

THERMAL HYDRAULICS

熱流動部会ニュースレター (第 52 号)

AESJ-THD

NEWSLETTER (No.52)

March 3, 2006

研究室紹介

日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究部門
機構論的熱設計研究グループ
吉田 啓之

当研究グループは、日本原子力研究開発機構(以下、原子力機構)原子力基礎工学部門に 23 ある研究グループの一つであり、原子炉内などの伝熱流動に関わる研究を行っている。現在は、原子力機構で開発中の超高燃焼水冷却増殖炉の炉心熱設計に関する研究を中心に実施している。以下に、当研究グループで実施中の「高稠密格子除熱技術の開発」について紹介する。

原子力機構を中心とし、電力会社・メーカー・大学が協力して超高燃焼水冷却増殖炉の開発を進めている。水冷却炉において 1.1 以上の高い増殖比を達成するためには、直径 10mm 程度以上の燃料棒を燃料棒間ギャップ幅 1mm 程度以下の高稠密三角格子上に配列するとともに、炉心平均ボイド率 70% 程度の高ボイド沸騰二相流により冷却する状況の実現が必要である。この状況は熱工学的には極めて厳しい条件であると考えられ、高稠密格子炉心の伝熱的、流動的限界を決定することが超高燃焼水冷却増殖炉の工学的成立性を確立するための必須な課題となっている。そこで、本技術開発では、燃料棒間ギャップ幅 1mm 程度以下の高稠密格子炉心での熱工学特性を把握するとともに、その伝熱的、流動的限界を決定できる熱特性予測技術開発に基づく除熱技術開発を目標とする。本技術開発は、大きく 3 つの部分に分かれる。一つは、流路外壁の影響の少ない条件での高稠密格子炉心の熱特性

データを取得し、高稠密炉心の熱工学的成立性を確認するための大型熱特性試験である。二つ目は、稠密な炉心内の熱流動を把握すると共に、流動を詳細に計算する三次元二相流解析手法の検証を行うためのデータを提供するモデル実験であり、三つ目は炉心内の二相流挙動を評価し、燃料棒直径やギャップ幅などのスケール効果を明らかにするための三次元二相流解析手法開発である。以下に、これら各項目について、その一部を紹介する。

1. 大型熱特性試験

大型熱特性試験は、37 本の模擬燃料棒からなる稠密格子バンドルを用い、定常並びに過渡時の限界出力等の熱特性試験を行い、稠密格子炉心の熱特性に係る燃料棒本数の効果、燃料棒間ギャップ幅の効果、燃料棒曲がりの効果を明らかにするものである。実験装置は、設計炉心と同じ高温高压条件での熱特性試験が可能な大型装置である(図 1 参照)。図 2 に、試験体の断面図と軸方向出力分布を示す。本試験体は、模擬燃料棒 37 本が正六角形状のステンレス製フローシュラウド内に装荷された構造となっている。模擬燃料棒の外径は 13.0mm であり、棒間ギャップ幅は 1.3mm 及び 1.0mm である。スペーサは、肉厚が 0.3mm、高さが 20mm のハニカム型スペーサである。間接通電発熱で発熱する模擬燃料棒には、非接地型 K 型熱電対(シース外径 0.5mm)を表面に埋め込まれており、これにより表面温度を測定した。



図1 大型熱特性試験装置の外観

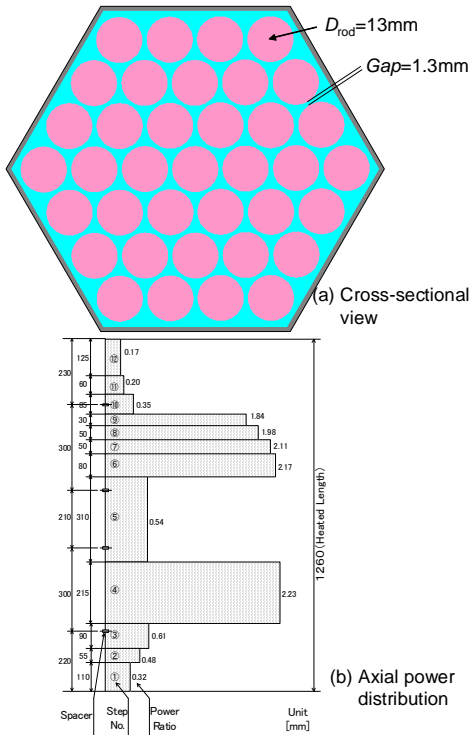


図2 大型熱特性試験部断面及び軸方向出力分布

燃料棒の軸方向出力分布は、水冷却増殖炉の設計案を12ステップで模擬したものである。

本試験の最も重要な試験項目である定常時の限界出力試験の結果に関し、燃料棒間ギャップ幅1.3mmと1.0mmでの試験結果の比較により、燃料棒間ギャップ

幅効果(以後、“ギャップ幅効果”と記す)の検討を行った。図3にノミナル条件(出口圧力:7.2MPa, 入口水温:283°C)において、ギャップ幅効果を検討した結果を示す。同一質量速度の場合、ギャップ幅1.3mmの場合と比べ、ギャップ幅1.0mmの限界出力は約20%低い。これは、ギャップ幅1.3mmと1.0mmにおける流路面積の差(16.1%)と同程度であり、質量速度が同じ場合、燃料棒間ギャップ幅が狭い試験体では燃料棒周囲を流れる水の量が少ないため、限界出力が低下したと考えられる。

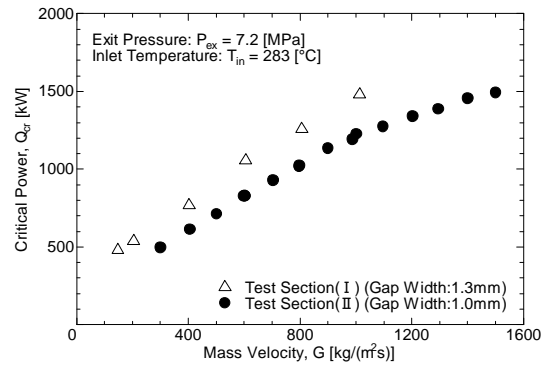


図3 限界出力に及ぼすギャップ幅の影響

2. 熱流動モデル実験

現象の把握、重要因子の評価、詳細解析コードの検証や改良に必要なデータの取得を目的として多くの熱流動モデル実験を実施している。ここでは、その中から代表的な2つの実験を紹介する。

2.1 流体混合モデル実験

後述の界面追跡法による詳細二相流解析コードTPFITの検証データ取得を主眼とし、ギャップ通過時のスラグ気泡の変形・分裂挙動を観察するため、大気圧条件での水-空気・2チャンネル流体混合実験及び高圧(2MPa)条件での水-蒸気・2チャンネル流体混合実験を実施した。ここでは、水-蒸気・2チャンネル流体混合実験の概略及び実験結果の一例を紹介する。

水-蒸気・2チャンネル流体混合実験装置の試験体は原子力科学研究所二相流ループ実験棟内の高温高圧ループ(使用圧力2.0MPa)と接続した。試験体のループ図を図4に示す。試験体は二重構造とし、外管側には断熱などを目的としてサブクール水を通して。試験体内管側は二本の平行矩形断面チャンネル(8mm×8mm断面, Ch.A及びCh.B)から構成し、流れ方向の一部に可視化窓を持つ連通部を設けた。チャ

ンネル長さは 1000mm であり、連通部(幅 2mm, 水平方向長さ 4mm, 流れ方向高さ 60mm)を入口から約 600mm の位置に設けた。各チャンネルの上流側にはそれぞれ流量調節用バルブ、予熱器を設け、チャンネルごとに流量と熱平衡クオリティを独立して設定できる。試験では、Ch.A 及び Ch.B の入口・出口流量、チャンネル間差圧及び連通部での流動様式観察(高速度ビデオ)を実施した。

実験結果の一例として、二相流条件における流動状態の観察結果の一例を図5に示す。両チャンネルの連通部上流側での流動様式は共にスラグ流である。スラグ気泡の一部がギャップ部に浸入する(図中 A)とともに、浸入部の上流側でスラグ気泡の一部がへこんで

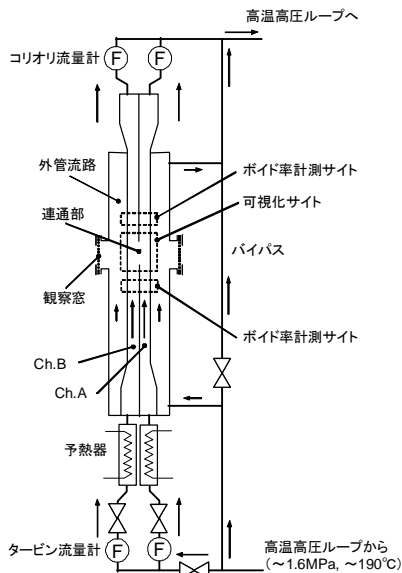


図 4 チャンネル流体混合実験の試験体フロー図

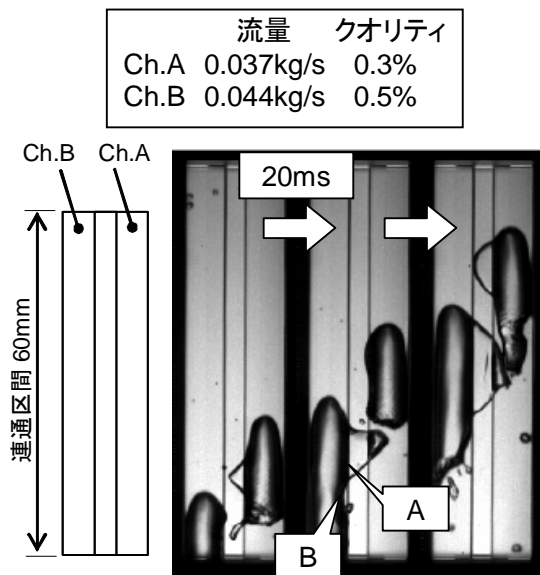


図 5 気液界面挙動の観察結果

いる(図中 B)ことが分かる。スラグ気泡表面の凹みの原因は、この高さで下流側での気相のクロスフローと逆方向の水のクロスフローが発生しているためと考えられる。

2.2 中性子ラジオグラフィボイド率測定試験

中性子ラジオグラフィによるボイド率測定試験の一例として、稠密燃料集合体内の沸騰開始から高ボイド率までの空間的変化を把握し、検証データを取得するために実施した 14 本バンドル試験体による試験の結果を紹介する。図6に14本バンドル試験体の概略図を示す。試験体の加熱長は 0.24m であり、ほぼ全加熱領域を対象として、ボイド率を計測した。圧力は大気圧近傍で、入口水温は約 90℃、実験パラメータは質量速度と加熱量である。中性子源として研究用原子炉 JRR-3M を使用して、中性子ラジオグラフィ像を記録し

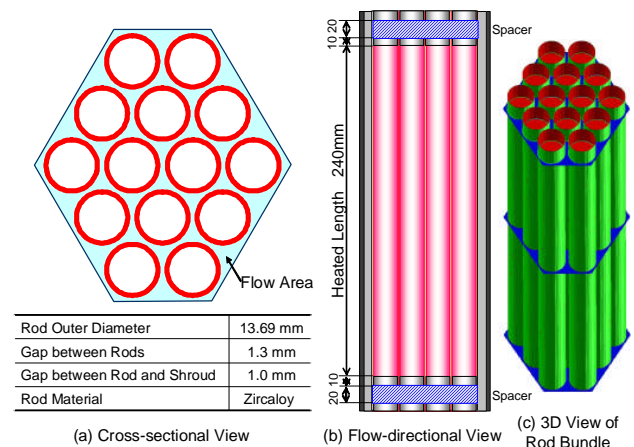


図 6 バンドル試験体の概略

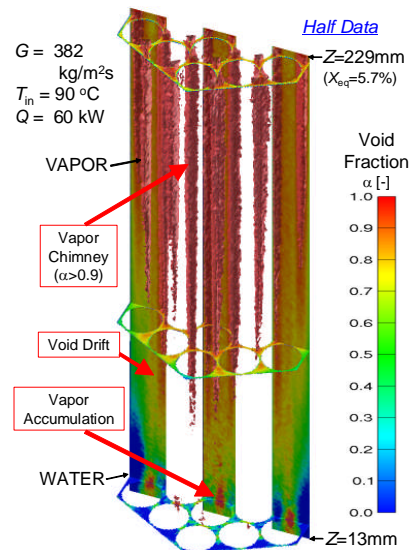


図 7 三次元ボイド率分布

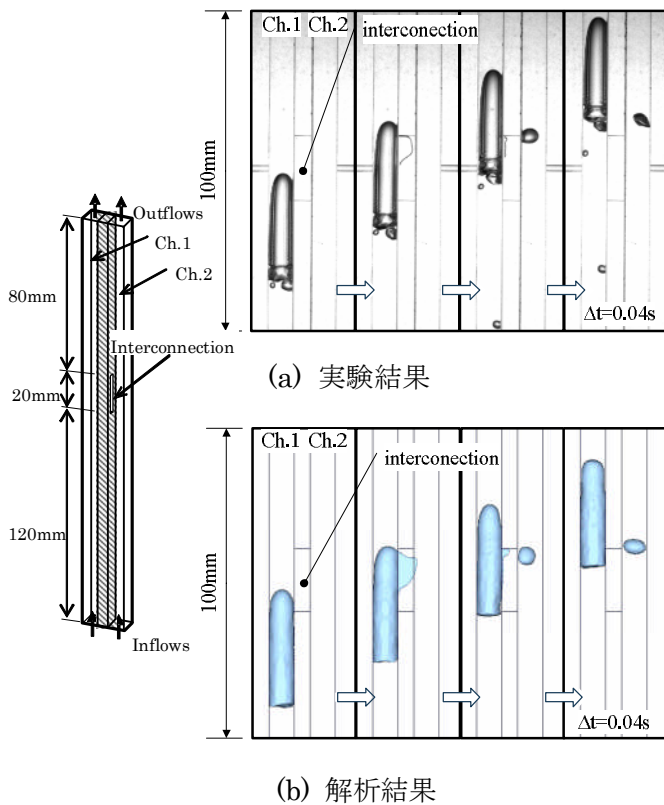


図8 気液界面挙動の比較

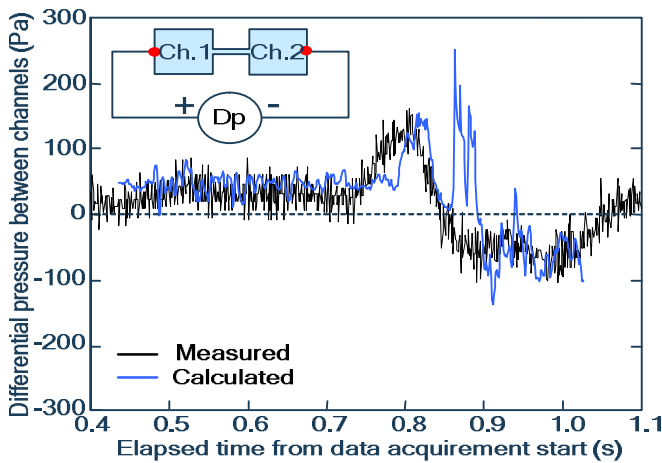


図9 チャンネル間差圧の比較

た後、並列計算機を用いてボイド率(時間平均)の三次元分布や瞬時ボイド率を算出した。

図7に測定結果の一例として、三次元ボイド率分布を示す。図では、データの手前半分のみ表示しており、赤い部分が高ボイド率部、青い部分が低ボイド率部である。この結果から、(a)水平断面内では中央部のボイド率が高くなる、(b)3つの棒間(三角部)の中央部に蒸気が集積し、いわゆる「Vapor Chimney」が形成される、(c)沸騰開始点の直上部では、棒間の狭い部分にボイド率が高い領域が発生することが分かった。

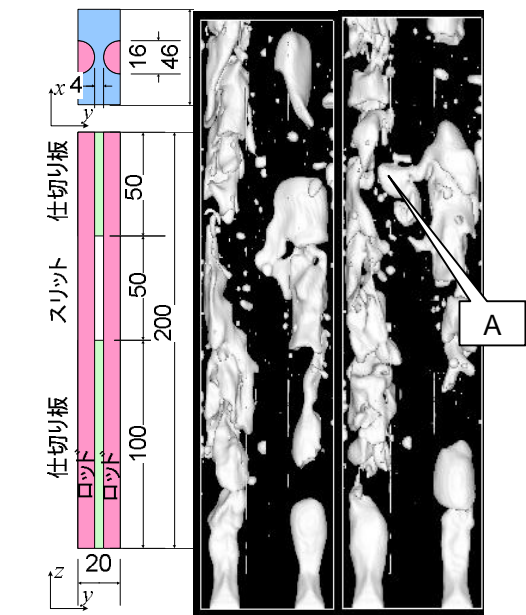


図10 計算体系及び流動状態の縦断面図

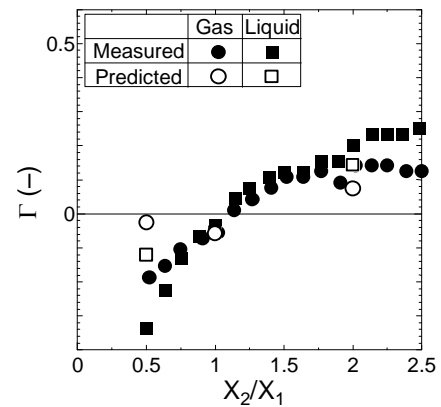


図11 混合係数

3. 三次元二相流解析手法開発

原子炉炉心熱設計における Design by Analysis の確立を目指し、炉心内の気泡や液膜などに対する燃料棒間隔などの影響を高い精度で予測できる三次元詳細二相流解析手法を開発している。ここでは、その一例として、界面追跡法による詳細二相流解析コード TPFIT の解析結果の一部を紹介する。

3.1 サブチャンネル間流体混合解析

TPFIT コードのサブチャンネル間流体混合解析の妥当性を確認するため、2チャンネル・水-空気流体混合実験に本コードを適用した。図8に解析体系及び実験と解析の気液界面挙動の比較を示す。解析は流体混合部での気泡の移動や形状変化も含め実験と良く一致しており、気泡移動の際に発生する、瞬時

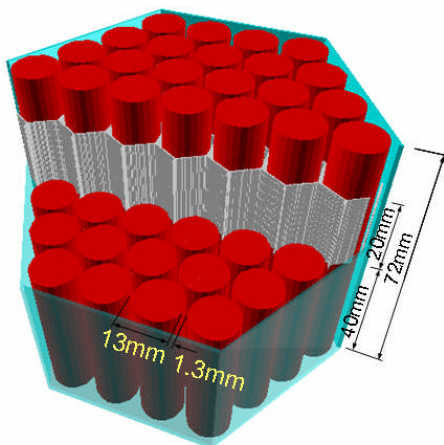


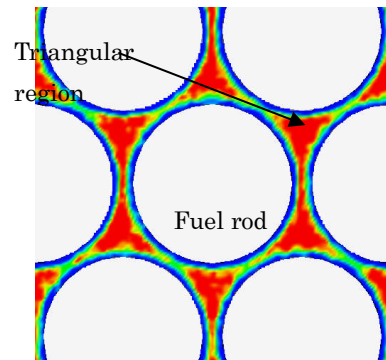
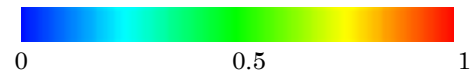
図 12 稠密燃料集合体計算体系

の微小な圧力差についても実験と一致した(図 9 参照)。これらの結果から、大気泡による流体混合が、チャンネル間の局所的な瞬時圧力差により生じることを初めて明らかにした。

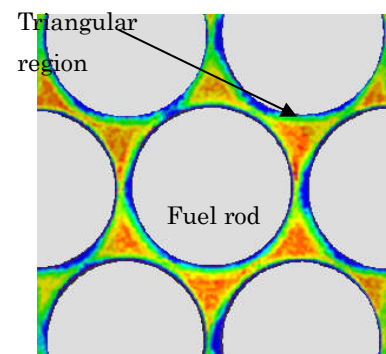
隅田ら¹⁾による実験を模擬し、現行軽水炉用燃料集合体をモデル化した体系での流体混合解析を実施した。図 10 に解析体系及び解析による流動状況を示す。図 10 中の A で示されるように、燃料集合体を模擬した体系における流体混合現象を、詳細二相流解析により再現することに成功した。さらに、冷却材流量配分量を表すチャンネル間空気流量比($X2/X1$)に対する両相混合係数を図 11 に示す。解析値は実験と良く一致し、冷却材流量配分を詳細二相流解析により評価し、流体混合に関する相関式を作成することが可能であることを確認した。

3.2 稠密炉心内詳細二相流解析

原子炉燃料集合体内の二相流を詳細に解析するためには、通常の計算機では計算資源が不足するため、解析コードの並列化を実施し、大規模シミュレーションの実施を可能とした。燃料集合体内の大規模解析の一例として、1 で紹介した大型熱特性試験装置を模擬した解析を実施した。図 12 に解析体系を示す。解析に用いた格子数は 1 領域あたり水平断面方向が 632×555 、流れ方向が 160 で、総格子数は約 5,600 万格子である。解析は、熱の影響がない非加熱等温流条件に対して実施した。気相及び液相の物性値は、炉心条件(炉心入口で水単相、温度約 283°C 、圧力 7.2 MPa 、燃料集合体 1 カラムあたりの総流量と総加熱量は約 $400\text{ kg/m}^2\text{s}$ 及び 550 kW)を模擬した。図 13 に、



(a) 解析結果



(b) 実験結果

図 13 水平断面内ボイド率分布の比較

中性子ラジオグラフィにより取得した稠密燃料集合体内ボイド率分布と解析結果の比較を示す。解析結果は、実験で示された蒸気はサブチャンネルの中心部に集まり、液膜が燃料棒間の狭隘部に集まる傾向を再現していることが分かる。

4. まとめ

当研究グループで実施している研究の中から、高稠密格子除熱技術に関連した研究の一部を紹介した。以上で紹介した研究は、原子力学会等で発表しているので、詳細は論文等を参照されたい。

謝辞

本研究は、文部科学省からの受託研究「超高燃焼水冷却増殖炉用燃料集合体に関する技術開発」による成果の一部である。

参考文献

- 隅田ら, 日本機械学会論文集 (B 編), 61 巻, 587 号, p.306-311, 1995

運営委員会報告

第 27 熱流動部会運営委員会 議事録

- (1) 日時：平成 18 年 1 月 27 日（金） 10:00-12:00
- (2) 場所：日本原子力学会会議室
- (3) 出席者：杉山部会長、佐藤副部会長、澤田表彰委員長、上出企画委員長、堀田研究委員長、吉田広報委員長、山本広報副委員長、山口総務委員長、梅澤総務副委員長（梅澤記）
- (4) 配布資料
- ① 総務委員会資料（資料 1 議事次第、資料 2 平成 17 年度予算、資料 3 部会費配付金・管理費算定表、資料 4 熱流動部会特別予算、資料 12 熱流動部会役員履歴）
- ② 副部会長資料（資料 5 第 36 回安全工学シンポジウム 第 2 回実行委員会議事録、資料 8 KNS-AESJ Meeting on Joint Summer School、資料 9 NTHAS5 の状況について）
- ③ 企画委員会活動報告（資料 6）
- ④ 国際委員会活動報告（資料 7）
- ⑤ 広報委員会活動報告（資料 10）
- ⑥ 出版編集委員会活動報告（資料 11）

議事

1. 部会長挨拶（杉山憲一郎部会長）

これまで種々混乱があったが、收拾してジョイントサマースクール等の運営委員会活動を進めてゆきたいとのご挨拶があった。

2. 総務委員会（山口彰総務委員長）

2.1 熱流動部会予算

資料 2、3、4 により以下報告がなされた。

- ・ 部会配付金、管理費(資料 3)が部会会員数に比例して決められた。努力して会員を集めたところは予算が大きくなる。管理費は、前は 6 万円均一であった。熱流動部会は、管理費が若干増加したが配付金の増加によりネットで増加。
- ・ 熱流動部会は、繰越額が多いので部会特別予算(資料 4)を提出する必要がある。

特別予算案について以下説明がなされた。

- ・ 2009 年頃に日本で NURETH が開催される見込みであるため、2007 年度から準備金を支出にあげている。
- ・ 調査分科会は片岡先生の委員会、セミナー補助金は Dr.フォーラムに対応。
- ・ NURETH での収入により繰越額が大きくなっているので、よい企画があれば使ってゆきたい。

2.2 安全工学シンポジウム（佐藤副部会長）

第 2 回安全工学シンポジウム実行委員会に出席された佐藤副部会長から、以下説明がなされた。(資料 5)

- ・ これまでの 2 回の実行委員会で企画はほぼ決定した。
- ・ 電気学会が幹事であり、オーガナイズドセッションも 3 件ある。
- ・ 共催分担金(2 万円)は、原子力学会が負担する予定。
- ・ 今後、原子力がどの程度貢献するか考える必要がある。オーガナイズドセッションに 1 件程度はノミネートしたい。

原子力学会の貢献に関して以下議論があった。

- ・ 安全の中でも原子力は関心が高く、他産業にプラスになる情報も多いと思う。過大な負担にならない範囲で貢献すると個人的に言ってきた。専門家の枠から出て、この様な場で宣伝も含めて発表してゆくのよい。36 回の歴史があり、参加学会も 40 と多い。
- ・ 出席の経験があるが、内容は非常に雑多であり、出ずなら他産業の人が聞きたくなるようなものがよい。他の部会と相談して企画段階で調整すべき。
- ・ 熱流動部会に限定せず、他の関係部会と共同して来年のセッション発表を提案してはどうか。これまで委員は出していたが、活用することは考えてこなかった。ニュースになる事項には人が集まる。

以上を受けて、部会等運営委員会で議論してもらうこととなった。

2.3 表彰制度

澤田表彰委員長より、平成 17 年度の部会表彰について表彰委員会の審議結果が報告された。また、自薦、他薦を奨励する方策について議論された。

2.4 学会発表募集制度の変更

以下の現状を踏まえて 2006 年秋の大会から、タイトル、アブストのみで応募を受け付け、より発表に近い時点でペーパーを提出する方向で制度を変更することが検討されており、春の年会のプログラム編成委員会においても、練習の意味でタイトルとアブストのみで分類・編成を行われた旨、山口総務委員長から紹介があった。

- ・ 予稿提出と発表までの期間が長く、予稿集が発表内容と乖離する場合があります、参考文献として有用でない。
- ・ 予稿が 1 ページであるため技術内容が十分に盛り込めない。

これに関して以下のような意見が出された。

- ・ 特別セッションはペーパー無しでよいのか。→ 委員会で検討される予定。
- ・ Dr.フォーラムのように時間をかけてじっくり発表、

議論をすることも有意義である。現在発表は一律20分であるが、発表時間が長いコースを設けることも検討したらどうか。

- ・ 発表がフルペーパーになったら、ジャーナルとの二重投稿になるとの意見もある。
- ・ 年2回の大会を維持できるか。また、学会発表は即応性が魅力で、学会発表→国際会議発表の手順からすると今くらいの方がよいとの考えもある。
- ・ 燃焼学会の例を見ると、学会発表はオンゴーイングペーパーが主であり9割くらいが受理されるが、ジャーナルは断トツに権威が高く、リサーチペーパーが主で受理されるのは半分くらいである。ジャーナルはレビューアに大きく依存するが。

2.5 その他

- ・ 年会において、熱流動部会としてセッション枠以外にも出しても良いので積極的に活用願いたいとの依頼があった。
- ・ 今後の学会開催予定地について紹介があった。

3. 企画委員会活動概要（資料6）

資料6により上出委員長から企画委員会活動状況について説明がなされた。学会での企画セッションは今後企画委員会で取り纏め願えればとの依頼があった。功績賞受賞講演に関して、部会総会において一部の時間での案があったが、時間を取って講演いただき若手にもじっくり聞いてもらうのがよいとの意見があり、NTHASまたはJoint School/Seminarの場で記念講演をしていたく方向で調整することとなった。

4. 研究委員会活動概要

堀田研究委員長から、現在片岡先生の委員会(炉心・燃料・機器の合理的熱流動評価・開発手法)に続いて、三島先生の軽水炉炉心に係る委員会、岡本先生のロードマップ関連(超音波流量計)の委員会が予定されている状況について紹介があり、今後標準化が望まれるような項目が無い意見が求められた。これに関して以下のような議論がなされた。

- ・ 軽水炉の二相流分野はメンバーが固定化してきているので、高速炉、次世代炉等分野を広げ、委員会立ち上げの努力をしてもよいのではないか。学会での議論を経て規制合理化に繋げられる。
- ・ 学会の機能化が課題になっているが、種々の規制案件が機会学会に持って行かれている。リスク情報の活用に関して、JNESに働きかけてみてはどうか。
- ・ 次世代炉に関してはGEN4において安全についても議論されておりネタは色々ある。→ 今後相談することとなった。
- ・ サイクル機構ではもんじゅの安全審査に入る前に、安全研究専門委員会を百数十回開いて先生方にFBRについてよく知ってもらった。これは先生方を育てることもなり、審査体制が充実した。高速炉関係委員会立ち上げを図るのはJAEAの仕事であり、

学会の場を活用して欲しいと思う。

- ・ 保安院にも委員会には入って勉強してもらえば、規制もより健全になる。

5. 国際委員会活動概要（資料7～資料9）

田中委員長が欠席のため、NTHASの日本側 Technical program 委員長である佐藤副部会長から、NTHASの状況について以下説明がなされた。

- ・ 現在、組織委員について韓国に連絡済みであり、回答待ちの状況。Joint School/Seminar に関しては先方も前向きであるが、調整にはもう少し時間が必要な状況。
- ・ Web サイトはまだ開いていない。日本側の査読委員についてそろそろ検討を開始する必要がある。
- ・ メインプレゼンターは、日本から2名の予定であり、1名はJAEAから出せるが、もう1名をお願いする必要がある。大学の先生か。
- ・ Joint School/Seminar は、日程が未定であり、計算科学技術部会、発電部会との共催であるが、Dr.フォーラムと併せて等の意見もある。
- ・ NTHAS の日本側組織委員には、学会誌特集号に関する前回の反省を込めて、阿部先生にも入ってもらっている。

6. 広報委員会活動概要（資料10）

吉田広報委員長から資料10により広報委員会活動状況について説明がなされた。

NTHASの詳細が決まったらホームページに記載することとなった。

シビアアクシデント及びアクシデントマネジメントに関する国際会議に関して以下議論があった。

- ・ 30数件のアブストが集まり予定数には到達しているが、締切は1月末まで延期されている。
- ・ 熱流動部会主催(NUPECと共催)であるので、プログラム等問題ない範囲でHPに乗せることとする。
- ・ 発電部会との共催をもちかけたが、小森部会長からは参加はするが発表はしないとのことである。
- ・ シビアアクシデントについては、解析コードの入力を少し変えただけで結果が大きく変わるようなことも経験しており、コードの本質を判る人が少なくなることを懸念している。高速炉と軽水炉の関係者の交流が是非必要である。

7. 出版編集委員会活動概要（資料11）

阿部委員長欠席のため山口総務委員長より資料11により説明がなされた。また、任期等について以下説明があった。

- ・ 論文誌編集委員の担当責任者には丸2年の経験が必要であり、出版編集委員長の任期2年では不足することより、阿部委員長と相談して出版編集副委員長を設けて、委員長が編集担当責任者になるように制度を変更するので了承頂きたい。
- ・ 論文誌編集委員は7月に決まるので、4月の出版編集委員の交代時期とずれて、次期に関しては3ヶ月

の空白が生ずる。

8. 次期運営委員について (資料 12)

山口総務委員長より資料 12 により交代委員について説明がなされ、各委員の候補者について意見が出された。部会長は、ほぼ大学→研究所→メーカー→大学の順になっていることより、次はメーカーから候補者を選定して打診中であることが紹介された。

最終的に決定された下記の来年度の各委員候補者は、春の年会で紹介・承認される。

- ・ 部会長 ← 副部会長
- ・ 副部会長 新任
- ・ 広報委員長 ← 同副委員長
- ・ 広報副委員長 新任
- ・ 企画委員長 新任
- ・ 出版編集委員長 新任

- ・ 表彰委員長 ← 部会長

なお、広報委員長に関して、これまでメーリングリスト（3百数十人分を毎年更新）を取り扱うことが可能な組織である必要があったが、学会にメーリングリスト用サーバーを借りられないか確認した結果、外部のサーバーを年間5千円程度で借りられることが判ったため、熱流動部会の予算で借りることとなった。

9. 副部会長挨拶 佐藤和二郎副部会長

昨年JAEAが発足し良い節目で就任することが出来たので、今後今日の話しを前に進めるように務めたいとのご挨拶があった。

以上

シビアアクシデント及びアクシデントマネージメントに関する国際会議 開催のお知らせ

シビアアクシデント及びアクシデントマネージメントに関する国際会議(Technical Meeting on Severe Accident and Accident Management)の開催案内及びプログラムを掲載します。

主催：日本原子力学会熱流動部会、
(財)原子力発電技術機構(NUPEC)

共催：IAEA

日時：平成18年3月14日(火)～16日(木)の3日間

場所：虎ノ門パストラル

参加費：3万円/人、ただし、学生はいずれの場合も1万円/人

事務局(参加申込、アブストラクト提出先、詳細問い合わせ先)
〒105-0001 東京都港区虎ノ門4-1-8 虎ノ門4丁目MTビル
(財)原子力発電技術機構 安全解析部
白川典幸

(TEL 03-4512-2556、E-mail shirakawa@nupec.or.jp)

Program of the Technical Meeting on Severe Accident and Accident Management for Nuclear Power Plants

March 14 (Tuesday)

Time: Session / Authors	Title of Presentation
9:00—12:00: Opening and Plenary Session	
Welcome and Opening Remarks by Mr. Toru Namiki (NUPEC President) and Prof. Ken-ichiro Sugiyama (Hokkaido Univ., Chairman of THD-AESJ)	
Mr. Mitsuhiro Kajimoto (JNES, Japan)	JNES Activities in the Area of Accident Analysis and Accident Management
Dr. Alex Viktorov (Canadian Nuclear Safety Commission)	Formulating the Regulatory Position on Severe Accidents in Canada
Dr. Sukho H Lee (IAEA)	IAEA Activities in the Area of Accident Analysis and Accident Management
Prof. Seiichi Koshizuka (Tokyo Univ.)	Numerical Study of Fundamental Processes of Severe Accidents using a Particle Method
12:00—13:30: Lunch	
13:30—15:15: Technical Session (1) 105 minutes LWR Accident Management (1)	
W. Hering (FZK, Germany)	Degraded core reflood: present understanding based on experimental and analytical database and its impact on LWRs

T. Nguyen (AECL, Canada)	Development of Severe Accident Management Guidance (SAMG) for the Canadian CANDU 6 NPPs
E. Urbonavicius (LEI, Lithuania)	Specifics of RBMK-1500 reactor and approach to accident management
K. R. Kim (KAERI, Korea)	Development of a Totally Integrated Severe Accident Training System
15:15 – 15:35: Coffee Break	
15:35 – 17:50: Technical Session (2) 135 minutes LWR Accident Management (2)	
K. Dinnie (NSS, Canada)	Role of Accident Analysis in Development of Severe Accident Management Guidance for Multi-Unit CANDU Nuclear Power Plants
I. Basic (APoS, Croatia)	Prioritization of the recovery actions in the Krško SAMGs
D. Ji (Shanghai Jiaotong Univ., China)	Study on Depressurization Measurements and Impacts in PWR
Y. Chen (BINE, China)	Optimization analysis of CNP1500's DPDS
J. Duspiva (NRI, Czech Rep.)	Analytical Support of Plant Specific SAMG Development Validation of SAMG Using MELCOR1.8.5

March 15 (Wednesday)

Time: Session/Authors	Title of Presentation
9:00 – 10:20: Technical Session (3) 80 minutes LWR Accident Management (3)	
N. Muellner (U. Vienna, Austria)	A Procedure to Optimize the Timing of Operator Actions of Accident Management Procedures
M. Cherubini (U. Pisa, Italy)	Application of an Optimized AM Procedure following a SBO in a VVER1000
P. Liu (BINE, China)	Control of Hydrogen Concentration in the Containment after SA in NPPs
10:20 – 10:40: Coffee Break	
10:40 – 12:00: Technical Session (4) 80 minutes LWR Experiment (1)	
C. Lopez del Pra (CIEMAT, Spain)	Preliminary Steps towards Assessing Aerosol Retention in the Break Stage of a Dry Steam Generator during Severe Accident SGTR Sequences
T. Kudo (JAEA, Japan)	Enhancement of cesium release from fuel due to fuel oxidation and dissolution under severe accident conditions
M. Kida (JAEA, Japan)	Radionuclide Releases from UO ₂ and MOX fuel under Severe Accident Conditions
12:00 – 13:10: Lunch	
13:10 – 14:55: Technical Session (5) 105 minutes LWR Experiment (2)	
A. Miasoedov (FZK, Germany)	An Overview of the Severe Accident Research within the LACOMERA Platform at the Forschungszentrum Karlsruhe
L. Sepold (FZK, Germany)	Severe Fuel Damage Experiments Performed in the QUENCH Facility with 21-rod Bundles of LWR-type
K. Yoshida (U. Osaka, Japan)	Studies on Boiling Heat Transfer on a Hemispherical Downward Heating Surface Supposing IVR-AM
Y Mitsutake (U. Saga, Japan)	Characteristics of Wetting Temperature During Spray Cooling
14:55 – 15:15: Coffee Break	
15:15 – 17:55: Technical Session (6) 160 minutes Fast Reactor Experiment and Analysis	
H. Yamano (JAEA, Japan)	Development of a Three-Dimensional CDA Analysis Code SIMMER-IV, and Its First Application to Reactor Case
Y. Tobita (JAEA, Japan)	Analytical Study on Elimination of Severe Recriticalities in Large Scale LMFBRs with Enhancement of Fuel Discharge
K. Morita (U. Kyushu, Japan)	Experimental Verification of Fast Reactor Safety Analysis Code SIMMER-III for Transient Bubble Behavior with Condensation

K. Konishi (JAEA, Japan)	The Result of Medium Scale In-Pile Experiment Conducted Under the EAGLE Project
Y. Abe (U. Tsukuba, Japan)	Study of Breakup Behavior of Molten Material Jet in Water
S. Nishimura (CRIEPI, Japan)	Transformation and Fragmentation Behavior of Molten Metal Drop in Sodium Pool
17:55 – 18:30: Break	
18:30 – 20:30: Banquet	At the Pastoral Hotel

March 16 (Thursday)

Time: Session/Authors	Title of Presentation
9:00 – 10:20: Technical Session (7) 80 minutes	Code Development and Analysis (1)
M. Naitoh (NUPEC, Japan)	Overview of SAMPSON Code Development for LWR Severe Accident Analysis
C.M. Allison (ISS, USA)	An Assessment of Effectiveness of Core Exit Temperatures with Respect to PWR Core Damage State Using RELAP/SCDAPSIM/MOD3.4
M. Sonnenkalb (GRS, Germany)	Application of Untegral Code MELCOR for German NPPs and use within Accident Management and PSA Projects
10:20 – 10:40: Coffee Break	
10:40 – 12:00: Technical Session (8) 80 minutes	Code Development and Analysis (2)
S.M. Petoukhov (AECL, Canada)	Status of MAAP4-CANDU Code Development and Simulations of Severe Core Damage Accidents for a Generic CANDU 6 Plant
H.J. Allelein (GRS, Germany)	COCOSYS: Status of Development and Validation of the German Containment Code System
C. Lopez del Pra (CIEMAT, Spain)	Experimental Interpretation and Code Validation based on the PHEBUS-FP Programme: Lessons learnt from the analysis of the containment scenario of FPT1 and FPT2 tests
12:00 – 13:30: Lunch	
13:30 – 15:45: Technical Session (9) 135 minutes	Code Development and Analysis (3)
K. Moriyama (JAEA, Japan)	A Strategy for the Application of Steam Explosion Codes to Reactor Analysis
Y. Choi (KAERI, Korea)	An Analysis of LOCA Sequences in the Development of Severe Accident Analysis DB
V. Shchekoldin (Gidropress, Russia)	Pre- and post-test calculation of severe accident experiments at PARAMETR facility
S.K. Gupta (AERB, India)	Code Comparison for Severe Accident Analysis of VVER-1000
S.K. Gupta (AERB, India)	Analysis of Progression of Severe Accident in Indian PHWRs
15:45 – 16:05: Coffee Break	
16:05 – 17:50: Technical Session (10) 105 minutes	Severe Accident Analysis and Code Development (4)
D. Wilhelm (FZK, Germany)	SIMMER Model of a Low-Enriched Uranium Non-Power Reactor
E. Baglietto (Titech, Japan)	ALPHA analysis with SAMPSON Code
S. Hosoda (NUPEC, Japan)	Containment Integrity Analysis with SAMPSON/DCRA Module
M. Kawakubo (Titech, Japan)	Analysis of the Flammable Gas Distribution in Containment Upper Space Under LOCA with SAMPSON/HYNA

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 : yoshida@hflwing.tokai.jaeri.go.