

燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発 (5) BWR 実温実圧下における 2 サブチャンネル・クロスフロー試験装置の製作 及び試運転結果

Research and development for understanding two-phase flow behavior inside a fuel bundle

(5) Development and commissioning results of the cross-flow test facility simulating a two-subchannel under BWR thermal hydraulics conditions

*池田 正樹¹, 藤本 清志¹, 細井 秀章¹, 上遠野 健一¹, 安田 賢一¹, 木藤 和明¹, 宇井 淳²

¹ 日立 GE ニュークリア・エナジー, ² 電力中央研究所

沸騰水型原子炉 (BWR) における燃料集合体内の気液二相流の挙動を評価するために、BWR の実温実圧下の計測が可能な 2 サブチャンネル・クロスフロー試験装置を製作し、試運転を行った。

キーワード: 二相流, クロスフロー, 変動差圧, ボイド率, 沸騰水型原子炉, 燃料集合体

1. 緒言

沸騰水型原子炉 (BWR) における燃料集合体内の気液二相流の挙動を評価するためには、燃料棒で囲まれた流路間における気相及び液相の横流れ (クロスフロー) 現象のメカニズムを把握することが重要である。そこで、これまで、熱平衡クオリティ計測手法の要素試験 [1]、変動差圧が計測可能な水と空気のカロスフロー試験を行ってきた [2]。今回、BWR の実温実圧下 (288℃、7.2MPa) におけるクロスフロー試験が可能な 2 サブチャンネル・クロスフロー試験装置を製作し、試運転を行った。

2. 2 サブチャンネル・クロスフロー試験装置

図 1 は、2 サブチャンネル・クロスフロー試験装置の模式図及び試験体連通部の断面図である。本試験装置では、既設の試験ループの熱水と蒸気を特定の割合で混合し、これを 2 つの流路を模擬した試験体に供給する。なお、本試験装置では、3 次元 X 線 CT 撮影による連通部前後の平均ボイド率の計測、流路 1 (Ch.1) と流路 2 (Ch.2) における時間平均圧力と変動圧力の同時計測による変動差圧の計測、流量計測とクオリティ計測によるクロスフロー量の評価が可能である。

図 2 は、試運転で得られた変動差圧と蒸気のカロスフロー量 (Ch.1 から Ch.2) の関係である。凡例のボイド率は、熱水サブクール度を 15℃ で評価した計画値である。図 2 に示すように、変動差圧の増加に伴い、蒸気のカロスフロー量が大きくなる傾向を確認した。

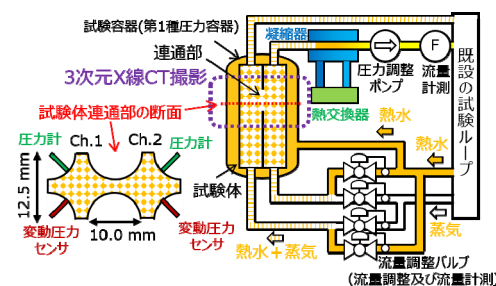


図 1 2 サブチャンネル・クロスフロー試験装置

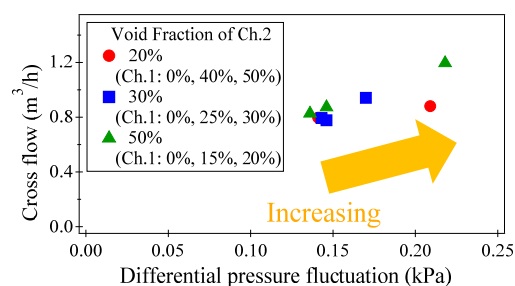


図 2 変動差圧と蒸気のカロスフロー量

3. 謝辞

本研究は、資源エネルギー庁委託事業「平成 29 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業 (燃料集合体内冷却水の気液二相流の挙動解明に向けた研究開発)」として実施した。

参考文献

[1] 細井他, 日本原子力学会 2017 年秋の大会, 1E02 (2017) [2] 藤本他, 日本原子力学会 2018 年春の大会, 2B20 (2018)

*Masaki Ikeda¹, Kiyoshi Fujimoto¹, Hideaki Hosoi¹, Kenichi Katono¹, Kenichi Yasuda¹, Kazuaki Kito¹, Atsushi Ui²

¹Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., ²Central Research Institute of Electric Power Industry