

圧力容器鋼の照射脆化管理高度化

(1) 圧力容器鋼の加圧熱衝撃評価

Advanced Management of Irradiation Embrittlement of Reactor Pressure Vessel Steel

(1) 3D-CFD and FEM analysis of Pressurized Thermal Shock Event in RPV Steel

*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炉心注水における圧力容器鋼の加圧熱衝撃事象について、3次元数値流体解析と有限要素法を組み合わせ評価した。そして、熱衝撃時の応力拡大係数についてき裂の部位依存性を明らかにし、加圧熱衝撃評価に関するあいまいさについて議論した。さらに ASME 規格にある破壊靱性値で使われている破壊靱性値を参考にして決定論的健全性評価も議論した。

キーワード：原子炉圧力容器，加圧熱衝撃，3次元数値流体解析，有限要素法

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脆化が生じるため、圧力容器は脆性破壊の可能性がある^[1]。現在の原子力規制では、運転期間延長認可審査時に行われる特別点検において、RPV 内のき裂の有無について全周検査が行われる。本研究では、圧力容器の検査・補修方法の最適化を目的として、三次元数値流体解析(3D-CFD)と有限要素法(FEM)を用いて応力拡大係数の部位依存性を求め、決定論的健全性評価を議論した。

2. 解析方法

3D-CFD シミュレーションにより、PTS 時における RPV 内の 3次元温度分布履歴を得た。また、FEM 熱弾塑性解析法を用いて、RPV 内オーバーレイクラディ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、き裂先端の塑性域を考慮した。

3. 結果と考察

図1は得られた部位の異なる3つの応力拡大係数 K_I の

変化を示す。図中には、ASME 規格にある破壊靱性値 K_{IC} も示す^[2]。 K_I が K_{IC} を超えれば破壊する（決定論的健全性評価）が、図1の場合では破壊しないことが分かる。しかしながら、部位によって K_I が異なるため、安全係数も部位により異なる。このようにして、RPV 内において部位により変化するさまざまな安全係数に応じて、検査の優先順位を決めることが重要と考えられる。

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] ASME., ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Nuclear Power Plant Components, ASME, 1995, New York.

* Xiaoyong Ruan¹, Toshiki Nakasuji¹ and Kazunori Morishita¹

¹Kyoto University

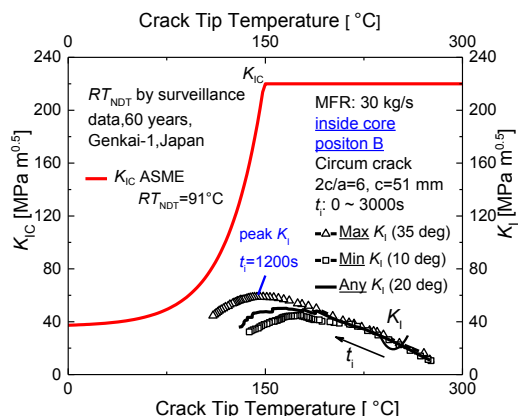


図1 圧力容器の決定論的健全性評価の例