

JAEA R&D Navigator

2025-26



Synergy

Sustainable Ubiquitous



JAEA R&D Navigator 2025-26

CONTENTS

高温ガス炉水素・熱利用研究

制御棒と強制冷却が無くても、高温ガス炉は自然に「静定する、冷える」ことを実証 － HTTR (高温工学試験研究炉) における安全性実証試験に成功－	6
高温ガス炉 (HTTR) と水素製造施設の接続設備機器の開発計画 － 水素社会実現に向けた高温ガス炉による水素製造への取組み－	7
高温ガス炉の水素製造技術で脱炭素社会の実現へ － ヘリウムと水の熱流動挙動を予測する手法を確立－	8
IS 水素製造法の高温強酸環境下で溶液組成を予測する － 深層ニューラルネットワークを用いたオンライン組成予測法の開発－	9
3D プリント技術がもたらす原子炉燃料の新しい機能性 － 多様な革新炉燃料を製造できる実用技術を目指して－	10

高速炉研究開発

炉内配管破損事象が生じてもタンク型ナトリウム冷却高速炉の安全性は維持 されることを確認	11
蛍石型酸化物中の酸素の振る舞いを予測する － 酸化物燃料の製造技術と照射挙動解析技術の高度化に向けた研究－	12
地震時の確率論的なリスクを現実的に評価する新手法の開発と次世代炉への適用 － 原子炉容器の座屈後変形挙動を考慮した地震時疲労破損確率の評価－	13
ナトリウム冷却高速炉の自己作動型炉停止機構 (SASS) の実装に向けて － 温度感知合金部周囲の流れの把握－	14
発電しながら TRU 廃棄物を燃やしきる高速炉炉心概念を構築	15
高速炉用渡り配管の地震時挙動を解明	16
燃料ピン束を流れる冷却材の動きを解析コードで詳しく知る － 模擬試験で妥当性を確認－	17
低圧損クロマトグラフィ担体の大量製造法の開発 － 抽出クロマトグラフィ法によるマイナーアクチノイド分離回収システムの安全性向上を目指して－	18
2,000 °C に迫る MOX のエンタルピーを測定 － MOX 燃料の温度解析の高度化に向けた研究－	19

先端原子力科学研究

高精度実験でエキゾチックハドロンの姿に迫る － 真に「尖った」ピークが存在を証明－	20
--	----

ハイパー核の寿命を測定 ー 100 億分の 2 秒の世界に迫る ー	21
層状マンガン酸化物のナノシート化により高密度蓄熱を実現 ー 未利用低温廃熱の回収によりカーボンニュートラル実現貢献へ ー	22
アインスタイニウムで発見した重元素の新たな核分裂	23
カシミア効果から生じる力を制御する新たな変数を発見 ー 極小デバイス開発へとつながる有限密度カシミア効果の定式化に成功 ー	24
磁場に“擬態”し自己再構築するカメレオン超伝導 ー スピン三重項超伝導で臨界磁場が 2 倍に ー	25

原子力基礎工学研究

少数の学習画像で高精度に気泡を検出できる技術を開発	26
マイナーアクチノイドを含む超ウラン核種の核データ検証に資するデータベースの整備	27
正確な線量評価を可能にする日本人のポリゴン型人体モデルを開発 ー 人体モデルのデータを無償公開 ー	28
反射率変化光熱分光法による希薄溶質の高感度検出 ー フェムトリットル量の非蛍光物質の測定に成功 ー	29
燃料デブリ化学分析に向けた溶解技術の開発	30
ウランを用いる蓄電池の開発 ー 劣化ウランの資源化で再生可能エネルギーとの相乗効果を最大限発揮 ー	31
実用的な新技術で半永久電源用アメリカシウム分離回収に成功！ ー 使用済燃料に含まれる有価元素活用の実用化へ大きく前進 ー	32
少数データから多数データを推定するシミュレーション手法	33

中性子及び放射光利用研究

四極から八極へ ー 大強度イオン加速器から強く安定したビームを供給するために ー	34
硬くてもろい放射線遮蔽ガラスが持つ流体的挙動 ー 微小押込み試験による機械的特性評価技術の脆性材料への適用 ー	35
電磁石電源の改良で大強度ビーム不安定化の元を断つ ー 高耐圧ダイオードによる大強度陽子ビームの安定化 ー	36
設計時の限界を超え大強度出力での陽子ビーム損失を極小化 ー 次世代マルチメガワット級加速器の安定運転に向けた挑戦 ー	37

“悪者”水素を味方につけた鉄鋼材料の開発に向けて ー中性子が明かす水素によるステンレス鋼の強度・伸び向上の仕組みー	38
斜入射中性子小角散乱を実現するためのゲイン 20 倍の集光ミラーを開発	39
フッ素のチカラで進化する金属の抽出技術 ー効率と安全性を両立した新たな抽出法の開発で持続可能な社会の実現に貢献ー	40
土壌中に強く固定化された放射性セシウムの除去 ー除去土壌の最終処分量低減を目指してー	41
資源のリサイクル技術を進化させる新たな視点 ー「超分子集合体」による希少金属の選択性と抽出速度のコントロールー	42
アルミ酸化物を用いた不揮発メモリの局所構造 ーメモリ機能を示すアルミ酸化物での乱れの役割に放射光で迫るー	43

システム計算科学研究

多地点で協調する遠隔 VR 可視化技術	44
本物そっくりな気泡の運動を数値シミュレーションで再現する技術 ーマルチフェーズフィールド法を用いた気液界面モデルの開発ー	45

核不拡散・核セキュリティ技術開発

CTBT 沖縄観測所で検知されたセシウム 137 と黄砂との関係を考察	46
-------------------------------------	----

福島第一原子力発電所事故の対処に係る研究開発（廃止措置に向けた研究開発）

多核種除去設備のスラリー廃棄物中の水素問題の解決に貢献 ー実験化学的に炭酸塩スラリーの水素保持・放出特性を解明ー	47
異なるアルファ核種を現場で識別する新技術 ー高性能アルファイメージング検出器の実証試験に成功ー	48
やっかいな分析は理論で減らす：理論的スケーリングファクタ法の開発 ー Cs-135 への適用ー	49
1F2号機原子炉压力容器の“見えない損傷”を解明する ー共晶熔融を踏まえた粒子法による溶融物挙動解析ー	50
ハンディな α 線用表面汚染二次元分布サーベイメータ ー高 γ 線・中性子線環境で α 汚染だけを正確に可視化測定ー	51
統合型放射線イメージングシステムを用いた放射能汚染可視化の実証 ー福島第一原子力発電所の 3 号機起動用変圧器周辺における実証例ー	52
液体光ファイバーのチェレンコフ発光を用いて高 γ 線環境下で放射性ストロンチウムを測る ー福島第一原子力発電所 3 号機原子炉建屋内での放射性ストロンチウムその場直接検知ー	53

新構造の全方位検知型放射線検出器を開発 ー放射性核種の三次元分布を定量化ー	54
--	----

燃料デブリが臨界になる条件をどのように実験で模擬すべきでしょうか？ ー一定常臨界実験装置“STACY”を用いた臨界実験ー	55
---	----

福島第一原子力発電所事故の対処に係る研究開発（環境回復に係る研究開発）

溶液中のトリチウム濃度を迅速に把握する ー連続測定を可能とした実用的なトリチウムモニターの開発ー	56
---	----

避難指示解除に貢献する新たな被ばく線量評価法 ー福島で開発した住民の生活行動に基づくリアルな線量予測モデルー	57
---	----

セシウムはどのように土に吸着するのか？ ー高精度なシミュレーションと実験が解き明かすナノスケールの世界ー	58
---	----

環境モニタリング測定統合マップ	59
-----------------	----

除染の効果をシミュレーションで予測する ーシミュレーションで除染の線量低減効果を見える化！ー	60
---	----

土壌中の放射性セシウムを「塩」×「真空」でスピード除去 ー真空が促す新しい除染メカニズムー	61
--	----

地層処分技術に関する研究開発

地下深部の未知微生物群の生態を探る ー免疫システムで共生相手を確認ー	62
---------------------------------------	----

10年以上の緩衝材の圧密挙動の把握を目指して ー長期室内試験で緩衝材の圧密データを取得ー	63
---	----

亀裂性堆積岩の水みちは亀裂部か岩石全体か ー北海道幌延における地下水流動の解析調査事例ー	64
---	----

放射性核種の「ひろがり」は地層処分システムの性能にどう影響し得るか？ ー縦方向分散長が最大移行率に与える影響についてー	65
--	----

安全を最優先としたバックエンド対策の着実な推進

白金族元素が炉底に残留しにくいガラス溶融炉の開発 ー東海再処理施設における廃止措置の推進ー	66
--	----

ウラン取扱施設の廃止に向けて ー汚染の無いことの証明ー	67
--------------------------------	----

セメントペーストの流動性に影響する化学物質についての調査 ー放射性廃棄物のセメント固化プロセスを安定して稼働させるためにー	68
--	----

安全研究・防災支援

事故時の急激な出力変動下の燃料ふるまいを捉える －燃料挙動解析プログラムパッケージ FEMAXI-8.1 の開発－	69
海産物の消費で人はどの程度被ばくするのか？ －東京電力福島第一原子力発電所事故前後の海産物摂取による内部被ばく線量評価－	70
強地震時の建物浮上りに関する解析的検討 －建物浮上に係る模型実験の再現解析－	71
ALPS 処理水の安全性を独立に分析する －規制当局による独立モニタリング－	72
原子炉圧力容器の中性子照射による損傷の解明に向けて － EXAFS を用いた極微細構造の分析－	73
ウラン粒子を証拠に隠れた原子力の利用を見つける －ウラン粒子から正しい同位体組成を得る方法－	74

制御棒と強制冷却が無くても、高温ガス炉は自然に「静定する、冷える」ことを実証 —HTTR（高温工学試験研究炉）における安全性実証試験に成功—

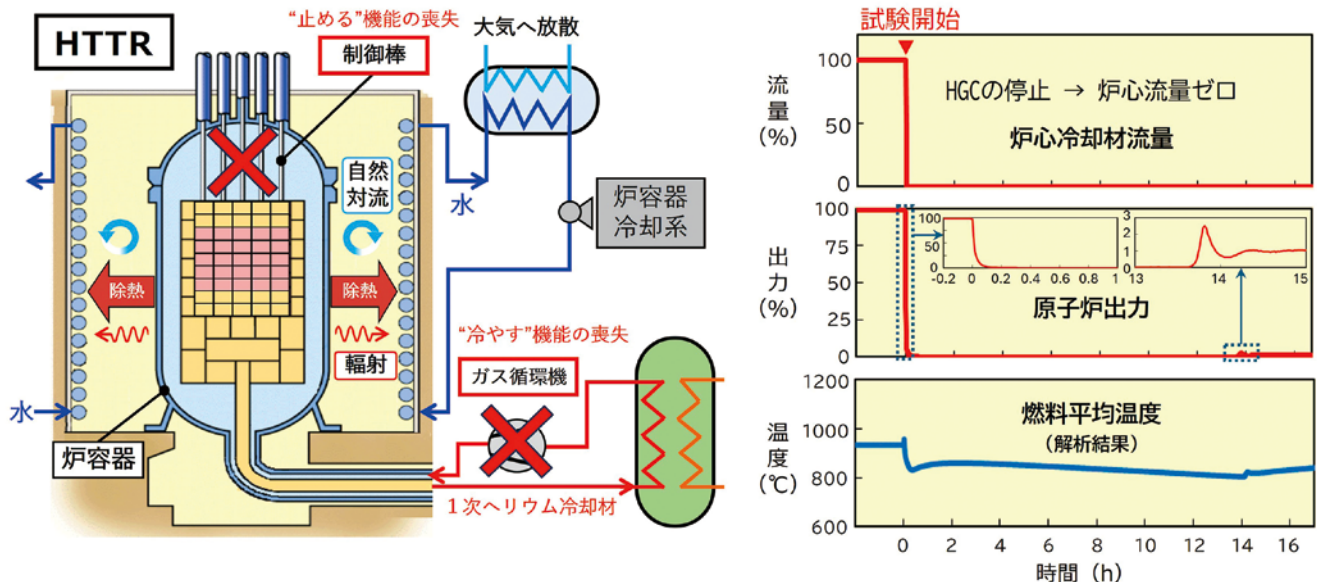


図1 安全性実証試験の概要及び試験結果

試験開始15分後、負の反応度フィードバック効果*により原子炉出力はほぼ0まで低下しました。その後、輻射や自然対流によって熱が外部へ伝わり炉心温度が低下し、中性子を吸収するキセノン (Xe) ガスの濃度が減少することで、試験開始約14時間後に原子炉出力は一時的に上昇しますが、その後、約1.2 %で安定しました。燃料温度は、試験開始直後に一時的に上昇するものの制限値 (1,600 °C) を超えることはなく、原子炉出力の降下に伴い約800 °C程度で安定することを解析により確認しました。

高温ガス炉は、炉心に黒鉛、冷却材にヘリウムガスを使用しており、「炉心溶融が起きない」設計が可能な安全性に優れた原子炉です。この特長を活かして産業施設、化学プラント等のエネルギー需要地の近接に設置することを目指しています。高温ガス炉の優れた安全性を実証するため、HTTR（高温工学試験研究炉）を用いて、ブロック型高温ガス炉として世界で初めて定格出力（100 %）での安全性実証試験を実施しました。

この試験では、全てのヘリウムガス循環機（HGC）を停止させ炉心の強制冷却を無くし、さらに制御棒の挿入を防止することで、原子炉の安全確保の観点で最も重要な「止める」機能と「冷やす」機能の喪失を模擬しました。試験開始直後、炉心の温度は一時的に上昇しますが、負の反応度フィードバック効果*が働くことで、原子炉出力はほぼ0 %まで自然に低下しました。また、試験中、燃料温度は制限値（1,600 °C）を超えることはなく、放射性物質の閉じ込め機能が維持されることを確認しました（図1）。

以上の結果より、原子炉を強制的に冷却できない状況で制御棒を挿入しなくても原子炉は自然に「静定する、冷える」、さらに、放射性物質は閉じ込められるという、高温ガス炉の優れた安全性を実証しました。

* 負の反応度フィードバック効果（原子炉の自己制御性）：炉心温度が上昇すると核分裂反応が抑制され、原子炉出力が自発的に低下する現象のこと。

Nagasumi, S. et al., Demonstration of the Inherent Safety Feature of HTGRs Through the Loss-of-Forced-Cooling Test in the HTTR, Nuclear Engineering and Design, vol.446, part A, 2026, 114542, 14p.



長住 達

大洗原子力工学研究所
高温工学試験研究炉部



◀Webはこちらへ

高温ガス炉 (HTTR) と水素製造施設の接続設備機器の開発計画 ー水素社会実現に向けた高温ガス炉による水素製造への取組みー

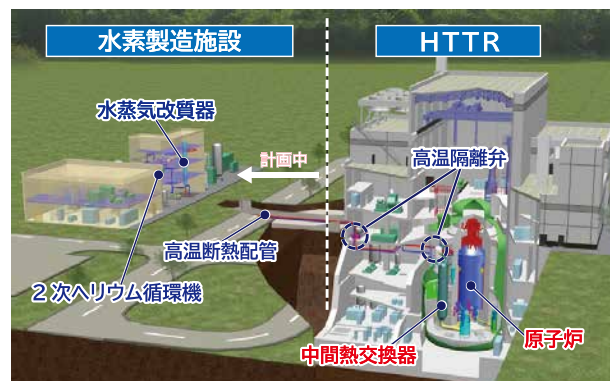


図1 HTTR-熱利用試験計画のレイアウト図

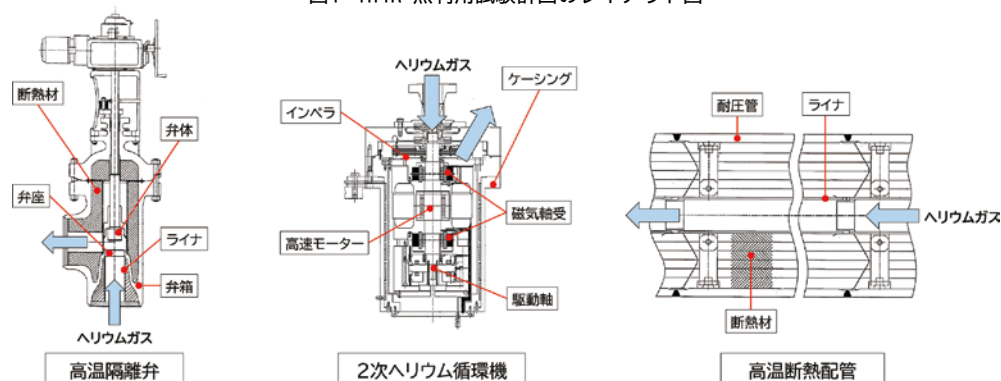


図2 HTTR-熱利用試験施設における各接続設備機器の概念図

原子力機構は、「2050年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略」に基づき、高温ガス炉と水素製造施設の高い安全性を実現する接続技術及び評価手法の確立を目的とし、HTTRに水素製造施設を接続するHTTR-熱利用試験（図1）を開始しました。これまでに、HTTRと水素製造施設を接続する設備機器の基本設計及び開発計画の策定を実施しました。

接続設備機器（図2）は、①原子炉からの放射性物質の外部漏えいを防ぐ高温隔離弁、②高温ヘリウムガスを供給する2次ヘリウム循環機、③水素製造施設へ高温ヘリウムガスを移送する高温断熱配管で構成することとし、これらの開発計画を次のとおり決めました。高温隔離弁の開発では、要求シール性能を達成しつつ、遮断動作時に弁体と弁座の融着が生じないように締切面圧を最適化することや、溶接条件の確認が必要であることが分かりました。2次ヘリウム循環機の開発では、将来の大容量化を見据えた上で要求性能を満たすため、磁気軸受、高速モーター及び空力部（インペラ）を対象に、ヘリウム環境での要素試験を実施する必要があることが分かりました。高温断熱配管の開発では、新たな断熱材を使用するため、候補断熱材のヘリウム環境での伝熱特性データ測定や、施工方法の検証を実施することが必要であることが分かりました。

これらの結果に基づき、各接続設備機器の要求仕様を明確化します。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「令和5年度高温ガス炉実証炉開発事業（超高温を利用した水素大量製造技術実証事業）」の成果の一部です。

Mizuta, N. et al., Development Plan for Coupling Technology Between High Temperature Gas-Cooled Reactor HTTR and Hydrogen Production Facility: (2) Development Plan for Coupling Equipment Between HTTR and Hydrogen Production Facility, Proceedings of 30th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE30), Kyoto, Japan, 2023, ICONE30-1371, 6p.

水田 直紀

エネルギー研究開発領域
高温ガス炉プロジェクト推進室



◀Webはこちらへ

高温ガス炉の水素製造技術で脱炭素社会の実現へ ーヘリウムと水の熱流動挙動を予測する手法を確立ー

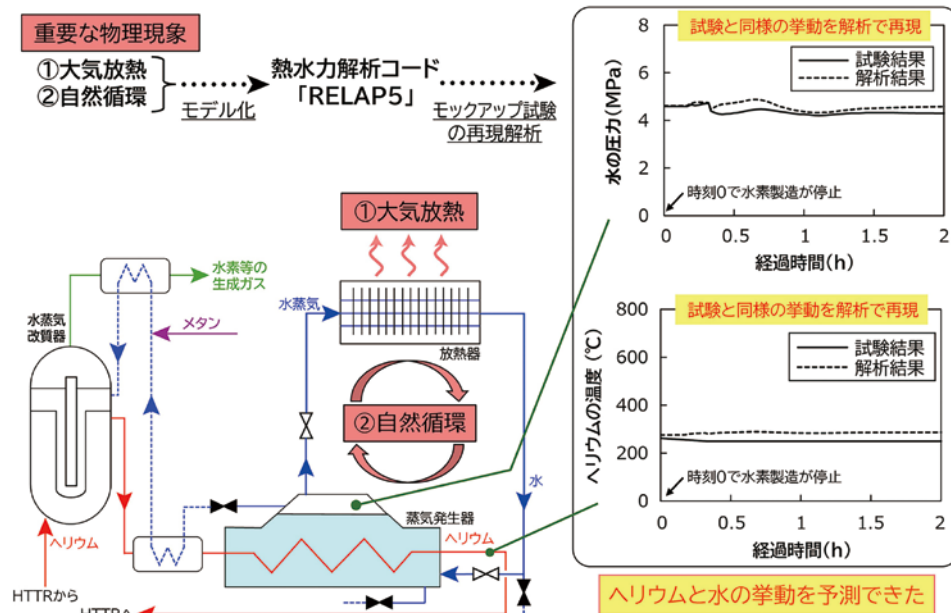


図1 モックアップ試験との比較によるプラントシミュレータの予測性能の確認結果

高温ガス炉と水素製造施設を接続したプラントにおいて重要な物理現象（①大気放熱、②自然循環）のモデルを熱水力学解析コード「RELAP5」へ組み込んだプラントシミュレータを開発し、水素製造を停止したモックアップ試験の再現によって、水素製造停止後のヘリウムと水の温度や圧力挙動を予測できることを確認しました。

原子力機構は、脱炭素に貢献する水素製造に向けて、大洗原子力工学研究所にある高温ガス炉の試験研究炉「HTTR」（高温工学試験研究炉）と水素製造施設を接続する試験を計画しています。水素製造施設に設ける水蒸気改質器は、HTTRの冷却材であるヘリウムの高温熱を利用して、メタン及び蒸気発生器で生成する水蒸気から水素を製造します。この計画では、何らかの原因でメタンの供給が止まり、水素製造が停止した場合、水素製造施設は蒸気発生器と放熱器の間で水と水蒸気の自然循環によって、ヘリウムの熱を放熱器へ伝え、大気へ逃がす設計です。このようなプラントの挙動を予測するためには、複雑な現象を模擬するプラントシミュレータの開発が課題でした。

本研究は、ヘリウムの熱流動評価モデルを組み込んだ熱水力学解析コード「RELAP5」に、蒸気発生器と放熱器の間の自然循環モデルを導入し、配管放熱の寄与や放熱器のモデルを考慮したプラントシミュレータを開発し、過去のモックアップ試験を再現することで、解析と試験の比較検証を行いました。

その結果、ヘリウム温度、水蒸気圧力の過渡挙動の解析は試験と同様の傾向を再現することができました（図1）。これにより、開発したプラントシミュレータによるヘリウムや水の挙動の予測の妥当性を確認することができました。

本研究で開発した解析コードは、HTTRと水素製造施設を接続する試験の計画検討に活用される予定です。

Hasegawa, T. et al., Validation of Dynamic Analysis Code for High Temperature Gas-Cooled Reactor Connecting Hydrogen Production System with a Heat Removal Fluctuation Mitigation System, Proceedings of 14th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Operation, and Safety (NUTHOS-14), Vancouver, Canada, 2024, 12p.



長谷川 武史

エネルギー研究開発領域
高温ガス炉プロジェクト推進室



◀Webはこちらへ

IS水素製造法の高温強酸環境下で溶液組成を予測する ー深層ニューラルネットワークを用いたオンライン組成予測法の開発ー

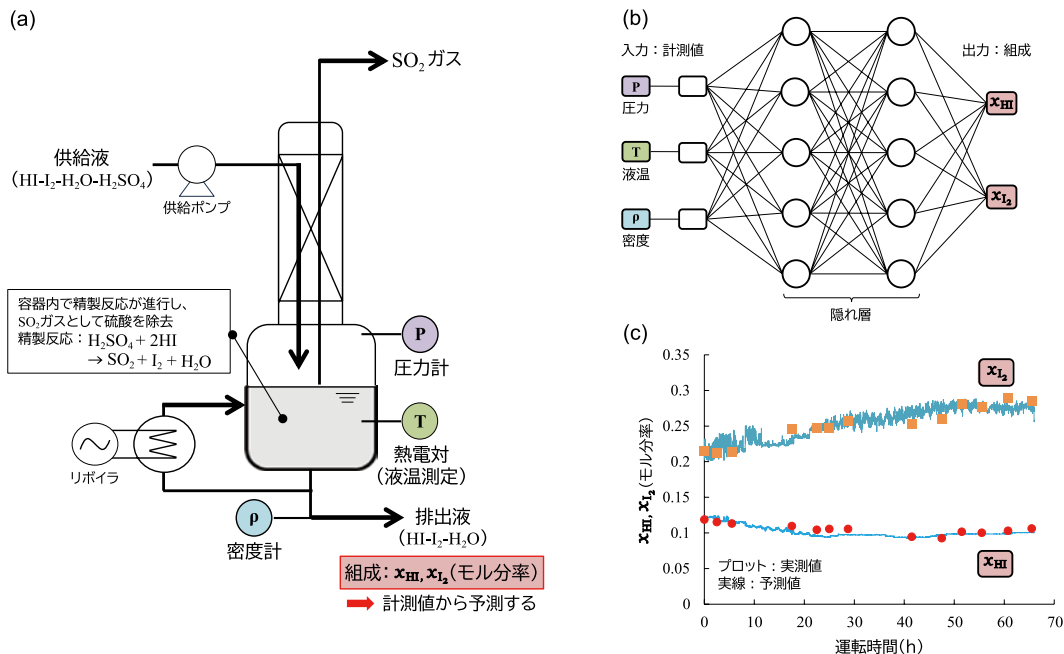


図1 (a) 重液精製塔の機器構成、(b) 組成予測のための深層ニューラルネットワーク、(c) 重液精製塔運転による計測値の実測データに基づく溶液組成の予測結果と実測値の比較

ヨウ化水素酸溶液から硫酸を除去する重液精製塔のボトム溶液組成を、計測可能な測定値のみを入力情報として、組成を出力できる深層ニューラルネットワークを構築しました。実測の計測データ (密度、液温、圧力) を入力して、溶液組成の予測を試みた結果、溶液組成の実測データとよく一致する結果が得られ、本手法によるオンライン予測が可能であることを確認しました。

高温ガス炉が生み出す高温熱を利用したカーボンフリー水素製造法であるIS法は、ヨウ素 (I) と硫黄 (S) の化学反応を組み合わせ水素を分解する化学プロセスです。

安定した水素製造運転には、各反応器においてヨウ化水素や硫酸などの多くの成分を含む溶液やガスの組成を一定に制御しなければなりません。一方で、高温強酸環境であるIS法では使用できる計測器に限りがあり、組成をオンラインでリアルタイムに測定することが困難でした。

そこで、計測可能な物性データと組成の間に相関があることを利用し、深層ニューラルネットワークにより、組成を予測する手法を開発しました。IS法の高温強酸環境においては、関係式が複雑なため、物性データと組成間の理論式はほとんど明らかになっていませんが、本手法を用いることで、理論式がなくても過去の測定データを学習することで、組成の予測を可能にしています。

ヨウ化水素酸から硫酸を除去する重液精製塔をモデルケースとして、実際の溶液の密度、液温、圧力の経時データから、本手法を用いて疑似的に溶液の組成を求めた結果、実測した組成をよく再現しました (図1)。

本手法は、IS法の各反応器において適用可能なため、プロセス全体の組成変化をリアルタイムに予測できて、プロセスを安定に制御することができるようになります。

Tanaka, N. et al., Developing an Online Composition Prediction for an HI-I₂-H₂O System Using Deep Neural Network, Chemical Engineering Science, vol.299, 2024, 120479, 11p.

田中 伸幸

大洗原子力工学研究所
高温工学試験研究炉部



◀Webはこちらへ

3Dプリント技術がもたらす原子炉燃料の新しい機能性 —多様な革新炉燃料を製造できる実用技術を目指して—

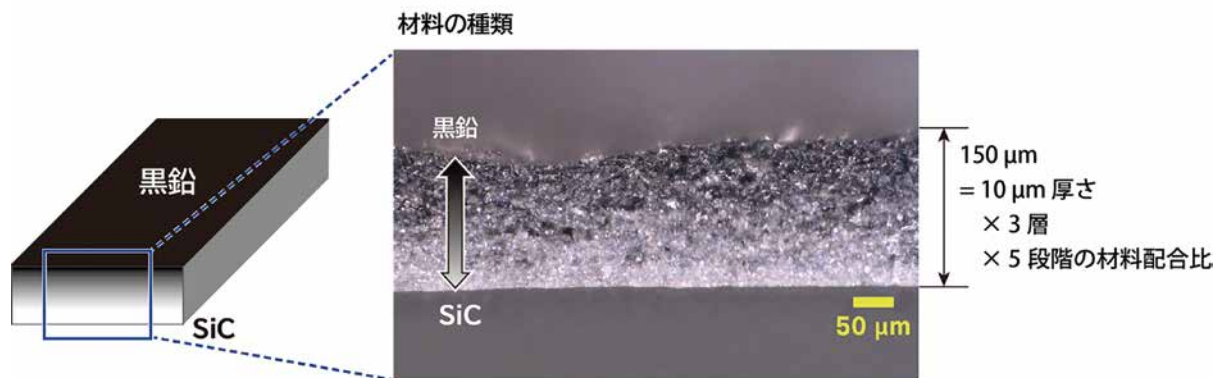


図1 SiC／黒鉛傾斜積層造形体の破断面

中性子照射下で寸法が変化する黒鉛と、その一方で安定なSiCの配合比率を5段階に変化させながら、厚さ10 μmの積層を繰り返して造形することに成功しました。

原子力機構では、三次元積層造形（3Dプリント）技術の光造形法を用いて、次世代型革新炉の高速炉や高温ガス炉等の多様なセラミックス原子燃料を製造する実用技術を研究開発しています。

例えば、高速炉の混合酸化物（MOX）燃料ペレットの中に、長期的に高い放射能を持つマイナーアクチノイド（MA）の粒子を3Dプリント技術により埋め込み製造できれば、高速炉でMAを安全に効率的に燃焼処理できるようになります。また、高温ガス炉は中性子減速材の黒鉛の中にTRISO被覆燃料粒子*を規則的に分散配置して燃料温度を原子炉取出し温度（950℃）程度にまで下げられる形状にしながら、高温下で耐酸化性に優れる炭化ケイ素（SiC）で黒鉛の表面を覆った炉心酸化事故耐性燃料（ATF）を製造できるようにもなります。

このたび、中性子照射下で黒鉛とSiCが剥がれにくい傾斜材料を、3Dプリンターを用いて積層造形することに成功し（図1）、黒鉛にSiCの高温耐酸化性能を付与する新しい製法としての可能性を示しました。

こうした従来にない機能性を付加した新しい原子燃料を創造するポテンシャルを持つ3Dプリント技術は、両革新炉型に共通の新しい燃料製法のキーテクノロジーとして期待されています。

* TRISO被覆燃料粒子：二酸化ウラン（ UO_2 ）などの核燃料球を4層の等方性セラミックスで被覆し、三重構造隔壁層（TRISOは Tri-structural Isotropicの略）と緩衝層で核分裂生成物を閉じ込める、直径1 mm程度の粒子状の高温ガス炉燃料。

Ueta, S. et al., Experimental Additive Manufacturing of Green Body of SiC/Graphite Functionally Graded Materials by Stereolithography, International Journal of Applied Ceramic Technology, vol.20, issue 1, 2023, p.261-265.

植田 祥平

大洗原子力工学研究所
戦略推進部



◀Webはこちらへ

炉内配管破損事象が生じててもタンク型ナトリウム冷却高速炉の安全性は維持されることを確認

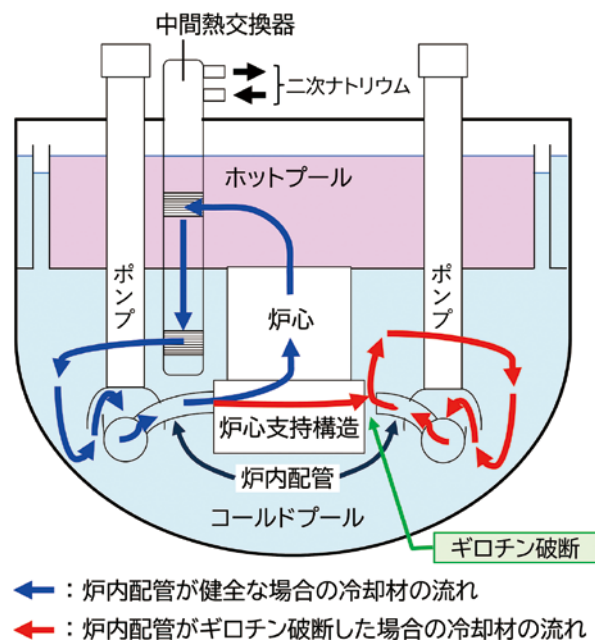


図1 炉内配管がギロチン破断した場合の原子炉容器内の冷却材の流れ

次世代の高速炉の候補として開発を進めているタンク型ナトリウム冷却高速炉は、炉心を冷却する一次ナトリウムと直接熱交換を行う二次ナトリウムの熱交換器（中間熱交換器）及び一次ナトリウムの配管（炉内配管）を原子炉容器の中に設置する点を特徴としています。このため、炉内配管破損が生じててもその影響が原子炉容器内に限定される（ナトリウムと空気との燃焼反応などが生じない）という特徴を持ちます。

高速炉の安全性を確認するため、いくつかの代表的な事故事象（設計基準事故）を想定し、想定した事象の影響が重大な放射性物質の放散に至らないことを、安全評価を実施して示す必要があります。タンク型ナトリウム冷却高速炉では、定格運転時の炉内配管内の圧力が相対的に高くなる点を踏まえ、設計基準事故の一候補として炉内配管破損事象を想定しています。

炉内配管のギロチン破断を想定すると、ポンプから吐出された冷たいナトリウムが炉心部を通過せずにコールドプールに流出する流れが支配的となり（図1）、急激に炉心流量が低下して炉心燃料が高温化し、炉心燃料の破損とそれに伴う放射性物質の原子炉容器内への放出が生じる恐れがあります。このため、炉心燃料の破損が生じる前に炉心に制御棒を挿入して原子炉を停止し、炉心の健全性を確保することが重要となります。原子力機構では、このような炉内配管破損事象を想定した多数のシミュレーション解析を、炉心の核的挙動及び原子炉容器内の伝熱流動挙動をモデル化した計算機プログラムを用いてパラメトリックに実施し、炉内配管破損が生じてても炉心燃料が破損する前に原子炉を停止し、炉心を安全に冷却できることを確認しています。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「平成29年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」及び「平成30年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の成果の一部です。

Onoda, Y. et al., Detectability of Pump/Diagrid Link Rupture in Pool-Type Sodium-Cooled Fast Reactor, Nuclear Technology, vol.211, issue 11, 2025, p.2812-2831.

小野田 雄一

大洗原子力工学研究所
戦略推進部



◀Webはこちらへ

蛍石型酸化物中の酸素の振る舞いを予測する —酸化物燃料の製造技術と照射挙動解析技術の高度化に向けた研究—

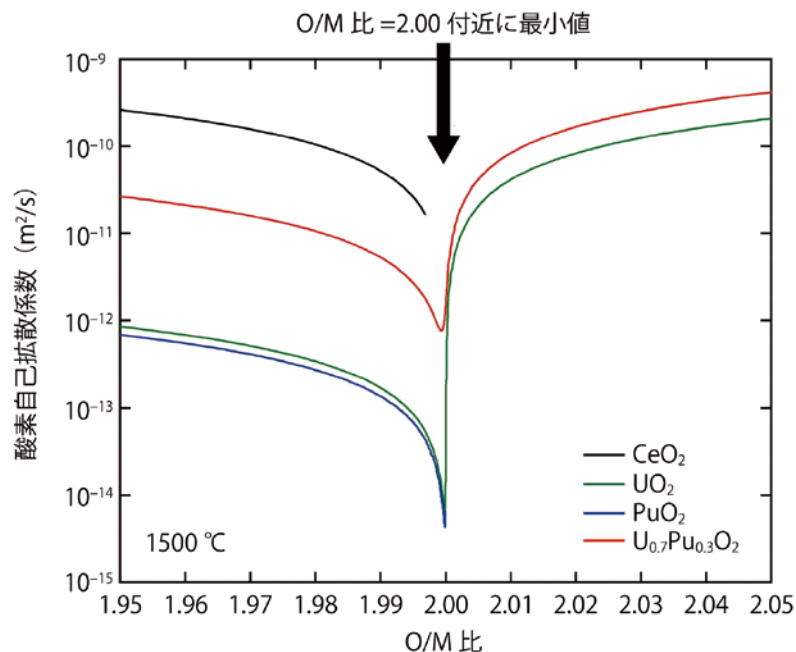


図1 蛍石型酸化物における酸素自己拡散係数のO/M比依存性

蛍石型酸化物において、O/M比が2.00よりも大きい場合は、格子間酸素が形成された酸素過剰状態であり、O/M比が2.00よりも小さい場合は、酸素空孔が形成された酸素欠損状態です。UO₂及びU_{0.7}Pu_{0.3}O₂は酸素過剰と酸素欠損の両状態をとることができますが、CeO₂及びPuO₂は酸素欠損状態のみをとります。このことから、CeO₂及びPuO₂はO/M比が2.00よりも小さい領域にのみデータがあり、UO₂及びU_{0.7}Pu_{0.3}O₂はどちらの領域にもデータがあります。

二酸化ウラン (UO₂) や二酸化プルトニウム (PuO₂) は軽水炉や高速炉において燃料として使用されていますが、その構成元素の拡散は、酸化・還元、焼結、照射中の元素移動といった燃料を製造し使用する上で把握すべき重要な現象と密接に関係しています。このうち、酸素の拡散は、上述の現象に加えて燃料の酸素ポテンシャルや欠陥濃度等の基礎物性にも関与します。このことから、本研究では酸化物燃料の酸化・還元に関わる酸素の拡散に着目し、蛍石型結晶構造を有するUO₂、PuO₂、二酸化セリウム (CeO₂) 及び (U, Pu) O₂の酸素拡散係数の実験データを酸素欠陥の濃度と移動エネルギーに関連付けて解析しました。その結果、蛍石型酸化物における酸素拡散係数と酸素欠陥濃度の関係を定式化することができました。

図1にUO₂、PuO₂、CeO₂及びU_{0.7}Pu_{0.3}O₂の酸素自己拡散係数と酸素-金属原子数比 (O/M比) *の関係を示します。いずれの物質でも酸素自己拡散係数は、定比組成 (O/M比=2.00) に近づくにつれて減少することが分かります。また、UO₂とU_{0.7}Pu_{0.3}O₂は、定比組成近傍で酸素自己拡散係数が最小となりますが、その両側の組成では酸素拡散係数に大きな差があることが分かります。これらの結果から酸化物燃料における酸素自己拡散係数のO/M比依存性を定量的に把握できますので、燃料製造時の酸化・還元速度や照射時の燃料中での酸素挙動の予測などを高精度に行うことが可能となります。

* 酸素欠陥濃度とO/M比

結晶中の酸素点欠陥のサイト分率は、酸素の欠陥濃度として定義されます。この欠陥濃度は、O/M比から計算できる定比組成からのずれと直接関係しています。そのため、本文中で示されている酸素自己拡散係数とO/M比の関係は、酸素自己拡散係数と酸素欠陥濃度の関係として解釈することができます。

Kato, M., Watanabe, M. et al., Oxygen Diffusion in the Fluorite-Type Oxides CeO₂, ThO₂, UO₂, PuO₂, and (U, Pu)O₂, Frontiers in Nuclear Engineering, vol.1, 2023, 1081473, 10p.

渡部 雅

大洗原子力工学研究所
戦略推進部



◀Webはこちらへ

地震時の確率論的なリスクを現実的に評価する新手法の開発と次世代炉への適用 —原子炉容器の座屈後変形挙動を考慮した地震時疲労破損確率の評価—

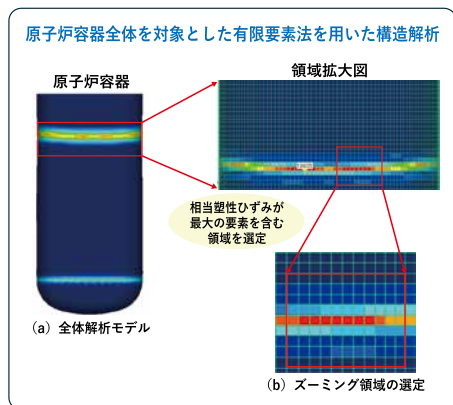


図1 原子炉容器全体を対象とした有限要素法を用いた構造解析及びズーミング解析

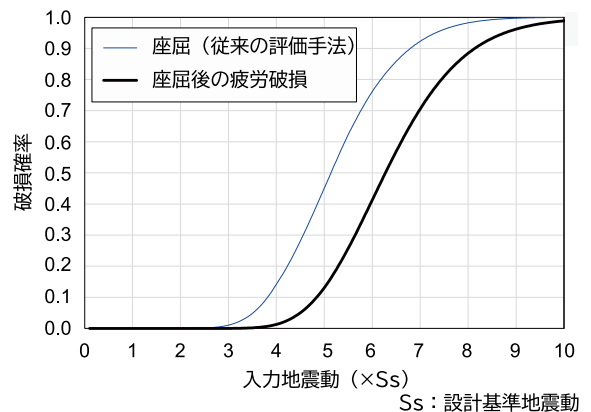


図2 破損確率

これまでの高速炉の地震時確率論的リスク評価 (PRA) 研究では、弾性変形範囲で設計されていることを基本として、安全上重要な機器である原子炉容器 (RV) について、座屈を破損と判定していました。このため、座屈から実際の破損に至るまでの裕度を無視していることから、RV破損が現実よりも厳しく評価され、それに伴うRV液位確保失敗が炉心損傷頻度に支配的でした。本研究では、座屈変形に伴うRV固有周期の変化によっては、すぐには崩壊や破断に至らず、地震波に起因する繰り返しの変形による疲労によって破損する場合があることに着目し、座屈後のRV変形挙動を考慮した地震時のRV破損確率評価手法を開発しました。

本手法では、細かなメッシュを切ったRV全体をモデル化し、有限要素法を用いた構造解析によって、設計基準地震動の数倍の入力地震動に対するRVの変形、ひずみなどを計算します (図1 (a))。次に、疲労破損が生じる可能性がある局所ひずみの大きい領域を選定し (図1 (b))、更に細かなメッシュ分割によるズーミング解析を実施します (図1 (c))。解析で得られたひずみ履歴を基に疲労損傷係数を計算し、これを複数の入力地震動に対して繰り返すことでRVが疲労破損する地震動を求めます。そして、評価上の不確実さを考慮することで座屈後の疲労破損確率を地震動の関数として算出します。

本手法を一例としてループ型の次世代高速炉のRVへ適用した結果、座屈を破損とみなす従来の破損確率と比べて、座屈後の疲労破損確率は有意に低減しました (図2)。

RV全体を考えたとき、疲労破損以外の破損が生じる可能性も考える必要がありますが、それは今後の課題となります。本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業JPMXD0220353828の助成を受けたものです。

Nishino, H. et al., Effectiveness Evaluation of the Measures for Improving Resilience of Nuclear Structures Against Excessive Earthquake; (1) Fragility Evaluation of Reactor Vessel Based on Structural Analysis, Proceedings of Probabilistic Safety Assessment and Management & Asian Symposium on Risk Assessment and Management (PSAM17 & ASRAM2024), Sendai, Japan, 2024, 10p.

西野 裕之

大洗原子力工学研究所
高速炉研究開発部



◀Webはこちらへ

ナトリウム冷却高速炉の自己作動型炉停止機構(SASS)の実装に向けて —温度感知合金部周囲の流れの把握—

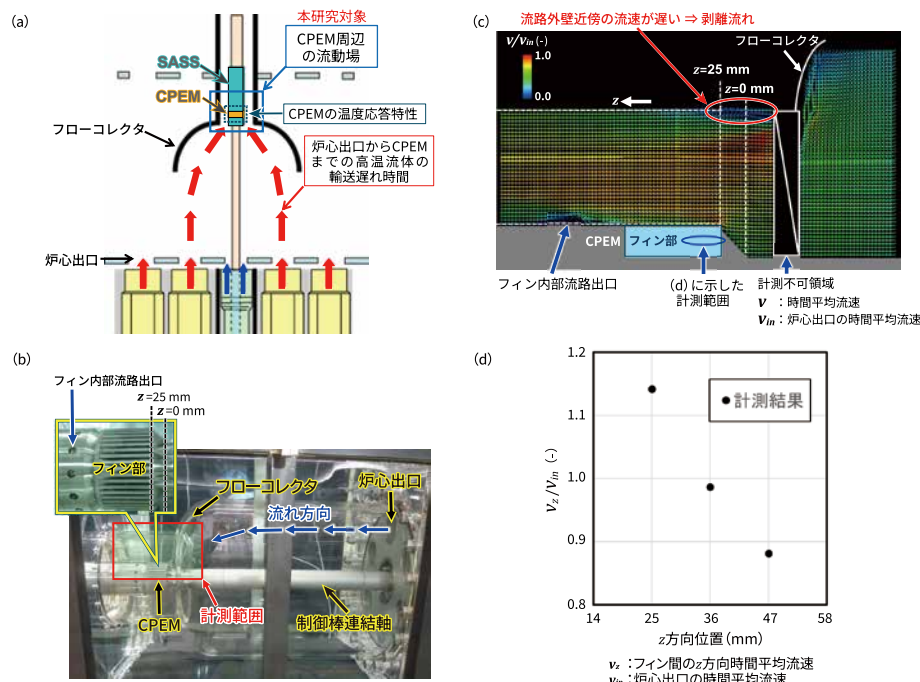


図1 (a) 概略図と開発課題、(b) 水試験装置、(c) CPEM周辺の流動場、(d) CPEMフィン間流速

(c) に示すCPEM周辺では、フローコレクタの縁近傍の流れが遅く、剥離流れが生じること、(d) に示すCPEMフィン間流速の計測結果から、フィン間流速はz方向位置(流れ方向位置)が下流側になるほど小さくなることが分かりました。

次世代のナトリウム冷却高速炉では、事故時に原子炉を安全に停止させる受動的炉停止システムとして、自己作動型炉停止機構(SASS)の採用が検討されています。SASSは、事故時等の冷却材温度の異常上昇を温度感知合金(CPEM)^{*1}が感知し、制御棒の保持力を失うことで、炉心上部で保持されていた制御棒が炉心に自重で自動的に挿入される機構です^{*2}。このCPEMは、温度応答性を向上させるためフィン部を有する複雑な形状を持ちますが、SASSの有効性を評価するためには、フィン間を含むCPEM周囲の冷却材の流れを精度良く把握することが重要です。そこで、本研究では、炉心出口からCPEMまで(図1(a))を詳細に模擬した実物大の水試験装置(図1(b))を製作し、これまで計測されていなかった実寸かつ実機流速に近い条件でのフィン間を含むCPEM周囲の流動場の計測を実施しました。

CPEM周辺のレーザーを用いた流動場計測結果(図1(c))では、フローコレクタ^{*3}近傍の剥離流れにより、CPEM周辺の流速が大きくなる等の流動特性を把握しました。また、CPEMフィン間の隙間部の流速を直接計測した結果(図1(d))から、フィン間流速はCPEM上流と比較して大きく、下流側ほどフィン間流速が減少する傾向となることを明らかにし、これまで精度良い流動場の計測が困難であったフィン間の流動特性を把握しました。今後は、本研究結果を用いてSASSの有効性を示すための解析評価手法の妥当性を確認し、SASSの実装につなげていきます。

^{*1} 温度感知合金は、周囲の温度がキュリー点(約660℃)に到達すると磁性を失う電磁石。

^{*2} 自己作動型炉停止機構は、通常運転時に温度感知合金部を持つ電磁石により制御棒を保持し、冷却材の温度上昇による電磁石の磁性消失を利用し、事故時にのみ制御棒を自動的に挿入する機構。

^{*3} フローコレクタは、炉心出口の高温冷却材を効率良く温度感知合金に導くために温度感知合金周囲に設置されている構造物(図1(a) 参照)。

Yamasaki, R. et al., Study on Performance Evaluation of Self-Actuated Shutdown System for Sodium-Cooled Fast Reactor; Flow Field Measurement Around a Curie Point Electromagnet, Proceedings of 13th Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS13), Seoul, Korea, 2024, 1182, 7p.

山崎 僚太

大洗原子力工学研究所
高速炉研究開発部



◀Webはこちらへ

発電しながらTRU廃棄物を燃やしきる高速炉炉心概念を構築

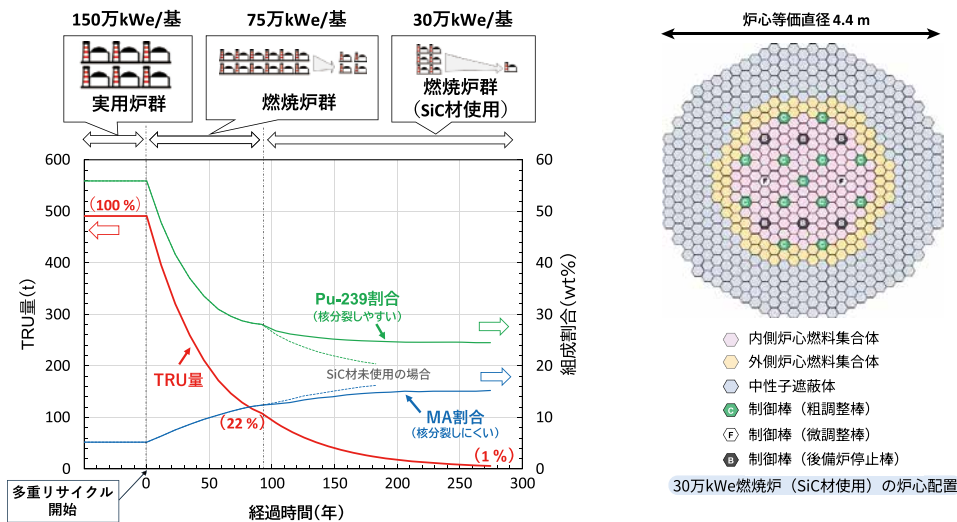


図1 燃焼炉心を用いた多重リサイクルによるTRU量の減容とTRUの劣化

TRU減容に合わせて発電所の出力規模と基数を減少させていくという多重リサイクルシナリオを前提としました。75 kWt規模の燃焼炉心で多重リサイクルを開始すると、TRU量は元の22%に減少しました（同炉心4基分に相当）。SiC材を使用した30 kWt規模の燃焼炉心にてリサイクル継続することで、TRU量は元の1%に減少しました（同炉心1基分に相当）。この間、核分裂しやすいPu-239は減少し反対にMAは増加します（TRUの劣化）。仮にSiC材を使用しなかった場合、図中の破線のようにPu-239減少とMA増加は顕著になります。

高速炉は発電しながら自らの燃料を生成するだけでなく、核分裂しにくいプルトニウム（Pu）や長半減期のマイナーアクチニド（MA）といった超ウラン元素（TRU）^{*1}をも燃料として利用可能で、放射性廃棄物の減容といった環境負荷低減にも貢献できます。本研究では、高速炉サイクルが遠い将来に基幹電源としての役目を終える時期に、サイクル内に残されたTRUを多重リサイクルにより減容可能な燃焼炉心概念を検討しました。

図1のように多重リサイクルにより、Pu-239の割合が減少するとともにMAの割合が増加（このような変化をTRUの劣化と呼びます）していき、これが安全性に係る炉心特性の悪化^{*2}を引き起こします。高TRU消費率を目指しつつ、この悪化に対処することが炉心概念成立性のキーとなりました。

悪化への改善策の一つとして炭化ケイ素（SiC）材を燃料被覆管等の構造材に採用しました^{*3}。SiC材の採用には炉心特性の改善だけでなく、TRUの劣化を抑制する効果が見られました（図1）。結果として、リサイクル中の全ての劣化TRU組成に対し安全性が確保された炉心を構築できました。試算により、これらの炉心概念は約300年でTRU量を元の1%にまで減容できる原理的可能性を見いだしました（図1）。高速炉は社会のニーズに応じて、燃料の増殖と廃棄物減容の両方を実現でき、核燃料物質のマネジメントに有用な発電概念となります。

本研究は、経済産業省からの受託事業である「平成29年度高速炉国際協力等技術開発」の一環として実施した成果を含みます。

^{*1} Pu同位体のうちPu-239やPu-241は核分裂しやすく、Pu-240などは核分裂しにくい性質があります。また、アメリカシウム241やキュリウム244といった核種はマイナーアクチニドと呼ばれ、多くが核分裂しにくい性質を持ちます。これらウランよりも元素番号の大きい核種をTRUと呼びます。

^{*2} 主にドブブラ係数とナトリウムボイド反応度が悪化します。ドブブラ係数とは、燃料の温度上昇により中性子吸収反応が増加するというドブブラ効果によって生じる負の反応度の大きさを表します。ナトリウムボイド反応度とは、冷却材喪失により、主に高速中性子の割合が増加（スペクトル硬化）することによる反応度増加と、反対に中性子漏えいが増加することによる反応度低下の差し引きで決まる炉心特性を表すものです。大型の炉心では一般的に反応度増加の効果が勝ります。

^{*3} 炭化ケイ素（SiC）材は高強度セラミックス材の一つであり、SiC材に含まれる炭素による比較的に弱い中性子減速効果がドブブラ係数とナトリウムボイド反応度の改善に作用しました。

Mouri, T. et al., Study on Actinide Burning Core Concepts for the Future Phaseout of a Fast Reactor Fuel Cycle, Nuclear Technology, vol.209, issue 4, 2023, p.532-548.

毛利 哲也

大洗原子力工学研究所
高速炉研究開発部



◀Webはこちらへ

高速炉用渡り配管の地震時挙動を解明

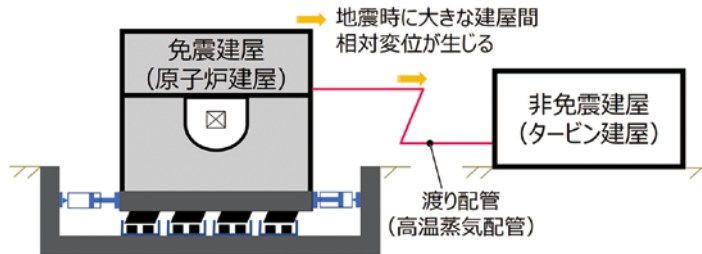


図1 地震時に渡り配管で想定される変位の様子

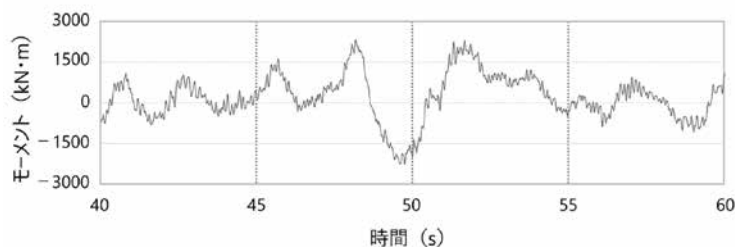


図3 渡り配管の地震時応答波形

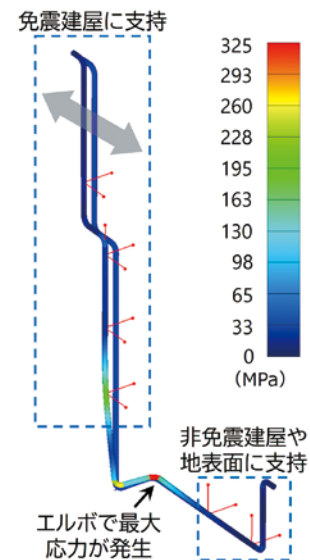


図2 地震荷重下での渡り配管の発生応力分布

ナトリウム冷却高速炉の原子炉建屋には地震の揺れを低減する免震装置の適用が検討されており、この免震建屋（原子炉建屋）から高温蒸気を非免震建屋（タービン建屋）に送る渡り配管には、地震時に大きな建屋間相対変位が生じることから、その健全性を評価できる手法の開発が必要です（図1）。

本研究では、高速炉用渡り配管の特徴である高温環境下で使用することや配管の材料として耐熱性に優れた高クロム鋼を採用していることを反映した具体的な配管レイアウトに対して解析を用いて応力の発生メカニズムを調査し、地震時の渡り配管の構造健全性を確認する上で注目すべき知見を整理しました。その結果、渡り配管を構成するエルボに応力が集中する（図2）ことと、渡り配管の地震時応答波形は、主要な大振幅で長周期成分の波形（大きくゆっくりとした揺れ）に小振幅の短周期成分の波形（小刻みな揺れ）が重畳した特徴を持つ（図3）ことが分かりました。その特徴から、配管は大きく変形するものの、変形が繰り返される回数は少ないことを考慮して構造健全性を確認することが重要であることを示しました。

得られた知見を基に、高速炉用渡り配管の地震時の構造健全性を適切に評価できる手法を構築し、高速炉の安全性向上に貢献します。

本研究は、経済産業省からの受託事業「平成19年度発電用新型炉等技術開発」の成果の一部を含んでいます。

Watakabe, T. et al., Seismic Qualification of Crossover Piping Systems on a Sodium-Cooled Fast Reactor with a Seismic Isolation System, Mechanical Engineering Journal, vol.11, issue 2, 2024, 23-00395, 13p.

渡壁 智祥

大洗原子力工学研究所
高速炉研究開発部



◀Webはこちらへ

燃料ピン束を流れる冷却材の動きを解析コードで詳しく知る — 模擬試験で妥当性を確認 —

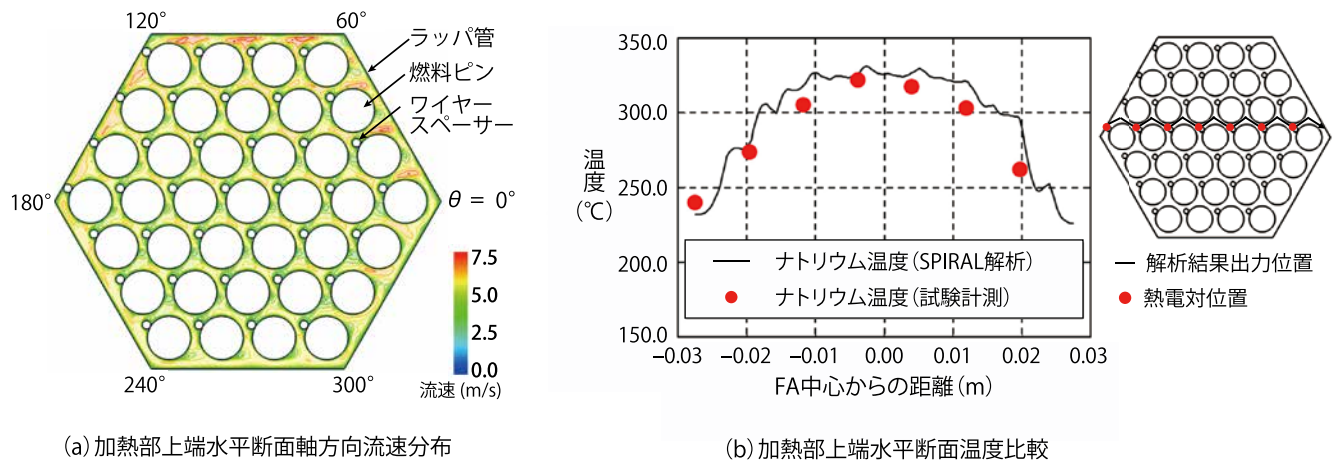


図1 模擬燃料集合体解析結果

(a) の軸方向流速分布では、周方向 $\theta = 60^\circ \sim 120^\circ$ のラッパ管近傍流路では軸方向流速が速くなっており、ワイヤーに追従する旋回流の形成をよく捉えています。また、(b) の温度分布では、ラッパ管側から中心側に向かって凸となる分布を予測できています。

ナトリウム冷却高速炉（SFR）の燃料集合体（FA）は、数百本の燃料要素（燃料ピン）を正三角形に配列し、ラッパ管と称する正六角形状の管に格納したものです。燃料ピンには、細径のワイヤーがピン間距離を保つためのスペーサー（ワイヤースペーサー）として螺旋状に巻かれており、冷却材である液体のナトリウムはFA下部から流入して、燃料ピンを冷却しつつ、燃料ピン周りを上昇し、上部のFA出口より流出します。

定格運転時から、運転停止後の放射性物質の崩壊で生じる熱（崩壊熱）の除去時までの様々な運転条件におけるFA内の冷却材の熱流動現象を明らかにする解析評価手法の一つとして、詳細熱流動解析コードSPIRALを開発しています。SPIRALの解析結果の妥当性確認の一環として、37本の燃料ピンを電気ヒータで模擬した試験を対象に解析を実施しました。図1（b）に示すように、解析結果の温度分布が試験結果と一致することを確認しました。また、図1（a）に示すように、試験では計測が難しい軸方向流速分布を詳細に評価することが可能となりました。これらの解析結果から、FA内の熱流動現象を合理的に説明することが可能となりました。

今後、妥当性確認を積み重ねてSPIRALの信頼性を高めていき、FA設計や安全性評価に貢献していきます。

Yoshikawa, R. et al., Validation of the Hybrid Turbulence Model in Detailed Thermal-Hydraulic Analysis Code SPIRAL for Fuel Assembly Using Sodium Experiments Data of 37-Pin Bundles, Nuclear Technology, vol.210, issue 5, 2024, p.814-835.

吉川 龍志

大洗原子力工学研究所
高速炉研究開発部



◀Webはこちらへ

低圧損クロマトグラフィ担体の大量製造法の開発

—抽出クロマトグラフィ法によるマイナーアクチノイド分離回収システムの安全性向上を目指して—

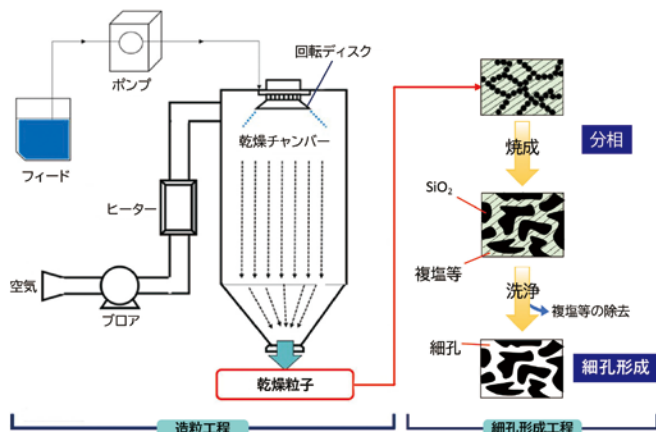


図1 造粒工程と細孔形成工程による吸着材担体製造の概要図

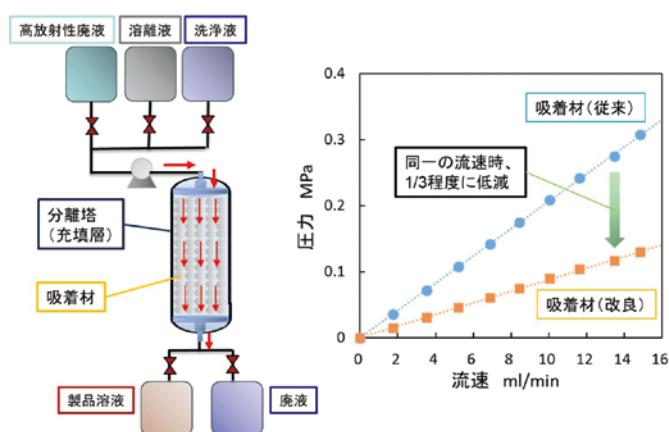


図2 抽出クロマトグラフィの概要図（左）とラボスケールでの充填層の圧力損失（右）

使用済核燃料におけるマイナーアクチノイド（MA）の分離回収は、高レベル放射性廃棄物の潜在的有害度を大幅に低減することで、高レベル放射性廃棄物の長期リスクの低減、処分場規模の削減等に寄与することが期待されており、実用化に向けた開発が進められています。分離回収方法の一つとして、抽出剤を固定した多孔質シリカ粒子（吸着材）による固相（充填層）での吸着と溶離によりMAとそれ以外の核種の分離を行う抽出クロマトグラフィ法の研究開発を進めていますが、本技術の実用化に際しては、様々な安全性の確保、とりわけ充填層へ送液を行う送液ポンプの異常停止時の放射性核種の充填層からの排出及び充填層の緊急冷却を速やかに行うことが課題と考えられています。

そこで、吸着材の担体となる多孔質シリカ粒子について、粒子径と細孔径の増大により充填層の圧力損失の低減を目指して改良に取り組みました。圧力損失が低いことは、充填層内で発生する放射線分解ガスの排出や充填層への冷却水の通液において有利と考えられます。

多孔質シリカ粒子の調製は、シリカ粒子の造粒工程と細孔形成工程から成り、今回、図1に示したように二つの工程を組み合わせることで、粒子径及び細孔径を増大させた圧力損失の低い多孔質シリカ粒子を大量に製造することを可能としました。具体的な作業としては、造粒工程では噴霧した原料液を乾燥塔内で乾燥し乾燥粒子を得て、細孔形成工程ではこの乾燥粒子を焼成・洗浄することで相分離構造から複塩等を除去し細孔を形成します。図2に示すように、今回改良した吸着材を充填した充填層（抽出クロマトグラフィの分離塔を模擬したラボスケール）の圧力損失は、従来の研究で使用されてきた吸着材に比べ、1/3程度に低下することが確認されています。

このことは、抽出クロマトグラフィ法において、送液ポンプの異常停止時に充填層への緊急的な通水を行うことを従来よりも容易とすることから、抽出クロマトグラフィ法を用いたMA分離回収の安全性向上に貢献し、実用化に寄与していくと考えます。

Hasegawa, K. et al., Optimization in Granulation Conditions for Adsorbent of Extraction Chromatography, Mechanical Engineering Journal, vol.11, issue 2, 2024, 23-00407, 8p.

長谷川 健太

核燃料サイクル工学研究所
BE資源・処分システム開発部



◀Webはこちらへ

2,000 °Cに迫るMOXのエンタルピーを測定 —MOX燃料の温度解析の高度化に向けた研究—

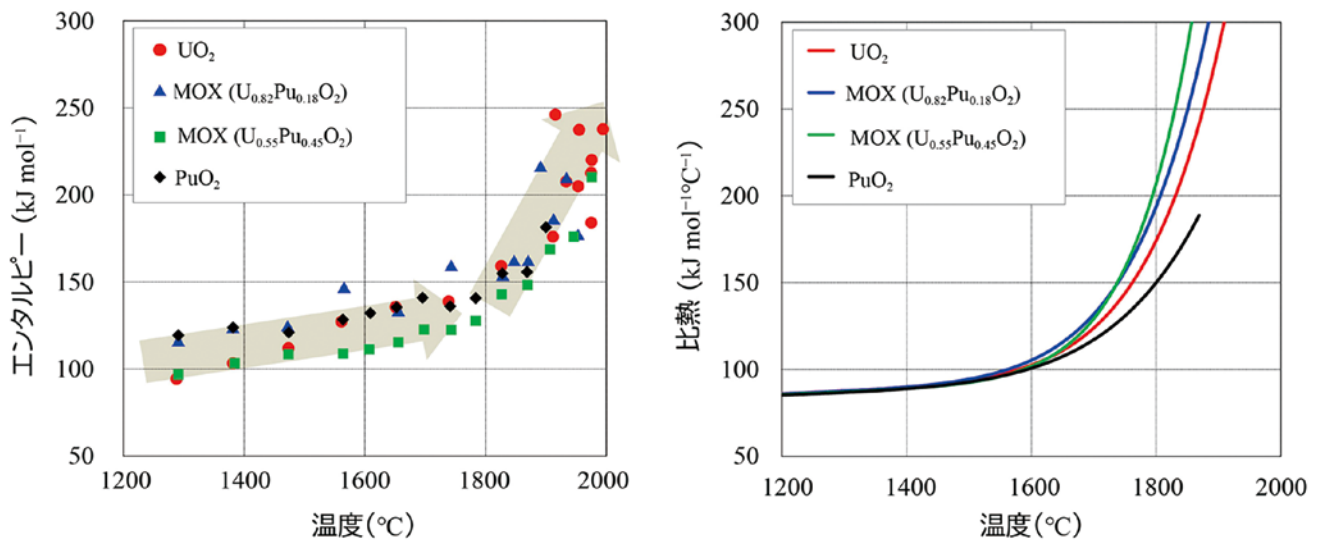


図1 UO₂、MOX及びPuO₂のエンタルピーの測定結果（左）と比熱の解析結果（右）

実験で得られたエンタルピーは、約1,800 °Cから顕著に上昇する傾向を示しました。これに伴って比熱も大きな変化を示す解析結果が得られました。これらは、1,800 °C付近で電子・正孔といった格子欠陥の濃度が急上昇することが原因と考えています。

ウラン・プルトニウム混合酸化物（MOX）燃料の温度解析を行うためには、MOXの正確な物性値が必要です。特に高速炉では、MOX燃料ペレットは2,000 °Cを超える高温になりますが、このような高温での精度の良い物性値はまだよく知られていません。このため、このような物性データを拡充するとともに、メカニズムを明らかにし、物性値の信頼性を向上させることが重要となります。そこで本研究では、MOXと、さらにUO₂及びPuO₂についても、実験可能な最高温度として2,000 °Cに迫る高温のエンタルピーを測定し、その結果から比熱を導出しました。

図1にエンタルピーの測定結果（左）と比熱の解析結果（右）を示します。UO₂、PuO₂、MOXのいずれもエンタルピーは約1,800 °Cから顕著に上昇する傾向を示しました。また、組成は大きな影響を与えないことが明らかになりました。そして比熱はエンタルピーの温度微分で得られますが、エンタルピーと同様に高温になるほど顕著に上昇するような解析結果が得られました。

2,000 °Cに迫る高温のエンタルピーの実験データについて、UO₂とMOXとPuO₂の違いを実験的に調べた研究は世界で初めてのものです。今回得られたデータは、MOX燃料の温度解析に貢献する貴重なデータとなります。

Hirooka, S. et al., Enthalpy Measurement on (U_{1-x}Pu_x)O₂ (x = 0, 0.18, 0.45, and 1) and Analysis of Heat Capacity, Journal of Nuclear Materials, vol.598, 2024, 155188, 9p.

廣岡 瞬

核燃料サイクル工学研究所
MOX燃料技術開発部



◀Webはこちらへ

高精度実験でエキゾチックハドロンの姿に迫る —真に「尖った」ピークの存在を証明—

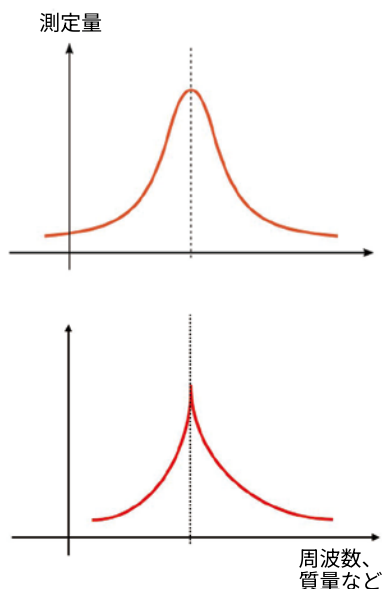


図1 カスプ (下) と通常のピーク (上) の比較

通常のピークでは極大点で微分が0になりますが、カスプの場合、微分が正の無限大から負の無限大に移り変わることで極大点を作ります。

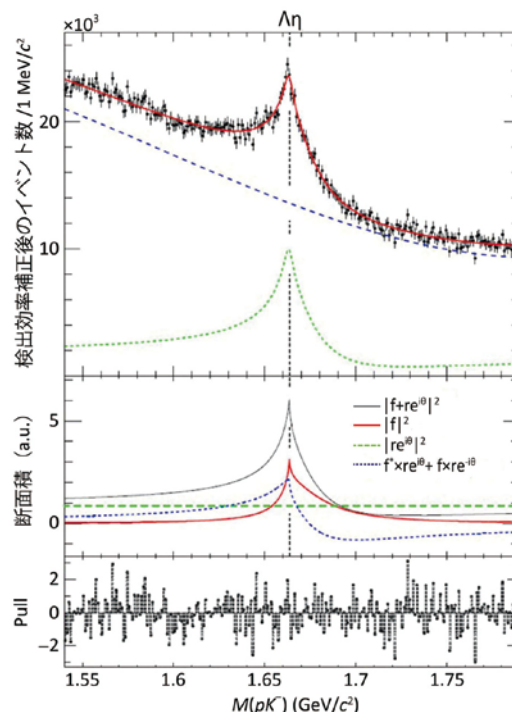


図2 Belle実験で得られたカスプ

Λ_c^+ という粒子が陽子、K中間子、 π 中間子の三つの粒子に壊れた際の陽子とK中間子の不変質量スペクトルです。ピークの形を詳細に調べた結果、このピークが真に「尖って」いることを証明できました。

原子核という極微の世界をさらに細かく見ていくと、構成要素の陽子や中性子にたどり着きます。この陽子や中性子の仲間はハドロンと呼ばれ、クォーク2個または3個からできていると考えるクォーク模型で説明されてきました。

しかし、それではうまく説明できない「エキゾチックハドロン」が近年、数多く発見されています。その有力な説明の一つは、2個の軽いハドロンが緩く結び付いて束縛系を作るというものですが、試行錯誤の末分かったのは、2個のハドロンがぎりぎり束縛しない場合でも束縛したのと似たような信号が見える、というものでした。つまり、質量スペクトルにピークのような構造ができるのですが、普通のピークとは大きく異なる点があります。普通のピークはどんなに細くても「頭が丸い」形、数学的には極大点で微分が0になる一方、ぎりぎり束縛しない場合では極大点の微分は無限大（正の無限大から負の無限大にジャンプして極大点を作る）となり、尖った形（英語で「カスプ」）となることです（図1）。理論的に長年予想されてきましたが、実際の実験では質量分解能が有限なためこれまで尖っていることを同定できませんでした。

私たちは、多くの研究者が参加した素粒子の国際共同実験「Belle実験」の高統計かつ高分解能のデータを用いて、尖った形のピークが存在することの実証に成功しました（図2）。

本研究は、JSPS科研費（JP21H04478）の助成を受けたものです。

Yang, S. B., Tanida, K. et al., Observation of a Threshold Cusp at the $\Lambda\eta$ Threshold in the pK^- Mass Spectrum with $\Lambda_c^+ \rightarrow pK^-\pi^+$ Decays, Physical Review D, vol.108, issue 3, 2023, L031104, 6p.



谷田 聖

原子力科学研究所
先端基礎研究センター



◀Webはこちらへ

ハイパー核の寿命を測定 ー 100億分の2秒の世界に迫るー

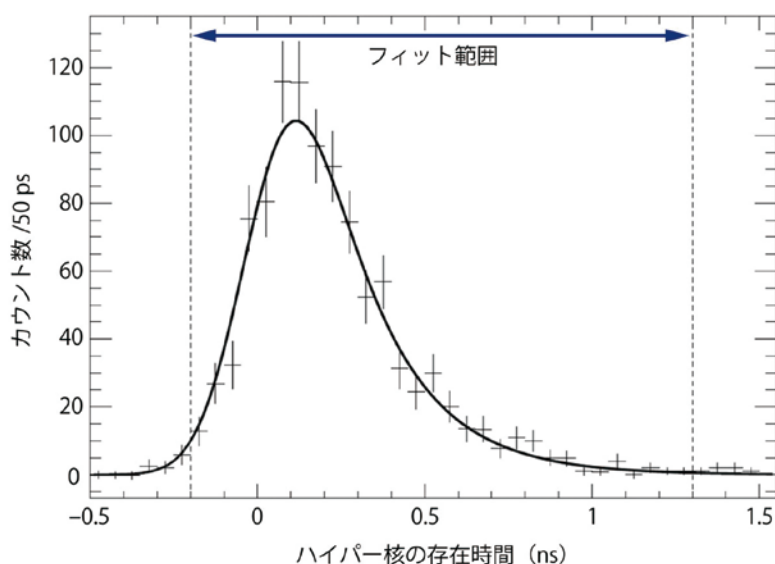


図1 ハイパー核の存在時間の分布

横軸の単位 ns (ナノセカンド) は10億分の1秒、縦軸の単位 ps (ピコセカンド) は1兆分の1秒を表します。値が負になっているところにもイベントがあるのは、時間の測定精度 (100億分の1.23秒) によります。それも考慮してデータをフィットした結果が実線で示されています。

通常の原子核は陽子と中性子からできていますが、それら以外にストレンジクォークを持つ Λ (ラムダ)、 Ξ (グザイ) 等の重粒子 (バリオン) を含むような特殊な原子核をハイパー核と呼びます。ハイパー核は天然には存在せず、加速器を使って人工的に作り出しますが、すぐに壊れてしまいます。どれくらいすぐかという、わずか100億分の2秒です。この存在時間を正確に測ることができれば、ハイパー核の性質や崩壊を引き起こす弱い核力についていろいろなことが分かります。

私たちはJ-PARCが誇る大強度K中間子ビームを使って、このわずかな時間を精密に測ることに成功しました。まず、ハイパー核が生成された時刻は、標的直前に置いた検出器をビームが通った時刻とビームの速度から計算します。次に、ハイパー核が崩壊するときに放出する粒子を外側の検出器で捕まえて、その通過時刻と粒子の速度から崩壊が起きた時刻を計算します。その差がハイパー核の存在時間ということになるわけです。私たちの実験では、この時間を100億分の1.23秒という高い精度で測っています (図1)。さらにハイパー核をたくさん作って平均を取ることで、系統誤差まで含めても、平均寿命の不確かさは1兆分の14秒まで小さくできました。

本研究は、JSPS科研費 (JP21H00129) の助成を受けたものです。

Akaishi, T., Tanida, K. et al., Precise Lifetime Measurement of ${}^4_{\Lambda}\text{H}$ Hypernucleus Using In-Flight ${}^4\text{He}(K^-, \pi^0){}^4_{\Lambda}\text{H}$ Reaction, Physics Letters B, vol.845, 2023, 138128, 4p.



谷田 聖

原子力科学研究所
先端基礎研究センター



◀Webはこちらへ

層状マンガン酸化物のナノシート化により高密度蓄熱を実現 —未利用低温廃熱の回収によりカーボンニュートラル実現貢献へ—

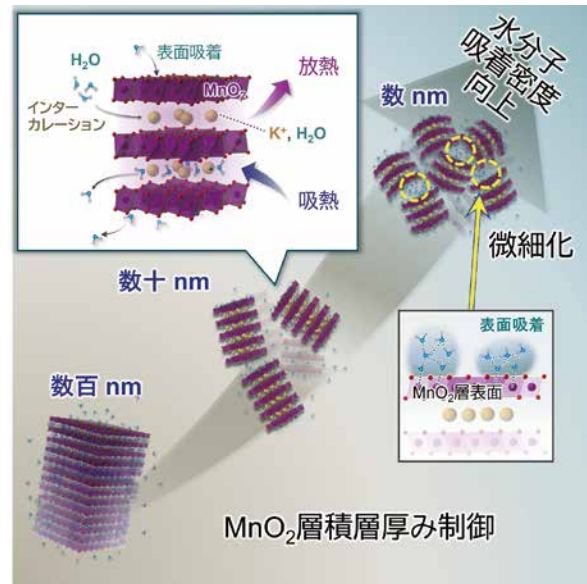


図1 微細化によるインターカレーションと表面吸着による二つの蓄熱メカニズムの顕在化

マンガン酸化物の層の厚みを制御することで、温度域の異なる二つの吸着様式があることが分かりました。微細化したマンガン酸化物では、従来の高温側（130℃付近）の層間インターカレーションに加えて低温側（60℃以下）の表面吸着が蓄熱動作に寄与することが新たに分かりました。そのため、水分子の吸着（脱離）密度が増大し、結果として蓄熱エネルギー密度が向上しました。

工業廃熱の3分の2は200℃以下の低温廃熱であり、こうした未利用熱を有効活用することでカーボンニュートラル社会実現への貢献が期待されています。層状マンガン酸化物は、約130℃で層間の水分子が脱離することで蓄熱状態となり、室温で大気中の水分を吸収すると発熱することが分かっています。そのため、層状マンガン酸化物は、低温廃熱を貯蔵し再利用するための蓄放熱可能な材料として注目されてきました。

本研究では、蓄熱性能の向上のためマンガン酸化物を厚さ数nmのシート状に微細化することで表面積を大幅に増大させました。これにより、マンガン酸化物表面に吸着した水分子が粒子間の細孔に閉じ込められることが新たに分かりました（図1）。そして、こうした細孔中の表面吸着水分子は、層間への吸着とは異なり60℃以下において蓄熱動作することも分かりました。その結果、吸着可能な水分子量は従来に比べて約1.5倍、蓄熱エネルギー密度は約1.3倍に向上しました。加えて、100℃以下という低温域での蓄熱動作が可能になりました。

本成果により、これまでよりもさらに低温域での蓄熱が可能であることが示されました。こうした層状マンガン酸化物の優れた蓄熱性能は、昼間の太陽熱を利用した夜間暖房や、機械暖気、オフライン廃熱輸送など、多様な省エネルギー技術への応用が期待されます。

本成果は、2025年6月3日付でCommunications Chemistry誌にオンラインで公開されました。

本研究は、科学技術振興機構の戦略的創造研究推進事業先端的カーボンニュートラル技術開発（ALCA-Next）（JPMJAN23A3）「環境水分を利用する高サイクル高エネルギー密度酸化物蓄熱材料」の支援を受けたものです。

Yoshisako, H., Tanaka, K. et al., Utilizing Surface Water Adsorption on Layered MnO₂ Nanosheets for Enhancing Heat Storage Performance, Communications Chemistry, vol.8, issue 1, 2025, 169, 9p.

田中 万也

原子力科学研究所
先端基礎研究センター



◀Webはこちらへ

アインスタイニウムで発見した重元素の新たな核分裂

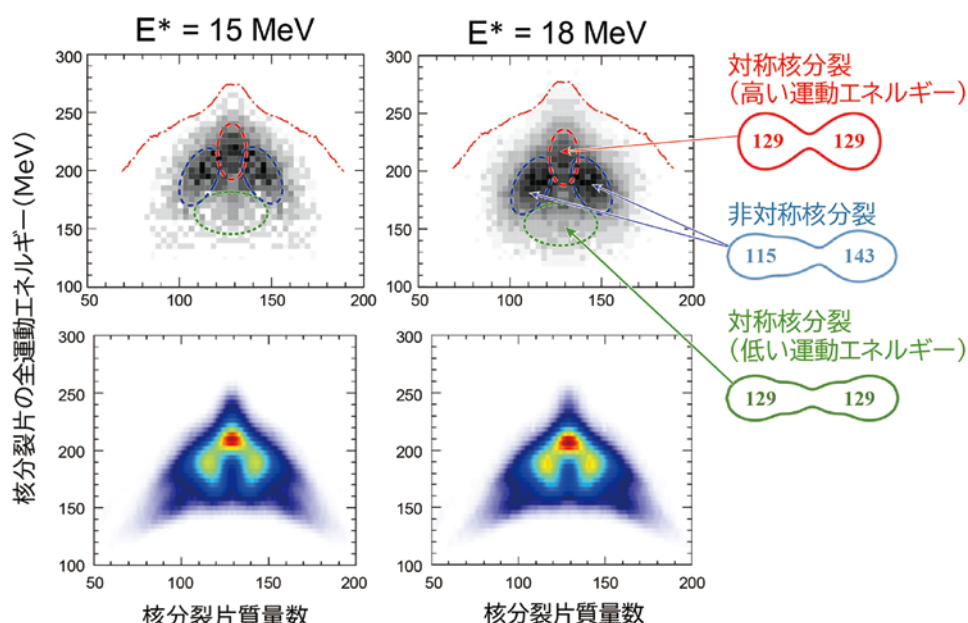


図1 メンデレビウム原子核 (^{258}Md) の核分裂片質量数と全運動エネルギーに対する収率分布

^{258}Md の励起エネルギー $E^*=15\text{ MeV}$ (左) と 18 MeV (右) のデータを比較しています。下の図は、それらに対応する理論計算で、非対称核分裂が励起エネルギーとともに増加する様子など、実験結果を再現しています。

原子核の存在限界、すなわち元素の周期表がどこまで続くかは、原子核の核分裂に対する安定性で決まります。この安定性は、原子核がどのような形を経由してちぎれていくかに依存していますが、自然界に存在するウランなどと異なり、100番元素以上での核分裂はほとんど分かっていません。

本研究では、101番元素の原子核であるメンデレビウム原子核 (^{258}Md) の核分裂を世界で初めて観測しました。この原子核を人工的に生成するため、特別に用意されたアインスタイニウム標的 (^{254}Es) に原子力機構のタンデム加速器で加速したヘリウム (^4He) 原子核をぶつけました。この結果、図1上に示すように、 ^{258}Md には三つのちぎれ方があることが分かりました。特にこの中で、大きい核分裂片と小さい核分裂片を生み出す非対称核分裂成分が、 ^{258}Md 原子核の励起エネルギーとともに増大することを発見しました。これらはウランでは見られない現象です。また、分裂の仕方を高精度で記述する理論を開発することにより、実験結果を説明することができました (図1下)。

本成果は、元素の存在限界の解明の一歩であるとともに、開発した核分裂理論は広く原子力エネルギー利用にも貢献するものです。

アインスタイニウム同位体は、米国オークリッジ国立研究所から特別に入手しました。また、計算は原子力機構スーパーコンピュータ「HPE SGI8600」を利用しました。

Nishio, K. et al., Competition Between Mass-Symmetric and Asymmetric Fission Modes in ^{258}Md Produced in the $^4\text{He} + ^{254}\text{Es}$ Reaction, Physical Review C, vol.111, issue 4, 2025, 044609, 12p.

西尾 勝久

原子力科学研究所
先端基礎研究センター



◀Webはこちらへ

カシミア効果から生じる力を制御する新たな変数を発見 —極小デバイス開発へとつながる有限密度カシミア効果の定式化に成功—

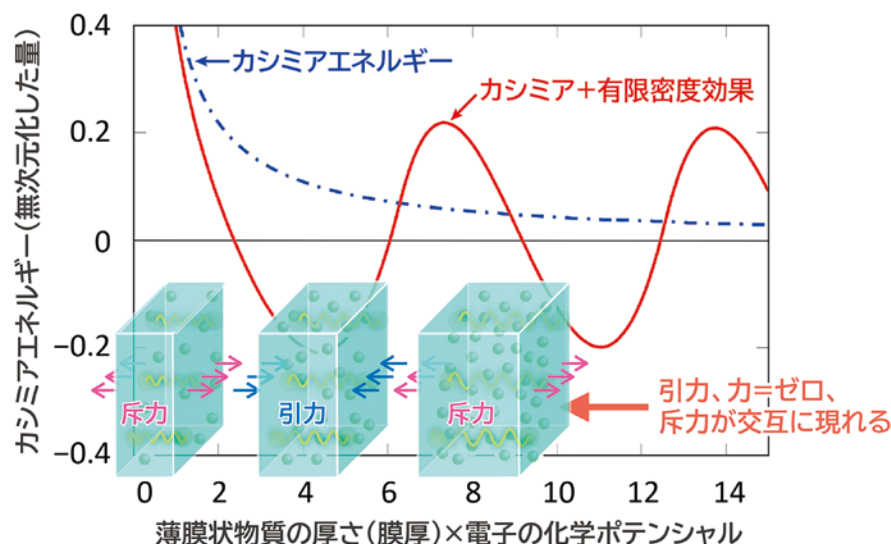


図1 薄膜状物質中のカシミア効果

青の点線は有限密度効果を考慮しない場合のカシミアエネルギーを、赤の実線は有限密度効果を考慮した場合のカシミアエネルギーを表しています。横軸は膜厚、縦軸はカシミアエネルギーに膜厚の2乗を掛けた量であり、いずれも化学ポテンシャルを用いて無次元化しています。縦軸の正負はそれぞれ斥力と引力に対応しており、ゼロを境に引力と斥力が切り替わります。

カシミア効果は、2枚の金属平板を数マイクロメートル程度隔てて配置すると、平板間の光子の零点エネルギー*が変化し、平板間に微小な引力が発生する現象です。一見して何もない空間から生じる圧力として、物理学の分野ではよく知られています。近年、このカシミア効果の工学的応用であるカシミアエンジニアリングが注目を集めており、高精度の圧力センサー、制御性の高い微小バネ、低摩擦軸受などを搭載した極小デバイス開発への展開が期待されています。その際に重要となるのが、カシミア効果から生じる力の制御です。実際には、平板間の力に限らず、薄膜や微小な構造体の内部でもカシミア効果由来の力が生じ得るため、デバイス設計の観点ではより広い状況における力の制御が求められます。

私たちは、力を制御する変数として「電子密度」に着目しました。電子は、光子と異なり物質を構成するために、密度効果が重要となります。従来は平板の材質や形状が主な制御手段でしたが、いったん作製すると後から調整しにくいという課題がありました。一方で、零点エネルギーは温度によっても変化し、温度は調整しやすい変数の一つです。しかし、温度だけでは期待できる現象の幅には制限が残ります。そこで密度効果を理論に取り込み、薄膜状物質の内部に生じる電子由来の力が膜厚と電子密度（化学ポテンシャル）に応じて変化し、引力や斥力に加えて力がゼロとなる状態まで柔軟に制御できることを示しました。

本研究は、JSPS科研費（JP20K14476, JP24K07034, JP24K17054, JP24K17059）の助成を受けたものです。

* 量子力学の世界では、たとえ力が加わっていなくても、粒子を完全に静止させることはできない。このとき粒子が持つ避けられない最低限のエネルギーを「零点エネルギー」と呼ぶ。

Fujii, D., Suzuki, K. et al., Lifshitz Formulas for Finite-Density Casimir Effect, Physics Letters B, vol.868, 2025, 139758, 6p.

藤井 大輔
鈴木 溪

原子力科学研究所
先端基礎研究センター



◀Webはこちらへ

磁場に“擬態”し自己再構築するカメレオン超伝導 —スピン三重項超伝導で臨界磁場が2倍に—

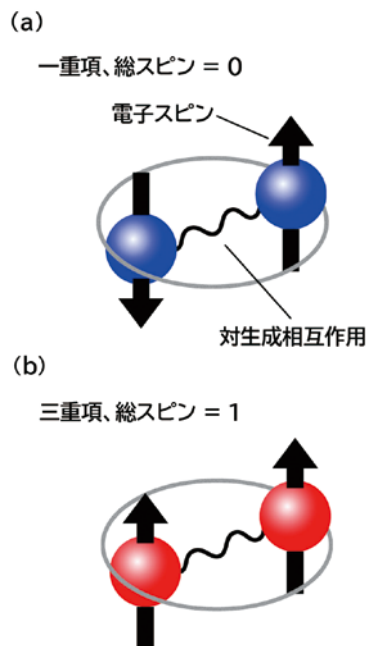


図1 超伝導を形成する電子対
(a) スピン一重項 (反平行, $S = 0$)、(b) スピン三重項 (平行, $S = 1$) の電子対を示しています。

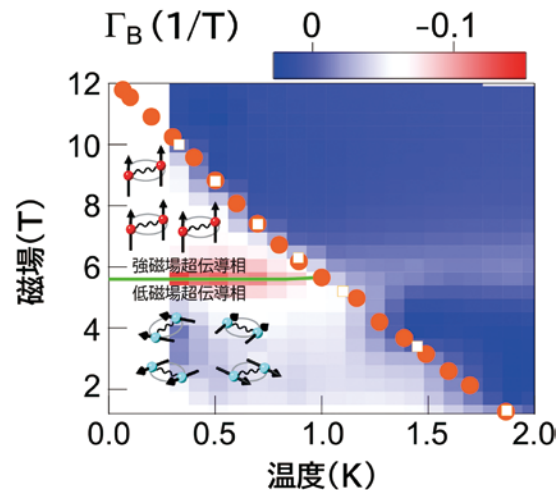


図2 UTe_2 の磁場—温度超伝導相図

●及び□は、超伝導転移点を示します。カラースケールは、エントロピー変化に対応する指標を表します。そのため状態が切り替わる点で顕著に変化し、相境界を検出できます。低磁場超伝導相では、電子対のスピンの向きは特定方向に揃っていません。磁場を増加させると、緑の実線で示す境界において、スピンの向きが磁場方向へ整列した強磁場超伝導相へ相転移します。

従来の超伝導では、超伝導を担う二つの電子が反平行スピンの対をつくり、総スピンは $S = 0$ となります (図1 (a))。このため正味の磁化はゼロで、スピンは自由度を持ちません。一方、非従来型のスピン三重項超伝導では、ペアをつくる二つの電子スピンの向きが平行に揃い、総スピン $S = 1$ の状態をとります (図1 (b))。そのため、スピンの向きという自由度を持ち、外部磁場に応じて有利なスピン配向をとることが可能となります。一般にこの機能は強い磁場に対して超伝導が壊れにくい性質につながり、強磁場を発生させる超伝導マグネットへの応用も期待されています。

本研究では、スピン三重項超伝導体である UTe_2 の強磁場下の性質を調べました。その結果、低磁場超伝導相では電子対のスピンの向きが揃っていないのに対し、磁場を増加させると相転移を伴って、磁場方向にスピンの向きが整列した強磁場超伝導相へと移り変わることを見いだしました (図2)。さらにそのスピン整列により、超伝導が破壊される臨界磁場は従来型超伝導における理論予測の2倍に達することを示しました。

本成果は、強磁場超伝導マグネット線材の開発指針を与えると同時に、非従来型超伝導が備えるスピン／軌道自由度が再構成されることで、カメレオンが周囲の色に溶け込むように磁場などの外部環境に適応する柔軟性があることを示しています。これは、非従来型超伝導に共通する一般的描像の構築に資する重要な知見です。

本研究は、JSPS科研費 (JP16KK0106, JP17K05522, JP17K05529, JP20K03852, JP24K00590, JP24KK0062, JP23H04871, JP23H01132, JP23K03332) の助成を受けたものです。

Tokiwa, Y. et al., Self-Reconstruction of Order Parameter in Spin-Triplet Superconductor UTe_2 , Physical Review Letters, vol.135, issue 13, 2025, 136502, 6p.



常盤 欣文

原子力科学研究所
先端基礎研究センター



◀Webはこちらへ

少数の学習画像で高精度に気泡を検出できる技術を開発

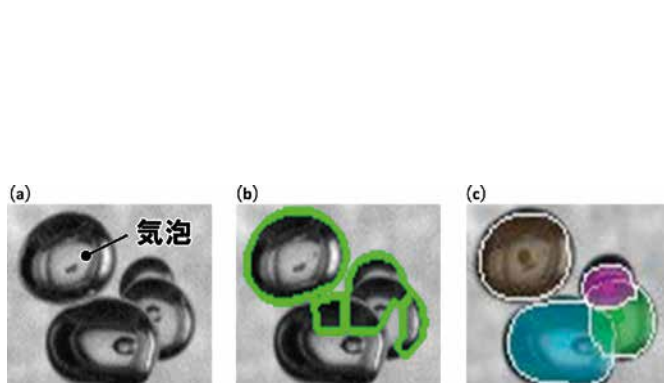


図1 重なった気泡の形状検出

- (a) 撮影画像（重なりがない一つの気泡と重なった三つの気泡）、
 (b) ルールベースの画像認識による検出結果（緑線）、及び
 (c) 本手法による検出結果（カラー表示）を示します。

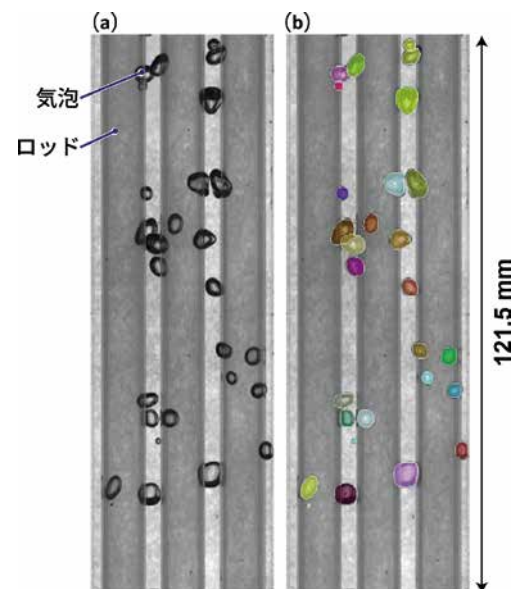


図2 ロッドバンドル流路内の可視化結果 (a) と気泡検出結果 (b)
 (b) 内のカラー表示（色分けはランダム）は、検出した気泡を表します。

私たちは、最新の深層学習技術である Shifted Window Transformer (Swin Transformer) を活用し、気液二相流における高精度な気泡検出技術を開発しました。本技術により、気泡形状の高精度な検出を実現したことで、気泡径や気泡分布、ボイド率など、原子力工学をはじめとする熱流動分野で必要不可欠なデータを、より詳細に取得することが可能となりました。

従来の気泡検出では、輝度差を利用したルールベースの画像処理手法が用いられてきました。しかし、気泡の変形や重なりが生じる場合には、気泡形状の検出精度が低下するという課題がありました。

本研究では深層学習に基づく画像認識モデルである Swin Transformer を適用することで、この課題を解決しました。学習には、数十枚程度の限られた画像データを用いたにもかかわらず、高い検出性能を示しました。図1は、本技術と従来のルールベース検出技術との比較結果を示したものです。本技術では図1 (c) に示すように、重なり合った気泡の形状を正確に検出でき、従来技術より優れた性能を確認しました。さらに、本技術を3×3 ロッドバンドル流路へ適用し、複雑な流路形状内においても気泡検出に成功しました（図2）。

このように、本技術は、限られた学習データでも高い精度を維持し、複雑な流体構造や実験条件にも適応可能であることを示すことができました。将来の熱流動研究やシミュレーションの検証において、信頼性の高い画像解析ツールとなることが期待されます。

Uesawa, S. et al., Deep Learning-Based Bubble Detection With Swin Transformer, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.61, issue 11, 2024, p.1438-1452.

上澤 伸一郎

原子力科学研究所
 軽水炉工学研究センター



◀Webはこちらへ

マイナーアクチノイドを含む超ウラン核種の核データ検証に資するデータベースの整備

表1 超ウラン (TRU) 核種の積分実験データベース

核特性 (反応)	核分裂比 (核分裂)	サンプル反応度価値 (捕獲、核分裂)
^{237}Np	○	○
^{238}Pu	○	○
^{240}Pu	—	○
^{242}Pu	○	—
^{241}Am	○	○
^{243}Am	○	○
^{244}Cm	○	—

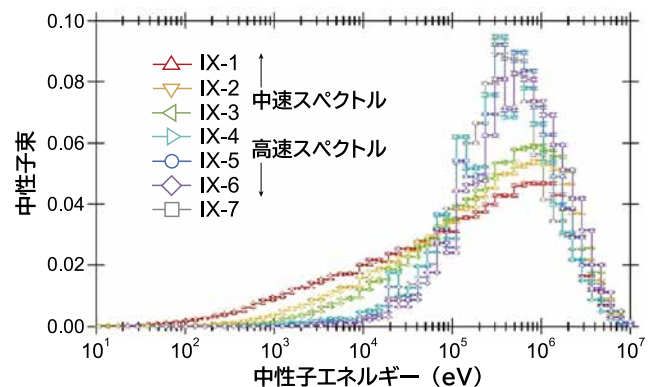
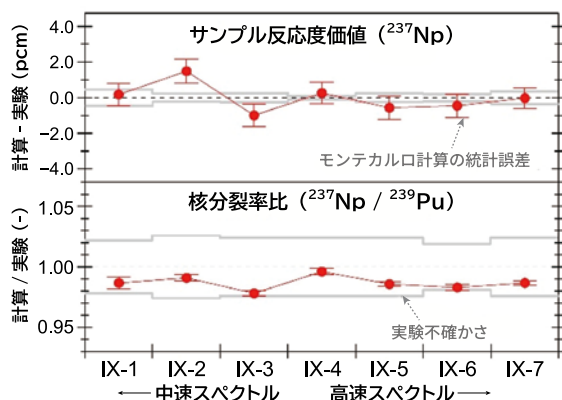


図1 系統的に異なる中性子エネルギースペクトル

図2 積分検証の一例

^{237}Np のサンプル反応度価値及び核分裂率比に対する JENDL-5 の予測精度が良好であることを示しています。

超ウラン (TRU) 核種に係る核データの積分検証は、革新的原子炉の開発や放射性廃棄物減容化など、原子力分野の重要課題の解決に向けた基盤の技術の一つです。しかしながら、TRU 核種の積分検証に不可欠な炉物理実験データは、世界的にも著しく不足しております。本研究では、高速炉臨界実験装置 (FCA) で過去に得られた TRU 核種の炉物理実験データ^{*1}を最新の知見に基づいて再評価し、多面的な核データ評価を可能にする積分実験データベース (表1) として整備しました。本データベースでは、実験の不確かさが炉物理実験分野における国際標準と同等レベルで詳細に評価されており、積分検証に資する高い信頼性が確保されています。また、以下の二つの特徴があります。

(1) 単一の積分実験データでは一般的に中性子エネルギーの詳細な情報が失われてしまいましたが、中速から高速までの複数の中性子エネルギースペクトル (図1) に対応した実験データを系統的に整備したことで、中性子エネルギー依存性に着目した積分検証が可能となっています。

(2) 本データベースには、炉物理実験の基本特性である臨界性に加えて、核分裂率比及びサンプル反応度価値が含まれており、TRU 核種の核分裂断面積のみならず捕獲断面積の積分評価 (図2) にも対応しています。

広範な中性子スペクトルと多様な核特性 (臨界性^{*2}、核分裂率比^{*3}、サンプル反応度価値^{*4}) が完備された本データベースは、TRU 核種の核データの信頼向上に貢献することが期待されます。

^{*1} Mukaiyama, T. et al., Rad. Eff. 93 (1-4), 147 (1986) .

^{*2} Fukushima, M. et al., J. Nucl. Sci. Technol. 53 (3), 406 (2016) .

^{*3} Fukushima, M. et al., J. Nucl. Sci. Technol. 54 (7), 795 (2017) .

^{*4} Fukushima, M. et al., J. Nucl. Sci. Technol. 61 (4), 478 (2024) .

Fukushima, M. et al., TRU Oxide Sample Reactivity Worths Measured in the FCA-IX Assemblies With Systematically Changed Neutron Energy Spectra, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.61, issue 4, 2024, p.478-497.

福島 昌宏

原子力科学研究所
軽水炉工学研究センター



◀Webはこちらへ

正確な線量評価を可能にする日本人のポリゴン型人体モデルを開発 —人体モデルのデータを無償公開—

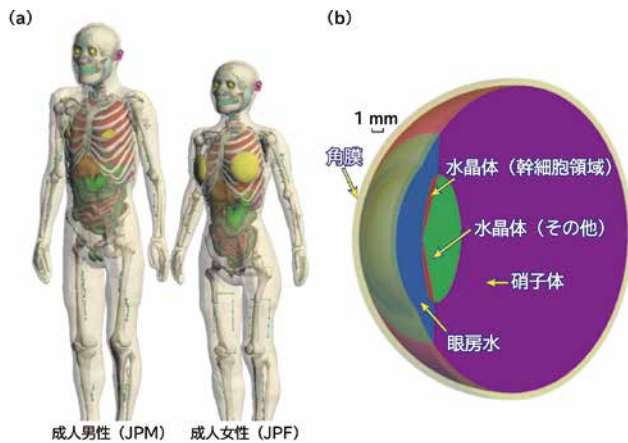


図1 ポリゴンメッシュ型人体モデル
(a) 全身の前面図及び (b) 詳細眼球組織モデルの3D断面図を示します。

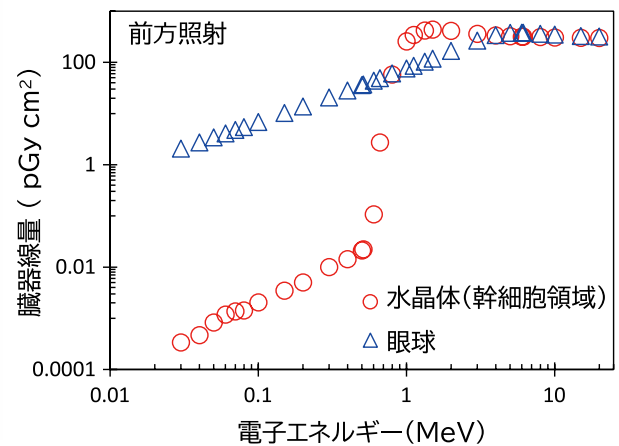


図2 JPFにおけるAPジオメトリでの電子入射による
眼球組織の臓器線量

被ばく線量を正確に評価するためには、体内での放射線の詳細な挙動を考慮する必要があります。そのため、人体モデルとPHITS等のモンテカルロシミュレーションコードを組み合わせた計算手法は、非常に有用です。国際放射線防護委員会（ICRP）は、放射線感受性の高い幹細胞領域への放射線影響に関する知見を更新し、水晶体の被ばく線量限度を引き下げました。しかし、従来の日本人の人体モデルには幹細胞領域が定義されていないため、水晶体の被ばく線量評価には利用できませんでした。

本研究では、物体の形状を柔軟に表現できるポリゴン技術により、標準的な日本人の成人男性（JPM）及び成人女性（JPF）のポリゴン型人体モデルを新たに開発しました（図1（a））。JPMとJPFの水晶体、皮膚、口腔粘膜、舌、食道、胃、小腸、結腸、細気管、膀胱には、幹細胞領域が組み込まれています（図1（b））。したがって、それらの複雑かつ微細な構造を反映した正確な被ばく線量を算出することが可能です。図2は、電子を前方照射した際のJPFの眼球（球状）及び水晶体の幹細胞領域（薄い円盤状）の被ばく線量を示します。両者の線量は、解剖学的構造の差異を反映して変動しており、JPM及びJPFを用いることにより、眼の水晶体の線量を正確に評価することが可能です。

現在、JPMとJPFの姿勢や体格の変形技術の開発を進めています。今後、この変形技術を実装したJPM及びJPFは、治療中の医療従事者や患者、放射線事故時の作業員の被ばく線量管理の改善に役立つことが期待されます。JPM及びJPFの電子データは、インターネット上で無償公開*されており、手続き等不要で利用することが可能です。

* 日本人人体モデルの公開ホームページ: <https://github.com/JapanesePolygonPhantom/JPM-JPF-Phantom>

Sato, K. et al., Construction of New Polygon Mesh-Type Phantoms Based on Adult Japanese Voxel Phantoms, PLOS ONE, vol.19, issue 10, 2024, e0309753, 26p.

佐藤 薫

原子力科学研究所
原子力基礎工学研究センター



◀Webはこちらへ

反射率変化光熱分光法による希薄溶質の高感度検出 ーフェムトリットル量の非蛍光物質の測定に成功ー

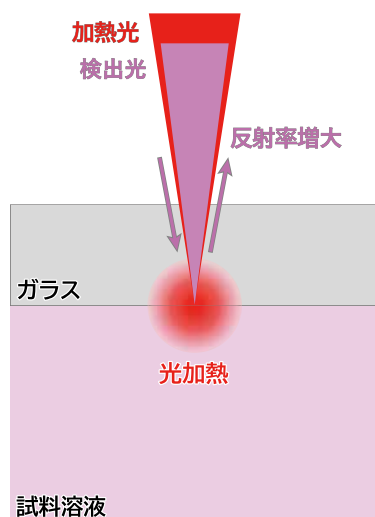


図1 反射率の変化を利用して光吸収を検知

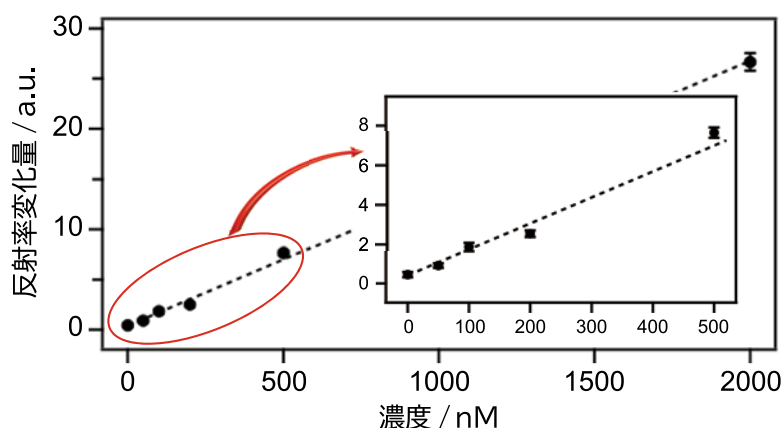


図2 希薄な色素の分析例

放射性廃液の分析では、安全性の観点から大量の試料を扱えないため、ごく少量の薄い水溶液でも成分を正確に測定できる技術が求められます。しかし、希薄で非蛍光の物質は一般的な吸収測定では感度が不足し、蛍光も利用できないため検出が難しいという課題がありました。さらに、高感度な光熱分光法も存在しますが、従来の方法は光の位置合わせや干渉光学素子の調整などの複雑な光学系が必要で、扱いが難しいという問題点がありました。

そこで本研究では、光吸収によるわずかな温度上昇がガラスと水溶液の界面の反射率を変えるという性質を利用することで、シンプルな光学系での高感度測定を可能にしました（図1）。加熱用と計測用の光を同じ場所に照射するだけで済み、従来のような精密なビーム調整や特殊素子を必要としません。実験では、微小チャンネル内の極めて薄い色素水溶液でも75 nMを検出し、フェムトリットル量の非蛍光物質の測定に成功しました（図2）。

今後は、異なる材料のマイクロチャンネルへの適用や背景光を抑える工夫により、放射性試料を含む微量水溶液のより安全で信頼性の高い分析手法として発展することが期待されます。

本研究は、文部科学省 卓越した若手研究者育成事業（JPMXS0320230068）の助成を受けて実施されました。

Urashima, S. et al., Sensitive Detection of Nonfluorescent Solutes in Small Amounts of Dilute Aqueous Solutions Through Photothermally Induced Reflectivity Modulation at Glass/Aqueous Solution Interfaces, *Analyst*, vol.150, issue 5, 2025, p.819-826.

浦島 周平

原子力科学研究所
原子力基礎工学研究センター



◀Webはこちらへ

燃料デブリ化学分析に向けた溶解技術の開発

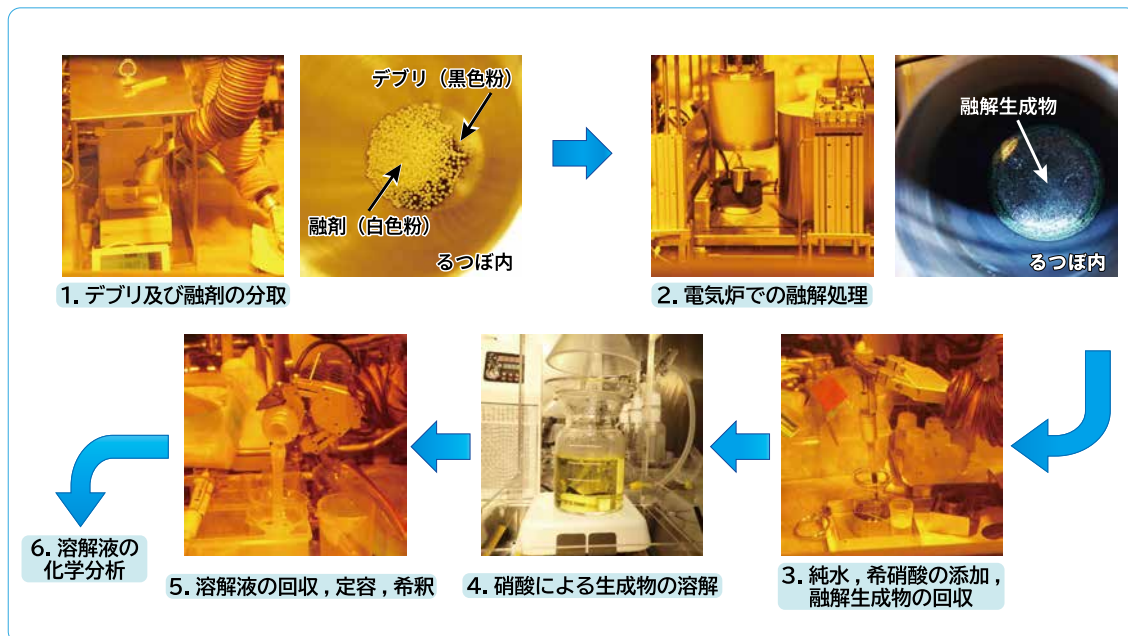


図1 TMI-2デブリを用いたコンクリートセル内での実証試験スキーム

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故で発生した燃料デブリの性状把握は、燃料デブリの取出し工程の策定、臨界管理、保管や事故進展解析等に必須の情報です。このデブリ性状把握の主要項目である元素・核種組成の評価には、燃料デブリの完全溶解と化学分析が不可欠です。しかし、1F燃料デブリは酸化物、ホウ化物、様々な合金等で構成されるため化学的安定性が高く、スリーマイル島原子力発電所事故で生成した燃料デブリ（TMI-2デブリ）の知見からも、硝酸、塩酸、フッ酸等による酸溶解法では完全に溶解できないと考えられています。

今回の研究では、燃料デブリの元素組成分析を行うためのデブリ融解法を検討しました。「過酸化ナトリウムを用いたアルカリ融解処理法」に注目し、2種類の模擬デブリを対象として処理条件を検討し、ニッケルるつぼを用いた650℃での融解処理が最適であることを示しました。さらに本手法を、TMI-2デブリを対象としたコンクリートセルでの実証試験に適用し、燃料デブリの完全溶解を確認しました。得られた溶解液の元素組成分析は再現性に優れ、固体分析による結果と良好な一致を示し、本手法の有効性を実証しました。

今回の成果は燃料デブリの化学分析に必要な前処理としての溶解手法を確立したものであり、1F廃炉が完了するまでの長期にわたる活用が期待されます。

Nakamura, S. et al., Development of a Dissolution Method for Analyzing the Elemental Composition of Fuel Debris Using Sodium Peroxide Fusion Technique, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.62, issue 1, 2025, p.56-64.

中村 聡志

原子力科学研究所
原子力基礎工学研究センター



◀Webはこちらへ

ウランを用いる蓄電池の開発 —劣化ウランの資源化で再生可能エネルギーとの相乗効果を最大限発揮—

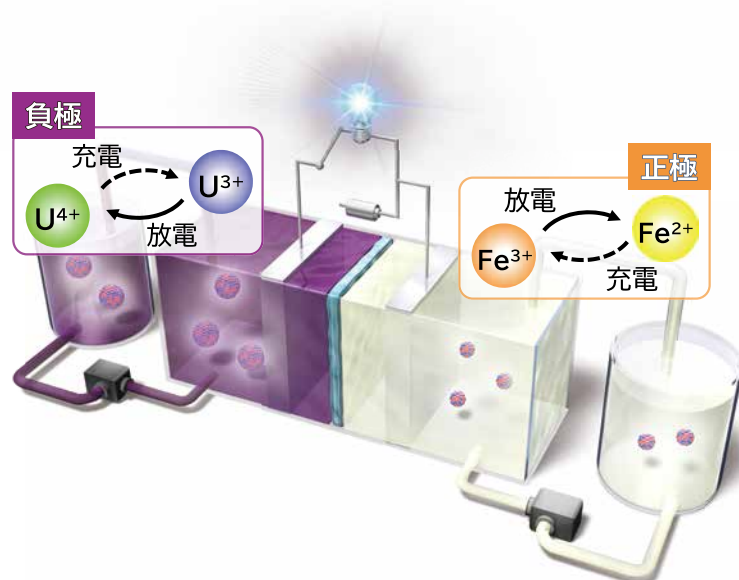


図1 本研究のウラン鉄蓄電池の概念図

充電するとき正極では、鉄イオンの酸化数が2価から3価に変化し電子が放出されます。この電子は回路を經由して負極へたどり着き、ウランイオンの酸化数を4価から3価に変化させます。このように、正極から負極へ電子の流れ（電流）が発生することで、ウランイオンと鉄イオンの化学状態は変化し、電気を蓄えることができます。

原子力発電用の燃料の製造時、副産物として「劣化ウラン」が発生します。劣化ウランは現在の原子炉（軽水炉）では燃料として利用できないため、日本国内では約16,000 tを貯蔵しているという状況です。これを資源として活用するために、ウランを用いる蓄電池の概念が2000年代初頭に提唱されました。しかし、実際に蓄電池を組み上げ、その性能を報告した例はありませんでした。

そこで本研究では、ウラン鉄蓄電池（ウラン蓄電池）を開発し、世界で初めてその充電と放電の性能を確認することに成功しました。ウラン蓄電池は、負極にウラン溶液、正極に鉄溶液を用いて組み上げました。試作したウラン蓄電池の電圧は1.3 Vで、一般的なアルカリ乾電池（1.5 V）と近い値でした。今回充電と放電を10回繰り返しましたが、蓄電池の性能はほとんど変化せず、比較的安定した性能が確認できました。

ウラン蓄電池を大容量化して実用化すれば、日本国内に保管されている大量の劣化ウランに新たな資源価値が生まれます。そして、風力や太陽光などの再生可能エネルギー由来の電力供給網の調整機能として応えることで、脱炭素社会の実現に貢献することが可能となります。

Ouchi, K. et al., The Rechargeable Battery Using Uranium as an Active Material, Scientific Reports, vol.15, issue 1, 2025, 18515, 7p.



大内 和希

原子力科学研究所
NXR開発センター



◀Webはこちらへ

実用的な新技術で半永久電源用アメリシウム241の分離回収に成功！ —使用済燃料に含まれる有価元素活用の実用化へ大きく前進—

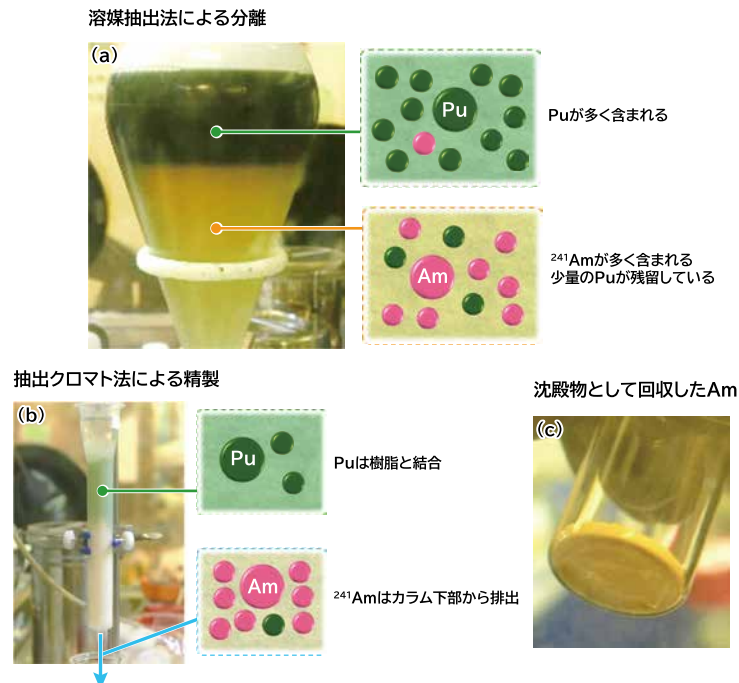


図1 (a) 溶媒抽出法による分離、(b) 抽出クロマト法による精製及び (c) 沈殿物として回収したアメリシウム (^{241}Am)

電池は私たちの生活を広く支えており、長時間安定して使える電源を目指して様々な物質を使用した開発が行われています。放射性物質の崩壊熱と熱電変換素子を利用した電池（半永久電源）もその一つです。半永久電源の実装先として、太陽光パネルでの発電が十分にできない木星よりも遠い場所での宇宙探査機があります。

アメリシウム241 (^{241}Am) は長い半減期（432.2年）を持つため、半永久電源に適した放射性物質の一つです。原子力機構ではこれまでに、使用済燃料の溶解液や高レベル放射性廃液からアメリシウム、ウラン、希土類元素等を分離する溶媒抽出技術「SELECTプロセス」を既に開発しています*。そこでSELECTプロセスの知見を活用して、長期保管されているプルトニウム241 (^{241}Pu) のベータ崩壊で生成する ^{241}Am を溶媒抽出法（図1 (a)）や抽出クロマト法（図1 (b)）などの化学的手法で回収する技術を開発しました。

今回開発した技術は焼却処分可能な抽出剤を使用しており、回収で発生する廃棄物の量を減らせます。さらに、回収した ^{241}Am の常温での濃縮も実証しました（図1 (c)）。この新技術は、ストロンチウムなど他の有価元素を分離回収する際にも応用できるため、汎用性にも優れています。

* Ban, Y. et al., Recovery of Minor Actinides from High-Level Liquid Waste by *N,N,N',N',N'',N''*-Hexa-octyl Nitrilotriacetamide (HONTA) Using Mixer-Settler Extractors, Progress in Nuclear Science and Technology, vol.8, 2025, p.243-247.

江森達也ほか、高経年Pu試料中に含まれるAm-241の分離回収技術の開発, JAEA-Technology 2024-025, 2025, 20p.

江森 達也

原子力科学研究所
NXR開発センター



◀Webはこちらへ

少数データから多数データを推定するシミュレーション手法

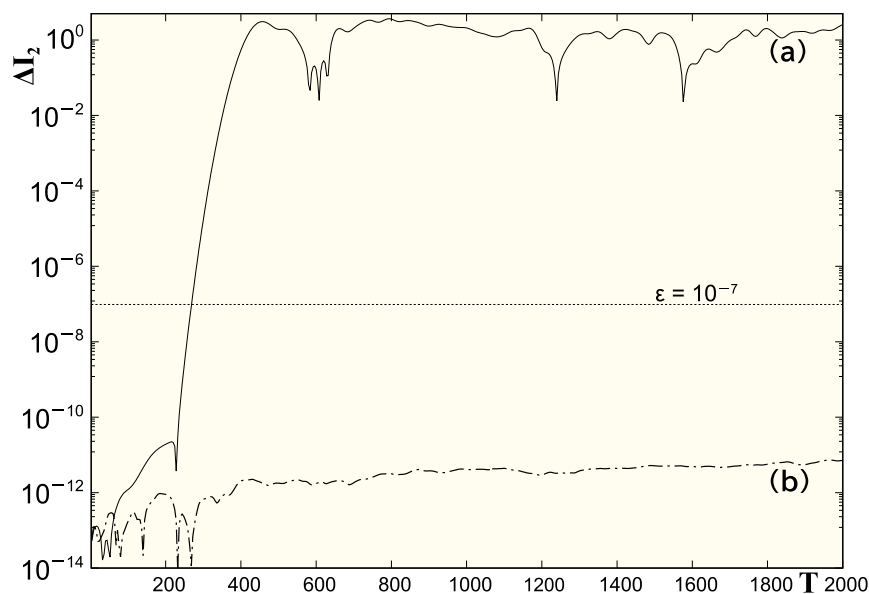


図1 時間発展シミュレーションにおける相空間面積の誤差の時間変化

(a) は低自由度ハミルトン系の場合の誤差の時間変化を示し、(b) は系 (a) を弱い線形バネで繋いだ系における誤差の時間変化を示します。

理論的な物質材料研究の一分野では、分子動力学法に基づいた原子・分子レベルの数値シミュレーション結果を元に研究が進められます。そのため、古典論的運動方程式を正確かつ高速に解くためのシミュレーション手法の高度化が求められています。

本研究では、系のエネルギー等（ミクロカノニカルな）統計力学的量を少数のシミュレーションデータから計算する手法を提案しています。ただし、計算時間が長時間にわたると誤差が増加するため、本論文においてどの程度の時間まで本手法が有効であるか検証計算を行いました。簡単なテスト系（低自由度ハミルトン系）で本来時間保存する統計力学的量（相空間内の面積）を計算したところ、 $T \sim 200$ までは誤差を少なく抑えてシミュレーションを実行することができました（図1 (a)）。一方で低自由度ハミルトン系を弱い線形バネで繋いだ系では、本手法が比較的長時間（ $T \sim 2000$ ）にわたって有効であることが確認できました（図1 (b)）。

本結果を踏まえ、本来短時間である有効時間を延ばすべく、今後様々な工夫について考察を続けていきます。

本研究は、JSPS科研費基盤研究 (C) (JP24K06858) 「正準変換補間法の力学系への応用」において実施されました。

Sasa, N., Small Dispersion Limit of Momentum Conservation Law, JSIAM Letters, vol.16, 2024, p.37-40.

佐々 成正

システム計算科学センター



◀Webはこちらへ

四極から八極へ

—大強度イオン加速器から強く安定したビームを供給するために—

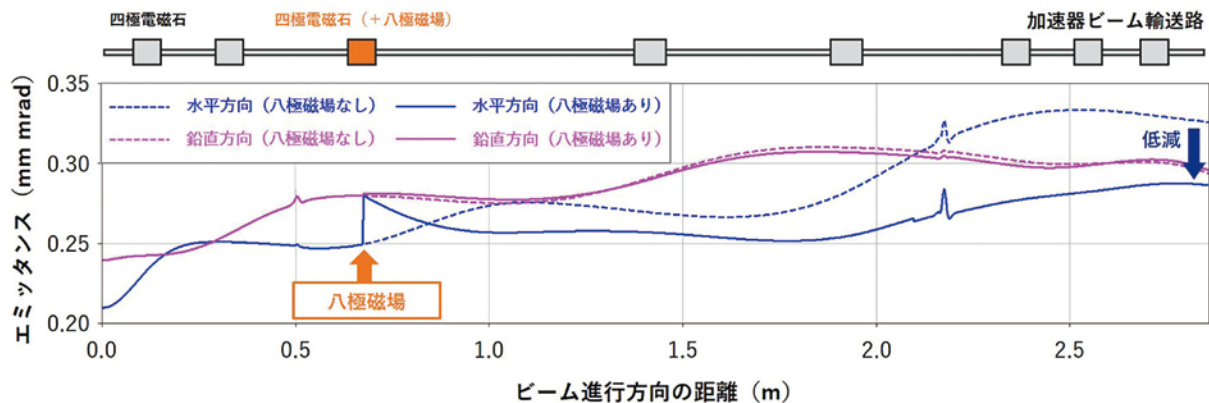


図1 八極磁場によるビーム構成粒子の運動方向分散（エミッタンス）の低減

加速器から出力される荷電粒子ビームを増強することで、加速器をより広い範囲で効率的に利用することが可能となり、検出に多くの統計数を必要とする、稀な事象の探索による新たな物理の発見などを可能にします。大強度のビームを実現するには、ビームを構成する粒子の運動方向の分散（エミッタンス）を低く保つようにビームを輸送し、粒子が加速器機器に意図せず衝突することによる放射化を低減することが課題となります。そこで本研究では、シミュレーションと理論に基づいて、大強度イオン線形加速器の低エネルギー領域における、粒子同士の電氣的な相互作用による運動方向分散の悪化のメカニズムを記述し、その抑制方法について提案しました。

通常の加速器では、四極磁場（四重極磁場）と呼ばれる磁場によってビームを収束し、輸送しています。本研究では、四極磁場が発生している地点に、八極磁場（八重極磁場）と呼ばれる磁場を加えて発生させることでエミッタンスを低減されることを示しました（図1）。この方法は、ビーム輸送の最適化に八極磁場という新たな視点を与えるものです。この方法を適用することによって、加速器の放射化を低減し、加速器を大強度かつ高安定に運転することが期待できます。

本研究は、JST次世代研究者挑戦的研究プログラム（JPMJSP2114）の支援を受けたものです。

Chimura, M. et al., Beam Emittance Growth Due to the Strong Space-Charge Field at Low Energy of a High-Intensity Ion Linac and Its Mitigation Using an Octupole Magnetic Field, Progress of Theoretical and Experimental Physics, vol.2022, issue 6, 2022, 063G01, 26p.

地村 幹

J-PARCセンター
加速器ディビジョン



◀Webはこちらへ

硬くてもろい放射線遮蔽ガラスが持つ流体的挙動 —微小押込み試験による機械的特性評価技術の脆性材料への適用—

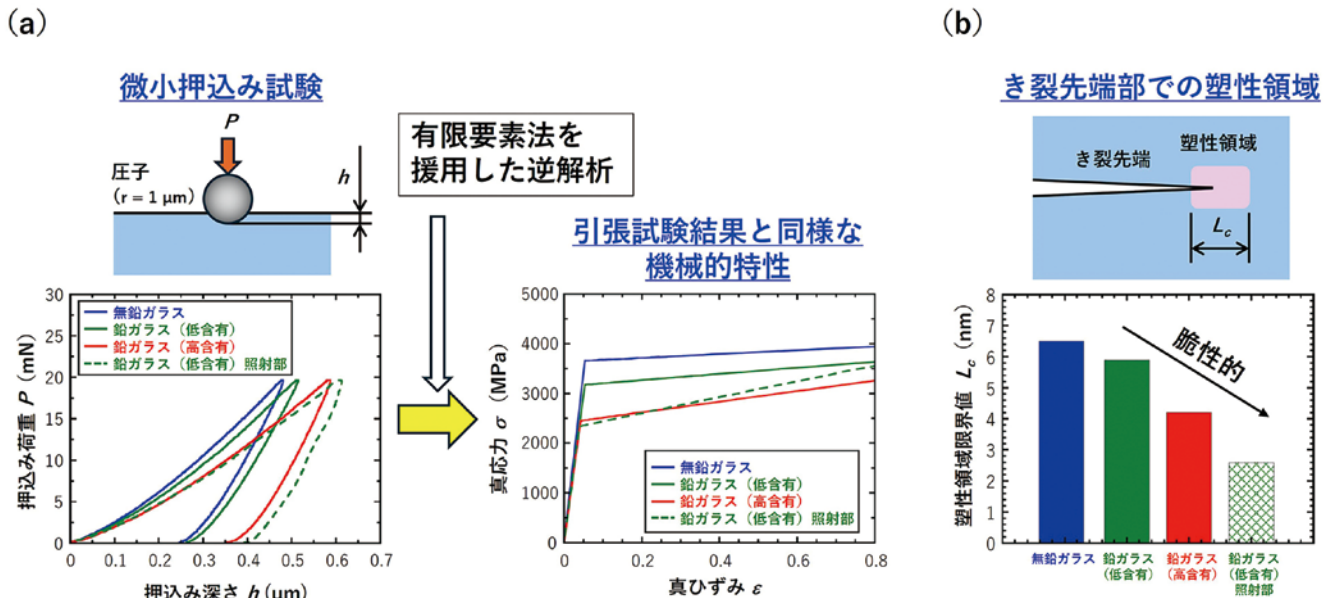


図1 (a) 微小押込み試験結果からの機械的特性評価と (b) き裂先端部での塑性領域限界値

J-PARCの物質・生命科学実験施設に設置されている中性子発生用水銀標的容器の寿命に影響を与える因子として、陽子及び中性子による照射損傷があり、容器材料の機械的特性の変化を定量的に評価することは極めて重要です。これまでに、延性材料等の微小押込み試験結果に対して、有限要素法を援用した逆解析を行うことにより、引張試験結果と同様な機械的特性を定量的に評価する手法を考案しました。

一方、高放射化機器の廃棄が課題となっています。減容化技術の一つとして、放射線遮蔽ガラス窓の外側からのレーザー加工が考えられます。その場合、レーザー照射によるガラスの機械的特性の変化を把握することが重要です。

本研究では、脆性材料である放射線遮蔽ガラスに微小押込み試験による評価手法を適用しました。評価対象は、鉛含有量が異なる3種類のガラスと高出力Nd: YAGレーザーが照射された鉛ガラスです。鉛含有量の増加及び照射により、流動応力（直線が折れ曲がった位置での真応力）が低下しました（図1 (a) 右）。さらに、液体的挙動を表す微小塑性流動に着目することにより、き裂発生時におけるき裂先端部での塑性領域の差異を確認でき、照射による損傷（脆性的特性への変化）を定量的に評価可能であることが改めて示されました（図1 (b)）。今後、照射により脆化する使用済み標的容器に本手法を適用し、照射損傷による寿命評価を行う予定です。

涌井隆ほか、放射線遮へいガラスの微小塑性挙動に及ぼすレーザー照射の影響, 実験力学, vol.22, issue 2, 2022, p.96-104.

涌井 隆

J-PARCセンター
物質・生命科学ディビジョン



◀Webはこちらへ

電磁石電源の改良で大強度ビーム不安定化の元を断つ —高耐圧ダイオードによる大強度陽子ビームの安定化—

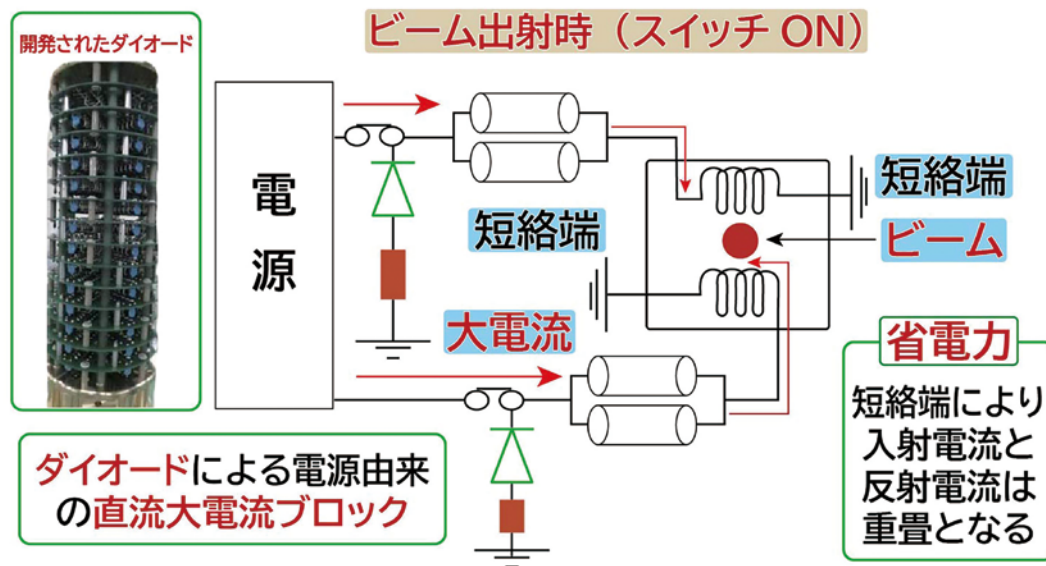


図1 ビームの出射時のダイオードの働き

J-PARCは、リニアック、3 GeV陽子シンクロトロン（RCS）、主リング、物質・生命科学実験施設（MLF）等から構成される大強度陽子加速器施設です。RCSは、約80兆個の陽子を1/50秒で光速の97 %まで加速することで、1 MW級のビームをMLFに供給しますが、ここで、キッカー電磁石（以下、キッカー）が引き起こすビームの不安定化が問題になります。

キッカーは、加速終了時ビームを出射する装置で、電源とコイルから構成されます。ビームの出射時は、短絡させたコイル端に、電源から約3 kAという大電流を流すことで、入射と反射電流を重畳させ電力を節約しています（図1）。一方、ビームの加速時は、ビームがコイルに発生させた高周波の誘導電流がビームを不安定にします。

この電流を除去するため、キッカーと「抵抗だけ」並列接続する方法が採用されてきました。しかし、これでは、ビームの出射時に電源が供給する電流も消費されるため、余分な電力が必要になるという課題がありました。

そこで、抵抗の前に高耐圧のダイオードを直列接続する方法を考案しました（図1）。ダイオードは、高周波の順電流に対しては整流器、逆電流に対してはコンデンサーのように振る舞うため、電源からの電流を遮断しつつ、ビーム由来の電流を抵抗で除去できます。

本手法は、消費電力を増やさずにビームを安定化できるとして、米国物理学会誌のEditors' Suggestionに採択されました。

Shobuda, Y. et al., Demonstration of a Kicker Impedance Reduction Scheme with Diode Stack and Resistors by Operating the 3-GeV Rapid Cycling Synchrotron of the Japan Proton Accelerator Research Complex, Physical Review Accelerators and Beams, vol.26, issue 5, 2023, 053501, 45p.

菖蒲田 義博

J-PARCセンター
加速器ディビジョン



◀Webはこちらへ

設計時の限界を超え大強度出力での陽子ビーム損失を極小化 一次世代マルチメガワット級加速器の安定運転に向けた挑戦ー

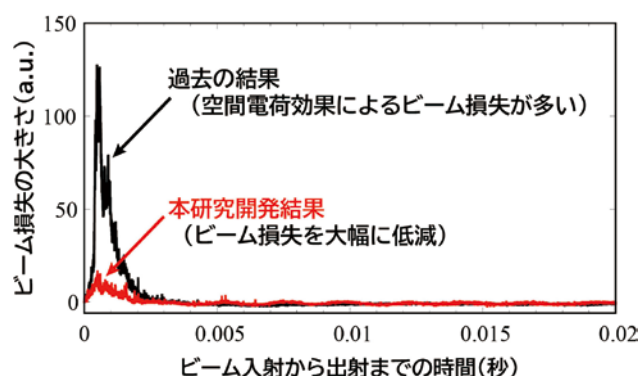


図1 1 MWの運転でビーム損失を減らした結果

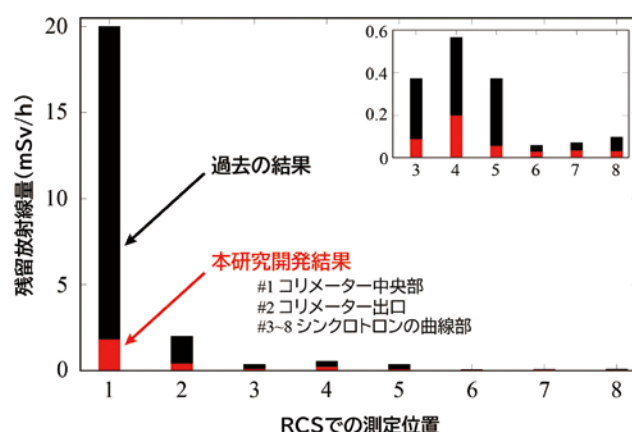


図2 本研究で達成した装置の放射化の低減と限定化

原子力機構の大強度陽子加速器施設 J-PARC にある3 GeVシンクロトロン (RCS) は、1 MW級 (設計値) の世界最高クラス大強度出力の陽子ビームを多くの実験施設へ供給しています。しかし、大強度運転ではビーム損失が避けられず、装置の放射化や性能低下を招くため、安定した加速器運転の最大の課題となっていました。特に物質・生命科学実験施設、ニュートリノ実験施設、及びハドロン実験施設といった複数のユーザー施設へビームを同時に分配して送るRCSでは、異なるビーム条件を同時に満たす必要があり、困難さが増します。

本研究では数値シミュレーションと実験を組み合わせ、ビーム損失の最小化と局所化に成功しました。まず、負水素イオンを陽子へ変換する炭素フォイルへ入射する際に生じる散乱損失を、フォイルサイズの縮小と入射ビーム形状の最適化で低減しました。さらに、同電荷粒子間の反発 (空間電荷効果) によるビームサイズ拡大やハロー形成を抑えるため、入射過程で時間・空間的にビームを均一化し、安定した分布を実現しました。その結果、損失を低エネルギー域に限定し、コリメータに局所化することに成功しました (図1)。その結果、残留損失はわずか0.1 kWで、設計上限の4 kWを大きく下回り、装置の放射化も抑制できました (図2)。これによりRCSは1 MW運転で稼働率98 %以上を達成し、さらに1 MW超の出力へ拡張可能となりました。

本成果は、米国物理学会誌でEditors' Suggestionに選ばれるなど国際的にも高く評価されています。

Saha, P. K. et al., State-of-the-Art Beam Loss Minimization at High-Intensity Beam Operation of the 3 GeV Rapid Cycling Synchrotron at the Japan Proton Accelerator Research Complex, Physical Review Accelerators and Beams, vol.28, issue 7, 2025, 074201, 23p.

Pranab Kumar Saha

J-PARCセンター
加速器ディビジョン



◀Webはこちらへ

“悪者” 水素を味方につけた鉄鋼材料の開発に向けて —中性子が明かす水素によるステンレス鋼の強度・伸び向上の仕組み—

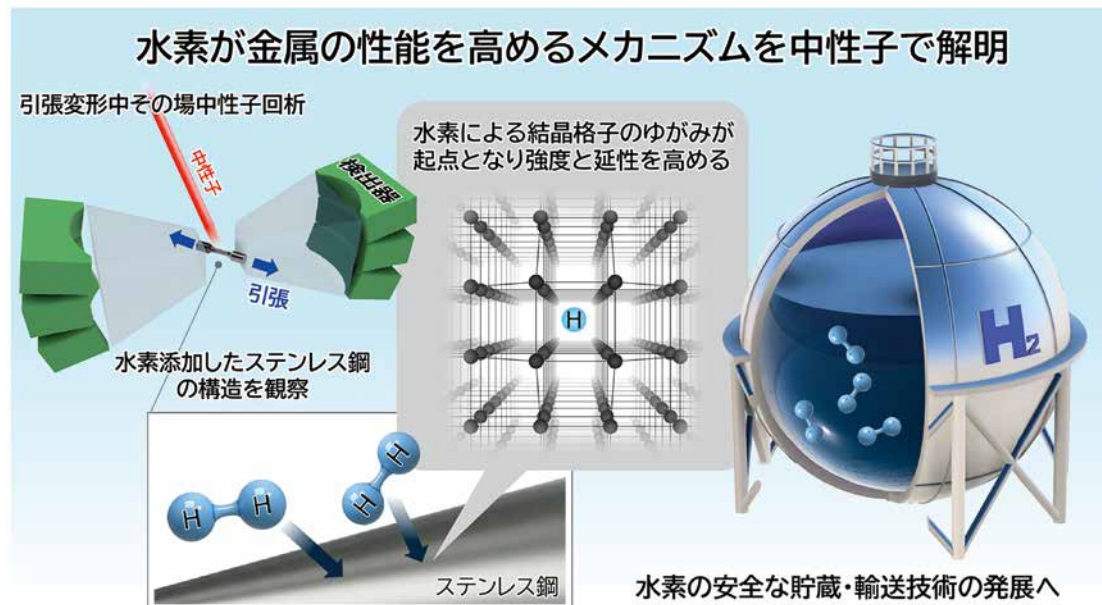


図1 本研究の概要

水素を均一に添加したSUS310S引張試験片を作製し、その場中性子回折により水素が強度と伸びを向上させるメカニズムを調べました。

持続可能な社会の実現に向け、水素は有力なエネルギーキャリアとして注目を集めています。その一方で、水素はインフラ整備に用いられる鉄鋼材料を脆化させる“悪者”ともみなされていました。ところが近年、310Sステンレス鋼（Fe-24Cr-19Ni, mass%）に水素を添加すると、強度と伸びがともに向上するという興味深い結果が報告され、大きな関心を呼んでいます。

本研究では、この現象の仕組みを解明するため、J-PARCに設置された工学材料回折装置「匠」（BL19）を用いて、引張試験中その場中性子回折実験を行いました（図1）。本装置では、中性子の高い透過能を活かして、変形中のバルク試験片から回折情報を得ることができます。回折パターンを解析した結果、水素が格子間に侵入することで結晶格子が膨張していることが確認されました。この膨張によって転位の運動が抑制され、強度が増す「固溶強化」が生じます。さらに、固溶強化によって変形中の応力が高まり、より小さなひずみで変形双晶（せん断変形によって“双晶面”に対して鏡面对称の配置となる結晶組織）が形成され始めることが分かりました。これが伸び向上につながると考えられます。

以上の結果から、水素による固溶強化が310Sステンレス鋼の強度と伸びを同時に高める重要な鍵であることを明らかにしました。本成果は、安全な水素貯蔵・輸送技術を支える新しい鉄鋼材料の開発に貢献するものです。

本研究は、JSPS科研費（JP23K19189, JP21K14045）、文部科学省 データ創出・活用型マテリアル研究開発プロジェクト事業（JPMXP1122684766）、池谷科学技術振興財団 単年度研究助成（0361224-A）の支援を受けて実施されました。本研究の実験の一部は、文部科学省 マテリアル先端リサーチインフラ事業（JPMXP1223NM0178）の支援を受け、J-PARC MLFでの実験は、課題番号（2023I0019, 2024P0400）のもとに実施されました。

Ito, T. et al., Role of Solute Hydrogen on Mechanical Property Enhancement in Fe-24Cr-19Ni Austenitic Steel: An *In Situ* Neutron Diffraction Study, *Acta Materialia*, vol.287, 2025, 120767, 16p.



伊東 達矢

J-PARCセンター
物質・生命科学ディビジョン
(2026年3月まで在籍)



◀Webはこちらへ

斜入射中性子小角散乱を実現するためのゲイン20倍の集光ミラーを開発

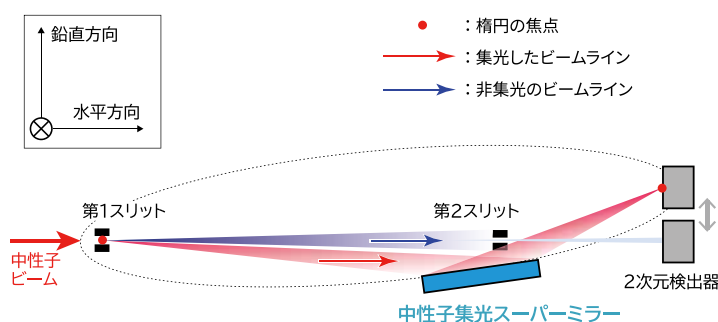


図1 中性子ビームを集光した場合と集光せずに絞った場合とのビームラインの概念図

集光ミラー表面は楕円（点線）に沿った形状をしていて、第1スリットを出て広がるビームを反射して再び検出器表面に集めます。集光しない場合は、第2スリットでさらにビームを絞るので強度が大きく落ちてしまいます。

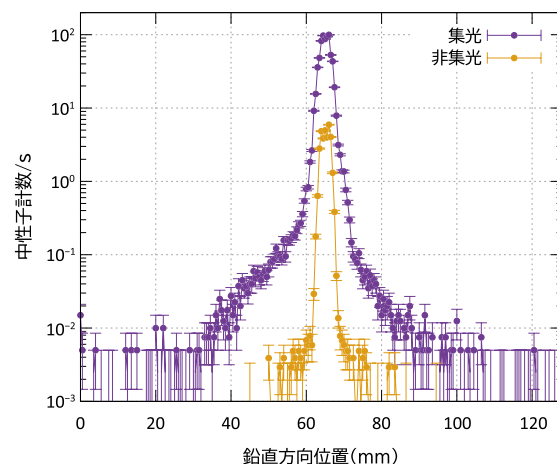


図2 中性子ビームを集光した場合と集光せずに絞った場合とで測定したビーム強度の比較

集光されたビームのピーク強度が集光しない場合よりも約20倍に増強されています。また、強度が横に広がるバックグラウンドはピークの1/500以下で、集光しない場合から悪化していません。

斜入射中性子小角散乱とは細く絞った中性子ビームを使って、物質の表面や界面の構造を知る実験方法です。構造を明瞭に決定するにはたくさんの中性子が必要ですが、ビームを細く絞らないといけないうために中性子強度がひどく失われるという問題があります。

そこで本研究開発では、中性子ビームを細く絞りながらも中性子強度を増強するために、中性子を反射して集光する鏡（中性子集光スーパーミラー）を開発しました（図1）。その結果、このミラーを使って波長0.23 nm 以上の中性子ビームを普通に細く絞るよりも20倍の強度を持ち、しかもミラーによる中性子の散らばりがほとんどないビームへと集光することに成功しました（図2）。

中性子集光スーパーミラーは、中性子が効率的に反射するよう石英基板の上にNiC（ニッケル、炭素）とTi（チタン）のナノメートル厚さの層を交互に千層以上積み上げたもので、石英基板の表面は平坦ではなく、非常になめらかな楕円形状にしました。この基板形状は楕円の焦点から発射された光線（中性子線）が楕円で鏡面反射されると全てがもう一つの焦点に到達する、という幾何学的な性質に基づいています。私たちは中性子鏡面反射率が高く、鏡の粗さによる非鏡面散乱の非常に少ないスーパーミラーを開発してきており、今回の開発をさらに進めて、斜入射中性子小角散乱実験だけでなく中性子ビームをさらに有効活用する実験技術の実現を目指しています。

Yamazaki, D. et al., A Focusing Supermirror for Time-of-Flight Grazing-Incidence Small-Angle Neutron Scattering Measurement, Quantum Beam Science, vol.9, issue 2, 2025, 12p.

山崎 大

J-PARCセンター
物質・生命科学ディビジョン



◀Webはこちらへ

フッ素のチカラで進化する金属の抽出技術

—効率と安全性を両立した新たな抽出法の開発で持続可能な社会の実現に貢献—

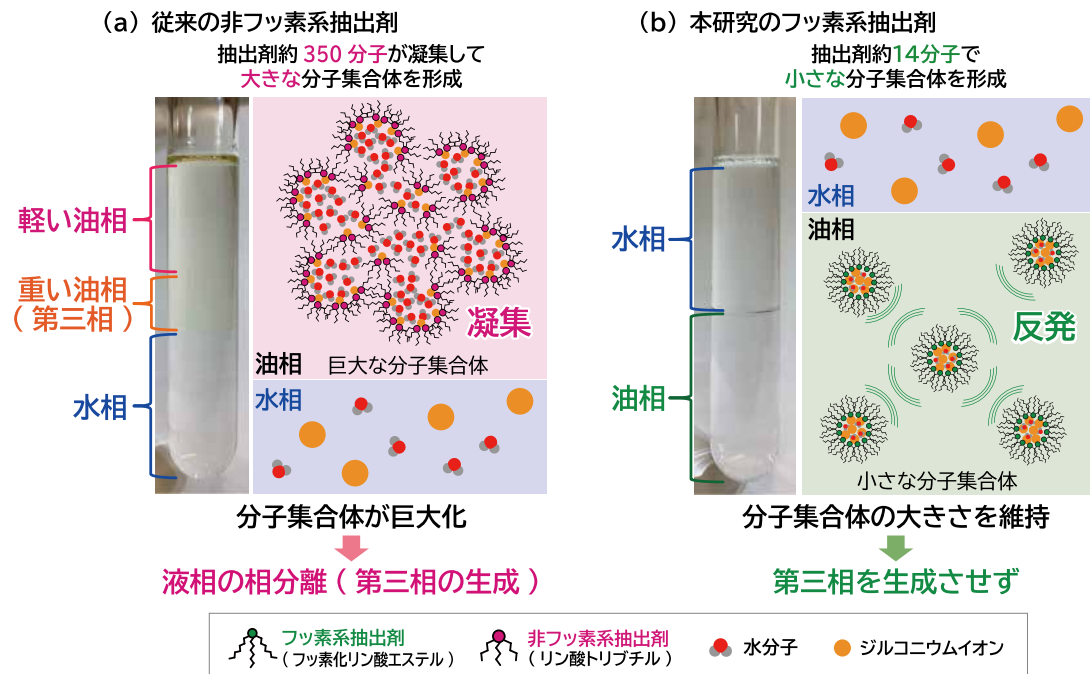


図1 (a) 非フッ素系抽出剤と (b) フッ素系抽出剤の第三相生成挙動とナノスケール構造の違い
フッ素系抽出剤では、比重が大きいため下層が油相となります。

持続可能な社会を実現するためには、資源リサイクルが重要です。その中で、様々な金属を溶かした溶液から有用な金属を分離する「溶媒抽出法」が注目されています。しかし、高濃度の金属を取り扱う抽出操作では、プロセスの安全な運転を阻害する液相の相分離（第三相の生成）を制御することが長年の課題でした。

本研究開発では、フッ素の強力な疎水性に着目し、第三相を生成させない抽出システムを開発、そのミクロ構造を研究用原子炉JRR-3に設置されている中性子小角散乱装置SANS-Jにより解明しました。従来法である非フッ素系抽出剤による抽出システムでは、高濃度のジルコニウム（Zr）イオンを抽出すると油相で約350分子が凝集して巨大な分子集合体を形成し、やがて第三相が生成します（図1（a））。一方、開発したフッ素系抽出剤を用いた場合、高濃度のZrイオンを抽出させると、油相で約14分子が小さな分子集合体を形成します。その分子集合体同士がフッ素の疎水性により反発し合うことで、集合体の大きさを維持し、第三相が生成しないことを明らかにしました（図1（b））。

本成果は、これまで根本的な解決策が存在していなかった第三相の生成に対し、具体的な解決策を示すことに成功しました。開発されたフッ素系抽出剤は、金属イオン分離技術の高度化につながる可能性が高く、我が国の資源問題の解決への貢献が期待されます。

本研究は、JSPS科研費（JP21K17911, JP23KK0096）の助成を受けたものです。

Ueda, Y. et al., Fluorous and Organic Extraction Systems: A Comparison from the Perspectives of Coordination Structures, Interfaces, and Bulk Extraction Phases, Langmuir, vol.40, issue 46, 2024, p.24257–24271.

上田 祐生

原子力科学研究所
物質科学研究センター



◀Webはこちらへ

土壤中に強く固定化された放射性セシウムの除去 ー除去土壌の最終処分量低減を目指してー

粘土鉱物を粉砕して、層間に侵入した放射性セシウムを取り除く

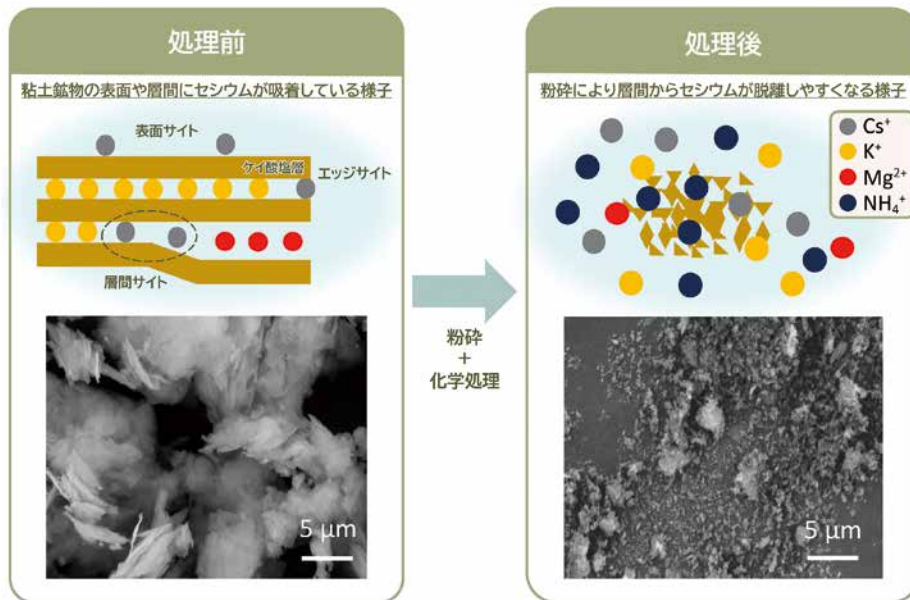


図1 粘土鉱物へのセシウムの吸着とメカノケミカル（粉砕＋化学処理）法による脱離モデル（上）及び処理前後の粘土鉱物のSEM（走査型電子顕微鏡）画像（下）

塩化アンモニウム溶液を用いたメカノケミカル処理により高い脱離率が得られ、SEM観察の結果、粘土鉱物が微粒子化していることが確認されました。

東京電力福島第一原子力発電所の事故に伴う除染作業によって、放射性セシウムを含む大量の土壌（除去土壌）が発生しました。これらの除去土壌は、2045年までに福島県外で最終処分を完了する必要があります。また、除去土壌は放射能濃度が8,000 Bq/kg以下であれば再生利用が認められていることから、放射能濃度が高い土壌を減らし、処分量をできるだけ少なくすることが重要な課題となっています。しかし、土壌中の粘土鉱物（層状ケイ酸塩）の層間に強く吸着している放射性セシウムは、他の陽イオンが到達しにくいほど深く入り込んでいるため、取り除くのは容易ではありません（図1上）。

本研究では、ボールミルによる物理的粉砕と化学処理を組み合わせたメカノケミカル（MC）法を用いて、粘土鉱物試料を対象にセシウムの脱離特性を調査しました。その結果、各種試薬を用いたMC処理の中で、セシウムと同程度のイオン半径を持つ塩化アンモニウム溶液を使用した場合に、粘土鉱物粒子が微細化し（図1下）、放射性セシウムが吸着した実際の土壌に対しても80 %以上の高い脱離率が得られることが明らかとなりました。

本研究の成果は、放射性セシウムを簡便に脱離する方法として有望であり、最終処分が必要な除去土壌の削減につながることを期待されます。今後は、SPring-8の放射光を用いた分析を活用して、MC処理による層間のセシウム吸着状態を検証していく予定です。

Kaneta, Y. et al., Desorption of Cesium from Fukushima Soils Using a Mechanochemical Method, Clays and Clay Minerals, vol.73, 2025, e26, 8p.

金田 結依

原子力科学研究所
物質科学研究センター



◀Webはこちらへ

資源のリサイクル技術を進化させる新たな視点 —「超分子集合体」による希少金属の選択性と抽出速度のコントローラー—

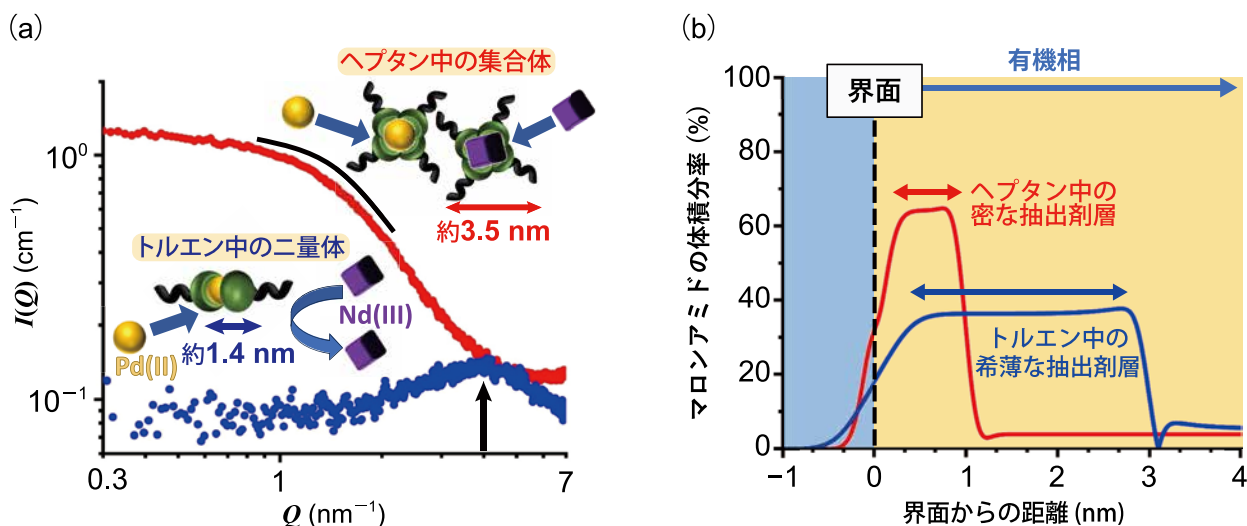


図1 (a) 小角X線散乱 (SAXS) により明らかにした抽出剤の構造化が及ぼす選択性への影響、(b) 中性子反射率法 (NR) により明らかにした抽出速度への影響

(a) SAXS プロファイルは、散乱強度 ($I(Q)$) を波数 (Q) の関数として示しています。青色はトルエン溶媒、赤色はヘプタン溶媒を示しています。

溶媒抽出法は、持続可能な未来を支える資源のリサイクルに係る主要な分離手法の一つです。この手法は、有機溶媒に希釈した抽出剤を用いて、水相中に混在する金属を選択的に分離するリサイクル方法です。従来の抽出研究は、抽出剤と金属の親和性のみに着目していましたが、選択性や反応速度における溶媒効果を説明できませんでした。しかし近年、有機相中の抽出剤が超分子集合体を形成し、抽出性能に寄与することが明らかとなりました。

抽出剤の構造化が抽出性能に与える影響を明確にするため、2種類の希釈剤中のマロンアミド抽出剤によるパラジウム (Pd) とネオジウム (Nd) の抽出で形成される超分子集合体を、小角X線散乱 (SAXS) 及び中性子反射率法 (NR) により調査しました。

SAXSでは、選択性に関係する集合体サイズの識別効果を明らかにしました (図1 (a))。トルエンでは、小さな集合体 (約1.4 nm) が形成され、その内部にはPdイオンのみを取り込まれ、高い選択性が得られました。一方、ヘプタンでは大きな集合体 (約3.5 nm) が形成され、その内部には両方の金属を取り込まれ、金属の選択性が低下しました。NRでは、抽出速度に影響を与える抽出剤の界面蓄積効果を明らかにしました (図1 (b))。トルエン界面では、厚く希薄な抽出剤層が形成され、抽出速度が遅くなったのに対し、ヘプタン界面では、薄く密な抽出剤層が形成され、抽出速度が速くなりました。

本研究は、フランス (CEA, CNRS) と日本 (JAEA, J-PARC, KEK, CROSS) との共同研究です。今後は、集合体サイズの制御を通じた選択性や抽出速度を調整可能な抽出システムを開発していきます。

本研究は、JSPS科研費 (JP21K17911, JP22H02010, JP22K20487, JP23KK0096) 及びJSPSとフランスとの二国間交流事業 (SAKURAプロジェクト) (JPJSBP120223211) の助成を受けたものです。

Micheau, C. et al., Organization of Malonamides from the Interface to the Organic Bulk Phase, Journal of Molecular Liquids, vol.401, 2024, 124372, 12p.



Micheau Cyril

原子力科学研究所
物質科学研究センター



◀Webはこちらへ

アルミ酸化物を用いた不揮発メモリの局所構造 ーメモリ機能を示すアルミ酸化物での乱れの役割に放射光で迫るー

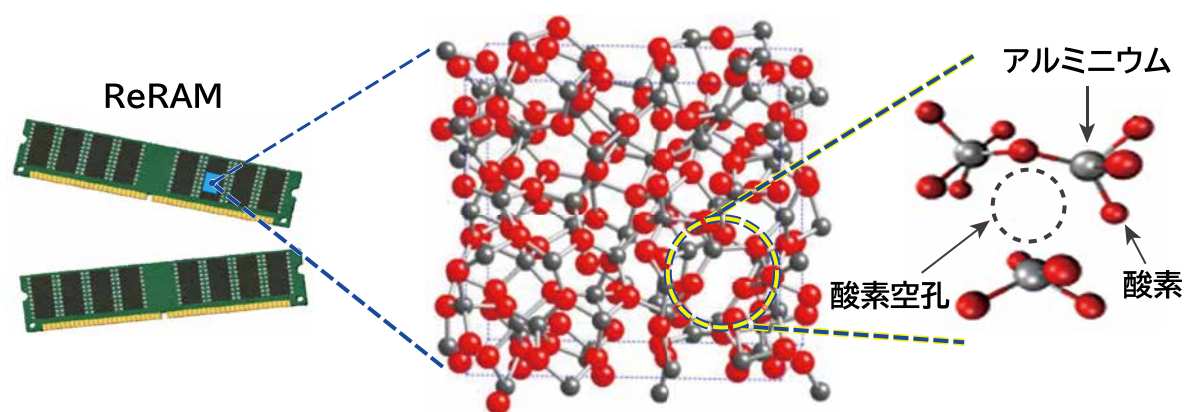


図1 アルミ酸化物不揮発メモリのイメージ図

現在、世界で広く使用されているコンピュータの主記憶メモリは、電力消費が大きく、AIやビックデータなどを活用した社会を実現する上で省エネ問題が課題となっています。この問題を克服できる次世代不揮発メモリ（電源が切れても記憶したデータを保持し続けられるメモリ）として、遷移金属を用いた「ReRAM（抵抗変化型不揮発メモリ）」の研究が着目されています。しかし、メモリ性能の不十分さに加えて有害・希少原料使用といった課題があります。

不揮発メモリの電気特性は、電子状態で変わります。また、その電子状態は材料の原子レベルの構造で変わります。本研究では、遷移金属を含まないアルミ酸化物不揮発メモリの微視的構造を解明するために放射光X線実験を行いました（図1）。原子の乱れた分布に由来する数多くの酸素空孔の存在やアルミニウム原子同士の距離が短いことが、不揮発メモリ機能の発現にとって重要であることを明らかにしました。低消費電力社会・脱炭素社会の実現に向けて、安定的に調達可能な原料を活用するアルミ酸化物不揮発メモリの開発は、今後の社会を担う新たな電子デバイス材料として期待されます。

本研究は、物質・材料研究機構との共同研究「アルミナにおける構造とメモリ性能の相関の研究」の成果の一部です。本研究成果は、掲載誌 Journal of Applied Physicsにおいて「Editor's Pick」として選出されました。

Kubota, M. and Kato, S., Influence of Local Structures on Amorphous Alumina Exhibiting Resistance Random-Access Memory Function, Journal of Applied Physics, vol.136, issue 2, 2024, 025102, 5p.

久保田 正人

原子力科学研究所
物質科学研究センター



◀Webはこちらへ

多地点で協調する遠隔VR可視化技術

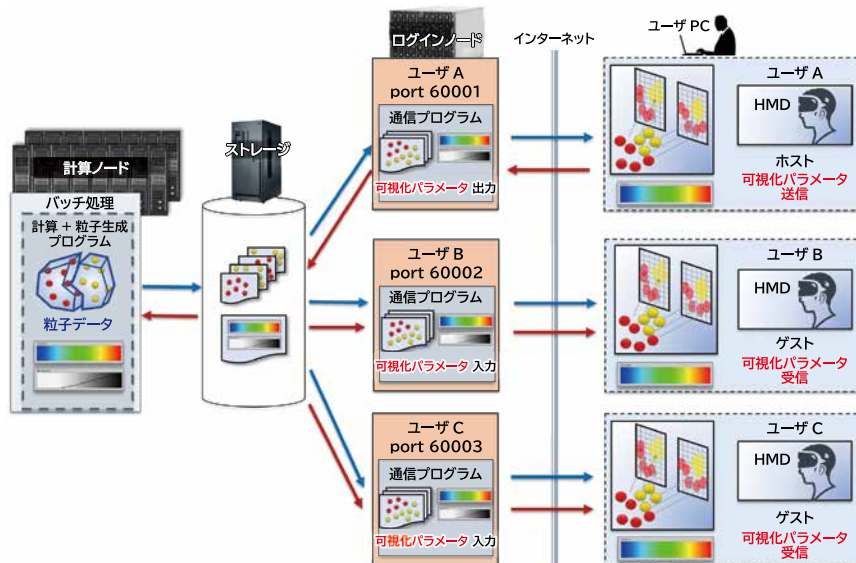


図1 多拠点協調VR可視化システムの構成

灰色の線の左側がスーパーコンピュータ、右側に3人のユーザ（A、B、C）を示します。ユーザAがホストとして解析を主導し、ユーザB及びCがゲストとして参加している様子です。シミュレーションと同時に生成される粒子データがストレージに出力され、各ユーザの通信プログラムがそれぞれのユーザPCへ非同期に転送し、複数拠点で同一の可視化結果を共有します。ホストであるユーザAが示した解析情報は、可視化パラメータファイルとして展開され全ゲストへ同期されます。

原子力分野の大規模熱流動・流体シミュレーションでは、計算結果がペタバイト級に達し生データの転送や共有が困難です。従来の可視化手法では、計算格子全体をポリゴンに変換するため、可視化データ自体も巨大化し、遠隔地での対話的解析やVR（Virtual Reality）表示に必要な60 fps（frame per second）以上の高い描画速度が課題でした。

私たちは、粒子ベース可視化手法PBVR（Particle-Based Volume Rendering）により、計算結果を数十MB規模の粒子データに圧縮し、60 fps以上の対話的描画を可能とする可視化アプリケーションIS-PBVR（In-Situ PBVR）を開発してきました。

本研究ではこれを拡張し、複数拠点の研究者がVR空間で同一の三次元場を共有できる多拠点協調VR可視化システムを構築しました。VRゴーグル（Head Mounted Display, HMD）を用いて視点・色分け・注釈を自動同期でき、粒子データの逐次配信により通信遅延を抑えます。

本システムを用いることで、汚染物質拡散解析における発生源推定のような逆問題解析を、遠隔地の専門家が同じ状況を見ながら即時に議論・判断でき、意思決定の迅速化に貢献します。原子力機構のスパコンSGI8600上の熱流動解析に適用し、複数PC間でリアルタイム共有が可能であることを確認しました。

本研究は、JSPS科研費基盤研究(C)（JP20K11844）「大規模分散GPGPUシミュレーションの対話的In-Situ可視化」の助成を受けて行われました。

Kawamura, T. et al., Extension of Particle-Based In-Situ Visualization for Multipoint VR Visualization, EPJ Web of Conferences, Joint International Conference on Supercomputing in Nuclear Applications + Monte Carlo (SNA + MC 2024), Paris, France, vol.302, 2024, 11002, 8p.

河村 拓馬

システム計算科学センター



◀Webはこちらへ

本物そっくりな気泡の運動を数値シミュレーションで再現する技術 —マルチフェーズフィールド法を用いた気液界面モデルの開発—

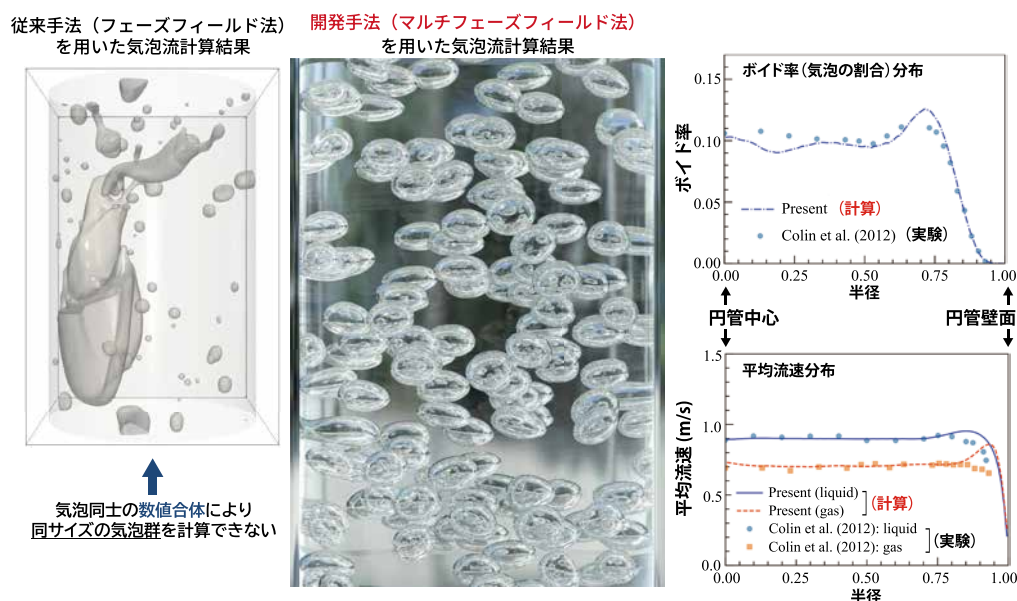


図1 マルチフェーズフィールド法を用いた気泡流計算結果

気液界面の移動現象を計算する界面捕獲計算にマルチフェーズフィールド法を用いることで、従来手法では困難であった気泡流解析が可能となりました。円管内気泡流解析において半径方向のボイド率と平均流速分布（水：liquid、気泡：gas）を実験結果と比較した結果、本計算が妥当な結果であることを確認できました。

本研究は、気液二相流シミュレーションにおける課題「気泡が数値上で近づきすぎると“勝手に合体してしまう”問題」に着目し、その解決手法としてマルチフェーズフィールド（Multi-Phase Field：MPF）法を開発したものです。従来の手法では、気泡が近接すると自然に合体してしまい、実験で観察される気泡の挙動と異なる流れが形成されてしまいます。そこでMPF法では、気泡ごとに独立した位相関数を割り当てることで、不自然な合体を防ぎ、気泡の個性を保持します。

さらに、数百個の気泡を扱う際の計算負荷を軽減するため、Ordered Active Parameter Tracking（OAPT）法を導入しました。これは、必要な計算要素だけを効率的にメモリ上に管理し、従来の単純な実装と比べて記憶領域と計算時間を大幅に削減する工夫です。

提案手法の妥当性を確認するため、垂直管内における気泡流を対象に、Colinほか（2012）の実験結果と比較しました。得られた気泡の分布や、水及び気泡の速度分布が実験データと良く一致しました（図1）。これは、数値モデルが実物と整合した高精度な解析を実現した証拠です。

本研究で得られた成果は、「泡が消えない・合体しないシミュレーション」を実現し、大規模な気泡流れを現実的に再現できる解析手法として、原子力、化学工学、宇宙関連など多様な分野での複雑な気液流体の予測に貢献できる点が重要であると考えます。

本研究は、JSPS科研費基盤研究（C）（JP24K14973）「GPUスパコンを用いた原子力気液二相流解析に適した新たな界面モデルの開発」の支援の下で得られた成果です。

Sugihara, K. et al., Bubble Flow Analysis Using Multi-Phase Field Method, EPJ Web of Conferences, Joint International Conference on Supercomputing in Nuclear Applications + Monte Carlo (SNA + MC 2024), Paris, France, vol.302, 2024, 03002, 10p.

杉原 健太

システム計算科学センター



◀Webはこちらへ

CTBT沖縄観測所で検知されたセシウム137と黄砂との関係を考察

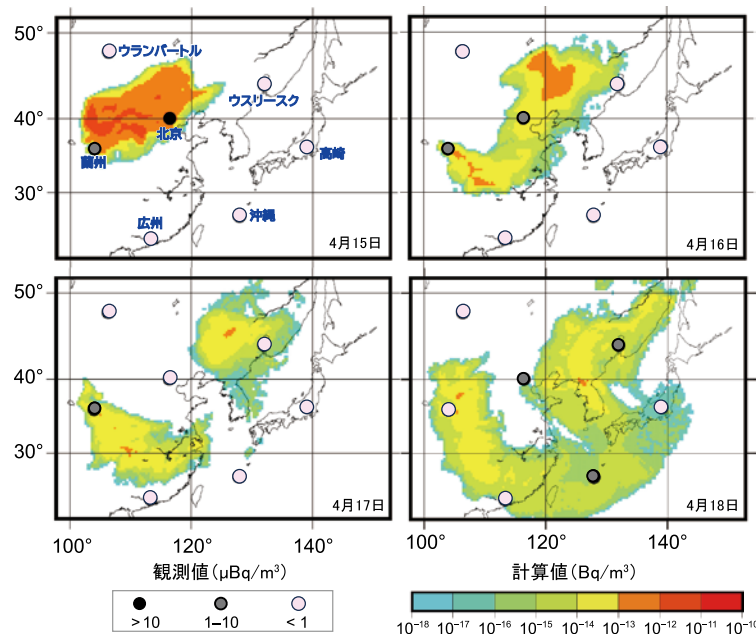


図1 黄土高原（中国）からセシウム137が一様に放出されたと仮定した場合の大気拡散シミュレーションの結果

黄砂の主要発生源の一つである黄土高原を含む領域から2021年4月13日12時にセシウム137が一様に放出されたと仮定したシミュレーションで求められた地表付近のセシウム137の濃度分布（色で塗られた部分；赤色のほうが高濃度）を示します。東アジア領域に存在するCTBTの粒子状核種監視観測所で測定されたセシウム137の濃度値（●●○）とよく対応しています。

私たちのチームは、核実験を監視するため、包括的核実験禁止条約準備機関（CTBT）と協力して放射性核種の観測やデータ解析を実施しています。

日本には放射性核種監視観測所が沖縄と高崎の2ヶ所あります。このうち、沖縄県恩納村にある沖縄観測所では、周辺に原子力施設が存在しないのに時折セシウム137が検知されます。このような不定期の検出事象の発生源を解明することは、核実験を確実に検知するために重要です。沖縄でセシウム137が検知される季節は春が多いこと、先行研究で黄砂がセシウム137を運搬する事実が確認されていることから、本研究では沖縄で検出されたセシウム137が黄砂と関連していると仮定を立て、放射性核種データ解析及び大気拡散シミュレーションの両面から仮説を検証しました。

2020年～2023年の春季における沖縄観測所でのセシウム137の検出は、中国の北京、蘭州、モンゴルのウランバートルでの検出と高い相関を示しました。また、日本国内における黄砂の観測と、高崎、北京、蘭州、ウランバートルにおけるセシウム137の検出との間にも高い相関が確認されました。さらに、大気拡散シミュレーションを用いて、黄砂の発生源である中国内陸の砂漠からCTBTの観測所へのセシウム137の到達を再現しました（図1）。

これらの結果により、東アジアの観測所で検知されたセシウム137は黄砂を介して伝搬するグローバルフォールアウト由来であるという仮説を定性的に検証しました。今後、更なる事例解析を通じ、過去に核実験が実施されたサハラ砂漠等の周辺に位置する観測所のバックグラウンド把握にも役立てていくことが目標です。

Furuno, A. et al., Assessment of Caesium-137 Detections at CTBT Radionuclide Monitoring Stations in East Asia and Their Relationship to Asian Dust Dispersion, Pure and Applied Geophysics, vol.182, issue 12, 2025, p.5175-5188.

古野 朗子

原子力人材育成・核不拡散・核セキュリティ総合支援センター



◀Webはこちらへ

多核種除去設備のスラリー廃棄物中の水素問題の解決に貢献 —実験化学的に炭酸塩スラリーの水素保持・放出特性を解明—

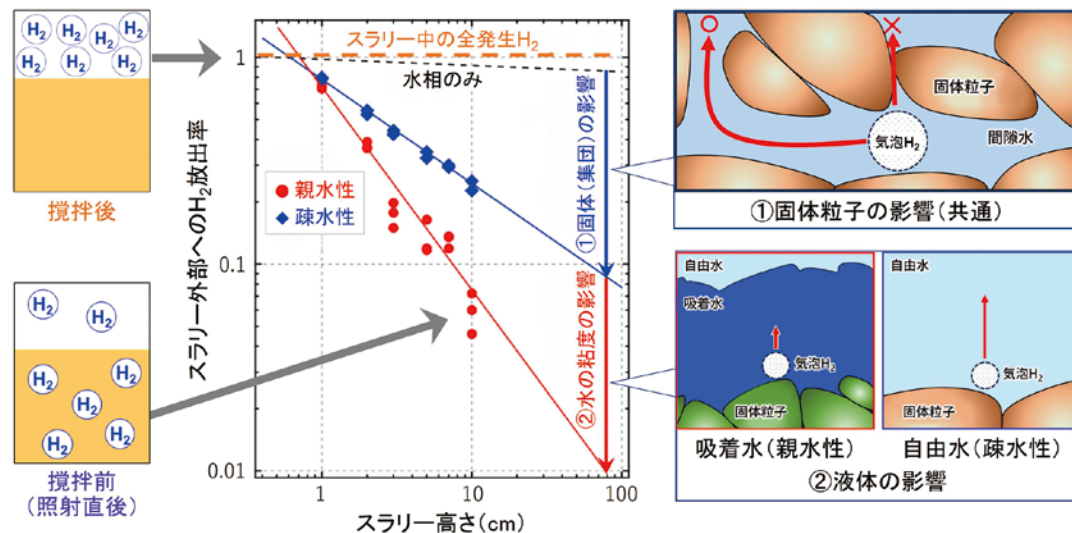


図1 スラリー外部に放出された H_2 の割合に及ぼすスラリー高さの影響

グラフは、高さの異なる模擬スラリー（親水性：実際のスラリーと同じ方法で製造、疎水性：親水性表面を疎水化する方法を追加）の試料を容器に入れてコバルト60のガンマ線を照射して、照射後にスラリー上部の容器スペースに放出された水素（ H_2 ）を測定した結果です。照射直後に試料を攪拌しない場合と、試料を攪拌してスラリー中の H_2 を全て容器スペースに追い出した場合の測定（左図）から、スラリー外部に放出された H_2 の割合を求めました。固体粒子への水の吸着特性の異なるスラリーの結果から、スラリー中に H_2 を閉じ込める①固体（集団）と②吸着水の粘性（粘り気）の影響（右図）が区分されます。

東京電力福島第一原子力発電所の汚染水処理の多核種除去設備（ALPS）では、ストロンチウムなどのベータ線を放出する物質を含むスラリー状の廃棄物が生じます。これが入った容器から水があふれた事象が起きましたが、これはベータ線による水の分解で生じた水素（ H_2 ）が気泡（パブル）になってスラリー中に保持されたためでした*。この事象から、多量の H_2 が突発的に廃棄物から放出される可能性が予測されるため、さらに模擬スラリーを用いた照射実験などを行って、水から生じた H_2 がスラリー中で気泡になるモデルとともに、 H_2 保持のメカニズムを解明しました。

図1は照射実験の結果で、容器中のスラリーが高くなると、スラリー中で生じた H_2 が外部に放出されにくくなる、つまり、保持される H_2 の割合が大きくなることを示しています。ここで、スラリー中の固体粒子が水を強く吸着する（親水性）スラリーの方が、固体粒子の水離れが良い（疎水性）スラリーに比べて、 H_2 保持が大きくなりました。この結果は、さらにスラリー中に気泡 H_2 を閉じ込める影響を区分していて、疎水性スラリーでは、固体粒子の集団が立体的に気泡 H_2 の行方を阻んでいる（①）のに対して、親水性スラリーではこれに加えて、固体粒子に強く吸着した水の粘性（粘り気）が気泡 H_2 の動きを抑えている（②）ことが分かります。これらの知見は、スラリーの特性に基づく H_2 保持特性の推定に活用することができます。

本成果は、東京電力ホールディングス株式会社からの受託研究「1F HICスラリー中の水素ガスの保持・放出に係る検討委託」及び「1F 汚泥返送式スラリー等の水素保持特性に関する検討委託」で得られた成果の一部です。

* 東京電力株式会社, HIC上のたまり水発生の原因と対策の検討・実施状況, 2015, 37p.,
<https://f-archive.jaea.go.jp/dspace/handle/faa/169249> (最終アクセス確認日: 2026年6月25日) .

Ito, T. et al., Retention of Hydrogen Bubbles Generated from Water Radiolysis in Carbonate Slurry, Nuclear Technology, vol.210, issue 8, 2024, p.1427-1443.

伊藤 辰也

福島廃炉安全工学研究所
廃炉環境国際共同研究センター



◀Webはこちらへ

異なるアルファ核種を現場で識別する新技術 —高性能アルファイメージング検出器の実証試験に成功—

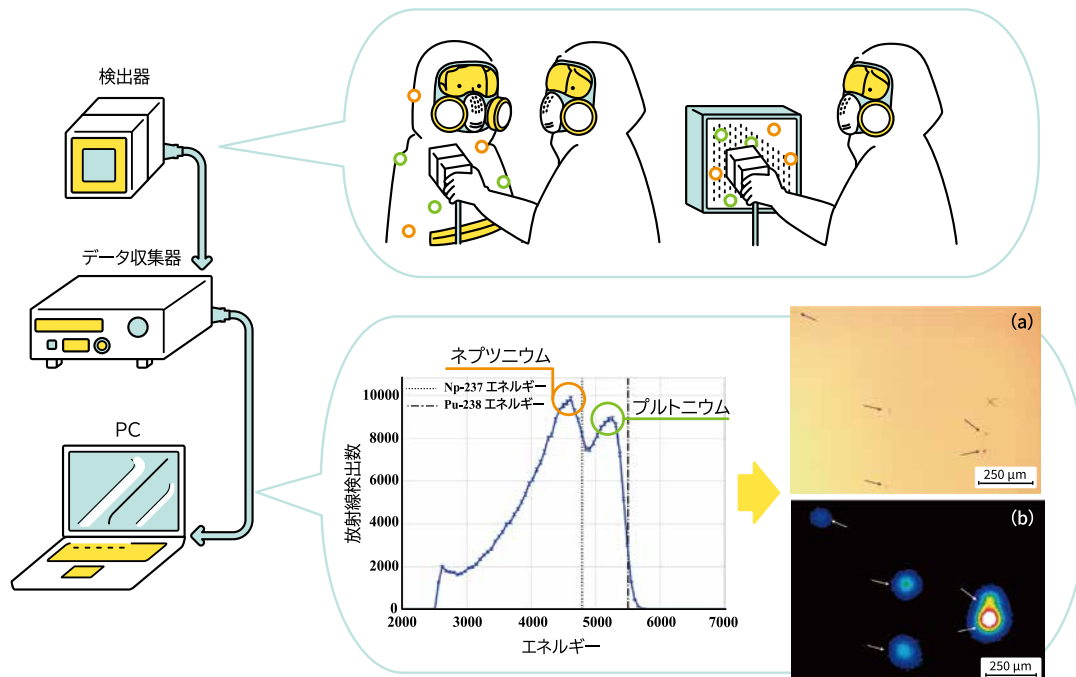


図1 高性能アルファイメージング検出器の概要

エネルギー分解能や空間分解能に優れた、セリウムを添加したYAPシンチレータを使用することで、現場でのアルファ核種の種類の識別と汚染分布の可視化を可能としました。(a) 光学顕微鏡の画像、(b) アルファ線の分布を示しています。

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉作業では、アルファ核種を含む微粒子（以下、アルファダスト）が吸入時の内部被ばくに大きく影響します。アルファ核種はその種類により被ばくへの寄与が異なるため、現場で効率的に核種を識別し、放射線量や粒子サイズなど被ばく評価に必要な情報を取得する技術が求められています。従来から現場で汎用的に利用されているZnS (Ag) シンチレータを用いたサーベイメータは、測定範囲に分布する全アルファダストの総放射能しか測定できません。そのため、核種の同定や粒子サイズの情報を得るためには、現場での試料採取、実験室での複雑な前処理作業が必要となり、評価結果を導くまでに時間がかかるという課題がありました。

私たちが今回開発したYAPシンチレータを用いた検出器とモンテカルロシミュレーションに基づく粒子サイズ推定手法を組み合わせることにより、現場で迅速に粒子ごとのアルファ核種の同定、放射線量及び粒子サイズの定量化が可能になりました（図1）。

アメリカのサバンナリバー国立研究所（SRNL）の協力のもと、現地にてアルファ線のエネルギーが異なる2種類のアルファ核種、 ^{238}Pu （エネルギー 5.50 MeV）及び ^{237}Np （4.79 MeV）を含む酸化物粒子のサンプルを用いた試験を実施しました。その結果、 ^{238}Pu 及び ^{237}Np を現場でリアルタイムに識別測定できることを実証しました。これにより、廃炉作業時のアルファダストによる吸入時の作業者の迅速かつ精度良い内部被ばく線量の管理が可能になるため、廃炉作業の加速化に貢献することが期待できます。

Morishita, Y. et al., An Alpha Imaging Detector for On-Site Measurement of Plutonium and Neptunium, Radiation Measurements, vol.181, 2025, 107366, 8p.

森下 祐樹

福島廃炉安全工学研究所
廃炉環境国際共同研究センター



◀Webはこちらへ

やっかいな分析は理論で減らす：理論的スケーリングファクタ法の開発 —Cs-135への適用—

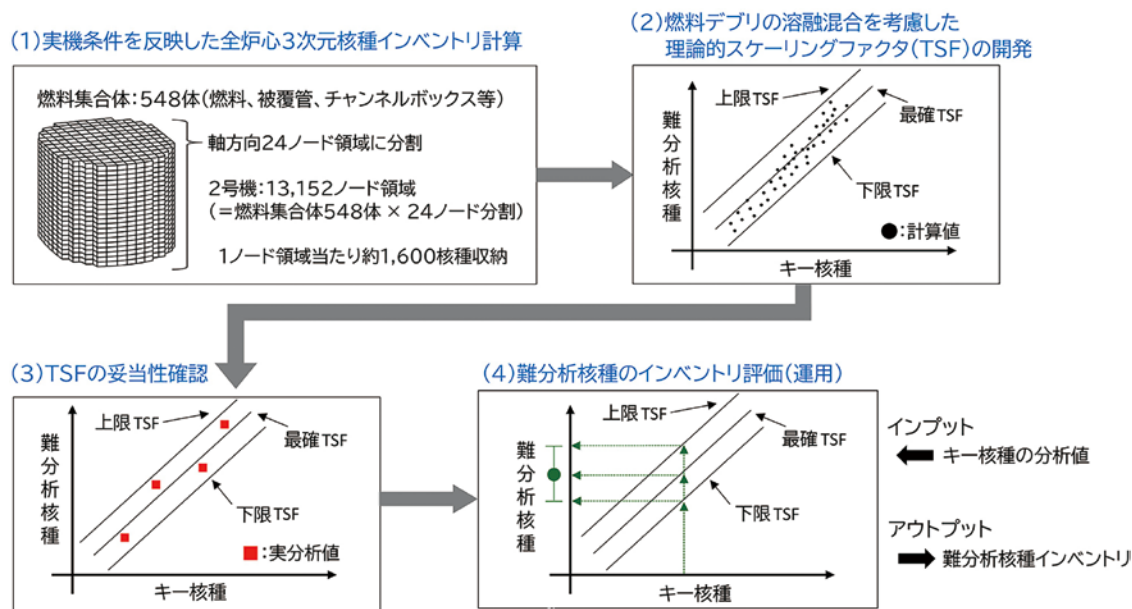


図1 理論的スケーリングファクタ (TSF) 法によるインベントリ評価フロー

TSF法によるインベントリ評価フローを示しています。1F炉内のインベントリ計算値を使って、異なる燃焼燃料の溶融混合等を考慮したTSF（最確／上限／下限）を導出します。数少ない実分析値を使ってTSFの妥当性を確認し、最終的にはキー核種の分析値とTSFのみで難分析核種のインベントリ評価を行います。

スケーリングファクタ法は、放射性廃棄物中の難分析核種のインベントリ（重量や放射能）を評価する方法の一つです。従来のスケーリングファクタ法では、分析が容易な核種（キー核種）と難分析核種の相関関係を事前に求めておき、キー核種の分析値と相関関係を利用して、難分析核種のインベントリを評価します。この方法は、多数の核種分析を積み上げて相関関係を得る必要があり、溶解や分析が難しい多様な燃料デブリへ適用することは容易ではありません。

本研究では、東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故で発生した燃料デブリの核種インベントリ評価の合理化・効率化を目的として、理論的スケーリングファクタ（TSF）法という手法を新たに開発しました（図1）。TSF法では、核種分析の代わりに詳細なインベントリ計算値を使って、燃料デブリ特有の燃料溶融や混合を考慮した核種相関式を導出します。この相関式を“TSF”と呼んでいます。この手法の特長は、(1) 信頼性が高い事故直前での3次元炉心核種インベントリデータを使用する、(2) 燃焼度が異なる燃料の溶融混合を考慮する、(3) 核種相関について、可能な限り最確値、上限値、下限値を理論的に評価する、(4) 利用可能な分析値が得られた場合にはTSF法による結果と比較してその信頼性を確認する、といった点が挙げられます。対象とする核種により、TSFの評価手法は異なり試行錯誤が必要になります。

本研究では、バックエンド分野で重要な長寿命難分析核種Cs-135（キー核種：Cs-137）について、TSF法を適用しました（図2はWeb参照）。1F事故由来の環境試料分析値とTSFによる評価結果はよく整合しており、TSF法の妥当性を確認しました。今後は燃料デブリ由来とされるアクチノイド核種に対してTSF法の検討を進めます。

Sakamoto, M. et al., Development of a Theoretical Scaling Factor Method for the Inventory Estimation of Difficult-to-Measure Nuclide Cs-135 in Fuel Debris and Radioactive Wastes, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.62, issue 8, 2025, p.756-765.

坂本 雅洋

福島廃炉安全工学研究所
廃炉環境国際共同研究センター



◀Webはこちらへ

1F2号機原子炉圧力容器の“見えない損傷”を解明する —共晶熔融を踏まえた粒子法による溶融物挙動解析—

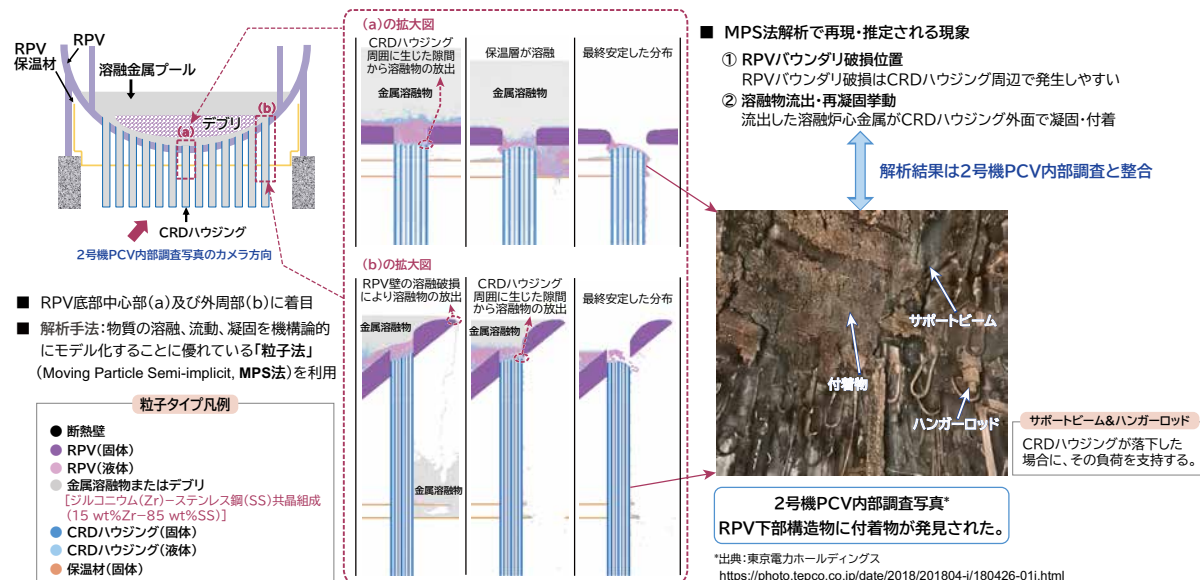


図1 福島第一原子力発電所2号機原子炉圧力容器(RPV)下部構造における局所破損と炉心物質移行挙動の解析結果

原子力機構の共晶反応試験データと2号機事故時の推定条件を反映した粒子法(MPS法)解析結果です(RPV底部中心部(a)、外周部(b))。本解析では、RPVに大規模な損傷がなくても、内部の溶融炉心物質がRPV壁とCRD(制御棒駆動機構)ハウジング周辺の局所破損部から流出し、その一部が下部構造物の表面で付着・凝固する様子を再現しました。これらの挙動は、2号機原子炉格納容器(PCV)内部調査で確認された付着物(右写真)と整合しており、調査では直接把握できないRPV内部状況の理解に寄与します。

* 出典:東京電力ホールディングス <https://photo.tepco.co.jp/date/2018/201804-j/180426-01j.html>

東京電力福島第一原子力発電所(1F)2号機では、原子炉圧力容器(RPV)に明確な大規模損傷は確認されていない一方、その下部では炉心物質が流下したとみられる痕跡や堆積物が観測されています。

この前例のない現象を理解するため、原子力機構ではRPV下部を貫通する構造を模擬した実験を行い、ジルコニウム(Zr)-ステンレス鋼(SS)の共晶反応により、貫通構造物周辺で局所的な溶融が生じ得ることを明らかにしました(図1)。しかし、こうした局所破損部から炉心物質がどのように流出・凝固するかまでを実験で再現することは困難です。

そこで本研究では、流体や構造物を多数の粒子の集まりとして表現し、個々の粒子の運動と相互作用を追跡することで、溶融・流動・凝固といった複雑な変形挙動を物理的に再現できる粒子法(Moving Particle Semi-implicit method, MPS法)を用いました。本解析では、事故当時の2号機の熱・構造条件に加え、原子力機構が取得したZr-SSの共晶反応温度を反映した実験データに基づき、Zr-SS界面に配置した粒子に低い融点を与えることで、共晶反応による融点低下を考慮した解析を行いました。その結果、RPV壁に囲まれたCRD(制御棒駆動機構)ハウジング周辺で局所的な破損が生じ、流出した溶融炉心物質がハウジング外面で再凝固する挙動を再現しました。この結果は、2号機原子炉格納容器(PCV)内部調査で確認された付着物状況と整合しました。

本研究により、Zr-SS共晶反応が2号機RPV下部構造の損傷進展と溶融物流出に寄与した可能性が示され、事故時の炉内挙動理解や燃料デブリ分布推定の高度化に資する知見が得られました。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁「令和5年度開始廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金(燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発)」による成果の一部です。

Li, X. et al., Numerical Analysis of a Potential Reactor Pressure Vessel (RPV) Boundary Failure Mechanism in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit-2, Annals of Nuclear Energy, vol.214, 2025, 111217, 13p.



Xin Li

福島廃炉安全工学研究所
廃炉環境国際共同研究センター



◀Webはこちらへ

ハンディな α 線用表面汚染二次元分布サーベイメータ —高 γ 線・中性子線環境で α 汚染だけを正確に可視化測定—

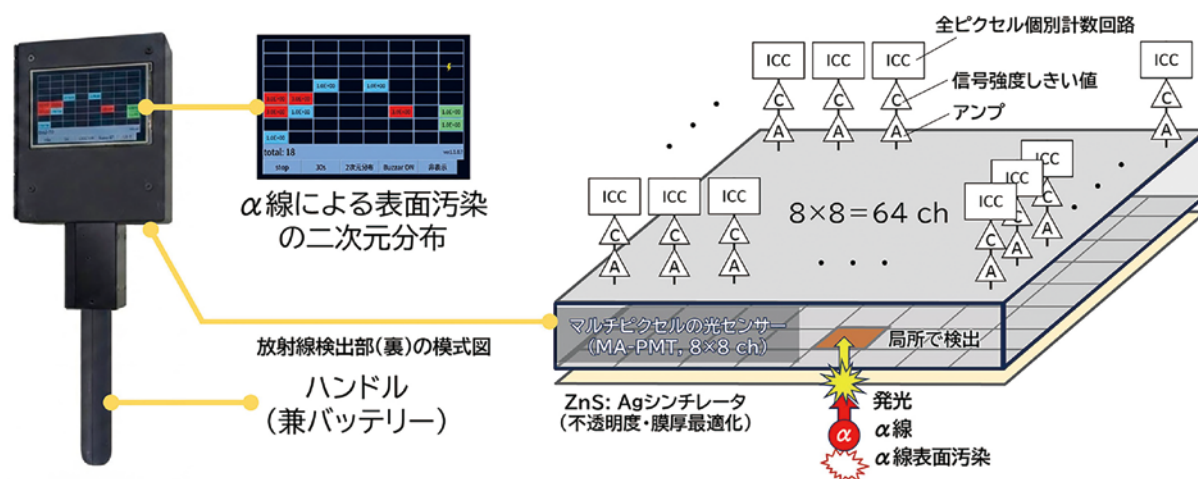


図1 開発したサーベイメータの外観
 α 線による局所的な発光を捉え、汚染の分布を二次元で表示します。

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉作業や核燃料取扱施設などでは、物品や床面の表面汚染管理が重要です。中でも、 α 線の汚染分布把握は内部被ばく管理上から重要ですが、 γ 線や中性子などのバックグラウンド放射線が非常に高い現場では、従来の α 線サーベイメータでは他線種の影響で誤計数し、正確な測定が困難でした。

そこで、測定部・信号処理部・二次元分布表示装置・バッテリーを全て片手で把持できるサイズに集約し、バックグラウンド放射線環境でも α 線だけを正確に「見える化」できるサーベイメータを開発しました(図1)。本装置は、放射線を受けると発光する物質であるシンチレータを、マルチピクセルの光センサーに直結した構造です。さらにシンチレータの不透明度と膜厚をともに最適化したことにより、 α 線との反応で生じる局所的な発光をセンサーのごく一部のピクセルに直接届ける構造とし、 α 線を他の種類の放射線から明確に識別します。

この装置について、1 Sv/h超の高 γ 線環境や300 μ Sv/hの中性子線環境でも誤計数をほぼ示さず、法定の表面汚染密度限度(α 線: 4 Bq/cm²)の約1/100の低レベルな汚染から、従来機器の上限を超える高レベルな汚染まで、可視化測定ができることを実証しました。本開発により、廃炉・廃止措置の現場等の安全管理への貢献が期待されます。

Tsubota, Y. et al., Development of α -Ray Visualization Survey Meter in High Gamma and Neutron Background Environment, Radiation Protection Dosimetry, vol.200, issues 16-18, 2024, p.1676-1680.



坪田 陽一

福島廃炉安全工学研究所
廃炉環境国際共同研究センター



◀Webはこちらへ

統合型放射線イメージングシステムを用いた放射能汚染可視化の実証 ー福島第一原子力発電所の3号機起動用変圧器周辺における実証例ー

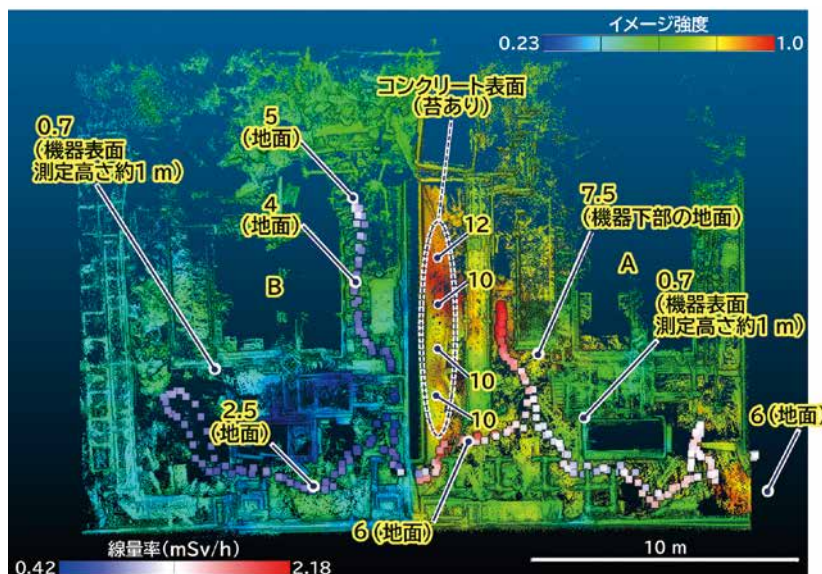


図1 1F3号機起動用変圧器周辺における高濃度放射能汚染箇所と線量率を可視化した3次元モデル

実証試験では、iRISを携帯したオペレータが調査エリアを移動しながらデータ取得を行いました。SLAM機器で取得した調査エリアの3次元モデル上に、コンプトンカメラ（放射性物質可視化カメラの一種）で可視化した放射能汚染のイメージ（青→緑→黄→赤）を投影しています。併せて、サーベイメータで取得した線量率情報（青→赤）をオペレータの移動軌跡上にカラー表示しました。図中のAとBは二つの変圧器を示しています。併せて、別途サーベイメータを用いて測定した線量率の測定結果も示しています（単位：mSv/h）。

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故から14年と半年の歳月が経過しましたが、1Fサイト内には作業者の立入りや長時間作業が困難な高線量率エリアが残されています。この作業現場において放射能汚染や線量率の分布を把握することは、作業者の被ばく低減や作業計画の立案を進める上で極めて重要です。

そこで原子力機構では、作業環境の放射能汚染分布を3次元的に可視化する統合型放射線イメージングシステム〔iRIS（アイリス）：integrated Radiation Imaging System〕を考案しました*。これは、γ線イメージャを用いて多視点から取得した放射能汚染のイメージデータを、環境認識デバイスで取得した作業環境の3次元構造物データに投影することにより、ホットスポットを含む放射能汚染分布を可視化した3次元マップを描画するものです。

図1は、東京電力HDと共同で実施した1F3号機起動用変圧器周辺における実証試験の結果です。コンプトンカメラ、SLAM（Simultaneous Localization and Mapping、自己位置推定と環境地図作成の同時実行）機器及びサーベイメータから構成されるiRISを用いて放射能汚染の分布調査を行いました。その結果、放射能汚染は主として土やコンクリートの地面に沈着していることを確認できました。同時に、高濃度に放射能汚染が沈着している領域では、周囲の線量率も上昇していることを確認できました。加えて、再構成した放射能汚染のイメージ強度と表面線量率について、相関関係に関する議論も継続しています。

iRISについては、ロボットと組み合わせることにより、作業者の立入りが困難な1F建屋内の高線量率エリアの調査も継続しており、1Fサイト内の建屋内外について引き続き環境改善に貢献していきます。

本研究は、東京電力ホールディングス株式会社との共同研究「分析機器類の廃炉現場環境における性能実証に関する研究」として実施されました。

* 原子力機構、廃炉現場の汚染分布を3次元マップで“見える化” ―見えない汚染を仮想空間で把握し、作業員の被ばくを低減―、令和3年5月14日プレス発表

Sato, Y. et al., Visualization of Radioactive Contamination Around the Startup Transformer of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3 Using an integrated Radiation Imaging System Based on a Compton Camera, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.62, issue 4, 2025, p.389-400.



佐藤 優樹

福島廃炉安全工学研究所
廃炉環境国際共同研究センター



◀Webはこちらへ

液体光ファイバーのチェレンコフ発光を用いて高 γ 線環境下で放射性ストロンチウムを測る ー福島第一原子力発電所3号機原子炉建屋内での放射性ストロンチウムその場直接検知ー

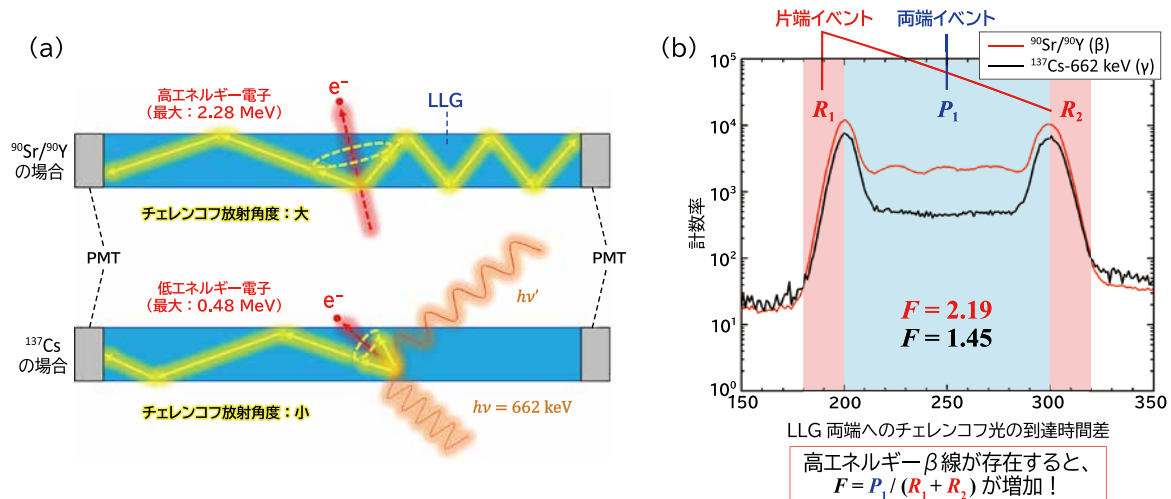


図1 (a) チェレンコフ発光を用いた $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ 測定原理、(b) $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ と ^{137}Cs を測定した結果の例

東京電力福島第一原子力発電所（1F）廃炉現場では、作業員の被ばく低減や汚染状況の把握のため、放射性核種の分布を精確に評価することが求められています。ここで、純 β 放出核種である放射性ストロンチウム（ $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ ）は、眼の水晶体防護や事故進展理解を進める上で分布の把握が重要です。しかし、 γ 線のバックグラウンドが高い1F原子炉建屋内で $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ を直接測ることは容易ではなく、現状スミア法などの間接測定に頼らざるを得ないため、詳細な分布は不明です。

本研究では、コア材が液体の光ファイバーである液体ライトガイド（Liquid light guide、LLG）のチェレンコフ発光により、 ^{137}Cs 由来の γ 線と $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ 由来の高エネルギー β 線を飛行時間差分析で識別可能とする新しい直接測定手法を開発しました。開発した測定原理と測定結果例を図1（a）、（b）に示します。LLG両端に設置した光電子増倍管（PMT）の信号を用いてチェレンコフ光を受光し、チェレンコフ光の放射角度の違いに基づく成分比（光がLLGの両端に届いたイベントと片端のみに届いたイベントの比 F ）を指標として高エネルギー β 線の寄与を抽出します。実際に1F3号機原子炉建屋1階で測定試験を行った様子と結果を図2（a）、（b）に示します（図2はWeb参照）。アクリルカバーにて β 線を遮蔽して γ 線のみを測定した場合と比較して、アクリルカバーなしの場合は計数率だけではなく F 値の明確な上昇が確認されました。このことから、1F原子炉建屋内で初めて $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ の「その場直接検知」に成功しました。

本成果はスミア法では定量できない固着性汚染の把握にも有効であり、今後の廃炉現場での迅速な放射性ストロンチウム検知技術としての実用化が期待されます。

本研究は、東京電力ホールディングス株式会社との共同研究「分析機器類の廃炉現場環境における性能実証に関する研究」として実施されました。

Terasaka, Y. et al., In-Situ Detection of High-Energy Beta Ray Emitter $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ Inside the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3 Reactor Building Using a Liquid Light Guide Cherenkov Counter, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A, vol.1070, part 2, 2025, 170021, 9p.



寺阪 祐太

福島廃炉安全工学研究所
廃炉環境国際共同研究センター



◀Webはこちらへ

新構造の全方位検知型放射線検出器を開発 —放射性核種の三次元分布を定量化—

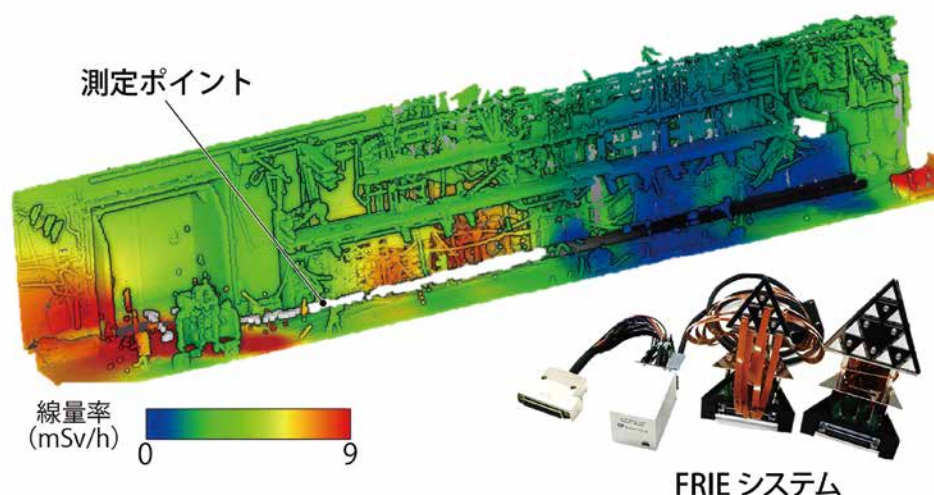


図1 FRIEシステムによる表面線量率の三次元分布推定例

放射性物質が「どこに、どれだけ」存在するのかを三次元的に把握できる、新しい全方位検知型の放射線検出器を開発しました。

従来のサーベイメータでは、放射線の飛来方向や、放射性物質の分布状況を知ることが難しく、一点ずつ測定を行う必要がありました。今回新たに開発した検出器「FRIE」は、あらゆる方向から放射線を捉える独自構造を持ち、従来よりも少ない測定点で周囲の放射性核種の分布を立体的にマッピングできます。

検出器の角度分解能は約30度であり、1秒ごとに得られる放射線測定情報と測定エリアの情報を解析することで、三次元的な放射能分布を作成することが可能です（図1）。また、簡易的な解析モデルを使用することで、リアルタイムに放射線の飛来方向を即座に示す「方向指示型モニタリングポスト」としても活用できます。

この技術により、廃炉作業現場や放射線環境を監視する現場などで、放射線の状況をリアルタイムかつ高精度に把握できるようになり、安全で効率的な作業や環境管理に大きく貢献することが期待されます。

本研究は、福島県「地域復興実用化開発等促進事業費補助金」（令和3年度）による助成を受けた「廃炉、除染を促進する、小型・軽量の全方位型放射線イメージングシステムの開発」プロジェクトにおいて実施しました。本プロジェクトの提案者である株式会社スター精機、株式会社C&A、及び株式会社EXAに対し、本プロジェクトへの多大なご支援に深く感謝申し上げます。

Sasaki, M. et al., Evaluation of the Distribution Accuracy of Radioactivity from a Gamma-Ray Source Using an Omnidirectional Detector for Radiation Imaging with Fractal Geometry, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A, vol.1072, 2025, 170207, 12p.

佐々木 美雪

福島廃炉安全工学研究所
廃炉環境国際共同研究センター



◀Webはこちらへ

燃料デブリが臨界になる条件をどのように実験で模擬すべきでしょうか？ 一定常臨界実験装置“STACY”を用いた臨界実験－

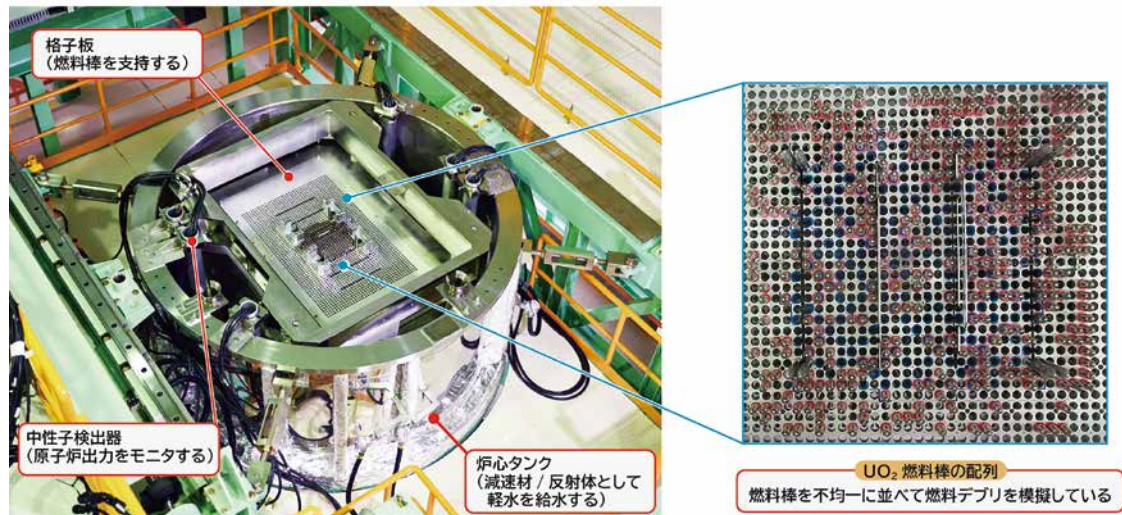


図1 一定常臨界実験装置STACYの外観と燃料デブリの不均一性を模擬した炉心構成

東京電力福島第一原子力発電所の廃炉作業における燃料デブリの取扱いに際しては、リスク低減の観点から燃料デブリの臨界特性を評価することが必要です。燃料デブリはその生成過程などにより多岐にわたる組成・性状を有していると推定され、計算解析により網羅的に臨界になる条件（組成、体積や水分の割合）を調べてデータベース化しています。一方で、構造材料や水を不均一に含んでいる燃料デブリの組成を対象とした計算解析は、これまでに実験結果を用いた妥当性検証がなされておらず、臨界実験を実施して評価することが求められています。

そのため一定常臨界実験装置STACYを軽水減速非均質体系に更新改造した上でコンクリートや鉄の構造材模擬体を整備し、燃料デブリを模擬した臨界実験を行うことにより、計算解析の妥当性確認を行いました（図1）。一連の臨界実験においては、実験の不確かさを考慮した上でコンクリートや鉄の総量や配置が臨界特性に与える影響を評価したほか、不均一な組成変化によってどのくらい臨界となる条件に影響を与えるのかについて実験的に確かめ、これらの実験が計算解析で良く再現できることを確認しました。

STACYの臨界実験で妥当性を示した計算解析によって、万一臨界事象が生じた際の被ばく評価など、燃料デブリの取扱い時に必要なリスク評価を行うための研究を進めていく予定です。

本研究は、原子力規制庁からの受託事業「令和6年度原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備）事業」の成果の一部です。

Gunji, S. et al., Study on the Specifications of the Basic Core Configurations of the Modified STACY, Annals of Nuclear Energy, vol.209, 2024, 110783, 7p.

郡司 智

原子力安全・防災研究所
安全研究センター



◀Webはこちらへ

溶液中のトリチウム濃度を迅速に把握する —連続測定を可能とした実用的なトリチウムモニターの開発—

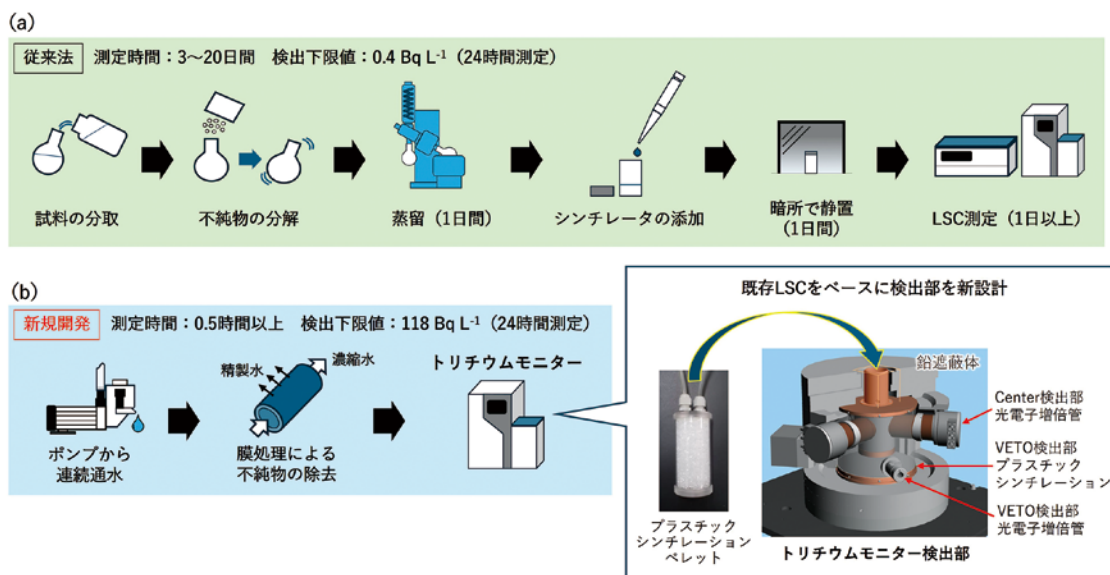


図1 (a) 液体シンチレーションカウンター (LSC) による測定 (従来法)、(b) トリチウムモニターによる測定 (新規開発)

(a) は従来の測定で用いられる液体シンチレーションカウンター (LSC) での測定フロー、(b) は開発したトリチウムモニターによる測定フローです。トリチウムモニターは、既存LSCをベースに検出部を新設計し、固体シンチレーターを採用することで煩雑な測定前処理工程を省くことが可能になりました。

東京電力福島第一原子力発電所 (1F) の廃止措置の一環として、2023年からALPS処理水の海洋放出が開始されました。ALPS処理水中のトリチウム濃度が規制指標である1,500 Bq L⁻¹を超過していないかを確認するために継続的なモニタリングが必要となります。トリチウム測定の従来法である液体シンチレーションカウンター (LSC) による測定法は、測定の前処理工程に時間を要する、シンチレーターに有機溶媒を使用するため廃液が出るなどモニターとしての運用には課題がありました。そこで、私たちはALPS処理水中のトリチウム濃度を継続的に監視するためにトリチウムモニターを開発しました。このモニターは、プラスチックシンチレーション (PS) ペレットから成るフローセル検出器、三つの光電子増倍管による同時計数回路、環境ガンマ線の影響を低減するための鉛遮蔽体やVETO検出器を内蔵しています。PS製の固体シンチレーターを採用したことで、前処理工程を必要としない、かつ有機廃液を出さずに測定が可能な検出器を開発しました (図1)。また、1Fのような比較的高いバックグラウンド (BG) 線量率の環境を考慮した遮蔽構造やBG減算機能を付加することで、低BG (0.082 cps) を実現しました。

本装置はポンプにより通水することで連続測定可能な装置と設計されているが、今回の試験では煩雑な前処理工程を必要とせず1時間という短時間の測定で593 Bq L⁻¹の検出下限値を達成し、ALPS処理水の放出基準である1,500 Bq L⁻¹を十分下回っていることを確認しました (図2はWeb参照)。

Sanada, Y., Abe, T. et al., Development of a Practical Tritiated Water Monitor to Supervise the Discharge of Treated Water from Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A, vol.1062, 2024, 169208, 7p.

阿部 智久

福島廃炉安全工学研究所
廃炉環境国際共同研究センター



◀Webはこちらへ

避難指示解除に貢献する新たな被ばく線量評価法 ー福島で開発した住民の生活行動に基づくリアルな線量予測モデルー

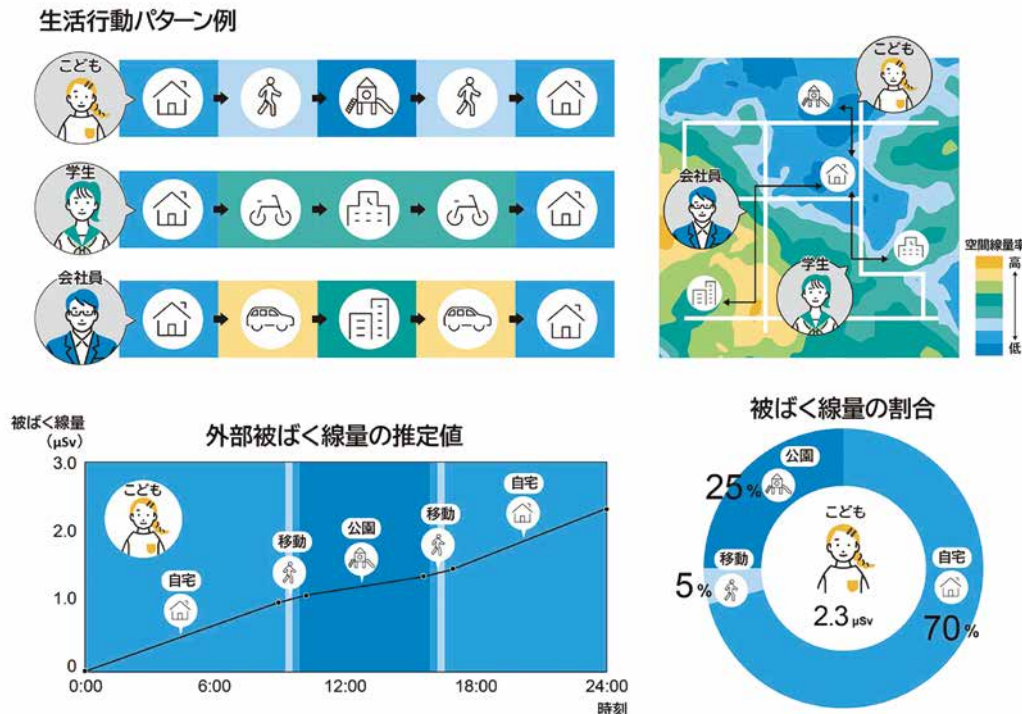


図1 新たな被ばく線量評価モデルの概要

本研究で開発したモデルでは、個々の住民の生活行動における滞在箇所の空間線量率を、滞在時間分足し合わせて被ばく線量を求めます。

東京電力福島第一原子力発電所の事故後、被ばく線量は個人線量計により測定されるか、簡易なモデルにより大まかにかつ保守的に評価されてきました。一方、特定復興再生拠点区域での避難指示解除に際しては、個々の住民の実際の被ばく線量を予測する必要があり、従来の簡易なモデルよりも詳細な被ばく線量を評価できるモデルが必要となりました。

本研究では、住民の日々の生活行動と環境モニタリングで得られた空間線量率に基づいて精度良く被ばく線量を予測できる新たなモデルを開発しました(図1)。モデルの開発に際しては、207件の建築物について屋内の空間線量率に対する天然放射性核種など自然由来の放射線の影響を評価し、被ばく線量の予測精度を向上させました。また従来は、モデルの精度検証が十分になされていませんでしたが、本研究では106人日分の個人線量の測定結果と行動記録を収集、精査し、精度を検証しました。その結果、本モデルの95%予測信頼区間は、避難指示解除の目安となる年間20 mSvほどの環境下でわずか13%程度であることが示されました。

本モデルによる予測結果は、避難指示解除の判断材料として各自治体の除染検証委員会等に提供され、また今後も特定帰還居住区域での避難指示解除に際して活用される見込みです。将来的には万が一、原子力災害が生じた際に、避難時の被ばく線量予測など放射線防護への活用も考えられます。

本研究は、原子力規制委員会原子力規制庁からの受託研究「令和2～4年度原子力施設等防災対策等委託費(生活行動パターンを模擬した連続的な空間線量率の測定及び詳細モニタリング結果のマッピング)事業」にて実施されました。

Sato, R., Yoshimura, K. et al., Assessment of Individual External Exposure Doses Based on Environmental Radiation in Areas Affected by the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident, Environment International, vol.194, 2024, 109148, 8p.

吉村 和也

福島廃炉安全工学研究所
廃炉環境国際共同研究センター



◀Webはこちらへ

セシウムはどのように土に吸着するのか？

—高精度なシミュレーションと実験が解き明かすナノスケールの世界—

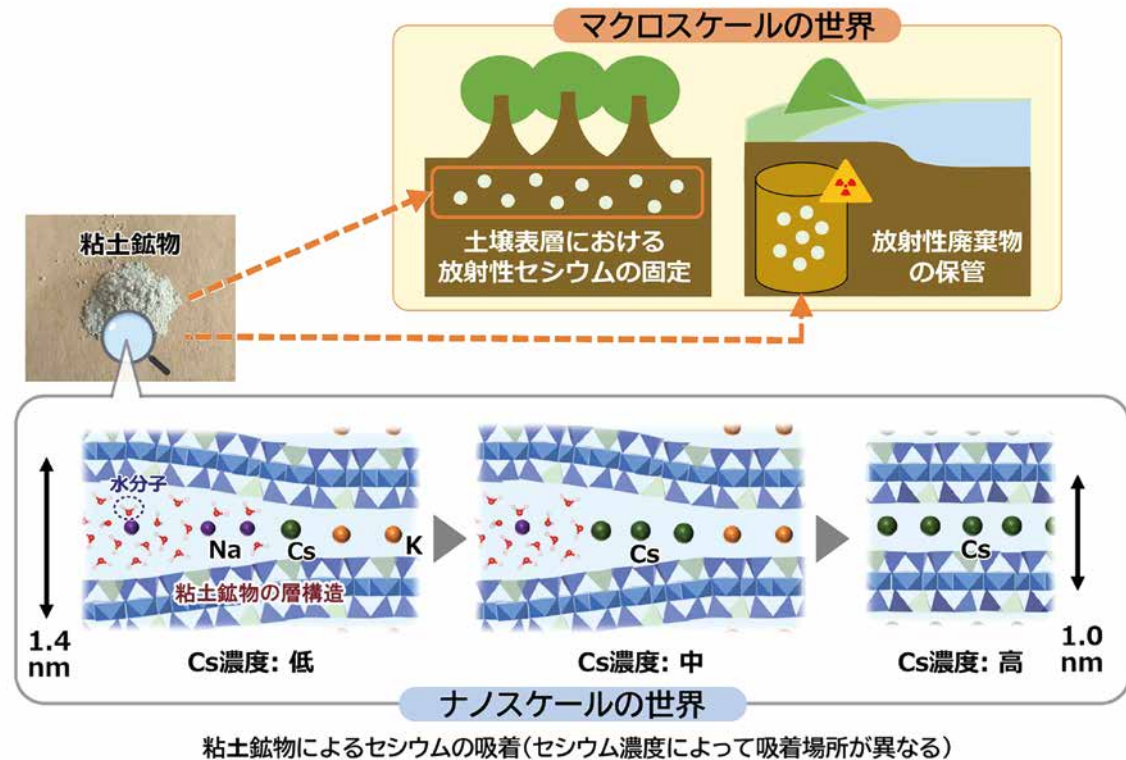


図1 粘土鉱物の役割とナノスケールの構造

原子力発電所の事故により放出された放射性セシウム (Cs) は、土壌表層に含まれる粘土鉱物に強く吸着したため、土壌表層に留まったと考えられています。しかし、粘土鉱物へのCsの吸着反応は複雑なため未解明な点が多く残されています。その一つが、Csの濃度によって吸着構造が変化する濃度依存性です。

本研究では、X線吸収微細構造 (XAFS) 実験とスーパーコンピュータによる第一原理計算を駆使することで、Csを吸着した粘土鉱物の構造を1ナノメートル (1メートルの10億分の1) のスケールで捉えることに成功しました (図1)。これにより、Cs濃度の上昇にしたがって粘土鉱物の層構造がジッパーを閉めるように収縮していくことが分かりました。さらに、Csはその吸着状態において、イオン結合という比較的弱い相互作用で吸着しているにもかかわらず、粘土鉱物の層間に挟まれたナノスケールの構造の影響で、強く吸着することを明らかにしました。

今回の発見により、Csの地球環境での動態をより正確に予測する手がかりとなります。さらに、Csや粘土鉱物に関わる放射性廃棄物の処理をより安全に進めるために役立つと期待されます。

本研究は、東京大学との共同研究「放射性元素の環境動態解明」に関する成果であり、JSPS科研費 (JP23K17034) の助成を受けて行われました。

Yamaguchi, A. et al., Adsorption Structures and Bonding States of Cesium and Barium Adsorbed on Various Sites of Vermiculite, Science of The Total Environment, vol.964, 2025, 178585, 13p.

山口 瑛子

システム計算科学センター



◀Webはこちらへ

環境モニタリング測定統合マップ

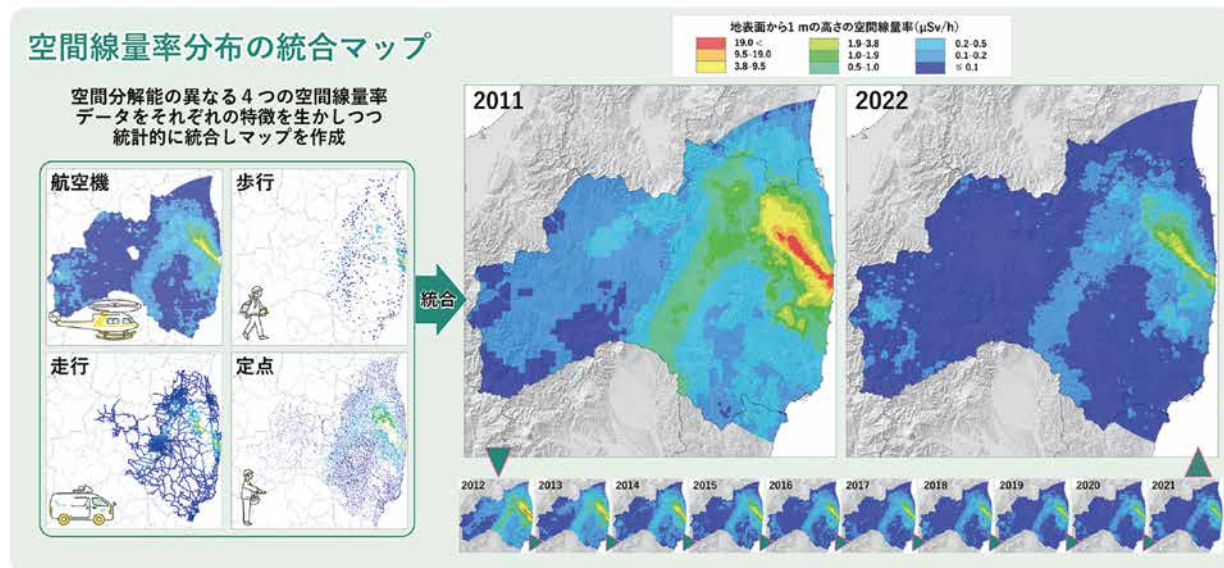


図1 2011年～2022年における1Fから80 km圏内及び福島県全域における空間線量率統合マップ

東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故後、空間線量率を把握すべく様々な地域で、異なる手法での測定が実施されてきました。手法のうち、上空から測定する航空機サーベイは、全体像を把握できるものの地上1 mの空間線量率の値には若干の不確かさがあることが明らかである一方、地上で測定する歩行サーベイや定点サーベイは、データの精度が高いものの測定地点のみしかデータが存在しないという問題がありました。

Wainwright et al. (2017^{*1}, 2019^{*2})では、ベイズ地球統計学を用いて、航空機サーベイ、走行サーベイ、歩行サーベイ、定点サーベイといった複数タイプの測定結果を統合する手法が確立されています。

そこで本研究では、その手法を広域に適用できるように拡張し、2011年～2022年を対象に50 m解像度で福島地域の空間線量率統合マップを作成しました。その際、福島県内の避難指示解除区域を考慮しつつ、1Fから80 km圏内及び福島県全域へ適用しました。得られた統合マップはWainwright et al.で見られた森林域の空間線量率の過小評価を修正し、既往の研究に比べ、より広範かつ複数年を対象に再現性の高いマップを作成することができました。

本研究の結果は、一般公衆への詳細な被ばく評価に使われることが期待されます。また、統合マップデータはJAEAのリポジトリで公開しています。(<https://doi.org/10.60427/0002000022>)

^{*1} Wainwright, H. M. et al., A Multiscale Bayesian Data Integration Approach for Mapping Air Dose Rates Around the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, Journal of Environmental Radioactivity, vol.167, 2017, p.62–69.

^{*2} Wainwright, H. M. et al., Characterizing Regional-Scale Temporal Evolution of Air Dose Rates After the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident, Journal of Environmental Radioactivity, vol.210, 2019, 105808, 8p.

Sakuma, K. et al., Integrated Radiation Air Dose Rate Maps Over the 80 KM Radius of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant and the Entire Fukushima Prefecture During 2011–2022, Journal of Environmental Radioactivity, vol.280, 2024, 107554, 11p.

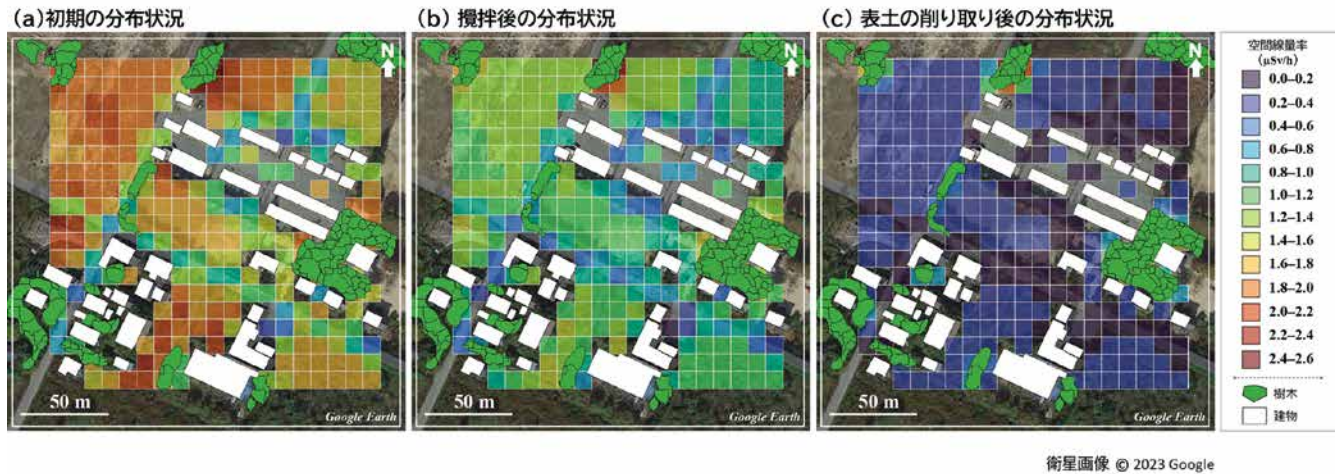
佐久間 一幸

システム計算科学センター
福島廃炉安全工学研究所
廃炉環境国際共同研究センター



◀Webはこちらへ

除染の効果を実シミュレーションで予測する ーシミュレーションで除染の線量低減効果を見える化！ー



東京電力福島第一原子力発電所事故後、汚染地域における空間線量率を正確に把握することは、放射性物質による被ばくリスクを評価し、住民の安全確保や除染計画の立案に役立てるため、重要な課題となっています。しかし、地形や建物、樹木による放射線の散乱・遮蔽や、放射性物質の不均一な沈着により、実際の線量分布を評価することは容易ではありません。原子力機構は他機関とも協力し、空間線量を三次元的に推定できる評価システム3D-ADRES (3D Air Dose Rate Evaluation System) を改良し、地形や建物の影響を反映した線量分布の再現に加えて、除染や耕作といった人為的作業によって変化する放射性物質の分布（線源分布）を考慮したシミュレーションも可能としました。

実際に福島県大熊町の耕作地で解析したところ、除染によりこの地域の空間線量率平均値は、表土削り取りで約79 %、削り取り後に客土を施すと約86 %、攪拌のみでは約33 %の低減でしたが、剥ぎ取りと客土後に攪拌を行うと約83 %まで減少すると推定され、さらに場所による除染効果の違いが明らかになりました (図1 (a, b, c))。これにより、3D-ADRESは除染手法の検討や被ばく線量予測、除染計画の立案に有効であることが示されました。

今後は、放射性物質の時間的変化を考慮した動的評価やリアルタイム線量予測への発展が期待されており、得られた結果をもとに実証も行っていく予定です。

本研究は、環境省「令和4年度 放射線健康管理・健康不安対策事業」の助成を受けた「放射線の健康影響に係る研究調査事業 (市街地の空間線量率の経時変化に対する人為的な影響に関する研究)」において実施した成果を含みます。

金敏植ほか、除染・耕作活動による空間線量率の低減効果：3D-ADRESを用いたPHITSシミュレーションによる詳細評価、環境放射能除染学会誌, vol.12, no.2, 2024, p.39-53.

金 敏植

システム計算科学センター



◀Webはこちらへ

土壌中の放射性セシウムを「塩」×「真空」でスピード除去 ー真空が促す新しい除染メカニズムー

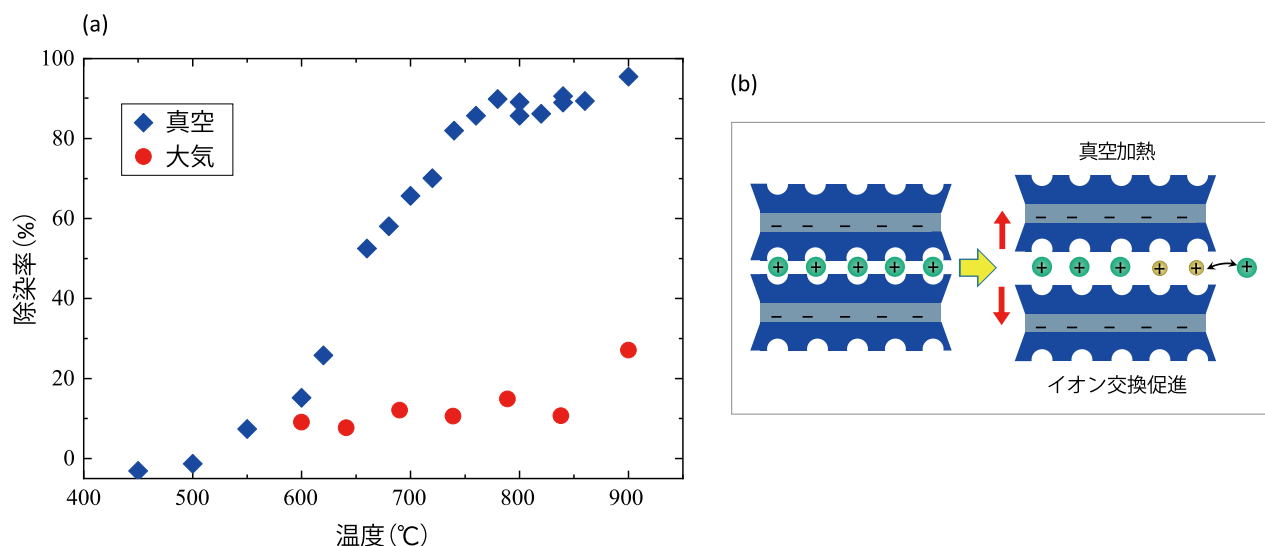


図1 (a) 真空・大気中における除染率の比較と (b) 真空加熱によるNa⁺ ↔ Cs⁺ イオン交換の模式図

先端基礎研究センターの下山巖研究主幹らは、塩化ナトリウム (NaCl) を用いた真空条件での熱処理によって、1,000 ~ 1,300 °Cの温度領域で実施していた従来の熱処理より低温で効率的な放射性セシウム除去が可能であることを明らかにしました。汚染土壌に対し重量比1/1でNaClを添加し、真空中で800 °C、2時間加熱した場合、同条件の大気中処理に比べて約6倍効率的にセシウムが除去され、除染率は90 %を超えました (図1 (a, b))。

真空環境では、NaClの昇華が促進されることによって粘土鉱物層間へナトリウムイオンが取り込まれ、粘土鉱物の層間距離が拡張してセシウムイオンを急速に置換する「高速イオン交換」が進行します。従来の水溶液法では長時間を要するイオン交換を、加熱開始からわずか1時間で達成できました。

この成果は、熱除染の低温化と省エネルギー化を実現し、放射能汚染土壌の効率的な減容・再資源化への道を拓きます。研究成果はJournal of Environmental Management誌 (2025年6月19日オンライン版) に掲載されました。

本研究は、JSPS科研費 (JP16H02437) の助成を受けたものです。

Shimoyama, I. et al., Efficient Soil Decontamination Via Rapid Ion Exchange in Vacuum, Journal of Environmental Management, vol.389, 2025, 126060, 10p.



下山 巖

原子力科学研究所
先端基礎研究センター



◀Webはこちらへ

地下深部の未知微生物群の生態を探る —免疫システムで共生相手を確認—

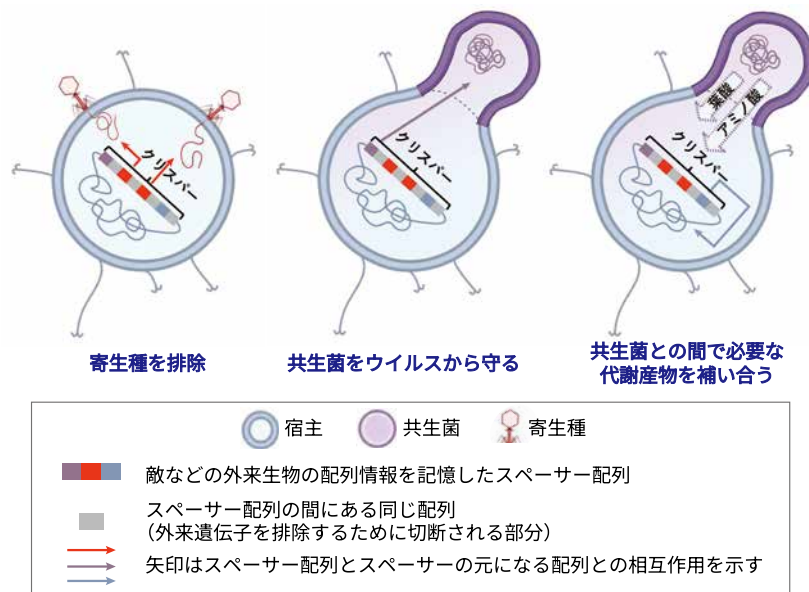


図2 アルティアルカエウム目の古細菌において新たに提唱されたクリスパー・キャスシステムの概念図

我が国では高レベル放射性廃棄物を深度300 mより深い地層に処分します。地下深部には豊富な微生物が存在し、地球上の細菌・古細菌の約90 %が陸域地下深部に生息することが明らかになっていますが、その生態系や代謝機能は未解明の部分が多く残されています。地層処分の安全性向上に向けて、地下深部に生息する微生物の働きを知る必要があります。

北海道幌延町の堆積岩地下環境では、二酸化炭素で生きているアルティアルカエウム目に分類される未培養古細菌が、多いところで細菌・古細菌の約90 %もの高い割合を占めています。この種の菌は未だ分離培養に成功しておらず、地下環境における生態は解明されていませんでした。

本研究では、本古細菌種が豊富に存在する幌延と米国のクリスタルガイザー（図1：Web参照）の地下水から微生物を採取し、本種の遺伝情報をメタゲノム解析などで分析調査しました。その結果、本種に共生する菌の存在が明らかになり、本種の免疫システム「クリスパー・キャス」の遺伝子配列から共生菌の必須遺伝子が見つかりました。クリスパー・キャスは、細菌や古細菌が持っているウイルスなどから身を守るための獲得免疫システムです。この古細菌は、クリスパー・キャスを介して敵か味方を判断し、味方になると共生してアミノ酸などの必要な代謝産物を補い合うことで支えあって生きていることが明らかになりました（図2）。

ゲノム解析から未培養古細菌の共生メカニズムを解明した本成果は、地下微生物の生態系と物質循環の解明に資するものであり、微生物反応が関わる物質移動を明らかにすることで、地層処分の安全性向上につながることを期待されます。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁からの受託事業「高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（JPJ007597）【処分システム評価確証技術開発（平成29年度）】及び【ニアフィールドシステム評価確証技術開発（平成30年度、平成31年度）】」にて実施した成果の一部です。

Esser, S. P., Amano, Y. et al., A Predicted CRISPR-Mediated Symbiosis Between Uncultivated Archaea, Nature Microbiology, vol.8, issue 9, 2023, p.1619-1633.

天野 由記

核燃料サイクル工学研究所
BE資源・処分システム開発部



◀Webはこちらへ

10年以上の緩衝材の圧密挙動の把握を目指して —長期室内試験で緩衝材の圧密データを取得—

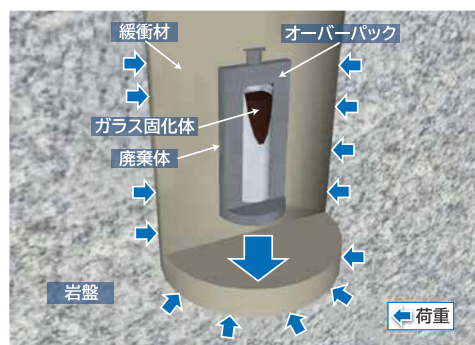


図1 人工バリアを構成する緩衝材に作用する様々な力（荷重）

地層処分において、緩衝材は廃棄体の重さや岩盤の変形等により様々な力（荷重）が作用しても、数万年以上の長期にわたって安全性を保つために、必要な厚さや密度を確保できるように設計する必要があります。

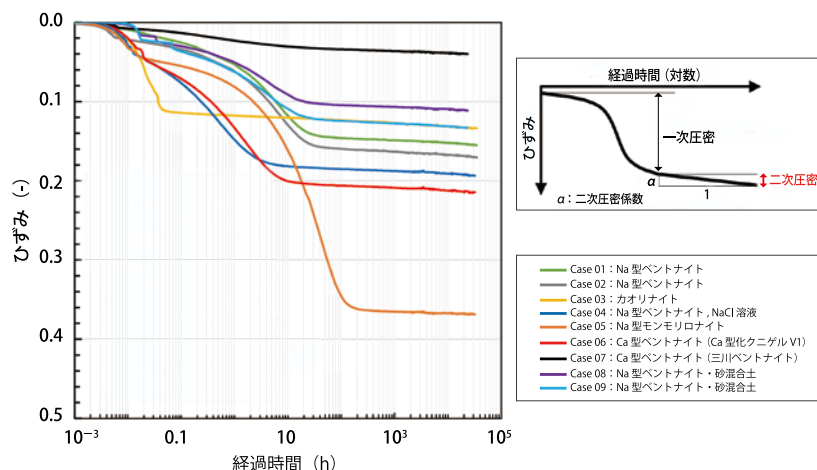


図2 4年間までの試験での経過時間とひずみの関係

緩衝材の沈下量（ひずみ）の経時変化は、初期の一次圧密とみられるひずみの増加後には、経過時間の対数に対しておおむね直線的に二次圧密が進行しました。

高レベル放射性廃棄物の地層処分では、廃棄体の周囲に緩衝材が設置され、地下の岩盤内に処分される計画です（図1）。人工バリアの構成要素のうち、粘土材料を主成分に考えられている緩衝材には、低い透水性や放射性物質の吸着など、閉鎖後の処分場の安全確保に関して重要な機能が期待されています。また、緩衝材には、廃棄体の重さや岩盤の変形等による様々な力（荷重）が作用します（図1）。この力は、緩衝材をゆっくりと圧密（ひずみを増加）させ、それにより廃棄体が沈み続けると緩衝材の厚さが減少する可能性があります。

このため、緩衝材の長期的な圧密挙動を評価するためのデータ取得やモデル開発が必要です。従来の装置では、数か月程度が限界でしたが、10年以上の長期の連続計測を可能にするため、外的要因（停電や地震等の試験の実施に影響を及ぼすもの）の影響を排除した新たな圧密試験装置を構築しました。これまでに、停電や震度4程度の地震の影響を受けることなく、約2.7～4年間圧密試験を継続し、時間の対数に対して直線的なひずみの増加（沈下）が継続する二次圧密が継続することを確認しました（図2）。

今後、10年以上の長期連続計測を目標に、より長期の圧密データを取得する予定です。

本研究は、原子力発電環境整備機構との共同研究「ニアフィールドシステムの状態変遷に伴うバリア材及び核種の長期挙動評価のための研究（平成30年度～令和2年度）（令和3年度～4年度）」の成果の一部です。

高山裕介ほか、約2.7～4年の長期圧密試験によるベントナイトの二次圧密特性、地盤工学ジャーナル, vol.18, no.3, 2023, p.317-330.

杉田 裕

核燃料サイクル工学研究所
BE資源・処分システム開発部



◀Webはこちらへ

亀裂性堆積岩の水みちは亀裂部か岩石全体か —北海道幌延における地下水流動の解析調査事例—

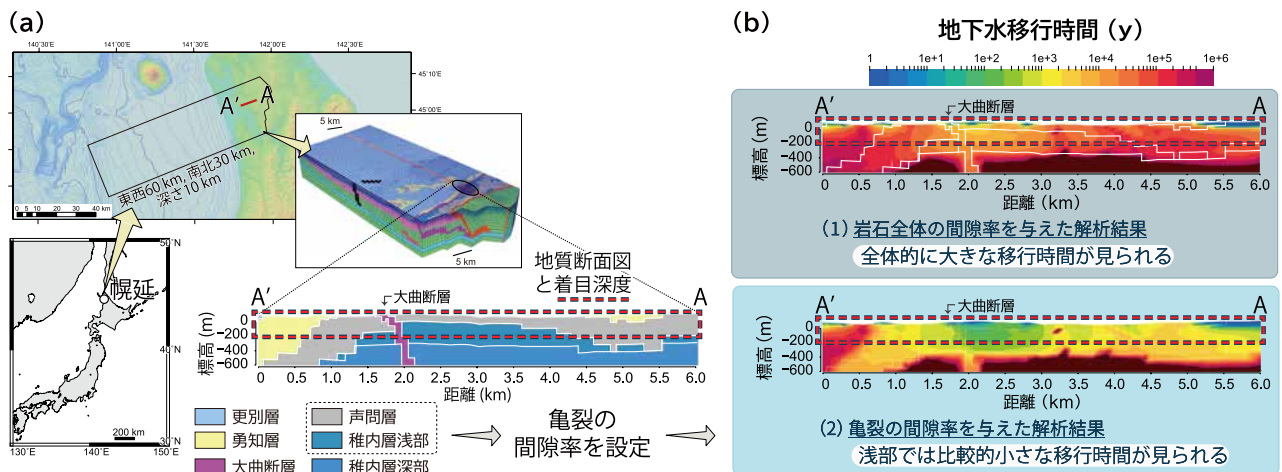


図2 地下水流動解析モデル化領域と地下水移行時間の解析結果

(a) モデル化領域と着目地点の地質断面図、(b) 地下水移行時間の解析結果：(1) 声間層と稚内層浅部に岩石全体の間隙率を与えた場合、(2) 声間層と稚内層浅部に亀裂の間隙率を与えた場合を示します。

高レベル放射性廃棄物の処分地の選定過程における概要調査では、地下水の涵養*域から流出域までを包含する数 km ～数十 km の広域を対象とした地下水流動解析により、地下水の移行時間・経路が評価されます。地下水の移行時間を解析的に求める上で、岩盤中の地下水の流れる隙間の割合である有効間隙率は感度の高いパラメータです。

堆積岩ではボーリング調査における水理試験から得られた亀裂の透水性を岩盤の透水性として扱う一方で、岩盤全体の間隙率を有効間隙率として扱うなど、有効間隙率の与え方が明確ではありませんでした。

本研究では、北海道幌延町に分布する低透水性の岩石基質部に、亀裂の発達する堆積岩である声間層及び稚内層浅部を例として、亀裂の幅を基に推定した有効間隙率（図1：Web参照）を用いた場合の移行時間を、ボーリング調査における地下水年代の評価結果と比較することで、有効間隙率の与え方を検討しました。本地域の地下深部については、解析モデル、図2 (a) に用いた表層地形や地下水涵養量などの条件が現在の環境とは異なる条件で生じた地下水流動の結果であるため、図2 (b) に示される解析結果のうち赤破線（⋯）で囲まれる表層部に着目しました。その結果、亀裂の幅を基に推定した有効間隙率を用いた場合、ボーリング調査から得られた観測結果と整合的な比較的小さな移行時間が得られました。

低透水性の岩石基質部に亀裂部からなる水みちネットワークが形成される堆積岩の場合、亀裂の幅を基に有効間隙率を推定することが有効であることが分かりました。

本研究は、経済産業省資源エネルギー庁受託事業「令和4年度 高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（JPJ007597）（岩盤中地下水流動評価技術高度化開発）」の成果の一部です。

* 地下水の涵養とは、雨水などの地表水が地下に浸透して帯水層（水が蓄えられている地層）に水が供給されることを表します。

宮川和也ほか、亀裂性堆積岩を対象とした地下水流動解析における有効間隙率の与え方：北海道幌延に分布する声間層と稚内層浅部の事例，原子力バックエンド研究，vol.31，no.2，2024，p.82-95.



宮川 和也

核燃料サイクル工学研究所
BE資源・処分システム開発部



◀Webはこちらへ

放射性核種の「ひろがり」は地層処分システムの性能にどう影響し得るか？ —縦方向分散長が最大移行率に与える影響について—

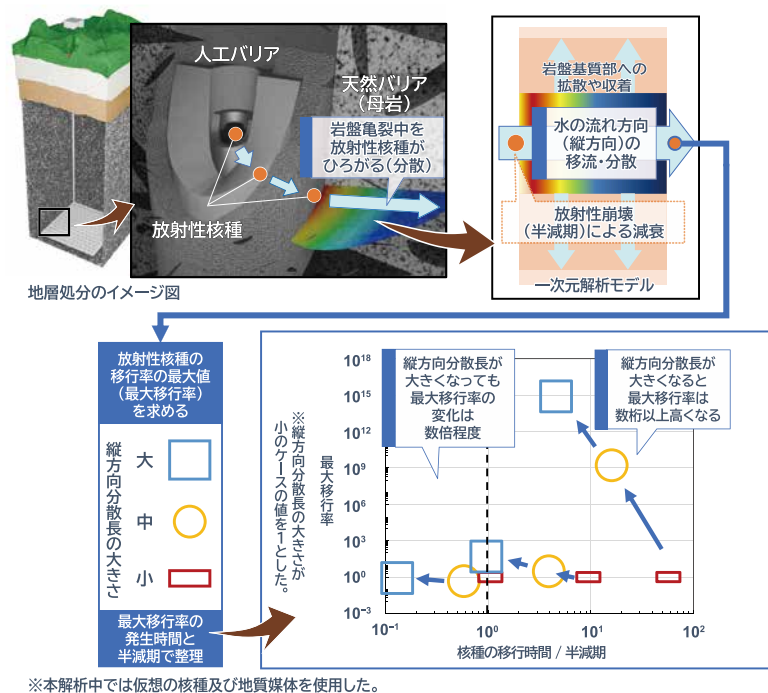


図1 縦方向分散長が岩盤亀裂からの放射性核種の移行率に与える影響

高レベル放射性廃棄物の地層処分では、廃棄体から地下水に溶け出した放射性核種が人工バリアから地表付近までの岩盤中を移行します。この間に、半減期による減衰に加え、岩盤中での様々な地下水流速により放射性核種が広がる現象が生じます。この「ひろがり」を「水理学的分散（分散）」と呼んでいます。この分散により放射性核種の濃度が低くなることで、地表での放射線による人間への影響が抑えられることが期待できます。

地層処分において、10万年を超える将来の安全性を評価するための核種移行解析では数値モデルが不可欠であり、「保守性」を考慮してパラメータを設定する必要があります。分散の大きさを示すパラメータである縦方向分散長は、実測が困難であり、不確かさが大きい指標です。このため、本研究では、分散長の大小が放射性核種の移行挙動に与える影響を明らかにすることを目的として、仮想的放射性核種と地質媒体を対象に、分散長と核種の半減期についてパラメータ解析を実施しました。

まず、放射性核種の半減期や地質に関わる幅広い条件を対象に、縦方向分散長の大小が岩盤亀裂中の放射性核種の移行挙動に与える影響を解析しました。その結果から、放射性核種の半減期に対する移行に要する時間の比が、岩盤亀裂からの放射性核種の最大移行率に与える影響を整理しました。

整理の結果、放射性核種の移行に要する時間が比較的短いケースでは、縦方向分散長の大小による放射性核種の最大移行率の変化は、数倍程度の違いになりました。逆に長いケースでは、縦方向分散長の増加によって最大移行率が数桁若しくはそれ以上高くなり、両者で影響のパターンが大きく異なることが明らかとなりました（図1）。こうした結果は、本質的に不確かな縦方向分散長を保守的に設定して安全性を評価するために有効な知見と考えられます。

樺沢 さつきほか、分散長が地層処分の安全評価指標である最大核種移行率に与える影響の理解，原子力バックエンド研究，vol.32，no.1，2025，p.10-22.



樺沢 さつき

核燃料サイクル工学研究所
BE資源・処分システム開発部



◀Webはこちらへ

白金族元素が炉底に残留しにくいガラス溶融炉の開発 —東海再処理施設における廃止措置の推進—

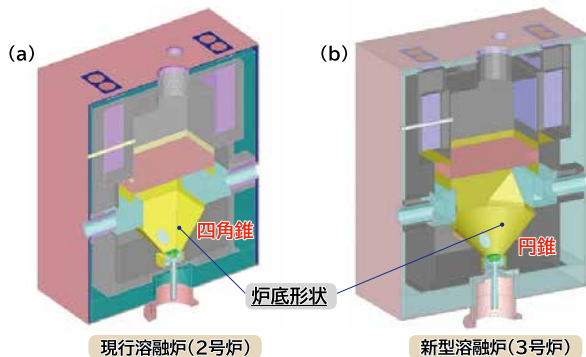


図1 溶融炉の基本構造図：(a) 現行溶融炉（2号炉）及び (b) 新型溶融炉（3号炉）

3号炉では、高レベル放射性廃液に含まれる粒子状の白金族元素が、炉底部に堆積せず抜き出しやすくなるように、円錐の炉底形状を採用しました。

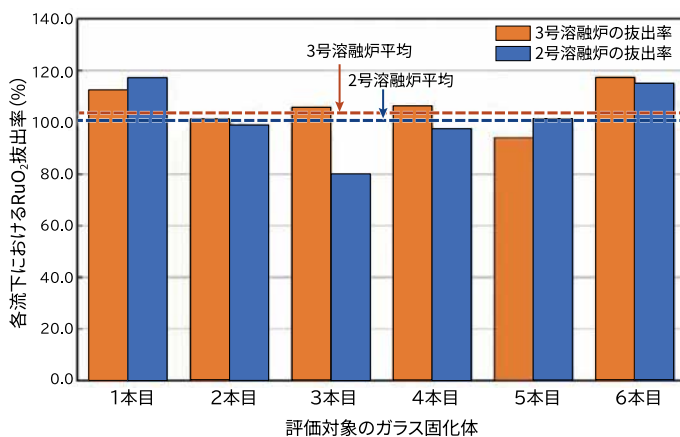


図2 白金族元素（RuO₂）の排出率の比較

高放射性廃液を模擬した非放射性の水溶液を用いたコールド試験において、ガラス固化体1本（約300 kg）当たりの炉内に供給する白金族元素（RuO₂）量に対して、流下により炉内から抜き出される白金族元素の割合（白金族元素の抜出率）を評価しました。縦軸は抜出率、横軸は評価対象としたガラス固化体を示しています。なお、前の流下で抜き出しできなかったRuO₂が次の流下で抜き出される場合もあるため、抜出率は100%を超える場合もあります。各ガラス固化体中のRuO₂抜出率の平均を見ると、3号炉の方が2号炉より高い値を示し、ばらつきも少なく安定していることから、3号炉は2号炉と比較してRuO₂の抜出性は向上しています。

東海再処理施設の廃止措置を推進する上で、施設内で貯蔵管理している高レベル放射性廃液を安全かつ着実にガラス固化処理していくことが必要です。

ガラス固化技術開発施設（TVF）の従来のガラス溶融炉（1号炉、2号炉）では、溶融炉の炉底構造が四角錐であることから、高レベル放射性廃液に含まれる白金族元素（Ru、Rh、Pd）が溶けたガラスと混ざり合わず徐々に炉底谷部に残り、ガラス溶融炉の運転に支障をきたすことが課題でした。白金族元素を効率良く炉内から抜き出すため、新型ガラス溶融炉（3号炉）（図1）では、実績のある運転方法の変更や大幅な構造変更を避けつつ、ガラスの模擬流体を用いた流動可視化実験や溶融炉運転シミュレーションを行い、炉底形状を円錐に設計変更しました。製作した3号炉にて、性能を確認するコールド試験（運転条件確認試験）を実施し、従来の炉よりも白金族元素が炉内に残りにくく、効率良く抜き出されることを確認し、安定した運転の見通しを得ることができました（図2）。

今後、3号炉をTVFに移設し、令和8年度から高レベル放射性廃液のガラス固化処理運転を再開する予定です。

朝日良光ほか、TVF3号溶融炉の炉底に関する詳細構造，JAEA-Technology 2021-026，2022，50p.
朝日良光，刀根雅也ほか，TVF3号溶融炉運転条件確認試験，JAEA-Technology 2024-024，2025，271p.

刀根 雅也

核燃料サイクル工学研究所
TRP廃止措置技術開発部



◀Webはこちらへ

ウラン取扱施設の廃止に向けて ―汚染の無いことの証明―

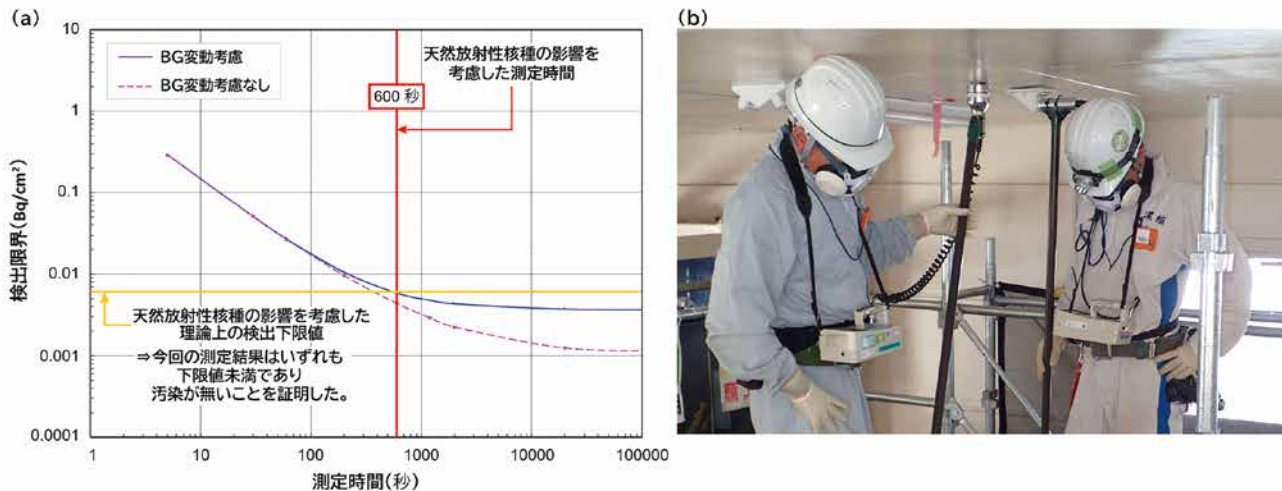


図1 NRに対する念のための放射線測定評価の一例

(a) 念のための放射線測定評価を行う対象は放射線レベルが極めて低いため、自然放射線であるバックグラウンド (BG) 放射線の変動の影響を強く受けます。そのため放射線測定器ごとにBG変動を考慮した理論上の検出限界を算出する必要があります。BG変動を考慮した理論検出限界は、BG変動を考慮していない理論検出限界から離れはじめ、一定値に近づくような傾向を示し、測定時間の延長は効果的な検出限界の向上に繋がりません。そのため作業効率化の観点から、測定時間は理論検出限界の乖離が始まる以降の合理的な時間を設ける必要があります。本作業では600秒と決定、その際の検出限界を検出下限値としています。(b) 長時間定点測定を行う必要のあるNRに対する念のための放射線測定においては、天井等高所の測定を行う際に延長棒を使用し、放射線測定器の検出部を棒先に固定して作業を行うことで、作業者の負担を軽減し、安全かつ効率良く放射線測定を進めました。

放射線被ばくから身を守るために立ち入りが制限された区域である放射線管理区域が設定されたウラン取扱施設建家の設定解除を行う際は、建家に対して放射線測定を行い、核燃料物質による汚染の無いことを証明する必要があります。また、放射性廃棄物の低減を目的として、核燃料物質の使用履歴、設置状況や汚染履歴の調査等を行い、汚染の無いことを証明する、または汚染箇所を分離除去することで建家のコンクリート等を放射性廃棄物でない廃棄物 (NR) とすることができ、NRとしたことの信頼性を高める観点から、念のための放射線測定評価を行い、NRに理論上汚染がないことを証明する必要があります。

今回は、内装設備の撤去が完了した施設に対して管理区域全体の放射線測定を行い、いずれも放射線測定器の検出下限値未満であることを確認しました。また、床、壁及び天井を3 m×3 mに区画し、その中心にて放射線量を時間当たりで積算する機能を持つ放射線測定器を用いて600秒間測定し、BG放射線の影響を考慮した理論検出限界曲線の検出下限値未満であることを確認しました (図1)。これにより、建家の管理区域を解除するとともに建家のコンクリート等をNRとして処分できる見通しを得ました。

本作業で得られた知見及びデータをもとに、引き続き確実な廃止措置を進めて参ります。

山本啓介ほか、廃水処理室の廃止措置実施報告書(その2)；放射線測定編, JAEA-Technology 2024-019, 2025, 211p.

山本 啓介

核燃料サイクル工学研究所
BE資源・処分システム開発部



◀Webはこちらへ

セメントペーストの流動性に影響する化学物質についての調査 ー放射性廃棄物のセメント固化プロセスを安定して稼働させるためにー

表1 化合物によるセメントの凝結への影響に関する文献調査結果のまとめ

文献調査を行い、セメントの凝結（＝硬化すること）への影響を化学物質ごとに整理しました。凝結に与える影響については、定性的に示されたものも多く、塩化カルシウムや炭酸カリウム等の一部の化学物質ではその添加量によって一定の値を境に、凝結時間に与える影響が逆転する報告がありました。

化学種	セメントの凝結への影響 (%はセメントに対する充填率を示す)
塩化物	
塩化Na	2～3.5 %：促進
塩化Ca	< 1 %：遅延 2 %：促進 3 %：瞬結※1
炭酸塩	
炭酸K	0.25 %：遅延 > 0.25 %：促進、瞬結※1
炭酸Na	促進。3 %：急結※2
炭酸Ca	エーライトの水和を促進※3
水酸化物	
水酸化Na	< 1M溶液：促進 2M溶液：促進 4.5M溶液：強く促進
アルカリ金属	
Na, K	エーライトの水和を促進※3

※1 瞬結：より短時間で硬くなること

※2 急結：15分以内で硬くなること（土木学会基準）

（参考：一般的なセメントである普通ポルトランドセメントでは10時間以内に凝固することが基準となっているため、比較すると非常に速く硬化することを示している）

※3 エーライト：セメントに含まれる主要な鉱物であり、セメントの硬化・強度発現に大きく影響する

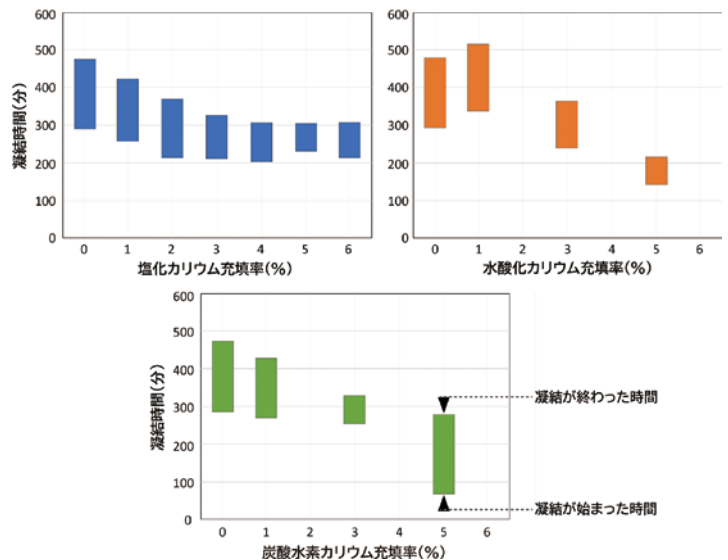


図1 カリウム化合物充填率とセメント凝結時間の関係

カリウム化合物の充填率を変えるとセメントペーストの凝結時間が変化しました。各グラフのプロットの下端は“セメントが固まり始めた時間”、上端は“セメントが固まりきった時間”を示しています。陽イオンをカリウムで統一した場合、陰イオン種が異なることで、凝結時間に与える影響が異なっていることが分かりました。

放射性廃棄物のセメント固化プロセスでは、セメントペーストの流動性が重要となります。廃棄物に含まれる成分とセメントの化学反応により、セメントペーストが本来の流動性を保つ時間が短縮される等の変化が生じることで処理プロセスへの影響が懸念されますが、これまでにセメントの流動性に影響を与える化学物質に関する整理は十分ではありませんでした。

そこで私たちは、セメントが流動性を失って固まってしまう“凝結”という状態を一つの指標として、セメントの“凝結”に影響を与える化学物質を対象に既往の知見を調査しました。化学物質ごとに調査結果（表1）を整理すると、凝結への影響は促進または遅延に分類されることが分かりましたが、凝結に与える影響については“促進”、“強く促進”、“エーライトの水和を促進”等の定性的な表現であり、塩化カルシウムや炭酸カリウム等の一部の化学物質では、その添加量によって凝結に与える影響が逆転するものも見られました。このことから、文献情報の少ないカリウム化合物に着目し、陰イオンが異なるカリウム化合物を用いてセメントの凝結時間を測定しました（図1）。

その結果、凝結時間に与える影響を数値化して示すことが可能となり、また、促進に寄与するメカニズムについては複数あることが分かりました。セメントの凝結に影響を与える化学物質の調査と試験を通じて、セメント固化プロセスを安定して稼働させるために必要な管理すべき成分について、検討に向けた情報整理に貢献することができました。

本成果は、放射性廃棄物をセメント固化する際の分析対象の検討や廃棄物充填量の設定等への今後の活用が期待されます。

本研究は、経済産業省からの受託研究「令和6年度開始 廃炉・汚染水・処理水対策事業（固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発）」の成果の一部です。

谷口拓海ほか、セメント固化におけるペーストの流動性に影響する化学物質についての調査, JAEA-Review 2024-059, 2025, 20p.

谷口 拓海

核燃料サイクル工学研究所
BE資源・処分システム開発部



◀Webはこちらへ

事故時の急激な出力変動下の燃料ふるまいを捉える —燃料挙動解析プログラムパッケージFEMAXI-8.1の開発—

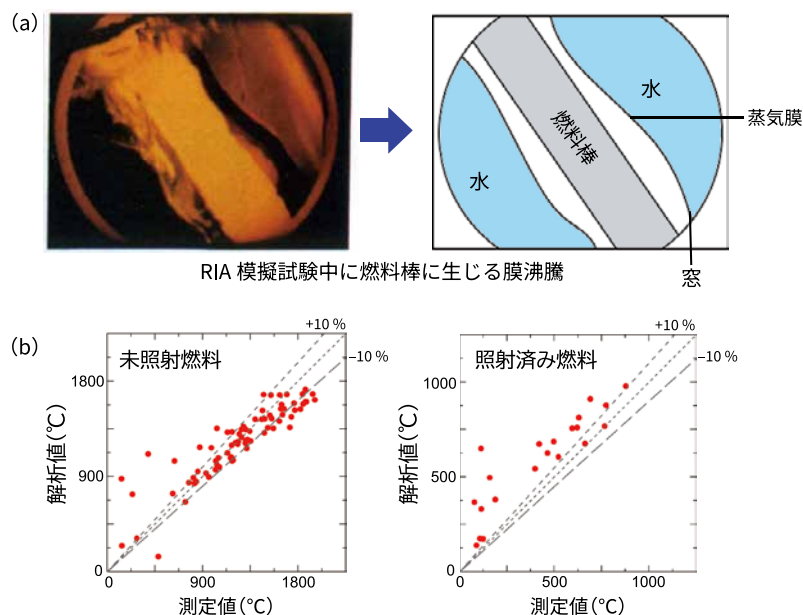


図1 事故時特有の燃料挙動の一つである膜沸騰^{*1}とFEMAXI-8.1による最高被覆管表面温度の検証解析の結果（グラフの破線は解析値と測定値の誤差が±10%の領域を表す）

(a) 膜沸騰中は被覆管表面の熱伝達が極めて低くなり、出力の上昇と相まって燃料棒の温度が急昇するため、事故時の安全解析を行うにあたって重要なモデリング要素の一つです。(b) 未照射及び照射済み燃料のRIA模擬試験をモデル化し、事故時向け沸騰熱伝達モデルを備えFEMAXI-8.1による解析結果と試験中に測定された被覆管表面温度を比較しました。

軽水炉燃料棒は二酸化ウランペレットとジルコニウム合金製の燃料被覆管で構成されます。原子炉に挿入されている制御棒の異常な引き抜き（反応度事故：RIA）が起こると、燃料棒は急峻な出力変化と高温に曝されます。このような過酷な条件での燃料棒のふるまいを正しく理解し、適切な安全評価に結びつけるためには、限られた事故模擬実験データをもとに、実際に事故が起こった際の燃料棒全体の様子を推定できるシミュレーションツールが不可欠です。

原子力機構では、これまで通常運転時及び出力過渡時用として燃料挙動解析プログラム（FEMAXI）を開発し、168ケースもの照射ケースとの比較を通じて信頼性を確認してきました^{*2}。本研究では、膜沸騰（図1（a））などの事故時に特有の燃料挙動を予測できる解析モデルを新たに開発してFEMAXIに導入するとともに、数値計算安定性を向上させることにより、RIA解析も可能な燃料挙動解析プログラムパッケージFEMAXI-8.1として完成させました。原子炉安全性研究炉（NSRR）で実施したRIA模擬試験141ケースを実際に解析して、RIA解析の性能を確認しています（図1（b））。このとき、解析は全てのケースでエラーなく完了しており、計算安定性の向上も実証できました。

本パッケージは原子力機構が運営するコンピュータプログラムデータベースPRODASから入手可能です。推奨する解析条件セットも併せて提供しており、ユーザが燃料の設計情報や出力など基本的な情報を指定することで、一定の予測性能を発揮するRIA解析を実行することができるようになりました。

^{*1} Saito, S. et al., Development of In-Reactor Fuel Behavior Observation System, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.18, issue 6, 1981, p.427–439.

^{*2} Udagawa, Y. et al., Model Updates and Performance Evaluations on Fuel Performance Code FEMAXI-8 for Light Water Reactor Fuel Analysis, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.56, issue 6, 2019, p.461–470.

田崎雄大ほか、燃料挙動解析コードパッケージFEMAXIの機能拡充：軽水炉燃料の反応度事故時挙動解析モジュールRANNSの開発と検証、JAEA-Data/Code 2024-012, 2024, 76p.

田崎 雄大

原子力安全・防災研究所
安全研究センター



◀Webはこちらへ

海産物の消費で人はどの程度被ばくするのか？

—東京電力福島第一原子力発電所事故前後の海産物摂取による内部被ばく線量評価—

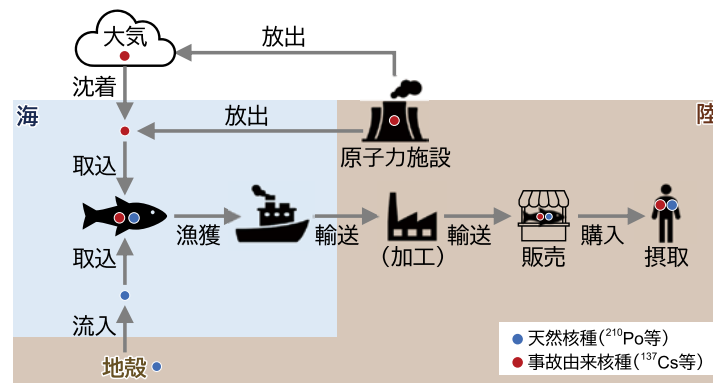


図1 海産物摂取に関連した天然核種及び事故由来核種の環境中での移行経路

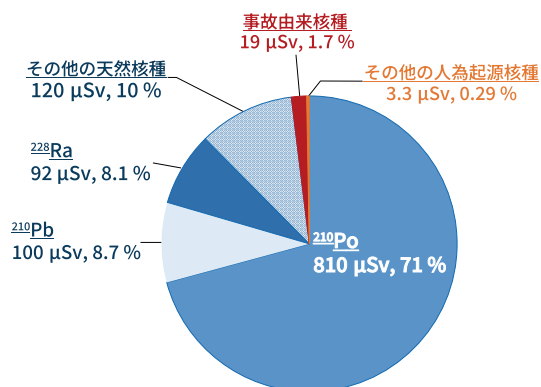


図2 事故後1年間ににおける内部被ばく線量の95パーセンタイル値における各放射性核種の寄与

海産物に多く含まれ、かつ食物摂取による内部被ばくへの影響が比較的大きい天然核種である²¹⁰Poが、海産物摂取による被ばくの71%に寄与していました。一方、事故由来核種の寄与は1.7%でした。

世界における海産物の消費量は過去50年で倍増しています。その中で日本人は世界平均と比較して2倍以上を消費しており、海産物は私たちにとって非常に重要な食品です。一方、海底の地殻や原子力施設から海洋環境に流入し海産物に取り込まれた放射性核種は、消費者に内部被ばくを引き起こす要因にもなります（図1）。東京電力福島第一原子力発電所（1F）事故以降、海産物摂取による内部被ばくは国内外に大きな社会的不安をもたらしました。

そこで本研究は、東北地方の成人を対象として、海産物摂取による内部被ばくが1F事故によりどのように変化したかを評価しました。考慮した核種は1F事故により環境中に放出された主な核種（⁹⁰Sr、^{110m}Ag、¹³¹I、¹³⁴Cs、¹³⁷Cs、^{239,240}Pu）のほか、天然核種である²¹⁰Pb、²¹⁰Po等を含む計23の核種としました。海産物中に含まれる放射性核種濃度の分布と、東北地方の成人の海産物消費量の分布をもとに、事故前10年間、事故後1年間、1～3年後、3～10年後の被ばく線量を計算しました。

事故後1年間の95パーセンタイル線量における各核種の寄与（図2）は、天然核種が98%、事故由来核種が1.7%となりました。事故由来核種からの線量（図3：Web参照）は、事故後1年間で事故前の約4～6倍に増加しましたが、事故3～10年後には事故前と同等のレベルまで減少しました。よって、1F事故直後であっても内部被ばくへの事故由来核種の影響はわずかであり、かつ短期間であることが分かりました。

今後はこの結果をもとにして将来的に、より効率的な海産物の出荷制限に向けた検討のための情報提供を目標に、分析を続けていきます。

本研究は、IAEAとの共同研究プロジェクトの成果の一部です。

Mori, A. et al., Ingestion Doses from Radionuclides in Seafood Before and After the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident, Communications Earth & Environment, vol.6, issue 1, 2025, 356, 11p.

森 愛理

原子力安全・防災研究所
安全研究センター



◀Webはこちらへ

強地震時の建物浮上りに関する解析的検討 —建物浮上りに係る模型実験の再現解析—

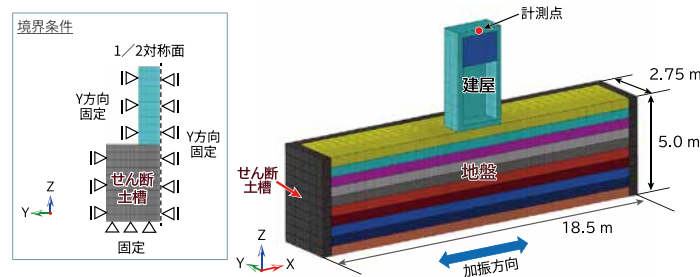
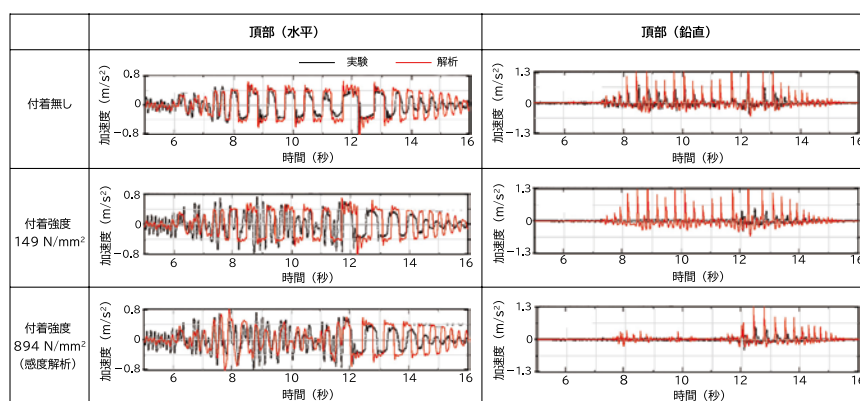


図1 解析モデル

表1 加速度波形比較



原子力施設の耐震設計における地震時の基礎浮上り評価では、解析手法の妥当性を確認することが極めて重要です。建物が地震動により浮上りがって基礎の一部が地面から剥離し、再接地する際に大きな上下加速度（誘発上下動）が発生する現象は「建物浮上り問題」として知られています*。この現象は建物の耐力や構造安全性に関わるだけでなく、内部機器の応答にも影響を及ぼすため、重要な課題とされています。

しかし、接地率が低下した状態における力学的挙動は十分に理解されていません。本研究では、今村ほか（2013）*による粘土地盤を対象とした遠心振動実験を取り上げ、3次元詳細モデル（図1）を用いた再現解析を行いました。表1によると、付着無しケースは実験と良好に一致しましたが、付着効果があるケースでは、実験より早く付着が切れ、誘発上下動が過大となりました。感度解析により付着強度を増加させると、実験結果と整合する結果を確認しました。また、建物底面の土圧分布には解析と実験で差異が見られました。

以上により、誘発上下動は付着強度に強く依存し、応答評価を行う場合には底面土圧分布形状にも留意する必要があります。さらに、浮上り評価の解析手法を確立していくことにより、今後の耐震設計の高度化が期待されます。

本研究は、原子力規制庁からの受託事業「令和3年度 原子力施設等防災対策等委託費（地震時に低接地率状態となる建屋の応答挙動に関する検討）事業」の成果の一部です。

* 今村晃ほか、砂地盤及び粘土地盤に支持された直接基礎構造物の浮き上がり挙動、日本建築学会構造系論文集，vol.78, no.692, 2013, p.1759-1768.

Choi, B. et al., Analytical Study for Low Ground Contact Ratio of Buildings Due to the Basement Uplift Using a Three-Dimensional Finite Element Model, Mechanical Engineering Journal, vol.10, issue 4, 2023, 23-00026, 11p.

崔 炳賢

原子力安全・防災研究所
安全研究センター

◀Webはこちらへ

ALPS処理水の安全性を独立に分析する ー規制当局による独立モニタリングー

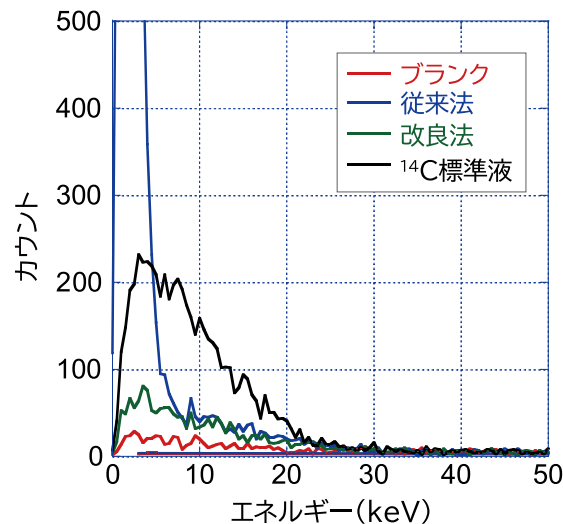


図1 ALPS処理水から分離した ^{14}C の液体シンチレーションカウンタによる測定結果

ブランク：放射性物質を含まない試料、**従来法**：従来法でALPS処理水から分離した ^{14}C の試料（分離できなかった ^3H によって低エネルギー側のカウントが増加し、グラフ範囲を超過）、**改良法**：従来法に ^3H と ^{129}I のトラップを追加した改良法でALPS処理水から分離した ^{14}C の試料、 **^{14}C 標準液**： ^{14}C の標準溶液から調製した試料を示します。

東京電力福島第一原子力発電所におけるALPS処理水の海洋放出は、その安全性について国内のみならず国際的にも大きな関心を集めました。規制当局である原子力規制委員会は、核種濃度分析の客観性及び透明性担保のため、独立したモニタリングを実施する必要があります。安全研究センターは技術支援機関として原子力規制庁からの委託を受け、放水開始に先立ち2022年3月に採取されたALPS処理水に含まれる放射性核種（ ^{90}Sr や ^{137}Cs 等13核種）を分析しました。その結果、 ^3H を除き、分析した核種の濃度が安全基準を下回っていることが確認されました。また、統計的手法を用いた評価を行い、東京電力の分析値が妥当であることを確認しました。現在も年1回の独立モニタリングを継続しています。

図1はALPS処理水から分離した ^{14}C を液体シンチレーションカウンタにより測定した結果を表します。固体放射性廃棄物に含まれる ^{14}C に対する従来の分析法では ^3H や ^{129}I が十分分離できないため*、これらの核種に対するトラップを加えることで、 ^{14}C だけを分離して精度の良い分析結果が得られました。

本研究は、原子力規制庁からの受託事業「令和4年度原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所プラント内核種移行に関する調査）事業」の成果の一部です。

* 亀尾裕ほか、研究施設等廃棄物に含まれる放射性核種の簡易・迅速分析法(分析指針), JAEA-Technology 2009-051, 2009, 81p.

Shimada, A. et al., Analysis and Quantification of Tritium and Other Low-Level Radionuclides Present in ALPS-Treated Water, Analytical Sciences, vol.41, issue 8, 2025, p.1383-1391.

島田 亜佐子

原子力安全・防災研究所
安全研究センター



◀Webはこちらへ

原子炉压力容器の中性子照射による損傷の解明に向けて —EXAFSを用いた極微細構造の分析—

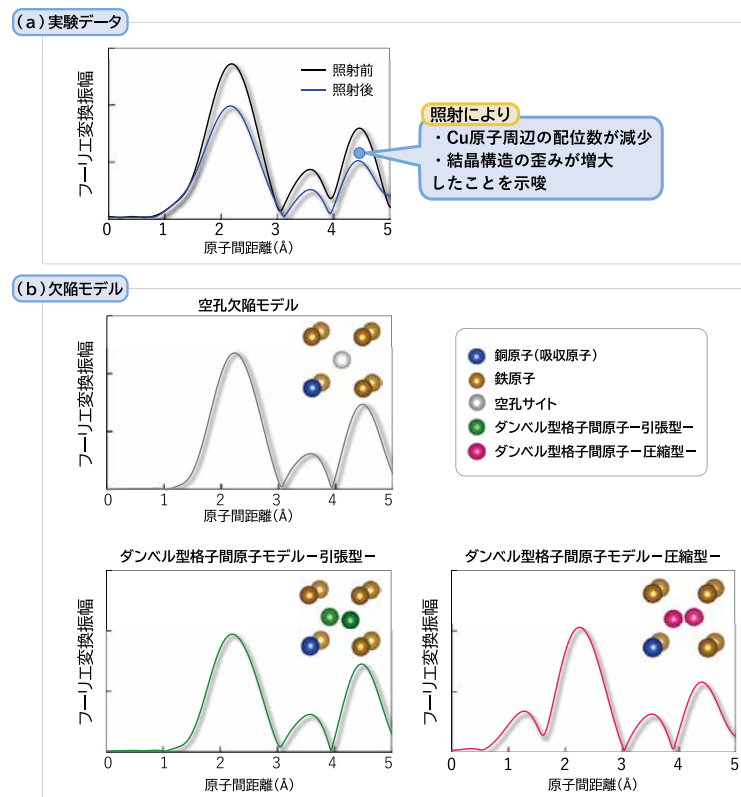


図2 (a) EXAFSにより取得したイオン照射前後RPV鋼のCu原子周辺局所構造に対応するスペクトル
及び (b) 結晶構造欠陥モデルに対応したEXAFSスペクトルのシミュレーション結果

原子炉压力容器鋼（RPV鋼）はCu、Mn、Ni原子等を含む低合金鋼です。原子炉運転中、RPV鋼は燃料から放出される中性子線に曝され、構成原子の一部がはじき出されて空孔や格子間原子と呼ばれる極微細構造が生じます。それによってCu原子クラスターや格子間型原子クラスターと呼ばれるミクロ組織が発達し（図1：Web参照）、RPV鋼が脆化することが知られています。

RPV鋼の脆化をより正しく理解し評価するためには、その出発点と言えるこのような極微細構造をより精確に理解する必要があります。そこで、数Åの領域の結晶構造や配位数等を同定できる広域X線吸収微細構造（Extended X-ray absorption fine structure: EXAFS）を用いて、Cu原子等に関する極微細構造を調べました。対象はイオン照射（中性子を模擬）されたRPV鋼材です。図2（a）に示すCu原子に対応するEXAFSスペクトルから、RPV鋼の結晶構造は保持されている一方でCu原子に対する配位数の減少や結晶構造の歪みが生じたことが分かりました。さらに、想定される種々の欠陥構造で予想されるEXAFSスペクトル（図2（b））との比較により、観察された極微細構造は空孔欠陥若しくは引張型配置のダンベル型格子間原子と考えられることが分かりました。

今後は、中性子照射されたRPV鋼にも適用することで、RPV鋼で生じる損傷の更なる解明が期待されます。

Iwata, K. et al., EXAFS Studies for Atomic Structural Change Induced by Ion Irradiation of a Reactor Pressure Vessel Steel, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms, vol.511, 2022, p.143–152.

岩田 景子

原子力安全・防災研究所
安全研究センター



◀Webはこちらへ

ウラン粒子を証拠に隠れた原子力の利用を見つける ーウラン粒子から正しい同位体組成を得る方法ー

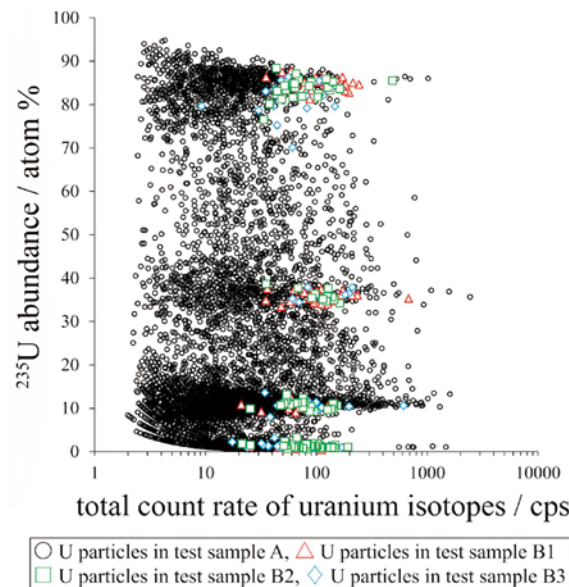


図1 大型二次イオン質量分析装置とマイクロマニピュレーションを用いたウラン粒子の新スクリーニング手法と従来法の比較

縦軸は ^{235}U atom%、横軸はウラン二次イオンの計数率を示し、横軸は値が大きいほど大きな粒子と解釈できます。試験試料には4種のウラン同位体組成 (^{235}U atom% = 1, 10, 35, 85) が含まれます。従来法によるスクリーニング結果では4種の組成に一致しない結果が含まれています (○点)。一方で、マイクロマニピュレーションを用いた新手法によるスクリーニング結果 (△、□、◇の点) は4種の組成と一致する正確な結果が得られています。

保障措置環境試料には極微量のウラン (U) やプルトニウム (Pu) といった核物質が付着しており、世界中の原子力施設でIAEAの査察官によって採取されています。この試料の分析結果を元にIAEAは未申告で行われる原子力の利用を検認しています。そのため、保障措置環境試料の分析には極めて高い正確さと精度が要求されます。

保障措置環境試料中のU粒子分析に用いられる方法の一つに、二次イオン質量分析法 (SIMS) があります。従来のSIMSを利用した分析では、U粒子を試料台に回収する時に、複数のU粒子が凝集してひと塊になる課題がありました。異なる同位体組成を持つU粒子同士が凝集した状態を1個のU粒子と誤認して分析を進めると、凝集体の平均化された同位体組成が得られ、試料内に存在しない不正確な同位体組成が測定結果に含まれることがあります (図1の○点)。

そこで、走査型電子顕微鏡 (SEM) でU粒子を観察しながら、一つずつマニピュレーターで分離するマイクロマニピュレーション技術を使用し、試料台上でU粒子を凝集させないよう等間隔に配置してからSIMSで分析する方法を試みました。その結果、図1の△、□、◇の点のように試料の同位体組成分布を正確に測定することに成功しました。マイクロマニピュレーションによってU粒子の凝集を解消することで、より正確な保障措置環境試料のSIMS分析が可能になりました。

本研究には原子力規制庁から委託を受けて実施した「保障措置環境分析調査」の成果の一部が含まれます。

Tomita, R. et al., Improvement in Automated Particle Measurement Using Micromanipulation and Large Geometry Secondary Ion Mass Spectrometry to Remove the Particle Mixing Effect of Uranium Particles, Journal of Nuclear Science and Technology, vol.62, issue 10, 2025, p.939-948.

富田 涼平

原子力安全・防災研究所
安全研究センター



◀Webはこちらへ

本誌は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（JAEA）の研究開発成果を紹介するウェブサイト「JAEA R&D Navigator」にて令和7年度に公開した内容をまとめたものです。

JAEA R&D Navigator

https://rdreview.jaea.go.jp/navi_jp/rd_j_index.html



JAEA R&D Navigator 2025-26

発行：令和8年7月

編集・発行：国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

令和7年度成果普及情報編集ワーキンググループ

グループリーダー：国枝 賢

メンバー：岩元 洋介 岡 壽崇 橘 幸男 山口 正剛 古野 朗子
須山 賢也 永江 勇二 奥田 幸彦 谷村 嘉彦 家田 淳一
津幡 靖宏 都築 克紀 西畑 保雄 相澤 一也 相澤 康介
宇都 成昭 宮川 和也 香西 直文

内容は各記事の公開時点、著者情報は令和8年5月時点のものです。

本誌の内容、入手及び著作権利用に関するお問い合わせは、下記までお願いいたします。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

原子力科学研究所 プロモーション・オフィス 科学技術情報課

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方2番地4

e-mail ird-seika_shi@jaea.go.jp

○関連媒体のご紹介

JAEA INNOVATION+

JAEAが持つ情報や最新技術、そしてアイデアやビジョンを公開し、様々な方々の未来にプラスとなることを目指すオープンプラットフォームです。

<https://tenkai.jaea.go.jp/innovationplus/>



JAEA技術シーズプラットフォーム

原子力以外の産業界で活躍が期待される技術を掲載し、JAEAとみなさまのマッチングを目指すプラットフォームです。冊子版もございます。

https://rdreview.jaea.go.jp/PF_seeds/index.html



事業報告書

JAEAにおける年度ごとの事業内容及び研究開発状況等を総合的に報告する媒体です。

https://www.jaea.go.jp/study_results/annual_report/



JAEA公式Xアカウント

JAEAの活動・関連情報として、プレス発表、イベント情報その他お知らせなどを発信しています。

「JAEA R&D Navigator」の記事紹介も発信しています。(#JAEA_RD_Navigator)

日本語：@JAEA_japan

https://x.com/JAEA_japan



英語：@JAEA_en

https://x.com/JAEA_en





国立研究開発法人
日本原子力研究開発機構