

THE THERMAL HYDRAULICS

熱流動部会ニュースレター (第 40 号)

AESJ-THD

NEWSLETTER (No.40)

January 31, 2003

研究室紹介

北海道大学 大学院工学研究科 量子エネルギー工学専攻 原子力安全工学分野

杉山憲一郎

上記、原子力安全工学分野（杉山憲一郎教授、坂下弘人助教授）は、主として原子力の安全性に関わる熱流動問題を中心に次の様な研究を行っている。

(1) In-Vessel Retention に関する基礎研究

炉心溶融物が下部ヘッドにリロケーションするシビアアクシデントを対象に、原子炉圧力容器内で事故が終息することを目指した研究が多数行われている。しかし、未だ TMI-2 号炉のホットスポット領域の発生と冷却機構については統一的理解がされていない。本研究では、従来注目されていない炉心溶融金属（ジルカロイなど）によるホットスポット領域形成の可能性に注目し実験研究を行っている。

予備的な検討として行ったドライ条件のシナリオでは、ジルカロイ成分が多い炉心溶融金属では共晶反応による融点降下が生じ、下部ヘッドが部分溶融する可能性があることを確かめた。一方、初期段階で炉心溶融金属がポーラス状形態で冷却水中に堆積し、その後上部に多量に溶融酸化物が堆積するシナリオでは、下部ヘッドの健全性が保たれる可能性があることが確認できた。また、ポーラス状形態に堆積した金属成分が周囲の水蒸気のため酸化・破碎し、ポーラス状形態の酸化物に変質しホットスポット領域が消滅する可能性のある現象も観察されている。今後これらの現象を統一的に理解する実験を計画し、どのような条件下で In-Vessel Retention が成立するかを明らかにしたいと考えている。

なお、本研究は（財）原子力発電技術機構との共同研究として行っている。

(2) 液体 Na 冷却型金属燃料高速炉を対象とした溶融金属の破碎現象に関する実験研究

金属燃料炉心損傷時の再臨界排除の成立性や安全性評価解析コードの性能向上のための基礎データを得る目的で、液体 Na プール中での溶融金属（銅）の破碎現象を実験的に検討している。特に、従来破碎が生じないと

考えられていた表面凝固が生じる溶融金属の系を対象に、水プールで観察された溶融金属ジェットの破碎現象との類似性に注目しつつ検討を行っている。現在までに液体 Na プールの系においても、ジェットの形態では流体力学の分野で知られている大規模構造の形成に伴う液体 Na の捕らえこみによって、ジェット内部から破碎を生じる機構が存在することが確認できた。また、滴の形態では、液面から滴背面に形成される気柱の分断時に発生する Na マイクロジェットに起因する破碎機構が存在することも確認している。

図 1 に表面凝固を伴う溶融銅 5g 滴の破碎結果（質量メジアン径）を示す。液面での破碎は観察されず、凝固層が厚くなると推定される高い周囲ウェーバー数(Wea)条件で効率的な破碎が発生していることがわかる。

なお、本研究は（財）電力中央研究所との共同研究として行っている。

(3) 限界熱流束発生機構の検討

限界熱流束発生機構の解明は、原子炉のみならず高熱流束機器の安全性を検討するうえで重要な課題である。現在は、沸騰の基本体系であるプール沸騰を対象にして、次のような研究を行っている。(イ)インピーダンスプローブによる伝熱面近傍の気液挙動を測定し、飽和沸騰およびサブクール沸騰の限界熱流束近傍での液膜構造の検討を行っている。(ロ)高サブクール沸騰では、気泡の発生と合体、凝縮の過程が限界熱流束の発生に密接に関連している。このような気泡挙動を高精度で測定する方法として静電容量法を開発し測定を続けている。(ハ)限界熱流束機構の検討の多くは大気圧で行われており、高圧力域での機構には不明な点が多い。大気圧から 80 気圧までの圧力域で沸騰様相の観察を行い、限界熱流束発生機構の検討を続けている。

図 2 に圧力 3 MPa での熱流束増加に伴う沸騰様相の変化を示す。このような高圧域でも、限界熱流束時には伝熱面を覆う合体泡の形成が確認できる。

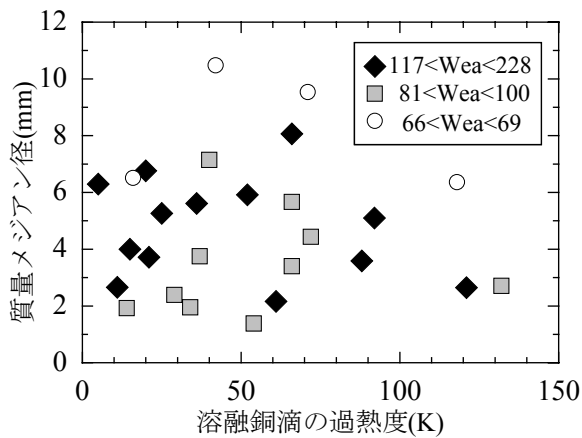


図1 表面凝固を伴う溶融金属滴の破碎挙動

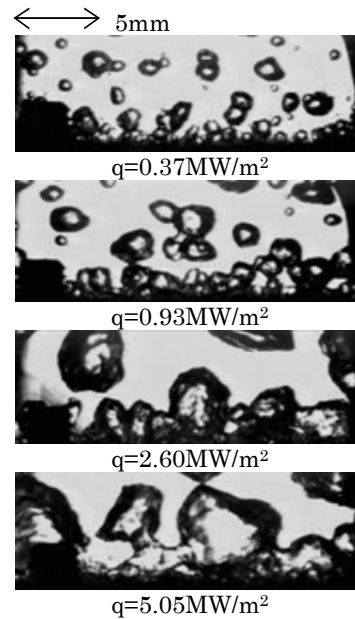


図2 高圧域での沸騰の様相 (3MPa)

研究専門委員会・調査委員会報告

第1回「マルチスケール輸送現象の解析」研究専門委員会 議事録

日時：平成14年7月26日(金)

13:30~16:30

場所：富士総合研究所 別館2階 大会議室22

出席：25名

大橋主査(東京大学)、陳 幹事(東京大学)、長崎幹事(東京大学)、松隈幹事(九州大学)、河野幹事(富士総合研究所)、高田幹事(産業技術総合研究所)、丸山幹事(原子力発電技術機構)、渡辺幹事(日本原子力研究所)、小泉委員(工学院大)、田中委員(茨城大)、中台(氏田委員)代理(原子力発電技術機構)、梶本委員(原子力発電技術機構)、茶木委員(日立製作所)、横堀委員(東芝)、白川委員(東芝)、村瀬委員(原子力安全システム研)、北山委員(原子力発電環境整備機構)、植田(梅木)委員代理(原子力発電環境整備機構)、小沢委員(エネルギー総合工学研究所)、大島委員(核燃料サイクル開発機構)、森 委員(東京電力)、加藤委員(東京電力)、川原委員(CRCソリューションズ)、久保田(三橋委員)代理(富士総合研究所)、伊藤オブ

ザーバー(富士総合研究所)

配布資料：

- (1) 専門委員会設置に関する趣意書
- (2) 委員名簿
- (3) 講演資料：「シビアアクシデント時の溶融炉心冷却に関連する熱流動」
- (4) 講演資料：「原子力に関連した複雑流動に対する格子ガスオートマトン法の適用例」

議事：

1. 設立趣旨説明

配布資料(1)に基づき、本研究専門委員会の設立趣旨について渡辺幹事より説明がなされた。また、配布資料(2)の確認と各幹事・委員の自己紹介が行われた。

2. 活動方針審議

大橋主査より、設立趣旨と今後の活動方針に関する基調説明がなされた。これまでの流体解析を背景とした、より複雑な流れの解析への方向性と、複雑で多様な流れにおけるマイクロ・メゾ・マクロというマルチスケールに関する考え方の説明がなされた。

3. 講演「原子力に関連した複雑流動に対する格子ガスオートマトン法の適用例」(松隈幹事)

ミクロスケールとマクロスケールの中間領域に位置す

るメゾスケールの解析手法である格子ガスオートマトン法（LGA法）の基礎モデル及びその特徴とマルチスケール解析における位置付けの説明が行われた。複雑形状を記述する事が容易であるという特徴を元に、二成分の自発的な相分離が計算可能なLGA法であるILGモデルを用いた、地下帯水層のような複雑形状を有する流路の作成手法の提案とその内部流動・物質移動の予測例が紹介された。また、大変形を伴う二相界面を数値的な破綻なしに追跡することが容易であるという特徴を元にした、三次元ILGモデルによる、蒸気爆発時に想定されている液滴微粒化と蒸気膜崩壊の素過程の解明への寄与についての解説が行われた。あわせて、LGA法の課題と今後の展開に関する質疑が行われた。

4. 講演「シビアアクシデント時の溶融炉心冷却に関連する熱流動」（丸山幹事）

シビアアクシデントとアクシデントマネジメントについての定義と、シビアアクシデント時に発生する諸現象についての概略が説明された。特に、水蒸気爆発に関する機構論的なモデルと解析コードに基づき、「炉心溶融条件」、「粗混合・床面堆積過程」、「トリガリングモデル」、「伝播・膨張過程」というステップ毎に解説が行われた。また、圧力容器内の溶融炉心保持に関連する熱流動現象として、下部プレナム内での内部発熱流体乱流自然対流、ギャップ内冷却水侵入解析に関して関連実験とCAMPコードによる解析事例の比較紹介が行われた。

以 上

第2回「二相流計測データベース整備・評価」研究委員会 議事録

1. 日 時：平成14年9月16日（月）
12時00分～13時00分
2. 場 所：いわき明星大学 講義館 201講義室
3. 出席者（敬称略、順不同）：
師岡（東芝）、高橋（東工大）、小泉、大竹（工学院大学）、岡本（東大）、白井（テプコシステムズ）、鈴木（西野代理）、中村（原研）
4. 配布資料：
・資料1-1 データベースの基本的な考え方（案）特に項目の抽出の考え方
・資料1-2 二相流データベース作成フォーマットそして項目抽出の案
5. 議 事：
(1) 主査より、資料1-1、1-2を用いて、データベースの基本的な考え方そして二相流データベース作成フォーマットそして項目抽出の案について説明があり、それに引き続いて 案について検討を行った。
各委員のコメントおよび検討結果について以下の表に示す。

No	コメント	委員名	検討結果
1	・二相流文献データベースに変更したらどうか？ ・流動様式の小項目に様式判定、様式の遷移をいれる。 ・二相流分布の小項目に流量を加える。 ・液滴の分裂に液滴の分裂・合体とする。 ・液膜の小項目に波を加える。	工学院 小泉	コメントを反映する。
2.	軽水炉に限定しなくとも良いのでは？	工学院 大竹	データベースに液体金属、過酷事故、固液混相流を含めることも必要であるが、この委員会としては、軽水炉に限定する事にする。
3.	サブクルの項目を入れてはどうか？	TEPSYS 堀田、白井 NUPEC 宇津野	
4.	CCFL、噴流、DNBとBT、スパーサなどの項目を入れてはどうか？		項目を増やすとデータベース自体が複雑になってしまうので、基本的な項目のみを残して どうかの項目に入れ込む。

- (2) 混相流学会のデータベースそして原子力学会の片岡委員会との連携方法については、主査が調整する。
- (3) 今後の進め方
今回のコメントを反映した修正版を各委員に配布して再度コメントを頂く。そのコメントを反映して、主査と幹事で各項目の担当委員の案を決めて了解を頂く。その時点で、委員会を開催し、今後の進め方そしてデータベースのまとめ方について議論する。
6. 次回委員会
11月25日の週とする。

以 上

第3回「二相流計測データベース整備・評価」研究委員会 議事録

1. 日時 : 平成14年11月27日(水)
13時30分～17時00分
2. 場所 : 工学院大学 28階 第2会議室
3. 出席者(敬称略、順不同):
師岡(東芝)、小泉、大竹(工学院大学)、森(東電)、堀田(テプコシステムズ)、三嶋(京大)、中村(原研)、浜田(サイクル機構)、増原(GNF-J)、井坂、池野(原燃工)、末村(三菱重工)、賞雅(東京商船)、宇津野(NUPEC)
4. 議事 :
 - 4.1 データベースについての検討
データベースの基本的な考え方そして二相流データベース作成フォーマットそして項目抽出の案について検討を行い、以下の結果となった。
 - ①本委員会では、解析コードの検証および開発に必要なベンチマークデータを作成する事である。
 - ②本データベースの最終報告は、紙の形ではなく、CD-ROMなどの電子化の媒体で作成する。将来的には、原子力学会のホームページへの掲載そして販売も考える。
 - ③混相流学会のデータベース委員会と協力してすすめる。
 - ④掲載する場合の権利問題については、調査する。
 - ⑤データベースの各項目の担当委員を決めた。
 - 4.2 トピックス
テプコシステムズ 堀田さんよりMETI公募革新的実用原子力技術開発分野「広範囲の燃料格子仕様に適用する汎用沸騰遷移解析手法に関する技術開発」について説明があり、対象としている燃料集合体についての議論があった。
東京商船大学 賞雅先生より、「放射線誘起による酸化金属皮膜の表面活性」について説明があった。高温高压でCHFが増加するかについて議論があった。
5. 次回委員会
2月18日午後2時から工学院大学で開催する。

以上

第6回「原子力プラントにおける火災や 燃焼化学反応を伴う熱流動問題」 研究専門委員会

平成15年1月17日(金)
東京工業大学80年記念会議室 (出席16名)
議事

- (1) 金属の着火と燃焼の特徴 (湯浅委員)
金属燃焼研究の背景は、防災・推進機関・燃焼学各方面からの必要性に基づいたものであるが、特に防災の観点から研究初期には大きな比重を占めていた。金属の着火・燃焼の一般的特徴としては、反応性(活性)が高いため常温自然発火の可能性あること、凝縮の反応生成物が形成されるため不均一燃焼性を有すること、反応熱が大きいことが挙げられる。金属の着火と燃焼の例として、一般燃料との相違点・特殊性の他、着火と反応膜(Laurendwau&Glassmanの提案)の関係が説明されるとともに、表面反応膜が保護的でない場合(Mg/Air, Mg-Al/Air)、反応膜が保護的な場合(Mg/CO₂, Al/O₂/N₂, Al/CO₂, B/O₂/N₂)について、実験例を交えた説明が為された。また空気・酸素に加え二酸化炭素との燃焼反応についても解説が為された。
 - (2) ナトリウム液滴の着火遅れ時間-酸素濃度、液滴直径、初期速度、相対速度の影響- (牧野委員)
優れた熱伝導性媒体であるナトリウムは、原子力発電施設において用いられている。しかし、ナトリウムは非常に活性で、高温では空気中で着火することもあり、ナトリウム火災の事故も起きている。本研究では、ナトリウム燃焼の基礎的研究として、落下液滴燃焼という形態にて、ナトリウム液滴の着火遅れ時間に及ぼす各種要因(酸素濃度、初期液滴直径、初期温度、相対速度)の影響を実験的に調べるとともに、解析との比較・検討を行った。主な結論は以下の通りである。
 - 1) 酸素濃度、または初期温度が高くなるにつれて着火遅れの時間は短くなる。
 - 2) 初期温度723K、酸素濃度20%(質量濃度0.22)においては、初期液滴直径が約1~1.5mmの時に着火遅れ時間が最も短く、その前後では着火遅れが長くなる。
 - 3) 初期温度653K、673K、693K、723K、酸素濃度20%(質量分率0.22)において、相対速度が0m/sに近づくにつれて着火遅れ時間が短くなる。
 - 4) 解析との比較により、各データの信頼性や、パラメータ間のつながり、さらには着火限界について議論できるようになった。
- 次回 4月3日(木)

以上

部会行事等の実施報告

第3回原子炉熱流動と安全に関する 日韓シンポジウム

東京工業大学 二ノ方 壽
核燃料サイクル開発機構 山口 彰

Third Korea-Japan Symposium on Nuclear
Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS3)
共催：韓国原子力学会、日本原子力学会
2002年10月13-16日（韓国慶州市）

「日本と韓国は地理的に近く、社会経済的にも類似な隣人であるが、しかしながら研究開発の協力という面では必ずしもそれに相応しいものではなかった。そこで両国の研究開発を相互に実りあるものになりたいという願いをこめて日韓の原子力学会熱流動部会が原子炉熱流動と安全(NTHAS)に関する第1回日韓シンポジウムを1998年に企画した」(本シンポジウムの序文からの引用)。日韓の原子力研究開発における協力関係の発展を目指し、韓国釜山市での第1回以来、NTHASシンポジウムは隔年で日韓交互に開催されている。

第3回シンポジウム(NTHAS3)は本年10月13日から16日まで韓国慶尚北道の慶州市にて開催された。慶州は紀元前57年から935年まで新羅王朝の首都として繁栄した人口14万の都市で「千年の古都」とも呼ばれる歴史の町である(写真1:会場近くにある仏国寺)。東から上がる太陽を一番に迎える輝かしい地という意味をもつといわれる「徐羅伐(ソラボル)」と呼ばれたそうである。



写真1 世界遺産に登録されている仏国寺

さて、シンポジウムは、日本から約40件の発表で50名弱、韓国からは70件の発表で80名強、合計130名が参加し、3会場26セッションで二日間にわたり活発な議論が交わされた。各セッション名とそれぞれの発表論文数は下表のとおりである(括弧は日本からの論文数)。

	セッション名	件数
Session 1	Thermal Hydraulics Fundamentals	7(2)
Session 2	Computational Fluid Dynamics and Heat Transfer	13(4)
Session 3	CHF and Post-CHF Heat Transfer	9(2)
Session 4	Instrumentation and Measurement Techniques	10(4)
Session 5	Safety Analysis and Code Development	8(0)
Session 6	Severe Accident Experiments and Analysis	17(9)
Session 7	Two-Phase Flow Experiments and Analysis	8(5)
Session 8	Water Reactor Thermal Hydraulics and Safety	14(6)
Session 9	Liquid Metal Thermal Hydraulics and Safety	11(5)
Session 10	Plant Operation and Maintenance	6(5)

会議冒頭に4件のキーノート講演があり、先ず韓国原子力研究所のKim氏から淡水化と電力供給のために開発中の新型モジュール炉SMARTに関する講演があった。SMARTは脱塩及び発電用一体型炉で、2002年3月に基本設計を終了し、1/5スケールパイロットプラントを2008年までに建設する予定としている。続いて、日本原子力発電の平井取締役より、日本の現行発電炉のリプレースと核燃料サイクル政策を見据えた将来炉に関する電力会社の活動状況について講演があった。高速炉サイクルシステムの実用化戦略調査研究、もんじゅ運転への協力、近将来炉として大型軽水炉、2015年導入を目標としている小型炉開発などに重点がおかれている。続いてKHNP(Korea Hydro & Nuclear Power)のCho氏がAPR1400の開発の現状について講演を行った。APR1400は韓国の国家プロジェクト(KNGR: Korean Next Generation Reactor)として推進している次世代炉で1992年から開発が継続されている。2001年に基本設計が終了、2005年建設開始、2010年営業運転開始を目指している。安全注入系として直接冷却系を設置したことなど種々の革新的システムが取り入れられていることが述べられた。最後の基調講演として、核燃料サイクル開発機構の野田部長から高速炉サイクルシステムの実用化戦略調査研究の現状紹介があった。1999年より開始した同研究は2000年にフェーズIを終え、現在は2005年まで続くフェーズIIを継続・実施中である。各種冷却材の大型炉、中型炉、

小型炉の中から 2~3 の有望な高速炉概念候補が選択される予定である。

Thermal Hydraulics Fundamentals のセッションでは KNGR の加圧事故時に原子炉冷却系の蒸気を安全減圧系に排出するシナリオに関連してサブクール水成層流中での凝縮熱伝達率の理論研究、実験研究が発表された。また、サブチャンネル内の単一気泡の形状と上昇速度の実験研究、界面積濃度評価モデルを提案した研究、ロッドバンドル中での二次渦流れによる乱流熱伝達促進の実験及び解析、傾斜平板上の膜状凝縮熱伝達率の測定に関する論文が発表された。

Computational Fluid Dynamics and Heat Transfer では熱流動安全解析の不確定性評価を行うための確率変数サンプリング法の研究、1 次元二流体モデルにおける数学的不適切問題、ロッドバンドルにおける CFX コードの乱流モデルの評価、PWR の蒸気発生器で発生したウェアマークの原因を調べるための管束部の流れ解析及び流力振動解析、DNS により平板熱伝達率を直接計算した研究、液体金属炉のナトリウム水反応のシミュレーション手法開発、APR1400 を対象としてプール中の蒸気凝縮と混合過程の数値解析、同じく空気が排出される時の圧力変動の解析、LBGK 法による多孔体中拡散の解析研究、燃料集合体中乱流混合の解析研究と多様な論文が発表された。

CHF and Post-CHF Heat Transfer では、APR1400 のシビアアクシデント溶融燃料炉内保持時の CHF 測定実験、垂直管で CHF を測定した試験、PWR 燃料の DNB 後の熱伝達試験、流体関連振動が CHF に及ぼす影響評価試験、圧力容器底部を模擬した半球下面の膜沸騰熱伝達率測定試験、均一加熱円管内部の強制対流 CHF 予測手法の研究、遺伝的アルゴリズムによる CHF 相関式の不確定性低減手法が発表された。

Instrumentation and Measurement Techniques では、液体金属二相流中での電磁流量計の特性に関する研究、鉛直二相流の流動様式の超音波計測、光によって発色する染料を用いて液膜厚さを測定した研究、PIV により気泡周囲の流速を測定し数値的に圧力分布を求める研究、WMT 技術による鉛直管気泡流の測定、回転羽根周辺流れの LDV 計測と数値解析、EIT 法による非定常二相流計測、プール核沸騰の測定、反応ジェットの LIF による可視化、超臨界二酸化炭素の強制対流可視化の研究が発表され、多様な計測技術の進展には目を見張るものがある。

Safety Analysis and Code Development では APR1400 の過圧時の蒸気凝縮と圧力波伝播の解析、APR1400 の小 LOCA による炉心溶融の解析、SMART のヘリカルコイル SG を対象とした RETRAN-3D による安全解析、APR1400 の安全評価のため MARS2.0 の直接接触凝縮モデルを開発した研究、高温待機条件での SG 伝熱管破損の解析、Windows 上で DLL を用いてシステム解析の RELAP5 と格納容器応答の CONTAIN をカップリングさせた研究、RETRAN コードによる制御棒落下事故の解析、ソウル大学における船用炉の自然循環解析の研究が発表された。

Severe Accident Experiments and Analysis では日本から浜岡 1 号基の余熱除去系配管破断事故の概要がシリ

ーズで発表された。また、水と液体窒素による低温蒸気爆発実験、LOCA 後の溶融プール冷却の mini-SIGMA 実験、溶融デブリと構造材の熱的相互作用実験 COLTES プロジェクト、デブリ冷却の LHI 試験、溶融燃料保持時の圧力容器下部狭隘部の二相流冷却モデル開発、模擬物質 (Al203/Fe) を用いた圧力容器下部のデブリ冷却、圧力容器下部外面のプール沸騰熱伝達実験、蒸気爆発実験 TROI に関する考察、格納容器内水素再結合器の性能解析、大 LOCA から炉心溶融へ進展する過程での炉内混合試験、溶融ジェットブレイクアップを流力的な相互作用と熱的な相互作用に分離した試験、水素燃焼制御試験、エアロゾル除去システムの提案及び試験と解析、圧力容器の健全性と炉外冷却の解析研究などが発表された。

Two-Phase Flow Experiments and Analysis のセッションでは、APR1400 安全研究として減圧ベント系 (SDVS) でのスパーギャ性能に関してプールの圧力変動や温度分布を評価した実験、LOCA 時における冷却水表面のスウィープアウトに関する実験の報告があった。また、自然循環型 BWR の起動時での流動不安定性に関する実験、急拡大する垂直円管内での流動様式、ボイド率分布に関する基礎試験の報告があった。数値解析に関しては、 α -FLOW、MARS 法を用いた小型炉炉心流動解析、Phoenics を用いた 2 次系蒸気発生器内解析ならびに拡張二流体モデルを用いた垂直円管内混相流解析があった。

Water Reactor Thermal Hydraulics and Safety のセッションでは、各プラントの LOCA を対象とした安全評価として、RETRAN コード (Yonggwang 第 1, 2 ユニット)、MAAP4 コード (ARP1400, THETA 実験)、CATHENA (CANDU 6 reactor) コードの解析に関する報告があった。また LOCA 解析時のパラメータの不確かさを包括する EDC (Experimental Data Covering) 手法に関する報告があった。その他 PWR に関する伝熱流動研究として、FLUENT による KSNP ホットレグ配管内伝熱流動評価、CFX による燃料集合体スペーサグリッド後流の乱流構造に関する研究、自然循環冷却時の流動不均一に関する実験および凝縮を伴う熱伝達相関式に関する研究報告があった。BWR については、反応度挿入事故時の燃料集合体ボイド率分布の過渡挙動に関する実験、TRAC/BF-1-ENTRÉE と NASCA とのカップリングによる燃料集合体まわりの混相流解析、沸騰遷移後の燃料健全性評価に関する AESJ の基準化に関する報告があった。また CFX による CANDU 給水配管内部流動と腐食に関する研究等があった。

Liquid Metal Reactor Thermal Hydraulics and Safety のセッションでは、KALIMER 炉に関し炉内自由液面の数値解析 (CFX)、UTOP (SSC-K, SAS4A/SASSYS-1)、サブチャンネル内伝熱流動解析、CDA 時の各発生エネルギー評価に関する報告があった。またこの他にも蒸気発生器、過熱器での Na 水反応に関する解析評価、ナトリウム燃焼時のエアロゾルの空気雰囲気中への放出割合に関する数値解析、液体金属場の乱流モデルに関する評価、溶融金属の冷却材中への落下による凝固に関する実験が報告された。

Plant Operation and Maintenance のセッションでは、サーマルストライピングに起因する高サイクル疲労に関

するシリーズ発表として、非定常熱伝達係数に関する研究、JSMEでの基準化に関する報告、サーマルストライピングの実験評価などが発表された。またヴァーチャルシステムによる設計の効率化、最適化に関する研究が発表された。

クロージングパネルでは、二相流に関して、数値解析の現状と今後の方向性について討論があった。KAERIでは2002年から2005年にかけてMARSプロジェクトが進行中であり、軽水炉のシステムコードに三次元乱流モジュールを開発すること、検証のため、ダウンカマール流動様式の実験などを行うとの計画が紹介された。軽水炉の安全評価における多次元解析の必要性と計算負荷、二相流相関式の精度に関して活発な議論があった。

韓国は総発電量中の原子力が占める割合は約40%と

高く、16基の商用原子炉のうち12基がPWR、4基がPHWR（CANDU炉）である。技術ツアーではWolsongサイトを訪れ、CANDU炉や屋外に設置された使用済み燃料貯蔵キャスク等を見学した（写真2：4基立ち並ぶCANDU炉）。

シンポジウム期間中にNTHAS-3技術プログラム委員会が開催され、本会議は日韓協力において重要であり2年毎の相互開催を今後も継続することを確認した。次回は2004年にNTHAS4を日本で開催することなどが合意された。

なお、本NTHAS3で発表された論文のうち、座長の推薦によって選ばれた日韓双方からの論文合計約30篇程度が、日本原子力学会欧文誌のNTHAS特集号に掲載される予定である。



写真2 Wolsong発電所のCANDU炉

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>

今年度、私が担当するニュース・レターの編集もこの第40号で最後となりました。記事を提供して頂いた方々をはじめ、部会長・部役員の方々、部会員の皆様のお陰をもちまして無事、今年度4回の発刊ができました。ここに、皆様のご協力・ご指導に深く感謝致します。

電中研・江口：eguchi@criepi.denken.or.jp

熱流動部会のホームページ

<http://wwwsoc.nii.ac.jp/aesj/division/thd/>

このニュースレターのPDFファイルは、上記ホームページより入手可能です。