csが吸着されるが、Srが吸着されない。
- ・CST及び交換体からCsを除去することが難しいため、交換体は最終的な廃棄物フォームになる。

④リンモリブデン酸アンモニウム（AMP）→Cs

- ・酸性溶液の場合のみ

⑤その他研究・開発中のイオン交換材料 → Cs(酸性溶液の場合)

リン酸チタンとジルコニウム、
五酸化アンチモン、二酸化チタン、その他様々な金属酸化物、
AMPを埋め込んだリン酸一水素ジルコニウム（ZrHP）

⑥ポリアンチモン酸（PAA）→ Sr

- ・1-2 Mの硝酸を含む溶液からSrを効果的に除去することが示されている
- ・欠点：Srの吸着容量が低い、反応速度が遅い、他のアルカリ土類金属元素（Mgなど）に対する選択性が限られている

⑦有機樹脂に浸透させた大環状ポリエーテル（クラウンエーテル） → Sr

- ・Eichrom Technologies Inc.からSr-Resin[™]として市販されている。
- ・ベンチスケールのテスト結果：上記の製品がハンフォードのアルカリ性タンク廃液からのSrの効果的な除去に非常に優れた性能を示した。

・AFCI目標を達成するために必要な大規模分離では、大量の汚染固体廃棄物を発生させる処理よりも、有機溶媒を再利用する処理の方が好ましい

⑧ポリ塩化ビニル高分子膜 → Cs, Sr

・小規模な実験室試験結果：コバルトジカルボライドを使用してCsを効果的に除去できたが、Srの除去が不十分。ポリエチレングリコール剤（PEG 400）の添加によって、Srの除去が可能になった。

2.溶媒抽出法

- 処理状況：高濃度の他の金属を含む廃液
- 利点：酸性溶液からの抽出が実証されている
- 主な抽出法：

①CCD/PEGプロセス：塩素化コバルトジカルボリド(CCD)/ポリエチレングリコール(PEG) → 最も成熟

- ・ CCDとPEGは化学的安定性と放射線安定性に優れている
- ・ ロシアのマヤックUE-35施設で酸性高レベル放射性廃棄物（HLW）からSrとCsを除去するために工業規模で使用された。
- ・ 向流パイロットプラント試験で、Sr: 99.992%とCs: 97.5%の分離効率が達成
- ・ ロシアのマヤック施設では、極性芳香族または脂肪族ニトロ化合物の希釈剤が使用されてきた。
- ・ 米国ではニトロベンゼンとニトロ芳香族希釈剤は環境、健康、プラントの安全性の問題から受け入れられないと判断された。
- ・ 希釈剤に関する制約から、スルホン希釈剤をとして検討
- ・ スルホン希釈剤：化学的および放射線安定性に優れ、化学的に無害、PUREX溶剤の典型的な火災安全指標を上回っている。現在商業的に生産されておらず、非常に高価である。（十分な量の需要があれば、価格は大幅に安くなる可能性がある）CsとSrの共抽出が実証。実際の再処理工程（UREXラフィネート等）を用いた検証を行う予定。
- ・ 特定のAFCI応用のための溶媒組成の最適化が必要
- ・ 再生可能で、製品に含まれる有機物の量を大幅に減らすことができる代替抽出剤も調査中
- ・ CCD/PEG処理プロセスの材料が下流の製品固化処理にどのような影響を及ぼすかは、現在のところ不明

②CSEX/SREX プロセス：大環状ポリエーテル（クラウンエーテル）

- ・ ストロンチウムの抽出は、供給液中の硝酸濃度に高度に依存しており、効率的な抽出には通常、3-6 Mの硝酸が必要。また、溶媒からストロンチウムを抽出することは、0.1 M未満の硝酸濃度を使用することで容易に行うことができる。水相での溶解度を下げるために、抽出剤の改良が行われた。
- ・ クラウンエーテルを用いたセシウムの抽出は広く研究されているが、現在までのところ、効率的な処理方法は提案されていない。セシウムの抽出剤として硝酸環境で非常に不安定。
- ・ 主な欠点：化学的および放射線分解的な不安定性、第三相形成の傾向、コスト

・現時点では、クラウンエーテルのみでCsとSrの同時分離のための実行可能なプロセスは存在しないようである。

③カリックスアレーン／カリックスアレーンクラウンエーテル→非常に有望

・4,4' (5')-di-*t*-butylcyclohexano 18-crown-6 (Sr抽出剤)、炭化水素希釈剤およびフルオロ化アルコール調整剤で組み合わせた溶媒が1 M硝酸からCsとSrの効果的な抽出を実現し、0.01 M硝酸で溶媒からCsとSrを効果的に取り除くことが示された。

・開発するには、多くの試験が必要

・抽出剤と溶媒成分は、まだかなり高価だが、すべて市販されている

④新規抽出剤

・コバルトジカルボライドとクラウンエーテルの結合抽出剤

文献[14] : Chao Xu, Jianchen Wang, and Jing Chen, "Solvent Extraction of Strontium and Cesium: A Review of Recent Progress," Institute of Nuclear and New Energy Technology, Tsinghua University, (2012).

概要：

増加するエネルギー需要を満たし、環境を保護するために、今後数十年の間に原子力エネルギーの大幅な拡大が予想されている。また、原子力を安全かつ持続的に発展させるためには、使用済核燃料や高レベル放射性廃棄物を効果的に処理するという課題に取り組まなければならないとしている。本書では、長期的には、ストロンチウムとセシウムの共抽出は廃棄物管理を容易にするため、優先的に開発される可能性があり、HLWからのストロンチウムとセシウムの溶媒抽出が合理的な方法であると結論している。

キーワード：

Sr-Cs元素分離（溶媒抽出法）

該当箇所：

1.Srの抽出に有望な溶媒

➤ CCD/PEGプロセス：塩素化コバルトジカルボライド(CCD)/ポリエチレングリコール(PEG)

→CCDとPEGは化学的・放射線的安定性が高く、強酸性条件下でも使用可能であり、実際のHLWを用いた試験も行われている。

➤ CSEX/SREX プロセス：大環状ポリエーテル（クラウンエーテル）

➤ カリックスアレーン／カリックスアレーンクラウンエーテル

➤ コバルトジカルボライドとクラウンエーテルの結合抽出剤

➤ N,N,N',N' - tetra - isobutyl - 3 - oxa - glutaramide (TiBOGA)

→Sr²⁺ に対して他の多くの金属イオンよりも高い選択性を有する

➤ アダマンチル化チアカリックス[4]アレーン化合物と塩素化コバルトジカルボライドの混合物

➤ 室温イオン液体 (RTIL)

→環境への悪影響が少ないが、成分の損失や放射線の不安定性など、工業的なプロセス開発は課題としてある

- **SREXプロセス：0.15 M DtBuCH18C6、1.5 M TBP In Isopar® L**
→約51Lの模擬TRUEXラフィネートをSREXシステムで処理した。水性フィードから約99.9%のストロンチウムが抽出された

2.Csの抽出に有望な溶媒

- カリックスアレーン（特にカリックスアレーンクラウンエーテル）
- 塩素化コバルトジカルボリド(CCD)
- 室温イオン液体（RTIL）
- **CSSX（Caustic-Side Solvent Extraction）：BOBCalixC6**
 - ・ アルカリ性溶液からの抽出
 - ・ HLW廃棄物（SRS廃棄物）処理における産業応用の潜在的可能性を示している
 - ・ BOBCalixC6の溶解度が比較的低い
 - ・ セシウムの全分離が困難であるなど
 - ・ CSSXプロセスの次世代抽出剤として、さらに有望なモノクラウンカリックスクラウンエーテルMaxCalixが開発された
- **Cs-China：0.025 M iPr-C[4] C-6**
 - ・ 小型遠心分離機を用いて6段の抽出、2段の洗浄、7段の逆抽出を含むワールドカスケード試験を実施した
 - 模擬HLWから99.5%のセシウムを除去し、有機相に負荷されたセシウムの99.2%を回収することができた
- **Cs-France：0.062 M di-octyloxy-CC6、1.5 M TBP in TPH**
 - ・ セシウムの抽出・回収率は99.99%以上であり、良好な水理特性を示した。

3.SrとCsの共抽出に有望な溶媒

- **改良型UNEX（Universal Solvent Extraction）： CCD, カルバモイルメチルホスフィンオキシド(CMPO), ポリエチレングリコール(PEG)**
 - ・ MNBTfのような毒性があり高価な希釈剤をフェニルトリフルオロメチルスルホン(FS-13)に変えた
 - ・ 強酸性媒体からのセシウム、ストロンチウム、ランタノイド及びアクチノイド同時回収できる
 - ・ セシウム、ストロンチウムの除去率はそれぞれ99.4%, 99.995%
- **FPEX Fission Product Extraction：DtBuCH18C6、BOBCalixC6、Cs-7SB、TOA in Isopar® L**
 - ・ 常温で1M硝酸溶液からセシウムとストロンチウムを同時に抽出することができ
 - ・ アルカリ性廃棄物からのストロンチウムとセシウムの共抽出が困難だが、親油性カルボン酸と組み合わせることで、共抽出が可能であることが実証されている。

4.溶媒抽出法の課題

- 新しいプロセスの開発と既存プロセスの改良の両面で、科学的な観点からの

推進力として基礎研究を継続する必要がある。

- 抽出効率が高く、選択性の高い、安定で無害かつ安価な溶媒を開発し、納得のいくベネフィットプロセスを実現しなければならない。
- 現在、Sr/Cs抽出に選択されている市販の抽出剤は比較的高い費用であり、その費用を削減するためにさらなる努力が必要である。
- 既存の方法については、模擬放射性廃棄物や実廃棄物を用いたフローシート試験により、大規模な適用における安全性と実現可能性を系統的に評価する必要がある。
- 長期的には、ストロンチウムとセシウムの共抽出は廃棄物管理を容易にするため、優先的に開発されるかもしれない。しかし、このような共抽出技術の複雑さは、プロセス設計と最終的な適用に不確実性を増すことは間違いない。

文献[28] : David H. Meikrantz, Terry A. Todd, Catherine L. Riddle, Jack D. Law, Dean R. Peterman, Bruce J. Mincher, Christopher A. McGrath, John D. Baker, “Cesium and strontium extraction using a mixed extractant solvent including crown ether and calixarene extractants,” Battelle Energy Alliance’ LLC’, (2007).

概要：

カリックスアレーンとクラウンエーテルを含む混合抽出溶媒を用いたCsとSrを抽出する発明を紹介されている。

キーワード：

Sr-Cs元素分離（溶媒抽出法、カリックスアレーンとクラウンエーテルを含む混合抽出溶媒）

該当箇所：

カリックスアレーンとクラウンエーテルを含む混合抽出溶媒を用いたCsとSrの抽出

- 酸性溶液からCsとSrを同時に除去することができる
→CsとSrを除去するために複数の独立したプロセスが必要とする従来技術よりも有利（CsとSrを除去するために別々の抽出溶媒を使用することは、環境問題、安全性、処理の簡便性と有効性、望ましくない二次廃棄物の発生という点で不利である。）
- 水相に含まれた使用済み燃料などの酸性溶液は、約0.01Mから約3Mの硝酸を有することができる。
→これらの硝酸の濃度は、通常、溶解した使用済み燃料に存在するものと類似している。そのため、本混合抽出溶媒は、使用済み燃料の溶液からセシウムおよびストロンチウムを効果的に除去するために使用できる。
- 放射性核種と混合抽出溶媒を回収し、混合抽出溶媒をリサイクルすることもできる。
→従来技術に比べ、二次廃棄物の発生が少ないと考えられる。
- 混合抽出溶媒は、SREX溶媒とCSSX溶媒を組み合わせた場合に達成される抽出効率と比較して、セシウムとストロンチウムの向上した抽出効率を提供することが

できる。

- 本抽出プロセスは、約1°Cから約40°Cの範囲の温度で実施することができる。

文献[32]： OECD/NEA, “State-of-the-Art Report, on the Progress of Nuclear Fuel Cycle Chemistry,” (2018)

概要：

本報告書は、様々な分離技術における現在の開発状況を包括的に紹介するもので、NEA加盟国（フランス、日本、韓国、ロシア、英国、米国、欧州連合）の分離化学で開発された、あるいは開発中のさまざまな分離プロセスに関する国際的なレビュー報告書である。

キーワード：

Sr-Cs元素分離（①イオン交換体吸着法、②溶媒抽出法、③沈殿法）

該当箇所：

セシウムとストロンチウムの分離技術：溶媒抽出法、イオン交換体吸着法、沈殿処理

1.溶媒抽出法

① CCD/PEGプロセス： 塩素化コバルトジカルボリド(CCD)/ポリエチレングリコール(PEG)

- ・硝酸溶液からのストロンチウムの回収効率は、セシウムに比べて約3倍低い。

②カリックスアレーン／カリックスアレーンクラウンエーテル

- ・CEA MarcouleサイトのATALANTE施設のシールドセルで、対向電流ホットテストが成功したが、原子炉でCsとSrをリサイクルするというフランスの戦略が放棄されたため、CsとSrの分離・回収プロセスは1995年以降、CEAや欧州では開発されていない。

③カリックスアレーンとクラウンエーテル

溶媒抽出に基づく技術にはいくつかの欠点があり：

- ・溶媒抽出プラントは通常、より大規模なプロセス装置を必要とし、その結果、設置面積と資本投資が大きくなる。
- ・Csの溶媒抽出分配係数は一般的に小さいため、分離段階が多くなる。
- ・抽出溶媒やストリッピング剤を使用することになるが、これは環境や安全性の観点から望ましくないことが多い。

④ FPEX Fission Product Extraction : DtBuCH18C6、BOBCalixC6、Cs-7SB、TOA in Isopar® L

- ・溶媒中の最大BOBCalixC6濃度は溶解度によって0.007Mに制限される
- ・BOBCalixC6の安定性問題（BOBCalixC6のニトロ化の生成物は有機溶媒に溶けにくいいため、溶媒へのBOBCalixC6の溶解度の制限をさらに悪化させる）
- ・現在、Cs/Sr分離に関する研究は行われていない（アメリカ）。

2.イオン交換体吸着法（抽出クロマトグラフィ）

①最も使用されているイオン交換体の特性

- ・高い選択性を示すものもあるが、機械的な安定性からプロセス用途には利用でき

なかった。

- ・ CSTを除く、ほとんどのイオン交換体の使用はpHによって制限される。
→溶液を前処理（濃縮、中和）する必要がある。

Inorganic exchanger	Physical status	pH conditions
Sodium titanasilicate (CST)	Granular form	the selectivity for Cs ⁺ decreases significantly in highly alkaline solutions of high sodium concentration
Sodium titanate (Sr Treat)	Poorly crystalline	very efficient for strontium removal in basic solutions, but, because it is weakly acidic exchanger, it performs poorly even in slightly acidic conditions
Potassium cobalt hexacyanoferrate, KCoFC (Cs Treat)	KCoFC, produced by precipitation is in the form of a fine powder, unsuitable for column operations. One way to overcome this shortcoming is to prepare a SiO ₂ :KCoFC composite ion exchanger in the form of porous beads	very selective for the removal of cesium from aqueous waste No adsorption competition is observed between Cs ⁺ and H ⁺ in the concentration range 0.001-3M HCl. However, in the case of HNO ₃ , K _d of Cs decreases when concentration exceeds 0.1 M
Ammonium molybdophosphate (AMP)	Requires immobilisation in polyacrylonitrile (AMP-PAN) to be a cesium selective sorbent material	AMP-PAN exchanger has high selectivity and capacity for removing ¹³⁷ Cs from acidic raffinate and acidic waste streams resulting from nuclear fuel reprocessing
Zeolites	Synthetic zeolites can be prepared as microcrystalline powders, pellets or beads, and can be engineered with a wide variety of chemical properties and pore sizes, and are very stable at high temperatures. However, they have relatively high costs, an ion specificity susceptible to interference from similar sized ions, and a poor mechanical stability, due to their brittleness.	limited chemical stability at extreme pH ranges (either high or low)

3.沈殿処理

沈殿法では一般的にアルカニ度が高いため、大量の金属が沈殿することが多く、さらなる分離または除染工程が必要となる。

文献[7] : Yuji Fukaya, Shohei Ueta, Tomohiko Yamamoto, Yoshitaka Chikazawa & Xing L. Yan, “Toxicity Reduction with Total Volume Control in Nuclear Waste,” Japan Atomic Energy Agency (2021).

概要：

SrとCsの核変換による放射性廃棄物の毒性の低減を目指したシナリオを提案する。SrとCsの核変換によって発電能力を向上させる同時に、処分前の冷却時間は、既存のシナリオで必要とされる300年から50年に短縮される。最後に、重陽子加速器による核変換にLi(d,xn)反応中性子源を用いるシナリオは、エネルギー収支とコストの点からも実現可能であることがわかった。

キーワード：

核変換、同位体分離

該当箇所：

<SrとCsの核変換>

1.原子炉による変換：実現不可能

→90 Srと137 Csの中性子捕獲断面積は非常に小さく、核分裂生成物（FP）として燃料領域から発生する量は変換量を大幅に上回る。

2. 加速器による変換

- 1アンペア級の重陽子線形加速器、 $\text{Li}(d, xn)$ 反応で発生する中性子による核変換の設計
- コストは1000台の1mA加速器の1/30に抑えられる
→経済性から実用的な変換が期待できる
- ^{90}Sr と ^{137}Cs の中性子捕獲断面積が実用的な変換を行うには十分な大きさである。
しかし、電荷による散乱で反応が制限される可能性がある。
- リチウム中性子源と核破砕反応による核変換の比較
 - ①核破砕反応による陽子の加速に必要なエネルギーは重陽子の半分である。
 - ②核破砕反応速度も、リチウム中性子源と比較して約半分である。
 - ③核破砕反応による核変換のエネルギー消費量は高すぎる。
 - ④リチウム中性子源による核変換は、再処理後の核変換時間によっては十分に実現可能である。
- 加速器による変換を実現するため、同位体分離が必要
 - ①レーザー同位体分離は、吸収スペクトルの同位体シフトを利用して、ウラン濃縮に成功した例がある。しかし、 Sr や Cs などの小さな同位体の吸収スペクトルは非常に小さく、適用が困難であった。
 - ②奇数質量選択的レーザー励起法が採用
→小さな同位体を少ないエネルギー消費で効率よく分離することができる
- リチウム中性子源による核変換のタイミングが適切であれば、実現可能なコストである。

Liターゲットからの回収熱を発電に利用できれば、コスト上昇を抑えることができる。

文献[25] : H. Wang, H. Otsu, H. Sakurai, D.S. Ahn, M. Aikawa, P. Doornenbal, N. Fukuda, T. Isobe, S. Kawakami, S. Koyama, T. Kubo, S. Kubono, G. Lorusso, Y. Maeda, A. Makinaga, S. Momiyama, K. Nakano, M. Niikura, Y. Shiga, P.-A. Söderström, K. Yoshida, “Spallation reaction study for fission products in nuclear waste: Cross section measurements for ^{137}Cs and ^{90}Sr on proton and deuteron,” RIKEN Nishina Center, (2016).

概要 :

核廃棄物の核変換を目的として、核分裂生成物 ^{137}Cs と ^{90}Sr の核破砕反応を研究した。理研の重イオン加速器施設「RIビームファクトリー (RIBF)」で ^{137}Cs と ^{90}Sr を185MeVで二次ビーム照射し、陽子と重陽子の核破砕断面積を初めて「逆反応法」で求めた。ブランケット依存性を系統的に調べ、陽子と重陽子の断面積の差は軽い核破砕生成物ほど大きいことを明らかにした。実験データをカスケード及び蒸発過程を含むPHITS (粒子および重粒子輸送コード システム) 計算と比較した。この結果は、陽子及び重陽子誘起核破砕反応の両方が ^{137}Cs と ^{90}Sr の核変換に有望であることを示唆している。

キーワード :

核変換

該当箇所 :

<実験結果>

- 陽子や重陽子に ^{137}Cs と ^{90}Sr のビームを照射することで起こる破砕反応の確率は、熱中性子捕獲反応に比べて、 ^{137}Cs で約4倍、 ^{90}Sr で約100倍大きいことがわかった。
- 重陽子は陽子に比べて、破砕反応が起こる確率が約2割大きく、ビーム核種を軽い核にする能力も高い
- 反応後の原子核の半減期の分布から、 ^{137}Cs は89%、 ^{90}Sr は96%の確率で安定核もしくは半減期1年以下の短寿命核に核変換されること
- 今後、RIBFで多種多様な核変換データを取得し、効率の良い核変換法を模索していく予定。

備考：

参考サイト<https://www.riken.jp/press/2016/20160219_1/>

2.1 経済性の評価

令和4年度に評価した経済性単価を更新した結果を表2.1-4に示す。昨年度に加え、以下の文献を追加した。

文献[35]：資源エネルギー庁、特定放射性廃棄物の最終処分費用及び抛出金単価の改定について、(2023)。

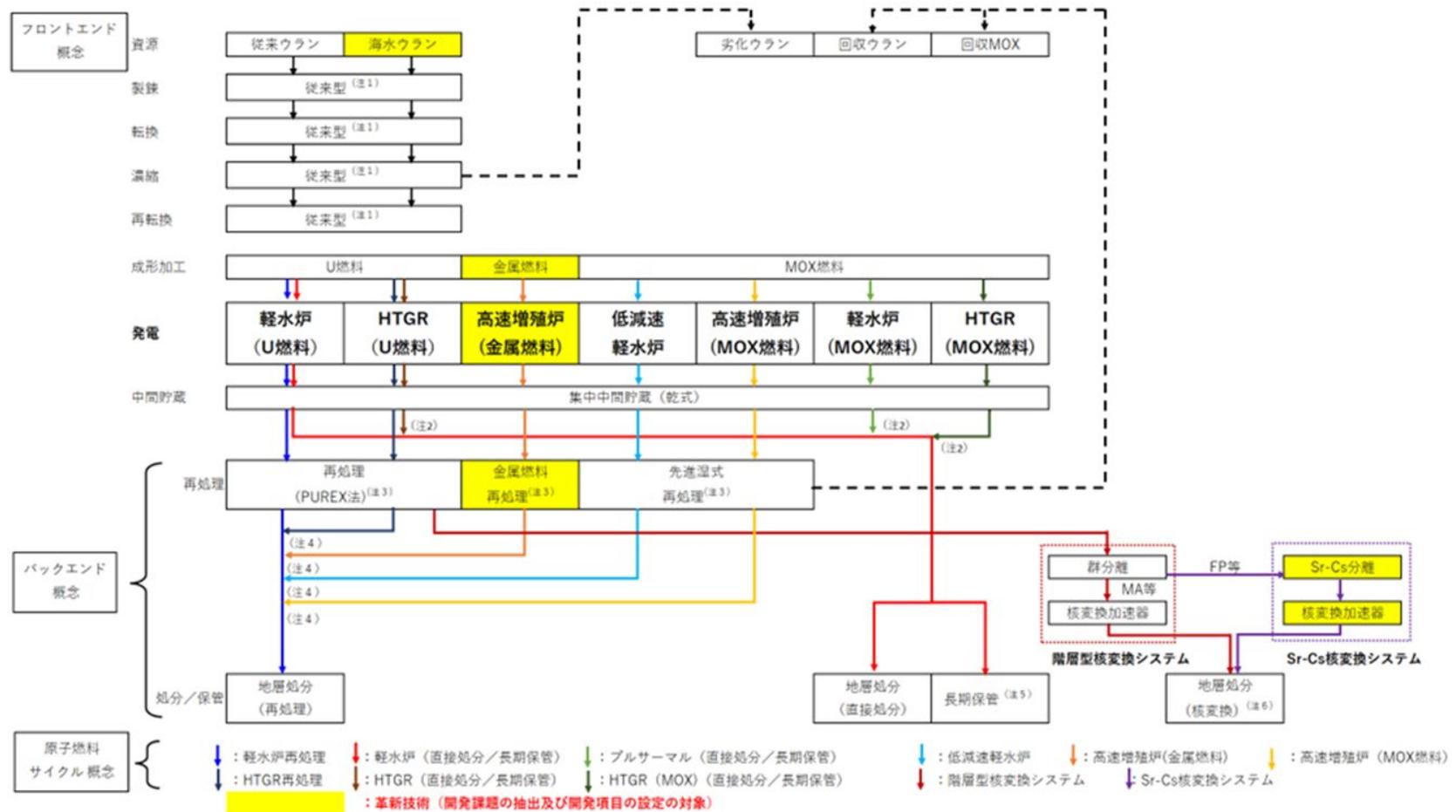
文献[36]：大井川宏之、原研における長寿命核種の分離変換技術に関する研究開発の現状と今後の進め方、日本原子力研究所東海研究所大強度陽子加速器施設開発センター、(2005)。

また、

文献[20]：深谷裕司、商用高温ガス炉発電原価の再評価、日本原子力学会和文論文誌、(2022)。

に関して、現在価値換算による単価修正を行った。

今後の課題としては、経済性データベースに関しては、更なる高精度化、技術データベースに関しては、各要素技術のTRLを社会実装のレベルである9に上げるための費用と期間を評価し、社会実装までのロードマップを示すことである。



- (注1) 従来ウランと海水ウランとでコストは同じと想定する。
(注2) 直接処分/長期保管の経路は軽水炉と同様になるため軽水炉の経路に合流する。
(注3) どの方式の再処理でも、回収されたウラン及び混合酸化物は「資源」の「回収ウラン」又は「回収MOX」に供給されると想定する。
(注4) 地層処分(再処理)の経路は軽水炉と同様になるため軽水炉の経路に合流する。
(注5) 長期保管の対象は使用済燃料を想定する。
(注6) 核変換で発生する廃棄物は地層処分されると想定。詳細は協議の上決定する。

図2.1-1 原子燃料サイクルの要素技術マトリクス

表2.1-1 TRL(Technology Readiness Level)の定義

技術開発の相対的なレベル	TRL	TRL の定義
システムの運転段階	TRL 9	想定される全ての条件で運転された実システム
システムの試運転段階	TRL 8	試験と実証と通じて完成し性能確認された実システム
	TRL 7	フルスケールで、同様な（原型的な）システムを、現実的な環境において実証しているレベル
技術の実証段階	TRL 6	工学規模で、同様な（原型的な）システムを、現実的な環境において検証しているレベル
技術の開発段階	TRL 5	実験室規模で、同様なシステムを、現実的な環境において検証しているレベル
	TRL 4	実験室環境で、機器・サブシステムを検証しているレベル
実現可能性を示すための研究段階	TRL 3	解析や実験によって、概念の重要な機能・特性を証明しているレベル
	TRL 2	技術概念・その適用性を確認しているレベル
基礎技術の研究段階	TRL 1	基本原理を確認しているレベル

表2.1-2 技術マトリクスとTRL

	要素技術	技術概要 ¹	TRL	TRL根拠	課題	開発項目	備考
資源	従来ウラン	ウラン鉱床での採掘	9	既に実システムが運転されている	—	—	
	海水ウラン	海水中に存在するウランを吸着・採取	6	すでに捕集実験も実施済。また、米国や中国で大規模な開発が進められている。	・海水ウランを抽出する際に、捕集材カセット方式を利用する場合 ^[17] 重量のある海上構築物の係留費用がコストの約80%を占めること	・海水ウランを抽出する際に、捕集材カセット方式を利用する場合 ^[17] 捕集システムの軽量化	
					生産スケールが小規模であること ^[30]	生産スケールの拡大 ^[30]	
					抽出コストが経済性目安（130ドル/kg）より高いこと ^[30]	コストの低減 ^[30]	
				<海水中のウランを抽出するために使用されている捕集材の化学的な課題> ^{[17], [32]} ① 捕集材の吸着容量は継続的に向上しているものの、全体的にはまだ低いレベル ② 捕集材が海洋試験に耐えるに十分な構造安定性を持っていないこと ③ 一定回数の溶出・再生処理後、吸着性能と構造安定性を維持し続けられないこと ④ 海中には多く存在する微生物がウラン吸着に対して、1) リガンドとウランの結合を阻害する、2) 材料のリサ	<海水中のウランを抽出するために使用されている捕集材の開発項目> ^{[17], [32]} ① 吸着容量の増加 ② 構造安定性の向上 ③ 一定回数の溶出・再生処理後、吸着性能と構造安定性を維持し続けられるように改善すること ④ 生物汚染に強い海水ウラン抽出材料の研究開発		

¹ JAEA、ATOMICA 原子力百科事典、<https://atomica.jaea.go.jp/index.html>, 20240118.

要素技術	技術概要 ¹⁾	TRL	TRL根拠	課題	開発項目	備考
				⑤ イクル性能を低下させる。 アミドキシム基型捕集材 ✦ 機械的強度が低いこと ⑥ H2BHT 高分子吸着剤 海洋投入における材料の安定性とリサイクル性が低いこと	⑤ アミドキシム基型捕集材 ✦ 海水中に浸漬できる捕集材の作製 ⑥ H2BHT 高分子吸着剤 海洋投入における材料の安定性とリサイクル性を確保すること	
	劣化ウラン (貯蔵)	ウラン濃縮過程で生ずるテイルウランの貯蔵	9	既に実システムが運転されている	—	—
	回収ウラン (貯蔵)	使用済燃料を再処理して回収したウランの貯蔵	9	既に実システムが運転されている	—	—
	回収 MOX (貯蔵)	再処理で回収された酸化プルトニウムと天然ウランまたは同じく再処理で回収された減損酸化ウランの混合物の貯蔵	9	既に実システムが運転されている	—	—
製錬	従来型製錬	ウラン鉱を精製処理する工程	9	既に実システムが運転されている	—	—
転換	従来型転換	ウラン鉱石の精錬により得られたイエローケーキ(粗精錬後のウラン化合物)を、六フッ化ウランに転換する工程	9	既に実システムが運転されている	—	—
再転換	従来型再転換	ウラン濃縮工程では六フッ化ウランを用いており、濃縮終了後に製品ウランを酸化物に転換する工程	9	既に実システムが運転されている	—	—
成形加工	U燃料	原料の金属ウランや酸化ウラン粉末などから、燃料ペレット (U燃料、MOX燃料、MA燃料)又は燃料スラグ(金属燃料)等への成形を経て、所定の燃料棒あるいは燃料集合体の形にまで加工する一連の工程	9	既に実システムが運転されている	—	—
	金属燃料		4	U燃料を射出鋳造で製造する方法はすでに米国で実績あり。MAを含むものはまだ実績はない。	MAを含む燃料を射出鋳造で製造する場合、揮発性の高い Am が蒸発により失われること ^{[31],[33]} ✦ 鋳造システムの過加圧により蒸発を抑制する。 ^[3] ✦ 燃料溶融温度の低下 (Zr含有量の低減)、カバーガス圧力の増加、カバーガス中の Am 濃度勾配の低減 ^[33] ✦ Am の揮発量を低減する鋳造方法 (射出鋳造、遠心鋳造、連続鋳造、重力鋳造)。射出鋳造以外の技術を適用する場合には、遠隔操作や自動運転の開発が必要 ^[33]	
				Pu及びMAを含む燃料の熱特性 (融点等)の改善 ^[3]	融点が高い非核分裂性金属 (Zr など)の添加 ^[3]	

	要素技術	技術概要 ¹	TRL	TRL根拠	課題	開発項目	備考
					高濃度の MA 又は FP を含む燃料は周辺の線量が高くなり、燃料製造における作業性が低下すること ^{[31],[16]}	◇ 遮へい物の追加、臨界管理、バッチサイズの縮小 ^[3] ◇ 遠隔操作技術 ^{[16],[33]}	
					Am を含む燃料の製造後に実施された分析により、Am は黒鉛のつば及びイットリウムコーティングと選択的に反応していることが示された。Am とプロセス材料との化学反応についても注意が必要である ^[33]	—	
					生産スケールが小規模であること ^{[31],[16],[33]}	—	
	MOX 燃料		9	既に実システムが運転されている	—	—	
	MA 燃料		4 ²	「常陽」あるいは「Phenix」の照射試験は完了。	MA 取扱いの困難さなどに起因する開発コスト、開発インフラ、技術の成熟。	今後、核的影響評価の基礎データ蓄積、予測手法の向上を行う必要がある。	
	Sr-Cs プランケット製造		1	基本原理を確認しているレベル	基本原理を確認しているレベルのため、未知の開発課題がある。 Cs の場合、Na と性質が類似しており冷却が難しい。	—	エラー！参照元が見つかりません。参照
発電	軽水炉	U 燃料	9	既に実システムが運転されている	—	—	
		MOX 燃料	9	既に実システムが運転されている	—	—	
	HTGR	U 燃料	7-8	実験炉 HTTR 運転中。	実験炉での実績を踏まえ、実証炉の開発が必要。 英国 AMR プロジェクトを通じて炉開発を加速するためには、日本が提案する技術が選定されなければならない ³ 。	実証炉の設計、開発。	
		MOX 燃料	3	既存技術の組合せで達成見通しがある。	燃料の開発、製造と許認可に必要な照射試験データを着実に整備する必要がある。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 経済性の向上 ・ 設計製作規格、溶接規格、保全規格等の規格基準整備 ・ 革新炉の安全審査等規制システムの整備と国際標準化 ・ 燃料の製造と許認可に必要な照射試験データ取得 ・ 実証炉以降の燃料製造施設、再処理技術等の関連実証設備⁴ 	
FBR	金属燃料	高速中性子で核分裂連鎖反応を維持し、かつ燃焼が進むとともに炉内の核分裂性物	6-7	米国 EBR-II で実績あり。実験炉が動いている。	被覆管材料の選定においては、被覆管と冷却材(特に Pb-Bi 共晶合金)との相互作用を考慮する必要がある ^[3]	—	
					高速中性子格子 (fast neutron lattice) は、最も反応性が高いコンフィグレーションにはなっていないため、比表面積(容積と表面積	シビアアクシデント評価作業 ^[3]	

² [分離変換技術はどこまで成熟したか？技術成熟度評価に基づく現状整理と提案](#)

³ [Advanced Modular Reactor \(AMR\) Research, Development and Demonstration Programme: Phase B competition \(closed to applications\) - GOV.UK \(www.gov.uk\)](#)

⁴ [革新炉\(高速炉\(サイクル\)、高温ガス炉、+ SMR\)開発の現状とポテンシャルについて](#)

要素技術	技術概要 ¹	TRL	TRL根拠	課題	開発項目	備考
MOX燃料	質の量が増加していく原子炉。			との比)を小さくするようなコンフィグレーション変更は中性子の漏えいを低減し、超即発臨界をもたらす可能性がある ^[3]		
				FPガスによる燃料スラッグのスウェリング及び蓄積したガスの圧力により、高燃焼度燃料の燃焼度が制限を受ける ^[3]	モデリング、開発、通常および電力過渡条件下での照射 ^[2]	
				燃料ピンのガスプレナムの大きさが不十分な場合、特に過渡的な温度上昇時に、蓄積したFPガスの圧力誘起応力により被覆管破損の可能性がある ^[3]	—	
				MAのα崩壊及び核変換で発生するHeガスの把握及び定量化 ^[33]	◇ 炉外試験又は照射試験 ^[33]	
				照射によりMA(特にAm)は希土類元素のような挙動を示し、Feベースの被覆管材料と反応するため、MA(特にAm)及び希土類元素を含む燃料の被覆管との化学的相互作用(FCCI)が問題になる可能性がある ^[33]	◇ フェライト鋼で被覆したMA含有燃料の高温での照射試験が必要 ^[33] ◇ 被覆管内でバリアとなる「ライニング被覆管」の開発。ライナーの信頼性、ライニング方法、エンドプラグ溶接技術の確立 ^[33]	
				燃料に関して以下の想定がされているが、当該想定について実証が必要である ^[33] ① MAを含まない燃料の溶融及びFCCIの特性が許容範囲の場合、MAを含む燃料の挙動も許容範囲である ② MAを含むU-Pu-Zr基合金の安全性能は、MAを含まないU-Pu-Zr合金に近い ③ 親物質を含まない金属燃料の過渡挙動は、U-Pu-Zr燃料に近い ^[33]	① 性能モデリング及び実証試験が必要 ② MAを含む合金の物性データ、Fe基被覆管材料との適合性に関する炉外模擬試験、照射済燃料ピンをを用いた加熱試験 ③ 照射または未照射の燃料合金の物性測定及び炉外試験。	
	Pb又はPb-Bi冷却炉の場合、被覆管の破断により、炉内でNa-Pb金属間化合物の析出や、U-Pb金属間化合物の生成が被覆管の破断を拡大する可能性がある ^[33]	今後の実験が必要 ^[33]				
			MAを含む合金の固相線温度や液化開始温度はMAを含まない合金より低くなる可能性があるため、燃料合金の固相線温度の把握及び定量化が必要である ^[33]	炉外試験又は照射試験 ^[33]		
		7-8	既に実験炉が運転されている	実験炉につづく、実証炉の開発が必要。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 経済性の向上 ・ 設計製作規格、溶接規格、保全規格等の規格基準整備 ・ 革新炉の安全審査等規制システムの整備と国際標準化 ・ 燃料の製造と許認可に必要な照射試験データ取得 ・ 実証炉以降の燃料製造施設、再処理技術等の関連実証設備⁵ 	
低減速軽水炉	軽水炉炉心において減速材(水)の割合(減速材と燃料の体積比)を減らして、核分裂によって生まれ	4 ⁶	概念設計は固まり、実用化に向けて炉の開発段階。既存技術の組合せで達成可能。	既存の軽水炉技術をベースに、実際の燃料や炉心の基本設計の加速が必要。	軽水炉のPu転換率を高めるため、燃料に対する水の体積比率を減らした稠密燃料の開発が必要。既存の再処理・MOX加工技術を利用可能であるが、燃料ベレットサイズ、被覆管・部材等の改造が必	—

⁵ [革新炉\(高速炉\(サイクル\)、高温ガス炉、+ SMR\)開発の現状とポテンシャルについて](#)

⁶ [核廃棄物の環境負荷を低減する軽水炉システム](#)

	要素技術	技術概要 ¹	TRL	TRL根拠	課題	開発項目	備考
		た高速中性子をあまり減速させないで、比較的高エネルギーの中性子を利用して核分裂を起こさせる原子炉				要 ⁷ 。	
中間貯蔵	集中中間貯蔵(乾式)	原子力発電所から取り出された使用済燃料を、再処理されるまでの間、あるいは処分されるまでの間、発電所敷地の他の場所、中間貯蔵施設に貯蔵しておく。乾式貯蔵とは、内部を不活性ガスに置換した容器(乾式キャスク)に収納すること。	9	既に実システムが運転されている	—	—	—
再処理	PUREX法	PUREX法再処理では共除染工程で核分裂生成物を除去した後、分配工程でプルトニウムを分離し、脱硝・精製工程でウランを回収する。	9	既に実システムが運転されている	—	—	—
	金属燃料再処理	金属燃料の再処理には高温冶金法、高温化学法などと呼ばれる再処理技術が適用される。	7	米国 EBR-II で乾式再処理実績あり。実験炉の燃料を全て再処理	金属燃料の乾式再処理の重要なステップである電解処理は工学的実験の段階に入っているが、酸化物の低減プロセスや使用済塩の処理技術の実現性の確認が必要である ^[3] ドロス発生量の低減、回収率及び処理量の向上のため、乾式処理における高温処理に適した構造材料の選定が必要である ^[3] 効率的なセル建設のため、塩回収工程の理解を深めること、塩回収工程でのFPの挙動の解明、及びより安価な酸素発生電極の開発が必要である ^[3] 乾式化学プロセスは以下の点で改良が必要である ^[3] ① TRU核種の喪失を最小化すること、及び分離された部分の純度を高めること ② 複数の分離技術等を組み合わせたアクチニド抽出 ③ 腐食性の高いプロセス媒体に起因する廃棄物 ④ 媒体の特性及び処理温度の正確な評価 ⑤ 長寿命FPの分離	照射済燃料の挙動に関する照射実験に基づくデータの整理、燃料製造のための射出成型技術の開発 ^[3] 材料の改良を行う ^[3]	
					乾式再処理における電気化学処理は、核分裂生成物及びアクチニドが残存しやすい(除染	遠隔操作技術(梱包、貯蔵) ^[16]	

⁷ [高速炉の新たな可能性について](#) 2. 軽水冷却高速炉について

要素技術	技術概要 ¹	TRL	TRL 根拠	課題	開発項目	備考
				係数が低い) こと ^[16]		
				熱分解電気化学 (EC) プロセスのプロセス制御又は保障措置 ^[32]	核分裂性物質の計量手段、核分裂性 Pu のオンラインモニタリング ^[32]	
				再処理プロセスの妥当性の実証 ^[32]	更なる検討が必要 ^[32]	
				生産スケールが小規模であること ^{[3], [16], [32], [32]}	—	
先進湿式再処理	超 Pu 核種、発熱性核分裂生成物核種の 137Cs、90Sr、長寿命核種の 99Tc、129I を対象とする分離回収技術を確認するため、従来の PUREX とは異なる湿式分離技術の開発が進められている。先進再処理技術の要素技術は、ウランの選択的分離、超ウラン元素の混合回収、超プラトニウム元素及びランタノイド元素の抽出分離、発熱性核分裂生成物の分離等で構成される。	3 ⁸	ベンチスケールでの使用済み燃料を用いた試験を実施する等概念開発段階を終了	使用済み燃料を用いた工学スケールユニット試験実施には、新たな施設建設も含む大幅なインフラ拡充、大量の試料の調達、研究開発体制を含む技術力の十分な成熟が不可欠。	使用済み燃料などを用いたベンチスケール試験や模擬物質を用いた工学スケールのユニット試験などによる要素技術の開発。	
MA 燃料再処理	使用済み MA 核変換燃料中に残った MA 元素を分離回収し、再び燃料として使用すること	3 ⁹	ベンチスケールでの使用済み燃料を用いた試験を実施する等概念開発段階を終了	使用済み燃料を用いた MA 分離の工学スケールユニット試験や再処理で回収された MA を用いた工学スケールの燃料製造の実施には、新たな施設建設も含む大幅なインフラ拡充、大量の MA 試料の調達、研究開発体制を含む技術力の十分な成熟が不可欠。	使用済み燃料などを用いたベンチスケール試験や模擬物質を用いた工学スケールのユニット試験などによる要素技術の開発。	
Sr-Cs プランケット再処理	マルチサイクル方式による Sr-Cs プランケット核種の完全変換	1	基本原理を確認しているレベル	基本原理を確認しているレベルのため、未知の開発課題がある	—	表 2.1-3 参照
処分・保管	再処理 直接処分	6	地下研究所で実証中。	地層処分に好ましい特性が確認できる可能性が高い地下環境を保有するサイトの特定。 国民理解・地域理解の取得。	地層処分施設的设计・開発。	
		7	フィンランドで実システムを建設し、実証中。	地層処分に好ましい特性が確認できる可能性が高い地下環境を保有するサイトの特定。	地層処分施設的设计・開発。	

⁸ [分離変換技術はどこまで成熟したか？技術成熟度評価に基づく現状整理と提案](#)

⁹ [分離変換技術はどこまで成熟したか？技術成熟度評価に基づく現状整理と提案](#)

	要素技術	技術概要 ¹⁾	TRL	TRL根拠	課題	開発項目	備考
	¹⁰⁾ 分	久に収納し、人間による管理から外した状態におくこと			国民理解・地域理解の取得。		
	長期保管	放射性廃棄物の貯蔵（保管）とは、放射性廃棄物を長期的に管理して置いておくこと	9	処分を前提としている実システムが既に運転されている	—	—	
階層型核変換システム ¹¹⁾	群分離	使用済核燃料の再処理に伴って発生する高レベル放射性廃液中の元素や放射性核種を半減期、元素の化学的性質、利用目的等に応じていくつかの群に分離回収すること	3	ベンチスケールでの使用済み燃料を用いた試験を実施する等概念開発段階を終了	実験室規模でのホット試験、工学規模でのコールド機器開発、模擬高レベル廃液による試験等によって知見を蓄積し、実燃料、実液による試験の実施可能性を見極めた上で工学規模試験に移行する必要がある。	実廃液試験によりデータの取得を進めるとともに、産業界と連携して工学規模への展開を見通すための技術開発。	
	核変換加速器	長寿命放射性核種であるマイナーアクチノイド（MA）を燃料とする未臨界原子炉を陽子加速器で駆動するシステム	3 ¹²⁾	ADSプラント概念が提示され、LBEの基礎的な流動試験などを実施している。	J-PARCの核変換実験施設設計画の下、次の開発ステージに移行していく必要がある。	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加速器の性能・コスト ・ ビーム窓の工学的成立性を確認 ・ 未臨界炉心の制御等の炉物理的課題を高い信頼度で解決 ・ 鉛-ビスマス（Pb-Bi）冷却炉の設計及び安全性を高い信頼度で確認 	
Sr-Cs核変換システム	Sr-Cs元素分離	使用済核燃料の再処理に伴って発生する高レベル放射性廃液中のSrとCsを分離回収すること	3	実際の高レベル廃棄物を利用して実験を実施済。	<p>CsとSrの分離技術：溶媒抽出法、イオン交換体吸着法、沈殿処理</p> <p>① イオン交換体吸着法（抽出クロマトグラフィ）^{[13],[14],[28],[32]}</p> <ul style="list-style-type: none"> ◇ 酸性溶液からCsとSrの両方を分離できるイオン交換材料が確認されていない ◇ 高い選択性を示すイオン交換体もあるが、機械的な安定性からプロセス用途には利用できなかった。 ◇ ほとんどのイオン交換体の使用はpHによって制限されているため、溶液を前処理（濃縮、中和）する必要がある。 ◇ 廃棄物が出るため、これを対策しない限りは溶媒抽出法の方が望ましい。 <p>② 溶媒抽出法</p> <ul style="list-style-type: none"> ◇ 抽出効率がよく、選択性の高い、安定で無害かつ安価な溶媒の開発 ◇ 抽出剤のコスト削減 ◇ 既存の方法については、模擬放射性廃棄物や実廃棄物を用いたフローシート試験 	<p>① イオン交換体吸着法（抽出クロマトグラフィ）^{[13],[14],[28],[32]}</p> <ul style="list-style-type: none"> ◇ 酸性溶液からCsとSrの両方を分離できるイオン交換材料の開発 ◇ イオン交換体の機械的な安定性の向上 ◇ 広い範囲のpH値に適用できるイオン交換体の開発。 ◇ 廃棄物を削減する方法 <p>② 溶媒抽出法</p> <ul style="list-style-type: none"> ◇ 抽出効率がよく、選択性の高い、安定で無害かつ安価な溶媒の開発 ◇ 抽出剤のコスト削減 ◇ 既存の方法については、模擬放射性廃棄物や実廃棄物を用いたフローシート試験 	表 2.1.-3 参照

¹⁰⁾ [わが国における高レベル放射性廃棄物の地層処分の現状・課題について](#)

¹¹⁾ [群分離・核変換技術評価について（タスクフォースとりまとめ）](#)

¹²⁾ [分離変換技術はどこまで成熟したか？技術成熟度評価に基づく現状整理と提案](#)

要素技術	技術概要 ¹⁾	TRL	TRL根拠	課題	開発項目	備考
				<ul style="list-style-type: none"> ◇ 既存の方法については、模擬放射性廃棄物や実廃棄物を用いたフローシート試験により、大規模な適用における安全性と実現可能性を系統的に評価する必要がある。 ◇ 溶媒抽出プラントは通常より大規模なプロセス装置を必要とし、その結果、設置面積と資本投資が大きくなる。 ◇ Csの溶媒抽出分配係数は一般的に小さいため、分離段階が多くなる。 ◇ 抽出溶媒やストリッピング剤は環境や安全性の観点から望ましくないことが多い。 <p>③ 沈殿法</p> <ul style="list-style-type: none"> ◇ アルカン度が高いため、大量の金属が沈殿することが多く、さらなる分離または除染工程が必要となる。 ◇ CsとSrを同時に除去することが不可能 	<ul style="list-style-type: none"> ◇ により、大規模な適用における安全性と実現可能性を系統的に評価すること。 ◇ 溶媒抽出プラントの設置面積と資本投資の削減 ◇ — ◇ 抽出溶媒やストリッピング剤の環境問題や安全性に対する改善策 <p>③ 沈殿法</p> <ul style="list-style-type: none"> ◇ さらなる分離または除染工程を減らすための技術開発 ◇ — 	
				<p>ストロンチウムとセシウムの共抽出について、</p> <ul style="list-style-type: none"> ◇ 長期的には、ストロンチウムとセシウムの共抽出は廃棄物管理を容易にするため、優先的に開発されるかもしれないが、このような共抽出技術の複雑さは、プロセス設計と最終的な適用に不確実性を増すことは間違いない。 ◇ CsとSrを除去するために別々の抽出溶媒を使用する際に、環境問題、安全性、処理の簡便性と有効性、望ましくない二次廃棄物の発生という点で不利である。 	<ul style="list-style-type: none"> ◇ 共抽出技術のプロセス設計と最終的な適用に不確実性を減らすこと。 ◇ CsとSrを除去するために別々の抽出溶媒を使用する際に、環境問題、安全性、処理の簡便性と有効性、望ましくない二次廃棄物の発生についての改善策 	
同位体分離	複数の同位体が混ざった状態の物質を対象として、特定の同位体の組成を変化させる作業	1-2	実験でまだ成果が出ておらずその手前のレベルとする。	<p>レーザー同位体分離</p> <ul style="list-style-type: none"> ◇ SrやCsなどの小さな同位体の吸収スペクトルは非常に小さく、適用が困難であった。^[7] ◇ Sr-90については適した分子形態が見つからない可能性あり。 ◇ 横山氏の実験では、分離が効率的に実施できていない。TRL1~2。開発課題多数。 	—	表 2.1-3 参照
核変換加速器	核変換用中性子発生源となる特殊加速器	1-2	1Aの大電流加速器はまだ存在しない。	<ul style="list-style-type: none"> ◇ 核変換データが少ないこと。^[25] ◇ 核変換法の効率が悪いこと。^[25] ◇ 文献[12]にて、長寿命核分裂生成物(LLFP)の核変換のための1Aクラスの高陽子線形加速器の概念設計が報告されているが、実用化に向けた開発はまだ実施されていない。 	<ul style="list-style-type: none"> ◇ 多種多様な核変換データを取得すること。^[25] ◇ 効率の良い核変換法を探索していくこと。^[25] ◇ 大電流1Aクラスの加速器の詳細設計^[12] 	エラー！参照元が見つかりません。参照

表2.1.-4 各要素技術に対する単価

	要素技術	番号	単価		備考
			補正前	補正後	
資源	従来ウラン	[2]	7,250	14,309	p.239、公称値 (¥/kgU)
		[3]	4,350	8,585	p.211、「採鉱・粉砕」の公称値 (¥/kgU)
		[16]	20,155	24,066	p.x、「採鉱・粉砕」の平均値 (¥/kgU)。製錬を含む。
	海水ウラン	[17]	25,000	28,138	到達の可能性の高いコスト (¥/kg-U)
	劣化ウラン (貯蔵)	[2]	522	1,030	p.243、「長期貯蔵>劣化ウラン」の公称値 (¥/kgU)
		[3]	522	1,030	p.211、「劣化ウランの長期貯蔵」の公称値 (¥/kgU)
	回収ウラン (貯蔵)	[2]	522	1,030	p.243、「長期貯蔵>再処理ウラン」の公称値 (¥/kgU)
回収 MOX (貯蔵)	[2]	6,090,000	12,019,142	p.243、「長期貯蔵>Am」の公称値 (¥/kgHM)	
製錬	従来型製錬	[16]	20,155	24,066	p.x、「採鉱・粉砕」の平均値 (¥/kgU)。採鉱から製錬までを含む。
転換	従来型転換	[2]	725	1,431	p.239、公称値 (¥/kgU)
		[3]	725	1,431	p.211、公称値 (¥/kgU)
		[16]	1,885	2,251	p.x、平均値 (¥/kgU)
濃縮	従来型濃縮	[2]	14,500	28,617	p.239、公称値 (¥/SWU)
		[3]	11,600	22,894	p.211、公称値 (¥/SWU)
		[16]	18,125	21,642	p.x、平均値 (¥/SWU)
再転換	従来型再転換	[16]	(>7,250)	—	p.D1-20、劣化 U の再転換 (\$5+/kgU) より最低 1 オーダー上 (¥/kgU)
			(58,145)	—	p.x、平均値。燃料製造を含む (¥/kgU)

	要素技術	番号	単価		備考
			補正前	補正後	
形成	U 燃料	[2]	36,250	71,543	p.239、公称値 (¥/kgHM)
		[5]	271,000	386,381	p.10、電力各社の調達実績 (¥/kgU)
		[3]	36,250	71,543	p.211、公称値 (¥/kgHM)
		[16]	58,145	69,428	p.x、平均値。再転換を含む (¥/kgU)
		[6]	315,000	344,209	p.123、電力各社の調達実績 (¥/kgU)
	金属燃料	[2]	377,000	744,042	p.239、「FR 金属」の公称値 (¥/kgHM)
	MOX 燃料	[2]	181,250	357,713	p.239、公称値 (¥/kgHM)
		[5]	415,000	591,691	p.10、総事業費 (¥/kgHM)
		[9]	181,250	236,490	p.10、公称値 (\$/kg)
			217,500	283,788	
		[16]	164,285	196,165	p.x、平均値 (¥/kgHM)
		[36]	37,500	63,841	p.147、建設費／(処理容量×40年) (¥/kgHM)
		[36]	59,000	100,444	p.147、建設費／(処理容量×40年)、(簡易ペレット：年間処理量50HMT/y) (¥/kgHM)
	MA 燃料	[2]	1,595,000	3,147,870	p.239、「ADS 燃料」の公称値 (¥/kgHM)
		[3]	1,595,000	3,147,870	p.216、公称値 (¥/kgHM)
		[9]	1,595,000	2,081,113	p.10、公称値 (\$/kg)
		[36]	98,750	168,115	p.147、建設費／(処理容量×40年) (¥/kg)
		[36]	652,875	1,111,476	pp.147～149、上の行の建設費に操業費その他及び廃止費を加えて(処理容量×40年)で除した値 (JGC 計算値) (¥/kg)
	Sr-Cs ブランケット	[2]	(1,595,000)	—	暫定的に MA 燃料の成形加工費用と同様と想定

	要素技術		番号	単価		備考
				補正前	補正後	
発電	軽水炉	U 燃料	[4]	(7.5)	—	p.11、ワンスルーシナリオ及び再処理シナリオ (¥/kWh)
				(8.2)	—	
			[3]	5.5	10.9	p.219、ワンスルー(スキーム 1)の「Cost of Energy」 (¥/kWh)
		[6]	11.5	12.6	p.95、燃料は MOX を含む、政策経費を含む (¥/kWh)	
		MOX 燃料	[4]	(8.2)	—	p.11、プルサーマルシナリオ (¥/kWh)
			[6]	11.5	12.6	p.95、燃料は UOX を含む、政策経費を含む (¥/kWh)
	HTGR	U 燃料	[18]	5.8	8.3	左記評価 (2011 年度) は 2006 年度評価 (⑱) の更新版(¥/kWh)
				6.4	9.1	
		[20]	7.9	8.1	p.124。評価では MOX を含むが、殆ど影響ないため U 燃料の値とする (3/13JAEA 殿コメント)	
		MOX 燃料	[20]	(7.9)	—	p.124。評価では MOX を含むが、殆ど影響ないため参考値とする (3/13JAEA 殿コメント)
	FBR	金属燃料	[21]	2.5	2.5	p.175、図 3.3.7 からの読み取り値 (¥/kWh)
				2.6	2.6	
		MOX 燃料	[4]	(5.1)	—	p.11、直接処分 (ワンスルー) (¥/kWh)
				(5.3)	—	
[9]			5.4	7.1	p.25。単価の違いは燃料組成の違いによる (¥/kWh)	
			5.6	7.3		
[21]		2.2	2.2	p.175、図 3.3.7 からの読み取り値 (¥/kWh)。FBR サイクルシステムの導入時期 (2050 年ごろ) の評価であるため評価時期の補正をしない。		
[4]	(5.1)	—	p.11、直接処分 (ワンスルー) (¥/kWh)			
	低減速軽水炉	[21]	3.4	3.4	p.171、図 3.3.2 (水冷却炉) からの読み取り値 (¥/kWh)。	

	要素技術	番号	単価		備考	
			補正前	補正後		
中間貯蔵	集中中間貯蔵(乾式)	[2]	ウラン燃料(固定)		p.241、「中間貯蔵」の公称値。固定費と年間費用に分かれている。(¥/kgHM)	
			7,250	14,309		
			ウラン燃料(年間)			
			725	1,431		
			MOX 燃料(固定)			
			13,050	25,755		
		MOX 燃料(年間)				
				1,088	2,146	
		[3]		8,700	17,170	p.211、「使用済ウラン燃料の中間貯蔵(標準2年間)」の公称値(¥/kgHM)
		[5]		52,000	74,140	p.10、「中間貯蔵」(¥/kgU)
		[9]	MOX 燃料(固定)		p.10、「MOXSF」「ADSSF」の公称値、(\$/kgHM) 又は (\$/kgHM/y)	
			13,050	17,027		
			MOX 燃料(年間)			
			1,088	1,419		
ADS(MA/AmCm) (固定)						
130,500	170,273					
ADS(MA/AmCm) (年間)						
		10,875	14,189			
[6]		123,000	134,405	p.124、(¥/kgU)		
再処理	PUREX 法	[2]	116,000	228,936	p.242、公称値(¥/kgHM)	
		[3]	116,000	228,936	p.211、公称値(¥/kgHM)	
		[5]	411,000	585,988	p.10、「再処理等」(¥/kgU)	
		[36]	78,438	133,535	p.147、建設費/(処理容量×40年)、(六ヶ所)、(¥/kgHM)	
	金属燃料再処理	[2]	290,000	572,340	p.242、「FR 金属 PYRO」の公称値(¥/kgHM)	
	先進湿式再処理	[2]	145,000	286,170	p.242、「先進 PUREX」の公称値(¥/kgHM)	
		[9]	319,000	416,223	p.10、「FR MOX ad. PUREX」の公称値(¥/kgHM)	
		[36]	32,588	55,479	p.147、建設費/(処理容量×40年)、(NEXT 法)(¥/kgHM)	

	要素技術	番号	単価		備考
			補正前	補正後	
再 処 理	MA 燃料 再処理	[2]	1,015,000	2,003,190	p.242、「ADS-fuel PYRO」の公称値 (¥/kgHM)
		[3]	1,015,000	2,003,190	p.216、公称値 (¥/kgHM)
		[9]	1,015,000	1,324,345	p.10、「ADS PYRO」の公称値 (p.10)
		[36]	173,750	295,798	p.147、建設費/(処理容量×40年)(¥/kg)
		[36]	564,750	961,449	pp.147~149、上の行の建設費に操業費そ の他及び廃止費を加えて(処理容量×40 年)で除した値(JGC 計算値)(¥/kg)
処 分 ・ 保 管	地層処分 (再処理)	[5]	110,000	156,834	p.10、「高レベル放射性廃棄物処分」 (¥/kgU)
		[16]	725,000	865,688	p.xii、平均値 (¥/kgFP)
		[6]	129,000	140,962	p.129、(¥/kgU)
	地層処分 (直接処分)	[5]	174,000	248,082	p.10、「直接処分(最小値)」(¥/kgU)
			201,000	286,578	同上(最大値)
		[16]	85,115	101,632	p.xii、平均値 (¥/kgHM)
	長期保管	[2]	ウラン燃料		p.243、「乾式貯蔵(100年)」の公称値 (\$/kgHM)
			21,750	42,926	
			MOX 燃料		
43,500			85,851		
		(52,000)	—		
[5]	(52,000)	—	p.10、「中間貯蔵」(¥/kgU)		
階 層 型 核 変 換	群分離	[36]	884,000	1,504,951	p.147、建設費/(処理容量×40年) (¥/kgHM)
		[36]	2,873,000	4,891,090	pp.147~149、上の行の建設費に操業費そ の他及び廃止費を加えて(処理容量×40 年)で除した値(JGC 計算値)(¥/kgHM)
	核変換	[3]	(304,500)	—	p.216、ADS-MA 燃焼施設の資本コスト。 ターゲット及び加速器を除く、(公称値) (¥/kWe)
			(2,175)	—	p.216、加速器コスト(ターゲット含む)、 (公称値)(¥/Wbeam)
		[9]	0.32	0.42	p.25、単価の違いは燃料組成の違いによる (¥/kWh)
		0.37	0.48		

	要素技術	番号	単価		備考
			補正前	補正後	
Sr Cs 核 変 換	核変換	[7]	Sr-90:		p.342、核種ごとの変換コスト（電力料金を除く：100万円/kg）。
			299	317	
			Cs-137:		
			196	208	<電力料金試算結果> Sr-90：690（100万円/kg） Cs-137：450（100万円/kg）（p.38）
	ブランケット再処理	—	(1,015,000)	—	暫定的に MA 燃料の再処理費用と同様と想定

参考文献：

- [1] U.S. DOE, “Technology Readiness Assessment Guide,” DOE G 413.3-4A, 2015.
- [2] NUCLEAR ENERGY AGENCY, “Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management,” OECD NEA, 2006.
- [3] NUCLEAR ENERGY AGENCY, Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles - A Comparative Study, NUCLEAR ENERGY AGENCY, 2020.
- [4] 内閣府原子力委員会技術検討小委員会, 内閣府 原子力委員会 技術検討小委員会資料集, 内閣府原子力委員会技術検討小委員会, 2004.
- [5] 内閣府原子力政策担当室, “核燃料サイクルコストの試算,” 2011.
- [6] 経済産業省 発電コスト検証ワーキンググループ, 基本政策分科会に対する発電コスト検証に関する報告, 経済産業省, 2021.
- [7] JAEA, Toxicity Reduction with Total Volume Control in Nuclear Waste, American Nuclear Society, 2021.
- [8] 西原健司, “幅広い原子力発電利用シナリオの諸量評価,” JAEA, 2020.
- [9] 西原健司, “核変換を導入した燃料サイクルの多面的評価,” JAEA, 2015.
- [10] NWMO, “Choosing a Way Forward,” NWMO, 2005.
- [11] V. Shiltsev, A phenomenological cost model for high energy particle accelerators, Fermi National Accelerator Laboratory, 2014.
- [12] RIKEN, “Proposal of a 1-ampere-class deuteron single-cell linac for nuclear transmutation,” June 2019.
- [13] T. A. Todd, “Cesium and Strontium Separation Technologies Literature Review,” Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, USA, March 2004.
- [14] C. Xu, “Solvent Extraction of Strontium and Cesium: A Review of Recent Progress,” Institute of Nuclear and New Energy Technology, Tsinghua University, Beijing, CHINA, October 2012.
- [15] IEA, Projected Costs of Generating Electricity 2020, INTERNATIONAL ENERGY AGENCY, 2020.
- [16] U.S. Department of Energy, Advanced Fuel Cycle Cost Basis – 2017 Edition,

- U.S. Department of Energy, 2017.
- [17] QST, 海水からのウラン採取技術の現状と展望, 日本原子力学会誌, Vol.61, No.1 (2019).
- [18] JAEA, 第2回及び第3回作業部会における指摘事項への回答, JAEA, 2014.
- [19] JAEA, 高温ガス炉タービン発電システム(GTHTR300)の経済性評価, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.5, No.2 (2006), 2006.
- [20] 深谷裕司, 商用高温ガス炉発電原価の再評価, 日本原子力学会和文論文誌, 2022.
- [21] JAEA, 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェーズII技術検討書 フェーズII技術検討書 (3)総合評価, 2006.
- [22] 中田哲夫, 高温ガス炉ガスタービン発電システム(GTHTR300)の核熱流動設計, 日本原子力学会和文論文誌, 2003.
- [23] 毛利智聡, MOX燃料を使用した高温ガス炉の核熱設計, 日本原子力学会和文論文誌, 2007.
- [24] 資源エネルギー庁, 特定放射性廃棄物の最終処分費用及び抛出金単価の改定について, 2020.
- [25] H.Wang et al., “Spallation reaction study for fission products in nuclear waste: Cross section measurements for ^{137}Cs and ^{90}Sr on proton and deuteron”, RIKEN Nishina Center, 2016.
- [26] Anyun Zhang, Jinying Li, Ying Dai, Lei Xu, Development of a new simultaneous separation of cesium and strontium by extraction chromatograph utilization of a hybridized macroporous silica-based functional material, Department of Chemical and Biological Engineering, Zhejiang University, 2014.
- [27] Julia Tripp, Vince Maio, Evaluation of the Use of Synroc to Solidify the Cesium and Strontium Separations Product from Advanced Aqueous Reprocessing of Spent Nuclear Fuel, Idaho National Laboratory, 2006.
- [28] Meikrantz et al., Cesium and strontium extraction using a mixed extractant solvent including crown ether and calixarene extractants ,
- [29] 瀬古典明, 海水ウラン回収技術の現状と展望, 第27回「戦略調査セミナー」, 20090826
- [30] 上海推進科技创新中心建设办公室、30万吨海水仅含1千克铀, 上海科学家成功开展千克级海水提铀试验
- [31] LIU Zeyu, XIE Yi, WANG Yifan, HU Tongyang, YE Gang, CHEN Jing. Recent advances in sorbent materials for uranium extraction from seawater[J]. Journal of Tsinghua University (Science and Technology), 2021, 61(4): 279-301.
- [32] OECD/NEA, State-of-the-Art Report, on the Progress of Nuclear Fuel Cycle Chemistry, 2018.
- [33] OECD/NEA, State-of-the-art Report on Innovative Fuels for Advanced Nuclear Systems, 2014.
- [34] 藤原 武、Srの回収に使用する無機イオン交換体としての含水チタン酸の調製方法、2012.

- [35] 資源エネルギー庁, 特定放射性廃棄物の最終処分費用及び拠出金単価の改定について, 2023.
- [36] 大井川宏之, 原研における長寿命核種の分離変換技術に関する研究開発の現状と今後の進め方, 日本原子力研究所東海研究所大強度陽子加速器施設開発センター, 2005.

当該年度の到達点④: 日本における原子燃料サイクル政策に関する議論の経緯と現状の解明を進めた。

実施項目④-1: 関係者に対する聞き取り

成果:

14人からのインタビューを実施し、その書き起こしやメモ等を秘密厳守のもとで保存するとともに、内容の分析を行った。今回のインタビューでは、日本における原子燃料サイクル政策の経緯を理解するうえで最も重要な点はその「固着性」、即ち福島事故や六ヶ所再処理工場建設計画の大幅な遅延といった出来事が生じたにもかかわらず、原子燃料サイクル政策、即ちまず軽水炉サイクルを確立し、将来的には高速炉サイクルの開発をも見据えるという方針自体は殆ど変化していないということに顕著に見られ、その要因を理解することが必要であろうという問題意識に従ってインタビューを実施した。

インタビューにあたっては、まず政策の固着要因について自由に意見を聴取した後、予め想定した以下の五つの要因について見解を尋ねた。

(1) ロックイン

ある政策の経路に深入りすると、過去に形成された制度や政策が現在の選択を強く拘束することは広く知られている。この「ロックイン」が日本の原子力政策を固着させた理由だとされることがしばしばある（上川, 2018）¹⁾。

今回、インタビュー時には対象者に対して「ロックイン」として要因を提示し、多くの対象者からこれは実際に日本の原子力政策もしくは核燃料サイクル政策において固着性の要因であり得ると指摘を受けたが、実際にそのロックインの内容としては後述の通り複数の異なるものが見られた。

(2) 前進主義 (Positivism)

「前進主義 (ポジティビズム)」は吉岡 (1999)²⁾が指摘した固着要因である。彼によれば、前進主義とは、職業的な、制度化された専門分野に属する科学者集団が有するパラダイムのことであり、それを発展させることが科学者の職業的使命となっている、とされる。

吉岡によれば、高速増殖炉を開発する科学者集団のパラダイムの根幹にある中心的信念は、「高速増殖炉の実用化は実現可能である」という信念である、とされる。それを弁護するための蓋然的な証拠は多いが大部分は脆弱なものであり、かつ不確実な未来に関する言明を含んでいるために、反証は不可能である。

(3) 代替案を議論する風土の不在

(3)及び(4)は、原子力未来研究会 (1998)³⁾で述べられた固着要因である。まず、(3)としては、日本の原子力政策・原子燃料サイクル政策を決める当事者の間に、現状の方針が誤っている可能性を考え、現実的な代替案を提起する姿勢が存在しないことが挙げられている。彼らによれば、実際に日本の政策決定に当って代替案が十分に議論されることはほとんどなく、そのため、既存の政策がそのまま採用され続ける。

(4) 透明性をもって政策を決定する制度の不在

(3)で述べた「風土」とは別に、政策の決定過程や行政組織そのものについても固着性要因として指摘がなされている。日本で広く行われている審議会方式が真に開かれた、民主的な政策決定プロセスでないことが政策の固着を生み出す要因となつたと主張されることがある。

(5) 公益性に関する信念

これは、本研究の事前インタビューの段階で議論をする際に挙げられてきた要因である。ここでは、原子力もしくは原子燃料サイクルは、日本もしくは世界のエネルギー需給にとって、長期的な視点において、3E（エネルギー安定供給性、経済合理性、環境適合性）の達成に貢献し得るという信念を多くの関係者が共有していることが、固着性の要因となっている、とされる。

(2)の前進主義との違いとしては、第一に、これは科学者集団内の信念のパラダイムに留まるものではなく、元来「公益性」を目指しているものであり、政府や電気事業者も含めた広い範囲で共有されていること、第二に、多くの場合、少なくとも当事者はこの信念が「反証不能」であるとは考えていない（＝定量的評価等の理性的な判断に基づいて得られた信念であると考えている）ことが挙げられる。

今回のインタビューにおいて、各対象者がこれら五つの要因についてどう考えていると述べたかをまとめたものが表1である。

表1 インタビュー結果（固着性の五要因）

	A-1	A-2	A-3	A-4	A-5
(0)固着ではない	◎	◎	◎	○	○
(1)ロックイン	×	△	△	△	△
(2)前進主義	－	－	－	－	△
(3)代替案排除	×	×	×	×	○
(4)透明性欠如	△	△	×	△	△
(5)信念	○	○	○	○	○

	B-1	B-2	B-3	B-4	B-5	B-6
(0)固着ではない	×	×	×	×	×	×
(1)ロックイン	○	△	○	○	○	△
(2)前進主義	－	－	○	○	△	×
(3)代替案排除	×	△	◎	○	◎	△
(4)透明性欠如	△	◎	○	◎	△	－
(5)信念	○	△	○	○	○	△

◎：大いにそう思う ○：まあそう思う △：ある意味そうかも知れない（そういわれても仕方ない） ×：そうではないと思う –：特段のコメントなし

表中のA、Bはインタビュー対象者を回答の傾向に応じて二つの区分に分類したものである。Aに属する人々は、そもそも日本の原子力政策ならびに原子燃料政策に固着性は存在しない、と述べており、それに対してBに属する人々は固着性が存在する、と述べている。このように、インタビューの結果からは、原子力政策・原子燃料政策に関わる人々の中に、大きく2種類の人が存在することが示唆された。また、Aに属する（固着は存在しないとす）人々は「(3) 代替案排除」や「(4) 透明性欠如」といった要因について否定的な傾向が強く、Bに属する人はその逆であること、更にA、Bともに「(5) 信念」については肯定的な考えを持っていることがわかる。

(1)のロックインについては、その内容として様々な種類が見られた。概ね以下の通りである。

a. 業界関係者の利害

これは既往研究において一般的に指摘されるものである。多くのステークホルダーが自己の利害に基づいて行動する中で、一度生み出された公共政策は既得権益を生じさせるため、政策の変更は強い抵抗に遭い、場合によっては「プロジェクト不滅の法則」のような形で非合理的な政策を継続させることにより、政策の悪しき固着を生み出す、とされる。また、特に日本の原子力政策については既に述べた「原子力村」がこの業界関係者の利害を代表しているとされる。しかし、今回のインタビューではこれが原子力政策・原子燃料サイクル政策の固着に結び付いたとする見解はほぼ皆無であった。

b. サンクコスト

既に投資してしまったコストが巨大である場合、それを回収しようとする心理が生じる。これは経済学的には正しくない行動であるが、人々がこれによって既存の事業に固着することは実際の産業活動においてしばしば見られる現象である。

c. 外交上の理由

何人かのインタビュー対象者は、日本国内の事情のみでなく、外国、特に米国との関係を固着要因として指摘した。ここで一般的に挙げられるものは、日米原子力協定の存在である。米国は歴史的に再処理事業が核不拡散に与える影響を懸念しており、カーター政権時には国内での再処理事業を停止している。但し再処理技術の有益性（それにかかる巨額の費用は別として）自体が否定されたわけではなく、研究開発自体は継続している。

日本においては日米原子力協定によって、再処理技術の開発に米国の合意が得られたことは大きな外交上の成果であり、世界的な核拡散の懸念の中で、再処理事業を推進できる非核保有国は日本のみであるという事情がある。六ヶ所再処理工場の建設計画を断念することはこの権利を放棄することであり、外交を担当する人々から大きな反対を受ける、との指摘がなされている。

また、別の理由として、潜在的な軍事利用の可能性について指摘する対象者もいた。

これは日本が原子力技術もしくは核燃料サイクル技術を保持することが、潜在的な核兵器の製造可能性を示すことであり、東アジア地域内での国防上、抑止的な観点から重要な意味を持ち得る、というものである。

d. 核燃料サイクル事業の複雑性

これは今回のインタビュー対象者のうち、多数から指摘を受けた論点である。六ヶ所再処理工場は日本の原子力政策全般、ならびに地元（青森県）の地域社会の中で既に重要な位置を占めており、その運営主体である日本原燃の存在は、地域の雇用にとって極めて大きい。再処理工場計画の中止は地元の雇用喪失につながるのみならず、地元の銀行にとっても破綻の危機が生じる。これによって国や電力会社が青森県の信頼を失った場合、日本のバックエンド政策そのものを根底から改変する必要が生じ、そもそも以後、青森県のように原子力施設の立地を引き受ける県が存在するかさえ定かではない。

また、既存の原子力発電所から発生する使用済み燃料は再処理を行うために六ヶ所に運ばれることとなっており、ここで青森県によって受け入れが拒否されると、使用済み燃料の行き場がなくなり、日本全国の軽水炉の運転自体を停止しなくてはなくなる可能性がある。このように、六ヶ所再処理工場建設計画の中止は、それに伴うコストのみでなく、原子力政策や社会全般にわたって極めて大きな政策変更コストにつながるため、現実的な選択肢とはなり得なかった、との指摘が多くなされている。

なお、六ヶ所再処理工場建設計画が中止された場合、地元の政治家や産業界の利益を阻害し、それは政策変更への抵抗要因となり得る。但しそれはa.で述べた業界関係者の利害に相当する。本稿で述べていることは、そのような特殊な利害関係者がいなかったとしても、なお地域住民、もしくは国民全体にとって大きなコストとなり得る、という点であることに留意を要する。

また、インタビューでは上記の五つ以外にも、以下のような固着要因が挙げられた。

a. 原子力が重厚長大産業であること

原子力産業は非常に重厚長大であり、その計画に長い時間がかかる上、産業の裾野も非常に広い。このことが意思決定の変化を遅らせているとの指摘がなされた。

b. 日本の国民性

日本は「集団主義社会」であること、「ウェットでしがらみの多い社会」であること、「各人が言うべきことを言わない社会」であることなどが固着の要因であるとの指摘があった。

c. 複合的構造

インタビュー対象者からは「政・官・財」、「国と産業の護送船団方式」、「官庁・電力・メーカ」、「政治家・規制・事業者の三すくみ構造」などの言葉で表現されるように、ステークホルダーが複合することによって意思決定の硬直性がもたらされているとの指摘があった。

d. 反対派やメディアとの関係

複数のインタビュー対象者から、むしろ反対派こそ意見が固着しており、そのため推進側も固着せざるを得ないとの指摘がなされている。また、反対派が固着しているからこそ、議論の過程や結果を率直に世に出すことができなくなる、メディアまで含めた情報複合体になってしまっている、などとの指摘があった。

以上が固着性の要因として挙げられた内容であるが、そもそも「固着」という言葉自体がインタビュー対象者によって異なる意味で使われていたことには留意する必要がある（図1）。

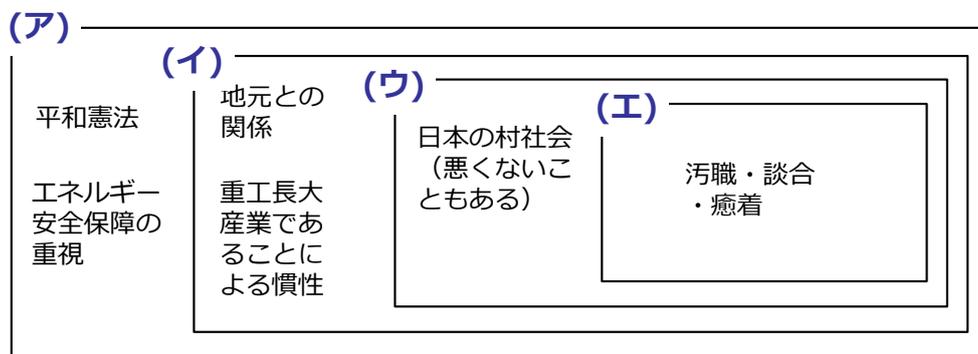


図1 「固着」の定義

ここで(ア)～(エ)は包含関係にあり、概ね以下の通りの定義となる。

- (ア) 政策の変化が何らかの理由によって抑制されること。
- (イ) 政策がイナーシャ（慣性）をもち、それによって変化が抑制されること（＝政策が経路依存性をもつこと）。
- (ウ) 「本来的でない」理由によって政策の変化が抑制されること。
- (エ) 「本来的でない」理由によって政策の変化が抑制され、悪い結果をもたらすこと。

「固着は存在しない」と主張したAグループの人々であっても、(イ)の意味での固着、例えば青森県との関係などの要因で政策が慣性をもっていること自体は否定しない。彼らにとって固着とは(ウ)または(エ)で定義されるものであり、それらは日本の原子力政策・原子燃料サイクル政策には見られない、というのがAグループの人々の主張であると考えられる。それに対し、「固着は存在する」と答えたBグループの人の多くは(イ)の意味で固着という言葉を用いている。このように、AグループとBグループの間には言葉の定義の差が見られる。但しこの2種のグループの差は言葉の定義だけの問題ではなく、例えば「(3) 代替案排除」や「(4) 透明性欠如」といった固着要因に対する見方が異なることが、このような言葉の使い方の差を生んでいる、と見ることもできる。

これらの結果を踏まえ、第一に言えることは、既往研究でよく指摘される「ロックイン」のうちの「業界の癒着」といった要因はインタビューの結果にはほとんど現れず、この問題はより複雑な構造を持っている、ということである。もちろん、今回のインタビューの対象者は原子力発電を「推進」する側の人々である、というバイアスがかかっている可能性は否定できない。但し、政策側から電力産業に対して、また逆に電力産業から政策側に対して相互に批判的なコメントも見られる中で、「癒着」を主な要因の一つとして指摘する人が一人もいなかったことは注目に値する（なお、今回インタビュー対象とした人々は「癒着」が全くなかったと主張しているのではない。そのように報道された事例が存在することは知っていながら、それは固着の主要因ではなく、主要因は他のところにあるという見解を複数見ることができ）。既往研究、例えば上川（2018）では「癒着」と見られる事象の存在を指摘した上で、それが固着の主要因であるとの主張が行われているが、このような例では上記のより複雑な構造が一切把握されていない以上、そこに論理の飛躍がある可能性は否定できない。少なくとも原子力政策・原子燃料サイクル政策に関与する人々がこのような意識を持っている以上、仮に「癒着」があったとしても、それを排除することで「固着性」がなくなる可能性はほとんどないと言えるであろう。

今回インタビューの対象とした多くの人々が指摘するものは原子力発電、ならびに原子燃料サイクルが長期の視点では3E+Sに貢献し得るという「信念」である。この「信念」は多くの人にとって反証可能なものであると認識されており、今後、定量的な分析によって仮に今までとは異なる状況が示されれば、原子燃料サイクル政策は大きく変化する可能性がある。

また、反対派が固着することによって政策が固着せざるを得ない、との指摘が複数あったことは無視できない。政策は常に国民との対話に基づいて形成されるものであり、異なる見解をもつステークホルダーとの関係は特に慎重に考える必要がある。今後更に多くの人にインタビューを行い、これまでのインタビューのデータとも併せて詳細に分析をすることにより、日本の原子燃料サイクル政策の経緯や現状、今後の対策等について、今後より深く検討を進める予定である。

参考文献：

- 1) 上川龍之進『電力と政治：日本の原子力政策全史』勁草書房, 2018.
- 2) 吉岡斉『原子力の社会史：その日本的展開』朝日選書624, 朝日新聞出版, 1999.
- 3) 原子力未来研究会著, 山地憲治編『どうする日本の原子力：21世紀への提言』日刊工業新聞社, 1998.

当該年度の到達点⑤：ライフサイクルモデルの構築に向けた要素の検討と基礎データの収集を進めた。

実施項目⑤-1：各オプションにおける要素技術やそのコストデータの特定

成果：

前述の通り、本実施項目では日本原子力産業協会（2009-2023）¹⁾を用いて必要なデータの抽出を行った。2008-2022年度における電気事業者の産業構造区分別支出高及び従業員数の推移を図2に、鉱工業等の産業構造区分別売上高及び従業員数の推移を図3に示す。

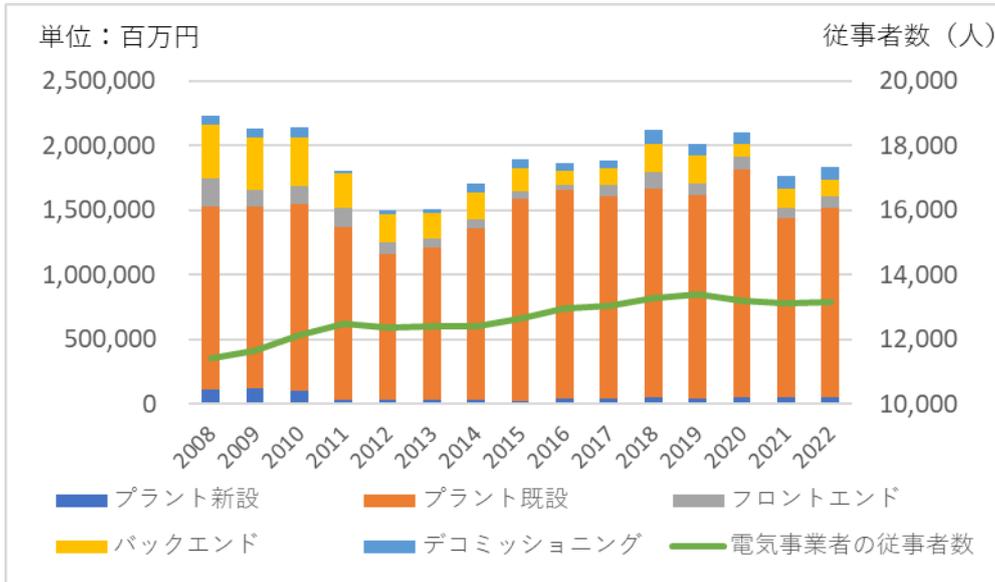


図2 電気事業者の産業構造区分別支出高及び原子力関係従事者数

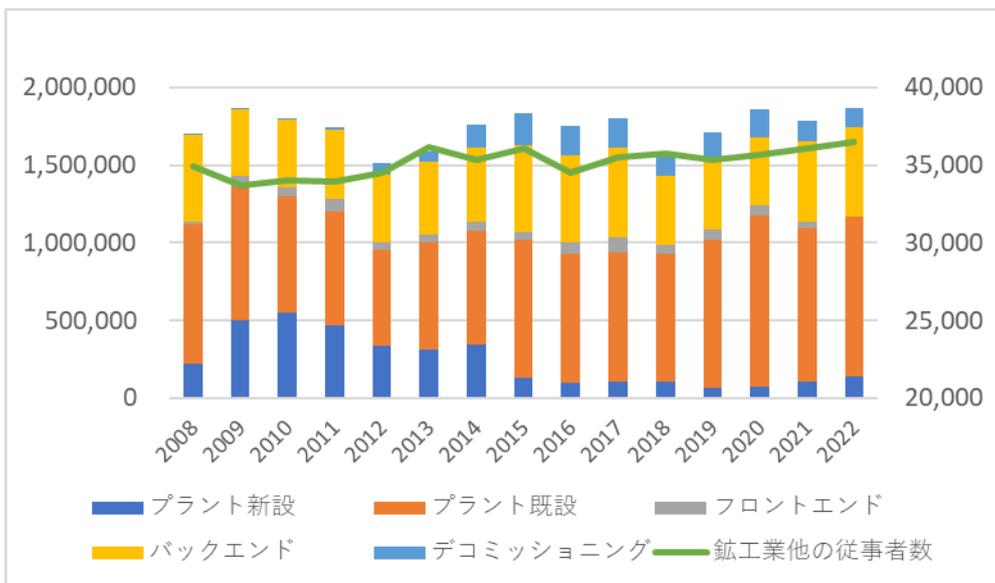


図3 鈷工業他の産業構造区分別売上高及び原子力関係従事者数

これらのデータからは、まず原子力関係従事者数について、福島第一原子力発電所事故（1F事故）があった2011年より前とその後とで顕著な差があった形跡はなく、むしろ微増傾向にあることが見える。周知のとおり1F事故以降、国内既設炉が相次いで停止したり廃炉となったりして原子力発電電力量は激減したが、電気事業者も原子炉メーカー・サプライヤー等も事業を縮小することは考えていなかったことが見て取れる。

それだけでなく、2011年以降は電気事業者の「プラント既設」支出高、メーカー等の

「プラント既設」売上高が増加傾向にあることから、1F事故を契機としてむしろ既設プラント関連の業務は増大している。1F事故前は54基あった既設プラントが2022年には33基と約4割減少しているにもかかわらず、電気事業者は主として厳格化した安全規制対策のため多くのコストをかけ、それがメーカー等の売上になっていることが示唆される。

興味深いのは「バックエンド」区分に対する電気事業者の支出額及びメーカー等の売上高の推移である。2011年以降、電気事業者の「バックエンド」支出高が2010年以前より減少しているのは使用済燃料再処理委託費の減少によると想像される一方で、メーカー側のこの区分の売上高は2011年以降も減少しておらず、むしろ微増傾向にあることである。日本原燃（株）再処理工場は2011年以降も設計変更や増設を繰り返しており、その経費がメーカー等の売上になっていると考えれば理解できる。

次に、各区分について、鉚工業等（メーカー等）の売上高と電気事業者の支出高との差分を取った。その結果を図4に示す。

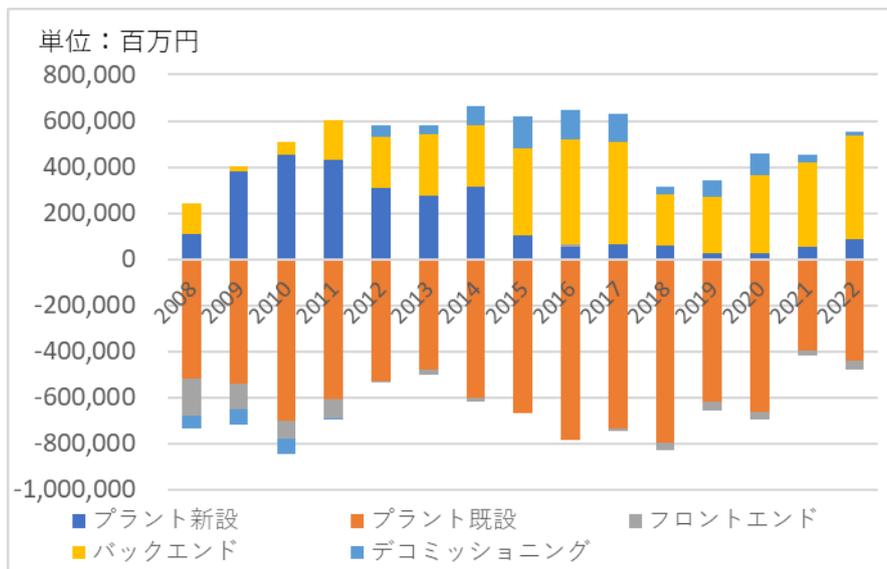


図4 鉚工業等売上高と電気事業者支出高との差分

原子力発電に係る工事・サービスの多くは電気事業者の支出高がほぼメーカー等の売上高となるが、中にはそうではないものもある。特に「プラント既設」区分における規制対応ではメーカー等以外（研究機関等）への発注や電気事業者内部作業となる項も多く、それにより電気事業者支出高とメーカー等売上高との大きな差分が生じていると想像されるが、2011年以降の規制基準厳格化以降はその傾向がより顕著となったことが示唆される。

バックエンド区分における差分の変化にも要注目である。再処理事業を所掌する日本原燃（株）及び日本原子力研究開発機構（JAEA）は電気事業者に含まれていないため、この差分の大半は日本原燃（株）再処理事業（+低レベル放射性廃棄物処分事業、高レベル放射性廃棄物貯蔵事業）及びJAEA向けの工事等と想像される。それが2012年以降増加傾向にあり、特に2016～2017年度において4,000億円を超えてい

ることが興味深い。

この差分を説明可能な出来事（規制変更、トラブル、廃止・投資等の経営判断）を特定するには公開情報が不十分である。バックエンド事業区分において何が事業者の投資判断を左右するのかは産業動向分析の上でも、また政策提言においても重要である。引き続き、精密なデータを用いた分析を進め、原子燃料サイクル事業の様々な可能性を網羅したライフサイクルモデルの構築を進めていく。

参考文献：

- 1) 日本原子力産業協会『原子力発電に係る産業動向調査』2008年度調査～2022年度調査, 2009-2023.

当該年度の到達点⑥：関係者との意見交換の場を設定することで、ネットワークの強化、本プロジェクトの成果に対するフィードバックの獲得、政策ニーズの吸い上げを実施した。

実施項目⑥-1：関係者とのクローズドな意見交換の場の設定

成果：

令和5年度の本事業では、核燃料政策を含む原子力政策に関与してきた重要人物として、内閣府原子力委員会の委員長代理を務めた鈴木達治郎氏と、多数の原子力・エネルギー政策関連審議会委員を務めた山口彰氏を特定し、それぞれ意見交換を実施した。この意見交換は実施項目④-1で行ったヒアリングの実施方針や質問事項などを決定するうえで重要な指針となり、その意味において、④-1に対する予備的なヒアリングと位置付けることができる。意見交換の場における、両氏からの主要な指摘は以下の通り。

- a) 長崎大学大学院多文化社会学研究科・教授 鈴木達治郎氏（令和5年6月19日実施）
 - ・政策を変えとなると、大臣ひいては国の責任になる。政策変更コストがかかる場合、そのことで財務省に頭を下げる必要もある。そのため、経産省も電力会社も、既存の方針を変えない方向にインセンティブが働く。社会全体のコストを最小化し、社会的に見ても合理的な政策に近づけていくためには、従来とはことなるステークホルダーを入れた熟議が必要。
 - ・今の核燃料サイクルは「行くも地獄、戻るも地獄」で、どちらにしても大きなコストがかかるが、それについて率直に議論すべきだ。
 - ・これまで（政策を）前に進めることばかり考えていて、撤退戦略を全く考えてこなかった。失敗した政策から撤退することは当然あり得るのだから、どのような問題にせよ撤退の条件や撤退の仕方も検討すべきではないか。
 - ・あり得るべき政策論議の場としては、国会内での調査委員会や日本学術会議のほか、国民側に近いものとしては科学技術のコンセンサス会議があげられる。イギリスではそういった場で議論した結果、再処理は「今すぐ行う合理性はないので直接処分を基本とするが、ポテンシャルはあるので研究は続けていく」という結論になった。これは合理的だと思う。
- b) 公益財団法人原子力安全研究協会・常勤理事 山口彰氏（令和5年7月24日実施）
 - ・1950-60年代には原子力・核燃料サイクルについてどこまで踏み込むかについて関

係者間で大いに議論があった。その際、日本がエネルギーを安定的に確保できるようにすべきという最上位目標があり、それに則って原子力を利用することやその内容が決められていった。このように、最上位目標から2番目、3番目の目標を決めていくプロセスが当時は関係者間で共有されていた。

- 時代が下るにつれ、いつのまにか最上位の目標を置き去りにしたまま、「原子力をどうするのか」「サイクルをどうするのか」という話になってしまっている。そこに「多様なステークホルダー」が入っても混乱するのは当然。
- アメリカやフランスが行っているように、最上位目標に根ざしたエネルギー政策シナリオを、確かなエビデンス付きで政府が発信することが重要。日本のエネルギー基本計画はデータを出してはいるが、そのデータに対する評価がなされていないので、信頼できるシナリオになっていない。そのためには内閣府の中に独立した部署を置くか、信頼できる民間シンクタンクがシナリオ構築の役割を担うのが良い。

以上のような予備ヒアリングでの指摘を踏まえ、政策実装グループではヒアリングの本格実施に向けて質問事項などの検討を進めた。特に鈴木氏が指摘する「(政策を)前に進めることばかり考えていて、撤退戦略を全く考えて」いない状況は、本事業で令和4年度に(また、必要に応じて令和5年度にも)実施した文献調査からも類似の帰結を得ていたことから、ヒアリングにおける質問事項の主軸となった。政策実装グループではこの状況について、「固着」という(あえて負のイメージを含有する)用語で定義し、その要因について有識者らに尋ねることとした。(実施内容④-1を参照)

また、当然のことながら鈴木、山口両氏の見解は完全に一致こそしていなかったものの、「何が日本にとって重要な目標であるかをステークホルダー間で共有したうえで、その目標を合理的に実現するための政策を議論していくプロセスが、特に近年の原子力政策や核燃料政策において消失しているのではないか」という問題を指摘している点では共通しているといえる。この点も政策実装グループとしての重要な関心事項となり、有識者へのヒアリングではより良い政策形成のあり方についても尋ねる方針が確立された。

(4) 当該年度の成果の総括・次年度に向けた課題

当該年度の到達点①：R4年度に検討すべき事例として特定したイギリスのCommittee on Radioactive Waste Management (CoRWM)、Site Stakeholder Group (SSG)、フランスの議会科学技術選択評価局(OPECST)や地域情報委員会(CLI)などについて、科学技術に関する専門的知見や世論の政策決定過程への統合という観点から参照すべき文献を整理した。

次年度に向けては以下のような課題を検討することが重要となろう。第一に、専門知識と世論の統合の難しさである。専門家と一般市民の間には知識レベルに大きな隔たりがあり、双方の意見をどう効果的に統合するかが課題となる。特に、技術的な専門知識が複雑であり、専門家間でも意見が割れることがあるため、合意形成は困難といえる。また、一般市民の曖昧な意見をどのように「世論」としてまとめ、政策決定に反映するかが問題となる。

第二に、透明性と公正性の確保の仕方である。CoRWMのような組織は透明性と公正性を重視して進められたプロセスにもかかわらず、地域住民の反発や政治的な障壁に直面し、最終的には計画が頓挫している。このことは、どれだけ民主的なプロセスを整えても、地域の利害や政治的要因が大きく影響する可能性があることを示している。これらの事例は、原子燃料サイクルのような高度な技術政策において、専門知識と民主的プロセスをどのように効果的に統合し、合意形成を行うかという根本的な問題を反映している。

当該年度の到達点②：2024年度後半のコンジョイント実験本実施に向け、感情操作や知識付与のデザインに関する準備を行った。

次年度に向けては以下のような課題を検討することが重要となろう。第一に、専門知識と世論の統合の難しさである。専門家と一般市民の間には知識レベルに大きな隔りがあり、双方の意見をどう効果的に統合するかが課題となる。特に、技術的な専門知識が複雑であり、専門家間でも意見が割れることがあるため、合意形成は困難といえる。また、一般市民の曖昧な意見をどのように「世論」としてまとめ、政策決定に反映するかが問題となる。

第二に、透明性と公正性の確保の仕方である。CoRWMのような組織は透明性と公正性を重視して進められたプロセスにもかかわらず、地域住民の反発や政治的な障壁に直面し、最終的には計画が頓挫している。このことは、どれだけ民主的なプロセスを整えても、地域の利害や政治的要因が大きく影響する可能性があることを示している。これらの事例は、原子燃料サイクルのような高度な技術政策において、専門知識と民主的プロセスをどのように効果的に統合し、合意形成を行うかという根本的な問題を反映している。

実施項目②：コンジョイント実験に関するプレ実験を実施した。

来年度は、ブラッシュアップしたデザインに基づき、一般市民の選好把握、専門家と一般市民との選好比較、知識付与や感情操作の影響解明を目指す。基本的なコンジョイント実験のデザインや、専門家調査に向けたロジ、情報付与のための介入デザインについては順調に進捗している。しかしながら、ポジティブな感情を喚起する介入を見つけることが課題となっている。感情操作のための介入方法が不確定であり、具体的なデザインが確立されていない点が課題である。

実施項目③-1：原子燃料サイクルオプションの検討

- ・ 表題につき当初の目的である選択しうる原子燃料サイクルオプションの提示について完了し、インタビューの素材として政策実装グループへ提供し、当初の目標を達成した。
- ・ 原子燃料サイクルの要素技術及びそれから構成されるオプションの技術的に純粋な効用の他に、政策上の議論に特定の方向性を持たせるための意義づけがなされていることが分かった。特に、MA変換については、専門委員会で地層処分の安全性に寄与しないと明言されている状況で進められている一方で、市民は地層処

分の閉じ込め機能よりも毒性の消滅を望む傾向があり、政策の意思決定の方向性に関しては混沌とした状態にある。どの程度、市民の理解に期待するのか、革新技术に期待するのかは、社会科学グループ、政策実装グループが各要素技術の効用について熟知したうえで議論を進めていく必要がある。

実施項目③-2：技術・経済性の評価、ロードマップの作成

- ・ 本年度は経済性単価データベースの構築を文献調査ベースで行い、当初の目標を達成した一方で、完成したデータベースには、政策上の議論を特定の方向に進めるための推進派のバイアスが調査文献を通して含まれてしまっている状態にある。最終的な目標である各原子燃料サイクルオプションの効用を要素技術単位から公正に評価できるデータベースとするためには、来年度以降に予定されている技術検討の中で、データベースの更新を行っていく必要がある。

当該年度の到達点④：日本における原子燃料サイクル政策に関する議論の経緯と現状の解明を進めた。

実施項目④-1：関係者に対する聞き取り

これまでの原子燃料サイクル政策に大きな影響を及ぼしてきた関係者に対する聞き取りは順調に進捗している。2024年度は、研究成果の公表に向け、論文の執筆作業に取り組む。

当該年度の到達点⑤：ライフサイクルモデルの構築に向けた要素の検討と基礎データの収集を進めた。

実施項目⑤-1：各オプションにおける要素技術やそのコストデータの特定

概ね研究は順調に進捗している。引き続き、精密なデータを用いた分析を進め、様々な可能性を考慮したライフサイクルモデルの構築を進める。

当該年度の到達点⑥：関係者との意見交換の場を設定することで、ネットワークの強化、本プロジェクトの成果に対するフィードバックの獲得、政策ニーズの吸い上げを実施した。

実施項目⑥-1：関係者とのクローズドな意見交換の場の設定

関係者の認識は、2023年度に実施した文献調査の結果と概ね類似していることが確かめられ、インタビューで使用する項目のブラッシュアップに成功した。今後も意見交換を通じて、今後の調査研究および最終的な政策実装に向けた示唆を得ることを目指す。

2 - 3. 会議等の活動

年月日	名称	場所	概要
2023年4月27日	4月定例ミーティング	オンライン	プロジェクトの目標を整理し、今年度の実施項目について議論した。

2023年5月2日	5月定例ミーティング	オンライン	プロジェクトの進捗を確認するとともに、および今後の研究開発に向けた議論を行った。
2023年7月27日	山縣総括、黒河氏と林とのミーティング	オンライン	プロジェクトに関する相談、今後に向けた議論
2023年7月28日	7月定例ミーティング	オンライン	プロジェクトの進捗を確認するとともに、および今後の研究開発に向けた議論を行った。
2023年8月4日	馬場先生と横山先生、林のミーティング	オンライン	エネルギー政策に関する熟議についての馬場先生の知見の共有
2023年8月23日	政策実装グループと森川先生、林とのミーティング	オンライン	インタビュー調査に基づく論文執筆に向けた議論
2023年8月31日	8月定例ミーティング	オンライン	プロジェクトの進捗を確認するとともに、および今後の研究開発に向けた議論を行った。
2023年9月28日	9月定例ミーティング	オンライン	プロジェクトの進捗を確認するとともに、および今後の研究開発に向けた議論を行った。
2023年9月29日	エネ庁担当者との意見交換	オンライン	調査研究成果のエネ庁担当者との共有、政策ニーズの引き出し
2023年10月5日	総括・ADを交えたミーティング	オンライン	中間的な成果の報告、フィードバックの獲得
2023年10月27日	山縣総括、黒河氏と林の相談会	オンライン	プロジェクトに関する相談、今後に向けた議論
2023年11月1日	インタビュー調査に向けた打合せ	オンライン	政策実装グループと森川先生、林とでインタビュー調査に向けた打合せ
2023年11月7日	11月定例ミーティング	オンライン	プロジェクトの進捗を確認するとともに、および今後の研究開発に向けた議論を行った。
2023年12月8日	12月定例ミーティング	オンライン	プロジェクトの進捗を確認するとともに、および今後の研究開発に向けた議論を行った。
2024年1月31日	1月定例ミーティング	オンライン	プロジェクトの進捗を確認するとともに、および今後の研究開発に向けた議論を行った。
2024年2月26日	インタビュー調査に向けた打合せ	オンライン	政策実装グループと森川先生、林とでインタビュー調査に向けた打

	せ		合せ
2024年3月19日	年度末ミーティング	オンライン	プロジェクトの進捗を確認するとともに、および今後の研究開発に向けた議論を行った。

3. 研究開発成果の活用・展開に向けた状況

特になし。

4. 研究開発実施体制

(1) 社会科学グループ (林 嶺那)

法政大学大学院公共政策研究科・法学部政治学科

実施項目①：海外事例の分析

グループの役割の説明：本グループにおいては、日本に導入可能な政策案に関する示唆を得るために、海外を中心とした原子燃料サイクル政策の検討を進める。1年目は、日本に導入可能な政策案に関する示唆を得るために検討すべき海外事例をリストアップするとともに、次年度以降、より詳細に検討すべき事例を特定する。

実施項目②：政策体系の整理

グループの役割の説明：当該年度における本項目の実施項目はない。

実施項目③：コンジョイント実験を用いた選好解明

グループの役割の説明：次年度に本格的に実施するコンジョイント実験においてより高い成果を挙げるために、暫定的な項目を利用したプレ実験を実施する。複数の調査票を準備し、どういった情報提供の仕方が望ましいのか、を検討するとともに、どういった項目に市民は反応するのか或いは反応しないのか、などについての予備的知見を得る。

実施項目④：ミニパブリックスを用いた熟議の影響分析

グループの役割の説明：当該年度における本項目の実施項目はない。

(2) 自然科学グループ (ヤン ジングロン)

日本原子力研究開発機構 高速炉・新型炉研究開発部門

実施項目①：原子燃料サイクルオプションの検討

グループの役割の説明：本グループにおいては、ステークホルダーのニーズを包絡しうる代表的な原子燃料サイクルオプションの選定を行う。また、要素技術から理解を深めるためのトレーディングカードの作成を行う。次年度においては、評価項目を絞り込むが、当該年度では、考えうるだけのステークホルダーのニーズを包絡しうる評価項目を想定する。

実施項目②：技術・経済性の評価、ロードマップ作成

グループの役割の説明：技術・経済性評価手法の整備を行う。特に、技術評価データベースに関しては、各要素技術に対し技術的成熟度（TRL: Technology Readiness Level）を

評価する。

実施項目③：高レベル廃棄物を無くすための検討

グループの役割の説明：当該年度における本項目の実施項目はない。

(3) 政策実装グループ (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

実施項目①：実務家とのネットワーク強化構築や対外的発信

グループの役割の説明：当該年度に本プロジェクトを通じて生み出された成果に対するフィードバックを得るとともに、政策ニーズを吸い上げるため、関係者との意見交換の場を設定する。こうした意見交換を元に、さらなるエビデンスの構築を進める。

実施項目②：日本における原子燃料サイクル政策に関する議論の経緯と現状の解明

グループの役割の説明：政策の実装に際しては、過去の沿革や現状に関する適確な理解が不可欠である。そこで、政策文書に基づき、原子燃料サイクル政策に関する歴史的経緯を分析するとともに、関係者に対して聞き取りを行い、文書化されてこなかった定性的データも並行して収集・整理し分析を加える。

実施項目③：ライフサイクルモデルの構築

グループの役割の説明：当該年度における本項目の実施項目はない。

実施項目④：政策提案の取りまとめ

グループの役割の説明：当該年度における本項目の実施項目はない。

5. 研究開発実施者

社会科学グループ（リーダー氏名：林 嶺那）

氏名	フリガナ	所属機関	所属部署	役職 (身分)
林 嶺那	ハヤシ レ オナ	法政大学	法学部	教授
小松崎 俊作	コマツザキ シュンサク	広島大学	IDEC国際連 携機構	特任准教授
森川 想	モリカワ ソウ	東京大学	大学院工学系 研究科	講師
三輪 洋文	ミワ ヒロ フミ	学習院大学	法学部	教授
横山 智哉	ヨコヤマ トモヤ	学習院大学	法学部	教授

自然科学グループ（リーダー氏名：ヤン ジングロン）

氏名	フリガナ	所属機関	所属部署	役職 (身分)
ヤン ジングロン	ヤン ジン グロン	日本原子力研究 開発機構	高速炉・新型 炉研究開発部 門	室長
松村 達郎	マツムラ タツロウ	日本原子力研究 開発機構	原子科学研究 開発部門	副ディビジョ ン長
深谷 裕司	フカヤ ユ ウジ	日本原子力研究 開発機構	高温ガス炉プ ロジェクト推 進室	研究主幹
西原 健司	ニシハラ ケンジ	東京工業大学	科学技術創成 研究院 ゼロカーボン エネルギー研 究所	特定教授

政策実装グループ（リーダー氏名：村上 朋子）

氏名	フリガナ	所属機関	所属部署	役職 (身分)
村上 朋子	ムラカミ トモコ	日本エネルギー 経済研究所	電力ユニット	上級エキスパート
木村 謙仁	キムラ ケ ンジ	日本エネルギー 経済研究所	電力ユニット 原子力グループ 兼研究戦略 ユニット研究 戦略グループ	主任研究員
松尾 雄司	マツオ ユ ウジ	日本エネルギー 経済研究所	計量分析ユニ ット	客員研究員

6. 研究開発成果の発表・発信状況、アウトリーチ活動など

6-1. シンポジウム等

特になし。

6-2. 社会に向けた情報発信状況、アウトリーチ活動など

特になし。

6-3. 論文発表

(1) 査読付き (0件)

(2) 査読なし (0件)

6-4. 口頭発表 (国際学会発表及び主要な国内学会発表)

(1) 招待講演 (国内会議0件、国際会議0件)

(2) 口頭発表 (国内会議0件、国際会議0件)

(3) ポスター発表 (国内会議0件、国際会議0件)

6-5. 新聞/TV報道・投稿、受賞等

(1) 新聞報道・投稿 (0件)

(2) 受賞 (0件)

(3) その他 (0件)

6-6. 知財出願 (出願件数のみ公開)

(1) 国内出願 (0件)

(2) 海外出願 (0件)