

設計条件外での原子炉隔離時冷却系の動作条件の実験・解析評価 (2) SA コードモデルの検討

Evaluation of RCIC operation condition under beyond design basis by experiment and analysis

(2) Consideration of severe accident code model

*森田 能弘¹, 木野 千晶¹, 茶木 雅夫¹

¹エネルギー総合工学研究所

原子炉蒸気で駆動し、炉心への注水を行うことのできる RCIC は、交流電源喪失時においても使用できる非常用炉心冷却設備である。設計条件外での RCIC の動作特性を定量的に把握し、その解析モデル構築に取り組むことは、既設沸騰水型軽水炉の更なる安全性向上に繋がると期待されている。

キーワード：RCIC，安全性向上，SA コード，SAMPSON

1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故において、2 号機原子炉隔離時冷却系（RCIC）の蒸気駆動タービンが設計外条件下で長期間動作したと推定されている。このような背景を踏まえ、過酷事故条件下における RCIC の動作特性を把握するための実験と解析による評価を実施し、その挙動を把握する。それにより、RCIC 動作範囲の拡大を可能とするとともに、過酷事故解析コードに実装可能なモデルを開発し、実装することで実プラントでの安全性評価を可能にすることを目指している。本発表では福島第一原子力発電所 2 号機の事故時のデータを基に、過酷事故解析コード SAMPSON によって設定条件外の状態における RCIC の出力などの挙動を解析評価した結果を紹介する。

2. 解析評価

過酷事故解析コード SAMPSON を用いて福島第一原子力発電所 2 号機の事故時のデータを基に解析を行った。その際、RCIC による S/C から RPV への冷却水の流量を設定し PRV 及び S/C 圧力がデータと一致する条件での解析を行った。得られた RPV、D/W 圧力の結果は図 1 となった。

次に S/C から RPV へ注水した冷却水と同量の RPV 内での飽和状態の水が S/C へ流入すると仮定した場合に、RPV 内から崩壊熱を除去するために必要な注水量を計算により導き出し SAMPSON の結果と比較した。この結果は図 2 となった。

注水量を比較した所、両結果はある程度の一致を見せたが SAMPSON 解析の方が値は低くなった。この原因として計算の結果には RPV 壁面からの輻射による放熱及び S/C 内の冷却水の温度分布が考慮されていないことが考えられる。

3. 結論

SAMPSON による福島第一発電所 2 号機の解析評価を行い RCIC による RPV への注水量の推定値を得ることができた。さらに熱バランス評価の観点からの注水量の見積もりとある程度の一致を見せたことで妥当性が確認された。この結果は今後の RCIC モデルの作成の参考とする。本開発は経済産業省、平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業、で実施されたものである。

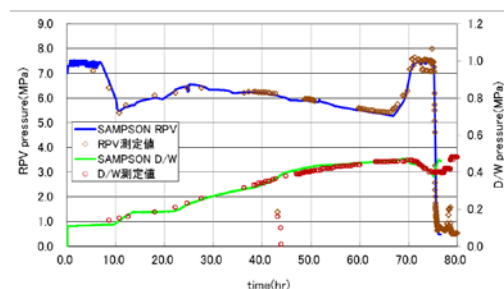


図 1 SAMPSON 解析による RPV 圧力

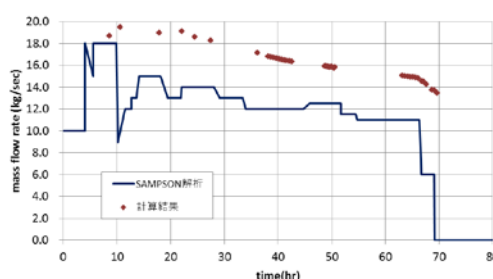


図 2 注水量の比較結果

* Yoshihiro Morita¹, Chiaki Kino¹ and Masao Chaki¹

¹The Institute of Applied Energy