

THERMAL HYDRAULICS

熱流動部会ニュースレター (第48号)

AESJ-THD

NEWSLETTER (No.48)

January 31, 2005

研究室紹介

東京電力株式会社 技術開発センター
技術開発研究所 熱流動・流体構造技術グループ
森 治嗣

東京電力株式会社技術開発研究所は、都内に分散していた電力技術研究所、エネルギー環境研究所、システム研究所、原子力研究所の4研究所を、横浜市鶴見区の変電所跡地に技術開発センターとして集約し、さらに2002年に技術開発研究所として、1研究所21研究グループ体制として統合され発足した。現在は22研究グループ体制である。当技術開発研究所の各グループは、特定のミッションへの対応や商品開発研究等を行うプロジェクト型研究、また火力や送変電、リサイクル技術等に対応した部門技術型研究、さらに横断的にプロジェクト支援、部門および現場支援に関わる基礎基盤研究を実施担当するグループに分類され、それぞれ独自の立場から研究を実施している。当熱流動流体構造技術グループは、基礎基盤研究グループとして、伝熱流動および流体問題に関わる研究を行っており、

主に原子力、火力、水力発電プラントの伝熱流動および流体問題に関わる現場支援、および新技術開発に関わる研究開発を行ってきた。以下に、当熱流動流体構造技術グループの原子力に関わる研究設備と実施中の研究を中心に、その一部を紹介する。

(1) 高温高圧伝熱流動試験設備と原子炉熱流動研究

写真1は、沸騰水型炉(ABWR)の原子炉定格出力条件、7.17MPa、288 が再現できる高温高圧伝熱流動実験ループで、炉心を模擬する垂直試験部は2系統で構成されている。一つは、4本の有効発熱長が1mのSTEP-模擬燃料棒から構成され、ほぼBWR炉心燃料の平均出力である、一本当たり15kW/mの出力が可能である(写真内左垂直部)。もう一方の試験部(写真内右垂直部)はシングルピンで、水平加熱面および垂直加熱部



写真1.高温高圧(7.17MPa, 288)伝熱流動実験ループ
垂直試験部



写真2.高温高圧(7.17MPa, 288)伝熱流動実験ループ
水平試験部

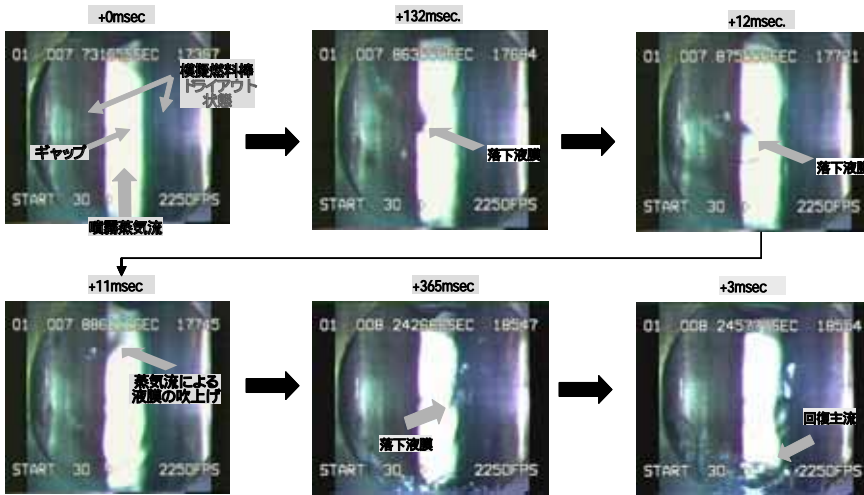


図1.高温高压時ドライアウト-リウエットング可視化試験結果 (~7MPa、~288)

からの気泡の生成や離脱が、高温高压で観察可能ようになってきている。4本模擬燃料棒試験部は、上中下3カ所に耐高温高压可視化部が設けてあり、ABWRの定格出力条件である7.17MPa、288 の沸騰状態を直接観察することができる。本試験設備では、ドライアウト-リウエットング可視化試験、サブクール沸騰可視化試験、ボイド率分布計測試験などを、米国のパーデュー大と協力して実施、または実施予定である。図1は、約7MPa、~288 の沸騰状態で試験部を流れる冷却水流量を減少させ、ドライアウト状態をつくりだし、さらにリウエットング過程を高速度デジタルカメラで可視化観察した例である。

簡単な説明を加えると、流量減少後スラグ、チャン流を経てドライアウトに至り、その後本試験体系では、スペーサ部から液膜が落下しているのが観察され、流量の回復に伴いリウエットングに至っている。図2に示すように、本試験で、スペーサ直下流に5mm間隔で4本ピンのチャンネル中心側に取り付けた2本ピンの計8本の熱電対によるヒーターピン表面温度履歴は、いずれも上流(下側)からドライアウトし、下流(上側)から冷却(リウエット)されており、高速度カメラによる可視化結果と一致している。

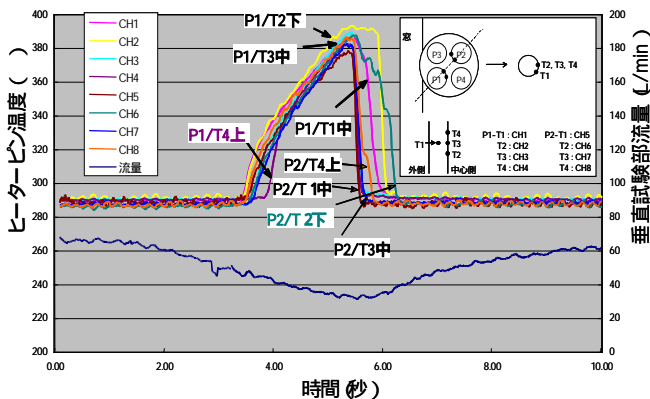


図2.ドライアウト-リウエットング試験模擬燃料棒表面温度履歴測定結果 (~7MPa ~288)

(2)高精度流量計の開発と適用

高温高压伝熱流動試験設備は、写真2のような、BWRの給水温度圧力条件下で試験が可能な水平試験部を有している。ここでは、オリフィス下流側の流動状態の把握試験や、新型流量計の高温高压での開発試験等を実施している。従来の流量計では、偏流や経年変化による流量計測への影響が、補正係数(プロファイルファクター)では考慮できず測定偏差となることから、直接配管内の流速分布を計測し、流路断面で積分し流量を求めることにより、経年変化や偏流の影響を受けない高精度流量計の開発を行っている。

現在まで、水力発電プラントの導水鉄管や火力発電プラントの海水循環冷却系で径が~2m程度の大口徑配管内流速分布計測、また外径約550mm、肉厚が約28mmのBWR実機給水配管相当の高温高压での流速分布の計測に成功している。図3は、水平試験部における偏流分布計測結果の一例で、曲がり部から12Dの個所で、流速分布を計測した結果である。曲がり部出口には整流板を設けているが、偏流は依然としてまだ残っており、またRe数によっても影響の度合いが異なっている。これら偏流はプロファイルファクターを用いる時間差法や相関法流量計のプラント適用に当たっては、現場配置制約上、考慮する必要のある場合が多い。

また、当研究グループでは、PIV 技術を応用し、排煙や火山噴煙、冷却塔の排蒸気、風力発電場の流動測定が遠距離から計測可能な、スーパーロングレンジPIVシステムの開発と現場適用研究を実施している。図4は、自然光を利用したスーパーロングレンジPIVシステムの概念で、東京湾岸に位置する、天然ガス燃焼最新鋭火力のチムニーから排出する排ガス蒸気の流れ速度分布を、7.8km離れた、当技術開発センターから測定した例である。図5には、チムニーから排出される排ガス蒸気の、7.8km遠距離

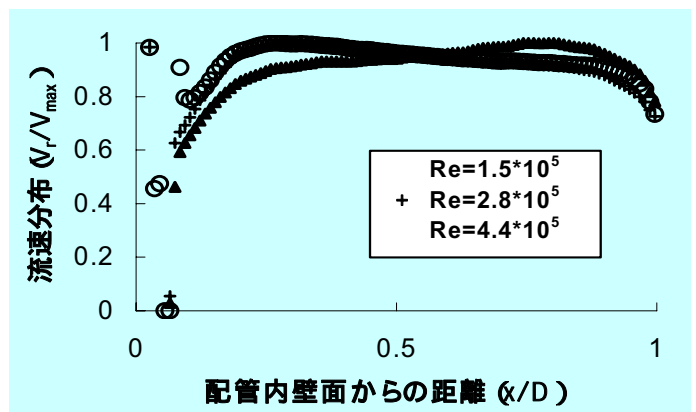


図3.水平試験部における偏流分布計測例

からの速度場測定例と解析値との比較を示してあり、現場で知られている経験値と解析値、そしてスーパーロングレンジPIVによる計測速度場は良く一致している。写真3には開発した装置を示す。今後の現場適用研究により、適用範囲拡大を図っていく。

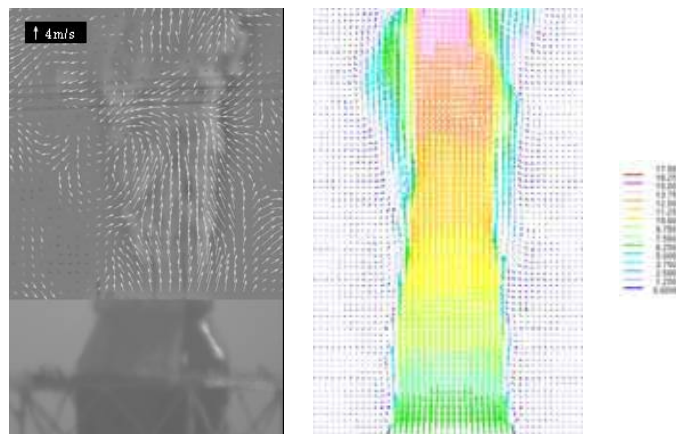


図5. チムニーからの遠距離速度場測定と解析値との比較

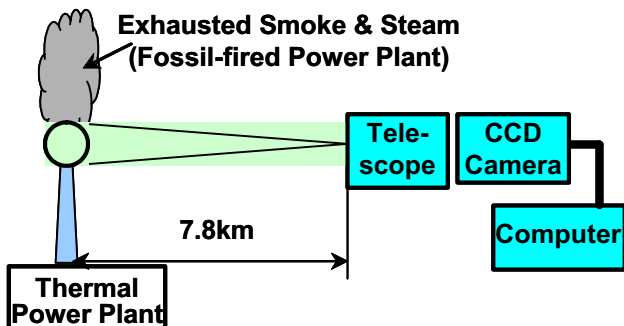


図4. 自然光を利用したスーパーロングレンジ PIV システム

(3) 革新的実用原子力技術開発提案公募事業

当グループは、エネルギー総合工学研究所から「革新的実用原子力技術開発提案公募事業」について現在2件、また文部科学省主宰の「革新的原子力システム技術開発公募研究」について1件、大学、国立研究機関、メーカーと共同で実施している。

革新的実用原子力技術開発提案公募事業については「高性能蒸気インジェクタによる革新的簡素化原子力発電プラントの技術開発」において、平成14年度から総括責任者として、東工大、工学院大、大阪大、東大、筑波大、茨城大および㈱東芝と協力し、蒸気インジェクタの原子炉注水および格納容器冷却系への適用によるシビアアクシデントに至らない革新的実用原子炉技術開発、また給水加熱系への適用による信頼性の高い簡素化されたタービン復水給水加熱系の技術開発を実施している。図6には、高性能蒸気インジェクタによる革新的簡素化原子力発電プラントの概念と、研究開発ターゲット技術を示した。

蒸気インジェクタを適用した原子炉安全系では、原子炉高温隔離時等には、まず高圧炉心注水系用蒸気インジェクタが炉心からの蒸気を利用して炉心を注水冷却する。冷却減圧が進むと低圧炉心注水系用蒸気インジェクタが作動する。LOCA時の格納容器冷却系は、PCCSプール内で発生する蒸気を利用して、PCCSプール

内に注水するもので、従来設計概念にあったようなプール内冷却水の蒸発による機能制限を考慮する必要がなくなる。写真4は、図6に示した研究開発項目のうち、低圧の炉心注水系のスケール試験装置で、当研究グループの実験室に昨年竣工した。炉心を模擬した電気加熱ボイラーからの蒸気を蒸気インジェクタで給水タンクからの水と混合作動させ、炉心への注水機能を確認するものである。現在まで、低圧の1.5MPa以下の蒸気を使い炉心注水試験を行い、可視化水位窓から、隔離事象時にも炉心水位が上昇し炉



写真3. スーパーロングレンジ PIV システム装置

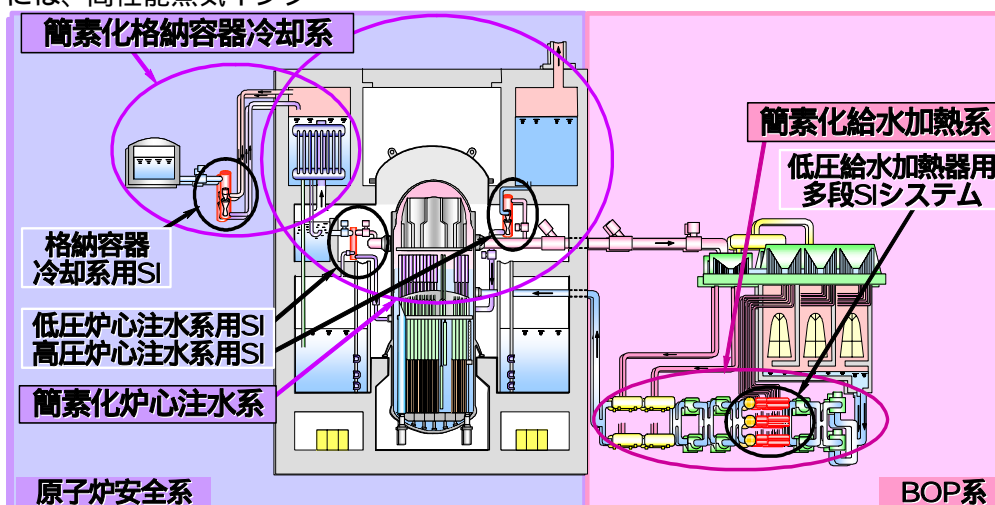


図6. 高性能蒸気インジェクタによる革新的簡素化原子力発電プラント

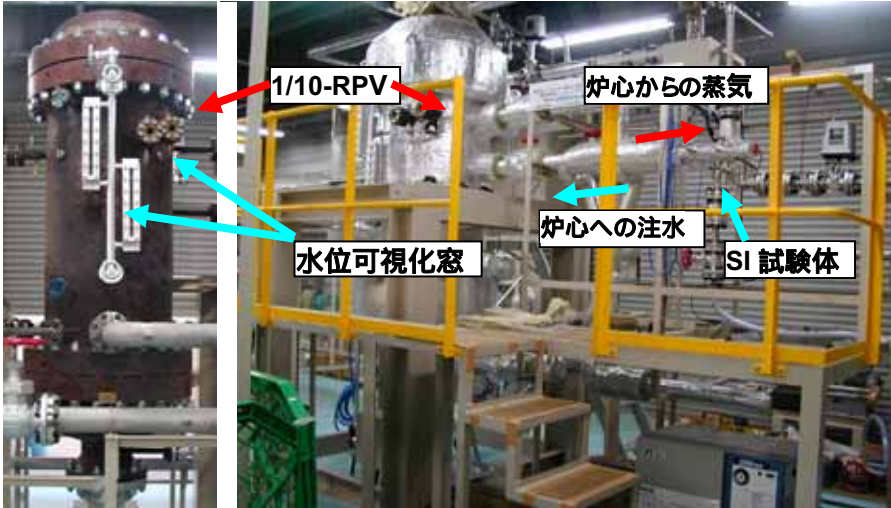


写真4. 約 1/10 スケール模擬圧力容器と低圧炉心注水系の試験装置



写真5. 内蔵 CRD の高温水中軸受材料の劣化特性試験装置

心冠水状態が維持されているのが観察された。また、給水加熱系への適用については、加熱器 3 系列 4 段を多段の蒸気インジェクタで置き換えることにより、タービン建屋高さ、および系統の総重量と体積を大幅に低減できる。これら多段蒸気インジェクタの作動試験、長期運転試験については(株)東芝、およびイタリアSIET社で実施している。

革新的実用原子力技術開発提案公募事業については、(株)東芝が総括責任者を務める「セラミックス絶縁耐熱コイルを用いた内蔵 CRD 等に関する技術開発」に於いても当研究グループは、内蔵電動 CRD の BWR

動 CRD の炉内適用性評価を実施している。写真 5 は、286 °C、7.3MPa の高温水中軸受材料の劣化特性試験装置で、当研究グループの実験室に設置してある。試験は、温度 286 °C、圧力 7.3MPa、回転速度 560rpm で、総回転数 3,000,000 回転で、スクリーニング試験（軸受の摩耗特性把握）および寿命試験（プラント 60 年運転相当）を実施している。

(4) 原子炉過渡解析研究

当研究グループは、米国 EPRI と協力し RETRAN-3D を BWR/ABWR 過渡解析用に整備してきた。起動試験結果等の再現解析を実施し、RETRAN-3D の NRC 許認可取得に大きな役割を果たしてきた。これらの結果は Nuclear Technology で公表されている。図 7 は RETRAN-3D 用の ABWR 炉心および炉容器のモデリング例で、図 8 は、ABWR インターナルポンプ 3 台トリップ試験時の出力、炉圧解析結果と計測値を比較したもので、計測値の解析による再現性は良好である。

以上紹介した研究は、原子力学会等で発表しているので詳細は講演論文集等を参照されたい。また、ここでは紹介できないが、その他、熱流動流体構造に関わる発電プラント全般、情報通信、電気利用商品開発に関わる支援研究を、全社的に実施している。

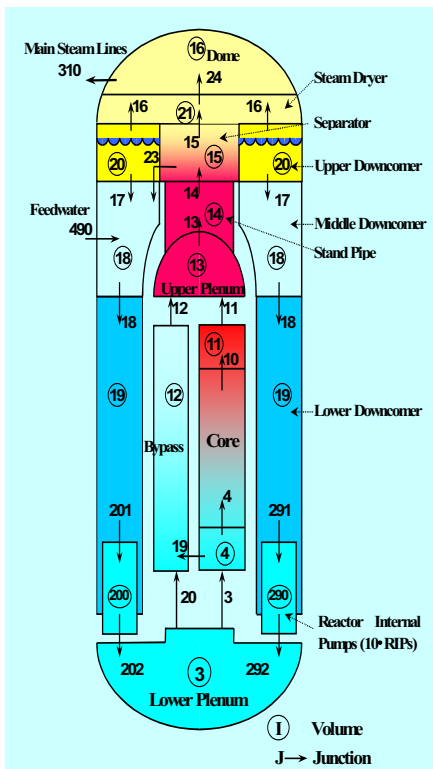


図7. ABWR 炉心および原子炉容器モデリング

への適用性検討に関する技術開発を分担実施しており、高温水中環境下における軸受け材料の劣化特性（軸受け寿命）の把握と候補材の選定、水質および中性子などの BWR 炉内環境の影響の明確化、内蔵電

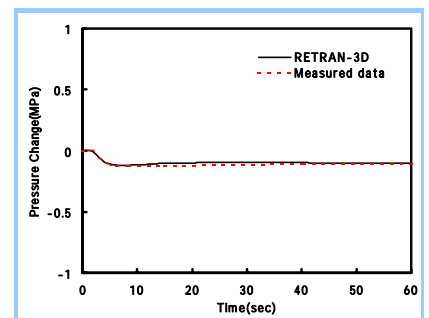
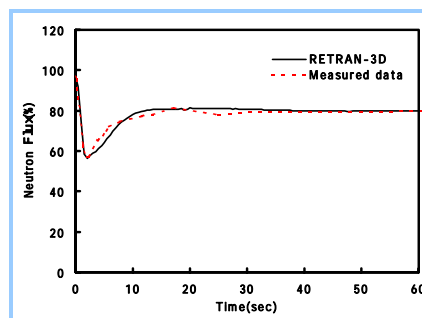


図8. ABWR 3台 RIP トリップ時の原子炉出力 (左図) および圧力 (右図)

「二相流データベースの評価・整備」研究専門委員会報告

師岡 慎一（東芝）

近年、計算機性能の著しい発達により二相流シミュレーション技術開発がいたるところで実施されています。二相流シミュレーション技術開発は、試行錯誤の試験により機器を設計する現状の方法を改善し、機器開発のスピードアップおよび性能の最適化を目的としていますが、原子力分野においては二相流計算機シミュレーションの信頼性については、いまだ不十分な面も多く、実際、シミュレーションにより機器開発はほとんどなされていないのが現状です。この主たる原因は、シミュレーションを検証する二相流データベースの評価・整備が十分にされていない事が主たる要因のひとつであると考えられます。

このような背景の下、日本原子力学会熱流動部会「二相流データベースの評価・整備」研究専門委員会は、二相流データベースの評価・整備を行い、二相流研究者がより使用し易い形でまとめ、シミュレーション開発の高精度化に寄与する事を目的として、平成14年4月に設立されました。

委員会は、二相流計測技術者とシミュレーション開発者により構成し、両者議論により、信頼性及び利便性において優れたより価値あるデータベースの構築を作成しました。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すが、手始めとして、この委員会としては、軽水炉に限定した二相流データベースを作成しました。

委員会では、データベースの作成方針について議論し、以下のような作成方針を決めました。

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ベースを作成する。

②本委員会にて作成するデータベースの公開文献検索との大きな違いは、二相流の専門家が信頼できるデータを推奨することである。

③グラフデータの数値化は、数値化の精度およびその数値を用いて不具合が生じた場合の責任を本委員会あるいは原子力学会でも持つ事はできないので、グラフ数値化は行わない。

④各文献の良し悪しをこの委員会が判断する事は、権限を越えているのではないかとこの意見が大勢を占めた。そこで、できる限り広範囲のデータを収集し、コメント欄に評価を記載する事とした。

⑤他の関連する学会とも連携して、データベースの充実を図る。

この作成方針に従いまして、委員の議論により、表1に示すように大項目として基本的な物理量、現象パラメータ、微視的なパラメータを選択し、更に中項目そして

小項目に分類し、できる限り広範囲のデータを収集し、コメント欄に評価を記載しました。

今後は、熱流動部会のHPにデータベースを公開する予定です。又、他の関連する学会（現在、混相流学会との連携を考えています）と連携して、データベースの充実を図る予定です。

最後に、本データベースは、本委員会の各委員の方々の活発な活動、また多くの方々の協力の下に完成をみたもので、関係各位に深く感謝いたします。

表1 データベース抽出項目

項目	中項目	小項目
基本的な物理量	出力あるいは熱流束	限界出力（単純流路）
		限界出力（管群体系）
	圧力	圧力損失（単純流路）
		圧力損失（管群体系）
	熱伝達率	B T以降（単純流路）
		B T以降（管群体系）
		B T以前
	伝熱面温度	ミスト冷却
		B T後のロッド温度
		最小膜沸騰温度 沸騰開始点温度
不安定性	密度波振動	
	領域安定性	
	炉心安定性	
現象パラメータ	サブクール沸騰	気泡の離脱
	流動様式	様式の判定
		様式の遷移
	クロスフロー	乱流混合
		差圧混合
	二相流分布	ボイドドリフト
		ボイド率（単純流路）
		ボイド率（管群体系）
クオリティ,流量		
速度 乱流強度		
微視的なパラメータ	液滴	液滴速度
		液滴の分裂・合体
		液滴径
		液滴付着量
		液滴飛散量
	液膜	液膜流量
		液膜の波
		液膜厚さ
		液膜速度分布
	気泡	気泡の速度
		気泡の分裂
		気泡の径
	界面	界面面積
		液柱の崩壊

第6回「原子力熱流動，運転と安全性」国際会議

2004年10月4～8日（奈良県新公会堂）

NUTHOS-6: The 6th International Topical Meeting on Nuclear Thermal Hydraulics, Operations and Safety

二ノ方壽（東工大），吉川栄和（京大）

2004年秋、第6回目の原子力熱流動、運転と安全性に関する国際会議 NUTHOS-6 が古都奈良を舞台に開かれた。若草山の麓、奈良公園の中にある奈良県新公会堂、夏の名残と秋の気配がミックスしたような天候にも概ね恵まれ、緑豊かな素晴らしい環境の中であった(写真1)。そして、多くの参加者から、発表論文のレベルの高さや運営に対し多くの賞賛をいただいた。このことは、会議の企画運営に骨身を惜しまずご尽力を頂いた多くの方々の献身的な努力のお蔭である。まずは冒頭で御礼申し上げたい。



写真1. 若草山と新公会堂

<はじめに>

本会議の伝統は、会議名にあるとおり関連する幅広い分野をカバーすること、運営を若手研究者に委ねること、また、東アジア地域で開催されることである。その趣旨は、主に韓国、中国、日本から可能な限り多くの若手の研究者がわざわざ太平洋を横断しなくても容易に参加できるように、とのことであった。本シリーズは約20年の歴史を誇る。立ち上げの頃は、原子力のマーケットが東アジアに移りつつあったにもかかわらず、大きな国際会議の殆どが欧米で開かれていた。この意味で東アジア地域に大規模な専門家国際会議を根付かせることは極めて有意義なことであったのである。基本的には米国原子力学会（ANS）熱流動部会（THD）が企画し、主催と運営を現地に任せるやり方だった。近年は、より現地の学会の主体性を尊重し、企画の段階から東アジア地域の学会THDが連絡を取り合いながら計画をたてていくようになっていく。

第1回目は1984年に台北で、続いて東京(1986)、ソウル(1988)、台北(1994)、北京(1997)で開催されてきた。

その間、本 NUTHOS シリーズでは、東アジア諸国の産官学各界の指導的立場の人々や研究者・技術者のみでなく、米国・ヨーロッパ諸国からも多くの参加者を数えている。これらは地域の求心力とともに過去の NUTHOS シリーズの成功を物語っている。

北京会議以来、今回の会議開催までに7年もの間があったには理由がある。実際には、2000年に韓国ソウルで開催することになっていたが、当時の韓国はまだ記憶にも新しい90年代後半から深刻な経済危機を抱えていて、好転の兆しも無い。結局、開催を返上した経緯がある。その結果、日本での開催打診が KNS と ANS-THD 部会長からあったのが2000年、実際に日本原子力学会の THD で承認を得て準備を開始したのが2001年、その後、3年の期間を経て漸く会議開催にこぎ着けた次第で、これが7年もの間をあけた大きな理由であった。なお、その束の間に、NURETH、NTHAS、ICONE、GLOBAL、PBNC 会議など、多くの国際会議が開かれたことは皆様ご承知のとおりである。

<会議の概要>

今回の主催者は開催国日本の原子力学会で、共催が米国、韓国、中国、カナダ、メキシコ、ブラジル、スペインの原子力学会、および国際水理学会（IAHR）、JSME、ASME、AIChE など、多くの国々の学会、日本万国博覧会記念機構、国際原子力機関（IAEA）、原子力安全委員会など合計25の学会や機関にまたがるものであった。万博機構、IAEA、奈良県からの助成金など財政的支援があったために、参加登録費を比較的安く抑えたことができた。敢えて言えばこれらの助成なしには本会議の成立には多くの資金的な困難が伴ったであろうと考える。

全体議長には、NUTHOS の立ち上げから指導的立場にあった米国 MIT の Prof. N.E. Todreas、日本からは秋山守東大名誉教授にお願いし、準備段階から多くのコメントや助言を頂いた。組織委員長、技術プログラム委員長には、それぞれ日本側から本原稿の執筆者、海外より KAIST-EPRI WW の Prof. J.H. Kim と KAIST の Prof. S.H. Chang がその務めを果たした。現地委員会委員長としては、工学院大学の小泉安郎教授とサイクル機構の山口彰氏に献身的な労をとっていただいた。

開催地の地元日本から多くの参加（登録数 171）があったことは当然として、隣国韓国から約 50 名、米国から約 30 名、ドイツ・フランス・UK・スウェーデン・ノルウェー・イタリア・スペイン・ロシア・オランダ・トルコなど欧州各国から 30 数名、中国、インド、ベトナム、

台湾などアジア諸国から 10 数名、中南米、アフリカや中東からも数名の参加があるなど国際色豊かに 28 ヶ国合計約 300 名の研究者が奈良の地に集まった。韓国、米国からの参加者が多かったのは、KNS-THD、ANS-THD の論文募集時の協力によるところが大きい。また、これまでの熱流動部会における NTHAS をはじめとする日韓交流プログラムの積極的な推進の成果でもありと考える。

今回査読審査を経て発表された論文は 270 余にのぼり、Plenary Lecture が 6 件、基調講演は 17 件、この他に原子力規制に関する特別セッションや国際外交に関する特別講演、リスクコミュニケーションや安全文化に関するパネル討論が催されて内容の充実した国際会議であった。会場は、能舞台をはじめとしてレセプションホールと中小会議室あわせて 6 会場を使用した。写真 2 に能舞台での発表の様子を示す。



写真 2 能舞台での発表

<会議の構成>

1. Plenary Lecture (10月5日と6日の午前)

前精華大学学長 D.Z. Wang 教授 (中国)、MIT の N.E. Todreas 教授 (米)、秋山守東大名誉教授、KAIST の N.Z. Cho 教授 (韓国)、EdF の J-M Delbecq 博士 (仏)、米国 BNFL (WH 社) の R. Matzie 博士から、中国の原子力開発、グローバルな観点からの原子力開発のあり方、日本の現状、韓国における研究開発の進め方、フランス、米国の産業界を代表した原子力開発の現状と未来について明るい話題が提供された。

2. 原子力の安全規制に関する特別セッション (10月6日午後)

精華大学教授 Z. Zhou 博士 (中国)、インド規制当局の S.K. Chande 博士 (インド)、松浦原子力安全委員長 (日本)、韓国安全委員会 Chang 博士 (韓国)、USNRC の A.E. Levin 博士 (米) らが、それぞれの国における原子力規制に関する所見を述べた。とくに今後大幅に原子力エネルギーのシェアが伸びると予想されるインドや中国における原子力安全規制の現状とあり方について貴重な情報がもたらされた。またリスク情報に基づく規制 (RIR) について、その重要性、導入のインパクトおよび研究開

発のあり方の変化の予測などについて活発な議論が行われた。

3. ANS THD Award Lecture (10月6日昼食時)

会議 2 日目の昼食時間帯に、熱流動部会表彰 (優秀講演賞 3 名) と ANS-THD の Technical Achievement Award の表彰式が執り行われた。ANS-THD 受賞者の Texas A&M 大学の Y. Hassan 教授による “The fantastic world of bubbles: from mixing to drag reduction” と題する大変興味深い 1 時間の Award Lecture がなされた。

4. 核不拡散に関わる特別講演 (10月8日午後)

外務省顧問遠藤哲也氏から外交政策の視点から核不拡散への取り組みと課題について招待講演があった。

5. テクニカルセッション (10月5-8日)

各基調講演が行われた後、シビアアクシデント、二相流・熱伝達、数値解析、安全解析コード、次世代炉開発、プラント運転保守支援技術、リスクコミュニケーションと安全文化など、幅広いテーマでキーノート講演 17 件、質の高い技術論文発表 270 余件と活発な議論が行われた。

<テクニカルセッション概要>

キーノート講演は、4 日間の会議期間中、一般論文発表セッションとの重複を避け、3 または 4 パラレルセッションで行われた。この方式は 2002 年 NURETH10 (ソウル) で採用された方式に従ったもので、概ね好評であった。講演者は一番の年長者がスウェーデン王立工科大学の B.R. Sehgal 先生、一番若い方が米国パーディュー大学の Karen Viewrow 助教授。一部はその道の先駆者または専門家である程度はシニアの世代となったが、半分近くが一番脂の乗り切った若手世代で、分野を切り拓いている研究者達といえよう。いずれも熱のこもった中身の濃い講演をしていただいた。参考までに表 1 に 17 件のキーノート講演のタイトルを示す。

表 2 に一般講演セッションのトピックスと発表論文件数を示す。6 つのパラレルセッションで運営された。座長各位によると、どのセッションも盛況で、活発な議論が行われており、多くの参加者が熱心に聴講していたとのことである。ある日本側参加者の方が、海外の知己と議論を交換する中、新たな研究者仲間を見つけるとともに、会議の雰囲気から世界的な原子力の復調を感じとり、当初の期待以上に参加意欲が高まってゆくのを感じた、という感想を述べられたのは、主催者側としては至上の喜びという以外にないところであろう。

原子炉の熱流動関係のセッションでは、まず改良型および革新的軽水炉を含む原子炉安全解析コード開発・実験検証・応用だけで 27 件、二相流沸騰熱伝達、CHF、液滴挙動、自然循環関連が 19 件、二相流安定性、解析手法、計測などを含めた基礎的な研究成果が 15 件、スパーサの影響を含むサブチャネル解析や燃料集合体熱流動設計関係が 19 件、シビアアクシデント関連では AM、IVR や Ex-Vessel Cooling、FCI、解析手法開発検証や実験など合計約 23 件など、日米韓などで活発に行われている改良型軽水炉や低減速型炉や一体型軽水炉安全解析など関連する研究発表の多さは従来どおりである。これらに加えて、

最近の特徴として、急速な進歩を見せている CFD、CMFD (Computational Multi-Fluid Dynamics) の最新の研究成果が合計約 25 件、LMR 設計関連の研究成果として ADS を含め 15 件、革新型原子炉の設計提案と関連する研究として新型 CANDU 型炉、受動安全炉、HTGR 関連計 15 件などが目立った。高速炉関係としては LMR 設計関連の他に、CFD 関連セッションにも多く発表があったが、サイクル機構で実施しているフィージビリティスタディの成果と関連して、今後ともより多くの成果が発表されることを期待したい。流体-構造連成問題に関しては、オーガナイズドセッションの一つとして企画され、指針の基礎となった実験研究の成果や最新の知見が紹介された。日本機会学会から「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」が発行されたことなどにより多くの参加者を得て活発な議論があった。また数は少なかったが安全性解析コードの不確定性分析や、事故の広いスペクトルをカバーする安全解析や事故解析手法の開発検証プログラムなど、将来、リスク情報に基づく規制や運転保守管理の導入にも有効と考えられる成果の一端が紹介された。

表 1 キーノート講演タイトル

1	Multi-dimensional multicomponent mixture air-ingress analysis and air-ingress experiment in an HTGR
2	Large eddy simulation in nuclear industrial applications
3	Statistical theory and methods for evaluating computer models: quantifying prediction uncertainty
4	New modeling and experimental approaches for characterization of two-phase flow interfacial structure
5	Progress in and challenges for US severe accident analysis codes
6	The role of safety analysis in steam generators replacement and reactor vessel head replacement evaluations
7	Is it the end of history for LWR safety?
8	Engineering solutions and thermal hydraulic issues for a promising safe ADS system
9	An introduction to the mechanisms leading to density-wave instabilities in BWRs
10	Development status on hydrogen production technology using high temperature gas-cooled reactor
11	Recent development in the IAEA safety standards: Design and operation of nuclear power plants
12	CFD and CMFD applications for subchannel analysis of fuel rod bundles
13	Progress in thermal-hydraulic analysis of nuclear heating reactor
14	Safety culture in nuclear installations
15	A quantitative impact analysis of sensor failures on human operator's decision making in NPP
16	Advancement on safety management system of nuclear power for safety and non-anxiety of society
17	Status and further plans for the Halden Project MMS activities

表 2 セッションと発表論文数

セッションタイトル	論文数
Accelerator Driven System	4
Advanced HMS for Plant Operation & Maintenance	4
Advanced IT for New Design Environment	4
Advanced LMFBR	7
Boiling Heat Transfer General	6
CANDU Safety Analysis	4
CFD Code Application	7
Computational Multi-Phase Flow Dynamics	4
Computer-aided Engineering & Validation Method	4
Core Design & Core Calculation	4
Critical Heat Flux	5
Crossover Research on Digital Technologies for Plant Maintenance	7
Crossover Research on Digital Technologies for Plant Maintenance	4
Design, Evaluation and Standards of Main Control Room	7
Diagnostics & Monitoring Technologies	4
Droplet-Related Phenomena 1	4
Droplet-Related Phenomena 2	4
Evaluation of Plant Safety Protection System	4
Fire Protection	3
Guide Line and Related Studies of Flow Induced Vibrations (1)	7
Guide Line and Related Studies of Flow Induced Vibrations (2)	2
Guide Line and Thermal Hydraulics for Evaluation of Thermal Fatigue	6
Heat-Related Problem of Fuel Rods	2
HTGR1	4
HTGR2	4
Liquid Metal System	4
LWR Safety Analysis	4
LWR Safety Analysis	7
LWR Safety Analysis	8
New Generation LWR Design and Analysis	6
Novel Methods in CFD (1)	7
Novel Methods in CFD (2)	7
OECD/NRC BFBT Benchmark	5
Passive Safety of Advanced Reactor	3
Plant Maintenance Support System	4
Plant Operation & Maintenance	4
Radiation Induced Surface Activation	6
Risk Evaluation & Communication	5
Safety Code Verification	4
Safety Culture	4
Severe Accident -Accident Management-	4
Severe Accident -Analysis and Experiment (1)-	3
Severe Accident -Analysis and Experiment (2)-	4
Severe Accident -Fuel Coolant Interaction-	5
Severe Accident Management	4
Severe Accident -Vessel Cooling-	3
Software V&V Methodology	4
Spacer Effects in Fuel Bundle Thermal-Hydraulics	4
Subchannel Analysis and Flow Exchange (1)	7
Subchannel Analysis and Flow Exchange (2)	7
Thermal Hydraulics & Safety Evaluation	4
Thermal Hydraulics on Advanced Nuclear System	7
Two-Phase Flow Fundamentals 1	4
Two-Phase Flow Fundamentals 2	4
Two-Phase Flow Fundamentals 3	3
Two-Phase Flow Measurement and Analysis	4
Two-Phase Natural-Circulation Flow	3
Uncertainty of Code Output	3
合計	270



写真3. Awards Luncheon の後、新公会堂裏の庭園にて (2004年10月6日)

RIR については上記の安全規制に関する特別セッションで研究開発のあり方の変化の予測などがなされたが、関連する研究開発の成果が今後増えていくものと考えられる。

CFD、CMFD を扱ったセッションで紹介された、燃料集合体を含む複雑形状流路内乱流や熱伝達解析、沸騰/水撃/蒸気爆発を含む複雑な固気液混相流、Na-水反応、SG 内流動不安定性や FLUOREX 法燃料再処理における化学反応と固体気化などにおける計算例に見られるごとく、これらの数値解析が設計や安全解析の現場で実用に供されつつある、ないしは実用化に近い、という印象を多くの方々もたれたと考えられる。一方で、計算能力が飛躍的に向上し、実験計測で得られるよりも高い分解能を有する計算結果が得られるようになった結果、その検証方法が課題となっている。また、混相流にみられるような複雑な現象などを取り扱う場合、検証に耐えうる実験データの不足を感じ、計測手法開発の重要性を再認識した、という感想も聞かれた。また、本会議の直前に奈良市内において OECD/NEA BFBT (NUPEC BWR full-size and fine-mesh bundle tests)ベンチマークのワークショップが4日の午後開かれ、多くの方々の参加をみた。本会議においても1セッションを設けて活発な議論が交換された。

現在進行中の METI 革新的実用原子力技術開発提案公募事業や MEXT 革新的原子力システム技術開発公募事業の一環としている研究開発の成果報告や経過報告など、本機会を有効に活用した発表も多かった。とくに前者に

については、外部発表を積極的に実施するよう働きかけていただいた METI 公募事業事務局 (エネ総研) の取り計らいの結果であったことを申し添えておきたい。

保全技術に関係の深いテーマとしては、基調講演で米国の SG 取替時に併せて出力アップを行った実績報告や、テクニカルセッションで高サイクル熱疲労に関する研究報告が挙げられる。また熟練者、経験者のノウハウを共有するためにバーチャルリアリティ技術を適用したプラントメンテナンスサポートシステムに関するいくつかの研究報告や、デジタル処理技術・遠隔操作技術を適用して従来点検が困難な場所をカバーする研究、ヒューマンインターフェース性を向上させた検査技術に関する報告等があった。総じて、世代交代を迎えた原子力技術者の知識・経験をいかに次世代に引き継いでいくかが課題となって研究テーマが取り上げられており、現状で知識ベースを作ることに要するコストと時間が大きなネックとなっているとの印象を受けた。

また、制御技術分野を活かした原子力安全確保のためのヒューマンインターフェースの開発動向や、新設計環境での IT 技術やリスク評価とコミュニケーションのセッション・パネル討論などが行われた。後者では専門家と一般社会人の意識のギャップを埋めるための Web を利用した取組や、ヒューマンエラーのリスク評価手法が紹介され、パネル討論では、日本、スウェーデン、韓国のリスクコミュニケーションの現状と課題を話題にして、いかにして原子力に対する社会の理解を深めていくか? そのためには信頼、透明性に加えて何が求められるか?

活発な質疑が行われた。また、安全文化醸成の取組みに関するセッションが開かれた。筆者（吉川）が安全文化に関するパネル討論のセッションを覗いたところ、能舞台を演台にして会場聴衆とパネラーとの間に親密な空気が流れる中で倫理意識の充実、内に引きこもらない文化の必要性について充実した論議がなされていた。

なお、以上の論文はCD-ROM プロシーディングスにまとめられている。

<会議での催し物>

主催者側として用意した催しは、10月4日（月）レジストレーション初日の夕方に開かれたレセプション、6日（水）Awards Luncheon、7日（木）夕方の能鑑賞と晩餐会、9日（土）のテクニカルツアーである。いわゆるレディプログラムとしては、奈良市内や近郊の観光、着物着付けなどが行われた。これには、奈良市民ボランティアの多大なる協力に感謝している。

木曜夜の晩餐会前には、日本の伝統芸能のひとつである能楽が約30分上演された。能そのものも印象に残ったが、Prof. Karen Viewrowによる出し物「春日龍神」の解説も印象的であった。カレンさんによると、事前に能の勉強をし、出し物についてもいろいろ調べたそうで、解説も原稿なしに行われた。我々日本人が驚いたぐらいであった。

能楽が始まるといつの間にか緊張しながら鑑賞していたと思いつつ、公会堂裏手の大庭園（写真3）へ足を踏み出すと、目の前は松明のかがり火が風に揺れる幽玄の世界である。そこで立食パーティーが催された。BGMとして市民ジャズバンドをお願いした。能とジャズの組み合わせが何となく合いそうな感じがしたからである。雰囲気よかった。というよりは、よすぎたのであろう、部会長の挨拶までは何とか予定通り行われたが、300人近くの方々にはもう挨拶や儀式は聞こえない。皆それぞれワインや酒を片手に話に夢中になっている。困ったのは司会者で、この有様に舞台裏の混乱の中にある。挨拶をお願いした人も、これじゃ誰も聞いてくれないね、ということで組織委員長の挨拶も中止、乾杯の音頭だけは行ったが、結局何もしないのがベストということになり、しなくても十分晩餐会が機能していた。正しい処置だった。海外から参加したほとんどの研究者をはじめとして旧知の研究者同士、あるいは今回初めて知り合った研究者同士で和やかな会話が弾み、遅くまで互いに親交を深めていた。

短い実質4日間の会議ではあったが、勿論多くの予期しない出来事もあった。とくに開催日が近づくに連れてその数も増え、主催者側の対応も大変になっていった。しかしながら、何とかしのぐことができたのも、現地委員会の皆様の努力のお蔭である。それに幸運にも恵まれた。それは天候のことである。晩餐会はガーデンパーティーということはお天気に恵まれなければならない。水曜頃から天気予報に一喜一憂した。結果的には晩餐会当日夜から降り出すといわれていた雨が金曜日朝から降り出し、会議が終了した土曜日に台風11号が近畿地方から東



写真4 着物着付け

海道、関東地方を襲ったのであるから、本当にきわどかった。しかしながら、予定された敦賀地区へのテクニカルツアーは中止となったことは残念である。また、土曜日に東京地方へ移動された方々は大変な目にあわれたそうである。東海道の交通システムが壊滅状態で、新幹線の中に東京まで10時間近く缶詰にあった、という話を後日伺った。

<終わりに>

このたびは、原子力長期計画（正式名称：原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画）の見直しで燃料サイクルの課題論議が佳境に入るさなか、美浜原子力発電所の二次系配管の減肉破損によって痛ましい死亡事故が起こり関連地域への影響が懸念されるなど、不測の要因によって何人かの方々は予定のキャンセルを余儀なくされ、一部の原子力産業に携わる方々にとって落ち着いてフルに参加していただくことができなかったことは残念でならない。しかしながらこのような充実した国際会議が久しぶりに身近で成功裏に開催されたことは、我が国の原子力界の将来にとって大きなプラスになったと信じている。

今後とも、東アジア地域（とくに中国）は原子力に依存する割合がさらに高くなることが予想され、新規プラント建設を含め、これからも魅力的な市場の可能性を有する。そうしたこともあって、今回の会議でも出席者は米国を含む環太平洋諸国のみではなく、欧州、南米、ロシア各国からと多岐にわたった。ただし、今回は従来から多くみられたような、明らかに自社製品を売り込む目的を持った発表や、展示への申し込みの類が少なかった。これは、他の国際会議にマーケティングのチャンスが増えたこともあるが、我々の努力が足りなかったものと反省している次第である。

近年同種の国際会議が東アジアで乱立気味に開かれるようになって久しい。そのため、NUTHOS 会議本来の存在価値が減少したとの憂慮も囁かれたが、今回の会議の成功はその心配が杞憂であったことを証明したものと

て、率直に喜ばしいと申し上げたい。しかしながら、現実にはやはり厳しいというのも事実である。夫々の国際会議がその特徴を前面に押し出し、棲み分けを行うとともに、お互いが夫々のよさを競い合える環境を作り出していく必要があることを痛感しており、NUTHOS が NUTHOS であり続けることを希望している。

今回の会議を運営した経験からいくつかのポイントを述べてみたい。会議の Web-Site が重要で、熱流動部会としても会議のホームページ立ち上げを容易にできる素地ができたように思う。とくに会議準備マニュアルの整備、書式などの標準化、効率的な査読システムの構築、表彰制度など、次回に継承するとともに、これからもよりよいものにしていくことが必要であろう。ANS や ASME などの会議マニュアルなど参考にできるものも多い。今後、このような国際会議開催の度数が増えるために、低コストでかつ効率的な作業を請け負ってくれる業

者との協力も重要で、どこも手を結ぶかというのは会議成功のキーの一つでもある。

さらに、地域との連携も大事で、今回は奈良県の外郭団体である奈良コンベンションセンターの中村桂子様には、県や奈良県新公会堂との橋渡しや、奈良市のボランティア団体との連絡、様々な地域情報を提供していただいた。ここに感謝の意を表したい。

最後に、この場をお借りして、今回の会議成功にご協力いただいた皆様方および関係各機関に厚く御礼申し上げるとともに、次回についても、本国際会議の特徴を踏まえ、産官学一体となった対応をあらかじめお願いしたい。次回の開催予定については、時期的には 2007 年から 2008 年の間に、今度こそソウルでということが KASIT の Prof. S.H. Chang から晩餐会の最後に宣言があった。このたび参加できなかった方々は勿論のこと、参加できなかった方々も次回は是非ご参加くださるようお願いいたします。

第 4 回「原子炉熱流動・安全などの研究・開発に関する日韓 2 国間会議」

2004 年 11 月 28 日～12 月 1 日（北海道大学）

NTHAS-4 : 4th Japan-Korea Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety

とりまとめ：二ノ方寿（東工大），澤田隆（三菱重工）

1. はじめに

2004 年 11 月 28 日から 12 月 1 日に、北海道大学で第 4 回原子炉熱流動・安全などの研究・開発に関する日韓 2 国間会議（NTHAS4 : Nuclear Thermal Hydraulics and Safety 4）が開催された。日本側 68 名、韓国側 28 名、合計 96 名の参加を得て、85 件の論文発表（うち、プレナリ 4 件、オープンフォーラム 6 件）があり、雪の降る中で熱い議論が交わされた。

11 月 28 日のレセプションには 40 名強が参加し、29 日のバンケットでは約 90 名が参加して科学技術だけではなく研究者同士の親交が交わされた。特にバンケットでは北海道浅井学園大学混声合唱団が「アリラン」、「キョウボクン」、「赤とんぼ」と日韓両国の歌を、岡本孝司先生が尺八で「雁」を演奏、杉山あや子先生が「乾杯」を独唱、さらに岡本先生と杉山先生が「荒城の月」と「故郷」を、最後に合唱団と杉山先生に加え木倉広成先生とで「虹と雪のバラード」を演じ、また、原子力発電技術機構（NUPEC）の内藤氏が一連の手品ショーを演じ、日本の熱流動研究者の多芸多才ぶりと盛りだくさんのアトラクションに盛り上がった。

以下に、技術セッションの概要とテクニカル・ツアーの状況を報告する。各技術セッションの概要は、それぞれの座長が作成した原稿を二ノ方、澤田で取りまとめた。また、テクニカル・ツアーの状況は北電・内田氏が作成した。なお、次回は韓国で開催することで、韓国側で会議開催地と時期を検討することとなっている。

2. 技術セッションの概要

- セッション名 [Plenary Session I]
- 日本側座長 [澤田 隆（三菱重工）]

原子力安全基盤機構(JNES)の長坂氏によって、わが国で実施されている軽水炉のシビア・アクシデントにおける熱流動研究、特に NTHAS2 以降の研究の進捗に着目して現状の紹介があった。主な進捗としては、原子力発電技術機構(NUPEC)および日本原子力研究所(JAERI)を中心とする(1)アクシデント・マネージメント状態における BWR ドライウエル・クーラーからの除熱試験、(2)COTELS フェーズ II MCCI 試験、(3)IVR アクシデント・マネージメント試験、(4)FCI のメカニスティックな研究、(5)高温・高圧下の放射性核種の放出に関する VEGA 試験であるとして、それぞれの研究の進捗や成果が紹介された。

韓国原子力研究所(KAERI)の Baek 氏からは APR1400 の総合熱流動試験装置 ATRAS の計画と設計の概要の紹介があった。ATRAS は実機を高さ 1/2、体積 1/288 で模擬し、LOCA 時再冠水なども模擬可能な装置で、2005 年 10 月完成の予定とのことである。

- セッション名 [Plenary Session II]
- 日本側座長氏名(所属) [二ノ方 寿（東工大）]

核燃料サイクル開発機構(JNC)の佐賀山氏によって、同機構を中心として実施されている高速炉サイクル実用化戦略調査研究の現状、および関連する熱流動と安全性の研究開発について紹介がなされた。様々な高速炉シス

テムを検討の対象としているが、国際的な高速炉再開発機運の芽生えの中での本調査研究の位置づけを明らかにするとともに、総合的に判断して将来の原子炉としてNa冷却高速炉が最善であるとの結論に至った経緯の詳細な説明がなされた。

韓国側からは、韓国原子力安全技術院 (KINS) の H.J. Kim 氏から既存および計画中の韓国軽水炉プラントの安全性関連研究開発の全体像が紹介された。とくに安全解析基盤研究として最確評価手法の充実、パワーアップレーディングに絡む熱流動問題、流体 - 構造連成問題、また安全規制上の研究開発の実例として AP1400 の DVI、ヘリカルコイル型 SG 伝熱およびいくつかの韓国 PWR プラントで発生した注入系ノズルのサーマルスリーブ離脱問題、SGTR 問題についての研究の現状と熱流動研究の重要性と必要性が議論して示された。

- セッション名 [Thermal Hydraulics Fundamentals]
- セッション番号 [1]
- 日本側座長 [木下 泉 (電中研)]

神戸大学より、高温・高流速で流れる主配管に接続された枝管内の流動状況や温度変動に関する実験結果が報告された。報告された流動状況が発生する機構などについて質問があった。JNC より、融解/固化界面の移動を取り扱う有限要素法を用いた数値シミュレーションが報告された。固化時の体積変化の取り扱いについて質問があった。韓国 Pohang 大学より、極細ノズルによる水中への蒸気注入に関する実験結果が報告された。韓国 Pohang 大学、および韓国科学技術先進研究所 (KAIST) より、それぞれ水中にナノ粒子を混入した場合のプール沸騰に関する実験結果が報告され、ナノ粒子を混入しない場合と比較して限界熱流束が上昇するなどの結果が示された。

- セッション名 [Liquid metal reactor thermal hydraulics and safety]
- セッション番号 [2]
- 日本側座長 [江口 譲 (電中研)]

韓国側から鉛ビスマス高速炉 PEACER 関連で 4 件 (ソウル国立大)、タンク型ナトリウム高速炉 KALIMER-600 関連で 1 件 (KAERI) の発表が、日本側からナトリウム小型高速炉 4 S (電中研) の発表があった。鉛ビスマス高速炉 PEACER 関連では、集合体内の数値流動解析 (物性の温度依存性の影響など)、炉心全体の集中定数系解析、異常時を想定したプラント全体の動特性解析、自然循環による崩壊熱除熱性能の模型実験法について発表があった。解析コードの検証に関してはロシアのデータを用いていた。韓国では増殖が認められていないとのことで、核拡散防止や核変換による高レベル廃棄物低減などが PEACER 開発の目的とのことである。KALIMER-600 の発表では崩壊熱除去系の設計手法の開発と評価結果についての発表があり、フランスや日本の設計との比較がなされていた。4 S 炉の発表では、ループ型への変更、固有の安全性、30 年長寿命炉心などの説明があり、種々の過渡解析結果について発表があった。

- セッション名 [Liquid metal & Gas cooled reactor thermal hydraulics and safety]
- セッション番号 [3]
- 日本側座長 [竹中 信幸 (神戸大学)]

液体金属に関する発表が日本側から 2 件、放射伝熱に関する発表が韓国側から 1 件、熱除去に関する理論的発表が日本側から 1 件あった。また、プログラム変更に伴う軽水炉に関する日本側の発表が 1 件あった。熔融した金属がナトリウム中に注入された場合にどのように凝固するかについて実験の結果が報告された。ナトリウム冷却高速増殖炉の安全解析コードである NALAP-II の解析結果と実験結果の比較が行われ、コードの問題点が指摘された。高温ガス炉の放射冷却に関連して、サーモメータによるキャビティ内のエミッシビリティ計測が報告された。自然対流の受動的熱除去を Grey System として理論的に取り扱った結果が報告された。RELAP5/MOD3 を用いて、制御棒挿入の許容時間に関する解析結果が報告された。

- セッション名 [Organized Session: Gas Entrainment-1, 2]
- セッション番号 [Session 4-1, 4-2]
- 日本側座長 [上出 英樹 (サイクル機構)]

本セッションでは高流速化したナトリウム冷却原子炉容器における液面からのガス巻き込みに関する実験と解析について計 8 件の論文が発表された。解析では自由液面のモデル化、乱流モデル、メッシュ分割など解析方法の影響、ガス巻き込み判定条件として用いるべき指標と適用性などについて発表があった。実験では炉容器をモデル化した水試験による実機設計の評価、くぼみ渦の発達からガスコアの成長などこれまでの研究では例のなかった過渡特性に視点をおいた基礎的な研究の成果が報告された。

会場は 20 名あまりが参加した。液面の 3 次元での取り扱い、くぼみ渦中心近傍における解析メッシュ依存性の大きさ、解析によるガス巻き込みの有無に対する設計評価の可能性と課題、実機でのガス巻き込み抑制構造、くぼみ渦からガス巻き込みに至る過程などについて議論が交わされ、高い関心を集めた。

- セッション名 [Computational Thermal Hydraulics-1]
- セッション番号 [5-1]
- 日本側座長 [吉田 啓之 (原研)]

韓国側から APR1400 関連で 1 件 (KAERI)、超臨界圧軽水炉関連で 1 件 (KAERI)、SMART (System-Integrated Modular Advanced Reactor) 関連で 1 件 (ソウル国立大) の発表が、日本側から格子ボルツマン法による詳細二相流解析で 1 件 (原研)、低減速軽水炉関連で 1 件 (原研) の発表があった。APR1400 関連では、圧力抑制タンク内の蒸気凝縮時の温度変化について解析及び実験との比較による検証についての講演があった。超臨界圧軽水炉関連では、超臨界圧状態に適用可能な乱流モデルについての検討結果に関する講演があり、壁面近傍の取り扱いが重要であるとのことであった。SMART 関連では、断熱構造体についての発表があり、数値解析により自然対流の影響を

明らかにしていた。格子ボルツマン法による詳細二相流解析に関する発表では、解析結果と既存二相流相関式との比較を行い、詳細解析による相関式評価の可能性が示された。低減速軽水炉に関する発表では、実験と比較により稠密炉心に対するサブチャンネル解析コードの妥当性を示すと共に、燃料棒本数の影響についての議論が行われた。

- セッション名 [Computational Thermal Hydraulics 2]
- セッション番号 [5-2]
- 日本側座長 [田中 伸厚 (茨城大)]

韓国側から配管内の衝撃波解析で1件 (KINS)の発表が、日本側から大強度陽子の熱流動設計 (神戸大)、燃料バンドル内の乱流解析 (東工大) および二相流解析 (原研)、DSMC による分子ポンプの解析 (東工大) の5件の発表があった。DSMC 法を用いた実用的な解析結果の発表や、燃料バンドル内の流動解析では、二次流れの正確な予測のための乱流モデルの改良や、地球シミュレータを用いたバンドル内の大規模・詳細な二相流解析結果が発表されるなど、近年の計算熱流体解析の進歩を反映した先進的な結果が多い印象を受けた。

- セッション名 [Severe Accident and Two-Phase Flow Experiment and Analysis]
- セッション番号 [7]
- 日本側座長 [師岡 慎一 (東芝)]

過酷事故に関する発表4件 (韓国側からの発表1件)、二相流の試験および解析に関する発表2件 (韓国側からの発表1件) があった。

過酷事故の蒸気爆発に関して、筑波大大学院生より非常にわかりやすい映像が紹介され、やはり複雑な現象の理解には、映像により現象の理解そしてそれに基づくモデル化が必要なことを痛感した。又、韓国 Maritime University よりデブリベットの CHF に関する試験および解析が紹介され、地道に現象の解明そして評価がなされていることが理解できた。

二相流実験そして解析では、三菱重工より次世代炉 PWR (蒸気発生器内蔵、自然循環) の上部プレナムでの水空気二相流試験および解析結果について報告があった。水空気試験を解析により検証して、解析により実機条件を予測するとう一種の Design by Analysis であるが、今後スケール則そして解析精度検証により一層の検討が必要と思われる。

- セッション名 [Measurement and Visualization]
- セッション番号 [8]
- 日本側座長 [奈良林 直 (東芝)]

韓国側から①矩形狭流路内の沸騰可視化と限界熱流束 (ソウル国立大)、②超音波による原子炉内スタッドボルトの亀裂検出 (釜山国立大)、③PWR 蒸気発生器の細管破断事象の系統ビジュアル表示システム (KAERI) の3件の発表が、日本側から④レーザー変位計を用いた環状噴霧流の軸方向液膜厚さの発達 (東京海洋大)、⑤シャドーイメージと PIV を用いた縮小流路の流の可視化解析 (東大)、⑥e-learning システム (東大) の発表があった。

①は矩形狭流路内の沸騰可視化と限界熱流束の発表はシビア・アクシデント時のデブリと圧力容器内表面との間に形成された間隙部での沸騰除熱に関するもので、沸騰時の可視化画像を含む詳細な実験結果と気液海面の不安定性に関する解析結果が示された。②のスタッドボルトのき裂検知はボルト軸芯の孔に超音波センサーを挿入してき裂の画像検知を行う意欲的なものである。また、③細管破断事象の系統ビジュアル表示システムは SG 細管破断時の PWR 各系統の状態値を表示するので、細管破断時の運転員支援に有効と思われる。④のレーザー変位計を用いた環状噴霧流の軸方向液膜厚さ計測では液膜厚さのキャリブレーション結果とビデオ画像と液膜測定結果が対比されて示された。⑤のシャドーイメージでは矩形断面の2次元縮小流路に流入する気泡の流れを速度で疑似カラー表示するもので、気体スラグ下部の流れの乱れが良く捉えられている。⑥はマクロメディア社の FLASH を用いて作成されたユニークな WEB 技術者教育システムのプロトタイプで、画像入りの教材を用いた技術者教育に活用されることが期待できる。

- セッション名 : [Water Reactor Safety and Thermal Hydraulics - 1]
- セッション番号 : [9-1]
- 日本側座長 : [賞雅 寛而 (東京海洋大学)], [小泉 安郎 (工学院大学)]

韓国から3件、日本から2件、計5件の発表で構成されていた。KAERI では一つの压力容器に全ての機器を納めた方式の小型炉 SMART の開発が進められている。この SMART 炉の解析コードとして、炉心動特性、1次系及び2次系熱水力応答解析の能力を持つ TASS-3D が作られている。韓国からの発表の内の1件は、このコードの解説と過渡応答解析の結果の報告であった。もう1件は、同じく TASS-3D コードによる SMART 炉の1次系流量喪失事故解析結果の報告であった。残る1件は、同じく KAERI による韓国型改良加圧水炉 APR1400 の大破断 LOCA 時ダウンカマー熱水力挙動検討用試験装置 DOBO (Downcomer Boiling) における予備試験時の結果の報告であった。日本からは、三菱重工 (株) から大破断 LOCA 時ブローダウン過程における PCT に影響を与えと思われる炉心内液滴挙動解明実験結果が報告された。尚、JNES から発表予定であった1件は、発表機器がうまく作動せず、残念ではあったが、後日の発表とすることになった。

- セッション名 [Water Reactor Safety and Thermal Hydraulics-2]
- セッション番号 [9-2]
- 日本側座長 [阿部 豊 (筑波大学)]

韓国側からは、実験的な報告として、韓国が計画中的 SMART - P 建設のために行った VISTA 試験装置を用いた運転時の過渡熱水力特性試験結果報告 (KAERI)、ならびにクエンチ挙動に及ぼすスパーサー効果を調べる為の単ピン燃料棒を用いた実験結果の報告 (KAERI) が行われた。解析コードの評価としては、シビア・アクシデ

ント解析用の MELCOR コードの FORTRAN77 から FORTRAN90 への変換結果に関する報告 (KAERI)、ならびに RETRAN コードによる WH 型炉ならびに CE 型炉に対する制御棒落下事故時の過渡熱水力特性解析結果の報告 (韓国電力研究所) がなされた。

日本側からは、原子力安全基盤機構が整備を進めている熱水力安全解析コード全般に関する報告、ならびに三菱重工が開発中の核熱水力結合コードに関する報告が行われた。

韓国が計画中の熱交換器内臓型の SMART - P については、予備的な試験や計算コードによる検討を含め、KAERI を中心に建設に向けて着実に進められているという印象を受けた。計算コードに関しては、日本のコード開発に対して、韓国では導入コードの整備という面が大きいようであった。

- セッション名 [Water Reactor Safety and Thermal Hydraulics-3]
- セッション番号 [9-3]
- 日本側座長 [森 治嗣 (東京電力)]

日本側からは、北海道電力泊 3 号機の設計および熱的改善による発電効率向上法について講演があった。電気出力 90 万クラスの加圧水型では国内最後の建設となる原子力発電所で、泊 1、2 号の経験に基づく実務者からの興味深い講演であった。3 号機では設計変更と改善努力により、従来に比べ 22MW の発電量増加が得られている。また、日本側からは、静的格納容器冷却システムの除熱に関する基礎研究の講演があり、計 3 件の講演となった。韓国側からは、CANDU-6 の部分 LOCA 時のモデレータ温度予測解析、燃料集合体の CHF 実験、また外部電源喪失時の DNB 安全解析およびタービントリップ時のタイミングのグリッド安定性に関する影響に関し、計 3 件の発表があった。

- セッション名 [Steam Injectors]
- セッション番号 [10-1,-2]
- 日本側座長 [岡本 孝司 (東大)]

原子力プラントへの蒸気インジェクター適用を目指したプロジェクトに関する発表があった。このプロジェクトは、経済産業省およびエネルギー総合研究所がスポンサーのプロジェクトである。蒸気インジェクターの原子力プラントへの適用は多くの形態がある。蒸気インジェクターを給水加熱器として利用する事で、プラントの小型化が期待できるが、プラント効率の評価などに関する講演があった。さらに、崩壊熱除去のために蒸気インジェクターを受動的冷却システムとして用いる場合の作動特性や可視化実験に関する講演があった。

また、蒸気インジェクターに関する基礎的な二相流挙動に関する実験や、蒸気インジェクターへの適用を目指した新しいシミュレーション手法に関する講演があった。以上の様に、蒸気インジェクターを原子力プラントに適用する事によって、プラントを高度化できる可能性が高いことが示され、より一層の研究の推進が望まれる。

2. テクニカルツアー

日時及び場所：

12月1日 北海道電力(株) 泊発電所

12月2日 (株) 日本製鋼所室蘭製作所 (オプション)

参加者：29名 (泊発電所)、17名 (室蘭製作所)

二日間の札幌でのシンポジウムを終えた後、韓国側 14 人、日本側 15 人のテクニカルツアー参加者を乗せたバスは札幌を出発して泊発電所に向った。途中ニッカウイスキー余市蒸溜所に立ち寄ってから泊発電所 PR センターとまりん館に到着した。とまりん館では北海道電力(株) 菅泊原子力事業所長のあいさつのち、大和谷とまりん館館長から泊発電所全般についての説明があった。泊発電所は 1 号機が 1989 年に、2 号機が 1991 年に運転開始して以来、北海道電力の主要電力として安定運転を続けている。増加する北海道の電力需要に応えるために現在 3 号機を建設中であり、2009 年に運開すると泊発電所は北海道電力の最大の電力基地となる。まず訓練センターで主に保修員を対象とした訓練設備を視察した。ポンプと配管が組み込まれたループ設備では



泊発電所前にて



泊 3 号機建設現場

故意にポンプのキャビテーションなどの故障状態をつくりだすことができ、故障の早期発見能力を高めることができる。中央制御室では1、2号機とも安定運転を継続しており、静かな緊張の中で運転監視が行なわれていた。制御盤の上部には現在の原子炉の熱出力が大きなデジタル数値で表示されていた。その後服を着替えて2号機の管理区域内へと入った。燃料取扱棟のなかには真新しい新燃料を間近に見るとともに深い水中に沈めた使用済燃料が確認できた。運転シミュレータには1、2号機とまったく同じ制御盤が設置されていて運転員はこれを使って事故対応訓練ができる。泊3号機の建設現場では既に原子炉建屋が姿をあらわし、また給排水の部分は深く掘り込まれ、工事は最盛期を迎えている感があった。

2日目は洞爺湖の宿を出発し、周辺の火山活動のあとを視察した後、(株)日本製鋼室蘭製作所を訪問した。佐藤所長のごあいさつのち、中村マネージャーの案内で製作所内の製鋼、特殊溶解、鍛錬、機械工場を見学した。同製作所では世界最大級の14,000トンプレスを昨年導入している。機械加工の工場では数多くの発電用

タービンシャフト、蒸気発生器、原子炉容器の上蓋などがところせましと置かれていた。発注は国内だけでなく海外から数多く来ている。室蘭製作所は歴史が古く、開業は1907年までさかのぼる。開業当時の赤煉瓦造りの建物は現在倉庫などに利用されている。当時は煉瓦が国内で入手できなかったためにイギリスから輸入されたということだった。同製作所では製品の鉄に含まれる不純物を少なくする研究を続け、今では極限まで少なくすることができているという。また敷地内では伝統的な日本刀の製作も行なわれている。手作業のなかに高度な技術が詰めこまれた製作の現場を見学することができた。韓国からきた研究者の方たちも北海道内における原子力に関連する施設2箇所と韓国では珍しい火山活動のあとを見ることができて満足な様子だった。

追記: 下記サイトより会議中に撮影された写真をダウンロードできます。ぜひ一度ご覧下さい。

<http://www.nthas4.org/photos.html>

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>

私の担当するニュースレターも本号が最後となります。この一年間に発行した4号(Nos. 45-48)の中で、委員会活動や国際会議報告を初めとする情報を発信するとともに、この分野で精力的に活動をされている方々の研究内容をご紹介しますことができました。無事に編集担当を乗り切ることができましたのも、熱流動部会員、運営委員、学会事務局の方々、そしてお忙しい中快く原稿をご提供頂きました執筆者の方々のおかげと思います。この場を借りて深く御礼申し上げます。

なお、ニュースレターへの原稿は、随時受付を行って

おります。後任者に引き継ぎますので、研究室紹介、会議案内、エッセイ等ございましたら、またニュースレターに関するご質問、ご意見、ご要望等ありましたら、ぜひ下記宛にe-mailをいただければ幸いです。

e-mail宛先: t-okawa@mech.eng.osaka-u.ac.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。