

THERMAL HYDRAULICS

熱流動部会ニュースレター (第76号)

AESJ-THD

NEWSLETTER (No.76)

Mar. 16, 2012

研究室紹介

京都大学大学院 工学研究科 原子核工学専攻 功刀研究室
功刀 資彰 / 横峯 健彦 / 河原 全作

私たちの所属する京都大学大学院工学研究科原子核工学専攻核エネルギー変換工学分野は、旧工学部原子核工学教室原子炉工学講座から続く長年原子力熱流動に関わる研究・教育を行ってきた研究室であり、岐美格先生、芹澤昭示先生の時代を経て、2007年からは功刀教授を中心に、原子力全般に関わる熱流動現象を対象として、基礎から応用まで幅広く研究を行っている。主要な実験設備は、京都大学宇治キャンパス放射実験室に1966年に設置された原子動力実験装置であり、改修しつつ新しい研究テーマに対応させている。

本紹介では、本研究室の研究の中から特に、混相流に関する基礎研究と核融合炉熱流動について紹介させていただきます。

1. 混相流に関する基礎的研究

混相流は原子力熱流動分野のみならず様々な工学分野や自然現象理解において重要な流れであり、本研究室では、混相流科学・工学分野における学術進展への寄与を目的として、混相流に関する様々な基礎的な研究を実施している。

1-1. 混相流の高時空間分解可視化

異なる相の流体が混合して流れる混相流は単相流と比較してはるかに複雑な流れであり、その現象はサブミクロンから実機サイズにいたる極めて広い範囲のマルチスケールを有する現象である。特に、気液二相流は時間的空間的に変化する気液界面を有し、その現象の把握には高時空間分解能での実験的知見が不可欠である。近年、急速な高速度ビデオカメラの進展により、数ミクロンかつマイクロ秒スケールでの直接観察が可能となってきた。当研究室では、長距離顕微鏡(カセグレン光学系)と高速ビデオカメラで構成される、数ミクロン、数マイクロ秒の分解能を持つ可視化

システムを用いて、様々な混相流の可視化観察と解析を行っている。

図1は、BWR燃料集合体内の流れを空気-水により非加熱系で模擬した実験における模擬燃料棒表面に形成される液膜流の可視化例である。図1(a)に示すように、エントレイメントによる液滴発生を直接観察することが可能であり、画像から、液膜の形状・厚さの時間的変化、飛翔する液滴の空間分布・粒径分布も得ている。また、図1(b)に示したスパーサのセルに衝突する液滴画像のように、スパーサ近傍の複雑な流れについての情報も得ることができる。

高時空間分解可視化実験では、この他に、サブクール沸騰実験において、サブクール沸騰気泡の生成・離脱・消滅についての極めて再現性が高い可視化像を得ており、その情報は、後述するサブクール沸騰現象の数値予測研究のための検証用実験データベースとして用いられている。

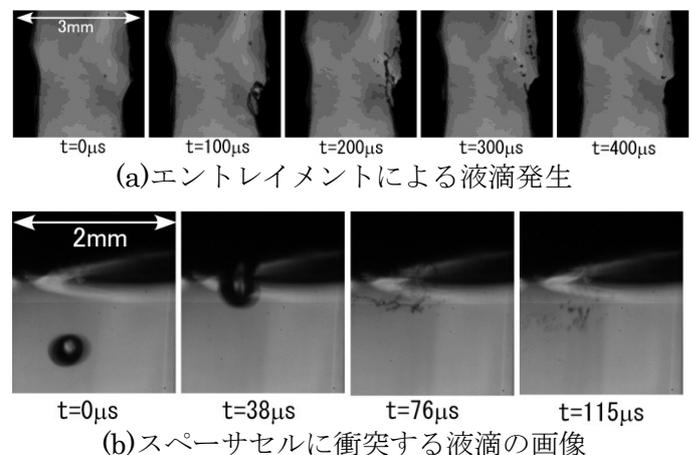


図1 バンドル体系における液膜流と液滴の可視化

1-2. サブクール沸騰現象の数値予測に関する研究

飽和温度に満たないサブクール条件下で発生する「サブクール沸騰」では、飽和温度と比較して高い熱流束を得られることが実験的に明らかになっており、原子力分野を始めとして様々な産業分野で幅広く利用されている。そのようなサブクール沸騰挙動を予測することは工学的にも非常に重要であるため、これまでに膨大な研究が行われてきている。しかしながら、現象自体が相変化を伴う極めて非線形性の強い現象であるため、実験データに基づく経験的なパラメータを導入したモデル化が一般的である。そこで本研究では、経験的なパラメータを排除した気液界面の微視的な挙動を取扱える数値解析手法によって、サブクール沸騰時の伝熱特性やその詳細なメカニズムを解明するための沸騰・凝縮モデルの構築を行っている。特に、「準静的熱平衡過程」に基づく相変化モデルについて考察し、「瞬間的な相変化モデル(エンタルピー法)」と「ゆっくりとした状態変化(緩和時間モデル)」をから構成される非経験的な沸騰・凝縮モデルを提案している。このモデルを界面体積追跡法に基づく混相流数値解析手法である MARS(Multi-interface Advection and Reconstruction Solver)に組み込み、サブクール・ブール沸騰における単一気泡成長過程の数値シミュレーションを実施した。その結果、発泡核から気泡が急激に成長を開始する慣性支配から、気泡周りの熱的なバランスで成長する熱伝達支配への遷移段階に対し、高時空間分解可視化実験結果や既往の理論式と良好な一致が得られ、本モデルの妥当性が示された。図2は3次元デカルト座標系の解析体系を示しており、可視化実験と同様に大気圧条件下で水を充滿した矩形体に、白金線を模擬した加熱体を体系の底部中央に配置している。

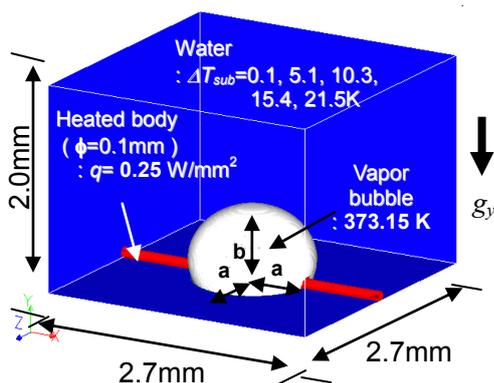
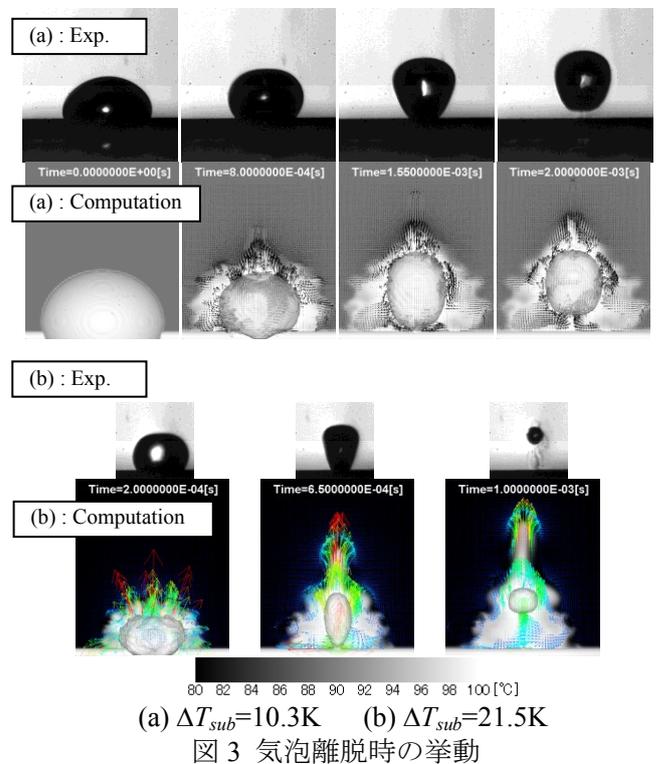


図2 解析体系

表1 可視化実験の画像解析から得られた気泡径

ΔT_{sub} [K]	a [mm]	b [mm]
0.1	0.70	0.51
5.1	0.62	0.47
10.3	0.56	0.48
15.4	0.49	0.38
21.5	0.44	0.35

定性的な傾向を確認するため、図3に $\Delta T_{sub}=10.3\text{K}$ 及び $\Delta T_{sub}=21.5\text{K}$ における気泡形状の時間変化を可視化実験結果(上段)と共に示す。ここで、解析結果では気泡界面をVOF率0.5の等数値面図で表し、温度分布と速度ベクトル図を併せて表示している。図より、 $\Delta T_{sub}=10.3\text{K}$ の場合では、凝縮を伴いながら、扁平気泡が球形さらには縦長へと伸張して行き、伝熱面より離脱していく傾向が捉えられており、観察された実験結果と良好に一致した。その際、相変化中の気泡界面は潜熱の放出により飽和温度に保たれるため、気泡界面からサブクール液中への熱の移動が確認できる。また、 $\Delta T_{sub}=21.5\text{K}$ の場合でも同様に、サブクール度の増加に伴い、気泡はより強く伸張しながら、伝熱面より離脱する実験結果の傾向を良く捉えている。



(a) $\Delta T_{sub}=10.3\text{K}$ (b) $\Delta T_{sub}=21.5\text{K}$

図3 気泡離脱時の挙動

1-3. 構造物の沸騰励起振動に関する研究

気液二相流体と構造物の連成振動は、原子炉の安全工学において重要な問題である。炉心や蒸気発生器における円管または管群の振動は、繰り返し応力による構造物の疲労損傷やそれに伴う放射能漏れにつながる重要な現象とみられている。一般に、流体と構造物の連成振動は単純な相似則が成り立たないため、実機のサイズごとに実験が必要となり、すべての条件で実験するのは非常に高コストである。そのため数値解析手法の利用が検討・実施されている。そして、数値計算コードの開発の際には、コードの妥当性を評価するための実験データが必要となる。

沸騰型原子炉では、炉心内の燃料集合体に装荷された燃料棒が発熱体となっており、その周りを流れる冷

却材の水が沸騰し、水蒸気の気泡を生成する。したがって、沸騰現象を伴う並行気液二相流によって燃料棒の振動が励起される。この振動は、フレッティングによる摩耗などを考える上で重要な現象である。

本研究では、飽和沸騰からサブクール沸騰現象に伴う円柱構造物の振動について、図4に示す装置を用いた実験を行い、沸騰気泡離脱と凝縮気泡による励振周波数の違いやサブクール度の影響を明らかにしている。

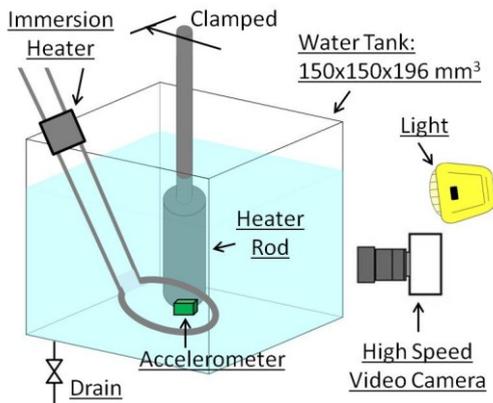


図4 沸騰励起振動実験装置の概略図

1-4. ダム崩壊実験による数値解析結果の検証

数値解析手法の妥当性を評価するためには、数値解析で得られた計算結果と同一条件で行われた実験により得られた実験結果の比較を行うことが必要である。二相流数値解析手法の検証解析の一つとしてダム崩壊実験がある。この実験は、矩形の液柱を容器内に配置し、支えを取り去ることにより重力によって液柱を崩壊させ、その挙動を観測するというものである。Martin 等(JFM, 1952)によるダム崩壊実験結果がこの検証のために用いられているが、本研究室で実施したダム崩壊シミュレーションと実験結果に大きく異なる点が存在することが分かった。つまり、数値解析では初期の液柱は瞬時に支えを失って崩壊するのに対し、実験では支えを瞬時に消滅させることは不可能であり、支えを取り去る時間や外力(支えの移動に伴う流体抵抗)を伴う点にある。この初期条件の違いにより実験結果と計算結果に差が生じるため、数値解析手法の十分な検証を行うためには、初期条件を一致させるための考察・補正が必要となる。また、単相流の数値解析は、原寸大で実験を行うには困難な体系において、流体力学的相似性を仮定した計算結果からその挙動を予測することが可能であるが、気液二相流では単相流のような流体力学的相似性は確認できていない。しかし、成層二相流条件では流体運動の相似性を期待できるため、このダム崩壊現象が数値解析コードの検証問題として多く取り上げられてきている。本研究ではこの相似性を確かめる目的で、液柱の縦横比

($2L/L$)は一致しているが実際の体系サイズが異なる実験($L=25\text{mm}$, 50mm)を行い、ダム崩壊問題に固有の流体力学的相似性を表現できるパラメータを考察している。その結果、液柱の縦横比が同一でも、実寸法が異なると実験と解析の比較パラメータである液先端移動速度が大きく異なることが明らかとなり、新しい比較パラメータとして重心移動速度を提案している。

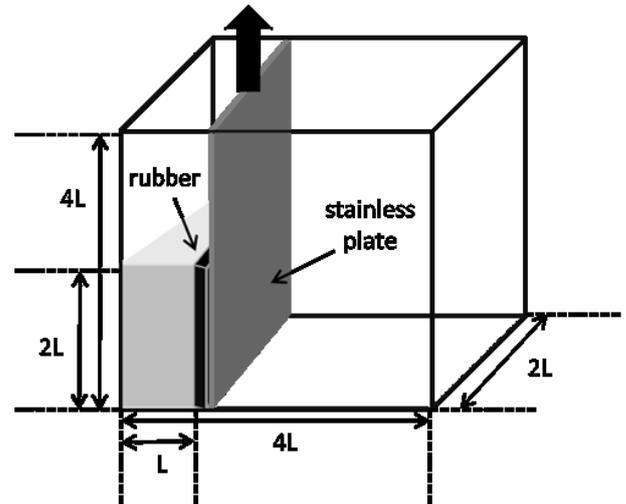


図5 ダム崩壊実験装置の概略図

1-5. 矩形管内気液二相非等方性乱流に関する研究

これまでに単相非等方性乱流と円形断面内における気液二相等方性乱流に関する研究は精力的に行われてきた。しかし、気液二相非等方性乱流に関する研究は、工学的応用分野において重要であるにも関わらず、ほとんど行われてきていない。特に、沸騰水型原子炉の炉心内燃料バンドルでは、複数の燃料棒で囲まれたサブチャンネルと呼ばれる流路内を、燃料棒と平行に水が高速に流れ、燃料棒の熱を除去しつつ、タービンを回転させるための水蒸気を発生する。熱除去が不足する場合、燃料棒が焼き切れ、放射性物質が漏洩し、重大な事故に繋がる可能性がある。また、エネルギー変換効率を高めるためにも、燃料棒から水への熱伝達を向上させる必要がある。そのため、サブチャンネル内熱流動設計は安全性とエネルギー変換効率の両方の観点から重要である。サブチャンネル内の流れは、流路断面が非円形であるため、乱流が非等方化し、かつ気液二相流であるため非常に複雑な流れ場を呈すると考えられる。したがって、気液二相非等方性乱流の特性を実験的に明らかにし、機構論に基づくモデル化を行い、高精度なサブチャンネル解析へ反映することは極めて重要である。

本研究では非等方性乱流を実現するため、図6に示す比較的大口径の正方形断面ダクトを有する循環ループを製作し、鉛直上昇する気液二相流を形成した。

液流速は X 型熱線流速計を管内でトラバース可能な装置を製作して計測し、ボイド率は Bi-optical probe を用いて計測している。図 7 に管内平均流速分布、図 8 に管内ボイド率分布の一例を示す。

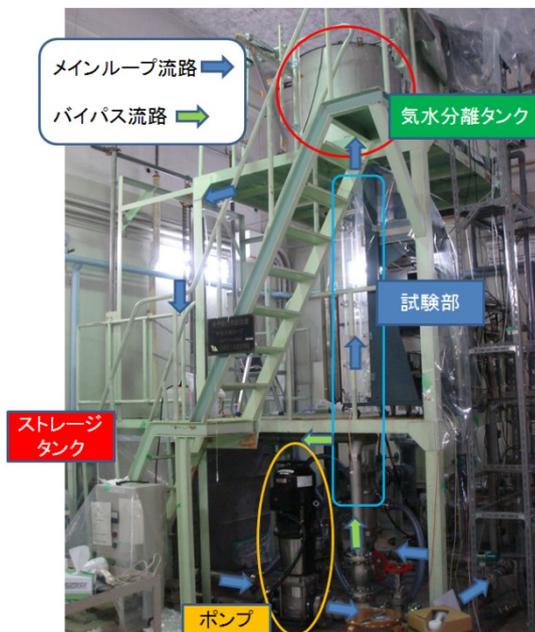


図 6 矩形管内気液二相流動ループ

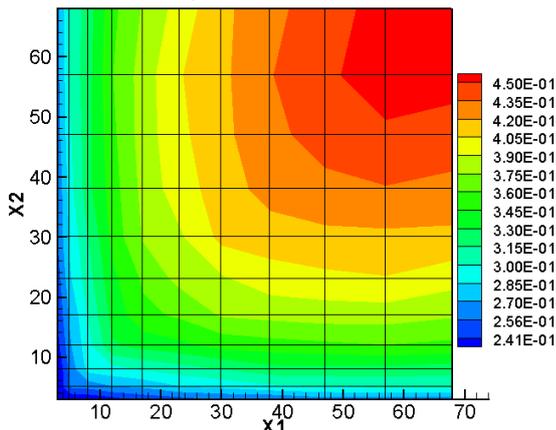


図 7 管内平均流速分布

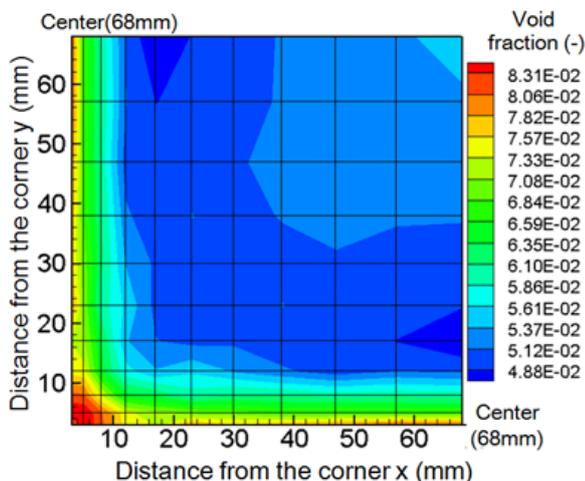


図 8 管内ボイド率分布

1-6. 粘弾性流体の二相流動特性に関する研究

粘弾性流体は、高分子の水溶液等で多く身近に見られる流体であり、バラス効果、サイフォン効果、ワイゼンベルグ効果などの特徴的な流動現象が知られている。粘弾性流体中を上昇する気泡は特徴的なカスプ形状を呈するとともに、気泡下部に通常の粘性流体とは逆向きの **negative wake** を発生する、あるいは気泡体積の増大に応じて上昇速度が不連続的に大きく変化する現象を生じる。従来の研究では、粘弾性流体は **shear-thinning** 性(せん断速度が増加すると粘度が減少する性質)を有するために、その流動特性はこの性質の影響と併せて議論が行われてきた。**shear-thinning** 性は高分子の水溶液ではよく知られた性質であり、歪み-応力関係がモデル化されている。粘弾性を無視した数値シミュレーション、あるいは界面活性な不純物の影響などの気液界面現象に注目した研究が行われてきたものの、依然として **negative wake** や気泡のカスプ形状や小気泡の上昇速度の大幅な変化現象等の原因を説明できない。特に、小球を浮上あるいは沈降させた場合にも顕著な **negative wake** が発生するという実験事実は、気泡形状や界面不純物の影響が **negative wake** の原因になっていないことを示している。また、**shear-thinning** 性の測定では定常流粘度の漸近値を採用しているが、実際の気泡上昇過程ではせん断速度が短時間で大きく変化し、さらに応力はせん断速度を受けた履歴にも依存する。そこで、本研究では、粘弾性の弾性効果に注目することにより **negative wake** やカスプ形状の成因について履歴効果を考慮した検討を進めている。

このほか、マイクロバブルを粘弾性水溶液中に分散させ、両抵抗低減効果がどのようなシナジーを見せるかについての実験的な検討や、蛇行管内の粘弾性流体の乱流挙動に関する数値解析と実験的検討も進めている。

2. 核融合炉熱流動に関する研究

2-1. 高プラントル数乱流 MHD 伝熱

溶融塩 **Flibe** は、高温安定性に優れ、電磁流体力的圧力損失が低いため、核融合炉ブランケットにおける自己増殖冷却材として期待されているが、冷却材に **Flibe** を用いたブランケット設計では、いくつかの課題が指摘されている。特に、大きな粘性と低い熱伝導率を有する **Flibe** は高プラントル数流体であり、十分に大きな伝熱性能を引き出すためには、強い磁場環境下でも流れを大きく乱して乱流状態を形成する必要がある。これまでに、磁場下における高プラントル数の乱流および伝熱の計測例は少なく、設計に至る基礎的情報が決定的に欠けていた。

本研究室では、2001 年度から 6 カ年計画で開始した、日米科学技術協力事業・核融合分野共同プロジェクト **JUPITER-II** 計画(Japan-USA Program for

Irradiation/Integration TEst for fusion Research-II)では、核融合炉ブランケット溶融塩冷却材 FLiBe のシミュラントとして 30%濃度 KOH を用いた強磁場下熱流動実験を行った。設計段階から米国および国内大学と協力して、米国カリフォルニア大学ロサンゼルス校 (UCLA) に実験ループ FLiHy (FLibe Hydrodynamics) を立ち上げた。(図 9)

試験部は直径 88mm の円管、ポンプ、流量計、加熱用ヒータ、熱交換器付配管、液タンク、2 テスラの電磁石、可視化用計測部から構成されている。磁石(長さ 1.4m)は、幅 15cm×高さ 25cm×長さ 1m の一様磁場空間(主流方向の磁場変動は約 5%)を発生させることができる。円管内の流速分布の測定は、PIV(Particle Image Velocimetry)を適用し、強磁場下での円管内乱流速分布および乱流統計量を求めることができる。

図 10 は無次元速度分布であり、実線は DNS による非磁場の円管内乱流速分布である。磁場強度が増加するに従い、平均速度分布の計上が平坦化する様子がわかる。これと同時に、壁面近傍では Ha の増加に伴って急峻になり、所謂“ハルトマン流れ”の特長が再現されている。図 11 は、Re=11,300 における、主流方向速度成分の速度変動強度の径方向分布を示している。Ha が増加するに従い乱流強度が減少していることがわかる。これらの結果は、磁場印加による Lorentz 力による「乱流の層流化」の発生を明瞭に示していると言える。これらの結果は、MHD 円管乱流の DNS と一致しており、MHD 乱流モデリングにも反映された。

熱伝達実験は、2 テスラの磁場下で FLiHy ループ試験部の一部を加熱テープで一様加熱して実施した。管断面における流体内の径方向温度分布は、6 本の直径 0.13mm のインコネル製 K 型シース熱電対をタワー上に組み上げた TC タワーを壁面近傍から管中心まで移動機構により位置を調整しながら測定した。

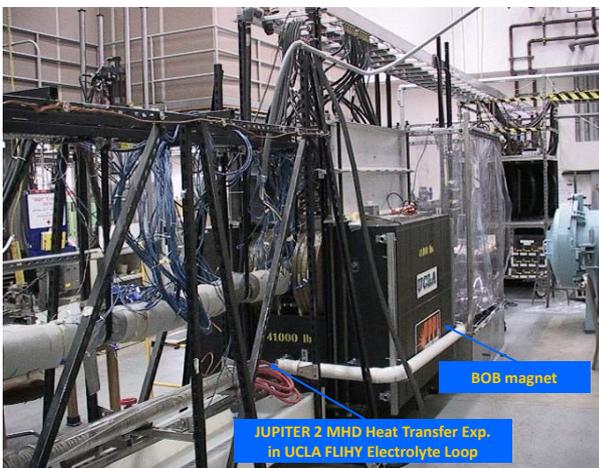


図 9 UCLA における強磁場下溶融塩伝熱流動実験ループ FLiHy

図 12 は、実験結果および DNS 結果である。実験結果は、インタラクションパラメータ $N=Ha^2/Re$ を用いた実験式でよく整理することができ、DNS の結果とも一致する。

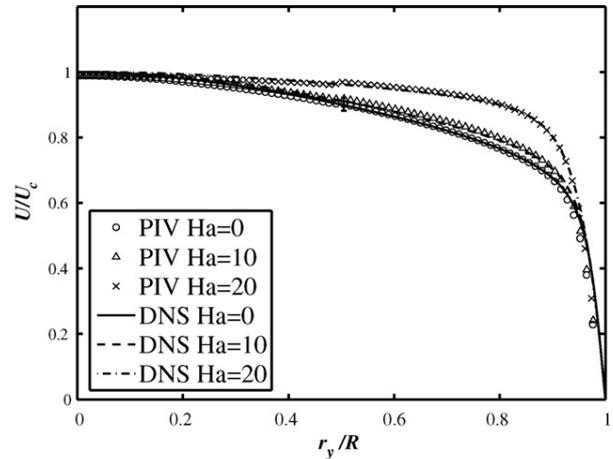


図 10 Re=11,300 における管内無次元速度分布

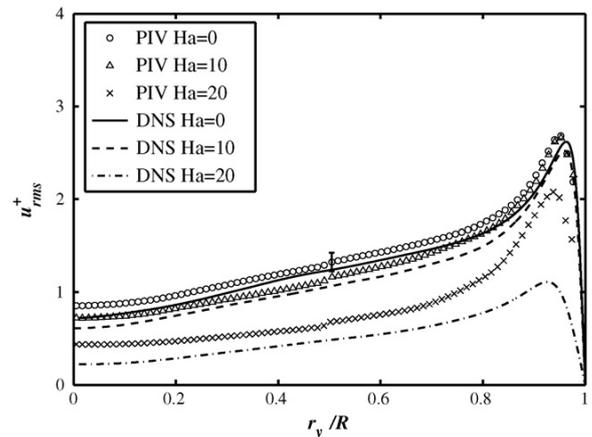


図 11 Re=11,300 における管内主流方向無次元乱流強度分布

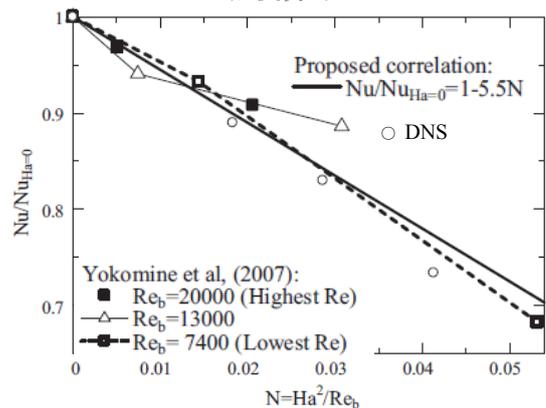


図 12 磁場によるヌセルト数の変化

2-2. 高温液体金属の MHD 流動

前節の Flibe 同様、液体金属も有望なブランケット冷却材の一つとして挙げられる。特に近年各国では、共晶点金属リチウム鉛に焦点が当てられている。しかし、リチウム鉛の磁場下における高温速度場を計測し

た例はない。高温におけるリチウム鉛は高い腐食性を有し、厳しい環境制御も測定を困難にさせる一因となっている。

本研究室では、前節の先述の FLiHy ループを改造し、高温リチウム鉛の磁場下ダクト内流速分布計測を行っている。これは、JUPITER-II 計画につづく、日米科学技術協力事業・核融合分野共同プロジェクト TITAN 計画(Tritium, Irradiation and Thermofluid for America and Nippon, 2007~2012 年度)の一環である。で、FliBe 同様、核融合炉ブランケット液体金属冷却材の第一候補としてあげられるリチウム鉛の磁場下流動実験を行っている。ダクト内流速分布は、高温リチウム鉛用に開発した超音波ドップラー流速計を用いて行う。実験ループは、ダクト試験部、グローブボックス、電磁ポンプ、電磁流量計、高温差圧計、高温圧力計を新たに設置し、高温 300°C の液体リチウム鉛を最大 50 l/min で流動させることができる(図 13)。印加磁場は、最大 1.8 テスラである。並行して、本研究室においても磁場下液体金属(リチウム鉛)熱流動に関する基礎実験ループを製作中である。

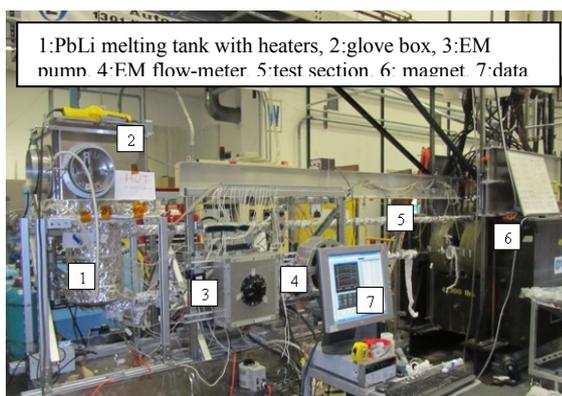


図 13 UCLA における磁場下高温液体リチウム鉛流動ループ

2-3. 高温液体金属の MHD 流動

核融合炉内機器で、ブランケット同様、高冷却能が要求される機器として、ダイバータがある。ダイバータ冷却に関しては、自由表面流を用いた液体ダイバータおよびヘリウムガスを用いるガス冷却ダイバータに関する研究を行ってきた。

ダイバータでは、除熱すべき熱流束は 10MW/m² 以上で伝熱面積も大きく、これを高温(600°C以上)、高圧(~10MPa)のヘリウムガスをマルチノズル衝突噴流で冷却する。また、ダイバータが低熱伝導性材料であることも冷却条件を厳しくしている。これまでのガス衝突噴流実験では、主に低熱流束、低温ガス、高熱伝導率伝熱面の条件のもと、あるいはプラズマガンやガスバーナによる冷却側流体運動スケールと比較して非常に小さな領域の熱負荷条件で行われてきた。現在、欧州においてダイバータ条件での冷却実証実験が進

んでいるが、一種の耐熱実験であり、基本的な伝熱機構は明らかされない。本研究室では、ダイバータ条件での伝熱基礎実験を行うために、高圧ガスループ(図 14)を九州大学より移設し、現在ループの再構築中である。



図 14 ガスダイバータ冷却実験高圧ガスループ

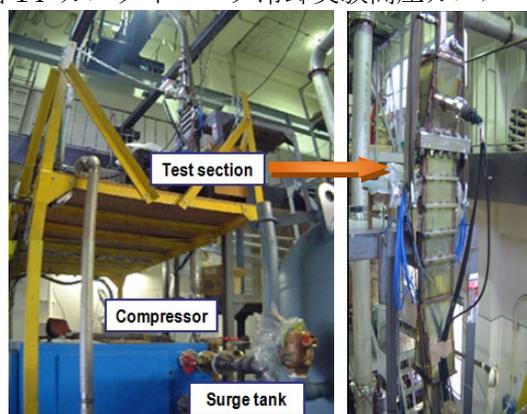


図 15 IFMIF-HFTM 温度制御用ガスループ

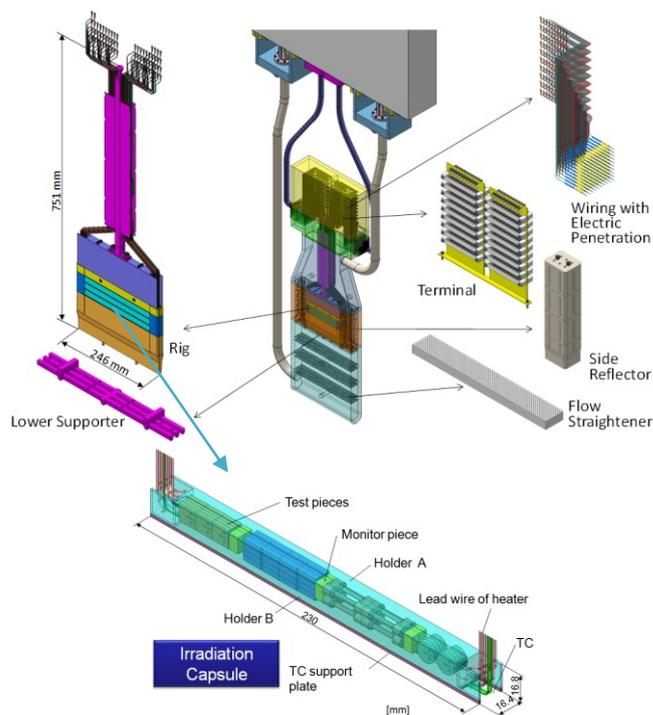


図 16 IFMIF-HFTM 概念図

このガスループは、ダイバータ冷却実験だけでなく、日欧国際共同研究「幅広いアプローチ(BA)」活動の柱の一つである国際核融合材料照射施設に関する工学実証及び工学設計活動(IFMIF/EVEDA)プロジェクトにおける高中性子束テストモジュール(HFTM)の温度制御実験にも使用される。(図 15)国際核融合材料照射施設(IFMIF)は、2 台の加速器によって加速された重陽子を液体リチウム流にあて、重陽子-リチウム反応

によって核融合炉に近似した中性子照射場を作り出す施設である。最も高い中性子束が照射される HFTM の照射体積はわずか 0.5 リットルで、この中に微小試験片を多数収納した複数のカプセルを装荷し、カプセル間の狭い隙間を流れるヘリウムガスと各カプセルに装着した電気ヒーターで温度制御を行う。現在、本研究室が提案するヘリウムボンディング HFTM(図 16)の工学設計に向けた実証試験を行っている。

運営委員会報告

熱流動部会運営委員会(H23-2) 議事録

- (1)日時:平成 24 年 2 月 17 日(金) 13:30-16:00
(2)場所:電力中央研究所 本部第 3 会議室(大手町ビル 7F)
(3) 配布資料:
① 熱流動部会第 38 回全体会議資料(案)
② 総務小委員会の活動概要
③ 企画委員会の活動概要
④ 研究小委員会の活動概要
⑤ 国際委員会の活動概要
⑥ 広報小委員会活動報告
⑦ 出版編集小委員会の活動概要
⑧ 表彰小委員会の活動概要

議事

1. 熱流動部会長挨拶(片岡部会長)

第 2 回運営委員会の開催にあたって、片岡部会長より、震災と福島事故により原子力にとって厳しい状況の中、今年度活動を続けてきた運営委員に感謝の意が表されるとともに、来年度も引き続き木下次期部会長のもと部会活動に協力をお願いする旨、挨拶が述べられた。

2. 総務小委員会報告(西総務小委員長)

2-1)H24年度熱流動部会役員について:平成24年度熱流動部会役員候補(案)について承認を得るとともに、候補者未定の役員について決まり次第、総務小委員会に報告、メール審議にて運営委員会に諮ることとなった。

2-2)部会内規等の整理について:学会より整理の指示がありドラフト提出済の「内規」、「要領」「申し合わせ」について、再修正(微修正)の内容について確認した。全体会議で承認後、「表彰内規」については最終版を事務局に提出することとなった。

2-3)H23年度決算、H24年度予算について:H23年度決算、H24年度予算について説明された。その結果、H23年度決算については案が承認された。H24年度計画については、学会からの支出削減の指示に従って、NTHAS8の準備金(80万円)を貸付金に振り替える案が承認された。また、H24年度のNUTHOS10の準備金(40万円)については、NUTHOS10の計画を再確認し、必要に応じてH24年度計画を修正することとなった。

2-4)その他:NTHAS8関連事務手続き、部会等運営委員、部会等運営WGメンバー、学会プログラム編成委員、学会ポスターセッション発表選考委員、安全工学シンポジウム実行委員、フェロー部会推薦について報告された。

3. 企画小委員会の活動概要(木村企画小委員長)

H23 年度 Dr.フォーラムの実施について報告された。また、今後の Dr.フォーラムの開催方法について議論された。その結果、H24 年度に会議体を立ち上げて検討すること、会議体の形態については事務局と相談すること、および H24 年度予算の一部を WG 会議費(旅費等)に当てることを全体会議で提案することが決まった。

4. 研究小委員会の活動概要(吉田研究小委員長)

専門委員会活動として「熱水力安全評価基盤技術高度化検討WG」、「シビアアクシデント評価研究専門委員会」について報告された。また、「2012 年春の年会」部会企画として総合講演「シビアアクシデント時の格納容器内の現実的ソースターム評価」、部会セッション(計算科学技術部会との共済)「我が国における軽水炉シビアアクシデント評価技術の今後」が予定されていることが報告された。

5. 国際小委員会の活動概要(池田国際小委員長)

NUTHOS-9, NURETH-15 の共催手続きが完了していることが説明された。また、NTHAS-8 及び日韓学

生セミナーについてスケジュール、準備状況が報告された。

6. 広報小委員会の活動概要(染矢広報小委員長)

部会ホームページの更新、部会ニュースレター(75号)の発行について報告された。また、委員会内の業務(ホームページ及びニュースレター担当)分担について議論された。

7. 出版編集小委員会の活動概要(波津久国際小委員長)

論文編集委員(伝熱流動)の紹介と掲載状況、JNSTのTaylor & Francis社との共同出版化、JNSTのインパクトファクター推移について報告された。

8. その他

「2012年春の年会」での評価シート記入について総務小委員会より協力依頼があった。

9. 副部長挨拶(木下副部長)

木下副部長より、来年度の部会活動に協力をお願いする旨、挨拶が述べられるとともに、特にDr.フォーラムについて来年度中の方針決定について協力依頼があった。

以上

平成 23 年度 熱流動部会役員

部会長	片岡 勲	(大阪大学)	同副委員長*	山野 秀将	(JAEA)
副部長	木下 泉	(電力中央研究所)	企画委員長**	木村 暢之	(JAEA)
総務委員長	西 義久	(電力中央研究所)	出版編集委員長**	波津久 達也	(東京海洋大学)
総務副委員長	守田 幸路	(九州大学)	同副委員長*	齊藤 泰司	(京都大学)
広報委員長**	染矢 聡	(産業技術総合研究所)	表彰委員長	大塚 雅哉	(日立製作所)
同副委員長*	的場 一洋	(三菱重工)	海外担当役員	二ノ方 壽	(東京工業大学)
研究委員長*	吉田 啓之	(JAEA)			
国際委員長**	池田 秀晃	(三菱重工)			

*:任期2年の1年目, **:任期2年の2年

国際会議カレンダー (Web のみに掲載)

熱流動部会のホームページ <http://wwwsoc.nii.ac.jp/aesj/division/thd/> より最新の情報を入手して下さい。

<編集後記>

ニュースレターへの原稿は、随時受付を行っております。研究室紹介、会議案内、エッセイ等寄稿お願い致します。

ニュースレターに関するご質問・ご意見・ご要望等ございましたら、下記宛にe-mailを頂けると幸いです。熱流動部会に入会したい方、入会しているがメールが届かない方が身近におられましたらご相談ください。

e-mail宛先: s.someya@aist.go.jp
ichiyo_matoba@mhi.co.jp

熱流動部会のホームページ:<http://www.aesj.or.jp/~thd/>
からニュースレターのPDFファイルを入手可能です。