

THERMAL HYDRAULICS

熱流動部会ニュースレター（第 83 号）

AESJ-THD

NEWSLETTER (No.83)

Mar. 7th 2014

研究開発の現状紹介

三菱重工業(株) エネルギー・環境ドメイン 原子力事業部 炉心技術部 熱水力・炉構造技術課
白土 雄元、淀 忠勝

原子力発電施設の設計において最も重要な要求事項は安全性の確保であり、当社では、加圧水型軽水炉（PWR）プラントを今後もより安全かつ柔軟に運転できるように、安全設計評価の精度・信頼性の向上に継続的に取り組んでいる。

PWR プラントの炉心内熱水力設計分野では、燃料被覆管破損防止のための DNBR や燃料温度の評価、その前提となる炉心内及び原子炉容器内の熱流動評価が重要となるが、PWR プラントの安全性をさらに向上させるためには、これらの設計評価の信頼性向上につながる実験研究及び数値解析研究への継続的な取り組みが必要不可欠なことは言うまでもない。ここでは、当社における最近の研究・開発の一部を紹介する。

I. 外的要因による非均一ほう酸希釈事象の冷却材混合試験

1. 概要

IAEA Safety Standards^{[1][2][3]}、EUR(European Utility Requirements)^[4]では、炉心への反応度添加事象として、外的要因による非均一ほう酸希釈事象に対する安全評価(未臨界評価)を要求している。この事象は化学体積制御装置（CVCS: Chemical and Volume Control System）の故障等の外的要因により 1 次冷却系（RCS: Reactor Coolant System）内に蓄積した純水塊が、1 次冷却材ポンプ（RCP: Reactor Coolant Pump）の起動により炉心へ流入することで反応度添加を引き起こす事象である（図 1 参照）。

この純水塊の混入事象に対して当社 PWR プラントの安全性を立証するため、実機の原子炉容器（RV:

Reactor Vessel）を模擬した流動試験を行い、RV 内における冷却材の混合現象の把握、及び安全評価の境界条件となる炉心入口部のほう酸濃度混合分布データを取得した^[5]。

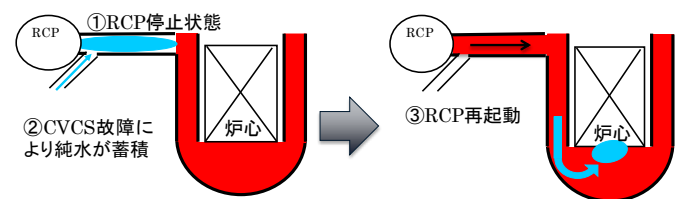


図 1 非均一ほう酸希釈事象

非均一ほう酸希釈事象は、CVCS の故障等により純水塊が蓄積する外的要因と小破断 LOCA 発生後に蒸気発生器で起こる凝縮 (Reflux 凝縮) により純水塊が RCS に蓄積する内的要因に分けられる。本試験は前者を対象とする。（EUR では炉心への反応度添加事象）

2. 試験装置

試験装置を図 2 に示す。試験装置は当社 APWR プラントの RV 入口ノズル部から下部炉心支持板までを 1/7 スケールで忠実に模擬した。なお、炉心領域については燃料集合体を直接模擬せず、多孔板を用いることで炉心の圧力損失を模擬した。

試験では、計測の簡素化を目的として、ほう酸は使用せず、RCS に蓄積した低温の純水塊を模擬した冷水と RV 内に存在するほう酸水を模擬した温水の混合状態を炉心入口部に設置した熱電対によって計測される温度分布により確認した（詳細は 3 項参照）。純水塊（冷水）は入口ノズル上流に設置したゲートバルブによって形成し、ゲートバルブを解放することにより炉心へ流入させる。

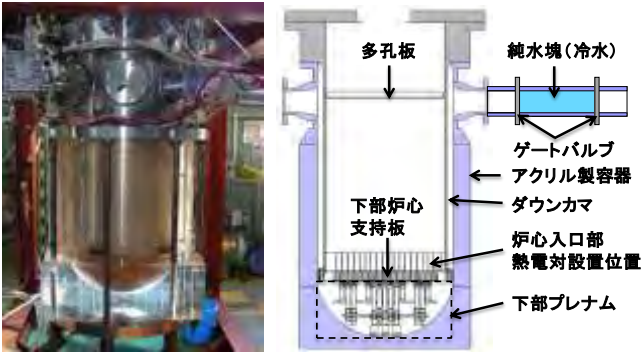


図2 冷却材混合試験装置

試験装置は当社 APWR プラントの入口ノズル、ダウンカム、下部プレナム (炉内構造物含む)、下部炉心板を 1/7 スケールで忠実に模擬し、各部に設置した TC により RV 内の混合現象を把握した。

3. 試験方法

試験は全ループ停止した状態から、ゲートバルブを開放して純水塊 (冷水) の蓄積した 1 ループを起動し、流量を実機の 100% 流量相当まで上昇させる。このとき、純水塊 (冷水) は入口ノズル、ダウンカム、下部プレナムでほう酸水 (温水) と混合されながら炉心内へ流入する。

試験では慣性力と粘性力の比を示すレイノルズ数 (Re 数)、浮力と慣性力の比を示すリチャードソン数 (Ri 数) を実機と同様の条件に設定することで、実機の RV 内流動現象及び純水塊とほう酸水の密度影響を模擬した。

$$\text{レイノルズ数} \quad Re = \frac{V \cdot L}{\nu}$$

V : 流速 L : 代表長さ ν : 動粘性係数

$$\text{リチャードソン数} \quad Ri = \frac{g \cdot \Delta \rho \cdot L}{\rho_0 \cdot V^2}$$

g : 重力加速度 $\Delta \rho$: 密度差 ρ_0 : 代表密度

V : 流速 L : 代表長さ

炉心入口部での純水/ほう酸水混合状態は計測した炉心入口部温度分布データを以下に定義する無次元温度 f_i に整理することで、評価した。($f_i=0$ は 100% ほう酸水、 $f_i=1$ は 100% 純水塊を意味する。)

$$\text{無次元温度} \quad f_i = \frac{T_{Hot} - T_{local}^i}{T_{HOT} - T_{COLD}}$$

f_i : 無次元温度 T_{local} : 炉心入口部温度

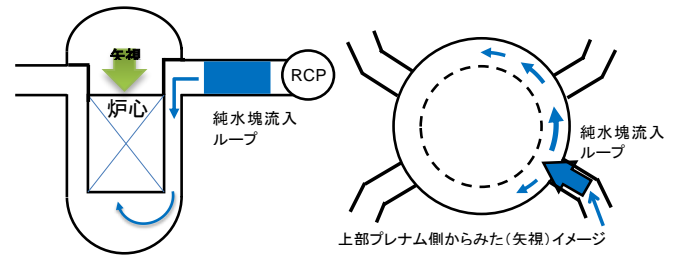
T_{hot} : 温水温度 (ほう酸水模擬)

T_{cold} : 冷水温度 (純水塊模擬)

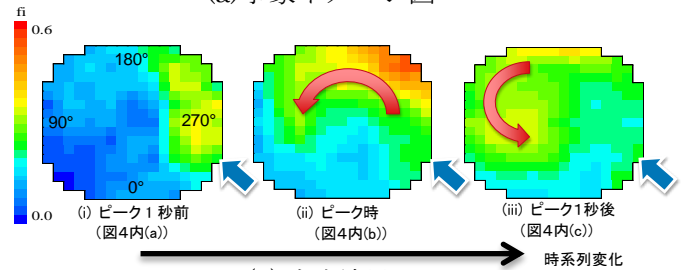
4. 試験結果

炉心入口部における混合分布を図 3 に示す。試験開始初期は純水塊 (冷水) が純水塊ループ (270°) 付近に流入するが、入口ノズルのエルゴ影響で反時計回りで炉内に流入し炉心中央付近に移動する。その後、純水塊は有限量のため徐々に消失する。また、図 4 に時間毎の局所最大無次元温度の変化を示すが、 f_i の局所最大値は約 0.5 となり純水塊は少なくとも約 50% 混合され炉内に流入する結果が得られた。

本試験で得られた時間毎の炉心入口部におけるほう酸濃度混合分布を用い、安全評価モデルの構築・評価を行い、本事象が発生した場合においても炉心の未臨界維持が可能であることを確認した[6]。



(a) 事象イメージ図



(b) 試験結果

図3 炉心入口部温度分布

RCP 起動後、純水塊は入口ノズルにあるエルゴの影響により反時計回りでダウンカム、下部プレナムを通り炉内へ流入する。局所最大値は $f_i=0.5$ (中央の図) である。

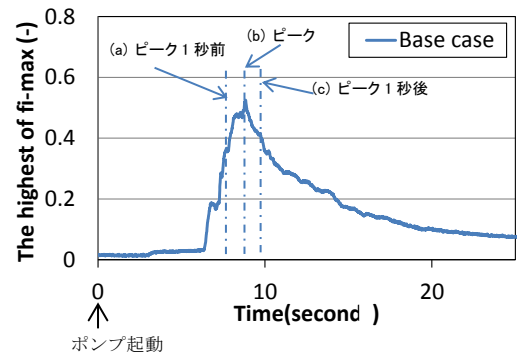


図4 局所最大無次元温度の時間変化

RCP 起動後、純水塊の流入に伴って局所最大無次元温度は増加する。しかし、純水塊は有限量であるためピークを迎えた後、徐々に減少する。

II. PWR 安全設計のための DNB 相関式開発

1. 概要

PWR 燃料の被覆管は、燃料棒内の核分裂生成物を外部に放出しないための重要な多重防護の一つであり、被覆管の過熱焼損を防止するため、DNB (Departure from Nucleate Boiling) を起こさない設計としている。

この DNB を防止するためには、実機プラント内の DNB に至る限界熱流束 (CHF) を適切に予測することが重要である。実機プラント内は、通常運転及び異常な過渡変化中に冷却材条件 (圧力、質量速度、熱平衡クオリティ、ボイド率等) が大きく変化するため、その設計・運転範囲をカバーする管群 DNB 試験 (図 5) により高精度の CHF データを取得している。DNB 相関式は、その CHF データと解析コードによる局所熱流動解析値を用いて開発する。PWR プラントの通常運転時、LOCA を除く異常な過渡変化及び事故時の安全余裕は、DNB 相関式を用いて予測される限界熱流束と実機熱流束の比である DNBR として評価され、DNBR 値は安全審査時の重要な判断基準の一つとなっている。

従来の国内 PWR に適用してきた DNB 相関式は主に米国で 1970~1980 年代に開発されてきた技術がベースとなり、改良されてきたものであるが、当社では、今後の更なる安全評価技術の向上に対応するため、これらを刷新し、MG-S 相関式 (Mitsubishi Generalized Correlation for Standard grid)^{[1][2]} と MG-NV 相関式 (同 for Non-Vane grid)^[3] を開発した。

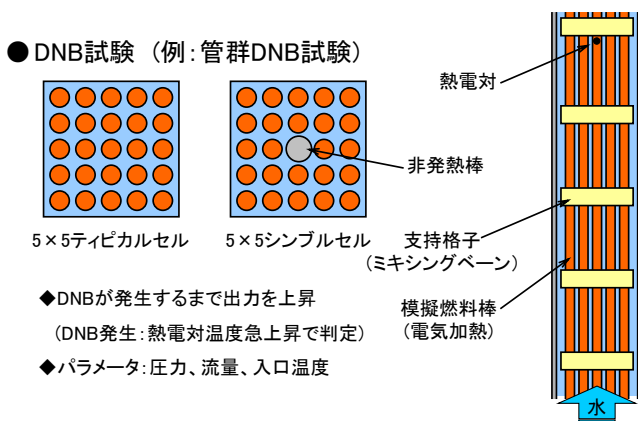


図 5. 管群 DNB 試験の概要 (イメージ)

管群 DNB 試験は主に 5×5 体系の模擬燃料棒 (電気加熱) により実施する。DNB が発生するまで出力を上昇し、模擬燃料棒に設置した熱電対により温度急上昇を判定して DNB 発生を検知する。

2. 熱水力設計コード MIDAC について

DNB 相関式を開発するためには、DNB 試験体内の

熱流動を詳細に解析する必要があり、自社開発の MIDAC (Mitsubishi Three Dimensional Drift Flux Code for Analysis of Core Two-Phase Flow) コードを用いた。MIDAC コードは、低圧・低流量条件を含めた PWR の安全解析への適用を目的としたコードであり、ドリフトフラックスモデルに基づく定常・非定常炉内 3 次元二相流解析及び過渡時の燃料温度挙動を評価することができる。

また、MIDAC コードは新規規制基準の原子炉停止機能喪失 (ATWS) の解析コードである SPARKLE-2 コード^[4]の要素コードの一つとなっている。

3. DNB 相関式について

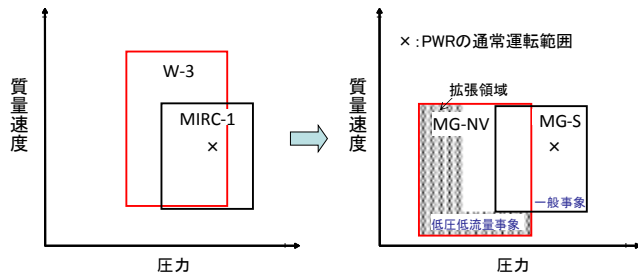
(1) 新 DNB 相関式システムの構成

新 DNB 相関式は、その適用条件、燃料種別に応じた複数の相関式から構成されるシステムであり、現時点では、MG-S 相関式および MG-NV 相関式の開発を完了している。

MG-S 相関式は三菱製の標準的な燃料設計に対して適用できる相関式である。原子炉には、この相関式を用いて評価された運転可能範囲が予め定められ、異常時にはこれを超える前に原子炉保護系によって自動停止される。また、そのような安全機能の有効性を確認するための解析 (安全解析) にも本相関式が使用される。

MG-NV 相関式は、安全解析事象のうち、MG-S 相関式が適用できない低圧/低流量条件に特化した相関式である。低圧/低流量条件で PWR 燃料を模擬した試験データは限られていることから、支持格子に冷却材の攪拌機構 (ミキシングペーン) を持たず、標準燃料に比べて DNB を生じやすい燃料形状の試験データに基づいて開発した。

これらの相関式は PWR の安全解析に必要な条件範囲をカバーするものであり、特に、従来相関式では適用範囲を超えるため非常に保守的な評価に依らざるを得なかった低圧/低流量条件に対しては MG-NV 相関式により信頼性の高い評価が可能である (図 6)。



(a) 従来相関式適用範囲 (b) 新相関式適用範囲

図 6. DNB 相関式の適用範囲

MG-S 相関式の適用範囲は従来の MIRC-1 と同一である。
MG-NV 相関式の適用範囲は従来の W-3 から PWR の運転領域外の高圧/高流量領域を外して、低圧/低流量域に拡張された。

(2) 新 DNB 相関式の特徴

一般に限界熱流束は冷却材のエンタルピー上昇に伴い低下していく。試験データの分析技術が十分とは言えなかった 1970~80 年代にその緒を持つ従来の相関式は、この特性を熱平衡クオリティの 1 次関数として与えていた。この仮定により、相関式の適用範囲は狭い熱平衡クオリティ範囲に限定されており、高クオリティ領域への拡張が困難であった。MG-S/MG-NV 相関式の開発にあたっては、限界熱流束の冷却材条件依存性を詳細に分析し、熱平衡クオリティに対する特性を曲線形で模擬する技術を開発した (図 7)。

これにより、MG-S 相関式は、従来相関式と同等の精度 (不確かさ 17%) を保ちながら、更に広い熱平衡クオリティ条件への外挿可能性を確保した (図 8)。すなわち、今後の DNB 防止性能向上を目的とした燃料設計改良等で高クオリティ領域の予測が必要となった場合も容易に適用範囲を拡張することができる。また、MG-NV 相関式では、高熱平衡クオリティ領域となる低圧・低流量条件の適用範囲を拡大し、その領域を含む相関式の予測精度を大幅に向上 (不確かさ 30% → 22%) した (図 9)。このことは安全解析の信頼性向上に大きく貢献するものである。

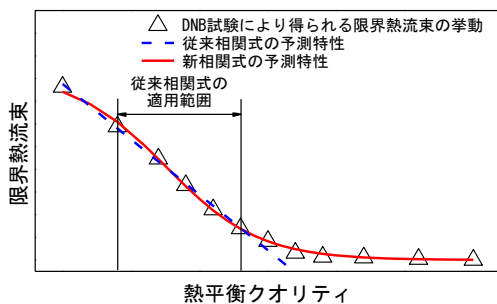


図 7. 新 DNB 相関式の特徴 (イメージ)

従来は狭い熱平衡クオリティ範囲に限定された相関式形を採用していた。新相関式は高クオリティ条件への拡張を考慮した曲線の相関式形を採用した。

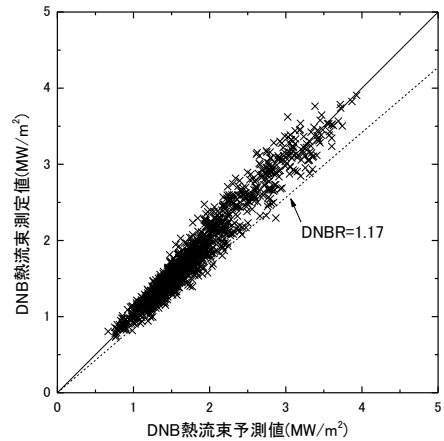


図 8. MG-S 相関式の予測結果^[4]

MG-S 相関式は試験結果を良く予測している。不確かさは従来相関式と同一であり、相関式の予測精度を示す DNBR 制限値は 1.17 である。

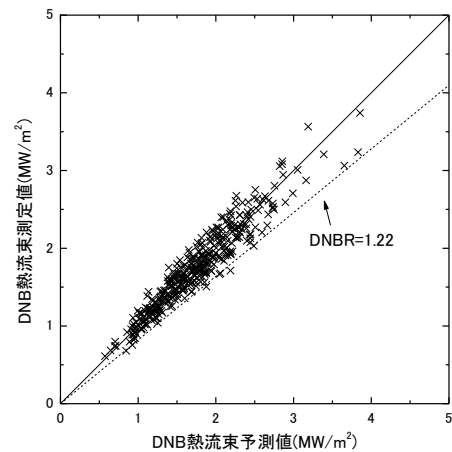


図 9. MG-NV 相関式の予測結果

MG-NV 相関式は低圧/低流量を含む試験結果を良く予測している。不確かさは従来相関式と比べて低減され、相関式の予測精度を示す DNBR 制限値は 1.22 である。

III. おわりに

以上、三菱重工の炉心内熱流動設計の最近の研究・開発の一例を述べた。

炉心内の熱流動設計は、PWR プラントの運転・安全評価の根幹を担う重要な項目であり、より安全な PWR プラントの開発を目的に今後も継続的に研究開発を進めていく。

参考文献

I. 外的要因による非均一ほう酸希釈事象の冷却材混合試験

[1] IAEA safety standards, Safety Assessment and Verification for Nuclear Power Plants, Safety Guide No.NS-G-1.2

- [2] IAEA safety standards, Design of the Reactor Core for Nuclear Power Plants, Safety Guide No.NS-G-1.12
- [3] IAEA Safety Report Series No.30, Accident Analysis for Nuclear Power Plants with Pressurized Water Reactors
- [4] European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants, Volume2
- [5] Y.Shiratsuchi, et al, "Experiment of coolant mixing in the reactor pressure vessel (RPV) of a pressurized water reactor (PWR) during heterogeneous external boron dilution event", NURETH-15-284, 2013
- [6] E.Tatsumi, et al., "Establishment of evaluation method for heterogeneous external boron dilution", Nureth15-262, May 2013

II. PWR 安全設計のための DNB 相関式開発

- [1] 三菱重工業, PWR 安全設計のための新限界熱流束予測評価式, 三菱重工技報 Vol49 No.1, (2012).
- [2] T.Yodo, et.al, "Development of the New Basic Correlation "MG-S" for CHF Prediction of the PWR Fuels", NURETH-14, 434, 2011 Sep.25-30.
- [3] T.Yumura, et. al, "Development of CHF Correlation "MG-NV" for Low Pressure and Low Velocity Conditions Applied to PWR Safety Analysis", NURETH-14, 558, 2011 Sep.25-30.
- [4] 三菱重工業, 三菱 PWR 炉心損傷に係る重要事故シーケンスへの SPARKLE-2 コードの適用性について, MHI-NES-1055, (2013).

「第 1 回若手交流フォーラム」参加報告

日本原子力研究開発機構
冷却材挙動解析グループ 江連 俊樹



この度、八戸にて開催された第 1 回若手交流フォーラムに参加させて頂きました。フォーラム内でのポスター発表や見学会の感想などを簡単にご紹介させて頂きます。

フォーラムは、初日がポスターセッション、2 日目が見学会の構成で、2 日間に跨って開催されました。初日のポスターセッションは、参加者各自が 1 件ずつポスターを持ち込む形式となっており、私は“ナトリウム冷却高速炉内流動に関する実験研究”と題して、原子力機構(大洗)にて実施している熱流動研究の一部を紹介させて頂きました。ポスター形式ということで発表者と質問者の距離が近く、若手のみという事も相まって、“ざっくばらんに聞きたいことを聞ける”といった雰囲気が会場に満ちており、研究についての討論から普段の研究の様子に至るまで本音ベースでの情報交換ができるなど、学会等での研究発表とは一味違った刺激を受けることができました。

2 日目の見学会では、東北電力の火力発電所およびメガソーラ施設を見学させて頂きました。八戸火力発電所では、過去に使用されていた発電用タービンのカットモデル(実物)が展示されており、ブレードのエロージョン痕などを間近に見学でき

るなど、工学に携わる者として、知的好奇心をそえられるコースとなっておりました。また、震災後に急遽設置されたガスタービン発電機の見学中には、手配されるに際して苦勞なされた裏話などもお伺いすることができ、大変興味深い見学会となりました。こうした施設見学は、普段は中々機会が無いことでもあり、学会行事であることのメリットを活かしたものであると感じています。

最後になりますが、今回のフォーラムは参加者同士の距離が近く、普段、接点を持たない研究者の方とコミュニケーションを図る良い機会となりました。今後もこのような刺激を得られるよう、積極的に学会行事に参加したいと思うと共に、より多くの若手研究者の方の参加を期待しつつ結びとさせて頂きます。

東京工業大学原子炉工学研究所
竹下研究室博士 3 年 中瀬 正彦



私は核燃料サイクルのバックエンド技術である再処理・核種分離に関する研究を行っています。私の博士論文研究は溶媒抽出(平衡論、速度論)、プロセス解析、反応器工学、流体解析、可視化などと多岐にわたっています。その中で VOF による油水分散流動解析を立ち上げるときに日本原子

力研究開発機構（大洗）の研究者の方々に夏期研修でお世話になりました。その関係で計算技術部会で発表したことに端を発し、北九州での Dr.フォーラムに引き続き今回の若手交流フォーラムにも参加させていただきました。発表は「テラー渦誘起型遠心抽出装置の開発と内部の分散流動・化学現象の解明」と題し、油水分散挙動解析のみならず私のこれまでの研究を統括する形で行いました。使用済み核燃料に含まれる希土類や白金族のうち線量が低く再利用が期待される有価金属の高速・高効率回収を目指している旨や、抽出器内の流動現象と化学現象を順を追って説明し、沢山の議論をさせていただきました。普段は化学系の研究者との議論が多いのですが、今回の多様な研究者との議論の中で重要な研究アイデアをいくつか想起することができました。参加者の研究発表は様々な分野に跨りどれも興味深いものでした。発表形式も一人ずつ手短かにポスター

の概要を発表した後に、各々が興味のあるポスターの発表を見に行く形式だったため、万遍なく効率的に発表を見ることができました。発表時間は長く設定されていましたが、それでも足りないくらい議論に熱中し、久しぶりに「議論疲れ」と「心地よい空腹」を経験しました。会場のホテルは非常に景色がよく、美しい太平洋を眺めながらのポスター発表はいい思い出になりました。また、空腹で食べた夕食時の海の幸はとても美味しかったです。来年からはまた新たな研究に従事しますが、熱流動と関係がなくても研究の接点を絶やさず、若手交流フォーラムに参加させていただけたらと思います。熱流動に少しでも関連する学生・若手であれば積極的に参加を募り、益々の盛会となって発展していくことを心より祈念いたします。学生最後の夏に新たな研究者ネットワークを作ることができて、関係各位様には大変感謝しております。

国際会議等に関するお知らせ

第10回「原子力熱流動と運転、安全に関する国際会議」の講演募集

NUTHOS-10 (The 10th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety : 第10回原子力熱流動・運転・安全に関する国際会議)が、2014年12月14-18日に沖縄県で開催される予定です。Abstractの締め切りは2014年3月15日となっております。皆様の講演お申し込みをお待ちしております。

概要：東アジア（日本、台湾、韓国、中国）で原則2年毎に開催される、原子力熱流動と運

転、安全に関する国際会議

主催：日本原子力学会

共催：国際原子力機関、台湾原子力学会、韓国原子力学会、中国原子力学会、米国原子力学会他

会場：沖縄コンベンションセンター
沖縄県宜野湾市真志喜 4-3-1

会期：2014年12月14日(日) - 12月18日(木)

参加費：60,000円 (AESJ会員) / 20,000円 (学生)
(2014年10月31日までに登録の場合)

詳細は以下のWebサイトでご確認下さい。

<http://www.nuthos10.org/>

平成25年度 熱流動部会役員

部会長	中田 耕太郎 (東芝)	同副委員長*	石渡 祐樹 (日立GE)
副部会長	杉本 純 (京都大学)	企画委員長**	江原 真司 (東北大学)
総務委員長	守田 幸路 (九州大学)	出版編集委員長**	劉 秋生 (神戸大学)
総務副委員長	西田 浩二 (日立GE)	同副委員長*	師岡 慎一 (早稲田大学)
広報委員長**	伊藤 啓 (JAEA)	表彰委員長	木下 泉 (電力中央研究所)
同副委員長*	坂田 英之 (三菱重工)	海外担当役員	二ノ方 壽 (ミラノ工科大学)
研究委員長*	波津久 達也 (東京海洋大学)		
国際委員長**	木藤 和明 (日立製作所)		

*:任期2年の1年目、 **:任期2年の2年目

<編集後記>

今号では、三菱重工の白土様・淀様より、同社の熱流動設計についての研究事例をご紹介頂きました。また、先の秋の大会後に開催した第1回若手交流フォーラムでの参加者の方の報告記事として、JAEA江連様及び東工大中瀬様より参加報告を頂きました。

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。

す。また、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： ito.kei@jaea.go.jp
hideyuki_sakata@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ファイルは入手可能です。