縮尺水流動試験による高速炉の炉容器内自然対流崩壊熱除熱特性の把握 (2) 浸漬型 DHX 起動を模擬した炉内流動場の PIV 計測

Study on Cooling Process of Decay Heat Removal Systems in a Reactor Vessel of Sodium-cooled fast

Reactor by Scaled Water Experiments

(2) PIV measurements of flow field in a reactor vessel simulating operation of dipped-type DHX

*辻 光世」,小野 綾子」,相澤 康介」,小林 順1,栗原 成計1,三宅 康洋2

¹原子力機構,²NDD

ナトリウム冷却高速炉の安全性強化に向けた炉内冷却機器の設計と運用の最適化に資するために、シビア アクシデント時を含む崩壊熱除去特性および熱流動特性を把握する縮尺水流動試験を実施している。本報で は、溶融した炉心の一部がコアキャッチャ(CC)上に堆積した状態で炉容器内浸漬型 DHX を起動させ、PIV 計測により得られた自然対流崩壊熱除去時の炉内流動場の特徴について報告する。

キーワード:ナトリウム冷却高速炉、シビアアクシデント、崩壊熱除去、水流動試験

1. 緒言 シビアアクシデント時の炉容器内の熱流動挙動に関する知見を得るため、ナトリウム冷却高速炉の 炉容器、各種の炉内冷却システム及び、各所に堆積するデブリを模擬した縮尺水試験装置(PHEASANT)[1] を用いて、水流動試験を実施している。本報では溶融した炉心の一部が CC 上に堆積した状態で浸漬型 DHX を運転した場合の炉内流動場について、粒子面像流速計測法(PIV)により得られた結果を報告する。

2. 試験条件 図1に示す試験体系において初期バルク温度を40℃とし、炉心部 ヒータ及び CC 上の燃料デブリの発熱を模擬するヒータをそれぞれ炉心部4kW、 CC 部1kW で発熱させ、浸漬型 DHX を運転する。また、図1には染料可視化試 験[1]で得られた自然循環経路も示している。発熱と除熱のバランスがとれた定 常状態で PIV により炉内流動場を計測した。

3. 試験結果 図2に PIV により得られた下部プレナム内の平均流動場を示す。 染料可視化試験で得られた熱流動挙動と同様の挙動、すなわち、①上部プレナム の浸漬型 DHX で冷却された低温流体が遮蔽体領域を模擬した非発熱領域を通 り流入する下降流、②CC上の燃料デブリを冷却しながら外周方向から中央へと 向かう流れ、③下部プレナムの中央で上昇し、炉心部に流入する流れが観察され た。また、図2に破線で示す水平断面(CCから45、138、315mm)でのZ軸方 向の流速分布を図3に示す。CC上の模擬デブリにより発生した上昇流は、138mm、 315mm と上昇するにつれて上昇流は中央部へ収束することを確認した。315mm 位置では浸漬型 DHX で冷却された低温流体が非発熱領域を通り流入し、流速は 浸漬型 DHX が直上にある左側で大きくなる。この影響で炉心部に向かう上昇流 は右側に偏ることを確認した。CC上にデブリが堆積した条件で浸漬型 DHX の 運転により低温流体が下部プレナムに到達し、デブリの冷却が行われる、自然循 環流路の特徴を流速分布により確認できた。



試験体系

図 1

4. 結論 PHEASANT により、溶融した炉心の一部が CC 上に堆積した状態で浸 漬型 DHX 運転を行った場合の炉内熱流動挙動を PIV 試験により把握し、自然循 環による DHX から CC 上の堆積デブリまでの冷却流路の特徴を流速分布により 確認した。



Water experiments using a scale model-", Proc. of ICAPP2017, Fukui & Kyoto, (2017).

*Mitsuyo Tsuji¹, Ayako Ono¹, Kosuke Aizawa¹, Jun Kobayashi¹, Akikazu Kurihara¹ and Yasuhiro Miyake²

¹Japan Atomic Energy Agency., ²NDD