熱流動シミュレーションの V&V の現状 ～国際会議 CFD4NRS-6 報告～

東京大学 越塚 誠一

国際会議 CFD4NRS-6 が 2016 年 9 月 13～15 日に米国のマサチューセッツ工科大学(MIT)で開催された。原子力分野の熱流動シミュレーションの V&V(Verification and Validation)に関する最新の研究が報告された。この会議は第 6 回目であり、毎回あらかじめベンチマーク問題が示され、その結果が会議で報告される。今回のベンチマーク問題は、密度がわずかに異なる 2 種類の流体の混合問題であり、13 の研究機関の計算結果が示された。計算結果には不確かさを同時に示すことが要求されていて、V&V の考え方が広く共有されていることが感じられた。

KEYWORDS: *CFD, Modeling and Simulation, V&V, Benchmark, Uncertainty Quantification*

I. 国際会議 CFD4NRS-6

CFD4NRS は、Computational Fluid Dynamics for Nuclear Reactor Safety の略であり、「原子力安全のための数値流体力学」の意味である。OECD/NEA/CSNI (Organisation for Economic Co-operation and Development / Nuclear Energy Agency / Committee on the Safety of Nuclear Installations) の WGAMA (Working Group on the Analysis and Management of Accidents) の活動として、2 年に 1 回開催され、今回で 6 回目になる。

ここでの「数値流体力学(CFD)」は 3 次元流体シミュレーションという狭い意味で使われており、1 次元でシステムを表現してシミュレーションを行ういわゆるシステムコードは含まれない。原子力安全にかかわる CFD の利用は増えており、その際に CFD の信頼性を確保するために V&V(Verification and Validation)の考え方が示され、これに沿った活動が展開されている¹⁾。なお、これまでの会議録は Web で公開されている²⁾。

この国際会議では事前にベンチマーク問題が示され、その問題に対して複数の研究機関が計算結果を提出し、実験データと比較されてきた。今回は単相流の乱流混合問題がベンチマーク問題となり、会議中に報告があった。これについては II で紹介する。

CFD4NRS-6 は 2016 年 9 月 13-15 日に米国のマサチューセッツ工科大学(MIT)において開催された(図

Present Status of V&V for Thermal-Hydraulic Simulation :
Seiichi Koshizuka.

(2016 年 10 月 5 日 受理)

図 1 CFD4NRS-6 の会場となった MIT Tang Center

1)。冒頭に Prof Buongiorno から MIT の原子力工学科の紹介があり、その後、プレナリーレクチャーが 1 件、キーノートレクチャーが 4 件、口頭発表が 2 部屋に分かれて合計 44 件、ポスター発表が 15 件、学生セッションのポスター発表が 12 件、2 日半にわたって行われた。最終日の後半は MIT の研究室等の見学に充てられた。

日本からは筆者を含めて 5 件の発表があった。筆者は日本原子力学会の標準委員会において 2015 年に制定した V&V のガイドライン³⁾について紹介した。これに関しては III で報告する。また、会議を通じて筆者が感じた原子力熱流動分野における V&V の現状と課題については IV で述べる。

II. ベンチマーク結果

会議の最初のキーノートレクチャーとして、今回のベンチマーク結果が報告された。ベンチマーク問題は、水

平な矩形の流路において2種類の流体が平行に異なる速度で流入し、界面での速度分布や乱流エネルギー分布について計算するというものである。2種類の流体の密度差が1%の場合について、実験結果をあらかじめ知らせることなく計算結果を集めた。1%というわずかな密度差によって界面での乱流エネルギーにピークが見られるのが特徴で、しかもこのピークは密度差がない場合には現れないというものである。

計算結果を提出した研究機関は13であった。計算結果には同時に不確かさについても評価することが求められた。不確かさの評価のために800ケース以上の計算を実施した機関もあった。ただし、最も成績が良かったとされた結果ではわずか6ケースの計算で不確かさが求められていた。CFDの不確かさの評価については様々な方法が試みられているのが現状であると感じた。

このベンチマークでは実験結果を知らない状況で計算結果を不確かさとともに提出しなければならず、V&Vにおける「予測」を要求するものである。計算結果の中の1件については、後のポスターセッションで詳細が示された。不確かさをASME (American Society of Mechanical Engineers, 米国機械学会) V&V-20⁴⁾によって算出し、速度分布および乱流エネルギー分布の計算結果を不確かさとともに示している。不確かさの中にはGCI(Grid Convergence Index)によって求めた空間離散化誤差も含まれている。しかしながら、実験データとの比較を詳細に見ると、評価した不確かさの範囲の外に実験データのプロットがある場合があり、発表者に質問したところ、実験結果には実験の誤差が示されなかったという問題があるとのことであった。V&VではValidationに用いる実験に対しても誤差評価をしなければならないとされている。そのため、今回のベンチマークではCFDによる予測と実験が合っていたのかどうかを、V&Vの標準的な手順として評価するにはまだ不十分な点がある。会議を通してV&Vに用いるための実験データの品質が今後の課題として述べられていた。

なお、ポスターセッションにおけるこの計算結果の発表者は米国規制当局(USNRC)に所属しており、筆者がV&Vと規制の関係を質問したところ、一般論としてASME V&V-20の手順は重過ぎるが、計算結果の信頼性を何らかの方法で示すことは規制では要求されるべきである、との回答であった。もちろんこれは、アカデミックな国際会議の場での専門家個人としての回答であり、USNRCの公式な見解ではない。

Ⅲ. 日本原子力学会のV&Vガイドライン

日本原子力学会標準委員会では、V&Vに関する規格「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン：2015」を2015年12月に制定した。その内容について筆者が発表した。一般的にV&Vには2種類あり、モ

デリングとシミュレーションに関するV&V(モデルV&V)と品質マネジメントに関するV&V(品質V&V)である。日本原子力学会標準委員会のガイドラインが扱っているのはモデルV&Vであり、日本では初めての規格である。米国のこれまでのモデルV&Vに関する規格と比較して、第1に核、熱流動、構造などの広い分野のシミュレーションに関する専門家を委員として作られた規格であること、第2に「予測」を手順に加えたことに特徴がある。

本ガイドラインは、日本原子力学会標準委員会の基盤応用・廃炉技術専門部会の下に「シミュレーションの信頼性分科会」が2012年に作られ、そこで原案が作成された。ただし、シミュレーションの信頼性に関しては、日本原子力学会に計算科学技術部会が2002年に設立されて以来、部会に設置された研究委員会やワーキンググループにおいて10年にわたって継続的に調査・議論を行ってきており、その実績に基づいている。そもそも計算科学技術部会が核、熱流動、構造などの分野横断的な部会であり、これまでの議論も分野横断的に行われてきた。そのため、本ガイドラインの第1の特徴である広い分野にわたる委員構成が実現できた。

予測とは、内挿・外挿・スケールアップなどを含んでおり、シミュレーションと実験との比較であるValidationとは異なる条件を有する実機に対するシミュレーションである。一般的に外挿では不確かさが増大するだけでなく、未知の現象が現れる可能性もあり、予測精度が悪化すると考えられている。内挿においても共鳴現象では大きく挙動が変わることがある。また、二相流ではスケールアップによって相関式が大きく変化する場合がある。そのため、米国の従来のモデルV&Vの規格でも、予測に対して悲観的な立場と積極的な立場が存在する。日本原子力学会のガイドラインではモデルV&Vを行う意義は予測の信頼性を高めるためであると考え、予測の手順を明示的に加えている。ただし、Validationの手順の中で予測におけるモデルの適用性の確認や、不確かさの拡大の定量化を求めている。なお、予測を手順に加えたモデルV&Vを、V2UP(Verification + Validation + Uncertainty Quantification + Prediction)と呼んでいる。

本国際会議では、実験結果を予め示さない状況でのベンチマークを行っており、これは予測に相当するので、モデルV&Vにおける予測に対して積極的な立場を取っていると解釈できる。

Ⅳ. 熱流動分野におけるV&Vの現状と今後の課題

日本原子力学会のモデルV&Vガイドラインの発表に対する質問として、福島原発事故における津波予測に基づいた津波対策の問題をどのように考えるか、というものがあつた。その場での回答は、予測の後には「意思決

定」の順に進む必要があるが、そのガイドラインへの取り込みについては今後の課題であると述べた。モデルV&Vでは不確かさを伴うシミュレーションの予測が得られるが、さらにこれを用いて設計値を決めたり安全性の判断が行われる。予測の後に意思決定の手順を踏むことで仕事が完結する。不確かさを伴う情報を用いた意思決定は、リスク情報活用においても標準手順の作成が求められている。本国際会議の最後のまとめのセッションにおいて、日本原子力学会のガイドラインに関しては意思決定の重要性が座長により再度強調された。

本国際会議全体の印象としては、モデルV&Vを熱流動の3次元詳細シミュレーションに限定して、狭く考え過ぎているように感じられた。たとえば、参考とする規格として引用されるのは、熱流動が表題に明示的に書かれているASME V&V-20のみであり、固体力学を表題に含んでいるASME V&V-10は引用されない。実際にはV&V-10もV&V-20も、様々な分野に共通する内容が書かれている。そのため、本国際会議ではV&V-20において詳しく記述されている不確かさ評価とその統合に重点が置かれている。V&V-10ではむしろPIRT

(Phenomena Identification and Ranking Table)を活用するなどの、モデル作成にも重点があるのだが、そうした議論はほとんどなかった。

なお、今回は上海交通大学で2018年に開催される。

－ 参考資料 －

- 1) OECD/NEA/CSNI, Best Practice Guidelines for the Use of CFD in Nuclear Reactor Safety Applications, NEA/CSNI/R (2007)5.
- 2) 日本原子力学会, シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン: 2015, AESJ-SC-A008:2015.
- 3) <https://www.oecd-neo.org/nsd/csni/cfd/>
- 4) ASME, Standard for Verification and Validation in Computational Fluid Dynamics and Heat Transfer, ASME V&V 20-2009.

著者紹介

越塚誠一（こしづか・せいいち）

東京大学

（専門分野/関心分野）数値流体力学，粒子法，原子力熱流動，V&V

メール配信サービス（AESJ-NEWS）会員限定配信のご案内

これまで任意登録していただいていたメール配信サービス「AESJ-NEWS」は、2016年7月から会員限定配信に変更になりました。

会員管理システムにご登録いただいているメールアドレスへ配信しておりますが、会員管理システムにメールアドレスを登録していなかったり、古かったりすると配信されません。配信希望の方でAESJ-NEWSが届いていないという方は、会員管理システムへのメールアドレスのご登録、または、登録しているメールアドレスのご確認をお願いいたします。

◇ 配信を希望されない方は、本会HP会員情報変更の情報メール（AESJ-NEWS）の受信を希望しないをチェックしてください。

◇会員情報変更◇

PCからはこちら

http://www.aesj.net/service_for_member/membership_service

スマートフォンからはこちら