2018年春の年会

## 数値シミュレーションによる壁面凝縮熱伝達実験の再現

Numerical simulation of wall condensation heat transfer experiment in a circular tube

\*歌野原 陽一1, 村瀬 道雄1

1(株)原子力安全システム研究所

冷却材喪失事故(LOCA)における PWR 原子炉格納容器(CV)では、壁面凝縮熱伝達が CV 内温度の主要な 影響因子と考えられる。壁面凝縮熱伝達の数値流体計算(CFD)モデルを確立するため、壁面凝縮熱伝達 実験を対象に数値計算を行い、温度分布、および壁面熱流束の再現性を検討した。

キーワード:壁面凝縮熱伝達,冷却材喪失事故,格納容器,数値シミュレーション

1. 緒言 PWR の LOCA 時における CV 健全性評価の一環として、CFD による LOCA 時の温度・圧力の 予測に取り組んでいる[1]。CV 内の圧力・温度変化に影響する主要因子として、壁面凝縮伝熱が想定され るため、壁面凝縮伝熱量を実験で測定し[2]、実験を対象とした CFD に取り組んでいる[3][4]。

2. 実験・計算条件 配管内径 *D* = 49.5 mm, 肉厚 5.5 mm の伝熱管内に蒸気・空気混合流 (蒸気流量 5.9 g/s, 空気流量 9.0 g/s、約 87℃)、伝熱管外面に冷却水(約 20℃)をそれぞれ流し、混合気体、伝熱管壁内、冷却水の温度分布を計測した[2]。前報[4]では図1に示すように壁内と冷却水の温度分布をうまく予測できなかったため、今回は冷却水領域を除外し、伝熱管外面に実験で得られた温度分布を境界条件として与えた。 伝熱管内面は凝縮伝熱を考慮している。

3. 結果 温度分布(図1)に関して、混合気体だけでなく壁内の分布も合理的に再現できるようになった。 また、壁面熱流束(図2)は、入口直後など局所では差は大きいが、定性的な傾向は再現できた。領域平均 値で実験では 33.3 kW/m<sup>2</sup> に対し、計算値はこれまで半分程度(15.5 kW/m<sup>2</sup>)の過小評価だったが、実験値 とほぼ同等の値(33.2 kW/m<sup>2</sup>)を再現できた。



## 参考文献

[1]歌野原ら,原子力学会 2017 春, 3K15, [2] Mori et al., ICAPP2017, No. 17418, [3] Utanohara et al., ICAPP2017, No. 17394,
[4]歌野原ら,原子力学会 2017 秋, 2E08

\*Yoichi Utanohara1 and Michio Murase1

<sup>1</sup>Institute of Nuclear Safety System, Inc.