

熱流動計測手法の開発とデータベースの構築
沸騰伝熱・気液二相流現象の解明とモデル化

実用的な原子炉の設計・安全評価技術高度化
原子炉の安全性と運転効率の向上への貢献

1. 研究概要、目指すところ

当研究室は、熱流動計測技術の開発とデータベース構築、ならびに沸騰伝熱・気液二相流現象の解明とモデル化に関する研究を通じて、原子炉の設計・安全評価技術の高度化に取り組んでいます。これにより、実用的かつ信頼性の高い原子力システムの実現を目指し、原子炉の安全性と経済性の向上に貢献します。

2. これまでの研究成果

「原子炉安全解析高度化のための気液二相流計測・モデリング技術の開発」

BWRの通常運転時やPWRの事故時には、冷却材が沸騰して気液二相流となるため、その複雑な流動挙動の解明と適切なモデル化が、原子炉の安全性および経済性評価の基盤となります。当研究室では、軽水炉安全解析コードの高度化に資することを目的として、4本の光ファイバーで構成される先進4センサ・プローブ(図1)を開発するとともに、燃料集合体を模擬したロッドバンドル試験装置(図2)を用いた気液二相流の局所計測を行っています。これらの研究を通じて、高精度な実験データベースの構築を進めるとともに、気液界面における質量・運動量・熱エネルギーの輸送現象を記述する構成方程式の開発に取り組んでいます。さらに、これらの成果を原子炉安全解析コードへ反映することで、原子炉の設計・安全評価技術の高度化に貢献しています。

「試験研究炉の安全解析と安全評価研究」

安全解析コードTHYDE-W等の活用および高度化を通じて、京都大学研究用原子炉(図3)の熱流動挙動を解析し、安全性評価を実施しました。その結果、燃料低濃縮化後においても、運転時過渡変化と設計基準事象(DBA)に対する十分な安全性が維持されていることを確認しました。さらに、設計基準を超える過酷な事象を想定した解析においても、重大な炉心損傷には至らないことを明らかにしました。



図3 京都大学研究用原子炉(KUR)

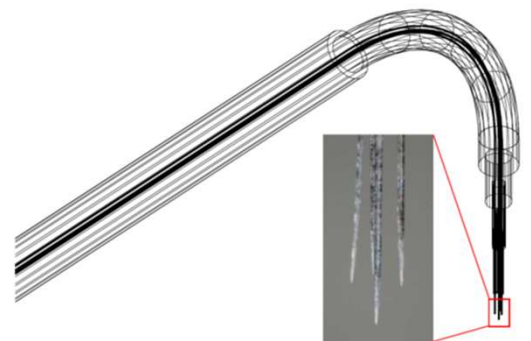


図1 先進4センサ・プローブ

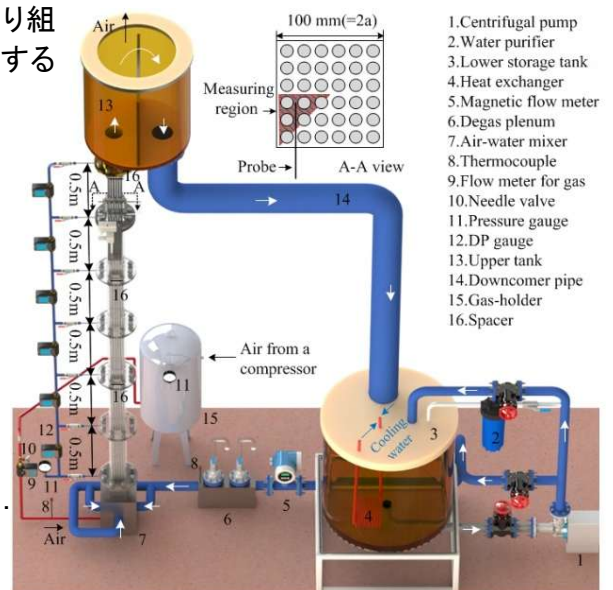


図2 軽水炉燃料集合体模擬実験装置

3. 研究のアピール点、今後の展望

独自に開発した先進4センサ・プローブを用いて、従来は取得が困難であった気液界面の詳細情報を計測し、データベースを構築

原子炉内で発生する複雑な熱流動現象を対象として、「高精度計測」「現象解明・モデリング」「安全解析・安全評価」を一貫して実施

今後、AI・データサイエンス技術を活用した熱流動データ解析とモデル開発を推進し、原子炉安全向上と人材育成に貢献

志望学生へのメッセージ

原子力の安全を支える熱流動現象の解明に挑戦してみませんか。実験、計測、シミュレーションを通じて、世界のエネルギー問題や原子力安全に貢献できる研究に取り組めます。好奇心と探究心を持つ学生を歓迎します。