

# 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 (2) 統合安全性評価シミュレーション適用性拡張

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation  
in various innovative sodium-cooled fast reactor

(2) Development plan of integrated numerical simulation system for severe accident analysis

\*内堀 昭寛<sup>1</sup>, 川田 賢一<sup>1</sup>, 青柳 光裕<sup>1</sup>, 高田 孝<sup>1</sup>, 中原 宏尊<sup>2</sup>, 阿部 崇<sup>2</sup>

<sup>1</sup>JAEA, <sup>2</sup>日立 GE ニュークリア・エナジー

シビアアクシデントを含む安全性評価を一貫して行えるシミュレーションシステムとして令和元年度までに開発された SPECTRA コードの高度化、PRISM 型炉への適用性拡張に関する 4 ヶ年の計画ならびに令和 2 年度成果について報告する。

**キーワード:** ナトリウム冷却高速炉, シビアアクシデント, 安全性評価, SPECTRA

## 1. 緒言

ナトリウム (Na) 冷却高速炉の統合安全性評価シミュレーションシステムとして SPECTRA コードをこれまでに開発した[1]。SPECTRA は、シビアアクシデント (SA) 時の炉内/炉外事象を、相互作用を考慮し一貫して解析するコードである。本報では、SPECTRA の適用性拡張を目的とした炉内冷却材挙動質点系モデルの構築、小型炉特有の自然通風型崩壊熱除去系 RVACS (Reactor Vessel Auxiliary Cooling System) に対する解析モデルの構築、及び小型モジュール高速炉である PRISM (Power Reactor Innovative Small Module) 型原子炉への適用について、4 ヶ年の計画と令和 2 年度成果を述べる。

## 2. 計画及び成果

炉内冷却材挙動質点系モデル及び RVACS モデルについて、SPECTRA への組み込みを経て妥当性評価までを実施する計画としている。前者の成果として、SA 事象評価のため圧縮性を考慮した多流体モデルの支配方程式を選定し、完全陰解法を採用した上で、混相流発散から圧力方程式を新規に導出した。本手法は、既構築の炉内 CFD モデルと圧力方程式でカップリングすることを趣旨としている。RVACS は、原子炉容器の外側をふく射及び自然通風により崩壊熱を除去するシステムである (図 1)。この炉壁冷却に対するモデルの候補として、既存ふく射伝熱モデル[2]の調査から、計算格子間の熱輸送を扱う CFD モデル、及び熱要素 (構造) 間の熱輸送を扱う質点系モデルの両者を選定した。今後、CFD 及び質点系の両面から検討し、最終的なモデル化とプログラミングを実施する予定である。SPECTRA の炉型拡張検討として、RVACS モデルや金属燃料炉心の破損モデルを組み込んだ後、PRISM 型原子炉の SA 事象へ適用する計画である。これまでの成果として、国内外の文献調査に基づき、解析対象とする設計オプションとして公開データが最も充実している PRISM Mod A[3]を選定した。また、RVACS 解析モデルのベンチマーク対象として、CFD による解析事例[4]を選定した。

## 3. 結言

令和 2 年度は、炉内冷却材挙動質点系モデルの支配方程式及び数値解法選定、RVACS モデルの候補及びベンチマーク対象選定、解析対象とする PRISM 型原子炉の設計オプション選定を行った。\*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, 原学会 2020 年秋, 1G10.

[2] R. Siegel and J. R. Howell, "Thermal Radiation Heat Transfer 6th edition, Hemisphere Publishing Corporation," 2015.

[3] D. Petti, et al., INL/EXT-16-37867, 2017.

[4] 阿部, 他, 原学会 2020 年秋, 2I12.

\*Akihiro Uchibori<sup>1</sup>, Ken-ichi Kawada<sup>1</sup>, Mitsuhiro Aoyagi<sup>1</sup>, Takashi Takata<sup>1</sup>, Hiroataka Nakahara<sup>2</sup> and Takashi Abe<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency, <sup>2</sup>Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd.

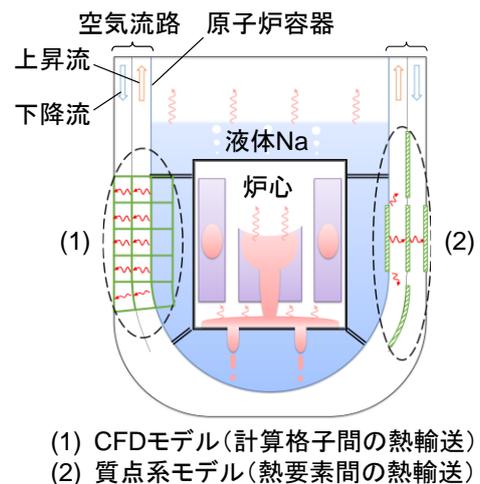


図 1 炉壁冷却のモデル化アプローチ