

ナトリウム冷却高速炉開発におけるナトリウム試験施設 PLANDTL-2 での浸漬型直接炉内冷却器を用いた崩壊熱除去試験の数値解析

Numerical Analysis of Decay Heat Removal Experiments using Dipped-type Direct Heat Exchanger in sodium test facility PLANDTL-2 for Sodium-cooled Fast Reactor Development

*江連 俊樹¹, 三宅 康洋², 浜瀬 枝里菜¹, 田中 正暁¹

¹原子力機構, ²エヌデーダー

ナトリウム冷却高速炉での自然循環崩壊熱除システムによる安全性向上の一環として、浸漬型直接炉内冷却器運用時の炉心冷却特性評価に向け、ナトリウム試験施設 PLANDTL-2 での試験データとの比較による数値解析評価手法の妥当性について検討した結果を報告する。

キーワード： ナトリウム冷却高速炉、崩壊熱除去、浸漬型直接炉内冷却器、数値解析

1. 緒言 ナトリウム冷却高速炉では、液体金属ナトリウム (Na) の特性を生かし、ポンプ等の動的機器を用いない自然循環崩壊熱除システム (NC-DHRS) により、安全性を向上させることが期待できる。NC-DHRS の実現には、炉内での安定的な冷却パスおよび十分な自然循環冷却材流量を確保することが重要となる。日本原子力研究開発機構では、大型 Na 冷却高速炉の原子炉容器内の主要なコンポーネントを縮尺模擬した Na 試験施設 (PLANDTL-2) を整備し、有力な NC-DHRS の一つとして検討されている浸漬型直接炉内冷却器 (浸漬型 DHX) 運用時の炉心冷却特性評価に向け、試験による現象解明及び冷却性能の確認と、解析評価手法構築のための妥当性確認用データの取得を進めている [1][2]。本報告では、前報 [1] の試験データを用い、数値解析評価手法の妥当性を検討した結果を報告する。

2. 数値解析 図 1 に (a) 試験体および (b) 解析モデルの概要をそれぞれ示す。解析対象は、模擬炉心部 (発熱チャンネル 30 体及び非発熱チャンネル 25 体、集合体間ギャップ部 (IWG 部)、模擬集合体入口プレナム部、浸漬型 DHX、模擬炉上部プレナム (自由液面まで) 及び模擬炉上部機構 (UIS) である。本解析では、浸漬型 DHX および模擬集合体を含めてモデル化した (約 340 万メッシュ)。解析は、商用 CFD 解析コード (FLUENT) を用い、乱流モデルには Realizable $k-\epsilon$ を使用し、壁面に標準壁関数モデルを使用した。対象とした試験条件は、前報 [1] と同一とし、試験で得られた流量および入口温度を模擬集合体入口プレナムの入口配管および浸漬型 DHX の 2 次側に境界条件として与えた。ヒータピン発熱は、円柱構造物に体積発熱量を均一に与えて模擬し、Na との伝熱を考慮した。図 2 に解析と実験の比較例を示す。浸漬型 DHX から流下した低温 Na による炉心冷却が集合体および IWG 部共に解析でも再現され (図 2 (a))、炉心部出口温度が試験データと良く一致することが分かった (図 2 (b))。一方、解析では、上部プレナム部温度を低く予測しており、系内の自然循環力が過大に予測された結果と考えられる。炉内循環流量の予測精度を向上させるには、原子炉容器内の圧力損失と炉心除熱に影響する浸漬型 DHX と IWG 部のモデル化が関係することが分かった。

3. 結論 試験データとの比較から、数値解析で得られた炉心部および上部プレナム部双方の温度分布は、実験で得られた温度分布を良く再現することを確認した。また、浸漬型 DHX と集合体間ギャップ部のモデル化を改善することでさらなる数値解析結果の高精度化が期待できることが分かった。

参考文献 [1] 江連他、原子力学会春の年会 1H04 (2020)、[2] 江連他、原子力学会秋の大会 2J21 (2018)

謝辞 本報告は、経済産業省からの受託事業である「H31 年度高速炉の国際協力等に関する技術開発」の一環として実施した成果を含む。

*Toshiki Ezure¹, Yasuhiro Miyake², Erina Hamase¹, Masaaki Tanaka¹

¹Japan Atomic Energy Agency, ²NDD Corporation

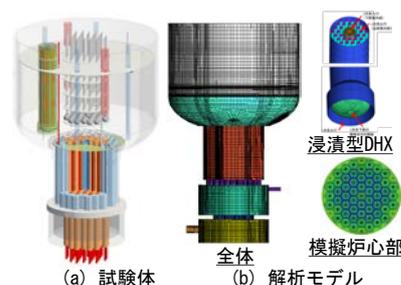


図 1 試験体および解析モデル

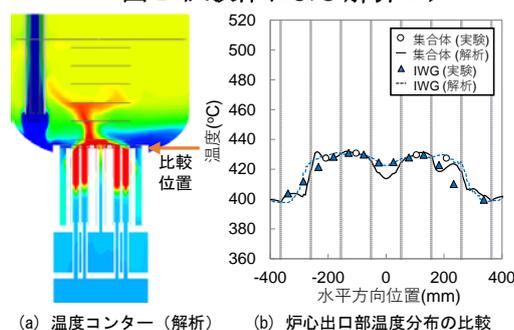


図 2 温度分布比較例