

事故耐性燃料開発に関するワークショップ

2023年 12月 14日 (木)

武田先端知ビル 武田ホール

要旨集

I. 講演要旨

事故耐性燃料導入への期待

○瀧桐 基皓¹

¹ 経済産業省資源エネルギー庁

経済産業省資源エネルギー庁では、2050年カーボンニュートラル（CN）の実現に向けて、グリーン成長戦略を策定・具体化するとともに、第6次エネルギー基本計画等様々な原子力政策を策定してきている。

本講演では、2050年CN実現に向けた取組の概略の他、第6次エネルギー基本計画における原子力の位置付け、政府としての具体的な原子力産業・技術の支援状況等を紹介するとともに、事故耐性燃料導入への期待を述べる。

国内の ATF 研究開発概要

○山下 真一郎¹、根本 義之¹、井岡 郁夫¹、加治 芳行¹、逢坂 正彦¹

¹ 日本原子力研究開発機構

東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて、軽水炉の安全性向上が期待される事故耐性燃料（ATF）の早期実用化への関心が高まり、世界中の多くの国々で研究開発が進められている。我が国においても、2030年代の実装を目指して、国大として ATF 実用化開発を効率的・効果的に進めるための取り組みが精力的に行われてきている。

本発表では、資源エネルギー庁受託により進めている国内 ATF 開発を紹介するとともに、現在産官学により国内で進められている ATF 研究開発の全体概要を提示し、各ステークホルダーが担っている役割、各ステークホルダー間の関係性や連携協力の状況等の共有を図る。以て、2030年代の ATF 実装化をより確実なものにすることを念頭に、今後の研究・技術開発の効率的・効果的な推進、とりわけ、想定していなかった課題／問題が生じた場合にどのような基礎基盤に立ち返って研究を進めるか、などの議論につなげることを企図する。

SiC 被覆管／チャンネルボックスの開発

○大脇 理夫¹、西村 俊城¹

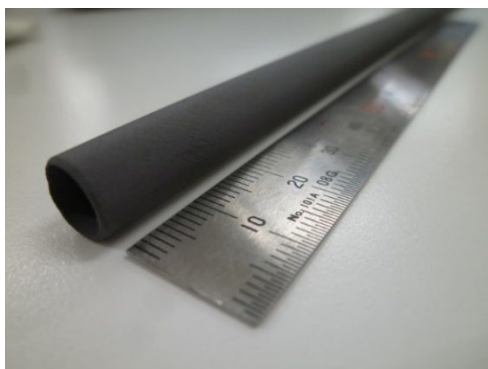
¹ 東芝エネルギーシステムズ株式会社

東日本大震災の津波により、東京電力福島第一原子力発電所 1 号機、2 号機および 3 号機は原子炉冷却不全に陥り、炉心温度が上昇した。その結果、炉心材料であるジルコニウム合金被覆管およびチャンネルボックスが水蒸気により急激に酸化され、多量の水素が発生した。事故時のような高温で水蒸気と酸化反応しやすい金属に代わり、酸化反応しにくいセラミックスを炉心材料に適用し、水素発生リスクおよび炉心損傷リスクを低減させることは、原子力発電所から外部への放射性物質放出リスク低減に繋がる。SiC 複合材料は、高温水蒸気との反応速度が低く、高温強度が高いため、軽水炉における事故耐性燃料に適する。

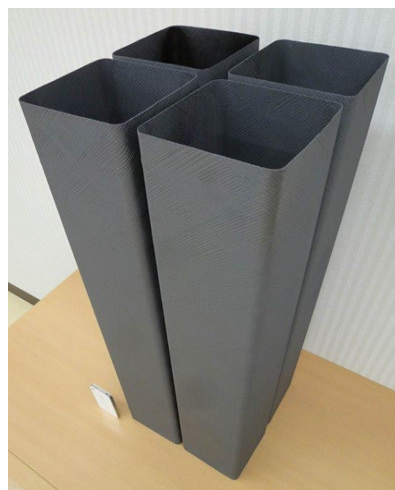
東芝エネルギーシステムズ（以下、東芝）では、2000 年代半ばからウエスチングハウスと共同でジルカロイ被覆管の代替としての SiC 材料開発に着手し、東日本大震災以降、産官学連携で本格的に SiC 炉心材料開発に取り組んでいる。

SiC 材料の材料特性は製造プロセスに依存することが知られており、東芝では、SiC 複合材料の主要製造プロセスである化学気相浸透法（CVI）、及び化学気相蒸着法（CVD）のプロセス条件を SiC の結晶構造を考慮して最適化した。これにより、東芝の CVD-SiC 材は従来材に比較して高い耐食性を示し、BR-2 炉（PWR 条件）の照射試験において良好な結果が得られている。

また、実機への適用に向けて、SiC 被覆管／チャンネルボックスの長尺製造技術開発を行っており、1.5m 超級の製造技術を確立している。今後、フルスケール製造技術を確立し、試験検査技術開発、接合技術開発を進めるとともに、照射試験データを拡充し、2030 年代の実用化を目指す。



SiC 被覆管



SiC チャンネルボックス

写真 試作した SiC 被覆管およびチャンネルボックス

FeCrAl-ODS 被覆管及び SiC 被覆管の開発

○土屋 暁之¹, 松永 純治², 坂本 寛³, 宮田 肇¹, 石橋 良¹, 佐々木 政名¹

1 日立 GE ニュークリア・エナジー, 2 グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン, 3 日本核燃料開発

福島第一原子力発電所事故を受け、現行の燃料被覆管材料であるジルコニウム合金に比較して、シビアアクシデント時の事象進展を遅らせ、かつ水素発生量を低減する事故耐性燃料の開発が近年世界的に進められている。

日立コンソーシウム(日立 GE, GNF-J 及び NFD)は中長期的なビジョンのもと、軽水炉及び高速炉併用時代を想定し、安全性向上に資するとともに経済的合理性を有す事故耐性燃料として FeCrAl-ODS 被覆管及び SiC 被覆管の開発を進めている。事故耐性燃料の燃料設計・製造品質管理に係る技術を段階的に高度化し、FeCrAl ODS 被覆管は 2030 年代、SiC 被覆管は 2040 年代、の実用化を目指している。また、事故耐性燃料の機能毎に重要度の評価を整理し、知識レベル拡充のための方法を検討し、将来的な規制対応に関わる課題を開発段階で網羅的に検討している。

本講演では、日立コンソーシウムが開発を進める両事故耐性燃料の開発状況について紹介する。

謝辞：本研究開発成果の一部は、経済産業省資源エネルギー庁の「原子力の安全性向上に資する技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）」の成果である。

Cr コーティング被覆管の実機導入に向けた取り組み

○佐藤 大樹¹、岡田 裕史¹、古本 健一郎¹、村上 望¹、
篠原 靖周²、小方 宏一²、清水 勇希²、山下 真一郎³

1 三菱重工工業株式会社、2 MHI 原子力研究開発株式会社、3 日本原子力研究開発機構

本講演では、Cr コーティング被覆管の開発目的（メリット）、導入計画（ロードマップ）、少数体先行照射計画、及び設計仕様（製法、膜厚等）を説明し、本 WS でポスター発表する事故時及び通常運転時の性能評価を踏まえ、国内実機での少数体先行照射の実現に向けた課題と対策を提案する。

◆Cr コーティング被覆管の開発状況

従来の軽水型原子炉では Zr 基合金が燃料被覆管材料として用いられているが、この被覆管の外表面に酸化及び腐食に強い Cr 膜を形成した Cr コーティング被覆管の開発が国内外で進められている。三菱は、事故時酸化脆化の抑制による安全性向上と、通常時耐食性の向上によるプラント運用効率化への寄与の両立が可能な PWR 向け燃料被覆管として、外表面に 10 μ m 程度の Cr 膜を形成した Cr コーティング被覆管の開発を 2019 年から開始した。2030 年代の早期に Cr コーティング被覆管を実用化することを目標として、国及び大学による取り組みと連携しながら開発を進めている。

◆Cr コーティング被覆管の性能把握に向けた取り組み

Cr コーティング被覆管の事故時及び通常運転時の性能把握に向け、炉外試験によるデータ取得及び評価を実施している。また、2023 年 4 月から、日米協力の基で JAEA、INL と連携し、米国研究炉 ATR において、燃料棒体系（約 60 cm）で PWR 環境を模擬した水質条件における試験照射を開始した。約 10 GWd/t の燃焼度まで問題なく照射されており、今後、約 20 GWd/t の燃焼度まで照射した後、ホットセル施設に輸送して照射後試験を実施する計画である。照射試験データを取得、評価し、Cr コーティング被覆管に対する照射影響に問題がないことを確認することにより、国内実機導入の実現に向け大きくステップアップできる。

◆Cr コーティング被覆管の国内実機導入に向けた取り組み

Cr コーティング被覆管の国内実機導入に向けた対応について事業者間の協議を進めており、この導入判断のためには、国内実機における少数体先行照射が必要である。少数体先行照射を手戻りなく円滑に進めていくためには、Cr コーティング被覆管に関する技術的知見及び評価、並びに先行照射の実施計画に関する情報を事前に実務者間で共有して意見交換することが有効と考えられる。ATF の早期実用化に向けた実務者意見交換の取り組みについては米国規制の先行例があり^[1]、日本原子力学会 炉心燃料分科会では、この例も参考に ATF を含めた新設計燃料の安全性を確認する方法論の構築に向け議論している。また、先行照射の実実施計画を策定するための基礎として、国内実機における先行照射の実施要件を明文化した標準を作成している。

[1] U.S.NRC “PROJECT PLAN TO PREPARE THE U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION FOR EFFICIENT AND EFFECTIVE LICENSING OF ACCIDENT TOLERANT FUELS” Version .1.2 September 2021

新設計燃料の導入に向けた炉心燃料分科会の活動

○村上 望¹

¹ 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

2018年より炉心燃料分科会の下に、事故耐性燃料の導入に向けた検討を行うWGと商業炉での先行照射を行うための検討を行うWGが設置され、安全性向上に資する新設計燃料の早期の社会実装に向け、要件等の検討と議論を重ねてきた。本報告ではこれらの活動の概要を説明する。

1. 活動の背景

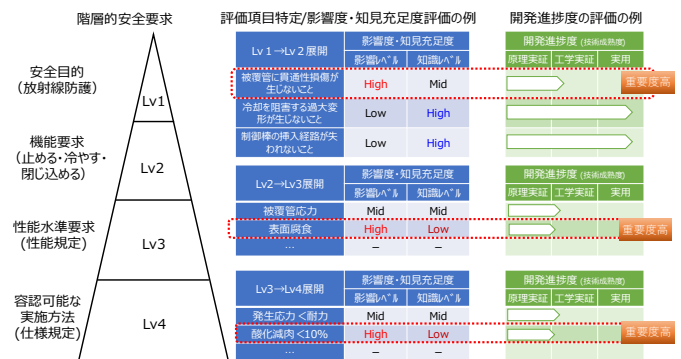
原子力の安全性向上に繋がる技術として事故耐性燃料(ATF)や、燃料負荷を低減するような新設計燃料の導入が検討されている。これらの新設計燃料を原子炉に導入するにあたって安全性を確認するための方法論や、性能実証のため実機での先行照射に係る要件について国内では明文化された規定がなく、早期の社会実装に向けた課題の一つとなっている。そこで、炉心燃料分科会では、軽水炉燃料に対する安全要求を階層的かつ網羅的に整理し体系化した技術レポート^[1]を基礎として、原子燃料に係る法令や学協会規格も参照しつつ、新設計燃料において安全上考慮すべき事項や、開発段階の新設計燃料を含めた商業炉における新設計燃料の先行照射実施要件について議論を進め標準等の原案を取りまとめた。

2. 標準「原子力発電所における先行照射燃料の導入に係る実施基準（仮称）」

新設計燃料の開発段階について評価モデルの不確かさの程度を指標として定義し、開発段階に応じて、新設計燃料の装荷規模（体数）、装荷位置及び評価条件等を限定することで、安全に実機での照射を行うための要件を規程としてまとめている。また、設計、許認可、製造、照射、照射後試験までの先行照射のプロセス・フローを定め、ホールドポイント及び確認事項について明確化を図っている。また、設計段階での安全性の確保に加えて、運転中の監視や一時燃料取り出し時の燃料検査等、運転管理による安全性の担保の方法についても示している。

3. 技術レポート「発電用軽水型原子炉の新設計燃料の安全性を確認する考え方（仮称）」

新設計燃料の安全性を確認するための方法論として、現行軽水炉燃料に対する階層的な安全要求の展開を活用した評価項目の洗い出しの方法、PIRTの考え方を活用した影響度・重要度評価と試験・評価の優先順位付けの方法と等をまとめている。また定義した方法論の適用事例として事故耐性燃料（Crコーティング被覆管）への展開結果も示している。



4. 今後の活動

学会標準及び技術レポートの発刊に向け、現在学会関係部門での意見聴取等の手続きを進めており、多様な意見を集約反映しながら、早期発刊にむけ引き続き活動を進めていく。

[1] 「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, 2021)

II. ポスター要旨

金属被覆ジルコニウム合金型事故耐性燃料の開発

阿部弘亨¹、高鍋和広¹、中山哲¹、B. Li¹、○叶野翔¹、K. Wei¹、H. Yang²、L. Cui³、N. Nikolova¹、
Z. Qui¹、J. Jovellana¹、Y. Chen⁴、T. Davey⁴、山口正剛⁵、篠原靖周⁶、小方宏一⁶

¹ 東京大学、² 上海交通大学、³ 成都大学、⁴ 東北大学、⁵ JAEA、⁶ NDC

福島第一原子力発電所事故を受け、事故条件でも溶融しない材料、酸化しにくい材料、酸化反応熱が小さい材料を選択することで事故事象を回避、低減、遅延させる事故耐性燃料という概念が生まれ、現在までに様々な燃料システムが提案されてきている。これまでに、本研究グループでは、比較的短期間に実現可能性がある材料と考えられている Cr 被覆ジルカロイに着目し、その材料開発を実施してきている。当該材料は、日本原子力研究開発機構（JAEA）が主体となり経産省事業「安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備」、ならびに、原子力学会標準委員会 システム安全専門部会 炉心燃料分科会における燃料健全性の達成に向けた報告書においても、次世代の燃料システムに位置付けられている。このことから、社会実装に向け、大学グループとしては、科学的合理性及び説明性を兼ね備えた Cr 被覆ジルカロイ開発指針が重要と考え、燃料被覆管としての熱的、機械的、化学的、物理的安定性、特に、被膜/被覆管の界面部におけるこれらの安定性が材料の主要な材料特性となり得ると考えた。これにより、前述の JAEA の開発研究に橋渡し、さらには、メーカーによる製品開発にスムーズにつながることで、基礎-開発-製品化-実用化の連携を図り、実機適用に向け時宜を得た良い流れが生まれる。さらには、基礎（本研究）、開発（JAEA 研究）、製品化（メーカー）の研究がほぼ同時期に実施され、TRL の大半の階層が同時進行することで、知見のフィードバックが適切に行われるという点でも利点がある。

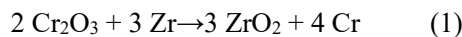
Direct experimental evidence of the reduction of Cr₂O₃ by Zr at high temperature

○Kejian Wei¹, Lijuan Cui¹, Bo Li¹, Zongda Yang¹, Sho Kano¹, Hiroak Abe¹

¹ The Univ. of Tokyo

1. Introduction

The excellent steam oxidation resistance of Cr coatings is ascribed to the formation of a compact Cr₂O₃ layer. A thickening-thinning transformation phenomenon of the Cr₂O₃ layer are widely observed for Cr-coated Zr alloys under high temperature steam condition [1-3]. Han [1] firstly proposed the reduction of Cr₂O₃ by Zr when the Cr coating was completely oxidized into Cr₂O₃ and directly contacted with Zr substrate. As a result, the Cr₂O₃ is transformed into the metallic Cr and ZrO₂ as shown in the following equation:



This reaction is responsible for the shrinkage of Cr₂O₃ layer under high temperature steam condition. However, the mechanism of the Cr₂O₃ reduction has not reach an agreement and requires more experimental works. In this paper, a thin Cr₂O₃ layer directly bonded with Zry4 alloy under high temperature vacuum conditions for the first time. Through revealing the micro-structure of the bonding interface, this study confirms the reduction of Cr₂O₃ by Zr, which is expected to clarify the failure mechanism of Cr-coated Zr alloys under high temperature.

2. Results

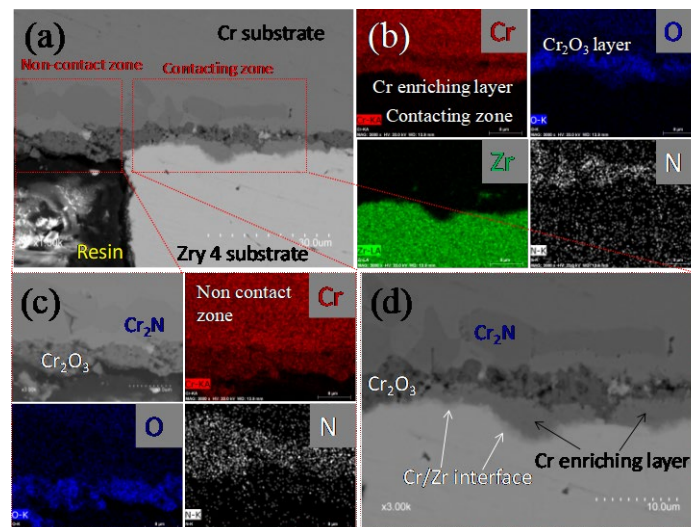


Fig. 4. (a) Cross-sectional micro-structure of the bonding interface between the Zry4 and Cr₂O₃ layer formed on Cr after annealing at 900 °C in vacuum for 3h concluding the non-contact zone (c) and the contacting zone (d); (b) the EDS mapping results of (d);

3. Conclusion

The Cr-enriching layer adjacent to the Zry4 is the direct experimental evidence of the reduction of Cr₂O₃ by Zr, and the Cr₂O₃ is transformed into the metallic Cr and ZrO₂. And most of ZrO₂ is transformed into α-Zr (O) under high temperature.

4. References

- [1] X. Han, J. Xue, S. Peng, H. Zhang, Corros. Sci. 156 (2019) 117-124.
- [2] Y. Wang, B. Chen, X.Z. Wang, M. Chen, S. Li, G. Bai, J. Li, W. Gong, Corros. Sci. 217 (2023) 111099.
- [3] H.B. Ma, J. Yan, Y.H. Zhao, T. Liu, Q.S. Ren, Y.H. Liao, J.D. Zuo, M.Y. Yao, NPJ Mat. Degrad. 5 (2021) 7.

Evaluation of Mechanical Behaviors of Chromium-Coated Zircaloy for Accident Tolerant Fuel Cladding Materials

○魏 子棋¹、Nikolova Neli Sashkova¹、楊 会龍^{1,2}、李 博¹、Cui Lijuan^{1,3}、

Wei Kejian¹、叶野 翔¹、阿部 弘亨¹

1 東京大学 2 Shanghai Jiao Tong University 3 Sichuan University

1. Introduction

Chromium (Cr) coating on Zirconium-based alloy (Zry) is regarded as one of the promising and near-term solutions for accident tolerant fuel (ATF) cladding material. These Cr-coated cladding tubes, when subjected to normal and accidental conditions, are likely to experience axial and hoop directional tensile stresses coupled with the potential degradation of cladding, leading to the emergence of cracks on their outer layers. To evaluate such scenarios, the Advanced Expansion-Due-to Compression (A-EDC) test which can apply consistent uniaxial tensile stress state along the hoop direction of the test cladding material, was expected to be utilized to evaluate of coating's adhesion strength, fracture strength, and temperature and hydrogen dependence. At the Cr/Zry interface, the formation of the brittle Zr (Fe, Cr)₂ Laves phase could potentially compromise the structural integrity and expose Zircaloy to high-temperature steam, thus retarding the integrity under severe accident conditions. The research aims to: (1) Explain the Cr/Zry4 interface's effect on mechanical behaviors on Cr/Zry4 bilayer materials, and (2) Evaluate the mechanical behavior of Cr-coated Zircaloy under hoop stress.

2. Methodology

Cr-Zry bilayer plates were fabricated using a diffusion bonding technique at different temperatures (1073K and 1273K) with Cr and Zry-4 plates. Then, small tensile specimens (SS-J3) were prepared through an electrical discharge machining process. Tensile tests were conducted at room temperature (RT) and 573K, up to fracture or predetermined strain levels. Cross-sectional fractography was conducted using a Scanning Electron Microscope (SEM). The deformation and fracture patterns in the Cr-Zry4 bilayer during RT-tensile loading were simulated employing the extended Finite Element Method (XFEM) and the Cohesive Zone Model (CZM) in ABAQUS software.

Zircaloy-4 specimens in the shape of rings, sourced from cold-worked and stress-relieved (CWSR) Zircaloy-4 cladding tubes, along with cylindrical pellets made of Cu and stainless steel 316L for conducting the A-EDC (advanced expansion-due-to compression) tests were prepared. The tests were carried out at temperatures of 573 K, 673 K, and 773 K. In addition, A-EDC tests at room temperature were also conducted on hydrogen-charged Zircaloy-4 rings, with hydrogen concentrations set at 100 ppm, 400 ppm, and 800 ppm. Furthermore, the A-EDC testing process was specifically applied to Cr-coated Zircaloy-4, with a particular focus on comparing the surface states, where one subset of the Zircaloy-4 samples was polished, while another subset was left in the original state.

3. Results

The results revealed that the interface of Cr/Zircaloy, when combined at a temperature of 1073 K, exhibited enhanced strength in comparison to those combined at 1273 K, which can be attributed to the reduced formation of intermetallic compounds and interfacial defects after the fabrication process at 1073 K. The hoop stress-strain curves were obtained through the A-EDC testing from room temperature up to 773K in Zircaloy-4. The results showed a clear pattern: as the temperature increased, Zircaloy-4's ductility improved, though its strength diminished. At the same time, hydrogen has a negative impact on its ductility while improving its strength, due to the hydride rim formation and the subsequent microcrack linkage at high strain level. In Cr-coated Zircaloy-4 rings, it was observed that the formation and development of the cracks almost perpendicular to the tensile direction, developed consistently, suggesting a unidirectional tensile stress state along the hoop direction. Also observed was an increase in the adhesive strength of the Cr coating on polished Zircaloy-4 evidenced by reduced buckling and peeling-offs.

Cr-Based Binary Alloys and their Corrosion Behavior Analysis for ATF

○JOVELLANA John Andrew Kane 1、叶野 翔 2, 阿部弘亨 1,2

1 東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻

2 東京大学大学院 工学系研究科原子力専攻

As a dangerous result of the 2011 Fukushima Daiichi Nuclear Accident, the H₂ explosions are caused by the high-temperature Zr oxidation in steam. This event persuaded the development of accident-tolerant fuels (ATF) worldwide. Worldwide, ATF projects currently focus on applying a Cr-based metal coating to protect the Zr alloy tubing. However, concerning Cr properties like brittleness, materials modifications may be necessary to improve good performance in fabrication and reactor operations. Alloying of Cr is a viable option, and desirable alloying elements are expected to maintain corrosion resistance along with sufficient mechanical properties, acceptable irradiation resistance, and sufficient protection at high temperatures. The objectives of this work are to synthesize Cr-based alloys and to investigate the kinetics in autoclave corrosion conditions.

Cr-based binary alloys with Fe, Al, and Sn were first prepared using vacuum arc melting, followed by annealing and sample preparation. The specimens were exposed to static autoclave corrosion in distilled water at 360°C and 17.8 MPa up to 56 days. The corrosion weight gains were determined fitted to the oxidation law. It was observed that Cr-0.5Sn and Cr-2Al have similar kinetic corrosion performance compared to pure Cr, while Cr-2Fe and Cr-7Fe showed similar kinetic corrosion performance but slightly higher corrosion rates. Microscopic observations also indicate the uniform corrosion. Exceptions are Cr-3Sn and Cr-9.5Al which exhibited Sn separation resulting in surface void formation, and grain redistribution of Al, respectively. TEM and GIXRD analyses show formation of oxide layers such as Cr₂O₃, Fe₃O₄, Fe₂O₃, SnO, SnO₂, and Al₂O₃ in the specimens. Compared with Zr alloys, significant improvement in corrosion behavior was observed in Cr binary alloys.

Microstructure and evolution of Cr/Zry4 interfaces for accident tolerant fuels

○BO LI¹, Sho Kano¹ Hiroaki Abe¹

¹ Graduate School of Engineering, The University of Tokyo

1. Introduction

In recent years, the development of Accident Tolerant Fuel (ATF) cladding materials to improve the cladding performance in beyond-design-basis scenarios has become a global concern. Among the ATF concepts investigated, the surface coating of Zirconium-based cladding is considered one of the most promising near-term candidates. This is because coatings can provide good corrosion resistance by forming a protective layer that prevents the underlying Zirconium alloy from being exposed to the corrosive environment. Another important aspect is the economic benefits of ATF coating concepts since they do not require significant changes to the design and manufacture of existing reactor cores. As the microstructures of the Chromium (Cr)-coated Zry4 interface can directly affect the performance, it is worthy of in-depth study. The purpose of this study is to investigate the formation process of the Zr(Fe, Cr)₂ at the Cr/Zry4 interface at a wide range of temperatures.

2. Methodology

The inter-diffusion experiments involved the interaction between plate-shaped Zry4 and pure-Cr, conducted in two distinct temperature regions corresponding to the α phase of Zr (700, 750, and 800 °C) and the β phase (1000 and 1050 °C).

Subsequently, the bonded Cr/Zry4 interface underwent comprehensive analysis utilizing advanced techniques. The morphology, chemical composition, and microstructures of the interface were investigated through SEM-EDS (Scanning Electron Microscopy - Energy-Dispersive X-ray Spectroscopy), EBSD (Electron Backscatter Diffraction), and TEM (Transmission Electron Microscopy). This multi-faceted approach allowed for a detailed examination of the inter-diffusion process at the molecular and structural levels.

3. Results

By conducting compositional analysis and examining selected area electron diffraction patterns, it was established that the Zr(Fe, Cr)₂ intermetallic layer formed at the Cr/Zry4 interface across all specimens with varying diffusion temperatures and holding times. Analysis of the Electron Backscatter Diffraction (EBSD) results revealed that the Zr(Fe, Cr)₂ layer is composed of polycrystals exhibiting a columnar morphology that grows perpendicular to the Cr-Zry4 interface. The grain sizes were predominantly distributed in the range of 0.5 to 1.5 μm , and the structure was identified as the C14 laves phase.

Based on the morphology and elemental distribution characteristics, it can be inferred that the intermetallic layer's growth direction is from Cr towards the Zry4 side. The width of Zr(Fe, Cr)₂ was statistically measured, and the reaction index of Zr(Fe, Cr)₂ was calculated to be 2, indicating that the growth of Zr(Fe, Cr)₂ follows a parabolic law.

Moreover, by obtaining diffusion coefficients of Cr in the intermetallic compound Zr(Fe, Cr)₂ at different temperatures, additional insights into the diffusion kinetics of Cr within the compound were gained.

4. Acknowledgements

This work was supported by the Ministry of Education, Culture, Sport, Science and Technology of Japan (MEXT) Innovative Nuclear Research and Development Program Grant Number JPMXD0220354500 and Japan Atomic Energy Agency (JAEA) Nuclear Energy S&T and Human Resource Development Project through concentrating wisdom Grant Number JPJA20P20337528.

分類機械学習モデルによるウラン化合物の熱伝導率予測

○孫 一帆¹、熊谷 将也^{1,2}、金 明玉¹、佐藤 恵梨子¹、青木 雅子¹、大石 佑治³、黒崎 健^{1,4}

1 京都大学複合原子力科学研究所、2 さくらインターネット研究所、3 大阪大学工学研究科、4 福井大学附属国際原子力工学研究所

近年、ウラン化合物の熱物性を明らかにすることで、事故耐性燃料を含む有望な次世代原子炉用の新型燃料候補を発見しようとする試みが多くなされている。現存するウラン化合物の膨大な数に比べ、新型燃料候補はごく一部に過ぎず、組成も非常に限られている。核燃料の完全な探索をするためには、従来の直感に基づいた試行錯誤の材料発見アプローチでは非効率的である。一方で、大規模データセットに基づいて訓練された機械学習モデルは、物性、組成、構造間の関係を系統的に明らかにすることができ、特定の物性を持つ材料の発見において効率的な手段となる。

我々は、新型燃料候補を探していく第一歩として、高熱伝導率ウラン化合物の探索をすすめることにした。高熱伝導率ウラン化合物の発見を迅速化するために、本研究では組成と温度から導かれた133個の特徴量を使用し、熱伝導率が0-5、5-15、または15+ W/mKの範囲に収まるかを予測する分類モデルを提案した。合計168,918点の熱物性データを使用してモデルを訓練し、10分割交差検証で評価した。その結果、熱伝導率が15W/mKを超える材料を71%識別できることがわかった。その後、安定したウラン化合物774種の組成をモデルに入力し、300Kから1000Kの範囲で熱伝導率が15W/mKを超えると予測された146種のウラン化合物を特定した。本研究で開発した分類モデルは数分での訓練が可能であり、従来よりもはるかに効率的に新型核燃料候補を特定することができる。この成果は、機械学習が新型核燃料の開発を大幅に加速する可能性を示すものであり、2023年にJNSTに論文発表されている[1]。

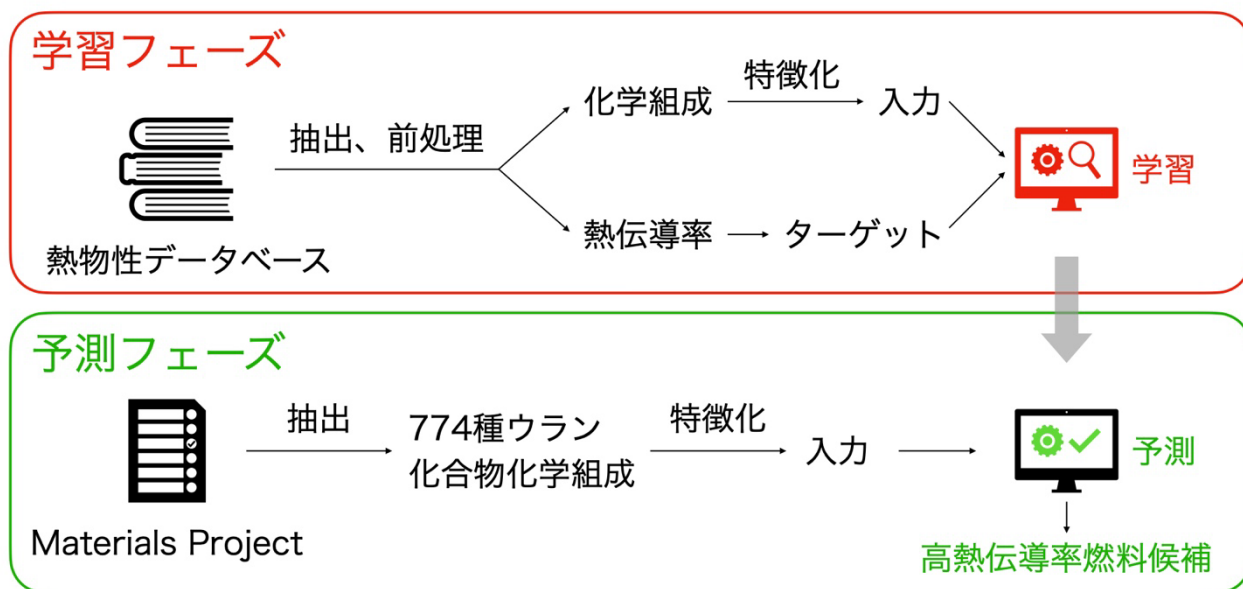


図1 化学組成から熱伝導率を予測するための機械学習モデルの構築の流れ

[1] Y. Sun, K. Kurosaki *et al.*, J. Nucl. Sci. Technol., (2023)

<https://doi.org/10.1080/00223131.2023.2269974>

Preliminary Fuel Performance Modeling of Cr Coated Fuel During LOCA with FEMAXI-8

○出原 蒼己¹、山路 哲史¹

1 早稲田大学

現行軽水炉燃料と同等の性能を維持しながら過酷事故時の高温蒸気に対する耐酸化性を向上した事故耐性燃料の候補の一つとして、ジルカロイ(Zry)被覆管外表面をCrでコーティングしたCr-Zry被覆燃料が研究開発されている。先行研究では原子炉起動時にコーティング機能の劣化要因となり得る塑性歪がCrコーティング層に生じる可能性[1]や、冷却材喪失事故(LOCA)時に被覆管の膨れ破裂がCrにより抑制できる可能性[2]が検討されたが、起動時のCr層への応力集中要因や、燃料の照射履歴及び照射に伴うZryやCrの照射硬化・酸化特性がLOCA時のCr-Zry被覆管膨れ挙動に及ぼす影響は検討されていない。本研究では、FEMAXI-8により軽水炉起動時から通常運転を経て冷却材喪失事故(LOCA)に至るまでの燃料ふるまいが被覆管表面のCrコーティングにより受ける影響を解析検討している。照射履歴とCrコーティングの肉厚がLOCA時のバルーニング挙動に及ぼす影響を明らかにすることを目標としている。

本研究発表内容の一部は、経済産業省資源エネルギー庁の令和5年度原子力の安全性向上に資する技術開発事業(安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備)の成果である。

参考文献：

- [1] M. Wagih et al., Ann. Nucl. Energy 120 (2018) 304-318.
- [2]. Okada, et.al., "Investigation of Chromium Coated Zirconium Alloy Behaviour as Accident Tolerant Fuel Cladding for Conventional LWRs", Top Fuel 2021, October 2021.

No.5,

FEMAXI-ATF による PCMI を伴う出力過渡時 SiC 被覆燃料挙動解析

○久保 恵裕¹、山路 哲史¹

1 早稲田大学

SiC 被覆管はほとんどクリープ変形しないため、従来の燃料ふるまい解析研究では通常運転時にペレット-被覆管機械的相互作用 (PCMI) が生じない設計が想定されてきた。本研究では FEMAXI-ATF を用いて従来の解析と同様に SiC の照射スエリング特性や機械的強度の統計的なばらつきを考慮した。そして、PCMI を伴う燃料ふるまいを解析するために、SiC/SiC 複合材料の応力が比例限を超えた領域における擬延性的な応力-歪関係を決定論的に扱うモデルを用いた。さらに、複数の解析リング要素に分割した被覆管の各リング要素で累積破損確率を評価して、一定の閾値を超えた (破損判定した) リング要素のヤング率を仮想的に小さくして PCMI をモデル化した。BWR 出力運転中の制御棒の異常な引抜きによる出力急昇を想定した解析では、被覆管リング要素の一部が破損判定されると、PCMI 接触圧力が低下すると同時に健全なリング要素に応力が再分配されることを示すことができた。

本研究発表内容の一部は、経済産業省資源エネルギー庁の令和 5 年度原子力の安全性向上に資する技術開発事業 (安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備) の成果である。

FeCrAl-ODS 被覆管の LOCA 時挙動評価

○成川 隆文^{1,2}、近藤 啓悦¹、藤村 由紀¹、垣内 一雄¹、根本 義之¹、宇田川 豊¹

1 日本原子力研究開発機構、2 東京大学

事故耐性燃料 (Accident tolerant fuel: ATF) を実用化する上で、ATF に関する規制基準や規制判断に必要な知見を整備する必要がある。本研究では、ATF 被覆管の有力な候補材料の一つである酸化物粒子分散強化型の鉄、クロム及びアルミニウムを主成分としたフェライト鋼被覆管 (FeCrAl-ODS 被覆管) を対象に、冷却材喪失事故 (Loss-of-coolant accident: LOCA) 模擬試験及び酸化速度評価試験を実施し、膨れ破裂、酸化、破断等の LOCA 時挙動を評価した。得られた結果に基づき、FeCrAl-ODS 被覆管を装荷した炉心が LOCA 時に冷却可能形状を維持するために必要な条件を議論した。

原子力材料としての低放射化高濃度固溶体の開発研究

○岡 弘、橋本 直幸

北海道大学大学院工学研究院

原子炉構造材料の開発はこれまで信頼性の高い鉄鋼材料を中心に行われてきたが、近年になって特異な材料特性を有するハイエントロピー合金(High Entropy Alloy: HEA)の適用性検討が試みられている。HEA は複数種類の元素をほぼ等原子量ずつ混合し、高い配置エントロピーにより単相の不規則固溶体を形成する高濃度固溶体合金(Concentrated Solid-solution Alloy: CSA)を指す。本合金は構成元素の原子サイズの違いにより結晶内部に大きな格子ひずみを有すると考えられ、その格子間原子及び空孔の拡散挙動ならびに照射欠陥形成挙動は、従来材料とは異なる可能性がある。当研究室では高温で耐照射性に優れた新規構造材料として、低放射化 CSA の開発研究に取り組んでいる。

低放射化元素で構成され FCC 単相を有する CSA を基盤材料とし、耐照射性が最大限に発揮される構成元素の組み合わせと各元素濃度の最適化を行うため、溶解法によって CSA を作製し、構成元素濃度、積層欠陥エネルギー、微量不純物元素濃度等をパラメータとして、引張特性及び照射欠陥形成挙動を評価した。その結果、低放射化 CSA では Mn 及び Ni 濃度の調整(増減)により積層欠陥エネルギーを制御可能であり、結果として積層欠陥型の照射欠陥であるフランクループの数密度 N とサイズ d との積 $N*d$ の低下が示された(図 1)。また、マイクロリアクター等の次世代小型炉に応用が期待される金属積層造形法によって CSA を製作したほか、CSA と 316L 鋼の高温水蒸気腐食特性及び水溶液腐食特性についても調査した。本発表ではその概要と成果の一部を紹介する。

*本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354336 の助成を受けたものです。

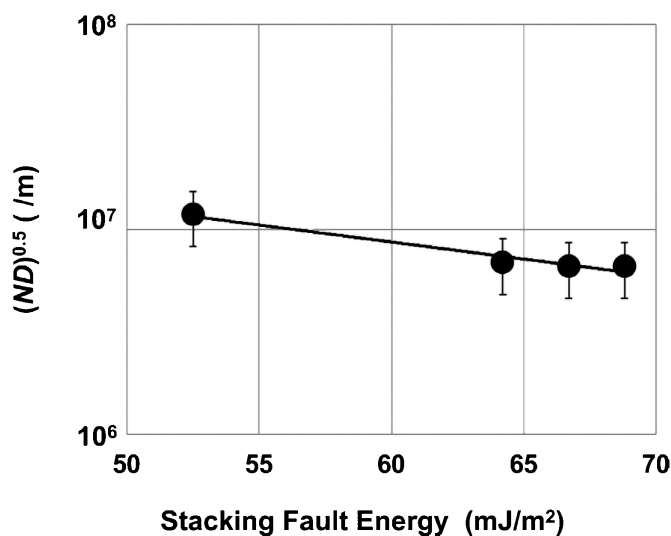


図 1 フランク型転位ループの数密度 N と平均サイズ d の積 $N*d$ と積層欠陥エネルギーの関係

SiC/SiC 複合材料への CVD 被覆プロセスインフォマティクス

○近藤 創介¹, 且井 宏和², 下田 一哉³

1 東北大学金属材料研究所, 2 産業技術総合研究所, 3 物質・材料研究機構

近年, 炭化ケイ素 (SiC) 複合材 (SiC/SiC) は, 高温で強度が低下しないことや水蒸気と反応しにくいこと等から事故耐性燃料構造体をはじめとした炉心構造材料として注目され, 長期的に照射後材料特性が調査されている。その中で防食技術は必須と考えられ, 発表では現在我々が取り組んでいる被覆技術の開発状況について紹介する。現在の防食技術の主流は金属被覆であるが, 課題は SiC と金属皮膜との間の照射下寸法特性の相違とそれによる剥離である。我々が最近開発した手法では, CVD によって SiC/SiC 上に高結晶で緻密な SiC, ムライト, アルミナを表面に直接結晶成長させておりセラミック被覆が得られ, 照射後の健全性・耐食性も良好であることがわかってきている。CVD は気相法であるため, 複雑形状に適用できることが大きな利点であるが, 膜質はガス流等の成膜パラメータに大きく依存する。そこで, 現在実施している文科省原シス課題において成膜パラメータと被覆対象となる構造の最適化を実施している。図 1 に示した様に, 複雑形状流路に CVD ガスを流すと複雑なガスの流れを生み出し, それに対応して被膜性能が変化する。本研究では, 被膜性能は開発した廃スルーブット微小試験片技術で強度を中心に収集およびマップ化し, 被膜性能と成膜時のガス流の相関を機械学習させている。これらの知見を基に AI によるプロセス最適化を実施し, プロセスにフィードバックし被膜の高度化を実施している。

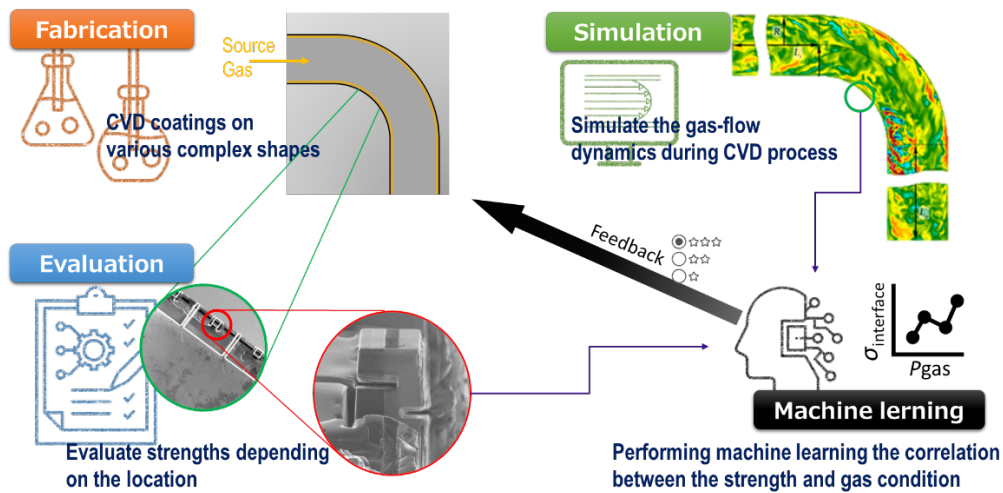


図 1 成膜技術高度化のフロー図

謝辞：本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354314, JPMXD0222682488 の助成を受けたものです。

セラミックス多層コーティングの強度評価法の開発と照射効果

○宮岸 太一^{1, 2}、近藤 創介¹、且井 宏和³、藪内 聖皓⁴、荻野 靖之¹、余 浩¹、笠田 竜太¹

1 東北大学金属材料研究所、2 東北大学大学院工学研究科、3 産業産業技術総合研究所、4 京都大学エネルギー理工学研究所

炭化ケイ素 (SiC) セラミックスは高温でも強度が低下しにくいことなどの優れた諸特性から、より事故耐性の高い燃料被覆管材料として考えられている。しかし、照射された SiC は高温高圧水環境下で腐食しやすくなることが近年報告されており、燃料被覆管に SiC を使用するためには腐食対策が必須である。我々の研究グループでは化学気相蒸着法を用いてセラミックスを用いた緻密で薄い多層コーティングを開発した。コーティングは3層からなり、構成はベース層を SiC、接着を担う中間層をムライト ($3\text{Al}_2\text{O}_3 \cdot 2\text{SiO}_2$)、トップ層をアルミナ (Al_2O_3) とした (図 1)。本研究ではムライト中間層を最適化するために非晶質・結晶の2種類のムライト層を比較対象とし、超微小試験技術を用いてコーティング各界面の強度に及ぼす照射効果を調査した。

界面強度測定の結果、非晶質ムライトを採用したコーティングの界面では照射によって強度が低下したが、結晶性のムライトを採用したコーティングではむしろ強度が向上する傾向が得られた (図 2)。ムライト中間層の TEM 回折像から照射によって非晶質ムライトは結晶化し、逆に結晶ムライトは非晶質化していることが確認できた。この結晶構造変化は照射による界面強度変化の原因の一つと考えられる。発表ではムライトの結晶性と照射による界面強度の変化について議論する。

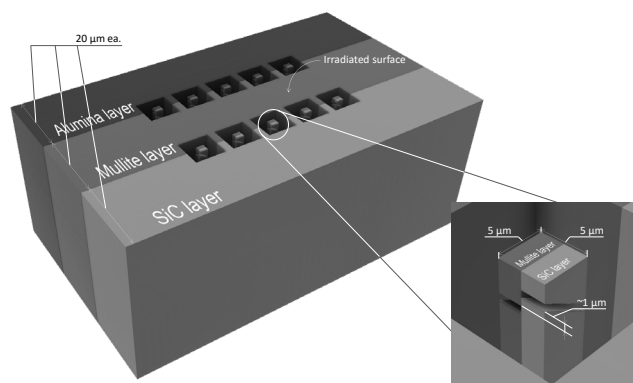


図 1 多層コーティング界面に作製した試験片の模式図。

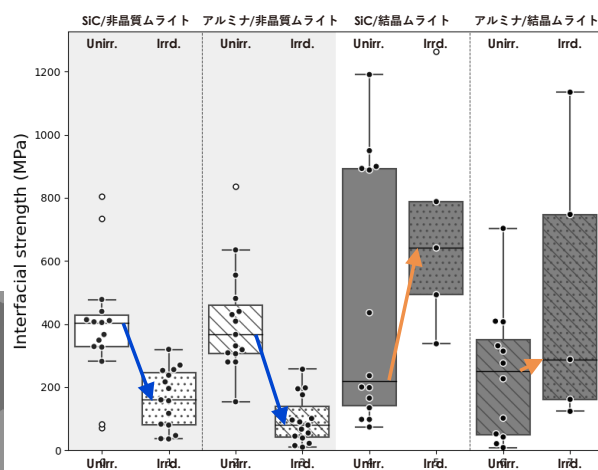


図 2 照射前後の界面強度測定結果。

SiC/SiC 複合材料の界面マイクロメカニクス評価技術開発

○野澤 貴史¹、安堂 正己¹、兪ジュヒョン¹、根本 義之²、山下 真一郎²

1 量子科学技術研究開発機構、2 原子力機構

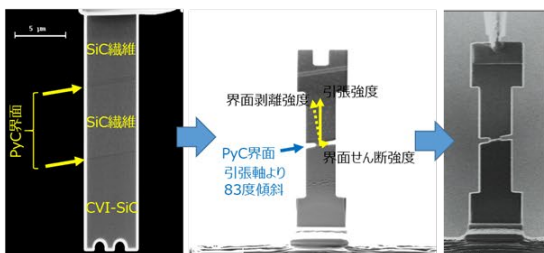
SiC/SiC 複合材料の多くの特性は、強化繊維とマトリックスの界面（F/M 界面）特性の影響を受け、中でも複合材料固有の擬延性を得るには F/M 界面での繊維のすべりを効果的に引き起こす必要がある。そのため、F/M 界面でのき裂進展挙動の理解が重要となり、き裂開始のクライテリアとして界面せん断剥離強度に着目した評価が進む。例えば、Karakoc らは F/M 界面強度パラメータの推定にマイクロピラーによる界面強度特性評価を提案している [1]。このマイクロピラー法は、Coulomb-Mohr 破損クライテリアを取り入れ、界面せん断剥離強度と摩擦力を考慮して、実効的な分解せん断応力を求めるものである。しかしながら、マイクロピラー試験単独では界面せん断剥離強度と摩擦力の分離評価はできない。そこで、本研究は、界面のマイクロメカニクスの評価のため、新たに開発を進めた超微小試験法の適用性について検討を行った。具体的には、マイクロピラー法と超微小引張試験法を併用することにより、界面せん断剥離強度だけでなく界面の摩擦力を評価し、摩擦係数の導出を試みた。

F/M 界面強度パラメータの簡便かつ精緻な評価を目標に、本研究ではまず超微小引張試験法（図 1 左）を導入した。本技術は微細組織に応じた強度評価が直接的に実施可能であり、また、統計的なデータ処理にも優れることから、界面のマイクロメカニクスをより厳密に評価しうる可能性を有する技術として利点がある。これまでに界面強度のノッチ鈍感性を示唆する結果を獲得し、F/M 界面評価のための試験片形状の検討が進展した。また試験数は限られるが、F/M 界面の強度異方性マップを取得し、界面剥離強度と界面せん断剥離強度の定量化が可能となった。次に、マイクロピラー試験を行い、超微小引張試験法で得られた界面せん断剥離強度を用いることで摩擦係数の推定が可能となった。

これら超微小試験技術は微細組織に応じた強度評価が直接的に可能であり、また、統計的なデータ処理にも優れることから、界面のマイクロメカニクスをより厳密に評価しうる可能性を秘める一方で、わずかな寸法誤差が得られる値の誤差となって不確かさを与えることが明らかとなり、その難しさも明らかとなった。しかしながら、界面の形状を考慮した補正を施すことで、既往研究とも大きく矛盾することなく、本技術の一定の妥当性を示す結果が得られた。

本研究発表内容の一部は、経済産業省資源エネルギー庁の令和 3 年度及び令和 4 年度の原子力の安全性向上に資する技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）の成果である。

① マイクロ引張試験



② マイクロピラー試験

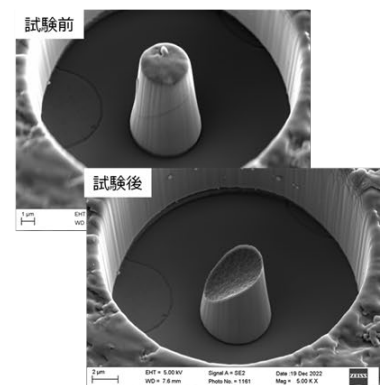
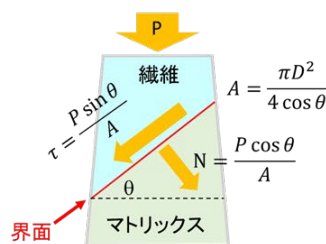


図 1 SiC/SiC 複合材料の繊維/マトリックス界面のマイクロメカニクスの概略

[1] O. Karakoc et al., Composites Part B 24 (2021) 109189.

JAEA における ATF 基礎基盤研究

アフイカ モハマド¹、根本 義之¹、相馬 康孝¹、石島 暖大¹、佐藤 智徳¹、井岡 郁夫¹、ハイ ファム¹、
三輪 周平¹、中島 邦久¹、加治 芳行¹、山下 真一郎¹、○逢坂 正彦¹

¹ 日本原子力研究開発機構

ATF 等の新型燃料実用化においては、関連技術開発やそれらの基となる科学的知見の取得及び拡充が不可欠である。JAEA は、照射試験実施による燃料ふるまい解析技術基盤の構築のための研究開発を行い、長期を要する開発において、開発内容やスケジュールの予見性向上に貢献していくべきと認識している。このため、実装化が最も早い Cr コーティング被覆管に関して、燃料ふるまいのメカニズムに立ち返り、「長期照射時の影響」「事故時影響」に関する科学的知見を拡充することを目的とした基礎基盤研究計画を立案し、研究をすすめている。本発表では各研究項目（図 1）の内容や期待される成果、これまでに得られた結果等を紹介する。

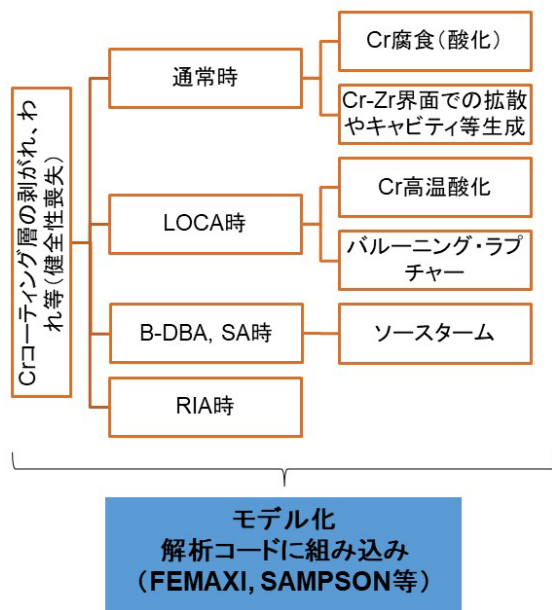


図 1 Cr コーティング被覆管燃料ふるまいに係る基礎基盤研究項目

The transition of protective coating to no-longer protective coating of Cr-coated Zry cladding in high-temperature steam oxidation

○Afifa Mohamad¹, Yoshiyuki Nemoto², Kenichiro Furumoto², Yuji Okada², Daiki Sato²

1 Japan Atomic Energy Agency 2 Mitsubishi Heavy Industries, LTD.

Cr-coated Zry cladding, FeCrAl and SiC are the well-known cladding candidates for the Accident Tolerant Fuel (ATF) due to the promising oxidation resistance compared to the zirconium alloy (Zry) cladding [1]. In order to utilise these candidates as new cladding materials for the Light Water Reactors (LWRs), a screening under normal operation (NO) and accident conditions is necessary. For the Cr-coated materials, there are numerous reports on the integral tests or small-scale tests to simulate the NO and accident conditions [2-5]. However, for the severe accident phenomena, many questions remain about the oxidation behaviour of Cr-coated materials as they approach the Cr-Zr eutectic temperature of 1332 °C. In this study, the oxidation tests of Cr-coated Zry cladding were carried out under various oxidation conditions in order to understand the oxidation behaviour of Cr-coated at high temperatures, mainly above the eutectic temperatures.

Cr-coated Zry cladding (MDA: Mitsubishi Developed Alloy) was used in the oxidation tests, with a thickness of 10 µm of Cr coating on the outer surface of the Zry cladding (one-sided coating). Two-sided oxidation tests were carried out in a steam atmosphere at 1100-1400 °C for 5, 30 and 60 minutes. During the test, the Ar flow was introduced from the start of the test and then steam was injected only at the target conditions (e.g. 1100 °C for the 5 minutes) to better understand the effect of steam at specific oxidation conditions. After the test, the surface and cross-section of the samples were characterized using optical microscopy and electron probe microanalysis (EPMA).

The results obtained showed that the Cr coating can protect the Zry substrate at 1200 °C/5min. On the other hand, the Cr coating no longer protected the Zry cladding at 1200 °C/30 min. The onset of the non-protective coating was caused by the Zr migrating outwards

into the Cr metal layer and precipitating along the Cr grain boundary (GB). Oxygen then preferentially reacts with the Zr at the GB to form ZrO₂. The formation of ZrO₂ at the Cr-GB becomes a short path for O diffusion and reacts with the interlayer and substrate regions. The details of the oxidation behavior as reported in [6] will be discussed in the poster presentation.

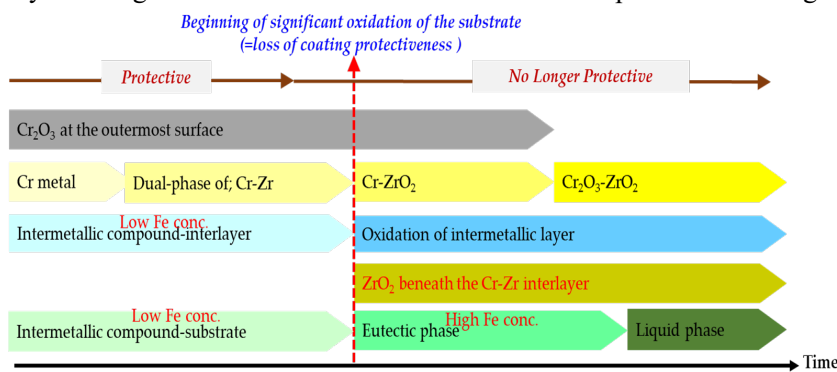


Figure 1 Major phenomena observed during the transition of "protective coating" to "no longer protective coating"[6].

References:

- [1] Terrani et al., J. Nucl. Mater. 501 (2018)13-30.
- [2] Okada et al., Proceedings of the TOPFUEL 2021, 2021.
- [3] Brachet et al., J. Nucl. Mater., 533 (2020) 152106.
- [4] Liu et al., Corros. Sci. 202 (2022) 109805.
- [5] Mohamad et al., Corros. Sci., 224 (2023)111540.

イオン照射下軽水炉環境での腐食挙動評価技術の開発

○相馬 康孝¹、山下 真一郎¹、長谷川 晃²、近藤 創介²

1 日本原子力研究開発機構

2 東北大学

Cr コーティング被覆管 (Cr-Zry) は使用環境中において腐食等により劣化することが予測されるが、公表されている知見は十分ではない。Cr-Zry の挙動評価のための炉内試験は、2023 年現在、海外炉に依存しており、得られるデータ数が少ない上に多大なコストと時間を要している。このことから国内においてより柔軟に実施可能な代替照射下腐食評価技術が必要とされている。これに対し JAEA は、プロトンビーム (東北大学サイクロトロン加速器) による照射損傷、高温水による腐食、及びラジオリシスの重畳環境において Cr-Zry の挙動評価が可能となる装置 (プロトン照射下腐食試験装置: 図 1) の開発を行っている。本発表では、当該装置の開発状況、及び先行研究にない特徴である電気化学測定による腐食状態のその場測定機能に関して報告する。

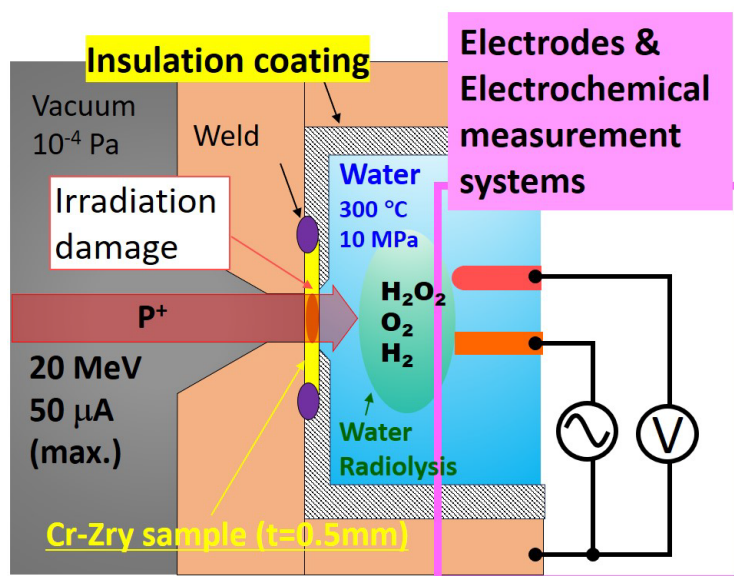


図 1 プロトン照射下腐食試験装置の模式図

BWR用8×8単一集合体体系における沸騰シミュレーション

○神谷 朋宏¹、小野 綾子¹、永武 拓¹、多田 健一¹、近藤 諒一¹、長家 康展¹、吉田 啓之¹

¹ 日本原子力研究開発機構

JAEA では、炉心設計コードの参照解の取得を目的とし、マルチフィジックスプラットフォーム JAMPAN(JAEA Advanced Multi-Physics Analysis platform for Nuclear systems)上で、核計算モンテカルロコード MVP と多相多成分詳細熱流動解析コード JUPITER を結合させることで、詳細かつ忠実な核熱連成解析の実現を目指している。BWR を対象としたとき、熱流動解析コードには燃料棒表面での沸騰を考慮することが求められる。そこで、エネルギー方程式の時間発展によって得られる温度と飽和温度の差から相変化量を見積もる、温度回復法を用いて燃料棒表面での沸騰を考慮し、図1に示される BWR 8×8 STEP-II 単一燃料集合体体系の熱流動解析を行った。圧力は 7.07 MPa、入口温度は 549.15 K とした。初期条件では、計算体系全体が水で満たされており、下面境界からサブクール度 10 K の水を速度 2.15 m/s で流入させた。

図2に、各時刻でのサブチャンネル(図1の斜線部)における、移動平均が施されたボイド率(蒸気の体積割合)の軸方向分布を示す。流入した水は発熱する燃料棒から熱を受け取り、水から蒸気へ相変化する。そのため、図2に示されるように、集合体上方に向かうに従いボイド率が增大する。また、図2から4秒程度でボイド率分布はほぼ一定の分布となることが確認される。今後は、JAMPAN 上で MVP/JUPITER の核熱連成解析を実施する予定である。

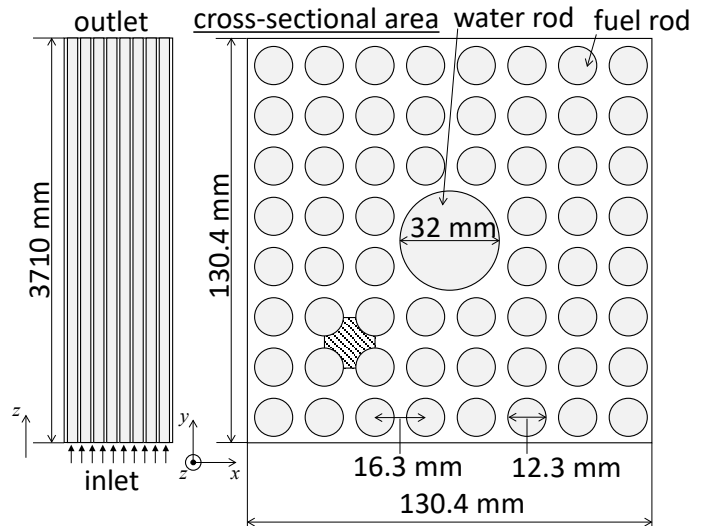


図1 計算体系

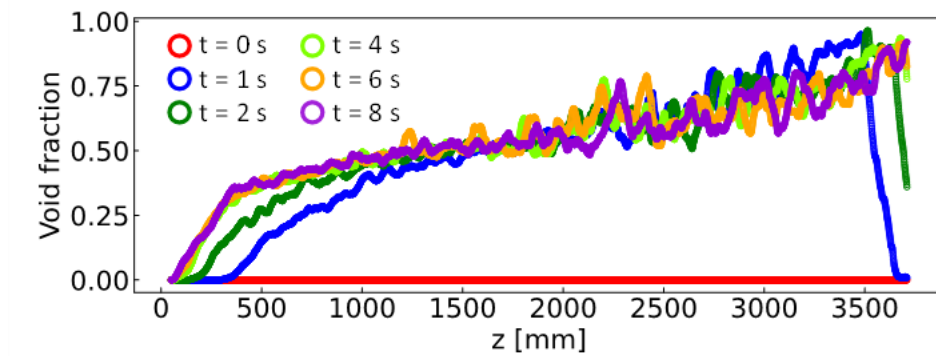


図2 各時間における移動平均の軸方向ボイド率分布

マルチフィジクスプラットフォーム JAMPAN の開発

○多田 健一¹、近藤 諒一¹、神谷 朋宏¹、永武 拓¹、小野 綾子¹、長家 康展¹、吉田 啓之¹

¹ 日本原子力研究開発機構

JAEA では、現在、Python ベースのマルチフィジクスプラットフォーム JAMPAN(JAEA Advanced Multi-Physics Analysis platform for Nuclear systems)の開発を進めている。図1に示すように、JAMPAN では HDF5 形式の JAMPAN データコンテナを介してそれぞれの計算コードを結合している。このように計算コードの依存性を無くすことで、様々なコードを容易に入れ替えることが可能である。JAMPAN の最初の目標は、炉心解析コードの参照解を提供するための核熱結合計算である。JAMPAN では、解析対象のスケールや詳細度に応じて熱水力計算コードを入れ替えることを想定しており、現在は多相多成分詳細熱流動解析コード JUPITER、三次元二流体モデル解析コード ACE-3D、三流体サブチャンネルコード NASCA の三つの熱流動計算コードを用いることができる。核計算コードについては連続エネルギーモンテカルロ計算コード MVP のみに対応しているが、他の核計算コードの対応も検討している。また、今後は ATF の解析を見据え、燃料ふるまい解析コード FEMAXI など、核計算・熱水力計算以外の計算コードとの連携も今後実施していく予定である。本発表では、JAMPAN の概要について紹介する。

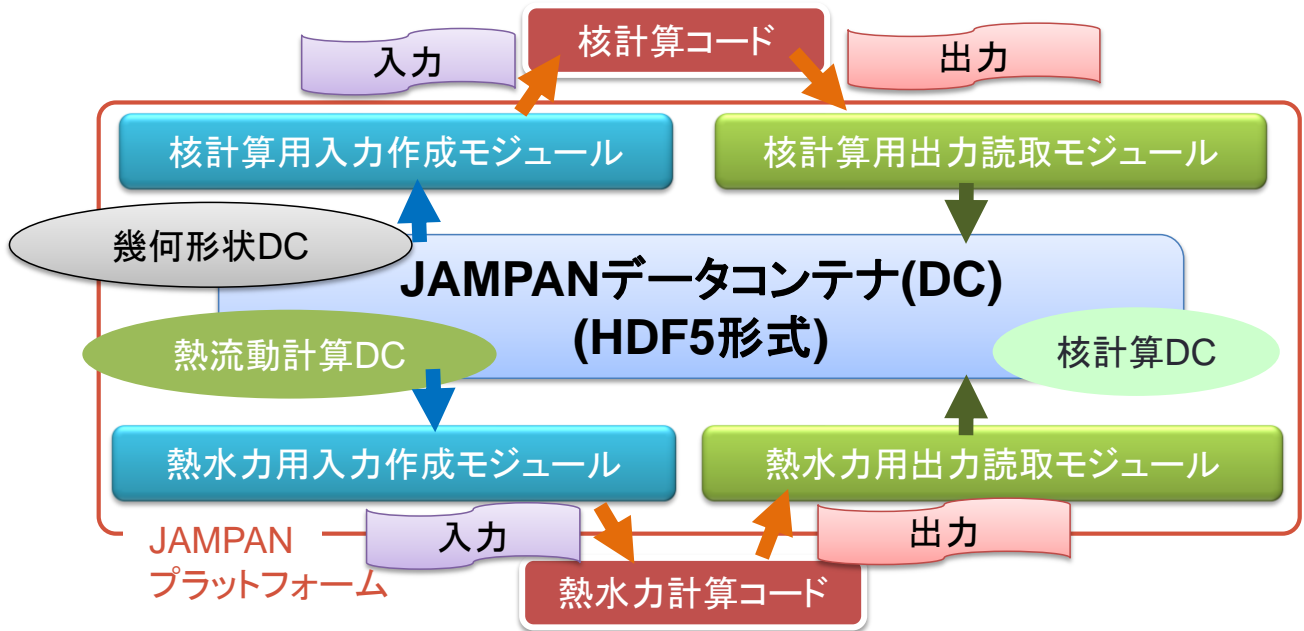


図1 JAMPAN の構成

Study on FP chemistry for improvement of LWR source term

○リザール ムハンマド、中島 邦久、唐澤 英俊、ルー ヴニャット、三輪 周平

日本原子力研究開発機構

Our research focused on, but is not limited to, cesium (Cs) and iodine (I) chemistry due to their high impact on the overall source term. The retention or release of both elements is largely affected by chemical interaction with materials that are present in the reactor. To understand their chemistry during transport in the event of a nuclear severe accident (SA), we studied the interaction phenomena taking place from high- to low-temperature conditions. We have succeeded in elucidating these phenomena (particularly Cs) and summarized them in a fission product (FP) chemistry database ECUME. This database not only could deepen our understanding of the mechanism of Cs and I chemistry in an SA, but could also improve source term analysis. Improvement in the reaction between Cs vapor and stainless steel was shown by the use of the ECUME database in SA analysis code SAMPSON. Better reproducibility of Cs retention at high temperatures of the large-scale experiment was obtained, in contrast to using the MELCOR Cs interaction model (i.e. widely used model in SA code) that was worse in reproducing such phenomenon. Taking into consideration of near-term implementation of Accident Tolerant Fuel (ATF) materials such as chromium (Cr)-coated Zircaloy, further study on the interaction with FP would be important to ensure the material impact on source term because the reaction between Cs and Cr can be thermodynamically expected.

Cr コーティング事故耐性燃料被覆管の高温酸化モデル検討

○谷口 良徳¹、宇田川 豊¹¹ 日本原子力研究開発機構

事故耐性燃料（ATF）の一つである Cr コーティング被覆管は、従来材（非コーティング Zr 合金）に比べ高い高温酸化耐性を示す一方、その保護効果には限界があり、シビアアクシデント（SA）耐性の適切な評価や同材料に適した規制基準の検討に資する評価手法の確立が望まれる。従来設計の軽水炉燃料から ATF まで、また通常運転時から SA 時までをカバー可能な国内共通解析基盤の構築に向け、燃料挙動解析コード FEMAXI 及び RANNS を開発している。この一環として、Cr 層の保護効果への影響が指摘されている、Zr 侵入による Cr 層劣化等の素過程をモデル化し、実験解析を通じて、開発したモデルのパラメータ決定及び動作検証を実施した。Cr 層が関与する高温反応として、①外面側 Cr₂O₃ 成長、②母材金属層への Cr 拡散、③母材金属層界面からの Zr 侵食とその酸化による析出 ZrO₂ 網形成、④同経路形成による母材金属層への酸素拡散加速、⑤Cr 層と母材金属層界面での ZrO₂ 層形成と成長を高温酸化モデルへ導入した。Cr コーティング（15 μm 厚）M5™ 被覆管の高温酸化実験¹を解析した結果、観察された Cr 層の保護効果消失、Cr 層下での ZrO₂ 層形成、母材金属層への酸素侵入挙動を同時に再現することができた（図）。金属層中への酸素吸収は有意な ZrO₂ 層形成のない（図中”Protected”）段階で始まり、SA 条件は元より、事故時の炉心冷却形状維持に係る ATF の性能把握の観点からも、保護効果喪失素過程の把握とモデルへの適切な反映を通じた挙動予測の信頼性向上が重要となる。

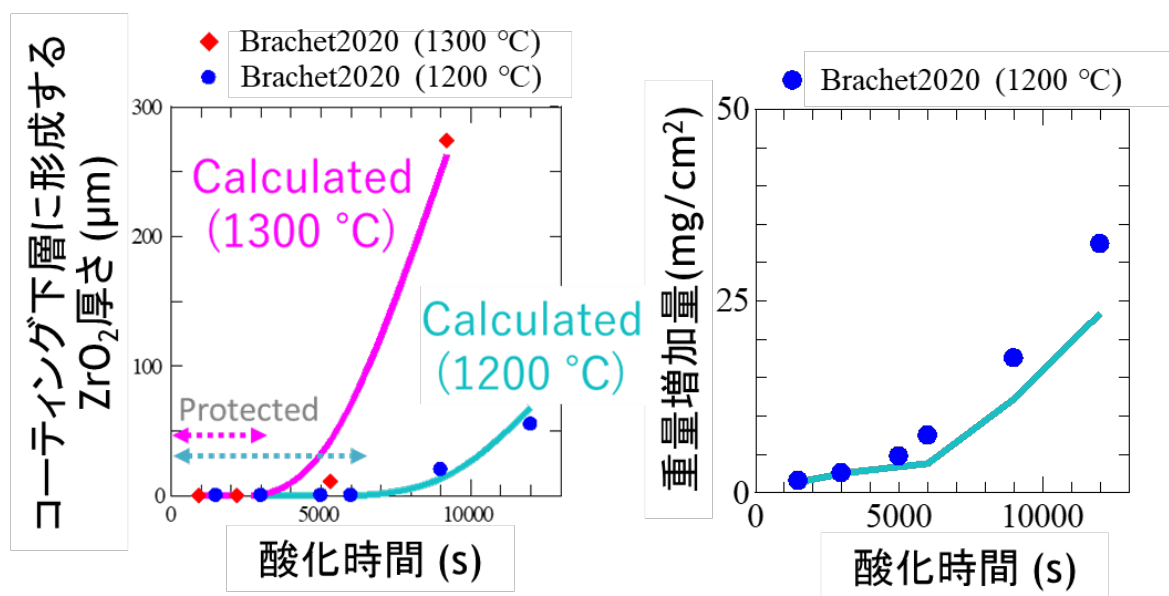


図 Cr コーティング M5™ 被覆管の解析例

¹ J.C. Brachet, et al., Evaluation of Equivalent Cladding Reacted parameters of Cr-coated claddings oxidized in steam at 1200C in relation with oxygen diffusion/partitioning and post-quench ductility, J. Nucl. Mater., Vol.533, 152106, 2010

原子力規制庁における核燃料安全研究計画について

-事故耐性燃料等の事故時挙動研究

○江口 裕¹、福田 拓司¹、山内 紹裕¹

1 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

現在、事故耐性燃料（ATF）の開発が世界的に進められており、我が国でも Cr コーティング Zr 合金被覆管を用いた ATF について、少数体の先行的な導入及び本格的な導入を行う計画が事業者により示されている。Cr コーティング Zr 合金被覆管の導入申請に備え、Cr コーティング Zr 合金被覆管の規制基準への適合性を判断するための知見を取得することが必要である。また、従来型燃料については、設計基準事故の一つとして想定される冷却材喪失事故において、燃料ペレットの破碎・細片化、発生したペレット細片の被覆管膨れ部への移動・集積及び破裂部からの放出（FFRD）等のように、原子炉の安全性に影響を及ぼし得るが現行基準では考慮されていない燃料損傷挙動が事故模擬試験等から確認されている。FFRD のように、知見の蓄積が十分でない燃料損傷挙動については、引き続き試験研究を進め、必要に応じて規制基準等の見直しの検討を行うことが重要である。本ポスターセッションでは、これらの状況を踏まえて原子力規制庁において新たに作成した令和 6 年度－令和 10 年度の核燃料安全研究計画について、その概要を紹介する。

材料部会ロードマップの概要

若井栄一^{1,2}、○大久保成彰^{1,3}

¹ 日本原子力研究開発機構 ² 日本原子力学会 材料部会 「原子力材料分野のロードマップ2020」WG 委員長 (当時)

³ 日本原子力学会 材料部会 「原子力材料分野のロードマップ2020」WG 事務局 (当時)

原子力学会材料部会では、2019年12月からロードマップWGを中心に活動を進め、部会内協力のもと、2021年5月に材料部会として初めてロードマップが纏められました。我々が直面している多くの課題に対して、今後時間をかけて乗り越えていく必要があることから、若手、中堅、ベテランからなる40名超のWGメンバーを構成しました。本稿では、本ロードマップ(RM)の概略を紹介します。

本RMは、2030年、2040年、2050年までの3つのフェーズで取り組むべき課題とその対策方法、及び期待される成果を主に示しています。まず、我々が取り組むべき活動において最も重要な目的と課題は、**材料科学技術の向上と材料 R&D サイクルの効率化**であると考えました。そこで、取り組むべき課題と方法については、**材料 RM における 8つのツール**の視点から評価することにしました。それぞれのツールを協働させていくことによって、原子力システムと材料科学技術のためのRMとして機能し、原子力材料分野において、より社会に役立つような成果創出につながることを期待されます。

このようなRMには、**循環型の持続可能な社会**、**環境に調和する社会を実現**させることや、社会に対して情報や将来展望を論理的に可視化させて発信し、これまで以上に社会との対話や議論をしていく活動を行っていくことが必要です。ここには、国の科学技術やエネルギー基本計画、関連する部会等で示されているRMなどを参考にしつつ、我々が直面している様々な課題を如何にして解決していくべきか、また、新たな取り組み方として、我々は何をするべきか、さらには、本質的な研究と開発力の実効的な発展を成し遂げ、世の中の役に立つために考えるべきこと、取り組むべきことが盛り込まれています。例えば、革新的な材料や技術の研究開発を始めとして、投資循環型モデルやその成長モデル作り、DX (デジタルトランスフォーメーション) やAI (人工知能)の技術戦略、およびSDG's (持続可能な開発目標) 対策など。本WSのテーマである**ATFに関する現状と課題と期待される成果も含めて**、2050年までに我々が獲得しているべき、イノベーション材料科学技術、高性能・高効率な原子力システム等の道標を示しています。本RMの価値を高めるためには、定期的に更新していく必要があります。

本ロードマップの詳細は、材料部会HP(2021.05.27 更新の欄をご覧ください。www.aesj.or.jp/~material/)



図1. 材料RMにおける8つのツール (サポート含)

水化学ロードマップ 2020 における ATF の技術課題

○河村 浩孝¹

¹ 一般財団法人 電力中央研究所

水化学部会では、福島第一原子力発電所の事故を受け、経産省資源エネルギー庁の「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」と整合し、最新の深層防護に立脚した水化学管理を確立することを目的に2017年4月に水化学ロードマップ策定検討WG（主査：渡邊豊東北大学教授，委員：大学，研究機関，電気事業者，プラントメーカーの20名）を立ち上げ、「水化学ロードマップ2020」[1]を2020年3月に策定した。

通常時の水化学に関する課題として、応力腐食割れ(SCC)の抑制，配管減肉環境緩和，SG長期信頼性確保，燃料被覆管の健全性維持，クラッド付着対策による核燃料の性能維持，線源強度低減などを水化学の安全基盤研究として位置づけ，その改善と高度化に係る課題を見直した。また，自主的安全性向上に向けた新たな研究・技術課題として，1F事故炉の水化学に触れると共に，事故耐性燃料(ATF)の被覆管の腐食/水素吸収に及ぼす水化学の影響評価を取り上げた。ATFの技術課題としては，具体的にATF等改良型燃料被覆管・部材の腐食/水素吸収特性に対する機構論的な評価手法の確立および機構論に基づいた水化学の影響評価を取り上げ，後者は，機構解明研究の中に位置づけた。

本ポスター発表では，その概要を紹介する。

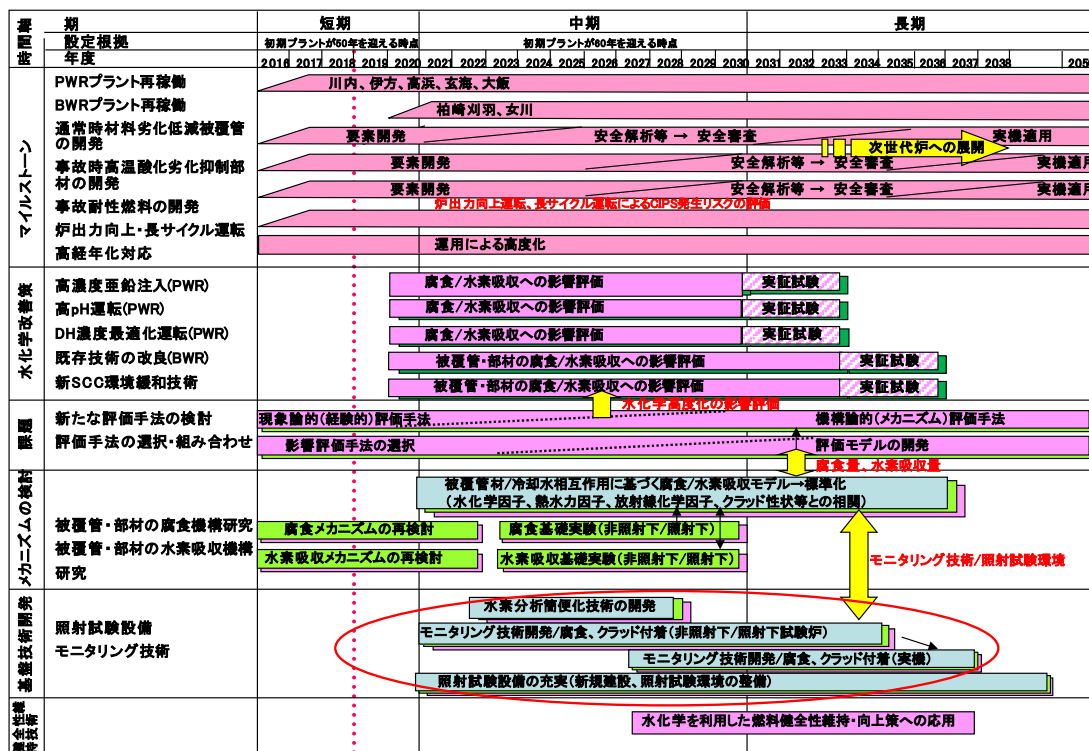


図1 被覆管・部材の腐食/水素吸収特性に関わる課題ロードマップ

参考文献

[1] “水化学ロードマップ2020”，日本原子力学会 水化学部会，(2020)。

燃料プラットフォームの活動と A T F

○中森 文博¹、稲垣 健太¹、太田 宏一¹、尾形 孝成¹

¹ 電力中央研究所

原子力委員会が2017年7月に策定した「原子力利用の基本的考え方」の提言に基づき、電力中央研究所は軽水炉燃料の研究開発強化を目的に、原子力関係事業者と研究機関との連携・協同を図る「燃料プラットフォーム」を2018年10月に設置した。燃料プラットフォームの委員は電力会社、燃料製造事業者および日本原子力研究開発機構等の研究機関から選任し、内閣府原子力政策担当室、資源エネルギー庁、電気事業連合会等の担当者もオブザーバとして参加した。燃料プラットフォームでは、2018-2019年に実施したフェーズ1[1]で軽水炉燃料に係る研究開発課題を抽出し、2020-2022年のフェーズ2で表1に示すテーマについての国内外の技術開発状況を調査および分析することで、産業界の立場から優先度の高い研究開発項目をまとめた[2]。これらは、今後国内の研究開発機関が軽水炉の高度利用や次世代革新炉開発等に向けた研究開発項目を効率的に選定していくための指針となる。本発表では、燃料プラットフォームの活動を紹介するとともに、そこで議論されたA T F開発の位置づけについて報告する。

表1 調査および分析した研究テーマ（研究開発項目などは紙面の都合上割愛）[2]

テーマ（着手が望まれる時期）	
現行被覆管材の改良（10年程度以内）	
ATF被覆管等の開発（10年程度以内）	ATF被覆管
	SiC/SiCチャンネルボックス
	新型制御棒
燃料ペレットの改良（10年程度以内）	添加物入り燃料
	多量添加物入り燃料、窒化物、シリサイド
事故時挙動の把握（5年程度以内）	LOCA
	RIA
ウラン濃縮度5%超燃料に向けた検討（10年程度後で可）	
高燃焼度化に向けた検討（10年程度後で可）	
燃料挙動モデル開発（5年程度以内）	コード開発
	通常時
	DBA、BDBA、SA
乾式貯蔵時燃料健全性実証（10年程度後で可）	

謝辞

本発表内容をまとめるにあたって、調査、ご議論いただいた燃料プラットフォームの委員各位に謝意を申し上げます。

参考文献

- [1] 尾形孝成, “燃料プラットフォームの状況”, 2020年度第31回原子力委員会定例会議, 第31回原子力委員会資料第3号, 2020年10月6日.
http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryoy2020/siryoy31/3_haifu.pdf (参照 2023-11-10)
- [2] 稲垣健太ら, “産業界の視点を反映した軽水炉燃料研究課題の分析 - 燃料プラットフォーム フェーズ2の成果 -”, 電力中央研究所, 電力中央研究所報告 (in press).

Development of SiC core material for LWR

○Satoru Kuboya¹, Toshiki Nishimura¹, Masaru Ukai¹, Shoko Suyama¹

¹ Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation (Toshiba ESS) has been developing core material of Silicon Carbide (SiC) composite for a candidate of accident tolerant fuel (ATF) since 2012. Even though SiC has several desired properties for ATF, it is necessary to develop fabrication and manufacturing technologies. Our SiC/SiC composite core material are made by means of braiding SiC fibers and CVD/CVI process. In addition to developing fabrication process of SiC/SiC composite, other manufacturing technologies which are necessary to use the composite as ATF core materials also have to be developed. From this point of view, Toshiba ESS has been developing SiC/SiC core material as LWR accident-resistant material and succeeded in building manufacturing process of SiC/SiC composite which meets the performance and function requirement for practical use in Light Water Reactors (LWR).

SiC/SiC composite to be applied to core material should meet the performance requirement, such as mechanical strength, airtightness or corrosion resistance. In this session, we present the results of fabricating and manufacturing SiC/SiC composite core materials. Since mechanical properties of the composite depend on braiding process, pre-treatment of the SiC fibers and orientation of the fibers were considered to meet the performance requirement. Airtightness which is required for the fuel cladding tube was achieved by designing the end plug and developing joining and sealing processes between the SiC tube and the plugs. In this process, both ends of the SiC composite tube were plugged with SiC end plugs, and jointed and sealed by means of brazing keeping airtightness in Helium environment. In addition, the inspection technologies which are appropriate to evaluate integrities of the SiC composite materials and the brazed joints were explored. Corrosion resistance of SiC/SiC composite cladding tube samples which are made with developed processes was evaluated in simulated environment of LWR.

These principal results of the various examinations and the current issues about our research and development shall be presented.

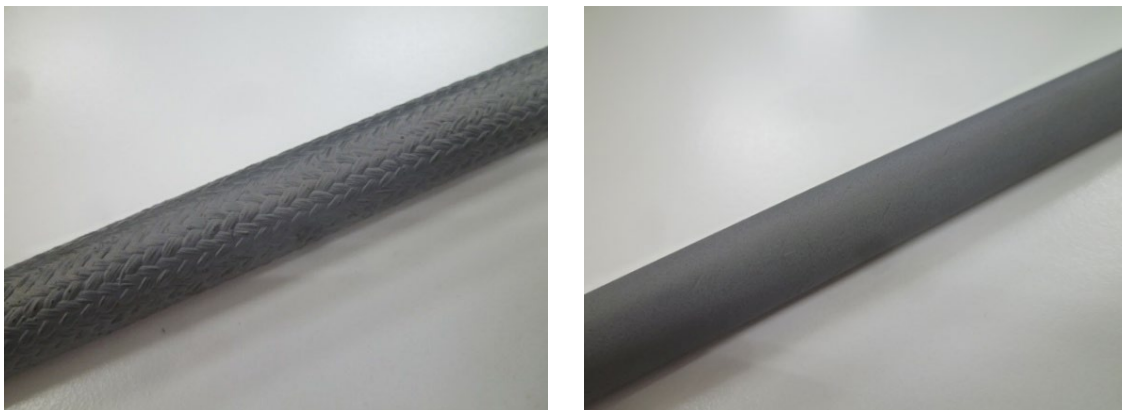


Fig.1 SiC/SiC composite tubes with different braiding procedure

Cr コーティング被覆管の事故時性能及び特性

○岡田 裕史¹、古本 健一郎¹、佐藤 大樹¹、村上 望¹、篠原 靖周²、小方 宏一²、清水 勇希²

1 三菱重工業株式会社、2 MHI 原子力研究開発株式会社

三菱では、事故耐性被覆管として Zr 基合金被覆管を基材とする、Cr コーティング被覆管の開発を進めている。耐酸化性能に優れる Cr を薄くコーティングすることで、事故時の耐酸化性能向上や通常運転時の耐食性向上といった被覆管外表面での相互作用に係る性能を向上させ、その他の被覆管の特性及び挙動には影響を与えないことが期待される。このことから、炉外試験によって、事故時及び通常運転時における Cr コーティング被覆管の性能や特性を確認している。本ポスターでは、三菱製 Cr コーティング被覆管の事故時性能及び特性について報告する。

Cr コーティング被覆管は、Zr 基合金 (MDA: Mitsubishi Developed Alloy) 被覆管を基材とし、その外表面に、物理蒸着法により、厚さ 10 μm の Cr 被膜を成膜し、作製した。作製したコーティング被覆管について、LOCA バースト試験、高温クリープ試験、高温酸化試験及び LOCA インテグラル試験を実施し、コーティングによる性能向上や各種特性への影響有無を確認した。

LOCA バースト試験

昇温速度：2、5°C/s、初期内圧：7~14 MPa の条件で試験を実施した結果、Cr コーティング被覆管のバースト温度及び膨れ量 (20%以上) は、コーティングなし被覆管と同等であり、コーティングによる膨れ破裂挙動への影響はないことを確認した。^[1]

高温クリープ試験

温度：650~850°C、内圧 10~110 MPa の条件で試験を実施した結果、変形量の小さい範囲 (~10%) では、Cr コーティング被覆管のクリープ速度は、コーティングなしに比べて遅くなる傾向であることを確認した。^[1]

高温酸化試験

温度：1150、1200°C、時間：3000~7500 秒の条件で試験を実施した結果、Cr コーティング被覆管では、高温水蒸気中酸化に伴う重量増加が抑制され、耐酸化性能が向上することを確認した。^[2]

LOCA インテグラル試験

LOCA インテグラル試験を実施した結果、Cr コーティングなしでは急冷時に折損する条件において、Cr コーティング被覆管は Zr-Cr 共晶温度(1332°C)を超えても折損せず、Cr コーティング被覆管の耐 LOCA クエンチ性能は向上することを確認した。また、Zr-Cr 共晶温度を超えても、コーティングにより、酸化による脆化が抑制される可能性が示唆された。^[3]



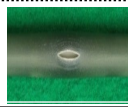

	Crコーティング被覆管	コーティングなし(MDA)
1200°C		
1350°C		

図 Cr コーティング被覆管の LOCA インテグラル試験結果 (試験後外観及び膨れ破裂部/破断部近傍の断面金相) : 温度：1200、1350°C、酸化量：30%ECR*、拘束力：なし * Baker-Just 式を用い、コーティングなし被覆管が両面酸化される条件で計算した際の ECR 量

[1] 佐藤他、日本原子力学会 2023 年秋の大会 2C16、[2] 岡田他、日本原子力学会 2022 年秋の大会 2D03、

[3] Okada et. al., Proceedings of TopFuel 2021.

Cr コーティング被覆管の通常運転時性能及び特性

○小方 宏一¹、清水 勇希¹、篠原 靖周¹、長嶺 邦孝¹、甲川 憲隆¹、
岡田 裕史²、古本 健一郎²、佐藤 大樹²、村上 望²

1 MHI 原子力研究開発株式会社、2 三菱重工業株式会社

本ポスターでは、三菱製 Cr コーティング被覆管の通常運転時に関わる性能について報告する。Cr コーティング被覆管は、Zr 基合金（MDA：Mitsubishi Developed Alloy）被覆管を基材とし、その外表面に、物理蒸着法により、厚さ 10 μm の Cr 被膜を成膜し作製した。作製したコーティング被覆管について、引張試験、表面粗さ測定、疲労試験、腐食試験を実施し、基本的な被覆管の特性について現行の MDA 被覆管と比較することで、コーティングによる性能向上や各種特性への影響有無を確認した。

引張試験

温度：室温及び 385°C、引張速度：0.005mm/mm/分（0.2%耐力以降 0.05 mm/mm/分）の条件で試験を実施した結果、Cr コーティング被覆管の機械特性は現行被覆管と同等であることを確認した。また、破断部の SEM 観察より、変形の大きな領域でも被膜が界面との密着性を維持していることを確認した。 [1][2]

表面粗さ測定

Cr コーティングあり/なしの MDA 被覆管の表面粗さを比較し、コーティング後も被覆管の表面粗さは同等であることを確認した。

疲労試験

温度：316°C、負荷歪 1.0%、周波数最大 1.0Hz の C リング疲労試験を実施し、歪振幅 $\pm 1\%$ におけるコーティング被覆管の疲労強度は MDA（コーティングなし）と同等であった。

腐食試験

温度：360°C、水質：PWR 炉水模擬（Li:3.5 ppm/B:950 ppm）の条件で 180 日の腐食試験を実施し、Cr コーティング被覆管の腐食増量はコーティングなし被覆管よりも低くなっており、Cr コーティングにより耐腐食性が大幅に向上することを確認した。また、室温の中子拡管試験により周方向に歪みを与え、Cr 被膜に人工的に欠陥を付与したサンプルについても腐食試験を実施した結果、腐食期間 30 日まで、欠陥を通じての腐食の進行は限定的であった。 [2]

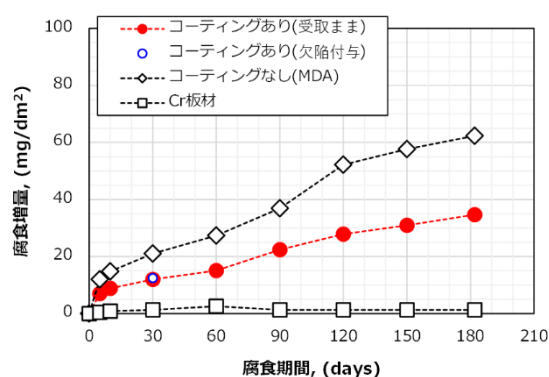


図 Cr コーティング被覆管の腐食試験結果

[1] 岡田他、日本原子力学会 2021 年秋の大会 2D08

[2] 岡田他、日本原子力学会 2023 年秋の大会 2C17

FeCrAl-ODS 被覆管の研究開発

○坂本 寛¹、松永 純治²、土屋 暁之³、山下 真一郎⁴

1 日本核燃料開発、2 グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン、3 日立 GE ニュークリア・エナジー

4 日本原子力研究開発機構

BWR 装荷を目標として、事故耐性の高い改良ステンレス鋼 (FeCrAl-ODS) 燃料被覆管の研究開発を進めている。研究開発では、既存軽水炉に装荷した場合の影響評価、解析・評価に必要な材料物性データ取得を行っている。

既存軽水炉に装荷した場合の影響評価では、商用解析コードを用いて現行の Zr 合金製燃料被覆管を FeCrAl-ODS に置換した場合の影響を解析して、炉心成立性、設計成立性が確保できる見通しを得ている。また、これら炉心成立性、設計成立性が確保できる燃料設計における過酷事故時の事故進展を過酷事故解析コードにより評価して、過酷事故時に事故進展緩和効果が得られることも確認している。

材料物性データ取得では、上記の影響評価を実施するために、FeCrAl-ODS 試験材の試作・性能評価、試験材を用いた材料物性データの取得・評価を継続的に実施している。これまでに取得・評価の対象となった材料物性の代表例としては、通常運転時の燃料ふるまい解析で重要な FeCrAl-ODS 試験材の機械的特性及び機械的特性に与える中性子照射損傷の影響 (図 1)、過酷事故時の事故進展解析で重要な FeCrAl-ODS 試験材の高温水蒸気環境下における酸化特性が挙げられるが、腐食特性、水素脆化特性、摩耗特性、座屈特性、疲労特性、LOCA 時における破損特性、高温での燃料との共存特性等も取得している。これらデータ取得では積極的に国内外の研究機関での共同研究体制を利用し、例えば中性子照射試験や LOCA 模擬試験は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利用して、米国オークリッジ国立研究所との共同研究で実施した。また、2024 年度からは米国アイダホ国立研究所の試験炉において FeCrAl-ODS/UF₆ 模擬燃料棒の照射試験を開始して、照射環境下における燃料と燃料被覆管との共存特性及び炉内クリープ特性の取得も計画している。

本ポスター発表では、上記の FeCrAl-ODS 被覆管の研究開発状況や今後の計画を紹介する。

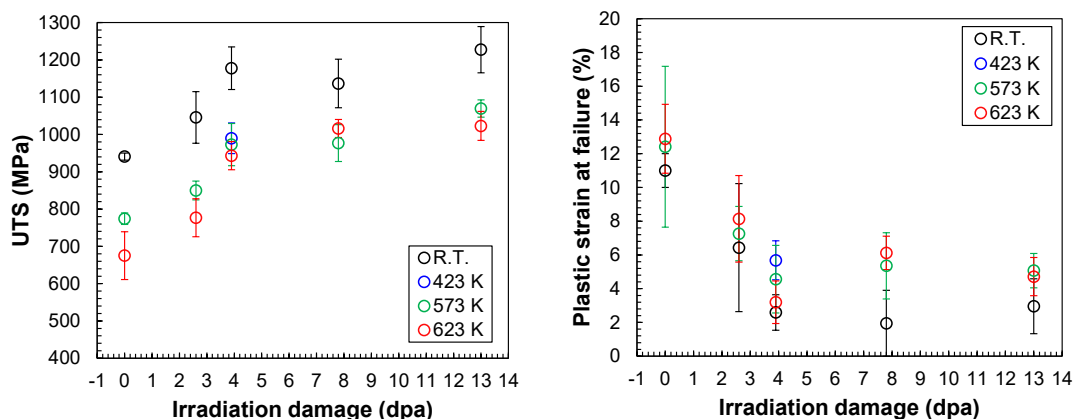


図 1 FeCrAl-ODS 試験材の機械的特性及び機械的特性に与える中性子照射損傷の影響⁽¹⁾

(1) K. Sakamoto, et al., Proc. WRFPM2023, 17 – 21 July 2023 Xi'an, China

謝辞：本研究開発成果の一部は、経済産業省資源エネルギー庁の「原子力の安全性向上に資する技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）」の成果である。

BWR 適用に向けた SiC 被覆管の要素技術開発

○石橋良¹、廣坂和馬¹、池側智彦¹、柴田昌利¹、佐々木政名¹、土屋暁之¹、
H.V.Pham²、倉田正輝²、根本義之²

1 日立 GE ニュークリア・エナジー、2 日本原子力研究開発機構

炭化ケイ素 (SiC) 材料製被覆管を用いた燃料は、高温での安定性に伴う事故耐性が期待される一方、沸騰水型原子炉 (BWR) で使用するためには多くの技術課題が残っている。その優れた耐熱性を活かし、BWR の構造と運転条件に適用させるため、SiC 被覆管の要素技術の開発に取り組んでいる。その中で、耐食被覆および端栓接合のための技術を重点的に開発してきた。

耐食被覆技術の開発は、BWR 環境での SiC の腐食に伴う冷却水中へのシリカの溶出が課題と考えられることから、SiC 被覆管の SiC 基材を BWR 環境から遮蔽することを目的としている。BWR 環境において安定な Ti 酸化物皮膜を形成する Ti 系コートを SiC 被覆管の SiC 基材および接合部に付与する技術を検討している。SiC 繊維強化 SiC マトリックス複合材料の表面を化学気相成長法により SiC 層で覆った SiC 基材を対象とした厚さ 10~20 μm の基材用 Ti 系コート、SiC 基材同士をロウ付接合した接合部を対象とした厚さ約 200 μm の接合部用 Ti 系コートを施工した試験片を作製し、炉外試験として BWR 通常水化学条件よりも溶存酸素濃度を高めた腐食加速環境で Ti 系コートの効果を確認した¹⁾。

さらに、SiC 被覆管に期待される過酷事故時の水素発生量低減効果に及ぼす Ti 系コートの付与の影響を高温水蒸気酸化試験、続いて試験結果を反映した過酷事故解析により検討した。高温水蒸気酸化試験では、SiC 基材の破損に至る Ti 系コートとの顕著な反応を生じないことを確認した²⁾。過酷事故解析では、SiC 被覆管は水蒸気との反応熱が従来の Zry 被覆管よりも小さく温度上昇が遅くなるため、水蒸気との反応が顕著となる温度に上昇したときには水蒸気流量が大きく減少した。Ti 系コートを付与した場合の水素発生量は、この効果とともに、SiC 自体が Zry よりも水素発生速度が十分に小さいことにより、Zry 被覆管に対して大きな低減効果が期待できる結果が得られた²⁾。

端栓接合技術の開発は、BWR 環境での運転時とともに事故時においても、燃料棒の閉じ込め機能を維持することを目的としている。少なくとも燃料棒の最終接合部は局所加熱による接合が必要であり、SiC 同士の溶接が困難であることから、機械的締結構造と高融点接合材料によるロウ付けとを組み合わせた接合技術を検討している。事故時に燃料棒の温度が上昇した際の端栓接合部の温度および内外圧差を解析により見積もった。この条件に基づき、事故時想定温度以上で端栓接合部の引張荷重に対する強度や内圧負荷に対する健全性を評価することを進めている。

開発してきた耐食被覆および端栓接合部に対して、米国 MIT 炉を用いた照射試験を計画しており、中性子照射環境での健全性を確認する予定である。

謝辞：本研究開発成果の一部は、経済産業省資源エネルギー庁の「原子力の安全性向上に資する技術開発事業（安全性向上に資する新型燃料の既存軽水炉への導入に向けた技術基盤整備）」の成果である。

参考文献:

- 1) R. Ishibashi, et al., Proc. Top Fuel 2021, Santander, Spain, October 24-28, 2021, ENS, No.82, (2021).
- 2) R. Ishibashi, et al., Proc. Top Fuel 2022, Raleigh, USA, October 9-13, ANS, 200-207 (2022).