

多様な革新的ナトリウム冷却高速炉における  
統合安全性評価シミュレーション基盤システムの開発  
(18) PRISM 型原子炉の SA 解析

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation  
in various innovative sodium-cooled fast reactor  
(18) Analysis of SA progress in PRISM-type reactor

\* 瀧田 翔<sup>1</sup>, 藤又 和博<sup>1</sup>, 阿部 崇<sup>1</sup>, 中原 宏尊<sup>1</sup>, 青柳 光裕<sup>2</sup>, 石田 真也<sup>2</sup>  
<sup>1</sup> 日立 GE, <sup>2</sup> JAEA

PRISM(Power Reactor Innovative Small Module)型原子炉を対象に、金属燃料モデルを組み込んだ解析コード SPECTRA によるシビアアクシデント (SA) 解析を実施し、汎用 CFD 解析ツール STAR-CCM+による解析結果と比較した結果、2次元/3次元モデルに起因する差異を除き適切な評価結果が得られることを確認した。  
**キーワード** : ナトリウム冷却高速炉, 金属燃料炉心, ULOF, UTOP, SPECTRA, CFD

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の SA を対象とした炉内／炉外事象を一貫評価する SPECTRA コード<sup>[1]</sup>では、MOX 燃料炉心モデルを金属燃料炉心へ拡張する開発を進めてきた<sup>[2]</sup>。本報では、SPECTRA コードを用いて、タンク型小型モジュールで金属燃料を用いるナトリウム冷却高速炉である PRISM 型原子炉を対象とした SA 過渡解析を実施し、汎用 CFD 解析コードの結果と比較して、PRISM 型原子炉へ適用できることを確認する。

2. 評価方法

定格熱出力 840MWt の PRISM 型原子炉について、ULOF (Unprotected Loss of Flow)及び UTOP (Unprotected Transient Over Power)事象を対象に、SPECTRA コード (2次元) と、汎用 CFD 解析コード STAR-CCM+ (3次元) による過渡解析で得られた熱流動挙動を比較した。

3. 評価結果

SPECTRA による PRISM 型原子炉の ULOF・UTOP 解析では、中間熱交換器・電磁ポンプ位置や炉心上部構造物周囲の冷却材回り込みを正確に模擬できない2次元モデルであっても、沸騰までの挙動は CFD 解析結果と良く一致した (図1)。沸騰後の挙動について UTOP 事象解析では大きな差異はないが、ULOF 事象解析では SPECTRA 解析は不安定な挙動を示した。これは冷却材流量減少時に冷却材沸騰に伴う圧力変化の影響が相対的に大きく、炉心上部構造物右側が下降流となり非沸騰領域のナトリウムが炉心に流入した影響と考えられる (図2)。

4. 結言

SPECTRA による PRISM 型原子炉の ULOF 及び UTOP 過渡解析を実施し、ULOF 時の2次元/3次元モデルに起因する差異を除き、概ね適切な評価結果が得られることを確認した。

\* 本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354598 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] 内堀, 他, 日本原子力学会 2021 年秋, 1J06 [2] 鈴木, 他, 日本原子力学会 2023 年秋, 1G16

<sup>\*</sup>Sho Fuchita<sup>1</sup>, Kazuhiro Fujimata<sup>1</sup>, Takashi Abe<sup>1</sup>, Hirotaka Nakahara<sup>1</sup>, Mitsuhiro Aoyagi<sup>2</sup> and Shinya Ishida<sup>2</sup>  
<sup>1</sup>Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., <sup>2</sup>Japan Atomic Energy Agency

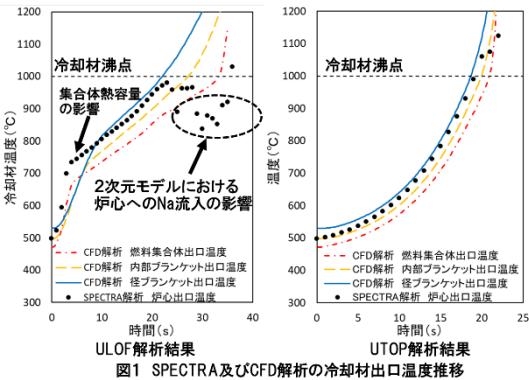


図1 SPECTRA及びCFD解析の冷却材出口温度推移

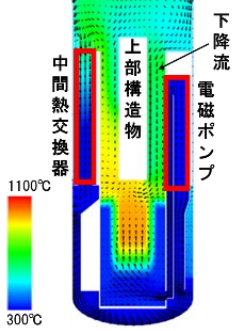


図2 SPECTRA解析結果 (ULOF開始後24秒の流動挙動)