円管内蒸気・空気混合流の壁面凝縮熱伝達の数値シミュレーション

Numerical Simulation for Steam-Air Mixture Flow and Wall Condensation Heat Transfer 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、CV 内壁面での凝縮熱伝達が 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、円管内蒸気・空気混合流の壁面凝縮熱伝達実験を対象に数値計算を行い、温度分布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]。

2. 実験・計算条件 配管内径 D = 49.5 mm，肉厚 5.5 mm の伝熱管に蒸気・空気混合気体（蒸気流量 5.9 g/s, 空気流量 9.0 g/s）を流入させ、伝熱管の外面に冷却水を通水させ、熱電対で混合気体、伝熱管壁内、および冷却水の温度分布を計測している[2]。実験を対象とした CFD では FLUENT 15 を用い、混合気体、伝熱管壁内、および冷却水を計算領域とした。壁面へは対流熱伝達に加え、凝縮伝熱の効果も簡易的に考慮している[3]。さらに、混合気体が常に飽和状態であると想定して、飽和蒸気圧曲線からずれると元に戻るように蒸発・凝縮させ、空間中の各セルに質量および熱のソース項を与えた。

3. 結果 図 1 に速度場と温度場の計算結果[3]を示す。混合気体温度は伝熱管内面に近いほど，流れ方向下流に進むほど低下する．定量的に再現性を検討すると、図 2 に示すように、これまでは壁面近傍の混合気体温度と伝熱管壁内の温度を過小評価していた[3]。しかし、空間中の相変化を考慮することで混合気体の温度分布の再現性は改善された。だが、伝熱管壁内の温度は依然過小評価であり、今後改善が必要である。

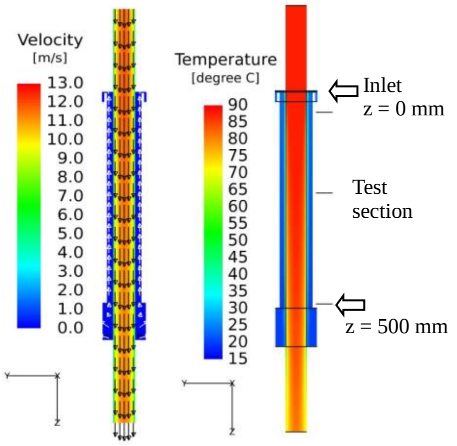

図 1 速度場と温度場の計算結果[3]

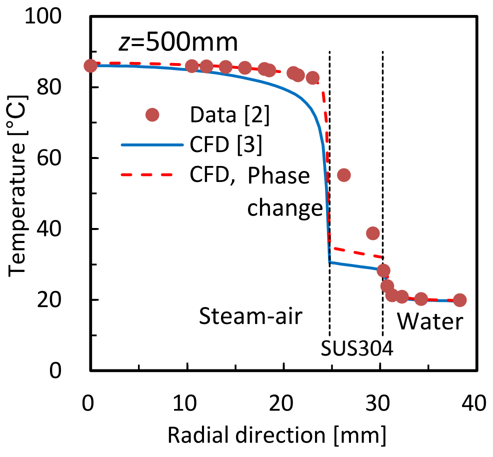

図 2 温度分布（試験部出口近傍）[2] [3]

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

*Yoichi Utanohara[1] and Michio Murase[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.