

原子炉压力容器の内部欠陥を想定した確率論的健全性評価

Probabilistic integrity evaluation assuming embedded flaw of reactor pressure vessel

*鈴木 峻史¹, 岡山 龍太^{1,2}, 村上 健太¹, 鈴木 雅秀¹

勝山 仁哉³, 李 銀生³

¹長岡技術科学大学, ^{1,2}現東京電力 HD, ³日本原子力研究開発機構

原子炉压力容器の健全性は、中性子照射脆化や加圧熱衝撃事象を考慮して、想定欠陥に対する破壊力学的評価により確認される。既往研究において、表面欠陥を対象に、決定論的評価による安全裕度（温度裕度）と確率論的評価による条件付き亀裂進展確率にはよい相関があることを示した。ここでは内部欠陥を想定し、同様な相関関係について検討を行った。

キーワード：原子炉压力容器，確率論的破壊力学，内部欠陥，健全性評価，加圧熱衝撃，安全裕度

1. 緒言

国内原子力压力容器の健全性評価においては、最新の基準ではクラッド下欠陥（内部欠陥）を仮定して、き裂先端の応力拡大係数と破壊靱性の比較により行う^[1]。一方、健全性をより合理的に評価する手法として、確率論的破壊力学（PFM）を用いた損傷確率の評価手法が有望視されている。本研究では、内部欠陥を想定した場合の健全性評価を行い、決定論的評価（DFM）から求められる安全裕度（ ΔT_m ）と確率論的破壊力学解析から求められる条件付きき裂進展確率（CPI）及び条件付き破壊確率（CPF）との相関について検討することを目的とした。

2. 解析条件

2loop の PWR をモデルケースとして、表 1 の解析条件に基づいて、PASCAL3^[2]を用いた解析を実施した。熱過渡事象としては、大破断冷却材喪失事故（LBLOCA）、主蒸気管破断（MSLB）及び小口径破断冷却材喪失事故（SBLOCA）の 3 ケースについて実施した。想定する原子炉压力容器の内径は 1669mm、胴部母材部の厚みは 171mm、クラッドを 6mm とした。

3. 解析結果

今回の解析条件に対する CPF の中性子照射量依存性を図 1 に示す。(1) は表面欠陥に対する結果、(2) は内部欠陥に対する結果を示す。照射量が低い所では内部欠陥の CPF が多少高い傾向がある。また、照射量が増すと表面欠陥の CPF の方が高い値を示す。熱過渡事象に関しては表面欠陥に対しては SBLOCA が高い値を示したが、内部欠陥では相対的に低い値を示した。決定論的評価と確率論的評価の相関に関しても解析を行った。表面欠陥とは概ね類似した傾向を示す。結果の詳細は講演時に議論する。

想定欠陥 PFM,DFM	クラッド下半楕円欠陥 DFM:深さ 10mm, 長さ 60mm PFM:深さ比 指数分布 アスペクト比 対数正規分布
欠陥存在	溶接部,軸方向き裂
化学組成 [wt.%]	Cu 0.12, Ni 0.56, P 0.01, Si 0.25
初期 RTndt [°C]	0
脆化予測法	JEAC4201-2007(2013 年度追加版)
塑性域補正 β 補正	RSE-M 式による

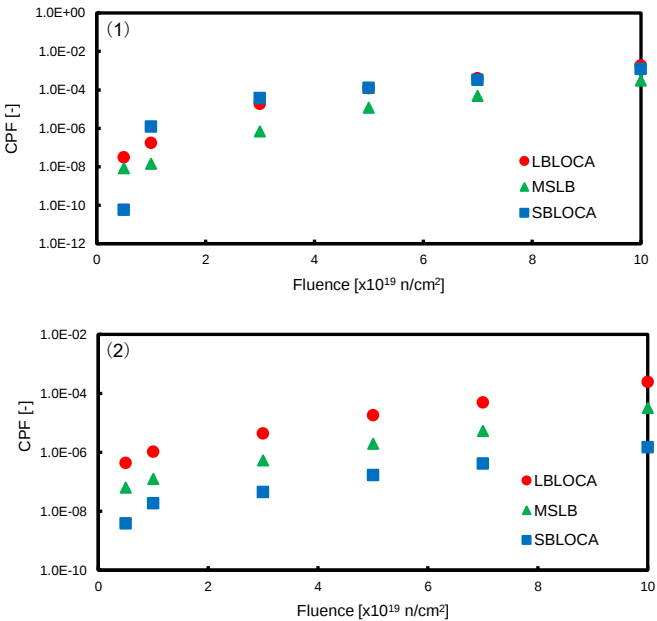


図 1 CPF の中性子照射量依存性 (1) 表面欠陥, (2) 内部欠陥

参考文献 [1] JEAC4206-2016 , [2] 眞崎浩一, 西川弘之, 小阪部和也, 鬼沢邦雄, ”原子炉压力容器確率論的破壊力学解析コード PASCAL3 の使用手引き及び解析手法”, JAEA-Data/Code 2010-033

*Takashi Suzuki¹, Ryuta Okayama², Kenta Murakami¹, Masahide Suzuki¹, Jinya Katsuyama³ and Yinsheng Li³

¹Nagaoka University of Technology, ²Tokyo Electric Power Company Holding, ³Japan Atomic Energy Agency.