

原子炉圧力容器の破損確率に及ぼす過渡条件の影響

Effect of Transient Conditions on Failure Probability of Reactor Pressure Vessel

*勝山 仁哉¹, 眞崎 浩一¹, 李 銀生¹, 渡辺 正²
¹原子力機構, ²福井大

原子炉圧力容器の高経年化に伴う緩和措置として、安全注入水の温度上昇措置に着目し、冷却水の温度を変更した熱水力挙動解析及びその結果を踏まえた確率論的破壊力学解析を行い、破損確率に及ぼす影響を評価した。その結果、高圧注入系及び低圧注入系の温度を上昇させても効果はないものの、それらに加えて蓄圧系の温度も上昇させると破損確率が大きく低減することを示した。

キーワード： 確率論的破壊力学, 原子炉圧力容器, 破損確率, 加圧熱衝撃

1. 緒言 原子炉圧力容器の加圧熱衝撃 (PTS) による非延性破壊を防ぐための対策として、日本電気協会規格にはいくつかの緩和措置が挙げられている。本稿では、そのうち、安全注入水の温度上昇措置に着目し、冷却水の温度を変更した熱水力挙動解析及びその結果を踏まえた確率論的破壊力学 (PFM) 解析を行い、破損確率 (CPF) を数値指標としてその影響の定量的評価を試みた。

2. 解析条件 国内加圧水型原子炉3ループプラントに対する大破断冷却材喪失事故 (サージラインの破断) を対象に、システム解析コード RELAP5 を用いて高圧注入系 (HPI)/低圧注入系 (LPI)、または蓄圧系 (ACC) の温度を変えて熱水力解析を行った。また、それにより得られるダウンカマ中の冷却水温度及び熱伝達係数の解析結果を入力データとして、PFM 解析コード PASCAL4 を用いて破損確率を求めた。これら熱水力データ以外は国内モデルデータを使用した[1]。

3. 解析結果 HPI 及び LPI、ACC の温度を 10℃、70℃と変更して求めたダウンカマ中の冷却水温度の時刻歴を図 1 に示す。この時刻歴を入力データとして、PFM 解析を行った結果を表 1 に示す。PASCAL4 では、確率変数の認識論的不確実さを考慮することにより、CPF の平均値に加えて信頼度の評価も行う。その結果、HPI 及び LPI のみの温度を上昇させても CPF に及ぼす効果はないものの、それらに加えて ACC の温度も上昇させると CPF が大きく低減することが分かった。これにより、PFM は過渡条件が原子炉圧力容器の健全性に及ぼす影響の定量的評価に活用できることを示した。

3. 結論 緩和措置の効果を定量的に示すのに PFM 解析が有用であることを示した。

謝辞 本報告は、原子力規制庁からの受託事業「平成29年度高経年化技術評価高度化事業（原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化）」で得られた成果である。関係各位に謝意を表する。

[1] JAEA-Research 2016-022

*Jinya Katsuyama¹, Koichi Masaki¹, Yinsheng Li¹ and Tadashi Watanabe²
¹ Japan Atomic Energy agency, ² Fukui University

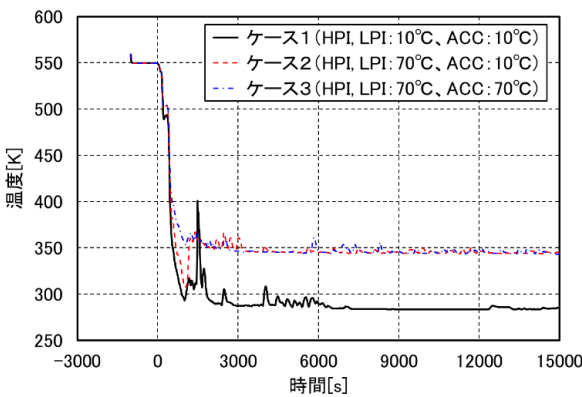


図 1 ダウンカマ中の冷却水温度の時刻歴

表 1 PFM 解析結果

CPF	平均値	95%信頼度
ケース 1	6.18×10^{-6}	7.89×10^{-9}
ケース 2	1.01×10^{-5}	5.71×10^{-8}
ケース 3	1.52×10^{-14}	0