

熱流動部会セッション[計算科学技術部会共催]

熱流動 CFD 技術の進展

Progress of CFD in nuclear thermal hydraulics

(2) 研究機関における CFD 技術の進展 -機構論的解析の現状と今後の展開-

(2) Progress of CFD in Research Institute - Current Status and Future Development of Mechanistic Simulation -

*山下 晋¹¹JAEA

1 はじめに

原子力熱流動分野においては、過酷事故 (SA) 時に対する SA 解析コード[1, 2, 3]や炉心設計におけるサブチャンネル解析コード[4]などによる数値シミュレーションが活用されている。これら解析コードでは、解析時間の制約により、多相流挙動などに対して、実験相関式など経験的なモデル、空間的に平均化・簡略模倣化した方程式を用いて高速に解析する手法が用いられる。これらの解析手法を新型炉開発などに適用するには、経験的なモデルの適用性確認などのために、新たな実験結果による評価が求められることから、費用・時間の面で多大なコストがかかる。そこで、Computational Fluid Dynamics (CFD) に基づき経験的なモデルや平均化した方程式を用いない機構論¹的解析により参照解²を求めることで、これを試験の代替として実験相関式などを評価することが期待されている。

JAEA では上記の期待に応えるため、機構論に基づく多相多成分詳細熱流動解析コード JUPITER [5]を開発している。本報では、JUPITER を SA 時の BWR 燃料集合体溶融物移行挙動解析と定常時の BWR 燃料集合体内部の気液二相流解析へ適用した事例を紹介する。事例を通じて抽出した CFD 解析を参照解コードとして利用するための課題を述べるとともに、今後の展開について紹介する。

2. JUPITER の概要

JUPITER では、多相多成分の非圧縮性粘性流体を対象に、支配方程式である連続の式、Navier-Stokes 方程式、エネルギー方程式および界面捕獲方程式を直交直線格子で離散化することにより Euler 的に流れ場を解析する。よって、経験式を用いることなく支配方程式に忠実に流れ場を解析することができる。多相多成分流問題では、変形する自由界面の表現手法として、Euler 的解析手法において広く利用されている Volume Of Fluid (VOF)法 [6] を用いる。

高効率な計算が可能な各種数値解法を用いることで、燃料集合体複数体における溶融挙動と気液二相流挙動の機構論的な解析で求められる数十万並列規模の大規模計算にも対応できる。

3. SA 時の BWR 燃料集合体溶融物移行挙動解析

福島第一原子力発電所事故では、燃料集合体中の局所的な流路閉塞により生じる水蒸気枯渇が影響した事象進展など、これまでの SA 解析コードでは対応が難しい事象が出現したことが指摘されている。このような状況での事象進展を評価するため、JUPITER により局所的かつ三次元的に生じる燃料集合体中の溶融事象を再現することを目指している。JUPITER を用いた燃料集合体中の溶融移行挙動予備解析として、燃料集合体の一部の燃料支持金具近傍 (図中黄色点線内部) に着目した解析体系を図 1 左に示す。領域長は、水平方向 (x,y) に 0.2 m、高さ方向 (z) に 0.832 m とし、格子点数は $100 \times 100 \times 832$ とした。速度境界条件は、 $x+$ 、 $x-$ 、 $y+$ 、 $y-$ 境界を滑りなし境界、 $z+$ 面を滑り境界、 $z-$ 面を流出境界とした。温度境界条件は、 $x+$ 、 $x-$ 、 $y+$ 、

¹ 経験的なモデルなどに依存せず、物理現象を支配する方程式を忠実に解く手法により事象を評価する考え方

² 実物を模倣した詳細な数値解析によって得られる信頼性の高い予測結果

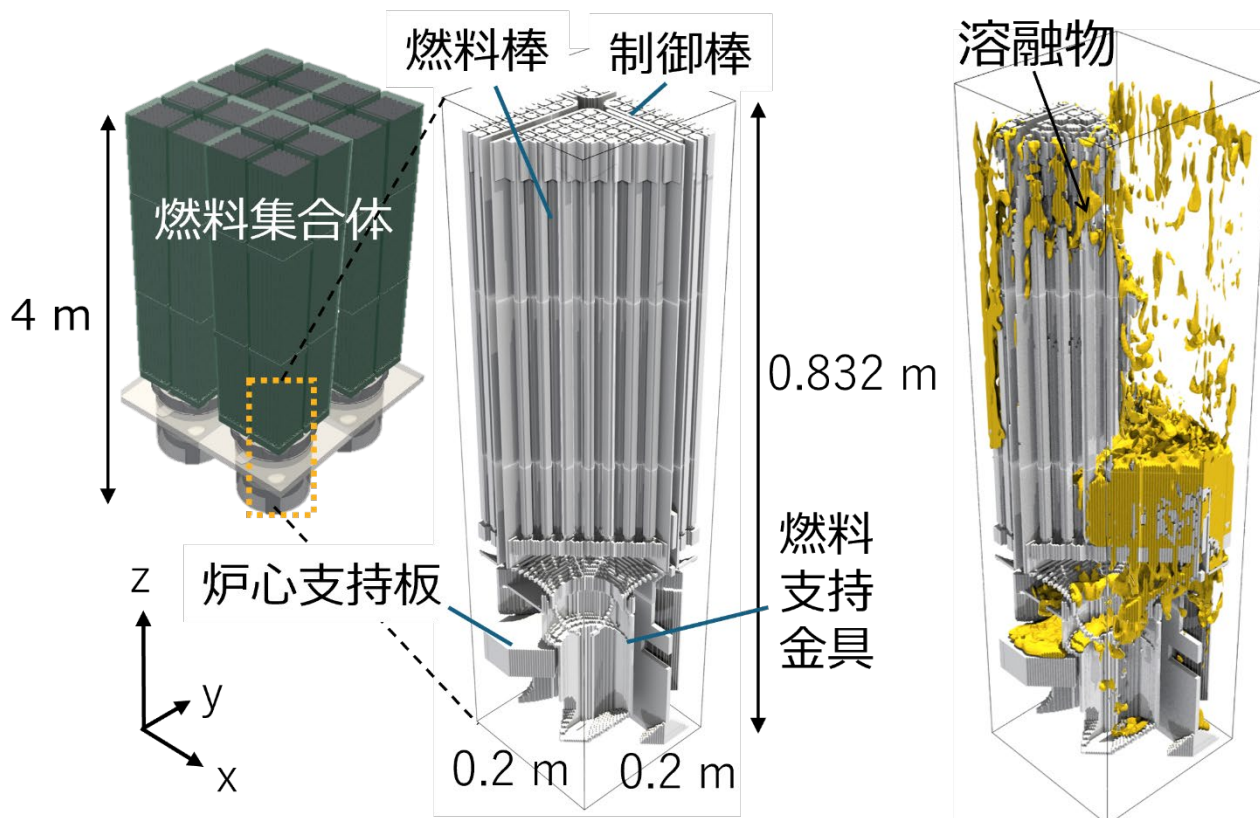


図1 模擬燃料集合体中の溶融物移行挙動解析結果。解析体系（左）、溶融物分布（右）

y -境界を断熱境界、 z -面および x -面をそれぞれ 1600 K および 650 K とした。崩壊熱は 10^6 W/m^3 とし、異なる固体界面間（例えば制御棒材であるステンレス鋼と中性子吸収材との間）で生じる共晶反応および水蒸気酸化反応を考慮した。

図1右の黄色部分は溶融物分布を示し、炉心支持板上や燃料支持金具内部へ移行する挙動が確認できる。また、制御棒が位置した領域はほぼ全て溶融していることが分かる。これは、制御棒の材料であるステンレス鋼と中性子吸収材の共晶反応により融点が低下し、制御棒から先行して溶融したためである。本解析結果より、共晶反応、水蒸気酸化反応を考慮し、三次元の複雑な構造物中の溶融移行挙動を安定して解析できることを確認した。

4. 定常時の BWR 燃料集合体内部の気液二相流解析

燃料集合体内部の気液二相流の評価で用いられる、二相流モデル、実験相関式評価を目的として、JUPITER の燃料集合体内部の気液二相流への適用を進めている。JUPITER の燃料集合体中における気液二相流解析の実現性を調べるために、4×4 模擬燃料集合体中の気泡流解析を実施した [7]。図2左に示すよう

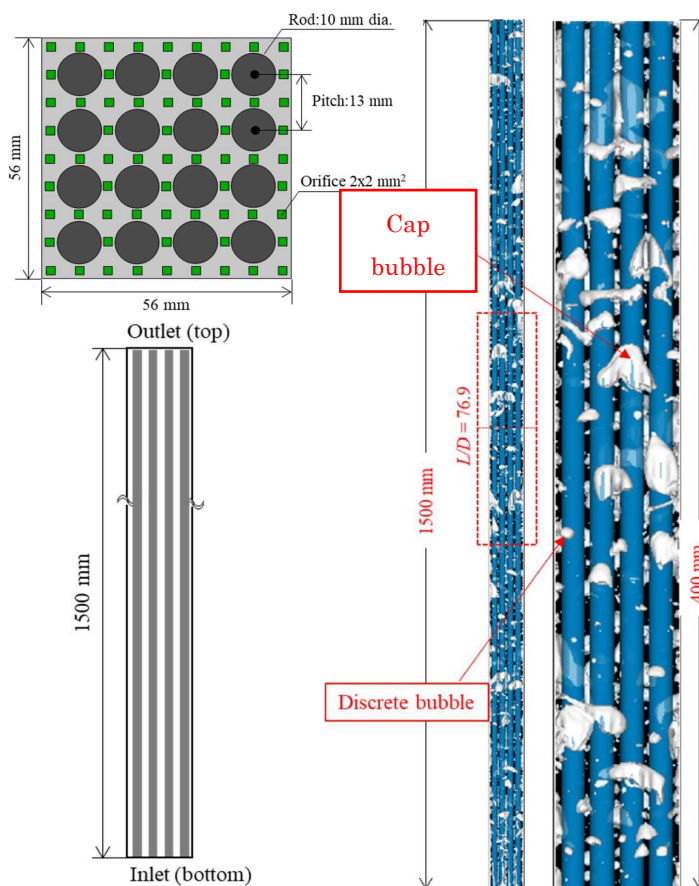


図2 模擬燃料集合体中の気泡流解析結果 [7]。計算体系（左）、気泡分布（右）

に、計算領域の長さは、水平方向にそれぞれ 56 mm、高さ方向に 1500 mm とし、格子幅は 1 mm とした。計算体系下部の緑色の流入口から空気を流入させ、その周囲から水を流入させた。上部境界は流出境界、水平方向速度境界条件は滑りなし条件とした。なお、本解析では気泡流挙動のみに着目し、断熱体系として相変化は考慮していない。

既往の実験結果 [8] と同じ見かけ流速（空気 0.034 m/s、水 0.1 m/s）で流入させた時の解析結果を図 2 右に示す。図より、実験結果と同様に分散気泡およびキャップ状の気泡を確認した。実験では、気泡径は解析結果よりも小さい。また、実験における気泡流の方が、解析結果よりも気泡の分散傾向が強いことが分かった。これらの原因として、主に以下の原因が考えられる。

1. 気相の流入境界条件の再現度：実験体系の領域を計算体系と同一の領域で比較する場合、実際の気相流入箇所は不規則であり、その個数および流量は時間的に変動する。一方、解析では規則的に配置された流入口の全てから気相を一定流量で流入させているため、形成される気泡の大きさなどに影響した。
2. Volume Of Fluid (VOF) 法による界面挙動評価の特性：VOF 法では同一の計算セル内に複数の界面の存在を許容できないなどの問題により、実際と比較して気泡の接合が過大となる可能性があり、実際は接合せず分散した気泡流となる条件においても、解析では気泡が接合して比較的大きな Cap bubble が形成された。

5. 課題と今後の展開

機構論的解析結果を参照解として利用するためには、解析手法・結果の妥当性を確認する必要がある。SA 時の事象については、個別事象に対する妥当性確認に加え、種々の事象が複合された条件での妥当性確認が重要である。これに対して JAEA では、Sandia National Laboratories で実施された Ex-Reactor2-1 (XR2-1) 試験 [9] および JAEA で実施された Large-scale Equipment for Investigation of Severe Accidents in Nuclear reactors (LEISAN) 試験装置による制御棒溶融挙動試験 [10] を対象とした妥当性確認解析を実施している。

過酷事故時には溶融物の移行挙動に加え、溶融物の移行経路および蓄積挙動に影響を与える構造物の変形も重要な事象である。これに対しては、現在 JAEA において、構造解析が可能な有限要素法と JUPITER を連成させた解析プラットフォームの開発を進めている。

気液二相流解析に対する妥当性確認については、CFD 解析で得られる高解像度かつ瞬時・局所の界面形状および速度場に関わる詳細 3 次元データが極めて少ないといった課題がある。CFD 解析結果との比較対象として有効な妥当性確認のための試験データ取得、取得のための計測・データ処理技術の開発が必要であるとともに、界面形状データなどの比較方法、計算結果を「妥当」と判断する基準も含めて、計算結果妥当性を確認するための方法論の提示が対応すべき課題である。

気液二相流解析手法においては、界面の接合、分離が過大に評価される可能性があることや、界面捕獲計算手法として、数値拡散を抑制する機能が十分ではないことが課題としてあげられる。界面の接合などに関する課題については、気泡 1 つ 1 つを個別に定義することこのような課題に対応できる、Multi-phase 法を適用した気液二相流解析[11]が試みられている。また、数値拡散の抑制に関しては、計算効率を維持しつつ数値拡散を抑制できる新たな手法の開発を進めており、これらの手法の適用性を確認していく予定である。

6. まとめ

研究機関における CFD 解析の現状として、JAEA が開発している JUPITER を SA 事象および燃料集合体気液二相流解析に適用した事例を紹介した。CFD 解析を原子炉熱流動現象に適用する際、解析手法・結果の妥当性を確認する必要がある、ここで示した解析手法そのものに対する課題だけでなく、妥当性確認としての条件を満たす実験データ取得に関する課題も解決する必要がある。これらについては、数値解析技術に加え、実験、計測技術の発展も不可欠であり、研究機関だけでなく関係各位と協力した取り組みが重要である。

参考文献

- [1] Modular accident analysis program (Palo Alto, CA: Electric Power Research Institute (EPRI)). 2012.MELCOR,

<https://www.sandia.gov/MELCOR/>

- [2] MELCOR, <https://www.sandia.gov/MELCOR/>
 - [3] Ujita, H., Satoh, N., et al., "Development of severe accident analysis code SAMPSON in IMPACT project," J., Nucl. Sci. Technol. 36, 1076–1088 (1999)
 - [4] H. Chitose, A. Hotta, et al., "Improvement of Predictive Accuracy on Subchannel Analysis Code (NASCA) for Tight-Lattice Rod Bundle Tests: Optimization of UEDA's Entrainment Model Parameter and Cross Flow Model Parameters," Proc. ICONE14, July 14-20, Miami, FL, USA, ICONE14-89407 pp.423-428 (2006).
 - [5] S. Yamashita, T. Ina, et al., "A numerical simulation method for molten material behavior in nuclear reactors," Nucl. Eng. Des., 322, 301-312 (2017).
 - [6] C.W. Hirt, B.D. Nichols, "Volume of fluid (VOF) method for the dynamics of free boundaries," J. Comput. Phys., 29, 201-225 (1981).
 - [7] A. Ono, S. Yamashita, et al., "Numerical simulation of two-phase flow in 4x4 simulated bundle," Mech. Eng. J., 7, 19-00583 (2020).
 - [8] Q.Y. Ren, L.M. Zhou, et al., "Measurement of subchannel void fraction in 5x5 rod bundles using an impedance void meter," Meas. Sci. Technol. 29, 104004 (2018).
 - [9] R.O. Gauntt, L.L. Humphries, et al. "Final Result of the XR2-1 BWR Metallic Melt Relocation Experiment," NUREG/CR-6527 SAND97-1039 (1997).
 - [10] A. Pshenichnikov, et al., "Features of a Control Blade Degradation Observed In Situ during Severe Accidents in Boiling Water Reactors," J. Nucl. Sci. Technol., 56, 440-453 (2019).
 - [11] K. Sugihara, et al., "A study of phase-field parameters in gas-liquid two-phase flow problems," Proc. of 15th WCCM-APCOM Yokohama, Japan (2020).
-

*Susumu Yamashita¹

¹JAEA