

THERMAL HYDRAULICS

熱流動部会ニュースレター (第 82 号)

AESJ-THD

NEWSLETTER (No.82)

Nov. 11th 2013

研究室紹介

(一財)エネルギー総合工学研究所 安全解析グループ 内藤 正則
福島解析プロジェクト 鈴木 洋明

一般財団法人エネルギー総合工学研究所(以下、エネ総工研)は、総合工学の視点に立ち、産・学・官の連携の下幅広いエネルギー分野の研究を実施している研究機関である。図 1 はエネ総工研の研究部門だけを抽出した組織図であるが、原子力に係わる研究開発を担当しているのは、図 1 のうち、枠で囲ったグループである。ここでは、図 1 の原子力担当グループの中で、さらに黄色の網掛けをした安全解析グループおよび福島解析プロジェクトグループにおける最近の研究状況を紹介する。

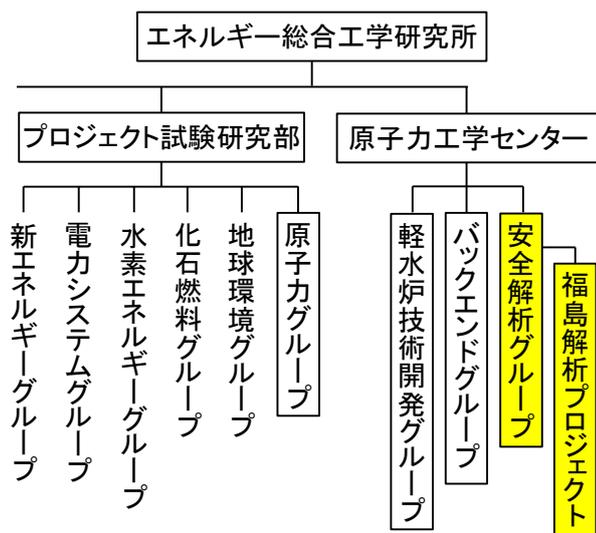


図 1 エネ総工研の研究部門組織図

1. 全体概要

安全解析グループおよび福島解析プロジェクトは実質的に一体となって活動しており、総勢 19 名(イタ

リアピサ大学修士修了で実習生の Ms. Giulia Agostinelli を含む)の所帯である(次頁図 2 参照)。伝熱流動を主体とした原子力の安全に係わる解析および調査研究を主な業務としており、あわせて技術の他分野への展開も図っている。

安全解析グループと福島解析プロジェクトが最近数年間に担当してきた主な研究テーマを以下に示す。

- (1) 軽水炉シビアアクシデント解析コード SAMPSON の保守・改良
- (2) 福島原発の事故事象解析
- (3) 流動加速腐食(FAC)および液滴エロージョン(LDI)による配管減肉の解析評価
- (4) 高速炉過酷事故の解析・評価
- (5) 気液二相流解析コードの高度化
- (6) 配管系内における水素爆発の解析
- (7) 国内外軽水炉プラントの水化学技術に関する調査
- (8) 太陽熱集光システムにおける光路解析
- (9) 自動車用発熱機器の放熱解析

ここでは、原子力安全に係わる上記研究テーマの(1)、(2)、(3)を取り上げ、また他分野への応用展開の例として(8)を取り上げて、それらの研究内容を以下に示す。

2. SAMPSON コード

SAMPSON は旧原子力発電技術機構(2008 年 3 月に解散。当時の職員およびソフトウェア等の財産はエネ総工研が継承)が経済産業省の委託を受けて開発した軽水炉シビアアクシデント解析コードであり、以下の特徴を有する[1]。



図2 安全解析・福島解析プロジェクトのメンバー

- ・ 軽水炉の通常運転時からシビアアクシデントによる格納容器破損に至る過程で現れる複雑、かつ錯綜した物理現象を、個々の物理現象に対応した解析モジュール群の組合せで構成している。
- ・ 経験式やチューニングパラメータ等を極力排除し、物理現象を精緻に記述した機構論的(Mechanistic)モデルを採用することにより、解析結果のユーザ依存性を排除している。
- ・ コードは、OECD/NEAのベンチマークプロジェクトへの参画を主体とした実験解析により検証している[代表例として2, 3]。

図3に、SAMPSONコードを構成するモジュール群の作動シーケンスを示す。解析制御モジュール(ACM)は、事故事象の進展および解くべき物理現象に応じて他の解析モジュールを適切に起動・停止させる役割を持つ。朱記した解析モジュールはSAMPSONには組み込まれておらず、必要に応じてオフラインで使用するモジュールである。

SAMPSONは多次元の機構論的モデルを採用していることもあって計算時間が長いという問題がある。また、ユーザーインターフェースも十分ではない。現在、大学を中心として10を超える機関にコードを提供しており、その成果をフィードバックするとともに、並列演算手法の改善などによる計算時間の短縮など使い勝手の向上に努めているところである。

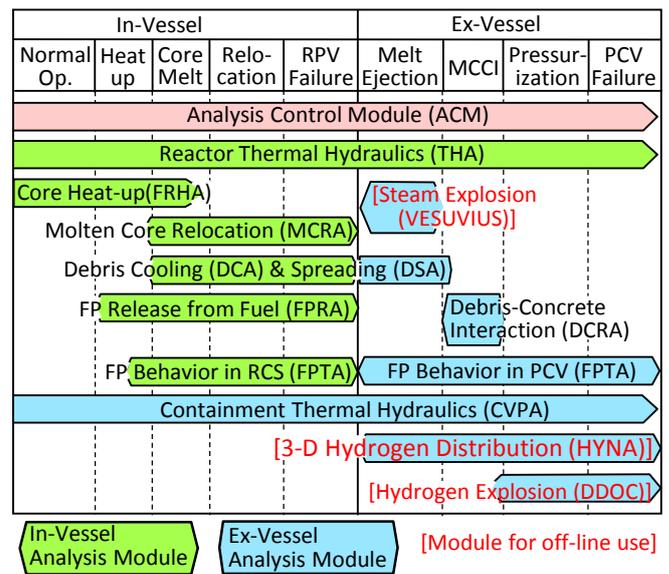


図3 SAMPSONモジュールの作動シーケンス

3. 福島原発の事故事象解析

2011年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震と、それに伴って発生した巨大津波により、東京電力福島第一原子力発電所の1号機～4号機(以下、1F1～1F4)は甚大な被害を受けた【1F4は定期検査中で運転は停止していたが、共用配管を通して1F3から流れ込んだ水素により、原子炉建屋で水素爆発を起こした】。これらの原発から放出された放射性物質の影響により、今なお住民の避難生活が続いている。

1F1～1F3 において地震発生に伴う原子炉スクラム後に、崩壊熱除去のために作動した冷却系統を図4に示す。1F1 では津波襲来まで非常用復水器(IC)が作動したが、津波襲来以降は消防車による注水までの間、崩壊熱除去のための冷却が途絶えた。1F2 および 1F3 では、原子炉隔離時冷却系(RCIC)あるいは高圧注水系(HPCI)が津波襲来後も一定期間作動した。これらの冷却系統は、系統の配管に設置されている弁の制御のために少なくとも直流電源を必要とする。

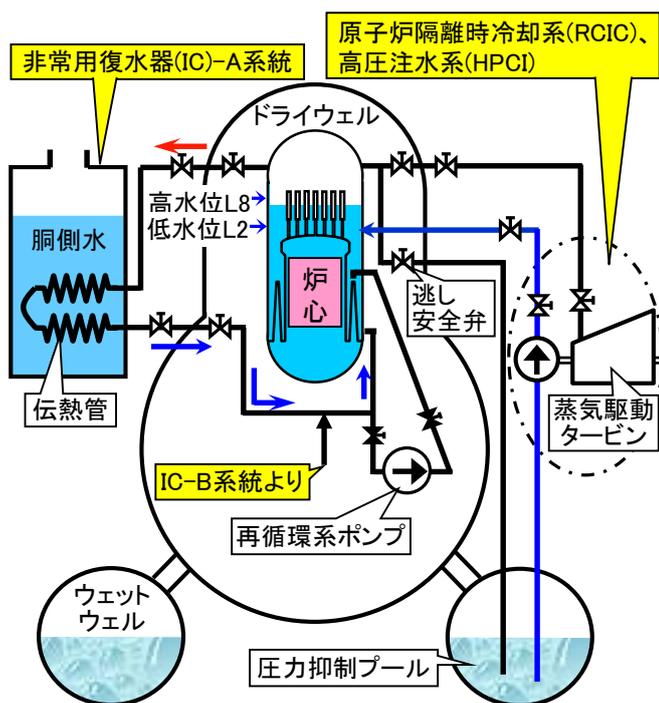


図4 原子炉スクラム後に作動した冷却系統

1F1～1F3 では、津波襲来によって交流電源が喪失 (Station Blackout: SBO) し、あわせて 1F1 と 1F2 では直流電源(バッテリー)も喪失した。このような中で、津波襲来後は現場に可搬バッテリーが持ち込まれて、プラントの状態把握のためにプラントパラメータの断続的測定がなされるとともに主要な弁の操作のための電源として使用された。

エネ総工研では、事故発生直後から、事故状況の情報収集を始め、SAMPSON による事故事象解析に着手した。事故の進展挙動を解析するためには、プラントの詳細仕様を反映して解析メッシュを構築するとともに、事故時のプラントの定量的な運転状況を解析の境界条件として与える必要がある。初期の解析[4]では、プラントの詳細仕様に未公表の部分があり、またプラントの運転状況にも不確かな点が多々あったため、推定を交えた解析とならざるを得なかった。

2012年2月からは、(株)東芝、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)と共同で経済産業省の委託を受け、東京電力(株)の協力を得て、廃炉の円滑推進に資することを目的としてコードの改良・モデル追加と事故の

進展挙動の解析を継続して実施している【なお、本件委託事業には、2013年度より(独)日本原子力研究開発機構(JAEA)も共同参加している】。現在は当グループの最重点課題として取り組んでいる。

2012年11月に、OECD/NEAの「福島ベンチマーク解析プロジェクト」が発足した。JAEAがプロジェクト運営にあたり、日本を含めて8か国、15機関が参加している。エネ総工研はJAEAを補佐する立場で、プロジェクト運営に協力している。これまで、メーカーや東電の協力を得てプラントの詳細仕様を取り纏めるとともに事故時のプラント運転状況を整理し、参加機関に情報提供してきた。また、解析実行に必須となる境界条件の設定についても参加機関の指導的役割を果たしている。

3.1 福島原発固有の現象のモデル化

初期の解析は、プラントパラメータの実測値を再現できない部分が多かった。この差の原因を調査する過程で、福島原発では、それまでのシビアアクシデント解析コードでは考慮されていなかった現象が事故事象の進展に大きく影響していることがわかった。そこで、以下に代表される福島原発固有の現象をモデル化し、コードに組み込んで再度福島原発の事故事象を解析した。

(1) 炉内計装管案内管の損傷

BWRの炉内計装管には、中性子源モニタ(SRM)、中間領域モニタ(IRM)、移動式炉内プローブ(TIP)、および出力領域モニタ(LPRM)などがある。これら炉内計装管の案内管は制御棒案内管と同様に原子炉压力容器(RPV)下部を貫通し、その下端はドライウエル内にある。LPRM案内管はウエットチューブと呼ばれ、案内管内部に炉内冷却水が流入する仕組みであり、案内管内外で大きな圧力差は生じない。一方SRM/IRM案内管はドライチューブと呼ばれ、通常運転中は、案内管内外で大きな圧力差がある。

図5に、案内管を含むRPV下部の圧力境界を模式的に示す。特徴的なことは、SRM/IRM案内管の圧力境界が炉内にあることである。事故後に崩壊熱除去が不十分となると、燃料は過熱し、炉内冷却材(蒸気)の温度も上昇する。これにあわせて案内管温度が上昇すると材料強度が劣化し、案内管が炉内で座屈を起し、亀裂部から蒸気が漏洩してドライウエルに流出することが考えられる。

SAMPSONに組み込む座屈のモデル化にあたっては、座屈を起す限界圧力としてVon-Misesの評価式を用いた。材料強度は温度依存性があるので、座屈を起す限界圧力と材料温度との関係は図6のように表される。

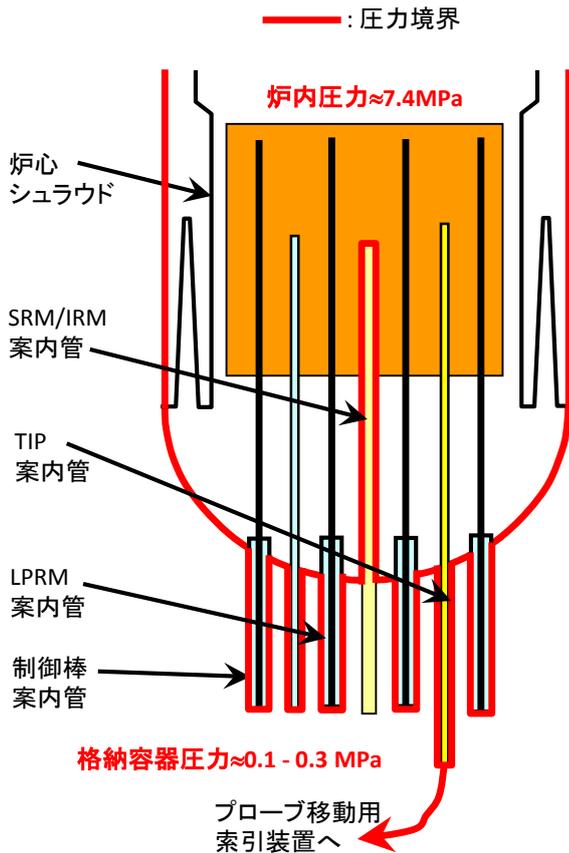


図5 圧力容器下部における圧力境界

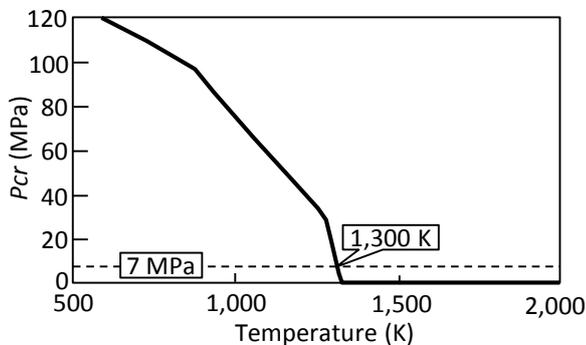


図6 座屈を起す圧力と温度との関係

通常運転時(約 500K)には限界圧力は運転圧力よりも十分に高く余裕があるが、材料温度が 1,300K に達すると限界圧力は運転圧力まで低下し、7MPa の圧力差で座屈を起すことがわかる。

崩壊熱除去が不十分な状態が続くと、燃料は過熱し、ついには熔融に至る。熔融した燃料は下部プレナムに蓄積する。このとき、肉厚が相対的に薄い炉内計装管の案内管が熔融し、熔融燃料が直接ドライウェルに流出する可能性がある。この現象については、高温の熔融燃料から炉内計装管案内管への非定常熱伝導式を解くことでモデル化した。

(2) 逃し安全弁ガasketの劣化による漏洩

通常、逃し安全弁(SRV)は、炉圧信号を受けて開閉し、余剰蒸気を圧力抑制プール中に導くことによって炉圧を一定範囲に抑える役割(逃し弁機能)をもっている。すべての電源が喪失すると炉圧信号も発せられなくなり、崩壊熱除去が十分でない場合には炉圧が上昇する。このような場合には、バネ力によって(電源がなくても)弁が開閉し、炉圧が一定範囲(約 7.5MPa 前後)に抑えられる(安全弁機能)。SRV と配管との接続部にあるガスケットは、設計最高温度が 723K(450℃)である。崩壊熱除去が不十分な場合、燃料は過熱し、炉内蒸気も高温になる。723K を超える高温蒸気が SRV を通過すると、ガスケットが劣化してシール機能が損なわれる可能性がある。この場合、高温蒸気はガスケット部から直接ドライウェルに漏洩する。

(3) RCIC の二相流条件下における部分負荷運転

1F2では、原子炉スクラム後に RCIC が自動起動し、その後、運転員の操作による停止と再起動が繰り返された。津波襲来時に RCIC は運転状態にあった。津波襲来によって直流電源を含む全ての電源が失われたが、このとき、RCIC の系統弁は「開」状態のまま固定された。すなわち、1F2 では、すべての電源の喪失後も RCIC は制御信号なしで作動を継続したことになる。通常(電源があるときは)、RCIC は炉水位信号を受けて、低水位(図4の L2)と高水位(図4の L8)の間で起動停止を繰り返す。しかし、全ての電源を失ったあとも RCIC が運転を継続すると、炉内への注水が続き、炉水位は上昇する。L8 信号は発せられないので、遂には、RCIC タービンに二相流が流入するようになる。すなわち、1F2 では、RCIC が制御信号なしで、二相流条件下で長時間作動したと考えられる。

二相流条件下でのタービン性能は、炉内のエネルギーバランスに基づいて推定した。

(4) 消防車による注水時の分岐流の存在

1F1~1F3では、それぞれの冷却系統が停止した後、崩壊熱を継続して除去するために消防車による注水が実施された。消防車の放水用ホースの接続口から RPV に至る配管には分岐があったため、RPV に注入された水量は消防車ポンプからの吐水量の一部であった可能性が高いと考えられる。

例えば、1F3では、復水貯蔵タンクが満杯になっていたとの報告もあり、消防車注水の一部が分岐して流れ込んだと考えられている。復水貯蔵タンクに分岐する配管には Flow Limiter があり、一定流量以上は流れないようにしている。このことを考慮し、消防車ポンプの Q-H カーブを類似ポンプで代表させ、RPV 圧力の変化に応じて分岐流量を計算した結果を図7に示す。実際に現場で使用された消防車ポンプの特性や配管系統の詳細が不明であるため、図の結果はかなりの不確かさがあるが、事故事象の解析においては、RPV に注入された冷却水流量として図7の青線を示

した値を使用した。

なお、1F1 および 1F2 においても、同様に分岐流が生じていたと考えられるが、分岐配管の詳細が不明であるため、1F3 と同様の方法で RPV 注水流量を計算で求めた。

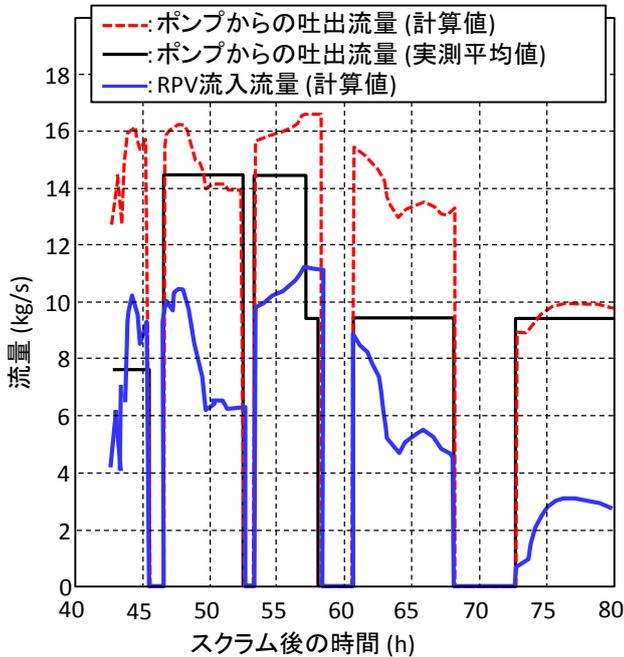


図 7 消防車注水の分岐流 (3号機)

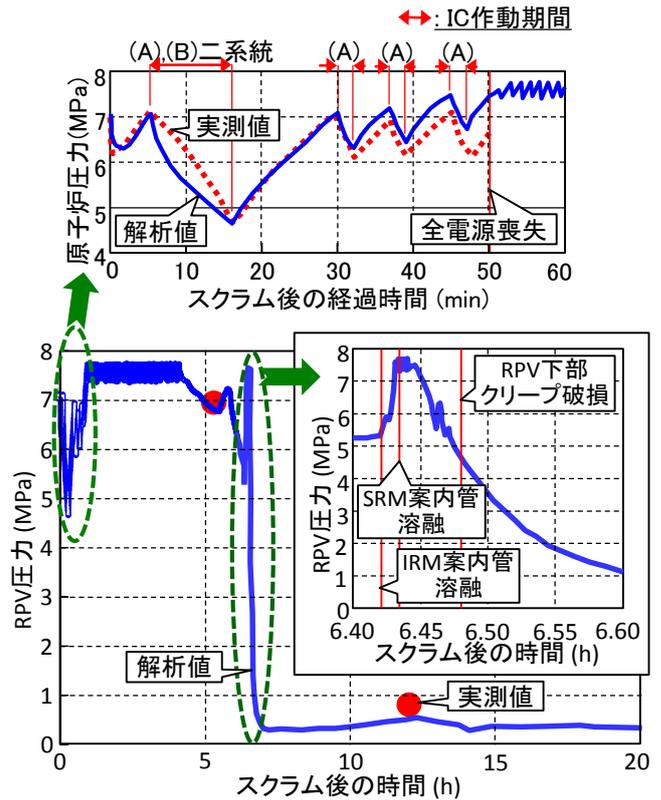


図 8 RPV 圧力の時間変化 (1号機)

表 1 主な事象の発生時刻(1号機)

事象	スクラム後の時間
炉内水位が燃料上端まで低下	2h 45m
SRVガスケットからの蒸気漏洩	4h 05m
SRM案内管からの蒸気漏洩	4h 23m
炉内水位が燃料下端まで低下	4h 25m
燃料被覆管のバースト破損	6h 22m
共晶反応による燃料の溶融	6h 25m
IRM案内管溶融によるデブリ流出	6h 25m
SRM案内管溶融によるデブリ流出	6h 26m
原子炉圧力容器下部クリープ破損	6h 29m
原子炉圧力容器下部溶融破損	6h 40m
燃料溶融(at 3,110K)	7h 13m
消防車による淡水注入*	15h 00m

*: 実際に現場でとられた対応

表 2 解析結果のまとめ(スクラム後 18h 24m)

項目	結果
UO2溶融割合	38.5 %
炉心構成材料[*1]の溶融割合	56.1 %
RPV内で発生した水素量	686.1 kg
燃料から放出されたセシウム量	61 kg (72 %) [*2]
燃料から放出されたヨウ素量	4.9 kg (72 %) [*2]

[*1]: 炉心部にある燃料、スチール、制御材、ジルカロイ等の総量

[*2]: %の数値は、スクラム時に燃料内に存在した全量に対する割合

3.2 解析結果

上記した福島原発固有の諸現象をモデル化し、SAMPSON に組み込んで、1F1~1F3 の炉内状況を解析した。以下に主要結果を示す。

(1) 1号機

RPV 圧力の時間変化を図 8 に示す。原子炉スクラム後、津波襲来による全電源喪失までの間、IC が断続的に作動し、その後、スクラム後 15 時間で消防車による注水が実施されるまでの間、炉心冷却が途絶えた。1F1 では、RPV 圧力の意図的な減圧操作は実施されなかった。しかし、スクラムから 5.21 時間後に 7MPa が実測され、12 時間後の次の測定が 0.9MPa であったことから、この間に炉圧が低下したことは明らかである。解析により、この炉圧低下の主因は SRV ガスケットからの蒸気漏洩と SRM 案内管の座屈部分からの蒸気漏洩であることがわかった。

表 1 に主な事象の発生時刻の解析値を示す。スクラムから 6 時間 25 分後には炉心の溶融が始まっている。

表 2 に、消防車注水から 3 時間 24 分が経過した時点での炉心の溶融状況を示す。解析は、スクラム時に燃料内部に蓄積されていたセシウムとヨウ素(核分裂生成物)のうち、72%が冷却材中に放出され、28%が燃料内部に残存していることを示している。

(2) 2号機

RPV圧力の時間変化を図9に示す。1F2では、RCICが津波襲来後も長時間作動し、崩壊熱除去に寄与した。スクラム後66時間13分にRCICが機能停止した後、崩壊熱除去がなされないため炉圧は上昇し、SRVが作動した。その後、運転員操作によって1個のSRVが強制的に開放され、炉圧は低下し、スクラム後77時間7分の時点で消防車による注水が開始された。解析結果はこの間の炉圧変化を再現していることがわかる。

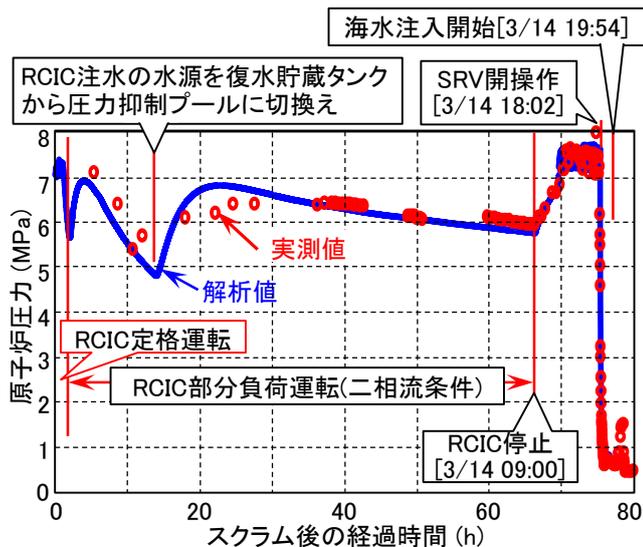


図9 RPV圧力の時間変化(2号機)

表3に主な事象の発生時刻の解析値を示す。運転員によるSRV1弁の強制開放後、冷却材はSRVから圧力抑制プールに放出されるため、消防車注水開始の時点ではすでに炉内水位は燃料上端を下回っており、燃料被覆管のバースト破損が始まっていることを示している。消防車注水開始後も、かなりの量が分岐配管から漏洩しRPV内に注入される冷却水流量が少ないために、燃料はジルコニウムと共晶反応を起す温度まで上昇し溶融が始まっている。

表3 主な事象の発生時刻(2号機)

事象	スクラム後の時間
炉内水位が燃料上端まで低下	75h 31m
燃料被覆管のバースト破損	76h 58m
消防車による海水注入開始*	77h 07m
IRM座屈による蒸気漏洩	77h 08m
SRVガスケットからの蒸気漏洩	77h 35m
共晶反応による燃料溶融(2,473K)	77h 38m
炉内水位が燃料下端まで低下	77h 41m
圧力容器下部クリープ損傷	81h 28m

表4に消防車注水から8時間55分が経過した時点での炉心の溶融状況を示す。1F2ではRCICが長時間

作動したため、炉心がいわゆる空焚き状態にあるときの崩壊熱発生量は1F1よりも少ない。そのため、炉心の溶融割合も少なくなっている。解析は、スクラム時に燃料内部に蓄積されていたセシウムとヨウ素(核分裂生成物)のうち、46%が冷却材中に放出され、54%が燃料内部に残存していることを示している。

表4 解析結果のまとめ(スクラム後86h 02m)

事象	スクラム後の時間
UO2溶融割合	20.8 % [*1]
炉心構成材料の溶融割合	28.1 % [*1]
RPV内で発生した水素量	710.6 kg
燃料から放出されたセシウム量	65 kg (46 %) [*2]
燃料から放出されたヨウ素量	5.2 kg (46 %) [*2]

(3) 3号機

RPV圧力の時間変化を図10に示す。1F3では、津波襲来後も直流電源が機能し、RCICやHPCIの運転に使用された。スクラム後、まず運転員はRCICを手動操作し、RCICが機能を喪失してからHPCIが自動起動した。1F3では、HPCI停止に伴って炉圧が上昇した後、自動減圧系(ADS)が自動作動して炉圧は急減した。解析結果はこの間の炉圧変化をよく再現していることがわかる。

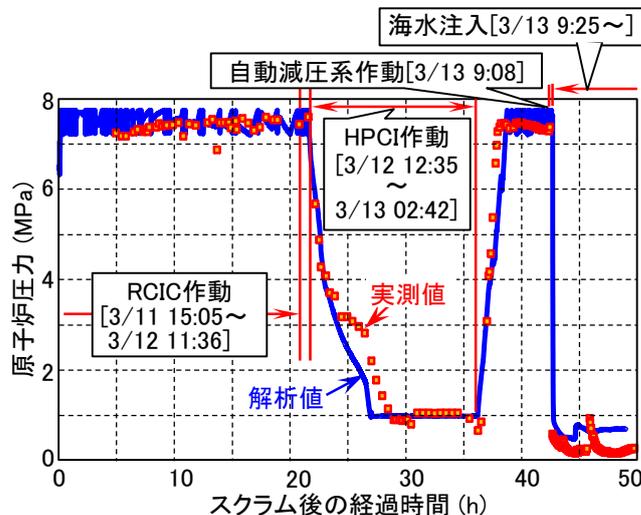


図10 RPV圧力の時間変化(3号機)

表5に主な事象の発生時刻の解析値を示す。解析によれば、1F3では消防車注水時点ですでに炉内水位は燃料下端を下回っており、かつ消防車注水の一部しかRPVには注入されなかったため、消防車注水の後に燃料被覆管のバースト破損、共晶反応による燃料溶融が起きている。さらに溶融物が下部プレナムに蓄積し、RPV下部の溶融破損を招いている。このため、RPV下部の溶融破損後は、冷却が不十分となって、燃料温度はその融点にまで達している。

表 5 主な事象の発生時刻(3号機)

事象	スクラム後の時間
炉内水位が燃料上端まで低下	34h 54m
炉内水位が燃料下端まで低下	42h 22m
消防車による淡水注入*	42h 38m
燃料被覆管のバースト破損	43h 17m
共晶反応による燃料溶融(2,473K)	43h 48m
原子炉压力容器下部溶融破損	44h 01m
燃料溶融(3,110K)	44h 24m

*: 実際に現場でとられた対応

表 6 に消防車注水から 2 時間 04 分が経過した時点での炉心の溶融状況を示す。1F3 では ADS 作動後に比較的早く消防車注水が実施されたが、それまでに炉内水位は燃料下端を下回っていたことと、分岐流によって消防車注水の一部しか RPV に到達しなかったことから、炉心の溶融割合は 1F2 よりも多くなっている。解析は、スクラム時に燃料内部に蓄積されていたセシウムとヨウ素(核分裂生成物)のうち、39%が冷却材中に放出され、61%が燃料内部に残存していることを示している。

表 6 解析結果のまとめ(スクラム後 44h 42m)

事象	スクラム後の時間
UO2溶融割合	24.9 % [*1]
炉心構成材料の溶融割合	38.7 % [*1]
RPV内で発生した水素量	561.8 kg
燃料から放出されたセシウム量	61 kg (39 %) [*2]
燃料から放出されたヨウ素量	4.9 kg (39 %) [*2]

3.3 今後の課題

以上、炉内の状況を中心に解析の現状を述べた[代表例として 5~7]が、福島原発の事故事象解明に向けて、さらに以下のことについて検討する必要がある。

(1) 消防車注水時の分岐流の定量化

消防車注水時に、RPV 内に流入した冷却水流量がどの程度であったか、ということは炉心の溶融状況に大きく影響する。特に、上述した 1F1 および 1F2 については、分岐流を推定して解析した結果であり、実際の配管系統に基づいて、分岐流を定量的に計算することが重要である。

(2) 格納容器内事象解析における境界条件の明確化

事故後に運転員が断続的に測定した実測値によれば、格納容器内圧力は設計最高圧力近くまで上昇し、あるいは設計最高圧力を超えていた時間帯もある。このような状況下で、格納容器の気密性が維持されたとは考え難く、例えば上部フランジや機器搬出入口のガスケット部分、ケーブルの貫通部などからの漏洩を考慮する必要がある。

また、圧力抑制プールには、SRV 配管、RCIC や HPCI タービンの排気配管、ドライウェルとウェットウェルを結ぶベント配管などが入っており、これらの配管からの蒸気の凝縮挙動も格納容器圧力の評価に大きく影響する。図 11 は、RCIC タービンの排気管からの蒸気凝縮時の温度分布を STAR-CCM+で解析した一例であるが、RCIC タービンからの蒸気は水中で圧力抑制プールの下方までは到達せず、排気管出口より下の部分は凝縮に寄与していない可能性が高い。今後、圧力抑制プール内における蒸気の不完全凝縮やプール内の水温分布などについて定量的に評価していく。

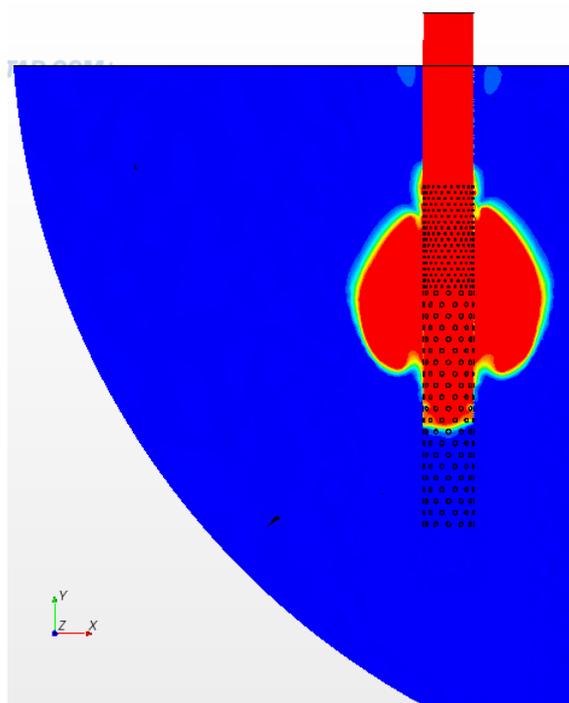


図 11 RCIC タービンからの蒸気凝縮挙動

4. 配管減肉の解析評価

2004 年 8 月 9 日、関西電力(株)の美浜発電所 3 号機において 2 次系配管が破損し、5 名が死亡するという事故が発生した。この事故の原因は流動加速腐食(FAC)によって配管が減肉し、破損に至ったものである。FAC による配管破損事故は、米国の Surry-2 プラントにおいても 1986 年に発生している。

美浜 3 号機の 2 次系配管破損事故を契機として、配管の減肉挙動が注目されるようになり、実験的アプローチに加えて、当グループでは腐食と流れ挙動との相関を考慮した新しい解析技術を開発してきた。

開発した評価処方箋は図 12 に示すように 6 ステップで構成されており、最終的には、配管の残存肉厚の評価に基づいて配管系の余寿命評価および減肉低減策の有効性評価を可能とするものである。

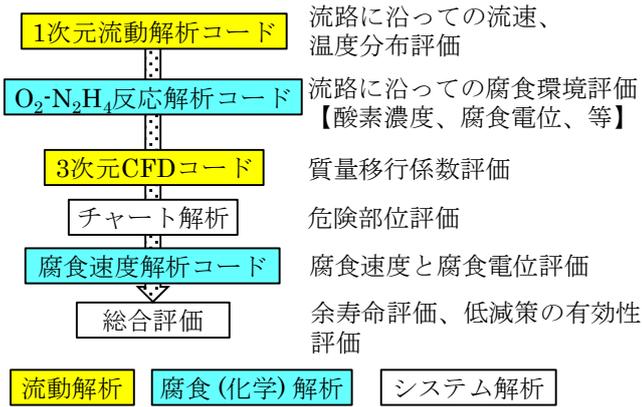


図 12 配管減肉評価手法

減肉評価の鍵となる腐食速度の評価は、図 13 に示すように電気化学モデルと酸化皮膜成長モデルを動的にカップリングさせている。

モデル	電気化学モデル (静的モデル)	酸化皮膜成長モデル (動的モデル)
入力	温度、酸素濃度、 pH、 質量移行係数、 酸化被膜厚、 酸化物特性 (モルフォロジー)	温度、 アノード/カソード 電流密度、 ECP
出力	アノード/カソード 電流密度、 腐食電位 (ECP)	酸化皮膜厚、 酸化物特性 (Fe_2O_3/Fe_3O_4 比)
最終出力	アノード/カソード電流密度 減肉速度	

図 13 腐食速度の解析方法

図 14 に、実機の配管系統における肉厚の実測値と、本手法による計算値の比較を示す。計算値は実測値と $\pm 20\%$ 以内で一致しており、実用的に余寿命評価が可能であることがわかる。

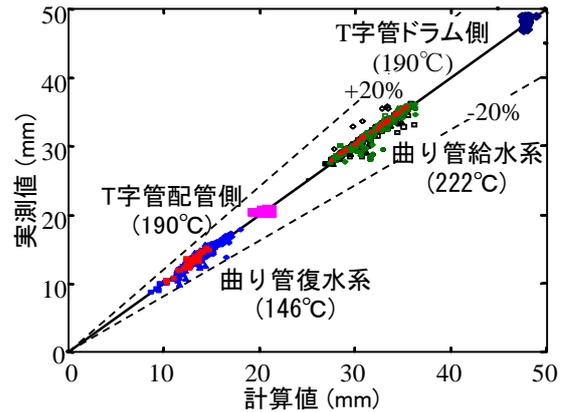


図 14 実機配管系の肉厚実測値と計算値の比較

5. 集光型太陽熱／太陽光発電

太陽から地球に到達する光を、鏡やレンズで集めてから発電に利用する集光型太陽熱発電(CSP)が検討されている。図 15 は CSP で使われるタワートップ型の集光系を示したものであり、地面に並べられた長方形の鏡によって入射光が反射され、タワー上部のレシーバーへ集まる様子を示している。

太陽は天球上を時々刻々と動いて行くので、鏡の向きもそれに応じて動的に制御する必要があり、通常は、二つの回転軸を組み合わせたヘリオスタットという装置によってそれが行われる。

図 16 に、よく使われる経緯台式ヘリオスタットの例を示す。地面へ垂直に固定された回転軸(経度軸)と直角に第二軸(緯度軸)が取り付けられ、反射鏡は緯度軸に固定される。経度軸の周りを緯度軸が回り、緯度軸の周りで更に回転が行われることによって、反射鏡の向きが制御される。このように太陽を追尾しながらその光を集めて利用するシステムについて、当グループでは五年ほど前からその性能を評価する数値計算コードを開発するとともに、それらシステムのより良い設計法を検討している。

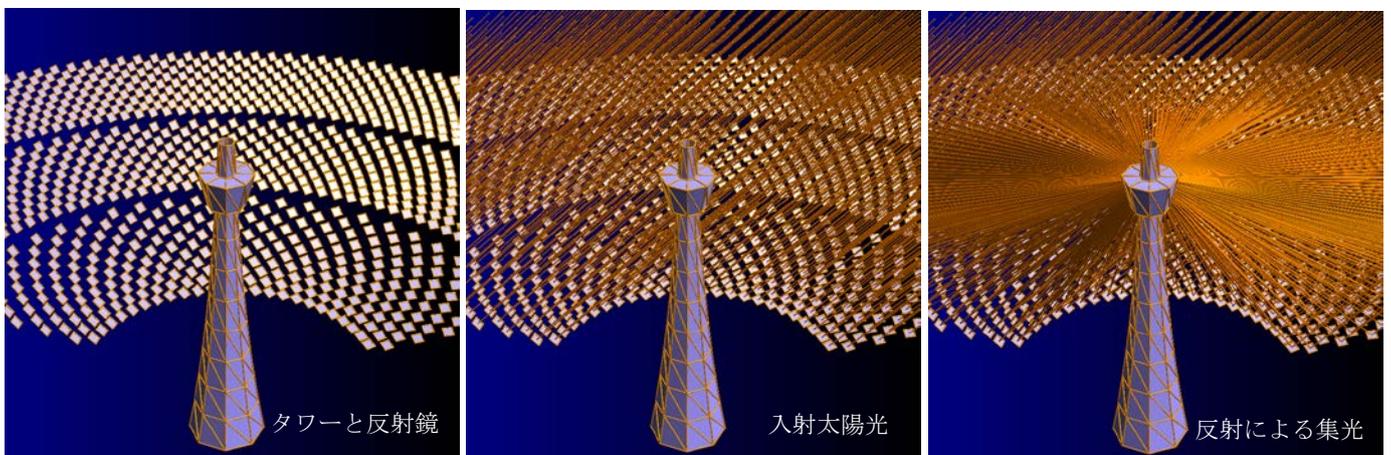


図 15 タワートップ型集光系において太陽光が集められる様子

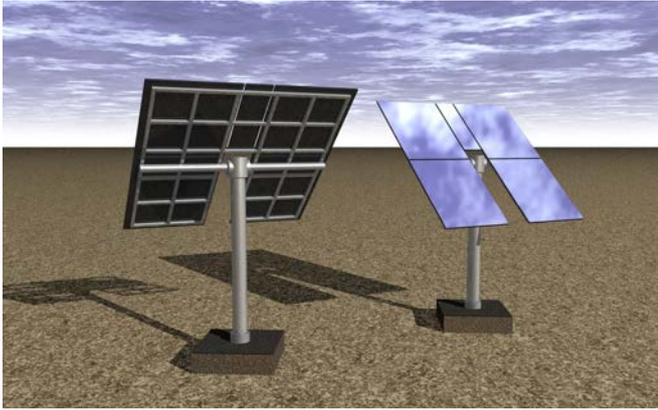


図 16 経緯台式ヘリオスタットの例(イメージ)

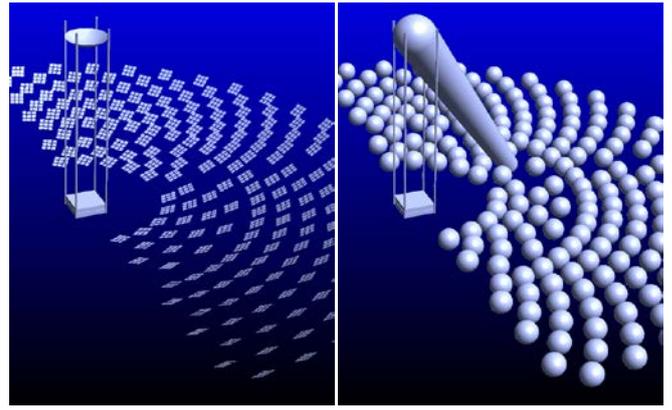


図 17 集光系専用の空間分割の例

数値計算としては、反射によって方向を変えながら進む光線を追跡するものになる。散乱光は、それを鏡で集められないから無視してよいことになり、光線追跡計算としては単純化されるので、GPU のような SIMD 型プロセッサに適した問題になっている。その一方で、光線が次にどの面と交差するかが予め分かっているために計算負荷が大きくなる、などという問題もある。例えば入射太陽光は、そのまま反射鏡に到達する場合もあれば、タワーで遮られる場合もあり、また鏡で反射された光は、そのままレシーバーに到達する場合もあれば、他のヘリオスタットで遮られる場合もある。これらを正しく扱うには、光線が次に何と交差するかを知る必要があるが、何も工夫しないと、各光線について系の全要素との交差判定を行うことになる。通常は、空間の再帰的二分割などで交差判定回数を減らす、ここでは集光系の固有性を利用した専用の方法を使い、可能な最善の効率を得ることを目指している。図 17 に、そのような方法の例を示す。各ヘリオスタットの巡回範囲を球で包み、タワー上部の光が集まる部分も球で包んだ上で、二つの球に外から接する円錐台を考える。この円錐台内の鏡で反射してタワー上部へ向かう光を処理する際には、円錐台と交わらないすべての球の中のヘリオスタットを無視できる。このような方法を GPU 上で実装し、効率の良い計算コードを開発していきたいと考えている。

5.1.1 おわりに

以上、福島原発の事故事象解析の現状を中心として、末尾には技術の応用展開の一例を述べた。

福島原発の事故事象については、個々の現象論的な理解を深めることも重要であるが、プラントシステムとしての見方が重要である。廃炉に向けての技術開発が進められている中、解析によってデブリの存在位置とその量、組成等を把握することは、廃炉推進にとって重要な情報となる。我々の力を尽くして、廃炉の円滑推進に寄与していきたいと考えている。

参考文献

- [1] H. Ujita, et al., JNST, **36**(11), pp1076-1088 (1999).
- [2] T. Ikeda, et al., JNST, **40**(4), pp246-255 (2003).
- [3] T. Ikeda, et al., JNST, **40**(8), pp591-603 (2003).
- [4] 下記 WEB ページに公表
<http://www.nsr.go.jp/archive/nisa/shingikai/700/12/001/1-7.pdf>
- [5] M. Naitoh, et al., NURETH-15, Paper No. 601, Pisa, Italy, May 2013
- [6] K. Hirakawa, et al., NURETH-15, Paper No. 033, Pisa, Italy, May 2013
- [7] H. Okada, et al., NURETH-15, Paper No. 075, Pisa, Italy, May 2013
- [8] M. Pellegrini, et al., NURETH-15, Paper No. 234, Pisa, Italy, May 2013

運営委員会報告

熱流動部会運営委員会(H25-1) 議事録

- (1) 日時：平成 25 年 7 月 23 日（火）14:00-17:00
- (2) 場所：株式会社東芝本社ビル 22A02 会議室
(浜松町)
- (3) 配布資料：
 - ① 日本原子力学会 熱流動部会運営会議（平成 25 年度第 1 回）
 - ② 企画小委員会活動報告
 - ③ 研究小委員会の活動報告
 - ④ 国際小委員会の活動報告
 - ⑤ 広報小委員会活動報告
 - ⑥ 出版編集小委員会活動報告
 - ⑦ 表彰小委員会報告

議事

1. 部会長挨拶（中田部会長）

第1回運営委員会の開催に当たって、中田部会長より挨拶があり、依然として原子力は福島事故前より厳しい状況には変わりはないが、その必要性は変わらず、部会活動の活性化により貢献していきたいので、部会運営委員会としても協力をお願いする旨、所信が述べられた。

2. 総務小委員会活動報告（守田委員長）

2-1 部会等運営委員会からの連絡

9月4日の熱流動部会企画セッション「軽水炉のシビアアクシデントに係わる課題の分析・評価について」が承認されたこと、今後の年会・大会の予定、専門分野コード見直し結果について報告された。

2-2 NTHAS8収支決算報告及び監査

NTHAS8収支決算報告と監査結果を報告、承認された。

2-3 H25年度予算

H25年度予算(案)について、通常予算と独自予算について説明された。NTHAS収入の20%を学会規定により本部回収額として支出した旨、報告された。独自予算（別会計）の熱水力WGについては、本年度で終了の予定である。但し、予算が余った場合は、原資が参加企業からの賛助金であるため、部会予算に繰り込めるものの用途について理事会承認が必要なことが説明された。

2-4 長期計画

これまで通り日本開催時の日韓学生セミナー、国際会議（NTHAS, NUTHOS, NURETH）を部会予算による主な事業と位置付けて推進していく予定である旨、報告された。

2-5 その他

総務小委員会活動実績と、「2013年秋の大会」プログラム編成委員について報告された。2013年7月から守田総務小委員会委員長がリーダーとなり、電通大の大川先生がJAEAの山野さんに交替することが報告、承認された。

3. 企画小委員会の活動概要（江原委員長）

企画小委員会で検討を進めてきた若手交流WGで開催予定の若手交流フォーラムの実施内容が提案され、議論された。主な議論内容を以下に記す。

- ・若手の参加、特に学生の参加が重要であること。
- ・学生参加者を如何に増やすかの議論が活発になされ、学生参加者増は将来の原子力学会員、熱流動部会員の確保を通じて原子力技術の維持・発展につながることから、部会として一定の範囲（目安例：20万円程度）を繰越金から補助して行く方針とすること。
- ・本日の議論を反映した具体的な計画案についてメール審議にて運営委員から了解を得た上で、9月熱流動部会総会で報告すること。
- ・秋の大会後のフォーラムは9月5,6日に秋の大会開催場所（八戸）付近で開催する。開催案内で学生の実費負担は実質ほぼないことが分かるようにすること。

4. 研究小委員会の活動概要（波津久委員長）

研究小委員会活動として、以下の内容が報告された。

- ・「熱水力安全評価基盤技術高度化検討WG」の「シビアアクシデント」サブワーキンググループによる検討結果を秋の大会の企画セッションで報告予定であること。
- ・「シビアアクシデント評価研究専門委員会」は2014年春の年会にて核燃料部会、計算科学部会との合同企画セッションを検討中であること。
- ・「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会について、秋の大会の熱流動部会全体会議で研究小委員会活動の報告の最後に活動状況を5分程度で報告すること。

・資源エネルギー庁からの委託事業の一部として実施している「水素安全対策高度化」特別専門委員会の今年度の設立予定であること。

5. 国際小委員会の活動概要（木藤委員長）

2013年5月にイタリアのピサで開催された NURETH-15（共催）は、発表数が400件程度と多く、活発な議論がなされたことが報告された。

2014年12月のNUTHOS-10の開催準備状況について報告された。Webサイト公開を7/1に開始した。5/21,7/12にLOC打合せ、6/26に開催場所である沖縄へ現地調査に行き、学会会場、レセプション会場、バンケット会場について概ね決定し、概要が報告された。本運営委員会では会場等について報告された方針で進めることとなった。順調に準備は進んでいる。パンフレットは上記NURETH-15で配布済みで、今年7月のICAPP会場でも配布する。

6. 広報小委員会の活動概要（伊藤委員長）

部会ホームページにおいて、部会ニュースレター（80号）と若手交流WGメンバー募集を掲載し、また、国際会議カレンダーを更新(NUTHOS-10、ICAPP2014などを追加)したこと等が報告された。

ニュースレター80号を発行し、現在81号を作成中で秋の大会前（8月中）に発信予定であることが報告された。

7. 出版小委員会の活動概要（代理報告／守田総務小委員会委員長）

最近5年間の論文集投稿掲載状況、英文論文誌の Taylor & Francis 社との共同出版開始(第6分野の投稿は6月末現在14件)、インパクトファクターの推移について報告された。2012年のインパクトファクターは1.033で、海外主要雑誌を含めてもトップクラスのレベルになっている。

8. 表彰小委員会の活動報告（木下委員長）

本年度の委員会委員の説明と、2013年春の年会の優秀講演賞（3名）の選考手順、結果について説明され、承認された。

9. 副部長挨拶（杉本副部長）

杉本副部長より、大学で工学研究科修士学生全体向けに原子力の講義を行い、アンケートで原子力の必要性を理解してもらえた学生が多かった経験も説明され、しっかりと原子力技術について専門外の人に向けても発信していくことが重要であり、熱流動部会としてもそういう活動を考えていきたい旨、所信・期待を述べられた。

以上

会員総会報告

熱流動部会第41回全体会議 議事録

(1) 日時：平成25年9月4日（火）12:00-12:55

(2) 場所：2013年秋の大会 K会場
（八戸工業大学）

(3) 配布資料：

- ① 第41回全体会議（議事次第と役員名簿）
- ② 総務小委員会活動報告（①と合冊）
- ③ 企画小委員会活動報告
- ④-1 研究小委員会の活動概要
- ④-2 「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会
- ⑤ 国際小委員会の活動概要
- ⑥ 広報小委員会活動報告
- ⑦ 出版編集小委員会活動概要

議事

1. 平成25年度部会長挨拶

中田部会長より開会の挨拶があり、全体会議開

催にあたって、本年度は部会での人材育成を新たに企画した「若手交流フォーラム」を中心として推し進め、元気のある部会活動を進めていきたい旨のご挨拶を頂いた。



2. 総務小委員会報告

守田総務小委員会委員長から、部会等運営委員会からの連絡につき、熱流動部会・企画セッション「軽水炉のシビアアクシデントに係わる課題の分析・評価について」承認したこと、今後の年会・大会の開催循環、専門分野コードの見直しについて説明された。



また、NTHAS8収支決算及び監査報告と、今年度予算のH25.6現在の状況と見通し、長期計画、総務小委員会の活動と、プログラム編成委員の構成（入替え、リーダー交替含む）について報告された。

専門分野コードについて、「新型炉,核設計,核変換技術」分野から切り離して新たに新設された「新型炉システム」分野と「伝熱・流動」分野との棲み分けについて会場より質問が有り、前者は炉システム、後者は従来通りの専門分野をカバーすることが説明された。

3. 企画小委員会報告

江原企画小委員会委員長から、若手交流フォーラムについて、本大会最終日(9/5)から翌日まで、主にポスター発表、交流会、八戸火力発電所見学という内容で実施することが報告された。開催趣旨が若手研究者の交流促進による学会・部会活動の活性化を目指していること、若手、特に学生会員の参加は将来の原子力学会員及び熱流動部会員の確保を通じて原子力技術の維持・発展につながることから、重要課題として部会として取り組むべき行事であることが説明された。合わせて、熱流動部会は繰越金が十分にあることから、若手、特に学生参加のハードルを下げるため、上記趣旨から本フォーラムへの熱流動部会からの補助について説明がなされ、提案通り承認された。



4. 研究小委員会報告

波津久研究小委員会委員長から、専門委員会活動として、「熱水力安全評価基盤技術高度化検討WG」、「シビアアクシデント評価研究専門委員会」、「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会の活動について報告された。

また、熱流動部会企画セッションの概要と「水素安全対策高度化」特別専門委員会の設立について報告され、最後に「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会の活動方針について、植田主査より概要を説明頂いた。



5. 国際小委員会報告

石渡国際小委員会副委員長から、イタリア、ピサでのNURETH-15(2013年5月)の共催報告がなされ、発表数が約400件と盛況であったこと、次回は2015年に米国、シカゴで開催される旨、報告された。



2014年12月14～18日に沖縄で開催されるNUTHOS-10の開催準備状況として、開催準備金として日本原子力学会に国際会議等経費貸付申請(200万円)をしたこと、銀行口座開設、旅行代理店等の見積を開始した旨報告された。NUTHOS-10のWebサイトを公開(7/1)するとともに、Call for paperをNURETH-15, ICONE21会場で配布した。また、ウエルカムレセプション、バンケット会場を仮決定したこと、日本側主要役員、TPC、LOCメンバーを決めたこと等が報告された。

また、今後のNUTHOS-10の主要日程と、熱流動部会が関係する主要国際会議の今後の計画についても説明された。

6. 広報小委員会報告

伊藤広報小委員会委員長から、ニュースレター第80号、第81号を発行したこと、部会ホームページの更新状況と前記ニュースレターの掲載、若手交流フォーラム開催案内等の掲載等が報告された。

また、メーリングリストを用いた会員への情報提供(5回)とリストの更新状況等、熱流動部会員の会員数が全体としては前年度とほぼ同数である旨報告された。

7. 出版編集小委員会報告

守田総務小委員会委員長(代理報告)から、正副委員長の交代(予定)と、今年度の伝熱流動分野の論文編集委員が紹介された。最近5年間の論文集投稿掲載状況は大きな変化はないこと、英文論文誌のTaylor & Francis社との共同出版開始が報告された。

また、2012年度のインパクトファクターが1.033と大きく上昇し、欧米の主要ジャーナルと並ぶ水準となったことが報告された。

8. 表彰小委員会報告、部会賞贈呈式

2013年春の年会における熱流動部会優秀講演賞を規則に従い審査した結果、優秀講演賞受賞者3名を選考したことが報告されるとともに、熱流動

部会功績賞、熱流動部会業績賞および熱流動部会奨励賞への積極的な候補者推薦と、本会での優秀講演賞の選考への協力依頼がなされた。その後、以下の受賞者に表彰を行った。



「2013年春の年会」優秀講演賞

- 堀口 直樹氏（筑波大学）「詳細二相流解析コードTPFITを用いたベンチュリースクラバー内部の流動解析」



- 八巻 辰徳氏（筑波大学）「マイクロ波加熱による過渡沸騰挙動に及ぼす液相過熱度の影響」



- 溝上 伸也氏（東京電力）「東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価（7）福島第一原子力発電所3号機の減圧挙動について」



9. その他

中田部会長から、総務小委員会の茶木副委員長が業務都合により部会業務遂行が困難となるため、日立 GE の西田氏を後任とすることが本年7月の部会運営委員会で承認されている。については本全体会議でもお認め頂きたいとの発議がなされ、提案通り承認された。

10. 副部会長挨拶

杉本副部会長より閉会の挨拶があり、大学で工学部学生全体向けの原子力の講義を行ったところ、多くの学生に原子力の必要性を理解してもらえた。部会としても若手や専門外の人に向けても発信していく部会活動を考えていきたい旨のご挨拶を頂いた。



以上

「第1回若手交流フォーラム」実施報告

企画小委員会委員長 江原真司（東北大学）



熱流動部会および計算科学技術部会は、原子力学会「秋の大会」に併せて秋季セミナー「Dr.フォーラム」を共催で開催し、毎年、参加者の皆様から大変好評を頂いておりました。今年度より、「Dr.フォーラム」の開催目的を受け継ぎ、次代を担う若手研究者間の情報交換を目的とした「若手交流フォーラム」を開催することとし、その第一回フォーラムを「2013年秋の大会」(八戸工業大学)の最終日(9/5)より1泊2日の日程で八戸シーガルビューホテルにて開催しましたので、その報告をさせていただきます。

今回の「若手交流フォーラム」では、学生9名、一般(大学、メーカー、研究機関)11名の合計20名にご参加いただき、初日に参加者全員が最新の研究成果に関するポスター発表と議論を行い、二日目に東北電力の八戸火力発電所および八戸太陽光発電所の見学を実施しました。各参加者のポスター発表題目は以下の通りです。

- (1) 渦によるガス巻き込み現象の観察とガス巻き込み量の定量評価、大手直介(信州大学)
- (2) BWR 下部プレナム複雑構造物内ジェットブレイクアップ現象予測手法の開発、齋藤隆介(筑波大学)
- (3) 大気中の硫化セシウム拡散シミュレーションによる降雪雨の放射性物質拡散への影響評価、高橋岳志(北海道大学)
- (4) 高温下における液体の動的接触角、武翔太(東

京海洋大学)

- (5) テーラー渦有期型遠心抽出器の開発と内部の分散流動、化学現象の解明、中瀬正彦(東京工業大学)
- (6) マイクロ波加熱による突沸現象に関する研究、八巻辰徳(筑波大学)
- (7) RETRAN コードを用いた事故解析による設計及び運転の面からの軽水炉安全性向上策、濱田悠平(北海道大学)
- (8) ベンチュリースクラバーにおける自吸現象、堀口直樹(筑波大学)
- (9) 環状噴霧流における液滴径と速度の計測、松江亮児(東京海洋大学)
- (10) 使用済み燃料冷却システムー放熱器構成の検討ー、香月亮二(東芝)
- (11) Experimental study of internal two-phase flow induced fluctuating force on a 90 degree elbow、三輪修一郎(北海道大学)
- (12) Na 冷却高速炉一次系コールドレグ配管の流力振動評価に関する研究、江原真司(東北大学)
- (13) コアキャッチャの開発と AP1000 静的安全システム、青木一義(東芝)
- (14) 京大炉における中性子イメージングの高度化と応用、伊藤大介(京都大学)
- (15) ナトリウム冷却高速炉内流動に関する実験研究の紹介、江連俊樹(JAEA)
- (16) Experiment of coolant mixing in the

Reactor pressure vessel (RPV) of a pressurized water reactor (PWR)、緒方智明 (三菱重工)

- (17) 電力中央研究所で実施している原子力熱流動研究、佐竹正哲 (電中研)
- (18) Numerical Analysis of Flow-Acoustic Resonances in Multiple Stub Pipes of Safety Relief Valves Using the Finite Difference Lattice Boltzmann Method、田村明紀 (日立製作所)
- (19) 燃料溶融解析手法の開発/TRAC-BF1による福島第一原子力発電所熱流動解析/シビアアクシデント時の炉内状況把握に関する海水の影響評価、永武拓 (JAEA)
- (20) 中性子ラジオグラフィを用いた固体高分子形燃料電池内水分分布の可視化計測、村川英樹 (神戸大学)

ポスター発表は3部構成、1部100分で行いました。ポスター会場は非常に盛況で、やはり若手だけを集めたことで参加者の遠慮がなくなり、実験・解析の現状における課題点、研究環境や研究経緯の詳細など、かなり深く突っ込んだ議論をやり取りしていたような状況でした。ポスター発表後の懇親会でもこの議論は継続され、加えて研究室・大学・職場の雰囲気などの話題も加わり、研究等の情報交換の場としてだけでなく、非常に有意義で楽しい時間となりました。翌日の火力発電所等の見学会では、廃止した4号機の部品のカットモデルや発電効率55%を予定しているコンバインドサイクルの建設現場、実際の制御室やメガソーラーを見学させていただきました。実物のタービンの大きさや発電所施設の中身、最新式の制御端末や太陽光発電による発電量の変動の激しさなどを体感できたことは、貴重で新鮮な経験だったと感じています。工学に携わる者は、実際のモノを見て触って感じなければいけない、と再認識した次第でございます。

個人的な感想ですが、ポスター発表、懇親会、見学会とも、かなり成功と呼べるようなものだったと思います。宴会場での懇親会后、ほとんど全員が二次会に参加して客室で車座になり酒を飲み交わすなど、参加者の交流・親睦を深めるというフォーラムの意図は十分果たされたと感じています。このフォーラムを継続していくことで、本当の目的である熱流動部会、ひいては原子力学会の活性化に貢献できれば、フォーラム立ち上げに携わったものとしてこれ以上の喜びはございません。

企画小委員会内には本フォーラムの全てを取り仕切る「若手交流WG」が若手研究者のみで構成されており、第2回以降のフォーラム内容については今回の結果を受けて議論されることになっています。

会員の皆さま方からも是非ご意見・ご提案等を企画小委員会宛にご連絡いただければと思います。

最後になりましたが、本フォーラムを開催するにあたり多大なご協力をいただいた、部会運営委員会の皆さまをはじめとする関係各位に厚く御礼を申し上げて、本報告を閉じさせていただきたいと思えます。皆さま、どうもありがとうございました。

(連絡先: shinji.ebara@qse.tohoku.ac.jp)



ポスター発表風景①



ポスター発表風景②



懇親会での乾杯挨拶



火力発電所のタービン建屋内部



メガソーラーの「現在の発電量」表示板

平成 25 年度 熱流動部会役員

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

*:任期2年の1年目、 **:任期2年の2年目

<編集後記>

今号では、エネルギー総合工学研究所の内藤様・鈴木様より、東京電力福島第一原子力発電所の事故解析等に関する最新知見についてご紹介頂きました。また、実施報告にあります通り、秋の大会後に開催した第1回若手交流フォーラムでは、非常に活発な議論が交わされました。次号では、2名の参加者の方の報告記事を掲載する予定です。

ニュースレターへの原稿は、随時受付を行っております。研究室紹介、会議案内、エッセイ等寄稿お願い致します。またニュースレターに関するご質問、ご意見、ご

要望等ありましたら、ぜひe-mailをいただければ幸いです。また、熱流動部会に入会したい方、入会しているがメールが届かない方が身近におられましたらご相談ください。

e-mail宛先 : ito.kei@jaea.go.jp
hideyuki_sakata@mhi.co.jp

熱流動部会のホームページ :
<http://www.aesj.or.jp/~thd/>
からニュースレターの PDF ファイルは入手可能です。