ISLOCA 時の原子炉の挙動と溢水伝播の連携解析及び PRA 関連パラメータへの影響

Coupled analysis of reactor behavior and flooding propagation for ISLOCA and its impact on PRA-related parameters

*城島 洋紀[1]，濱口 義兼[1]，伊東 智道[1]
[1]原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

4 ループ PWR プラントを対象に原子炉プラントシステム解析コード Apros を用いて、インターフェースシステム冷却材喪失事故（ISLOCA）時の原子炉の挙動と原子炉建屋内の溢水伝播の連携解析を実施した。本連携解析で得られた機器の没水までの時間と破断流量を一定として計算した場合の機器の没水までの時間を比較し、その差異について分析し、確率論的リスク評価（PRA）における影響を検討した。

キーワード：確率論的リスク評価、溢水伝播、熱水力解析

1. 序論　原子炉建屋内の溢水を対象にしたリスク評価方法の高度化を目的として、原子炉プラントシステム解析コード Apros[1]を用いた原子炉の挙動と原子炉建屋内の溢水伝播の連携解析に取り組んでいる[2,3]。本稿では、原子炉の挙動と原子炉建屋内の溢水伝播の連携解析が、内部溢水 PRA で用いるパラメータである機器の没水までの時間及び人的過誤確率に与える影響を紹介する。

2. 手法　解析対象とする事象は、4 ループ PWR プラントの原子炉建屋内の溢水事象であり、かつ原子炉の挙動が変化する事象である ISLOCA とした。炉心損傷を防止する対策として、原子炉トリップ後、2 次系強制冷却により原子炉の冷却及び減圧を行い、蓄圧注入系及び低圧注入系から炉心へ注水を行うこととした。

Apros を用いて原子炉、原子炉周り及び建屋のモデルを作成することで、ISLOCA 時の原子炉の挙動と溢水伝播の連携解析を実施し、機器が没水するまでの時間を算出した。この時間を、破断時の配管の内圧等から得られる一定の破断流量並びに床面積及び機器の高さを用いて、簡易的に算出した機器が没水するまでの時間と比較することで、原子炉の挙動と溢水伝播の連携解析による人的過誤確率への影響を調べた。

3. 結論　右図に Apros を用いた連携解析による破断流量（case1）と原子炉の挙動を考慮しない場合の破断流量（case2）の結果を示す。ISLOCA 発生直後の両破断流量は同程度であるものの、その後、原子炉の挙動の影響により、破断流量の差異が大きくなっている。また、約 6651 秒で没水により低圧注入ポンプが機能喪失し、一次系の保有水量が減少することにより、破断流量が減少している。本連携解析により、溢水伝播解析の結果を原子炉の挙動に反映させることができた。右表は機器の没水までの時間を比較しており、算出方法により結果が大きく異なっている。これにより、溢水の隔離操作に係る人的過誤確率へ大きな影響があることが分かった。

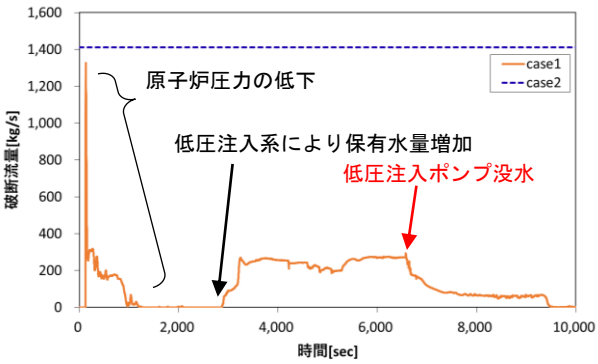

図　破断流量の比較

表　機器の没水までの時間の比較

	最大破断流量	低圧注入ポンプの没水までの時間
case1	約1327[kg/s]	約6651[s]
case2	約1411[kg/s] (破断流量は一定)	約397[s]

参考文献

[1] Fortum, Apros in recent BWR and PWR projects, http://www.apros.fi/en/industries/nuclear_power/recent_bwr_and_pwr_projects
[2] 伊東他、2018 年春の年会、3B10. [3] 濱口他、2018 年春の年会、3B11.

*JOJIMA Hiroki[1], HAMAGUCHI Yoshikane[1] and ITO Tomomichi[1]
[1] Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)