CFD およびモンテカルロ核計算コードを用いた核熱水力連成解析コードシステムの開発 (1) コードシステムの概要

Neutronics thermal-hydraulics coupling code system based on CFD and Monte-Carlo methods

(1) Overview of code system

*木村　礼[1]，佐古　貴行[1]

[1]東芝エネルギーシステムズ

超小型炉などではその炉心の小ささから局所的な挙動全体の炉心特性に与える影響が大型炉に比べて大きいと考えられる．本研究ではこれらを一貫して解析するためのコードシステムとして MVP と FLUENT®を結合させた核熱水力連成解析コードシステムの開発に着手した．本発表ではコード開発の目的や動作確認について報告する．

キーワード：Multi Physics，小型炉，　計算コード，　連成解析

1. 緒言

これまでの超小型原子炉の炉心特性検討の中で，減速材の温度によって炉心の温度反応度の正負が決まるなど，超小型原子炉においては局所的な温度が炉心全体の特性に与える影響が大きい事を明らかにした．そこで，本研究ではこれらの温度分布及び反応度フィードバックを正確に解くために核計算コードと CFD コードを接続した核熱連成解析コードシステムの構築を目指す．

2. コードシステムの概要

本核熱連成解析コードシステムの核計算部分には MVP[1]，温度分布計算には FLUENT[2]を用いた．MVP 側からは出力分布が引き渡され，FLUENT 側からは温度分布が MVP に引き渡される．コード間の情報伝達にはそれぞれのコードでの領域を紐づける為に，インターフェースファイルを定義した．これにより，別の核計算コードを用いたとしても，インターフェースファイルと核計算コード側のデータのやり取り部分の整備のみで連成解析が可能なシステムとした．両コードの統合は，FLUENT 側から User Define Function (UDF)を用いて MVP を呼び出す形で行った．

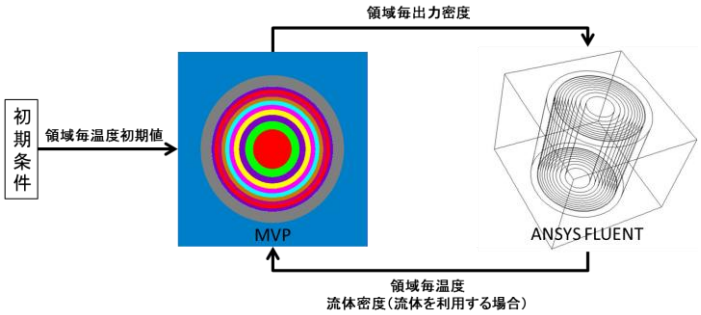

図１　核熱連成解析システムの概要

3. 動作確認結果

BWR 燃料棒 1 セル・被覆管外側を温度境界とした単純な体系にて核熱連成解析を行ったケースと燃料棒内温度一様で評価したケースの比較を行った．燃料棒内の ^{238}U の捕獲反応率分布を評価した結果，平均値からの温度差の大きい場所では最大 3%程度の反応率の差がある事が分かった(この時の MVP の標準誤差は約 0.3%).

4. 結論

MVP と FLUENT を接続した核熱連成解析コードシステムを構築した．また，動作確認を行った結果，炉物理的に正しい挙動をしている事を確認した．今後，コードの検証作業を進めるとともに，流体も取扱い，モンテカルロ計算と CFD をベースとした核熱水力の連成解析システムの構築を目指す．

参考文献

[1] Y.Nagaya,T.Mori,K.Okumura and M.Nakagawa,“MVP/GMVP II:General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods,” JAERI 1348 (2005).

[2] ANSYS® FLUENT, Release 14.5

FLUENT は、ANSYS、Inc.またはその子会社の米国およびその他の国における登録商標または商標です。

*Rei Kimura[1]and Takayuki Sakoi[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions