

SiC 被覆管燃料のシビアアクシデント解析

(3) 核熱水力過渡安全最適評価コード(TRACTTM)を用いた事故時 RPV 内流動の影響評価

Severe Accident Analysis for core fuel with SiC cladding

(3) Study of cooling effect of circulation steam flow in RPV by nuclear thermal hydraulics analysis code TRACTTM*滝脇 賢也¹, 武内 豊¹, 堀江 英樹¹, 垣内 一雄¹, 佐藤 寿樹¹¹東芝エネルギーシステムズ

福島第一原子力発電所の事故をふまえ、水との酸化反応が発生しにくい（酸化しにくい）炭化ケイ素（SiC）を、現行の軽水炉燃料材料のジルカロイ（Zry）の代替として適用する研究を進めている。本稿では SiC 被覆管の酸化反応モデルを組み込んだ核熱水力過渡安全最適評価コード(TRACTTM)により福島第一3号機(1F-3)の事故進展解析を行い、燃料温度上昇時の圧力容器内(RPV)の蒸気流動による冷却の効果を評価した。

キーワード： SiC 被覆管、水-SiC 酸化反応、被覆管温度

1. 緒言

1F-3 の事故進展条件において、SiC を燃料被覆管へ適用した際に、RPV 内の蒸気の流れによる炉心冷却により炉心損傷の進展が抑制されるかを TRACTTMにより評価した。

2. 解析条件

TRACTTMへ水と SiC 間の酸化反応モデル[1]を組み込み、被覆管へ SiC を適用して 1F-3 の事故進展解析を実施した。

3. 解析結果

図1に Zry、SiC の各ケースの被覆管最高温度を示す。Zry では地震後約 50 時間で水との酸化反応が活性化して急激に温度上昇したが、SiC では急激に上昇せずに約 1800K で安定した結果となった。図2に示すように 40 時間以降では中心部で蒸気が上昇し、外周部で下降した循環流となっている。図3に示すように中心部と外周部で 100K 程度の蒸気温度差があり、蒸気の駆動力になるとともに、下部プレナムの水を蒸発させて炉心部へ供給していると考えられ、今後より詳細な評価を進める。

4. 結論

SiC 被覆管を適用すると、酸化反応熱が Zry より格段に小さいため、崩壊熱とのバランスで燃料露出後に形成される蒸気循環流により炉心燃料の温度上昇が抑制され、大規模な炉心損傷が回避できる可能性があることが分かった。

参考文献

[1] Kurt A. Terrani, et al., 2014, "Silicon Carbide Oxidation in Steam up to 2 MPa", J. Am. Ceram. Soc., 1-22.

* Kenya Takiwaki¹, Yutaka Takeuchi¹, Hideki Horie¹, Kazuo Kakiuchi¹, and Hisaki Sato¹

¹ Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation

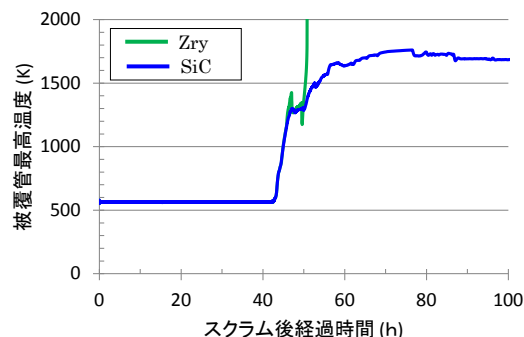


図1 被覆管最高温度の比較

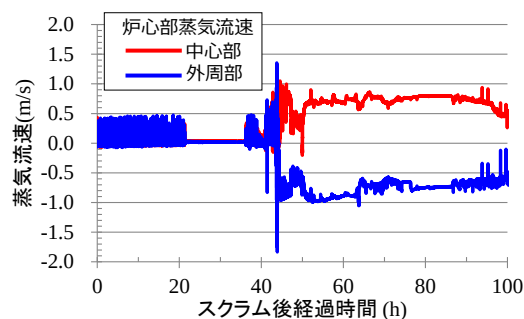


図2 炉心部の鉛直方向蒸気流速 (SiC 被覆管)

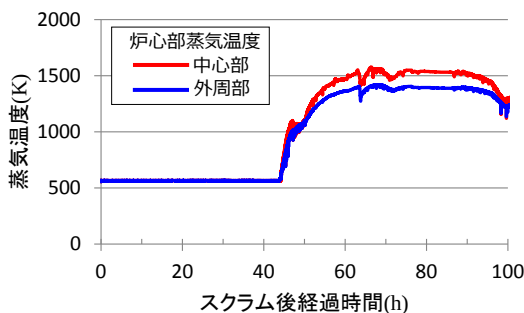


図3 炉心部の蒸気温度(SiC 被覆管)