

原子力安全から見た熱流動研究

Thermal-Hydraulic Research in View of Nuclear Safety

(株)原子力安全システム研究所

三 島 嘉一郎

Institute of Nuclear Safety System, Inc.

Kaichiro MISHIMA

SUMMARY

The accident at Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Station of Tokyo Electric Power Company entirely lost people's trust in nuclear power. We learned from the accident the importance of continuous effort to pay attention to improving the safety of nuclear power plant by reflecting new knowledge and experience. Concerning thermal-hydraulics research, severe accident research in particular, the question arises whether or not research results were reflected to safety measures or those obtained deserved it. In view of these, thermal-hydraulics research concerning nuclear safety up to the present will be reviewed and some suggestions will be presented in this paper.

Key words

Nuclear safety, Thermal-hydraulics, Light water reactor, LOCA, Severe accident, Two-phase flow, Safety analysis, Modeling, Scaling, Verification and validation

1. はじめに

2011年3月11日、東日本大震災が引き金となって発生した東京電力福島第一原子力発電所の事故（以下、1F事故）は、長年、原子力安全の研究に従事してきた私にとっては、晴天の霹靂で、起こしてはならない事故が起こってしまった、と思った。私を含め我々の世代は、原子力をめぐる状況の大きな変化のうねりの谷間の時代に働き、長いキャリアの終わりの頃に原子力ルネッサンスなどと期待が高まり、やっと再び波に乗れそうな時代が来たと思っていた。

しかし、1F事故によって期待は見事にうち砕かれた。原子力に対する信頼は大きく失墜し、事故後8年が経過しても、いまだに回復していない。

原子力安全に従事してきた専門家のはしくれとして、私は、原子力の信頼回復のために何かお役に立ちたいと願った。幸いにも、京都大学を定年退職後、(株)原子力安全システム研究所（以下、INSS）に職を得て、安全研究のマネジメントに従事していたので、仕事を通じて、微力ながらお役に立てる立場にあった。この研究所は関西電力の子会社であるが、会社の理念として、

「独立・第三者的な立場からの客観的な研究を行い、原子力発電の発展のための積極的な提言を行う。」としているので、私の意に反することはなかった。しかも、研究所は原子力発電所が多数立地する若狭の地にあるため、現場で抱えている問題を身近に感じ、それを研究に反映させ、そのお返しとして、研究の成果を現場活用につなげるには有利な状況にある。

ここで、INSSの研究について概略紹介したい。INSSは、1991年2月に発生した関西電力美浜発電所2号機で発生した蒸気発生器細管破断事故を契機に、その翌年に、原子力発電の安全性・信頼性の向上と社会や環境とのより良い調和に貢献することを目的に設立された。事故の分析から、事故原因は技術的な問題だけでなく、人や組織の問題も絡んでいるとの認識から、研究所は技術的な課題に取り組む技術システム研究所と人間科学・社会科学的な課題に取り組む社会システム研究所から構成される。

社会システム研究所は、ヒューマン・ファクターや根本原因分析、原子力に対する世論の動向、若年層へのエネルギー・理科教育の問題などに取り組んできたが、1F事故以後、リスク・コミュニケーションや緊急時におけるリーダーシップ向上のための訓練などに力を入れている。リスク・コミュニケーションについては、1F事故によって原子力への信頼が失われた今、様々なエネルギー選択肢それぞれのリスクとベネフィットを社会に対してありのままに伝え、ともに考え、社会の冷静な判断を促すことが大切であると考えられている。リーダーシップは、いろいろな局面で、直面する事態に対応するチームのパフォーマンスを左右する重要なファクターと考えられており、1F事故以降、原子力緊急事態におけるリーダーシップが注目されている。そして、リーダーシップは生れつきの資質という面もあるが、訓練によって身に付け、強

化できるスキル（ノンテクニカル・スキル）という面があり、その観点から訓練の在り方について研究がなされている。

一方、私の所属する技術システム研究所では、これまで原子力発電所の高経年化対策や安全裕度評価・原子力防災に関する研究、海外原子力情報の収集・分析に取り組んできたが、1F事故以後、原子力防災やシビアアクシデント（SA）に関する研究を強化し、また、1F事故を受けての海外の規制当局および原子力発電所の対応に関する調査に力を入れてきた。高経年化対策に関する研究については、とくに原子力発電所のレジリエンス強化の観点から、過去の経験に学び、発生した不具合に対応するだけでなく、将来起こり得る事態を予測して事前に準備すること、すなわち先手管理につながるような研究を心掛けている。具体的には、応力腐食割れや放射線損傷、熱流動と構造材との相互作用に起因する材料劣化、構造健全性・耐震強度、非破壊検査・状態監視などの課題に取り組んでいる。材料劣化研究については、メカニズムの解明と劣化予測モデルの開発、熱流動に起因する材料劣化では、例えば配管の熱疲労に関して、配管内の熱流動と材料内に生じる応力との連成解析の手法の開発などである。原子力防災・SAに関する研究では、事故時の事象進展予測や放射性物質の拡散予測、原子炉異常時の安全裕度評価などに取り組んでおり、SAについては、燃料挙動・炉心損傷に注目し、炉心損傷に関する技術的調査に基づいて既存のSA解析コード（MAAPコードなど）を改良し、それによる予測を踏まえてSAの影響緩和策を検討することを目標としている。INSSでは、このほか、海外原子力情報の収集・分析を行っており、また、必要に応じて海外の規制当局や原子力発電所の訪問調査を行い、それらの結果を電力事業者に情報提供し、重要事項については提言を行って

いる。これは、経験から得られた教訓を現場の安全対策に反映するという意味で重要であるが、詳細は省略する。

以上が INSS で進められている研究の概略であるが、本稿では、これまでに私の経験や知り得た情報を踏まえて、1F 事故以後の状況の変化に対応して、原子力安全の観点から今後の熱流動研究について思うことを述べてみたい。

2. 1F 事故の反省

1F 事故については、すでに様々な事故調査報告書が公表されており、その中で、事故から学んだ様々な教訓が示されている。ここでそれらを繰り返すつもりはないが、事故を受けて私なりに思ったことを述べたい。

- ① システムはハードウェアと人・組織から構成され、そのうちのどこかに弱点があれば、まさにそこを衝いて事故が起こる。そのため、深層防護の各層（事故の発生防止、拡大防止、影響緩和、事故制圧、防災）で方策を強化する必要がある。さらに、事故には必ず伏線があり、その多くは、安全に配慮する組織文化（安全文化）に関係している。その観点から、深層防護を確実に機能させる要因として安全文化の醸成・維持が重要である。
- ② 原子力防災の観点からは、「想定外」の事態に遭遇しても、適切に対処し、人と環境を護ることができるようにしなければならない。そのためには、原子力発電所のレジリエンスを強化する必要がある。すなわち、原子力発電所を運営する組織として、過去に学ぶ、状況を注視する、変化に対応する、未来を予測し備える、という4つの能力を具備し、不測の事態に対しては、一時的にダメージを受けたとしても、状況を正しく把握し、適切に対処して回復することのできる能力が必要である。そして、第一に重要と思うのは、安全確

保の観点から、潜在的な危険性を予測し、事前に対策を講じる能力である。そのような能力を高めるために日頃の学習、そして訓練がある。

- ③ 1F 事故の影響が拡大した要因として、津波への備えが不十分であったことが指摘された。地震・津波、火山の噴火、テロなどの外部事象は、広範囲の原子力施設の同時多発故障を引き起こし、複合災害の要因となり得る。そのような事態は滅多に起こらないので、まあいいか、と思いがちであるが、いったんそうした事態が起これば、広範囲に深刻な影響を及ぼし、そのことで社会の信頼を失い、原子力産業の存続にかかわる問題となり得る。
- ④ マイク・マンズフィールドの著書「マンズフィールド20世紀の証言」に、「歴史に学ばなければ、歴史が教えに来る」という言葉がある。過去に他国の原子力発電所で事故があった際、それを「他山の石」とせず、我が国の原子力発電所との違いを強調して、「だから安全」と言わんばかりの風潮があった。チェルノブイリ事故の際も、炉型や安全管理、法令遵守に対する態度の違いを挙げ、我が国の「安全文化」に問題は無い、などと言っていた。しかし、JCO 臨界事故や1F 事故が起ってしまった。違いを並べ立てて安全を強調するのではなくて、リスクに対する想像力を働かせて「他山の石」とする姿勢が必要であった。リスクは決してゼロにならないという観点から、歴史の教訓や経験に学び、新しい知見を取り入れながら、原子力安全を向上させる不断の努力が必要である。
- ⑤ 熱流動研究に関しては、SA について、一時期、国の事業などで多くの研究がなされていた。しかし、ある時から、SA に対して十分な知見が得られ、事業者も SA 対策を整え

た、として研究予算は大幅に削減された、というのが私の印象である。そのとき私は漠然と、マーフィーの法則流に考えると、「もう大丈夫と思ったその部分で何かが起こる」と思った。そして1F事故は起こった。

このような反省から、INSSでは、それまでの自らの研究を見直し、今後の研究について以下のような方向性を打ち出した。

- ① 現場ニーズにとどまらず、予見性を高め、先手管理を目指した研究
- ② 運転経験・新知見に学ぶため、原子力情報の収集・分析を強化
- ③ 深層防護・レジリエンスの強化につながる研究
- ④ 原子力発電所の立地地域に位置するという特徴を生かし、地域・現場に根差した研究
- ⑤ 技術システム研究所と社会システム研究所との連携による、原子力の信頼回復に向けた取り組み

そして、現在もこの方向性で研究を進めているが、1F事故後、8年以上が経過し、原子力を巡る状況も変化しつつあるので、さらに研究の見直しを進めている。

3. 原子力安全と熱流動研究

(1) 熱流動研究の経緯

1952年に当時の米国のアイゼンハワー大統領が、国連で「Atoms for peace」の演説を行って以後、急速に原子力の導入が広がった。炉型については、冷却材で分類するとガス炉や軽水炉、重水炉、液体金属炉、熔融塩炉、有機液体炉など様々なアイデアがあったが、英国ではガス炉、カナダでは重水炉、米国では、原子力潜水艦の動力源として開発されていた加圧水型原子炉と沸騰水型原子炉の2つのタイプの軽水炉が採用された。そして、この2つのタイプの軽水炉が、1960年代、我が国を含めて世界的に広

まっていた。

軽水炉は、沸騰二相流を使ってランキンサイクルの原理で発電する熱機関である。規模が大きく熱負荷が従来の伝熱装置に比べて極めて高くなるので、軽水炉の導入に伴って、1960年頃から、軽水炉の安全解析と関係が深い沸騰関連研究の論文数が急速に増加し、気液二相流研究についても、1920年代から、ボイラーの安全設計の観点から徐々に増加していたが、1960年代から論文数が急増した(図1)⁽¹⁾。

軽水炉の安全設計では、熱バランス、炉内圧力損失と流量配分、限界熱流束/限界出力、燃料温度、流動不安定、核熱結合動特性など、熱流動に関連する項目について解析を行い、燃料温度などが制限値を超えないよう設計する。また、プラントの健全性に関し、熱流動が関連する配管・機器の振動や熱疲労なども検討する。安全解析では、出力急上昇や除熱能力の低下、冷却材喪失事故(LOCA)などの異常事象を想定しても、燃料の温度や冷却材の圧力などが制限値を超えないことを確認する。このため、評価対象となる課題について、1960年代から数多くの熱流動研究が実施された。実験的研究は言うまでもなく、実験から得られた知見をもとに安全解析に使う相関式が提案された。現象を理解するためには実験が必須であるが、原子力安全のためには、研究で得られた新しい知見を現場の安全対策に反映する必要がある。そのような考えから、以下、安全解析の進歩の歴史を振り返ってみたい。

軽水炉の安全解析において、気液二相流モデルは重要な役割を果たしている。当初、安全解析では、二相が均質に混合し、速度が等しいとする単純な均質流モデルが使われていたが、重力の影響が無視できない流動条件では気液の速度差を考慮する必要があるため、1960年代の半

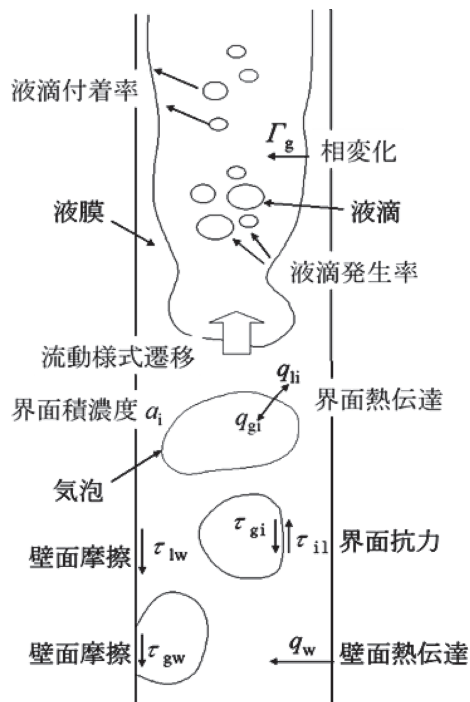


図2 沸騰二相流の基本的な構成則 (著者作成)

よる炉心損傷のリスクが比較的高いとして、その重要性が認識された。また、安全解析の観点から、TMI事故以前は、事故の結果をより厳しい側（保守側）に評価する目的で作られたモデル、いわゆる評価モデルが使われていたが、評価モデルを使った解析により TMI 事故を再現しようとしたところ、実際に起こった事故シーケンスとはかけ離れた結果となった。そのため、安全解析コードとして、実際に起こりそうな事故シーケンスを予測することのできる最適評価 (BE) モデルも必要との認識が生まれた。

BE モデルを用いた解析を目的とする場合、解析の対象となる現象について正しく理解し、かつ、信頼度の高いデータが必要となる。軽水炉の安全解析では、LOCA 時の熱流動現象、なかでも、小破断 LOCA 時の炉心内及び一次冷却系内の熱流動現象は複雑、かつ重要である。このため、1980 年代には、小破断 LOCA 時の熱流動現象の解明のために、国内外で、プラント規

模の総合的な熱流動挙動を調べる大規模な総合実験や、特定の機器・設備の作動特性や注目する熱流動現象を詳細に調べる小規模な個別効果実験が実施された。それによって多くの知見が得られ、それらの知見をもとに数々の構成式が開発された。

1980 年代、計算機技術の飛躍的な発達と相まって、DF モデルや二流体モデルを使った詳細な熱流動解析が可能になり、LOCA 解析コード RELAP3 (その後、RELAP4, RELAP5 などに続く) などの大型熱流動解析コードが開発され、安全解析に用いられるようになった。また、現象のメカニズムを考慮して開発された機構論的モデルを用いて、炉心燃料集合体内の熱流動現象をできるだけ忠実に再現して詳細に解析しようとする、サブチャンネル解析も現れた。さらには、数値解析手法の進歩に伴い、流動様式に依存する二相流モデルの構成式などを使わずに、可能な限り流体力学の基礎式 (瞬時・局所の物理量の方程式) を直接解いて現象を理解しようとする、数値流体力学 (CFD) が原子力分野への応用を目指して使われるようになった。

1990 年代以降、機構論的モデルはますます精緻化する一方、そのモデルの開発・検証のために、流れの詳細構造に関する知見が必要となり、流れの中の乱流構造や気液二相流の界面積濃度などの詳細構造を計測する実験技術の研究が進められた。また、CFD を用いた微視的シミュレーションも、様々な流れの解析に応用しようとする試みがなされた。安全解析コードについては、スーパーコンピュータを使ってプラント全体の熱流動を含む現象の解析を行うための大型統合解析コードの開発と、パーソナルコンピュータ (PC) を使って簡便に熱流動解析を行うコードの開発の 2 つの異なる方向性が現れた。PC を使った簡便な解析とは言え、PC の処理能力が飛躍的に向上したため、初期には大型計算

機で実行していた解析がPCでも簡単にできるようになった。また、事故対応などでは、手間のかかる大型計算機による解析よりも、PCによる即応的な解析の方が実用的な場合もある。そしてさらに、実験に依存せず数値解析によって機器の設計を進める考え方（Design-by-Analysis）やCFDとBEコードを組み合わせた安全解析の考え方も試みられた。BEコードを用いた安全評価の場合、注意しなければならないのは、BEコードによる予測は非安全側の結果も含むことである。このため、BEコードによる計算結果の不確かさを考慮して、不確かさがあつたとしても、結果として安全側の評価をしなければならない。

このように、計算機技術の発達と相まって解析コードは発達したが、真にその威力を発揮するためには、数値解法やモデルの検証（Verification and Validation: V & V）が重要である。そして、そのためには、理論的裏付けや実験による実証が必要である。とくに流れの詳細解析のV & Vには、流れの詳細構造に関する情報を取得できる実験技術が求められる。また、不確かさ評価のためのデータも必要となる。軽水炉の安全性に関連して、これまで、数多くの実験や試験が、例えば、旧日本原子力研究所（JAERI、現日本原

子力研究開発機構：JAEA）の大型再冠水実験やROSA/LSTF実験ではLOCA等の事故時のプラント挙動や緊急炉心冷却系（ECCS）の有効性確認試験、旧原子力発電技術機構（NUPEC）の燃料集合体実証試験などが実施された。このほかにも、個別の機器・設備の特性や健全性の確認試験、安全解析で重要な現象を調べる個別効果試験など、大小様々な規模の実験や試験が実施された。ちなみに、ROSA/LSTF実験の対象となった小破断LOCA時の熱流動現象は、図3に示すように⁽³⁾、炉心内の熱伝達や相分離、破断口における破断流、一次系配管内の層状二相流、熱成層、対向流、対向流制限、気相体積率、ループシール、蒸気発生器伝熱管内の自然循環、リフラックス凝縮、流れの安定性など、多岐にわたっている。そしてこれらの大小規模の実験・試験を通じて世界的に注目される成果が得られ、得られた知見を設計や安全解析に使う解析コードや、機器・設備の安全設計、現場の安全対策等に反映させることによって、軽水炉の安全性向上に貢献してきた。

SAに対して関心が高まったのは、1979年のTMI事故以後であり、国際協力によるSA研究を中心に研究が進められた。我が国でも、国際協力によるSA研究に参加するとともに、JAERI

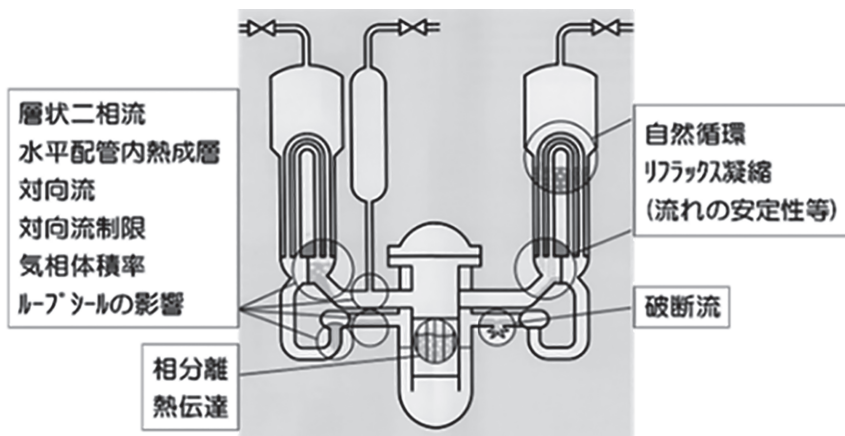


図3 小破断LOCA時の典型的な熱流動現象⁽³⁾

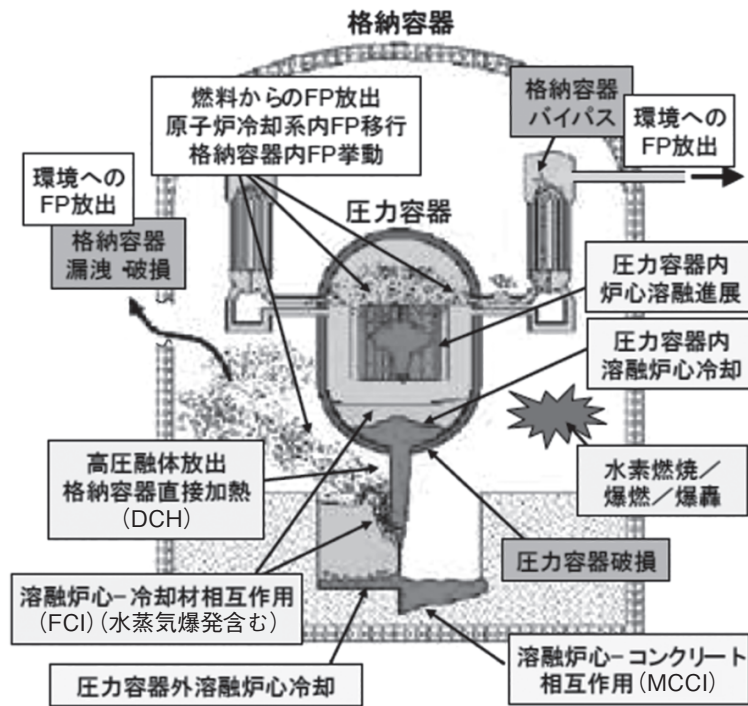


図4 SAの主な現象⁽⁴⁾

および NUPEC を中心に SA に関する実験や解析が実施された。これらの研究の対象となった SA の主な現象を図4に示す⁽⁴⁾。この図は主として格納容器内の現象を示しているが、公衆の放射線防護の観点からは、環境に放出された後の核分裂生成物 (FP) の拡散、沈着、再浮遊などの挙動も SA 時の現象として重要である。

SA 解析については、実験から得られた知見を踏まえた現象論的モデルを組み込んだ解析コードが開発された。例えば、米国で開発された MAAP コードは、TMI 事故の事象進展を再現するような、簡略化された現象論的モデルが組み込まれており、計算速度が速く可搬性が良いため、産業界でよく使われている。一方、米国原子力規制委員会 NRC など規制側で使われている MELCOR コードは、より詳細なモデルによる現象解析を目指したもので、計算速度や使い勝手の面では MAAP コードに劣ると言われている。我が国でも、JAEA では THALES コード

が NUPEC では IMPACT コードが開発されたが、現状では一般に広く利用されているとは言い難い。1F 事故後、MAAP コードと MELCOR コードの解析結果の比較がなされ、炉心内での溶融燃料の挙動などにモデルの違いがあることが分かり、そのギャップを埋めるための検討がなされている。

小澤⁽¹⁾によれば1986年のチェルノブイリ事故を受けて研究論文数は一時急増したが、その後、2000年までには激減している。これは、前述のように、1990年代にSA研究が進み、多くの知見が得られ、また、事業者も国の方針に従ってSA対策を整備し、その有効性評価もなされたこともあり、SA関連の研究予算が削減されたことと関係していると推測される。

1990年代のSA研究は、現象を理解するために大きな成果が得られたと言えようが、1F事故を受けて振り返ってみると、SA研究の成果が現場の安全対策に十分活かされていなかった

のではないかと、あるいは、安全対策に活かせる成果が得られていなかったのではないかと、と思う。日本原子力学会「原子力安全」専門委員会においても、SA 研究の反省として、アクシデントマネジメントが不十分であったこと、格納容器外の水素爆発が考慮されていなかったことなどが指摘されている⁽⁵⁾。

(2) 熱流動研究課題

軽水炉の安全性に関わる熱流動現象は、図3、図4に示したように、プラントの規模や構造との関連で、複雑性・多様性があり、往々にして多次元性が無視できない場合がある。そのために、安全解析においては以下のような課題がある。

- ① 通常運転時・異常過渡時の熱流動
 - 炉心や上下プレナム等のような大規模・複雑形状流路における多次元熱流動現象（単相流，気液二相流）の解析
 - 燃料集合体内の熱流動現象の詳細解析
 - 反応度投入事象時の熱流動現象（燃料集合体内の気泡の三次元過渡熱流動，サブクール気泡の挙動等）の詳細解析
- ② ポストDNB（Departure from Nucleate Boiling）／ドライアウト時の熱流動
 - 沸騰遷移の直接数値シミュレーション(DNS)
 - 燃料集合体内のDNB／ドライアウト発生後の熱流動現象の解析
- ③ SA 時の熱流動

杉本⁽⁶⁾によれば、1F事故の反省を踏まえ、SA に関し以下のような研究課題が指摘されている。

 - 1F 事故における損傷炉心の調査・分析
 - 水素挙動の解析，水素対策（再結合器）の検討
 - 格納容器ベントの放射性物質除去機能の強化
 - SA 解析機能の高度化，可搬化

• SA 発生後の炉心冷却，閉じ込め手法の検討
また、新しい炉の設計に関しての課題として以下の2点が指摘されている。

- 外部電源を必要としない受動的炉心・格納容器冷却システムの開発
- 避難を必要としない次世代炉格納容器設計の評価

一方、日本原子力学会熱流動部会「熱水力安全評価基盤技術高緯度化検討」ワーキンググループでは、熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ平成26年度報告書をまとめており、ここでは図5に示すような熱水力研究開発に関する主要な論点及び課題がまとめられている⁽⁷⁾。

図5は、現時点における軽水炉に関わる熱水力研究課題であるが、このほかにも長期運転に関して検討すべき課題がある。加圧水型原子炉（PWR）と沸騰水型原子炉（BWR）とで材料や一次冷却材の水化学などの条件の違いがあつて、多少事情は異なるが、応力腐食割れや照射劣化、熱時効など金属材料の組織変化による劣化の問題、温度変動や流体振動に起因する金属疲労の問題、液滴や粒子の衝突による浸食の問題、ケーブルやコンクリートなどの金属以外の材料の劣化の問題などが指摘されており、熱流動が関係した課題も多い。例えば、配管の熱疲労や流れ加速腐食は、流れと配管材料との相互作用によって起こり、これまでも多くの事例が経験されている。流れ加速腐食については、2004年8月9日に発生した美浜発電所3号機の二次系配管破断事故が記憶に新しい。この事故では5名の尊い命が失われ、関西電力では、8月9日を「安全の誓いの日」と定めて、このような事故を2度と起こさないように、毎年、犠牲者に黙とうをささげ、安全を誓っている。熱疲労については、我が国では、日本機械学会の指針⁽⁸⁾が定められており、これに従って設計や保守管理がなされているため、最近では熱疲労による

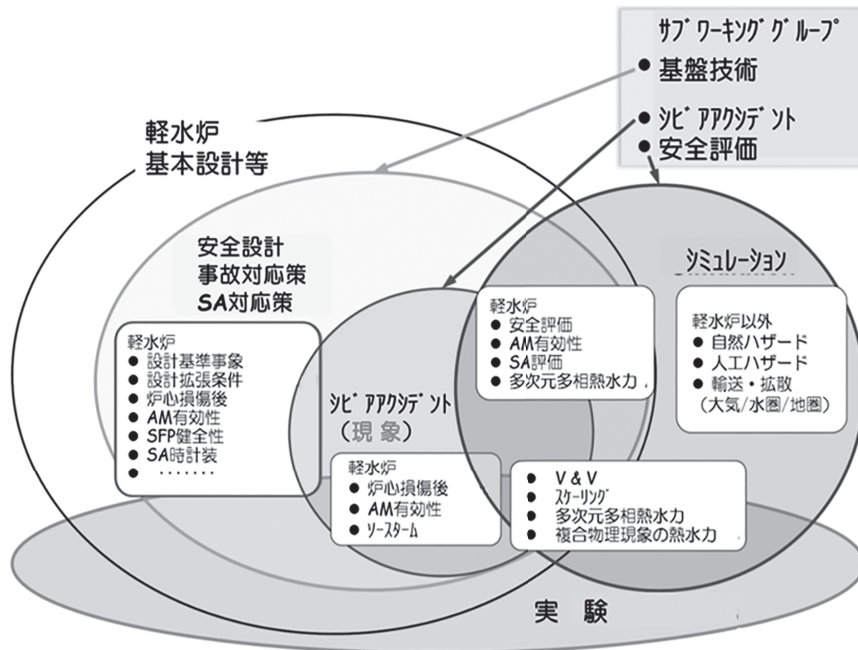


図5 熱水力研究開発課題⁽⁷⁾

トラブルは起こっていないが、海外では、T字管合流部で逆流による熱疲労き裂が発生した事例がある。これについては、日本機械学会指針の対象範囲外であったため、INSSで追試験を行い、実際に当該部分で逆流する可能性があることを確認した。環境疲労の問題も、材料表面近傍の腐食環境を作り出すという意味で熱流動が関与している。これらの技術的課題については、国際的に検討が続けられており、国際原子力機関（IAEA）などによって検討結果の報告書も出されている^{(9),(10)}。そこでは、材料劣化などの課題のほかに、「陳腐化」も運転長期化に伴って顕在化する課題とされている。すなわち、プラントの機器・設備の設計や安全基準・規格の陳腐化、安全性に関する知識の陳腐化、機器・設備の陳腐化の問題などが含まれている。機器・設備の陳腐化については、例えば、部品の供給の問題も含まれており、知識の陳腐化については、熱流動研究に関して言えば、安全性向上のためにさらに研究が必要な場合や、研究等によ

り得られた知見が安全対策に反映されないことなどが含まれる。

これまでに摘出された研究開発課題や学会等での研究動向を踏まえれば、軽水炉安全に関する熱流動研究課題の傾向は以下のようにまとめられる。

熱流動研究の対象については、炉心溶融物の移動（リロケーション）や炉心溶融物とコンクリートとの反応のような相変化や相変態、化学反応を伴う複雑な熱流動現象、熱疲労のような構造物と熱流動現象との相互作用、放射線による材料の変質など、多種多様な物理・化学的現象、またそれらの複合した熱流動現象へと研究対象が拡大している。そのような研究対象を時間的・空間的スケールで見れば、水素爆発のような高速現象から、放射性物質の拡散や材料の応力腐食割れのような長期的な現象など、時間スケールも広範囲にわたり、空間的スケールについても、材料の応力腐食割れのような分子レベルのマイクロな変化から地震・津波などのよう

な自然現象，さらには地球規模の放射性物質の拡散のようなマクロな現象のように空間的スケールの範囲が大幅に拡大している。また，流れ加速腐食のように巨視的な流れによる物質移動と材料の電気化学的なマイクロ変化が関連したミクロスケールの現象とマクロスケールの現象の複合した，いわゆるマルチスケールの熱流動現象，そして原子炉容器内の流れのように多次元性の無視できない熱流動現象などにも対象が広がっている。

このような多種多様な熱流動現象を対象とする解析の問題点としては，

① マルチフィジックス現象のモデル化

上述のシビアアクシデント時の熱流動現象のように，単純な熱流動現象に相変化や相変態，物質移動，化学反応，分子レベルの拡散などの様々な現象が結合した現象のモデル化が必要になっている。

② 構成式の流用

単管流路の構成式を複雑形状の流路に使用する場合や小さい試験流路で得られた構成式を大規模な体系に使用する場合のスケーリングの問題などがある。とくに気液二相流の場合には，スケーリングに注意が必要である。また，定常流れに対する構成式を速い過渡流れに流用する場合，あるいは，例えばクエンチ点やドライアウト点前後の流れのように局所的に諸量が急変するような場合，整定した流れの構成式を使うことの妥当性について検討を要する。

③ 構成式の検証データ

数値解析が精緻化し，解析の対象が多様化しているなかで，多くの構成式が必要なモデルの精緻化に対して，二相流の内部構造に関する構成式の検証データ（例えば，界面熱伝達率，界面濃度，界面抵抗係数など）が必要である。詳細解析コードの検証には様々な現象を対象とし，流れの詳細構造に関する実験データが必要

で，そのようなデータを提供できる実験技術の開発も必要になってくる。SA 時の熱流動現象のような大規模かつ複雑な現象については，実験そのものが困難な場合もあり，模擬物質を使うとか重要現象を個別要素に分離して実験するなどの工夫が必要となる。

④ 統計的安全評価・確率論的リスク評価

最確評価解析を安全評価に使う場合，数値解析に伴う不確かさの統計的評価の問題がある。確率論的リスク評価（PRA）では，ハードウェアの失敗確率のデータのほか人の判断ミスや誤操作など，人間信頼性に関するデータなども課題として挙げられる，さらに最近，PRA と安全解析とを結合させた動的 PRA も注目されている。

構成式に関する課題としては，このほかに計算コードに組み込みにくい形の実験式を構成式として使う場合，簡略化に伴って生じる誤差があり，気液二相流に関しては，流動様式線図や判別式との整合性に欠ける構成式の使用による誤差に対しても注意が必要である。このために多流体モデルへの使用を意識して構成式を作ることや流動様式の判別に依存しない界面積輸送モデルを使うなどの工夫がなされている。

4. おわりに

原子力開発において原子炉の熱流動は不可欠の技術分野であり，歴史的に見れば，熱流動研究は軽水炉開発のニーズを駆動力として発展してきた。軽水炉の熱流動において重要な分野である気液二相流に関しては，1970 年代に二相流理論の定式化がなされ，その後のこの分野の研究の発展の基礎を築いた。それに並行して，大小規模の実験・試験によって原子力プラントで遭遇する種々の熱流動現象に関する理解が深まり，それをもとに熱流動解析に必要な重要現象のモデル化が進んだ。1980 年代，計算機技術と

数値解析技術の発達と相まって熱流動解析技術は目覚ましく発展し、より詳細で精緻、かつ信頼性の高い数値解析が可能になった。そのような数値解析では、その妥当性のV & Vが重要な課題であり、不確かさの評価を含む検証の要件を満たすデータを提供することが可能な実験との協働が不可欠である。

原子力安全について言えば、原子力安全のための特効薬などはない。常に現場の状況に注意を払い、顕在化したリスクに対応するだけでなく、潜在的なリスクに対する感受性を高め、事前に備える。ハードウェアの対策だけでは不十分で、ソフトウェアの対策との関連において安全対策を講じねばならない。同様に、熱流動研究においても、重要度の差はあれ、特定の重要課題だけ研究すれば十分というわけではなく、原子力発電所の稼働に関わるあらゆる分野に気を配り、問題を察知し、問題解決に向けて研究し、得られた成果を現場の安全対策に反映する努力を、継続して行う必要がある。失われた原子力への信頼回復のためには、そのような不断の努力により安全の実績を積み重ねること、そして、傾聴と説明による社会との双方向のコミュニケーションを粘り強く継続することが重要である。

参考文献

- (1) 小澤守, 「福島第一原子力発電所災害に係る伝熱学会特別委員会」報告, 伝熱, Vo.51, No.217 (2012), pp.1-13.
- (2) Ishii, M. Thermo-fluid Dynamic Theory of Two-phase Flow, Collection de la Directions des Etudes et Recherches d'Electricite de France, Eyrolles, Paris, France, 22 (1975).
- (3) 中村秀夫, ROSA-IV/LSTF 実験観察対象の熱流動現象, 私信 (2013).
- (4) 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戦略マップ検討」ワーキンググループ, 熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ2017, 28年度報告書 (2017.3).
- (5) 日本原子力学会「原子力安全」調査専門委員会技術分析分科会報告, 福島第一原子力発電所事故からの教訓, (2011.5.9).
- (6) 杉本純, 日本におけるシビアアクシデント研究の経緯, 日本原子力学会春の年会材料部会セッション「福島第一原子力発電所事故を踏まえた核燃料分野の課題と展望」講演資料 (2012.3.19).
- (7) Nakamura, H. et al., New AESJ Thermal-Hydraulics Roadmap for LWR Safety Improvement and Development after Fukushima Accident, NURETH-16, Chicago, IL, Aug. 30-Sept. 4, 2015より引用和訳.
- (8) 日本機械学会基準S-017「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」(2003.11).
- (9) IAEA Safety Reports Series No.82, Aging Management for Nuclear Power Plants: International Generic Aging Lessons Learned (IGALL), IAEA, Vienna (2015).
- (10) IAEA 安全基準 SSG48, “Aging Management and Development of a Program for Long Term Operation of Nuclear Power Plants,” (2018).

(原稿受付日 2019年9月2日)