

TRACE コードを用いた加圧熱衝撃事象の最適評価に資する 原子炉プラント熱水力挙動解析

TRACE code analysis for thermal hydraulics behavior of NPP to contribute to best estimate
of pressurized thermal shock

*大川 理一郎¹, 古谷 正裕¹

¹電中研

原子炉プラント内の熱水力挙動が影響因子となる原子炉圧力容器(RPV)の加圧熱衝撃現象(PTS)に着目し、代表的な起因事象を想定した PWR を対象として、システム解析コード TRACE(V5.0 PATCH5)を用いて原子炉プラント内の過渡熱流動を解析し、PTS に影響を及ぼす熱水力状態を評価した。

キーワード：TRACE、加圧熱衝撃(PTS)、非常用炉心冷却系(ECCS)、原子炉圧力容器(RPV)、熱構造材

1. 緒言 PTS は原子炉プラントの健全性に影響を与える現象として古くから認識されているが、近年になって原子炉プラントの長期運転が重視されてきた中、改めてその正確な把握と最適な評価が重要課題として再認識され、欧州でも原子炉プラントの熱水力評価に着目したプロジェクトが進められている^[1]。我々は代表的なシステム解析コード TRACE を活用して国内の標準的な原子炉プラントの解析入力データ整備を進めており、本稿では4ループ PWR を対象に PTS が重要な課題となる起因事象を想定した熱水力解析について報告する。

2. 解析体系 図1にRPVの解析ノーディングを示す。円筒座標系の三次元熱流動を取扱える VESSEL コンポーネントを用いてモデル化している。鉛直方向(level)に20分割(うち炉心部12分割)、径方向(ring)に4分割(うち炉心部3分割)としている。本解析では事故時の各ループにおける熱水力挙動の違いから生じるRPV壁面温度の偏りに着目するため、周方向ノードを詳細に20分割としている。TRACEコードには原子炉構造材の内部熱伝導及び周囲流体との熱伝達計算機能を有する HTSTR コンポーネントがあり、熱伝導は構造材の厚み方向に加えて構造材に沿う軸方向の二次元計算が可能である。本解析ではこれを各 level に巻き付けるように適用してRPV壁面を模擬し、周方向の熱伝導を計算する。解析条件はコールドレグ大破断 LOCA を起因事象として設定し、非常用炉心冷却系(ECCS)は破断ループと対称位置にあるループにおける蓄圧注入系のみを仮定する。

3. 解析結果及び考察 図2に解析結果を示す。破断流量が破断直後をピークに急減しながらも流出を続け、それに伴い原子炉圧力も急低下し、設定圧力に達した時点でECCSが作動している。これによってECCS作動ループ接続位置におけるRPV内壁温度が急降下を示している一方、破断ループ接続位置では温度降下率が小さく、両者には約50Kの温度差が生じている。その他の2ループの接続位置はさらに温度降下率が小さいが、ECCS作動中は約70Kの振幅で上昇と降下を繰り返している。一方、同じ接続位置でのRPV外壁温度は各ループの違いが見られず、周方向位置によって内外壁の温度差が顕著に偏っている。こうした詳細なRPV構造材の温度変化及び分布はPTSの状態遷移評価に重要な影響因子であり、TRACEコードで熱水力挙動の上流過程からシームレスに求められることを示している。

4. 結論 実機想定原子炉プラントにおける事故解析にTRACEコードを用いることで、RPV構造材におけるPTSの最適評価に資する多次元温度分布の時間的・空間的变化を詳細に評価できることを確認した。

参考文献 [1] <https://www.apal-project.eu/>

*Riichiro Okawa¹, Masahiro Furuya¹

¹Central Research Institute of Electric Power Industry

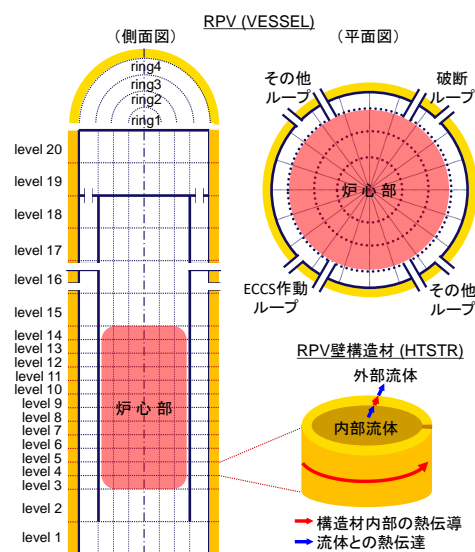


図1 RPVの解析ノーディング

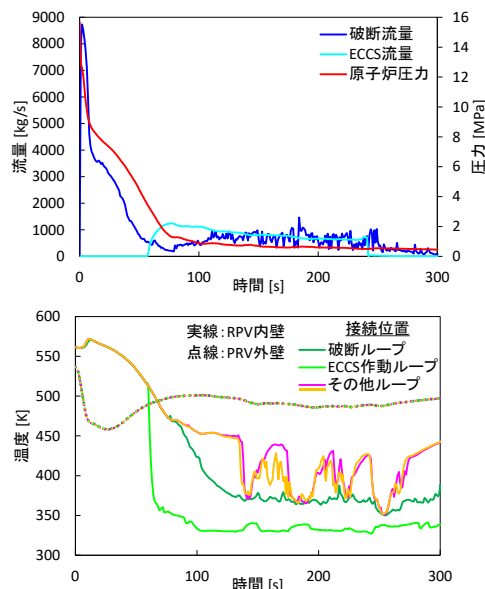


図2 解析結果