I. 講演要旨

原子力の活用に向けた安全性向上の取組

○堀井 雄太1

1 経済産業省資源エネルギー庁

原子力を巡る情勢は大きな変化を迎えている。データセンターや AI 等の需要増、気候変動問題への 対応、国民生活及び経済活動の基盤となるエネルギー安定供給を確保するとともに、経済成長を同時に 実現していく必要がある。これに官民一体となって取り組むべく、政府の GX 推進戦略では、既設炉の 最大限活用に加え、新たな安全メカニズムを組み込んだ次世代革新炉の開発及び建設に取り組むことと された。

本講演では、事故耐性燃料開発を含む原子力の安全性向上並びに、次世代革新炉に分類される各炉型 の実証・実用化に向けた政府の取組等を紹介する。

国内における ATF 開発(実装化)状況と研究開発概要

○モハマド アフィカ¹、山下 真一郎¹、相馬 康孝¹、根本 義之¹、ハイ ファム¹、阿部 陽介¹、
井岡 郁夫¹、佐藤 智徳¹、石島 暖大¹、三輪 周平¹、中島 邦久¹、リザール ムハンマド¹、

加治 芳行1、逢坂 正彦1

1 日本原子力研究開発機構

国内で開発が進められている事故耐性燃料(ATF)は、現在海外炉を用いた照射試験が進行中、あるいは照射試験に向けた技術開発が進行中であり、開発ステージが「原理実証段階」から「工学実証段 階」に移行しつつある。

本講演では、国内 ATF 開発が上記のような状況にあることを踏まえて、ATF 開発に係わるステイク ホルダが国内導入を見据えた技術的議論を行うために必要となる情報、すなわち、ATF 開発に係る世界 の動向と日本の最新状況(国内 ATF 開発メーカの取り組み概要含む)、既往知見に基づく技術課題の整 理結果、などを共有する。加えて、技術課題の整理結果を踏まえた JAEA の取り組みとして、現在進行 中の ATF 基礎基盤研究についても概要を紹介する。

ワークショップの主催機関として、本講演で提示した情報が、後段にプログラムされたパネル討論や ポスターセッションでの技術的議論の活性化に資することを期待したい。 II. ポスター要旨

Cr-Fe and Cr-Al binary alloys and their high-temperature oxidation behavior for ATF cladding applications

(事故耐性燃料被覆管用 Cr-Fe および Cr-Al 二元合金とその高温酸化挙動)

John Andrew Kane Jovellana¹, Zongda Yang¹, Bo Li¹, Hiroaki Abe¹ ¹The University of Tokyo, Japan

Hydrogen explosions in the 2011 Fukushima Daiichi nuclear accident were initiated by the steam oxidation of zircaloy fuel cladding at high temperatures. This has driven the advancement of accident-tolerant fuels (ATF) programs, which are currently investigating the application of Cr-based coatings to protect the cladding tubes from steam oxidation. However, pure Cr properties such as formation of brittle intermetallic interlayer with Zr, a high ductileto-brittle transition temperature (DBTT), and high solubility of nitrogen at elevated temperatures still needs upgrades as a metal coating. Alloying of Cr is a possible technique, where the appropriate alloying elements are anticipated to keep satisfactory oxidation resistance at normal reactor conditions and elevated temperatures in accident scenarios, as well as providing good mechanical properties and irradiation resistance. The objectives of this study are to synthesize dilute Cr-based binary alloys with Fe and Al followed by the investigation of the kinetics in high-temperature oxidation and oxide scale morphology.

Binary Cr alloys with Fe and Al were fabricated using vacuum arc melting, and the compositions were identified from the phase diagrams to maintain a solid solution phase. Oxidation behavior at high temperatures were investigated using thermogravimetric analysis (TGA). The mass changes per unit surface area during the oxidation process were fitted to the Tedmon kinetics to obtain kinetic rate constants. Surface oxides are characterized using XRD for oxide phase identification and residual stress analysis, and SEM-EDS for morphology and elemental distribution. Compared with existing Zr alloys, enhanced oxidation resistance is expected in the Cr binary alloys.

Experimental kinetic study of interdiffusion behavior at the Cr/Zry4 interface under elevated temperatures

高温環境下における Cr/Zry4 界面での相互拡散挙動に関する実験的動力 学研究

Bo Li ^a*, Hiroaki Abe ^a

The University of Tokyo

Introduction

Cr-coated Zr-based alloys are considered among the most promising near-term accident-tolerant fuel (ATF) cladding materials in light-water reactors due to their excellent oxidation resistance at high temperatures. The preparation of Cr coatings and their stability at the Cr-Zry interface under both normal operation and accident conditions are closely linked with the inter-diffusion behaviour between Cr and Zry components and the resultant microstructure. The purpose of this study is to provide a fundamental understanding of the inter-diffusion behaviour and microstructural evolution at the Cr-Zry interface at both low (α -Zr) and high temperatures (β -Zr).

Experimental procedure

Plate-shaped Zry and pure Cr specimens were employed for diffusion bonding experiments conducted at 1073 K (α -Zr) and 1273 K (β -Zr) with varying holding periods. Following bonding, the microstructure and diffusion characteristics of the Cr-Zry interface region were examined using FESEM-EDS and TEM.

Results

Experimental results indicate that all Zry-Cr interfaces comprised three distinct regions, irrespective of bonding conditions: 1) Cr diffusion into Zry, 2) the intermetallic compound $Zr(Cr, Fe)_2$, and 3) Zr diffusion into Cr. For inter-diffusion under α -Zr phase conditions, the width of the $Zr(Cr, Fe)_2$ region increased from 300 nm at 4 hours to 500 nm at 16 hours. Simultaneously, the Fe concentration in $Zr(Cr, Fe)_2$ increased from 8% to 15%. Under β -Zr phase conditions, the formation of $Zr(Cr, Fe)_2$ was similarly confirmed. Microcracks, propagating parallel to the interface on the Zry side, were observed alongside the formation of intermetallic compounds. An in-depth discussion of the kinetics governing diffusion-induced microstructure formation will also be presented.

Depth-Dependent Radiation Damage on Nano-oxide Stability in 12Cr ODS Steel Irradiated with Fe²⁺ Ions

鉄イオン照射した 12Cr-ODS 鋼の損傷分布の深さ依存性

° WANG ZIDENG¹, SHEN JINGJIE², YANG HUILONG ^{1,3}, KANO SHO ^{1,4}, ABE HIROAKI^{1*}

¹ The University of Tokyo
² National Institute for Fusion Science
³ Shanghai Jiao Tong University
⁴ National Institute of Quantum Science and Technology

Oxide Dispersion Strengthened (ODS) steels, characterized by nano-sized oxide particles dispersed throughout the steel matrix, are promising candidates for nuclear fusion reactor components due to their enhanced radiation resistance. This study investigates the relationship between radiation damage distribution and nano-oxide stability under 2.8 MeV Fe²⁺ ion irradiation, focusing on depth-dependent damage variations measured in displacements per atom (dpa).

The experimental investigation utilized 12Cr-ODS steel specimens, prepared through coldrolling (90% reduction), followed by vacuum annealing at 1373 K for 3 hours. Specimens were irradiated at 673 K to 2 dpa, with damage profiles ranging from 450 nm to 1500 nm depth. Microstructural characterization employed Transmission Electron Microscopy (TEM) and Focused Ion Beam (FIB) techniques, complemented by stereomicroscopy for 3D reconstruction of nano-oxide distributions.

Key findings revealed a high density of dislocation loops (average 10 nm) in the peak damage region. Three-dimensional reconstruction of nano-oxide distributions, achieved through stereomicroscopy with a 6.3-degree tilting angle, enabled precise volumetric density calculations. Notably, regions with high-dose gradients exhibited significant decreases in nano-oxide volumetric fraction, indicating enhanced dissolution under irradiation conditions.

This study provides crucial insights into the mechanisms governing nano-oxide stability under radiation conditions, particularly the correlation between damage gradients and particle dissolution. These findings contribute to the fundamental understanding required for developing more radiation-resistant ODS steels for fusion reactor applications.

Hoop Mechanical Behavior of Cr-coated Zircaloy as Accident Tolerant Fuel Cladding

Using Advanced Expansion Due to Compression (A-EDC) Test A-EDC 法を用いた事故耐性燃料被覆管用クロムコートジルカロイの 周方向機械的挙動評価

○魏 子棋¹, 李 博¹, Lijuan Cui^{1,3}, Zongda Yang¹, Risheng Qiu^{1,4}, 叶野 翔^{1,2}, 阿部 弘亨¹

1 東京大学、2 量子科学技術研究開発機構、3 四川大学(中国)、4 重慶大学(中国)

1. Introduction

Chromium (Cr) coating on Zirconium-based alloy 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.

This research qualitatively and quantitatively evaluates the mechanical behaviors of Cr-coated Zircaloy cladding tubes under hoop tensile stress using the A-EDC test.

2. Methodology

Pulsed laser deposition (PLD) was used to apply Cr coatings on the outer surface of Zircaloy-4 rings. The cross-sectional structure of the as-received coatings was examined using transmission electron microscopy (TEM), with sample foils prepared via the focused ion beam (FIB) technique. A-EDC tests were conducted on the as-deposited specimens, using cylindrical pellets of Cu and stainless steel 316L, at room temperature (RT) and high temperature (573K~773K), respectively. Young's modulus and nano-hardness were measured by nano-indentation at various indent depths. Residual stress at RT was determined using the d-sin²(ψ) method by X-ray diffraction.

3. Results

The 350-nm Cr coating exhibited a bilayer structure including a 130-nm amorphous layer and a 220-nm nanocrystalline layer. The Young's modulus and residual stress are 227 GPa and -1.4 GPa, respectively. A-EDC testing produced two crack types: transverse cracks perpendicular to the loading direction and 45° slanted cracks, indicating effective substrate-coating strain transfer and strong interfacial adhesion. The crack evolution showed three distinct stages: crack initiation, rapid propagation, and saturation, with slanted cracks developing after transverse ones. At high temperatures above 573K, the initial cracking strain was significantly higher than at RT, suggesting enhanced ductility indicative of a potential brittle-to-ductile transition. The nanocrystalline/amorphous Cr coating might demonstrate superior strength at RT, and undergo a complete brittle-to-ductile transition above 773K as evidenced by an abrupt change in surface fracture pattern. Precise characterization of its transition behavior requires additional investigation due to uncertainties in determining the exact DBTT range.

Synthesis of yttrium-titanium oxides and their radiation behavior under iron ion irradiation

イットリウム-チタン系酸化物の合成および鉄イオン照射損傷に関する研究

Han Yi ^{1*}, Zongda Yang ¹, Sho Kano ^{1,2}, Huilong Yang ^{1,3}, Hiroaki Abe ¹ The University of Tokyo¹, National Institute of Quantum Science and Technology² Shanghai Jiaotong University³

Introduction

This study focuses on developing Oxide Dispersion-Strengthened (ODS) steels for the first wall of fusion reactors. ODS steels, with a metal matrix and dispersed nano-sized Y-Ti-O oxide particles, exhibit exceptional radiation resistance and high-temperature creep strength, making them ideal for reactor cores. Despite extensive research on their radiation behavior, the nanoparticle behavior under radiation remains poorly understood due to sample preparation challenges. To address this, the present study aims to synthesize bulk crystals of Y-Ti complex oxides, which have been rarely reported, and investigate their behavior under irradiation through cross-sectional transmission electron microscopy (TEM) observations. The findings will provide valuable insights into irradiation effects and contribute to the development of fusion reactor materials.

Methodology

 $Y_2O_3(4N, 120nm)$ and TiO₂(5N,100nm) powders were selected as raw materials with different molar ratio in the range of Y_2O_3 :TiO₂=1:1~1:2. The mixture underwent a 48 hours wet ball milling process, followed by drying at 120°C for 24 hours. The dried mixture raw material were then molded under 40MPa for 30mins, dried in a vacuum, and sintered at 1500°C for 75 hours. The samples with molar ratio of Y_2O_3 : TiO₂=1:1 sets have been annealed at 1350°C and 1250°C for 90 hours separately after sintering at 1500°C, according to the phase diagram of formation condition for α -Y₂TiO₅ and β -Y₂TiO₅. The detection methods are XRD, SEM&EDS, and TEM.

The sintered $Y_2Ti_2O_7$ were polished and subjected to 2.8MeV Fe²⁺ irradiation at room temperature, 300°C, and 500°C up to 5dpa, followed by TEM observations prepared via the Focus Ion Beam method to study the damage profile, which was characterized using a graph depicting damage versus depth.

Results and Conclusions

Bulk $Y_2 Ti_2 O_7$ and $Y_2 TiO_5$ were successfully synthesized using high-purity TiO_2 and $Y_2 O_3$ powders, achieving a high relative density of 0.92. X-ray diffraction confirmed the formation of pure $Y_2 Ti_2 O_7$ crystals and high-purity α - and β -phase $Y_2 TiO_5$ for the first time. HRTEM analysis demonstrated the capability to evaluate irradiation damage distribution at the atomic level within single crystal grains.

Irradiation experiments on $Y_2 Ti_2 O_7$ revealed depth-dependent structural changes. Near the surface, the $Y_2 Ti_2 O_7$ crystal structure became disordered and amorphized at high damage levels, while at the damage peak (~1.2 µm depth), defect clusters formed densely within disordered regions without amorphization. The thickness of the disordered regions increased with irradiation dose and temperature, whereas amorphization was prominent at low temperatures but diminished with increasing temperature as disorder became dominant.

原子力材料としての低放射化ハイエントロピー合金の可能性

○橋本直幸¹、岡弘¹、礒部繁人¹、山下真一郎²、板倉充洋²、藤井克彦³、笠谷昌幸³
1 北海道大学大学院工学研究院、2日本原子力研究開発機構、3原子力安全システム研究所

本研究では、316ステンレス鋼を始めとする FCC 構造材料に着目し、この代替として新規低放射化ハ イエントロピー合金(HEA)の原子炉構造材料への適用を模索した。HEA の構成元素を適切に選択するこ とにより、FCC 構造材料において主要な損傷組織である積層欠陥四面体(SFT)及びフランクループ(FL)の 形成・成長を制御することを目指した。

実験手法

極力不純物を低減した FCC 単相 Cr_{0.8}FeNi_xMn_yAl_z ($x, y, z = 0 \sim 1.5$) HEA をアーク溶解法により作製 し、各合金の積層欠陥エネルギー(SFE)、高温水蒸気腐食特性を評価した。続いて、電子線照射その場観 察実験を行い、照射導入2次欠陥形成挙動に対する不純物の影響を精査した。

結果と考察

SFE の実験的評価

SEM と XRD を用いて、全ての HEA は熱処理後に FCC 単相 であることを確認した。 $Cr_{0.8}FeNi_xMn_y$ の SFE を TEM 観察によ り実験的に算出したところ、x, y値の増加に伴い SFE も単調増 加 した(図 1)。この結果は、構成元素の調整によって $Cr_{0.8}FeNiMn 系$ HEA の耐照射性が向上可能であることを示唆 している。

3.2. 高温水蒸気腐食特性評価

Cr_{0.8}FeNi_xMn_yAl_z, Cr_{0.8}FeNiMnCo_{0.5}, Cr_{0.8}FeNiMnCo 及び 316L について 高温水蒸気酸化試験を行った。図2に試験前後の質量変化を示す。 全ての HEA の質量変化及び Al を添加した HEA の質量変化は既存 316SS と比較して小さくなった。この結果は、Al には合金中での内部 酸化進行速度を遅らせる効果があることを示唆している。

3.3. 耐照射特性評価

Cr_{0.8}FeNiMn系 HEA の照射損傷挙動を調査した結果、

Ni 及び Mn 濃度の増加に伴い、照射欠陥の形成が抑制された(図 3)。 この結果は、SFE の制御により低放射化 HEA の耐照射性も向上させ られることを示唆している。また、FL の数密度及び平均サイズは、 N 濃度及び C 濃度上昇に伴いそれぞれ増加及び減少する傾向が観ら れた。さらに、電子及びイオン照射した高 Mn HEA では、照射誘起 欠陥の数密度の減少と表面酸化物の形成が観られた。以上の結果は、 HEA の構成元素混合比によって耐照射特性を向上させられることに 加えて、材料中の炭素、窒素及び酸素濃度に注意を払う必要があるこ とを示している。



図1 積層欠陥エネルギーの Ni,Mn 濃度依存性



図2 $Cr_{0.8}FeNi_xMn_y$ 合金の高温水蒸気酸化特性



図 3 Cr_{0.8}FeNi_xMn_y合金中に形成した フランクループ組織

FeCrAl-ODS 合金に形成したアルミナ被膜の引張応力・せん断応力下の挙動

○大野 直子¹、長谷川 丈¹、Wu Xiangyu²、余 浩²、笠田 竜太²、坂本 寛³
1 横浜国立大学、2 東北大学金属材料研究所、3 日本核燃料開発株式会社

FeCrAl-ODS は高温の酸化環境において保護性のアルミナ被膜を形成する。このアルミナ被膜は、軽 水炉の過酷事故時の水蒸気酸化防止膜として機能するほか、近年は鉛系の液体金属冷却冷却システムを 使用する高速炉(LFR)や核融合炉においても、構造材の腐食防止膜として機能することが明らかにされて きている[1,2]。本研究では、特に LFR の壁面や配管の構造材として FeCrAl-ODS を用いた場合に被膜 にかかる応力を考慮し、せん断応力をかけた場合の保護性アルミナ被膜の密着強度と破損のメカニズム を評価した。

供試材は 12Cr-7Al 系の FeCrAl-ODS(Fe-12Cr-6Al-0.5Ti-0.4Zr-0.5Y₂O₃,単位は wt.%)である。押出 材から冷間圧延と軟化熱処理を繰り返した板材を使用した。最終熱処理温度は 1150°Cであり、板材は ODS 合金に特有の、圧延方向にミリメートルオーダーで伸展した粗大な結晶粒を有している。この板材 に凹凸 1µm 以下の鏡面仕上げを施した後、大気中・1000°C・64 時間の条件で予備酸化処理によってアル ミナ被膜を形成させた。処理後の試験片は低融点金属中に包埋した後、0.04µm のコロイダルシリカまで の鏡面仕上げを施し、走査型電子顕微鏡付属の子法散乱電子回折(EBSD)検出器を用いて被膜-合金界 面近傍の集合組織を同定した。結晶方位を解析済みの結晶粒と被膜の界面において、集束イオンビーム (FIB)を用いてマイクロピラーを作製し、せん断試験用のスリット加工を施した。作製したピラーにナノ インデンテーション装置のフラットパンチ型圧子を適用し、マイクロダブルノッチせん断(DNS)試験を 行った。

EBSD 解析から、フェライトの(111)面に揃ったミリメートルオーダーの長大な結晶粒からなる集合組 織(γ-fiber)が確認された。(111)面方位をもつ結晶粒と被膜の界面破断強度は、(101)面方位をもつ結晶 粒と被膜の界面破断強度と同程度であった。本研究で得られた破断強度は先行研究の押出材の破断強度 のおよそ2倍以上であった。合金/被膜界面の粗さ評価によって、再結晶材の界面の粗さ値が押出材の界 面の粗さ値よりも優位に高いことが示された。合金/被膜界面の凹凸が再結晶材の高い破断強度に寄与し ていると考えられる。

[1] K. Sakamoto et al., Development of accident tolerant FeCrAl-ODS fuel cladding for BWRs in Japan, J Nucl Mater 557 (2021) 153276.

[2] M. Kondo et al., Chemical and structural durability of α -Al2O3 and γ -LiAlO2 layers formed on ODS FeCrAl alloys in liquid lithium lead stirred flow, Corros. Sci. 240 (2024) 112459.

Cr コーティングした Zry4 の高温水蒸気中での酸化及び水素吸収挙動

○河合 慶人¹, 根本 義之², 藤村 由希², 近藤 啓悦², 阿部 陽介², モハマド アフィカ², ファム ヴ ハイ², 石川 法人², 石島 暖大², 井岡 郁夫², 舟本 幸大³, 渥美 寿雄¹

1 近畿大学、2 日本原子力開発機構、3 トーカロ株式会社

現行のジルカロイ被覆管よりも事故耐性に優れた事故耐性燃料(ATF)被覆管の開発が進められてい る。その一つに被覆管外面に Cr をコーティングしたコーティング被覆管があり、高温水蒸気中での耐 酸化性の向上が見込まれている。しかし、冷却水損失事故(LOCA)時には被覆管が破裂し、コーティ ングされていない被覆管内面も酸化することが予想される。そこで、本研究ではジルカロイ4被覆管及 びその外面に Cr コーティングを施したコーティング被覆管を用いて高温水蒸気中での酸化試験を行 い、酸化挙動、水素吸収挙動及び機械特性の違いを検討した。

熱天秤を用いて1100℃の高温水蒸気中での酸化試験を行ったところ、コーティング被覆管はコーテ イングしていない被覆管と比較して酸化量が半減することが明らかとなり、コーティングによる被覆管 外面の酸化抑制効果が示された。一方、昇温脱離分析法(Thermal Desorption Spectrometry: TDS)に より、酸化試験後の試料の水素吸収量を測定したところ、コーティング被覆管の方で水素吸収量がより 多いことが示された(図1)。同条件で酸化試験を行った試料について走査型電子顕微鏡(SEM)で断 面観察を行ったところ、コーティングの有無で水素化物の形状や析出箇所に違いがあることが示され た。また、コーティング被覆管のジルカロイ母相中のコーティング界面から約 80µm 以内の領域に Cr, Zr,酸素を主成分とする粒状の析出物が多数分布している様子が観察された。発表では、これらの試料 の水素吸収量の違いのメカニズムについて考察するとともに。リング圧縮試験(RCT)の結果についても 報告する。



図1 1100℃の水蒸気中で酸化試験した試料の水素吸収量

FEMAXI-ATF による SiC 被覆燃料の通常運転時 PCMI 挙動解析

○久保 恵裕¹、山路 哲史¹

1 早稲田大学

高温蒸気による酸化耐性に優れる軽水炉用事故耐性燃料被覆管の候補として、被覆管の脆性的な破損 を防止する役割を担う SiC 繊維で強化された SiC/SiC 複合材層と核分裂生成物(FP)の閉じ込め機能を 担う mSiC 層を組み合わせた 2 層構造の SiC 被覆管が研究開発されている。これまでの研究開発では、 SiC 被覆燃料は運転時に顕著なペレットー被覆管機械的相互作用(PCMI)が生じない設計が検討されて きた。一方、SiC 被覆燃料の実用化に向けては、通常運転時に顕著な PCMI を伴う SiC 被覆燃料のふる まいを明らかにする必要がある。本研究では、FEMAXI-ATF の改良と解析により SiC/SiC の擬延性とマ クロな破損による剛性喪失をそれぞれ応力歪曲線と原点を結ぶ仮想的ヤング率の低減と累積破損確率を しきい値に用いた仮想的ヤング率の大幅な低減で模擬した。そして、9×9BWR 燃料の通常運転時の燃料 ふるまいを解析した。具体的には、運転中に被覆管肉厚方向に潜在的に蓄積した照射スウェリング勾配 に起因する応力が、炉停止時には熱膨張勾配の消失により顕在化し、SiC/SiC 層に擬延性変形や部分的破 損が生じた場合を想定した。その結果、以降の運転サイクル中に強い PCMI が発生すると mSiC 層に大 きな機械的負荷が生じる可能性を示した。

(本研究は資源エネルギー庁原子力安全向上技術開発事業 JPMT003830の支援を受けて実施したものである。)

東北大 SiC 構造材料の研究開発アクティビティ

○近藤 創介

東北大学金属材料研究所

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 性が調査されています.特に、ATF 関連では冷却材である高温高圧水に対する防食技術が必須と考えら 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や、耐照射性に関する研究について紹介し ます(図1a,b).また、SiC 繊維については SiC マトリックスとはやや異なる照射効果、例えば照射条 件によってはスウェリング量が高純度 SiC とは異なるなど、が報告されておりそれに関する研究も紹介 します(図1c).加えて、材料開発の側面からは、近年精力的に取り組んでいる高純度 SiC の積層造形 に関する進捗(図1d)も報告する予定です.これらの活動は、ATF だけでなく、SiC を炉心、あるい は燃料構造材とした SMR やマイクロリアクターの実現を見据えており、そのための基礎基盤研究とな る国内グループが協働で実施すべき重要研究項目と捉え、本ワークショップを通してより多くのご協力 が得られればと考えています.お気軽にお声がけいただけますと幸いです.



図1. 東北大による SiC 関連の主な研究成果.

謝辞:本研究成果の一部は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354314(次世代フルセラミ ックス炉心設計を見据えた多重防食技術の基礎基盤研究), JPMXD0222682488(フルセラミックス炉心を目 指した耐環境性3次元被覆技術の開発),また,経済産業省資源エネルギー庁原子力の安全性向上に資する 技術開発事業(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)の委託業務「新 型燃料の照射下腐食挙動評価に係る検討」の助成・支援を受けたものです. マイクロ引張試験による Cr コーティング被覆管の界面強度評価

○野澤 貴史¹、安堂 正己¹、根本 義之²、山下 真一郎²、井岡 郁夫²、

佐藤 大樹³、岡田 裕史³

1 量子科学技術研究開発機構、2 原子力機構、3 三菱重工業株式会社

Cr コーティングジルカロイ (Cr-Zry) 被覆管の実用化において、実炉環境下における Cr コーティ ング層(約10µm)の健全性(割れ・剥がれ)を予測することは重要な評価項目である。そのため、中 性子照射を模擬した加速照射実験(イオン照射)を行い、Cr/Zr 界面での拡散及び金属間化合物等の形 成の評価を進めてきている。さらに、Cr コーティング層の剥がれを左右する Cr/Zr 界面強度を評価す ることも重要となっている。しかしながら、このコーティング層の厚みは非常に薄いため、界面強度の 評価を行うための手法は非常に限定されていた。一方で、集束イオンビーム(FIB)による微細加工技 術により、マイクロなサイズの強度試験が可能となってきている。特にコーティング界面部での強度評 価は、通常サイズ試験片の作製が困難であるため、マイクロサイズでの試験を適用できれば、これまで 評価が難しかった、界面部での強度評価を行うことが可能となる。本研究では、マイクロ試験技術を用 いて、Cr/Zr 界面強度に及ぼす照射の影響を明らかにすることを最終的な目標とする。今年度は、 Cr/Zr 界面強度を評価するためのマイクロ引張試験の手順、試験条件を確立することを目的とした。

被覆管サンプルより、コーティング界面を含む 30×30µmの小片を FIB で採取し、図1左側に示 すような、FIB 内でのマイクロ引張試験の手順確認を行った。本試験では、試験片の両端固定を蒸着膜 で行っていることから、試験時に試験片脱着のない最大サイズとなる 0.6µm 角をスリット底部寸法と して選定した。試験片は微小な SiC 棒に作製したカンチレバーの中央に固定され、試験時の最大たわみ 量より推定した荷重を初期断面積で除し、界面破断強度と定義した。コーティング界面については、 FIB での SIM 像より、ミクロ組織のコントラストが変化する境界を界面部とした。図1右側には未照射 材被覆管サンプルのコーティング界面部、Cr コーティング部、Zry 部でのスリット付試験結果を示す。 界面破断強度は、Zry 部よりも高い傾向にあり、界面部から破損する可能性は低いことが示唆された。

以上のように Cr-Zry 材の界面強度の評価のためにマイクロ引張試験法を適用し、試験片にスリットを導入することで、界面部付近の破断強度を簡便に直接比較することが可能となった。今後はイオン 照射材サンプルから、スリット有無での試験片による界面強度への照射の影響を調べると共に、界面せん断強度についての評価も試みる予定である。



図1 左側:マイクロ引張試験法の手順図、右側:未照射材被覆管における破断強度比較

イオン照射下軽水炉環境での腐食挙動評価技術の開発(その2)

○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

事故耐性燃料の一つである Cr-Zry の炉内試験は現在、海外炉に依存している。この状 況を改善するため、JAEA、及び東北大学は、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「プロトン照射下腐食試験装置」の開発を進めている。本装置は、東北大 学先端量子ビーム科学研究センター(RARiS)に設置し、炉内環境を模擬した、プロトン ビームによる照射損傷、高温水による腐食、及びラジオリシスの重畳環境下において Cr-Zry の挙動評価を行うことを目指している。本計画では 2022 年から装置整備を開始し、本 年度中に照射試験を実施する予定である。本発表では、当該装置の開発進捗状況等に関し て報告する。

Cr コーティング被覆管の通常時腐食挙動評価試験装置の整備状況

○石島 暖大¹、佐藤 智徳¹、相馬 康孝¹、加治 芳行¹、山下 真一郎¹

1 (国研)日本原子力研究開発機構

JAEA は、照射試験を通じた燃料ふるまい解析技術基盤の構築を目指し、長期間を要する開発の予見 性向上に貢献するための研究開発を実施している。特に、実装化が最も早い Cr コーティング被覆管に ついて、燃料ふるまいのメカニズムに立ち返り、科学的知見を拡充することを目的とした基礎基盤研究 計画を立案した。この研究計画において、Cr 被覆の腐食および酸化挙動の解明が主要な研究項目として 挙げられ、特に通常運転時における放射線および高温水環境が腐食挙動に与える影響の解明が含まれて いる。

軽水炉の通常運転時には、高温水中への放射線の照射影響(ラジオリシス)により材料の腐食挙動に 影響を与えるラジカル、過酸化水素、および溶存酸素などが生成される。Cr 被覆において、これらの生 成物が高温水中の腐食挙動へ与える影響およびそのメカニズムは現時点で十分に解明されていない。予 備検討のために実施した熱力学的計算による 300 °C、15.4 MPa の Cr-H₂O 系におけるプルベー図を、 ステンレス鋼の BWR 通常水質(NWC)、および水素注入水質(HWC)における腐食電位領域ととも に示す(図1)。ラジオリシスにより Cr の腐食電位上昇や溶液 pH の低下が生じた場合、水質が腐食域 に到達すると六価のイオンとして溶出し Cr 被覆が腐食する可能性がある。しかしながら、この腐食速 度の評価、および条件の予測は現状困難である。

この課題を解決するため、ガンマ線照射下により高温水中に制御可能なラジオリシス環境を実現する オートクレーブ装置を整備し、この装置を用い Cr に対して電気化学測定を実施し、Cr 被覆の腐食環境 や腐食挙動の解析を実施する予定である(図2)。

本発表では、試験装置の概要とともにガンマ線照射下におけるオートクレーブを用いた電気化学試験 の概要について紹介する。





図 1 Cr の 300°C、15.4MPa におけるプルベー図

図2 ガンマ線照射下オートクレーブ装置

マルチフィジックス・プラットフォーム JAMPAN の開発状況

○多田 健一1

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ックス・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、現在は JAMPAN 上で核計算コード MVP と、熱水力計算コード JUPITER、ACE-3D、NASCA を組み合わせた 核熱結合計算機能の整備を進めている。これにより、実験値に近い超詳細な単一集合体体系解析と、炉心 解析コードの検証に資する全炉心解析を実施することが期待できる。

本年度は、MVP/JUPITER による単一集合体体系と、MVP/NASCA による全炉心体系の二つの体系 の核熱結合計算を実現した。MVP/NASCA による全炉心体系では、図2に示すように OECD/NEA Phase-3C ベンチマークの 9×9 燃料集合体で構成される仮想の全炉心体系と、OECD/NEA の Peach Bottom2 号炉のタービントリップベンチマークから Peach Bottom2 号炉の初装荷炉心を再現した二つの体系の入 力を整備した。

今後は JAMPAN 上で燃料挙動解析コード FEMAXI-8 の結合を進めていく予定である。FEMAXI-8 と の結合については、まずは燃料ペレットと被覆管の間の燃料棒ギャップの熱伝達率であるギャップコン ダクタンスの計算など、燃料棒内の温度分布及び熱伝達に関する計算機能を結合していく予定である。 FEMAXI-8 のそれ以外の計算機能や計算結果との結合については、今後検討していく予定である。

	全炉心体系	集合体体系
格子分割 の イメージ		
統計平均 の範囲	サブチャンネル平 均〜サブチャンネ ルを分割	流動状態を忠実に 再現
対象	圧力容器内	集合体
解析規模	数百万~数千万 格子 (WS)	数億~数十億格子 (スパコン)
熱水力 コード	NASCA ACE-3D	JUPITER TPFIT
核計算 コード	MVP	MVP



図2 MVP/NASCAによる全炉心解析体系の例 (OECD/NEA Phace-3Cの9×9燃料で構成された 仮想全炉心体系)

図1 JAMPANの解析対象と結合するコード

Fission products chemistry in achieving reliable LWR source term prediction: An outlook to Cs-Cr vapor species interaction

○リザール ムハンマド、中島 邦久、唐澤 英俊、三輪 周平

日本原子力研究開発機構

In our research group, we devoted fundamental study on fission products (FP) in Cesium (Cs) and iodine (I) chemistry due to their high impact on the overall source term. In a severe accident, the retention or release of Cs and I is largely affected by chemical interaction with materials in the reactor. The interaction phenomena taking place from high- to low-temperature conditions were studied to understand their chemical behavior. We have succeeded in elucidating some underlying phenomena (particularly Cs) and summarized them in an FP chemistry database ECUME. In the upcoming version of the ECUME database, we aim at extending the application into Accident Tolerant Fuel (ATF) cladding materials such as chromium (Cr)-coated Zircaloy. Upon ATF cladding's introduction to the light water reactor, various chemical impacts on the source term can be expected, such as suppression of hydrogen generation and changes in the vessel/containment atmosphere during severe accidents. In the case of Cr-coated Zircaloy, the chromium may react with cesium in an oxidizing atmosphere to form the low-volatile Cs compound of Cs₂CrO₄. This event could significantly influence the transport behavior of cesium and iodine. At the present workshop, we will discuss the interaction phenomena among Cs and Cr vapor species under specific accident progression scenarios within thermodynamic consideration. Experimental investigations are planned in the future to confirm the findings reported in this preliminary work.

イオン照射下での Fe-Cr-Al 合金における Cr リッチ析出物形成に及ぼす

合金組成と損傷速度の影響

○阿部 陽介¹、佐々木 泰祐²、都留 智仁¹、藤田 洋平^{1,3}、大友 政秀^{1,3}、
山下 真一郎¹、大久保 成彰¹、鵜飼 重治^{1,4}
1日本原子力研究開発機構 (JAEA)、2材料研究機構 (NIMS)、3日本アクシス、4北海道大学

軽水炉の事故耐性燃料被覆管材料として開発中の酸化物分散強化型 Fe-Cr-Al 合金では、Cr リッチ析 出物(Cr-Rich Precipitates: CrRP)の形成による脆化挙動の解明と予測が課題となっている。本研究で は、14 種類の組成の異なる Fe-Cr-Al 合金に対して 350°Cにて 10.5 MeV の自己イオン照射を行い、 CrRP の形成挙動を系統的に調べた(図1)。照射は、2 桁異なる 3 水準の損傷速度を用いて 0.24 及び 0.64dpa まで行った。3 次元アトムプローブ(3DAP)を用いて照射後試料中の CrRP の定量解析を行 い、各実験変数が CrRP 関連量に及ぼす影響を相関行列と重回帰モデルを用いて評価した。その結果、 CrRP の数密度・体積率・内部 Cr 濃度は、Cr 添加の増加・Al 添加の減少・損傷速度の減少に伴って増 加した。また、いくつかの交互作用が確認された。

系統的な実験・解析に加えて、実験的に解明することが困難な原子レベルでのメカニズムを明らかに するために、第一原理計算を用いて CrRP の形成挙動に及ぼす Al 添加の影響を調べた。原子配置エネ ルギーや短距離秩序パラメータ等を用いて解析を行い、実験データとの比較を通して考察した。



図1 イオン照射実験による Fe-Cr-Al 合金中の CrRP 形成挙動評価の研究フロー

過酷事故解析コード SAMPSON における新型燃料モデルの開発

○木野 千晶¹、手塚 健一¹、根本 義之²

1 エネルギー総合工学研究所、2 日本原子力研究開発機構

1. 緒言

原子力発電所の過酷事故(SA)発生時に水素発生・炉心溶融の進展を抑制することを目的に事故耐性 燃料(ATF:Accident Tolerant Fuel)の開発が進んでおり、PWR 用に Cr コーティングした Zr 被覆管(Cr コーティング被覆管)、BWR 用に FeCrAl および SiC を用いた被覆管が検討されている。本研究では、 Cr コーティング被覆管の事故時挙動を評価するための解析手法を開発する。解析コードとしては、エネ 総研が所有する SA 解析コード SAMPSON を用いた^[1]。

2. ATF モデルの概要

 $Cr = - \frac{1}{2} \sqrt{2}$ 被覆管が健全な状態(700°C以下)においては、Cr の酸化反応に対する反応速度定数 kとして代表的な実験相関式である式(1)を使用した^[2]。一方、被覆管温度が 700°Cを超えた時、バースト破損の影響で一部 $Cr = - \frac{1}{2} \sqrt{2}$ がはがれ落ち Zrが酸化する現象を考慮し、Zrの反応速度定数およびはがれ落ちた割合 aを用いて、反応速度定数を式(2)で定義した。本解析では aを 0.1 および 0.01 と設定した。

(1) $k_{cr} = 23.3EXP(-20962/T)$ (2) $k_{crZr} = (1-a)k_{cr} + ak_{Zr}$

(3) $k_{Zr} = 33.6EXP(-20060/T)$

また、1300℃を超えると Cr-Zr の共晶反応により、Cr コーティングが溶け落ちる可能性を考慮し、1300℃ 以上においては Zr の反応速度定数(式(3))を用いることとした。

3. 解析概要

開発したモデルを過去に実施された燃料溶融試験に適用・試験解析を実施し、ATFの有効性について評価した。検証解析として Phebus 試験体系を採用し、Zr 被覆管と仮想的に ATF を用いたケースの 水素発生量を比較した。その結果、図2に示す通り、最大 40%の水素発生量が低減された。



[1] H. Ujita, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 36(11), pp. 1076-1088 (1999).

[2] D. Caplan, et al., Corrosion Science, Vol.3(3), pp.161-175, (1963).

事故耐性の高い長寿命型制御棒の開発

○樽見直樹1、中村勤也1、太田宏一1

1 電力中央研究所

軽水炉の通常運転時において、制御棒の長寿命化が望まれている。また、設計基準を超える事故時に、 現行の PWR および BW R いずれの制御棒も、燃料棒が損傷する前の 1200-1400°Cの温度領域で形状喪失 し、隣接する燃料集合体の損傷のトリガーとなる[1]。当所は、堅牢性の向上と長寿命化が達成され、事 故時には制御棒起因による早期炉心損傷リスクの低減が期待される事故耐性の高い長寿命型制御棒 (ATCR: Accident Tolerant Control Rods)を開発している。

ATCR の中性子吸収材には、高融点かつ一次冷却材や水蒸気、炉心構成材料との高温共存性に優れる 希土類酸化物安定化ジルコニアまたは同ハフニアを提案している。希土類元素は、Eu または Sm である。 また、制御棒被覆管には、現行と同じステンレス鋼をレファレンスとし、燃料被覆管にコーティング Zr 基合金が用いられる際には燃料棒が損傷するタイミングに近づけるため同材の採用を提案している。

これまでに行われてきた研究開発により、次の項目が明らかにされている。

新型中性子吸収材は現行材(B₄C や Ag-In-Cd)と同等以上の反応度価値を長期に渡って維持する。ピンホール破損等が生じ炉水と接触し続けた場合にも、溶出量は十分小さく形状安定性が高い。また、中性子照射による重量変化や形状変化も小さい。

新型中性子吸収材は炉心構成材料(ステンレス鋼、Zr 合金、FeCrAl、SiC 等)との高温共存性に優れるとともに、重大事故の進展過程に加え事故終息後の廃止措置時においても再臨界リスクの大幅な抑制に寄与する。これは、新型中性子吸収材が(U,Zr)O₂との混合性が良いことに起因するものである。

本発表では、上述した主な開発成果を整理したうえで、技術成熟度レベルに基づく今後の開発の方向性について紹介する。

参考文献

[1] Hofmann, P. Journal of nuclear materials, 270[1-2] 194-211 (1999).

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、山名哲平¹、柴田昌利¹、佐々木政名¹、安田賢一¹、根本義之²、檜木達也³ 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、3京都大学

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⁾。Ti 系コート を付与した SiC 被覆管を対象に事故時の高温および水蒸気酸化環境や通常運転時の照射環境の影響を要 素試験または解析を使った評価を進めており、現状のところ SiC 被覆管の利点を大きく喪失する否定的 な結果は得られていない。

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することに対する端栓接合部の健全性は、SiC 被 覆管を用いた燃料棒の事故耐性を評価する上で重要な項目である。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るとともに、端栓接合部に対して高温での引張 試験および内圧負荷試験を用いた評価方法を検討している。開発した端栓接合部に対して実施した 1673 K での引張試験では、接合部の変形が生じるまでの強度が解析で求めた内外圧差に相当する荷重に対し て十分高いことを確認した²⁾。内圧負荷試験においても、解析で求めた条件よりも高い温度かつ大きな内 外圧差まで評価している。

開発し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開始したところであり、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).
- R. Ishibashi, et al., Proc. Top Fuel 2024, Grenobel, France, September 30–October 3, ENS, 107–115 (2024).

Development of SiC core material for LWR

Satoru Kuboya¹, Toshiki Nishimura¹, Masaru Ukai¹, Shoko Suyama¹,
Fumio sawa¹, Fumitomo Kawahara¹, Megumi Akimoto¹, Toshiaki Takada¹
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 to apply the material in LWR as accident-resistant material.

In this session, we present the thermal shock resistance of the SiC/SiC composite core materials. We evaluated thermal shock resistance of the SiC/SiC cladding samples. In the test, the heated SiC composite and monolithic (not composite material) tubes over 1200°C were rapidly cooled in the water (assuming temperature drop in LOCA accident). While the monolithic sample break completely by rapid quench, the SiC/SiC cladding sample maintained their shape without significant visible damage. It is said that toughness of CMC material highly depends on its fabricating process, because the fabricating processes of SiC/SiC cladding, such as making preform using brittle SiC fiber and following densification process (CVI) have influence on mechanical properties of the material. Considering the fabricating processes carefully, our SiC/SiC cladding sample showed thermal shock resistivity as shown in Fig.1. These principal results and the current issues about our research and development shall be presented.



Fig.1 Thermal shock resistance of the SiC/SiC cladding tube samples

Cr コーティング被覆管の通常運転時特性と挙動

○岡田 裕史¹、佐藤 大樹¹、村上 望¹、篠原 靖周²、小方 宏一²
1 三菱重工業株式会社、2 MHI 原子力研究開発株式会社

背景

三菱は、事故耐性燃料被覆管として、Cr コーティング被覆管を開発している。Cr コーティング被覆 管は、豊富な使用実績のある Zr 基合金燃料被覆管の表面に、耐酸化性に優れた Cr をコーティングした 被覆管である。Cr コーティング層による事故時耐酸化性能に加え、通常運転時の耐食性向上が期待され る。また、基材が従来から使用している Zr 基合金であるため、早期実用化が期待される。

開発状況

現在、商用 PWR での少数体先行照射の実施に向けて、炉外試験と研究炉照射試験により、Cr コー ティング被覆管の物性・挙動データを取得中である。炉外試験による、炉心燃料の安全性評価モデルの 作成に必要な被覆管の物性・挙動データの取得は、2024 年度中に完了する見通しである。また、研究 炉照射試験は、2024~2025 年度に、商用 PWR 1 サイクル相当の照射量に達した燃料棒の照射後試験を 実施する計画である。

最新成果の紹介

通常運転時の燃料被覆管の耐食性は、コーティングによって、大幅に向上することを確認している (図 1)^[1]。一方で、その他の物性(疲労特性、熱伝導率、熱膨張率)は、コーティングによる影響が ないことを確認している^[1]。炉外試験結果に基づき、Cr コーティング被覆管の物性・挙動モデルを設定 し、ATF の導入効果を定量化した。その結果、腐食量、水素吸収量は大幅に減少し、その他挙動(ペレ ット中心温度等)への影響は軽微であることを確認した(図 2)。このことから、Cr コーティング被覆 管が、炉心運用の高度化(高燃焼度化等)に貢献することが期待される。導入効果の定量化は、今後取 得する照射後試験データ等を燃料挙動モデルに反映し、照射による影響を確認する。また、事故時バー スト温度は、コーティングによって、低下しないことを確認している(図 3)^[1]。従来の被覆管は、炉 内腐食に伴う水素吸収量の増加により、バースト温度が低下する^[2]。これは、高燃焼度化等により、通 常運転時の腐食・水素吸収が増加すると、LOCA時の燃料棒破裂本数が増加することを意味する、その ため、Cr コーティングによる燃料被覆管の耐食性向上は、高燃焼度燃料棒の破裂本数及び破裂に伴う燃 料ペレット飛散(FFRD)を抑制し、事故耐性を向上させることが期待される。



[1] Y. Okada et. al., TopFuel 2024 [2]F. Nagase, T. Fuketa, JNST vol.42 (2005) [3] D. A. Powers, R. O. Meyer, NUREG-0630 (1980)

FeCrAl-ODS 被覆管の研究開発

○坂本 寛⁻¹、松永 純治⁻²、安田 賢一⁻³、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。FeCrAl-ODS は、ナノサイズの酸化物粒子を微細に分散させて強度を向上させた Fe、Cr、 Al を主成分としたフェライト鋼であり、自己再生型のアルミナ表面被膜を形成させることで優れた高温 水蒸気酸化耐性を持つ合金である。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、高温水蒸気環境下における酸化特性、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を取得して 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、炉外試験での評価が困難な、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に関するデータ取得を目的として、2025 年度から米 国アイダホ国立研究所の試験炉において FeCrAl-ODS/UO2 模擬燃料棒の照射試験を計画している。現在、 照射試験の準備作業中であり、模擬燃料棒製作技術開発や試験炉を模擬した水質における健全性評価試 験などを進めている。

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。

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。