

## 核燃料部会セッション

## 事故耐性燃料の開発状況～課題と展望

## Development Status of Accident Tolerant Fuel: Challenges and Prospects

## (1) BWR 用燃料開発その 1

## (1) Development of Accident Tolerant Fuel for BWR (1)

\*坂本 寛<sup>1</sup><sup>1</sup>日本核燃料開発株式会社

## 1. はじめに

福島第一原子力発電所事故を教訓に、世界中の多くの国々において事故耐性を高めた新型燃料(Accident Tolerant Fuel: ATF)の研究開発が進められる中、我が国においても、2015年度から2018年度までの4年間、経済産業省資源エネルギー庁の支援を受けた技術開発事業(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事業)が実施され、実用化に向けた研究開発が行われた。本発表では、事業で得られた成果のうち、BWR用燃料被覆管として開発した改良ステンレス鋼被覆管開発(FeCrAl-ODS フェライト合金:以降、FeCrAl-ODSと略す)に関する開発状況をまとめ、実用化に向けた今後の課題と展望を述べる。

## 2. 開発状況

## 2-1. 開発目標および体制

開発目標は既存被覆管材料(ジルコニウム合金)をFeCrAl-ODSに置き換えることによって、事故時安全性を飛躍的に向上させ、かつ通常運転時の安全性・効率性を向上させることである。事故時安全性向上が急務であることから既存炉へ短中期的に導入することを目指すこととし、既存技術・知見を最大限活用しつつ、産官学が密に連携しながら開発を加速する体制とした。具体的には、長年のFBR開発で蓄積されてきたFeCr-ODS鋼の基礎研究成果(照射特性を含む)、製造・検査技術を最大限踏襲するとともに、文部科学省原子力システム事業で実施されたFeCrAl-ODS研究の成果<sup>(1)</sup>を利用し、産業界からは燃料メーカーであるグローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン(GNF-J)、研究機関である日本核燃料開発(NFD)、プラントメーカーである日立GEニュークリア・エナジー、公的研究機関として日本原子力研究開発機構(JAEA)、大学として北海道大学、京都大学、早稲田大学がチームを組む体制とした。

## 2-2. 開発基本概念

事故時安全性(事故耐性)の向上:事故には設計事象LOCAのような比較的溫度上昇が抑えられた事象から福島第一原子力発電所事故を代表とする過酷事故時のように燃料が溶融する溫度まで溫度上昇する事象までが含まれるが、概ね溫度上昇とともに事故が深刻化するため、この溫度上昇を抑制することが最重要となる。また、福島第一原子力発電所事故で問題となったように、事故時に発生する水素は水素爆発を引き起こす場合もあり、水素発生量の抑制は溫度上昇の抑制とともに重要である。FeCrAl-ODSを含むFeCrAl合金は高温水蒸気雰囲気において、自己再生型のアルミナ被膜が形成されることで高温水蒸気酸化を既存被覆管材料と比較して大幅に低減できることが知られていることから、このFeCrAl合金の特徴を利用して高温水蒸気酸化反応を抑制することで、酸化の反応熱と酸化に伴う水素発生を大幅に低減する基本概念とした。

通常運転時の安全性・効率性:通常運転時の安全性の向上として、安全裕度の向上と燃料漏洩リスクの低減が挙げられるが、安全性の向上はプラント運転の自由度を向上させ、燃料漏洩にともなう運転抑制・停止などのリスク低減にも直結しているため、効率性にもつながる。なお、ジルコニウムと比較して、鉄、クロムを主要元素として含んでいるFeCrAl合金は熱中性子吸収断面積が大きく、反応度が低下してしまうため(反応度ペナルティ)、経済性に影響する取出燃焼度や運転サイクル期間を既存燃料と同等に維持するためには何らかの方法で上記の反応度ペナルティを解消する必要がある。そのため、開発基本概念としては、FeCrAl-ODSによる熱中性子吸収を被覆管薄肉化により低減するなどして反応度ペナルティを解消しつつ、FeCrAl-ODSがジルコニウム合金と比較して優れている特徴(例えば、水素吸収にともなう水素脆化が起こらない、

活性な核分裂生成物による応力腐食割れが起こりにくい) を生かして通常運転時の安全性・効率性を向上させることとした。

### 2-3. 開発計画

開発計画を立案するにあたって、まず技術成熟度 (Technical Readiness Level: TRL) および TRL 評価を補助するものとして属性ガイド (Attribute Guide: AG) を作成し、事業開始時における TRL 評価を行った<sup>(2)</sup>。TRL は開発技術の成熟度を 9 段階で評価する指標であり、TRL 1-3 が原理実証段階、TRL 4-6 が工学実証段階、TRL 7-9 が実用開発段階となる。事業開始時の TRL 評価では、燃料設計 (通常・過渡)、製造・品質管理 (工学規模製造)、核設計・炉心特性・熱水力特性、安全性評価 (DBA、BDBA、SA)、規格・基準、貯蔵・輸送、再処理・処分の 7 つの検討分野を対象として、概ね TRL 1-2 の原理実証段階にあり、要素技術の提案と調査、フィービリティの証明が必要であると評価した。そのため、事業の開発計画として短期間にプロトタイプ新型燃料部材の設計パラメータが確立できる TRL 4 に到達することとした。

### 2-4. これまでの成果

実施項目は主に、解析による導入の影響評価と解析評価に必要な物性データの取得に分けられるが、具体的な開発では、まずは利用可能な公開データで代用して影響評価を行い、それら解析評価に必要な物性データを事業で取得して順次入れ替えていくことで解析評価精度を向上させた。以下では、導入による影響評価と物性データの取得に分けてこれまでの成果を紹介する。

【導入による影響評価】影響評価では炉心解析および燃料ふるまい解析により反応度ペナルティを解消する燃料設計を U-235 濃縮度が 5 wt. %未満の条件で探索し、見出した燃料設計を仮定した体系において安全解析を行い事故時安全性に対する導入効果をシビアアクシデント (SA) 解析コードを用いて評価した。解析には、炉心解析コードとして TGBLA/LOGOS、燃料ふるまい解析コードとして PRIME、FEMAXI、SA 解析コードとして MELCOR、MAAP を用いた。炉心解析および燃料ふるまい解析の結果、既存被覆管材と比較して被覆管肉厚を約半分とすることで反応度ペナルティを解消し、従来燃料と同等のふるまい評価結果を得た。評価の一例として、ABWR 炉心に 9×9A 型燃料を使用した場合の炉心解析と燃料ふるまい解析結果の一部をそれぞれ図 1、図 2 に示している。なお、これらの解析は、被覆管材、ウォーターロッド (WR)、燃料チャンネルボックス (FCB) のジルコニウム合金を FeCrAl-ODS に変更して、FeCrAl-ODS 被覆管肉厚をジルカロイ合金被覆管肉厚 (約 0.7 mm) の半分程度である 0.3 mm とし、WR や FCB の肉厚も約半分 (図 1 の Full ODS、図 2 の ODS) としている。なお、WR、FCB を現行ジルコニウム合金材、あるいは SiC/SiC とする場合には、反応度ペナルティが低減されるため、被覆管肉厚を 0.35 mm とした (図 1 の ODS-SiC) 場合にも同程度の炉心成立性が得られている。これら図に示されるように、酸化物分散強化 (ODS) による高強度化により、薄肉化が可能となり、反応度ペナルティを解消できていることが分かる。

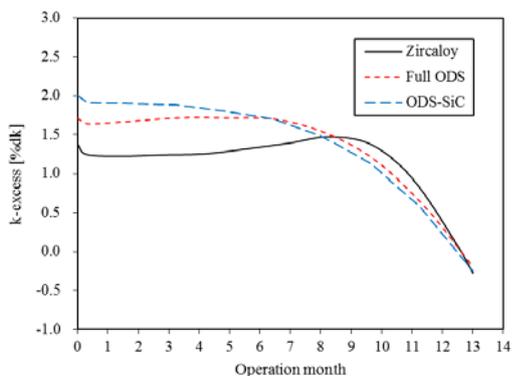


図 1 炉心解析結果の例 (余剰反応度)<sup>(3)</sup>

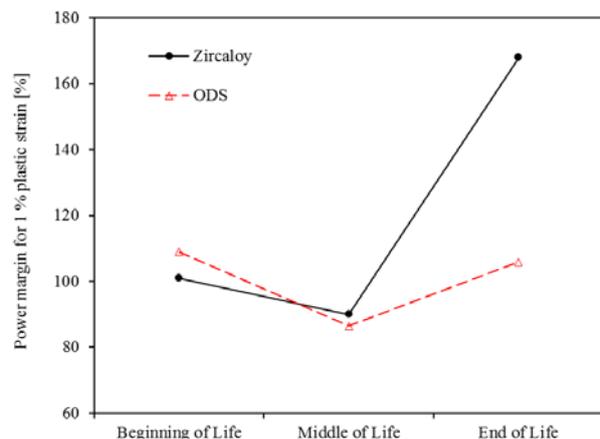


図 2 燃料ふるまい解析結果の例<sup>(3)</sup> (1%塑性変形に対する出力余裕)

ABWR 炉心に上記の 9×9A 型燃料 (Full ODS ケース) の燃料設計を仮定して SA 解析を行った結果の一例を図 3 に示している。なお、解析では ATF の導入とアクシデントマネジメント (AM) の組み合わせによる効果についても評価しており、図 3 には ATF と AM の組み合わせを解析した結果を示している。1000 K 程度までは既存燃料(図中 Zry)と FeCrAl-ODS を用いた燃料(図中の ODS)や SiC/SiC を用いた燃料(図中の SiC)では温度上昇に大きな差は見られないが、これはいずれの燃料も高温水蒸気酸化反応による発熱の寄与が小さく、崩壊熱による温度上昇が支配的なためである。より高温では既存燃料と ATF (FeCrAl-ODS、SiC/SiC) で温度上昇の傾向が大きく異なり、既存燃料ではジルコニウム合金の高温水蒸気酸化反応により温度上昇が加速するのに対して、ATF ではそのような加速が起こっていない。また、79 h に低圧給水が始まって既存燃料では温度上昇が止まらず 3000 K を超えてしまうのに対し、ATF では 1500 K 程度で温度上昇が止まり、その後、無事に冷却されている。また、発生する水素量も既存燃料と ATF では大きく異なり、FeCrAl-ODS の場合には 1/10 未満にまで水素発生が抑制され、FeCrAl-ODS の導入により事故時の温度上昇と水素発生量が大幅に低減されることが定量的に評価されている。

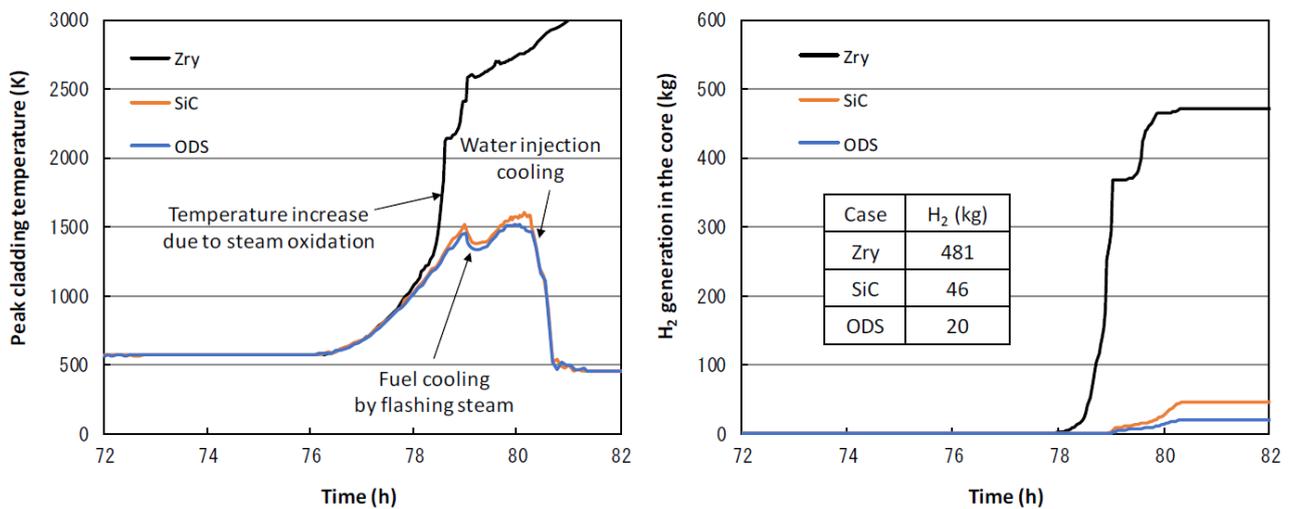


図 3 SA 解析コードによる解析結果例<sup>(4)</sup>

(AM ありの全交流喪失ケース(RCIC が 72 h 後に停止、79 h 後に減圧し 90 m<sup>3</sup>/h の低圧給水))

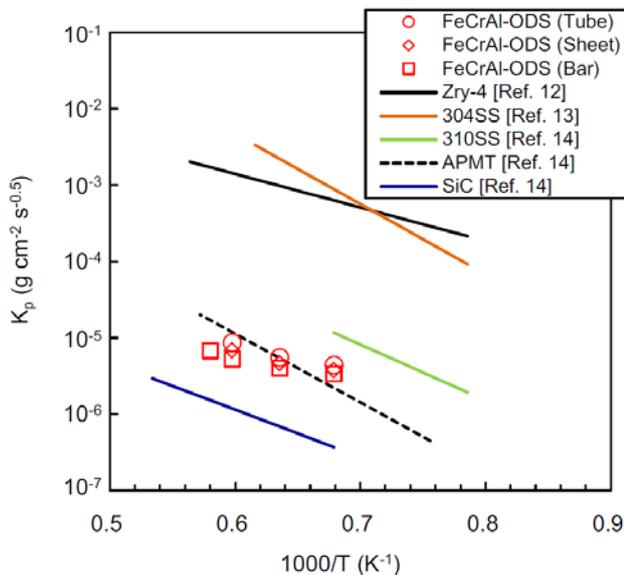
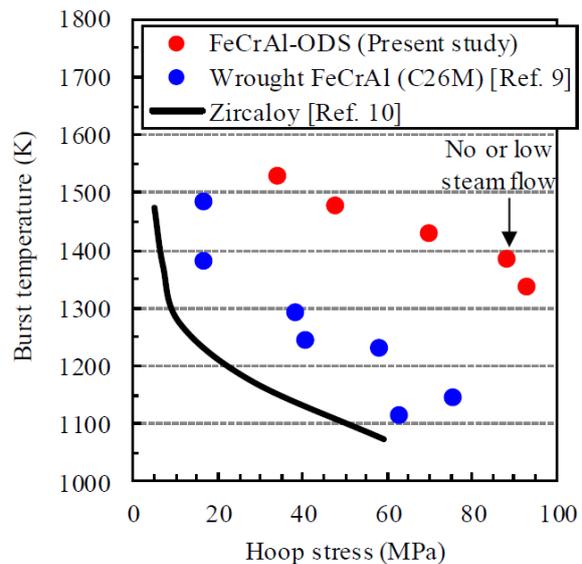
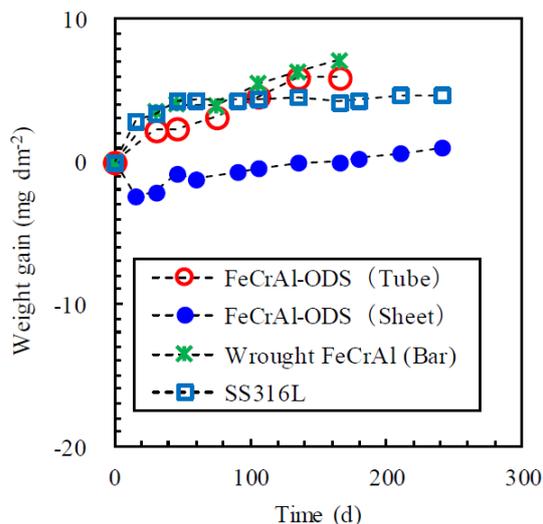
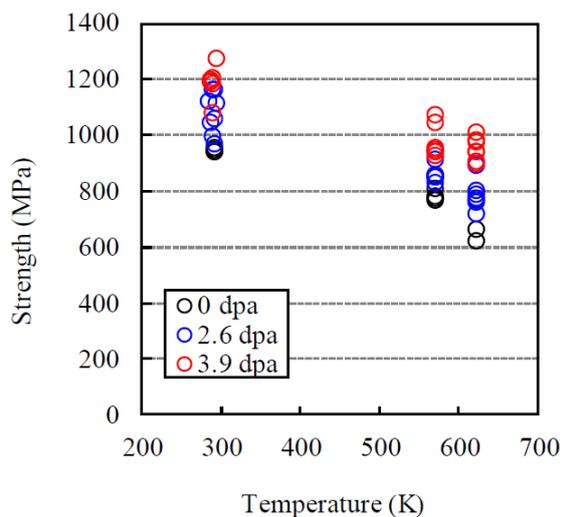
【物性データの取得】物性データの取得では、各種形状の試験材の試作とそれら試験材を用いた物性データ測定を行った。なお、物性データ測定には米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) の High Flux Isotope Reactor (HFIR) における引張試験片の中性子照射試験も含まれている。なお、試作した試験材の化学組成は端栓材を除いて、原子力システム事業における合金開発結果<sup>(1)</sup>を踏まえて、軽水炉条件で最適と考えた Fe-12Cr-6Al-0.5Ti-0.4Zr-0.5Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub>とした。

FeCrAl-ODS の試作では FeCr-ODS と同様に、合金粉末の製作、メカニカルアロイング、熱間押出により押出棒を作製し、その後、押出棒材から冷間圧延と焼鈍を繰り返すことで板材や被覆管材を得た。被覆管の試作では、設計の自由度を確保するために、異なる肉厚、外径を持つ 1 m 超の被覆管材を高い寸法精度で製作できることを確認した。具体的には、肉厚 0.35 mm の 9×9 燃料被覆管 (外径約 11 mm)、肉厚 0.30、0.35、0.40 mm の 10×10 燃料被覆管 (外径約 10 mm) の試作に成功している。

試作した試験材を用いて解析評価に必要な各種物性データを取得したが、具体的には事故時解析評価に必要な物性データとして高温水蒸気酸化特性、熱的特性 (融点、熱膨張係数)、LOCA 特性、SA 時の燃料ペレットとの反応特性を、通常運転時の解析評価に必要な物性データとして、高温高压水による腐食特性、機械的特性、摩耗特性、PCI/SCC 耐性、トリチウム透過特性を取得した。

事故時解析評価に必要な物性データの取得例として高温水蒸気酸化試験結果と LOCA バースト試験結果を図 4、図 5 に、通常運転時の解析評価に必要な物性データの取得例として腐食試験結果と HFIR 照射材の引張試験結果を図 6、図 7 に示している。なお、LOCA バースト試験結果、HFIR 照射試験は ATF に関する日米

CNWG に基づいた日米協力で実施した。図 4 に示されるように FeCrAl-ODS の高温水蒸気酸化反応定数  $K_p$  は既存材料と比較して 1/100 程度にまで低減できており、図 3 で示した事故耐性の向上を裏付けている。また、図 5 に示されるように、高温水蒸気酸化に対する高い耐性に加えて ODS による高温強度の上昇により、バースト温度が大幅に上昇する結果が得られており、LOCA 時の FP 放出リスクを低減できることを示している。なお、別途実施したリング試験片を用いた LOCA 模擬試験では、1300 °C において 24 h 水蒸気酸化後に水クエンチしても脆化しないことが確認されており、既存被覆管材では極度に脆化する条件においても健全性を維持できることが確認されている<sup>(6)</sup>。図 6 に示される腐食試験結果からは、長期間にわたって安定した腐食特性を維持（減肉厚さは 1  $\mu\text{m}$  未満）して、耐食性に問題がないことが示されている。また、図 7 に示されるように既存被覆管材料と比較して強度が大幅に増加しており、また、これまで得られている 3.9 dpa までの照射量範囲で 1 % 以上の破断伸びが確認されていることから、反応度ペナルティの解消に必要となる薄肉化が可能となる裏付けが得られている。

図 4 高温水蒸気酸化試験結果<sup>(5)</sup>図 5 LOCA バースト試験結果<sup>(6)</sup>図 6 腐食試験結果<sup>(6)</sup>  
(563 K、8 ppmDO、循環式オートクレーブ)図 7 HFIR 照射材の引張試験結果<sup>(6)</sup>  
(573 K においてキャプセル内で中性子照射)

### 3. 今後の課題と展望

事業開始時の TRL 評価では概ね TRL 1-2 の原理実証段階にあったが、2018 年度までの開発の結果、TRL 3 と工学実証段階の一手前まで TRL を向上させることができています。しかしながら、目標としていた TRL 4

を達成するためには、燃料設計、製造・品質管理の観点から、まずは以下の課題を克服していく必要がある。

燃料設計：プロトタイプ燃料設計に必要なデータは揃いつつあるが、照射特性に関するデータが不足している。具体的には、燃料寿命末期までの中性子損傷（15 dpa 程度）を受けた材料の機械特性データ、照射クリープデータ、照射腐食特性データ等が挙げられる。また、物性データの取得だけでなく、燃料設計に必須となる燃料ふるまい解析コードの検証データも皆無であり、検証データも必要である。

製造・品質管理：原理的な問題はないと思われるが、現在までにフルスケール（4 m 超）の被覆管の試作経験がなく、フルスケール化に潜在的な課題が残っていることが否定できない。また、これまでの試験では実用化で必要となる欠陥検査や寸法測定等の非破壊検査を行っておらず、それら技術の適用性確認が必要である。また、燃料ペレットを装荷して端栓封入する接合技術・検査技術の検証が終わっておらず、模擬燃料棒等の試作による実証が必要な状況にある。

これら課題を踏まえ、今後は特に照射特性に関するデータ取得と製造・品質管理に関する技術向上に集中的に取り組む、それら取組の総合的な検証となる試験炉における模擬燃料棒照射試験による燃料ふるまい解析コードの検証データの取得を行う予定である。また、導入の影響評価の精度を向上させるとともに、導入の効果を定量的に評価することで、ユーザーの検討に必要な情報を提供する取組にも着手していく予定である。

謝辞 本研究発表は、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共通基盤整備のための技術開発事業（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。また、FeCrAl-ODS 開発に共に取り組んだ JAEA、GNF-J、日立 GE ニュークリア・エナジー、北海道大学、京都大学、早稲田大学の関係者の皆さんに感謝する。

#### 参考文献

- (1) S. Ukai et al., "Development of FeCrAl-ODS steel claddings for accident tolerant fuel of light water reactors", Proceedings of ICAPP 2017, Fukui and Kyoto, Japan, April 24-28 (2017) Paper ID: 17599
- (2) S. Yamashita et al., "Technical basis of accident tolerant fuel updated under a Japanese R&D project", Proceedings of 2017 Water Reactor Fuel Performance Meeting, September 10 – 14, 2017, Ramada Plaza Jeju, Jeju Island, Korea
- (3) S. Takano et al., "Analytical study of the applicability of FeCrAl-ODS cladding for BWR", Proceedings of 2017 Water Reactor Fuel Performance Meeting, September 10 – 14, 2017, Ramada Plaza Jeju, Jeju Island, Korea
- (4) T. Ikegawa et al., "Performance evaluation of accident tolerant fuel claddings during severe accidents of BWRs", Proceedings of TopFuel2018, Prague, Czech republic, Sep. 30 - Oct. 4 (2018) Paper ID: A-0131
- (5) K. Sakamoto et al., "Progress on Japanese development of accident tolerant FeCrAl-ODS fuel claddings for BWRs", Proc. TopFuel2018, Prague, Czech republic, Sep. 30 - Oct. 4 (2018) Paper ID: A-0011
- (6) K. Sakamoto et al., "Recent progress in development of accident tolerant FeCrAl-ODS fuel claddings for BWRs in Japan", Proc. Top Fuel 2019, Seattle, WA, September 22-27, 2019, pp. 197 - 205

---

\*Kan Sakamoto<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Nippon Nuclear Fuel Development Co. Ltd.