

反応度事故を想定した核熱結合計算のための熱計算モジュールの開発

Development of thermal-hydraulics calculation module for reactivity accident simulation

*原口 太志¹, 千葉 豪¹

¹北海道大学

当研究室で開発した EFP モデルに基づく空間依存核動特性計算と熱水力計算との結合計算に使用する熱水力計算モジュールの新規開発を行い、その妥当性を確認した。

キーワード：二相流解析、熱伝導解析、反応度事故

1. 背景と目的 遅発中性子先行核 6 群モデルでは考慮することが困難な物理現象の原子炉出力や温度分布への影響を評価するために、当研究室では個々の核分裂生成物を陽に取り扱う動特性モデルである EFP (Explicit Fission Products) モデル[1]を開発し、反応度事故解析への適用を進めている。反応度事故の問題を解析する際には、核的な振る舞いに関する動特性に加えて熱伝導や熱伝達等の熱的な振る舞いに関する動特性も考慮する必要がある。それらは相互に強く関係することから、いわゆる核熱結合計算が必須となる。そこで本研究では、EFP モデルの核計算モジュールと結合させる熱計算モジュールの開発を行った。

2. 計算手法 冷却材の挙動については、文献[2]に基づいて気液二相流の非定常の一次元座標系の支配方程式を離散化して解くことで各パラメータを計算した。気液二相流の扱いは均質流モデルを採用し、サブクール沸騰は無視した。燃料棒の挙動については、軸方向の熱の移動を無視し、軸方向位置ごとに 1 次元円筒座標系での外側表面温度を境界条件とした熱伝導方程式を解くことで温度分布を計算した。数値計算手法には有限体積法を用いた。

3. 妥当性の検証計算 冷却材領域は高さ 4.0 m、流路面積 $9.56 \times 10^{-3} \text{ m}^2$ の体系を軸方向に 50 のノードに分割し計算した。軸方向に sin 関数状の分布を持った発熱を加え、温度 280 °C、圧力 14.0 MPa、質量流量 0.5361 kg/s での流入を想定した定常状態の冷却材の計算を行った。計算の妥当性は原子炉過渡解析コード TRAC[3]との比較により確認した。燃料領域はペレット、ギャップ、被覆管で構成される高さ 4.0 m、直径 0.009 m の体系を考え、軸方向は 50、径方向は 130 のメッシュに分割してペレットに出力密度を与えた時の温度分布を計算した。計算の妥当性は熱伝導率が一定の問題を設定して、解析解と比較することで確認した。

4. 熱計算の結果 作成した冷却材と燃料の結合計算モジュールを用いて、前節と同様の体系における定常状態から反応度事故相当の出力変化として 0.1 秒間出力を増加させ、その後元の出力に戻す問題を解いた。そして、出力の上昇とともに温度分布が増加し、その後元の定常状態に再び収束していく結果を得た。図 1 にその挙動を示す。

この結果から、核熱結合計算に用いる熱計算モジュールが適切に温度分布の過渡変化を計算できていると結論付けた。

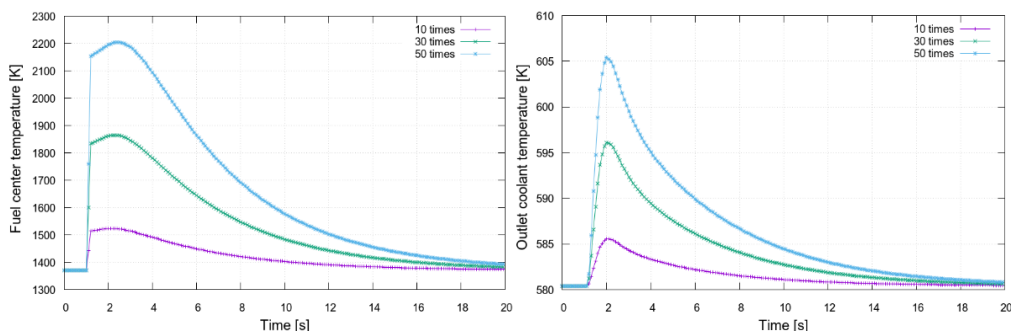


図 1：外乱に対する燃料中心温度と冷却材出口温度の過渡変化

参考文献 [1] K.Katagiri, G.Chiba, Ann.Nucl.Energy, 133, pp.202-208 (2019). [2] 吉川龍志他、JAEA-Research 2008-058(2008). [3] Borkowski, J. A, and Wade, N. L., NUREG/CR-4356 (EGG-2626), (1992).

*Hiroshi Haraguchi¹, Go Chiba¹

¹Hokkaido Univ.