

ナトリウム冷却高速炉における 3 次元自然循環除熱特性評価

Evaluation of the three-dimensional natural circulation heat removal characteristics in sodium-cooled fast reactor

*遠藤 淳二¹, 大山 一弘¹, 渡辺 収¹, 堂田 哲広²

¹三菱 FBR システムズ, ²日本原子力研究開発機構

次世代ナトリウム冷却高速炉を対象に 3 次元自然循環評価手法^[1]による予測解析を実施し、自然循環除熱特性を把握した。

キーワード：高速炉、自然循環除熱、3 次元熱流動解析

1. 緒 言 MEXT 公募研究^{*1}で構築及び検証した 3 次元自然循環評価手法^[1]を次世代高速炉に適用して代表的な原子炉トリップ事象の過渡解析を実施し、原子炉容器や 1 次冷却系各部で生じる温度成層化や自然対流現象が、一巡の自然循環流量や炉心冷却に与える影響を評価した。

(*1)原子力システム研究開発事業 崩壊熱除去系に対する自然循環除熱評価手法の開発 (H22 年～H25 年)

2. 解析モデル 炉心を含む 1 次系から崩壊熱除去系空気冷却器までの 3 次元解析モデルを商用コード STAR-CD を用いて作成した。原子炉トリップ後の 1 次系ポンプのフローコーストダウン及び浮力による燃料集合体間流量再配分が模擬できるように、ポンプ特性モデル及び燃料ピンバンドル部の圧力損失特性^[2]をユーザ定義関数として組込んだ。

3. 解析結果 外部電源喪失事象における 1 次系配管内流量の時間変化を図 1 に示す。各ループに 2 本ある CL 配管では、約 400 秒と約 2400 秒の時点で片側配管 (1 本) が逆流している。この逆流は、CL 配管の上流側にある中間熱交換器内部流路の冷却材温度が揺らぐため、2 本の配管の入口温度に差異が生じることに起因する。この現象は、MEXT 公募研究^{*1}での 1/10 縮尺水流動試験とその検証解析で確認されている。各ループの流量は、炉心冷却が中間熱交換器から崩壊熱除去系へ切替わる 1200 秒～1800 秒付近で一時的に低下するが、過渡を通じて安定した流量が確保され、炉心温度が過度に上昇することはなかった。自然循環移行後の温度分布 (3600 秒後) を図 2 に示す。

4. まとめ 自然循環除熱移行過程では CL 配管に偏流がみられたものの、炉心流量は確保され、崩壊熱除去系冷却起動後は安定した自然循環除熱へ移行することを確認した。今後は、ループ間非対称事象等の原子炉トリップ事象について同様の評価を進めて行きたいと考えている。

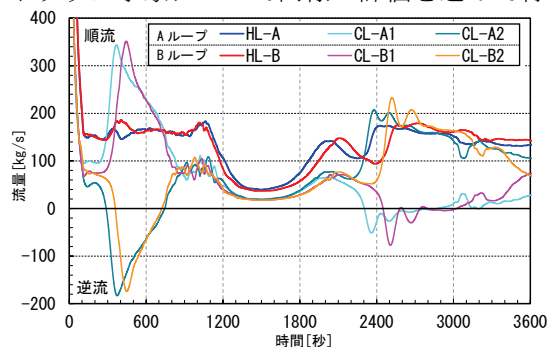


図 1 1 次系配管流量 (自然循環特性評価結果)

謝辞 本報告は、経済産業省からの受託事業である「高速炉等技術開発」の一環として実施した成果を含む。

参考文献 [1] 渡辺他, J. Nucl. Sci. Technol., 52, 2015

[2] S. K. Cheng et al., Nuclear Engineering and Design 92 227-251 1986

*Junji ENDO¹, Kazuhiro OYAMA¹, Osamu WATANABE¹ and Norihiro DODA²

¹Mitsubishi FBR Systems, ²Japan Atomic Energy Agency

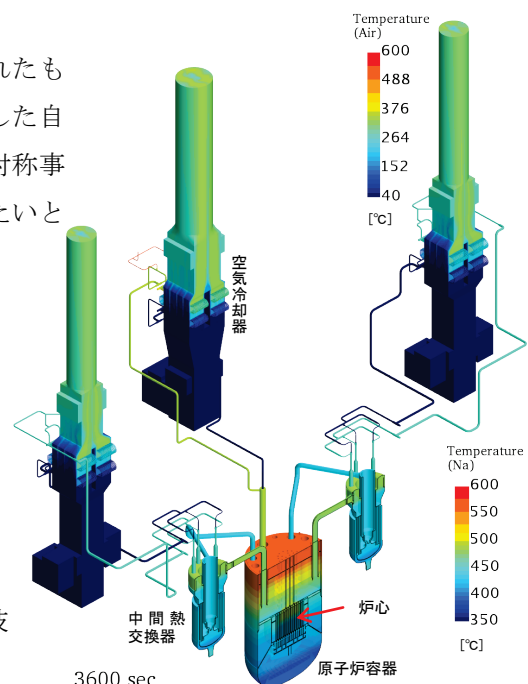


図 2 自然循環除熱時温度分布