

# 圧力容器鋼の中性子照射脆化モデリング (2) 圧力容器保全のためのリスク評価

Modeling Irradiation Embrittlement of Reactor Pressure Vessel Steel

(2) Risk Evaluation for Advanced Inspection of RPV Integrity

\*森下 和功<sup>1</sup>, 中筋 俊樹<sup>1</sup>, 阮 小勇<sup>1</sup>

<sup>1</sup>京都大学エネルギー理工学研究所

本研究では、軽水炉圧力容器の保全の最適化（脆化監視試験片の取り出し時期）について議論した。ハザード評価とフラジリティ評価から圧力容器の破壊リスクを求め、これを保全最適化の指標として用いた。

**キーワード：**中性子照射脆化，原子炉圧力容器，リスク評価，保全最適化，リスクベースな保全計画

## 1. はじめに

経年劣化事象のひとつに圧力容器鋼の中性子照射脆化が挙げられる。圧力容器の健全性評価においては、決められた時期に監視試験片のシャルピー衝撃試験を行い、脆化量を実測するとともに、反応速度論に基づく予測法を用いた脆化管理が行われている。ただし、監視試験片の装荷本数には限りがあるため、特に高経年化炉においては試験片本数が十分でないなどの問題もある。本研究では、圧力容器鋼の監視試験片の取り出し時期に着目し、圧力容器の保全の最適化をリスクベースで行うための検討を行った。加圧熱衝撃（PTS）事象時の圧力容器破壊リスクを定量評価し、これを保全最適化のための指標に利用した。

## 2. 保全の最適化手法

PTS 事象時の圧力容器破壊リスクの評価については、地震 PRA 評価で行われているリスク評価の考えを援用した。圧力容器破壊に対するハザードの大きさを、炉心急冷時の熱負荷などで生じるクラック先端部の応力拡大係数 KI にとった。リスクの定量化には、応力拡大係数 KI が発現するような事象の発生頻度（ハザード曲線）と、圧力容器鋼の破壊靱性値 KIC が応力拡大係数 KI を下回る確率（フラジリティ曲線）を用いた。フラジリティ曲線は、JEAC4201-2007 の脆化予測法に記述されているばらつき（延性脆性遷移温度の計算値と実測値の残差）を正規分布に置き換えることにより導出した。

## 3. 結果および考察

図 1 は、本研究で得られた圧力容器鋼破壊リスクおよび延性脆性遷移温度（DBTT）の時間変化を示す。時間の経過とともに脆化の変化率は鈍化するが、リスクは急激に増大していることがわかる。図 1 には、JEAC4201-2007 の規定で定められている脆化量の監視時期も併せて示している。現行の脆化量監視は、破壊リスクが小さく、脆化の変化率が大きいところで行われていることが分かる。これは、脆化量の把握に重点をおいた監視計画とは言えるものの、リスクに基づく保全計画にはなっていない。これまで 40 年分の脆化データが十分に蓄積されてきたことを考えると、今後は、運転後期（30 年目以降）に頻繁に監視するなどの保全計画が重要となる。

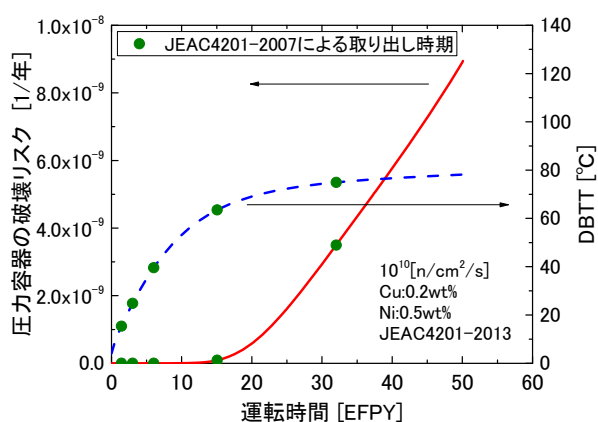


図 1 圧力容器の破壊リスクと運転時間の関係

\*Kazunori Morishita<sup>1</sup>, Toshiki Nakasuji<sup>1</sup> and Ruan Xiaoyong<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Institute of Advanced Energy, Kyoto University