

軽水炉を対象にした内部溢水レベル 1 PRA モデルの整備

Development of Internal Flood Level 1 PRA Model for Light Water Reactor

*郡山 民男¹, 坂田 光太郎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 及び ABWR を対象に内部溢水レベル 1PRA 手法を検討した。この結果、内部溢水により炉心損傷に至る評価手法を精緻にするとともに、前者は 2 次系配管等、後者は制御建屋の消火系等を溢水源とするシナリオの炉心損傷頻度の割合が大きいことが分かった。

キーワード：PRA、溢水シナリオ、イベントツリー、フォールトツリー、炉心損傷頻度

1. 緒言

実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイドでは、実施手法の成熟状況に応じ、PRA の対象事象を段階的に拡張していくものとし、今後、検討していく事象として内部溢水 PRA が例示されている。原子力規制庁長官官房技術基盤グループでは、4 ループ PWR^[1]及び ABWR を対象に没水及び被水を考慮した内部溢水レベル 1PRA モデルの整備を進めており、知見の蓄積のため、炉心損傷頻度を算出した。

2. 内部溢水シナリオの設定及び事故シーケンスの定量化

4 ループ PWR と同様^[1]、ABWR について溢水区画の同定、溢水源の抽出、溢水伝播経路の同定及び溢水影響を受ける系統・機器の抽出を実施し、内部溢水シナリオを設定した。なお、ABWR では溢水伝播経路の同定の際に、感度解析の一環として区画底面から隣接区画底面へ伝播する溢水の分析を加味した。同シナリオに対し、NUCIA^[2]の溢水事象データのベイズ更新による発生頻度、イベントツリー及びフォールトツリーを適用した定量化により炉心損傷頻度に占める割合の大きい主要な内部溢水シナリオを得た。

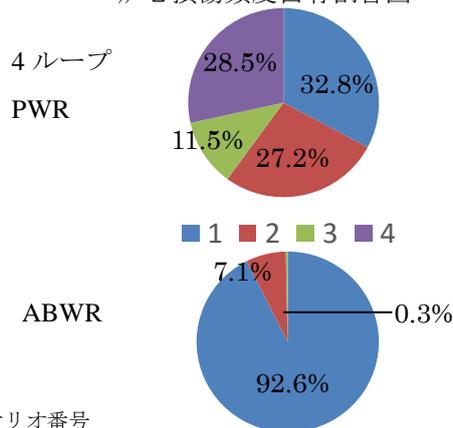
3. 結論

主要な内部溢水シナリオの溢水源と溢水によって発生する起因事象を溢水源と起因事象の表に、シナリオ別炉心損傷頻度の割合を炉心損傷頻度占有割合図に示す。起因事象を引き起こし、かつ安全系機器を幅広くサポートする電気系統等の故障を招く溢水源、すなわち、4 ループ PWR においては補助蒸気供給配管、原子炉補機冷却海水系配管等、ABWR においては制御建屋の消火系等を溢水源とする溢水シナリオが炉心損傷頻度の大きな割合を占めた。特に、前者の補助蒸気供給配管からの溢水は原子炉トリップ遮断器に影響を与えトリップに失敗する、後者の制御建屋の消火系からの溢水は供給量が大きくかつ機器が短時間で没水の影響を受けることから最大の割合を占めた。今後、これらの検討結果に基づいて内部溢水シナリオの分析を行い、溢水に伴う蒸気の影響も考慮したより詳細な内部溢水レベル 1PRA モデルの整備を進める。

溢水源と起因事象の表

プラント	シナリオ	溢水源	溢水により発生する起因事象
4 ループ PWR	1	補助蒸気供給配管	過渡事象
	2	原子炉補機冷却海水系配管	
	3	補助給水系配管	手動停止
ABWR	1	制御建屋消火系	過渡事象、非常用母線機能喪失
	2	原子炉補機冷却水系	失（安全系機器への影響大）

炉心損傷頻度占有割合図



図中の凡例はシナリオ番号

参考文献

(4 ループ PWR の 4 及び ABWR の 3 はその他) ■ 1 ■ 2 ■ 3

[1] 郡山 民男ほか、「内部溢水レベル 1 PRA モデル整備」、F33, 日本原子力学会 2015 年秋の大会, 2015/9/9-11

[2] 原子力施設情報公開ライブラリー (<http://www.nucja.jp/>、原子力安全推進協会運営)

*Tamio Koriyama¹, Kotaro Sakata¹, Yoshikane Hamaguchi¹ and Tomomichi Itoh¹

¹Regulatory Standard and Research Department, Secretariat of Nuclear Regulation Authority