

# 核 燃 料

2019 年 12 月発行

No.55-1 (通巻)

## 目 次

<b>I. 企画セッション</b>	
日本原子力学会「2019 年秋の大会」合同セッション 「フランスのエネルギー政策とジュールホロビッツ材料試験照射炉」概要報告 ..... 篠原(NDC)	1
<b>II. 特別寄稿</b>	
大石純先生を悼む..... 高木(京都大学)	5
2019 年度核燃料部会賞(学会講演賞)を受賞して..... 鈴木(JAEA)	7
2019 年度核燃料部会賞(学会講演賞)を受賞して..... 近藤(大阪大学)	8
<b>III. 国際会議紹介</b>	
第 5 回アジアジルコニウム会議(5th Asian Zirconium Workshop)出席報告 ..... 牟田(大阪大学)	9
軽水炉燃料に関する国際会議「TOPFUEL 2019」の報告 ..... 石橋(日立 GE)、坂本(NFD)、園田(電中研)、成川(JAEA)、古本(MNF)	10
燃料安全研究国際会議(Fuel Safety Research Meeting) 2019 開催報告 ..... 垣内(JAEA)	21
<b>IV. 夏期セミナー報告</b>	
第 31 回 核燃料部会 夏期セミナー開催報告..... 垣内(JAEA)	25
<b>V. 編集後記</b> .....	31



## I. 企画セッション

日本原子力学会「2019年秋の大会」 合同セッション  
「フランスのエネルギー政策とジュールホロビッツ材料試験照射炉」 概要報告  
(2019年9月12日(木)13:00~14:30)

NDC 篠原靖周

海外情報連絡会、材料部会および核燃料部会の合同セッションとして、CEAのChristian Gonnierプロジェクトマネージャーを招聘し、標記題目にてご講演頂いた。以下、本講演の概要を紹介する。

講演の前段では、フランスのエネルギー政策における原子力の現状と今後の方針の概要について以下の説明があった。

現状、フランスでは、原子力による発電量が全体の70%を超える割合を占めているが、稼働中の原子炉58基の内40%程度は2025年までに運転期間40年超となり、原子炉の高経年化が進んでいる。近年では、エネルギーレジリエンス向上の観点から、再生可能エネルギーの設備容量(2017年時点で全体の約40%)も増強してきている。

2015年8月に制定されたエネルギー転換法、および、その後にフランス政府により検討されてきているエネルギー多年度計画では、主な数値目標として以下が掲げられた。

- 再生可能エネルギーによる発電割合を2030年までに40%に引き上げる。
- 原子力による発電割合を2035年までに50%まで削減する。当面は2020年に2基、その後2030年までに4-6基、更に2035年までに14基を廃炉にする計画(但し、最終的なスケジュールは今後の再生可能エネルギーの普及状況、電力供給状況等を考慮して決定との由)。
- 原子力による発電量は現在稼働中の最大容量である63.2GWを上限とする。

また、フランスでは自国内での核燃料サイクル完結を重要視しており、現在稼働中の58基の原子炉の内24基でMOX燃料の使用が許可されている。今後のエネルギー多年度計画においても、以下の核燃料サイクルに関する検討を行う方針。

- 130万kW級原子炉でのMOX燃料装荷(現状は90万kW級原子炉に装荷)
- 回収ウランの再加工および濃縮の再開(2013年以降中断しており、EDFは2023年頃からの再開を表明)
- 軽水炉での燃料マルチリサイクルに係る予備研究を2020年代に実施
- Na冷却高速炉の研究開発の維持

上記に加え、近年、世界的動向となっている SMR (Small Modular Reactor) の開発についても言及があり、現状、15-17 万 kW 級の PWR 型 SMR の開発に向け、フランス国内でコンソーシアム体制 (CEA、EDF、NAVAL、TA) によるプロジェクトを立ち上げており、2019 年は概念設計を実施中とのこと。また、CEA では、熔融塩炉型 SMR、数万 kW 級 SMR、および発電以外の用途 (熱生産、水素生成、海水淡水化等) への適用可能性についても検討を進めているとのことであった。

続いて、ジュールホロピッツ材料試験照射炉 (以下、JHR と呼称) の開発状況また照射設備の詳細について以下の説明があった。

今後の原子力産業および安全規制に関する研究開発を支え、技術伝承や医療分野への貢献、また近年の欧州における試験炉の廃炉が進んでいる状況等も踏まえ、最新の試験炉として JHR には様々な役割が期待されている。

JHR は燃料および材料試験に適用可能な 10 万 kW 級軽水炉であり、2007 年から建設が開始されている。原子炉実験棟にホットセル施設が連結しており、様々な照射下および照射後試験に対応可能な構造設計となっている。炉心は外径 700mm×高さ 600mm であり、燃料要素 (材料: UMo-Al (初期は  $U_3Si_2$ -Al)) は外径 95mm である。

試験リグ装荷位置は炉心中央領域の高速中性子束領域に 10 箇所、また炉心外側の反射体領域 (熱中性子束領域) に 20 箇所程度が用意される。反射体領域には、試験リグを炉心径方向にスライド移動させる可動システムが 6 箇所設置されており、これにより、定常運転から出力急昇試験までの幅広い出力変化を正確に制御することが可能となる。

また、原子炉プール内に中性子ラジオグラフィと X 線/ガンマ線スキャン設備 (貯蔵プール内にも設置)、ホットセル内に X 線/ガンマ線トモグラフィ等が設置され、照射前後の試料状態について種々の非破壊試験を可能としている。

燃料関連試験としては、通常運転時、過渡時および事故時の各状態に対応した試験設備が整備される。以下、各状態の試験設備の概要を示す。

- 通常運転時 (設備名称: MADISON (初期から利用可))  
反射体領域の可動システム上に配置され、短期から長期の通常運転に対応した照射試験設備。水ループは、PWR、BWR および VVER の各水質条件に対応。Halden 炉の技術をベースとした計装を準備。
- 過渡時 (設備名称: ADELIN (初期から利用可))  
反射体領域の可動システム上に配置され、高い線出力 (~620W/cm) および急昇速度 (700W/cm/min) での出力急昇試験が可能。水ループは、PWR、BWR の水質条件に対応。被覆管伸び、ガンマ線計測等、Osiris 炉の技術をベースとした計装を準備。

- 事故時（設備名称：LORELEI（開発中））  
再照射、ドライアウト、高温酸化および水急冷の一連のインテグラル LOCA クエンチ試験が可能。放出される FP ガス分析方法を検討中。

材料試験関連については、被覆管、案内管や炉内構造材料について、照射量、温度、応力および雰囲気のパラメータとした種々の試験が計画されている。現在計画されている各種試験設備の概要を以下に示す。

- 照射特性/機械特性試験（設備名称：MICA（初期から利用可）、MELODIE、CALIPSO）
  - MICA は炉心中央領域に配置され、照射損傷速度は 10-12dpa/y である。OSIRIS 炉の技術をベースに、NaK の静的充填カプセルにより試料温度分布を均一化することが可能。試料温度は 450℃以下で制御され、照射特性試験（組織変化、スウェリング等）、機械特性試験（引張試験、クリープ試験等）に対応。
  - MELODIE は MICA の試験リグにおいて、被覆管の周軸二軸応力クリープ試験に対応する装置。オンラインで軸/周方向のひずみ測定が可能。
  - CALIPSO は MICA と同様の試験が可能であるが、MICA に比べてより高い照射損傷速度(16dpa/y)、また、NaK をフローさせた熱ループ環境中での試験が可能。
- IASCC/腐食試験（設備名称：CLOE（開発中））  
IASCC および Zr 合金の腐食試験を念頭に、反射体領域に腐食試験用ループを設置。腐食電位、pH、水素濃度、荷重、寸法、クラック進展等のその場測定が可能。
- 圧力容器鋼照射試験（設備名称：OCCITANE）  
圧力容器鋼の照射後強度試験のため、反射体領域に低損傷速度（100mdpa/y）での、ヘリウム充填カプセル照射試験（試料：CT 試験片、シャルピー試験片、引張試験片等）に対応。

また、計装類の開発例として、音響式センサーによる FP ガス放出オンライン測定/分析（2011 年に OSIRIS 炉にて実証済）、光ファイバーを用いた種々の炉内センサー、高速中性子束のオンライン測定技術の概要が紹介された。なお、第 4 世代炉（主に Na 冷却高速炉）と核融合炉の技術開発に向けた試験装置についても概念設計を進めているとのこと。

2007 年に JHR 建設への出資機関からなるコンソーシアムの調印が行われ、コンソーシアムメンバーからなる運営委員会により運転計画（機密保持プログラム、国際ジョイントプログラム等、4 か年計画）が策定される体制となっている。2012 年には、燃料、材料および照射技術の 3 つのワーキンググループが設立され、試験プログラムの詳細について検討が進められている。

現状、燃料ワーキンググループからは、過渡時における FP ガス放出の定量化と PCI への影響に関する試験プログラムの提案が挙がっており、2020 年までは既存の欧州の試験炉で試験を行い(2021 年に PIE 予定)、同様の試験を 2023 年以降に JHR の ADELIN を用いて実施する計画とのこと。また、材料ワーキンググループからは、中性子スペクトル分布のステンレス鋼組織および強度への影響に関する試験プログラムが挙げられているとのことであり、本試験についても、2020 年までは既存試験炉で実施し、2023 年以降に JHR において追加試験を実施する計画とのことであった。

上記の講演後、引き続き会場との質疑応答・ディスカッションが行われた。JHR における水質調整や温度制御等の試験設備の詳細、既存の試験研究施設との関係、また、インターンシップ制度やエネルギー政策等について、多数の質疑応答が行われ盛況であった。

以上

## Ⅱ. 特別寄稿

### 大石純先生を悼む

京都大学名誉教授大石 純先生は、2019年8月5日に逝去された。享年94。

停年は31年も前であるが、本学会理事を務め、退官後は動力炉・核燃料開発事業団や日本原子力研究所の嘱託も務め、何より我が国における原子力化学工学の草分けであるから、お名前は広く知られていると思う。本学会の年会や大会によくお見えになり、にこにこしながら一種独特の言い回しでコメントされていた、と言うと顔を思い出す人も多いのではないか。例えばこうである。「私はその話は30年前に聞いたことがあるのですが、さすがに今の技術では綺麗なデータが出ますね」。

先生のご専門は幅広く、かつ、基礎から実学にまでわたっているため、専門が異なる筆者が聞いてもコメントは的確であり、「もう少ししっかり研究しなさいよ」と言外に仰っていたように思う。いや、言外ではなかったかもしれない。

先生は、1945年京都帝国大学工学部を卒業、1950年5月に京都大学工学部講師に採用され、助教授を経て、1959年工学部原子核工学科教授に就任し、原子炉材料学講座を担当した後、1961年から核燃料工学講座を担当した。1988年停年により退官し、京都大学名誉教授の称号を受けた。2004年4月には瑞宝中綬章を受け、2019年8月正四位に叙された。

先生は長く教授の職に就き、多くの優れた人材を育成した。研究においては、(1) 濡壁塔を用いて物質移動現象を実験的に研究する手法を確立し、(2) 気体拡散法によるウラン濃縮の基本性能を実験と理論の両方から明らかにし、(3) 希土類金属のフッ化物の生成熱を精度よく測定して値の系統性を明らかにし、(4) 熔融塩と液体金属の二相系における還元抽出について緻密な実験を行って乾式プロセスが有効であることを示した。主な著書に『化学機械の理論と計算』がある。

学部を卒業してから教授就任まで僅か14年である。以前は羨ましいと思っていたが、どうやらそうでもない。最初の担任講座が原子炉材料学であって先生のご専門と異なることはまだしも、1960年の科目配当表によると、修士課程で原子炉物理学特論と分裂性同位体精製法を、学部で原子炉物理学第一と工業製図を担当している。1962年の修士課程では核燃料特論、原子炉材料特論、安定同位体分離法を担当している。後に先生は岐美 格先生と連携して「輸送現象」という流熱の科目も担当したので、計測を措くと原子炉を一人で教えていたようなものである。先生は、「僕は教えてはいません、学生が勝手に勉強しましたからね。」と飄々と仰るかもしれないが、それでも負担は大きかったはずである。創成期は教官が不足していたこともあろうが、相当の知識欲が無ければできるものではない。

それから約10年が経過して教官数は充実し、系統的なカリキュラムの完成を見て、先生は漸く化学工学に関連する講義を主に担当するようになった。そこに学生運動が起こった。「京都大学工学部原子核工学教室20年」の先生の記事によると、“教育とは？工学とは？原子核工学とは？学修とは、評価とは？単位制度は是か非か？そして具体的なカリキュラムは？”と2年にわたって議論が続いたそうである。それまで積み上げてきたものをご破算にして一からやり直したのだから、労苦は並大抵ではなかったと思われる。

後の私たちはその恩恵を受けている。議論の結果だけではない。学問が細分化され、境界が曖昧になり、社会からは即戦力が求められ、リベラルアーツが様変わりし、教員の数が減りつつある現在において、議論は続ける価値があること、行き詰ったら基本に戻ること、というクセを残してくれたのは先生の世代であると思うからである。「そんなこと言ったってね、あなた、議論なんてしょせんタヌキの化かし合いですよ。」とは筆者の幻聴である。

先生の死因は心不全である。ご令息によると、お亡くなりになる2日前までいつもの口調で話をされていたそうである。ご冥福をお祈りする。

京都大学大学院工学研究科原子核工学専攻  
高木郁二

## 2019 年度核燃料部会賞（学会講演賞）を受賞して

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  
鈴木 恵理子

この度は、日本原子力学会 2019 年春の年会における「軽水炉シビアアクシデント時の Cs と鋼材との化学吸着挙動(1) 600℃付近における鋼材への Cs 化学吸着挙動に関する実験的研究」と題した発表につきまして核燃料部会賞（学会講演賞）を賜り、大変光栄に思います。本研究を行うにあたり、ご指導を賜りました原子力機構逢坂グループリーダー、中島研究主幹、西岡研究員、高瀬研究員をはじめ、多くの方々にこの場をお借りして深くお礼申し上げます。



表彰式での宇笠部会長との記念撮影  
(2019 年度夏期セミナーにて)

本研究は、軽水炉シビアアクシデント (SA) 時の炉内のセシウム (Cs) 分布の正確な評価のために、Cs の挙動の重要な一つである炉内構造材への化学吸着挙動について、機構論的な解明により Cs 化学吸着モデルを高度化することを目的としています。本発表は、これまでに十分な知見が得られていなかった 600℃付近 (FP が原子炉冷却系や格納容器に放出される際の雰囲気温度) において、Cs 化学吸着の有無及びその挙動を実験的に調査したものです。これまでに主に生じるとされてきた 800℃以上の高温域に加えて、600℃付近の比較的低温域でも Cs の化学吸着が生じることを新たに見出しました。さらに、両温度領域では、化学吸着により生成する Cs 化合物が異なることや、Cs 化学吸着の反応速度定数の温度依存性が異なる傾向を示すことを明らかにしました。これらの知見を基に比較的低温域での Cs 化学吸着モデルを新たに構築することにより、炉内へ固着した Cs 分布の幅広い温度域でのより正確な評価に貢献できます。

今後も、軽水炉シビアアクシデント時の核分裂生成物の挙動に係る研究を継続し、福島第一原子力発電所廃炉や軽水炉の安全性向上に貢献できるよう努めてまいります。

最後になりますが、本部会賞の選考ならびに部会運営に携わっておられます核燃料部会の皆様に深くお礼申し上げます。

以上

2019 年度核燃料部会賞（学会講演賞）を受賞して

大阪大学工学研究科 環境・エネルギー工学専攻  
共生エネルギーシステム学講座 環境エネルギー材料工学領域  
近藤 俊樹

この度は、日本原子力学会 2019 年春の年会で行った「ガス浮遊法を用いた溶融  $ZrO_2$  の密度・粘性評価」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をいただいている大阪大学の牟田先生、大石先生ならびに京都大学の黒崎先生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。

本研究では原子炉過酷事故時の溶融物挙動評価に必要な溶融  $ZrO_2$  の粘性を、初めて実験的な手法によって取得したものとなっています。試験方法は近年溶融物性評価で注目を集めているガス浮遊法を用いた液滴振動法を採用し、装置の製作にはドイツ航空宇宙センターにご助力をいただいております。今回得られたデータは過去に計算によって予測されていた粘性値よりもわずかに大きな値を示しました。

今後も改良を加えることにより、現状評価の難しい  $UO_2$  を含んだ溶融物の物性評価に着手することで、炉心溶融挙動の解明に資するデータの取得に取り組んでいきたいと考えております。今回の受賞を励みに、今後も研究に取り組んでいく所存です。

以上



表彰式での宇笠部会長との記念撮影  
(2019 年度夏期セミナーにて)

### Ⅲ. 国際会議紹介

#### 第5回アジアジルコニウム会議 (5th Asian Zirconium Workshop) 出席報告

大阪大学大学院 工学研究科 環境・エネルギー工学専攻

牟田 浩明

アジアジルコニウム会議は、アジア圏におけるジルコニウム合金被覆管のメーカーおよび研究者間の情報交換を目的としており、現在のところ日中韓の三か国の持ち回りで開催されている。中国と韓国の核燃料メーカーを中心に行われていたワークショップを起源としており、これに2011年に日本が加わった際に名称が変更され、現在まで韓国(第1・4回)、中国(第2・5回)、日本(敦賀、第3回)の順で2年ごとに開催された。ここでは2019年6月3日～5日に中国成都で行われた第5回会議の概要について報告する。

会議参加者は計140名ほどであり、ここ数回における会議のなかでは参加者が最も多かった。韓国からはKAERIおよび大学から10名前後、日本からは大学関係者4名のみでの参加であり、中国の核燃料メーカー、研究所、大学からの参加が大多数を占めた。会場は成都空港からバスで2時間ほどかかるリゾート地のホテルであり、古いながらも風光明媚な場所で行われた。

会議ではジルコニウム合金被覆管について①合金設計・組織・製造、②腐食・水素化、③コーテッドZr合金・事故耐性燃料、④機械的特性、⑤照射影響・安全性の5トピックについて、7件の招待講演、5件の基調講演を含む計50件ほどの口頭発表と25件のポスター発表が行われた。③の事故耐性燃料は今回からの新しいトピックで、ステンレス鋼被覆管の発表も数件なされた。いずれの発表でも、質疑は中国の参加者を中心に活発に行われた。中国からの参加者は若手が多く、また研究のレベルも欧米への留学経験者を中心に非常に高く、照射試験なども活発に行われているようであり、原子力研究における中国の勢いを強く感じさせる会議だった。

次回第6回会議は日本が担当であり、2021年秋の開催を予定している。オーガナイザーは東京大学阿部先生(ジルコネット主査)であり、ジルコネット委員が補佐する。会場はいわき湯元温泉近くで探しており、テクニカルツアーの見学先として福島第一原子力発電所を予定している。核燃料部会員の皆様には、是非参加をご検討頂きたい。



初日の集合写真 背後が会場ホテル

以上

## 軽水炉燃料に関する国際会議「TOPFUEL 2019」の報告



(同会議の Website より引用)

### 報告者 (50 音順) :

石橋 良 (日立 GE)、坂本寛 (NFD)、園田 健 (電中研)、成川 隆文 (JAEA)、古本健一郎 (MNF)

### 1. 概要

2019年9月22日(日)から9月26日(木)にかけて、軽水炉燃料に関する国際会議 TOPFUEL 2019 が燃料サイクルに関する国際会議 GLOBAL2019 と同時開催された。TOPFUEL は、アジア地域(日本、韓国、中国の順に3年毎に持ち回り)、欧州、米国の順に持ち回りで開催されているものであり、今年度は米国原子力学会(ANS)の主催によりシアトル(米国)で開催された。なお、メインスポンサーは燃料メーカーである Framatome が務めた。

出席者は TOPFUEL と GLOBAL を合わせて 23 か国から計 539 名<sup>1</sup>であった。表 1 に示すとおり、国別で見ると、開催国である米国(301名)が突出して多く、次いで日本(59名)、韓国(43名)、フランス(29名)、イギリス(19名)、ドイツ・中国(14名)の順であり、開催国である米国を除くと比較的アジアからの参加者の割合が高かった。

会場はシアトル中心街に位置する Westin ホテルで、多数の企業ブースも設けられた。イベントとしては、Opening Reception (スポンサー: ORANO)、Luncheon with Speaker (スポンサー: Framatome) Closing Banquet が開催され、オプションツアーには Harbor Cruise が行われた。

来年は、WRFPM2020 としてアジア地域での開催となり、中国核学会(CNS)の主催で西安(中国)で開催されるとのこと。開催日は2020年9月20~24日。

<sup>1</sup> 出席者数と発表件数(国別含む)は、Web で公開された資料に基づく数字。



Opening Receptionの様子



Coffee Breakの様子



Luncheon with Speakerの様子

(講演テーマ : Impacts of Low-Dose Radiation Across the Fuel Cycle)

表 1 国別の参加者数  
(配付された Participant List に基づく)

Austria	3
Belgium	5
Brazil	2
Canada	4
China	14
Czech Republic	5
Finland	2
France	29
Germany	14
Hungary	1
Japan	59
Netherlands	3
Russian Federation	5
Slovenia	1
South Korea	43
Spain	3
Sweden	10
Switzerland	8
Taiwan	4
Ukraine	1
United Arab Emirates	3
United Kingdom	19
USA	301
<b>総計</b>	<b>539</b>

## 2. プログラム

プレナリーを除くプログラムは表 2 に示すとおり。講演（口頭及びポスター発表）は 4 日間、3 会場同時進行であった。

表 2 TOPFUEL の技術プログラム

Date	Time	Track		
Monday 23	9:15 ~	Advanced Fuel Designs 1	Development, Verification and Validation of Fuel Modeling Codes—I	Fuel Characteristics and Performance for Transportation and Interim/Long-Term Storage—I
	13:30~	Cladding and Structural Alloys Development—I	Fuel Modeling and Analysis—I	R&D Activities
	15:50~	Advanced Fuel Designs—II	Fuel Modeling and Analysis—II	Aging Issues
Tuesday 24	9:15~	Cladding and Structural Alloys Development—II	Development, Verification and Validation of Fuel Modeling—II	Fuel Characteristics and Performance for Transportation and Interim/Long-Term Storage Session—II
	13:00~	Advanced Fuel Designs—III	Design and Analysis Methods—I	Transient Fuel Behavior and Criteria—I
	15:50~	Cladding and Structural Alloys Development—III	Development, Verification and Validation of Fuel Modeling—III	Transient Fuel Behavior and Criteria—II
		Used Fuel Storage, Transportation and Reuse/Recovery (Poster)		
		Fuel Modeling and Analysis (Poster)		
		Transient and Off-Normal Fuel Behavior (Poster)		
		Advances in Fuel Technologies (Poster)		
17:00~	Fuel Performance (Poster)			
Wednesday 25	9:30~	Fuel Rod, Fuel Cladding and Component Materials Behaviors—I	Fuel Behavior Modeling During Operation and Under Back-End Conditions	Transient Fuel Behavior and Criteria—III
	13:00~	Fuel Rod, Fuel Cladding and Component Materials Behaviors—II	Design and Analysis Methods—II	Transient Fuel Behavior and Criteria—IV
	15:50~	Fuel Rod, Fuel Cladding and Component Materials Behaviors—III	Fuel Operating Experience and Performance—I	Transient Fuel Behavior and Criteria—V
Thursday 26	8:00~	Fuel Rod, Fuel Cladding and Component Materials Behaviors—IV	Design and Analysis Methods—III	Fuel Operating Experience and Performance—II
	9:55~	Cladding and Structural Alloys Development—IV	Design and Analysis Methods—IV	Fuel Performance Reliability, Operations, and Maintenance Experience
		Cladding and Structural Alloys Development—V	Design and Analysis Methods—V	Fuel Operating Experience and Performance—III
	15:50~	Cladding and Structural Alloys Development—VI	Multi-Physics Coupling	Fuel Operating Experience and Performance—IV

### 3. 講演内容

各トラックの講演内容は以下のとおりである。なお、出張者らの都合により一部の講演内容の紹介は省略している。

#### (1) Plenary Session (NFD 坂本)

TOPFUEL2019 と GLOBAL2019 の共通 Plenary Session として、9/23 (月) と 9/24 (火) に合計 2 件のパネルディスカッションが行われた。

9/23 (月) のパネルディスカッションにおいては、米国 DOE (Department of Energy)、Framatome、TerraPower からパネリストが参加し、今後の原子力の方向性についての講演と議論が行われた。議論においては、原子力業界全体のテーマが取り上げられ、SMR やマイクロ発電が現在安定した電力供給にアクセスできない人々に電力を届ける有力な手段となることや、ATF (Accident Tolerant Fuel: 事故耐性燃料) については今年で 5 基の商用炉照射が始まり、SMR も許可される見通しであることが共通認識として述べられた。また、軽水炉燃料分野では  $UO_2$  燃料の濃縮度増加に関する話もあり、米国においては 6~7%濃縮が有望な値とのことであった。意外と米国内での再処理政策に懸念を示すコメント、質問が多く出たが、パネリストからは現行の軽水炉燃料についてはサイクルを変えようとは思っていないが、新型燃料では再処理できるようにしたいとの返答があった。



9/23 (月) の Plenary Session の様子  
(今後の原子力の方向性についてのパネルディスカッション)

#### (2) Advanced Fuel Designs (MNF 古本)

本トラックでは口頭発表が 14 件あり、全て ATF (E-ATF) に関するものであった。コーティング Zr 合金被覆管、FeCrAl 合金被覆管、SiC 被覆管、及び改良燃料ペレット等の ATF 候補技術について、日米の各機関から、それぞれ研究成果や今後の展望等が報告された。

コーティング Zr 合金被覆管は他の候補技術に較べて開発段階が先行してお

り、FeCrAl 合金被覆管や SiC 被覆管はより将来的な目標の設計概念として基礎的な研究開発が続けられている。Framatome からは、2019 年 2 月から Vogtle2 号炉にて LTR の照射を開始しており、2021 年には Calvert Cliffs 炉に LTA を装荷する計画であることが述べられた。Westinghouse も、同様に 2019 年 4 月から Byron2 号炉でコーティング Zr 合金被覆管や  $U_3Si_2$  ペレットの LTR を照射していることが報告された。GNF-A からは同社開発の ARMOR コーティング被覆管の耐食性や機械特性の評価が発表された。DOE からは、同省が主導している米国の ATF 研究開発のプログラムについての説明があり、同プロジェクトの遂行による燃料の信頼性、安全性及び経済性の向上へ期待しているとの見解が述べられた。また、日本からは JAEA より日本の ATF 開発プログラムの成果と展望についての紹介が、NFD より FeCrAl-ODS 合金被覆管の開発の進捗がそれぞれ発表された。

### (3) Cladding and Structural Alloys Development (NFD 坂本)

本トラックでは、口頭発表が 28 件あり、5 つのサブトラックに分かれて燃料被覆管だけでなく制御棒、燃料ペレットに係る研究開発が紹介された。

サブトラック I では、Framatome (フランス、ドイツ)、CEA (フランス)、KAERI (韓国) から、Cr コーティング M5 被覆管の材料開発、同被覆管に  $Cr_2O_3$  添加  $UO_2$  ペレットを装荷した燃料棒の照射試験や解析コードの開発、CrAl コーティング Zr 合金被覆管の材料開発が紹介された。Framatome では Cr コーティング M5 被覆管に  $Cr_2O_3$  添加  $UO_2$  ペレットを装荷する燃料の本格的な実証試験が始まっており、商用炉において長期間の先行照射が行われているが、現時点では問題が生じていないとのことであった。

サブトラック II では、OECD/NEA (フランス)、KIT (ドイツ)、KAERI (韓国)、Czech Technical University (チェコ)、Westinghouse (米国) から、ATF に関する試験や研究開発が紹介された。KIT と Czech Technical University からの発表は ATF に関する国際共同プロジェクトで行われた試験に関するもので、KIT は IL TROVATORE プロジェクト、Czech Technical University では IAEA ACTOF において実施された各種 ATF 候補材 (被覆管材) の長期高温水中腐食試験と高温水蒸気酸化試験の進捗状況が紹介された。

サブトラック III では、GRC (アメリカ)、早稲田大学 (日本)、UNIST (韓国)、ORNL (アメリカ) から、ATF 被覆管材である FeCrAl に関する試験や解析結果が紹介された。GRC からは各種水質における FeCrAl 合金及び FeCrAl-ODS 合金の長期高温水中腐食試験結果が紹介され、水質による溶出量の差はあるが、長期間にわたってプラント運転や燃料健全性に問題が生じることがない結果が得られている。早稲田大学からは FeCrAl-ODS 合金を燃料被覆管に使用した場合の出力急昇時の燃料ふるまいを FEMAXI コードで解析した結果が紹介され、新材料であっても解析が対応できることが示された。

サブトラック V では、Framatome（ドイツ、米国）、NPIC（中国）、ORNL（米国）から事故耐性制御棒（ATCR）と Shielding Fuel Assembly に関する発表がなされた。今回の TOPFUEL2019 では ATCR に関する発表が 3 件もあり、日本だけでなく、米国、中国においても ATCR が ATF とともに開発対象になってきたことが示された。Framatome（米国）と ORNL の発表は、Eu-Hf 等の新制御材の中性子照射試験を ORNL の HFIR（High Flux Isotope Reactor）で実施するものであり、今回の発表は計画、設計までであり、今後、照射試験結果が出てくるものと思われる。

サブトラック V では、Material Design（米国）、ANL（米国）、CNL（カナダ）、Idaho State University（米国）、KAIST（韓国）から燃料被覆管と燃料ペレットに関する基礎的な解析、試験が紹介された。CNL、KAIST は現行の  $UO_2$  ペレットに添加物を加える研究開発であり、CNL は La を均一に添加、KAIST は  $Ga_2O_3$  を不均一に添加している。いずれもまだ研究室レベルでの開発であるが、今後も研究を続けていくとのことであった。

サブトラック VI では、KTH（スウェーデン）、Boise State University（米国）、NPIC（中国）から、UN 燃料と自己再生コーティングに関する発表がなされた。Boise State University からの発表は、高温水・高温水蒸気に対する UN の耐性向上を目的としたものであり、金属の Y や Zr を添加するものである。まだ、製造方法についての検討を行っている段階であるが、今後、炉内照射試験を含めて種々の試験を実施していくとのことである。

#### (4) Fuel Characteristics and Performance for Transportation and Interim/Long-Term Storage（CRIEPI 園田）

このセッションは輸送時および貯蔵時の燃料挙動に関するものであり、2 つのサブトラックに分かれて欧・米の研究機関等から計 8 件の発表があった。

米国では EPRI が主催する長期貯蔵研究プロジェクト（ESCP）の中で、TN-32B 金属キャスクによる高燃焼度使用済燃料の乾式貯蔵の実証試験が 2017 年 11 月より開始されている。この試験に関係して、装荷した高燃焼度燃料の姉妹燃料に関してベースラインデータを取得するための非破壊試験および破壊試験の報告があった（Westinghouse, ORNL, PNNL(米国)）。また、このベースライン試験データ活用による燃料挙動モデル FAST の解析性能評価結果が報告された（PNNL(米国)）。これらの結果は、今後、乾式貯蔵の許認可に使われると予想される。

廃炉に関わるものとして、Ringhals 炉の廃炉に伴う 1~2cycle 燃料の Forsmark 炉への輸送・再利用のためのプレナムスプリングの弾性力の測定（Vattenfall Nuclear Fuel(スウェーデン)）やプール貯蔵されている破損燃料棒からの水分除去評価に関する報告があった（SCK・CEN(ベルギー)）。

また、使用済燃料の取扱い中の燃料健全性に関わる基礎物性に関わるものと

して、未照射被覆管に人工的に形成させた水素化物 blister の機械特性評価 (Universidad politecnica de Madrid, CSN, ENRESA, ENUSA(スペイン))、被覆管の疲労破壊に与える水素化物の影響評価 (PSI(スイス))、被覆管に非均一に応力がかかった場合の水素化物の再配向分布を中性子ラジオグラフィーで観察した結果 (PSI(スイス)) が報告された。この他、欠陥の状態が異なる BWR 燃料棒を用いた照射後試験プロジェクト (フレッティング破損、燃料・FP 放出、真空乾燥後の残留水分評価) について報告があった (Studsvik Nuclear (スウェーデン))。

#### (5) Aging Issues (CRIEPI 園田)

このセッションは燃料被覆管の遅れ水素割れ (DHC) 破損、BWR 燃料集合体の輸送・貯蔵時の燃料破損計算、BWR 使用済燃料および TMI-2 デブリ試料の浸出試験、など計 3 件の燃料の経年劣化に関する発表が行われた。

BWR 燃料被覆管の DHC 破損における亀裂方向依存性については、ジルカロイ-2 被覆管に軸方向および半径方向に応力を掛けて亀裂を発生させ、亀裂部とそれ以外の箇所について金相観察、SEM 観察、中性子ラジオグラフィー観察、などの観察結果およびそれから得られる亀裂進展速度などの結果が示された (PSI (スイス))。

BWR 燃料集合体の輸送・貯蔵時の燃料破損計算については、BWR 燃料集合体が輸送時・貯蔵時に受ける可能性のある様々な熱や応力でどのような変形や破損するのかを評価するための 3 次元有限要素法計算体系の構築と計算例について報告された。今後、本計算コードには軸方向・周方向の水素化物や水素化物レンズの存在による破損影響、燃料集合体や燃料棒のひずみ変形の解析結果に基づく被覆管破損基準なども考慮される予定であるとの報告がなされた (SIA (米国))。

BWR 使用済燃料および TMI-2 デブリ試料の浸出試験については、54GWd/tU まで照射された BWR 使用済燃料の輪切り試料を純水および実海水に室温で、そして JRC-Karlsruhe が保管していた TMI-2 サンプルからコア試料およびクラスト試料を純水およびホウ酸水に室温で浸漬させ、アクチニドや様々な FP の浸出挙動を ICP-MS により測定した結果と試料表面変化、および FIAP や FNU を用いた各核種の浸出挙動評価が報告された。BWR 使用済燃料の U の浸出速度は実海水中が純水の 10 倍以上大きいこと、TMI-2 試料では純水およびホウ酸水の中での U 浸出量に大きな違いが無いことが示された。(電中研 (日本))

#### (6) Fuel Rod, Fuel Cladding and Component Materials Behaviors (日立 GE 石橋)

このセッションは燃料棒、燃料被覆管および燃料集合体における製造性、通常運転時または事故時を想定した材料の挙動に関するものであり、米国から 5

件、日本および韓国からそれぞれ 2 件、ドイツおよび英国からそれぞれ 1 件の合計 11 件の発表があった。

事故耐性燃料材料の一つである Cr 被覆ジルカロイについて、米国マサチューセッツ工科大 (MIT)、ドイツカールスルーエ工科大 (KIT)、英国マンチェスタメトロポリタン大から報告された。米国 MIT は、チェコ工科大 (CTU) および米国テキサス農工大とともに、コールドスプレイ法により Cr を被覆したジルカロイ 4 管を対象に、PWR 模擬水質での高温水腐食試験、高温クリープ試験、イオン照射試験、高温バースト試験、高温水蒸気酸化試験を実施した結果を報告した。Cr 被覆の効果は、バーストまでの時間の増加とバルーニング寸法の縮小であった。1200°C の水蒸気酸化試験において水素発生量が被覆なしの場合より多いことが懸案として挙げられた。ドイツ KIT は、米国 MIT とともに、コールドスプレイ法により Cr を被覆したジルカロイ 4 管を対象に高温水蒸気酸化試験を実施した結果を報告した。Cr 被覆による耐酸化性や Cr 被覆の密着性が示されるとともに、1500°C までの温度遷移試験ではトータル水素発生量は Cr 被覆によって低減ことが示された。一方、1100°C の等温試験では管の曲がりが発生すること、1500°C までの温度遷移試験では、Zr-Cr 共晶温度 (約 1330°C) を超えると液相が発生し Cr 被覆の破損やジルカロイ 4 基材の酸化を促進することがわかった。英国マンチェスタメトロポリタン大は、Zr-Cr 共晶反応を抑制するため、物理蒸着法により Ta をジルカロイ基材と Cr 層との中間層として積層した Cr 被覆を考案し、Cr 被覆ジルカロイに対して、400°C 水蒸気酸化試験、ならびに、700°C、900°C および 1000°C での大気酸化試験を実施した。Cr 被覆によるジルカロイ基材の酸化が抑制されていることが確認されており、今後、Zr-Cr 共晶温度まで試験温度を上昇させる予定である。

事故耐性燃料材料の一つである SiC について、米国 ORNL、米国 General Atomic 社、JAEA、日立 GE ニュークリア・エナジー社から報告された。JAEA は、MNF、東芝 ESS および日立 GE ニュークリア・エナジー社とともに、レーザー照射加熱による SiC の高温水蒸気酸化試験を 1800°C まで実施した。水蒸気流量 3 g/min では、SiC は SiO<sub>2</sub> の形成と揮発プロセスが並立したパラリニア (paralinear) 挙動を示し、時間経過とともに重量が減少した。1800°C では、熔融した SiO<sub>2</sub> 液相と発生したガスによるバブルが表面に観察された。米国 ORNL は、物理蒸着法により Cr を被覆した SiC/ SiC 複合材料に対して 1200°C および 1400°C で高温水蒸気酸化試験を実施した。Cr 被覆 SiC/ SiC 複合材料は、水蒸気酸化により Cr<sub>2</sub>O<sub>3</sub> および SiO<sub>2</sub> を形成して重量が増加するものの、重量増加量は Cr 金属に対するものより小さかった。試験中に Cr 被覆への Si や C の拡散が進行し、1400°C では金属間化合物も形成した複雑な形態を示した。日立 GE ニュークリア・エナジー社は、JAEA とともに、炉水中での耐食性向上を目的とし、物理蒸着法および溶射法により Ti 被覆を施した

SiC/SiC 複合材料管と SiC 端栓からなる接合試験体を作製した。Ti 被覆に及ぼす作製プロセスに伴う熱影響が小さいこと、ヘリウムリーク試験により He ガスを封入した試験体の気密性を確認した。米国 General Atomic 社は、ORNL とともに、HFIR による照射試験前の評価として、Transient eutectic-phase process (TEP) 法、Calcium oxide-alumina (CA) 法および Hybrid SiC (HSiC) 法からなる 3 種類の SiC 接合方法について強度、気密性および熱伝導率を測定した。HSiC 法は、米国 General Atomic 社による化学蒸着浸透法を用いた接合方法である。端栓押出法で評価した接合強度はいずれも原子炉運転中の内圧 16 MPa よりも高い値を示した。ヘリウムリーク試験による気密性は HSiC 法のみが要求リーク速度 ( $1 \times 10^{-7}$  atm/cm<sup>3</sup> s) を満足した。TEP 法および CA 法については、試験片作製時の課題があると指摘した。

米国 Westinghouse 社と韓国電力公社 (KEPCO) それぞれから、Additive Manufacturing (AM) を用いたスペーサグリッド等の開発について報告された。AM を用いることにより、複雑形状の部材を作製することができ、例えば異物フィルタの効果が期待されている。Westinghouse 社によれば、材料としてインコネル 718、ジルカロイ 2、316L ステンレス鋼を対象とし、照射材の機械的特性が通常の溶製材と比較され、現在のところ否定的な要因はないことが示された。原子力分野での AM を含む先進製造技術に対して、NRC からアクションプランのドラフトが今年度に提示されたことが報告された。

米国 INL から、ジルカロイにおける水素助長照射成長の機構解明を目的に、中性子を照射したジルカロイ 4 に対して熱処理を施し、成長ひずみの回復に及ぼす水素濃度の影響と pre-breakaway 照射成長に転位ループが寄与する程度を検討した結果が報告された。

#### (7) Transient Fuel Behavior and Criteria (JAEA 成川)

このセッションは異常過渡時及び事故時の燃料挙動に関するものであり、5 つのサブトラックに分かれて欧・米・アジアの研究機関等から発表があった。

サブトラック I では、LOFT 実験結果を用いた BISON と TRACE とのカップリングコードの妥当性検証結果、FRAPCON と FRAPTRAN の両コードを用いた APR1400 の炉心規模の ZIRLO 被覆管 LOCA 時バースト挙動解析結果、BISON コードを用いたジルカロイ被覆管 LOCA 時バースト挙動のモンテカルロ解析結果、ARSAC コードを用いた SiC 被覆 UN/Zr 燃料の大破断 LOCA 時挙動解析結果、並びに BISON コードを用いた PWR の全電源喪失シナリオにおける Zircaloy-4 被覆管膨れ破裂挙動解析結果が報告された。

サブトラック II では、試験炉 TREAT の過渡沸騰評価のための炉外及び炉内試験計画、試験炉 NSRR を用いた高燃焼度添加物燃料及び高燃焼度 MOX 燃料の RIA 試験結果、並びに試験炉 TREAT を用いた ATF の RIA 試験計画及び最新の試験結果が報告された。

サブトラック III では、LOCA 時の燃料ペレット細片化挙動評価に係る高燃焼度  $UO_2$  燃料及び高燃焼度 MOX 燃料のバースト試験結果、SFP における LOCA 条件下での非照射 Zircaloy-4 被覆管バースト試験結果、並びにラマン分光法、ケルビンプローブフォース顕微鏡及び 3 次元アトムプローブを用いたジルコニウム基合金の金属相/酸化膜の界面観察結果が報告された。

サブトラック IV では、クロム (Cr) コーディング ZIRLO 被覆管の LOCA 時挙動に関する統計的安全評価結果、試験炉 TREAT を用いた実験を支援する解析ツールの紹介、SiC 被覆管の LOCA 試験及び EDC 試験結果、試験炉 TREAT 及び ATR を用いた照射試験計画、並びに試験炉 TREAT で用いるジルコニウム基合金被覆管の酸化試験結果について発表があった。

サブトラック V では、Cr コーティング E110 被覆管の LOCA 試験結果、高燃焼度改良型燃料被覆管の LOCA 試験結果、並びに模擬燃料集合体再冠水試験装置 QUENCH を用いた FeCrAl(Y)被覆管の LOCA 試験結果が報告された。

#### (8) Fuel Operating Experience and Performance (MNF 古本)

このセッションは、燃料集合体の使用実績に関する発表が中心であり、その他、ペレットや被覆管の基礎研究やプラントの水化学関連の発表が織り込まれ、4 つのサブトラックに分かれて実施された。

燃料集合体の使用実績に関する発表については、各国の燃料メーカーが燃料集合体の使用実績やリーク対策に関する内容が発表され、注目を集めた。特に燃料集合体のリーク対策については、Framatome、GNF、Westinghouse からそれぞれ発表があり、各社の燃料集合体設計の改良について述べられた。中でも、Framatome は燃料のリーク実績を示し、また、Westinghouse は異物混入時の試験動画を取り入れたプレゼンを行い、何れも盛況であった。

別のサブトラックにおいては、グリッドフレット耐性を高めた Westinghouse の燃料集合体 CE16NGF の運転実績が示され、一度もグリッドフレットによるリークが起きていないことが繰り返し述べられた。2004 年から 1000 体以上の燃料が装荷されている CE16NGF のリーク実績は 1 度のみで、異物混入が原因と説明された。

このセッションは、基礎研究的な内容から燃料集合体の使用実績に係る内容まで、幅広い内容の発表がされていたが、上述したような燃料集合体の使用実績を盛り込んだ内容の発表が特に聴衆を引き付け、質疑応答も活発であった。

以上

## 燃料安全研究国際会議 (Fuel Safety Research Meeting) 2019 開催報告

日本原子力研究開発機構

垣内 一雄

日本原子力研究開発機構 (JAEA) は、国内外の専門家との情報交換や議論を通じて安全規制のための研究展開や安全評価手法の開発に役立つ情報を入手するとともに、一層の国際協調を図ることを目的に、高燃焼度燃料の反応度事故 (RIA) 時及び冷却材喪失事故 (LOCA) 時の燃料安全に関する発表及び討議を行う場として「燃料安全研究国際会議 (Fuel Safety Research Meeting)」を開催してきた。

本年度は、2019年10月28日(月)及び29日(火)にホテルテラスザガーデン水戸において本国際会議を開催した。日本国内及び欧米などの海外(6カ国)の研究機関、電力、燃料メーカー等から約90名の専門家が参加し、JAEA及び米仏などから20件の発表があった。

会議は、以下のセッションで構成された。

Opening session (1件)

Session 1 : Fuel Safety Topics (3件)

Session 2 : Fuel Behavior under RIA Condition (5件)

Session 3 : MOX Behavior (3件)

Session 4 : Fuel Behavior under LOCA Condition (6件)

Session 5 : Fuel Behavior under SA Condition (2件)

各セッションの講演概要を以下に紹介する。

オープニングセッションでは、開会挨拶の後、JAEAにおける燃料安全研究の取組みとして、RIA/LOCA研究及びそれらに関連した機械試験等の基礎試験、燃料挙動解析コードの開発、国際連携の概要、等が報告された。

燃料安全に関するセッションでは、欧米各国の燃料安全研究、規制の最新動向について報告された。米国NRCからは、米国におけるATFの開発動向として、コーティング被覆管、添加物入りペレット、FeCrAl被覆管の早期導入を目指していること、これに向けたNRCとしての対応状況や規制の考え方、NRCの燃料挙動解析コードFASTの開発状況が紹介された。仏国IRSNからは、仏国でのRIA/LOCA基準の見直しの検討状況が紹介され、RIA基準については最新の知見を踏まえて提示された案に対する妥当性確認を行っている段階であること、LOCAについてはLOCA後に発生する地震、LOCA時の膨れ破裂による燃料被覆管同士の接

触、LOCA 時に細片化した燃料ペレットの再配置、等の事象が炉心冷却性に及ぼす影響の観点から新基準の妥当性確認を行っていることが報告された。米国 EPRI からは、RIA 時の破損挙動の理解を目的とした炉外での機械試験の実施状況が紹介された。

RIA 時の燃料挙動に関するセッションでは、JAEA から、ALPS II 計画で RIA 試験実施状況及び昨年度のパルス試験で破損が観察された燃料棒 (LS-4 及び OS-1) の照射後試験 (PIE) の進捗及び炉外での機械試験結果、及び FEMAXI-8 コードを用いたベース照射中の被覆管応力に関する解析結果が紹介された。スウェーデン WH からは、添加物入り燃料の通常時及び出力急昇時の挙動について  $UO_2$  燃料との比較結果が報告された。仏国 CEA からは、RIA 時の燃料挙動解析コード ALCYONE の開発状況及び本コードを用いて評価された RIA 時の燃料挙動が報告された。

MOX の燃料挙動に関するセッションでは、JAEA から、昨年度のパルス試験で観察された MOX 燃料棒 (CN-1) のラプチャー破損について、PIE の進捗及び破損時燃料エンタルピーに係る解析結果が報告された。また、通常時及び RIA 時における MOX 燃料の FP ガス放出挙動に関する解析結果が報告された。

LOCA 時の燃料挙動に関するセッションでは、JAEA から、LOCA に関連して LOCA 模擬試験及び 4 点曲げ試験の実施状況が紹介された。また、LOCA 時の燃料ペレット細片化・再配置・燃料棒外放出現象 (FFRD) に関連した試験として、炉外での燃料ペレット加熱試験の結果が報告された。炉外での燃料ペレット加熱試験については、NRA、米国 EPRI、仏国 CEA、スウェーデン Studsvik からも報告があった。なお、Studsvik からは OECD/NEA SCIP-IV プログラムの実施計画についても報告があった。

シビアアクシデント時の燃料挙動に関するセッションでは、JAEA から、被覆管の表面状態や LOCA 時の燃料昇温環境の違いに注目した高温酸化試験の結果、並びに燃料溶融挙動の評価を目的とした JUPITER コードの開発状況及び同コードを用いた炉内材料溶融挙動の評価結果が紹介された。

それぞれの発表に対して活発な質疑応答が行われた。会議参加者からは、特に、昨年度から今年度を実施した RIA 試験及び LOCA 試験の成果に大きな関心が寄せられ、コーヒブレークの時間等においても発表者との間で熱心に議論が行われていた。

以上

Fuel Safety Research Meeting 2019  
Program

**Monday, October 28 @Silver Screen (4th floor)**

<b>9:30 - 10:00 Opening Session</b>				
9:30	-	9:40	Opening address	T. Nakamura JAEA
9:40	-	10:00	Fuel safety research at JAEA	M. Amaya JAEA
<b>Session 1: Fuel Safety Topics</b>				
10:00	-	10:30	Current Status of Fuel Safety in the United States of America	L. Kyriazidis NRC
10:30	-	11:00	Current status of fuel safety in France -LOCA and RIA	S. Graff IRSN
11:00	-	11:30	EPRI Fuel Safety Research Overview	K. Yueh EPRI
11:30	-	13:00	Lunch (take a Conference photo before Lunch)	
<b>Session 2: Fuel Behavior under RIA Condition</b>				
13:00	-	13:40	Status and plan of RIA study at JAEA	T. Mihara JAEA
13:40	-	14:20	ADOPT - Similarities and differences to standard UO <sub>2</sub> fuel	J. Wright WH
14:20	-	14:50	Comparative analysis on base-irradiation behaviors of OS-1 test rod and other BWR-fuel rods subjected to previous NSRR tests	Y. Udagawa JAEA
14:50	-	15:10	Coffee Break	
15:10	-	15:40	RIA simulation with ALCYONE fuel performance code: illustration on a selection of NSRR tests	I. Guenot-Delahaie CEA
15:40	-	16:10	Fracture-mechanics-based evaluation of failure limit of pre-cracked and hydrided Zircaloy-4 cladding under biaxial stress states	L. Feng JAEA
16:10	-	16:25	Coffee Break	
<b>Session 3: MOX Behavior</b>				
16:25	-	16:50	The behavior of high-burnup MOX fuel (CN-1 test rod) under RIA condition	Y. Taniguchi JAEA
16:50	-	17:15	Fission Gas Release of MOX Fuel under RIA condition - Analysis result of BZ-3 and 4 -	K. Kakiuchi JAEA
17:15	-	17:40	Preliminary Analysis on Fission Gas Release of MOX Fuel in Consideration of the Heterogeneous Structure	Y. Tasaki JAEA
18:30	-	20:30	Reception	
<b>Tuesday, October 29 @Sea Breeze (3rd floor)</b>				
<b>Session 4: Fuel Behavior under LOCA Condition</b>				
9:00	-	9:30	Status and plan of LOCA study at JAEA	T. Narukawa JAEA
9:30	-	10:00	Heating test on micro pellet samples obtained from different radial positions of high burnup UO <sub>2</sub> fuel	A. Yamauchi NRA
10:00	-	10:30	Pellet Heating Test	K. Yueh EPRI
10:30	-	11:00	LOCA Fuel Fragmentation, NFIR results	J. Noirot CEA
11:00	-	11:20	Coffee Break	
11:20	-	11:50	Plans for SCIP IV and the legacy of SCIP III	J. Karlsson SV
11:50	-	12:20	Effect of the hydrogen absorption on bending strength of cladding tube experienced simulated LOCA test	Y. Okada JAEA
<b>Session 5: Fuel Behavior under SA Condition</b>				
12:20	-	12:50	Effect of experimental setting and specimen surface roughness on high temperature steam oxidation of Zry-4 fuel cladding	M. Negyesi JAEA
12:50	-	13:20	Development of fuel behavior simulation framework in JUPITER	S. Yamashita JAEA
<b>Closing Session</b>				
13:20	-	13:30	Closing remarks	M. Amaya JAEA



会議出席者の集合写真



会議中の様子

#### IV. 夏期セミナー報告

### 第31回 核燃料部会 夏期セミナー開催報告

報告者：核燃料部会夏期セミナー事務局 垣内 一雄

開催日：2019年7月10日(水)～12日(金)

開催場所：宮城県松島町 パレス松洲

今年で31回目を迎えた「核燃料・夏期セミナー」は、燃料安全研究、電力各社における原子力発電所関係の最近の取組み、海外研究機関の研究の現状等をテーマとして、7月10日～12日に宮城県松島町で開催された。参加者数は、学生6名、海外講演者3名を含む59名であった。

セミナーの初日には、燃料の基礎、ロードマップ検討WGの報告、燃料安全研究に関する講演及び学会奨励賞・部会奨励賞受賞講演が、二日目には原子力発電所における最近の取組み、海外研究炉での照射試験に関する講演に加え、部会講演賞受賞講演があった。初日に開催されたポスターセッションには学生を含む11名のエントリーがあり、活発な議論が行われた。最終日は東北電力 女川原子力発電所の見学会を開催し、東日本大震災当時の女川原子力発電所の対応、震災以降の対策実施状況について説明を受けるとともに敷地内施設を見学した。

全体を通して、質疑応答の時間には参加者から多くの質問があったこと、また若手の参加者の割合が高かったことから、活気溢れるセミナーとなった。

以下、セミナーの詳細について、講演内容を中心に紹介する。



セミナー参加者の集合写真（会場ホテル敷地内の庭園にて）

2019年7月10日（1日目）

**【セッション1】燃料の基礎（座長：JAEA 加藤氏）**

◆PWR 燃料設計について（NFI：片山氏）

PWR 燃料の構造、設計基準、製造工程等に関する概要を講演いただいた。加えて、燃料棒、燃料集合体の設計・評価手法について説明があった。

◆BWR 燃料設計について（NFI：武田氏）

BWR 燃料の構造、設計基準、製造工程等に関する概要を講演いただいた。また、BWR 燃料開発の変遷と今後の BWR 燃料開発の方向性について説明があった。



NFI 片山氏



NFI 武田氏

開会の挨拶 宇笠部会長

**【セッション2】ロードマップ検討WG報告（座長：JAEA 加藤氏）**

◆軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討WG報告（WG 主査：阿部氏）

軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討WGで作成されているロードマップについて講演いただいた。ロードマップがどのような構成で作成されているか、科学者が専門性と広い視野を持つことの重要性などが紹介された。



WG 主査 阿部氏

**【セッション3】燃料安全研究（座長：阪大 牟田氏）**

◆JAEA の燃料安全研究における最近の成果（JAEA：天谷氏）

JAEA で取組んでいる軽水炉燃料の RIA 時、LOCA 時及び設計基準超の条件下での燃料挙動に関する最新の実験結果、並びに燃料挙動解析コードの開発及び現在の改良状況が紹介された。

◆数値流体力学と材料科学的モデルに基づく燃料熔融過程解析コードの開発（JAEA：山下氏）

福島第一原子力発電所事故時の燃料・圧力容器の熔融過程を再現する解析コードの開発状況について講演いただいた。従来コードからの改良点及び検証状況が紹介された。

- ◆燃料安全評価について（ECCS 性能評価における燃料挙動評価）（MHI：大和氏）  
LOCA 時のループ全体の挙動や燃料挙動に関する概要的な説明から、解析コードによる LOCA 時の燃料温度評価手法について講演いただいた。



JAEA 天谷氏



JAEA 山下氏



MHI 大和氏

**【セッション4】原子力学会賞受賞講演 奨励賞（座長：北大 小崎氏）**

- ◆炉心熔融物及び燃料デブリの物性評価（阪大：大石氏）  
燃料デブリの流出挙動評価に必要となる物性の評価に関して講演いただいた。熱電特性や機械特性のほか、浮遊法を用いた Zr-0 系化合物の粘性評価結果が紹介された。



阪大 大石氏

**【セッション5】核燃料部会受賞講演（1） 奨励賞（座長：北大 小崎氏）**

- ◆ジルカロイ-4 被覆管の冷却材喪失事故時急冷破断限界に関する不確かさ定量化及び低減手法の開発（JAEA：成川氏）  
確率評価による不確かさの定量化によって現行の LOCA 基準に対する急冷破断限界の保守性を評価した結果に関して講演いただいた。確率評価手法の開発、評価結果を踏まえた上での現行基準の適用性などが紹介された。



JAEA 成川氏

2019年7月11日（2日目）

**【セッション6】原子力発電所における最近の取組み（座長：中電 原田氏）**

- ◆女川原子力発電所における安全対策の実施状況について（東北電力：梅津氏）  
東日本大震災時の女川原子力発電所の状況や現在取り組まれているさらなる安全対策に関して講演いただいた。震災時の状況について、福島第一原子力発電所での状況と比較しながら、なぜ女川原子力発電所が安全に停止できたか、などについて紹介された。
- ◆PWR 再稼働に向けた取組について（関西電力：山田氏）  
原子力発電所の再稼働の状況や再稼働に向けた取組について講演いただいた。再稼働に向けた取組の具体例として、使用済燃料貯蔵プールからの冷却材大規模漏洩時の未臨界評価について紹介された。

◆使用済燃料の中間貯蔵について（日本原電：島田氏）

東海第二発電所における使用済燃料の乾式貯蔵に関して講演いただいた。使用されているキャスクの構造、貯蔵している燃料のモニター状況及び今後の長期健全性確認試験計画が紹介された。

◆福島第一原子力発電所の取り組み（東京電力：山内氏）

東日本大震災時の福島第一原子力発電所の状況及び現在の状況に関して講演いただいた。廃炉措置までの目標行程のほか、使用済燃料貯蔵プールからの燃料取出し、燃料デブリ取出しといった個々の作業について現在の状況や今後の計画の詳細が紹介された。



東北電力 梅津氏



関西電力 山田氏



日本原電 島田氏



東京電力 山内氏

【セッション7】海外研究炉での照射試験に関する講演（座長：JAEA 垣内）

◆Possibilities of nuclear fuel cladding studies at CVR facilities (CvR: Miklos 氏)

チェコの CvR が所有する研究炉の概要、CvR の成り立ち、現在取組んでいる研究について紹介された。

◆LWR fuel research in SCK•CEN's BR2 reactor (SCK•CEN : Bosch 氏)

ベルギーの SCK•CEN が所有する研究炉の概要、現在取組んでいる研究や今後の試験計画が紹介された。

◆Irradiation Testing to Support U.S. Nuclear Fuel Development (INL : Wachs 氏)

アメリカの INL が所有する研究炉の概要、現在取組んでいる研究について紹介された。



CvR Miklos 氏



SCK•CEN Bosch 氏



INL Wachs 氏

**【セッション8】核燃料部会受賞講演(2) 講演賞(座長:NDC 篠原氏)**

◆Multi-physics モデリングによる Ex-Vessel 溶融物挙動理解の深化ーガス浮遊法を用いた酸化溶融物の物性評価ー (阪大:近藤氏)

福島第一原子力発電所事故における溶融物の物性評価のため、浮遊法(ADL法)による評価技術の確立に関して講演いただいた。溶融物の物性評価に用いた実験手法や解析手法の概要、実験データから物性を評価する上での課題などが紹介された。

◆安全性・経済性向上を目指した MA 核変換用窒化物核燃料サイクルに関する研究開発ー燃料模擬物質の粉碎条件と焼結密度の相関ー (JAEA:高木氏)

MA 核変換サイクルの燃料として考えられている窒化物燃料の製造技術開発に関して講演いただいた。粉碎容器・ボールの材質や粉碎時間をパラメータとした焼結密度への影響が紹介された。

◆軽水炉シビアアクシデント時に構造材へ化学吸着したセシウム化合物の微細分布評価 (JAEA:鈴木氏)

福島第一原子力発電所での廃炉作業において重要となる炉内 Cs 分布の評価に必要な Cs の化学吸着現象に関する研究について講演いただいた。化合物中の Cs 分布について XPS や TEM/EDS を用いた評価結果が紹介された。



阪大 近藤氏



JAEA 高木氏



JAEA 鈴木氏



閉会の挨拶 GNF-J 草ヶ谷氏



セミナー講演中の様子

本夏期セミナーでは、燃料の設計・評価の考え方、最新の研究や発電所の取組み等、幅広い内容の講義とそれに対する質疑応答が活発になされ盛況であった。特に、海外研究機関の取組みや女川原子力発電所の震災当時の状況に関する講演が、参加者にとって印象深かったようであり好評であった。

## 【ポスターセッション】

ポスターセッションでは 11 件の発表があり、うち 5 名が学生、1 名が海外講演者によるものであった。今年度はセミナー参加者も多く、活発に議論が行われていた。セミナー参加者による投票の結果、次の方に最優秀賞及び優秀賞が贈られた。

<最優秀賞>

- ・照射済燃料中の白色金属析出物の有効利用に関する研究（都市大 服部氏）

<優秀賞>

- ・水素化物をベースとした中性子遮蔽材の基礎的物性（阪大 實延氏）
- ・レーザー局所加熱法を用いた融点測定装置の開発-窒化物測定への適応-（JAEA 岩佐氏）



ポスターセッションの様子



最優秀賞受賞の服部氏と宇笠部会長

2019年7月12日（最終日）

## 見学会（東北電力 女川原子力発電所）

最終日の7月12日（金）に、宮城県女川町にある東北電力 女川原子力発電所の見学会を開催し、32名の方に参加いただいた。見学会では東日本大震災当時の状況について、PRセンターにて動画を交えた説明を受けた後、あいにくの降雨のためバスの中からとなったが、震災後の更なる安全対策施設（淡水貯水槽、非常用電源、防潮堤等）を見学した。参加者の興味を引く施設が多く盛況であった。

## ■謝辞

今回のセミナー事務局は、北海道大学及び日本原子力研究開発機構が担当いたしました。運営に関しまして行き届かない点があったと存じますが、皆様のご協力により、無事終わることができました。お忙しい中、講師を快くお引き受けいただいた方々、座長の方々、セミナーに参加いただきました方々、見学会の開催にご協力いただいた東北電力及び女川原子力発電所のスタッフの方々、並びに本セミナーの開催にあたりご協力いただきました方々に心より御礼申し上げます。

以 上

## V. 編集後記

核燃料部会報第55-1号を会員の皆様にお届けいたします。

執筆者の方々には、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。

さて、今回の部会報は、部会賞（学会講演賞）の受賞者からの投稿を中心に、日本原子力学会秋の大会の企画セッションの他、国際会議についての報告を掲載させて頂きました。いずれの記事も興味深い内容となっていますので、是非お読みいただければと思います。

今回の発行をもちまして、部会報担当を引き継ぐこととなりますが、部会報を通して少しでも盛り上げていくことを期待しております。

次回の部会報は、2020年夏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、会員の皆様からのご意見やご投稿などございましたら、部会報担当にご連絡いただければ幸甚に存じます。今後とも皆様のご協力をお願い致します。

2019年度部会報担当：関西電力株式会社 尾家 隆司  
メールアドレス：oka.takashi@d3.kepco.co.jp  
電話番号：0770-32-3692