

## 5. 新型炉

# 高速炉用プラント動特性解析コード CERES の検証 — 小型高速炉を対象とした SAS4A/SASSYS-1 コードとの比較 —

### 背景

日本のこれまでの安全審査では、安全評価審査指針に照らして、解析結果が最も厳しくなるよう解析モデルや解析条件が選ばれる決定論的評価が用いられている。しかし近年、解析手法の高度化に伴う多次元モデル等の利用により、現象を高い精度で再現できる最適評価コードと、その評価の不確かさを統計的に扱う、統計的安全評価手法の研究が国内外で進んでいる。米国 NRC は最適評価コードの安全解析への適用が可能であると判断し、ECCS 認可基準<sup>\*1</sup>、また、その不確かさを考慮するためのガイドライン(CSAU 手法)を発行している<sup>\*2</sup>。また、我が国でも、原子力学会の標準委員会において統計的安全評価手法の標準作成が行われている。

高速炉では、冷却材の温度差が大きいことを利用した、自然循環除熱の採用による設計合理化が期待されている。その安全審査においては、現象を精度良く扱うことのできる最適評価コードの活用が特に有効であり、適用できる信頼性の高いコードの開発が期待されている。

当所で開発を進める CERES は、自然循環時に無視できない多次元流れを考慮した多次元プレナムモデルを有するプラント動特性解析コードである。当所では、CERES が特にプレナム流動の再現性において信頼性が高いことを示すため、実機での試験、設計段階の炉を対象とした複数の検証作業をすすめている。これまで、高速増殖原型炉「もんじゅ」のプラントトリップ試験を対象とし、40%定格からポニーモータ運転状態に至る、原子炉容器内多次元解析を含むシステム全体の熱流動解析を実施し、強制循環時の解析能力を確認している(前報)。

### 目的

米国アルゴンヌ国立研究所(ANL)により開発された、高速炉用のプラント動特性解析コード SAS4A/SASSYS-1<sup>\*3</sup>は、多次元流動は扱えないものの、多数の実プラント解析実績により検証されている。CERES とこのコードとの比較により、自然循環時の熱流動や反応度フィードバックの解析能力を検証し、CERES の最適評価コードとしての能力を確認する。

### 主な成果

ナトリウム冷却小型高速炉 4S(2006年8月設計段階)<sup>\*4</sup>を対象とし、熱流動特性の検証のため外部電源喪失事象、熱流動特性と反応度フィードバック解析能力の検証のため、ULOF 事象<sup>\*5</sup>を対象として比較を実施した。

1. 定格運転状態において、SAS4A/SASSYS-1 の解析結果は CERES ときわめてよく一致した。これにより両コードにおいて、定常状態における、集合体間の径方向熱移行も含めた炉心マルチチャンネルモデルの熱的バランスが正しく得られていることが確認できた。
2. ULOF 事象の解析において、反応度のピーク発生時間、大きさにおいてほぼ同様の値を示し、また、炉心出入口温度や、IHX1 次、2 次系出入口温度の特徴的推移もほとんど同じ傾向を予測した(図 1)。
3. 過渡時、炉心上部に低温のナトリウムが流出する外部電源喪失事象において、CERES の予測する IHX1 次系入口温度は、SAS4A/SASSYS-1 の解析における両極端な解析オプション(炉上部プレナム完全混合モデル、単純 1 次元成層化モデル)の範囲内であり、CERES の多次元プレナムモデルの有効性が確認できた。

以上により、自然循環時熱流動や反応度フィードバックの解析能力が検証できた。また実機での評価(前報)を含め、最適評価コードとしての能力を確認する上で重要となるプレナムモデルの妥当性が確認できた。

主 担 当 者 原子力技術研究所 新型炉領域 上席研究員 西 義久

関連報告書 「高速増殖原型炉「もんじゅ」過渡試験を対象としたプラント動特性解析コード CERES の検証— 定常運転ならびに原子炉トリップ運転に対する検証—」電力中央研究所総合報告:L02 (2005年4月)

「プラント動特性解析コード CERES の検証— 小型高速炉を対象とした SAS4A/SASSYS-1 コードとの比較—」電力中央研究所報告:L07004 (2008年3月)

\*1 :NRC 10CFR50.46

\*2 :NRC NUREG/CR-5249 Quantifying Reactor Safety Margins

\*3 :J. E. Cahalan, et-al., Proceedings of the International Topical Meeting on Advanced Reactor Safety, American Nuclear Society, Vol.2, pp.1038-1045, Pittsburgh, PA, April 17-21, 1994

\*4 :Y. Nishi, N. Ueda, T Koga and H. Matsumiya, CRIEPI Report, L06011, May 2007

\*5 :1 次ポンプ停止にスクラム失敗が重なる。1 次系、2 次系自然循環、除熱は RVACS のみ

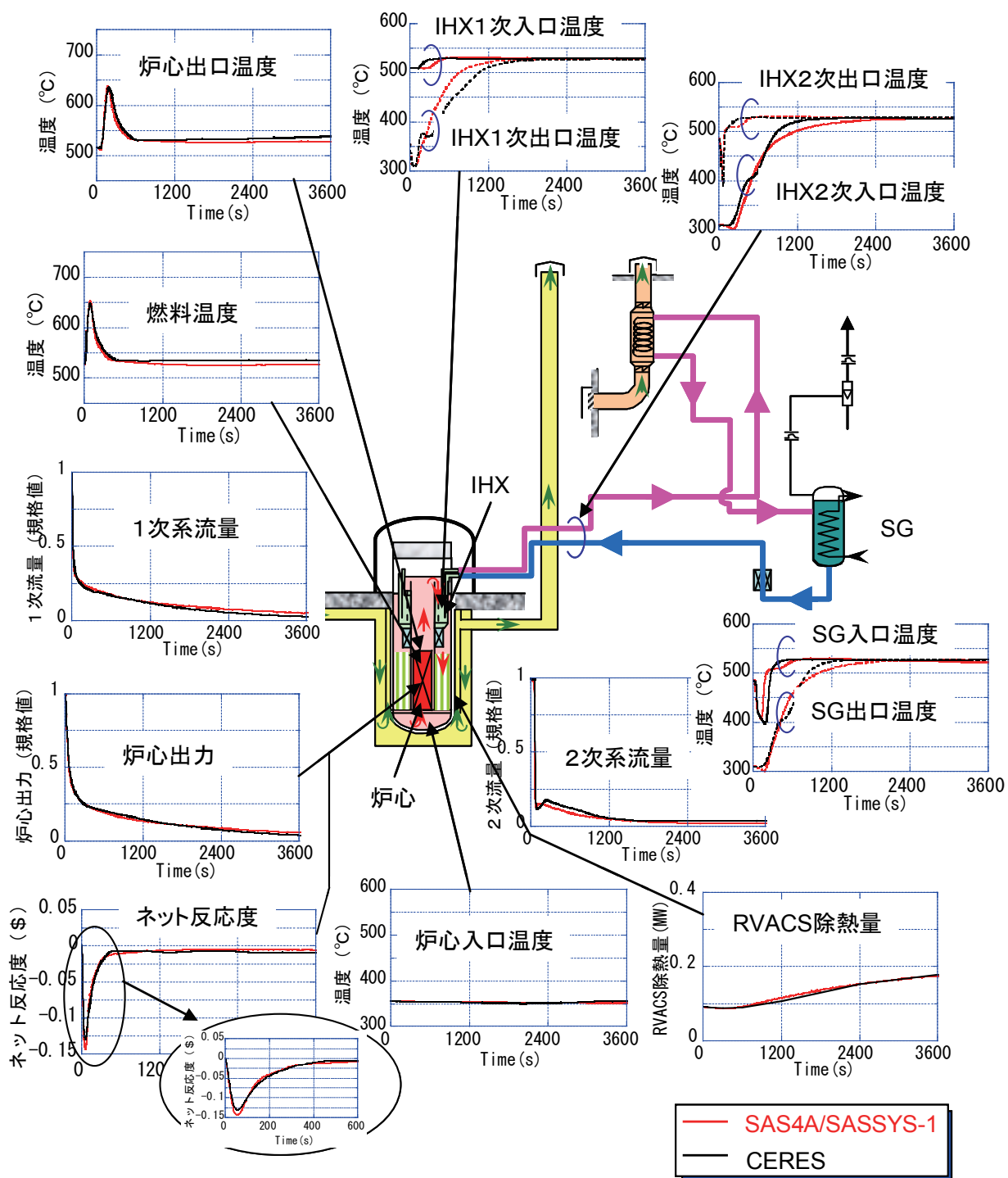


図1 ULOF 事象<sup>\*5</sup>における炉心、プラント各部の温度と流量の比較