

THERMAL HYDRAULICS

熱流動部会ニューズレター (第75号)

AESJ-THD

NEWSLETTER (No.75)

Dec. 21th 2011

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
冷却材挙動解析グループ 上出 英樹

冷却材挙動解析グループは、ナトリウム冷却高速炉の熱流動現象、特にナトリウム周りの現象を評価する解析評価手法の開発、試験による現象解明と解析手法の検証、試験と解析を組み合わせ設計の根拠となる指針(案)の構築を行っている。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評価手法開発について、ここ数年の研究進捗の一端を紹介する。

1) 燃料集合体内熱流動

高速炉の炉心を構成する燃料集合体のイメージを図1に示す。六角のラッパー管内に螺旋状に巻かれたワイヤースペーサを有する燃料ピン束が装荷されている。経済性向上の1つの方策として燃料の高燃焼度化が指向されているが、これを実現するためには、様々な運転モードに燃料の変形を重ね合わせたような条件において、過度な保守性を排除した合理的な燃料健全性評価がなされる必要がある。この評価を可能とし設計最適化に寄与することを目的として、燃料集合体熱流動・変形解析評価システムを構築している。

図2に解析評価システムの概要を示す。複数の解析手法を組み合わせ用いることにより、実用的な評価を可能としている。サブチャンネル解析コードASFRE¹⁾は、燃料ピン三角配列に対応した三角座標系を用いた有限体積法で質量・運動量・エネルギー保存式を離散化し、半陰解法によって燃料集合体全体の熱流動挙動を解く。圧力方程式解法には ILUBCG 法を用

いており、ベクトル化・パラレル化が施されている。ワイヤースペーサ効果をモデル化した分布抵抗モデルや燃料ピンの3次元熱伝導モデルに特徴がある。また、燃料変形シミュレーションコードBAMBOOとの連成により、熱や照射による燃料ピンの変形と熱流動をカップリングした解析を可能とする。

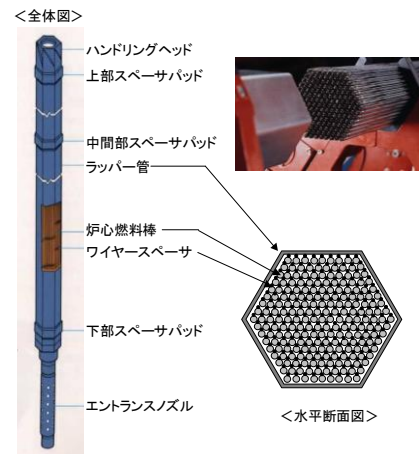


図1 燃料集合体イメージ

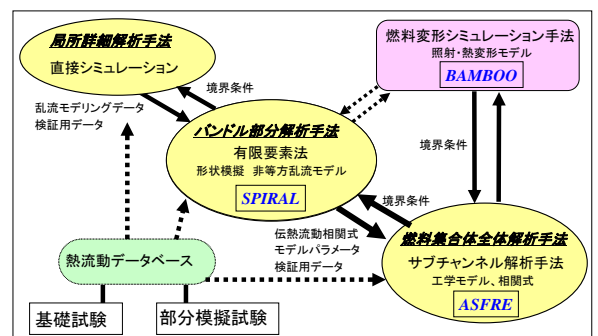


図2 燃料集合体熱流動・変形解析システム

燃料ピンバンドルの部分解析には SPIRAL²⁾を用いる。これは複雑形状の模擬性に優れた有限要素法を用いることにより、実験では把握が困難な局所的かつ詳細な熱流挙動を数値実験的に予測するもので、集合体全体解析手法に対して伝熱流動相関式やモデルパラメータあるいは検証用データを提供する役割も有する。運動量、エネルギー式それぞれに高/低レイノルズ数型モデルの長所を組み合わせたハイブリッド乱流モデルを導入し、精度と計算効率を両立していることや、多軸系となる燃料ピンバンドル体系に対して精度の高い構造メッシュ分割を可能とするプリプロセッサを有するところに特長がある³⁾。解析の一例として、図3に解析メッシュ分割例を、図4に127本、169本、271本燃料ピンバンドル圧力損失の予測と実験計測値の比較を示す。層流から乱流領域まで圧力損失特性を良好に再現していることがわかる。さらにワイヤーの影響を含むピンバンドル内の流速分布の妥当性、乱流モデルの適用性を評価することを目的に、屈折率が常温の水に非常に近い透明樹脂を用いてピンとワイヤーを縮尺比2倍でモデル化した7本ならびに3本ピンバンドル水試験⁴⁾を実施し、PIVによる詳細な流速分布計測を試みている。

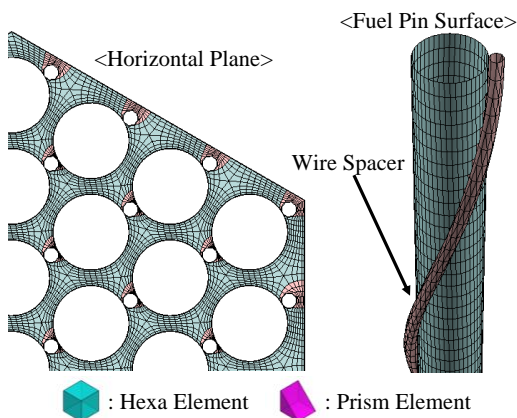


図3 燃料集合体解析メッシュ分割例

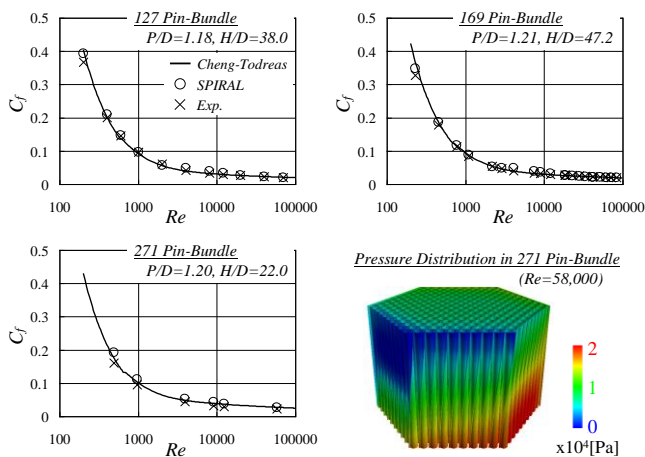


図4 圧力損失に関する解析と実験の比較

II) 原子炉容器コンパクト化に関する熱流動

経済性向上に資する技術の1つとして原子炉容器のコンパクト化が検討されている。これは出力の増大に比して炉容器径の増加を抑えるもので、建設コスト削減効果は大きいものの、原子炉容器内構造・配置の複雑化や冷却材流速の高速化による影響が懸念される。具体的には自由液面からのカバーガス巻き込み、配管流体力振動、サーマルストライピング、液中渦によるキャビテーションといった現象が挙げられるが、これらを流動適正化によって抑制する必要がある。

1. カバーガス巻き込み現象

原子炉容器上部プレナム内自由液面におけるカバーガスの巻き込みは、炉心反応度擾乱の観点から抑制されなければならない。ここでは、高速炉ガス巻き込み現象の評価に関する3つのアプローチ、1)渦モデルに基づく評価手法、2)ガス巻き込み基礎実験、3)高精度気液2相流数値解析、について紹介する。

1)については、Burgersの伸長渦理論に基づいて渦をモデル化し、ガス巻き込み現象の発生判定を行う手法（「高速炉設計におけるガス巻き込み評価指針」）の提案を行っている⁵⁾。本手法では、まず体系全体を対象とする比較的粗い格子を用いた非定常3次元数値解析結果から第二不変量分布に基づいて強い渦を抽出する。次に、抽出した個々の渦に対して、Burgersの伸長渦理論に基づいて導出したガス巻き込み現象を支配するパラメータ（渦の循環、下降流速勾配等）を計算する。最後に、これらの支配パラメータを用いて定義される無次元量をガス巻き込み発生判定条件と比較することにより、ガス巻き込みの発生評価を行う。表面張力等の効果をモデル化することにより、手法の高精度化も進めている。本手法の検証として実規模体系形状模擬試験の評価を行った結果、液位および流量を変化させた試験におけるガス巻き込み発生挙動を定性的に正しく評価できることを確認している⁶⁾。

2)については、大学等と協力して、円筒容器内の渦を対象とした実験や物体後流の渦を対象とした実験を行うことにより、ガス巻き込み発生の基本メカニズムに関するデータを習得している。また、せん断によって生じる渦を対象とした実験⁷⁾において、渦の速度分布や巻き込み気泡形状の計測を行っている。更に、高速炉の冷却材であるNaと試験で用いる水の表面張力や粘性などの物性の違いの影響を評価するため、同一体系でナトリウムと水の2種類の試験⁸⁾を行い、ガス巻き込みの発生条件がよく一致することを確認している。これらの実験結果を解析手法の検証に適用している。

3)については、高コストな実規模試験を代替できる数値解析手法の構築を目的とした研究を進めている。特に、Volume-of-fluid法に基づく気液界面の解析モデルに関して形状再現性や保存性を向上させた手法を構築することにより、高精度な数値解析を実現して

いる。検証として水を作動流体とする基礎実験を対象とした解析を行い、図 5 に示すとおり、ガス巻き込み現象（液面から吸込み管への気泡流入）を再現することに成功している⁹⁾。本解析結果によって確認されたガス巻き込み発生メカニズムは現象の基礎的理解に役立っており、上述の「高速炉設計におけるガス巻き込み評価指針」で用いられている。

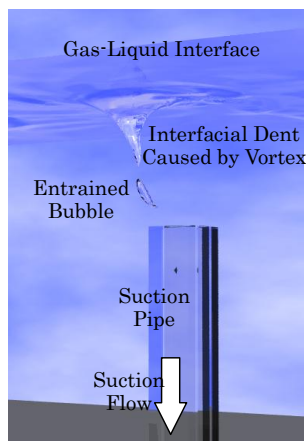


図 5 ガス巻き込み発生シミュレーション

実機体系への適用性を確認するため、実規模体系形状模擬試験を対象とした解析も実施している。Matrix ソルバー改良や大規模並列化によって高速化した数値解析手法を適用した結果、図 6 に示す通り、試験結果と類似の気泡巻き込みが発生しており、実機適用の見通しを得た。

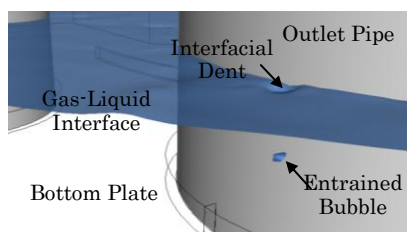


図 6 実規模体系シミュレーション

2. 炉上部機構の高サイクル熱疲労

上部プレナム内には、制御棒駆動軸や温度計等を格納する炉上部機構(UIS)が設置されている。UIS 最下部の多孔板では、サーマルストライピング現象と呼ばれる燃料集合体から流出する高温 Na と制御棒チャンネルや炉心最外周のブランケット燃料集合体から流出する低温 Na との流体混合現象が発生し、これに起因する高サイクル熱疲労による構造健全性評価が設計上の課題となっている。

既存の高サイクル熱疲労評価法としては、日本機械学会において軽水炉を対象とした「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」が取り纏められ、高低温水合流部(T 管体系)での温度揺らぎおよび閉塞分岐管滞

留部の熱成層による高サイクル熱疲労が対象となっている。JSFR の UIS 下部における高サイクル熱疲労評価に対しては、実験をベースとする評価手法と数値解析を利用した評価手法の独立且つ相互に補完可能な 2 つの評価手法の構築を目指している^{10, 11)}。

数値解析による評価では、高サイクル熱疲労現象を評価する上で、大スケールの流動構造によって発生する 0.1Hz から 10Hz 程度の比較的低い周波数成分の温度変動が重要であり、長時間の過渡解析による情報収集が必要となる。また、温度変動の流体から構造材への伝達過程での減衰を合理的に考慮するため、瞬時局所での流体温度変動の発生から構造材中への伝達までの一貫した評価が必要である。しかしながら、構造材も含めて上部プレナム全体に対して詳細な過渡解析評価を実施することは計算負荷の観点で未だ現実的ではない。そこで図 7 に示すように 3 つのステップで評価を行う。まず、上部プレナム内全体を対象として計算負荷の低いレイノルズ平均モデル(RANS)により上部プレナム全体の数値解析を行い、UIS 内外の流況を把握する。次に局所解析モデルの側面境界において上部プレナム全体解析と連携させ、制御棒チャンネルおよびブランケット燃料集合体の周辺部に限定した流体-構造熱連成解析を実施、熱流動場および構造内部の温度場を予測する。最後のステップで流体-構造熱連成解析から得られる構造内部の温度履歴を用いて構造熱応力解析を実施し、構造健全性を評価する。

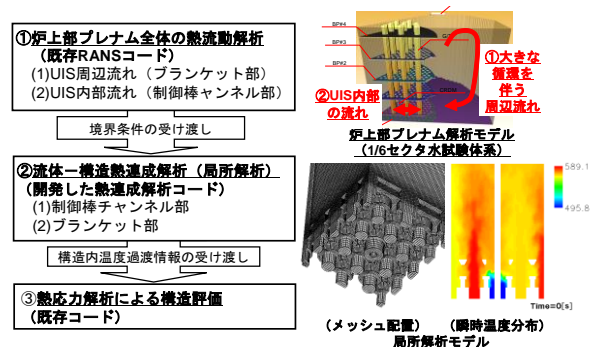


図 7 UIS 下部での高サイクル熱疲労評価手順

図中②の局所解析で使用する流体-構造熱連成解析コードは、複雑形状に適用するため、境界適合座標系での基礎方程式群をコロケート格子で解き、乱流混合現象を扱うため標準スマゴリンスキーモデルによるラージ・エディ・シミュレーション(LES)法を採用したものである¹²⁾。T 管体系での温度変動現象の解明と解析手法の検証を目的に、PIV による速度場計測、可動型熱電対ツリーを用いた詳細温度場計測を、単純な T 管ならびに入口の乱れに着目し主管上流にエルボを有する T 管体系での水試験を実施してきている^{13, 14)}。これまでに、図 8 に示す検証解析などを実施し、コードの妥当性を確認している。

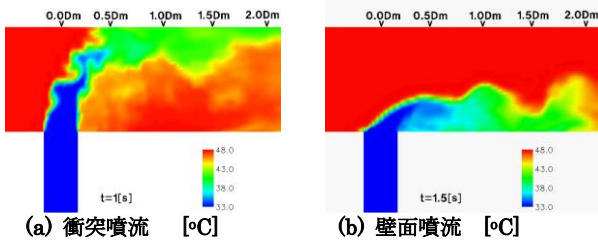


図 8 T字合流部における瞬時の温度分布

III) 蒸気発生器伝熱管破損事象

高速炉の蒸気発生器(SG)において伝熱管壁に貫通破損孔が生じた場合、高圧(百数十気圧)の水または水蒸気が低圧(数気圧)の液体 Na 中へ噴出し、Na と水の化学反応(Na-水反応)を伴う高速・高温ジェットが形成される(図 9)。

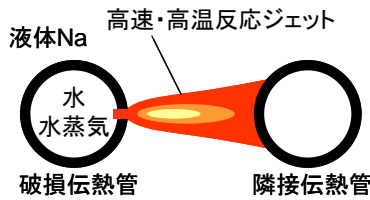


図 9 伝熱管破損時反応ジェット

この反応ジェットが隣接する伝熱管に衝突すると、エロージョン、FAC(流動加速型腐食)、あるいはそれらの重畳による隣接伝熱管の損耗(ウェステージ)、または、管壁の高温化に伴う内圧破裂(高温ラプチャ)が生じる場合がある。SG の設計では、隣接伝熱管が二次的に破損(破損伝播)することを防止する観点から、ウェステージの進行速度や高温ラプチャの発生する可能性を評価することが重要な課題となっている。これまでは現象の複雑さから、想定条件に応じた実証的なモックアップ試験を積み上げその設計成立性を確保してきたが、JSFR では計算科学を活用した評価と

最小限の実験により、設計の最適化を図ることとしている。このため、伝熱管破損時事象を機構論的に評価できる解析システムを開発している。解析システムは 4 つの解析コードで構成されるが、ここではその構成要素の 1 つである Na-水反応・圧縮性多成分多相流解析コード SERAPHIM¹⁵⁾の概要を述べる。

SERAPHIM の適用目的は、複数の伝熱管を含む領域において反応ジェットの挙動を解析し、伝熱管の材料損傷環境(速度、温度、濃度場等)を評価することである。多相流の解析モデルとしては多流体モデルを採用し、成分種の移流・拡散や圧縮性を考慮するための解析手法を導入している。また、Na-水化学反応に対する 2 つの解析モデルを有している。水蒸気と液体 Na の接触界面で起こる反応に対しては、反応の進行が接触界面への水蒸気輸送速度に律速される(反応速度無限大)とした表面反応モデルを開発し、これを導入している。一方、液体 Na は反応熱によって一部が蒸発するが、このとき発生した Na 蒸気と水蒸気の間で起こる反応に対する解析モデルとして、反応速度定数をアレニウス型の評価式により評価する気相反応モデルを導入している。さらに、SERAPHIM は並列計算に対応しており、その並列化効率は 90%以上と高い性能を有している。

実機条件に対する適用性検証の一環として、SG の条件を模擬した Na 中水リーク試験を対象に解析を実施した。解析領域は、図 10(a)に示す通り、43 本の模擬伝熱管が存在する円筒容器である。円筒容器は最初液体 Na(0.2MPa, 470°C)で満たされた状態にある。伝熱管群の最下端には注水管が存在し、その中央に設けられたノズルから鉛直上方向に水蒸気(17MPa, 352°C)が噴出する。図 10(b)に示す通り、液体 Na 中へ噴出した気相は管間を通過しながら体系内を上昇する解析結果が得られた。また、同図に示す NaOH(反応生成物)の分布等、実験では計測が困難な物理量の

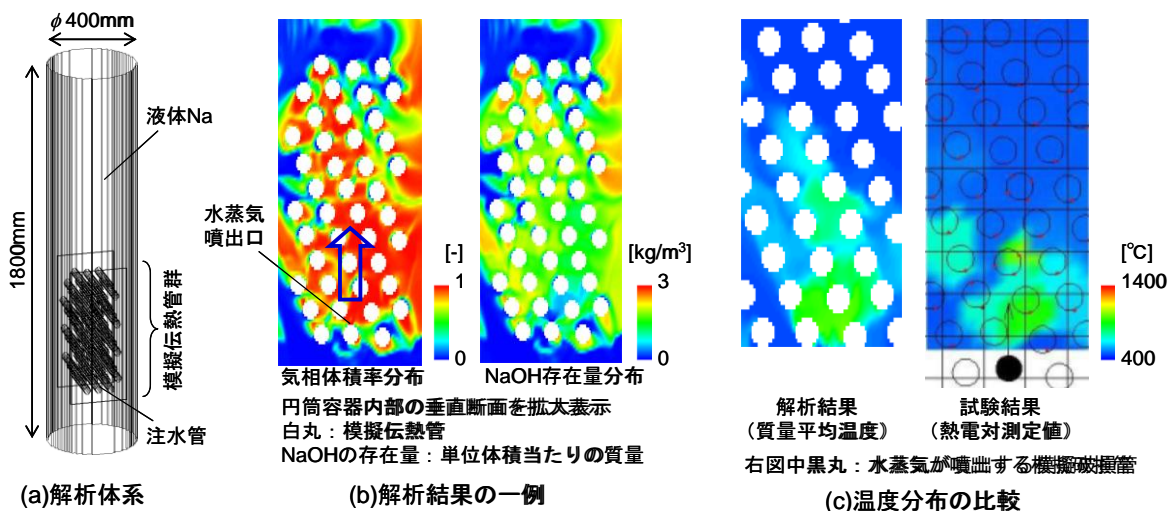


図 10 実機条件に対する SERAPHIM コード適用性検証

情報を解析から取得することができる。図 10(c)は解析で得られた垂直断面の温度分布を試験結果と比較したものである。試験結果では注水ノズルから左上方へ高温の領域が広がっていることが分かるが、同様の傾向が解析結果にも現れている。温度の最大値についても試験結果と同程度となっている。以上の検証から、SERAPHIM が Na-水反応現象を再現可能であることを確認した。

IV) おわりに

高速炉の熱流動課題に対するシミュレーション技術とこれを支える要素試験の現状を紹介した。昨今の計算機能力の飛躍的向上や解析技術の進歩は、シミュレーションによる現象解明と設計・安全性評価を可能とし、これまでの実証試験ベースの開発に比べて大幅なコスト削減と期間の短縮が図れるだけでなく、様々なトレードオフを考慮した設計の最適化・安全裕度の適正化も可能となりつつある。要素試験による現象の解明と詳細な計測データは、それらの解析モデルの構築と検証に重要な役割を果たしている。また、結果の可視化は現象を直感的に理解できる強力な手段となり、プラント運転員の資質向上や公衆に対する説明性向上にも大きく役立つものである。それゆえに、解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急務である。原子力分野においてはとりわけ外挿性の議論が不可欠である

V) 参考文献

- 1)H. Ohshima, Forth Int. Seminar on Subchannel Analysis (ISSCA-4), (1997)
- 2)H. Ohshima, NURETH11, No. 423 (2005)
- 3)大島, 機械学会年次大会, S0802-1-5 (2010)
- 4)M. Nishimura, ICONE19-43857 (2011)
- 5)T. Sakai, Heat Transfer Engineering, **29**, pp. 731-739 (2008)
- 6)K. Ito, Computational Fluid Dynamics, pp. 133-156 (2010)
- 7)T. Ezure, NED, **241**, pp.4575-4584 (2011)
- 8)N. Kimura, J. of Eng. on Gas Turbine and Power **132**, 102908 (2010).
- 9) K. Ito, JNST, **46**, pp. 366-373 (2009)
- 10)N. Kimura, PVP2010-25595 (2010)
- 11)M. Tanaka, Int. Conf. on Supercomputing in Nuclear Applications and Monte Carlo (2010)
- 12) M. Tanaka, JNST, **48**(9), pp.790-801 (2010)
- 13)H. Kamide, NED, **239** pp.58-67 (2009)
- 14)N. Kimura, NED, **240**, pp.3055-3066 (2010)
- 15)T. Takata, JNST, **46**(6), pp.613-623 (2009)

会員総会報告

熱流動部会第 37 回会員総会 議事録

- (1) 日時：平成 23 年 9 月 21 日(火) 12:10-13:00
- (2) 場所：2011 年秋の大会 P 会場
(西日本総合展示場 AIM-D 展示場)
- (3) 配布資料：
 - ① 議事次第, 平成 23 年度熱流動部会役員
 - ② 熱流動部会平成 22 年度末報告
 - ③ 総務小委員会の活動報告
参考資料③-①日本原子力学会熱流動部会 部会表彰規定(改訂案)
参考資料③-②平成 23 年度収支予算及び実績表
参考資料③-③組織別 長期事業・予算規模計画案
 - ④ 平成 22 年度日本原子力学会熱流動部会賞
 - ⑤ 企画小委員会活動報告
 - ⑥ 研究小委員会の活動概要
添付資料⑥-①「シビアアクシデント評価」研究専門委員会 設立申請書(案)
 - ⑦ 国際小委員会の活動概要報告

- ⑧ 平成 23 年度上期広報小委員会活動報告
- ⑨ 出版編集小委員会の活動概要

議事

1. 平成 22 年度部会長挨拶

大塚前部会長より開会の挨拶があり、平成 22 年度は「交流/連携の促進」、「情報提供の推進」、「若手人材の育成」を念頭に活動を進めてきたが、震災後、福島原発事故の対応に関連して組織の壁を超えた部会の役割は大きくなってきており、今後も引き続き片岡部会長を始めとする新体制のもと部会員の皆様のご協力をお願いしたいこと等が述べられた。また、「2011 年春の年会」中止に伴い部会全体会議が開催できなかったことから、平成 22 年度末活動報告を運営委員会で承認し、今年度の部会運営を進めていることが説明された。

2. 新役員紹介及び平成 22 年度末活動報告

大塚前部会長より、配布資料②を用いて、平成

23 年度熱流動部会役員について紹介がなされ、23 年度役員が確認された。また、平成 22 年度末活動報告として、総務委員会(平成 22 年度収支決算、長期計画等)、広報委員会(部会委員への各種情報提供活動)、研究委員会(専門委員会活動等)、国際委員会(NTHAS7、日韓学生セミナー開催)、企画委員会(Dr.フォーラム開催)、出版編集委員会等の活動概要が報告され、承認された。

3. 表彰小委員会報告および贈呈式

秋本前表彰委員長より、配布資料④を用いて、平成 22 年度部会賞候補者推薦について説明がなされた。選考結果の報告の後、「2011 年春の年会」での贈呈式が中止となったため、以下に示す受賞者に対する表彰を行った。

熱流動部会功績賞：

二ノ方壽氏(東京工業大学)：ナトリウム冷却高速炉ならびに軽水炉の炉心熱流動/安全解析評価手法の発展への貢献

2010 年秋の大会優秀講演賞：

上遠野健一氏(日立)：大口径管内下降蒸気-水二相流の流動特性実験(2)ワイヤメッシュ式センサを用いたボイド率分布計測

小松猛氏(工学院大学)：微細構造面の滴状凝縮熱伝達に関する研究

歌野原陽一氏(INSS)：流れ加速型腐食評価を目的としたオリフィス流れの LDV 計測と数値計算

4. 平成 23 年度部会長挨拶

片岡部会長より平成 23 年度熱流動部会役員を代表して挨拶があり、福島原発事故の収束及び新たな展開に向けた見通しを示すために部会員の皆様のご協力をお願いしたいこと、今後は特に産官学が連携した若手人材育成が重要であること等が述べられた。

5. 総務小委員会報告(西総務小委員長)

西委員長から、配布資料③を用いて、部会等運営委員会からの連絡(春の年会、秋の大会の開催循環の変更)について説明がなされた。また、部会表彰規定の改訂(名称変更：表彰委員会→表彰小委員会：熱流動部会総会→熱流動部会全体会議)について説明がなされ、承認された。さらに、NTHAS8 準備金、Dr.フォーラム補助金、熱水力 WG における収支予定を含む平成 23 年度予算案、部会予算からの主な事業(Dr.フォーラム、日韓学生セミナー、日本開催の国際会議(NTHAS, NUTHOS, NURETH))に関わる長期計画、その他 NTHAS8 開催手続き、部会からの各種委員選出等について説明がなされ、承認された。

6. 企画小委員会報告(西総務小委員長)

木村委員長の代理として西総務小委員会委員長から、配布資料⑤を用いて、企画小委員会の活動概要について説明がなされた。今年度の Dr.フォーラムについて 9/22-23 に開催予定であること、次年度以降の実施方法について運営委員会で検討予定であることが説明された。

7. 研究小委員会報告(吉田研究小委員長)

吉田委員長から、配布資料⑥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」、「2011 年秋の大会」企画について報告が行われた。また、「シビアアクシデント評価」研究専門委員会の新規設立について岡本主査より説明がなされ、承認された。

8. 国際小委員会報告(池田国際小委員長)

池田委員長から、配布資料⑦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。NTHAS8 および日韓学生セミナーの開催提案について承認された。合わせて、二ノ方海外担当役員より、NUTHOS9 の開催、NURETH15、NUTHOS10 及び NURETH16 の開催計画について紹介がなされた。

9. 広報小委員会報告(染矢広報小委員長)

染矢委員長から、配布資料⑧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。

10. 出版編集小委員会報告(池田国際小委員長)

波津久委員長から、配布資料⑨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。出版編集小委員会の委員構成、JNST 第 6 分野(伝熱流動)論文編集員の構成、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。

以上

秋季セミナー「Dr.フォーラム」実施報告

熱流動部会主催・計算科学技術部会共催
企画委員長 木村 暢之(原子力機構)

熱流動部会および計算科学技術部会では、秋季セミナー「Dr.フォーラム」として、学位取得後数年の方々を講師に迎えて学位論文での研究成果を講演いただき、次代を担う研究者を会員各位に紹介するとともに参加者の方々が今後広い視野で研究を進めていく機会を設けている。

今回で11回目となる本セミナーは「2011年秋の大会」(北九州国際会議場)の最終日(9/22)より1泊2日の日程で北九州市の関門海峡を望む国民宿舎 めかり山荘にて開催した。

今年度のセミナーには幅広い年齢層の講師5名を含む25名が参加し、初日3件、2日目2件の講演発表(1件当たり質疑応答を含め約1時間)が行われた。開会に先立ち、熱流動部会を代表して吉田啓之熱流動部会研究委員長(原子力機構)からご挨拶を頂き、座長は、1日目吉田啓之氏(原子力機構)、2日目西義久氏(電中研)にご担当頂いた。講演テーマ(所属・講演者)は以下の通り。

(1) ナトリウム燃焼、ナトリウム-水反応の数値解析手法の構築

(大阪大学)高田 孝 氏

(2) 蒸気爆発トリガリングにおける蒸気膜崩壊過程に関する研究

(電中研)新井 崇洋 氏

(3) 超音波の音響定在波中の浮遊物体挙動に関する研究

(東芝)青木 一義 氏

(4) 乱流LESの高度化・高速化の研究

(原子力機構)小野寺 直幸 氏

(5) 高精度気液二相流数値解析手法の研究

(原子力機構)伊藤 啓 氏

セミナーでは、講師の方々から原子炉で発生する様々な熱流動現象を最先端の計測技術や数値解析技術を用いて明らかにする研究や、原子炉とは少し離れた基礎的な研究まで、幅広いテーマについて御講演いただき、それに対して会場から多くの質問やコメントがなされ、1件1時間程度の講演・質疑時間を大きく超える議論が展開された。

本セミナーは、講演時間を比較的長く取ることができるため、最先端かつ完成度の高い研究成果の内容をじっくり聴講できる上に、講演の途中での質疑応答を可能としていることで実験・解析のトライ&エラーを含めたアプローチ方法までその場で尋ねることがで

きるため、自分の今後の研究への反映や自らの研究例を踏まえた熟練研究者からのアドバイス(技術伝承)など、講演者のみならず参加者の研究にも大いに参考になったものと思われる。



1日目の講演発表の様子(大阪大学 高田氏)



2日目の講演発表の様子(原子力機構 小野寺氏)

初日の講演後には、講師と参加者を交えた恒例の懇親会を開宴し、研究以外を含めた幅広い交流の場となった。さらに、懇親会終了後に場所を改め(大部屋)2次会と称した更なる親睦会が行われた(宿泊者のほぼ全員が参加)。そこでは、企業や研究機関の参加者から、福島第一原子力発電所事故に関する状況やそれによって原子力が置かれている状況などをお話いただいたり、学生の参加者から、就職するにあたって今後の原子力の行く末をざっくばらんに相談したりするなど、様々な話題に対して若手と熟練研究者と情報交換ができたと思われる。



熱心に講演発表を聴く参加者



Dr.フォーラム参加者で記念撮影

2日目は、後半2件の講演発表が行われ、前夜遅くまで交流した疲れも見せず初日同様講演内容に対する活発な討議が行われた。最後に、閉会の辞を高田准教授(大阪大学)(山口 彰計算科学技術部会長代理)から頂き、全プログラムを成功裏に終了することができた。その後、本セミナーを行ったため山荘の前で参加者全員の記念撮影を行った。

本セミナーを開催するにあたり、講演者の方々をはじめ関係者の皆様に多大なご協力を頂いた。本紙をお借りして改めて厚く御礼申し上げます。

次年度以降、熱流動部会の予算の関係で同様のセミナーの開催が厳しくなると考えられることから、企画委員会では、次代を担う若手研究者の会員各位への紹介ならびに熟練研究者との交流を行うための効果的な方法を模索しています。会員皆様方からご意見・ご提案がございましたら遠慮なく企画委員会宛にご連絡頂ければと思います。

(連絡先：kimura.nobuyuki@jaea.go.jp)

秋季セミナー「Dr.フォーラム」より～研究紹介 1

大阪大学大学院 工学研究科 環境・エネルギー工学専攻
量子エネルギー工学講座 量子システムデザイン工学領域
山口 彰, 高田 孝

大阪大学では、昭和32年(1957)に原子核工学専攻が発足し、現在、環境・エネルギー工学専攻として原子力分野の研究を活発に続けています。量子システムデザイン工学領域は2005年に現在の山口彰教授を迎え新しく発足した研究室ですが、研究室発足後6年が経過し、卒業生を徐々に原子力分野に輩出しつつあります。2011年度では学部4回生6名、博士前期課程12名、博士後期課程3名(社会人ドクター含)に加え、特別研究員2名と大所帯で、内5名はアジアからと国際色も豊かになりつつあります。

本研究室では、計算機を用いたシミュレーションにより目に見えない測定できない現象を調べ、モノの理を探求する数値科学研究や、良いシステムを人間が決める(意思決定)方法に関する統計的意思決定に関する研究などを行っています。

以下に、最近行われている研究テーマの一部についてその概要を紹介します。

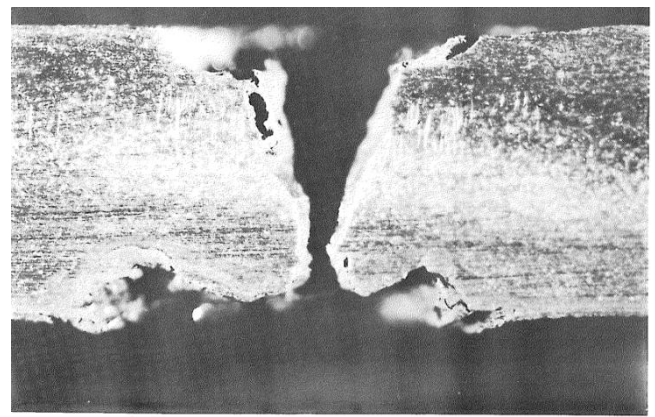


写真4.6 Run 2022 ノズル(2 1/4 Cr-1 Mo鋼)の断面の損耗形態

図1 セルフウェステージ現象
(写真上がナトリウム側) [1]

1) ナトリウム-水反応に関する数値実験研究

ナトリウム冷却高速炉におけるナトリウム-水反応は、当研究室でも発足当時から色々と数値シミュレ

ーションを用いた定量化研究に取り組んでいます。最近では、セルフウェステージ現象の評価に関する数値シミュレーションを行っています。

セルフウェステージ現象は、蒸気発生器伝熱管中で微小亀裂が生じることで発生する微小なナトリウム-水反応の影響（反応生成物や反応熱等）で亀裂が徐々に拡大する現象です（図1[1]）。

このセルフウェステージ現象による亀裂の拡大が伝熱管肉厚を貫通することで、ある時を境に漏えい量が上昇し、隣接伝熱管に反応領域が達することで隣接管へのターゲットウェステージへと移行します。従って、セルフウェステージ現象による拡大挙動の定量化は隣接伝熱管でのウェステージの規模を把握するために重要となります。

そこで多次元ナトリウム-水反応解析を用いた定量化手法の開発をJAEAと共同で行っています[2]。図2は微小亀裂（幅15 μm ）における2次元解析結果です。

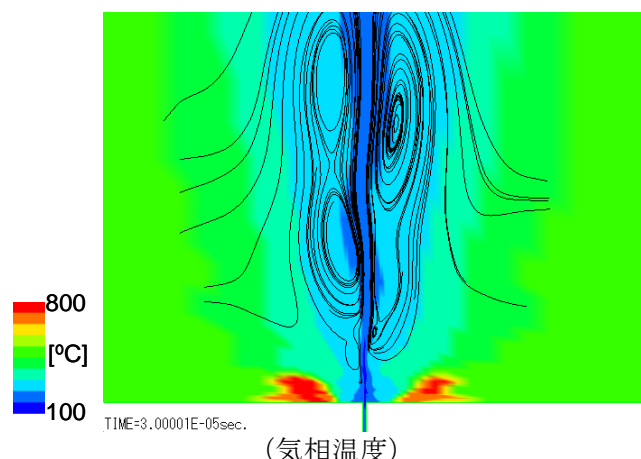
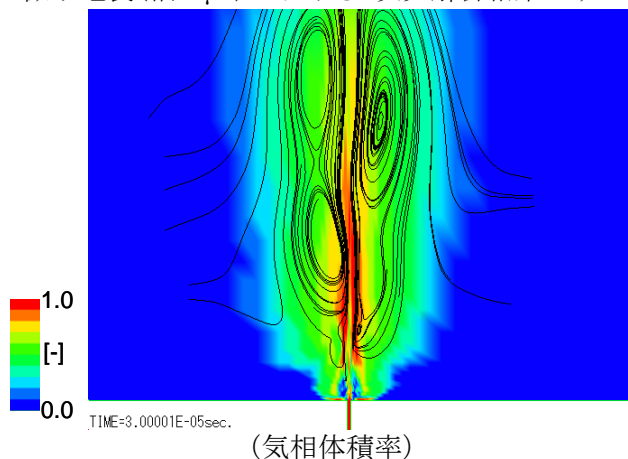


図2 微小亀裂における2次元数値シミュレーション
(図中下端に15mmの亀裂)

今後は亀裂部周辺での性状（速度，温度，反応生成物濃度）をもとに亀裂拡大を評価し，予想された拡大形状での数値シミュレーションを繰り返すことで漏えい量がターゲットウェステージへと移行する最終的な亀裂形状の予測を目指しています。

II) 電磁流体の乱流数値解析に関する研究

液体ナトリウムは電磁流体であり，流体に磁場を印加させることで流れを制御することが可能です。また最近では，より高度な乱流計算としてLES(Large Eddy Simulation)が工学分野においても使われつつあります。しかしながらLES計算では，平均量や変動といった統計量を得るために過渡計算を行う必要がありますし，特に壁近傍等のメッシュ分割はRANS(Reynolds Average Navier-Stokes)モデルに比べ詳細さが要求されます。従って，マルチフィジクス流動場のLES計算はより高速化が重要となります。

本研究室では，ベクトル有限要素法(VFEM, Vector Finite Element Method)[3]を有限体積法に適用したベクトル有限体積法(VFVM, Vector Finite Volume Method)に関する研究を行っています[4],[5]。VFVMでは図3に示すように磁束密度と電流密度の定義位置を変えることにより，電磁場計算におけるソレノイダル条件（磁束密度の発散が0）を，反復計算を行うことなく満足させる方法です。

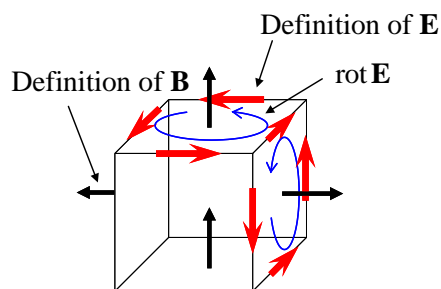


図3 VFVM法における磁束密度(B)と電流密度(E)の定義位置

この方法では，流体内部の反復計算は不要ですが，境界面で反復計算が必要となります。一般に3次元計算では流体セル数は境界面セル数よりも多く，本手法はより高速に磁場計算を行うポテンシャルを持っています。図4～6は本手法を2次元LES試計算に適用した例です。ナトリウム冷却高速炉における乱流に起因した課題である，配管合流部下流におけるサーマルストライピング現象に磁場印加が有効であることが判ります。これまでのところVFVMは2次元解析によりその妥当性を確認したところですので，今後は3次元への拡張およびLES計算とのカップリングに関する考察を行う予定です。

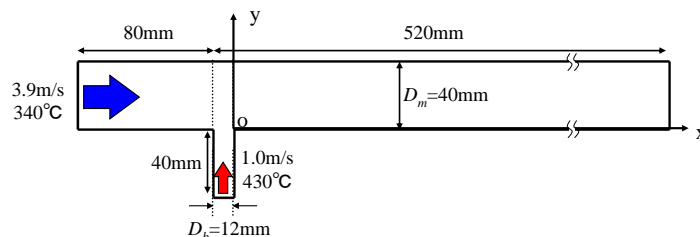


図4 サーマルストライピング解析体系

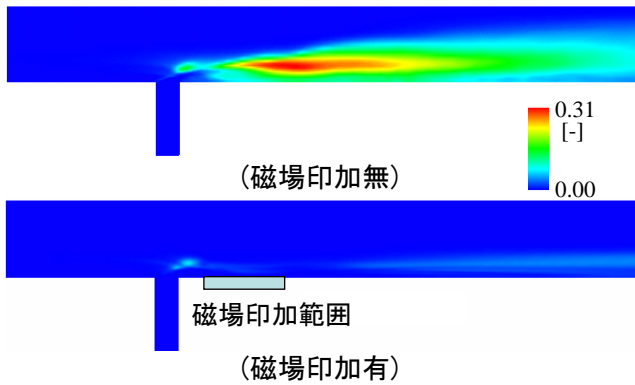


図5 解析結果（無次元温度変動強度）

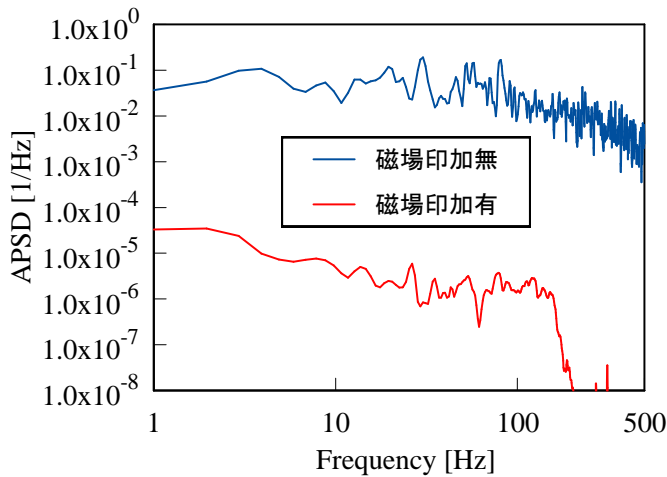


図6 壁面近傍での無次元温度変動強度 APSD

III) 確率論的安全評価(PSA)に関する研究

確率論的安全評価(Probabilistic Safety Assessment, PSA)は原子炉施設の安全管理を効果的・効率的に行うことが可能であり、欧米諸国のみならず我が国でもPSAに関する学会標準が作成されています。当研究室でもPSAに関する様々な研究を行っています。

① 連続マルコフ連鎖モンテカルロ法を用いたレベル2PSAに関する研究

レベル2PSAでは、起因事象からの事象進展の評価をイベントツリーやフォルトツリー等を用いて行うことが一般的です。例えば図7に示す高速炉における除熱源喪失事故(Protected Loss of Heat Sink, PLOHS)では、放射性物質は格納容器から漏えいする場合と、中間熱交換器を経由し2次系へとバイパスし漏えいする可能性があります。また構造バウンダリ機器の破損確率は事象進展の影響を受けるため、これら全ての状態をイベントツリーやフォルトツリーのみで表すことは困難です。

そこで、熱水力解析と連続マルコフ連鎖モンテカルロ法(Continuous Markov Chain Monte Carlo, CMMC)をカップリングすることにより(図8)、1つのツールで全ての事象が評価可能な手法の開発に関する研究を原子力安全基盤機構(JNES)と共同で行っています[6]。

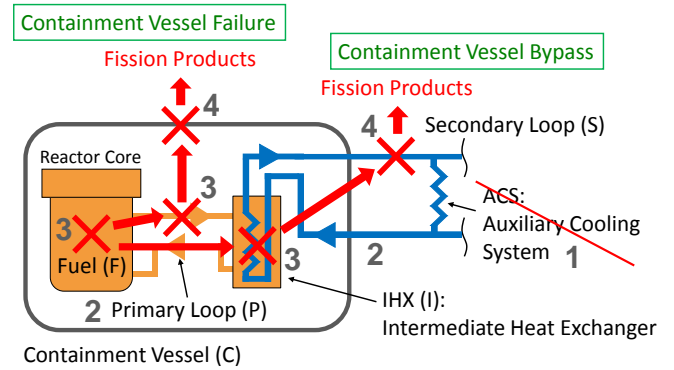


図7 PLOHSにおける放射性物質漏えいパス

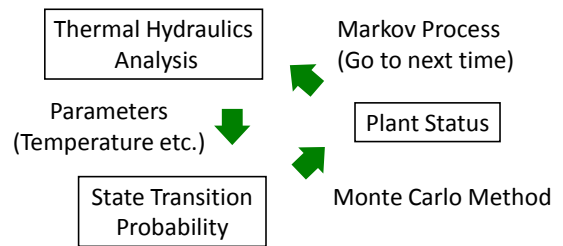


図8 CMMCを用いた状態評価

CMMCでは事象の発生確率をマトリクス(状態マトリクス)の形で表されますが、従来手法であるイベントツリーほど明確な評価結果の表現が課題となります(図9)。CMMC解析結果の効果的な表現方法例として、事象レベルではなく防護レベルでの階層表現(図10)や時間進展を含めた状態変化表現(図11)に関する検討を行っています。

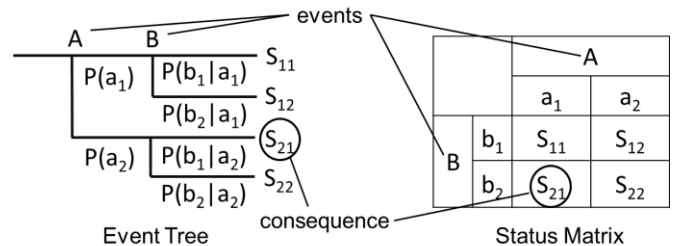


図9 イベントツリーとCMMCでの解析結果例

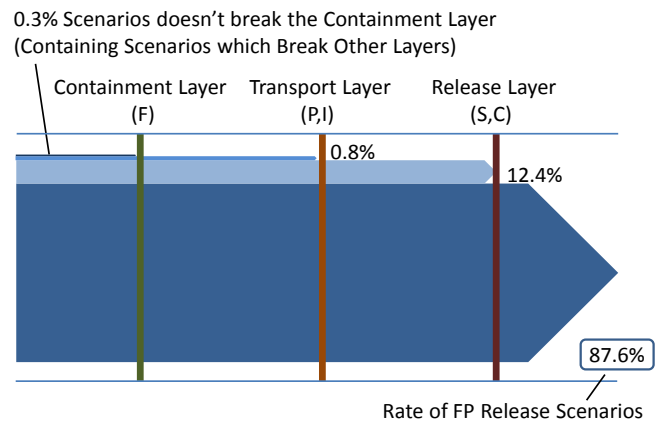


図10 防護レベルの階層表現

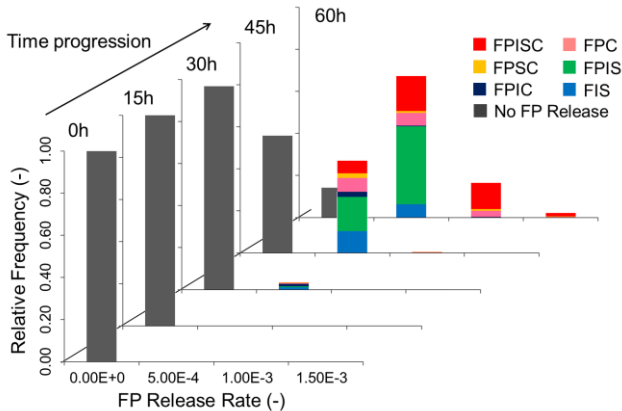


図 11 時間進展を含めた状態変化表現

② リスク情報に基づく意思決定におけるモデル不確かさの影響評価

リスク情報は、確率論的安全評価の結果およびその過程から得られる情報で、例えばリスクの絶対値や変化量、重要度等が挙げられます。リスク情報に基づく意思決定は、プラント管理・運転の合理性や安全性向上に有効となります。例えば米国NRCでは、図12に示すように、安全確保活動の変更をリスク指標（安全確保活動変更前の炉心損傷頻度 CDF_{base} と活動変更にもなう炉心損傷頻度の変化量 ΔCDF ）を用い、意思決定（安全確保活動の変更の有無）を評価しています[7]。

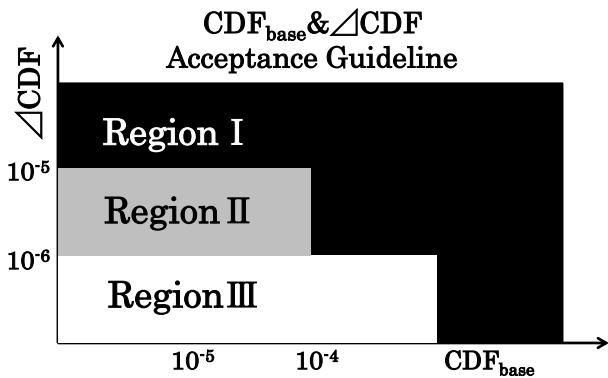
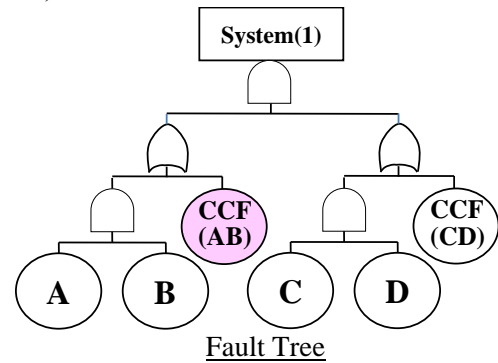


図 12 NRC におけるリスク情報活用例

例えば図12におけるRegion Iは、リスクの増加が大きく許容されない領域ということになります。

一般にPSAでは、事象のランダム性に由来する偶然性不確かさや認識論的不確かさと言った不確かさが存在し、リスク情報活用においても平均値等を用いた点推定ではなく、不確かさを含めた領域で評価することが重要になります。そこで当研究室では、不確かさを考慮し、点ではなく領域でリスク指標を評価する研究を行っています。図13に示すA~Dの4つの機器構成(A, BおよびC, Dはそれぞれ並列に配置)における機器Cの許容待機除外時間の延長を例にその概要を説明します[8]。

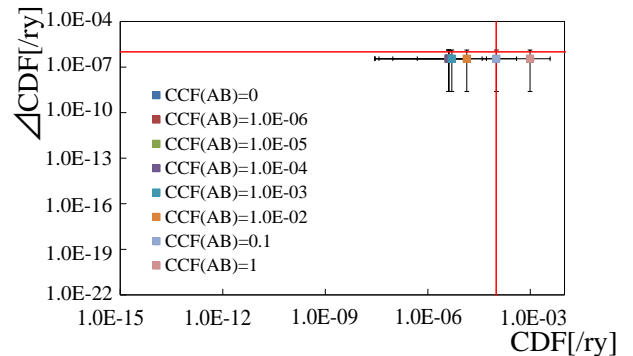
PSAが持つ不確かさとして認識論的不確かさにおけるパラメータ不確かさおよびモデル不確かさに着目し、パラメータ不確かさについては各機器の故障確率を、モデル不確かさについては同時故障(Common Cause Failure, CCF) 確率モデルである β ファクターモデルにおける β 値、ならびに2系統(A, BおよびC, D)の配置(直列or並列)を考えました。これらの不確かさが図12に該当するリスク指標評価に与える結果について図14に示します。



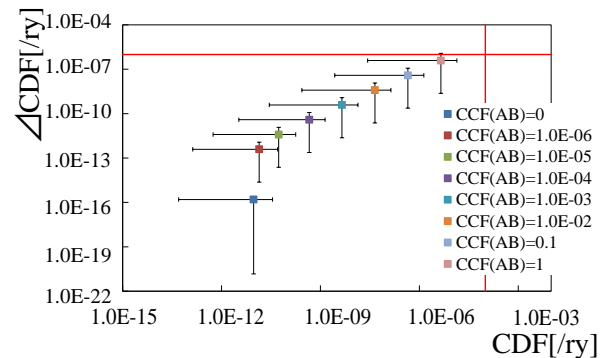
起因事象 (IE)	System(2)	System(1)	結果
			OK
			CD
			CD

Event Tree

図 13 系統機器構成



直列構造



並列構造

図 14 PSA 不確かさが意思決定に与える影響

図中の誤差線は95%信頼区間（パラメータ不確かさ）を示し、赤線は図12におけるRegion IIの境界に相当します。直列構造の場合では、モデル不確かさの影響で CDF_{base} のみが変化するため、図に示すようにグラフ上を水平方向に移動しますが、並列構造では CDF_{base} 、 ΔCDF いずれも影響を受けより意思決定として許容できない方向(Region I)へと推移しています。また両対数グラフなので判り難いですが、パラメータ不確かさ幅も並列構造では増加しており、意思決定に与える影響が大きくなっています。

当研究室（量子システムデザイン工学領域）は、原子力分野に関する工学的なシステムのデザインに関する研究ということで、伝熱流動はもちろんこの他にも様々な研究を行っています。興味のある人はぜひ一度ホームページでも覗いてください。

(<http://www.see.eng.osaka-u.ac.jp/seeqe/seeqe/homepage/>)

【参考文献】

[1] 黒羽他, PMC TN941 82-101, 1982.
 [2] 大西他, 原学会2011秋の大会, P11, 2011.
 [3] M. Matsumoto, et al., ISIJ Inter., 43, 6, 932-941, 2003.
 [4] R. Murashige, et al., Prof. of NTHAS7, N7P0029, 2010.
 [5] T. Takata, et al., Prof. of NURETH14, 525, 2011.
 [6] S. Shinzaki, et al., Prof. Of NURETH14, 390, 2011.
 [7] USNRC, NUREG-1855, Vol. 1.1, 2009.
 [8] T. Narukawa, et al., 原学会 2011 秋の大会, L02, 2011.

秋季セミナー「Dr.フォーラム」より～研究紹介 2 蒸気爆発トリガリングにおける蒸気膜崩壊過程に関する研究

財団法人電力中央研究所 原子力技術研究所
 新井 崇洋

I) 緒言

本紹介は、筆者が筑波大学大学院 阿部豊研究室在籍時ならびに財団法人電力中央研究所 原子力技術研究所において実施した研究成果を 2010 年 3 月に学位論文としてまとめたものである。

まず、蒸気爆発という現象は、大きな温度差のある高温液体と低温液体とが直接接触、つまり液-液直接接触をすることが発生した場合において、この直接接触により低温液体が急激な蒸発を起こし、大きな衝撃を伴う圧力波を発生するものである。そのため、原子力分野をはじめとした各種プラントにおける安全性を考える上で重要な現象である。

大規模な蒸気爆発は、①初期粗混合、②蒸気膜崩壊と液液直接接触、③微粒化と急速伝熱、④急速伝熱域の拡大と伝播のプロセスを経るとされる^[1]。水中の熔融金属は、周囲に蒸気膜が形成されており、何らかの要因によってその蒸気膜が崩壊する。そして蒸気膜が崩壊した箇所で直接接触が発生する。その接触界面において水の自発核生成が生じることで界面が不安定になり、熔融金属が微粒化する。それにより新たな接触界面が生成され、再び自発核生成が発生するという正のフィードバックが働く。なかでも、蒸気膜崩壊は蒸気爆発の必要条件であり、かつ発生プロセスのきっかけとなる重要な現象である。

蒸気膜崩壊過程は、接触体系、熔融金属、冷却材の3つの要素が関与する。本研究の目的は、蒸気膜崩壊過程に関与する、接触体系、熔融金属、冷却材の3つの要素に対して、発生メカニズムに対して重要となる

影響因子を抽出し、実験ならびに解析によるアプローチによって蒸気膜崩壊の発生条件および蒸気膜崩壊発生機構を明らかにすることである。

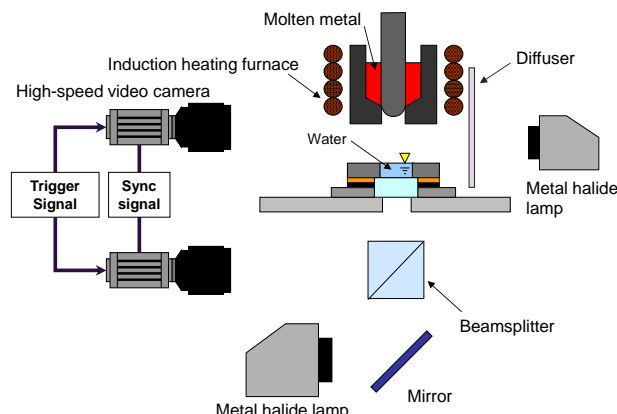


図1 ベーストリガ蒸気爆発実験装置

II) 異なる接触体系における蒸気爆発発生機構

自然環境や工業施設などの蒸気爆発発生体系を想定した場合、熔融金属と水の体積比および固体壁による拘束の有無が蒸気爆発の発生条件に影響を及ぼす可能性がある。そこで、熔融金属と水の体積比および固体壁による拘束の有無によって蒸気爆発の発生体系を分類し、それぞれの体系に対して模擬熔融金属 U-Alloy95 を冷却材に滴下する小規模蒸気爆発実験を実施した。ここでは、固体壁による機械的拘束が働くベーストリガ体系に対する小規模蒸気爆発実験を例示する。

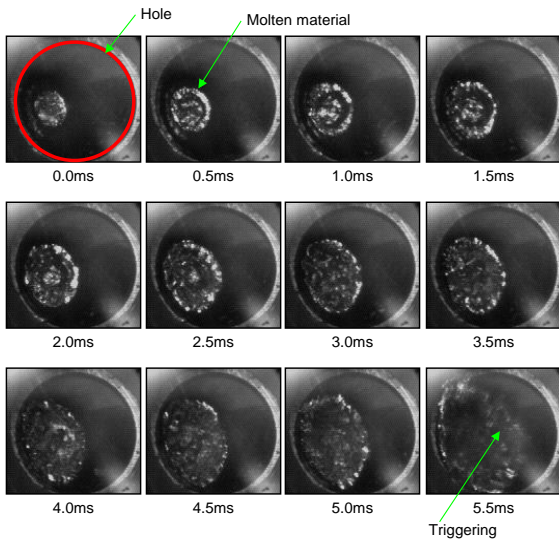


図2 床面下部からみた溶融金属挙動の観察結果

図1はベーストリガ蒸気爆発実験装置の概略図である。実験装置は、試験金属を加熱・溶融させる加熱部、溶融金属を落下させるテスト部、温度計測ならびに可視観測を行う計測部により構成される。

床面での溶融金属挙動に着目し、床面部分に石英ガラスを用いて、床面下部からの可視観測が可能となるテスト部を構成した。高周波誘導加熱によって試験金属が間接加熱され、所定の温度に達したところで溶融金属を落下する。図2は、初期温度 600°C とした約 3g の U-Alloy95 溶融液滴を水中に落下させたときの様子を床面下部から観察した画像である。溶融金属が床面に到達して床面を覆っていく過程で、溶融金属と床面との間に水や蒸気をトラップする様子が確認された。溶融金属が床面に到達した直後には、約 1m/s の

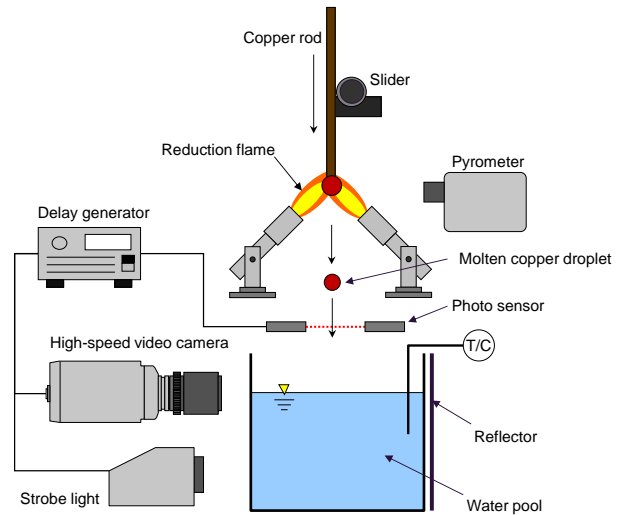


図3 溶融銅液滴による小規模蒸気爆発実験装置

界面移動速度で床面を覆っていき、その後は床面を覆う溶融金属界面挙動は一旦停滞もしくは減速したのちに蒸気爆発に至る様子を捉えた。

III) 溶融金属変形挙動による蒸気膜崩壊機構

溶融金属が高温になるにつれて蒸気膜崩壊ならびに蒸気爆発の発生が困難になる。これは、水の沸点に対して溶融金属の融点が高く、蒸気膜崩壊以前に溶融金属が固化してしまい、蒸気爆発の必要条件である液液直接接触が発生しにくくなるのが原因とされる。しかしながら、高融点金属であっても蒸気爆発を生じることから、本実験では実用的な金属材料と同程度の高い融点を有する銅を用いて、小規模蒸気爆発実験を実施し、蒸気爆発に至る過程を明らかにする。

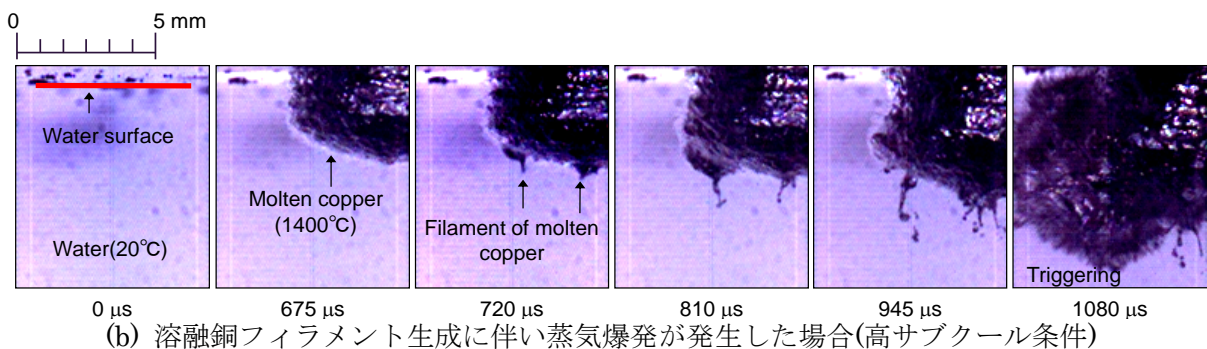
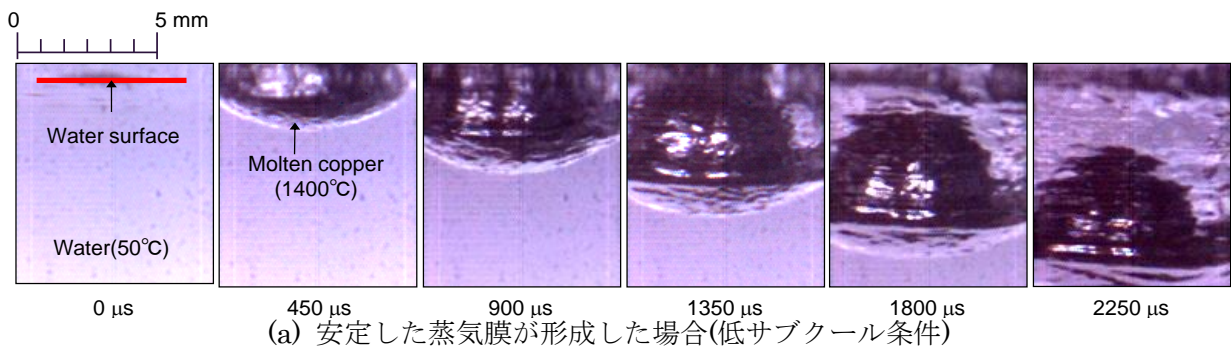


図4 単一溶融銅液滴を用いた小規模蒸気爆発の観察結果

図3は単一溶融銅液滴を用いた小規模蒸気爆発実験装置の概略図である。直径3mmの銅棒を鉛直上方より加熱領域にゆっくりと降下させ、銅棒先端を加熱・溶融する。銅棒先端が溶融した後、所定の温度まで過熱された約6mmの単一溶融銅液滴が水プールに滴下し、その時の溶融液滴挙動を水プール測方から高速度ビデオカメラを用いて可視観測した。

図4は水中における溶融銅液滴の観察画像である。低サブクール条件では、高温溶融銅液滴が安定した厚い蒸気膜に覆われた。この安定した蒸気膜により、銅の固化温度以上の高温条件で水と液液直接接触が妨げられ、蒸気爆発に至らなかった。サブクール度の増大に伴って、溶融銅液滴の自発的蒸気爆発の発生頻度が増大し、水温が20°Cという高サブクール条件下では、およそ7割の確率で自発的蒸気爆発が発生した。トリガリング以前に溶融銅フィラメントが成長している様子が見られ、この溶融銅フィラメントが成長した場合には、ほぼ全ての場合で自発的蒸気爆発に至った。

IV) 異なる冷却材に対する蒸気膜崩壊機構

冷却材の種類を変えることにより、膜沸騰蒸気膜がより高温で崩壊する場合がある。例えば鋼の焼き入れにおいては、水に塩を添加することによって蒸気膜崩壊が促進されることが実験的に示されている[2],[3]。また、最近では伝熱促進を目的としてナノ粒子を懸濁させたいわゆるナノ流体が注目されており、原子力分野でもナノ流体が有する熱伝達向上効果を軽水炉プラントへ適用する研究が進められている[4]。塩水およびナノ流体を冷却材として用いたときの蒸気膜崩壊特性に着目し、高温固体球を冷却材プール中に浸漬させるクエンチ実験を実施し、クエンチ特性および固液接触挙動を観測した。

図5は、高温固体球クエンチ実験のテスト部概略図である。固体球表面温度を計測するために固体球に熱電対を挿入し、熱電対先端は固体球下部においてTIG溶接し、バフ研磨を行った。固体球と水溶液の固液直接接触を検出するために、冷却材プール中に電極を挿入し、固体球を含む回路に流れる電流を測定した。

700°Cに大気加熱した直径30mmのステンレス製固体球を冷却材プール中に浸漬させた。図6、図7は水、30wt%CaCl₂水溶液、5wt%Al₂O₃ナノ流体における固体球表面温度ならびに固液接触挙動の観測結果と蒸気膜崩壊挙動の観察画像である。塩を水和させた場合には、膜沸騰熱伝達が向上し、かつ蒸気膜厚さの減少にともなって高温でも断続的な固液接触が発生し、蒸気膜崩壊に至った。それに対して、Al₂O₃ナノ流体の場合には固体球と冷却材の直接接触を示す有為な固液接触は、水と同様に蒸気膜崩壊以前には検出されなかった。蒸気膜崩壊後は核沸騰への移行に伴って、顕著な固液接触が観測された。ナノ粒子懸濁の伝熱促進は、プール沸騰体系では伝熱表面

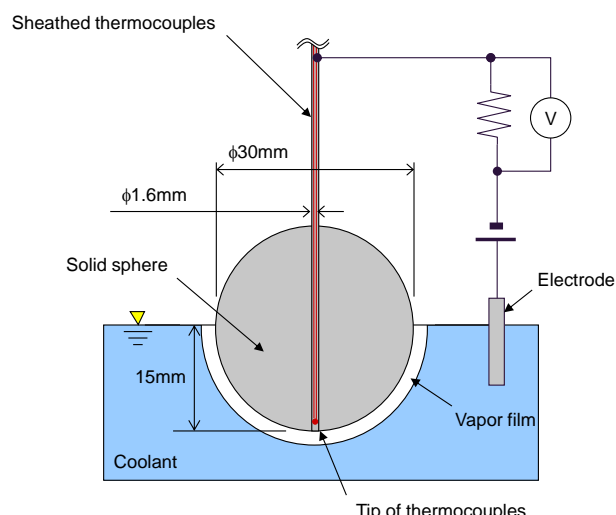


図5 高温固体球クエンチ実験の概略

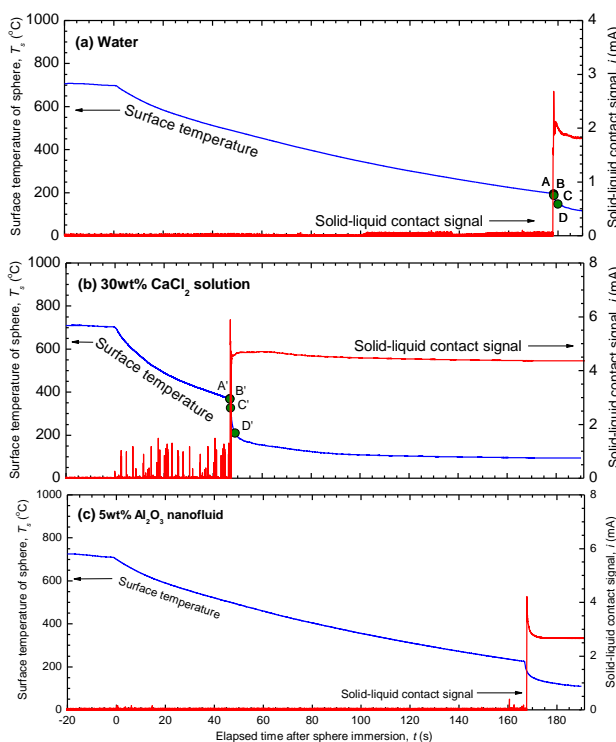


図6 異なる冷却材に対する冷却特性と固液接触挙動

へのナノ粒子付着による濡れ性の向上が主な要因とされる。本実験のように蒸気膜崩壊後まで有為な固液接触が発生しない体系では、膜沸騰蒸気膜挙動に及ぼすナノ粒子懸濁の影響は小さい。

V) 膜沸騰安定性モデルに基づく蒸気爆発発生条件および蒸気膜崩壊機構の評価

小規模蒸気爆発実験ならびに高温固体球クエンチ実験に基づき、図8に示した高温固体球とその周囲に形成された膜沸騰蒸気膜モデル[5]に対して蒸気膜安定解析を実施し、蒸気膜の安定性に影響を及ぼす影響因子を明らかにし、蒸気爆発発生条件および蒸気膜安定境界温度を評価する。

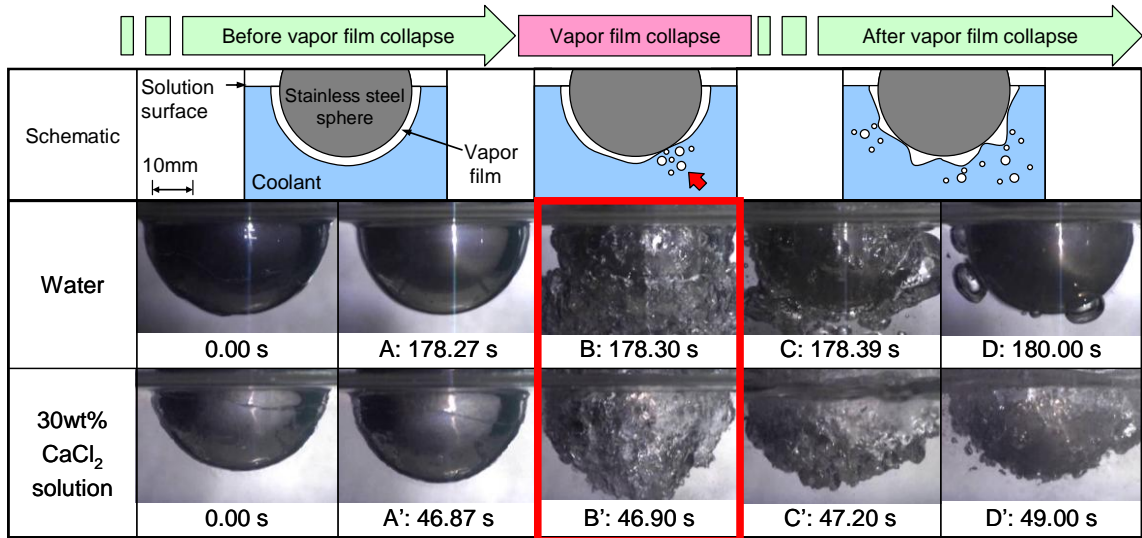


図 7 高温固体球クエンチ実験における蒸気膜崩壊挙動の観察結果

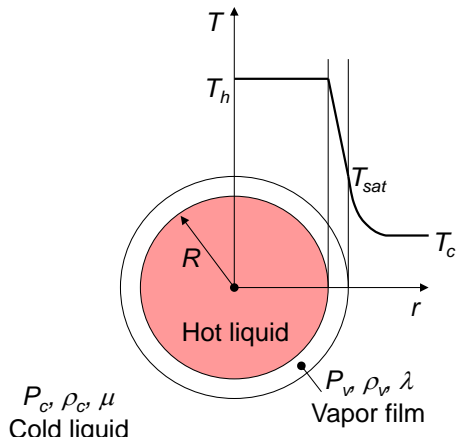


図 8 膜沸騰安定解析モデル^[5]

蒸気膜の安定性に対してほとんど影響を及ぼさなかった。それに対して、気液界面の凝縮熱伝達率は、蒸気膜安定境界ならびに蒸気膜厚さに及ぼす影響が最も顕著であることを示した。

(1) 蒸気爆発発生条件の評価

熱的相互作用領域(TIZ)とは蒸気爆発の起こりうる温度領域を表し、蒸気膜安定境界ならびに熔融金属と水の接触界面温度が水の均質核生成温度もしくは熔融金属の固化温度以上という 2 つの条件から評価することができる。図 9 はベーストリガ蒸気爆発実験結果と TIZ の比較結果であり、2 つの実線で囲まれたグラフ右下の温度領域が TIZ に相当する。蒸気爆発が発生した条件が TIZ にほぼ含まれたことから、TIZ を用いて蒸気爆発の発生条件を評価できる可能性が示唆された。

(2) 蒸気膜崩壊条件の評価

水に対する塩の添加や粒子の懸濁による冷却材の熱物性値の変化が蒸気膜崩壊機構に影響を及ぼす可能性がある。そこで、冷却材の密度、粘性係数、表面張力、沸点、気液界面における凝縮熱伝達率をパラメータとした蒸気膜安定解析を行った。図 10 に蒸気膜安定解析の一例として蒸気膜安定境界に及ぼす気液界面の凝縮熱伝達率の影響を示した。冷却材の密度、粘性係数、表面張力については、本実験体系における

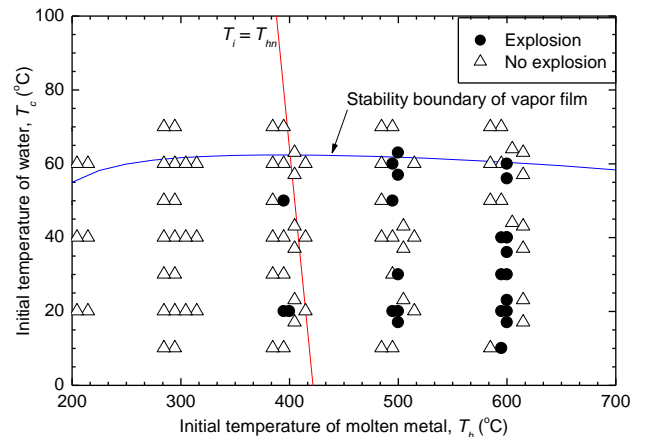


図 9 蒸気爆発発生温度条件の評価

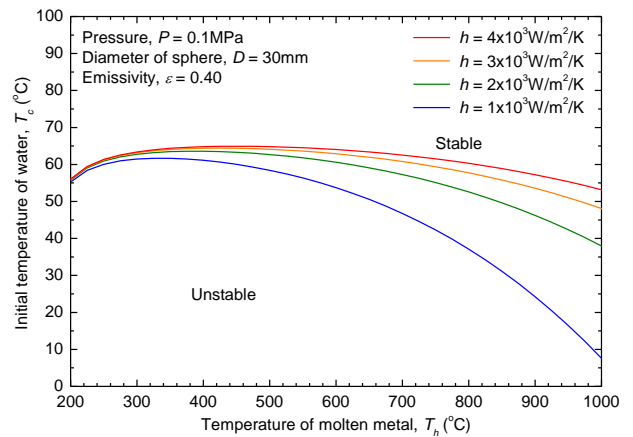


図 10 蒸気膜安定境界に及ぼす凝縮熱伝達率の影響

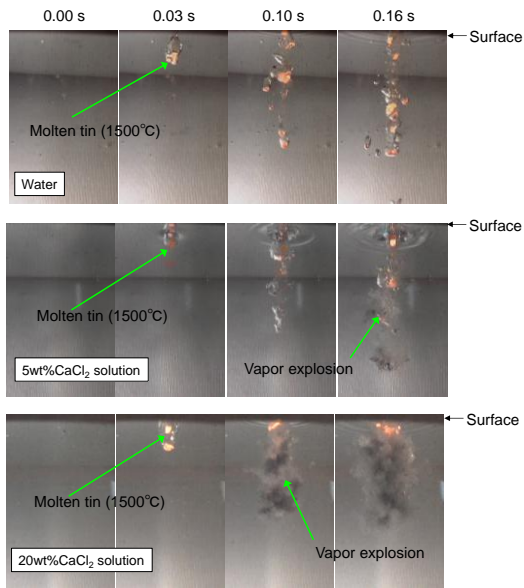


図 11 溶融錫を用いた蒸気爆発促進効果の検証

VI) 産業における蒸気爆発の利用

本研究成果の産業応用として、蒸気爆発が有する、溶融金属の急冷微粒化技術として工業利用することは重要な視点である。当所では小規模蒸気爆発を持続的に発生させることによる、安全かつ効率的な液体微粒化手法および超急冷手法である CANOPUS 法を考案した⁶⁾。従来手法の 280 倍以上という高い冷却速度を利用して、従来にない組成の非晶質あるいは均質材料を作製可能である。今後より多岐にわたる金属材料に対して本手法を適用するためには、より効率的に蒸気爆発を発生させ、冷却速度をさらに向上させることが期待されている。そこで、本研究で得られた塩の添加による蒸気膜崩壊促進効果が、蒸気爆発促進効果に及ぼす効果を検証した。

図 11 は溶融錫液滴を用いた小規模蒸気爆発実験の観察画像である。約 1500°C の溶融錫液滴を水あるいは 20wt%CaCl₂ 水溶液のプールに滴下した時の様子をプール側面より観察した。水の場合には溶融錫液滴周囲に安定した蒸気膜が形成されており、蒸気爆発には至らないまま固化した。それに対して、20wt%CaCl₂ 水溶液の場合には水中に落下した直後に蒸気爆発が発生し、その後も断続的に蒸気爆発が発生した。図 12 は水および CaCl₂ 水溶液に対して得られた固化粒子径の累積分布である。蒸気爆発が発生しにくい高温条件下でも、水に CaCl₂ を水和させることによって蒸気爆発頻度ならびに規模が増大し、より細かい固化粒子が効率的に得られることを示した。

VII) 結言

本研究は、蒸気爆発のトリガリング過程において重要な必要条件である蒸気膜崩壊過程に着目した。なかでも、蒸気膜崩壊に影響を及ぼす因子として接触体系、

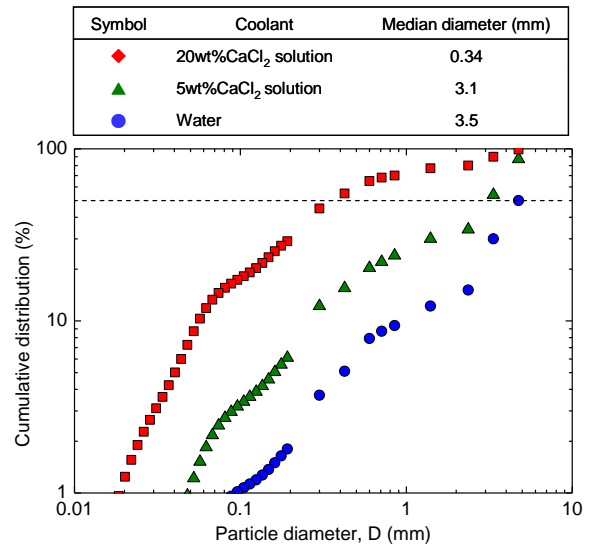


図 12 蒸気爆発促進効果による固化粒子の微細化

溶融金属、冷却材の 3 つの因子に分類し、重要となる課題について小規模蒸気爆発実験、高温固体球クエンチ実験および蒸気膜安定解析によって明らかにした。

最後に学位論文をまとめるにあたり、指導教官である筑波大学大学院 システム情報工学研究科 構造エネルギー工学専攻 阿部 豊 教授、(財)電力中央研究所 原子力技術研究所の皆様には、多くのご指導、ご支援をいただき、心から感謝の意を表します。

参考文献

- [1] OECD/NEA, “Meeting summary”, Proceedings of the CSNI specialists meeting on fuel-coolant interactions, NUREG/ CP-127, NEA/ CSNI/ R (93) 8, MS-1-11 (1993)
- [2] 多賀谷, 田村, 「焼入冷却材の研究(第 6 報)濃厚塩水溶液の冷却能」, 日本金属学会誌, B-16-2, (1952), 652-655.
- [3] 多賀谷, 田村, 「焼入冷却材の研究(第 4 報)水および水を主成分とする液体の冷却能」, 日本金属学会誌, B-16-2, (1952), 107-111.
- [4] Buongiorno, J., Hu, L. W., Kim, S. J., Hannink, R., Truong, B., Forrest, E., “Nanofluids for enhanced economics and safety of nuclear reactors: an evaluation of the potential features, issues, and research gaps”, *Nucl. Technol.*, 162, (2008), 80-91.
- [5] Furuya, M., Matsumura, K., Kinoshita, I., “A linear stability analysis of a vapor film in terms of the triggering of vapor explosions,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, 39, 8 (2002), 1026-1032.
- [6] 古谷, 「持続的蒸気爆発による超急冷・微粒化手法 CANOPUS の開発」, 電中研報告, T01024, (2002).

秋季セミナー「Dr.フォーラム」より～研究紹介 3

日本原子力研究開発機構

伊藤 啓

日本原子力研究開発機構(JAEA)冷却材挙動解析グループでは、ナトリウム冷却高速炉に関する安全設計クライテリア研究の一環として、炉心反応度擾乱の要因となり得るガス巻き込み現象に係るクライテリア構築を目的とした研究を実施している。高速炉ガス巻き込み現象は、原子炉上部プレナム内の(ナトリウム-アルゴンカバーガス)自由界面が変形してカバーガス気泡が冷却材中に巻き込まれる現象であるが、流れ場と自由界面の相互作用を含むため非線形性が強く、炉上部プレナム内の複雑な体系形状への依存性を無視して評価することはできない。このため、現状では実規模体系形状模擬試験によってガス巻き込み現象の発生を評価しているが、大規模試験のコストや作動流体の違い(試験では水)を考慮すると、将来的には高精度な大規模シミュレーションによって現象を評価する必要があると考えるため、現在、高速炉ガス巻き込み現象を精度良く解析できるコードの開発・検証を進めている^[1]。

開発するコードに求められる主な機能は、1) 複雑体系形状の正確なモデル化、2) 自由界面変形挙動の再現、3) 高速炉体系における現実的な解析速度、である。複雑体系形状については、非構造格子スキームを用いることによって正確なモデル化を実現する。その際、解析アルゴリズム(特に、後述する界面追跡法)が複雑化するが、全てのアルゴリズムを一般化して構築することにより、非構造格子系においても高い解析精度を有する解析手法を構築することが可能である。自由界面変形挙動は、Volume-of-fluid 法を用いた界面追跡によって再現する。その際、Piecewise Linear Interface Calculation (PLIC) 法による流体率輸送計算を行うことにより、局所的な自由界面形状の再現性を高めている。また、Volume-of-fluid 法は元々気液各相の体積保存性に優れる手法であるが、気液各相の体積を完全に保存する界面移動計算モデルを構築したことにより、非構造格子系における解析精度が大幅に向上し同時に解析安定性も増加することを確認している。更に、自由界面での力学的釣合い条件に基づいた解析モデルを構築したことにより、自由界面変形挙動の解析精度が大幅に向上することを確認している。具体的には、気液各相の速度を考慮した運動量輸送モデルによって界面が計算セル境界を通過する際の非物理的な圧力変動が抑制され、自由界面での圧力-表面張力バランスに基づく圧力計算モデルによって非物理的な速度(偽流速)の発生が抑制された結果、静止

液中上昇気泡の解析等において、非構造格子系においても高い解析精度が得られている。基礎実験を対象とした解析によってガス巻き込み現象への適用性確認も行っており、界面にくぼみが発生し、その先端から気泡が巻き込まれる挙動を再現することに成功している。最後に、高速炉体系への適用性について検討を行った結果、炉上部プレナムにおいてガス巻き込み現象を精度良く解析するためには格子数は少なくとも数千万に達するため、現実的な時間で解析を実施するために必須となる大規模・高効率な並列計算アルゴリズムの開発を進めている。加えて、局所的な気泡巻き込み発生に合わせた詳細格子適用を可能とする、非構造解適合格子の開発・検証も行っている。実機体系への適用性確認として実規模体系形状模擬試験を対象とした数値解析を行った結果、試験結果と同様に配管近傍での気泡巻き込みが観察されており、高速炉ガス巻き込み現象を解析できる見通しを得ている。

Dr.フォーラムでの発表の際には、解析コードの基本メカニズムや適用性限界などについて質疑を行った。特に、Volume-of-fluid 法の高精度化アルゴリズムについては、その考え方や精度、検証方法などについて詳しい議論を行った。

1. K. Ito, T. Kunugi, H. Ohshima, T. Kawamura, "Formulations and Validations of a High-precision Volume-of-fluid Algorithm on Non-orthogonal Meshes for Numerical Simulations of Gas Entrainment Phenomena", *Journal of Nuclear Science and Technology*, **46**, pp. 366-373 (2009).

秋季セミナー「Dr.フォーラム」体験談

東芝 電力システム社
青木 一義

今回、学生時代から聴講者として参加していたドクターフォーラムに講師として参加することで、博士号を取得したという実感を得ることができ、非常に感慨深いものがあった。

通常の学会発表の際は、質疑応答の時間が限られており、詳細な点について議論をすることは難しいが、ドクターフォーラムでは質疑応答に十分な時間が用意されており、深く議論することができる。私の講演に対しても、研究の背景や解析手法などの詳細に関して、参加者からそれぞれの専門分野に基づいた確かな質問や指摘を多く受け、今後の研究課題を導くような活発な議論を行うことができた。また、座長の配慮で学生からも質問がしやすい雰囲気が生まれ、学生からも活発に質問がなされた。この学生の質問の中から、講演で紹介した技術の新たな適用先につながるような質問が出たことは新鮮な驚きであった。

幅広い分野の講演を通じて、普段接する機会の少ない研究テーマについて理解を深めることができるのもドクターフォーラムの特徴である。今回は数値解析手法の講演が充実しており、最新の知見に深く接することができたことと、昨今注目されているV&V(Verification and Validation)に関する議論に参加できたことは非常に有益であった。さらに、参加者が会場に泊まりこんだことで、他の研究者の研究の詳細、研究環境など普段聞く機会が少ない貴重な情報を交換する場を多く得ることもできた。このような体験を通じて、技術と人の横串となるような学会の役割の重要性を再認識した次第である。

今回のドクターフォーラムを通じて得た学術的な刺激を日々の研究開発業務のモチベーションに変えていくとともに、今後もこのような学術的な刺激を得られるよう、積極的に学会行事に参加していきたい。

日本原子力研究開発機構
小野寺 直幸

この度は北九州のめかり山荘で行われた Dr フォーラムで発表する機会を与えて頂きありがとうございました。発表内容と感想について述べさせていただきます。

Dr フォーラムでは、昨年度(2010 年度)に卒業した東京工業大学の青木研での博士論文研究のグラフィックス・プロセッシングユニット(GPU)を用いた乱流計算の高速化と、乱流のラージエディ・シミュレーション(LES)モデルの開発および解析事例について紹介させていただきました。GPU を用いた高速化の発表では、数値解析の中でも最適化(チューニング)というマイナーな分野にも関わらず、先生や学生から熱心な質問を頂き、研究に対するモチベーションの高さを実感しました。また、燃料集合体周りの LES 解析の事例においては、先生方から専門的かつ手厳しい質問・コメントを頂き、第一線で活躍している研究者の方々と肩を並べるためには、より一層の努力が必要だと気が引き締められました。

本フォーラムでは他に4名の方の発表を聞く機会がありました。自分の研究分野とは異なる研究内容でしたが、非常に完成度が高い丁寧な講演で理解しやすかったです。また、実験における苦労話は非常に新鮮で、実験を意識した解析手法の重要性について再認識できました。

初日の講演後には懇親会が開かれ、先生方および学生と交流する機会を頂きました。懇親会では同年代の研究者の方だけでなく、ベテランの先生の話などを聞くことができ、今後、研究者としてやっていく上で良い刺激となりました。

最後に Dr フォーラムに参加した感想ですが、2 日間という短い時間でしたが非常に中身が濃く充実した内容でした。このような会に参加することは、研究室の学生や自分のような新米の研究者にとって有意義なものであると思います。企画・運営をしてくださった方々、本当にありがとうございました。

平成 23 年度 熱流動部会役員

部会長	片岡 勲	(大阪大学)	広報委員長**	染矢 聡	(産業技術総合研究所)
副部会長	木下 泉	(電力中央研究所)	同副委員長*	的場 一洋	(三菱重工)
総務委員長	西 義久	(電力中央研究所)	研究委員長*	吉田 啓之	(JAEA)
総務副委員長	守田 幸路	(九州大学)	国際委員長**	池田 秀晃	(三菱重工)

同副委員長* 山野 秀将 (JAEA)
企画委員長** 木村 暢之 (JAEA)
出版編集委員長** 波津久 達也 (東京海洋大学)
同副委員長* 齊藤 泰司 (京都大学)

表彰委員長 大塚 雅哉 (日立製作所)
海外担当役員 二ノ方 壽 (東京工業大学)

*:任期2年の1年目, **:任期2年の2年

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、エッセイ等寄稿お願い致します。今回の75号はこれまでで最も内容の豊富なニュースレターとなりました。研究室紹介では日本原子力研究開発機構の上出様より、FBR開発における最新の研究を御紹介頂きました。また、2011年秋の大会期間中に北九州で開催された部会全体総会議事録、ドクターフォーラム実施報告を掲載しております。通常の12月発行号であれば、これら3項目のみを掲載致しておりました。

今回はこれらに加えて、ドクターフォーラムにおいて研究紹介を下さった講師の皆さまより、研究室紹介やドクターフォーラム体験記を御寄稿頂きました。これにより大変読み応えのある75号となりましたこと、関係各位に深く御礼申し上げます。

一方、広報小委員会では2011年9月に熱流動部会ホームページの全面刷新を行いました。約10年ぶりの改訂になります。10年の歳月が流れる間に、これまでの研究成果が色あせることはありませんでしたが、インターネット環境は大きく変化しました。今回の刷新では、1) 幅広

い閲覧者を意識した明るいデザインへの変更、2) 近年のブラウザの仕様に合わせたhtmlファイル構造の変更、3) 部会WEBサーバーのデータ整理、の3点を目的として実施致しました。一方、日本原子力学会の決定により、11月にはこれまでの外部サーバーから学会WEBサーバー内へ移転し、ホームページアドレスが変更されました。結果的に、非常に良いタイミングでのWEB刷新となりました。

ニュースレターに関するご質問・ご意見・ご要望等ございましたら、下記宛にe-mailを頂けると幸いです。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： s.someya@aist.go.jp
ichiyo_matoba@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 ファイルを入手可能です。