

核 燃 料

2024 年 6 月発行

No.59-2 (通巻)

目 次

I. 巻頭言

核燃料分野での若い力とは何か
..... 佐藤勇 (東京都市大) 1

II. 企画セッション

日本原子力学会 2024 年春の年会 企画セッション報告
事故耐性燃料 (ATF) 開発と水化学の取り組み
..... 川本洋右 (四国電力) 2

III. 特別寄稿

24 年春の部会賞 (学会講演賞) 受賞者による受賞の感想および研究内容紹介
..... 孫一帆 (京大) 4
2023 年度核燃料部会賞 (奨励賞) を受賞して
..... 坂口知聡 (日本核燃料開発) 5
「事故耐性燃料開発に関するワークショップ」開催報告
..... 根本義之、井岡郁夫、逢坂正彦 (JAEA) 6

IV. 国際会議紹介

第 6 回アジアジルコニウム会議 (6th Asian Zirconium Workshop) 開催報告
..... 阿部弘亨 (東大) 14

V. 核燃料関係国際会議予定一覧

April 2024-March 2025 20

VI. 国際交流ニュース

A Journey Through Research and Experience in Japan
..... Luu Vu Nhut (JAEA) 21

VII. 夏期セミナー紹介

2024 年度 第 6 回 「軽水炉燃料・材料・水化学 夏期セミナー」の開催案内
..... 24

VIII. 会員名簿

..... 29

IX. 編集後記

..... 34



I. 巻頭言

核燃料分野での若い力とは何か

東京都市大学理工学部原子力安全工学科 教授
佐藤 勇

2019年の末から世の中を席卷してきた新型コロナウイルス感染症の流行による社会的影響は実質的には2022年まで続き、2023年度の遷移期間を経て、2024年度はほぼ流行前の「人との距離感」を取り戻すに至っています。多くのマイナスを生んできたコロナ禍ですが、ITの活用、特に遠隔でも高いクオリティのコミュニケーションツールが身近になったのは「怪我の功名」というべきです。社会の動きと技術の進歩は、両輪であることが感じ取れると思います。

原子力産業の大まかな歴史推移は、2000年前後の「原子力ネッサンス」と呼ばれる時期から、2011年の東日本大震災に端を発した福島第一原子力発電所事故を経て、「原子力離れ」が進んだものの、この事故を教訓にして、原子力規制が大きく見直されるに至っています。現在、地球温暖化を全世界の人たちが感じ取っており、SDGsやカーボンニュートラルへの関心が高まっています。このような情勢の中、発電時ほとんど二酸化炭素を発生しない原子力発電が再び注目を浴び、全世界的に原子力産業の動きが活発化していることが感じ取れます、例えば、小型炉・高速炉・その他次世代炉の開発、これらの原子炉に適合する燃料・材料の開発、「核燃料サイクル」の実現、等。ここでも社会の要望が技術の扉を開くプロセスが示されていると思います。では、このプロセスが若い力を育むことにどの程度貢献できるのでしょうか。大学の学生において言うと、ある程度世の中の動きに敏感であり、一定数の学生には「原子力」に興味を持つことに対して効果的かもしれません。しかし、それだけで十分なのでしょうか。

著者自身それほど長い教育者としてのキャリアを持っているわけではありませんので、ここ10年前後で著者の肌感覚で現在「学生の好み」とは（学生だけではないかもしれませんが）、(1) 効率の良いこと、(2) 不思議なこと、(3) 楽なこと、等があげられると思います。(1)と(3)に関してはここまでにお伝えしてきた点から想像するに容易かもしれません。著者はひとりの教育者として、(2)に注目しています。「不思議なこと」は、「科学をもってしても、うまく説明しきれない」という側面を持っており、原子力の技術者としては相反するかもしれません。ただ、「人の心」を動かす力は大きいと思っています。

核燃料、特にその照射挙動は、安全な発電に必要なレベルには十分に理解されており、様々な設計に適切に利用されていると思います。ただ、マイクロレベルでの詳細はまだいろいろとわかっていないことが少なからず存在します。このような「わからないこと」を上記(2)「不思議なこと」として、若い力を引っ張り出して、産業の活性化をはかっていくことを目指していくことは価値があるのではないかと思います。また、その際指導的な立場の方々も同調して進めることも肝要かと感じます。

産業は社会とともにあるとともに、人の心は興味で動くことをお話ししましたが、最後にどうしてもこれらに引っかかってこない事柄が残されてしまうことも事実です。原子力でいうと、放射性廃棄物の処理・処分の問題です。しかし、明らかにこれは「やるべきこと」であり、誰かがやらなくてはいけないことです。この部分にも「不思議なこと」という光を当てて、人の心を動かして、進めていくことが重要かもしれません。

Ⅱ. 企画セッション

日本原子力学会 2024 年春の年会 企画セッション報告 事故耐性燃料 (ATF) 開発と水化学の取り組み

四国電力 川本 洋右

近年注目を集めている事故耐性燃料 (ATF) の開発に向けた取り組みに関する企画セッションが、水化学部会および核燃料部会合同で開催された。本セッションの 4 件の講演では、各機関で開発中の ATF に関する技術的知見が以下のとおり報告された。

①PWR 向け Cr コーティング被覆管の開発状況 (MHI 岡田氏)

現行の Zr 基合金被覆管に Cr コーティングを施すことで Zr 酸化反応・水素発生を抑制することができる。既に様々な炉外試験により、機械的性能・耐酸化性能・耐食性能を確認している。今後も炉外試験、照射試験、照射後試験、研究炉照射試験によるデータ拡充を継続し、Cr コーティング被覆管の炉内でのふるまいを確認していくとともに、実機での少数体先行照射の準備をしていく。

②FeCrAl-ODS 燃料被覆管の開発状況 (NFD 坂本氏)

FeCrAl-ODS は水素脆化や応力腐食割れが起こりにくい一方、熱中性子吸収断面積が大きく、Zr と比較して反応度低下が生じる。反応度ペナルティへの対策として、薄肉化などが検討されている。

③SiC 被覆管・チャンネルボックスの開発状況 (東芝 ESS 大脇氏)

実機への適用に向けて、チャンネルボックスの製造技術開発を実施している。耐食性試験では、BWR、PWR を模擬した水質環境を模擬した条件で、いずれも従来材と比較して高い耐食性が確認されている。

④BWR における燃料と水化学の相互作用と ATF 導入前の検討課題 (日立 GE 長瀬氏)

BWR では冷却材中の不純物が濃縮され、被覆管表面に付着・蓄積しやすいことから、腐食生成物による影響が懸念される。また、不着物の剥離・溶出による炉水への移行についても考慮する必要がある。

以上の講演について、以下のとおり質疑応答が行われた (C: コメント、Q: 質問、A: 回答)。

C: Cr コーティングの課題として、コーティングの剥離、破損時の基材の腐食挙動に関するデータ拡充が挙げられる。SiC の課題としては、耐食性の改善 (Si の溶出による減

量) が挙げられる。

Q: 自然に酸化膜ができる場合と、コーティングでは時間経過が異なると考えられる。前者では時間が経つと安定し、後者では時間が経つと劣化する。初期性能からのこのような変化についてはどう考えているのか。

A: 今後も照射下での腐食挙動等を継続して確認していく予定である。海外での照射実績では異常な挙動は確認されていない。

Q: 他の部材でも良く使用されている Cr の挙動については現状管理されていないが、問題になっていない。Si についても同様である。一方、Al については溶けやすいため、事故時や通常運転時でも析出によりフィルタ閉塞につながる懸念がある。

A: Si については、EPRI のガイドラインでは基準が設けられている (タービンへ悪影響を与える可能性があるため)。

A: Al 被膜については、トリチウム透過性を低減するために有効であるという知見は得られているが、実際に表面をどう仕上げるのかは決まっていない。単純な FeCrAl-ODS の場合は、個人的には Cr、Fe が先行して被膜を作るので、Al はあまり溶出しないと考えているが、検討の余地はある。

Q: Cr コーティングは通常運転だけでなく酸化運転時 (過酸化水素添加時や開放時など) の挙動も見ておいた方が良い。

A: 制御棒に使用されている Cr の実績等があるので、様々な運転状態での影響も検討していきたい。

以上のおり活発な議論が行われ、ATF に対する注目度がうかがえるセッションであった。



Ⅲ. 特別寄稿（１）

24年春の部会賞（学会講演賞）受賞者による受賞の感想 および研究内容紹介

京都大学 複合原子力科学研究所
孫 一帆

この度は、日本原子力学会 2023 年秋の大会において発表いたしました、「Fabrication and Characterization of Metallic Uranium Compounds (UFe_3B_2 , USiNi) Prepared via Spark Plasma Sintering」を核燃料部会賞（学会講演賞）に選出いただきまして、誠にありがとうございます。本研究の成果は文部科学省原子力システム研究開発事業基盤チーム型令和4年度採択課題「データ科学との融合による核燃料研究の新展開」の一部であり、チームの皆様のご支援に心から感謝申し上げます。

福島第一原子力発電所の事故後、事故耐性の高い新型核燃料の開発への関心が再び高まっている。しかし、ウラン化合物は 2000 種類以上が存在し、従来の試行錯誤の開発アプローチでは、安全性の「鍵」となる高い熱伝導率を持つウラン化合物を探し出すことは非現実的である。そのため、新型核燃料の発見は依然として困難である。本研究は新型核燃料の開発に焦点を当て、最近注目されている機械学習技術を活用してこのプロセスを加速できるかどうかを探るものである。ここでは、機械学習を用いて高い熱伝導率を持つ可能性があるとして予測された UFe_3B_2 および USiNi を作成し、レーザーフラッシュ法でその熱伝導率を測定した。機械学習を用いた予測と実測値は若干異なるが、 UFe_3B_2 および USiNi は高温時に UO_2 のようにフォノン輸送に大きく依存することなく、はるかに優れた熱伝導率を示している。ただし、試料作成中にいくつかの予測不可能な課題（例えば、単相試料の作成が困難であること）が発生した。これらは、単に機械学習モデルを用いて高熱伝導率を持つウラン化合物を選択するだけでは限界があることを示している。

本研究では、機械学習が先進燃料の発見を加速する大きな可能性を強調しつつ、実験的検証が実用的な先進燃料を選択する上で不可欠な部分であることも示している。この成果により、新型燃料の開発や原子力発電の安全性向上に貢献すると考えられる。

この受賞を契機に、さらに研究活動に励み、原子力技術の発展と安全性の向上に貢献することを目指しております。今後も皆様のご指導と励ましを賜りますよう、心からお願い申し上げます。また、日本原子力学会・核燃料部会の運営委員の皆様、および関係者全員に深く感謝の意を表します。



以上

Ⅲ. 特別寄稿（２）

2023 年度核燃料部会賞（奨励賞）を受賞して

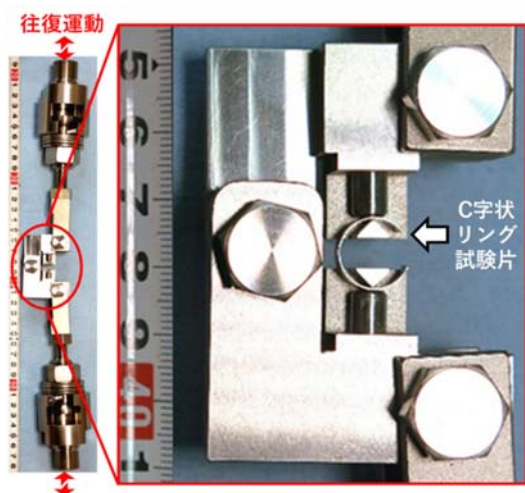
日本核燃料開発株式会社
坂口 知聡

この度は、「FeCrAl-ODS 鋼の材料特性評価：疲労特性」と題しました発表に対して核燃料部会奨励賞を頂き、誠にありがたく存じます。本研究は国の公募事業である「原子力の安全性向上に資する技術開発事業」の一環で実施されたものです。これまで本事業において JAEA 殿、日立 GE ニュークリア・エナジー殿、GNF-J 殿と共に事故耐性燃料被覆管として FeCrAl-ODS 鋼被覆管の研究開発を進めて参りました。今回、FeCrAl-ODS 鋼被覆管の疲労特性について初めて評価を行いました。試験の条件検討から試験結果のディスカッションにわたり関係者の皆様から多大なご助力を頂きました。関係者の皆様には心より感謝申し上げます。

本試験では未照射の FeCrAl-ODS 鋼被覆管から作製した C 字状リング試験片に対し 350℃ の恒温槽内において大気中で疲労試験を実施いたしました。疲労試験中はリングが開閉運動することでリング中央部に最大曲げひずみが生じますが、このひずみと試験片が破断するまでのサイクル数の対応関係を調査しました。試験に際しては、試験装置の熱応力の補正や試験片のセッティング等で何度もトライアンドエラー繰り返したり、治具の駆動部が焼き付いて動かなくなるトラブルを解消したりしながらデータを取得しました。その結果、まだ測定点は少ないですが、今回と同様の試験系におけるジルコニウム合金と同程度の疲労特性を有することがわかりました。また、FeCrAl-ODS 鋼はジルカロイの圧延-焼鈍材および溶接材の疲労試験結果を用いて設定されている O' Donnell と Langer の設計疲労曲線よりも高い疲労強度を有することも示唆されました。将来的には測定点を増やすとともに、照射材においても本手法を用いて疲労特性を評価していきたいと考えております。

まだまだ未熟ではございますが、今後も FeCrAl-ODS 鋼被覆管の実用化に向けて研究開発に邁進するとともに、原子力技術のさらなる安全性向上ならびに高度化に寄与して参りたいと思います。

最後に、日本原子力学会および核燃料部会の運営委員一同様ならびに関係者皆様に対して心より御礼申し上げます。



Ⅲ. 特別寄稿（3）

「事故耐性燃料開発に関するワークショップ」開催報告

日本原子力研究開発機構
原子力基礎工学研究センター 根本義之、井岡郁夫、逢坂正彦

概要

開発課題の共有等を行って関係者が効果的に連携し、国内の事故耐性燃料（以下、ATF）開発を加速していくための議論の場として、第3回目となるATFワークショップを開催した。開発に不可欠であるが多大なリソースを要する照射試験等の効果的・効率的推進のための研究開発の内容等、前回ワークショップでのコメントを踏まえて技術的な議論に重点が置かれた。国内開発事業のスポンサーである経済産業省資源エネルギー庁（以下、エネ庁）からのイントロダクション、東京大学大学院更田氏からの新技術導入に係る講演、関連事業の進捗報告等の講演に加えて、メーカー、大学等の若手を中心とした計29件のポスターセッションが開催され、活発な技術的議論が行われた。まとめ・全体討論においては、開発における基礎基盤研究と実用研究の役割、及びそれらの間での研究連携の仕組みや、実装化に向けての事業者関与の重要性が認識され、今後の更なる進展・発展への期待が述べられた。

1. はじめに

ATF開発に係る課題共有等のための議論の場として、文部科学省「原子力システム研究開発事業」の下でATFの開発を進めている東京大学大学院工学系研究科と、エネ庁「原子力の安全性向上に資する技術開発事業」の下でATFの開発を進めているJAEAは、日本原子力学会（以下、AESJ）核燃料部会・材料部会・水化学部会ならびにAESJ標準委員会システム安全専門部会の協賛を得て、2023年12月14日（木）に、第3回目となる「事故耐性燃料開発に関するワークショップ」（以下、「ATF-WS」という。）を開催した。付録1にプログラムを示す。

本ワークショップには、日本国内の大学・研究機関・電力会社・プラントメーカー・燃料メーカー等から約200名が参加し、ATFの開発状況や技術的なトピックスを共有するとともに、今後の開発の進め方等について議論した。また計29件のポスター発表も行われ、非常に活発な議論が行われた。付録2にポスターセッションのプログラムを示す。

以下、講演概要と質疑応答、議論概要等について報告する。

2. 開会あいさつ

JAEA 理事大井川氏より、開会あいさつが述べられた。関係者の効果的な連携協力を通じた尽力により、国内ATF開発が一層活発になってきている状況であるが、米国ではATF被覆管を使った高燃焼度燃料の商用炉装荷へのNRC認可等、ATFは安全性向上のみなら

ず、高燃焼度化による経済性向上等への貢献も期待されている。各国における SMR 等革新炉開発など、長期的な原子力開発が益々盛んになっており、我が国も遅れを取らないように開発を進めることが重要である。本 ATF-WS では、開発課題の共有等により効果的に連携して開発を加速していくための議論の場を提供したい。第 3 回目となる今回は、前回頂いた技術的内容を充実させることとのコメントを受け、照射試験等開発に不可欠であるが多大なリソースを要するものに係り、これらを効果的・効率的にすすめるための研究開発はどのようなものかを議論のテーマとしたいことが述べられた。

3. イントロダクション『事故耐性燃料導入への期待』

エネ庁の瀧桐氏より、本 ATF-WS のイントロダクションとして、令和 5 年 2 月 10 日に閣議決定された「GX 実現に向けた基本方針」に基づく政策や、世界情勢に関連した次の内容を含む講演があった。

- ・ 次世代革新炉の開発・建設
- ・ 今後の原子力政策の方向性と行動指針の概要
- ・ GX 脱炭素電源法（原子力関係）の概要
- ・ COP28 における「原子力 3 倍宣言」
- ・ 世界の原子力利用の状況
- ・ 幅広い産業における原子力利用の拡大 など

4. 基調講演『新技術の導入について』

東京大学大学院の更田氏より、原子力安全に関するこれまでの経験に基づき、新技術の導入に向けて何が必要か、といった観点での次の内容を含む講演があった。

- ・ 新技術は事故の教訓に対する工学的な回答の一つであり、原子力利用をさらに続けるのであれば、原理的に安全性の高い技術の開発・導入を進めようとすることは義務
- ・ そのために、思考停止や過去の決定への固執の姿勢を排除すべきであること
- ・ シビアアクシデントの進展、その際の炉心溶融、酸化反応の概要
- ・ 電力会社での ATF 導入のためには、安全性だけではなく経済性が重要であること
- ・ 電力会社の導入意欲を喚起する魅力を備えることが ATF 導入のための要件である。一方、低頻度高影響事象対策の導入に向けた動機付けは困難
- ・ ATF 開発の目的を固定化、矮小化することを避け、継続的な議論とともに計画が見直されることが重要。ATF は Advanced Technology Fuel の一側面であること
- ・ 試験炉の必要性和、現実的な方策の重要性

5. 講演

(1) 『国内の ATF 研究開発概要』

JAEA の山下氏より、エネ庁受託事業や JAEA における研究等含め、掲題について次の

報告がなされた。

- ・ 事故耐性燃料（ATF）開発の経緯
- ・ 国内における ATF 研究開発の全体像
 - エネ庁事業で開発中の ATF とその開発推進体制
 - ATF の実用化までの流れ・開発ステップ
 - ATF 研究開発の加速化に向けた JAEA の基本的考え方、課題への取組
- ・ ATF 早期導入に向けた取組みと、基礎基盤研究の役割として、とりわけメカニズム解明にもとづき燃料ふるまいを評価することにより安全評価等を支援すること
- ・ 各 ATF 候補材開発の取組みの現状

(2) 『Development of Metal-Coated Zircaloy for Accident-Tolerant Fuels』

東京大学の阿部氏より、掲題の文科省受託研究について、これまでの 4 年間の成果が報された。

- ・ クロムコーティングを施したジルコニウム合金型 ATF は、ATF 被覆管候補材の中でも最も実用化に近いこと、当該技術の科学的、工学的課題の整理
- ・ 様々な分野からの研究者からなる研究体制の構築（計算科学、触媒化学を含む）
- ・ Cr とジルカロイの接合技術開発、コーティング材の合金設計、腐食挙動の評価、水素発生の抑制。パルスレーザー蒸着を用いたコーティング技術開発
- ・ HIT での照射試験（照射誘起のラーベス層のアモルファス化、割れ等の評価）
- ・ 模擬ペレットによる周方向応力（PCMI 模擬）による機械特性試験結果の、水素吸収量との相関性評価結果

6. ポスターセッション

ポスターセッションとして、昼休憩時間を含めて 1 時間半以上の時間があてられた。メーカーからの発表においては、開発中のクロムコーティング、FeCrAl-ODS、SiC のサンプル展示があった。大学からは多くの学生が発表者として参加し、研究内容について熱心に議論が交わされた。JAEA、その他からも、若手からの研究成果発表のみならず、今後の技術開発の計画・展望等多くの発表があった。また、原子力学会関連部会からの発表、直接 ATF 開発に関連する研究を行っているわけではないが、技術的に関連する燃料・材料研究を行っている大学からの発表があった。ポスターセッション開催時間を通して、会場は常に多くの参加者による議論で盛り上がっていた。例えば原子力学会の場では、燃料や材料等の専門性ごとに区分されたセッション構成であるが、本セッションでは ATF という横ぐしのテーマのもと、多様な専門性の研究者・技術者による発表・議論が行われた。加えて若手を主役とした構成としたことで、通常はあまり互いに議論する機会が無い多様な専門性を有する研究者・技術者間で、技術的議論が大いに盛り上がったと思われる。

7. 技術講演

(1) 『SiC 被覆管／チャンネルボックスの開発』

東芝 ESS の大脇氏より、標題の内容について次の内容の講演が行われた。

- ・ 開発の背景について
 - 事故耐性炉心材料候補としての SiC 複合材について
 - SiC 炉心材料の適用によるベネフィット、世界の市場規模
- ・ 東芝の SiC 炉心材料開発取組みについて
 - エネ庁補助事業を中心とした開発体制、国内外の協力体制
 - 開発ロードマップの概要
- ・ これまでの成果概要について
 - SiC 複合材の構造と製造方法の開発
 - 炉外での耐食性評価試験、高温水蒸気特性、機械的特性
 - 製造技術開発、検査技術開発
 - MITR での照射試験計画
- ・ 実用化に向けた主な技術課題：設計技術（照射試験等）、製造技術（長尺化、接合技術等）、検査技術、許認可・規格基準

本講演に対して、被覆管内面保護、耐摩耗性、組織構造等についての質疑応答がなされた。

(2) 『FeCrAl-ODS 被覆管及び SiC 被覆管の開発』

日立 GE の土屋氏より、標題の内容について次の内容の講演が行われた。

- ・ 日立 GE の原子力ビジョン
- ・ 事故耐性燃料開発の方針
 - FeCrAl-ODS 被覆管及び SiC 被覆管の導入時期、現行炉と革新炉との対比
 - 安全性向上と、経済的合理性を志向
- ・ FeCrAl-ODS 被覆管開発
 - 製造技術（製管技術、接合技術）
 - 燃料サイクルコストの向上、規制対応に係る課題の検討
- ・ SiC 被覆管開発
 - BWR への適用を目指した、耐食性向上、閉じ込め機能確保。
- ・ 照射試験計画
 - FeCrAl-ODS は ATR での照射試験、SiC は MITR での照射試験を予定。

本講演に対して、安全裕度向上のロジック、Ti コーディングの安定性、TRL 判断基準、事故時 FP 化学の重要性についての議論、コメントがあった。

(3) 『Cr コーティング被覆管の実機導入に向けた取り組み』

MHI 佐藤氏より、標題の内容について次の内容の講演が行われた。

- ・ Cr コーティング被覆管についての概要
- ・ 開発ロードマップについての概要
- ・ Cr コーティング被覆管の性能の概要（事故時性能、通常運転時性能）
- ・ 関連したデータ取得の状況と、期待される性能の見通し
- ・ Cr コーティング被覆管の早期導入に向けた協議状況（LTA の必要性和課題）

本講演に対して、電力事業者の導入モチベーションや役割の重要性、事故進展、水化学の影響等についての質疑応答やコメントがあった。

(4) 『新設計燃料の導入に向けた炉心燃料分科会の活動』

日本原子力学会 標準委員会 システム安全専門部会 炉心燃料分科会の MHI の村上氏より、活動概況についての講演が行われた。

- ・ 安全性向上新設計燃料の早期実装の課題
- ・ 先行照射実施基準と新設計燃料の安全性確認に関する標準、技術レポートの作成・発刊予定状況、並びにそれらの概要

6. 総合討論、まとめ、講評

東大阿部氏が全体をまとめ、総合討論を進行した。技術成熟度（TRL）の大半の階層が同時進行し、実装に向けた知見のフィードバックが適切に行われる体制の構築に成功しているとの認識である。また、TRL が低から高への矢印だけで整理されるだけでなく、ステークホルダーの境界を越えた研究開発、規制の PDCA が必要であり、この相互作業を俯瞰しまとめる人材／機関が必要であることについて、いくつかの事例とともに示された。

会場から、各ステークホルダーの役割と連携の重要性、若手を含めたステークホルダー間の意見交換活性化の重要性、高燃焼度との整合性、先行照射の大変さと重要性、日本固有の規制体系を踏まえた対応等に係る意見・コメントがあり、活発な発言と議論がなされた。また、ポスターセッション開催による意見交換活性化、大学として事業者等の活動を知ることができたこと等、本 ATF-WS の良かった点が述べられた。

最後に、東京大学の関村氏より、ATF-WS 全体への講評を頂いた。開発から導入・利用までの連続性、TRL 指標と安全性向上の関係性、ステークホルダー間の関係最適化、国際的にリードしていくこと、人材育成、予算獲得戦略等については課題であり伸長の余地がある。一方で、全体として前回に比べて発展がみられたこと、国際展開を期待することが述べられた。本ワークショップ事務局である JAEA より、自らの研究開発と、国内各機関の更なる連携強化による実効性の向上に尽力することにより、ATF 開発の加速に貢献していきたいことが述べられ、ワークショップ閉会となった。

7. ワークショップ事務局あしがき

本ワークショップの講演者・発表者、また一般聴衆の皆様のご協力により、「第3回事故耐性燃料開発に関するワークショップ」を開催できた事を、ワークショップの事務局を務めさせて頂いた JAEA 原子力基礎工学研究センターより深謝申し上げたい。

ポスターセッションを中心とした活発な技術的議論、総合討論・まとめにおける研究開発の重要性等の共通認識の醸成等、ワークショップの目的は達成されたと考える。

なお、ワークショップでのプレゼン資料等は、以下の JAEA ホームページに掲載しているので、適宜ご参照頂きたい。

<https://nsec.jaea.go.jp/ATFWS/index.html>

以上

事故耐性燃料開発に関する ワークショップ

東京大学大学院
工学系研究科
SCHOOL OF ENGINEERING
THE UNIVERSITY OF TOKYO



Workshop on Development of ATF for LWR

- Current status and future challenges in enhancing the nuclear safety -

○東京大学大学院工学系研究科および日本原子力研究開発機構では、原子力の継続的な安全性向上の観点から、事故耐性燃料(ATF)の開発を進めています。

○ATF開発について、下記の通りワークショップを開催いたします。

一般の方も参加できますので、ふるってご参加ください。

2023年12月14日(木)
10:00~17:00(9:30開場)

武田先端知ビル
武田ホール

※ Web同時配信も予定しています。

お申込み先

日本原子力研究開発機構原子力基礎工学研究センター
<https://nsec.jaea.go.jp/>

※右側のQRコードからも、お申込み頂けます。



プログラム

開会挨拶	日本原子力研究開発機構	大井川 宏之 氏
>>イントロダクション 10:10 ~ 10:20		
『事故耐性燃料導入への期待』	経済産業省資源エネルギー庁	瀧桐 基皓 氏
>>基調講演 10:20 ~ 10:50		
『新技術の導入について』	東京大学大学院	更田 豊志 氏
>>講演 10:50 ~ 12:00		
『国内のATF研究開発概要』	日本原子力研究開発機構	山下 真一郎 氏
『ATF開発に向けた基礎研究とその展開』	東京大学大学院	阿部 弘亨 氏
>>ポスターセッション ※12:30から開場。 13:00 ~ 14:15		
発表者所属：東京大学、京都大学、大阪大学、早稲田大学、北海道大学、東北大学、量研機構、原子力機構、電中研、原子力規制庁、MHI、東芝ESS、日立GE、GNF-J、NFD、材料部会、水化学部会、他		
>>技術講演 14:30 ~ 16:30		
『SiC被覆管/チャンネルボックスの開発』	東芝エネルギーシステムズ	大脇 理夫 氏
『FeCrAl-ODS被覆管及びSiC被覆管の開発』	日立GEニュークリア・エナジー	土屋 暁之 氏
『Crコーティング被覆管の実機導入に向けた取り組み』	三菱重工業	佐藤 大樹 氏
『新設計燃料の導入に向けた炉心燃料分科会の活動』	日本原子力学会標準委員会システム安全専門部会炉心燃料分科会	村上 望 氏
>>総合討論、まとめ、講評 16:30 ~ 16:55		
閉会挨拶	東京大学大学院	阿部 弘亨 氏

主催：東京大学大学院工学系研究科
日本原子力研究開発機構原子力基礎工学研究センター
協賛：日本原子力学会核燃料部会、材料部会、水化学部会
日本原子力学会標準委員会システム安全専門部会

お問合せ先
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
原子力基礎工学研究センター
E-mail: nsec-atfws@jaea.go.jp

2023.12.14

事故耐性燃料開発に関する ワークショップ

Workshop on Development of ATF for LWR
- Current status and future challenges in enhancing the nuclear safety -



ポスターセッションプログラム

- | | | |
|----|--|--------------------|
| 1 | 金属被覆ジルコニウム合金型事故耐性燃料の開発 | 東京大学 叶野 翔 |
| 2 | Direct experimental evidence of the reduction of Cr ₂ O ₃ by Zr at high temperature | 東京大学 Kejian Wei |
| 3 | Evaluation of Mechanical Behaviors of Chromium-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuel Cladding Materials | 東京大学 魏 子棋 |
| 4 | Cr-Based Binary Alloys and their Corrosion Behavior Analysis for ATF | 東京大学 J. J. A. Kane |
| 5 | Microstructure and evolution of Cr/Zry4 interfaces for accident tolerant fuels | 東京大学 BO LI |
| 6 | 分類機械学習モデルによるウラン化合物の熱伝導率予測 | 京都大学 孫 一帆 |
| 7 | Preliminary Fuel Performance Modeling of Cr Coated Fuel During LOCA with FEMAXI-8 | 早稲田大学 出原 蒼己 |
| 8 | FEMAXI-ATFによるPCMIを伴う出力過渡時SiC被覆燃料挙動解析 | 早稲田大学 久保 恵裕 |
| 9 | FeCrAl-ODS被覆管のLOCA時挙動評価 | 東京大学 成川 隆文 |
| 10 | 原子力材料としての低放射化高濃度固溶体の開発研究 | 北海道大学 岡 弘 |
| 11 | SiC/SiC複合材料へのCVD被覆プロセスインフォマティクス | 東北大学 近藤創介 |
| 12 | セラミックス多層コーティングの強度評価法の開発と照射効果 | 東北大学 宮岸太一 |
| 13 | SiC/SiC複合材料の界面マイクロメカニクス評価技術開発 | 量研機構 野澤 貴史 |
| 14 | JAEAにおけるATF基礎基盤研究 | 原子力機構 逢坂 正彦 |
| 15 | The transition of protective coating to no-longer protective coating of Cr-coated Zry cladding in high-temperature steam oxidation | 原子力機構 モハマド アフィカ |
| 16 | イオン照射下軽水炉環境での腐食挙動評価技術の開発 | 原子力機構 相馬 康孝 |
| 17 | BWR用8×8単一集合体体系における沸騰シミュレーション | 原子力機構 神谷 朋宏 |
| 18 | マルチフィジクスプラットフォームJAMPAN の開発 | 原子力機構 多田健一 |
| 19 | Study on FP chemistry for improvement of LWR source term | 原子力機構 リザール ムハンマド |
| 20 | Crコーティング事故耐性燃料被覆管の高温酸化モデル検討 | 原子力機構 谷口 良徳 |
| 21 | 原子力規制庁における核燃料安全研究計画について
-事故耐性燃料等の事故時挙動研究- | 原子力規制庁 江口 裕 |
| 22 | 材料部会ロードマップの概要 | 原子力機構 大久保 成彰 |
| 23 | 水化学ロードマップ2020におけるATFの技術課題 | 電中研 河村 浩孝 |
| 24 | 燃料プラットフォームの活動と A T F | 電中研 中森 文博 |
| 25 | Development of SiC core material for LWR | 東芝ESS 窪谷 悟 |
| 26 | Crコーティング被覆管の事故時性能及び特性 | 三菱重工業 岡田 裕史 |
| 27 | Crコーティング被覆管の通常運転時性能及び特性 | NDC 小方 宏一 |
| 28 | FeCrAl-ODS被覆管の研究開発 | NFD 坂本 寛 |
| 29 | BWR適用に向けたSiC被覆管の要素技術開発 | 日立GE 石橋 良 |

IV. 国際会議紹介

2024-06-11

第6回アジアジルコニウム会議 (6th Asian Zirconium Workshop) 開催報告

報告者 東京大学 阿部弘亨

日本原子力学会核燃料部会主催により第6回アジアジルコニウム会議を以下の要領で開催しましたので報告します。

日時 2024年2月20日～22日
場所 東京大学 工学部 11号館 HASEKO-KUMA ホール
出席者 合計98名 (内、中国39名、韓国22名、日本37名)

開催報告

アジアジルコニウム会議 (AZW) は2011年に初めて韓国で開催され、その後2年ごとに中国、日本、韓国の三カ国で持ち回り開催されている国際会議であり、アジアにおける原子燃料被覆管の開発研究をリードする重要な会議として位置付けられています。初開催の際に作成された三カ国の代表者が署名した覚書には、原子燃料及び被覆管材料に関して世界的な権威である韓国 KAERI の Yong Hwan Joeng 博士、中国 NPIC の Xiaomin Wang 博士、大阪大学の山中伸介教授 (現、原子力規制委員長) が署名しています。

前回は2019年に中国成都で開催され、日本開催は2021年に予定されていましたが、しかしコロナ禍により開催を延期としました。当時オンライン開催の案もありましたが、他の国際会議でトラブルが続出しており、少人数で構成される主催者集団では運営しきれないという判断と、中国と韓国からも延期を希望する旨の意見を受けたことが理由となっています。このような残念な状況が続いたものの、2024年2月に再び研究者が集い、先進的な研究成果を共有し、一層の深化と新たな研究協力の機会を設けることができました。これは我々にとって大きな喜びでもあります。

開催を延期していた間、燃料分野には大きなパラダイム変換が訪れ、事故耐性燃料の開発が大変活発になっています。アジアジルコニウム会議には、この流れを的確に捉え、アジアの英知を結集するという重要な役割が期待されています。

2024年2月20日から22日の3日間、生憎寒い雨模様ではありましたが、第6回AZWを無事に開催することができました。今回の出席者は98名 (当日出席者を含めると100名超) で、このうち中国からは39名、韓国からは22名、日本からは37名でした。多くの発表申し込みがありましたが、限られた日数で、しかもじっくりと話を聞きたいという希望もあり、口頭発表を43件に絞り、残りをポスター発表としました。残念なことでしたが口頭発表の選に漏れた方のうち約半数が出席を取りやめたことは次回の開催にあたっては反省点として引き継ぐ必要があります。最終的にポスター発表は24件としました。

会議のプログラムを表1と表2に示します。原子炉用ジルコニウムという非常に狭義な単語をキーワードとしたにも関わらず、アジア三カ国からこれだけ多くの発表があったということは大きな喜びでもあります。また日中韓の大学院生の発表も活発で次世代の研究

者にとっても良い刺激になったことと思います。

期間中、口頭発表、ポスター発表、バンケットも含めて、非常に活発な意見交換、知見の共有、国際的な人的交流を実現することができ、また特にトラブルもなくスムーズに運営をすることができました。改めて皆様のご協力に感謝申し上げます。尚、今回の AZW では筆者が議長を担いましたが、本会議が大成功を収めた立役者は東京大学 叶野さん（現、QST）、Li さん、小菌さん、大阪大学 大石さん、JAEA 谷口さん、NDC 小方さんで構成したワーキンググループ及び阿部研の学生諸子であることを末筆ながら申し添えます。

参考資料

会議ホームページ http://www.see.eng.osaka-u.ac.jp/seems/seems/6th_AZW/



図1 会議場での集合写真



図2 バンケットの様子

表1 口頭発表プログラム

day 1 2024/2/20 Tuesday					
	ID	from	Name	organization	title
Registration		8:30			
Opening		9:20			
<i>Chairperson: Hiroaki ABE</i>					
Keynote	O1	9:40	Hiroaki Abe	The University of Tokyo	Cr-Coated Zirconium Alloy for Accident-Tolerant Fuels
Keynote	O2	10:20	Youho Lee	Seoul National University	Modern Zircaloy and LEU+: a critical combination to unleash the potential of future Light Water Reactors (LWRs)
Keynote	O3	11:00	Yongjin Feng	Nuclear Power Institute of China	Research and Development of Advanced Zirconium Alloys in NPIC
Oral	O4	11:40	Sho Kano	The University of Tokyo	Phase stability of LAVES phase under irradiation
<i>Chairperson: Sho KANO</i>					
Oral	O5	13:30	Yoshinao Kobayashi	Tokyo Institute of Technology	Thermodynamics of Zirconium in liquid Fe-Ni alloy
Oral	O6	13:53	Kunok Chang	Kyung Hee University	Kinetic simulation of C14 phase formation and growth in ATF Cr-coated Zircaloy-4
Oral	O7	14:16	Baifeng Luan	Chongqing University	High-temperature microstructural evolution of Cr-coated Zr-4 cladding in Ar and steam environments
Oral	O8	14:39	Shinichiro Yamashita	Japan Atomic Energy Agency (JAEA)	Fundamental research program on zircalloy with accident tolerance
<i>Chairperson: Shinichiro YAMASHITA</i>					
Oral	O9	15:20	Dongju Kim	Seoul National University	Comprehensive study of loss of coating protection mechanisms of Cr-coated Zircaloy under high temperature steam oxidation
Oral	O10	15:43	Wu Lu	Nuclear Power Institute of China	Characterization and Analysis Evaluation Techniques for Service Performance Testing of Zirconium Alloy Materials in Reactor Environments
Oral	O11	16:06	Kazuo Kakiuchi	Japan Atomic Energy Agency	Irradiation Growth behavior in Zirconium-Based Alloy Claddings for PWR
Oral	O12	16:29	Dahyeon Woo	Seoul National University	Microstructural characterization of circumferential and radial hydrides in reactor-grade Zirconium cladding using EBSD, TEM, and DSC
Poster session		17:00			
day 2 2024/2/21 Wednesday					
Poster session		8:30			
<i>Chairperson: Kazuo KAKIUCHI</i>					
Oral	O13	10:00	Changxing Cui	Refractory Materials Research Central, Northwest Institute for Non-Ferrous Metal Research	Texture dependence of mechanical properties and hydrogen absorption behavior for Zr-4 alloy tubes
Oral	O14	10:23	Masayoshi Uno	University of Fukui	Verification of solidification path by preparation of simulated fuel debris from UO ₂ , Zr _v and SUS

Oral	O15	10:46	Seungmin Kwak	Seoul National University	Exploring steam oxidation hysteresis of Zr-Nb cladding materials
Oral	O16	11:09	Fuzhou Han	Institute of metal research, Chinese Academic of Science	Stacking faults within Secondary phase particles in Zirconium alloy
Oral	O17	11:32	Toshiki Nishimura	Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation	Development of SiC core material for LWR

Chairperson: Masayoshi UNO

Oral	O18	13:15	Wooseob Shin	Kyung Hee University	Evaluation of threshold stress inducing hydride reorientation using multiphase field modeling with heterogeneous nucleation and growth
Oral	O19	13:38	Xiaodong Lin	Shanghai University	Effect of He2+ irradiation on microstructure and corrosion anisotropy of Zr-4 alloy
Oral	O20	14:01	Kan Sakamoto	Nippon Nuclear Fuel Development Co. Ltd	Effects of Thermal Annealing on Mechanical Property and Microstructure of BWR Spent Fuel Cladding during Dry Storage
Oral	O21	14:24	Jiho Kim	Kyung Hee university	High-temperature zirconium oxidation using phase-field model
Oral	O22	14:47	Huilong Yang	Shanghai Jiao Tong University	Irradiation-induced anisotropic hardening in alpha-zirconium

Chairperson: Kan SAKAMOTO

Oral	O23	15:30	Daiki Sato	Mitsubishi Heavy Industries	Development of Cr-Coated Zr-based alloy Cladding Tubes for utilization in Commercial PWR
Oral	O24	15:53	Hee-Kyung Kim	Ajou University	Effect of the Plasma Gas Type on the Surface Characteristics of 3Y-TZP Ceramic
Oral	O25	16:16	Changqing Teng	Nuclear Power Institute of China	Effect of neutron irradiation on microstructure of matrix and oxide film of Zr-Sn-Nb zirconium alloy
Oral	O26	16:39	Weijia Gong	Northweatern Polytechnical University	Recent Progress of Zr-Based Materials Research Activities for Nuclear Fuel Cycle at NPU
Oral	O27	17:02	Yifeng Li	Shanghai University	Investigating corrosion mechanism of Fe element in secondary phase precipitates of zirconium alloy with advanced TEM techniques

Banquet 18:00

day 3 2024/2/22 Thursday

Chairperson: Masahiro FURUYA

Oral	O28	8:30	Luwei Xue	Kyushu University	Evaluation of Irradiation Induced Hardness and Microstructure of Zry-2 Under Applied Stress
Oral	O29	8:53	Yunju Lee	Ulsan National Institute of Science and Technology	Morphology and Thermal Properties Change of Crud Formed on Fuel Cladding by Deposition Time in Pressurized Water Reactor Environment
Oral	O30	9:16	Chunrong Xu	Nuclear Power Institute of China	Study of Hydrides Precipitation Behavior in N36 ZirconiumAlloy Cladding Tubes
Oral	O31	9:39	Ying Chen	Tohoku University	First-principles Alloy Design for Cr-alloy Coated Zr-alloy Cladding of Nuclear Fuel

Chairperson: Daiki SATO

Oral	O32	10:19	Hyunwoo Yook	Seoul National University	Fuel ballooning, burst, and simulated pellet dispersal experiments to study FFRD behavior using i-LOCA7
Oral	O33	10:42	Siyang Deng	Institute of metal research, Chinese Academic of Science	Correlation between deformation modes selection and texture evolution during cold pilgering of Zircaloy-4 tubes
Oral	O34	11:05	Hiroaki Muta	Osaka University	Fracture behavior of δ -zirconium hydride
Oral	O35	11:28	Changhyun Jo	Seoul National University	Development of radial hydride precipitation model for Zircaloy and experimental validation

Chairperson: Hiroaki MUTA

Oral	O36	13:18	Qingdong Liu	Shanghai Jiao Tong University	On corrosion of Zirconium alloy in dissolved oxygen: The role of Cu addition
Oral	O37	13:41	Kenta Inagaki	CRIEPI	Development of a model to predict the burst of cladding zircaloy under the SFP-LOCA conditions
Oral	O38	14:04	Sunghoon Joung	Seoul National University	Investigation of Post LOCA ductility and post eutectic embrittlement of various Cr-coated Zircalloys and partial eutectic melting
Oral	O39	14:27	Shitong Xu	Shanghai University	Corrosion behavior of Zr-1Sn-xFe-0.2Cr-0.02Ni alloy in oxygenated steam at 500 °C
Oral	O40	14:50	Masahiro Furuya	CRIEPI	Surface Modification Technology of Zirconium Alloy, Fresh Green to Reduce Corrosion and Hydrogen-Pickup

Chairperson: Kenta INAGAKI

Oral	O41	15:33	Seongbeen Lee	Seoul National University	Development of Machine Learning Interatomic Potential to Describe Hydrogen Behavior in Alpha Zirconium
Oral	O42	15:56	Quan Li	Nuclear Power Institute of China	Research on the manufacturing process and material property of 3D Printing Bottom Nozzle
Oral	O43	16:19	Jingjing Liao	Nuclear Power Institute of China	Temperature Sensitivity and Transition Kinetics of Uniform Corrosion of Zirconium Alloys in Superheated Steam
Oral	O44	16:42	Kyuseok Shim	Seoul National University	Fuel Performance Code for Light Water Reactor, GIFT: Current development status and path-forward

Closing

16:42

表2 ポスタープログラム

date	name	organization	title
2024/2/20	AESJ		AESJ Nuclear Fuel Roadmap
2024/2/20	Nozomu Murakami	Mitsubishi Heavy Industries	Activity of the Core and Fuel Subcommittee, the Standard Committee of AESJ
2024/2/20	Feng Li	Japan Atomic Energy Agency	The effect of cyclic 4-point bending load up to 1000 cycles on the bending strength of Zircaloy-4 fuel cladding after LOCA simulated test
2024/2/20	Lijuan Hu	Shanghai University	Molecular dynamics study of the effect of Nb on mechanical properties of Zirconium LOCA after quenching
2024/2/20	Chansoo Lee	Seoul National University	Comprehensive safety assessment of Zircaloy cladding during dry storage via experiments and GIFT-COBRA coupled spent nuclear fuel analysis
2024/2/20	Ziqi Wei	The University of Tokyo	Investigation on the Deformation and Failure Behaviors of Chromium-Coated Zircaloy Cladding for Accident Tolerant Fuel Cladding Materials
2024/2/20	Koichi Ogata	MHI Nuclear Development Corporation	In-situ study on the fracture behavior of Cr-coated Zry-4
2024/2/20	John Andrew Kane Jovellana	The University of Tokyo	Cr-Based Binary Alloys as ATF and their High-Temperature Corrosion Behavior
2024/2/20	Pengfei Zhang	State Nuclear Bai Ti Zirconium Industry Company	Corrosion and hydrogen absorption behavior of new zirconium alloy
2024/2/20	Bo Li	The University of Tokyo	Influence of phase transformation of Zry4 alloy on the growth of intermetallic compounds at the Cr/Zr interface.
2024/2/20	Xiaoling Yang	Chongqing University	High temperature steam oxidation behavior of Cr/FeCrAl coated Zr alloys
2024/2/20	Kejian Wei	The University of Tokyo	Direct experimental evidence of the reduction of Cr ₂ O ₃ by Zr at high temperature
2024/2/20	Afiqa Mohamad	Japan Atomic Energy Agency	Oxidation behavior of Cr-coated Zry cladding in steam environments
2024/2/20	Xue Liang	Shanghai University	Fretting wear of zirconium alloys in high temperature and high pressure water environment
2024/2/21	Ziyi Wang	Nuclear Power Institute of China	Delayed hydride cracking test development and hydride precipitation characterization in Zr-2.5Nb pressure tube
2024/2/21	Boyeon Kweon	Seoul National University	Evolution of the eutectic microstructure of Cr-coated Zircaloy in high-temperature steam and its safety implications
2024/2/21	Ken Kurosaki	Kyoto University	A Generalized Machine Learning Model for Predicting Thermal Conductivity and Its Application to Zirconium Compounds
2024/2/21	Hyuntaek Rho	Seoul National University	Investigation of crack development of Cr-coated Zircaloy under tensile stress
2024/2/21	Risheng Qiu	Chongqing University	Microstructure and properties of Zr-2.5Nb-1X (X = Ru, Mo, Ta and Si) alloys for nuclear fuel reprocessing
2024/2/21	Yuji Ohishi	Osaka University	Thermophysical properties of molten Zr-O
2024/2/21	Wei Chen Low	Seoul National University	Predicting Hoop Direction Mechanical Properties of Nuclear Fuel Cladding from Ring Compression Test (RCT) Results
2024/2/21	Yi Han	The University of Tokyo	Synthesis of Y ₂ Ti ₂ O ₇ and its radiation behavior under 2.8MeV Fe ²⁺ ion irradiation
2024/2/21	Tianyuan Xin	Nuclear Power Institute of China	A Radiation Damage Mesoscale Numerical Simulation Software of Zr-Nb-Sn alloy
2024/2/21	Zongda Yang	The University of Tokyo	Irradiation Induced Phase Instability and Mechanical Property Change in C14 Laves Phase
2024/2/21	Zideng Wang	The University of Tokyo	Effect of defect distribution gradient on nano-oxide behavior in 12Cr-ODS steels irradiated with 2.8 MeV Fe ²⁺ Ions
2024/2/21	Lanlan Huang	Nuclear Power Institute of China	Microstructure and mechanical properties of ZrC nanoparticle dispersion-strengthened FeCrAl alloys containing Mo and Nb

V. 核燃料関係国際会議予定一覧

(April 2024-March 2025)

☆：学会主催、◎：学会共催・協賛、○：部会共催・協賛

No.	期 間	会議名、開催 場所、内容等	問合せ先	共催他
1	16-19 June 2024	ICAPP 2024, Las Vegas, US	https://www.ans.org/meetings/icapp2024/	◎
2	4-8 August 2024	ICONE31, Prague, Czech	https://event.asme.org/ICONE	
3	8-12 Sept. 2024	Plutonium Futures 2024, Charleston, US	https://www.ans.org/meetings/plut2024/	
4	29 Sept. – 3 Oct. 2024	TopFuel2024, Grenoble, France	https://www.euronuclear.org/topfuel-2024/	◎
5	6-10 Oct. 2024	GLOBAL2024, Tokyo, Japan	https://global2024.org/	◎
6	10-13 Oct. 2024	FDR2024, Fukushima, Japan	https://www.fdr2024.org/	◎
7	14-17 Oct. 2024	NuMat2024, Singapore	https://www.elsevier.com/events/conferences/all/the-nuclear-materials-conference	
8	17-21 Nov. 2024	2024 ANS Winter Conference and EXPO Orlando, US	https://www.ans.org/meetings/wc2024/	
9	1-6 Dec. 2024	2024 MRS Fall Meeting & Exhibit Boston, US	https://www.mrs.org/meetings-events/fall-meetings-exhibits/2024-mrs-fall-meeting	

A Journey Through Research and Experience in Japan

2024/04/24

Japan Atomic Energy Agency
Nuclear Science and Engineering Center
High Temperature Science on Fuel Materials Group
Post-doctoral Researcher: Luu Vu Nhut
Research supervisor: Kunihisa Nakajima

Since my arrival in Japan in 2016, my academic and professional journey has been intertwined with the exploration of nuclear materials, particularly their behavior under both normal operation and severe accident (SA) conditions of Light Water Reactors (LWRs). Structural concrete, serving as a crucial component in LWRs, notably in pedestal and shield plugs, plays a vital role in nuclear safety, especially concerning radiation shielding. Throughout my master's and doctoral studies, I focused into the elucidation of mechanisms governing concrete degradation under high temperatures typical of SA scenarios, as well as the long-term impact of irradiation-induced volume expansion in concrete aggregates. Currently, I am immersed in elucidating the cesium trapping behavior on concrete surfaces following the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (1F) disaster.

Foundation of Learning: Master's and PhD Studies

The foundation of my academic journey lies in my master's program. With a background in Material Engineering from the Technical University of Liberec, Czech Republic, I pursued a master's degree in Nuclear System Safety Engineering at Nagaoka University of Technology. During this time, I attended various lectures to deepen my understanding of nuclear engineering. My master's project focused on developing a nondestructive method using ultrasonic waves to assess the damage level of structural concrete exposed to high temperatures. Additionally, I conducted research on microstructural changes using techniques like XRD, SEM/EDS, and porosity measurement, correlating these changes with the damage levels observed through ultrasonic waves. This master's study laid a solid foundation for my ongoing exploration of nuclear materials and led me to pursue a Ph.D.

In Ph.D. study, I delved into the study of concrete degradation under irradiation effects, unraveling the mechanism of radiation-induced volume expansion - a primary factor contributing to concrete cracking over time. This period allowed me to refine my skills in experimental design, data analysis, and critical thinking, skills that have proven invaluable in

my subsequent pursuits. My doctoral studies provided me with the opportunity to utilize advanced microstructural techniques to characterize the effects of irradiation on aggregate minerals, simulating a neutron-induced dose equivalent to a 60 to 80-year lifespan. These techniques included laser microscopy for nanoscale volume change quantification, Transmission Electron Microscopy (TEM), and in-situ TEM for studying microstructure evolution. This state-of-the-art methodology offered invaluable insights into the mechanisms governing material degradation.

Postdoctoral Research: Involving in leading studies for supporting the decommissioning of Fukushima Daiichi NPS

After completing my Ph.D., in 2021, I embarked on a new career chapter as a postdoctoral researcher at the Japan Atomic Energy Agency (JAEA). My time at JAEA was marked by a commitment to scientific contribution, collaborating with exceptional JAEA researchers and utilizing advanced material characterization tools. My focus shifted to understanding the trapping behavior of cesium on concrete surfaces, crucial for grasping the high dose rates observed at the Fukushima site. I employed various spectroscopic and analytical techniques, including SEM/EDS, Raman Spectroscopy, XRD, and Inductively Coupled Plasma Optical Emission Spectroscopy (ICP-OES), to uncover the thermochemical processes underlying cesium trapping. Adopting a multidisciplinary approach, blending experimental and theoretical frameworks (thermodynamic calculation), I aimed to determine if there's a chemical interaction between cesium and concrete at high temperatures - an aspect absent from existing literature. Additionally, I investigated the deposition rate of cesium on concrete through gas-phase deposition tests on concrete main phases. These findings are critical in clarifying and modeling the reaction mechanism of cesium adsorption into concrete, crucial for understanding the contamination situation at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (1F).

Cultural Immersion

My time in Japan extended far beyond laboratory walls, immersing me in the beauty of springtime cherry blossoms (Fig. 1), the majestic presence of Mount Fuji (Fig. 2), and the serene landscapes that define the country. Alongside natural wonders, I delved into the Japanese culture and the working style in a research environment. Experiencing Japan firsthand offered me a deeper glimpse into the distinctive working styles and collaborative dynamics within Japanese research institutions, characterized by discipline, precision, and collective endeavor. This cultural immersion played a vital role in my scholarly journey, fostering effective research collaboration and emphasizing meticulous attention to detail for impactful changes.



Fig. 1 The beauty of springtime cherry blossoms at Takada Castle (Niigata)



Fig. 2 A closer look of Fuji-san from Mount Fuji Children's World (a good place for camping for family)

Looking Towards the Future: A Continuation of the Journey

As I enter the next phase of my career, I carry the lessons and experiences gained with me. With a deeper understanding of nuclear materials and a passion for scientific inquiry, I am prepared to confront future challenges with confidence and determination. Whether in academia, industry, or public service, I am committed to utilizing my expertise to make meaningful contributions to the field of nuclear science and beyond.

VII. 夏期セミナー紹介

(一社) 日本原子力学会 材料・核燃料・水化学三部会主催

2024 年度 第 6 回 「軽水炉燃料・材料・水化学 夏期セミナー」の開催案内

夏期セミナー幹事：日立製作所、北海道大学、原子力安全システム研究所、東京大学、
日本原子力研究開発機構、電力中央研究所、三菱重工業

下記の要領で、第 6 回 軽水炉燃料・材料・水化学 夏期セミナーを開催いたします。三年に一度開催する合同セミナーを通じ、相互に関連の深い三部会の研究内容に関して知見を深めると共に、部会員相互の親睦を深めて頂きたいと思っております。本セミナーでは、6 年ぶりの現地開催となります。若手研究者・技術者や学生の皆様も奮ってご参加下さい。

【開催日時】

日時：2024 年 8 月 5 日(月)～7 日 (水)

場所：TKP ガーデンシティ博多新幹線口

福岡県福岡市博多区博多駅中央街 5-14 福さ屋本社ビル 3～5 階

アクセス：JR 博多駅 筑紫口 徒歩 1 分

福岡空港より空港線で 20 分

【セミナーへの参加方法】

事前の申し込みが必要となります。【申し込み方法】に記載の方法で申し込みをお願い致します。

ご登録（参加費お支払い）後、ご登録時にご指定頂いたメールアドレスにセミナーテキストのダウンロードサイトをご連絡致します。

製本されたセミナーテキストの配付は致しません。

【申し込み方法】

申込は下記ホームページ記載の入力フォームより申込をお願いします。

<https://peatix.com/event/3904798/view?k=cfa7dbca75fe833ef152bf500e6aec1b73927227>

入力フォームが利用できない方は、材料・水化学・核燃料夏期セミナー事務局宛にその旨ご連絡ください。別途申込ファイルをお送りさせていただきますので、返信をお願いします。申し込み締め切りは 2024 年 7 月 12 日（金） です。会場には余裕を持っておりますが、申込多数の場合は早期に申し込みを締め切らせて頂きますのでご了承頂ければ幸いです。

【セミナー参加費】

セミナー参加費は以下の通りです。セミナー参加費は、会場費及びセミナーテキストのダウンロードサイトへのアクセス権となります。その他費用（通信費等）は、各自のご負担となります。

- ・核燃料・材料・水化学部会員 : 14,000 円(不課税)
- ・上記部会以外の学会員 : 16,000 円(不課税)
- ・非会員 : 18,000 円(税込み)
- ・学生 : 無料

【ポスター発表】

ポスターセッションでの発表にエントリーを希望される方は、以下の注意事項を確認の上、参加申込みの際に希望の旨を回答ください。この際、発表タイトル、及び数行(目安として 200 字)程度の要旨の記入をお願いします。過去に学会等で発表された内容であっても特段の配慮は不要です。

- 発表者に 2 名にパネル 1 枚 (幅 1,800mm×高さ 1,800mm 程度) を割り当てます。
A0 サイズ(幅 841mm×高さ 1,189)での印刷を推奨します。幅 900mm 未満であれば自由と致します。
パネルには、テープで貼り付けさせていただきますのでご了承ください。
- 希望者が多数に及ぶ場合、早期に締め切らせていただきますので、ご了承ください。

【情報交換会】

情報交換会を開催いたします。参加をご希望される方は、お申し込みください。参加費は、会場費および飲食代となります。

日時：2024 年 8 月 5 日(月) 19:00～21:00 (18:30 受付開始)

会場：オリエンタルホテル福岡

情報交換会費：9,000 円(税込み)

【玄海原子力発電所見学会】

玄海原子力発電所の施設見学会を開催いたします。下記情報を参考に、参加をご希望される方は、申し込みの程よろしく申し上げます。参加人数に限りがありますので、先着順とさせていただきます。昼食等の手配がありませんので、お手数ですがご自身で済ませてからの集合をお願いします。

日時：2024 年 8 月 7 日(水)

往路：12：00～14:00 JR 博多駅-玄海原子力発電所(バス移動)

見学時間：1 時間 30 分

復路：15：30～17：30 玄海原子力発電所-JR 博多駅 or 福岡空港(バス移動)

定員：28 名(+運営側数名)

見学会費：4000 円(税込み) 内訳；バス費用、駐車料金および有料道路代

【お支払いについて】

セミナー参加費、情報交換会費および見学会費は、2024年7月31日（水）までに下記の銀行口座にお振込み下さい。振込手数料は参加者のご負担にてお願い致します。

お振込み頂いたことを確認次第、セミナーテキストのダウンロードサイトを、ご登録頂いたメールアドレスにご連絡いたします。

- ・銀行名：常陽銀行
- ・支店名：ひたちなか支店
- ・口座種類：普通預金
- ・口座番号：2567966
- ・口座名義：材料部会夏期セミナー 代表 石寄貴大

【問合わせ先・申込書提出先】

軽水炉燃料・材料・水化学 夏期セミナー事務局

株式会社 日立製作所 石寄 貴大：takahiro.ishizaki.qo[at]hitachi.com

メール送信時は[at]を@に変更下さい。

以上

講演プログラム

8月5日(月)			
12:00 ~ 13:00	受付・事務連絡		事務局
13:00 ~ 13:10	開会挨拶	(10分)	
【基調講演】			
13:10 ~ 13:50	水化学基調講演	(40分)	河村 浩孝(電中研)
13:50 ~ 14:30	核燃料基調講演	(40分)	尾形 孝成(電中研)
14:30 ~ 15:10	材料基調講演	(40分)	橋本 直幸(北海道大学)
15:10 ~ 15:40	休息		
15:40 ~ 16:25	水化学基礎講座	(45分)	杉野 亘(日本原電)
16:25 ~ 17:10	核燃料基礎講座	(45分)	講演者未定(GNF-J)
17:10 ~ 17:55	材料基礎講座	(45分)	外山 健(東北大学)
17:55 ~ 18:00	事務連絡	(5分)	事務局
19:00 ~ 21:00	情報交換会		オリエンタルホテル福岡

8月6日(火)			
9:15 ~ 9:30	ポスターセッション準備		
9:30 ~ 9:35	事務連絡等		
9:35 ~ 10:25	水化学トピックス 水化学管理の目的と今後	(50分)	前田 哲宏(MHI) 講演者未定(関電)
10:25 ~ 10:40	休息		
10:40 ~ 11:30	核燃料トピックス 商用炉先行照射の導入に向けた 取り組み	(50分)	佐藤 大樹(MHI)
11:30 ~ 12:20	材料トピックス 原子炉材料における DX 利用と課題	(50分)	野本 明義(電中研)
12:20 ~ 14:10	昼休憩+ポスターセッション ポスターコアタイム(13:10~)		
14:10 ~ 15:00	水化学トピックス	(50分)	高木 純一(東芝 ESS) 長瀬 誠(日立 GE)
15:00 ~ 15:20	休息		
15:20 ~ 16:00	核燃料トピックス 軽水炉における MOX 燃料利用	(40分)	永沼 正行(JAEA)
16:00 ~ 16:50	材料トピックス 商用軽水炉の高経年化 対策について	(50分)	大城戸 忍(日立 GE)
16:50 ~ 17:20	事務連絡 ポスター審査結果発表 部会講演賞表彰		

(注) 2024年5月11日現在の情報です。内容に変更がある場合、
日本原子力学会の会員情報変更の手続きを行ってください。

VIII. 会員名簿

核燃料部会員名簿

核燃料部会会員 334名

2024年5月11日現在
登録情報に基づき記載

安部 智之	<u>University</u>	<u>テプコンシステムズ</u>
伊藤 邦博	Yang Huilong	木村 俊貴
高橋 利通		
佐藤 正知	<u>ウェスチングハウス・エレ</u>	<u>ナイス</u>
狩野 喜二	<u>クトリック・ジャパン</u>	新田 裕介
斉藤 荘蔵	堀内 敏光	
川島 正俊		<u>ニシム電子工業</u>
野村 茂雄	<u>エイ・ティ・エス株式会社</u>	小西 大輔
林 君夫	北村 隆文	
林 洋		<u>茨城大学</u>
鈴木 滋雄	<u>グローバル・ニュークリ</u>	西 剛史
櫻井 三紀夫	<u>ア・フュエル・ジャパン</u>	
	磯辺 裕介	<u>関西電力</u>
<u>I H I</u>	加々美 弘明	荻田 利幸
青笹 友信	小飼 敏明	河原 伸行
	松永 純治	亀田 保志
<u>M H I 原子力研究開発</u>	松村 和彦	高島 勇人
篠原 靖周	石本 慎二	左右田 尚彦
柴崎 京介	草ヶ谷 和幸	小原 教弘
小方 宏一	中嶋 英彦	小野岡 博明
森口 大輔		松井 秀平
池田 一生	<u>スタズビック・ジャパン</u>	西川 進也
木戸 俊哉	山崎 正俊	中井 忠勝
野瀧 友博		尾家 隆司
樽松 繁	<u>スリー・アール</u>	堀内 知英
	菅井 弘	
<u>M I K</u>		<u>京都大学</u>
榎本 孝	<u>テクノブリッジ</u>	窪田 卓見
	山本 裕史	高木 郁二
<u>Shanghai Jiao Tong</u>		黒崎 健

祝 梁帆
森下 和功
孫 一帆
大平 直也
樋口 嵩
檜木 達也

近畿大学

渥美 寿雄
河合 慶人
山本 凌市
大塚 哲平

近藤技術事務所

近藤 英樹

九州大学

浦川 星奈
吉富 順平
橋爪 健一
五十川 浩希
本多 史憲
有馬 立身
劉 家占

九州電力

館林 竜樹

空間技術研究所東京

小川 進

経済産業省

金子 洋光

原子燃料工業

下山 裕太
山口 壮一郎

小野 慎二
瀬山 健司
大江 晃
大平 幸一
谷口 良則
中岡 平
平澤 善孝
片山 将仁
本田 真樹
濱西 栄蔵
齋木 洋平

原子力エンジニアリング

今村 通孝
松浦 哲明

原子力バックエンド推進セ
ンター

梶谷 幹男

原子力安全推進協会

鈴木 嘉章

原子力規制委員会

更田 豊志
山中 伸介
杉山 智之

原子力規制庁

永瀬 文久
宮田 勝仁
山内 紹裕
秋山 英俊
中江 延男
福田 拓司

原子力損害賠償・廃炉等支

援機構

湊 和生

原子力発電環境整備機構

米山 智巳

弘前大学

坂内 港

高エネルギー加速器研究機
構

TRAN KIM TUYET

三菱FBRシステムズ

小坂 進矢
中里 道

三菱マテリアル

柴原 孝宏
小林 卓志

三菱原子燃料

佐藤 大樹
手島 英行
渡部 清一

三菱重工業

岡田 裕史
下村 尚志
古本 健一郎
高野 賢治
今村 稔
小宮山 大輔
清水 勇希
村上 望
大和 正明
藤井 創

福田 龍
北芝 紀裕

三菱総合研究所

江藤 淳二

四国電力

川本 洋右
大堀 和真

次世代エネルギー研究・開

発機構

山脇 道夫

芝浦工業大学工学部

新井 剛

芝田化工設計

田中 祐樹

秋田工業高等専門学校

金田 保則

昭和建物管理

小林 正春

新潟大学大学院

飯田 輝良

静岡大学

三浦 剣士郎

前田建設工業

大竹 俊英

大阪産業大学

カムストット パンティワ

碓 隆太

大阪市立大学

田辺 哲朗

大阪大学

大石 佑治
寅田 琉介
牟田 浩明

池田総合研究所

池田 豊

中部大学

佐藤 元泰

中部電力

原田 健一
内川 剛志

長岡技術科学大学

ドー ティマイズン
麻 卓然

和田 一真

電気通信大学

Raka Firman

電源開発

越川 善雄
大谷 司
中居 倫宏
柳沢 直樹

電力中央研究所

園田 健
関口 裕真

太田 宏一

樽見 直樹

中森 文博

中村 勤也

尾形 孝成

北島 庄一

名内 泰志

木下 幹康

東海大学

亀山 高範

佐藤 隼兵

菅原 健太郎

東京工業大学

Chong Hong Fatt

LISOWSKI EVA MORGAN

マロニー マックスウェル

原 大輔

三枝 翻

小林 能直

北村 嘉規

李 庚辰

東京大学

Jovellana John

YILDIRIM ANIL CAN

阿部 弘亨

関村 直人

岩田 修一

成川 隆文

西村 洋亮

村上 健太

李 博

鈴木 俊一

東京電力

遠藤 慎也
卷上 毅司
関田 俊介
溝上 伸也
溝上 暢人
高松 樹
山田 大智
山内 景介
大塚 康介
鶴田 義昭
平井 睦
平林 直哉
齊藤 暢彦

東京都市大学

岡野 匠真
佐藤 勇
坂口 旺
大岩 祐毅
大澤 響祐
矢口 陽樹

東芝エネルギーシステムズ

山岡 哲朗
鹿野 文寿
大脇 理夫
田辺 朗

東北大学

遠藤 瞭
宍戸 博紀
若林 利男
出光 一哉
沼尾 和弥
陳 迎

東北電力

井上 学
高橋 保
多田 徳広

同志社大学

渡邊 崇

日鉄テクノロジー

穴田 博之

日本核燃料開発

遠藤 洋一
坂口 知聡
坂本 寛
三浦 祐典
水迫 文樹
青見 雅樹
大内 敦
樋口 徹
鈴木 晶大

日本検査

麓 弘道

日本原子力研究開発機構

アフィカ モハマド
阿波 靖晃
逢坂 正彦
宇田川 豊
鶴飼 重治
奥村 和之
岡本 芳浩
沖 拓海
加藤 正人
外池 幸太郎
垣内 一雄
岩佐 龍磨

工藤 保
江沼 誠仁
高橋 啓三
高橋 直樹
高藤 清人
高野 公秀
佐藤 宗一
坂本 雅洋
三輪 周平
山下 真一郎
山本 雅也
市川 正一
寺島 顕一
柴田 裕樹
勝山 幸三
松本 卓
植田 祥平
新田 旭
新納 圭亮
森下 一喜
森本 恭一
瀬川 智臣
生澤 佳久
川口 浩一
川西 智弘
扇柳 仁
前田 誠一郎
谷垣 考則
谷口 良徳
中村 雅弘
中村 仁一
中村 武彦
中田 正美
中島 邦久
中島 靖雄
中嶋 竜矢
天谷 政樹

田崎 雄大
田中 康介
渡部 雅
土持 亮太
内田 俊介
堀井 雄太
李 鋒
林崎 康平
鈴木 紀一
鈴木 恵理子
廣岡 瞬
齋藤 伸三

日本原子力発電

勝部 真徳
松浦 豊
竹本 吉成
中西 繁之
長嶺 徹
島田 太郎

日本原燃

逢坂 修一
越智 英治
吉田 綾一
高田 直之
上田 昌弘
樽井 勝
長内 一将
藤原 英城

日立GEニュークリア・エ
ナジー

横山 博紀
雪田 篤

日立製作所

石橋 良

富山大学

波多野 雄治

富士電機

山田 裕之

福井工業大学

Car Ren

松浦 敬三

福井大学

宇埜 正美

吉川 智貴

佐藤 光汰朗

山下 京也

秋元 佑介

沼尾 將哉

杉本 隼飛

生田 陸人

石脇 萌

田中 柊大

百瀬 一樹

野志 勇介

柳原 敏

有田 裕二

福島大学

吉田 旭

放射線計測協会

上塚 寛

北海道大学

奥山 莉子

小崎 完

澤 和弘

北陸大学

斎藤 英明

遥感環境モニター

金子 大二郎

量子科学技術研究開発機構

叶野 翔

戸端 佑太

Ⅸ. 編集後記

核燃料部会報第 59-2 号を会員の皆様にお届けいたします。

執筆者の方々には、執筆のお願いに対して快くお引き受けいただき、お忙しい中ご執筆いただきましたことを厚く御礼申し上げます。また、執筆者の推薦、調整等にご協力いただきました方々にも、あわせて御礼申し上げます。

今回の部会報では、2023 年度下期の核燃料部会の取り組みとして、原子力学会春の年会の企画セッション、国内・国際会議等のご報告に加え、核燃料部会賞受賞者、海外の方からの記事も掲載させていただいております。是非お読みいただければと思います。

昨今の脱炭素の機運に伴い、東日本大震災以降消極的であった原子力政策は大きく転換し、第 7 次エネルギー基本計画に向けた議論においても「原発依存度を可能な限り低減する」の文言の存廃が取り沙汰されています。原子力に係る者として業界の盛り上がりを感じ喜ばしい反面、震災直前の「原子カルネッサンス」と似たような状況に、ふとしたきっかけで時代が逆戻りしてしまうのではないかとも思います。原子力という存在がそれなりの肯定感を伴って社会に受け入れられているという現在の状況を当たり前ものと思わず、社会からの期待を裏切らないよう微力ながら最善を尽くしたいと思います。

次回の部会報は、2024 年 12 月頃の発行を予定しております。今後とも皆様のご協力をお願い致します。

2023 年度部会報担当：四国電力株式会社 川本 洋右

メールアドレス：kawamoto16667@yonden.co.jp

電話番号：090-8214-4425