

# THERMAL HYDRAULICS

熱流動部会ニュースレター (第 68 号)

AESJ-THD

NEWSLETTER (No.68)

May 13, 2010

## 研究室紹介

日本原子力研究開発機構 安全研究センター 熱水力安全研究グループ  
 中村 秀夫 / 竹田 武司 / 柴本 泰照 / 佐藤 聡 / 森山 清史

熱水力安全研究グループは、我が国で軽水炉の発電が開始された 1970 年に、旧原研において配管破断時の高温高压水による臨界流など事故現象の解明に関する研究を ROSA-I 計画によって開始し、以後 40 年に亘り規制支援研究機関として軽水炉の熱水力安全研究を行ってきた。これまでに、炉心の過熱の恐れがある冷却材喪失事故 (LOCA) 時の非常用炉心冷却系 (ECCS) の有効性の確認に始まり、炉心溶融を生じるシビアアクシデントを防止し、影響を緩和させるアクシデントマネジメント (AM) に関する研究、水蒸気爆発やヨウ素など放射性物質のソースタームなどシビアアクシデント現象に関する研究まで、軽水炉が事故時や異常過渡時に遭遇する可能性のある熱水力現象の大部分を研究対象にしている。実験はほとんどの場合、実機の温度圧力や流量条件、照射条件で行い、可視化を含め、専用の機器や計測器を開発しつつ研究を進めている。ここでは、日本原子力研究開発機構 (以下、JAEA) となった 2005 年以降に実施している 7 件の研究課題のうち 5 件を紹介する。

細な実験データを得て現象を解明すると共に、事故時の熱水力現象を精度よく予測するための BE コード (TRACE など) や CFD コードの検証・開発を行っている。ここでは、代表的な研究例として ECCS 注水時の温度成層に関する研究を紹介する。

LOCA などの事故時には、ECCS が低温水を低温側配管へ注入するが、高温の一次冷却材との混合が不十分な場合、配管底部を低温水が流れ、压力容器に流れ込む温度成層が生じる。軽水炉の高経年化に係る課題として、低温側配管と压力容器ダウンカマにおけるこの様な多次元非平衡流動による加圧熱衝撃 (PTS) の発生が懸念されている。LSTF 実験では低温側配管内に格子配列で多数の熱電対を新たに配置し、自然循環流動の条件で冷却材の残存量を変化させつつ ECCS の注水の影響を観察すると共に、FLUENT コード Ver.6.2 による 3 次元流動解析を行った。実験と解析の結果 (図 1) から、ECCS 水による温度成層が低温側配管からダウンカマにわたっ

### 1. ROSA/LSTF 実験による 軽水炉の熱水力安全研究<sup>[1-3]</sup>

軽水炉事故時の安全性の確保・向上に係る国際研究協力である OECD/NEA ROSA プロジェクト<sup>[1]</sup>を、14 カ国の規制、規制支援機関や大学、産業界の参加で 17 年度に開始し、PWR の事故現象模擬性に優れた大型非定常実験装置 (LSTF、図 1) を用いて、国際的にも共通な熱水力安全上の課題を解決するための実験を行っている。特に、JAEA で開発した種々の計測機器を用い、実機と同じ高温高压条件で詳

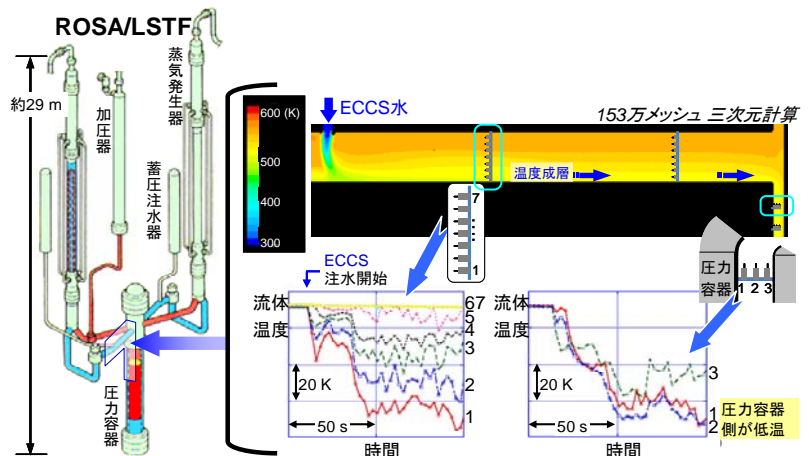


図 1 ECCS 注水時の低温側配管と压力容器ダウンカマの流体温度分布 (実験及び解析)

て生じ、低温水がダウンカマ内壁を流下する様子が同様に見られた。FLUENTコードへは、水位形成時のECCS水上への蒸気凝縮の影響を新たにモデルで与え、低温側配管とダウンカマの流体温度分布を良く再現する様に改良するなど、最適な解析法を検討している。[2]

ROSAプロジェクトではLSTFを用いて、このような個別効果実験やLOCAなどのシステム効果実験を12回行い、BEコードやCFDコードの性能検証と開発を行った。平成21年度からは、参加機関からの要請に応じて第二期計画(ROSA-2プロジェクト [3])を開始し、規制上の新たな課題である中口径破断LOCAなどに取り組み、LSTF実験から得られる大規模流路内での高温高压非平衡多次元流動データを基に、参加機関と共にBEコードやCFDコードの検証と開発を続けている。

(本研究は、国際協定に基づくOECD/NEA加盟国とのマッチングファンド事業である)

## 2. Post-BT 熱伝達に係る研究<sup>[4]</sup>

BWRの炉心では、蒸発量の増加や流量の減少によって液膜が枯渇すると熱伝達が劣化して燃料温度が急上昇し、燃料被覆管の破損につながる恐れがある。このような熱伝達の劣化を沸騰遷移(Boiling Transition: BT)と呼び、現行炉では通常運転時にはもちろん、異常過渡時においてもこれを回避するように設計することが求められている。一方、これまでの研究により、沸騰遷移が起きても短時間のうちに事象が終息すれば、燃料の健全性は必ずしも脅かされないという知見が蓄積されてきている。日本原子力学会ではこれを踏まえ、沸騰遷移状態が持続する期間とその間の被覆管温度が定められた条件内に収まっていれば沸騰遷移の発生を許容するという学会基準を策定した。当研究グループは、学会基準に示されている被覆管温度評価手法の技術的妥当性の検証のため、実験や解析を実施している。

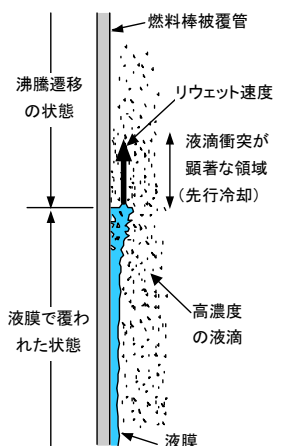


図2 リウエットと液滴

沸騰遷移に関連する現象で予測が難しいとされているのがリウエット(図2)で、乾き面上を進行する液膜によるリ

ウエット速度が、沸騰遷移の終息を決める重要な因子である。従来研究では、原子炉異常過渡のような高压・高流量過渡条件でのリウエット速度の計測例はほとんど無かったため、当研究グループでは被覆管を模擬した円管を試験部とし、BWRの定格圧力において学会基準を包含する広い条件でPost-BT実験(図3)を行い、リウエット速度とリウエット速度の計算に必要な熱伝達率を予測する独自のモデルを開発した。

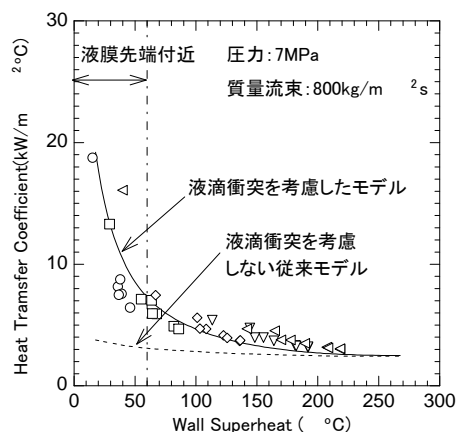


図4 熱伝達率の計測とモデルの比較

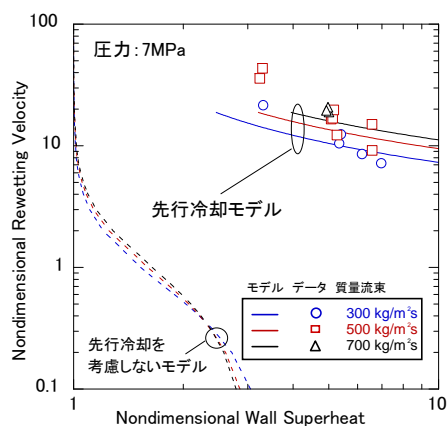


図5 リウエット速度の計測とモデルの比較

図2に示す様に、冷却水の流量が大きいと流路を流れ

る液滴の濃度が高く、液滴は液膜の先の乾き面に衝突して冷却を促進(先行冷却)するため、リウエット速度を向上させる効果があることを見出した。図4に液膜先端付近の乾き面を含む熱伝達率の計測結果とモデルの比較を示す。従来の液滴衝突を考慮しないモデルと比較して、開発したモデルは低過熱度領域での予測性能を大幅に改善した。これは、液膜先端付近での液滴衝突による先行冷却の効果をリウエット速度の予測モデルに組み込んだことによる。図5に示す様に、開発したモデルは BWR 条件の実験データを良く予測し、特に、液滴濃度が高くなる高流量条件では先行冷却の効果が顕著に卓越して、リウエットに対する支配的な役割を果たすことが示された。

当研究グループは、この様な高圧単管試験装置を用いた研究の後、模擬燃料集合体試験装置(2x2、同一高さ、BWR 条件)を用いた実験を行い、Post-BT に係る広範な条件でデータを拡充するとともに、モデルの検討を進めている。

(本研究は、経済産業省からの受託事業である)

### 3. 地震時の BWR 挙動に関する研究<sup>[5]</sup>

原子力プラントが地震動にさらされると、その振動は炉内構造物に伝播し、結果として冷却水に振動加速度が加わる。巨大地震発生時には、従来の想定を上回る地震動が原子炉に加わる可能性が明らかになりつつあり、重力加速度に対して無視できない大きさの振動加速度が冷却水に加わる恐れがある。BWR ではそのとき、冷却水の流量変動やそれに伴う炉心ボイド率の変動などの発生が予想される。その結果、ボイド反応度フィードバックを通じて炉心出力が変動し、炉心の安定性が損なわれる可能性が考えられるため、この様な現象を十分な精度で評価する手法を準備しておくことは、地震時の原子炉の健全性等の評価上、大変重要と考えられる。このため本研究では、JAEAが開発した3次元核熱連成解析コード TRAC/SKETCH をベースに、地震動による冷却水の加振が原子炉の挙動や安定性に与える影響を解析的に評価する地震時原子炉挙動解析用のコードを開発している。

原子炉が加振されるときの影響を熱水力現象としてとらえるため、まず二相流の運動方程式や熱流動相関式の重力項に付加する形で時間変動加振力を導入し、地震時の炉内流動状態のシミュレートを試みている。解析例として、再循環ループを有する BWR4 へ実地震による振動加速度が加わった場合の出力応答を示す。本解析は、まず運動方程式のみに振動加速度を導入して、その傾向を調べた。

解析領域は再循環ループを含む原子炉压力容器内の全体であり、図6に示す振動加速度が鉛直方向のみに加わると仮定した。本加速度時刻歴は、Imperial Valley 地震の El Centro 波(計測結果)に対する原子炉压力容器下部の応答解析を事前に行った結果である。原子炉スクラムや電源喪失等による再循環ポンプの停止は考慮して

いない。図7は、図6の波形(Case1)、その振幅を10倍にした波形(Case2)、周期を2倍にした波形(Case3)の3種類に対する炉心出力応答を示す。加速度変動の卓越周期は概ね同周期(Case1と2:0.5秒、Case3:1秒)で炉心出力も変動しており、また入力波の周期が同じ場合、加速度の絶対値が大きいと出力の振動振幅も大きくなることが分かった。一方、周期が2倍の場合、加速度変動幅は等しくても、明らかに出力変動幅が増大しており、加速度変動と炉心不安定性に関わる出力振動の共振が原因である可能性がある。これらは試計算の段階ではあるが、振動加速度の振幅のみならず振動周期も原子炉の出力応答に影響を与える可能性があり、地震動が核熱不安定性に影響を及ぼす可能性が示唆された。

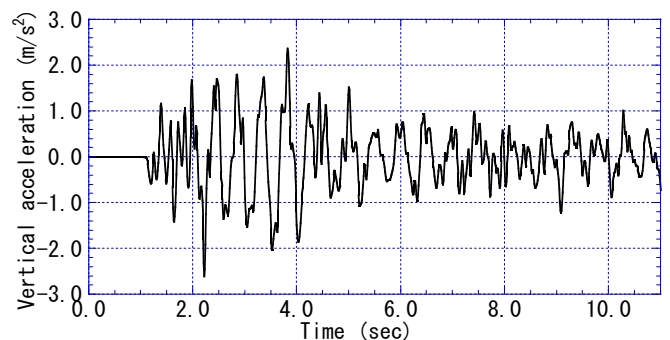


図6 El Centro 波による压力容器下部の鉛直方向振動加速度時刻歴(Case1)

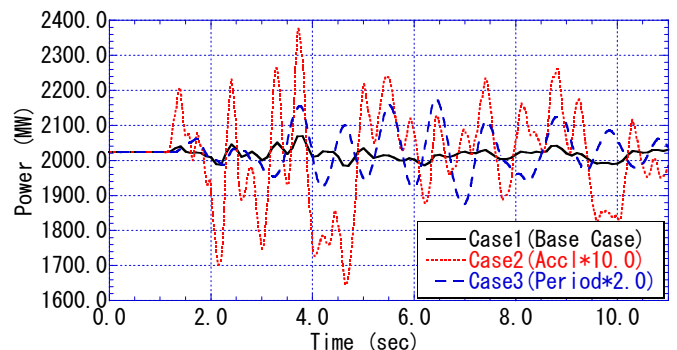


図7 炉心出力

今後は解析コードで使用される多数の熱流動相関式に振動加速度を導入してそれぞれの影響を調べると共に、詳細な感度解析を実施して振動加速度と炉心安定性の関係を調べる計画である。

(本研究は、(独)科学技術振興機構からの受託事業である)

### 4. RISA が沸騰熱伝達に及ぼす影響に関する研究<sup>[6, 7]</sup>

放射線誘起表面活性(RISA)とは、ガンマ線を酸化皮膜に照射すると、電気化学反応の結果、表面の濡れ性や耐食性が向上する、我が国で初めて見いだされた現象である。近年の研究成果により、RISA の効果によって伝熱面の表面性状が変化して濡れ性が向上(超親水性)する

と、ドライアウト熱流束が改善されることが明らかになった。もし、RISA による濡れ性向上によって限界出力の上昇が確認できれば、安全余裕が実質的に増加すると共に、運転出力の増加(アップレート)にも有利となる。但し、RISA は酸化皮膜表面に微細な性状の変化を生じることが原因であり、表面を洗い流す効果を持つ流動場(水が流れている状態)で十分な効果が発揮されるか否か懸念があった。実際、コバルトガンマ線源を用いた実験では、RISA によって水が流れていない非流動場において限界熱流束の上昇が確認されたが、流動場での確認例は無く、RISA 効果の十分な発現には、高い放射線強度が必要となることが予想された。

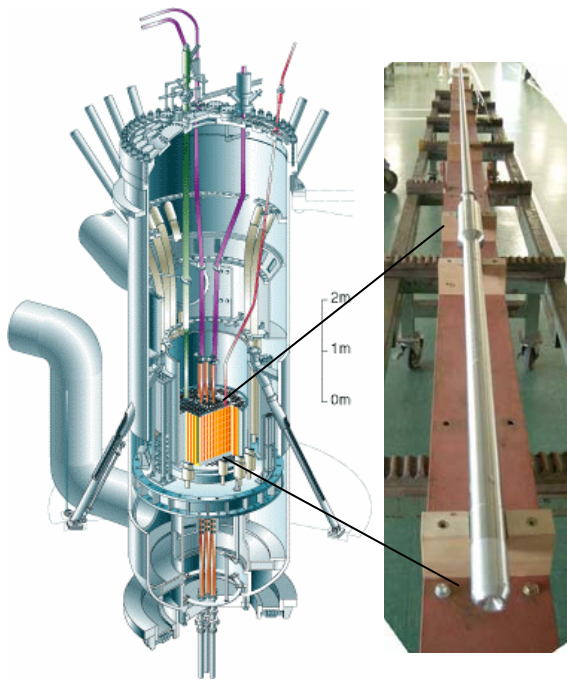


図8 JMTR と照射キャプセル

当研究グループは、この現象を炉心燃料の除熱能力の向上に利用可能ではと考え、液膜ドライアウト型の限界熱流束の測定を対象に実験研究を行った。照射設備としては、高い放射線強度が得られる JAEA の材料試験炉 (JMTR, 図8) を利用した。JMTR の照射孔内では実際の原子炉と同程度以上の放射線強度が得られる。熱源に電気ヒーターを使用した試験部を製作し、これらを組み込んだ専用の照射キャプセル(図8)を炉心周辺の照射孔に挿入して、試験部伝熱面(内径 2mm 円管)に水が流れている状態で沸騰熱伝達実験を実施した。さらに、同じ試験部を用いて同一の熱流動条件での実験を照射前と照射後にも実施し、照射の有無による比較データを取得した。照射前実験は炉外と原子炉運転前の炉内の両者で行い、データの再現性を確認した。

図9は、実験で得られた限界熱流束の流量に対するプロットである。照射によって限界熱流束が約 17% 上昇し、照射後もその効果が持続する結果が得られた。[6]

図10は、照射試験終了後に伝熱面の表面を切り出し、酸化膜上に水滴を滴下したときの液滴の拡がりを観察した様子である。炉内と同じ条件で実施した未照射試料では液滴が流れ出さず、初期の形状を保持したままであったが、放射化した照射済み試料では滴下直後から流路内面全体に水滴が拡がり、親水状態が確認できた。[7]

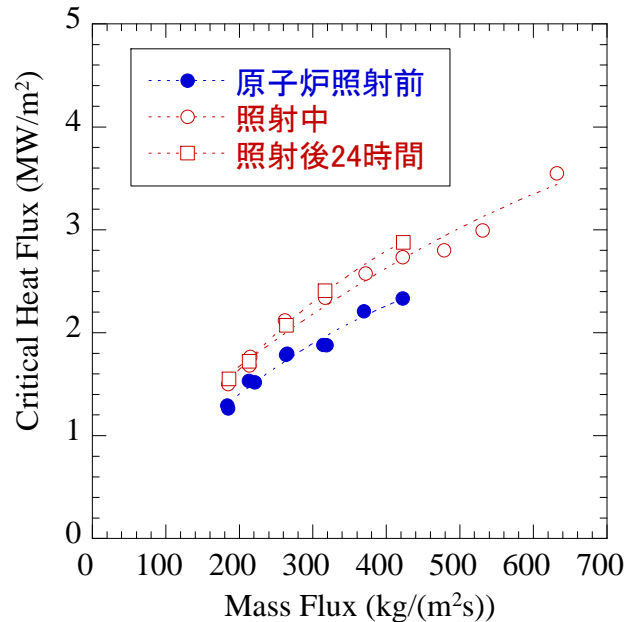


図9 限界熱流束測定結果の照射前後での比較

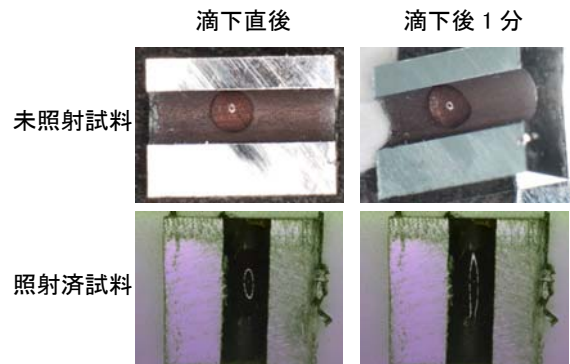


図10 未照射/照射済の試料を用いた水滴滴下試験

このように、試験体系は低圧・小規模試験ながら、流動場でも RISA 効果による沸騰熱伝達の改善が確認された。今後、実機評価のために、圧力や流量を実機条件により近づけた確認試験が期待される。

(本研究は、経済産業省からの公募事業である)

## 5. 軽水炉シビアアクシデント時の格納容器内ヨウ素挙動 [8-10]

軽水炉シビアアクシデントのリスク評価では、想定される事故シーケンスにおいて格納容器から放出される放射

性物質の種類や量を把握する必要がある。そのとき、核分裂で生成する放射性ヨウ素は量が多く、さらに放射線のエネルギー、半減期や化学的特性により、生物への影響において最も重要視されている。損傷した炉心から放出されたヨウ素は、主に水に吸収されやすい CsI として格納容器内に移行すると考えられているが、格納容器内における放射線化学反応により、揮発性の高い I<sub>2</sub> や有機ヨウ素に変換される(図11)。この様な反応の影響が、格納容器内の気相、さらに格納容器外へと放出されるヨウ素の量に与える影響について研究を行なっている。

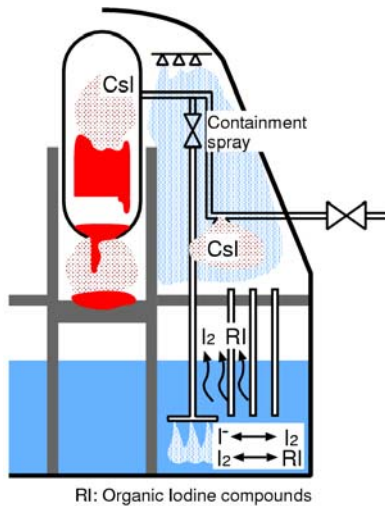


図 1 1 軽水炉格納容器内のヨウ素化学挙動

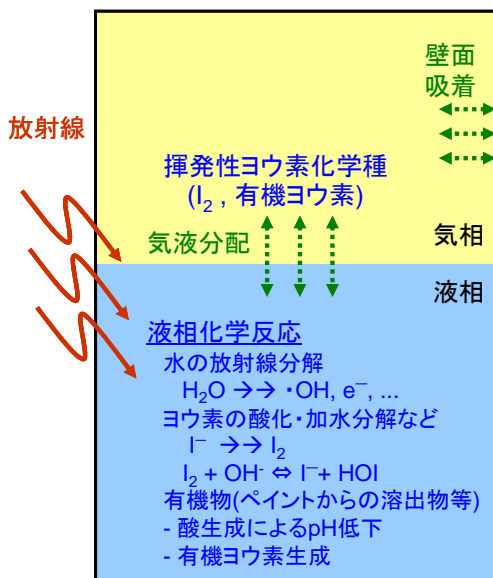


図 1 2 格納容器内ヨウ素化学解析コード Kiche の概要

図12に、格納容器内におけるヨウ素の放射線化学挙動に関する計算コード Kiche のモデル概要を示す。格納容器内の水プールには炉心から放出された放射性物質が溶解込み、強い放射線場となっているため、水プール内での放射線反応が揮発性ヨウ素生成の主要因と考えられる。Kiche コードは、水の放射線分解による活性の高

い化学種の生成、それらとヨウ素化学種の反応、揮発性ヨウ素の気液分配などを含む速度論モデルの数値解析を行う。[8、9]

計算モデルの検証データを得るため、<sup>60</sup>Co ガンマ線照射装置(図13)によって CsI 水溶液にガンマ線を照射し、気相に放出されるヨウ素の割合を測定する実験を実施しており、溶液の pH や温度、塗料の溶剤などいろいろな不純物の影響を調べている。[9、10]

(本研究は、(独)原子力安全基盤機構からの受託事業である)



図 1 3 コバルト 60 ガンマ線照射装置

参考文献

[1] <http://www.nea.fr/jointproj/rosa.html> など  
 [2] T. Watanabe et al., Proc. of NURETH-13, N13P1158 (2009)など  
 [3] <http://www.nea.fr/jointproj/rosa-2.html> など  
 [4] Y. Sibamoto et al., J. of Engineering for Gas Turbine and Power, in press.  
 [5] 佐藤ら、原子力学会「2010 春の年会」E06  
 [6] Y. Sibamoto, et al., J. of Nucl. Sci. and Technol., vol.44, no.2, 2007, p.183-193  
 [7] 柴本ら、原子力学会「2007 秋の大会」K13  
 [8] 飯塚, INSS Journal, 11, 256--266, 2004.  
 [9] 原子力安全基盤機構, 08 基シ報, 2008.  
 [10] K. Moriyama, et al., J. of Nucl. Sci. and Technol., vol.47, no.3, pp.229--237, 2010.

# 運営委員会報告

## 平成 21 年度 熱流動部会運営委員会 (第 2 回) 議事録

- (1) 日時：平成 22 年 1 月 29 日 (金) 13:00~17:00
- (2) 場所：日本原子力研究開発機構 東京事務所  
第 1 会議室
- (3) 出席者：秋本部長 (JAEA)、大塚副部長 (日立)、大川総務委員長 (阪大)、西総務副委員長 (電中研)、木藤広報委員長 (日立)、玉井広報副委員長 (JAEA)、山本研究委員長 (東芝)、望月国際委員長 (福井大)、大野国際副委員長 (JAEA)、高田企画委員長 (阪大)、川原出版編集委員長 (熊本大)、宋出版編集副委員長 (神戸大)、三島表彰委員長 (INSS)、二ノ方海外担当役員 (東工大)、以上 14 名
- (4) 配布資料  
資料 1 議事次第・歴代役員リスト  
資料 2 総務委員会活動報告  
資料 3 企画委員会活動概要報告  
資料 4 研究委員会活動報告  
資料 5 国際委員会活動報告  
資料 5-1 NURETH13 開催実績報告書  
資料 5-2 ANS ニュースレター  
資料 6 広報委員会活動報告  
資料 7 出版編集委員会の活動概要

### 議事

1. 部会長挨拶 (秋本部長)  
第 2 回運営委員会の開催にあたり秋本部長より挨拶がなされた。
2. 総務委員会報告 (大川総務委員長)  
運営委員の便宜のため、歴代役員のリストが示された。以降、資料 2 を用いて、以下に示す議事が行われた。
  - 2.1 熱流動部会予算  
H21 年度収支予算・実績、H22 年度予算、H23~27 年度長期計画について説明が行われるとともに、各々について承認された。主な議事内容を以下に示す。  
(1) H21 年度より、次年度繰越金の 10%が IT 化促進基金に繰り入れられる。(2) 国際交流および若手支援のため、主な事業として、NTHAS, NUTHOS, NURETH の日本開催時に負担金を、毎年開催のドクターセミナーおよび隔年開催の日韓学生セミナーに各々補助金および助成金を支出する計画とする。H22 年度は、ドク

ターセミナーおよび日韓学生セミナーについて支出を行う計画である。(3) 学会が一般社団法人への移行を目指す計画であるため、学会の残余財産の支出計画と部会予算の長期計画の関連について留意が必要である。

### 2.2 部会等運営委員会の報告

以下について報告がなされた。(1) PBNC2010 技術プログラム委員の決定について。(2) 新型炉部会の設立準備状況について。(3) チーム 110 技術支援者の推薦状況について。

### 2.3 春の年会関連報告

部会提案の企画セッション (高速炉熱流動安全評価に関するロードマップの概要と今後の活用に向けて) の紹介、ポスターセッション発表賞・選考委員の推薦状況の説明が行われた。プログラム編成に関し、伝熱流動担当の編成委員が現在手薄である旨が説明され、運営委員会として増員に協力することとした。優秀講演賞の評価範囲について議論し、原子力安全部会と意見交換することとした。

### 2.4 委員等の推薦について

チーム 110 技術支援者、NTHAS7 関連委員、学会フェロー、安全工学シンポジウム実行委員、平成 22~23 年度代議員の推薦状況が報告された。

### 2.5 日韓学生セミナー参加支援について

標記支援を行うにあたり、必要経費概算額が示された。また、大野国際副委員長より、経費負担の日韓の分担に関する内規と準備状況が紹介された。以上の情報をもとに、支援の規模、方法、範囲、アナウンスについて意見交換した。

### 3. 企画委員会報告 (高田企画委員長)

資料 3 を用いて、H21 年度ドクターフォーラム実施実績が報告された。また、参考情報として炉物理夏の学校の運営が紹介されるとともに、現状の課題と今後の在り方について議論を行った。YGN の ML を活用したアナウンスや企業のアクティビティ紹介など、より充実したフォーラムとするための方策について意見交換し、次回運営委員会までに方向性をより明確化することとした。

### 4. 研究委員会報告 (山本研究委員長)

資料 4 を用いて、専門委員会および部会 WG の活動状況が報告された。現在活動中の 4 件のうち、2 件が本年度終了予定であることから、新規提案について関

連各所に情報提供を求めることとした。また、春の年会の企画セッションの内容紹介と安全工学シンポジウムにおける OS の開催を 2 つの特別専門委員会に打診中である旨が報告された。

#### 5. 国際委員会活動概要報告（望月国際委員長、大野国際副委員長、二ノ方海外担当役員）

資料 5 を用い、望月委員長より NURETH-13 の開催報告が説明された。また、大野副委員長より、NTHAS-7 と日韓学生セミナーの準備状況が説明されるとともに、学生セミナー開催内規に関する補足説明が行われた。熱流動部会ニュースレター作成の際の参考のため、二ノ方海外担当役員より ANS ニュースレター（資料 5-2）が紹介された。また、NURETH と NUTHOS はそれぞれ隔年で交互に開催する予定であることが紹介されるとともに、NTHAS 参加国について今後検討が必要である旨問題提起があった。

#### 6. 広報委員会活動報告（木藤広報委員長）

資料 6 を用い、木藤広報委員長から、ホームページの更新状況とニュースレターの発行状況が報告された。本件に関連し、特別専門委員会等の活動報告を確実に行うべきであることを確認した。また、公募情報などの掲載およびメール配信基準について議論し、原則に照らして判断が困難な案件については、広報委員長または部会長判断とすることとした。

#### 7. 出版編集委員会活動報告（川原出版編集委員長）

資料 7 を用いて、川原出版編集委員長より、H21 および H22 年度の論文誌編集委員、投稿論文数の推移、NTHAS6 の特集号の編集状況が報告された。なお、投稿論文の受理から査読結果の報告まで長期間を要する場合が目立ち、その原因の 1 つとして、専門家リストのアップデートが十分でないことが学会編集委員会で挙げられていること、リストの更新が予定されていることが報告された。

#### 8. 表彰委員会活動報告（三島表彰委員長）

三島表彰委員長より、部会賞の推薦受付状況と推薦期間の延長を行っている旨が報告された。また、部会表彰規定では、奨励賞受賞者の年齢を「概ね 35 才まで」としているが、これを「40 才まで」に変更することを総会に諮ることとした。

#### 9. その他

次期運営委員候補について議論・承認し、結果を 3 月の熱流動部会総会へ諮ることとした。

#### 10. 副部会長挨拶（大塚副部会長）

第 2 回運営委員会の閉会にあたり大塚副部会長より挨拶がなされた。

## 委員会等の活動報告

### 「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」 ワーキンググループ 平成 21 年度 第 1 回会合 議事録

- (1) 日時：平成 22 年 3 月 16 日（火）13:30～17:00
- (2) 場所：独立行政法人 原子力安全基盤機構  
F、G 会議室
- (3) 出席者  
主査：班目（東大）  
委員：秋本（JAEA）、安濃田（JAEA）、植田（電中研、稲田委員代理）、岡崎（原電、肥田委員代理）、片岡（阪大）、河井（原技協）、長坂（JNES）、二ノ方（東工大）、濱崎（東芝）、増田（東電）、三島（INSS）  
オブザーバ：吉村（原安委事務局）  
幹事：岡本（東大）、笠原（JNES）、藤井（日立 GE）、古川（三菱重工）、中村（JAEA）  
常時参加者：深沢（JNES）、増原（JNES）、丸山（JAEA）
- (4) 議題
  1. 設立の経緯、ロードマップの内容等、確認
  2. ロードマップに係わる事業の進捗

3. 今後の進め方（他 RM の例を含む）
4. 確認事項など
5. その他
- (5) 配布資料  
資料 No. 21-1 議事次第  
資料 No. 21-2 委員名簿  
資料 No. 21-3 熱水力ロードマップについて  
資料 No. 21-4 サブワーキンググループの内容報告  
資料 No. 21-5 サブワーキンググループ議事録（参考）  
資料 No. 21-6 高経年化ロードマップの方法と状況  
資料 No. 21-7 熱水力ロードマップの進め方（案）  
資料 No. 21-8 確認事項など
- (6) 議事内容  
【概要】今年度 2 回実施したサブワーキンググループ（SWG）における報告と議論を紹介し、ワーキンググループ（WG）における認識の共有化を図ると共に、今後の進め方について議論した。熱水力分野はこれ迄と同様、研究・開発を継続的に実施して行くことが必須

であるが、そのためには人材育成が急務であり、予算の裏づけが必要なことが再認識された。さらに、あらためて産官学の協力による熱水力ロードマップ (RM) のローリングの必要性が認識された。具体的には、以下の様な進め方で合意が得られた。

現在の熱水力 RM は産官による開発と規制を中心とした構成の性格が強いが、今後は人材育成も考慮して、ニーズとシーズのマッチングの実現が重要である。そのとき、「学」の到達点と今後の課題をまとめたアカデミック RM を策定して、相互に参照しながら進めていく。現状の RM については重点化を行い、優先度・重要度の高い3項目(「シビアアクシデント」、「スケールアップ(解析コードのV&V)」、「プラント改良技術(主に次世代炉)」)に絞ってSWGを再構成し、具体的な課題を提示していく。熱流動部会のホームページなどを通じた広報に務める。

班目主査挨拶： 会合の冒頭、以下の発言が為された。平成20年度に熱水力ロードマップ (RM) を作成したが、RMは絶えず内容を見直しローリングして行く必要がある。そのとき、産官学で情報を共有し、密接な連携の下で役割分担を意識した議論が重要であり、是非とも多くの人で議論して欲しい。

## 1. 設立の経緯、ロードマップの内容等、確認

(中村幹事)

資料 No. 21-1-3 を用いて、昨年度に原子力学会の特別専門委員会の下で策定された熱水力 RM の背景、経緯、結果の概要が説明された。また、H21年度からは、原子力学会熱流動部会の下にワーキンググループ (WG) /サブワーキンググループ (SWG) を設置してローリングしていくこと、今年度に2回実施されたSWGの概要、本WGでの議事予定が説明された。主な議論は以下のとおりである。

(C) 熱水力分野の人材の現状は、若い人が非常に少なく惨憺たるものである。元々、予算確保も含め人材の維持・育成を図ることが、このRMを作成する大きな目的の一つであったはず。そのような現状をこの種の資料に明記すべきである。

(A) ご意見の通りであり、今後、発信して行きたい。

(C) RMのローリングの際に、人材の維持・育成の観点がしみじみ出るように(読み取れる様に)して欲しい。

(Q) このRMで教育まで踏み込むのか？

(A) アカデミックRMと表裏一体なので、当然、念頭において欲しい。

## 2. ロードマップに係わる事業の進捗

(古川幹事、濱崎幹事、藤井幹事、岡崎氏、笠原幹事、中村幹事)

資料 No. 21-1-4 に基づいて、SWGで行われた9項目の報告(次世代軽水炉、メーカーの状況、中小型炉、ASME

V&V や RISA 研究など基盤技術、国内外の規制や研究動向)の内容紹介と、各報告に対する主な議論が紹介され、種々の観点から多くの議論がなされた。

(C) プラントの開発状況-軽水炉(資料 p18)の図で IRIS(革新型高安定国際軽水型原子炉、PWR型)は研究レベルとされているが、既に実用レベルである。

(A) 資料を修正する。

(C) 次世代軽水炉は今年6月にホールドポイントが終了し、プラントの概念が見えてくるので、RMに関して議論の質が変わってくる。

(Q) SWGでの主な議論(資料 p29)の先頭項目に「・規制側の観点から、予算を確保する場合には、具体的な目的や必要とされる時期が求められる。熱水力安全研究ではなかなか表現し難い場合も有るが、RMの作成に基づいた実施の道筋が見えてきた。」とあるが、予算確保の道筋が見えてきたのか？

(A) 保安院による原子力安全基盤小委・安全基盤研究WGで、JNESが規制の安全研究を取りまとめる機関に位置づけられている。RMが整備されたことによって、予算確保の道筋は見えてきたと思う。

(C) 予算的には、開発はエネ庁(エネ総研)、規制は原安委、保安院(JNES)、事業者・メーカーは(縮小しているが)電共研があるが、有機的に結び付ける場がない。学協会がその役割を担って欲しい。本WGはまさにこの場であり、前向きに議論して欲しい。

(C) 原安委の重点安全研究計画に記載されている燃料関連は、原子力学会(ロードマップ)から聴取したものである。熱水力も、ロードマップの内容と整合した内容で構成されている。

(Q) ASMEのV&Vの話は良い議論であるが、原子力のBEコードとは少し違う次元の話ではないか？

(A) 違う話ではない。米国は10年先を見て戦略的に進めている。

(C) 計算コードで全ての現象を正確に表現できるものではないが、一概に外挿や内挿ができないというのは言い過ぎではないか。工学的な判断も必要である。

(C) 大型の総合実験にしる、解析にしる、現象を100%知ることはできない(結果が実機の状況をそのまま反映するわけではない)。原子力はそこも考慮し、深層防護の考え方を取り入れている。

(C) 日本の弱いところは、計算コード(特にシステムコード)の大部分が導入コードであり、中身を十分に熟知できない場合が有ることや、研究開発の成果を計算コードの形に収斂できないことである。

(C) 日本が自前でコード開発するのであれば、大きな方向転換である。本当に考えているのか。

(C) 役所は良い提案を待っている。人材育成も考え、all Japan体制で提案できれば良いのだが。

(C) 個々の機関だけでは、実施する陣容が十分でない。

(C) これまでにも、良いプロトタイプの開発は為されており、日本で解析コードを開発する能力はあるが、



十分な体制が組めない。

(C) 若く、能力の有る人材が居れば、少人数でも実施可能なのでは？

(A) 解析手法の開発に係る人材の育成には意外と長期間が（何年も）かかる。

(C) 安全審査指針類も良くない。例えば ECCS 性能指針などは相関式まで詳細に規定しており、新しい知見を取り込みにくい。指針類を見直すことにより、人材育成も可能となる。近々大きな見直しが行われる可能性もある。

(Q) MDEP の現在の状況は？

(A) 多分、フェーズ 2 の段階である。なお、韓国は UAE での成功もあり、APR-1400 を検討対象にしてもらいたいと働きかけをしている様である。（米国 NRC への型式認証申請も開始の予定）

(A) MDEP は複数の国に建設される炉を対象にしている。日本は EPR も AP-1000 も導入予定はなく、該当する輸出炉も無いので、これら新型軽水炉に係る具体的な議論には参加できていない。

### 3. 今後の進め方（他 RM の例を含む）

（笠原幹事、中村幹事）

資料 No. 21-6 に基づいて、先行して活用が図られている高経年化 RM の実施方法などが、本 WG の活動の参考のために紹介された。さらに、資料 No. 21-7 に基づいて、今後の進め方の案として、人材育成を考慮したニーズとシーズのマッチングを実現するため、「学」の到達点と今後の課題をまとめたアカデミック RM を新たに策定して相互に参照しながら進めていく方式、および、熱水力 RM については、優先度・重要度の高い 3 項目（「シビアアクシデント」、「スケーリング（解析コードの V&V）」、「プラント改良技術（主に次世代炉）」への重点化と SWG の再構成等を行い、具体的な課題を提示していくこと、が説明・提案された。主な議論は以下のとおりである。

(C) 高経年化対策には、事業者にも規制側にも早急に取り組まなければならないニーズがある。熱水力の分野は少し違うかもしれない。安全研究の切り口だけでは苦しいかもしれない。

(A) これまでに、分かってきたことは多いと認識され、国の予算も激減している。

(C) 安全研究は保険みたいなもので、事業者も含め予算がつけ難い。熱水力分野の専門家は絶滅危惧種である。

(C) 日本は安全評価関連の指針に、長期間にわたって変化がない状況にある。

(C) 「シビアアクシデント」、「スケーリング」、「プラント改良技術」は RM を確立すれば外に向かって主張できる分野である。5 年後には世界のトップに立てる。

(C) 5 年後には規制も激変していると思われる。変化へ対応できる準備をしておくことが大切である。

(C) 大学への予算はなかなかつかない。拠点を置くなどしないとだめなのではないか。

(C) スケーリングはハードとソフトのカップリングであり、非常にいいテーマである。しかし、大きな装置がなければ進められない側面もある。

(C) JAEA の LSTF など、大型装置を活用するための絵を描く必要がある。そのための RM を作成するのがこの WG のミッションである。

(Q) シビアアクシデントの規制化検討はどうなっているのか？

(A) 保安院と JNES で議論をしている。4 月以降は、公開の場で議論して行く予定である。

(Q) アカデミック RM はどのように読めば良い？

(A) 大学の先生方に本 RM の WG (SWG) に入ってもらい、そこでの議論を参照して、並行してアカデミック RM を作ってほしい。

(C) 短期的には、「シビアアクシデント」、「スケーリング」、「プラント改良技術」の各々について課題を細分化し、大学の先生方と共に研究課題を明示する方法を行ってはどうか。

(C) シビアアクシデントを原安委の重点安全研究計画に取り込んでもらうのが良い。

(C) RM ができれば、原安委においても説明の場を設定できる。

### 4. 確認事項など（中村幹事）

熱水力 RM の専用のホームページを開設することについて、秋本委員（熱流動部会長）から、部会で検討する了解が得られた。

海外の国際機関等の各種情報を熱流動部会のホームページに掲載することについて、秋本委員から、部会で検討する了解が得られた。

22 年度の作業開始は、次世代軽水炉のホールドポイント開け後（6 月頃）を予定していたが、早めに準備すべきとの意見があり、再度幹事で検討することとなった。

学会誌への掲載など、外部発信は重要であるとの意見が出された。

3 月 27 日の熱流動部会総会へ、これ迄の議論等について幹事から報告する。

### 5. その他

班目主査より、退任の希望が述べられた。後任は新たに選定される。

「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」  
サブワーキンググループ  
平成 21 年度 第 1 回会合 議事録

- (1) 日時：平成 22 年 1 月 28 日（木）13:30～17:00  
(2) 場所：独立行政法人 原子力安全基盤機構  
F、G 会議室
- (3) 出席者  
主査：山口（阪大）  
委員：大川（阪大）、功刀（京大）、越塚（東大）、  
賞雅（海洋大）、守田（九大）、横堀（東京都  
市大）、宇井（JNES）、及川（東芝）、岡崎（原  
電、保志委員代理）、木藤（日立）、工藤（GNF  
ジャパン）、末村（三菱重工）、都筑（エネ総  
研）、長坂（JNES）、古谷（電中研、西委員  
代理）、堀田（テプコシステムズ）、村瀬  
（INSS）、森（東電）、吉原（関電）、吉田  
（JAEA）、  
幹事：新井（東芝）、岡本（東大）、笠原（JNES）、  
藤井（日立 GE）、古川（三菱重工）、中村  
（JAEA）  
常時参加者：深沢（JNES）、増原（JNES）、丸山  
（JAEA）
- (4) 議題  
1. 設立の経緯、ロードマップの内容等  
2. ロードマップに係わる事業の進捗  
3. ロードマップに基づく具体的タスク（その 1）  
4. その他
- (5) 配布資料  
資料 No. 21-1-1 日本原子力 学会熱流動部会  
「熱水力安全評価基盤技術高度  
化検討」サブワーキンググルー  
プ 第 1 回会合 議事次第  
資料 No. 21-1-2 日本原子力 学会熱流動部会  
「熱水力安全評価基盤技術高度  
化検討」サブワーキンググルー  
プ 第 1 回会合 委員名簿  
資料 No. 21-1-3 熱水力ロードマップについて  
資料 No. 21-1-4 熱水力ロードマップ 技術マッ  
プ（最終版）  
資料 No. 21-1-5 熱水力ロードマップ（最終案）  
資料 No. 21-1-6 ロードマップに係る事業の進捗  
一次世代 PWR プラントの概要  
資料 No. 21-1-8 BWR 熱水力・安全技術開発状況  
ロードマップに係る事業  
資料 No. 21-1-9 次世代軽水炉等技術開発 開発  
の計画と現状について  
資料 No. 21-1-10 中小型軽水炉開発の概念設計成  
果と今後の進め方  
資料 No. 21-1-11 ASME V&V の紹介と予測の問  
題

資料 No. 21-1-12-1 原子力安全基盤小委員会安全  
基盤研究ワーキンググループ  
（第 5 回）

－議事要旨

資料 No. 21-1-12-2 原子力安全・保安部会 原子力  
安全基盤小委員会 安全基盤  
研究ワーキンググループ報告

(6) 議事内容

1. 設立の経緯、ロードマップの内容等（中村幹事）  
資料 No. 21-1-3、21-1-4 及び 21-1-3 に基づいて、  
昨年度に策定した熱水力ロードマップの内容や課題、  
本サブワーキンググループのスケジュール等が説明  
された。主なコメントは以下のとおりである。  
(C) 現状のロードマップ（RM）は網羅的であり重要度  
の高いものが見えない。今後、重要度の明確化が必要  
である。  
(C) 熱水力ロードマップの課題案として示されてい  
るシビアアクシデントとスクーリングの分野は重要  
である。スクーリングについては色々なデータもあり、  
日本がイニシアチブを取れるのではないかと。  
(C) 水化学分野で水素制御の RM がサクセスストー  
リを描き良い RM となっている。学会での評判も良かつ  
た。ポイントを絞り具体的ものを作成して行きたい。  
(C) 熱水力の研究は多分野とも関わりが深く、幅が広  
い。他分野の RM とも情報交換を図るべき。また、次  
世代炉開発をみても分かるように熱水力分野に留ま  
らず、プラントの設計の全体にも関わってくるので議  
論する段階で配慮が必要である。  
(C) 特に、燃料と材料の RM とは密接に関わっている。
2. ロードマップに係わる事業の進捗  
（都筑委員、新井幹事、藤井幹事、古川幹事、岡崎氏）  
資料 No. 21-1-6～10 に基づいて次世代軽水炉や中  
小型軽水炉の開発に係わる検討等の説明が行われた。  
多数の技術的な質疑と併せて、以下のようなコメント  
があった。  
(C) 世界標準の炉にするためにはデブリ冷却対策（コ  
アキャッチャー）などのシビアアクシデント（SA）  
対策は必須。現在、原安委でも SA に規制における位  
置づけが議論されている。SA 対策を考慮した RM が必  
要である。  
(C) 次世代炉の安全評価を行う安全評価手法（安全解  
析コード）についても検証などの RM も重要と思われ  
る。  
(C) 安全規制に係わる議論がアップテンポでされる  
ことを期待するが、次世代軽水炉の開発においてはそ  
れとの整合を図るべき。
3. ロードマップに基づく具体的タスク（越塚委員）  
資料 No. 21-1-11 に基づいて、解析コード等の V&V  
（検証及び妥当性評価）について説明された。主なコ

メントは以下のとおりである。

(C) シミュレーション技術のV&V(スケーリング含む)は次世代炉の安全性確保の説明性を示すために重要である。

(C) V&Vは熱水カロードマップとの関連が際めて強いテーマである。原子力学会でシミュレーション技術のV&Vの研究専門委員会を4月から立ち上げる。この委員会のアウトプットを熱水カ RM に取り入れて行く必要がある。

#### 4. その他

次回会合は2月12日の午後に開催する。

「熱水カ安全評価基盤技術高度化検討」  
サブワーキンググループ  
平成21年度 第2回会合 議事録

(1) 日時：平成22年2月12日(木) 13:30~17:00

(2) 場所：独立行政法人 原子力安全基盤機構  
F、G会議室

#### (3) 出席者

主査：山口(阪大)

委員：大川(阪大)、小泉(信州大)、賞雅(海洋大)、田中(茨大)、横堀(東京都市大)、宇井(JNES)、及川(東芝)、岡崎(原電、保志委員代理)、工藤(GNF ジャパン)、末村(三菱重工)、西(電中研)、村瀬(INSS)、森(東電)、吉原(関電)、吉田(JAEA)、

幹事：笠原(JNES)、藤井(日立 GE)、古川(三菱重工)、中村(JAEA)

常時参加者：長坂(JNES、ワーキンググループ委員)、深沢(JNES)、丸山(JAEA)

#### (4) 議題

1. 第1回の議論について
2. 規制の高度化に係る課題など
3. 基礎研究開発に係る課題
4. 人材育成に係る課題
5. ロードマップに基づく具体的タスクなど(その2)

#### 6. その他

#### (5) 配布資料

資料 No. 21-2-1 日本原子力 学会熱流動部会「熱水カ安全評価基盤技術高度化検討」サブワーキンググループ 第2回会合 議事次第

資料 No. 21-2-2 日本原子力 学会熱流動部会「熱水カ安全評価基盤技術高度化検討」サブワーキンググループ 委員名簿

資料 No. 21-2-3 日本原子力 学会熱流動部会

「熱水カ安全評価基盤技術高度化検討」サブワーキンググループ 第1回会合 議事録(案)

資料 No. 21-2-4 第1回サブワーキンググループについて

資料 No. 21-2-5 我が国における規制の高度化に係る課題

資料 No. 21-2-6 海外の動きについて

資料 No. 21-2-8 基礎研究開発に係る課題『放射線誘起表面活性効果(RISA)』

資料 No. 21-2-9 実効的なロードマップの活用について 大学の役割と人材という観点から

資料 No. 21-2-10 ロードマップの進め方について(案)

#### (6) 議事内容

##### 1. 第1回サブワーキンググループについて

(中村幹事)

資料 No. 21-2-3 及び 21-2-4 に基づいて、第1回サブワーキンググループの議論等が説明された。特に議論は無く、内容が確認された

##### 2. 我が国における規制の高度化に係る課題

(笠原幹事)

資料 No. 21-2-5 に基づいて、我が国の規制の動きに関する説明が行われた。主な議論は次の通りである。

(C) 規制側の観点から、予算を確保する場合には、具体的な目的や必要とされる時期が求められる。熱水カ安全研究ではなかなか表現し難い場合もあるが、ロードマップの作成に基づいた実施の道筋が見えてきた。

(C) Post-Dryout をはじめ、研究成果の規制への導入をきちんと考慮することが、学会本来の姿である。

(C) 学会標準のあり方として規制にエンドースされないなど課題があり、熱水カ RM で使用する筋道を明示するなど、表現して行く必要があるのではないか。

(C) 今後の軽水炉は国内立地に限定せず、輸出を含めた総体で規制も考慮すべきでは。

(C) 日本の設計段階の規制は2段階審査であり、1段階審査の米国などに比べ国際的にも複雑な規制となっている。国際標準を目指すなら、規制のあり方も「国際標準」並のCOLによる1段階審査にすべき。

(C) 次世代軽水炉で掲げられている「国際標準」について今後、具体的内容等について議論を深める必要が有る。

##### 3. 海外の動きについて(中村幹事)

資料 No. 21-2-6 に基づいて、海外の国際機関(OECD/NEA など)を中心とした安全上の課題に対する研究や MDEP に代表される規制の動向について説明された。主なコメントは以下のとおりである。

(C) OECD をはじめ、海外の諸機関の活動は目的(ゴー

ル)と方法が明確であり、我が国での活動にとって参考になる。明確なゴールを掲げることにより、継続しやすいように思う。

(C) 原子力安全等に係る海外の情報は、現状は JAEA と JNES に偏在している様に思われる。もっと共有化することにより、多くの国内関係者が取り組める様になる。

(C) 熱水力は産官学で協力しやすい分野だと思ふ。競争と協調を区別して進めていけば良い。

#### 4. 基礎研究開発に係る課題「放射線誘起表面活性効果 (RISA)」(賞雅委員)

資料 No. 21-2-7 に基づいて、説明者によって見いだされた放射線照射表面活性 (RISA) の研究の到達点と今後の課題等が説明された。主な議論は以下のとおりである。

(Q) 産官学で進められてきた研究であるが、ニーズとシーズが一致して成功した例か?

(A) まだ実温・実圧での確認がとれていないので、実用化までは行っていない。実温・実圧での実証等にはまとまった予算が必要だが、国による公募研究の予算が重点化策等によってほとんどがFBR分野に限定される状況となったため、実用化はまだである。

(Q) 今ある知見を外挿して活用できないか?

(A) 何段階かのハードルがあり、大胆な仮定も必要である。現象の外挿の可否の判断は現象のスケールングに関わる問題でもあり、難しいと思われる。

(C) 開発研究の側面が強く、安全上喫緊の課題でない場合は、民間による推進が好ましい。

(C) 異常過渡時や事故時の炉心過熱の正確な予測等、安全上重要な現象でもある。

#### 5. ロードマップに基づく具体的タスクなど

##### 5.1 実効的なロードマップの活用について 大学の役割と人材という観点から (山口主査)

資料 No. 21-2-8 に基づいて、特別専門委員会の際に行われた大学アンケート結果に基づく大学の役割の分析、ロードマップの活用に関する考え方、アカデミックロードマップの重要性、人材育成の考え方などが説明された。主なコメントは以下のとおりである。

ロードマップについて

(C) 技術 RM とは、技術開発のビジョンを示し、方向付けをするもの。

(C) RM は関係者の合意形成 (コンセンサス) ツールである。

(C) 「オーソライズ」と「参考情報」の判断をどう付けるかのメカニズムが必要。

(C) OFF-RM 技術ができなくなる恐れがあるのでは。

(C) 技術 RM を実現するためには、学 (学会) によるアカデミック RM を策定し、両者を対照してシーズを

明確化することが有効と思われる。

(C) さらに、産官学の連携の枠組み、ニーズに基づくシーズの創出、戦略的な人材育成、情報の共有化などの実施が必要である。

(C) 実用化にフィードバックするためには、シーズとニーズのマッチングが必要。また知財権利の確保には、組織間で温度差があるのでは。

人材育成について

(C) 大学の役割の前段として、まずは教育が有る。国際的に通用する人材を育成するためには、「広く薄く」の国の人材育成プログラムと共に、組織の核となるエリートへの教育などの戦略的な動きも必要である。

(C) 企業は、ポスドクを優先して雇用する等の仕組みの整備も考慮すべき。

(C) 技術の継承の側面からはシビアアクシデントだけでなく、そもそも、いわゆる ECCS 安全問題に係る知識も、系統的に教える必要が有る。

(C) 現在大学では、熱水力に限らず、原子力工学分野が消滅しつつあり、原子力の基礎を手がける大学が非常に少なくなり、原子力の基礎を時間を掛けて系統的に教育できる環境が無くなりつつあるのでは?

(C) 研究機関、企業が定常的に雇用する枠組みがないと、学生は原子力を志向しなくなる。

##### 5.2 ロードマップの進め方について (案) (中村幹事)

資料 No. 21-2-9 に基づいて、熱水力ロードマップのローリングの進め方に関する方法案が説明された。主な議論は以下のとおりである。

(C) ローリングはテーマを絞って、幾つかのサブ WG を作って進めて行くことではどうか。

(Q) 提示されている3つのサブWG (シビアアクシデント、スケールング、プラント改良技術) で不足はないか?

(C) 当面はこれで進め、次世代炉技術についてホールポイントで方向性が明確になったら見直すことではどうか。

#### 6. その他

今年度のサブワーキンググループは今回で終了すると共に、幹事は議事内容等を、3月16日のワーキンググループへ報告する。

シビアアクシデント時の格納容器内の現実的  
ソースターム評価」特別専門委員会  
平成 21 年度 第 3 回会合 議事録

- (1) 日時：平成 21 年 12 月 14 日（月）13:40～16:30
- (2) 場所：原子力安全基盤機構 TOKYU REIT  
虎ノ門ビル 9 階 第 9A-9C 会議室
- (3) 出席者：  
神永委員（茨城大学）、片岡委員（大阪大学）、菊地委員（広島大学）、石川委員（JAEA）、大野委員（JAEA）、西野委員（東京電力）、藤井委員（関西電力）、山本委員（三菱重工）、秋永委員（東芝）、田原委員（東芝）、西村委員（日立 GE）、西村委員（電中研）、吉田委員（INSS）、廣川委員（テプシス）、中川委員（東芝プラントシステム）、氷見委員（日本システム）、丸山委員（JAEA）、濱崎委員（東芝）、武智委員（三菱重工）  
松本、渡部、中村、荻野、長坂、川部、成合（以上 JNES）
- (4) 議題
  1. 前回議事録の確認
  2. 報告書の内容（質疑を反映した改訂版）：  
第 4 章 ヨウ素挙動の解明
  3. 配管内エアロゾル挙動試験
  4. MELCOR コードによる PHEBUS-FP 試験の解析
  5. その他
- (5) 配布資料  
資料：21-3-0 「シビアアクシデント時の格納容器内の現実的ソースターム評価」特別専門委員会 平成 21 年度第 3 回会合 議事次第  
資料：21-3-1 第 2 回会合議事録  
資料：21-3-2 4. ヨウ素挙動の解明  
4.1 格納容器ヨウ素挙動試験  
4.2.1 Kiche コードによるヨウ素挙動解析  
資料：21-3-3 配管内エアロゾル挙動試験  
資料：21-3-4 MELCOR コードによる PHEBUS-FP 試験の解析  
資料：21-3-5 最終報告書の作成スケジュールとコメント記入書式  
資料：21-3-6 最終報告書ドラフト
- (6) 議事内容
  1. 前回議事録の確認（川部幹事）  
資料 21-3-1 を用いて前回議事録案を紹介。今回会議の案内状と併せて、既にメールにて送付済みであり特にコメントは無く、議事録は承認された。
  2. 報告書の内容（質疑を反映した改訂版）：  
第 4 章 ヨウ素挙動の解明（丸山委員）  
最終報告書の第 4 章 4.1 節及び 4.2.1 項の内容予定

について資料:21-3-2 及び OHP を用いて説明した。4.1 節ではガス状ヨウ素放出試験の目的・試験条件の検討・試験結果等について述べ、4.2.1 項では、格納容器内ヨウ素化学モデルの検討・SA 解析コードとヨウ素化学モデルの連携による実機解析について記述する。

### 3. 配管内エアロゾル挙動試験（丸山委員）

資料 21-3-3 を用いて、JAEA が WIND 計画の中で実施した配管内エアロゾル挙動試験について報告があった。この試験はシビアアクシデント時の CsI の化学的安定性に及ぼすホウ酸及び空気進入の影響に係わる試験データベースを取得しようとしたものであり、CsI の分解がホウ酸の存在及び酸素ポテンシャルに強く依存することを明らかにした。

### 4. MELCOR コードによる PHEBUS-FP 試験の解析（氷見委員）

資料 21-3-4 を用いて、MELCOR コードによる PHEBUS FP 試験の解析結果について報告があった。流体温度、燃料温度、水素発生量 FP 放出・移行量などを試験結果と比較し、炉心損傷状態、FP 放出挙動、FP 移行・沈着挙動をおおよそ再現できた。

### 5. その他

資料：21-3-5 を用いて、最終報告書の作成に向けてのスケジュールの紹介があった。報告書印刷のため 2 月末までに原稿を完成させる必要がある。また、執筆された報告書原稿に対する委員による査読・コメントの依頼とコメント記入要領の説明があった。次回会合予定は 2 月中旬とする。

シビアアクシデント時の格納容器内の現実的  
ソースターム評価」特別専門委員会  
平成 21 年度 第 4 回会合 議事録

- (1) 日時：平成 22 年 2 月 8 日（月）13:30～16:30
- (2) 場所：原子力安全基盤機構 TOKYU REIT  
虎ノ門ビル 9 階 第 9F-9G 会議室
- (3) 出席者：  
菊地委員（広島大学）、本間委員（JAEA）、森山委員（JAEA）、宮原委員（JAEA）、大野委員（JAEA）、藤井委員（関西電力）、山本委員（三菱重工）、堀委員（三菱重工）、秋永委員（東芝）、小島委員（東芝）、田原委員（東芝）、西村委員（日立 GE）、吉田委員（INSS）、廣川委員（テプシス）、氷見委員（日本システム）、丸山委員（JAEA）、濱崎委員（東芝）、武智委員（三菱重工）、湊委員（日立 GE）、松本、渡部、深沢、中村、長坂、川部、成合（以上 JNES）

#### (4) 議題

1. 前回議事録の確認
2. FP 放出試験 (VEGA 計画) (その 2)
3. 格納容器ヨウ素挙動試験 -H21 年度試験-
4. MAAP と MELCOR の実機解析結果の比較
5. 委員会報告書の原稿案

#### (5) 配布資料

- 資料：21-4-0 「シビアアクシデント時の格納容器内の現実的ソースターム評価」  
特別専門委員会 平成 22 年度第 4 回会合 議事次第
- 資料：21-4-1 第 3 回会合議事録
- 資料：21-4-2 FP 放出試験 (VEGA 計画) (その 2)
- 資料：21-4-3 MAAP と MELCOR の実機解析結果の比較
- 資料：21-4-4-1 委員会報告書の執筆状況及び原稿案
- 資料：21-4-4-2 2.1.2 エアロゾル粒径分布の基本的な取り扱い
- 資料：21-4-4-3 2.2 MAAP コードのエアロゾル挙動モデル 2.2.1 粒径分布の取り扱い
- 資料：21-4-4-4 2.2.2 生成・再蒸発モデル
- 資料：21-4-4-5 2.2.3 重力沈降モデル
- 資料：21-4-4-6 2.2.4 熱泳動モデル
- 資料：21-4-4-7 2.2.5 慣性沈着モデル
- 資料：21-4-4-8 2.2.6 拡散泳動モデル
- 資料：21-4-4-9 2.2.7 ヨウ素化学モデル
- 資料：21-4-4-10 2.3 MELCOR コードのエアロゾル挙動モデル 2.3.1 粒径分布の取り扱い
- 資料：21-4-4-11 2.3.2 生成・再蒸発モデル
- 資料：21-4-4-12 2.3.3 重力沈降モデル
- 資料：21-4-5 4. ヨウ素挙動の解明
- 4.1 格納容器ヨウ素挙動試験 -H21 年度試験-
- 資料：21-4-6 6. 立地評価及び防災
- 6.1 ソースタームと立地・防災及び安全目標
- 資料：21-4-7 5.6 MAAP と MELCOR の実機解析結果の比較
- 5.6.1 BWR プラント
- 資料：21-4-8 5.2 BWR プラントのソースターム評価
- 5.2.1 Mark I 型格納容器

#### (6) 議事内容

1. 前回議事録の確認 (川部幹事)  
資料 21-4-1 を用いて前回議事録案を紹介。今回会議の案内状と併せて、既にメールにて送付済みであり特にコメントは無く、議事録は承認された。

#### 2. FP 放出試験 (VEGA 計画) (その 2) (丸山委員)

シビアアクシデント時の燃料温度上昇に伴う FP の放出に関する試験 (VEGA 計画) の概要について、資料 21-4-2 を用いて報告があった。この試験は世界最高の温度圧力条件下で FP 放出率を求めたものであり、本特別専門委員会での報告は、平成 19 年 9 月の報告に続くもので、今回は MOX 燃料からのプルトニウムの放出及び FP 放出に対する圧力影響とそのモデル化に焦点を当てた。観測された圧力影響は、結晶粒内と開気孔中の 2 段階拡散モデルにより再現でき、これを簡略化したモデルとして  $1/\sqrt{P} \times \text{CORSOR-M}$  を提案している。さらにこのモデルを実機条件の解析に適用して、加圧下の FP 放出抑制を考慮すると事故進展が変化することを示した。

#### 3. 格納容器ヨウ素挙動試験 -H21 年度試験- (森山委員)

資料 21-4-5 を用いて、JAEA が格納容器ヨウ素挙動試験の中で実施した、ヨウ素放出に対する C1-イオン、水素の影響に関する試験結果を報告した。C1-イオンの影響は I-イオンの 100 倍程度の濃度まで添加してもほとんど見られなかった。一方、水素については、スニープガスに 5% 添加することによりガス状ヨウ素の放出割合が有意に低下した。このような水素の影響は、現状のヨウ素化学モデルでは予測されない現象である。

#### 4. MAAP と MELCOR の実機解析結果の比較 (中村委員)

MAAP コードと MELCOR コードを用いて、実機におけるシビアアクシデント時の挙動・ソースタームを解析した結果について、資料 21-4-3 により説明があった。BWR の場合では、格納容器スプレイの液滴径を同等とすることで格納容器内浮遊ヨウ素量が両コードで同等となった。一方 PWR の場合では、事故収束後のヨウ素浮遊量が MELCOR の方が MAAP よりも大きい結果となった。

#### 5. 委員会報告書の原稿案

資料：21-4-4-1 を用いて報告書原稿の執筆状況、コメントへの対応の説明の後、報告書原稿のまえがき、調査研究の概要、はじめに、あとがきの部分を読み上げ確認した。また、資料：21-4-4-2~12 を用いて、第 2 章の FP エアロゾルモデルに関する記述の重複等について調整を行った。

今日及びこれまでに配布された原稿に対するコメントを 2 月 12 日まで受け、修正版の最終原稿を 2 月 18 日に配布する。これを条件として、本特別専門委員会の最終報告書を印刷・配布することが承認された。

「二相流データベースの整備（更新）・  
詳細評価」研究専門委員会  
第2回委員会（幹事会）議事録

- (1) 日時：平成22年1月29日（金）14:00～17:00  
(2) 場所：工学院大学新宿校舎27階セミナー室  
(2710)

- (3) 出席者：  
大竹主査、堀田委員、工藤委員、秋葉・池野幹事

(4) 概要

平成21年度本委員会活動のレビューとして、平成15年度データベースの反省点を振り返り、今後の活動方針と計画を議論した。最新の知見を反映するには不特定多数に修正される仕組みがあり得るが、情報の信頼性と質の高さを維持するためには有識者によるレビューは不可欠である。よって、本委員会の次年度活動において、有識者の協力のもと論文レビューを行いデータベースの初回更新を行なうこととした。

(5) 議事内容

1. 今年度活動のレビュー

次年度活動の課題を明確にするため前身の“二相流データベースの評価・整備”研究専門委員会（以下、必要に応じて“前専門委員会”という）が報告した平成15年度データベースの反省点を検討したが、以下の観点により、当該データベースは原子力学会の専門委員会が成し得る限りの努力を払った成果であると考えられた。

- ・平成15年度データベースを評価するため、まずその作成経緯を確認したところ、平成14年度委員会では、基礎式や構成式等の解析コードの解析スケールで物理量を整理したが、モデル定数のように直接的に計測できない量が混在してしまうため、平成15年度委員会では計測の視点から物理量を整理しなおしており、これが最終案となっていた。
- ・さらに、引用する論文の著作権等を考慮すれば、グラフのデジタル化や無次元数の算出など、論文に書かれている以上の情報をデータベースに加える作業は好ましくない、との判断がなされており、本委員会であらためてデータベースの様式を大きく変更することまで取組むのは必ずしも合理的ではない。
- ・またデータベースの更新に関しては、継続的に更新される要素は必要であるが、不特定多数の手によって書き込み更新できるようなシステムにしてしまうと、学会の専門委員会が推奨したという付加価値がなくなってしまう、一般的な論文検索データベースに対する優位性はなくなる。

- ・この点で、データベースの質を維持するためには、有識者による論文レビューと更新が不可欠となるが、その継続を多忙な有識者に期待することは難しく、有識者の指導のもと学生や若い技術者や研究者がそれを行なうよう伝える仕組みが重要である。
- ・核燃料セミナーや炉物理セミナーのように、スポンサーが付き、定期的に安定して開催できるワーキンググループがあれば、論文レビューの研究会を行なうことは可能であるが、現状の熱流動部会にはそうしたワーキンググループは存在しない。
- ・よって、当時の必要性に応じて召集された前専門委員会という有識者の組織において論文レビューを行い、その結果をまとめてデータベースとして公開した当時の方法は妥当だったと考えられる。

2. 今後の活動方針について

今年度末に活動を終了することを含め、今後の活動方針と計画について検討した結果、これまでの活動においてはデータベースの維持・更新の方法論については議論したものの、その議論の成果が具体的な形になっていない。よって、委員会を次年度一年間延長し、有識者によるレビューを年4回程度の頻度で行い、かつその成果として平成15年度データベースの初回更新を実施することとした。こうした次年度活動を円滑にスタートさせるため、以下の準備を行なうこととした。

- ・有識者の協力を得るための準備として、平成15年度データベースに対するアンケート（熱流動部会対象）を行なうとともに、次年度レビュー作業の作業内容およびレビュー範囲を具体的に示した協力依頼文を作成して、あらためて協力を請うこととする。
- ・平成20年度当初に想定した委員候補からの内諾状況を鑑み、あらためて協力依頼する委員候補について検討し協力依頼することとした。
- ・年度初期は、大学の研究室に配属された学生および企業に就職した技術者が学術論文に親しむ最初の機会でもあるため、この機会を利用した研究者育成と効率的かつ均質な論文レビューを実現するため、そのポイントをまとめたレビューマニュアルを委員会として準備することとした。
- ・平成22年度第一回委員会は4月19日の週に予定し、その後約3ヶ月毎に委員会を開催し、委員からの論文レビュー状況の報告、データベース更新の議論を行なう計画である。

---

## 国際会議カレンダー（Web のみに掲載）

---

熱流動部会のホームページ <http://wwwsoc.nii.ac.jp/aesj/division/thd/> より最新の情報を入手して下さい。

---

---

### <編集後記>

ニュースレターへの原稿は随時受付を行っております。研究室紹介、会議案内、エッセイ等寄稿お願い致します。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、ぜひ下記宛にe-mailをいただければ幸いです。熱流動部会に入会したい方、入会しているがメールが届かない方が身近におられましたらご相談ください。

e-mail宛先： Tamai.hidesada@jaea.go.jp  
some@k.u-tokyo.ac.jp

熱流動部会のホームページ： <a href="http://wwwsoc.nii.ac.jp/aesj/division/thd/">http://wwwsoc.nii.ac.jp/aesj/division/thd/</a> からニュースレターの PDF ファイルは入手可能です。
---