

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

(4) 自然循環流動場に対する発熱条件の影響

Study on cooling process of decay heat removal systems in a reactor vessel of sodium-cooled fast reactor by scaled water experiments

4; Effect of heat generation condition on natural convection flow field in reactor vessel

*辻 光世¹, 相澤 康介¹, 小林 順¹, 栗原 成計¹, 中根 茂², 石田 勝二³

¹JAEA, ²NESI, ³アセント

ナトリウム冷却高速炉の安全性強化に向けた炉容器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、炉心部及び燃料デブリの発熱条件をパラメータとし、浸漬型 DHX 運転時の自然循環挙動を温度分布計測及び PIV による流速場計測により明らかにして、発熱条件が自然循環流動場に与える影響を報告する。

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、PIV

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデント後の炉容器内の熱流動挙動に関する知見を得るため、炉容器と各種崩壊熱除熱機器を 1/10 縮尺で模擬した水試験装置 (PHEASANT) を用いた流動試験を実施している [1]。本報では、熔融燃料と炉心燃料の発熱割合をパラメータとして粒子画像流速測定 (PIV) による速度分布計測及び温度分布計測を実施した。発熱条件ごとの自然循環流動場を把握するとともに、発熱条件が自然循環流動場に与える影響を報告する。

2. 試験条件

図 1 に PHEASANT の概略図を示す。試験では初期バルク温度を 35°C とし、炉心部ヒータ、コアキャッチャ上及び上部プレナム底部に堆積した燃料デブリの発熱を模擬するヒータをパラメータとして合計 10kW で発熱させて、上部プレナムに設置した浸漬型 DHX を運転する。自然循環定常状態で PIV による流速計測、温度分布計測を実施した。

3. 試験結果

炉心燃料の一部が落下してコアキャッチャ上に堆積することを模擬し、炉心燃料 20%落下条件と炉心燃料 80%落下条件での上部プレナム内 (炉心出口から 100mm 位置) の z 方向流速分布を図 2 に示す。両ケースともに上昇流が確認され、この上昇流について速度場が周方向に均一と仮定し、断面積で重みづけを行った平均流速は 20%落下条件で 3.8mm/s、80%落下条件で 5.5mm/s となっており、伝熱中心高さの差が大きい 80%落下条件の方で平均流速が高くなった。式 (1) に示す浮力と圧力損失のバランスから算出した代表流速 V は 20%落下条件で 1.1mm/s、80%落下条件で 1.3mm/s となる。

$$V = \sqrt{\frac{2(\rho_{cold} - \rho_{hot})hg}{\xi\rho_{ave}}} \quad \text{式 (1)}$$

ここで ξ : 圧力損失係数、 ρ : 冷却材密度 (cold: 浸漬型 DHX 出口、hot: 炉心部出口、ave: cold と hot の平均値)、 h : 伝熱中心高さの差、 g : 重力加速度である。試験結果はどちらの条件でも算出した代表流速よりも大きくなる。代表流速の算出において自然循環の流路は浸漬型 DHX から流出して、炉心外周の非発熱部を通り下部プレナムへ流入、コアキャッチャ上のデブリを冷却し、炉心部を通り上部プレナムに戻ることを想定して圧力損失係数を設定している。しかし、炉心部外周の非発熱領域の圧力損失係数は大きいため、試験においては浸漬型 DHX からの低温流体の一部は、非発熱領域を通り下部プレナムへ流入するのではなく、上部プレナム下端において炉心部からの上昇流に巻き込まれるため、試験結果の値は、式(1)より増大したと考えられる。

4. 結論

PHEASANT を用いて炉心部と熔融デブリの発熱割合をパラメータとして、浸漬型 DHX の運転による冷却挙動把握のため PIV による速度分布計測と温度分布計測を実施した。PIV による流速分布を比較することで発熱割合による伝熱中心の変化による自然循環駆動力の変化を定量的に把握した。また浮力と圧力損失のバランスから評価した代表流速と比較を行い、その差異が生じる要因を検討した。

参考文献

[1] Ono, A. et al., "Study on reactor vessel coolability of sodium-cooled fast reactor under severe accident condition - Water experiments using a scale model-", Proc. of ICAPP2017, Fukui & Kyoto, (2017).

*Mitsuyo Tsuji¹, Kosuke Aizawa¹, Jun Kobayashi¹, Akikazu Kurihara¹, Shigeru Nakane² and Katsuji Isida³

¹JAEA, ²NESI, ³Ascend

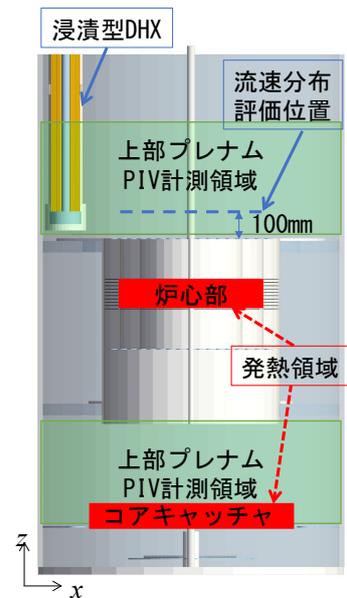


図 1 PHEASANT 概略図

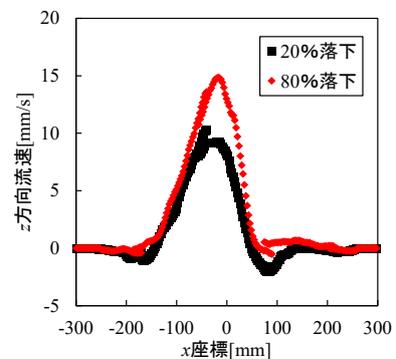


図 2 z 方向流速分布