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
（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）

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

(5) Element test of flow path feeding coolant at the core inlet (Effect evaluation of test parameters)

*東 慧[1]，緒方 智明[1]，福田 龍[1]，坂田 英之[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ている。本稿では、炉心入口部の冷却材供給流路に着目し、繊維・粒子デブリを投入する要素試験の結果について報告する。

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「(4) 炉心入口部の冷却材供給流路に関する 2 体燃料集合体試験」に引き続き、炉心入口部を模擬した要素試験により試験パラメータが持つ供試体差圧への影響を確認した。

2. 要素試験（図 1 参照）

供試体に繊維・粒子デブリを投入し、供試体差圧を計測した。

2-1. パラメータ試験の条件

模擬範囲、温度、流速、粒子デブリ径、繊維デブリと粒子デブリの重量比（P/F 比）を試験パラメータとした（表 1 参照）。

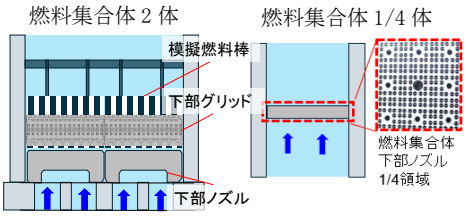

図 1　供試体の概念図（要素試験）

表 1　試験パラメーター一覧

ケース	条件		ケース	条件	
1	模擬範囲	図1	8	粒子デブリ径	10 μm
2		図2	9		30 μm
3	温度	常温	10		380 μm
4		50℃	11	P/F比	1
5	流速	10mm/s	12		3
6		30mm/s	13		10
7		50mm/s			

2-2. パラメータ試験の結果

水平断面の模擬範囲を燃料集合体 1/4 体分とした場合、下部ノズル下面がデブリで完全に閉塞し、供試体差圧は 200 kPa に達した。一方、燃料集合体 2 体分を模擬（燃料間ギャップを含む）した場合、供試体差圧は 1.0 kPa 未満であった。模擬範囲が狭く、かつ、燃料間ギャップを模擬しない場合、過剰な保守性を持つことが分かった（図 2 参照）。

流体条件（温度、流速）及びデブリ条件（粒子デブリ径、P/F 比）の違いが供試体差圧へ与える影響は有意ではなかった。また、全条件で供試体差圧は 1.0 kPa 未満であり、実寸燃料集合体でも LOCA 後の炉心水位維持に対する許容圧損（約 20 kPa）を下回る見込みを得た（図 3 参照）。

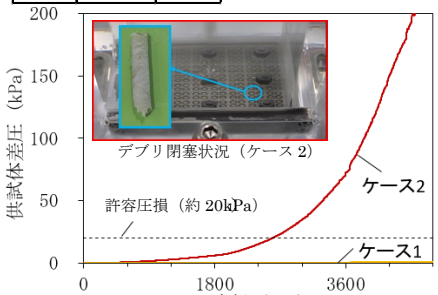

図 2　試験結果（ケース 1、2）

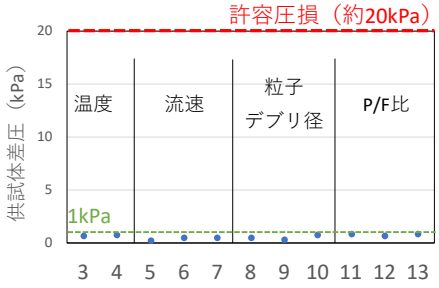

図 3　試験結果（ケース 3～13）

3. 結論

炉心入口部を模擬した要素試験により試験パラメータが持つ供試体差圧への影響を確認した。模擬範囲を燃料集合体 1/4 体分とした場合、流れが実機と異なることから過剰な保守性を持つことが分かった。一方、燃料集合体 2 体分を模擬（燃料間ギャップを含む）することで実機相当の流れとなり、流体条件及びデブリ条件を変えても供試体差圧は 1.0 kPa 未満となることが分かった。今後、要素試験の結果を踏まえ、実寸燃料集合体 2 体を用いた流水試験及びバレル・バッフル流路試験を実施する。

本検討は、国内 PWR 5 電力共同委託の成果の一部である。

*Kei Higashi[1], Tomoaki Ogata[1], Ryo Fukuda[1], Hideyuki Sakata[1], Yugen Shiratsuchi[1] and Junji Hamano[2]

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