

原子炉システム全体の1次元伝熱流動研究及び機器内部の3次元熱水力の研究、軽水炉のシビアクシデント研究

原子炉の挙動を詳細に把握し、安全性に貢献する

1. 研究概要、目指すところ

IAEAが主催する1次元や3次元CFDコードを用いたベンチマーク解析に参加している。現在は、EBR-II炉でスクラムが行われないう過渡現象が生じた場合の負のフィードバックとそれに伴う熱水力を解析する研究を進めている。これにより、システムコード内の解析モデルの検証を行い、高速炉の種々の問題に対応できるようにする。また、軽水炉の崩壊熱を空気冷却システムで除去する研究を行っている。

2. これまでの研究成果

「高速炉の炉上部プレナム内の温度成層化解析」(図1) Mochizuki-Yao, NED, **270** (2014), pp.48-59.

IAEAが主催した、高速炉「もんじゅ」のタービントリップ事象時の炉上部プレナムに発生した温度成層化現象を解析するベンチマークを実施した。当研究室では、世界の大学では唯一この解析研究に参加しており、これまでフランスで稼働していたPhenix炉で実施された原子炉トリップ時の過渡応答解析を行い、世界の国を代表する原子力研究所と肩を並べる成果を出している。2012年からはアルゴンヌ国立研究所が実施したEBR-II炉のスクラム無しの自然循環実験の解析を実施中。

「「もんじゅ」中間熱交換器内の伝熱流動研究」(図2) Mochizuki et al., NED (審査中)

高速炉で使われている中間熱交換器(IHX)内部では、これまでに低流量時に熱伝達率が乱流時の流れに比べて低下することが見出されており、この原因を3次元解析で明確にした。

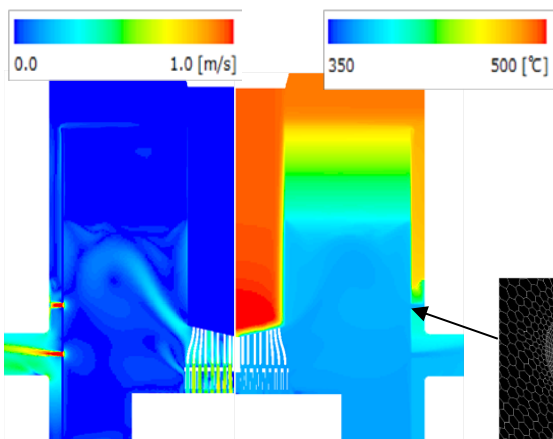
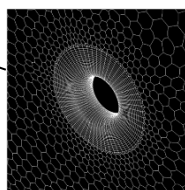


図1 もんじゅスクラム1200秒後のプレナム内流速と温度のカウンター図

「もんじゅ」IHX

IHXの内部構造をすべてCADで作成し、3次元計算できるようにしている。



「もんじゅ」フローホールのメッシュ例

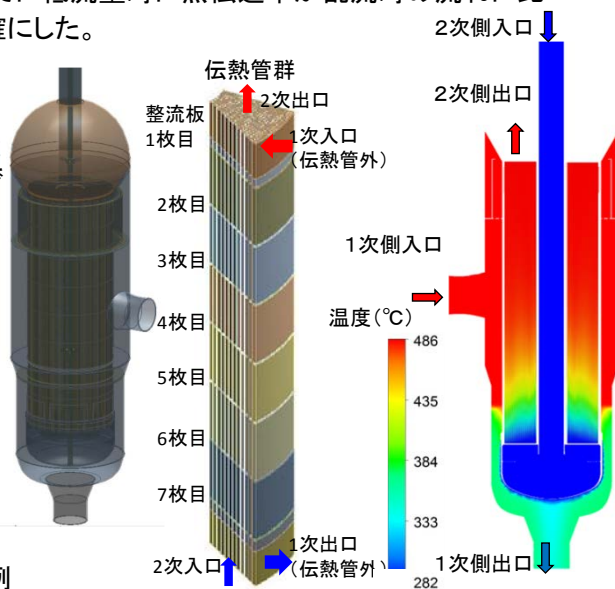


図2 IHX1次系2次系連成解析結果

3. 研究のアピール点、今後の展望

海外の高速炉で計測されたデータを用いての研究を実施しており、フランスからも学生を受け入れている。

個々のモデルの追加と原子炉のデータを用いたValidationを行い、プラント挙動を予測できるようにしている。

福島第一発電所のシビアクシデントのような事故が二度と生じないようにする受動的な安全システムを構築する。

志望学生へのメッセージ

当研究室は、国内外の原子力研究の機関などと共同で研究を進めているため、就職の面や海外機関訪問等でもいろいろなオプションがあります。