

### 燃料安全研究の全体像（第4期中長期計画）

- シビアアクシデント評価上重要となる燃料破損や燃料からの放射性核種放出といった事故時挙動に関する知見を、国際連携の強化を図りつつ、原子炉安全性研究炉（NSRR）及び燃料試験施設（RFEF）を用いて取得する。
- 解析コードの性能向上及び適用範囲拡大を行い、炉心冷却性やソースタームの評価及び炉心損傷判定の考え方の検討に活用する。

#### 軽水炉現行基準制定時に考慮されていなかった燃料の事故時挙動

反応度事故(RIA)模擬試験における現行基準を下回る低い水準の破損限界や従来と異なる破損形態発生(例)



LOCA模擬試験におけるFFRD(Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal)挙動(例) [NUREG-2121]



#### 燃料ペレット挙動

- ✓ FPガス放出
- ✓ 細片化
- ✓ リロケーション
- ✓ 燃料棒外放出
- ✓ 放出燃料の冷却性
- ✓ 添加物燃料、MOX燃料の $UO_2$ 燃料との特性差異

#### 被覆管挙動

- ✓ LOCA後地震時の荷重負荷時の被覆管の機械特性
- ✓ 微細組織が機械特性に与える影響

#### 通常運転条件から設計基準事故を超える条件までの燃料挙動に関する知見取得



NSRRを用いた照射試験



RFEFの試験装置を用いたLOCA模擬試験(左)及びアウトガス分析試験(右)

LVDT式FGD  
チャンバ内圧計

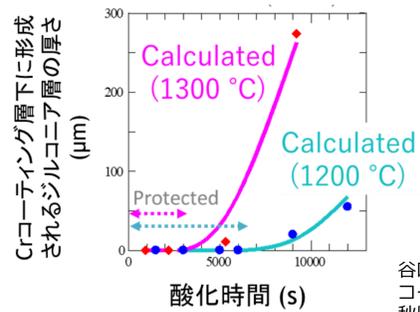
FPガス過渡放出挙動  
評価実験用カプセル

歪ゲージ式FGD  
チャンバ内圧計

#### 事故耐性燃料(ATF)導入が冷却可能形状維持、事故進展に関する効果に及ぼす影響評価

##### ATF候補材

コーティング系、ステンレス系、セラミクス系



Crコーティング層ジルカロイ被覆管の高温酸化挙動を解析した評価例  
⇒酸化温度により高温酸化の抑制効果が異なる

谷口他「事故時燃料挙動解析コードRANNSの開発」2023秋原子力学会

##### ATFの特性把握が必要

- ✓ 高温酸化、破損限界、DNB/CHF、変形挙動
- ✓ コーティング層亀裂/剥離、共晶等反応
- ✓ 冷却可能形状喪失条件、照射効果

集約

適用

### 炉心冷却性・ソースターム影響評価

連携

#### 燃料挙動解析コードの開発

FEMAXI  
RANNS

- ✓ 新知見反映
- ✓ 機構論的モデル
- ✓ 確率論的モデル

- コード統合・検証・公開
- ✓ ATF解析モデルの整備
  - ✓ LOCA解析モデルの整備
  - ✓ 熱水力/SAコード連携(炉心スケールの評価)

連携

#### 国際プロジェクト

- ✓ Framework for Irradiation Experiments (FIDES-II)
- ✓ QUENCH-ATF Project
- ✓ Working Group on Fuel Safety
- ✓ Expert Group on Reactor Fuel Performance

### 燃料損傷挙動に関する基礎的な検討（炉心損傷開始温度の明確化）

- 炉心の著しい損傷開始温度としてLOCA基準の1200°Cが炉心損傷拡大防止策の有効性確認に用いられている。炉心が著しく損傷する温度として保守性の程度を確認するためには、高温条件での燃料損傷挙動について知見を拡充する必要があるが、基礎的な検討として、MELCORコード(Ver. 2.2)を用いて被覆管の昇温特性及び注水効果を解析評価し、炉心損傷開始温度について検討した。

表1 炉心体系

項目	条件
炉心	BWR-3
原子炉出力	1380 MW
原子炉圧力	7.0 MPa

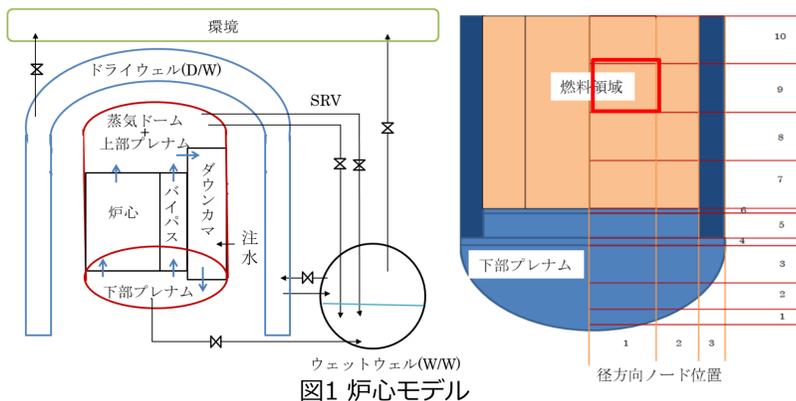


図1 炉心モデル

表2 入力条件

計算条件項目	条件
燃料ロッド	ペレット半径：約5 mm 被覆管半径：約6 mm
金属-水反応	Zr酸化膜計算式：Urbanic-Heidrich[1] 酸化膜計算開始温度：827°C、1300°C(CrコーティングATFを想定)
事故シナリオ	全交流電源喪失（スクラム後約1.5 h後にSRV再閉失敗、減圧）
注水量	0, 50, 100, 150, 200 m <sup>3</sup> /h

[1] V. F. Urbanic and T. R. Heidrich, JNM, 75(1978)251

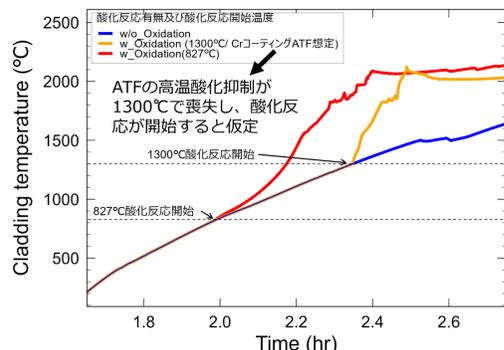


図2 酸化反応有無における被覆管温度の昇温特性

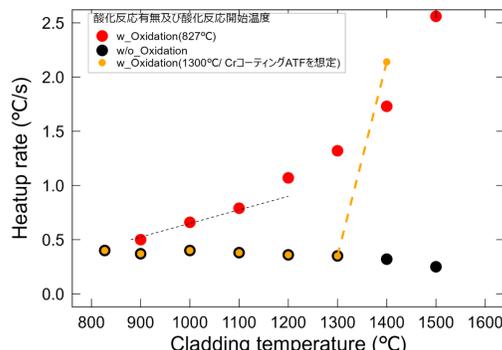


図3 各被覆管温度における昇温速度

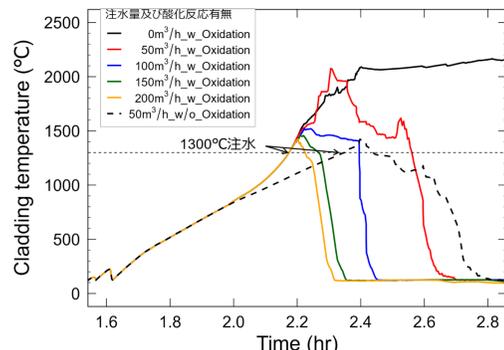


図4 被覆管温度1300°Cにおいて注水量をパラメータとした解析例

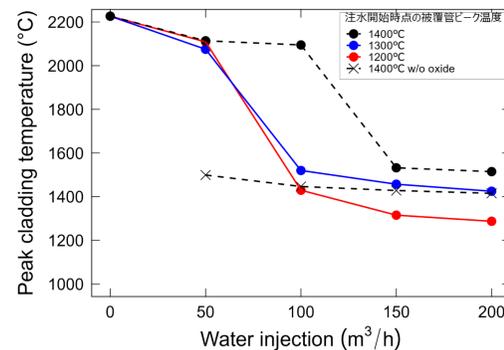


図5 注水量と注水以降の被覆管最高温度との関係

#### 解析結果

- ✓ 崩壊熱（酸化反応無し）による被覆管温度の増加傾向と比較して、酸化反応有りでは、酸化反応が開始する827°Cより酸化反応熱により被覆管温度が上昇し、1200°C付近より昇温速度は加速する傾向
- ✓ 酸化反応開始温度を1300°C（ATF想定）とすると、更に急昇傾向
- ✓ 注水の成否は、冠水時の酸化反応速度（酸化反応熱）に起因した被覆管温度、注水条件に著しく依存することを確認

#### 結論及び今後の展開

- ✓ 酸化反応熱を考慮すると炉心損傷開始温度として1200°Cは妥当と考えられた。
- ✓ 事故耐性燃料では、炉心損傷開始温度を高くすることが期待できるが、高温酸化の抑制効果について詳細把握する必要がある。
- ⇒ 1200°C超での高温酸化や燃料損傷挙動について信頼性の高いモデルでの解析・検証に取り組む