

高速炉の重大事故防止対策有効性評価に関する検討

(5) 崩壊熱除去機能喪失事象評価に用いる原子炉解析モデル

Study on Effectiveness Evaluations of Countermeasures against Severe Accidents in Fast Reactor

(5) Validation of Reactor Analytical Model for PLOHS events

*森 健郎¹, 大平 博昭¹, 素都 益武¹, 深野 義隆¹

¹原子力機構

高速炉における崩壊熱除去機能喪失時の炉心損傷防止対策であるナトリウム自然循環冷却の有効性を評価するために、炉心の全集合体毎の自然循環冷却挙動を解析する解析モデルについて、もんじゅの実機試験結果を用いて妥当性の確認を行い、崩壊熱除去機能喪失事象への適用性を確認した。

キーワード：高速炉、崩壊熱除去機能喪失、ナトリウム自然循環冷却、原子炉解析モデル

1. 緒言 ナトリウム(Na)冷却高速炉は、主冷却系の強制循環失敗による崩壊熱除去機能喪失(PLOHS)においても、主冷却系の自然循環により炉心の崩壊熱を除去し、重大事故を防止することができる。強制循環時とは異なり、自然循環時の燃料集合体の温度評価には、集合体間の熱移行や炉心内の流量再配分等の効果が重要となる。これらの現象を適切に取り扱うために、燃料集合体等の全ての炉心構成要素を詳細に解析することが可能な解析モデル(全集合体解析モデル)が開発された^{[1][2]}。本研究では、適用例がないもんじゅの炉心に全集合体解析モデルを適用し、後述するもんじゅ実機を用いた試験の解析を通じて同モデルの妥当性確認を行うと共に、PLOHS防止対策である自然循環冷却時の炉心冷却材の温度評価への適用性を検討した。

2. 原子炉解析モデルの妥当性確認 全集合体解析モデルをもんじゅの炉心に適用し(図1)、40%出力プラントトリップ試験時の燃料集合体出口 Na 温度により解析モデルの妥当性を確認した。試験で得られた原子炉入口の Na 温度及び Na 流量、試験結果から評価した集合体毎の熱出力を入力し、集合体出口 Na 温度を解析した。原子炉トリップにより1次冷却材流量は、約40秒で約49%からコストダウンし約10%まで低下する。流量約49%及び流量約10%の集合体出口 Na 温度の炉心全体の温度分布は良く模擬できている(図2)。同モデルの圧力損失特性は、定格流量から極低流量までの圧力損失の評価結果に基づき設定しており、圧力損失特性を含め、同モデルが自然循環時に適用できることを確認した。

3. 崩壊熱除去機能喪失事象への適用 同モデルを用いて自然循環冷却による炉心冷却材の温度評価を検討した。自然循環時の集合体出口 Na 温度及び流量は、集合体間熱移行及び流量再配分の効果により、平坦で周方向に緩やかに低下する分布となった。このように自然循環の特徴を良く模擬しており、自然循環冷却時の炉心冷却材の現実的な温度を解析できることを確認した。

4. 結論 PLOHS 事象の解析に全集合体解析モデルを適用することにより、自然循環冷却時の現実的な炉心冷却材温度の評価を可能にすることができた。

参考文献 [1]O. WATANABE et al., "Development of an evaluation methodology for the natural circulation decay heat removal system in a sodium cooled fast reactor", JNST52, 9, 1102-1121 (2015), [2]浜瀬ほか, 日本機械学会[No.16-10]第21回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集, B244

*Takero MORI¹, Hiroaki OHIRA¹, Masutake SOTSU¹ and Yoshitaka FUKANO¹ ¹JAEA

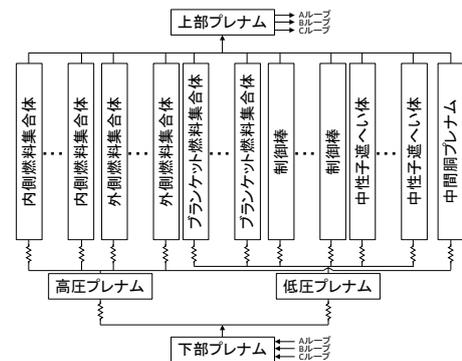


図1 原子炉全集合体モデル(もんじゅ炉心)

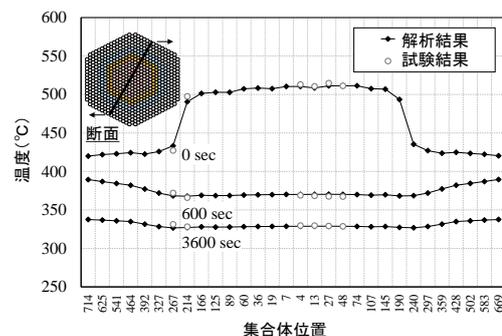


図2 集合体出口 Na 温度
(もんじゅ 40%出力プラントトリップ試験)