確率論的破壊力学を用いた原子炉圧力容器の過渡時健全性評価

Effect of repressurization on integrity evaluation of reactor pressure vessel using probabilistic fracture

mechanics

*鈴木 峻史 ', 村上 健太 ', 鈴木 雅秀 '

勝山 仁哉², 李 銀生²

1長岡技術科学大学,2日本原子力研究開発機構

原子炉圧力容器の健全性は、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 的評価により確認することとなっている。これまでの研究において想定する過渡事象によっては健全性評 価に大きく影響することが知られている。本報告では、従来の代表的な過渡事象に加えて、再加圧が生じ る可能性のある事象について検討し、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・破壊確率の関係について確率論的破壊力学コードを用いて解析・検討を行った。 **キーワード**:原子炉圧力容器,確率論的破壊力学,健全性評価,加圧熱衝撃,安全裕度

1. 緒言

国内における健全性評価では、冷却材喪失事故(LOCA)等を想定して決定論的評価(DFM)が行われている。一方、原子力圧力容器の健全性をより合理的に評価する手法として有望視されている確率論的破壊力学(PFM)を用いた損傷確率の評価手法では、LOCA以外に再加圧が含まれる事象を想定した評価も可能である。本研究では、従来の事象と再加圧が含まれる事象^[1]について健全性評価を行い、DFMから求められる安全裕度(ΔTm)と PFM 解析から求められる条件付き亀裂進展確率(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

小型の初期RT_{NDT}が高いPWRの原子炉圧力容器をモデルケースとして想定し、表の解析条件に基づいて、 PASCAL3^[2]を用いた解析を実施した。想定事象は、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(まとめてLOCA事象と称する)と再加圧を考慮 する事象について検討した。原子炉圧力容器の内径は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)は決定論における中性子 照射量依存性、(2)は確率論における照射量依存 性の結果を示す。再加圧を考慮した場合、再加圧 を考慮した各事象においても安全裕度に大きな差 があることがわかる。また、確率論的評価を行っ た場合、各事象の値が近いことがわかる。結果の 詳細は講演時に議論する。

想定欠陥 PFM,DFM		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,軸方向亀裂		
化学組成 [wt.%]		Cu 0.12, Ni 0.56, P 0.01, Si 0.25		
初期 RT _{NDT} [℃]		0		
No.		加圧器の動作	動作	
60	6000 [s]後開固着解除		なし	
71	6000 [s]後開固着解除		なし	
97	3000 [s]後開固着解除		なし	
126	6000 [s]後開固着解除		操作	
130	3000 [s]後開固着解除		操作	





Analysis to Support PTS Evaluations for the Oconee-1, Beaver Valley-1, and Palisades Nuclear Power Plants", NUREG/CR-6858, [2] 眞崎浩一,西川弘之,小阪部和也,鬼沢邦雄,"原子炉圧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, Kenta Murakami¹, Masahide Suzuki¹, Jinya Katsuyama² and Yinsheng Li² ¹Nagaoka University of Technology, ²Japan Atomic Energy Agency.