

RPV 保全最適化のための 3D-CFD & FEM による PTS 時の構造健全性評価

3D-CFD and FEM Based Deterministic PTS Analysis for Optimizing RPV Maintenance Strategy

* 阮 小勇¹, 中筋 俊樹¹, 森下 和功¹

¹ 京都大学

本研究では、冷却材喪失事故時の緊急炉心注水における原子炉圧力容器の加圧熱衝撃事象について、4 ループ原子炉圧力容器を対象に健全性を評価した。5 つの異なる炉心注水のケースを考え、それぞれのケースについて、三次元数値流体解析および有限要素法解析に基づく構造健全性評価を行った。これら 5 つのケースの応力拡大係数を比較することにより、原子炉圧力容器の保全および検査・補修方法の最適化について議論した。

キーワード：原子炉圧力容器，加圧熱衝撃，保全最適化，構造健全性評価，三次元数値流体解析，有限要素法解析

1. 緒言

冷却材喪失事故(LOCA)時の炉心冷却により原子炉圧力容器(RPV)は加圧熱衝撃(PTS)荷重を受ける。特に、圧力容器は中性子照射により脆化するため、圧力容器は脆性破壊する可能性がある^[1]。本研究では、4 ループ RPV を対象に、非常用炉心冷却設備(ECCS)の 5 つの異なる対称または非対称冷却水注入ケースを検討した。それぞれのケースについて、三次元数値流体解析(3D-CFD)および有限要素法(FEM)に基づく構造健全性評価を行い、PTS 時の RPV 全体の健全性を検討した。これら 5 つのケースの応力拡大係数(SIF)を比較することにより、RPV の保全および検査・補修方法の最適化について議論した。

2. 解析方法と結果

3D-CFD シミュレーションにより、PTS 時における RPV 内の三次元温度分布履歴を得た^[2]。また、FEM 熱弾塑性解析を行い、RPV 内オーバーレイクラッキングの溶接残留応力分布を計算した。圧力履歴、温度分布の履歴と残留応力分布の結果を用いて、FEM による破壊力学の計算から仮想き裂の応力拡大係数を決定した。なお、破壊力学解析では、き裂先端の塑性域の効果も考慮した。図 1 は、5 つの異なる ECCS 注水ケースに対する SIF 値を示す。これら 5 つのケースの SIF を比較すると、最も非対称注入であるケース 1 が最も安全性の低い注水提案であることがわかった。

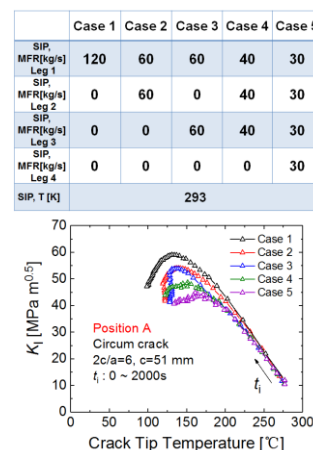


図 1 5 つの異なる ECCS 注水ケースに対する SIF 値

3. 結論

加圧熱衝撃事象による RPV の構造健全性評価を検討するため、3D-CFD および FEM に基づく構造健全性評価法を実行した。本研究の結果によって、5 つの異なる ECCS 注水提案の中で最も安全性の低い注水提案を明確に示した。これらは、RPV の保全および検査・補修方法の最適化に役立つ情報である。

参考文献

- [1] Odette G.R, Lucas G.E, ASTM STP 909, ASTM International, West Conshohocken, PA, USA , 1986, pp. 206-241.
 [2] X Ruan, T Nakasuji, K Morishita, J. Pressure Vessel Technol 140(5), 2018.

* Xiaoyong Ruan¹, Toshiki Nakasuji¹ and Kazunori Morishita¹

¹Kyoto University