

核 燃 料

2022 年 5 月発行

No.57-2 (通巻)

目 次

I. 巻頭言

核エネルギーの利用……………加藤正人 (核燃料部会部会長) 1

II. 企画セッション

日本原子力学会 2022 年春の年会 企画セッション報告
核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用…佐藤勇 (東京都市大) 3

III. 特別寄稿

2021 年度核燃料部会賞 (学会講演賞) を受賞して…中森文博 (電中研) 6
2021 年度核燃料部会賞 (学会講演賞) を受賞して……………岡田裕史 (MNF) 7
「事故耐性燃料開発に関するワークショップ」開催報告
……………川西智弘 (JAEA) 8

IV. 国際会議紹介

IAEA 「燃料の性能と技術に関するワーキンググループ」 (TWGFPT) 報告
……………尾形孝成 (電中研) 16
NURETH-19 概要報告……………溝上伸也, 平井睦 (東電 HD) 22

V. 核燃料関係国際会議予定一覧……………April, 2022–March, 2023 27

VI. 夏期セミナー紹介 2022 年 第 32 回 夏期セミナー 開催案内……………28

VII. 会員名簿……………30

VIII. 編集後記……………33



I. 巻頭言

核エネルギーの利用

今年、2月24日、ロシア軍のウクライナへの侵攻が始まりました。世界中の人々にとって、驚きともに、大きな怒りと深い悲しみの出来事です。この戦いの中で、核の利用が現実的な脅威となりました。これは、たとえ、威嚇だけにしても許されないことです。さらに、運転中の原子炉施設への攻撃という、信じがたい行為も行われました。これらは、私たち、原子力、核燃料の研究開発に携わる者にとりて断じて許すことができないことです。

日本は世界で唯一の被爆国です。第2次世界大戦では、広島にはウランの、長崎にはプルトニウムの核爆弾が投下されました。その悲惨な歴史があつたにもかかわらず、日本はエネルギー源の一つとして原子力発電を選択し、核の平和利用を進めてきました。プルトニウムの利用については、核兵器を持たない国の中にあつて、唯一国際社会からその利用を認められた国でもあります。ウラン、プルトニウムの核分裂によって起こるエネルギーは膨大であり、その使い方を誤ることは許されません。人類にとって、核の利用は、安定なエネルギー供給を目指した平和利用しかないはずで

日本のエネルギー政策には、核燃料サイクルによるプルトニウムの利用が含まれています。プルトニウムは、天然に存在しない元素で、原子炉内で生成されます。ウランと同様に核分裂を起こす元素ですので、再処理工程で使用済み燃料から抽出することによって、核燃料としてエネルギーを得ることができます。再処理工程では、高レベル廃棄物が発生しますが、その廃棄物中に含まれるマイナーアクチノイド元素(MA)を取り除くことによって、高レベル廃棄物の減容と有害度を低減することが可能となります。MAは、高速炉の燃料に含めることによって燃焼させることが可能です。そのため、核燃料サイクルの中にMAを閉じこめ、MA含有MOX燃料としてリサイクルする技術の開発が進められてきました。この技術は、廃棄物減容だけでなく、核不拡散にも効果があります。MAを含有させた燃料は、プルトニウムの分離が難しくなるため、核兵器への転用が困難になる技術だからです。

昨年、英国グラスゴーで、国連気候変動枠組条約第26回締約国会議(COP26)が開催されました。気温の上昇を1.5°Cに抑えることを目標に取り組むことが合意されました。日本では、2050年、カーボンエミッションゼロを目標に掲げて技術開発

を進めています。原子力発電もゼロエミッションへ貢献する重要な役割になるはず
です。地球温暖化は、甚大な災害を引き起こすことが懸念され、人類にとって地震
とともに自然災害の脅威となっています。そのため、災害に強く、回復力のある電
力システムを構築することが求められ、多様な電力システムの開発として、原子炉
の小型化、分散化などの研究開発も進められています。

核エネルギーの利用について、様々な問題に対して、知恵を出し、新しい技術を開発
することが、将来のエネルギーセキュリティの強化や、地球温暖化防止につなが
ります。今、産官学の力を合わせて革新的な燃料技術の開発に取り込む時です。

核燃料部会部会長 加藤 正人
(日本原子力研究開発機構)

II. 企画セッション（計算科学技術部会との合同セッション）

日本原子力学会 2022年春の年会 企画セッション報告 核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用

東京都市大学 佐藤 勇

1. はじめに

日本原子力学会 2022年春の年会において、計算科学技術部会殿との合同セッションとして「核燃料開発におけるシミュレーション技術の活用」が開催された（参加者：50名超）。本企画は、前回及び前々回で報告・討論された「核燃料の今後の展望（講演バージョン）」及び「核燃料の今後の展望（討論バージョン）」で出された課題に対して、深掘りしていくものである。今回取り上げたテーマは「シミュレーション技術」である。この分野ではより多くの知識と経験を持つ会員が多数所属するということで、今回は計算科学技術部会殿との合同セッションとした。前回と前々回の企画セッションの内容は、部会報に掲載されている報告記事 [1、2] を参照されたい。

2. 各講演の概要(予稿集を要約)

(1) 公開燃料コードFEMAXI-8における軽水炉燃料挙動モデル整備の現状と課題

JAEA・宇田川豊

軽水炉燃料の照射挙動解析モデルについて、JAEAが開発する国産/公開コードであるFEMAXIを例に、近年の改良及び検証の状況、並びに開発方針を紹介した。これらを踏まえ今後取り組みが必要な課題を整理し、この中で期待される計算科学的手法の寄与について述べ、セッションでの議論に供した。

(2) 高速炉MOX燃料挙動のシミュレーション解析技術開発 JAEA・小澤隆之

JAEAでは、燃料物性研究やこれまでの照射試験で得られた知見に基づき、アイダホ国立研究所(INL)と共同で高速炉MOX燃料の照射挙動を多次元でシミュレーション解析する計算コードを開発している。ここでは、これまで開発してきた高速炉MOX燃料照射挙動シミュレーション解析技術の現状と今後の開発課題について述べた。

(3) 分子シミュレーションの新たな展開 - 構造金属材料を対象として

東京大学・沖田泰良

古典分子動力学法(MD法)は、原子間相互作用を量子力学的効果も含めて精密に評価する第一原理MD法と比較して精度が低いことが課題である。また、古典MD法は、極短時間、極微小スケールの現象の再現のみが可能であり、実際に発生する現象を解析することは困難であった。近年、これらの問題を解決するMD法も提案されてきている。ここでは、原子力分野で使用される金属材料を対象とし、MD法の現状と展望について

示した。

(4) 計算科学を用いた核燃料物性研究

JAEA・中村博樹

原子レベルのマイクロシミュレーションによる燃料物質の高温熱物性評価の手法に注目し、古典MD、第一原理計算、機械学習MDの解説を行った。なお、ここで対象とする物質は、酸化物燃料の主要物質である二酸化アクチニドを中心に扱った。

3. 意見交換・ディスカッションの概要

以上のプレゼンテーションは、詳しくなかつ、最新の成果が開示され、大変興味深いものとなった。この上に、熱のこもった討論を繰り広げる予定であったが、司会者・佐藤の不手際で十分な時間を確保することがかなわなかった。そこで、ここでは司会者・佐藤が聞き取った内容をもとに核燃料部会における課題意識と計算科学技術部会殿から提供可能な計算技術を突き合わせる形での所見を示すことにする。

核燃料部会がここまでの企画セッションを行うことで、明確に認識してきたこととして、「照射試験の必要性」と「照射試験の困難さ」という相反する事柄である。その両者をつなぐものとして、「計算機シミュレーション」の活用で補完することができるのか、という点に興味が集まっている。

核燃料部会としては、軽水炉燃料及び高速炉燃料の両者において、炉心設計のうちの燃料設計を行う必要があり、この設計で定常時及び過渡時における燃料のふるまいを予測の上で各種仕様、運転条件等を決定する。JAEA・宇田川氏及びJAEA・小澤氏からの講演では、これらの燃料のふるまいを予測するうえで「素過程」の取り扱いの重要性が表明された。宇田川氏からはFAMAXI開発にかかわるこれまでの膨大な蓄積で多くの素過程を取り扱っており、そのリンクが重要であり、最後の「パーツ」として照射試験が位置付けられている、とあった。また、小澤氏からは高速炉特有の組織変化・ジオメトリ変化(中心空孔の生成)に対する詳細な取り扱い(蒸発凝縮機構による物質移動)と照射試験データによる検証が紹介されている。

一方で、東大・沖田先生及びJAEA・中村氏からはMD法による原子力材料及び酸化物燃料に対するMD法・第一原理・データサイエンスを組み合わせたシミュレーションに関する最近の研究状況に関して報告がなされた。沖田先生からは材料のはじき出しカスケードに関するシミュレーションが、中村氏からは酸化物燃料の高温物性に関するシミュレーションが報告された。両者とも古典的なMD法や第一原理がミクロスケールであり、これをいかにデータサイエンスでマクロに拡張していくかという点に興味を示されていた。

このように、両者における興味を中心または利用価値(実機的设计に役立つ)の高さにおいては、「素過程」の取扱いにあるのではないか、という点に気が付く。核燃料部会としての究極の目標である「照射試験によらない」燃料のふるまい解析を今後、

さらに精緻になしていくには、各素過程に関して、計算科学技術部会殿が手がけている計算手法を通じて、理解を深めていくことが一つの方法ではないかと感じた。

4. 今後の取組に関して

3. のように、今回のセッションでは討論が不十分であったこと、取扱い項目が幅広かったこと、等のために今後はテーマを絞った形で、討論をメインとしたセッションを企画することを推奨したい。ただ、その際にはこれまでの「企画セッション」の形から若干工夫して、討論しやすい場を設ける必要があるように感じられる。

参考文献

- [1] 黒崎 健, 「日本原子力学会 2021 年春の年会 企画セッション報告」, 核燃料部会報 Vol. 56, pp. 2-3 (2021).
- [2] 黒崎 健, 「日本原子力学会 2021 年秋の年会 企画セッション報告」, 核燃料部会報 Vol. 57, pp. 1-2 (2021).

(2022 年 3 月 20 日 記)

Ⅲ. 特別寄稿（1）

2021 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
エネルギートランスフォーメーション研究本部 材料科学研究部門
中森 文博

この度は、日本原子力学会 2021 年秋の大会で発表させて頂いた[2D02]「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 (2)Zr イオン照射 Zr-0.5Nb 合金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。本研究におけるイオン照射試験は、量子科学技術研究開発機構の施設共用制度にて、高崎量子応用研究所のイオン照射研究施設（TIARA）で実施させていただきました。また、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 合金被覆管の耐水素化・耐食性メカニズムの科学的理解を深めることを目的に、照射下での合金元素分布などの微細組織を調査したものです。Nb 添加 Zr 合金被覆管は、PWR 炉内での使用において従来ジルカロイ材と比較して水素吸収量が少ないことが知られております。その合金組成や製造工程は様々で、それらの照射挙動や腐食挙動を単純に比較することは困難です。そこで、本研究では「Nb 元素」の添加が水素吸収量の低減に寄与している可能性に着目し、合金組成を単純化した Zr-0.5Nb モデル合金を共通の比較対象として作製し、イオン照射前後の微細組織変化をアトムプローブで分析しました（図 1）。分析の結果、未照射 Zr-0.5Nb 合金の Zr 母相内では Nb が均一に分布しており、イオン照射 Zr-0.5Nb 合金では Nb ナノクラスターが形成されておりました。また Zr 母相の Nb 固溶濃度を評価した結果、イオン照射によって Nb ナノクラスターが形成されることで、Nb 固溶濃度が低下することがわかりました。本成果は、実際の被覆管での照射における Nb 分布変化などの関係の評価に活用でき、水素吸収抑制への Nb の寄与について理解が進むと期待されます。

今後も核燃料の研究を通して原子力発電の安全性および経済性の向上、カーボンニュートラルの達成に寄与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 アトムプローブ分析の様子（右が筆者）

Ⅲ. 特別寄稿（2）

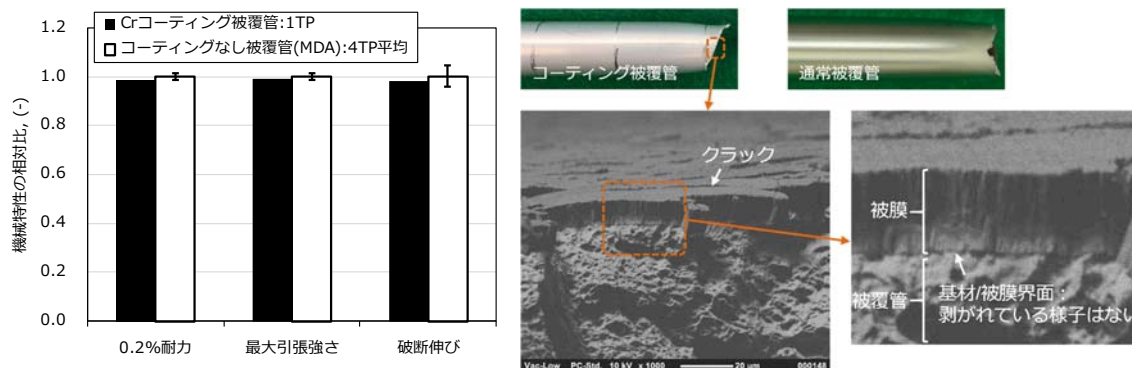
2021 年度核燃料部会賞（学会講演賞）を受賞して

三菱原子燃料株式会社
岡田 裕史

この度は、日本原子力学会 2021 年秋の大会において、「早期実用化に向けた PWR 向け事故耐性燃料被覆管（コーティング被覆管）の開発（2）コーティング被覆管の製造試験」を核燃料部会賞（学会講演賞）に選出いただき、誠にありがとうございます。本研究は経済産業省資源エネルギー庁の補助金事業（JAEA からの再委託事業）の成果となります。この場をお借りして、関係者の皆様に御礼申し上げます。

今回の発表は、事故耐性燃料被覆管の一つとして注目されている、クロムコーティング被覆管に関する研究結果の発表となります。研究を開始した当初、ジルコニウム基合金に金属クロムをコーティングすることは、技術的に難しいと言われていました。しかし、製造方法の検討を重ねた結果、被覆管が破断に至るほどの変形が起きても、被膜（クロムコーティング層）が剥がれないコーティング被覆管を製造することができました。また、クロムコーティング被覆管の性能評価に当たっては、従来の被覆管開発時とは異なる評価が必要ではないか、という点に留意しながら、研究・開発に取り組みました。例えば、クロムコーティング被覆管では、被膜の割れや密着性が重要な評価項目になると考えていることから、本研究では、過去の被覆管開発時よりも、高精度の破面観察を試みました。このようにして、学会の場で発表できるような研究成果を取得することができました。

最後になりますが、本部会賞選考に関わってこられました核燃料部会の皆様に、深く、御礼申し上げます。この度の受賞を励みとし、今後も、原子力の安全性向上及び高度化に貢献できる研究・開発に邁進していく所存です。



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
軽水炉研究推進室 川西 智弘

1. 概要

東京電力福島第一原子力発電所事故の反省を踏まえ、世界の主要国及び日本国内において、軽水炉の安全性・信頼性・効率性の向上に資する技術開発が進められている。その一つとして事故耐性燃料(Accident Tolerant Fuel : ATF)の開発が行われており、国内においてはさらに事故耐性制御棒(Accident Tolerant Control Rod : ATCR)の開発が行われている。これらの特徴としては、従来のジルコニウム合金系の被覆管材料等に比べて、通常運転時の性能を維持あるいは向上させつつ、冷却材喪失事故等の際の、高温水蒸気による酸化反応を抑制し、酸化による反応熱の抑制、水素発生の抑制が可能であることが挙げられる。また、それによる事故進展の遅延により、事故対応に時間的余裕をもたらすことが出来、炉心溶融の回避、あるいは、炉心溶融した場合でも、放射性物質の放出を低減できることなどが期待できる。

また、世界的な潮流となっているカーボンニュートラルに対して原子力が確実に貢献していくためには、軽水炉の安全性向上及びその活用が不可欠であり、この観点からも既設軽水炉への ATF、ATCR 等の導入の意義は極めて大きいと考えられる。

世界の開発状況としては、米国では 2020 年代に ATF の実用化が予定されており、我が国としても総力を結集し国産 ATF の早期実用化を目指す必要があると考えられる。そのため、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、経済産業省資源エネルギー庁「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日本原子力研究開発機構（以下、「JAEA」という。）は、日本原子力学会（以下、「AESJ」という。）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、2022 年 3 月 11 日(金)に「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。図 1 にそのポスターを示す。ATF-WS 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 230 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について議論した。

本報告では、ATF-WS における 2 件の基調講演、3 件の講演、およびパネルディスカッション・総合討論の概要について報告する。

2. 基調講演

(1) 基調講演『事故耐性燃料開発への期待』

AESJ 核燃料部会の宇埜（福井大学）より、福島事故を受けての安全性向上の気運の高まりを受けて開始された ATF 開発への期待、人材育成の重要性、試験施設や照射試験炉の老朽化、減少への懸念、それらの解決への ATF 開発活動の貢献の期待などについて講演があった。

(2) 基調講演『事故耐性燃料導入への期待』

次に、経済産業省資源エネルギー庁の中谷より、国としての ATF 開発や新型炉開発を含む安全性向上事業の概要及び、国内外の ATF 開発状況、予算、スケジュール等の概要について講演があった。特に、国際的に ATF 開発が進展してきており、国内においても国外炉を活用した照射が開始する予定となっている旨言及があった。

3. 講演

(1) 講演『原子力システム研究開発事業での事故耐性燃料の開発』

東京大学大学院の阿部より、文部科学省から受託した掲題事業について、次のような報告がなされた。

- ・金属コーティングしたジルコニウム合金型 ATF は、OECD/NEA や日本原子力学会での検討において“ATF 被覆管候補材の中でも最も実用化まで近い”とされている。
- ・東京大学では、文部科学省・原子力システム研究開発事業を活用し、この被覆管の開発を実施している。
- ・まず開発指針の構築を行った後、材料開発に資する基礎研究実施の観点から、冶金学的材料探索の結果に基づきコーティング材としてクロム（以下、「Cr」という。）および Cr 合金を採用することとした。
- ・その後、ジルカロイ（以下、「Zry」という。）との拡散接合試験およびレーザーアブレーション法を用いた接合試験を実施した。Cr 合金開発においては、第一原理計算による合金設計を行い、Cr-X 二元系の熱力学データベースの構築を行った。
- ・また、コーティング材の機械的安定性を確認するため、Zry 表面でのコーティング性状変化の、in-situ 測定システムの構築を行った。
- ・さらに、水素発生触媒化学のメカニズム解明にかかわる水素ガス測定法の開発、水素発生メカニズムとその抑制について、雰囲気ガスの効果に関する新知見を見出した。
- ・今年度の特筆すべき成果としては、「Cr コートによる事故耐性の向上の明確化」や「事故時対策としての新しい方策の提示」などが挙げられる。

(2) 講演『原子力の安全性向上に資する技術開発事業での事故耐性燃料の開発』

JAEA（原子力基礎工学研究センター）の山下より、経済産業省資源エネルギー庁受託研究事業について、次のような講演を行った。

<第1期（2015年～2018年）>

- ・ATF 候補概念のスクリーニングとして、安全性向上の利点・リスク・技術開発課題（Attribute Guide:AG）・技術成熟度（Technical Readiness Level:TRL）を検討し、諸外国における開発動向等も踏まえて、総合的な視点で技術評価を行って開発の優先順位付けを行い、FeCrAl-ODS ステンレス鋼と SiC（炭化ケイ素）複合材を対象として検討を進めることとした。
- ・両材料について、物性値・機械及び熱特性・照射挙動等の基礎データを取得するとともに、海外の試験研究炉を用いた中性子照射試験計画の検討を行った。また、ユーザー（電力事業者等）のニーズや外部有識者の意見などを研究開発計画に反映し、各候補材料の開発計画の適正化を図った。

<第2期（2019年～現在）>

- ・電力事業者・ATF 開発メーカ・JAEA で構成する連携協議体を構築し、国内関係者のより有機的な連携を促進した。
- ・早期実用化が期待される ATF 候補概念として、金属コーティングしたジルコニウム合金型事故耐性燃料の開発も開始した。
- ・海外との連携加速の観点で、日米民生用原子力研究開発ワーキンググループの枠組みを活用し、アイダホ国立研究所・国内メーカ・JAEA の3者間協定を締結し、米国アイダホ国立研究所の試験研究炉 ATR での Cr コーティング被覆管燃料の照射試験に着手した。

（3）講演『諸外国における事故耐性燃料の開発状況』

東京電力ホールディングスの山内より、アメリカおよびフランスでの ATF 開発の体制・状況、許認可についての規制当局・民間の活動協力、その他諸外国（ロシア、韓国、ベルギー）における ATF 開発状況について講演があった。

さらに、これら諸外国の状況と比較して日本での開発の特徴をまとめ、特に日本独自の開発対象である ATCR[※]について、水中及び高温水蒸気中で安定であること、構造材との共存性が高いこと、融点が燃料熔融温度と同程度であり、炉心熔融後の UO₂ との混和を期待できること等のメリットが説明された。

※ 従来制御棒における中性子吸収材 B₄C を Eu₂O₃-ZrO₂ 等に変更した制御棒

なお、本公演の途中、14時45分に講演を中断し、東日本大震災での犠牲者を悼み全参加者で1分間の黙祷を捧げた。

4. パネルディスカッション・総合討論

本セッションでは、ここまでの講演について総括し、パネルディスカッション・総合討論でのテーマとして（１）ATF 導入のモチベーション、（２）学協会での規格基準策定、（３）国内連携の仕組みの３つのテーマについて討論した。なお、モデレータは、JAEA 原子力基礎工学研究センターの逢坂が務めた。

パネルディスカッション・総合討論に先立ち、話題提供として３件の講演を行い、それに基づいて討論を行った。

（１）国研として取り組む ATF 関連基盤技術開発

JAEA の山下より、国内 ATF 開発への貢献として考えられる原子力機構の役割について以下内容を紹介した。

- ・基礎基盤技術の開発整備と継続的高度化として、照射試験の円滑な遂行と継続的な照射、照射後試験技術整備や高度化の検討を行っている。
- ・また、燃料ふるまい解析手法の高度化による各社開発支援、代替照射技術開発による長期ふるまい予測手法の検討もおこなっている。
- ・今後の計画の代表的なものとして、冷却水損失事故(Loss Of Coolant Accident: LOCA)等の事故時挙動評価手法の検討、等が挙げられる。

（２）TSO としての事故耐性燃料研究

JAEA (安全研究センター) の杉山より、討論の前提としての ATF の位置付け・開発意義、および同センターで行われている ATF 関連研究開発について以下内容を紹介した。

- ・ATF は、「安全性が向上した燃料」に留まらず、原子炉施設の安全評価、リスク評価、機器設計、新設炉の設計、防災計画などに影響を及ぼし得る重要な技術である。
- ・安全研究センターの基本スタンス
 - 産業界と規制機関の双方と協力できる立場を活かし、日本の原子力安全確保に貢献する
 - 保有する研究リソースを活用して中立的な立場で技術的知見の取得を推進することで、規制を支援するとともに、産業界が実現する原子力安全性の向上に間接的に貢献する
- ・中立性・公正性・公平性を担保したうえでの取り組み内容
 - 研究協力
 - LOCA 試験、RIA 試験、コード開発
 - 国際プロジェクト、検討会等への参加
 - SA 耐性に関する評価手法の開発
 - ATF 導入において考慮すべき課題について、深層防護を考えた上でのリスクの整理

(3) 事故耐性燃料導入に係る安全要求に関する原子力学会の検討状況

AESJ 標準委員会システム安全専門部会炉心燃料分科会の佐藤より、ATF 導入に向けての同分科会での検討状況について報告された。

- ・同分科会では、ATF 検討 WG を立ち上げており、ATF 開発が先行する米国等の海外知見を取り込みながら、事故耐性燃料導入に係る安全要件について検討中。
- ・AESJ 技術レポート「発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書：2015 第一分冊：炉心及び燃料の安全設計」を基礎として、ATF 安全設計に必要な評価項目を抜け漏れなく抽出するための考え方、ATF 安全設計の評価項目の重要度を分類するための考え方を整理中。
- ・これら検討結果は、現在国内で進められている ATF の研究開発にも役立てられるものであり、今後、レポートに纏める予定。
- ・ATF 検討 WG の活動は、ATF 開発の観点から同分科会 LUA 検討 WG とも相互に関連しており、今後も相互の論点を共有して活動内容にフィードバックしていく。

以上の3件の講演に基づいてパネルディスカッションが行われた。

(4) パネルディスカッション

- 「ATF 導入のモチベーション」に関して、以下の意見があった。

<東芝エネルギーシステムズ・井上>

- ・安全性向上が一番のベネフィットとなるが、再生可能エネルギーとの共存と競争を考慮すると、負荷追従運転への適用可能性や経済性向上などの通常時性能の向上も大きなベネフィットとなる可能性がある。

<東京電力ホールディングス・山内>

- ・格納容器の破損リスクの低減等、安全性向上は一番のメリットであるが、被覆管の強度の増加、フレットング摩耗の抑止による燃料漏洩リスク低減や高燃焼度化等による経済性向上の可能性、また、ATCR による制御棒の長寿命化といった副次的なベネフィットにも、事業者としても大きく期待している。
- ・事故耐性燃料は MOX との親和性も高く、 UO_2 燃料のみならず MOX 燃料への適用検討も期待する。

- 「学協会での規格基準策定」については、先の話提供にて佐藤より AESJ 標準委員会システム安全専門部会炉心燃料分科会での活動状況の説明に対して、同分科会主査の阿部より補足された。

<東京大学大学院・阿部>

- ・AESJ にて技術レポート「発電用軽水型原子炉の炉心および燃料の安全設計に関する報告書」を纏めた。
- ・本報告書の作成にあたっては、被覆管が経験する可能性がある全ての事象を抽出

し、一つ一つに対して検討を加え、重要度分類表 (PIRT: Phenomena Identification and Ranking Table) を作成した。

- ・PIRTにおいて特に重要項目とされた項目に対しては、別途、個票を作成し詳細な検討も行った。
- ・このPIRTは、今後の実用化に向けての規格基準策定に役立つものである。
- ・なお、別途、LUA(Lead Use Assembly)の実施に向けて考えられている今後の進め方についてのフローチャートも作成した。フローチャートでは、「経営判断」という、技術的観点とはまた別の次元の項目についても考慮する必要性がある。

○「国内連携の仕組み」について、以下の意見、説明があった。

<原子力規制庁・北野>

- ・原子力規制庁が実施する安全研究の基本方針として、民間の開発推進には直接的には関わらないが、事業者等が安全性向上技術の開発を進めることを推奨しており、事故耐性燃料技術開発には注視している。
- ・原子力規制に活用できる基盤研究は安全研究の対象であり、安全研究成果の公表を通じ、事故耐性燃料を含め原子力の安全性向上へ貢献してきたい。

<日立 GE ニュークリア・エナジー・佐々木>

- ・原子力産業界の厳しい状況を踏まえ、研究開発に対する国のサポートを期待したい。

<経済産業省資源エネルギー庁・中谷>

- ・海外では既に商用炉を活用した照射が始まる等、国際的にもATF開発が進展していることを踏まえつつ、ATF開発の合理的かつ効率的推進のため、また、技術開発支援・研究開発基盤の供用・人材育成・産業基盤強化の観点からも、資源エネルギー庁としても引き続きATF開発を支援していく。
- ・国内開発を今後より加速していくため、引き続き、JAEA・メーカ・大学・電力事業者等との連携を深めていきたい。規格基準を含め国際動向を注視していくことは重要であり、学協会の果たす役割も大きい。

<福井大学・宇埜>

- ・燃料開発に関する産学の分担について、JAEA・メーカでは実物を扱い、大学では模擬や計算に関わるという進め方・仕組みが良いと考える。

<JAEA・杉山>

- ・推進側と規制側には、日本の原子力安全性を高めるという共通の目的があり、それぞれお互いの意見を言い合い、意思疎通を図ることで、原子力の安全性向上に貢献できることを期待している。
- ・国内の枠組みのみならず、OECD/NEA等の国際的な枠組みでの協力もあり得ると考えており、人材育成のため若手も取り込んで活動を行ってきたい。

- ・シビアアクシデントにおいてどのような効果が期待できるかについても、プラントメーカーとの連携の拡充を考えていきたい。

5. 本ワークショップの総括・纏め

最後に、本ワークショップについて、以下のように総括された。

＜JAEA・逢坂（パネルディスカッションのモデレータ）＞

- ・ATF 開発を通じた人材育成・研究施設整備等も重要。
- ・国内での ATF 開発は米国に比べると遅れているが、今後、国内関連機関の連携をさらに強化し、国内開発を加速していきたい。

＜経済産業省資源エネルギー庁・中谷＞

- ・国内開発を今後より加速していくため、国内連携を深めていきたい。

＜東京大学大学院・阿部＞

- ・本ワークショップはオンライン開催という事もあり予想よりも多くの方に参加いただき喜ばしく思う。
- ・本ワークショップは今回一回限りではなく、「今回は第一回目である」との認識であり、次回以降も関連に議論していきたい。

＜JAEA・加治（総合司会）＞

- ・このようなワークショップを通じた情報交換・意見交換を定期的に行い、ATF 開発を進めていきたい。

6. 最後に：ワークショップ事務局あしがき

まずは、原子力業界の転機にもなった 3 月 11 日に、本ワークショップの講演者やパネルディスカッション・総合討論参加者、また一般聴衆の皆様のご協力により、「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、この場をお借りして深謝申し上げたい。

本ワークショップ事務局としても、国内各機関の更なる連携強化による ATF 開発の加速を願っており、次回以降のワークショップにも期待したい。

事務局としては、このような大きなワークショップは初めての経験であり、種々の不手際・不都合もあったと認識している。これらは、今後の改善の糧としたいと考えており、今般は平にご容赦いただきたい。

なお、ワークショップでのプレゼン資料等は、以下の日本原子力研究開発機構ホームページに掲載しているので、適宜ご参照いただきたい。

<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

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。

2022年 3月 11日 (金)
13:00~16:55 (12:30開場) Web開催

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.iaea.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

>>基調講演	13:05 ~ 13:25
『事故耐性燃料開発への期待』	日本原子力学会核燃料部会 宇埜 正美 氏
『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 中谷 絵里 氏
>>講演	13:25 ~ 14:55
『原子力システム研究開発事業での事故耐性燃料の開発』	東京大学大学院工学系研究科 阿部 弘亨 氏
『原子力の安全性向上に資する技術開発事業での事故耐性燃料の開発』	日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究センター 山下 真一郎 氏
『諸外国における事故耐性燃料の開発状況』	東京電力ホールディングス株式会社 山内 景介 氏
>>パネルディスカッション・総合討論	15:05 ~ 16:55
『国研として取組むATF関連基盤技術開発』	日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究センター 山下 真一郎 氏
『TSOとしての事故耐性燃料研究』	日本原子力研究開発機構 安全研究センター 杉山 智之 氏
『事故耐性燃料導入に係る安全要求に関する原子力学会の検討状況』	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 佐藤 大樹 氏
『総合討論』	日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究センター 逢坂 正彦 氏 (モデレーター)

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@iaea.go.jp

図 1 「事故耐性燃料(ATF)開発に関するワークショップ」ポスター

IV. 国際会議紹介（1）

国際原子力機関「燃料の性能と技術に関するワーキンググループ」 (TWGFPT) 2021 年会合出席報告

電力中央研究所 尾形 孝成

IAEA の「燃料の性能と技術に関するワーキンググループ」(TWGFPT : Technical Working Group on Fuel Performance and Technology) は、核燃料分野の IAEA の技術プログラムの実施に対して助言と支援を行う専門家グループである。事務局は、Department of Nuclear Energy の Nuclear Fuel Cycle and Waste Technology/Nuclear Fuel Cycle and Materials Section が務めている。検討対象は、核燃料の性能と関連技術の現状と開発動向、炉心材料の研究開発、核燃料の設計・製造・利用、冷却材の化学、燃料挙動解析、品質保証などである。IAEA-TWGFPT の各国代表委員は原則として一カ国に一名、任期は 4 年である。報告者は日本原子力学会核燃料部会運営小委員会の推薦を受けて、2020～2023 年の任期の日本代表委員を務めている。

会合は毎年 1 回 4 月頃に開催されるのが通例であったが、新型コロナの影響のため、2020 年と 2021 年はリモートで開催となった。2021 年は 8 月 30 日～9 月 3 日に開催され、参加者は、各加盟国の代表 19 名、国際機関から 2 名 (EC-JRC、OECD/NEA)、オブザーバ 3 名、IAEA 事務局 8 名の計 32 名であった。議長は前回に引き続いてベルギーの H. Drueme が務めた。

前回までは、新任委員がその国の核燃料に関する報告を行うことが通例であったが、今回は全委員が 10 分程度で各国の核燃料に関する研究開発の状況を報告することとなった。報告者からは「燃料プラットフォーム」の状況を説明した。(説明資料を添付した)

事務局から、2021 年の活動状況 (共同研究プロジェクト、諮問会合、技術会合、報告書) および 2022 年の活動計画について次のとおり報告があり、了承された。2022 年会合は 4 月 5～7 日にリモートで開催済で、次号で報告したい。

1. 進行中の共同研究プロジェクト (CRP: Coordinated Research Project)

- CRP on Accelerator Simulation and Theoretical Modelling of Radiation Effects (SMoRE-2) (2016-2019) : イオン照射に関するラウンドロビン試験、10 か国が参加。最終報告書作成のための諮問会議 CM を 2021 年 6 月に開催。
- CRP on Fuel Materials for Fast Reactors (FMFR) (2019-2022) : 高速炉燃料ピン照射試験データの共有とベンチマーク解析などを実施。5 カ国+EC-JRC から 8 機関が参加。研究調整会議 RCM を 2021 年 2 月に開催し、進捗状況を共有。
- CRP on Testing, Modelling and Simulations for Accident Tolerant and Advanced

Technology Fuels (ATF-TS) (2020-2023):DB および DE 条件での ATF 挙動に関する実験、ベンチマーク解析、LOCA 時挙動評価手法開発などを実施。23 ヶ国+2 国際機関が参加。研究調整会議 RCM を 2021 年 8 月に開催し、各機関の実施計画を共有。

2. 2021 年の諮問会議 (CM: Consultancy Meeting) と技術会合 (TM: Technical Meeting)

- Webinar on “Accident Tolerant Fuels and their Impact on Spent Fuel Management (2020 年 12 月)
- CM on new materials for CANDU fuel bundle (2021 年 1 月) : Be 含有ろう材の代替、出力上昇中の燃料破損防止のための被覆管内面のグラファイトコーティングなど。
- CM on Quality and Reliability in Nuclear Power Reactor Fuel Engineering (2021 年 3 月) : “Quality and Reliability Aspects in Nuclear Power Reactor Fuel Engineering” (IAEA Nuclear Energy Series No. NF-G-2.1, 2015)のアップデート。
- CM on Review of fuel failures (2016-2020) (2021 年 4 月) : TM on Fuel Failure in Normal Operation of Water Reactors: Experience, Causes and Mitigation (2020 年 12 月)の報告書ドラフトの作成。
- CM on Coated particle fuels (2021 年 4 月) : 高温ガス炉用被覆粒子燃料技術の進展と SMR への適用性に関する TECDOC の準備。
- CM on the Development of E-learning Modules on Nuclear Fuel Engineering, Fabrication and Operation Behaviour (2021 年 6 月、11 月)
- CM on U-Pu oxides fuel design, fabrication, operating experience (2021 年 6 月、10 月) : 軽水炉及び高速炉用 MOX 燃料の設計・製造・運用に関する TECDOC の準備。
- TM on Advances in Post-Irradiation Examination Techniques for Power-Reactors Irradiated Fuels and Innovative Fuels (2021 年 7 月) : 照射後試験施設の現状と国際協力の可能性に関する議論を行い、TM の結果を元に TECDOC を発行する計画。TM のフォローアップのため 11 月に諮問会議 CM を開催予定
- TM on Technical Meeting on the Design, Fabrication and Irradiation Behaviour of Small Modular Reactor Fuels (2021 年 10 月) : SMR(水炉、ガス炉、高速炉、熔融塩炉を含む)用燃料の設計・製造・照射挙動に関する情報交換。
- CM on the Status and Trends of Nuclear Fuel Technology for Fast Reactors (2021 年 11 月) : 液体金属冷却高速炉の燃料技術に関する TECDOC(IAEA Nuclear Energy Series No. NF-T-4.1, 2011 年)のアップデート。
- TM on the Technical Challenges and Advances in Fuel Fabrication for Water Reactors: Recent Experience and Future Prospects (2021 年 11 月)

3. 2021年に発行した報告書

“Coolant Chemistry Control and Effects on Fuel Reliability in Pressurized Heavy Water Reactors” (IAEA-TECDOC-1942).

“ Progress on Pellet–Cladding Interaction and Stress Corrosion Cracking: Experimentation, Modelling and Methodologies Applied to Support the Flexible Operation of Nuclear Power Plants” (IAEA-TECDOC-1960).

“Analysis of Options and Experimental Examination of Fuels for Water-Cooled Reactors with Increased Accident Tolerance (ACTOF). Report of a Coordinated Research Project 2015–2019” (IAEA TECDOC-1921).

“Modelling of Fuel Behavior in Design Basis Accidents and Design Extension Conditions - Proceedings of a Technical Meeting” (IAEA-TECDOC-1913).

“Light Water Reactor Fuel Enrichment beyond the 5% Limit: Perspectives and Challenges” (IAEA-TECDOC-1918).

上記の他、7件のTECDOCを準備中。

4. 2022年の活動計画

- CM to develop a draft TECDOC on Advances in Post-Irradiation Examination Techniques (07-09 February 2022 and in 2023).
- CM on the Simulation of Nuclear Fuel Cycles for Gen-IV Reactors (08-11 February 2022).
- CM to develop the terms of reference of an IAEA TM on In-Reactor Structural Behaviour of Fuel Assemblies for Water Cooled Reactors (22-24 February 2022).
- TM on In-Reactor Structural Behaviour of Fuel Assemblies for Water Cooled Reactors (03-06 October 2022)
- CM to prepare the draft TECDOC on In-Reactor Structural Behaviour of Fuel Assemblies for Water Cooled Reactors is planned in 2023.
- CM to develop a draft TECDOC on Coated Particle Fuels for High Temperature Gas-Cooled, Small Modular Reactors (14–17 March 2022)
- CM on the Development of E-learning Modules on Nuclear Fuel Engineering, Fabrication and Behaviour (14–18 March 2022, 21-24 November 2022).
- CM to develop the draft IAEA TECDOC on Uranium-Plutonium Oxide Fuel Design, Fabrication, Operation and Management (28–30 March 2022 and in 2023).
- CM to review the progress and interim results of test programme conducted under ATF-TS(19-22 April 2022).
- CM to develop a draft IAEA TECDOC on the Technical Challenges and Advances in Fuel Fabrication Technology for Water Reactors: Recent Experiences and Future Prospects

(16-18 May 2022).

- CM to develop a draft IAEA TECDOC on the Long-Term Operation of Nuclear Fuel Cycle Facilities (16-20 May 2022).
- CM on the Challenges and Opportunities for Reprocessed Uranium Fuels: Fabrication and Performance Assessment (30 May–03 June 2022)
- TM to identify opportunities and challenges in the backend steps of fuel cycles based on evolutionary Advanced Technology Fuels (eATFs) (14-18 June 2022). CM (Q4/2022) to analyze the outputs of the TM.
- TM on the Challenges Lessons Learned and Best Practices Relating to the Life Management of Fuel Fabrication and Fuel Reprocessing Facilities (28 June-01 July 2022).
- CM for the preparing the final draft “Fuel reliability guide” (revision of NES report NF-F-2.1 Rev 1) (Q2 2022).
- CM to draft TECDOC “Nuclear Fuel Technologies for Liquid Metal Cooled Fast Reactors (LMFRs), Including SMRs” (20-23 June 2022).
- 3rd RCM on FMFR (05-09 September 2022).
- CM to discuss the preparation of TECDOC on Uranium Oxide Fuels for Use in Light-Water Small Modular Reactors Technical Challenges and Future Prospects (Q3 2022).
- 2nd RCM on ATF-TS (5-9 December 2022).
- CM to draft the Nuclear Energy Series Publication Entitled “Review of Fuel Failures in Water Cooled Reactors (2016–2020)” (2023).

以上

(2022年4月30日記)

Japan Country Report

- Activities in Fuel Platform -

Takanari Ogata
Central Research Institute of Electric Power Industry
Japan

IAEA TWGFPT

August 30 – September 3, 2021

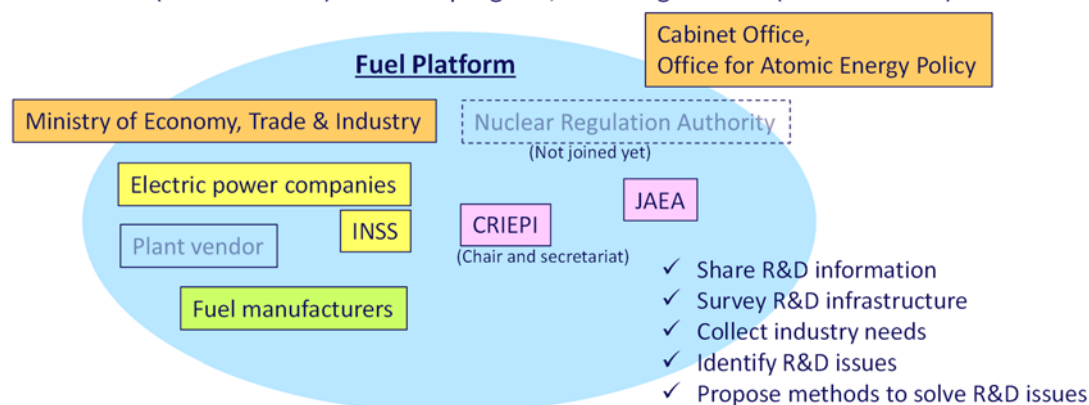


1



Establishment of Fuel Platform

- ✓ For promoting cooperation among the electric power companies, manufacturers, research institutes and the universities, three platforms were launched: (1) safety and long-term use of LWRs, (2) SA & disaster prevention, and (3) decommissioning and radioactive waste, based on the request from Atomic Energy Commission.
- ✓ “Fuel Platform” was established as part of the platform for safety and long-term use of LWRs.
- ✓ Phase 2 (JFY2020-2023) is now in progress, following Phase 1 (JFY2018-2019).



<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2020/siryo31/index.htm> (in Japanese)

2

Highlight in phase 1 (JFY2018-2019) results

- ✓ High-priority fuel-related issues were identified from the standpoint of industries (electric power companies & manufacturers) and categorized by the expected timeframe of substantial R&D commencement.
- ✓ R&D is more important

Category	Timeframe of substantial R&D commencement		
	Within about 5 years	Within about 10 years	After about 10 years
Efficient use in existing and new reactors	<ul style="list-style-type: none"> • Longer operation cycle • Power up-rating 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Improvement of fuel pellets ✓ Improvement in cladding materials 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Fabrication & performance assessment of >5% EU fuels ✓ PIE data accumulation & performance assessment of higher burnup fuels
Continuous improvement of safety and reliability in existing and new reactors	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Understanding of fuel performance under transient & accidental conditions • Improvement of TH & core design methods & their uncertainty quantification • Efficient licensing 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Improvement in cladding materials ✓ ATF development ✓ Fuel assembly integrity in earthquake ✓ Strengthening of fuel assembly structure 	
Improvement of efficiency and safety in long-term SF dry storage		<ul style="list-style-type: none"> ✓ Degradation assessment of SF storage cask structural materials 	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Demo. of long-term fuel integrity ✓ Deployment of burnup credit ✓ Storage of high burnup MOX fuels ✓ Management of failed fuel ✓ Deployment of concrete cask
Cross-cutting issues	<ul style="list-style-type: none"> ✓ Improvement of modeling & simulation methods ✓ Improvement of out-of-pile tests, irradiation & PIE technologies 		<ul style="list-style-type: none"> ✓ Decay-heat test data accumulation & their uncertainty reduction ✓ Treatment of used test fuel

<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2020/siryo31/index.htm> (in Japanese)

3

Phase 2 (JFY2020-2022) activities

- ✓ To continue sharing domestic & overseas R&D information on LWR nuclear fuel,
- ✓ To analyze fuel-related R&D issues prioritized in Phase 1 from the standpoints of sufficiency of domestic & overseas R&D,
- ✓ To draw roadmap and make effective R&D plan to address these R&D issues, and
- ✓ To consider development of human resources in the field of nuclear fuel.



<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2020/siryo31/index.htm> (in Japanese)

4

IV. 国際会議紹介（2）

NURETH-19 概要報告

東京電力ホールディングス
溝上 伸也、平井 睦

1. はじめに

NURETH-19 (19th of The International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics) が、2022年3月7日から11日にリモート会議形式で開催された。この国際会議は、原子力のいわゆる熱流動だけでなく、既存の原子力発電の安全な運転や新しい技術に関する項目も幅広くカバーしている。この会議は、2年ごとに北米、ヨーロッパ、アジアで順次開催されることになっており、当初2021年に開催することが計画されていた。しかし、新型コロナウイルスの蔓延により、2022年3月まで開催が延期されるとともにバーチャル形式に変更された。この会議は、616報の論文と11報のテクニカルキーノートなどから構成され、表1に示すプログラムスケジュールに従い6つのバーチャル会議室におけるパラレルセッション形式で行われた。一般の技術報告は、次の8つのトラックに分類されている。

- (1) 実験手法を含む沸騰/凝縮、コア/サブチャンネル熱水力等の熱流動基礎に関するトラック（6セッション、107件の発表）
- (2) 熱流動計算に関するトラック（5セッション、120件の発表）
- (3) CFDや熱水力コードのV&V及び不確かさの定量化に関するトラック（5セッション、45件の発表）
- (4) 過渡現象や事故解析を含む水炉運転および安全に関するトラック（4セッション、31件の発表）
- (5) 事故時における燃料/冷却材相互作用や核分裂生成物（FP）挙動、デブリベッドの冷却性、過酷事故軽減・自然対流の設計、水素管理などを含む過酷事故に関するトラック（7セッション、69件の発表）
- (6) 液体金属に関する腐食や凝固や過酷事故と事故時封じ込めなどを含む液体金属熱流動に関するトラック（7セッション、37件の発表）
- (7) 高温ガス炉、熔融塩燃料炉、熔融塩冷却炉、小型モジュール炉などの革新炉に関するトラック（5セッション、57件の発表）
- (8) 福島第一原子力発電所（福島第一）事故後の調査/検証を含む、既存、将来の原子炉の安全に関する各国の取り組み、安全設備や事故体制燃料、数値シミュレーションなど種々のトピックスに関するトラック（23セッション、150件の発表）

本報告では、福島第一事故、FPおよびエアロゾル挙動、燃料-冷却材相互作用(FCI)に関する報告について概説する。

表1 プログラムスケジュール

	Studio 1	Studio 2	Studio 3	Studio 4	Studio 5	Studio 6
March, 7	TWO-PHASE FLOW AND HEAT TRANSFER - I, TRACK 1. 8:00-10:00	SMALL MODULAR REACTORS - I, TRACK 7. 8:00-8:40 MULTI-SCALE ANALYSIS - I, TRACK 2. 9:00-10:00	MICROREACTOR THERMAL HYDRAULICS - I, TRACK 8. 8:00-9:00 UQ METHODS FOR CFD, TRACK 8. 9:00-9:40	SEVERE ACCIDENTS - I, TRACK 5. 8:00-10:00	COMPUTATIONAL FLUID DYNAMICS - I, TRACK 2. 8:00-10:00	V&V METHODS AND BEST PRACTICES - I, TRACK 3. 8:00-9:40
	TWO-PHASE FLOW AND HEAT TRANSFER - II, TRACK 1. 10:40-11:40	EXPERIMENTAL METHODS AND INSTRUMENTATION - I, TRACK 1. 10:40-12:20	INTEGRATION OF POOL SCRUBBING RESEARCH TO ENHANCE SOURCE-TERM CALCULATIONS (IPRESCA) - I, TRACK 8. 10:40-12:20	PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINERS - I, TRACK 8. 10:40-12:00	MULTI-PHYSICS AND MULTI-SPECIES ANALYSIS - I, TRACK 2. 10:40-12:20	FUEL-COOLANT INTERACTION - I, TRACK 5. 10:40-12:20
	OPENING CEREMONY AND CONFERENCE PLENARY. 13:00-16:00					
	TWO-PHASE FLOW AND HEAT TRANSFER - III, TRACK 1. 16:40-18:00	HIGH TEMPERATURE GAS COOLED REACTORS - I, TRACK 7. 16:40-18:00	MICROREACTOR THERMAL HYDRAULICS - II, TRACK 8. 16:40-18:00	TRANSFORMATIONAL CHALLENGE REACTOR, TRACK 8. 16:40-17:40	COMPUTATIONAL MULTI-FLUID DYNAMICS - I, TRACK 2. 16:40-17:40	V&V METHODS AND BEST PRACTICES - II, TRACK 3. 16:40-17:40
	CHEMISTRY CONTROL, CORROSION AND SOLIDIFICATION, TRACK 6. 18:40-20:00	HIGH TEMPERATURE GAS COOLED REACTORS - II, TRACK 7. 18:40-20:00	VERSATILE TEST REACTOR - I, TRACK 8. 18:40-20:00	DNS FOR MODEL DEVELOPMENT, TRACK 8. 18:40-20:00	COMPUTATIONAL MULTI-FLUID DYNAMICS - II, TRACK 2. 18:40-20:00	COMPUTATIONAL FLUID DYNAMICS - II, TRACK 2. 18:40-20:00
March, 8	FUNDAMENTAL THERMAL HYDRAULICS: GENERAL - I, TRACK 1. 8:00-10:00	CORE AND SUB-CHANNEL THERMAL HYDRAULICS - I, TRACK 1. 8:00-9:20	ALL-REGIME TWO-PHASE FLOW MODELLING, TRACK 8. 8:00-9:20	HYDROGEN MANAGEMENT - I, TRACK 5. 8:00-9:40	EXPERIMENTS AND DATABASES FOR VALIDATION - I, TRACK 3. 8:00-9:40	COMPUTATIONAL FLUID DYNAMICS - III, TRACK 2. 8:00-10:00
	TWO-PHASE FLOW AND HEAT TRANSFER - IV, TRACK 1. 10:40-12:20	TURBULENT HEAT TRANSPORT MODELLING, TRACK 6. 10:40-12:00	PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINERS - II, TRACK 8. 10:40-12:00	DESIGN FEATURES FOR SEVERE ACCIDENT MITIGATION, NATURAL CONVECTION - I, TRACK 5. 10:40-11:40	LWR OPERATION AND SAFETY: GENERAL - I, TRACK 4. 10:40-12:00	COMPUTATIONAL FLUID DYNAMICS - IV, TRACK 2. 10:40-12:20
	KEYNOTE SESSION - I. 13:00-15:00	KEYNOTE SESSION - II. 13:00-15:00	KEYNOTE SESSION - III. 13:00-15:00			
	EXPERIMENTAL METHODS AND INSTRUMENTATION - II, TRACK 1. 15:40-17:20	MOLTEN SALT FUELED REACTORS - I, TRACK 7. 15:40-17:20	VERSATILE TEST REACTOR - II, TRACK 8. 15:40-17:20	LWR OPERATION AND SAFETY: GENERAL - II, TRACK 4. 15:40-17:20	EXPERIMENTS AND DATABASES FOR VALIDATION - II, TRACK 3. 15:40-17:00	COMPUTATIONAL FLUID DYNAMICS - V, TRACK 2. 15:40-17:20
	FUNDAMENTAL THERMAL HYDRAULICS: GENERAL - II, TRACK 1. 18:00-20:00	CORE AND SUB-CHANNEL THERMAL HYDRAULICS - II, TRACK 1. 18:00-20:00	SALT COOLED HIGH TEMPERATURE REACTORS - I, TRACK 7. 18:00-19:00 REDUCED ORDER METHODS, TRACK 8. 19:00-20:00	IAEA CRP ON BENCHMARK ANALYSIS OF FFTF LOSS OF FLOW WITHOUT SCRAM TEST, TRACK 8. 18:00-20:00	V&V FOR THERMAL HYDRAULICS CODES - I, TRACK 3. 18:00-20:00	COMPUTATIONAL FLUID DYNAMICS - VI, TRACK 2. 18:00-20:00
March, 9	BOILING AND CONDENSATION - I, TRACK 1. 8:00-9:20	SMALL MODULAR REACTORS - II, TRACK 7. 8:00-10:00	MACHINE LEARNING IN THERMAL HYDRAULICS - I, TRACK 8. 8:00-9:00 RELIABILITY OF PASSIVE SYSTEMS, TRACK 8. 9:00-10:00	SEVERE ACCIDENTS - II, TRACK 5. 8:00-10:00	V&V FOR THERMAL HYDRAULICS CODES - II, TRACK 3. 8:00-10:00	COMPUTATIONAL FLUID DYNAMICS - VII, TRACK 2. 8:00-10:00
	BOILING AND CONDENSATION - II, TRACK 1. 10:40-12:00	EXPERIMENTAL METHODS AND INSTRUMENTATION - III, TRACK 1. 10:40-12:20	POST-FUKUSHIMA DAIICHI ACCIDENT FORENSIC - I, TRACK 8. 10:40-12:00	HYDROGEN MANAGEMENT - II, TRACK 5. 10:40-12:00	TRANSIENTS AND ACCIDENT ANALYSIS - I, TRACK 4. 10:40-12:20	COMPUTATIONAL FLUID DYNAMICS - VIII, TRACK 2. 10:40-12:20
	KEYNOTE SESSION - IV. 13:00-15:00	KEYNOTE SESSION - V. 13:00-15:00	KEYNOTE SESSION - VI. 13:00-14:00 ANS/THD TECHNICAL ACHIEVEMENT AWARD LECTURE. 14:00-15:00			
	SYSTEM THERMAL HYDRAULICS, TRACK 6. 15:40-17:00	EXPERIMENTAL METHODS AND INSTRUMENTATION - IV, TRACK 1. 15:40-17:00	POST-FUKUSHIMA DAIICHI ACCIDENT FORENSIC - II, TRACK 8. 15:40-17:20	REFLOOD THERMAL HYDRAULICS BENCHMARK - I, TRACK 8. 15:40-17:20	TRANSIENTS AND ACCIDENT ANALYSIS - II, TRACK 4. 15:40-17:00	SESSION IN HONOR OF THE RETIREMENT OF PROFESSOR PRASSER. 15:40-17:20
	BOILING AND CONDENSATION - III, TRACK 1. 18:00-20:00	SEVERE ACCIDENTS - III, TRACK 5. 18:00-19:20	UK NUCLEAR THERMAL HYDRAULICS PROGRAM, TRACK 8. 18:00-20:00	PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINERS - III, TRACK 8. 18:00-19:40	EXPERIMENTS AND DATABASES FOR VALIDATION - III, TRACK 3. 18:00-19:00 V&V FOR CFD - I, TRACK 3. 19:00-19:40	COMPUTATIONAL FLUID DYNAMICS - IX, TRACK 2. 18:00-20:00

(時間は中央ヨーロッパ標準時間で日本時間は表示+7時間)

2. 報告概説

2.1. 福島第一原子力発電所事故に関する報告

解析コード (MELCOR) 内のモデルの改良を伴うアプローチが報告された。これらは、原子炉水位計測定値や逃がし安全弁 (SRV) 開閉状況、圧力容器 (RPV) からドライウエル (D/W) への直接漏洩量など、事故時状態が不確実なプラント情報について、その原因や想定される状態を取り込んだモデルを MELCOR に導入し、事故時挙動の再現性・推定精度の向上に関する試みである。いずれの試みにおいても、再現性・推定精度が向上している一方、いくつかの課題が残存しており、モデルのさらなる改良が必要である。また、福島第一原子力発電所 1 号機 (1F1) における熔融炉心コンクリート相互作用 (MCCI) 進展状況について、MCCI 進展予測コード間でのベンチマークが国際プロジェクト BSAF、ARC-F で行われ、いずれも 1F1 において MCCI が進展したことを予測したものの、モデルの詳細分析の結果、境界条件などにコード間で違いがあることが示された。(このことは、結果は同様であっても、進展機構が異なることを示している。) この差を修正することは容易でないことも報告されている。しかしながら、これらの取り組みは事故時、並びにその後採取できなかった或いは不正確なプラントデータ等の情報を補間できる可能性があり、また逆に信頼できるプラントデータを再現することにより、事故進展状況の推定に役立つものと期待される。ただし、この際、解析の入力値や境界条件が合理的で、現状を示す情報と矛盾しないことを確認する必要がある。

福島第一廃止措置の研究開発を加速することを目的とした国際プロジェクト TCOFF の活動が報告された。このプロジェクトは、福島第一事故状態の熱力学データベースのベンチマーク計算、改善が必要な化合物と領域の特定、改善されたデータと拡張データベースの実験的またはモデリングによる決定の 3 領域について、コリウム及び燃料に関するタスクと核分裂生成物 (FP) 挙動に関するタスクに分けて進められ、In-Vessel/Ex-Vessel コリウム挙動、および Cs 化学について、これらに及ぼす B の影響が改善されている。

1F1~3 から採取したサンプルの分析結果とその評価結果について報告された。ここでは、測定結果を注意深く吟味した上で、熱力学的考察に基づいて、酸化物系粒子に関して冷却時の形成プロセスを議論するとともに、Fe に対する Cr の存在比から号機間の事故時雰囲気の違いについて推定を試みている。これらの議論において、組成や結晶構造などについて、正しい情報が必要である。

このほかに、1F3 のペDESTALにおけるデブリ堆積物高さが高いことから、空隙の多い金属デブリと仮定して、実験室レベルの小規模試験を行い、伝熱状態を調べたものやレーザー切断時に発生するエアロゾルの飛散やその防止策に関する実験的、数値シミュレーション的なアプローチによる提案などが報告された。

2.2. FP 挙動およびエアロゾル挙動に関する報告

FP 挙動を把握するためには、化学形態と移行挙動（物質流動）を把握する必要がある。通常化学形態の把握においては、熱力学的検討が行われるが、これは平衡論であり、炉内、特に事故時においては化学的変化を伴う移動が生じるため、平衡論だけではなく速度論的取り扱いが重要となる。1F における D/W や圧力抑制室 (S/C) の格納容器雰囲気モニタ (CAMS) に基づく解析結果を基に、FP の化学形態を含めた FP 挙動評価に関する国際プロジェクトの活動について紹介された。ここでは、化学的速度論と平衡論を組み込んだ ECUME コード (JAEA 開発) が紹介されており、原子炉建屋 (R/B) 内の FP 移行挙動についても評価されている。最終的な結果の検証は今後行われるものと思われる。

PHEBUS-FP の実験結果とシミュレーション結果の比較により、FP 放出挙動および付着挙動の予測精度について検討した結果が報告された。その結果、各蒸気種の分圧を考慮することにより FP 放出挙動の予測精度が向上することが示された。また、主な FP の付着領域については、熱水力コードにより、比較的良好に予測できることが示された。一方で、予測精度に課題の残る元素の存在も明らかとなり、さらなる検討が必要と思われる。

1F デブリ取り出し時のエアロゾル散逸抑制に関し、実験的にエアロゾル除去率に及ぼすスプレイパラメータの影響について調べた結果が報告された。

このほかに、アトマイザーを用いた FP エアロゾル形成試験が報告された。しかし、エアロゾルの形成プロセスとアトマイザーによる形成プロセスとの関連は不明であり、この試験方法が適切な模擬試験であるか、検討が必要だと感じた。

2.3. FCI 挙動に関する報告

FCI による水蒸気爆発のエネルギーに及ぼす冷却材組成の影響を調べるために、塩分濃度の異なる海水への投入試験を実施し、予備的な評価ではあるものの、エネルギー交換率の違いから堆積状況が異なり、塩分濃度の増加に伴い水蒸気爆発エネルギーが低下することが報告された。

また、シミュレーションを用いて FCI 挙動を解析し、模擬物質を用いた実験結果と粒子径分布を比較し、シミュレーションの妥当性が示されている。ただし、ここで用いた Wood metal と燃料デブリの特性が大きく異なることに注意が必要と思われる。

3. おわりに

熱流動国際会議 (NURETH-19) がバーチャル形式で開催された。ここでは、福島第一の事故進展把握や廃炉推進に関する研究、FP 挙動に関する研究、FCI に関する研

究に関する実験的、解析的なアプローチに絞って概説した。

福島第一事故に関する研究は国際社会でも注目されており、デブリ取り出しやデブリ分析が予定されていることから、今後も学会等を通じた積極的な情報提供が必要である。

今回は、新型コロナ禍のためにバーチャル形式となったが、休憩時間やオフタイムでの議論の機会が失われており、対面形式会議の早期再開が望まれる。

V. 核燃料関係国際会議予定一覧

No.	期 間	会議名、開催 場所、 内容等	問合せ先	共 催 他
1	12-16 June 2022	2022ANS Annual Meeting, Anaheim, US	https://www.ans.org/meetings/am2022/	
2	6-8 July 2022	GLOBAL 2022 Reims, France	https://new.sfen.org/evenement/global-2022/	◎
3	25-29 September 2022	ICAPP 2022 Gyeongju, South Korea	http://www.icapp2022.org/	◎
4	26-29, September 2022	Plutonium Future:the science 2022 Avignon,France	http://pufutures2022.org/	
5	9-13 October 2022	Top Fuel 2022 Raleigh, US	https://www.ans.org/meetings/topfuel2022/	○
6	24-28 October 2022	NuMat2022 Ghent, Belgium	https://www.elsevier.com/events/conferences/the-nuclear-materials-conference	

(April 2022-March 2023)

☆：学会主催、◎：学会共催・協賛、○：部会共催・協賛

VI. 夏期セミナー紹介

2022年 第32回 夏期セミナー開催案内

夏期セミナー幹事：九州大学、日本原燃（株）

下記の要領で、第32回 夏期セミナーを開催いたします。今年度はオンラインセミナーのみ、期間も一日とコンパクトなものとなりますが、参加者各位の知見を深めると共に、部会員相互の親睦を深めるきっかけとして活用いただければと思います。若手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：2022年8月19日（金）又は23日（火） <1日のみ>

場所：オンライン方式（Web会議） 使用アプリ：WebEX

【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。

申し込み方法の詳細は後日、学会メール、部会HP等でご案内いたします。

【セミナー参加費】

セミナー参加費は無料です。

ただし、セミナー参加に伴うWeb会議への接続及びセミナーテキストのダウンロード等の通信費等は、各自のご負担となります。

【問い合わせ先】

核燃料部会 夏期セミナー事務局

日本原燃（株）

高田 直之：naoyuki.takada[at]jnfl.co.jp

佐藤 隆彦：takahiko.satou[at]jnfl.co.jp

メール送信時は[at]を@に変更下さい。

以上

令和4年度 核燃料部会 夏期セミナープログラム (案)

時刻	項目・講演題目	発表者	司会	備考
9:30	事務連絡 開会の挨拶	事務局 部会長		
9:40 10:20 11:00 11:30	再処理工場の現状 (40) 再処理工場の新規制基準対応 (30) 休憩 ガラス固化施設 (30) 返還廃棄物貯蔵施設 (20)	JNFL		
12:00	昼食・休憩			
13:00	部会賞講演① (15) 部会賞講演② (15) 部会賞講演③ (15) 部会賞講演④ (15) 部会賞講演⑤ (15) 休憩	受賞者		
14:30 15:10	IFの現状 (40) IFの今後の予定 (40)			
15:50 16:30	SMRの現状 (40) SMRの燃料 (30)			
17:00	閉会の挨拶 事務連絡	副部会長 事務局		

※ 講演者・講演詳細は調整中です。

(注) 2022年5月6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。

VII. 会員名簿

核燃料部会員名簿

核燃料部会会員 318名

2022年4月30日現在
登録情報に基づき記載

安部田 貞昭	<u>エイ・ティ・エス</u>	<u>大阪大学</u>	高木 郁二	
伊藤 邦博	北村 隆文	大石 佑治	檜木 達也	<u>原子燃料工業</u>
斉藤 荘蔵		牟田 浩明	森下 和功	伊藤 卓也
佐藤 正知	<u>MIK</u>		李 納百川	大江 晃
鈴木 滋雄	榎本 孝	<u>関西電力</u>		大平 幸一
鈴木 元衛		尾家 隆司	<u>京都フュージョニア</u>	大脇 理夫
高橋 利通	<u>MHIニュークリア</u>	荻田 利幸	<u>リング本社</u>	小野 慎二
野村 茂雄	<u>システムズ・ソリュ</u>	小野岡 博明	原 重充	片山 将仁
林 君夫	<u>ーションエンジニア</u>	亀田 保志		木下 英昭
林 洋	<u>リング</u>	河原 伸行	<u>近畿大学</u>	齋木 洋平
東 邦夫	近藤 吉明	高畠 勇人	渥美 寿雄	瀬山 健司
藤根 幸雄		中井 忠勝	大塚 哲平	谷口 良則
	<u>MHI原子力研究開</u>	西川 進也		中岡 平
<u>アイ' エムセツプ</u>	<u>発</u>	堀内 知英	<u>空間技術研究所</u>	濱西 栄蔵
伊藤 靖彦	池田 一生	松井 秀平	小川 進	平澤 善孝
	小方 宏一			安田 淳
<u>秋田工業高等</u>	木戸 俊哉	<u>九州大学</u>	<u>グローバル・ニューク</u>	山口 壮一郎
<u>専門学校</u>	樽松 繁	有馬 立身	<u>リア・フェル・</u>	
金田 保則	高阪 裕二	五十川 浩希	<u>ジャパン</u>	<u>原子力安全研究協会</u>
	小林 裕	出光 一哉	石本 慎二	古田 照夫
<u>池田総合研究所</u>	篠原 靖周	橋爪 健一	磯辺 裕介	
池田 豊	柴崎 京介	本多 史憲	加々美 弘明	<u>原子力安全推進協会</u>
	清水 勇希	劉 家占	草ヶ谷 和幸	北嶋 宜仁
<u>茨城大学</u>	野瀧 友博	SEO POOREUN	小飼 敏明	鈴木 嘉章
西 剛史	森口 大輔		櫻井 三紀夫	
		<u>九州電力</u>	堤 信郎	<u>原子力</u>
<u>ウェスチングハウス・</u>	<u>大阪産業大学</u>	舘林 竜樹	中嶋 英彦	<u>エンジニアリング</u>
<u>エレクトリック・ジャ</u>	碓 隆太	<u>京都大学</u>	松永 純治	今村 通孝
<u>パン</u>		祝 梁帆	梁井 康市	松浦 哲明
堀内 敏光	<u>大阪市立大学</u>	大平 直也		
	田辺 哲朗	窪田 卓見	<u>経済産業省</u>	<u>原子力規制委員会</u>
		黒崎 健	金子 洋光	更田 豊志

山中 伸介	<u>常磐開発</u> 志賀 則克	尾形 孝成 北島 庄一 木下 幹康	平井 睦 平林 直哉 卷上 毅司	<u>ナイス</u> 新田 裕介
<u>原子力規制庁</u>	<u>昭和建物管理</u> 小林 正春	関口 裕真 園田 健 名内 泰志	溝上 伸也 溝上 暢人 山内 景介	<u>長岡技術科学大学</u> ドー ティマイズン 麻 卓然
秋山 英俊 中江 延男 福田 拓司 宮田 勝仁 山内 紹裕	<u>新金属協会</u> 小林 慎一	中村 勤也 中森 文博	山田 大智	<u>名古屋大学</u> 山下 芳輝
<u>原子力損害賠償・廃 炉等支援機構</u>	<u>スタズビック・ジャ パン</u> 山崎 正俊	<u>東海大学</u> 亀山 高範	<u>東京都市大学</u> 佐藤 勇 高木 直行 樽見 直樹 長谷川 京吾	<u>新潟大学</u> 遠藤 瞭
湊 和生		<u>東京工業大学</u> 岡崎 陽香 川島 正俊 北村 嘉規 小林 能直	増子 元海 矢口 陽樹	<u>ニシム電子工業</u> 小西 大輔
<u>原子力バックエンド 推進センター</u>	<u>スリー・アール</u> 菅井 弘	原 大輔	<u>同志社大学</u> 渡邊 崇	<u>日鉄住金テクノロジ 二</u> 穴田 博之
梶谷 幹男	<u>中部大学</u> 佐藤 元泰	<u>東京大学</u> 阿部 弘亨 YILDIRIM ANIL CAN 岩田 修一	<u>東芝エネルギーシス テムズ</u> 鹿野 文寿 狩野 喜二 田辺 朗	<u>日本核燃料開発</u> 青見 雅樹 遠藤 洋一 大内 敦 坂本 寛
<u>原子力発電環境整備 機構</u>	<u>中部電力</u> 内川 剛志 佐合 優一 原田 健一	叶野 翔 鈴木 俊一 関村 直人 西村 洋亮 Fairat Koraphat 楊 会龍 横山 諒	<u>東北大学</u> 大沢 直樹 小無 健司 宍戸 博紀 若林 利男	水迫 文樹
米山 智巳	<u>電気通信大学</u> Raka Firman			<u>日本検査</u> 麓 弘道
<u>近藤技術事務所</u>	<u>テプコシステムズ</u> 木村 俊貴	<u>東京電力</u> 伊東 賢一 遠藤 慎也 大塚 康介 関田 俊介	<u>東北電力</u> 井上 学 高橋 保 多田 徳広	<u>日本原子力研究 開発機構</u> アフィカ モハマ ド 安部 智之
近藤 英樹	<u>電源開発</u> 大谷 司 越川 善雄 柳沢 直樹			
<u>四国電力</u>		<u>ホールディングス</u>	<u>富山大学</u> 波多野 雄治	
大堀 和真 川本 洋右				
<u>次世代エネルギー研 究・開発機構</u>				
山脇 道夫	<u>電力中央研究所</u> 飯塚 政利 太田 宏一			
<u>芝浦工業大学</u>				
新井 剛				
<u>芝田化工設計</u>				
田中 祐樹				

天谷 政樹	田中 康介	樽井 勝	加藤 博貴	<u>四電</u>
阿波 靖晃	谷垣 考則	藤田 元久	澤 和弘	<u>エンジニアリング</u>
生澤 佳久	寺島 颯一	藤原 英城		今村 康博
市川 正一	中島 邦久	吉田 綾一	<u>北陸大学</u>	
井元 純平	中島 靖雄	若松 明弘	斎藤 英明	
岩佐 龍磨	永瀬 文久			
鶴飼 重治	中田 正美	<u>日立GEニュークリア</u>	<u>前田建設工業</u>	
宇田川 豊	中村 仁一	<u>エネルギー</u>	大竹 俊英	
内田 俊介	中村 武彦	柴田 博紀		
江沼 誠仁	中村 雅弘	曾根田 秀夫	<u>三菱FBRシステムズ</u>	
扇柳 仁	成川 隆文	松村 和彦	小坂 進矢	
逢坂 正彦	新田 旭	雪田 篤	中里 道	
大友 隆	廣岡 瞬			
岡本 芳浩	前田 誠一郎	<u>日立製作所</u>	<u>三菱原子燃料</u>	
小川 徹	松本 卓	石橋 良	岡田 裕史	
奥村 和之	三輪 周平		小宮山 大輔	
垣内 一雄	森下 一喜	<u>福井工業大学</u>	清水 純太郎	
勝山 幸三	森平 正之	Casr Ren	下村 尚志	
加藤 正人	山下 真一郎	松浦 敬三	手島 英行	
川口 浩一	山本 雅也		藤井 創	
川西 智弘	横山 佳祐	<u>福井大学</u>	古本 健一郎	
工藤 保	渡部 雅	有田 裕二	渡部 清一	
米野 憲		宇埜 正美		
齋藤 伸三	<u>日本原子力発電</u>	新納 圭亮	<u>三菱重工業</u>	
坂本 雅洋	島田 太郎	宮部 拓	今村 稔	
佐藤 宗一	高松 樹	柳原 敏	高野 賢治	
篠原 伸夫	竹野 美奈子	<u>富士電機</u>	福田 龍	
柴田 裕樹	竹本 吉成	尾崎 博	宮原 直哉	
杉山 智之	長嶺 徹	山田 裕之	村上 望	
鈴木 恵理子	松浦 豊		大和 正明	
鈴木 紀一		<u>ペスコ</u>		
瀬川 智臣	<u>日本原燃</u>	鹿倉 榮	<u>三菱総合研究所</u>	
高木 聖也	上田 昌弘		江藤 淳二	
高藤 清人	逢坂 修一	<u>放射線計測協会</u>		
高野 公秀	越智 英治	上塚 寛	<u>三菱マテリアル</u>	
高橋 啓三	今野 廣一		磯部 毅	
高橋 直樹	齊藤 暢彦	<u>北海道大学</u>	小林 卓志	
田崎 雄大	高田 直之	小崎 完	柴原 孝宏	

VIII. 編集後記

核燃料部会報第 57-2 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。

昨年度に続き、2021 年度も新型コロナウイルス感染の影響は止まず、減少傾向と変異種の流行等の波が繰り返され、長期化しておりますが、国内外の学会、会議等において、オンライン開催、またはオンラインと対面開催の併用等、状況に適応した会議形態が普通に行われるようになりました。オンラインでの会合は多くの方が比較的参加しやすい形である一方、議論や親交を深められない等、今後の会合の有り様（開催形態）の検討課題と感じております。ただ、ここに来てようやく世界中で制限が緩和されつつあり、今秋の学会も現地開催が決定し、より有意義な、活発な会が期待されます。

今回の部会報では、2021 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。

また、ロシア軍のウクライナへの侵攻が 2 月に始まり、巻頭言での核燃料部会長からのお言葉が重く響きます。核が現実的な脅威となっている一方、エネルギーとして安定供給を目指す平和利用が不可避であることが、核利用について、相反する事実として強く意識されたことでしょう。業界に携わる私たちに、核エネルギーの利用に関する様々な問題に対して、知恵を出し、新しい技術を開発するよう突きつけられていることに、身の引き締まる思いでおります。

次回の部会報は、2022 年冬頃の発行を予定しております。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。

2021 年度部会報担当：日本原子力発電株式会社 竹野 美奈子
メールアドレス：Minako-takeno@japc.co.jp
電話番号：03-6371-7700