

プラント動特性解析コードCERESによる 高速増殖原型炉「もんじゅ」過渡解析

背景

高速増殖炉（FBR）のトリップ時には、原子炉容器（R/V）内冷却材の流動状況が複雑に変化し、炉内の各部の温度もそれに応じて変動する。プラントの設計においては、これらのトリップ時の炉内の熱流動とプラント過渡時温度変化を考慮し、十分に余裕のある設計をする必要がある。

電力中央研究所では、FBRの機器や構造の設計、あるいは既存のプラントの健全性評価に役立てるため、プラント過渡時温度変化を精度よく評価するための解析コードCERESを開発している。本コードは、多次元熱流動解析機能を付け加えたFBR用プラント動特性解析コードであり、これまで水流動実験によって多次元熱流動解析機能を検証している。残された課題は、プラント過渡時温度変化の予測精度を確認することであった。

一方、日本には、発電が可能な唯一のFBRとして原型炉「もんじゅ」が存在し、平成7年12月には、40%出力からの原子炉トリップ試験が実施され、貴重なデータが得られている。

目的

原型炉「もんじゅ」の原子炉トリップ試験を対象にCERESコードを用いた解析を実施し、各構造部位の温度変化を実プラントの測定結果と比較し、「もんじゅ」の熱流動上の特徴を明らかにするとともに、CERESコードの検証を行う。

主な成果

1. 原子炉容器（R/V）内プレナムを2次元でモデル化し、冷却系全体を対象に解析を行った結果、1次・2次冷却システム、補助冷却システムの各部温度の測定値との良い一致が確認できた（図1）。また、通常運転時にはほとんど流れのない中間胴プレナム内のナトリウムは、トリップ後、R/V内の他の部分のナトリウムと比較して高温に保持され、長期の過渡では、微少なながらもR/V出口温度に影響を与えることがわかった。これにより、従来1次元ネットワークコードによるR/V出口温度推定時の小差を定量的に説明することができた。
2. R/V内流動に着目し、R/V入口ナトリウム温度・流量を境界条件とし、R/V内プレナムを3次元でモデル化した解析を行った。トリップ後、比較的低温のナトリウムが炉心から流出するため、R/V内上部プレナムにおいては、鉛直方向に温度勾配が生じ、時間の経過と共にその位置が上昇するが、その温度勾配、温度変化挙動について、解析は試験結果と良く一致した（図2）。
3. 中間熱交換器（IHX）入口ノズルと熱交換部の間にある1次側入口プレナムを3次元でモデル化した解析を行った。その結果、これまで明確でなかった同プレナム内の熱流動上の特徴を明らかにすることができた。また、IHX出口の温度変化挙動についても、試験結果と良く一致した。

以上の「もんじゅ」原子炉トリップ試験を対象とした解析により、CERESコードの多次元熱流動解析機能の妥当性を確認することができ、さらに、「もんじゅ」の熱流動上の特徴が明らかにできた。本コードは、FBRプラント動特性解析コードとして実プラントの評価に使えることが検証された。

（本研究は、核燃料サイクル開発機構との共同研究の成果である。）

今後の展開

当所で開発を進める4S炉の設計・安全解析に適用するとともに、もんじゅ再開時には、試運転のための予備試験などに活用されるように積極的に働きかける。

主担当者 原子力技術研究所 新型炉領域 上席研究員 西 義久

関連報告書 「高速増殖原型炉「もんじゅ」過渡試験を対象としたプラント動特性解析コードCERESの検証一定常運転ならびに原子炉トリップ運転に対する検証—電中研・核燃料サイクル開発機構共同研究報告」電力中央研究所総合報告：L02（2005年印刷予定）

5. 原子力発電／新型炉の概念構築

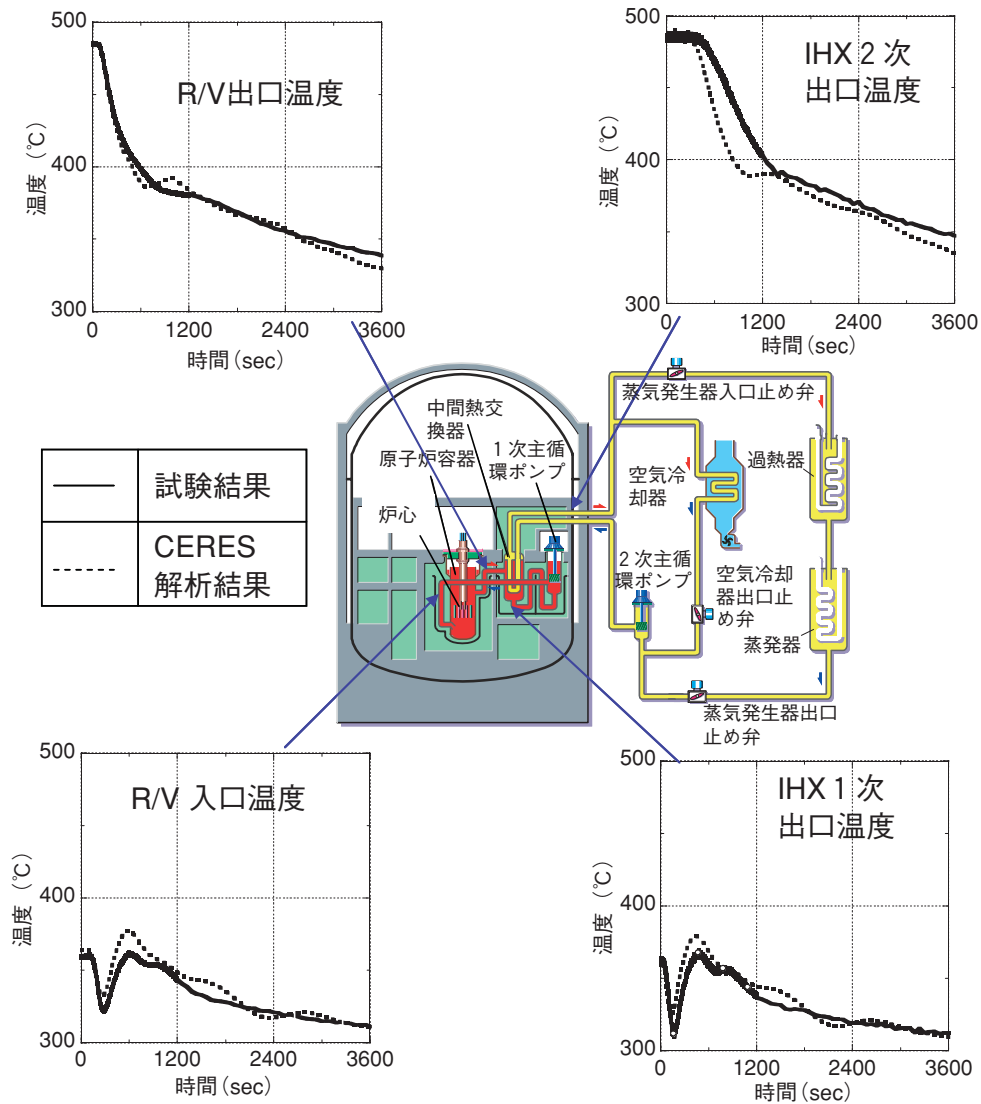


図1 もんじゅ冷却系の過渡温度変化とCERESコードによる解析結果の比較

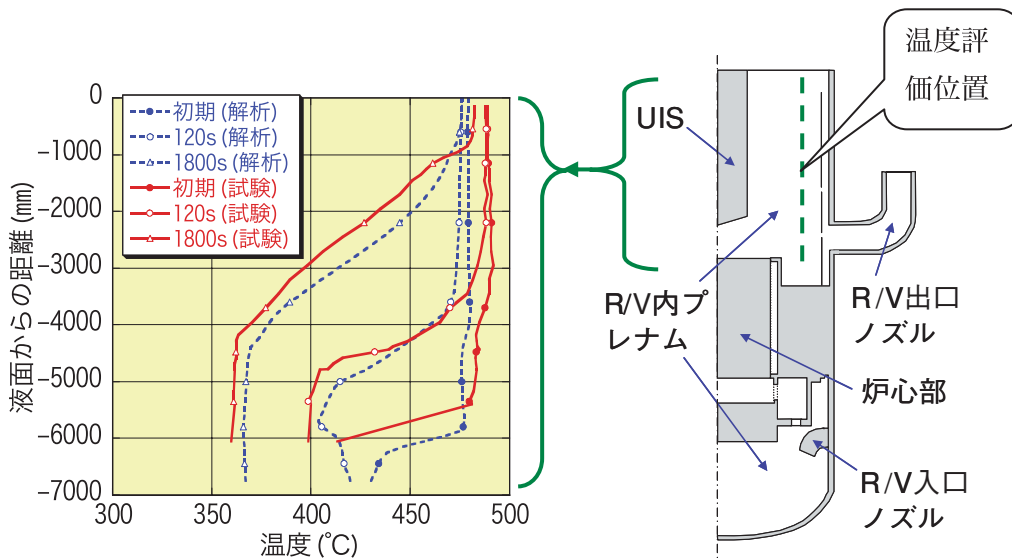


図2 R/V内部構造の概略とR/V内上部プレナムの温度変化の比較