

多様な革新的ナトリウム冷却高速炉における 統合安全性評価シミュレーション基盤システムの開発 (4) 炉心溶融モデルの構築

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation
in various innovative sodium-cooled fast reactor

(4) Development of evaluation model for core melting

*鈴木 徹¹, 本多 栄輝¹, 高橋 悠², 川田 賢一³

¹東京都市大, ²東京都市大 (現 (株) NESI), ³JAEA

シビアアクシデント統合評価解析コード SPECTRA において、炉心損傷事故を解析するモジュールを開発している。同モジュールに組み込まれた炉心溶融モデルで炉心損傷時の溶融挙動を評価する上で重要となる物理現象の抽出と分類、及びそれらを踏まえたモジュールの構築について、現時点までの進捗を報告する。

キーワード: ナトリウム冷却高速炉, シビアアクシデント, 炉心損傷事故, CDA, SPECTRA

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉 (SFR) における炉心損傷事故 (CDA) の初期状態から最終状態に至る全過程を一貫して評価することを目的として、SPECTRA コードに組み込む解析モジュールの開発を進めている。本報では、MOX 燃料を装填した SFR の CDA 事象における物理現象を整理し、解析モジュールに含める機能を検討した。4 ヶ年の計画と令和 2 年度の成果について述べる。

2. 計画及び成果

炉心溶融モデルの開発では、評価対象炉心を幅広く想定 (MOX 燃料と金属燃料) し、必要なモデル機能の選定、モジュールの基本設計、構築したモジュールについての妥当性確認を 4 ヶ年の計画で実施する。

今年度は、MOX 燃料の定常照射挙動、燃料破損後挙動を中心に、CDA 事象の整理[1,2]、関連する物理現象の抽出を行い、モデル機能の選定を行った。1 集合体を単ピンの 1 チャンネルでモデル化し全炉心を模擬する基本構成とし、隣接チャンネルを意識することにより将来のチャンネル間物質移動に備える構成とした。計算対象領域は炉心内とし、物理量の輸送は、燃料集合体内、燃料集合体外 (水平方向、下部プレナム) に大別し、これらの物理量の輸送に対する物理モデルを設けることにより、起因過程、遷移過程及び再配置/冷却過程を含めた一貫解析を可能とする (図 1)。本計算モジュールは図 2 に示した熱流動モジュールと燃料モジュールに反応度モジュールを接続する構成とする。燃料及び被覆管の固体領域は燃料モジュールが伝熱計算を行い、冷却材、ガス、溶融燃料、溶融被覆管の熱流動領域は熱流動モジュールが質量、運動量、エネルギーの輸送を計算する。反応度モジュールでは、各物質分布に応じた反応度計算を行い、出力変動として各モジュールに反映する。

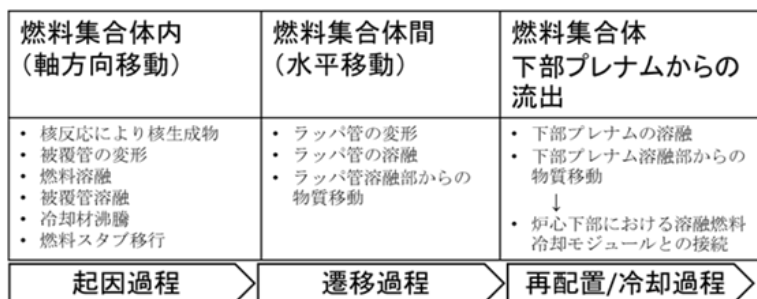


図 1 物理量の輸送に関連する現象

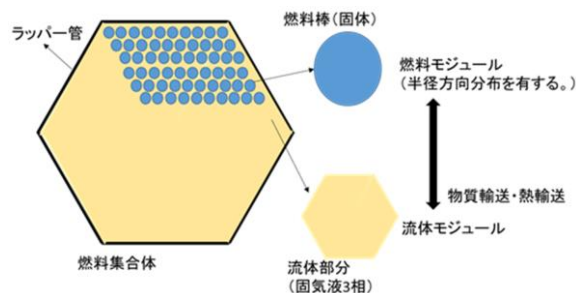


図 2 燃料及び熱流動モジュールの概要

3. 結論

令和 2 年度は、MOX 燃料を対象として、炉心溶融モデルのモジュールの基本設計を実施した。

*本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354598 の助成を受けたものである。

参考文献

[1] Suzuki T, et al., A preliminary evaluation of unprotected loss-of-flow accident for a prototype fast-breeder reactor, Nucl. Eng. Technol., 2015;47(3):240-52. [2] Kawada K and Suzuki T, Study on dominant aspects of unprotected loss-of-flow to be evaluated in the initiating phase for a sodium-cooled fast reactor, J. Nucl. Sci. Technol., 2021;58(3):347-60.

*Tohru Suzuki¹, Haruki Honda¹, Yu Takahashi² and Ken-ichi Kawada³

¹Tokyo City University, ²Tokyo City University (Currently NESI Inc.), ³Japan Atomic Energy Agency.