

核 燃 料

2017年2月発行

No.52-1 (通巻)

目 次

I. 企画セッション

原子力学会 2016 年秋の大会 核燃料部会企画セッション
「核燃料関連の安全性向上に係る課題のロードマップの検討」概要報告
..... 尾形(電中研)、平井(NFD)、青木(MNF)、
檜木(京都大)、巻上(東電HD) 1

II. 国際会議紹介

(1) 軽水炉燃料の「TopFuel2016」国際会議の報告
..... 天谷(JAEA)、石橋(日立)、太田(電中研)、垣内(東芝)、坂本(NFD)、柴田(JAEA)、
谷口(JAEA)、徳島(JAEA)、古本(MNF)、松永(GNF-J)、三輪(JAEA)、山下(JAEA)、山田(東電HD) 4

(2) 核燃料・材料に関する国際会議(NuMat2016)報告
..... 三輪、逢坂(JAEA) 20

(3) 「HOTLAB 2016」報告
..... 湊、勝山、玉置、小澤、小野澤、豊川、仲吉、鷺谷(JAEA) 26

III. 夏期セミナー報告

第 29 回 核燃料部会 夏期セミナーの開催報告
..... 手島(MNF) 29

IV. 編集後記 35



I. 企画セッション

日本原子力学会「2016年秋の大会」核燃料部会企画セッション：

「核燃料関連の安全性向上に係る課題のロードマップの検討」の概要報告

電力中央研究所 尾形 孝成

核燃料部会が設置している「軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討ワーキンググループ」では、日本原子力学会「安全対策高度化技術検討特別専門委員会」が2015年5月に報告した「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」のうち軽水炉燃料の安全性向上に係る課題について主体的にローリング活動を進めており、燃料信頼性向上・高度化、炉心・熱水力設計評価技術の高度化、事故耐性燃料の開発、安全評価技術との関わり（インターフェース）の四分野について、各分野の課題に対する取組みのあるべき姿を議論している。2016年秋の大会における核燃料部会企画セッション（9月9日（金）13:00～14:30、座長：東京大阿部弘亨教授）では、各分野の代表者が軽水炉燃料の安全性向上に係る課題の概要とローリング活動の状況を報告した。以下、各分野の報告の概要を紹介する。

(1) 燃料信頼性向上・高度化（NFD 平井睦氏）

軽水炉燃料等の安全高度化のうち、燃料信頼性向上および高度化に関して抽出した課題について、安全対策の種類、並びに深層防護レベルに対して各項目を分析し、検討を進めた途中経過を報告した。

軽水炉燃料の安全に関しては、設計・製造、運転、輸送・貯蔵における通常時、過渡時、DBA、DECを含むB-DBA、SA時に至る広い分野について検討が必要である。いずれの分野においても、止める、冷やす、閉じ込めるといった基本的な安全機能を満たすことが要求され、これを満足するための対策が課題として抽出される。この課題の中にはハードやソフトを含めた直接的な対策の他に、それらをサポートする間接的な対策や、安全を確保した先の対策が含まれている。これらの安全対策を、1)現状の安全課題、2)改良材料や燃料設計変更による安全性向上、3)コードや基準等の見直し、新規技術課題や未評価項目、未反映知見への取り組みによる安全評価の信頼性向上、これらをサポートする4)要素技術/基盤技術の維持/向上、5)燃料の安全性向上及び高度化燃料の早期実用化のための許認可等の制度検討、および安全を確保した上での6)燃料の高度化、に大別した。

深層防護レベルに関しては、a)Lv1～3における材料や構造などハード改良による安全性向上、b)Lv1～3における被覆管機械的破損に関する信頼性向上、c)Lv2およびLv3におけるNon LOCA時の安全性向上/評価の信頼性向上、d)Lv3におけるLOCA時安全性向上/評価の信頼性向上、e)Lv3におけるソースタームなどの事故時被ばく評価、f)Lv1～3における燃料集合体/チャンネルボックスの安全性向上、g)Lv4におけるSA時燃料挙動に関わる評価の信頼性向上、h)Lv3,4におけるSA時の安全性向上燃料に分類した。

これらの分類により、各課題の位置づけを明確にした上で、時間軸へ展開していく計画である。

(2) 炉心・熱水力設計評価技術の高度化（三菱原子燃料 青木繁明氏）

「炉心・熱水力設計評価技術の高度化」では、基盤となる「炉心・熱水力設計評価技術」があり、適用先としての「運転性能の高度化」及び「プラント運用技術、炉心設計管理の高度化」について、現状報告及び工程について報告した。

「炉心及び熱水力設計評価技術」は、通常及び事故時の炉心挙動評価の基盤技術である。これらの技術の信頼性向上は、通常運転での安全性に関する説明性の向上、さらに、異常事象収束対策の信頼性向上に寄与すると考えられる。報告では、最適評価および不確かさ評価技術の開発、未臨界度測定を含む炉心解析結果を確認する実験技術の開発、炉物理計算には不可欠の核データの測定及び評価技術の維持、不確かさ評価の入力データとなる共分散データの整備を行う内容と工程を紹介した。この中で、核設計コード標準ベンチマークの整備に対し、実機データを使用可能にすること等を提案した。

「運転性能の高度化（事象進展抑制、停止機能、負荷追従等）」では、既設プラントの高稼働率運転、長期安定運転を実現するために、炉心出力の向上や長期サイクル運転の導入により達成されると考えている。

「プラント運用技術、炉心設計管理の高度化」では、原子力プラントの性能を最大限に活用し設備利用率を向上させるためには、出力向上や長サイクル運転といったプラント運用技術の高度化が有効であるとし、その概要と工程について紹介した。また、炉心構成要素（高燃焼度燃料、事故耐性燃料および制御棒等）の設計変更、原子炉の運転条件見直しに対し、運転上の制限を遵守し、安全余裕を確保した状態で原子炉の運転を行うためには、炉心設計、運用管理技術の高度化を継続的に推進していくことが必要である。

(3) 事故耐性燃料の開発（京都大 檜木達也氏）

事故耐性燃料・制御棒は、想定外の事象に起因する事故も含めて、固有安全性の向上により、最終的には炉心における事故発生リスクの飛躍的低減や事故拡大リスクの大幅な抑制を達成する概念である。要素技術として、炭化ケイ素(SiC)、改良ステンレス鋼、改良ジルコニウム合金、代替革新的燃料（被覆粒子燃料、トリウム燃料、炭化物燃料、窒化物燃料、シリサイド燃料、添加酸化物燃料）、改良制御棒の検討を行っている。

国内で行われている要素技術の現状のレビューを行い、研究開発の進め方として、短期的段階では、効果が高いと思われる革新的な候補技術の開発を活性化し、固有課題について技術成熟度を向上させると共に、革新技術導入による安全性向上効果の定量評価法を確立した上で、技術の最終的な達成目標と達成に至るまでの開発課題や開発ステップ、及び候補技術の選択の手法等を明確にする必要がある。中長期的段階では、短期的段階において技術選定した実用化技術に基づき、経済性のある燃料の設計、量産加工技術の開発、安全性評価手法の確立、安全性向上効果の検証、革新技術に対応した炉心設計や炉心運用技術の高度化及び規格基準や規制の整備、等を着実に進め、実用化までに必要な開発期間と

得られる効果を適切に評価し、適宜技術導入していくことで、段階的に炉心の事故耐性性能を向上させていく。

(4) 燃料安全高度化ロードマップのインターフェース（東電 HD 巻上毅司氏）

軽水炉安全技術・人材ロードマップのローリングを進める上で、特に燃料安全高度化とのインターフェースを意識すべき課題 2 件を取り上げ、検討を進めている状況を報告した。

1 件目は、許認可用安全コードの最新化の必要性、福島第一事故事象の過酷事故解析コードへの反映など、燃料・炉心を内包する原子炉システムの安全解析に係る課題「安全解析技術の高度化」である。2 件目は、使用済燃料貯蔵に係る安全対策や重大事故解析手法の高度化など、使用済燃料を内包する貯蔵・輸送設備の安全評価の高度化に係る課題「使用済燃料の安全評価技術の高度化」である。これらは共に、核燃料分野以外との関連が深いことを踏まえ、深層防護レベルに基づく体系化を通じて、炉心・燃料を取り巻く現象と原子力システムの安全性向上との関連（インターフェース）を明確化することを目指している。

「安全解析技術の高度化」については、シビアアクシデント時の炉心熔融挙動として、核分裂生成物の放出挙動と構造変形-物質移動を対象に、被覆管破損前から熔融炉心が格納容器内キャビティへ落下するまでの過程に応じて、必要となるモデル化と試験の整理を進めている。また、「使用済燃料の安全評価技術の高度化」については、使用済燃料プールの安全確保に関連する安全機能（冷却、閉じ込め、臨界防止）と関連する特性について、深層防護のレベル展開の整理を進めている。核燃料分野に限定することなく、設計、シビアアクシデントなどに係る広範な課題として、ローリング検討に反映させていく予定である。

質疑では、安全解析に関連するデータの取得・整備の必要性に関する問いかけがあった。軽水炉安全技術・人材ロードマップのローリングは原子力安全向上を国民に訴えていく活動であり、深層防護に基づく整理を通じて、炉心・燃料関連の課題と原子力安全との関連を分かりやすく示せるように努めている旨を回答した。

以上

Ⅱ. 国際会議紹介

軽水炉燃料の「TopFuel2016」国際会議の報告

報告者：天谷(JAEA)、石橋(日立)、太田(電中研)、垣内(東芝)、坂本(NFD)、柴田(JAEA)、
谷口(JAEA)、徳島(JAEA)、古本(MNF)、松永(GNF-J)、三輪(JAEA)、山下(JAEA)、山田(東電 HD)

(50音順)



SEPTEMBER 11-16, 2016 | BOISE CENTRE | BOISE, IDAHO, U.S.A.

(TopFuel2016 ウェブサイトより引用)

2016年9月11日(日)から15日(木)まで米国アイダホ州ボイジーのBoise Centre 会議場で「TopFuel2016」が開催された。本国際会議は、アジア地域(日中韓)⇒欧州(ENS)⇒米国(ANS)の持ち回りで毎年開かれている軽水炉燃料に関する会議であり、今回はANSが主催を務めた。口頭発表(基調講演除く)134件、ポスター発表35件(プロシーディングでの集計)があり盛況であった。アジア/欧/米を中心とした規制当局・電力・メーカ・大学・研究機関から約300名が参加した。なお、15日(木)にはアイダホ国立研究所(INL)が開発している燃料棒熱機械解析コードであるBISONのワークショップ及びINL見学ツアーが開催された。

今回の会議では、事故耐性燃料(Accident Tolerant Fuel: ATF)に関する発表が全体の30%程度(昨年は20%程度)と益々増加している点が特に印象的であった。次ページから、会議のオーラルセッションの概要を以下のトラックごとに報告する。

- Track 1: Fuel Performance Reliability, Operations, and Maintenance Experience
- Track 2: Advances in Fuel Technologies (e.g., Enhanced Accident Tolerant Fuel)
- Track 3: Transient and Off-normal Fuel Behavior
- Track 4: Used Fuel Storage, Transportation, and Reuse/Recovery
- Track 5: Fuel Modeling and Analysis



Location in the United States

以下に、各セッションの概要をトラック順に示す。なお、下線部における()内は開催日、[]内は報告者をあらわす。

【Track 1 Fuel Performance Reliability, Operations, and Maintenance Experience】

T1-1 Fuel Performance Reliability and Operational Experience (9/14) [徳島]

日立製作所(日本)、Oxford 大学(イギリス)、AREVA(ドイツ)、Westinghouse(米国)から各 1 件の合計 4 件の発表があった。

日立製作所は、ジルコニウム合金(Zry-2, Zry-4, Zr-1.5Sn-0.3X(X:Fe, Cr, Ni))の高温水中(561K)での腐食試験の結果及び分子動力学法による酸化膜中の合金元素の挙動評価の結果から、酸化膜中の Cr と Fe の拡散が、ジルコニウム合金の水素吸収の制御に貢献することを報告した。Oxford 大学からは、水の pH が Zry-4 の水素吸収に与える影響に関する報告がなされた。水の pH を増加させると、わずかに酸化速度を低下させ、水素吸収を低減させることが示された。また、純水中では酸化速度が上昇することが示された。AREVA は、フュエルチャンネルやウォーターチャンネルへの適用を進めている Z4B™(Zry-4 をベースに Fe と Cr の含有量を増加させた材料)について、照射後試験の結果から高い耐食性を有していることを報告した。また、上記材料を適用した ATRIUM™ 11(開発中の新しい燃料集合体設計)の照射試験の状況についても報告した。Westinghouse は、耐食性向上の目的で開発した ZIRLO 被覆管に関する、これまでの多くの照射試験実績について報告した。また、さらなる耐食性向上の目的で開発を進める AXIOM 被覆管についても、照射後試験の結果から高い耐食性を有していることを報告した。

T1-2 Fuel Performance Reliability and Operational Experience (9/14) [徳島]

GNF-A(米国)、ENGIE(ベルギー)、AREVA(米国)、LANL(米国)から各 1 件、EDF(フランス)から 2 件の、合計 6 件の発表があった。

GNF-A は、自社の 10×10 燃料設計(GE12, GE14, GNF2 及び GNF3)の運転実績に関して、2015 年の燃料破損はデブリによるものに限定され、特定の発電所に集中していることを報告した。また、顧客プラントのほぼ全てにおいて GNF2 燃料が採用され、61Gwd/MT を超える GNF2 取替燃料の検査が無事完了したと報告した。さらに、最新設計の導入状況について、2015 年に GNF3 燃料やデブリストレイナーを導入したこと、またチャンネル曲がりモデルを改良し NSF チャンネルの導入を進めていることを報告した。ENGIE は、ベルギー政府から 10 年の運転延長が承認されたエレクトラベルが運転する 2 基の原子力発電所に関して、より連続的かつ柔軟な運用を保障するための炉心設計ツールやプロセスの改善、炉心設計最適化へのアプローチ等について報告した。AREVA は、近年の BWR の破損の主要因であるデブリフレティング破損については FUELGUARD™や第三世代 FUELGUARD™のデブリフィルタの導入により、PWR の破損の主要因である GTRF については高い熱・機械的性能を有するグリッドの導入により大幅に改善し、自社の燃料における過去 5 年間の破損率が大きく減少していることを報告した。EDF からは、2013 年の燃料交換の際に発生した燃料集合体の位置決めツールによる燃料集合体損傷事象への一連の対応に関する報告がなされた。EDF

と AREVA の協力により非常に短い期間で対応が完了し、その後 EDF は同様の事象を回避するために取り扱い手順の改善を行ったことを報告した。また、もう 1 件の発表では、LOCA 試験後に形成された燃料破砕片の大きさと体積分率を予測するために、マイクロ力学法を導入する方法について報告された。ここでは、局所的な損傷の開始と成長に関して、FEM 計算を用いて評価する手法が紹介された。LANL からは、核燃料の特性については従来の機械的試験方法が困難な場合が存在することを鑑み、ナノインデンテーション試験による機械的特性の評価を提案した。ここでは、USi 系 (USi, U_3Si_2 , U_3Si_5) のナノインデンテーション試験の結果が報告された。

T1-3 Fuel Performance Reliability and Operational Experience (9/14) [松永]

ミュンヘン工科大学(ドイツ)、EPRI(米国)、ユタ州立大学(米国)、JRC-ITU (ドイツ)、IFE(ノルウェー)、EDF(フランス)から合計 6 件の発表があった。

ミュンヘン工科大学からは、PWR 燃料集合体の燃焼に伴う寸法変化に関する有限要素法解析結果が報告された。水平方向の荷重や被覆管クリープ挙動の不確かさが燃料変形に影響する主な因子であることなどが示された。EPRI からは、PWR でクラッドにより引き起こされる出力シフト (CIPS) について、BOA コードを用いた個別プラントに対する解析結果やボロン添加のガイドライン案などが示された。ユタ州立大学からは、熱中性子吸収材として利用される $HfAl_3-Al$ コンポジットについて、FIB 及び EBSD により微細組織を 3 次元的に調べた結果が報告された。JRC-ITU からは、燃料ペレットの燃焼に伴う微細組織変化及び硬さの増加について、SEM 観察及びビッカース硬さ試験結果が報告された。IFE からは、ハルデン炉で実施されたガンマ線トモグラフィの結果が報告された。フィルターバックプロジェクション法により、燃料中のガンマ線の減衰を考慮することなく、核種別の鮮明な断面画像が取得される結果が示された。EDF からは、水中で燃料棒内圧の検知が可能となるような音響センサーの開発状況が示された。

【Track 2 Advances in Fuel Technologies (e. g., Enhanced Accident Tolerant Fuel)】

T2-1 Overview of National ATF Programs (9/12) [坂本]

OECD/NEA(フランス)から 1 件、IFE(ノルウェー)から 1 件、Exelon(米国)から 1 件、JAEA(日本)から 1 件、NNL(イギリス)から 1 件、Hungarian Academy of Sciences(ハンガリー)から 1 件、合計 6 件の発表があった。

OECD/NEA からは、ATF に関する専門家グループである EGATFL (Expert Group on Accident Tolerant Fuels for LWRs) の活動が紹介された。現在は、ATF に関する最新知見をまとめた報告書の作成に取り組んでいることが報告された。IFE からは、ハルデン炉の概略と ATF の照射場として積極的に関与している現状が紹介された。既にいくつかの ATF 照射キャンペーンが準備中、実施中であり、今後もその寄与を増やしていく計画である。Exelon からは、産業界側からの米国 DOE の ATF 事業に関する実施計画が紹介された。現在は Phase1 (Feasibility) であるが、産業界として Phase2 へ進む概念は、AREVA が Cr-doped UO_2 - Cr-coated Zr alloy、Westinghouse が U_3Si_2-SiC/SiC 、GE が $UO_2 - FeCrAl$ となっている。2017 年度は Licensing approach for the concept、

2018年度は材料試験炉(ATRやハルデン炉)において提案概念の照射試験を開始する。JAEAからはエネ庁のATFに関する事業の2015年度の成果が発表された。昨年度事業が開始され、昨年度では候補材料としてSiCとFeCrAl-ODSが選抜されたことが紹介された。NNLからは、UxSix燃料の開発について紹介がなされた。導入によるいくつかのメリットがあるものの、高温水蒸気との反応等で課題が残っていることが報告された。Hungarian Academy of Sciencesからは、E110とE110Gの機械的特性の比較試験結果が紹介された。クロール法で製造するE110Gでは高温水蒸気によるBreakaway oxidationが起こらない等の優れた特性が得られていることが報告された。

T2-2 Industry Led Accident Tolerant Fuel Development(9/12) [垣内]

電中研(日本)、AREVA(フランス)、GNF-A(米国)、Westinghouse(米国)、DSM(米国)、EPRI(米国)から各1件、合計6件の発表があった。

電中研からは、事故耐性制御棒(ATCR)に関し、中性子吸収材の特性試験に係る報告がなされ、高温反応特性(1600°C、1h)及び低温時環境(100°C、2000ppm Boron、7日間)の浸漬試験を実施し、有意な損傷がないことを確認した。AREVAからは、2012年以降のDOEプログラムに関し、Phase1の実施内容、Phase2の計画に係る報告がなされ、Phase1では、多様な被覆管・ペレットの開発を行い、Phase2では、Crコーティング被覆管、Crドープペレットを優先し、Halden、HFIR(High Flux Isotope Reactor)、ATR(Advanced Test Reactor)等の試験炉照射試験を計画している。GNF-Aからは、FeCrAl被覆管の開発状況の報告がなされ、Phase1では、機械的特性、熱水力学相互作用、腐食特性、応力腐食割れ等について評価し、成立性を確認した。Phase2では、照射特性、被覆管製造性、モデリング、許認可適合性等を計画している。Westinghouseからは、SiCの腐食に関し、照射環境時の腐食特性を模擬するために、水質(過酸化水素、水素)、温度をパラメータとした炉外腐食試験を実施し、試験炉照射試験結果との相関について検討し、過酸化水素添加は、腐食を増加させ、水素添加は腐食を抑制する傾向であることを確認した。今後、過酸化水素量を最適化していくことが述べられた。DSM Associates Incからは、SBO/LOC(Station Black Out coupled with Loss-of-Cooling)シナリオ時に、ATFを導入した際のPRA(Probabilistic Risk Assessments)に係る報告がなされた。EPRIからは、MoコーティングしたFeCrAlまたはジルカロイ被覆管の特性に係る報告がなされ、1200°C水蒸気環境下の24時間暴露試験に耐えることを確認した。また、予備的な事故時挙動解析を実施し、Coping timeは約4時間と評価された。

T2-3 Accident Tolerant Fuel - Steel Claddings (9/13) [山下]

日本と米国からそれぞれ2件(計4件)の講演があった。日本の講演は、2件ともFe-Cr-Alをベース組成に酸化物の分散強化(ODS:Oxide Dispersion Strengthened)で高強度化が図られたFeCrAl-ODS鋼に関する講演であった。一方、米国の講演は、米国が先行的に研究を進めてきているFeCrAl合金の開発と将来展開に向けた多面的アクティビティの概要を紹介した講演と、軽水炉への実装に向けて研究開発を進めているFeCrAl鋼被覆管の製造に関する講演の2件であった。

日本の1件目の講演は、ODS鋼ではあまり馴染みがないCe酸化物を分散させた材料の、高温高

圧水中腐食試験、高温水蒸気酸化試験、及び燃料や制御材との高温反応試験に関する試験研究の結果が紹介され、従来の軽水炉で使用されているジルコニウム合金と比較して、いずれの特性とも良好、あるいは高い事故耐性を有していることが述べられた。日本の2件目の講演では、文部科学省からの委託事業として進められている FeCrAl-ODS 鋼プログラムの一部の成果として、耐酸化性や α' 脆性に及ぼす溶質元素 (Cr と Al) の相互作用の影響に焦点をあてた合金設計、及び高温強度を改良するためのジルコニウム (Zr) と余剰酸素の影響に関する研究成果が紹介され、Zr 添加量を増加させると高温強度の増大とともに Al_2O_3 被膜の成長を引き起こすこと、及びこの Al_2O_3 被膜の成長に関しては、余剰酸素濃度を最適化することで抑制できることが示された。

一方、米国の講演では、FeCrAl 鋼に関する実用化に向けた膨大かつ広範な試験データの取得状況が概説され、第1期 FeCrAl 鋼開発材での材料課題について、それら課題を踏まえて試作された第2期 FeCrAl 鋼開発材の試験評価の状況について説明がなされた。この第2期 FeCrAl 鋼は、現時点で最も商用化できる可能性の高い材料であるとの見解が述べられた。また、米国 DOE と共同で GE (General Electric) が研究開発を進める FeCrAl 鋼被覆管のうち最も有力なものは、Kanthal/Sandvik 社で開発された APMT (Advanced Powder Metallurgy Tubing、化学組成 Fe-21Cr-5Al-3Mo) であること、この材料に関する被覆管 (外径 10mm、肉厚 0.5mm) の製造工程が確立されたこと、燃料ロッドのための APMT 被覆管端栓は TIG 溶接で接合が実証されていること、等が述べられた。

T2-4 Accident Tolerant Fuels-Silicon Carbide Cladding (9/13) [垣内]

GA(米国)、日立(日本)、東芝(日本)、ORNL(米国)、室蘭工大(日本)、GA(米国)から各1件、合計6件の発表があった。

GAからは、SiC 被覆管の接合の照射後の強度に係る報告がなされた。照射条件は、4.5dpa (730°C)、8.7dpa (270°C) とし、照射後の強度試験の結果、有意な強度低下は認められなかった。併せて、熱サイクル試験 (100°C \leftrightarrow 1000°C)、内圧負荷 (15.5MPa) 後にヘリウムリーク試験を実施し、仕様を満足していることを確認した。日立からは、接合技術に係る報告があった。ろう付けの成分として、SiC と熱膨張が同等である Si に着目し、レーザー加熱もしくは抵抗加熱により局所的に加熱・接合し、接合後サンプルに対し室温から 1473K の温度範囲で強度試験を実施し、接合部強度を有していることを確認した。東芝からは、2012年から2015年にかけて実施したフィージビリティスタディに関し、短尺材 (被覆管、チャンネルボックス) の試作、LOCA クエンチ試験、燃料棒ふるまい解析、事故時ふるまい挙動について報告があった。ORNLからは、SiC 被覆管半径方向の熱流束状態を模擬した HFIR (High Flux Isotope Reactor) での照射試験計画に係る報告がなされた。試験片は、SiC モノリシックもしくは SiC/SiC 複合材とし、照射条件は、高速中性子照射量 $\sim 2 \times 10^{25}$ n/m² (E > 0.1 MeV)、熱流束は、 ~ 0.6 MW/m²、外表面温度は、 $\sim 300^\circ$ C を目標とする。室蘭工大からは、SiC/SiC 被覆管を用いたハルデン炉での照射試験に係る報告がなされた。照射条件は、PWR/BWR の水質を模擬し、炉水に溶出した Si 濃度から SiC の腐食速度を評価し、水質の影響、照射の影響、及び接合部の腐食特性について報告があり、特に照射環境下では、炉外

腐食試験結果と比較し、腐食速度が増加することが述べられた。GA からは、SiC/SiC 被覆管のクエンチ特性に係る報告がなされた。試験条件は、200°C/300°C/400°Cから室温急冷、600°C/1000°Cから 100°C急冷とし、急冷後のサンプルに対しヘリウムリーク試験を実施し、300°C、400°Cから室温に急冷した条件で有意なヘリウムリークが認められた。

T2-5 Advanced UO₂-Zr Fuel Systems (9/13) [古本]

CEA (フランス)、AREVA (フランス) からそれぞれ2件、Westinghouse (米国)、CNNC (中国) からそれぞれ1件の合計6件の発表があった。

CEA からは、MOX ペレット焼結時のペレットスエリング現象に関する発表があり、UO₂、U₃O₈ 及び PuO₂ 原料粉末の中に存在する炭素が酸化されて生じるガスが閉気孔内圧を増大させ、ペレット膨張を引き起こしている可能性が示唆された。Westinghouse からは、同社の新型 11x11 型燃料集合体 TRITON11™ に関する発表があった。TRITON11™ は、燃料サイクルコストの低減を最重視して開発されたとのことであり、3本のウォーターロッド、18本の 1/3 ないし 2/3 長の部分長燃料棒を含む 11x11 型燃料棒格子配列など、同社の従来 BWR 燃料集合体 (SVEA) と比較して大幅な設計変更が施されている一方、使用材料ならびに集合体各部材の設計はこれまでの実績を踏襲したものである。また、LTA 照射を 2018 年より開始予定としているとのことであった。AREVA からは、同社の 11x11 型燃料集合体 ATRIUM™ 11 について、2012 年より実施されている LFA (Lead Fuel Assemblies) 炉内照射プログラムにて取得されたプールサイド検査結果の発表があり、同燃料は設計基準を満足し、期待通りのパフォーマンスを示しているとのことであった。また、AREVA から、原子炉圧力容器 (RPV) 寿命の伸長を目的として、RPV への高速中性子照射を遮蔽するために炉心最外周に配置する (非) 燃料集合体 : shielding assembly に関する発表があった。CNNC からは、Gd₂O₃ 入り UO₂ ペレットの大粒径化に対する Al(OH)₃ 添加の影響に関する研究の発表があった。

T2-6 Accident Tolerant Fuel - Advanced and Coated Cladding (9/13) [石橋]

KAERI (韓国)、AREVA (フランス)、CEA (フランス)、フロリダ大 (米国)、Westinghouse (米国)、トリウムテックソリューションズ (日本) から各 1 件、合計 6 件の発表があった。

KAERI からは、コーティングジルカロイの開発方針と検討状況について紹介された。中期的には表面改質、長期的にはセラミックと耐食層からなるコーティング、さらに Y₂O₃-ODS ジルカロイと耐食層 (Cr、Cr-Al 合金、FeCrAl) からなるコーティングを開発し耐食性を向上する方針であり、そのための成膜プロセスの検討や LOCA 試験による評価を進めている。成膜プロセスとして、コールドスプレイ、アークイオンプレーティング、3D レーザーコーティングを検討している。Zry-4 上で Y₂O₃ 粉末をレーザー溶解して形成した部分 ODS 組織観察結果、ハルデン炉の照射試験共同研究状況が報告されたほか、1200°Cでの改良 LOCA 試験でバルーニングを比較したところ、ジルカロイと比較して ODS や Cr-Al コート ODS が優れる結果が得られた。AREVA からは、短期開発技術として Cr コーティングジルカロイに注力しており、その検討結果について紹介された。PVD プロセスにより厚さ 5~20 μm、基材との界面にポロシティのないコーティングが施工できること、360°C

の PWR 一次系模擬環境で優れた耐食性を示すこと、415°Cの水蒸気環境において極めて低く安定した酸化速度を示すこと、コーティングのないジルカロイと同様の機械的性質を示すことが報告された。さらに、IMAGO プログラム（商用 PWR である Gösgen 炉を用いて ATF 用材料を照射）において、SiC/SiC 複合材料被覆管とともに、2016 年度中頃に照射試験を開始する予定である。CEA からは、AREVA 及び EDF と共同で ATF 開発を進めており、Cr コーティングジルカロイに対する LOCA 時挙動評価の検討状況について紹介された。厚さ約 15 μm の Cr コーティングを施した低 SnZry-4 被覆管を供試材に、熱・機械的的被覆管試験を実施している。高温クリープ試験では、バルーニングが Cr コーティングによって抑えられる結果が得られた。予備的なランプ試験結果も報告された。フロリダ大からは、放電プラズマ焼結 (SPS) によるダイヤモンド添加燃料ペレットに関する検討状況について紹介された。UO₂ にダイヤモンドを添加することによりペレットの焼結密度が高くなり熱伝導が向上する。ペレットに中心孔を設けることによりペレット中心部付近の温度上昇が抑制できる。さらに、中心孔に高熱伝導の ZrC を装填したペレットは、解析の結果、燃焼度 30 MWd/kg 以下で UO₂ ペレットに対して実効増倍率が向上することが示唆された。Westinghouse からは、種々のコーティングを施したジルカロイの検討状況について紹介された。コーティングジルカロイにより、LOCA 時の裕度が大きくなることを期待している。コールドスプレイ又はカソードアーク PVD を用いて、MAX 相 (Ti₂AlC) 膜や TiN/TiAlN 多層膜を Zry-4 又は ZIRLO の表面に成膜し、高温水蒸気酸化試験や高温水腐食試験を実施した。Ti₂AlC 膜の特性は原料の純度に依存し、高純度のもものは緻密な成膜ができ、360°C 高温水や 1200°C 水蒸気に対して優れた耐酸化性を示した。TiN/TiAlN 多層膜も 360°C 高温水に対して優れた耐食性を示した。トリウムテックソリューションズからは、液体燃料を用いたトリウム炉の検討状況とハルデン炉での試験計画について紹介された。ハルデン炉内に化学反応器を設置し、液体燃料の可能性を実証する計画である。

T2-7: Accident Tolerant Fuel Testing and Analysis (9/14) [石橋]

INL (米国)、BNL (米国)、インペリアル大 (イギリス)、チェコ工科大 (チェコ) から各 1 件、合計 4 件の発表があった。

INL からは、米国の ATF 開発状況と計画について紹介された。ATF の目的は “Grace time” または “Coping time” の延長であり、過酷事故に限らず LOCA に対しても裕度をもたせることである。DOE プロジェクトは 2016 年度で新燃料概念のフィージビリティスタディ及びアセスメントを実施した phase1 を完了し、ATF 候補コンセプトを選定して、2017 年度から開発と認定を目指す phase2 に移行する。2022 年度までに商用炉での先行燃料棒装荷または先行燃料集合体装荷を目指している。2022 年度以降、商用化を目指す phase3 に移行する予定である。phase1 の成果概要と phase2 の具体的な計画について報告された。BNL からは、ORNL、ANL、INL と共同で実施している ATF の燃料サイクルに及ぼす影響の評価結果について紹介された。UO₂ 燃料には FeCrAl、SiC、Mo/Zry-4 及び比較材 Zry-4 の被覆管の組み合わせ、U₃Si₂ 燃料には FeCrAl、SiC 及び比較材 Zry-4 の被覆管の組み合わせに対して評価を実施した。FeCrAl 及び Mo/Zry-4 を被覆管に用いた場合、サイクル期間を維持するには、管厚を小さくする、もしくは、燃料ペレットの濃縮度増、高密度

化または大型化が必要である。UO₂ 燃料よりも高密度の U₃Si₂ 燃料を用いる場合、長期サイクル化または濃縮度の低減が期待できる一方、燃焼度を低下させると評価された。インペリアル大からは、超ウラン元素研究所（ドイツ）と実施している UO₂ の高温熱物理特性の実験的評価について紹介された。事故時を想定して高温挙動の把握が要望されていることから、2000 K を超える高温での実験技術を検討した。レーザーを照射して加熱し、種々の物性の迅速かつ同時測定を可能にした。UO₂ に対して 2400 K まで測定した比熱と熱伝導率、及び、融点 3118±56 K は既知の値と一致した。チェコ工科大からは、多結晶ダイヤモンド（PCD）コーティングジルカロイの高温水蒸気酸化挙動について紹介された。プラズマ増強線形アンテナマイクロ波 CVD 法で成膜された PCD コートによって、900～1200℃の水蒸気酸化において酸化速度は未コート材と類似しているものの、水素発生量及び重量増加量が低減した。しかし、1400℃の水蒸気酸化では未コート材よりも水素発生量及び重量増加量が増加した。

T2-8 Accident Tolerant Fuels - Uranium Silicide (9/14) [坂本]

LANL(米国)から 3 件、INL(米国)から 2 件、PNNL(米国)から 1 件、合計 6 件の発表があった。

LANL からは、ATF-1 で照射している LANL-1 の試験進捗、U_xSi_x 燃料ペレット酸化のスクリーニング法としての Air Ramp Oxidation 法の適用性検討、U₃Si₂、U₃Si₅ の物性測定結果について紹介された。いずれの発表でも、酸化による劣化に関する研究であるが、水中への Si の溶出や体積膨張をともなう U₃O₈ への酸化等、まだ課題が残っていることが報告された。INL からは、800～1200℃における U₃Si₂/Zry-4 反応試験結果、ATR のホットセル(Hot Fuel Examination Facility: HFEF)における ATF-1 試料の PIE 進捗が紹介された。U₃Si₂/Zry-4 反応試験結果では、1000℃以上では 100h までに完全に熔融する結果が得られている。また、ATF-1 試料の PIE 進捗に関しては、2016/2/29 に 3 本の ATF-1 試料 (ATF-00(UO₂), ATF-03(UO₂+SiC whisker), ATF-04(UO₂+Diamond)) を受け入れており、現在まで実施された PIE の結果が報告された。PNNL からは、U-Mo を使用した ATF の開発状況が紹介された。高熱伝導燃料のため、事故時の蓄積エネルギーを低減できる ATF 概念であり、蓄積エネルギーを低減できる例として LOCA 解析を実施しており、熱流束を早期に低減できるため、例えば ECCS 容量を見直すなどにつながるとの報告がなされた。

T2-9 Emerging Accident Tolerant Fuel Designs (9/14) [山下]

NPIC から 2 件、LANL、ボイジ州立大学、ORNL、Thor エナジーから計 6 件の発表があった。

SiC 素地に TRISO (TRistructural ISotropic) 被覆粒子を埋め込んだ PWR 用 FCM (Fully Ceramics Microencapsulated) 燃料の核特性に関する実用化解析、同 FCM 燃料の通常運転時及び過渡時における熱・機械的性能に関する予備解析に関する 2 件の研究成果について、中国原子力研究所 (NPIC : Nuclear Power Institute of China) から紹介された。米国の LANL からは、新型 ATF の一つとして考えられている、UN/U-Si (ウラン窒化物/ウランシリサイド) 燃料の中性子イメージング法やトモグラフィック再構成法を用いた非破壊 3 次元特性評価に関して、米国の ATR (Advanced Test Reactor) 照射試験に先立ち実施された結果が紹介されるとともに、およそ 75

μm 程度の空間分解能で、クラックが測定された例、同位体富化度や密度差などが識別された例が示された。ボイジ州立大学からは、オートクレーブを用いて実施した UN 燃料の高温高压水条件中での腐食挙動について、腐食試験及び試験後評価の結果が紹介され、これまでデータが欠落していた部分のデータが拡充された。また、FCM 燃料の ATR 照射試験に向けた製造（米国・ORNL）について、現在の準備状況が紹介された。

【Track 3 Transient and Off-normal Fuel Behavior】

T3-1 Off-Normal Fuel Behavior (9/12) [三輪]

INL（米国）から 2 件、JAEA（日本）、AREVA（フランス）、Westinghouse（スウェーデン）、CEA（フランス）から各 1 件、合計 6 件の発表があった。

INL からは、原子炉の過出力条件における燃料棒破損実験施設 TREAT 炉の更新と炉心構造の改良について紹介がなされた。1954 年～1994 年まで運転されていた TREAT 炉の改良を実施し将来的なニーズに応じて実験が可能であること、高速炉燃料を対象とした炉心体系に加え軽水炉用の ATF を対象とした炉心体系や事故シナリオに対応した過渡出力条件の実験が可能であることが示された。JAEA からは、ALPS-II（Phase II of Advanced LWR Fuel Performance and Safety program）の枠組みにおいて実施された高性能燃料棒の RIA 実験及び LOCA 実験結果について紹介がなされ、特に Zry-4 及び M5 においては高燃焼度により破損割合や酸化挙動は大きく変化しないことが示された。AREVA からは、事故時における AREVA で開発を進めている燃料挙動解析モデルについて紹介がなされた。燃料棒の熱伝達及び機械的特性に関して改良を実施した AREVA NP モデルにより Cr を添加した燃料においてもその挙動を良く再現できること、BWR 燃料用に AURORA-B モデルを開発したこと、AREVA post-dryout モデルを新たに組み込むことで沸騰曲線が定性的に再現できることが示された。Westinghouse からは、PCI 挙動の評価結果について紹介がなされた。Cr の添加は FP の捕獲やクラック発生の抑制よりも高温でのクリープ特性にメリットがあること、軟化する燃料ペレットは高温のみで有用であること、これらの燃料改善よりも被覆管内面にライナーすることが有効であることが示され、これらの知見は燃料設計 TRITON11™ に反映されていることが示された。CEA からは、RIA や LOCA 時の燃料挙動、圧力低下による燃料ペレット破砕挙動と FP ガス放出の再現装置 MEXIICO の性能確認の結果について紹介がなされた。本装置により燃料ペレットの破砕挙動が観察できること、FP ガス放出挙動について高压（160 MPa）において FP ガスの放出は抑制されるが圧力低下により放出が促進されることが示された。

T3-2 Off-Normal Fuel Behavior (9/12) [柴田]

IRSN（フランス）、JAEA（日本）、ユタ州立大学（米国）、Westinghouse（米国）、INL（米国）、ORNL（米国）から各 1 件、合計 6 件の発表があった。

IRSN からは、OECD/NEA/WGFS の枠組みで実施している RIA 時の燃料ふるまい解析コードのベンチマークに関して熱特性、機械特性、熱水力特性の結果が報告された。JAEA からは、燃料ふるまい解析コード FEMAXI-7 と事故時挙動解析コード RANNS を用いた SPERT-CDC Test 859（SPERT859）

の解析結果が報告された。FEMAXI-7により、SPERT859で観察された燃料被覆管の過剰腐食が再現され、RANNSにより算出された被覆管破損のエンタルピーがSPERT859と近い値となり、そのことからSPERT859の被覆管破損には過剰腐食が影響し、そのエンタルピーは典型的な軽水炉の被覆管破損に比べ小さいことが示唆された。ユタ州立大学からは、ATFのふるまい解析コードBISONとRELAP5とカップリングさせた解析結果が報告され、予備解析により出力パルス幅は被覆管内の全体の円周方向歪には影響は小さいが最大円周応力にはかなり影響することが推定された。Westinghouseからは、10 CFR 50.46c rulemakingの一部として実施している調査から、以前はよく理解されていなかった高燃焼度燃料での燃料被覆管脆化のメカニズムが同定されたとの報告がなされた。INLからは、MOOSE枠組みにおいて、炉物理解析コードMAMMOTHの元で、有限要素法Rattlesnake、燃料ふるまい解析コードBISONと熱水力解析コードRELAP-7をカップリングさせることに成功し精密な解析が可能になったとの報告がなされた。ORNLからは、ATFの燃料被覆管の候補材であるFeCrAlとSiC-SiC、参考としてジルカロイをそれぞれ採用したRIA時の三次元炉心解析の解析結果が報告され、FeCrAlではジルカロイに比べ燃料の熱膨張速度が大きく、その結果より早く燃料-被覆管機械的相互作用が起こると推定された。

T3-3 Transient Heat Transfer (9/13) [谷口]

IRSN(フランス)、Westinghouse(米国)、INL(米国)、ORNL(米国)から各1件、合計4件の発表があった。

IRSNからは、PWR条件下でのRIAにおける燃料棒表面熱伝達のモデルに関する発表が行われた。過去のRIA実験(NSRR実験等)条件における現在の熱伝達モデルの信頼性について報告があった。Westinghouseからは、WALT(Westinghouse Advanced Loop Tester)を用いたPWR条件における被覆管(ZIRLO)表面の腐食/沈着物による限界熱流速(Critical Heat Flux, CHF)への影響評価に関する発表が行われた。ZIRLO被覆管表面に20ミクロンの沈着物が付いている場合及び沈着物が付いていない場合でのCHFは近い値が得られたが、ZIRLO被覆管表面が酸化している場合でのCHFは、他の2ケースと比べ、高い値が得られたとの報告があった。INLからは、Multi-SERTTA(Multi-Static Environment Rodlet Transient Test Apparatus)におけるRIA時の熱水力境界条件を評価するためのRELAP5 codeを用いた熱水力解析に関する発表が行われ、その解析結果が報告された。ORNLからは、燃料及び材料照射に用いられる照射カプセル計装としてSiO₂光ファイバーが利用可能か調べるためのSiO₂光ファイバー内における光の減衰の評価に関する発表が行われた。光ファイバー内での光の減衰が、時間、温度及び中性子照射量の関数として計算されるモデル式により、減衰の小さい領域があることがわかったとの報告があった。

T3-4 Fission Gas and Cladding Behavior (9/13) [三輪]

IRSN(フランス)から2件、Westinghouse(米国)、Studsvik(スウェーデン)、JAEA(日本)、CEA(フランス)から各1件、合計6件の発表があった。

IRSNからは、燃料被覆管の機械的特性の評価に関する研究開発としてPROMETRAプログラムで

実施された Zry-4、ZIRLO、M5 照射材の平面ひずみ試験の結果と、酸化膜を有する非照射の Zry-4 のリング引張試験等の結果について紹介がなされた。照射材の平面ひずみ試験については、延性を有する材料において RIA 時等の被覆管破損に与える平面ひずみの影響を評価できるものの、クラック発生場所の位置に影響を受けることが示された。酸化膜を有する Zry-4 被覆管の機械的特性評価については、リング引張試験やフープ応力試験等の各種試験方法での酸化膜の影響に対する感受性が異なること、破壊靱性は水素含有量と相関があることが示された。Westinghouse からは、被覆管 ZIRLO の LOCA 時におけるブレイクアウェイ酸化実験の結果について紹介がなされ、ブレイクアウェイ酸化は LOCA 条件においては 2000 秒以内で生じることが示された。Studsvik からは、LOCA 時における高燃焼度燃料からの FP ガス放出実験結果について紹介がなされた。高燃焼度化に伴う FP ガス放出量及び燃料棒内圧力の増加は、既往のモデルでの計算値に比べて高いこと、また、放出は 450°C から開始し燃料ペレットの破損はリム組織部において生じていることが示された。JAEA からは、シビアアクシデント時の原子炉内 FP 挙動に与える BWR 制御材であるホウ素 (B) の影響に関する解析及び実験結果について紹介がなされた。BWR 制御材が溶融・崩落した際にホウ化二鉄 (Fe_2B) 等の安定な化合物が生成されるが、B/Fe 比により B の蒸発速度が変化すること、また B_4C のみの場合に比べ B の放出速度が低下し、これによりソースターム上重要なガス状ヨウ素の生成割合は有意に減少する可能性が示された。CEA からは、シビアアクシデント時の燃料棒溶融時における組織観察結果について紹介がなされ、今回実施された還元雰囲気における燃料崩落温度は $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$ 共晶温度と良く一致するも、酸化雰囲気での過定比における燃料崩落温度データは少なく、その取得に課題があることが示された。

T3-5 Off-Normal Fuel Behavior Integral Testing (9/13) [柴田]

JAEA(日本)から 3 件、ウプサラ大学(スウェーデン)から 1 件、LANL(米国)から 2 件、合計 6 件の発表があった。

JAEA からは 3 件の報告があり、1 件目はシビアアクシデント時の国内 BWR の制御棒ブレードとチャンネルボックスを模擬した試験体を用いた急速昇温、軸方向温度勾配下における水蒸気雰囲気下での制御棒ブレード破損・溶融進展挙動に関する報告がなされた。制御棒ブレードの破損が起り始めるシビアアクシデント初期条件において破損・溶融挙動には水蒸気流量のしきい値が存在することが示唆された。2 件目は国内 BWR 燃料と構造材物質を用いた高温時のコリウムの成層化における中間生成物とその相状態に関する報告がなされた。ホウ素は ZrB_2 を形成する傾向にあること、 UO_2 と Zr 間の酸化還元反応が $\text{B}_4\text{C-Fe}$ 合金存在下では抑制されることが明らかとされた。3 件目は、Zry-4 燃料被覆管の空気混合水蒸気下での酸化挙動の結果が報告され、空気の混合比が酸化膜の微細構造に影響することが明らかにされた。また、高温での窒素混合水蒸気雰囲気下での酸化試験を実施中であるとの報告がされた。ウプサラ大学からは、LOCA 時にバルーニングを起こした燃料被覆管を非破壊ガンマ線トモグラフィーで調査した結果が報告され、断片化した燃料ペレットがバルーニング箇所にとまり、被覆管腐食を促進する可能性が示唆された。LANL からは 2 件の報告があり、1 件目は 2000°C 以上での化合物の同定を中性子回折法により in-situ で実施

した結果が報告され、 UO_2 と C の共存下では UO_{2+x} と C から UC_x が形成されることが示された。2 件目は、燃料ペレットと燃料被覆管との間の化学的相互作用 (FCCI) を調べるための予備試験として UO_2 とグラファイト混合ペレットとシート状 Zr 合金を用いた FCCI 試験の結果が報告され、グラファイトのマトリックス内に存在する UO_2 粒とグラファイトとの反応を UO_2 内に拡散した Al と Mg が促進していることが示唆された。

【Track 4 Used Fuel Storage, Transportation, and Reuse/Recovery】

T4-1: Used Fuel Storage, Transportation, and Reuse/Recovery (9/12) [山田]

使用済燃料の輸送・貯蔵に関して、IAEA (オーストリア)、国立清華大学 (台湾)、ORNL (米国)、マドリッド工科大学 (スペイン)、電中研 (日本)、GNS (ドイツ) から、合計 6 件の発表があった。

IAEA からは、IAEA における燃料関連の活動概況について紹介、現在実施中の国際共同プログラムとして、ATF 関連研究、加速器イオンビームを用いた炉材料の照射損傷に関する研究、RIA/LOCA 等の DBA 及び福島第一事故相当の Beyond DBA 時の燃料挙動解析モデル開発、乾式貯蔵システムの経年劣化管理プログラム等が紹介され、国際共同プログラムへの積極的な提案、参加をお願いしたい旨が強調された。国立清華大学からは、金山原子力発電所の乾式キャスク貯蔵プロセスを想定した、燃料挙動解析コード FRAPTRAN-1.5 を用いた燃料棒の熱機械挙動解析結果について発表され、被覆管最高温度、周方向応力・ひずみは、いずれも安全設計基準値をクリアするとの解析結果が報告された。DOE からは、高燃焼度使用済燃料 (45Gwd/t 超) の乾式貯蔵データ取得プロジェクトの試験内容について紹介、2017 年から予定されている金属キャスクへの PWR 燃料の装荷に先立ち、貯蔵前状態における燃料特性データ取得、知見拡充のため、キャスク装荷燃料と類似の燃焼履歴を持つ 25 本の Sister rod を ORNL に輸送し、ホットセル試験を実施していることが紹介された。マドリッド工科大学からは、ジルカロイ中の水素化物ブリストアの機械特性について、ナノ押し込み試験と FEM 解析との組み合わせによる評価手法とその結果が発表され、得られた水素化物ブリストアのヤング率、硬さは、文献値と概ね同等であったことが報告された。電中研からは、使用済燃料プールへの海水注入を想定した、燃料被覆管の高温海水環境における腐食試験結果が発表された。GNS からは、ドイツでの 2022 年までの脱原子力政策を背景に、廃炉、使用済燃料取出が加速されることを受け、破損燃料の乾式貯蔵に向けたソリューションとして GNS が開発した、破損燃料収納管 Quiver の概要が紹介された。

T4-2: Used Fuel Storage, Transportation, and Reuse/Recovery (9/12) [山田]

使用済燃料の輸送・貯蔵に関して、ANATECH (米国)、GNF-A (米国)、PNNL (米国)、NAC (米国)、GNS (ドイツ) から、合計 5 件の発表があった。

ANATECH からは、EPRI が開発した使用済燃料の乾式輸送・貯蔵における被覆管中の水素化物の析出ならびに径方向への再配向量を予測するモデルの改良について発表、100MPa 以下の低応力条件下における径方向水素化物量が過小評価されていることを受け、NFIR プログラムで実施された試験データを用いて、低応力条件下での測定データにフィットするようモデルを修正した。GNF

からは、使用済燃料プールの貯蔵ラックにおける BWR 燃料の臨界評価に関して、軸方向の反応度分布や燃焼進展等を取り込んだ現実的評価として、実プラントで装荷された GNF 燃料の運転実績データベースに基づく反応度マージンの定量評価結果と、当燃焼度クレジット評価手法の適用性が報告された。PNNL からは、使用済燃料輸送に関して 10CFR71.71 で規定される輸送物の 30 cm 自由落下試験について、使用済燃料とバスケットとのギャップ等の幾何学的条件が、燃料の動的荷重（被覆管ひずみ、曲げモーメント、せん断応力等）にどう影響するか、FEM 解析コード LS-DYNA を用いて評価した結果が発表された。NAC からは、米国での使用済燃料の集中型中間貯蔵施設への輸送に関して、大規模鉄道輸送の準備状況とその課題が発表された。GNS からは、T4-1 セッションでの発表に続き、破損燃料の乾式貯蔵に向けたソリューションとして開発された Quiver について、使用済燃料ラックから Quiver への装荷工程プロセスが紹介された。

【Track 5 Fuel Modeling and Analysis】

T5-1 Full Core Simulation (9/13) [太田]

AREVA（ドイツ、米国）、ORNL（米国）、ANATECH/SI（米国）から各 1 件の発表があった。

AREVA(ドイツ)からは、最近の計算機能力の向上を背景に AREVA NP グループで開発している最新の燃料挙動解析コードや核、熱水力、熱機械解析コード、及びそれらに関連する高度化手法の整備状況と PWR への適用性について報告された。AREVA(米国)では、クラッド付着による被覆管腐食やアキシシャルオフセット発生リスクの評価を行うために、局所的な流路状態の変化を模擬した全炉心サブチャンネルコード (COBRA-FLX) を用いた詳細な熱流動解析を行っている。今後、燃料と付着物の相互化学モジュールによる化学的な評価を取り入れ、様々な燃料装荷パターンにおけるクラッドリスクの最適化を図る計画である。ORNL では、高精度な軽水炉シミュレーションを行うことを目的とする米国内コンソーシアム (CASL) による原子炉の仮想環境 (VERA) の開発の一環で、燃料-被覆管相互作用 (PCI) による局所燃料破損の評価を進めており、INL で開発している BISON を用いた Watts Bar 炉 1 号機 (WBN1) の燃料挙動解析を実施している。本会議では WBN1 の 6-7 サイクルにおける解析結果が報告された。ANATECH/SI は EPRI と共同で、RIA 時の PCMI による燃料破損クライテリアの開発を行っており、NSRR による短パルス試験結果をもとに、燃料挙動コード Falcon によって商用軽水炉条件でのクライテリア評価を行っている。その結果、ギャップ閉鎖による PCMI 応力の増加や水素吸収による延性の低下のため、水素含有量によって破損の閾値が低下することが示された。

T5-2 Fuel Performance Codes (9/13) [松永]

PNNL、Westinghouse、INL、テネシー大学、ANATECH(以上米国)及び SRC RF TRINITY(ロシア)から合計 6 件の発表があった。

PNNL からは、NRC も使用する FRAPCON 及び FRAPTRAN コードの検証状況について紹介があった。Westinghouse からは、PAD5 コードの FGR モデル及び被覆管クリープモデルの改良などについて紹介があった。INL からは、BISON コードのペレット割れモデルに、割れの伸展も考慮できる拡張有

限要素法を適用した結果が報告された。ペレット割れによる被覆管への応力集中について評価した結果、従来の有限要素法による結果と同様の結果が得られていた。テネシー大学からは、BISONコードを用いたペレット欠け部における被覆管応力評価結果が報告された。ANATECHからは、FALCONコードを用いた解析手法及び運転方法の推奨事項などについて報告された。SRC RF TRINITIからは、RTOP及びRTOP-CAコードを用いて、燃焼によるペレット中Gd分布の変化や燃料破損発生時の $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ 同位体比評価による燃焼度推定手法などについて報告された。

T5-3 Fuel Performance Codes (9/13) [天谷]

AREVA NP (米国、他)、Westinghouse (米国)、VTT (フィンランド)、PSI (スイス) 及び BNL (米国) から合計6件の発表があった。

AREVA NPからは、地震時及びLOCA (冷却材喪失事故) 時における燃料集合体の構造的な応答評価手法の高度化に関する報告がなされ、産業界の取組状況、これらの事象時に考慮すべき点、等がレビューされた。Westinghouseからは2件の発表があり、そのうちの1件は燃料集合体取扱時の落下事故のシミュレーション手法に関する報告であった。Westinghouse、ENUSA 及び KEPCO-NF (韓) が協力して当該落下事故時の燃料棒破損本数の評価等を行っており、この評価のための手法開発状況が報告された。もう1件は同社の使用期間末期のPWR燃料に係る地震及びLOCA安全試験解析計画に関する報告であった。同計画はWestinghouse社及びPWR事業者によって開始されたものであり、種々の設計の燃料集合体を対象としてグリッド破壊試験、機械試験及び冷却水流動試験等を行うものである。この計画では、使用期間末期の燃料集合体に関する地震及びLOCA解析に必要なモデルの構築を最終目標としているとのことであった。VTTからは、EPRの大破断LOCA時における燃料棒破損本数について統計解析及び感度解析の結果が報告された。得られた成果の一つとして、被覆管健全性に最も関係の深いパラメータは、事象過渡中の崩壊熱、炉内の燃料棒位置における熱水力条件、及び燃料棒の燃焼度に代表される定常運転時の燃料棒出力履歴であることが示された。PSIからは、BWR/6型プラントを対象とした全炉心LOCA解析の手法及びこれを用いた最初の解析結果について報告があった。後者に関し、本研究で最も保守的なLOCAシナリオの場合であっても、被覆管の温度は全炉心位置において著しいバルーニングを生じるほどには上昇せず、被覆管の破損は生じないとの予測結果が示された。BNLからは、設計基準事故時のATFの過渡性能について報告があった。現在のATF候補材を対象に、反応度事故及び大破断LOCAを対象とした過渡解析を実施し、従来型燃料との挙動の差異及びこの差異をもたらす原因が示された。

T5-4 Uncertainty Quantification and Validation (9/14) [松永]

INL(米国)から2件、KINS(韓国)、ÚJV Řež (チェコ) から合計4件の発表があった。

INLからの1件目では、燃料棒熱機械解析コードであるBISONと、不確かさ分析ソフトウェアであるDAKOTAを組み合わせ、IFA-432インテグラル試験をモデルケースとして不確かさ評価を実施した結果が報告された。INLからの2件目では、TREAT炉のMulti-SERTTAにPWR燃料を装荷した体系について、ENDF/B-VII.1核データを含むMCNP6.1コードを用いて炉心計算が行われた結果

が報告された。高燃焼度燃料の照射には多数の設計最適化が必要であることなどが述べられた。KINSからは、PWRでのRIA安全解析手法に関連して、FRAPCON-3.5及びFRAPTRAN-1.5を用いた不確かさ評価結果が報告された。特に現在の出力に関する不確かさ範囲は十分でないなどの提言がなされた。ÚJV Řežからは、TRANSURANUSコードを用いた燃料棒挙動評価における原子炉出力や出力分布に関する解析手法の影響比較について紹介があった。

T5-5 Accident Analysis (9/14) [太田]

本セッションでは、Westinghouseから2件、AREVA NP、INL、テネシー大学、ANLから各1件(いずれも米国)の合計6件、事故時や通常時の燃料挙動解析の高度化に向けたコードやモデル開発に関する発表があった。

Westinghouseでは、核・熱流動解析コードANCKVIPREを用いて高温ゼロ出力PWRの主蒸気系破断事故時の核沸騰遷移(DNB)応答を全炉心解析し、VERA-CSによる結果と比較した。本解析でも従来通り、外部電源によって冷却ポンプが利用できる高流量ケースで自然循環による低流量ケースよりもDNB許容限界の観点で厳しくなる結果となることが報告された。また、米国における軽水炉のシミュレーション高度化に向けたコンソーシアム(CASL)プログラムで改良が続けられている、3次元二相流・熱輸送サブチャンネルコードCOBRA-TFを用いて、PWRのDNB解析について報告された。COBRA-TFの結果は、Westinghouseで独自開発しているVIPRE-Wによる結果とよく一致することや蒸気系破断による低圧条件では、DNBRに対するボイドドリフトの効果は小さいことが示された。AREVA NPでは、炉内流動解析の高精度化できる数値流体力学(CDF)法を開発しており、ここでは单相流を対象とするCDF手法とその検証結果についての現状が報告された。INLからは、事故耐性の高い燃料として注目されているZry-4被覆管+ U_3Si_2 燃料とFeCrAl合金被覆管+ UO_2 燃料を対象とするLOCA時及びSBO時の予備的な挙動解析結果が報告され、それぞれのATF概念の利点と課題が示された。テネシー大学では、既存炉の燃料設計や運転条件をもとに、燃料の濃縮度や被覆管厚さを調整したFeCrAl合金被覆燃料について、通常時の熱・機械挙動をBISONコードによって解析した。予測精度の向上には、今後より多くのデータを対象に解析モデルの構築を進める必要があることを指摘した。ANLからは、軽水炉の運転条件における U_3Si_2 燃料のフィッシュンガススエリング挙動や被覆管との相互作用について、既存の照射データとガスバブルの成長速度論モデルによる評価結果が報告された。

T5-6 Fundamental Modeling and Advanced Materials (9/14) [古本]

INL、LANL、ORNL、テネシー大学(以上米国)、NPIC(中国)から合計5件の発表があった。INLからは、ATF概念として提案されている U_3Si_2 ペレットを念頭に、U-Si系のMD(Molecular Dynamics)ポテンシャルに関する研究が報告された。発表によると今回のMD法による計算結果及び第一原理計算ならびに実験データに基づく格子定数、結晶の生成エンタルピーは良好な一致が見られたとのことであった。LANLからは、MARMOTコードにてガス原子+複空孔系を考慮した UO_2 中のFPガスの拡散に関する計算を実施した結果及びその検証が報告された。ORNLからは、ペレ

ット中酸素原子拡散挙動の解析評価の開発について進捗が報告された。テネシー大からは、TRISO 燃料の熱設計・機械設計的ふるまいの BISON コードを用いた計算結果の報告があり、比較的大集団（～1000 個）の TRISO 燃料粒子について炉内ふるまいのシミュレーションを実施した結果が紹介された。NPIC からは、開発中の Zr-Sn-Nb 合金である N36 について、その熱クリープ、照射クリープ及び照射成長挙動モデル式の各係数を照射データに基づいて決定し、照射による燃料棒寸法変化の評価を行った結果が発表された。

以上

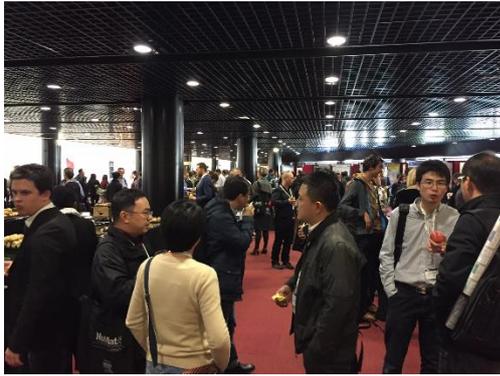
核燃料・材料に関する国際会議(NuMat2016)報告

報告者：三輪周平、逢坂正彦(JAEA)

2016年11月7日～10日、核燃料・材料に関する総合的な国際会議 NuMat2016 がフランスモンペリエの国際会議場で行われた。NuMat は、核燃料・材料に関する総合的な国際会議として2年毎に開催されており、2010年に第1回目の会議がカールスルーエで開催されてから今回で4回目となる。核分裂炉・核融合炉・サイクルに関連する燃料材料、モデリング等、計8つの Track において、基調講演8件、口頭発表200件以上、ポスター250件以上の多数の発表がなされた。参加者は400名を越えており、内訳は欧州からが52%、次いでアジアからが32%、北米からは約10%であった。本稿では、主に燃料に関連し報告者が聴講した発表について報告する。



モンペリエ市街



コーヒーブレイク
の様子
(ポスター会場も
兼ねた)

【Plenary session】

基調講演として日本からの2件を含む8件の講演があった。JAEA 加藤正人氏から、酸素不定比を有する(U,Pu)O₂の熱物性と欠陥化学についての講演があり、酸素ポテンシャルを高温まで実験的に決定し、欠陥化学手法を用いて解析することにより、酸素拡散係数との相関を評価したことが報告された。また、JAEA 石川法人氏は、1MeV/u以上のエネルギーを持ち通常のイオン照射と異なる高速重イオン(Swift Heavy Ions)で照射した場合の材料のナノ構造変化に関する最新の成果について講演した。この他、CEA・Garnier氏はOSIRIS炉の後継である材料照射炉 Jules Horowitz 炉に使用される材料として用いられるアルミニウム合金の特性について、ペンシルバニア州立大学・Tonks氏は機構論に基づくマルチスケールでの材料モデルを採用した燃料挙動解析コードの概要について、英国 Culham Science Center・Dudarev氏は核融合炉材料用統合モデルについて、ORNL・Terrani氏は事故耐性燃料(ATF)開発に向けた材料選定とその軽水炉性能及び安全性への影響について、SCK・CEN・Van de Berghe氏は15年間にわたる UMo 分散型燃料開発のレビューを、CEA・Jégou氏からは中間貯蔵と廃棄物処分における使用済燃料の腐食プロセスとして、UO₂燃料の浸出挙動と MOX 燃料の場合の影響について講演した。

【Track 1: Thermodynamics and Thermal Properties of Nuclear Fuels】

Track1 においては招待講演としてカリフォルニア大学、デルフト工科大学から各1件、口頭発表として計19件の発表があった。ランタノイドを固溶した UO_{2-x}燃料や核変換用 Am 含有 MOX 燃料等の様々な新型燃料を対象とした熱力学的特性に関する研究報告が多く見られた。ランタノイドを固溶した UO_{2-x}燃料に関しては、カリフォルニア大学からⅢ価のランタノイドが固溶した UO_{2-x}の構造安定性を熱量測定及び密度汎関数理論を用いて評価した結果の報告がなされ、固溶したランタノイドと酸素空孔等の欠陥生成挙動の相関を示した。バーバ原子力センターからはランタノイドとUの酸化物である Ln₆UO₄のギブスの生成自由エネルギーの評価についての報告がなされた。アールト大学はX線吸収分光法及び陽電子消滅法を用いてランタノイドを含む UO₂の微細構造を測定し、欠陥と価数変化の相関について評価した結果についての報告を行った。CEA

からは様々な元素が固溶した $UO_{2\pm x}$ 中における欠陥挙動評価のための高温電気化学特性評価装置の紹介がなされた。高速炉用 MOX 燃料や核変換用 Am 含有燃料に関し、JAEA から高速炉用 MOX 燃料を対象とした酸素化学拡散係数及び自己拡散係数の測定結果とその評価についての報告や、Am を添加した MOX 燃料の酸素ポテンシャル測定結果とその結果の欠陥化学モデルを用いた評価についての報告がなされた。また、CEA から Am 含有量を変化させた $(U, Am)O_2$ における高温 XRD 測定及び X 線吸収微細構造測定結果とその相状態の考察について報告がなされ、Am は蛍石構造を安定化させる元素であることが示された。デルフト大学からは Na 冷却高速炉の被覆管破損時に形成すると考えられる Na_3MO_4 ($M=U, Np, Pu$) の相状態の評価結果の報告がなされ、事故における核燃料の酸素ポテンシャル制限値が示された。その他の新型燃料に関しては、JAEA から第一原理分子動力学計算手法を用いて ThO_2 の熱特性を評価した結果について、INL から U-Pu の金属燃料における相状態評価及び Pu の蒸発挙動評価について、仏国立科学研究センターから UAl_x の分散型燃料における Ge, Zr, Ti 等の添加による安定化のための U-Al-Ga 等の相状態評価についての報告がされた。熱力学データベースの構築に関しては、事故時において生成され得る Cr-O-U 及び Cr-O-Zr 系の相状態評価結果や OECD/NEA で実施している新型燃料に関する熱力学データベース構築を目的とした TAF-ID プロジェクトの成果についての紹介が CEA によりなされた。また、デルフト大学からは熔融塩への Cs 及び I の溶解性を評価し、 $LiF-ThF_4-CsF-CsI$ 系の熱力学データベースを拡充した結果についての報告がなされた。熱物性評価のための新規技術開発に関しては、JRC-カールスルーエから混合酸化物の標準エントロピーの評価方法やレーザーを用いた高温における UO_2 の熱物性測定及び実験結果と有限要素解析を組み合わせた評価方法についての紹介がなされた。

【Track 2: Structural and Functional Materials for Fission and Fusion Reactors】

Track 2 においては、照射損傷、腐食や水素吸収、照射による機械特性変化、核融合炉材料などに関し、招待発表 2 件を含む 40 件の口頭発表があった。

【Track 3: Modelling and Simulation of Nuclear Fuels】

Track 3 においては、招待発表 2 件を含む 23 件の発表があった。INL から、これまでに実績がある分散型ではなく事故耐性燃料(ATF)用に検討されているペレット型 U_3Si_2 燃料の軽水炉条件下での挙動について、マルチスケールモデリング手法により BISON コードに組み込み、解析結果を UO_2/Zry 燃料との比較の観点から評価した結果が報告された。ANL からは、同じく ATF 用 U_3Si_2 燃料における FP ガス挙動を Density Functional Theory (DFT) で評価し、定常及び LOCA 条件において通常の UO_2 燃料より良好な挙動を示すことが報告された。 U_3Si_2 燃料については、LANL からも同様に DFT を用いた欠陥と FP ガス拡散の評価結果についての報告があった。CEA からは MOX 燃料中の点欠陥の第一原理計算モデリングについて、第一原理計算で初めてバルク特性を Pu 富化度の関数として決定したことが報告された。KTH からは CALPHAD フリーソフト

トを Na 冷却高速炉用燃料挙動解析コード GERMINAL に組み込み、酸素再分布及び揮発性ガス移行を評価した結果が報告された。CEA からはイオン照射と陽電子消滅法 PAS や TEM による分析を用いた UO_2 中の希ガス挙動評価についての発表がなされた。 UO_2 中の欠陥の生成・成長等挙動については、LANL からの MD 法を用いた計算結果、ロシアからの転移移動についてのマルチスケールモデリング開発、LANL からの損傷カスケードにおける Xe,Kr,U,O はじき出し過程についての MD シミュレーションについての報告があった。フランスモンペリエ大学、EDF 及び英国 Imperial College からは、それぞれ LOCA 時燃料ペレット挙動、高燃焼度組織(HBS)及び水素化物による遅れ割れについてのモデリングに関する報告があった。フェーズフィールド法の適用例としては、CNL からの熱力学平衡状態に基づいた UO_2 中のボイド挙動シミュレーションと加熱時の UO_2/Zry 界面反応相成長シミュレーションについての報告があった。またロシアからは (U,Pu)N 燃料中の点欠陥の熱力学及び拡散挙動評価について発表がなされた。

【Track 4: Modelling and Simulation of Structural Materials】

Track 4 においては、照射損傷、偏析、転位運動、水素化物形成、照射成長及びクリープ等に関する理論的、解析的研究の成果が、招待発表 1 件を含む 22 件の口頭発表により報告された。

【Track 5: Behavior of Materials during Severe Accidents and Accident Tolerant Fuels】

Track 5 においては、招待講演として CEA、JAEA から各 1 件、口頭発表として計 23 件の発表があった。シビアアクシデント時の燃料材料挙動評価として熔融コリウムの熱物性や各種挙動、また事故耐性燃料の開発としてコーティングされた Zry、Fe-Cr-Al 合金、SiC 等の被覆管の諸特性に関して研究報告がなされた。CEA 及び JAEA からそれぞれ欧州におけるコリウム挙動評価を実施している SAFEST プロジェクトの概要及び JAEA における BWR 燃料棒・制御材崩落挙動評価研究の概要について紹介がなされた。SAFEST プロジェクトにおいては、仏国 CEA カダラッシュにある大規模の MCCI 実験装置 Vulcano を用いた熔融燃料とコンクリートの反応挙動の評価、熔融燃料と水との反応に付随する現象を再現する CODEX 装置を用いた熔融燃料の飛散、水蒸気爆発等の挙動評価が行われている。これらの熔融燃料挙動に関しては JRC-カールスルーエ及び JAEA より、それぞれコリウムの熱物性及び MCCI 生成物の相状態評価についての報告がなされた。JRC-カールスルーエは、模擬コリウムとして $(\text{U,Zr})\text{O}_2$ の Zr 比を変化させて熱伝導率を実験的に評価し、TMI-2 コリウムについて結果した結果と比較しており、模擬コリウムにより TMI-2 コリウムの熱伝導率を再現できないことを示した。また、JAEA は、集光加熱装置を用いた模擬 MCCI 生成物を作製し、MCCI 時に想定される相状態を示した。シビアアクシデント時における燃料からの FP 放出挙動に関しては、JAEA 及び IRSN から、それぞれ SFR を対象とした MOX 燃料からの放出挙動及び仏国における FP 放出実験 VERCORS の解析についての報告がなされた。JAEA は、MOX 燃料からの高温における FP 放出速度を実験的に評価し、軽水炉燃料と同等であることを示した。IRSN は、FP 放出実験の結果を加熱後の燃料微細組織観察結果に基づ

き機構論的な解析を実施しており、FP ガスの燃料内の移行において U の拡散挙動、バルク内の FP の安定性が重要であることを示した。さらに酸素ポテンシャルを考慮して FP の放出速度を評価し、Mo の白色金属析出物からの乖離等、微細組織変化を考慮することにより良く解釈できることを示した。ATF 被覆管の候補材である SiC/SiC に関しては、ORNL、General Atomics、京都大学より、それぞれ照射による寸法安定性、高温腐食挙動、照射誘起による腐食挙動についての報告がなされた。ORNL は、HFIR 炉で照射された SiC/SiC 複合材のスウェリングを評価し、軽水炉環境における照射においても寸法増加が許容範囲であることを示した。General Atomics では、ピン形状の SiC/SiC 複合材を作製して高温腐食実験を行い、表面粗さを低減することにより腐食が抑制されることを示した。京都大学は、SiC のイオン照射材の高温腐食実験を行った結果、照射により生じたエネルギー順位の変化により SiC が酸化し、腐食が促進される可能性を示した。

【Track 6: Radiation damage Processes in Materials and Complex Microstructures】

Track 6 においては、照射損傷に関連し理論及び解析的研究、ミクロ組織観察、分析及び照射技術に関する研究結果が、招待発表 2 件を含む 24 件の口頭発表により報告された。

【Track 7: Characterization of Irradiation Materials and Fuels】

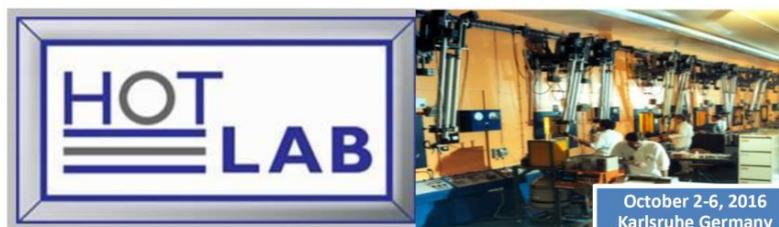
Track 7 においては、原子炉または加速器等により中性子・イオン・電子等で照射された核燃料・材料を対象として、様々な分析及び解析、あるいはそれらの技術についての研究発表がなされた。JRC-カールスルーエより、招待講演として最新の照射済燃料・材料の PIE 技術が紹介された。燃料のマイクロサンプリングを正確に行う技術を用いて取扱放射エネルギーを大幅に低減させることによりホットセル外に設置された各種の最新の分析が可能となり、燃料の詳細なキャラクターゼーションができるようになった。CEA サクレ研究所からは、イオン照射と TEM やラマン分光等各種の in-situ 分析装置を装備する JANNUS-facility を用いて行った、原子炉照射の代替手段としてのイオン照射技術の検証、 UO_2 や B_4C 等燃料・材料中の結晶構造のダイナミックな変化の定量的評価、Fe イオン照射した高速炉用 A1M 被覆管の TEM 組織変化に関する研究についての発表があった。INL からは、ATR 照射と PIE 施設からなる Nuclear Science User Facility の紹介、乾式サイクルでの使用を想定した MA 含有金属燃料の照射挙動に与える希土類元素含有の影響に関する PIE 結果や研究炉用低 U 濃縮度 U-Mo 燃料の PIE 結果の紹介があった。その他、CEA より 45%の高 Pu 富化度燃料照射試験 TRABANT の PIE 結果の紹介、招待講演として KAIST/KAERI における HANARO 照射 U-Mo 燃料の PIE 結果に関する発表があった。各種原子炉材料に関しては、東大からステンレス鋼の Fe 照射による転移ループ成長の温度及び Si 濃度依存性に関する基礎研究、同じく東大からイオン照射の SUS316 の腐食に与える影響についての基礎研究、Charmers 大学から圧力容器溶接部における Cu 及び Ni のクラスター化についての研究、PSI から放射光 XRD を用いた Zry 酸化層のひずみ変化を調べた研究、同じく PSI からナノインデントを用いた結晶粒と粒界における He の影響に関する研究、ENGIE から商用炉で観察

された RPV 鋼の異常脆化の原因調査、ORNL からラマン分光を用いた原子炉黒鉛材料の PIE、規制庁から Zry 被覆管中の水素化物形態と機械特性の関係に関する評価から得られた成果について報告があった。燃料に関する基礎研究としては、SCK-CEN より TEM を用いた UO_2 中の転移ループ成長に関する研究、CEA サクレールから高温クリープにおける UO_2 ひずみ速度が sub-grain 形成に与える影響を調べた研究、CEA カダラッシュから UO_2 と Zry 被覆管ボンディング層の XRD 分析、ラマン分光等による詳細分析結果について発表があった。その他、照射技術・分析技術の紹介として、ORNL による近年の STEM の高性能化、Purdue 大学-INL による核燃料 PIE のための放射光 3 次元 CT 技術、フランス放射光施設 MARS の紹介があった。

以上

「HOTLAB 2016」報告

報告者：湊、勝山、玉置、小澤、小野澤、
豊川、仲吉、鷺谷（原子力機構）



照射後試験技術、遠隔操作技術、およびホットラボ施設などに係る情報交換および協力を目的に、欧州域内に「ホットラボと遠隔操作（HOTLAB）ワーキンググループ」が設立され、それが運営主体となり、1963年からほぼ毎年開催されている会議である。2007年からは、欧州域内に限らず世界各国が参加する会議となり、2011年からは、IAEAとも協力しながら運営されている。日本からは、2007年以降、主に原子力機構から、ほぼ毎年1-2名が会議に参加してきた。

今回の会議 HOTLAB 2016 は、EC/JRC-Karlsruhe（欧州委員会/共同研究センター・カールスルーエ）がホストを務め、10月2日～6日の会期で、ドイツ・カールスルーエで開催された。20か国から約120名の研究者、技術者が参加した。このうち、北米（米国、カナダ）からは19名、アジア（日本、中国、韓国、インドネシア）からは23名であった。後述するように、次回2017年の会議を日本で開催することもあり、日本からは10名（原子力機構8名、日本核燃料開発2名）が参加した。3日間で48件の口頭発表と14件のポスター発表が行われた。口頭発表は、すべて全体会議で行われ、福島特別セッション、ホット施設・設備、照射後試験、輸送技術などの6セッションで構成され、燃料・材料関連の研究報告や施設・設備・機器設計などの技術報告が行われた。最終日には、施設見学（EC/JRC-Karlsruheのホットラボ）が行われた。

福島特別セッションでは、原子力機構から3件（燃料デブリ分析技術開発へ向けたアプローチ、X線CTによる燃料デブリ分析技術開発、大熊分析・研究センターの概要）の発表があった。これらの他、JRC-KarlsruheからTMI-2、Phebus-FP、Chernobylの試料分析の報告があり、また、福島第一原発の事故進展の解明にも共通する課題である、FP放出、エアロゾル発生などのシビアアクシデント時の挙動についての報告があった。福島第一原発の事故については、デブリなどの分析により事故進展を解明・理解することに強い関心が寄せられており、大熊分析・研究センターの計画なども注目された。

ホット施設・設備に関するセッションでは、施設改修や新設の計画の発表（CNL、NNL、UKAEA、JRC-Karlsruhe、INL、INET など*）が多かった。これは、欧米各国のホットラボ施設が建設後 50 年前後経っているため、老朽化に対応し、最新技術を取り入れるなどして、研究基盤の維持・更新、競争力の確保に積極的であることを示すものである。JRC-Karlsruhe のホットセル施設は、50 年を超えており、本年 6 月に、新しいホット施設の建設工事が開始された。地震や航空機落下などに対応した、未照射および照射済み核燃料などの取扱い施設である。現在の施設から装置などの移動も行い、2021 年に運用開始されることである。これら欧米の施設とは対照的に、中国では高温ガス炉の粒子燃料の照射後試験に特化した新たな照射後試験施設の建設が本年末から開始され、数年後には稼働する予定であることなど活発な開発状況が報告された。それぞれの発表では、ホットセルの鳥瞰図、セルやグローブボックスの数、試料の受け入れ方法など、かなり実務的な発表もあり、各国のホットセルを具体的にイメージすることができた。

*CNL : Canadian Nuclear Laboratories (カナダ)

NNL : National Nuclear Laboratory (英国)

UKAEA : UK Atomic Energy Authority (英国)

INL : Idaho National Laboratory (米国)

INET : Institute of Nuclear and New Energy Technology (中国)

施設見学 (EC/JRC-Karlsruhe のホットラボ)では、まず、セル設備を見学した。照射済み燃料要素の受け入れセル($\beta\gamma$ セル)、試験用途に応じたボックスタイプの α タイトセル、除染セル、およびサービスエリアが効率的に配置されていた。また、グローブボックスで実施されているレーザーフラッシュ法による燃料の熱伝導度測定技術について見学した。サンプルは直径 200 mm 程度の簡易台車に搭載した小型キャスクでセルなどから搬入し、測定前には X 線回折や SEM 観察も行い、系統的なデータを取得しているとのことであった。それぞれの施設では設備自体は古いものの、常に新たな研究課題を見出して新たな装置を導入するなどの改造を図っており、また、施設としての稼働率も高い印象を受けた。



会議の様子



ディナー会場

次回の **HOTLAB 2017** は、原子力機構がホストになり、2017年9月17日～22日の会期で、日本（水戸）で開催予定であることが原子力機構からアナウンスされた。会議の内容としては、福島特別セッションが設けられるとともに、例年のとおり、照射後試験、施設・設備、遠隔操作、輸送などのセッションが設けられる予定である。福島特別セッションでは、福島第一原発の状況と今後、楡葉遠隔技術開発センターや大熊分析・研究センターの状況と計画、デブリの分析と事故進展、国際協力などについて、議論される計画である。また、施設見学としては、原子力機構・東海のホットラボ施設および J-PARC のほかに、福島第一原発や楡葉遠隔技術開発センターが計画されている。



HOTLAB 2017
September 17-22, Mito, Japan

Topics & Sessions

- ▶ **Fukushima Daiichi (1F) accident "Special session"**
 - Current status & future plan of 1F
 - New technology & research centers for 1F decommissioning
 - Debris characterization and accident progression
 - International cooperation
- ▶ **Post irradiation examination**
- ▶ **Facilities & equipment**
- ▶ **Remote handling technology**
- ▶ **Fuel transfer**
- ▶ **etc.**

Registration & Reception Sep17

Meeting & Dinner Sep18

Meeting Sep19

Meeting Sep20

Technical Tour 1 Tokai Sep21

Technical Tour 2 Fukushima Sep22

次回 HOTLAB 2017 のアナウンス資料

Ⅲ. 夏期セミナー報告

第 29 回 核燃料部会 夏期セミナーの開催報告

報告者：核燃料部会夏期セミナー幹事 手島 英行

開催日：2016年7月6日（水）～7月8日（金）

開催場所：群馬県渋川市伊香保温泉 ホテル天坊

今回で29回目を迎えた「核燃料・夏期セミナー」は、群馬県の伊香保温泉で7月6日～8日の日程で開催された。参加者は47名（内学生10名、事務局含まず）と、部会単独開催の夏期セミナーとしては例年どおりであった。

セミナーでは、初日に燃料の基礎から安全性向上や事故の収束に向けた研究についての講演がなされ、二日目は再稼働の取り組みや照射試験技術等の講演に加え学会賞や部会奨励賞の講演がなされた。多くの参加者から活発な質問があり、活気溢れるセミナーとなった。ポスターセッションは、学生を中心に13名の参加があり、参加者は熱心にポスター発表に耳を傾け、盛況であった。

セミナー最終日には、高崎量子応用研究所の見学会を開催し、コバルト60照射施設や電子線加速器施設等、普段見ることの出来ない様々な試験装置を見学した。



以降、セミナーの各セッションでの講演内容を中心にご紹介する。

【セッション1】燃料の基礎 (座長：九州大学 橋爪氏)

◆PWR 燃料設計について (MNF 河越氏)

PWR 燃料の構造、材料及び燃料設計の基礎、燃料製造について講演頂いた。また、PWR 燃料開発の歴史及び今後の方向性について紹介がなされた。

◆BWR 燃料設計について (GNF-J 草ヶ谷氏)

BWR 燃料の構造、材料及び燃料設計の基礎事項について講演された。また、燃料信頼性向上の開発について試験結果と合わせて紹介がなされた。

基礎的な内容を中心とした本セッションでは、分かりやすく開設頂き、若手参加者から活発な質問があり好評であった。



MNF 河越氏



GNF-J 草ヶ谷氏

【セッション2】燃料関連トピックス (座長：GMF-J 草ヶ谷氏)

◆日本原子力学会標準委員会技術レポート「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」について／軽水炉安全技術・人材ロードマップについて

(三菱重工 福田氏)



三菱重工 福田氏

本セッションでは、二つのテーマをまとめて講演頂いた。前半は、標準委員会技術レポートにまとめられている安全設計のための要求事項、判断基準項目、評価事象等についての体系的整理の概要について講演された。後半は、燃料に関するロードマップについてその変遷の紹介と、今後、燃料の安全性向上を図るために洗い出し、整理された課題・方策と、それらに対する中長期的な取り組みについての紹介があった。

本セッションでは、軽水炉の安全性向上の取り組みについて最新の状況について説明があり、過去の経験も踏まえた活発な議論もあり好評であった。

【セッション3】再稼働・安全性向上・廃炉に向けた取り組み(1) (座長：電中研 尾形氏)

◆JAEA における燃料安全研究の近況 (JAEA 天谷氏)

燃料の反応度投入事故 (RIA) 事及び冷却材喪失事故 (LOCA) 時の挙動に関する JAEA での研究成果について講演頂いた。

従来の燃料安全研究に加え、福島第一原子力発電所事故以降、設計基準 LOCA を超える条件での燃料挙動把握が必要となっているとのことであった。



JAEA 天谷氏

本セッションの報告は次ページに続く

◆事故耐性を高めた燃料部材の軽水炉導入に向けた課題（JAEA 永瀬氏）

事故耐性を高めた候補材料（SiC、改良ステンレス鋼、ODS-FeCrAl 鋼等）の軽水炉炉心装荷による影響評価結果と明らかになった課題について紹介された。新型燃料部材開発にはさらなる基礎データや知見が必要となるため開発マップに従い産官学が協力して効率的かつ効果的に技術開発を進める必要があるとの内容であり、このような新技術の開発は若手研究者への技術伝承や人材育成にも期待できるとのことであった。



JAEA 永瀬氏

◆燃料デブリ取り出しのための課題（JAEA 鷺谷氏）

福島第一原子力発電所の廃止措置では、燃料溶融により発生した燃料デブリ取り出しが最大の課題であり、燃料デブリ取り出しの課題及び燃料デブリの状態把握のための装置開発等の状況について講演頂いた。多くの技術的困難に対応するための様々な開発が行われており、燃料デブリ取り出しに向け着実に取り組まれている様子が紹介された。



JAEA 鷺谷氏

本セッションでは、現在注目されている燃料によるシビアアクシデント対策や福島第一原子力発電所での燃料デブリ対応等の分野を分かりやすく説明して頂き、若手参加者から活発な質問があり好評であった。

【セッション4】再稼働・安全性向上・廃炉に向けた取り組み(2) (座長: 関西電力 河原氏)

◆川内原子力発電所 1, 2 号機の再稼働までの取り組みについて（九州電力 江藤氏）



九州電力 江藤氏

再稼働を果たした川内原子力発電所 1, 2 号機の新規制基準適合のための対策設備や取り組みについて講演頂いた。

川内原子力発電所の再稼働はゴールではなくスタートであり、今後も全社を挙げて原子力発電所の安全性・信頼性の向上に取り組んでいくとのことであった。

◆福島第一原子力発電所の取り組み（東京電力 巻上氏）

福島第一原子力発電所の廃止措置の取り組みとして、廃炉措置等に向けたロードマップ、燃料デブリ検知技術の開発状況、汚染水対策、作業環境改善等について講演頂いた。

安全かつ着実な廃炉事業を着実に推進している様子が紹介された。



東京電力 巻上氏

本セッションでは、プラント再稼働に関わる経験談や現在進行形の福島第一原子力発電所の廃炉に向けた取り組み等、関心の高いテーマであり、幅広い世代で好評であった。

【セッション5】燃料試験技術の動向（座長；MNF 手島氏）

◆軽水炉燃料挙動把握に向けた取組み（NDC 木戸氏）



NDC 木戸氏

実用炉燃料の照射後試験について、オンサイト検査、燃料輸送、試験施設での試験の概要を講演頂いた。

照射後試験は、実用炉燃料の信頼性向上、設計コード改良に大きく貢献してきているが、安全性を維持しながら様々な試験を実施することが今後の課題であるとのことであった。

◆高解像度 X 線 CT による高速炉燃料の照射挙動の解明（JAEA 勝山氏）

<日本原子力学会賞 講演>



JAEA 勝山氏

日本原子力学会賞を受賞された内容を中心に高解像度 X 線 CT 技術について講演頂いた。照射後燃料の組織変化挙動等に関するデータを非破壊で取得するため高解像度 X 線 CT 技術を確立され、燃料ペレットの組織変化に対応したペレット内密度分布を世界で初めて定量化できたとのことで。

今後は、軽水炉燃料や燃料デブリ等の分析への適用が進められているとのことであった。

◆国際会議「HOTLAB」の紹介と海外ホットラボ施設の取組み（JAEA 湊氏）



JAEA 湊氏

国際会議「HOTLAB」の紹介と海外ホットラボ施設の取組みについて講演頂いた。国際会議「HOTLAB」は欧州を中心に始まった歴史ある会議であり、照射後試験技術に係る情報交換・協力の場として有益な活動を行っており、2017 年は日本で開催されるとのことであった。また、照射済み燃料・材料の国際輸送キャスクの開発が 2018 年の運用開始を目標に進められており、実現すれば、安価で簡便な輸送が期待されるとのことであった。

本セッションでは、照射後試験技術について、メーカーの立場、学会賞を受賞した研究者の立場、国際的な立場で分かりやすく説明して頂き、多くの参加者の関心を集め好評であった。

【セッション6】日本原子力学会賞・核燃料部会奨励賞 講演（座長；NDC 伊藤氏）

<日本原子力学会賞 講演>

◆マイナーアクチニドを添加した高速炉用金属燃料の開発（電中研 太田氏）

金属燃料による MA 変換性能の実証された MA 含有高速炉金属燃料の製造、照射試験、照射後試験とその結果について講演頂いた。

本セッションの報告は次ページに続く

<核燃料部会奨励賞 講演>

◆ウラン・トリウム酸化物燃料の熱伝導率解析 (大阪大 牟田氏)

多様なFP元素固溶や酸素欠陥、照射欠陥を含むウラン・トリウム酸化物燃料ペレットの熱伝導率解析手法として緩和時間近似を用いた手法について講演頂いた。

◆水素イオン照射下におけるジルコイ中の水素化物成長のTEM内その場観察 (NDC 篠原氏)

ジルコイ劣化の要因となる水素化物の成長過程モデルと、照射欠陥による水素化物成長の抑制効果について講演頂いた。

◆アメリカ含有イナートマトリックス燃料の焼結挙動解明に向けた基礎研究 (JAEA 三輪氏)

アメリカ含有イナートマトリックス燃料製造技術として期待される焼結法について、酸素ポテンシャルの密度制御への影響評価、添加助剤の焼結温度低温下への影響評価について講演頂いた。

本セッションでは、前セッションの勝山氏の講演を含め学会賞又は部会賞奨励賞を受賞された内容であり、若手研究者への刺激となった様子であった。



電中研 太田氏



大阪大学 牟田氏



NDC 篠原氏



JAEA 三輪氏



講演中の様子

【ポスターセッション】

ポスターセッションでは、下記 13 タイトルのポスター発表があり、うち 9 名が学生の発表であった。1 時間半では足りないくらい活発な議論が行われ盛況であった。

セミナー参加者による投票の結果、次の方に最優秀賞、優秀賞、奨励賞が贈られた。

<最優秀賞>

- ・ CsI の熔融に及ぼす固体表面の影響と評価 (阪大 石井氏)

<優秀賞>

- ・ 蛍石構造酸化物中のイットラックの原子構造 ～CeO₂ と ZrO₂ の比較～ (JAEA 高木氏)
- ・ MCCI 生成物中の海水塩・FP 等の化学形 (JAEA 須藤氏)
- ・ 静電浮遊法による Zr-Cr 共晶合金の物性測定 (阪大 近藤氏)

<奨励賞>

- ・ ナトリウムウラネートの合成・物性測定 (福井大 横山氏)
- ・ 原子炉制御材用硼化合物と被覆材との共存性 (九大 城戸氏)
- ・ ジルコニウム中の水素挙動に及ぼす溶解酸素の影響 (九大 森玉氏)
- ・ Zr 水素化物の微細組織観察と機械的特性評価 (阪大 西金氏)



ポスターセッションの様子



最優秀章受賞の石井氏と
湊部会長

■見学会 (高崎量子応用研究所)

最終日の 7 月 8 日(金)には、量子科学技術研究開発機構 高崎量子応用研究所の見学会を開催し、12 名の方に参加頂いた。見学会では、最初に施設概要を説明頂き、コバルト 60 照射施設や電子線加速器施設等の見学を行い、コバルト 60 照射施設ではチェレンコフ光を観察することが出来た。参加者の興味を引く施設が多く、学ぶことが多い有意義な見学会であった。

■謝辞

今回のセミナー事務局は、九州大学及び三菱原子燃料が担当致しました。本セミナーでは、日頃の業務を離れ最新のトピックスに集中して触れる機会となったのではないかと思います。また、今回は例年以上に若手の参加が多く、本セミナーを通じて心も(身体も?)若返ることが出来たのではないのでしょうか。

運営に関し、至らぬ点があったかと存じますが、皆様方のご協力により、好評のうちに終わることが出来ました。ご多用中のところ講師をお引き受け下さった方、セミナーに参加下さった方、見学を受け入れて頂いた高崎量子応用研究所の方々ほか、夏期セミナー開催にあたりご協力下さった方々に、この場を借りて心より御礼申し上げます。

IV. 編集後記

核燃料部会報第52-1号（夏版）を会員の皆様にお届けいたします。今回の部会報の発行が大変遅くなり、皆様にお待ちしていただき申し訳ありません。

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、2016年度上期の核燃料部会の取り組みとして、3つの国際会議を中心に、原子力学会秋の大会の企画セッション、夏期セミナーの報告を掲載させて頂きました。是非お読みいただければと思います。

次回の部会報につきましては、2017年5月頃の発行を予定しております。部会報担当として、より一層の内容充実を図り、皆様にご満足いただけるよう努めてまいりますので、皆様におかれましても、引き続きご協力をお願いいたします。

2016年度部会報担当

中部電力株式会社 原田 健一

メールアドレス：Harada.Kenichi@chuden.co.jp

電話番号：050-7772-1163