

Planning Lecture | Technical division and Network : Thermal Hydraulics Division[Co-organized by
Computational Science and Engineering Division]

📅 Thu. Sep 12, 2024 1:00 PM - 2:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 4:00 AM - 5:30 AM UTC 🏠 Room
H(Recture RoomsB 1F B102)

[2H_PL] Progress of CFD in nuclear thermal hydraulics

Chair:Yoshihisa Nishi(CRIEPI)

[2H_PL01]

Application of CFD into Risk Assessment

Quantification of Uncertainty

*Takashi Takata¹ (1. UTokyo)

[2H_PL02]

Progress of CFD in Research Institute

Current Status and Future Development of Mechanistic simulation

*Susumu Yamashita¹ (1. JAEA)

[2H_PL03]

Progress of CFD in Industry

Application to Reactor Vessel pressure loss evaluation

*Tomoaki Ogata¹ (1. MHI)

[2H_PL04]

Deployment of Thermal Hydraulics CFD Technologies for Sodium-cooled Fast Reactor
Development

*Masaaki Tanaka¹ (1. JAEA)

熱流動 CFD 技術の進展

Progress of CFD in nuclear thermal hydraulics

CFD 技術のリスク評価への発展 ―不確かさの定量化―

Application of CFD into Risk Assessment - Quantification of Uncertainty -

*高田 孝¹¹ 東京大学

1. はじめに

リスクは「目的に対する不確かさの影響」と定義される[1]。(ISO 品質マネジメントシステム[2]でも、ほぼ同様に「不確かさの影響」とされている。) 原子力発電所の場合、リスクの定義における目的は、原子力安全(人と環境を放射線の有害な影響から護る)となる。不確かさの影響は、起こり得る事象及び結果の組合せについて述べる[2]や、リスクトリプレット(シナリオ、頻度、影響)[3]によって表されるものといえる。

原子力分野における安全性評価において、熱流動 CFD の果たす役割は重要である。リスク評価は、発生頻度(確率)評価に着目されがちであるが、様々なシナリオの分析や効果的なアクシデントマネジメント(AM)の実施も含め、多岐にわたるリスク情報が重要となる。近年開発が進んでいる、プラントシステムの時刻歴変化も考慮した動的リスク評価は、これらリスク情報の活用において重要な役割を担っている。

2. 確率論的リスク評価(PRA)と熱流動 CFD

確率論的リスク評価(Probabilistic Risk Assessment, PRA)は、原子力発電所における効果的なリスク評価手法の一つである。原子力発電所における PRA では、炉心損傷に至るまで(レベル 1)、格納容器機能喪失に至るまで(レベル 2) および放射性物質の敷地外放出に伴う環境影響評価(レベル 3) に大別される。図 1 にレベル 1PRA の評価の流れを示す[4]。

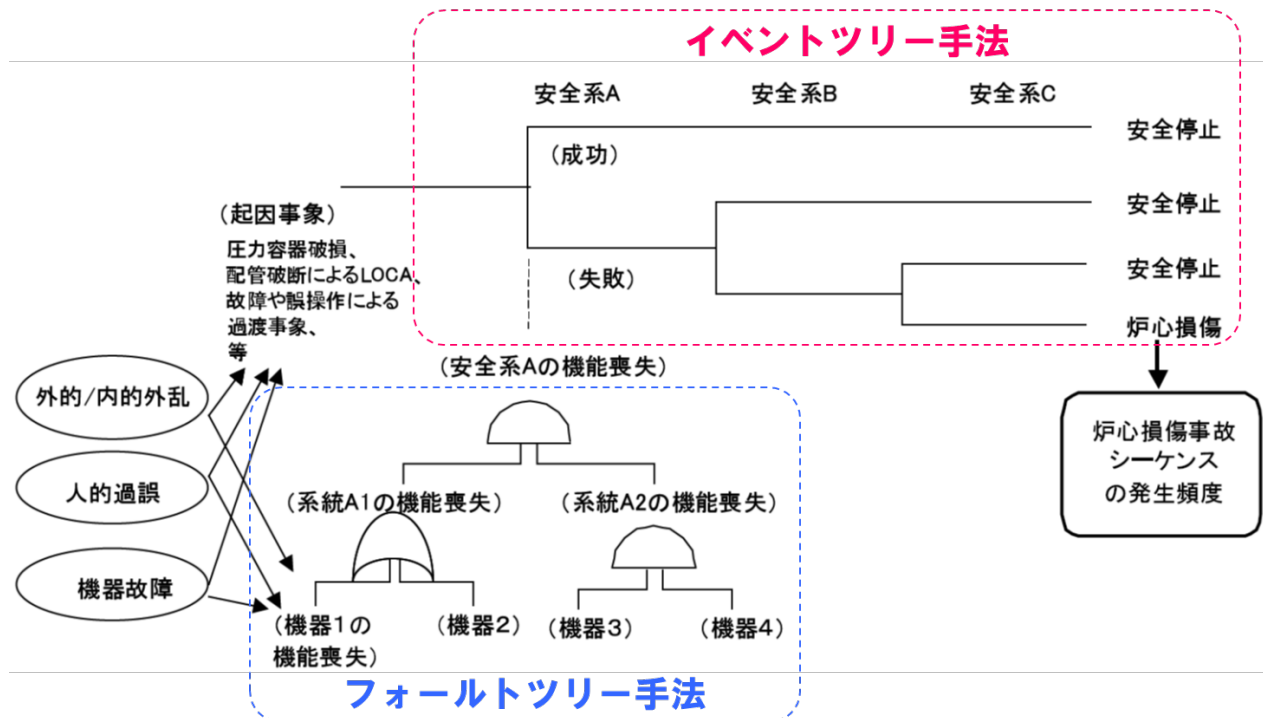


図 1 PRA 評価のフロー (内的事象レベル 1) [4]

*Takashi Takata¹¹The University of Tokyo

レベル 1PRA の場合、炉心損傷に至るまでのシナリオは、イベントツリーの各分岐（ヘディング）で示され、分岐確率はフォールトツリー手法により評価される。PRA においても、熱流動 CFD（主に動特性解析やシビアアクシデント評価ツール）は重要な役割を担っており、例えば成功基準（イベントツリーの終状態として、安全停止や炉心損傷を判断する基準）を評価するための解析や、代表的なシナリオにおける放射性物質の放出量やその種類の評価（ソースターム評価と呼ばれる。レベル 2PRA で評価）に用いられている。

PRA では、シナリオをイベントツリーの形で扱い、その順序を工学的判断で決定する。このため、ヘディングの発生時刻やその生起順序の観点で不足している。これを補う目的で動的なリスク評価手法の開発が進められている。

3. 動的リスク評価と熱流動 CFD

動的リスク評価では、様々なシナリオでのプラント状態を熱流動 CFD により評価することで、終状態の分類やその発生確率、リスク重要度指標等を評価する。具体的な評価ツールとしては、ADAPT[5], RAPID[6], CMMC 法[7], [8]等が挙げられる。一例として図 2 に CMMC 法の概要を示す[7]。

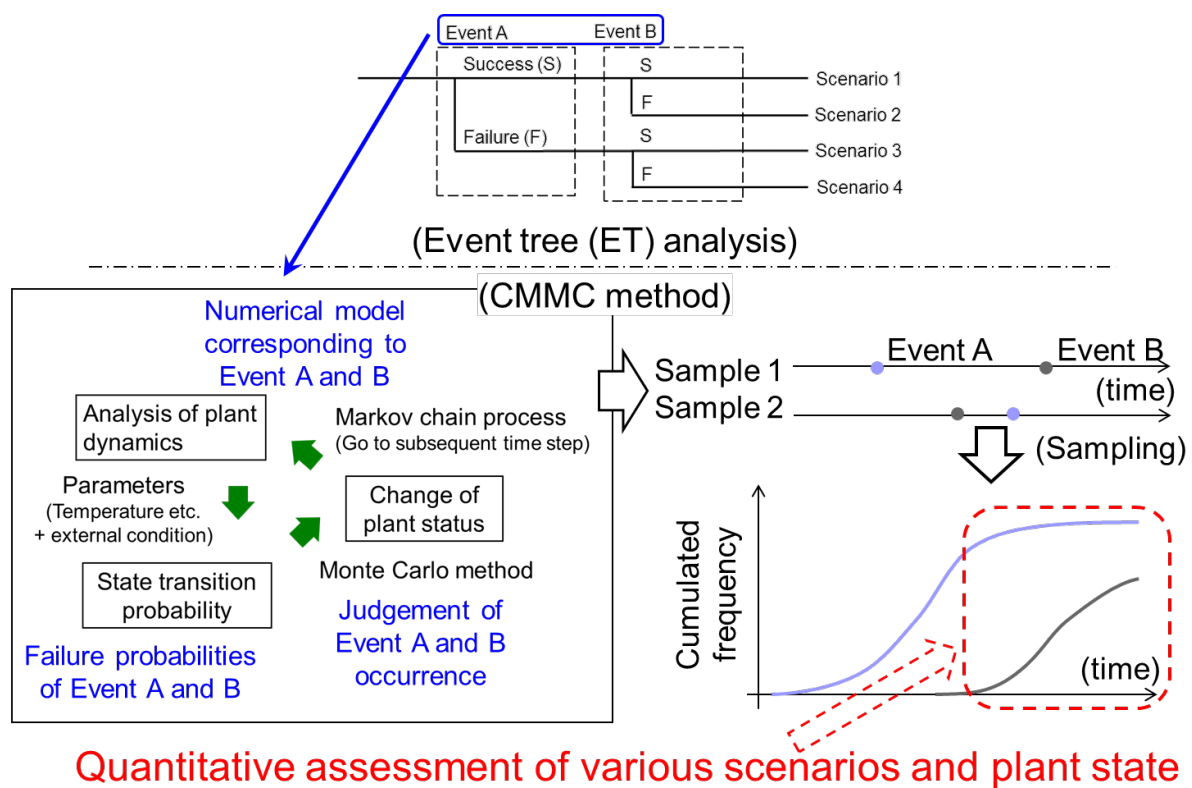


図 2 CMMC 法の概要[7]

熱流動 CFD では、イベントツリーにおけるヘディングをモデル化し、その時刻におけるプラント状態を考慮したヘディングの生起確率をもとにモンテカルロサンプリングを行う（図 2 左下）。この結果、ヘディングの発生時刻やその生起順序の不確かさも含めたリスク評価が可能となる（図 2 右下）。

動的リスク評価の例として、CMMC 法を用いたナトリウム冷却高速炉における積雪時のリスク評価結果を図 3 に示す。ナトリウム冷却高速炉では、空気冷却器を介した自然循環により崩壊熱の除去が可能であるが、積雪に伴う空気冷却器入口の閉塞が崩壊熱除去を阻害する可能性がある。これに対する AM の一つとして、定期的な除雪を検討した。解析では、異常な降雪に伴い、全交流電源喪失（Station Blackout, SBO）が発生し、炉心緊急停止が成功した後、自然循環による崩壊熱除去が機能している状態を初期としている。事象進展として、積雪に伴う空気冷却器（3 台）の機能喪失、除雪による機能回復（除雪成功確率は、アクセスルート確保も含め 0.5/demand とした）を SBO 発生後 24 時間まで 1000 サンプル評価した。

解析結果の例（炉心出口温度履歴（50 サンプル）および炉心出口最高温度の累積度数）を図 3 に示す。

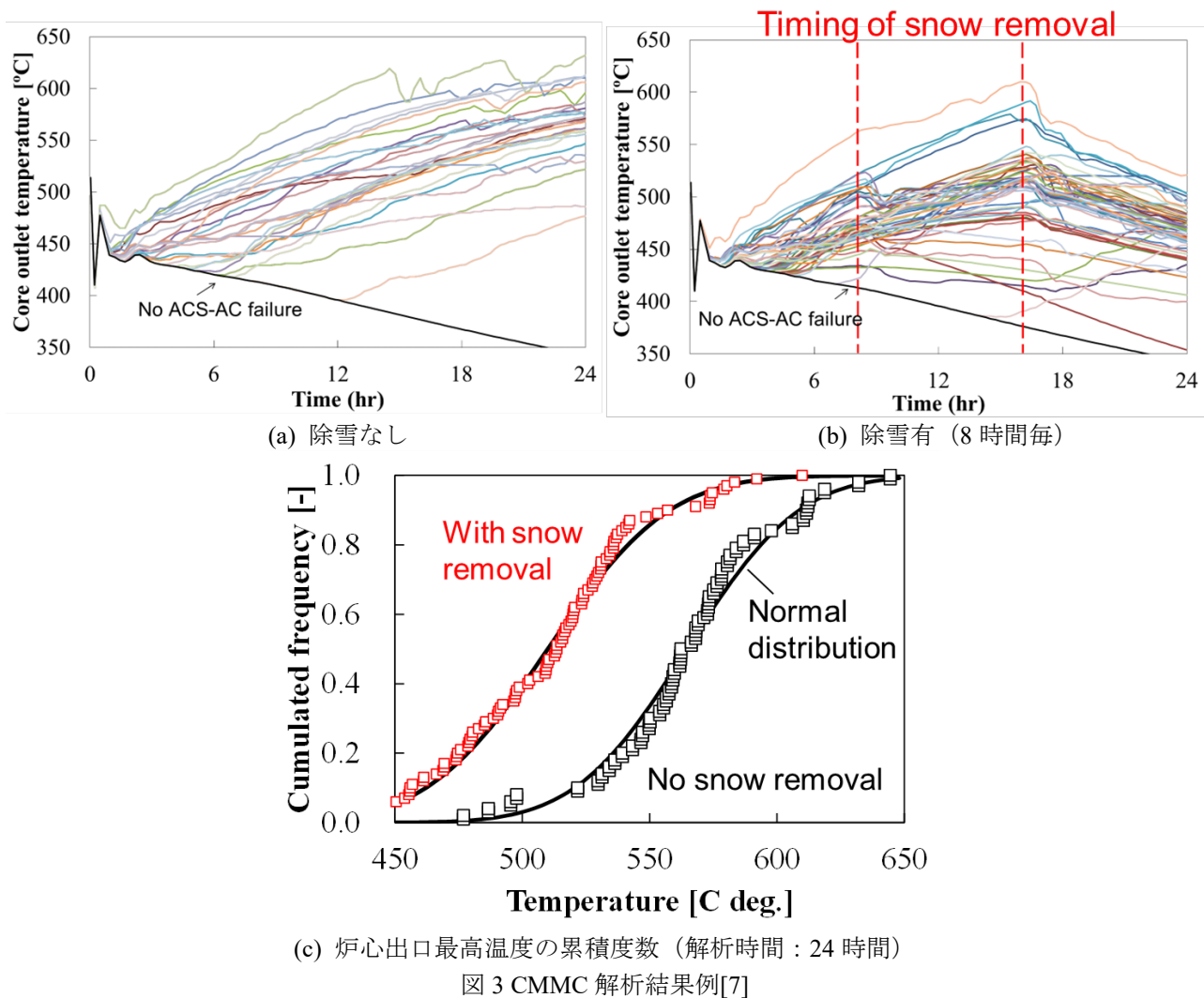


図 3(a), (b)中の黒実践は空気冷却器が完全に機能した状態である。除雪が無い場合（図 3(a)）では空気冷却器機能喪失に伴う炉心出口温度の上昇が見られている。一方、除雪（8 時間毎に実施）を考慮した場合（図 3(b)）、除雪に伴う空気冷却器の機能回復により炉心出口温度が低下している。また、それぞれの最高温度のサンプリングにより、炉心損傷（例えば炉心出口温度 650 度以上で損傷を仮定）の確率評価が可能となる。

動的风险評価の利点の一つとして、図 3(b)に示す通り、AM の実施時刻も含めた効果の定量化が容易であり、効果的な AM の実施に資することが可能となる。また、熱流動 CFD では BEPU（Best Estimate Plus Uncertainty）を含めた統計的安全評価が行われている[9]。統計的安全評価は広義にはリスク評価の一種であり、従来は確率論的リスク評価とは分けて実施されていたが、動的风险評価では、融合的に実施可能となる。

一方で、ヘディングの増加やサンプル数の増加に伴う計算負荷や、動的风险評価におけるリスク重要度に関する研究が挙げられる。前者については重みを用いたサンプル低減[10]や、サロゲートモデルを用いた効率化[11]が、後者についてはリスクトリプレットを考慮したリスク重要度指標の検討[12]が進んでいる。

4. おわりに

熱流動 CFD 技術やリスク評価は、原子力発電所における安全性の評価に重要な役割を担っている。熱流動 CFD とリスク評価との融合は、リスク（目的に対する不確かさの影響）を数値的に定量化することが可能であり、今後より一層発展させることで、合理的で効果的な安全性向上に寄与することができる。

参考文献

- [1] 日本工業規格, Q31000:2019 (ISO 31000: 2018), 2019.
- [2] 日本工業規格, Q9000: 2015 (ISO9000: 2015), 2015.
- [3] <https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/risk.html>
- [4] 村松健, 日本原子力学会誌, p. 409-417, Vol. 48, No. 6, 2006.
- [5] <https://www.sandia.gov/adapt/>
- [6] 鄭嘯宇他, 日本原子力学会 2020 年秋の大会, 1L02, 2020.
- [7] T. Takata, et al., Journal of Nuclear Science and Technology, 1749-1757, 53, 11, 2016.
- [8] Chun-Yen Li, et al., J. of Nuclear Science and Technology, 935-957, 61, 7, 2024.
- [9] 日本原子力学会標準委員会, AESJ-SC-S001: 2021, 2021/
- [10] T. Takata, et al., Proc. of PSAM13, A-038, 2016.
- [11] Z. Xiaoyu, et al., Reliability Engineering & System Safety, 223, p.108503_1 - 108503_12, 2022.
- [12] 成川隆文他, 原子力学会 2023 年秋の大会, 1N14, 2023.

熱流動部会セッション[計算科学技術部会共催]

熱流動 CFD 技術の進展

Progress of CFD in nuclear thermal hydraulics

(2) 研究機関における CFD 技術の進展 -機構論的解析の現状と今後の展開-

(2) Progress of CFD in Research Institute - Current Status and Future Development of Mechanistic Simulation -

*山下 晋¹¹JAEA

1 はじめに

原子力熱流動分野においては、過酷事故 (SA) 時に対する SA 解析コード[1, 2, 3]や炉心設計におけるサブチャンネル解析コード[4]などによる数値シミュレーションが活用されている。これら解析コードでは、解析時間の制約により、多相流挙動などに対して、実験相関式など経験的なモデル、空間的に平均化・簡略模倣化した方程式を用いて高速に解析する手法が用いられる。これらの解析手法を新型炉開発などに適用するには、経験的なモデルの適用性確認などのために、新たな実験結果による評価が求められることから、費用・時間の面で多大なコストがかかる。そこで、Computational Fluid Dynamics (CFD) に基づき経験的なモデルや平均化した方程式を用いない機構論¹的解析により参照解²を求めることで、これを試験の代替として実験相関式などを評価することが期待されている。

JAEA では上記の期待に応えるため、機構論に基づく多相多成分詳細熱流動解析コード JUPITER [5]を開発している。本報では、JUPITER を SA 時の BWR 燃料集合体溶融物移行挙動解析と定常時の BWR 燃料集合体内部の気液二相流解析へ適用した事例を紹介する。事例を通じて抽出した CFD 解析を参照解コードとして利用するための課題を述べるとともに、今後の展開について紹介する。

2. JUPITER の概要

JUPITER では、多相多成分の非圧縮性粘性流体を対象に、支配方程式である連続の式、Navier-Stokes 方程式、エネルギー方程式および界面捕獲方程式を直交直線格子で離散化することにより Euler 的に流れ場を解析する。よって、経験式を用いることなく支配方程式に忠実に流れ場を解析することができる。多相多成分流問題では、変形する自由界面の表現手法として、Euler 的解析手法において広く利用されている Volume Of Fluid (VOF)法 [6] を用いる。

高効率な計算が可能な各種数値解法を用いることで、燃料集合体複数体における溶融挙動と気液二相流挙動の機構論的な解析で求められる数十万並列規模の大規模計算にも対応できる。

3. SA 時の BWR 燃料集合体溶融物移行挙動解析

福島第一原子力発電所事故では、燃料集合体中の局所的な流路閉塞により生じる水蒸気枯渇が影響した事象進展など、これまでの SA 解析コードでは対応が難しい事象が出現したことが指摘されている。このような状況での事象進展を評価するため、JUPITER により局所的かつ三次元的に生じる燃料集合体中の溶融事象を再現することを目指している。JUPITER を用いた燃料集合体中の溶融移行挙動予備解析として、燃料集合体の一部の燃料支持金具近傍 (図中黄色点線内部) に着目した解析体系を図 1 左に示す。領域長は、水平方向 (x, y) に 0.2 m、高さ方向 (z) に 0.832 m とし、格子点数は 100 × 100 × 832 とした。速度境界条件は、x+, x-, y+, y-境界を滑りなし境界、z+面を滑り境界、z-面を流出境界とした。温度境界条件は、x+, x-, y+,

¹ 経験的なモデルなどに依存せず、物理現象を支配する方程式を忠実に解く手法により事象を評価する考え方

² 実物を模擬した詳細な数値解析によって得られる信頼性の高い予測結果

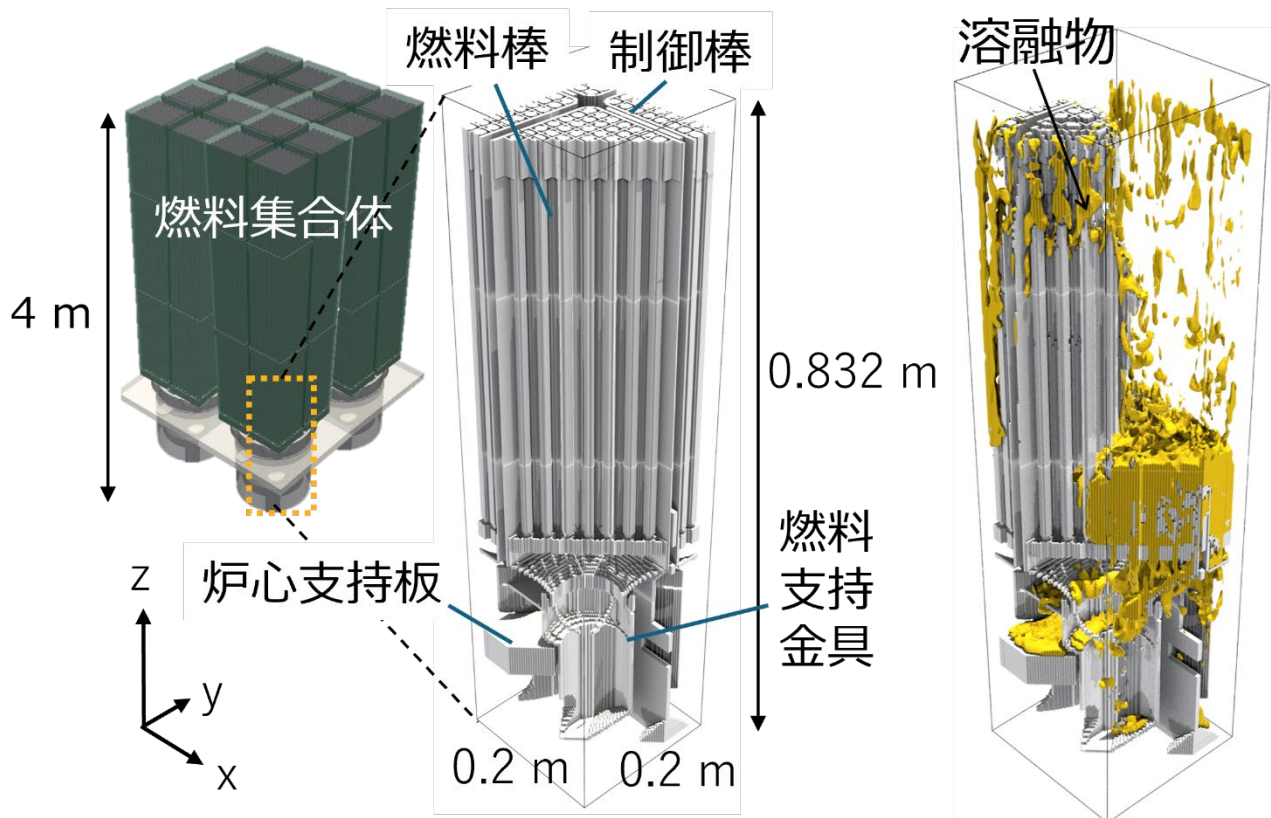


図1 模擬燃料集合体中の溶融物移行挙動解析結果。解析体系（左）、溶融物分布（右）

y -境界を断熱境界、 z -面および x -面をそれぞれ 1600 K および 650 K とした。崩壊熱は 10^6 W/m^3 とし、異なる固体界面間（例えば制御棒材であるステンレス鋼と中性子吸収材との間）で生じる共晶反応および水蒸気酸化反応を考慮した。

図1右の黄色部分は溶融物分布を示し、炉心支持板上や燃料支持金具内部へ移行する挙動が確認できる。また、制御棒が位置した領域はほぼ全て溶融していることが分かる。これは、制御棒の材料であるステンレス鋼と中性子吸収材の共晶反応により融点が低下し、制御棒から先行して溶融したためである。本解析結果より、共晶反応、水蒸気酸化反応を考慮し、三次元の複雑な構造物中の溶融移行挙動を安定して解析できることを確認した。

4. 定常時の BWR 燃料集合体内部の気液二相流解析

燃料集合体内部の気液二相流の評価で用いられる、二相流モデル、実験相関式評価を目的として、JUPITER の燃料集合体内部の気液二相流への適用を進めている。JUPITER の燃料集合体中における気液二相流解析の実現性を調べるために、4×4 模擬燃料集合体中の気泡流解析を実施した [7]。図2左に示すよう

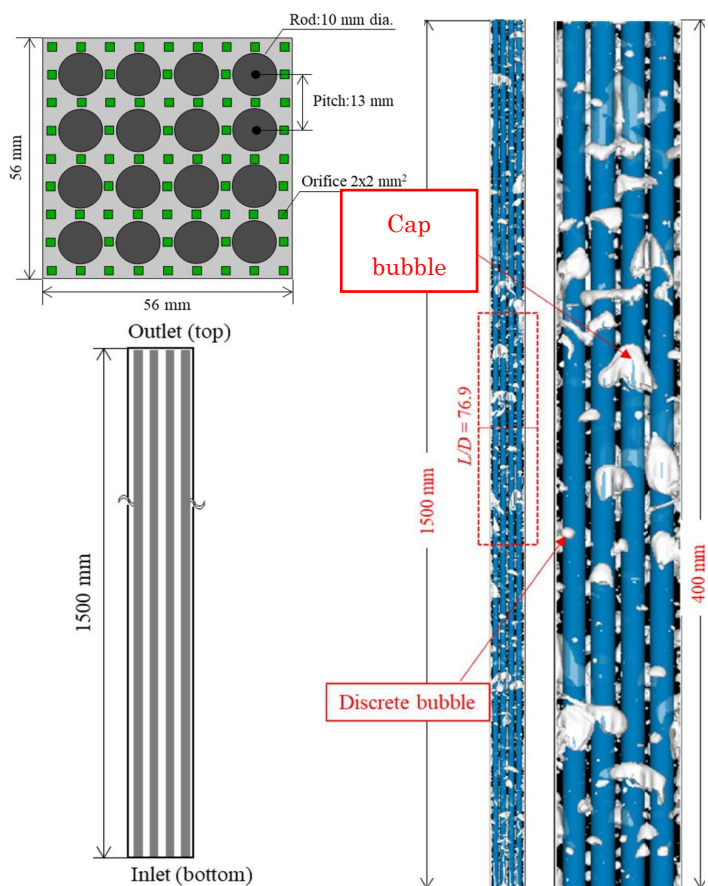


図2 模擬燃料集合体中の気泡流解析結果 [7]。計算体系（左）、気泡分布（右）

に、計算領域の長さは、水平方向にそれぞれ 56 mm、高さ方向に 1500 mm とし、格子幅は 1 mm とした。計算体系下部の緑色の流入口から空気を流入させ、その周囲から水を流入させた。上部境界は流出境界、水平方向速度境界条件は滑りなし条件とした。なお、本解析では気泡流挙動のみに着目し、断熱体系として相変化は考慮していない。

既往の実験結果 [8] と同じ見かけ流速（空気 0.034 m/s、水 0.1 m/s）で流入させた時の解析結果を図 2 右に示す。図より、実験結果と同様に分散気泡およびキャップ状の気泡を確認した。実験では、気泡径は解析結果よりも小さい。また、実験における気泡流の方が、解析結果よりも気泡の分散傾向が強いことが分かった。これらの原因として、主に以下の原因が考えられる。

1. 気相の流入境界条件の再現度：実験体系の領域を計算体系と同一の領域で比較する場合、実際の気相流入箇所は不規則であり、その個数および流量は時間的に変動する。一方、解析では規則的に配置された流入口の全てから気相を一定流量で流入させているため、形成される気泡の大きさなどに影響した。
2. Volume Of Fluid (VOF) 法による界面挙動評価の特性：VOF 法では同一の計算セル内に複数の界面の存在を許容できないなどの問題により、実際と比較して気泡の接合が過大となる可能性があり、実際は接合せず分散した気泡流となる条件においても、解析では気泡が接合して比較的大きな Cap bubble が形成された。

5. 課題と今後の展開

機構論的解析結果を参照解として利用するためには、解析手法・結果の妥当性を確認する必要がある。SA 時の事象については、個別事象に対する妥当性確認に加え、種々の事象が複合された条件での妥当性確認が重要である。これに対して JAEA では、Sandia National Laboratories で実施された Ex-Reactor2-1 (XR2-1) 試験 [9] および JAEA で実施された Large-scale Equipment for Investigation of Severe Accidents in Nuclear reactors (LEISAN) 試験装置による制御棒溶解挙動試験 [10] を対象とした妥当性確認解析を実施している。

過酷事故時には熔融物の移行挙動に加え、熔融物の移行経路および蓄積挙動に影響を与える構造物の変形も重要な事象である。これに対しては、現在 JAEA において、構造解析が可能な有限要素法と JUPITER を連成させた解析プラットフォームの開発を進めている。

気液二相流解析に対する妥当性確認については、CFD 解析で得られる高解像度かつ瞬時・局所の界面形状および速度場に関わる詳細 3 次元データが極めて少ないといった課題がある。CFD 解析結果との比較対象として有効な妥当性確認のための試験データ取得、取得のための計測・データ処理技術の開発が必要であるとともに、界面形状データなどの比較方法、計算結果を「妥当」と判断する基準も含めて、計算結果妥当性を確認するための方法論の提示が対応すべき課題である。

気液二相流解析手法においては、界面の接合、分離が過大に評価される可能性があることや、界面捕獲計算手法として、数値拡散を抑制する機能が十分ではないことが課題としてあげられる。界面の接合などに関する課題については、気泡 1 つ 1 つを個別に定義することこのような課題に対応できる、Multi-phase 法を適用した気液二相流解析[11]が試みられている。また、数値拡散の抑制に関しては、計算効率を維持しつつ数値拡散を抑制できる新たな手法の開発を進めており、これらの手法の適用性を確認していく予定である。

6. まとめ

研究機関における CFD 解析の現状として、JAEA が開発している JUPITER を SA 事象および燃料集合体気液二相流解析に適用した事例を紹介した。CFD 解析を原子炉熱流動現象に適用する際、解析手法・結果の妥当性を確認する必要がある、ここで示した解析手法そのものに対する課題だけでなく、妥当性確認としての条件を満たす実験データ取得に関する課題も解決する必要がある。これらについては、数値解析技術に加え、実験、計測技術の発展も不可欠であり、研究機関だけでなく関係各位と協力した取り組みが重要である。

参考文献

- [1] Modular accident analysis program (Palo Alto, CA: Electric Power Research Institute (EPRI)). 2012.MELCOR,

<https://www.sandia.gov/MELCOR/>

- [2] MELCOR, <https://www.sandia.gov/MELCOR/>
- [3] Ujita, H., Satoh, N., et al., "Development of severe accident analysis code SAMPSON in IMPACT project," J., Nucl. Sci. Technol. 36, 1076–1088 (1999)
- [4] H. Chitose, A. Hotta, et al., "Improvement of Predictive Accuracy on Subchannel Analysis Code (NASCA) for Tight-Lattice Rod Bundle Tests: Optimization of UEDA's Entrainment Model Parameter and Cross Flow Model Parameters," Proc. ICONE14, July 14-20, Miami, FL, USA, ICONE14-89407 pp.423-428 (2006).
- [5] S. Yamashita, T. Ina, et al., "A numerical simulation method for molten material behavior in nuclear reactors," Nucl. Eng. Des., 322, 301-312 (2017).
- [6] C.W. Hirt, B.D. Nichols, "Volume of fluid (VOF) method for the dynamics of free boundaries," J. Comput. Phys., 29, 201-225 (1981).
- [7] A. Ono, S. Yamashita, et al., "Numerical simulation of two-phase flow in 4x4 simulated bundle," Mech. Eng. J., 7, 19-00583 (2020).
- [8] Q.Y. Ren, L.M. Zhou, et al., "Measurement of subchannel void fraction in 5x5 rod bundles using an impedance void meter," Meas. Sci. Technol. 29, 104004 (2018).
- [9] R.O. Gauntt, L.L. Humphries, et al. "Final Result of the XR2-1 BWR Metallic Melt Relocation Experiment," NUREG/CR-6527 SAND97-1039 (1997).
- [10] A. Pshenichnikov, et al., "Features of a Control Blade Degradation Observed In Situ during Severe Accidents in Boiling Water Reactors," J. Nucl. Sci. Technol., 56, 440-453 (2019).
- [11] K. Sugihara, et al., "A study of phase-field parameters in gas-liquid two-phase flow problems," Proc. of 15th WCCM-APCOM Yokohama, Japan (2020).

*Susumu Yamashita¹

¹JAEA

熱流動部会セッション[計算科学技術部会共催]

熱流動 CFD 技術の進展
Thermal Hydraulics Division

(3) 企業における CFD 技術の進展 ―原子炉容器の圧力損失評価への適用―

(3) Progress of CFD in Industry - Application to Reactor Vessel Pressure Loss Evaluation -

*緒方 智明¹, 岡野 匡哲², 坂本 裕之³, 竹内 淳一¹¹三菱重工, ²NDC, ³NSE

1. はじめに

近年、コンピュータ性能の向上に伴い CFD 技術が進展しており、原子炉容器等を対象とした大規模な解析が可能となっている。これまで、原子炉容器及び炉心の熱流動設計は流動試験を中心に発展してきたが、今後は流動試験に替わり CFD 技術を活用することが期待される。

本稿では、原子炉容器内で発生する圧力損失の評価に CFD 技術を適用した例を紹介する。PWR における原子炉容器の圧力損失は 1 次系流量を決める重要なパラメータであり、従来は流動試験を基に決定していた。この圧力損失の評価を CFD 技術に代替することで費用及び期間を低減することが可能となる。

2. 原子炉容器入口ノズルの圧力損失評価手法の検討

原子炉容器の圧力損失に占める割合が比較的大きい入口ノズルの圧力損失（低温側配管からダウンカマへ流入する際に生じる圧力損失）に対する評価手法を検討した例を示す。

2.1 評価手法の検討手順

評価手法の検討手順を図 1 に示す。はじめに、原子炉容器の圧力損失を評価する上で重要となる現象を抽出し、試験計画および解析モデル作成計画を立案した。

次に、流動試験を実施し、CFD モデルの妥当性を確認するためのデータを取得した。ここで、原子炉容器全体を模擬した大規模な試験では可視計測等が難しく、費用がかかることから、原子炉容器を部分的に模擬した要素試験を実施した。

並行して、要素試験の供試体を対象とした CFD 解析モデルを作成し、試験結果との比較により精度を確認した。CFD の精度が十分でない場合、解析格子を再分割することで精度の向上を図った。

最後に、設計案の選定では多数回の解析を実施する必要があることから、上記で精度向上を図った解析結果を参照解とし、解析負荷の低減を図った。

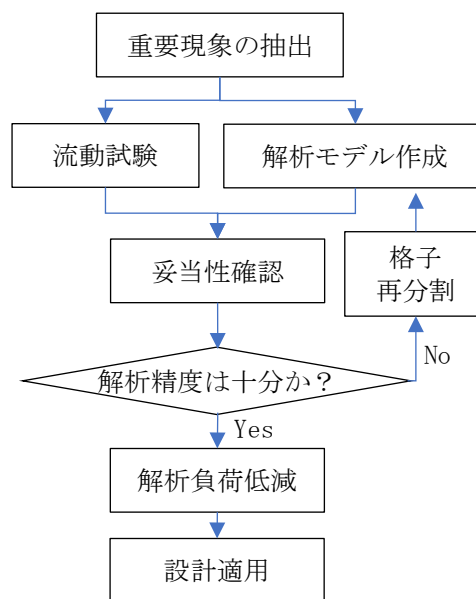


図 1 評価手法の検討手順

2.2 流動試験

CFD モデルの妥当性を確認するため原子炉容器の低温側配管からダウンカマを要素的に模擬した流動試験を実施した。原子炉容器の入口ノズルの流れ及び試験装置の概念図を図 2 に示す。ここで、Particle Image Velocimetry (PIV) 計測を容易にすることを目的とし、原子炉容器のダウンカマを二重円管から平行平板のチャンネル流路に単純化した。また、慣性力が支配的な流れであることから実機と上下を反転した体系とした。

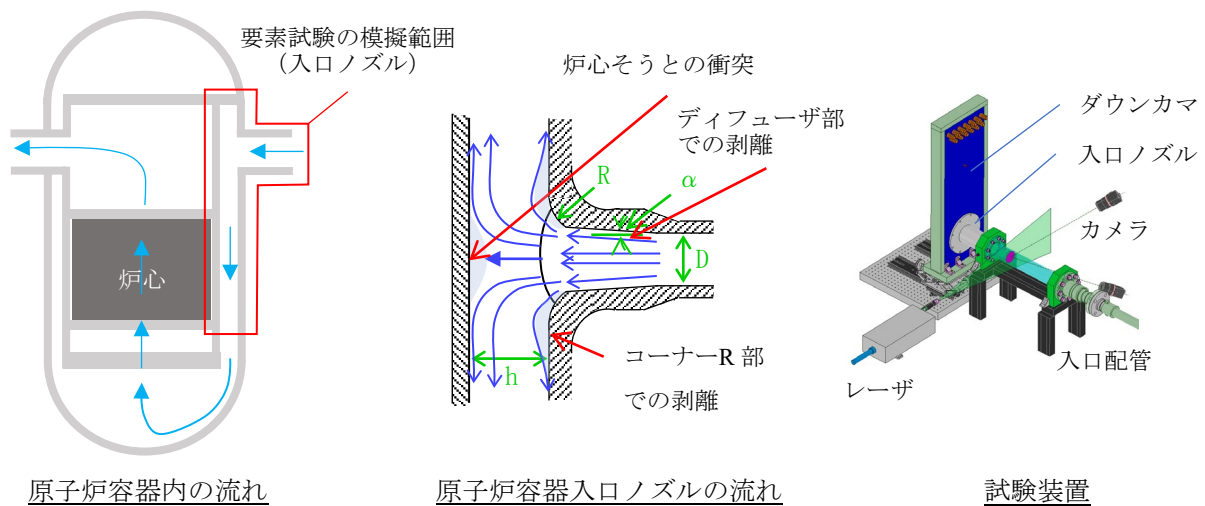


図 2 原子炉容器の入口ノズルの流れ及び供試体の概念図

入口ノズルの圧力損失を評価するうえで重要となる現象としてディフューザ部での剥離、コーナーR部での剥離及び炉心そうとの衝突が抽出されており、これらの現象に対して大きな影響を与える構造因子としてディフューザ形状 (α)、コーナーR 形状 (R) 及びダウンカマ幅 (h) が抽出された。したがって、これらの構造因子をパラメータとし、圧力損失及び流速分布を計測した。図 3 に PIV 計測の様子及びダウンカマの垂直断面に対する PIV 計測結果の例を示す。

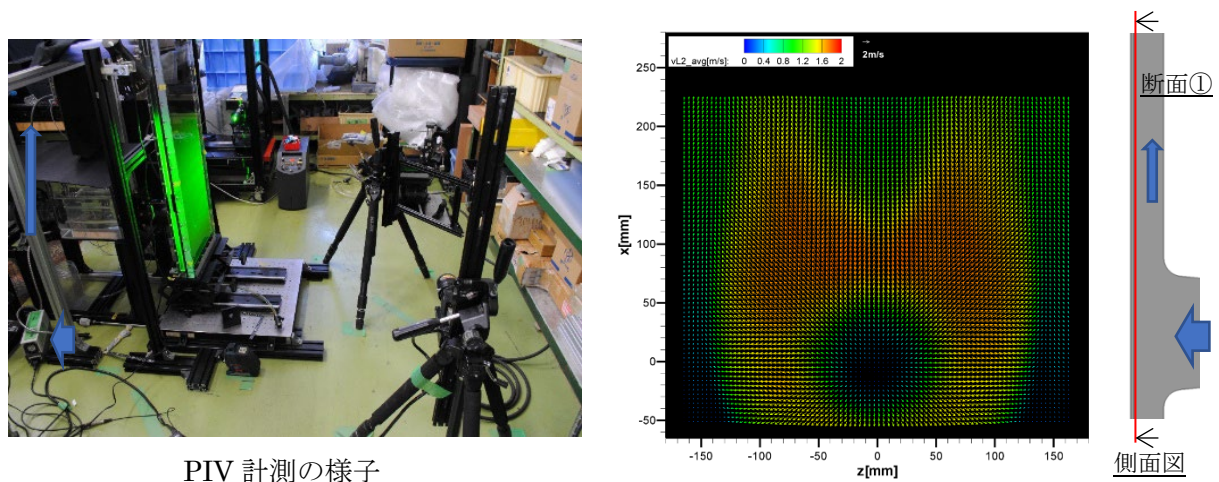


図 3 PIV 計測の様子及び計測結果

2.3 解析モデルの精緻化

要素試験の供試体を対象とした解析モデルを作成し、Large Eddy Simulation (LES) 及び Detached Eddy Simulation (DES) モデルによる解析を実施した。図 4 に CFD 解析格子の概要図を示す。円管上流を入口境界とし、PIV 計測により取得した円管断面の流速分布を与えた。また、チャンネル部下流（ダウンカマ）を圧力一定の出口境界とした。

解析格子の作成においては、壁面から第 1 層目の格子の y^+ を 1 程度とし、伸長比が 1.2 となるよう粘性底层～遷移境界層にレイヤーメッシュを配置した。レイヤーメッシュ以外の領域を一律に詳細化すると計算負荷が高くなることから、コロモゴロフスケール等の乱流量を基に格子を再分割し、必要な領域に格子を集中させることで格子数の低減を図った。図 5 に DES による解析結果の例を示す。

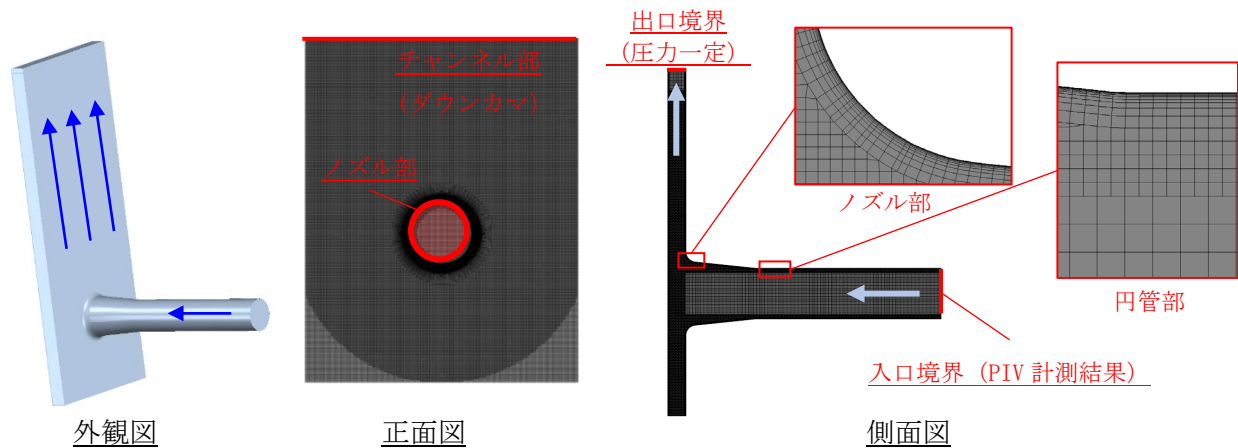


図 4 CFD 解析格子の概要図

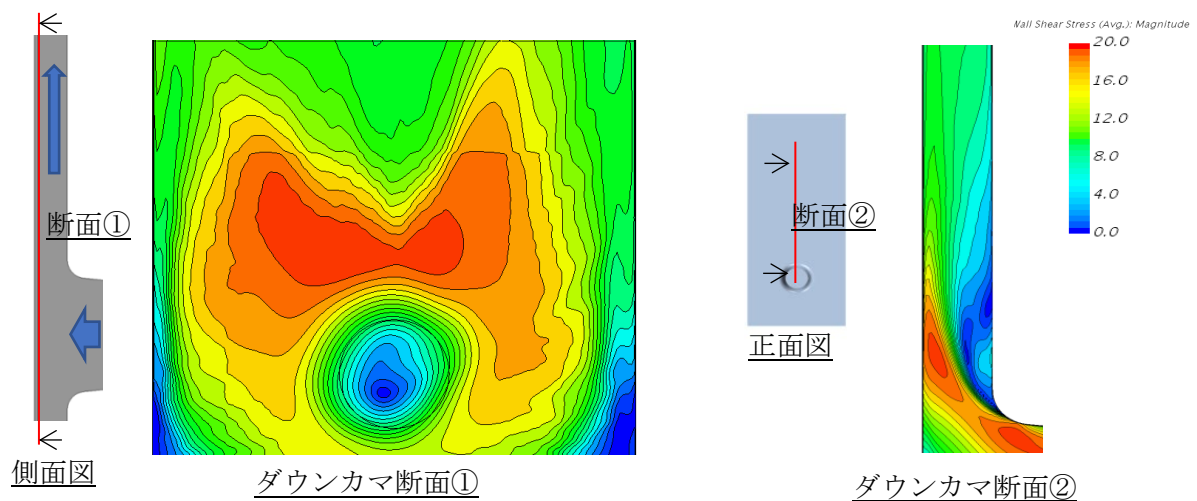


図 5 CFD 解析結果 (DES モデル)

主流方向の流速分布及び乱流エネルギーについて要素試験と CFD の比較を図 6 に示す。流速分布は、解析と要素試験で良い一致を示していることが分かる。また、乱流エネルギーは、LES では断面 X2 においてやや過大評価しているが、概ね良い一致を示している。一方、DES による乱流エネルギーは断面 X1 において過小評価しているが、下流においては良い一致を示している。この要因として、DES では剥離による乱れの発生が遅れ、断面 X1 よりやや下流から乱れが生じたことが考えられる。

表 1 に CFD による入口ノズル部の圧力損失の評価精度を示す。ここでは、後段で実施した計算負荷低減後の Reynolds Averaged Navier Stokes (RANS) による結果も併せて示す。DES による圧力損失の評価結果は流動試験と良い一致を示しているが、LES は最大で 30%の過小評価となっている。この要因として、LES では壁面近傍の格子分割が不十分であることから、壁面のせん断応力を過小評価したことが考えられる。一方、DES を使用した場合、壁面近傍に RANS モデルが適用されることから、現状の格子分割でもせん断応力を妥当な大きさに評価できている。これらの解析結果から、後段の解析負荷低減においては DES による解析結果を参照解として用いることとした。

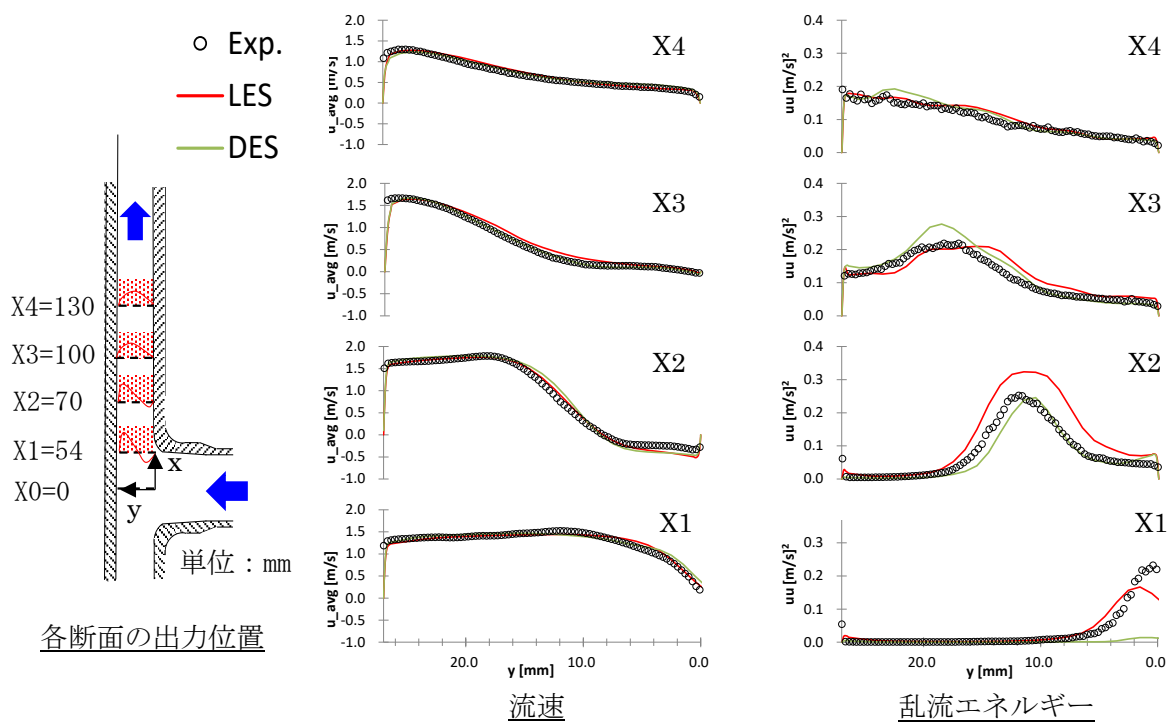


図 6 CFD と要素試験の比較

表 1 入口ノズルの圧力損失に対する CFD の評価精度

	パラメータ		CFD の評価精度 (%)			
	R/D	h/D	LES	DES	RANS	
					デフォルト	(調整後)
基本条件	0.2	0.36	-20%	-0.2%	0.7%	—
R 小	0	0.36	-5.4%	0.0%	5.6%	—
R 大	0.4	0.36	-30%	3.6%	-10%	-5.1%
h 小	0.2	0.27	-24%	-3.0%	2.7%	—
h 大	0.2	0.45	-18%	-1.4%	-8.8%	-4.2%

※ D は供試体の配管内径

2.4 解析負荷の低減

DES 等の非定常解析は精度が良い一方で計算負荷が高く、設計案の選定のように多数回の解析を実施するには不向きである。したがって、DES による解析結果を参照解とし、計算負荷が低い RANS を用いた解析モデルを構築した。ここで、原子炉容器の入口ノズルでは流れが炉心そうと衝突し、乱れの非等方性が強いことから、非等方性を簡易的に考慮できる RANS モデルを適用した。

RANS モデルによる解析結果と試験結果との比較は表 1 に示す通りであり、実機と同等の形状である基本条件、コーナー R 及びダウンカム幅 h が小さい場合は 5% 程度で評価できていること分かる。しかしながら、R 及び h が大きい場合は最大で 10% の過小評価となっている。

この要因として、RANS モデルの一般的な特徴である剥離流における渦粘性の過剰生成が考えられる。つまり、低温側配管からダウンカムに流れ込む際に剥離が生じ、この剥離により渦粘性が過剰に生成されることで流線が滑らかになり、圧力損失が過小評価されたと考えられる。このため、乱流パラメータを調整し、渦粘性の生成を抑えることにより、R 及び h が大きいケースに対して -5% 程度の精度で圧力損失を評価できるようになった。

3. 実機体系への適用による妥当性確認

原子炉容器の入口ノズルと同様に下部プレナムに対しても解析モデルの構築を図り、非等方性を簡易的に考慮できる RANS モデルにより $\pm 5\%$ 程度の精度で圧力損失を評価できることが分かった。したがって、標準 PWR プラントの低温側配管から下部プレナムを模擬した供試体を対象に解析を実施し、実機体系に対する解析精度を確認した。

図 7 に原子炉容器の圧力損失に関する試験結果と解析結果の比較を示す。CFD により原子炉容器の圧力損失係数を $\pm 5\%$ 程度で評価できており、要素試験を基に構築したモデルを実機体系に適用した場合であっても圧力損失係数を精度よく評価できることを示すことができた。

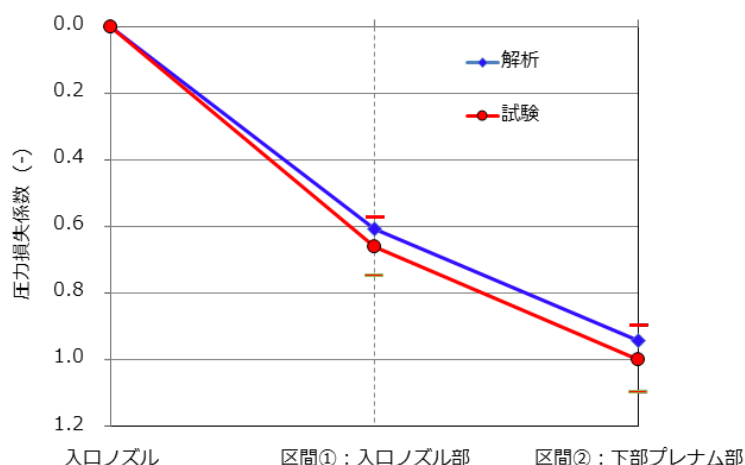


図 7 試験結果と解析結果の比較

4. まとめ

原子炉容器の圧力損失の評価に CFD 技術を活用することにより設計費用及び期間を低減することを目的とし、図 1 の手順に従い原子炉容器の圧力損失評価手法を検討した。その結果、入口ノズルから下部プレナムまでの圧力損失を $\pm 5\%$ 程度の精度で評価できる CFD モデルを構築することができた。

しかしながら、本検討を通じ、壁面近傍の取扱い、効率的な格子生成、乱流パラメータ調整及び計算負荷低減に関する課題が残された。

コンピュータの性能が向上した現時点でも LES は計算負荷が高く、特に、壁面近傍の格子不足が懸念される。したがって、壁面近傍を適切に取り扱えるモデルを開発するとともに、適合格子細分化法 (Adaptive Mesh Refinement : AMR 法) 等を用いた計算負荷の低減が必要である。また、LES 解析や可視化計測により得た 3 次元データを基に乱流パラメータを調整する場合、データ同化を活用することで客観的、かつ効率的に乱流パラメータを決定することができる。更に、計算負荷の低減においては、AI を活用したサロゲートモデルにも期待できる。

安全性が重視される原子力プラントの設計に CFD 技術を適用する場合、高い評価精度と計算負荷の低減の両立が要求される。これらの相反する要求を両立させ、CFD 技術を更に進展させるには、上記の課題解決に向け、適合格子細分化法 (Adaptive Mesh Refinement : AMR 法)、データ同化、サロゲートモデル等を組み合わせた実用的な評価ツール及びガイドライン策定が望まれる。

*Tomoaki Ogata¹, Masaaki Okano², Hiroyuki Sakamoto³ and Junichi Takeuchi¹

¹Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., ²MHI Nuclear Development Corporation, ³MHI NS Engineering Co., Ltd.

熱流動部会セッション[計算科学技術部会共催]

熱流動 CFD 技術の進展

Progress of CFD in Nuclear Thermal Hydraulics

(4) ナトリウム冷却高速炉開発における熱流動 CFD 技術の展開

(4) Deployment of Thermal Hydraulics CFD Technologies for Sodium-cooled Fast Reactor Development

* 田中 正暁¹¹ 原子力機構

1. はじめに

日本原子力研究開発機構（原子力機構）におけるナトリウム（Na）冷却高速炉（SFR）の開発では、「常陽」、「もんじゅ」、JSFR を含む実証炉及び実用炉に対し、機構外で開発された解析コードの導入と併せて、数々の熱流動解析コード（熱流動 CFD 技術）の開発整備が行われてきた。例えば（以下、派生、関連コード含めた代表名称）、プラント動特性解析コードに関し、「常陽」の開発では「MIMIR」⁽¹⁾、「もんじゅ」の開発では「COPD」⁽²⁾ 及び「HARHO-IN」⁽³⁾ が整備され、これらを統合して「Super-COPD」に発展した⁽²⁾。また、汎用熱流動解析コード「AQUA」⁽⁴⁾、燃料集合体熱流動解析では、サブチャンネル解析コード「ASFRE（単相流）」⁽⁵⁾ 及び「SABENA（沸騰 2 相流）」⁽⁶⁾、更に有限要素法を用いた詳細熱流動解析コード「SPIRAL」⁽⁷⁾ が開発された。安全分野では、高速炉安全解析コード「SIMMER」⁽⁸⁾、蒸気発生器での Na-水反応現象に対応する「SWACS」⁽⁹⁾ や「SERAPHIM」⁽¹⁰⁾、Na 燃焼解析コード「SPHINCS」⁽¹¹⁾、格納容器安全解析コード「CONTAIN-LMR」⁽¹²⁾、等々の開発整備が進められた。また、「常陽」新規制基準対応では、Super-COPD を主軸として、局所閉塞事象に ASFRE、BDBA 評価に SAS、SIMMER、Super-COPD（デブリモジュール）、並びに商用 CFD コード「FLUENT」等が使用された⁽¹³⁾。現在、原子力機構では、民間で実施する SFR を含む革新炉システムの開発を支援するため、前述の解析コード群や解析経験を含む既往知見を技術基盤として整備し、これを最大限活用した設計検討や安全評価を実現する統合評価手法「AI（Artificial Intelligence）支援型革新炉ライフサイクル最適化手法（ARKADIA）」の開発を進めている⁽¹⁴⁾。

本報では、今後の SFR 開発における熱流動 CFD 技術の展開として、「戦略ロードマップ」（2022 年 12 月 23 日改訂）に基づいて 2024 年度から 5 年間で進められる実証炉の概念設計への ARKADIA で整備する熱流動 CFD 技術含む解析評価技術基盤の適用⁽¹⁵⁾ について概説する（ただし、本報では安全分野を除く）。

2. 実証炉開発への熱流動 CFD 技術の適用

2-1. 統合評価手法「ARKADIA」の開発

図 1 に ARKADIA のシステム構成の概念図を示す。ARKADIA は、3 つのサブシステム（最適化を含む設計検討を支援する「評価支援・応用システム（EAS）」、プラント挙動を解析する「仮想プラントライフシステム（VLS）」、SFR をはじめとする原子炉開発の知見を集約した「ナレッジマネジメントシステム（KMS）」）で構成され、「AI 支援プラットフォーム（ARKADIA-Platform）」にて統合及び制御される⁽¹⁴⁾。また、AI 技術（関連技術含む）の導入による機能高度化や知識ベースの拡充を行うとともに、安全性、経済性等に関する様々な開発目標に対して、プラント概念創出や炉システムの設計支援を行い、設計及び開発プロセスの変革を目指している。様々な機能を有する ARKADIA 開発については、2023 年度までは、設計検討に軸足を置いた「ARKADIA-Design」⁽¹⁶⁾、安全性評価に軸足を置いた「ARKADIA-Safety」⁽¹⁷⁾、知識ベースの構築に軸足を置いた「ARKADIA-KMS」⁽¹⁸⁾ を個別に整備し、2024 年度以降、ARKADIA-Platform の下にこれらを統合し、個別機能の強化及び拡充と併せて、一つの ARKADIA を整備していく計画である。

図 2 に、本報で対象とする ARKADIA-Design の構成イメージを示す。ARKADIA-Design では、「統合インターフェース（PSSP）」⁽¹⁹⁾ で EAS、VLS、KMS を結合（連成、連携）する。PSSP は、汎用性の高い Python 言語で作成されたスクリプトで、複数の解析コード等を結合することが可能であり、上位の ARKADIA-Platform に接続する。



図1 ARKADIAの構成イメージ

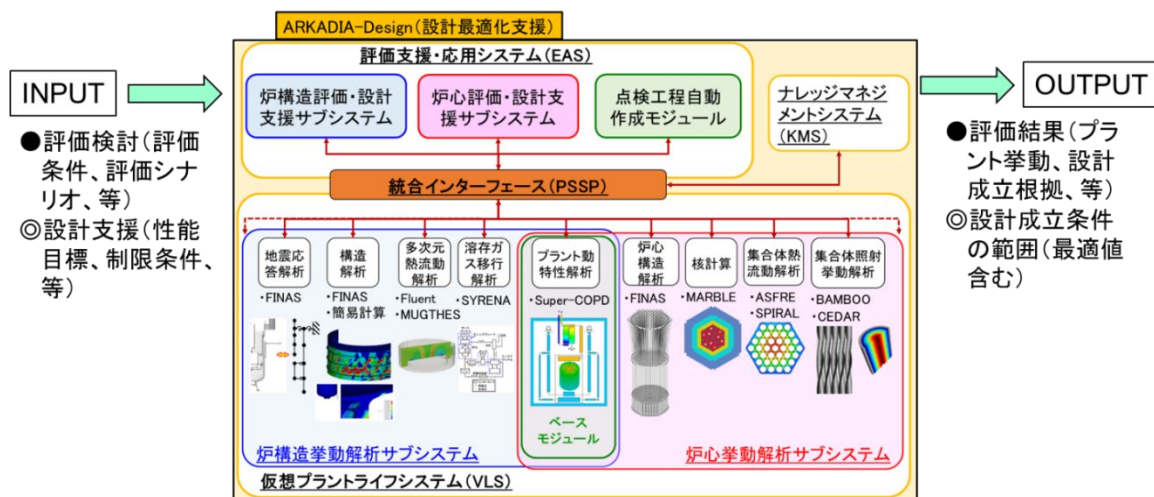


図2 ARKADIA-Designの構成イメージ

2-2. マルチレベルシミュレーション技術

ARKADIA-DesignのVLSでは、ユーザの目的に応じて詳細度の異なる解析モデルを組み合わせるマルチレベル（ML）シミュレーション技術⁽¹⁹⁾を基本とする。MLシミュレーションは、図2の下層にあるVLSに格納する解析コード群の中から、特定の解析コードを単独で、あるいは複数分野（マルチフィジックス）や複数スケール（マルチスケール）の解析コードをPSSPで結合及び制御して解析することになる。MLシミュレーションでは、連成解析であっても使用する個々の解析コードは独立しており、それ単独で、解析モデルの改良やメンテナンス、バージョン管理を行えばよく、解析コードの管理が比較的容易となる。複数の解析コードを連成する場合、物理現象の再現性、収束性及び保存性の観点で、個々の解析コードに対する検証と妥当性確認（V&V: Verification and Validation）の実施はもちろんのこと、連成解析時の物理現象等の受け渡しに問題がないこと（連携機能のVerification）、連成解析結果の妥当性（Validation）について確認しておく必要がある。現在、このV&V実施手順の具体化とマニュアル化を検討している。

2-3. 実証炉開発へのMLシミュレーション技術の適用

安全性強化、開発コスト低減、運用時の経済性向上等を考慮した実証炉を実現するためには、開発プロセスの合理化を含めた変革が必要である。従来のような、個別現象（課題）に対応した解析コードを用い、機器間あるいは現象間の相互作用の不確かさを包絡する保守的な境界条件を設定した解析評価ではなく、MLシミュレーション技術を駆使してプラントの全体挙動を予測し、プラント設計に反映することができれば、機器毎のモックアップ試験や、システム特性を把握する大規模な総合試験等をシミュレーションで代替することにより、開発コストを大幅に低減し、開発過程の合理化を実現できる。例えば、タンク型炉である実証炉では、従来のループ型炉（JSFR等）に比べて、原子炉容器（RV）の直径が大きく、炉容器内部では熱流動現象の多次元性が強くなる。プラント全体挙動の把握を対象にプラント動特性解析コード単独で解析評価を行

う場合、プレナム内の多次元的な熱流動現象を 1 次元モデルに縮約した解析モデル（例えば、多領域モデル等）の利用が考えられる。また、RV 内の炉心部及び上／下プレナム部（ホット／コールドプレナム（H/CP）部）を多次元解析モデルとし、RV 内の 1 次熱輸送系に含まれるポンプ、中間熱交換器（IHX）、崩壊熱除去系等の機器及び 2 次熱輸送系以降の機器等をプラント動特性解析モデルとして連成させることにより、RV 内の局所的な熱流動現象と併せ、プラント全体の熱流動挙動を同時に把握することが可能となる。このとき、RV の多次元解析、あるいはプラント動特性解析との連携解析により、プラント過渡時も含めた RV 内の詳細な熱流動挙動等の情報を取得し、物理現象に関する根拠を得て、縮約モデルを構築することができる。

共通基盤技術として、図 2 の下層の VLS の中央に配置するように、SFR プラントの設計検討及び安全評価（主に DBA まで）で用いるプラント全体挙動を評価するための解析コード（ベースコード）として、Super-COPD の整備を進めている。

炉心分野では、燃料集合体の健全性評価及び事故時を含めた炉心冷却性評価の他、2026 年頃の燃料仕様の選定根拠の提示に資することも含め、炉心挙動解析技術の整備を実施している。燃料集合体サブチャンネル解析コード ASFRE は、FAIDUS 集合体（切り欠き位置：コーナー、中央）の熱流動解析及び局所閉塞事象の評価に適用可能となるよう整備を進めている。固有安全による自己制御性評価を含む炉心冷却性評価を実施するために炉心変形とそれに伴う反応度変化を考慮可能な「炉心変形反応度解析評価手法」（核計算（MARBLE）／炉心熱流動解析（ASFRE、Super-COPD、CFD）／炉心変形解析（FINAS）の連成解析）⁽²⁰⁾ と、燃料ピン変形と健全性評価を行う「燃料集合体挙動評価手法」（燃料集合体内熱流動解析（ASFRE）／燃料ピン変形解析（BAMBOO）／燃料挙動解析（CEDAR）の連成解析）⁽²¹⁾ を整備している。また、最適化を含む炉心設計支援として、炉心仕様を検討する「炉心設計解析手法」（核計算（MARBLE）／燃料集合体熱流動解析（ASFRE）／燃料健全性評価（EZLIFE）の連携）、炉心設計解析で暫定される炉心仕様条件の下、プラントの安全評価を実施する Super-COPD との連携解析手法を整備している⁽²²⁾。

原子炉構造分野（熱流動、構造）では、RV 内の熱流動解析と構造解析を組み合わせた、機器・構造設計の支援を可能とする解析機能の整備を行っている。実証炉においては、崩壊熱除去系として、AOO 及び DBA 対策にホットプレナム（HP）内に冷却器を浸漬させた DRACS（D-DRACS）と 2 次熱輸送系を共有する IRACS、DEC 対応に HP と CP を接続する貫通型 DRACS（P-DRACS）の採用が検討されている⁽²³⁾。崩壊熱除去時には、D-DRACS からの低温 Na と高温の炉心部との相互作用に加え、IHX から CP に供給される低温 Na による炉心熱流動挙動を把握する必要がある。このため、詳細な RV 内の熱流動解析のため、「原子炉容器内多次元熱流動解析手法（RV-CFD）」⁽²⁴⁾ を整備している他、機器間の相互作用を考慮するため、Super-COPD によるプラント全体挙動と RV-CFD による局所的な熱流動挙動を一度に解析できる連成解析手法を整備している。商用 CFD コードでは、流体計算だけではなく、体系内の構造部を含めた解析モデル（メッシュ）を設定することができ、共役熱伝達を考慮した流体－構造熱連成解析が可能である。構造表面近傍や構造内部の温度分布の情報を抽出して、構造解析コード（FINAS）と連携することで、流体と構造との間に保守的な境界条件を設定することなく、直接的に熱応力評価を実施する機能整備を進めている。

RV 内における流動適正化評価技術として、炉心での気泡通過による出力変動や IHX での伝熱劣化を防止するため、HP 内の自由液面からのカバーガス巻込み評価が必要となる。本課題に対し、HP 内の流動場の情報（流速分布）を得るための CFD 解析手法と、流速分布から、ガス巻込みの有無及びガス巻込み量を評価するツール（StreamViewer）⁽²⁵⁾ の整備を実施している。

2-4. 安全審査への適用

現在、実証炉の安全審査対応について、先行例となる「常陽」新規規制基準対応の経験を踏まえ、高速炉メーカーと協働で、評価シナリオとその解析に必要な解析コード等の具体化を検討しているところである。なお、解析コード等の適用性の確認では、「常陽」新規規制基準対応での実績、原子力学会の標準「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」⁽²⁶⁾ 及び「統計的安全評価の実施基準：2021」⁽²⁷⁾ に整合する EMDAP⁽²⁸⁾ の実施手順を基本とし、PIRT による評価シナリオにおける重要現象及び解析モデルの特定と V&V を実施する。「常陽」新規規制基準対応では、事故事象（ULOF、LORL、PLOHS）の評価に商用 CFD コード（FLUENT）を適用した。このとき、FLUENT の適用にあたっては、内作コードと同様に、PIRT の実施と、

重要現象と必要な解析モデルの特定を行い、Verification として、CFD コードのベンダーが整理している検証事例⁽²⁹⁾にて解析モデル（使用モデル）の検証の有無の確認と、一部については内作による検証を実施した。また、Validation として、評価シナリオに含まれる重要現象に適用する解析モデル（乱流モデル等）を含む解析実績等を調査し、妥当性（個別効果）を確認するとともに、原子力機構で実施したナトリウム試験（PLANDTL）を対象とした試験解析により妥当性（総合効果）を確認した。今後の実証炉の安全審査に向けて、評価シナリオとの特定と関連する妥当性確認問題の設定、使用する解析コードのバージョンと解析モデル等の固定を前提として、解析結果（妥当性確認としての実績）を第 3 者の審査を経た成果物として蓄積することも妥当性及び適用性を説明する重要な根拠になると考える。また、一連の解析は、品質保証ガイドライン⁽³⁰⁾等に従って実行され、解析品質を十分に確保する必要がある。

3. ナレッジ連携解析（熱流動 CFD 技術の資産化）

今後、高速炉開発経験者の減少や、解析経験者（IT 技術者）の減少に伴う、人材教育、知識継承への対応が重要となるであろうことが容易に予想される。そこで、解析経験の属人化を防ぎ、多数の解析経験を積極的に高速炉開発関係者間で共有できる仕組み作り（解析経験の資産化）を進める必要がある。

図3にKMSとVLSとの連携(KMS-VLS連携)⁽³¹⁾の全体構成の概要を示す。KMS-VLS連携では、解析条件の設定から、EASにてKMSから必要な情報及び知識(ナレッジ群)を収集して解析コードの入力データを作成してVLSで解析を実行し、VLSでの解析結果はEASでの妥当性判断を含めて新たな経験知としてKMSの「解析データベース(解析DB)」に格納されることになる。このように、解析毎に経験を蓄積し、KMSは自己発展する。ARKADIAのKMSに格納される解析経験について、産業界で導入が進められているSPDM(Simulation Process and Data Management)を参考に、解析経験のナレッジ化(資産化)を目指し、共通資産として活用することで、AI技術等を活用しながら、膨大な既往知見からの効率的なデータマイニングや、ARKADIAによる解析モデルの自動提案など、解析作業の効率化を図る予定である。具体的に、A)からE)までのDB及び機能を整備する。すなわち、A) KMS-VLS連携機能：VLSとの連携及びKMS内のナレッジ群を扱うインターフェース、B) 施設・試験DB：解析対象となる施設等の仕様や妥当性確認試験データ等を含むDB、C) 解析モデルDB：各種相関式及び各種物性値を格納したDB、D) 解析DB：既往の解析結果(解析条件を含む)を経験知として格納するDB、E) 「入力データトレイン」：解析条件に合致する入力データの生成に必要なナレッジ群が配置されたデータファイルを整備する。

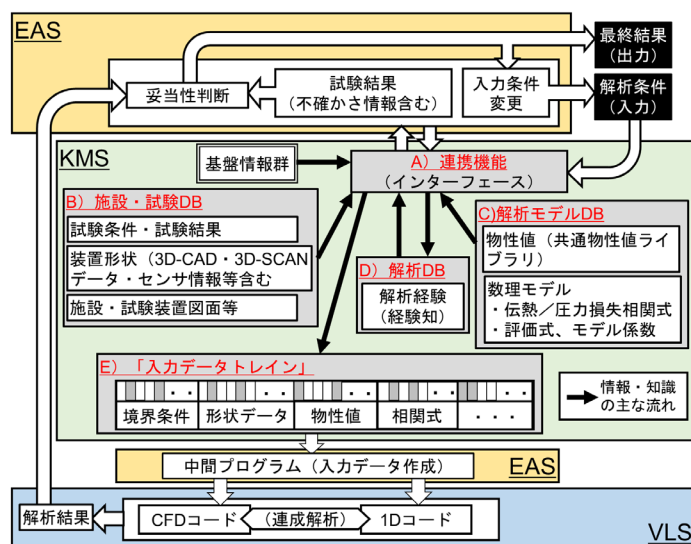


図3 KMS-VLS 連携の全体構成イメージ

4. おわりに

今後の SFR 開発における熱流動 CFD 技術の展開として、ARKADIA における熱流動 CFD 技術を含む解析評価基盤技術の開発整備を進め、各熱流動解析コードの活用と必要な機能高度化や妥当性確認はもとより、

ML シミュレーション技術を積極的に活用し、ユーザの目的に沿って、複数の解析コードとの結合によるマルチフィジックス・マルチスケールを含めた連成解析手法の実証炉開発への適用を進めていく。ML シミュレーション技術を進化させ、ユーザの目的に応じた必要な詳細度にて、計算機内に SFR プラント全体をモデル化する「プラント全系連携解析手法」⁽³²⁾ の構築を進める。将来的に、これをデジタルツイン技術⁽³³⁾ に拡張し、資産化した解析経験と合わせて、設計検討段階でのエンジニアリングツインとしてシミュレーションによる設計成立性検討の効率化や、実証炉建設段階や稼働後のデジタルツインとしてそれぞれ性能試験成立性確認やプラント挙動管理などに適用し、SFR プラント開発の革新を目指した開発を進めていく。

参考文献

- (1) 吉田、黒羽、サイクル機構技報、No.15 (2002)、pp.17-26.
- (2) 中井他、JAEA 研究開発報告書、PNC TN241 85-12 (1985).
- (3) 仲井他、JAEA 研究開発報告書、PNC TN9520 88-019 (1988).
- (4) 村松、動燃技法、No.76 (1990)、pp.16-26.
- (5) 成田、大島、JAEA 研究開発報告書、TN9410 97-104 (1997).
- (6) 大洗工学センター安全工学部、(本社) 動力炉技術開発部、動燃技報、No.73 (1990)、pp.103-111.
- (7) H. Ohshima, Y. Imai, Proc. of FR17, June 26-29, Yekaterinburg, Russian Federation (2017), IAEA-CN245-453.
- (8) 山野他、JAEA 研究開発報告書、JNC TN9400 2003-070 (2003).
- (9) 浜田、田辺、動燃技報、No.82 (1992) p.85-88.
- (10) 高田、山口、サイクル機構技報、No.17 (2002) , pp.63-74.
- (11) A. Yamaguchi, Y. Tajima, Nuclear Engineering and Design, Vol.219 (2003), pp.19-34.
- (12) K. K. Murata, et al., SAND91-1490 UC-610 (1993).
- (13) (国研) 日本原子力研究開発機構 大洗研究所高速実験炉部、別紙 5 (2023)、
<https://www2.nra.go.jp/data/000442209.pdf>
- (14) H. Ohshima, et al., Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, Vol. 9 (2023), pp.025001-1-025001-10.
- (15) 田中他、日本原学会 2024 秋の大会、9/11-13、東北大学、(2024)、2G14.
- (16) M. Tanaka, et al., Bulletin of the JSME Mechanical Engineering Journal, Vol.11, No.2 (2024), Paper No.23-00424.
- (17) A. Uchibori, et al., Nuclear Engineering and Design, Vol.413 (2023), 112492.
- (18) A. Seki, et al., Procs. of ICONE31, August 4-8, 2024, Prague, Czech Republic, (2024), ICONE31-131784.
- (19) 堂田他、第 24 回計算工学講演会、計算工学講演会論文集、Vol. 27 (2022).
- (20) N. Doda, et al., Procs. of NURETH-19, March 6 - 11, 2022, Brussels, Belgium, (2022), Log nr.: 35413.
- (21) T. Uwaba, et al., Nuclear Technology, Vol.207, No.8 (2021), pp.1280-1289.
- (22) E. Hamase, et al., Bulletin of the JSME Mechanical Engineering Journal, Vol.11, No.2 (2024), Paper No.23-00440.
- (23) S. Kubo, et al., Bulletin of the JSME Mechanical Engineering Journal, Vol.7, No.3 (2020), Paper No.19-00489.
- (24) E. Hamase, et al., Bulletin of the JSNE Mechanical Engineering Journal, Vol.9, No.4 (2022), Paper No.21-00438.
- (25) 松下他、日本機械学会第 27 回動力・エネルギー技術シンポジウム、9/20-21、東京 (2023)、A123.
- (26) AESJ, AESJ-SC-A008:2015 (2015).
- (27) AESJ, AESJ-SC-S001:2021 (2021).
- (28) U.S. NRC, REGULATORY GUIDE 1.203 (2005).
- (29) ANSYS, Inc., ANSYS Fluid Dynamics Verification Manual, Release 15.0, (2013).
- (30) (一社) 日本電気協会、JEAC4111-2021 (2021).
- (31) 田中他、日本原学会 2023 春の年会、3/13-15、東京大学、(2023)、1L09.
- (32) 吉村他、日本機械学会第 27 回動力・エネルギー技術シンポジウム、9/20-21、東京 (2023)、A134.
- (33) 松尾、浅田、シミュレーション、第 40 巻、第 2 号 (2021)、pp.59-63.

*Masaaki Tanaka¹

¹Japan Atomic Energy Agency