

ISSN 0910-7851

伝熱研究

Journal of The Heat Transfer Society of Japan

1995 April
Vol. 34 No. 133

〈小特集：原子力はいま — 原子力関連伝熱研究の現状と展望〉

ISSN 0918-9963

THERMAL SCIENCE AND ENGINEERING

Vol. 3

No. 2

社団法人 日 本 伝 熱 学 会
The Heat Transfer Society of Japan

日本伝熱学会第33期（平成6年度）役員

<p>会 長 副 会 長 理 事 (編集出版) 東 北 中国四国 (企 画) 北陸信越 (総 務) 北 海 道 監 評 員</p>	<p>中 山 恒 (東 工 大) 福 迫 尚一郎 (北 大) 坂 本 雄二郎 (神 戸 製 鋼) 土 方 邦 夫 (東 工 大)</p> <p>部 会 長 芹 沢 昭 示 (京 大) 東 海 加 藤 征 三 (三 重 大) 九 州 増 岡 隆 士 (九 工 大)</p> <p>部 会 長 庄 司 正 弘 (東 大) 伝熱シンポジウム準備委員長 宮 本 政 英 (山 口 大) 関 西 木 本 日 出 夫 (阪 大) 柳 謙 一 (三 菱 重 工) 水 野 彰 (豊 橋 技 術 大) 部 会 長 河 村 洋 (東 理 大)</p> <p>前 田 昌 信 (慶 大) 関 根 郁 平 (苦 小 牧 高 専) 小 川 清 (日 大) 泉 正 明 (岩 手 大) 長 崎 孝 夫 (東 工 大) 勝 田 正 文 (早 大) 前 川 透 (東 洋 大) 石 塚 勝 (東 芝) 海 野 紘 治 (豊 田 工 大) 辻 俊 博 (名 工 大) 小 林 睦 夫 (新 潟 大) 姫 野 修 廣 (信 州 大) 唐 土 宏 (松 下 電 器) 小 澤 守 (関 西 大) 増 田 雅 昭 (シャープ) 秋 山 巖 (パブ日立) 奥 山 喜 久 夫 (広 島 大) 小 森 悟 (九 州 大) 松 尾 篤 二 (三 菱 重 工) 平 井 秀 一 郎 (東 工 大) 新 井 紀 男 (名 大) 谷 下 一 夫 (慶 大) 赤 井 誠 (工 技 院) 五 十 嵐 喜 良 (東 北 電 力) David Copcland (東 工 大)</p>
<p>山 田 悦 郎 (秋 田 大) 稲 葉 英 男 (岡 山 大) 伊 藤 正 昭 (日 立 製 作 所)</p> <p>平 田 哲 夫 (信 州 大) 青 木 博 史 (豊 田 中 研) 中 島 利 誠 (お 茶 大)</p> <p>杉 山 憲 一 郎 (北 大) 岡 田 孝 夫 (高 砂 熱 学) 金 山 公 夫 (北 見 工 大) 戸 倉 郁 夫 (室 蘭 工 大) 高 橋 一 郎 (山 形 大) 高 橋 爪 秀 利 (東 北 大) 一 宮 浩 市 (山 梨 大) 神 永 文 人 (茨 大) 長 坂 雄 次 (慶 大) 西 尾 茂 文 (東 大) 北 村 健 三 (豊 橋 技 科 大) 松 田 仁 樹 (名 大) 平 澤 良 男 (富 山 大) 神 吉 達 夫 (姫 路 工 大) 稲 室 隆 二 (京 大) 竹 中 信 幸 (神 戸 大) 森 岡 斎 (徳 島 大) 村 上 幸 一 (愛 媛 大) 金 丸 邦 康 (長 崎 大) 笹 口 健 吾 (熊 本 大) 縄 田 豊 (八 代 高 専) 田 辺 新 一 (お 茶 大) 中 谷 元 (三 菱 電 機) 師 岡 慎 一 (東 芝) 小 泉 安 郎 (工 学 院 大) 山 中 晤 郎 (三 菱 電 機)</p>	

「Thermal Science and Engineering」

チーフエディター

小 竹 進 (東 大)

伝熱研究 目次

〈小特集：原子力はいま — 原子力関連伝熱研究の現状と展望〉

小特集にあたって	第33期編集委員会	1
軽水炉における伝熱研究の現状と展望	秋山 守 (東京大学)	2
加圧水型軽水炉における熱流動研究の進展	柘植綾夫 (三菱重工業)	10
次世代軽水炉機器における伝熱流動	奈良林 直・水町 渉 (東芝)	22
BWR における伝熱流動	村瀬道雄・西田浩二・片岡良之 (日立製作所)	31
原子炉燃料に関する伝熱流動の諸問題	高安正治・津田勝弘 (原子燃料工業)	39
軽水炉の安全性と熱流動解析	村尾良夫 (日本原子力研究所)	44
軽水炉シビアアクシデント時の伝熱流動	杉本 純 (日本原子力研究所)	52
高速炉における伝熱流動問題	二ノ方 壽 (東京工業大学)・佐藤和二郎 (動力炉・核燃料開発事業団)	60

〈研究トピックス〉

シリコンエピ装置におけるウエハ裏面よりの抵抗加熱によるスリップフリーの実現	佐藤祐輔 (東芝研究開発センター)	70
---------------------------------------	-------------------	----

〈支部・地方研究グループ活動報告〉

関西支部活動報告		71
----------	--	----

〈お知らせ〉

第32回日本伝熱シンポジウム		75
企画部会会告		95
第23回可視化情報シンポジウム		97
混相流シンポジウム '95		97
平成7年度熱流体フォーラム講演会		98
第4回エンジ熱物性会議		98
2nd International Symposium on CO ₂ Fixation and Efficient Utilization of Energy		99
第33回機械技術研究所研究講演会		99
Call for papers / 5th International Symposium on Thermal Engineering and Science for Cold Regions		100
第27回乱流シンポジウム		101
(社)日本伝熱学会マーク (ロゴ) 応募のお知らせ		102
トピックス記事情報ご提供のお願い		103
「伝熱研究」原稿の書き方		104
編集委員会だより		105

事務局からの連絡..... 106

日本伝熱学会 入会申込み、変更届用紙

Journal of The Heat Transfer Society of Japan

Vol.34, No.133, April, 1995

CONTENTS

〈Special Issue : Nuclear Power : Current Topics in Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics〉

Preface to Special Issue

Editorial Board	1
An Overview of Thermal-Hydraulic Research on Light Water Reactors	
Mamoru Akiyama (University of Tokyo)	2
An Overview of Advancement of Thermal and Hydraulic Research on Pressurized Water Reactor	
Ayao Tuge (Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)	10
Thermal-Hydraulic Study on Nuclear Reactor Components for Next-Generation Light Water Reactors	
Tadashi Narabayashi and Wataru Mizumachi (Toshiba Corporation)	22
Thermal-Hydraulics in BWR	
Michio Murase, Koji Nishida and Yoshiyuki Kataoka (Hitachi Ltd.)	31
Reviews of Heat Transfer and Fluid Dynamics on LWR Fuel	
Masaharu Takayasu and Katsuhiko Tsuda (Nuclear Fuel Industries, Ltd.)	39
Light Water Reactor Safety and Thermal-Hydraulic Analysis	
Yoshio Murao (Japan Atomic Energy Research Institute)	44
Thermal-Hydrodynamics in Severe Accident of LWRs	
Jun Sugimoto (Japan Atomic Energy Reserch Institute)	52
Current Topics in LMFR Thermohydraulics	
Hisashi Ninokata (Tokyo Institute of Technology) and Kazuziro Satoh (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)	60

〈Research Topics〉

Slipfree Realization by Resistance Heating from Water Backside in Silicon Epitaxial Reactor	
Yuusuke Sato (Toshiba Corporation)	70

〈Reports on the Local Branch/Group Activities〉

〈Announcements〉

小特集にあたって

第33期編集委員会

我国における最近の原子力関連技術や産業においては、高速炉もんじゅの初臨界を達成する一方で、原発立地や再処理またその結果発生する放射性廃棄物の貯蔵などの問題を抱え、さらには原油価格の低迷、天然ガス利用の拡大など軽水炉にとっては逆風ともいえる状況も一方ではある。そのためか既存の原子力発電所においては蒸気発生器の交換も含めた原子力発電プラントの寿命についての再評価も行われているようである。かつてTMI事故を契機として原子炉安全研究の傾向が変化したように、我国においても従来とは少し異なった新しい動きがあるようにも思われる。原子力関連技術は今回の蒸気発生器の交換を通じて、通常火力のような一つの成熟段階に達したとみるのは早計だろうか。今後の原子力関連研究や技術開発の方向をさぐり、またその根幹でもある伝熱研究の現状や問題点、将来への展望など、今一度原子力に関する伝熱の諸問題について議論を展開するのも意義深いことではないだろうか。

この小特集は以上のような考えから企画されたものであり、したがって我国の代表的な軽水炉メーカー各社（3件）や燃料メーカー（1件）の伝熱研究者、原研や

動燃において伝熱研究に携わっておられる研究者（3件）にご執筆をお願いした。さらに秋山守教授にはこの分野の総論をお願いした。何れの方々もご多忙の中にもかかわらず充実した貴重な原稿をお寄せ頂いた。ここに改めて感謝する次第である。

本企画に関する背景の一つとして1992年大阪で開催された第29回伝熱シンポジウム[1]がある。当時オーガナイズセッションとして”原子力発電プラントにおける熱流動問題”が企画され、軽水炉における熱流動安全研究、軽水炉における核・熱流動現象（Ⅰ）（Ⅱ）、在来炉・未来炉の熱流動、液体金属冷却炉の熱流動、の各セッションが持たれた。今回お願いした執筆者の多くは当時このセッションにおいて講演された方々である。当時から3年経過してその間、問題がどのように変化し、どのような問題が依然として問題であり続けているのか、くみ取って頂ければ幸いである。

文献 [1]第29回日本伝熱シンポジウム講演論文集, (1992),pp.53-103.

軽水炉における伝熱研究の現状と展望

秋山 守 (東京大学)

1. はじめに

軽水炉(Light Water Reactor : LWR)は、99.9%以上が軽水(H₂O)である天然の水を、原子炉冷却用として、また同時に中性子の減速用として使用するタイプの原子炉であり、すでに実用化された発電用原子炉として、広く定着している⁽¹⁾。

燃料には、低濃縮二酸化ウラン(UO₂)の燃料棒を束ねた燃料集合体が、一般に使われてきているが、ウランとプルトニウムの混合酸化物(Mixed Oxide : MOX)による燃料集合体を使用することも可能である。

軽水炉の開発から今日に至るまでの過程において、伝熱流動は、軽水炉の柱となる科学技術の一分野として、軽水炉の工学的設計像の確立をはじめ、機能・性能の向上、安全性・信頼性・経済性の確保と向上などの多くの面において、著しい貢献を果してきた。また、その過程において、極めて高度な伝熱流動の新学術体系が成長してきたことは、特筆に値する。

本稿では、本稿に続く具体的な詳論の導入部として、軽水炉の開発・実用化の経緯、高度化への取り組みの現状、そして将来への課題などに沿いながら、その中での伝熱研究の役割や動向を、総論的に展望して見たいと思う。頂いた題目から多少逸脱するようではあるが、今日に至る歴史的な経緯について、かなりの紙数を割かせて頂いたことを、予めお許し願う次第である。

2. 軽水炉と伝熱研究

2. 1. 軽水炉での伝熱研究の役割と内容

(1) 軽水炉での伝熱研究の役割

軽水炉に関して伝熱研究は、①新しい機器やシステムの研究開発、②機能・性能の確認、③安全評価、④機能・性能・運転管理性・安全性・信

頼性・経済性等の維持・向上、⑤熱流動的な説明を必要とする社会的側面(パブリック・アクセプタンス(PA)や裁判)など、研究開発から応用に至る広い範囲にわたって深く関与しており、言うまでもなく、その役割は極めて重要である。

(2) 伝熱研究の適用に係わる区分と次元

適用対象の区分(系統、機器)としては、軽水炉システムの構成区分に従い、①炉心、②1次/2次系、③格納容器内、④格納容器外の建屋・系統・機器、⑤建屋外の施設・環境、などに大別される。

適用の段階に係わる次元としては、①基礎研究、②開発研究、③試験、④評価、⑤設計、⑥運転管理、⑦異常・事故時の対応、などがある。

目的に係わる次元としては、(1)に挙げた通りである。方法論的次元としては、①実験(方法、設備)、②理論解析、③コンピューティング、④取り組み方(組織、協力体制)、などがある。

学際性の観点からは、①純伝熱研究、②複合伝熱研究、に大別できるかも知れない。

以上のような区分ならびに次元から構成される多元マトリクスに、さらに国や地域の文化の特徴と、時間的发展の方向性を加えて、それらの網の中で軽水炉伝熱研究の課題や実績を整理することが有意義であるが、それらを全体的に把握していくには、ニーズとシーズのプッシュプルの関係や、各種要素の相互依存・トレードオフ等の関係を理解しておくことが必要である。ただし、本稿ではその点の具体的な考察は行なわない。

2. 2. 軽水炉に関する伝熱研究の経緯

(1) 軽水炉の開発・実用化と改良発展

軽水炉は、沸騰水型原子炉(Boiling Water Reactor : BWR)と加圧水型原子炉(Pressurized Water Reactor : PWR)とに大別される。

核分裂の熱を取り出す炉心は、燃料集合体、冷却兼減速用の高温高压の水(軽水)、核分裂連鎖反応を制御するための制御棒、構造部材などから構成される。なお、BWRでは炉心流量の増減で通常の原子炉出力の制御を行なうが、これは流量を増すと炉心の蒸気体積比(ボイド率)が減少に向かい、二相流の平均密度が高くなって中性子の減速作用が増し、その結果として熱中性子による核分裂作用が増すという原理によっている。

典型的な炉心の熱流動条件は次のようである。

〈BWR〉燃料棒：長さ3.7m、外径12.3mm
ピッチ16.2mm、最小間隙3.9mm
冷却材：圧力7MPa、出口温度286℃
二相流出口平均クオリティ14%
熱負荷：最大1.1MWt/m²

〈PWR〉燃料棒：長さ3.7m、外径9.5mm
ピッチ12.5mm、最小間隔3.0mm
冷却材：圧力15MPa、出口温度325℃
局所的表面沸騰以外は单相流
熱負荷：最大1.8MWt/m²

さて、BWRもPWRも、ともに、①原型炉、②実証炉、③実用炉、④大型化/バージョンアップ、⑤標準化、の各段階を経て発展してきており、現在では、⑥改良型軽水炉(Advanced LWR: ALWR)も開発済みである。その間において、BWRの基本設計はBWR/1からBWR/6へ、そして改良型沸騰水型原子炉(Advanced BWR: ABWR)へと一連の変遷を経てきている。それらの特徴を要約すると、二重サイクル(BWR/1)、単一直接サイクル強制循環(BWR/2)、ジェットポンプの採用(BWR/3)、核・熱特性の向上と標準化(BWR/4)、制御・安全システムの改良とMARK-II格納容器(BWR/5)、MARK-III格納容器(BWR/6)、大容量化・インタナルポンプ・新型制御棒駆動機構・鉄筋コンクリート製格納容器・制御盤高度化(ABWR)などとなる。

PWRでも改良型加圧水型原子炉(Advanced PWR: APWR)に至るまで、大型化に伴うループ数の増加(最大4)、鋼製からプレストレストコンクリート製への格納容器の移行など、約7次にわたる設計の変遷が見られる。APWRでは大容量化・大型高性

能燃料集合体・新型蒸気発生器・制御盤高度化などが特徴として挙げられる。

最近ではさらに将来に向けて、受動安全機構を積極的に取り入れる方向で、⑦次世代軽水炉(Next Generation LWR)の設計研究が行なわれており米国では単純化沸騰水型原子炉(Simplified BWR: SBWR)、新型加圧水型原子炉(Advanced PWR 600MW: AP600)などが開発中である。わが国でも受動安全機構を適切な形で組合せた新型の軽水炉の設計や開発研究が進められおり、また日米協力により単純化・受動安全軽水炉の大容量化の検討も行なわれている。

燃料集合体について見ると、BWR燃料集合体は7x7(止方格子状の燃料棒の配列で中心には燃料の詰っていないウオーターロッドがある)から8x8へと進歩し、9x9の時代が間近となっている。近年のウオーターロッドは燃料棒よりも太径のものが採用されている。一方、PWR燃料集合体は14x14(正方形格子状の燃料棒の配列)、15x15、17x17へと大型化し、APWRでは19x19の設計となっている。

(2) 軽水炉の重点課題の時代的な変遷

軽水炉への取り組みの経緯を内容的な特徴で整理すると、①安全特性の基本的把握と安全確保の枠組みの基本的整備に代表される1960年代までの時期、②設計基準事象等の詳細研究と各種指針等の充実の1970年代、③スリーマイル島発電所(TMI)事故を受けて、マン・マシン・インタフェース、人的因子、過渡事象対応などの重要性が再認識された1980年代前半、④チェルノブイル発電所(CNP)の事故を教訓としてシビアアクシデント研究への取り組みが強まった1980年代後半、⑤人や地球に優しい原子力を目指す1990年代以降、などのように時代区分することができる。

(3) 軽水炉伝熱研究の変遷と実績

前記の整理区分に沿って、わが国における、①軽水炉関連の動き、②代表的キーワード、③伝熱研究トピックスを簡潔に記すと次のようになる。

- 1960年代 -

- ①原型炉開発、原子炉立地審査指針、実用化
- ②基本的特性

③沸騰、限界熱負荷、水力不安定、出力フィードバック特性、ROSA計画など

- 1970年代 -

①安全設計審査指針、LOCA/ECCS、改良標準化スタート、反応度事故評価指針、安全評価審査指針

②安全性の包絡的把握

③非定常沸騰、LOCA事象、LOFT計画参加、再冠水国際協力プロジェクト、二相流詳細挙動、最大熱負荷試験計画など

- 1980年代前半 -

①安全性包絡確認、中小LOCA、マン・マシン・インタフェース、運転マニュアル等整備、信頼性向上

②過渡事象

③中小LOCA事象、プラント過渡事象、炉心安定性、ROSA研究の拡大、再冠水試験研究の展開、熱流体解析コード整備の本格化など

- 1980年代後半 -

①安全裕度確認、緊急時マニュアル整備、事故管理、パブリック・アクセプタンス

②シビアアクシデント(苛酷事故)

③炉心溶融事象、蒸気爆発事象、核分裂生成ガス(FP)移行挙動、水素拡散・混合・燃焼挙動、安全裕度の定量的評価、熱流動実証試験(限界熱負荷、ボイド、リウエッティング、新型燃料熱流動特性など)など

- 1990年代以降 -

①原子力発電高度化、安全性・信頼性・経済性の一層の向上、経年劣化対策、次世代軽水炉、国際化

②メンテナンス、人に優しい次世代軽水炉、革新的基盤技術の発信

③熱流体・材料・構造・環境等の複合事象、強非平衡・超高速・複雑過渡熱流体事象、統計的アプローチ、マイクロ熱流体科学、先進的可視化技術、先進的測定技術、スーパーシミュレーション、次世代軽水炉の熱流動、熱流体科学フロンティアへの挑戦など

さて、軽水炉関連のこれまでの伝熱研究の成果

は、関係の研究集会、例えば日本原子力学会や米国原子力学会の会合、原子炉熱流動国際会議(NURETH)、原子炉の運転と熱流動国際会議、軽水炉安全情報会議、原子力工学国際会議(ICONE(第3回は1995年4月京都にて開催))、混相流国際会議(第2回は1995年4月京都にて開催))、新型原子炉国際会議(1990年10月東京で開催)、OECD/NEA等における各種の専門家会議などの場で発表され、また熱流動全般あるいは原子力工学の専門誌、例えば Nuclear Engineering & Design誌などの学術論文として公刊されてきている。研究の成果はまた、データベース的概説⁽²⁾、熱流動設計全般⁽³⁾、BWR熱流動⁽⁴⁾、PWR熱流動⁽⁵⁾など、多くの本として出版されている。

安全設計や安全評価の体系の確立を支えた、BORAX、SPERT、LOFT、NSRR等の原子炉体系における核熱流体研究、ならびにROSA、2D/3D、ATLASなどの炉外熱流動試験施設による研究などの果たした役割は特に大きい。これらをベースとして開発・検証されてきた各種の熱水力コードや基準等が軽水炉の安全の重要な基盤となっているわけである。

3. 軽水炉に関する伝熱研究の現状

3. 1. 軽水炉伝熱研究の特徴と要件

軽水炉の熱流動の物理的特徴、伝熱研究に要求される条件、ならびに研究上の特徴を整理すると次のようになる。

〈物理的特徴〉

①炉心は発熱制御型の系。②BWRでは核と熱流動が強くカプリング。③出力密度や熱負荷が結構高い。④流路がサブチャンネル構成で複雑。⑤発熱状況も流動状況も空間的に分布。⑥起動・停止時、過渡・事故時など状況が複雑。

〈要求条件〉

①解析や評価に高い精度と確度が要求される。②物理的機構や根拠の深い理解と説明が必要。③確かな実証性が要求される。

〈研究上の特徴〉

①原子炉実条件下での実験は極めて困難。②高温高压での実験は高度な技術を要する。③実条件

の精密な模擬にも高度技術が必要。④実証のためには大型試験施設が必要。⑤システム特性の把握には膨大な努力が必要。

これらを踏まえながら、わが国でも産業界、試験研究機関(日本原子力研究所(原研)、原子力発電技術機構(原子力機構: Nuclear Engineering Corporation: NUPEC)など)、ならびに大学において、役割分担のもと、全体として応用から基礎までをカバーする形で活発な研究が進められている。

以下には、わが国の軽水炉伝熱研究の現状を中心に、それぞれの目的、内容、取り組み、主な成果、今後の課題などについて概略を展望する⁽⁶⁾。

3. 2. 既存型軽水炉の安全に係わる伝熱研究

(1) 冷却材喪失事故(LOCA)

原子炉1次系の大口徑配管あるいは中小口径配管の破断、あるいは逃し安全弁の開固着などにより、原子炉冷却水が流出する事故であり、その際、非常用炉心冷却装置(ECCS)が作動して炉心は冠水状態が維持され、もしくは一旦露出後に再冠水に至るが、その過程において燃料被覆管最高温度が定められた温度以下であるなど、ECCS指針を満たすことが要求される。

① 大口徑破断LOCA

原研において、Rig of Safety Assessment No. 4 (ROSA-IV)計画と大規模再冠水試験計画が1976年から開始された。4ループ大型PWR炉心の全高部分円筒断面モデルによるCylindrical Core Test Facility (CCTF)、ならびに全高・全半径・スラブ状モデルによるSlab Core Test Facility (SCTF)を用いて、再冠水試験が多数行なわれ、多次元流動効果などに関する新たな知見が得られた。

② 小口径破断LOCA

ROSA-IV計画においては、PWRの1/48の流路断面をもつ設備のLarge Scale Test Facility (LSTF)により、各種条件下での小破断LOCA時のプラント熱流動特性の研究が行なわれた。また、回復操作の有効性などについても多数の成果が得られている。関連した高圧二相流の基礎実験はTwo-Phase Flow Test Facility (TPTF)により実施している。

③ 破断前漏洩(Leak Before Break: LBB)

BWR関係企業では、疲労亀裂を有する材料や配管を用いて、漏洩流量等の測定を行ない、新たなモデルを開発している。

④ コード開発

①で述べた実験から得られた再冠水モデルを既存のコードに組入れることにより、最適評価用のLOCA/ECCSコードREFLA/TRACが整備された。これにより、燃料被覆管温度の最高値を過度に保守的に見積もっていた従来の評価に較べて、より妥当な評価手法が確立された。

(2) 反応度事故(Reactivity Insertion Accident: RIA)

核的にプラスの反応度が印加されるタイプの事故であり、核的・熱流動的な状態の変化が一般に極めて速いのが特徴である。この分野の核加熱実験は原研のNuclear Safety Research Reactor (NSRR)で実施されている。

① 急速加熱時の沸騰挙動と限界熱流束

NSRRによる実験で、限界熱流束などに及ぼす発熱側ならびに冷却側の条件の影響が調べられている。基礎研究としては、電気加熱実験により、過渡沸騰の詳細な挙動などが判明してきている。

② 水素発生の影響

NSRRではRIAに伴う水素の発生状況を、光学的なその場観察の手法で捉え、核的・熱流動的な面での水素の影響について検討を進めている。

③ 燃料の機械的健全性

燃料破損に関するRIA放出エネルギーの閾値について、実用的なデータが多数蓄積され、RIA指針に反映されてきている。研究の対象は新たな組成を持つ燃料や高燃焼度燃料などにも及んでいる。

(3) 他の設計基準事象(Design Basis Accidents: DBA)

① 蒸気発生器細管破断(Steam Generator Tube Rupture: SGTR)

SGTR時の一連の事象について、総合模擬実験がLSTFで行なわれ、実機で経験した事象を精度良く再現できることが示されている。

② その他

全電源喪失、残留熱除去機能喪失、ループシール・クリアリング等に関係した熱流動の研究が行なわれており、また、緊急操作手順(Emergency Operating Procedures : EOP)の有効性に関する研究も行なわれている。

(4)BWR炉心核熱水力不安定

BWRでは、蒸気ボイドによる中性子減速作用の変化を通じて、炉心の発熱状況が核分裂反応にフィードバックすることから、条件によっては核熱水力の同時的不安定性が生じる可能性がある。これまでの研究を通じて、基本的な安定条件は明らかになっているが、近年海外で、安定余裕の少ない燃料装荷状況と炉心運転の下で、炉心領域間の核熱水力不安定が実際に生じたケースがあり、わが国のBWRでは高い安定余裕はあるものの、念のため、この問題について研究を深める必要があるとして、領域不安定現象を時間領域で精密に解析できるコードを開発し、実際に高い安定余裕があることを確認している。

(5)シビアアクシデント(Severe Accident : SA)

シビアアクシデントとは、“設計基準事象を大幅に超える事象であって、安全設計の評価上想定された手段では適切な炉心の冷却または反応度の制御ができない状態であり、その結果、炉心の重大な損傷に至る事象”を意味する。このような事象の発生の確率は極めて低いと評価されているが、設計事象対応を超えた領域での防護の厚みを増やしておくことが望ましいとの観点から、近年、シビアアクシデントの研究とシビアアクシデント・マネジメント対策に力が注がれるようになった。

その目的は、シビアアクシデントの回避、緩和、ならびに影響評価に大別され、研究内容は多岐にわたっている。研究の方法論としては、確率論的安全評価(Probabilistic Safety Assessment : PSA)と、その構成要素の研究に大別される。前者はレベル1(炉心損傷開始条件まで)、レベル2(原子炉容器外・格納容器内)、レベル3(格納容器外)、レベル4(外的起因)の各PSAに分れる。後者には、現象の物理や人の振舞いに関する研究が含まれる。

以下には、熱流動関係の主なトピックスについて、研究の状況を展望する。

て、研究の状況を展望する。

①炉心溶融回避

前述のEOPの範疇として、冷却水のフィード・アンド・ブリード操作時の熱流動や炉心状態などについて、試験ループによる実験的研究やシミュレーションが行なわれている。

②炉心溶融と原子炉容器損傷

炉心溶融のプロセスを記述するコードの開発、燃料棒の過熱・溶融・化学反応・溶融物落下などの事象の基礎実験やコード開発などが、主として原研にて行なわれている。溶融物の炉内での冷却性については、TMIでの溶融物炉内保持の経験を踏まえながら、今後、国際協力も含めて検討されるものと考えられる。

③格納容器内事象

格納容器内の事象に関して、主に原研とNUPECで大型の研究が進められている。まず、燃料被覆管(ジルカロイ)と水・蒸気との反応で生じる水素について、多数のコンパートメントから構成される格納容器内部での(水蒸気などの)混合、拡散、燃焼・爆発などの挙動に関する試験研究(実験とコードの開発・検証)がNUPECで実施されている。同じくNUPECはシビアアクシデント時の格納容器の構造健全性に関する試験研究も実施している。

格納容器の貫通部における核分裂生成ガス(Fission Product : FP)の挙動ならびに捕集特性について、原研、NUPECともに取り組んでいる。

フランスの研究炉Phebusと実験用小型モデル格納容器を用いた、実燃料溶融後のFPの格納容器への移行・沈着挙動に関する国際研究プログラムに、NUPECと原研が参加し、既に一部成果が挙りつつある状況にある。

高圧状態の原子炉から、炉心溶融物が噴出して、格納容器に接触することを、直接格納容器加熱事象と称しているが、この研究課題は主として米国で取り上げられている。

④蒸気爆発(Vapor Explosion : VE)

水の溜まった容器底部に炉心溶融物が落下したり、あるいは炉心溶融物を注水により冷却しようとする場合などに、急激な伝熱・混合・溶融物の

微粒化・圧力波の発生などの一連のプロセスからなる”蒸気爆発”が生じる可能性がある。この問題に関して、物理事象の理解を深め、確率論的安全評価に資することを目的として、燃料と水の熱的相互作用に関するNSRRでの研究、原研のALPHA装置での大型模擬実験、大学における各種の基礎研究などが行なわれている。なお、FBRの場合に関しては動燃事業団で長い研究の積み重ねがある。

蒸気爆発のような、強い非平衡かつ速い非定常の混相系の熱的相互作用は、学術的に新たな展開の要素を内包していると考えられ、素過程の極限を追求する観点から、加熱速度 $>10^3\text{K/s}$ 、空間スケール $<10^{-6}\text{m}$ 、時間スケール $<10^{-7}\text{s}$ などの領域での挙動も探っており、興味深い成果が得られつつある。また、シミュレーションの面でも、モデルの精緻化が進められている。

3. 3. 炉心の熱設計と管理

(1) BWR燃料集合体の限界熱出力(Critical Power)

米国GE社で開発されたGEXL相関式のデータベースを拡充するとともに、新型の燃料集合体や広い流動条件に対する適用性を確認するために、NUPECにおいて、BWR条件の炉外ループにより、BWR集合体完全模擬体(電気加熱)を用いて、各種条件のもとで限界熱出力の試験を行ない、実機を模擬した過渡条件の下でのデータも含め、貴重な成果を蓄積してきている。また、基礎的な実験により、スペーサ近傍の液膜挙動や沸騰遷移の物理的機構の知見が得られている。

(2) PWR燃料集合体のDNB熱流束(Departure from Nucleate Boiling)

NUPEC等において、PWR条件の炉外ループにより、模擬集合体(5X5ないし6X6本の部分体系)による一連の試験が行なわれ、貴重なデータが蓄積されてきている。成果はPWR燃料集合体のDNB相関式の開発とDNBR(DNB比)の熱的制限値の決定に使用されている。

(3) BWR燃料集合体のポストドライアウト(Post Dryout : PD)

短時間の過渡事象であれば、沸騰遷移が発生し

て一時的に燃料棒表面が乾いても再び水で覆われて燃料は損傷に至らないが、これらの挙動を詳しく把握するために、模擬スペーサ付きの単純形状の試験片での基礎実験や集合体模擬実験などが行なわれ、併せてモデル解析なども行なわれている。

(4) 燃料集合体のボイド挙動

NUPECの試験プログラムとして、X線CT法によりBWR燃料集合体の断面のボイド分布の測定が、また γ 線CT法によりPWRチャンネルのボイド分布の測定が、それぞれ行なわれている。これらの成果は世界に先駆けたものであり、成果の内容も非常に優れ、興味深いものがある。

(7) 軽水炉の要素・機器に関する熱流動

二相流条件下での蒸気逃し安全弁の動作、再循環ポンプの特性など、それぞれの機能・性能が詳しく調べられ、確認されている。

3. 4. 次世代軽水炉に関する伝熱研究

(1) 次世代軽水炉に関する熱流動

次世代軽水炉の概念はまだ必ずしも確定的なものではないが、熱流動に関しての一つの共通項は”受動的冷却方式 - 動力を使わず従って自然対流を活用 - ”であるといつてよいと思われる。ここでは、米国で開発された二つの次世代軽水炉概念に沿って、わが国も協力している熱流動の研究のトピックスを中心に、ごく簡単に紹介したい。

① SBWRに係わる熱流動

受動的格納容器冷却系(Passive Containment Cooling System : PCCS)の一つとして、圧力抑制プールの外に設けた水プールにより鋼製格納容器を受動冷却する方式が考えられているが、これについて伝熱特性の評価、温度成層防止策の研究などが行なわれ、受動冷却の機能・性能が実現可能であることが確認されている。隔離時凝縮器(Isolation Condenser : I/C)もPCCSの一種であるが、これについても伝熱特性、非凝縮性ガスの影響などが調べられ、総合して目的とする機能・性能が達成可能であることが確認されている。

SBWRの原設計では、容量は600MW級であるが、わが国の場合は大型化が望まれるため、上述のよ

うな受動安全機構が、どの程度の容量増加まで対応できるかが注目されている。

②AP600に係わる熱流動

LSTFを改造し、ROSA/AP600実験計画として、LOCA/ECCS、SG伝熱管複数本破断、全給水喪失、全電源喪失などの場合について、炉心補給水タンク挙動、受動的熱除去系挙動などを含む広範な模擬試験を実施している。受動的設備に関しては、駆動能力が小さいことや系統間の相互依存性による問題などに留意する必要があるが、これまでの結果によれば、受動安全の機能・性能はおおむね期待通りであることが確認されている。

以上、3. 1. ～3. 4. は凡そ文献⁽⁶⁾に沿って述べたが、文献⁽⁷⁾⁽⁸⁾なども挙げておきたい。

4. 軽水炉に関する伝熱研究の今後の展望と期待

4. 1. 実績と今後の課題

これまでの軽水炉伝熱研究の実績と今後の課題について、Reocreux⁽⁹⁾は混相流の分野に焦点を当てながら次のように要約している。

(1)実績：①二相流の基礎として様々なモデルが漸次開発され、改良されてきた。②数値解析の技術が急速に進んだ。③広範な基礎・個別効果実験によりモデルの検証等が進んだ。④システム試験により設計基準事象の評価の予測性の検証が進んだ。⑤局所的な二相流パラメータ等に関する測定技術が著しく進歩した。

(2)要改善点：①モデルの適用対象を拡げる。②急勾配や不連続域などの安定な数値解析。③スケールアップ技術(大規模系では3次元効果が一般に存在)。④3次元コードの整備。⑤測定技術を先端科学の目で見直す。⑥コードの品質を保証(不確実性を減らすための組織的なアセスメントとユーザー効果の低減)。⑦異種コードの複合的利用。⑧コードの適用対象を拡げる(シビアアクシデント、新型炉など)。

(3)今後の基本的課題：世界的に見て原子力熱流動への取り組みは縮小傾向にあるので、その流れを押し留めるために、適用範囲や適用対象を拡げるとともに、技術革新により能力と品質を高め、

新しいニーズをさらに開拓していく必要がある。

4. 2. 新たなニーズとシーズ⁽¹⁰⁾

(1)ニーズの動向

昨今での軽水炉の安全に係わる重点課題としては、経年劣化対策や人の振舞いに係わる研究を進めるとともに、確率論的安全評価・ソースターム評価・シビアアクシデント対策などを実施して多重防護のより外周に位置する防護ラインを強化し、一方では受動安全機構等の活用による安全体力の増強を図りつつ、分かりやすく親しみやすい次世代炉の開発を目指すなど、全体として安全余裕と安心感の向上につながる方向へと変遷しつつある。一方、安全性・信頼性・経済性の向上といった実益面もさることながら、新学術フロンティアの開拓、新概念の創出、面白さ、などの観点も重視されてきている状況と認識される。その中で、わが国などで、以下のようなシーズを踏まえた新たな伝熱研究が始まっている。

(2)関連の科学技術シーズの動向

①新たな技術原理やセオリー：マイクロ機構に基づいた伝熱研究、カオスや複雑系に係わる伝熱研究、統計的アプローチなどが活発に始まっている。②極限条件(非平衡、非定常)：蒸気爆発のところで述べたようなフロンティア伝熱研究は、その好例である。③実験技術：中性子ラジオグラフィの応用⁽¹¹⁾など、量子工学に基礎を置いた革新的測定技術が研究されている。④コンピューティング：上記①に関する先進的コンピューティングの研究が、超並列CPU・ネットワークング・ビジュアルゼーション等の技術の飛躍的進歩を受けながら活発に行なわれている⁽¹²⁾⁽¹³⁾。また、スーパーシミュレータ概念⁽¹⁴⁾⁽¹⁵⁾に象徴されるような超高性能・超高忠実度コンピューティングの中で、伝熱研究は基本的な柱の一つと位置付けられている。

5. おわりに

軽水炉伝熱研究等に関する今後の重要課題分野を再整理すると次のような項目になる。

(1)体制と基盤：①2. 1. に述べた多元マトリ

ックスで、階層構造に基づきリレーショナルに熱流動知識・データベースを整備し、ネットワーク上でマルチメディアふうを活用していく。②データベースの品質保証と標準化・基準化を計る。③学際的・国際的な連携と協力を強化する。

(2)対象：①物理的对象を極限領域に拡張(不可逆、強非平衡、高速非定常、ミクロスケール等)。②複雑・複合事象に拡張。③新型システムの開発。④軽水炉熱利用のための革新的熱工学。

(3)セオリー：①カオス・複雑系としての熱流体理論。②確率論的熱流動(PTH)。

(4)手法：①量子工学的方法による実験技術。②多成分・多相流モデル。③複合事象同時シミュレーション(核・熱流動・材料・構造・化学)。④ミクロ機構に基づく熱流動。⑤熱流動ビジュアライゼーション。⑥ハイブリッド・シミュレーション(計算機を介した核熱フィードバック模擬実験など)。

(5)トータル：①スーパーシミュレータの構築と利用(Design by Supersimulation: DBSS)。②Computer-Aided Research on Thermal-Hydraulics(CARTH)の世界。③LWR/THから一般の伝熱研究へのさらなる発信。

以上、項目のみの列挙で説明は省略したが、これを以て本稿での提言に代えたいと思う。

本稿で概説した大型の試験研究の多くは、プロジェクトとして原研やNUPECを中心に産業界の各社の参加や協力のもとに行なわれているが、本稿では各社の関連研究について、また大学等における基礎研究についても、紙数の関係でほとんど割愛せざるを得なかった。この点に関してご了解を賜わりたく、また資料等を参考にさせて頂いたことに感謝申し上げる次第です。

参考文献

(1) 秋山 守：軽水炉、同文書院(1988)

(2) J.Jedruch：Nuclear Engineering Data Bases, Standards, and Numerical Analysis, Van Nostrand(1985)

(3) H.Fenech ed.：Heat Transfer and Fluid Flow in Nuclear Systems, Pergamon Press

(1981)

(4) R.T.Lahey Jr., F.J.Moody：The Thermal-Hydraulics of a Boiling Water Nuclear Reactor, American Nuclear Society(1977)

(5) L.S.Tong, J.Weisman：Thermal Analysis of Pressurized Water Reactors, American Nuclear Society(1970)

(6) 秋山 守ほか：原子力熱流動の先進的科学技术、第1回原子力工学国際会議(ICONE-1)レクチャーコースII教材(英文)、日本機械学会(1991)

(7) 成合英樹ほか：熱流体工学と原子力、日本原子力学会誌、Vol.36、No.1(1994)

(8) 秋山 守ほか：軽水炉のシビアアクシデント研究の現状、日本原子力学会誌、Vol.35、No.9(1993)

(9) M.Reocreux：Current and Future Trends in Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Proceedings of the International Conference on New Trends in Nuclear System Thermo-hydraulics, Pisa(1994)

(10) 秋山 守：軽水炉に関する熱流動安全研究の拡がり、第29回日本伝熱シンポジウム講演論文集(1992)

(11) 三島嘉一郎、日引 俊：熱流動現象の可視化と計測への応用、原子力工業、第41巻、第2号(1995)

(12) A.Tentner ed.：Proceedings of the High Performance Computing 1994 - Grand Challenges in Computer Simulation, San Diego(1994)

(13) B.Werner ed.：Proceedings of the Supercomputing '94, Washington D.C.(1994)

(14) 秋山 守ほか：原子力発電用スーパーシミュレータ、日本原子力学会誌、Vol.36、No.2(1994)

(15) 秋山 守：将来の原子力シミュレーション・システム、国際シミュレーション合同会議基調講演(英文)、国際シミュレーション学会(1994)

加圧水型軽水炉における熱流動研究の進展

柘植 綾夫 (三菱重工業)

1. 緒言

現在、国内では22プラントが運転中であり、1プラントが建設中であるPWRは、25年の運転実績を積んでいる。輸入技術に依存した初期PWRから世界に誇れる高信頼性・安全性PWRの確立には、この25年間の日本原子力研究所、大学等の国公立研究機関の研究に加え、産業界での伝熱流動研究や燃焼研究が大きく貢献してきた。

本稿では、我が国の産業界が実施したPWRの信頼性・安全性に関する熱流動研究の主な成果について展望する。

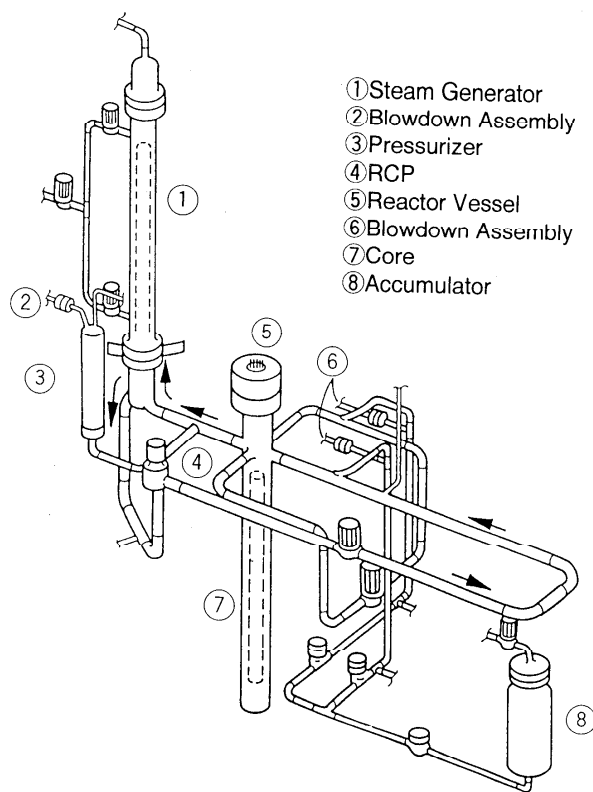


Fig. 2.1 Bird's Eye View of EOS Facility [2] [3]

2. 我が国初の小破断LOCA研究と運転員訓練用シミュレーターの開発

1979年に発生したスリーマイルアイランド(TMI)2号の事故は、小破断事故研究と運転員による回復操作の訓練の重要性を提起した。そこで、国内のPWR電力および三菱重工業(株)は体系的の研究に着手し、現象の理解とさらに実現象を精度良く、かつ高速に模擬できる解析コードの開発を開始した。その内容は、事故の模擬実験による現象の再現と理解、二相流モデルとして採用するドリフトフラックスモデルの適用性実験、および高速Best Estimate解析コード：CANAC-IIコードの開発の三つのプログラムを並行して進めるものであった⁽¹⁾。

模擬実験は、図2.1に示す三菱重工業(株)高砂研究所にあるPWRの1/270(容積)の縮尺のEOS-LOOPを改造して実施した⁽²⁾⁽³⁾。小破断事故事象で重要な自然循環挙動やreflux condensationの現象を模擬するため、EOS-LOOPの主要機器の高さは実機と同じになるよう設計されている。この装置で2種類のシリーズの実験が行われた。ひとつは加圧器逃がし弁(PORV)、もうひとつはコールドレグ配管からの冷却材喪失事故を模擬した一連の実験である。

PORVからの放出実験は、TMI事故を模擬したものである。図2.2と2.3に加圧器の水位と炉心水位の変化を示

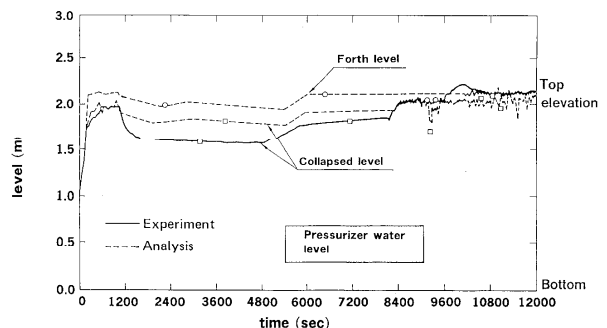


Fig. 2.2 Collapsed Water Level in Pressurizer in PORV Break [2]

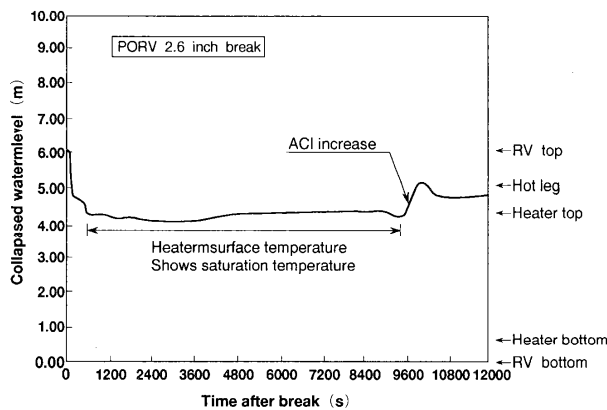


Fig. 2.3 Collapsed Water Level in Core in PORV Break [2]

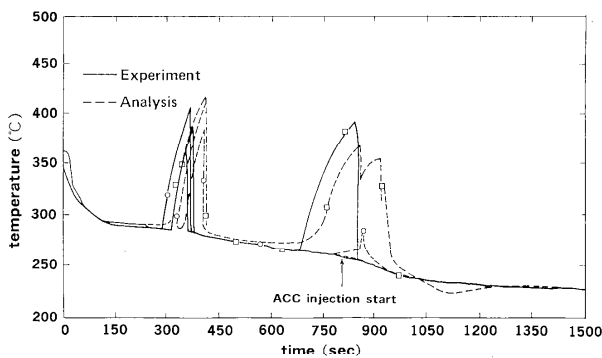


Fig. 2.4 Fuel Rod Surface Temperature in Cold Leg Small Break [3]

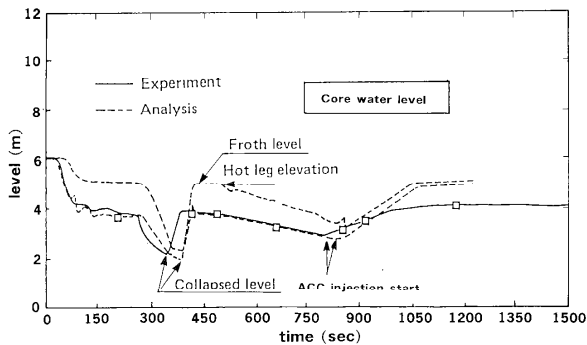


Fig. 2.5 Water Level in the Core in Cold Leg Small Break [3]

す。炉心の水位がホットレグ以下に下がっても加圧器水位は高いレベルに保たれていることが分かるが、これはTMIでも観察され、加圧器とホットレグ配管をつなぐサージ管におけるフラidding現象により加圧器の水

が落下しないのである。この Countercurrent limitation限界はSiddiqui⁽⁴⁾の実験式によって記述できることが確かめられた。

コールドレグ破断事故時には、炉心が一時的に露出し燃料棒温度が局所的に上昇することが観察された(図2.4.2.5)。これはU字型をしたクロスオーバーレグ配管でのループシール形成と消滅に起因するものである⁽³⁾。

小破断事故事象を模擬するためには、その過渡現象変化が比較的緩やかで、重力項が卓越するので、二相流モデルとして、それまで大破断事故事象の解析に使用されていた均質流モデルに替わるモデルが必要になる。そこで、CANAC-IIコードでは計算の高速性に有利なドリフトフラックスモデルが採用された。ドリフトフラックスモデルには、分布係数とドリフト速度のふたつの実験式が必要であったが、当時、実機の予測に使えるような直径が50mmを超えるような配管での実験データがなく、上昇流だけでなく下降流、対向流を含んだ実験が行われ、広い範囲に使用できる実験相関式が開発された⁽⁵⁾。

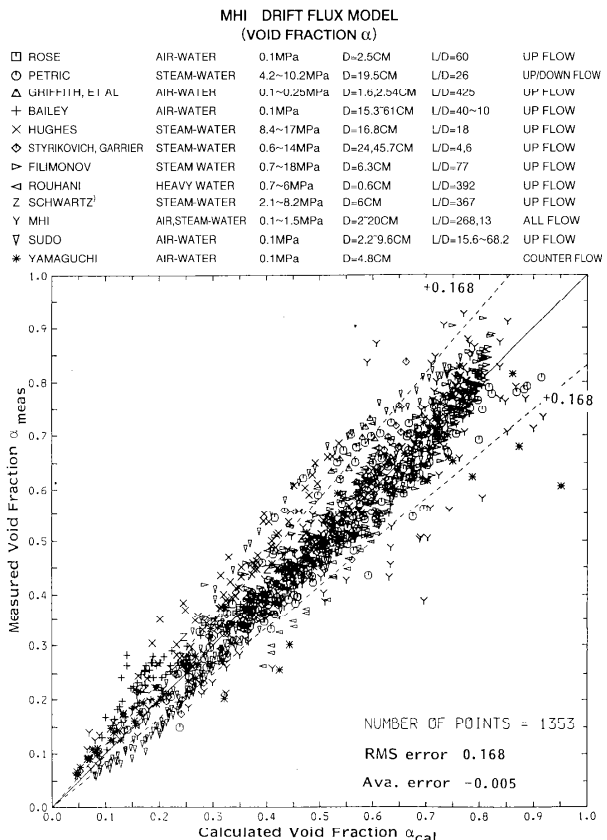


Fig. 2.6 Comparison of Drift Flux Correlation to Experimental Data (MHI's Correlations) [5]

この相関式を使用して求めたボイド率による従来の研究者の実験データ1353点との比較検証結果を図2.6に示すが十分満足できるものであった。

CANAC-II コードは、ドリフトフラックスモデルを組み込むことによって従来のコードでは期待できなかった十分な二相流挙動の予測性能を持ち、しかもシンプルなアーキテクチャーの採用により高速計算が可能なコードに仕上がった⁽¹⁾⁽⁶⁾。しかも、窒素ガスや水素等の非凝縮ガスの影響や、ひとつの計算ノード内の熱的非平衡を考慮できる。これらの効果は小破断事故事象に大きな影響を与えるもので、蒸気発生器による一次系の冷却や圧力挙動を正確に予測するためには、欠かせない機能である。図2.2~2.5に実験過渡データとCANAC-IIの比較の例を示すが、よい一致を示している。

CANAC-II コードは、engineering simulatorに組み込まれ、運転員訓練用に敦賀市にあるnuclear training center #3(NTC-3)に1990年2月に納入された。NTC-3のsimulatorは運転員の操作を含む小破断事故および蒸気発生器伝熱管破断事故を取り扱うことができ、この訓練の成果が1991年2月9日に発生した美浜2号の事故の終息に活かされた。今後益々運転員訓練用シミュレーターが重要になるであろう。

計算機能力の向上および経済性の向上によって、今後は更に精緻な物理モデルの導入が可能となりつつあり、次世代シミュレーターの開発が次の課題である。

3. 燃料集合体の最大熱負荷研究および集合体内ボイド分布研究の進展

3.1 フレオンを用いた高転換型PWR燃料集合体最大熱負荷試験

準稠密炉心を持つ高転換型PWRのフィージビリティスタディにおいて、フレオン-12を用いたDNB試験が実施された⁽⁷⁾⁽⁸⁾。得られた結果は垂直円管内の流れに対するStevensの相似則⁽⁹⁾を修正することによって、管群体系での水とフレオンの相関関係が与えられることを示している。今後、フレオンを用いた経済的な最大熱負荷評価手法として活用できよう。

3.2 PWR燃料集合体熱流動試験

(財)原子力発電技術機構高砂工学試験所に設置の

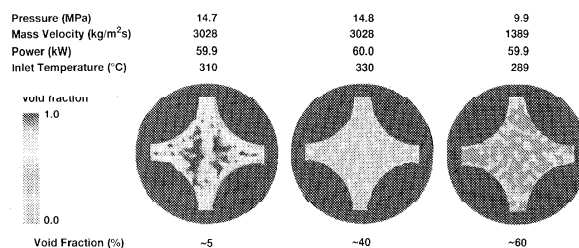


Fig. 3.1 Single Channel Test Results by CT Scanners⁽¹⁴⁾

PWR炉心と同じ流体条件を模擬可能な10MWの炉外試験設備において、日本初のPWR燃料集合体最大熱負荷試験が実施された⁽¹⁰⁾。燃料集合体の形状、出力分布を模擬した直接通電加熱方式の13体の供試体を使用して取得された約900点の定常および非定常試験のデータを用いて、燃料集合体の熱的裕度および熱的設計手法の信頼性が実証された。

さらに、この試験設備に新たに開発したガンマ線ボイド率計測設備を付加して、世界初のPWR燃料集合体管群ボイド試験も行われた。この試験には、管群のサブチャンネルを模擬した単一流路と加熱長が実機と同一の5×5模擬集合体を供試体とした定常試験と非定常試験が含まれている⁽¹¹⁾⁽¹²⁾。図3.1に定常単一流路試験でのガンマ線CTによるボイド率分布の測定例を示す。各再構成像で黒枠がサブチャンネルを模擬した流路で、4カ所の1/4円弧の部分が燃料棒を模擬した発熱部である。質量流速、局所クオリティ、熱負荷によってサブチャンネル内のボイド分布が加熱壁面側よりサブチャンネル中心部に移動する挙動が精度良く計測されている。

図3.2は5×5管群試験での測定結果の一例で、各サブチャンネルのボイド率が示されている。このように、管群体系でのボイド挙動を詳細に把握しボイドモデルの評価を行うことによって、PWRの核熱設計においても、ボイド発生による核的帰還効果を取り込む基礎が確立された⁽¹³⁾⁽¹⁴⁾。

3.3 高速X線CTによる二相流の可視化計測

堀等⁽¹⁵⁾は非定常あるいは非整定な気液二相流の可視化計測を目的に、電子ビーム制御方式の高速走査型X線CTスキャナの開発を行った。スキャン時間が1スライス

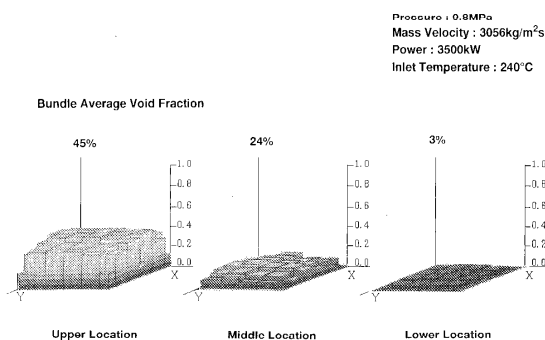


Fig. 3.2 Rod Bundle Test Results [14]

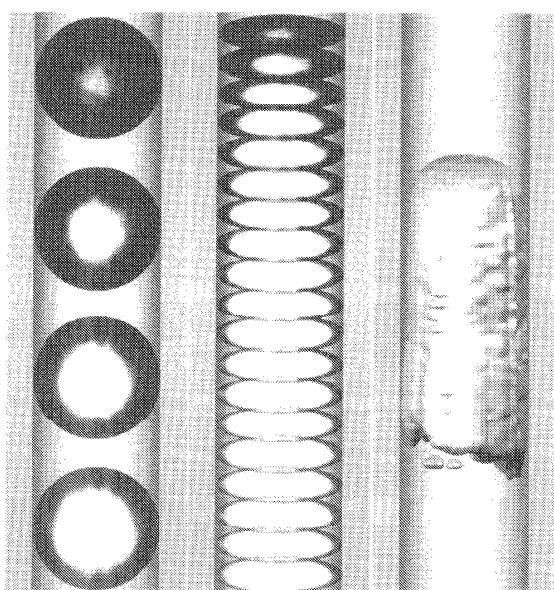


Fig. 3.3 Reconstructed Images of Slug Flow [15]

3.6ミリ秒でスライス周期が4ミリ秒でのスラグ流の測定例を図3.3に示す。

左がCTの2次元再構成像で、中央が2次元再構成像を斜めに重ねたもの、右が断面再構成像と気泡の上昇速度とから作成した立体再構成像である。左と中央の2次元再構成像は下向きに時間経過順に並べてあり、最上部の再構成像が大気泡の頂部に対応している。

図3.4にスラグ流での断面平均ボイド率の時間変化を、図3.5に個々の気泡の気液界面積を示す。この様にCTスキャナのスキャン速度が十分に速いと、気液二相流の動的な現象に追従でき、測定面での気液の相分布を把握することができる。これは気液二相流のより詳細なモデリングに有効であり、今後の活用が期待される。

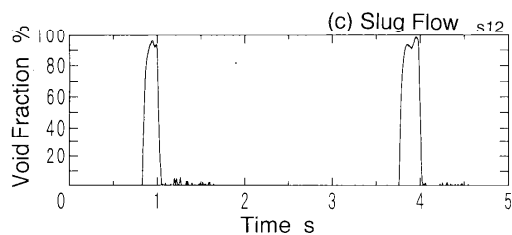


Fig. 3.4 History of Void Fraction [15]

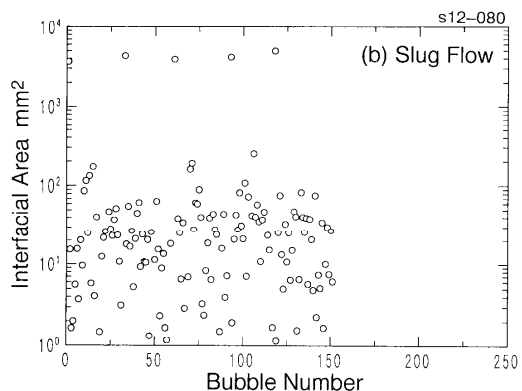


Fig. 3.5 Interfacial Areas of Bubbles [15]

4. 蒸気発生器の伝熱流動の進展

我が国の20年以上にわたるPWR蒸気発生器の信頼性向上の追求と共に、蒸気発生器分野の伝熱流動研究は目覚ましい進展を遂げた⁽¹⁶⁾。ここにその一部を紹介する。

4.1 蒸気発生器内の3次元気液二相流挙動とUベンド管群の流動励起振動評価手法の進展

蒸気発生器で発生する伝熱管の腐食や流動励起振動現象は、伝熱管管外を流れる気液二相流動と密接に関連している。従って、その3次元気液二相流挙動を記述できる解析コードを開発する必要性は高い。半尾等⁽¹⁷⁾⁽¹⁸⁾は3次元気液二相流動解析コードFIT-IIIを開発し、数種の検証試験によって流速、クオリティ、ボイド率等の記述能力を検証した。その検証例を次に紹介する。

管板近傍の流れについては、R-113を供試流体とした2次元のモデル蒸気発生器を用いた試験結果で検証した。その検証試験結果とFIT-IIIによる解析結果との比較を図4.1～4.3に示す⁽¹⁹⁾。また、2次元ながら実機と同等の高さを持つ10MWモデル蒸気発生器⁽²⁰⁾や世界初の

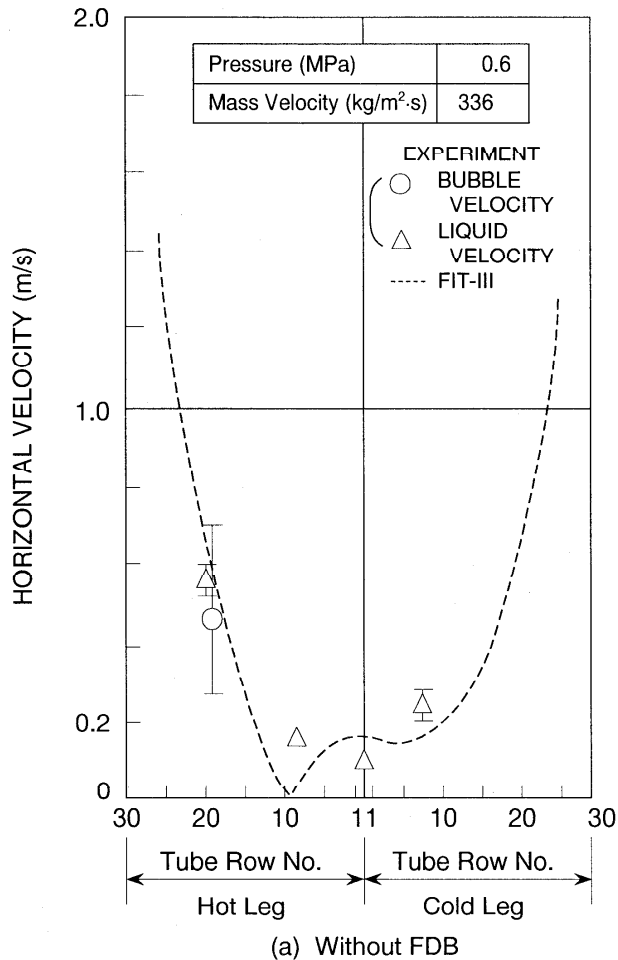


Fig. 4.1 Comparison Between Experiment Results and Calculation Results of Horizontal Liquid Velocity Distribution Above Tube Sheet (Level 1) [19]

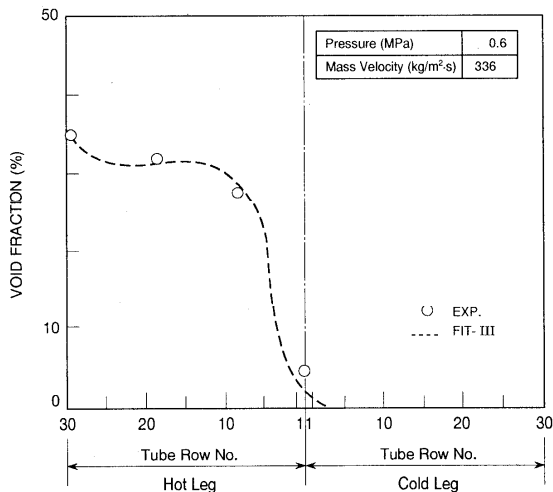


Fig. 4.3 Comparison Between Experiment Results and Calculation Results of Void Fraction Below 2nd Tube Support Plate (Level 5) (Without FDB) [19]

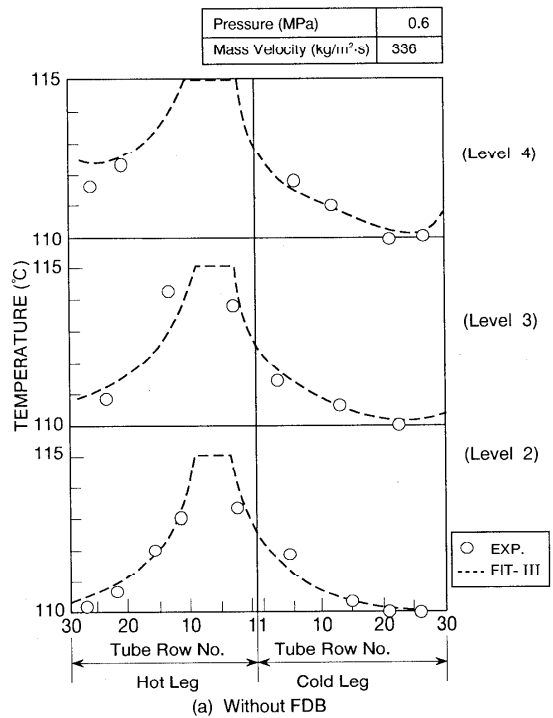


Fig. 4.2 Comparison Between Experiment Results and Calculation Results of Temperature Distribution (Level 2~Level 4) [19]

3次元管群を持つクロテアモデル蒸気発生器⁽²¹⁾による検証結果を図4.4および図4.5に示す。

また二流体モデルを採用した次世代解析コードの開発と検証作業も既にスタートしている。この次世代解析コードは、局所的な熱流動挙動を解明する有力なツールとなるものと期待される。

一方これらの3次元気液熱流動解析コードの開発と並行し、中村等^{(21)~(24)}は二相流下における伝熱管の振動(ランダム振動と流力弾性振動)に関する研究を推進し、世界のリード役になっている。新しい大型の流力弾性振動に関する実証実験が通商産業省の御指導の基に(財)原子力発電技術機構によって開始されている⁽²⁵⁾。このプログラムではR-123を供試流体とし、2次元ながら実機と同じ大きさの管群を持つモデル蒸気発生器で、流力弾性振動に関する種々の特性が計測される。1997年の終わりまでには世界初のデータが得られるであろう。

4.2 蒸気発生器内のクレビス部における沸騰挙動の研究

1972年、美浜1号機の蒸気発生器伝熱管で発生した冷却水のリーク事故から⁽⁵⁰⁾⁽⁵¹⁾、クレビス部(伝熱管と管

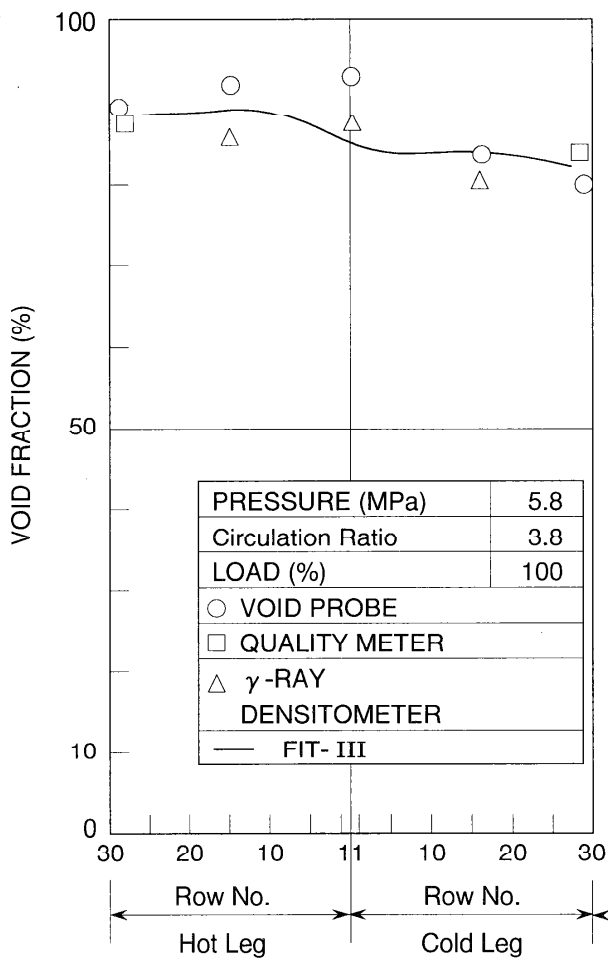


Fig. 4.4 Comparison Between Experiment Results and Calculation Results of Void Fraction Distribution Between 6th Tube Support Plate and 7th Tube Support Plate [19]

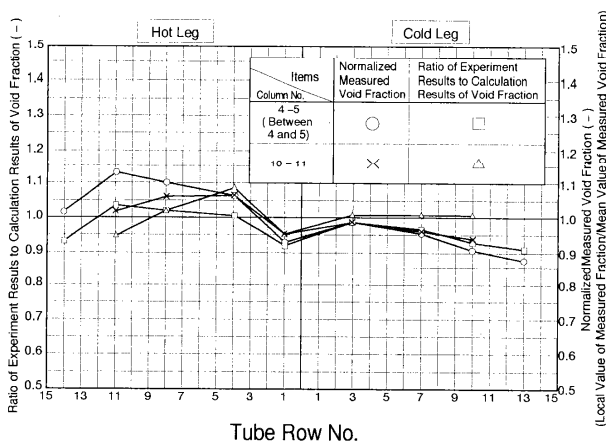


Fig. 4.5 Comparison between Experiment Results and FIT-III Calculation Results of Void Fraction at Entrance of U-Bend Region (CLOTAIRE Test) [19]

支持板管穴とで形成される狭い隙間)での沸騰濃縮に関する研究が継続なされてきた^{(26)~(28)}. その研究の初期段階の成果により, 管支持板の管穴形状が改良されたBEC型管支持板が三菱重工業によって開発された⁽¹⁶⁾. BEC型管支持板は, 今や広く世界で用いられている.

最近の研究では, 上野ら^{(29),(30)}によって腐食抑制剤であるほう酸をクレビス内に浸透させる新しい方法が提案されている. 彼らの研究のユニークな点は, 化学的手法を取り入れ, IMA(Ion Micro Analysis)やGDS(Glow Discharge Spectrography)を用いてほう酸の浸透状況を把握し, その浸透状況とクレビス内でのドライアウト発生の有無とを関連付けたことにある. この研究で用いられた化学的手法は, 従来の沸騰実験では使われなかったものであり, 熱流動現象を解明するツールの1つに成りうると考える.

5. 次世代PWRの新安全システムの開発

より一層の安全性と高い信頼性そして経済的にも優れた次世代炉の開発の要求に応じて, 三菱重工はハイブリッド安全システムという新しい概念を持つ次世代PWR(NEW PWR-21)を提案している⁽³¹⁾. 図5.1および図5.2に示すように, 次の新しい概念が導入されている.

- (1)従来から用いられているアクティブ安全系と, 新技術を取り入れたパッシブ安全系を, 信頼性と経済性とを最適化して組み合わせた.
- (2)例えば外部電源喪失のようなNON-LOCAの場合には, 従来型のプラントのように, 機動力のあるアクティ

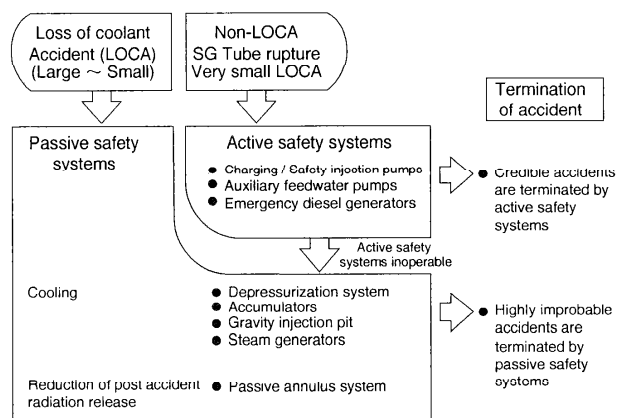


Fig. 5.1 Safety Function of Hybrid Safety System [31]

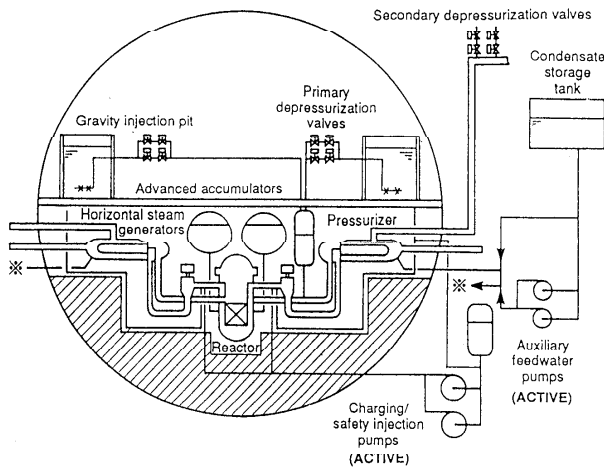


Fig. 5.2 Configuration of Hybrid Safety Systems [33]

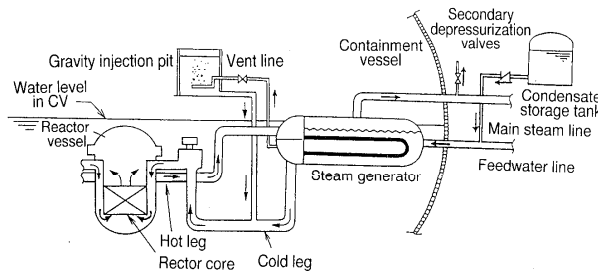


Fig. 5.3 Steam Generator Cooling System [33]

ブ安全系で事故を収束させる。

(3)一方パッシブ安全系は、LOCAの時とアクティブ安全系が不動作な場合に用いられる。

(4)パッシブ安全系は図5.2に示すように、横型蒸気発生器、ポンプに流量制御が可能な高機能蓄圧器、自動減圧システム、重力注入ピットおよび復水タンクから構成される。

ハイブリッド安全システムでは、図5.3に示すようにパッシブ安全系として、横型蒸気発生器を用いることによって、自然循環による炉心冷却が可能である。横型蒸気発生器は、自然循環を阻害する可能性のあるU字管内の気相生成を避けることができる。不凝縮性ガスは、図5.3に示すように、蒸気発生器コールド側の水室で凝縮液と分離され、ベントラインを通して重力注入ピットに放出される。蒸気発生器2次側には復水タンクから、重力で水が供給される。

このハイブリッド安全システムの成立性を確認するため、これまで体系的な安全解析を実施してきた⁽³²⁾。またこの解析作業と並行して、横型蒸気発生器の伝熱流動試験やLOCA時の熱流動シミュレーション試験⁽³³⁾。さらには高機能蓄圧器に関する試験⁽³⁴⁾を実施し、この新しい安全システムの成立性についての確認を行った。

6. 原子炉格納容器内の水素挙動の研究の進展

我が国における原子炉格納容器内の水素挙動に関する研究は、米国スリーマイル島原子力発電所2号機の事故に端を発し、特に多区画に分かれた格納容器を有するPWR電力と三菱重工業とで推進された⁽³⁵⁾⁽³⁶⁾。当初は水素混合の基礎研究と、実機評価のための解析コードの開発・検証を目的とし、図6.1に示すロジックで4年間の研究が行われた。その研究結果は以下の如くである。

①水素混合の基礎研究のために、円筒および立方体の容器にヒートシンクと熱源を設け、代替水素としてヘリウムを使った1区画内でのベンチスケールモデルの試験を行うとともに、有限要素法を用いた3次元解析コードCOMTAC-3D⁽³⁵⁾を開発し、このデータにより検証した。

②実機における水素混合評価のために、内部区画を模擬した内容積100m³の模擬格納容器を製作し、LOCA条件や水の放射線分解による水素の発生量をシミュレート

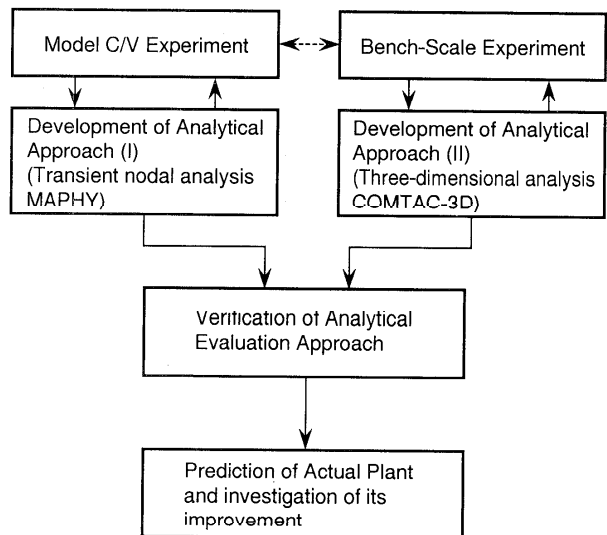


Fig. 6.1 Logic Diagram of Hydrogen Mixing Research

し、水蒸気やスプレーなどの影響も含めた条件での混合試験を実施した。この試験の結果、混合は良好で格納容器内で局所的に高濃度となる領域はないことを確認した。また、非定常管路網による多区画間の混合解析コードMAPHY⁽³⁶⁾を開発し、検証した。

これらの研究結果から、実機で想定される事故時の水素の混合挙動に対する解析ツールを整備できた。

しかしながら、旧ソ連のチェルノブイリ発電所での事故により、さらに厳しい格納容器の安全性の研究が必要となり、水素関連では混合だけでなく発生メカニズムや燃焼の研究が世界中で実施されることとなった。日本のPWR電力および三菱重工業においても水素燃焼に関して、多区画間の水素混合・燃焼評価コードMAPHY-BURN⁽³⁷⁾、および1区画内の燃焼の詳細解析用に3次元

解析コードSODIV⁽³⁸⁾を開発し、燃焼に関する評価ツールを整備した。図6.2に、米国VGES実験⁽³⁹⁾とSODIVとの比較を示す。

1987年から、(財)原子力発電技術機構において「原子炉格納容器信頼性実証試験」がスタートし、その中で大規模模擬格納容器を使用した「可燃性ガス濃度分布・混合挙動試験」⁽⁴⁰⁾と「可燃性ガス燃焼挙動試験」⁽⁴¹⁾が実施されている。

「可燃性ガス濃度分布・混合挙動試験」は、大量水素発生に対する混合を評価するものであり、図6.3(a)に示す内容積1300m³の模擬格納容器内で、ヘリウム、水蒸気、およびスプレー放出による混合挙動を調べた。模擬格納容器は4ループのPWRプラントの1/4スケールで内部は25の区画からなっている。このテストは既に終了し、試験データが報告されている。この試験の結果、放出区画を除き混合は良好であることが示された。ま

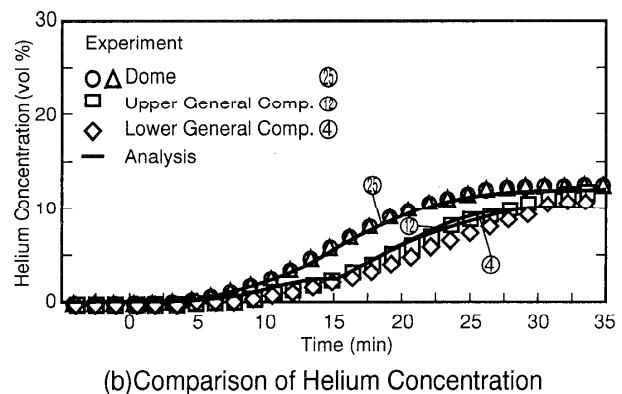
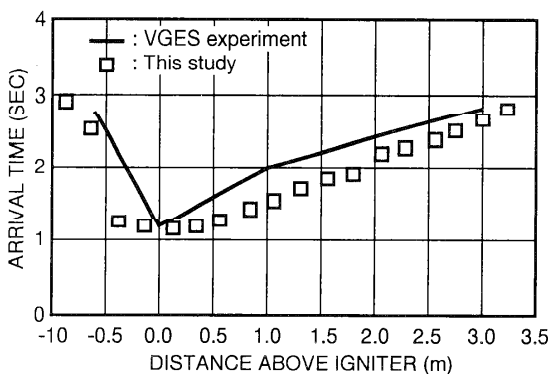
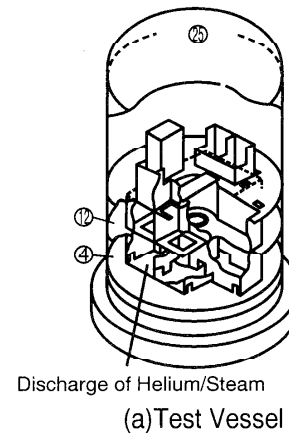
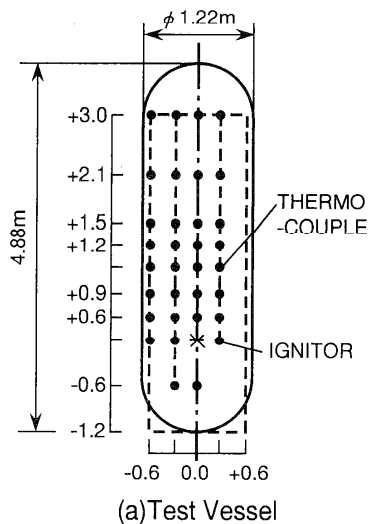


Fig. 6.2 Comparison of Results between VGES Test and Analysis by SODIV

Fig. 6.3 Comparison of Results between NUPEC Hydrogen Mixing Test and Analysis by MAPHY-BURN.

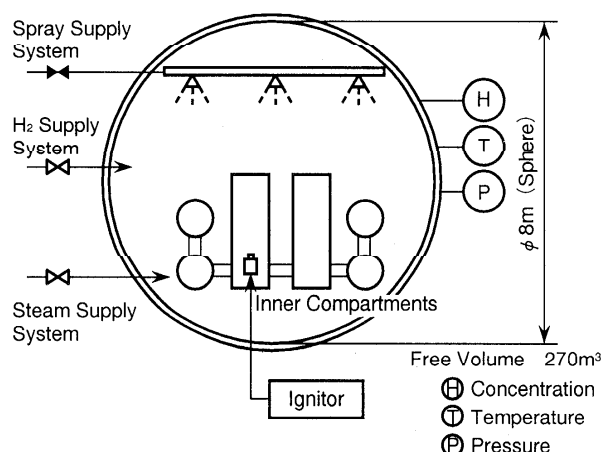


Fig. 6.4 Schematic Diagram of NUPEC Hydrogen Combustion Test

た、MAPHY-BURNは図6.3(b)に示すように試験結果と良く一致し⁽⁴²⁾、大規模格納容器における水素の混合挙動評価について信頼性を高めることができた。

水素の燃焼試験は、内径1.5m、高さ3.5mの容器を用いて1区画内の燃焼の基本特性を調べるための小規模試験と、図6.4に示すように内部に5つの区画を持つ内径8mの球形容器を用いて多区画間の燃焼挙動を調べるための大規模試験とからなり、前者は既に終了し、後者は現在実施中である。今後、これらの小規模および大規模試験などにより、MAPHY-BURNコードやSODIVコードの検証を行い、水素混合および燃焼に対する実機格納容器の健全性評価の信頼性を高めていくことが期待される。

7. 結言

本稿で紹介した5つの分野に加えて、紙数の都合により割愛した熱成層現象⁽⁴³⁾⁽⁴⁴⁾、混合現象⁽⁴⁵⁾⁽⁴⁶⁾、二相噴流現象⁽⁴⁷⁾等の伝熱流動の進展も、現象をトコトン追究する原子力研究の賜物と言える。

また、本稿ではPWR産業側の研究活動進展に焦点を当てた為に、日本原子力研究所等の国公立の研究機関の研究の紹介は割愛し、その紹介は文献(48)(49)に譲ることとした。

PWRの伝熱流動の研究の進展は、PWRの安全性と信頼性の向上の歴史であったと言っても過言ではないだろう。その進展の証しとして、我が国のPWRは世界に誇れる安全性と信頼性の高いプラントとしての実績を築

いている。

今後の課題として、これらの進展の成果を活かして、信頼性と経済性を追究した次世代炉の開発が展望される。又、アジアの諸国等の原子力開発にも貢献する責任を我が国の産業界も担っていると認識される。

参考文献

- [1] Kuwabara,K.,et al., Small Break LOCAs Analysis Code CANAC-II, Proc. 2nd Int. Topical Mtg. on Nuclear Power Plant Thermal Hydraulics and Operations, Tokyo, Japan, pp.2-41(1986).
- [2] Kawanishi,K.,et al., Experimental Study on PORV Break LOCA in PWR Plants, J. of Nuclear Science and Technology, Vol.27, No.2, p.133(1990).
- [3] Kawanishi,K.,et al., Experimental Study on Heat Removal during Cold Small Break LOCAs in PWRs, J.of Nuclear Science and Technology, Vol.28, No.6, p.555(1991).
- [4] Siddiqui,C.,et al., J.of Multiphase Flow, Vol.12, No.4, p.531(1986).
- [5] Kawanishi.K.,et al., An Experimental Study on Drift Flux Parameters for Two-Phase Flow on Vertical Round Tubes, Nuclear Engineering and Design, No.120, p.447(1990).
- [6] Kawanishi,K., et al., Small Break LOCA Experiments and Verification of CANAC-II Code, Nuclear Engineering and Design, No.120, p.259(1990).
- [7] Saji,E., et al., Feasibility Studies on High Conversion Pressurized Water Reactors with Semi-tight Core Configuration, Nuclear Technology, Vol.80, pp.18-20(Jan.1988).
- [8] Akiyama,Y.,et al., DNB Experiments for High-Conversion PWR Core Design, Nuclear Engineering and Design, 126, pp.267-275(1991).
- [9] Stevens,G.F., et al., A Quantitative Comparison between Burnout Data for Water at 1000lb/in² and Freon 12 at 155lb/in² Uniformly

Heated Round Tubes Vertical Upwards, AEWV -R327(1964).

[10] Sugiyama,S.,et al., Proof Test on Thermal Hydraulic Design Reliability PWR Fuel, Proc. Autumn Annual Conference, Japan Atomic Power Society, pp.251-256(Oct.1990).

[11] Hori,K.,et al., In Bundle Void Fraction Measurement of PWR Fuel Assembly, Proc. of 2nd ASME/JSME Nuclear Engineering, pp.69-76(1993).

[12] Kurosu,T., In Bundle Void Fraction Measurement of PWR Fuel Assembly, Proc. of 2nd International Seminar on Subchannel Analysis, PalAlto, USA, (Nov. 19,1993).

[13] Hori,K., et al., Transient Void Fraction Measurement in a Single Channel Simulating One Channel of a PWR Fuel Assembly, Proc. of Nuclear Thermal Hydraulics, ANS Winter Meeting, pp.56-68(1994).

[14] Akiyama,Y., et al, Evaluation of in Bundle Void Fraction Measurement Data of PWR Fuel Assembly, Proc. of 3rd JSME/ASME Nuclear Engineering,(1995).

[15] Hori,K., et al., A High Speed X-Ray Computed Tomography Scanner for Multipurpose Flow Visualization and Measurement, Proc. of 4th International Meeting on Nuclear Thermal Hydraulics, Operations and Safety, Taipei, Taiwan, 43D1-43D6(1994).

[16] Tsuge, A., Hirano, H., Gato, M., Takamatsu, H., Preventive and Corrective Actions for Tube Degradation and New Steam Generator Design Concept, Proc. 4th Int. Topical Mtg. on Nuclear Thermal Hydraulics, Operations and Safety, Taiwan, (April 5-9, 1994).

[17] Hirao,Y., et al., Experimental and Analytical Studies on Thermal- hydraulic Behaviors of the PWR Steam Generator, 3rd ASME-JSME

Thermal Engineering Joint Conf., Nevada, U.S.A., (March 17-22, 1991).

[18] Hirao,Y., et al., Development of Thermal-Hydraulic Computer Code for Steam Generator, JSME Int. Journal, Series B, Vol.36, No.3, p.456(1993).

[19] MITI Committee of Investigation on Steam Generator Reliability, Investigation Report of Steam Generator Reliability, (1987).

[20] Bouchter,J.C.(CEA), Campan,J.L.(CEA), Kalra,P.(EPRI), Flow Regimes and Structure Interactions within a Large Scale Steam-Generator Simulation : The Clotaire Experiment, International Symposium on Gas-Liquid Two-Phase Flows, ASME Winter Meeting, Dallas, Texas, U.S.A., (Nov.25-30, 1990).

[21] Nakamura,T., et al., Study on the Vibration Characteristics of a Tube Array Caused by Two-Phase Flow-Part 1: Random Vibration, Transactions of the ASME, J. of Pressure Vessel Technology, Vol.114, p.472 (Nov.1992).

[22] Nakamura,T., et al., Study on the Vibration Characteristics of a Tube Array Caused by Two-Phase Flow - Part 2: Fluid Elastic Vibration, Transactions of the ASME, Journal of Pressure Vessel Technology, Vol.114, p.479(Nov.1992).

[23] Nakamura,T., et al., Two-Phase Cross-Flow-Induced Vibration of Tube Arrays, JSME International Journal, Series B, Vol.36, No.3, p.429(1993).

[24] Nakamura,T., et al., Study of Two-Phase Flow Behavior and Turbulent Excitation Mechanism in a U-Bend Tube Bundle in Steam Generator, JSME International Journal, Series B, Vol.36, No.3, p.439(1993).

[25] Saitou,T., et al., Verification Test on Flow Induced Vibration in U-Bend Tube Bundle of

Steam Generator, Proc. Second International Steam Generator and Heat Exchanger Conf., Toronto, Canada, (June 13-15,1994).

[26] Hirao,Y., et al., Study on Thermal-Hydraulic Behaviour in the Crevice within the Steam Generator, Proceedings of the 27th National Heat Transfer Symp. of Japan, p.841(1990), (in Japanese).

[27] Ueno,T., et al., Study on Thermal-Hydraulic Behaviour in the Crevice within the Steam Generator, Proceedings of the 68th JSME Fall Annual Meeting, p.443(1990), (in Japanese).

[28] Ueno,T., et al., Study on Concentration Phenomena in the Crevice within the Steam Generator, Proceedings of the 24th Chemical Engineering Fall Annual Meeting, p.485(1991), (in Japanese).

[29] Ueno,T., et al., Improved Boric Acid Penetration Procedure into Tube to Tube-Support Plate Crevices in Steam Generator, Third International Topical Meeting on Thermal Hydraulics and Operations, B9-34(1988).

[30] Ueno.T., et al., Advanced Boron Soaking Procedure for Steam Generators, Proc. of the 1st JSME/ASME Joint International Conference on Nuclear Engineering, p.477(1991).

[31] Matsuoka,T., et al., Safety Features of the Simplified Mitsubishi Pressurized-Water Reactor, Nuclear Safety, Vol.33, No.2, (April-June,1992).

[32] Okabe,K., et al., Analytical Study of the Hybrid Safety System of the New Simplified PWR, International Conference on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants, (1992).

[33] Ueno,T., et al., Thermal-Hydraulic Test on Mitsubishi Simplified PWR, Proc. ANS Winter Meg., San Fransisco, California, p.193 (Nov.17, 1993).

[34] Shiraishi,T., et al., Development of the Flow Controlled Accumulator, ANP '92, Tokyo, (1992).

[35] Ukai,O. and Fujimoto,T., Three-Dimensional Analysis for Combined Flow Problem by a Finite Element Method, 5th Int. Element Method in Flow Problem, (1984-1).

[36] Morimoto,K., et al., MAPHY-Transient Analysis Code for Hydrogen Mixing in Subcompartmented Containment Vessel after a LOCA-and Verification Test, 2nd Int. Topical Meeting on Nuclear Power Plant Thermal Hydraulics and Operations, (1986), Tokyo.

[37] 辻倉,他, 容器内可燃性気体の混合・燃焼挙動解析コード(MAPHY-BURN)の開発, 原子力学会年会, (1989).

[38] Ukai,O., et al., A Simulation of Flame Propagation in a Vessel by ALE Method, Int. Conf. on Supercomputing in Nuclear Applications, (1990).

[39] William,B.B., et al., Combustion of Hydrogen:Air Mixtures in the VGES Cylindrical Tank, NUREG/CR-3273.

[40] Takumi.K., et al., Proving Test on the Reliability for Reactor Containment Vessel ① Hydrogen Mixing and Distribution Test, Hydrogen Behavior and Mitigation in Water-Cooled Nuclear Reactors, CEC, ISSN1018-5593, p.96.

[41] Takumi,K., et al., Proving Test on the Reliability for Reactor Containment Vessel ② Hydrogen Burning Test, Hydrogen Behavior and Mitigation in Water-Cooled Nuclear Reactors, CEC, ISSN 1018-5593, p.196.

[42] 緒方,他, MAPHY-BURNによる解析結果, 平成6年度日本原子力学会秋の大会.

[43] Fujimoto,T., et al., Experimental Study of Striping at the Interface of Thermal Stratification, Proc. of 20th National Heat Transfer Conference, Milwaukee, Wisconsin,

pp.73- 78(1981).

[44] Matsushita,K., et al., High Cycle Fatigue Failure of Piping Due to Unexpected Thermal Stratification, Pro. of The 5th German-Japanese Joint Seminar on Structural Strength and NDE Problems in Nuclear Engineering. Munich. FRG. (1990).

[45] Yoshimura,S., et al., Mixing Behavior of Safety Injection Water within the Cold Leg and the Downcomer under Postulated Accidents, Proc. of the 3rd Int. Topical Meeting on Reactor Thermal Hydraulics, Newport, Rhode Island, pp. 13.D.1-13.D.8(1985).

[46] Nakamori,N., et al., Thermal Stratification in Branch Pipe, Proc. of NURETH-6, (1993).

[47] Kawanishi,K., et al., Experimental Study on Jets Formed under Discharges of High-Pressure Subcooled Water and Steam- Water Mixture from Short Nozzle, Proc. of the Japan-

U.S. Seminar on Two-Phase Flow Dynamics, Lake Placid, NY, pp.D.5.1- D.5.5(1984).

[48] Akiyama,M., Current Status and Future Subjects on the Research in Nuclear Thermal-Hydraulics -An Overview on Japanese Activities in the Field of Light Water Reactors with a Survey on Advanced Topics in Broader Nuclear Applications-, Proc. 1st JSME/ASME Joint Int. Conf. on Nuclear Engineering, (ICONE-1), Tokyo, (Nov.4-7,1991).

[49] Soda,K., et al., Trans. WRSM-19, NUREG/CP-Q118(1991)

[50] 柘植, PWR用蒸気発生器における気液二相流, 日本機械学会関西支部第31回特別講義会, (1977. 11.29).

[51] Hinoki,M., et al., Thermal Hydraulic Distributions and the Occurrence of Dry & Wet Spot within the Tube-Bundle of Steam Generator for PWR, 17th National Heat Transfer Conference, (1977).

次世代軽水炉機器における伝熱流動

奈良林 直, 水町 渉 (東芝)

1. はじめに

世界で初めての原子炉がシカゴで臨界になってから半世紀を過ぎ、諸先輩方の多大な努力により原子力発電プラントも幾多の困難を克服して大きく成長したが、最近ではアドバンスドコンバインドサイクル(ACC)発電に代表されるように、高性能ガスタービンを付加した新鋭火力発電プラントの円高を背景とした発電コスト面での追い上げも厳しい。しかし、地球環境面での原子力発電の大きなメリットは二酸化炭素を排出しないことであり、21世紀に向けて、「人と地球に優しい」次世代炉の開発は先進工業国に課せられた責務の1つであると考えられる。

従来の大型軽水炉の開発路線は、高度な動的システムの組合せにより、効率化とスケールメリットを追求してきたと考えられる。翻って、現在、世界的に開発が進められている次世代炉の基本コンセプトは、パッシブ（静的）でかつシンプルな構造の機器を積極的に用いることにより、システムを単純化すると同時に安全性・信頼性を高めることを目標としている¹⁾⁻⁶⁾。この考え方は、従来の大型炉の開発路線と一見矛盾するように思われがちであるが、スケールメリットと高度な動的システムによる効率化を追求する一方で、自然力を利用したパッシブで構造が単純な機器やシステムの採用を検討することもまた重要であろう。

パッシブな機器は、重力や自然対流、顕熱や蒸発潜熱など、流体に内在する様々な自然力を利用しているため、伝熱流動現象が非常に重要な役割を演じている。このため、我々のような伝熱流動屋も研究テーマに事欠かない訳で、仕事に忙殺されながらも、そのなかに楽しみを見い出している方々も多いと思われる。次世代炉の開発は現在進行中であり、定義もそのイメージも人により異なると思われる。その全貌はこの小特集の中で見渡して戴けると思われるので、本稿では筆者らが開発を携わっている軽水炉の1つ、次世代型BWR（沸騰水型炉）に採用を目的として開発中の機器を中心に、伝熱研

究の現状を紹介したい。

2. 代表的な次世代炉機器

伝熱流動現象が主要な役割を演じている代表的な次世代軽水炉機器を挙げると表1のようになろう。筆者の知る範囲でまとめたので抜けているものがあればご容赦願いたい。

表1 代表的な次世代炉機器

系統	伝熱流動機器	自然力
炉心循環	自然循環炉心 ⁵⁾	自然対流
	ジェットポンプ ⁸⁾	噴流力
	蒸気インジェクタ ^{8), 9)}	蒸発潜熱
炉心注水	重力落下ECCS ⁵⁾	重力(浮力) と自然対流
	密度ロック ^{4), 14)}	
	蓄圧注水 ^{12), 15)}	圧力
	蒸気インジェクタ ¹⁰⁾	蒸発潜熱
格納容器の短期減圧	サプレッションプール ⁵⁾	プール顕熱 と蒸気凝縮
	クエンチプール ¹²⁾	
長期の崩壊熱除去	ウォーターウォール ^{5), 18)}	蒸発潜熱と 自然対流
	PCC熱交換器 ¹⁹⁾	蒸発潜熱
	蒸気インジェクタ ²⁹⁾	自然対流
	空冷格納容器 ¹⁵⁾	蒸発潜熱
	スプレッド液滴冷却 ²⁾	蒸発潜熱

炉心循環で特徴的なのは、単純化BWR（以下SBWR）で採用された自然循環炉心⁵⁾であろう。図1に示すように、現在運転中のBWRでは、再循環ポンプと

ジェットポンプを用いて炉心の強制循環を行っている。ジェットポンプは、再循環ポンプから送られる駆動水を噴流（ジェット）にして原子炉(RPV)内の冷却材（被駆動水）を再循環する静的な機器であり、可動部が全く無いので、非常に信頼性が高い。しかし、大型の再循環ポンプを含む再循環配管を有するため、新型BWR (ABWR)では、インペラをRPV内に設置したインターナルポンプを用いて、この外部ループを削除した。さらに単純化を追求したSBWRでは、沸騰水型炉特有の炉心のポイド（気泡）による強い浮力を活用した自然循環方式を採用しており、優れた経済性や保守性を得ている⁷⁾。

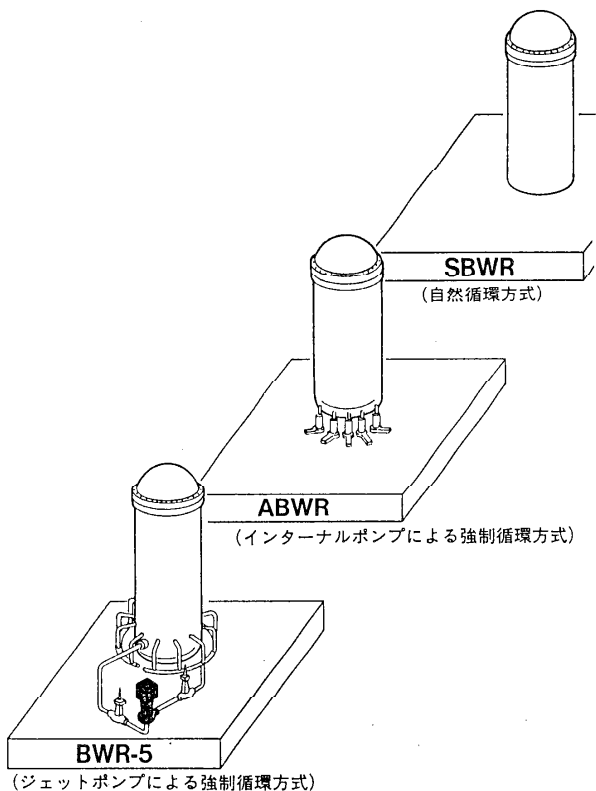


図1 BWRの炉心循環方式の変遷⁷⁾

SBWRでは自然循環力を増すため、図2に示すように、シュラウドを長くし、チムニー効果を高めており、ここに伝熱流動上の研究課題が存在した。また、先ほどのジェットポンプを蒸気インジェクタの吐出水で駆動する蒸気インジェクタ駆動ジェットポンプ(SIDJP)の概念

もある。このプラントの概念図を図3に示す。蒸気インジェクタを用いると再循環ポンプが消費していた電力を発電する際に、タービン復水器から海水に逃げていた熱が無くなるため、大型プラントの熱効率が約0.6%向上する。このプラントは次世代炉よりも実用化がさらに先になるため、「将来型BWR」と呼んでいる^{8),9)}。

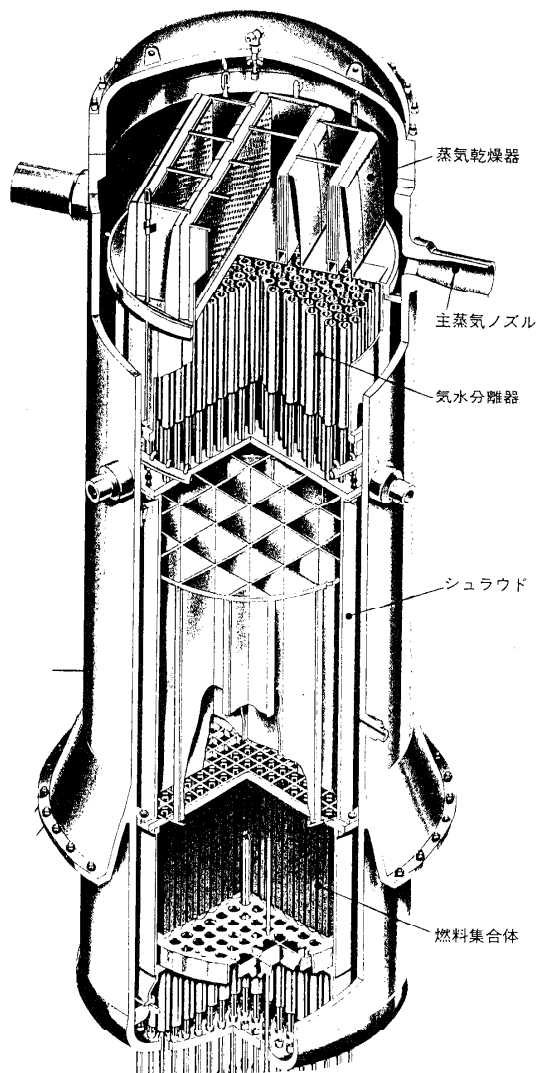


図2 単純化BWR(SBWR)⁷⁾

次に炉心注水系であるが、代表的なものに図4に示す重力落下式炉心冷却系(GDCS)がある^{5),7)}。これは、従来のディーゼル発電機と遠心ポンプとで構成される動的系统を重力を利用したシンプルな静的非常用炉心冷却系に置き換えたものである。動的機器のメンテナンスの必要が無くなり、系統が単純化され、優れた信頼性・

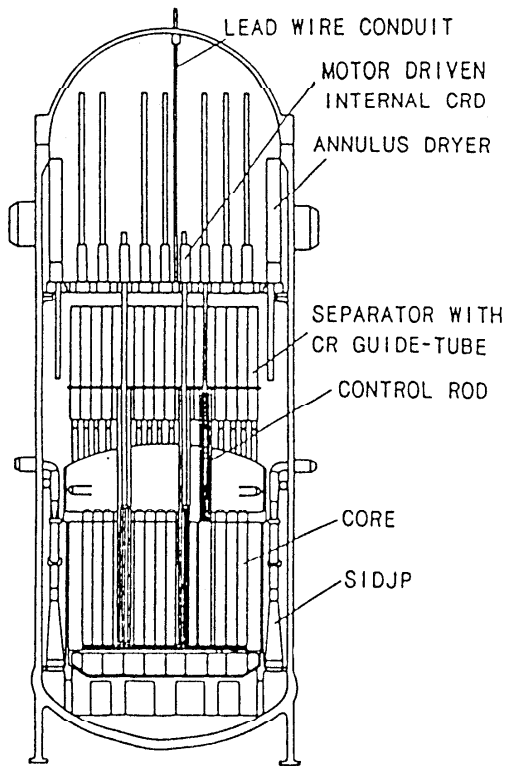


図3 将来型BWR⁸⁾

経済性・保守性が得られる。ただし、重力による駆動圧力は低いため、減圧弁(DPV)を用いた減圧系が必要であり、図5に示すように注水開始時間と原子炉内の水位を解析や試験により確認を行った。さらに、炉心注水の駆動力を高めるため、蒸気の蒸発潜熱を蒸気噴流の形で取り出し、蒸気噴流を凝縮させて高い吐出圧を得る蒸気インジェクタの研究開発が行われている¹⁰⁾。この蒸気インジェクタも構造がシンプルで伝熱流動現象が重要な役割を演じている機器であり、後で詳しく紹介する。

この他の炉心注水システムとしては、次世代PWRで

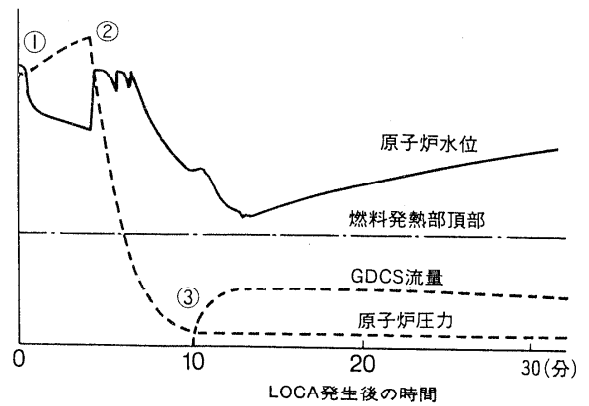


図5 GDCSによる炉心冠水維持解析結果¹⁷⁾

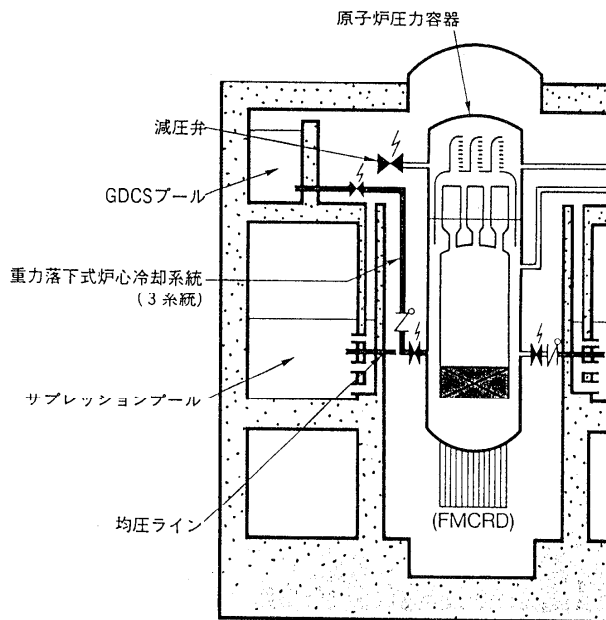


図4 重力落下式炉心冷却系(GDCS)⁷⁾

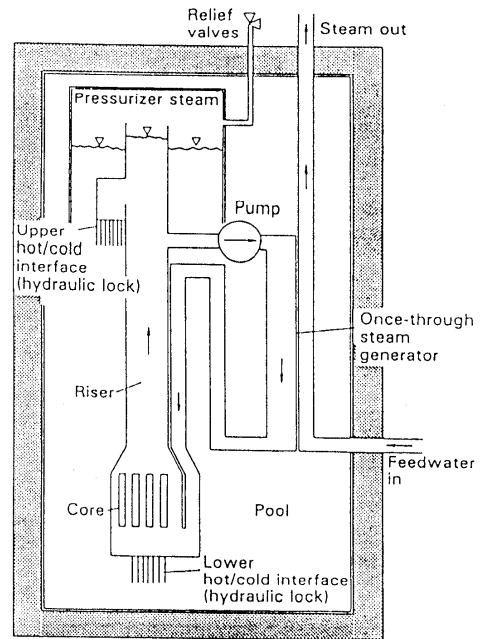


図6 PIUSの密度差ロック(Hydraulic Lock)⁴⁾

あるJPSRの蓄圧注水タンク¹¹⁾やMS600の渦巻ダンパ（流体素子）を用いた高性能蓄圧タンク（アキュムレータ）があり、大流量から小流量への切り替えを静的機器のみで行う設計となっている¹²⁾。またスエーデンのPIUS炉では、図6に示すように炉心下部にハニカム状の流路内に温度成層を形成し、密度差ロック（Hydraulic Lock）のバランスが事故時や過渡時にくずれると、ボロンを含んだ冷水が炉心に流入するシステムを採用している⁴⁾。このシステムは現在の静的機器のブームの火付け役とも言える革新的概念であり、我が国でも精力的な研究が行われている¹⁴⁾。

次に、冷却材喪失事故(LOCA)時に発生する蒸気や放射能を封じ込めるための格納容器であるが、蒸気が吹き出すブローダウン過程（短期）では、格納容器内の圧力を低く抑えるために、現在のBRWおよびSBWRでは噴出した蒸気をサブプレッションプールに導き蒸気を凝縮させる設計となっている。MS600でも同様に減圧弁から放出された蒸気を凝縮させるクエンチプールが設置される設計となっている¹³⁾。一方、LOCA後の長期にわたる格納容器からの崩壊熱除去については、次世代PWRの

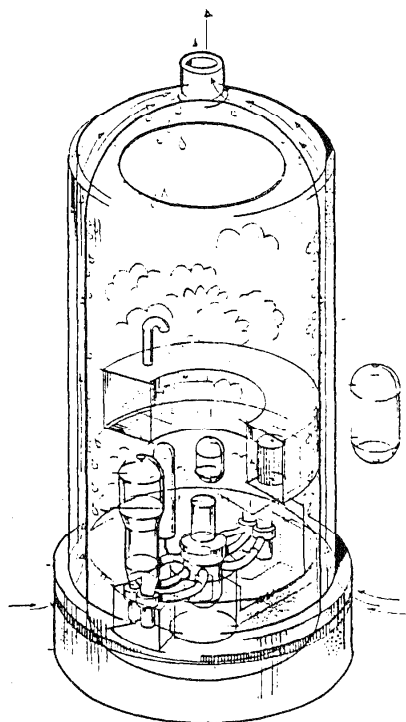


図7 AP600の格納容器冷却系²⁾

1つであるAP600では図7に示すように、格納容器壁の外側を二重にして空気の流路（チムニー）とし、スプレイ液滴を含んだ空気による自然対流冷却システムが導入された²⁾。この冷却も、重力によるスプレイと液滴の蒸発潜熱による自然力を利用しており、少ない水で格納容器壁面を効率的に冷却するため、伝熱研究が行われた^{15)、16)}。

SBWRでは、当初、格納容器の外側にウォータウォールと呼ばれる円筒状のプールを設置し、ウォータウォール内の水の対流と表面からの蒸発により格納容器からの崩壊熱除去を行う設計となっていた⁵⁾が、最近では、図8に示すように、より除熱能力の高いコンデンサ（復水器）型の熱交換器を用いる設計へと進んできた¹⁹⁾。ウォータウォールも厚い格納容器壁を介した伝熱特性を向上させるため、バッフル板を設置して自然対流を利用するなどの伝熱促進を目的とする研究が実施された¹⁸⁾。

コンデンサ型のPCCSに関する伝熱研究については、

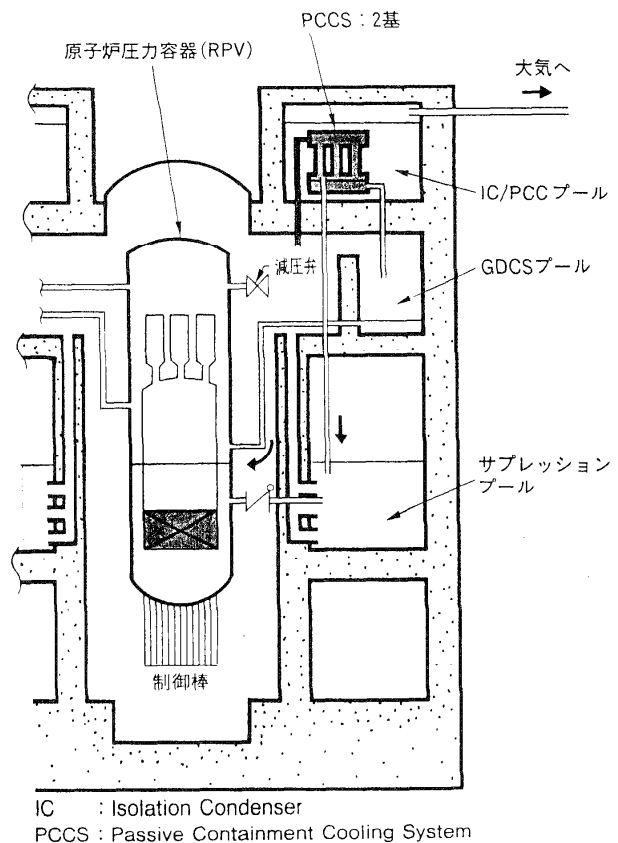


図8 コンデンサ型の静的格納容器冷却系¹⁹⁾

後で詳しく述べる。また、PCCSのヒートシンクであるPCCプールについては、SBWRの現設計では、伝熱管を露出させずに、LOCA後3日間の崩壊熱除去を行うための水量が考えられ、約5000トンもの水量が原子炉建屋上部に必要である。このため、蒸気インジェクタを用いて地上のタンクから水を揚水することにより、PCCプールの水量を75%削減するSIPOWER（蒸気インジェクタ駆動PCCプール注水装置）が開発された²⁹⁾。この蒸気インジェクタはLOCA後、PCCプールで多量に発生する大気圧の蒸気の一部を用いて作動させるため、蒸気インジェクタの大気圧蒸気に於ける作動特性を研究した³⁰⁾。

3. 静的格納容器冷却系の伝熱研究

静的格納容器冷却系(PCCS)には、大別してコンデンサ型と壁型（ウォータウォール）の2つのタイプが研究されている。図9に示したのはコンデンサ型のもので、大気開放のプールに水没させた縦型コンデンサ（PCC熱交換器）により、格納容器内の熱を大気へ放出させる。このPCC熱交換器は1基当たり、内径約2インチ、長さ約2mのステンレス管400本により構成し、内面は

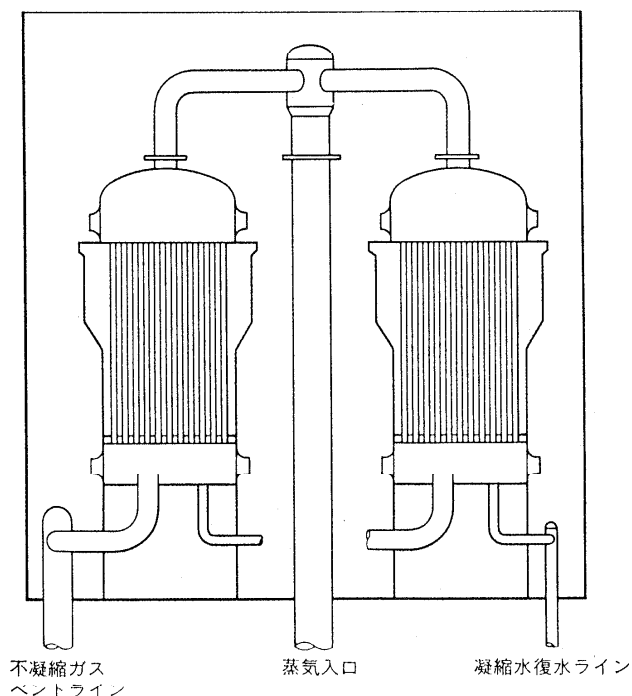


図9 PCC熱交換器

格納容器内の不凝縮性ガスを含んだ蒸気の凝縮伝熱、また外面は、PCCプール水の沸騰により伝熱が行われる設計となっている¹⁷⁾。PCCプールの水は放射化されておらず、沸騰に伴い蒸発して大気へと放散され、また給水（メイクアップ）も可能である。このPCC熱交換器の伝熱研究で最も重要なテーマは不凝縮性ガスを含んだ蒸気の凝縮熱伝達評価である。伝熱管内の不凝縮性ガスを排出するため、不凝縮ガスベントラインを設けている。不凝縮性ガスはサプレッションプールに間欠的に排出される。伝熱管内で凝縮した水は重力により原子炉圧力容器(RPV)内に環流する。

このような新概念の安全システムでは、蒸気の凝縮と蒸発、重力による環流現象を再現するため、高さ方向の模擬が重要である。そこで、高さ約30mのGIRAFFE (Gravity Driven Integral Full-Height Test For Passive Heat Removal) 装置を使って除熱性能試験とシステム応答試験が実施されている¹⁷⁾。除熱性能試験結果を図10に示す¹⁹⁾。図の横軸は窒素ガスの分圧比であり、実機で想定される窒素ガス濃度の範囲では凝縮熱伝達に与える伝熱劣化の程度は小さいことが分かった。また、代表的な破断事象を模擬した圧力応答試験の結果、格納容器の圧力は次第に減少し、設計圧力以下に維持されることが確認された²⁰⁾。また、実験と平行してTRACコードによる詳細解析も行われ、良好な一致が見られている²¹⁾。

一方、ウォータウォール型のPCCSでも厚い格納容器壁を介した伝熱特性を向上させるため、図11に示すように、バッフル板を設置して自然対流を利用するなどの

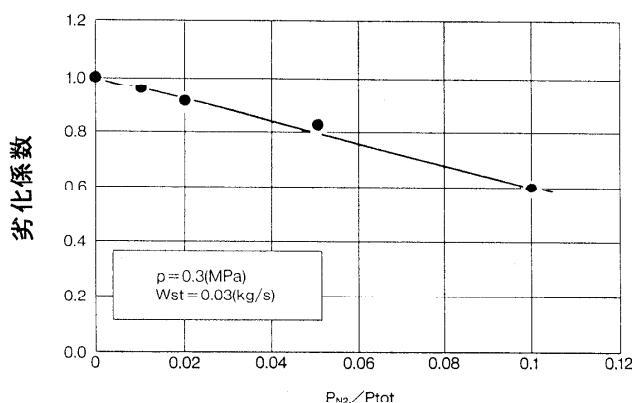


図10 除熱性能試験結果¹⁹⁾

伝熱促進を目的とする研究が実施された²²⁾。

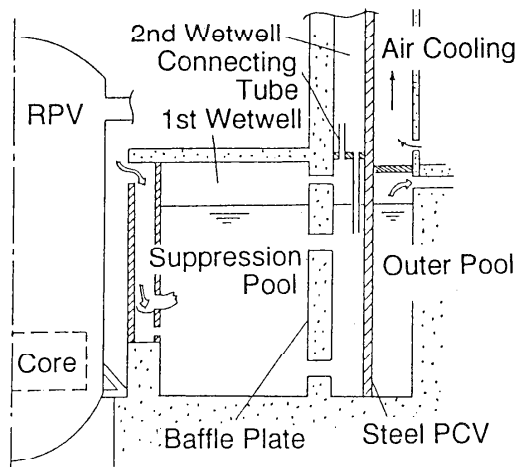


図11 ウォータウォール型PCCSの除熱向上²²⁾

4. 蒸気インジェクタの伝熱研究

蒸気インジェクタは動力用の電源を必要とせず、蒸気と低圧水を供給するのみで作動するコンパクトでシンプルな構造の静止型噴流ポンプである。蒸気インジェクタと従来のタービンとポンプを用いたシステムの比較を図12に示す。従来のシステムでは、蒸気の熱エネルギー（エンタルピー）を、ノズルを介して超音速噴流に変え、タービンブレードを回転させることにより、発電機やポンプを回転させて揚水仕事を行う。蒸気インジェクタは、タービンブレードの代わりに水噴流を超音速蒸気噴

流により直接加速し、揚水仕事を行うものである²⁶⁾。

作動原理を以下に説明する。冷水を流した状態で蒸気ノズルから蒸気を噴出させると、混合ノズル内に向かって環状の蒸気の超音速噴流が形成される。図13の写真は、耐熱アクリル樹脂で内部の蒸気と水の流動状態を可視化したものである。混合ノズルの中心に、円柱状の水噴流が形成されている様子が観察できる。蒸気の流速はレーザードップラー流速計を用いて、450~500m/sの超音速流になっていることを確認した²⁵⁾。蒸気の流速が超音速になることにより、大きな運動量が混合ノズル内に流入し、高い吐出圧が得られる。また、蒸気が超音速噴流になることにより、気液の凝縮界面が下流へ押し出され、安定した作動状態が得られる。高速の蒸気を持っている運動エネルギーは、混合ノズル内での蒸気凝縮の際に水に伝達され、水を吸引・加速し、主ノズルのスロートに高速水流を作る。主ノズルのスロート以降では、流れは水単相流となりディフューザで減速・昇圧（ベルヌーイの定理）する。吐出圧が上がると逆止弁が開き、給水を開始する。吐出側の逆止弁が開くまでの起動時には、オーバーフローポートから水をドレンし、水温を一定値以下に維持する。起動後は、混合ノズル内が負圧となるため、オーバーフローポートに取り付けられた逆止弁が閉じ、空気の逆流を防止する。このように、蒸気インジェクタは蒸気の凝縮現象と圧力差による逆止弁の作動のみで自動起動し、給水を開始する。

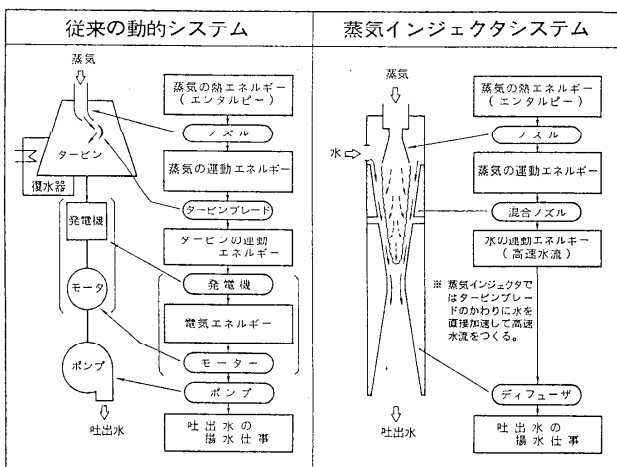


図12 動的システムと蒸気インジェクタの比較

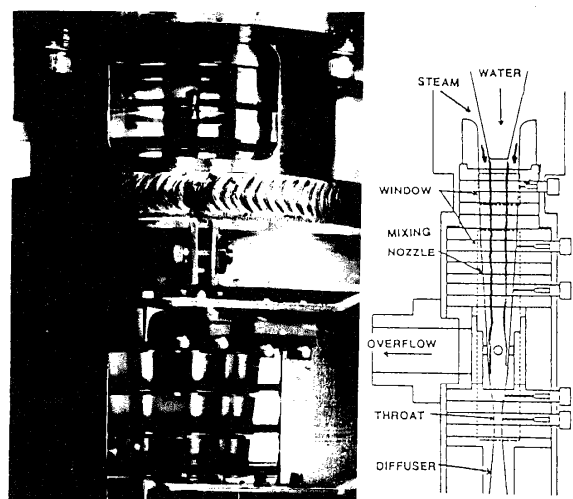
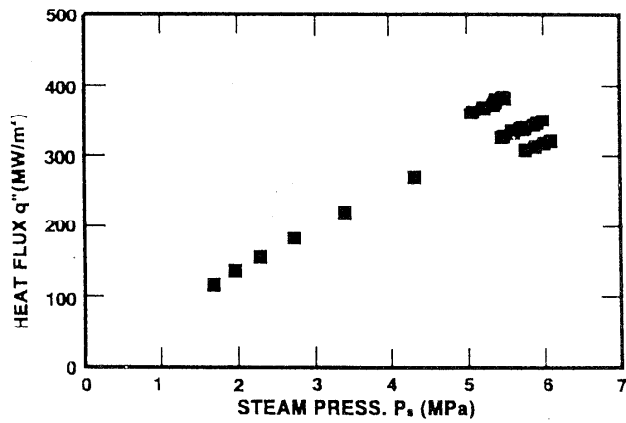
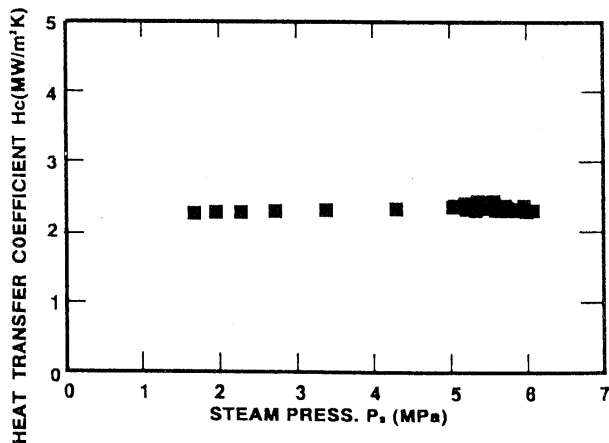


図13 蒸気インジェクタ内流動状態の可視化²⁵⁾

図14は1.6MPa以上の高圧蒸気で作動する蒸気インジェクタの平均熱流束と熱伝達率を示したものである。水噴流の表面積は可視化実験の知見に基づき、水噴流が円柱形状を維持していると仮定した気液界面積と、流入蒸気の流入エンタルピーとから算出した。熱伝達率は高範囲の蒸気圧力に対して約 $2.3\text{MW/m}^2\text{K}$ と極めて高い値となっていることが分かった²⁶⁾。この値は、熱力学の基礎式の1つである、クラペイロン・クロジウスの式とベルヌイの式から導出される理想凝縮熱伝達率（熱力学的な凝縮熱伝達率の上限を与える）²⁷⁾の4~40%に達している。このため、蒸気インジェクタ内部の熱伝達は、超音速蒸気噴流との大きな相対速度により強い表面せん断力を受けている、水噴流内の乱流渦の熱輸送によって律則される。



(a) 平均熱流束



(b) 熱伝達率

図14 蒸気インジェクタ内熱伝達率測定結果²⁶⁾

図15に示す静的炉心注水システム⁸⁾や炉心循環システムに用いられる蒸気インジェクタは、従来には例の無い大容量かつ高吐出圧のものである。大容量化して水噴流が太くなると、水噴流中心まで加熱されにくく、蒸気凝縮性能が低下する懸念があるため、著者らは図16に示すように蒸気インジェクタ内部の流動状態を、二流体モデルを組み込んだPHOENICSコードで解析した²⁸⁾。凝縮熱伝達率は前述の理想凝縮熱伝達率に、実験から得られた係数を乗じて使用した。気液界面は移動メッシュ法を用いて気液の圧力が連続となるようにして解を得ている。可視化供試体による可視化写真と比較して妥当な結果となっているが、気液界面は微細構造を有するように

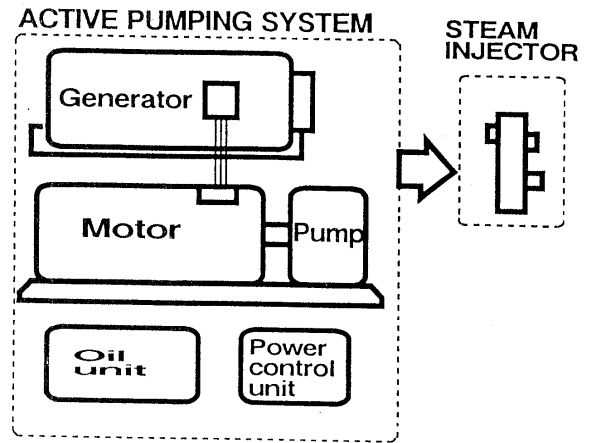


図15 静的炉心注水システム⁸⁾

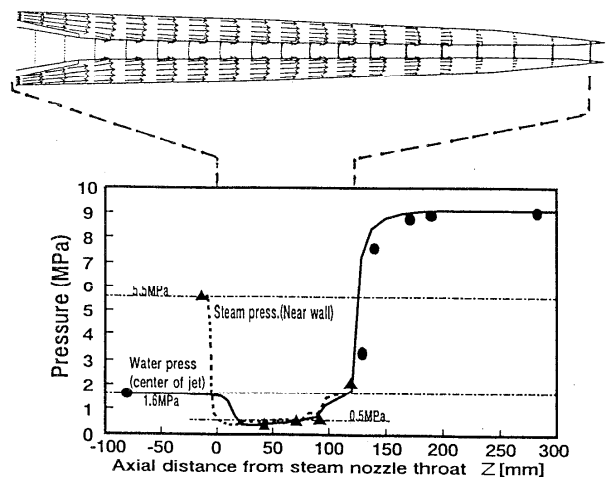


図16 蒸気インジェクタの解析結果²⁸⁾

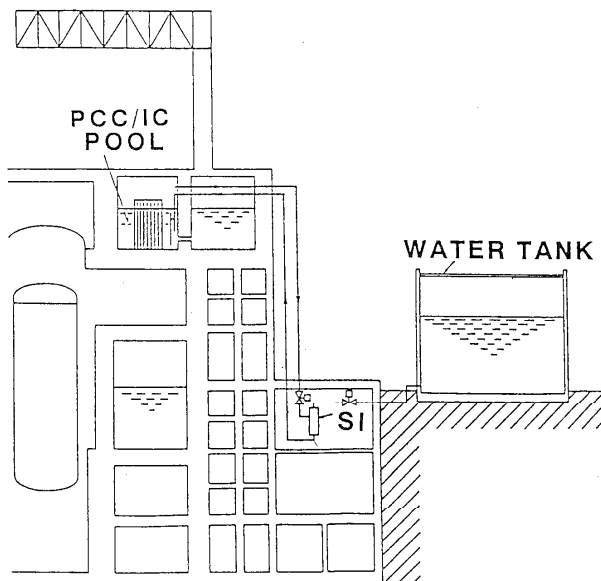


図17 SIPOWERシステムによる揚水²⁹⁾

も見え、今後の研究課題は尽きない。

蒸気インジェクタは大気圧の蒸気から原子炉の運転圧力のような高圧の蒸気まで広い範囲で作動する。図17はLOCA時にPCCプールから発生する大気圧蒸気を利用して地上から揚水するSIPOWERシステムを示す。これにより、原子炉建屋上部のPCCプールの75%を削減でき、耐震設計と建屋レイアウトを大幅に合理化することが可能となる²⁹⁾。このシステムでは蒸気インジェクタに高い信頼性が要求されるため、フルサイズの蒸気インジェクタを用いて、大気圧蒸気に対する作動特性試験を実施した。特に、実機で想定される水温や空気の混入量をパラメータとした試験を実施し、水頭で30~50mの吐出圧が得られるなど良好な作動結果を得た³⁰⁾。

5. おわりに

ここで紹介した次世代軽水炉機器における伝熱流動研究は、我が国を始め世界中のメーカー、電力会社、大学や国の研究機関などで研究されている広範な開発研究のごく一部であろう。筆者の浅学と紙面の関係から十分な内容を紹介しきれないと思われるが、ご容赦願いたい。次世代軽水炉機器は現行炉の軽水炉機器とも共通の物も多く、他執筆者の方と重複しそうなものは敢えて割愛した。むしろ、本稿で詳しく紹介した静的格納容器冷

却系や蒸気インジェクタ等の新型機器に興味を持っていただければ幸いである。

次世代軽水炉は21世紀へ向けて開発が推進され、新しい概念や新型機器を取り込みながらいずれ幾つかの代表的なプラントにまとまって行くと考えられる。また先進工業国のみならず開発途上国でも容易に建設・運転できる様々な大きさや形式の軽水炉へと発展して行くであろう。さらに、21世紀後半には高速炉の商業運転や核融合炉の開発も進むであろう。「人と地球に優しい次世代炉」の開発のため、世界中の伝熱流動屋の活躍と協力が必要不可欠である。

文 献

- 1)原子力工業 33巻,1号(1988)13-19.
- 2)Tylor, J. et al., EPRI Journal (July/Aug.,1986).
- 3)Vijuk, R., and Bruschi, Nucl. Engng. Int.(1988).
- 4)Hannerz, K., Nucl. Engng. Int. (1988).
- 5)Wilkins, D.R., 7th ANS Pacific Nucl., Conf.(1990)
- 6)Aritomi, M., et al, Proc. of ICONE-1, b-11(1991).
- 7)Rao, A., et al, Proc. of ICONE-1, b-6(1991).
- 8)Narabayashi,T., et al., Proc. of ANP'92, (1992,Tokyo), Vol. IV, 36.2.
- 9)水町ら,東芝レビュー, Vol.47, No.11,(1992), 834-837.
- 10)Narabayashi,T., et al., Proc. of JSME ICONE-1, Vol.1, (1991),23-28
- 11)村尾ら, 原子力学会予稿, D44, (1993, 秋).
- 12)Sugizaki, T., et al., ICONE-1, a-9(1991).
- 13)杉崎ら, 原子力学会予稿, D41, (1993, 秋).
- 14)Tasaka, K., et al, Proc. of ICONE-1, b-14(1991).
- 15)Kennedy, M., et al, Proc. of ARS'94 (1994, Pittsburg), 249-256.
- 16)Kennedy, M., et al., Int. Conf. on New trends in Nuclear System Thermohydraulics, (1994, Pisa), 535-540.

- 17)Tsunoyama, S., et al, Proc. of ARS'94, (1994, Pittsburg), 240-248.
- 18)Fujii, T., et al, Proc. of ARS'94, (1994, Pittsburg), 232-239.
- 19)Nagasaka, H., et al., Proc. of ICONE-1, b-1,(1991).
- 20)Yokobori, S., et al., Proc. of ICONE-1, b-2,(1991).
- 21)Arai, K., et al., Proc. of ICONE-1, b-3,(1991).
- 22)Kataoka, Y., Int. Conf. on New trends in Nuclear System Thermohydraulics,(1994, Pisa), 525-533.
- 23)富森ら, 原子力学会予稿, D49-D51, (1993, 秋).
- 24)田畑ら, 原子力学会予稿, D52-D54, (1993, 秋).
- 25)Iwaki, et al., Proc. of ASME Winter Ann. Mtg., HTD-Vol.294, (1994, Chicago),19-30.
- 26)Narabayashi, T., et al, Int. Conf. on New trends in Nuclear System Thermohydraulics,(1994), 653-661.
- 27)一色, 「伝熱工学」, 森北出版, (1973).
- 28)森ら, 原子力学会予稿, A49-A52, (1994, 秋).
- 29)吉岡ら, 原子力学会予稿, H47-H50, (1994, 春).
- 30)Narabayashi, T., et al, Proc. of ARS'94,(1994, Pittsburg), 1102-1109.

BWRにおける伝熱流動

村瀬 道雄, 西田 浩二, 片岡 良之 (日立製作所)

1. 緒言

これまで、沸騰水型原子炉 (BWR) による発電技術では、信頼性、安全性、経済性の向上を目指して開発が進められてきた。現在、建設が進められている改良型BWR (ABWR) ¹⁾ は、これまでのBWR技術の集大成として開発されたものである。しかし、円高による化石燃料・火力発電コストの低下、今後の労働人口の減少や労働環境の改善などの社会情勢の変化を考慮し、原子力発電の一層の経済性向上、運転性・保守性の大幅な向上、信頼性と安全性の一層の向上が期待されている。このような背景から、ABWRのさらなる改良・発展に関する研究開発²⁾ が進められている。

BWRの伝熱流動では、使用済み燃料の発生

量の低減や燃料経済性の向上を目的とした新燃料の開発に伴う伝熱性能の向上、各種熱交換器の高性能・小型化、構成が単純で信頼性が高く運転しやすい安全設備の開発などが期待されている。ここでは、現在、研究開発を進めている炉心の限界出力予測、各種熱交換器の性能評価、新しい安全設備の伝熱流動評価について述べる。

2. ABWRの概要

ABWRのシステム構成の概要を図1に示す。ABWRは、熱出力3,926MW、電気出力1,356MWである。炉心で沸騰した冷却材は気水分離され、蒸気乾燥器で液滴を除去した蒸気が高圧タービンに供給される。高圧タービンを出

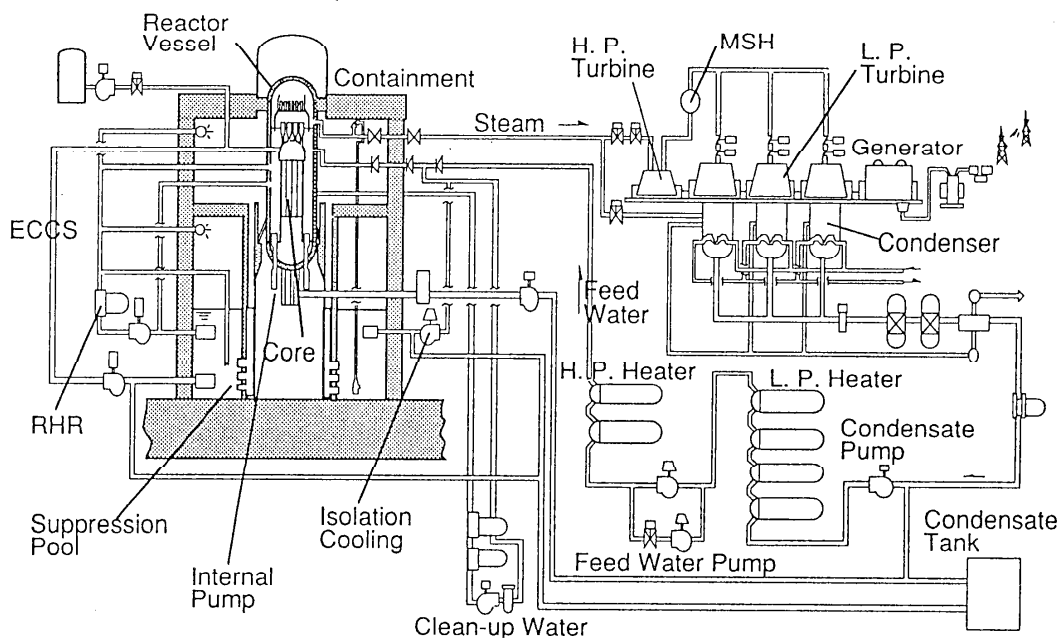


図1 ABWRのシステム構成の概要

た蒸気は湿分分離加熱器で再加熱して低圧タービンに供給される。復水器で凝縮した冷却水は給水加熱器で昇温した後、原子炉圧力容器に供給される。この給水は気水分離された冷却水と混合し、インターナルポンプで炉心に再循環される。

BWRからABWRへの主な変更は次の3点である。従来の再循環ポンプとジェットポンプの組み合わせからインターナルポンプへの変更により、再循環系配管がなくなり、配置がコンパクト化・小型化されている。また、上部に半球状のドームがある従来の鋼製格納容器から鉄筋コンクリート製格納容器への変更により、内部の配管や弁の配置性が向上している。また、従来の水圧駆動の制御棒駆動装置から微調整電動駆動への変更により、制御性が向上し、プラントの起動・停止時間が短縮されている。

3. 炉心での伝熱流動

炉心・燃料では、使用済み燃料の発生量の低減と燃料費の低減を目的として、高燃焼度化が進められている。この高燃焼度化に伴い、燃料の冷却性能を向上するため、燃料棒が細径化されている。このような設計変更時には、燃料集合体の限界出力の予測が重要となる。限界出力は、これまでGEXL³⁾のように多数の実験データに基づいて導出された実験式を用いて評価されていた。最近では、開発効率を向上するため、燃料棒表面での液膜が消滅する条件から限界出力を計算するサブチャンネル解析が開発され⁴⁾、これを用いて予備設計し、最終設計に対して実験で確認する方法が取られるようになってきた。ここでは、サブチャンネル解析の概要とスペーサが限界出力に及ぼす影響について述べる。

(1) サブチャンネル解析

サブチャンネル解析では、図2に示すように、燃料棒とチャンネルボックスで囲まれる復

数の流路（サブチャンネル）に区分し、隣接サブチャンネル間のクロスフローを加えた軸方向一次元の質量保存式・運動量保存式・エネルギー保存式を解く。隣接サブチャンネル間のクロスフローは、差圧混合、乱流混合、ボイドドリフトを考慮して求める。環状噴霧流に移移するまでの二相流領域では、例えばドリフトフラックスモデルを用いて蒸気と水の相対速度を求める。環状噴霧流領域では、構造物表面に付着した液膜、コア部分の蒸気、蒸気中の液滴を対象とした3流体モデルが使用される。燃料棒表面の液膜流量の変化は、液膜への液滴の付着（デポジション）、液膜からの液滴の飛散（エントレインメント）と燃料棒からの入熱による蒸発から計算される。特定の条件（燃料集合体の仕様・発熱分布・冷却材流量・圧力など）に対して、熱出力を増加させながら計算し、任意の場所で燃料棒表面の液膜が喪失（ドライアウト）した時の出力が限界出力となる。

(2) スペーサの影響

BWRの燃料集合体では、軸方向に約0.5m間隔でスペーサが設けられており、限界出力に

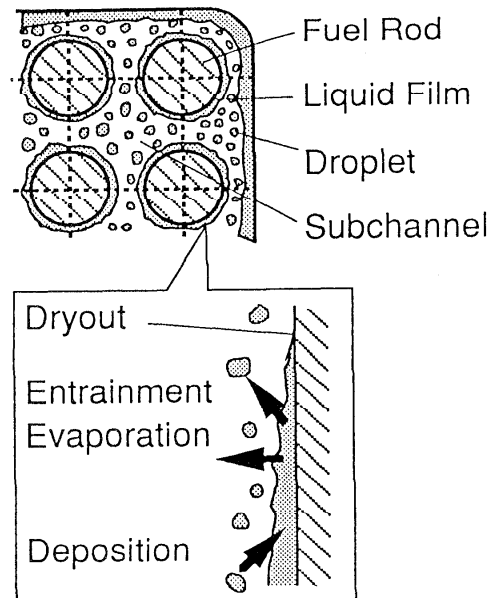


図2 燃料集合体のサブチャンネル解析

大きく影響することが知られている。これは、スパーサの前後で液膜流量が変化するためである。スパーサ部分では蒸気流の加速によりせん断応力と液滴の飛散が増加して液膜流量が減少するが、スパーサ後流では乱れと液滴付着の増加により液膜流量が急速に回復する。スパーサの前後での液膜厚さ変化の測定例を図3に示す。このようなスパーサの影響をサブチャンネル解析に取り込むことにより、図4に示すよう

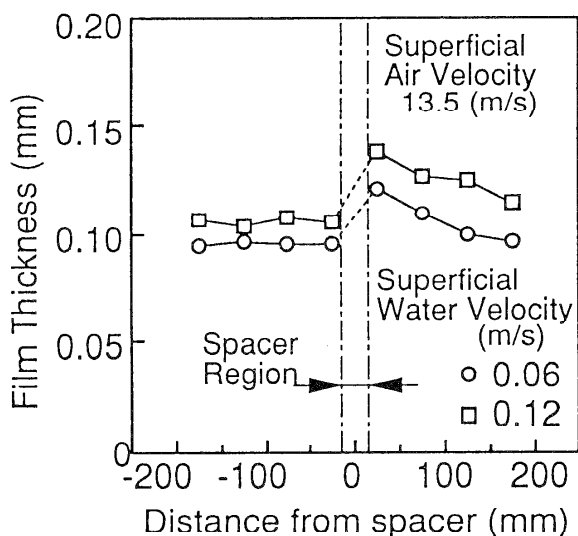


図3 スパーサ近傍での液膜厚さ

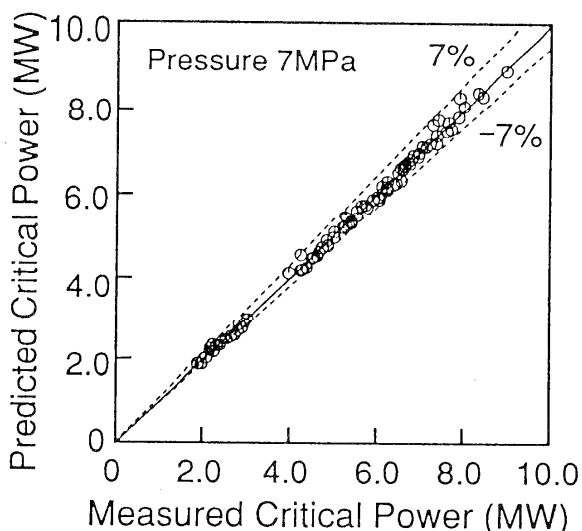


図4 限界出力の計算結果の例

に±7%の誤差で限界出力を予測できる⁵⁾。最近、スパーサ形状の違いによる液膜流量の変化を解析的に求めることを目的として、液滴挙動の詳細解析が試みられている^{6)・7)}。現状では、定量的に精度のよい予測は困難であるが、今後の手法高度化が期待されている。

4. 熱交換器での伝熱流動

BWRの一次冷却系では、湿分分離加熱器、復水器、給水加熱器などの熱交換器が使用されている。この他、補助冷却系には海水と純水との熱交換器などもあるが、ここでは、一次冷却系の熱交換器を中心に述べる。

(1) 湿分分離加熱器

湿分分離加熱器は、高压タービンから出た蒸気に含まれる液滴を除去するとともに、再加熱して低压タービンに供給するものであり、再加熱によって熱効率を向上できる。水平横置き型の压力容器内に、波形の湿分分離エレメントと2段の蒸気加熱器とが配置されている。蒸気加熱器の管束はU字形ローフィン付き伝熱管で構成され、管内蒸気の凝縮潜熱によって管外蒸気を加熱する。

これまでに、管束モデルによる伝熱特性、管内凝縮二相流の流動様式等の把握、湿分分離加熱器の動特性解析などが実施されている⁸⁾。これらに基づいて開発された湿分分離加熱器は国内BWRプラントに初採用され、計画性能を上回っていることが確認されている⁹⁾。

(2) 復水器

復水器はタービン出口からの蒸気を海水で冷却した数万本の冷却管群で凝縮する巨大な熱交換器である。その性能はタービン効率に関わり、発電プラントにおいて極めて重要な役割を果たしている。

復水器内部の流れは一般の熱交換器と共通するものもあるが、次の点で異なる。第一は管群

での凝縮のために蒸気流量が次第に減少し、最終的には蒸気の流れがなくなることである。第二は、蒸気に含まれる空気などの不凝縮性気体が管群に停滞すると伝熱性能が低下することである。これらに対応して、圧力損失が小さく均一な圧力勾配をもつ管群形状が性能上、最適となる。

性能解析として、不凝縮性気体の影響を考慮した実験式に基づく伝熱モデルを使用し、管群をポラス近似して、流れの式をFLIC法により解いている¹⁰⁾。解析は藤井の水平管群での実験¹¹⁾とく一致し、解析法を含めたモデルの検証がなされている。

この解析で得られる速度分布・圧力分布から実機復水器の性能を評価し、管群形状を改良してきたが、わづかな性能向上にとどまった。このため、管群の最適形状を理論的に求める方法を新たに見出し、従来より大幅に性能を向上した新型復水器を開発した。この新型は一部のプラントで採用されている。

(3) 給水加熱器

給水加熱器では、タービンからの抽気蒸気や高温側給水加熱器からのドレンとの熱交換により給水を加熱する。給水加熱器の構造の概要を図5に示す。上部から流入した抽気蒸気と、より低圧の給水加熱器に流入し減圧沸騰して二相流になったドレンとは、横置きU字形の伝熱管群の外表面で凝縮しながら流下し、管内の給水を加熱する。例えば、低圧給水加熱器4段×3系統、高圧給水加熱器2段×2系統のように多数設置されており、その高性能・小型化は機器のコスト低減だけでなく、配置のコンパクト化にも重要である。

従来の設計では、実験値に基づいて上段・下段での平均伝熱量を評価しており、気液の流速分布が伝熱量分布に及ぼす影響などの詳細は明らかにされていなかった。そこで、二流体モデルを用いた二相流解析プログラム¹²⁾に、凝縮

伝熱モデルを追加し、熱通過率分布や伝熱量分布を計算できるようにした¹³⁾。この伝熱モデルでは、上方の伝熱管から落下する液膜流量・伝熱管表面での蒸気凝縮量・液膜に付着する液滴量・液膜から飛散する液滴量とから該当伝熱管での液膜流量を求める。この液膜流量とヌッセルトの層流理論から液膜厚さを求め、蒸気流速の影響を藤井の式¹⁴⁾で補正する。従来の実験結果¹⁵⁾から、液膜に付着する液滴の伝達係数を0.1 m/s、液膜から飛散する液滴の発生率を0.11 kg/m²sとしているが、これらが液膜厚さに及ぼす影響は小さい。上方の伝熱管から落下する液膜割合 C_1 は該当伝熱管での液膜厚さと熱通過率に大きく影響する。そこで、外径16 mm・長さ550 mmの伝熱管112本を32段に配置し、入り口温度100℃・圧力0.1MPaの条件で熱通過率を測定し、二次元解析との比較により、液膜割合 C_1 を決定した。液膜割合 $C_1=0.7$ （残りの0.3は液滴として蒸気中に飛散）にすると、熱通過率の計算値は、入り口クオリティ13-100%の範囲で測定値と約±5%以内で一致した¹⁶⁾。また、液膜割合 $C_1=0.7$ を使用すると、三次元解析による伝熱量と実機での伝熱量とが一致する結果が得られている¹³⁾。

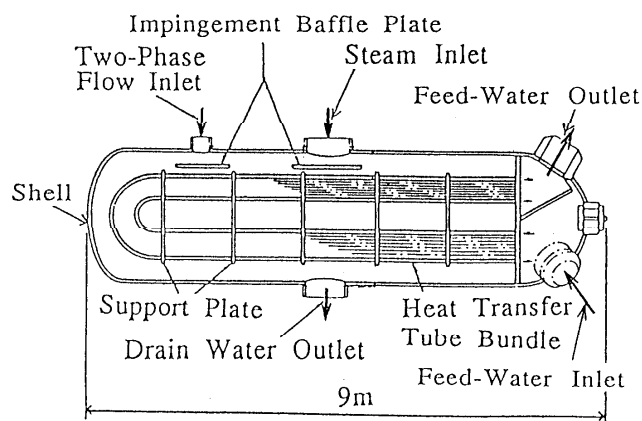


図5 給水加熱器の概要

給水加熱器の胴側は複数の伝熱管支持板で複数の領域に区画されており、二相流や抽気蒸気は特定領域の上方から供給されるため、この供給部から離れた領域では伝熱量が相対的に減少する。三次元解析結果の例として、伝熱量が相対的に低下する領域での熱通過率の計算値を図6に示す。蒸気凝縮に伴い液膜厚さが厚くなるため、伝熱管群の中心部・下方部ほど熱通過率が低下している。伝熱支持板に流路を設けると蒸気の流れが改善され、熱通過率が向上している。このように、三次元解析により、詳細な伝熱特性の評価と構造の改良が可能になる。

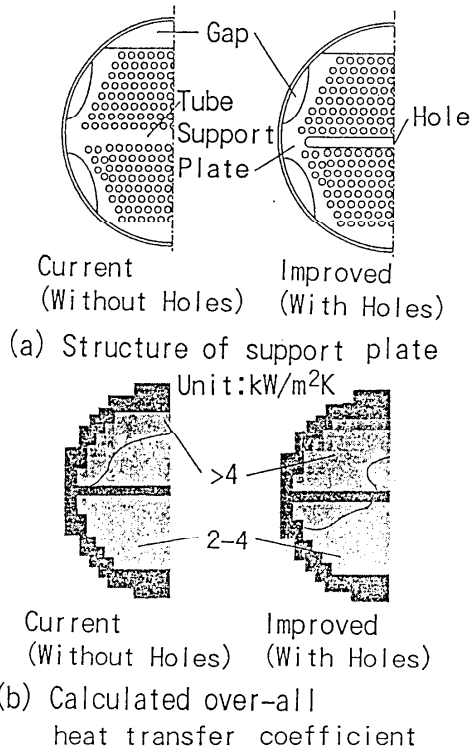


図6 熱通過率分布の計算例

5. 静的格納容器冷却系の伝熱流動

原子炉の格納容器は、万一の事故を想定した時に放射性物質を閉じ込めるための重要な設備である。現在のBWRでは、非常用ディーゼル発電機で駆動されるポンプと熱交換器とで構成される崩壊熱除去系(RHR)を用いて格納容

器に流出した熱を除去する。機器構成の単純化を目的として、大容量の電源やポンプを必要としない格納容器冷却系の開発が進められている。ここでは、ウォータウォール式¹⁷⁾と凝縮式¹⁸⁾の格納容器冷却系の伝熱流動特性について述べる。

(1) ウォータウォール式格納容器冷却系

ウォータウォール式格納容器冷却系の概要を図7に示す。この方式では、万一の事故時に格納容器に流出した蒸気は圧力抑制プールで凝縮し、プール内の自然対流と鋼製格納容器壁での熱伝導によって外周プールに自然放熱され、外周プール水の蒸発によって系外に放熱される。また、流入した熱の一部分は、圧力抑制プール表面での蒸発・格納容器内面での蒸気凝縮・格納容器壁での熱伝導・自然通風空気への伝熱によって系外に放熱される。これまでに、基本的な熱伝達特性、放熱性能の向上について実験し¹⁹⁾、²⁰⁾、実験結果に基づいて伝熱流動解析プログラムを開発し、これを用いてシステム・構造の最適化を進めている。ここでは、基本的な伝熱流動特性として、プール内での自然対流

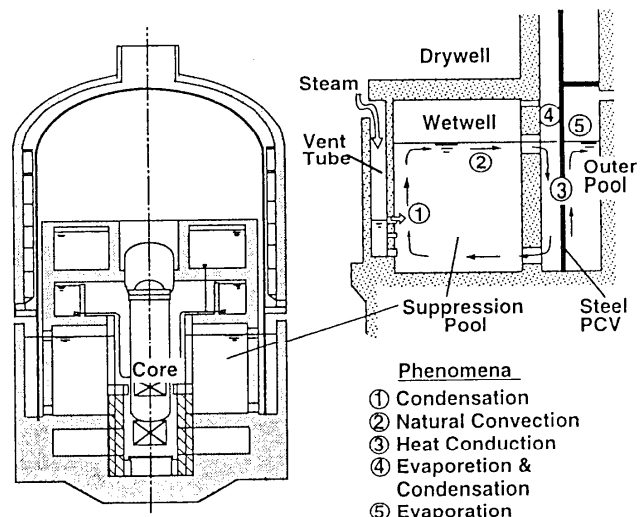


図7 ウォータウォール式格納容器冷却系の概要

熱伝達率、不凝縮性気体が存在する条件での蒸発・凝縮熱伝達率について述べる。

これまで多くの自然対流熱伝達率が測定され、各種の実験式が提案されているが、大部分の実験がレイレイ数 $Ra < 10^{12}$ の範囲である。一方、ウォータウォールではプール水深が約7mと深く、 Ra 数が $10^{14} \sim 10^{15}$ になり、従来の実験式を適用すると実験式相互の相違が大きくなる。そこで、プール水深が4.0mの装置を用いて自然対流熱伝達率を測定した。その結果、圧力抑制プール側の放熱による下降流と外周プール側の受熱による上昇流とで優位な差はなく、藤井の式²¹⁾と同様に、ヌッセルト数 Nu は Ra 数の(1/3)乗に比例する結果が得られた。この結果は、プール水深4.5mの装置を用いた実験でも同様であり、 $Re < 2 \times 10^{14}$ の範囲で適用できることを確認している²²⁾。

圧力抑制プール上方の気相空間からの放熱量は多くはないが、気相空間での温度と飽和蒸気分圧は系の圧力に影響するため重要である。したがって、気相空間からの放熱量、圧力抑制プール表面での熱流束と熱抵抗による温度低下の評価が必要になる。そこで、これらの評価に影響する圧力抑制プール表面での蒸発熱伝達率と格納容器内面での凝縮熱伝達率を、自然対流熱伝達実験と同じ装置を用いて測定した。蒸発面積は 0.29 m^2 ・凝縮面高さは4.2mである。格納容器内は窒素ガスで置換されるが、実験では不凝縮性気体として空気を使用した。気相空間(バルク)での蒸気分圧と不凝縮性気体分圧との比で整理すると、図8に示すように、蒸発・凝縮熱伝達率ともに分圧比の指数関数で表わせる。蒸発面ではバルクより蒸気分圧が高く、凝縮面ではバルクより蒸気分圧が低いため、蒸発熱伝達率は凝縮熱伝達率より約1桁大きくなる。伝熱面(蒸発面・凝縮面)での蒸気分圧と不凝縮性気体分圧との比で整理すると、蒸発熱

伝達率と凝縮熱伝達率とは同一の実験式で表わせるが、高熱伝達率の領域で実験式との相違が大きくなる²³⁾。図8に示した凝縮熱伝達率には凝縮液膜の熱抵抗を含んでいる。この実験範囲では凝縮液膜の熱抵抗は全熱抵抗の5%以下であるが、熱流束が大きく凝縮面が長く凝縮量が多い場合には液膜の熱抵抗を分離して評価する必要がある。

蒸発・凝縮熱伝達率に及ぼす寸法の影響を評価するために、蒸発面積 0.3 m^2 ・凝縮面高さ0.6mの装置を用いた実験を追加し、寸法の影響がないことを確認した²⁴⁾。また、一次元の一方拡散モデルから得られる蒸気と不凝縮性気体の対数平均濃度の比を用いて測定値を整理し、蒸発・凝縮熱伝達率ともに、対数平均濃度比の指数関数で精度よく表わせることを示した。この場合、蒸発熱伝達率は凝縮熱伝達率の数倍大きくなっている。

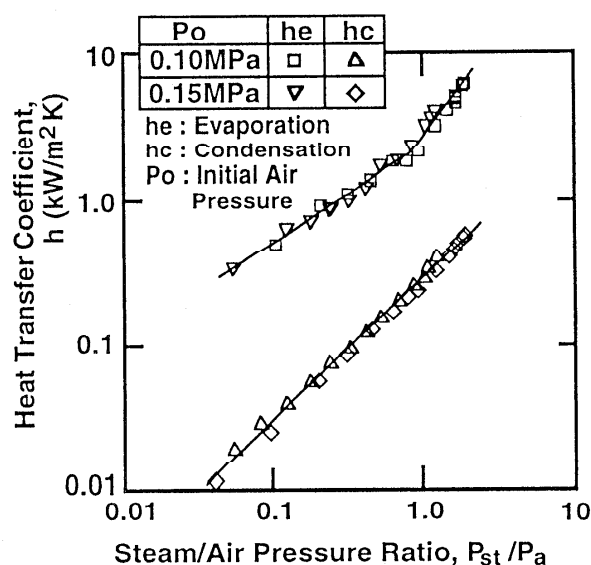


図8 蒸発・凝縮熱伝達率

(2) 凝縮式格納容器冷却系

凝縮式格納容器冷却系は、大気に開放したプール内に熱交換器を設けたものであり、管内は凝縮伝熱、管外は自然対流伝熱もしくは沸騰

伝熱である。凝縮式格納容器冷却系には、主蒸気管から蒸気を導くアイソレーションコンデンサ（IC）と格納容器空間（ドライウエル）から不凝縮性気体とともに蒸気を導くドライウエルクーラとがある。ドライウエルクーラとして、凝縮水を格納容器内の重力落下式炉心冷却系（GDCS）プールに戻し、未凝縮蒸気とともに不凝縮性気体を圧力抑制プールに排気するものが開発されている¹⁸⁾。この場合、不凝縮性気体により凝縮伝熱が劣化する。凝縮管の内側の熱伝達率は次式で近似される。

$$1/h = 1/h_{\delta} + 1/(h_{\text{conv}} + h_c)$$

$(1/h_{\delta})$ は凝縮液膜の熱抵抗であり、Nusseltの層流理論とMcAdams²⁴⁾の補正を用いて計算できる。 h_c は不凝縮性気体と蒸気との混合気体の強制対流熱伝達率であり、混合気体のレイノルズ数 Re の関数として計算できるが、他の項と比較して小さいため、一般には無視できる。 h_{conv} は不凝縮性気体を含む蒸気の熱伝達率であり、半径方向一次元の方拡散モデルと、物質伝達と熱伝達との相似則を用いて計算できる。内径 50 mm、長さ 2.0 m の凝縮管を用いた熱伝達率の測定値と上式による計算値との比較

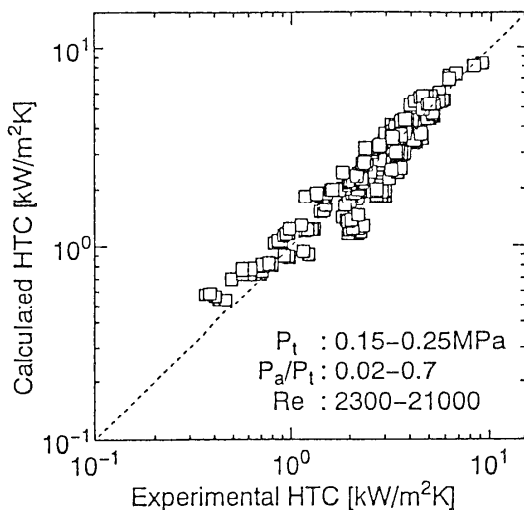


図9 管内での凝縮熱伝達率

25) を図9に示す。熱伝達率は局所の値である。同図に示すように、 $Re > 2300$ の乱流領域では計算値と測定値は比較的良好に一致しており、平均値の相違は1%、分散は19%である。 $Re < 2300$ の範囲では、測定値はほとんど低下しないのに対し、計算値は大きく減少するため、計算では熱伝達率を過小評価する。この原因として、上流での乱れの影響、凝縮面近傍と中心部との濃度差による自然対流の影響、二次元効果などが考えられるが、現状では明確でない。

6. 結言

BWRにおける伝熱流動に関し、燃料集合体の限界出力予測、一次冷却系の熱交換器の性能評価、静的格納容器冷却系の伝熱特性評価の現状についてまとめた。

スパーサ前後での液膜厚さの測定結果をサブチャンネル解析に反映することにより、限界出力を約±7%の誤差で予測できる。現在、スパーサ形状の違いによる液膜流量の変化を予測する試みがなされている。

給水加熱器を対象とした三次元二相流解析の伝熱モデルにおいて、凝縮熱伝達に影響する、上方の伝熱管から下方の伝熱管に落下する液膜の割合を0.7とすると、熱伝達率の計算値は実験値と約±5%以下で一致し、計算値は実機での伝熱量の実績値とも一致する。

静的格納容器冷却系に関連するプール内の自然対流熱伝達率はレイレイ数 $Ra < 10^{14}$ の範囲で Ra 数の $(1/3)$ 乗に比例する。不凝縮性気体を含む空間におけるプール表面での蒸発熱伝達率と垂直壁面での凝縮熱伝達率は、蒸気分圧と不凝縮性気体分圧との比の指数関数で表わせる。また、不凝縮性気体を含む垂直円管内での蒸気凝縮熱伝達率は、乱流条件では、一次元の方拡散モデルと、物質伝達と熱伝達の相似則を用いて予測できる。

[参考文献]

- 1) 山田, 他 : 日立評論, Vol.74, No.10, 49-54 (1992)
- 2) Miyata, K., et al. : Proc. of ARS'94, Vol.2, 651-657 (1994)
- 3) 横溝, 内藤 : 伝熱研究, Vol.25, No.99 (1986)
- 4) Ninokata, H. and Aritomi, M. : Proc. of ISSCA'92 (1992)
- 5) Nishida, K., et al. : J. Nucl. Sci. Technol., Vol.31, No.3, 213-221 (1994)
- 6) Kanazawa, T., et al. : J. Nucl. Sci. Technol., Vol.29, No.2, 175-178 (1992)
- 7) 金沢, 他 : 日本原子力学会'94 秋の大会, A36 (1994)
- 8) 辻, 他 : 日本機会学会第71期通常総会公演会公演論文集(III), No.940-10, 803-805 (1994)
- 9) 山口, 他 : 火力原子力発電, Vol.45, No.9, 36-45 (1994)
- 10) Takahashi, et al. : CONDENSERS AND CONDENSATION, Proc. of the Second Int. Symposium, HTFS, 235-244 (1990)
- 11) Fujii, T., et al. : Int. J. Heat Mass Transfer, Vol.15, 247 (1972)
- 12) Murata, S., et al. : JNST, Vol.28, No.11, 1029-1040 (1991)
- 13) 高森, 湊 : 日本機会学会論文集(B編), 59巻, 568号, 論文No.93-0836, 3891-3898 (1933)
- 14) 関 : 伝熱工学, 森北出版, 120 (1988)
- 15) 植田 : 気液二相流, 養賢堂, 148, 160 (1981)
- 16) 高森, 他 : 日本原子力学会'94 秋の大会, A64 (1994)
- 17) Kataoka, Y., et al. : Nuclear Technology, Vol.91, 16-27 (1990)
- 18) Duncan, J. D. and McCandless, R. J. : Proc. of Int. Topical Meeting on Safety of Next Generation Power Reactors, Seattle, USA. 454-458 (1988)
- 19) Kataoka, Y., et al. : Proc. of Int. Conference on New Trends in Nuclear System Thermo-hydraulics, Vol.II, Pisa, Italy, 525-533 (1994)
- 20) Fujii, T., et al. : Proc. of ARS'94, Vol.I, Pittsburgh, USA, 232-239 (1994)
- 21) Fujii, T., et al. : Int. J. Heat Mass Transfer, Vol.13, 753 (1970)
- 22) Kataoka, Y., et al. : Proc. of ANP'92, Vol.IV, 36.1 (1992)
- 23) Murase, M., et al. : Nuclear Eng. and Design, Vol.141, 135-143 (1993)
- 24) 藤井, 他 : 日本原子力学会'94 秋の大会, A66 (1994)
- 24) McAdams, W. H. : Heat Transmission, 3rd ed., McGraw-Hill, New York, 329 (1954)
- 25) Araki, H., et al. : ANS Transactions, Vol.70, 425-426 (1994)

原子炉燃料に関する伝熱流動の諸問題

高安 正治, 津田 勝弘 (原子燃料工業)

1. はじめに

原子炉燃料における伝熱流動の問題は、燃料の熱設計から原子炉全体の過渡挙動、事故特性評価まで対象は広範囲であるが、本稿ではPWR及びBWR燃料の熱設計でとりあつかう伝熱流動の問題を説明し、伝熱流動実験の事例を紹介する。

2. 燃料集合体の設計^{(1) (2)}

軽水炉燃料は、低濃縮二酸化ウラン燃料のペレットを直径約1cm、長さ約4mのジルコニウム合金製被覆管に収めた燃料棒を正方格子に束ねた集合体であり、7～9個の支持格子(スペーサ)と一対の上下部ノズル(タイプレート)によって固定されている。図1にPWRの17×17型燃料集合体の構造を示す。図2にBWRの8×8型燃料集合体の構造を示す。PWRとBWRの炉心構

成においては、PWRが燃料集合体間の横流れを有する構造であることに対して、BWRがチャンネルボックスによって流路が分離された構造であることが大きな相違点である。

表1に示すようにPWRでは原子炉の世代に応じて14×14、15×15、17×17の3種類の燃料型式が実用化された。表2に示すBWRの商用炉の燃料型式では、当初7×7型燃料であったが、現在8×8型燃料が用いられている。さらに9×9型燃料の採用が検討されている。これらの燃料型式の改良・変遷は、プラントの大容量化、炉心出力密度の増加、高燃焼度化を目的としている。出力密度を増加するためには、燃料棒中心温度の制約から単位長さあたりの出力(線出力密度)を低減することと冷却材に接する燃料棒表面積(熱伝達

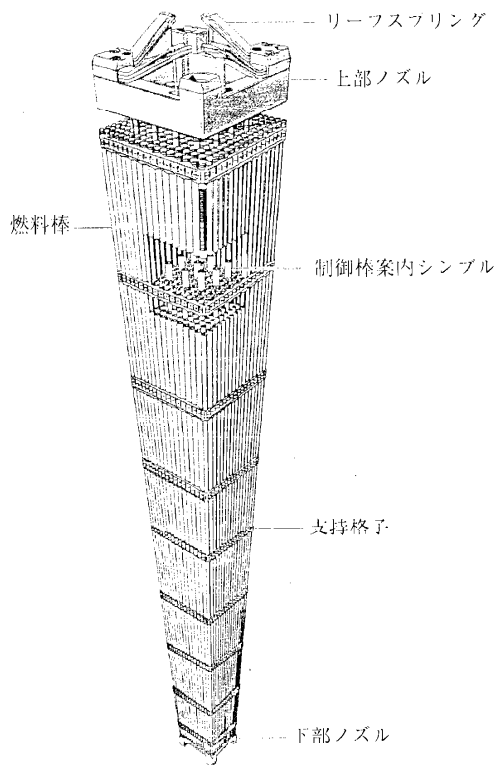


図1 PWR 燃料

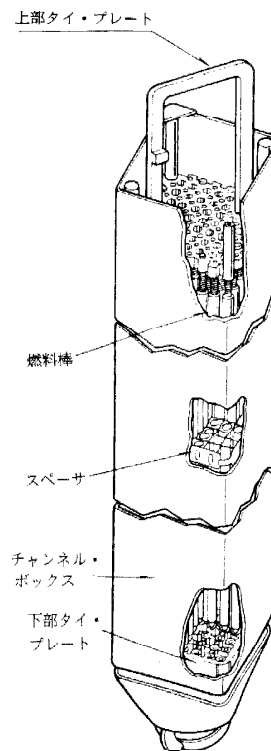


図2 BWR 燃料

面積)を増加させることが有利であり、燃料棒を細径化し、多数本とする設計改良が行われてきた。

熱設計の基本的な特性値は、PWRの場合、出力密度約105kW/ℓ、平均熱流束は約600kW/m²、燃料中心最高温度は約1800℃～1900℃となっている。BWRでは、出力密度約50kW/ℓ、平均熱流束は約480kW/m²、燃料中心最高温度は約1700℃～1900℃である。設計最高燃焼度はPWR、BWRともに約50Gwd/tである。

表1 PWR燃料の主な設計仕様例

燃料タイプ		14×14型	15×15型	17×17型
燃料集合体	・燃料棒配列 ・燃料棒本数 (集合体当たり) (本)	14×14 179	15×15 204	17×17 264
	・支持格子個数 (集合体当たり) (個)	7又は8	7	9
	・制御棒案内シムル本数 (集合体当たり) (本)	16	20	24
	・炉内計装用案内シムル本数 (集合体当たり) (本)	1	1	1
	・有効長 (m)	約3.7	約3.7	約3.7
燃料棒	・被覆管 材料	ジルコイ4	(同左)	(同左)
	・外径 (mm)	10.72	10.72	9.50
	・肉厚 (mm)	0.62～0.66	0.62～0.66	0.57～0.64

表2 BWR燃料の主な設計仕様例

燃料タイプ		7×7 (改良型)	新型8×8	高燃焼度 8×8
燃料集合体	・燃料棒配列 ・燃料棒本数 (集合体当たり) (本)	7×7 49	8×8 62	8×8 60
	・スペーサ個数 (集合体当たり) (個)	7	7	7
	・ウイロータロッド本数 (集合体当たり) (本)	0	2	1 (太径)
	・有効長 (m)	約3.7	約3.7	約3.7
燃料棒	・被覆管 材料	ジルコイ2	(同左)	(同左)
	・外径 (mm)	14.3	12.3	12.3
	・肉厚 (mm)	0.94	0.86	0.86

3. 原子炉燃料における伝熱流動の問題

上記の燃料集合体の熱設計では単相、二相流の流動様式と強制対流伝熱、核沸騰伝熱等の伝熱形態に合わせて摩擦圧損係数、熱伝達係数等の構成式を適宜に選択して使用する。また、支持格子等の局所圧損係数は実験的に評価する。燃料集合体内部の伝熱流動は、燃料棒の出力、冷却水の流量・温度・ボイド率等について3次元であるため、詳細な熱設計に対して沸騰遷移、圧損、さらにBWRでは水力学的安定性といった伝熱流動特性について燃料集合体の実形状を模擬した試験が行われる。

沸騰遷移は熱設計において重要な許容設計限界の一つである限界出力を定める伝熱特性であり、そのメカニズムに即してPWRではDNB (Departure from Nucleate Boiling)、BWRではドライアウトと呼ぶ⁽³⁾。これらの伝熱流動特性の確認には上記燃料集合体の開発に際して、大型熱ループによって実機の圧力、温度、出力、流量等を模擬した実験が行われてきた。最近では、4.1、4.2節で述べるように実規模の燃料集合体を用い、出力10MWを超える実験が行われ、熱設計に用いられる限界出力相関式と圧損モデルの信頼性が実証されている。

BWRでは通常運転で炉心平均ボイド率約40%の二相流が基本的な流動状態である。PWRでも過渡特性、事故特性を対象とする場合、二相流をとりあつかう。近年、多流体モデルによる二相流の研究が活発であり、TRAC等の2流体コードも実用化されているが、燃料設計に用いる熱水力計算コードの多くは、二相流に関して気相と液相のスリップを考慮した均質流モデル、またはZuberによるドリフト・フラックスモデル⁽⁴⁾を用いている。ドリフト・フラックスモデルの構成定数は単管の試験による結果であるが、実規模の燃料集合体を模擬した管群ボイド試験が行われ、このモデルに基づくボイド率の予測精度が実証されている⁽⁵⁾。BWR燃料の管群ボイド試験では、X線CT技術を適用して燃料集合体断面内のボイド率分布が詳細に測定された。

上記の沸騰遷移出力の予測を解析的に行うためにはサブチャンネル解析が有用である。PWRのDNB解析にはCOBRAコード、THINCコードが用いられている⁽⁶⁾⁽⁷⁾。BWRの沸騰遷移は燃料棒表面を流れる液膜が消失する液膜ドライアウトモデルで記述できると考えられており、サブチャンネルごとの液膜、蒸気、液滴の多流体の流れを解析する多くのコードが開発されている⁽⁸⁾。実際の応用ではスペーサの影響を取り入れることが重要であり、その方向の開発が必要である。

BWRは、その開発当初から二相流の流動安定性に注意がなされてきたが、低流量で高出力の運転条件のもとでは流量の振動が生じる限界出力があることが知られている。この振動は、密度波振動に基づく水力学的不安定性の一種であり、入口流量と出口流量が逆位相となること、振動周期が冷却水の燃料集合体を通す

る時間の約2倍に等しいという特徴を有する。炉心流量の振動はボイド率の振動を介して核的な出力の振動(中性子束の振動)を伴うため、純粋な水力学的振動とともに核熱フィードバックと結合した炉心安定性を評価する必要がある。これらの安定性については、熱ループによる安定性試験、実際のBWRでの試験によって多くの知見が得られ、安定性解析コードの検証が行われた。これらの研究成果は、安定性限界出力の評価、振動の検出性、燃料健全性のための熱的余裕評価手段の有効性等についてまとめられている⁽⁹⁾。

燃料棒の水力振動は、冷却水の速度が大きい場合に問題となるが、設計では支持格子(スパーサ)の間隔とバネの支持力を適切に選択することにより振幅を小さく抑えることができる。燃料集合体の水力振動試験による振幅は高々数 $10\mu\text{m}$ 以下であり、累積疲労等の評価には殆ど影響しない⁽¹⁰⁾。

以上で燃料の熱設計で対象とする伝熱流動の問題を述べたが、燃料の熱設計は機械設計(構造・強度設計)及び核設計とともに原子炉の運転にとってきわめて重要な役割を有するといえる。このため、以下に述べるように大型の試験が行われ、熱設計の信頼性を確認している。

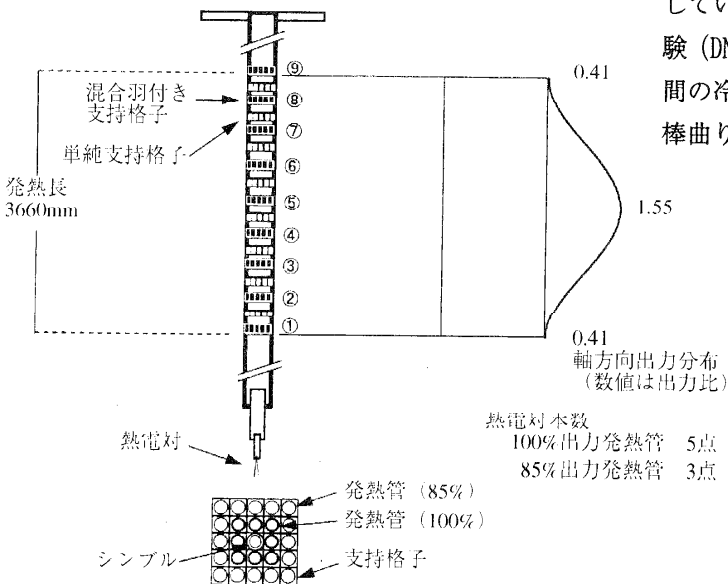


図3 DNB試験模擬燃料体

4. 燃料集合体の伝熱実験と評価

4.1 PWR 燃料の DNB 実験⁽¹¹⁾

PWR燃料のDNB試験は、1960年代の初期から米国コロンビア大学の高压試験ループ等で実施されており、電熱ヒーターロッドを用いて燃料集合体の発熱を模擬し、熱電対により急激な温度上昇を検知するという実験手法が確立された。これらのDNB試験データは、米国EPRIが開発したDNB相関式(EPRI-1)とともに1982年に公開されている⁽¹²⁾。

国内では、(財)原子力発電技術機構が国のプロジェクトである軽水型原子炉の燃料集合体信頼性実証試験を目的として高压試験ループの建設及び最大熱負荷試験を実施した。PWR燃料向けの試験は、昭和53年度(1978)に試験ループの基本設計から始まり、63年度(1985)から一連の最大熱負荷試験(DNB試験)が開始された。試験方法はコロンビア大学の試験ループと同様であるが、計測系、データ処理及び過渡事象を模擬する制御方式等に改良が加えられている。以下に試験の概要を述べる。

原子力発電技術機構高砂工学試験所に設置された試験ループの主要仕様は、冷却材圧力最高16.6MPa、質量速度最大 $7.5 \times 10^3 \text{kg/cm}^2\text{s}$ 、模擬燃料棒線出力密度最大121kW/mで、PWRの定常および過渡運転条件を模擬している。試験項目は、定常および過渡最大熱負荷試験(DNB試験)、冷却材混合効果試験(サブチャンネル間の冷却材の混合による熱拡散係数TDCの測定)、燃料棒曲り効果試験(DNB試験)、及び管群ボイド試験(サ

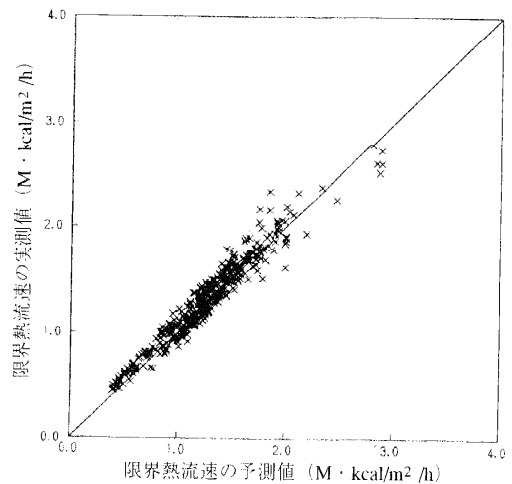


図4 DNB試験結果

ブチャンネルのポイド率の測定)を含む。試験体は軸方向が実寸(発熱長3660mm)、横方向が5×5または6×6の部分模擬燃料集合体を使用している。図3に5×5の部分模擬燃料集合体と軸方向出力分布の例を示す。

試験により管群サイズ、水路条件、支持格子間隔、軸方向出力分布等のDNB熱流束に与える効果が定量的に評価された。燃料棒曲りについては、正常形状の場合と比べDNB熱流束に明確な差異はないことが示された。さらに、サブチャンネル解析コード(改良COBRA-3C, THINC-3)とDNB相関式(W-3, MIRC-1, NFI-1等)によってDNB熱流束の試験データの解析が行われた。図4に改良COBRA-3CコードとNFI-1相関式による解析と試験データの比較を示す。362点のデータについて(計算値)/(測定値)の比の平均は1.039, 標準偏差は0.088である。

過渡試験についても同様な評価が行われ, 現行のPWR炉心熱水力設計手法の信頼性が確認されている。

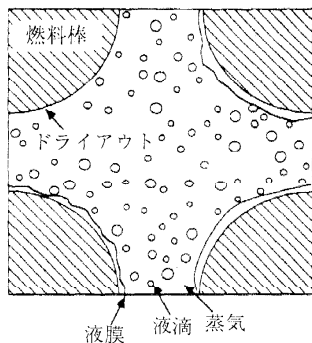


図5 液膜, 蒸気, 液滴の流れ

4.2 BWR 燃料のドライアウト実験

原燃工ではドイツ・シーメンス社と共同で次期BWR燃料として平均取出燃焼度45GWd/t, 最高燃焼度60GWd/tの9×9燃料を開発した⁽¹³⁾。本燃料の開発の一つの目標はスパーサの開発であり, 図7に示す3種類のスパーサを考案しシーメンス社の15MW熱ループで試験を行った⁽¹⁴⁾。ドライアウトが燃料棒表面を流れる液膜の消失によること, BWR燃料の二相流, とくに環状流では図5に示すように液膜, 蒸気, 液滴が共存して流れていることから, ドライアウト出力を増加させるためには, スパーサによる液膜の剥がれを少なくし, 液滴の燃料棒表面への付着をはかる構造が有効であると考えられる。図7(a)の格子型に対し図7(b)の

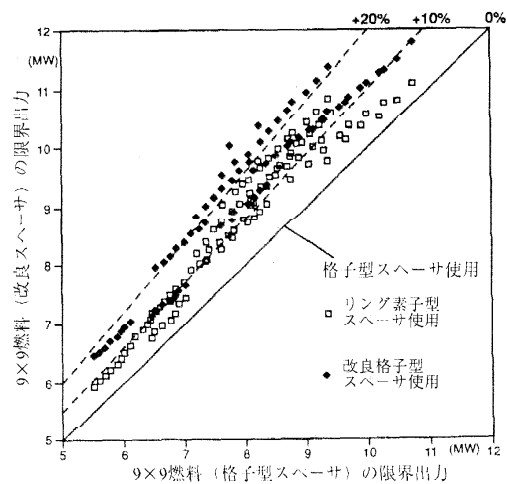


図6 限界出力試験結果

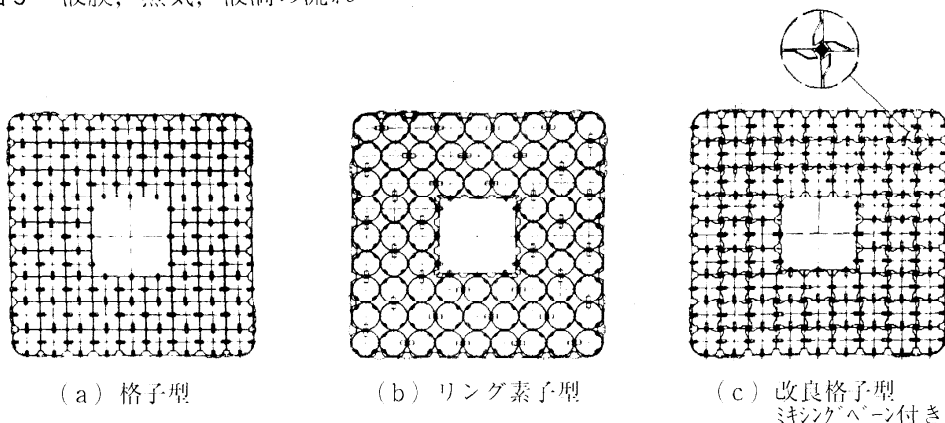


図7 9×9燃料用スパーサ

リング素子型は液膜の剥がれが少なく、図7(c)の改良格子型は液滴の燃料棒表面への付着が促進される構造である。ドライアウト試験の結果は、図6に示すとおり改良スペーサの方が約10~20%高い限界出力を与えることがわかった。

5. 今後の課題

燃料集合体の熱設計は主に1次元流れの解析に基づいて2次元、3次元の効果を伝熱実験で得られた実験定数で補っているのが現状である。例えば、支持格子(スペーサ)の圧損係数や沸騰遷移などに与える効果を伝熱流動解析で求めるには機構論的なモデルの開発が不足している。しかし、伝熱流動の解析技術は最近の計算機の発展に合わせて高度化を目指した研究開発が盛んである。燃料の熱設計の分野では、沸騰遷移、リウエットのようなメカニズムを解析的にとりあつかい、二相流を対象とした多流体・多次元のサブチャンネル解析によって精度のよい予測を行うことができるようになるれば、従来の経験式と大型の実験が不要となる。燃料集合体の熱設計の目的は燃料・炉心の安全性の確保と経済性の向上である。その基礎となる伝熱流動のより詳細な知見と解析技術の高度化について今後の研究成果が期待される。

参考文献

- (1) 軽水炉燃料のふるまい, (財)原子力安全研究協会, 平成2年(1990)
- (2) 丸 彰, 他, 「(株)日立製作所, (株)東芝, 沸騰水型軽水炉(BWR)燃料」, 原子力工業, 第39巻第5号(1993)
- (3) Lahey, R.T., Moody, F.J., "The Thermal-Hydraulics of a Boiling Water Nuclear Reactor", ANS, 2nd Ed., pp124-168 (1993)
- (4) Zuber, N., Findlay, J.A., "Average Volumetric Concentration in Two-Phase Flow Systems", *J. Heat Transfer*, (1965)
- (5) 青木 利昌, 他, 「BWR燃料集合体管群ポイド試験」, 日本原子力学会1992年秋の大会, L39~L44
- (6) 三菱原子力工業: 三菱PWRの熱水力設計手法, *MAPI-1029改2* (昭55.7)
- (7) 原子燃料工業: PWR熱設計手法, *NFK-8024改5* (昭59.6)
- (8) 大西 正視, 二ノ方 寿 編, 「熱流体工学と原子力」, 日本原子力学会誌, Vol.36, No.1, p23, (1994)
- (9) 同上, pp18-20
- (10) K. Sato, et al., "High Burnup Step III Fuel Development for Japanese BWRs (Design and Development of the NFI Type 9×9 Fuel)", *Proc. ANP'92 Conf.*, Tokyo (1992)
- (11) 秋山 守, 他, 「PWR燃料集合体の最大熱負荷試験」日本原子力学会誌, Vol.36, No.1 (1994)
- (12) Reddy, D.G., et al., "Parametric Study of CHF Data", *EPRI NP-2609*, (1982)
- (13) 佐藤 健治, 他, 「原子燃料工業(株), 沸騰水型軽水炉(BWR)燃料」, 原子力工業, 第39巻第5号(1993)
- (14) W. Kraemer et al., "The ULTRAFLOW Spacer- An Advanced Feature of ATRIUM Fuel Assemblies for Boiling Water Reactors", *Nucl. Eng. Des.* Vol.154, No.1, pp.17-21 (1995)

軽水炉の安全性と熱流動解析

村尾 良夫（日本原子力研究所）

1. 序言

安全審査においては、原子力発電所の設計が妥当であり、運転に伴い原子炉に蓄積される放射性物質が施設外へ放出され公衆の安全に悪影響がないことを確認している。原子炉に蓄積される放射性物質は、燃料ペレット、被覆管、一次冷却系バウンダリ、原子炉格納容器による多重障壁により内包されている。そこで、安全評価指針に基づいて、実際に考えられる外乱、故障または万一の事故に対するプラントの応答、到達する事態を具体的に解析している。そして、この解析にもとづき、障壁の健全性の度合い、障壁に損傷があると判断される場合の放射性物質の放出の様相、公衆への影響度合いを評価し、設計の妥当性、安全性を確認している。

安全審査のためには、評価指針を満足することを示せばよいので、解析手法の妥当性を証明する上で、時間的、コスト的に有利な場合には、実際に近い解析より保守的な、すなわち、より厳しめの解析を行うことが多い。一方、評価指針を満たす範囲内で性能向上を図ったり、事故時の操作手順所を作ったりするためには、解析手法は実際に近い方がよい。

このように、安全性の熱流動解析では、指針の策定、ダブルチェック用解析、設置申請のための安全性評価用解析、設計用解析、運転訓練用のシミュレーション解析などの解析目的に応じて、解析手法の保守性、精度、計算速度の程度が決定される。従って、安全性評価解析結果は、事故事象を必ずしも忠実に示しているわけではなく、安全性の判断に使えるように、現在の知識の不確かさ、システムの動作環境の不確かさを考慮して、厳しめのものになっていることに注意すべきである。

次に、安全解析上考慮すべき重要事象とその素過程について考えてみる。

ここでは、原子炉の設計上考慮すべき「設計基準事故」について考える。原子炉の立地条件の適否を評価するために、「重大事故」、「仮想事故」が想定されているが、放射性物質の放出と被ばく線量評価に関するもの

なので、省略する。設計基準事故は、次の二つに分類される。

1) 運転時の異常な過渡変化

原子炉寿命中に1回以上発生する可能性があり、制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力境界に過度の損傷をもたらす可能性のある事象である。具体的には、

- ・制御棒の引き抜きなどによる炉心内の反応度又は、出力分布の異常な変化、
- ・冷却材流量の部分喪失などによる炉心内の熱発生又は、熱除去の異常な変化、
- ・負荷の喪失などによる原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化がある。

これらは、ほぼ準定常的な取り扱いで対処でき、限界熱流速、沸騰遷移を注意深く扱えば核特性と熱特性を結合させた次元動特性解析手法でほぼ対応でき、極端な熱流動変動もないので、ここでは省略する。

2) 事故

運転時の異常な過渡変化より発生する可能性は低いものの、発生した場合プラント及び周辺公衆に、より重大な影響を及ぼす事象である。具体的には、

- ・原子炉冷却材喪失、流量喪失、主蒸気管破断などによる原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化、
- ・制御棒飛び出しなどによる反応度の異常な投入又は原子炉出力の著しい変化、
- ・蒸気発生器伝熱管破損等の環境への放射性物質の異常な放出、原子炉冷却材喪失、可燃性ガスの発生などによる原子炉格納容器内圧力、雰囲気などの異常な変化がある。

高圧の水を減速材兼冷却材として用いる軽水炉においては、圧力境界（ここでは原子炉一次系）の破断による冷却材喪失事故(LOCA)が設計基準事故として最も大きな過渡変化を伴い、複雑な現象であると考えられている。従って、上述の次元動特性解析手法とLOCA解析手法であれば、ほぼ他の事故解析ができることになる。

そこで、本解説資料では、LOCAの熱水力挙動とその熱流動解析手法に限定して述べることにする。

なお、制御棒引き抜き事象などでは、三次元核熱結合動特性解析が詳細挙動解析に有用である。

2. LOCA時の熱流動挙動と熱流動解析

2.1 LOCA時の熱流動挙動⁽¹⁾

LOCA時には、減速材密度低下により核反応は停止するが、燃料棒内の蓄積熱と崩壊熱とが放出され、被覆管が過熱し、破損、変形することにより、燃料棒内の核分裂性生物(FP)の放出、冷却材流路の変形、閉塞を起こすおそれがある。そこで炉心を安全に冷却するために、検出系により事故を検知し、工学的安全設備が作動し、非常用炉心冷却系(ECCS)からの冷却水が一次系に注入される。

PWRでは、原子炉圧力容器内に大きな温度差があり、又、炉心・ダウンカマ上端間には図1のように比較的流動抵抗の大きい機器が存在している。このため、大破断LOCAにおいては、各部分で異なる時刻に局所的減圧沸騰(フラッシング)が生じ、フラッシングにより生じた蒸気は水とともに破断口に向かって流れ、炉心・ダウンカマ上端間に大きな圧力差を生ずる。コールドレグ破断時には、上部プレナムフラッシングにより、炉心を逆流し、ダウンカマを上昇し、破断コールドレグへ向かう流れが生ずる。そのため、炉心内流れの逆転時に炉心

内で除熱能力が不十分になり、燃料棒内に蓄積された熱の放出などにより燃料棒被覆管表面温度が急上昇する場合がある。しかし、逆流の発達により、燃料は冷却される。その後、下部プレナムフラッシング等のため、ダウンカマ上昇流はしばらく持続し、注入されたECCSの水とダウンカマ上昇流との対向流抑制(CCFL)が生じ、ECCS水はダウンカマを降下できず、ダウンカマをバイパス(ECCバイパス)して破断口より流失する。そのため、ト部プレナムへの蓄水が遅れる。ダウンカマ上昇流が弱くなるとECC水は下部プレナムに蓄積し始め(リフィル)、しばらくして、水位は炉心下端に達する。これが、再冠水開始である。炉心内逆流が弱くなり炉心冷却が低下すると、燃料棒温度は増加し始め、再冠水開始時には、燃料棒は高い温度になる場合があるが、その後、徐々に冷却され、最終的に全炉心は冷却される。燃料棒被覆管表面最高温度(PCT)が最高になる再冠水期の炉心冷却は、ダウンカマ、炉心、上部プレナム、ループ部の二相流の水頭と摩擦損失とのバランスにより決定される炉心内の流動状態、圧力に強く依存している。LOCA開始直後の炉心内逆流開始前後にPCTが最高になる場合もある。ホットレグ破断時には、炉心内の流れは正流であり、ECCSの水が注入される限りにおいては、炉心は容易に冷却される。

破断口から流出するエネルギーが炉心で発生するエネルギーよりも少ない小破断LOCAにおいては、一次系を減圧

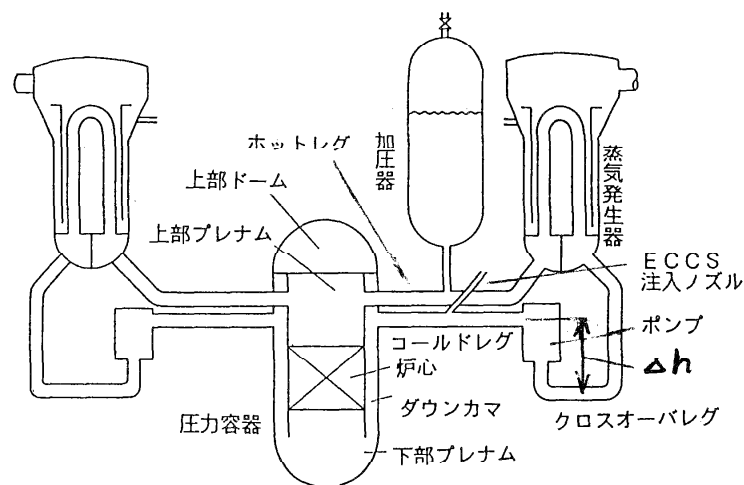


図1 PWR構造概念図

させ、蓄圧注入系を作動させるためには、蒸気発生器での除熱、一次系流体の放出と冷水の注入（フィードアンドブリード）等の冷却操作が必要になる。炉心冷却は炉心で発生した蒸気がどのような経路で流れるか、その結果流れる際の水頭、摩擦損失による圧力損失、CCFLにより、炉心にどのような圧力が作用し、炉心部分の冷却材分布を決定するか、又、ECCSの水の注入がどのような抑制力を受けるか、更に、除熱がどのような影響を受けるか正しく評価する必要がある。しかも、大破断LOCAが数百秒の現象であるのに対して、小破断LOCAが数千から数万秒の長い現象であり、その間崩壊熱も大きく変化する。そのため、炉心発熱が低く、蒸気発生量が低くなると、炉心ボイド率が低下し、同じ炉心差圧に対して実水位が低くなる。また、クロスオーバーレグが封水され易くなる。特に、小破断LOCAの場合、一次系の圧力が二次系の圧力と等しくなり、蒸気発生器を通して、除熱ができなくなると、自然循環冷却、リフックス冷却も期待できなくなり、炉心で発生した蒸気が抜ける通路が問題となる。そのため、クロスオーバーレグが封水されると、最大 Δh の水頭だけ、ダウンカマより上部プレナムの圧力が高くなり、炉心水位が押し下げられる。そのため、炉心露出が生じ、燃料棒の温度上昇を招く場合がある。破断口での流失流量は、システム全体での水位変化に関係するので重要であるが、液単相での流出流量が大きく、二相流、蒸気単相流では少ないので、実水位の判定も重要である。また、実水位が破断口に近づいてきた場合、破断口での蒸気、液体の巻き込み（プルスルー）も詳しく評価する必要がある。

国内民間での試験、原研のROSA-II試験、大型再冠水再冠水効果実証試験、ROSA-IV試験、米、独、仏、英国などによる試験などにより現象の把握、解析コードの検証が行われた。

大破断LOCAでは、炉心、上部プレナム、下部プレナム、蒸気発生器入口水室等大きな体積内又は、大口径管内の低流速二相流に対して適用できる相関式が必要である。ダウンカマのような大口径の矩形管でのCCFLについては、Wallis型よりもKutateraze型のCCFL式が良い予測を与えることが分かっているが、ドイツUPTFの実寸大試験では、不均質効果（多次元効果）により、より高い上昇蒸気流に対してもECCS水の効果が生じてい

ることが観測されている。

小破断LOCAでは、炉心内ボイド率、ホットレグ立ち上がり部、蒸気発生器入口部、クロスオーバーレグでのCCFL、配管破断位置と近傍液相の吸い込み効果（プルスルー）が重要である。

BWRでは、原子炉压力容器内の温度分布が小さく、又、炉心・ダウンカマ上端間には図2のように比較的流動抵抗の小さい機器しか存在しない。運転時には、ダウンカマに設けられたジェットポンプの吸い込み側に压力容器外側に設けた再循環ポンプからの水を圧入して冷却材に循環用駆動力を与えている。最新のBWRでは、内蔵型ポンプにより冷却材に循環用駆動力を与えている。破断位置、破断面積の違い、液相、気液二相、気相流出の違いにより破断流量が異なり、減圧によるフラッシングの生ずるタイミング、炉心の発熱量の多少、工学的安全設備等（高圧スプレー、低圧スプレー、低圧注入系、主蒸気隔離弁、自動減圧系）の作動のタイミングの関係により現れる現象が異なる。しかし、モデル化すべき重要な素現象としては余り種類がなく、破断口での臨界流、炉心上端の上部タイプレート、下端の入口オリフィスとバイパスリークホールでのCCFL、炉心内の二相流動、下部プレナム、ダウンカマ、上部プレナムでのボイ

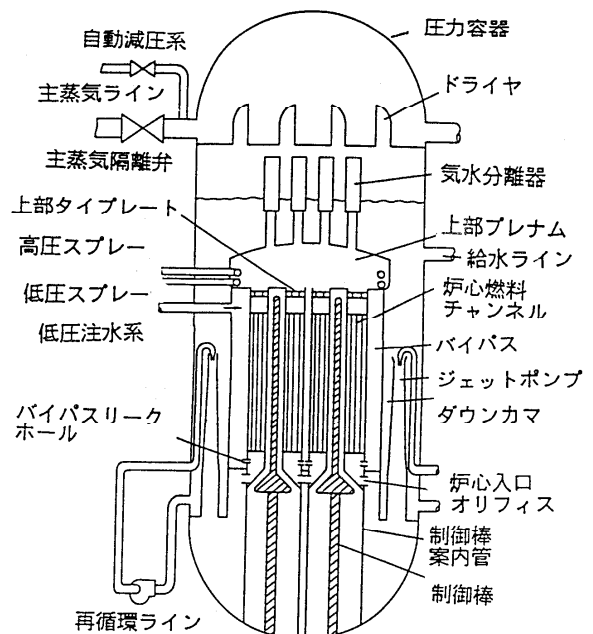


図2 BWR構造概念図

ド率分布がある。上部プレナムでは、スプレイにより冷水が、飽和二相流中に注入されるので、強い三次元性が現れる。上部プレナム直下にある炉心では、構成している燃料集合体はチャンネルボックスで分離され、独立しているため、それぞれのチャンネルでの発熱量の違い、上部タイプレート直上の流体温度の違いにより、三次元性が現れる可能性がある。ここでは臨界流については述べないが、破断位置と実水位との関係で流出相が気液二相、気相に変わるタイミングが異なり、流量評価に影響を与えるので、各部での実液位の高精度予測は重要である。

国内民間での試験、原研でのROSA-III試験、米、独、仏、英国などでの試験などにより総合的な現象の確認が行われるとともに、各部のCCFL式の開発、解析コードの検証、圧力容器内の多次元挙動の解明が行われた。

2.2 熱流動解析手法の概要

このような複雑な現象を記述するため、現象を個々の素過程に分けてモデル化し、それらを計算コードとして組み合わせるとともに、総合特性試験、個別効果試験により、コード、モデルの評価、改良を行い、現行軽水炉に対して現在の信頼性の高い解析方法が確立されている。

一般に原子炉システムの過渡的熱流動解析を行うには、システムを一巡する運動方程式を解き、炉心周りの熱流動境界条件を決定し、それを炉心の熱流動解析のための境界条件として与えて、炉心内の熱流動状態を決定するというプロセスを繰り返す方法が採られてきた。システムをいくつかの比較的大きいセルに分割し、それぞれのセルを代表する熱力学的状態量と隣接セルとの間の節（ノード）での流速についての質量、運動量、エネルギー保存則と水の状態方程式を、圧力に関する非線形連立方程式として解き、その後、システム内の熱流動状態を計算する。さらに、炉心の平均的出力部分ならびに、最高出力部分の燃料棒についての熱伝達の計算を行い、事故時の炉心の冷却性についての評価を行っている。

計算上の問題点としては、気泡の存在しない液体単相部での数値計算上の桁落ちなどのため、実際にはあり得ないような大きな圧力変動が計算されること、セル内の体積平均の熱力学的状態量を用いるため、凝縮のような

セル全体の現象ではなく気液境界面近傍の境界層内の熱伝達だけに支配される現象、セル内で急激な変化を伴う境界面を有する冷却材喪失事故時の再冠水過程におけるケンチのような境界面での現象の取り扱いが困難になることである。また、セル内流体に速度分布、温度分布を仮定していないため、セルの外側にある熱源または構造材などとセル内流体とのエネルギー交換、セル壁面でのセル内流体に働く専断応力、さらに、必要に応じ、セル内気液流体間のエネルギー交換と専断応力に関する相関式、モデルのような関係式を別途与えないと連立方程式を解くことができないが、これらの関係式（構成方程式と呼ばれている）が十分な精度を有していないと計算結果の精度が保証されない。構成方程式は、準静的な実験から得られた相関式であり、いくら質量、運動量、エネルギー保存則によって現象を動的に扱っても動的な現象の予測には限界がある。

気体、液体の温度、速度をそれぞれ同一として取り扱う均質流モデルに対して、ドリフトフラックスモデルのように気液速度を独立に扱うことにより、取り扱える現象は拡大し、大破断冷却材喪失事故でのECCバイパス現象、小破断冷却材喪失事故における蒸気が高温側配管内を蒸気発生器に流れ、そこでの凝縮水が圧力容器に逆流する対向流現象が取り扱えるようになる。さらに、二流体モデルのように気液速度だけでなく気液温度も独立に扱うことにより、内部エネルギーに対して平衡状態を仮定する必要がないので、気液間の凝縮、蒸発現象も取り扱うことができるようになる。そのため、広範囲の過渡現象を取り扱うことができると考えられている。例えば、非常用炉心冷却系の注入口付近での冷水と過熱蒸気の相互作用を取り扱うことができるようになる。

しかし、ここで注意すべきことは、「取り扱うことができる現象」ではあっても、必ずしも「正しく表現できる現象」ではないことである。取り扱い変数を増加させて、扱える現象を広範囲にさせることにより、直接的に測定できない量に関する相関式が必要になり、また、数値計算が複雑で不安定になりやすくなる。さらに、計算プログラムが巨大化し、プログラム、入力データの誤りが摘出しにくくなる。コード開発自身の開発コストだけでなく、コードの性能評価に膨大な時間と費用が必要になる。民間において、BWR、PWR用にそれぞれ、BASH-M、SAFERのようなドリフトフラックスモデ

ル型の安全評価解析コードを開発したのは、一つの正しい選択であるものとする。

2.3 軽水炉安全解析手法の開発と発展

一般に設計においては、運転上考えられる比較的狭い条件での伝熱流動に関して精密な予測法を確立する必要がある。そのため、小規模実験、プロトタイプまたは、実機での実測により、予測手法の精度の評価を行い、必要があれば、予測手法を改良し必要な精度で現象が予測出来るようにする。初めは小出力の原子炉の機器の性能予測に使用し、少しずつ大出力化、複雑化した原子炉機器の性能予測に拡張しながら予測手法の高精度化を図って行くことができるので、たとえ現象の物理的理解が不十分であっても使用する予測手法を実用上十分な精度に高めることができた。

これに対して、軽水炉の安全性においては、運転条件から著しく逸脱した広範囲な条件での伝熱流動の予測を行う必要がある。すなわち、起こりうると思われる最も厳しい条件またはより厳しく設定された条件での過渡事象を十分な信頼性を持って予測する必要がある。また制御系との干渉、運転員の操作との干渉を現象の予測に考慮しなければならない。しかも、原子炉を運転していても、安全上問題となるほどの事故に遭遇する確率は非常に低く、実機のデータにより予測手法の評価を行うことは事実上不可能である。このように、予測手法の妥当性の検証が困難であったため、保守的な、より厳しめの解析により、安全性の証明を行ってきた。

例えば、初期の安全評価解析に用いられた手法（RELAP2,3等のLOCA解析コード）は、既存の知識と保守的な仮定を組み合わせで開発されたものであり、実験的検証は十分には行われていなかった。安全評価手法の実験的検証の必要性を最初に示したのが、Semiscale実験の結果である。すなわち、圧力容器単体のブローダウン等の基礎的実験の後、1970年11月から翌年2月にかけて行った6回の蓄圧注入系を用いた非常用炉心冷却系(ECCS)実験で、注入水が炉心に向かわず、原子炉圧力容器内側の環状部分であるダウンカム一部を通過して破断口から流出してしまう、いわゆるECC水のバイパスと呼ばれる現象が観察された。それ以来、ECCS作動時の1次系の熱水力学の挙動に関する研究、とりわけ全システムを備えた試験装置による総合実験

と、それらの研究成果を採り入れた安全解析コードの開発が進められた。また、現象のモデル化のための多くの個別効果実験が行われた。

RELAP4等の安全解析コードはこれらの研究の成果を取り込んで、信頼性の高いものになってきた。これらのコードにおいては、安全審査の立場から安全解析の評価指針を満足し、かつ現象の把握が不十分な部分をカバーするため、必要な部分を保守的な（より厳しい）予測を与えるモデルで置き換え、解析の結果が「現実の事故がこれよりも悪くなることはないような予測を与える」ように作成された。国内においては、これらのコードの改良が行われるとともに、民間での試験、ROSA実験、大型再冠水実験などが行われて、コードの検証、モデルの改良等が行われた。

1979年3月28日、米国スリーマイルアイランド原子力発電所2号機(TMI-2)の事故は、事故発生条件の厳しさと事故の結果の厳しさとの関係を改めて問うた形になった。また、運転上、「事故はこれ以上にならない」という安全評価解析もさることながら、「運転員には事故がどう見えるか」という観点からも事故事象を把握すべきであると認識されるようになった。

そして、小破断の冷却材喪失事故等の実験、解析が進められるとともに、現象をリアルに予測する最適予測コードの開発が行われてきた。また、設計評価のため確率論的安全評価が実施されるようになり、設計上システムの脆弱性の度合いと脆弱性に関与する箇所を評価して、設計の改善に使われるようになった。また、事故管理や運転管理へも活用されている。

そして、安全性に関係した事故事象の物理的現象把握は、大きく前進し、二流体モデルを用いた最適予測コードTRAC-PF1、RELAP5、TRAC-BF1等の信頼性、予測精度も大きく向上した。

2.4 TRACコード⁽²⁾を例にした解析手法の問題点

二流体モデルコードを用いた最適予測コードとして、代表的なコードは、米国原子力規制委員会が開発されているPWR用のTRAC-PF1、PWR、BWR両用のRELAP5とBWR用のTRAC-BF1とがある。いずれも類似のものであるので、TRAC-PF1（以下TRACコードと呼ぶ）を例としてその問題点を述べることにする。

TRACコードの主な特徴は次のとおりである。

- (1) 二流体モデルに基づく基礎方程式を用いた定式化
- (2) 二相流の三次元解析が可能
- (3) 物理的なメカニスティックな熱伝達モデルの組み込み
- (4) 事故シーケンスの一貫解析が可能
- (5) コンポーネント単位、機能単位のプログラムのモジュール化
- (6) 三次元熱水力方程式の解法への予測子修正法の一つであるSETS法(Stability Enhancing Two-Step Method)の使用により大きなタイムステップでの計算が可能
- (7) 制御系の模擬が可能

本コードは、いわゆる最適予測コードの一つであり、熱水力学的現象を物理的に忠実に扱っており、原子炉システム内の広範囲の過渡事象を高精度に予測することが期待されている。実際、RELAP5、TRAC-BF1とともに、広い応用分野で各種事故、実験のシミュレーションに用いられており、実用的に大変有用なコードである。

TRACコードの心臓部は次のようになっている。

基礎方程式として、液相、混合気体、非凝縮気体、ほう素に対する連続の式、液相、混合気体についての運動方程式、混合気体、二相混合体についてのエネルギー式とドルトンの法則が用いられ、ボイド率、各相の密度、流速、内部エネルギー、圧力の連立方程式とみなして解が求められる。

上記の基礎方程式を解くためには、熱力学的な関係式に加えて、気・液相の壁面剪断応力、界面剪断応力、気・液相の壁面熱伝達、界面熱伝達、ほう素のソース項に対する相関式またはモデルのような関係式、すなわち構成方程式を導入することが必要である。

二相流においては、これらの構成方程式は流動様式に依存するので、流動様式のマップを用意する必要がある。

ここで、本コードの物理的モデルについて、二相流研究の立場から問題点を検討してみよう。

・たとえ一次元の二相流に対してでも、現在このような構成方程式や流動様式マップを記述するに十分な知識を我々は有しているか。

例えば、二相流の流動様式マップを考えることにす

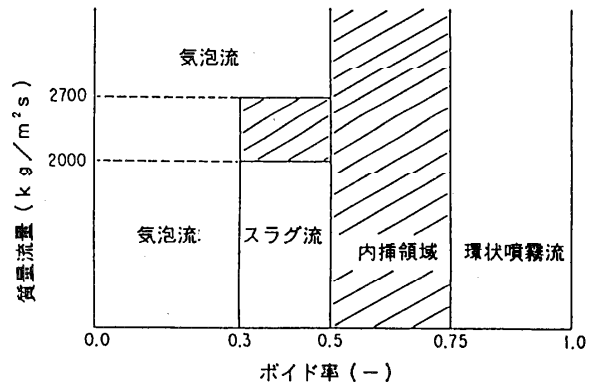


図3 TRAC-PF1流動様式マップ

る。TRACコードにおいては、気泡流、スラグ流と環状噴霧流が基本になっており、ボイド率と質量流量との間に図3のような関係を与えている。斜線の部分はその周辺領域に対応した値の内挿した値になっている。定常二相流においても、流動様式マップは種々のものが提案されており、未だ決定版はない。さらに、過渡状態では、どの位空間的、時間的履歴の影響があるか分かっていない。

・本コードにおいては、流れに直角方向の加速のない層状二相流で複雑な二相流を記述しているが、気・液各相をそれぞれ一つの速度、内部エネルギーで代表し、各相共通の圧力をあたえることで二相流は近似ができるか。

液体の存在率の変化は流れの方向と直角な方向への液体の移動によって生ずるので、液体の直角方向加速を評価する必要があるが、気・液各相の圧力を等しく置いている二流体モデルでは評価できない。

・一般に二相流の測定値は有限の空間的、時間的平均値であり、得られた実験の相関式により、二相流の動特性を表現できるか。

一般に、定常二相流の実験においても、ボイド率と二点間の差圧の測定値は時間的に変動しており、時間的平均値が「測定値」として使われている。また、差圧は空間的平均値であり、ボイド率も空間的平均値である場合がある。時間の変動は、気・液界面の形状が複雑に変化するとともに、流れに直角方向への液体の移動と気体の圧縮性とのため圧力伝播速度が低下しているため、変動に対するダンピングが悪い体系になっているからである

う。

定常二相流の関係式と基礎方程式とにより、どの程度二相流の動的特性を表現できるかよく検討する必要がある。

・大口径管内の流れについて、軸方向の長さと同じオーダーのものもあり、いわゆる助走区間での流れになるが流れの発達を考慮する必要があるか。詳細に考慮すると「ノード・セル」的取り扱いの利点なくなる。何らかの工学的工夫が必要になるであろう。

・環状噴霧流での液膜、液滴の二つの速度の液相を1つの速度の液相で近似してよいか。

何らかの工学的工夫が必要になるであろう。

・三次元二相流に対する知識は十分かどうか。

更に、TRACコードにおいては、以上述べてきた一次元においても問題があると考えられる解析手法を三次元二相流解析にも拡張している。

・熱伝達については現象の理解は十分であるか。

TRACコードで扱う伝熱形態は、以下のとおりである。沸騰曲線によって(A)、(B)、(C)並びに(D)の場合分けをしており、極小膜沸騰温度 T_{min} の選定が重要であることが分かる。また、他の条件により、(E)、(F)、(G)並びに(H)の場合分けが行われる。

すなわち、

- (A) 単相液体の強制対流伝熱
- (B) 核沸騰伝熱
- (C) 遷移沸騰伝熱
- (D) 膜沸騰伝熱
- (E) 単相気体の強制対流伝熱
- (F) 二相混合体の強制対流伝熱
- (G) 凝縮熱伝達
- (H) 液体による自然対流伝熱

これらのうち、(C)、(D)、(F)並びに(G)については、未だ決定版の関係式はない。また、極小膜沸騰の発生条件についても決定版はない。(G)については、サブクール液体の形状によって界面の面積が大幅に変化し伝熱量も大きく変わる。また、凝縮はマイクロなものであり界面の温度境界層の発達と破壊とに大きく依存し、この温度境界層の安定性は界面のマイクロな流動による。TRACコードでは、マクロなセルの中の平均的な伝熱流動を扱っており、高精度の凝縮の予測はできないことにな

る。

以上、物理的問題点を述べてきたが、実用的には、常識的な構成方程式、流動様式マップの選択のため、かなりよい予測結果が得られているので、少なくとも実験により検証された範囲の付近の計算に用いるには十分な精度を有していると考えられる。

3. 今後の課題

現行PWRにおいては、燃料の最高線出力密度は、LOCA時、特に、再冠水時のPCTの許容限界が律則になっている。被覆管の温度が上昇すると被覆管の水（蒸気）との化学反応の発熱が崩壊熱より卓越してくる。最適予測コードによる予測では、再冠水時のPCTより、LOCA発生直後のPCTの方が高くなる場合があり、この場合には、その期間の流動伝熱モデルの高精度化がより重要となる。現行BWRでは、燃料の最高線出力密度は、運転時の最高限界熱流束比（現在の局所出力より何倍発熱が増えると、除熱できる限界の熱流束に達するを示す指標）に事故時の比の最大変化分を考慮して決定されるため、事故時の低熱流束時におけるPCTは、PWR程高くはない。このように、設計上、安全評価上、設計限界を与える事象が異なっているので、熱流動解析コードの開発、改良においては、事象全体の把握に基づいたモデルの開発、改良が大切である。今後の課題としては、压力容器への中性子照射量の低減、燃料管理の柔軟性の向上、高燃焼度化等のための炉心燃料の局所線出力密度の増加、新型炉に於けるシステムの変更に対応を可能とすることである。そのため、解析コードの高精度化、適用性の拡張が重要である。しかし、これらのコードは各種試験で検証されているとは云え、あくまでも、既存の炉型に対して個々の相関式を保守的にするなどして、コード全体の保守性が保証されているのであり、個々の関係式の精度が保証されている訳ではない。従って、全体の現象把握の改善なしに部分的に関係式を改良してもコードの精度向上になるとは必ずしも云えない。又、新型炉への適用においても注意が必要である。特に、受動的（静的）安全炉においては、LOCA時の冷却水注入の駆動力が小さいので、格納容器圧力解析と一次冷却系の解析とを結合して実施したり、压力容器内の流動の多次元性を考慮したり、自然循環時の流動振動解析を実施したりするなど、注意深い解析が必要である。ま

た、新型炉の解析のためには、概念設計段階では、大規模な実験ができず、解析すべき事象の全体的把握が不十分であり、関係式の妥当性評価のための実験も十分でない場合、実験データなしでも信頼性のある関係式の開発ができる必要がある。そのためには、現象の物理的把握に基づいた解析的モデルの開発が必要である。なお、解析計算においては、非線形微分方程式を解くため、繰り返し計算が行われ、解が収束するまで通常現れないような極端な状態（例えば、超高圧、超高温等）が計算され、表面張力が極端に小さくなるなどして関係式が対応できなくなり、計算が破綻する場合があることである。従って、関係式の性能のみを追求することは危険である。

最近、ワークステーションなどの計算機の発達により、TRACコードなどの複雑なコードが研究用からビジ

ネス用になってきた。そのため、米国が、国外での使用に制限を加えてようとしている。原子力の安全は、一国で対処できるものでなく、世界全体で考えなければならなくなっているのに、大変残念なことである。わが国が中心になり、世界中が使える原子炉過渡解析コードの開発を行っていく必要があるかもしれない。

参考文献

(1)佐藤一男、村尾良夫、田坂完二：軽水炉の冷却材喪失事故に関する安全性研究の発展と展望、日本原子力学会誌、Vol.28、No.10、pp.887(1986).

このなかに、PWR、BWR関係の論文が多数参考文献として示されている。

(2)Liles,D.,et al：NUREG/CR-3567(1984).

軽水炉シビアアクシデント時の伝熱流動

杉本 純（日本原子力研究所）

1. はじめに

設計基準を大幅に越えて原子炉の炉心が重大な損傷を受ける事象をシビアアクシデントと呼んでいる。軽水炉のシビアアクシデントに関する研究は、1979年の米国スリーマイル島(TMI-2)事故を契機として各国で開始され、1986年の旧ソ連チェルノブイル事故により加速された。原子力では比較的新しい分野であるが、近年実験及び解析に大きな進展が見られており、確率論的安全評価や最近我が国でも電力が整備を決定したアクシデントマネジメント(シビアアクシデントの拡大防止と影響緩和対策)などにもその成果が適用されつつある。

図1にシビアアクシデント時の主な現象を模式的に示す。シビアアクシデント時の伝熱流動は、設計基準内冷却材喪失事故などに見られる蒸気水二相流現象に比べ、炉心の大幅な損傷や溶融が伴うことから、溶融炉心と冷却材(気液二相)の相互作用、溶融炉心とコンクリートの反応、水蒸気ないし水素雰囲気中でのFP(核分裂生成物)エアロゾルの挙動や水素の一次系や格納容器内での挙動など、一般に多成分・多相流が関与するとともに、現象として極めて複雑・多様であることに大きな特徴がある。本稿では、アクシデントマネジメントも含めた軽水炉のシビアアクシデント時の主な伝熱流動現象について、研究の現状と今後の課題の概要を記す¹⁾⁻⁵⁾。

2. 主な伝熱流動現象

(1) 炉心の損傷進展

シビアアクシデント時の燃料損傷挙動は、シビアアクシデント時のソースターム(環境へ放出されるFPの種類と量)を支配する現象であり、燃料損傷過程を精度良く評価することがソースターム評価の精度向上につながっている。特に、炉心が大幅に損傷したTMI-2事故については、事故後十分な調

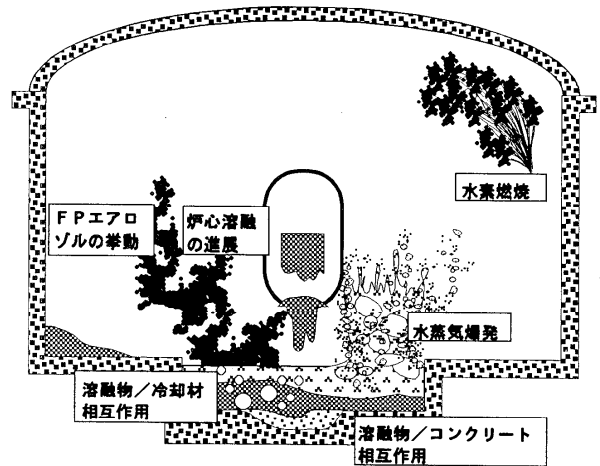


図1 シビアアクシデント時の主要な現象

査が行われ、その結果は、シビアアクシデント時の燃料損傷過程を理解する上で貴重なデータを提供している。また、各国で実施された大規模燃料損傷実験は、燃料損傷過程とFP放出過程に関する知見を得る上で貴重である。

TMI-2事故では、最終的に炉心燃料が空だきの状態になり燃料損傷に至った。事故後の詳細な調査と解析から、事故の事象進展の各過程毎に生じた物理現象が明らかにされ、特に、原子炉内のデブリ層を取り出して分析した結果から、燃料溶融の過程と燃料の到達温度を推定する貴重なデータが得られている。図2に事故終息後のTMI-2炉心の状態推定及びデブリのサンプル採取位置を示す。

燃料損傷挙動に関しては、米国原子力規制委員会(NRC)が主催するCSARP計画の中でアイダホ国立工学研究所、サンディア国立研究所及びカナダのチョークリバー研究所、さらにフランスカダラッシュ研究所などでの原子炉を用いた実験やドイツカールスルーエ原子力研究所の電気加熱模擬燃料体を用いた実験が実施された。これらの実験では、い

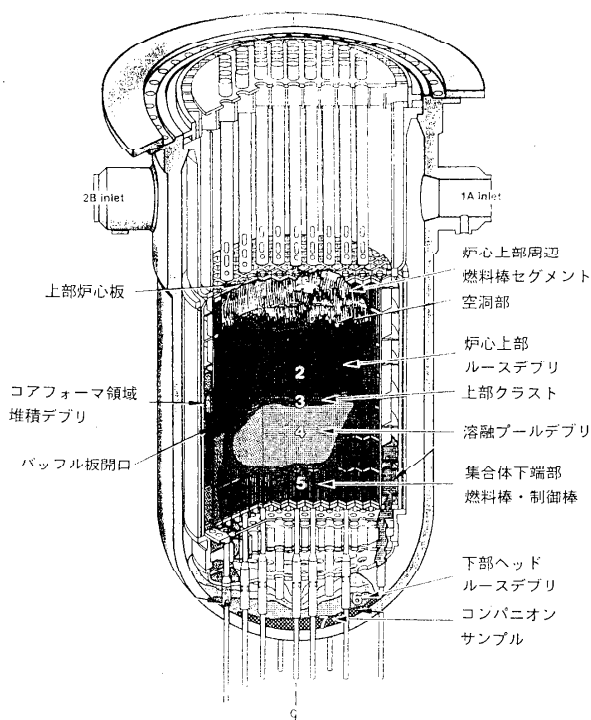


図2 事故終息後のTMI-2炉心状態推定図
およびリンプル採取位置

ずれもTMI-2事故のように冷却材喪失が原因となった燃料損傷過程が再現されている。原研では、NSRR炉を用いた燃料溶融及び高温冠水実験、並びに炉心構成材料の高温挙動実験を実施している。

TMI-2炉心の調査に引き続き、OECDの主催により原子炉压力容器下部ヘッドに関する調査も実施され、我が国からは原研が参加して压力容器鋼材試験、压力容器下部ヘッドの3次元熱応力解析及び炉心デブリ試料の分析を実施した。

これまでの調査と試験等から、被覆管の酸化により燃料棒の急激な温度上昇が起り水素が発生する、低融点の制御棒材料が最初に溶融し下方に移動する、制御棒材料が溶け落ちた後の空間を燃料被覆管や構造物の溶融物が次に溶け落ちる、溶融落下した溶融燃料、構造物はスペーサ部分や下部炉心板附近に蓄積する、燃料が溶融した構造材や制御棒材と反応し、単体での融点より低い融点の共晶物質を生成する、損傷炉心の再冠水時に燃料被覆管温度が上昇して被覆管の酸化の程度によっては大量の水素が発生し得ることなどが明らかにされている。ただし、

デブリ層の再溶融、溶融炉心の下部ヘッドへの移動（リロケーション）が生じ得るが、これらについては不明点が多い。

TMI-2炉の調査からは、デブリの金相学的検査から燃料が最大2,830℃程度まで達したこと、压力容器下部ヘッド鋼材は、最大1,100℃程度まで温度が上昇したこと、ホットスポットの存在が計装案内管近傍に生じた亀裂の原因になった可能性があることなどが明らかにされている。また、約19トンに及ぶ大規模なりロケーションが生じる直前に溶融落下した一部のデブリがクラスト層を先ず形成し、これが断熱材的な働きをしたことにより原子炉压力容器下部ヘッドが保護されたと推定されている。このリロケーションも複数の経路で生じたことが明らかにされている⁶⁾。

(2) 蒸気爆発⁷⁾

蒸気爆発とは「大きな温度差の2液体が接触した場合に、低沸点液体が急激に蒸発し、衝撃的な圧力を発生する現象」である。製鉄所や液化天然ガスプラントでの事故ばかりでなく、自然界においてもマグマが地下水や海水と接触することによって発生するマグマ水蒸気爆発が知られている。原子力では、1961年米国における軍用炉SL-1の反応度事故により蒸気爆発が発生し運転員3名の死亡者が出ている。

発電用原子炉のシビアアクシデント時において、溶融炉心と冷却材が接触して大規模なエネルギー放出を伴う蒸気爆発がもし発生すれば、原子炉压力容器や格納容器の健全性にとって大きな脅威となり得ることから、SL-1事故以来蒸気爆発に関する精力的な研究が行われてきている。しかしながら、蒸気爆発の詳細なメカニズムは未だに不明のままになっている。これは、蒸気爆発現象が、①極めて高速であること（圧力パルス巾で約1ms）、②複雑であること（短時間に、「粗混合」「トリガー」「伝播」「膨張」の4過程を経る）、③非平衡度が高いこと（薄い蒸気膜を隔てて溶融燃料は3千℃近く、水は数十度℃）、④実験条件によっては再現性が得られないなど実験技術上の難しさがあること、などにその原因があると思われる。

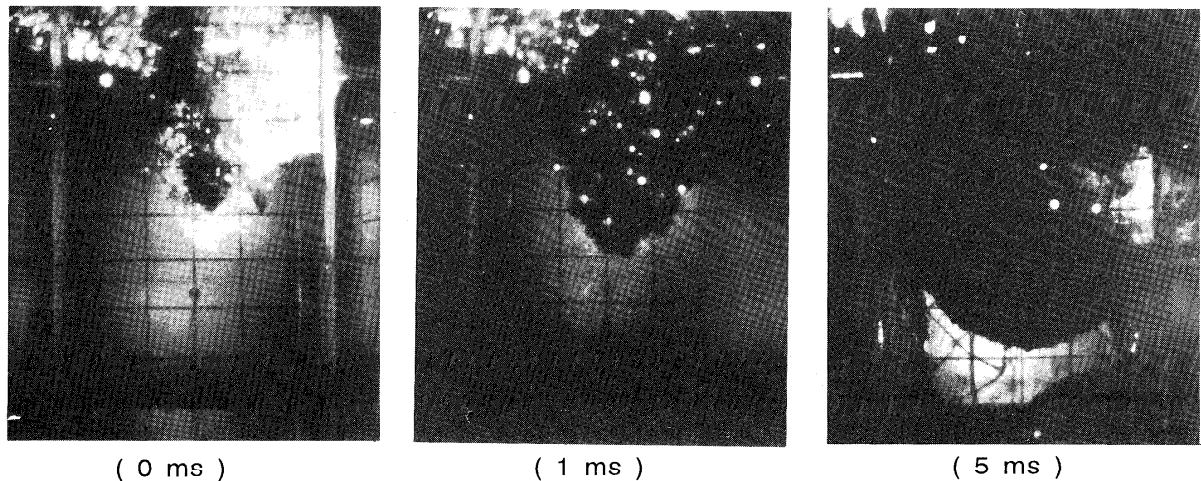


図3 高速度カメラで撮影した蒸気爆発現象（原研ALPHA実験、4,000コマ/秒）

これまで蒸気爆発に関する大小規模の実験が行なわれて来たが、実際の原子炉を用いた実験としては、米国のBORAX施設を利用した原子炉破損実験及びアイダホのSPERT-ID実験などがある。これらは、いずれも反応度事故を模擬し、破損ないし溶融した燃料と冷却材の反応を調べたものである。原研では前述のNSRR炉を用いて、反応度事故条件において軽水炉燃料棒を破損させ水との相互作用を実験的に調べている⁹⁾。

小規模な炉外実験は、蒸気爆発現象を詳細に調べ解析モデルを開発することを主な目的としている。これに対し、大規模な炉外実験では原子炉体系をある程度模擬した総合的な装置により、小規模実験で得られた蒸気爆発現象を確認すること、蒸気爆発の発生条件を明らかにすること、熱エネルギーから機械的エネルギーへの変換効率を評価することを主な目的としている。また、近年アクシデントマネジメント及び新型炉への適用の観点から、蒸気爆発の発生抑止対策及び発生した場合の影響軽減対策についても、その有効性の評価が重要となってきている。

大規模な炉外実験は、イタリアのイスプラ研究所、英国ウィンフリス研究所、及び米国サンディア国立研究所などで実施された。これらの実験では、数10kg程度までの溶融物（テルミット、ステンレス、酸化ウラン等）を水中に落下させ、蒸気爆発の発生条件、発生エネルギー等を調べた。原研では、

ALPHA（事故時格納容器挙動試験）計画の一環として溶融物と冷却材の相互作用を調べている。実験装置は、50m³の模擬格納容器を用い、最大100kgまでのテルミットを最大2MPaまでの圧力下で実験することが可能である。溶融物を水中に落下させる実験では、これまで20kgまでの溶融物を用いて溶融物質量、系圧力、水温、溶融物分散の影響等について調べた。その結果、溶融物が20kgでの自発的蒸気爆発発生再現性は良いこと、系圧力が1.0MPa以上の場合、水温が飽和温度近い場合、及び落下途中の溶融物を強制的に分散させると自発的蒸気爆発の発生が抑制され得ること、デブリの平均径及び爆発の膨張速度とエネルギー変換効率に相関があること等を明らかにした⁹⁾⁻¹¹⁾。図3に蒸気爆発の様子を高速度カメラで撮影したものを示す。

蒸気爆発の各過程に対して多くの解析モデルが提案されているが、代表的なものとしては、蒸気爆発の発生条件に関する「自発核生成モデル」¹²⁾と燃焼学のデトネーション理論を応用した「熱的デトネーションモデル」¹³⁾とがある。また、これらの解析モデルに基づいた1次元から3次元までの解析コードの開発も各国で行なわれている。いずれも蒸気爆発現象を定性的にはよく説明できる点もあるものの、今後さらに改良すべき点も多く、特に実験的な確認や検証が待たれている。

蒸気爆発における実験の課題としては、小規模実

験及び大規模実験の蒸気爆発の現象論的な類似性を明らかにすること、熱的デトネーションモデルなどの解析モデルを大小規模実験により定量的に検証するため、例えば粗混合中のボイド率分布などの測定が望まれる。また、実験結果を実規模の体系へ適用するためのスケーリング手法を確立する必要がある。

(3) 溶融炉心・コンクリート反応

溶融した炉心が原子力压力容器を貫通した場合、溶融炉心が格納容器床材（ベースマット）であるコンクリートと反応する(MCCI: Molten Core Concrete Interaction)。この時、熱分解によりコンクリートが侵食される一方、反応により水素、一酸化炭素などの可燃性ないし非凝縮性ガスが発生することにより、格納容器内の温度や圧力を設計値以上に上昇させ、格納容器の健全性を脅かす恐れがある。また、MCCIに伴いFPエアロゾルが発生し格納容器内に浮遊する。そこで、MCCI現象を物理的に把握するとともに、MCCIに伴う格納容器の負荷とFPソースターム（シビアアクシデント時に発生するFPの種類と量）を定量的に評価するため、MCCIに関する実験及び解析コードの開発・検証が進められている。

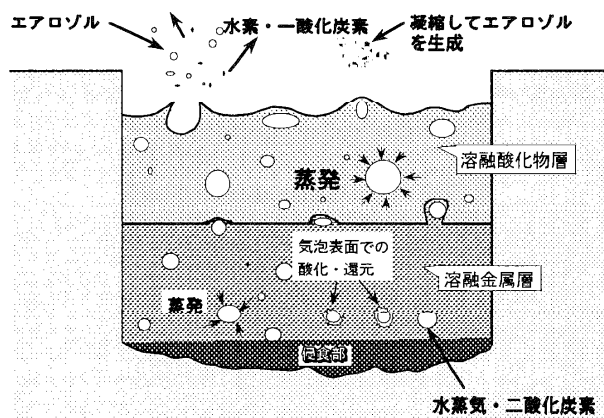


図4 溶融炉心・コンクリート (MCCI) 反応

MCCIの主要な現象を図4に模式的に示す。溶融炉心は酸化層である UO_2 と金属層であるZr、Feなどより構成されるが、コンクリートの熱分解に伴い、コンクリート成分の一つである SiO_2 などが酸化

層に流入するとともに、コンクリート成分中の水分がZrなどの金属と反応し、水素が発生する。また、 CO 、 CO_2 などの非凝縮性ガスが発生するとともに、溶融炉心中のFPガスが溶融炉心上方の温度勾配のある所で凝縮したり、あるいは溶融炉心表面からの飛散等のメカニズムによりエアロゾルとして生成される。

MCCIに関する大規模な実験としては、米国のサンディア国立研究所やアルゴンヌ国立研究所、ドイツのカーlsruエ研究所で実施したものがある。我が国でも原研のALPHA計画の一環としてMCCI実験を開始している¹⁴⁾。MCCI現象は数時間オーダーの長時間の現象なので実験では溶融炉心の崩壊熱を高周波加熱などで模擬している。これまで実施された実験から、コンクリートの侵食挙動、可燃性ガスの発生については現象がかなり良く理解されてきている。ただし、発生するエアロゾルは当初予想したよりはかなり少ない。

MCCI現象の解析用コードがいくつか開発され、実験による検証が進められている。コンクリートの侵食挙動、可燃性ガスの発生については比較的良く予測されているが、エアロゾル発生量については、予測の精度はそれ程良くなく今後の高精度化が望まれている¹⁵⁾。

(4) 溶融デブリの冷却性

シビアアクシデント時に溶融炉心に注水することにより、FP放出など事故の影響を軽減するとともに、溶融炉心の冷却により事故を終息させることが提案されている。原子炉压力容器内では、減圧した後に復旧した非常用炉心冷却系等を利用して損傷炉心に注水することにより、事故終息を図ることが考えられている。この場合、冷却が達成されるかどうかの他に、溶融炉心と水との接触により大規模な蒸気爆発が発生し、压力容器を破損させる恐れがあることが懸念される。既述の原研ALPHA計画の実験結果によると、高圧ないし水温が飽和温度近くでは自発的な蒸気爆発の発生が大きく抑制されることから、压力容器内の圧力をある程度下げた後に注水を行うことは、安全に事故終息を達成させる可能性

が高いと言える。TMI-2事故においても、溶融した炉心か約19トン下部ヘッドに落下してきたが、蒸気爆発が発生した証拠はない。これは、その時点での圧力が約5 MPaと高圧だったこと、及び下部プレナムに存在した水がほぼ飽和温度に近かったことが一つの原因と推定される。

TMI-2下部ヘッド鋼材の検査により推定された压力容器下部ヘッドの冷却速度と整合するためには、デブリが落下後に冷却される必要があるが、デブリ上部の水との熱伝達だけでは冷却が不十分であることが判明している。溶融デブリ内に水と水蒸気の抜けるギャップが存在した等のモデルが提案されているが、このデブリの冷却メカニズムの詳細については不明であり今後の課題となっている⁶⁾。

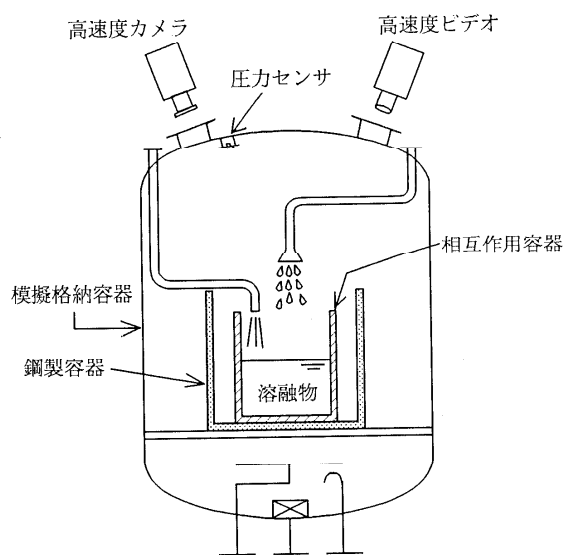


図5 溶融炉心冷却性実験概念図

一方、原子炉压力容器外では、格納容器内床を拡散する溶融炉心を注水により冷却することがアクシデントマネジメントとして考えられている。この場合も冷却性ばかりでなく、溶融炉心と水の接触による蒸気爆発が発生し機器がミサイルとなって格納容器を損傷することが懸念されている。原研のALPHA計画における溶融炉心冷却性実験（図5参照）の結果などから、注水による冷却は効果が一般に高いこと、注水形態としては、ノズルからよりもスプレイ

状の注水が冷却に効果的であること、水温は飽和温度に近い方が冷却に効果的で、蒸気爆発が発生しにくいこと、蒸気爆発が仮に発生しても水中に溶融炉心が落下する場合に比べ発生エネルギーは極めて小さいことなどが明らかになっている¹⁰⁾⁻¹¹⁾。

コンクリートと溶融炉心の反応中の注水による長期的な冷却性については、これまで米国電力研究所が主催するACE計画やサンディア国立研究所でも実験が実施されたが、これまでの実験からは、MCCI中の注水で溶融炉心の長期的な冷却が明確に達成されたとは確かめられてない。これは、MCCI反応により溶融炉心と水相の間にクラストが生成され、その熱抵抗のため冷却が必ずしも有効に達成されない場合もあるからであり現象的に不明な点が多い。ただし、クラストの生成は実験体系が小さいために生じ、実規模体系ではクラストが不安定になりやすいので冷却材と溶融炉心の接触が生じ冷却が達成されるとの見通しもあり、より大規模な実験が行われようとしている。MCCI中に注水する場合の解析モデルの開発も含めて今後の課題である。

(5) FPエアロゾルの挙動

シビアアクシデント時には、燃料から放出されたFPの多くはエアロゾル(0.1 μ ~0.1mm程度の微粒子)の形態で放出される。格納容器が万一破損すれば、このFPエアロゾルが環境へ放出されることになるので、燃料から一次系、さらに格納容器内でのFPエアロゾル挙動を精度良く予測することが、安全評価上重要となる。

原子炉一次系配管内では、FPエアロゾルは重力や慣性による配管壁への付着、流れに伴い沈着したエアロゾルの剥離による再浮遊、FPが有する崩壊熱による付着したエアロゾルの再蒸発、加圧器などプール水中をFPエアロゾルが通過することにより除去されるプールスクラッピング等の現象がある。格納容器内では、図6に示すように、重力沈降、温度勾配による熱泳動、濃度勾配による拡散泳動、エアロゾルへの水蒸気の凝縮や蒸発、格納容器の減圧に伴う水中や壁に付着したエアロゾルの再浮遊(エントレインメント)等の現象がある。

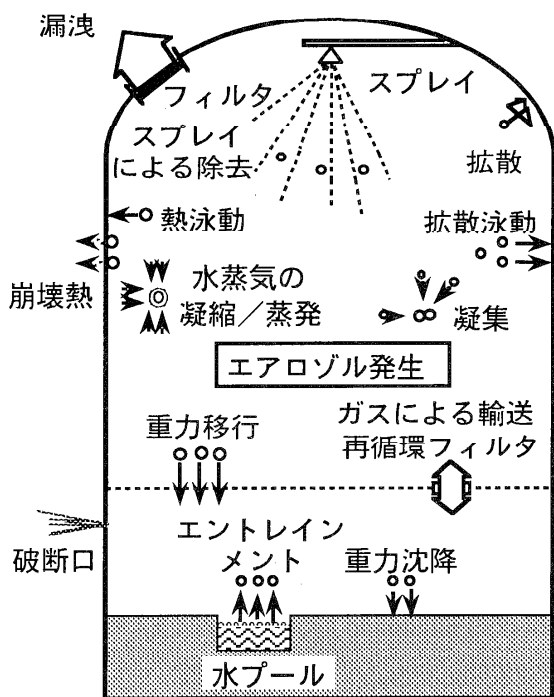


図6 格納容器内エアロゾル挙動

燃料からの放出については、米国オークリッジ国立研究所、フランスグルノーブル研究所などで放射済の燃料ペレットを用いた実験が行なわれ、ヨウ素、セシウムなど揮発性FPの放出率は主として温度に依存するが、難揮発性FPの放出率は雰囲気条件にも大きく影響され得ることなどが明らかにされている。

一次系内のFPエアロゾル挙動については、スウェーデンのマルビケン実験、米国電力研究所主催のLACE計画等で実験が実施された。また、フランスではカダラッシュ研究所のPHEBUS炉を用いた一次系内から格納容器に至るFP挙動を調べる実験計画を開始している。

プールスクラビング効果は、PWRの加圧器内やドレンタンク、あるいはBWRのサブプレッションプールばかりでなく、アクシデントマネジメントに関連して圧力容器の内外やMCCI時における溶融炉心への注水時にも期待できる。これまで、原研のソースタム実験装置(EPSI)等による実験結果から、プールスクラビングによる除去効果は、圧力(大気圧から6MPa程度まで)によらず一般に高い

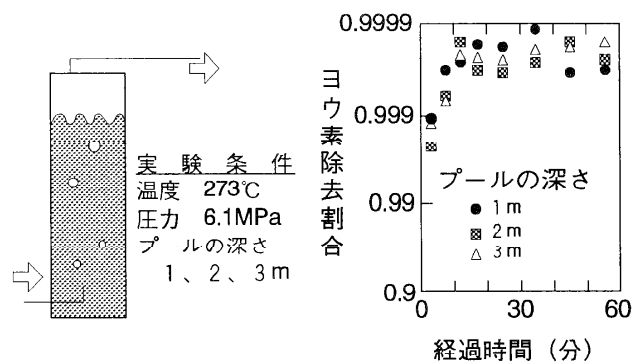


図7 プールスクラビング実験結果

(DF値で $2\sim 3 \times 10^3$ 以上)ことが得られている。(図7参照)¹⁶⁾また、原研のALPHA計画の一環として格納容器の減圧に伴う水中からのエアロゾルの再浮遊現象を調べている(図8参照)¹⁴⁾。

ヨーロッパ諸国で設置されている格納容器フィルタベントの性能評価については、既述のACE計画の中で8種類の性能評価試験が実施され、その除去性能が確認されている。原研では、ガラス小球を用いた小型装置による実験から、除去効率に及ぼすガラス径や雰囲気(空気、水蒸気)の影響に関するデータを得ている。また、大型装置による実験も実施している。

FPエアロゾル挙動を解析する計算コードとして、燃料放出から一次系に至る挙動、一次系内での挙動、及び格納容器内での挙動を解析するコードが内外で開発されている。原研では、格納容器内のFP挙動解析コードとしてREMOVAL¹⁷⁾、また総合的な挙動解析コードとしてTHALES¹⁸⁾の開発を行なっている。REMOVALコードによるLACE計画の実験解析から、吸湿性の径の成長エアロゾルを適切に考慮することが重要であることが明らかにされている。

FP挙動についての今後の課題としては、特に実験データの少ない、低揮発性(Te, Ru, Stなど)や短半減期核種(¹³¹Iなど)の高温での燃料からの放出挙動、配管内再蒸発や再浮遊挙動、格納容器内再浮遊等に関する実験的知見を蓄積するとともに、これらに関する解析モデルの開発・検証が挙げられる¹⁹⁾。

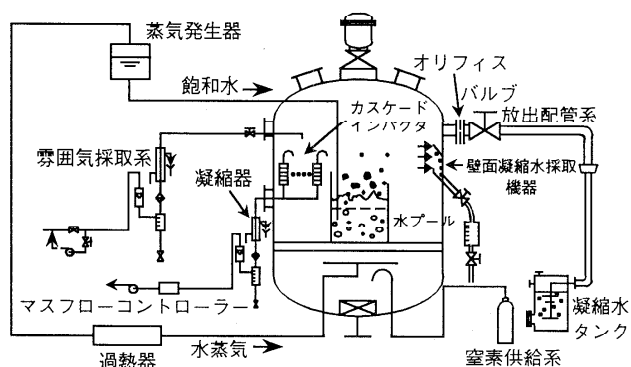


図8 格納容器内再浮遊実験概念図

(6) 水素の格納容器内の挙動

シビアアクシデント時には、燃料被覆管材料であるジルカロイなどの金属と水との反応やMCCIにより水素が発生する。格納容器内の水素濃度が高くなるとTMI事故でのように水素が燃焼したり、さらには爆燃から爆轟に遷移し、格納容器の健全性に脅威を与え得る。そこで、格納容器内における水素の分布や燃焼等が調べられている。

格納容器内の水素の分布については、ドイツのHDR炉の格納容器を用いた実験や、我が国の原子力発電技術機構における実験がある。水素の燃焼については、米国サンディア国立研究所、ブルックヘブン国立研究所及び原子力発電技術機構で実験を実施している。水素の分布については、格納容器内のコンパートメント数が分布の一様性に影響を与えることなどの知見が得られており、また、格納容器内流動解析コードを用いた解析などでは、実験との一致は比較的良好である。水素の燃焼についてもコード開発が行なわれているが、大規模な体系での高温時の爆燃から爆轟への遷移については実験データが少なく不明な点が少ない。

PWRの格納容器は比較的体積が大きいため、水素が燃焼する濃度に至るまでの時間的余裕は大きいこともあり不活性化されていない。しかし、アイスコンデンサー型格納容器は体積が小さいので、アクシデントマネジメントの観点から、発生した水素を強制的に燃焼させる水素燃焼装置の型式、効果に関する実験が米国、ドイツ、我が国の三菱重工で行わ

れている。現在のところ水素燃焼装置の型式としては、グロープラグ式イグナイタの設置が検討されている。水素燃焼装置の効果を確実にするためには、装置の作動の時期、大量の水素発生雰囲気下での水素燃焼機能、局所的な爆轟の発生の可能性、電源系の信頼性などを検討する必要がある。なお、我が国のBWRプラントについては、運転中から格納容器内を窒素により不活性化しているため水素燃焼の問題はほとんど考えられない。

(7) その他

原子炉圧力容器内部での溶融炉心の冷却が確保出来ない場合に、原子炉キャビティに水を導入して圧力容器の外側から冷却することが検討されている。この外部冷却についてはフィンランドのPWRや米国の新型炉で検討されているが、大きな体系での下向き膜沸騰の場合、発生する蒸気が上へ抜ける際に重なり限界熱流束が減少することが懸念されている。そのため、米国のカルフォルニア大学サンタバーバラ校やサンディア国立研究所などで実験が行なわれている。また、OECD主催のRASPLAV計画では、 UO_2 を用いた溶融炉心の圧力容器内自然対流、溶融炉心と圧力容器鋼材の反応以外にもこの外部冷却に関する実験がロシアのクルチャフ研究所で計画されている。

シビアアクシデント時に格納容器内部からの除熱が期待できない場合、格納容器の外部からのスプレイ水で除熱することが提案されている。フィンランドのRovisa炉にはすでにこの外部スプレイ装置が設置されている。我が国においても、三菱重工で新しい概念に基づいた格納容器外部スプレイの設計に関する実験・解析が行われている。

なお、次世代ないし新型の原子炉については、溶融炉心を原子炉圧力容器で受け止めヒートパイプなどで除熱を行なう「コアキャッチャー」、「耐蒸気爆発強化原子炉圧力容器」、「受動的冷却系付き二重格納容器」など、設計の段階からシビアアクシデント対策を考慮しているものがいくつか提案されており、実験や解析的研究が進められている²⁰⁾。

3. おわりに

軽水炉のシビアアクシデント研究は、資金や人資源の有効利用と安全に関する重要な情報を各国で共有すべきとの観点から、特に大規模な実験は国際協力研究として実施されているものが多い。国際協力研究も含めたここ15年来に及ぶ内外の研究から、特に燃料溶融進展挙動などを中心にかんがりのことが明らかになってきた。しかしながら、蒸気爆発、溶融デブリの冷却性、FPエアロゾルの再蒸発挙動、アクシデントマネジメントに関連するものなど不明確度の高いものについては今後もさらなる研究の進展が望まれている。

参考文献

- 1) 秋山他:軽水炉のシビアアクシデント研究の現状、日本原子力学会誌、Vol.35, No.9, (1993) 762-794.
- 2) Soda, K. and Sugimoto, J.: Source Term Uncertainties, NEA/CSNI/(92)2, January (1992).
- 3) 杉本他:シビアアクシデント時の現象論に関する研究の現状、第6回確率論的安全評価に関する国内シンポジウム論文集(1993)34-39.
- 4) 成合他:熱流体工学と原子力、日本原子力学会誌、Vol.36, No.1, (1994)3-29.
- 5) 成合他:シビアアクシデントと新型軽水炉の熱流動挙動の研究、日本原子力学会、(1994).
- 6) Wolf, J.R. et al.: TMI-2 Vessel Investigation Project Integration Report, NUREG/CR-6197, March(1994).
- 7) 秋山他:蒸気爆発の動力学-現状と展望-、「蒸気爆発の動力学」研究グループ(1993).
- 8) Fuketa, T. and Fujishiro, T.: Generation of Destructive Forces During Fuel/Coolant Interactions under Severe Reactivity Initiated Accident Conditions, Proc. NURETH-5, Vol.3, Salt Lake City(1992)753-761.
- 9) Sugimoto, J. et al.: Fuel-Coolant Interaction Experiments in ALPHA Program, Proc. NURETH-5, Vol.3, Salt Lake City (1992)890-897.
- 10) Maruyama, Y. et al.: Coolability of Molten Core in Containment, Proc. ANP'92, Vol. III, Tokyo(1992)23.5-1-23.5-6.
- 11) Yamano, N. et al.: Phenomenological Studies on Melt-Coolant Interactions in the ALPHA Program, Nucl. Eng. Design, to be published, (1995).
- 12) Fauske, H.K.: On the Mechanism of Uranium Dioxide sodium Explosive Interactions, Nucl. Sci. Eng., Vol.51(1973)95-101.
- 13) Board, S.J. et al.: Detonation of Fuel Coolant Explosion, Nature, 254(1975)319-325.
- 14) Soda, K. et al.: Recent Development and Results from Severe Accident Research in Japan, Proc. 19th Water Reactor Safety Information Meeting, NUREG/CP-0119, Vol.2, (1991).
- 15) OECD, Proc. Second OECD(NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris-Concrete Interactions, KfK 5108(1992).
- 16) Hashimoto, K. et al.: High Pressure Pool Scrubbing Experiment for a PWR Severe Accident, Proc. Int. Top. Mtg. Safety of Thermal Reactors, Portland, July(1991)740-745.
- 17) Yamano, N. and Soda, K.: Multicompartment Analysis of Aerosol Behavior in the Thermal-Stratified Containment, Proc. Workshop Aerosol Behavior and Thermal-Hydraulics in the Containment, Fontenay-aux-Roses, Nov.(1990)377-394.
- 18) Kajimoto, H. et al.: Development of THELES-2, Proc. Int. Top. Mtg. Safety of Thermal Reactors, Portland, July(1991)584-592.
- 19) Sugimoto, J. et al.: Short Overview on the Definitions and Significance of the Late Phase Fission Product Aerosol/Vapor Source, NEA/CSNI/R(94)30, September (1994).
- 20) Soda, K.: Roles of Containment Severe Accident Management, ANP'92, Tokyo, Oct. (1992)23.1-1-23.1-5.

高速炉における伝熱流動問題

二ノ方 壽 (東京工業大学)

佐藤 和二郎 (動力炉・核燃料開発事業団)

1. 緒言 高速炉の冷却材として用いられる液体金属ナトリウムは、水と比較して熱伝導率が高く(対水比で約120倍)、加熱面近傍の層流底層における熱抵抗が小さくなる。さらに、遷移層を経て壁から離れた乱流域においては、熱伝導の効果に乱流拡散による熱輸送が加わる。この結果、水と比較して(1)熱伝達率が約3倍高く、(2)エネルギーの拡散が促進される結果、急峻な局所的な温度勾配は生じ難い。また、一気圧での沸点が880℃と高いため、軽水炉のように運転圧力を高くする必要がない。これら冷却材としてのナトリウムの性質は、熱輸送の観点から大きな長所であり、中性子の減速が小さいという核的特性とともに、ナトリウムが高速炉の最良の冷却材といわれる由縁である。

一方、高速炉の運転温度は炉心出口部平均で510～550℃、炉心入口部で約400℃と全般的に高いのに加えて、熱伝導率が高いために原子炉スクラム等の熱過渡条件が厳しくなる。これにより、内圧や地震による一次応力と熱応力とに十分配慮した高温・薄肉構造設計が必要となる。

高速炉の熱流動研究の第一の目的は、以上述べたようなナトリウムの基本的な熱的性質を背景に、適切な設計余裕を確保し、各種の異常やミスがあっても炉心燃料や冷却材バウンダリの健全性を保証することにある。第二は、万が一事故が発生しても、逸早く異常や故障を検出して原子炉を停止し、崩壊熱を除去する設備が機能して、原子炉の安全かつ安定な冷却を確認することである。第三は、異常や故障に対する十分な設計対策にもかかわらず放射性物質が炉心に保持できないという仮定をおいても、放射性物質の格納機能により一般公衆への被曝防止を確認することである。

将来の高速炉においては動的な安全設備が機能しない場合のような仮想的状況下においても、受動的安全方策により原子炉が未臨界状態に維持されるとともに、その後の崩壊熱除去が自然循環で確保されるのを示すことが求められるであろう。原子炉停止に係わる受動的な安全方策としては、現在、キュリー一点方式自己作動型炉停止機構(SASS)¹⁾、制御棒駆動軸熱伸長機構²⁾、ガス膨張モジュール(GEM)³⁾などが考えられている。冷却材の温度上昇に対しては、それのみで未臨界

の維持は困難であるが、炉心の径方向膨張⁴⁾、上部プレナム付き扁平炉心⁵⁾における沸騰時の中性子洩れの効果など即効的な負の反応度効果が期待できる。

上述の受動的な安全方策は、原理が単純で自然現象に依存する度合いが大きいとともに、その効果の評価においては、核-熱流体-構造間の相互作用が重要となる。このため、受動的な安全方策の効果を定量的かつ高精度に評価するには、現象をより機構論的に分析し、支配的な物理パラメータを把握して、それらの因果関係を表現する核-熱流体-構造の境界領域を含む高度な物理モデルが必要となる。このように受動的な安全方策の開発・評価に対して、熱流動研究は従来に増して重要な役割を担うことになり、将来的には流体側挙動だけでなく、核や構造とのカップリングを計算機でシミュレーションするアプローチが必要になる。

2. 高速炉で注目される熱流動現象 通常運転時(強制対流条件下における出力運転時)に生じる熱流動現象の代表的なものとして以下が挙げられる。

- i) ワイヤスペーサ型燃料集合体内の流速及び温度分布、
- ii) 炉心出口部近傍のサーマルストライピング、
- iii) 自由液面の揺動と気泡巻き込み。

これらを評価するには、複雑形状境界近傍における流れ、温度分布の微細構造、乱流現象、気液界面挙動に対する知見が必要とされる。

原子炉スクラム後、強制循環による冷却機能喪失を仮定しても、炉心の崩壊熱を自然循環で除去することが受動的な安全性の観点から必要とされている。自然循環除熱時には、

- i) 炉容器上部プレナム内の冷却材温度成層化、
- ii) 炉心内燃料集合体間の熱移行及び流量再配分による径方向温度分布の平坦化、
- iii) 燃料集合体内の流量再配分による燃料被覆管ピーク温度の低下、
- iv) 燃料集合体内への低温冷却材の潜り込みによる自然循環力の低下、
- v) 燃料集合体間ギャップ流れ(インターラップフロー)による炉心冷却効果、

など炉心や機器システム内の熱流動現象が検討の対象となる。

燃料ピン破損に至る異常事象としては、集合体内出力／流量の不整合、炉出力／流量の不整合、除熱源喪失などがある。いずれも工学的には起こり難いが、安全系の機能喪失を想定すると炉心損傷（CDA：Core Disruptive Accident）に至る可能性のある事象として検討されている。それらの代表的なもの及びCDAの緩和機能として注目すべき現象を以下に挙げる。

- i) 燃料集合体内の局所閉塞による冷却阻害、
- ii) 流量減少または出力上昇時の制御棒不作動（ATWS：Anticipated Transient without Scram）、
- iii) 原子炉スクラム後の除熱源喪失、
- iv) 中空ペレット内燃料移動、
- v) 炉心径方向膨脹や冷却材の沸騰。

安全評価では強制対流時及び自然対流時のナトリウム沸騰解析が重要となる。燃料集合体内のナトリウム沸騰の特徴は、冷却材の圧力が低いため相変化による気泡の体積変化が大きく、沸騰開始から比較的短時間のうちに流量逸走現象（急速な流量減少）が生じ、炉心の冷却能力が急減する場合があることである。酸化物燃料の大型炉心の場合は、冷却材の沸騰により正のボイド反応度が印加されるので、冷却材温度は考えられる流量減少時及び過出力時において、炉心のどの部分においても沸点以下である必要がある。従って、軽水炉ではバーンアウトが熱限界であるのに対し、高速炉では沸騰開始が熱限界の一つになる。万が一、出力運転時にナトリウム沸騰が生じた場合、一般的には沸騰除熱は期待できず、直ちに被覆管溶融からCDAに向かう。しかし炉出力がある程度低下し、事象推移が緩慢な場合は、炉心径方向膨脹や炉心上部非発熱部の冷却材の沸騰ボイドによる負の反応度効果が効いて、CDAが回避される可能性がある。この場合は、炉心内の温度分布や冷却材の沸騰・凝縮挙動を評価するための熱流動研究が重要となる。

ATWSの事象推移評価においては、CDAに移行する可能性を否定しない。CDA評価では、たとえ炉心が損傷しても放射性物質は炉容器内に保持されることを確認して、厚みのある安全確保を示すことが重要である。CDAはその起因過程と炉心溶融・崩壊に向かう遷移過程で代表される。起因過程を支配する熱流動現象としては、冷却材沸騰、非凝縮性ガス二相流、燃料破損・崩壊後の溶融物質移動、溶融物質と冷却材との熱的相互作用（FCI：Fuel Coolant Interaction）が典型的なものとして挙げられる。遷移過程における熱流動現象は、炉心構成物質の相変化（溶融・蒸発、凝縮・固化）と

駆動源（重力、発生する核エネルギーの程度によるFCI、各物質の蒸気圧など）を介して、複雑な境界条件の下での多成分・多相流現象となる。

一方、核的に事故が終息した後の炉心部に残存した溶融物質（燃料、ステンレス等）の炉心からの移行・分散挙動、及びクエンチ後の分散配置された崩壊熱レベルで発熱し続ける燃料デブリの長期的な冷却性評価を行う必要がある。実機における一連の事象評価には、解析コードが用いられる。つまり、伝熱流動現象を支配する保存方程式を解くことになるが、扱う現象が極めて複雑でコード体系が膨大になること、モデル化及びコード検証のための安全性試験炉の数が少なく、試験の実施には多くの資金及び人材が必要であることから、コード開発及び炉内試験は国際共同プロジェクトで行われることが多い。それらの例としては、起因過程を解析するSASコード⁶⁾、遷移過程を解析するSIMMERコード⁷⁾、CABRI炉内試験⁸⁾などが挙げられる。

以下、大規模な炉心損傷に至る以前の高速度熱流動問題に焦点を当てて記述する。

3. 燃料集合体内熱流動 高速炉の燃料集合体の熱流設計及び安全性評価には、サブチャンネル解析手法が用いられる。サブチャンネルとは、図1に示す燃料ピンまたは燃料ピンとラッパ管壁に囲まれた流路の最小単位で、このサブチャンネル内の平均物理量に対して定式化された質量、運動量、エネルギー保存方程式が解かれる。集中定数系に分類されるサブチャンネル解析では、定式化の過程で様々な工学的近似が導入されるため、解析結果の信頼性を保証するには工学的近似の妥当性に対する実験的裏付けが必要とされる。

これに対して、集合体内のサブチャンネルをさらに微細にメッシュ分割して、分布している物理量について各保存方程式を解くことにより、サブチャンネル解析における工学的近似を必要としない解析方法の開発も行われている⁹⁾。図2にワイヤ型（燃料ピンの間隔

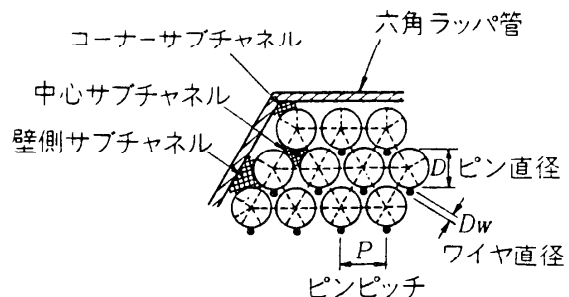


図1 燃料集合体のサブチャンネル

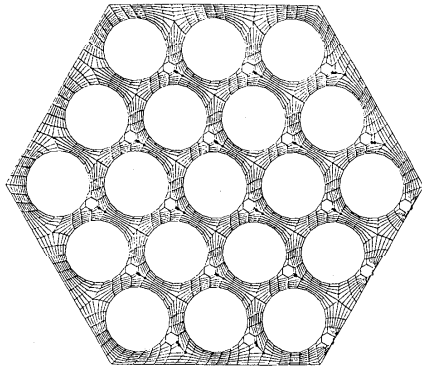


図2 ワイヤ型19本燃料集合体の詳細メッシュ分割

保持にワイヤを螺旋状に巻き付けたタイプ) 19本燃料集合体に対するメッシュ分割例を示す。このような分布定数系の詳細メッシュ解析は、工学的近似に依存しないので適用範囲が広く、ワイヤ巻きピッチや燃料ピンの配列ピッチなどの変更に対して精度の高い解析が可能になることが期待できる。ただし、現在のところは計算量が膨大となるため、実用的に利用できるまでには至っていない。

3.1. サブチャンネル解析 ワイヤ型燃料集合体内の熱流動は、大局的に見れば圧力損失特性と熱伝達係数(ともに実験相関式)を与えることにより記述される。圧力損失特性はレイノルズ数、 P/D 及び H/D の関数、熱伝達係数はさらにペクレ数を加えた関数として与える(ただし、 P 、 H 及び D はそれぞれピン配列ピッチ、ワイヤ巻きピッチ及びピン直径)。これらは集合体を一次元の流路でモデル化した場合に当てはまる実験相関式として求められるので、サブチャンネル解析に対して直接それらの相関式を用いることはできない。このため、代表的な内部サブチャンネル、壁側サブチャンネル及びコーナサブチャンネル(図1参照)のそれぞれに対して圧力損失相関式が開発された。ワイヤスペーサの流体力学的効果については、分布抵抗の概念に基づいたモデル化が軸方向主流の流れ場に対してなされている¹⁰⁾。

上記の圧力損失相関式やワイヤスペーサモデルが組み込まれたサブチャンネル解析コードASFRE¹¹⁾により、ワイヤ型37本ピン集合体内温度分布の実験値と解析値とを比較した結果を図3に示す。なお、温度分布は発熱部全長0.93mの燃料ピンの最大線出力位置(Chopped-Cosine軸方向発熱分布の中心)の横方向断面のもので、実験は動燃のPLANDTL(Plant Dynamic Test Loop)装置を用いて実施された¹²⁾。壁側サブチャンネルの流路面積が内部サブチャンネルに対して約2倍広いため、壁サブチャンネル温度は集合体中心部の内部

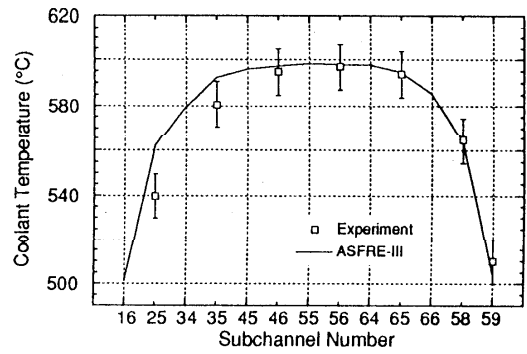


図3 ワイヤ型37本ピン集合体内温度分布

サブチャンネル温度に比べて約100°C低い。ASFREの解析結果は、この燃料集合体内の温度分布の特徴を良く表している。

また、ASFREには燃料ピン束が異物などの混入により局部的に閉塞された場合を想定した異常事象評価のため、閉塞物内及び局所的な冷却材の温度上昇を計算する閉塞モデルも組み込まれている。EdFで行われた局所閉塞実験Scarlet-2¹³⁾に対して、閉塞物内温度分布及び閉塞物近傍の流れ場と温度場を解析した結果をそれぞれ図4及び図5に示す¹²⁾。なお、図5の流れ場の流速ベクトルはワイヤスペーサの影響を強調するため、横方向流速成分を軸方向の10倍に拡大して描いてい

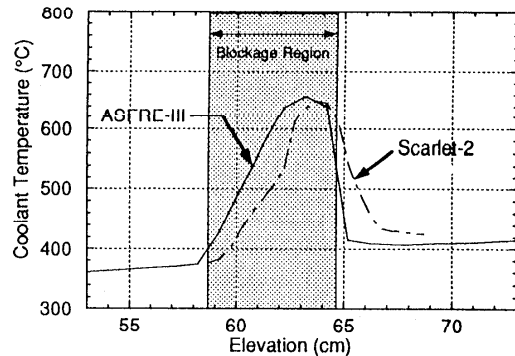
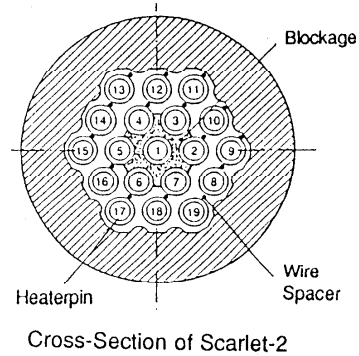


図4 閉塞物内軸方向温度分布(Scarlet-2)

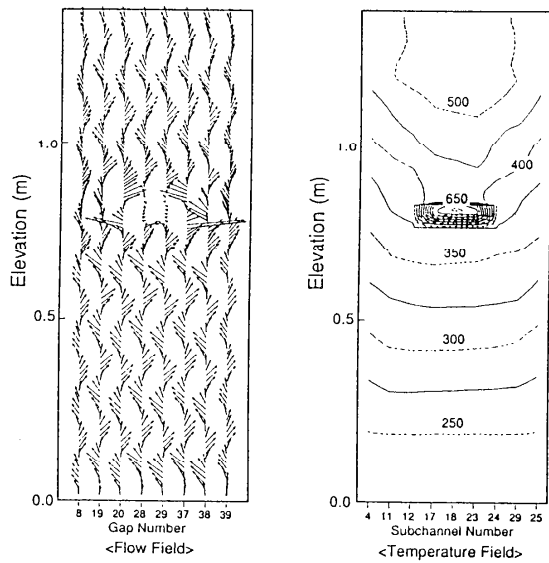


図5 閉塞物近傍の流速及び温度分布 (Scarlet-2)

る。

ワイヤスペーサによる流れの横方向成分は、閉塞物下流における循環流領域の軸方向長さを短くする効果をもたらす。後流域の冷却材温度を低下させるが、ASFREのワイヤスペーサモデルはこの効果を定量的に評価可能である。こうした解析例に示されるように、単相流に関するサブチャンネル解析コードは、高速炉の熱流体力設計及び安全評価のため開発・検証が進められ、定格運転時及び異常時の集合体内温度評価に対する使用実績が積まれてきた。

高速炉の経済性向上には、燃料の高燃焼度化が不可欠である。これには、複雑に照射変形した燃料集合体内温度分布、特に、燃料ピン間隔が狭まることによる局所的なホットスポット温度に対する評価技術の高度化が重要となる。従って、燃料集合体内熱流動解析に対する今後の課題としては、超並列計算機などの大容量・超高速コンピュータを活用した分布定数系の詳細メッシュによる解析手法の開発が挙げられる。

3.2. スタaggerド・ハーフピンモデル 自然循環除熱時には、燃料集合体内流量が小さくなるため、相対的に浮力や熱伝導の効果が集合体内温度分布に及ぼす影響が大きくなる。このため、炉容器上部プレナム内の低温冷却材が集合体内や集合体間ギャップに潜り込むことで生じる相互干渉効果や、集合体間ギャップを介しての熱移行効果により集合体内温度分布が変わる。自然循環による炉心崩壊熱除去を適切な裕度を持って評価するには、このような相互干渉効果や熱移行効果を考慮してホットスポット温度を評価することが必要とされる。前述のサブチャンネル解析は高速炉の燃料

ピン配列に合わせた三角メッシュ分割を用いているので、炉容器上部プレナムや集合体間ギャップ領域を含めてモデル化する必要があるこのような問題には、解析メッシュ分割の不整合が課題となる。そこで、多次元熱流動解析コードAQUA¹⁴⁾用い、集合体間熱移行を含む集合体内の熱流動現象を解析する手法(スタaggerド・ハーフピンモデル)が開発された¹⁵⁾。

この解析手法検証のため、動燃のCCTL (Core and Component Test Loop) 装置を用いて3集合体モデルのナトリウム実験が行われた。試験体体系は、61本ピン集合体に隣接して2体の19ピン集合体を設置し、その反対側にナトリウム流路を設け、61本ピン集合体を側面から加熱・冷却できるようになっている。解析モデルのメッシュ分割を図6に示す。2体の19本ピン集合体の流量及び発熱を同一条件としたことから、解析のモデル化は試験体体系の1/2領域を対象としている。燃料ピン東部のメッシュ分割には、前述のサブチャンネル解析の実験相関式を流用できる利点があることから、サブチャンネルを解析の最小単位(コントロールボリューム)とするスタaggerド・ハーフピンモデルが用いられた。集合体間及びナトリウム流路との熱交

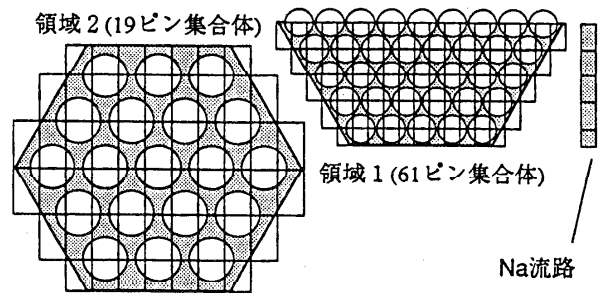


図6 3集合体モデル1/2体系の解析メッシュ図

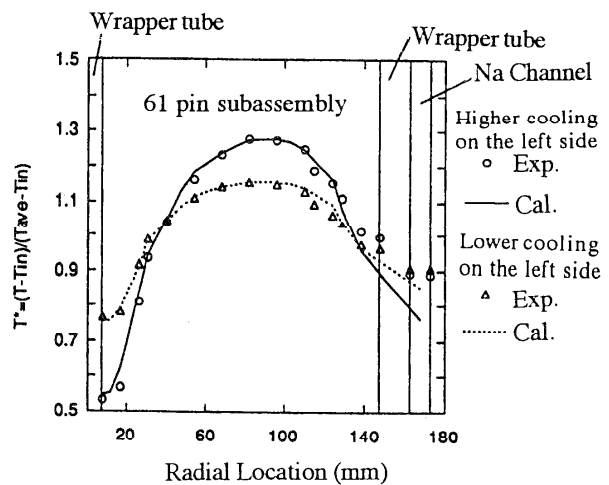


図7 側壁冷却条件による集合体内温度分布の変化

換は伝熱要素モデルにより模擬された。

19本ピン集合体からの冷却量をパラメータとして、61本ピン集合体の発熱部上端断面における温度分布を、解析結果と比較して図7に示す。なお、温度分布は平均温度上昇で規格化されている。壁面からの冷却量が大きくなると、壁側サブチャンネル温度が大きく低下し、解析では集合体内に再循環流が形成された。解析結果は実験の温度分布に非常に良く一致しており、浮力による流量再配分効果を含めて、自然循環時の集合体間熱移行による燃料集合体内温度分布の評価に対するスタッガード・ハーフピンモデルの適用性が確認された。

3.3. 沸騰解析 燃料集合体内ナトリウムの過渡沸騰は、低プラントル数流体、低圧条件下であるために急激な気泡成長及び集合体中に残存するサブクール・ナトリウムとの混合による急激な凝縮現象が特徴的である。このため数値解析においては均質二相流モデルは適用できず、二流体モデルが必要である。二流体モデルに基づくサブチャンネル解析でサブチャンネル毎の圧力損失を評価する場合、みかけの流速に基づくよりも、燃料ピンに接する相(例：環状流の場合は液膜相)の実際の流速に対する二相流圧損モデルで表した方が、実験結果を良く説明できる¹⁶⁾。解析例として図8にKfKで実施されたポンプトリップによるナトリウム流量減少沸騰実験L22でのドライアウトを含めた典型的な信号と、二流体モデルのサブチャンネル解析コード

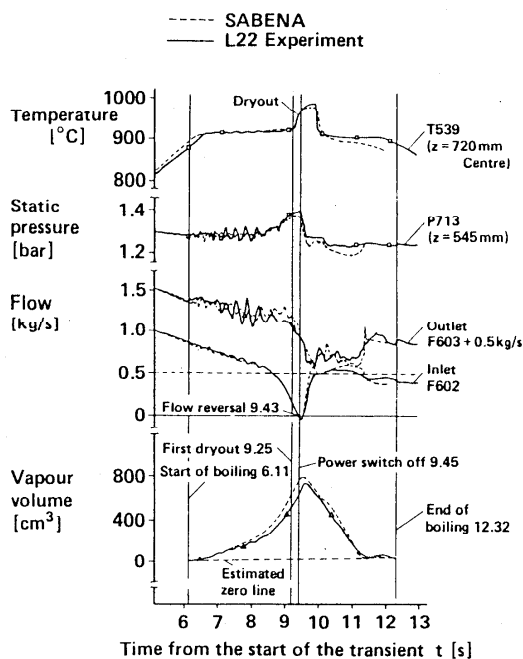


図8 流量減少ナトリウム沸騰実験 (KfK :L22) と解析

SABENAによる計算結果の比較を示す¹⁷⁾。計算の境界条件としては、実験で測定されたグリッド型37本ピン集合体の出口下流側での圧力と、ポンプ出口近傍での圧力変化が与えられた。図から明らかなように、流量逸走開始、ドライアウト、逆流、パワー遮断後の流量回復など、計算と実験との一致は極めて良好である。

また、動燃のPLANDTL装置を用いて、一次主冷却系配管における大規模な破損を想定した過渡ナトリウム沸騰実験が行われた。定格運転条件から急激に流量を低下させて、37本ピン集合体内冷却材の沸騰開始とその領域の広がりの様子を調べた実験値を、SABENAによる解析結果とともに図9に示す¹⁸⁾。流量の減少により集合体内の冷却材温度が上昇し、中心領域内部サブチャンネルの発熱部上端から沸騰開始する。沸騰領域は集合体の径方向に広がるが、壁側サブチャンネルの低温ナトリウム域に到達すると、急激な凝縮が生じ沸騰範囲の拡大が抑制される。このように沸騰領域は三次元的拡大挙動を示し、集合体の壁側に凝縮領域が存在する間は燃料ピン温度が急上昇するドライアウトは起こらないことが確認できた。現在、ナトリウム沸騰に関連するサブチャンネル解析で、当面の課題として残されているものは、二相流に対するワイヤスペースのモデル化である。

高速炉では冷却材の沸騰・凝縮によるボイド化挙動

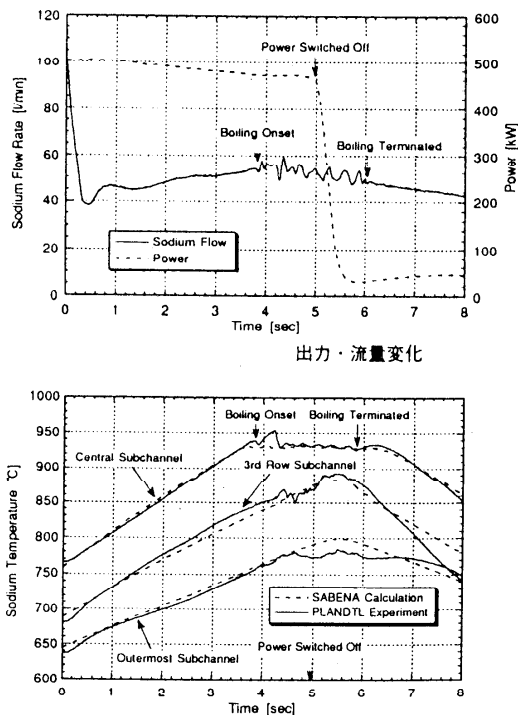


図9 過渡ナトリウム実験 (PLANDTL) と解析

が炉心の反応度応答に重要な影響を及ぼす。例えばナトリウムプレナム付きの偏平炉心においては、万が一沸騰に至ってもボイド反応度値が負である炉心発熱部上端以降の下流側にボイド化領域が拡大するならば、負の反応度効果により炉出力が低下して、事象推移の緩和に効くことが期待される。燃料集合体内のボイド化挙動は、燃料ピン束出口部の集合体内プレナム領域における凝縮現象が重要となるので、炉心プレナムと燃料ピン束との相互作用や、それによる核的フィードバックを考慮した炉心部ボイド化挙動の解明も二相流に関連する今後の課題として挙げられる。

4. 機器内熱流動 高速炉の冷却材温度は、炉心入口部で400℃前後であったものが、炉心出口部では510～550℃まで上昇し、炉心入口・出口間には大きな温度差がある。このため、冷却材に接する機器及び構造物の健全性に関しては、原子炉の起動、停止及びスクラムによる過渡的な温度変化に伴う熱応力に加えて、通常運転時における熱応力やクリープ疲労損傷に十分な注意を払う必要がある。また、設計依存ではあるが、自由液面の揺動や気泡巻き込みなどにも注意を払う必要がある。従来これら種々の問題に対し、大型モックアップ試験による実証を中心として対応策の妥当性が確認されてきた。しかしながら高速炉の経済性向上には炉出力の増大が不可欠であり、これに伴う機器の大型化はこの手法をコストの面で非現実なものとしている。また、冷却材にナトリウムを用いているため流動状況を可視化できないなど測定項目に制限があるとともに、使用温度が400～550℃と高く実験技術上も多くの制約がある。このため、作動流体に水を用い、相似則を考慮して現象を模擬した実験装置で全体的な熱流動を把握し、水実験では模擬できない熱伝達特性が重要となる現象に対して、部分モデルによるナトリウム実験を行うアプローチがとられる。解析コードはこのような実験で得られたデータや、実炉を用いた各種試験データにより検証されている。

4.1 サーマルストライピング 定格運転時の炉心出口近傍では、炉心構成要素毎の出力及び流量の違いから、例えば燃料集合体と制御棒集合体の出口部冷却材間に100℃以上の温度差があり、それらが混合する過程で温度ゆらぎが発生する（サーマルストライピング現象）。これにより、炉心上部に位置する構造物の表面近傍は高サイクルの熱応力を受ける。原子炉寿命中における構造材の疲労損傷とその健全性を評価する観点から、多くの水及びナトリウム試験が行われてきた。しかし、サーマルストライピング現象に関する熱流動特性は、

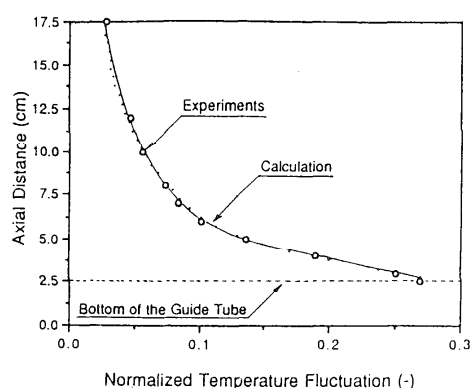


図10 制御棒案内管での軸方向温度ゆらぎの実験値と解析値の比較

形状に対する依存度が大きく、これまでの実験データを一般性を持って整理できていないのが実状である。これでは対象とする種々の形状や流動条件に対して個別の実験が必要となり、費用に係わる経済性の観点から解析的評価手法の確立が強く求められている。

流体中の温度ゆらぎ強度分布はサーマルストライピング現象を特徴づけるものの一つである。これまでの研究では、 $k-\epsilon$ 乱流モデル等の工学モデルが組み込まれたコードを用いて、この分布を数値解析的に評価してきた。ただし、 $k-\epsilon$ モデルでは乱流の非等方性効果が考慮できない Boussinesq 近似が使用されているため、温度等の状態量が空間的に大きく変わる場所では高い予測精度を得るのが難しい。そのため応力代数式モデルを採用する方向が示されている¹⁴⁾。この場合の多次元熱流動解析コードAQUAによる解析結果の一例を縮尺模型水実験と比較して図10に示す¹⁹⁾。図は中心に制御棒チャンネル（出口温度20℃、流速0.19m/s）、周辺に6体の模擬燃料集合体（出口温度30℃、流速0.85m/s）を配置し、出口から25mm上方に下端部が位置する直径100mmの案内管円筒中心と、外壁に沿った軸方向の温度ゆらぎについて解析と実験を比較したものである。温度ゆらぎの空間分布（平均温度に対応する低周波数成分）に関する実験値と解析値とは良く一致している。

サーマルストライピングの評価では、温度ゆらぎの空間分布だけでなく、平均温度まわりで変動する高周波数成分の評価も必要である。前述の低周波数成分を評価する時間平均輸送モデルを使用する限り、得られる数値解も時間的に平均化されるため、高周波数成分の時系列情報を得ることはできない。このため、時間平均操作を行わずかつ乱流モデルなどの工学的近似手法を用いない、局所・瞬時の Navier-Stokes 方程式を数値的に解く直接シミュレーション手法によるコード

表1 構造材表面に到達する温度ゆらぎ振幅の比較

作動流体	位置	流体混合による減衰	構造材表面近傍の流体層での熱伝達による減衰	構造材表面の温度ゆらぎ
	実験			
ナトリウム	実験	—	—	39%
	解析	42.1%	18.4%	30.5%
水	実験	—	—	18%
	解析	23.2%	54.7%	22.1%

DINUS-3が開発された²⁰⁾。作動流体が水及びナトリウムの場合の温度ゆらぎ解析結果を図11に示す。解析対象とした実験は、炉心出口部を模擬した2本のノズルから、それぞれ高温流体と低温流体とをジェット状に噴出させ、ノズルの下流側38mmの位置に設置した平板表面近傍における流体の温度ゆらぎを測定したものである²¹⁾。図の縦軸は、ノズル出口部における高温流体と低温流体との温度差で規格化した流体温度で、平板表面からの距離は2mmの位置である。これらの温度ゆらぎを比較すると、ナトリウムの場合は水に比べ、振幅が小さく高周波数成分が少ない。これはナトリウムの高い熱伝導により、流体混合過程での減衰が大きいためである。表1に解析で求めた温度ゆらぎ減衰効果を、ナトリウムと水について比較した。ナトリウム中では流体混合による減衰効果が大きい、水中では構造材表面近傍での減衰効果が大きく、ナトリウムではノズル出口部温度差の約40%、水では約20%の温度ゆらぎが構造材表面に到達している。これらは表に示した実験値（それぞれ39%及び18%）と良く一致している。

4.2. 温度成層化 原子炉スクラム時には炉心温度が急激に低下し、低温の冷却材が炉心出口部から炉容器上部プレナムに輸送される。上部プレナムには運転時の高温冷却材が層を形成して滞留しているので、低温冷却材が徐々にプレナム上部の高温領域を浸食していく、いわゆる温度成層化現象が生じる。炉容器の構造

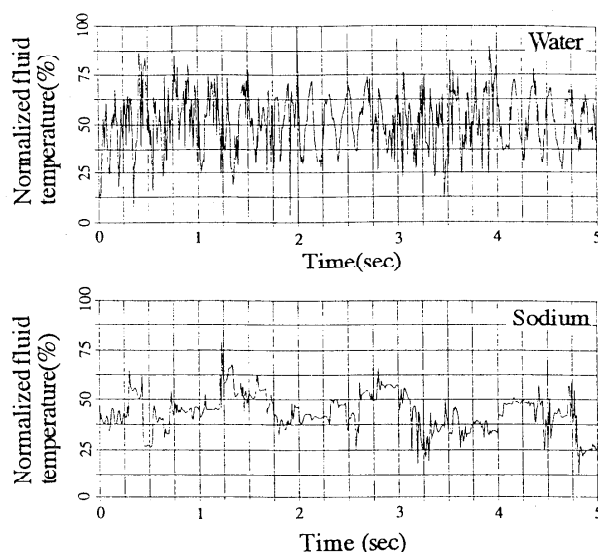


図11 DINUS-3による温度ゆらぎ解析結果 (水とナトリウムとの比較)

健全性評価では、成層界面における温度勾配と界面上昇速度が重要であることから、作動流体に水やナトリウムを用いて、数多くの実験及び解析手法の開発が行われた^{22),23)}。温度成層化現象はプレナム上部の層流化した高温域と、炉心出口流れの影響下にあるプレナム下部の低温域との間の乱流強度に極端な違いがあるのが特徴的である。従って、温度成層化の解析においても、乱流の非等方性分布（空間分布）の考慮が重要である。

4.3. 自由液面挙動 炉容器上部プレナム、ポンプ吸い込み槽など、自由液面を有するシステムでは、流れとの相互作用による自由液面の自励振動現象（揺動）、気泡巻き込み現象が生じる可能性がある。高速炉の原子炉容器は自由液面を有する薄肉容器であり、経済性向上のため炉出力の増大と機器のコンパクト化が求め

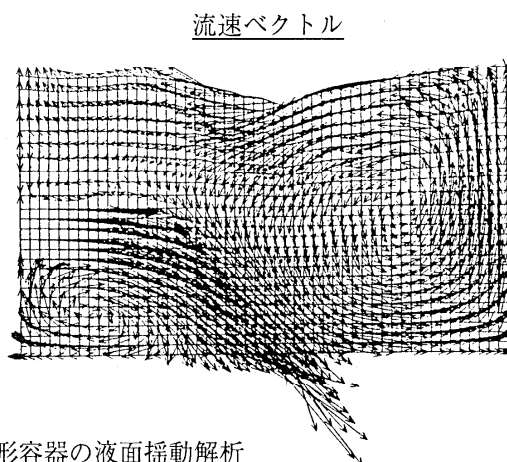
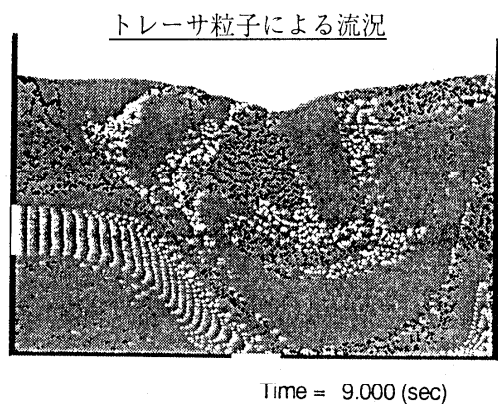


図12 強制対流のある二次元矩形容器の液面揺動解析

られている。これには機器内部流速の増大が避けられないため、流速の増大に伴う自由液面の揺動や気泡巻き込み対策が重要となる。

液面揺動に関しては、移動格子座標系を用いた有限要素法による流動解析コードSPLASHが開発されている²⁴⁾。岡本らによる側面に流入ノズル、下面に流出ノズルを有する強制対流のある二次元矩形容器の液面揺動実験²⁵⁾に対する解析結果の一例を図12に示す。容器の右上方に形成される大きな循環流が潜り込む液面位置から液面の揺動が発生し、左側の側壁方向に伝播していく様子が解析で再現されている。自由液面挙動解析の今後の課題としては、表面張力モデルや自由液面における乱流モデルの開発と検証が挙げられる。

気泡巻き込み現象は、容器の形状及びスケールに大きく依存することから、トップエントリーループ型実証炉のIHX容器を対象として、気泡巻き込みに関するスケール効果を把握するとともに、気泡巻き込み防止構造の検討を目的とする模型実験が水を作動流体として行われた²⁶⁾。模型のスケールは1/10、1/6、1/3及び1/1.6の4種類で、それぞれ容器液位や入口配管流速をパラメータとして実験が行われた。実験では(1) 旋回渦、(2) 潜り込み及び(3) 碎波の3つの気泡巻き込み形態が観察されたが、それぞれの形態での巻き込み条件が異なるため、明確なスケール効果は確認できなかった。気泡巻き込み現象の相似条件としては、模型のスケールより、大局的な流況と局所的な流速、即ち模型の形状と流速の一致が必要と考えられる。

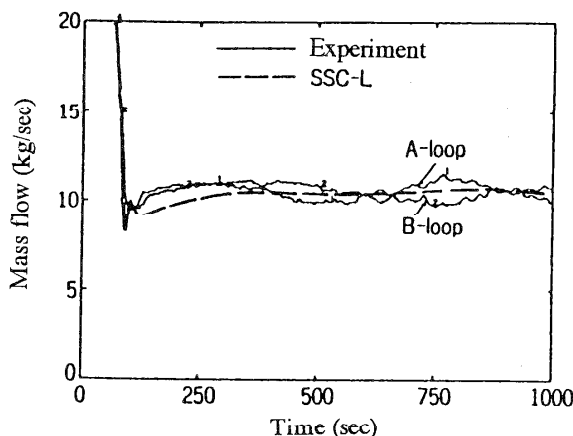
巻き込み形態の中では、旋回渦に起因するものの限界流速がもっとも小さいので、最近では旋回渦による気泡巻き込みに関する基礎的実験が行われている。平沼らは円筒内の層流旋回渦によって発生する気泡巻き込み現象に及ぼす流体の動粘性係数と表面張力の影響を

実験的に評価し、気泡巻き込みの発生条件を明らかにしている²⁷⁾。実炉条件では乱流旋回渦となるので、今後はより実炉に近い条件での実験による気泡巻き込み機構の解明や解析手法の開発が望まれる。

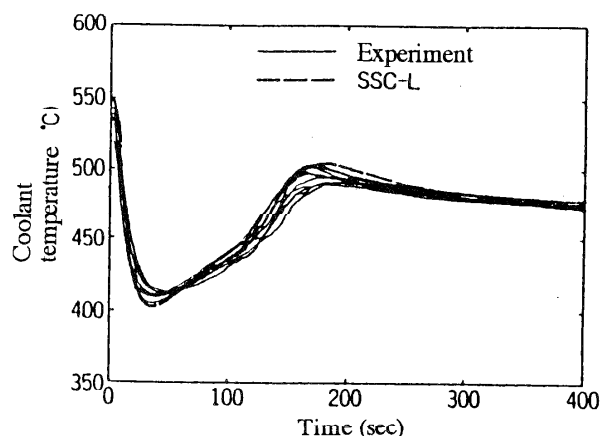
5. 受動的な安全特性 高速炉の冷却材に液体ナトリウムを使用していることは、自然循環による炉心崩壊熱の長期安定除熱という観点から有利なだけでなく、異常時の過出力の抑制においても即効的な負の反応度温度効果(炉心の軸及び径方向の熱膨張など)が大きいという利点を有している。将来の高速炉においては、動的機器に依存しない受動的な安全方策を活用して、炉心の安全性を確保することが要求されるであろう。自然循環除熱や炉心径方向膨張は、いずれも受動性を有する自然現象に基づく特性であるが、その効果を定量的に評価するにはより高度な評価技術が必要とされる。

5.1. 自然循環除熱 自然循環除熱については、これまで多くの炉外実験及び実炉を用いた実証試験が実施されている^{28), 29)}。一例として「常陽」の自然循環試験で得た一次系流量及び炉心出口温度の過渡変化を、プラント動特性コードSSC-Lによる解析結果と比較して図13示す。

自然循環による崩壊熱除去に関する今後の課題としては、炉容器上部プレナム内に冷却器を浸漬する直接炉心冷却方式(DRACS: Direct Reactor Auxiliary Cooling System)における炉心温度上昇の低減が挙げられる。これには冷却器からの低温流体が炉心燃料集合体間ギャップに入り込み集合体ラップ管壁を介して炉心を冷却する効果、即ちインターラップフローによる冷却効果を定量的に評価する手法の開発・検証が必要とされる。インターラップフローについては、KfKの1/5スケール模型を用いた実験により、炉心発熱量の10~



(a) 一次冷却材流量の過渡変化



(b) 集合体出口(チャンネル3)ナトリウム温度の過渡変化

図13 「常陽」自然循環試験結果とSSC-Lによる解析結果との比較

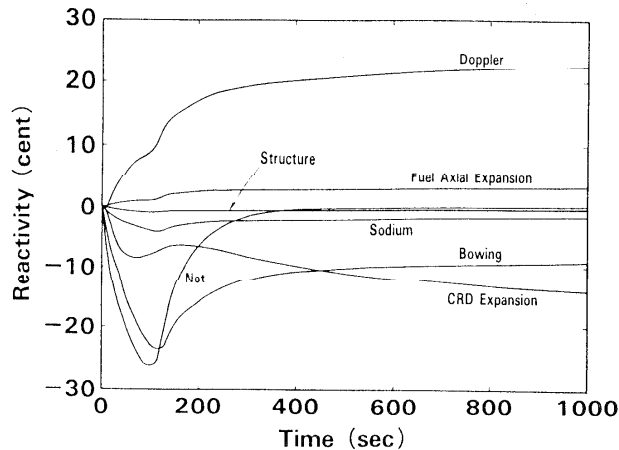


図 14 FFTF 受動安全性試験予測解析結果

50%が除熱されたとの報告もある³⁰⁾が、作動流体に水を用いた実験であるので、形状効果も含めてナトリウム実験により評価手法の信頼性を確認する必要がある。

5.2. 負の反応度効果 炉心の径方向膨張による負の反応度効果の評価では、通常運転条件下での照射クリープや熱による炉心の初期変形状態、異常な外乱により生じる炉心各部の温度変化、さらにはその温度変化に伴う炉心構成要素の構造変形、反応度変化、出力変化などを評価する解析コード体系が必要とされる。

上記のコード体系を用いて、FFTFを対象として100%流量、30%出力の運転状態からのATWS(流量減少時のスクラム失敗)条件下での受動的安全性試験に関する予備解析を行った結果を図14に示す³¹⁾。数100秒まで炉心変形による負の反応度効果が大きく効いており、炉出力の低下に寄与していることが分かる。反応度応答には炉心変形、燃料の軸方向膨張、プレナムの熱流動(制御棒駆動軸の熱膨張に関連)の評価が重要である。このようなATWS時における実際のプラント応答挙動は、計算機上でのみ総合的なシミュレーションが可能である。今後は、受動的な安全特性に対する信頼性を高めるため、多次元的な核特性及びプラント熱流動特性の考慮などに関する改良による評価手法の高度化を図り、できるだけ忠実にプラント応答挙動をシミュレーションすることが求められる。

6. 結言—将来の課題 本稿では熱輸送系バウンダリが健全な場合に関して、高速炉における各種熱流動現象の評価レベルが相当高くなってきていることをいくつかの例をもって示した。現在こうした範疇における熱流動研究の重点は、より詳細な解析ができる手段(分布定数系コード)を開発するとともに、集中定数系

的扱いに対しては、現象のより機構論的分析に基づく物理モデル開発と高度な乱流モデルの組み込みにより、初期においては部分的に、最終的には実験の大部分を解析で代替することにある。

一方、ATWS事象や受動的な安全特性の評価では、事象推移を支配する影響緩和機構について、これまで充分でなかった現象の解明を掘り下げていくことが最も重要である。従って、これらの分野での将来の熱流動研究は、より核特性とのカップリングが強い性格のものとなる。

ナトリウム沸騰の解析がある程度精度良くできるようになった現在、沸騰に続く反応度変化や燃料挙動、あるいは炉心変形といった極めて複雑な現象を、物理法則に則して機構論的なモデル化を行うことに研究開発の重点が移りつつある。即ち、想定しうる事象展開に沿って、各事象フェーズにおける核・熱流動的現象を支配する物理パラメータを介したデータベースを構築するとともに、現象と事象推移との間の因果律を明かにして構成方程式に反映していく研究のアプローチがその本質である。このアプローチを完遂するために高速炉炉心の過渡変化を部分的に模擬できる過渡試験炉による炉内試験と、それらと合い補う立場の実験室レベルでの試験を今まで以上に実施していくことが必要である。

工学的には起こり得ない現象、即ち非現実系のシミュレーションは計算機のみでしか実現できない。計算機シミュレーションのみが最終的に、現在また将来の高速炉システムがこの非現実な事象に対しても耐え得るといふ貴重な情報を与えてくれることになる。従って、熱流動及び安全研究の専門家は、計算機の出すアウトプットについて実際に起こり得るであろう物理現象とどのように対応させるか、できる限り数多くの実験事実と緻密な理論的考察に基づいて、解析結果を保証する努力が今後とも必要とされる。

参考文献

- 1) 軍司他：日本機械学会第68期全国大会講演会講演論文集 (Vol. C : 1803, 1804)
- 2) M. Edelmann, et al., Nucl. Tech., 107 (1994) 3-14
- 3) D.M. Lucoff, Nucl. Tech., 88 (1989) 21-29
- 4) R.A. Wigeland, et al., Proc. Int. Mtg. Safety of Next Generation Power Reactors, Seattle (1988)
- 5) V.I. Matveev, et al., Proc. FRS'94, Obninsk, 1 (1994) 45-59
- 6) A.M. Tentner, et al., Proc. Int. Top. Mtg. Fast Reactor Safety, Knoxville, 2 (1985) 989-997

- 7) W.L. Bohl, et al., LA-11415-MS, Los Alamos Nat. Lab. (1990)
- 8) 高速増殖炉研究開発の現状 (動燃事業団) 74-75 (1992)
- 9) T. Shimizu, et al., Nucl. Eng. Des., 120 (1990) 369-383
- 10) H. Ninokata, et al., Nucl. Eng. Des., 104 (1987) 93-102
- 11) H. Ninokata, 14th Mtg. of LMBWG, Brasimone (1991)
- 12) H. Ohshima, et al., Proc. FRS'94, Obninsk, 2 (1994) 280-289
- 13) J. Olive, et al., Nucl. Energy, 4 (1990) 287
- 14) I. Maekawa, Nucl. Eng. Des., 120 (1990) 323-339
- 15) 上出他：1995年原子力学会年会予稿集 A24
- 16) H. Ninokata, et al., Nucl. Energy, 28 (1989) No.3, 161-170
- 17) H. Ninokata, et al., Nucl. Eng. Des., 120 (1990) 349-367
- 18) 早船他：1993年原子力学会年会予稿集 D15
- 19) 村松他：日本機械学会論文集 (B編) 57巻 540号 No.90-1461A
- 20) 村松他：日本原子力学会誌 Vol.36 (1994) No.12, 1152-1163
- 21) S. Moriya, et al., Proc. FR'91, Kyoto (1991)
- 22) T. Muramatsu, et al., Nucl. Eng. Des., 150 (1994) 81-93
- 23) Y. Iritani, et al., Proc. FR'91, Kyoto (1991)
- 24) 山口他：1994年原子力学会秋の大会予稿集 D53
- 25) 岡本他：日本機械学会論文集 (C編) 57巻 535号
- 26) 山本他：日本機械学会論文集 (B編) 59巻 565号 No.91-0121
- 27) 平沼他：1995年原子力学会年会予稿集 A33
- 28) A. Yamaguchi, et al., Proc. NURETH-4, Karlsruhe (1989) 398-405
- 29) 山本他：1994年原子力学会秋の大会予稿集 D40
- 30) 早船他：1995年原子力学会年会予稿集 A36
- 31) A. Yamaguchi, et al., Nucl. Tech., 107 (1994) 23-37

シリコンエピ装置におけるウエハ裏面よりの抵抗加熱によるスリップフリー実現

佐藤 裕輔（東芝研究開発センター）

1. 緒言 シリコンウエハは、高温になるとウエハの降伏応力が急激に低下し、熱応力により結晶面に沿って結晶がずれ、スリップとよばれる線状欠陥が容易に発生する。スリップは、ウエハ上に形成するデバイスの歩留りが低下させるため、シリコンプロセスにおいては、スリップを発生させない（スリップフリー）技術は重要となる。

シリコンエピは、シリコンウエハを1000-1200°Cに加熱し、シリコンを含む原料ガス(SiH₄、SiH₂Cl₂等)をウエハ上に供給することにより、原料ガスをウエハ上で分解させ、シリコンウエハ上に、シリコン単結晶膜を成長させる技術である。ウエハ径が大口径化(6-8")するにつれ、スリップフリーを実現するためには、ランプ加熱が不可避であるとされていた。

2. 片面抵抗加熱による温度分布発生要因 ウエハ裏面よりの抵抗加熱の場合、ウエハは通常、図1に示すように、ウエハホルダと呼ばれるテーブル上に載置されている。ウエハが高温に保持される場合、ウエハ表面からは、輻射及びガス伝導による放熱が生じる。この放熱のためにウエハ表面温度T_sがウエハ裏面温度T_bより低くなり、ウエハは反る。ウエハの反りにより、ウエハホルダとウエハ間の距離が変化し、伝熱の状況が変わることにより、ウエハ面内温度分布が生じる。

一方、図2に示すようなウエハ表面、もしくはウエハ両面よりのランプ加熱の場合は、ウエハ表面よりの放熱が少ないため、ウエハ面内均熱を実現しやすい。

抵抗加熱は加熱効率が良いため、ウエハ裏面よりの抵抗加熱方式によるスリップフリーが実現できれば、加熱コストが低減し、加熱装置もコンパクトですむ。

3. 温度分布による熱応力 ウエハ裏面よりの抵抗加熱の場合、上述のように、1)ウエハ表面よりの放熱に起因するウエハ表裏の温度分布と、2)ウエハの反りに起因するウエハ面内の温度分布の2種類の温度分布が生じる。このうち、ウエハ表裏の温度分布は、温度分布が厚み方

向にリニアに変化する場合は、熱応力を発生しない。従って、ウエハ面内温度分布による熱応力がスリップ発生の主因となる。ウエハに発生する熱応力を解析したところ、応力は、ウエハ面内に発生する温度差ΔTとその分布形状のみで決定され、ウエハ径には依存しない¹⁾。大口径ウエハにおいてスリップフリー実現が困難である原因は、反りの量が大きくなり、ΔTが大きくなってしまうことにある。

4. スリップフリー実現方法 スリップフリーを実現するために図3に示すウエハ保持構造を採用した。この構造では、ウエハ外周部においてウエハを保持し、ウエハとウエハホルダ間の距離dを、ウエハが反った場合でもウエハ温度が変化しない程度に離している。しかも、支持されているウエハ外周部の温度も、他の部分と同じ温度になるようにすることにより、6"ウエハ、1100°Cにおいて、従来は困難であるとされていた、ウエハ裏面よりの抵抗加熱方式によりスリップフリーを実現することができた。

5. 結言 ウエハ裏面よりの抵抗加熱方式によるスリップ発生の要因を明らかにし、困難であるとされていた6"ウエハにおける1100°Cスリップフリーを実現した。

文献 1)佐藤他,第29回日本伝熱ソポゾウム講演論文集, p.225(1992)

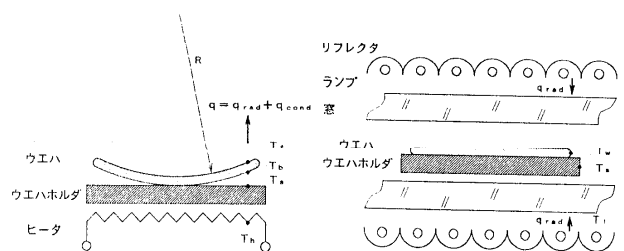


図1 抵抗加熱方式

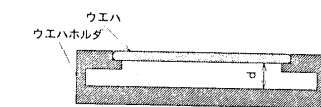


図2 ランプ加熱方式

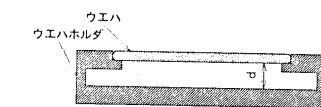


図3 新ウエハ保持方式

<支部・地方研究グループ活動報告>

関西支部活動報告

関西支部は平成6年5月19日に発足して以来、支部設立記念総会・講演会（伝熱研究Vol.33, No.131参照）を始めとして、講演討論会、熱・物質移動国際シンポジウムを開催いたしました。また、若手の会も着実に会合を重ねており、日本伝熱学会の発展の一翼を担っております。以下に本年度の関西支部の活動内容をご報告申し上げます。（ただし、既報告分は除き、第2回定時総会・講演会の会告を含みます。）

1. 講演討論会

日時：平成6年9月22日（木）13:00～17:30

場所：神戸製鋼所神戸総合技術研究所4号館2階大会議室 参加者：44名

講演：（1）太陽日射エネルギーの評価 川島陽介（姫路工業大学）
（2）蓄熱再生バーナーの実用化 中西良太、西村 真（神戸製鋼所）
（3）空調用熱交換器の技術動向 川端克宏（ダイキン工業）
（4）管外製氷型蓄熱システムの製氷・解氷特性 老固潔一（川崎重工業）

見学：神戸製鋼所神戸総合技術研究所

懇親会：神戸製鋼所神戸総合技術研究所にて（出席者35名）

2. International Symposium on Heat and Mass Transfer

Date: November 28-29, 1994

Place: Kyoto Research Park

No. of Participants: 77

Monday, November 28

Opening Ceremony [9:00 - 9:20]

Session I: Micro Heat Transfer [9:20 - 10:20]

Co-chairs: S. T. Ro, U. Bückle

9:20 - 9:40 Some peculiar phenomena related to heat and mass transfer in rarefied gas flows
T. Kanki (Himeji Institute of Technology, Japan)

9:40 - 10:00 Numerical simulation on thermal behavior of a small particle of argon
H. Wakabayashi and T. Makino (Kyoto University, Japan)

10:00 - 10:20 Microscale control of radiation heating of solids
T. Qiu (The University of Tokyo, Japan)

Session II: Computational Fluid Dynamics and Heat Transfer [10:40 - 12:00]

Co-chairs: J. M. Hyun, Y. Hirata

10:40 - 11:00 On the application of CFD to flow analysis in turbomachinery components
A. Wiedermann (Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., Japan)

11:00 - 11:20 Green's function approach to optimal design of thermal problem with heat sources
K. Momose and H. Kimoto (Osaka University, Japan)

11:20 - 11:40 Lattice Boltzmann simulation of flow and heat transfer in a two-dimensional porous structure
T. Inamura, M. Yamamura and F. Ogino (Kyoto University, Japan)

11:40 - 12:00 Computation of sudden distortion of turbulence by strain of arbitrary modes
M. J. Lee and B. D. Oh (Pohang University of Science and Technology, Korea)

Session III: Flow Control and Instability [13:00 - 14:40]

Co-chairs: Z. Y. Guo, Y. Hagiwara

- 13:00 - 13:20 Convective instabilities and heat transfer in horizontal fluid layers
C. K. Choi, K. H. Kang (Seoul National University, Korea)
and M. C. Kim (Cheju National University, Korea)
- 13:20 - 13:40 Vortex instability in boundary layer and channel flows
G. J. Hwang and M. H. Lin (National Tsing Hua University, Taiwan)
- 13:40 - 14:00 Heat transfer in an acoustic-resonance tube model and its visualization
M. Ozawa, A. Kawamoto*, M. Kataoka and T. Takifuji** (Kansai University, Japan)
*(Toshiba Corporation, Japan)
**(Hitachi Limited, Japan)
- 14:00 - 14:20 Bifurcation theory analysis of non-linear dynamic instability for fluid heated
natural circulation loop
X. B. Xu, J. J. Xu and S. M. Yang (Shanghai Jiaotong University, China)
- 14:20 - 14:40 Suppression of natural convective heat transfer due to three-dimensional thermal flow
K. Noto and T. Nakajima (Kobe University, Japan)

Session IV: Rotating Flow and Related Heat Transfer [15:00 - 17:00]

Co-chairs: M. J. Lee, M. Ozawa

- 15:00 - 15:20 Spin-up of a viscous fluid in a rotating cylinder
J. M. Hyun (KAIST, Korea)
- 15:20 - 15:40 Bifurcation of time-dependent flow properties in a Taylor vortex flow system
K. Kataoka, N. Ohmura, T. Kataoka, T. Mizumoto
and M. Nakata (Kobe University, Japan)
- 15:40 - 16:00 Laminar-turbulent transition of liquid film flow on a stationary and rotating disk
T. Azuma (Osaka City University, Japan)
- 16:00 - 16:20 Flow and mass transfer in rotor-stator disk cavities
H. C. Kim, J. Y. Yoo, H. S. Kang and S. W. Kim (Seoul National University, Korea)
- 16:20 - 16:40 The application of modern numerical tools to the investigation of transport phenomena
related to Czochralski crystal growth processes
U. Bückle, Y. Katoh, M. Schäfer*, K. Suzuki and K. Takashiba (Kyoto University, Japan)
*(University of Erlangen-Nürnberg, Germany)
- 16:40 - 17:00 Thermal drive and heat/mass transfer in a vertical rotating cylinder
Z. Y. Guo and X. G. Liang (Tsinghua University, China)

Symposium Party [17:30 - 19:30]

Tuesday, November 29

Session V: Reacting Flow and Related Heat Transfer [9:00 - 10:20]

Co-chairs: J. S. Lee, K. Nakabe

- 9:00 - 9:20 Preferential diffusion effect on temperature in diffusion flames
T. Takagi, Z. Xu*, S. Kinoshita and M. Komiyama (Osaka University, Japan)
*(Central Research Institute of Electric Power Industry, Japan)
- 9:20 - 9:40 3-Dimensional combustion, flow, and heat transfer analysis in an industrial furnace
by numerical method
M. Matsumura, S. Ito and Y. Kokura (Osaka Gas Co., Ltd., Japan)
- 9:40 - 10:00 Influence of heat transfer on the rate of $\text{CaCl}_2/\text{CH}_3\text{NH}_2$ gas-solid heat pump reaction
Y. Hirata and K. Fujioka (Osaka University, Japan)
- 10:00 - 10:20 Nonsteady behavior in evolving nonpremixed jet flame
J. Park and H. D. Shin (KAIST, Korea)

Session VI: Unsteady Flow and Heat Transfer [10:40 - 12:00]

Co-chairs: H. D. Shin, T. Inamuro

- 10:40 - 11:00 Unsteady flow and heat transfer in a channel with two ribs attached to one wall
(Effects of buoyancy)
K. Matsubara, K. Nakabe and K. Suzuki (Kyoto University, Japan)
- 11:00 - 11:20 Effect of periodic passing wake on a heated jet issuing over a flat plate
J. S. Lee and K. Kuk (Seoul National University, Korea)
- 11:20 - 11:40 An application of interactive computational-experimental methodology to optimization
of the position of the probe in conduction heat transfer processes
J. S. Szymid, K. Suzuki*, Z. Sz. Kolenda and Y. Hagiwara**
(University of Mining and Metallurgy, Poland)
*(Kyoto University, Japan)
**(Kyoto Institute of Technology, Japan)
- 11:40 - 12:00 Natural convection in a confined regime with internal heating
Z. Kawara, O. Takahashi, A. Serizawa (Kyoto University, Japan)
and I. Michiyoshi (Matsue College of Technology, Japan)

Session VII: Two-Phase Flow [13:00 - 14:00]

Co-chairs: W. Q. Tao, I. Kataoka

- 13:00 - 13:20 An experimental study of momentum and heat transfer analogy in gas-liquid two-phase flow
M. Kaji, K. Sekoguchi and K. Mori (Osaka University, Japan)
- 13:20 - 13:40 Advances in researches on liquid flow boiling heat transfer
B. X. Wang, X. F. Peng and J. Ma (Tsinghua University, China)
- 13:40 - 14:00 Heat transfer and pressure drop of inverted annular flow
T. Fujii, N. Takenaka, H. Asano and T. Yasuda (Kobe University, Japan)

Session VIII: New Refrigerants and Thermal Systems [14:00 - 15:00]

Co-chairs: S. M. Yang, K. Takeishi

- 14:00 - 14:20 Performance and heat transfer of a refrigerator/heat pump using refrigerant mixtures
S. T. Ro (Seoul National University, Korea)
- 14:20 - 14:40 An air-conditioning system for large space applying thermal stratification
H. Hamaguchi, T. Sakaguchi, M. Ohshiro*, M. Saito* and K. Morioka*
(Kobe University, Japan)
*(Taikisha Ltd., Japan)
- 14:40 - 15:00 An experimental investigation of orifice pulse tube refrigerator
K. Ikegami, M. Masuda, T. Nakayama, K. Fukushima and M. Osumi
(Sanyo Electric Co., Ltd., Japan)

Session IX: Heat Exchangers and Applications [15:20 - 16:40]

Co-chairs: C. K. Choi, T. Makino

- 15:20 - 15:40 A numerical study on flow and heat transfer performance of a two-row finned tube
heat exchanger (Differences in simulation with two- and three-dimensional models)
G. Xi, K. Torikoshi and K. Kawabata (Daikin Industries, Ltd., Japan)
- 15:40 - 16:00 Heat transfer and pressure drop of perforated surface heat exchanger with passage enlargement
and contraction at low Reynolds number (Invention of breathing effect)
M. Fujii and Y. Seshimo (Mitsubishi Electric Corp., Japan)
- 16:00 - 16:20 Heat transfer coefficient of impingement cooling on a flat and a concave target plate
K. Takeishi, M. Matsuura and T. Sato (Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., Japan)
- 16:20 - 16:40 Experimental study on developed turbulent heat transfer and fluid flow in annular
sector ducts
S. S. Lue, H. J. Kang, M. J. Lin and W. Q. Tao (Xi'an Jiaotong University, China)

Closing Remarks [16:40 - 17:00]

3. 若手の会

(1) 第8回会合

日時：平成6年5月27日（金）15:00～17:00

場所：日立造船 技術研究所 出席者：10名

話題提供： ・一般的なガス製造について 元江正史（大阪ガスエンジニアリング）
・鉄鋼業と伝熱 西村 真（神戸製鋼所）

(2) 第9回会合

日時：平成6年8月26日（金）14:00～17:00

場所：三菱電機 中央研究所 出席者：17名

話題提供： ・水溶液の凝固過程とその利用技術に関する研究概要 若本慎一（三菱電機）
・放射伝熱解析の概要とその適用 井上健司（川崎重工業）
・メッシュフィン熱交換器の開発と現状 蛭子 毅（ダイキン工業）

(3) 第10回会合

日時：平成6年10月28日（金）15:00～29日（土）12:00

場所：川崎重工業 六甲山荘 出席者：12名

話題提供： ・神戸製鋼とLNG 櫻場一郎（神戸製鋼所）
・ごみ焼却炉内の熱流動解析 安田俊彦（日立造船）
・最近のごみ発電事情 芹沢佳代（タクマ）

4. 関西支部第2回定時総会・講演会

日時：平成7年4月21日（金曜日）10:00～19:30

会場：関西大学100周年記念会館第一特別会議室

電話：06-386-3008（百年記念会館）、06-388-1121（大学代表）

所在：吹田市山手町3-3-35

交通：阪急電鉄千里線 関人前駅下車 梅田側改札口から徒歩3分

講演会Ⅰ（10:00-12:00）：座長 小澤 守（関西大学）

- (1) LNG冷熱利用の現状と最近の気化技術の動向 久角喜徳（大阪ガス）
- (2) 逆環状流の熱流動 竹中信幸（神戸大学）
- (3) 代替フロンとトライボロジー 萩原茂喜（ダイキン工業）

講演会Ⅱ（13:30-15:30）：座長 加治増夫（大阪大学）

- (4) 格子ボルツマン法による多孔質内の熱流体解析 稲室隆二、山村方人、萩野文丸（京都大学）
- (5) 希薄気体流における境界現象について 神吉達夫（姫路工業大学）
- (6) クラスレート水和物を伴う液体CO₂の噴出・貯留ならびに溶解拡散挙動
平井秀一郎、岡崎 健、土方邦夫（東京工業大学）

関西支部総会（15:40-16:20）

特別講演（16:30-17:20）：座長 鈴木健二郎（京都大学）

「宇宙における事故調査」 前田 弘（京都大学名誉教授・元関西大学教授）

懇親会（17:30-19:30）（会場：関西大学100周年記念会館内レストラン紫紺）

（以上 関西支部担当理事 木本日出夫）

<お知らせ>

第32回日本伝熱シンポジウム

開催 5月24日(水)～26日(金)

主催 日本伝熱学会
共催 日本学術会議熱工学研究連絡委員会
日本機械学会、化学工学会 他

【開催日】
平成7年5月24日(水)～5月26日(金)

〒755 宇部市富盤台25
山口大学工学部 機械工学科
第32回日本伝熱シンポジウム準備委員会
加藤泰生

【講演会場】
山口県教育会館
〒753 山口市大手町2番18号
(TEL 0839 (22) 5766)
山口県社会福祉会館
〒753 山口市大手町9番6号
(TEL 0839 (24) 1025)

TEL 0836-31-5100 (機)3012, FAX 0836-35-9926

JR山口駅から徒歩約10分
ご注意: いずれの会場も開場は午前8時30分です。

【当日受付】 5月24日(水) 午前8:30よりシンポジウム会場にて行います。

【シンポジウム参加費】
一般(1名) 事前申込: 7000円、当日申込: 8000円
学生(1名) 事前申込: 3000円、当日申込: 4000円
(いずれも講演論文集は含みません)

【特別講演】
題目 『生体における体熱調節』
講師 山口大学長
村上 康 氏
日時 5月25日(木) 13:50～14:50
会場 講演会場A室

【講演論文集】
1セット 8000円(消費税込)
ただし郵送の場合には送料700円を加算(日本伝熱学会員には1セット無料進呈いたします。昨年度より論文集送付要領が変わりました。詳細は伝熱研究1995年1月号のお知らせをご覧ください。)

【伝熱学会企画部会特別セッション】
『中国と韓国の伝熱研究の現状』
座長 森 康彦(慶応大理工)
講師 Prof. Zeng-Yuan Guo
(Tsinghua Univ., Beijing, China)
Prof. Jae Min Hyun
(KAIST, Taejon, Korea)
日時 5月25日(木) 16:05～17:35
会場 講演会場A室

【懇親会】
日時 5月25日(木) 18:30～20:30
会場 ホテルニュータナカ(山口市湯田温泉)
会費 事前申込: 7000円 当日申込: 8000円
(同伴夫人は無料です)

【プレシンプ】 伝熱 "Lecture Course"
日時 5月23日(火) 13:00～19:00
会場 講演会場B室(山口県教育会館第1研修室)
参加費 会員・学生は無料(ただし資料費は実費申し受けます)
会員外 5000円

【カルチャープログラム(維新のふるさと探訪)】
日時 5月25日(木) 10:00～18:00
コース 湯田 → 秋芳洞及び秋吉台 → 萩市内
(松陰神社、東光寺、竊元) → 湯田(懇親会場)
定員 35名程度
(応募者少数の場合は取りやめることもあります。)
会費 7000円(昼食代、交通費、入館・入場料等を含む)
*参加希望者には詳細な案内を事前に送付いたします。

定員 120名
レクチャー(1) 13:00～17:00
題目 『分子動力学計算の基礎から実用計算まで』
講師 東京大学教授 小竹進氏
レクチャー(2) 17:00～19:00
題目 『複合材料の熱物性推算とその考え方』
講師 静岡大学教授 荒木信幸氏

【参加申込方法】
参加申込用の郵便振替払込用紙を一人につき一枚ご使用になり、浦信欄に「氏名(ふりがな)、会員・会員外の別、勤務先または学校名、参加費、懇親会費(夫人同伴の方はその旨を明記)、講演論文集代金(進呈分以外)、事前送料、カルチャープログラム参加費(本人・同伴者の別及び合計参加者数)、払込合計金額」をご記入のうえ、当該金額をご送金下さい。参加証は当日受け付けにてお渡しいたします。また、原則として領収証の発行を省略し、郵便振替払込票兼受領証をもってかえさせていただきます。
申込用の郵便振替払込用紙は、必要な枚数、送り先を明記のうえ、下記準備委員会宛、ファックスにてお申し付け下さい。

このプレシンプ参加希望者は、(社)伝熱学会企画部会長 庄可正弘教授(東京大学機械工学科、FAX 03-5800-6987)までファックスでお申し込み下さい。

※印は講演者、連名者の所属(勤務先・学校名)が前者と同じ場合は省略してあります。講演時間は10分です。なお各セッション時間は講演数で異なりますのでご注意ください。

【事前申込締切】
平成7年5月8日(月)(消印有効)

第1日 5月24日(水)
(A室)

【申込先】
郵便振替口座 01560-4-4749
第32回日本伝熱シンポジウム準備委員会
【参加・講演の問い合わせ先】

【層流伝熱】 9:00～10:10
座長 平田雄志(阪大)、二宮 尚(宇都宮大)
A111 リブ型渦促進体を挿入した平行平板間流れの層流伝熱
※舟渡裕一(富山県立大)、棚澤一郎(東大)
A112 強制対流場における弾性振動平板の非定常熱伝達
※筒井壽博(本田技研)、秋山光庸(宇都宮大)、杉山 均、高藤圭一郎(本田技研)
A113 流れに直交する一列円柱群からの熱伝達

- (数値計算)
 ※山本英朗(東理大)、服部直三
 A114 環状流路内の温度助走区間層流熱伝達(コアが流れに
 対向して動く場合)
 ※金丸邦康(長崎大)、池田達治、茂地 徹

- 【流れと熱の計測】 10:20~11:45
 座長 小森 悟(九大)、田川正人(名工大)
 A121 壁面せん断応力測定のための接着型ホットフィルム
 の動特性に関する研究
 ※今川宏明(慶大)、小尾晋之介、益田重明
 A122 レーザ・グラディエント・メータによる乱流壁面
 せん断応力の測定
 ※井上敬太(慶大)、小尾晋之介、益田重明
 A123 圧力・速度相関を用いた後方ステップ乱流の研究
 ※土方邦夫(東工大)、内海俊樹、長崎孝夫、
 鈴木 裕二
 A124 赤外線映像を利用した衝突平板の熱伝達率測定
 稲葉英男(岡山)、※三宅智久、尾崎公一
 A125 三次元画像処理流速計による複雑形状流路内流れ
 の測定
 ※二宮 尚(宇都宮大)、秋山光庸、杉山 均

- 【乱流構造と伝熱】 13:00~14:25
 座長 鈴木健二郎(京大)、大坂英雄(山口大)
 A131 管内温度境界層における間欠領域の乱流構造
 ※田川正人(名工大)、鈴木友浩、長野靖尚、
 辻 俊博
 A132 スパン方向速度に抑制を受けるチャンネル乱流の
 構造と熱輸送機構
 佐竹信一(東大)、笠木伸英
 A133 安定成層格子乱流場でのスカラーと運動量の
 逆勾配拡散機構
 小森 悟(九大)、※長田孝二、村上泰弘
 A134 ガス/ガス3層ヘリカルコイル型高温熱交換器の
 伝熱流動特性
 小磯浩司(原研)、稲垣嘉之
 A135 後向きステップ流れにおける乱流熱伝達
 太田照和(東北大)、※須賀威夫(東芝)

- 【物体まわりの流れと伝熱】 14:35~15:45
 座長 服部直三(東理大)、桧和田宗彦(岐阜大)
 A141 直交平板の抗力軽減と伝熱促進
 ※五十嵐 保(防衛大)、寺地宜明
 A142 円柱に働く抗力の軽減と伝熱促進
 五十嵐 保(防衛大)、※筒井敬之
 A143 鈍頭平板まわりの流れと熱伝達の数値解析
 ※柳岡英樹(東北大)、太田照和
 A144 管群の熱伝達に及ぼす付着スケールの影響
 太田照和(東北大)、※瓜生拓也(日立造船)

- 【複雑流路内の流れと伝熱】 15:55~17:05
 座長 五十嵐 保(防衛大)、青山善行(愛媛大)
 A151 遷移域におけるくぼみ付流路内の壁面せん断応力
 と物質移動
 西村龍夫(山口大)、※中桐裕明、国次公司
 A152 180° シャープターンをもつ長方形流路内の局所熱
 (物質)伝達特性
 廣田真史(名大)、※藤田秀臣、田中 篤、
 滝 真人(中部電力)
 A153 同軸2円錐間流路内の熱伝達に関する数値解析
 ※K.バラッカ(農工大)、望月貞成、村田 章
 A154 噴霧気流中の突起列まわりの流動と熱伝達
 ※河島弘毅(慶大)、菱田公一、前田昌信

- 【非定常流における伝熱】 17:15~18:25
 座長 吉田英生(東工大)、鈴木 洋(広島大)
 A161 スパン方向に周期的な吹き出し・吸い込みを有す
 る平行平板間乱流の直接数値シミュレーション

- 黒田明慈(北大)、※菊池啓宙、工藤一彦
 A162 加熱リブ付き平行平板間流れの線形安定性解析
 ※松原幸治(京大)、中部主敬、鈴木健二郎
 A163 周期的な外乱による乱流変動の生成機構に関する
 数値解析
 ※山本哲也(慶大)、小尾晋之介、益田重明
 A164 矩形狭流路内膜冷却挙動の可視化
 ※宮沢利明(東船大)、元田 徹、中島邦廣、
 (広船高専)、巫 洵源(東船大)、刑部眞弘

【B室】

- 【対流伝熱の促進(I)】 9:00~10:10
 座長 千田 衛(同志社大)、多田幸生(金沢大)
 B111 管内熱伝達におよぼすポルテックス・ジェネレータ
 の形状の影響
 ※瀬名波 出(琉球大)、屋我 実、親川兼勇
 B112 ダクト内層流における縦渦の構造と伝熱特性
 ※藤井大輔(横国大)、鳥居 薫、西野耕一、
 富吉俊夫
 B113 脈動流中に置かれた円柱まわりの流動と熱伝達
 ※鈴木 洋(広島大)、中元幸二、西田孝志、
 北川正範、菊地義弘
 B114 可視化・計測による馬蹄渦構造の研究
 鶴野省三(防衛大)、宮原 宏、神律正男、
 田村健一

- 【対流伝熱の促進(II)】 10:20~11:45
 座長 親川兼勇(琉球大)、西野耕一(横国大)
 B121 縦渦発生体挿入による内部流の伝熱促進
 ※上江洲 均(京大)、鈴木健二郎 福岡恭二
 B122 中間レイノルズ数域におけるフィン列の流動および
 伝熱特性に関する研究 (フィン間隔比の影響)
 ※福岡恭二(京大)、鈴木健二郎
 B123 スパイラルフィン付管群の伝熱・圧損特性(第一報)
 加賀正昭(東芝)、海寶 哲(石川島播磨重工業)、
 阿部法光(東芝)、橋詰健一(広島工大)
 B124 スパイラルフィン付管群の伝熱・圧損特性(第二報)
 加賀正昭(東芝)、※海宝 哲(石川島播磨重工業)、
 阿部法光(東芝)、橋詰健一(広島工大)
 B125 流れ方向に傾斜した単独ピンフィンが基板熱伝達に
 及ぼす影響
 ※松本亮介(関西大)、吉川進三(同志社大)、千田 衛、
 鈴木聖教

- 【対流伝熱の促進(III)】 13:00~14:10
 座長 宮武 修(九大)、稲室隆二(京大)
 B131 電場を利用した固気混相流の制御と伝熱促進
 ※多田幸生(金沢大)、林 正晶、滝本 昭、
 林 勇二郎
 B132 マニフォルド・マイクロチャンネル・ヒートシンク
 (理論と実験)
 デイビッド コープランド(東工大)、高平 哉、
 中山 恒、朴 福春
 B133 Numerical Simulation of Thermal Diffusion
 between Two Counter-Flows
 加藤征三(三重大)、※サディック タベジャマート、
 丸山直樹
 B134 マイクロチャンネル内の流れと熱伝達
 (第一報:圧力損失特性)
 ※水上 浩(東芝)、立田真一、松浦康次、
 望月貞成(農工大)

- 【回転場における伝熱】 14:20~15:30
 座長 望月貞成(農工大)、薄井洋基(山口大)
 B141 ブレーキディスクのベンチュリ管内冷却効果
 横山孝男(山形大)、※宮田敦哉、広瀬宏一(岩手大)
 B142 水平な加熱回転円板上の対流熱伝達
 ※廣瀬宏一(岩手大)、横山孝男(山形大)、
 大内雅樹(岩手大)

- B143 共軸の回転円板と回転円筒間の流体の熱伝達
萩野文丸(京大)、稲室隆二、河合一穂、※鈴木 徹
B144 流れ中におかれた回転円柱の熱伝達(粗面の影響)
※縄野智弘(石巻専修大)、島田了八、足立岳志

【生体系における凍結 (I)】 15:40~16:50
座長 林 勇二郎(金沢大)、谷下一夫(慶大)

- B151 血管の凍結保存の研究
棚澤一郎(東大)、永田眞一、二宮淳一(日本医科大)
B152 細胞懸濁水溶液の凍結過程の微細構造に対する
高分子凍結保護物質の効果
石黒 博(筑波大)、※尾山朋宏
B153 DMSOを含む細胞懸濁水溶液の方向性凝固過程に
おける微視的構造
石黒 博(筑波大)、※喜多弘美
B154 レーザー干渉を用いた水溶液凝固の微細構造に
関する研究
土方邦夫(東工大)、※岩名賢司、中別府 修、
石黒 博(筑波大)

【生体系における凍結 (II)】 17:00~18:25
座長 鶴田隆治(九工大)、石黒 博(筑波大)

- B161 細胞の解凍と障害の機序
林 勇二郎(金沢大)、多田幸生、※百生 登、蔦 蓉
B162 生体組織の細胞外凍結による損傷の評価
※山口 亮(慶大)、氏平政伸、相沢直樹、
谷下一夫
B163 mmオーダーの生体組織の解凍過程に関する研究
※氏平政伸(慶大)、山口 亮、谷下一夫
B164 生体組織凍結における熱・物質移動
※白樫 了(東大)、棚澤一郎(東大)
B165 血液拍流におけるカオス現象
※原 利次(日本工大)、金田隆志、平田陽一

【C室】

【密閉空間内の自然対流】 9:00~10:10
座長 西村龍夫(山口大)、木村照夫(福井大)

- C111 タイムスペース法の空間解像度の向上に関する研究
※柴田 真(東北大)、齋藤武雄
C112 矩形容器内の自然対流熱伝達に及ぼす壁面熱流束分布
の影響
※菊地義弘(広島大)、叶 雅由、小松見真、
杉山修一
C113 水平突起板を有する密閉空間内の自然対流熱伝達
※稲田茂昭(群馬大)、ウェン ジェイ ヤン、
小林 修(群馬合金)、瀬間明人(群馬大)
C114 正方形容器内における低プラントル数流体の振動
鎌倉勝善(富山高専)、尾添紘之(九大)

【密閉空間・平板の自然対流】 10:20~11:45
座長 秋山光庸(宇都宮大)、能登勝久(神戸大)

- C121 円形断面密閉容器内の自然対流熱伝達
※木村照夫(福井大)、竹内正紀、永井二郎、
平野 誠
C122 二次元正方形空間における自然蒸発に関する数値
解析(気液界面の温度低下による対流の逆転)
※高 雷(福岡大)、本田知宏、北村秀隆、
山下宏幸
C123 上部冷却蓄冷水槽における自然対流挙動
廣瀬宏一(岩手大)、※菅野悌二、大内雅樹
C124 鉛直加熱二平板間における変動を伴う上昇流の
数値シミュレーション
三田地紘史(豊橋技科大)、仲神竜二、鈴木孝司、
瀬川敦永
C125 自然対流乱流境界層の構造と乱流モデル
※安立憲司(名工大)、辻 俊博、長野靖尚、
島田昌也

【対流発生】 13:00~14:25

座長 菊地義弘(広島大)、辻 俊博(名工大)

- C131 液体金属のベナール対流
※中野昭裕(九大)、田川俊夫、尾添紘之
C132 磁気Rayleigh-Benard対流におけるパターン形成
※森本久雄(東洋大)、前川 透、石川正道(三菱総研)、
S. ODENBACH (Univ. Wuppertal)
C133 EHD対流発生の非線形解析
※芳賀正和(東洋大)、前川 透、棚澤一郎(東大)
C134 密閉容器内のベナード渦の流動パターンの制御
(容器アスペクト比6:2:1の場合)
※小泉博義(電通大)、細川 巖、伊藤浩直
C135 閉空間内熱対流の不安定挙動の発生
※ヘルミ ムラウア(名工大)、辻 俊博、長野靖尚

【多孔質における自然対流】 14:35~15:30

座長 浅古 豊(都立大)、稲垣照美(茨城大)

- C141 環状多孔質層内自然対流の揺動
増岡隆士(九工大)、※谷川洋文、鶴田隆治
C142 多孔質表面に沿う鉛直自然対流の研究
(境界層に及ぼす表面構造の影響)
増岡隆士(九工大)、高津康幸、鶴田隆治、※橋本靖史
C143 能動熱遮断法による繊維状多孔質層からの放熱量の低減
※久保 良(東芝)、村田圭治

【多孔質における伝熱および物質移動】 15:40~16:50

座長 吉岡啓介(大分大)、中山 顕(静岡大)

- C151 不飽和多孔物質における熱及び物質移動の一般的な
数学モデル
※劉 偉(華中理工大)、彭 仕文(愛媛大)、
水上紘一
C152 多孔質体内の熱・物質移動における毛管圧の細孔内
分布モデルの一提案
※藤井義久(鹿島)、露木健一郎、土方邦夫(東工大)
C153 多孔質体中における凝縮を伴う蒸気流の非定常熱挙動
許 文勝(東北大)、※川口孝弘、橋爪秀利、戸田三朗
C154 燃料電池改質器内の熱伝達
宇佐見 優(東電)、福迫尚一郎(北大)、山田雅彦、
※堀沢二朗(東レ)

【電子機器の冷却】 17:00~18:10

座長 藤田秀臣(名大)、松島 均(日立)

- C161 電子ボード熱解析の基礎研究
横山孝男(山形大)、※小林英則、山根光男(三木プーリ)、
大澤久広
C162 電子筐体内におけるプレートフィン自然空冷特性
※岩崎秀夫(東芝)、石塚 勝
C163 超音波が印加される水槽内の気泡振動によるエネルギー
減衰に関する研究
中川勝文(豊橋技科大)、※江端伸英、野村信福(愛媛大)
C164 超音波伝熱促進に及ぼす周波数の影響
※野村信福(愛媛大)、村上幸一、青山善行、正端浩章

【D室】

【伝熱及び物質移動】 9:00~10:10

座長 青木和夫(長岡技科大)、深井 潤(九大)

- D111 加湿用中空繊維系膜の熱・物質伝達
鴨志田隼司(芝浦工大)、※富田真至(北ガス)、
門谷院一(コマツ中研)、今村敏英
D112 電気絶縁樹脂塗膜の乾燥特性および重合反応挙動
※別所直樹(名大)、板谷義紀、田口裕樹(住友電気)、
深荻正人、架谷昌信(名大)
D113 溝付面上塗布膜の乾燥収縮過程の流動形状解析
※平澤茂樹(日立)、斎藤洋子、根津広樹、大橋直史
D114 物質吸着を伴う表面流動の可視化・解析法
(1. 水-アルコール系の表面流動可視化)
石田賢治(慶大)、日比祥友、森 康彦

【蒸発促進】 10:20~11:30

- 座長 三浦隆利(東北大)、佐藤恒之(九大)
- D121 壁面衝突単一液滴の変形に関する数値計算
(表面温度の影響)
※深井 潤(九大)、椎葉祐二、宮武 修
- D122 噴霧液滴の慣性を利用した蒸発促進
田久保善彦(慶大)、※荒井清志、菊山雅弘、
菱田公一、前田昌信
- D123 EHD効果を用いた液滴の蒸発促進
(第5報 蒸発液滴固液接触時の電流測定)
※高野 清(東大)、棚澤一郎、西尾茂文
- D124 セラミックス被覆加熱面に衝突する微小な液滴の
蒸発に関する研究
高野孝義(豊田工大)、※河原研司、佐味弘之、
小林清志

【物質移動 (I)】 13:00~13:55

- 座長 横山孝男(山形大)、板谷義紀(名大)
- D131 電場付与による霜成長の抑制と表面の濡れ性の効果
※岡本賢一郎(岐阜大)、中田春男(ダイキン)、
熊田雅弥(岐阜大)
- D132 ミスト付着を伴う着霜現象
※青木和夫(長岡技科大)、澤田壮之、服部 賢
- D133 放射熱による霜層の昇華蒸発促進効果
稲葉英男(岡山大)、※今井誠士

【物質移動 (II)】 14:05~15:00

- 座長 滝本 昭(金沢大)、中岡 勉(水産大)
- D141 熱交換器表面における炭酸カルシウム結晶の発生
※竹村文男(機械技研)、鈴木貴光(東理大)、
矢部 彰(機械技研)、紺谷和夫、牧 博司(東理大)
- D142 高圧水との界面にクラスレート水和物を伴う液体
CO₂の物質輸送現象
※平井秀一郎(東工大)、岡崎 健、荒木紀雄、
矢澤英昭、伊藤浩史、土方邦夫
- D143 一樣に過熱した液体中における蒸気泡の自発的移動
堀田克弥(東理大)、河村 洋、阿部宣之(電総研)

【吸収】 15:10~16:20

- 座長 野津 滋(岡山県立大)、松永 崇(久留米高専)
- D151 表面波を伴う二次元層流流下液膜のガス吸収のモデル化
※野底武浩(琉球大)、吉村 パウロ 昇、長田孝志
- D152 水平管に沿って流下する臭化リチウム水溶液膜への
水蒸気吸収の無次元整理
森岡 斎(徳島大)、清田正徳、逢坂昭治、
※大平浩康
- D153 浅いねじ状たて形CCS吸収伝熱面について
※一色尚次(日大)、小川 清
- D154 界面活性剤による吸収促進に関する研究
※大宮司啓文(東大)、飛原英治、斎藤孝基

【E室】

【二相流の流動と伝熱 (I)】 9:00~10:10

- 座長 深野 徹(九大)、師岡慎一(東芝)
- E111 ねじりテープ挿入管内の気液環状二相流に関する研究
※李 相烈(東工大)、井上 晃、高橋 実、
植田英範(東理大)、松崎充男(東工大)、
服部直三(東理大)
- E112 波脈分析による下降流における団塊波とじょう乱波の特徴
※森 幸治(阪大)、加治増夫、仲 興起、三輪 恵、
世古口言彦
- E113 流下液膜共存垂直管内R-113気液混合物の液面上昇
及びフラッシング
小泉安郎(工学院大)、※榊原智宏、植田辰洋
- E114 垂直環状流路内気液二相流の気体プラグ上昇速度
小泉安郎(工学院大)、※坂本 充

【二相流の流動と伝熱 (II)】 10:20~11:45

- 座長 坂口忠司(神戸大)、海野紘治(豊田工大)
- E121 微細粒子の落下する停滞水柱内単一気体プラグの上昇速度

- 小泉安郎(工学院大)、※園田哲也、宮下 徹
- E122 充填層内対向二相流の流動特性
※阿部 豊(山形大)、安達公道
- E123 原子炉燃焼棒支持用スペーサ近傍の沸騰二相流動
特性に関する研究
※後藤昭和(九大)、深野 徹、江頭 竜
- E124 限界出力へのスペーサ形状の影響
※師岡慎一(東芝)、木村次郎
- E125 水を作動流体としたスーパーヒートパイプの伝熱特性 (II)
田中 修(九工大)、越野英和、※田中弘之

オーガナイズドセッション (極低温における熱流動問題)
オーガナイザー 中込秀樹(東芝)

【極低温における熱流動問題 I】 13:00~14:10
座長 小林 久恭(日大)、齋崎 有(鈴木商館)

- E131 パルス管冷凍機の初期冷却過程
白石正夫(機械技研)、※瀬尾和哉(筑波大)、
村上正秀
- E132 パルス管冷凍機の性能に及ぼす諸因子の影響
※稲田孝明(東大)、西尾茂文、丸子敬生、
大谷 安見(東芝)、栗山 透
- E133 ロータリーバルブを用いたパルス管冷凍機
※児玉隆夫(大阪市大)、田中峰雄、西谷富雄(岩谷)、
荒木徹也、川口悦治(岩谷)、柳井正誼
- E134 長寿命ミニパルス管冷凍機の開発
※春山富義(高エネ物理研)、井上 均

【極低温における熱流動問題 II】 14:20~15:30

- 座長 春山富義(高エネ物理研)
ローハナ・チャンドラティラカ(東芝)
- E141 2段ハイブリッド冷凍機の特長
※齋崎 有(鈴木商館)、高 金林、松原洋一(日大)
- E142 磁性蓄冷材を用いた極低温冷凍機におけるヘリウム
ガスの挙動
※栗山 透(東芝)、大谷安見、中込秀樹、
塚越哲也(東工大)、新田博行、橋本颯洲
- E143 極低温状態における接触熱抵抗の実験的研究
※砂田和美(ダイキン)、庸 倫明
- E144 冷凍機直冷式マグネットの予冷用熱スイッチ
※ローハナ・チャンドラティラカ(東芝)、大谷安見、
畠山秀夫、栗山 透、中込秀樹

【極低温における熱流動問題 III】 15:30~16:25

- 座長 児玉隆夫(大阪市大)、岡村哲至(東工大)
- E151 He II 中の Kapitza Conductance 測定結果に基づく
He I の定常・非定常沸騰熱伝達における Kapitza
Conductance の影響の評価
※塩津正博(京大)、畑 幸一、竹内石人、
濱 勝彦、櫻井 彰(未来エネ研)
- E152 超流動ヘリウムにおける熱移送の流路構造依存性
※小林久恭(日大)、明ヶ戸雄二、川上浩二
- E153 He II 閉ループ型ファウンテンポンプの特性
※岡村哲至(東工大)、松田道治、梶島成治

【粒子層における伝熱】 16:35~18:15

- 座長 熊田雅弥(岐阜大)、佐藤 勲(東工大)
- E161 球状粒子群と接する伝熱壁近傍の熱伝達特性
稲葉英男(岡山大)、※尾崎公一
- E162 水溶液で満たされた粒子充填層内における水平円
管まわりの凍結
(自然対流および強制対流の影響)
岡田昌志(青学大)、土屋賢一
- E163 流動層内水平円管群周りの粒子挙動と非定常熱
伝達特性 (大粒子の場合)
宮本政英(山口大)、※金 仁杰、加藤泰生、
栗間諒二

- E164 液相流動床熱交換器の開発(第三報:生下水を用いた基礎実験)
※阿部法光(東芝)、河内恭三、磯部正人(東芝計装)、橋詰健一(広島工大)
- E165 発熱粒子流動層における粒子・ガス間の熱伝達
住吉 央(東北大)、※戸田三朗、橋爪秀利
- E166 高熱流束条件下での固気混相衝突噴流伝熱実験
※清水昭比古(九大)、白井利光、頭島康博、横峯健彦

【F室】

【核沸騰(I)】 9:00~10:10

座長 飯田嘉宏(横国大)、水上紘一(愛媛大)

- F111 低液位における飽和プール核沸騰の液体流動
※中山昭男(九産大)、北野宗克、城 伸二
- F112 多成分系吸収溶液の核沸騰熱伝達
嶋志田隼司(芝浦工大)、松本久史(トーヨー理研)、一色尚次(日大)
- F113 ニオブ(Nb)薄膜超電導体の熱安定性
※久保田裕巳(九人)、山泉和弘、伊藤猛宏
- F114 沸騰開始時における発泡点近傍の局所熱流束(統報)
※佐古光雄(広島大)、真柄博信、東端康行、菊地義弘

【核沸騰(II)】 10:20~11:45

座長 藤田恭伸(九大)、佐古光雄(広島大)

- F121 沸騰特性に与える汚れの影響
※永井政勝(東船大)、磯野正彦、中島邦廣(広船高専)、巫 滄源(東船大)、刑部眞弘
- F122 ステンレス鋼表面からの水の沸騰開始(第三報:予圧縮を強めた場合)
※水上紘一(愛媛大)、菊地慎也、阿部文明
- F123 極微小平面伝熱面の超急速加熱時における伝熱挙動と沸騰様相に対する圧力の影響
飯田嘉宏(横国大)、奥山邦人、※遠藤哲也、神田展昌
- F124 気泡の非線形挙動に関する研究
庄司正弘(東大)、※前田 淳、藤井真吾
- F125 鏡面伝熱面上の沸騰伝熱
※永井二郎(福井大)、竹内正紀、木村照夫

【限界熱流束(I)】 13:00~14:10

座長 櫻井 彰(未来エネ研)、門出政則(佐賀大)

- F131 傾斜管における限界熱流束の特性
※森 英夫(九大)、吉田 駿、大野正規
- F132 強制流動脈動下における鉛直下降流の限界熱流束
※梅川尚嗣(関西大)、小澤 守、河上泰輔、光永 有、三島嘉一郎(京大)、日引 俊
- F133 ねじりテープ挿入管のサブクール沸騰限界熱流束の測定
加藤安雄(東芝)、中島 良、塩田和則、佐藤和雄、奥山利久
- F134 上昇・下降流中に置かれた垂直線の限界熱流束
※坂下弘人(北大)、熊田俊明、荻野浩史

【限界熱流束(II)】 14:20~15:30

座長 吉田 駿(九大)、熊谷 哲(東北大)

- F141 非均一加熱サブクール沸騰限界熱流束の機構に関する研究(沸騰曲線による検討)
※木下秀孝(筑波大)、成合英樹、稲坂富士夫(船研)、吉田拓也(筑波大)
- F142 代表的液体に対する増加熱入力に伴う非沸騰状態から膜沸騰への遷移機構
※櫻井 彰(未来エネ研)、門出政則(佐賀大)、畑 幸一、福田勝哉(神船大)
- F143 プール沸騰における液膜厚さ(低熱流束域でのマクロ液膜厚さ)
※熊田俊明(北大)、安田広志、坂下弘人
- F144 管内強制流動沸騰における上流限界熱流束
※横谷定雄(東大)、渡辺 誠、福沢 久、庄司正弘

【限界熱流束(III)】 15:40~16:50

座長 森 英夫(九大)、横谷定雄(東大)

- F151 高熱負荷面の遠心力を利用した衝突噴流冷却特性
※山崎之崇(東工大)、井上 晃、宇井 淳
- F152 衝突噴流沸騰冷却における流速とサブクール度の影響
※伊藤 理(篠原製作所)、鈴木中寿(東北大)、熊谷 哲
- F153 二相熱サイフォンの限界熱流束
門出政則(佐賀大)、光武雄一
- F154 遷移沸騰とその近接領域における熱流束変動
原村嘉彦(神奈川大)

【膜沸騰・極小熱流束(I)】 17:00~18:25

座長 中西重康(龍谷大)、塩津正博(京大)

- F161 圧力パルス下の蒸気膜挙動と非定常伝熱特性に関する研究
※藤井喜文(東工大)、井上 晃、川崎三佳(東理大)、松崎充男(東工大)、高橋 実、服部直三(東理大)
- F162 水中における細線の急速加熱と衝撃波の発生
庄司正弘(東大)、※山崎素継、小野 昭
- F163 水中における金属面の超高速レーザー加熱
庄司正弘(東大)、※上野一郎
- F164 外部圧力波による膜沸騰蒸気膜の不安定挙動に関する研究
※高島武雄(横国大)、飯田嘉宏
- F165 伝播的膜沸騰蒸気膜崩壊に関する研究
※大竹浩靖(工学院大)、小泉安郎、長谷川 均

【G室】

【微小重力下の流動と伝熱】 9:00~9:55

座長 阿部宜之(電総研)、小澤 守(関西大)

- G111 容器熱音響による対流伝熱の数値解析
※布施木 徹(流体コンサルタント)、Bakhtier Farouk, Elaine S. Oran
- G112 航空機微小重力実験による液柱内流動の3次元計測
※西野耕一(横国大)、河村 洋(東理大)、斎田浩明、山本 英
- G113 微小重力下における液体中の気泡の挙動に関する研究
※土師生也(東大)、棚澤一郎(東大)

【計測技術】 10:05~11:45

座長 工藤一彦(北大)、鳥居 薫(横国大)

- G121 レーザ誘起蛍光法による噴霧内液相温度分布の平面測定
※吉崎拓男(広島大)、船橋剛嗣、西田忠哉、廣安博之
- G122 超音波CTによる物体内部温度の非接触測定(音波の障害物がある場合)
※藤井丕夫(九大)、永松信一郎、張 興、富村寿夫
- G123 熱電対感温部の熱容量が気温測定結果に及ぼす影響について
小林定教(福山大)、宮野則彦(日大)
- G124 感温液晶による温度計測の高速化
秋野詔夫(原研)、一宮浩市(山梨大)、※森本俊一、久保真治(原研)、鷲谷昭二郎(日本カプセルプロダクツ)、中西真行
- G125 超音波CTによる非対称環境場の三次元計測
※朱 寧(三重大)、加藤征三、丸山直樹、伊藤信孝
- G126 分光反射・透過測定による実在物質の光学的診断に関する研究
※吉田篤正(岡山大)、松浦健治、清水武浩、鷲尾誠一

【高性能コンパクト熱交換器】 13:00~14:10

座長 二階 勲(東大)、近久武美(北大)

- G131 旋回吹き込み方式による分離器兼用固気混相流熱交換器の数値予測
※横峯健彦(九大)、阿部健司、永瀨竜朗、清水昭比古
- G132 フラットフィンチューブ型熱交換器における流れと熱伝達

- (第1報: 数値解析結果の検討および可視化実験)
 ※喜 冠南 (ダイキン)、沼田光春、笠井一成、川端克宏、鳥越邦和
 G133 三流体からなる熱交換器の特性 (二重管と三重管の比較)
 ※石川信幸 (宮城高専)、青木和夫 (長岡技科大)、守谷栄治、服部 賢
 G134 ハイフィンチューブ千鳥配列の熱伝達整理式について
 ※橋詰健一 (広島工大)

- 【熱交換器 (I)】 14:20~15:30
 座長 渡辺激雄 (中部電力)、小川直也 (東芝)
 G141 ソーダ回収ボイラの過熱器における伝熱特性
 ※江崎秀司 (鹿児島高専)、川路正裕 (トロント大)、X. H. Shen, H. N. Tran
 G142 排ガスからの水蒸気潜熱回収に関する研究
 ※川本浩一 (東芝)、永根浩平、大橋幸夫
 G143 ハニカム状流路の低レイノルズ数域における熱流動特性
 ※深川雅幸 (三菱重工業)、串岡清則、山田 明、西島茂行
 G144 回転式蓄熱パーナ (RRX) の開発 (蓄熱体の伝熱解析)
 深山 浩 (千代田化建)、※加治 均、廣瀬靖夫 (フェニ・テクノ)、新井紀男 (名大)

- 【熱交換器 (II)】 15:40~16:50
 座長 鳥越邦和 (ダイキン)、深川雅幸 (三菱重工業)
 G151 ステンジャー型蒸発器の伝熱特性に関する研究
 ※小川直也 (東芝)
 G152 熱交換器における着霜特性の簡易予測式
 ※近久武美 (北大)、松本 剛、村山 正
 G153 非共沸混合冷媒と空気の対向流熱交換器によるエアコンディショナのCOP向上
 ※渡邊激雄 (中部電力)
 G154 吸脱着パネルをもつ吸着式冷凍機の伝熱特性
 ※二階 勲 (東大)、山崎晴彦、斎藤孝基、飛原英治、間宮 尚 (鹿島)、佐藤隆裕

- 【熱焼における伝熱 (I)】 17:00~18:10
 座長 越後亮三 (東工大)、鈴木立之 (富山県立大)
 G161 多成分拡散を考慮した層流拡散火炎の数値解析
 ※木下進一 (阪大)、高城敏美、丹下浩史
 G162 燃焼ガス・空気混合領域におけるNO₂の生成 (燃焼ガスの影響)
 ※佐野妙子 (東海大)、梶原英彦、角田博和
 G163 水素噴流拡散火炎の数値予測
 ※鳥居修一 (鹿児島大)、矢野利明
 G164 素反応を考慮した単一燃料液滴の着火の数値シミュレーション
 ※松下智彦 (東北大)、齋藤武雄

【H室】

- オーガナイズドセッション《超高温における熱流動問題》
 オーガナイザー 菱沼孝夫 (日立)、三浦隆利 (東北大) 加藤征三 (三重大)
 【高温エネルギー変換・展望講演 I】 9:00~9:45
 座長 新井紀男 (名大)
 H111 ラムジェットエンジン燃焼器の熱問題と性能
 ※田丸 卓 (航技研)
 【高温エネルギー変換 II】 9:45~11:05
 座長 新岡 嵩 (東北大)、小俣浩次 (電源開発)
 H112 ガスタービン翼の熱伝達
 ※浜辺謙二 (川崎重工業)、石田克彦
 H113 層流-乱流遷移を予測するための低Re数用k-ε乱流モデルの提案
 ※デバシス ビスシス (東芝)、石塚 勝
 H114 石炭ガス用1500℃級ガスタービン燃焼技術
 ※佐藤幹夫 (電中研)
 H115 水素・空気過濃燃焼特性に関する研究

※真野貴光 (名大)、小林敬幸、新井紀男

- 【高温エネルギー変換・展望講演 II】 11:15~12:00
 座長 田丸 卓 (航技研)
 H121 スクラムジェットの基礎研究と展望
 ※新岡 嵩 (東北大)
 【高温エネルギー変換・展望講演 III】 13:00~13:45
 座長 菱沼孝夫 (日立)
 H131 高効率発電システムの開発動向
 ※福江一郎 (三菱重工業)
 【高温エネルギー変換 II】 13:45~14:25
 座長 加藤征三 (三重大)、石塚 勝 (東芝)
 H132 希ガスサイクル直接発電用2000℃級高温熱交換器
 ※上岡悟史 (東工大)、吉川邦夫、Suwat Rereeronganothai、塩田 進、池田三郎 (東芝)、堂園義一、山村利和 (神戸製鋼)、伴 浩之、那谷修平、S. D. Hickie (Phoenix Solutions)、G. J. Hanvs
 H133 超高温用セラミック熱交換器の開発に関する研究
 ※上田 修 (岐阜大)、熊田雅弥、花村克悟
 【高温エネルギー変換・展望講演 IV】 14:35~15:20
 座長 宮前茂広 (石川島播磨重工業)
 H141 酸素燃焼によるCO₂回収技術
 ※小俣浩次 (電源開発)
 【高温エネルギー変換 III】 15:20~16:20
 座長 三浦隆利 (東北大)、浜辺謙二 (川崎重工業)
 H142 ガスタービン用圧縮機の開発
 ※加藤泰弘 (日立)
 H143 燃焼装置の制御技術
 ※宮前茂広 (石川島播磨重工業)
 H144 ケミカルガスタービン用高圧メタン-空気過濃燃焼器の開発
 ※山本 剛 (名大)、小林敬幸、新井紀男
 【高温エネルギー変換 IV】 16:30~17:50
 座長 福江一郎 (三菱重工業)、佐藤幹夫 (電中研)
 H151 C/C複合材の回転強度試験
 ※小河昭紀 (航技研)
 H152 高温ガスタービン用材料の開発
 ※福井 寛 (日立)
 H153 火力発電高効率化のための先進材料技術
 ※新田明人 (電中研)
 H154 C/Cコンポジットの高温劣化特性と劣化抑制
 ※伏谷一成 (名大)、小林敬幸、新井紀男

第2日 5月25日 (木) 【A室】

- 【噴流】 9:00~9:55
 座長 前田昌信 (慶大)、金丸邦康 (長崎大)
 A211 軸対称噴流の渦輪の成長
 ※栗間諒二 (山口大)、宮本政英、平田 賢 (芝浦工大)
 A212 同軸2重円形衝突噴流による伝熱制御
 松和田宗彦 (岐阜大)、熊田雅弥、親川兼勇、田中光三
 A213 同軸噴流の非定常挙動の数値解析
 ※榎田玄一郎 (愛知工大)
 【衝突噴流 (I)】 10:05~11:00
 座長 木本日出夫 (阪大)、榎田玄一郎 (愛知工大)
 A221 二次元衝突噴流よどみ域の渦構造と熱伝達 (せん断渦および縦渦の構造)
 ※梶原 潤 (慶大)、菱田公一、前田昌信
 A222 直交流を伴う噴流の衝突面における熱伝達
 ※平野 仁 (東理大)、服部直三
 A223 加振伝熱面上の衝突噴流熱伝達特性
 一宮浩市 (山梨大)、※吉田 裕

【衝突噴流 (II)】 11:10~12:05

座長 太田照和 (東北大)、菱田公一 (慶大)

- A231 斜め衝突噴流による流路内壁面冷却
木本日出夫 (阪大)、※井上英克、浜辺謙二、
瀬瀬 聡
- A232 円形衝突噴流のよどみ点物質伝達の整理式におけ
る新しい代表速度と代表長さ (初期領域)
※牧 博司 (東理大)、野中潤一
- A233 不足膨張を伴う空気の衝突噴流による熱伝達の実
験的研究 (垂直平板の熱伝達)
佐藤恭三 (東北学院大)、※渡辺祥行

【衝突噴流 (III)】 15:00~15:55

座長 一宮浩市 (山梨大)、栗間諒二 (山口大)

- A241 噴流を用いた平板フィン型ヒートシンクの伝熱特性
新 隆之 (日立)、田中哲也、大黒崇弘
- A242 薄肉平板フィンの噴流冷却に関する実験的検討
近藤義広 (日立)、松島 均、小松利広
- A243 衝突噴流による超コンパクトヒートシンクの冷却特性
田坂誠均 (住友金属)、相原利雄 (東北大)、
林 千博 (住友金属)

【B室】

【凝固 (I)】 9:00~9:55

座長 斉藤彬夫 (東工大)、村田 章 (農工大)

- B211 過冷却水の不均質核生成による解除現象
※池継鮎 悟 (東北大)、本間友孝、青木秀之、
三浦隆利
- B212 液-液、気-液界面におけるクラスレート水和物層
の生成、変容、破壊過程の観察
小林出志 (慶大)、飯野 修、森 康彦
- B213 凝固点近傍における融液挙動の微粒子散乱による
光学的観察 (第4報)
※石石伊久雄 (慶大)、村井盛宜、長島 昭

【凝固 (II)】 10:05~11:00

座長 棚沢一郎 (東大)、奥山喜久夫 (広島大)

- B221 自由界面と相変化を伴う流体の熱流動解析
※勝村幸博 (東北大)、橋爪秀利、戸田三朗
- B222 THMによるInP結晶成長の数値解析
※松本 聡 (東洋大)、前川 透
- B223 過冷却を伴う合金融液のマイクロ凝固
林 勇二郎 (金沢大)、※義岡秀晃、酒井哲生

【融解】 11:10~12:05

座長 岡田昌志 (青学大)、姫野修廣 (信州大)

- B231 CO₂レーザー加熱を利用した高分子射出成形品の高品位化
黒崎愛夫 (東工大)、佐藤 勲、斉藤卓志
- B232 CO₂レーザービーム加工時における熱流入量の推定
※三松順治 (岐阜大)、チェン マイケル (ミシガン大)
- B233 マイクロ波照射による粉末樹脂の加熱特性
※吉田浩隆 (名大)、板谷義紀、架谷昌信

オーガナイズドセッション《人間熱科学》
オーガナイザー 河村 洋 (東理大)

【人間熱科学】 15:00~16:40

座長 中島利誠 (お茶水女大)、田辺新一 (お茶水女大)

- B241 環境温度変動に伴う感覚と皮膚温の変化特性
※神原 修 (三洋電機)、源野広和、松本和夫、
鈴木龍司、大隅正人、満洲邦彦 (東大)
- B242 高性能発汗カプセルの開発と発汗周期の (1/f)
ゆらぎについて
※中島利誠 (お茶水女大)
- B243 末梢血流状態の違いにおける温度外乱の核心温への
影響
※浅木 恭 (都老人研)、入来正射 (山梨医大)
- B244 末梢部血管反応を考慮した人体熱モデルの開発

【実験的検証】

※庄司祐子 (神戸大)、竹森利和 (大阪ガス)、
中島 健 (神戸大)、松波晴人 (大阪ガス)

- B245 乗員温冷感の数値シミュレーション
※小森谷 徹 (スバル研)
- B246 サーマルマネキンを用いた室内温熱環境の評価
※田辺新一 (お茶水女大)

【C室】

【物体まわりの自然対流 (I)】 9:00~9:55

座長 竹内正紀 (福井大)、河原全作 (京大)

- C211 感温液晶懸濁液による2熱源からのサーマル
ブルームの挙動特性
一宮浩市 (山梨大)、※斎木英之
- C212 2本の加熱水平円柱まわりの自然対流の干渉効果
※亀岡利行 (東電大)、岡田裕紀、秋野詔夫 (原研)、
高瀬和之、久保真治
- C213 液体ナトリウム中の水平平行円柱における自然
対流熱伝達
※畑 幸一 (京大)、塩津正博、竹内石人、濱 勝彦、
櫻井 彰 (未来エネ研)

【物体まわりの自然対流 (II)】 10:05~11:00

座長 藤井丕夫 (九大)、秋野詔夫 (原研)

- C221 低グラスホフ数域における厚みのある床面上平板の
自然対流熱伝達
※斉藤 朗 (富山商船)、山崎郭滋 (高知高専)、
三田地紘史 (豊橋技科大)
- C222 薄い水平円板よりの対流熱伝達
※竹内正紀 (福井大)、木村照夫、永井二郎、
小島久邦、宮永俊晴 (三機工業)
- C223 水平加熱平板上に生じる自然対流の干渉と熱伝達
※北村健三 (豊橋技科大)、吉岡明紀

【ブルーム】 11:10~12:05

座長 尾添紘之 (九大)、亀岡利行 (東電大)

- C231 壁面ブルームの温度場について
木本日出夫 (阪大)、※喜田真行、吉信宏夫 (職業訓練短大)、
植木 宏 (阪大)
- C232 線熱源上の対流ブルームに及ぼす熱スクリーンの影響
増岡隆士 (九工大)、※吉田文明、鶴田隆治、
谷川洋文
- C233 二次元自然対流の熱伝達の抑制に関する研究
能登勝久 (神戸大)、佐藤 輝、清野和雄、
中島 健

【蓄熱 (I)】 15:00~16:10

座長 竹越栄俊 (富山大)、武内 洋 (北工研)

- C241 Antifreeze Proteinを利用する氷のスラリー化と
蓄冷技術への応用
※グランダム スヴェイン (筑波大)、矢部 彰 (機械技研)、
中込和哉、田中 誠、竹村文男、小林康徳 (筑波大)、
フリビク ベル エルディング (SINTEF)
- C242 円管内流動水溶液の連続製氷限界
稲葉英男 (岡山大)、※宮原里支、武谷健吾
- C243 エタノール水溶液の着水冷却伝熱に関する研究
久角喜徳 (大阪ガス)、※大濱隆司、山崎善弘
- C244 微細な潜熱物質を分散した水溶液の蓄冷熱特性
稲葉英男 (岡山大)、※森田慎一

【蓄熱 (II)】 16:20~17:30

座長 服部 賢 (長岡技科大)、大河誠司 (東工大)

- C251 垂直平板状潜熱蓄熱材の非正常熱特性
稲葉英男 (岡山大)、※塗 平、尾崎公一
- C252 凝縮熱利用形状安定化蓄熱材の蓄熱特性
稲葉英男 (岡山大)、※米田 彰、尾崎公一

- C253 温空気噴射による低温球状潜熱物質の融解挙動
稲葉英男(岡山大)、※佐藤憲二
- C254 マイクロカプセル化潜熱蓄冷材を用いた冷熱輸送システムに関する実験的研究(第1報:相変化物質の評価)
※山岸康志(大同ほくさん)、石毛 隆、菅野智久、武内 洋(北工研)、A.T.ピアテンコ

【D室】

【熱伝導 (I)】 9:00~10:10

座長 富村寿夫(九大)、岡 峰夫(富士電機)

- D211 基本波・3倍高調波計測による温度・熱伝導率の測定
土方邦夫(東工大)、中別府 修、※山本紀彦
- D212 周期的加熱時における無限平板中の非フーリエ温度応答
※唐 大偉(静岡大)、荒木信幸
- D213 スピア周流動下の熱解析
横山孝男(山形大)、※山本 研、竹田 実(世紀)
- D214 流水中におかれた冷却円管周りの凍結促進と抑制
平田哲夫(信州大)、石川正昭、西田耕作

【熱伝導 (II)】 10:20~11:30

座長 荒木信幸(静岡大)、齊藤 図(室蘭工大)

- D221 接触圧力測定を利用した接触熱抵抗の数値予測
※磯部悦四郎(横国大)、西野耕一、鳥居 薫
- D222 金属面の接触熱抵抗(モートルへの応用)
※高橋研二(日立)、桑原平吉、川崎伸夫、小俣 剛、須川英一郎
- D223 うねりを有する固体面間の平均接触熱抵抗
※富村寿夫(九大)、藤井丕夫、河村泰則、佐久川 純(トヨタ)
- D224 レーザー照射治療にする熱工学的研究
徐 重人(テルモ)、田嶋頭一郎(東大)、庄司正弘

【E室】

【二相流の流動と伝熱 (III)】 9:00~10:10

座長 矢部 彰(機械技研)、高田保之(九大)

- E211 対向二相流における気液界面速度のウェーブレット変換による解析
※神永文人(茨城大)、柴田裕一(茨城高専)、金澤隆弘(茨城大)
- E212 Coiled Wireを有する円管内の気液二相流における流動様式と圧力損失
※竹島敬志(高知高専)、藤井照重(神戸大)
- E213 水平管内アンモニア-水系二相流の強制対流熱伝達
稲垣那加博(矢崎総業)、海野紘治(豊田工大)
- E214 チムニを有する沸騰自然循環ループの不安定流動に関する研究(ブラッシングにより生じる不安定流動の発生限界の解析的検討)
※稲田文夫(電中研)、古谷正裕、安尾 明

【二相流のモデル化と数値解析】 10:20~11:45

座長 小泉安郎(工学院大)、井村英昭(熊本大)

- E221 フラッシング二相流に対する熱的非平衡モデル
スプイ・アリヤント(東工大)、有富正憲、森 治嗣(東電)、畑端広明(原電)
- E222 気液二相流におけるサブチャンネル間の流体移動に関する実験
※川原頭磨呂(熊本人)、佐田富道雄、松尾哲也(九州電力)、佐藤泰生(熊本大)
- E223 格子ガスオートマトン法による二相流のシミュレーション
妻屋 彰(東大)、大橋弘忠、秋山 守
- E224 化学反応を伴う熱交換過程の流動解析
汐崎 徹(筑波大)、竹村文男(機械技研)、劉 秋生、矢部 彰、紺谷和夫
- E225 VOF法による相変化を伴う熱流動の数値解法
高田保之(九大)、※白川英観、佐々木 寛、黒木虎人、伊藤猛宏

【ヒートパイプ・熱サイホン】 15:00~16:10

座長 田中 修(九工大)、神永文人(茨城大)

- E231 振動制御型熱輸送管に関する研究(総括熱抵抗に関する数値計算)
※申 興泰(東大)、西尾茂文
- E232 気泡除去機能を有する金網ウィックの開発
※角口勝彦(資環研)、山本 格、田代守文、勝田正文(早大)、永田勝也
- E233 浸透ヒートパイプの熱輸送量に関する研究(初期濃度の影響)
※一法師茂俊(熊本大)、井村英昭、山村博隆
- E234 多重マイクロヒートパイプの伝熱性能実験
松本 啓(大分大)、吉岡啓介

【都市地球環境に関する熱物質伝達】 16:20~17:30

座長 上原春男(佐賀大)、門谷院一(コマン中研)

- E241 ミスト化を利用した排ガスからの熱・物質回収(実験的研究)
※滝本 昭(金沢大)、金山保治、林 勇二郎
- E242 地球温暖化のモデリングについて(問題点の整理)
※久田哲弥(東北大)、齋藤武雄
- E243 パルスコロナ放電による排煙脱硫脱硝
恩田和夫(電総研)、加藤 健、春日康弘、藤原正純、鈴木智博(東理大)、牧 博司
- E244 都市温暖化の3次元シミュレーション(気温分布と湿分の移動)
※砂塚 隆(東北大)、星 秀俊、齋藤武雄

【F室】

【核沸騰 (III)】 9:00~9:55

座長 日向 滋(信州大)、高橋 修(京大)

- F211 非定常加熱時の低熱流束膜沸騰遷移に関する研究(第3報:気泡付着状態の観察)
※奥山邦人(横国大)、飯田嘉宏
- F212 サブクール沸騰開始に及ぼすスパーサー及びタイプレートの影響
※藤原幸雄(東北大)、大橋重信、橋爪秀利、戸田三朗
- F213 二成分混合液の核沸騰熱伝達(熱伝達整理式の検討)
※藤田恭伸(九大)、筒井正幸、白 強

【核沸騰 (IV)】 10:05~11:00

座長 伊藤猛宏(九大)、奥山邦人(横国大)

- F221 高速流サブクール沸騰熱伝達
藤田恭伸(九大)、※内田 悟、出口裕展
- F222 箔伝熱面からフロリナートの平板状衝突噴流への沸騰熱伝達
※三嶋浩明(東工大)、中山 恒、マズード ベーニア(ニューサウスウェルズ大)
- F223 微小発熱素子からの強制対流沸騰熱伝達に関する研究
※土方邦夫(東工大)、長崎孝夫、日隈雅之

【冷媒の沸騰・蒸発】 11:10~12:05

座長 高橋 実(東工大)、鴨志田隼司(芝工大)

- F231 冷媒の液膜流沸騰熱伝達に及ぼす混入油の影響に関する研究
※松永 崇(久留米高専)、吉田 駿(九大)、森 龍太郎、米丸 晃
- F232 混合媒体の垂直管内沸騰熱伝達(HFC-134a/HCFC123の実験結果)
藤田恭伸(九大)、※筒井正幸、原 英治
- F233 代替冷媒の蒸発熱伝達促進
※姪子 毅(ダイキン)、奥山和之、柴田 豊、鳥越邦和

【膜沸騰・極小熱流束 (II)】 15:00~16:10

座長 戸田三朗(東北大)、太田治彦(九大)

- F241 流下液膜による垂直高温厚肉面のリウエットイング(伝熱面表面性状と物性の影響)
大竹浩靖(工学院大)、※高橋 輝、小泉安郎
- F242 水平下向き面の膜沸騰熱伝達の整理
※山田 昭(長崎大)、茂地 徹、桃木 悟、

- 金丸邦康
 F243 サブクール膜沸騰における蒸気膜の安定性に関する理論解析
 ※高松 洋 (九大)、山城 光、本田博司
 F244 高分子ポリマー逆溶液の膜沸騰熱伝達
 ※横井 豊 (豊田中研)、佐藤公俊、熊田雅弥 (岐阜大)

- 【微小重力下の沸騰・蒸発】 16:20~17:30
 座長 原村嘉彦 (神奈川大)、中里見正夫 (宇部高専)
 F251 低重力下でのスプレー冷却 (広い壁面過熱度域にわたる伝熱特性評価)
 ※曾根 来 (慶大)、曾根 登、岡 利春 (石川島播磨重工業)、阿部宜之 (電総研)、森 康彦 (慶大)、長島 昭
 F252 透明伝熱面を用いた微小重力場のプール核沸騰熱伝達 (第一報: 実験装置の検討)
 ※大田治彦 (九大)、友部俊之 (日産)、岡田繁信 (島津製作所)、山田善照 (九大)、井上浩一、古田 駿
 F253 透明伝熱面を用いた微小重力場のプール核沸騰熱伝達 (第二報: 航空機実験の結果)
 大田治彦 (九大)、※井上浩一、山田善照、友部俊之 (日産)、岡田繁信 (島津製作所)、吉田 駿 (九大)
 F254 微小重力下における液滴と高温伝熱面との衝突
 ※戸倉郁夫 (室蘭工大)、花岡 裕、斉藤 凶、鈴木 洋 (東洋エンジニア)

【G室】

- 【燃焼における伝熱 (II)】 9:00~ 9:55
 座長 高城敏美 (阪大)、矢野利明 (鹿児島大)
 G211 対向流拡散炎の消炎に及ぼすふく射の効果
 ※山田善久 (東北大)、齋藤武雄
 G212 回転蓄熱式再生器を用いた高効率燃焼器の研究
 土方邦夫 (東工大)、※井下真信、鈴木祐二、長崎孝夫
 G213 超断熱燃焼熱機関に関する研究
 花村克悟 (岐阜大)、宮入由紀夫、坊田 清、越後亮三 (東工大)
 【反応・燃焼】 10:05~11:30
 座長 斉藤武雄 (東北大)、花村克悟 (岐阜大)
 G221 気相成長炭素繊維の製造プロセスに関する実験 (続報)
 ※藤本 登 (九大)、小山 繁、藤井 哲 (東亜大)
 G222 プラズマ化学反応によるメタンからメタノールの直接合成における放電特性の影響
 ※岡崎 健 (東工大)、野崎智洋、上満陽太郎、安田 真一、土方 邦夫
 G223 放電によるメタン改質反応の研究
 土方邦夫 (東工大)、小川邦康、※宮川宗大、岡崎 健
 G224 再突入体への空力加熱に及ぼす熱・化学的非平衡性の効果
 鈴木立之 (富山県立大)、※坂村芳孝
 G225 非平衡プラズマ衝突噴流の熱流動解析
 刃刀 資彰 (原研)、※江里幸一郎 (九大)、清水昭比古

- 【分子動力学 (生産加工プロセス)】 15:00~16:10
 座長 前川 透 (東洋大)、平井秀一郎 (東工大)
 G231 分子動力学法によるアルミスパッタ膜の成膜形状解析
 ※齋藤洋子 (日立)、平澤茂樹、山口日出、齋藤達之
 G232 アーク放電フラーレン生成過程における温度場の測定
 丸山茂夫 (東大)、※高木敏男、加地与志男、井上 満
 G233 高電圧極短パルスによるプラズマCVD核生成プロセスの制御
 ※安田真一 (東工大)、岡崎 健
 G234 電子衝突に伴う酸素分子励起状態変化の量子論的解析
 ※石丸和博 (岐阜高専)、岡崎 健 (東工大)

- 【分子動力学 (凝縮のメカニズムとモデル化 I)】 16:20~17:30
 座長 中山 恒 (東工大)、小原 拓 (東北大)
 G241 分子動力学を用いたCO2クラスレートの構造安定性に関する研究
 ※倉岡准輔 (東工大)、平井秀一郎、岡崎 健、河村雄行
 G242 分子クラスターの薄膜凝縮に関する研究
 ※北原 元 (東大)、青木 功、小竹 進
 G243 蒸着原子の並進エネルギーと蒸着レートが薄膜結晶構造に及ぼす影響
 ※井上剛良 (九大)、田中雄一郎、高橋能正
 G244 凝縮の分子動力学
 ※松本充弘 (名大)、泰岡頭治、片岡洋右 (法政大)

【H室】

- 【ふく射伝熱 (I)】 9:00~10:25
 座長 山田幸生 (機械技研)、日向野三雄 (東北大)
 H211 放射伝熱負荷逆問題解析
 工藤一彦 (北大)、黒田明慈、※斉藤龍彦、小熊正人
 H212 ラジアント・チューブ・バーナ加熱真空炉の過渡伝熱解析
 工藤一彦 (北大)、※持田あけの、田村守淑 (東邦ガス)、中村泰久、服部雅央
 H213 繊維層における放射熱伝達モデル
 工藤一彦 (北大)、※李 炳熙、黒田明慈
 H214 高分子トナーのふく射加熱熔融
 花村克悟 (岐阜大)、※伊藤正章、熊田雅弥
 H215 バンドモデルを用いた非等温・非灰色・放射・吸収・散乱性媒体のふく射伝熱
 円山重直 (東北大)、宇角元享、相原利雄
 【ふく射伝熱 (II)】 10:35~12:00
 座長 金山公夫 (北見工大)、円山重直 (東北大)
 H221 ふく射性媒体内の極短パルス光伝播を表す双曲型方程式
 ※山田幸生 (機械技研)、Sunil Kumar、Kunal Mitra、Ali Vedavaz
 H222 ふく射性ガスの等温壁管内強制対流-ふく射熱伝達
 ※上宇都幸一 (大分大)
 H223 非ふく射場における誘電物質の加熱メカニズム
 多田 茂 (東工大)、越後亮三、吉田英生、牛渡俊剛
 H224 金の半球ふく射率の低温測定
 ※日向野三雄 (東北大)、伊部雅人、中村和人 (日立)、増田英俊 (東北大)
 H225 集積回路チップにおける電磁波の散乱場解析
 山田 純 (東工大)、黒崎晏夫、※岩崎泰治

オーガナイズドセッション《鉄鋼業における熱流動問題》
 オーガナイザー 西尾茂文 (東大)

- 【鉄鋼業における熱流動問題 (I)】 15:00~16:10
 座長 西尾茂文 (東大)、高田保之 (九大)
 H231 液体顕熱に注目した噴霧冷却熱伝達モデル
 金 榮燦 (東大)、※西尾茂文、大久保英敏
 H232 液膜流と干渉する噴霧冷却の膜沸騰熱伝達
 ※金 榮燦 (東大)、西尾茂文、大久保英敏
 H233 プレコート鋼板の平坦不良防止冷却法の検討
 ※播木 道春 (住友金属)、岡村一男、森田昌孝、加藤優明 (イゲタ鋼板)
 H234 ラミナー冷却における流動及び温度むら発生の観察
 原口洋一 (住友金属)、播木道春
 【鉄鋼業における熱流動問題 (II)】 16:20~17:15
 座長 播木道春 (住友金属)、大久保英敏 (東大)
 H241 鋼の連続鋳造時の初期凝固と鱗片表面性状
 ※糸山誓司 (川崎製鉄)、別所永康
 H242 移動冷却面上での融液接触境界線における初期凝固
 西尾茂文 (東大)、※三谷貴丈、張 旭 (清華大)、上村光宏 (東大)

第3日 5月26日(金)

【A室】

- 【乱流モデルと数値シミュレーション(I)】 9:00~10:10
座長 笠木伸英(東大)、黒田明慈(北大)
- A311 壁・自由乱流熱伝達を解析するための温度場2方程式モデル
※安倍賢一(豊田中研)、近藤継男、長野靖尚(名工大)
- A312 対向直円管を有する矩形管路内の乱流構造解析
杉山 均(宇都宮大)、秋山光庸、※佐藤誉之
- A313 チャンネル乱流DNSによる低レイノルズ数効果の検討
※高田芳宏(名工大)、田丸 靖、辻 俊博、長野靖尚
- A314 正方形断面曲がり管路内の第一種・第二種二次流れの遷移予測
杉山 均(宇都宮大)、秋山光庸、※藤田 修
- 【乱流モデルと数値シミュレーション(II)】 10:20~11:30
座長 長野靖尚(名工大)、杉山 均(宇都宮大)
- A321 減衰一様乱流スカラ場DNSにおけるペクレ数の影響
伊平尚志(東理大)、猪飼一治、河村 洋
- A322 Turbulent Heat Transfer on Triangular Riblet Surface
ベナリル モクタール(東大)、笠木伸英
- A323 $k-\epsilon$ モデルを用いた波形流路の熱伝達の数値解析
楊 魯川(都立大)、※浅古 豊、山口義幸、M. Faghri
- A324 温度場2方程式モデルによる鋸歯状チャンネルにおける乱流熱伝達の予測
アンヘル ベタンクルト(東工大)、小林健一、吉田英生、越後亮三、小尾晋之介
- 【自然・強制対流複合伝熱(I)】 13:00~13:55
座長 河村 洋(東理大)、北村健三(豊橋技科大)
- A331 等温水平管内の非定常複合対流特性
※坂元美定(原研)、刃刀資彰、一宮浩市(山梨大)
- A332 鉛直二平板間のゆるやかな流れの浮力による遷移に関する研究
※高橋勇二(豊橋技科大)、鈴木孝司、三田地紘史
- A333 平行平板間流路内に置いた加熱円柱の層流共存対流熱伝達(数値解析)
※長谷川 寛(京大)、鈴木健二郎、中部主敬、松原幸治
- 【自然・強制対流複合伝熱(II)】 14:05~15:00
座長 荻野文丸(京大)、三田地紘史(豊橋技科大)
- A341 曲管内の複合対流熱伝達
※石垣 博(航技研)
- A342 不安定密度成層乱流におけるプラントル数の効果
※飯田雄章(東大)、笠木伸英
- A343 鉛直チャンネル内共存対流乱流の直接数値計算による解明
※西村 貢(東大)、笠木伸英
- 【多孔質における流れと伝熱】 15:10~16:35
座長 増岡隆士(九工大)、加藤泰生(山口大)
- A351 薄い多孔質板の対流熱伝達特性と圧力損失
※西 義久(電中研)、木下 泉、古谷正裕
- A352 多孔質体内熱流動の微視的数値シミュレーション(熱分散のモデリング)
※桑原不二朗(静岡大)、中村 勲、中山 頭、児山 仁
- A353 多孔質体内の非ニュートン流体の熱流動(第一報 流動の数値モデル)
※井上昌彦(静岡大)、中山 頭、児山 仁
- A354 一様熱流束加熱充てん層内強制対流熱伝達に関する研究
※斎藤晋一(大分大)、上宇都幸一
- A355 格子ボルツマン法による多孔質内の熱流動解析
※稲室隆二(京大)、山村方人、荻野文丸

【B室】

- 9:00~10:10
座長 福迫尚一郎(北大)、笹口健吾(熊本大)
- B311 カプセル型潜熱蓄熱システムの性能評価
※石川正昭(信州大)、平田哲夫、松下書信
- B312 水球カプセル充填槽の放熱特性
稲葉英男(岡山大)、※吉村充司、尾崎公一
- B313 球カプセル型潜熱エネルギー貯蔵システムの蓄熱・放熱過程の数値シミュレーション
※齋藤武雄(東北大)、加藤秀樹、文 鐘勲
- B314 球カプセル型潜熱エネルギー貯蔵システムの性能実験
※文 鐘勲(東北大)、齋藤武雄
- 【融解・凝固・蓄熱(I)】 10:20~11:45
座長 稲葉英男(岡山大)、堀部明彦(岡山大)
- B321 ボアホール長期蓄熱蓄冷システムに関する研究
※山口明德(東北大)、篠宮純三(日立)、齋藤武雄(東北大)
- B322 円筒および球カプセルを用いた複合融解の実験的研究
※星 朗(一関高専)、齋藤武雄(東北大)
- B323 矩形容器内に置かれた水平円筒回りの固-液相変化(凝固過程に及ぼす初期過熱度の影響に関する数値解析)
※草野剛嗣(熊本大)、笹口健吾
- B324 接触融解現象における種々の壁面形状に共通する融解について
※岡 峰夫(富士電機総研)
- B325 疎水性液中における氷層の融解熱伝達
福迫尚一郎(北大)、山田雅彦、※小川 拓(富士電機)、E-B.S. Metawee、河部弘道(専北短大)
- 【融解・凝固・蓄熱(II)】 13:00~14:10
座長 橋詰健一(広島工大)、三松順治(岐阜大)
- B331 スタッドフィン付き縦型伝熱面周りの氷の融解に関する解析的研究
平澤良男(富山大)、※陳 東、竹越栄俊
- B332 融解現象を利用した発熱面の冷却に関する研究(発熱面熱流束及びアスペクト比の影響に関する数値解析)
※笹口健吾(熊本大)、宮崎 明
- B333 微小液滴の凍結挙動
福迫尚一郎(北大)、山田雅彦、堀部明彦(岡山大)、川南 剛(北大)、河合洋明
- B334 噴霧気流中におかれた細線まわりの着氷挙動と着氷限界熱流束(第1報:低速、氷点近傍温度の気流の場合)
麓 耕二(釧路高専)、山岸英明、福迫尚一郎(北大)、山田雅彦、堀部明彦(岡山大)
- 【融解・凝固・蓄熱(III)】 14:20~15:30
座長 平田哲夫(信州大)、平澤良男(富山大)
- B341 プレス成型されたガラス製品のひげに対する熱的成型条件の影響
※龍腰健太郎(旭硝子)、黒崎晏夫(東工大)、佐藤 勲
- B342 レーザ照射による有機色素薄膜上へのピット形成過程
村田 章(農工大)、望月貞成、新屋博司
- B343 相変物質の過冷却現象を利用した温熱の超低損失貯蔵手法の提案
佐藤 勲(東工大)、黒崎晏夫、※館上 敦
- B344 矩形セル内水溶液の凍結過程における局所濃度分布の測定
※日向 滋(信州大)、姫野修廣、桜井正幸
- 【C室】
9:00~10:10
座長 今石宣之(九大)、布施木 徹(流体コンタクト)

- C311 温度・濃度複合対流による水層の物質拡散支配融解
※菅原征洋 (秋田大)、藤田 忠
- C312 多成分気体の分子拡散と自然対流に関する研究
※武田哲明 (原研)、菱田 誠
- C313 密閉容器内の二重拡散対流における振動現象
西村龍夫 (山口大)、※若松幹生、国次公司
- C314 二重拡散界面突き抜け対流による熱・物質移動に関する実験研究
※高雄信吾 (NKK京浜ビル)

【熱対流及びマランゴニ対流】 10:20~11:45
座長 石塚 勝 (東芝)、菅原征洋 (秋田大)

- C321 臨界点近傍の二酸化炭素の非定常熱伝達
(伝熱面温度変化率一定の場合)
※丹波 純 (東北大)、相原利雄、小原 拓、
高橋俊雄、島崎知央、渋谷賢一
- C322 チョクラルスキー対流の二次流れ特性の数値解析
※友成弘志 (九大)、岩本光生 (大分大)、
尾添紘之 (九大)
- C323 回転型CVD装置内の熱流動
※佐藤恒之 (九大)、宮崎美弘、今石宜之
- C324 液滴の表面張力対流に及ぼす支持棒の影響
工藤一彦 (北大)、黒田明慈、※田中 建、
Wen. J. Yang (ミシガン大)
- C325 液滴内3次元過渡表面張力対流の解析
工藤一彦 (北大)、黒田明慈、※戸谷 剛

【凝縮 (I)】 13:00~14:10
座長 山川紀夫 (岩手大)、宇高義郎 (横国大)

- C331 水平フィン付き管上の膜状凝縮の数値解析
本田博司 (九大)、高松 洋、※真喜志 治
- C332 非凝縮性ガス中の希薄なエチレングリコールの
凝縮特性
中川 篤 (神戸大)、竹中信幸、藤井照重、
松本充夫
- C333 HFC134a/HFC123系混合冷媒の水平平滑管内凝縮
小山 繁 (九大)、※石橋 晃
- C334 静的格納容器冷却系用垂直管コンデンサの除熱性能
と不凝性ガス移動挙動
※横堀誠一 (東芝)、飛松敏美、新井健司、及川弘秀

【凝縮 (II)】 14:20~15:45
座長 石原 勲 (関西大)、高松 洋 (九大)

- C341 粗面上における滴状凝縮と凝縮滴の摩擦係数
※泉 正明 (岩手大)、大内雅樹、山川紀夫
- C342 二成分蒸気の強制対流膜状凝縮の実験的研究
上原春男 (佐賀大)、木下英二、井戸英博、杉本一章、
長谷川弘明
- C343 二成分蒸気の乱流膜状凝縮の理論解析 (体積力対流)
※木下英二 (佐賀大)、上原春男
- C344 二成分不溶性混合冷媒の凝縮熱伝達
(管群凝縮のモデル化と高性能化)
※寺西恒宜 (富山高専)、牧野智也、滝本 昭 (金沢大)
- C345 水-エタノール混合蒸気の凝縮熱伝達特性曲線の測定 (続報)
宇高義郎 (横国大)、※劔持達也、高橋克章

【凝縮 (III)】 15:55~17:05
座長 横堀誠一 (東芝)、小山 繁 (九大)

- C351 蒸気インジェクタノズル内の流動特性
※浅野 等 (神戸大)、藤井照重、竹中信幸、
永江 信也
- C352 高温高圧水の水中之プロードダウン挙動 (その2)
※楠 剛 (原研)、頼経 勉、石田紀久、笠原芳幸
- C353 高速回転する水平円筒内面における凝縮液の流れ
※彰 仕文 (愛媛大)、水上紘一
- C354 亜臨界領域における炭酸ガスの鉛直面上の体積力
対流凝縮 (凝縮面長さの影響)
※石原 勲 (関西大)、松本亮介

【D室】

【ふく射伝熱 (III)】 9:00~10:10
座長 上宇都幸一 (大分大)、山田 純 (東工大)

- D311 放射冷却の促進と冷房システムへの応用に
関する研究
※柳本陽太郎 (東北大)、齋藤武雄
- D312 選択放射材料による放射冷却 (東京における実験
と解析結果の比較)
※大沼敏治 (電中研)、宮永俊之
- D313 太陽エネルギー利用のための分光日射量の測定
※馬場 弘 (北見工大)、金山公夫、遠藤 登、
金沢浩志
- D314 天井放射冷房空間の熱放射環境の解析 (複数の人体と
仕器が存在する会議室を例として)
※宮永俊之 (電中研)、大沼敏治

【ふく射伝熱 (IV)】 10:20~11:45
座長 黒崎晏夫 (東工大)、吉田篤正 (岡山大)

- D321 プンゼンバーナ火炎の熱画像とシミュレーション
結果との比較
早坂洋史 (北大)、※野端敏文
- D322 サーマルカメラによる実験円筒火炉内の放射計測
※白坂暢也 (北大)、早坂洋史
- D323 放電加工におけるプラズマ温度と消アークの解析
早川伸哉 (農工大)、国枝正典
- D324 赤外線熱イメージ法による地下埋設物の探査に関する研究
※稲垣照美 (茨城大)、劉 春亮、范 作芬、岡本芳三
- D325 紫外線吸収コーティングの断熱効果について
水上紘一 (愛媛大)、※青山善行

【E室】

【ヒートポンプ・冷凍空調 (I)】 9:00~9:55
座長 中込秀樹 (東芝)、清田正徳 (徳島大)

- E311 代替冷媒を用いた冷凍サイクルの特性
※安達昭夫 (富士電機総研)、林 俊一、土屋敏章
- E312 伝達行列による音響冷凍機の解析
※山田 豊 (東大)、飛原英治、斎藤孝基
- E313 音響共振冷凍機のスタック温度分布
※片岡真記 (関西大)、小澤 守、有川富貴、河本 明

【ヒートポンプ・冷凍空調 (II)】 10:05~11:00
座長 森岡 斎 (徳島大)、安達昭夫 (富士電機)

- E321 直接熱交換シリカゲルモジュール型吸着ヒート
ポンプの伝熱特性
※伊藤睦弘 (名大)、渡辺藤雄、架谷昌信
- E322 塩化カルシウム系ケミカルヒートポンプ反応層の熱
物性値と伝熱機構の検討
※藤岡恵子 (阪大)、加藤慎一、藤木茂博、
平田雄志
- E323 低温作動水ヒートパイプ冷却システムの開発
※鈴木 敦 (日立)、桑原平吉、藤岡和正、
井坂功一、斎藤秀治

【熱物性測定法 (I)】 13:00~14:10
座長 牧野俊郎 (京大)、熊田俊明 (北大)

- E331 傾斜機能材料の熱伝導率の評価
※山田悦郎 (秋田大)、田尻暢也、高橋カネ子
- E332 過冷却水の熱伝導率測定の研究
斎藤彬夫 (東工大)、大河誠司、※嶋本大祐
- E333 等方性固体の熱伝達率と熱拡散率の非接触同時測定
※朴 寿泉 (九大)、藤井丕夫、富村寿夫、
張 興
- E334 HFC-32の液相の熱伝導率
高 仙峰 (慶大)、飯島秀哉、長坂雄次、
長島 昭

【熱物性測定法 (II)】 14:20~15:30
座長 加藤健司 (大阪市大)、上松公彦 (慶大)

- E341 CO₂レーザーを用いた強制レイリー散乱法の研究

- (第4報: 熔融炭酸塩の測定)
 ※茨田高志(慶大)、大坪誠司、長坂雄次、長島 昭
 E342 種々圧力・温度下の液相メタノール中の一酸化炭素ガスの溶解・拡散過程
 ※劉 秋生(機械技研)、竹村文男、矢部 彰、紺谷和夫
 E343 高温下でのSiCコーティングの放射率測定
 松本 毅(計量研)、小野 晃、武田文人(三菱重工業)、能丸裕次
 E344 アルゴンの微小粒子の熱的挙動に関する数値実験
 ※若林英信(京大)、牧野俊郎

【熱物性】 15:40~17:05
 座長 山田悦郎(秋田大)、長坂雄次(慶大)

- E351 エタノールの熱力学性質
 ※瀧口幸延(慶大)、上松公彦
 E352 金属点接触における非平衡効果及び電子トンネル効果による熱起電力
 土方邦夫(東工大)、※伊藤衡平、鳥越邦和(ダイキン)
 E353 接触角および表面張力の測定法に関する研究
 ※加藤健司(大阪市大)、曹 宇、山本匡美、藤田秀臣、東 恒雄
 E354 電磁超音波法による炭素素材の音速と気孔率に関する研究
 ※松島栄次(大阪工大)、北條勝彦、沢 孝一郎、長島 昭(慶大)
 E355 マクロ薄膜熱電対の起電力特性
 ※矢部 彰(機械技研)、J.P.Longtin、C.H.Goldman、C.L.Tien

【F室】

【直接接触伝熱(I)】 9:00~10:10
 座長 本田博司(九大)、村田圭治(東芝)

- F311 落下液滴による高温表面の温度変動
 (液滴による伝熱面のぬれ乾きの確認)
 ※関根郁平(苫小牧高専)
 F312 融体面に衝突する液滴の蒸発挙動と熱的相互作用
 ※古谷正裕(電中研)、木下 泉、西 義久
 F313 低融点合金と水との直接接触式熱交換器の伝熱特性
 (第3報: 蒸気温度に及ぼす圧力の影響)
 ※木下 泉(電中研)、西 義久、古谷正裕
 F314 層状体系における自発的蒸気爆発の発生条件の研究
 松村邦仁(筑波大)、※桜井雅利、鈴木健三、成合英樹

【直接接触伝熱(II)】 10:20~11:30
 座長 茂地 徹(長崎大)、木下 泉(電中研)

- F321 蒸気バブリングによる水中溶存酸素の脱気特性に関する研究(第2報: 解析的検討)
 ※村田圭治(東芝)、久保 良、河野俊二
 F322 溶解Snの水中落下挙動
 ※鈴木佳文(北大)、ネマトラフィ
 モハマッド レザ、杉山憲一郎、石川迪夫
 F323 パルス通電で直接加熱した液体中における気泡の発生と成長・崩壊に関する数値解析
 ※近縄一成(九大)、吉田 駿、洪 海平、堀尾英明(九州松下)
 F324 重力駆動型平面ヒートパイプによるフィン効果率の向上
 ※魏 杰(東工大)、土方邦夫

【沸騰・凝縮における伝熱促進】 13:00~14:25
 座長 森 康彦(慶大)、中川勝文(豊橋技科大)

- F331 磁性流体の沸騰熱伝達に及ぼす磁場の影響
 ※高橋 修(京大)、河原全作、芹澤昭示、河野益近
 F332 CO₂ガスの溶解液滴の蒸発に関する研究
 ※津田宏二(東北学院大)、大島亮一郎
 F333 超音波による水平細線の浸漬急速冷却の促進
 本田博司(九大)、高松 洋、※山城 光
 F334 水平円管伝熱面におけるLiBr水溶液の沸騰伝熱促進
 ※加治増夫(阪大)、古川雅裕、森 幸治、尾崎真司、世古口言彦

- F335 ねじりテープ付垂直管内ポストドライアウト熱伝達
 ※後 利彦(神戸大)、竹中信幸、藤井照重、岩谷淳二

【二相流の可視化計測(I)】 14:35~15:30
 座長 逢坂昭治(徳島大)、竹中信幸(神戸大)

- F341 トップフッディングにおける主要パラメータ
 ※中島邦廣(広船高専)、浜田朋起(東船大)、巫 洵源、刑部真弘
 F342 垂直管内気泡流の乱れのスペクトル特性
 藤野宏和(ダイキン)、文字秀明(筑波大)、松井 剛一
 F343 気泡対向流の流動特性に関する研究
 有富正憲(東工大)、中島 誠、周士 榮、武田 靖(PSI)、森 治嗣(東電)、吉岡 譲(原電)

【二相流の可視化計測(II)】 15:40~16:50
 座長 有富正憲(東工大)、刑部真弘(東京商船大)

- F351 鉛直管内固気液三相スラグ流のスラグ特性
 (各相体積流束の影響)
 坂口忠司(神戸大)、南川久人、富山明男、松本宣之
 F352 ステレオ画像法による粒子径・速度の同時計測
 ※加藤裕之(横国大)、西野耕一、進士 晃、鳥居 薫
 F353 バンドル内二成分二相流のスペーサ近傍ポイド率分布
 竹中信幸(神戸大)、藤井照重、浅野 等、山野 宏、和田哲昌、松林政仁(原研)
 F354 傾斜管内気液環状二相流におけるホールドアップ
 ※逢坂昭治(徳島大)、森岡 斎、清田正徳、飯屋崎 侃(福岡大)

【G室】

【分子動力学(凝縮のメカニズムとモデル化II)】 9:00~10:10
 座長 岡崎 健(東工大)、青木 功(東大)

- G311 固体表面に接触する液滴の分子シミュレーション
 (第2報: 固体内振動の影響)
 丸山茂夫(東大)、※木ノ下誠二、山口康隆
 G312 分子動力学法による気液界面での凝縮過程の研究
 (凝縮分子の並進エネルギーの影響)
 鶴田隆治(九工大)、※坂本宜晶、増岡隆士
 G313 凝縮におけるクラスター分布の分光学的研究
 ※橋本博文(東大)、小竹 進
 G314 光イオン化TOP質量分析による炭素クラスターの研究
 丸山茂夫(東大)、※金原秀明、林 秀明、井上 満

【分子動力学(I)】 10:20~11:45
 座長 平澤茂樹(日立)、松本充弘(名大)

- G321 共鳴蛍光による希薄Na蒸気流の可視化
 杉山憲一郎(北大)、角田信哉、※中澤正博、榎戸武揚
 G322 フラレン生成機構の分子シミュレーション
 (第2報: 反応の前駆体)
 丸山茂夫(東大)、※山口康隆
 G323 分子動力学法によるアルゴンの相変化解析
 ※長岡英昭(九人)、平野博之、尾添弘之
 G324 臨界点近傍の分子クラスター形成に関する研究
 ※石井孝治(東洋大)、石井佳秀、前川 透
 G325 量子動力学法の開発とその粒子衝突問題への応用
 ※小又 智輝(東洋大)、池田 教彦、前川 透

【分子動力学(II)】 13:00~14:10
 座長 杉山憲一郎(北大)、丸山茂夫(東大)

- G331 ab initio 分子動力学法の開発
 松本 聡(東洋大)、※大内俊一郎、中山修一、前川 透
 G332 Energy Transfer of Quantum Diatomic Molecule to the Thermal MD Surface

- ※Zolotoukhina T.N. (東大)
 G333 金属の光吸収に関する量子分子動力学的研究
 ※芝原正彦(東大)、小竹 進
 G334 内部自由度を考慮した水の分子動力学的研究
 ※小原 拓(東北大)、齋藤 寛、相原利雄

【分子動力学(Ⅲ)】 14:20~15:45

- 座長 井上剛良(九大)、石丸和博(岐阜高専)
 G341 分子動力学法を用いた水の熱物性値に関する研究
 ※久崎久裕(東工大)、大河誠司、斎藤彬大
 G342 分子動力学法による熔融NaClの輸送性質
 ※淵脇哲治(慶大)、長坂雄次
 G343 金属蒸気の膨張におけるクラスター生成に関する研究
 ※長崎孝夫(東工大)、金子博一、土方邦夫
 G344 高粒子負荷を受ける表面の融解・蒸発に関する分子
 動力学的研究
 ※中館 博(東北大)、戸田三朗、橋爪秀利
 G345 分子動力学法による液体中のイオン伝導解析
 芳賀正和(東洋大)、※村岡 保、前川 透

第32回日本伝熱シンポジウム (山口)

1 日目 (5月24日 (水))				
	A	B	C	D
8:30				
9:00	9:00 層流伝熱	9:00 対流伝熱の 促進 (I)	9:00 密閉空間内 の自然対流	9:00 伝熱および 物質移動
10:00	A111 ~ A114	B111 ~ B114	C111 ~ C114	D111 ~ D114
	10:10 10:20 流れと熱の計測	10:10 10:20 対流伝熱の 促進 (II)	10:10 10:20 密閉空間・平板 の自然対流	10:10 10:20 蒸発促進
11:00	A121 ~ A125	B121 ~ B125	C121 ~ C125	D121 ~ D124
	11:45	11:45	11:45	11:30
12:00				
13:00	13:00 乱流構造と伝熱	13:00 対流伝熱の 促進 (III)	13:00 対流発生	13:00 物質移動 (I)
14:00	A131 ~ A135	B131 ~ B134	C131 ~ C135	D131 ~ D133
	14:25 14:35 物体まわりの流 れと伝熱	14:10 14:20 回転場における 伝熱	14:25 14:35 多孔質における 自然対流	13:55 14:05 物質移動 (II)
15:00	A141 ~ A144	B141 ~ B144	C141 ~ C143	D141 ~ D143
	15:45 15:55 複雑流路内の 流れと伝熱	15:30 15:40 生体系における 凍結 (I)	15:30 15:40 多孔質における 伝熱および物質 移動	15:00 15:10 吸収
16:00	A151 ~ A154	B151 ~ B154	C151 ~ C154	D151 ~ D154
	17:05 17:15 非定常流に おける伝熱	16:50 17:00 生体系における 凍結 (II)	16:50 17:00 電子機器の冷却	16:20
17:00	A161 ~ A164	B161 ~ B165	C161 ~ C164	
18:00	18:25	18:25	18:10	

第32回日本伝熱シンポジウム (山口)

1 日目 (5月24日 (水))				
	E	F	G	H
8:30				
9:00	9:00 二相流の流動 と伝熱 (I)	9:00 核沸騰 (I)	9:00 微小重力下の 流動と伝熱	9:00 オガナイズドセッション 高温I初年 [*] -変換 展望講演【I】
10:00	E111 ~ E114	F111 ~ F114	G111 ~ G113	H111
	10:10 二相流の流動 と伝熱 (II)	10:10 核沸騰 (II)	9:55 10:05 計測技術	9:45 高温I初年 [*] -変換 (I)
11:00	E121 ~ E125	F121 ~ F125	G121 ~ G126	H112 ~ H115
	11:45	11:45	11:45	11:05 11:15 高温I初年 [*] -変換 展望講演【II】
12:00				H121 12:00
13:00	13:00 オガナイズドセッション 極低温における 熱流動問題(I)	13:00 限界熱流束(I)	13:00 高性能コンパ クト熱交換器	13:00 高温I初年 [*] -変換 展望講演【III】
14:00	E131 ~ E134	F131 ~ F134	G131 ~ G134	H131
	14:10 14:20 極低温における 熱流動問題(II)	14:10 14:20 限界熱流束(II)	14:10 14:20 熱交換器 (I)	13:45 高温I初年 [*] -変換 (II)
15:00	E141 ~ E144	F141 ~ F144	G141 ~ G144	H132 ~ H133
	15:30 極低温における 熱流動問題(III)	15:30 15:40 限界熱流束(III)	15:30 15:40 熱交換器 (II)	14:25 14:35 高温I初年 [*] -変換 展望講演【IV】
16:00	E151 ~ E153	F151 ~ F154	G151 ~ G154	H141
	16:25 16:35 粒子層におけ る伝熱	16:50 17:00 膜沸騰・極小 熱流束 (I)	16:50 17:00 燃焼における	15:20 高温I初年 [*] -変換 (III)
17:00	E161 ~ E166	F161 ~ F165	G161 ~ G164	H142 ~ H144
	18:15	18:25	18:10	16:20 16:30 高温I初年 [*] -変換 (IV)
18:00				H151 ~ H154 17:50

第32回日本伝熱シンポジウム (山口)

2 日目 (5月25日 (木))				
	A	B	C	D
8:30				
9:00	9:00 噴流 A211 ~ A213	9:00 凝固 (I) B211 ~ B213	9:00 物体まわりの自然対流 (I) C211 ~ C213	9:00 熱伝導 (I) D211 ~ D214
10:00	9:55 衝突噴流 (I) A221 ~ A223	9:55 凝固 (II) B221 ~ B223	9:55 物体まわりの自然対流 (II) C221 ~ C223	10:10 熱伝導 (II) D221 ~ D224
11:00	11:00 衝突噴流 (II) A231 ~ A233	11:00 融解 B231 ~ B233	11:00 プルーフ C231 ~ C233	11:30
12:00	12:05	12:05	12:05	
13:00	13:00 総 会			
14:00	13:45 特別講演 『生体における体熱調節』			
15:00	15:00 衝突噴流 (III) A241 ~ A243	15:00 オrganイズドセッション 人間熱科学	15:00 蓄熱 (I) C241 ~ C244	
16:00	15:55 企画部会 特別セッション "中国と韓国の伝熱研究の現状" 17:35	16:00 B241 ~ B246 16:40	16:10 蓄熱 (II) C251 ~ C254	
17:00				
18:00	18:30 懇 親 会 (ホテル ニュータナカ (湯田)) 20:30			

第32回日本伝熱シンポジウム (山口)

2 日目 (5月25日 (木))				
	E	F	G	H
8:30				
9:00	9:00 二相流の流動 と伝熱 (Ⅲ) E211 ~ E214	9:00 核沸騰 (Ⅲ) F211 ~ F213 9:55	9:00 燃焼における 伝熱 (Ⅱ) G211 ~ G213 9:55	9:00 ふく射伝熱 (Ⅰ) H211 ~ H215
10:00	10:10 10:20 二相流のモデル 化と数値解析 E221 ~ E225	10:05 核沸騰 (Ⅳ) F221 ~ F223 11:00 11:10 冷媒の沸騰・ 蒸発 F231 ~ F233 12:05	10:05 反応・燃焼 G221 ~ G225 11:30	10:25 10:35 ふく射伝熱 (Ⅱ) H221 ~ H225 12:00
11:00				
12:00				
13:00				
14:00				
15:00	15:00 ヒートパイプ ・熱サイホン E231 ~ E234 16:10 16:20 都市地球環境 に関する熱物質 伝達 E241 ~ E244 17:30	15:00 膜沸騰・極小熱 流束(Ⅱ) F241 ~ F244 16:10 16:20 微小重力下の 沸騰・蒸発 F251 ~ F254 17:30	15:00 分子動力学 (生 産加工プロセス) G231 ~ G234 16:10 16:20 分子動力学 (凝縮の効 率とモデル化) (Ⅰ) F241 ~ F244 17:30	15:00 オーガニズドセッション 鉄鋼業における 熱流動問題(Ⅰ) H231 ~ H234 16:10 16:20 鉄鋼業にお ける熱流動問題(Ⅱ) H241 ~ H243 17:15
16:00				
17:00				
18:00	18:30 懇 親 会 (ホテル ニュータナカ (湯田)) 20:30			

第32回日本伝熱シンポジウム (山口)

3 日目 (5月26日(金))				
	A	B	C	D
8:30				
9:00	9:00 乱流モデルと数 値シミュレーション(I)	9:00 蓄熱 (III)	9:00 二重拡散対流	9:00 ふく射伝熱(III)
10:00	A311 ~ A314	B311 ~ B314	C311 ~ C314	D311 ~ D314
	10:10 10:20 乱流モデルと数 値シミュレーション(II)	10:10 10:20 融解・凝固 蓄熱 (I)	10:10 10:20 熱対流および マランゴニ対流	10:10 10:20 ふく射伝熱(IV)
11:00	A321 ~ A324	B321 ~ B325	C321 ~ C325	D321 ~ D325
	11:30	11:45	11:45	11:45
12:00				
13:00	13:00 自然・強制対流 複合伝熱 (I)	13:00 融解・凝固 蓄熱 (II)	13:00 凝縮 (I)	
14:00	A331 ~ A333	B331 ~ B334	C311 ~ C314	
	13:55 14:05 自然・強制対流 複合伝熱 (II)	14:10 14:20 融解・凝固 蓄熱 (III)	14:10 14:20 凝縮 (II)	
15:00	A341 ~ A343	B341 ~ B344	C341 ~ C345	
	15:10 多孔質におけ る流れと伝熱	15:30	15:45 15:55 凝縮 (III)	
16:00	A351 ~ A355		C351 ~ C354	
	16:35		17:05	
17:00				

第32回日本伝熱シンポジウム (山口)

3 日目 (5月26日 (金))			
	E	F	G
8:30			
9:00	9:00 ヒートポンプ 冷凍空調 (I) E311 ~ E313	9:00 直接接触伝熱 (I) F311 ~ F314	9:00 分子動力学 (凝縮のメカニ ズムとモデル 化) (II) G311 ~ G314
10:00	9:55 ヒートポンプ 冷凍空調 (II) E321 ~ E323	10:05 10:10 10:20 直接接触伝熱 (II) F321 ~ F324	10:10 10:20 分子動力学 (I) G321 ~ G325
11:00	11:00	11:30	11:45
12:00			
13:00	13:00 熱物性測定法 (I) E331 ~ E334	13:00 沸騰・凝縮にお ける伝熱促進 F331 ~ F335	13:00 分子動力学 (II) G331 ~ G334
14:00	14:10 14:20 熱物性測定法 (II) E341 ~ E344	14:25 14:35 二相流の可視 化計測 (I) F341 ~ F343	14:10 14:20 分子動力学 (III) G341 ~ G345
15:00	15:30 15:40 熱物性 E351 ~ E355	15:30 15:40 二相流の可視 化計測 (II) F351 ~ F354	15:45
16:00	17:05	16:50	
17:00			

第32回 伝熱シンポジウム 会場の御案内



企画部会 会告

下記の企画を計画しておりますので奮ってご参加下さい。

1. 伝熱シンポジウム, プレシンポ「伝熱レクチャーコース」(案内)

日時:平成7年5月23日(火)13時~19時

場所:山口県教育会館第1研修室

内容:「分子動力学計算の基礎から実用計算まで」 小竹進 東京大学教授
「複合材料の熱物性推算とその考え方」 荒木信幸 静岡大学教授

2. 伝熱シンポジウム, 特別企画セッション(案内)

日時:平成7年5月25日(木)(予定, 講演論文集プログラム参照)

場所:伝熱シンポジウム会場

内容:「中国の伝熱研究の現況」 Z.Y.Guo 教授(中国, 清華大学)
「韓国における伝熱研究の現況」 J.M.Hyun 教授(韓国, 科技大学)

3. 公開講演会「生活における温度, 熱, エネルギー」(案内)

本講演会は一般青少年, 社会人を対象に行うものです。ご家族, 知人などお誘いの上ご自由にご参加下さい。

日時:平成7年10月7日(土)13:30~16:30

場所:科学技術館(東京都千代田区北の丸公園)

内容:下記の題目はいずれも仮題。

- 「衣服における温度と熱」 中島利誠 お茶の水女子大学教授
- 「料理における温度と熱」 渋川祥子 横浜国立大学教授
- 「生活環境におけるエネルギー」 平田賢 芝浦工業大学教授

4. 研究会参加募集, 講義聴講募集

研究会名:「非線形熱流体科学」

設置期間:平成7年4月~平成9年3月

金子邦彦先生(東京大学教養学部基礎物理)に主査をお願いし, 熱流体における非線形複雑現象(カオス・フラクタルを含む)の学習研究会を発足させます。広く会員諸子の参加を募ります。なお, 下記のような題目で連続講義を予定しています。聴講のみも歓迎いたしますのでお申し込み下さい。

第1回, 日時:平成7年4月15日(土)

場所:東京大学工学部(本郷)

内容:「非線形複雑系解析-カオスとフラクタル」

講師:金子邦彦 東大助教授

上記に関するお問い合わせ先:企画部会 庄司正弘

〒113, 東京都文京区本郷7-3-1, 東京大学工学部, 機械工学科,

TEL & FAX(ダイヤル):03-5800-6987)。

4の研究会に参加の場合は, ご氏名, 所属, 連絡先(住所, TEL, FAX), ご専門を明記し, 上記まで郵送あるいはFAX下さい。

第32回日本伝熱シンポジウム
企画部会特別セッション
— 中国と韓国の伝熱研究の現況 —

日本伝熱学会第33期企画部会

他の理工学分野と同様、伝熱の分野においても、これまでわが国の研究者の主たる関心は欧米に向けられていたように思われます。近隣のアジア地域諸国との関係はかなり希薄、もしくは皆無、と言ってよく、伝熱研究、研究者、研究機関等に関する事情も“あまり”一 国によっては“全く”一 わかっていません。

企画部会ではアジア地域の諸国との交流を進めていくための第1段階として、各国の伝熱研究事情を知るための機会を作っていこうと考えました。本年度はそのまた第1歩として、お隣の中国と韓国の代表的研究者を招き、最近の伝熱研究事情をお話しいただく表記のような**特別セッション**を企画しました。両国の事情については、これまで Transpot Phenomena の会議や Joint Conference 等を通して断片的にうかがう機会はありませんでしたが、まとまった話を聞く機会はなかったように思われます。ぜひ多くの方々がこの**特別セッション**に参加され、講演や質疑を通して隣国の伝熱研究の状況・動向に関する認識を深められることを期待しております。

日 時：1995年5月25日(木) [伝熱シンポジウム 2日目]

16:05-17:35

場 所：伝熱シンポジウム講演会場A室(山口県教育会館大ホール)

講 師：**Prof. Zeng-Yuan Guo**

Department of Engineering Mechanics, Tsinghua University (清華大学),
Beijing, CHINA

Prof. Jae Min Hyun

Department of Mechanical Engineering, Korea Advanced Institute of
Science and Technology (韓国科学技術院), Taejon, KOREA

上記 特別セッション に関するお問い合わせ先：

〒223 横浜市港北区日吉 3-14-1

慶應義塾大学 理工学部 機械工学科 森 康彦(企画部会委員)

TEL 045-563-1141 (内線 3192)

FAX 045-562-7625

第23回可視化情報シンポジウムのお知らせ

主 催：(社)可視化情報学会 協 賛：(社)日本伝熱学会他12学協会

開催日：平成7年7月18日(火)～20日(木) 会 場：東京・虎の門 国立教育会館

参加費：4,000円

プログラム：1)特別講演 大震災関連他2件

2)可視化情報に関する一般講演、

3)オーガナイズドセッション

①カラー画像理解

②ニューラルネット/遺伝的アルゴリズムの応用

③風洞、いろはのい

④景観シミュレーション

⑤可視化画像の教育への利用

4)その他 展示会等

問い合わせ先：(社)可視化情報学会事務局 Tel:03-3364-1762, Fax:03-3364-3914

混相流シンポジウム'95(第14回)開催のお知らせ

共 催
開 催 日
会 場
テ ー マ

日本学術会議水力学水理学研究連絡委員会, 日本混相流学会, 日本伝熱学会ほか
平成7年7月13日(木), 14日(金)

松山市総合コミュニティセンター(〒790 松山市湊町7-5)

- | | |
|----------------------|-------------------|
| 1. 混相流の物理 | 2. 混相流の理論・モデリング |
| 3. 混相流のダイナミクス | 4. 混相乱流 |
| 5. 界面現象と混相流 | 6. 知能性/機能性流体と混相流 |
| 7. 混相流の数値解析・シミュレーション | 8. 混相流の可視化・情報化技術 |
| 9. 混相流の計測・制御技術 | 10. 環境対策技術における混相流 |
| 11. 生体・バイオ工学における混相流 | 12. 混相流工業技術 |
| 13. 自然・宇宙における混相流 | 14. その他 |

シンポジウム
参加費

	正会員	学生会員	非会員	懇親会費
事前申込	7,000円	2,000円	10,000円	6,000円
当日申込	8,000円	3,000円	12,000円	7,000円

(事前申込締切：平成7年6月24日消印有効)

懇 親 会
送 金 先
宿 泊 申 込
問 合 せ 先

7月13日(木) 18:00~20:00 東京第一ホテル松山

郵便振替口座：混相流シンポジウム実行委員会 01600-0-28255

日本旅行(株)松山支店 TEL:0899-45-0820 FAX:0899-32-9091

〒790 松山市文京町3 愛媛大学工学部機械工学科

混相流シンポジウム'95 実行委員会 鮎川恭三, 越智順治, 河原源太

TEL:0899-24-7111 FAX:0899-23-0672 E-mail:kawahara@dpc.chime-u.ac.jp

平成7年度熱流体フォーラム講演会 日程&テーマ

■第1回 5月20日(土) 15:00~17:00

「気液二相流による円柱構造物の振動」
東京理科大学教授 原文雄 先生

■第2回 6月29日(木) 13:00~17:00

「エクセルギー再生燃焼法」
～環境とエネルギーの調和をめざして
東京工業大学教授 越後 亮三 先生
「地球環境問題とディーゼルエンジン排ガス浄化」
北海道大学教授 岩本 正和 先生

■第3回 9月20日(水) 13:00~17:00

「CFDによる現象理解と設計への応用」
～進行物体(船、車)まわり流れの有限体積法
シミュレーション
東京大学教授 宮田 秀明 先生
「気泡流動の数値シミュレーション」
東京大学教授 松本 洋一郎 先生

■第4回 10月21日(土) 13:00~17:00

「衝突噴流伝熱の促進と制御」
神戸大学教授 片岡 邦夫 先生
「衝突噴流による対流熱伝達の特性とメカニズム」
岐阜大学教授 熊田 雅弥 先生

■熱流体先端技術講演会

特別講演 12月2日(土) 15:00~17:00
「都市の水循環機構の変化と水害及び水不足」
芝浦工業大学教授 高橋 裕 先生

場 所：芝浦工業大学本館43教室

聴講料：会員・学生 無料

一般(非会員) 第1・5回 3,000円/第2・3・4回 6,000円

■申込み先 熱流体フォーラム事務局
〒108 東京都港区芝浦3-9-14
芝浦工業大学機械工学科流体力学研究室内
Tel.03(5476)2409 Fax.03(5476)3077

第4回アジア熱物性会議 (ATPC'95)

第4回アジア熱物性会議 (The 4th Asian Thermophysical Properties Conference, 略称ATPC'95) が下記の要領で開催されます。Special sessions としては、・Thin Films and Their Related Materials, ・Dispersed Composite Materials, ・Layered and Functionally Gradient Materials, ・Alternative Refrigerants, ・Radiative Properties, ・Thermophysical Properties at Supercritical States, ・Foods, Bio- and Agricultural Materials, ・Environment and Energy Materials, ・Reference Materials and Data, ・High Temperature Melts and Microgravity, ・Molecular Simulation, ・Optical Techniques, ・Quick Heating and Laser Flash, ・Measurements for Industrial Applicationsが企画されています。参加希望の方は下記にお問い合わせ下さい。

- 開催期間：1995年9月5日(火)～8日(金)
- 会 場：慶応義塾大学三田キャンパス北新棟
- 参加費用：一般：事前申込(8月5日まで)：25,000円, 8月5日以降：30,000円
学生：事前申込(8月5日まで)：5,000円, 8月5日以降：6,000円
*参加費用には, Proceedings 1セット(当日配布), Informal reception, lunch and coffee breaksが含まれます。
- 懇親会：9月7日(木)に開催, 詳細は下記にお問い合わせ下さい。
- 問合わせ：〒223

〒223
横浜市港北区日吉 3-14-1
慶応義塾大学理工学部機械工学科
長島 昭, 長坂 雄次
Tel 045-563-1141 内線3168, 3167
Fax 045-562-7625
E-mail nagasaka@mech.keio.ac.jp



2nd International Symposium on CO₂ Fixation and Efficient Utilization of Energy

October 23 (Mon) - October 25 (Wed), 1995

Organized by Research Center for Carbon Recycling & Utilization, Tokyo Institute of Technology

Themes

- CO₂ Mitigation through Efficient Utilization of Energy
- CO₂ Mitigation through New Combustion Technology
- Solar Energy and Biomass
- Chemical Heat Pump
- CO₂ Fixation/Conversion
- CO₂ Fixation/Conversion and Materials
- Ocean and Subterranean CO₂ Disposal
- Behavior of CO₂ in Ocean and Subterranean Disposal

Language

English is the working language of the Symposium. Papers should be presented in this language.

Guidelines for Proceedings

The original and one copy of paper should be sent to the Symposium Secretariat no later than August 31, 1995. Details of instruction will be followed to the registered

participants. At the registration desk, all registered participants will receive a copy of the book of proceedings.

Registration Fee

The registration fee will be 30,000 yen (registration fee for students: 15,000 yen) by August 31, 1995. Thereafter, additional charge will be added to each fee.

Key Dates

July 10 deadline for preliminary registration
August 31 deadline for submission of papers and advanced

Correspondence

All correspondences concerning the symposium should be addressed to the Symposium Secretariat:
c/o Professor Masamichi Tsuji, Research Center for Carbon Recycling & Utilization, Tokyo Institute of Technology, 2-12-1, Ookayama, Meguro-ku, Tokyo 152, Japan
Tel., Fax: 03-5734-3292

第33回機械技術研究所研究講演会

「エネルギー利用技術のブレークスルーを求めて」

日時：平成7年6月6日（火）10：00-16：40

場所：三会堂ビル 石垣記念ホール（〒107 東京都港区赤坂 1-9-13）

主催：工業技術院機械技術研究所，（財）日本産業技術振興協会

協賛：（社）日本機械学会，（社）電気学会，エネルギー・資源学会，（社）日本ガスタービン学会，
（社）日本伝熱学会，（社）自動車技術会，ターボ機械協会，日本燃焼学会，（社）機械技術協会，（順不同）

プログラム

- | | | |
|------------------------------|-----------------------|-------|
| ・ 開会の挨拶 | 工業技術院機械技術研究所長 | 松野建一 |
| ・ セラミックガスタービン開発における基礎技術 | エネルギー部流体工学研究室長 | 筒井康賢 |
| ・ 循環型水素燃焼タービンの開発に向けて | エネルギー部燃焼工学研究室長 | 濱 純 |
| ・ これからの風力タービン | 機械技術研究所 首席研究官 | 松宮 輝 |
| ・ エネルギー利用技術と基礎研究 | 【特別講演】 東京工業大学工学部教授 | 土方邦夫 |
| ・ 紫外光照射による能動的燃焼制御 | エネルギー部燃焼工学研究室 | 古谷博秀 |
| ・ クローズドサイクルMHD発電におけるキーテクノロジー | エネルギー部エネルギー変換研究室主任研究官 | 長谷川裕夫 |
| ・ EHD現象とマイクロ熱伝達 | エネルギー部熱工学研究室主任研究官 | 矢部 彰 |
| ・ 化学反応を伴う熱交換 | エネルギー部熱工学研究室 | 竹村文男 |
| ・ 閉会の辞 | 工業技術院機械技術研究所次長 | 中沢克紀 |

参加要領

- ・ 参加費 聴講無料（ただし、一般参加者はテキスト代実費¥2,600）
- ・ 申込先 （財）日本産業技術振興協会
（〒105 東京都港区虎ノ門 1-19-5 虎ノ門一丁目森ビル5階、TEL 03-3591-6272）
- ・ 申込方法 参加申込用紙に会社名、所在地、所属、氏名を記入の上、申込先へお送り下さい。
- ・ 問合せ先 工業技術院機械技術研究所 総務部業務課、TEL 0298-58-7035

FIRST ANNOUNCEMENT AND CALL FOR PAPERS

5th International Symposium on Thermal Engineering and Science for Cold Regions University of Ottawa, Ottawa, CANADA May 19 - 22, 1996

Objectives

The 5th International Symposium on Thermal Engineering and Science for Cold Regions will be held in Ottawa, Ontario, Canada, May 19 - 22, 1996.

The symposium is planned to bring together researchers and engineers from all over the world who are active in the area of thermal engineering and sciences for cold regions. The symposium will serve as a forum for exchange of information and experience in cold regions thermal science and engineering research, as a means of encouraging cooperation and stimulating future research.

The symposium is cosponsored by the American Society of Mechanical Engineers through its Heat Transfer Division, and the Canadian Society of Mechanical Engineers, and organized by the Faculty of Engineering, the University of Ottawa and International Organizing Committee.

Scopes and Topics

The symposium will cover all aspects of heat transfer, thermal sciences and thermal engineering in cold climates, e.g.,

- Ice Formation and Decay
- Heat Conduction with Phase Change
- Breakup of River Ice Covers
- Thermal Design of Structures
- Biological Systems and Cold Climates
- Circumpolar Global Change
- Application of Thermosyphon/Heat Pipe
- Icing on Structures/Transmission Lines and Locks
- Icing of Aircraft and Helicopters
- Convection with Freezing/Melting
- Inverse Problems with Freezing
- Phase Change in Porous Media
- Mechanics of Glaciers and Ice Sheets
- Solar Energy and Heat Recovery
- Thermal Properties at Low Temperature
- Global Warming in Permafrost Regions
- Frost Heave and Permafrost
- Latent Heat Storage
- Operation of Equipment.

Past Symposia

1st	Edmonton, Canada	1987;	2nd	Sapporo, Japan	1989
3rd	Fairbanks, USA	1991;	4th	Hanover, USA	1993

International Organizing Committee

Y. Lee (Symposium Coordinator), Ottawa, Canada
H. Beer, Darmstadt, Germany
T.W. Forest, Edmonton, Canada
N. Seki, Sapporo, Japan

A. Aziz, Spokane, USA
K.C. Cheng, Edmonton, Canada
V.J. Lunardini, Hanover, USA
J.P. Zarling, Fairbanks, USA

Correspondence Address

Secretariat of the 5th Symposium
Department of Mechanical Engineering
University of Ottawa
Ottawa, Ontario, Canada K1N 6N5
Tel: 1-613-564-3988/5700; FAX: 1-613-564-5879
E-Mail: YLEE@ACADVM1.UOTTAWA.CA

Time Schedule: The papers will be reviewed in accordance with ASME policies and published in a bound volume.

Sept. 1, 1995: Receipt of three copies of a 500-word abstract.
Sept. 15, 1995: Acceptance notice.
Dec. 1, 1995: Receipt of complete manuscript.
Feb. 1, 1996: Reviews returned to author(s).
March 1, 1996: Final papers on mats.

第 27 回乱流シンポジウム

平成 7 年 7 月に開催致します標記シンポジウムは、乱流の基礎分野から応用分野にわたる諸問題を広く取り上げ、また第 26 回シンポジウムの基本方針を踏襲し、実験、理論、CFD などをツールとして研究をされている多くの研究者が一同に会して乱流研究の現状と将来を語り合い、討論できる場にしたいと願っております。講演論文集は前刷りとし、すべての発表を口頭発表で行います。会場が大阪で、足の便にやや難点がありますが、多数の方の参加および研究発表を期待しています。

第 27 回乱流シンポジウム開催スケジュール

開催日程：平成 7 年 7 月 26 日（水）～28 日（金）
（懇親会 27 日（木））

開催場所：ホテルアウイーナ大阪（なにわ会館）
〒543 大阪市天王寺区石ヶ辻町19-12
TEL 06-772-1441

本件問い合わせ先
大阪府立大学工学部航空宇宙工学科
西岡 通男

研究発表申込締切：平成 7 年 3 月 31 日（金）
論文原稿提出締切：平成 7 年 6 月 12 日（月）
（なお、発表登壇者は流体力学会会員に限ります）

〒593 堺市学園町1-1
TEL 0722-52-1161 内線2242
FAX 0722-59-3340（共通）

阪神大震災被災者お見舞い

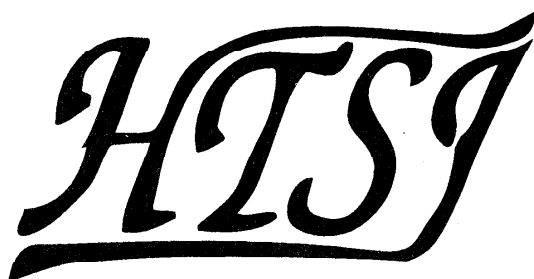
去る 1 月 17 日早朝に阪神・淡路地方を中心に未曾有の被害をもたらした阪神大震災で被災された多くの方々に衷心よりお見舞い申し上げます。会員の方々の中にもこの震災で大きな被害を被られた方々もいらっしゃるものと存じます。一日も早い復興と日常生活の平穏さを取り戻されますよう編集委員会委員 同心からお祈り申し上げます。

第 33 期編集委員会

(社)日本伝熱学会マーク（ロゴ）応募のお知らせ

平成7年1月21日開催の理事会で、(社)日本伝熱学会マーク（ロゴ）を募集することが承認されました。会員の皆様より(社)日本伝熱学会マーク（ロゴ）を募集いたします。応募される方は、5月31日までに(社)日本伝熱学会事務局（〒113東京都文京区湯島2-16-16(社)日本伝熱学会）までお送り下さい。

下に示されるのは同理事会で承認されました特別名誉会員のネームプレートで用いるマーク（ロゴ）です。参考のために示します。



「伝熱研究」会告の書き方

印刷は原稿からそのままオフセット印刷を行いますので、鮮明な原稿にして下さい。大きさは、この外枠に入るように縦117mm以内横176mm以内に収まるようにして下さい。

この範囲に入らないものは、「伝熱研究」原稿の書き方に従って下さい。

176mm

117mm

トピックス記事情報ご提供のお願い

「伝熱研究」編集委員会

「伝熱研究」編集委員会では、今期より木誌紙上に「トピックス欄」を設け、伝熱研究者あるいは技術者として見逃すことのできない伝熱各分野の新技術や周辺技術に関する情報、あるいは大学や企業の研究室における研究内容等を紹介することを計画致しております。会員各位におかれましては下記要項をご一読の上、ふるって記事をお寄せ下さいますようお願い申し上げます。また、お近くにトピックス記事としてふさわしい話題等がございましたら、是非編集委員会宛てお知らせ下さい。

I. 「トピックス欄」記事要領

1. 記事の内容

(1) 伝熱研究者、技術者として見逃す事のできない新技術や周辺技術に関する国内外の情報、

例えば、

- a. 企業などにおいて開発・設計した新技術・新製品の紹介（とくに技術面での独創性や有効性についての紹介を中心とし、単なる製品の宣伝でないこと。）
- b. 内外の伝熱関連雑誌の紹介、新刊専門書（特色のあるもの）の紹介、論評。
- c. 伝熱に関連した各種プロジェクトの紹介など。
- (2) 大学や企業の研究室紹介、例えば、
- d. 研究テーマや研究内容の紹介など。

2. 記事の体裁

本誌添付「伝熱研究原稿の書き方」に基づき、1ページ以内。（執筆にあたっては、読者の理解を深めるために極力、図、写真、または表を入れて下さい。）

3. 記事の責任

記事はすべて署名記事とし、内容に関する責任は著者にあるものとする。

II. 記事提供にあたって

1. トピックス記事の直接投稿：上記の執筆要項に従って作成された原稿は、掲載を希望される号（1月、4月、7月、10月）の担当編集委員または編集委員長へ直接送付下さい。（各号担当編集委員および編集担当委員長名は、「伝熱研究」'94年7月号p.101 をご参照下さい。なお、掲載を希望される号（月）の2ヶ月前を投稿の目安として下さい。）

2. トピックス記事の推薦：トピックス記事として適当と思われるものがありましたら、i) テーマ名 ii) 執筆者名、iii) 勤務先、住所および iv) 原稿の概要をB5用紙に明記の上、掲載を希望される号の担当編集委員または編集委員長まで手紙またはファックスでお寄せ下さい。（この場合、記事のご推薦から掲載まで少なくとも3ヶ月をお見積もり下さい。）

3. 原稿の採否は編集委員会にご一任下さい。なお推薦記事につきましては、編集委員会で検討の上委員会より直接執筆依頼をいたします。

以上

(1頁目は最初の2行空白、2頁目は最初の行から2段組みで本文を書く)			(35mm程度)
「伝熱研究」原稿の書き方 (表題は3行目の中央に横倍角文字で)			
(氏名、所属を5行目に右に詰めて)		伝熱太郎 (伝熱大学)	
(1頁目は7行目から本文がスタート)
・印刷は原稿からそのままオフセット印刷で行いますので、この点を考慮の上、写真、図表等には特に注意して鮮明なものをご使用ください。
.
・原稿枚数は原則として最大10枚(図表込み)を越えないでください。
.
・原稿は下記の実出力フォーマットに従って作成の上、編集委員会までご送付ください。
.
・「伝熱研究」用原稿の標準形式
.
用紙サイズ: A4縦長、横書き、2段組	{ 上余白 25mm
.	{ 下余白 30mm
活字サイズ: 全角文字を標準とする。(英文字、数字は半角文字が好ましい)
.
1行の字数: 1段あたり24文字程度(22~24文字の間ならかまわない)	(24.2mm)
.
図表: 原稿内に直接張り込んでください。
.
頁数: 原稿の頁数は各頁の上すみに青鉛筆で薄く1/8、2/8のように記入。	(右余白 14mm程度)
.
← (1コラム長 84mm) →	← (1コラム長 84mm) →		
.
. (段間すきま 8mm) →	
.
(左余白 20mm以上)	(1行 24字)
.	(1頁 40行)

編集委員会だより

伝熱研究Vol.34, No.133の編集に携わり、小特集「原子力はいまー原子力関連伝熱研究の現状と展望」を企画検討を始めたのは昨年9月10日の編集委員会が最初だった。多くの方々から有益なご意見をいただき、最終的に本号のようにまとめることができた。

さて、そろそろご執筆をお願いした方々から原稿が届く頃と思っていた矢先の1月17日未明、突如、阪神・淡路大震災（兵庫県南部地震）に襲われ、編集委員の1人はすさまじい轟音と強烈な振動でたたき起こされた。暗闇の中で家族の安否を確かめ合い、体の上に乗っている箱やタンスを取り除き、手探りでペンライトを見つけ出した。家族に着替えるように指示すると共に、家の中の状況を見て大変なことが起こったことを理解した。台所は食器の破片だらけで、金魚の水が辺りに飛び散っていた。各部屋とも確かに倒れているものもあるにはあるが、この程度ならすぐに回復できるなど、以外に冷静だったことを思い出す。

ところが、夜明けと共に目にしたのは瓦礫の山とあちこちから上がる真っ黒な煙、ときおり見えるすさまじい火災であった。わが家から見える瓦礫の前で「おばあちゃん！」と叫ぶ声。外には我がマンションから出てきた人々の不安げな顔。すぐにはマンションが倒壊するとは思えなかったのが、家族には室内に留まり、もし大きく揺れたらすぐに飛び出せと指示して、安否確認のため自転車で公衆電話を探しに神戸市内に飛び出した。走り回って目にしたのはすさまじい光景ばかりであった。筆者は戦後生まれで戦災は知らないが、戦災もかくありなと思われた。停電のため、多くの会員諸氏がご覧になったヘリコプターからの映像を見るすべもなかった筆者には、長田区と兵庫区が全ての判断基準だった。あのとき驚くほど冷静だったのはなぜだろう。

震災後はや40口が過ぎようとしている。当初あれほどすさまじかったテレビや新聞、ラジオの報道にも、またバスを待つ行列にも、町で見かける人々の暮らしの中にも徐々に平静を取り戻しつつある。あちこちで水道が回復し、ガスが使えるようになり、電車が通じ、復旧の名の元にもかく生活が確保され、町のあちこちに活気が戻ってきたようにも見える。

全てのものが日常化していく中で、震災当日、猛烈な

火災の前でなすすべもなく立ち尽くす人々、極度の恐怖からか「燃えろ、もっと燃えろ、燃えてしまえ」と叫ぶ老人、それを後ろから「やめて、おじいちゃんやめて」と抱き抱える娘の姿が口に口に鮮明になってくる。毎朝の炊き出しの喧噪の傍らにそっと手向けられた小さな花束を前にして語る言葉を失ってしまう。ただただ自然の力のすさまじさを思い知るのみである。

先日、家族を伴って筆者が18年あまり過ごした神戸市灘区の石屋川近辺を訪ねてみた。話には聞いていたがかくもすさまじいとは。学生時代を通じて13年を過ごしたかつての下宿や近くの家庭教師先など、思い出の全てが瓦礫と化していたの見て、涙を抑えることができなかった。かつての大学紛争の最中に友人達と議論を繰り返し、酒を酌み交わしたあの思い出がどこかへ飛んでいったような気がした。見るべきでないものを見てしまったような気がした。

今回の震災で、5400人を越える多数の方々の方が亡くなり、多数の方々か家族を、友人を、家を、職場をそして思い出さえも失ってしまった。救援物資や復旧工事では取り戻すことができないものをどうしたらあの人たちに返してあげられるのだろうか。あの多くの人々の悲しさはテレビの映像では伝わらないと思う。誰かが言っていたが、テレビではその映し出している画面しか見えない、広がりが見えないと、そうではない。震災のすさまじさはその見えるものだけでなく、においやその場の空気、音、道行く人々のちょっとした表情、話声、全てのものの中にある。

震災をかつてどこかで直接ご覧になったことのない方は、何かの機会を利用して是非、阪神間へお越し下さい。直接その目で、その鼻で、その耳で、その体で感じてほしいと思うからです。それから将来の防災体制や救援活動はどうあるべきか議論してほしいと思うからです。

被災された多数の方々にお見舞い申し上げますとともに、犠牲者の方々のご冥福をお祈りいたします。また今尚、避難生活を強いられている多くの方々が一日も早く平安な生活を回復されんことをお祈りいたします。

最後に、編集委員の立場を省みず学会誌の記事としてはおおよそ不似合いな文章を綴ったことをお許し頂きたい。ただ未曾有の大災害の直中において、目の当たりにした現実の一端を少しでも伝えたいという衝動を抑えることができなかったためである。（文責 小澤守）

事務局からの連絡

1. 学会案内と入会手続きについて

【目的】

本会は、伝熱に関する学理技術の進展と知識の普及、会員相互及び国際的な交流を図ることを目的としています。

【会計年度】

会計年度は、毎年4月1日に始まり翌年3月31日までです。(但し、「伝熱研究」の巻と表紙の色は1月号から10月号までの一年間同じです)

【会員の種別と会費】

会員種別	資格	会費(年額)
正会員	伝熱に関する学識経験を有する者で、本会の目的に賛同して入会した個人	8,000円
賛助会員	本会の目的に賛同し、本会の事業を援助する法人またはその事業所、あるいは個人	1口 30,000円
学生会員	高専、短大、大学の学部および大学院に在学中の学生で、本会の目的に賛同して入会した個人	4,000円
名誉会員	本会に特に功労のあった者で、総会において推薦された者	0円
推薦会員	本会の発展に寄与することが期待できる者で、当該年度の総会において推薦された者	0円

【会員の特典】

会員は本会の活動に参加でき、次の特典があります。

1. 「伝熱研究, THERMAL SCIENCE AND ENGINEERING」を郵送します。

(本年度発行予定: 4月号, 7月号, 10月号, 1月号)

- ・正会員、学生会員、名誉会員、推薦会員に1冊送付
- ・賛助会員に口数分の冊数送付

2. 「日本伝熱シンポジウム講演論文集」を無料でさしあげます。

- ・正・学生・名誉・推薦の各会員に1部、賛助会員に口数分の部数(但し、伝熱シンポジウム開催の前年度の3月25日までに前年度分までの会費を納入した会員に限る)

【入会手続き】

正会員または学生会員への入会の際は、入会申込用紙にご記入の上、事務局宛にファックスまたは郵送で送り、郵便振替にて当該年度会費をお支払い下さい。賛助会員への入会の際は、入会申込用紙にご記入の上、事務局宛にファックスまたは郵送でお送り下さい。必要があれば本会の内容、会則、入会手続き等についてご説明します。賛助会員への申込みは何口でも可能です。

(注 意)

- ・申込用紙には氏名を明瞭に記入し、雑誌文字にはJISコードのご指示をお願いします。
- ・会費納入時の郵便振替用紙には、会員名(必要に応じてフリガナを付す)を必ず記入して下さい。会社名のみ記載の場合、入金のご扱いができず、会費未納のままとなります。
- ・学生会員への入会申込においては、指導教官による在学証明(署名・捺印)が必要です。

2. 会員の方々へ

【会員増加と賛助会員口数増加のお願い】

個人会員と賛助会員の増加が検討されています。会員の皆様におかれましても、できる限り周囲の関連の方々や団体に入会をお誘い下さるようお願いいたします。また、賛助会員への入会申込み受付におきまして、A(3口)、B(2口)、C(1口)と分けております。現賛助会員におかれましても、できる限り口数の増加をお願いいたします。

【会費納入について】

会費は当該年度内に納入してください。請求書はお申し出のない限り特に発行しません。会費納入状況は事務局にお問い合わせ下さい。会費納入には折込みの郵便振替用紙をご利用下さい。その他の送金方法で手数料が必要な場合には、送金額から減額します。フリガナ名の検索によって入金の手続き処理を行っておりますので会社名のみで会員名の記載がない場合には未納扱いになります。

【変更届について】

(勤務先、住所、通信先等の変更)

勤務先、住所、通信先等に変更が生じた場合には、巻末の「変更届用紙」にて速やかに事務局へお知らせ下さい。通信先の変更届がない場合には、郵送物が会員に確実に届かず、あるいは宛名不明により以降の郵送が継続できなくなります。また、再発送が可能な場合にもその費用をご負担頂くことになります。

(賛助会員の代表者変更)

賛助会員の場合には、必要に応じて代表者を変更できます。

(学生会員から正会員への変更)

学生会員が社会人になられた場合には、会費が変わりますので正会員(正会員)への変更届を速やかにご提出下さい。このことにつきましては、指導教官の方々からもご指導をお願いします。

(変更届提出上の注意)

会員データを変更する際の誤りを防ぐため、変更届は必ず書面にて会員自身もしくは代理と認められる方がご提出下さるようお願いいたします。

【退会届について】

退会を希望される方は、退会日付けを記した書面にて退会届(郵便振替用紙に記載可)を提出し、未納会費を納入して下さい。会員登録を抹消します。

【会費を長期滞納されている方へ】

長期間、会費を滞納されている会員の方々は、至急納入をお願いします。特に、平成6年度以降の会費未納の方には「伝熱研究・THERMAL SCIENCE AND ENGINEERING」の送付を停止しており、近く退会処分が理事会で決定されます。

3. 事務局について

次の業務を下記の事務局で行っております。

事務局	
(業務内容)	
i) 入会届、変更届、退会届の受付	
ii) 会費納入の受付、会費徴収等	
iii) 会員、非会員からの問い合わせに対する対応、連絡等	
iv) 伝熱シンポジウム終了後の「講演論文集」の注文受付、新入会員への「伝熱研究・THERMAL SCIENCE AND ENGINEERING」発送、その他刊行物の発送	
v) その他必要な業務	
(所在地)	
〒113 東京都文京区湯島2-16-16	
社団法人日本伝熱学会	
TEL, FAX: 03-5689-3401	
(土日、祝祭日を除く、午前9時~午後5時)	

(注 意)

1. 事務局への連絡、お問い合わせには、電話によらずできるだけ郵便振替用紙の通信覧やファックス等の書面にてお願いします。
2. 学会事務の統括と上記以外の事務は、下記にて行なっております。

〒152 東京都目黒区大岡山2-12-1 東京工業大学 工学部	
機械宇宙学科 土方 邦夫	
TEL:03-5734-3172, 3336 FAX:03-3729-0628	

日本伝熱学会正会員・学生会員入会申込み・変更届用紙

- (右の該当に○を記入) 1. 正会員・学生会員入会申込書
 2. 変更届 (書面による届出のみ受付)
 (注意) ・楷書体で明瞭に記入
 ・氏名にふりがなを付す
 ・通信文は余白に記入
 ・申込み時に郵便振替にて会費納入

0	申込年月日	年	月	日
1	会員資格	正・学		
2	氏名			
3	ふりがな			
4	生年月日	年	月	日
5	名称			
6	フリガナ			
7	勤務先			
8	所在地			
9	TEL			
10	FAX			
11	共通・専用			
12	〒			
13	住所			
14	TEL			
15	TEL			
16	通信先**	勤務先・自宅		
17	学位			
18	最終出身校			
19	卒業年次	T・S・H		
20	専門分野			
21	学生会員の場合: 指導教官名			

専門分野

- 1: 自然対流 2: 強制対流 3: 熱伝導 4: 凝縮 5: 沸騰・蒸発 6: 混相流
 7: 物質移動 8: 反応・燃焼 9: 放射 10: 熱交換器 11: 熱物性 12: 流動層
 13: 蓄熱 14: 冷凍・空調 15: 内燃機関 16: ガス・ピロ 17: 蒸気機関 18: 原子力
 19: 太陽熱 20: 環流 21: その他 ()

- 例: 電子機器の冷却、生体伝熱、女子動力学等
 *) 学生会員入会申込者は学校名、学部、学科、研究室名、学年 (M2、D3など) を記す。
 **) 郵送物発送先として通信先を必ず記入する。
 ***) 学生会員入会申込者は、指導教官の署名・捺印を受ける。

日本伝熱学会 賛助会員新規入会申込み届用紙

0	申込年月日	年	月	日
---	-------	---	---	---

※ご記入に際しての注意
 日本伝熱学会からの郵送物は代表者にお送りしておりますので、代表者の所属に変更がありましたら、書面にて事務局宛ご連絡下さるようお願いいたします。

1	会員資格	賛助会員
2	代表者氏名	
3	ふりがな	
4	名称	
5	代 (所属)	
6	フリガナ	
7	所在地	
8	勤務先	
9	TEL	
10	FAX	
11	共通・専用	
12	〒	
13	住所	
14	TEL	
15	FAX	
16	共通・専用	

日本伝熱学会入会のご案内

- 本学会の会計年度は毎年4月1日から翌年3月末日までです。
 - 賛助会員の会費は1口30,000円/年で、申し込みは何口でも結構です。申し込み口数により、次のように分けております。
 A (3口)、B (2口)、C (1口)
 - 会員になりますと「伝熱研究」をお申し込み口数1口につき1部お送りします。「日本伝熱シンポジウム講演論文集」等をお申し込み口数1口につき1部無料で差しあげます。
 この伝熱研究は通常、年4回 (4、7、10、1月号) 発行しております。
 但し、日本伝熱シンポジウム講演論文集につきましては、前年度の会費を年度末までに完納された会員に限り当該年度のものを無料で差しあげます。
 尚、年度途中でご入会の方には残部の都合でお送りできない場合もありますので、あらかじめご承知おき下さい。
 - 本学会では、事務作業簡素化のために会費の領収書の発行は郵便振替や銀行振込の控えをあてております。簡単な書式の領収書をご用意できますが、それ以外の場合には貴社ご指定の書式をご送付下さいませようお願いいたします。
 申込書送付先: 〒1113 東京都文京区湯島2-16-16
 社団法人日本伝熱学会事務局 TEL, FAX. 03-5689-3401
- 会費の払込先:
 (1) 郵便振替の場合-郵便振替口座 00160-4-14749 社団法人日本伝熱学会
 (2) 銀行振込の場合-第一勧業銀行 大岡山支店 普通預金口座 145-1517941
 社団法人日本伝熱学会
 (3) 現金書留の場合-上記の事務局宛に御送金下さい。

複写をされる方に

本誌に掲載された著作物を複写したい方は、著作権者から複写権の委託を受けている次の団体から許諾を受けて下さい。

学協会著作権協議会内日本複写権センター支部
〒107 東京都港区赤坂9-6-42-704
Phone 03-3475-4621/5618
Fax 03-3403-1738

Notice about photocopying

In the U.S.A., authorization to photocopy items for internal or personal use, or the internal or personal use of specific clients, is granted by [copyright owner's name], provided that designated fees are paid directly to Copyright Clearance Center. For those organizations that have been granted a photocopy license by CCC a separate system of payment has been arranged.

Copyright Clearance Center 27, Congress St.
Salem, MA 01970
Phone (508)744-3350
Fax (508)741-2318

平成6年度の「伝熱研究」の出版には、平成6年度科学研究費補助金「研究成果公開促進費」の補助を受けています。

伝 熱 研 究	ISSN 0910-7851
(Journal of The Heat Transfer Society of Japan)	
Vol.34, No.133	1995年4月発行
THERMAL SCIENCE AND ENGINEERING	ISSN 0918-9963
Vol.3, No.2	April, 1995

発行所 **社団法人 日 本 伝 熱 学 会**
〒113 東京都文京区湯島2-16-16
電話 03(5689)3401
Fax. 03(5689)3401
郵便振替 00160-4-14749

Published by

The Heat Transfer Society of Japan
16-16, Yushima 2-chome, Bunkyo-ku,
Tokyo-113, Japan
Phone, Fax: +81-3-5689-3401

伝熱研究 Vol. 34, No. 133

〈小特集：原子力はいま — 原子力関連伝熱研究の現状と展望〉

小特集にあたって	第33期編集委員会	1
軽水炉における伝熱研究の現状と展望	秋山 守 (東京大学)	2
加圧水型軽水炉における熱流動研究の進展	柘植綾夫 (三菱重工業)	10
次世代軽水炉機器における伝熱流動	奈良林 直・水町 渉 (東芝)	22
BWRにおける伝熱流動	村瀬道雄・西田浩一・片岡良之 (日立製作所)	31
原子炉燃料に関する伝熱流動の諸問題	高安正治・津田勝弘 (原子燃料工業)	39
軽水炉の安全性と熱流動解析	村尾良夫 (日本原子力研究所)	44
軽水炉シビアアクシデント時の伝熱流動	杉本 純 (日本原子力研究所)	52
高速炉における伝熱流動問題	二ノ方 壽 (東京工業大)・佐藤和二郎 (動力炉・核燃料開発事業団)	60

〈研究トピックス〉

シリコンエピ装置におけるウエハ裏面よりの抵抗加熱によるスリップフリーの実現	佐藤祐輔 (東芝研究開発センター)	70
---------------------------------------	-------------------	----

THERMAL SCIENCE AND ENGINEERING Vol. 3, No. 2

1. Review: Turbulence Modification in Gas-Solid Two-Phase Wall-Bounded Flows 1
Varaksin A.Y., Kurosaki Y. and Satoh I.
2. Manifold Microchannel Heat Sink: Theory and Experiment 9
Copeland D., Takahira H., Nakayama W. and Pak B.C.
3. Effect of Translational Energy of Ag Atoms on Crystalline 17
Inoue T.
4. Molecular Dynamics Study of a Diatomic Gas Molecule Scattering from a Solid Surface 25
(in Japanese)
Yamanishi T. and Matsumoto Y.