

事故時に強制循環炉心冷却を停止することによる 日本の PWR プラントのリスク

—安全注入信号発信時における原子炉冷却材ポンプ停止方法の日米欧比較—

Risk of Japanese PWR Plants by shutting off forced core cooling at an accident

- Comparison of reactor coolant pumps stop method on receiving of SI actuation signals in Japan, the US and Europe -

*吉田 至孝, 福井大学附属国際原子力工学研究所

欧米の W 社型プラントは、小破断 LOCA 時に高圧注入系が作動している場合は、判断基準に従って手動で RCP を停止する。SGTR 時の均圧操作は、通常運転時に使用している加圧器スプレイが使用できる。欧州の KONVOI 型および EPR プラントは SI 信号が発信した場合に RCP を自動停止するとともに、自動で主蒸気逃し弁を開放して 100℃/h で冷却・減圧する。さらに、SGTR 時の均圧操作は、高圧注入系の吐出圧力を 2 次系無負荷圧力まで下げた設計としている。一方、わが国の PWR は SI 信号が発信した場合に RCP を自動停止するとともに、手動で主蒸気逃し弁を全開にして冷却・減圧する。さらに、SGTR 時の均圧操作は加圧器逃し弁と加圧器補助スプレイに頼っている。これらの設計の比較結果について述べる。

キーワード：加圧水型軽水炉, 小破断 LOCA, 強制循環炉心冷却, 原子炉冷却材ポンプ, 安全注入

1. はじめに

PWR プラントは設計基準事故のうち小破断 LOCA 時に 2~4 インチ口径の破断サイズの間で燃料被覆管温度が制限値を超過するため、RCP の停止が求められている。一方、高圧注入機能が喪失している場合は、RCP が停止すると逆に燃料被覆管温度が上昇するため、早期に減温・減圧することが求められている。

2. 設計の比較

2-1. 欧米の W 社型 PWR プラント

TMI 事故後、NRC は事故時に RCP を運転継続し、炉心の強制循環冷却を維持するメリットを認め、小破断 LOCA 時に高圧注入系が作動している場合に RCP を手動停止する技術根拠をまとめた。小破断 LOCA 以外の事故時に RCP を運転継続すると、原子炉容器の加圧熱衝撃の緩和、原子炉容器頂部のボイド抑制、加圧器スプレイの活用による速やかな原子炉の減圧など数々のメリットを挙げている。

2-2. 欧州 KONVOI 型および EPR プラント

KONVOI および EPR は、30 分ルールによって運転員介入操作が制限されており、RCP 手動停止を採用できないため、事故時に SI 信号で RCP を自動停止するとともに、自動で主蒸気逃し弁を開放して 100℃/h で減温・減圧を行う設計として、小破断 LOCA 時の燃料被覆管温度の制限値超過を回避するとともに、炉心の強制循環冷却を放棄した際のデメリットを設計面で補っている。

2-3. わが国の PWR プラント

わが国 PWR は、事故時に SI 信号で RCP を自動停止するとともに、小破断 LOCA 時には 10 分ルールに基づき、運転員が手動で主蒸気逃し弁を全開して、原子炉を減温・減圧している。炉心の強制循環冷却を放棄するデメリットに対して何等かの安全性向上策が準備されているかどうかは不明である。一方、原子力規制委員会は、中小破断 LOCA 時高圧注入系失敗の安全性を 2,4,6 インチの口径のみで確認した結果を公表しており、OECD/NEA が示す限界破断サイズ付近の安全性については不明である。加えて、Quarel(2011)らは、主蒸気逃し弁を全開にすると冷却率が 300℃/h に達すると述べており、加圧熱衝撃が懸念される。

3. 提言

世界最高水準の安全性を目指すわが国の PWR メーカーは、欧米より安全性が向上していることを示すべき。

原子力規制委員会は、小破断 LOCA 時高圧注入失敗の限界破断サイズ付近における炉心の健全性及び原子炉容器の加圧熱衝撃に対する安全性を確認した結果を示しておく必要はないだろうか。

参考文献

[1] Yoshitaka Yoshida, "Risk of Japanese PWR Plants by shutting off forced core cooling in an accident requiring safety injection system," Nuclear Engineering and Design, 368-110822, November, (2020).

*Yoshitaka Yoshida, Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui