

片面加熱時の多段エルボ下流旋回流自己形成流動場のサブクール沸騰伝熱評価

Evaluation of Subcooled Boiling Heat Transfer Characteristic of a Self-Formed Swirling Flow Downstream of Dual and Triple Elbow under One-Sided Heating Condition

*川上 紘史¹, 江原 真司¹, 橋爪 秀利¹

¹東北大学

核融合炉ダイバータ冷却に向けた3次元立体接続多段エルボの下流に生成する旋回流を利用した冷却システムの沸騰伝熱特性を得るため、実機同様に片面加熱の伝熱実験を実施した。

キーワード: ダイバータ、エルボ、旋回流、片面加熱、沸騰曲線

1. 背景および目的

核融合炉のダイバータでは 10 MW/m^2 以上の高熱流束の入射が想定されており[1]、その冷却は核融合炉実現に向け重大な課題の1つである。この課題に対し、複数のエルボを立体接続した多段エルボの下流に生成する旋回流を利用する冷却システムが提案されている[2]。先行研究[3]におけるレイノルズ数(Re)= $150,000$ での全周方向通電加熱による液单相伝熱実験では、多段エルボ下流域の熱伝達率が発達乱流の場合よりも優れ、ITERに用いられるねじり比2のスワール冷却管の場合の0.8倍程度であることが確認された。一方、実機では片面加熱条件かつ沸騰条件が想定されるため、本研究では同条件で沸騰熱伝達特性を調査する。

2. 実験手法

実験装置はタンク、ポンプ、助走区間、多段エルボ、エルボ下流直円管流路、出口温度計測用流体混合区間、流量計からなる閉ループである。加熱部である円管流路は幅 36 mm ×長さ 90 mm ×高さ 28 mm の無酸素銅ブロックの長手方向断面中心に直径 $18 \text{ mm}(D)$ の円管流路が設けられ、温度計測のため照射面から $2, 3.1, 4.2 \text{ mm}$ の位置にK型熱電対($\phi 0.5 \text{ mm}$)を側面から挿入している。 $3.1, 4.2 \text{ mm}$ 位置の測定温度から冷却面の管壁温度、管内に流入する熱流束を外挿する。加熱源として日鐵溶接工業株式会社製アークプラズマジェットを用い、エルボ無しの発達乱流時、2段エルボ下流(エルボ出口から $4D, 8D$ 位置)、3段エルボ下流(同 $4D, 8D$ 位置)で温度計測を行い、それぞれ $Re=25,000, 50,000, 100,000, 150,000$ における沸騰曲線を得る。なお、作動流体は蒸留水で多段エルボの入口条件は発達乱流、入口温度は $42 \text{ }^\circ\text{C}$ である。飽和温度はタンクが大気圧下で円管流路からタンクまでの圧力損失は非常に小さいことから $100 \text{ }^\circ\text{C}$ としている。

3. 実験結果・考察

図1に $Re=150,000$ における各種沸騰曲線を示す。計測手法の確認かつ多段エルボ下流域の沸騰曲線との比較のため取得したエルボ無しの発達乱流流入時の沸騰曲線では発達した核沸騰領域においてプール沸騰の経験式である Rohsenow の式[4]と比較すると沸騰開始位置付近で結果のばらつきが見られるがおおむね一致した。また、本実験で用いた加熱源の加熱区間が約 $1D$ と短く、非沸騰域での流体内の温度場が未発達なため Dittus-Boelter の式より熱伝達率が大きい結果となった。2段エルボ下流($4D, 8D$ 位置)と3段エルボ下流($8D$ 位置)での非沸騰域では旋回流の誘導により発達乱流流入時よりもさらに温度場の発達が抑制され、熱伝達率の向上が見られた。また、各位置における熱伝達率の違いも確認された。これは各位置の周方向の速度成分の違いが原因と推察される。今後流れの可視化実験を行い、本実験結果と比較する予定である。発達した核沸騰領域での各沸騰曲線はおおむね同一線上に集まる傾向が得られ、各エルボ条件いずれも約 20 MW/m^2 までの管内への熱流束の流入が確認された。限界熱流束については、より高熱流束での実験が加熱源の制約により実施できず、見積もることが出来なかった。今後は、加熱源を電子ビームに変更し、加熱区間も長くする予定である。 $Re=25,000, 50,000, 100,000$ 時の各実験結果の詳細については口頭発表で説明する。

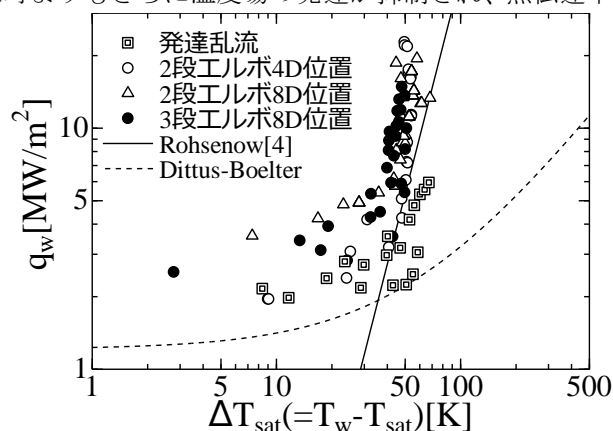


図1 $Re=150,000$ 時の各種沸騰曲線

参考文献

- [1] K. Sato, et al., J. Plasma Fusion Res. SERIES, Vol. 5 (2002) 556-560
 [2] S. Kodate, et al., Proceedings of The 21th International Conference on Nuclear Engineering, (2013), ICONE21-16105
 [3] 古館 他, 日本機械学会 第20回動力・エネルギーシンポジウム講演論文集, pp. 171-172(2015)
 [4] Rohsenow, et al., A method of correlating heat transfer data for surface boiling of liquids, Trans. ASME, 74(1952), 969-976

*Hiroshi Kawakami¹, Shinji Ebara¹ and Hidetoshi Hashizume¹

¹Tohoku Univ.