

サンプスクリーン下流側影響の LOCA 後炉心長期冷却に係る検討 (6) 炉心入口部の冷却材供給流路及び代替流路に関する流動試験

Study of downstream effect of the sump screen for post LOCA long term core cooling

(6) Core inlet flow pass test and alternative flow pass test for feeding coolant

*緒方 智明¹, 東 慧¹, 福田 龍¹, 坂田 英之¹, 寺前 哲也¹, 白土 雄元¹, 濱野 淳史²

¹三菱重工, ²関西電力

原子炉冷却材喪失事故 (LOCA) 時に発生するデブリ (配管保温材の破砕片: 繊維、潜在デブリ/塗装片: 粒子、化学的生成物: 化学) が原子炉容器内に流入し、炉心入口部を閉塞することが懸念される。本稿では、炉心入口部の冷却材供給流路及び代替流路に着目し、繊維/粒子/化学デブリを投入する流動試験を実施した。

キーワード: 原子炉冷却材喪失事故 (LOCA), デブリ, サンプスクリーン, 長期炉心冷却

1. 緒言

昨年度秋の大会にて報告した「(5) 炉心入口部の冷却材供給流路に関する要素試験 (パラメータ影響確認)」に引き続き、炉心入口流路及び代替流路に着目した流動試験を実施し、両流路がデブリで閉塞しないことを確認した。

2. 流動試験結果

2-1. 燃料集合体 2 体を用いた流動試験

国内 PWR プラントを包絡する繊維デブリ (約 2.6kg/FA) /粒子デブリ (約 8.3kg/FA) を実寸大の燃料集合体 2 体に投入し、低温配管破断時の流量 (炉心流速 10mm/s) において供試体間差圧を計測した。供試体間差圧は約 4.6kPa であり、炉心水位維持に必要な許容差圧 (約 20kPa) 以下であることを確認した。

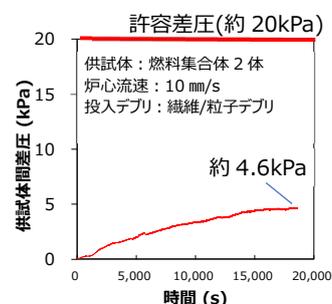


図1 供試体間差圧 (燃料集合体 2 体試験)

2-2. 代替流路を対象とした流動試験

化学デブリが析出した場合、炉心入口部が通水しなくなり、代替流路 (バップルバレル流路) から冷却材が供給されると仮定している。単独の代替流路に繊維/粒子/化学デブリを投入した結果 (ケース 1)、供試体間差圧は増加せず、流路閉塞は生じなかった。また、代替流路と燃料集合体流路を並行した結果 (ケース 2)、燃料集合体流路の差圧が僅かに増加したが、化学デブリ投入後も燃料集合体流路を通水することが分かった。

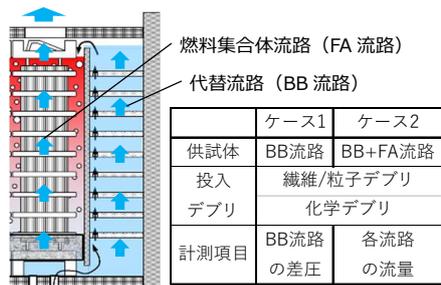


図2 代替流路を対象とした試験条件

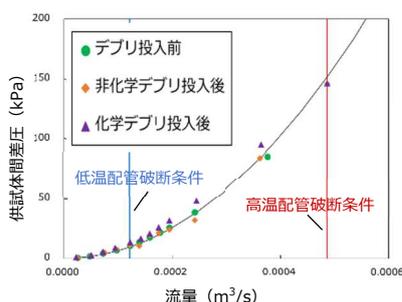


図3 供試体間差圧 (ケース 1)

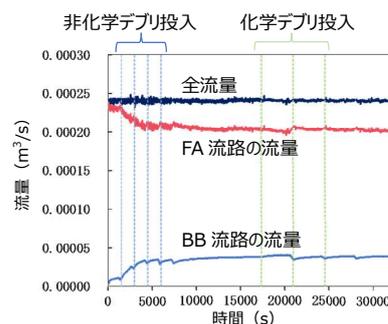


図4 各流路の流量 (ケース 2)

3. 結論

上記の試験結果から、非化学デブリ (繊維/粒子) が流入する事象前半は炉心入口、化学デブリが流入する事象後半は代替流路からの冷却材供給が可能であることを確認した。今回の検討により、再循環サンプスクリーンに関する中長期課題「サンプスクリーン下流側影響の LOCA 後炉心長期冷却」を解決できる熱流動解析シナリオの前提条件を実証できた。本検討は、国内 PWR 5 電力共同委託の成果の一部である。

* Tomoaki Ogata¹, Kei Higashi¹, Ryo Fukuda¹, Hideyuki Sakata¹, Tetsuya Teramae¹, Yugen Shiratsuchi¹ and Junji Hamano²

¹ Mitsubishi Heavy Industries, LTD, ² Kansai Electric Power Co., Inc.