マルチスケール解析によるナトリウム冷却高速炉の熱過渡現象評価手法の整備（１）解析手法整備の概要

Development of Multiscale Numerical Simulation Method
for Thermal Transient Phenomena of Sodium-Cooled Fast Reactors
(1) Outline of Simulation Method Development

*田中　正暁[1]、檜山　智之[1]、村上　諭[2]、堂田　哲広[1]、大島　宏之[1]
[1]原子力機構，[2]エヌデーデー

ナトリウム冷却高速炉の更なる安全性強化の観点から、熱過渡現象評価手法の高度化を目的として、複数の解析コードを連携させ、プラント全体挙動から、炉上部プレナム等の多次元熱流動現象評価、さらに局所的な構造健全性評価を対象とする解析評価手法を整備する。本報では、その整備概要について報告する。

キーワード：マルチスケール解析、1D-3D コードカップリング、熱過渡現象、ナトリウム冷却高速炉

1. はじめに　原子炉プラントの起動、停止、出力変更、また、緊急時の原子炉停止の際には、そのプラント冷却系の運転操作に応じて配管内の通過流量及び温度は各部で過渡的に変化するとともに、原子炉容器内の上下プレナム部等では温度差のある冷却材流入により、温度成層化や異温度流体混合により温度変動が発生する。この流体温度変動が構造材表面に伝達すると、構造材に熱応力変動が生じ、周波数成分や温度変動幅によっては、熱疲労による構造破損に発展する可能性がある。このため、プラント過渡時の構造健全性評価は原子炉プラントの設計成立性を確認する上で重要な課題である。これまで、1 次元プラント動特性解析コードによる解析結果や設計情報から温度変化を設定して保守側となる評価が行われてきたが、近年の計算機能力及び計算技術の発達により、課題であった炉上部プレナム内での多次元熱流動現象による冷却材の輸送遅れの考慮や、局所領域の解析詳細化等への対応が可能となりつつある。これら課題に対して解析手法の高度化を図ることにより、評価精度の向上を通じて、更なるプラント運用の適正化や設備対応の合理化などが期待できる。

2. 連携解析手法整備計画　本研究では、プラント全体挙動を扱うシステムスケールから、炉上部プレナム等での多次元熱流動現象を考慮するコンポーネントスケール、さらに構造健全性評価が必要な局所スケールまでを扱う解析評価手法を整備し、設計検討に資する解析評価ツールを構築する。具体的には、1 次元プラント動特性解析コード（Super-COPD）[1]をベースとして、炉上部プレナム等に多次元解析コードを適用して連携解析を行う。まず、プラント熱過渡現象の代表事例としてプレナム内に発生する温度成層化現象を対象に汎用熱流動解析コード（AQUA）[2]との連携解析手法を構築する。次に、別途整備している炉上部プレナム部と評価対象である局所スケールとの連携解析手法[3]を結合し、最終的にはシステムスケールから局所スケールまでの一連の解析評価手法として整備していく。

3. 検証問題の選定　表 1 に検証問題として選定した代表的な試験例を示す。TALL-3D は解析コードの連携手法開発に必要な検証データ取得を目的とした試験である。PLANDTL-DHX は、原子炉容器、1 次冷却系、中間熱交換器、2 次冷却系、崩壊熱除去系を模擬した定常／過渡試験データが取得されているナトリウム試験である。EBR-II および MONJU は、共に IAEA ベンチマーク解析問題として取り上げられ、実炉の試験データによる総合効果試験として重要な例題である。この他、多数存在するプレナム内の温度成層化現象を対象とした水およびナトリウム試験を整理して検証問題として設定していく。

3. おわりに　複数の解析コードを連携させシステムスケールから局所スケールまでを対象とするナトリウム冷却高速炉の熱過渡現象評価手法の整備計画とその概要について報告した。今後、温度成層化現象を対象とする個々の試験解析を通じて連携解析手法の整備を進めていく。

表 1　本解析手法整備に対する代表的な検証例題

Tests	Outlines	References
TALL-3D	Lead-bismuth, Natural circulation	ICONE20-POWER2012-54872 (2012)
PLANDTL-DHX	Sodium, DHX and Inter wrapper flow	Nuclear Technology, 175(3) p.628 (2011)
EBR-II	Shutdown Heat Removal Tests (SHRT)	ICAPP'12 (2012), NURETH-16_13628 (2015)
MONJU	40% power turbine trip test	IAEA-TECDOC-1754 (2014)

参考文献

[1] F. YAMADA et al., Nucl. Technol., **88**, (2014), p.292. [2] I. Maekawa, Nucl. Eng. Des., **120**, (1990), p.323.
[3] 田中，三宅, JSME M&M2015, (2015), OS0607-343.

*Masaaki Tanaka[1], Tomoyuki Hiyama[1], Satoshi Murakami[2], Norihiro Doda[1] and Hiroyuki Ohshima[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]NDD Corporation