

原子力技術応用工学科

キーワード

伝熱流動、気液二相流、数値解析流体力学（CFD）、液滴挙動、限界熱流束、原子炉安全解析、シビアアクシデント、核燃料、原子力施設安全



教授 / 博士（工学）

松浦 敬三

Keizo Matsuura

主な研究と特徴

「噴霧流及び環状噴霧流における液滴挙動に関する数値解析的研究」

原子炉冷却材事故時や過酷事故時の原子炉炉心の熱的限界や安全性、信頼性等に大きな影響を与える気液二相流流動様式に環状噴霧流や噴霧流がある。これらにおける液滴挙動は、過去において多くの実験に基づいた経験式が提案されてきたが、いずれも実験条件の範囲に限定されるものであり、多種多様な事故時の条件で用いることができる液滴挙動予測手法は確立されていなかった。そこで、液滴挙動の中でも基本的な現象である液滴乱流拡散や液滴伝達現象について、数値流体解析手法を用いて実験によらない汎用的な液滴挙動予測手法を開発を目指した。具体的には、液滴-乱流渦相互作用モデルとして、乱流渦寿命、乱流渦サイズに関する確率モデル、乱流の非等方性、ストークス数による判定条件など新しい解析手法を開発し、既存の液滴拡散実験のデータベースでの有用性を確認した。また、噴霧流だけでなく、熱的限界評価に必要な環状噴霧流解析のため、液膜からの液滴発生を考慮した環状噴霧流の数値解析モデルを開発し、液滴質量流束や液膜流量計算を高精度で可能とした。そして、工学的問題評価には不可欠な障害物との相互作用を考慮した液滴障害物衝突モデルを導入し、図1の検証結果に示すように、原子燃料に用いられているスペーサー等流路障害物を有する実機体系への解析コードの適用を可能とすることことができた。

「液滴挙動を考慮したポストドライアウト熱伝達解析」

ポストドライアウト熱伝達は、多くの工業機器に見られる重要な熱伝達様式であり、これを理解し壁面熱伝達を精度よく予測することは、機器の熱設計上重要な課題である。例えば、沸騰水型原子炉における沸騰遷移後の壁面温度の正確な予測は、燃料の熱的性能の向上に大きく寄与する。一方で、従来から数多くの実験や熱伝達予測モデルの開発が行われているものの、広範囲の条件に適用可能で、十分な精度を有するモデルは未だ開発されていないのが現状である。これは、ポストドライアウト熱伝達メカニズムが図2に示すように、多くの熱伝達メカニズムが複合していること、液滴、蒸気が熱的に非平衡になっていることが理由として挙げられる。そこで、ポストドライアウト熱伝達に大きな影響を及ぼす液滴挙動を詳細に評価するため、個々の液滴挙動を解析し、流れ場・温度場との相互作用を評価できるオイラー・ラグランジュ手法を熱伝達解析に拡張したポストドライアウト解析を行い、ドライアウト実験における蒸気及び液滴温度を予測できる可能性を示すことができた。

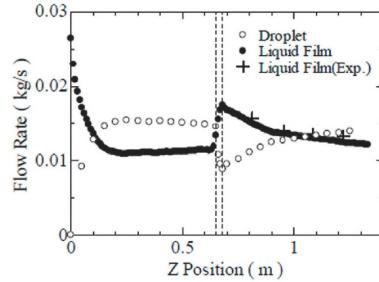


図1. 障害物を考慮した環状噴霧流の液膜及び液滴流量予測

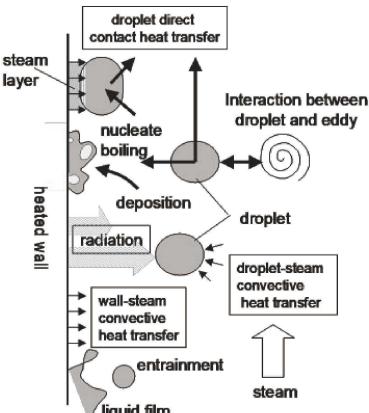


図2. ポストドライアウト熱伝達メカニズム

今後の展望

原子炉内の熱流動解析手法の主体は、計算機能が進歩した現在においても二流体モデルや三流体モデルなどのオイラー手法が主流である。刻々と界面が変化する水-蒸気の二相流を界面追跡法などの手法で解析することは現在の計算機能をもってしても不可能である。しかし、多流体モデルでは多くの構成式を使わざるを得ず、その構成式が解析結果の精度に大きく影響する。我々が実施してきたラグランジュ手法による個々の液滴の挙動計算をすることは、この構成式の精度を高める知見を得ることであり、一定の成果を示すことができた。今後の展望としては、液滴挙動解析においては、高濃度液滴流における液滴間の相互作用の影響（液滴衝突、合体、分裂）の考慮や、液膜からの液滴の発生の詳細検討が必要と考える。一方で、これらの影響の考慮では、界面追跡などのさらに詳細スケールでの解析が必要であり、異なるスケールでの解析の知見を得る必要がある。このように、異なるスケール間での解析を適切につなげていくことが今後さらに必要となると考えている。

所属学会

日本原子力学会
日本機械学会
日本混相流学会

主要論文・著書

K.Matsuura,I.Kataoka,K.Mishima
“Post-Dryout Heat Transfer Analysis Model with Droplet Lagrangian Simulation” JSME International Journal SeriesB, Vol.49, No.2. (2006)

K.Matsuura, I.Kataoka, A.Serizawa
“Annular Dispersed Flow Analysis Model by Lagrangian Method and Liquid Film Cell Model” The 10th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulic (NURETH-10) (2003)