

文部科学省  
平成24年度版

# 原子力システム研究開発 研究代表者からのメッセージ

平成25年7月



独立行政法人

科学技術振興機構

Japan Science and Technology Agency



東京電力株  
福島第一原子力発電所 3号機  
2011年3月14日(月)  
(写真提供/福島中央テレビ)

## はじめに

原子力システム研究開発

プログラムディレクター（PD）

茅 陽一

文部科学省では、エネルギー対策特別会計により平成17年度から公募型競争的資金による「原子力システム研究開発事業」を推進しています。

（独）科学技術振興機構（JST）では、文部科学省からの委託を受け、課題募集、課題審査、課題管理、事後評価に至る事業の執行支援を行っています。特に、課題審査や中間・事後評価などに当たっては、専門分野が多岐にわたるため産学官の多くの有識者を組織化するとともに、課題管理に当たっても開発目標に向けて研究開発の効率的・効果的な推進に資するため、分野や課題毎に担当プログラムオフィサー（PO）を配し、きめ細かなサポートを行っています。



研究成果についてはその都度タイムリーな情報発信に努めていますが、研究終了時においても「研究の狙い」、「研究内容と成果」、「今後に向けた課題」などを研究代表者からのメッセージとしてお伝えしております

今般、平成23年度終了課題も加え、これまでに終了した課題の研究成果をとりまとめた平成24年度版研究代表者からのメッセージ集を公表することにしました。

平成23年3月の(株)東京電力福島第一原子力発電所事故は、事故が起こると計り知れないほど大きな影響を及ぼしうることを改めて我々に認識させました。

原点に立ち返り、原子力システムの安全性を高めるため、更なる努力をして参る所存です。

# PD・PO紹介

## プログラムディレクター（PD）

茅 陽一 （財）地球環境産業技術研究機構 理事長  
東京大学名誉教授

## プログラムディレクター補佐（PD補佐）

本間 清 （独）科学技術振興機構 総括室長  
群馬工業高等専門学校名誉教授

## プログラムオフィサー（PO）

出光 一哉 九州大学教授  
（大学院工学研究院エネルギー量子工学部門）

大橋 弘忠 東京大学教授  
（大学院工学研究科システム創成学専攻）

小澤 正基 （独）日本原子力研究開発機構 研究主幹 ※  
（東海研究開発センター） （平成22年3月迄）

澤田 隆 （社）日本原子力学会 理事兼事務局長

祖山 均 東北大学教授 ※  
（大学院工学研究科ナノメカニクス専攻） （平成19年12月迄）

船坂 英之 （独）日本原子力研究開発機構 ユニット長 ※  
（次世代研究開発部門） （平成19年11月迄）

山名 元 京都大学教授  
（原子炉実験所・原子力基礎工学研究部門）

山中 伸介 大阪大学教授  
（大学院工学研究科環境・エネルギー工学専攻）

山本 章夫 名古屋大学教授 ※  
（大学院工学研究科マテリアル理工学専攻）（平成22年3月迄）

吉井 良介 日本エヌ・ユー・エス株式会社 取締役 ※ （平成23年3月迄）

平成24年 7月現在

※ 就任時の職名

— 目 次 —

I . 基盤研究開発分野 .....	4
1 . 革新技術創出型研究開発 .....	4
(革新的原子炉技術) .....	6
• 平成 2 0 年度終了課題 .....	6
• 平成 2 1 年度終了課題 .....	18
• 平成 2 2 年度終了課題 .....	36
• 平成 2 3 年度終了課題 .....	44
(革新的核燃料サイクル技術) .....	46
• 平成 2 0 年度終了課題 .....	48
• 平成 2 1 年度終了課題 .....	60
• 平成 2 2 年度終了課題 .....	74
• 平成 2 3 年度終了課題 .....	80
2 . 革新技術創出発展型研究開発 .....	86
• 平成 2 3 年度終了課題 .....	88
3 . 若手対象型研究開発 .....	94
• 平成 1 9 年度) 終了課題 .....	98
(革新的原子炉技術) .....	138
• 平成 2 0 年度終了課題 .....	138
• 平成 2 1 年度終了課題 .....	162
(革新的サイクル技術) .....	168
• 平成 2 0 年度終了課題 .....	168
• 平成 2 1 年度終了課題 .....	178
II . 特別推進分野 .....	184
• 平成 2 1 年度終了課題 .....	186
• 平成 2 3 年度終了課題 .....	206
参考 採択課題一覧表 (平成 1 7 ~ 2 4 年度) .....	208

# 1. 革新技术創出型研究開発

## (革新的原子炉技術)

プログラムオフィサー (PO)

澤田 隆

チャレンジングな研究で立派な成果をだされてきた多くの研究者の方々に、また本事業を支えて下さった方々に感謝致します。

POとしては、研究の成果が実際に使われるようになることが望ましいと考えて、研究をフォローしてきました。研究者の方々は、その分野では当然第一人者であり深い知識や優れたアイデアで研究を推進しますが、その成果を利用する立場の視点を加えると一層良い研究になる場合があります。また、多くの研究者と知り合うことができたので、ある研究者が悩んでいる場合など、その分野に強い別の研究者を紹介するなど、POとしての経験も活用するよう努めてきました。

今後も、優れた成果に出会えることを楽しみにしております。



山中 伸介

私が担当させていただいたプロジェクトは素晴らしい研究開発ばかりで、その進展を拝見する折にはプロジェクトへのアドバイスなどの仕事を楽しくさせて頂きました。全てのプロジェクトが順調に遂行できたのは、研究代表とJST担当者の密な連携による所が大きかったのではないかと思います。担当させて頂いたプロジェクトが更に深化していく様子を学会などで拝見することができたときなどは、大変誇らしく感じられます。また、研究代表のご努力に敬意を表したいと思いますし、JST担当者のご尽力に改めて感謝の意を表したいと思います。このような公募型研究のプログラムオフィサーを担当させていただいたことは、私自身本当に良い経験をさせていただいたと思います。また、研究代表の皆様には今後益々研究成果をあげて頂くとともに、日本の原子力の発展と安全性向上にご貢献頂けるものと信じております。



## (革新的原子炉技術)

## (平成20年度終了課題)

- ・液体金属中で適用可能な摩擦攪拌接合補修技術の開発..... 6
- ・ナトリウム流動の可視化による高速炉気液界面・速度場の計測制御.. 8
- ・ナトリウム中の目視検査装置の開発..... 10
- ・長寿命プラント照射損傷管理技術に関する研究開発..... 12
- ・水素化物中性子吸収材を用いた革新的高速炉炉心に関する研究開発. 14

## (平成21年度終了課題)

- ・液体金属熱流動評価のための高速度3次元直接計測技術開発..... 16
- ・Na冷却高速炉のタービン発電システムに関する研究開発..... 18
- ・レーザー加工技術の組み合わせによるFBR熱交換器伝熱管内壁検査技術の高度化..... 20

以上、成果集Ⅲ(平成23年2月)より再掲載

- ・新技術を活用した高速炉の次世代安全解析手法に関する研究開発... 22
- ・軽水冷却スーパー高速炉に関する研究開発..... 24
- ・レーザを用いた超高感度分析技術による高速炉のプラント安全性向上に関する研究..... 26
- ・高強度パルス中性子源を用いた革新的原子炉用核データの研究開発. 28
- ・原子力システム高効率化に向けた高耐食性スーパーODS鋼の開発... 30
- ・ナノテクノロジーによるナトリウムの化学的活性度抑制技術の開発... 32
- ・先進複合材コンパクト中間熱交換器の技術開発..... 34

以上、成果集Ⅰ(平成23年2月)より再掲載

## (平成22年度終了課題)

- ・高速炉実機未臨界状態で行う反応度フィードバック精密測定技術の開発..... 36
- ・第3世代耐照射性オーステナイト合金の研究開発..... 38
- ・流量拡張性に優れ苛酷環境に適用する電磁流量計に関する研究開発. 40

## (平成23年度終了課題)

- 高速系革新炉の成立性に影響する核データの新規測定技術開発..... 42
- EBR-II 廃材を用いた高速炉構造材健全性評価に関する研究開発..... 44

課題名	液体金属中で適用可能な摩擦撹拌接合補修技術の開発			
参画機関	大阪大学 三菱重工			
事業規模	期間	平成18～20年度	総額	342百万円
<b>【研究代表者】</b>		加藤潤悟 三菱重工工業株式会社 主任		
<b>【研究概要】</b>		<p>ナトリウムを使用した原子炉（高速炉）の原子炉内に亀裂が見つかった場合、アーク溶接やレーザー溶接といった従来方法で溶接補修を行なうにはナトリウムが邪魔になるので、原子炉内のナトリウムを抜く必要があります。またすべての燃料を安全な場所に運び出すため、膨大な作業が伴います。この課題を克服するために鉄鋼材ではあまり使われていない摩擦撹拌接合（FSW）という技術に着目しました。我々は試作を重ねた特殊工具を高速回転させてステンレス板の人工欠陥に押し当て、200℃のナトリウム中でFSWを行なって補修することに成功しました。ナトリウムは伝熱性に優れ、沸点約880℃の液体なので、FSWで与えた熱（接合エネルギー）がナトリウムに奪われたり、ナトリウムが蒸発せずに補修部に残留したりといった心配がありました。そこで予備試験で見通しを探り、本試験での施工条件を調整して、補修に適した条件を見つけました。</p> <p>この研究によって定期点検で原子炉内を補修するシナリオが現実的なものとなりました。またFSWを使った原子炉補修装置の実用化によって原子炉故障時の修理期間の短縮や費用の軽減が図られると期待されます。</p>		
<b>【抱負】</b>		<p>高速炉のメンテナンスにはナトリウム環境に適した保守・補修技術が必要です。今後もナトリウム特有の技術開発を推進し、「常陽」「もんじゅ」の先行炉と、海外も含めた将来の高速炉に魅力的な技術を提供し、安定運転や新設プラントの建設に寄与したいです。</p>		



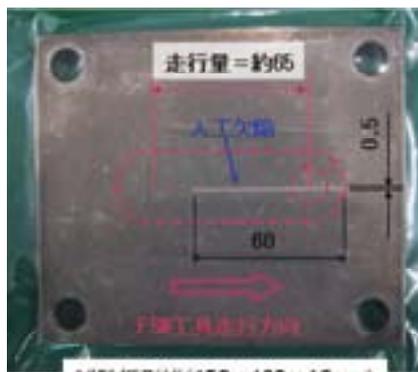
FSW に使用した特殊工具

FSW に使用した特殊工具です。黒い右側突起部がPCBN 製で、亀裂に押し当てる面です。1 分間に数 100 ~1200 回転させます



ナトリウム中 FSW に使用した試験装置

試験ではナトリウムを安全に扱えるように専用の装置を 2 つ組合せて使います。



FSW 補修前の SUS 製試験板

補修前の試験板です。亀裂を模擬した人工欠陥（長さ 60mm、幅 0.5mm、深さ 5mm）を設けています。試験板の左から右へ約 65mm 補修しました。



ナトリウム中 FSW 後の補修部外観 FSW 補修した試験板断面

補修後の外観写真 2 例です。人工欠陥は消滅しています（右は補修部の断面）。2 例は特殊工具を押し当てる力が違います。特殊工具の回転数や走行速度を調整して目標 30kN より低い 20kN で補修できることが分かりました。今後は原子炉補修装置<sup>1)</sup> の開発とバリなどの解決を進めていきます。



代表的な特許、論文、受賞

【特許】

1. 特願 2005-273231 号、「補修方法及び補修装置」、出願人：三菱重工業株式会社

【論文発表】

1. FR09 (International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles) (2009 年 12 月)
2. Friction stir processing of 316L stainless steel plate, Science and Technology of Welding and Joining, 2009, vol. 14, No. 3

課題名	ナトリウム流動の可視化による高速炉気液界面・速度場の計測制御に関する研究開発			
参画機関	大阪大学 日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成18～20年度	総額	374百万円

### 【研究代表者】

福田武司 大阪大学教授

(工学研究科原子分子センター・プラズマ部門)



### 【研究概要】

従来より、導電性の高効率熱伝達媒体である液体金属は、重要な機能材料として注目されています。本研究では、電子構造が特異なアルカリ金属に注目して20世紀初頭に行われた基礎物性研究の結果に基づき、人間の目には美しい鏡面に見える液体ナトリウムが真空紫外の目には半透明であることを検証しました（実用化規模は0.2m程度）。また、真空紫外光を効率的に散乱する追跡元素を添加して、輝度分布の2次元画像を高速カメラを逐次観察することにより、液体ナトリウム内部における流れ場を可視化できることを示しました。

更に、ナトリウム体系における熱流動制御に係る革新技术の基盤形成を目的として、これを高速炉の気液界面・速度場の計測に応用する試みを実施しました。その結果、高速炉におけるガス巻き込み現象の評価指針を検証するとともに、数値解析手法の妥当性を確認することができました。

### 【抱負】

研究成果の発展的拡張を目的として、真空紫外からさらに波長の短い極端紫外域に視点を移した分光試験を行った結果、50-100nmの光源を用いることにより、炉心規模で透過計測が可能であることが分かりました。また、機械的な外部摂動に対する応答特性や渦の構造形成に係わる動力的な挙動を詳細に解析して、流体エネルギーの散逸過程を明らかにするとともに、大規模渦模擬計算の結果との比較検討を行うことにより、従来の理論模型を実験的に検証する努力を継続的に実施しています。さらに、導電性の作動流体であるナトリウムを対象とした電磁場（ローレンツ力）による流れの構造制御に踏み込んだ基礎研究を展開しており、原子力工学のみならず宇宙物理を含む幅広い分野における学術基盤の構築につながると期待しています。

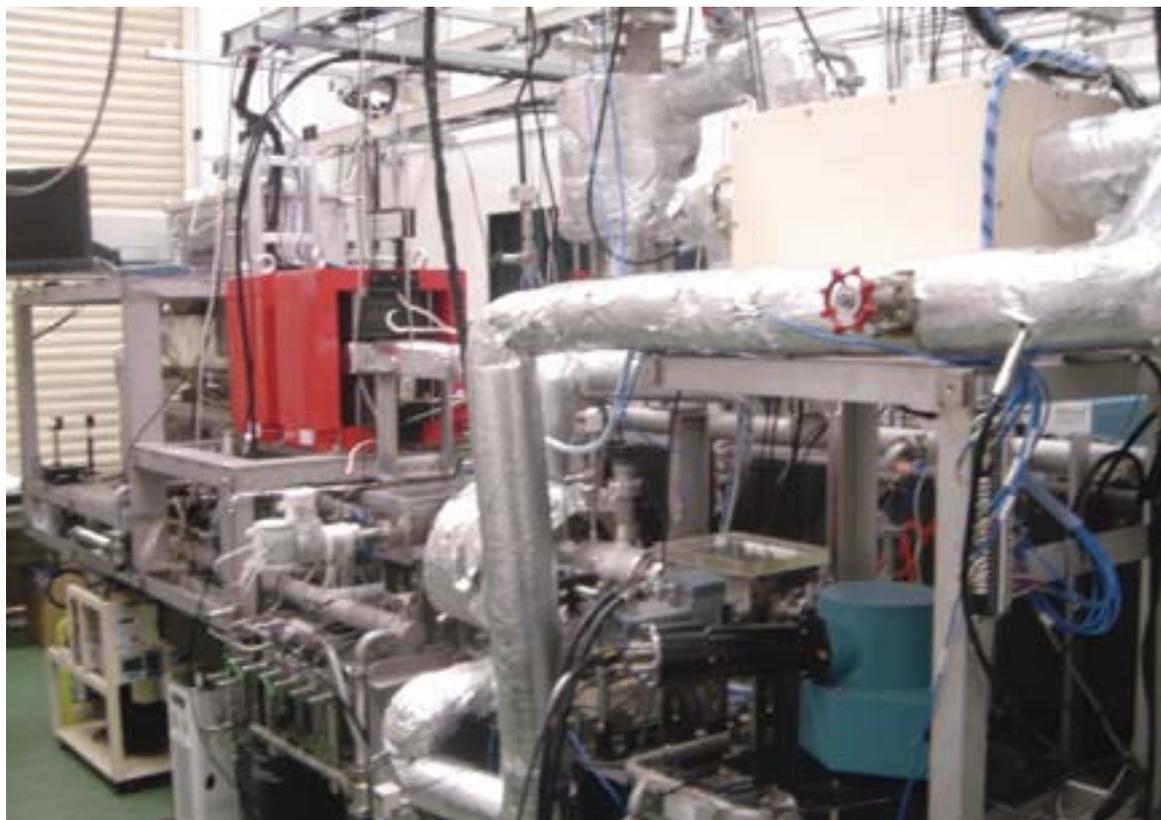


写真 1. 液体ナトリウム流動場計測試験装置の外観（循環系全長 15 m）

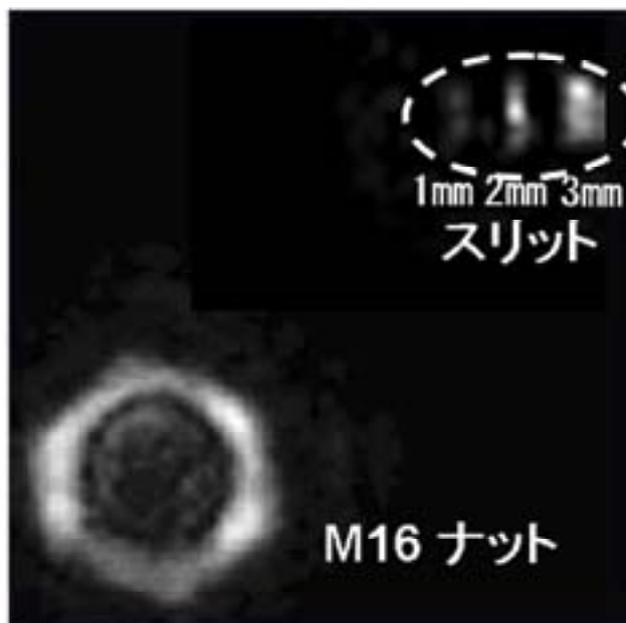
代表的な  
特許、論文、受賞

- 1) N. Kimura T. Ezure H. Miyakoshi H. Kamide, T. Fukuda, 'Experimental Study on Gas Entrainment due to Non-stationary Vortex In a Sodium Cooled Fast Reactor-Comparison of Onset Conditions between Sodium And Water-', J. Eng. Gas Turbines and Power, 132(2010)102908.
- 2) T. Fukuda, T. Takata, H. Horiike, H. Kamide and N. Kimura, 'Direct Observation and Control of Liquid Sodium Flow Dynamics Using VUV-LIF-PIV Technique Under EXB Lorentz Force,' ICONE18-29671, May 20, 2010, Xi'an.
- 3) T. Takata, T. Fukuda, A. Yamaguchi, A. Uchibori, N. Kimura and H. Kamide, 'Numerical Study on Passive Control of Thermal Striping Phenomenon Using Lorentz Force in Fast Reactor,' ICONE18-30188, May 20, 2010, Xi'an.

課題名	ナトリウム中の目視検査装置の開発			
参画機関	会津大学 日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成18～20年度	総額	403百万円
<p><b>【研究代表者】</b></p> <p>山下卓哉 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 技術主席</p>				
<p><b>【研究概要】</b></p> <p>高速増殖炉は、冷却材に液体金属ナトリウムを使用しています。液体金属ナトリウムは不透明であるため、カメラやファイバースコープ等の光学的手段では炉の内部の観察ができません。</p> <p>このため、超音波を使って液体金属ナトリウム中にある物体を可視化するセンサの研究を行い、検査目的に応じた2種類の超音波センサを開発しました。機器の変形や破損、部品の脱落等の有無を調べる「2.0mmの分解能の、画像化速度の速い圧電素子受信方式センサ（リアルタイムセンサ）」と、小さな疲労き裂などを調べる「0.3mmの高い分解能の光ダイヤモンド受信方式センサ（高解像度センサ）」です。</p> <p>前者のセンサにより世界で初めて液体金属ナトリウム中にある物体の動画撮影に成功しました。後者のセンサでも、0.3mm幅スリットの液体金属ナトリウム静止画像の撮影に成功するとともに、疲労き裂の水中静止画像を得ることもできました。</p>				
<p><b>【抱負】</b></p> <p>高速増殖炉は、定期検査の時には炉を停止しますが、ナトリウムが固まらないように約200℃の温度で検査が行われます。また、原子炉の中は強い放射線が出ているため、炉内の検査は高温かつ高放射線下で行われます。本研究で開発したナトリウム中を可視化するセンサと並行して、センサを搭載してナトリウム中を潜水艦のように自由に動き回るビークルの開発も進めています。このような過酷な環境下でも安心して検査できる信頼性の高い装置を開発したいと思います。</p>				

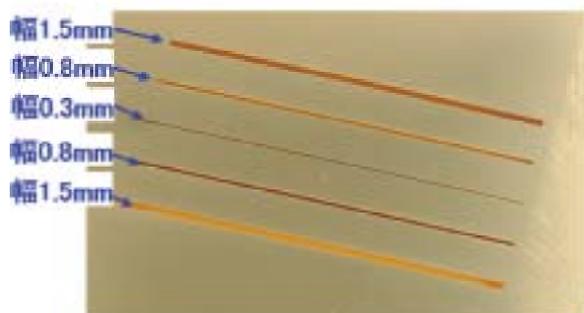


1) 画像化ターゲット

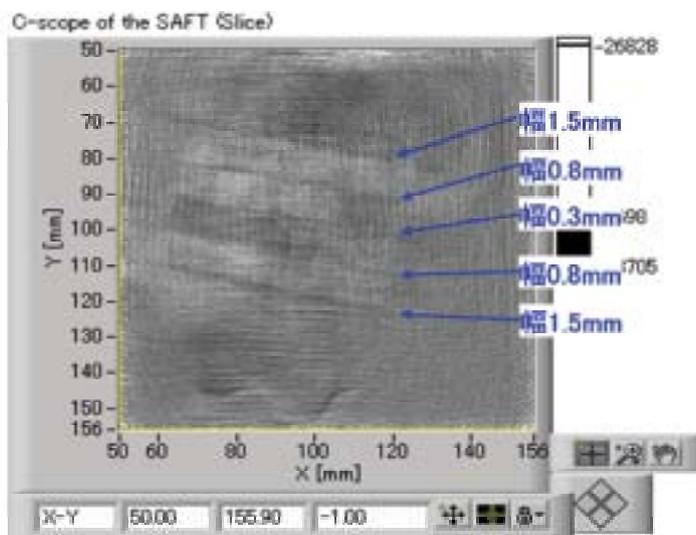


2) 水中画像化結果

図1 リアルタイムセンサ<sup>1), 2)</sup>による画像化例



1) 画像化試験に用いたスリット



2) ナトリウム中のスリット画像

図2 高解像度センサ<sup>3), 4)</sup>による画像化例

代表的な  
特許、論文、受賞

- 1) 特開 2009-212776、「高温環境下に存在する物体の状態を測定するための超音波センサ」、出願人：原子力機構
- 2) ナトリウム中目視検査用リアルタイムセンサの開発 山下卓哉、田川明広 日本原子力学会「2009年秋の大会」G50
- 3) 特開 2009-210395、「高解像度対応超音波センサ」、出願人：原子力機構
- 4) ナトリウム中目視検査用高解像度センサの開発 田川明広、山下卓哉 日本原子力学会「2009年秋の大会」G51

課題名	長寿命プラント照射損傷管理技術に関する研究開発			
参画機関	インテスコ 東京大学 東北大学 日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成18~20年度	総額	350百万円
<p><b>【研究代表者】</b>  青砥紀身 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  研究主席</p> 				
<p><b>【研究概要】</b>  高速炉の合理的な設計・建設や稼働後の健全性確保のためには、原子炉容器のように低放射線環境に長時間継続的にさらされ、かつ、交換が困難な構造物に対する照射損傷を適切に把握することが必須です。  本研究では、高速中性子炉（高速増殖実験炉「常陽」）と熱中性子炉（試験研究炉「JRR-3」）を組み合わせ、短期間で幅広い中性子スペクトルを模擬した照射試験を可能とする照射試験技術を確立するとともに、照射試験結果などから次世代高速炉を対象とした想定適用範囲内では、高速炉用構造材料（高速炉用SUS316鋼）の照射損傷による強度特性変化は弾き出し損傷量に基づき評価可能であることを示しました。弾き出し損傷量とは、中性子により弾き出された材料中の原子の数です。更に、その弾き出し損傷量を磁気特性に基づき非破壊で評価する手法も開発しました。  本手法は、弾き出し損傷量という単一の指標で中性子照射損傷を管理でき、更に高速炉以外の原子力プラントにも適用可能であることから、熱中性子や高速中性子の累積照射量に基づく従来評価法に比べて、一般性や将来性を有していると言えます。</p> <p><b>【抱負】</b>  今回提案した照射損傷管理技術を、実際に長寿命プラントに適用するためには、適用範囲を溶接部まで拡張する必要があります。  本研究では、組み合わせ照射試験技術の他にも、微小試験片を用いた引張試験やクリープ試験技術を確立しました。溶接部に対しても、これらの試験技術を適用し、より合理的な設計・建設、維持管理による長寿命プラントの健全性確保の実現に貢献したいと思っております。</p>				

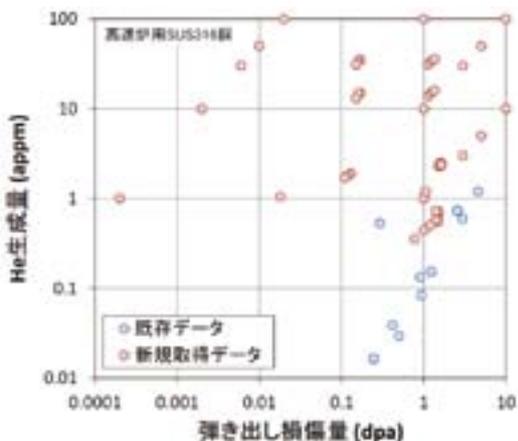


図1 照射損傷条件

イオン加速器やサイクロトロン、高速中性子炉「常陽」と熱中性子炉「JRR-3」を用いて、幅広い範囲の照射データを取得しました。

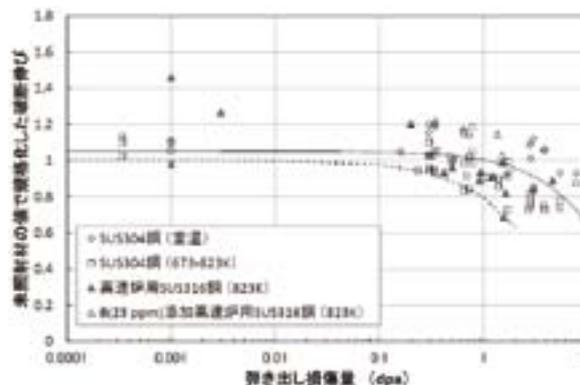


図2 弾き出し損傷量と引張破断伸びの関係

照射後の延性確保を目的として、弾き出し損傷量に基づき、照射損傷による引張破断伸びの低下を管理することを提案しました。

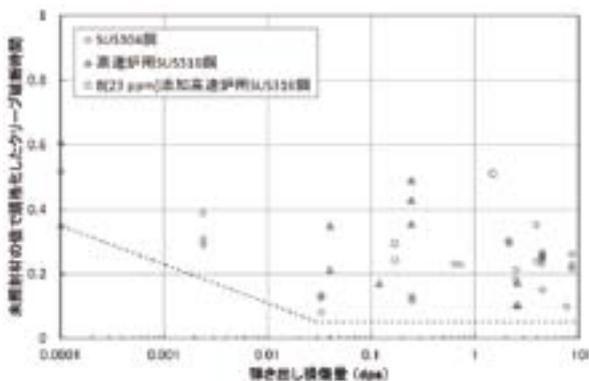


図3 弾き出し損傷量とクリープ破断時間の関係

照射によるクリープ寿命の低下を、引張破断伸びと同じ、弾き出し損傷量に基づき管理することを提案しました。

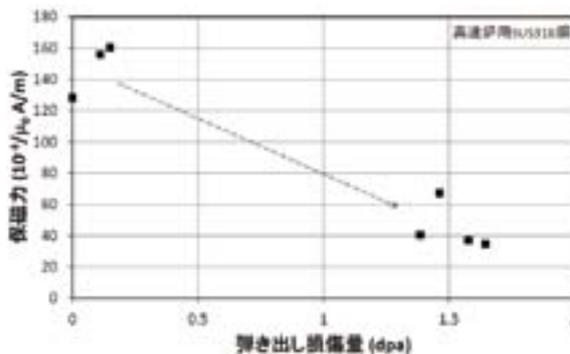


図4 弾き出し損傷量と保磁力の関係

開発した遠隔操作式振動試料型磁力計を用いて測定した保磁力等の磁気特性が、弾き出し損傷量と相関があることを示しました。<sup>3)</sup>

代表的な  
特許、論文、受賞

【受賞】

1) 高屋 茂、山泉 一郎、市川 正一、永江 勇二、若井 栄一、青砥 紀身、「照射損傷評価のための遠隔操作式振動試料型磁力計の開発」、日本保全学会第6回学術講演会第3回産学協同セッション銀賞

【発表論文】

2) A. Hasegawa, S. Nogami, M. Sato, E. Wakai, K. Aoto, "Evaluation of Helium Effect on Candidate Structural Materials for Next Generation Long-life Nuclear Plant", CYRIC Annual Report 2008, 47-52 (2010).

3) 高屋 茂、山泉 一郎、市川 正一、永江 勇二、若井 栄一、青砥 紀身、「照射損傷評価のための遠隔操作式振動試料型磁力計の開発」、保全学、9、1、51-56 (2010)。

課題名	水素化物中性子吸収材を用いた革新的高速炉炉心に関する研究開発			
参画機関	エンジニアリング開発 大阪大学 東海大学 東京大学 東北大学、日本核燃料開発 日本原子力研究開発機構 ニュークリア・デベロップメント			
事業規模	期間	平成18～20年度	総額	479百万円

### 【研究代表者】

小無健司 東北大学准教授（金属材料研究所）



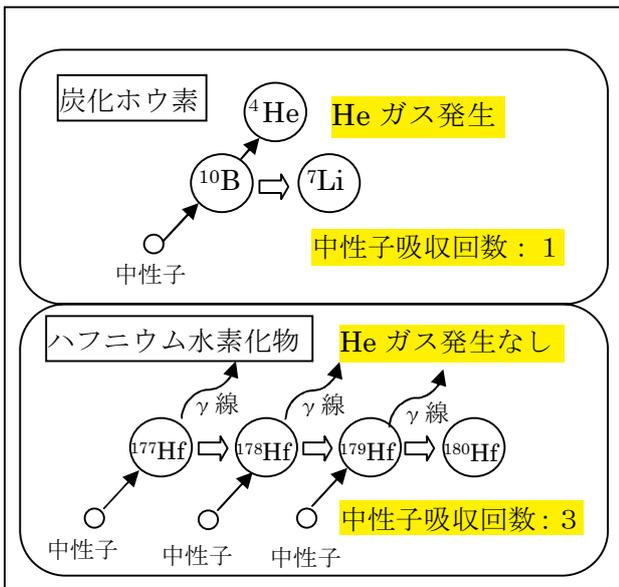
### 【研究概要】

高速増殖炉の出力を調整する制御材には、中性子をよく吸収する炭化ホウ素が使用されています。炭化ホウ素は中性子を吸収すると、ヘリウムガスを発生し、制御材の中に蓄積されて制御材の膨張を引き起こします。制御棒が破損する場合がありますため、早期に制御棒を交換しています。

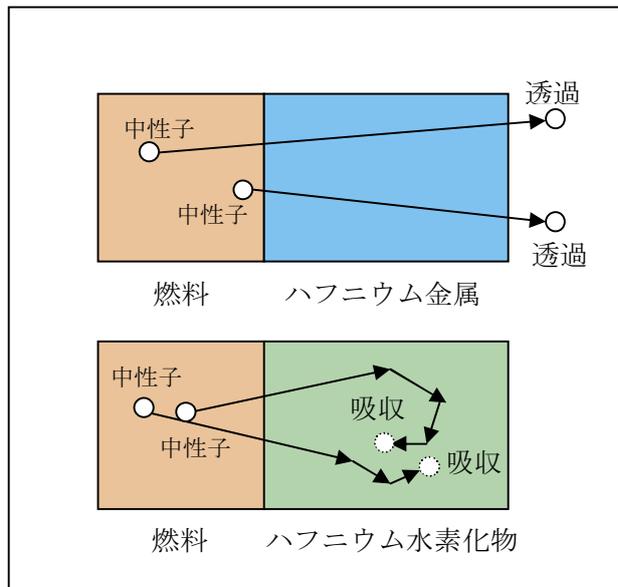
ハフニウムもホウ素と同様に中性子を吸収しますが、ヘリウムガスの発生が無いばかりか、質量数が一つ大きいハフニウム同位体になり、この同位体も中性子を吸収する能力を持っているため、中性子吸収能力が持続します。また、水素化物にすると、水素原子による中性子減速作用により、中性子を効率よく吸収させることができます。しかし、原子炉内のような高温では水素ガスが制御棒被覆管を透過して拡散していくため、制御棒内の水素濃度が下がり、ハフニウムの中性子吸収力が弱まるという問題がありました。このため、本研究では、ハフニウム水素化物による中性子吸収材を開発するとともに、合わせて水素透過防止コーティング技術も開発し、原子炉内のような高温でも長時間使用できるようにしました。

### 【抱負】

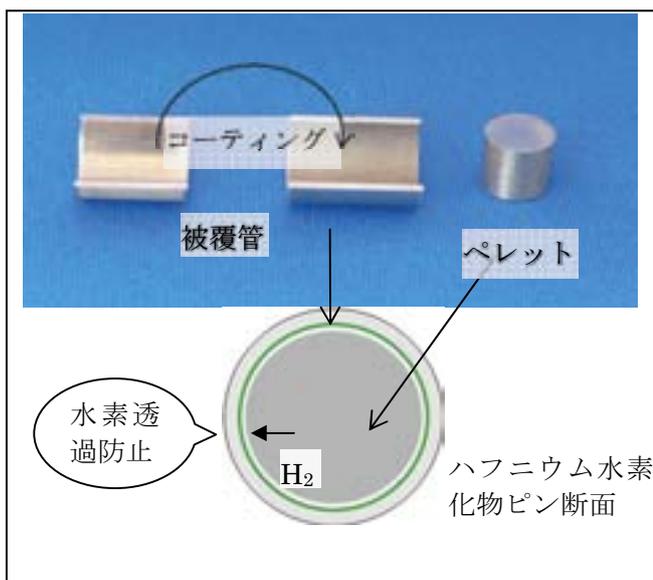
ハフニウム水素化物はこれまで原子炉で使用された経験がほとんどないため、原子炉内の高放射線場及び高温条件で長時間健全に使用できることを確認する必要があります。現在、ハフニウム水素化物ペレットと水素透過防止コーティング技術の開発を終えた段階ですが、原子炉内での照射試験の実績を積み重ねながら一步一步確かな技術として確立していきたいと思っております。日本で開発したハフニウム水素化物制御棒が世界の高速炉で利用されることを目指して開発を進めています。



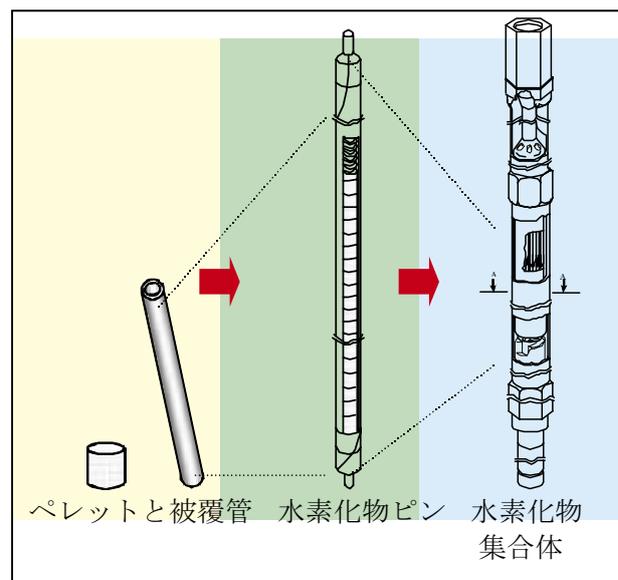
ホウ素 ( $^{10}\text{B}$ ) の中性子吸収過程とハフニウム ( $^{177}\text{Hf}$ ) の中性子吸収過程の比較<sup>1)</sup>



ハフニウム金属を水素化物にすることにより中性子吸収効率が向上します<sup>1)</sup>



水素透過防止コーティングを施した被覆管内にハフニウム水素化物ペレットを封入します<sup>2,3)</sup>



開発のロードマップです。現在ペレットと被覆管の開発を完了し水素化物ピンの開発を進めています<sup>2,3)</sup>

代表的な特許、論文、受賞

- 1) T. Iwasaki and K. Konashi, 'Development of Hydride Absorber for Fast Reactor -Application of Hafnium Hydride to Control Rod of Large Fast Reactor-', J. Nucl. Sci. Technol., 46, 8, (2009)1-9.
- 2) K. Konashi and M. Yamawaki, 'Utilization of Hydride Materials in Nuclear Reactors', Advances in Science and Technology, 73(2010)51-58.
- 3) K. Konashi, et al, 'Study on an innovative Fast Reactor utilizing Hydride Neutron Absorber - Final Report of Phase I Study -', Proc. of ICAPP '10, June, May 13-17, 2010, San Diego, California, USA.

課題名	液体金属熱流動評価のための高速度3次元直接計測技術開発			
参画機関	東京大学 日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成18～21年度	総額	240百万円
<p><b>【研究代表者】</b></p> <p>岡本孝司 東京大学教授 (新領域科学創成研究科人間環境学専攻)</p>				
				
<p><b>【研究概要】</b></p> <p>高速増殖炉では、液体ナトリウムを冷却材として用いています。液体ナトリウムなどの液体金属は光には不透明なために、その流れを直接可視化することはできません。しかし、中性子線は液体ナトリウムを透過するため、中の様子を可視化することができるようになります。レントゲン撮影で骨が見えるように、中性子線で液体金属中の様子が撮影できます。ところが中性子線で撮った画像は、投影画像となるため、レントゲン撮影で骨や臓器が重なって見えるように、内部の3次元情報（奥行き）はわかりません。そこで、日本原子力研究開発機構の呉田昌俊グループリーダーとの共同研究により、原子炉から出てくる中性子を散乱させ方向を整えて、6方向からの投影画像を同時に撮影するシステムを作りました。毎秒250枚の高速度ビデオカメラと組み合わせて、液体金属内部の動きを3次元的に計測することに世界で初めて成功しました。今まで見えなかった液体金属の動きがわかるようになり、高速増殖炉の安全性をより高めることができるようになるかと期待されています。</p>				
<p><b>【抱負】</b></p> <p>百聞は一見に如かずと言いますが、見えないものが見えるようにすることは、非常にチャレンジングです。今まで見ることでできなかった液体金属流動が見えるようにできたことは、大きなブレークスルーになると考えています。見ることができれば、その様子を単純に観察するだけでなく、定量的に計測することができます。速度・温度といったデータを、可視化して精度良く計測したり、わかりやすく表示する手法を開発する事、それによって、今まで分からなかった情報や物理現象を詳細に把握できるようになること、これが私の夢です。</p>				

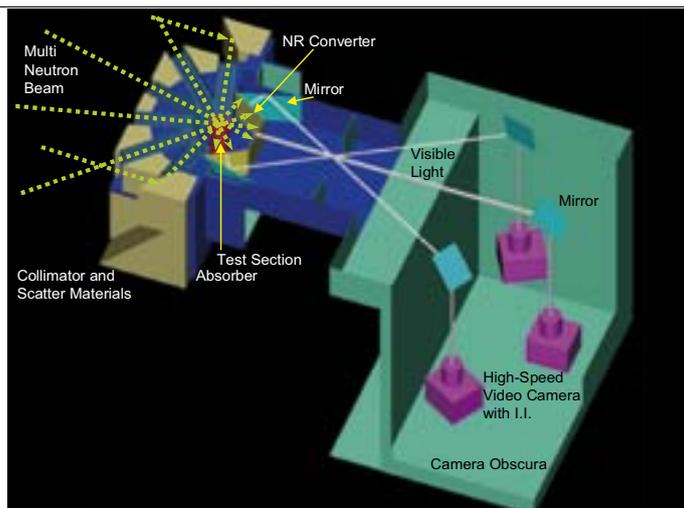


図1 DNCT システムの概略図<sup>1)</sup>

左側にある原子炉から中性子ビームが得られる。この中性子ビームを散乱システム (Collimator and Scatter Materials) によって6方向のビーム(緑色矢印)に変換する。この6方向ビームが対象物を透過してきた透過画像を、中性子コンバータ(NR Converter)で可視光に変換し、3台の高速度カメラで同時記録を行うと、6方向からの投影画像が高速に得られる。<sup>1)</sup>

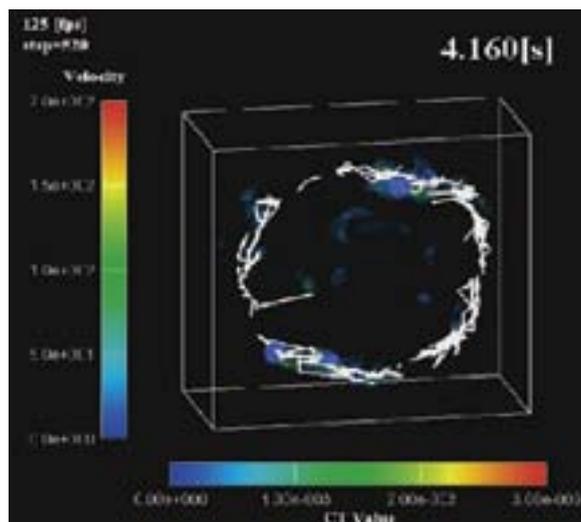


図2 得られたトレーサの3次元挙動<sup>1)</sup>

得られた6方向からの中性子ビームによる投影画像を、コンピュータトモグラフィ技術によって再構築し、トレーサの3次元的位置情報の時間変化を追いかけたもの。トレーサが円運動をしている様子を、可視化することができている。なお、これは世界初の快挙である<sup>1)</sup>

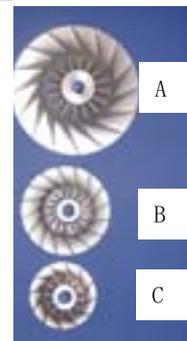
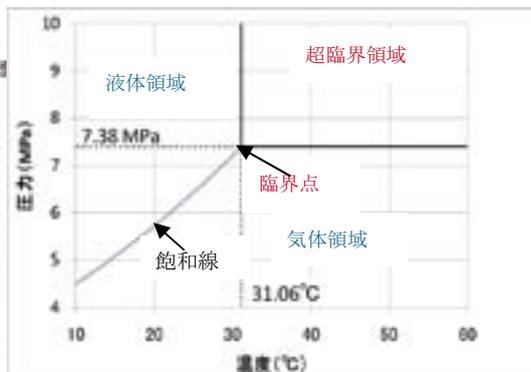
代表的な  
特許、論  
文、受賞

- 1) M. Kureta, H. Kumada, E. Kume, S. Someya and K. Okamoto, "Dynamic neutron computer tomography technique for velocity measurement in liquid metal flow - Fundamental PTV experiment -", Journal of Physics: Conference Series, 147, 012087, (2009).
- 2) M. Kureta, H. Kumada, E. Kume, S. Someya and K. Okamoto, "Data processing methods for dynamic neutron tomography velocimetry", Proceedings of 3rd International Workshop on Process Tomography, No.64, (2009).
- 3) Satoshi Someya, Daisuke Ochi, YanRong Li, Kaoru Tominaga, Keiko Ishii and Koji Okamoto, "Combined Two-Dimensional Velocity and Temperature Measurements using a High-speed Camera and Luminescent Particles", Applied Physics B, Vol.99, No.1, pp.325-332, 2010.3

課題名	Na 冷却高速炉のタービン発電システムに関する研究開発			
参画機関	東京工業大学 日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成19～21年度	総額	282百万円
<p><b>【研究代表者】</b> 有富正憲 東京工業大学教授（原子炉工学研究所）</p> 				
<p><b>【研究概要】</b> ナトリウム（Na）冷却高速炉における液体金属ナトリウムと水との反応の問題を回避するため、水の代わりにナトリウムと反応しにくい二酸化炭素を用いたタービン発電システムを研究しています。 本研究では、二酸化炭素圧縮機を製作して超臨界状態まで圧力を加えた試験を行い、運転の安定性と圧縮仕事小さくなることを確認しました。この結果、蒸気タービンを上回る熱効率、発電効率が達成できることが確認されました。また、超臨界状態での二酸化炭素による高速炉構造材料への腐食が懸念されたため、高速炉用ステンレス鋼（316FR鋼）などの耐食性評価試験も行いましたが、腐食量は極めて少ないことも確認しました。 超臨界二酸化炭素タービン発電システムは、水蒸気を水に戻す復水システムが不要になるばかりか、中間ナトリウムループも削除できます。タービンシステムも小型化できるため、発電プラントの経済性も安全性に加えて大幅な向上が期待できます。</p> <p><b>【抱負】</b> Na 冷却高速炉のタービン発電システムは、日本で開発されているNa 冷却高速炉を活用して発展させるもので、高速炉の安全性、経済性を向上させることができます。今後、超臨界CO<sub>2</sub>の圧縮機、タービン、高性能の熱交換器を組み合わせ、システムとしての運転性や過渡時の運転性能等を確認していきたいと考えています。このシステムにより高効率の発電が可能となり、更に高速炉のウラン増殖作用により、現在の軽水炉とは桁違いのウラン資源の有効活用を図ることが可能になると考えます。</p>				



超臨界 CO<sub>2</sub> 圧縮機性能試験装置全景



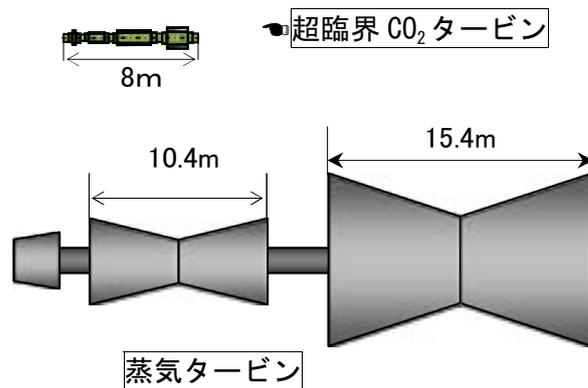
CO<sub>2</sub> 状態図(左)と試験用インペラの写真(右)

この装置で超臨界 CO<sub>2</sub> 圧縮機の安定性を確認しました。<sup>1)</sup>

CO<sub>2</sub> の超臨界領域 (左) と圧縮機に設置した 3 種類のインペラ (右)<sup>1)</sup>



超臨界 CO<sub>2</sub> 中・材料腐食試験装置全景



超臨界 CO<sub>2</sub> タービンと蒸気タービンの比較

この装置で高速炉構造材(候補材)の耐食性を調べ、60 年間の信頼性を確認しました。<sup>2)</sup>

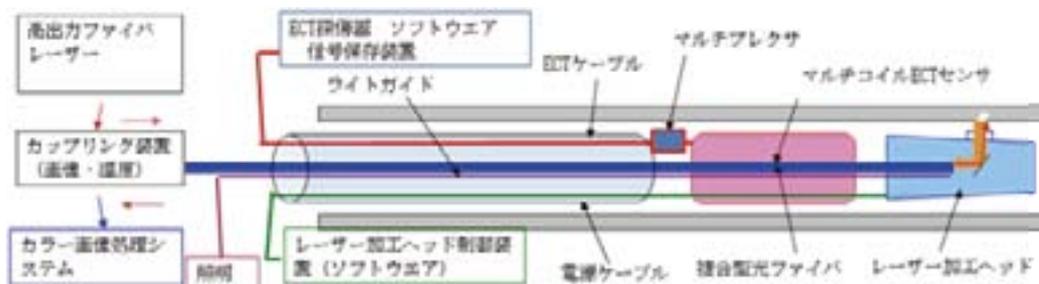
超臨界 CO<sub>2</sub> タービン(上)は蒸気タービン(下)に比べて、コンパクトで経済的です。

代表的な特許、論文、受賞

【発表論文】

- 1) M. Aritomi, T. Ishizuka, Y. Muto, N. Tsuzuki, "Performance Test of a Supercritical CO<sub>2</sub> Compressor Used in a New Gas Turbine generating System." *Proc. of ICONE18* May 17-21,2010,XI an China (J. of Power and Energy Systems 2011 年掲載予定)
- 2) T. Furukawa, Y. Inagaki, M. Aritomi, "Corrosion Behavior of FBR Structural Carbon Dioxide" *Journal of Power and Energy System* Vol.4, No. 1,pp252-261 2010
- 3) T. Ishizuka, Y. Muto, M.Aritomi, N. Tsuzuki, H. Kikura, "Design and Analysis of the Axial Bypass Compressor Blade of the Supercritical CO<sub>2</sub> Gas Turbine" *Journal of Power and Energy System* Vol 4, No,1 pp150-163, 2010
- 4) Y.Muto, T.Ishizuka, M.Aritomi, "Conceptual Design of a Commercial Supercritical CO<sub>2</sub> Gas Turbine for the Fast Reactor Power Plant", *ICAPP'10-10102*, ( International Congress on Advanced in Nuclear Plants) June, 2010

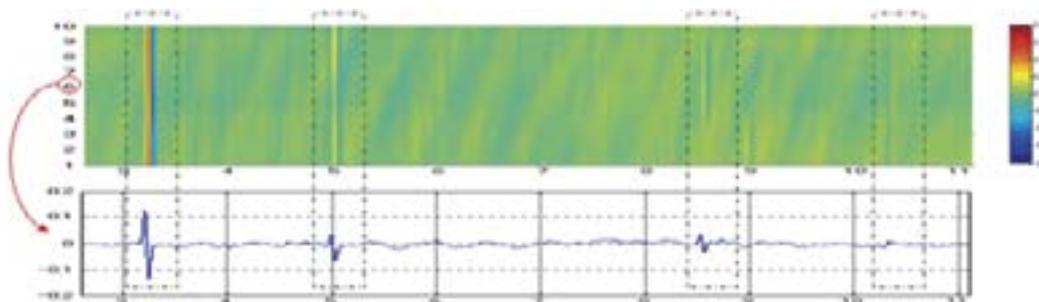
課題名	レーザー加工技術の組み合わせによるFBR熱交換器伝熱管内壁検査技術の高度化に関する技術開発			
参画機関	日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成19～21年度	総額	114百万円
<p><b>【研究代表者】</b>  西村昭彦 日本原子力研究開発機構  量子ビーム応用研究部門 グループリーダー</p>				
<p><b>【研究概要】</b>  ナトリウム冷却高速増殖炉では、冷却材である高温液体金属ナトリウムから熱交換器伝熱管内の冷却水に熱を伝え、水蒸気によりタービンを回して発電します。  金属ナトリウムと水との化学的活性の問題から両者が接触しないよう細心の注意が払われ、欠陥検知のために渦電流探傷技術を使った伝熱管内壁検査が行われています。欠陥が発見された場合は直ちに施栓という措置が講じられますが、次期高速増殖炉計画では電気出力を上げるため、内径を更に小さくし伝熱管を増やすことにしています。施栓措置の伝熱管が多くなり過ぎると発電効率に支障をきたすため、内壁欠陥補修技術の開発も必要とされています。  このため、本研究では、これまでの渦電流による探傷検査機能に加え、応力の除去や欠陥の溶接補修が行える高出力レーザーや、補修状況を目視確認できる光ファイバースコープも備えた「高速増殖炉伝熱管用内壁検査・補修プローブ」を開発しました。</p>				
<p><b>【抱負】</b>  ナトリウムと水の熱交換は、その化学的な活性的な活性の点から考えて、伝熱管の健全性は極めて重要です。そのためか、補修という概念がなく、欠陥発生後は直ちに施栓という対応のみでした。補修するという方針を採択することが新技術の開発を促し、結果的に熱交換器の寿命を延ばすことができます。今後も、本プローブを活用するなど技術開発を進めるとともに、人材育成にも貢献していきたいと考えています。</p>				



システム全体の構成と1インチ伝熱管内壁のレーザー補修の様子



新プローブのECT(渦電流探傷)部分の写真



ECTによる伝熱管内壁欠陥の測定結果（4箇所の破線は伝熱管内壁の欠陥を表す）



伝熱管内壁の模擬欠陥

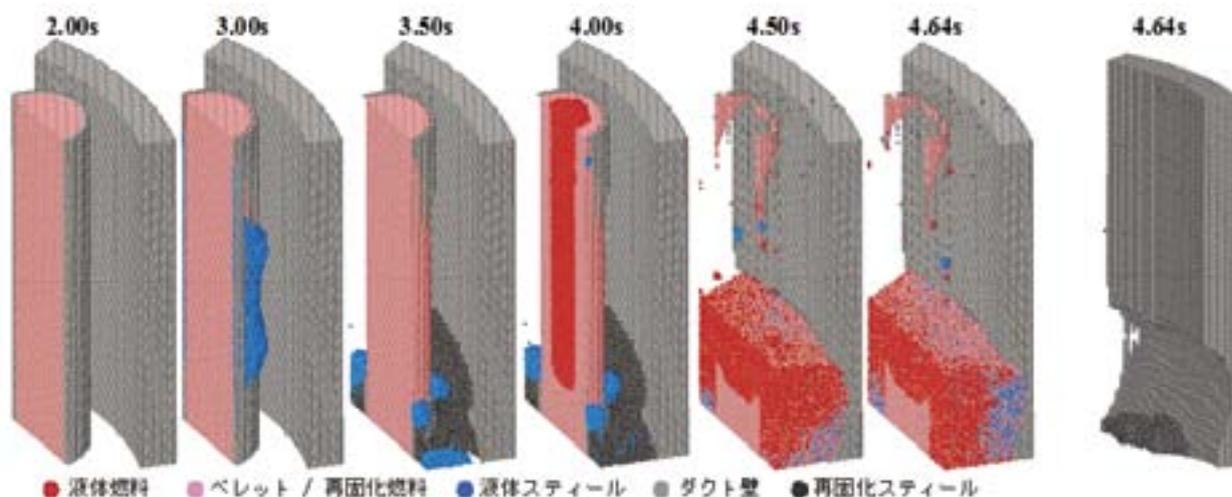
レーザー照射の様子

レーザー溶接補修の結果

代表的な  
特許、論文、受賞

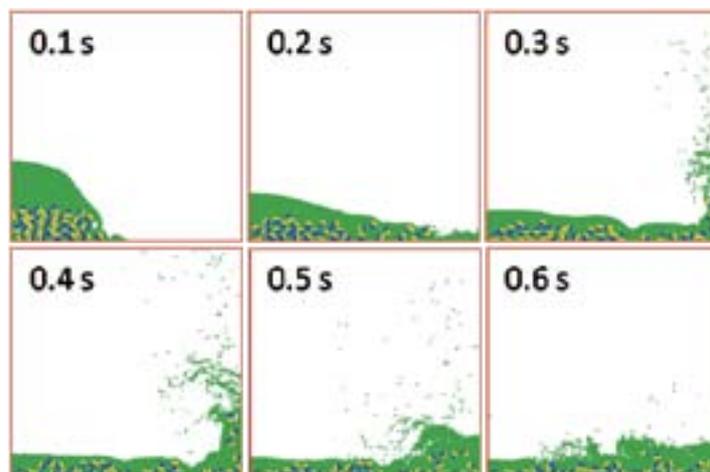
- 1) A. Nishimura, T. Shobu, K. Oka, T. Yamaguchi, Y. Shimada, O. Mihalache, A. Tagawa, and T. Yamashita, "Development of Inspection and Repair Technology for the Micro Cracks on Heat Exchanger Tubes", レーザ加工学会誌に掲載決定.
- 2) 岡潔, 西村昭彦, 関健史, 赤津朋宏, 山下卓哉, "複合型光ファイバを用いた1インチ伝熱管用観察補修レーザー加工ヘッドの開発", 保全学 Vol.8, No.4, pp.37-42, 2010,
- 3) 西村昭彦, "高速増殖炉の保守保全に役立つレーザー技術", レーザ誕生50周年記念講演会、レーザー学会主催、2010年6月28日、福井大学.
- 4) 電気新聞「若狭と原子力」特集号の企画取材を受け2010年7/27に掲載.

課題名	新技術を活用した高速炉の次世代安全解析手法に関する研究開発			
参画機関	九州大学 エネルギー総合工学研究所 東京大学 豊橋技術科学大学 日本原子力研究開発機構 日本システム			
事業規模	期間	平成17～21年度	総額	472百万円
<b>【研究代表者】</b> 越塚誠一 東京大学教授 (大学院工学系研究科システム創成学専攻)				
<b>【研究概要】</b> 原子炉の安全性を高めるためには、様々な事象を想定して対策を幾重にも講じる必要があります。 複雑な事象の想定に当たって、コンピュータシミュレーション技術が原子力分野においても活用されています。シミュレーション技術の一つとして、東京大学で開発された粒子法という新しい計算手法があります。流体や固体の運動を複数の粒子の運動として計算する手法です。 本研究では、この粒子法を使って、ナトリウム冷却高速炉の炉心崩壊事象を計算するプログラム（COMPASS）を開発しました。そして、諸外国で実施された様々な模擬実験についてCOMPASSを用いて計算した結果、計算結果と実験結果の一致を確認するなど、プログラムの有効性を検証することができました。 COMPASSを用いれば、原子炉の事故が起きた場合にどのように事象が進展するかを予測し対策を講じることができるので、原子炉の安全性の向上が図れます。				
<b>【抱負】</b> コンピュータシミュレーションの技術は急速に発展しています。計算速度やメモリー容量といったコンピュータの性能の向上も目覚ましいものがあります。原子炉の事故という複雑な現象も詳細なコンピュータシミュレーションができるようになってきました。コンピュータシミュレーションを活用することで、より安全でより高性能の原子炉を追究することができると考えています。				



### EAGLE-WF 試験解析による COMPASS の検証

原子炉が事故を起こしたことを仮に想定すると、炉内の固体燃料が高温になって溶けて液状となりますが、そのことによってスチール製のダクトも溶融し、液状の燃料が自動的に炉外に排出されます。実際にカザフスタンで実施された試験で、これをシミュレーションで再現できることを確認しました。



### 粒子法による固液混相流のシミュレーション

液体の中に円形の固体が複数ある場合に、固体と液体との相互作用を考慮しながらシミュレーションを行っています。ここで、固体も液体も粒子法を用いることで、液体の中での固体の複雑な運動や、液体が飛び散ったりする様子まで計算することができます。溶融した燃料が固化して最終的に安全に冷却される現象をシミュレーションするために開発した技術です。

代表的な  
特許、論文、  
受賞

- 1) 越塚誠一他, "新技術を活用した高速炉の次世代安全解析手法に関する研究開発 (1)~(44)" 日本原子力学会 2007年-2010年
- 2) S. Koshizuka et al. "R&D of the Next Generation Safety Analysis Methods for Fast Reactors with New Computational Science and Technology (1)-(6)" Proc. 16th Int. Conf. on Nuclear Engineering (ICONE16), Orlando, May 11-15, 2008
- 3) S. Koshizuka et al. "Next Generation Safety Analysis Methods for SFRs (1)-(8)" Proc. 17th Int. Conf. on Nucl. Eng. (ICONE-17), Brussels, July 12-16, 2009
- 4) K. Morita et al., "Detailed Analyses of Specific Phenomena in Core Disruptive Accidents of Sodium-Cooled Fast Reactors by the COMPASS Code" Proc. 18th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE18), Xi'an, May 17-21, 2010, ICONE 18-29886

課題名	軽水冷却スーパー高速炉に関する研究開発			
参画機関	九州大学 東京大学 東京電力 日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成17～21年度	総額	1,577百万円
<p><b>【研究代表者】</b>          岡 芳明 東京大学教授          (大学院工学系研究科原子力国際専攻)          (現) 早稲田大学教授          (東京都市大学・早稲田大学共同原子力専攻)</p>				
				
<p><b>【研究概要】</b>          水は1気圧では100℃で沸騰しますが、圧力を221気圧以上になると高温にしても沸騰現象が起こりません。この温度と圧力を臨界点といい、これより上を超臨界、その状態を超臨界流体と呼びます。超臨界圧では沸騰現象がないので、原子炉冷却水の全量を発電に用いることができます。我々は、この超臨界圧水を冷却に用いる高速炉の概念を第4世代(次世代)原子炉プログラム国際フォーラムに提案しました。本提案は第4世代原子炉システムに選定され、現在国際的な研究開発が行われています。          本研究では、超臨界圧水を冷却に用いる貫流型の「軽水冷却スーパー高速炉の概念と特性」を燃料、炉心、高温構造、安全性などを一体化した組織的な設計・解析・検討を行うことによって明らかにし、安全性と経済性を合わせ持つ優れた高速炉の可能性と発電用原子炉の技術革新の方向性を示すことができました。          超臨界圧水を冷却に用いた高速炉システムは、システムが単純でコンパクトにでき、しかも高い発電効率であるなど従来の原子炉にはない特徴があるばかりか、高速炉では減速材が不要なため高出力密度となり、その能力を最大限に発揮させることができると期待されます。</p>				
<p><b>【抱負】</b>          本研究開発の成果は世界の研究開発をリードするとともに、それを加速すると期待されています。国際的には実験炉の建設も計画されていますので、それらと協力しつつ、地球温暖化問題やエネルギー安全保障問題の解決のため原子炉の技術革新を実現するのが私の夢です。数値計算で設計最適化を進め、定量的に重要な研究開発課題を見つけて実験するという効率的で新しい原子炉開発の方法論も生み出しています。          実験炉は我々が数値計算で考え設計した概念どおりなのか、どこか変えないといけないのか、興味深いですね。実験炉をこの目で見てみたいですね。学生や研究者と一緒に新しいことにチャレンジし続けたいですね。</p>				

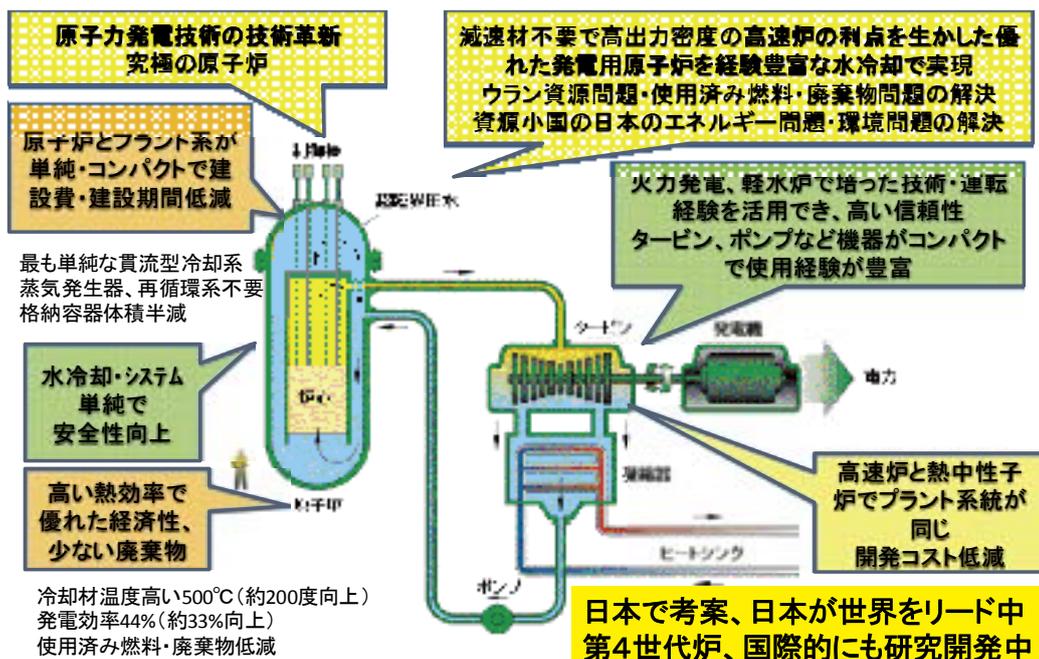


図1 スーパー高速炉の特徴

軽水炉および超臨界火力プラント技術の経験が利用できます。

スーパー高速炉と既存プラントとの特徴比較

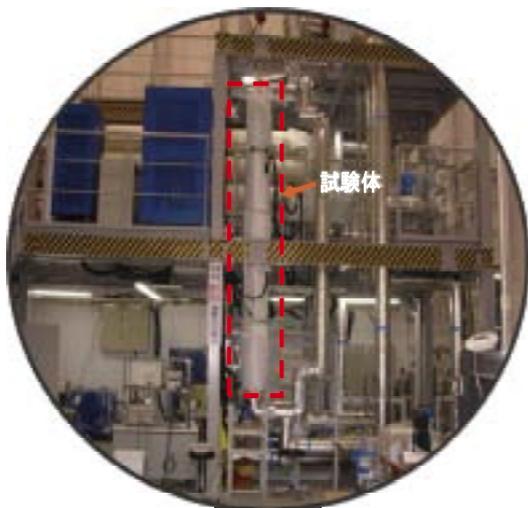


図2 伝熱流動試験装置

模擬流体と超臨界圧水で実験を行い 熱流動設計のデータを得ました。

	スーパー高速炉	改良沸騰水型軽水炉	加圧水型軽水炉
プラント冷却系統	貫流サイクル	再循環直接サイクル	間接サイクル
電気出力 [MWe]	700	1,356	890
熱効率 [%]	44	34.5	33.4
圧力 [MPa]	25	7.2	15.4
出力密度 [W/cm <sup>3</sup> ]	295	50.6	約100
冷却水炉心入口/出口温度 [°C]	280/508	216/287	284/321
冷却水流量 [t/s]	0.821	14.5	12.7
電気出力当りの冷却水流量 [kg/s/MWe]	1.17	10.7	14.3

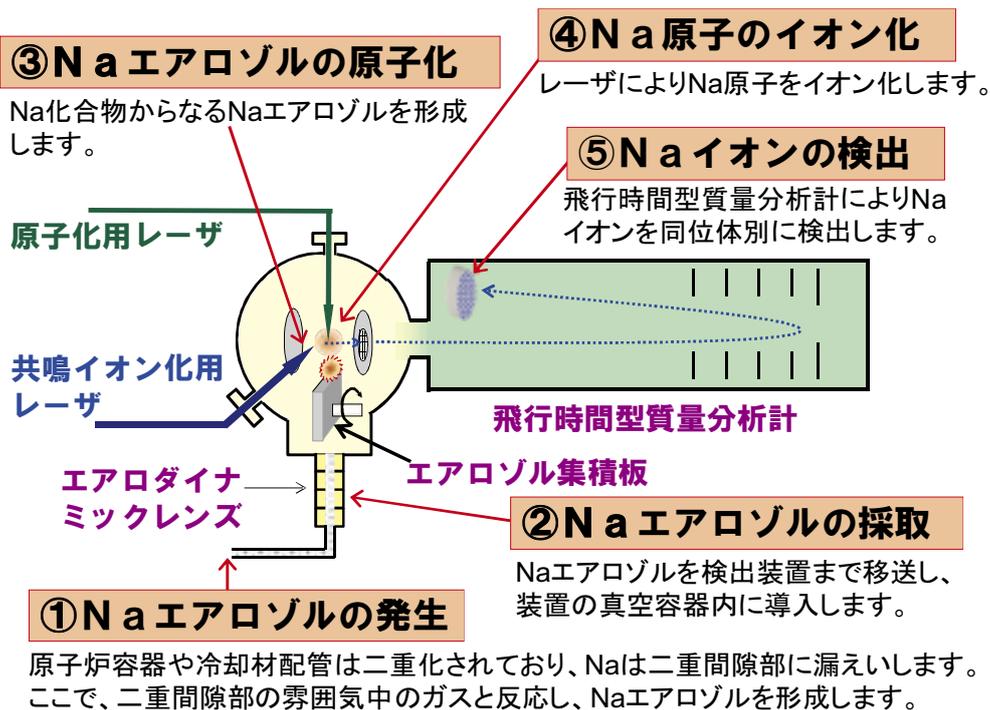
図3 スーパー高速炉と既存プラントとの特徴比較

高出力密度で、発電効率も高く、資本費で有利です。

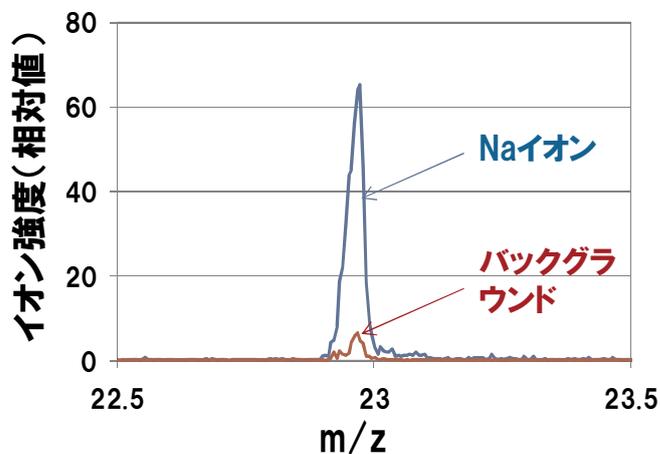
代表的な特許、論文、受賞

- 1) Super Light Water Reactors and Super Fast Reactors: Y. Oka et al., ISBN978-1-4419-6034-4, Springer (2010).
- 2) Yoshiaki Oka, "Research and development of Supercritical-pressure Water Cooled Reactors", International conference on opportunities and challenges for Water Cooled Reactors in the 21st Century (IAEA, Vienna Austria, October 27-30, (2009), (Keynote).
- 3) H. Mori, M. Ohno, K. Ohishi, and Y. Hamamoto, "Research and development of a Super Fast Reactor (7) Heat transfer to a supercritical pressure fluid flowing in a sub-bundle channel", 16PBNC, Oct. 13-18, (2008), Paper ID P16p1297.

課題名	レーザを用いた超高感度分析技術による高速炉のプラント安全性向上に関する研究		
参画機関	東京大学 日本原子力研究開発機構 名古屋大学		
事業規模	期間	平成17～21年度	総額
			353百万円
<b>【研究代表者】</b> 青山卓史 日本原子力研究開発機構 大洗研究開発センター 研究主席			
<b>【研究概要】</b> 高速増殖炉の冷却材として使用される液体金属ナトリウムは優れた伝熱特性を持つ半面、空気（酸素）や水と接触すると激しい化学反応を起こします。このため、冷却系配管は2重の管構造にして漏えい防止措置が講じられています。内側の管に亀裂が生じてナトリウムが漏えいした場合、両管の間にあるガスと反応しナトリウムエアロゾルが形成されますが、その段階で漏えいを検知し対策を講じることができれば、影響を抑えることができます。 本研究では、2種類のレーザ光照射によりナトリウムエアロゾルを原子化し、更にイオン化して質量分析を行うことにより、10兆分の1の濃度まで検出できる超高感度検出器の開発に成功しました。この感度（0.1 ppt）は現在の検出器の100万倍に相当し、通常状態のナトリウムエアロゾル（バックグラウンド濃度：1～10 ppt）も検出できます。このため、万が一内側の管から液体金属ナトリウムが漏えいしても、直ちに異常を検知することができるので、高速増殖炉プラントの更なる安全性の向上が図れます。			
<b>【抱負】</b> 本研究は、最新のレーザ技術と超高感度分析技術を組み合わせた革新的技術を原子炉計装に応用する試みであり、従来技術とは異なるアプローチにより、高感度、高信頼性を達成できました。現在は、この技術を高速炉の燃料破損診断に応用する研究開発を進めており、次世代原子炉の最有力候補である高速増殖炉をより安全性の高い発電プラントとして実現するために貢献していきます。			



開発したナトリウム漏えい検知器の構成を示します。



開発目標である 100 ppt より希薄な 12 ppt のナトリウムをクリアに検出できました。

代表的な  
特許、論文、受賞

- 1) 特許第 4552053 号、「ナトリウム漏えい検知方法及び装置」、出願人：日本原子力研究開発機構、名古屋大学
- 2) Aoyama, T., et al., "Development of Sodium Leak Detection Technology Using Laser Resonance Ionization Mass Spectrometry," ICONE-15, Nagoya, Japan, April 7-11, 2007, Paper No. 10323 (2007)
- 3) Aoyama, T., et al., "Development of Sodium Leak Detection Technology Using Laser Resonance Ionization Mass Spectrometry," J. Nucl. Sci. Technol., Supplement 6, p. 43 (2008)
- 4) Aoyama, T., et al., "Development of Sodium Leak Detection Technology Using Laser Resonance Ionization Mass Spectrometry - Design and Functional Test Using Prototype Sodium Detection System -," ICAPP'10, Tokyo, Japan, May 10-14, 2009, Paper No. 9112 (2009).

課題名	高強度パルス中性子源を用いた革新的原子炉用核データの研究開発			
参画機関	京都大学 甲南大学 産業技術総合研究所 東京工業大学 東北大学 名古屋大学 日本原子力研究開発機構 北海道大学			
事業規模	期間	平成17～21年度	総額	1,503百万円
<p><b>【研究代表者】</b>  鬼柳善明 北海道大学教授  (大学院工学研究科量子理工学専攻)</p> 				
<p><b>【研究概要】</b>  エネルギーの長期的確保を可能とする革新的原子力システムの開発では、経済性、安全性、環境負荷軽減等の観点から、微量ではあるものの使用済燃料に含まれるネプツニウム、アメリシウム、キュリウムなどの半減期の長いマイナーアクチノイド（MA）と呼ばれる放射性物質も取り出して、中性子との核反応により燃焼させることのできる高速炉システム技術が有望です。このような原子炉の炉心設計や安全性評価のためには、MAの高精度な核データ、特に中性子との核反応データが必要です。  本研究では、大強度陽子加速器施設（J-PARC）の世界最高強度パルス中性子源に中性子核反応実験装置を製作・設置して、MAなどの放射性物質の中性子捕獲断面積測定を行いました。世界的に見てもデータのなかった低エネルギー領域（20 eV以下）でのキュリウム同位体データなどの取得に成功しました。また、原子炉設計感度解析システムも完成させることができ、今後の実炉の設計への貢献が期待されます。</p>				
<p><b>【抱負】</b>  中性子捕獲断面積などの測定から、断面積データを用いた原子炉設計感度解析に至るまで一貫したシステムの構築を行なうことができ、今後の新型炉の設計へ貢献できるベースができました。新型炉に必要な中性子断面積データは、まだまだ実験的検証が必要なものがあり、それらの測定を引き続き進めて行き、持続的社会的の実現に貢献したいと思います。</p>				



図1 J-PARC 物質・生命科学実験施設に設置した中性子核反応測定装置

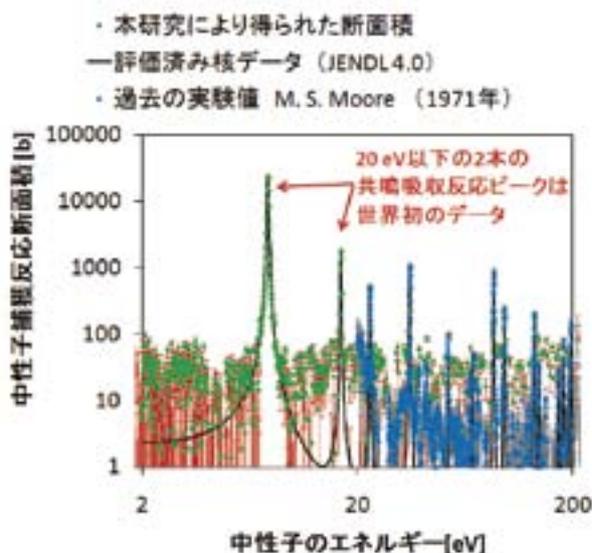


図2 世界で初めて加速器中性子源で測られた  $^{244}\text{Cm}$  の中性子捕獲断面積 (緑色の点は本研究の実験値)

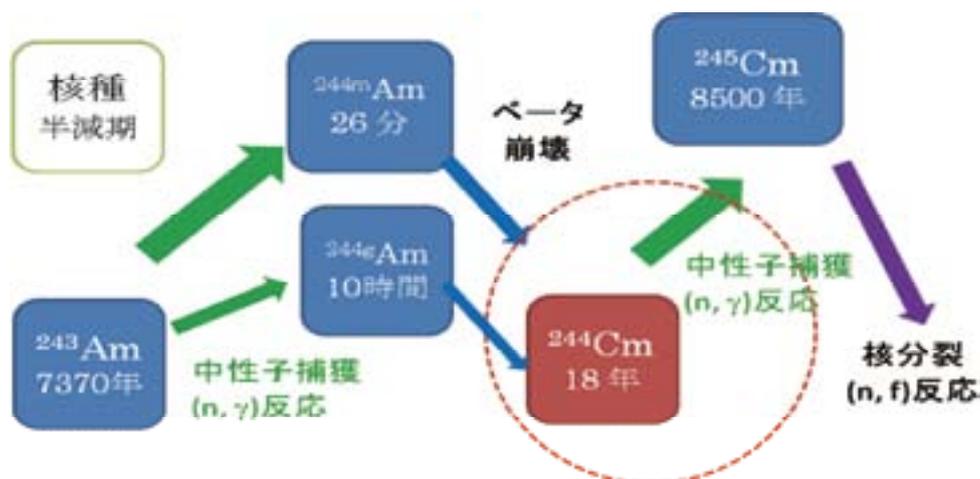


図3 MAリサイクルに関係した核変換の様子

□の中は核種とその核の数が半分になるまでの時間 (半減期) です。MAのリサイクルにおいて使用済燃料の崩壊熱の増加をもたらす  $^{244}\text{Cm}$  の消滅量を決定する  $^{244}\text{Cm}$  の中性子捕獲断面積の精度向上に寄与しています。

代表的な  
特許、論文、受賞

- 1) K. Kino et. al., Measurement of energy spectra and spatial distributions of neutron beams provided by the ANNRI beam line for capture cross-section measurements at the J-PARC/MLF, to be published in Nucl. Instr. and Meth.
- 2) S. Goko et.al., Measurement of Neutron Capture Cross Section Ratios of  $^{244}\text{Cm}$  using NNRI, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 47, No.12, pp.1097-1100 (2010).
- 3) M. Igashira, Y. Kiyonagi M. Oshima, Nuclear data study at J-PARC BL04, Nucl. Inst. and Meth., A 600, pp.332-334 (2009).

課題名	原子炉システム高効率化に向けた高耐食性スーパーODS 鋼の開発		
参画機関	京都大学 コベルコ科研 名古屋大学 日本原子力研究開発機構 物質・材料研究機構 北海道大学		
事業規模	期間	平成17～21年度	総額 1,426百万円
<b>【研究代表者】</b> 木村晃彦 京都大学教授 (エネルギー理工学研究所)			
<b>【研究概要】</b> 燃料被覆管は核燃料や核分裂生成物が漏出しないよう封じ込めるための容器で、原子炉の安全性を高める多重防護手段の一つになっています。 高速炉用燃料被覆管は核分裂反応による高温や強い放射線に加え、ナトリウムなどの冷却材による腐食など、軽水炉以上に過酷な環境にさらされます。このため、被覆管材料への要件は厳しく、材料寿命の点で現行材料は実用炉への適用に限界があるとされています。材料要件の中でも、高温高強度、耐食性、耐照射性が特に重要で、その全てを満たす材料は現在存在していません。例えば、オーステナイト系ステンレス鋼は耐食性と高温強度に優れていますが、耐照射性に欠けています。一方、マルテンサイト系の酸化物分散強化（ODS）鋼は、高温強度と耐照射性には優れていますが、耐食性に課題が残っています。 そこで、本研究では、クロム量を増大させ、アルミニウムなどの金属元素を添加することにより耐食性を飛躍的に向上させた「スーパーODS鋼」の開発を目指しました。金属元素の添加と原子サイズ・結晶粒サイズでの材料組織制御技術などにより、耐照射性はもとより高温強度も更に高め、耐食性も優れた3拍子揃った革新的な燃料被覆管材料の開発に世界で初めて成功しました。			
<b>【抱負】</b> 原子炉材料として最も重要な耐照射性能を持つ、革新的な原子炉材料ができあがったと自負しています。この材料を実用化するためには、大量生産技術開発、接合技術開発や原子炉内での実証試験が残されています。「スーパーODS鋼」が実用化され、燃料被覆管の高燃焼度化が可能になれば、実用高速炉の経済性が格段に向上し、高効率で安全な原子力エネルギー利用が可能になるとともに、CO <sub>2</sub> 排出量の削減に大きく貢献すると期待されます。非原子力分野への応用例も多岐にわたり、まさに「夢のスーパー材料」ですね。			

高速炉の高効率・安全運転に不可欠な高燃焼度対応型の革新的な燃料被覆管材料「スーパーODS 鋼」を開発しました。主な性能を従来材料と比較して図1に示します。図2はスーパーODS 鋼開発の位置づけを示しています。

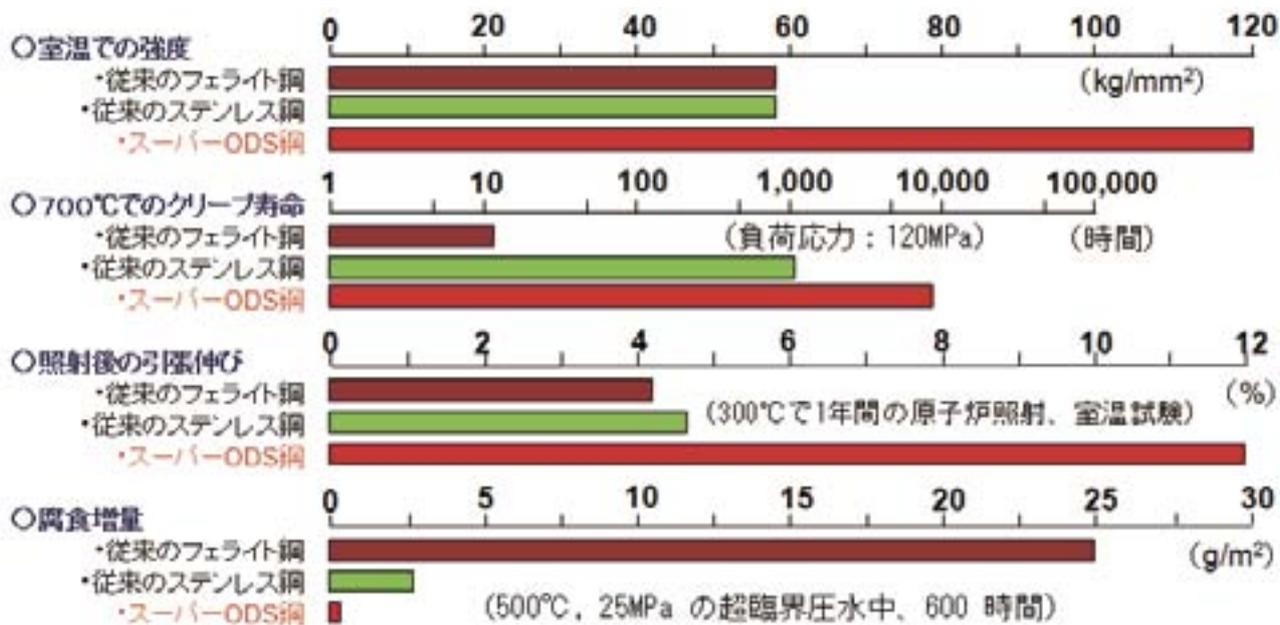


図1：スーパーODS 鋼と従来材料との主な性能の比較



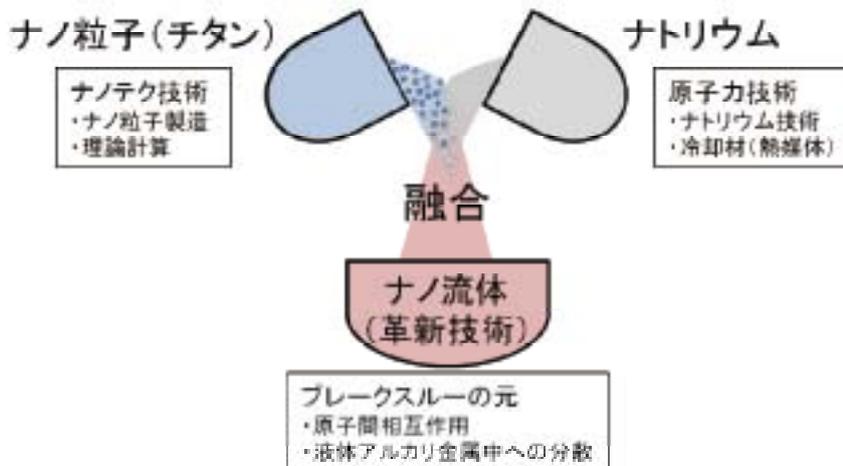
図2：開発したスーパーODS 鋼の位置づけ

代表的な特許、論文、受賞

- 1) 特許 スーパーODS 鋼 エネルギー理工学研究所 木村晃彦他、6名 H20年9月12日 整理番号2158 国
- 2) A. Kimura, et al., "Super ODS steels R&D for cladding of highly efficient nuclear plants", ICAPP 2007, "The Nuclear Renaissance at Work" 4 (2008) 2148-2154
- 3) I. Jerome et al., Effects of Aluminum on the Corrosion Behavior of 16%Cr ODS Ferritic Steels in a Nitric Acid Solution, J.Nucl. Sci. Tech., Vol.48, No.2
- 4) P. Dou, A. Kimura, et al., "Polymorphic and coherency transition of Y-Al complex oxide particles with extrusion temperature in an Al-alloyed high-Cr oxide dispersion strengthened ferritic steel, Acta Materialia, in press.

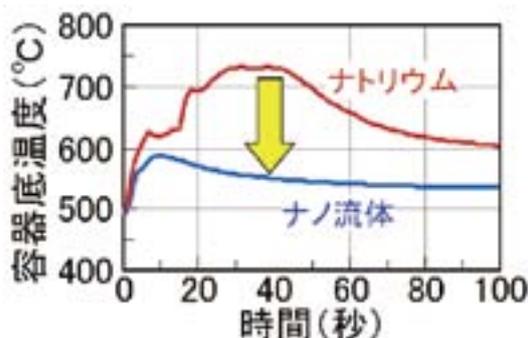
課題名	ナノテクノロジーによるナトリウムの化学的活性度抑制技術の開発			
参画機関	九州大学 日本原子力研究開発機構 北海道大学 三菱重工業 三菱FBRシステムズ			
事業規模	期間	平成17～21年度	総額	1,455百万円
<p><b>【研究代表者】</b>  荒 邦章 日本原子力研究開発機構  計測技術開発グループ グループリーダー</p> 				
<p><b>【研究概要】</b>  高速増殖炉では、原子炉で発生した熱を取り出すための媒体（冷却材）として液体金属ナトリウムを使用しています。ナトリウムは熱の伝え易さが水の100倍もあること、800℃を超える高温になるまで沸騰しないことなど、冷却材としての優れた性質を持っていますが、一方で空気（酸素）や水に触れると激しく反応するという欠点も有しています。もし、金属ナトリウムの化学的活性度を抑制することができれば、潜在的な危険性を低減でき、シンプルで安全、安心なシステムが実現できます。  金属ナトリウム中にナノメートル（10億分の1メートル）サイズの金属粒子を分散させると、このナノ粒子表面原子とナトリウム原子の間で相互作用が生じます。本研究では、この原子間相互作用に着目して化学的活性の抑制にチャレンジしました。研究の結果、化学的活性の抑制に寄与する原子間相互作用を突き止め、それに適合する金属ナトリウムへのナノ粒子分散を実現するとともに、冷却材特性を損なうことなく酸素や水との反応速度の緩和や反応熱量の低減効果があることを実証しました。  創出した革新技术により、安全で社会受容性の高い高速増殖炉の実現に期待が膨らみます。</p> <p><b>【抱負】</b>  原子力分野の技術と先端分野のナノテクノロジーの融合により、従来では想像も出来なかった技術が創出され、原子力技術開発のブレークスルーを図ろうとしています。また、領域を超えて、基礎から設計に至る多くの分野の人たちが融合する仕組みが有効に機能しており、今後、さらに研究を推進することにより、ナトリウムの使用による課題を解決し、シンプルでわかり易い高速増殖炉システムの実現に貢献したいと思います。</p>				

## 1. ナノ粒子分散ナトリウム（ナノ流体）の製法



## 2. ナノ流体による不活性化

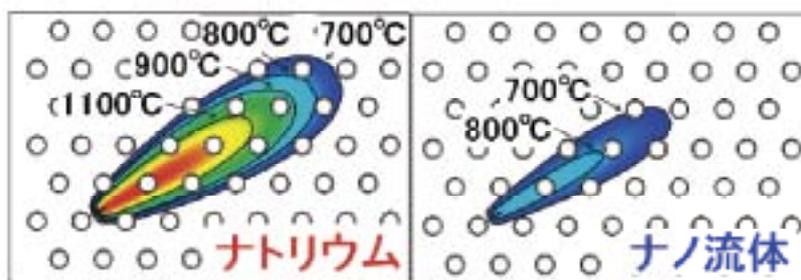
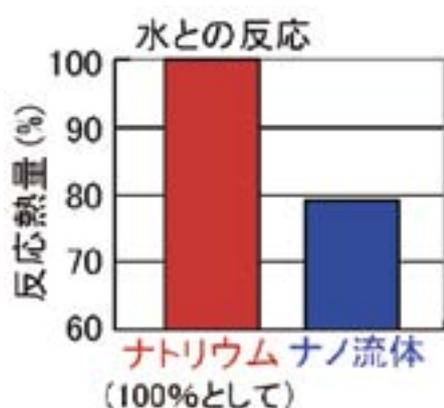
## ① 空気（大気）との反応



ナノ流体はナトリウムに比べ、燃焼時の温度が高くないため、床ライナ（鉄製）や周囲の機器への熱影響を小さくできます。

## ② 水との反応

蒸気発生器内での水との反応時の温度分布（解析）

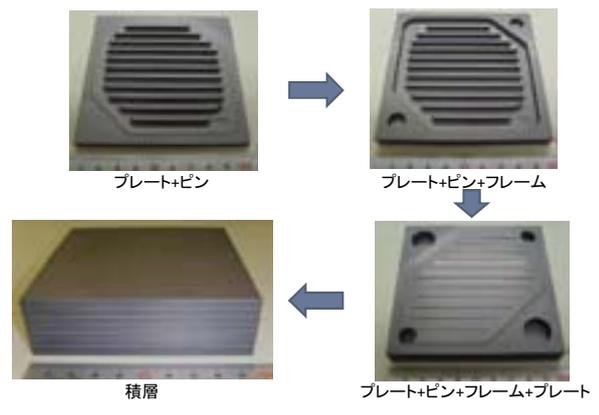


破損した伝熱管より噴出する水との反応による発熱量が抑制されることにより、蒸気発生器内の伝熱管の破損を小さくできます。

代表的な  
特許、論文、受賞

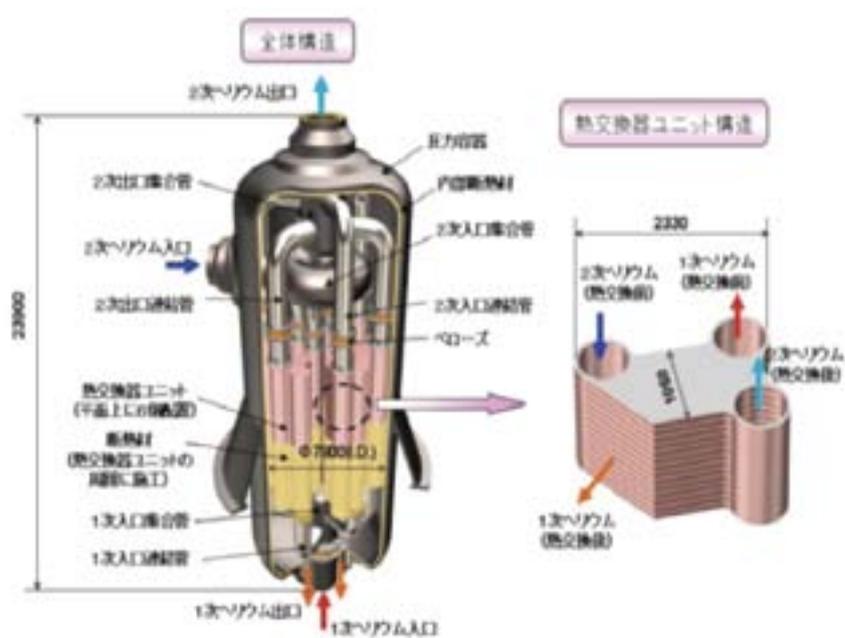
- 1) K. Ara, K. Sugiyama, H. Kitagawa, M. Nagai and N. Yoshioka, "Study on Chemical Reactivity Control of Sodium by Suspended Nanoparticles I", J. Nucl. Sci. Technol., 47, 1165-1170 (2010).
- 2) K. Ara, K. Sugiyama, H. Kitagawa, M. Nagai and N. Yoshioka, "Study on Chemical Reactivity Control of Sodium by Suspended Nanoparticles II", J. Nucl. Sci. Technol., 47, 1171-1181 (2010).
- 3) 特願 2010-41414, 「ナノ粒子製造装置及びナノ粒子製造方法」出願人：原子力機構、三菱重工業㈱
- 4) 特願 2010-44382, 「ナノ粒子分散液体アルカリ金属およびその製造方法」出願人：原子力機構、三菱重工業㈱

課題名	先進複合材コンパクト中間熱交換器の技術開発		
参画機関	京都大学 日本原子力研究開発機構 三菱重工業		
事業規模	期間	平成17～21年度	総額 644百万円
<b>【研究代表者】</b>			
小西 哲之 京都大学教授 (エネルギー理工学研究所)			
<b>【研究概要】</b>			
<p>原子力が気候変動リスクに代表される地球環境問題に对应するためには、エネルギーとしての可能性を飛躍的に高め、化石燃料を代替する必要があります。そのためには、これまでの原子力ではできなかった超高温での熱利用技術も重要です。</p> <p>本研究では、繊維強化セラミックス複合材を新たに開発し、900℃以上で使えるコンパクトな熱交換器を世界で初めて開発しました。この熱交換器は高温ガス炉の炉心から取り出すヘリウムの熱を様々な熱媒体に伝え、加圧水型原子炉（PWR）のような間接サイクル発電をはじめ、多様な熱利用を可能とします。</p> <p>繊維強化セラミックス複合材は、金属材料よりも高温高強度で、放射性物質の閉じ込め能力も優れています。また、切削や接合により大型で複雑な構造の物も造ることができます。仮に亀裂が生じても繊維の効果で壊れにくく、また、使用中でも健全性の確認や補修ができることも確認しました。</p> <p>本熱交換器の開発により、液体金属や超臨界二酸化炭素など様々な熱媒体を使った熱利用も可能となり、原子力の熱利用の可能性が大きく広がりました。</p>			
<b>【抱負】</b>			
<p>原子力エネルギーは、ベースロードといわれる電力だけではなく、様々な熱を有効に使って石炭や石油など化石燃料を代替することで、二酸化炭素の放出を抑え、地球環境問題に有効に答えることができます。発展途上国も含めた地球規模でのエネルギー環境問題に对应し、原子力を有効に使ったリサイクル社会を構築するために、エネルギー科学のパラダイムを変えることが狙いです。</p>			



セラミック複合材による熱交換器構造の製作手順。複雑な流路を板材の多層接合で構成しました。

熱交換器試験ループ(左上)と試験体(左下)、ループに組み込んだ所(右上)と計算モデル(右下)



高温ガス炉用フルスケールの熱交換器設計

代表的な特許、論文、受賞

- 1) 日本原子力学会 07 年秋の大会 先進複合材コンパクト中間熱交換器の技術開発(1) 開発計画の概要 小西他
- 2) 34th International Conference and Exposition on Advanced Ceramics and Composites organized by the American Ceramic Society and the American Ceramic Society's Engineering Ceramics Division (34th ICCAC), Assembly Technique for SiC/SiC Composite Compact Intermediate Heat Exchanger Utilizing NITE Process, T. Hinoki, Jan 2010
- 3) 日本原子力学会 10 年秋の大会 先進複合材コンパクト中間熱交換器の技術開発(15) 研究開発成果の概要 小西他
- 4) The 7th International Symposium on Fusion Nuclear Technology, Development on Compact Intermediate Heat Exchanger Using Advanced Composite Material, Y. Yamamoto, Oct. 2010

課題名	高速炉実機未臨界状態の反応度フィードバック精密測定技術の開発			
参画機関	会津大学 日本原子力研究開発機構 名古屋大学			
事業規模	期間	平成19～22年度	総額	248百万円
<p><b>【研究代表者】</b>          岡嶋 成晃 日本原子力研究開発機構          原子力基礎工学研究部門 上級研究主席</p>				
				
<p><b>【研究概要】</b>          高速炉において反応度フィードバック要因等の核的諸特性を把握することは、安全評価の要です。高速炉が大型化の傾向にある現在、その精密測定には、従来型の開発シナリオでは実炉とは別に大型臨界実験装置によるフルスケール規模のモックアップ試験が必要となり、巨額の研究開発資金が必要になります。そこで、実機での原子炉起動前炉物理試験の「未臨界状態で実施できる反応度変化測定技術」として、修正中性子源増倍法(MSM法)を基本に炉雑音計測法と複合(シンセシス)し、かつ解析による斬新な補正方法を統合(シンセシス)した中性子源増倍法(「シンセシス中性子源増倍法」と呼ぶ)を開発し、高速炉臨界実験装置(FCA)を用いてその技術の適用性を実証するとともに、その技術に基づく実機の計測システムを提案しました。この未臨界状態において臨界法と同程度の精度で反応度特性を把握する技術を開発し、実機初号機の初回炉物理試験に適用することによって、大型高速炉開発費の大幅な低減を図って、開発の隘路を解決することを目指しました。</p>				
<p><b>【その後の取り組み】</b>          開発した測定技術における測定精度については、臨界法による結果とほぼ比肩し得る程度で達成できる目処がありますが、いくつかの解決すべき課題も明らかになりました。開発した測定技術を確固とするためには、その課題を解決することや測定精度を向上するために検出器の開発などのさらなる発展的研究が必要です。また、実機での適用性検証も必要です。現在、これらの実施に向けて、検討を開始しています。</p>				

表 1 100MWe~1500MWe 出力を想定した高速炉における反応度変化に関する検討結果

Condition	Reactivity change (% $\Delta k/k'$ )			
	100MWe	300MWe	750MWe	1500MWe
Temperature change <sup>(a)</sup>	-0.30	-0.30	-0.24	-0.25
Control rod withdrawal	2.9	0.5-0.6	0.5-0.8	0.1-1.2
Fuel S/A withdrawal	-0.5 to -1.2	-0.1 to -0.2	-0.02 to -0.1	-0.03 to -0.05

(a) Temperature change from 200°C to 350°C

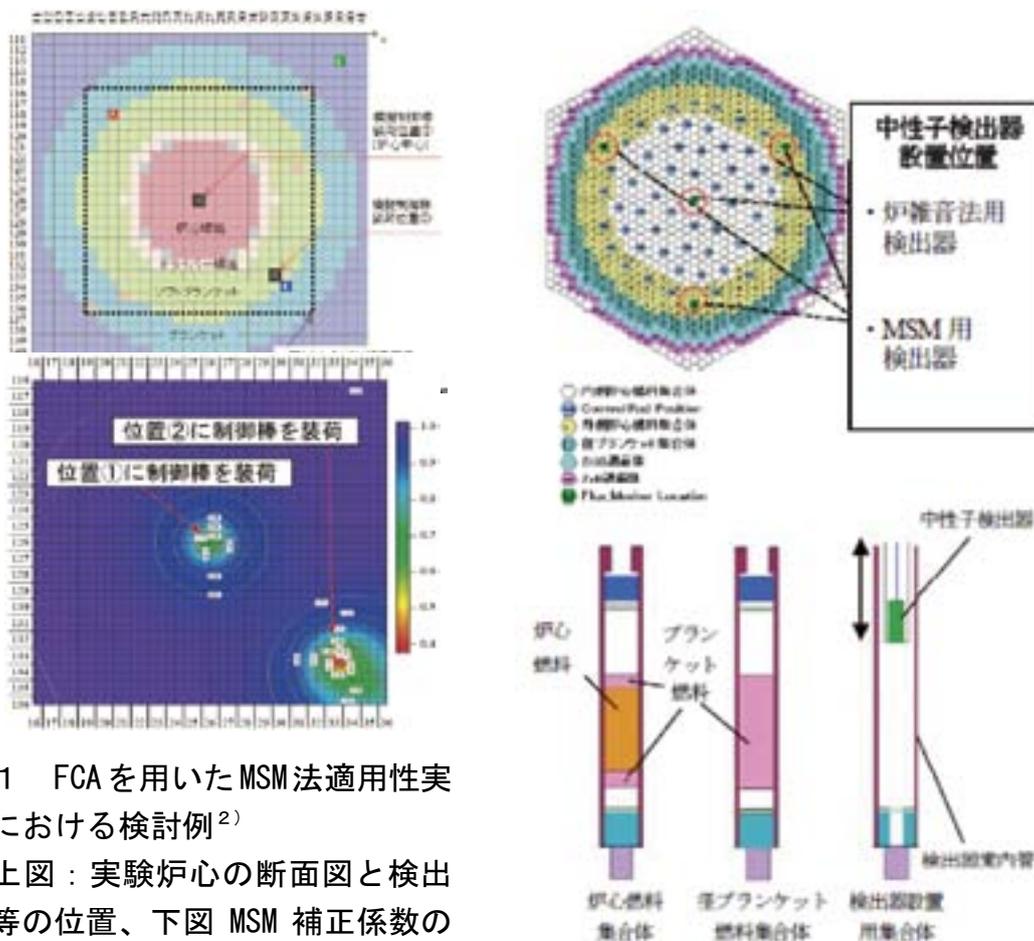


図 1 FCA を用いた MSM 法適用性実験における検討例<sup>2)</sup>

(上図：実験炉心の断面図と検出器等の位置、下図 MSM 補正係数の分布)

図 2 1500MWe 級想定高速炉の炉心配置と検出器設置位置<sup>2)</sup>

代表的な特許、論文、受賞

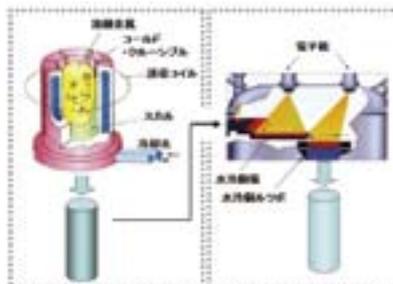
- 【1】 A. Kitano et al., "Development of Reactivity Feedback Effect Measurement Techniques under Sub-critical Condition in Fast Reactors," PHYSOR 2012 (Knoxville, USA, 2012)
- 2) 岡嶋成晃、他：「高速炉実機未臨界状態で行う反応度フィードバック精密測定技術の開発（その 2）」N22 ~N26、日本原子力学会秋の大会（2011 年 9 月、北九州）
- 3) K. Sugawara, Y. Yamane et al., "Subcriticality Estimation of Large FBR by the Detectable Multiplication Factor kdet," 2009 ANS Winter Meeting (USA, 2009)

課題名	第三世代耐照射性オーステナイト合金の研究開発		
参画機関	神戸製鋼所 日本原子力研究開発機構		
事業規模	期間	平成20～22年度	総額
			306百万円
<p><b>【研究代表者】</b>  能浦 毅 神戸製鋼所  資源・エンジニアリング事業部門  原子力・CWD 本部 技術部 担当部長</p> 			
<p><b>【研究概要】</b>  本研究では、液体金属Na冷却の実用高速炉に適用できる WSi系 Ni基 EHP合金の燃料被覆管の開発に取り組みました。  本合金は、高純度（Extra-High-Purity）溶製技術を適用して、粒界偏析する主要不純物を100ppm以下に除去することにより、高温時効に伴う脆化を抑制することができるとともに、シリサイド相の分散析出強化により、高温での熱力学的安定性が高く、長時間側の高温クリープ強度を高水準で保持出来ることもわかりました。また、粒界脆化やヘリウム脆性も生じず、優れた耐照射性が確認されました。更に、大気酸化及び水や硝酸等の水溶液環境の耐食性試験において本合金は優れた耐食性を示し、核燃料サイクル工程への適用性の観点では、FaCT 候補材の ODS 鋼よりも有利であることが判明しました。</p> <p>一方、被覆管製造技術の観点からも、EHP 溶製技術の適用により凝固割れ感受性が大幅に低減され、長さ 3.8m、外径;10.4±0.1mm、肉厚;0.70±0.05mm(偏肉&lt;10%)の実機相当被覆管を試作することができました。端栓溶接については、共材を用いたレーザー溶接の適用性を確認できました。</p> <p>上記の成果は、実用高速炉開発の成否を左右する燃料被覆管技術として、現行候補材の課題を払拭し、炉心や核燃料サイクル工程の成立性の見通しを高めた革新技术開発成果と思っております。</p> <p><b>【その後の取り組み】</b>  今後の課題としては、まず、実炉中性子照射試験として、被覆管材料の耐照射性評価試験、燃料ピン照射試験、さらに小型バンドルを用いた燃料集合体規模の照射試験を段階的に実施することが必要です。また、実用製造技術として、WSi系 EHP合金の開発材を用いた商用規模の燃料被覆管の製管技術と燃料棒としての長期信頼性の確証試験が不可欠です。更には、ラップ管、ラッピングワイヤ等の構成部材に適用する高延性の安定オーステナイト(γ)系 EHP ステンレス合金の材料物性や機械的特性の評価等を含めて、燃料集合体の最適設計を行い、実規模のモックアップによる成立性の総合評価が必要と考えています。</p>			

合金設計(他の合金との対比)													表示: wt%(*はppm)	
材料名	Fe	Cr	Ni	Mo	W	Si	Al,Ti	B*	C*	O*	N*	P*	S*	
WSi系EHP	Bal.	25.2	43.5	—	10.4	2.6	—	—	23	<5	<5	<5	<5	
γ系EHP	Bal.	24.8	43.0	—	—	0.3	3.0	—	25	<5	<5	<5	<5	
PE16	Bal.	16.3	43.5	3.3	—	0.5	3.0	50	600	—	—	—	—	
PNC316	Bal.	16	14	2.5	—	0.7	0.2(Ti,Nb)	40	500	—	—	250	<300	
9Cr-ODS	Bal.	9.0	0.01	—	2.0	0.05	0.2/Ti,0.27Y	—	1500	1900	120	<50	<30	

EHP合金の製造法

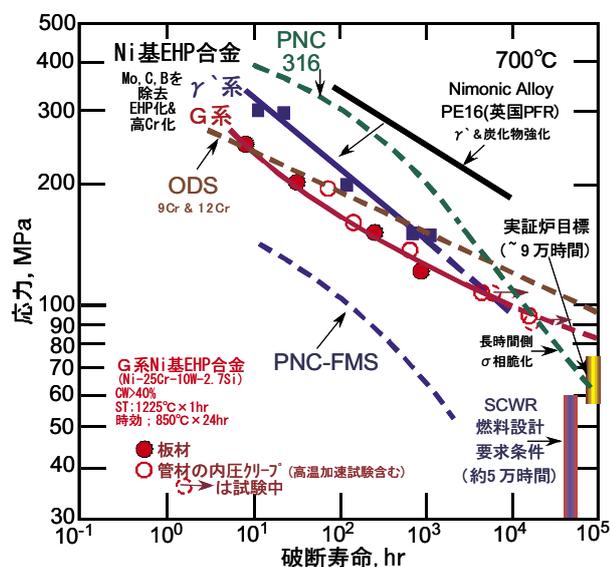
コールドクルーシブル誘導溶解 (CCIM)      電子ビーム溶解 (EB)



WSi系EHP合金製3.8m試作管の外観  
 外径: 10.4±0.1mm  
 肉厚: 0.70±0.05mm (偏肉<10%)

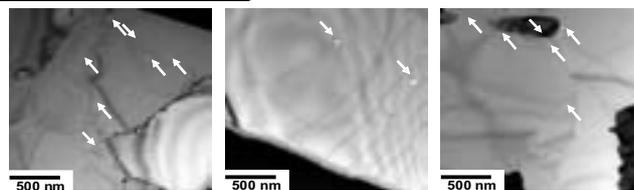


クリープ試験結果



イオン照射試験結果

700°C照射(250dpa, 250appmHe)



PE16      γ系EHP合金      WSi系EHP合金  
 スウエリング量0.05%以下      スウエリング量0.05%以下      スウエリング量0.01%以下

耐食性試験結果

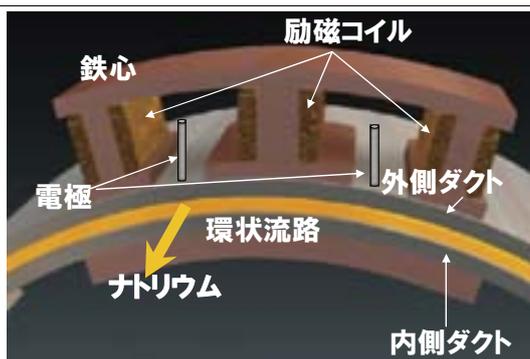
	装荷前大気中保管	使用済燃料水保管	湿式再処理の溶解工程
基礎評価試験	大気中酸化	浸漬腐食試験 (Strauss条件)	Huey
WSi系EHP	4.5 g/m <sup>2</sup>	0.03 g/m <sup>2</sup> ·hr	1~2 g/m <sup>2</sup> ·hr
γ系EHP	7.0 g/m <sup>2</sup>	0.06 g/m <sup>2</sup> ·hr	4~5 g/m <sup>2</sup> ·hr
ODS	—	溶出	溶出

代表的な特許、論文、受賞など

論文: G.H. Kim, K. Shiba, T. Sawai, I. Ioka, K. Kiuchi, "Irradiation behavior of precipitation hardened Ni-base super-alloys with EHP grade under multi-ion irradiation", MRS Online Proceedings Library (Part of Cambridge Journals Online) (Vol.1298, 1).

特許: 出願番号: 特願2010-266047  
 の名称: 析出強化型Ni基耐熱合金およびその製造方法

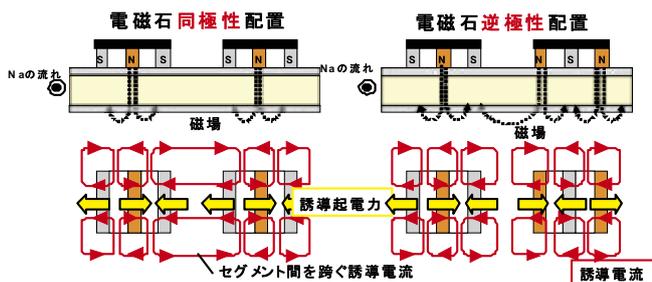
課題名	流量拡張性に優れ苛酷環境に適用する電磁流量計に関する研究開発		
参画機関	大阪大学 東芝 日本原子力研究開発機構		
事業規模	期間	平成20～22年度	総額 290百万円
<b>【研究代表者】</b> 大田 裕之 東芝 原子力開発設計部 部長			
<b>【研究概要】</b> <p>ナトリウム冷却高速炉においては、電磁流量計を配管の外側に設置してナトリウム流量を計測することが一般的です。しかし、高速炉実用化にあたって、プラントの大型化に伴いナトリウム流量が多くなるとその流量計の校正設備も大掛かりなものとなってしまいます。また、タンク型炉ではそもそも1次系に配管が無く、原子炉内の温度・放射線環境が厳しいという課題があります。</p> <p>本研究では、まずプラントに整った流れが期待できる環状ナトリウム流路があることに着目しました。そこに、複数（例えば6台）の電磁流量計を60度ずつ設置するという全く新しいアイデアを考えました。6台の流量計がお互いに独立していれば、環状流路を流れるナトリウム流量はその合計値となります。さらに、流量計のナトリウム実流校正設備の大きさが1/6になるというメリットが生じることとなります。耐熱・耐放射線性については当社がこれまで開発してきた無機絶縁の電磁石を採用することにしました。</p> <p>個々の電磁流量計に独立性を持たせる仕組みを見つけることがこの開発のポイントでした。このため、電磁場と流体場の相互作用をモデル化した3次元電磁流体解析を行い、隣同士の電磁石極性を逆にすることでナトリウム中に発生する誘導電流を消せることを見出し、この問題を解決できる見通しを得ました。上記を踏まえて電磁流量計試験体を試作し、ナトリウム試験により流速に応じて一意に対応した出力電圧が得られる事を確認できました。以上により環状流路用の電磁流量計の成立性を実証することができ、所期の目標を達成できました。</p>			
<b>【その後の取り組み】</b> 高速炉の炉内でも使用可能な環状電磁流量計の成立性を確認できたことから、東芝が開発している小型高速炉4S(Super-Safe, Small and Simple)における1次主循環系の流量計として採用します。また、2010年代後半には実用化していくことを考えています。			



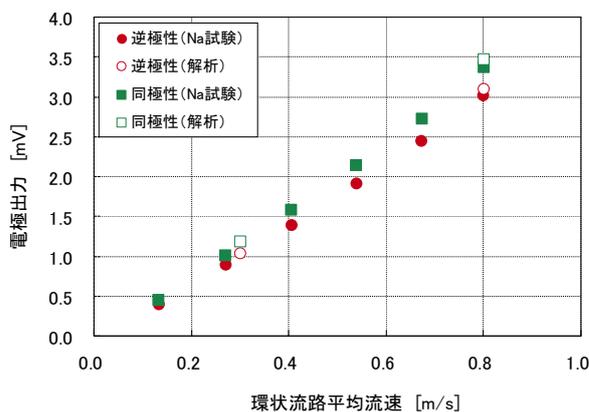
1) 新型電磁流量計概念図



2) 電磁流量計外観



3) 隣接電磁石の極性による誘導電流の違い



4) 電磁流量計ナトリウム試験結果と解析結果の比較

代表的な特許、論文受賞など

- 1) 流量拡張性に優れ苛酷環境に適用する電磁流量計に関する研究開発 東芝 浅田他 原子力学会「2010年秋の大会」
- 2) 流量拡張性に優れ苛酷環境に適用する電磁流量計に関する研究開発 検討 JAEA 平林他 原子力学会「2010年秋の大会」
- 3) 流量拡張性に優れ苛酷環境に適用する電磁流量計に関する研究開発 解析精度評価- 東芝 浅田他 「2011年秋の大会」
- 4) 特願 2010-192718 電磁流量計測システム及びその校正方法
- 5) 特願 2011-68879 電磁流量計、電磁流量計測システム及び方法

- (1) セグメント流量計における実流校正誤差低減手法
- (2) 電磁流量計との比較計測用流速計測システムの検討 -電磁流体解析を用いた電磁流量計特性評価および解析精度評価-

課題名	高速系革新炉の成立性に影響する核データの新規測定技術開発			
参画機関	日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成21～23年度	総額	271百万円
<p><b>【研究代表者】</b></p> <p>千葉 敏 日本原子力研究開発機構  先端基礎研究センター 研究主席  (現) 東京工業大学教授 (原子炉工学研究所)</p> 				
<p><b>【研究概要】</b></p> <p>原子力は中性子が媒介する核反応の連鎖を利用してエネルギーを取り出すと共に核燃料の増殖や反応度の制御を行う技術です。従ってその最も根幹となる原子核反応の定量的な把握は原子力のコア技術として今でも重要な意義を持っています。今後の原子力は資源の有効利用と廃棄物の低減のため、高燃焼度化やリサイクル燃料の使用が想定されていて、必然的にマイナーアクチノイドや核分裂生成物などの放射性原子核が多く発生しシステムの特性に強く関与すると共にその処理が社会問題となります。また福島で発生した熔融燃料中の放射性物質量の推定にもこのような原子核の反応特性把握が必要です。しかしこれらの原子核の中性子断面積の直接測定は遂行が困難です。そこで、私たちは利用可能な標的核に対する多核子移行反応を用いて間接的にそれを実現する方法（代理反応）を提案し、測定装置の開発と理論の構築、データ取得を行いました。私たちの方法の特徴は入射粒子として<math>^{18}\text{O}</math>という重いイオンを使うことです。</p> <p>実験的にも理論的にも困難を伴いましたが、これによって多くの原子核の中性子反応特性を一度に決定する可能性が拓けました。また、私たちが構築した理論は、先行して同様な研究を始めていた欧米グループが直面していた捕獲断面積測定の問題点を解決するものであり、今年3月にニューヨークであった核データ国際会議の発表後、反響を呼びました。</p>				
<p><b>【その後の取り組み】</b></p> <p>重イオンを用いる代理反応はまだ研究の端緒にすぎたばかりです。今後、さらに研鑽を積んで世界に誇ることでできる技術として確立したいと考えています。また、この方法は宇宙での元素合成研究にも適用可能です。原子力システム研究開発事業は支給される予算規模が大きく、これまでできなかった研究を遂行できる大きなチャンスを与えてくれました。皆さんも応募されて、自分の夢を実現してみたいはいかがでしょうか？</p>				

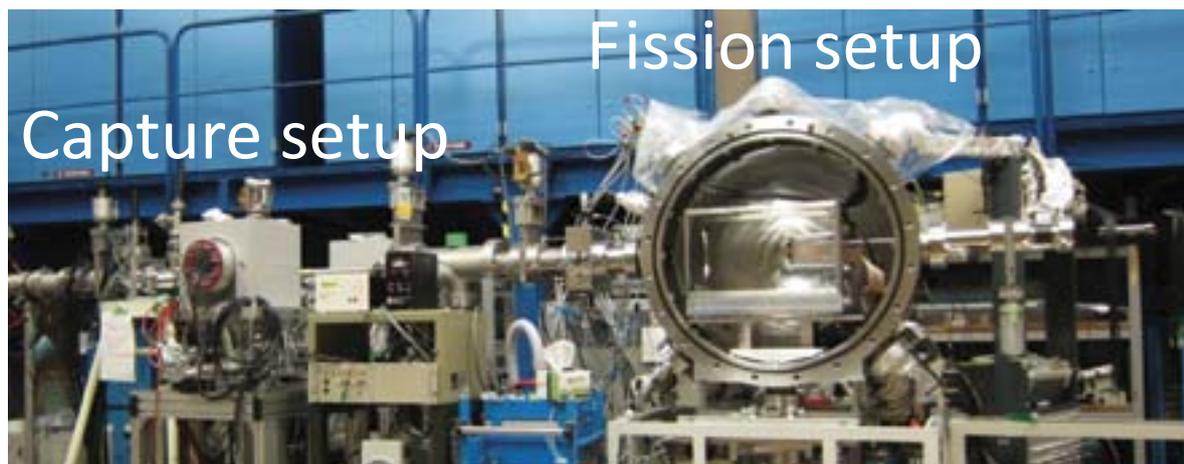


図1 本事業において開発し、原子力機構原子力科学研究所（東海）タンデム加速器施設に設置した代理反応測定装置：中性子捕獲反応断面積測定装置 (Capture setup) 及び核分裂断面積測定装置 (Fission setup)。それぞれが放出される粒子を識別する荷電粒子検出器（シリコン $\Delta E-E$  検出器）を有し、Capture setup には世界最大級の  $\text{LaBr}_3(\text{Ce})$  シンチレータ2個、Fission setup には核分裂片測定用の多芯線比例計数管4台が配置されています。

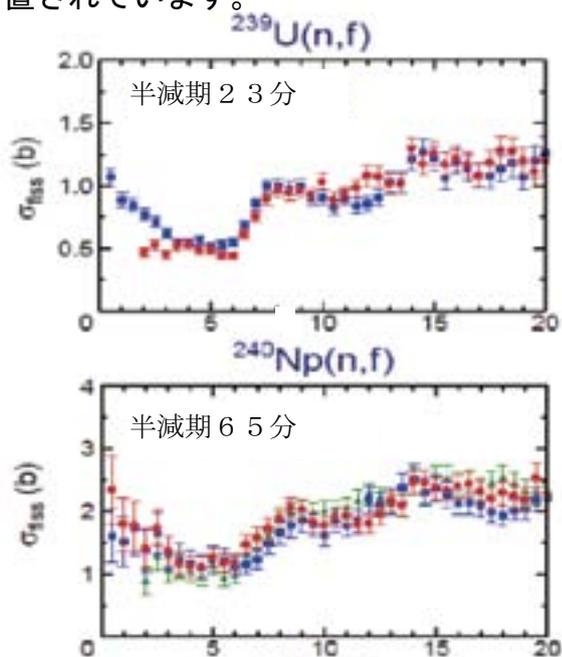


図2  $^{238}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$  を標的として、 $^{18}\text{O}$  を入射粒子として行った代理反応実験から導出した U、Np 領域の短寿命原子核の核分裂断面積（予備的結果）。

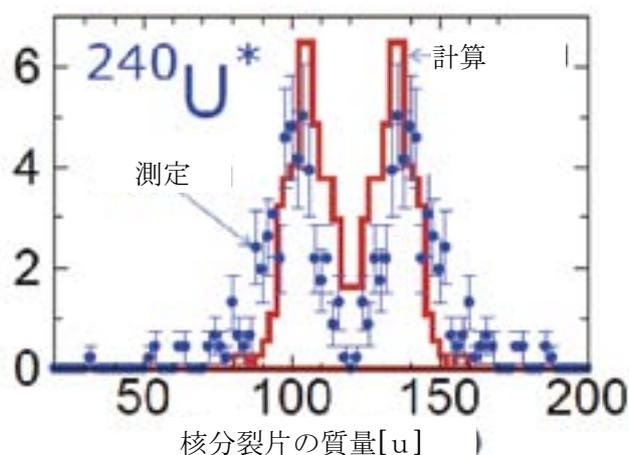


図3  $^{240}\text{U}$  が核分裂した際の核分裂生成物の質量数分布。青丸が代理反応の結果で  $^{239}\text{U}+n$  反応に相当。赤のヒストグラムは本事業で開発した動的なモデルによる計算値で現在も更なる精度向上を求めて改良中です。

代表的な  
特許、論文  
受賞など

【発表論文】

- 1) S. Chiba and O. Iwamoto, 'Verification of the surrogate ratio method', Phys. Rev. C 81, 044604 (2010).
- 2) Y. Aritomo, S. Chiba and K. Nishio, 'Dynamical model of surrogate reactions', Phys. Rev. C 84, 024602(2011).

【受賞】

- 1) 『代理反応の理論研究』、代理反応の理論的研究チーム、平成24年日本原子力学会核データ部会学術賞

課題名	EBR-II 廃材を用いた高速炉構造材健全性評価に関する研究開発			
参画機関	原子燃料工業 原子力エンジニアリング 東京大学			
事業規模	期間	平成21～23年度	総額	275百万円
<p><b>【研究代表者】</b></p> <p>沖田 泰良 東京大学准教授（人工物工学研究センター）</p> 				
<p><b>【研究概要】</b></p> <p>本研究開発の最も大きな特徴として、米国高速実験炉 EBR-II (<u>E</u>xperimental <u>B</u>reeder <u>R</u>eactor)の反射体として実際にナトリウム環境下で使用されたオーステナイト鋼ブロック材を用い様々な実験を行ったことが挙げられます。これにより、極めて低い照射量から空孔が3次元的に集合したボイドを形成すること、それに伴い炉容器に相当する箇所においても材料の体積変化が生じることが明らかとなりました。また、このブロック材に対して超音波試験を行い、電子顕微鏡観察結果と比較することによって、中性子照射環境下で発生するボイドや析出物等のミクロな材質変化を非破壊的に検出する手法構築に始めて成功しました。更に、新しいシミュレーションを併用することによって、合金系での材料挙動、劣化の時間進展モデルなど、これまでは困難であった計算方法を開発しました。</p> <p>これらにより、ナトリウム冷却高速増殖炉での炉内構造材料であるオーステナイト鋼の照射劣化を適切に把握・予測する技術を総合的に構築しました。</p>				
<p><b>【その後の取り組み】</b></p> <p>本研究で構築した非破壊検査技術は、ナトリウム冷却高速増殖炉のみならず、様々な環境における中性子照射下ミクロ組織変化の検出に発展することが期待されます。現在、国際特許申請中であり、取得後は他型原子炉構造材料の検査に展開することを計画しています。また、数値計算の効率化を図り、原子力プラント運転期間と同程度の時間スケールにおける劣化進展を予測する技術に発展させました。</p> <p>これらの技術等により、供用期間ではなく、構造材料の劣化進行具合によって、原子力プラントの寿命が判断されることを期待しております。</p>				

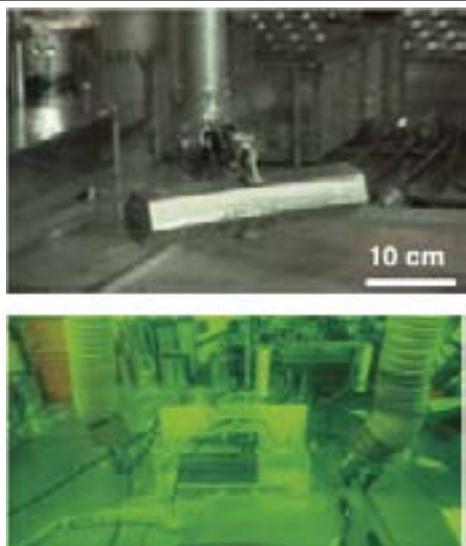


図1. (上) 本研究で使用したブロック材, (下) ホットセル試験

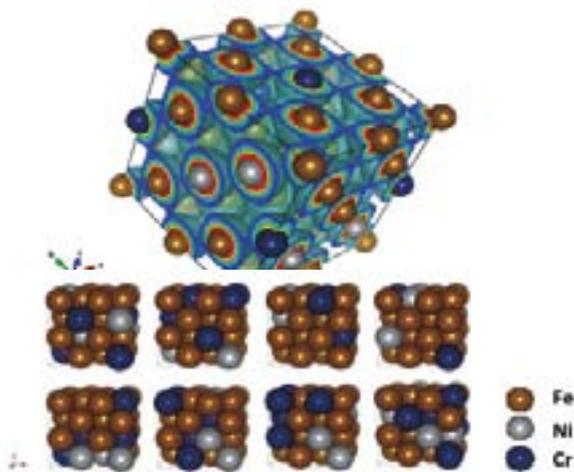


図2. オーステナイト鋼を模擬した第一原理計算 (上) 電子密度分布, (下) 多数回の構造緩和計算

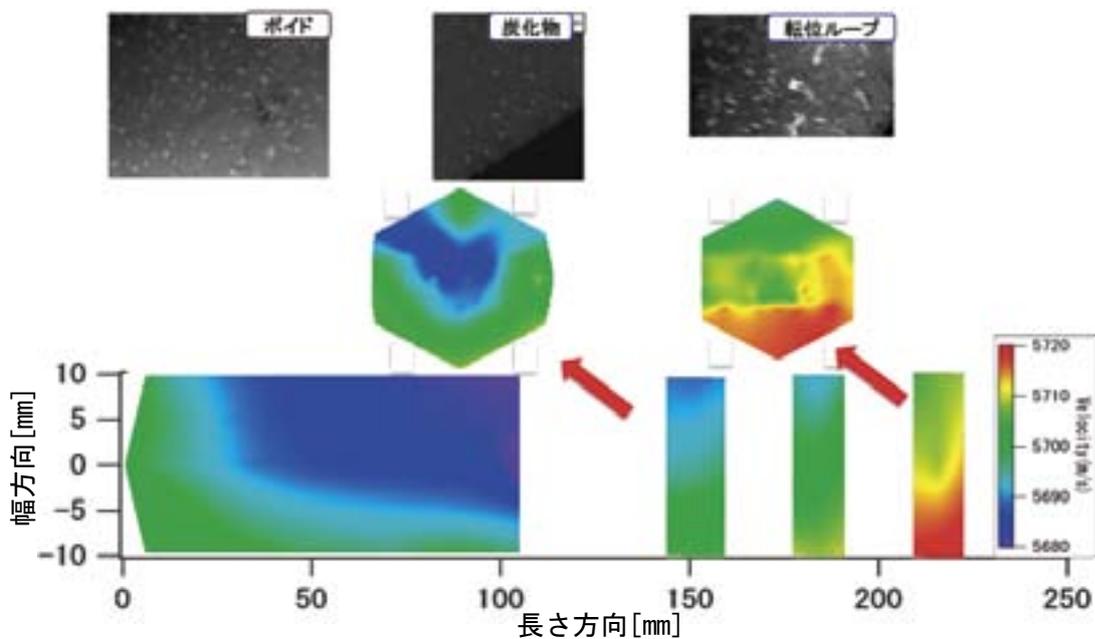


図3. ブロック材を対象としたホットセル試験結果 (上) 電子顕微鏡観察, (下) 対応する超音波音速測定

代表的な特許、論文受賞など

【出願特許】

1. 特願 2012-1300828 江藤淳二, 匂坂充行, 磯部仁博, 沖田泰良 「材料劣化診断法」、出願人：東京大学、原子燃料工業

【発表論文等】

1. M. Sagisaka, Y. Isobe, F.A. Garner, S. Fujita, T. Okita, "Development of Nondestructive Inspection Techniques for Measurement of Void Swelling in Irradiated Microscopy Discs", Journal of Nuclear Materials (2011) 992.
2. J. Etoh, M. Sagisaka, T. Matsunaga, Y. Isobe, F.A. Garner, P.D. Freyer, Y. Huang, J.M.K. Wiezorek, T. Okita, "Development of a non-destructive inspection method for irradiation-induced microstructural evolution of thick 304 stainless steel blocks", Journal of Nuclear Materials, in press

## (革新的核燃料サイクル技術)

プログラムオフィサー (PO)

山名 元

核燃料サイクル技術の高度化に関わる様々な意欲的な研究が提案され、多くの新しい成果が出されました。独自性を活かし実用に結びつくような実効的な成果を挙げて欲しいという気持ちで、POとして各々の研究をフォローしてきましたが、その過程で、多くの研究者が独自のアイデアと専門性を活かした視点から、核燃料サイクルの高度化に取り組んできたことを肌で感じてきました。研究者のチャレンジに加えて、研究の遂行を支えて来た「文科省・JST事務局・PD・PO」の支援体制の責務や重要性をも改めて感じています。この制度によって、技術的チャレンジの幅が大きく広がり、国内の核燃料サイクル研究全体が活性化されたことは間違いないですが、これにより、国内の燃料サイクル研究者の層が厚くなった事も確かだと思えます。今後も優れた成果が出され人材育成にも繋がるよう、POとして努力する所存です。



## (革新的核燃料サイクル技術)

## (平成20年度終了課題)

- ・ 将来再処理プロセスでの窒素酸化物クローズドシステム開発 ..... 48
- ・ TRU 燃焼のための合金燃料設計と製造の基盤技術の開発 ..... 50
- ・ FBR の円滑な導入のための柔軟な燃料サイクルに関する研究開発 ... 52
- ・ 電解還元法を適用した酸化物燃料の乾式再処理に関する技術開発 ... 54
- ・ 温度スイングクロマト分離法のための感温性ゲル抽出剤の開発 ..... 56
- ・ 晶析工程における結晶精製技術に関する研究開発 ..... 58

## (平成21年度終了課題)

- ・ 金属燃料の熔融塩電解精製における陰極／陽極の処理に関する研究開発  
..... 60
  - ・ MA リサイクルのための燃料挙動評価に関する共通基盤技術開発 ... 62
- 以上、成果集Ⅲ(平成23年2月)より再掲載

- ・ 効果的環境負荷低減策創出の為の高性能 Am 含有酸化物燃料の研究 .. 64
  - ・ 低除染 TRU 燃料の非破壊・遠隔分析技術開発 ..... 66
  - ・ 新規抽出剤・吸着剤による TRU・FP 分離の要素技術開発 ..... 68
  - ・ 次世代再処理機器用耐硝酸性材料技術の研究開発 ..... 70
  - ・ 高選択・制御性沈殿剤による高度化沈殿法再処理システムの開発 ... 72
- 以上、成果集Ⅰ(平成23年2月)より再掲載

## (平成22年度終了課題)

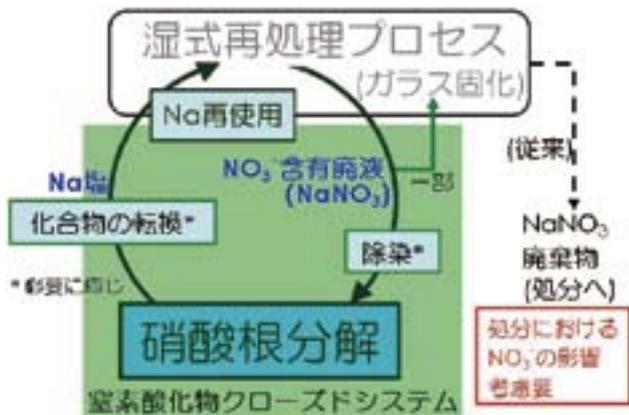
- ・ 超臨界流体を用いた全アクチニド一括分離システムの開発 ..... 74
- ・ 高解像度 X線 CT による燃料棒、燃料集合体の照射挙動の究明 ..... 76
- ・ フッ化技術を用いた自在性を有する再処理法に関する研究開発 ..... 78

## (平成23年度終了課題) ..... 80

- ・ 多座包接型配位子による MA の無劣化・無廃棄物抽出クロマト分離の研究  
..... 82
- ・ 次世代燃料サイクルのための高レベル廃液調整技術開発 ..... 84
- ・ FBR 移行サイクルの柔軟性向上技術の実用化に関する研究開発 ... 86

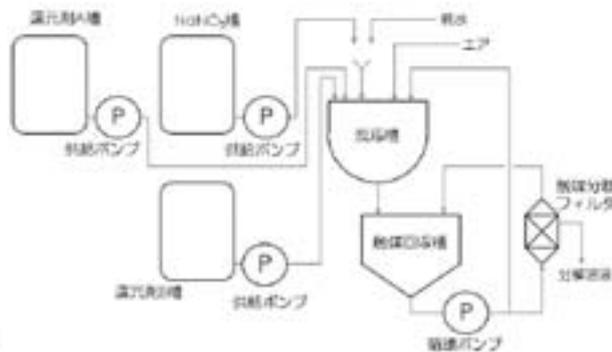
[以下、本文中の所属・職位は研究終了時、代表的な特許、論文、受賞は終了後1年以内のもの]

課題名	将来再処理プロセスでの窒素酸化物クローズドシステム開発			
参画機関	埼玉大学 東芝 日本原子力研究開発機構 日本原燃			
事業規模	期間	平成18～20年度	総額	383百万円
<b>【研究代表者】</b>		高奥芳伸 日本原燃 技術開発研究所長		
<b>【研究概要】</b>		<p>環境への配慮の観点から、再処理によって生じた硝酸根 (<math>\text{NO}_3^-</math>) を含む廃棄物の量を少なくすることが求められています。</p> <p>このため、本研究では、硝酸ナトリウムを還元分解し、硝酸根を窒素ガスに変えて排気することで硝酸根を含む廃棄物をなくすとともに、生成するナトリウム塩（炭酸ナトリウムや水酸化ナトリウムなど）も再処理プロセスでリサイクルすることにより廃棄物量も低減する方法を開発しました。</p> <p>触媒法、高温高压法の2つの方法で基礎性能試験、連続処理性能試験などを行い、いずれの方法でもほぼ100%の分解率で硝酸ナトリウムを分解することができました。また、現在開発が進められているNEXT法などの革新的再処理プロセスへの適用性についても検討し、溶媒洗浄廃液を中心に十分にメリットが発揮できることを検証しました。</p> <p>これにより、硝酸根を含む廃棄物はなくなり、生成するナトリウム塩をリサイクルすることでプロセス廃棄物量も大幅に減ずることが可能となります。</p>		
<b>【抱負】</b>		<p>原子力事業、特に再処理事業にとって廃棄物の問題は大きな課題です。今回の開発は、十分な実績があり再処理での利用価値が高いナトリウム塩を使用しながら処分における硝酸根の問題を解決することができ、更に全体の廃棄物量も減じることができるものです。米国特許は既に成立しており、現在国内および欧州などへの出願特許が審査中ですが、海外を含め広くこの方法が使用されることで廃棄物問題に少しでも寄与できることを願っております。</p>		



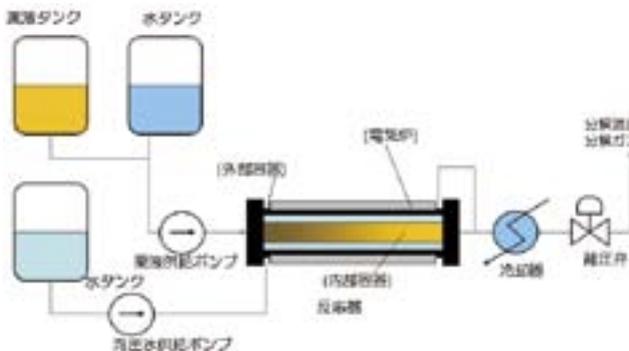
注) 除染: 放射性物質を除去・低減すること  
化合物の転換: ナトリウム塩の化学形態を変えること

図1 窒素酸化物クローズドシステムの概要



▼主な試験結果  
反応条件  
温度(80°C)、還元剤(ヒドラジン・ギ酸)、  
触媒(活性炭担持 Pd-Cu 金属コロイド)  
主反応:  
 $2\text{NaNO}_3 + 2\text{N}_2\text{H}_4 + \text{HCOOH} \rightarrow 3\text{N}_2 + \text{Na}_2\text{CO}_3 + 5\text{H}_2\text{O}$

図2 連続処理性能試験装置の概要<sup>2)</sup>  
(触媒法による硝酸根分解)



▼主な試験結果  
反応条件  
温度(400°C)、圧力(30MPa)、還元剤(ギ酸)  
主反応:  
 $2\text{NaNO}_3 + 5\text{HCOOH} \rightarrow \text{N}_2 + \text{Na}_2\text{CO}_3 + 4\text{CO}_2 + 5\text{H}_2\text{O}$

図3 連続処理性能試験装置の概要<sup>2)</sup>  
(高温高圧法による硝酸根分解)

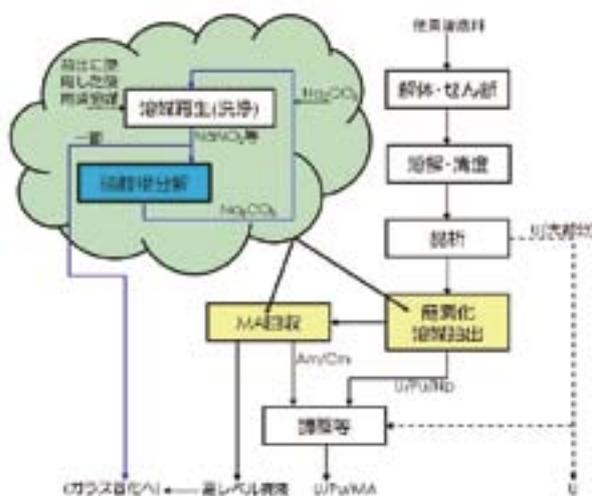


図4 将来再処理プロセスへの適用  
検討の一例(NEXT 法の場合)

代表的な  
特許、論文、受賞

- 1) US 7,666,370 B2, "Sodium Salt Recycling Process for Use in Wet Reprocessing Process of Spent Nuclear Fuel", 出願人: 高奥他 (2010)(米国取得特許)
- 2) Y.Takaoku et al., "Development of Nitrogen Oxide Closed System in the Future Reprocessing Process (1) Applicability to Advanced Aqueous Reprocessing Process," *Proc. 16th Pacific Basin Nuclear Conference*, Aomori-shi, Japan, Oct. 13-18, 2008, P16P1114 (2008)
- 3) 高奥, 「将来再処理プロセスでの窒素酸化物クローズドシステム開発」, 科学技術振興機構「原子力システム研究開発事業平成 21 年度成果報告会」, 東京, 1 月 27 日, 2010, (2010) (<http://www.jst.go.jp/nrd/result/h21/p14.html>)

課題名	TRU 燃焼のための合金燃料設計と製造の基盤技術の開発			
参画機関	電力中央研究所 日本原子力研究開発機構 名古屋大学			
事業規模	期間	平成18～20年度	総額	340百万円
<p><b>【研究代表者】</b>          有田裕二 名古屋大学准教授（エコトピア科学研究所）          現 福井大学教授（国際原子力工学研究所）</p>				
<p><b>【研究概要】</b>          使用済み核燃料中に多く含まれる超ウラン元素（TRU）は、長い間強い放射線を出し続けます。そのため、処分場の有効利用や核拡散防止のためにウラン・プルトニウム燃料に混合し、もう一度原子炉で燃やすことが考えられています。          本研究では、TRU 含有合金を作製し諸特性を調べ、TRU 合金燃料設計データベース（熱データベース、機械的特性データベースなど）としてまとめました。本データベースを使えば、実際に実験をしなくても、例えば数種類の金属を混ぜた合金のある温度での組織状態や溶け出す温度、合金状態図などがコンピュータ上で計算できます。関連するデータベースとの組み合わせによって、原子炉内での燃焼時に燃料組織がどのように変化していくかなどの予測にも使え、原子炉の安全運転など様々な利用が期待されます。</p>				
<p><b>【抱負】</b>          国際的な次世代原子炉や高速炉開発競争において、日本がこれからも世界のトップグループとして活躍していくため、「もんじゅ」型の高速炉だけでなく、いろいろな型の次世代原子炉に関する研究開発も行っていくことが大切です。          私自身これからもこの分野に携わっていくとともに、私より優秀な若い人材を世に送り出していく。これが私の夢です。</p>				

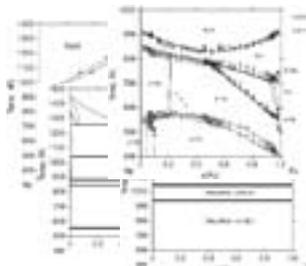
### 試料作製



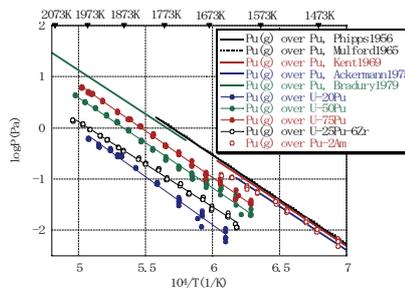
U-Pu-Am 合金



射出模擬 (Zr-Cu-Sm)



結晶構造変化温度や融点の  
元素組成依存性データの取得



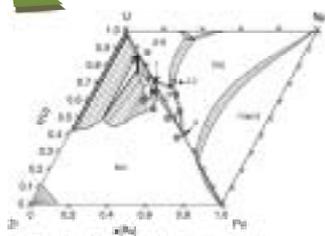
U-Pu 合金における Pu 蒸気圧  
データの取得

### 熱力学データベースの構築



- ・ 結晶構造変化温度
- ・ 存在する結晶構造とその安定度温度依存性
- ・ 融点
- ・ 元素間の相互作用
- ・ 様々な熱力学的データ (比熱、活量、平衡定数・・・)

### 多元系の 状態図作成



例：U-Pu-Np-Zr 系状態

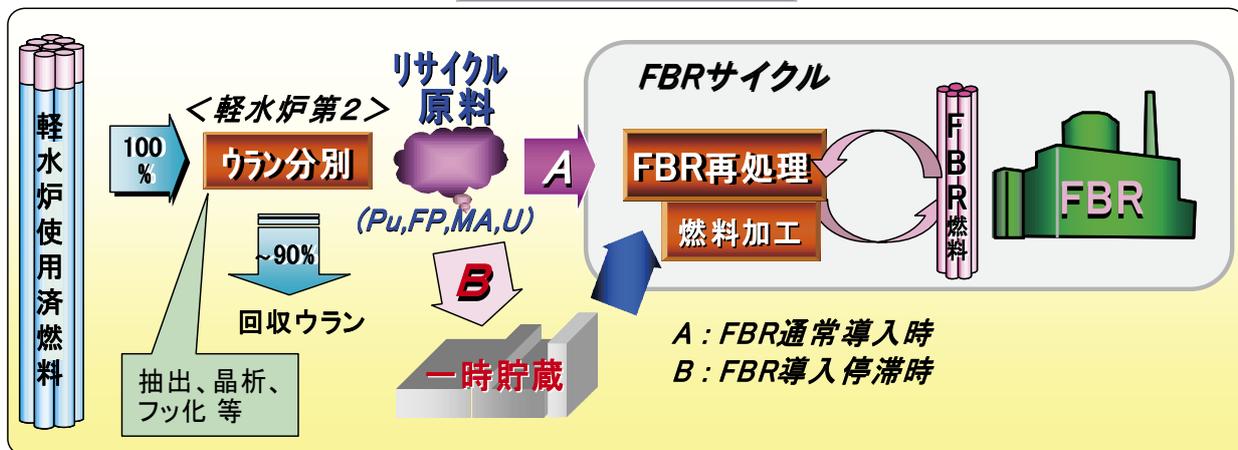
### 多成分系の融ける温度 や反応熱などの算出

代表的な  
特許、論文、受賞

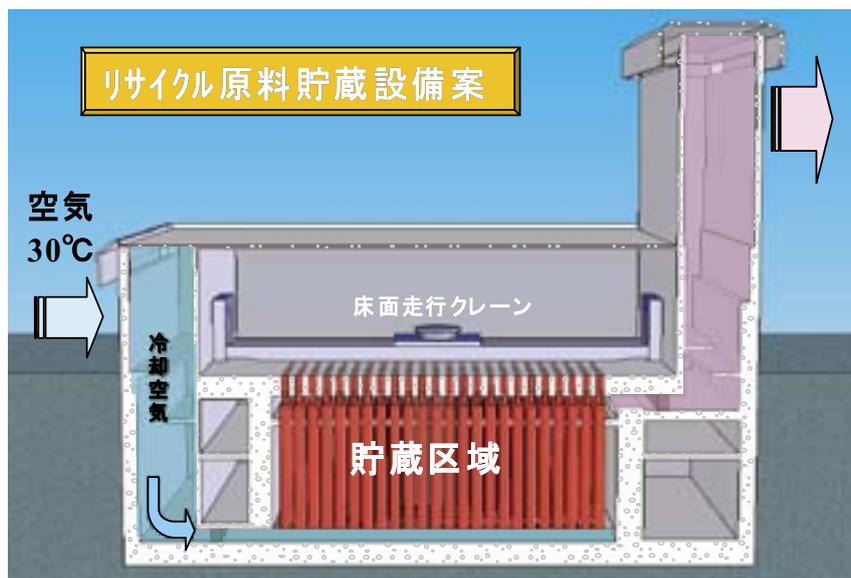
- 1) 特願2009-35249 「TRU 合金燃料の製造方法、TRU 合金燃料製造工程の模擬方法」、出願人：名古屋大学、日本原子力研究開発機構
- 2) 特願2010-009098 「合金燃料製造装置」、出願人：名古屋大学、日本原子力研究開発機構
- 3) 特願2010-009099 「増焔カバー及び合金燃料製造装置」、出願人：名古屋大学、日本原子力研究開発機構

課題名	FBRの円滑な導入のための柔軟な燃料サイクルに関する研究開発			
参画機関	日立製作所 電力中央研究所 日本原子力研究開発機構 日立GEニュークリア・エナジー 北海道大学			
事業規模	期間	平成18～20年度	総額	205百万円
<p><b>【研究代表者】</b>          深澤 哲生 日立GEニュークリア・エナジー（株）          日立事業所燃料サイクル部主管技師</p>				
<p><b>【研究概要】</b>          我が国の原子力計画では、2050年頃から徐々に軽水炉から高速増殖炉（FBR）に建て替えることになっています。          FBRに必要なプルトニウムは軽水炉の使用済燃料を再処理して供給されますが、この際には、余剰なプルトニウムを持たないという我が国の基本方針により、FBR導入速度の変動に柔軟に対応し、過不足なくプルトニウムを供給できる燃料サイクルシステムの構築が必要です。          本研究では、軽水炉からFBRへの移行期において、FBR導入速度など種々の不確定要因に柔軟に対応できる核燃料サイクルシステム（FFCI, Flexible Fuel Cycle Initiative）を考案し、その成立性を確認しました。FFCIは、使用済燃料から大部分のウランを分離した後、FBRの導入が順調な場合は分離残渣から直ちにウランとプルトニウムの混合物を回収し、導入が遅れた場合には残渣を一時的に貯蔵するシステムです。ウラン分別残渣を不確定要因の緩衝物質とすることで、柔軟性、経済性、核不拡散性に優れた燃料サイクルシステムを構築し、円滑にFBRを導入することができます。</p>				
<p><b>【抱負】</b>          運転中に炭酸ガスを放出しない原子力発電は、将来の基幹エネルギーとして期待されており、エネルギーの長期安定供給のためには有限なU燃料を有効活用できるFBRが必要不可欠となります。長期的な地球温暖化問題とエネルギー問題を解決できる原子燃料サイクルの信頼性向上に貢献していきたいと考えています。</p>				

## FFCIシステム



考案した FFCI システムは、FBR 導入停滞時にウラン分別残渣のリサイクル原料を一時貯蔵することにより、柔軟性、経済性、核不拡散性、環境負荷低減性に優れていることが明らかとなりました。



リサイクル原料一時貯蔵設備は、除熱性能と臨界安全性を確保できることを確認しました。

代表的な  
特許、論文、受賞

- 1) 特願 2005-92506、「使用済燃料の処理方法」、出願人：株式会社日立製作所
- 2) J. Yamashita, T. Fukasawa, K. Hoshino, F. Kawamura, K. Shiina, and A. Sasahira, Transition Period Fuel Cycle from Current to Next Generation Reactors for Japan, J. Nucl. Sci. Technol., 44, 257-263 (2007).
- 3) 第 40 回日本原子力学会論文賞、2008 年 3 月

課題名	電解還元法を適用した酸化燃料の乾式再処理に関する技術開発			
参画機関	京都大学 電力中央研究所 日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成18～20年度	総額	394百万円
<p><b>【研究代表者】</b>  坂村義治 電力中央研究所 上席研究員</p> 				
<p><b>【研究概要】</b>  高速増殖炉で金属を燃料に用いると、金属は熱伝導や密度が大きいため、高性能の原子炉を設計できます。さらに、金属燃料の再処理を熔融塩中で電気分解の原理で行うことにより（乾式再処理法）、ウランやプルトニウムだけでなく他の超ウラン元素も回収されてリサイクル利用できるため、環境にもやさしい高速増殖炉サイクルを実現できます。</p> <p>本研究の目的は、金属燃料を製造するために、核燃料の酸化物を金属に還元する革新的な技術を開発することです。ウランやプルトニウムは活性な金属であるため、水溶液中では金属に還元できません。そこで、熔融塩（塩化リチウムを650℃で融解したものを使用）の中で、核燃料の酸化物を陰極にして電気分解をします。すると、酸化物に含まれている酸素が熔融塩中に溶け出して行き、金属が回収されます。本研究では、この電気分解を促進して効率的に金属を製造することができる仕組みを（電極の構造、原料の形態、電流・電圧などの条件）、ウランを使って解明しました。</p>				
<p><b>【抱負】</b>  高速増殖炉サイクルを実現できれば、ウラン資源は人類にとって数千年にわたる安定したエネルギー源となります。我々は、この新しい再処理技術により、現在稼働中の原子力発電所（軽水炉）で使われた酸化燃料を処理して核燃料を金属として回収し、将来の金属燃料の高速増殖炉で利用するシステムを完成させることを目指しています。信頼性・経済性に優れたシステムを築き上げることは容易ではありませんが、研究開発を進展させ、少しでも人類の未来に貢献したいと思っています。</p>				



図1 電解還元装置とUO<sub>2</sub>ペレット

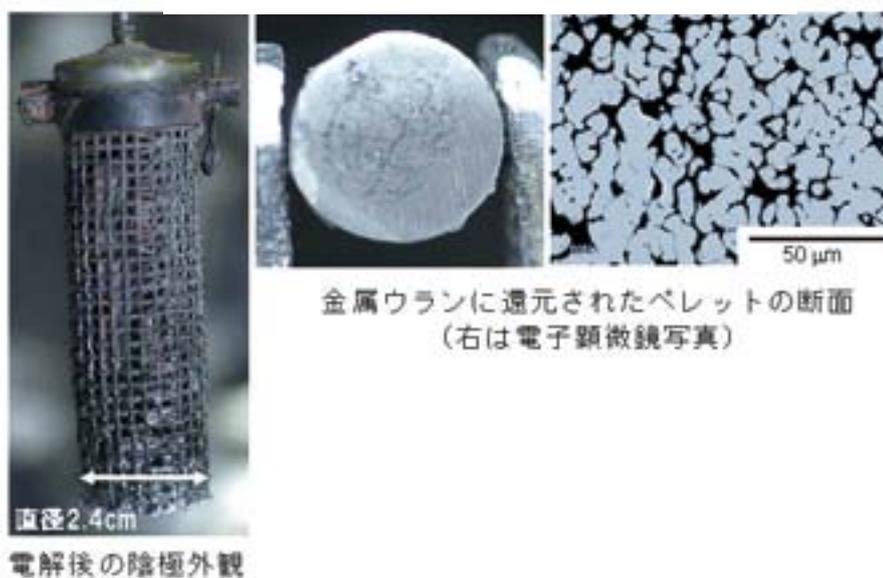


図2 電解後の陰極外観とペレット断面

代表的な  
特許、論文、受賞

- 1) Y. Sakamura, and T. Omori, "Electrolytic Reduction and Electrorefining of Uranium to Develop Pyrochemical Reprocessing of Oxide Fuels", Nucl. Technol., 171, 266-275 (2010).
- 2) Y. Sakamura, "Solubility of Li<sub>2</sub>O in Molten LiCl-MCl<sub>x</sub> (M = Na, K, Cs, Ca, Sr or Ba) Binary Systems", J. Electrochem. Soc., 157 (9), E135-E139 (2010).
- 3) T. Kato, Y. Sakamura, T. Iwai and Y. Arai, "Solubility of Pu and rare-earths in LiCl-Li<sub>2</sub>O melt", Radiochim. Acta, 97, 183 (2009).
- 4) T. Fujii, A. Uehara, T. Nagai, T.-J. Kim, N. Sato, Y. Sakamura and H. Yamana, "Electronic absorption spectra of U(IV) in molten LiCl-SrCl<sub>2</sub> and CsCl-SrCl<sub>2</sub>", Electrochemistry, 77(8), 667 (2009).

課題名	温度スイングクロマト分離法のための感温性ゲル抽出剤の開発			
参画機関	神戸大学 東京工業大学 日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成18～20年度	総額	222百万円
<b>【研究代表者】</b> 竹下健二 東京工業大学教授（原子炉工学研究所）				
<b>【研究概要】</b> 将来の導入が検討されている高速炉では高燃焼度運転によって核燃料中にウランやプルトニウムよりも重いアクチノイド元素が多く生成されます。マイナーアクチノイド（MA）と呼ばれるこれらアクチノイド元素群には長半減期の同位体が含まれ、再処理により高レベル廃液に移行し、最終的にはガラスに固化され深地層に処分されます。高レベル廃液から MA を分離し、燃料に混ぜて再度高速炉に導入し、MA を短半減期金属に核変換すれことができれば、環境負荷を大幅に低減できるとともに、資源の有効利用が図れます。 クロマト技術により、使用済燃料中の MA を回収する研究を行っています。研究では、MA を選択的に吸着する金属配位子（TPEN）の合成に取り組みました。そして、金属配位子を組み込んだ高分子剤をゲル状にし、多孔質ガラスの細孔表面に均質塗布したクロマト分離剤を作製して、効率よく選択的に MA を吸着できることを確認するとともに、感温性高分子を高分子剤に使うことにより温度スイング（溶液温度を変えるだけ）でクロマト分離剤に吸着した MA を抽出・回収できるようにしました。				
<b>【抱負】</b> MA 分離用クロマト分離技術の実用化には、MA 抽出・回収速度の向上が不可欠です。本プロジェクト終了後、更に実用化を目指し、塗布するゲルの薄膜化に努め、MA の高速分離回収が可能なクロマト分離剤を作ることができました。今後は、日本原子力研究開発機構の高速炉再処理研究で進められている抽出クロマト法による MA 分離研究と連携し、2010 年代の半ばまでには無劣化型抽出クロマト技術による MA 分離回収の実用化を世界に先んじて達成しようと思っています。				

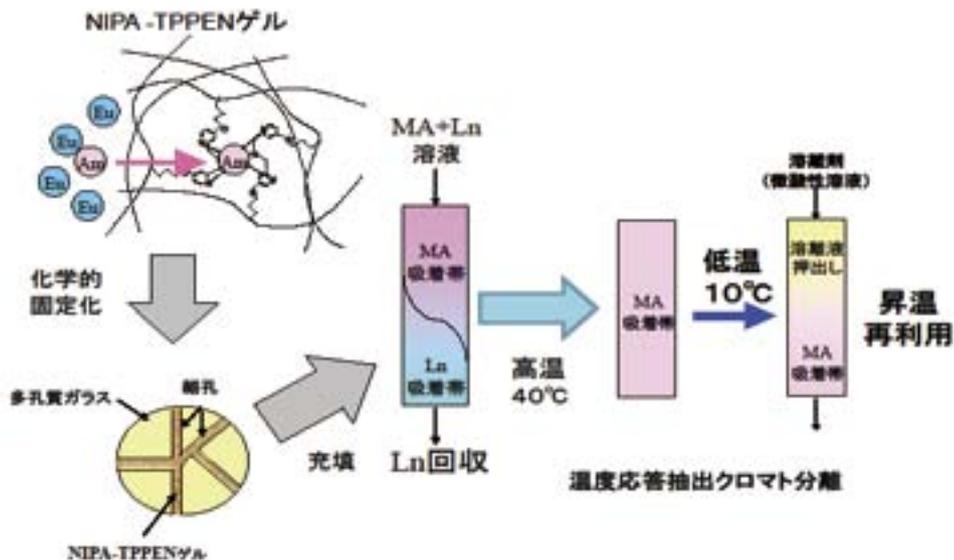


図1 TPENゲル塗布クロマト分離剤によるMA回収

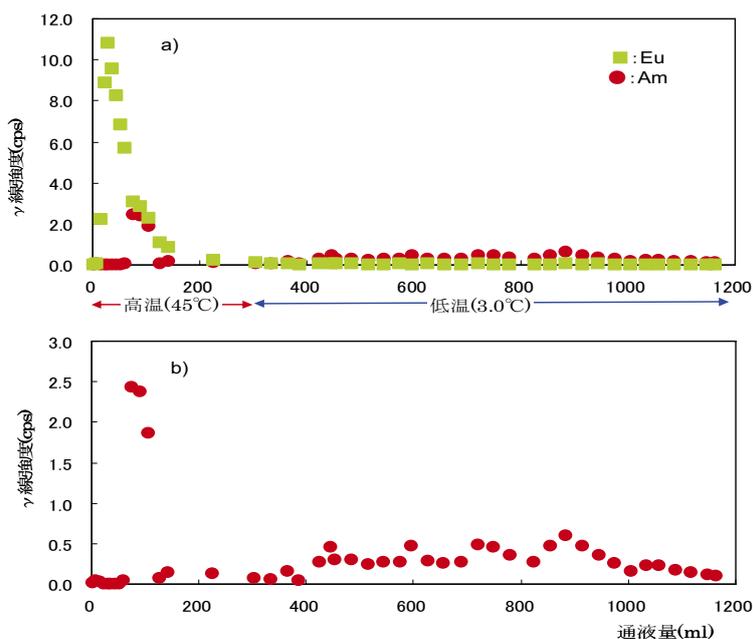


図2 吸着カラムの温度応答試験結果

- a)高温ではMA (Am) が吸着保持され、主に希土類 (Eu) が放出された。
- b)低温に温度をスイングするとMA のみを脱離・回収できた。

代表的な  
特許、論文、受賞

- 1) 竹下健二、中野義夫、森敦紀、松村達郎：抽出剤及び抽出分離方法、並びにN, N, N', N'-テトラキス(2-メチルピリジル)エチレンジアミン誘導体及びその製造方法、特願 2007-210038
- 2) 森 敦紀、稲葉優介、竹下健二：N,N,N', N'-テトラキス(2-ピラジニルメチル)エチレンジアミン誘導体およびその中間体、特願 2009-36792~36794
- 3) 緒明 博、竹下健二、中野義夫：有機-無機ハイブリッド体の製造方法及び有機-無機ハイブリッド体、特願 2008-208685、

課題名	晶析工程における結晶精製技術に関する研究開発			
参画機関	日本原子力研究開発機構 三菱マテリアル 早稲田大学			
事業規模	期間	平成18～20年度	総額	180百万円
<b>【研究代表者】</b>		鷺谷 忠博 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 グループリーダー		
<b>【研究概要】</b>		<p>使用済み核燃料にはリサイクルが可能なウランやプルトニウムが多く含まれるため、再処理によってこれらを回収して再利用します。分離方法としては、燃料を硝酸溶液に溶かした後、抽出剤（溶媒：油）によってウランやプルトニウムと不純物とに分ける操作が一般的に行われています。しかし、抽出剤は放射線に弱く、劣化して放射性廃棄物となるため、さらに効率的な再処理方法として晶析法が開発されてきました。晶析法では抽出剤を使わずに冷却操作によりウラン結晶を作って分離します。しかし、回収されたウラン結晶には微量の固体や液体状の不純物が含まれることから、これを精製する必要がありました。</p> <p>本研究では、結晶を融点付近まで加熱すると内包している不純物が外に放出される、いわゆる結晶発汗現象を利用したウラン結晶の精製技術を開発しました。研究ではウランや照射済燃料を使った試験で原理確認を行い、小型の試験装置も製作して装置性能を確認するなど、ウラン結晶から固体不純物や液体不純物を分離する結晶精製技術を世界に先駆けて確立しました。</p>		
<b>【抱負】</b>		<p>次の世代に向けて、エネルギー需要の増加は必至であり、原子力の利用は益々高まると考えられます。そのような中で、使用済み燃料を安全かつ確実に処理していくことは、核燃料サイクルの中で重要な課題です。また、その際に、少しでも廃棄物の発生量を低減することが必要であり、さらに、再処理に対する国際的な懸念を払拭してゆくには、再処理時にプルトニウムを単独で分離しないこと（核拡散抵抗性向上）が重要な観点となります。</p> <p>私は、この結晶精製技術の開発を通じて、廃棄物の発生量が少なく核拡散抵抗性に優れた「晶析技術」の実現を目指すことで、将来の原子力利用の促進、廃棄物の低減に貢献したいと考えています。</p>		

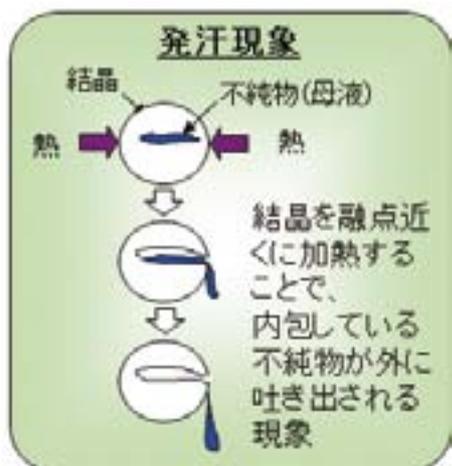


図1 発汗現象

ウラン結晶を加熱することで結晶中に含まれる不純物が汗（液）となって放出されます。

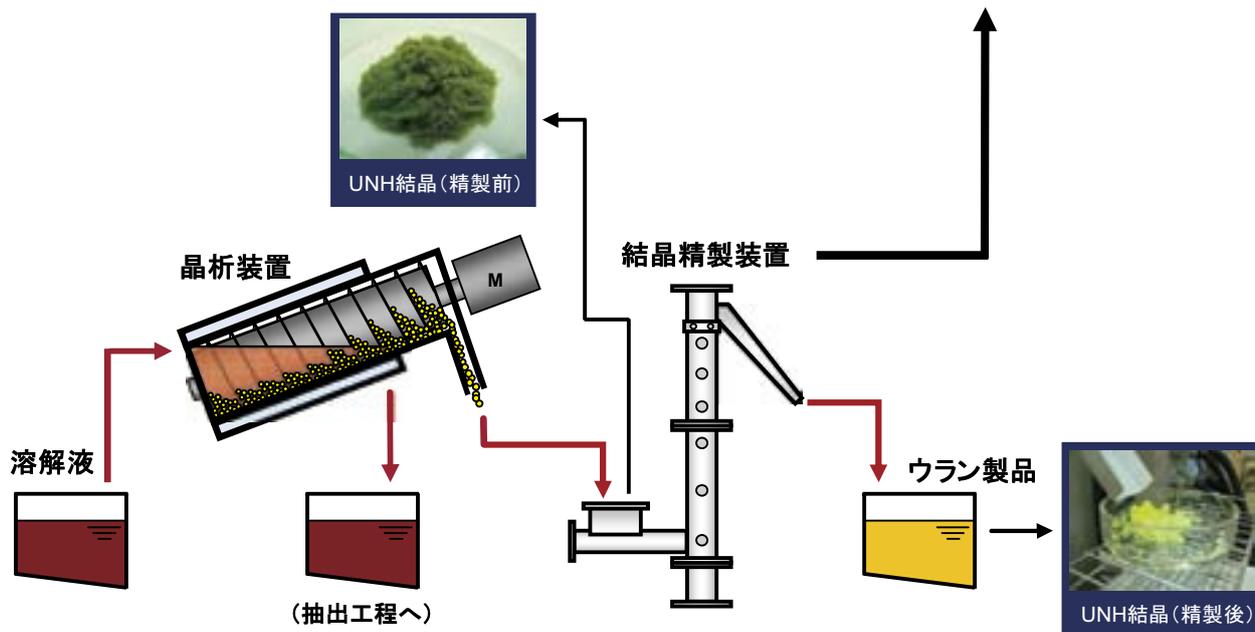


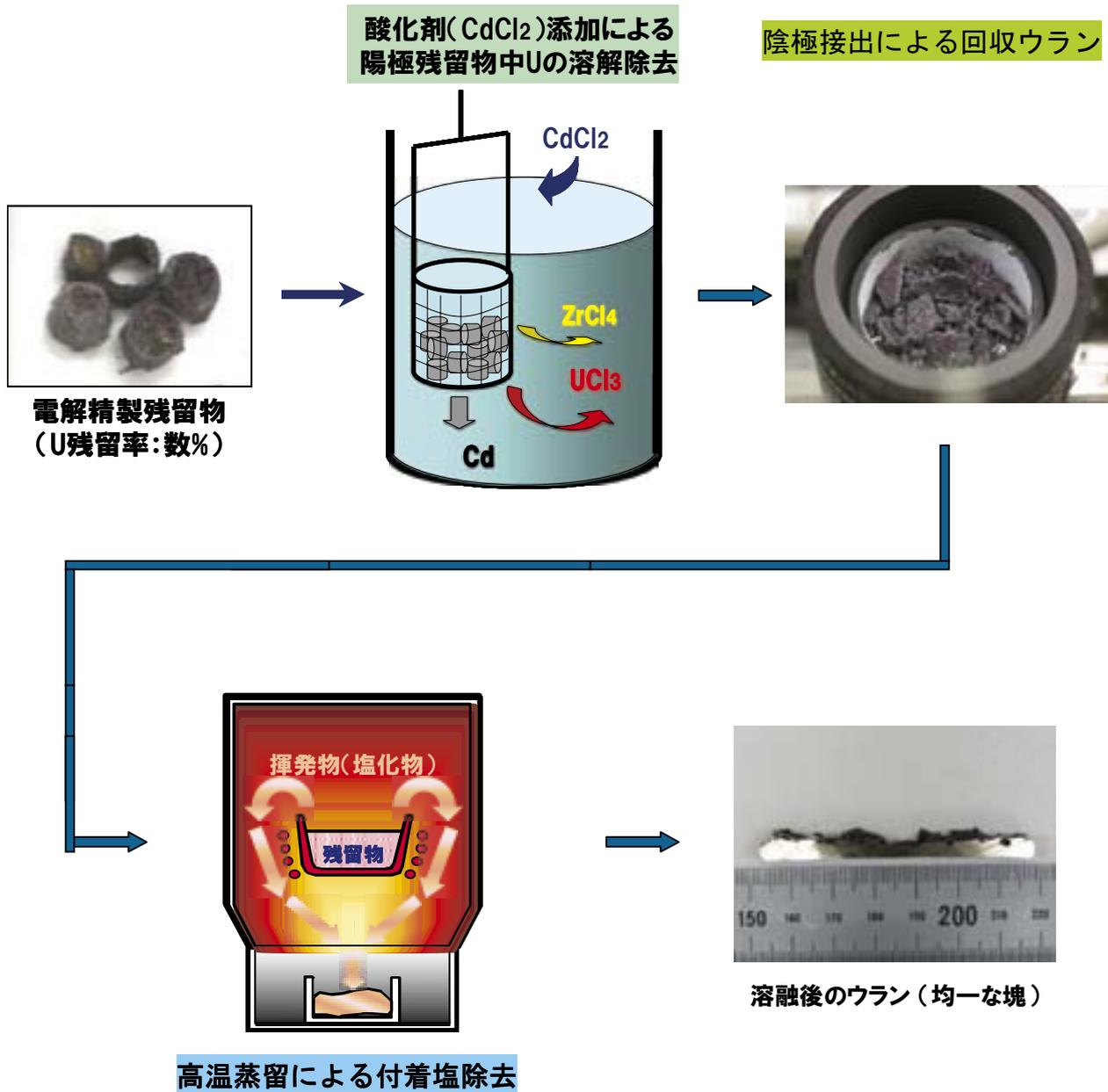
図2 ウラン結晶精製システム

結晶精製装置を通すことでウラン結晶が高純度のウラン結晶に精製されます。

代表的な特許、論文、受賞

- 1) 特許名称「核燃料物質の結晶精製方法」発明者：鷲谷忠博，樋口英俊，紙谷正仁 公開番号：特開 2009-58350 公開日：平成 21 年 3 月 19 日
- 2) M.Nakahara, K.Nomura, T.Washiya, et al., "Preparation and characterization of dicesium tetravalent plutonium hexanitrate," J. Alloys Compd, 489, (2010)659-669
- 3) K.Yano, M.Nakahara, M.Nakamura, A.Shibata, K.Nomura, T.Tayama, T.Washiya, et al., "Research and Development of Crystal Purification for Product of Uranium Crystallization Process", GLOBAL2009 (2009.9)

課題名	金属燃料の溶融電解精製における陰極・陽極の処理に関する研究開発			
参画機関	電力中央研究所 豊橋技術科学大学			
事業規模	期間	平成19～21年度	総額	296百万円
<p><b>【研究代表者】</b> 飯塚政利 電力中央研究所 上席研究員</p>				
<p><b>【研究概要】</b> 電気分解（電解）による使用済核燃料を再処理する研究を行っています。使用済核燃料を溶融した塩化リチウム・塩化カリウム混合物の中に入れて電解精製すると、陽極側にある使用済核燃料のウラン金属などが溶液中に溶け出し陰極側に結晶となって析出し、回収することができます。 本研究では、酸化剤として塩化カドミウムを添加するなど電解方法の改良を図って、使用済核燃料中の殆どのウラン金属（99.8%程度）を回収することに成功しました。また、析出したウラン金属は扱いにくい針状結晶であるため、1,400℃という高温で蒸留・溶融することにより均質な塊状にするとともに、付随する溶媒（塩化リチウム・塩化カリウム）も除去することができました。</p>				
<p><b>【抱負】</b> 高速増殖炉サイクルを実現するためには、正確なデータと着実な技術開発に基づいて高い安全性・経済性を満足するだけでなく、厳密な核物質管理や環境への配慮などの社会的な要請に対して、国際的な視野をもって応えていくことが不可欠です。困難な課題ですが、国内外における連携と理解を深めながら、今後も金属燃料サイクル技術が持つ優れたポテンシャルを実証する研究開発を進めていきたいと考えています。</p>				



電解精製で回収されたウラン（左写真、細かい結晶から成っており、多量の塩化リチウム-塩化カリウムが付着）を加熱することにより、均質な塊状にすると共に塩化物を揮発除去することに成功。

代表的な特許、論文、受賞

【出願特許】

1. 特願 2010-81688、「ジルコニアコーティング剤」、出願人：電力中央研究所

課題名	MAリサイクルのための燃料挙動評価に関する共通基盤技術開発			
参画機関	大阪大学 日本原子力研究開発機構 ニュークリア・デベロップメント			
事業規模	期間	平成19～21年度	総額	274百万円

### 【研究代表者】

荒井康夫 日本原子力研究開発機構  
原子力基礎工学研究部門 研究主席



### 【研究概要】

高レベル放射性廃棄物に区分されているマイナーアクチノイド(MA)をリサイクルすることにより、放射性廃棄物の地層処分の負担を軽減するとともに、ウラン資源をより有効に利用できる核燃料サイクルの研究開発が国内外で行われています。

本研究では、MAを含有した燃料開発の中で余り着目されていなかった燃料中でのヘリウムの挙動と、MAの中でも取扱いの困難さなどの理由から性質の理解が遅れているアメリシウムやキュリウムを含有した燃料物性を対象としました。

MA含有燃料の開発に当たっては、MAの崩壊によって発生するヘリウムの燃料健全性に及ぼす影響も調べる必要があります。このため、ヘリウムの拡散係数を実験で求めるなどにより、ヘリウム挙動計算モデルを作成しました。

照射後試験結果との比較検討などにより、同挙動モデルの妥当性を検証することができました。また、アメリシウムやキュリウムの含有が酸素ポテンシャルや熱伝導率などの重要な燃料物性にどのように影響するかについても調べ、MAリサイクルのための燃料設計基礎データの蓄積・整備を図りました。

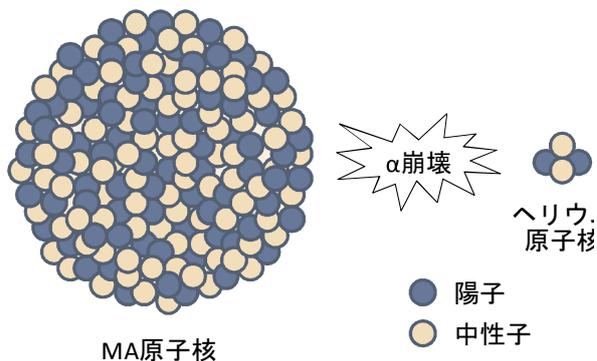
### 【抱負】

将来の核燃料サイクルのキーワードとして、「核不拡散」、「廃棄物」と並んで「MA」が挙げられます。MAの性質はウランやプルトニウムとはかなり異なっているので、今後さらに研究を続けていくことが必要です。

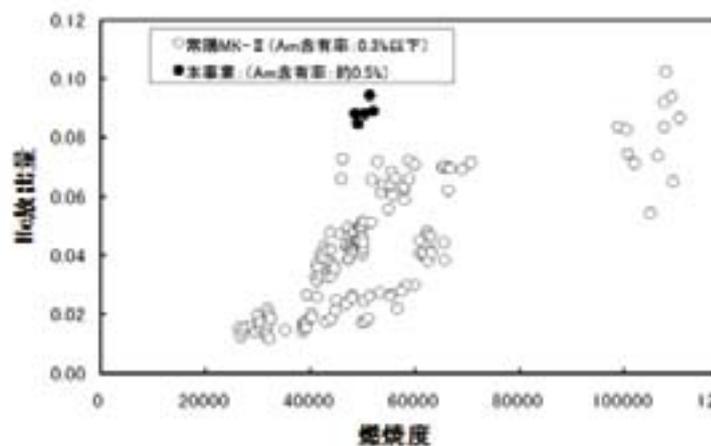
これまでの私はどちらかと言うと研究室に閉じこもって研究をしてきましたが、今回の産官学の連携による研究を体験して、その可能性と多様性を実感しました。今後もこの経験を活かして、MAのリサイクルを含む核燃料サイクルの実現に役立てるよう研究をしていきたいと考えています。



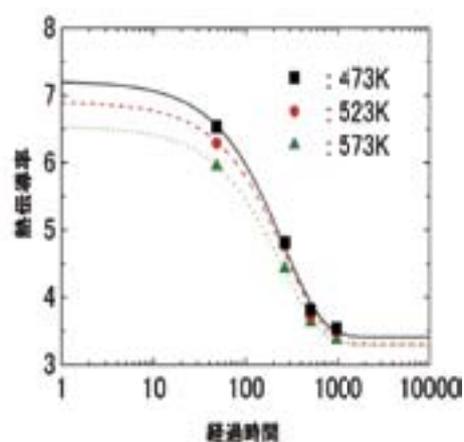
MAから生成したヘリウムが集まって結晶粒界に気泡を形成している電子顕微鏡写真<sup>1)</sup>



アメリカウムやキュリウムなどのMAがα崩壊によりヘリウムを生成する模式図



MA含有MOX燃料からのヘリウム放出量の比較<sup>2)</sup>。MA含有率が僅かに増加しただけでヘリウム放出量は増加します。



キュリウム含有酸化物の熱伝導率<sup>3)</sup>。α崩壊によって経過時間とともに低下します。

代表的な特許、論文、受賞

- 1) M. Takano, M. Akabori, Y. Arai, "Annealing behavior of (Pu,Cm)O<sub>2</sub> lattice and bulk expanded by self-irradiation damage", J. Nucl. Mater. (in press)
- 2) I. Sato, K. Katsuyama, Y. Arai, "Fission gases and helium gas behavior in irradiated mixed oxide fuel pin", J. Nucl. Mater. (in press)
- 3) 西剛史, 高野公秀, 赤堀光雄, 荒井康夫, "MA リサイクルのための燃料挙動評価に関する共通基盤技術開発(10): (Cm<sub>0.09</sub>Pu<sub>0.91</sub>)O<sub>2-x</sub> の熱伝導度", 日本原子力学会 2009 年秋の大会, 030, 2009 年 9 月, 仙台.

課題名	効果的環境負荷低減策創出の為の高性能 Am 含有酸化物燃料の研究			
参画機関	大阪大学 日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成17～21年度	総額	1,381百万円

### 【研究代表者】

田中健哉 日本原子力研究開発機構  
大洗研究開発センター 燃料試験部 次長



### 【研究概要】

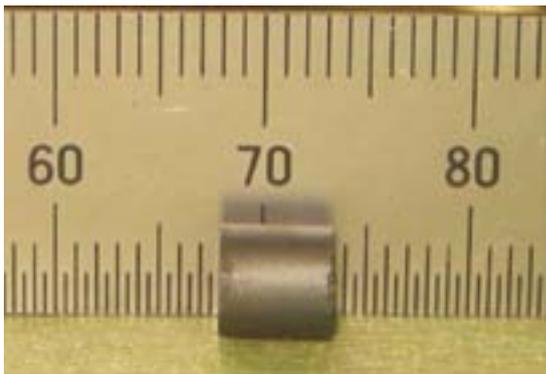
現在使用されている軽水炉から発生する放射性廃棄物の中には、エネルギー資源として利用可能なアメリシウム (Am) などのマイナーアクチノイド (MA) と呼ばれる放射性物質が含まれています。この MA を放射性廃棄物として処分せずに原子炉用燃料として利用できると、環境への影響を低減した核燃料サイクルを実現することが出来ます。

本研究では、高速増殖炉用 MA 含有核燃料製造技術の開発を目指して、重量比で約20%のアメリシウムを含有するウラン・プルトニウム酸化物混合燃料の製造に成功しました。また、燃料性能を評価するため比熱と熱拡散率を同時に測定できる熱伝導率測定装置を開発し、アメリシウムを高濃度にしても燃料として使えることを確認しました。更に、高速増殖炉にアメリシウム含有核燃料を装荷する際の最適燃料配置システムについても検討を加えました。環境負荷低減型システムは、良好な発電効率を維持しながら MA も燃焼できるとの、経済性上の利点も兼ね備えていることから、資源有効活用と環境負荷低減に優れた核燃料サイクル技術として期待できます。

### 【抱負】

システム実用化のためには、燃料の性能を実験的に検証する必要があります。このためには、今後、原子力機構にある「常陽」や JMTR 等の実験炉を利用して、燃料の照射試験を行わなければなりません。照射試験を完了するまでには、長い年月を要します。

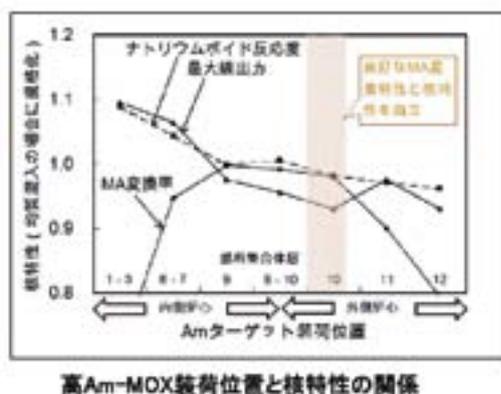
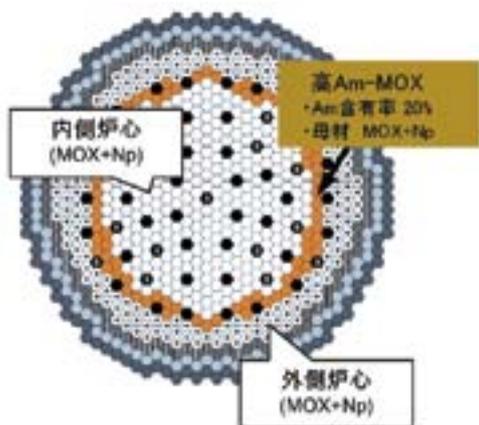
そこで、出来るだけ早い時期に、照射試験計画を定めて、照射試験を開始したいと考えています。そして、このシステムを、国民の皆さんに安心して使ってもらえる技術として確立したい、これが私の夢です。



**図1 Am含有酸化物燃料ペレット**  
この研究で製造することに成功した、Am含有酸化物燃料ペレットの外観です<sup>2)</sup>。「もんじゅ」で使用されている燃料ペレットと良く似ています。



**図2 熱伝導評価装置**  
この研究で開発に成功した、比熱と熱拡散率を同時に測定できる熱伝導率測定装置です<sup>3)</sup>。この装置を使うと、2000℃という非常に高い温度まで、Am含有酸化物燃料ペレットの熱伝導率を測定することが出来ます。



**図3 高濃度アメリシウム含有核燃料炉心最適配置システム**

代表的な  
特許、論文、受賞

- 1) 【公開論文】石井徹哉ら、「金属顆粒添加型酸化物燃料の製造技術開発」、原子力学会和文論文誌 vol.9(2),207-218(2010)
- 2) 【公開論文】Kenya TANAKA, et. al, “Evaluation of MA Recycling Concept with High Am-Containing MOX (Am-MOX) Fuel and Development of Its Related Fuel fabrication Process” GLOBAL 2009, Paris, France.
- 3) 【特許】廣沢孝志ら、「加熱炉及び加熱炉を使用した熱物性値測定装置」、特願 2007-036463 (2007年2月16日)

課題名	低除染 TRU 燃料の非破壊・遠隔分析技術開発			
参画機関	日本原子力研究開発機構 福井大学			
事業規模	期間	平成17～21年度	総額	429百万円
<p><b>【研究代表者】</b>          若井田育夫 日本原子力研究開発機構          原子力基礎工学研究部門          遠隔・分光分析研究グループ リーダー</p>				
<p><b>【研究概要】</b>          高速増殖炉燃料サイクルでは、環境負荷低減や資源利用などの観点から、使用済み燃料中に含まれる放射性不純物の除去度（除染度）を下げ、長寿命核種である超ウラン元素（ウランより原子番号が大きい元素：TRU）もウランやプルトニウムに混合し、燃料として再利用することが考えられています。</p> <p>このような燃料には、多様な放射性物質が含まれていることから、その製造においては、ウラン、プルトニウム、TRU等の組成成分の調整だけでなく、成分分析が不可欠となります。しかし、強い放射線を放出するため、放射線遮蔽セル内で遠隔操作により行わざるを得ません。このため、本研究では、「光で問い合わせ、光で分析する」をコンセプトに、複雑な化学操作を要しない直接・非接触・遠隔で迅速な放射性物質のその場分析法の開発に取り組みました。実験室レベルですが、レーザー共鳴吸収分光法などによって、天然ウラン中に0.7%含まれる<math>^{235}\text{U}</math>の同位体スペクトルを分離観測するとともに、350ppmの分析感度で放射性同位体の種類や量を、元素組成であれば更に低濃度の100ppmの感度で同定できるようになりました。</p>				
<p><b>【抱負】</b>          本手法の実用化を目指すには、ウラン、プルトニウムが混在したMOX試料環境での実証が不可欠です。そこで、グローブボックス中で試験が可能な遠隔分光システムを構築して分光実証試験を実施する「次世代燃料の遠隔分析技術開発とMOX燃料による実証的研究」を開始しました。固体に加え、粉体、液体の直接・遠隔分析の可能性も試みます。レーザーの本質を利用した分析技術が、次世代原子力システムの中に、あるいは極少資源のリサイクルシステム中に実用技術の一つとして息づき、さりげなく輝く…私の夢ですね。</p>				

Nd:YAGレーザー(試料アブレーション用レーザー)

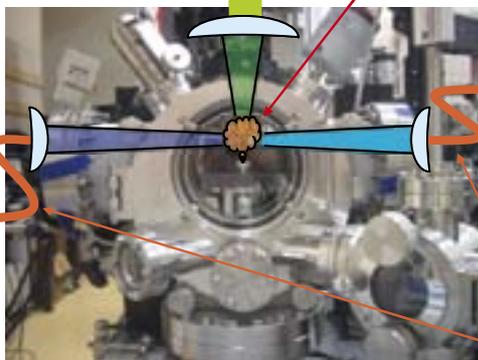


波長: 532nm、パルス幅: ~5ns、繰り返し: 10Hz  
エネルギー: ~0.2mJ



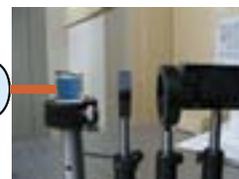
波長可変半導体レーザー  
(同位体プローブ用レーザー)

波長変化 < 0.1MHz/時  
制御偏差 < 1MHz



集光レンズ

アブレーション試料



吸収検出用  
高速光検出器  
(フォトダイオード)

分析容器 He雰囲気 800Pa

光ファイバー

図1 レーザー共鳴吸収分光システム

天然ウラン酸化物による同位体のスペクトル

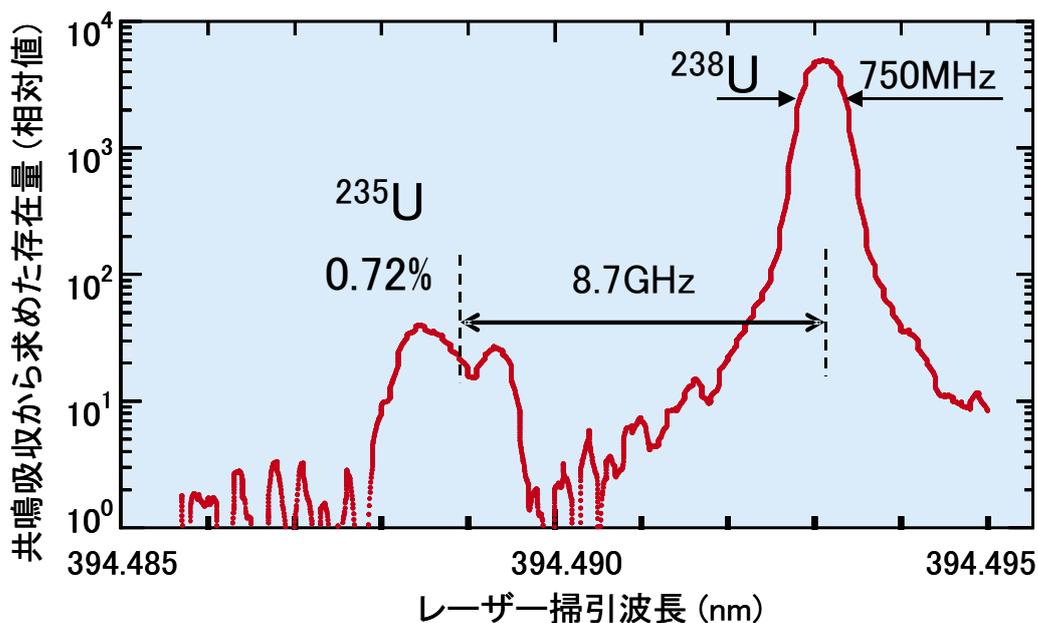


図2 ウラン同位体スペクトル図

天然ウランには 99.3% の <sup>238</sup>U と 0.7% の <sup>235</sup>U が含まれている。レーザー共鳴吸収分光法による非接触分析法としては、世界でも屈指のスペクトルを得ることに成功した。

代表的な  
特許、論文、受賞

- 1) 赤岡克昭、他「カルシウムを添加したウランのレーザーブレイクダウン発光分光 - 時間分解分光 -」、JAEA-Research 2010-004(2010)
- 2) M. Miyabe, et al., "Spectroscopy of laser-produced cerium plasma for remote isotope analysis of nuclear fuel", Appl. Phys. A 101, 65 (2010)
- 3) M. Oba, et al., "Double-pulse LIBS of gadolinium oxide ablated by femto- and nano-second laser pulses", Appl. Phys. A 101, 545 (2010)
- 4) 若井田育夫、他「レーザー誘起プラズマ発光分光法とアブレーション共鳴吸収分光法を組み合わせた次世代燃料の遠隔分析技術に関する基礎研究」、第30回核物質管理学会日本支部年次大会、優秀論文賞

課題名	新規抽出剤・吸着剤による TRU・FP 分離の要素技術開発			
参画機関	北九州市立大学 東京大学 日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成17～21年度	総額	856百万円
<p><b>【研究代表者】</b>  木村貴海 日本原子力研究開発機構  原子力基礎工学研究部門 研究主席</p>				
<p><b>【研究概要】</b>  将来の高速炉燃料サイクルでは、ウランやプルトニウムを有効利用するだけでなく、そこから発生する放射性廃棄物を減容し、環境負荷を低減するために、超ウラン元素(TRU)や核分裂生成物(FP)を分離・回収する技術の開発も重要です。  本研究では、ウランとプルトニウムを回収した後の高レベル放射性廃液を対象に、独自に開発した抽出剤を用いて、ネプツニウム、アメリシウム、キュリウムなどの TRU を分離・回収するとともに、各種吸着剤により発熱性のセシウムやストロンチウムなどの FP も順次分離・回収するプロセスを開発しました。  現在、高レベル放射性廃液はガラス固化後に地層処分が考えられていますが、上記の分離・回収プロセスの実用化ができれば、例えば、TRU は処分せずに核燃料として利用する、発熱性の FP は予め取り除くことによって廃液のガラス固化を容易にするなど、高レベル放射性廃液の分別に応じたより合理的な利用・処分の方途が期待できます。</p>				
<p><b>【抱負】</b>  我が国では核燃料資源を合理的に、かつ有効に利用することを目指して、安全性、核不拡散性、環境適合性を確保するとともに、経済性にも留意しつつ、核燃料を再処理し、回収されるプルトニウム、ウラン等を有効利用することが基本方針となっています。  今後、実廃液試験等により上記の分離プロセスの成立性を実証し、将来実用化されれば、我が国の高速炉燃料サイクルの確立に大きく貢献できるものと信じています。</p>				

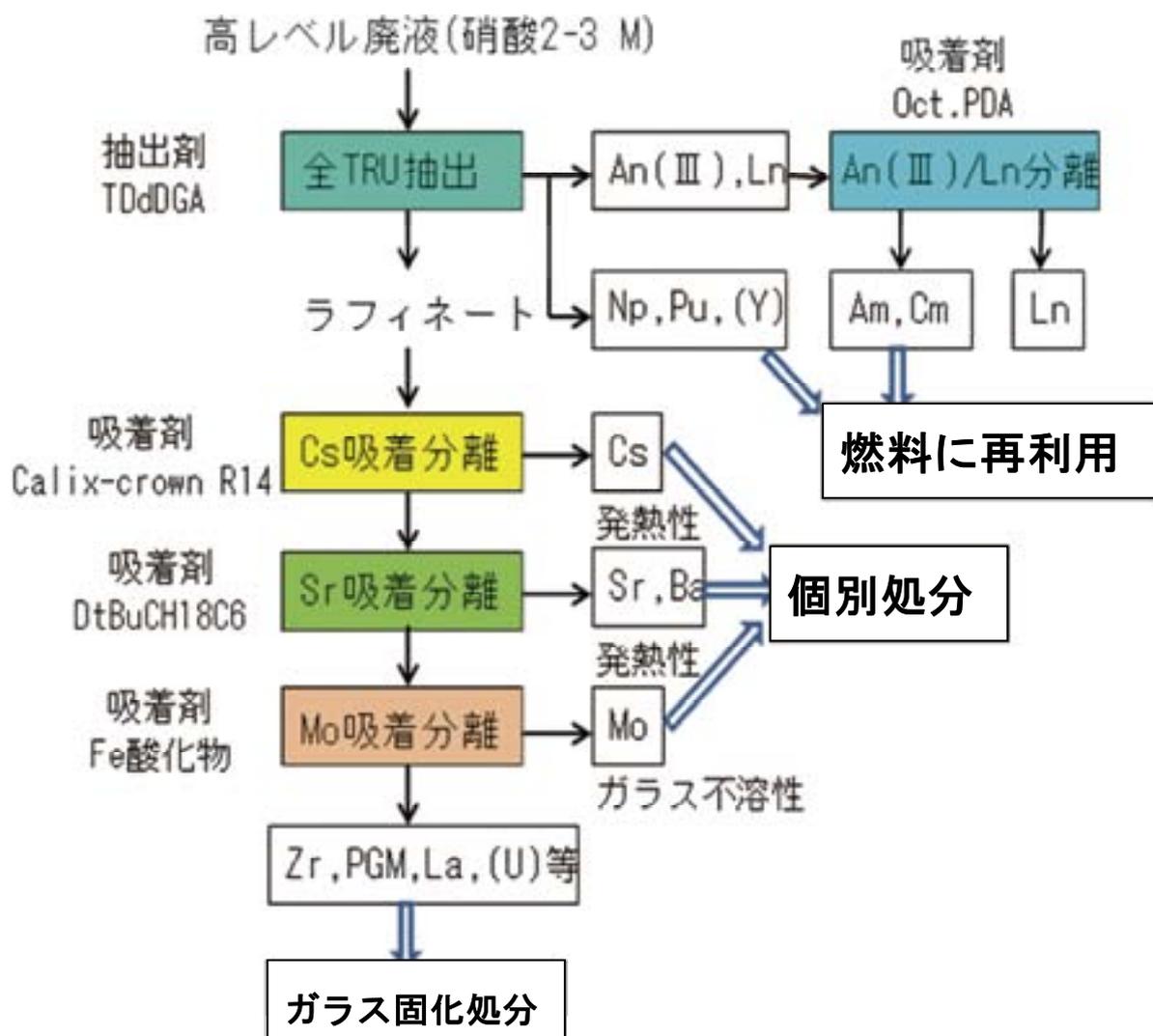


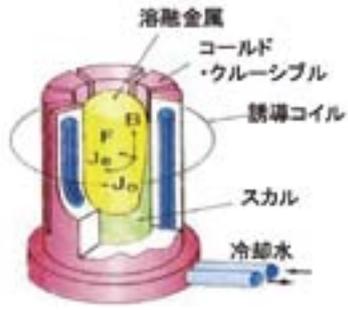
図 新規 TRU・FP 分離プロセス概

代表的な  
特許、論文、受賞

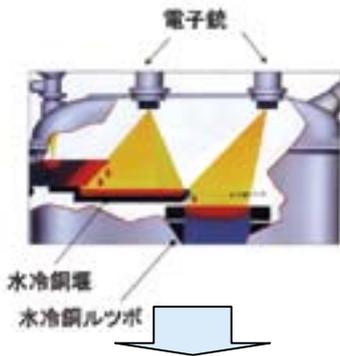
- 1) Y. Morita, Y. Sasaki, T. Asakura, Y. Sugo, Y. Kitatsuji and T. Kimura, "Development of a new extractant and a new extraction process for minor actinide separation", IOP conf. Series: Mater. Sci. Eng., 9, 012057 (2010).
- 2) M. Watanabe, M. Arisaka, and T. Kimura, "Separation of trivalent actinides and lanthanides by impregnated resin with new N,N'-dialkyl-N,N'-diphenylpyridine-2,6-dicarboxyamides", Proc. Tenth OECD NEA Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation (2010).
- 3) 特願 2008-235397、「硝酸酸性溶液中のモリブデン除去用吸着剤と硝酸酸性溶液からのモリブデンの分離方法」、出願人：日本原子力研究開発機構、東京大学

課題名	次世代再処理機器用耐硝酸性材料技術の研究開発			
参画機関	大阪大学 神戸製鋼所 日本原子力研究開発機構 日本原燃			
事業規模	期間	平成17～20年度	総額	1,494百万円
<b>【研究代表者】</b>		中山準平 神戸製鋼所 資源・エンジニアリング部門 原子力・CWD本部 次長		
<b>【研究概要】</b>				
<p>次世代の原子力施設、特に再処理施設機器などの安全性向上や長寿命化などを目指した材料開発として、の製造技術の研究をしています。</p> <p>本研究では、還元精錬と揮発精錬を組合せた製法により、ステンレス鋼やニッケル基合金等に含まれる炭素、リン、硫黄などの不純物を100ppm以下まで低減させた超高純度合金を実用化レベル(400kgオーダー)で製造することに世界で初めて成功しました。この超高純度合金化により、従来のステンレス鋼やニッケル基合金などに比べ、再処理に用いられる硝酸溶液に対する耐食性、放射線への耐照射性、機械的強度特性などの性能が向上し、特に耐食性については、従来の3倍以上となることを確認しました。また、放射線による劣化、腐食、割れ等のリスクも同時に下がるため、本超高純度合金は再処理施設機器や原子炉施設の安全性、信頼性の向上への多大な寄与が期待されます。</p>				
<b>【抱負】</b>				
<p>今後は実環境を模擬した放射線場での材料性能確認試験や耐久性評価試験などの各種試験によるデータベースを構築して実用化を目指します。</p> <p>これまで長い間、原子力技術者は一般産業が開発した材料を改良したり、使い方を工夫するなどによって施設や機器の安全性や信頼性の向上に努めてきましたが、本研究は、原子力技術者が自ら望む材料を自由に開発するという革新的なものです。EHPを実用化し普及させることにより、原子力産業の力で一般産業のレベルアップに貢献できるのではないかと期待しています。</p>				

還元精錬



揮発精錬



EHP 合金

図1 超高純度合金（EHP）製造法

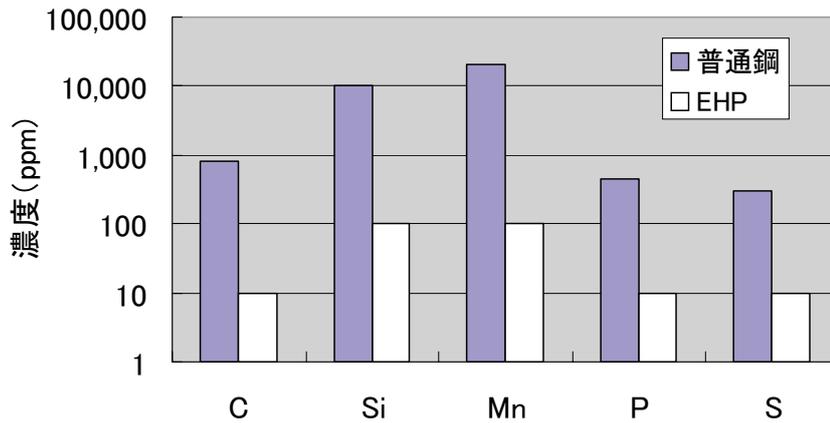


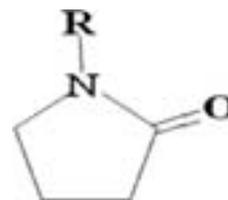
図2 不純物元素含有量

代表的な  
特許、論文、受賞

- 1) 受賞：社団法人 日本溶接学会 優秀論文賞（題名：超高純度 310EHP ステンレス鋼の溶接性評価）
- 2) 特許：耐食性、耐応力腐食割れ性に優れたオーステナイト系ステンレス鋼およびその製造方法（特願 2008-115964）
- 3) 論文：Susceptibility of intergranular Corrosion for Extra High Purity Austenitic Stainless Steel in Nitric Acid, ICONE16
- 4) 論文：湿式再処理における材料開発、日本原子力学会誌 Vol.48, No.11 (2006)

課題名	高選択・制御性沈殿剤による高度化沈殿法再処理システムの開発			
参画機関	東京工業大学 日本原子力研究開発機構 三菱マテリアル			
事業規模	期間	平成17～21年度	総額	619百万円
<p><b>【研究代表者】</b> 池田泰久 東京工業大学教授（原子炉工学研究所）</p> 				
<p><b>【研究概要】</b> 我が国では、軽水炉で使用した核燃料を再処理し、燃料として再利用できるウランやプルトニウムを回収し、それらを高速増殖炉燃料として使用し、更にその使用済燃料からウラン、プルトニウムを回収し再度利用するという核燃料サイクルの構築を目指しています。それゆえ、高速増殖炉使用済燃料の再処理技術の開発が必要です。 高濃度硝酸水溶液中において、ウラン(VI)と錯体を形成して沈殿する化合物（ピロリドン化合物）を発見しました。本研究では、この化合物を使って、使用済核燃料を溶解した硝酸溶液からウランのみ及びウラン・プルトニウム混合物を沈殿させて回収する研究を行いました。 ピロリドン化合物のアルキル基の種類を変えると、疎水性を制御することができます。疎水性の異なる2種類のピロリドン化合物を使って、最初にウランのみ、次にウランとプルトニウムを選択的に沈殿させ、効率よく回収する再処理システムを構築しました。 本再処理システムは、我が国の独自技術であり、使用済燃料の再利用に加えて、プルトニウムの単離の困難性から核拡散抵抗性の向上も期待できます。</p> <p><b>【抱負】</b> これまでのPuや実溶解液を用いた試験（ホット試験）は、限られた条件でしか実施できておりません。今後実用化に向け、ホット試験によるデータ集積を行い、高速炉燃料サイクルの基盤を構築致したい所存です。</p>				

R:アルキル基



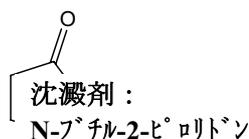
ピロリドン化合物

高速炉使用済み燃料

硝酸にて溶解

第1沈殿工程

沈殿剤添加  
(Uのみ沈殿)



ろ過・洗浄

U沈殿物

焼成  
焙焼・還元

UO<sub>2</sub>燃料粉体

U, Pu, Fp, MA

燃料ペレット

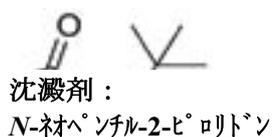
ろ過液濃縮

FP:核分裂生成物

MA:マイナーアクチノイド

第2沈殿工程

沈殿剤添加  
(U・Pu沈殿)



ろ過・洗浄

U・Pu沈殿物

焼成  
焙焼・還元

MOX燃料粉体

高レベル廃液 FP, MA

燃料ペレット

図1 構築した沈殿法を基本とした再処理システム



図2 作製した燃料ペレット

代表的な  
特許、論文、受賞

- 1) Y. Morita, Y. Kawata, Y. Ikeda, *et al.*, "A Study on Precipitation Behavior of Plutonium and Other Transuranium Elements with N-Cyclohexyl-2-pyrrolidone for Development of a Simple Reprocessing Process," *J. Nucl. Sci. Technol.*, **44**, 354-360 (2007).
- 2) K. Takao, K. Noda, Y. Morita, *et al.*, "Molecular and Crystal Structures of Uranyl Nitrate Complexes with N-Alkylated-2-pyrrolidone Derivatives: Design and Optimization of Promising Precipitant for Uranyl Ion," *Crystal Growth & Design*, **8**, 2364-2376 (2008).
- 3) S-Y. Kim, K. Takao, Y. Ikeda, *et al.*, "Molecular and Crystal Structures of Plutonyl(VI) Nitrate Complexes with N-Alkylated 2-Pyrrolidone Derivatives: Cocrystallization Potentiality of U(VI) and Pu(VI) for Uniform MOX Fuel Precursor," *Crystal Growth & Design*, **10**, 2033-2036 (2010).

課題名	超臨界流体を用いた全アクチニド一括分離システムの開発			
参画機関	MHI 原子力エンジニアリング 日本原子力研究開発機構 名古屋大学			
事業規模	期間	平成17～22年度	総額	1,173百万円
【研究代表者】		小山 智造 日本原子力研究開発機構 東海研究開発センター 核燃料サイクル工学研究所 サイクル工学試験部長		
【研究概要】				
<p>本事業では、PUREX 法に代わる新たな再処理主プロセスの構築の可能性を有する「超臨界流体を用いた全アクチニド一括分離システム」について、実使用済燃料や未照射 MOX 燃料を用いた試験を行いました。この結果、安価な抽出剤である TBP により全てのアクチニドを一括して使用済燃料から直接抽出できることを確認しました。しかしながら、条件によっては U と Am が抽出されるにもかかわらず Pu が残渣に残留するという従来の知見にない挙動も発見され、種々の仮説検証を試みるもその原因の特定に至らなかったことから、プロセスの成立性に課題を残す結果となりました。</p> <p>経済性については、主工程では多系列化が必要なこと及び中間濃縮の処理量が大いことが判明し、工程数削減の効果が相殺される結果となりました。改善案として分配までを超臨界流体で扱うことにすれば主工程の経済性の向上は可能と考えています。一方、廃液量を削減でき廃液処理設備費は約 2/3 まで低減化されるため、是非プロセス上の問題点を解決して MA 回収機能を含む合理的な再処理システムを実現したいと考えます。</p>				
【その後の取り組み】				
<p>使用済燃料試験で重要かつ未解明な Pu 挙動の存在が判明し、今回の結果では本システムの成立性の判断に至りませんでした。この過程で、新たな再処理技術を開発しその成立性を判断する場合はホット試験での確認が不可欠であるとの認識を新たにしました。一方 FaCT プロジェクトの他の研究では異なる種類の使用済燃料を用いた試験では問題がなく目的の使用済燃料を用いて初めて問題を確認した例があります。またアスファルト火災爆発事故では、事故原因となった運転条件変更について、予め実機実液を用いた確認がされていて問題がなくても、長時間の運転による想定外の現象が原因で事故が発生したことがわかっています。今後の研究開発でも安易な判断をせず謙虚に一步一步進むことを心掛けたいと思います。</p>				

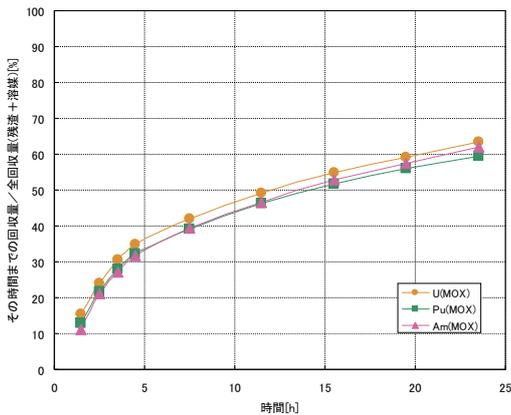


図1 超臨界条件の未照射 MOX 燃料から直接抽出試験結果

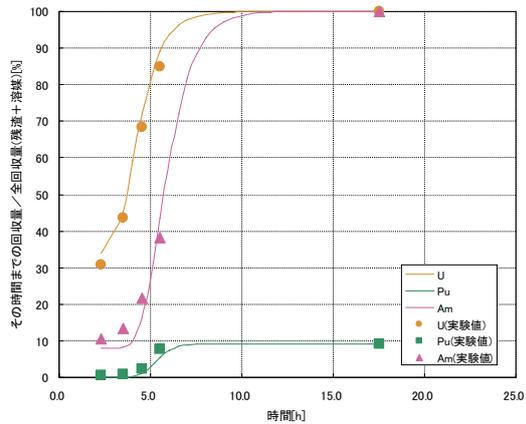


図2 超臨界条件の使用済燃料から直接抽出試験結果 (Pu が残留したケース)

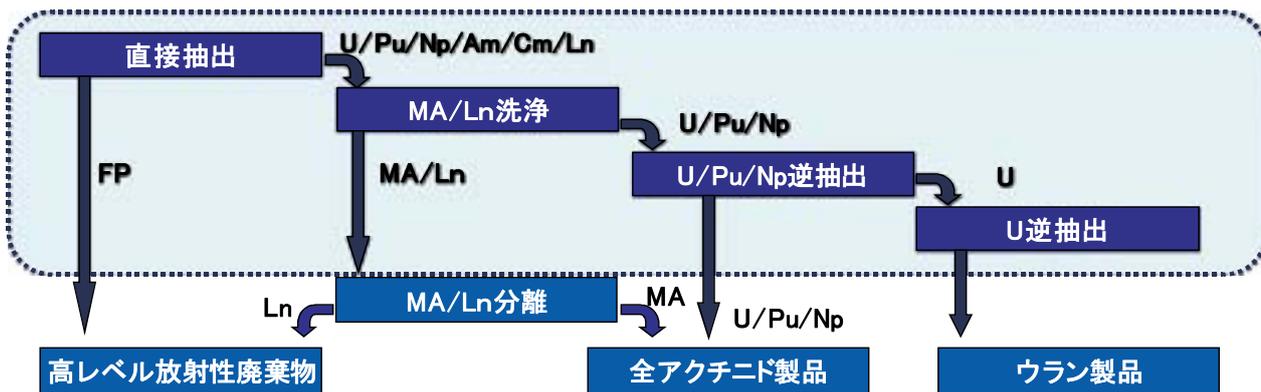


図3 「超臨界流体を用いた全アクチニド一括分離システム」の改善案

代表的な特許、論文、受賞

- 1) “Development of Actinides Co-extraction System with Direct Extraction Process Using Supercritical Fluid” GLOBAL2011, Makuhari, Japan (2011)
- 2) “超臨界流体を用いた全アクチニド一括分離システムの開発；(3)開発の概要”，日本原子力学会「2008年春の年会」
- 3) “超臨界流体を用いた全アクチニド一括分離システムの開発；(13)全体概要”，日本原子力学会「2012年春の年会」

課題名	高解像度 X 線 CT による燃料棒、燃料集合体の照射挙動の究明			
参画機関	日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成 20～22 年度	総額	256 百万円
<p><b>【研究代表者】</b>  浅賀 健男 日本原子力研究開発機構  大洗研究開発センター 燃料材料試験部長</p> 				
<p><b>【研究概要】</b>  高速炉の実用化に向けた高燃焼度燃料の開発には、燃料を実際の原子炉で種々な条件で照射した後、照射後試験を行ってその性能や照射挙動を究明し、実用化燃料としての適用性を評価検証することが必要不可欠です。  従来行っていた照射挙動究明のための手法は、燃料棒内の燃料ペレットの照射に伴う組織変化挙動等に関するデータを破壊試験により取得するもので、この方法ではデータの取得に多大な時間を必要とし取得できるデータの量や質も非常に限られるという課題がありました。そこで燃料集合体内の燃料棒の照射変形を非破壊で観察するために自ら開発した X 線 CT 検査装置に着目し、その高解像度化を図ることによって直径 5 ミリ程度の燃料ペレットのミクロな照射挙動を非破壊で観察することにしました。高解像度化の技術開発では、X 線を絞り込むタングステン製コリメータの製作に当たって、0.1 mm 幅のスリットを 1 本の失敗もなく 100 本加工できる切削条件を探すことがポイントでしたが、試作試験を重ねた結果確実に切削できる加工条件を確立できました。  開発した高解像度 X 線 CT 検査技術を照射済み燃料集合体に適用し、これまで破壊試験では数年を要していた高精度の照射挙動データが、わずか数日で大量に得られることを実証しました。こうして得られた大量かつ高精度のデータから、燃料ペレットの組織変化に及ぼす製造条件や照射条件の影響を明らかにするとともに、燃料ペレット密度の組織変化による変化を世界で初めて計測することにも成功しました。</p> <p><b>【その後の取り組み】</b>  本研究の成果を燃料の照射挙動評価に適用することにより、高速炉実用化燃料の研究開発スピードを大きく加速することが期待できます。今後はさらに高解像度化を進めるとともに軽水炉燃料のサイト検査や高レベルガラス固化体の品質検査などへも適用できないかと考えています。また機会があれば文科省(JST)の公募事業に応募させていただき、新たな課題解決に向けてチャレンジしたいと考えています。</p>				

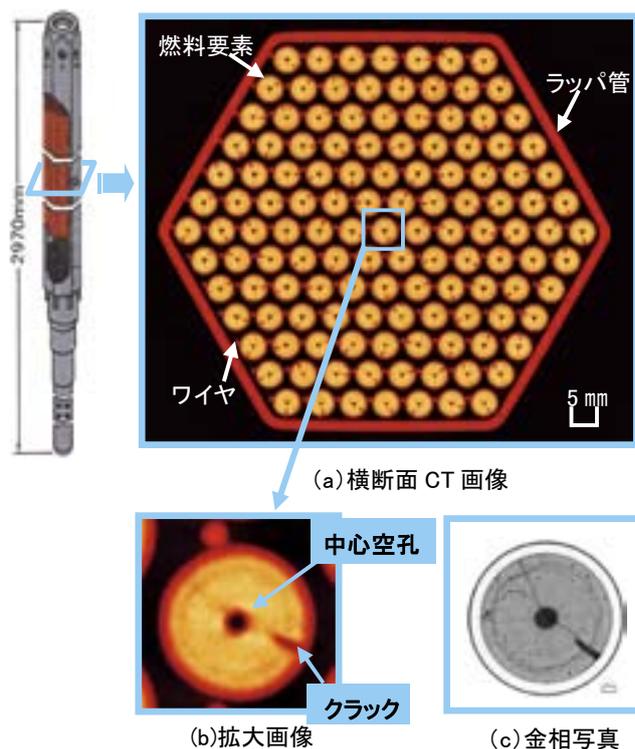


図 1 照射済燃料集合体の高解像度 CT 画像と燃料ペレットの拡大図

- (a) 燃料集合体内の高解像度 CT 画像を取得することに成功しました。  
 (b) (c) 金相写真と同様に、燃料ペレット内の中心空孔やクラック等が明瞭に確認できます。

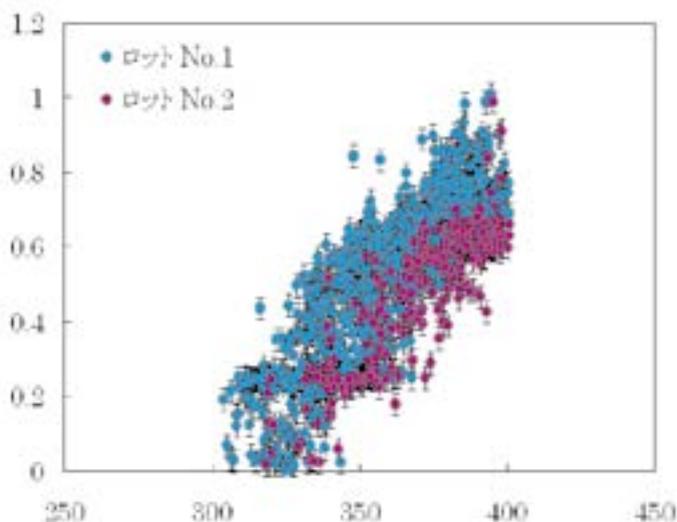


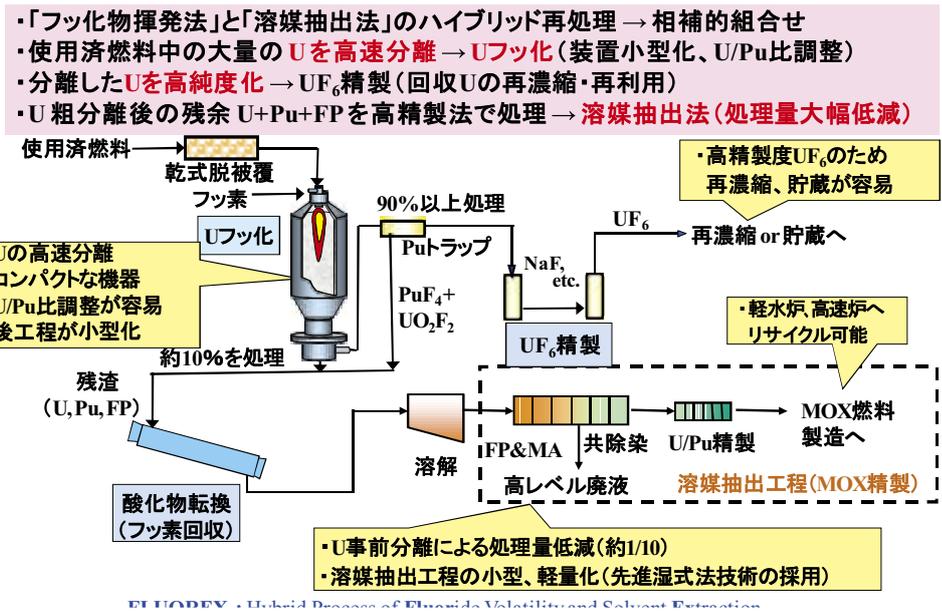
図 2 中心空孔の形成状況

- ① 中心空孔は線出力  $300\text{W}/\text{cm}$  を超えると形成され、線出力に依存して大きくなる傾向にあることがわかりました。  
 ② ロット No.1 に比べ No.2 の燃料ペレットに形成される中心空孔径が小さい傾向にあり、製造仕様による影響を確認することができます。

代表的な  
特許、論文、受賞

- 1) 勝山 幸三ら、“超高解像度高エネルギーX線 CT 検査装置の開発”、検査技術 Vol.16 No.2、平成 23 年 2 月 1 日  
 2) 勝山 幸三ら、“Development of high resolution X-ray CT technique for the irradiated fuel pellets”、International Conference on Advancements in Nuclear Instrumentation, Measurement Methods and their Applications -ANIMMA 2011, Ghent, Belgium. 平成 23 年 6 月 8 日  
 3) 浅賀 健男ら、“高解像度 X 線 CT による燃料棒、燃料集合体の照射挙動の究明；(1) 全体計画とこれまでの成果の概要”、日本原子力学会 2010 年秋の大会、平成 22 年 9 月 15 日

課題名	フッ化技術を用いた自在性を有する再処理法に関する研究開発		
参画機関	日立製作所 日本原子力研究開発機構 日立GEニュークリア・エナジー 三菱マテリアル		
事業規模	期間	平成20～22年度	総額
			296百万円
<b>【研究代表者】</b> 河村文雄 日立GEニュークリア・エナジー(株) 日立事業所 事業所長付			
<b>【研究概要】</b> 我国の原子力発電は、現在は軽水炉で行われていますが、将来は高速炉に移行していくと考えられています。軽水炉時代から軽水炉と高速炉の併用時代、さらには高速炉時代へと移行していくなかで、軽水炉から高速炉への移行期に対して融通性の高い新たな再処理法を開発しています。移行期に発生する多種多様の使用済燃料（軽水炉燃料、プルサーマル燃料、高速炉燃料）を共通に処理できる自在性に富んだ再処理法として、フッ化物揮発法（使用済燃料に $F_2$ ガスを作用させ $U$ を揮発性フッ化物 $UF_6$ とする）と溶媒抽出法から構成される再処理法（略称 <b>FLUOREX</b> 法）を提唱し、開発中です。 本研究では、これまでの二回の公募型研究での開発成果（要素技術の成立性確認や小規模フッ化試験など）を踏まえて、 $U$ や少量の $Pu$ を用いた試験を行い、フッ化、回収ウランの再利用のための除染、フッ化残留物の酸化物転換や溶解などの一連の工程の性能を確認でき、 <b>FLUOREX</b> 法が移行期の再処理法として適用可能であるとの見通しを得ました。			
<b>【その後の取り組み】</b> これまでの開発で <b>FLUOREX</b> 法は将来の移行期再処理工場に適用可能な再処理法であると考えています。今後は、残された主要課題である、使用済燃料を用いたフレーム炉による実証試験、などを行い、これまでの開発成果の確認を行うと共に、工学的規模での成立性確認を進めていきたいと考えています。一方、3.11大震災による福島原発事故の復旧が急務となっている状況を踏まえ、処理が極めて困難であると予想されている原子炉の炉心溶融燃料（デブリ）の処理へ向けて、 <b>FLUOREX</b> 法のキー技術であるフッ化法の適用を図っていき、福島原発事故復旧のお役に立ちたいと考えています。			



サイクル移行期の再処理として望ましい要件である、  
①軽水炉と高速炉の再処理共用、②回収Uの再利用、③経済性向上、を達成できる可能性を有しています。

図1 FLUOREX法のコンセプトフロー

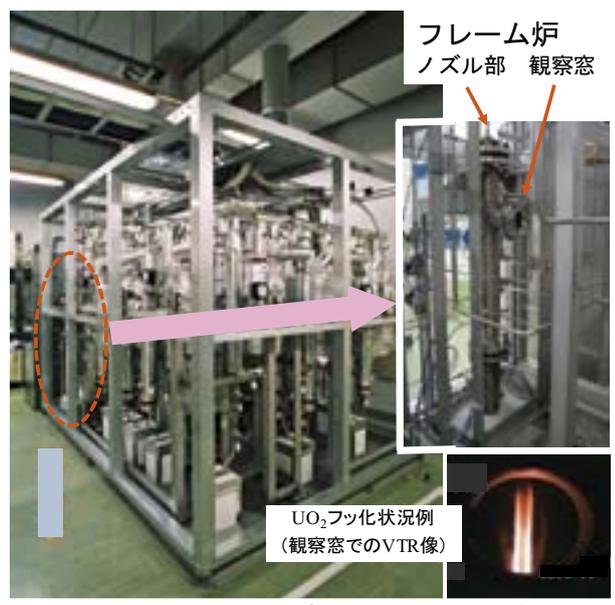


図2 Uフッ化試験用フレーム炉試験装置(500gU/hr 規模)

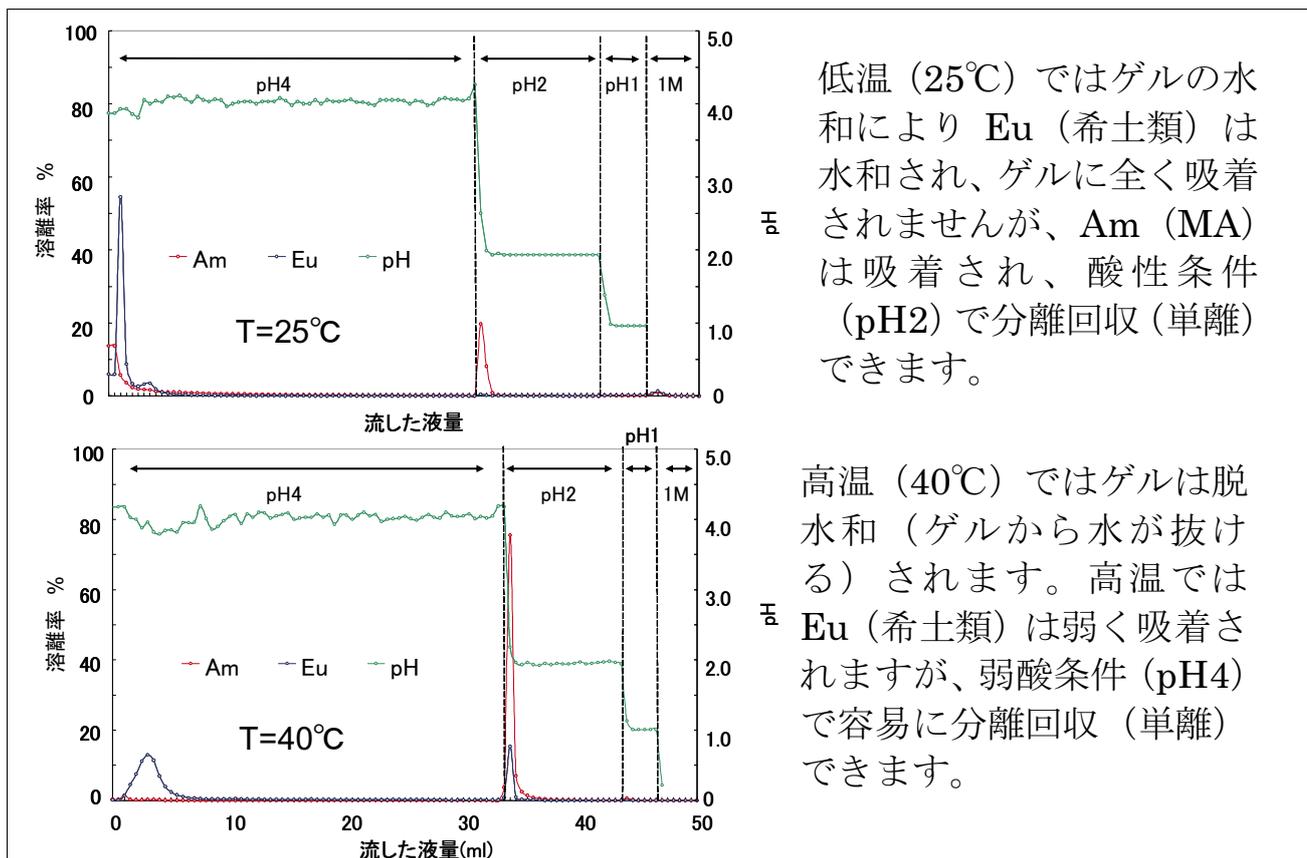


図3 Pu, Np, Tc 試験装置(5g 規模)

これらの試験装置を用いた U、Pu 試験によりフッ化、回収 U の再利用のための除染などの工程の性能を確認できました。

代表的な特許、論文受賞など	【発表論文】
	1) Hoshino, Kawamura, et.al, "Development of Advanced Reprocessing System-FLUOREX", GLOBAL2011(2011) 2) Takeuchi, Kawamura, et.al, "Controls of chromium & third element contents in nickel-base alloys for corrosion resistant alloys in hot HNO <sub>3</sub> -HF mixtures", J. Alloys & Compounds, 506, pp194-200 (2010)

課題名	多座包接型配位子による MA の無劣化・無廃棄物抽出クロマト分離の研究			
参画機関	神戸大学 東京工業大学 日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成 21～23 年度	総額	220 百万円
<p><b>【研究代表者】</b>  竹下 健二 東京工業大学教授  (大学院理工学研究科原子核工学専攻)</p> 				
<p><b>【研究概要】</b>  使用済み核燃料の再処理で発生する高レベル廃棄物 (HLW) の安全な処理処分は原子力利用を進めるためには避けられない問題です。しかし HLW の放射性毒性を天然ウラン程度まで低減させるには 10 万年以上の長時間を要します。この期間を短縮するためには、HLW より Am, Cm 等の 3 価マイナーアクチノイド (MA) を分離して原子炉で短半減期核種に変える核変換処理が有効です。HLW から 99.9%MA を分離できれば、その放射性毒性は 300 年程度で天然ウランレベルまで低減できます。この技術を実現するためには HLW からの 3 価 MA 分離が不可欠ですが、本研究ではこの分離過程で最も難しい 3 価 MA と希土類元素の分離に挑戦しました。抱接化合物 TPEN をアクリルアミド系高分子に固定化したゼリー状物質 (ゲル) を合成し、ゲルの水和を温度で制御することによって 3 価 MA を分離回収できました。更に多数の小さな穴 (細孔) をもつガラス粒子の細孔表面に 30nm 以下の驚異の薄さでゲルを塗布することができ、このガラス粒子を充填したクロマト分離カラムを用いて二次廃棄物を殆ど発生することなく 3 価 MA を高速分離しました。</p> <p>高速炉「常陽」の使用済み燃料から得られた実廃液でも同様の性能が確認され、本法は実用性の高い MA 分離技術として将来が期待されます。</p> <p><b>【その後の取り組み】</b>  本研究で開発された MA 分離法は、温度制御でゲルの水和状態を変化させながらクロマト分離を進める新規技術であり、欧米の溶媒抽出法とは全く考え方の異なる我が国独自の技術です。分離試薬として僅かな硝酸が使われるのみで二次廃棄物を殆ど発生しません。次の研究ステージの目標は HLW を使った実プロセスの設計データ取得です。また更に MA の高速抽出・脱離を目指して金属イオンの高速配位が可能な酸素・窒素ハイブリッド配位子の開発を進め、早期の実用化を達成したいと思っています。</p> <p>また、今回開発された多孔質体へのゲルの薄膜塗布技術は広範な応用が可能です。すでに大環状化合物を配位子としたクロマト剤開発に着手しており、福島第一原発で発生した汚染水からの放射性ストロンチウムの回収を研究しています。</p>				



低温 (25°C) ではゲルの水和により Eu (希土類) は水和され、ゲルに全く吸着されませんが、Am (MA) は吸着され、酸性条件 (pH2) で分離回収 (単離) できます。

高温 (40°C) ではゲルは脱水和 (ゲルから水が抜ける) されます。高温では Eu (希土類) は弱く吸着されますが、弱酸条件 (pH4) で容易に分離回収 (単離) できます。

図1 25°C (低温) と 40°C (高温) における Am/Eu 分離曲線



図2 低温・高温2塔プロセスによる MA・希土類元素分離

図1に示すように、高温カラムでは pH4 で希土類元素を単離回収でき、pH2 にすると MA 濃縮液が得られます。この液を低温カラムに送り、カラムを pH2 にすると MA が単離回収できます。これらの操作を 2 塔間で繰り返せば MA・希土類元素を連続分離できます。

代表的な  
特許、論文  
受賞など

- 1) Kenji Takeshita, Takeshi Ogata, Hiroshi Oaki, Yusuke Inaba, Atsunori Mori and Tsuyoshi Yaita "Separation of Am(III) from Eu(III) by extraction chromatographic technique using functional polymer gels with TPEN analogs", Global2011, Makuhari (2011)
- 2) Shin-ichi Koyama, Mistuo Suto, Hiroshi Ohbayashi, Kenji Takeshita, Takeshi Ogata, Hiroshi Oaki, Yusuke Inaba "Recovery of Minor Actinides from Spent Fuel via an Extraction Chromatographic Technique using TPPEN-Immobilized Gels", *Sep. Sci. Technol.*, 47, 2024-2028 (2012).

課題名	次世代燃料サイクルのための高レベル廃液調整技術開発			
参画機関	大阪大学 京都大学 電力中央研究所 東北大学 日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成21～23年度	総額	267百万円

### 【研究代表者】

森田泰治 日本原子力研究開発機構  
原子力基礎工学研究部門 研究主席



### 【研究概要】

高速炉燃料等を再処理の対象とする次世代燃料サイクルでは、プルトニウムの核分裂への寄与が大きくなるため、白金族元素（ルテニウム(Ru)、ロジウム(Rh)、パラジウム(Pd)）の存在比率が増え、白金族元素とモリブデン(Mo)、テクネチウム(Tc)を主成分とする不溶解残渣の発生量も増えます。従って、不溶解残渣による、ガラス固化におけるガラスの均一性維持やガラス溶融時の操作性への悪影響の問題がより深刻化することが推定されます。Moはイエローフェーズ生成の原因となります。

本研究では、この問題を解決する手段として、図1に示すようなMo, Pd, Ruの高レベル廃液からの分離技術及び不溶解残渣の個別処理技術を開発しました。ここで、MoはHDEHP(図2)による溶媒抽出法で、PdはDEHDO(図3)による溶媒抽出法で、Ruは電解酸化揮発法で順に分離します。不溶解残渣は、洗浄後、分離回収したPd, Ruと共に加圧焼結法により固化します(図4)。処理後の高レベル廃液はMo, Pd, Ruをほとんど含まず、不溶解残渣を混合する必要が無いので、ガラス固化の負担は軽減されます。

本研究では、上記に合わせて、ナノカロリメータを用いた熱量滴定法による有機相或いは二相混合系での溶媒抽出における熱力学データの取得、反射吸光分析法を含む溶存状態分析技術の開発を行いました。また、不溶解残渣そのものの理解に役立つ不溶解残渣溶解挙動解析を行いました。

### 【その後の取り組み】

本研究で開発した元素分離法、不溶解残渣洗浄・固化法が実用化されるには装置の開発等まだ課題はありますが、有用なものであると信じています。熱量滴定法は、溶媒抽出法開発の側面支援として非常に有用なことが示され、広く溶媒抽出法研究の分野での今後の発展が期待できます。また、本事業で新たに見出したRuO<sub>4</sub>の乾式回収技術は、一般の核燃料サイクル施設のオフガス処理へ適用可能な技術であると確信しています。

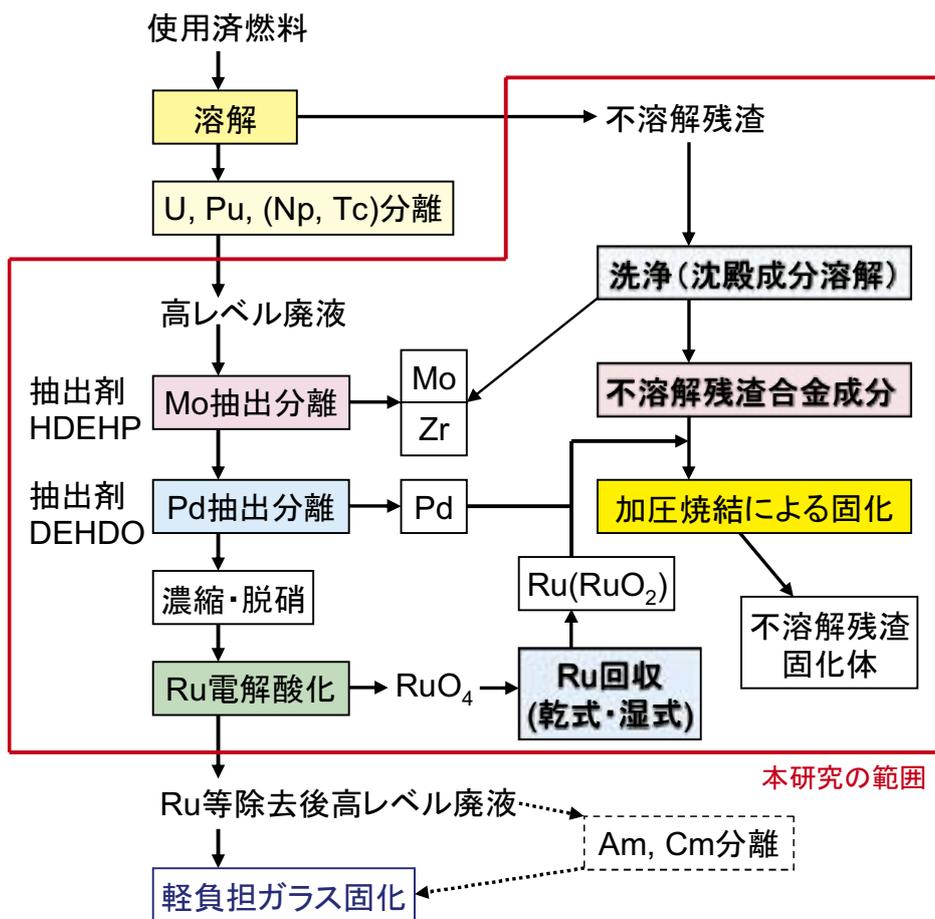


図1 Mo-Pd-Ru 分離、不溶解残渣個別処理のフロー

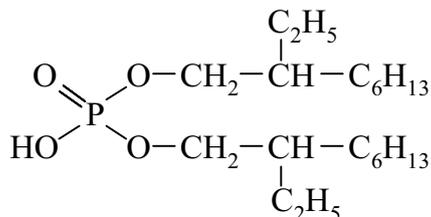


図2 HDEHP (ジ-2-エチルヘキシルリン酸)

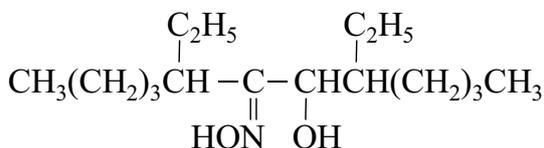


図3 DEHDO (5, 8, diethyl-7-hydroxy-6-dodecanone oxime)

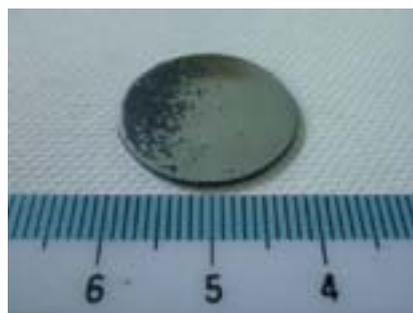


図4 固化体製作例  
 $\text{Mo}_3\text{Ru}_5\text{Rh}_1\text{Pd}_1+3\text{Pd}+15/4(\text{RuO}_2)$   
 放電プラズマ焼結、1323K

代表的な  
 特許、論文  
 受賞など

- 1) S. Sato, N. Endo, K. Fukuda, Y. Morita, "Optimization for removal of ruthenium from nitric acid solution by volatilizing with electrochemical oxidation", J. Nucl. Sci. Technol., **49** (2) 182-188 (2012).
- 2) T. Fujii, S. Egusa, A. Uehara, H. Yamana, Y. Morita, "Quantitative analysis of neodymium, uranium, and palladium in nitric acid solution by reflection absorption spectrophotometry", J. Radioanal. Nucl. Chem., **295** 2059-2062 (2013).
- 3) 森田泰治、山岸 功、津幡靖宏、松村和美、桜井孝二、飯嶋孝彦, "ジ-2-エチルヘキシルリン酸による Mo の抽出分離プロセスの開発", JAEA-Research 2012-031 (2012).

課題名	FBR 移行サイクルの柔軟性向上技術の実用化に関する研究開発			
参画機関	福井大学 北海道大学 日本原子力研究開発機構 日立GEニュークリア・エナジー			
事業規模	期間	平成21～23年度	総額	99百万円

### 【研究代表者】

深澤 哲生 日立GEニュークリア・エナジー  
燃料サイクル部 主管技師



### 【研究概要】

低炭素エネルギーの長期安定供給のため、将来、高速増殖炉(FBR)の導入が予定されていますが、軽水炉から FBR へ移行する際には、過不足なくプルトニウム(Pu)を供給できる柔軟な燃料サイクルシステムの確立が不可欠です。

本研究開発では、前回の公募研究で基礎的に優位性を明確化した柔軟な燃料サイクルシステム FFCI の革新的枢要技術であるウラン(U)分別技術とリサイクル原料一時貯蔵技術の実用性を確認しました。

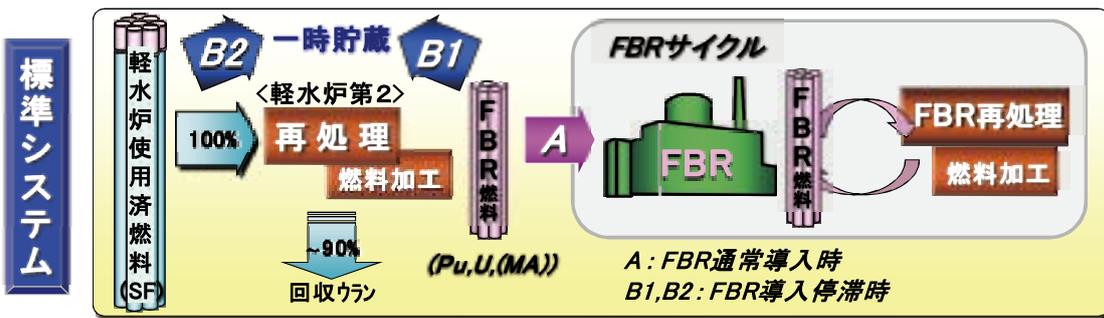
U 分別技術は、各種再処理技術を比較評価して湿式法として晶析法(先進湿式法)および乾式法としてフッ化物揮発法を選定し、模擬試験により両方法の成立性と実機プロセスへの適用性を確認しました。模擬リサイクル原料の熱伝導率測定値は改良解析モデルにより概ね±20%の誤差範囲内で再現できることを明らかにし、汎用解析コードによる伝熱流動解析でリサイクル原料一時貯蔵施設の除熱性能を検証しました。また、モンテカルロ解析による臨界解析で仮想的な過酷事故の場合でも収納管直径拡大で臨界安全性を確保できることが分かりました。

以上より、従来の燃料サイクル分野では存在しない革新的な U 分別技術とリサイクル原料貯蔵システムおよび FFCI 全体システムの成立性を実証する成果が得られました。

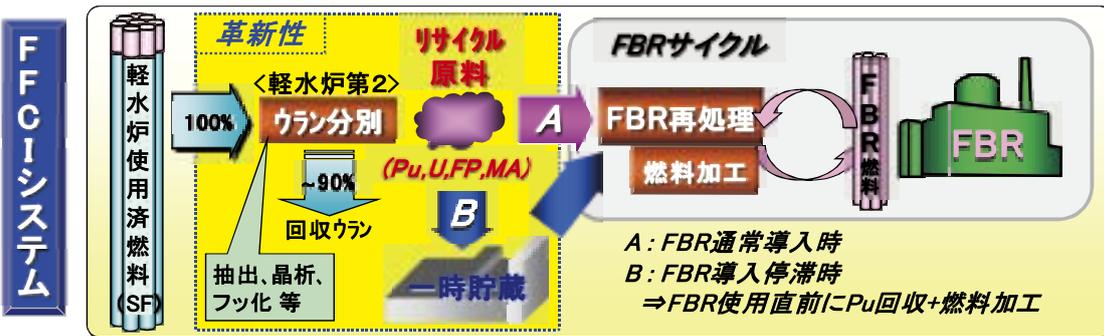
### 【その後の取り組み】

福島第一原子力発電所事故後、将来原子力の展望は不透明化しており、使用済燃料や Pu に対する柔軟な対応が益々重要な状況になっています。FFCI はこのような状況にも適用可能であり、柔軟な使用済燃料・Pu 対策と核拡散抵抗性向上に貢献できます。

今後も、エネルギーセキュリティの確保とサイクル選択肢の検討評価のため、国内外動向、特に政府のエネルギー政策を踏まえた柔軟な燃料サイクルの開発を進めてまいります。



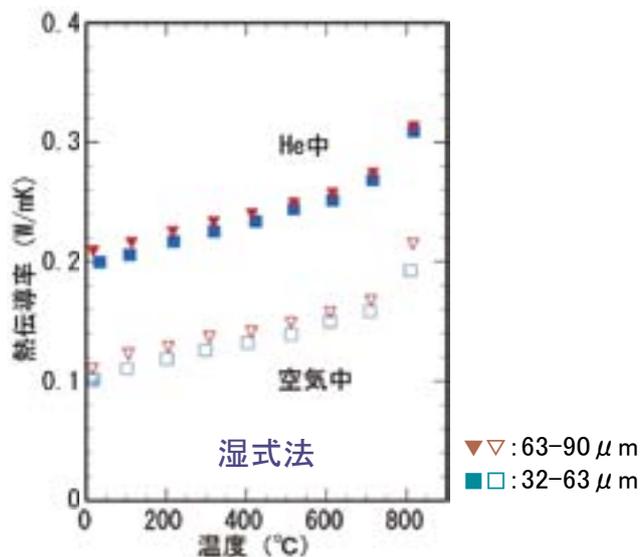
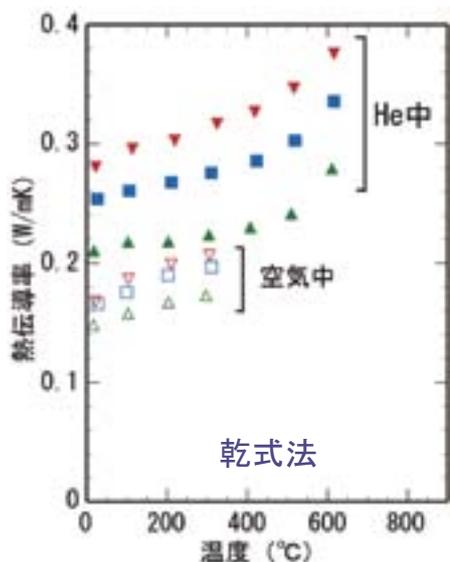
B1(FBR燃料(製品Pu)貯蔵): 核不拡散とAm-241蓄積が課題  
B2(軽水炉使用済燃料貯蔵): 再処理低稼働率とSF蓄積が課題



B(リサイクル原料貯蔵): 革新技術開発が課題

MA: マイナーアクチノイド

軽水炉から FBR への移行期における標準的な燃料サイクルシステムと開発した柔軟な燃料サイクルシステム (FFCI)



乾式法と湿式法で調製した模擬リサイクル原料の熱伝導率

代表的な  
特許、論文、  
受賞など

1. T. Fukasawa, K. Hoshino, M. Takano, S. Sato, Y. Shimazu, Flexible LWR-to-FBR Transition Fuel Cycle System. Proc. GLOBAL 2011, Makuhari, Japan; December 11-16, 2011.
2. 深澤哲生ら, FBR円滑導入のための柔軟な燃料サイクルに関する研究開発(23), 原子力学会 2012年秋の大会, 広島大.
3. T. Fukasawa, K. Hoshino, M. Takano, S. Sato, Y. Shimazu, Proliferation Resistant Fuel Cycle for the Transition from LWR to FR, Proc. ANUP 2012, Beijing, China, October 17-19, 2012.

## 2. 革新技術創出発展型研究開発

プログラムオフィサー（PO）

出光 一哉

事業の開始当初から PO として多くの研究を見てきました。いろいろな制約の中、着実に成果をあげてきた研究者の方々、事業を支援してくださった各方面の方々に感謝申し上げます。PO として各研究を担当するときに留意したことは、各研究者の目的／目標を達成するため、研究者のモチベーションを鼓舞することでした。もちろん研究の中身を一番知っているのは研究者ですが、時には研究者自身はその成果を過小評価していることがあります。外部の目を加えることにより、得られた成果がいかによいものか、どのような利用価値があるかを議論することで、研究者が自分の研究の意義を再発見することもありました。また、他の研究とのシナジーが期待されるものも多々あり、それらの研究を繋ぐのも PO の仕事と考えます。このような機会を与えられたことに感謝しつつ、さらなる成果に巡り会うことを期待しております。



(革新技术創出発展型研究開発)

(平成23年度終了課題)

- ・次世代再処理機器用超高純度 EHP 合金の実用化に関する研究開発..... 88
- ・実用化に向けた金属燃料サイクルの工学技術実証に関する研究開発.... 90
- ・液体金属中で適用可能な摩擦攪拌接合補修装置の開発..... 92

[以下、・本文中の所属・職位は研究終了時、・代表的な特許、論文、受賞は終了後1年以内のもの]

課題名	次世代再処理機器用超高純度 EHP 合金の実用化に関する研究開発			
参画機関	神戸製鋼所 大阪大学 日本原子力研究開発機構 日本原燃 三菱総合研究所			
事業規模	期間	平成 21 ~ 23 年度	総額	671 百万円
<b>【研究代表者】</b> 中山 準平 神戸製鋼所 部長				
<b>【研究概要】</b> 核燃料の再処理では高濃度の硝酸を用いるので、タンクや配管等の機器が錆びて寿命が短くなる課題があります。特に金属の結晶粒間が錆びて結晶粒子が抜け落ちる「脱粒」により加速度的に錆が進展する問題は深刻です。 本研究では、金属から炭素 (C)、リン (P)、硫黄 (S) などの不純物を 100ppm 以下まで除去して脱粒を防ぐ「超高純度化 (Extra High Purity:EHP)」という技術を確認するため、再処理工場を模擬した腐食試験で EHP 金属の耐久性を評価しました。その結果、EHP 金属が従来金属の 5 倍以上の寿命があることが確認できました。 EHP 金属を用いて再処理機器を長寿命にすれば機器の取替えに伴う費用や被ばくが抑制され、取り替えた機器の処分の問題も解決できます。また、EHP により溶接部の品質も向上するので、再処理システム全体の安全性がアップします。				
<b>【その後の取り組み】</b> 日本は高品質な物作りで長らく世界の産業界をリードしてきました。これは廉価競争に明け暮れても次に繋がる技術は育たないという先人の熟慮があったためと思います。EHP も高品質な金属製造を追及した地味な技術ですが、諸外国で特許登録される等その進歩性が広く評価されつつあります。 我々は、わが国の先進的な原子力技術に EHP を組み合わせることにより、世界が必要とする安全で効率的な次世代の原子力システムの実現に貢献したいと考えています。このためには、私達だけでなく各分野の研究者が品質に拘って技術を磨き続けることで、幅広く、良質な技術の裾野を絶やすことなく次世代にバトンタッチして欲しいと願っています。				

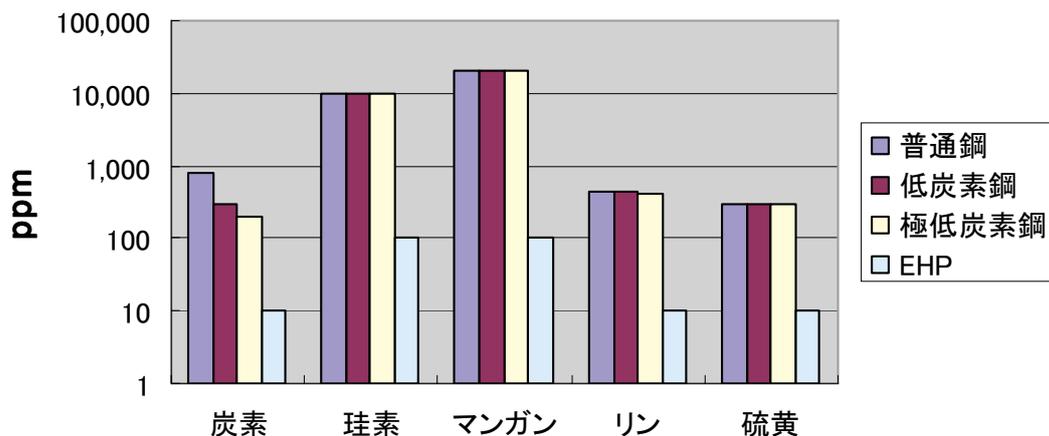


図1 EHPの不純物含有量  
不純物の含有量は従来鋼の1/100です。



図2 再処理機器の模擬腐食試験  
実際に近い硝酸や温度等の環境に8,000時間曝しました。

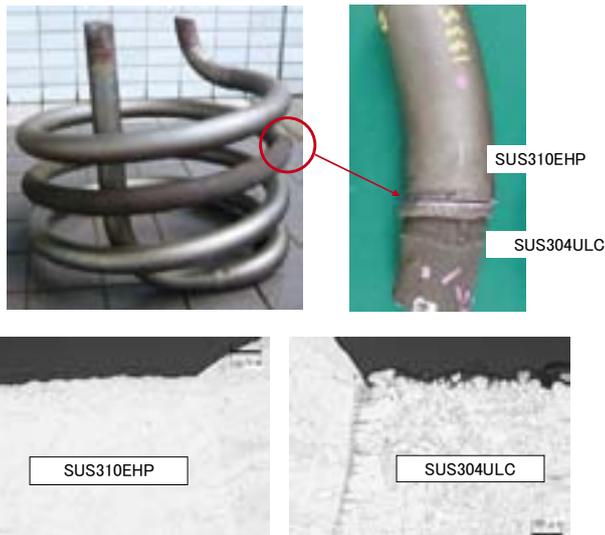


図3 模擬腐食試験の結果  
従来鋼 (SUS304ULC) は激しく腐食されましたが、EHP鋼の腐食は僅かでした。

代表的な  
特許、論文  
受賞など

【論文】才田一幸, 荻原寛之, 西本和俊, 木内 清, 中山準平: “超高純度 310EHP ステンレス鋼の溶接性評価”, 溶接冶金研究委員会創設 50 周年記念シンポジウム「溶接冶金研究の進歩とイノベーション」講演論文集, (2010), p. 165-168.

【受賞】溶接学会 2010 年 優秀論文賞 受賞

【特許】EHP ステンレス鋼の製造法 (ロシア)、EHP ステンレス鋼の溶接法 (アメリカ、中国)

課題名	実用化に向けた金属燃料サイクルの工学技術実証に関する研究開発			
参画機関	京都大学 電力中央研究所 日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成21～23年度	総額	1058百万円
<p><b>【研究代表者】</b></p> <p>小山正史 電力中央研究所 原子力技術研究所 次世代サイクル領域・領域リーダー 上席研究員</p> 				
<p><b>【研究概要】</b></p> <p>金属燃料サイクルは、安全性、環境負荷低減性、核拡散抵抗性、経済性、持続可能性などに優れる先進的な高速増殖炉サイクル技術です。もともと米国のアルゴンヌ国立研究所が発案し、電力中央研究所などがその技術を発展させた結果、現在はインド、韓国、中国なども高速増殖炉サイクルの実用化技術として積極的な研究開発を行うようになっています。</p> <p>本研究開発では金属燃料サイクル実用化に向けて、乾式再処理の工学ホット試験相当の1トン/年(一日の処理量として金属ウラン5kg)規模のプロセス機器を設計・製作し、ウランを用いたサイクル工学試験を実施しました。これにより、安定した機器性能を達成できる設計データを得るとともに、繰り返し試験により工学規模で実効的なマスバランスデータを蓄積することができました。さらに、実際に TRU(超ウラン元素)を用いた試験の結果なども反映して、工学ホット試験のプロセスフローシートを構築することができました。すなわち、本研究により、実用化に向けた、重要な一歩を進むことができたと考えています。</p>				
<p><b>【その後の取り組み】</b></p> <p>福島事故以降、エネルギーミックスについて様々な議論が行われていますが、原子力エネルギーが重要な選択肢の一つであることは間違いがないものと思います。金属燃料サイクルは原子力エネルギーの長期的な持続可能性を確立するために大変有効であるとともに、長寿命放射性核種を短寿命化する環境負荷低減技術としても大変有望です。一方で、福島第一原子力発電所の汚染水処理や破損燃料処理などでも、金属燃料サイクルの様々な要素技術が活用されつつあります。</p> <p>遠い将来と近い将来をつなぐ技術として、我々は引き続き研究開発を継続したいと考えています。</p>				

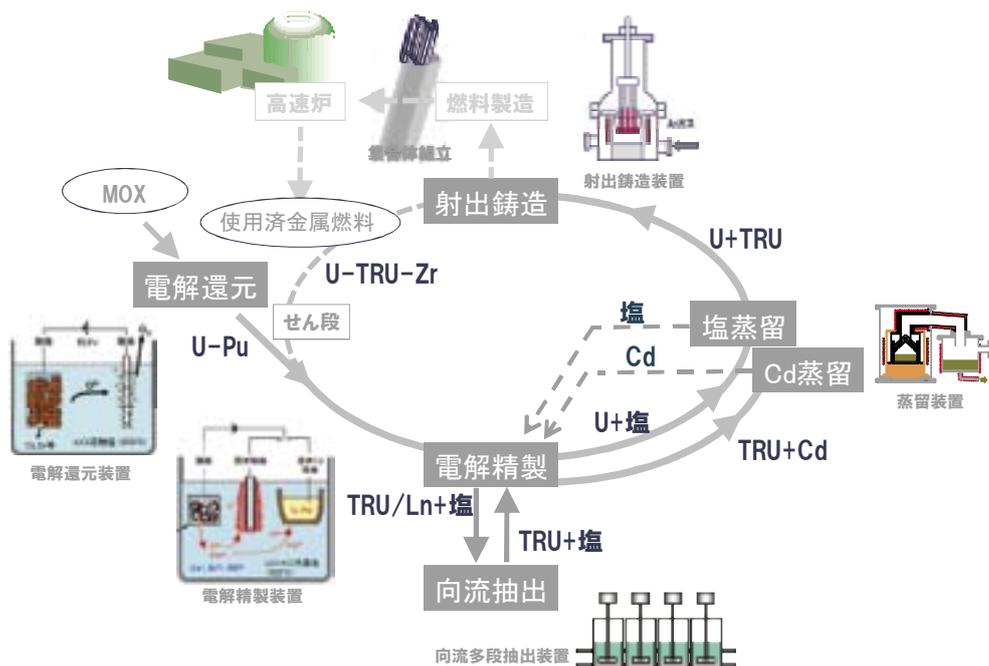


図1 金属燃料サイクルの全体概念図



図2 本研究開発で設計製作した電解精製装置



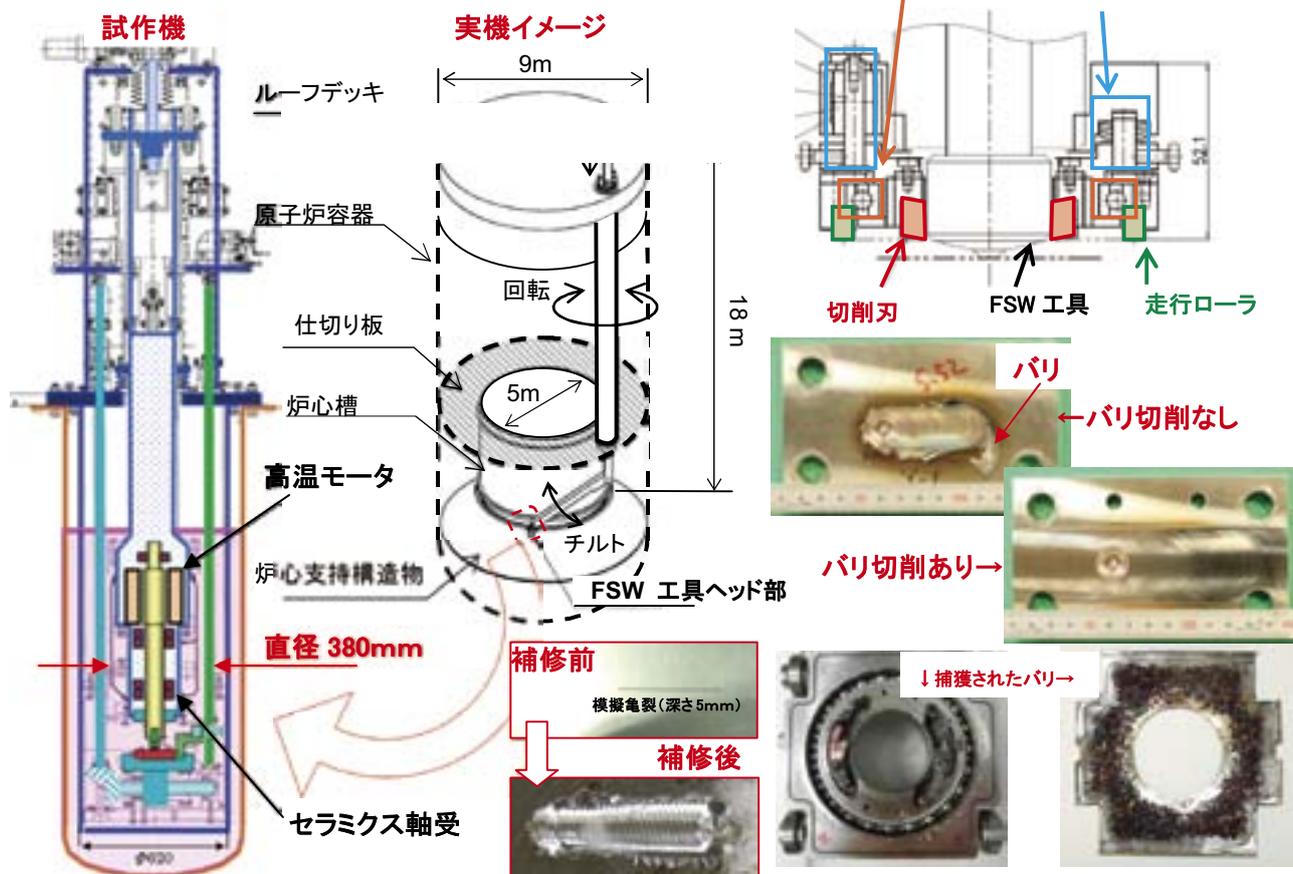
図3 本研究で製作した金属燃料ピン (U-10wt.%Zr合金ロッド：約4.2kg)

代表的な特許、論文受賞など

- 1) Masatoshi Iizuka, et al., 'Engineering-Scale Fuel Cycle Tests using Simulated Oxide/Metal Fuels with Process Equipment of Semi-Industrial Design', proc. GLOBAL 2011, No. 510800, Dec. 11-16, 2011, Makuhari, Japan.
- 2) Tadafumi Koyama et al., 'Development of Pyro-processing Fuel Cycle Technology for Closing Actinide Cycle', Procedia Chemistry, Volume 7, 2012, Pages 772-778
- 3) Toshiyuki Fujii, et al., 'Quantitative analysis of trivalent uranium and lanthanides in a molten chloride by absorption spectrophotometry', J. Radioanal. Nucl. Chem., Volume 296, Issue 1, pp 255-259.

課題名	液体金属中で適用可能な摩擦攪拌接合補修装置の開発			
参画機関	大阪大学			
事業規模	期間	平成21～23年度	総額	553百万円
<p><b>【研究代表者】</b>            森本将明 三菱重工業株式会社 主席            （現在、日本原子力研究開発機構へ出向）</p>				
				
<p><b>【研究概要】</b>            ナトリウム冷却高速炉の原子炉内に亀裂が見つかった場合にも、ナトリウム中で補修できる摩擦攪拌接合（FSW<sup>*</sup>）技術に着目し、補修装置の実現に取り組みました。            200℃の液体ナトリウム中で動作できるように、モータや軸受は材料の選定から着手し、試作と試験を繰り返しました。またFSW補修中にバリが発生しても、これを瞬時に切削回収する機構も開発しました。さらに「エンドホール」と呼ばれるFSW補修部の終端の凹みを埋めるため、FSWによく似た摩擦圧接技術を応用し、専用工具を開発しました。            完成した補修装置試作機は直径380mmまで小型化し、高温ナトリウム中で数10回の試験を行い、ナトリウム中で亀裂を無欠陥で補修する施工条件を取得することができました。            研究者の創意工夫で得られたこれら成果によって、FSWは通常の定期点検中に原子炉内を補修する現実的な選択肢に到達したと言えます。また、従来の補修技術よりも原子炉故障時の長期停止リスクの解消やプラント保全コストの軽減が図れると期待されます。</p> <p><sup>*</sup>摩擦攪拌接合：FSW（Friction Stir Welding）            摩擦熱で金属を加熱し、柔らかくなった固相状態で（融点以下の温度で）接合する技術。金属は溶融⇒凝固過程を経ないため、溶接割れのしやすいアルミなどで実用化されている。</p>				
<p><b>【その後の取り組み】</b>            今回試作したFSW補修装置は長尺アームの先端に取り付けるユニットです。従って、原子炉内で亀裂が見つければ、開発したユニットをその場所まで近づけるためのナトリウム炉向けアクセス機構が必要となります。            今後もFSW補修装置の玉成に向けて様々な技術開発に関わりながら、「常陽」「もんじゅ」の先行炉と将来の高速炉に魅力的な保全メニューを提供し、安定運転に寄与したいと考えます。</p>				

【成果】

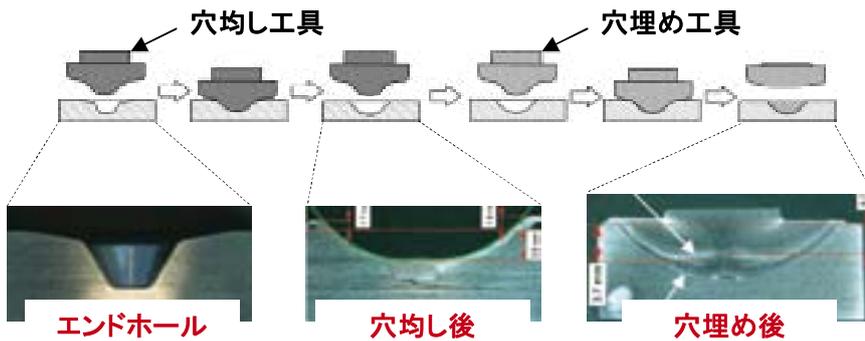
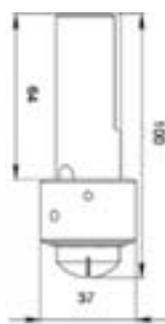


補修装置試作機は高温モータやセラミクス軸受など耐熱、耐ナトリウム構造を採用。

上段) バリを切削回収する機構<sup>1)</sup>  
 中段) バリ切削あり/なしの比較  
 下段) 回収部で捕獲されたバリ

穴均し工具

穴埋め工具



エンドホールを埋めるための専用工具

エンドホールを埋めるために開発した「穴均し」+「穴埋め」2段階施工方法と、施工前後のエンドホール

特許、論文

【出願特許】

1) 特願 2012-008490、「摩擦撹拌接合装置」、出願人：三菱重工業

【発表論文等】

1) 加藤潤悟、「ナトリウム冷却型FBR向け摩擦撹拌接合補修装置の開発」、日本保全学会 第9回学術講演会

2) L. Zhou, D. Liu, K. Nakata, T. Tsumura, H. Fujii, K. Ikeuchi, Y. Michishita, and M. Morimoto, "New technique of self-refilling friction stir welding to repair keyhole", Science and Technology of Welding and Joining, 2012, vol. 17, No.225

### 3. 若手対象型研究開発

プログラムオフィサー (PO)

小澤 正基

若手型研究は年齢が40歳までの研究者を対象とした事業で、独自のアイデアと構想に基づき研究代表者自らが汗を流しつつ果敢にチャレンジするユニークなプログラムです。採択課題数は多めで、新規性が高いためにハイリスク・ハイリターンといえます。中間フォローではJSTの担当者殿とともに全国各地の大学や研究機関の研究代表者を訪問し、研究の進捗状況や研究の進め方及び課題について、膝を交え議論したことが思い出されます。しかしながら、「事業」と名がつく以上、既存の基礎研究プログラムとは若干性格が異なります。担当POとしてはこの成果が実用化に繋がるよう、費やす研究時間が実りあるものであるようフォローしてきました。このためにはJST事務局の支援や文科省ご担当者との連携が重要でした。そのようにして遂行されたプログラムのあるものは上級プログラムにステップアップし、あるものは実際の設計へと研究成果を提供しています。研究を成功に導くには、研究者自身は懸命の努力を続けるが時には冷静に勝機を見極めること、そして研究管理者は、的確なフォローと適正な評価を行うことが人材育成には重要であり、POとして今後もそのような処し方をしていきたいと考えます。



山本 章夫

本成果集の内容をご覧いただくと明らかであるが、若手分野の対象課題は、マテリアル、放射線、炉物理、ライフ、耐震評価、リスク評価、熱流動、保全など、大変幅が広い。原子力は総合工学である。このような幅広い分野における基礎基盤研究の重要性は、継続的に指摘されており、また、現在の原子力が置かれている状況下において、さらに高まっている。本事業は、特に次世代を担う若手の研究者の方々に基礎基盤研究を着実に推進していただき、研究のスキルアップをはかっていただいたという人材育成の観点からも大変意義のあるものであったと考えている。本事業を遂行していただいた若手研究者の方は、次世代の原子力を担う中核的なメンバーとしてご活躍いただくことを期待している。なお、POとしてこのように多様な課題を担当できたことは、私自身の視野を広げる上で大変役に立った。このような機会を与えていただいたことに大変感謝している。



(革新的原子炉技術・核燃料サイクル技術)

(平成19年度終了課題)

- ・ 液化ガスを媒体とする使用済燃料からのアクチノイド抽出法の開発... 98
- ・ 陽電子マイクロビームによる原子力材料のマイクロ劣化解析..... 100
- ・ ガス冷却高速炉用先進材料のナノメカニクス接合解析技術の開発.. 102
- ・ 原子力システム管理技術の大規模情報可視化に関する研究開発... 104
- ・ ガス冷却高速炉用高燃焼度燃料の開発..... 106
- ・ FBR 燃料再処理のためのタンパク質機能付加 SAM の創生..... 108
- ・ 超臨界圧水冷却高速炉の炉内構造材劣化予兆診断技術の開発..... 110
- ・ 放電プラズマ焼結による革新炉燃料ペレット製造に関する研究開発  
..... 112
- ・ 計算科学的手法を駆使した高精度・シームレス物理シミュレータの開発  
- 高速炉ガス巻き込み評価を対象として - ..... 114
- ・ ミクロ炉物理に基づく反応度係数の高精度測定手法と解析手法の開発  
..... 116
- ・ 長寿命核種核変換処理用酸化物セラミックスに関する研究開発... 118
- ・ 中性子共鳴吸収による MOX 燃料ペレット模擬体分析法の開発研究.. 120
- ・ レーザー光による原子炉材料中のオンサイト水素分析技術の開発.. 122
- ・ FBR 燃料再処理のための新規 N,N-ジアルキルアミドの創製..... 124
- ・ ミリチャンネル二相熱流動場の高信頼性予測実現のための研究開発  
..... 126
- ・ マイクロ・ナノ反応場を利用した革新的アクチノイド分離法の研究. 128
- ・ モデル・データ・検査融合に基づく炉内材料劣化に関する研究開発 130
- ・ 材料表面劣化計測技術を用いた耐腐食性高強度材料の研究開発... 132
- ・ 液体 Ga を用いた高効率マイナーアクチノイド分離回収技術の開発 134
- ・ 時間・空間スケラビリティを備えた統合原子シミュレーション 136

## (革新的原子炉技術)

## (平成20年度終了課題)

- ・ プラズマを用いたトリチウム化炭化水素の分解回収法の研究開発.. 138
- ・ 高速増殖炉ナトリウムからのトリチウム移行制御に関する研究開発  
..... 140
- ・ 冷却材中のトリチウム挙動及びその濃度制御に関する研究開発.... 142
- ・ 高機能代替流体による高速軽水炉燃料の熱的限界予測手法の開発.. 144
- ・ 鉛ビスマス冷却型高速炉における耐食性皮膜付着力の高温試験技術  
..... 146
- ・ 化学的不純物アクティブ制御による原子炉材料長寿命化の研究開発  
..... 148
- ・ その場補修可能なナノ・マイクロ複合微粒子防食被覆法の開発.... 150
- ・ 先進的原子炉燃料セラミックスにおける照射損傷量評価の高精度化  
..... 152
- ・ 原子力プラント全容解析のための接合部連成モデリング..... 154
- ・ 不確実性を考慮した原子力システム研究開発評価法に関する研究.. 156
- ・ 界面反応ダイナミクスに基づく耐熱合金の耐久性評価法の開発.... 158
- ・ 多粒子対応型高性能次世代放射線モニタの開発..... 160

## (平成21年度終了課題)

- ・ き裂サイジングに向けた先進電磁超音波探傷に関する研究..... 162
- ・ 超音波による3次元流速ベクトル分布計測システムの開発..... 164
- ・ ゲル状中性子遮へい樹脂材の高耐熱化に関する研究開発..... 166

## (革新的核燃料サイクル技術)

## (平成20年度終了課題)

- ・ 放射性廃棄物エネルギー有効利用のための新技術開発..... 168
- ・ 天然物を有効活用した難分離性長寿命核種の分離技術の研究開発.. 170
- ・ 窒化チタンを不活性母材としたMA含有窒化物燃料製造技術に関する研究  
開発 ..... 172
- ・ 低除染酸化物燃料サイクルの成立を指向した多元系燃料の物性研究 174
- ・ 乾式再処理廃塩からのマイナーアクチノイド回収に関する研究開発.. 176

## (平成21年度終了課題)

- ・ 分子シミュレーションによるMA含有MOX物性のモデル化..... 178
- ・ 超臨界水利用MOX燃料リサイクルと材料健全性に関する技術開発.. 180
- ・ 新規再処理システムに向けた核分裂生成物の高効率分離法の開発.. 182

[以下、本文中の所属・職位は研究終了時、代表的な特許、論文、受賞は終了後1年以内のもの]

課題名	液化ガスを媒体とする使用済燃料からのアクチニド抽出法の開発			
参画機関	名古屋大学			
事業規模	期間	平成17～19年度	総額	70百万円
<p><b>【研究代表者】</b>  澤田 佳代 名古屋大学准教授（エコトピア科学研究所）</p>				
				
<p><b>【研究概要】</b></p> <p>本研究では、使用済燃料を液化二酸化窒素で酸化物から硝酸塩に転換した後、液化炭酸ガス中に溶解したリン酸トリブチル（TBP）により、アクチニドを選択的かつ一括して抽出する新しい方法を開発することを目的としました。硝酸塩転換の反応物および媒体として用いる二酸化窒素は、常圧での沸点が 294 K と低く、常温付近で温度変化をさせることで、液体から気体へと自由に変化させることができるため、密度の高い液体の二酸化窒素中で酸化物を硝酸塩に転換したのち、減圧もしくは昇温させることで生成する硝酸塩と二酸化窒素の分離が可能となります。一方、二酸化炭素についても、臨界点が 304 K, 7.38 MPa と比較的 low、この臨界点付近で温度と圧力を制御することで、密度の高い液体もしくは超臨界状態での抽出や気化による分離が容易となります。</p> <p>硝酸塩転換では、二酸化ウランを出発物質として、三酸化ウランに酸化した後、二酸化窒素と接触させることで硝酸ウラニルを生成できることを明らかとしました(図 1)。ランタニドの酸化物等を含む模擬燃料を用いた場合、ウラン以外の元素、ストロンチウム、ジルコニウム、セリウム、ネオジウムも硝酸塩転換されることが明らかとなりました(表 1)。</p> <p>アクチニド抽出・分離では、TBP 硝酸錯体の二酸化炭素への溶解度データを得て(図 2)、これらのデータを基にウラン、ネオジウム、セリウムの抽出・分離について検討を行った結果、溶解度データから予測される分離係数が得られることを明らかとしました。</p>				
<p><b>【その後の展望】</b></p> <p>本研究結果より、本提案法による使用済み燃料からのアクチニドの回収が可能であることが明らかとなり、従来の PUREX 法と比較して、水、ドデカン等の溶媒を用いないことから、放射性廃液の大幅削減ならびに設備簡略化が可能となると考えられます。</p>				

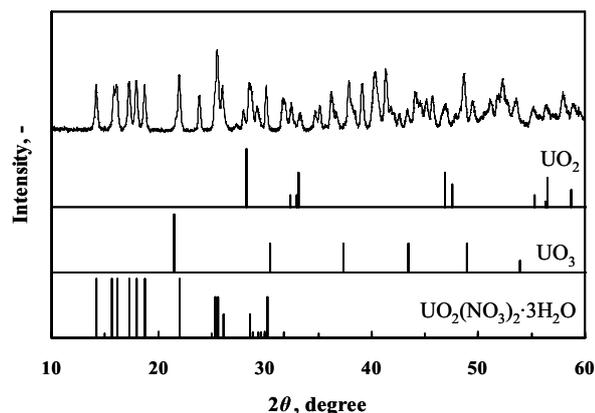


図1 X線回折結果

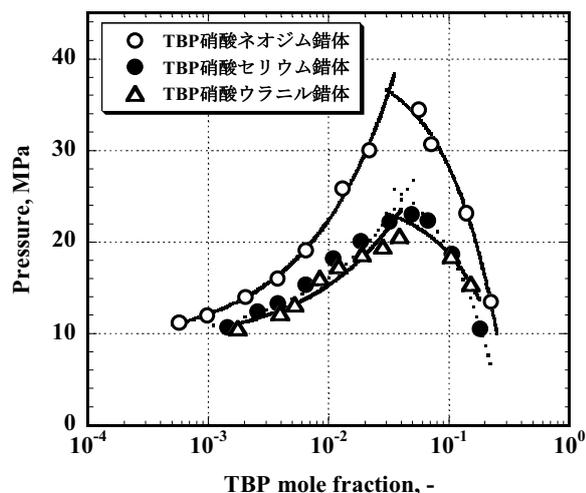


図2 313 Kにおける TBP 硝酸ネオジウム錯体と TBP 硝酸セリウム錯体, TBP 硝酸ウラニル錯体の溶解度

表1 ペレット粉砕粉末の硝酸塩転換

Element	Run 2 (1 h)		Run 3 (3 h)	
	Amount, mg	Conversion, %	Amount, mg	Conversion, %
Sr	1.1	76	1.6	110
Zr	2.1	64	3.1	106
Mo	0.4	9	0.4	9
Ru	0.8	23	1.2	35
Pd	0.8	20	1.5	35
Ce	3.9	78	6.9	130
Nd	6.6	84	9.3	110
U	282	73	418	108

【論文発表】

1. K. Sawada, D. Hirabayashi, Y. Enokida, "Fundamental studies on extraction of actinides from spent fuels using liquefied gases -Conversion of copper into nitrate with NO<sub>2</sub> and extraction of Nd(III) nitrate by CO<sub>2</sub> with TBP," Progress in Nuclear Energy, 50, 483-486, 2008.

【国際会議発表】

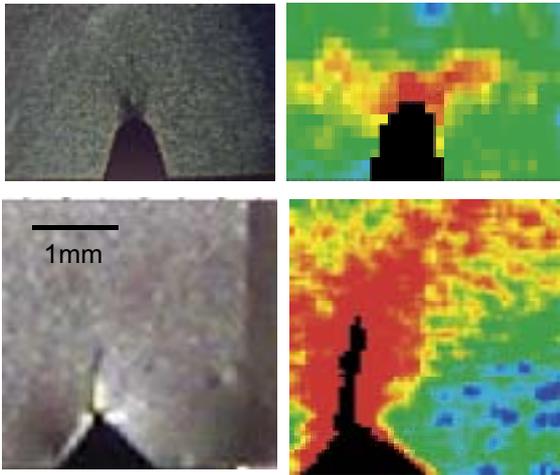
1. K. Sawada, D. Hirabayashi, Y. Enokida, "Extraction of uranium from spent fuels using liquefied gases," Proceeding of GLOBAL2007, Boise, U.S.A., September 2007, 1518-1522, 2007.
2. K. Sawada, D. Hirabayashi, Y. Enokida, Extraction of uranium using nitrogen dioxide and carbon dioxide for spent fuel reprocessing, Proceeding of The 3rd International ATALANTE Conference (ATALANTE2008), Montpellier, France, May 2008, P3-20, 2008.

代表的な  
特許、論文  
受賞など

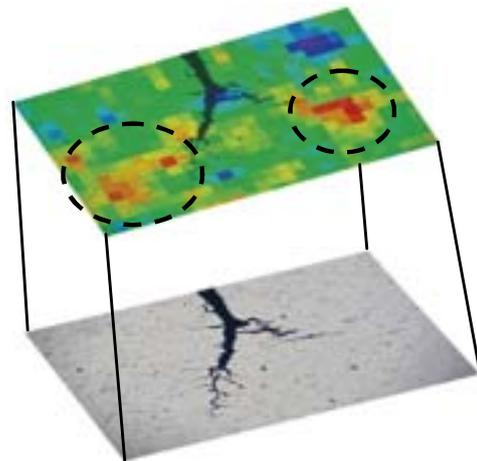
課題名	陽電子マイクロビームによる原子力材料のミクロ劣化解析			
参画機関	日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成17～19年度	総額	89百万円
<p><b>【研究代表者】</b>  河裾 厚男 日本原子力研究開発機構  高崎量子応用研究所 研究主幹</p>				
				
<p><b>【研究概要】</b>  世界最高レベルの収束度を持つ陽電子マイクロビームを開発し、微小試料や材料局部において発生した空孔型欠陥を可視化評価できる技術確立しました。これを用いて、  原子力ステンレス鋼の応力腐食割れの機構解明と高温ガス炉燃料被覆膜の品質評価を行いました。  陽電子マイクロビームの開発では、①小型線源の独自開発、②極低温希ガス減速の作製、及び、③電子顕微鏡光学系の採用、などにより世界最小となる直径 <math>1.9\mu\text{m}</math> の陽電子ビームを得ました。さらに、空洞共振器を用いたビームパルス可を行い、陽電子消滅寿命測定を可能としました。  上の陽電子マイクロビームを原子力ステンレス鋼 (SUS316L) の応力腐食割れによって生じた亀裂先端部分に適用した結果、亀裂先端において原子空孔が集積していることを初めて見出しました。また、炭化ジルコニウム (ZrC) によって被覆された高温ガス炉模擬燃料微粒子の評価を行った結果、成膜時の Zr/C 比によって内包される空孔型欠陥量が変化することなどを見出しました。</p>				
<p><b>【その後の取り組み】</b>  ステンレス鋼の応力腐食割れについては、鋭敏化材を用いるなどして、より基礎的な観点から研究を継続しました。その結果、応力集中に伴う塑性変形、鋭敏化時の Cr 原子の粒界への移動による逆カーケンドール効果、腐食表面酸化、の何れもが空孔型欠陥の導入源であることを明らかにしました。特に、塑性変形と鋭敏化で生じた空孔型欠陥は単一空孔であり、原子炉運転温度の <math>300^{\circ}\text{C}</math> 近傍で活性化されることを見出しました。高温ガス炉用 ZrC 被覆膜については、同時計数ドップラー拡がり測定法と第1原理計算を用いて空孔型欠陥の起源を探索したところ、原子5～10個程度の原子空孔が集積した空孔クラスターであること、及び、この空孔クラスターが成膜後の熱処理で低減できるとの結果を得ました。</p>				



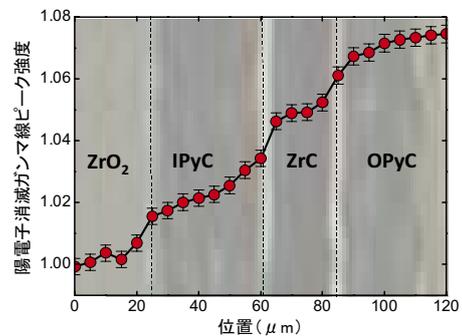
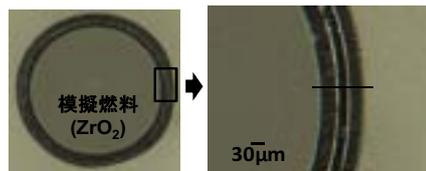
開発した陽電子マイクロビームと小型線源（右上）の外観写真<sup>4)</sup>。



SUS304 鋭敏化材の予亀裂付近の光学写真（左上）と陽電子消滅強度分布（右上）。沸騰塩化マグネシウム水溶液中で生じた亀裂の光学写真（左下）と陽電子消滅強度分布（右下）<sup>1)</sup>。予亀裂への初期応力集中により空孔型欠陥が生じ、腐食割れとともにその応力場が伝搬し、さらなる空孔型欠陥の生成が起こることが分かります。



SUS316L 非鋭敏化材において高温水中で生じた応力腐食割れ亀裂の光学写真（下）と対応する領域の陽電子消滅強度分布（上）。点線で囲まれた亀裂先端部分に空孔型欠陥が生じています<sup>3)</sup>。



高温ガス炉模擬燃料微粒子の外観と被覆領域の拡大写真（上）。右上写真の線上に沿う陽電子消滅ガンマ線ピーク強度<sup>2)</sup>。ZrC層や熱分解炭素層(PyC)の抽出評価できることが分かります。

代表的な  
特許、論文  
受賞など

- 1) Vacancy defects in a stress-corrosion-cracked Type 304 stainless steel investigated by positron annihilation spectroscopy, A. Yabuuchi, M. Maekawa, A. Kawasuso, J. Nucl. Matt. 419(2011)9-14.
- 2) Microstructure of Nearly Stoichiometric ZrC Coating Layers for Advanced High Temperature Gas Cooled Reactor Fuel and Positron Annihilation Spectroscopy of Various ZrC coating layers, J. Aihara, M. Maekawa, S. Ueta, A. Kawasuso and K. Sawa, J. Am. Ceram. Soc. 94(2011)4516-4522.
- 3) プレス発表（朝日新聞など5紙）、平成19年12月7日
- 4) Construction of a positron micro-beam in JAEA, M. Maekawa and A. Kawasuso, Appl. Surf. Sci. 255(2008)39-41.

課題名	ガス冷却高速炉用先進材料のナノメカニクス接合解析技術の開発			
参画機関	京都大学 日本原子力研究開発機構 北海道大学			
事業規模	期間	平成17～19年度	総額	38百万円
<b>【研究代表者】</b>		柴山 環樹 北海道大学准教授 (エネルギー変換マテリアル研究センター 量子エネルギー変換材料分野)		
<b>【研究概要】</b>		<p>高速炉燃料サイクルの実用化のため、ナトリウム冷却高速炉を補完する革新的原子力システムの中でもガス冷却高速炉は、実機として850℃から1300℃の範囲に渡る冷却ガス取り出し温度を実現できる可能性があることから、(1)高効率発電を実現できるガスタービンの利用が可能、(2)水蒸気改質などの水素製造の熱源として利用可能、(3)高温ガス炉で計画された鉄の直接還元への適用可能性など、既存の化石燃料発電設備や化学プラントと比較して全く新しい工業基盤を構築できることが期待できるチャレンジな研究課題です。しかしながら、既存の金属系高温材料では炉心構造体はもちろんのこと炉心機器構成材料への適用も実現困難であるため、私たちは、高温強度や耐照射特性に優れ且つ低放射化材料である先進SiC繊維強化SiC基複合材料(SiC/SiC複合材料)に着目し、これまで困難であった複合材料同士の接合や金属材料との接合を解決するため材料科学的研究を推進しました。その結果、接合体の新しい解析評価技術であるナノメカニクス接合解析装置を開発すると共に最適な接合条件を見出し実機サイズのWエンドキャップとSiC/SiC複合材料チューブ接合体製作に成功しました。</p>		
<b>【その後の取り組み】</b>		<p>本研究で開発したナノメカニクス接合解析装置は、様々な研究に応用できることから国内外の研究者から注目され共同研究へ展開し現在も有効に利用されています。最近、私たちは微小な荷重を検出できる装置を開発し本装置に取り付けることによって超高压電子顕微鏡内でナノ構造の破壊の様子をその場観察できるだけでなく荷重変位曲線を取得できる様になり、より詳細な研究が可能となりました。この技術を応用して応力下で照射した場合、材料の微細組織がどの様に変化するか高速画像記録装置を組み合わせ解析し、より安全な原子力システム実現に向けた材料開発研究に取り組んでいます。</p>		

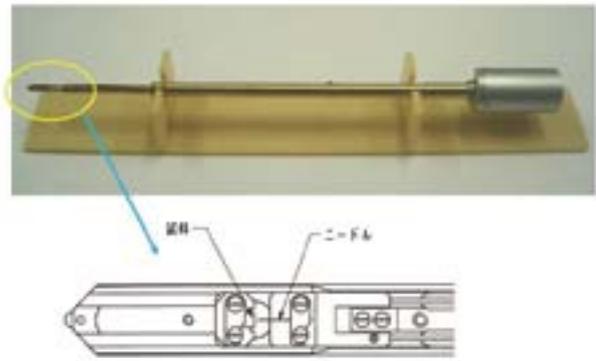
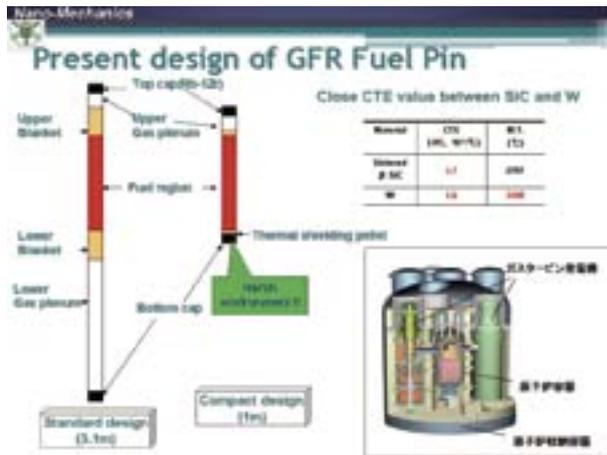


図1. ガス冷却高速炉の概念と燃料ピンの模式図

ガスタービン発電や水素製造のための熱源としての可能性も有しています。

図2. 本研究で開発したナノメカニクス接合解析装置の外観<sup>3)</sup>

超高圧電子顕微鏡に取り付けて使用します。

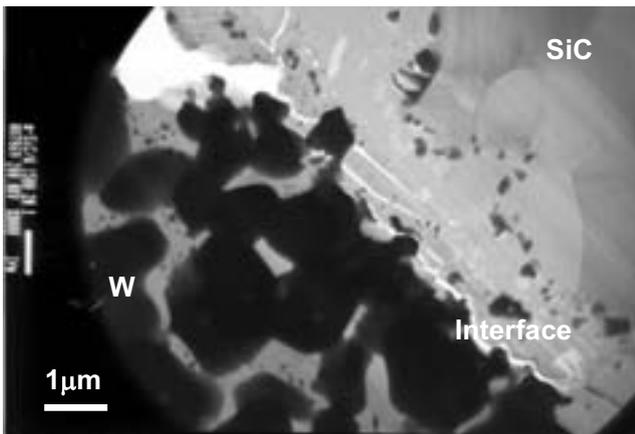


図3. 本研究により初めて明らかになったWとSiCの接合界面におけるクラック伝播経路<sup>3)</sup>

透過電子顕微鏡を用いて観察した写真です。

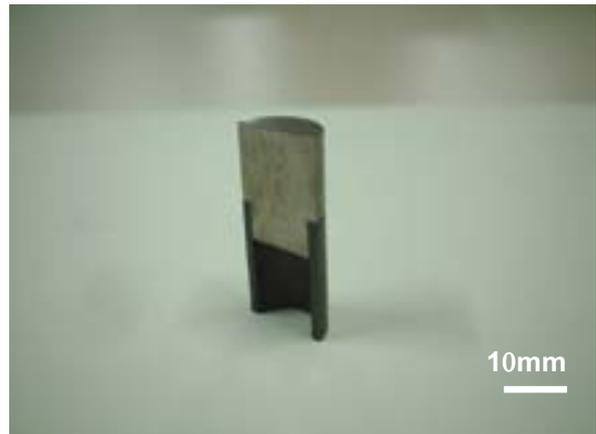


図4. 実機サイズの模擬接合体<sup>3)</sup>

WエンドキャップとSiC/SiC複合材料チューブの接合体のカットモデルです。

代表的な特許、論文受賞など

- 1) Matsuo, G, Shibayama, T, Kishimoto, H, Hamada, K, Watanabe, S, Micro-chemical analysis of diffusion bonded W-SiC joint, JOURNAL OF NUCLEAR MATERIALS, 417(1-3), 391-394, (2011)
- 2) 柴山環樹、浜田弘一、渡辺精一、松尾元一郎、岸本弘立、香山晃、「複合ナノ構造のTEM内その場ナノメカニクス評価法の研究開発」、まてりあ、48(12)、617、(2009)
- 3) 柴山環樹、岸本弘立、香山晃、矢野康英、「ナノメカニクス接合解析技術とガス冷却高速炉用 SiC/W 接合部材の開発」、まてりあ、47(12)、628、(2008)

課題名	原子力システム管理技術の大規模情報可視化に関する研究開発		
参画機関	お茶の水女子大学 東京大学 日本原子力研究開発機構		
事業規模	期間	平成17～19年度	総額 66百万円
<b>【研究代表者】</b>			
伊藤貴之	お茶の水女子大学准教授 (大学院人間文化創成科学研究科 基幹部門 自然・応用科学系)		
<b>【研究概要】</b>			
<p>人間は情報の80～90%を目から得るという研究報告があります。このことから、人間の意思決定において、情報を見ることが重要であることは言うまでもありません。</p> <p>最近では「可視化」「見える化」という単語が、例えば業務改善や捜査手順公開などの目的でマスコミにもよく出てきています。</p> <p>本研究は、原子力システムを構成する多様な計測情報を一画面に全て表示する可視化技術を開発することで、管理者がシステムの全貌を視覚的に把握し、ひいてはシステムの安全管理に一助することを目標として進めてきました。具体的には、原子力システムの実計測データの可視化、仮想事故・仮想故障の計算機シミュレーション結果の可視化、事故予兆現象の計算機シミュレーション結果の可視化、などに取り組みました。また被験者実験により、この可視化結果が事故・故障の早期発見に一定の効果があることを検証しました。</p>			
<b>【その後の取り組み】</b>			
<p>私は、意思決定の手段として人間の視覚は最高の手段であるという信念に基づいて、人間の視覚に情報を提供する「可視化」という技術に研究者人生をかけています。現在では原子力システム管理に限らず例えば、薬物設計、クレジットカード不正決済検出、公共空間での人流解析、化粧品の印象評価、といった分野にて可視化を用いた協業を進めています。原子力の分野においても、可視化技術がさらに貢献できることを祈っています。</p>			

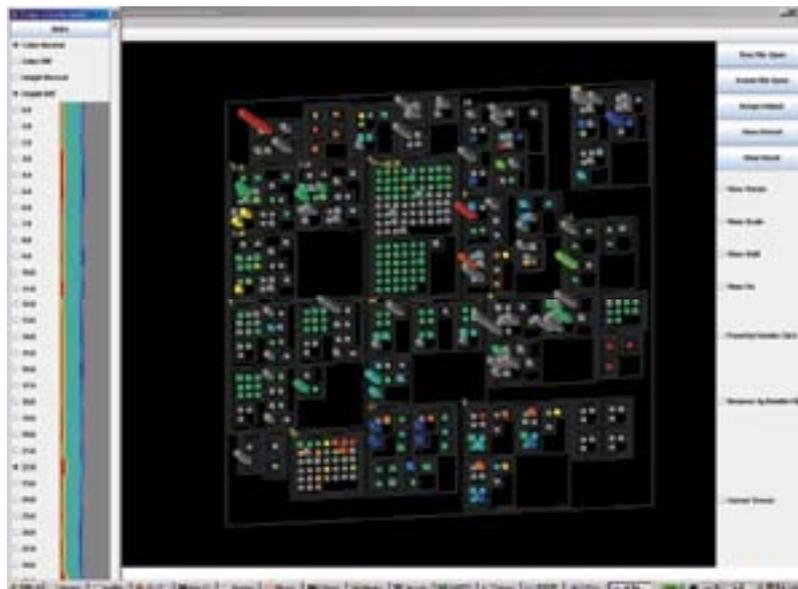


図1 開発した可視化システムの概観。左側の縦長の部分で計測情報の時間変化を示します。左端のボタンで特定の時刻を選ぶと、右側の部分で全ての計測情報を棒グラフ表示します。

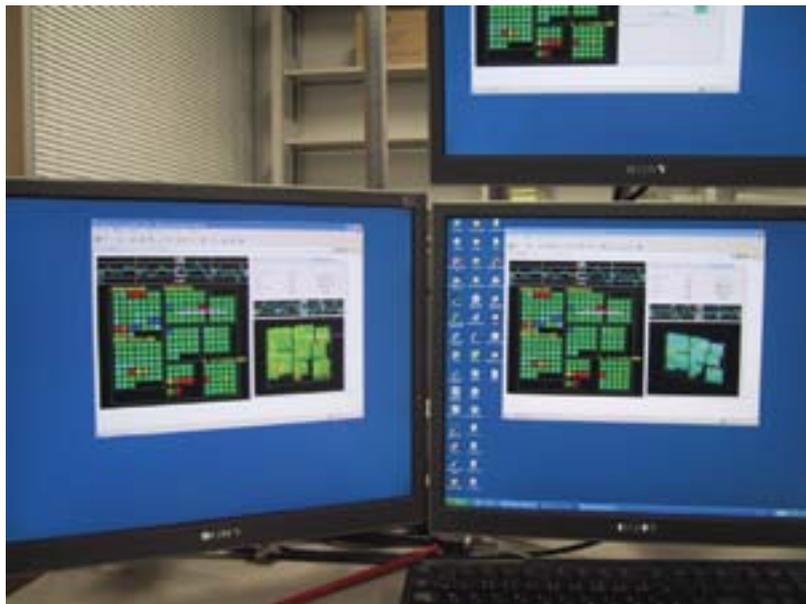


図2 マルチディスプレイシステムへの拡張。遠隔に設置された複数のシステム間で情報を共有するために、計算機ネットワークを介して複数の計測情報を協調表示・協調操作します。

代表的な  
特許、論文  
受賞など

- 1) Itoh T., Furuya S., Ohshima H., Okamoto K., Hierarchical Data Visualization for Atomic Plant Data, Journal of Fluid Science and Technology, Vol. 3, No. 4, pp. 553-562, 2008.
- 2) Itoh T., Furuya S., Ohshima H., Okamoto K., Hierarchical Data Visualization for Fluid Science, Seventh International Symposium on Advanced Fluid Information and Fourth International Symposium on Transdisciplinary Fluid Integration, pp. 152-155, 2007. (Invited Talk)

課題名	ガス冷却高速炉用高燃焼度燃料の開発			
参画機関	京都大学 日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成17～19年度	総額	84百万円

### 【研究代表者】

檜木 達也 京都大学  
(エネルギー理工学研究所 准教授)



### 【研究概要】

ヘリウムガス冷却高速炉炉心において、熱効率を40%以上とする設計とした場合、ホットスポットは最高1000°C程度になると予想されます。被覆材料及び燃料ではさらに高温となるため、被覆材料ではセラミックス、燃料では酸化物燃料および窒化物燃料がそれぞれ候補となっています。窒化物燃料を用いて高燃焼を達成するためには、窒化物燃料を50%程度含み、固相マトリックスに高密度のSiCで形成される概念が有力とされています。しかしながら、窒化物燃料を均一に分散させ、マトリックスとして95%を超えるような高密度のSiCを形成させるような技術は存在しませんでした。京都大学で開発したSiC/SiC複合材料の作製技術を応用することにより、高密度で高純度のSiC固相マトリックスを持つ、窒化物燃料開発のための基本技術を得ることを目的としました。新たな作製方法として、脱炭処理により穴のあるSiCを形成し、その穴に棒状の窒化物燃料、バッファ相を形成する技術開発を行いました。熱効率40%以上の高い経済性を有するガス冷却高速炉実現のために不可欠な、高燃焼度燃料の作製技術開発を行いました。高密度なSiCを形成する技術を基本として脱炭処理により棒状の穴をあらかじめ作製し、棒状の模擬窒化物燃料を挿入し、無加圧で燃料に損傷を与えることなく、バッファ相を形成するという全く新しい手法を導入することにより、シンプルで高性能なコンジット窒化物燃料の作製技術開発を行いました。燃料要素設計、プロセス・燃料要素開発、材料特性評価、再処理技術の開発を行い、燃料密度約50%の緻密なコンジット燃料の基本的な作製技術を確立しました。

### 【その後の取り組み】

本研究では目的とした作製技術は得られましたが、我が国では次世代の原子力システムとして、ナトリウム冷却高速増殖炉が主概念となり、本研究で対象としたガス冷却高速炉に対する大規模な研究開発は進められない環境となったため、その後大きな進展は得られませんでした。近年になって、米国でTRISO燃料とSiCマトリックスを組み合わせた形の燃料を軽水炉に適用する研究が始まり、本研究で得られた成果を利用したいとの要望を受け、米国との共同研究で本技術を利用した軽水炉向けの燃料開発を行っています。

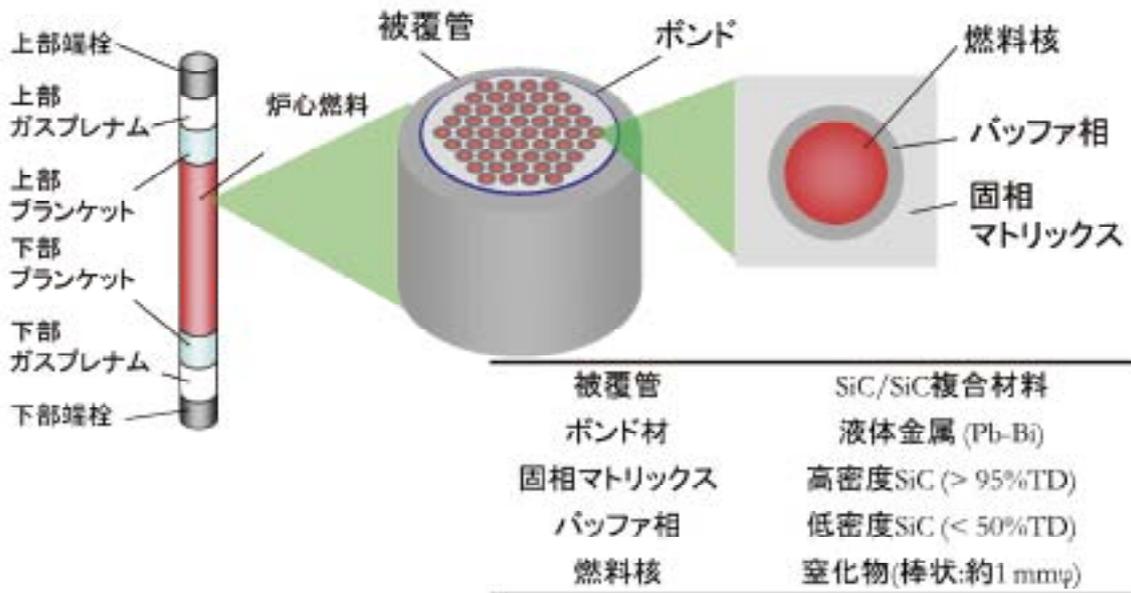
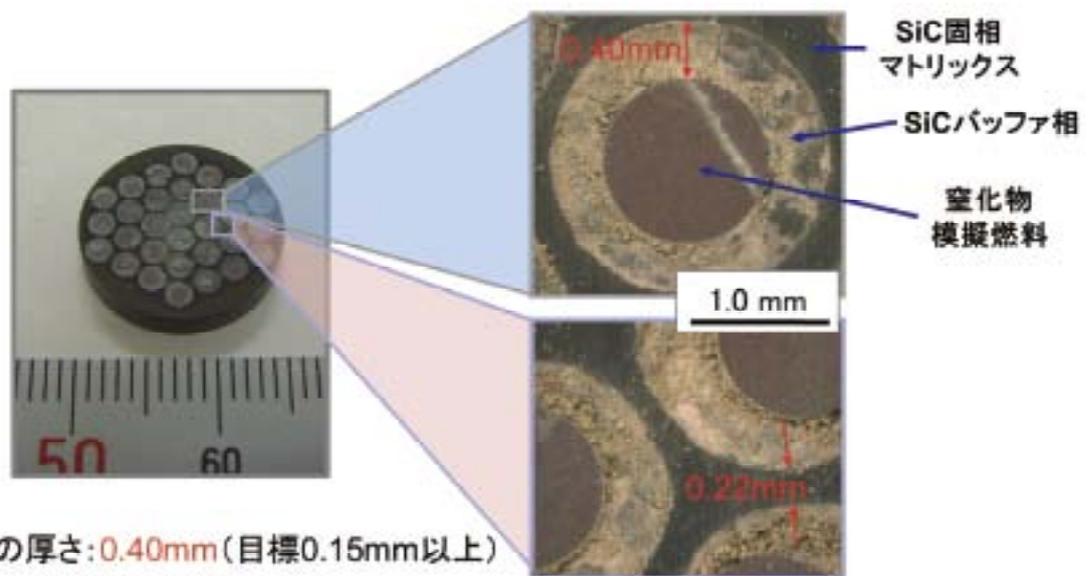


図1 本研究で対象としたガス冷却高速炉用高燃焼度炉心概念



- バッファ相の厚さ: 0.40mm (目標0.15mm以上)
- バッファ相を含む燃料間距離: 0.22mm (目標0.23mm以下)
- バッファ相の密度: 20% (目標50%以下)

最終目的とするコンポジット燃料の技術的な成立性を、尤度を持って示した。

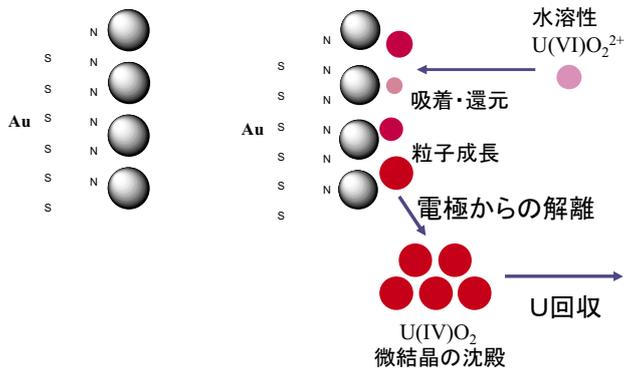
図2 本研究で開発を行ったコンポジット燃料

代表的な特許、論文  
受賞など

1) T. Hinoki, Y.H. Park, J.S. Park, S. Miwa and T. Donomae, "Development of high burn-up fuel with SiC matrix for gas-cooled fast reactor," Transactions of the American Nuclear Society, 98 (2008) 1042.

課題名	F B R 燃料再処理のためのタンパク質機能付加 SAM の創生			
参画機関	日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成 17 ~ 19 年度	総額	81 百万円
<b>【研究代表者】</b> 坂本 文徳 日本原子力研究開発機構 先端基礎研究センター 研究副主席				
<b>【研究概要】</b> 核燃料サイクルの実用化研究開発における燃料再処理の工程では、先進湿式再処理法が有望なシステムの一つとして研究されています。しかし、システム完成には解決すべき問題点があり、実用化にはまだかなりの時間とブレークスルーが必要であると考えられます。その問題点解決の一助とするため、高速増殖炉（FBR）の使用済燃料溶解液中からアクチノイドを効率的に吸着するタンパク質を付加させた自己組織化単分子層（SAM） <sup>1)</sup> の創生を目指しました。研究では、まずウランが存在する際に酵母が特異的に発現するタンパク質を 10 種類特定し、そのうち 6 種類を同定しました <sup>2)</sup> 。次に、その 6 種類のタンパク質を付加させた SAM の作製を試み、4 種類のタンパク質付加 SAM の作製に成功しました。それらの SAM を用いてウランの吸着試験を行い、SAM の表面面積あたりの吸着量が最大 $1.25 \times 10^{-9}$ モルあることを確認しました <sup>3)</sup> 。さらに、これら SAM の放射線耐性を調べ、使用済燃料再処理で利用出来るだけの放射線耐性を有していることを確認しました。				
<b>【その後の取り組み】</b> 本技術開発が確立されれば、社会・経済への波及効果は多大なものであることは論を待ちません。また、重金属濃集タンパク質の効率的な特定法の考案など、研究を進めていく上で副次的に得られた成果も含めて、学術・科学への波及効果も大きいと考えられます。本研究をさらに進め、ウランを濃集する機構解明の研究を続けています。 さらに、本技術を応用して、放射性セシウムで汚染された福島第一原発周辺の除染方法に関する研究にも着手しています。福島支援の一環として、数年以内に成果を出せるよう優先的に研究を進めています。				

自己組織化単分子層(SAM)



自己組織化単分子層 (SAM) の模式図と SAM によるウラン回収の概念図<sup>1)</sup>

SAMによるウラン回収の概念図

番号	系統名	酵素名	タンパク質名	サイズ (kDa)
1	YLR109W	AHP1	アルキルハイドロパーオキシドレダクターゼ	19
2	同定できず			
3	YHR008C	SOD2	スーパーオキシドデスムターゼ2	26
4	YJL052W	TDH1	グリセルアルデヒド3-リン酸デヒドロゲナーゼ	36
5	同定出来ず			
6	YCR012W	PGK1	3-ホスホグリセレートキナーゼ1	44.7
7	同定出来ず			
8	YGR192C	TDH3	グリセルアルデヒド-3-リン酸デヒドロゲナーゼ3	35.7
9	YMR116C	ASC1	Cyp1成長阻害の欠失タンパク1	34.8
10	同定出来ず			

同定した6種類のタンパク質<sup>2)</sup>

付加タンパク質	YJL052W	YCR012W	YMR116C	YLR109W
吸着ウラン量 (mol/cm <sup>2</sup> )	$1.25 \times 10^{-9}$	$3.63 \times 10^{-11}$	$3.16 \times 10^{-11}$	$3.01 \times 10^{-11}$
吸着順位	1	2	3	4

作製したタンパク質付加 SAM のウラン吸着量<sup>3)</sup>

代表的な特許、論文受賞など

- 1) T. Ohnuki, T. Ozaki, T. Yoshida, F. Sakamoto, N. Kozai, et al., "Mechanisms of uranium mineralization by the yeast *Saccharomyces cerevisiae*", *Geochimica et Cosmochimica Acta*, 69, 5307-5316 (2005).
- 2) F. Sakamoto, T. Nankawa, N. Kozai, T. Fujii, H. Iefuji, et al., "Protein expression of *Saccharomyces cerevisiae* in response to uranium exposure", *Journal of Nuclear and Radiochemical Sciences*, 8 (2), 113-136 (2007).

課題名	超臨界圧水冷却高速炉の炉内構造材劣化予兆診断技術の開発			
参画機関	住友金属テクノロジー 東北大学 日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成17～19年度	総額	88百万円
<b>【研究代表者】</b>		根本 義之 日本原子力研究開発機構研究員 原子力基礎工学研究部門		
<b>【研究概要】</b>		<p>これまでの発電用軽水炉のトラブルには構造材料の損傷に起因するものが多くあり、設計段階で予測できなかった損傷事例として応力腐食割れ（SCC）、照射誘起応力腐食割れ（IASCC）等があります。本研究においてはIASCCの「予兆」診断を磁気測定により行う可能性を検討しました。まず、図1に示すI型コアセンサープローブの開発を行いました。その際、設計条件の最適化のために数値解析及び模擬試験片の測定等による性能評価実験を行いました。また、原子炉メンテナンス時の使用環境への耐性を実験により確認しました。さらに、これを搭載した遠隔磁気測定装置を開発し、性能の検証を行いました。</p> <p>6種類の組成の高純度ステンレス合金を約1dpa及び5dpaまで中性子照射した試験片と、実機と同等のSUS316Lステンレス鋼をIASCC発生のしきい照射量である1dpa前後の3種類の照射量まで中性子照射した試験片を用いて検証実験を行いました。渦電流法及び交流磁化法による磁気測定の結果得られた磁気データは、いずれもIASCC感受性（IASCCの発生原因となる中性子照射による材料劣化の程度）のデータと正の相関があることを明らかにしました（図2）。</p> <p>さらにその相関のメカニズムを明らかにするため、中性子照射した試験片と模擬試験片の微細組織と磁気特性の関係について、実験評価及び数値解析評価を行いました。その結果、照射誘起偏析による結晶粒界での組成変化に基づく磁性相の生成がIASCC感受性と磁気データの相関のメカニズムであることを明らかにしました（図3）。</p>		
<b>【その後の取り組み】</b>		本研究の成果は、IASCCにつながる材料劣化を予兆段階で検知可能とする診断技術に適用可能であり、原子炉の安全性、信頼性の向上に貢献できる成果であると考えています。		

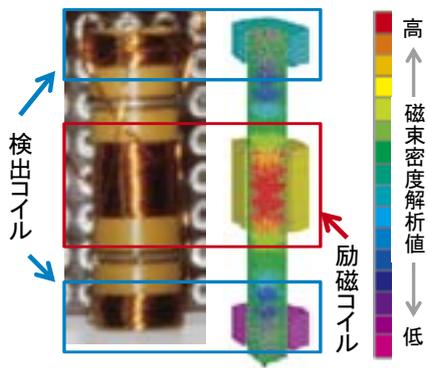


図 1 I 型コアセンサープローブ (左写真) とその特性の数値解析結果

数値解析と模擬実験により、磁束密度が励磁コイルに集中し、材料劣化による磁気特性変化を最も捉えやすい設計条件で作製しました。

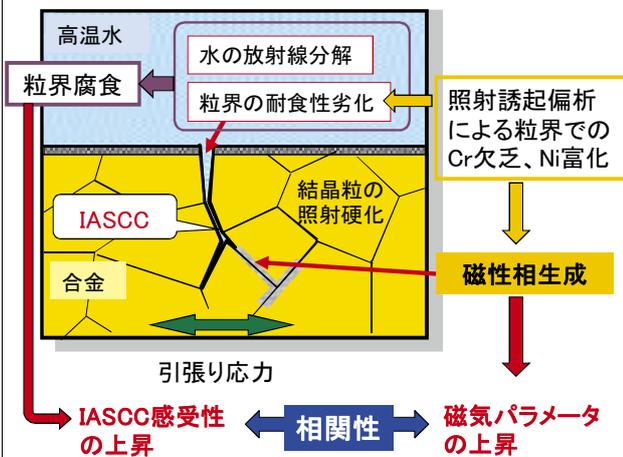


図 3 磁気測定データと IASCC 感受性の相関のメカニズム検討

照射誘起偏析による結晶粒界での Cr 欠乏、Ni 富化による磁性相生成が、磁気パラメータの変化と粒界の耐食性劣化の両方をもたらすことが、磁気測定データと IASCC 感受性の相関のメカニズムであることが分かりました。

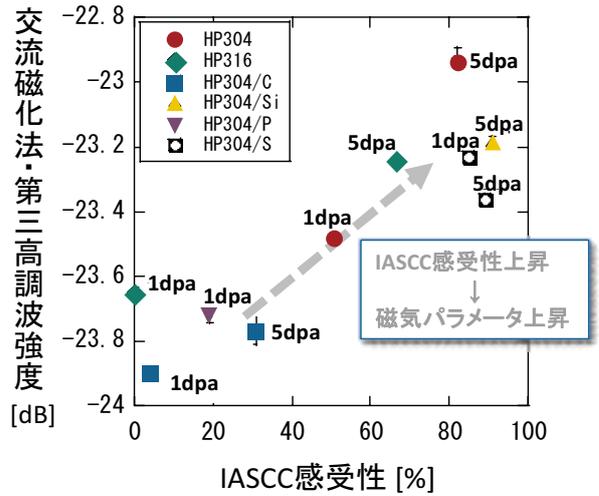


図 2 磁気データと IASCC 感受性の相関

6 種の組成の高純度ステンレス合金を中性子照射した試験片等で IASCC 感受性と正の相関のある磁気データが取得できました。

代表的な特許、論文受賞など

【出願特許】  
1) 特願 2008-301850 「照射誘起応力腐食割れの予兆診断システム」、出願人：(独) 原子力機構、(株) 住金テクノ

【発表論文】  
1) 根本義之、樺田理、内一哲哉、高屋茂、塚田隆、「ステンレス鋼の IASCC 感受性と磁気特性の相関性に関する研究」、保全学、vol. 7, No. 4 (2009) p. 57-68.

【受賞】  
1) 日本保全学会論文賞、件名：「ステンレス鋼の IASCC 感受性と磁気特性の相関性に関する研究」、(平成 23 年 5 月)

課題名	放電プラズマ焼結による革新炉燃料ペレット製造に関する研究開発		
参画機関	大阪大学		
事業規模	期間	平成17～19年度	総額 82百万円
<b>【研究代表者】</b>			
牟田 浩明 大阪大学助教 (大学院工学研究科 環境・エネルギー工学専攻)			
<b>【研究概要】</b>			
<p>革新炉や高速炉の燃料として、従来の酸化物だけでなく窒化物などの様々な燃料形態が考えられています。また燃料によっては蒸発しやすいAmなどのMA元素を多量に含み、その焼結工程はできるだけ短縮され簡便であることが望まれます。本事業では、これらの燃料ペレット焼結に放電プラズマ焼結 (SPS) 法を適用することを考えました。SPS法は試料に電流を加えることで昇温・焼結を行うもので、粉体接触部に電圧・電流が集中することで焼結が著しく促進されることが知られています。この適用により、<math>UO_2</math>では焼結温度が<math>800^{\circ}C</math>と著しく低減したほか、UNなどの窒化物では焼結に要する時間が30分程度となり、従来法の5%以下に抑えることができました。このため難焼結性の窒化物燃料でも、特別な粉碎工程や焼結助剤を加えることなく高密度のペレットを作製することが可能であり、また揮発性元素の蒸発も大きく抑制できることが確かめられました。</p> <p>作製したペレットを観察したところ、粒成長が抑えられ、非常に微細な構造を持つことがわかりました。一方重要な燃料物性である熱伝導率などの劣化は見られず、むしろ改善することがわかりました。これは電流の集中、プラズマの生成によって粒界の汚れが除かれたためと考えられ、構造や物性制御の観点からも魅力的な焼結法と言えます。</p>			
<b>【その後の取り組み】</b>			
<p>本事業で得られた知見をもとに、同じく難焼結性の燃料候補材であるトリウム酸化物に着目してそのペレット作製と物性評価を行っており、ほぼ同様の効果が確かめられています。今後は本焼結法の適用範囲を広げ、特に微細構造と物性の制御に取り組んでいきます。</p>			

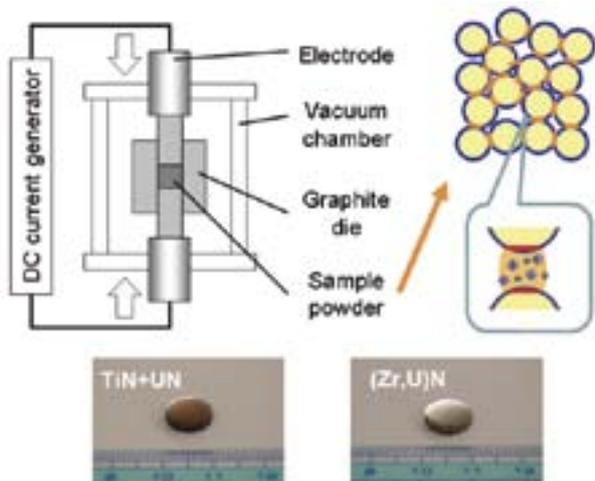


図1 放電プラズマ焼結 (SPS) の概略  
電流の集中により、数千 K の局所プラズマが発生すると言われています

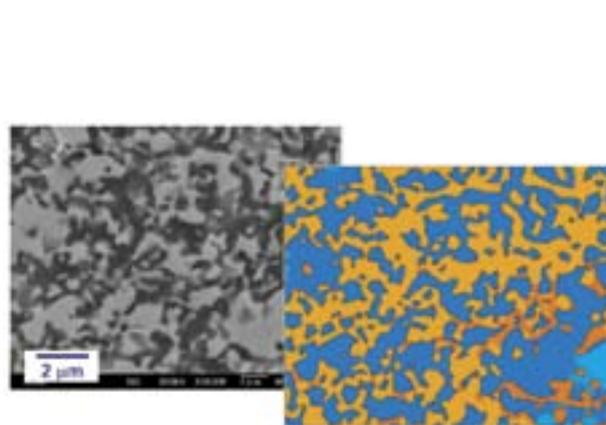


図2 SPS で作製した TiN/UN 複合ペレットと FEM による温度解析<sup>2)</sup>  
低温・短時間焼結により、サブミクロンサイズの微細構造が保たれます

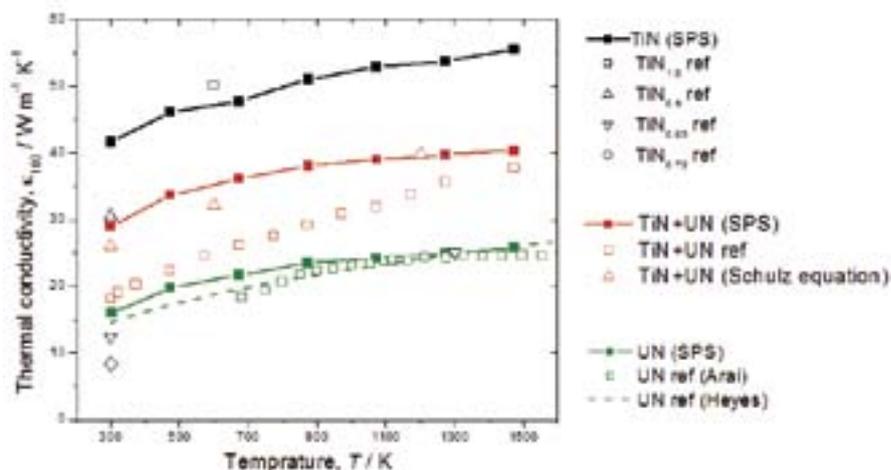


図3 SPS で作製した窒化物試料の熱伝導率<sup>2)</sup>  
粒界の洗浄効果により、高い熱伝導率を示します

代表的な  
特許、論文  
受賞など

- 1) "Thermophysical properties of thorium oxide", H. Muta, Y. Murakami, M. Uno, K. Kurosaki, S. Yamanaka, Proceedings of 2011 WRFPM, Chendu, China, 11-14 September, 2011, paper T1-043.
- 2) "Thermophysical properties of several nitrides prepared by spark plasma sintering", H. Muta, K. Kurosaki, M. Uno, S. Yamanaka, J. Nucl. Mater., 389 (2009) 186-190.
- 3) "Thermal and mechanical properties of uranium nitride prepared by SPS technique", H. Muta, K. Kurosaki, M. Uno, S. Yamanaka, J. Mater. Sci., 43 (2008) 6429-6434.
- 4) "Preparation of nitride fuel by spark plasma sintering technique", H. Muta, K. Kurosaki, M. Uno, S. Yamanaka, MRS Symp. Proc., 1043E (2008) Paper #: 1043-T13-04.

課題名	計算科学的手法を駆使した高精度・シームレス物理シミュレータの開発 - 高速炉ガス巻き込み評価を対象として -			
参画機関	京都大学 日本原子力研究開発機構 名古屋大学			
事業規模	期間	平成17～19年度	総額	83百万円

### 【研究代表者】

山本 義暢 名古屋大学助教  
(エネルギー理工学専攻)  
(現) 山梨大学准教授  
(機械システム工学専攻)



### 【研究概要】

原子力システムにおいて、冷却材はシステムとしての安全性・経済性と密接に関係し重要な役割を占めています。

多くの原子炉では冷却材として流体（例えば水、ナトリウムなど）が適用されますが、流体運動特有の非線形性に起因しその伝熱流動は極めて複雑です。さらに原子力システムにおいては、高温・高圧、高熱流束あるいは、強磁場といった非常に特殊な環境下での伝熱流動を対象とすることが多く、その実験的解析には多くの困難が伴います。

そこで本課題では、近年の計算機能力の飛躍的發展に伴い、流体物理現象解析の最有力手法となりつつある、直接数値計算手法に着目し、基礎流体物理現象から原子炉実機規模現象を高精度に解析可能な数値シミュレータの開発に取り組みました。ターゲットとした伝熱流動場は、ナトリウム冷却高速炉におけるアルゴンガスの巻き込み現象とし、(1)直接数値計算手法の確立、(2)原子炉実機を模擬できる複雑体系下への拡張、(3)超並列計算機システムへの対応、(4)開発したシミュレータの検証、に取り組みました。その結果、開発したシミュレータにより、ガス巻き込み現象の定量的再現に成功するとともに、原子炉実機体系下への適用にも成功しました。今後は、本開発シミュレータを用いて、原子力システムにおける設計や安全性研究の高効率化・高精度化に貢献できればと考えています。

### 【その後の取り組み】

本課題で開発した数値シミュレータ特徴の一つは、基礎物理現象から実際の工学現象までを対象としていることです。従って、基礎流体物理現象解析上においても非常に威力を発揮し、実際に気液界面現象の乱流解析に適用されています<sup>1),2)</sup>。また、磁場効果や物質移動効果といった付加機能を追加することにより、核融合炉ブランケット設計<sup>3)</sup>や軽水炉の配管腐食問題<sup>4)</sup>といった伝熱流動場にも適用可能であり、応用範囲を拡張中です。

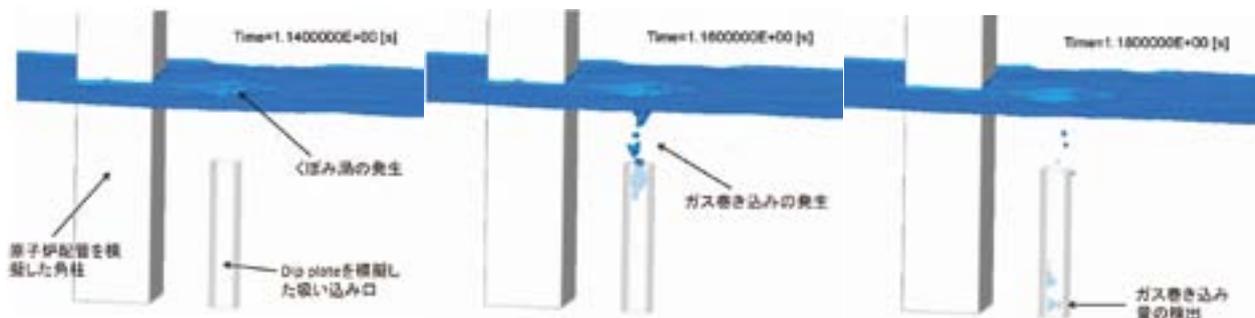


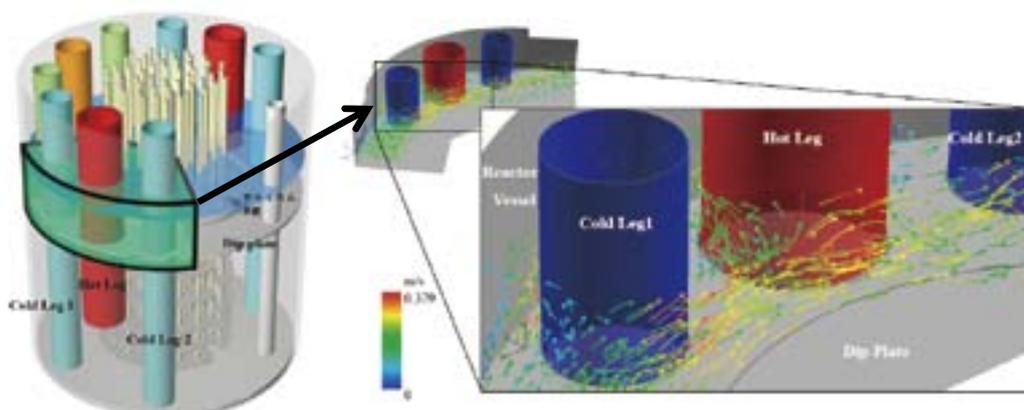
図1 開発したシミュレータによるガス巻き込み現象の再現計算例

高速炉上部プレナム部を模擬した基礎実験体系と同条件で数値計算を行い、その再現性・定量性の評価を行いました。

表1 ガス巻き込み発生回数の比較(図1の計算体系下)

	時刻[s]	気泡検出回数	ガス巻き込み頻度
実験値	100-200	61回	6.1%
計算値	100-200	63回	6.3%

ガス巻き込み現象を定量的に再現可能であることを確認しました。



(1) 高速炉上部プレナム部 (2) 計算例(矢印は速度ベクトル)

図2 ナトリウム冷却高速炉上部プレナム部実機体系への適用

開発シミュレータを実機体系に適用し、ガスを巻き込むくぼみ渦の発生を確認しました。今後、実機体系下でのガス巻き込み量の定量的解析に威力を発揮すると考えています。

代表的な特許、論文受賞など

- 1) Y.Yamamoto and T. Kunugi, Direct numerical simulation of a high-Froude number turbulent open-channel flow, Physics of Fluids(2011), Vol.23, 12510810, pp.1-11.
- 2) Y. Yamamoto and T. Kunugi, Direct Numerical Simulation of Turbulent Channel Flow with Deformed Bubbles, Progress in Nuclear Science and Technology (2011), Vol.2. pp.543-549.
- 3) Y. Yamamoto and T. Kunugi, Discussion on heat transfer correlation in turbulent channel flow imposed wall-normal magnetic field, Fusion Engineering and Design 86 (2011) pp. 2886-2890.
- 4) 山本、久木田、辻、高シユミット数チャンネル乱流場における物質伝達特性、日本原子力学会 2008 年秋の大会

課題名	マイクロ炉物理に基づく反応度係数の高精度測定手法と解析手法の開発			
参画機関	大阪大学 東芝 日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成17～19年度	総額	87百万円
<p><b>【研究代表者】</b>            吉岡 研一 東芝            電力・社会システム技術開発センター            原子炉システム開発部 グループ長</p> 				
<p><b>【研究概要】</b>            原子炉燃料の設計の複雑化に伴い、設計精度の検証が重要となっており、これまで問題とされなかった燃料棒内の中性子束分布や中性子スペクトル分布などの炉物理特性を把握するための「マイクロ炉物理」と呼ばれる研究が注目されてきています。本研究では、革新型炉の一つである低減速軽水炉を対象として、燃料棒内の中性子束分布の精度良い測定法やボイド反応度係数の測定法の開発に取り組み、一方で最新の解析手法との比較による検証を行いました。図1は既存の ABWR をベースに検討された低減速軽水炉用燃料集合体を示しています。ここでは、ボイド反応度係数を負にするために、中空管も用いたストリーミングチャンネルという設計が採用されています。このような設計においては、燃料中央部は高速炉に近い中性子スペクトルとなりますが、ストリーミングチャンネルに面した部分は減速材である水が多く、熱中性子炉に近くなるという複雑な現象が生じます。そこで、図2に示した臨界実験により、低減速束軽水炉を模擬し、燃料棒内の中性子分布を測定しました。図3に示したのは、本研究の中で開発した微細加工金属箔で、これを用いることにより図4のように精度良く燃料棒内の中性子束分布を測定することに成功しました。</p>				
<p><b>【その後の取り組み】</b>            本研究で開発した臨界実験技術を発展させ、他の検証技術に応用しています。本研究の中で開発したポリスチレンを用いた減速材模擬技術は、PWR の運転時の減速材を模擬する実験に応用しています。今後の原子力開発においては、設計の妥当性を検証すること、説明責任を果たすことがますます重要になり、そのためにも臨界実験による精度検証は重要な役割を果たすと考えられます。一方、臨界実験装置や研究炉は年々減少しており、その維持の困難さも大きな問題です。コストを抑え、精度良いデータを取るというのが、現在の我々の取り組みの一つでもあります。原子力エネルギーの利用は今後も重要であり、原子力の安全性を向上させるための検証技術開発を続けていきたいと思えます。</p>				

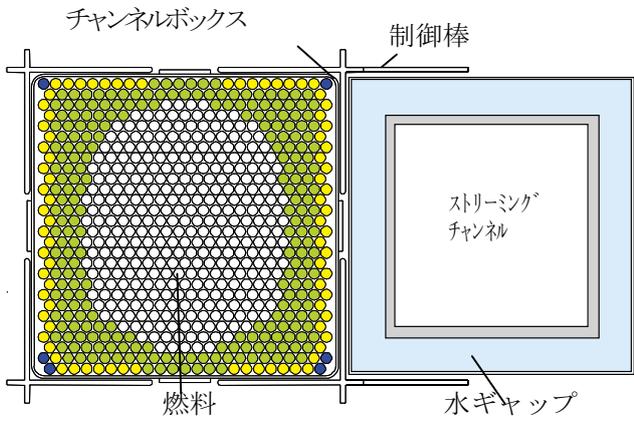


図1 低減速軽水炉格子の例<sup>1)</sup>

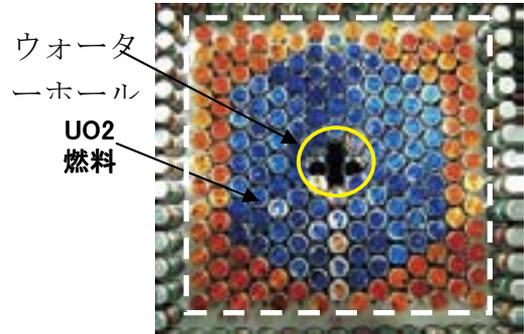


図2 東芝臨界実験装置 (NCA) による臨界実験<sup>1)</sup>

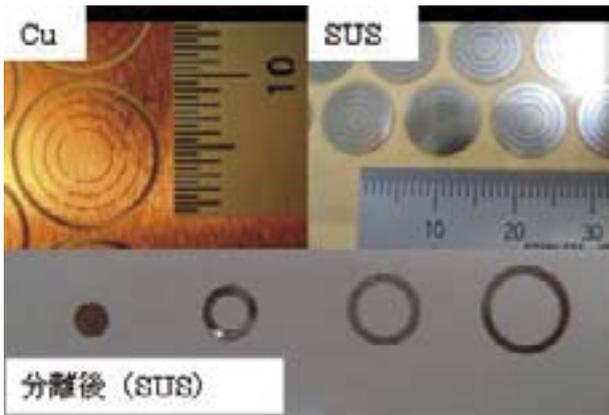


図3 燃料棒内中性子束分布測定用微細加工金属箔

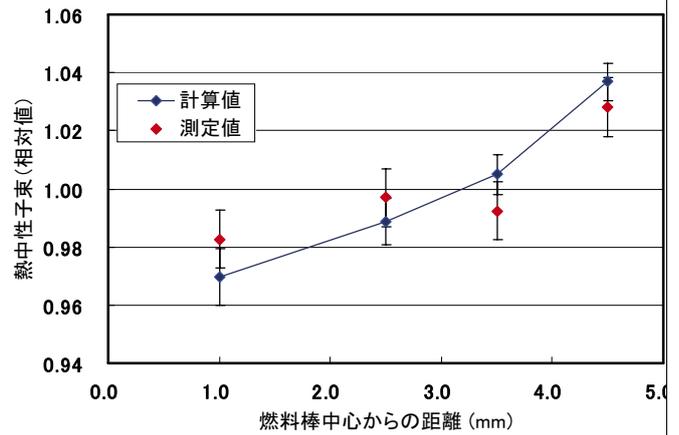


図4 燃料棒内の熱中性子測定値と解析値の比較

代表的な  
特許、論文  
受賞など

1) 日刊工業新聞社 原子力 EYE 「革新的原子力システムの実現へー成果が出始めた文科省の研究開発ー 第7回 ミクロ炉物理に基づく反応度係数の高精度測定手法と解析手法の開発」 Vol.54 No.2, (2008)P46

課題名	長寿命核種核変換処理用酸化物セラミックスに関する研究開発			
参画機関	九州大学			
事業規模	期間	平成17～19年度	総額	88百万円
<p><b>【研究代表者】</b>  安田 和弘 九州大学准教授  (工学研究院 エネルギー量子工学部門)</p>				
				
<p><b>【研究概要】</b>  原子炉内で使用した燃料中には、長い半減期を持つ放射性核種が含まれています。現在、これらの放射性核種を燃料から取り出して、再び原子炉内で照射することによって核的に安定な元素や半減期の短い元素に変換する技術の開発が進められています。そのために、原子炉内で種々の放射線に長期間照射されても耐えられる材料を探索・開発することが求められており、放射線の照射によって起こる原子配列の変化や乱れを原子レベルで明らかにすることは重要研究課題です。</p> <p>本研究では、マグネシア・アルミネート・スピネルと呼ばれる酸化物セラミックスに、原子炉内の環境を模擬した電子やイオンなどの放射線を照射し、照射に伴う原子配列の変化を電子顕微鏡を用いて観察すると共に、照射によって引き起こされる原子配列の変化を理論的な計算により明らかにすることを試みました。その結果、原子核分裂により発生する核分裂片と呼ばれる高エネルギーを持つイオンによる材料中の原子配列の変化を原子レベル明らかにすることができました。また、このようなイオンによる乱れが重なり合う場合の原子配列変化についての知見も得ました。このような結果は、燃料が原子炉内で長期間に亘って放射線に晒された時の安定性を評価する上で重要な情報を与えます。</p>				
<p><b>【その後の取り組み】</b>  私の研究は、中性子、イオン、電子などの種々の放射線照射を受けた燃材料中の原子配列の乱れ（格子欠陥）を理解すること、放射線照射に強い材料のメカニズムを明らかにすることです。本事業の終了後も、放射線照射を受けた材料の微視的構造の研究を電子顕微鏡を用いた原子レベルでの観察・分析手法により進めています。対象とする材料は、スピネル結晶に限らず、他の酸化物セラミックスや窒化物セラミックスへも広がっています。このような研究の進展によって、放射線照射に強い燃材料の探索・開発に繋げていきたいと思っています。</p>				

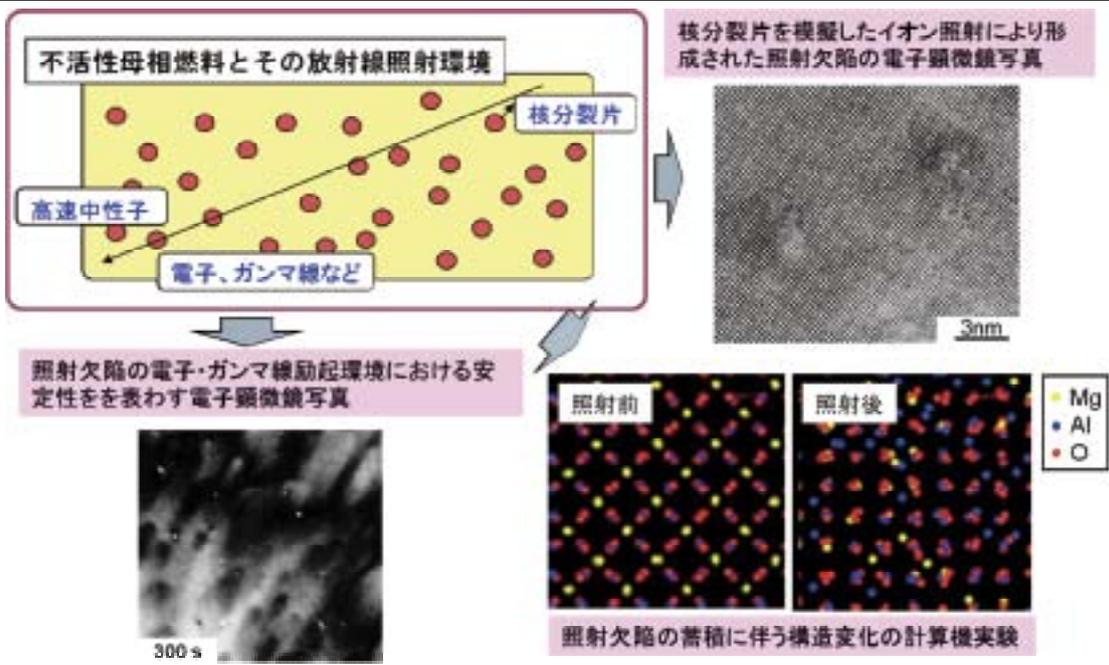


図1 半減期の長い核種を含む不活性母相燃料とその放射線環境の模式図。周囲の写真および図は、放射線照射に伴う原子配列変化を調べるための本研究の手法と結果の一部を示しています。

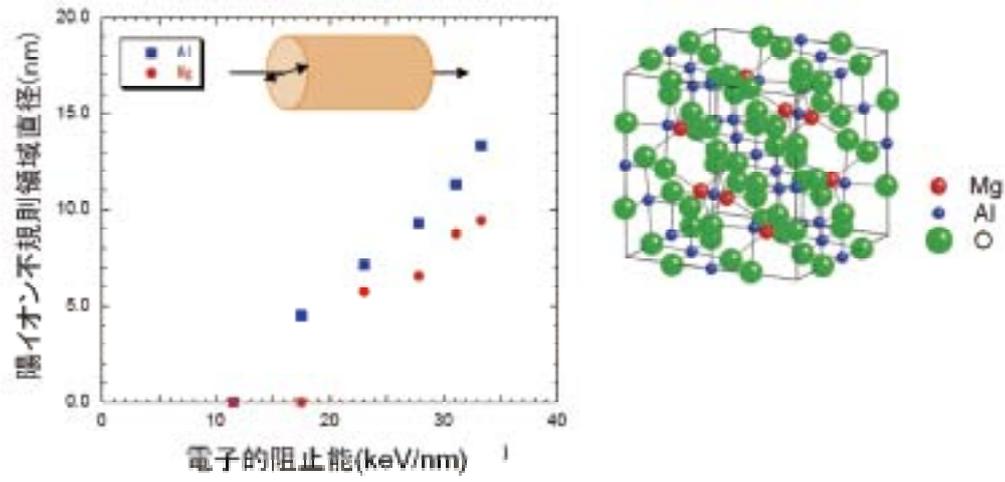


図2 核分裂片を模擬した高エネルギーイオンによってスピネル結晶中に形成される原子配列の乱れる領域を明らかにしました。

代表的な 特許、論文	1) K. Yasuda, T. Yamamoto and S. Matsumura, The Atomic Structure of Disordered Ion Tracks in Magnesium Aluminate Spinel, <i>Journal of Materials</i> 59 (2007) 27. 2) K. Yasuda, T. Yamamoto, S. Seki, K. Shiiyama and S. Matsumura, Production and Stability of Radiation-Induced Defects in MgAl <sub>2</sub> O <sub>4</sub> under Electronic Excitation, <i>Nucl. Instr. and Meth. Phys. Res., B</i> 266 (2008) 2834.
受賞など	3) K. Yasuda, T. Yamamoto, M. Etoh, S. Kawasoe, S. Matsumura, N. Ishikawa, Accumulation of radiation damage and disordering in MgAl <sub>2</sub> O <sub>4</sub> under swift heavy ion irradiation, <i>Int. J. Mater. Res.</i> , 102 (2011) 9.

課題名	中性子共鳴吸収による MOX 燃料ペレット模擬体分析法の開発研究			
参画機関	北海道大学			
事業規模	期間	平成 17～19 年度	総額	83 百万円
<b>【研究代表者】</b> 加美山 隆 北海道大学准教授 (大学院工学研究科 量子理工学専攻)				
<b>【研究概要】</b> 物を壊さないまま物体内部の核種を判定し、その分布を可視化できれば、原子力関連の研究に大きく役立ちます。 本課題では、核種毎に異なる中性子共鳴吸収断面積を核種識別に利用し、加速器中性子源を使った中性子共鳴吸収スペクトルの測定とコンピュータ断層撮像法(CT法)を組み合わせて、燃料ペレット大の物体中の核種分析やその断層内分布を測定する手法について開発を行いました。 その結果、小型加速器を核とする中性子共鳴吸収分光器を構築し、CT向けの測定を行うことで、燃料ペレット大の物体に対し、核種の定量分析とその内部分布の再構成、すなわち核種の定量的な非破壊中性子イメージングを行うことができました。 この中性子共鳴吸収分光法は、核種の分析が行えることから原子力関連分野の研究・分析に向くと考えられますが、共鳴吸収ピーク幅の解析より核種の温度情報も得られることから、非破壊の内部温度分析にも応用でき、各種工業製品の設計や分析にも役立つものと期待されます。				
<b>【その後の取り組み】</b> 課題終了後も、本手法の新たな測定法として 2 次元検出器を使った CT 測定を実証してきました。これらの成果は、様々なレベルで次の研究段階に入っています。我が国の大型加速器中性子源である J-PARC/MLF 施設では新たに中性子イメージング装置建設計画がスタートしており、本成果をベースに設計している共鳴吸収分光装置はその核の一つとなります。また、中性子測定の普及を目標に進められている小型加速器中性子源計画でも、有効な測定法の一つに本手法が挙げられています。世界的にも加速器中性子イメージングが注目されており、本課題の成果はその先駆的な研究の一つです。これらの研究を通して、本課題の成果が、原子力関連分野はもちろん、一般的な測定にも広く利用されることを期待しています。				

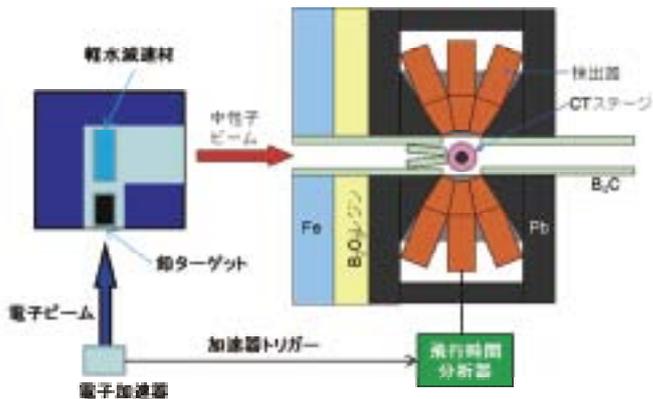


図 1. 中性子共鳴吸収分光器の模式図

電子線加速器の入射信号(トリガー)を基準に、中性子のエネルギーを測ります。

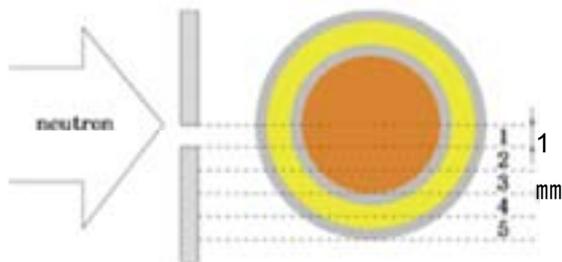


図 2. CT 測定試料の模式図

2重円筒で内側にタンタル、外側にインジウムが入っています。

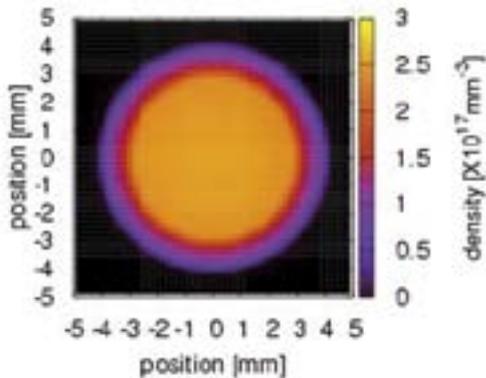


図 3. CT によるタンタルの断層分布  
内側に分布することが再現されます。

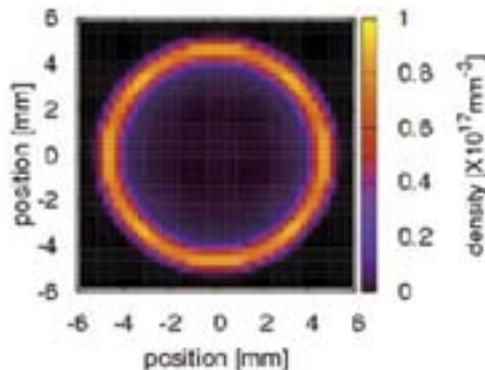
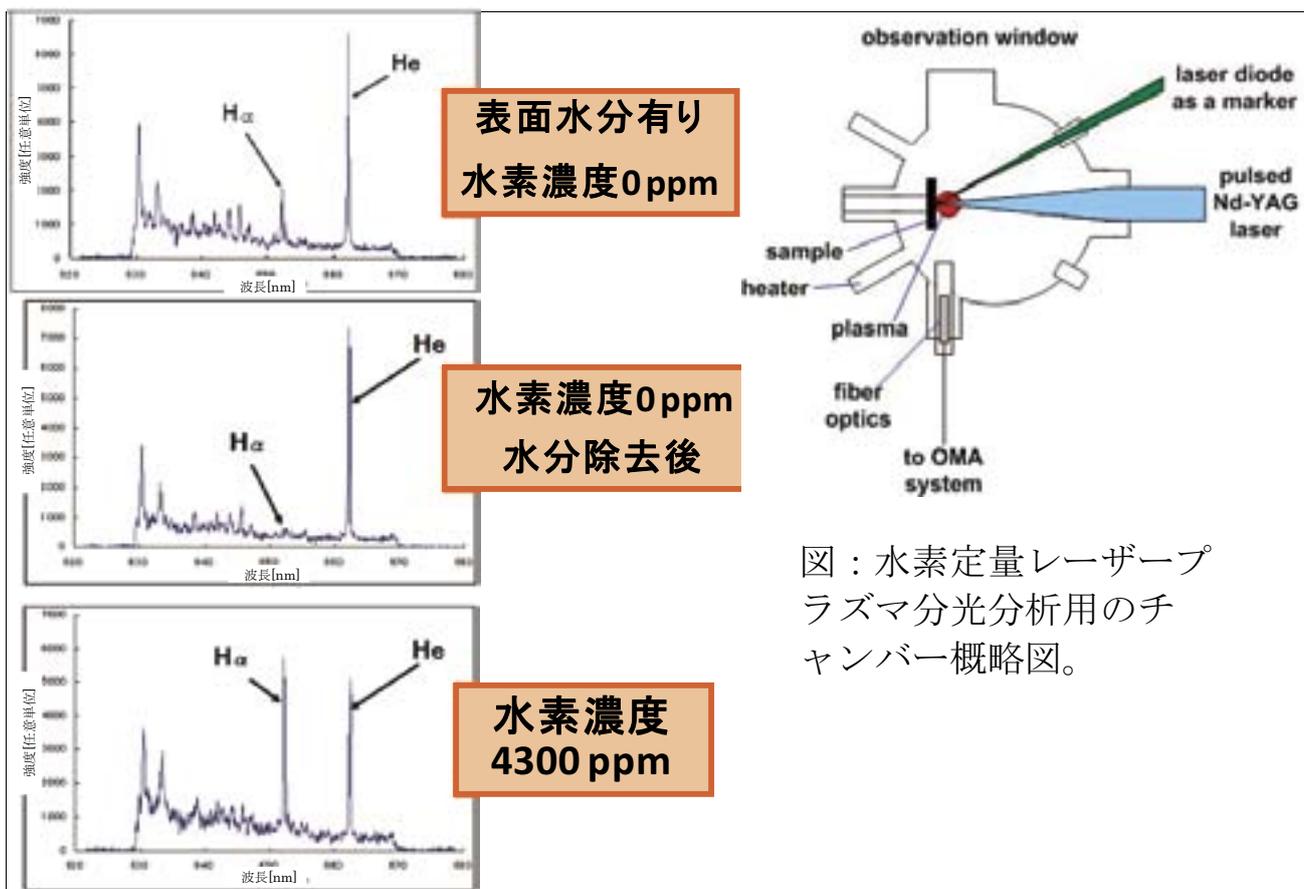


図 4. CT によるインジウムの断層分布  
外側に分布することが再現されます。

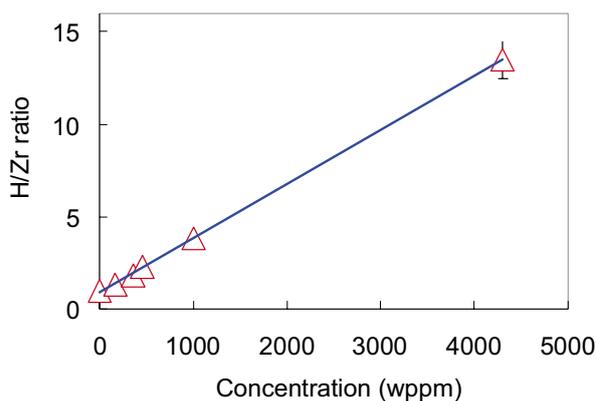
代表的な  
特許、論文  
受賞など

課題名	レーザー光による原子炉材料中のオンサイト水素分析技術の開発			
参画機関	日本原子力研究開発機構 福井大学			
事業規模	期間	平成17～18年度	総額	44百万円
<p><b>【研究代表者】</b>  福元 謙一 福井大学准教授  (大学院工学研究科  原子力・エネルギー安全工学専攻)</p>				
				
<p><b>【研究概要】</b>  高燃焼度化が想定される低減速軽水炉の燃料被覆管材料における水素脆化の問題は重要であり、水素の迅速定量分析技術の開発が望まれています。従来の水素分析方法は、分析結果が出るまでに長期間を要し、作業員の被曝や放射性廃棄物の処理も大きな負担でした。本研究ではレーザープラズマ分光法による金属中の水素検出技術を用いて、水中におかれた燃料集合体部材中の水素濃度のオンサイト分析技術を開発しました。水中模擬分析、表面分析技術、深さ方向分布分析および水中プラズマ分光水素検出法開発技術、材料健全性評価及びシステム概念検討を実施しました。特に100～8000wppm水素濃度を含んだ燃料被覆管材ジルカロイ合金において水素プラズマ発光強度と水素濃度の相関性試験を実施し、その結果50ppmを下回る検出下限値を得ることができ、水素プラズマ発光強度と水素濃度の検量線が得られました。これらの研究成果として定量水素濃度測定手法としてのレーザープラズマ分光分析法を確立しました。</p>				
<p><b>【その後の取り組み】</b>  平成20～22年度文部科学省 都市エリア産学官連携促進事業【一般型】  「ふくい若狭エリア：原子力・エネルギー関連技術の活用による新産業の創出」の研究開発事業「極限環境における水素マネジメント技術の開発」に採択されました（総額26百万）。その研究成果として（1）TEACO<sub>2</sub>レーザーを用いた測定下限値 - 数 ppm に達する極微量水素分析手法の基礎技術を確立しました。（2）YAGレーザーを用いた大気圧ガス雰囲気では測定下限値100ppmの定量水素濃度測定法を確立しました。これらの成果を元に二件の国内特許出願を行いました。（特願2009-166652、特願2009-055768）</p>				



図：水素定量レーザープラズマ分光分析用のチャンバー概略図。

図：表面の水による発光を抑えるに効果的な全ての方法を施した場合の、水素を 0ppm と 4300ppm 含むジルカロイ試料の発光スペクトルの比較。



図：水素濃度の異なる 6 種類のジルカロイ-4 を用いて得られた水素分析に関する検量線。YAG レーザー (140mJ) を Defocus 条件で照射。雰囲気ガスは He、10Torr。H $\alpha$  測定波長：656.28nm

代表的な特許、論文受賞など	<b>【出願特許】</b>
	1) 特許 2009-166652 「固体材料の水素分析方法及びその装置」、出願人：福井大学。 2) 特許 2009-055768 「金属材料の水素分析装置及び方法」、出願人：福井大学。
	<b>【発表論文等】</b>
	1) M. Ramli, K. Fukumoto, H. Niki, S. N. Abdulmajid, T. Maruyama, K. Kagawa, "Quantitative hydrogen analysis of zircaloy-4 in laser-induced breakdown spectroscopy with ambient helium gas", Applied Optics, 46, 2007, pp.8298-8304.

課題名	FBR 燃料再処理のための新規 <i>N,N</i> -ジアルキルアミドの創製			
参画機関	日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成17～19年度	総額	72百万円
<b>【研究代表者】</b>		鈴木 伸一		
		日本原子力研究開発機構 量子ビーム応用研究部門研究主幹		
<b>【研究概要】</b>		<p>軽水炉から高速炉への移行期の再処理技術として、高速炉及び軽水炉の使用済燃料中のウラン 6 価を高除染で処理するための新規 <i>N,N</i>-dialkylamide (モノアミド) を開発しました。使用済燃料中のウランは様々な条件（燃焼度、冷却期間など）によりその含有量は異なるが、プロセスの初段で大部分のウランだけ回収できれば、後段のプロセスへの負荷が低下します。また、リン酸トリブチル (TBP) とは異なり、プルトニウムを抽出しないことから、核不拡散も維持できると共に、プルトニウム分離のための分配工程や還元剤が不要な経済性が向上したプロセスの設計が可能です。</p> <p>本研究では、新規モノアミドについて、系統的な抽出特性評価、錯体構造との相関、高濃度 6 価ウランの抽出特性評価、などにより 6 価ウランに対する選択性を維持し高濃度の 6 価ウランを処理可能な新規の <i>N,N</i>-di-octyl-(2ethyl)butanamide(DO2EBA)の開発に成功しました。また、模擬使用済燃料溶解液を用い、前段で DO2EBA により 6 価ウラン高除染分離を行い、その後 <i>N,N</i>-di-octylhexanamide(DOHA)を用いて Pu-Np のグループ分離ができることを確認しました。さらに、新規で開発した DO2EBA 等の耐放射線性についても、ガンマ線照射により評価を行いました。</p>		
<b>【その後の取り組み】</b>		<p>モノアミドは、ガンマ線によりカルボン酸と第二級アミンに分解することを本事業で確認しました。その後、これらの放射線分解生成物の除去やミキサセトラを用いた連続抽出試験について、経済産業省委託事業の「高速炉再処理回収ウラン等除染技術開発」の中で平成 20 年度より実施しています。その中のミキサセトラによる連続試験では、シュミレーションなどと良い一致を得た成果を蓄積すると共に、これまで問題となっている第二級アミンの新しい除去法の開発に成功しています。</p>		

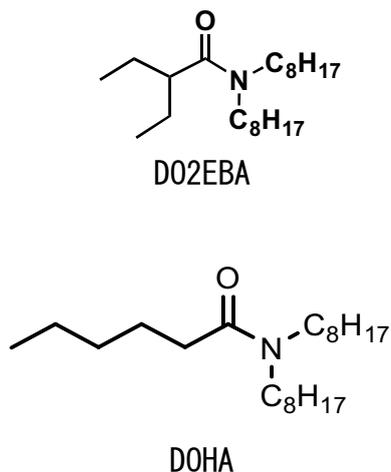


図 *N*-dioctyl (2-ethyl)butanamide (D02EBA) 及び *N,N*-dioctylhexanamide (DOHA) の構造

図 1.0 M 硝酸ウラニル-3.1M 硝酸から 1.0M-D02EBA (左) 及び 1.0M-DH2EBA (右) によるウラン抽出の様子

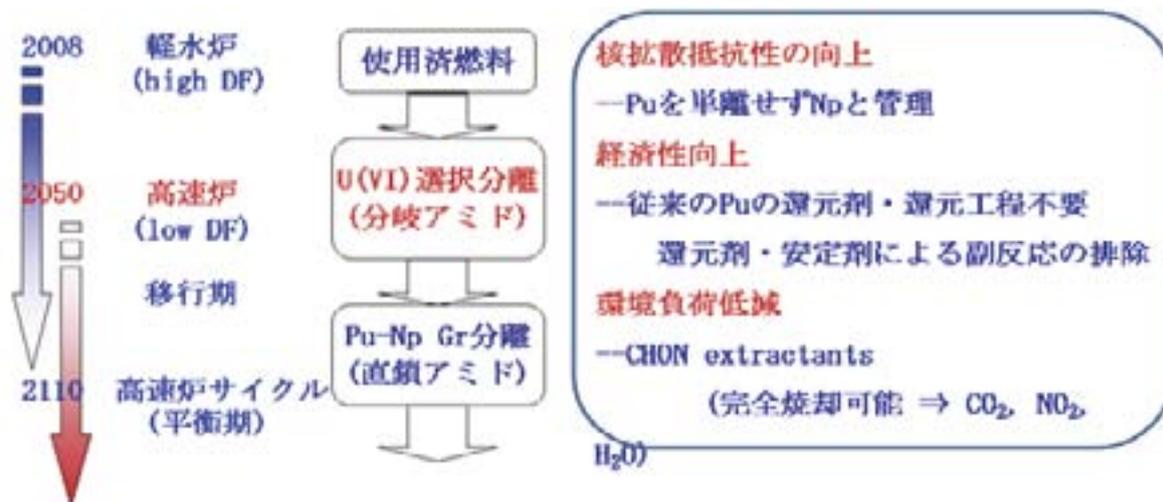


図 *N,N*-dialkylamide を主体とした再処理（共除染工程）の概念とそれによって達成される波及効果（事後評価当時）

代表的な  
特許、論文  
受賞など

- 1) S. SUZUKI, T. YAITA, Y. SUGO, T. KMURA, Proceedings of the International Conference on Advanced Nuclear Fuel Cycles and Systems (Global 2007) in CD-ROM, Idaho, USA, pp. 1137-1141 (2007).
- 2) S. SUZUKI, T. YAITA, Y. OKAMOTO, H. SHIWAKU, *OECD-NEA/NSC/DOC*, 15, pp13-18 (2009)
- 3) 佐々木祐二、鈴木伸二、小澤正基、*ファインケミカル* 2009年10月号、第38巻No.10、シーエムシー出版 (2009)
- 4) M. OZAWA, S. SUZUKI, K. TAKESHITA, *Solv. Extra. Res. Dev., Jpn.*, 17, pp19-34 (2010)
- 5) S. SUZUKI, T. YAITA, Y. SUGO, T. KIMURA, *OECD/NEA publication, NEA6420, III*, pp150-155 (2010)
- 6) (招待講演) S. SUZUKI, *5th Workshop on Speciation, technique, and Facilities for Radioactive materials at Synchrotron light Source (Actinide-XAS-2008), Saint-Aubin, France, July 15-17 (2008)*

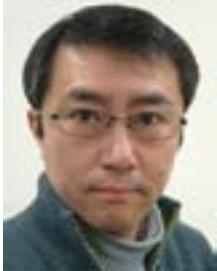
課題名	ミリチャンネル二相熱流動場の高信頼性予測実現のための研究開発			
参画機関	大阪大学 東芝 関西大学 神戸大学			
事業規模	期間	平成17～19年度	総額	95百万円
<p><b>【研究代表者】</b>  大川 富雄 大阪大学准教授  (大学院工学研究科機械工学専攻)  (現) 電気通信大学教授  (大学院情報理工学研究科知能機械工学専攻)</p> 				
<p><b>【研究概要】</b>  原子力発電所が安全であるためには、発熱する燃料棒の表面が水で「濡れている」ことがきわめて重要です。本研究では、通常は「濡れている」燃料棒が、「乾いた」状態に移行する過程について、実験及び解析的に検討しました。この結果、燃料棒が乾いた状態に至るか否かは、水と空気を用いた実験結果に基づいて評価できること、燃料棒の間に挿入されるスペーサーと呼ばれる部品が、濡れた状態を維持する上で重要な役割を果たしていることを明らかにしました。</p> <p>また、炉心に供給する水の流量を一定に保つためには、沸騰により生じる蒸気泡の挙動をよく理解する必要があります。このため、蒸気泡挙動を素朴に観察しました。蒸気泡挙動については、1960年代から信じられている「常識」があるのですが、観察結果には、これとは異なる点が見られました。現在の経験則を、物理現象に即した機構論的な手法に置換えるには、ここで得られた知見が重要になると考えています。</p>				
<p><b>【その後の取り組み】</b>  気泡挙動に関する可視化実験を通して、あるがままに現象を観察することの重要性を痛感しました。現在、気泡挙動を決定する機構について、検討を継続しています。昨年の災害が契機となって、電源構成に関する議論が盛んに行われています。様々な観点がありますが、国力の維持や温暖化対策を重視すれば、原子力は有力な選択肢の一つと考えられます。大規模な自然災害やテロなど、生じ得る境界条件を十分に広げ、本研究で志向した、熱工学あるいは混相流工学といった基盤分野の切り口で、エネルギー供給の安全性向上に貢献できればと考えております。</p>				



図1 気液混合流体の熱流動特性の解明に用いた実験装置（左：高圧ループ・20気圧までの高圧力条件を含めて検証実験を実施しました。右：低圧ループ・水と空気を用いた実験で、気液混合流体の基礎的な流動特性を詳細に調べました。）

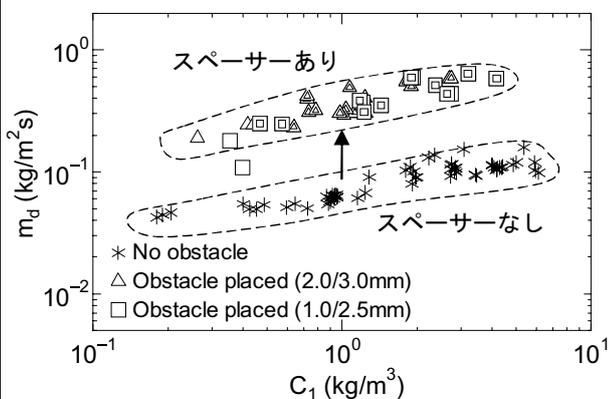


図2 燃料棒を濡らす液膜流量の計測結果（スパーサーによる液膜流量の大幅な増加が見てとれる。）

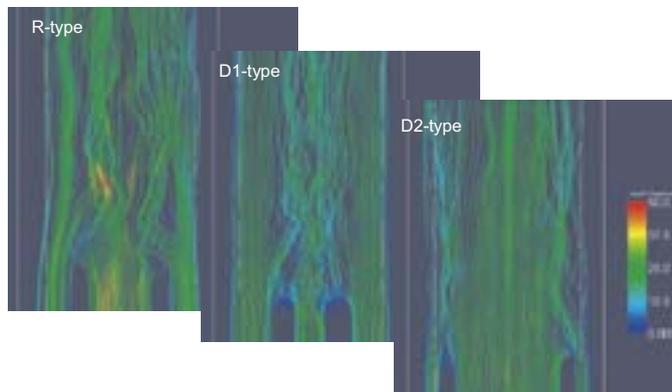


図3 スパーサー周囲の流動状況の詳細解析（スパーサー形状により、渦構造が大きく異なることがわかる。）

代表的な  
特許、論文  
受賞など

- 1) T. Okawa, Effect of flow direction on the deposition rate of droplets in vertical annular flow, 6th International Conference on Multiphase Flow, S5\_Thu\_B\_50, Leipzig, Germany (2007).
- 2) Y. Yamamoto, T. Okawa, Effects of particle relaxation time and continuous phase Reynolds number on particle deposition in vertical turbulent pipe flows, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 46, No. 4, pp. 382-391 (2009).
- 3) T. Okawa, T. Murakami, R. Takei, Measurement of droplet deposition in a small vertical tube, 13th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Paper No. N13P1075, Kanazawa, Japan (2009).

課題名	マイクロ・ナノ反応場を利用した革新的アクチノイド分離法の研究			
参画機関	神奈川科学技術アカデミー 日本原子力研究開発機構 東京大学 東京工業大学 名古屋大学			
事業規模	期間	平成17～19年度	総額	77百万円
<p><b>【研究代表者】</b>  渡慶次 学 名古屋大学准教授  (大学院工学研究科化学・生物工学専攻)  (現) 北海道大学教授  (大学院工学研究院生物機能高分子部門)</p> 				
<p><b>【研究概要】</b>  ガラス基板上に作製されたマイクロメートルスケールの微細流路(図1)を反応場として用いる新しい革新的なアクチノイド分離・分析法の基盤技術開発に取り組みました。微細流路内反応の大きな特徴は、分子輸送や分子拡散等にサイズ効果が表れることです。すなわち、1) 空間が狭いことから、分子拡散距離が短くなり、反応時間が短くなります。2) 比界面積(単位体積当たりの表面の割合)が大きいことから、混合・分離が高効率にできます。3) 熱容量が小さいことから、急速加熱・冷却が可能となり、精密な温度制御が可能になります。このような特徴を有するマイクロ化学チップの微細流路を反応場として用いることで、微量試料で高効率(高速)・高選択的な分離が可能となり、革新的なアクチノイド分離・分析技術が構築できると期待されています。</p> <p>本研究では、狭小場におけるアクチノイド分離・分析技術の基盤技術を構築し、マイクロ・ナノ反応場を用いたアクチノイド分離法の革新性・可能性を示すことができました。</p>				
<p><b>【その後の取り組み】</b>  本研究開発の成果を基に、アクチノイドのさらなる精密(高選択性)分離・分析技術の開発を進めています。これらの技術と小型高感度検出器を組み合わせることで、原子炉や再処理プラント等の工程管理・品質管理用小型分析装置が実現できると期待されています。このような装置が実現することで、微量(低廃棄物、低コスト、安全)、かつ迅速な分析が可能になると期待されています。</p>				

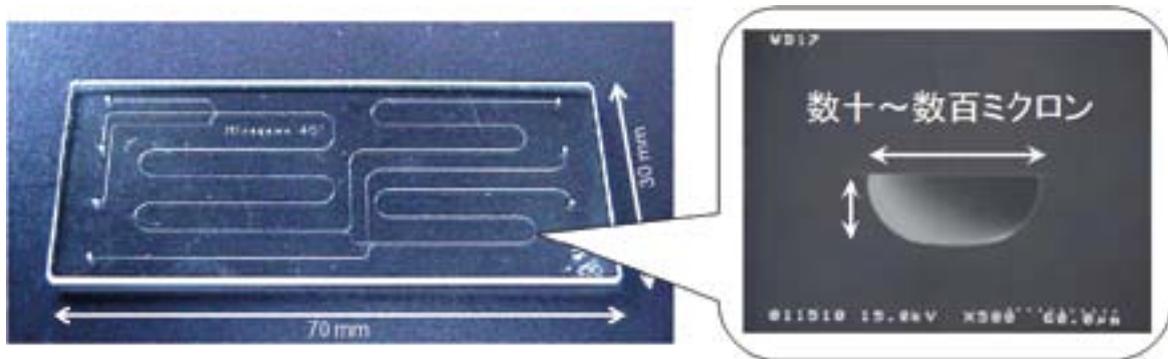


図1 マイクロ化学チップ

試料量・試薬量が少ない、反応時間が短い、汚染や危険性が低いなどの特徴があります。

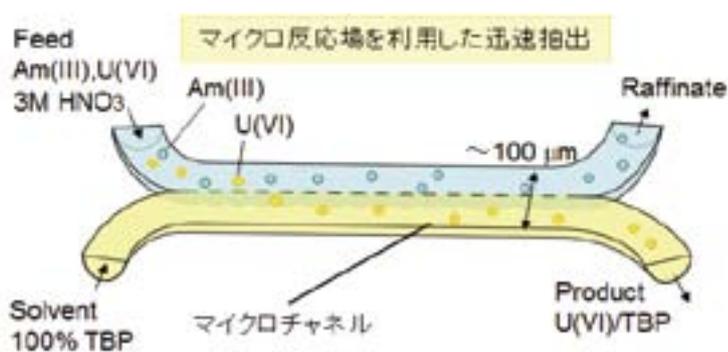


図2 マイクロ化学チップによる選択的抽出の概略図

わずか数秒で高効率の抽出が可能です。



図3 狭小場のアクチノイドを検出するための高感度検出システム

微量試料を高感度で測定することができます。

代表的な特許、論文受賞など

- 1) Yoshikuni Kikutani, Hidematsu Ikeda, Masayuki Harada, Yasuhisa Ikeda, Manabu Tokeshi, Takehiko Kitamori, "N-Cylohexyl-2-pyrrolidone/water system in a microchannel and phase separation using viscosity difference", Proc.  $\mu$ TAS 2007, 2, 955-957 (2007).
- 2) 渡慶次学, "マイクロ・ナノ反応場を利用した革新的アクチノイド分離法の開発", 原子力 eye, 54, 54-57 (2008).
- 3) Yasutoshi Ban, Yoshikuni Kikutani, Manabu Tokeshi, Yasuji Morita, "Extraction of Am(III) at the interface of organic-aqueous two-layer flow in a microchannel", Journal of Nuclear Science and Technology, 48, 1313-1318 (2011).

課題名	モデル・データ・検査融合に基づく炉内材料劣化に関する研究開発			
参画機関	原子燃料工業 東京大学			
事業規模	期間	平成17～19年度	総額	79百万円
<p><b>【研究代表者】</b>          沖田 泰良 東京大学准教授          (大学院工学系研究科原子力国際専攻)          (現) (人工物工学研究センター)</p>				
<p><b>【研究概要】</b>          魅力的な革新炉実現のため、放射線下で使用される構造材料の劣化予測、それに基づく信頼性維持は達成すべき重要な課題です。我々のグループでは、構造材料として鉄系合金を取り上げ、分子シミュレーション等に基づくモデル構築・これまで得られてきた実験データ集積・非破壊検査技術開発を併せることにより、放射線下での材料劣化予測手法の構築について検討しました。分子シミュレーションに基づくモデル構築では、分子動力学法と線形弾性論に基づく転位論を組み合わせることによって、従来型計算では不可能であった空間スケールにおける劣化メカニズム解明に成功しました。また、非破壊検査技術構築に関しては、海外研究機関と連携し、実際に中性子照射された試料を用いて実験を行いました。実験に際しては、試料サイズの相違による影響、実験誤差の問題や不純物効果等、様々な苦労もありましたが、新しい試みことができました。</p>				
<p><b>【その後の取り組み】</b>          本研究開発で行った成果をもとに、平成21年度から原子力システム研究開発事業革新技術創成型研究開発「EBR-II 廃材を用いた高速炉構造材健全性評価に関する研究開発」が採択されました。新しいプロジェクトでは、本研究開発で得られたノウハウを生かし、非破壊検査技術として超音波試験を用いてミクロな変化を捉える技術を構築しています。          本研究開発で得られた成果が、次世代の研究課題として花開き、また原子炉の安全性向上に貢献できることを切に願っております。</p>				

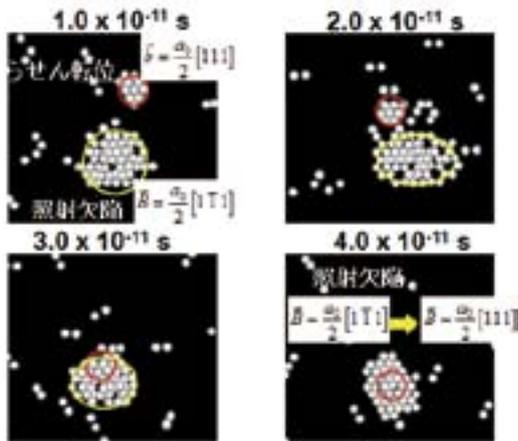


図 1. 分子動力学法を用いた純Fe中の照射欠陥と転位の相互作用に関する計算結果

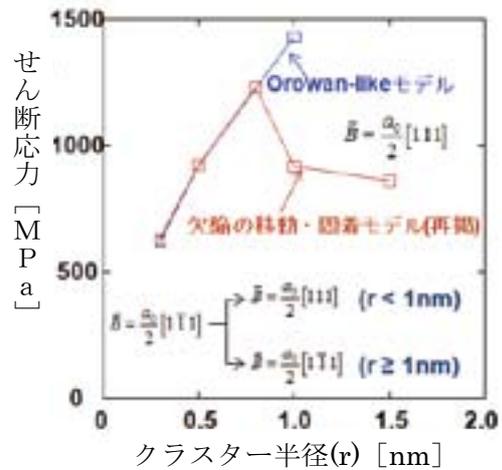
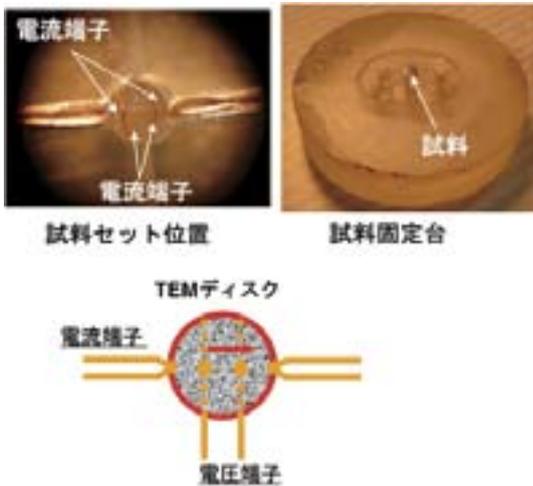


図 2. らせん転位を動かすために必要なせん断応力の照射欠陥サイズ依存性に関する計算結果

(a) 直流法



(b) 交流法

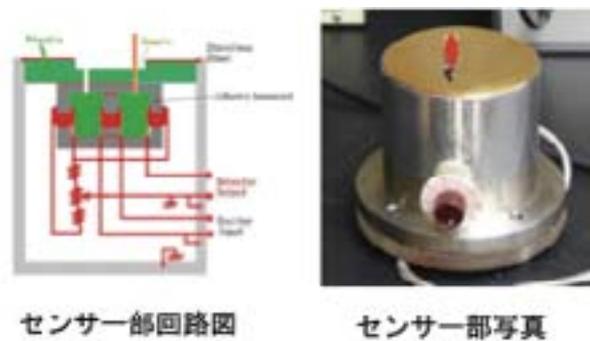
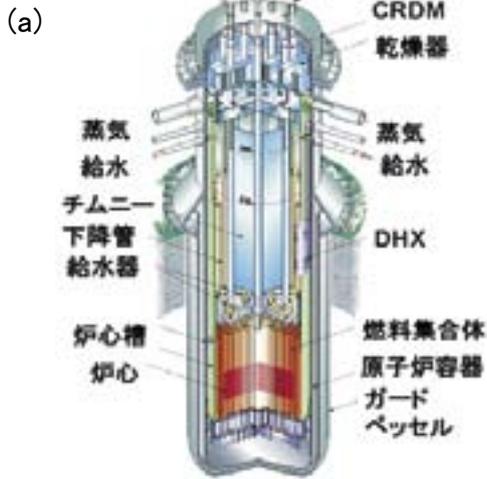


図 3. 照射劣化を測定するための非破壊検査技術開発（電気抵抗法）

代表的な  
特許、論文  
受賞など

- 1) T. Okita, N. Sekimura, "The elastic interaction between an edge dislocation and a loop in BCC systems", Journal of Nuclear Materials, 367-370 (2007) 368.
- 2) S. Fujita, T. Okita, E. Kuramoto, N. Sekimura, "A study of the interaction between irradiation induced-defect and a line dislocation in bcc-iron", Journal of Nuclear Materials 386-388 (2009) 93.
- 3) Y. Isobe, M. Sagisaka, F.A. Garner, S. Fujita, T. Okita, "Precipitate evolution in low-nickel austenitic stainless steels during neutron irradiation at very low dose rates", Journal of Nuclear Materials 386-388 (2009) 661.

課題名	材料表面劣化計測技術を用いた耐腐食性高強度材料の研究開発			
参画機関	名古屋大学 物質・材料研究機構			
事業規模	期間	平成17～19年度	総額	106百万円
<p><b>【研究代表者】</b>            柚原 淳司 名古屋大学准教授（工学研究科）</p> 				
<p><b>【研究概要】</b></p> <p>現行の原子炉は、表面分析技術やナノテクノロジー技術が登場する前の今から数十年も前に開発されたこともあり、母材料および添加物の性質を生かしながら、原子炉材料が開発されてきました。ところで、ここ10数年間にわたる表面分析技術及び最近のナノテクノロジー技術のめざましい発展により、材料表面の薄膜修飾技術や分析技術が高度化されてきました。その結果、原子スケールレベルで構造や組成を制御し、物性を解明することが可能になってきました。</p> <p>次世代型革新的原子炉の開発においては、短期間で高性能の炉材料を開発するため、従来のバルクそのものの性能向上を目指すといった立場だけでなく、材料表面の性質の解明や表面改質による性能向上を目指すことが求められています。具体的には、材料表面上で生じる劣化をナノ・原子スケールで同定可能な計測技術やこれら劣化要因を耐食性薄膜により軽減させることにより母材料の性能を改善させる技術が求められています。</p> <p>我々は、表面科学及びナノテクノロジー分野で広く利用され高度化されてきた走査トンネル顕微鏡、光電子分光、低速電子回折等の複数の最先端表面分析装置及び薄膜作製装置を電子制御型アクティブ除振台上に複合化することにより、革新的原子炉用の薄膜材料の作製と精密かつ迅速な評価を原子スケールで行う表面劣化計測手法を開発しました。</p>				
<p><b>【その後の取り組み】</b></p> <p>この計測手法を用いて、温度や雰囲気ガスの組成等が制御された制限環境条件下での単結晶フェライト系ステンレス鋼および鉄単結晶の表界面と偏析不純物や耐食性薄膜の物理的・化学的挙動を解明し、耐腐食性能を向上させた壁面被覆原子炉材料の開発に向けてミクロな観点から取り組んでいます。</p>				



(b)



図1 鉛ビスマス冷却直接接触沸騰水型小型高速炉の概念図 (出典元: 鉛ビスマス利用技術ハンドブック、日本原子力学会)

図2 原子スケール表面劣化複合計測および薄膜作製装置

(c)

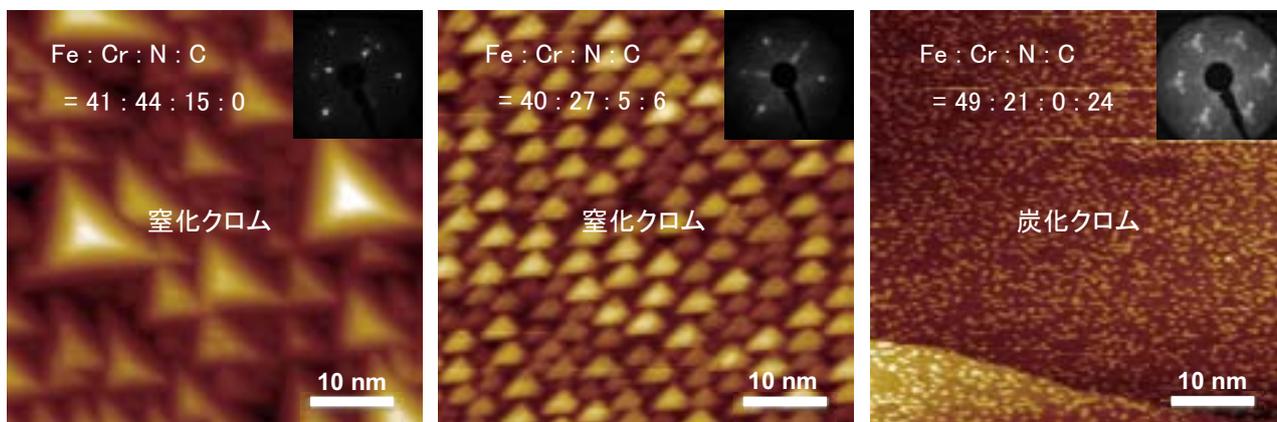


図3 フェライト系ステンレス鋼表面の偏析物の走査トンネル顕微鏡による高分解能像と電子回折パターン

代表的な特許、論文受賞など

- 1) J. Yuhara, K. Ito, T. Matsui, Effects of impurities on surface morphology of Fe(111), Surf. Sci. 605, 115 (2012)
- 2) J. Yuhara, M. Yokoyama, T. Matsui, Two-dimensional solid solution alloy of Bi-Pb binary films on Rh(111), J. of Appl. Phys. 110, 074314 (2011)
- 3) J. Yuhara and T. Matsui, The roles of nitrogen and carbon in the preferential chromium segregation on the ferritic stainless steel (111) surface, Appl. Surf. Sci. 256, 3438 (2010)

課題名	液体 Ga を用いた高効率マイナーアクチノイド分離回収技術の開発			
参画機関	京都大学 日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成17～19年度	総額	94百万円
<p><b>【研究代表者】</b>  林 博和 日本原子力研究開発機構研究副主幹  (原子力基礎工学研究部門 )</p> 				
<p><b>【研究概要】</b>  溶融塩及び液体金属を溶媒として用いる乾式再処理技術は工程が単純であり高い経済性が期待されるとともに、プルトニウム(Pu)回収の際には長寿命で放射線毒性の強いマイナーアクチノイド(MA)を随伴するため、核不拡散性に優れているという長所があります。さらに Pu 回収後の溶融塩に含まれる MA を分離回収し高速増殖炉等で核変換し短寿命核種にすることによって地層処分における廃棄物の潜在的有害度と環境負荷を低減することができます。しかし、MA と化学的性質がよく似た FP である希土類元素から分離して回収するのは容易ではありません。本研究では、MA/希土類元素分離のための液体金属抽出法において、優れた性能を示す可能性があるガリウム(Ga)の適用性を確認し、乾式法による高効率 MA 分離回収プロセスの成立性を確認することを目的としました。</p> <p>本研究では、Am 及び Ce を用いた基礎試験によって液体 Ga/溶融塩系において MA と希土類の分離が可能であることを示しました。また、773K での Ga 中の Am 及び Ce の活量係数の比が 1073K で報告されている Pu と Ce の活量係数の比よりも 2 桁程度小さいことを示し、液体 Ga 系での Am/Ce 分離性能が予想したよりも小さかった原因を明らかにしました。さらに MA 分離回収プロセスフローを構築し、プロセスの成立性を確認しました。</p>				
<p><b>【その後の取り組み】</b>  MA 分離性能の高い液体金属/溶融塩系の探索のために、さらに実験を行い液体金属や溶融塩および温度などの条件の選定を進めるための基礎データ取得を進めています。液体 Ga のように融点が低く蒸気圧が低い液体金属を用いた再処理プロセスの構築を目指しています。</p>				

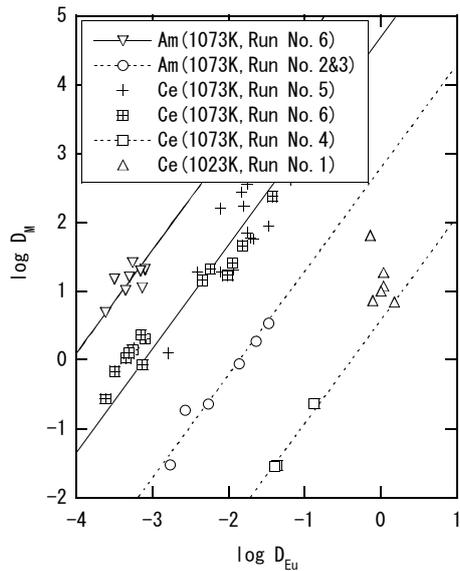


図1 液体 Ga/NaCl-KCl 系における分配係数<sup>2)</sup>

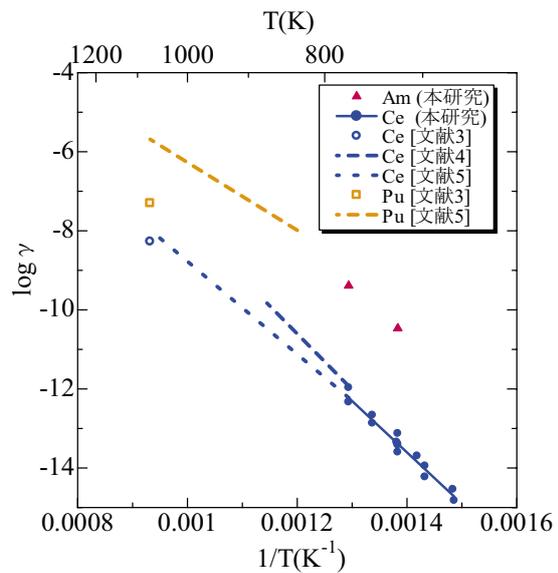


図2 液体 Ga 中の金属元素の活量係数<sup>3)</sup>



図3 金属燃料再処理における Ga 抽出 MA 回収プロセス概要

代表的な  
特許、論文  
受賞など

- 1) H. Moriyama, K. Moritani, T. Toda, H. Hayashi, "Effect of oxide ions on separation factors of actinides from lanthanides in reductive extraction", *Radiochim. Acta*, 97 (2009) 233-236.
- 2) T. Toda, T. Maruyama, K. Moritani, H. Moriyama, H. Hayashi, "Separation factor of americium from cerium in molten chloride-liquid gallium reductive extraction system", *Electrochemistry*, 77 (2009) 649-651.
- 3) 林 博和、蔵本賢一、赤堀光雄、荒井康夫、「液体ガリウム中の Am 及び Ce の活量測定」、日本原子力学会「2008 年秋の大会」P14

課題名	時間・空間スケラビリティを備えた統合原子シミュレーションの研究			
参画機関	京都大学			
事業規模	期間	平成17～19年度	総額	72百万円

### 【研究代表者】

青木 学聡 京都大学講師（電子工学専攻）



### 【研究概要】

次世代の原子力システムの開発では、従来にない材料組成や、高度に制御されたナノ構造を有する新材料を開発し、それらの高温、高圧力、高照射等の過酷な条件下における材料劣化機構を明らかにする必要があります。分子動力学法とよばれる原子スケールシミュレーションは、材料内における原子の挙動を追跡するための有効な手法ですが、現在の計算機の能力で追跡できる原子の個数、時間には制限があります。

本研究課題では、多元系原子間ポテンシャルのフレキシブルな実装、原子衝突に最適化された時間発展と原子構造遷移の追跡、複数レベルの並列化手法等、マイクロメートルを超える空間スケール、ナノ秒を超える時間スケールの原子シミュレーションを実現するために必要な技術開発を行いました。あわせて、本シミュレーションシステムによる結果と、高分解能電子顕微鏡や高精度ラザフォード後方散乱法による原子位置測定実験結果とを比較することで相互の妥当性を示し、多数の原子衝突による材料内原子移動の機構を提示することができました。

### 【その後の取り組み】

現在、本研究にて開発したシミュレーション手法を発展させ、原子衝突現象のメカニズムの解明を進めています。原子衝突現象に関わる対象は、金属を中心とした原子力システム関連材料に限らず、半導体、セラミック、そして有機・生体材料と様々です。また、原子衝突過程を応用した技術は、イオン注入・プラズマプロセスといった半導体製造、二次イオン質量分析に代表される材料分析、そして重粒子線照射による医療、など幅広い分野に展開しています。国内外の大学、研究機関、企業と連携し、シミュレーションにより得られた理解をこれらの応用に役立てるべく、研究を進めています。

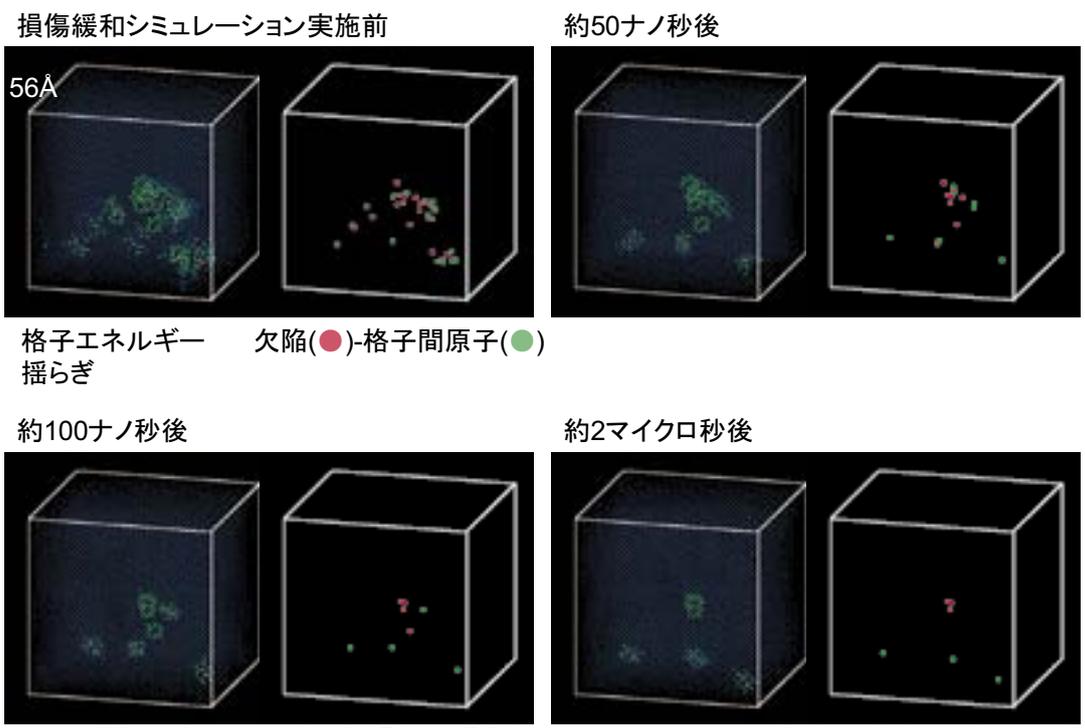


図1: ニッケル(Ni)の内部に形成した損傷の緩和シミュレーションの例。ナノ秒オーダーの時間経過に従い、欠陥と格子間原子の最結合による損傷緩和や、格子間原子が少しずつ移動する様子が観察された。

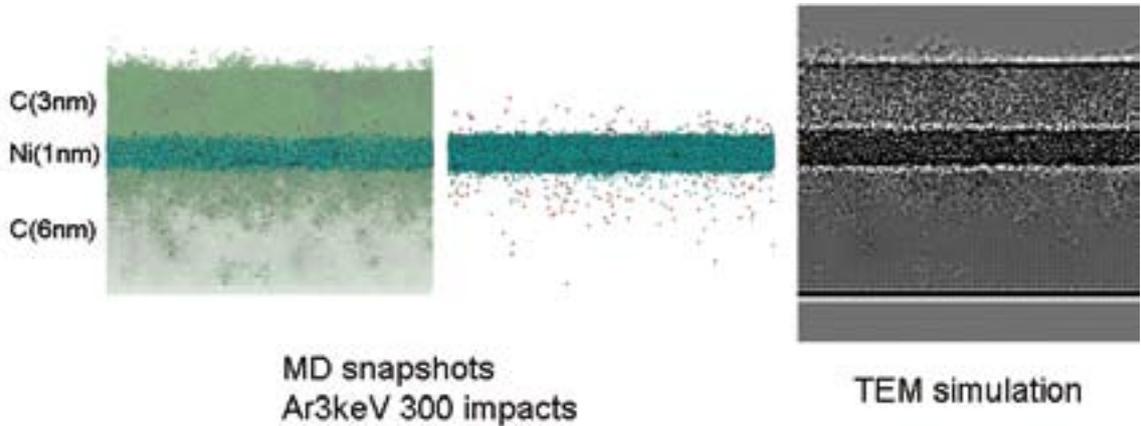


図2: 炭素(C)/ニッケル(Ni)/炭素(C)多層膜構造へアルゴン(Ar)原子を逐次的に衝突させるシミュレーション(3keV、300回、 $1.5 \times 10^{14}/\text{cm}^2$ 相当)。左:全原子の分布、表面構造及び格子構造の乱れが観察される。中:Ni、Arの分布。衝突により一部のNiが中間層よりはじき出されていることが分かる。右:電子顕微鏡イメージシミュレーション結果。実際の実験と同様の情報を提供することで、シミュレーションと実験、双方の妥当性の検討、及び原子衝突メカニズムの更なる理解に活用が可能となった。

<p>代表的な特許、論文受賞など</p>	<ol style="list-style-type: none"> <li>1) 青木 学聡, 瀬木 利夫, 松尾 二郎, 高木 郁二, “材料内イオン衝突欠陥の時間発展シミュレーションの検討”, 第 68 回応用物理学会学術講演会 (2007/9 北海道工業大学)</li> <li>2) T. Seki, T. Aoki and J. Matsuo, Investigation of Damage with Cluster Ion Beam Irradiation Using HR-RBS, AIP Conf. Proc. Vol. 1066, (2008), pp. 423-42</li> <li>3) 青木学聡, 瀬木利夫, 松尾二郎, 高木郁二, 巨大原子座標系に対する原子衝突シミュレーション, 第 56 回応用物理学会(2009/3, 筑波大学)</li> </ol>
----------------------	---

課題名	プラズマを用いたトリチウム化炭化水素の分解回収法の研究開発			
参画機関	九州大学			
事業規模	期間	平成18～20年度	総額	31百万円
<p><b>【研究代表者】</b>  片山 一成      九州大学助教  (大学院総合理工学研究院  先端エネルギー理工学専攻)</p>				
<p><b>【研究概要】</b>  黒鉛減速高温ガス炉の冷却材ヘリウム中には炭化水素などの不純物が存在します。炉心ではウラン燃料の核分裂等により水素の放射性同位体であるトリチウムが生成されるため、トリチウムを含んだ炭化水素、すなわちトリチウム化炭化水素も存在することになります。トリチウムは高温下で容易に金属を透過するため、高温ガス炉の安全性向上のためにはトリチウム化炭化水素を回収する手法の確立が必要です。低温吸着法により炭化水素を回収することもできますが、高温のヘリウム冷却材を一旦低温にしなければならず、回収対象とする炭化水素濃度も低いため効率がよくありません。また、室温では気体状態で存在するトリチウム化炭化水素を低温下で吸着回収することは、放射性ガスを固体表面に凝縮していることになり安全性の観点から望ましくありません。</p> <p>そこで本研究ではプラズマ中の高エネルギー粒子との衝突反応を利用してトリチウム化炭化水素を分解し、炭素とトリチウムを別々に回収する新しい技術開発に取り組みました。具体的には、炭素は固体としてプラズマ容器内に析出回収し、トリチウムは水素透過膜により冷却材ヘリウムと分離した後、従来の手法で酸化吸着回収するというものです。原理実証試験を行いヘリウムプラズマ中で炭化水素が高効率に分解されることを確認した後、実際にトリチウム化炭化水素をプラズマ分解し、生成したトリチウムを水素透過膜により回収することに成功しました。</p>				
<p><b>【その後の取り組み】</b>  その後も継続的にトリチウム化炭化水素を用いた実験を行い、この新しい手法を用いたトリチウム回収システムの具体的な設計を進めているところです。また、静電ポテンシャルと熱泳動を利用したより効率的なトリチウム回収法についての検討も進めています。</p>				





図 1 プラズマ容器ビューポートから見たヘリウムプラズマ(上)と析出した炭素(下)

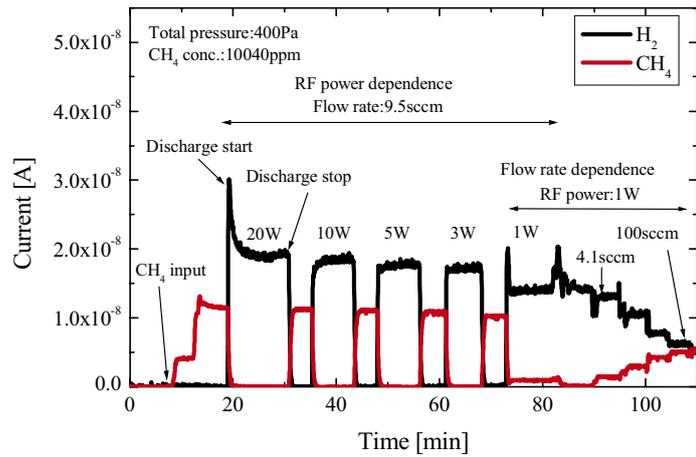


図 2 プラズマ点火に伴うメタン消失(赤線)と水素発生(黒線)を示す信号

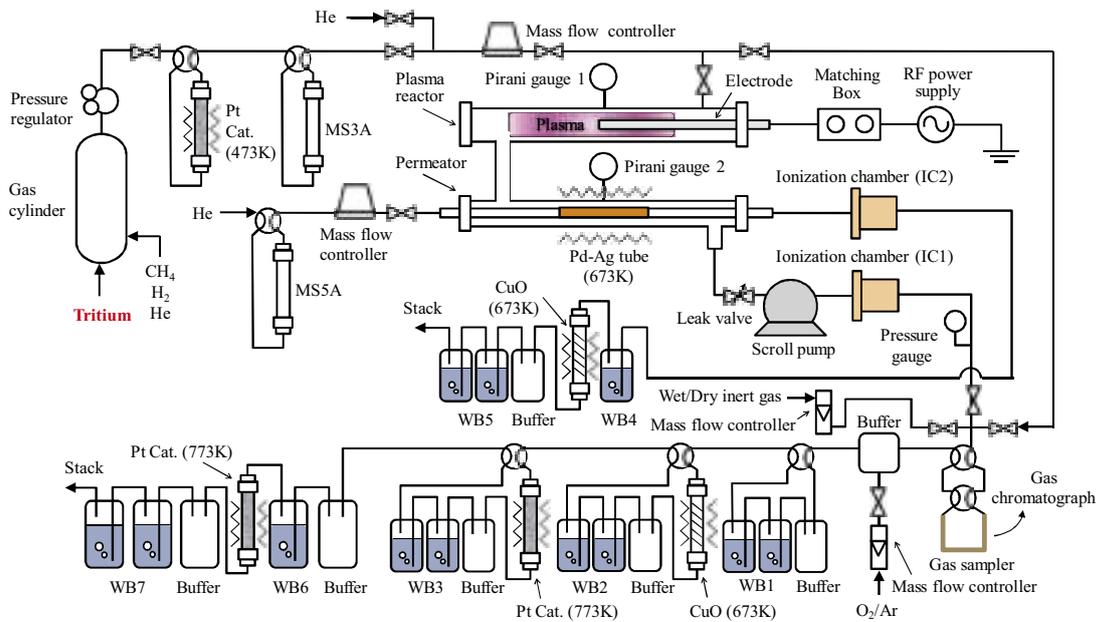


図 3 トリチウム化メタン分解・トリチウム回収実験システム概略図<sup>2)</sup>

代表的な  
特許、論文  
受賞など

- 1) Kazunari Katayama et al., Direct decomposition of methane using helium RF plasma, Fusion Eng. Des., 85 (2010) 1381-1385.
- 2) Kazunari Katayama et al., Demonstration of tritium extraction from tritiated methane in helium by utilizing plasma decomposition, Fusion Sci. Technol., 60 (2011) 1379-1382.
- 3) 片山一成ほか、トリチウム化メタンのプラズマ処理法に関する研究、日本原子力学会 2011 年秋の大会
- 4) Kazunari Katayama et al., Study on methane decomposition in plasma, Proceedings of PLASMA2011.

課題名	高速増殖炉ナトリウムからのトリチウム移行制御に関する研究開発			
参画機関	静岡大学			
事業規模	期間	平成18～20年度	総額	30百万円

### 【研究代表者】

大矢 恭久      静岡大学 准教授  
(理学部)



### 【研究概要】

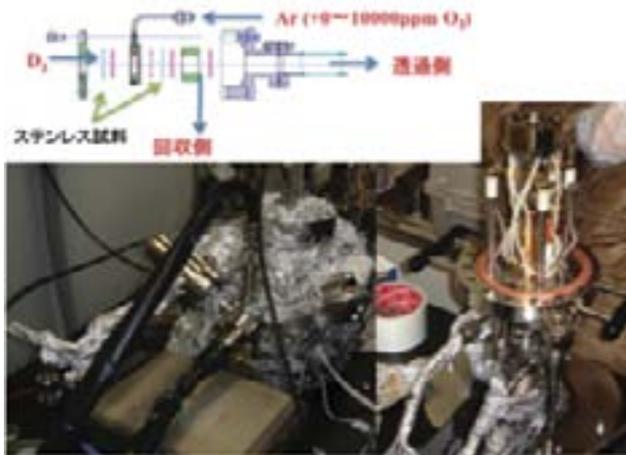
高速増殖炉においてトリチウムは燃料棒中における核燃料、制御棒中のホウ素および冷却材中に含まれるホウ素や、リチウムと中性子との核反応によって生成されます。日本におけるトリチウムの排液中又は排水中の濃度限度は  $6 \times 10^1 \text{ Bq/cm}^3$  と規定されているため、現状の濃度において環境中に放出しても法律上は大きな問題とはなりません。大きなコストをかけずに環境中へのトリチウム放出量をさらに低減できれば、高速増殖炉の社会的受容性をさらに高めることが可能であると考えています。

本研究では、蒸気発生器内において効率的かつ能動的に回収することにより、トリチウムの水ループへの移行を低減化するための技術を開発することを目的とし、透過回収分析システムを構築し、重水素またはトリチウムを用いて、透過量の低減および回収トリチウム化学形を評価するためのトリチウム透過回収挙動評価を行いました。

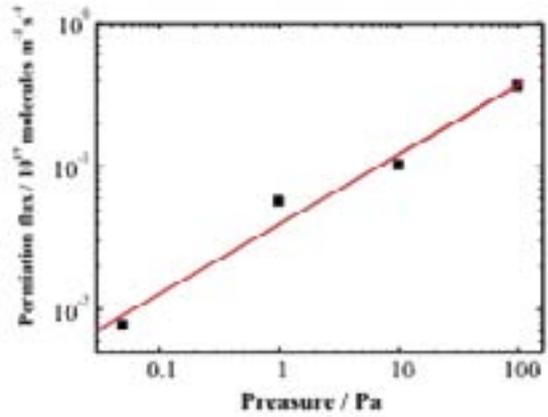
酸素が 10ppm 程度あれば酸化膜を継続的に形成させ、トリチウムを回収できることが示唆されるとともに、シミュレーションによってその効果が示されました。また、回収ガス流量よりも酸化膜形成等の透過係数に関連する要因を制御することが重要であることが示されました。この結果から、ナトリウムから透過してくるトリチウムをトリチウム水形に変換して回収でき、環境への放出を低減できる可能性を示すことができました。

### 【その後の取り組み】

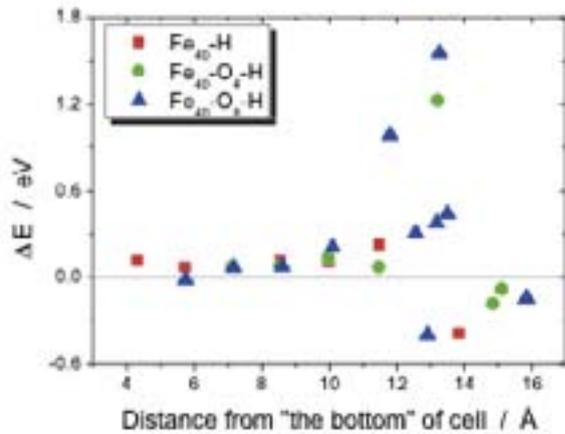
本研究での成果を基盤として、各種材料中のトリチウム透過挙動について研究を継続しています。特に、材料の温度変化によりトリチウムの透過化学形が変化し、透過係数等の物理定数が変化することが示されました。また、ステンレス材料表面への酸化膜形成温度の違いにより、酸化物の化学状態が異なり、トリチウムの滞留・放出挙動が大きく異なることが示されました。今後、種々の金属材料からのトリチウム透過挙動を明らかにし、さらなる原子力安全システムの構築に貢献していきたいと思っています。



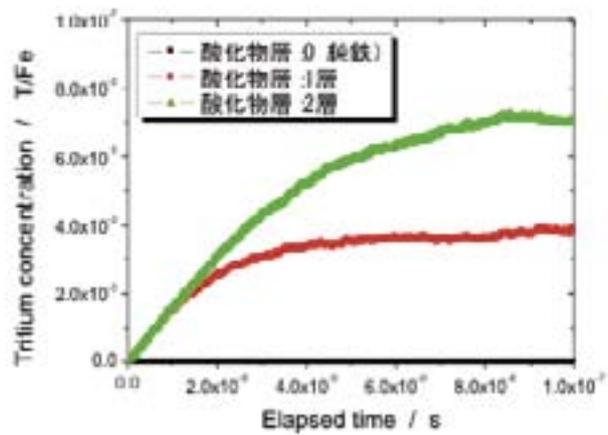
本研究において設計した透過回収分析システム<sup>1)</sup>



透過速度に及ぼす重水素曝露圧力依存性



鉄表面の酸化状態の相違による水素の安定性の違い



表面の酸化物層がトリチウム滞留に与える影響の時間依存性

代表的な特許、論文  
受賞など

- 1) Yasuhisa Oya, Takuji Oda, Satoru Tanaka and Kenji Okuno, "Development of tritium recovery by flowing O2+Ar gases at steam generator in fast breeder reactor", Fusion Science and Technology, 60 (2011) 1423-1426.
- 2) Yasuhisa Oya, Takuji Oda, Satoru Tanaka and Kenji Okuno, "Recovery of tritium dissolved in sodium at the steam generator of fast breeder reactor", Fusion Science and Technology, 54 (2008) 337-340.
- 3) Yasuhisa Oya, Makoto Kobayashi, Junya Osuo, et al., "Permeation behaviors of tritium through a type 316 stainless steel", Fusion Engineering and Design, In press.

課題名	冷却材中のトリチウム挙動及びその濃度制御に関する研究開発			
参画機関	日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成18～20年度	総額	30百万円
<b>【研究代表者】</b> 中村 博文 日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門 トリチウム工学研究グループ 研究副主幹				
<b>【研究概要】</b> もんじゅや常陽などのナトリウム冷却型高速増殖炉は最終的にナトリウム-水の熱交換を行います。本研究は水の代わりに超臨界炭酸ガスを用いる高速増殖炉(SCCO <sub>2</sub> -FBR)を対象としたものです。ナトリウムとの反応性が低い炭酸ガスを用いることで高い安全性を有する原子炉が期待できます。私の本業である核融合炉では、一時期超臨界炭酸ガス冷却を検討したことがあり、その際、炭酸ガス中のトリチウム濃度制御が課題との結論が出ました。このような経験を基に SCCO <sub>2</sub> -FBR でのトリチウム制御に関する研究課題を提案し、採択していただきました。				
本研究では、SCCO <sub>2</sub> -FBR でのナトリウム冷却系から超臨界炭酸ガス冷却系へのトリチウム透過防止膜の開発と超臨界炭酸ガス中での健全性評価、透過したトリチウムと炭酸ガスの化学反応により生じるトリチウム存在化学形の評価、そして最終的な炭酸ガスからの最適トリチウム回収手法の提案を行うものでした。実際に研究を進めてみると、当初予定していたトリチウム透過防止膜が SCCO <sub>2</sub> -FBR の熱交換器材料(フェライトマルテンサイト鋼)に対して有効ではないことが明らかとなり、急遽代替の防止膜を開発する必要があり、スケジュール的に厳しかったのですが、何とか有効な膜が開発できたのは苦い思い出です。				
<b>【その後の取り組み】</b> 本事業で得られた成果により、トリチウム透過防止膜の開発とトリチウムの化学反応については科学研究費補助費の特定領域研究の研究分担者として参画し、開発研究を継続してより良い透過防止膜の探求等を行ってきました。現在の私の主たる業務は、国際核融合実験炉(ITER)の安全系の1つであるトリチウム除去システムの設計・調達と研究開発から少し離れています。本事業で培われた経験は良い糧になっています。				

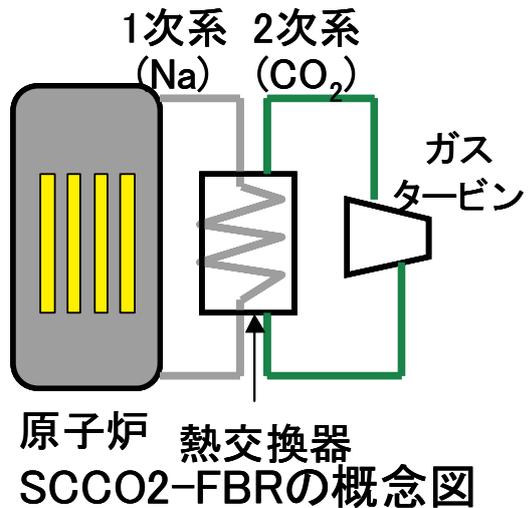
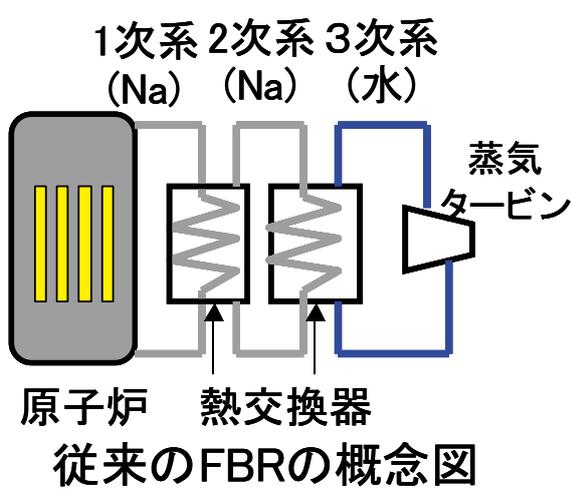


図1 従来の高速増殖炉(LMFBR)とSCCO<sub>2</sub>-FBRの概念図

水の代わりに超臨界炭酸ガスを使用するので高い安全性が期待できます

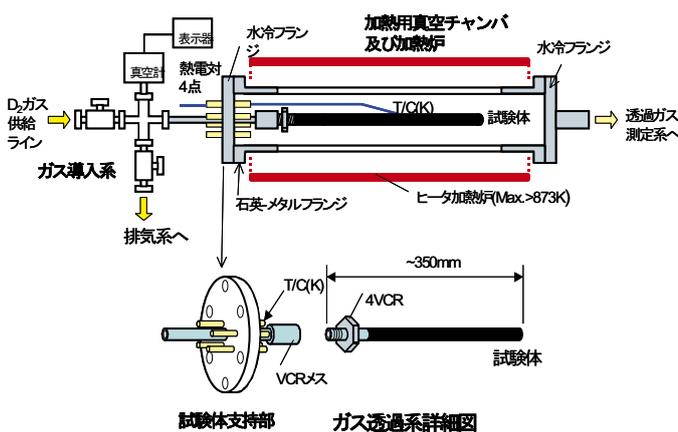


図2 透過実験装置の概念図

この実験装置で透過防止膜の透過低減係数を評価しました

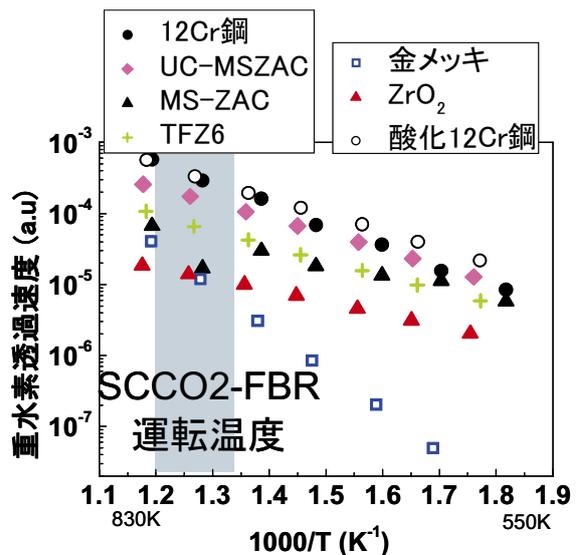


図3 各種透過防止膜中の定常重水素透過の温度依存性

約 500℃の運転温度で約 100 分の 1 の透過低減が期待できる透過防止膜を見出しました

代表的な  
特許、論文  
受賞など

- 1) H. Nakamura et al., Research program on tritium control methods in super critical CO<sub>2</sub> gas cooled reactors, Fusion Science and Technology, **54** (2008) 341-345.
- 2) H. Nakamura et al., Permeation Reduction Performance of Various Coatings on Ferritic / Martensitic steel, Fusion Engineering and Design, **85**(2011)1531-1536.

課題名	高機能代替流体による高速軽水炉燃料の熱的限界予測手法の開発			
参画機関	東芝 横浜国立大学			
事業規模	期間	平成18～20年度	総額	29百万円
<p><b>【研究代表者】</b>            森 昌司 横浜国立大学 准教授（機能の創生部門）</p> 				
<p><b>【研究概要】</b>            核分裂反応に高速中性子を用いる軽水炉（以下、低減速スペクトル炉と略記）は軽水炉での増殖が可能な魅力ある原子炉です。現状の原子炉燃料の開発は、実機条件下（圧力7MPa、温度285℃）での実証試験により改良を繰り返すことが必須となっていていますが、高温高压試験のため莫大な費用と時間がかかっています。そこで従来軽水炉等、又はそれ以上の出力密度を有する経済性の高い大型原子力プラントを迅速に開発することが必要不可欠です。            このような現状を鑑み、本事業では、高温高压の実機燃料内の気液二相流動を高機能代替流体（エタノールとエアコンガス HFC134a）により常温低圧下において再現し、それから得られる液膜データとサブチャンネル解析を組み合わせることで、除熱性能の高い稠密燃料の開発を格段に効率化する手法を開発しました。この技術開発により、燃料集合体1タイプの開発費用を大幅にコストダウンすることが見込まれます。</p>				
<p><b>【その後の取り組み】</b>            気液が混在し、気体の流量が多くなると液膜流れと呼ばれる流れになります。これは、薄い液膜の上を波が高速で流れる複雑な流れです。この波の特性が熱伝達率や液膜のドライアウトなど多くのことに関連しています。今回の事業では、気液の物性を大きく変えてもWeという特性数で整理できることが示されました。このことをさらに確かめるため色々な流体について今回の事業の後に検討を行いました。ここで得られた知見が普遍的であることがわかってきました。このことは、実験の容易な大気圧下の実験で、原子炉内部の複雑な現象を模擬出来る可能性を示唆する興味深い結果です。</p>				

表 1 実機条件と代替流体条件の気液の物性の比較

(今回の流体を用いることで実際の気液の物性値をよく模擬出来ていることがわかります)

	流体種類	圧力 温度	$\rho_L$ [kg/m <sup>3</sup> ]	$\rho_G$ [kg/m <sup>3</sup> ]	$\sigma$ [mN/m]	$\mu_L$ [cPaS]	$\mu_G$ [cPaS]	気液 密度比
実機 条件	水	7MPa	36.3	741	18	14.5	91	20
	蒸気	285℃						
代替 流体 条件	エタ ノール	0.7MPa 40℃	34.0	772	22	14.0	827	23
	R134a ガス							

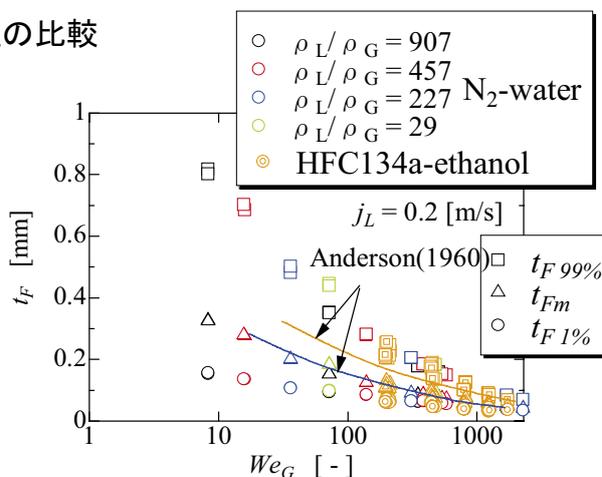


図 1 HFC ガス-エタノール系と窒素ガス-水系の実験結果の比較 (We 数という指標でよく整理されていることがわかります)

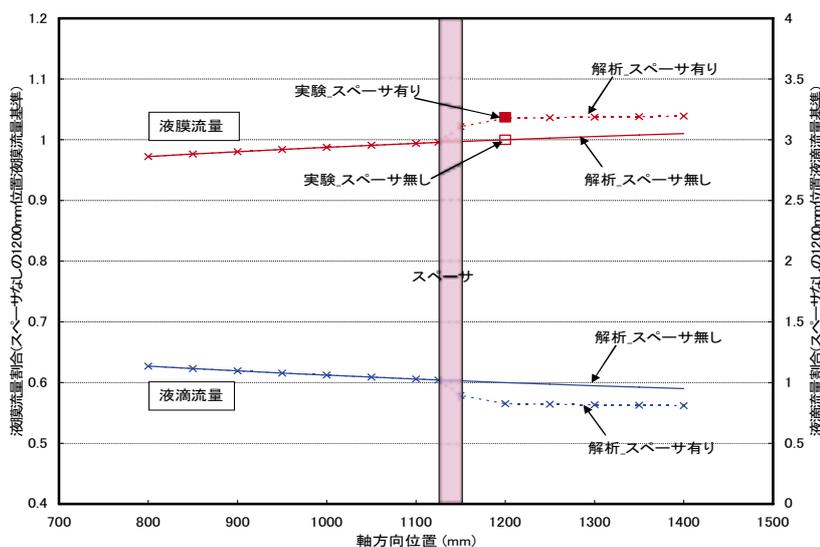


図 3 HFC ガス-エタノール系の実験および解析結果の比較  $j_g=10\text{m/s}$

代表的な  
特許、論文  
受賞など

- 1) 森昌司, 奥山邦人, 鉛直上昇気液環状二相流における液膜厚さに与える気液密度比の影響, 日本機械学会論文集(B編), 76 巻, 772 号(2010-12), pp. 2168-2177.
- 2) 森昌司, 奥山邦人, 熱流動現象の模擬方法及び模擬試験装置, 特許第 4863414 号

課題名	鉛ビスマス冷却型高速炉における耐食性皮膜付着力の試験技術開発			
参画機関	東北大学			
事業規模	期間	平成18～20年度	総額	24百万円
<p><b>【研究代表者】</b>  佐藤 学 東北大学 助教 (大学院工学研究科  量子エネルギー工学専攻)  (現) 八戸工業大学 教授  (大学院工学研究科 機械・生物化学工学専攻)</p>				
<p><b>【研究概要】</b>  鉛ビスマス冷却型高速炉の基礎的課題のひとつである防食皮膜技術とその検査技術開発に関する研究です。皮膜自身の耐食性という機能評価と同様に皮膜の剥離は腐食の急激な進行を引き起こす可能性があるため、剥離強度の評価は重要です。薄い皮膜に接触することなく単純引張り応力が負荷できる試験評価方法としてパルスレーザーを用いた衝撃試験法を適用しました。約10マイクロメートルの厚さの酸化物皮膜をモデルとして鉄鋼材料上に作製し剥離強度を評価しました。大気中500℃で200時間酸化させて作製した皮膜の剥離強度は約50メガパスカルと評価されました。基板材料の降伏応力と同程度以下であるため、剥離に対する考慮が必要であることがわかりました。また、熔融した鉛ビスマスに接する条件でのレーザー衝撃試験も試み、レーザー出力条件に依存する皮膜剥離を観察しています。剥離強度の評価あるいは検査技術への適用可能性を示しました。</p>				
<p><b>【その後の取り組み】</b>  パルスレーザーを用いた衝撃試験法による異なる材料同士の接合界面の剥離強度の測定評価の試みは、革新的原子力システムの開発だけでなく、広い応用範囲があります。エネルギー分野では核融合炉用金属材料への耐食機能を付加するセラミックス皮膜の接合強度評価など、環境分野では建築材料への浮遊粒子状物質の付着強度評価などがあり、これらへの取り組みを行っております。さらにレーザー衝撃試験法の定量的測定手法として、測定精度や定量性の向上あるいは標準化についても進めております。</p>				

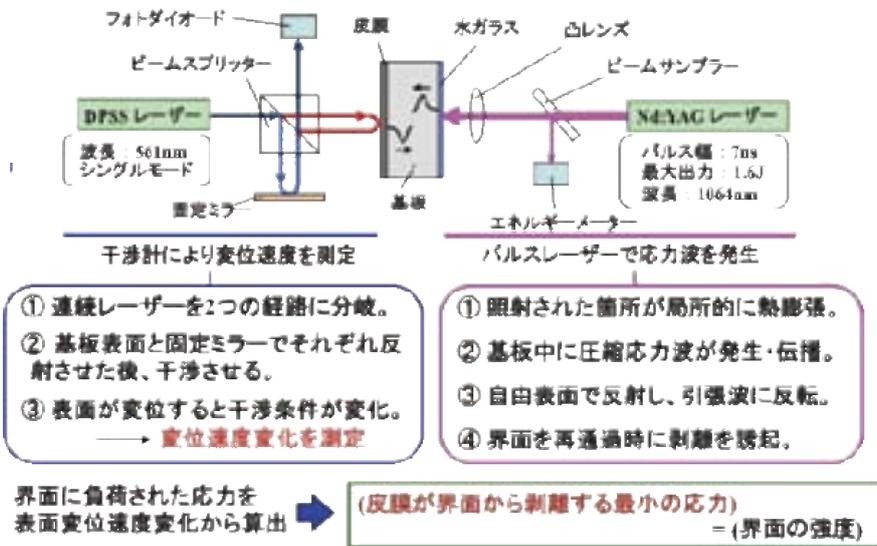


図1 レーザー衝撃試験法の概要<sup>1)</sup>

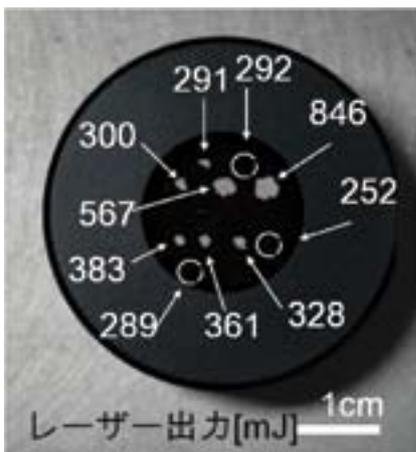


図2 炭素鋼上に形成した皮膜の剥離挙動、数字はレーザー出力、矢印は照射箇所を示します。<sup>1)</sup>

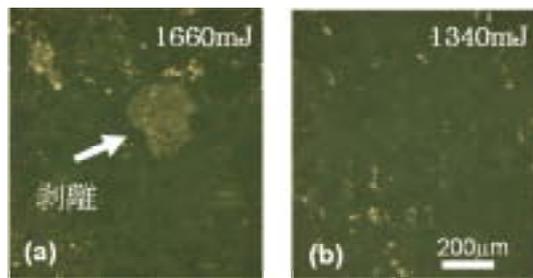
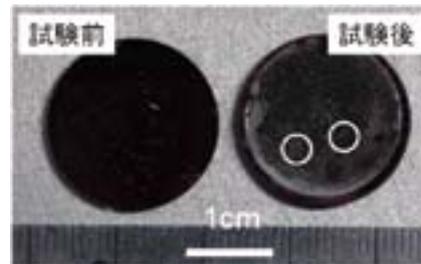


図3 鉛ビスマスに接する条件での炭素鋼上に形成した皮膜の剥離挙動、下図の(a)(b)はそれぞれ上図の左右白丸箇所に対応する。(a)の一部には剥離が観察されます。<sup>2)</sup>

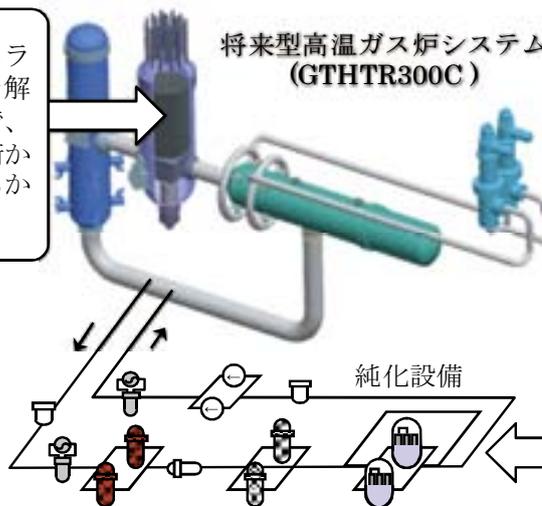
代表的な特許、論文受賞など

- 1) M.Satou, H.Akamatsu, A.Hasegawa, CP1195, Shock Compression of Condensed Matter (2009) pp.1131-1134.
- 2) Manabu Satou, Mater. Res.Soc. Symp. Proc. Vol.1215 (2010) pp.133-138.
- 3) M. Satou, H.Akamatsu, T.Nagasaka, and A.Hasegawa, Mater. Res.Soc. Symp. Proc. Vol.1298 (2011) pp.55-60.
- 4) Hitoshi Akamatsu, Manabu Satou, Takashi Sato, Amit Jan, Vijay Gupta Akira Hasegawa, J.Nucl. Mater., 417 (2011) pp. 1253-1256

課題名	化学的不純物アクティブ制御による原子炉材料長寿命化の研究開発			
参画機関	東北大学 日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成18～20年度	総額	30百万円
<p><b>【研究代表者】</b>  坂場 成昭 日本原子力研究開発機構  原子力基礎工学研究部門 研究副主幹</p> 				
<p><b>【研究概要】</b>  ヘリウムガス炉の冷却材ヘリウムは、化学的に不活性ですが、含まれる不純物は、1次系機器材料の構造劣化や熱物性劣化等に影響し、その寿命に影響を与えます。従来の不純物管理は、炉心黒鉛の酸化抑制の観点から不純物の単純除去により上限値を抑制してきました。しかし、この方法では材料の構造劣化や熱物性劣化が抑制できませんでした。  本研究では、材料に対して過剰な裕度を持たせずに、システムの特徴を活用して機器の長寿命化を図ることを目的としました。  まず、炉内の高温放射線場において支配的なラジカル反応を解明しました。これを用いて、従来の上限値抑制から下限値を設定することにより炭素析出による熱物性劣化や脱炭による構造健全性劣化を抑制する濃度の制限値、そこに至る考え方を考案しました。次に、材料の構造劣化を抑制する鍵が一酸化炭素であることを突き止め、提案した組成を逸脱した場合には、一酸化炭素濃度を高く保つことが重要であることを見出し、10ppmの一酸化炭素注入により効果的に安定領域に導けることを明らかにしました。並行して、腐食試験により、提案した組成の妥当性を検証しました。</p>				
<p><b>【その後の取り組み】</b>  高温ガス炉は、その固有の安全性から、福島以降においても諸外国において注目されています。小型で経済性があり、熱供給もできるといった利点は、特に送電網がない地域では魅力的です。今回、私自身の専門性を生かして、化学的不純物の観点から濃度制御アルゴリズムとシステムを提案しましたが、成果は、例えば、米国アイダホ国立研究所が進めている次世代原子力プラントの高温ガス炉技術として生かしていきたいと考えています。さらに、これまで我が国で開発してきた高温ガス炉技術そのものが将来の技術として残るよう全力で貢献していきたいと考えています。</p>				

炉内で支配的となるラジカル反応/放射線分解反応を解明したことで、不純物の熱力学的平衡からのズレの要因が明らかになりました。

将来型高温ガス炉システム (GTHTR300C)



燃料交換や経年的な要因により、不純物濃度は変化します。その際は、純化設備の効率制御と不純物注入を組み合わせ、能動的に安定な環境を作ります。

図1 不純物の能動的な制御による材料の構造健全性維持

従来技術では不純物の濃度が低下した場合、効果的な対策を講じることができませんでした。そこで、材料にとって理想的な不純物濃度を明らかにし、不純物を能動的に任意の範囲に納める技を考案しました。一酸化炭素を注入する場合は、わずか 10ppm までの注入により、安定な雰囲気を作成することができます。

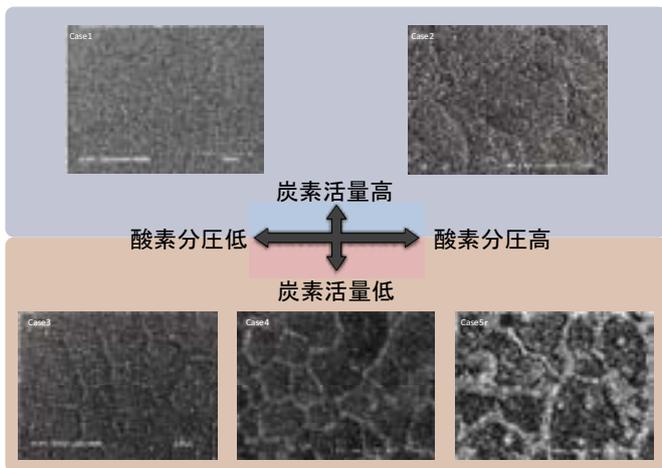


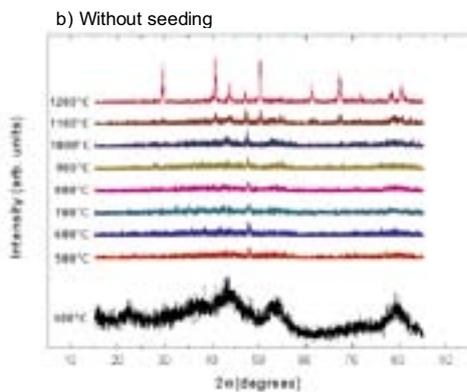
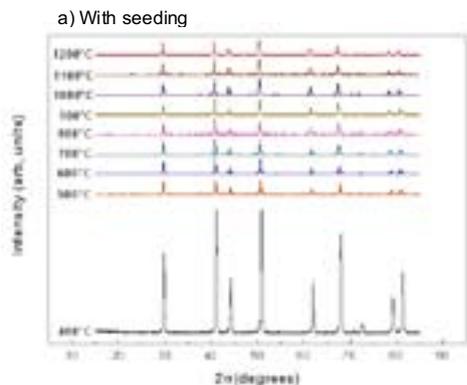
図2 脱炭/浸炭性雰囲気下での表面酸化形態

純度の高いヘリウム雰囲気の下では、材料の強度劣化は、材料表面からの合金元素の揮発等によって起こります。図2は高温ガス炉で使用される耐熱合金の表面腐食形態です。炭素活量の高低によって、粒界に陥没・隆起といった違いが現れています。本腐食試験によって、提案する不純物濃度範囲で、腐食形態を制御でき、良好な酸化膜を維持できることを確認しました。

代表的な特許、論文受賞など

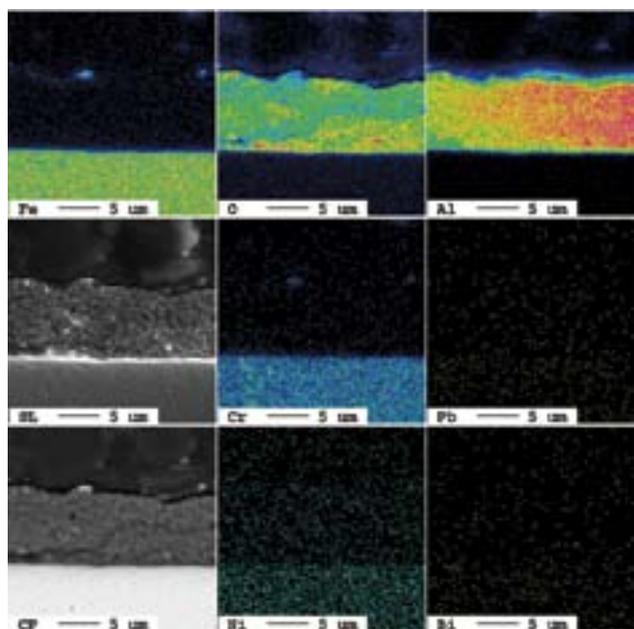
- 1) N. Sakaba, S. Hamamoto, Y. Takeda, "Helium chemistry for very high temperature reactors," *Journal of Nuclear Science and Technology*, 47, 3, 269-277 (2010).
- 2) 濱本真平, 坂場成昭, 竹田陽一, 「超高温ガス炉用耐熱合金の脱炭を抑制する冷却材の純度管理設備の効率制御方法の検討」, *日本原子力学会和文論文誌*, 9, 2, 174-182 (2010).
- 3) 特開2009-79900, 「シール機構および環境容器」, 出願人: 竹田陽一
- 1) 独立行政法人科学技術振興機構, 若手表彰, (2010).

課題名	その場補修可能なナノ・マイクロ複合微粒子防食被覆法の開発			
参画機関	京都大学			
事業規模	期間	平成18～20年度	総額	26百万円
<p><b>【研究代表者】</b>            笠田 竜太 京都大学助教            (エネルギー理工学研究所)</p>				
<p><b>【研究概要】</b>            冷却材に液相の鉛ビスマス共晶合金 (LBE) を採用する高速炉 (LBE-FR) は、LBE の優れた核的特性に加えて、沸点が高いことや水や空気との反応性が極めて低いことによる優れた安全性が期待できることから、次世代原子力システムの候補の一つとして世界的に注目されています。本研究では、鉛ビスマス (LBE) 冷却高速炉を実現する上で重要課題のひとつである構造部材の液体金属腐食を防ぐための防食被覆法として、想定されるほとんどの構造材料に対して適用可能な被覆形成温度である 400℃での焼結を含む改良型ゾルゲル法を基盤としたナノ・マイクロ複合微粒子 (NMCP) 防食被覆法を開発に成功しました。開発した NMCP 被覆は、従来アルミナの薄膜製造を目的とするゾルゲル法に良く用いられる硝酸アルミニウム系溶液に対して、微量の硝酸イットリウムを添加するとともに、ナノアルミナ粒子を分散させることによって得られたものです。NMCP 被覆は、650℃の流動 LBE において構造材料 (ニッケル基合金) の腐食を防止することが可能であることを、開発した回転型腐食試験機によって明らかにしました。</p>				
<p><b>【その後の取り組み】</b>            液体金属腐食は、核融合炉に用いることが検討されている液体増殖ブランケットにおいても重要な課題となっています。本研究開発で得られた成果を応用して、増殖・冷却材として期待されている液体鉛リチウム合金と構造材料の共存性試験を進めています。            また、本研究で開発した被覆材の強度特性評価法からインスピレーションを得て、イオン照射材の強度特性評価のためのナノインデンテーション法の新たな解析技術の開発に成功しています。</p>				



↑図2 650°CのLBE中で100時間までの回転腐食試験前後のNMCP被覆（試験片白色部）。被覆部では腐食は見られない。

←図1 a) ナノアルミナ粒子をシーディングしたゾルゲル溶液から形成した被覆、b) シーディングしていないゾルゲル溶液から形成したNMCP被覆のX線回折測定結果。焼結条件はa)b)ともに400°Cから1200°Cまで100°C間隔で、それぞれ1時間。シーディングによって、αアルミナピークの出現温度が著しく低下していることがわかります。



↑図3 650°CのLBE中で100時間までの回転腐食試験を行ったNMCP被覆の断面組織観察及び特性X線マッピング分析結果。基板材の腐食や、被覆部へのLBEの浸透は見られず、開発したNMCP被覆がLBEに対して優れた耐食性を有することがわかる。

代表的な特許、論文受賞など

- 1) P. Dou, R. Kasada, "Preliminary study on nano- and micro-composite sol-gel based alumina coatings on structural components of lead-bismuth eutectic cooled fast breeder reactors", Journal of Nuclear Materials 409 (2011) 177-182.
- 2) C. Park, K. Noborio, R. Kasada, Y. Yamamoto, S. Konishi, "Compatibility of SiCf/SiC composite exposed to liquid Pb-Li flow", Journal of Nuclear Materials 417 (2011) 1218-1220.

課題名	先進的原子炉燃料セラミックスにおける照射損傷量評価の高精度化の研究			
参画機関	日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成18～20年度	総額	27百万円

### 【研究代表者】

石川 法人 日本原子力研究開発機構  
(原子力基礎工学研究部門 研究主幹)



### 【研究概要】

核燃料中のウランの核分裂によって、高エネルギー核分裂片が生成されます。核燃料中を通過する中性子や $\alpha$ 粒子による照射損傷も重要ですが、高エネルギー核分裂片による照射損傷は、そのメカニズムに未解明な点が多く、また定量的に予測することが困難のため、損傷予測の観点から重要なプロセスです。特に、100MeVレベルの高エネルギー粒子は、酸化物セラミックスに対して、効率的に（つまり深刻な）高密度の欠陥集合体を形成することが知られています。このような高エネルギー照射損傷を定量的に評価する損傷評価基盤を整備したいという意図でこの研究を立ち上げました。

本研究では、酸化物セラミックスの照射損傷評価の高精度化を目指しました。研究アプローチは、以下の通りです。照射挙動を三つの要素損傷プロセス((1)弾性衝突効果、(2)核飛跡形成、(3)ガス原子蓄積)ごとに体系化し、照射による燃料損傷評価を高精度で行うことができる技術の開発を目指しました。既に研究が進んでいる弾性衝突効果の損傷予測精度の検証をまず行い、特に高エネルギー粒子に特有な欠陥集合体(核飛跡)の形成に伴う損傷予測モデルを、シミュレーション実験の結果に基づいて構築しました。最終的には、ガス原子蓄積による照射損傷の寄与も考慮に入れた形にまとめました。

酸化物セラミックスの照射損傷を定量的に評価する技術は、これまで金属材料のものと比べて遅れていました。しかし本成果によって、酸化物セラミックスについても損傷評価の定量手法の基盤を整備できたと考えています。

### 【その後の取り組み】

本研究の成果は、その後の科研費取得に繋がり、研究の幅を広げてきました。高エネルギーイオン加速器を利用して、 $CeO_2$  や  $UO_2$  酸化物セラミックスだけでなく、その他のセラミックス特有の照射環境下の材料応答を調べています。照射環境下では、様々な形で照射効果が発現します。その中に豊富な物理現象が隠されていることが、薄皮をはがすように徐々に明らかになってきています。今後も、照射環境下の原子力材料に関連する先端研究にチャレンジしていきたいと思っています。

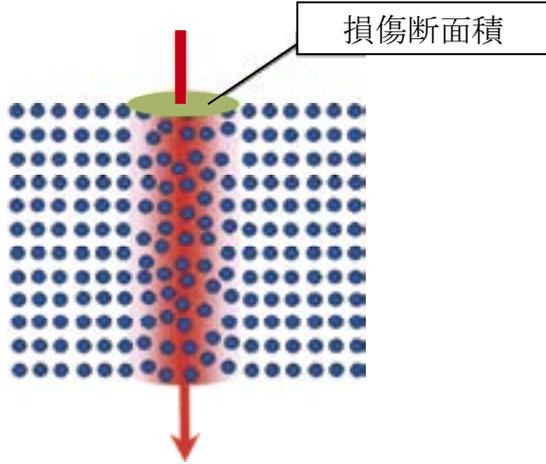


図 1  
高エネルギー粒子の飛跡に沿って連続的に欠陥集合体が形成される様子の模式図

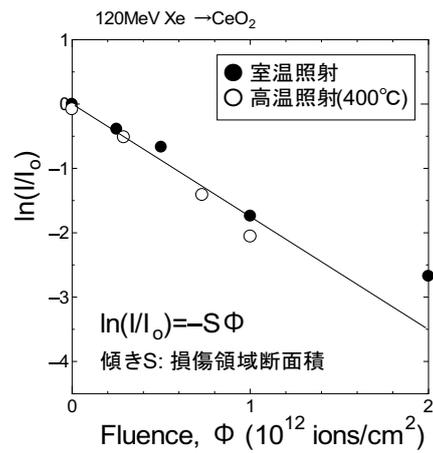


図 2  
高エネルギー粒子照射した  $\text{CeO}_2$  における X 線回折ピーク強度の対数 ( $\ln(I/I_0)$ ) の照射量 ( $\Phi$ ) 依存性から、粒子一つが形成する損傷断面積を導出できる。

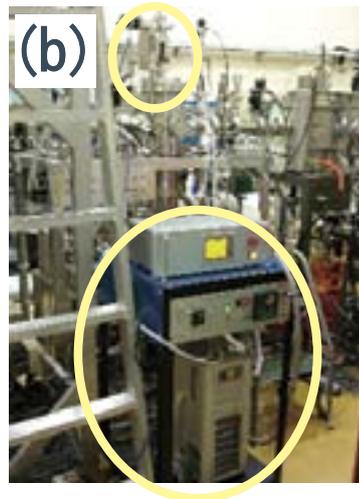


図 3  
(a) 弾性衝突効果を検証するための高温照射装置  
(b) 核飛跡形成効果を検証するための高温照射装置

代表的な  
特許、論文  
受賞など

- 1) N. Ishikawa, K. Takegahara, "Radiation damages in  $\text{CeO}_2$  thin films irradiated with ions having the same nuclear stopping and different electronic stopping powers", Nucl. Instr. Meth. B 272 (2012) 227 .
- 2) N. Ishikawa , "Evaluation of radiation damage in  $\text{CeO}_2$  created by high-density electronic energy deposition", JAEA-Review 2008-054 (2008) 97.
- 3) N. Ishikawa, "Evaluation of Radiation Damage Created via Elastic Displacements in Oxide Ceramics", JAEA-Review 2007-060 (2007) 28.

課題名	原子力プラント全容解析のための接合部連成モデリングの研究開発			
参画機関	電力中央研究所 日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成18～20年度	総額	26百万円
<p><b>【研究代表者】</b>  西田 明美 日本原子力研究開発機構  システム計算科学センター 研究副主幹</p> 				
<p><b>【研究概要】</b>  大規模地震発生時の原子力プラントの耐震性を評価し、健全性のレベルを示すことは非常に重要かつ迅速な対応が望まれる課題となっています。本研究では、不具合の生じ易い部品と部品の接合部に着目し、接合部の接合効果を考慮できる物理モデルを提案することにより、大規模複雑構造物である原子力プラントの全体的挙動と局所的挙動の双方を把握できるような解析システムを構築して、次世代炉の耐震性評価に貢献することを目的としています。  具体的には、建屋と機器や配管のバネやダンパー等支持構造物との接合部の相互作用を簡易に考慮できる接合部連成モデルを提案しました。本モデルを用いることで、大規模3次元モデルへの部分的な弾塑性モデルの組み込みが可能となり、従来は困難であった大規模3次元モデルの弾塑性解析の実用時間内での実施の見通しを得ることができました。また、実験と解析を融合したハイブリッド実験では、これまで実験データの少なかった機器や配管の損傷モードについて貴重なデータが得られました。これらのデータを用いて接合部連成モデルのパラメータを調整することで、接合部連成モデルの精度を高めるとともに、実プラントデータの数値シミュレーションに適用可能であることを実証しました。</p>				
<p><b>【その後の取り組み】</b>  事業終了後、東北地方太平洋沖地震が発生し、これによって引き起こされた東京電力福島第一原子力発電所事故が、社会に極めて深刻な影響を及ぼしています。本研究の成果を活用し、次世代炉だけでなく、既存原子力プラントの耐震安全余裕の評価手法に関する研究開発にも、継続的に取り組んでいます。それが、国民の皆様に対する責務であると考えています。</p>				

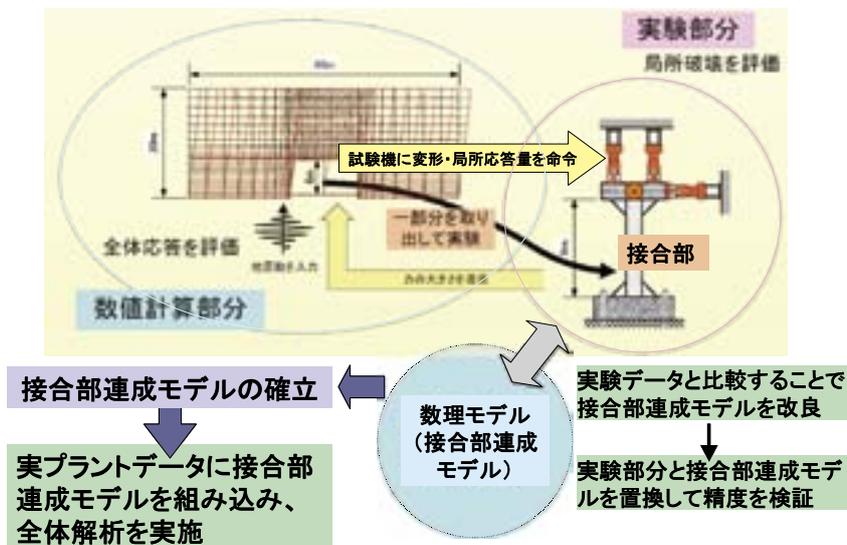


図1 ハイブリッド実験によるシミュレーション

提案した接合部連成モデルを用いたハイブリッド実験の例です。ハイブリッド実験は、たとえば地震時の応答を一部の構造については実際に試験体を用いて実験し、この実験結果を反映して残りの構造を計算機の中でシミュレーションする方法です。

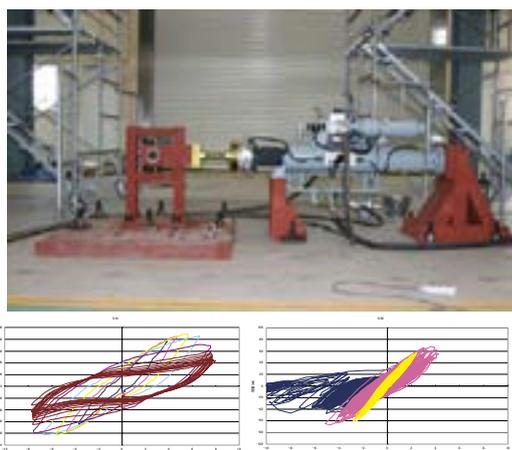


図2 ハイブリッド実験の実施例 (配管系の支持構造物)

機器や配管の支持構造物の試験体を計 10 体作製し、地震時の応答を評価するハイブリッド実験等に使用しました。

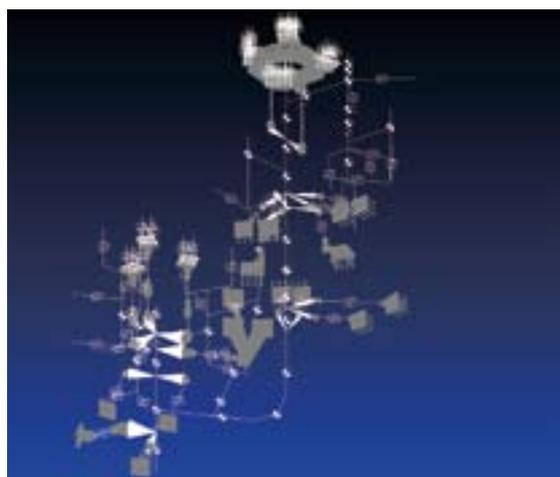


図3 実プラントの解析モデルの例

接合部連成モデルを用いて高温工学試験研究炉(原子力機構)の冷却系配管を解析し、実プラントに適用可能であることを実証しました。

代表的な  
特許、論文  
受賞など

- 1) A. NISHIDA, F. ARAYA, N. KUSHIDA, M. KONDO, M. SAKAI and Y. SHIOGAMA, " Elastic-Plastic Connection Model Describing Dynamic Interactions of Component Connections," Progress in Nuclear Science and Technology, 2011.
- 2) 西田明美, 松原仁, 田栄, 羽間収, 鈴木喜雄, 新谷文将, 中島憲宏, 谷正之, 近藤誠, "原子力プラントのための3次元仮想振動台の構築—組立構造解析法による巨大施設解析システムの提案—", 日本原子力学会 和文論文誌, Vol.6, No.3, pp.376-382 (2007).
- 3) 西田明美, 鈴木喜雄, 松原仁, 「分散並列計算機環境における原子力プラントのための3次元仮想振動台システムの構築」、日本原子力学会計算科学技術部会賞部会業績賞受賞、2007.

課題名	不確実性を考慮した原子力システム研究開発評価法に関する研究			
参画機関	日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成18～20年度	総額	29百万円

### 【研究代表者】

塩谷 洋樹 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  
設計統括ユニット サイクル解析グループ



### 【研究概要】

高速増殖炉サイクルの開発意義は何か、生じる経済効果はどの程度か、また、研究開発の成否、天然資源価格の変化や温暖化対策実施の影響等はどの程度なのか、といった問いや、革新技术の開発リスクを開発計画にどう反映すべきか、といった問いに定量的に答えることは、国民の納得を得て高速増殖炉サイクルの開発を進めるために大変重要です。

本研究では、これらの問いに定量的に答えるため、原子力システムの経済性等の不確実性を評価する手法の整備や世界全体を対象とするエネルギーシステム最適化モデル及び原子力発電を容易に検討できる動学的一般均衡モデルを開発して、経済合理性のある電源構成や経済全体への影響を評価し、原子力開発の長期戦略を検討する手法を構築しました。

本研究を通じて、不確実性には適切に対応しつつ開発を進めれば、高速増殖炉サイクルには、競争力を有する基幹電源として十分な役割があること、それによって、ウラン資源の制約を解消すること、廃棄物処分への負担を低減できることといった効果に加えて、わが国の産業・家計に持続的に安価な電力を供給することで国内総生産（GDP）や国民の経済厚生（経済的な満足度）の向上効果もある、といった結果が得られました。さらに、わが国が関係各国と協調して高速炉サイクルの実用化を積極的に進めるという方針には、経済合理性という裏付けも得られました。

### 【その後の取り組み】

エネルギーシステム評価モデルの例では、地熱発電、太陽光発電、核融合等の評価対象の追加、核物質収支及び高速炉導入量の評価機能の精緻化、プラント輸出の効果算出機能の付加、等の機能改良を継続中です。

現在、わが国の原子力とエネルギーの将来像に関しては、福島第一原子力発電所の事故を反映した議論が行われていますが、広く長期的な視野の下、深い英知を結集して将来の方向性を選ぶことが望まれます。本研究の成果をそれらの将来像の検討に役立てられれば、本当に嬉しく思います。

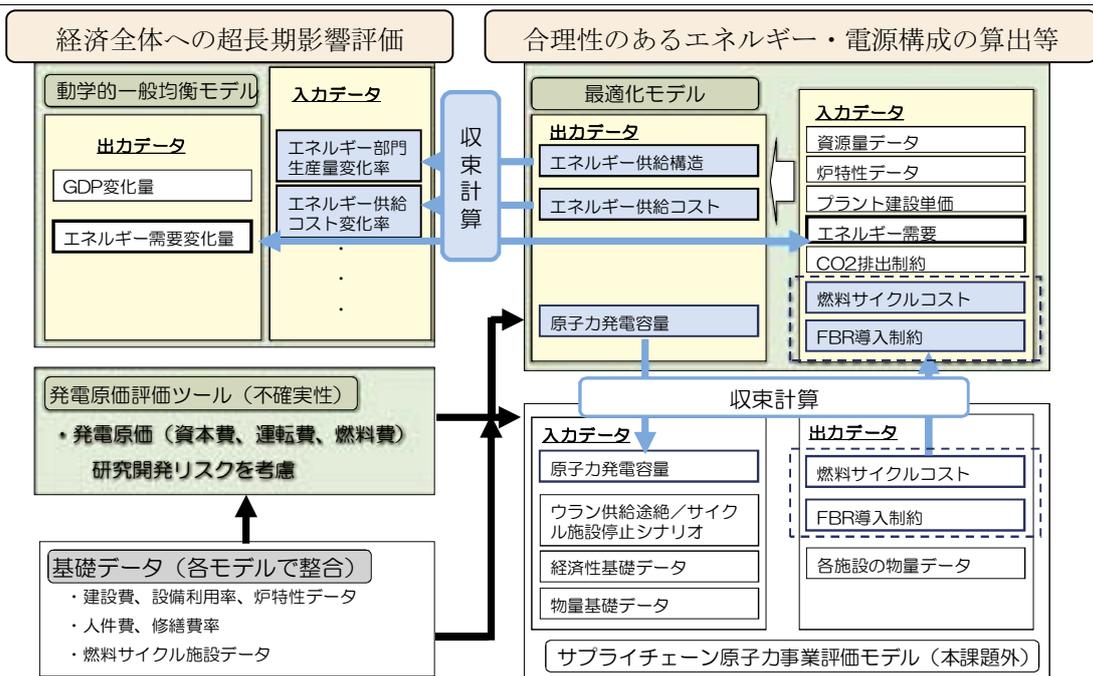
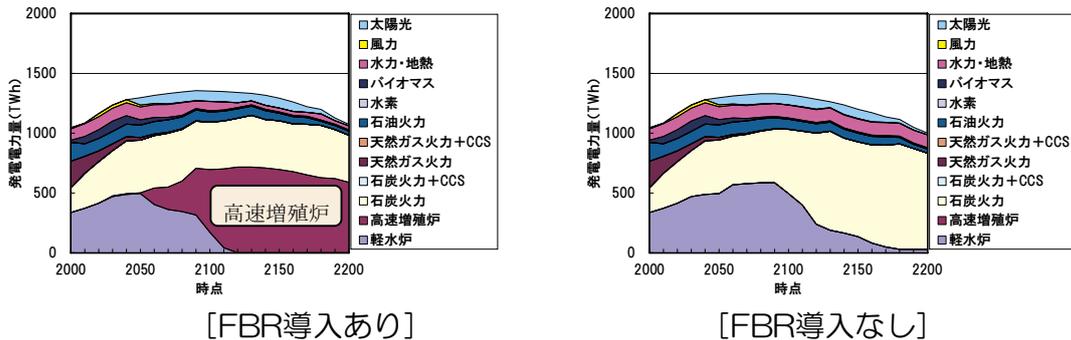


図1 原子カシステムの特性に関する不確実性の評価手法

動学的一般均衡モデル、最適化モデル、原子力の評価モデル等を組合せることで、原子力の特性やエネルギー・経済に関する不確実性を考慮して合理性のある電源構成や経済全体への影響を検討する。



- 発電電力量の伸びは小さく、22世紀以降は減少に向かうと想定した。
- FBR導入ケースでは、21世紀後半からFBRが大幅に導入され、原子力全体の発電電力量も増加する。なお、長期的な石炭火力の役割は大きい。
- FBR導入ケースでは、FBR導入なしのケースに比べて発電コストが低下し、他エネルギーに対する電力の競争力が高まるため発電量自体が増加する。
- FBRの導入有無によるわが国GDPの相違は、2200年までの累積で約25兆円に達するとの結果が得られた。

図2 FBRが導入される電源構成評価例

エネルギー経済モデルによって超長期の解析を実施した結果、高速増殖炉が基幹電源として導入される例 (大きな経済効果も得られる)。

代表的な  
特許、論文  
受賞など

- 1) 塩谷洋樹、小野清、”動学的応用一般均衡モデルによる高速増殖炉サイクルの導入影響評価手法の開発”，日本原子力学会和文論文誌 Vol. 8, No.2, 2009
- 2) Hiroki SHIOTANI et al., “Comprehensive Dynamic Analyses for Fast Reactor Cycle Deployment by the Combinations of Energy Economic Models and Dynamic Analyses Model”, Proc. of ICAPP2011, Nice, France, 2011.

課題名	界面反応ダイナミクスに基づく耐熱合金の耐久性評価法の開発			
参画機関	東北大学			
事業規模	期間	平成18～20年度	総額	35百万円
<p><b>【研究代表者】</b>  竹田 陽一 東北大学助教  (工学研究科附属  エネルギー安全科学国際研究センター)</p>				
<p><b>【研究概要】</b>  高温ガス炉、ガス冷却高速炉、核融合炉など、次世代以降の新型炉における耐熱合金の長期材料劣化機構予測法の基盤を得るための「その場分析法」を柱にした研究課題です。950℃までのヘリウムガス冷却炉相当の高温雰囲気中における表面反応物の生成の経時変化を調べるため、レーザー光を用いた非接触でのその場計測法を開発しました。  レーザーが照射された物質は、その構造に起因して特徴のある散乱光(ラマン散乱)が得られます。しかし、高温環境での計測には熱源から離れた距離において散乱光を収集する必要があります。表面で生成される酸化物の同定を主目的として、効率よく散乱光が収集できるように光学系や分光器の選定を行いました。得られた結果は材料/環境での界面反応の結果として表面生成物が材料劣化と共に変化するかを示すこととなります。代表的な化学反応を推定すると、酸化物の生成割合が劣化に伴い変化することが予想されました。酸化物の特徴付けに基づく環境中での材料劣化予測法の確立に資する知見を得ています。</p>				
<p><b>【その後の取り組み】</b>  構造材料の環境中劣化は発電用原子炉に限らず、火力発電システムや化学・石油プラントなど我々の身近な広い分野での共通の課題です。それらの機構解明と適切な管理は持続的なエネルギー供給と経済活動を下支えすることにつながります。今回開発した手法や反応分析結果に基づいた劣化予測法の確立のために、高信頼のデータの拡充を進めています。例えば、今回対象とした環境では、He ガス中の不純物が脱炭や浸炭の発生挙動に変化を与え、劣化を支配することが指摘されています。寿命と不純物や生成物の関係について、データの拡充に取り組んでいます。</p>				

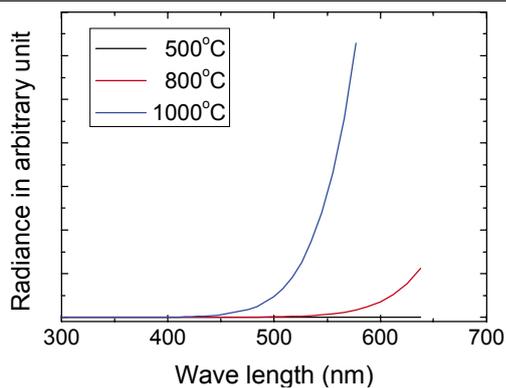


図1 高温場における試料表面からの発光波長とその強度

高温では試料表面からの輻射光により散乱光の収集が阻害されます。

特に 500°Cを超えると可視域(>400nm)での輻射が顕著となっていることが分かります。

レーザー入射光とそれによるラマン散乱光は近紫外域(325&441nm 近傍)で収集することで輻射の影響を回避しています。

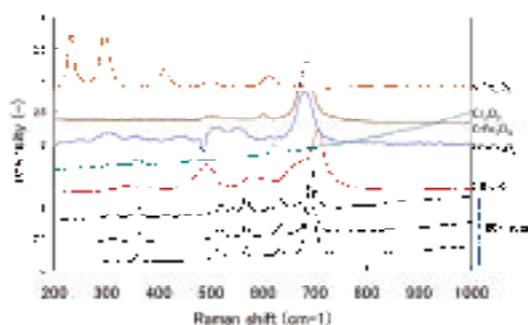


図2 950°Cヘリウム環境中にて酸化されたニッケル基合金(ハステロイ XR)表面の酸化物分析の例

試料表面では、ラマン散乱のピークの位置から  $MnCr_2O_4$  と  $Cr_2O_3$  が形成されていることが分かります。

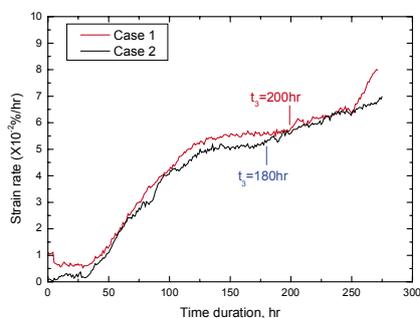


図3 950°Cヘリウム環境中におけるクリープひずみ速度の時間依存性

不純物量の異なる環境中でも、濃度から算出される酸素分圧と炭素活量が一定の関係を満たせば、同様のクリープ挙動を示すことが分かりました。

表1 ガス中不純物濃度

ガス組成 (ppm)	H <sub>2</sub> O	CO	H <sub>2</sub>	CH <sub>4</sub>	He
ケース1	10	26	300	0	Bal.
ケース2	10	25	300	5	Bal.

代表的な特許、論文受賞など

- 1) Yoichi Takeda: "Development of Raman Spectroscopy Analysis Technique for the Oxides Forming on Hastelloy-XR at Elevated Temperatures in Coolant Helium", 20th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 20), Finland, August 9-14, 2009, Paper 1743
- 2) Y. Takeda: "Application of Raman Spectroscopy Analysis for the Oxides Formed on Hastelloy-XR in High Temperature Helium Environment at 950°C", The 1st International Conference CORROSION and Material Protection & 10th Conference AKI 2007, October 1 - 4, 2007, Czech Republic, Prague
- 3) 特開2009-79900, 「シール機構および環境容器」, 出願人: 竹田陽一

課題名	多粒子対応型高性能次世代放射線モニタの開発			
参画機関	九州大学 日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成18～20年度	総額	29百万円
<p><b>【研究代表者】</b>  佐藤 達彦 日本原子力研究開発機構 研究副主幹</p>				
<p><b>【研究概要】</b>  マイナーアクチノイド(MA)を含む核燃料サイクルを確立するためには、その燃料製造や再処理工程において、自発核分裂等から発生する様々なエネルギースペクトルの中性子・光子の混合被ばくによる線量を的確にモニタリングする必要があります。また、それらの施設における設備の故障や誤動作による予期しない被ばくの際には、様々な場所における線量やスペクトルを短時間で適切に測定し、その対処方法を検討する必要があります。</p> <p>本研究では、これらの目的に資するため、幅広い範囲の強度・エネルギーを持つ中性子・光子による線量及びエネルギースペクトルを高精度かつ高感度に測定可能な可搬型の次世代放射線モニタを開発しました。以下、開発した放射線モニタリングシステムの特徴をまとめます。</p> <p>① 幅広い測定エネルギー範囲と優れたエネルギー応答特性 : 現実的に被ばくが問題となる全ての放射線による線量を精度良く測定可能です。</p> <p>② 高感度 : 中性子に対しては既存の放射線モニタの10倍以上、光子に対しても4倍程度高いです。</p> <p>③ 幅広い適応線量率範囲 : バックグラウンド線量率から中性子は約10mSv/hまで、光子は約0.1mSv/hまで測定可能です。</p> <p>④ エネルギースペクトル導出機能 : 様々な放射線場のエネルギースペクトルをアンフォールディング法により導出可能です。</p> <p>⑤ 優れた操作性 : 総重量が約7.3kgで可搬性を有し、GUIによるシステムコントロールが可能です。</p>				
<p><b>【その後の取り組み】</b>  開発した放射線モニタリングシステムは、日本原子力研究開発機構と高エネルギー加速器研究機構が共同で建設したJ-PARCにおける放射線管理に活用されているほか、いくつかの施設でその導入が検討されています。</p>				

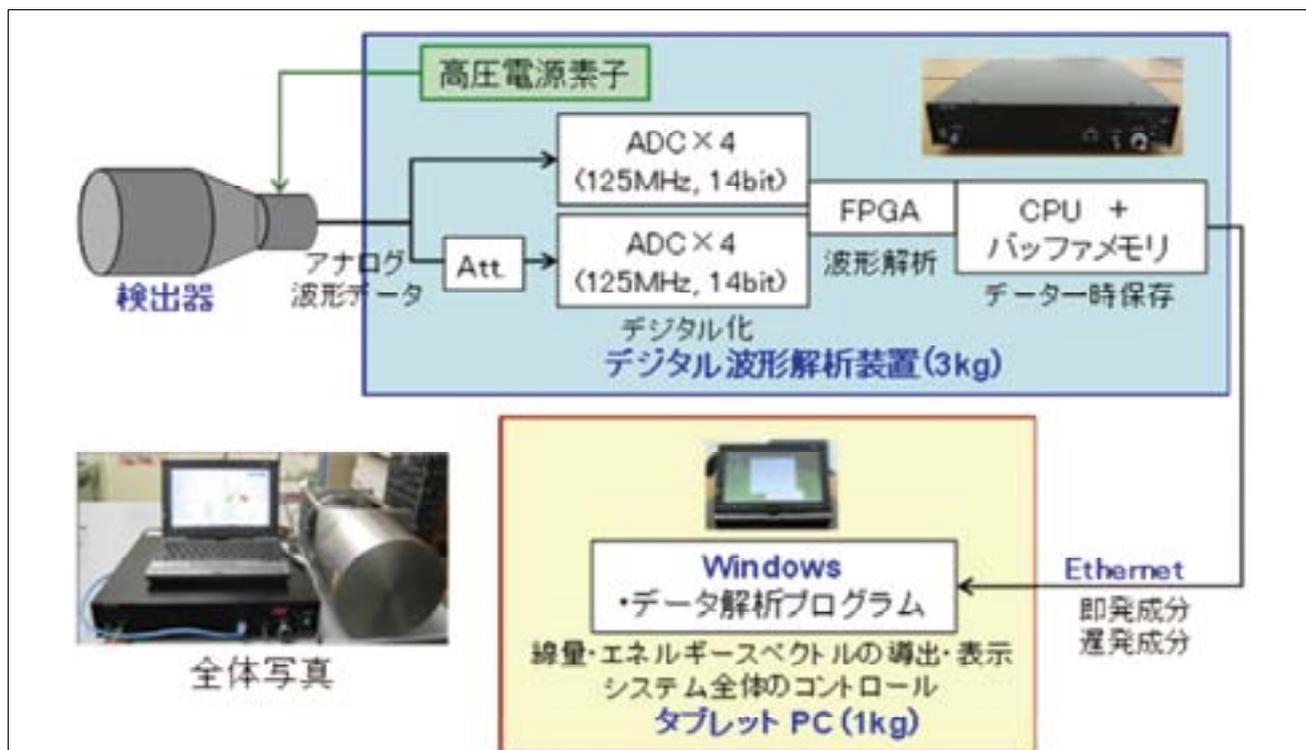


図1 開発した放射線モニタリングシステムの写真及び概要

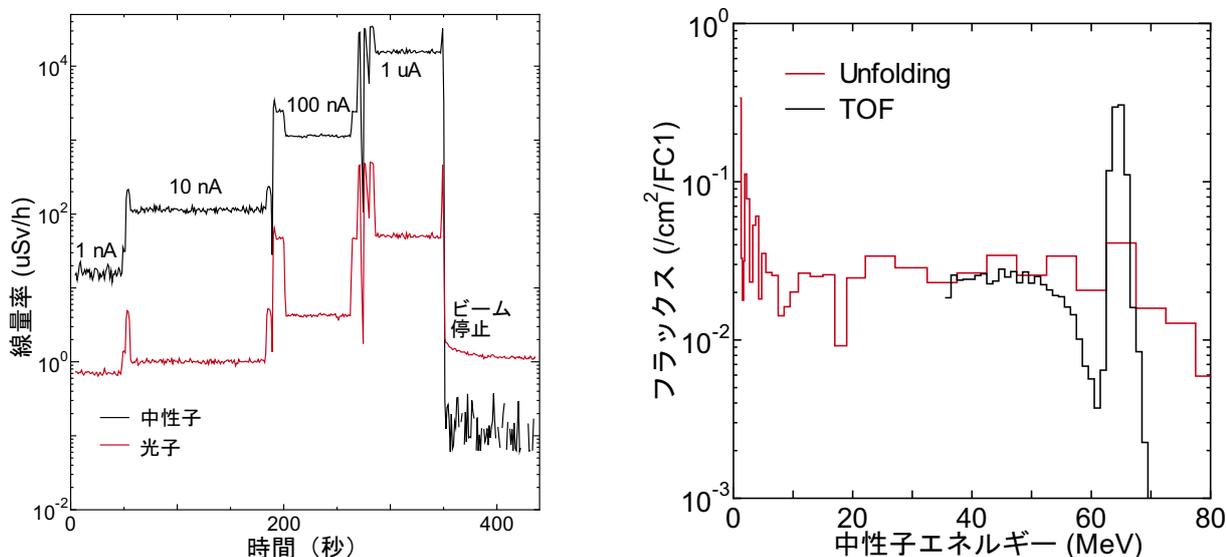


図2 開発したシステムを用いて測定した加速器放射線場における被ばく線量率の時間変化（左図）と中性子エネルギースペクトル（右図）

代表的な  
特許、論文  
受賞など

- 1) T. Sato et al., The recent improvement and verification of DARWIN - Development of a new DAQ system and results of flight experiment, Nucl. Technol. 168, 113-117 (2009)
- 2) T. Sato et al., Upgrades of DARWIN, a dose and spectrum monitoring system applicable to various types of radiation over wide energy ranges, Nucl. Instr. Meth. A637, 149-157 (2011)
- 3) 佐藤達彦, 若手表彰 科学技術振興機構 原子力システム研究開発事業, 若手対象型研究開発「多粒子対応型高性能次世代放射線モニタの開発」平成22年1月27日

課題名	き裂サイジングに向けた先進電磁超音波探傷に関する研究			
参画機関	大阪大学			
事業規模	期間	平成19～21年度	総額	45百万円
<p><b>【研究代表者】</b>  大塚 裕介      大阪大学 助教  (大学院工学研究科  電気電子情報工学専攻)</p>				
				
<p><b>【研究概要】</b>  液体ナトリウム冷却高速炉はナトリウムを常に液体状態に維持する必要があり、供用期間中の検査においても200℃以上の高温に保持されます。そのため、高温環境及び高放射線下で主容器や1次配管に対してき裂の有無及びサイジングが可能な非破壊検査技術が要求されており、その検査方法の一つとして電磁超音波法が挙げられています。電磁超音波法で用いられる電磁超音波探触子(Electromagnetic Acoustic Transducer:EMAT)は永久磁石と高周波電流を通電するコイルで構成され、超音波を発生・検出する探触子ですが、超音波強度を支配する磁場強度は磁石寸法の減少につれ弱まる場合が多く、次世代高速炉で要求されるEMATの小型化や高温対応が難しい状況にありました。そこで本研究では、次世代高速炉の保全技術に対応する電磁超音波法を確立するために、電流駆動方式という新しい方式で高磁場を発生する薄膜型電磁超音波素子によるき裂検出技術の開発に取り組みました。</p> <p>電流駆動方式の薄膜型電磁超音波素子は導電層と絶縁層を積層させて、その部分に薄膜回路が構成しパルス大電流を流します。そして、超音波を発生させるときだけ励磁するという方式をとり、薄膜回路の設計自由度が高く小型軽量化に非常に適しています。また、き裂サイジングではき裂深さに依存した信号強度変化を得られ、2.5mmのき裂検出目標に対して誤差1mmとなる検出精度が得られ、薄膜型電磁超音波素子の高周波探傷によるき裂検出技術の高精度化へ向けた知見を得ることができました。</p>				
<p><b>【その後の取り組み】</b>  電磁超音波法による超音波探傷は非接触で超音波探傷できることにあります。現在は、次世代高速炉の運転時温度である550℃の高温環境下においても超音波探傷が可能となる積層構造をもつ電流駆動電磁超音波センサの開発を進めています。</p>				

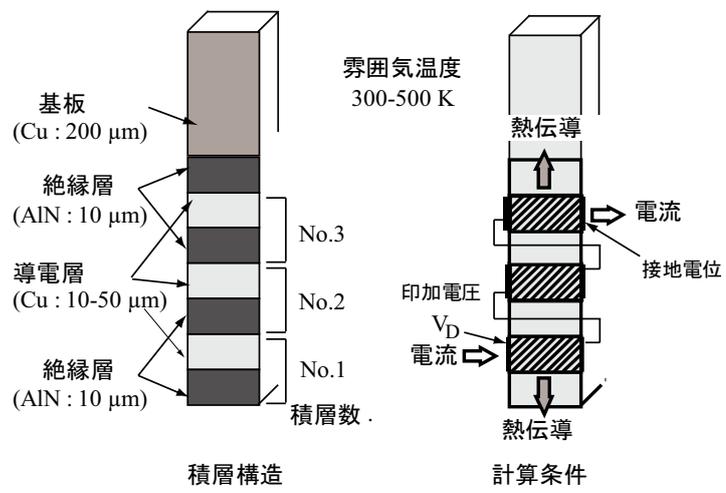
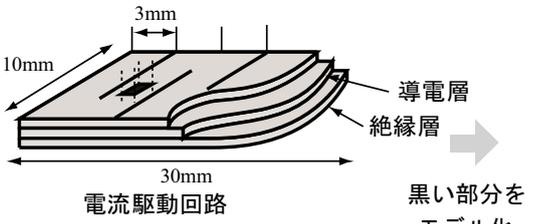


図1 薄膜型電磁超音波素子の構造とそのモデル化<sup>1)</sup>

数値計算により発生する磁束密度の評価をしました。

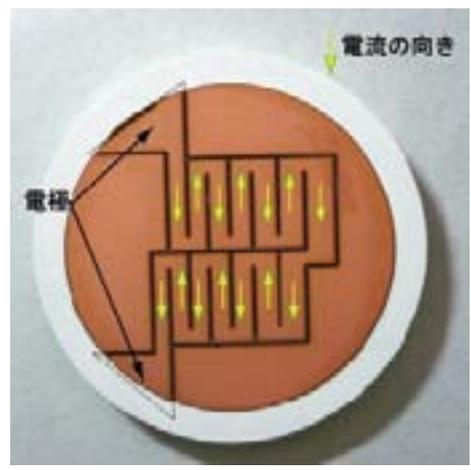


図2 絶縁基板に成膜した銅薄膜と電流駆動回路パターン

銅薄膜に電流駆動回路パターンを作成し、超音波発生実験を行いました。

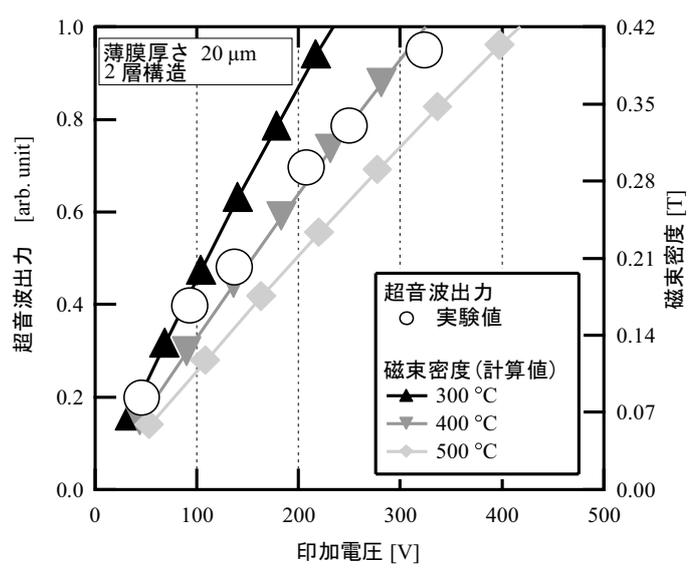


図3 印加電圧に対する超音波出力と発生する磁束密度<sup>1)</sup>

超音波出力は磁石型 EMAT で規格化しています。積層数が増えるとともに超音波出力が増加します。

代表的な特許、論文受賞など

1) Yusuke Ohtsuka, "Evaluation of Ultrasonic Wave Generation using Electromagnetic Acoustic Transducer with Current Driven Circuit", IEEJ Trans. Fundam. Mater.131 (2011) 900

課題名	超音波による3次元流速ベクトル分布計測システムの開発			
参画機関	日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成19～21年度	総額	53百万円
<b>【研究代表者】</b>		大林 寛生 日本原子力研究開発機構 J - PARC センター 任期付研究員		
				
<b>【研究概要】</b>		<p>ナトリウムを冷却材として用いる高速増殖炉では、実際に冷却材が流れる配管系の短縮化が図られることによって、その中の流れが極めて複雑な状態となっています。この複雑な流れを実験で捉え、計算で予想された結果と比較し、計算の正しさをより向上させていくことが重要な課題のひとつです。ナトリウムをはじめとした液体金属は優れた伝熱特性がある反面、原子力関連施設で冷却材として用いられる場合、その「流れ」は高温・見えない・乱れやすいといった特徴を持ちます。このため、計測するためには様々な前提条件をクリアしなければならず、実際の流れを実験で捉えることは極めて難しいという問題がありました。</p> <p>本研究では、高温で不透明な液体金属の流れの動きを3次元的に捉えるため、超音波を用いた計測技術をベースとして、液体金属流動場中の3次元流速ベクトルの分布を計測する技術を開発しました。開発した技術を用い、実際の流れを計測した実験では、熔融鉛ビスマス中で材料腐食が発生する箇所を模擬した配管中の複雑な流れを捉えることができました。</p> <p>本研究で開発した計測技術は超音波を用いていることから、ナトリウムだけでなく、他の液体金属をはじめとした液体の流れや、通常は見ることのできない金属配管の中の流れも計測することができ、幅広い分野への応用が期待できます。</p>		
<b>【その後の取り組み】</b>		<p>実際の環境を模擬した実験計測に向けて、適用可能な温度条件や計測時に液体金属へ混ぜる微小気泡の供給方法や制御技術、計測する場所の内側の壁と液体金属との濡れ性など、いくつか解決・改善しなければならない課題があります。これらの課題解決を優先的に進めつつ、より効率的に、より良い精度での計測の実現に向けた研究開発にも積極的に取り組んでいます。</p>		



図1 計測器外観写真

最大4つの端子から超音波信号の送受信、データのストレージが可能です。

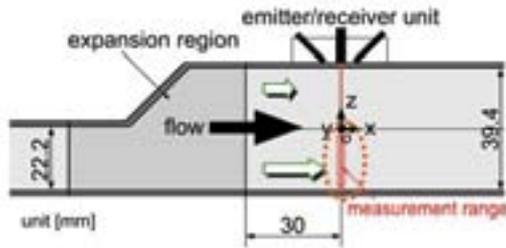
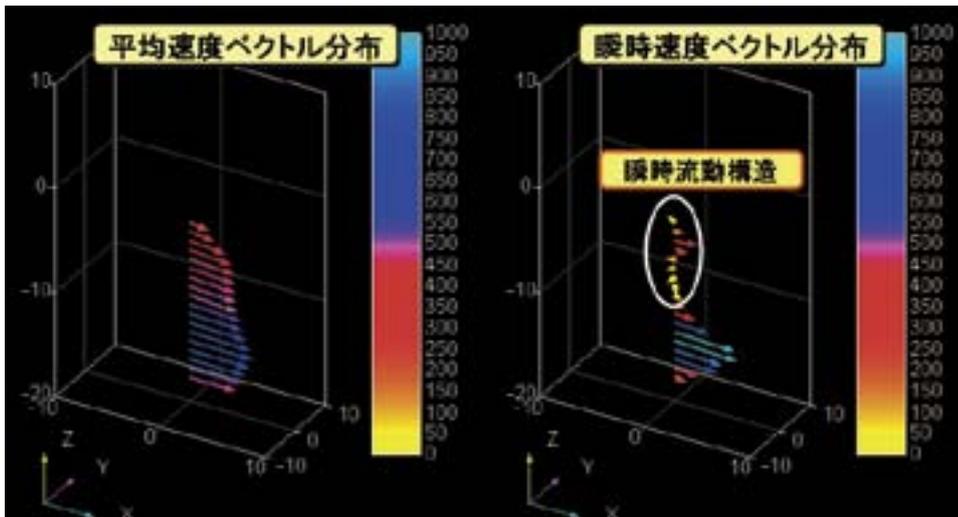


図2 高温液体金属流動試験装置（左）と試験配管の計測系（中央）および計測外観（右）  
試験装置に材料腐食が発生する箇所を模擬した試験配管を接続して、内部の乱れた流れを計測しました。



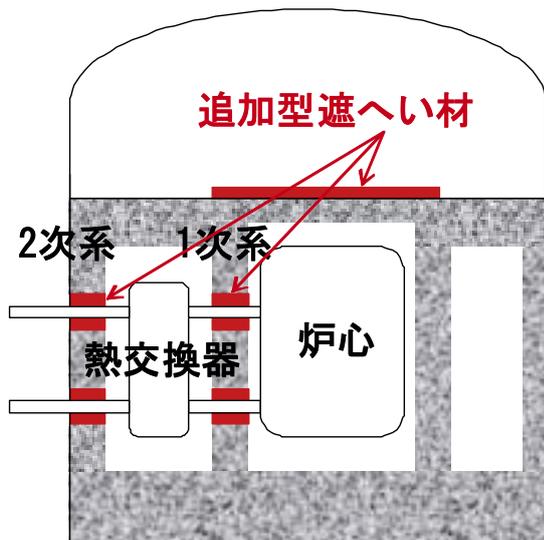
流れる高温液体金属中からの反射エコーを3方向で計測した後に、各方向の速度情報から、計測線上の3次元速度ベクトルを構成した計測結果です。平均（左）では整った流れに見えますが、瞬間的には3次元的な流れの構造を持つことが実験で捉えることができました。

代表的な特許、論文  
受賞など

- 1) H.OBAYASHI, "Materials Study and Development of Ultrasonic Velocity Profiling Technique for LBE in JAEA" 8th International Workshop on Asian Network for ADS and Nuclear Transmutation Technology (2010).
- 2) 大林寛生他 "核破砕ターゲット冷却材の流動計測技術開発" 日本混相流学会, 第14回オーガナイズド混相流フォーラム(OMF2010).
- 3) H.OBAYASHI, "Design study for beam window of ADS and development of LBE flow measurement techniques" 19th International Conference On Nuclear Engineering (2011).

課題名		ゲル状中性子遮へい樹脂材の高耐熱化に関する研究開発		
参画機関		間組 海上技術安全研究所 日本原子力研究開発機構		
事業規模	期間	平成19～21年度	総額	31百万円
	<b>【研究代表者】</b>		助川 篤彦 日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門 研究副主幹	
<b>【研究概要】</b>		<p>ウラン原子の核分裂反応によって生じる中性子は、連鎖反応に使われま            ず。中性子を遮へいするには、水の構成原子である水素原子のように原子            番号が低い物質がよく使われます。この水素原子が多く含まれていますポ            リエチレン</p> <p>は代表的な中性子遮へい樹脂材です。しかし、加熱すると溶けてしまうた            め、高温環境下で利用できませんでした。我々は、原子力施設に適用可能            な、加熱しても溶けない樹脂材を用いて、新たな遮へい材開発を提案いた            しました。現在金属材料、樹脂・繊維材料を用いた耐熱性を有する新たな            放射線遮へい材の国際的な研究開発が行われています。本提案は、樹脂材            の耐熱性能改善とフレキシブル性は相反する事象の一つですが、高温環境            下でも利用可能な中性子遮へい樹脂材を開発することにあります。</p> <p>本研究では、耐熱性を有する中性子遮へい樹脂材について、樹脂母材の            開発、遮へい材製作加工の技術開発、耐熱性試験、遮へい性能試験、耐放            射線性試験を実施し、各試験の解析・検討を行うことにより、遮へい材設            計指針の知見を得ることができました。この指針により、今後の研究開発に            係る新たな課題に対し、方向性を見出す機会を得ることができました。</p>		
<b>【その後の取り組み】</b>				
		<p>本研究開発の成果物でありますフレキシブルで耐熱性を有する中性子            遮へい樹脂材は、世界でも他に類をみない遮へい材料であります。本事業            で得た成果を総合的に判断した結果、原子力施設等の配管周囲におけるス            トリーミング防止材として利用できる目処がたちました。更に、この特色            を最大限利用し、中性子吸収物質より密度の高い重金属粉末を混練するこ            とによりフレキシブル型ガンマ線遮へい樹脂材を開発し、高速炉を含む原            子力施設の配管周囲等でのメンテナンス時の作業員の被ばく低減方法の            一つの適用策として、実用化（製品化）を目指します。</p> <p>これに加え、製作加工技術に改良を加えることにより、遮へい樹脂材の            耐熱性について新たな改善策が見つかり、今後、更なる耐熱温度の向上が            見込まれます。</p>		





ルーフデッキ周辺

- 温度  
( $\sim 100^{\circ}\text{C}$ )
- 中性子束  
( $1 \times 10^6 \sim 1 \times 10^8 \text{ n/cm}^2\text{sec}$ )

1次系と2次系配管

- 温度  
( $\sim 200^{\circ}\text{C}$ )
- メンテナンス

図1 追加型遮へい材の適用箇所例と温度環境  
高速炉および軽水炉の高温環境で利用できます。

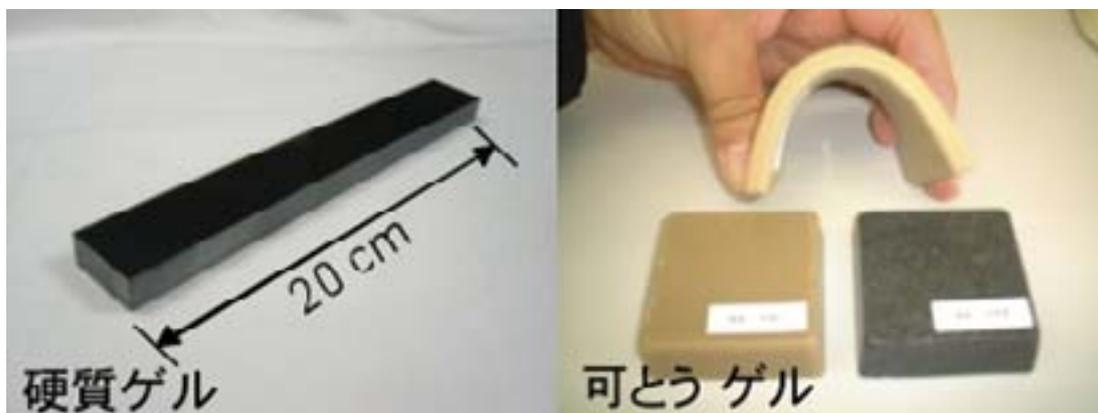


図2 試作開発した中性子遮へい樹脂材  
(左下：硬質ゲル、右下：可とうゲル)

代表的な  
特許、論文、受賞

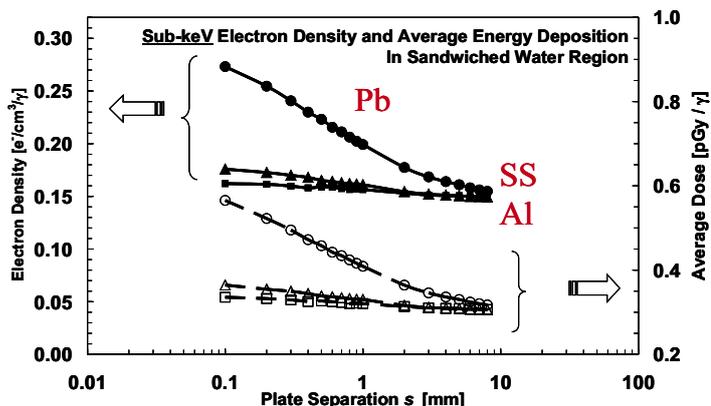
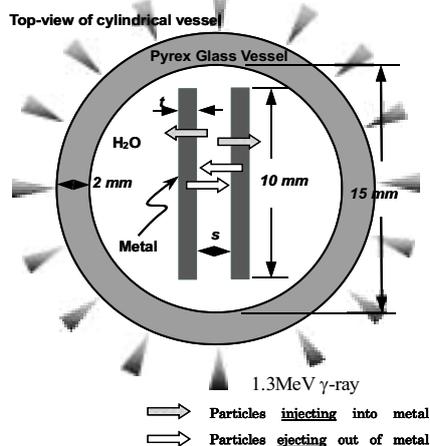
【特許】

1. 特開 2011-027460、「中性子遮蔽材、その製造方法及び中性子遮蔽材製造用ストック」、出願人：(独)原子力機構

【論文】

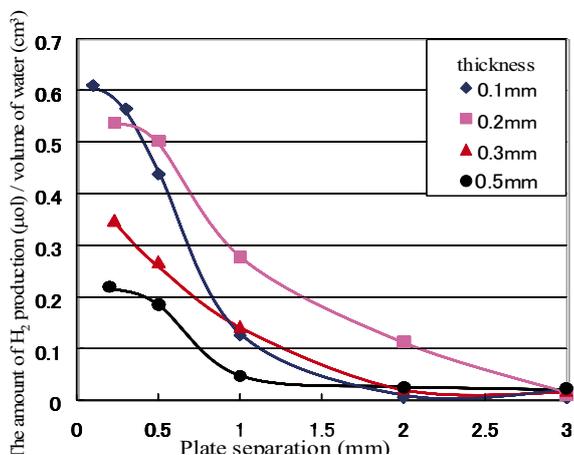
1. A.M.Sukegawa, Y.Anayama, et al, 'Development of Flexible Neutron-Shielding Resin as an Additional Shielding Material', J. Nucl. Sci. Technol, 48, 4, p.585-590 (2011)

課題名		放射性廃棄物エネルギー有効利用のための新技術開発		
参画機関		名古屋大学		
事業規模	期間	平成18～20年度	総額	30百万円
<b>【研究代表者】</b>		吉田 朋子 名古屋大学 准教授 (大学院工学研究科マテリアル理工専攻)		
<b>【研究概要】</b>				
<p>放射性廃棄物の低減を視野に入れ、廃棄物の持つエネルギー（<math>\gamma</math>線などの放射線）を肯定的に人類に役立てる道を拓くことは今後の重要な課題の一つです。ところがこれを</p> <p>何かに直接利用するのはそう簡単ではなく、例えば化学反応への応用を考えると、これらの放射線は化学反応を促すには十分に高いエネルギーを持ちながらも、透過力が高すぎて実際に化学反応を促進することは困難です。一方で、放射線が水や固体材料に入射した時に起こるコンプトン効果や非弾性散乱を利用すれば、化学反応を引き起こすことが可能な多数の低エネルギー電子を間接的に得ることができます。</p> <p>本研究では、<math>\gamma</math>線を固体に照射する際に、固体材料を構成する元素や幾何学的構造を設計することによって、放射線を化学反応に適した数 eV～数十 eV の多数の電子へ変換するシステムを開発してきました。このようなエネルギー変換システムの最適化を図ることにより、実際に水の分解反応を促進させ、次世代エネルギーである水素を効率良く生成できるようになりました。</p>				
<b>【その後の取り組み】</b>				
<p>最近では固体材料への触媒添加や犠牲剤を利用した逆反応抑制にも着手し、現段階において、当初の効率に比べて 200 倍以上の水素を生成させることに成功しています。また、この放射線—固体相互作用を利用したエネルギー変換により、高エネルギー放射線を利用した二酸化炭素の固定化や環境中有害化合物の分解など、様々な環境調和型化学反応が可能になってきています。</p>				



### 金属板の厚さと間隔に対する水層の吸収線量と発生する低エネルギー電子数の変化

金属板に挟まれた水層の平均的な吸収線量と、発生する低エネルギー電子（1 keV 以下）の密度をモンテカルロシミュレーションによって計算しました。原子番号の大きい金属板を置いた方が水層の吸収線量と電子密度は高くなり、更に、金属板の間隔が狭くなるほど一度放出された電子が次の金属板に衝突する頻度が高くなって連鎖的に放出される電子の数が増えてゆき、水の吸収線量も単調に増大することが示唆されました。



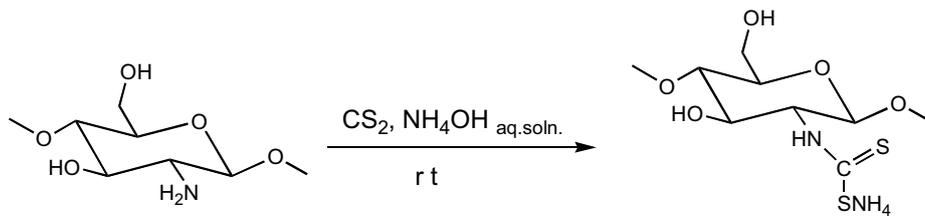
金属板の厚さと間隔に対する水単位体積当たりの水素生成量の変化

水中にステンレス板を等間隔に並べて  $\gamma$  線を照射する際に、ステンレス板の厚さと並べる間隔を変えてみたところ、水単位体積あたりの水素生成量はステンレス板同士の間隔が狭くなるほど飛躍的に増加しました。

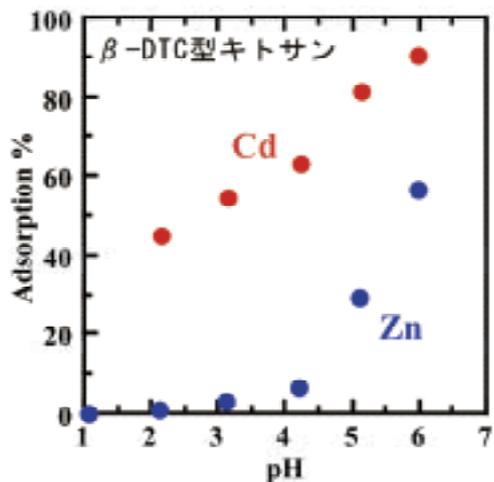
代表的な  
特許、論文  
受賞など

- 1) T.Yoshida, T.Tanabe, N.Sugie and A.Chen, "Utilization of gamma-ray irradiation for hydrogen production from water," J. Radioanal., Nucl. Chem. vol 272 (2007) 471-476.
- 2) D. Watanabe, T. Yoshida, C. Allen and T. Tanabe "Enhancement of gamma-ray radiolysis of carbon dioxide with the assistance of solid materials," J. Radioanal. Nucl. Chem. vol 272 (2007) 461-465.
- 3) 吉田朋子、田辺哲朗、吉田寿雄、服部 忠 "有機化合物の分解方法" 特許番号：特許第 4178245 号 特許権設定登録日：2008年9月5日。

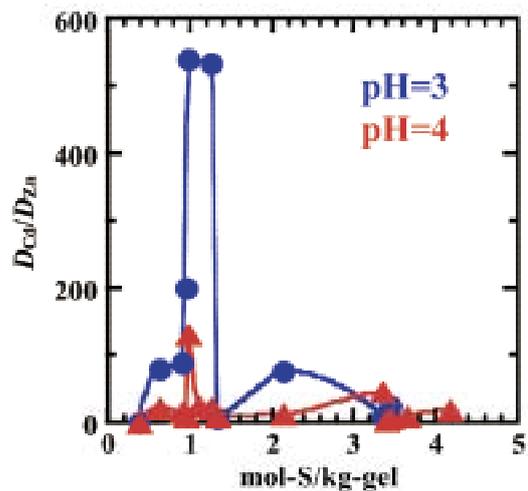
課題名	天然物を有効活用した難分離性長寿命核種の分離技術の研究開発			
参画機関	神奈川工科大学 佐賀大学 東京工業大学 日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成18～20年度	総額	29百万円
<p><b>【研究代表者】</b> 大渡 啓介 佐賀大学 教授（循環物質化学専攻）</p> 				
<p><b>【研究概要】</b> 使用済み核燃料の再処理で発生する高レベル廃液の処理のために、アメリカシウムやキュリウムなどの有毒な長寿命放射性核種の選択的分離が重要です。 本研究では、甲殻類から得られるバイオマスであるキトサンに着目し、ジチオカーバメート化処理した樹脂を調製し、モデル元素としてソフトなカドミウムとハードな亜鉛のコールド分離試験、ならびにアメリカシウムとユーロピウムのホット分離試験を行いました。20種以上の吸着剤を合成し、コールド分離試験を行った結果、母体キトサンへのジチオカーバメート官能基の導入によって樹脂は優れた分離性能を発揮することが明らかとなりました。また、ジチオカーバメート官能基の導入量とカドミウム/亜鉛分離効率の相関について調べた結果、官能基の導入量について最適値があることが分かりました。この結果を踏まえ、ホット試験を行いました。バッチ試験では予想を凌駕するものではありませんでしたが、アメリカシウムに対する選択性が確認されました。キトサンは放射線耐性が知られているために本研究の樹脂母体として用いていますが、放射線照射後から吸着試験まで1週間ほどが経過しており、放射線による劣化よりも水溶液中の酸雰囲気による劣化が考えられます。また、ジチオカーバメート化キトサンを含浸した樹脂によるカラムホット試験の結果からも、ユーロピウムに対するアメリカシウムの分離が示されています。</p> <p><b>【その後の取り組み】</b> 吸着後のジチオカーバメート官能基に関する劣化についての検証や劣化後の吸着性能や分離性能の確認を行ってきました。また、開発した樹脂の抽出クロマトグラフィーへの応用について取り組んできました。さらに、ジチオカーバメート基が長寿命核種の除去に有用であることが分かったので、キトサン以外のバイオマスや分離母体へのジチオカーバメート基の導入を行い、溶媒抽出やイオン交換の分離手法により分離性能について検証しています。ホット試験は思うように進んでおりませんが、コールド試験においては優れた分離能力や除去能力を持ったものが開発できています。今後、ホット分離試験で検証する予定です。</p>				



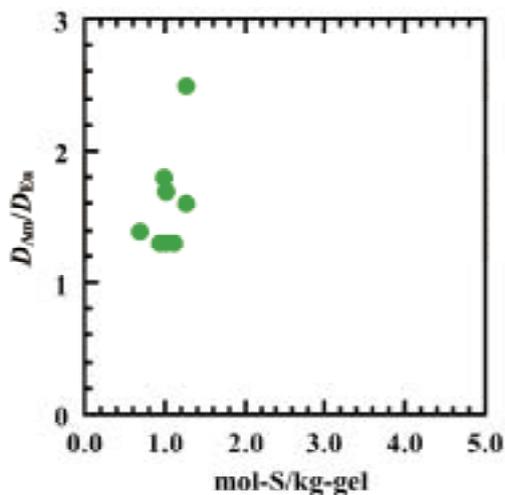
非架橋キトサンのジチオカーバメート化反応



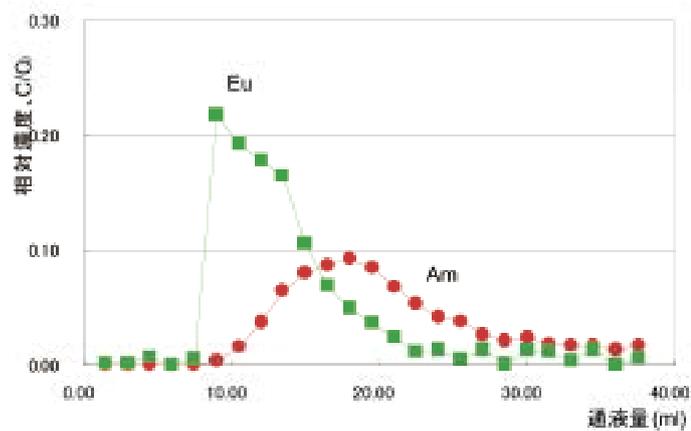
ジチオカーバメート型キトサンによるカドミウムと亜鉛吸着の pH 依存性



樹脂中の硫黄含有量とカドミウム選択性との相関



樹脂中の硫黄含有量とアメリシウム選択性との相関



ジチオカーバメート型含浸樹脂によるカラム試験結果

代表的な特許、論文  
受賞など

課題名	窒化チタンを不活性母材としたMA含有窒化物燃料製造技術に関する研究開発			
参画機関	日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成18～20年度	総額	29百万円
<p><b>【研究代表者】</b>  高野 公秀 日本原子力研究開発機構  原子力基礎工学研究部門 研究副主幹</p> 				
<p><b>【研究概要】</b>  アメリカウムに代表されるマイナーアクチノイド (MA) を、加速器を用いた未臨界炉で核変換するための燃料として、熱伝導及び高温安定性に優れる窒化チタン (TiN) 母材に(Pu,Am)N 窒化物粒子を分散させた燃料ペレット製造の要素技術開発を実施しました。(Pu,Am)N の模擬として希土類の DyN を用いた試験により、目標とする粒子含有率 20～25mol%を達成できる見通しを得た他、製造性の観点からは、およそ 60～180 μm が適切な粒子径範囲であることを明らかにしました。また、粒子を母材に均質に分散させるため、TiN 微粉末と粒子の混合物を無水分散媒でスラリー状にし、超音波振動を加える湿式混合が有効なことを確認しました。調製したペレットについて熱伝導率を測定し、粒子含有率と粒子径の影響を定量的に評価しました。</p> <p>ホットセルを備えた設備で、実際の(Pu,Am)N 粒子を用いた小規模製造実証試験と熱伝導率測定を行った結果、母材密度をさらに高めるために粒子形状の改善が必要であることを今後の課題として位置づけました。</p>				
<p><b>【その後の取り組み】</b>  MA 核変換用燃料として、窒化物は熱特性、組成の自由度等優れた性質を備えており、MA を希釈するための母材として TiN や ZrN が有力な候補と考えています。燃料設計や挙動評価に必要な熱膨張や熱伝導等の熱物性、乾式再処理に必要な熔融塩中での化学溶解・電解還元挙動等の基盤データ取得・整備を研究グループ内で継続して進めています。</p> <p>一方、欧州では(Pu,Zr)N を燃料とした研究用小型鉛冷却高速炉をスウェーデンに設置予定であり、窒化物燃料製造技術修得に関わる国際協力として、スウェーデンから外来研究員を受け入れる予定です。</p>				



図1 TiN を母材とした燃料ペレットの外観写真

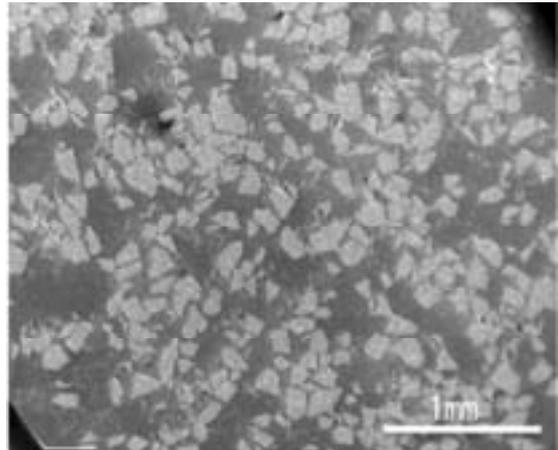


図2 ペレット断面の観察像一例 (2次電子像)

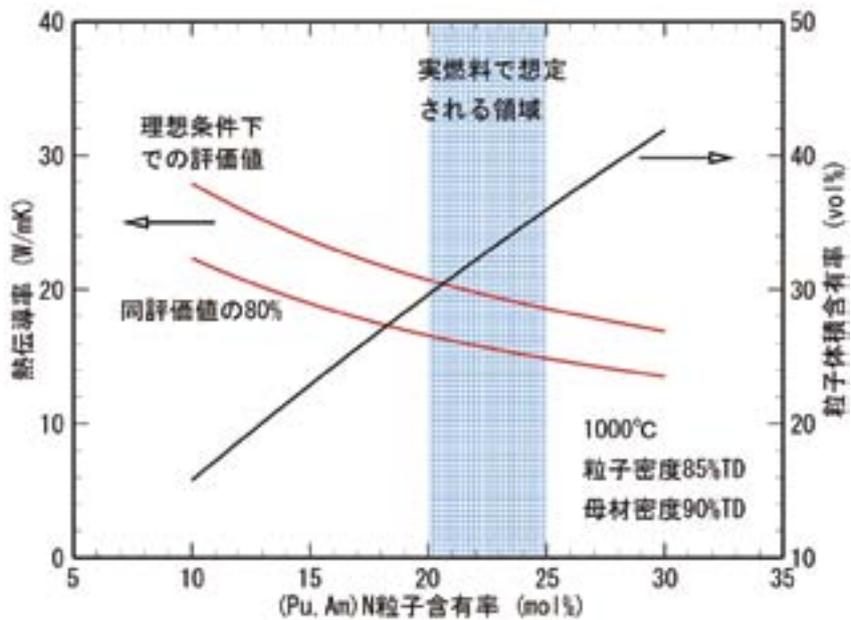


図3 (Pu, Am)N 粒子を TiN 母材に分散させた燃料ペレット熱伝導率の含有率依存性の図 (1000°C)。16~20W/mK 程度の高熱伝導率が期待できる。

代表的な  
特許、論文  
受賞など

M. Takano, "Preparation of nitride fuel pellet with TiN inert matrix for transmutation of minor actinides," in Proc. Global 2011, pp384200, Dec.12-15, 2011, Makuhari, Japan.

課題名	低除染酸化物燃料サイクルの成立を指向した多元系燃料の物性研究			
参画機関	大阪大学 日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成18～20年度	総額	29百万円

### 【研究代表者】

黒崎 健 大阪大学助教（環境・エネルギー工学専攻）



### 【研究概要】

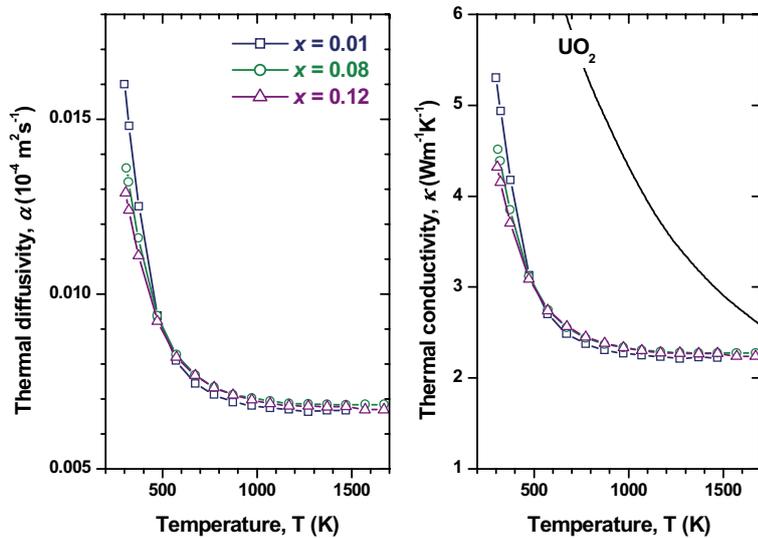
次世代の高速増殖炉サイクルシステムの有力な候補の一つに、低除染酸化物燃料をナトリウム冷却高速炉で使用する概念が考えられていますが、概念検討を行うための燃料基礎物性データが圧倒的に不足しているという問題があります。そこで本事業では、低除染酸化物燃料の基礎物性を詳細かつ系統的に研究することで、温度や組成をパラメータとした物性評価式を構築することを目標とし、これを達成するために、以下の三つの研究を実施しました。

- ① 模擬燃料の作製と相状態・物性評価
- ② 実燃料の作製と相状態・物性評価（再委託先：原子力機構）
- ③ まとめと評価

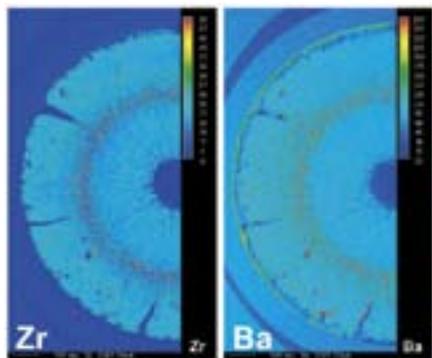
本事業において得られた成果の中で最も重要なものは、低除染燃料の相状態や基礎物性に関する知見です。具体的には、燃料中の核分裂生成物の存在状態に関する情報や各種物性評価式となります。これらを取得することは、平成18年度にたてた事業開始時の成果目標であり、三年間の事業において、当初目標を順調に達成することができました。また、ここで得られた成果は、将来の高速炉サイクルの実用化に際し、有用な基礎データとなりうるものであり、発展性・将来性いずれも極めて高いものと考えています。

### 【その後の取り組み】

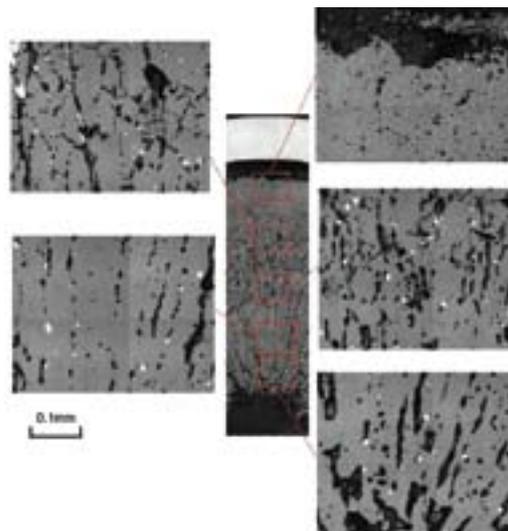
本事業終了後も引き続いて、高速炉・軽水炉燃料の照射挙動、とりわけ燃焼に伴う燃料ペレットの組織変化やアクチニド元素の再分布、核分裂生成物の挙動について、主に実験的側面からの研究を進めています。最近では、ガラス熔融炉中の白金族元素の挙動解析や、破損燃料からの核分裂生成物の放出挙動（ソースターム）評価も手掛けており、その際、低除染酸化物燃料中の核分裂生成物の存在形態を評価した経験が、大いに役立っています。原子力分野における燃料材料研究者として、基礎研究に重心をおいた研究開発に従事していきたいと考えています。



模擬照射済み燃料マトリックス相の熱拡散率（左）と熱伝導率（右）の温度依存性



高燃焼度高速炉燃料中の  
ジルコニウムとバリウムの存在位置



高燃焼度高速炉燃料中の  
白色金属相の存在状態

代表的な  
特許、論文  
受賞など

- 1) K. Kurosaki, K. Tanaka, M. Osaka, H. Muta, M. Uno, and S. Yamanaka, "Effect of Nd and Pr addition on the thermal and mechanical properties of  $(\text{U,Ce})\text{O}_2$ ", J. Nucl. Mater. 389, 85-88, (2009).
- 2) K. Kurosaki, H. Muta, M. Uno, S. Yamanaka, K. Tanaka, and M. Osaka, "Characterization of oxide precipitates observed as a gray phase in high-burnup mixed oxide fuels for fast reactor", The Materials Science & Technology 2008 Conference and Exhibition proceedings, pp. 313-318 (2008).
- 3) 黒崎健、田中康介、逢坂正彦、徳島二之、儀間大充、牟田浩明、宇埜正美、山中伸介、「アルカリ金属またはアルカリ土類金属とモリブデンからなる複合酸化物の熱伝導率解析」、日本原子力学会和文論文誌, 9, 21-28 (2010).

課題名	乾式再処理廃塩からのマイナーアクチノイド回収に関する研究開発		
参画機関	東京工業大学 日本原子力研究開発機構		
事業規模	期間	平成18～20年度	総額 24百万円

### 【研究代表者】

鈴木 達也 東京工業大学助教（原子炉工学研究所）  
（現）長岡技術科学大学教授  
（大学院工学研究科  
原子力システム安全工学専攻）



### 【研究概要】

現在開発されている先進的な再処理技術の一つに乾式再処理技術があります。この技術では熔融塩と言う塩を液体にしたものを用います。その塩を使い続けると塩の中にマイナーアクチノイド(MA)と呼ばれる放射性物質や希土類元素等の核分裂生成物(FP)と呼ばれる放射性物質が蓄積して、廃棄物（廃塩）に成ります。MAは強い放射線と熱を放出するので、廃棄物としては厄介なものですが、高速炉では燃料となり、しかも核拡散抵抗性を高めると言われています。そのため、廃塩からMAを取り出して核燃料として利用することはエネルギー資源の観点からも廃棄物処分の観点からも望まれています。しかしながら、MAは希土類元素と極めて似た性質であるため、原子炉中で核分裂反応を妨げる希土類元素との分離が難しく、大きな課題になっています。

本研究は、乾式再処理で発生した廃塩からFPとMAを除去し、塩の再利用と高純度MAを回収する技術に関する研究開発です。その手法としては廃塩を一度水で溶解し、MAを分離できるように開発した特殊な樹脂(ピリジン樹脂)を用いて、分離回収すると共にFPを廃塩から除去するものです(図1)。今回の研究開発により、MAを希土類元素から完全に分離して廃塩から回収する技術を確立しました。実際に99%以上の純度でMAを回収できることを確認しています(図2)。更にセシウムやストロンチウムも廃塩から除去できるように陽イオン交換樹脂を組み合わせるシステムを提案し(図3)、これらの元素も除去可能であることを示しました。

### 【その後の取り組み】

ピリジン樹脂へのMA及び希土類元素の吸着機構については、まだわからないことが多いので解明したいと思っております。また、実際にMAを回収し、燃料として利用する核燃料サイクルを実現させたいと思っております。

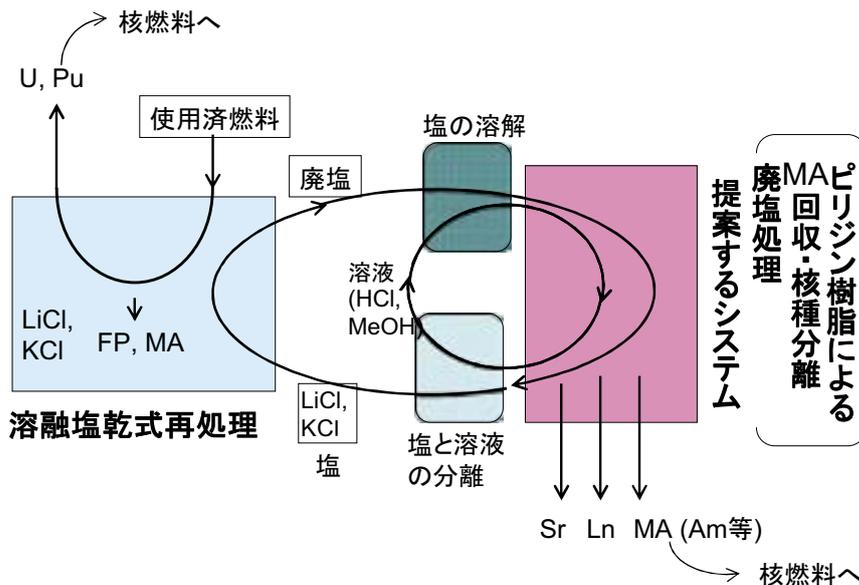


図1 溶融塩乾式再処理と本研究との位置づけ

本研究は、溶融塩乾式再処理で発生した廃塩から放射性物質を取り除き、塩を再利用すると共に燃料と成る MA を分離するための研究開発です。

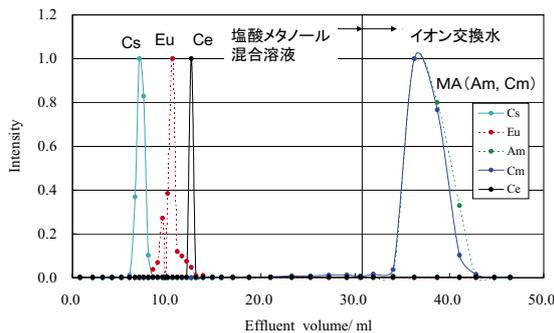


図2 MAの回収と希土類元素との分離

原子炉で照射した燃料から作成した模擬廃塩を用い MA(Am, Cm)の分離が回収可能なことを確認しました。また、Csのみならず、希土類元素(Ce, Eu)とも完全に分離できることを確認しました。

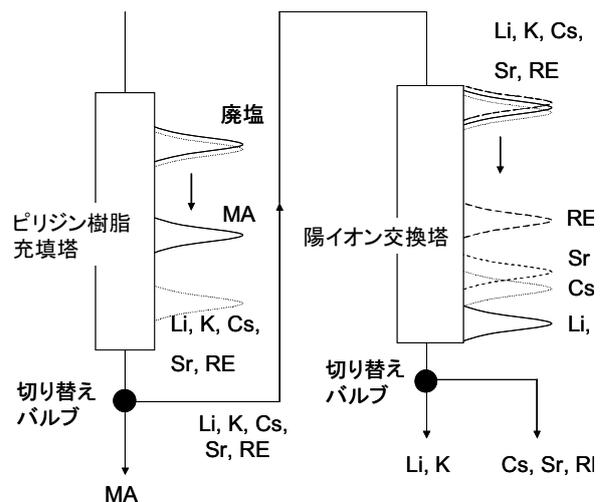


図3 ピリジン樹脂と陽イオン交換を用いた廃塩処理システム概念図

代表的な  
特許、論文  
受賞など

- 1) Tatsuya Suzuki, Maiko Tanaka, Shin-ichi Koyama, "Research and development on purification of spent molten salt waste by ion exchange technique", 10th Information exchange meeting on actinide and fission product partitioning and transmutation, Mito, Japan, 6-10 October 2008
- 2) Tatsuya Suzuki, Maiko Tanaka, Yasuyuki Ikeda, Shin-ichi Koyama, "Adsorption Behaviors of Trivalent F-Elements on Pyridine Resin in Lithium Chloride Aqueous Solution" 6th Inter. Conf. Rare Earth, Beijing, China, August 2-6, (2010)P16
- 3) Tatsuya Suzuki, Maiko Tanaka and Shin-ichi Koyama, "Recovery of minor actinides from spent molten salt waste and decontamination of molten salt waste", Progress in Nuclear Energy, 53(2011)969-973.

課題名	分子シミュレーションによる MA 含有 MOX 物性のモデル化に関する研究			
参画機関	東京大学			
事業規模	期間	平成19～21年度	総額	41百万円

### 【研究代表者】

小田 卓司 東京大学助教  
 (大学院工学系研究科原子力国際専攻)  
 (現) 米国テネシー大学研究員  
 (材料科学専攻)



### 【研究概要】

将来のエネルギー源の一つとして、高速増殖炉の研究開発が精力的に進められています。私の研究では、高速増殖炉で利用が検討されている混合酸化物 (MOX) 燃料に、マイナーアクチノイド (ネプツニウム Np、アメリシウム Am、キュリウム Cm の総称。以下、MA。) を加えた場合、核燃料の性質がどのように変化するかを理解することを目的としました。核燃料へ MA 添加することにより、核燃料を核兵器に転用することが難しくなります。また、長寿命核種の量を減らせるという利点もあります。

MA 添加の影響を理解するための最も明快な方法は、実際に MA 含有 MOX 燃料を製造して試験することです。しかし、多くの時間とコストがかかります。そこで私の研究では、材料の性質を原子スケールで分析できる計算機シミュレーション手法を利用して、「MA 添加が MOX 燃料の物性に与える影響の理解」という課題に取り組みました。

計算機シミュレーションでは、計算精度と計算コストを両立させるために、量子力学計算と分子動力学計算という二つの手法を組み合わせました。結果として、MA の添加が MOX 燃料の熱的性質や機械的性質などを与える影響を、MA の種類 (ネプツニウム/アメリシウム/キュリウム) や量をパラメーターとして評価できるようになりました (図2は、その一例で Np に関する結果)。

### 【その後の取り組み】

核燃料という複雑な材料を対象として、実験結果を利用せずに計算科学的手法のみにより、原子スケールから材料物性をモデル化できたことは、大きな成果であったと思います。ただし、モデルの予測結果と実験結果との間に小さくない差異がありました。そこで最近では、特に量子力学計算の精度に注目しながら、モデルの信頼性向上を試みています。最小限の実験のみで安全かつ経済的な核燃料の開発を行えるようにすることが、最終的な目標です。

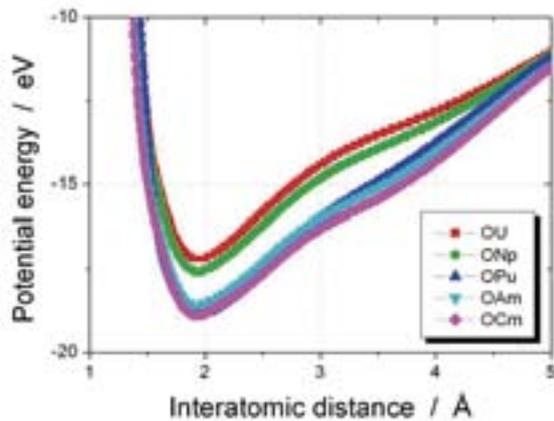


図1 金属原子（ウランなど）と酸素原子との相互作用モデル。私の研究では、精度の高い量子力学計算の結果に基づいて、この相互作用モデルを作成しました。核燃料の物性計算の信頼性は、この相互作用モデルの精度に大きく依存します。今回は精度を高めるために、数100個の式を重ね合わせる方法を採用しました。

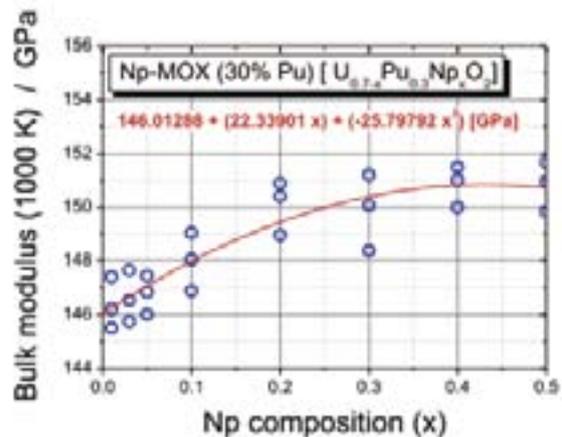


図2 MOX燃料におけるネプツニウムの添加量と機械物性値との相関。様々な添加量や環境条件（温度など）において、種々の物性値の評価を行いました。今回の研究では、添加したMAがMOX燃料に均一に混ざる条件においては、数10%程度の添加まで核燃料の物性に大きな影響を与えないという結果が得られました。

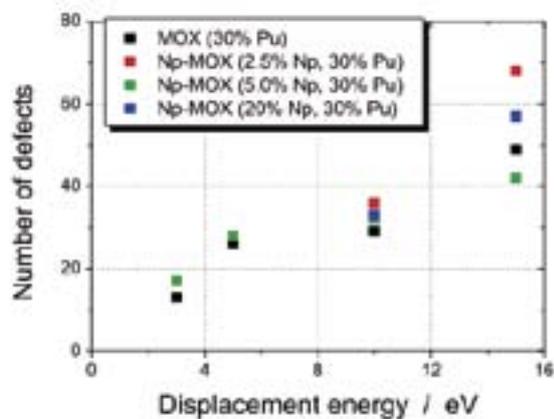
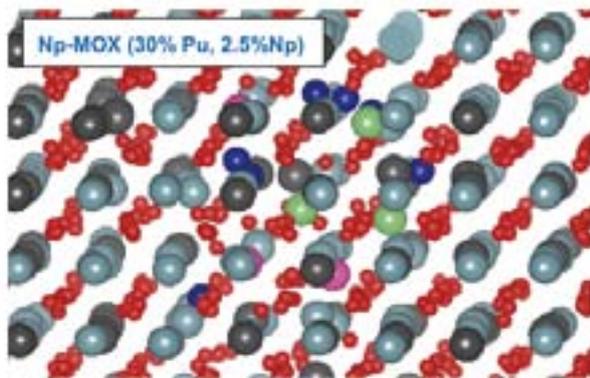


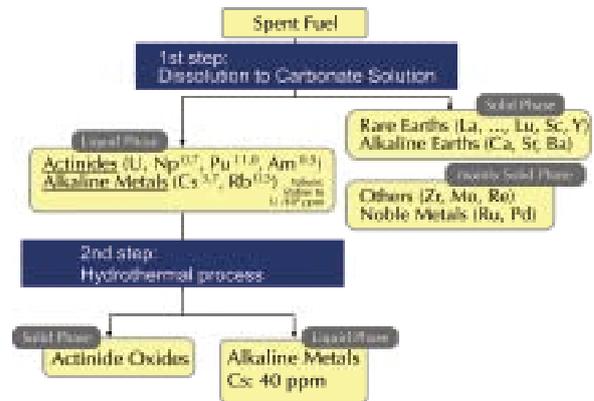
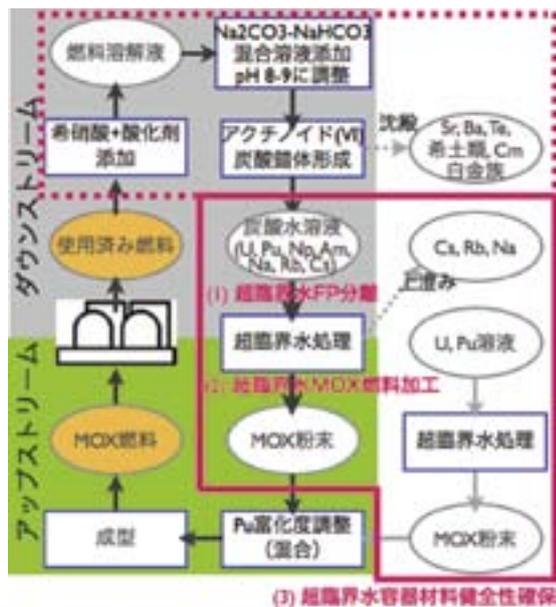
図3 ネプツニウム含有MOX燃料における照射欠陥生成挙動。図1に示した原子間の相互作用モデルを利用することで、高エネルギー粒子の衝突によって材料がどのように応答するかを、原子スケールでシミュレーションすることが可能になります（左図）。結果として、欠陥の種類と生成量（右図）のいずれにおいても、数10%程度のMA添加では大きな変化が見られませんでした。

代表的な  
特許、論文

- 1) 小田卓司, “酸化物燃料のポテンシャルモデル構築と照射応答挙動評価”, J-ACTINET2008 (2008).
- 2) 小田卓司, 田中知, “量子力学計算に基づくMA含有MOXのポテンシャルモデル開発”, 日本原子力学会秋の大会, (2009).
- 3) 小田卓司, 田中知, “MA含有MOXにおける照射損傷と物性値との相関の評価”, 日本原子力学会春の年会, (2010).

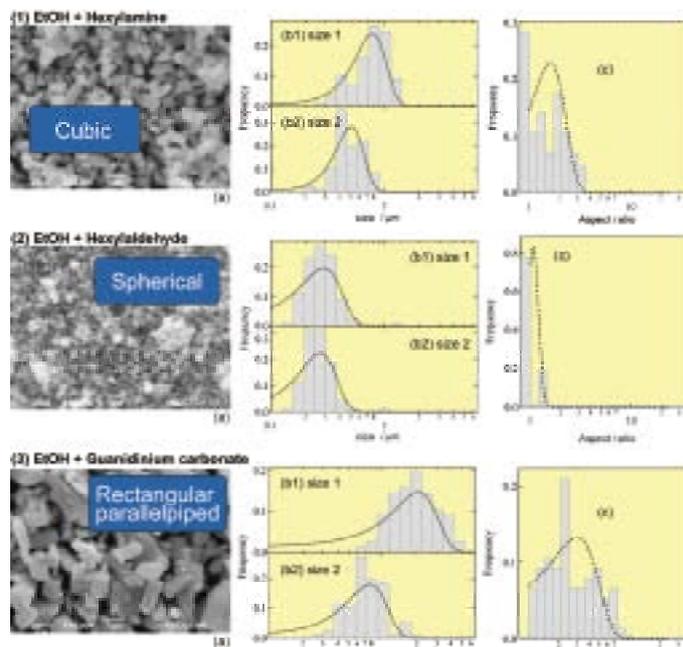
受賞など

課題名	超臨界水利用MOX燃料リサイクルと材料健全性に関する研究開発			
参画機関	東洋高圧 東北大学 日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成19～21年度	総額	57百万円
<p><b>【研究代表者】</b>  山村 朝雄 東北大学助教（金属材料研究所）</p> 				
<p><b>【研究概要】</b>  アクチノイドの特徴の一つは炭酸錯体の形成です。炭酸水溶液中でアクチノイドは高い溶解度を持ちますが、他の多くの金属イオンが水酸化物沈殿を生じます。この特徴を利用すれば、ウランとプルトニウムを残して核分裂生成物（FP）を簡素な工学的工程で除去できます。さらに、超臨界水の利用によりMOX燃料を製造することが可能となります。添加剤により酸化物の結晶形や、結晶微粒子のサイズ（数nmから1μm）が制御できます。このような炭酸水溶液と超臨界水熱合成を組み合わせた本方法は、FP分離能を有する再処理法としてのみならず、MOX燃料のU/O比、粒子の形状、サイズを制御するための燃料製造法として非常に有用であることがわかりました。</p> <p>本研究では、マイナーアクチノイドの代表としてネプツニウムを用いましたが、5価、6価の酸化数から出発しても理想的な固相(U,Np)O<sub>2</sub>相を生成するという結論を得ました。材料の面からも耐久性が確認できました。</p> <p><b>【その後の取り組み】</b>  プルトニウムやアメリシウムで存在する4価イオンは、低温でも水熱合成でもUO<sub>2</sub>と同様の燃料用酸化物を生成することを明らかにしました。問題となるのは、3価イオンのキュリウムですが、アクチノイドの5f電子のソフト性を利用した方法と水熱合成法の結合により、除去法を確立したいと考えています。</p> <p><b>【抱負】</b>  研究期間の3年間と、先立つ1年間の計画策定の期間、事後評価に係わる研究後の1年間のあわせて5年間は、この研究開発にほぼ専念しました。広大な可能性を持つこの方法の概略を明らかにしながら、今後につながる数多くのシーズを作ることができ貴重な経験でした。研究成果報告会の機会にも他の研究者と実効的に議論でき、その後の発展に寄与しています。今後、本研究の実用化を見据えた基礎研究はアクチノイド科学、原子力工学にとって有用なものとなるでしょう。</p>				



本課題において開発された超臨界水 FP 分離プロセスにおける物質フロー

本研究の概念図。赤色実線で囲まれた部分が本技術開発で開発した部分です。



添加剤による  $UO_2$  粒子の形状、サイズの制御

代表的な特許、論文  
受賞など

- 1) 山村朝雄、白崎謙次、佐藤伊佐務、富安博、森知紀、アクチノイド酸化物の結晶の製造方法、PCT/JP2009/055458, 2009年3月19日。
- 2) 山村朝雄、白崎謙次、佐藤伊佐務、アルデヒドを用いた水熱合成反応の制御方法、PCT/JP2011/064954, 2011.6.29 出願 (優先日: 2010.6.29)
- 3) Ohta, T. Yamamura, K. Shirasaki, I. Satoh, T. Shikama, Hydrothermal synthesis for fabrication and reprocessing of MOX nuclear fuel, Global 2011, Makuhari, Japan, Dec. 11-16, 2011, Paper No. 512406.

課題名	再処理システムに向けた核分裂生成物の高効率分離・分析法の開発			
参画機関	大阪大学			
事業規模	期間	平成19～21年度	総額	46百万円
<p><b>【研究代表者】</b> 吉村 崇 大阪大学助教（大学院理学研究科）</p>				
<p><b>【研究概要】</b></p> <p>使用済み核燃料には多数の元素が存在しています。燃料の再処理には元素同士を化学的に多段階の過程を経て分離することが必要です。本研究では、その各分離過程における成分分析、再処理された燃料の分析手段の基礎開発を目的として、キャピラリー電気泳動および放射線検出法により、マイナーアクチノイドおよび核分裂生成物に含まれる元素を極少量の試料で分離分析しました。</p> <p>本研究では、分離が困難なアメリシウムとキュリウムを10分程度で分離できました。また、+3価マイナーアクチノイドは、8配位のイオン半径の順で溶出されていることを明らかにしました。これらの元素の分離挙動をより詳しく理解することを目的として、アメリシウムやキュリウムと性質がよく似たランタニドを対象に錯安定度定数、分離挙動および分子構造パラメータとの相関を導出するとともに、アメリシウム、キュリウムの錯安定度定数、金属-配位子間結合距離を得ました。さらにその情報と溶液中の分離挙動との間の相関を導出し、他の+3価アクチノイドの金属-配位子間結合距離を推定しました。</p>				
<p><b>【その後の取り組み】</b></p> <p>核燃料再処理、廃棄物処理に関わる化学反応をより詳しく理解することは、今後ますます重要になると思います。現在は、分析目的としての化学分離だけでなく、使用済み核燃料中のアクチノイド、核分裂生成物を分離することを目的として、新しい分離剤の開発をしています。いくつかの種類の分離剤を合成するとともに、それらが結合した化合物の分子構造を特定する研究を進めています。</p>				



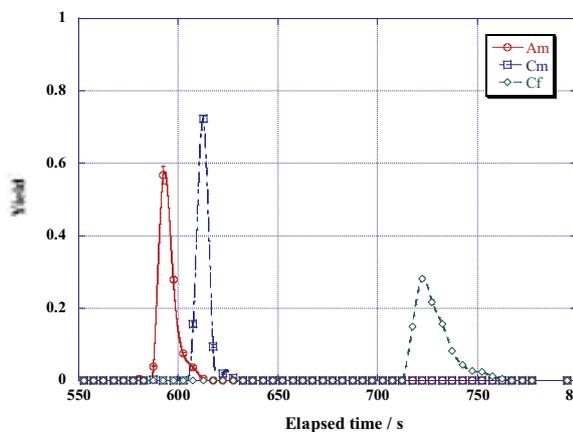


図1. 10°Cでのアメリカシウム (III)、キュリウム (III)、カリホルニウム (III) の泳動曲線

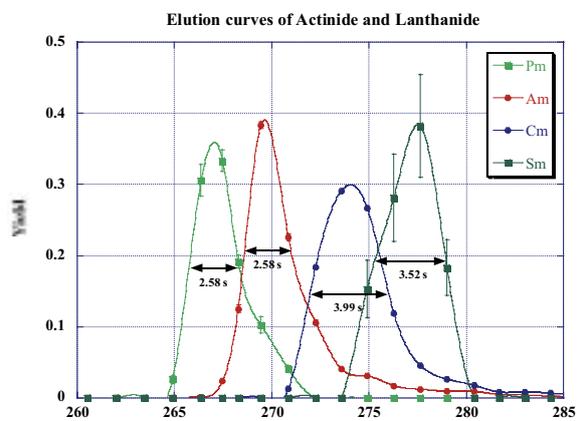


図2. 室温でのアメリカシウム (III)、キュリウム (III)、プロメチウム (III)、サマリウム (III) の泳動曲線

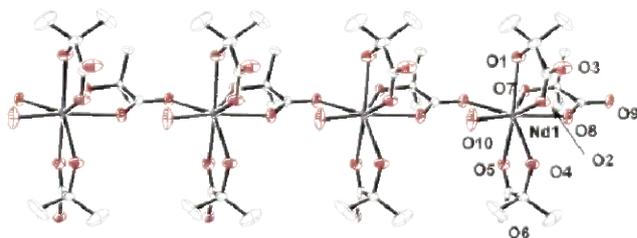


図3. 2-ヒドロキシイソ酪酸イオンが結合したネオジウム (III) の構造

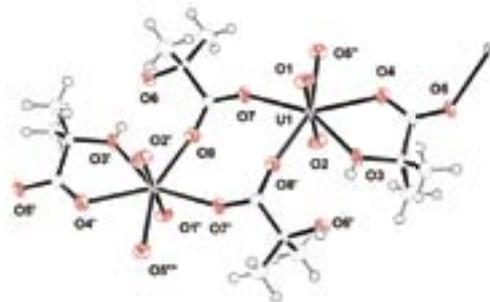


図4. 2-ヒドロキシイソ酪酸イオンが結合したウラニル (VI) の構造

代表的な  
特許、論文  
受賞など

- 1) Hidetoshi Kikunaga, Takashi Yoshimura, Takahiro Kuribayashi, Yusuke Kitamoto, Naruto Takahashi, Hiromitsu Haba, Yutaka Ezaki, Shuichi Enomoto, Toshiaki Mitsugashira, Atsushi Shinohara 「Separation of Am(III), Cm(III), and Cf(III) Using Capillary Electrophoresis」 *Proc. Radiochem.* **1**, 167-171 (2011).
- 2) Takashi Yoshimura, Hidetoshi Kikunaga, Atsushi Shinohara, 「Poly[(μ-2-2-hydroxy-2-methylpropionato-κ<sup>2</sup>O1,O2:O1') (μ<sub>2</sub>-2-hydroxy-2-methylpropionato-κ<sup>2</sup>O1:κO1') dioxidouranium(VI)]」 *Acta Cryst. E*, m355-356 (2009).

## II. 特別推進分野

プログラムオフィサー (PO)

大橋 弘忠

特別推進分野は、わが国の将来有望な原子力システムの実用化を目標に、その重要な技術課題の解決に取り組むものです。課題提案型の公募と違い、枢要な課題を提案、提示し、これに応募いただく形を取っています。これまでに18の課題を採択し、昨年度までに15課題が終了しました。

課題解決型で目的が明確なこともあり、研究代表者を中心に、参加された方々が素晴らしいチームワークで、それぞれの課題で期待されるすぐれた成果を出しています。研究開発を進めるにあたっては、研究管理会議と、それぞれの課題ごとに分科会を設けました。研究の執行側には説明責任としての説明をお願いし、客観的な専門家のご意見や評価をいただきながら進めたところです。

特別推進分野のこのような進め方は、知を集約して問題解決に取り組む新しい研究開発の形のひとつです。現在、引き続きいくつかのプロジェクトを進めています。今後も、さまざまな分野からのご支援をお願いします。



(平成21年度終了課題)

(ナトリウム冷却炉に関する技術開発課題)

- ・システム簡素化のための冷却系2ループ化..... 186
- ・原子炉容器のコンパクト化..... 188
- ・システム簡素化のための燃料取扱い系の開発..... 190
- ・受動的炉停止と自然循環による炉心冷却..... 192
- ・炉心損傷時の再臨界回避技術..... 194

(先進湿式法再処理に関する技術開発課題)

- ・解体・せん断技術の開発..... 196
- ・抽出クロマトグラフィ法によるMA回収技術の開発..... 198

(簡素化ペレット法燃料製造に関する技術開発課題)

- ・セル内遠隔設備開発..... 200
- ・TRU燃料取扱い技術..... 202

(平成23年度終了課題)

- ・ナトリウム冷却型高速増殖炉の確率論的安全評価手法..... 204
- ・高速増殖炉における炉心燃料とブランケット燃料の配置最適化手法の研究開発..... 206

[以下、本文中の所属・職位は研究終了時、代表的な特許、論文、受賞は終了後1年以内のもの]

課題名	(システム簡素化のための冷却系2ループ化) 高クロム鋼を用いた1次冷却系配管に適用する流量計測システムの開発		
参画機関	筑波大学 日本原子力研究開発機構 三菱FBRシステムズ		
事業規模	期間	平成17～21年度	総額 592百万円

### 【研究代表者】

岩田 東 三菱FBRシステムズ  
プラント設計部



### 【研究概要】

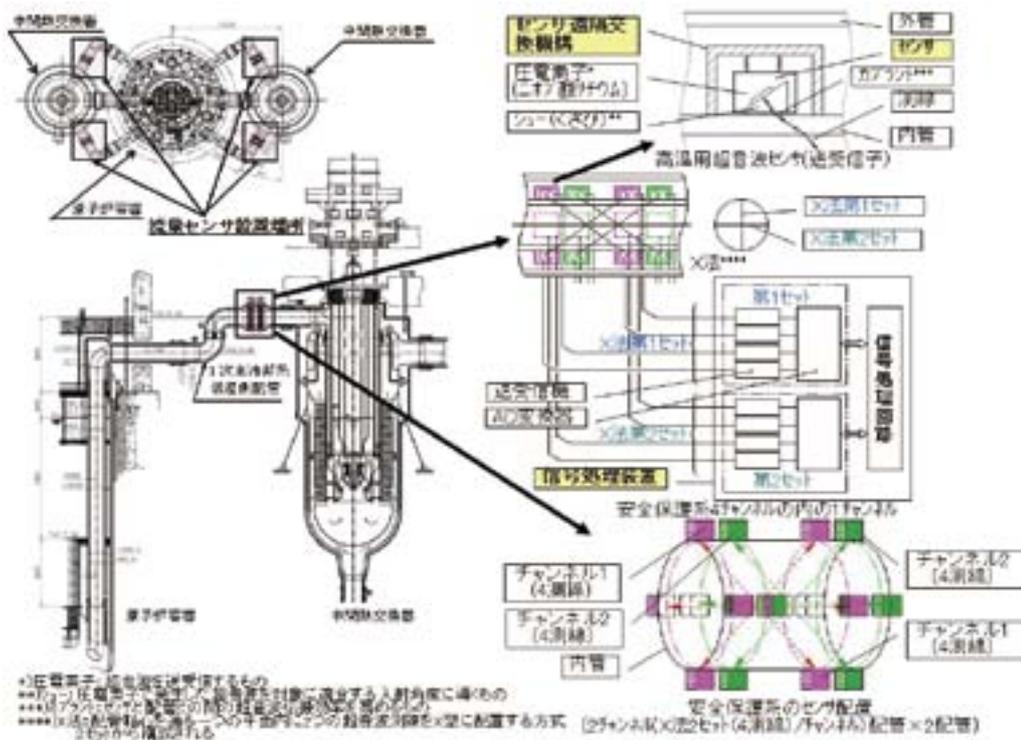
高速増殖炉の運転や安全保護のため、冷却系配管内を流れるナトリウムの計測が必要です。実用段階の高速増殖炉（実用炉）では強度に優れる磁性体の高クロム鋼を配管に使用する計画のため、既存のナトリウム用電磁流量計はナトリウム中に適切な磁界強度を得ることが難しいなどの理由で適用できません。このため、実用炉の配管及びその周辺機器に適合しつつ、所要の計測性能を備えた新たな流量計測システムの開発が必要とされています。

流量計測方法の一つとして、超音波伝搬時間差・多測線方式という方法があります。超音波を流れの上流に向かう方向と下流に向かう方向にそれぞれ打ち込むと、伝搬時間の差が生じ、その差が流速とほぼ比例するという原理を利用したものです。本研究では、この流量計測方式の適用試験、解析評価などを行い、システムとして実用炉の運転操作や安全保護に必要な計測性能を備える見通しのある具体的な機器仕様を得ることができました。

本流量計測システムはステンレスのような非磁性体の配管にも適用でき、直線性が良好なので、電磁流量計に代わり広い範囲での活用が期待されます。

### 【抱負】

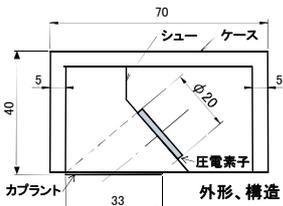
新開発の原子炉施設の安全保護に使用する計測システムについては、温度だけでなく放射線や地震などに対しても実環境を模擬した試験による確認が必要です。更に、ナトリウム用計測システムについては、実際にナトリウムを使用した計測性能確認が必要です。今後、ナトリウム流動下での計測性能試験、実環境により近い条件での耐環境性試験などにより計測性能、耐環境性を明確にし、我が国に必須の実用炉の信頼性、安全性を一層確実なものにしていきたいと考えています。



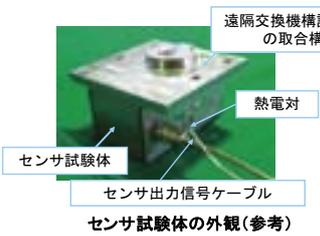
流量計測システムの構成及び仕様：センサ、センサ遠隔交換機構及び信号処理装置で構成。安全保護用（安全保護系）は配管毎2チャンネル、1チャンネルの測線数：4（センサ数：8）、遠隔交換は安全保護用1チャンネルの片側センサ（4個）一括。運転操作は安全保護用信号を利用。

**主要仕様**

圧電素子	ニオブ酸リチウム
中心周波数	約2MHz
傾斜角	約53°
印加電圧	約400V
シュー材料	銀
カプラント材料	銀
ケース材料	SUS304
センサ温度範囲	170°C～530°C (定格温度：395°C)
照射γ線量	1.5 × 10 <sup>6</sup> Gy/h以下 2.9 × 10 <sup>7</sup> Gy以下



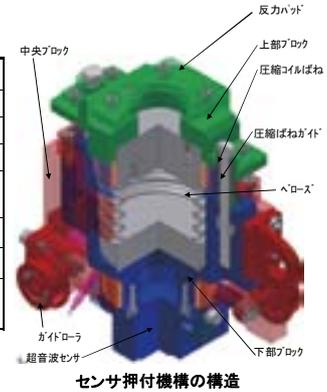
外形、構造



センサ試験体の外観(参考)

**センサ押付機構主要仕様**

押付方式	ペローズ(ガスばね式)
外形寸法	200L × 117W × 220H
重量	約8.5kg
主要材質	SUS304
押付力	1～5kN(ペローズへの印加ガス圧力により調整可能)
位置精度	±5mm以内
傾き角度	±0.1°以下
ペローズストローク	4mm



センサ押付機構の構造

実用炉向けセンサの仕様：センサ単体での通常運転時並びに及び事故時温度サイクル試験結果に基づき設定。

実用炉向けセンサ遠隔交換機構のセンサ押付機構の仕様：センサと組合せての高温試験及び事故時温度サイクル試験結果に基づき設定。

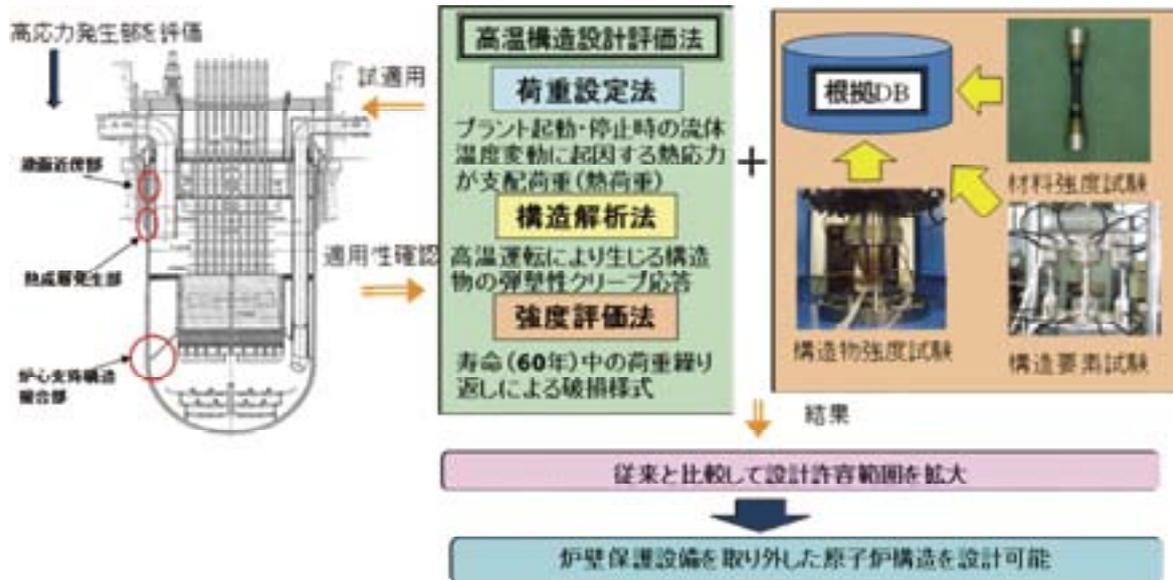
**【出願特許】**

- 特願 2007-289345、「超音波流量計センサヘッド、これを備えた超音波流量計センサヘッド装置及びその位置決め方法」、出願人：三菱FBRシステムズ株式会社
- 特願 2007-289346、「超音波流量計センサヘッド、これを備えた超音波流量計センサヘッド装置及びその位置決め方法」、出願人：三菱FBRシステムズ株式会社

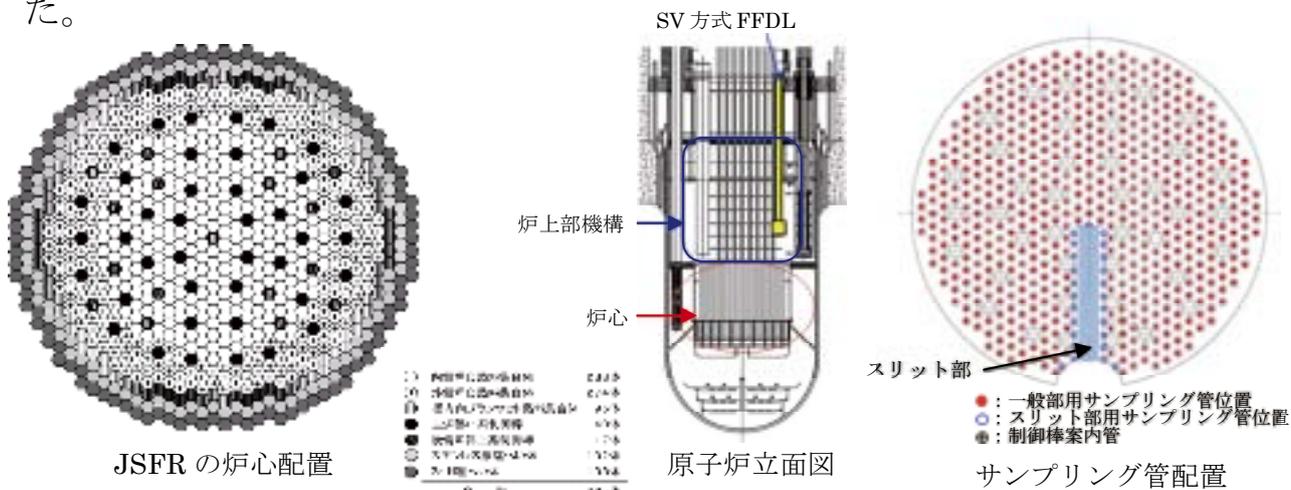
代表的な特許、論文、受賞

課題名	(原子炉容器のコンパクト化) 原子炉容器の高温構造設計評価技術及び破損燃料位置検出器の開発			
参画機関	日本原子力研究開発機構 三菱 FBR システムズ			
事業規模	期間	平成18～21年度	総額	1,543百万円
<p><b>【研究代表者】</b>            笠原 直人 日本原子力研究開発機構・客員研究員            東京大学            (工学系研究科原子力国際専攻)</p>				
<p><b>【研究概要】</b></p> <p>高速増殖炉サイクル実用化研究開発 (FACTプロジェクト) において開発が進められているナトリウム冷却高速増殖炉 (JSFR) では、原子炉容器のコンパクト化も技術開発課題の一つになっています。</p> <p>原子炉容器内を循環する高温の液体ナトリウムから炉壁を保護する設備を取り外すことができればコンパクト化が図れますが、そのためには炉壁が高温液体ナトリウムに接しても問題がないよう、原子炉容器を高温構造にする必要があります。</p> <p>本研究では、保護設備削除に伴う厳しい熱応力などに対しても健全性を保つ原子炉容器を実現するため、設計成立に必要な評価精度を有し、また、設計時の不確実性に対する安全性も確保した原子炉容器の高温構造設計評価技術を開発するとともに、そのためのデータベースも整備しました。</p> <p>また、JSFRでは、燃料交換機の小型化を実現するスリット付き炉心上部機構の採用が計画されています。このため、スリット部の下の燃料集合体も検知することができる、セレクトバルブ方式の検出器 (SV方式FFDL) も開発しました。</p>				
<p><b>【抱負】</b></p> <p>大型ナトリウム高速炉の経済性と安全性を両立させるための高精度な強度予測法に基づく高温構造設計評価技術と、安全のみならず安心して運転できるよう小さい破損規模でも確実に破損燃料位置が判るSV方式FFDLを開発していきたいと考えています。</p>				





原子炉容器の高温構造設計に必要な、荷重設定法、構造解析法および強度評価法を開発し、その根拠をデータベースに整備しました。結果、従来より設計許容範囲が拡大したためコンパクトな原子炉構造が設計可能になりました。



炉上部機構を 1/5 縮尺で模擬した水流動試験及び解析を実施し、上記右図のサンプリング管配置とすることで、炉心の全燃料集合体に対して目標のサンプリング性能が得られることを明らかにしました<sup>2)</sup>

代表的な  
特許、論文、受賞

- 1) Naoto KASAHARA, Kenichiro SATOH, Kazuyuki TSUKIMORI, Nobuchika KAWASAKI, PROPOSALS OF GUIDELINES FOR HIGH TEMPERATURE STRUCTURAL DESIGN OF FAST REACTOR VESSELS, ASME, PVP2010, July 18-22, 2010, Bellevue, Washington, USA
- 2) Kosuke Aizawa et al, "Experimental and analytical study of failed fuel detection and location system in JSFR" International conference on fast reactors and related fuel (FR' 09), 06-27P, Kyoto, Japan (2009)

課題名	(システム簡素化のための燃料取扱い系の開発) システム簡素化のための燃料取扱い系の開発		
参画機関	日本原子力研究開発機構 日本原子力発電		
事業規模	期間	平成18～21年度	総額
			1,695百万円

### 【研究代表者】

小竹 庄司 日本原子力発電  
研究開発室・部長



### 【研究概要】

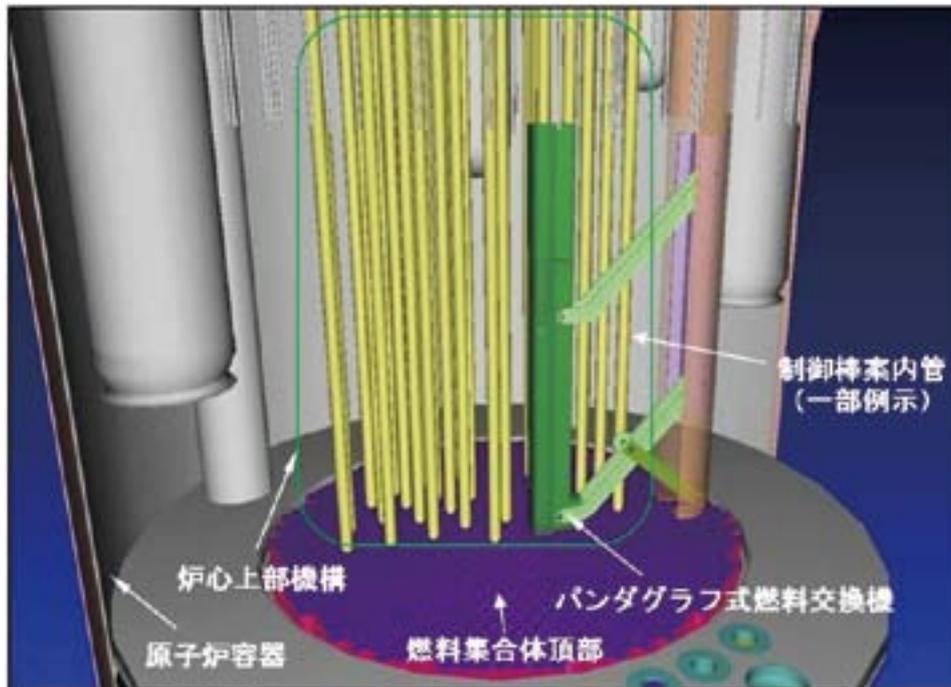
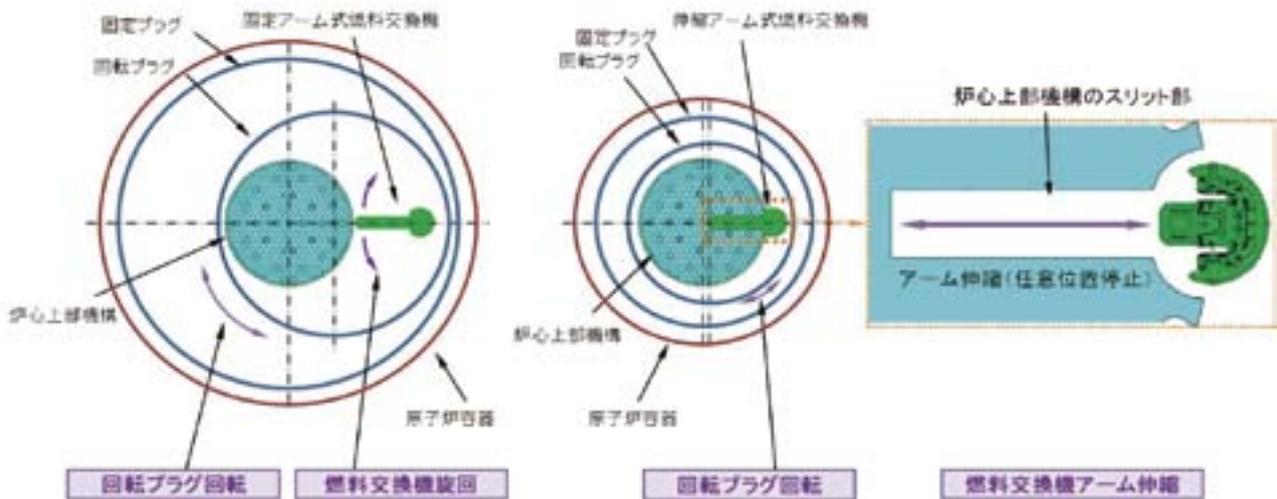
高速増殖炉サイクル実用化研究開発（F a C Tプロジェクト）で開発を進めているナトリウム冷却炉（J S F R）では、新しい概念の燃料交換機の開発を目指しています。

高速増殖原型炉「もんじゅ」の燃料交換機は燃料集合体を取りに行く腕（アーム）の長さは固定されていますが、J S F Rではアームの長さを任意に変えることができます。また、「もんじゅ」では炉心上部機構を炉心上部から移動させて燃料交換しますが、J S F Rでは炉心上部機構にスリットが設けられていて、単回転プラグにより炉心上部機構を回しながら、スリットの中に燃料交換機アームを挿入して燃料交換を行います。このような燃料交換機は先行炉である「もんじゅ」「常陽」での経験が無い初の試みであり、これによりプラント物量に強く影響する原子炉容器径を大幅に縮小できます。

J S F Rの冷却材である液体金属ナトリウムは不透明で化学的にも活性であるため、軽水炉のように上蓋を外して、目視確認しながら燃料交換を行うことはできません。密閉雰囲気中で遠隔操作によって燃料交換を行うことから、燃料交換機の位置決め精度などが重要となります。実規模大の試験体を用いたアーム動作試験等を行い、位置決め精度を±1mm以内に行うことができるなど、新概念の燃料交換システムの成立性を見通しました。また、アームを折り畳んで引き上げることもできるパンタグラフ式機構を燃料交換機に設けました。

### 【抱負】

ナトリウム炉における燃料交換（密閉・遠隔操作）の信頼性を確保し、経済性向上に重要な原子炉構造と整合する燃料交換機器の開発を遂行し、J S F Rの実用化と当該技術の国際標準化を目指していきたいと考えています。

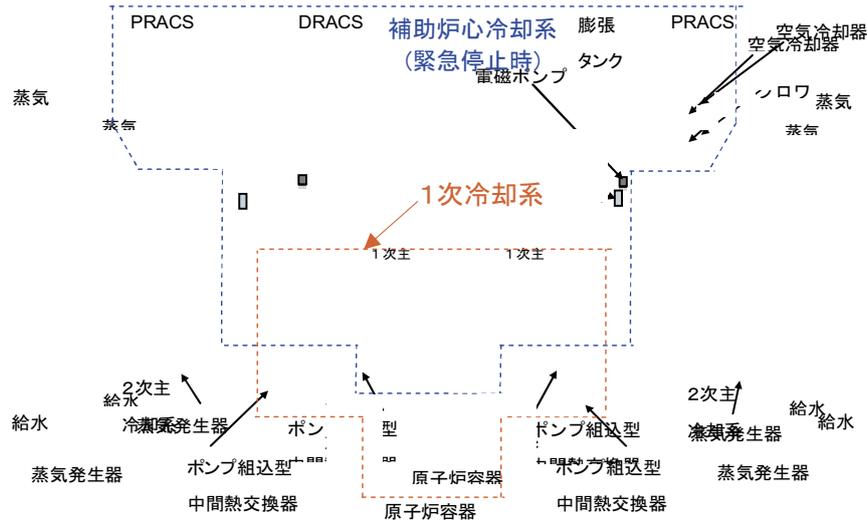


開発対象としたパンタグラフ式燃料交換機概念図

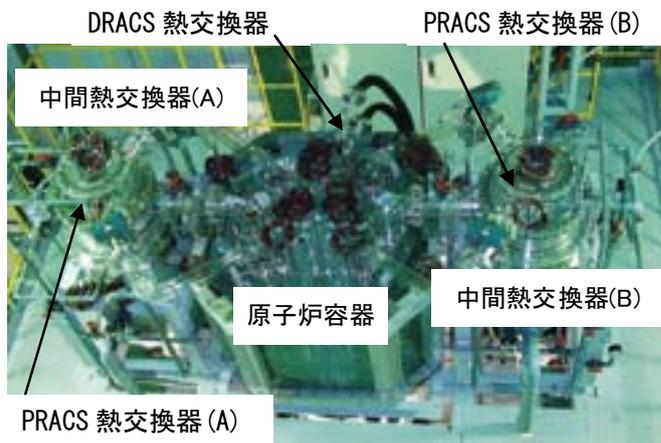
代表的な  
特許、論文、受賞

- 1) A. Katoh et al., "Development of advanced fuel handling machine for JSFR," Vol. 47, No. 7, pp. 642-651, Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, July, 2010.
- 2) S. Hirata et al., "Development of Transfer Pot for JSFR Ex-vessel Fuel Handling," IAEA-CN-176-08-17P, FR09, Kyoto, Japan, Dec. 2009.
- 3) H. Obata et al., "Development of Spent Fuel Cleaning method for JSFR," IAEA-CN-176-08-18P, FR09, Kyoto, Japan, Dec. 2009.
- 4) A. Katoh et al., "Thermal Analysis on Shipping Cask for JSFR Fresh Fuel," IAEA-CN-176-08-16P, FR09, Kyoto, Japan, Dec. 2009.

課題名	(受動的炉停止と自然循環による炉心冷却) 過渡時の自然循環による除熱特性解析手法の開発			
参画機関	電力中央研究所 日本原子力研究開発機構 三菱 FBR システムズ			
事業規模	期間	平成18～21年度	総額	909百万円
<p><b>【研究代表者】</b> 渡辺 収 三菱 FBR システムズ 熱流動グループ長</p>				
				
<p><b>【研究概要】</b> ナトリウム冷却大型炉の研究では、原子炉の緊急停止が行われた際に自然循環によって炉心を冷却するシステムが考えられています。本研究では、この自然循環による除熱システムが成立するかどうかを見極めるため、大型炉の1次冷却系を1/10に縮尺模擬した水試験装置を用い、安全評価の際の代表的な過渡事象について試験を行いました。その結果、どの事象でも安定した自然循環流量が得られ、十分な炉心冷却能力があることが確認されました。また、補助炉心冷却系熱交換器の伝熱性能などを確認するため、1/7スケールで液体金属ナトリウムを使った試験も行いました。これらの試験結果を基に、大型炉の安全評価に結び付けるべく、炉心、1次冷却系及び補助炉心冷却系に至る一連の熱輸送系を対象とした自然循環除熱特性解析手法を開発しました。</p>				
<p><b>【抱負】</b> 私は1973年に三菱原子力工業（株）と称す原子力専業会社に入社以来、高速増殖炉の研究開発に携わってきました。この間、国内では高速増殖実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」に、国外ではFFTF（米国の実験炉）、スーパーフェニックス（仏国の実証炉）に触れてきましたが、日本における高速増殖炉の実用化は、技術的には直ぐそこ、目の前に来ていると実感しています。この低炭素化社会において、日本を数世紀以上にわたってエネルギーフリーにできる高速増殖炉サイクルの実現に向けた国の強い指導力に期待するとともに、微力ながら今後の技術開発に尽力していきたいと思えます。</p>				



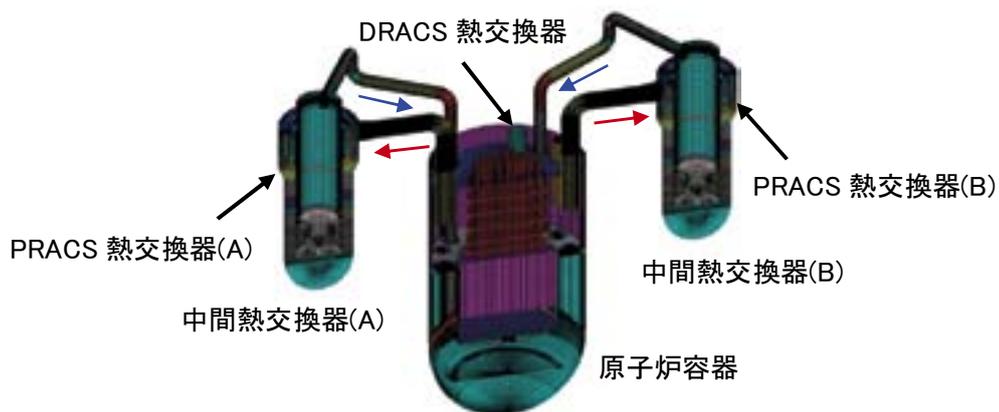
大型炉のプラント系統概念図



1/10 縮尺水試験装置外観



ナトリウム試験装置 (試験部外観)



大型炉 1 次系の 3 次元モデルの例 (自然循環除熱特性解析手法)

代表的な  
特許、論文、受賞

- 1) 渡辺 収、「過渡時の自然循環による除熱特性解析手法の開発」、(独)科学技術振興機構、原子力システム研究開発事業平成 20 年度成果報告会、(2009. 1. 28) .
- 2) K. Ohyama, O. Watanabe, Y. Eguchi, H. Kamide, H. Ohshima, "Decay heat removal system by natural circulation for JSFR", Japan, FR09 (2009).
- 3) 上出英樹、宮越博幸、渡辺 収、江口 譲、古賀智成、「大型ナトリウム冷却高速炉(JSFR)の自然循環崩壊熱除去に関する試験研究」、日本機械学会論文集, B 編 76(763), pp. 460-462, 2010.
- 4) H. Kamide, J. Kobayashi, A. Ono, H. Miyakoshi, O. Watanabe, "SODIUM EXPERIMENTS ON DECAY HEAT REMOVAL SYSTEM OF JAPAN SODIUM COOLED FAST REACTOR Start-up Transient of Decay Heat Removal System", Korea, NTHAS-7 (2010).

課題名	(炉心損傷時の再臨界回避技術) <b>炉心損傷評価技術（レベル2 PSA）の開発</b>		
参画機関	九州大学 日本原子力研究開発機構 三菱 FBR システムズ		
事業規模	期間	平成18～21年度	総額 466百万円

### 【研究代表者】

中井 良大 日本原子力研究開発機構  
FBRユニット長



### 【研究概要】

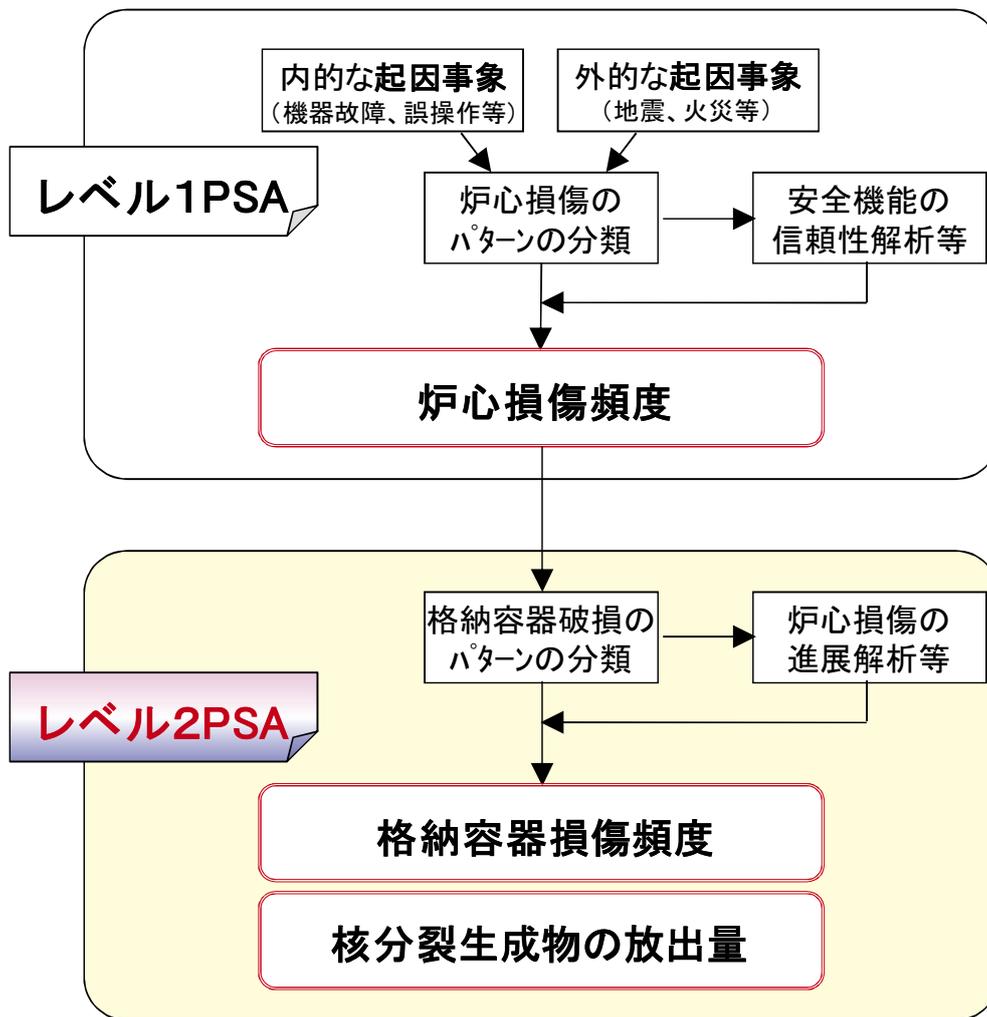
原子炉施設で想定される事故の発生頻度とその影響を定量的に評価することは、原子炉施設の安全性を確保する上で非常に重要です。このような評価には、事故の進み方に関する不確かさを確率論的に取り扱うとともに、炉心損傷時に放射性物質が放散する場合も視野に入れた包括的な安全評価技術（レベル2 PSA）が必要です。

本研究では、将来のナトリウム冷却高速増殖炉を対象としたレベル2 PSAで必要とされる解析ツールを開発するため、事故の進み方を支配する物理現象を数値シミュレーションによって摘出し、支配現象を分岐項目とするイベントツリーを構築するとともに、安全性試験などにより事故の進み方や分岐を確率論的に判断・評価するために必要とされるデータベースも構築・整備しました。

これらによって、ナトリウム冷却高速炉のレベル2 PSAに関する標準的な技術基盤が世界で初めて整備されただけでなく、安全性評価の信頼度が飛躍的に向上し、将来のナトリウム冷却高速増殖炉に導入される様々な革新技術の有用性についても確認できるようになりました。

### 【抱負】

原子炉施設の安全性や信頼性を高めるためには、「発生頻度が無視できるほど小さいが、発生すると重大な結果に至る事象」に対しても適切な対策が講じられており、そのリスク（発生頻度×影響）が許容できる範囲にあることを示さなければなりません。そのための評価技術を成熟させるとともに、安全性、信頼性、さらには経済性をも兼ね備えた高速炉を実現させたい、それが私の夢です。



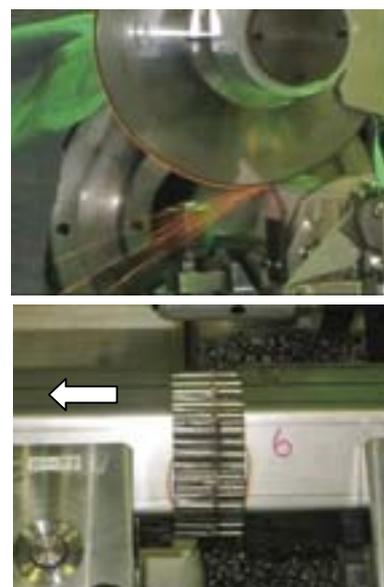
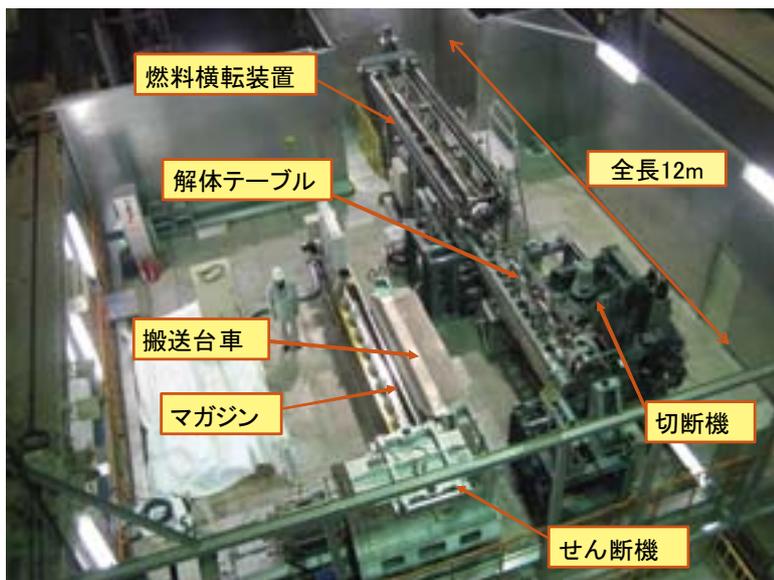
原子炉の安全性を確率論的に評価する場合、まず起因事象（事故の発端）の発生頻度を検討し、事故に備えて設置されている安全機能の信頼性を解析して炉心損傷頻度を評価します（レベル1 PSA）。次に、炉心損傷の進展を解析し、格納容器破損頻度や核分裂生成物の環境への放出量を評価します（レベル2 PSA）。

本研究では、将来のナトリウム冷却高速炉に対してレベル2 PSA を実施するための技術基盤を世界で初めて整備しました。

代表的な  
特許、論文、受賞

- 1) 日本原子力研究開発機構, “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 (1)原子炉プラントシステム,” JAEA-Research 2006-042 (2006).
- 2) R. Nakai, et al., “Development of Level 2 PSA Methodology for Sodium-Cooled Fast Reactors, (1) Overview of Evaluation Technology Development,” Proc. NUTHOS-8, N8P0095, Shanghai, China, Oct. 10-14 (2010).

課題名	(解体・せん断技術の開発) <b>燃料集合体解体及び燃料ピンせん断技術の開発</b>			
参画機関	日本原子力研究開発機構 日本原子力発電			
事業規模	期間	平成18～21年度	総額	1,146百万円
<b>【研究代表者】</b>		小林 嗣幸 日本原子力発電 研究開発室次長		
<b>【研究概要】</b>				
<p>高速増殖炉は夢の原子炉と呼ばれ、現在主流となっている軽水炉に比べて燃料となるウラン資源の利用効率が高く、実用化されれば、人類が必要とするエネルギーを数百年に亘って発電時に温室効果ガスを放出することなしに供給できる、とされています。そのためには、使用済燃料を再処理してリサイクルすることが必要です。</p> <p>使用済の燃料集合体を解体し、取り出した燃料ピンをせん断する技術は再処理にとって不可欠なものですが、使用済燃料は強い放射線を放出しているため、放射線を遮断するためのセル内で一連の操作をすべて遠隔で実施できる試験装置を開発しました。</p> <p>開発の狙いは、燃料集合体の変形や切断工具の摩耗を考慮して切断装置を自動制御し燃料ピンを傷つけることなく解体することと、取り出した100本以上の燃料ピンをまとめて1cm程度にせん断することにあります。全長4.6m程度の模擬燃料集合体などを用いた試験を繰り返し、試作装置に様々な改良を加え性能を向上させた上で、解体やせん断の最適条件を選定しました。また、試験で発生した不具合についても原因を解明し、信頼性を向上させるための対策を提案しました。</p>				
<b>【抱負】</b>				
<p>試験を行うと予想外の現象が発生し、その原因究明や改良のための苦労もありましたが、本研究のテーマは非常に重要なものであり、大変やりがいのある仕事でした。今後は、この経験を活かし、高速増殖炉サイクル実現のために少しでもお役に立てるよう努力して行きたいと考えています</p>				



本研究で製作した試験装置です。燃料集合体のラップ管を切断して燃料ピンを傷つけないように取外し、固定部を切断してから燃料ピンを搬送台車のトレイに取り出してマガジンに装荷し、1 c m程度にせん断します。



ラップ管を取外した後、燃料ピンが燃料集合体に固定されている部分を切断砥石で切断している様子です。



再処理（溶解工程）へ

模擬燃料ピンを1 c m程度にせん断した時のせん断片の写真です。ここで得られたせん断片は、溶解工程に送られ再処理されます。

代表的な  
特許、論文、受賞

1) Development of Mechanical Disassembly and Shearing Systems for FBR spent fuel in FaCT Project (Global 2009-9245, 2009年9月)

課題名	(抽出クロマトグラフィ法によるMA回収技術の開発) 抽出クロマトグラフィ法によるMA回収技術の開発			
参画機関	東京工業大学 日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成18～21年度	総額	811百万円

### 【研究代表者】

駒 義和 日本原子力研究開発機構  
副主任研究員



### 【研究概要】

ウランとプルトニウムをリサイクルする技術の開発が進められていますが、更に将来には放射性廃棄物地層処分の負担軽減などのため、これらと同族で長い半減期を持つアメリシウムやキュリウム（マイナーアクチノイド：MA）もリサイクルするシステムが考えられています。このような先進的な核燃料システムにはMAを回収する技術が不可欠です。

抽出クロマトグラフィ法とは、微細な粒子（吸着材）に目的とする物質を吸着させて抽出する方法です。本研究ではTODGAとR-BTPという2種類の吸着材を用いた2段階での抽出クロマトグラフィにより、放射性廃棄物溶液中のアメリシウムやキュリウムを99.9%以上の回収率で抽出・分離するプロセスを開発しました。また、MAに付随した不純物（核分裂生成物）も分離前の1/100以下の濃度に抑えるなど、除染効果が極めて高いことも確認されました。更に、工学規模での分離塔システム（使用済燃料50トン/年の処理能力に相当）を試作し、マニピュレータなどによる遠隔操作によって基本的な操作が可能であるとの見通しを得ました。

MA回収技術は世界的にも未確立で先駆的な取組ですが、新技術の成立に向けて着実に歩を進めることができました。

### 【抱負】

クロマトグラフィ法は分析などの小さい規模でよく用いられますが、工学規模に拡大する開発はなされていませんでした。実用化のためには、回収設備は高い安全性を有するとともに、安価でなくてはなりません。世界で初めてそのようなシステムを実現することを目指して貢献していきたいと思っております。

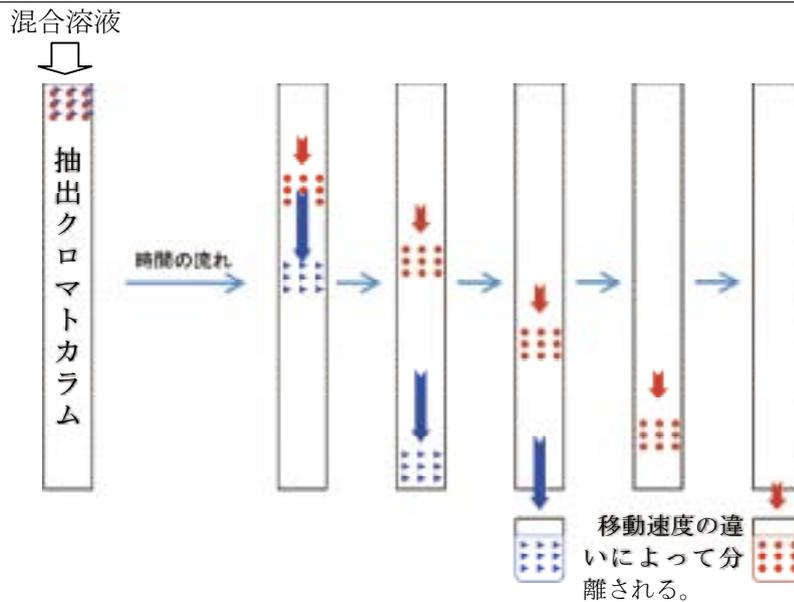


図1 抽出クロマトグラフィの原理

クロマトグラフィは移動相と固定相の間の吸着平衡の違いを利用します。固定相に吸着しにくい成分はカラムを速く移動しますので、この速度差を利用します。本法では、直径 50 $\mu$ m の特別な吸着材を用います。

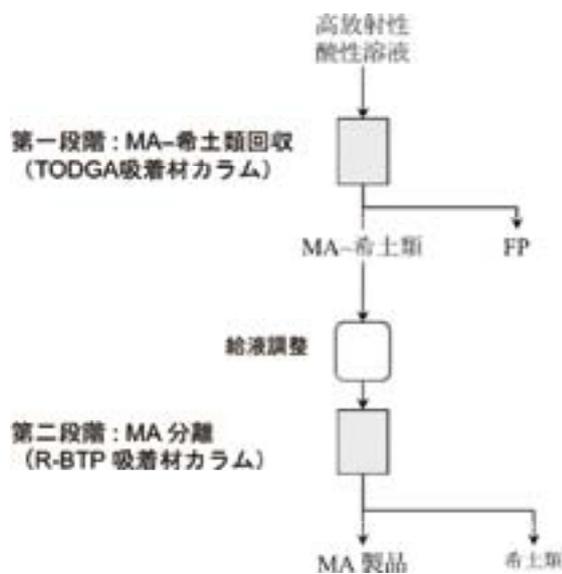


図2 開発した分離スキーム

高放射性溶液を TODGA 吸着材と R-BTP 吸着材のカラムに通し、MA を分離して製品とします。



図3 遠隔操作に対応した工学規模分離塔システム

使用済み核燃料を 50 t/y の量で処理する分離塔です。遠隔操作が可能のように工夫しました。

代表的な特許、論文、受賞

【発表論文等】

- 1) S. Watanabe, et al., "Chromatography Column System with Controlled Flow and Temperature for Engineering Scale Application", Journal of Engineering for Gas Turbines and Power, 132(10), 102903 (2010).
- 2) Y. Koma et al., "Extraction Chromatography for Am and Cm Recovery in Engineering Scale", ATALANTE 2008 Nuclear Fuel Cycles for a Sustainable Future, 19–23 May 2008, Montpellier, France (2008).
- 3) Y. Koma et al., "Adsorbents Development for Extraction Chromatography on Am and Cm Separation", GLOBAL 2009, 6–11 September 2009, Paris, France (2009).
- 4) Y. Koma et al., "Development of the Extraction Chromatography System for Separation of Americium and Curium", 11<sup>th</sup> OECD/NEA Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, 1-5 November 2010, San Francisco, USA (2010).

課題名	(セル内遠隔設備開発) <b>セル内遠隔設備の開発</b>			
参画機関	筑波大学 日本原子力研究開発機構			
事業規模	期間	平成18～21年度	総額	1,257百万円
<p><b>【研究代表者】</b> 滑川 卓志 日本原子力研究開発機構 燃料製造技術開発ユニット長</p>				
<p><b>【研究概要】</b> 将来の高速増殖炉（FBR）サイクルで用いるウラン・プルトニウム混合酸化物（MOX）燃料は、アメリシウムなどのマイナーアクチノイド（MA）や若干の核分裂生成物を含有するため、従来のグローブボックス設備では製造できず、製造設備を全て放射線遮蔽セル内に設置します。 量産規模のセル内遠隔製造設備は世界に例がないため、実機サイズの模擬試験機を設計・製作し、燃料製造のセル内遠隔設備が成立することを確認しました。また、セル内での自動運転技術についても、最先端な画像処理技術などを適用し、また、設備内の物流を高速化することにより、燃料ペレットの外観、寸法、重量を1日あたり7万個の量産規模で測定する技術の開発に成功しました。更に、グローブボックス設備として自動運転の実績がある燃料ペレットプレス機を対象に設備を37にモジュール化し、故障したモジュールをセル内で迅速かつ円滑に交換するためのハンドリング設備（ロボット制御技術、運転技術）も合わせて開発しました。</p>				
<p><b>【抱負】</b> 燃料製造工程には精密な機械装置が多いため、どんなに自動運転技術が進もうともメンテナンスフリーにはできません。故障部位をモジュール単位で交換する技術として、今回は操縦者が操縦端をスーツのように装着し腕の動作をロボット側に正確に伝えるとともに、動作中の操縦者の筋電位を検知し操縦端自体のモーターを動かすことにより、操縦者の動作力を軽減することで作業者の負担が少ない技術を開発しました。今後更に開発を積み重ね、保守作業を定型化し、また、様々なセンシング技術を応用することで、保守自体の自動化も夢でなくなる時代が来るものと思います。</p>				

- 装置全体をモジュールで組合せ、全てを分割交換できる。
- モジュールは、階層構造とし保守頻度の高い部分を小モジュールとし、更に上位の複合モジュールで構成する。通常は、小モジュール単位での交換（\*）を行うが、小モジュール以外の部位の保守（※）が必要な場合は、交換時間を短縮するため、小モジュールを含む複合モジュールごと交換する。

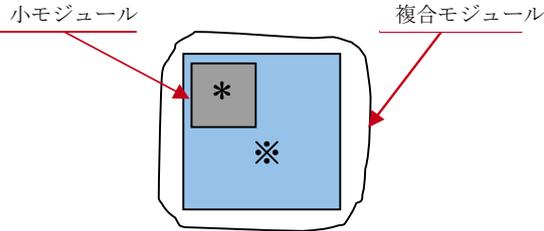


図 1. モジュールの概念



図 2. インライン式粉末分析装置のモジュール化試験機

※画像（画素数と階調）よりペレット寸法（陰影の境界）を得るためのデータ処理例

図 3. ペレット検査設備試験機

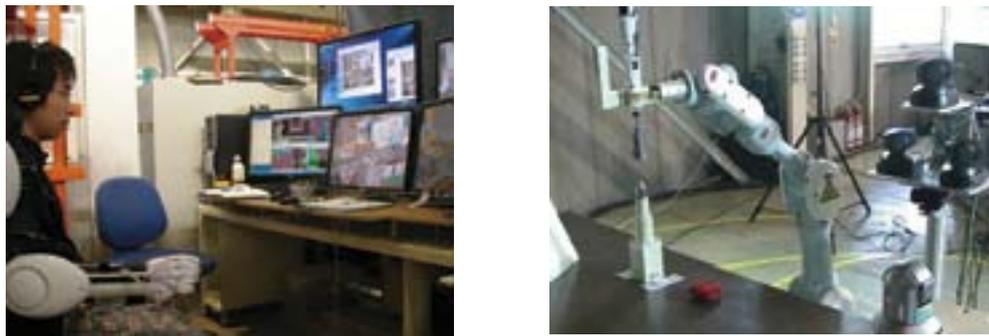


図 4. 遠隔保守用ハンドリング設備（作業支援システム、ロボットアーム）

代表的な  
特許、論文、受賞

- 1) 原子力 eye、Vol. 54 No. 5(2008)
- 2) JAEA-Evaluation-2009-003, 日本原子力研究開発機構 (2009)
- 3) “Handling Technology of Low Decontaminated TRU Fuel for the Simplified Pelletizing Method Fuel Fabrication System”, FR09, Kyoto, Japan (2009)

課題名	(TRU燃料取扱い技術) TRU燃料集合体組立時の燃料バンドル冷却評価技術の開発			
参画機関	大阪大学 慶応義塾大学 ニュークリア・デベロップメント			
事業規模	期間	平成18～21年度	総額	365百万円

### 【研究代表者】

伊藤 邦博 ニュークリア・デベロップメント  
技術開発推進室長



### 【研究概要】

高速増殖炉サイクルの実用化に向けて利用が計画されている低除染超ウラン元素（TRU）燃料は発熱量が大きいことから、新燃料組立工程において燃料バンドルを空気（送風）冷却するための冷却評価技術と冷却システムの検討が必要です。

そこで本研究では、少数燃料ピンモデル熱流動試験によりマイクロ冷却評価ツールを整備し、このツールを用いて燃料バンドル全体を扱う評価モデルを作成しました。また、実規模燃料集合体を模擬したフルモックアップ試験を行って過渡時も含めた温度分布データを取得し、これらも合わせて燃料バンドル全体を扱う解析評価ツールを整備し、燃料被覆管温度に対する評価精度も±5℃以内を達成しました。更に、燃料の健全性を守るための冷却システム構造の概念（定常時200℃以下、送風停止30秒後300℃以下）を構築し、温度挙動評価により、送風停止時を含めて温度制限を満足することを確かめました。

### 【抱負】

人類社会の持続的発展を目指した我が国の高速増殖炉（FBR）サイクル開発計画は、核不拡散、放射性廃棄物低減も可能とするものであり、世界標準のFBRサイクルとして是非実現したい。この目標に向かって私共の研究が少しでも貢献できるとすれば、大きな喜びです。本研究が、我が国の狙うFBR低除染サイクルにおける燃料組立時の除熱の問題を基本的に解決したことで、海外の低除染サイクル検討に勇気を与えているとの情報もあり、非常に嬉しく思っています。若い人たちが我が国の先進性に自信を持って新技術に挑戦することを希望します。

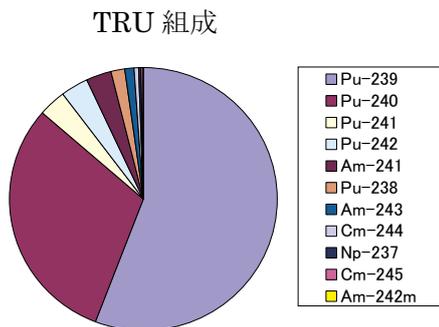


図1 新燃料の TRU 組成

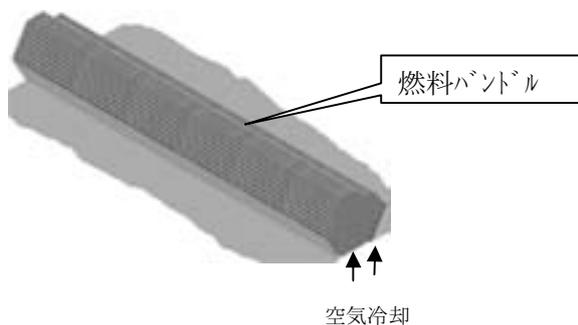


図3 燃料組立状況

燃料バンドル組立時にバンドルを横置きし、TRU からの発熱を除熱するため、空気を吹き付けます。

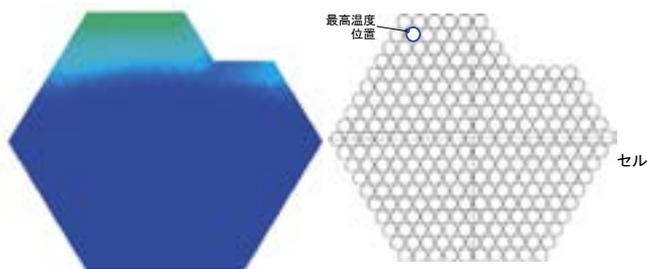


図4 バンドル内温度解析結果例

新規に整備したサブチャンネルコードは精度±5°Cで温度分布解析が可能です。

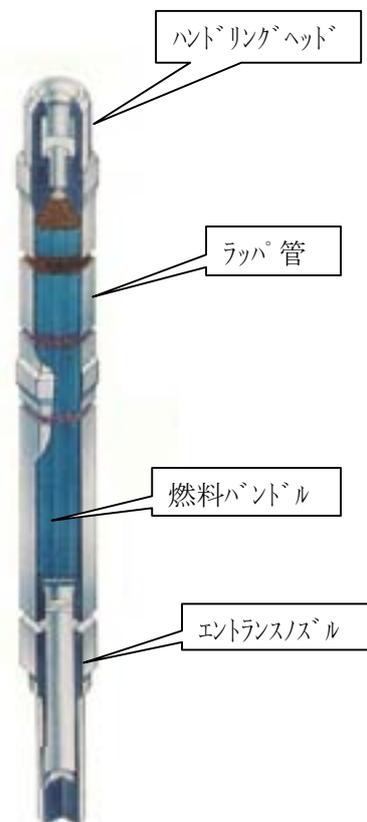


図2 燃料集合体

燃料バンドルはラッパ管に挿入された後、軸方向に空気を流して除熱します。

軸方向冷却系統

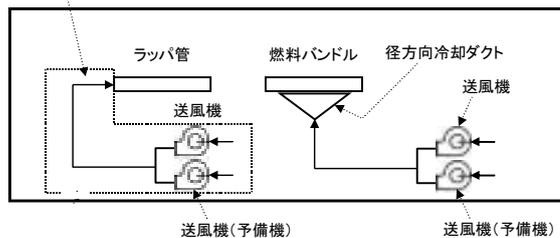


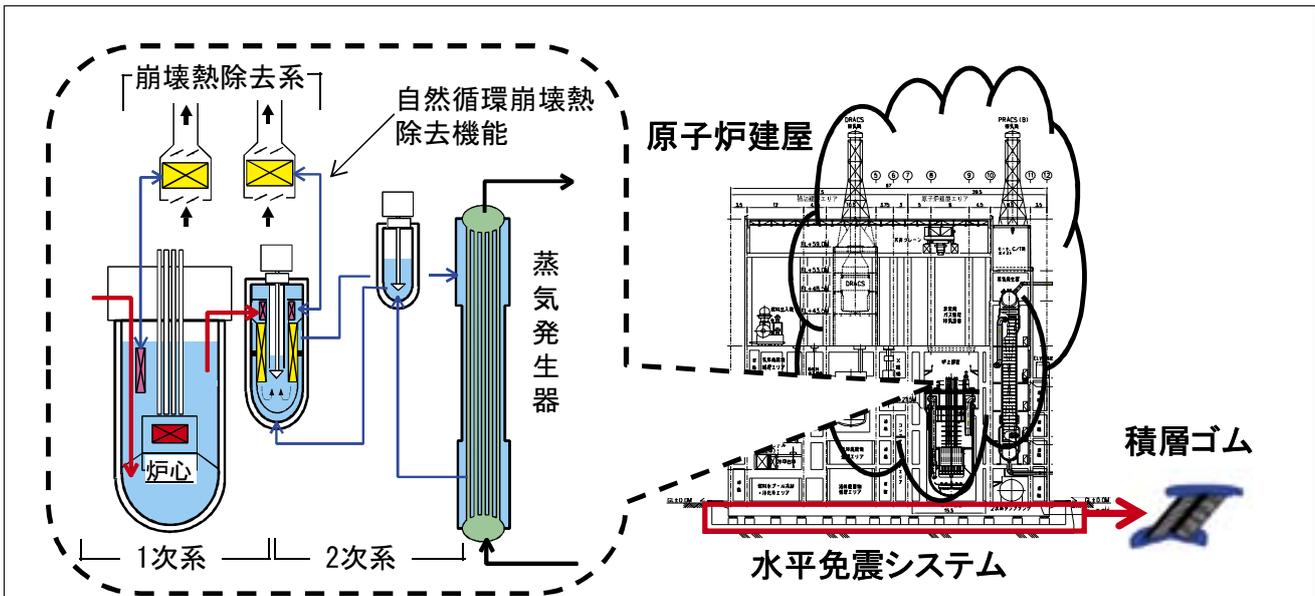
図5 冷却系統図

径・軸方向独立の冷却系（予備機付）は異常時でも燃料被覆管を 300°C以下に保ちます。

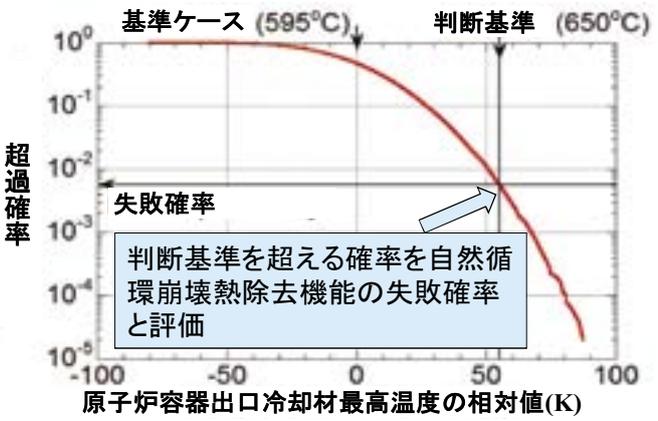
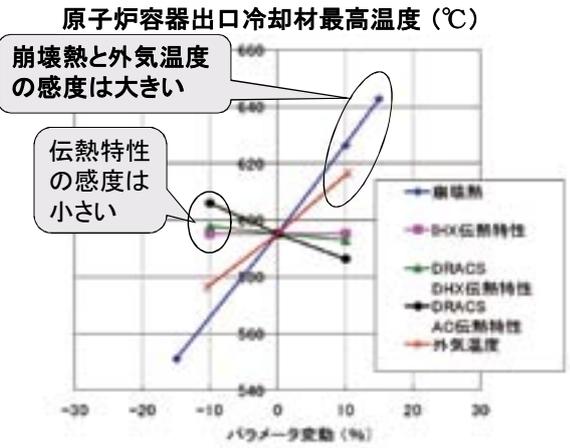
代表的な  
特許、論文、受賞

1) Journal of Nuclear Science and Technology : Vol. 47, No. 9, pp.839-848, 2010  
Development of Sub-Channel Analysis Tool for TRU Fuel Fabrication.

課題名	ナトリウム冷却型高速増殖炉の確率論的安全評価手法（レベル 1PSA）の開発			
参画機関	日本原子力研究開発機構 大阪大学 東京電機大学			
事業規模	期間	平成 22～23 年度	総額	98 百万円
<b>【研究代表者】</b> 栗坂 健一 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 研究主幹				
<b>【研究概要】</b> 原子炉施設で想定される事故の発生確率とその影響を定量的に評価することは、原子炉施設の安全性を確保する上で非常に重要です。 一方、開発を進めているナトリウム冷却型高速増殖炉では、より安全なシステムを実現するために動力電源が喪失しても自然循環により原子炉停止後の炉心を冷やすことのできる自然循環崩壊熱除去機能を備えています。さらに、地震時の安全対策として重要な原子炉建屋全体を免震化する方策も検討しています。 本研究では、こうした安全性を高める仕組みである自然循環崩壊熱除去や免震に着目して、これらの機能が損なわれる要因を分析し、その確率を評価する手法を構築しました。 自然循環崩壊熱除去については、流路があれば確実に自然の力で冷却材が循環し、炉心を冷却できる特徴を有しています。このような特徴に対して、本研究では機能喪失要因として、熱交換器を介した伝熱の特性の不確かさ、原子炉停止後の炉心での発熱量（崩壊熱）の不確かさなどを考慮した上で、冷却不足に至る条件が偶然重なる可能性に着眼しました。さらに、プラント動特性に基づく応答曲面及びモンテカルロ手法を組み合わせた新しい方法を考案し、こうした可能性を定量的に評価できるようになりました。				
<b>【その後の取り組み】</b> 安全性を確保するためには、原子力システムに内在する危険性を、そのシステムが存在する期間に亘って封じ込め続けることが大切だと考えています。そのための安全性確保策がどの程度有効かを確率という尺度をもって明らかにするための手法として確率論的安全評価手法を今後も整備するとともに、この手法をナトリウム冷却型高速増殖炉システムへ適用しながら、どの安全性確保策が、どの事故シナリオの発生確率を、どの程度抑制するために役立つかを可能な限り明らかにしていきたいと考えています。				



研究対象の高速炉の安全上の特徴：冷却材ナトリウムの自然循環により炉心が冷却されます。また、積層ゴムを用いた水平免震システムにより原子炉建屋に入力される地震力を低減します。



伝熱特性などのパラメータの感度解析を実施し、崩壊熱と外気温度の感度が大きいことなどを把握しました。これらのパラメータの不確かさ分布を設定し、モンテカルロ計算により自然循環崩壊熱除去機能の失敗確率を評価しました。

代表的な特許、論文受賞など

【発表論文】

- 1) 藤田聡、皆川佳祐、山口彰、高田孝、栗坂健一、「確率論に基づく免震原子力施設の応答に関する研究」、Dynamics and Design Conference 2011 講演論文集、高知、(2008)
- 2) K. Kurisaka, T. Sakai, H. Yamano, S. Fujita, K. Minagawa, A. Yamaguchi, T. Takata, "Development of Level-1 PSA Method Applicable to Japan Sodium-cooled Fast Reactor: (1) Research Plan and Internal Event Evaluation Related to Reactor Shutdown Failure", Proc. 21st International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 21), New Delhi, (2011)
- 3) K. Minagawa, S. Fujita, A. Yamaguchi, T. Takata, K. Kurisaka, "Development of Level-1 PSA Method Applicable to Japan Sodium-cooled Fast Reactor: (2) Seismic Response Analysis Considering Characteristics of the Advanced Seismic Isolation System", Proc. 21st International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT 21), New Delhi, (2011)

課題名	高速増殖炉における炉心燃料とブランケット燃料の配置最適化手法の研究開発			
参画機関	東北大学			
事業規模	期間	平成21～23年度	総額	39百万円

### 【研究代表者】

若林 利男 東北大学教授  
(大学院工学研究科  
量子エネルギー工学専攻)



### 【研究概要】

高速増殖炉では、原子炉の最も外側の燃料の出力が低く、それに伴いその場所の燃焼度が低くなっています。「もんじゅ」の場合、炉心平均燃焼度に比べて、最外側燃料の燃焼度は、約25%低くなっています。このため、経済性向上の観点から炉心平均燃焼度を増大させるには、最外側燃料の燃焼度を上げることが有効と考えられます。その方策として、高速増殖炉のブランケット領域の中性子の減速及び反射効果を増大させて、最外側燃料の出力の増大とそれに伴い燃焼度を向上させることが考えられます。ブランケット燃料集合体は、従来、劣化ウラン燃料のみで構成されていました。ブランケットの減速及び反射効果を増大させるため、ブランケット燃料集合体内に劣化ウランだけでなく、減速及び反射効果が優れている物質(水素化ジルコニウム、重水素ジルコニウム等)を適用するというアイデアを考案しました。

そして、「もんじゅ」を例として、炉心平均燃焼度を向上させる手法を開発し、実用炉への適用性の研究をおこないました。減速材物質として重水素ジルコニウムを選定し、61本の減速材棒を含む集合体をブランケット領域に配置することで、炉心平均燃焼度が約7%向上できることが分かりました。また、実用炉にも十分適用できることが分かりました。

### 【その後の取り組み】

燃焼度の向上は、資源の有効利用、環境負荷の低減に大きく寄与します。燃料・材料の開発とともに本手法を発展させ、更に燃焼度向上が図れるようにしていきたいと思っています。また、減速材を含むブランケット燃料集合体を用いれば、劣化ウランに当たる中性子のスピードを遅くできます。これにより、発熱や中性子発生量が多いプルトニウムを多く生成し、核物質を取り扱い難くするため、核不拡散性の向上に寄与すると考えられます。このような観点から引き続き検討を行っていきたいと考えています。

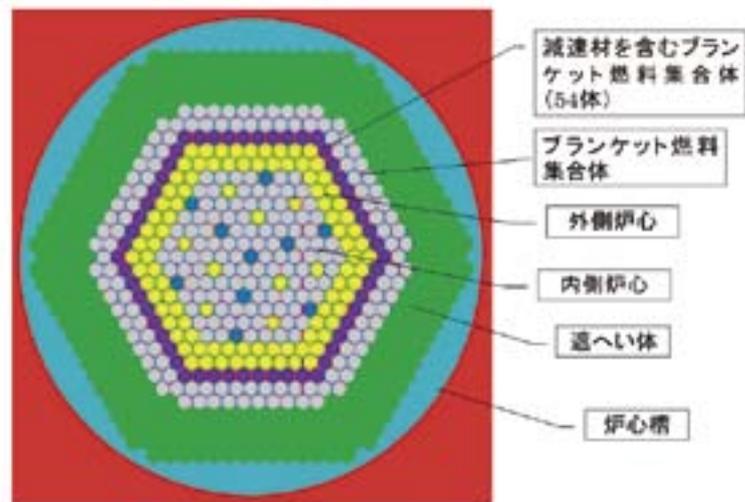


図1 「もんじゅ」炉心配置図

減速材を含むブランケット燃料集合体を配置して減速及び反射効果を増大させます。

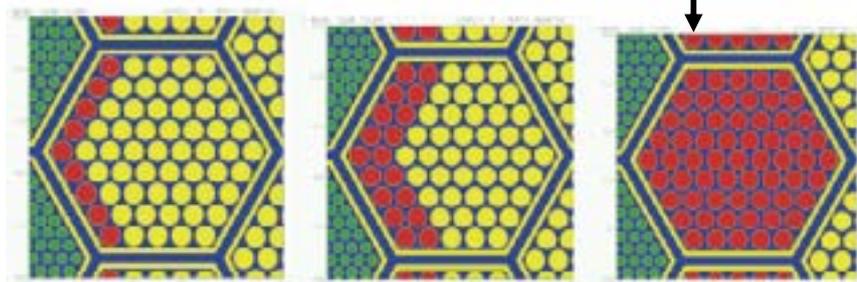


図2 ブランケット燃料集合体内の減速材棒の配置例  
赤：減速材棒、黄色：劣化ウラン燃料棒、緑：炉心燃料棒

表1 減速材棒本数と燃焼度の関係

減速材棒本数の増加とともに、炉心平均燃焼度が増加し、61本の場合には、約7%増加しています。

減速材棒本数	炉心出力ピーキング係数	外側炉心最外層燃料の出力ピーキング係数	ブランケット集合体の出力ピーキング係数	炉心平均燃焼度の増加(%)	増殖比
-	1.233	1.173	1.420	-	1.121
9	1.253	1.130	1.703	0.9	1.107
18	1.231	1.095	1.251	2.9	1.092
61	1.202	1.312	-	7.0	1.011

代表的な特許、論文受賞など

- 1) Toshio Wakabayashi, "Improvement of Core Performance by Introduction of Moderators in a Blanket Region of Fast Reactors," Science and Technology of Nuclear Installations, Volume 2013, Article ID 879634, 7 pages, 2013.
- 2) Toshio Wakabayashi, "Enhancement of Fuel Burn-up by Introduction of Moderators in a Blanket Region of Fast Reactor," The 10<sup>th</sup> International Conference GLOBAL 2011, Makuhari Messe, Chiba, Japan December 11-16, 2011

## 《参考》

### 採択課題一覧（平成17～24年度）

#### I. 基盤研究開発分野

##### 1. 革新技術創出型研究開発

（革新的原子炉技術）

（平成17年度採択課題）

- ・ 新技術を活用した高速炉の次世代安全解析手法に関する研究開発
- ・ 軽水冷却スーパー高速炉に関する研究開発
- ・ レーザを用いた超高感度分析技術による高速炉のプラント安全性向上に関する研究
- ・ 高強度パルス中性子源を用いた革新的原子炉用核データの研究開発
- ・ 原子力システム高効率化に向けた高耐食性スーパーODS 鋼の開発
- ・ ナノテクノロジーによるナトリウムの化学的活性度抑制技術の開発
- ・ 先進複合材コンパクト中間熱交換器の技術開発

（平成18年度採択課題）

- ・ 液体金属熱流動評価のための高速度3次元直接計測技術開発
- ・ 液体金属中で適用可能な摩擦攪拌接合補修技術の開発
- ・ ナトリウム流動の可視化による高速炉気液界面・速度場の計測制御
- ・ ナトリウム中の目視検査装置の開発
- ・ 長寿命プラント照射損傷管理技術に関する研究開発
- ・ 水素化物中性子吸収材を用いた革新的高速炉炉心に関する研究開発

（平成19年度採択課題）

- ・ Na 冷却高速炉のタービン発電システムに関する研究開発
- ・ 高速炉実機未臨界状態で行う反応度フィードバック精密測定技術の開発
- ・ レーザー加工技術の組み合わせによるFBR熱交換器伝熱管内壁検査技術の高度化

（平成20年度採択課題）

- ・ 第3世代耐照射性オーステナイト合金の研究開発
- ・ 流量拡張性に優れ苛酷環境に適用する電磁流量計に関する研究開発

(平成 21 年度採択課題)

- ・高速系革新炉の成立性に影響する核データの新規測定技術開発
- ・EBR-II 廃材を用いた高速炉構造材健全性評価に関する研究開発

(平成 22 年度採択課題)

- ・軽水冷却スーパー高速炉に関する研究開発
- ・ナノ粒子分散ナトリウムの高速炉への適用化技術の開発

(革新的核燃料サイクル技術)

(平成 17 年度採択課題)

- ・効果的環境負荷低減策創出の為の高性能 Am 含有酸化物燃料の研究
- ・超臨界流体を用いた全アクチニド一括分離システムの開発
- ・新規抽出剤・吸着剤による TRU・FP 分離の要素技術開発
- ・次世代再処理機器用耐硝酸性材料技術の研究開発
- ・高選択・制御性沈殿剤による高度化沈殿法再処理システムの開発
- ・低除染 TRU 燃料の非破壊・遠隔分析技術開発

(平成 18 年度採択課題)

- ・将来再処理プロセスでの窒素酸化物クローズドシステム開発
- ・FBR の円滑な導入のための柔軟な燃料サイクルに関する研究開発
- ・電解還元法を適用した酸化物燃料の乾式再処理に関する技術開発
- ・温度スイングクロマト分離法のための感温性ゲル抽出剤の開発
- ・晶析工程における結晶精製技術に関する研究開発
- ・TRU 燃焼のための合金燃料設計と製造の基盤技術の開発

(平成 19 年度採択課題)

- ・金属燃料の溶融塩電解精製における陰極／陽極の処理に関する研究開発
- ・MA リサイクルのための燃料挙動評価に関する共通基盤技術開発

(平成 20 年度採択課題)

- ・高解像度 X 線 CT による燃料棒、燃料集合体の照射挙動の究明
- ・フッ化技術を用いた自在性を有する再処理法に関する研究開発

(平成 21 年度採択課題)

- ・多座包接型配位子による MA の無劣化・無廃棄物抽出クロマト分離の研究
- ・次世代燃料サイクルのための高レベル廃液調整技術開発
- ・FBR 移行サイクルの柔軟性向上技術の実用化に関する研究開発

(平成22年度採択課題)

- ・疎水性、親水性新規ジアミド化合物によるMA相互分離技術開発
- ・次世代燃料の遠隔分析技術開発とMOX燃料による実証的研究
- ・照射を目指したMA合金燃料の製造基盤技術の開発

(平成24年度採択課題)

- ・過酷事故対応を目指した原子炉用ダイヤモンド半導体デバイスに関する研究開発
  - ・外部ハザードに対する崩壊熱除去機能のマージン評価手法の研究開発
- ・極限荷重に対する原子炉構造物の破損メカニズム解明と破局的破壊防止策に関する研究開発
  - ・原子力発電機器の強度保証のための高信頼性に関する研究開発
- ・高燃焼度原子炉動特性評価のための遅発中性子収率高精度化に関する研究開発
  - ・シンチレータスタック型ガンマ線イメージャに関する研究開発
  - ・安全性を追求した革新的炉心材料利用技術に関する研究開発
- ・原子力プラント安全性の向上に対応できる高耐食性EHPステンレス鋼の適用技術開発
  - ・原子炉燃料被覆管の安全設計基準に資する環境劣化評価手法に関する研究開発
  - ・原子炉容器構造材料の微視的損傷機構の解明を通じた脆化予測モデルに関する研究開発
  - ・高度の安全性を有する炉心用シリコンカーバイト燃料被覆管等の製造基盤技術に関する研究開発

## 2. 若手対象型研究開発

(平成17年度採択課題)

- ・ 液化ガスを媒体とする使用済燃料からのアクチノイド抽出法の開発
- ・ 陽電子マイクロビームによる原子力材料のマイクロ劣化解析
- ・ ガス冷却高速炉用先進材料のナノメカニクス接合解析技術の開発
- ・ 原子力システム管理技術の大規模情報可視化に関する研究開発
- ・ ガス冷却高速炉用高燃焼度燃料の開発
- ・ FBR 燃料再処理のためのタンパク質機能付加 SAM の創生
- ・ 超臨界圧水冷却高速炉の炉内構造材劣化予兆診断技術の開発
- ・ 不溶性陽極を用いた革新的酸化物乾式再処理プロセス技術の開発
- ・ 放電プラズマ焼結による革新炉燃料ペレット製造に関する研究開発
- ・ 計算科学的手法を駆使した高精度・シームレス物理シミュレータの開発
  - 高速炉ガス巻き込み評価を対象として -
- ・ ミクロ炉物理に基づく反応度係数の高精度測定手法と解析手法の開発
- ・ 中性子照射環境に於けるセラミックスの熱伝導率評価に関する研究開発
- ・ 長寿命核種核変換処理用酸化物セラミックスに関する研究開発
- ・ 中性子共鳴吸収による MOX 燃料ペレット模擬体分析法の開発研究
- ・ レーザー光による原子炉材料中のオンサイト水素分析技術の開発
- ・ FBR 燃料再処理のための新規 N, N-ジアルキルアミドの創製
- ・ ミリチャンネル二相熱流動場の高信頼性予測実現のための研究開発
- ・ マイクロ・ナノ反応場を利用した革新的アクチノイド分離法の研究
- ・ モデル・データ・検査融合に基づく炉内材料劣化に関する研究開発
- ・ 照射の複合作用を考慮した合理的構造設計のための材料損傷評価法
- ・ 材料表面劣化計測技術を用いた耐腐食性高強度材料の研究開発
- ・ 液体 Ga を用いた高効率マイナーアクチノイド分離回収技術の開発
- ・ 多変量時空間ゆらぎ制御による高信頼合金設計技術に関する研究
- ・ 時間・空間スケラビリティを備えた統合原子シミュレーション

(平成18年度採択課題)

(革新的原子炉技術)

- ・ プラズマを用いたトリチウム化炭化水素の分解回収法の研究開発
- ・ 高速増殖炉ナトリウムからのトリチウム移行制御に関する研究開発
- ・ 冷却材中のトリチウム挙動及びその濃度制御に関する研究開発
- ・ 高機能代替流体による高速軽水炉燃料の熱的限界予測手法の開発
- ・ 鉛ビスマス冷却型高速炉における耐食性皮膜付着力の高温試験技術
- ・ 化学的不純物アクティブ制御による原子炉材料長寿命化の研究開発
- ・ その場補修可能なナノ・マイクロ複合微粒子防食被覆法の開発
- ・ 先進的原子炉燃料セラミックスにおける照射損傷量評価の高精度化

- ・原子力プラント全容解析のための接合部連成モデリング
- ・不確実性を考慮した原子力システム研究開発評価法に関する研究
- ・ナノ構造伝熱面の創成技術ならびに伝熱特性に関する研究開発
- ・界面反応ダイナミクスに基づく耐熱合金の耐久性評価法の開発
- ・多粒子対応型高性能次世代放射線モニタの開発  
(核燃料サイクル技術)
- ・放射性廃棄物エネルギー有効利用のための新技術開発
- ・天然物を有効活用した難分離性長寿命核種の分離技術の研究開発
- ・窒化チタンを不活性母材とした MA 含有窒化物燃料製造技術に関する研究開発
- ・低除染酸化燃料サイクルの成立を指向した多元系燃料の物性研究
- ・乾式再処理廃塩からのマイナーアクチニド回収に関する研究開発

(平成 19 年度採択課題)

(革新的原子炉技術)

- ・き裂サイジングに向けた先進電磁超音波探傷に関する研究
- ・超音波による 3 次元流速ベクトル分布計測システムの開発
- ・ゲル状中性子遮へい樹脂材の高耐熱化に関する研究開発
- ・ナトリウム冷却炉用高クロム鋼配管溶接部適正設計施工手法の開発  
(核燃料サイクル技術)
- ・分子シミュレーションによる MA 含有 MOX 物性のモデル化
- ・超臨界水利用 MOX 燃料リサイクルと材料健全性に関する技術開発
- ・新規再処理システムに向けた核分裂生成物の高効率分離法の開発

(平成 21 年度採択課題)

(革新的原子炉技術)

- ・水素化物中性子吸収材を用いた革新的高速炉炉心の実用化研究開発
- ・液体金属中で適用可能な摩擦攪拌接合補修装置の開発  
(核燃料サイクル技術)
- ・実用化に向けた金属燃料サイクルの工学技術実証に関する研究開発
- ・次世代再処理機器用超高純度 EHP 合金の実用化に関する研究開発

## II. 特別推進分野

(平成18年度採択課題)

(ナトリウム冷却炉に関する技術開発課題)

- ・システム簡素化のための冷却系2ループ化
- ・原子炉容器のコンパクト化
- ・システム簡素化のための燃料取扱い系の開発
- ・受動的炉停止と自然循環による炉心冷却
- ・炉心損傷時の再臨界回避技術

(先進湿式法再処理に関する技術開発課題)

- ・解体・せん断技術の開発
- ・抽出クロマトグラフィ法によるMA回収技術の開発

(簡素化ペレット法燃料製造に関する技術開発課題)

- ・セル内遠隔設備開発
- ・TRU燃料取扱い技術

平成21年度採択課題)

- 【課題1】「もんじゅ」における高速増殖炉の実用化のための中核的研究開発
- 【課題2-1】最新の妥当性立証手法に基づくFBR流動設計手法の検証方法の研究
- 【課題2-2】FBR燃料・炉心設計の特徴を考慮した燃料配置最適設定手法の開発
- 【課題2-3】高速増殖炉における炉心燃料とブランケット燃料の配置最適化手法の研究開発
- 【課題2-4】「もんじゅ」プロセスデータのハイブリッド高度処理による異常診断エージェントの研究開発

(平成22年度採択課題)

- 【課題1】炉心損傷時の炉心物質再配置挙動評価手法の開発
- 【課題2】崩壊熱除去系に対する自然循環除熱評価手法の開発
- 【課題3】蒸気発生器伝熱管破損伝播に係るマルチフィジックス評価システムの開発
- 【課題4】ナトリウム冷却型高速増殖炉の確率論的安全評価手法(レベル1PSA)の開発



## サイエンスプラザ

【交通】 JR総武線、営団有楽町線・南北線、都営新宿線  
市ヶ谷駅 徒歩10分

お問い合わせ先

独立行政法人

科学技術振興機構

原子力業務室

〒102-8666 東京都千代田区四番町5-3 サイエンスプラザ5階

Tel : 03-3238-7681 Fax : 03-3238-7695

URL : <http://www.jst.go.jp/nrd/nuclear.html>