

溶存ガスを管理した銅円管内水の強制対流 サブクール沸騰限界熱流束の研究

Study on Subcooled Flow Boiling Critical Heat Flux
in a Vertical Copper Tube Controlled Dissolved Gas Concentration

(研究課題番号 15560180)

平成15年度～平成16年度科学研究費補助金 (基盤研究(C)(2))

Grant-in-Aid for Scientific Research (C)(2): 2003-2004

研究成果報告書

京都大学図書 4月 (April 2005)



1050578355

畑幸一氏寄贈

附属図書館

研究代表者

畑 幸一

(Koichi Hata)

京都大学・エネルギー理工学研究所

Institute of Advanced Energy, Kyoto University

溶存ガスを管理した銅円管内水の強制対流

サブクール沸騰限界熱流束の研究

**Study on Subcooled Flow Boiling Critical Heat Flux
in a Vertical Copper Tube Controlled Dissolved Gas Concentration**

(研究課題番号 15560180)

平成15年度～平成16年度科学研究費補助金 (基盤研究(C)(2))

Grant-in-Aid for Scientific Research (C)(2): 2003-2004

研究成果報告書

平成17年4月 (April 2005)

研究代表者

畑 幸一

(Koichi Hata)

京都大学・エネルギー理工学研究所

Institute of Advanced Energy, Kyoto University

目次

はじめに

1

研究組織

2

研究経費

2

研究成果概要

研究目的

3

研究経過

3

研究成果

3

今後の展開

6

研究発表

論文リスト

(1) 発表論文

7

(2) 口頭発表

8

発表論文

10

口頭発表

84

はじめに

強制対流のサブクール沸騰限界熱流束の知識は、核融合実験装置のダイバータを設計するために重要である。多くの研究者は、一般的サブクール沸騰限界熱流束表示式を導出するために、ガス加圧した水の管内強制対流下の円管発熱体を直接通電する方法で、一様加熱条件での限界熱流束実験を行っている。溶存ガス濃度を管理することで限界熱流束発生機構が異なり、強制対流下においても限界熱流束値が大幅に低くなることが考えられるが、溶存ガス濃度を管理したサブクール沸騰限界熱流束実験はほとんど存在しない。そして、ダイバータの冷却部には、熱伝導率の高い銅ベース合金が採用されるが、実験的な困難さから、通電加熱方式による銅ベース合金発熱体を用いた限界熱流束実験はほとんど見当たらない。一方、ダイバータ板の熱負荷試験においては、電子ビームを実規模ダイバータ形状の試験部（無酸素銅チューブ表面に円柱のカーボン製耐熱材又は、冷却管を持つ無酸素銅ブロックの上面に板状のカーボン製耐熱材を鑢付けしたもの）に照射し、冷却管内に高圧高サブクール水を高速で流す構造の高熱流束除熱特性を求め、その健全性を検証している。核融合装置のダイバータは、一様加熱条件ではなく片面加熱条件で、最高熱負荷はダイバータ個々の形状に著しく依存し、実験のみで一般的な最高熱負荷データを求めることは大変困難である。こうした状況で、ダイバータの最高熱負荷を評価するために、長年求められている一様加熱条件の円管発熱体に対する限界熱流束のデータベースを利用することが重要で、もし、円管発熱体を一様加熱した核沸騰熱伝達と限界熱流束の実験結果を用い、個々のダイバータに対して理論解析することで最高熱負荷を評価し、その限界熱流束を用い最高熱負荷を予測する表示式が出来れば、大量に存在する限界熱流束のデータベースがダイバータ冷却設計の一般的データベースとなり得る。

本研究は、自己蒸気加圧により溶存ガス濃度を管理した条件で限界熱流束実験を行い、既存のガス加圧条件の実験結果と比較検討し、限界熱流束に及ぼす溶存ガス濃度の影響を明らかにする。間接一様加熱の銅ベース合金円管発熱体を用い、構造がシンプルで比較的大口径、低系圧力、低流速における条件下の限界熱流束を求め、限界熱流束に及ぼす発熱体材質及び酸化の影響を明らかにする。これらの実験結果で限界熱流束のデータベースを構築する共に一般的限界熱流束表示式を導出する。そして、一様加熱条件の核沸騰熱伝達と限界熱流束の実験結果を用い実規模のダイバータ板に対して理論解析し、一般的最高熱負荷表示式を導出する。更に、円柱発熱体の片面のみ通電可能な間接片面加熱の銅ベース合金円管発熱体を開発し、片面加熱条件の限界熱流束を、高圧高サブクール強制対流下において求め、片面加熱条件と一様加熱条件の実験結果を比較検討する。その結果より、上述の一様加熱条件の核沸騰熱伝達と限界熱流束の実験結果に基づく片面加熱条件のダイバータに対する一般的最高熱負荷表示式を検証する。これらの研究開発成果は、核融合科学研究所の大型ヘリカル装置（LHD）における高熱負荷素子冷却システム製作のための具体的装置設計データベースを早急に確立することを目的とするものであるが、LHDにとどまらず、内外のトカマク型大型装置のダイバータ冷却システムを確立することに寄与しうるものである。

研究組織

研究代表者

畑 幸一

京都大学・エネルギー理工学研究所・助手

研究協力者

塩津 正博

京都大学・エネルギー科学研究科・教授

交付決定額(配分額)

(金額単位:千円)

	直接経費	間接経費	合 計
平成 15 年度	2,400	0	2,400
平成 16 年度	1,200	0	1,200
総 計	3,600	0	3,600

研究成果概要

研究目的

大型ヘリカル装置 (LHD) では、ローカルアイランドダイバータ (LID) において 20 MW/m^2 程度の高熱流束除熱システムを確立する必要がある。また、種々の幅のプラズマを受けるダイバータ設計や健全性評価においては、銅合金材質で広範囲な発熱体内径 (d)、長さ (L)、長さとの比 (L/d)、流速 (u)、サブクール度 (ΔT_{sub}) に対する強制対流サブクール沸騰限界熱流束 (CHF) 表示式が必要である。

本研究は、核融合実験装置のダイバータの信頼性を検証するために、広範囲で高精度の強制対流サブクール沸騰限界熱流束 (CHF) 表示式を導出することを目的とする。

研究経過

本研究者代表者等は、 N_2 ガス加圧、加圧器を用い自己蒸気加圧した水の管内強制対流下の円管発熱体を準定常状態で直接通電する方法で、これまでに出口サブクール度 ($\Delta T_{sub, out}$) $\geq 30 \text{ K}$ において、定常限界熱流束 ($q_{cr, sub}$) は、 $\Delta T_{sub, out}$ 及び加熱長さとの比 (L/d) を固定した場合 $d^{0.4}$ 、 $u^{0.4}$ に比例する、 L/d を固定した場合 ($\Delta T_{sub, out}$) $^{0.7}$ に比例する、 $\Delta T_{sub, out}$ を固定した場合 (L/d) $^{-0.1}$ に比例することを明らかにし、発熱体出口及び入口条件に対する定常 CHF 表示式 (1)、(2) を導出した。

$$Bo = 0.082 \left\{ \frac{d}{\sqrt{\sigma/g(\rho_l - \rho_g)}} \right\}^{-0.1} We^{-0.3} \left(\frac{L}{d} \right)^{-0.1} Sc^{0.7} \quad (1)$$

$$Bo = C_1 \left\{ \frac{d}{\sqrt{\sigma/g(\rho_l - \rho_g)}} \right\}^{-0.1} We^{-0.3} \left(\frac{L}{d} \right)^{-0.1} e^{-\frac{(L/d)}{C_2 Re^{0.4}}} Sc^{*C_3} \quad (2)$$

ここで、 $C_1=0.082$, $C_2=0.53$ and $C_3=0.7$ for $L/d \leq \text{around } 40$ 、

$C_1=0.092$, $C_2=0.85$ and $C_3=0.9$ for $L/d > \text{around } 40$ 。

これらの定常 CHF 表示式は、 $30 \text{ K} \leq \Delta T_{sub, out} \leq 140 \text{ K}$ 、 $40 \text{ K} \leq \text{入口サブクール度} (\Delta T_{sub, in}) \leq 151 \text{ K}$ において、定常 CHF 実験結果 (2002 ポイント) をほぼ $\pm 15 \%$ 以内の誤差で記述する。

研究成果

1. 溶存ガスを管理した SUS304 薄肉円管試験発熱体を用いた強制対流サブクール沸騰限界熱流束実験

発熱体内径 $d=3$ mm で長さ $L=67$ mm ($L/d=22.3$) の SUS304 薄肉円管試験発熱体を用い、出口圧力 $P_{out}=800$ kPa、入口サブクール度 $\Delta T_{sub, in}=145$ K (入口液温 $T_{in}=25$ °C)、流速 $u=4\sim13.3$ m/s、自己蒸気加圧した条件で溶存酸素濃度を 6.59 ppm (ほぼ飽和状態) から 0.0265 ppm (十分脱気し溶存ガスをなくした状態) の範囲で、接液部の表面状態がラフ面 (大気中で焼鈍後、酸化物を酸洗い除去) の発熱体について、発熱率を準定常的にゆっくり連続的に上昇させて核沸騰熱伝達及び限界熱流束 CHF を求め、CHF に及ぼす溶存ガスの影響を明らかにした。窒素ガス加圧した条件で求めた実験結果に基づいて定めた限界熱流束表示式と比較検討し、実験結果はこの広い溶存酸素濃度範囲で限界熱流束表示式から求まる値とほぼ一致しているが、低溶存酸素濃度で高流速域において、CHF が減少する傾向が観察された。更に、初期気泡発生が遅れると考えられる表面アラサが細かいスムーズ面 (水素雰囲気中で熱処理) の発熱体を用い、溶存酸素濃度 0.1 ppm と 0.0413 ppm において同様の実験条件で限界熱流束を求めた。スムーズ面の CHF は、低溶存酸素濃度で高流速域においてラフ面よりも小さくなる傾向が観察された。これらの理由として、溶存酸素濃度又は表面アラサが小さくなると核沸騰熱伝達が悪くなり、発熱体表面温度が不均質自発核生成温度近傍に移行し、CHF が低下することが考えられる。

2. Flat Plate タイプ Mono-block ダイバータ実験に対する熱流動理論解析

ロシアの Divavin 等が角型で銅製の 2 列の試験部の間に薄膜ヒータを挟み込み電気加熱することで行った片面加熱条件の限界熱流束実験 (Flat Plate タイプ Mono-block ダイバータ) に対して、一様加熱条件の実験結果を用い既に開発済みの理論解析コードで数値解析を詳細に行い実験結果と比較検討した。数値解析結果は、多少低めであるが実験結果のダイバータの最高熱負荷の傾向をほぼ予測した。

3. 間接一様加熱高熱流束銅ベース合金円管試験発熱体を用いた強制対流サブクール沸騰限界熱流束実験

最近、間接一様加熱高熱流束銅ベース合金円管試験発熱体を作製する過程で、電気絶縁膜 (酸化アルミナ) 上に金属膜発熱体を蒸着した場合に絶縁劣化の起こる原因が解明された。現在、新たな電気絶縁膜と銅チューブについて耐熱試験が行われ、良好な結果が得られた。

内径 9 mm、長さ 70 mm、厚さ 1 mm のアルミ分散強化銅チューブの外表面に薄膜絶縁体と金属膜発熱体の 2 層を付加した特別な銅ベース合金円管試験発熱体を作製した。この試験発熱体の金属膜発熱エレメントを電流加熱する方法で、高圧、高サブクール水の強制対流下における銅ベース合金円管試験発熱体内面の核沸騰熱伝達及び限界熱流束を実験計測する。

1 6 年度

1. 溶存ガスを管理した発熱体表面状態がラフ面、スムーズ面、ミラー面の SUS304 薄肉円管試験発熱体を用いた強制対流サブクール沸騰限界熱流束実験

$d=3$ mm、 $L=66.5$ mm ($L/d=22.17$) のラフ面、スムーズ面、ミラー面の SUS304 薄肉円管試験発熱体を用い、溶存酸素濃度が 8.63 ppm から 0.0288 ppm の範囲で沸騰熱伝達及び限界熱流束 (CHF) を求め、沸騰熱伝達及び CHF に及ぼす溶存ガス濃度、表面アラサの影響を明らかにした。この実験範囲では、沸騰開始加熱度及び核沸騰熱伝達に及ぼす溶存酸素濃度、表面アラサの影響はほとんど観察されず、CHF 実験結果は、発熱体出口及び入口条件に対する CHF 表示式 (1)、(2) から求まる値の ± 15 % 以内の誤差で記述された。CHF 表示式から求まる値の 2 割程度の非常に低い値は計測されなかった。低溶存酸素濃度で高流速域において、 $q_{cr, sub}$ が減少する傾向を観察した。

2. 溶存ガスを管理した銅材料円管発熱体を用いた強制対流サブクール沸騰限界熱流束実験

内径 (d)=6mm、厚さ (t)=0.5mm、加熱長さ (L)=60 mm、 $L/d=10$ のキュプロニッケル (Cu-Ni30%) チューブ発熱体を直接通電する方法で、出口圧力 (P_{out})=800 kPa、流速 (u)=4.0~13.3 m/s、出口サブクール度 ($\Delta T_{sub, out}$)=46~119 K、入口サブクール度 ($\Delta T_{sub, in}$)=68~148 K の広範囲な実験条件で CHF (35 ポイント) を求めた。この発熱体内面の表面アラサ (Ra) は、0.15 μ m であった。限界熱流束 ($q_{cr, sub}$) と出口サブクール度 ($\Delta T_{sub, out}$)、入口サブクール度 ($\Delta T_{sub, in}$) の関係について流速 (u) をパラメータとして表示すると、 $\Delta T_{sub, out} \geq 30$ K、 $\Delta T_{sub, in} \geq 40$ K において、 $q_{cr, sub}$ は $\Delta T_{sub, out}$ 、 $\Delta T_{sub, in}$ の増加と共に増加し、高 $\Delta T_{sub, out}$ 、 $\Delta T_{sub, in}$ 領域においてその増加割合は減少する傾向を示す。 $\Delta T_{sub, out}$ 、 $\Delta T_{sub, in}$ を固定した場合、 u が増加すると共に $q_{cr, sub}$ は増加する。SUS304 薄肉円管試験発熱体で求めた実験結果に基づいて定めた CHF 表示式 (1)、(2) と比較すると、キュプロニッケル (Cu-Ni30%) の熱伝導率は、SUS304 のものよりも 2.1 倍大きいにもかかわらず、 $\Delta T_{sub, out} \geq 30$ K、 $\Delta T_{sub, in} \geq 40$ K において、CHF 表示式 (1)、(2) は実験結果をほぼ ± 15 % 以内の誤差で記述する。CHF 表示式 (1)、(2) は、発熱体円管材料に影響しないと考える。

今後の展開

電気絶縁薄膜を形成する困難さから遅れているが、内径 9 mm、長さ 60 mm、厚さ 1 mm のアルミ分散強化銅チューブの外表面に薄膜絶縁体と金属膜発熱体の 2 層を付加した特別な銅ベース合金円管試験発熱体を作製する。この試験発熱体の金属膜発熱エレメントを電流加熱する方法で、高圧、高サブクール水の強制対流下における銅ベース合金円管試験発熱体内面の核沸騰熱伝達及び限界熱流束を実験計測する。

更に、発熱体表面状態をスッパタリング法又はエッチング法によって様々の表面状態に加工し、限界熱流束を向上させる表面状態について検討する。

研究発表

論文リスト

(1) 発表論文

- 1) K. Hata, T. Tanimoto, H. Komori, M. Shiotsu and N. Noda, "Critical Heat Fluxes of Subcooled Water Flow Boiling against Inlet Subcooling in Short Vertical Tube," Proceedings of 11th International Conference on Nuclear Engineering, Paper No. ICONE11-36116 (2003) pp. 1-11.
- 2) K. Hata, T. Tanimoto, H. Komori, M. Shiotsu and N. Noda, "Thermal Analysis on Mono-block Type Divertor Based on Subcooled Flow Boiling Critical Heat Flux Data against Inlet Subcooling in Short Vertical Tube," Proceedings of 11th International Conference on Nuclear Engineering, Paper No. ICONE11-36118, (2003) pp. 1-10.
- 3) K. Hata, H. Komori, M. Shiotsu and N. Noda, "Critical Heat Flux of Subcooled Water Flow Boiling for High L/d Region," Proceedings of the 10th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Paper No. NURETH10-C00207 (2003) pp. 1-13.
- 4) K. Hata, M. Shiotsu and N. Noda, "Critical Heat Fluxes of Subcooled Water Flow Boiling against Outlet Subcooling in Short Vertical Tube," *Journal of Heat Transfer*, Trans. ASME, Series C, **126** (2004) pp. 312-320.
- 5) K. Hata, H. Komori, M. Shiotsu and N. Noda, "Critical Heat Fluxes of Subcooled Water Flow Boiling against Inlet Subcooling in Short Vertical Tube," *JSME International Journal*, Series B, **47**, No. 2 (2004) pp. 306-315.
- 6) K. Hata, H. Komori, M. Shiotsu and N. Noda, "Influence of Dissolved Gas Concentration on Subcooled Flow Boiling Critical Heat Flux in Short Vertical Tube," Proceedings of 12th International Conference on Nuclear Engineering, Paper No. ICONE12-49194 (2004) pp. 1-11.
- 7) K. Hata, M. Shiotsu and N. Noda, "Subcooled Flow Boiling Critical Heat Flux in Short Vertical Tube (Influence of Inner Surface Roughness)," Proceedings of 2004 ASME International Mechanical Engineering Congress and RD&D Expo, Paper No. IMECE2004-61453 (2004) pp. 1-10.
- 8) 畑 幸一, "銅円管内の高熱流束サブクール沸騰の実験的研究", 核融合科学研究所 共同研究成果報告書 平成16年度、2004年、1.

(2) 口頭発表

- 1) 小森洋和、畑 幸一、谷本雄哉、塩津正博、野田信明、“短い垂直円管内水の強制対流サブクール沸騰限界熱流束（その 3. CHF 表示式）”、日本原子力学会 2003 年(第 41 回)春の年会要旨集、アルカス SASEBO、2003 年 3 月 27-29 日、K1.
- 2) 畑 幸一、谷本雄哉、小森洋和、塩津正博、野田信明、“短い垂直円管内水の強制対流サブクール沸騰限界熱流束（その 4. 細管発熱体の実験結果）”、日本原子力学会 2003 年(第 41 回)春の年会要旨集、アルカス SASEBO、2003 年 3 月 27-29 日、K2.
- 3) 小森洋和、畑 幸一、塩津正博、野田信明、“短い垂直円管内水の強制対流サブクール沸騰限界熱流束（その 3. CHF 表示式）”、第 40 回日本伝熱シンポジウム講演論文集、広島市、2003 年 5 月 28-30 日、D112、117-118.
- 4) 畑 幸一、小森洋和、塩津正博、野田信明、“短い垂直円管内水の強制対流サブクール沸騰限界熱流束（その 4. 細管発熱体の実験結果）”、第 40 回日本伝熱シンポジウム講演論文集、広島市、2003 年 5 月 28-30 日、D113、119-120.
- 5) 畑 幸一、小森洋和、塩津正博、野田信明、“Mono-block type ダイバータにおけるインシデント限界熱流束（1）”、プラズマ・核融合学会第 20 回年会予稿集、水戸市、2003 年 11 月 25-28 日、25aB35P、101.
- 6) 畑 幸一、小森洋和、塩津正博、野田信明、“Mono-block type ダイバータにおけるインシデント限界熱流束（2）”、プラズマ・核融合学会第 20 回年会予稿集、水戸市、2003 年 11 月 25-28 日、25aB36P、101.
- 7) 畑 幸一、小森洋和、塩津正博、野田信明、“短い垂直円管内水の強制対流サブクール沸騰限界熱流束（その 5. 高 L/d 領域の実験結果）”、日本原子力学会 2004 年(第 42 回)春の年会要旨集、岡山大学、2004 年 3 月 29-31 日、L41.
- 8) 畑 幸一、塩津正博、野田信明、“短い垂直円管内水の強制対流サブクール沸騰限界熱流束（その 5. 溶存ガス濃度の影響）”、第 41 回日本伝熱シンポジウム講演論文集、富山市、2004 年 5 月 26-28 日、A134、23-24.
- 9) 畑 幸一、塩津正博、野田信明、“短い垂直円管内水の強制対流サブクール沸騰限界熱流

東 (その6. 溶存ガス濃度の影響)”, 日本原子力学会 2004 年秋の年会要旨集、京都大学、2004 年 9 月 15-17 日、D25.

10) 畑 幸一、塩津正博、野田信明、“短い垂直円管内水の強制対流サブクール沸騰限界熱流束表示式”、プラズマ・核融合学会第 21 回年会予稿集、静岡市、2004 年 11 月 23-26 日、26aB54P、277.

11) 畑 幸一、塩津正博、野田信明、“短い垂直円管内水の強制対流サブクール沸騰限界熱流束 (その7. 熱伝達)”、日本原子力学会 2005 年 (第 43 回) 春の年会要旨集、東海大学、2005 年 3 月 29-31 日、H19.

Y. Hata, Dept. of Energy, Kyoto Univ.
Gokasho, Uji, Kyoto 611-0011, Japan
Phone & Fax: +81-774-38-3473
e-mail: hata@nu.energy.kyoto-u.ac.jp

Shinpei Tanimoto, Dept. of Energy Science and Technology,
Kyoto University
Gokasho, Uji, Kyoto 611-0011, Japan
e-mail: tanimoto@nu.energy.kyoto-u.ac.jp

Mitsukazu Komori, Dept. of Energy Science and Technology,
Kyoto University
Gokasho, Uji, Kyoto 611-0011, Japan
e-mail: komori@nu.energy.kyoto-u.ac.jp

Masahiro Shiotsu, Dept. of Energy Science and Technology,
Kyoto University
Gokasho, Uji, Kyoto 611-0011, Japan
e-mail: shiotsu@nu.energy.kyoto-u.ac.jp

文部科学省
National Institute for Fusion Science
322-6 Goshiki-cho, Toki, Gifu 509-5292, Japan
e-mail: gadu@fnd.nifs.ac.jp

Keywords: Critical Heat Flux, Saturated Flow Boiling, Inlet Subcooling and Short Vertical Tube

ABSTRACT

The critical heat fluxes (CHF's) of subcooled water flow boiling for the test tube inner diameters ($\phi=3$ and 6 mm) and the heated lengths ($L=67$, 120 and 150 mm) are systematically measured for the flow velocities ($u=4.0$ to 13.3 m/s), the inlet subcoolings ($\Delta T_{sub,in}=48$ to 148 K), the outlet subcoolings ($\Delta T_{sub,out}=10.5$ to 95.7 K), the inlet pressure ($P_{in}=753$ to 893 kPa) and the outlet pressure ($P_{out}=720$ to 867 kPa). The SUS304 tubes of $L=67$, 120 and 150 mm for $\phi=3$ mm and $L=150$ mm for $\phi=6$ mm are used. The values of L/D are 22.33 and 50 for $\phi=3$ mm, and 25 for $\phi=6$ mm, respectively.

The CHF's, q_{CHF} , for a fixed $\Delta T_{sub,out}$ become gradually lower with an increase in the L/D in the whole experimental range. The CHF correlations against outlet subcooling, which has been previously derived for low lower L/D , was modified so that one containing the L/D effect based on the

experimental data. Furthermore, the relation between q_{CHF} and L/D for a fixed $\Delta T_{sub,out}$ was checked. The values of q_{CHF} for a fixed $\Delta T_{sub,out}$ become exponentially lower with the increase in L/D . CHF correlation against inlet subcooling has been given based on the experimental data for L/D ranging from 4.68 to 50 .

The correlations against outlet and inlet subcoolings can describe not only the CHF's obtained in this work for the inner diameter of 3 and 6 mm at the outlet pressure of around 800 kPa but also the authors' published CHF's data (1611 points) for the wide range of $P_{in}=753$ kPa to 1 MPa and $u=1.3$ to 14.31 m/s and $\Delta T_{sub,in}=10.5$ to 148 K with L/D ranging from 20 to 227 . The CHF's at $u=1.3$ m/s and $\Delta T_{sub,in}=10.5$ K are 15.1 and 15.7 kW/m 2 for $\phi=3$ and 6 mm, respectively.

© 2006 The Authors

Journal of Thermal Analysis and Calorimetry