

THERMAL HYDRAULICS

熱流動部会ニュースレター (第77号)

AESJ-THD

NEWSLETTER (No.77)

Jul. 10, 2012

部会長就任あいさつ

電力中央研究所 木下 泉



2012年度の熱流動部会長を務めさせていただきます。熱流動部会の皆様、ご協力・ご支援よろしくお願ひ申し上げます。

原子力に関する研究開発に係っている者として、昨年3月に起きた東京電力福島第一原子力発電所の事故により、未だに自宅に帰れず、避難を余儀なくされている多くの方々がいらっしゃることを忘れてはならず、一刻も早い復旧のために一人ひとりの専門分野で役に立つことがあれば積極的に貢献することが必要であると思っています。また、安全性向上の追及には終わりはないとの認識の下で、既設軽水炉、燃料サイクル・放射性廃棄物処分関連施設など、試験炉も含めた全ての原子力関連施設の安全高度化のための不絶の研究開発が重要と考えます。

福島第一原子力発電所の事故を受けて、シビアアクシデントなどの事故時の熱流動現象について国内

外の多くの研究機関などで研究開発が活発になっています。熱流動部会でも、(1)熱流動および計算科学技術の観点からの福島第一原子力発電所のシビアアクシデントについての検討および事象の評価、(2)関連する知見の調査・整理、(3)シビアアクシデントに関する物理モデルの調査評価、および(4)軽水炉開発における課題についての検討と今後のシビアアクシデント研究に対するアクションプランの提案、を目的として、昨年度に「シビアアクシデント評価研究専門委員会」を設置しました。また、専門委員会「熱水力安全評価基盤技術高度化検討WG」の中でもシビアアクシデントに係る熱水力ロードマップの改定に向けた議論を行っております。大学、産業界、研究機関など多くの機関の専門家に参加していただいておりますので、世界で再びこのような事故を起こさないための具体的な対策に活用されるような成果が期待できると思います。

熱流動部会の懸案事項の一つにDr.フォーラムの運用が挙げられます。Dr.フォーラムは、シニア研究者、学位取得直後の研究者、および若手研究者が一堂に会し、夜の懇親会も含めて交流を行う場として2001年度に発足しましたが、最近、参加者を確保するための事務局のご苦勞が大きくなってきており、今年3月に福井大学で開催した全体会議の場でご提案させていただきましたように、今年度のDr.フォーラムは実施せず、企画小委員会を中心に、若手研究者が刺激を受ける場としてより魅力あるフォーラムとするための検討を行い、ご提案させていただきたいと思います。

今年度も、熱流動部会の活動に対して、忌憚のないご意見、ご提案、およびご要望を賜りますとともに、積極的なご協力をお願いいたします。

研究室紹介

日本原子力研究開発機構 次世代原子力システム研究開発部門 炉心安全評価グループ 飛田 吉春

炉心安全評価グループは、ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故の事象推移を評価する手法の開発、試験による現象解明と解析手法の検証を行っている。東京電力福島第一原子力発電所での事故を受け、高速炉プラントのさらなる安全性の向上とこれを世界規模で実現する国際的な安全設計指針の構築が重要となっている。

ここでは、日本原子力研究開発機構が中心となって開発してきたナトリウム(Na)冷却大型高速炉(JSFR: Japan Sodium-cooled Fast Reactor)を対象に、当グループで進めてきた実験研究と評価手法開発について、その一端を紹介する。

1) 高速炉の炉心損傷事故解析手法の開発

高速中性子を活用した高速炉システムでは、炉心が最大臨界形状に無いことから、炉心損傷時に冷却材バウンダリーの健全性が脅かされるような機械的エネルギーの発生に繋がる厳しい再臨界事象が発生する可能性があり、高速炉の開発の当初から炉心損傷事故は高速炉の安全研究の主要な課題の一つとして、実験的な研究と解析手法の開発が精力的に進められてきた。

高速炉の炉心損傷事故はその発生原因から大別して ATWS (Anticipated Transients without Scram) と LOHRS (Loss of Heat Removal System) に分類されるが、事象推移が早く、再臨界事象による早期の機械的エネルギー発生のあることから高速炉の炉心損傷を代表する事故事象と考えられる ATWS の ULOF (Unprotected Loss of Flow) 事象における事象推移を図1に示す。高速炉における炉心損傷事故における事象推移は、燃料の損傷が集合体内に留まっている起因過程、損傷領域が全炉心規模まで拡大する遷移過程、熔融炉心物質が炉心から周囲の炉容器内各部に移行する物質移行過程、および冷却材による崩壊熱除去が行われる事故後崩壊熱除去過程に分類される。

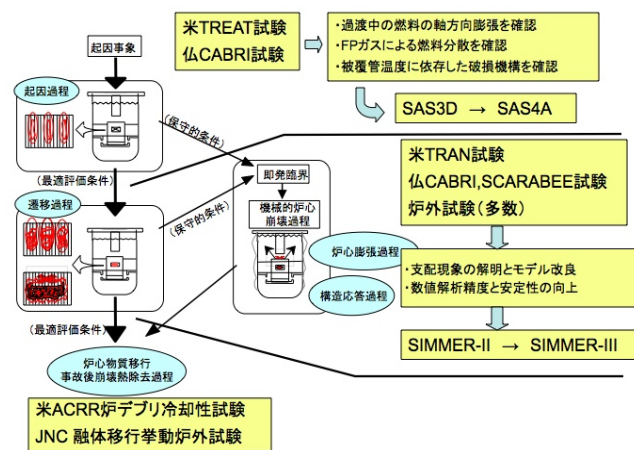


図1 炉心損傷事故の事象推移と安全研究

起因過程における事象推移の評価手法の開発は、主に仏国 CABRI 炉、米国 TREAT 炉における炉内試験研究による事象解明と SAS3D、及び SAS4A コードの開発によって行われて来た 1)。SAS4A コードは燃料損傷が集合体内に留まっている起因過程に適用されるため、図2に示すように出力流量比と燃焼度が類似する集合体を代表する解析チャンネルを想定し、各チャンネル内の冷却材の沸騰から燃料の破損・分散に至る事象を1次元モデルで解析するコードである。

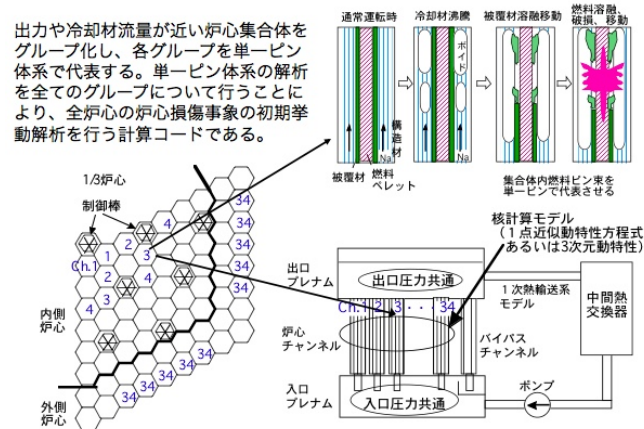


図2 起因過程解析コード SAS4A の概要

本研究室では、起因過程の支配現象に関わる実験的な知見を国際共同研究による CABRI 炉、TREAT 炉における炉内試験で明らかにし、これらの知見を基にして SAS4A コードの検証を進めてきた。CABRI 炉は試験炉の中心に設置した試験燃料ピンを核出力で急速に加熱することで、ULOF 事象が発生した際の燃料の

挙動を実験的に模擬することが可能である。またホドスコープという測定装置を用いて燃料の軸方向分布の時間変化をリアルタイムで測定することができる。この CABRI 炉で観測された燃料の破損に伴う軸方向の密度分布の時間変化を SAS4A コードによる解析結果と比較した一例を図 3 に示す。SAS4A は燃料の破損後の核分裂生成ガスによる分散挙動を適切に再現している。

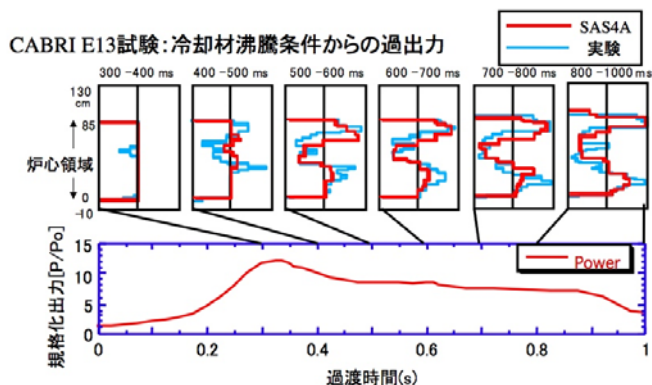


図 3 SAS4A コードの燃料移動モデル検証例

燃料の損傷領域が全炉心規模まで拡大する遷移過程を解析するコードとして本研究室で開発を進めてきた解析コードが SIMMER-III である 2)。SIMMER-III コードは、図 4 に示すように高速炉の損傷炉心における多相多成分の熱流動を解析する流体力学部と、炉心物質配位と温度分布の変化に伴う反応度・出力履歴を解析する核計算部、及び炉心を構成する燃料ピン、集合体ラップ管の溶融破損を解析する構造材計算部を結合した総合コードである。中心となる流体力学部は、高速炉の炉心を構成する燃料・スチール・ナトリウム・制御材・FP ガスの固体・液体・気体状態が混在した損傷炉心における熱流動を解析するための多相・多成分流動解析モデルを有する。核計算部は物質配位が大きく変動する崩壊炉心における反応度と出力の変動を適切に解析するため、空間依存動特性方程式を輸送理論と準正近似を用いて解く手法を採用している。

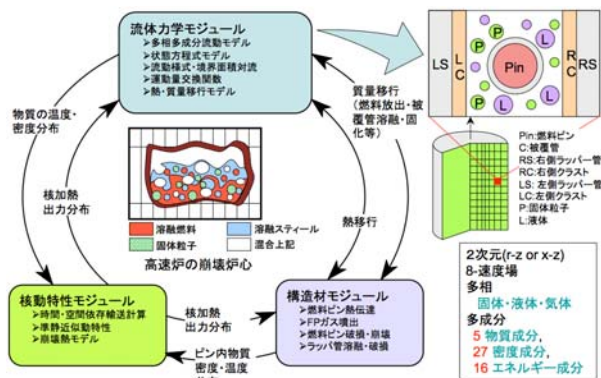


図 4 SIMMER コードの概要

SIMMER-III コードはその開発と並行して欧州研究機関との共同研究によって系統的な検証研究を進めてきた。検証計画第 1 期は理論解のある流動問題、ベンチマーク問題を中心とした verification に主眼を置いた検証を進め、第 2 期は遷移過程の事象推移を支配する融体の固化閉塞形成、プール沸騰、燃料・冷却材相互作用などの物理現象の分離効果試験を対象とした validation を行った。図 5 にその一例を示す。溶融燃料のピン束などの流路への侵入固化は炉心に残留する燃料の量、すなわち反応度レベルに影響を与える重要な現象であるが、SIMMER-III で採用されている融体から壁面への熱伝達モデル、固液混相の融体の流動性をモデル化した粒子粘性モデルにより、実験で観察されている熱伝導支配のクラスト形成と融体先端でのバルク固化挙動が混在する混合閉塞挙動を適切に解析できることが示されている 3)。

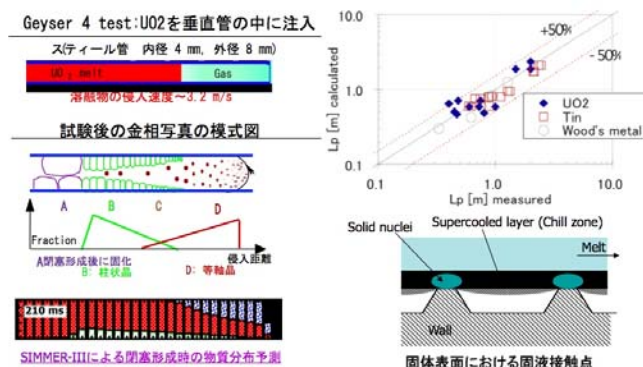


図 5 融体の侵入固化試験による SIMMER の検証例

II) 再臨界排除に向けた研究

従来の安全評価においては、図 1 に示すように機械的エネルギー発生の可能性を保守的想定を用いて評価し、これに対して十分な耐性を有することを示すアプローチが採られてきた。しかしながら機械的エネルギー発生の可能性は本来、設計や事象想定に大きく依存する。即ち、設計における一定の配慮と、物理過程に関わる知見を実験的に得ることにより、このような有意な機械的エネルギーの発生そのものを論理的に排除することが可能であると考えられる。

CABRI 炉内試験を始めとする研究から、事故の初期過程においては冷却材沸騰などの正の反応度効果と、その結果としての溶融燃料の軸方向分散による負の反応度効果がバランスし、設計において冷却材ボイド反応度などに適切な配慮がなされる限り初期過程の事象推移はマイルドなものとなることが確認されている 4)。これに対して、遷移過程と呼ばれる後続の過程においては、炉心内の燃料の動きに依存して厳しいエネルギー放出に至る可能性が考えられ、これが安全上の重要課題としての「再臨界問題」となっていた。このような再臨界問題は炉心燃料が大規模に溶融してその運動の自由度が増加した段階で顕在化する。従って、炉心損傷の初期の段階で溶融した炉心物質を炉

心外へ排出すれば、厳しいエネルギー放出に至る再臨界の発生を排除することが可能になると考えられる。

JSFR の炉心安全設計においては、炉心損傷初期過程に対しては、厳しい事象推移を回避する目的で設計段階から炉心のボイド反応度を一定のレベル以下に制限する方策を、炉心損傷後期過程に対しては溶融燃料プールの揺動に起因した再臨界を回避する目的で燃料集合体内部に溶融燃料を流出する経路（内部ダクト）を設けた FAIDUS 集合体（Fuel sub-Assembly with an Inner Duct Structure）と呼ばれる燃料集合体を設置する方策を採用している。FAIDUS では集合体内に設置する内部ダクトの壁厚みを集合体のラッパー管の厚みよりも薄く設定することで、溶融した燃料がラッパー管を溶融貫通して炉心規模の溶融プールを形成する以前に内部ダクトが破損して溶融燃料が炉心領域から排出されるようにする。これらの設計方策を採用することにより、JSFR における炉心損傷事故の事象推移は図 6 のようになると考えられる。

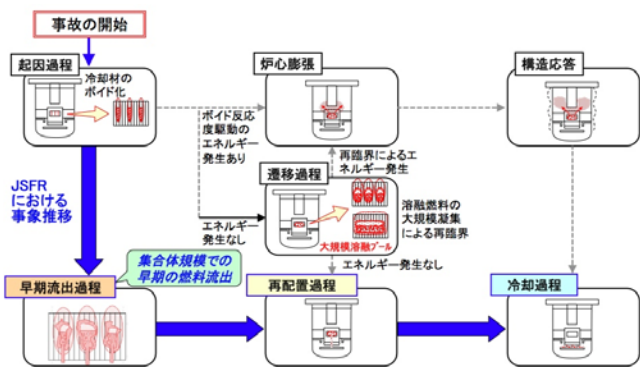


図 6 将来の高速炉が目指す炉心損傷事象推移

本研究室では、ここで示した FAIDUS による再臨界排除の有効性を実験的に実証することを目的として、カザフスタン共和国国立原子力センター（NNC）と共同で NNC が有する IGR 炉を用いた炉内試験及び炉外試験からなる EAGLE 計画 5) を進めている。

IGR 炉は黒鉛を減速材とする炉心の中央にある試験孔内に設置した試験装置内で数 10kg の燃料を溶融させ、炉心損傷事故を模擬した試験を実施することができる世界でも唯一の試験炉である。また、試験装置内の燃料に加える核出力の過渡も、半値幅数 10ms の極めて短時間のパルス状から数 10 秒の緩慢な出力変化まで柔軟な設定を行うことが可能であることも特徴の一つである。

EAGLE 計画では IGR 炉内に FAIDUS 集合体を模擬した試験体（図 8）を設置し、核加熱によって燃料ピンの溶融、内部ダクトの破損、溶融燃料の流出という一連の現象に関する試験的知見を取得した。試験体の各部に設置された熱電対の信号の一例を図 8 に示してあるが、本研究室ではこれらの試験結果の分析を行い、壁破損直後にダクト内のナトリウムは急速に排除

され、溶融した炉心物質は蒸気に満たされたダクト内を急速（1s 以内）に流出し、さらに流出先の下部ナトリウムにおける冷却材の蒸発による加圧も流出挙動にほとんど影響を与えないことを確認した。これらの試験では燃料の溶融領域と流出先の圧力差は約 1 気圧前後に設定されており、核分裂生成ガスによる加圧で 10 気圧程度の圧力差が生じる実際の崩壊炉心条件ではより急速な流出が生じると考えられる。

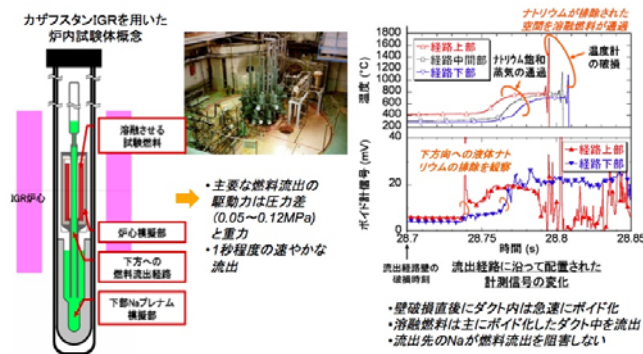


図 8 EAGLE 試験体概念と試験結果の例

最後に、これまでに述べた実験的な知見とこれを反映した SAS4A、SIMMER-III 等の解析手法を用いて JSFR の実用炉における炉心損傷事故の事象推移の評価を行った結果の一例を図 9 に示す 6)。ボイド反応度等の設計条件を適切な値に設定することで起因過程は厳しい出力バーストが発生することなく終始し、起因過程の過渡出力で溶融した炉心物質が FAIDUS の内部ダクトを通して流出して未臨界状態となる。燃料流出後の炉心は可動性に乏しい未溶融の燃料、あるいは一旦溶融して固化した燃料のみであるため、以後は崩壊熱で徐々に燃料の溶融と制御棒案内管などの構造を通した流出が進行する物質移行過程を通して未臨界状態が維持され、厳しい再臨界が回避される見通しを得ている。

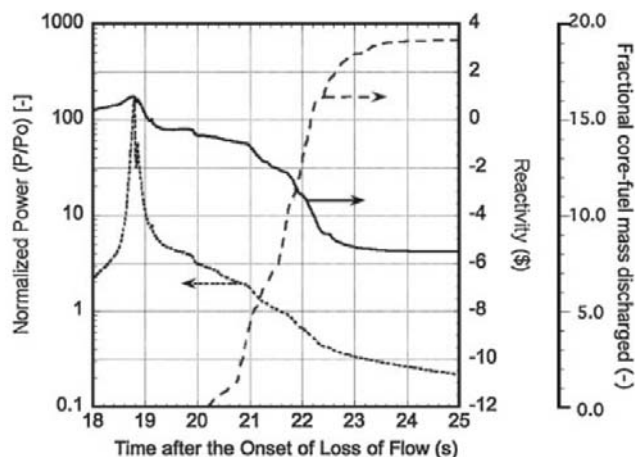


図 9 JSFR 実用炉における燃料流出挙動

III) おわりに

高速炉の炉心損傷事故の事象推移を評価する手法の開発、試験による現象解明と解析手法の検証の現状について紹介した。東電福島第一発電所の事故を受けて、改めて炉心損傷事故の解析評価手法の開発を推進する重要性が認識されている。今後は整備が進められてきた解析手法を既存の原子炉の安全評価、将来の高速炉の安全設計基準への反映を進める必要が高まっていることから、シビアアクシデントを対象とした解析手法に対して、解析結果の信頼性を保証するための客観的且つ合理的なルール作りが求められている。

V) 参考文献

- 1)N. Nonaka, et al., NT, 98, pp.54-69 (1992)
- 2)Y. Tobita, et al., NT, 153, pp.245-255 (2006)
- 3)K. Kamiyama, et al., JNST, 43(10), pp.1206-1217 (2006)
- 4)H. Niwa, et al., PNE, 32(3/4), pp.621-629 (1998)
- 5)K. Konishi, et al., Proc. NTHAS5 (2006)
- 6)I. Sato, et al., JNST, 48(4), pp.556-566 (2011)

会員総会報告

熱流動部会第38回全体会議 議事録

- (1) 日時：平成24年3月20日(火) 12:10-12:45
- (2) 場所：2012年春の年会 B会場
(福井大学文京キャンパス)
- (3) 配布資料：
 - ① 議事次第、平成24年度熱流動部会役員
 - ② 総務小委員会の活動報告参考資料1 熱流動部会部会賞表彰内規(案)、熱流動部会部会賞表彰選考要領、日本原子力学会熱流動部会役員任期申し合わせ
- 参考資料2 平成23年度収支予算及び実績表
- ③ 平成24年度日本原子力学会熱流動部会賞、部会賞推薦方法の変更についての提案
- ④ 企画小委員会活動報告
- ⑤ 研究小委員会の活動概要
添付資料 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、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
- ⑥ 国際小委員会の活動概要
- ⑦ 平成23年度下期広報小委員会活動報告
- ⑧ 出版編集小委員会の活動概要

議事

1. 平成23年度部会長挨拶

片岡部会長より開会の挨拶があり、シビアアクシデント評価研究や熱水力ロードマップに関わる専門委員会活動に加え、福島原発事故の対応に関連して有意義な部会活動を精力的に続けて頂いた部会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. 新役員紹介

西総務小委員会委員長より、配布資料①を用いて、平成24年度熱流動部会役員について紹介がなされ、承認された。

3. 総務小委員会報告

西総務小委員会委員長より、配布資料②を用いて、学会本部より整理の指示があった「内規」、「要領」、「申し合わせ」の修正(内容変更は含まず)について説明があり、承認された。また、平成23年度決算について承認されるとともに、H24年度計画についてNTHAS8の準備金(80万円)を貸付金とすること等について説明があり、承認された。さらに、部会予算とは別会計となる熱水力WG平成23年度決算については、中村WG幹事より報告がなされた。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、二相流のシミュレーションと検証に関する国際シンポジウム協賛について報告がなされた。

4. 表彰小委員会報告

大塚表彰小委員会委員長より、配布資料③を用いて、近年の部会賞推薦の応募数減少傾向に対応するための選考要領変更案(推薦状の廃止、業績賞及び奨励賞については代表者を含め1名以上の推薦人に変更)について説明がなされ、承認された。

5. 企画小委員会報告

木村企画小委員会委員長から、配布資料④を用いて、企画小委員会の活動概要としてH23年度に実施

した秋季セミナー「Dr. フォーラム」について説明がなされた。また、次年度以降の Dr. フォーラムの開催方法について H24 年度に企画小委員会内に会議体を立ち上げて検討すること、平成 24 年度については中止もしくは NTHAS8 日韓学生セミナーとの共催を検討すること等について説明がなされ、承認された。

6. 研究小委員会報告

吉田研究小委員会委員長から、配布資料⑤を用いて、研究小委員会の活動概要について説明がなされた。専門委員会活動（「熱水力安全評価基盤技術高度化検討 WG」及び「シビアアクシデント評価研究専門委員会」）、「2012 年春の年会」企画（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合同）「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」）について報告がなされた。

7. 国際小委員会報告

池田国際小委員会委員長から、配布資料⑥を用いて、国際小委員会の活動概要について説明がなされた。NUTHOS-9, NURETH-15 の共催手続が完了していること、また、NTHAS-8 及び日韓学生セミナーについてスケジュール、準備状況について報告がなされた。

8. 広報小委員会報告

西総務小委員会委員長より、配布資料⑦を用いて、広報小委員会の活動概要について説明がなされた。ホームページの更新、ニュースレターの発行、メーリングリストによる会員への情報提供について報告がなされた。

9. 出版編集小委員会報告

斎藤出版編集小委員会副委員長から、配布資料⑧を用いて、出版編集小委員会の活動概要について説明がなされた。JNST 第 6 分野（伝熱流動）論文編集委員の予定、JNST 論文集投稿掲載状況、JNST の Taylor & Francis 社との共同出版化、JNST のインパクトファクターについて報告がなされた。

10. 部会賞贈呈式

大塚表彰小委員会委員長より、配布資料③を用いて、平成 23 年度部会賞の選考結果の報告の後、以下の受賞者に対する表彰を行った。

「熱流動部会功績賞」

- ・三島嘉一郎氏（原子力安全システム研究所）「原子炉の過渡・事故時における熱流動評価手法の高度化への貢献」

「2011 年秋の大会優秀講演賞」

- ・金井 大造氏（電力中央研究所）「大口径円筒管内二相流の三次元計測と流動発達過程」
- ・工藤 秀行氏（北海道大学）「ナトリウム中の円筒周りボイド率に対する濡れ性の効果」
- ・黒田 泰平氏（筑波大学）「高速増殖炉の炉心熔融事故後冷却挙動の研究（14）液中ジェットの微粒化挙動と周囲流動場の相互作用」

11. 副部会長挨拶

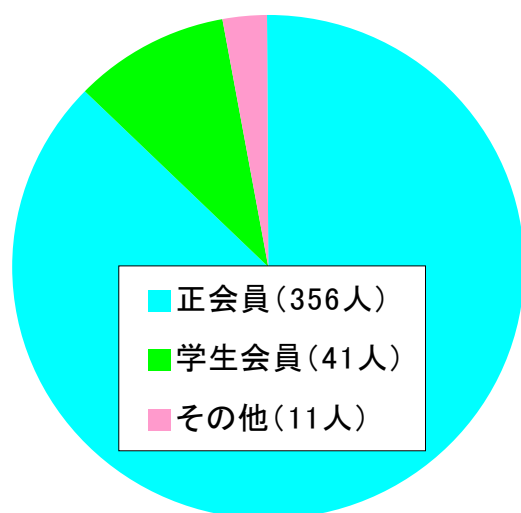
木下副部会長より、中田次期副部会長ともども来年度の部会活動に協力をお願いする旨、挨拶が述べられるとともに、特に部会賞推薦の活性化、新しい形態での Dr. フォーラムについて来年度中の方針決定について協力依頼があった。

以上

熱流動部会員の変遷及び構成比率の報告

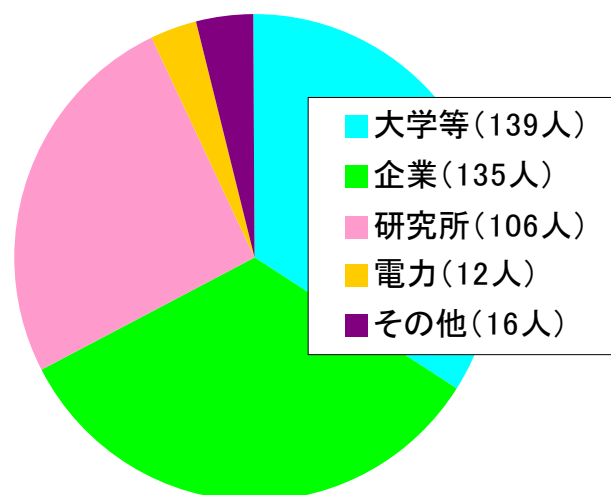
熱流動部会員数：

400人(2009年4月1日)
 433人(2010年5月14日)
 443人(2011年5月1日)
 408人(2012年6月1日)



熱流動部会員の構成比率:

408人(2012年6月1日)



平成24年度 熱流動部会役員

部会長	木下 泉 (電力中央研究所)	同副委員長*	木藤 和明 (日立製作所)
副部会長	中田 耕太郎 (東芝)	企画委員長*	江原 真司 (東北大学)
総務委員長	西 義久 (電力中央研究所)	出版編集委員長**	齊藤 泰司 (京都大学)
総務副委員長	守田 幸路 (九州大学)	同副委員長*	劉 秋生 (神戸大学)
広報委員長**	的場 一洋 (三菱重工)	表彰委員長	片岡 勲 (大阪大学)
同副委員長*	伊藤 啓 (JAEA)	海外担当役員	二ノ方 壽 (ミラノ工科大学)
研究委員長**	吉田 啓之 (JAEA)		
国際委員長**	山野 秀将 (JAEA)		

*:任期2年の1年目、 **:任期2年の2年目

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://www.aesj.or.jp/~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。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e-mailをいただければ幸いです。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： ichiyo_matoba@mhi.co.jp
ito.kei@jaea.go.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ファイルは入手可能です。