

事故時高温条件での燃料健全性確保のための ODSフェライト鋼燃料被覆管の研究開発

(受託者) 国立大学法人北海道大学

(研究代表者) 鶴飼重治 大学院工学研究院

(再委託先) 独立行政法人日本原子力研究開発機構、日本核燃料開発株式会社、

国立大学法人京都大学、国立大学法人東京工業大学

(研究期間) 平成 25 年度～28 年度

1. 研究の背景とねらい

高速炉では、既存の ODS 鋼被覆管を対象に 1000℃を超える高温条件に適用可能な高温強度評価式を構築して、事故時燃料破損の回避、遅延の可能性を定量的に評価する。軽水炉においては、福島第一原子力発電所事故がジルカロイと水蒸気との大きな発熱を伴う酸化反応を起点にして炉心溶融に到ったことに鑑み、耐水蒸気酸化が格段に優れた FeCrAl-ODS 鋼被覆管の適用性を評価し、事故時の事象緩和程度を明らかにする。

2. これまでの研究成果

2.1 既存 ODS 鋼被覆管の事故時破損限界評価

温度と時間を指標とするラーソン・ミラー・パラメータ (LMP; Larson-Miller Parameter) とライフ・フラクシオン・ルールを組み合わせた LMP-ライフ・フラクシオン法を用いて、任意の応力・温度上昇速度での 9CrODS 鋼被覆管の破損寿命予測式を策定した。図 1 は LMP-ライフフラクシオン法により 1000℃までのクリープ破断データと急速加熱バースト試験データを解析し、相当応力と LMP で整理した結果である。ここで相当応力が 0.2%耐力を超えるリング引張試験結果は変形モードが短時間塑性変形でクリープモードとは異なるため除き、相当応力の対数と LMP の 1 次関係式を策定した。本評価式を用いて、高速実証炉のスクラム失敗流量減少型事故 (ULOF) とスクラム失敗過出力型事故 (UTOP) における被覆管破損限界を評価した。解析では本評価式を燃料挙動解析コードに組み込み、クリープ累積損傷 (CDF) を解析することにより行った。高速実証炉の ULOF 解析結果を図 2 に示す。ULOF 型事象では、ピン内ガス圧支配であるため応力増加は殆ど無く、被覆管温度が徐々に増加し事故発生後 30 秒で 1100℃まで上昇する。実証炉ではスクラムに失敗し事故に至っても自己作動型炉停止機構 (SASS: Self Actuated Shutdown System) が冷却材温度の上昇を感知して炉停止する設計となっている。事象発生後 SASS が～12 秒に作動するまでの時間、9/12CrODS

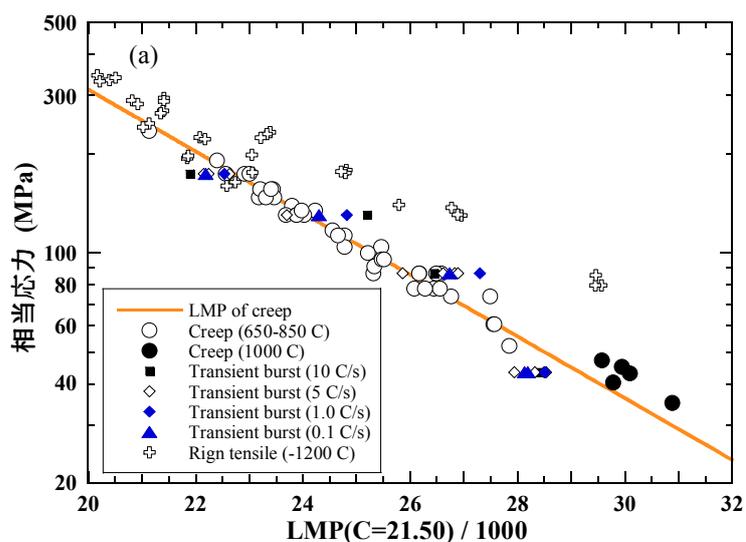


図 1 LMP-ライフ・フラクシオン法を用いて策定した
9CrODS 鋼被覆管の破損寿命予測式：
 $LMP = 46638.8 - 10677.5 \times (\log_{10} \sigma)$

鋼被覆管のCDFは十分低く、破損目安の1.0を十分下回ることから、たとえULOF事象が発生しても、燃料破損には至らず、その後の事象進展が大幅に緩和されることが示された。

2.2 軽水炉用 FeCrAl-ODS 鋼被覆管の耐水蒸気酸化特性

1200℃～1450℃の広い温度範囲で、Zr添加の有無による水蒸気酸化特性を調査した結果を図3に示す。被覆管(○印)と板材(+印)では耐水蒸気酸化性に差は認められない。1350℃以下では強度向上のため添加した0.4Zr添加材(赤色)の耐水蒸気酸化性はZr無添加材(青色)より若干劣るが、1400℃以上になるとZr添加は決定的な効果を示す。図3の外観写真に示すように、1450℃ではZr無添加材(SP7A, SP7)は燃え尽きてしまったのに対し、Zr添加材(SP9)は1450℃でも安定であった。これらの結果から、0.4%Zr添加は1000℃でのクリープ破断強度のみならず、1400℃以上での耐水蒸気酸化に対しても極めて有効であることが示された。

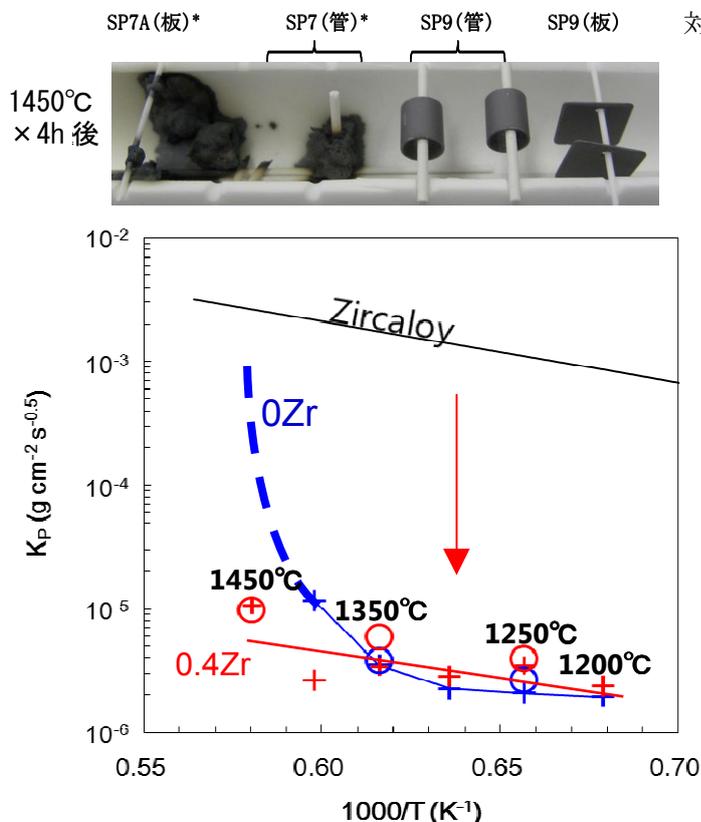


図3 1200℃～1450℃における水蒸気酸化試験結果：
赤色：0.4%Zr添加材(SP9)、青色：Zr無添加材(SP7)
○印：被覆管、+印：板材

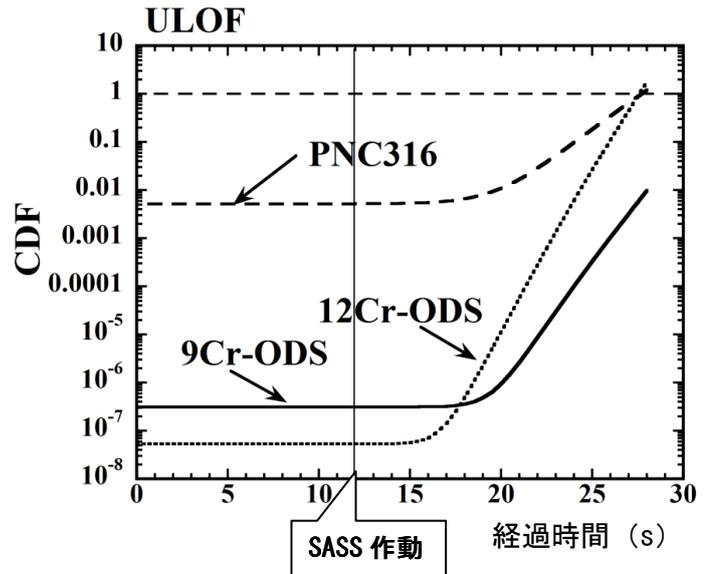
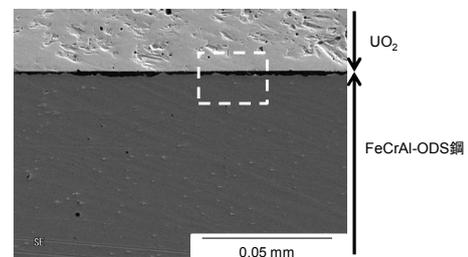
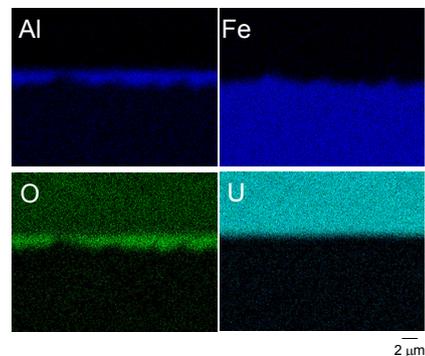


図2 高速実証炉のULOF事象時のクリープ累積損傷(CDF)の解析結果：SASS自己作動型炉停止機構

みならず、1400℃以上での耐水蒸気酸化に対しても極めて有効であることが示された。



(a) SEM像



(b) (a)点線領域のEDSマッピング像

図4 FeCrAl-ODS鋼とUO₂の1450℃×1hの反応試験結果

2.3 UO₂との反応試験

図4に FeCrAl-ODS 鋼 (SP7A) と UO₂ との 1450°C で 1h の高温反応試験後の断面観察結果を示す。接触界面においてアルミニウムと酸素が濃化し、合金元素の互いの侵入による反応層は観察されない。これは界面で薄い 3 μm 程度のアリミナ被膜が形成され、これがバリアとして有効に機能していたことを示している。このことから、FeCrAl-ODS 鋼は界面に安定なアリミナスケールを形成することにより、1450°C の高温でも UO₂ との反応は著しく抑制されることを明らかにした。

2.4 LOCA 模擬試験

代表的な設計基準事故である LOCA では、燃料被覆管は高温水蒸気への暴露と注水による急冷を経験することになり、これら過酷な条件下において燃料被覆管の健全性を確保する必要がある。そのため FeCrAl-ODS 鋼被覆管を 1200°C の高温水蒸気に最長 2 時間暴露後、70°C の水中に急冷し、急冷後の機械的特性をリング圧縮試験で確認することで、LOCA 挙動を模擬した。リング圧縮試験後の外観を図5に示す。リング状試験片は押し込み方向に対して ±90° の円周方向位置において大きく変形しており、一部では完全に破断している。図5にはリング圧縮試験で得られた押し込み変位と荷重の変化を示している。ここで縦軸は荷重をリング状試験片の長さで除した値である。荷重が急激に減少しているのは、押し込み方向に対して ±90° の円周方向位置でき裂が発生したためであり、いずれの保持時間においても、受取まま材と同様な約 3mm の押し込み変位までき裂が発生していなかったと考えられる。また、最大荷重はいずれの保持時間でも約 80N/mm であり、最大荷重も受取まま材と同様な値であった。き裂が発生する押し込み変位量は延性、最大荷重は強度を反映した値であり、リング圧縮試験から 1200°C における水蒸気暴露や急冷によっても FeCrAl-ODS 鋼の機械的特性は劣化しないことが確認された。

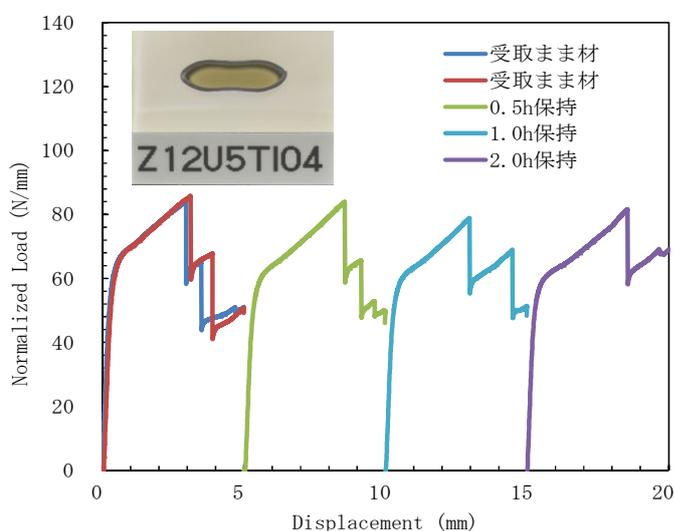


図5 リング圧縮試験における押し込み変位と荷重の変化：保持時間は酸化試験時間を示す

2.5 研究成果の総括

H25 年 10 月からの 3.5 年間、再委託先機関と連携を密にして業務を進め、当所計画を上回る研究成果を挙げることができた。

高速炉の安全性については、既存の 9/12CrODS 鋼被覆管の 1300°C までの高温強度データを取

得し、これより策定した破損寿命評価式を用いてシビアアクシデント時の燃料破損限界を評価した。その結果、高速炉の典型的なシビアアクシデントである ULOF 事象と UTOP 事象下での累積損傷和 (CDF) の解析から、事故作動型炉停止機構 (SASS) が作動するまでの期間の燃料健全性を示すことができた。このことは ULOF 事象や UTOP 事象において、燃料破損を回避して冷却形状を維持できることを意味しており、シビアアクシデントに至ることなく事故を終息させることができ、高速炉の飛躍的な安全性向上をもたらすものとして、極めて貴重な成果を得ることができた。

また軽水炉のシビアアクシデントを想定して、水蒸気酸化抵抗性が格段に優れたアルミナ被膜を有する超高温用 ODS フェライト鋼被覆管を開発した。特筆すべき成果は、Zr 濃度と過剰酸素濃度を制御することにより、優れた水蒸気酸化抵抗性と高温クリープ強度を両立して達成したことであり、これは世界で初めての技術である。これにより、1450℃でもスケール剥離の無い、安定したアルミナ被膜の生成に成功するとともに、1000℃でのクリープ破断強度は既存 9/12CrODS 鋼被覆管の強度を凌駕するこのクラスでは世界最高レベルを達成した。Zr 添加超高温用 ODS フェライト鋼被覆管の優れた高温強度と水蒸気酸化耐性により、中性子吸収断面積の増加分を補償するため被覆管肉厚を約半分にしても、事故時燃料破損のリスクを大幅に低減できることが示された。被覆管肉厚を半分にするにより、中性子吸収断面積の大きい Fe ベースにしたことによる反応度ペナルティを補償できることも確認されており、開発した FeCrAl-ODS 鋼被覆管は事故耐性燃料被覆管として極めて有望であることが確認された。

3. 今後の展望

本事業で開発した軽水炉用事故耐性燃料被覆管である FeCrAl-ODS 鋼被覆管については、経産省の受託事業において、端栓との接合技術開発や検査技術開発を行うとともに、材料照射試験を米国 ORNL の HFIR にて実施している。また、メーカーにおいて炉心設計、燃料設計、及び事故時安全解析を実施している。今後はハルデン炉での燃料ピン照射試験を予定しており、これらの性能実証試験を通して、実用化技術に仕上げていく計画である。

4. 参考文献

- (1) S. Ukai et al., Proceeding of the Ninth Pacific Rim International Conference on Advanced Materials and Processing (PRICM9), Kyoto (Japan), Aug. 1-5, 2016.
- (2) S. Ukai et al. Proceedings of ICAPP 2017, Fukui and Kyoto (Japan), April 24-28, 2017.
- (3) S. Ukai et al., Proceeding of TopFuel 2016, Boise, Idaho (USA), Sep. 11-16, 2016.
- (4) Y. Yano et al., J. Nucl. Mater. 487 (2017) 229-237.