



JAEA-Review

2024-045

DOI:10.11484/jaea-review-2024-045

第9回「次世代イニシアティブ廃炉技術カンファレンス (NDEC-9)」報告集

Proceedings of the 9th “Conference for R&D Initiative on Nuclear Decommissioning
Technology by the Next Generation”

(編) 宇佐美 博士 伊藤 倫太郎 田川 明広
(Eds.) Hiroshi USAMI, Rintaro ITO and Akihiro TAGAWA

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

Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science
Fukushima Research and Engineering Institute

December 2024

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Review

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの転載等の著作権利用は許可が必要です。本レポートの入手並びに成果の利用(データを含む)
は、下記までお問い合わせ下さい。

なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ウェブサイト (<https://www.jaea.go.jp>)
より発信されています。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究開発推進部 科学技術情報課
〒319-1112 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
E-mail: ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
Reuse and reproduction of this report (including data) is required permission.
Availability and use of the results of this report, please contact
Library, Institutional Repository and INIS Section,
Research and Development Promotion Department,
Japan Atomic Energy Agency.
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1112, Japan
E-mail: ird-support@jaea.go.jp

第9回「次世代イニシアティブ廃炉技術カンファレンス（NDEC-9）」報告集

日本原子力研究開発機構 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

(編) 宇佐美 博士、伊藤 倫太郎、田川 明広

(2024年9月24日受理)

東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃止措置は、長期にわたるプロジェクトであり、このようなプロジェクトを遂行していくには、今後の廃止措置を担う若い技術者や研究者の育成が必要かつ喫緊の課題となっている。

この課題に対し、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では、廃炉研究に取り組んでいる学生のための「次世代イニシアティブ廃炉技術カンファレンス（Conference for R&D Initiative on Nuclear Decommissioning Technology by the Next Generation : NDEC)」を2016年から継続的に開催してきている。

NDECは、人材育成と若手研究者ネットワーク形成を目的とした学生の研究成果発表の場であり、廃止措置に関係する若者が互いに成果を発表し、切磋琢磨することで研究活動に対するモチベーションを高めることを目的として実施している。

第9回目となるNDEC-9を、2024年3月21日（木）-22日（金）の2日間にわたり、福島県双葉郡富岡町の文化交流センター「学びの森」で開催した。

本報告集は、これらの発表内容をまとめ、NDECの活動を広く周知するために公開するものである。

**Proceedings of the 9th “Conference for R&D Initiative on Nuclear Decommissioning
Technology by the Next Generation”**

(Eds.) Hiroshi USAMI, Rintaro ITO and Akihiro TAGAWA

Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science
Fukushima Research and Engineering Institute
Japan Atomic Energy Agency
Tomioka-machi, Futaba-gun, Fukushima-ken

(Received September 24, 2024)

The decommissioning of the TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station is a long-term project, and the training of young engineers and researchers who will be responsible for future decommissioning is a necessary and urgent task.

Since 2016, Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science has been continuously organizing “Conferences for R&D Initiative on Nuclear Decommissioning Technology by the Next Generation (NDEC)” for students who are engaged in research activities for decommissioning.

NDEC is a forum for students to present their research for the purpose of human resource development and networking among young researchers, and to increase their motivation for decommissioning research.

NDEC-9 was held at “Manabi-no-Mori” in Tomioka-machi, Fukushima Prefecture, from March 21-22, 2024.

This proceeding compiles the contents of report papers in the conference.

Keywords: Decommissioning, Development of Human Resources, Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

3.1.8 ジオポリマーを用いた格納容器下部開口部の閉塞止水に関する研究 里見 穂、鈴木 俊一（東京大学）	12
3.2 セッション2（燃料デブリ・放射性廃棄物の処理・処分技術部門）	13
3.2.1 U ₃ O ₈ -Fe ₂ O ₃ 系燃料デブリの相関係の評価 岩原 聖樹、秋山 大輔、桐島 陽（東北大学）	15
3.2.2 Cs 汚染コンクリートに対する浸透・溶出挙動の研究 -Cs 汚染コンクリートの分配係数の時間変化- 川名 芳佳、近藤 幸祐、佐藤 勇、栗原 哲彦（東京都市大学）	16
3.2.3 Investigation of molten metal spreading behavior on substrate with different surface roughness Yihua XU, Ryo Yokoyama, Shunichi Suzuki（東京大学）	17
3.2.4 放射性ニオブのシリカゲルによる分別処理と分析化学的応用 長沼 和希 ¹ 、松枝 誠 ² 、柳澤 華代 ¹ 、及川 博士 ³ 、橋本 淳一 ³ 、高貝 慶隆 ¹ (¹ 福島大学、 ² 原子力機構、 ³ ジーエルサイエンス)	18
3.2.5 燃料デブリ収納缶での水素低減を目的とした触媒開発に係る研究 -γ線照射による水素発生対策添加剤機能評価- 樽見 直樹 ¹ 、野田 篤志 ² 、佐藤 勇 ¹ 、鈴木 俊一 ² (¹ 東京都市大学、 ² 東京大学) ---	19
3.2.6 高アルカリ地下水流動場におけるセメント系バリアの見かけの成長速度の評価 永井 翔、関 亜美、千田 太詩、新堀 雄一（東北大学）	20
3.2.7 Basic study about dissolution Method of Simulated nuclear fuel debris by Thermochemical Conversion for Actinide Analysis ZhuoRan Ma ¹ , Tatsuya Suzuki ¹ , Yoshiya Homma ² , Kenji Konashi ² (¹ 長岡技術科学大学、 ² 東北大学)	21
3.2.8 廃止措置プラントにおける確率論および是正措置プログラムによるリスク管理研究 上坂 昌生 ¹ 、村上 健太 ² (¹ 長岡技術科学大学、 ² 東京大学)	22
3.3 セッション3（計測・分析技術部門）	23
3.3.1 斜め入射超音波を用いた水位計測法開発に関する基盤研究 菊地 航平 ¹ 、鈴木 武志 ² 、荘司 成熙 ³ 、木倉 宏成 ¹	

(¹ 東京工業大学、 ² 東京電力、 ³ 室蘭工業大学)	25
3.3.2 ガンマ線エネルギースペクトルデータを用いた機械学習による線源分布推定 熊田 有華 (福島大学)	26
3.3.3 放射線源分布推定のための機械学習手法の3次元拡張 近藤 勇斗 (福島大学)	27
3.3.4 質量分析イメージングの効率化を支援するソフトウェアの開発 柳澤 華代 ¹ 、横田 裕海 ¹ 、松枝 誠 ² 、石庭 寛子 ¹ 、藤本 勝成 ¹ 、高貝 慶隆 ¹ (¹ 福島大学、 ² 原子力機構)	28
3.3.5 同位体分析装置による少量燃料デブリの性状把握分析手法の確立 吉村 昌稀 ¹ 、森田 真人 ¹ 、坂本 哲夫 ¹ 、富田 英生 ² 、三浦 裕樹 ² 、岩田 圭弘 ³ 、 宮部 昌文 ³ 、関尾 佳弘 ³ 、前田 宏治 ³ 、溝上 暢人 ⁴ (¹ 工学院大学、 ² 名古屋大学、 ³ 原子力機構、 ⁴ 東京電力)	29
3.3.6 廃炉に向けた中性子検出用新規シンチレータ結晶の開発 浦野 雄介、黒澤 俊介、山路 晃広、吉川 彰 (東北大学)	30
3.3.7 リアルタイム3D位置計測のためのカメラ画像分析と無線UWBを組合わせた組込 システムの開発 岩田 君彦、松下 光次郎 (岐阜大学)	31
3.3.8 クリアランス制度対象物を扱うビジネスモデルの一考察 -サンオノフレ原子力発 電所との意見交換を手掛かりとして- 瀧波 康修 (埼玉大学)	32
4. 学生発表 (ポスター)	33
4.1 グループ1	33
4.1.1 機械学習を用いた燃料デブリ収納缶における放射線源分布の推定 佐藤 大耀、山口 克彦 (福島大学)	35
4.1.2 PCV内部調査動画の利活用支援システムの開発に向けた予備的研究 木村 朋希、尾形 祥浩、佐々木 健太、藤本 勝成 (福島大学)	36
4.1.3 環境にロバストな立体型パッシブ無線センサタグの開発 内山 実則、久我 宣裕 (横浜国立大学)	37

4.1.4	周波数走査型パッシブ無線センサタグに関する研究 芹澤 伊織、久我 宣裕（横浜国立大学）	38
4.1.5	マイクロデバイスによる模擬燃料デブリ溶解メカニズムに関する研究 Tongyu XU, Naokazu Idota, Takehiko Tsukahara（東京工業大学）	39
4.1.6	FPGA に実装する耐放射線 AI 丁 海濤、渡邊 実、渡邊 誠也（岡山大学）	40
4.2	グループ 2	41
4.2.1	核分裂生成物の有効利用に関する検討 -第一原理計算を用いた白金族合金の触媒機能評価- 杉崎 麻子 ¹ 、樽見 直樹 ¹ 、佐藤 勇 ¹ 、鈴木 俊一 ² （ ¹ 東京都市大学、 ² 東京大学）	43
4.2.2	金属系燃料デブリの材料推定に関する基礎的研究 -部分溶出した金属イオンの ICP-MS 分析とパターン分類- 十文字 快 ¹ 、嘉山 馨菜 ¹ 、勝又 風雅 ¹ 、丹治 珠緒 ¹ 、古川 真 ² 、 高貝 慶隆 ¹ 、藤本 勝成 ¹ （ ¹ 福島大学、 ² パーキンエルマー）	44
4.2.3	デブリサンプリングデータから作成された凝固経路図の実験的検証 秋元 佑介、宇埜 正美（福井大学）	45
4.2.4	Fundamental Study on Chromatographic Separation Behavior of Minor Actinides and Lanthanides using TODGA Resin in Low Concentration Nitric Acid Andri Rahma Putra ¹ , Hiroyuki Kazama ² , Chikage Abe ³ , Tatsuya Suzuki ¹ （ ¹ 長岡技術科学大学、 ² 原子力機構、 ³ 東北大学）	46
4.2.5	ICP-MS 分析のためのピロリドン樹脂を用いたアクチノイド分離 和田 一真 ¹ 、風間 裕行 ² 、鈴木 達也 ¹ 、出光 一哉 ³ 、小無 健司 ³ （ ¹ 長岡技術科学大学、 ² 原子力機構、 ³ 東北大学）	47
4.2.6	深共晶溶媒を用いる新規セシウム分離回収法の開発と性能評価 銭 欣逸、塚原 剛彦、井戸田 直和（東京工業大学）	48
5.	NDEC-9 実行委員会名簿	49

Katsuki ONUMA ¹ , Hiroshi ABE ¹ , Yutaka WATANABE ¹ , Yuichi FUKAYA ² (¹ Tohoku Univ., ² TEPCO)	10
3.1.7 Automatic Selection of Observation Positions for Rail-Mounted Robots to Assist Teleoperation in Nuclear Decommissioning Scenarios Zixuan LIU, Shinsuke NAKAJIMA, Ren KOMATSU, Nobuto MATSUHIRA, Hajime ASAMA, Qi AN, Atsushi YAMASHITA (The University of Tokyo)	11
3.1.8 Study on water sealing of the containment vessel lower opening using geopolymer Sui SATOMI, Shunichi SUZUKI (The University of Tokyo)	12
3.2 Session 2 (Fuel-Debris and Radioactive-Waste Processing and Disposal Technology)13	
3.2.1 Evaluation of phase relations of U ₃ O ₈ -Fe ₂ O ₃ fuel debris Toshiki IWAHARA, Daisuke AKIYAMA, Akira KIRISHIMA (Tohoku Univ.)	15
3.2.2 Study of permeation and leaching behavior of Cs-contaminated concrete - Time variation of distribution coefficients of Cs-contaminated concrete - Yoshika KAWANA, Kousuke KONDO, Isamu SATO, Norihiko KURIHARA (Tokyo City Univ.)	16
3.2.3 Investigation of molten metal spreading behavior on substrate with different surface roughness Yihua XU, Ryo YOKOYAMA, Shunichi SUZUKI (The University of Tokyo)	17
3.2.4 Fractionation treatment of radioactive niobium with silica gel and analytical chemical application Kazuki NAGANUMA ¹ , Makoto MATSUEDA ² , Kayo YANAGISAWA ¹ , Hiroshi OIKAWA ³ , Junichi HASHIMOTO ³ , Yoshitaka TAKAGAI ¹ (¹ Fukushima Univ., ² JAEA, ³ GL Sciences Inc.)	18
3.2.5 Research on Catalyst Development for Hydrogen Reduction in Fuel Debris Storage Cans - Functional evaluation of additives for prevention of hydrogen generation by γ-ray irradiation - Naoki TARUMI ¹ , Atsushi NODA ² , Isamu SATO ¹ , Shuinchi SUZUKI ² (¹ Tokyo City Univ., ² The University of Tokyo)	19

3.2.6	Evaluation of Apparent Growth Rate of Cementitious Barriers in High Alkaline Groundwater Flow Field	
	Sho NAGAI, Tsugumi SEKI, Taiji CHIDA, Yuichi NIIBORI (Tohoku Univ.)	----- 20
3.2.7	Basic study about Dissolution Method of Simulated Nuclear Fuel Debris by Thermochemical Conversion for Actinide Analysis	
	ZhuoRan MA ¹ , Tatsuya SUZUKI ¹ , Yoshiya HOMMA ² , Kenji KONASHI ²	
	(¹ Nagaoka University of Technology, ² Tohoku Univ.)	----- 21
3.2.8	Risk Management Studies with Probabilistic and Corrective Action Programs in Decommissioning Plants	
	Masao UESAKA ¹ , Kenta MURAKAMI ²	
	(¹ Nagaoka University of Technology, ² The University of Tokyo)	----- 22
3.3	Session 3 (Measurement and Analytical Technology)	----- 23
3.3.1	Fundamental research on the development of water level measurement method using oblique incidence ultrasonic waves	
	Kohei KIKUCHI ¹ , Takeshi SUZUKI ² , Naruki SHOJI ³ , Hiroshige KIKURA ¹	
	(¹ Tokyo Institute of Technology, ² TEPCO, ³ Muroran Institute of Technology)	---- 25
3.3.2	Source distribution estimation by machine learning using gamma-ray energy spectrum data	
	Yuka KUMADA (Fukushima Univ.)	----- 26
3.3.3	3D Extension of Machine Learning Methods for Radiation Source Distribution Estimation	
	Yuto KONDO (Fukushima Univ.)	----- 27
3.3.4	Development of software to assist in improving the efficiency of mass spectrometry imaging	
	Kayo YANAGISAWA ¹ , Hiromi YOKOTA ¹ , Makoto MATSUEDA ² , Hiroko ISHINIWA ¹ , Katsushige FUJIMOTO ¹ , Yoshitaka TAKAGAI ¹	
	(¹ Fukushima Univ., ² JAEA)	----- 28
3.3.5	Establishment of a method for analyzing small amounts of fuel debris using an isotope analyzer to determine its properties	
	Shoki YOSHIMURA ¹ , Masato MORITA ¹ , Tetsuo SAKAMOTO ¹ , Hideki TOMITA ² ,	

Hiroki MIURA ² , Yoshihiro IWATA ³ , Masabumi MIYABE ³ , Yoshihiro SEKIO ³ , Koji MAEDA ³ , Masato MIZOKAMI ⁴ (¹ Kogakuin University, ² Nagoya Univ., ³ JAEA, ⁴ TEPCO)	29
3.3.6 Development of New Scintillator Crystals for Neutron Detection for Decommissioning Yusuke URANO, Shunsuke KUROSAWA, Akihiro YAMAJI, Akira YOSHIKAWA (Tohoku Univ.)	30
3.3.7 Development of an embedded system combining camera image analysis and wireless UWB for real-time 3D position measurement Kimihiro IWATA, Kojiro MATSUSHITA (Gifu Univ.)	31
3.3.8 A Study of Business Models for Handling Objects Subject to the Clearance System -A Case Study of the Exchange of Opinions with San Onofre Nuclear Power Station- Yasunobu TAKINAMI (Saitama Univ.)	32
4. Presented at Poster Session	33
4.1 Group 1	33
4.1.1 Estimation of Radiation Source Distribution in Fuel Debris Storage Cans Using Machine Learning Taiyo SATO, Katsuhiko YAMAGUCHI (Fukushima Univ.)	35
4.1.2 Preliminary Study for the Development of Support System for Utilization of PCV Internal Investigation Videos Tomoki KIMURA, Akihiro OGATA, Kenta SASAKI, Katsushige FUJIMOTO (Fukushima Univ.)	36
4.1.3 Development of Environmentally Robust Three-Dimensional Passive Wireless Sensor Tag Minori UCHIYAMA, Nobuhiro KUGA (Yokohama National Univ.)	37
4.1.4 Research on frequency scanning passive wireless sensor tag Iori SERIZAWA, Nobuhiro KUGA (Yokohama National Univ.)	38
4.1.5 Study on dissolution mechanism of simulated fuel debris by microdevices Tongyu XU, Naokazu IDOTA, Takehiko TSUKAHARA	

(Tokyo Institute of Technology)	39
4.1.6 Radiation-resistant AI implemented in FPGA	
Ding HAITAO, Minoru WATANABE, Seiya WATANABE (Okayama Univ.)	40
4.2 Group 2	41
4.2.1 Research on Effective Utilization of Fission Products	
-Evaluation of Catalytic Function of Platinum Group Alloys Using First-Principles Calculations-	
Asako SUGIZAKI ¹ , Naoki TARUMI ¹ , Isamu SATO ¹ , Shunichi SUZUKI ²	
(¹ Tokyo City Univ., ² The University of Tokyo)	43
4.2.2 Fundamental Study on Material Estimation of Metallic Fuel Debris	
-ICP-MS Analysis and Pattern Classification of Partially Eluted Metal Ions-	
Kai JUMONJI ¹ , Kana KAYAMA ¹ , Fuga KATSUMATA ¹ , Tamao TANJI ¹ , Makoto FURUKAWA ² , Yoshitaka TAKAGAI ¹ , Katsushige FUJIMOTO ¹	
(¹ Fukushima Univ., ² PerkinElmer)	44
4.2.3 Experimental validation of solidification path diagrams created from fuel debris sampling data	
Yusuke AKIMOTO, Masami UNO (Fukui Univ.)	45
4.2.4 Fundamental Study on Chromatographic Separation Behavior of Minor Actinides and Lanthanides using TODGA Resin in Low Concentration Nitric Acid	
Andri RAHMA PUTRA ¹ , Hiroyuki KAZAMA ² , Chikage ABE ³ , Tatsuya SUZUKI ¹	
(¹ Nagaoka University of Technology, ² JAEA, ³ Tohoku Univ.)	46
4.2.5 Actinide separation using pyrrolidone resin for ICP-MS analysis	
Kazuma WADA ¹ , Hiroyuki KAZAMA ² , Tatsuya SUZUKI ¹ , Kazuya IDEMITSU ³ , Kenji KONASHI ³	
(¹ Nagaoka University of Technology, ² JAEA, ³ Tohoku Univ.)	47
4.2.6 Development and Performance Evaluation of a Novel Method for Cesium Separation and Recovery Using Deep Eutectic Solvent	
Yi Wei ZHANG, Takehiko TSUKAHARA, Naokazu IDOTA	
(Tokyo Institute of Technology)	48
5. List of NDEC-9 Executive Committee Members	49

This is a blank page.

1. はじめに

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）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は、政府の「東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」等を踏まえ、福島第一原子力発電所廃炉に係る研究開発を一体的に進める研究体として 2015 年に原子力機構福島研究開発部門に廃炉国際共同研究センター（Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science : CLADS）として組織された。

CLADS の使命は、国内外の英知を結集し、福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた研究開発・人材育成を加速させるため、CLADS を中核とし、廃炉現場のニーズを一層踏まえた国内外の研究機関等との研究開発・人材育成の取組を推進することである。

本報告集で取りまとめた次世代イニシアティブ廃炉技術カンファレンス（NDEC）は、文部科学省からの補助事業として CLADS が実施している「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」における第一期の人材育成プログラム採択校（東京大学、東北大学、東京工業大学、福島大学、福島工業高等専門学校、早稲田大学）が自ら実行委員会を組織し、福島第一原子力発電所の廃炉に向けた研究開発に打ち込む学生同士の交流の場として、また実際に現場で活動している方々との意見交換を通して、学生の廃炉研究に対するモチベーションを高めるためのイベントとして、2016 年度に企画・組織した会議体であり、以降毎年度継続して開催してきている*。

本報告集は、2023 年度に開催した NDEC-9 における発表内容をまとめたものである。

※ 本会議体は当初は大学・高専等による自主運営であったが、2020 年度より原子力機構 CLADS が共催として加わり、本会議体を通じた廃炉人材育成事業をサポートしている。

2. NDEC-9 全体プログラム

<u>全体プログラム (2024年3月21日)</u>				
			会場 (部屋名)	司会・座長
12:10 - 12:30	受付		2階 おどりば	
12:40 - 12:45	開会挨拶	鈴木 俊一 (実行委員会委員長・東京大学・上席研究員)	大会議室	田川明広 (原子力機構)
12:45 - 12:50	来賓挨拶	鈴木 顕 (文部科学省 研究開発局 原子力課 放射性廃棄物 企画室長)		
13:00 - 15:10	研究発表：オーラル (発表10分、質疑5分)	セッション1 発表8件：燃料デブリ取り出し・廃止措置関連 技術部門	視聴覚室	宇埜正美 (福井大学)
		セッション2 発表8件：燃料デブリ・放射性廃棄物の処理・ 処分技術部門	研修室2	出光一哉 (東北大学)
		セッション3 発表8件：計測・分析技術部門	研修室3	小原徹 (東京工業大学)
15:00 - 16:00	研究発表：ポスター		大会議室	
16:00 - 17:00	企業ブース	企業ブースは学生セッションと並列で終日(13:00- 17:00)実施します。 ※: 16:00-17:00は企業ブースのみ実施。	2階 おどりば	
17:00 - 17:45	移動・休憩			
17:45 - 19:30	表彰式(懇親会)	堂崎 浩二 (表彰委員会委員長・東北大学教授)	ホテル蓬人館	宇佐美博士 (原子力機構)
<u>全体プログラム (2024年3月22日)</u>				
			会場 (部屋名)	司会・座長
9:20 - 10:05	招待講演	吉澤 厚文 (長岡技術科学大学・教授)	大会議室	鈴木俊一 (東京大学)
10:05 - 10:20	会場準備・休憩	事務局	大会議室	
10:20 - 11:20	パネルディスカッション	横山諒(東京大学・D3)、野上光博(東北大学・助 手)、植村健朗(JAEA)、佐々木和仁(東京電力)、 小山伸也(日立GE)	大会議室	渡邊豊 (東北大学)
11:20 - 11:25	閉会挨拶	宇埜 正美 (実行委員会副委員長・福井大学教授)	大会議室	宇埜正美 (福井大学)

3. 学生発表（オーラル）

3.1 セッション1

（燃料デブリ取り出し・廃止措置関連技術部門）

This is a blank page.

3.1.1 廃炉創造ロボコンにおける高所壁面除染ロボットの開発 ～通信ケーブル巻取ロボット～

小山工業高等専門学校
小山工業高等専門学校

宮山 昇太郎
田中 昭雄

Shotaro MIYAYAMA
Akio TANAKA

1. はじめに

毎年、高専生を対象として実際の廃炉作業を想定した廃炉創造ロボコンが開催されている[1]。昨年の第8回大会では遠隔有線操作による高所除染作業ロボットの開発である。有線操作の問題点として、通信ケーブルが他の障害物と接触し、過剰な張力が加わって亀裂や断線等のトラブルが考えられる。これらの問題の解決法として除染作業ロボットの他に通信ケーブルの巻取り専用のロボットが考えられる。

本研究では有線遠隔操作による除染作業において、ケーブル操作に特化した通信ケーブル巻取ロボットを開発し、除染作業ロボットと同時使用により作業の効率化を検証することを目的とする。

2. 通信ケーブル自動巻取ロボットの構成

Fig.1は通信ケーブル巻取ロボットの外観を示す。サイズは奥行き 680mm×幅 450mm×高さ 920mm、全重量は20kgである。ロボットは、①台車部、②制御部、③巻取ドラムの3つの部分から構成される。①台車部の移動機構は、原子炉建屋内のスロープやグレーティング等の突起物を走破するためクローラを用いた。ケーブル巻取りには、巻取ドラムに巻かれたケーブル弛み防止のため水平送出ローラを搭載した。それぞれの回転軸はモータの回転軸からワンウェイベアリングを介して回転する。

Fig.2はケーブル巻取時の回転軸の状態を示す。巻取ドラ

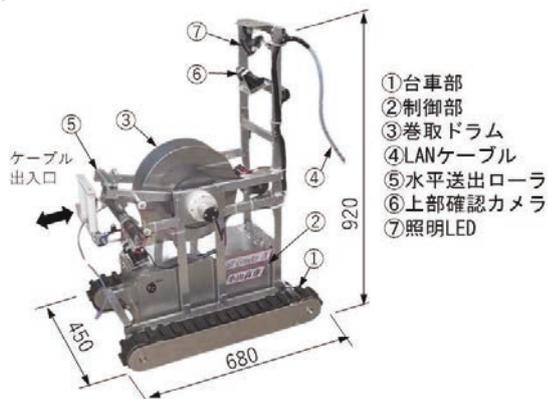


Fig.1 Communication cable winding robot

ム軸のワンウェイベアリングはロックされ、ケーブルは巻取られる。一方、水平送出ローラ軸のワンウェイベアリングはフリー回転となりケーブル弛み防止のストッパーとなる。制御用マイコンはRaspberry Pi 4を使用し、制御信号の受信、モータ制御および⑥上部確認カメラの映像を操作用PCへ送信する。

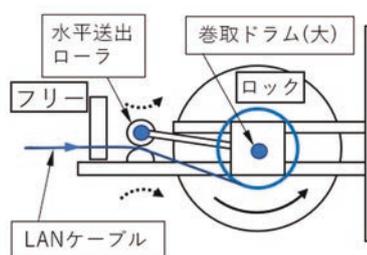


Fig.2 State of rotating shaft during cable winding

3. 動作性能

巻取ロボットの前進、後進の速度は共に約 0.75 m/s であり、除染作業ロボットの移動速度 0.4m/s より速く、除染作業ロボットに追従可能である。ケーブル送出・巻取速度は、両速度とも約 0.4m/s である。競技では除染作業ロボットと巻取ロボット間の距離は最大 20m である。この長さを連続で巻取った場合、50秒で巻き上げることができる。競技本番の制限時間 10 分に対し、作業時間は 8 分 30 秒であった。巻取ロボットの使用により除染作業ロボットの移動とケーブル巻取りの同時操作により作業時間の短縮につながった。

4. まとめ

除染作業ロボットの開発を通して原子炉建屋内の高線量エリアにおける放射線保護対策や遠隔技術について理解を深めることができた。今後の課題として、ケーブル送り出し時・巻き取り時における正確なケーブル長さや張力をリアルタイムで計測することによって、ケーブル損傷を未然に防止する機能を搭載する等の改良を加えたい。

参考文献

[1] 第8回廃炉創造ロボコン実施要項：廃止措置人材育成高等連携協議会

3.1.2 廃炉創造ロボコンにおける高所壁面除染ロボットの開発 ～多段垂直アーム高所壁面除染ロボット～

小山工業高等専門学校
小山工業高等専門学校

佐藤 佑海
田中 昭雄

Yuma SATO
Akio TANAKA

1. はじめに

福島第一原子力発電所の廃炉作業は今後も長期的に継続されることから廃炉に関する多くの技術者が必要とされている。このような状況を踏まえ、高専生を対象に廃炉作業へ関心を持ってもらうためのロボット開発競技会として、2016年から廃炉創造ロボコンが開催されている。この競技では、実際の廃炉現場を想定した競技課題が設定され、ロボットの実用性が重視される。

本研究では第8回廃炉創造ロボコンの競技課題として、原子炉建屋内の高所壁面における除染作業を行う遠隔操作ロボットの開発を目的とする[1]。

2. 第8回廃炉創造ロボコンの競技課題

Fig. 1 は競技フィールドおよび除染作業ロボットの移動経路を示す。ロボットはスタートエリアからスロープ(幅 2000mm、最大斜度 15°)、およびグレーティング(縦 1200mm×横 1200mm×高さ 100mm)を通過し、除染壁(幅 1091mm×最大高さ 2700mm)まで移動する。次に壁面の除染作業を行う。ただし、この除染作業とは壁面上の模造紙をペン(ペン先幅 20mm)でインクを塗布する作業となる。実際の除染作業ではペンの代わりにウォータージェット等の専用器具が使用される。除染完了後、ロボットはスタートエリアへ戻り競技終了となる。競技時間は10分である。ロボットの操縦方法は、原子炉建屋内を想定し有線による遠隔操作を用いる。

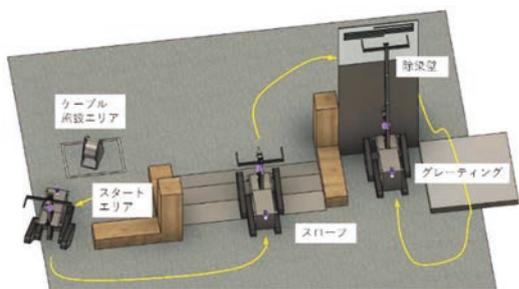
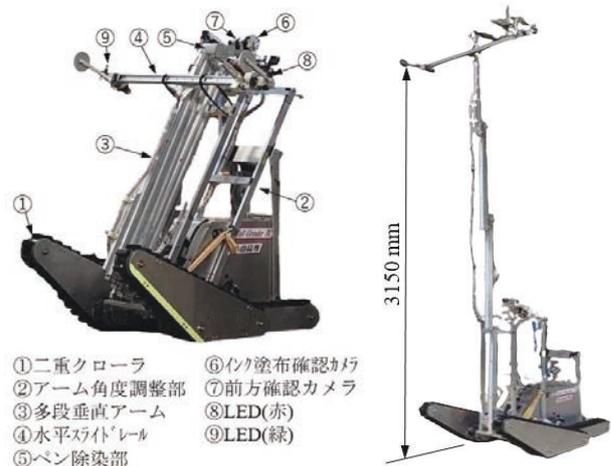


Fig. 1 Competition field and robot's movement path

3. 除染作業ロボットの構成

Fig. 2 は除染作業ロボットを示す。サイズはスタート時、全長 910mm×全幅 840mm×全高 1000mm、除染作業時、全高のみ最大展開サイズ 3150mm となる。重量は 29.0 kg

である。ロボットは①二重クローラ、②アーム角度調整部、③多段垂直アーム、④水平スライドレール、⑤ペン除染部から構成される。③多段垂直アームは動滑車を用いたワイヤー巻取機構を用いた。④水平スライドレールは多段垂直アームの先端部に固定され、このレールによってペン除染部は、垂直アームを中心に左右へ 350mm 移動できる。⑤ペン除染部には振動モータが搭載されており、電動ブラシのような仕組みで壁面の凹凸や細い隙間から除染物質を掻き出すことを想定している。さらに暗所においてロボットの位置や方向姿勢を認識する手段として、ボディの一部に蓄光塗料を塗布し、④水平スライドレールの左端に赤色、右端に緑色の LED を設置した。これらの補助灯は航空機の翼端灯を参考にしている。



(a) Start form (b) Maximum deployment Form

Fig. 2 Decontamination work robot

4. まとめ

本研究では多段垂直アーム除染作業ロボットを開発した。競技本番では、壁面へのインク塗布を約 2 分、全体の作業時間は 8 分 30 秒であった。

今後の課題は、ロボット周囲の環境認識において映像だけでなく則域センサ等を用いた障害物回避などの機能を搭載し、安全を高めた遠隔操作システムへの改善を行う予定である。

参考文献

[1] 第8回廃炉創造ロボコン実施要項: 廃止措置人材育成高等連携協議会

3.1.3 廃炉創造ロボコンにおける立体除染ロボットの製作

熊本高等専門学校

中川 岬	Misaki Nakagawa
堤 哲之介	Akinosuke Tsutsumi
黒木 和維	Kazui Kuroki
財津 太一	Zaitso Taichi
志賀 俊介	Syunsuke Shiga
吉村 勇太郎	Yutaro Yoshimura
高倉 健一郎	Kenichiro Takakura

1. はじめに

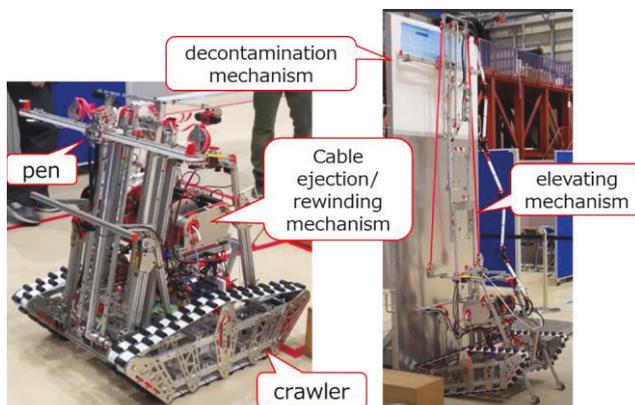
2023年12月に行われた第8回廃炉創造ロボコンの競技課題は「原子炉建屋内高汚染エリアの立体除染」であり、福島第一原子力発電所の現場で実際に活かされるアイデアと技術、ロボット製作を期待されている¹⁾。

本コンテストでは、高さ2.7m、幅約1.1mの壁面上部に設置された模造紙を除染対象とし、模造紙をペンで塗りつぶすことを除染とする。また、除染対象までの移動及び帰還をする必要があり、経路の途中に不整地（スロープ、グレーチング）が設置されている。

本稿では、筆者らが製作した機体について報告する。

2. 製作した機体“47式洗車”

図1(a)は筆者らが製作した機体“47式洗車”の外観である。機体は、遠隔操作での立体除染（高所壁面の除染）を目的とし、不整地移動のための足回り（クローラ）、立体除染を行う除染・昇降機構、移動時のケーブル排出・巻取機構で構成されている。



(a) Initial state (b) decontamination state

Fig.1 Overview of decontaminate robot

2.1 除染・昇降機構

除染時は、図1(b)に示すように、昇降機構で2.7mまで展開し、除染機構のペンを左右に往復させながら上から下へと模造紙を塗る動作を自動で行う。

また、除染・昇降機構を機体中心方向に12°傾けて設置することにより、機体重心を中央下部に配置し、不整地走行時の安定性を確保している。

2.2 ケーブル排出・巻取機構

電波干渉源が多く存在する廃炉環境において、安定した無線通信は困難である。そのため、有線通信が広く用いられているが、「ケーブルマネジメント」が重要な課題と考えた。廃炉内でのケーブルの絡まりは、機体のスタックに繋がるため、対処が必須である。

本機体では、高いケーブルマネジメント性能を確保するため、機体後部にケーブル排出・巻取機構を搭載した。

排出時には、2本のローラーでリールに巻き付けられたケーブルを排出し、巻取時には、カムの回転により従動子の往復運動を生み出す「トラバースカム」を応用し、巻取位置を左右に移動させて満遍なくリールに巻き付ける（緩振り）機構を実現した。この機構により、移動時の機体内でのケーブルの絡まりや詰まりを回避できた。

3. おわりに

本コンテストでは、ケーブル排出・巻取機構により、ケーブルの問題が発生せずに競技課題を達成できた。本機体のアイデアが廃炉現場で使用されることを期待する。

参考文献

[1] 廃止措置人材育成高専等連携協議会: “第8回廃炉創造ロボコン 実施概要”, pp.1-8(2023)

3.1.4 サブテラヘルツ波を用いたコンクリート中の鉄筋健全性評価に関する基礎的研究

東北大学工学部	倉品 吏玖	Riku Kurashina
東北大学大学院工学研究科	小林 知大	Chihiro Kobayashi
東北大学大学院工学研究科 准教授 博士(工学)	西脇 智哉	Tomoya Nishiwaki
日本工業大学建築学部 准教授 博士(工学)	田中 章夫	Akio Tanaka

1. はじめに

RC 構造物の適切な維持・補修には、内部鉄筋の状態を把握する手法が必要とされるが、電磁波レーダ法等の既往の手法には接触を要するものが多く、原子力発電所の建屋のような接近が困難な構造物への適用に課題がある。

ここでは、コンクリートへの透過性から内部性状診断に大きな可能性を持つ、サブテラヘルツ波と呼ばれる周波数が約 0.03~0.3 THz の電磁波^[1]を用いた非破壊検査手法を提案する。サブテラヘルツ波を用いた非接触でのコンクリート内部の鉄筋腐食の検出に向けた基礎的な検討として、腐食鋼材を対象とした測定を行った。

2. サブテラヘルツ波を用いた測定

本研究で用いた測定系を Fig.1 に示す。試験体に対し斜めにサブテラヘルツ波を照射し、試験体表面からの反射波の強度を検出した。使用する周波数は 20~50 GHz とし、0.2 GHz ずつ変化させながら発振した。腐食試験体は大きさ 100 × 50 mm、厚さ 1 mm の平鋼板を 15%過酸化水素水の噴霧と乾湿繰り返しにより表面を 0~7 週間腐食させて作製した。内部鋼材試験体は、上記の操作で作製した腐食試験体 (0, 3, 6 週) を使用し、腐食面を覆うようにコンクリートを打込み作製した。大きさは 100 × 100 mm、かぶり厚さは 10, 20, 30 mm に調整し、90℃、1 日間の条件で乾燥させて測定を行った。

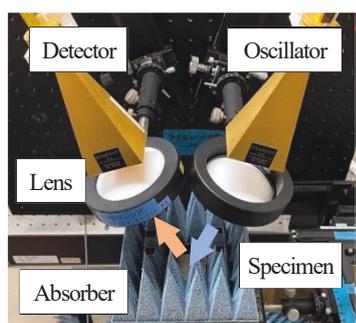


Fig.1 Measurement system

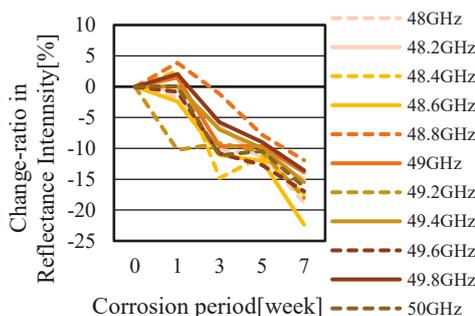


Fig.2 Change-ratio in reflection intensity of corroded steel

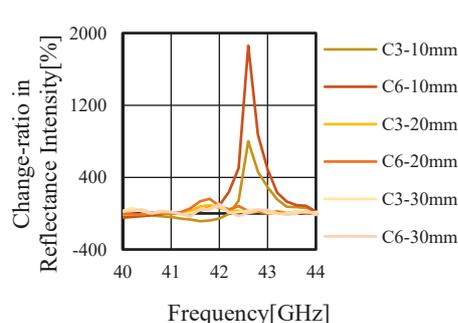


Fig.3 Change-ratio in reflection intensity of corroded steel inside concrete

3. 測定結果

腐食期間の増加に応じた周波数毎の反射強度変化率の推移を Fig.2 に示す。試験体の腐食期間が長くなるに従って反射強度が低下し、7 週の試験体は約 10~20%の低下を確認した。

内部鋼材試験体の変化率の結果を Fig.3 に示す。かぶり厚さ 10 mm、42.6 GHz にて顕著なスペクトルのピークを確認した。また、3 週に比べ、6 週のピーク位置における変化率が大きくなったことから、変化率におけるピーク位置の反射強度に注目することで、コンクリート中の鋼材腐食を判別できる可能性が示唆された。

謝辞

本研究は、JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JP JA 21 P 21458909 の助成を受け行ったものである。ここに記し深謝する。

本発表は、コンクリート工学年次大会 2024 (松山) (2024 年 6 月 26~28 日) で発表予定の内容の一部である。

参考文献

- [1] 原星海ら：サブテラヘルツ反射波を用いた非破壊検査手法の開発に関する基礎的検討、コンクリート工学年次論文集、44(1)、1408~1413、2022

3.1.5 Development of the electrical spray charging system for aerosol control in Fukushima Daichi decommissioning

Dept. Nucl. Eng. Mgmt., The University of Tokyo
 Nucl. Pro. Sch., The University of Tokyo
 Nucl. Pro. Sch., The University of Tokyo
 Dept. Nucl. Eng. Mgmt., The University of Tokyo

Ruicong XU
 Avadhesh Kumar SHARMA
 Shuichiro MIWA
 Shunichi SUZUKI

1. Introduction

During the 1F decommissioning, the debris should be cut into pieces for retrieval [1]. However, radioactive submicron aerosol particles (APs) will generate during this process, which are difficult to be removed by traditional spray method [2]. Electro-charging droplets is useful to improve their AP collection [3]. Thus, a series of spray-charging experiments are conducted in our UTARTS facility. Brass ring electrodes with different diameters are designed and studied.

2. Experimental

As shown in Fig. 1, UTARTS facility is a SS cylindrical vessel with 3.92 m³ in volume. Spray water is injected from a nozzle (GG-30) at 2 L/min. The electrodes are brass rings with distinct inner diameters (D , 25~200 mm). Electrode is connected to high voltage power supply (V , -0~30kV) and placed near the nozzle outlet with variable distance (L_{en} , 20~50 mm) to charge the droplets with induction. ZrO₂ APs are used. Welas3000 is used for AP measurement. Totally, 18 experimental cases are performed at room temperature and atmospheric pressure. Fig. 2 illustrates the effect of voltage. Increased voltage improves removal efficiency, but benefits diminish at higher voltages due to the enhanced droplet deposition on the electrodes, corona discharge and space charging. Figs. 3 show the effects of charged mist. Aerosol removal efficiency is improved when water mist is

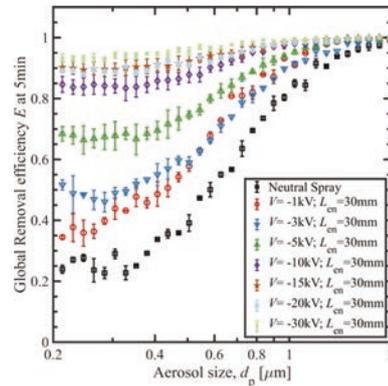


Fig.2 Effect of applied voltage

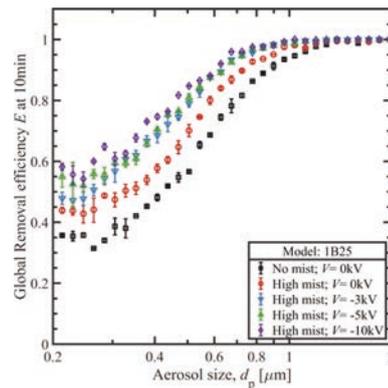


Fig.3 Effect of charged mist

pre-injected due to the enhanced aerosol-mist agglomeration, which enlarged the aerosol sizes before spray activation. The effect of the mist charging on improving the aerosol removal efficiency is confirmed because of the enhancement of aerosol-mist agglomeration under the help of additional Coulomb force.

3. Conclusion

To improve the AP removal efficiency in 1F decommissioning, we developed electrodes to charge the spray droplets and mist. Valuable understanding of the important parametric effects is attained, which will be helpful for the safe 1F decommissioning.

References

- [1] Sharma A.K., et al., J. Aerosol Sci. 177 (2024) 106329.
- [2] Greenfield S.M. J. Atmos. Sci. 14(2) (1957) 115-125.
- [3] Sharma A.K., et al., J. Aerosol Sci. 174 (2023) 106254.
- [4] Xu R., et al., Nucl. Eng. Des. 419 (2024) 112960.

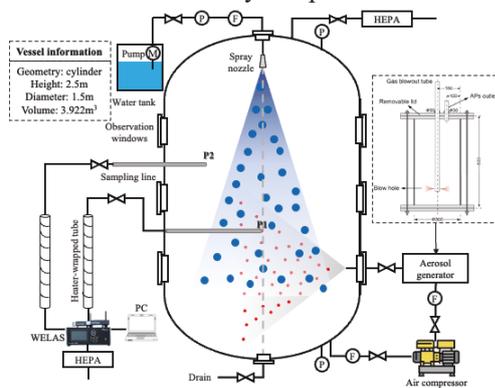


Fig.1 UTARTS facility [4]

3.1.6 五ホウ酸ナトリウム添加を想定した環境における炭素鋼のSCC感受性および進展性に関する研究

東北大学大学院工学研究科
東北大学大学院工学研究科
東北大学大学院工学研究科
東京電力ホールディングス

小沼 佳月
阿部 博志
渡邊 豊
深谷 祐一

Katsuki ONUMA
Hiroshi ABE
Yutaka WATANABE
Yuichi FUKAYA

1. 緒言

1F では燃料デブリの十分な未臨界深度を確保するため、中性子吸収作用を有する五ホウ酸ナトリウムの冷却水への添加が検討されている。PCV の主材である炭素鋼は五ホウ酸ナトリウム溶液中で不働態化することが報告されており^[1]、PCV の健全性維持の観点から、同環境における炭素鋼の応力腐食割れ (SCC: Stress Corrosion Cracking) 感受性の十分な検討が必要である。本研究では低ひずみ速度試験 (SSRT: Slow Strain Rate Testing) と SCC 進展試験を行い、五ホウ酸ナトリウム溶液中の炭素鋼の SCC 感受性および進展性を評価した。

2. 実験方法

2.1 SCC 感受性評価試験 (SSRT)

供試材は Mark II 型 PCV 用鋼材 SA738B とし、これをゲージ部寸法が 2 mm × 4 mm × 20 mm となる平板引張試験片に加工した。試験中の溶液は温度 30°C ± 1°C に維持し、窒素を通気し続けた。ひずみ速度 1.1×10^{-7} /s で試験時間は計算上ひずみ 10% に到達する 257 h とした。試験後の試験片は長手方向に切断して断面を SEM で観察し、1 μm 以上の深さのき裂が存在する場合、SCC 感受性があると判断した。

2.2 SCC 進展試験

0.5T-CT 試験片を採用した。溶液は温度 30°C ± 1°C、窒素脱気環境とした。五ホウ酸ナトリウム濃度および電位は SSRT 結果からき裂数密度が最も高く、平均き裂深さが最も大きかった条件の 4000 ppm as B、-0.50 V_{SSE} とした。試験開始時の応力拡大係数は $K_I = 27.4$ MPa·m^{1/2} とした。試験中のき裂進展量は直流電位差 (DCPD: Direct Current Potential Drop) 法によってモニタリングした。

3. 結果および考察

3.1 SCC 感受性評価試験 (SSRT)

五ホウ酸ナトリウム濃度と電位をパラメータとして SCC 感受性をまとめたグラフを Fig.1 に示す。グラフには動電位アノード分極曲線のカラースケールも示している。き裂が生じた条件はすべて動電位アノード分極曲線における活性態-不働態遷移域に対応していた。試験片断面をエッチングして観察すると割れは粒界に沿って進展していた。またき裂先端周囲で μm オーダーの厚い酸化皮膜は形成されておらず、進展機構は APC (Active Path Corrosion) 機構が支配的である可能性が示唆された。

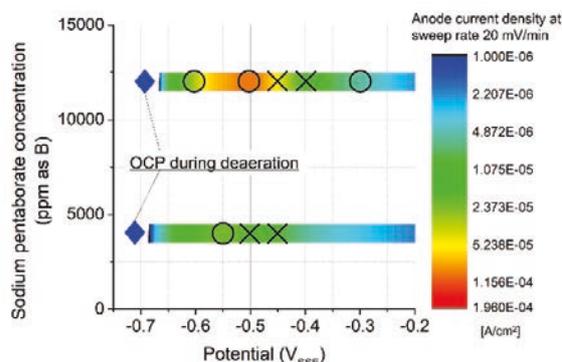


Fig.1 SCC susceptibility of carbon steel in sodium pentaborate solution (○: No SCC, ×: SCC)

3.2 SCC 進展試験

き裂進展速度は $K_I = 28.4$ MPa·m^{1/2} にて 5.92×10^{-12} m/s であった。この値は BWRVIP-233 で報告されている通常炉内水質環境、[Cl⁻] < 3ppb の低合金鋼の SCC 速度線図で示される値より 1 桁小さく、本試験条件における炭素鋼の進展性は低いと判断した。

参考文献

- [1] Y. Fukaya and Y. Watanabe: J. Nucl. Mater., 498, pp. 159-168 (2018).

3.1.7 Automatic Selection of Observation Positions for Rail-Mounted Robots to Assist Teleoperation in Nuclear Decommissioning Scenarios

The University of Tokyo
 The University of Tokyo

劉 子萱
 中島 慎介
 小松 廉
 松日樂 信人
 淺間 一
 安 琪
 山下 淳

Zixuan LIU
 Shinsuke NAKASHIMA
 Ren KOMATSU
 Nobuto MATSUHIRA
 Hajime ASAMA
 Qi AN
 Atsushi YAMASHITA

1. Introduction

It is shown that constantly providing operators with elevated views can improve teleoperation in nuclear decommission. To manipulate equipment inside the PCV inaccessible to humans, rail-mounted robots are being developed as one solution ⁽¹⁾. In order for operators to control their robots in an efficient fashion, it is necessary to automatically provide views, and developments have taken place in algorithms to achieve such an effect ⁽²⁾. These studies, however, focus on occlusions caused by manipulated objects instead of the robot itself. The objective of this research is to use rail-mounted observation robots to automatically provide a viewpoint inside an unknown unmanned environment to observe target objects of teleoperation. This viewpoint shall be able to respond to the occurrence of occlusion by robot.

2. Proposed Method and Simulation

Structure from Motion (SfM) is used to create a mesh model of the working environment along with viewpoint candidates along the rail. After integrating the model of a moving robot arm to create occlusions, rendering pipeline is used to eliminate bad candidates by the size of the target object rendered from each candidate viewpoint. Remaining ones are evaluated by how far they are away from their eliminated counterparts. To test the proposed method, footage is taken using a camera moving in a path resembling a rail, looking down at an environment created with various objects. Model and viewpoint coordinates are then obtained with SfM and imported into simulation program for rendering pipeline and viewpoint selection. Interactive interface

as shown in Fig. 1 is then used where the robot arm is controlled by keyboard, while viewpoint selection is executed repeatedly. Real-time change in selection result is observed where the presented viewpoint moves to avoid occlusion by the robot arm.

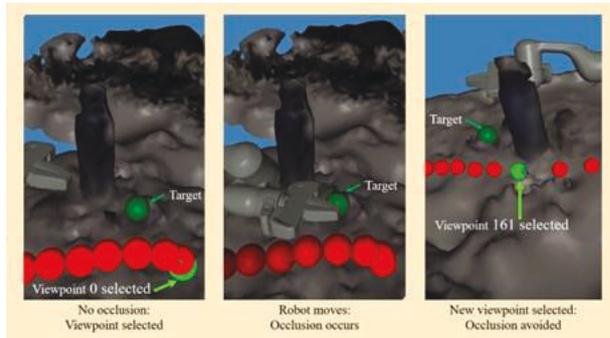


Fig.1 Selection (light green) changing with robot

Acknowledgements

Similar content is presented at the 29th Robotics Symposia on March 6th, 2024. A part of this study is financially supported by JAEA Nuclear Energy S&T and Human Resource Development Project Grant Number JPJA19H19210047.

References

- [1] Maruyama T, Aburadani A, Takeda N, Kakudate S, Nakahira M, Tesini A. Robot vision system R&D for ITER blanket remote-handling system. *Fusion Engineering and Design*. 2014;89(9-10):2404-8.
- [2] McKee GT, Brooks BG, Schenker PS. Human-robot interaction for intelligent assisted viewing during teleoperation. In: Sprague RH Jr, editors. *Proceedings of the 36th Annual Hawaii International Conference on System Sciences*; 2003. IEEE; 2003. [10 p.].

3.1.8 ジオポリマーを用いた格納容器下部開口部の閉塞止水に関する研究

東京大学
東京大学

里見 穂
鈴木 俊一

Sui SATOMI
Shunichi SUZUKI

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃炉作業を、放射性物質の移動がない安定した状態で進めるにあたり、原子炉格納容器内ドライウェル下部から地下階方向への流水を止水することは重要な役割を果たす。注水量減少や汚染水の範囲限定、冠水状態でのデブリ取り出しを可能にする等の効果が想定されるためである。本研究はセメント系材料であるジオポリマーを用いて、ドライウェルとベント管の接続構造であるジェットデフレクター開口部を止水する工法の確立に着目する。ジオポリマーの注入固化による閉塞・止水試験を実施し、実機施工への応用を想定した性能評価を行う。

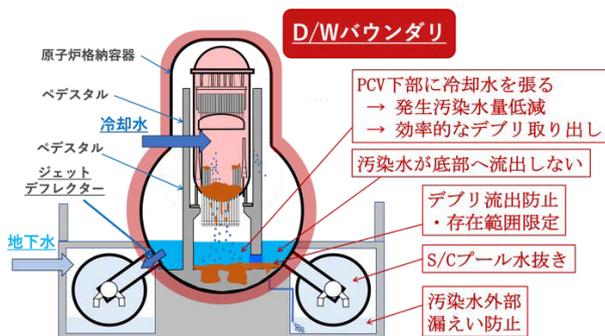


図1 ドライウェル下部止水による安定化機能

2. メッシュ閉塞試験

幅約2cmの垂直開口に対し、開口上にメッシュを設置した状態でジオポリマーを注入した。その後容器内を0.1[MPa]まで加圧し、開口からの漏出量によってメッシュを設置した場合のジオポリマー開口閉塞性能を評価した。使用したメッシュ目は0.5, 1, 5mmの3種類である。ジオポリマーには粒径の異なる3種類の骨材とロックウールを添加し、配合量の組み合わせによる閉塞性能や流動性変化を確認した。

試験の結果、スラリー底部に沈殿してメッシュに引っかかる粒径を有する骨材と、微小繊維が拡散するロック

ウールを組み合わせで添加したジオポリマーが、φ5mmのメッシュに対しても漏出が少なく、有意な開口閉塞性能を示すことがわかった。

3. 模擬ジェットデフレクター止水試験

実機のジェットデフレクター開口部を1/6サイズで模擬し、水が10L/minで循環する試験水槽にジオポリマーを注入することで、実環境を想定した開口部の止水可能性を評価した。開口縮小のため、前もって開口の周囲に同一ジオポリマーが入った土嚢袋を設置した。水冷と添加材により粘度を調整したジオポリマー約400Lを注入した結果、ジオポリマーが積み上がるにつれてベント管側への水・ジオポリマー流出量が減少し、最終的に高さ50cm程度の開口を閉塞・止水した。固化体を切断した結果、強度低下や漏出につながる割れは発生せず、土嚢袋はジオポリマー内で固化接着していることが確認された。



図2 ジオポリマーによる止水・固化体の切断面

4. 結言

ジオポリマーの注入による止水技術は、加圧環境・400L規模の水中環境で開口を閉塞固化できる可能性が示された。今後実機への適用を想定するにあたり、適切な閉塞止水性能を有するジオポリマーの条件選定や補助材の併用に加え、混錬から注入までの全工程を完了するための攪拌機器や流動性を維持する注入方法といった工法の評価選択が求められる。

3. 学生発表（オーラル）

3.2 セッション 2

（燃料デブリ・放射性廃棄物の処理・処分技術部門）

This is a blank page.

3. 2. 1 U3O8-Fe2O3系燃料デブリの相関係の評価

所属 東北大学
 所属 東北大学
 所属 東北大学

岩原 聖樹
 秋山 大輔
 桐島 陽

Toshiki IWAHARA
 Daisuke AKIYAMA
 Akira KIRISHIMA

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故では燃料が溶融し、被覆管や制御棒、炉心支持構造物と共に燃料デブリを形成していると考えられている。このうち燃料成分であるUO₂と制御棒被覆管や炉心支持構造物由来のFe合金が反応した可能性がある。これまでの格納容器内部調査において(U, Fe)O₂粒子の存在が確認されている[1]が、U-Fe-O系高温反応の基礎研究データは少なく、熱力学状態図も定まっていない[2-3]。今後行われる核燃料デブリの取り出しや分析、保管、処分の際、デブリを安全に取り扱い、事故進展の推定をするために、U-Fe-O系の凝固過程における相関係を理解することが重要である。そこで本研究では、U₃O₈とFe₂O₃の混合物の示差熱-熱重量同時測定法(TG-DTA)により、U₃O₈-Fe₂O₃擬二元系の凝固反応プロセスについて検討した。

2. 実験

U₃O₈粉末とα-Fe₂O₃粉末の混合試料を作成し、TG-DTAによる熱分析を行った。1450℃から1200℃まで10℃/minの降温過程において測定を行い、N₂ガスと乾燥空気の混合により酸素濃度を制御した。

3. 結果・考察

TG-DTAにより酸素濃度が低下すると凝固温度が低下し、その影響はUリッチな組成で大きく、Feリッチな組成では小さいことが明らかとなった(図1)。この凝固反応は重量が増加したことから酸化を伴う反応とみられ、液相におけるUとFeの平均酸化数が固相と比較して低くなっており、酸素濃度の低下に応じてより高い酸化状態である固相の安定領域が低温側に縮小したと考えられる。また、酸素濃度によらずFeリッチな領域における凝固温度はUリッチな領域に比べ低くなっていた(図1)。

U₃O₈-Fe₂O₃擬二元系では、U酸化物の不定比性により固相の酸化状態が変化する可能性や、FeUO₄相が生成する可能性があり[4]、凝固反応がU-Fe間の組成比により異なる可能性が示唆された。

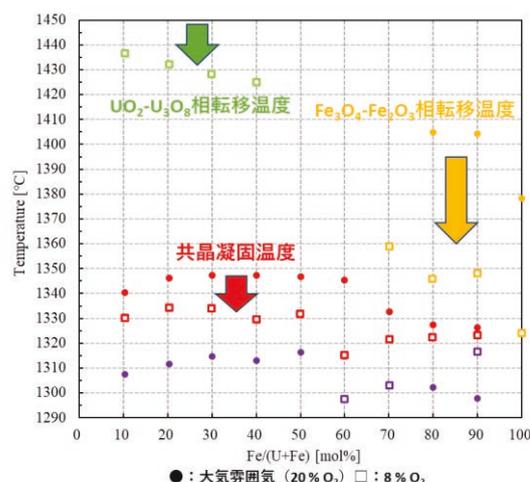


図1 U₃O₈-Fe₂O₃擬二元系における反応温度(20%O₂、8%O₂)

参考文献

- [1] 東京電力ホールディングス株式会社: 廃炉・汚染水対策チーム会合/事務局会議(第84回), 資料3-3, 1~3号機格納容器内部調査関連サンプル等の分析結果. 11月26日(2020). <https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/11/3-3-4.pdf> (accessed 2023-06-30).
- [2] Evans, W. D. J., White J.: Equilibrium Relationships in the System UO₂-Fe₃O₄-O. *Trans. Brit. Ceram. Soc.* **63** (12), pp.705-724 (1964).
- [3] Riley B.: The UO₂-Fe₂O₃ and PuO₂-Fe₂O₃ System in Air. *Trans. Am. Nucl. Soc.* **12**, pp.543-544 (1969).
- [4] Petrov, Yu. B., et al.: Phase Equilibria during Crystallization of Melts in the Uranium Oxide-Iron Oxide System in Air. *Glass. Phys. Chem.* **35** (3), pp.298-307 (2009).

3.2.2 Cs汚染コンクリートに対する浸透・溶出挙動の研究 -Cs 汚染コンクリートの分配係数の時間変化-

東京都市大学
東京都市大学
東京都市大学
東京都市大学

川名 芳佳
近藤 幸祐
佐藤 勇
栗原 哲彦

Yoshika KAWANA
Kousuke KONDO
Isamu SATO
Norihiko KURIHARA

1. 緒言

東日本大震災により福島第一原子力発電所（以下 1F）にて事故が発生した。これにより原子炉建屋が放射能レベルの高いCsに汚染されている。このことから、原子炉建屋の構造材であるコンクリートに着目し、コンクリートにおけるCsの分配係数を評価した。特に事故から年月が経ち、コンクリートの浸水期間が長期化していることから、分配係数の時間変化と濃度平衡に至るまでの期間についても評価した。なお、本実験では収着試験後のCs溶液の濃度測定に原子吸光光度計を用いた。

2. 実験方法

実験には当大学・都市工学科・栗原研究室にて作製したモルタル試料（普通ポルトランドセメント、W/C=0.37）を粉砕し、ふるいにかけて粒径を 150 μ m 以上 1mm 以下に揃えたものを用いた。これを CsOH 水溶液と共に収着試験を実施し、遠心分離後上澄みの溶液を原子吸光光度計にて濃度測定した。まず、本実験ではより正確な分配係数を測定するため予備試験を実施し、本試験で使用する溶液濃度と固液比を決定した。予備試験では 10⁻⁴M から 10⁻¹M まで 7 水準の CsOH 水溶液にて収着試験を実施し、平衡濃度 (C_{eq}) / 初期濃度 (C_0) が 0.5 に最も近い水準の濃度に決定した。本試験では予備試験にて決定した条件を元に 5 分ごと、15 分ごと、7 日ごとと振とう時間を変化させ、収着試験を実施した。また、1F のコンクリートは高温に晒された可能性が推察されるため、加熱炉にて加熱炉にて 350 $^{\circ}$ C、500 $^{\circ}$ C、650 $^{\circ}$ C、800 $^{\circ}$ C の条件でモルタル試料を加熱し、これを用いて分配係数の過熱依存性を評価した。さらにCsの浸透・溶出実験を実施して、中性子放射化分析による深さ方向のCs濃度分布を評価した。

3. 結果・考察

分配係数とは、本研究ではコンクリートへのCsの収着しやすさを示す指標であり、この値が大きいほどコンクリートがCsを収着しやすいことが分かる。適正初期濃度は本試験にて分配係数の増減が観察しやすいよう C_{eq} （平衡濃度）/ C_0 （初期濃度）が中間値の 0.5 となる濃度とした。よって Fig.1 より、5 \times 10⁻³M を適正初期濃度と決定した。なおこの値を元に適正固液比を算出し、溶液量を 15mL とした。その後本試験として C_{eq}/C_0 を 0.3、0.5、0.7 と仮定した際の試料量を算出し、それぞれで収着試験を実施した。その結果 Fig.2 より、5 分ごとの条件にて時間経過ごとに濃度が増加する様子を観察できた。このこと

からモルタルのCs収着速度は非常に早く、早い段階で平衡濃度に達することが示唆された。また、モルタル加熱温度が高いほど濃度が低減する様子を観察できた。これは中性子放射化分析によって加熱温度が高いほどCsの収着サイトが減少し、収着量が低減すると判明したため、妥当な結果が得られたと推察される。分配係数は大雑把な評価に使用されることも多いが、きちんと条件を定めれば濃度以外の条件で値が変化しにくく、十分正式な評価に相応しい係数であると推察される。このことは 1F 廃止措置においてコンクリート製の低レベル放射性廃棄物表面のCs濃度を予測する際に役立つものと期待される。

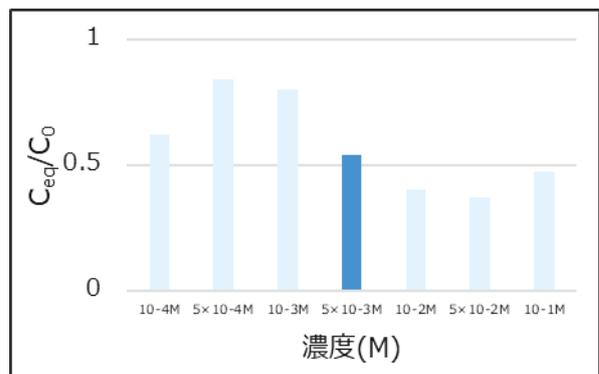


Fig.1 予備試験 C_{eq}/C_0 算出結果

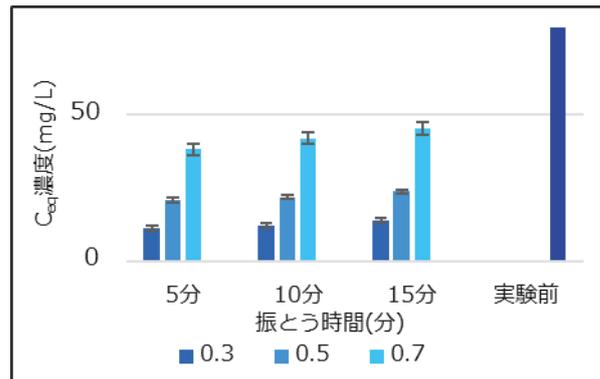


Fig.2 本試験（5分ごと） C_{eq} 比較

2023 年春の年会（3 月 21 日）で同一内容を発表
予定

参考文献

[1] 三浦拓也「失敗しない土壌の吸着試験方法の提案と適用性評価」（2022 年 17 巻 3 号 p. 331-339）

3.2.3 Investigation of molten metal spreading behavior on substrate with different surface roughness

東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻
 東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻
 東京大学大学院工学系研究科総合研究機構

Yihua XU
 Ryo Yokoyama
 Shunichi Suzuki

1. Introduction

The Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (1F) underwent a severe accident in 2011 and has been under decommissioning. Understanding the condition of the fuel debris and fission products within the reactors is crucial for this decommissioning process. The spreading of the mixture of molten core material and structure materials (often referred to as corium) over the containment floor, is one of the processes that largely influence the fuel debris and fission products distribution. Although several research projects related to corium spreading have been carried out for several decades, the corium spreading accompanying the downward jet flow scenario which is crucial phenomenon at 1F has not been well investigated yet. Thus, these studies[1][2] focus on corium spreading following a downward impinging jet. However, smooth-surfaced metal plates are widely applied as substrate while the substrate in 1F is concrete which has porous media, creating rough surface condition. The specific impact of substrate roughness on corium behavior remains inadequately explored. Addressing this gap, the objective of this research is to reveal the influence of substrate roughness on the corium spreading behavior and help to predict the corium distribution after spreading more accurately.

2. Experiment and results

The experiment is conducted using Wood’s metal as corium simulant, different sandpapers and concretes as substrate. The sandpapers have different grit size range from #80 (quite rough) to #3000 (quite smooth). Experiment facility is shown in Fig.1. During the experiment, corium simulant with a total mass of 200g is heated in the vessel till 150°C then released from a 5mm nozzle onto the substrate at room temperature put on the height adjuster. The height between the upper surface of substrate and the nozzle is set to be 25cm. The whole process of spreading is recorded by

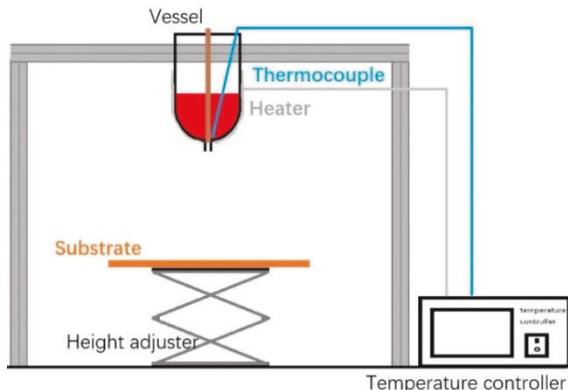


Fig.1 Illustration of experimental facility

2 cameras from a side view and from top. The recorded video undergoes image processing, from which the spreading area evolution and other data are obtained.

Fig. 2 shows the spreading area evolution on different sandpapers. The spreading area evolutions are similar to each other under same experimental condition, indicating a relatively good repeatability within $\pm 10\%$. Spreading area increases monotonically until the spreading terminates. Besides, the final spreading area is generally smaller for the spreading on a rougher surface. Based on the data collected, a predictive model of spreading area considering the substrate roughness and the outlet conditions is proposed.

3. Conclusion

To better understand the condition of fuel debris and fission products distribution in 1F, spreading experiments of molten metal in form of impinging jet are performed on different substrate. The influence of substrate roughness on corium spreading behavior is modeled, which will be helpful for the safe 1F decommissioning.

Reference

[1] Yokoyama, R., Suzuki, S., Okamoto, K., and Harada, M., 2020, “Scale Effect of Amount of Molten Corium and Outlet Diameters on Corium Spreading,” *Progress in Nuclear Energy*, **130**, p. 103535.
 [2] Sahboun, N., Miwa, S., Sawa, K., Yamamoto, Y., Watanabe, Y., and Ito, T., 2020, “A Molten Metal Jet Impingement on a Flat Spreading Surface,” *Journal of Nuclear Science and Technology*, **57**(9), pp. 1111–1120.

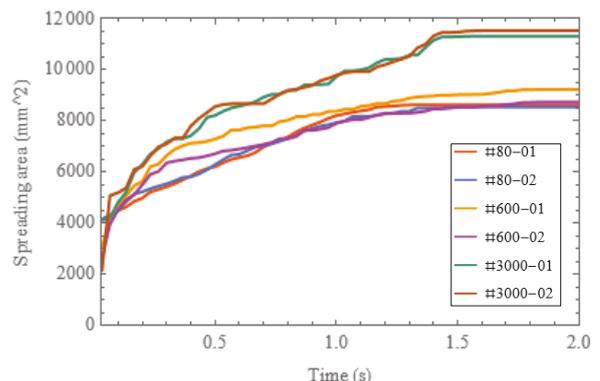


Fig.2 Spreading area on different sandpapers

3.2.4 放射性ニオブのシリカゲルによる分別処理と分析化学的応用

福島大学
原子力機構
福島大学
ジーエルサイエンス
ジーエルサイエンス
福島大学

長沼 和希
松枝 誠
柳澤 華代
及川 博士
橋本 淳一
高貝 慶隆

Kazuki NAGANUMA
Makoto MATSUEDA
Kayo YANAGISAWA
Oikawa HIROSHI
Hashimoto ZYUNICHI
Yoshitaka TAKAGAI

1. 緒言

福島第一原子力発電所における廃棄物の処理方法として、ガラス固化体後の地層処分などがある。その際、放射能レベルでの分別や半減期での分別処理は、廃棄物の減容につながる。

放射性ニオブの一つである⁹⁴Nbは、β線(472 keV)およびγ線(703 keVおよび871 keV)を放出しつつ、安定同位体の⁹⁴Moへと壊変する。⁹⁴Nbは、安定同位体の⁹³Nbが(n, γ)反応や²³⁵Uなどといった核燃料物質の核分裂において生成される。そして、半減期が 2.03×10^4 年と長く、長期保管となるため、⁹⁴Nbの分別は重要である。

シリカゲルは、ガラスと同様の成分であり、吸着したものをそのままガラス固化が容易であると考えられる。本研究では、シリカゲルによるNbの固相抽出を行い、吸着挙動を調査した。

長期保管において、安全管理のためのモニタリングは必要である。⁹⁴Nbの分析方法は、Ge半導体検出器によるガンマ線測定や誘導結合プラズマ質量分析計(ICP-MS)による質量分析が挙げられる。しかし、いずれの分析方法においても妨害元素との分離は必要である。本研究では、シリカゲルを用いた分離測定への応用も行った。

2. 実験

Nbのシリカゲルへの吸着実験は、カラム法で調査した。シリカゲルは、ジーエルサイエンス製D-150-120A(粒径150 μm、細孔12 nm、表面積320 m² g⁻¹)を使用した。カラムに67元素の混合溶液を吸着させ、吸着の選択性を調査した。塩酸、硝酸濃度を調整したNbを含む溶液を吸着させ、酸濃度による吸着への影響を評価した。Nbを吸着させたシリカゲルにシュウ酸、ギ酸、酢酸、マロン酸、マレイン酸、クエン酸溶液を通液し、溶出試験をした。

各通液試料は、ICP-MSで測定し、吸着率、溶出率算出した。またシリカゲルD-150-60A(粒径150 μm、細孔12 nm、表面積650 m² g⁻¹)とEP-DM-50-60A(粒径50 μm、細孔6 nm、表面積650 m² g⁻¹)を使用し、粒径や細孔の違いによる吸着用量への影響を調査した。

241 Bqの⁹⁴Nbを環境水(河川水、井戸水、海水)にスパイクした試料をカラムに通液し吸着させ、次にシュウ酸を通液し溶出させた。回収した溶液をGe半導体検出器で測定し、回収率を算出した。

また、シリカゲルとICP-MSを組み合わせた自動分析システムを構築した。このシステムを用いて、先述と同様の環境水に50 ppb Nbをスパイクし、回収試験を行った。

3. 結果

67元素の混合溶液を吸着させた際、NbとTaが選択的に吸着された。酸濃度によるNbの吸着への影響では、塩酸が1-6 M、硝酸が1-10 Mの時に、吸着率が90%以上を示した。溶出試験では、シュウ酸により102.1±0.4%溶出された。しかし、他の酸での溶出率はいずれも2.8%以下であり、溶出しにくいことが分かった。液性が1 M塩酸におけるD-150-120AとD-150-60AおよびEP-DM-50-60Aの吸着容量は、それぞれ1.5 mg g⁻¹、2.9 mg g⁻¹、2.8 mg g⁻¹であった。そのため、Nbの吸着容量は表面積に依存すると思われる。

河川水、井戸水、海水中でのスパイク回収率は、それぞれ95.2%、101.0%、101.6%であり、⁹⁴Nb分析へのシリカゲルの応用が可能であると示唆された。

自動分析システムによる添加回収試験では、河川水、井戸水、海水中でのNbのスパイク回収率は、それぞれ93.6±3.5%、96.9±2.4%、105.6±0.4%であった。また、1つの試料の測定時間は30分であった。

3.2.5 燃料デブリ収納缶での水素低減を目的とした触媒開発に係る研究 - γ 線照射による水素発生対策添加剤機能評価 -

東京都市大学
東京大学
東京都市大学
東京大学

樽見 直樹
野田 篤志
佐藤 勇
鈴木 俊一

Naoki TARUMI
Atsushi NODA
Isamu SATO
Shunichi SUZUKI

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故で発生した燃料デブリはジオポリマーで安定化させ、収納缶で輸送・保管されることが提案されている[1]。ここで、水素の発生が課題の一つとして挙げられる。対策として、水素低減材料の使用を提案しており、効率的な適用方法の検討及び新たな材料の開発という2つの観点から評価を実施した。

前年度の報告では、適用方法の検討として触媒の分散状態の制御は可能であることを確認した。材料の開発では、核分裂生成物の一種であり、再処理時に不溶解残渣として溶け残る白金族合金[2]の直接利用を提案し、模擬合金の水素低減機能を評価したところ、含有する Mo が触媒機能の阻害をしていることが示唆された。

本研究ではジオポリマーへの適用位置を工夫した試料及び模擬合金より Mo の除去を試みた試料に対し、 γ 線照射による水素発生対策添加剤の機能評価を実施した。

2. 実験方法

発生した水素は上面へ移行しながらジオポリマー内部で再結合されることから、適用方法の工夫として、 $\text{Al}_2\text{O}_3\text{-Pd}$ 触媒をジオポリマー上部に傾斜をつけて階層型に添加した。作製手順としては、添加剤を含まないブランクジオポリマー及び触媒を 0.5wt% 添加したジオポリマーの2種の比率を変更し、1層目に添加剤を加えていないブランクジオポリマーペーストを樹脂製のガラスアンプルに流し込み、気中で養生させた。4時間後、2層目に $\text{Al}_2\text{O}_3\text{-Pd}$ 触媒を添加したジオポリマーを流し込み、湿分を保ちながら養生した。

白金族合金から Mo を除去する試みとして、模擬合金に対して減圧下での加熱を実施した。熱力学の観点から加熱条件を決定し、冶金学的観察にて評価した。また、当該粉末試料をジオポリマーに 0.5wt% 混合固化させ、1週間の養生後にガラス容器に密封した。

それぞれのガラス容器に対し、アトックス技術開発センターにて ^{60}Co - γ 線源を用いて積算線量 3MGy の γ 線照射を実施した(図 1)。その後水上置換法にて水素をサンプリングしガスクロマトグラフィーで水素量を測定し、照射量当たりの発生ガス量として $G(\text{H}_2)$ 値[mol/l]という指標により水素低減量を比較した。

3. 結果・考察

上部に傾斜を付けた添加(階層型添加)では、一定の効果があることが見られたが、全体に分散させたジオポリマーではさらに1桁低く抑えられた。このことより触媒

を全体に分散させることが有用であると示された。しかしながら、ジオポリマーによる再結合や放射線分解の反応が起こっている場所等についてより深く検討する必要がある。放射線分解における水素の拡散経路や再結合後の水の拡散(又は浸透)経路を評価する必要がある。

白金族合金の機能向上手法の結果として、少なくとも表層の Mo の除去が可能であり、これに伴って試料表面の形状が多孔質へ変化することが確認された。また、加熱前と比較して、加熱後の $G(\text{H}_2)$ 値が低い値を示しており、試料表面の多孔質化やそれに伴って生じる Pd の相形成によって触媒機能を向上させていると考えられる。したがって、白金族を触媒として使用する際は加熱による Mo の除去が有効であると確認された。

上記より、水素の発生の対応策として実施した効率的な水素低減材料の適用方法の検討及び新たな材料の開発は、燃料デブリをジオポリマーで安定化させ、収納缶で輸送・保管する工法を進める一助となっていると考えられる。これら研究の応用先として、原子力産業では、核分裂生成物の有効利用という観点を含んでおり核燃料サイクルの活性化や新たな燃料設計に発展させられると考えられる。また、原子力産業外でも、材料の観点から見た水素化社会への貢献や貴金属・鉄鋼といった冶金学・金属工学への応用、更には放射線場といった観点から航空・宇宙工学への展開が期待できると考えられる。



Fig.1 Appearance of γ -ray irradiation examination

日本原子力学会 2024 年春の年会 (3 月 27 日) で
一部同一内容を発表予定

参考文献

- [1] 鈴木俊一, et al, “ジオポリマーを活用した燃料デブリ取り出し工法の提案” 日本保全学会第 14 回学術講演会要旨集, 2017.
[2] Kleykamp, H, 1985. The Chemical State of The Fission Products in Oxide Fuels. J. Nucl. Mater., 131, 221-246.

3.2.6 高アルカリ地下水流動場におけるセメント系バリアの見かけの成長速度の評価

東北大学 工学研究科
東北大学 工学研究科
東北大学 工学研究科
東北大学 工学研究科

永井 翔
関 亜美
千田 太詩
新堀 雄一

Sho NAGAI
Tsugumi SEKI
Taiji CHIDA
Yuichi NIIBORI

1. 緒言

福島第一原子力発電所(1F)の廃炉に伴い発生する事故廃棄物は、段階的な取り出し、および安定保管・管理を経た後の取り扱いについて今後さらに議論を要する。その取り扱いの一つのオプションとして、従来の放射性廃棄物に準じた地下への埋設処分が挙げられる。一方、セメントは、地下の処分場構築や廃棄物の固化材として用いられ、1Fの廃炉を進める上でも有用な材料である。

地下水の豊富なわが国における地下でのセメント利用により、処分場近傍の地下水のpHは一時的に12~13程度となる。このような環境では岩盤からケイ酸が溶出し、セメント由来のCaと反応することで、地下水の流路にCa-Si系水和物が生成する。本研究では、Ca-Si系水和物の析出による核種移行抑制効果に着目し、Ca-Si系水和物をセメント系バリアと位置づけている。既報[1]では、花崗岩を組み込んだマイクロフローセル(流量一定)による透水性変化を評価した。これに続き本報告では、堆積岩の間隙を模擬したケイ砂充填カラムを用いたオーバーフロー系(圧力勾配一定)による透水性の変化を調べ、Ca-Si系水和物の見かけの成長速度を評価した。

2. 実験

流動実験では、充填部の長さが6cmとなるように平均粒径430 μm のケイ砂を充填したカラムに、オーバーフロー系により圧力勾配一定で4時間に亘る通液を行った。通液する溶液はNaCl濃度0および600mM、Ca濃度5mM、pH12とした。カラム出口における体積流量から浸透率を求めるとともに、ICP-OESを用いて流出溶液中のCaおよびSi濃度を測定した。また、Ca-Si系水和物の析出と浸透率の低下を関連付けた評価モデルを得られた実験結果に適用し、Ca-Si系水和物の見かけの成長速度定数 k_r^* を求めた。

3. 実験結果

図1は、流動実験により得られた浸透率の経時変

化(初期浸透率で正規化)と、評価モデルをフィッティングした結果である。評価モデルでは、ケイ砂粒子の溶解、および、固相表面へのCa-Si系水和物の析出による粒径変化を考慮し、Kozeny-Carmanの式を用いて無次元浸透率を算出した。(a)および(b)において共に浸透率が低下していることから間隙が減少していると考えられ、その効果はNaCl濃度600mMの場合に大きくなるのが分かる。また、流出溶液中のCa濃度が低下し、Siがほぼ流出しなかったことから、この間隙の減少はCa-Si系水和物の析出によると考えられる。フィッティングにより得られたCa-Si系水和物の見かけの成長速度定数 k_r^* は、NaCl濃度0mMで 1.7×10^{-10} m/s、NaCl濃度600mMで 8.3×10^{-10} m/sとなった。高NaCl濃度において見かけの成長速度が大きいのは、Ca-Si系水和物の凝集促進が浸透率の低下に反映されるためと考えられる。

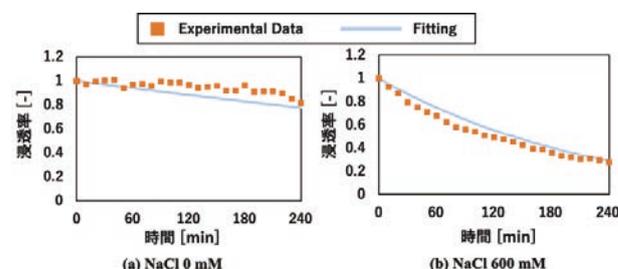


図1 浸透率変化および評価モデルによるフィッティング結果

4. 結言

本研究では、地下の堆積岩中の流動場を模擬した流動実験により、Ca-Si系水和物の析出に伴う浸透率の変化を評価した。その結果、いずれの条件においてもCa-Si系水和物の生成により流路の透水性が低下し、高NaCl濃度条件において一層顕著になった。これらより、実環境においてもCa-Si系水和物の析出が地下水移流を低減させるセメント系バリアとして機能し、核種移行が抑制される可能性が示された。

参考文献 / [1]永井ら, 第8回NDEC予稿集, p.15 (2023).

謝辞 本研究の一部はJSPS科研費JP21H04664の成果である。ここに記して謝意を表す。

3.2.7 Basic study about dissolution Method of Simulated nuclear fuel debris by Thermochemical Conversion for Actinide Analysis

Affiliation	Nagaoka Univ. of Tech	Name	ZHUORAN MA
			Tatsuya Suzuki
Affiliation	Tohoku Univ.	Name	Yoshiya Homma
			Kenji Konashi

1. Introduction

Fuel debris generated in severe nuclear accident (especially Fukushima Daiichi Nuclear Power Plants accident) contains nuclear fuel and core structural materials, and/or concrete materials. Thus, debris are difficult to dissolved into aqueous solutions. Analyses of actinides and several kinds of nuclides are required for planning of the effectual management of debris, and of the adequate decommissioning.^[1] Now we have proposed that these substitutes are chemically converted into easily soluble substitutes by thermochemical reactions. Alkaline fusion method is considered to be a method that can efficiently dissolve nuclear fuel debris containing uranium-zirconium solid solutions. The dissolution behavior of simulated nuclear fuel debris in nitric acid and hydrochloric acid under the alkali fusion method was investigated in the present work.

2. Experiment method and results

2.1 Experiment method

Our used simulated nuclear fuel debris were sintered at 1700°C for 4hours with Ar - 4 % H₂ condition. The molar ratio of U, Zr, Ca in simulated debris is 0.45, 0.45, 0.10.

In order to realize the pulverization of the simulated debris pellet, the REDOX experiment of pellet was carried out by using Electrical Furnace with O₂ or Ar - 4 % H₂ condition.

The powder mixed with Na₂O₂ with mass ratio of 1 to 10 respectively. After heating at 650°C for 1 hour in the 20 ml aluminum crucible, the product were dissolved with 6mol/l nitric acid or 6mol/l hydrochloric acid. After pressure filtration, weigh the dried filter paper to determine the quality of the filter residue.

Table.1 Information of simulated nuclear fuel debris

U:Zr:Ca (molar ratio)	Sintering Condition	Oxidation	Reduction
0.45:0.45:0.1	1700 °C	1000°C 4h O ₂	800°C 4h
	4hours	(0.2L/m)	Ar+4% ₂ (0.2L/m)

2.2 Results and Discussions

The powderization of the simulated debris pellet with a molar ratio of U, Zr, Ca, 0.45, 0.45, 0.10 was confirmed.

The solubility rates of the original sample, as well as after oxidation and reduction in nitric acid and hydrochloric acid respectively are 95.7%,96.0%,95.9% and 98.5%,97.5%,98.7%.

This work is financially supported by the Nuclear Energy Science & Technology and Human Resource Development Project (through concentrating wisdom) from the Japan Atomic Energy Agency / Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science.



Fig.1 Photos of simulated debris U:Zr:Ca=4.5:4.5:1 1700°C (Left:before Redox Middle:after oxidation Right:after Redox)

References

[1]Washiya T., et al. Proc. 23th Inter. Conf. Nucl. Eng. p. 37

3.2.8 廃止措置プラントにおける確率論および是正措置プログラムによるリスク管理研究

所属	長岡技術科学大学	上坂 昌生	Masao UESAKA
所属	東京大学	村上 健太	Kenta MURAKAMI

1. 緒言

国内原子力発電所は2011年の福島第一事故以降23基が廃止措置となり今後もこの数は増加するが、廃止措置期間の設備劣化管理や効率的な設備管理に関する検討は先行事例が少なく向上の余地が有る研究課題である。

本研究では原子力発電所の構成設備が数万点におよぶことから合理的な設備管理による安全性向上を志向し確率論や是正措置プログラム(CAP)統計データなどを用い廃止措置における施設管理のパフォーマンス向上プログラム開発を行い、さらにこのプログラム検証を行った。

2. 廃止措置プラントの設備管理の課題と対応

2.1 設備管理の課題点

廃止措置プラントでは、設備の合理化により多重性等が削減されるなど管理対象設備の変更に伴い重要度が運転時とは異なることで、設備の重要度も大きく変わることとなる。一方では、設備の保守などを含む管理はこの変化に応じた管理方法となっておらず、これに起因した設備不具合が発生することで安全機能が劣化する可能性が有ることが課題と考えられる。

2.2 対策の検討

本研究では、廃止措置プラントに要求される安全機能を有する設備について次に示す二つの観点で判断した廃止措置における新たな重要度の整備および合理的な劣化管理手法を定める。一つ目の観点はリスク評価の結果から燃料損傷リスクへの寄与度の高い設備、二つ目の観点は原子力規制検査の観点から判断した設備であり、これらについて、運転プラントで培った設備劣化管理の考え方をを用いて管理方法を検討した。廃止措置移行前後におけるCAPデータや運転プラントのCAPデータとの比較分析を行うことで、設備面、ヒューマンパフォーマンス面の要因を抽出する。

2.3 対策の検証

前項で定めた設備劣化管理方法の妥当性について以下のように検証を行った。廃止措置移行前後におけるCAPデータと運転プラントのCAPデータとの比較分析を行うことで、設備面については廃止措置プラントでの設備不具合総数が減少しているが特定設備の不具合割合は増加している傾向が確認されたこの要因などによる検証を実施。また、ヒューマンパフォーマンス面の要因を米国DOEが提唱する分析手法により確認し廃止措置プラントにおける作業などの特徴を踏まえたパフォーマンス向上策の提案と検証を行った。

3. 考察と結論

前記の設備劣化管理方法の検討から、廃止措置プラントでは特にプラント状況に応じた保全方式の適切性が設備パフォーマンスに影響することが確認され、保全方式とそのベースとなる保全重要度のベースとなる考え方を定める重要性が確認されこれについても検討を実施。

ヒューマンパフォーマンスの面では廃止措置と運転プラント共通的に組織自体の管理能力の課題点が確認されこれに対する一方策を示すことが出来たものとする。

- ・原子力学会(3月26日)で一部内容を発表予定
- ・SMiRT(3月7日)で同一内容を発表済

参考文献

- [1] J.Kaulard. safety and radiation protection, Advances and Innovations in Nuclear Decommissioning Sec.2, Aachen, Germany (2017), pp.31-33
- [2] 上坂,村上「廃止措置プラントにおける是正処置プログラム(CAP管理)の向上検討」、日本保全学会 第19回学術講演会要旨集,P39-40
- [3] IAEA, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Safety Reports Series No. 82 IGALL, IAEA, Vienna, Austria (2015)

3. 学生発表（オーラル）

3.3 セッション 3

（計測・分析技術部門）

This is a blank page.

3.3.1 斜め入射超音波を用いた水位計測法開発に関する基盤研究

東京工業大学ゼロカーボン研究所
東京電力 HD 株式会社
室蘭工業大学
東京工業大学ゼロカーボン研究所

菊地 航平
鈴木 武志
荘司 成熙
木倉 宏成

Kohei Kikuchi
Takeshi Suzuki
Naruki Shoji
Hiroshige Kikura

1. 緒言

福島第一原子力発電所は、東北地方太平洋沖地震により被災し過酷事故を引き起こした。事故により原子炉圧力容器内の水位を計測する差圧計で誤計測が発生し、水位の正確な測定が困難となった。そこで、我々は過酷な条件下でも正確に水位を測定できるよう、斜め入射超音波を用いた新たな水位計測手法を考案した。本研究では、実験とシミュレーションにより本手法の検証を行い、将来圧力容器に適用することを目指す。

2. 計測原理

本手法では Fig.1 のように、斜め入射する超音波パルスを用いて計測を行う。超音波が容器の壁に入射したとき、容器内が水の場合は一部が透過し、容器内が空気の場合はほぼ全反射する。水位が上がるにつれ、受信信号の強度が小さくなるため、受信信号の強度と水位の関係を明らかにすることで水位計としての適用が可能となる。

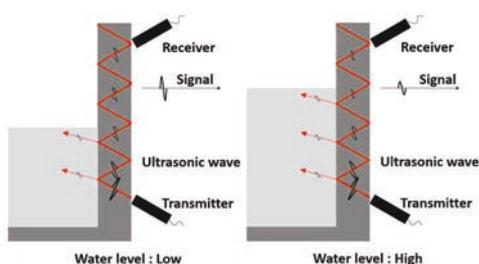


Fig.1 Principle of water level measurement

3. 実験と数値解析

3.1 実験方法

実験装置は、アクリル製の水槽を作成し、板厚 5mm のアルミニウムで仕切った。超音波 TDX をセンサ間 150mm で上下に角度をつけて設置し、下側の TDX の設置位置を水位 0%、上側の TDX の位置を水位 100%とした。実験

は、下側の TDX から発信した超音波パルスを上側の TDX で受信して信号強度の計測を行った。TDX の角度を 5 度から 40 度まで変化させ、それぞれの角度において水位を 0%から 100%まで変化させながら計測を行った。

3.2 数値解析方法

数値解析は 2 次元簡易モデルを用いた有限要素法による伝搬解析を行った。解析コードは、超音波の伝搬を効率的に解析できる ComWAVE[®]を使用した。実験装置と同様の計算モデルを構築し、室温・大気圧下、メッシュサイズ 0.05mm 角、クーラン数 0.7 の元で計算を行った。

3.3 結果

Fig.2 に 25 度における水位と水位 0%の値で除して規格化した信号強度の関係を示す。実験と数値計算の結果はおおよそ一致しており、水位が上昇するにつれて受信信号が減衰していることが確認された。

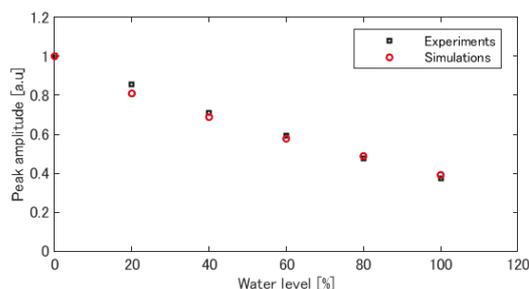


Fig.2 Experiment and Simulation Results

4. 結言

新たな水位計測手法を提案し、実験と数値計算で検証を行った。理論通り、水位によって信号の減衰が見られ、水位計としての適用可能性が示唆された。

参考文献

[1] Yasushi Takeda, “Ultrasonic Doppler Velocity Profiler for Fluid Flow”, Springer Tokyo, pp.21-41, 2012.

3.3.2 ガンマ線エネルギースペクトルデータを用いた機械学習による線源分布推定

福島大学

熊田 有華

Yuka KUMADA

1. 序論

放射性物質の除染、廃炉作業時の安全性の確保のため、放射性物質の分布を事前に把握する技術が必要とされている。γ線エネルギースペクトルを学習させた機械学習による分布推定が行われ、シミュレーションで得たデータの検証において推定結果を得た^[1]が、測定データ検証時に無視できない誤差が生じていた。これはγ線エネルギースペクトル形状の相違によるものであり、再現性を高めるため細かなパラメータを加えると計算時間が増大してしまう課題が残されていた。

本研究では、新しい機械アルゴリズムを導入し測定γ線エネルギースペクトル形状変換という作業を経ることで、実際の測定データからでも精度の良い放射線源分布推定を可能にすることを目指し、その精度を検証した。

2. 研究手法

線源が二次元平面上に置かれた場合での推定精度を検証する。28 cm × 28 cm を一辺 7 cm の 16 メッシュで分割し、いずれかのメッシュ中央に ¹³⁷Cs、⁶⁰Co のγ線源をランダムに0~2個配置し、各メッシュ 3 cm 上に検出器を置いた体系を想定した。計算には日本原子力研究開発機構が開発したモンテカルロ計算コードの PHITS (ver. 3.280)^[2]を用いた。これらの計算γ線エネルギースペクトルデータと、線源分布データをセットにして教師あり学習を行い、線源分布推定のための機械学習を構築した(このプロセスを ML1 と呼ぶ)。検証に用いる実際の測定データは NaI 検出器 (キャンベラ-ジャパン製, MCA: OSPREY) を使用した。次に、測定データを変換するため、計算データと測定データ間のスペクトル形状を補正する学習を行った。計算・測定γ線エネルギースペクトルデータをセットにして教師あり学習を行い、検証に使用する測定データの変換を Fig.1 のように行った (ML2)。

3. 結果

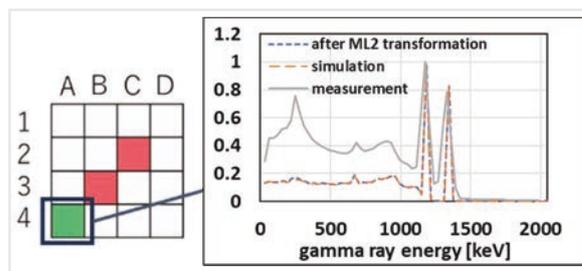


Fig.1 Comparison of energy spectra at A-4 points

推定結果を Fig.2 に示す。Fig.2(a)が正解分布、Fig.2(b)は計算データによる検証結果である。測定データ検証時には Fig.2(c)のように本来無い場所に線源が推定されていたが、ML2 による変換後、Fig.2(d)の結果が得られ LOSS が大幅に抑えられた。以上のように機械学習によるスペクトル変換の過程を経ることで、測定γ線エネルギースペクトルデータからの線源分布推定の精度向上が示された。

	(a)	(b)	(c)	(d)
	answer	calculation	measurement	after ML2
¹³⁷ Cs				
⁶⁰ Co				
LOSS	—	6.54×10^{-7}	1.06	7.83×10^{-6}

Fig.2 Estimation result and squared error (LOSS)

日本原子力学会 (9月7日) で同一内容を発表済 参考文献

- [1] Uemura and Yamaguchi: Estimation of radiation source distribution using machine learning with γ ray energy spectra, J. Adv. Simulat. Sci. Eng. 7, 71-81(2020)
- [2] T. Sato, Y. Iwamoto, S. Hashimoto, T. Ogawa, T. Furuta, S. Abe, T. Kai, Y. Matsuya, N. Matsuda, Y. Hirata, T. Sekikawa, L. Yao, P.E. Tsai, H.N. Hunter, H. Iwase, Y. Sakaki, K. Sugihara, N. Shigyo, L. Sihver and K. Niita, Recent improvements of the Particle and Heavy Ion Transport code System - PHITS version 3.33, J. Nucl. Sci. Technol. 61, 127-135 (2024)

3.3.3 放射線源分布推定のための機械学習手法の3次元拡張

福島大学共生システム理工学研究科 近藤 勇斗

Yuto Kondo

1. 序論

福島第一原子力発電所事故の発生により、原子炉内部の核燃料が溶解し構造物と混ざり合うことで燃料デブリを形成した。炉内のデブリの分布を把握することは廃炉措置に欠かせない。そこで、測定した放射線から、ニューラルネットワークという機械学習アルゴリズムを用いて放射線源分布を推定する手法が提案された[1]。

先行研究では、2次元平面状の線源分布を推定対象としており、3次元空間上に分布するデブリを推定するためには、手法の拡張が不可欠である。そこで本研究では、放射線のデータから、機械学習によって3次元空間上の線源分布を推定する手法を開発した。

2. 手法

2.1 放射線のシミュレーション

機械学習を行うには多量なパターンのデータが必要であるため、PHITS[2]を用いたシミュレーションによって、データを作成した。シミュレーションモデルをFig.1に示す。線源の大きさは1cm³とし、5cm×5cm×5cmの空間にランダムに分布している。7cm×7cmと9cm×9cmの平面で線源分布を囲むように設置し、3次元空間に放出されるγ線を検出する。全ての検出面は1cm²のメッシュで分割されている。

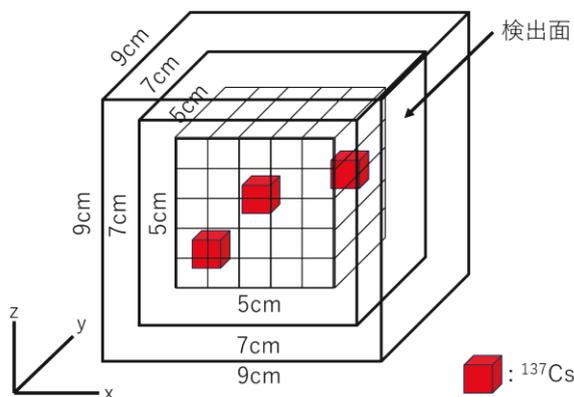


Fig.1 Simulation model

2.2 データの学習

検出面で得られたγ線スペクトルをニューラルネットワークに入力し、線源分布を解答として、対応関係を学習させる。学習後のニューラルネットワークに、学習に含まれていないパターンのγ線スペクトルを入力し、線源分布を推定する。

3. 推定結果

Fig.2は線源分布の解答と推定結果、平均二乗誤差をFig.1のモデルにおけるz軸上1.0cmごとに可視化した図である。全検出面で得られたデータを用いることで、線源分布を高い精度で推定することができた。

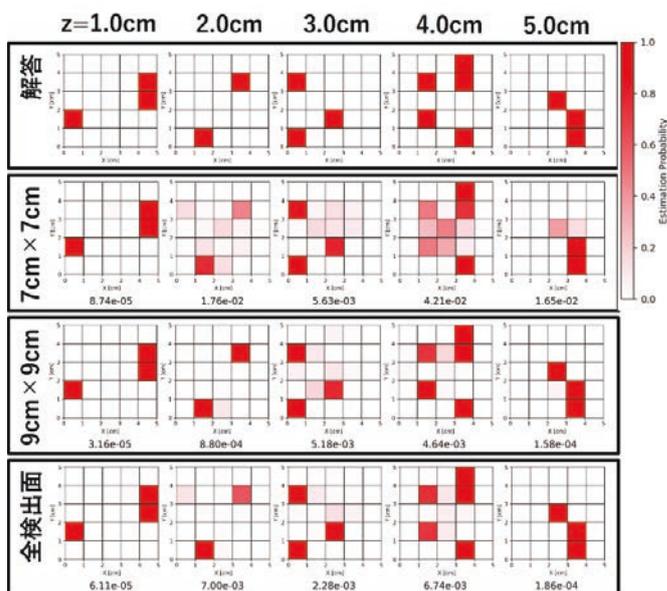


Fig.2 Answer and estimation results for source distribution

参考文献

- [1] T. Uemura and K. Yamaguchi, J. ADV. SIMULAT. SCI. ENG. 7(1), pp71-81(2020)
- [2] T. Sato et al.: Recent improvements of the Particle and Heavy Ion Transport code System PHITS version 3.33, J. Nucl. Sci. Technol.

3.3.4 質量分析イメージングの効率化を支援するソフトウェアの開発

福島大理工、原子力機構
 福島大理工
 原子力機構
 福島大 IER
 福島大理工
 福島大理工、福島大 IER

柳澤 華代
 横田 裕海
 松枝 誠
 石庭 寛子
 藤本 勝成
 高貝 慶隆

Kayo YANAGISAWA
 Hiromi YOKOTA
 Makoto MATSUEDA
 Hiroko ISHINIWA
 Katsushige FUJIMOTO
 Yoshitaka TAKAGAI

1. 緒言

福島第一原子力発電所の廃止措置において、燃料デブリの取り出しは重要な課題の一つである。燃料デブリは核燃料や制御棒、原子炉構造材が不均一に混合し、冷え固まったものと考えられており、その組成(元素・同位体)や分布を把握することは燃料デブリ取り出し後の保管・処理・処分方法を策定する上で極めて重要である。

レーザーアブレーション-誘導結合プラズマ質量分析法(LA-ICP-MS)を用いた質量分析イメージングは、10-100 μm の空間分解能で 10⁻⁴-10⁻¹ μg/g レベルの元素および同位体の分布を視覚化できるため、先述の燃料デブリ分析に有用である。しかし、測定点が多いとデータ量は膨大となり、手動処理には多大な時間と労力を要する。そこで、本研究では罰則項付き非対称最小二乗法を用いたピーク自動検出法を開発するとともに、LA-ICP-MS のデータ処理を自動化し、直感的に操作可能な GUI を構築した(Fig.1)。

2. 方法

2.1 LA-ICP-MS を用いたデータ取得

本研究では ESL 製 LA 装置(NWR213、213 nm Nd:YAG レーザー)と PerkinElmer 製 ICP-MS(NexION300S)から構成される LA-ICP-MS を用いた。プログラムの動作確認のため、エネルギー: 10 J/cm²、繰返し率: 10 Hz、レーザーサイズ: 50 μm のレーザー条件にて、アカネズミ奥歯の樹脂包埋試料(分析領域: 3.25 cm×1.90 cm、2470 測定点×8 核種)を測定した。レーザー照射は各測定点で 2 秒間行い、30 秒間の待機時間を挟んで次の照射を行った。ICP-MS はレーザー照射中の信号強度を連続的に取得し、測定終了後は XL ファイルとして出力した。

2.2 データ処理

レーザーアブレーションによって生じたエアロゾルが ICP-MS に導入されると過渡的なピーク状信号が得られ、これは各測定点に対応する。出力された信号強度データから分析対象核種の分布画像を作成するには(1)ピークの検出、(2)ピーク強度の積分、(3)レーザー照射位置情報との対応付けが必要であり、これらは従来 Excel などにより手動で処理されていた。本研究ではまず(1)について罰則項付き非対称最小二乗法を用いて計測データ $y=(y_1, \dots, y_m)$ に対する $z=(z_1, \dots, z_m)$ を式(1)より求め、 z を上回る y をピークとして検出する方法を開発した。

$$z = \{\sum_{i=1}^m w(y_i - z_i)^2 + \lambda \sum_{i=1}^m (\Delta^2 z_i)^2\} \quad (1)$$

ここで、 λ は罰則項の正則化パラメータであり、 w は非対称重みである。ピーク検出ができない (i.e., 分析対象核種を含有していない) 場合、検出済みのピーク間距離および頻度を参照し、ランダムに振り分けることで、測定点数に対応したデータ数を確保できるようにした。また、(1)-(3)について Python により自動処理プログラムを作成し、さらに、このプログラムを直感的に操作できるよう Tkinter を用いて GUI を構築した。2.1 で得たデータを手動で処理すると 20 時間かかったが、本 GUI を用いることで約 2 分にまで短縮でき、99.8%の時間削減を実現した。

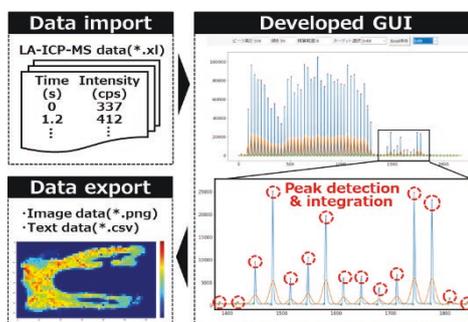


Fig.1 Overview of developed GUI

3.3.5 同位体分析装置による少量燃料デブリの性状把握分析手法の確立

工学院大学大学院 電気・電気工学専攻
 工学院大学 応用物理学科
 工学院大学大学院 電気・電気工学専攻
 名古屋大学 総合エネルギー工学専攻

日本原子力研究開発機構 CLADS

日本原子力研究開発機構 大洗研究所

東京電力ホールディングス
 福島第一廃炉推進カンパニー

吉村 昌稀 Shoki Yoshimura
 森田 真人 Masato Morita
 坂本 哲夫 Tetsuo Sakamoto
 富田 英生 Hideki Tomita
 三浦 裕樹 Hiroki Miura
 岩田 圭弘 Yoshihiro Iwata
 宮部 昌文 Masabumi Miyabe
 関尾 佳弘 Yoshihiro Sekio
 前田 宏治 Koji Maeda
 溝上 暢人 Masato Mizokami

1. 背景

現在、福島原発の廃炉に向けて様々な取り組みが行われている。その中で特に重要な課題が、燃料デブリの取出しである。この作業には安全性が求められるため、燃料デブリの性状把握が必須である。さらに、放射性ダストをはじめとした μm 程度の放射性微粒子の発生も予想されるため、対策と性状把握が必要とされている^[1]。その為、ICP-MS や放射線測定をはじめとするバルク分析が行われているが、微小視野の同位体の分布情報が欠落してしまう問題があった。その為、我々の研究室では、FIB-TOF-SIMS 装置^[2]と共同研究先と開発した Ti: sapphire 高繰り返し率レーザーによる共鳴イオン化法を組み合わせた R-SNMS 法を開発し、同位体マイクロイメージングを1台の装置で可能にした^[3]。本来 SIMS は、同重体干渉による影響を受けるが、IP (イオン化ポテンシャル) を超える波長を2段階に分けて照射することで選択的なイオン化を行うことが出来る。当装置の実用化に向けて、レーザーの波高値やタイミングの監視や、現在手動の箇所の自動化を行っているほか、燃料デブリを模して安全同位体で製作された模擬燃料デブリを用いて、分析手法の開発・実証を行った。特に再臨界評価などでは同位体比や分布は注目されている。その中の元素で、今回はNdに焦点を当てて、分析を行った。Ndは、UのFPであり、軽水炉の燃焼度評価等にも使用されている。しかし、Ceと質量干渉が発生し質量数142で重複してしまうので信号を分離することが困難である。本発表では本研究室で開発した R-SNMS 法によってこの問題を解決した結果を示す。

2. 実験方法・結果

2.1 サンプル・使用装置

本研究では JAEA から提供された模擬デブリをインジウム基板に固定して分析を行った。装置は第1章で説明したFIB-TOF-SIMSおよびR-SNMSにより分析を行った。

2.2 実験結果・考察

FIB-TOF-SIMS での分析では Ce と Nd が質量干渉し、 ^{142}Nd の本来のスペクトルを確認できない。しかしながら、R-SNMS による共鳴イオン化を行い分析した結果、Ce のスペクトルが減少し、質量干渉を抑制することができた。R-SNMS の分析時に Ce の非共鳴スペクトルが乗ってしまったのは、励起に使用しているレーザーの強度を高くしすぎた為に Ce の非共鳴イオン化してしまったと思われる。

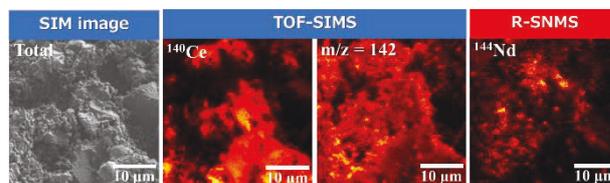


Fig.1 FIB-TOF-SIMS では見分けられない Ce と Nd を R-SNMS によって Nd のみをイオン化したイメージング象。

FDR2022 (9月29日) で同一内容を発表済 参考文献

[1] K. Shunsuke, et al., JAEA-Review, (2020)
 [2] T. Sakamoto, et al., Appl. Surf. Sci. 255, 1617-1620 (2008).
 [3] T. Sakamoto, et al., Anal. Sci. 34, 1265 (201

3.3.6 廃炉に向けた中性子検出用新規シンチレータ結晶の開発

東北大工学研究科・金研
 東北大金研・NICHe, 大阪大レーザー研
 東北大金研・NICHe
 東北大金研・NICHe

浦野 雄介
 黒澤 俊介
 山路 晃広
 吉川 彰

Yusuke URANO
 Shunsuke KUROSAWA
 Akihiro YAMAJI
 Akira YOSHIKAWA

1. はじめに

リアルタイムで原子炉内部の放射線線量率をモニターするため、当研究室ではシンチレータの発光を長さ 50~100 m の光ファイバーで伝送し、炉外にて CCD 分光器カメラで読み出す方法を開発している[1]。そこで使用するシンチレータには、光ファイバーの発光由来のノイズとの弁別能が良い 500 nm 以上の長波長発光かつ高い発光量を示すことが要求されている。また、原子炉内部にはガンマ線だけでなく ^{244}Cm や ^{242}Cm からの中性子の存在も示唆されており[2]、再臨界が生じていないことを見るためにも、中性子の詳細なマッピングも必要である。ハロゲン化物シンチレータの $\text{Cs}_3\text{Cu}_2\text{I}_5$ (CCI) [3,4] は、発光量が 41,500 光子/MeV で CsI よりも吸湿性が低いといった特性を有する。そこでわれわれは、CCI に中性子捕獲断面積の大きい ^6Li を含んだ $\text{Cs}_3(\text{Cu}, \text{Li})_2\text{I}_5$ (CCIL) 結晶を育成し、その発光・シンチレーション特性について評価を行った。

2. 実験方法

Li の添加量を変えた CCIL 結晶を垂直ブリッジマン・ストックバーガー法にて育成した。育成した結晶の相同定は、粉末 X 線回折 (粉末 XRD) 装置 D8 Discover, Bruker 社) により行った。その後、発光および励起スペクトル測定を、分光蛍光光度計 (FP-8300, JASCO 社) を用いて行った。

X 線励起のラジオルミネッセンスを CCD カメラ (DU420-OE, ANDOR 社) で測定した。さらに、 ^{137}Cs 線源と光電子増倍管 (R7600U-200, 浜松ホトニクス社)、マルチチャンネルアナライザ (Pocket MCA8000D, AMPTEK 社) を用いて、ガンマ線励起による発光量を評価した。同様に、 ^{252}Cf 中性子線源から放出された高速中性子をパラフィンブロックにて熱中性子程度まで減速させ、熱中性子励起による発光量を見積もった。

3. 結果と考察

CCIL の単結晶を得ることに成功し、粉末 XRD の結果から CCI の参考文献[3]と比較して、目的の相が得られていることを確認した。 ^{137}Cs 線源のガンマ線励起による CCIL のシンチレーション蛍光寿命は、およそ 800 ns と見積もられ、CCI よりも短くなっていることを確認した。また、熱中性子励起による CCIL の発光量は、Ce 添加 Li ガラス (GS-20, サンゴバン社) の発光量 (6,000 光子/熱中性子) と比べておよそ 9 倍と見積もられた。本講演では、CCIL 結晶の育成の様子とその光学特性、およびガンマ線や中性子で励起した際のシンチレーション特性について報告する。

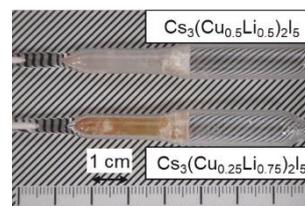


Fig.1 CCIL crystals obtained in the ampoule.

The 13th Advanced Lasers and Photon Sources Conference (ALPS2024) (4月22日) で同一内容を発表予定

参考文献

- [1] <https://fukushima.jaea.go.jp/en/pamphlet/topics/pdf/topics-fukushima070e.pdf>.
- [2] https://www.tepco.co.jp/decommission/information/committee/roadmap_progress/pdf/2022/d221222_08-j.pdf
- [3] L. Stand *et al.*, “Crystal growth and scintillation properties of pure and Tl-doped $\text{Cs}_3\text{Cu}_2\text{I}_5$ ”, *J. Phys. Chem. C*, 126 (2022) 12882.
- [4] T. Jun *et al.*, “Lead-free highly efficient blue-emitting $\text{Cs}_3\text{Cu}_2\text{I}_5$ with 0D electronic structure”, *Adv. Mater.*, 30 (2018) 1804547.

3.3.7 リアルタイム3D位置計測のためのカメラ画像分析と無線UWBを 組合わせた組込システムの開発

岐阜大学
岐阜大学

岩田 君彦
松下 光次郎

Kimihiko IWATA
Kojiro MATSUSHITA

1. 序論

現在、原子炉建屋内の線量計測作業において、精度10cm未満・簡易設置で運用可能なリアルタイム3D位置計測システムの実装が急務な課題である。

そこで本研究では、「無線UWB(Ultra Width Band)」と「深層学習を活用した光学式モーションキャプチャ(複数カメラ物体認識)」を組合せ、建屋内に簡易設置可能かつ安定にリアルタイム位置測位可能な組込システムの開発を目指す。

2. 提案システム

提案システムをFig.1に示す。設置位置が既知の子機を3台(子機・位置既知)、位置推定を行う子機1台(子機・位置未知)を設置する。深層学習により点灯LEDをカメラ画像認識し、2D座標を推定する。結果をメインPCに集約し子機・位置未知の3次元座標推定を行う。また、ARマーカーと深層学習を組合せ、アンカー子機の追加し、初期設置の3台の死角となる範囲での位置推定を可能とする(Fig.2-(a))。無線UWBでは、位置既知のアンカー3台を用いて、子機・位置未知の位置を推定する。

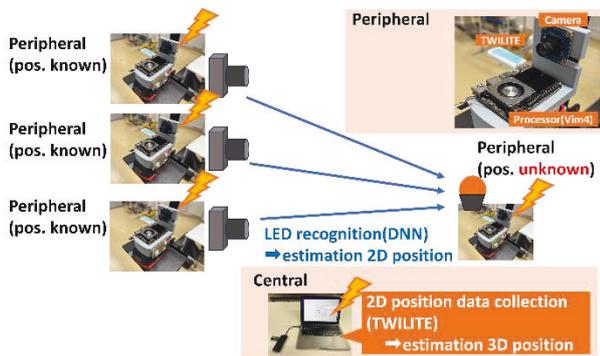


Fig.1 Proposed system.

4. 実験1: ARマーカーによるアンカー追加での性能検証

子機・位置既知3台設置状態に対し、アンカー3台を設置した。さらに、子機・位置既知3台の死角となる位置

に子機・位置未知を設置し3次元座標の推定を行った。結果、子機・アンカー、子機・位置未知ともに10cm未満の精度で計測可能であった。(Table.1)

Table.1 3D position estimation accuracy using DNN.

Camera	Actual position [cm]	Estimated position [cm]	Accuracy [cm]
Known 1	(0, 0, 0)	-	-
Known 2	(67, 0, 0)	-	-
Known 3	(-46, 0, -3)	-	-
Anchor 1	(0.5, -4.9, 182.0)	(-3.0, -2.5, 175.0)	8.2
Anchor 2	(59.0, -5.2, 191.4)	(52.0, -2.5, 190.0)	7.6
Anchor 3	(101.0, -4.5, 188.8)	(93.0, -2.5, 188.0)	8.3
Unknown	(123.8, 11.0, -1.5)	(130.0, 7.0, 0)	7.5

4. 実験2: 無線UWBによる3次元位置推定

UWB-Tagを用い、アンカー3台と子機・位置未知を用いて、子機・位置未知の3次元座標推定システムを構築し、3次元位置推定を試みた(Fig.2)。結果、リアルタイムでの子機・位置未知の3次元位置推定およびモニターでの確認が可能であることを示した。



Fig.2 3D position detection using UWB.

5. 結論

本研究では、深層学習を活用した光学式モーションキャプチャ(複数カメラ物体認識)によるリアルタイム3次元位置推定システムを開発し、性能検証を行い、子機・位置未知の3次元位置推定、アンカー設置による推定範囲拡張が可能である事を示した。また、無線UWBを用いたリアルタイム3次元位置推定が可能である事も確認した。

3.3.8 クリアランス制度対象物を扱うビジネスモデルの一考察 -サンオノフレ原子力発電所との意見交換を手掛かりとして-

埼玉大学博士後期課程
人文社会科学研究所
経済経営系専攻

瀧波 康修

Yasunobu TAKINAMI

1. 廃棄物リサイクルのビジネスモデル

日本では廃止措置で排出される廃材の90数%はNR廃棄物(放射性廃棄物ない廃棄物)とクリアランス物(放射性物質として取り扱う必要のないもの)で構成されている。しかし、このほとんどが再利用されていない現状がある。

そのため、本プロジェクトでは、廃止措置で発生した解体撤去物の利用を考えた。再利用方法としては、これらに多く含まれる鉄材を南部鉄器などの伝統工芸品とのコラボレーションし、商品化する案とした。これにより、廃止措置から利潤を生みだせるメリットや環境リサイクルを配慮したプロジェクトとして紹介をサンオノフレ原子力発電所にて行った。

2. サンオノフレ原子力発電所所員とのディスカッションから得られた知見

1で作成したビジネスモデルに対して、サンオノフレ原子力発電所所員とディスカッションした。われわれのビジネスモデルは、アメリカにおいても「ビジネスモデルとして成り立つ」との回答を得た。というのも、アメリカは他国からも廃棄物を受け入れており、それを活用したビジネスは成り立つという背景があったからである。

一方で、「このような付加価値(南部鉄器とのコラボレーション案)が発電所由来の金属を有効利用できているかは検討する必要がある」との指摘をうけた。発電所からは大量の金属が出る一方で、クラフトは数百グラム程度の規模となる。全てを有効利用すると大量生産する工程が追加発生する。

「例えば、飛行機や鉄道などは、大量の鉄を使用する。そのような分野への再活用も考えたほうが、大量の鉄を有効利用するという観点で見ると良いのではないかと

の提案を受けた。その提案を受けて、再度、われわれはビジネスモデルを深化させていきたい。



Fig.1 Discussion Member

ディスカッション日：2023年 10月 30日

視察場所：サンオノフレ原子力発電所

担当メンバー：窪川 嵩之、瀧波 康修、小宅 巧馬、近藤 大洋。

日本原子力学会(3月詳細日時未定)で同一内容を発表予定。

謝辞

本海外派遣研修は、「原子力施設の廃止措置を統括するグローバル人材育成」(令和5年度文部科学省「国際原子力人材育成イニシアティブ事業(原子力人材育成等推進事業費補助金)」)の一環として東京大学 岡本孝司教授、三輪修一郎准教授及びエネルギー総合工学研究所 田中健一氏の指導の下で実施された。

また、訪問先であるサンオノフレ原子力発電所の所員のみならず、多忙中にも関わらず議論のうえ助言をいただいた。ここに記して、深く感謝申し上げたい。

4. 学生発表（ポスター）

4.1 グループ 1

This is a blank page.

4.1.1 機械学習を用いた燃料デブリ収納缶における放射線源分布の推定

佐藤大耀^{1*}, 山口 克彦¹
¹福島大学共生システム理工学類

序論

- 機械学習によりγ線スペクトルから放射線源分布を推定する手法が提案されている[1]。
- 原発事故後、発生した高濃度放射線を含む燃料デブリは、特別な収納缶に収容し処理されることが計画されている。
- 本研究では、上記のようなモデルを構築し、γ線スペクトルを測定して機械学習を行い、線源分布を推定することで、収納缶においても安全に取り扱えるようにすることを目的とする。

手法

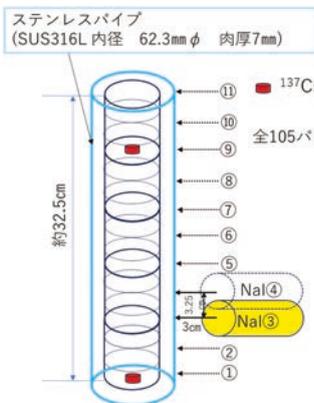


図1 収納缶モデル図

線源分布の推定を行うため、機械学習アルゴリズムの一種であるニューラルネットワークを用いて、教師あり学習を行う。推定精度を評価するLoss関数を平均二乗誤差で計算する。

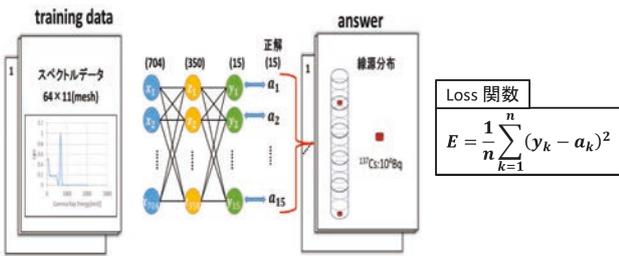


図2 放射線源分布推定を行うための機械学習モデルとLoss関数

しかし、測定データを検証データにする場合に、計算データと測定データでスペクトルの形状に差異があるためうまく推定ができない。それを改善するために、測定データを計算データに近づけるための機械学習も行う。

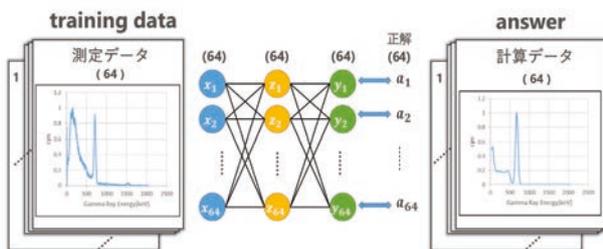


図3 測定データを変換する機械学習モデル

結果

まず測定データを計算データに近づける変換(図5)をした。¹³⁷Csを2個配置した場合を10パターン実際に測定し、8パターンを学習データ、残りの2パターンを検証データにした。

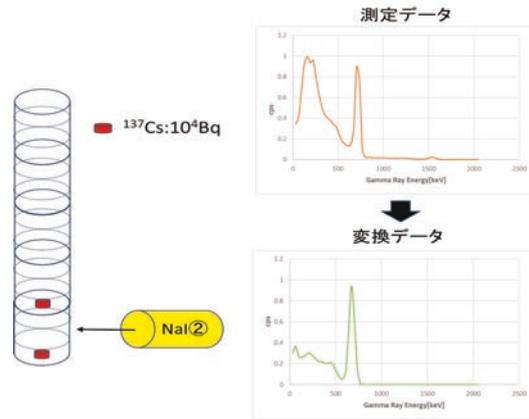


図5 測定データの変換

次に変換したスペクトルを検証データとして放射線源分布の推定を行った。変換したデータを検証データとして¹³⁷Csを2個配置した場合の推定を図6の左側に示す。また、¹³⁷Csと⁶⁰Coを1個ずつ配置した場合でも、スペクトルの変換後推定を行った。

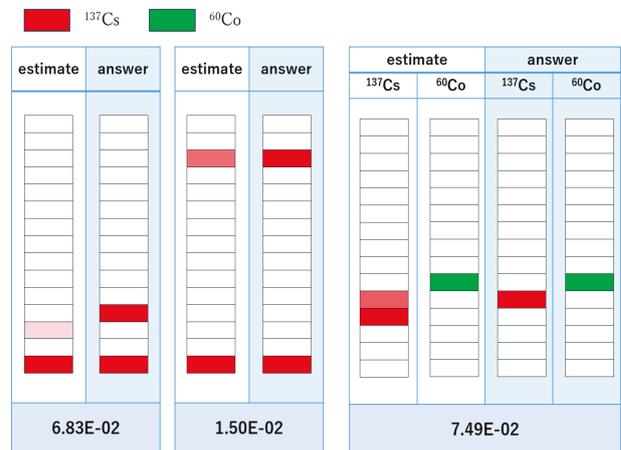


図6 変換データでの推定結果

どちらの場合でも、線源の位置をおおまかには推定できている。⁶⁰Co線源は10⁵Bqと¹³⁷Cs線源よりも10倍強度が強いが、おおまかな推定が可能であることがわかった。もっと精度を向上させるためにも、測定データの数を増やしスペクトルの変換を行うことが考えられる。

[1] Takero Uemura, Katsuhiko Yamaguchi: Estimation of radiation source distribution using machine learning with γ ray energy spectra, Journal of Advanced Simulation in Science and Engineering, 7:1 (2019), 71-81.
 [2] Tatsuhiko Sato, Yosuke Iwamoto, Shintaro Hashimoto, Tatsuhiko Ogawa, Takuya Furuta, Shin-ichiro Abe, Takeshi Kai, Pi-En Tsai, Norihiro Matsuda, Hiroshi Iwase, Nobuhiro Shigyo, Lembit Sihver, Koji Niita: Features of Particle and Heavy Ion Transport code System (PHITS) version 3.02, Journal of Nuclear Science and Technology, 55:6 (2018), 684-690.

4.1.2 PCV内部調査動画の利活用支援システムの開発に向けた予備的研究

木村朋希 尾形祥浩 佐々木健太 藤本勝成 (福島大学)



格納容器内の落下物・堆積物の物体認識システム

問題点：教師データ不足：物体（デブリ）識別のための学習データが少ない ⇒ 転移学習の利用&生成AI
 問題点：撮影動画の確認が大変：光量の問題個所・冗長画像・画角の狭さ ⇒ エッジ検出とSIFT特徴の利用

検索

PCV内部調査動画って、ちよ～長いって知ってる？

何分くらいあるの？

8時間以上のもあるよ🙄
ピンボケや
ずっと停まっているシーンまで🙄

じゃあ、早送りだね！

早送りは、画面を開くだけだから、問題解決にはならないし、必要なシーンもスキップしちゃだよ🙄

輪郭(edge)がはっきりしない場面や、輪郭域の特徴的な部分(SIFT)の数がほとんど変わらない場面だけ開いたら、すごく短くなったよ🙄

短くなって、何回も見直さないとけないよね🙄

だから、どんなものが映ってるかのダイジェストアルバムも作ってみたよ🙄

アルバムの写真選べば、その周辺もパノラマ化してくれるよ🙄

すごいね😊

でも、ずっと真剣に見てるの辛いよね。

仕事だからね。。。

何が映ってるか、教えてくれたらいいのに。。。

ちょっと大変だったけど、AIに見つけてもらえるようにしてみたよ。
あくまでも、お手伝いしてただけ。。。

ちなみに、撮影中も教えてくれるよ🙄

すごいね😊

時短処理・ダイジェストアルバム・広域画像生成

PCV内部調査動画

ピンボケシーンや冗長シーンを一気にカット

時短処理 (1/30程度まで削減可能)

SIFT特徴点 (8時間超)

光量・ピント (canny edge 検出) → 冗長情報 (SIFT特徴点)

50分弱

注目シーンをピックアップ

平滑化処理 (Savitzky-Golay法)

ダイジェストアルバム生成

極値フレームを抽出

広域画像生成

見たいシーンをパノラマ化

画像ステッチング

落下物・堆積物検出 静止画処理とリアルタイム処理

学習データ例

JAEA 倉田氏による見解をベースに独自に9クラスに分類
 学習用：1000フレーム、検証用：250フレーム
 各クラス 300箇所程度のアノテーションを実施

Peb_smooth 小石状 表面滑らか	Peb_rough 小石状 表面粗い	Big_pebble 大粒のデブリ
Pla_smooth プレート状 表面滑らか	Pla_rough プレート状 表面滑らか	Semi-molten 半溶融金属
Pillar 鉄骨	Pillar+Plate 鉄骨+デブリ	Grating グレーチング

転移学習

VGG16 → YOLOv5

静止画 (real time 処理, 見落とし支援)

動画

精度検証

輪廓抽出ベースの既存モデル(VGG16)がデブリ識別の転移学習に利用できそう

顕著性マップ (Grad-CAM)

表面 → 輪郭

浅 → 深

おまけ：学習データの増しへの挑戦 (生成AI)

敵対的生成ネットワーク (GAN) 検出・識別モデルのための学習データからデブリ画像を生成

4.1.3 環境にロバストな立体型パッシブ無線センサタグの開発

横浜国立大学
横浜国立大学

内山 実則
久我 宣裕

Uchiyama MINORI
Kuga NOBUHIRO

1. まえがき

放射線環境下では有人による放射線量測定は困難であり、測定環境に散布し無人でセンシングを行う遠隔測定用端末が必要となる。そこで受信波の二次高調波でセンサ情報を送信するハーモニックタグが提案された[1]。このタグは平面型であり散布した際、床面に向いてしまうと通信が不可能となる。本稿ではこの問題を解決するためにタグを立体化する検討を行った。タグの受信波 $f_1 = 2.45\text{GHz}$ 、送信波 $2f_1 = 4.9\text{GHz}$ を用いた。

2. ハーモニックタグの構成

Fig. 1 にハーモニックタグのシステムブロックを示す。Rx_t で f_1 を受信しデジタル変調回路を通してキーイング、周波数変換回路で $2f_1$ に変換され Tx_t から放射される。デジタル変調回路では PIC マイコンで処理される情報に応じたキーイングが行われ、PIC マイコンがセンサと連携することでタグからセンサ情報を送信する。Fig. 2 がハーモニックタグの構成である。タグアンテナにはパッチアンテナを使用し、 $2f_1$ のアンテナはアレー化した。Fig. 1 の回路部の機能を持つ回路基板とアンテナ基板をコネクタにより接続一体化した。Fig. 3 がキーイングを行った際の回路基板の入出力特性である。この平面型タグを複数隣接させた構造を取ることで立体型タグを製作した (Fig. 4)。

3. 通信実験によるシステムの評価

システムの妥当性を確認するために通信実験を行った。Fig. 4 のように基地局から f_1 を送信しタグで二次高調波に変換して PIC マイコンから放射面ごとに異なる ID を送信する制御を行い基地局でタグから放射される二次高調波を受信した。二つの面から放射される波形を観測し立体化した構造で通信可能なことを確認した。Fig. 5 が基地局での受信波形である。波形から各面の ID を読み取ることができ、システムの妥当性を確認した。以上の結果から PIC マイコンと放射線センサを連携することで放射線

量を遠隔で測定することが可能であると考えられる。

4. まとめ

本稿ではハーモニックタグの立体化を行い、立体型ハーモニックタグでデジタル情報を送信できることを確認した。放射線センサとタグの一体化は今後の課題である。

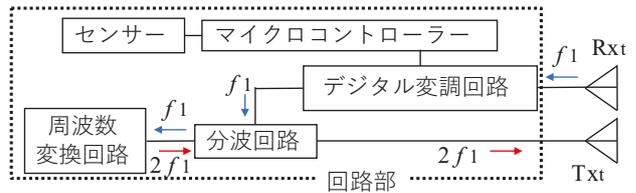


Fig.1 System block of harmonic tag sensor

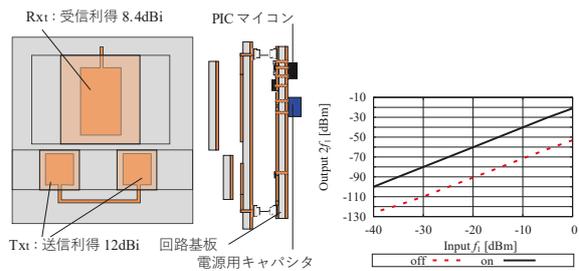


Fig.2 Composition of tag

Fig.3 ON-OFF Characteristic of tag Circuit

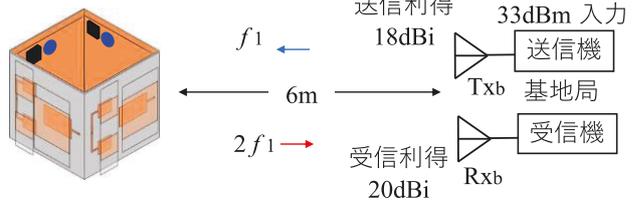
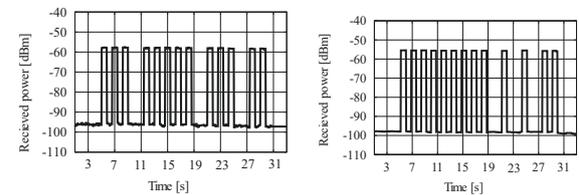


Fig.4 Composition of propagation experiment



(a)One radiation surface (b)The another radiation surface

Fig.5 Wave form of carrier transmitted from harmonic tag

参考文献

[1] 内山 他、2023 電子情報通信学会ソ大、B-1-121

4.1.4 周波数走査型パッシブ無線センサタグに関する研究

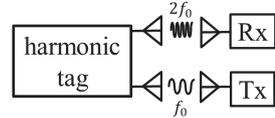
芹澤 伊織

久我 宣裕

横浜国立大学大学院
理工学府

研究背景

・遠方での物理量モニタリング可能なパッシブRFIDタグが求められている
 ハーモニックタグ（後方散乱波として高調波を使用）：バッテリーレスでの応答やクラッタ耐性などの利点

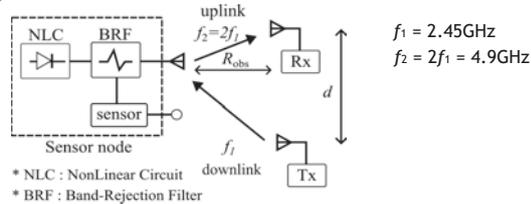


先行研究 ・センサ電圧情報を2次高調波の周波数特性に変調するパッシブハーモニックタグ
 ・デジタル変調ユニットを組み込んだパッシブタグ

基本波受信と高調波送信に複数の独立したパッチアンテナ使用 → 単一アンテナのタグに適用する際、大型のデュプレクサが必要

本研究 単一の広帯域アンテナと制御回路を一体化させ、センサ電圧を広帯域な周波数特性として変調するパッシブハーモニックタグの提案

提案システム概要

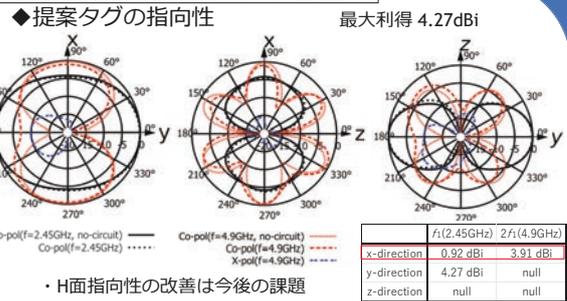


センサノード:
 アンテナと、センシング情報を電圧として出力するセンサにより構成

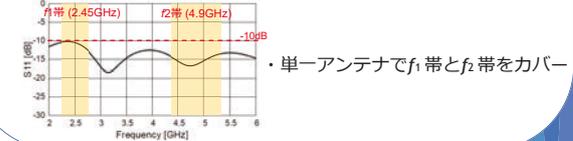
- (1) 送信電力（ダウンリンク信号）： f_1 帯で周波数掃引
- (2) センサ出力電圧によって f_1 帯で変調される周波数応答を持つ帯域阻止フィルタ BRF を通過
- (3) 非線形回路 NLC によって、周波数 f_1 帯の信号を $f_2 = 2f_1$ 帯の信号に変換
- (4) 受信電力（アップリンク信号）： $2f_1$ 帯の周波数特性を取得

➡ **校正:** 受信電力が一定になるように送信電力を調整し、送信 f_1 帯の周波数特性からセンサ電圧検出

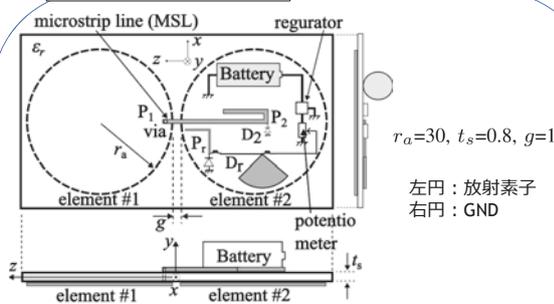
提案タグとアンテナの特性



◆円板ダイポールアンテナの反射特性



提案タグの構成



アンテナ: 広帯域な入力特性を持つ円板ダイポール

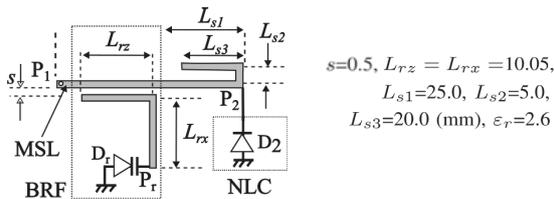
制御回路:

- ・100Ω 主線路 MSL
- ・ショットキーダイオードにより2次高調波を生成する非線形回路 NLC
- ・バラクタダイオードを用いた帯域阻止フィルタ BRF
- ・スタブやチョークインダクタを用いたDCバイアス回路

によって構成
 制御回路は誘電体基板上に印刷された円板ダイポールアンテナの裏面に構成

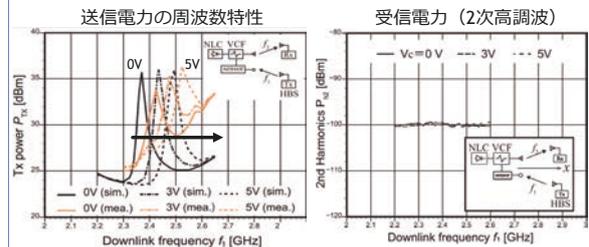
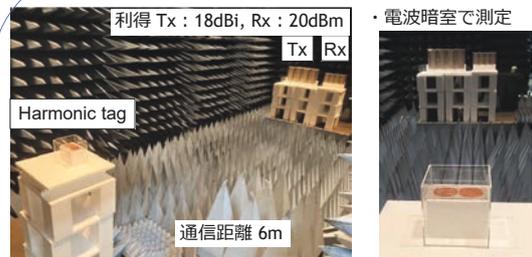
センサからの出力電圧:

乾電池、電圧レギュレータ、可変抵抗器を用いて模擬
 → 実際のセンサ搭載は今後の課題



- ・主線路に対する共振器
 - × 直接接続 → 整合状態の劣化、Q値低下
 - 弱結合 → フィルタQ値向上
- ・ L_{s1}, L_{s2}, L_{s3} の調整により変換効率の向上

電圧検出用の校正実験



- ・2.3-2.65GHzで-100dBmの受信電力が得られるように送信電力を調整
- ・通過しない周波数、すなわち送信電力が最大となる周波数からセンサ電圧検出が可能
- ・シミュレーションと同様、センサ電圧増加に伴いピーク周波数も高域にシフト

まとめ

- 単一アンテナと回路を一体化させた広帯域で動作するハーモニックタグの提案
- 実験とシミュレーションによる有効性評価
- 今後の課題
 - ・タグに実際のセンサ搭載
 - ・H面指向性の改善

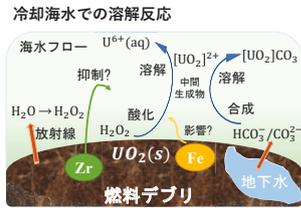
4.1.5 マイクロデバイスによる模擬燃料デブリ溶解メカニズムに関する研究

(¹TokyoTech, School of Mater. Chem. Technol., ²TokyoTech, Zero-Carbon Energy) XU Tongyu¹, Naokazu Idota², and Takehiko Tsukahara^{1,2}

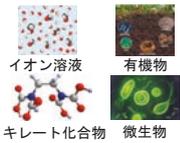
背景：福島第一原発燃料デブリの現状

燃料デブリの成分、変性と溶解

- 主な成分
 - 核燃料 → U oxide
 - 燃料被覆管 → Zr etc.
 - 圧力容器 → Fe etc.
 - コンクリートベース → Si, Ca
- 冷却海水での溶解反応
- 長期にわたる劣化と発熱
- 長期変性



燃料デブリの複雑な成分と不安定な反応状況が取り出し困難の主因となる



本研究の目的

バッチおよびマイクロナノ流体システムを使用して、さまざまな要因による模擬燃料デブリからウランの溶解速度論とメカニズムを解明する。

当グループでは、分離分析から検出まで様々なマイクロ化学デバイスの応用を実現した。

燃料デブリの表面状態は不規則かつ動的であるため、表面反応は複雑
 ▶ 動的な固液系でマイクロ流体方法を試す

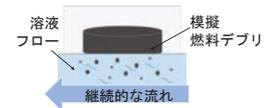
バッチ溶解実験



模擬燃料デブリ表面状態変化

SEM, XRD, Raman による表面構造、結晶構造、物質構成変化の検出

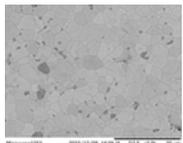
マイクロデバイスの開発とマイクロ溶解実験



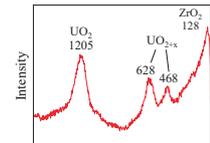
実験：デバイスの作成と模擬溶解条件

模擬燃料デブリ

(U_{0.7}Zr_{0.3})O₂ モル比 U:Zr = 7:3
 φ10×5mm 円筒形ペレット



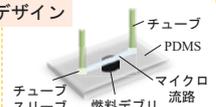
(U_{0.7}Zr_{0.3})O₂ 表面画像 (SEM)



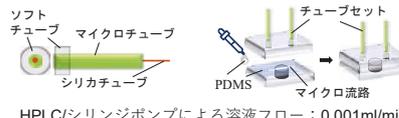
(U_{0.7}Zr_{0.3})O₂ ラマンスペクトル

マイクロデバイス

デザイン



- 本体：PDMS
- 流路：ポリイミドフィルムテープサイズ：0.069mm×20mm×5mm



HPLC/シリンジポンプによる溶液フロー：0.001ml/min

溶液条件

- Pure Water
- HNO₃：0.01M
- Deferoxamine-B：1×10⁻⁴M
- H₂O₂：1.5×10⁻⁴M (冷却水と同じ)
- 3×10⁻⁴M；6×10⁻⁴M；1.2×10⁻³M (マイクロ溶解のみ)

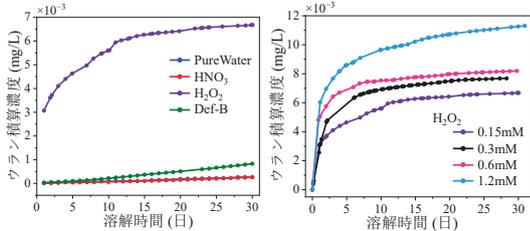
バッチデバイス



溶液合計100ml

結果と議論：ウランの溶解挙動

ウラン溶解度 (マイクロ溶解)



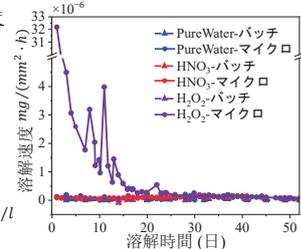
ウラン溶解度：H₂O₂>Deferoxamine-B>HNO₃>PureWater
 H₂O₂溶液濃度増やすとウラン溶解度が上がる

溶解動力学 (バッチ VS マイクロ)

接触面積当たりウランの溶解速度

バッチ溶解： $R = \frac{\Delta m}{t \cdot S}$
 マイクロ溶解： $R = \frac{r \cdot c}{S}$

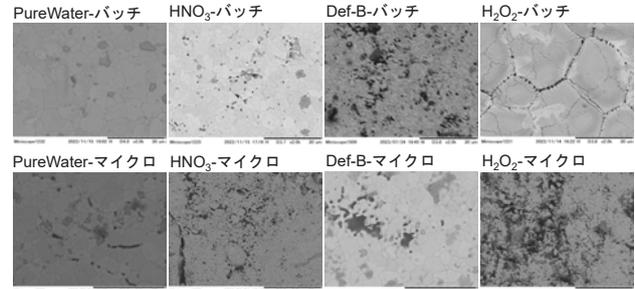
- R：溶解速度 mg/(mm²・h)
- Δm：溶解したウラン重さ mg
- t：溶解時間 日
- r：溶液流速 ml/min
- c：ICP-MSによるウラン濃度 mg/l
- S：接触面積 mm²



マイクロ溶解速度がバッチ溶解より高い
 マイクロ溶解で最初の頃に急速なウラン溶解が見られる

溶解後模擬燃料デブリ表面変化

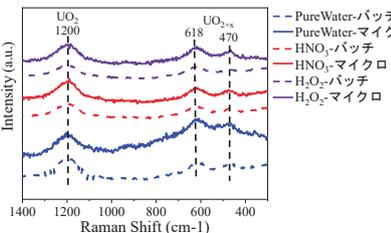
SEM画像



ウラン溶解度が増えたと表面破壊も拡大する
 特にマイクロ溶解では、穴状表面破壊が見られる

マイクロナノ粒子生成する可能性がある

ラマンスペクトル



ペレット表面に物質変化が検出なし

ゼータ電位計のレーザー顕微鏡によるコロイド粒子の観測

1.2mM H₂O₂溶液マイクロ溶解サンプル
 平均ゼータ電位：-14.67mV



コロイド粒子の存在が見られる

結論

模擬燃料デブリ(U_{0.7}Zr_{0.3})O₂からさまざまな溶液へのウランの溶解挙動を、バッチおよびマイクロ流体方法の両方を通じて解明した。

- マイクロ流体方法と組み合わせた動的溶解研究ツール（固液システムマイクロデバイス）を開発した
- さまざまな溶液条件下で模擬燃料デブリの溶解挙動と表面変化を解明した
- 溶解動力学を評価し、バッチ溶解とマイクロ流体溶解に異なるウラン溶解メカニズムを議論した

Zrなど金属元素がウランの溶解に対する影響；溶解プロセス表面反応モデルの開発が今後の課題となる

4.1.6 FPGAに実装する耐放射線 A I

DING HAITAO, 渡邊 実, 渡邊 誠也
 岡山大学 環境生命自然科学研究科

研究背景

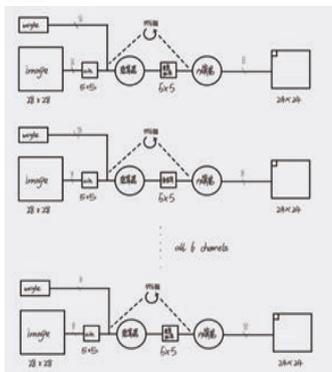
福島第一原子力発電所の原子炉は、2011年の津波災害で全電源を喪失し、最終的にメルトダウンした。福島第一原発の原子炉や溶融した核燃料周辺の放射線量は、現在の推定で毎時1,000Svを超えていると考えられており、このような環境では、人は30秒以内に致死量の放射線を受けることになる。そのため、福島第一原発の廃炉作業では、放射線に強いロボットを使う必要がある。

こうした放射線に強いロボットが作業を行う際、より自律的で正確な作業を行うためには、カメラで撮影した画像をリアルタイムで画像認識する必要が生じる。しかし、このような高放射線環境では、画像認識に用いる集積回路が短命となる。そこで、トータルドーズ耐性を高めたAIの研究を進めている。多重化実装を用いることで、集積回路のトータルドーズ耐性を改善する。

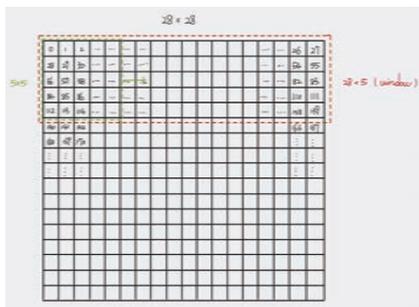
ニューラルネットワークをFPGAに実装

畳み込みニューラルネットワークは画像の認識に適している。本研究ではFPGA上に畳み込みニューラルネットワークを実装した（将来的には耐放射線性能の高い光再構成型ゲートアレイに置き換える予定である）。畳み込みニューラルネットワークの計算は比較的単純で、主に乗算と加算により実現できる。そのため、画像データの処理方法や画像、重みなどのデータが計算を開始する際には、それらが時系列に沿って正確に計算されるようにすればよい。

1、畳み込み層のハードウェア設計（6チャンネル）



2、スライディングウィンドモジュール（入力画像の処理）

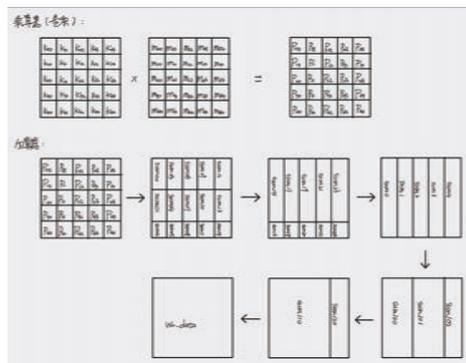


畳み込み演算を実行する場合、畳み込みカーネルが画像全体を走査して順次畳み込み演算を実行できるように、画像を複数の畳み込みカーネルサイズに分割する必要がある。こ

れは一般的に、スライディングウィンドウモジュールを用いて行われる。

入力画像のサイズが28*28、畳み込みカーネルサイズが5*5であるとすると、上図に示すように、畳み込みの開始時には、28*5=140個の画像画素データ、すなわち5行分の画像画素データがメモリにキャッシュされ、この140個の画像画素データのうち、最初の5列分のデータが畳み込みカーネルによる最初の畳み込み演算のために選択される。処理が進むと、新しい1列の画像画素データを5*5ウィンドウにロードし、左端の1列の画像画素データを削除し、畳み込みカーネルによる畳み込み演算を実行する。この操作により、畳み込みカーネルが画像全体を走査して畳み込みの効果を得られる。

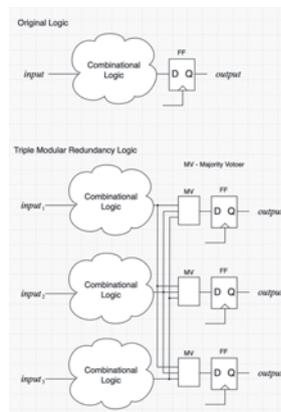
3、畳み込み演算



FPGAのハードウェア回路では、畳み込み演算は加算器と乗算器を通して実装される。上図に示すように、畳み込み演算は、5*5のサイズの畳み込みカーネルを画像画素データと畳み込みをして、各畳み込み演算の結果を得る。この順序で順次実行されていく。

多数決回路（三重化回路）

多数決回路は、複数の入力信号を受け取り、その中で最も多くの信号を判定するための回路である。これに基づいてエラー訂正することができる。本ニューラルネットワークにはこの3重化回路実装を適用する予定である。



今後の課題

本研究では、畳み込み層のハードウェア実装まで行った。次のステップはプーリング層と全結合層のハードウェア回路を設計し、FPGA上で完全な畳み込みニューラルネットワークを実現することである。

4. 学生発表（ポスター）

4.2 グループ 2

This is a blank page.

背景・目的

核分裂生成物(FP)の有効利用



白金族合金が析出
Mo · Ru · Rh · Pd

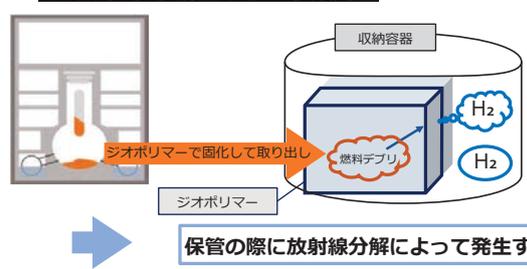
使用済燃料

- ・非放射性のものは触媒としても使われる
- ・硝酸に溶けにくい(再処理の工程で扱うのが厄介)

再処理の工程で処分される
白金族合金を再利用できないか?

✓ 白金族合金を水素吸蔵合金・触媒として使用

燃料デブリ収納缶からの水素発生



①燃料デブリから放射線が発生
②ジオポリマーの放射線分解により水素が発生
→内圧の上昇や水素爆発の危険

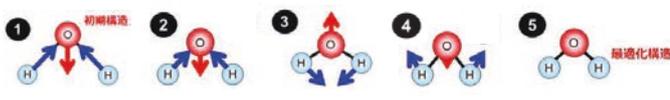
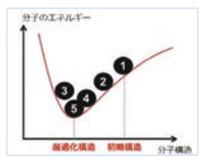
保管の際に放射線分解によって発生する水素を抑制したい

目的：白金族合金の触媒機能評価

結果・考察

第一原理計算を用いた構造最適化

各原子に働く力の方向に原子の位置を変化させる
→最適な構造が得られる

計算の妥当性評価

第一原理計算 ↔ 格子定数を比較 ↔ 模擬合金

①Mo-Ruの格子定数を第一原理計算で算出
②同じ組成の模擬合金の格子定数(XRDで測定)と比較

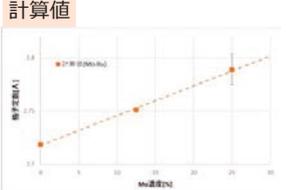
水素吸蔵能力評価

水素添加前後でのエネルギー差(生成エンタルピー)を評価

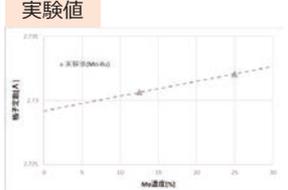
- ・ Ru及びPdの水素吸蔵能力の比較
- ・ 計算前後での結晶構造の比較

Mo濃度に対する格子定数の変化

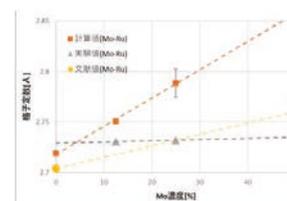
計算値



実験値



どちらも濃度に比例して格子定数が大きくなった
→白金族合金系での計算が適切に行えている



Mo濃度の増加につれて計算値と実験値のずれが大きくなっている
セルを大きく・k点の探索など、計算条件の高度化が必要

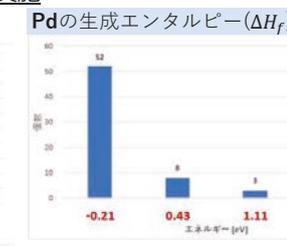
Ru及びPd中のランダムな格子点上(64点)にそれぞれ水素を添加し計算を実施

Ruの生成エンタルピー(ΔH_f)



ΔH_f > 0
→自発的に反応が起きにくい

Pdの生成エンタルピー(ΔH_f)



ΔH_f < 0
→自発的に反応が起きやすい

構造最適化前後の結晶構造の比較

計算前 → 計算後

結晶構造が歪んでいる
→現実では起こりえない

まとめ

- ・ 計算の妥当性評価
→Mo濃度の増加に比例して格子定数が増加するという実験値と同様の傾向は示したが、値には違いがみられた
- ・ 水素吸蔵能力評価
→Ruは水素吸蔵能力が低く、Pdは高いという実際の傾向と等しい結果
→第一原理計算において、目標とする系での合金設計が行える見通し

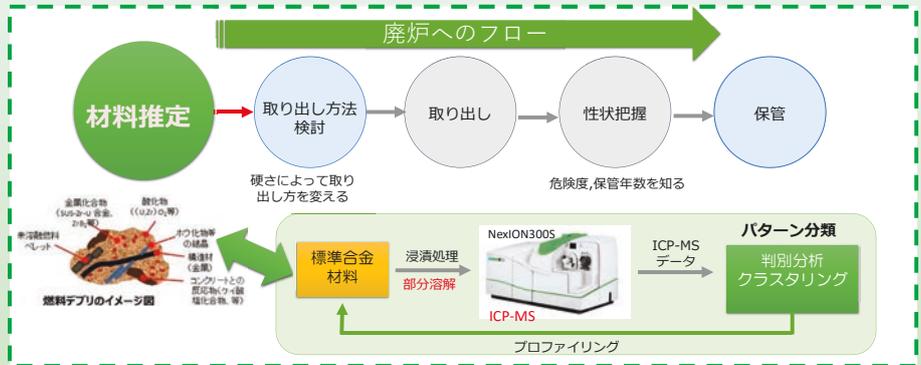
今後の展望

- 計算の妥当性評価
模擬合金との比較・計算条件の高度化
- 触媒機能評価・メカニズムの解明
4元系での計算・phonopyで温度を考慮・界面の再現
- 核燃料サイクルの活性化
FPの有効利用先を見つけることで核燃料サイクルを活性化
水素吸蔵合金としての利用

参考文献 [1] Kleykamp H., J. Less-Common Met. 136(1988)271-275

4.2.2 金属系燃料デブリの材料推定に関する基礎的研究 — 部分溶出した金属イオンのICP-MS分析とパターン分類 —

十文字快* 嘉山馨菜* 勝又風雅* 丹治珠緒* 古川真*⁺ 高貝慶隆* 藤本勝成*
* 福島大学, + PerkinElmer Japan GK



検索

デブリの周りの液体を調べて材料推定できないかな？

模擬デブリ使って、試してみようか

周りの液性で、溶け出してくるもの変わるんじゃない？

標準試料作って、いろんな液性に漬けてみるね

。。。で、ICP-MS使って、何が溶け出したか調べてみるわ

なんか、分かった？

周りの液性で、溶け出してくるもの変わってくるみたい

やっぱりね

アルカリ液性なら、逆に、溶け出したものから、液性も特定できたよ

どうやって？

ICP-MSのデータをPLS・LDAって方法で、次元削減したら、液性や材料ごとにデータが分かれてくれたの

グループ分けできそう？

アルカリ液性なら、良いクラスタリング手法が見つかったよ

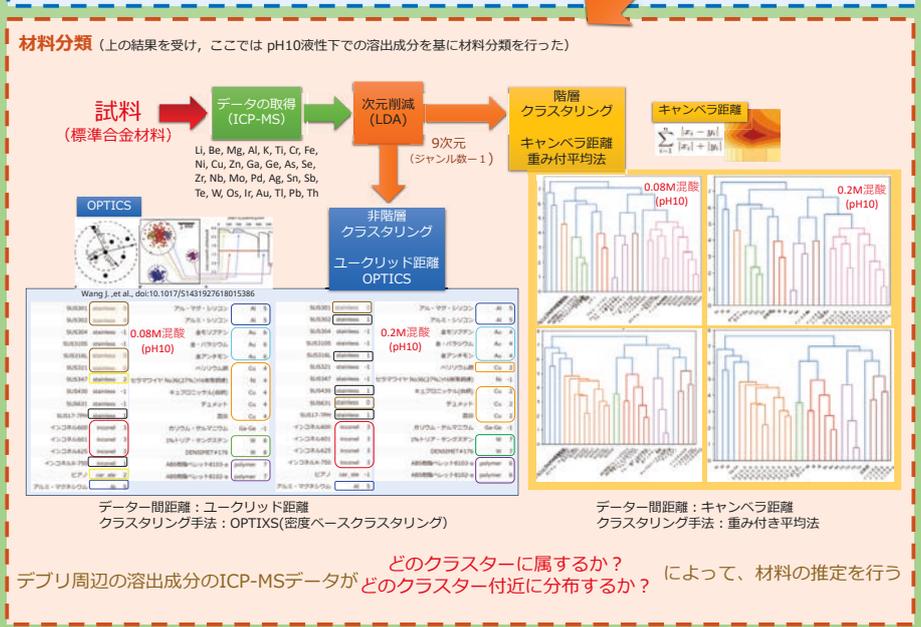
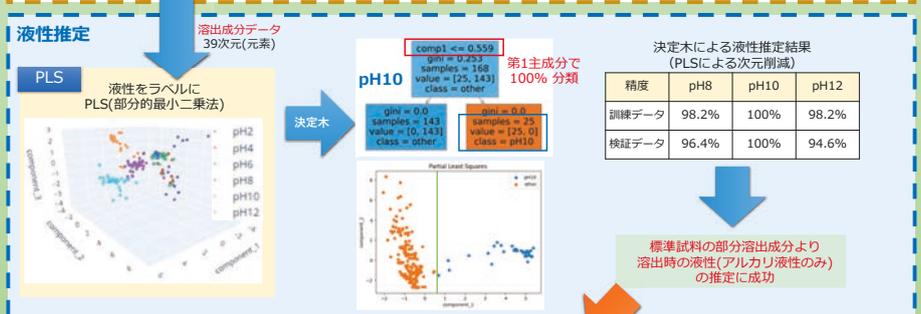
なにに？

階層クラスタリングなら、キャンベラ距離を使った重み付き平均法

非階層クラスタリングなら、OPTICSが良いみたい。

どのグループに近いかで、材料の推定するのね

うん



どのクラスターに属するか？
デブリ周辺の溶出成分のICP-MSデータがどのクラスター付近に分布するか？
によって、材料の推定を行う

4.2.3 デブリサンプリングデータから作成された凝固経路図の実験的検証

福井大学 宇塾研究室 秋元佑介

【背景】

- 福島第一原子力発電所では、PCV内部調査の際にデブリサンプルが採取され、JAEAにおいて分析が行われた。
- 得られたサンプルの分析データを基に試験を行い、各サンプルが経験してきた化学状態などを明らかにするBackward analysis研究が現在進められている。

表1 デブリサンプルの金属元素比と結晶構造^[1]

Sample No.	Mole ratio of metallic components (wt%)			Identified phase by TEM	
	U	Zr	Fe	Phase	Structure (Monoclinic / a, b, c)
U1No.1	47.6	8.7	25.6	U _{0.72} Zr _{0.27} Fe _{0.01} O _{2±x}	Orthorhombic
	45.3	2.9	31.9	U _{0.72} Zr _{0.27} Fe _{0.01} O _{2±x}	Orthorhombic
	47.1	0.7	36.1	U _{0.72} Zr _{0.27} Fe _{0.01} O _{2±x}	Orthorhombic
	28.5	7.7	74.2	U _{0.72} Zr _{0.27} Fe _{0.01} O _{2±x}	Orthorhombic
U1No.2	25.7	47.7	25.7	U _{0.72} Zr _{0.27} Fe _{0.01} O _{2±x}	Orthorhombic
	32.4	22.4	25.8	U _{0.72} Zr _{0.27} Fe _{0.01} O _{2±x}	Orthorhombic
	38.8	37.4	11.8	U _{0.72} Zr _{0.27} Fe _{0.01} O _{2±x}	Orthorhombic
	68.5	22.8	11.8	U _{0.72} Zr _{0.27} Fe _{0.01} O _{2±x}	Orthorhombic
U1No.3	25.8	48.9	25.3	U _{0.72} Zr _{0.27} Fe _{0.01} O _{2±x}	Orthorhombic
	88.4	3.8	9.1	U _{0.72} Zr _{0.27} Fe _{0.01} O _{2±x}	Orthorhombic
	25.8	48.9	25.3	U _{0.72} Zr _{0.27} Fe _{0.01} O _{2±x}	Orthorhombic
	11.5	87.8	0.7	U _{0.72} Zr _{0.27} Fe _{0.01} O _{2±x}	Orthorhombic



①:Spinel
②:Spinel
③:Spinel
④:α-Zr(O) and Tetragonal
図1 U1-No.15サンプル(D/W泥状)のTEM分析結果^[1]

- JAEAでは、デブリサンプルやデブリ本体の凝固過程を調べるため、熱力学計算により擬二元系状態図が作成され、MFO(酸素モル分率)毎の凝固経路図に整理された。

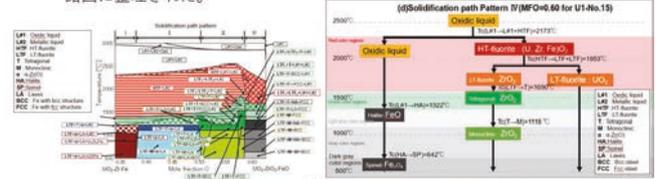


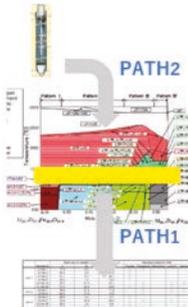
図2 U1-No.15サンプル 擬二元状態図^[1] 図3 U1-No.15サンプル 凝固経路図^[1]

【目的】

- デブリサンプリングデータを基にした模擬試験
- デブリ凝固経路図の評価
 - 凝固生成物の組成の冷却速度依存性

【実験方法】

装置および実験方法の制約から、炉内状況を再現した実験は行うことができない。



【PATH1】

-MFOを固定した混合粉末ペレットの熱処理試験とSEM-EDS,XRD分析により、凝固経路図と冷却速度依存性の検証を行う。

【PATH2】

-UO₂ペレットとZryとSUS塊状試料を接触させた状態から熱処理試験を開始し、冷却後にPATH1試験での生成物と同様の物質が生成したかを確認する。

【PATH1】

表2 PATH1試験 粉末ペレットの混合比

UO ₂ [wt%]	ZrO ₂ [wt%]	FeO[wt%]
54.4	24.3	21.3

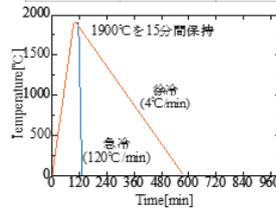


図4 PATH1試験 加熱条件

【PATH2】

- Arガス雰囲気かつ最高温度は2000°Cが限界。
- 高温を保てないので、PATH2は繰り返しを行う

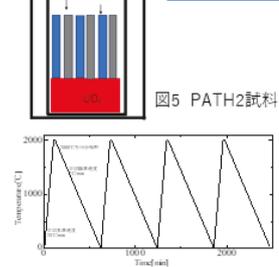


図5 PATH2試験セット 図6 PATH2試験 加熱条件

【PATH1】

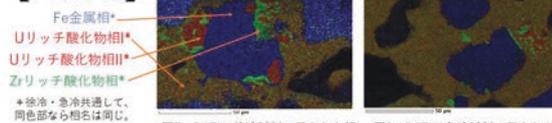


図7 PATH1徐冷試料で見られた相 図8 PATH1急冷試料で見られた相

表3 各相のEDS点分析結果

	徐冷	急冷
Uリッチ酸化物相I	(U _{0.72} Zr _{0.27} Fe _{0.01})O _{2±x}	(U _{0.72} Zr _{0.27} Fe _{0.01})O _{2±x}
Uリッチ酸化物相II	(U _{0.88} Zr _{0.10} Fe _{0.02})O _{2±x}	(U _{0.90} Zr _{0.08} Fe _{0.02})O _{2±x}
Zrリッチ酸化物相	(Zr _{0.65} U _{0.33} Fe _{0.02})O _{2±x}	(Zr _{0.63} U _{0.35} Fe _{0.02})O _{2±x}

<PATH1結果> U1-No.15 MFO=0.60凝固経路図上のSpinel以外の物質は全て確認された。相組成の冷却速度依存性は見られず、それぞれの試料に析出した物質は同様の化学状態を辿って凝固していることが分かった。

<PATH2結果> PATH2試験では、MFO=0.35~0.60全領域の凝固経路図で示されている物質(Spinel以外)が試料中の各所で確認された。また、出発物質のZryは、熱処理後に酸化物相として析出していた。また、加熱繰り返し回数による影響は以下のように現れた。

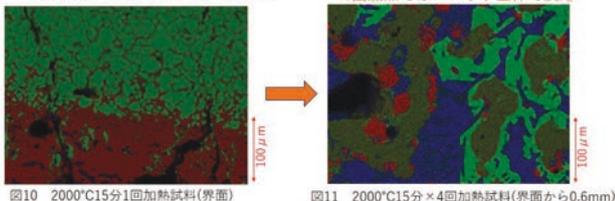


図10 2000°C15分1回加熱試料(界面) 図11 2000°C15分×4回加熱試料(界面から0.6mm)
昇降降温過程を繰り返すことにより、熱応力でUO₂の粒界が割れ、そこを通じて溶融したZrやFeが侵入したと考えられる。

【PATH2】

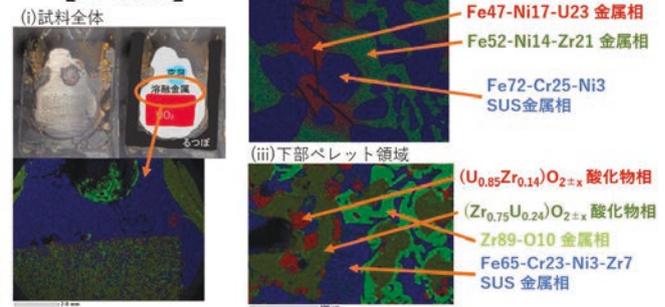


図9(ii)(iii) 各部の元素マップ図と点分析結果

【考察】

- PATH1試験で冷却速度依存性が見られなかったこと
- PATH2試験では各所で様々な物質がみられたこと
- PATH1試験では、Uリッチ酸化物相中のFe濃度が数%程度だったこと
- 実際のデブリの相組成に影響を及ぼすパラメータとして、冷却速度以外の、雰囲気中酸素濃度や事故時最高温度がデブリ形成を逆推定する上で手がかりになる可能性が高い。(U,Zr,Fe)O₂相へのFe固溶は2000°C以上の高温を長時間保持した場合活発に起こると予想。

- PATH2試験でZryがUを含む固溶体酸化物になっていたこと
- 金属によって還元されたUは(Zr,U)O₂相に取り込まれたか、拡散して上部溶融金属にて合金となった可能性が結果から考えられる。また、この反応が2000°Cでも起こることから分かったことで、1Fでも同様の物質が見つかることが予想される。

- PATH2試験で加熱を繰り返すことでUO₂ペレット全体で反応
- 事故時の冷却水注入によって同様の現象が発生し、早期に反応しきった可能性

Reference

[1] Hiroshi Ohgi, Yuji Nagae, Masaki Kurata "Thermodynamic Evaluation on Solidification Path for U-Zr-Fe-O corium" FDR2022-1066

4.2.4 Fundamental Study on Chromatographic Separation Behavior of Minor Actinides and Lanthanides using TODGA Resin in Low Concentration Nitric Acid

Andri Rahma Putra¹, Hiroyuki Kazama², Chikage Abe³, Tatsuya Suzuki¹, Nagaoka

University of Technology, Nagaoka
²Japan Atomic Energy Agency, Oarai
³Tohoku University, Oarai

① – INTRODUCTION

NUCLEAR SPENT FUEL

U, Pu, Th, Am, Cm, Ln, FPs

MASS SPECTROSCOPY

Removing isobaric interferences
↓
Mutual separation is important

② – EXPERIMENTAL METHOD

Chromatography

- Feed: Am, Cm, Ln
- Resin: TODGA

Eluting agent: HNO₃

Fraction: 1 ml

Flowrate: 0.5 ml/min.

γ-ray spectrometer

- Detection of Am
- Short-time needed

ICP-MS

- Detection of element
- Detection of isotope
- Various information

③ – RESEARCH GOALS

- Understand the separation behavior of MA/Ln in a low concentration nitric acid
- Able to perform a complete separation of Am/Cm in a low concentration nitric acid
- Optimization of separation system for Am and Cm in a low concentration nitric acid by modifying the TODGA resin

④ – RESEARCH CURRENT PROGRESS

ADSORPTION BEHAVIOR

Previous research data as a literature^(c)

- Feed contains Am, Cm, Ln
- K_d values are high even in 0.5 mol/L HNO₃
- High K_d indicates strong adsorption of TODGA towards target elements
- Lower K_d is needed to ensure elution of target metals

With similar method, the concentration is reduced down to 0.001 mol/L HNO₃

- K_d can be brought down to around 100 ml/g
- Reducing the concentration would not affect much the K_d
- Based on the data, separation of MA/Ln is possible in 0.001 mol/L HNO₃

Continue to column test in 0.001 mol/L HNO₃

CHROMATOGRAPHY

- Column chromatography
- Fraction about 0.5 ml
- Flowrate about 1.0 ml/min.

Am is confirmed quickly using γ-ray spectrometer

- Am eluted out early due to low volume resin
- Next step is ICP-MS analysis to confirm other target metals

⑤ – CONCLUSION

- TODGA resin has high adsorption rate towards minor actinides and lanthanides in vast concentration of nitric acid
- As low as 0.001 mol/L HNO₃, the distribution coefficient of target element is around 100 ml/g
- By considering the experiment setup and condition, the separation of Am, Cm, Ln seems possible in low concentration nitric acid

⑥ – NEXT PLAN

- Confirm the separation experiment using ICP-MS
- Optimization of the separation system in low nitric acid
- Modification of TODGA resin to improve separation result

⑦ – ACKNOWLEDGMENT

This work was supported by the Nuclear Energy Science & Technology and Human Resource Development Project (through concentrating wisdom) from the Japan Atomic Energy Agency/ Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science.



4.2.5 ICP-MS分析のための ピロリドン樹脂を用いたアクチノイド分離



○和田一真¹, 風間 裕行², 鈴木達也¹, 出光一哉³, 小無健司³

1. 長岡技術科学大学大学院, 2. 日本原子力研究開発機構, 3. 東北大学 金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センター

Introduction

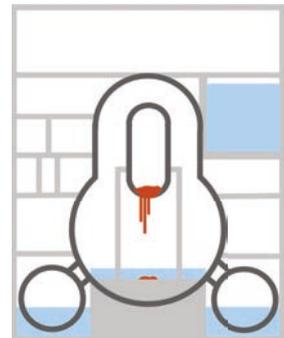
- 燃料デブリの安全な取り出し、保管・処分のために分析が不可欠
- 燃料デブリ中の核種を効率的に分析する手法の確立が重要

中でもアクチノイド元素の量や同位体比が重要



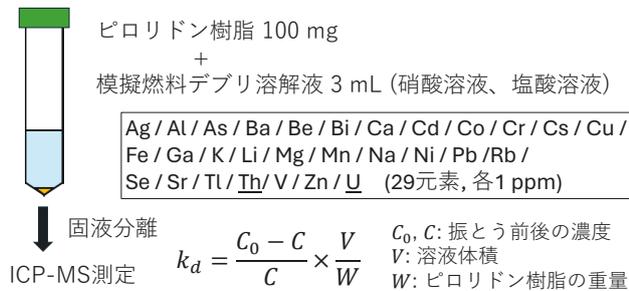
高精度かつ効率的な分析手法としてICP-MS/MSによる分析
 →しかしながら、ICP-MSでの分析には同体重体干渉除去技術が求められている

ICP-MS前処理としてアクチノイド分離プロセスに係る検討を行う

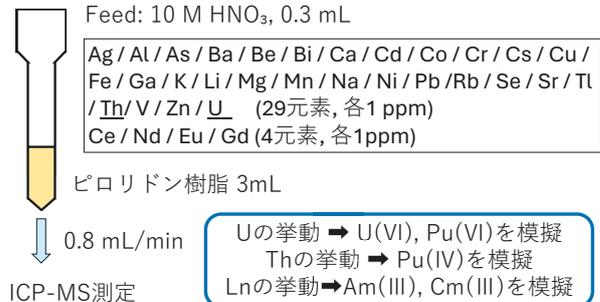


Experimental

□ バッチでの吸着特性の確認

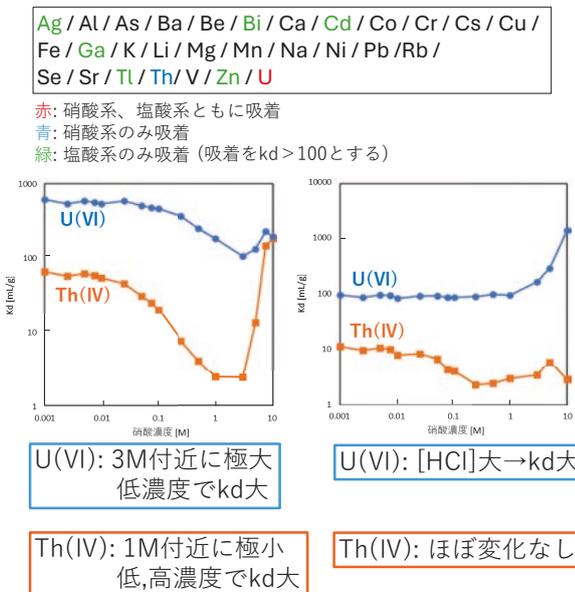


□ カラムによる分離試験

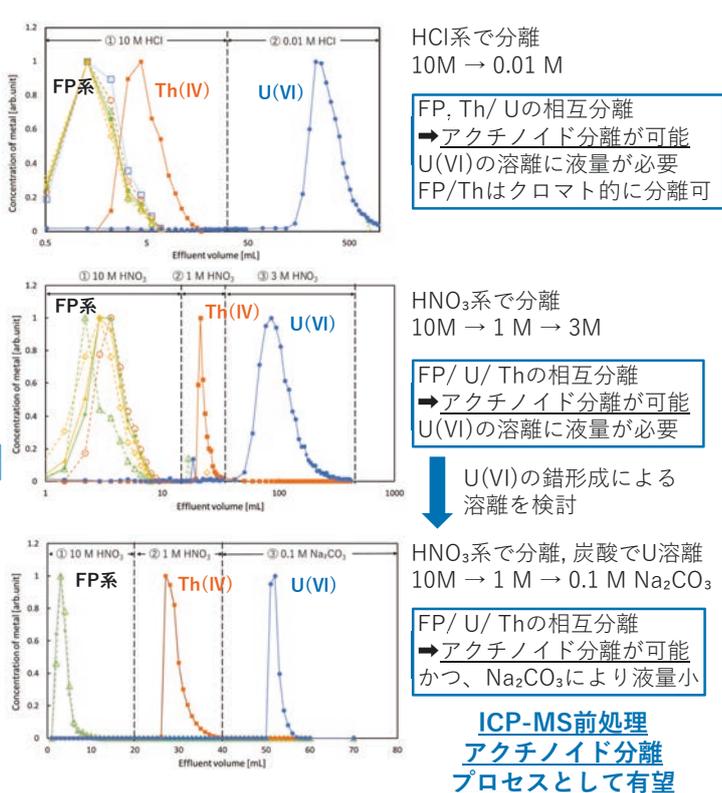


Result and discussion

□ バッチでの吸着特性の確認



□ カラムによる分離試験



Future work

- Pu, Am, Cmの挙動を確認するためのホット試験
- 照射済燃料溶液を使用した実規模ホット試験

本研究は、JAEA英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業の助成を受けたものです。

**ICP-MS前処理
アクチノイド分離
プロセスとして有望**

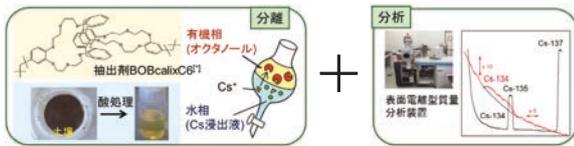
4.2.6 深共晶溶媒を用いる新規セシウム分離回収法の開発と性能評価

NDEC-9

* 銭 欣逸¹・塚原 剛彦¹・井戸田 直和¹
¹東工大

背景：セシウム分離分析における現状と課題

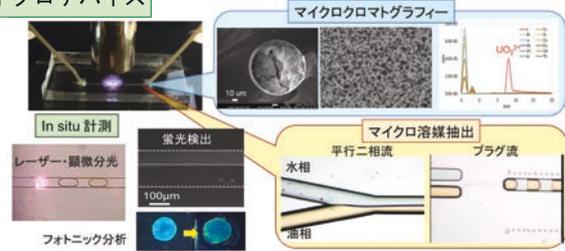
- 原子力施設の廃止措置確認において¹³⁵Cs/¹³⁷Cs同位体比が重要な評価指標
- 放射性Csの起源により¹³⁵Cs/¹³⁷Cs同位体比が異なる
- ¹³⁵Cs/¹³⁷Cs分析には質量分析法が有効な手段だが、試料中(特に土壌)のマトリクス元素(Ba, Mo等)がCsの分離効率や分析精度に悪影響
- 当研究チームでは、土壌試料からのCs選択的分離法による¹³⁵Cs/¹³⁷Cs分析を実証 [J. Radioanal. Nucl. Chem., (2021), J. Nucl. Sci. Technol., (2021)等]



[¹] Calix[4]arene-bis[1-octylbenzo-18-crown-6]

- 課題： (1) 長時間・多段の分離操作による作業負担
 (2) 有機溶媒による爆発・火災リスク及び環境・人体への影響

マイクロデバイス



[J. Appl. Phys. (2022), ACS Earth Space Chem. (2021), Langmuir (2020), Microfluid. Nanofluid. (2013), 英知事案 等]

バルクではできない高速・高効率な核種分離分析と、二次廃棄物の減容化を実証

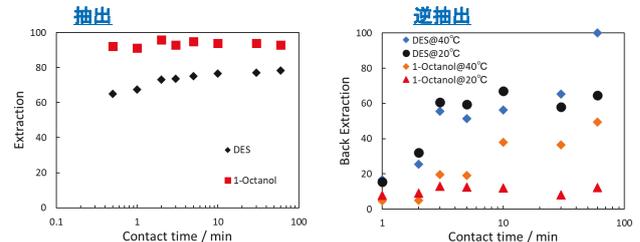
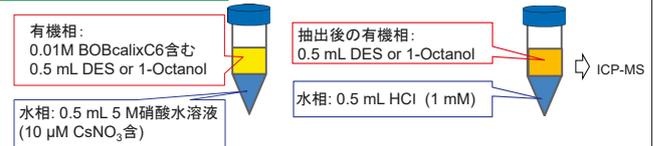
- 簡便な連続分離操作を行うにはマイクロプラグ流抽出が有効
 → 油水の界面張力が大きい溶媒ほど、安定かつ効率的な油水プラグ流操作が可能

深共晶溶媒

- 水素結合アクセプター性の化合物(HBA: Hydrogen-bonding acceptor)と水素結合ドナー性の化合物(HBD: Hydrogen-bonding donor)とを、ある一定の割合で混ぜることで『室温で液体』になる化合物
- 蒸気圧が低く難燃性・高安定性で、環境親和性が高い

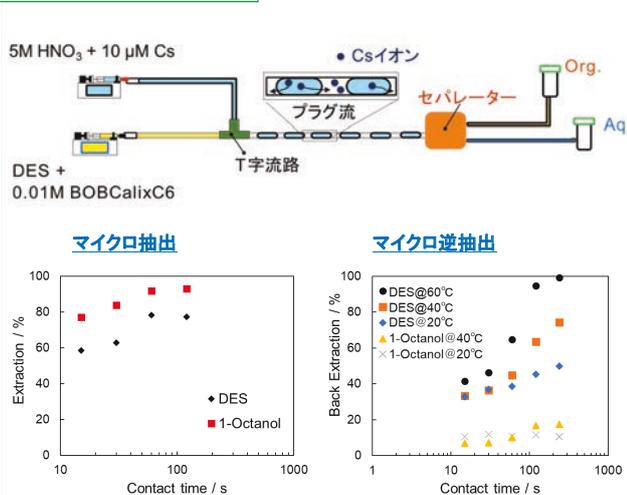


バルク抽出及び逆抽出



- DESの抽出率は1-Octanolより低いが、逆抽出ではDESが100%に達した
- DESは繰り返し利用を可能とする溶媒

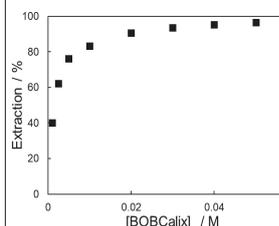
マイクロ抽出及び逆抽出



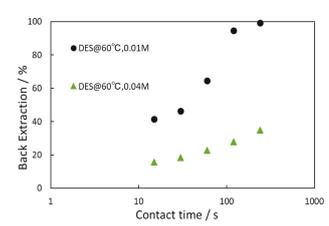
- DESを利用したマイクロ抽出・逆抽出はバルクよりも10倍高速
- 60°Cの時にDESは4分で逆抽出率100%

抽出剤濃度依存性

異なる抽出剤濃度での抽出



異なる抽出剤濃度での逆抽出



- 抽出率は抽出剤濃度の増加とともに上昇し、抽出剤濃度0.04Mの時に95%に達した
- 抽出濃度0.04Mの時に、逆抽出率はわずか35%

結論と今後の予定

- メントールとウンデカン酸からなるDESを作製し、Cs抽出溶媒として適用できることを実証した
- DESは有機溶媒に比べて極めて高い逆抽出特性を示すことから、繰り返し利用が可能な溶媒であることが示唆された
- DESをマイクロプラグ流抽出に適用することで、バルクより10倍高速な抽出が可能となった
- 高抽出剤濃度での逆抽出の最適化する必要がある

5. NDEC-9 実行委員会名簿

委員長	鈴木 俊一	(東京大学)
副委員長	宇埜 正美	(福井大学)
委員	小峯 秀雄	(早稲田大学)
	山口 克彦	(福島大学)
	高貝 慶隆	(福島大学)
	高橋 隆行	(福島大学)
	藤本 勝成	(福島大学)
	岡本 孝司	(東京大学)
	浅間 一	(東京大学)
	小原 徹	(東京工業大学)
	小林 能直	(東京工業大学)
	渡邊 豊	(東北大学)
	堂崎 浩二	(東北大学)
	新堀 雄一	(東北大学)
	永井 康介	(東北大学)
	小無 健司	(東北大学)
	鈴木 茂和	(福島高専)
	川崎 大介	(福井大学)
	中村 隆之	(原子力損害賠償・廃炉等支援機構)
	小野 喬	(原子力安全研究協会)
	佐藤 勇	(東京都市大学)
	成瀬 継太郎	(会津大学)
	茶谷 恵治	(日本原子力研究開発機構)
	鷲谷 忠博	(日本原子力研究開発機構)
事務局	黒木 亮一郎	(日本原子力研究開発機構)
	田川 明広	(日本原子力研究開発機構)
	伊藤 倫太郎	(日本原子力研究開発機構)
	宇佐美 博士	(日本原子力研究開発機構)

This is a blank page.

