

Apros コードを用いた内部溢水 PRA のための溢水伝播解析

(2) 内部溢水 PRA のための溢水伝播解析結果

Flood propagation analysis for internal flood PRA by using Apros code

(2) Results of flood propagation analysis for internal flood PRA

*濱口 義兼¹, 伊東 智道¹, 郡山 民男¹

¹ 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

精度の高い内部溢水 PRA を実施するため、汎用熱水力解析コード Apros を用いて整備した溢水伝播解析モデルを用いて溢水伝播解析を実施した。溢水伝播解析の対象は、これまでの内部溢水 PRA においてリスク上重要と判断した溢水シナリオとした。この結果、内部溢水 PRA に必要な機器機能喪失の情報等を得た。

キーワード：確率論的リスク評価, Apros, 内部溢水, 溢水伝播解析

1. 緒言

原子力規制庁長官官房技術基盤グループでは、内部溢水事象に対する原子炉施設のリスクを把握するため、内部溢水 PRA 手法を整備している。この一環として、原子炉施設内の溢水の伝播を把握するため、熱水力解析コード Apros[1]を用いて整備した前報の溢水伝播解析モデルを用いて溢水伝播解析を実施した。

2. 溢水伝播解析結果

2-1. 解析対象

溢水伝播解析の対象は、原子炉トリップを引き起こす事象であるインターフェイスシステム LOCA、主給水管破断、主蒸気管破断及び原子炉補機冷却水系配管破断、並びに原子炉トリップを引き起こさないがリスク上重要である補助給水管破断等による溢水[2]とした。

2-2. 結果の整理

代表的な PWR プラントを対象にした解析結果から、高温の水又は蒸気を内包する配管破断を考慮した内部溢水 PRA で必要となる水位変化、温度変化及び湿度変化を前報の区画毎に整理した。また、水位変化、温度変化及び湿度変化に伴い機能喪失する機器及び機能喪失する時間を整理した。図 1.にインターフェイスシステム LOCA 時の溢水発生区画及びその周辺の主な区画の温度変化を示す。また、図 2.に示すように、温度変化、圧力変化等について平面図を用いて溢水伝播の影響を把握できるようにした。

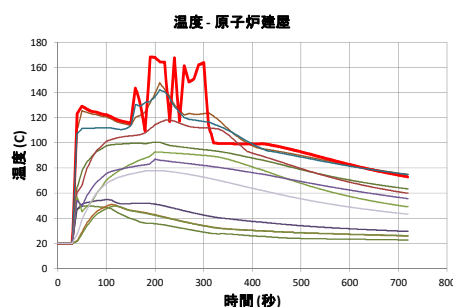


図 1. 主な区画の温度変化例

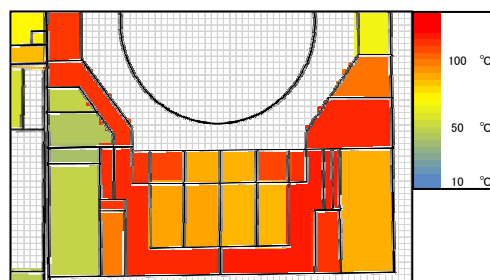


図 2. 施設内の温度変化例

3. 結論

代表的な PWR プラントを対象にした溢水伝播解析の結果から、内部溢水 PRA に必要な機器機能喪失の情報、各区画の温度変化等を整理でき、精度の高い内部溢水 PRA を実施することが可能になった。

参考文献

[1] Jari Lappalainen et. al., "Dynamic process simulation as an engineering tool – A case of analysing a coal plant evaporator," VGB Powertech Vol. 92 page 62 to 68 (2012).

[2] 郡山民男他, 「軽水炉を対象にした内部溢水レベル 1 PRA モデルの整備」, 2C11, 日本原子力学会 2017 年秋の大会, 2017 年 9 月

* Yoshikane Hamaguchi¹, Tomomichi Itoh¹ and Tamio Koriyama¹

¹ Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)