

# 保全の視点に立脚した原子炉压力容器の 確率論的健全性評価

## From the Viewpoint of Maintenance, the Probabilistic Integrity Evaluation of Reactor Pressure Vessel

京都大学	阮 小勇	Xiaoyong RUAN	Student Member
京都大学	中筋 俊樹	Toshiki NAKASUJI	Student Member
京都大学	森下 和功	Kazunori MORISHITA	Member

### Abstract

The structural integrity of a reactor pressure vessel (RPV) is important part of nuclear power plant safety. Pressurized thermal shock (PTS) takes place when the emergency core cooling system (ECCS) is operated and the coolant water is injected into the RPV due to a loss-of-coolant accident (LOCA). With the neutron irradiation, PTS loading may lead a RPV to fracture.

In the present study, optimization of RPV maintenance is considered, where two different attempts are made to investigate the RPV integrity during PTS loading by employing the deterministic and probabilistic methodologies. For the deterministic integrity evaluation, 3D-CFD and finite element method (FEM) simulations are performed, and stress intensity factors (SIFs) are obtained as a function of crack position inside the RPV. As to the probabilistic integrity evaluation, a more accurate distribution of SIF on the RPV is calculated. By comparing the distribution thus obtained with the fracture toughness included as a part of the master curve, the dependence of fracture probabilities on the position inside the RPV is obtained. Using the distribution of fracture probabilities in RPV, the priority of the inspection and maintenance is discussed.

**Keywords:** Reactor Pressure Vessel, Pressurized Thermal Shocks, Probabilistic Integrity Evaluation, Reactor Pressure Vessel, Computational Fluid Dynamics, Finite Element Method

## 1. 緒言

冷却材喪失事故(LOCA)時の炉心冷却により原子炉压力容器(RPV)は加圧熱衝撃(PTS)荷重を受ける。特に、压力容器は中性子照射脆化が生じるため、压力容器は脆性破壊の可能性がある<sup>[1]</sup>。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、压力容器の検査・補修方法の最適化を目的として、PTS において、RPV 内面の炉心外 (図 1 の A) と炉心部 (図 1 の B) について、決定論的及び確率論的構造健全性評価を行った。決定論的健全性評価について、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  $K_I$  の部位依存性を求めた。さらに確率論的健全性評価を行うために、3次元モデルを用いて部位依存性を含む、より正確な  $K_I$  の確率分布を求めた。3D-CFD・FEM から得た  $K_I$  の確率分布とマスターカーブ法<sup>[2]</sup>から得た破壊靱

性  $K_{IC}$  の確率分布を比較して、RPV の破壊確率 (き裂貫通確率) の部位依存性を求めた。RPV の破壊確率の部位依存性を用いて压力容器の検査・補修方法の優先順位について議論した。

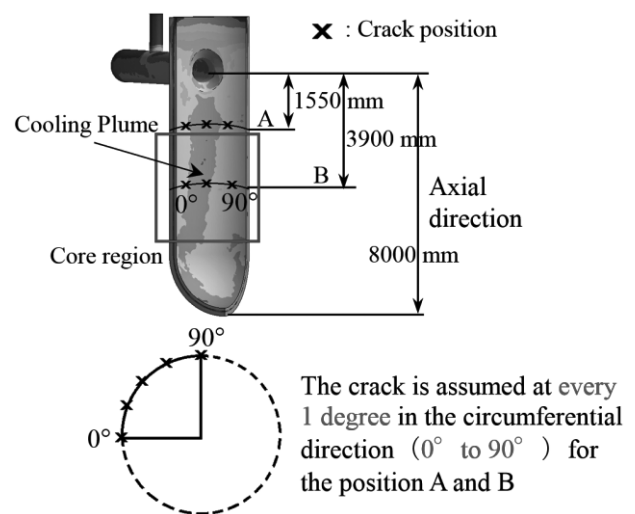


図 1 RPV (1/4 モデル) 内面の想定き裂の部位の概念図<sup>[3]</sup>

連絡先: 阮 小勇 Xiaoyong RUAN  
〒611-0011 京都府宇治市五ヶ庄  
E-mail: x-ruan@iae.kyoto-u.ac.jp

## 2. 決定論的健全性評価

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。

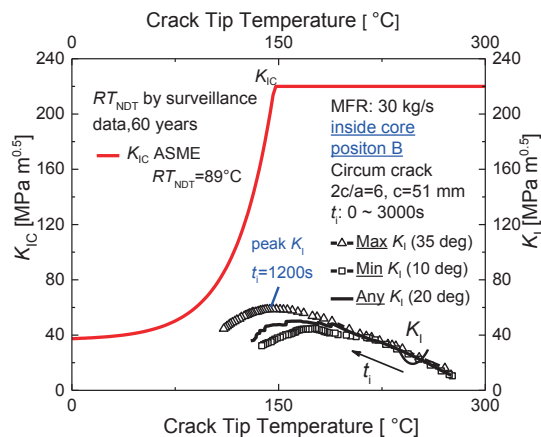


図2 RPV の決定論的健全性評価の例<sup>[3]</sup>

図2はRPVの炉心部(図1のB)における周方向部位の異なる3つのき裂の応力拡大係数 $K_I$ 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<sup>[4]</sup>。 $K_I$ が $K_{IC}$ を超えれば破壊する(決定論的健全性評価)が、図2の場合では破壊しないことが分かる。そして、部位によって $K_I$ が異なることも分かる。

## 3. 確率論的健全性評価

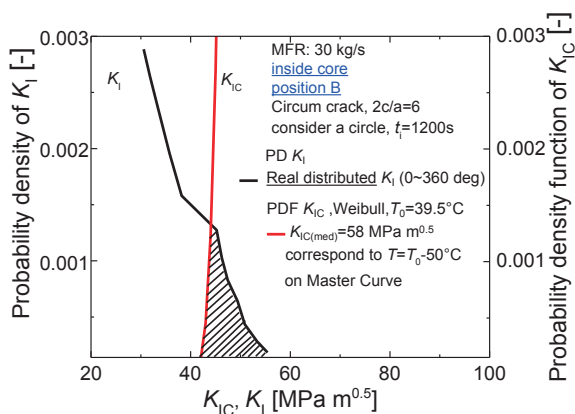


図3 RPV の確率論的健全性評価の例<sup>[3]</sup>

RPVの炉心部(図1のB)について、き裂周方向(周方向360度)に1度毎にき裂を想定し、それぞれにき裂サイズのあいまいさを確率分布で与えて $K_I$ を計算した。図3は、部位(周方向360度)のあいまいさとき裂サイズのあいまいさを考慮することで得られた $K_I$ の確率分布である。このようにしてRPVの破壊確率を定量評価するための方法論を検討した。

## 4. 結果と考察

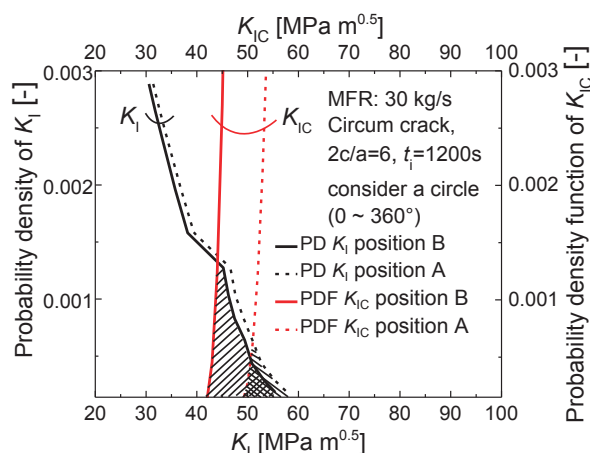


図4 RPV内面の炉心外(A)と炉心部(B)の破壊確率の比較<sup>[3]</sup>

図4はRPV内面の炉心外(図1のA)と炉心部(図1のB)について、破壊確率の比較の結果を示す。この結果から、AよりもBの破壊確率は大きいため、Bを優先的に検査・補修するべきと考えられる。

## 5. まとめ

圧力容器の検査・補修方法の最適化を目的として、3D-CFD・FEMを用いた確率論的健全性評価方法を検討した。

## 参考文献

- [1] Odette. GR, Lucas. GE., ASTM STP 909, ASTM International, West Conshohocken, PA, USA, 1986, pp. 206-241.
- [2] ASME., *Nuclear Power Plant Components*, USA, (1995).
- [3] X. Ruan, T. Nakasuji, K. Morishita., *proceedings of the 2017 ASME Pressure Vessels & Piping Conference (PVP 2017)*, Hawaii, United States, No. PVP2017-65072, (July 2017)
- [4] ASTM-E1921-02., USA, (1997).