

核 燃 料

2025 年 2 月発行

No.60-1 (通巻)

目 次

I. 部会長挨拶

核燃料部会への期待～ごあいさつに代えて
..... 核燃料部会長 尾形 孝成 (電力中央研究所) 1

II. 企画セッション

日本原子力学会 2024 年秋の大会 企画セッション 核燃料サイクルにおける燃料分野の課題と期待..... 佐藤 勇 (東京都市大) 3

III. 特別寄稿

2024 年度核燃料部会賞 (学会講演賞) を受賞して
..... 樽見 直樹 (東京都市大 (現電力中央研究所)) 6
2024 年度核燃料部会賞 (学会講演賞) を受賞して... Afiqa Mohamad (JAEA) 7
2024 年度核燃料部会賞 (学会講演賞) を受賞して
..... 中森 文博 (電力中央研究所) 8

IV. 国際会議紹介

Report on the “Plutonium Futures - The Science 2024” International Conference..... Romain Vauchy (JAEA) 9
2024TOPFUEL report for 燃料部会..... Afiqa Mohamad (JAEA) 12
「NuMat2024」の報告... 廣岡 瞬、堀井 雄太、林崎 康平、モハマド アフィカ (JAEA) 17

V. 夏期セミナー報告

2024 年 第 6 回軽水炉燃料・材料・水化学 夏期セミナー開催報告
..... 勝山 仁哉、浦野 建太 (JAEA) 21

VI. 編集後記..... 30



I. 部会長挨拶



核燃料部会長 尾形 孝成
(電力中央研究所)

核燃料部会への期待～ごあいさつに代えて

2024 年度核燃料部会長に選任されました電中研の尾形孝成と申します。

核燃料部会では、大学または原子力機構から部会長を選任するというルールがありましたが、2021 年度の運営小委員会で「幅広い人材の活用を目的に産業界出身者も部会長候補になれるようにする方が良い」との意見が出て、部会長選任のルールが見直されました。私は、そのルールの下で初めて産業界から選任された部会長ということになります。実は、2024 年 4 月に原子力機構に採用されたため、主たる所属は原子力機構ということになりますが、電中研の研究アドバイザーという名誉職のような肩書もございますので、学会活動では、これまでの経緯を踏まえて電中研の方を所属と致したいと思えます。

さて、ごあいさつに代えて、核燃料分野の近況と今後の期待について申し上げたいと思えます。

核燃料分野の縮小傾向は、年配の部会員ならば誰もが感じていることと思えますが、バブル崩壊とともに 1990 年代から始まったように思えます。原子力学会の年会・大会における発表件数も年々減少しているように感じます。この傾向は、我が国だけでなく米国にもあるようで、2007 年の国際会議で米国の知人も同様の感想を漏らしておりました。燃料デブリの研究や事故耐性燃料の研究開発によって一時期盛り上がりも見せましたが、再び縮小傾向に戻りつつあるようです。この傾向の原因にはいくつかあると思えます。材料部会、再処理・リサイクル部会、計算科学技術部会、新型炉部会、標準委員会など核燃料分野と重複する分野

を持つ部会・委員会が立ち上がってきたこと、大学や研究機関で核燃料関連の研究に従事する方の数が減ってきたこと、などが考えられます。前者については、原子力学会の発展とともに新たな部会・委員会が立ち上がるのは自然の流れであり、古くに設立された核燃料部会が縮小していく傾向は致し方ないのかもしれませんが。後者については、様々な要因によって核燃料使用施設の維持が困難になってきたこと、軽水炉燃料の順調な運用実績や核燃料関連産業の成熟に伴い産業界や研究機関の採用や研究ニーズが減少してきたことなどに関係していると考えられます。

このような状況の中で、核燃料部会に期待されるものは何でしょうか。学会は、学術的な知見の共有の場であり、それを通じての研究者や技術者の交流の場であるので、核燃料部会の役割としては、核燃料分野の中でそのような場を提供していくこと、ということになるのでしょうか。しかし、場の提供に留まって、核燃料分野の縮小傾向を放置して良いとも思えません。学会活動の発展とともに学術分野の細分化が起きることは必然であり、関連産業の成熟に伴う研究ニーズの低下も必然かもしれません。しかし、縮小傾向の放置はいずれは衰退と消滅につながることは自明ですので、発展を諦めてはならないと思います。

核燃料は、濃縮、燃料製造、原子炉の運用・安全評価、輸送・貯蔵、再処理等々、燃料サイクルのあらゆる局面における中心的なものであり、核燃料という学術分野が取り扱う範囲は本来的に大きな拡がりがあります。また、軽水炉、ガス炉、高速炉など様々な型式の原子炉には、各々特徴あるタイプの核燃料が使用されます。核燃料という切り口から改めて燃料サイクルや原子炉を俯瞰し、分析することで、学術的知見の総合化、研究のニーズとシーズの発掘、さらには新たな学術分野の創出の可能性が期待できるのではないのでしょうか。学会というボランティアな場で、このようなことを行っていくことは大変かもしれませんが、明るい将来の姿を描いて、それに近づけるように少しずつ始めていくことはできるかもしれません。

このようなことを考えつつ、核燃料部会の運営を進めていきたいと思っています。ご支援のほどよろしくお願い致します。

II. 企画セッション

日本原子力学会 2024 年秋の大会 企画セッション報告 核燃料サイクルにおける燃料分野の課題と期待 (核燃料部会/再処理・リサイクル部会合同企画セッション)

東京都市大学 佐藤 勇

核燃料はウラン濃縮、燃料製造、燃料性能、原子炉の運用と安全評価、輸送・貯蔵、再処理、処分など燃料サイクルのあらゆる分野に深く関係している。核燃料部会としては、これらの分野にも関心を持ち、核燃料の様々な課題に対処していくべきである。また、特に「再処理あがり」の原料の取扱いに関しては再処理・リサイクル部会での議論となる。しかし、近年では、核燃料の通常運転時や事故時の挙動、物性値評価、被覆管開発といった原子炉で使用する際の課題を取り扱うことが殆どであり、核燃料部会として、燃料サイクルへの関わりの視点が減ってきていると思われる。また、核燃料から生じる核分裂生成物 (FP) や超ウラン元素 (TRU) への関心が低くなってきている。そこで、本企画をきっかけとして、照射 (燃焼) によって生じる FP や TRU によって引き起こされる再処理工程の上での問題点とインプットとしての核燃料 (照射挙動も含む) のかわりについて深掘りしていくきっかけを作りたいと考えた。



写真1 企画セッション全景

本企画セッションは、2024年9月12日(木)午後、東北大学川内キャンパスで行われた(参加者は80名程度)。核燃料部会からは、電中研の園田様から設計から再処理までのつながりを核燃料の目線で解説した。一方で、再処理・リサイクル部会からは日本原燃の新津様から再処理工程上、FP や TRU によって引き起こされる課題やフロントエンド側への要望などについて報告していただいた。これらの報告をもとに、核燃料サイクルがよりスムーズに進められるために必要なことなどを議論した(進行は都市大・佐藤が務めた)。

(1) 講演

① 「燃料の製造から運用・貯蔵に影響を与える核分裂生成物の解説」

(電中研・園田健氏)

核燃料中に含まれる核分裂生成物 (Fission Products : FP) は、ウラン濃縮、

燃料製造、燃料性能、原子炉の運用と安全評価、輸送・貯蔵、再処理、処分など燃料サイクルのあらゆる分野に深く関係している。一方で、近年の燃料開発では、通常運転時の堅牢性や耐腐食性、過渡時の耐久性、事故時の破損低減、輸送時・貯蔵時の安定性、といった主に燃料被覆管の改良に重きを置かれた開発が行われており、FPや超ウラン元素（TRU）と核燃料との関連した事項に対することに対する関心が薄れているかもしれない。本講演では、核燃料サイクルに関連する、核燃料の照射（燃焼）によって生じるFPやTRUが燃料の挙動に及ぼす様々な影響を整理し、以下のような事項に対して解説された。

- ・ Xe-135 の炉運転に対する影響
- ・ FP ガス放出による内圧上昇
- ・ ハルデン炉を用いて試験をされた多サイクル（出力変動）を経た燃料へのダメージ
- ・ PCI 対策としての UO₂ 結晶粒の大粒径化
- ・ 核燃料内に生じる FP の活用（Cs-137/Cs-134 による燃焼度評価）
- ・ 貯蔵の際の FP の崩壊熱の影響
- ・ 高純度低濃縮ウラン（HALEU）の利用について（高燃焼度にできる？）

最後に、今後の燃料サイクルを発展させるには、これらのFPやTRUについて多方面の影響を検討し、開発を行うことが肝要であると、締めくくられた。

② 「再処理工程上、FP や TRU によって引き起こされる課題やフロントエンド側への要望」（日本原燃・新津好伸氏）

再処理によって生まれ、原料粉となるウランとプルトニウムは将来、原子炉の燃料として供されることが想定されており、これをもって核燃料サイクルが成立する。ただ、使用済燃料の扱いはすべて遠隔で行われること、使用済燃料の性状が一定しないことなどがあり、定常的なスペックの原料を継続的に供給することは容易ではない。ここでは現在、再処理プラントで抱えている課題やプルトニウム利用に伴う懸念などを報告し、意識を共有するとして、以下のような事項に対して解説された。

- ・ Ba や Sr のような FP が原因となるトンネル腐食
- ・ ガラス熔融炉における白金族合金の課題（イエローフェーズの生成）
- ・ 要求されるプルトニウム利用における様々な懸念事項
- ・ 高次化プルトニウムを使っていくプラント要件はどのようなものか

最後に、再処理工場、MOX燃料工場の安定運転は、核燃料サイクルを回していくために極めて重要であるため、再処理工場、MOX燃料工場が本格的な操業となる前に、あらためて両工場を運転していくうえで考慮すべ

き点について、核燃料部会、再処理・リサイクル部会の本合同セッションで皆様と共有することとしたいと、締めくくられた。



写真2 電中研・園田氏

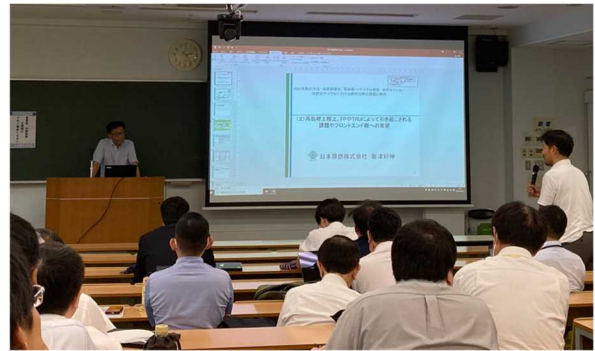


写真3 日本原燃・新津氏

(2) 総合討論

上述の通り、会場には核燃料部会員および再処理・リサイクル部会員を中心として 80 名程度参集しており、活発な議論が展開された。以下のような意見が出された。

- ・高燃焼度を達成するには現在の規制では厳しい。まずは規制を納得させるような取り組みが必要である。核分裂毒物エルビアを用いた方法も考えられるが照射試験が必要である。
- ・関係者でなければ、燃焼度がどのような基準で決められているのかわかりにくい。
- ・バックエンドの観点から、発生させた電力量に対する廃棄物に含まれる放射能と という指標を考えるとよいのではないか（廃棄物に Am-241 などが入ってくると上昇するものであるが）。
- ・プルトニウムの利用には必ず、核セキュリティがついて回ることもよく考えなければならない。

FP や TRU の種類は、化学的にも、核種的にも幅広く、これらが与える物理化学的影響、放射線防護的影響、製造工程への影響、等考慮する切り口は多岐にわたることが、これらの講演及び総合討論から深く再確認されることとなった。本課題に対する議論は継続することとして、本企画セッションで各切り口での深堀と更なる研究開発の推進の必要性を痛感させるものとなった。

2024 年 12 月 29 日記

Ⅲ. 特別寄稿 (1)

2024 年度核燃料部会賞 (学会講演賞) を受賞して

東京都市大学総合理工学研究科・共同原子力専攻
(現 電力中央研究所)
樽見 直樹

この度は、日本原子力学会 2024 年春の年会にて発表いたしました「燃料デブリ
収納缶での水素低減を目的とした触媒開発 (2) 模擬 FP 合金の加工性の検討と照射
試験による機能評価」を核燃料部会賞 (学会講演賞) にご選出いただき、誠にあり
がとうございます。この成果は日々ご指導いただいた東京都市大学佐藤勇先生、ご
共著いただいた東京大学鈴木俊一先生、野田篤志様をはじめとしたさまざまな方
のご助力があつてのものと考えております。深く御礼申し上げます。

福島第一原子力発電所事故で発生した燃料デブリをジオポリマー等の充填剤で
固定し、収納缶で輸送・保管することが検討されていますが、問題の一つとして水
素の発生が挙げられます。本研究では、水素発生対策として使用済燃料内で析出
する白金族合金 (Mo-Tc-Ru-Rh-Pd) を水素酸素再結合触媒として利用すること提案
しています。過去に実施した模擬合金を用いた研究では合金中に固溶する Mo の影
響により水素酸素再結合触媒としての能力の低下がみられていました。本発表では、
加工法の一つとして模擬合金に対し減圧下での加熱を実施し、選択的な Mo の除去
を試みました。冶金学的な分析により合金含有元素の各挙動を調べた結果、Mo の
除去が可能な見通しを得ました。また、当該合金をジオポリマーに混合固化させ、
 γ 線照射により含有水を放射線分解させることで水素低減材料としての有用性を
検討いたしました。結果として、本手法による Mo の除去により、機能面から触媒
としての白金族合金の有用性を見出しました。本研究成果は、福島第一原子力発電
所の廃止措置に資すること、及び核分裂生成物の有効利用による放射性物質に対す
る無意識的な疎外を払拭し、廃棄物の負のイメージを改善させる一助になったので
はないかと考えています。

最後に私事で大変恐縮ですが、本年の 4 月より電力中
央研究所に入所しました。現在は、福島第一原子力発電
所事故を教訓とした、事故耐性燃料被覆管の設計基準を
超える事故時挙動に関する研究や事故耐性の高い長寿
命型制御棒の開発に取り組んでいます。今回の受賞を励
みに、今後も核燃料分野の発展に寄与できるよう精進し
て参ります。



Ⅲ. 特別寄稿 (2)

2024 年度核燃料部会賞 (学会講演賞) を受賞して

Japan Atomic Energy Agency (JAEA)
Afiqa Mohamad (Research Scientist)

I am Afiqa Mohamad from JAEA pleased to be selected as one of the recipients for the "学会講演賞" for the year 2024 on the presentation title "Study on coating technique to enhance accident tolerance fuel cladding (3) Irradiation behavior of the Cr-coated MDA cladding".

The development of the Accident Tolerant Fuel (ATF) program became one of the world's attention. The motivation for the ATF development is to find a material that can delay the accident such as the explosion of the 1F reactor due to the heat generation from the Zry cladding. Therefore, the development of Cr coating was started to protect the Zry cladding under accident conditions. Cr-coated Zry (Mitsubishi Developed Alloy: MDA) cladding is a candidate for an accident tolerant fuel (ATF) in Japan that could replace Zry cladding and has superior performance compared to uncoated Zry cladding. To understand the behavior of Cr-coated Zry cladding under normal operating conditions, ion irradiation tests were performed on Cr-coated Zry cladding. The results showed that irradiation did not accelerate the degradation of the Cr coating, nor was any particle refinement or grain growth observed.

In addition, irradiation induced hardening was confirmed. These results are useful in understanding the behavior of Cr-coated Zry cladding currently being irradiated at the Advanced Test Reactor (ATR), Idaho National Laboratory in the United States.

Finally, my message to readers, I have been involved in ATF development research since 2016, and I hope more young researchers will join and contribute to ATF development in Japan. This is a large-scale project that needs many contributors to accelerate its development in Japan. I hope this award will motivate me and other young researchers to contribute more to nuclear field research in Japan, because nuclear energy has long become one of the most important energy sources.



Ⅲ. 特別寄稿 (3)

2024 年度核燃料部会賞（学会講演賞）を受賞して

一般財団法人電力中央研究所
中森 文博

この度は、日本原子力学会 2024 年春の年会で発表させて頂いた[2E08]「Nb 添加ジルコニウム合金の微細組織と元素分布に及ぼす照射の影響 (7) 炉内照射 MDA 被覆管の酸化膜界面近傍のアトムプローブ分析」を核燃料部会賞（学会講演賞）にご選出頂き、誠にありがとうございました。本研究で用いた MDA 被覆管は、三菱原子燃料株式会社（現三菱重工株式会社）殿よりご提供いただきました。本研究を進めるにあたり、ご支援、ご助力いただいた多くの皆さまに、この場をお借りして御礼申し上げます。

本研究は、国内外の PWR で使用されている Nb 添加 Zr 合金被覆管の水素吸収の抑制メカニズムの解明を目的に、炉内照射後の MDA 被覆管の酸化膜界面近傍をアトムプローブ分析し、Nb の分布および酸化挙動を評価しました。Nb 添加 Zr 合金被覆管は、従来材のジルカロイ被覆管と比較して、高燃焼度までの水素吸収量が少ないことが知られております。炉外試験において、製造時に形成された Nb 系析出物は Zr 母相よりも酸化が遅く、酸化膜中で酸化することが報告されております。この Nb 系析出物の酸化時に放出される電子が水素イオンを中性化することで、水素吸収が抑制されると考えられております。照射下では Nb 系析出物に加え、より微小な照射誘起析出物「Nb ナノクラスター」が Zr 母相に形成することから、Nb ナノクラスターの酸化挙動を評価しました。

分析の結果（図 1）、金属（Zr(O)）中の Nb ナノクラスター、酸化膜中の Nb ナノクラスター、Nb ナノクラスター（O リッチ）の順に中心付近の酸素濃度が高く、酸化膜中で Nb ナノクラスターの酸化が進んだと考えられました。このことより、Nb ナノクラスターは、製造時に形成された Nb 系析出物と同様のメカニズムで水素吸収の抑制に寄与している可能性が示唆されました。

今後も核燃料の研究を通して、原子力発電のさらなる安全性および経済性の向上、またエネルギー課題の解決に貢献できるよう研究に精進します。

最後になり恐縮ですが、核燃料部会のご運営また本部会賞選考に関わってこられました皆様に深く御礼を申し上げます。この度は誠にありがとうございました。

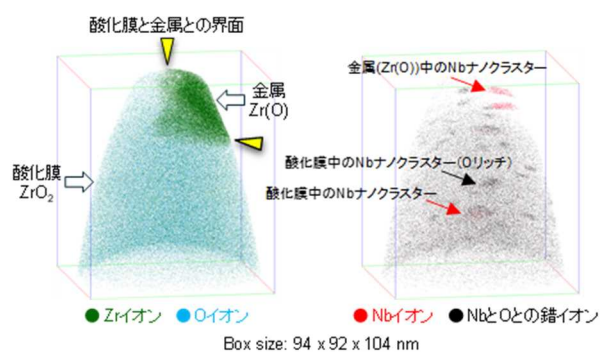


図1 酸化膜と金属との界面のアトムマップ

IV. 国際会議紹介 (1)

Report on the “Plutonium Futures – The Science 2024” International Conference (Charleston, South Carolina, USA)



2024/09/27

Japan Atomic Energy Agency, Tōkai-Mura

Staff scientist: Romain Vauchy

Supervisor: Kosuke Saito

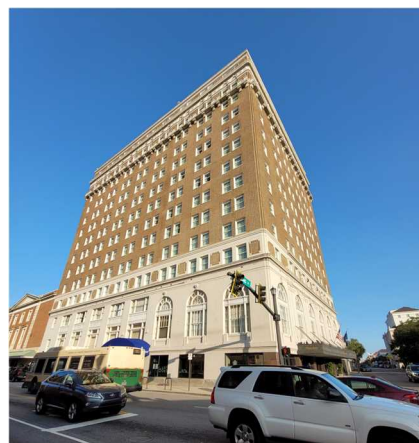
“Plutonium Futures – The Science” is an international conference focusing on plutonium science. As a result, one of the main topics is naturally military applications (nuclear weapons) but nuclear fuels (oxides, carbides, nitrides, metals) and reprocessing are also now a large part of the topics presented at the conference.

PuFutures: an international conference on plutonium’s mysteries

Plutonium Futures – The Science is an international conference series initiated in 1997 by Los Alamos National Laboratory “for presenting and discussing current research on the physical and chemical properties of plutonium and other actinide elements”. PuFutures 2024 (September 8–12, 2024) was the 12th edition of the conference and was held at the Francis Marion Hotel in Charleston, South Carolina, USA (Figure 1).



(a)



(b)

Figure 1. (a) Marion Square and Citadel Square Church (b) Francis Marion Hotel hosting the conference.

Due to its long history and the number of participants, PuFutures is one of the most important conferences on nuclear materials, alongside two other international meetings: “NuMat” and “Actinides”.

During the 4 days of the conference, about 250 participants gathered for 91 oral presentations (7 plenary talks) divided into 8 sessions: Coordination Chemistry, Nuclear Fuel Cycle, Environmental Chemistry, Surface Science and Corrosion, Condensed Matter Physics, Detection and Analysis, Metallurgy and Material Science, and Solution and Gas Phase Chemistry. About 50 posters were also presented in a dedicated session. 6 nations were represented: France, Germany, Japan, the Netherlands, the U.K., and the U.S.A..

Jason R. Jeffries (LLNL) and Holliday Kiel (LLNL) were the General and Technical Program Chairs, respectively.

Various topics were discussed during the conference, from 5f-electron materials fundamental science (e.g. plenary talk by Per Söderling, LLNL) to developing new facilities to produce Pu pits (e.g. talk by Floyd E. Stanley, Savannah River Nuclear Solutions), through the long-term storage of PuO₂ powder (e.g. talk by Hannah M. Colledge, National Nuclear Laboratory) or even the challenges of the geological disposal of weapon Pu (e.g. plenary talk by Cameron Tracy, Stanford University).

Most of the attendees came from U.S. National Laboratories (LANL, LLNL, SRNL, INL, and PNNL) and mainly presented open results on plutonium alloys (metallurgy, oxidation, etc). The United States is currently mobilizing large amounts of budget for the renewal of plutonium pit inventory by modifying a new facility located at Savannah River, initially designed to manufacture MOX fuel to recycle weapon Pu, renamed as Savannah River Plutonium Processing Facility (SRPPF).

Applied and fundamental studies of Plutonium’s alloys and their corrosion accounted for a large proportion of the various studies, but numerous presentations focusing on molten salts technologies and oxide fuels (and their precursors) were discussed at the conference. However, no studies on nitride or carbide-related were presented, which is quite unusual at PuFutures.

During my invited plenary talk (45-minute talk + 10-minute Q&A), I had the privilege to open the “Nuclear Fuel Cycle” session (Figure 2). The topic of the presentation was “Phase separation and recombination in oxygen-hypostoichiometric uranium-plutonium mixed oxides” which is an important feature of fast-neutron reactor MOX fuels. I received several interesting questions from the audience during the Q&A session and created new connections with cutting-edge scientists from the USA, Germany, the Netherlands, France, etc.



(a)

(b)

Figure 2. (a) Francis Marion Hotel's Colonial Ballroom for plenary talks (256 seats) (b) end of my plenary talk (Nuclear Fuel Cycle session).

I believe that Japanese researchers, whether from national institutions or universities, should have a greater presence at Plutonium Futures - the Science. Greater participation would be of direct benefit to Japanese nuclear fuel R&D, as this conference is an excellent opportunity to get to know foreign researchers working on plutonium and other actinides, and to create new links between institutions. I also believe that increased participation in this conference would strengthen Japan's international influence in nuclear science by showing that the country is a major player in the actinide field.

Side notes: due to the conflict between Russia and Ukraine, no Russian delegation was present at the conference. India was also not represented at this edition of the conference. In future, it would be not surprising to see researchers from People's Republic of China taking part in Plutonium Futures – The Science.

IV. 国際会議紹介 (2)

2024 TOPFUEL report for 核燃料部会

Japan Atomic Energy Agency (JAEA)
Afiqa Mohamad (Research Scientist)

TOPFUEL 2024 is an annual meeting organized by the European Nuclear Society, the American Nuclear Society, the Atomic Energy Society of Japan, the Chinese Nuclear Society and the Korean Nuclear Society. This year the meeting was held in Grenoble, France from 29th September to 3rd October 2024. This year was the most successful with 238 presentations and 423 participants from 24 countries. From Japan, we have 7 participants; Japan Atomic Energy Agency (2), Central Research Institute of Electric Power Industry (2), Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd. (1), Japan Nuclear Fuel Development Co., Ltd. (1) and Institute of Science Tokyo (1).

Interestingly, this year's program allows participants to join the social program to visit Grenoble with a guide (Figure 1) and also technical visits to Framatome and the CEA nuclear site; e.g. the training simulator for EDF (CORYS) in Grenoble, Framatome's fuel fabrication plant in Romans sur Isère, Institut Laue-Langevin (ILL) in Grenoble and the CEA INNOVATION showroom in Grenoble. In addition, lunch and coffee breaks were covered as part of the registration fee, and a nice dinner with all participants was held on 1st October (Figure 2). The scientific program consisted of 7 tracks (oral/poster) with an additional special session on IAEA CRP ATS (Figure 3).

In the opening plenary session "Understanding ATF development paths pursued in different regions", Southern Nuclear Operating Company and Westinghouse (USA), KEPCO Nuclear Fuel (Korea) and EDF and Framatome (France) gave their update on ATF development. The objective of all suppliers/companies was almost the same: to focus on economical fuel design and also to improve the accident. Therefore, the doped UO₂ and Cr-coated become one of the main candidates to achieve their goals. In addition, increasing the burn up to 75 GWd/tU (HBU) and increasing the fuel enrichment to 8% is also a target from the USA. Framatome and Westinghouse also reported on their progress with irradiation testing of Cr-coated Zry cladding. Framatome has fully loaded its cladding concept with the Cr₂O₃ doped fuels at GOSGEN and hopes to reach 60 GWd/tU very soon and said that its Cr-coated cladding has reached high maturity to move to the next path of implementation

and application (2026). Westinghouse also updated on their Cr-coated and doped UO_2 , but also included their progress on the long-term development materials such as SiC and UN.

Another plenary session on "Needs & Challenges of Fuel Design and Development for SMR/AMR" was prepared by Emma Vernon, National Nuclear Laboratory, Urenco (UK) and Orano (France). Emma had stated in the UK that the development of the SMR/AMR would become the primary target instead of the ATF. Then, at present, with the cooperation and support of Japan Atomic Energy Agency (JAEA), they will use the experience of JAEA for the development of High Temperature Test Reactor. In addition, the development of the fuel material such as MOX, TRISO, metallic and etc. is still ongoing and presently seeking for the large-scale manufacturing in order to realize this fuel material for SMR/AMR.

In the short- and long- term Advanced Technology Fuels (ATF) track, there were 27 presentations on the Cr-coated and 6 presentations on Track 5: Transient Fuel Behaviour and Safety Related Issues. Seoul National University (SNU) was acknowledged because their students presented a great job on the Cr-coated Zry cladding during LOCA and high temperature testing by showing the microstructure evolution analysis using EPMA and EBSD and also mechanical testing of RCT (Ring Compression Test). In addition, they also presented about the implementation data in the SA code and pointed out the necessary parameters such as the grain size of Cr, oxidation kinetics, diffusion coefficients and etc. In addition, they presented a new criterion for the ductility/embrittlement of the Cr-coated Zry cladding (HANA6) which, following the US criteria, the experts proposed to compare the mechanical data by RCT and PBT (Point Bend Test).

Another stealing attention presenter, J. Christophe Brachet CEA, one of the experts in the Zry cladding and he was presented about the new "Equivalent Cladding Reacted" for the Cr-coated. He tried to explain why the old version of ECR, which uses the weight gain, cannot be used for the Cr-coated; the behavior or mechanism of the Cr-coated oxidation is completely different compared to the Zry cladding. In his presentation, he proposed a new "ECrR" which should include the oxidation kinetics of Cr and also Cr diffusion into the Zry. However, he also stated that the current proposed "ECrR" may be applicable if the Cr-coated behave as a protective coating.

Then Martin Ševeček from the Czech Technical University in Prague presented his work on the coated Zry-2 for the BWR application. Currently, in the ATF framework, the majority of suppliers have proposed the Cr coated for the PWR application. However, due to the dissolution of Cr_2O_3 under BWR water chemistry, Martin's team has proposed a Cr-Nb

coated on the Zry cladding. The autoclave tests under BWR water chemistry and high temperature oxidation have been carried out and the results suggest a much better performance than the uncoated Zry cladding. This is the only presentation that shows a coating approach for the BWR application.

Several presentations have been made on the irradiation test results for the Cr-coated at ATR, INL. For example, Framatome presented their PIE results on the Cr-coated M5 cladding irradiated at 30 GWd/tU. The appearance of the sample, such as the color transition of the cladding surface from yellow to blue, was observed. They suggested that the oxidation of Cr had occurred and led to the formation of Cr₂O₃ oxide layer on the outer surface. In addition, the H uptake for the Cr coated sample was reduced compared to the uncoated sample. The plating interface was chemically stable and no evidence of microstructural change was observed. Finally, the mechanical tests showed that the elongation at fracture for the Cr-coated sample was 30%. They also point out that the behavior of the Cr-coated is almost similar to that of the uncoated Zry cladding.

For track 7 of the session "Innovations in experimental methods, instrumentation", Yves Pontillon from CEA presented their progress in the development of the laser-based system for heating nuclear fuel pellets at high temperature in order to understand the LOCA/RIA phenomena for fuel research. CEA has many facilities to simulate SA conditions such as VERDON, MERARG, DURANCE and VINON. Due to the lack of information on the complex transients, fission gas release and fuel fragmentation during the LOCA/RIA phenomena, CEA has developed a laser-based system capable of reaching temperatures up to 3000°C, with the capability of direct measurement on the sample and localized measurement. With this system, it is possible to determine the thermophysical properties of UO₂ (or other materials), the evolution of the microstructure or the gas released as a function of temperature. This development is still ongoing and it is planned to transfer this equipment to the hot facility and this equipment will be able to work with irradiated materials.

The closing ceremony was held on the evening of 2nd October and the next host of TOPFUEL 2025 will be ANS, where it will be held in Nashville, Tennessee, from 5th to 9th October 2025. The good news is that it will be held in Japan in 2026. Save the date!

The overall impressions, this year's TOPFUEL includes many presentations of ATF related presentations, and it seems that the development of the ATF program is accelerating and has become one of the focus topics among the nuclear fields. In addition, TOPFUEL meeting is a good platform for all nuclear vendors, researchers and university members to

exchange knowledge, and I would like to encourage more young researchers from Japan to join this meeting in the near future, as for this year we have only 7 participants from Japan.

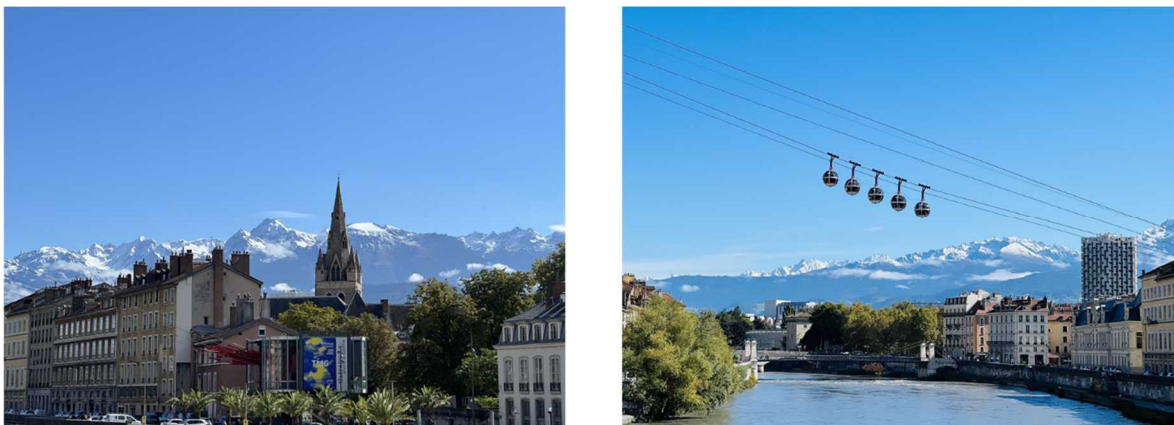


Figure 1 Grenoble-Bastille cable car with a magnificent view of the snow-covered mountain.

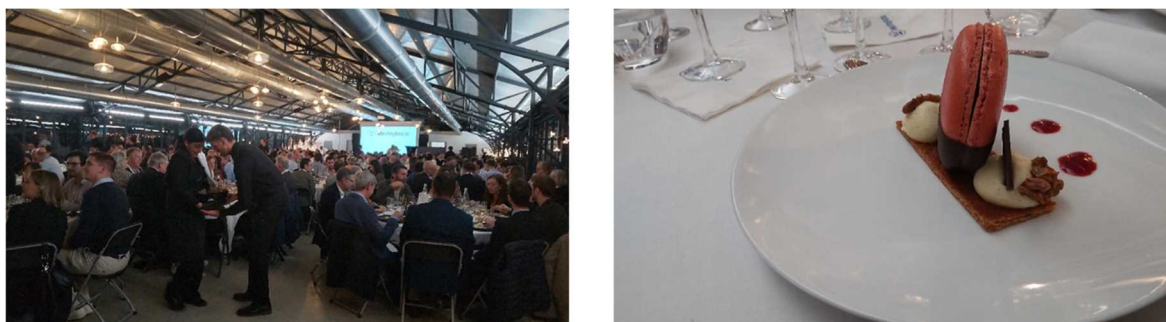


Figure 2 The conference dinner was held on the evening of 1st October at the Domaine Clairfontaine. French cuisine was served and the meals were ended with the famous French dessert, the macaron.



Figure 3 Special session on IAEA CRP ATS presented by Martin Ševeček, a well-known ATF expert from the Czech Technical University in Prague.

Acknowledgements:

This report was written in cooperation with the 2024 TOPFUEL Japan participants.

By

Afiqa Mohamad,

Research Scientist,

Japan Atomic Energy Agency (JAEA).

IV. 国際会議紹介 (3)

「NuMat2024」の報告

日本原子力研究開発機構
廣岡 瞬、堀井 雄太、林崎 康平、モハマド アフィカ

1. NuMat の概要

本会議は2010年に開催されて以来、2年ごとに開催される国際会議である。核燃料・材料に特化した国際会議としては非常に規模が大きく知名度が高いものである。Elsevierが主催し、Journal of Nuclear Materialsと連携して（一部の発表はSpecial Editionとして査読付論文になる）開催されることも特徴である。

2010年の第一回目の会議はドイツのカールスルーエで開催され、第二回目の会議は大阪（2012年）で開催された。以降はフロリダのクリアウォーター（2014年）、モンペリエ（2016年）、シアトル（2018年）で開催されたが、2020年はコロナ禍のためオンラインとなった。更にベルギーのヘント（2022年）と続き、今年はシンガポールで開催された。今回の開催地の選定においては、ロシア・ウクライナ戦争の情勢等を背景に、より多くの人が出席できるようにとの意図もあったそうである。

プレナリーセッションやドリンク付きのポスターセッションがある他、NuMartと呼ばれるコンペティションが催される。これは出席者が研究に関する美しい画像を応募するもので、多くの票を獲得した作品はJournal of Nuclear Materialsの表紙を飾ることができる。

2. 今回のNuMatの構成、出席者、特徴

今回は以下に示す5つのトラック（Track）から構成され、報告者は④のトラックで研究成果を発表した。

- ① Radiation Effects in Structural Materials
- ② Structural Materials for Fission and Fusion Power



NuMat 2024 HP から引用



報告者の口頭発表の様子

- ③ Nuclear Fuel Cladding and Coatings
- ④ Radiation Effects in Nuclear Fuels
- ⑤ Radiation Effects in Functional Materials

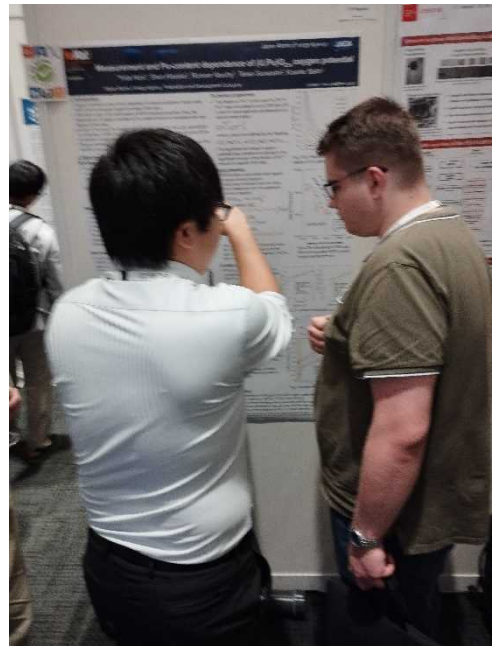
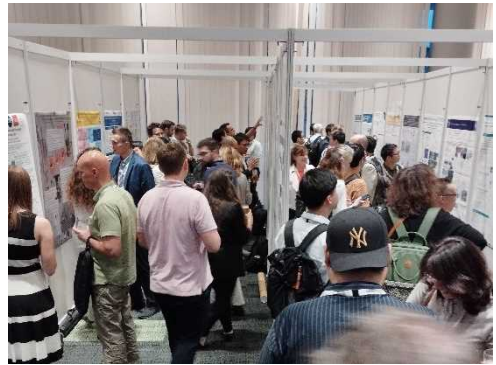
統計情報は公開されていないが、プログラムから読み取れる情報として、口頭発表が150件以上、ポスター発表が200件以上、8件のプレナリートークがあった他、ランチタイムには以下のタイトルのようなWorkshopも催された。

- ・ Public Awareness of Nuclear Power
- ・ Research to Reactor: Translating Research for the Future of Nuclear Materials
- ・ Early Career Researchers
- ・ Gender Dimensions in the Nuclear Field - Encouraging Diversity and Inclusion

さらに、flash talk というセッションも用意されており、これはポスター発表者が口頭発表会場で2分間のプレゼンを矢継ぎ早に行っていくというものであった。

参加者の出身国は米英仏が多い印象であった。その他スウェーデン、中国、オーストラリア、カナダ、インド、ロシアからの参加者も見られた。日本からは、JAEA からが最多で約10名が出席し、その他、電力中央研究所、量子科学技術研究開発機構、核融合科学研究所、北海道大学、八戸高専、東北大学、東京大学、東京都市大学、静岡大学、熊本大学等から、1~数名ずつ参加していた。

口頭発表は持ち時間20分、invitedの人たちは30分で行われた。ポスター発表は1日ごとにポスターを張り替えながら広いロビーのスペースを利用して行われた。特にポスターセッションは交流の場として非常に盛況であった。今回、全体として博士課程の学生の割合が多かった印象であり、報告者も多く、多くの学生から研究に関する他、日本の原子力の動向、日本でポストドクのポストはあるのかなどの質問を受けた。



ポスターセッションの様子



プレナリートークの様子

3. 聴講報告

報告者が聴講したプレナリートーク及び各トラックの発表の中で特に興味深かったものを以下に報告する。

- ・ オープニング直後のプレナリートークでは、Victor Nian 氏 (Center for Strategic Energy and Resources, シンガポール) から東南アジアの原子力動向等について講演があった。東南アジアでは、フィリピンにバターン (Battan) 原子力発電所があるが、スリーマイル島事故以降は安全性の観点から一度も稼働していないこと、また、シンガポール政府は国家的に原子力の研究計画の検討を始めており、特に小型モジュール炉のような新しい技術に関心があることが述べられた。
- ・ スウェーデン王立工科大学 (KTH) の Janne Wallenius 氏によるプレナリートークでは、鉛冷却炉に関する核燃料・材料の研究例が紹介され、KANTHAL 社と共同開発を進めている FeCrAl 材料、Urenco 社と共同開発を進めている高濃縮ウラン (~10%) の窒化ウラン (UN) 燃料、UN のスパークプラズマ焼結 (SPS)、UN の照射試験などが挙げられた。SPS では UN に対して従来よりも高密度を得ることができるため、SPS の UN 燃料製造工程への適用を検討していることが紹介された。
- ・ オークリッジ国立研究所 (ORNL) の Andrew Nelson 氏によるプレナリートークでは、ORNL の High Flux Isotope Reactor (HFIR) で用いる MiniFuel (通常の試験燃料よりも 1/1000 といった程度に小さくし、燃料内の温度勾配や拡散の影響を低減したもの) や UCO TRISO 燃料の開発、3D プリンターで製造した燃料、FP ガス放出の低減を目的とした添加物入り UO_2 などの研究成果が紹介された。HFIR の価値を強調する講演であり、不足している照射データを効率的に取得できることが述べられた。
- ・ Joint Research Center (JRC) カールスルーエの Thierry Wiss 氏から、ハルデン炉で照射した MOX 燃料からの FP の放出試験について報告があった。照射した MOX 燃料を薄いディスク状に切断し、加熱することにより FP (Kr 等のガス、Cs 化合物等の揮発性の高いもの) を放出させ、FP 放出率と温度の関係、また、FP 放出率とサンプルの微細組織の関係が報告された。
- ・ アイダホ国立研究所 (INL) の Jason Schulthss 氏から、JAEA と INL の共同研究で実施している TREAT 炉を用いた照射試験について報告があった。過去に EBR-II で照射した MOX 燃料ピンを TREAT で過渡照射する試験が一部実施され、THOR (Temperature Heat sink Overpower Response の意) カプセルと呼ばれる専用容器の紹介や、過渡照射中の燃料近傍の温度測定結果、燃料ピンの非破壊検査の結果などが紹介された。
- ・ 英国 Sheffield 大学の Lewis Blackburn 氏から、プルトニウムの安定固化に関する研究成果が報告された。Blackburn 氏はジルコノライトと呼ばれるセラミクスにプルトニウムを固定化する研究を 2018 年頃から行ってきており、プルトニウムの代わりにセリウムを添加したジルコノライトの合成試験の結果が示された。また、4 名の博士の学生を連れてきており、皆同様の研究を行っているとのことであった。現在、英国内でプルトニウ

ムを用いた試験を計画調整中であるが、取扱い施設の制限が厳しく、JAEAのPu施設を用いた実験を強く希望する意見が述べられた。

4. その他、所感

最近の学会では定番となってきた専用アプリが本会議でも実装されており、発表者情報やスケジュールを確認しやすい快適なものであった。また、上でも示したとおり Early Career Researchers という workshop（若手研究者のこれからのキャリアに関する講演・意見交換）が催されたことや、博士の学生が多かったことなど、国際会議が若手研究者の交流のプラットフォームとして活用されるようになってきたことを感じた。また、開催地が米国や欧州ではなく東南アジアの国シンガポールであったことから、異国を訪れた者同士として親近感を持って議論・意見交換ができていたように感じた。

V. 夏期セミナー報告

2024年 第6回軽水炉燃料・材料・水化学 夏期セミナー開催報告

報告者：勝山仁哉、浦野建太（日本原子力研究開発機構）

1. はじめに

今回で6回目となった「軽水炉燃料・材料・水化学 夏期セミナー」は、材料部会の幹事のもと、福岡市博多駅近辺の会議場（TKP ガーデンシティ博多新幹線口）にて、8月5日～7日の日程で開催された。参加者は121名（学生22名）にのぼり、大変盛況であった。セミナーでは初日に各部会より基調講演及び基礎講座があり、二日目は各部会からトピックス講演が行われた。二日目に行われたポスターセッションでは、学生を中心に18名による発表があった。最終日は九州電力玄海原子力発電所のエネルギーパーク館内及び発電所の見学が行われた（参加者は32名）。

2. 開催要領

開催要領は以下の通りである。

- 日時：2024年8月5日（月）～7日（水）
 - ✓ セミナー（基調講演、基礎講座）
 - ✓ トピックス発表
 - ✓ ポスター発表
 - ✓ 玄海原子力発電所見学会
- 場所：TKP ガーデンシティ博多新幹線口

3. 講演内容

3.1. 講演プログラム

講演プログラムは下記の通りである。

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		
【基礎講座】			
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)	尾形 孝成(電中研)
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

8月6日(火)			
9:00 ~ 9:30	ポスター準備時間		事務局
9:30 ~ 9:35	事務連絡など	(10分)	
9:35 ~ 10:25	水化学トピックス	(50分)	山崎 慎吾(MHI) 尾形 菜摘(関電)
10:40 ~ 11:30	核燃料トピックス	(50分)	佐藤 大樹(MHI)
11:30 ~ 12:20	材料トピックス	(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		
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)
15:10 ~ 15:40	休息		
15:20 ~ 16:00	核燃料トピックス	(40分)	永沼 正行(JAEA)
16:00 ~ 16:50	材料トピックス	(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 部会講演表彰		

3.2. 講演内容

(1) 基調講演

① 水化学基調講演 (河村氏)

水化学部会のこれまでの取り組みとして、水化学の概要及び諸課題、ロードマップ、ハンドブックの策定、主要な論文リストをHPに掲載しているなどの主な活動の紹介があった。また、三部会での連携に向けた具体的な提案が示された。

② 核燃料基調講演 (尾形氏)

核燃料部会における軽水炉燃料の研究開発への取り組みとして、軽水炉燃料に係る研究開発テーマや各燃料部会が主催する TopFuel (2026年は品川で開催予定)、IAEA TWGFPT 2019 年合報告での発表について紹介された。今後は、燃料ふるまいコードなどシミュレーション技術の革新、高燃焼度化の推進、燃料デブリ研究と事故耐性燃料開発等が期待されるとのことであった。

③ 材料基調講演 (橋本氏)

最近のハイエントロピー合金の研究開発状況が紹介された。ハイエントロピー合金を用いた機器の製造方法として、積層造形法や放電プラズマ焼結といった手法が示された。照射影響だけでなく、溶接性、高温水蒸気酸化についても検討されているとのことであった。

(2) 基礎講座

① 水化学基礎講座 (杉野氏)

原子炉水化学ハンドブックの改定内容について紹介された。本ハンドブックは2段組みで400ページ程度のボリュームである。講演では、BWR、PWRにおける水化学管理の概要（SCC、FAC、孔食の発生・進展を抑制するため、例えばPWRの場合、反応度を下げたためホウ酸を入れているので、Li等でpHを下げるといった管理がなされている。）も示された。

② 核燃料基礎講座 (松永氏)

BWRの燃料について、9×9燃料を主として設計や今後の課題等について紹介された。ハルデン炉やJMTRの廃炉に伴い、燃料照射に対応した照射炉はATRしかなく、照射試験は実施できていないといった課題が示された。今後は高い経済性を持つ10×10燃料をベースとし、より安全性を高めた燃料の開発を進める予定とのことであった。

③ 材料基礎講座 (外山氏)

原子炉圧力容器の照射脆化メカニズムを、3次元アトムプローブ・透過電子顕微鏡・陽電子消滅法で調べた結果などが紹介された。照射脆化した原子炉圧力容器が焼鈍されたことがあるかといった質問が会場からあり、海外ではそういった事例があるが、照射により生じたマイクロ組織が完全に除去される訳ではなく、より高温で焼鈍しても完全には回復しなかったといった知見もあるとの回答であった。

(3) トピックス

① 水化学トピックス① (前半：山崎氏 後半：尾形氏)

PWRプラントの再稼働時の1次系及び2次系水化学管理の取組みの例が紹介された。長期保管による燃料の γ 線量率の低下は、1次冷却材中の溶存酸素除去操作に影響するため、プラント状況に応じた手順を用いる必要があるとのことであった。

また、高浜3,4号機再稼働時において、2次系統におけるFe及び不純物の溶出量は通常点検のそれと同程度であったこと、長期停止による腐食生成物等は再稼働前の運転サイクルからの推定値と大きな違いはなかったことなどが紹介された。

② 核燃料トピックス① (佐藤氏)

事故耐性燃料の導入に向けて、商用炉で先行照射を行うための炉心燃料分科会の検討項目として、学会標準「先行照射実施基準」の策定(2024年度中に発

刊予定)、PWR 及び BWR における国内先行照射の実施例などが紹介された。

③ 材料トピックス① (野本氏)

原子炉材料におけるデジタルトランスフォーメーション利用の取組みとして、照射脆化予測式開発の歴史と現在検討されている照射脆化予測式、ニューラルネットワークを用いた転位運動解析、フラクトグラフィとディープラーニングの融合などが紹介された。

④ 水化学トピックス② (前半：高木氏 後半：長瀬氏)

原子炉内の水の放射線分解解析に関して、プラントパラメーターをモデルの入力条件とし、BWR 一次系流路に沿って化学種の濃度分布を解析により評価した事例が示された。放射線分解モデルを用いた解析は BWR 一次系の腐食環境評価に有効であり、ECP 評価モデルとの連成により、一次系内腐食電位分布を求めることも可能であるとのことであった。

また、英国におけるリスク評価の考え方が紹介された。英国では、従業員や一般公衆の健康や安全に関して、「合理的に実行可能な限り (ALARP)」の原則に基づき要求がなされているとのことであった。

⑤ 核燃料トピックス② (永沼氏)

PWR を対象とした Pu 高含有量の燃料開発に向けた方策の検討結果が紹介された。燃料の形状を変更、Gd を被覆管に内張するなどにより出力のピーキングを調整する燃料候補概念を複数考案し、各候補概念案について集合体格子計算により仕様を設定、検討を行うことで、当該方策の有効性を示した。今後は、モンテカルロ計算コードなどにより、より詳細な核計算を行い、影響を確認するとのことであった。

⑥ 材料トピックス② (大城戸氏)

国内、米国の長期運転に向けたルールの比較結果を紹介された。米国では、長期運転に向けた、パフォーマンスベースの評価、重要度に応じて保全対象を区分けするプロセスが構築されている一方、国内でも長期運転、安全性向上のために、欧米の事例を参考にした評価が期待されるとのことであった。

(4) ポスター発表

下表のとおり 18 件のポスターセッションが行われ、活発な議論が交わされた。また、厳正な審査の結果、最優秀賞に垣谷氏、優秀賞に齋藤氏、横山氏、佐藤氏の合計 4 名が表彰されることとなった。表彰は、2024 年原子力学会秋の大会材料部会全体会議で実施される予定である。

発表者	所属	部会	タイトル
SUN JIALIN 氏	東京都市大学	核燃料	SMR 用 Sphere-Pack 金属燃料の開発 - スウェリングによる体積変化評価と Sphere 粒子の最適化 -
通傳 響真氏	東京都市大学	核燃料	金属スフェアパック燃料の伝熱の模擬と検証
堀井 雄太氏	JAEA	核燃料	MOX 燃料の低 O/M 調整技術開発
浦川 星奈氏	九州大学	核燃料	ウラン酸化物のレーザー加熱を用いた融点測定およびラマン分光法による不定比性評価
吉富 順平氏	九州大学	核燃料	ウラン及びランタノイド含有ジルコニウム酸化物の熱物性評価
宮崎 加奈子氏	九州大学	核燃料	福島第一原発由来の高濃度放射性 Cs 含有微粒子中ポルサイトに含まれる放射性 Cs 原子の可視化
山下 直輝氏	JAEA	核燃料	電気化学試験のためのグローブボックス整備及びホット試験片のイメージングプレート解析手法
齋藤 宏平氏	北海道大学	材料	低放射化ハイエントロピー合金中における点欠陥の挙動
藤枝 秀斗氏	熊本大学	材料	圧力容器の再生熱処理の適用限界について：60 年超でも再生可能か？
横山 輝一氏	静岡大学	材料	マグネトロンスパッタリング法による酸化マグネシウム被覆の作製と特性評価
清水 悠加氏	静岡大学	材料	二酸化ケイ素を主成分とする水素同位体透過低減被覆の特性評価
Li Teng 氏	横浜国立大学	材料	Thermodynamic study on the retardation of α - γ phase transformation by oxide particles in oxide dispersion strengthened (ODS) steels
Hnin Lai Lai Wai 氏	静岡大学	材料	Development of ceramic-iron joint coating for fusion blanket materials
石黒 大翔氏	東北大学	材料	地層処分の過渡期環境における炭素鋼の腐食挙動に関する研究
岡 弘氏	北海道大学	材料	金属 3D プリンティングにより作製したハイエントロピー合金の照射特性
長谷川 丈氏	横浜国立大学	材料	アルミナ被膜を形成させた FeCrAl-ODS 合金の被膜-合金界面のせん断応力下の応答評価
佐藤 光汰朗氏	福井大学	材料	核融合炉ダイバータ用純 W における運動転位と照射欠陥の相互作用に関する研究
垣谷 健太氏	三菱重工	水化学	KOH を添加した PWR1 次冷却水環境での Ni 基合金の SCC 発生試験と酸化皮膜分析

(5) 玄海原子力発電所見学

同発電所に隣接する玄海エネルギーパーク館内を見学した後、玄海発電所内部をバス車内から見学することができた。玄海発電所では、事故対策のため安全対策用資機材が分散配置されていた。また、防災保護の一環として、発電所周辺火災からの延焼を防止するための防火帯が設置されていた。

(6) 核燃料部会賞の表彰

2日目の最後に下記3件について「2024年春の年会」核燃料部会学会講演賞の表彰式が実施された。

- ・ 東京都市大学 樽見直樹氏「燃料デブリ収納缶での水素低減を目的とした触媒開発(2) 模擬FP合金の加工性の検討と照射試験による機能評価」
- ・ JAEA Afiqa Mohamad 氏「Study on coating technic to enhance accident tolerance of fuel cladding (3) Irradiation behavior of the Cr coated MDA cladding」
- ・ 電中研 中森文博氏「Nb 添加ジルコニウム合金の微細組織と元素分布に及ぼす照射の影響 (7) 炉内照射 MDA 被覆管の酸化膜界面近傍のトムプローブ分析」

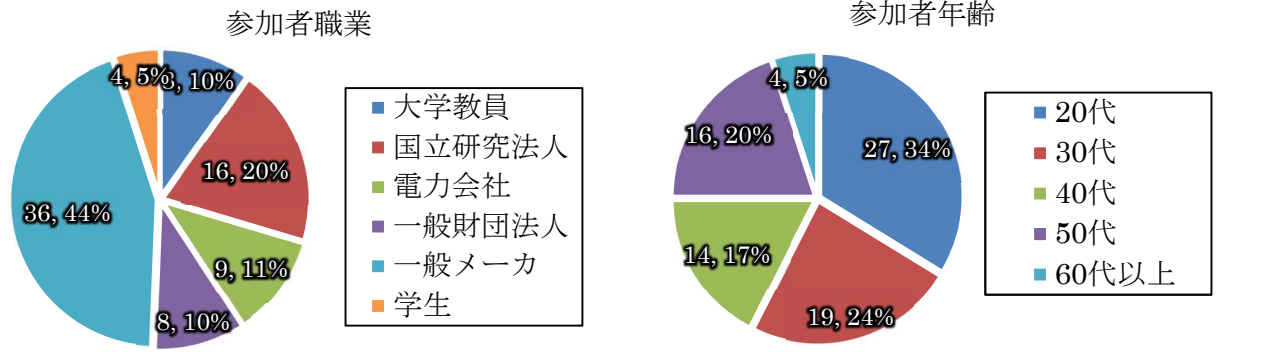
4. アンケート結果

セミナー終了後にアンケートを実施し、集計結果を添付する。本アンケートは、夏期セミナー幹事の材料部会・日立 GE 石寄氏にて取り纏めて頂いたものである。

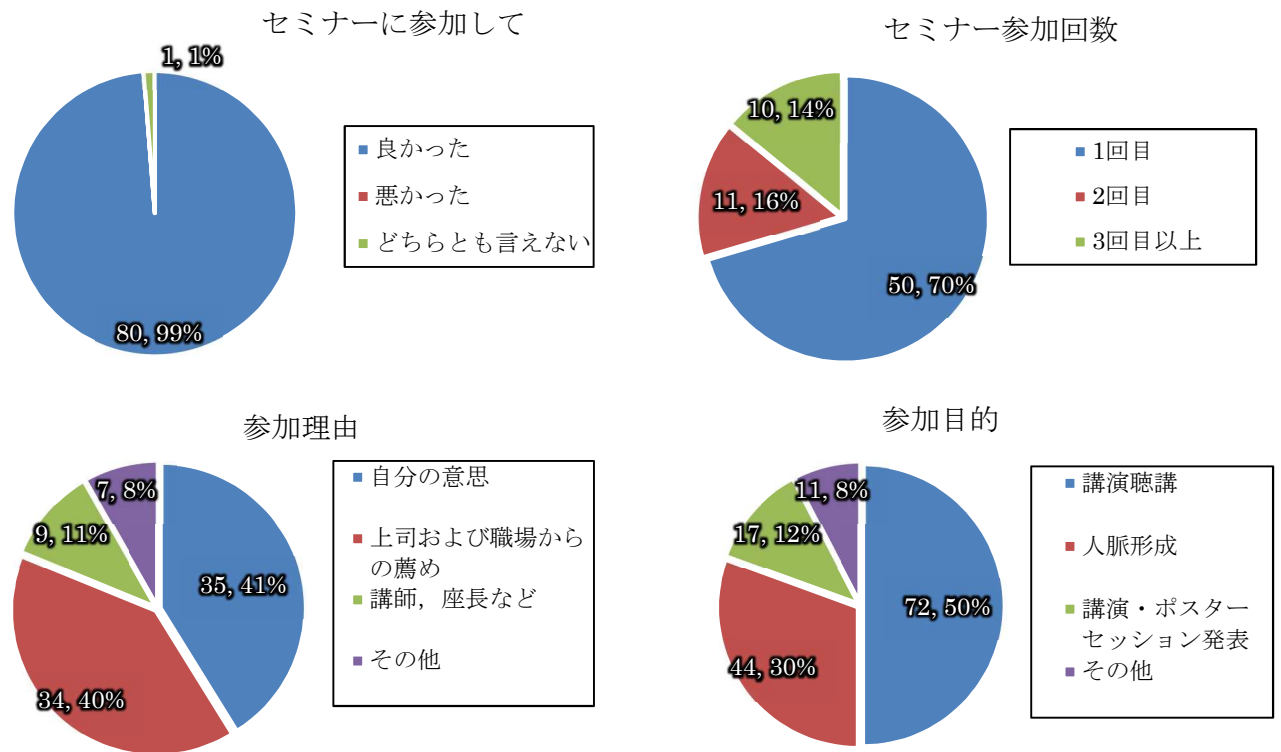
謝辞

今回の三部会合同夏期セミナーは石寄様に主幹事をご担当いただきました。開催にあたってご尽力いただいた皆様に深く感謝申し上げます。また、ご多用中のところ講師をお引き受け下さった方、セミナーに参加して下さった方、見学を受け入れていただいた九州電力の皆様ほか、夏期セミナー開催にあたりご尽力いただいた方々に、この場をお借りして心より御礼申し上げます。

今後も3部会合同セミナーが継続され、各部会の一層の発展に寄与することを祈念いたします。



添付図 1 参加者の構成



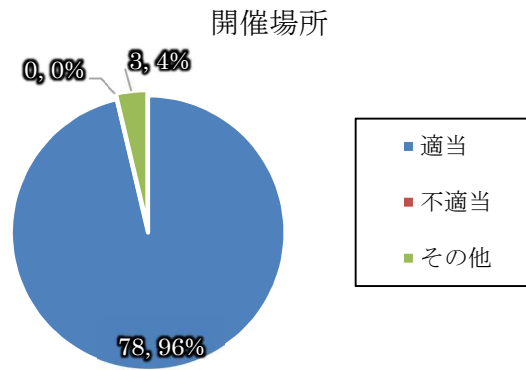
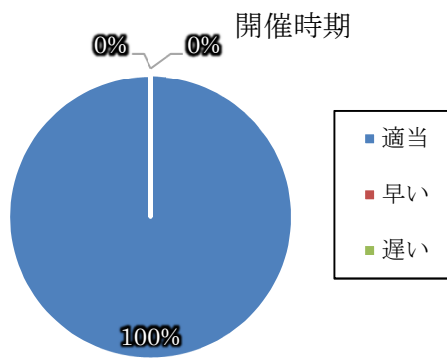
その他

- ・部会運営委員/事務局のため×4
- ・運営状況の確認×1
- ・若手への引継ぎ×2

主なその他

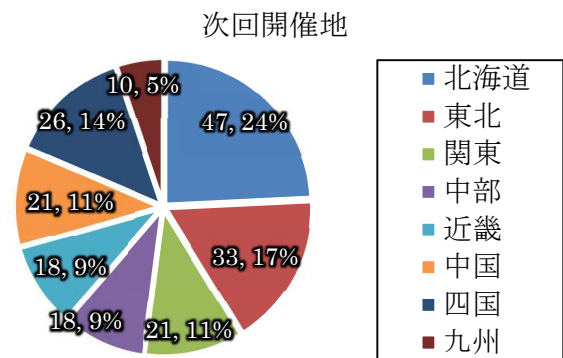
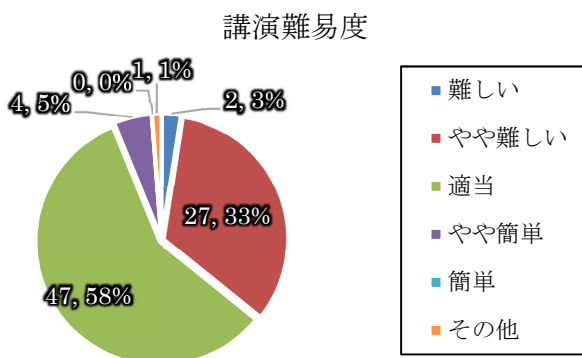
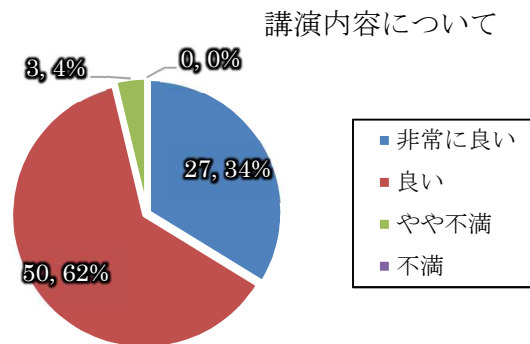
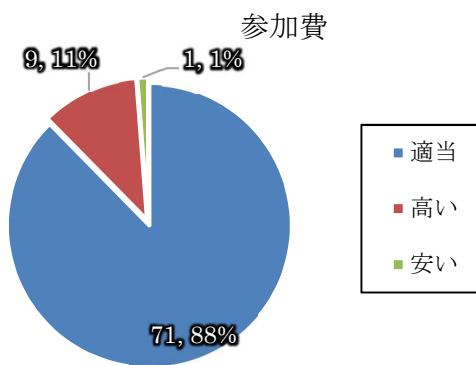
- ・表彰
- ・発電所見学×2
- ・学生の発表指導

添付図 2 第6回三部会合同夏期セミナーアンケート結果(1/3)



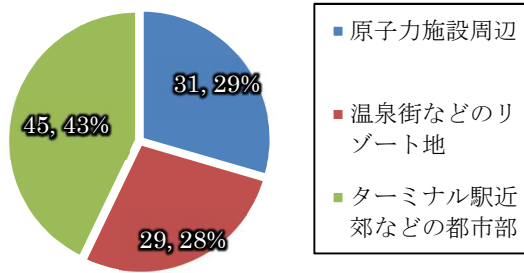
その他

- ・ 関東からのアクセスがやや悪い
- ・ 温泉地等の方が良い
- ・ もう少し涼しい地域がよい

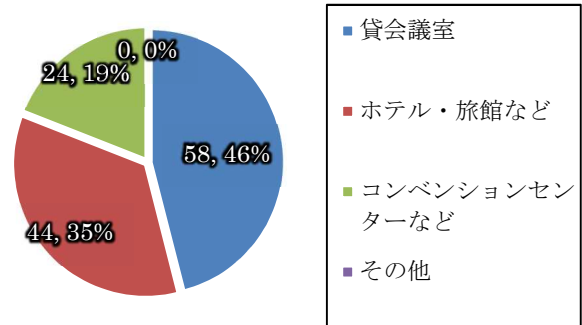


添付図 3 第 6 回三部会合同夏期セミナーアンケート結果 (2/3)

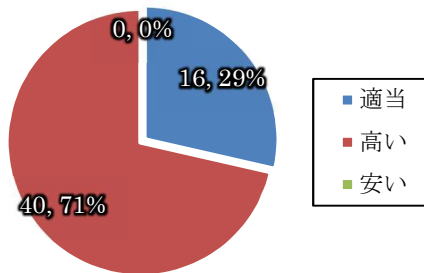
次回開催場所



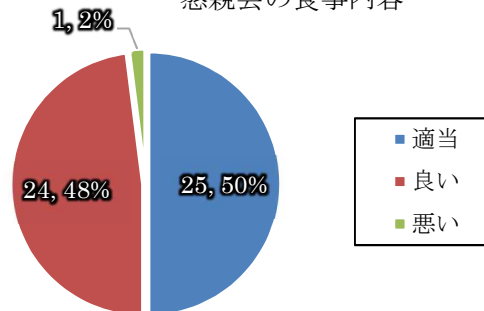
次回開催会場



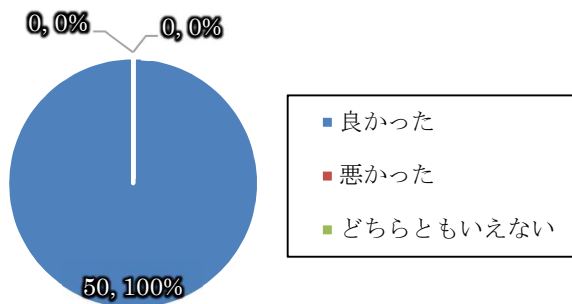
懇親会の費用



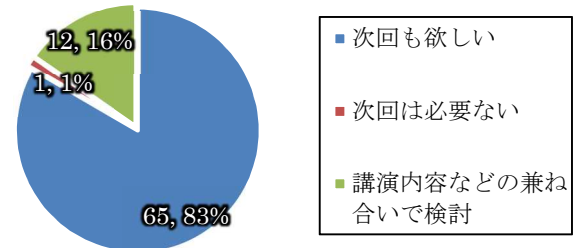
懇親会の食事内容



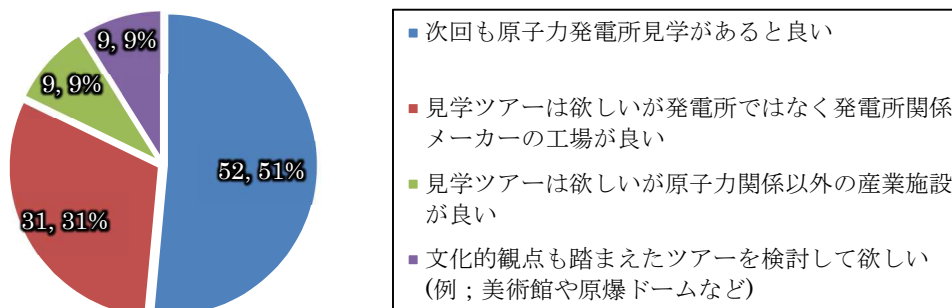
懇親会に参加して



ポスターセッションについて



見学ツアーについて



添付図 4 第6回三部会合同夏期セミナーアンケート結果(3/3)

VI. 編集後記

核燃料部会報第 60-1 号を会員の皆様にお届けいたします。

執筆者の方々には、お忙しいところ執筆のお願いに対して快くお引き受けいただき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、2024 年度上期の核燃料部会の取り組みとして、原子力学会秋の大会の企画セッション、国際会議のご報告に加え、燃料・材料・水化学合同による夏季セミナーの報告、核燃料部会賞受賞者の方々からの記事を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。

社会の動きに目を向けますと、エネルギーをめぐる情勢が大きく変化したことに伴い、エネルギー基本計画の改定に向けた議論が行われ、エネルギー安定供給、経済成長、脱炭素の同時の実現を目指すべく第 7 次エネルギー基本計画が閣議決定されました。この中で、DX 及び GX の進展に伴う電力需要が見込まれる中で、脱炭素電源であること、かつ安定的な電力供給の特性から、原子力発電の活用も明言されています。このような社会の期待に応えられるよう、安全を確保した上でのプラントの再稼働、並びに防災対応能力の向上、さらには燃料の高度化の取り組みに関わっていきたいと思います。

次回の部会報は、2025 年 5～6 月頃の発行を予定しております。部会報担当として、充実した内容となるように努めて参りますので、今後とも皆様のご協力をお願い致します。

2024 年度部会報担当：東京電力ホールディングス株式会社 鶴田 義昭

メールアドレス：tsuruta.yoshiaki@tepcoco.jp

電話番号：070-7468-1407