

加圧熱衝撃関連事象への CFD の適用 (受託研究、翻訳資料)

CFD Applications to Pressurized Thermal Shock-Related Phenomena
(Contract Research, Translated Document)

岡垣 百合亜 日引 俊詞 柴本 泰照

Yuria OKAGAKI, Takashi HIBIKI and Yasuteru SIBAMOTO

安全研究・防災支援部門

安全研究センター

原子炉安全研究ディビジョン

Reactor Safety Research Division

Nuclear Safety Research Center

Sector of Nuclear Safety Research and Emergency Preparedness

February 2025

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Review

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。本レポートはクリエイティブ・コモンズ表示 4.0 国際 ライセンスの下に提供されています。本レポートの成果（データを含む）に著作権が発生しない場合でも、同ライセンスと同様の条件で利用してください。（<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.ja>）
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ウェブサイト（<https://www.jaea.go.jp>）より発信されています。本レポートに関しては下記までお問合せください。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究開発推進部 科学技術情報課
〒319-1112 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
E-mail: ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
This work is licensed under a Creative Commons Attribution 4.0 International License (<https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.en>).
Even if the results of this report (including data) are not copyrighted, they must be used under the same terms and conditions as CC-BY.
For inquiries regarding this report, please contact Library, Institutional Repository and INIS Section, Research and Development Promotion Department, Japan Atomic Energy Agency.
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1112, Japan
E-mail: ird-support@jaea.go.jp

加圧熱衝撃関連事象への CFD の適用 (受託研究、翻訳資料)

日本原子力研究開発機構 安全研究・防災支援部門
安全研究センター 原子炉安全研究ディビジョン
岡垣 百合亜、日引 俊詞*、柴本 泰照

(2024 年 10 月 9 日受理)

加圧水型原子炉 (PWR) の事故シナリオでは、非常用炉心冷却系 (ECCS) からの注水 (ECC 注水) により、低温及び高温の冷却材の混合が不十分な場合、温度成層が形成され、加圧熱衝撃 (PTS) が引き起こされる可能性がある。その結果、原子炉圧力容器 (RPV) の健全性に影響を与えることが想定されている。そのため、PTS は原子炉の安全性において重要な研究課題であり、原子炉の運転可能期間を決定する RPV の健全性評価に関連して PTS 解析は不可欠である。PTS 解析は、熱水力解析及び構造解析の連成解析により実施される。特に、熱水力学的側面からのアプローチでは、RPV 壁面の温度勾配を予測するために、ダウンコマ (DC) の過渡温度分布に関するデータが必要とされる。従って、将来的には信頼性の高い数値流体力学 (CFD) 解析が重要な役割を果たすことが期待されている。本研究では、ROCOM、TOPFLOW、UPTF 及び LSTF で行われた PTS に関する実験を対象とした单相流及び二相流 CFD 解析について、2010 年以降に発表された論文を基に、PTS 解析に最も影響を及ぼす乱流モデルの観点からレビューを行った。

本報告書は日本原子力研究開発機構が原子力規制庁との委託研究契約により実施した研究成果に関するものである。本報告書は International Journal of Energy Research に掲載された岡垣らによる論文「CFD Applications to Pressurized Thermal Shock-Related Phenomena」(<https://doi.org/10.1155/2024/5114542>) を和訳したものである。原論文はクリエイティブ・コモンズ・ライセンス (表示 4.0 国際) の下で配布されている。

原子力科学研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方 2-4

* 香港城市大学

**CFD Applications to Pressurized Thermal Shock-Related Phenomena
(Contract Research, Translated Document)**

Yuria OKAGAKI, Takashi HIBIKI* and Yasuteru SIBAMOTO

Reactor Safety Research Division
Nuclear Safety Research Center
Sector of Nuclear Safety Research and Emergency Preparedness
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received October 9, 2024)

In PWR accident scenarios, the injection of water from the ECCS (ECC injection) might result in thermal stratification in the case of the insufficient mixing of cold and hot water and induce a PTS, affecting the RPV integrity. Therefore, PTS is a vital research issue in reactor safety, and its analysis is essential for evaluating the integrity of RPVs, which determines the reactor life. The PTS analysis comprises a coupled analysis between thermal-hydraulic and structural analysis. Especially in the thermal-hydraulic approach, reliable CFD simulations should play a vital role in the future because predicting the temperature gradient of the RPV wall requires data on the transient temperature distribution of the DC. This study reviewed from the viewpoint of the turbulence models most affecting PTS analysis based on papers published since 2010 on single- and two-phase flow CFD simulation for the experiment on PTS performed in the ROCOM, Transient TOPFLOW, UPTF, and LSTF.

Keywords: Computational Fluid Dynamics (CFD), Pressurized Thermal Shock (PTS), Thermal Stratification, Direct Contact Condensation (DCC), Turbulence Model

This work was performed by Japan Atomic Energy Agency under contract with Nuclear Regulation Authority. This document is a Japanese translation of “CFD Applications to Pressurized Thermal Shock-Related Phenomena” by Okagaki et al. published in the International Journal of Energy Research (<https://doi.org/10.1155/2024/5114542>). The original article is licensed under Creative Commons Attribution 4.0 International.

* City University of Hong Kong

目次

1. 序論	1
2. 主要 PTS 実験プロジェクト	4
2.1 ROCOM 実験装置 (HZDR)	4
2.2 TOPFLOW 実験装置 (HZDR)	4
2.3 UPTF (BMFT-KWU)	5
2.4 LSTF (JAEA)	5
3. 单相流 CFD の PTS への適用	9
3.1 RANS の PTS への適用	9
3.2 LES の PTS への適用	13
3.3 RANS 及び LES の PTS への適用	13
4. 二相流 CFD の PTS への適用	24
4.1 RANS の PTS への適用	24
4.2 RANS 及び LES の PTS への適用	29
5. 結論	41
謝辞	46
参考文献	47

Contents

1. Introduction 1

2. Major PTS experimental projects 4

 2.1 ROCOM test facility (HZDR) 4

 2.2 TOPFLOW test facility (HZDR) 4

 2.3 UPTF (BMFT-KWU) 5

 2.4 LSTF (JAEA) 5

3. Application of single-phase flow CFD to PTS 9

 3.1 Application of RANS to PTS 9

 3.2 Application of LES to PTS 13

 3.3 Application of RANS and LES to PTS 13

4. Application of the two-phase flow CFD to PTS 24

 4.1 Application of RANS to PTS 24

 4.2 Application of RANS and LES to PTS 29

5. Conclusions 41

Acknowledgements 46

References 47

表リスト

Table 2.1	Large-scale experimental facilities for PTS experimental projects	6
Table 3.1	CFD simulations of a single-phase flow on the ROCOM experiments	16
Table 3.2	CFD simulations of a single-phase flow on the TOPFLOW-PTS experiments	17
Table 3.3	CFD simulations of a single-phase flow on the UPTF experiments	18
Table 3.4	CFD simulations of a single-phase flow on the LSTF experiments	19
Table 3.5	Characteristic of representative turbulence models in this paper	20
Table 4.1	CFD simulations of a two-phase (air–water) flow on the TOPFLOW-PTS experiments	31
Table 4.2	CFD simulations of a two-phase (steam–water) flow on the TOPFLOW-PTS experiments	32
Table 4.3	CFD simulations of a two-phase (steam–water) flow on the UPTF experiments	36
Table 4.4	CFD simulations of a two-phase (steam–water) flow on the LSTF experiments	37
Table 5.1	References classification based on single phenomena in the two-phase flow to PTS situation	43
Table 5.2	Calculation characteristics	44

図リスト

Fig. 1.1 Fundamental flow phenomenon during a PTS situation with a partially filled CL	3
Fig. 2.1 Large-scale experimental facilities on PTS	7
Fig. 3.1 Comparison with the experimental result on test 1.1 in ROCOM conducted in the OECD PKL2 project	21
Fig. 3.2 Comparison with the experimental result on test 1-1 in LSTF conducted in the ROSA-V project	22
Fig. 3.3 Comparison with the experimental result on d10m10 in ROCOM conducted in the IAEA CRP	23
Fig. 4.1 Comparison with the experimental result on the SSSW 3-17 case in TOPFLOW-PTS conducted in the NURESAFE project	38
Fig. 4.2 Comparison with the experimental result on posttest for the steady-state air-water case in TOPFLOW-PTS conducted in the NURISP project	39

略 語

AIAD	<u>A</u> lgebraic <u>I</u> nterfacial <u>A</u> rea <u>D</u> ensity
AFM	<u>A</u> lgebraic <u>F</u> lux <u>M</u> odel
BMFT	連邦研究技術省 (<u>B</u> undes <u>M</u> inisterium für <u>F</u> orschung und <u>T</u> echnologie)
BSL	<u>B</u> a <u>S</u> e <u>L</u> ine
CATHARE	<u>C</u> ode for <u>A</u> nalysis of <u>T</u> hermalhydraulics during an <u>A</u> ccident of <u>R</u> eactor and safety <u>E</u> valuation
CFD	数値流体力学 (<u>C</u> omputational <u>F</u> luid <u>D</u> ynamics)
CI	炉心入口 (<u>C</u> ore <u>I</u> nlet, CI)
CL	コールドレグ (<u>C</u> old <u>L</u> eg)
COSI	<u>C</u> o <u>N</u> densation due to <u>S</u> afety <u>I</u> njection
CRP	共同研究プロジェクト (<u>C</u> ooperative <u>R</u> esearch <u>P</u> roject)
DC	ダウンコマ (<u>D</u> own <u>C</u> omer)
DCC	直接接触凝縮 (<u>D</u> irect <u>C</u> ontact <u>C</u> ondensation)
ECC	非常用炉心冷却 (<u>E</u> mergency <u>C</u> ore <u>C</u> ooling)
ECCS	非常用炉心冷却系 (<u>E</u> mergency <u>C</u> ore <u>C</u> ooling <u>S</u> ystem)
EDF	<u>E</u> lectricité <u>D</u> e <u>F</u> rance
GGDH	<u>G</u> eneral <u>G</u> radient <u>D</u> iffusion <u>H</u> ypothesis
HD	<u>H</u> ughes and <u>D</u> uffey
HZDR	<u>H</u> elmholtz- <u>Z</u> entrum <u>D</u> resden- <u>R</u> ossendorf
IAEA	国際原子力機関 (<u>I</u> nternational <u>A</u> tomic <u>E</u> nergy <u>A</u> gency)
IAPWS	<u>I</u> nternational <u>A</u> ssociation for the <u>P</u> roperties of <u>W</u> ater and <u>S</u> team
JAEA	日本原子力研究開発機構 (<u>J</u> apan <u>A</u> tomic <u>E</u> nergy <u>A</u> gency)
KKG	Gösgen-Däniken 原子力発電所 (<u>K</u> ern <u>K</u> raftwerk <u>G</u> ösgen, KKG)
KWU	<u>K</u> raft <u>W</u> erk <u>U</u> nion
LBLOCA	大破断冷却材喪失事故 (<u>L</u> arge <u>B</u> reak <u>L</u> oss- <u>O</u> f- <u>C</u> oolant <u>A</u> ccident)
LDV	レーザードップラ流速計 (<u>L</u> aser <u>D</u> oppler <u>V</u> elocimeter)
LES	<u>L</u> arge <u>E</u> ddy <u>S</u> imulation
LIM	<u>L</u> arge <u>I</u> nterface <u>M</u> odel
LOCA	冷却材喪失事故 (<u>L</u> oss- <u>O</u> f- <u>C</u> oolant <u>A</u> ccident)
LS	<u>L</u> evel <u>S</u> et
LSTF	大型非定常試験装置 (<u>L</u> arge- <u>S</u> cale <u>T</u> est <u>F</u> acility)
MC	<u>M</u> agnaudet and <u>C</u> almet
MS	混合スカラ (<u>M</u> ixing <u>S</u> calar)
MSLB	主蒸気管破断 (<u>M</u> ain <u>S</u> team <u>L</u> ine <u>B</u> reak)
NEA	原子力機関 (<u>N</u> uclear <u>E</u> nergy <u>A</u> gency)
NURESAFE	<u>N</u> uclear <u>R</u> eactor <u>S</u> AFEty Simulation Platform
NURESIM	<u>N</u> uclear <u>R</u> eactor <u>S</u> IMulations
NURISP	<u>N</u> uclear <u>R</u> eactor <u>I</u> ntegrated <u>S</u> imulation <u>P</u> roject
OECD	経済協力開発機構 (<u>O</u> rganisation for <u>E</u> conomic <u>C</u> o-operation and <u>D</u> evelopment)
PKL2	<u>P</u> rimär <u>K</u> reis <u>L</u> auf <u>2</u>
PS	ポンプシミュレータ (<u>P</u> ump <u>S</u> imulator)
PTS	加圧熱衝撃 (<u>P</u> ressurized <u>T</u> hermal <u>S</u> hock)
PWR	加圧水型原子炉 (<u>P</u> ressurized <u>W</u> ater <u>R</u> eactor)
QUICK	<u>Q</u> uadratic <u>U</u> pstream <u>I</u> nterpolation for <u>C</u> onvective <u>K</u> inetics

RANS	Reynolds 平均モデル (<u>R</u> eynolds <u>A</u> veraged <u>N</u> avier- <u>S</u> tokes)
RELAP	<u>R</u> eactor <u>E</u> xcursion and <u>L</u> eak <u>A</u> nalysis <u>P</u> rogram
$R_{ij}-\varepsilon$ SSG	second-order <u>S</u> peziale- <u>S</u> arkar- <u>G</u> atski Reynolds stress model
RNG	<u>R</u> e <u>N</u> ormalization <u>G</u> roup
ROCOM	<u>R</u> Ossendorf <u>C</u> Oolant <u>M</u> ixing <u>M</u> odel
ROSA	<u>R</u> ig <u>O</u> f <u>S</u> afety <u>A</u> ssessment
RPV	原子炉圧力容器 (<u>R</u> eactor <u>P</u> ressure <u>V</u> essel)
RSM	Reynolds 応力モデル (<u>R</u> eynolds <u>S</u> tress <u>M</u> odel)
SBLOCA	小破断冷却材喪失事故 (<u>S</u> mall <u>B</u> reak <u>L</u> oss- <u>O</u> f- <u>C</u> oolant <u>A</u> ccident)
SGDH	<u>S</u> imple <u>G</u> radient <u>D</u> iffusion <u>H</u> ypothesis
SGS	<u>S</u> ub <u>G</u> rid- <u>S</u> cale
SLR	標準低 Reynolds (<u>S</u> tandard <u>L</u> ow- <u>R</u> eynolds)
SO	<u>S</u> tuck- <u>O</u> pen バルブ
SRS	スケール解像シミュレーション (<u>S</u> cale- <u>R</u> esolving <u>S</u> imulation)
SSSW	定常状態蒸気-水実験 (<u>S</u> teady- <u>S</u> tate <u>S</u> tream- <u>W</u> ater test)
SST	<u>S</u> hear <u>S</u> tress <u>T</u> ransport
TAMU	テキサス A&M 大学 (<u>T</u> exas <u>A</u> & <u>M</u> <u>U</u> niversity)
TOPFLOW	Transient <u>T</u> wo <u>P</u> hase <u>F</u> LOW
TSW	過渡蒸気-水実験 (<u>T</u> ransient <u>S</u> tream- <u>W</u> ater test)
UPTF	<u>U</u> pper <u>P</u> lenum <u>T</u> est <u>F</u> acility
UQ	不確かさの定量化 (<u>U</u> ncertainty <u>Q</u> uantification)
URANS	<u>U</u> nsteady <u>R</u> eynolds <u>A</u> veraged <u>N</u> avier- <u>S</u> tokes
VLES	<u>V</u> ery <u>L</u> arge <u>E</u> ddy <u>S</u> imulation
VOF	<u>V</u> olume <u>O</u> f <u>F</u> luid
WALE	<u>W</u> all- <u>A</u> dapting <u>L</u> ocal <u>E</u> ddy viscosity
WGAMA	<u>W</u> orking <u>G</u> roup on <u>A</u> ccident <u>M</u> anagement and <u>A</u> nalysis
WMS	ワイヤーメッシュセンサ (<u>W</u> ire- <u>M</u> esh <u>S</u> ensors)

1. 序論

高温の原子炉圧力容器（Reactor Pressure Vessel, RPV）壁面が急速に冷却される際、加圧熱衝撃（Pressurized Thermal Shock, PTS）と呼ばれる熱負荷が発生する。これは、原子炉安全上最も重要な問題の一つと位置付けられている¹⁾。決定論的評価では、主蒸気管破断（Main Steam Line Break, MSLB）事故、大破断冷却材喪失事故（Large Break Loss-Of-Coolant Accident, LBLOCA）、小破断冷却材喪失事故（Small Break Loss-Of-Coolant Accident, SBLOCA）に対して PTS 解析を実施する（JEAC4206-2007²⁾）。確率論的評価では、上記三事象に加えて Stuck-Open バルブ（SO）の解析を実施する。材料の照射脆化の進み具合によって貫通に寄与するシナリオは変化し³⁾、照射脆化が進むと LBLOCA の寄与が大きくなる。PTS シナリオの一例は、加圧水型原子炉（Pressurized Water Reactor, PWR）において、冷却材喪失事故（Loss-Of-Coolant Accident, LOCA）時に非常用炉心冷却系（Emergency Core Cooling System, ECCS）が作動し、飽和状態の水・蒸気で満たされたコールドレグ（Cold Leg, CL）に低温の冷却水が注水（ECC 注水）される際に生じる。その際、流体の密度差により温度成層が形成され、蒸気-水界面では直接接触凝縮（Direct Contact Condensation, DCC）が生じる。成層化された冷却水は CL からダウンコマ（DownComer, DC）に流れ、RPV 壁面を急速に冷却することで、壁面に大きな温度勾配が生じ、容器内面に強い熱応力が発生する。そのため、容器内面に亀裂（欠陥）が存在し、内面熱応力が限界値を超えた場合、亀裂が進展して容器が損傷する可能性がある。すなわち、PTS は RPV の健全性を低下させ、運転期間の延長を困難とさせるため⁴⁾、冷却材混合過程における詳細な熱流動挙動は RPV の健全性評価にとって不可欠である⁵⁾。ただし、SO では壁面が冷却された後、開いていた逃し弁が閉じて系内が加圧されて亀裂が進展する現象である（つまり熱応力ではなく加圧で亀裂が進展する）。日本の決定論的評価手法では SO 解析は求められていないが、米国では SO のリスクも考慮することを推奨している。

Fig. 1.1 は、NUclear REactor SIMulations (NURESIM) 欧州プラットフォームプロジェクト⁶⁾のフレームワークで示されている PTS における熱水力上の基礎現象を示す^{5,7,8)}。いくつかの物理現象は、解明途上であり、ECC 注水中のシステム全体の解析と RPV の熱負荷の正確な再現は大きな課題となっている^{5,9-11)}。従って、CL から DC までの壁冷却を定量的に把握する必要がある。一次元モデルでは、DC の複雑な混合現象を再現することが難しいため、局所的な現象の詳細解析は対象外である^{11,12)}。一方、数値流体力学（Computational Fluid Dynamics, CFD）解析により、詳細な流路形状を考慮し、一次系の高温水並びに CL 及び DC に存在する ECC サブクール水又は二相混合流体との間の混合プロセスの多次元的な特徴が予測可能である。その結果、DC 内の流体温度分布の予測精度が向上し、RPV 表面の熱伝達係数の保守性を低減させると結論付けられており^{13,14)}、PTS に関する CFD 解析は多くの国際プロジェクトの主要なテーマとなっている。これまでに PTS の個別又は複合効果現象に対して多数のベンチマークテストが行われている^{5,15-19)}。また、CFD コードとその物理モデルを検証するための高解像度データを提供するために、多数の実験装置が建設され、実験データベースに対して乱流モデルを評価することに重点が置かれている²⁰⁾。これは、冷却水

の自由表面で発生する DCC と成層流の効果が熱衝撃を受ける機器の温度を予測する上で最も重要であり、このプロセスが混合を促進する乱流に強く依存しているためである⁵⁾。

従って、本研究では、これまでに実施された PTS に関連する単相流及び二相流の CFD 解析を乱流モデルの観点からまとめることを目的としている。レビューした文献は、解析結果を PTS 実験データと比較することによるコード及びモデルの妥当性検証に関するものである。ただし、不確かさの定量化 (Uncertainty Quantification, UQ) 解析研究は限定的であるため、本レポートでは取り上げない。さらに、CFD 解析は Reynolds 平均モデル (Reynolds Averaged Navier-Stokes, RANS) 又は Large Eddy Simulation (LES) と流体を構成する相数 (単相又は二相) によって分類した。比較結果は、同じ実験条件下で実行された共通する代表的な結果についてのみ示されており、特定のモデルが特定の条件下でより優れたパフォーマンスを発揮することを示している。2007 年までの二相流 CFD 解析のレビューは、Lucas ら⁵⁾によって詳細にまとめられているため、本レポートでは、それ以降の研究に着目する。第 2 章では、PTS の CFD コードをベンチマークするための 4 つの代表的な大規模実験施設を取り上げる。第 3 章では、PTS への単相流に関する CFD 解析を乱流モデルの観点からレビューし、二相流に関するレビューは第 4 章にまとめた。最後に、PTS に対する CFD 解析研究の現状に関するレビューの結論を第 5 章に示す。

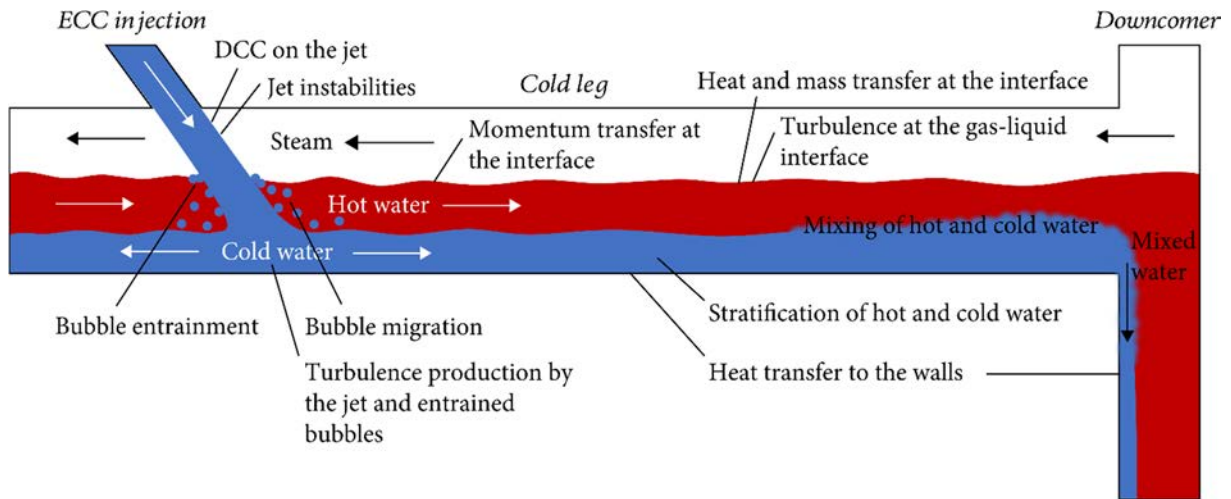


Fig. 1.1 Fundamental flow phenomenon during a PTS situation with a partially filled CL⁷⁾

2. 主要 PTS 実験プロジェクト

これまでに行われた PTS に関する CFD コードベンチマークのサブスケール及びフルスケール実証実験装置は以下の通りである^{5,7)}。(低圧)単相流に対しては、ROssendorf COolant Mixing Model (ROCOM) 実験装置²¹⁾及び FORTUM PTS 混合実験装置²²⁾、二相流(単相流を対象とした条件も行われることがある)に対しては、HYBISCUS²³⁾、Upper Plenum Test Facility (UPTF)²⁴⁾、大型非定常試験装置 (Large-Scale Test Facility, LSTF)²⁵⁾、Condensation due to Safety Injection (COSI)²⁶⁾、Transient TwO Phase FLOW (TOPFLOW) 実験装置²⁷⁾及び OECD (Organisation for Economic Co-operation and Development, 経済協力開発機構) – テキサス A&M 大学 (Texas A&M University, TAMU) CL 混合ベンチマークのための実験装置²⁸⁾がある。Table 2.1 に大規模実験装置 ROCOM、TOPFLOW、UPTF 及び LSTF の概要を示し、以下に詳述する。

2.1 ROCOM 実験装置 (HZDR)

Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf (HZDR) は、DC での混合に対する一次系インベントリと ECC 水の密度差の影響を調査するため、ROCOM 実験装置²¹⁾ (Fig. 2.1(a)) を用いて実験を行った²⁹⁾。実験装置は、4 ループで構成されており、ドイツの KONVOI タイプ原子炉の 1:5 線形スケールである。ループ体積を 1:125 にスケールリングする場合、冷却材の移行時間は原子炉実機と一致する³⁰⁾。RPV の内部には、下部炉心支持板及び炉心シミュレータを備えた炉心バレル、下部プレナムの有孔ドラム (perforated drum) 及び入口/出口ノズルが設置されている。それらは透明なアクリル素材で作られており、非加熱実験を対象としている^{31,32)}。レーザードップラ流速計 (Laser Doppler Velocimeter, LDV) による DC 内速度分布計測及びワイヤーメッシュセンサ (Wire-Mesh Sensors, WMS) による原子炉入口、上部 DC、下部 DC 及び炉心入口 (Core Inlet, CI) でのボイド率計測を行っている。

2.2 TOPFLOW 実験装置 (HZDR)

HZDR の TOPFLOW 実験装置²⁷⁾は、原子炉の定常状態及び過渡状態の二相流挙動を調査するための多目的熱水力装置である。TOPFLOW-PTS 試験部 (Fig. 2.1(b)) は、ECC 注水中の CL 及び DC における二相流挙動に関する二相流 CFD コードの予測精度検証のために設計されている。この実験プログラムは、小破断 LOCA 下での PTS 事象シナリオ全体を再現することを目的としている³³⁾。実験装置は、最大温度 286 °C 及び最大圧力 7 MPa で二相流蒸気-水実験を行うことができ、圧力容器内の主要な原子炉コンポーネント、すなわちフラット DC、ポンプシミュレータ (Pump Simulator, PS)、ECC 注水ライン及び CL で構成されている^{17,34)}。実験装置は、フランス電力 (Électricité De France, EDF) CPY 900 MWe PWR を 1:2.5 スケールでモデリングしている。計測は、196 個の熱電対、熱流束プローブ、マイクロ熱電対を備えた局所ボイドプローブ、フレームレート 10 f/s 及び解像度 320×240 ピクセル、約 1.5 K の測定精度を有する赤外線カメラ、フレームレート 200 f/s 及び解像度 1280×1024 の高速度カメラ並びに 32×32 の WMS (液相流速測定は相互相関技術に基づく) により行っ

ている^{5,33,35)}。本実験装置は、ダイビングチャンバー技術を用いて構築されている³³⁾。試験部圧力とタンク内圧との圧力平衡で操作されるもので、設計及び構造は簡易的で、製造コストが安く、薄肉構造により特定の測定技術を使用できる。

2.3 UPTF (BMFT-KWU)

UPTF²⁴⁾ (Fig. 2.1(c)) は、連邦研究技術省 (BundesMinisterium für Forschung und Technologie, BMFT) の指示により、Siemens/KraftWerk Union (KWU) によって設立及び運営されている³⁶⁾。UPTF は、原子力発電所の様々な ECCS の概念を検証することを目的としており³⁷⁾、特に、上部プレナム、上部炉心領域及び DC における多次元二相流効果を研究するために設計されている³⁸⁾。実験装置は、ドイツの Grafenrheinfeld にある 4 ループ 1300 MWe Siemens/KWU PWR の 1:1 モデルであり、一次系最大圧力は 2.2 MPa、圧力容器、上部プレナム、DC 及び炉心バレルを含む PWR 設計を完全に模擬している。そのため、スケールリングによる二相流模擬能力の忠実性の歪みは生じない。計測パラメータは、上部プレナムと DC の水位、質量流量及び流体温度である⁴⁾。

2.4 LSTF (JAEA)

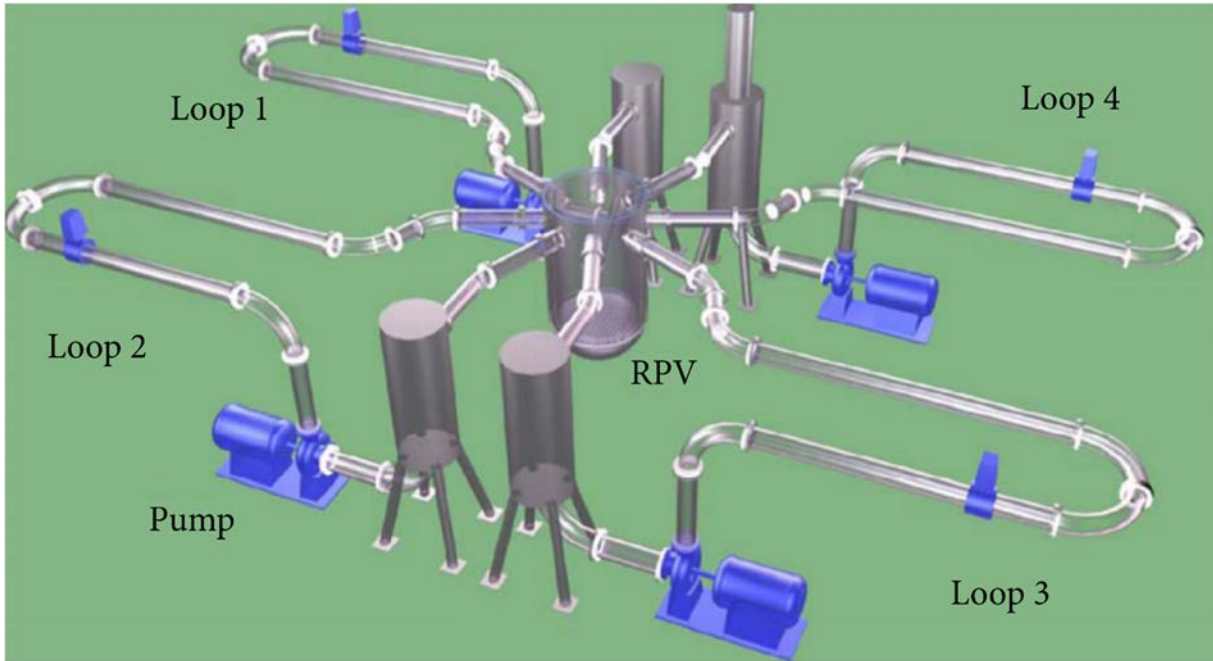
Fig. 2.1(d)に日本原子力研究開発機構 (JAEA) の LSTF²⁵⁾の概略図を示す。LSTF は、OECD/Nuclear Energy Agency (NEA, 原子力機関) ROSA (Rig Of Safety Assessment) プロジェクトで用いられ、計算コード及び解析モデルの妥当性検証に用いられている。過熱蒸気存在下でサブクール水との温度成層及び冷却材混合を伴う定常状態単相及び二相流自然循環実験が実施され、ECCS 冷却材注入中の CL 及び DC の三次元温度分布データが取得されている¹⁸⁾。実験装置は、110 万 kW 級 Westinghouse 社製 PWR 実機体積の 1:48 スケール、実機高さの 1:1 スケール、電気出力は 10 MW 及び最大運転圧力は 15.7 MPa である。多次元熱水力応答は、1008 本 (1/48 スケール) のシース型電気ヒーターの模擬燃料棒を備えた PWR17 × 17 燃料集合体とほぼ同じサイズの 7 × 7 燃料集合体 16 体及び半三日月型燃料集合体 8 体で構成されている炉心、圧力容器内の幅約 50 mm の環状 DC 及び内径 207 mm の CL を使用して模擬されている。計装は、熱電対、水位計及びガンマ線密度計に加え、流れの可視化観察のためのビデオプローブが設置されている。

Table 2.1 Large-scale experimental facilities for PTS experimental projects

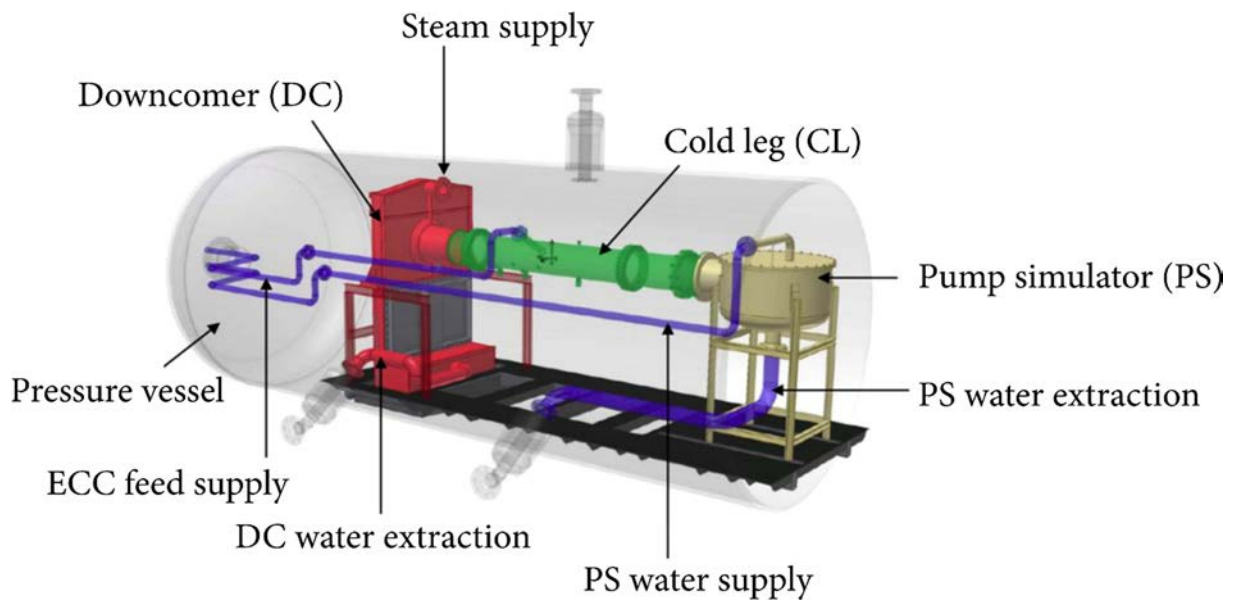
	ROCOM test facility (HZDR)	TOPFLOW test facility (HZDR)	UPTF (BMFT-KWU)	LSTF (JAEA)
Scaling	1:5 (since the loop volume is scaled to 1:125, the coolant transition time matches the actual reactor)	1:25	1:1	1:48 in actual volume, 1:1 scale in actual height
Targeted reactor	Four-loop KONVOI-type reactor	EDF CPY 900 MWe PWR	Four-loop 1300 MWe Siemens/KWU PWR	1100 MW class Westinghouse-type PWR
Maximum pressure	N/A	7 MPa	2.2 MPa	15.7 MPa
Targeted phenomena	Effect of primary loop inventory and ECC water density differences on DC mixing	Two-phase flow behaviors in CL and DC during ECC injection and PTS event under small rupture LOCA	Multidimensional two-phase flow effects, specifically in upper plenum, upper core region, and DC	Thermal-hydraulic phenomena during LOCA of PWR
Objectives	SET ^a	SET	IT ^b and SET	IT and SET

^aSeparate Effects Test

^bIntegral Test

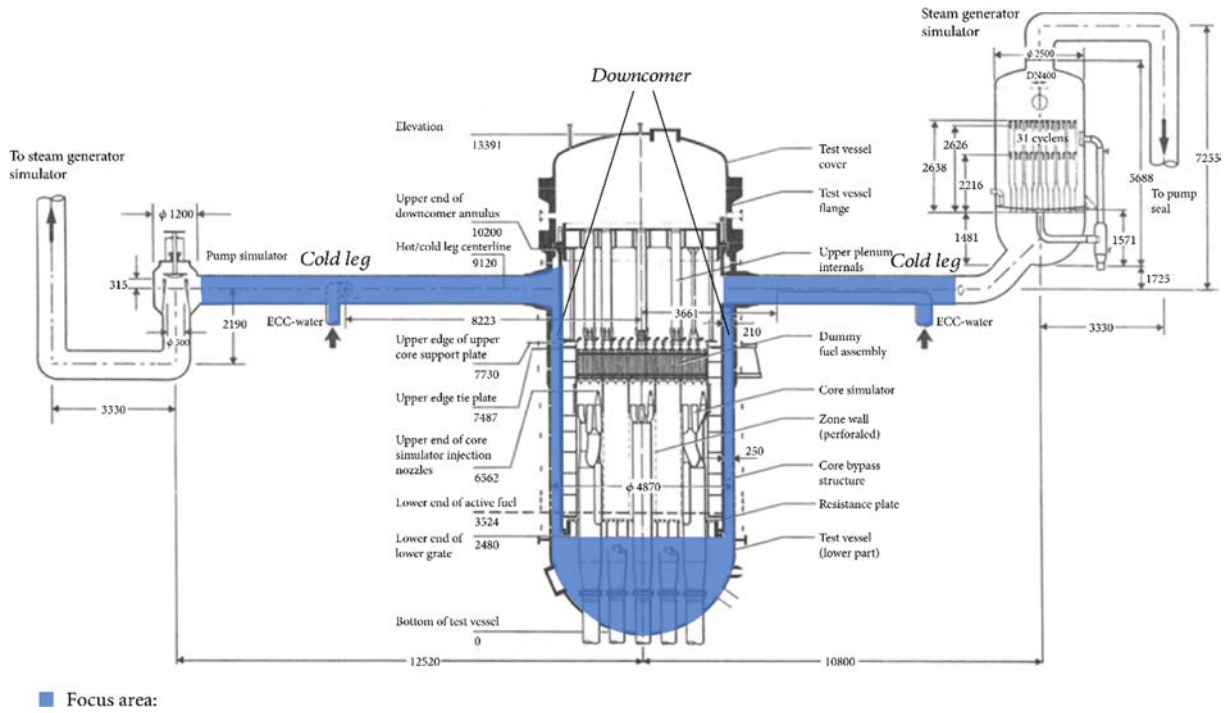


(a) ROCOM test facility¹⁴⁾

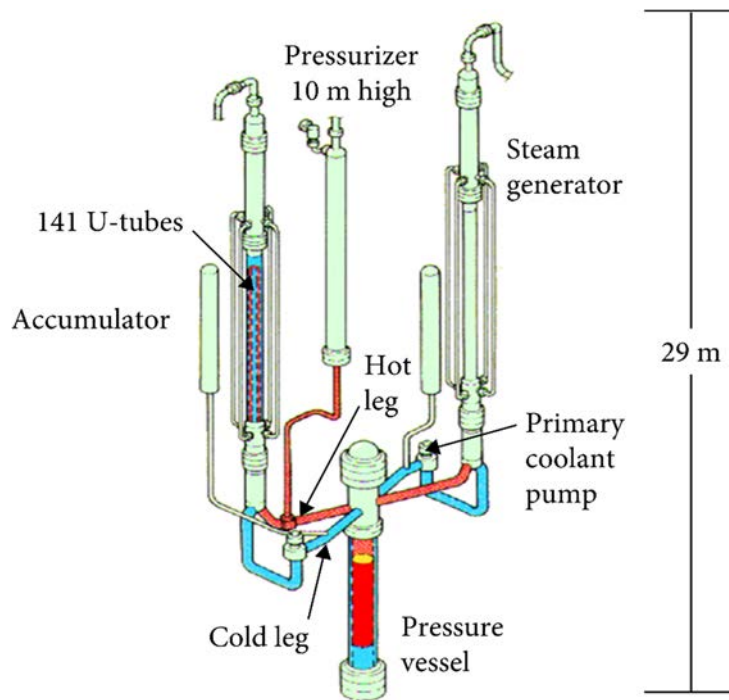


(b) TOPFLOW-PTS test section¹⁷⁾

Fig. 2.1 Large-scale experimental facilities on PTS



(c) Primary system of UPTF³⁹



(d) Schematic view of the LSTF

Fig. 2.1 Continued

3. 単相流 CFD の PTS への適用

多くの単相流 PTS 解析は、ROCOM 実験装置による実験を対象に行われている。Table 3.1 に ROCOM 実験装置、Table 3.2 に TOPFLOW 実験装置、Table 3.3 に UPTF 及び Table 3.4 に LSTF における実験に対する単相流 CFD 解析条件を示す。ROCOM 実験装置データは PTS 解析以外にも用いられており、乱流混合に関する CFD 解析が数多く行われている⁴⁰⁾。本稿では、PTS に関連する研究に限定する。また、Table 3.5 に本稿で使用頻度の多い代表的な乱流モデルの特性を示す。単相流の場合、問題を正確に再現するには、低 Reynolds 数効果、層流から乱流への遷移及び浮力効果を考慮した乱流モデルが必要であることが報告されている⁴⁰⁾。

3.1 RANS の PTS への適用

国際原子力機関 (International Atomic Energy Agency, IAEA) の原子力発電所設計への CFD の適用に関する共同研究プロジェクト (Cooperative Research Project, CRP) 下で行われたベンチマーク解析関連の論文を除くと、ROCOM データを対象とした PTS に関する RANS を用いた CFD 解析の論文は、Farkas ら⁴¹⁾、Puragliesi⁴²⁾及び Wei ら⁴³⁾によって発表されている (Table 3.1)。これらは、全て OECD/NEA PrimärKreislauf 2 (PKL2) プロジェクト⁴⁴⁾内で実施された実験データを対象にしている。

Farkas ら⁴¹⁾は、一次冷却材ループと ECCS 間の水密度の違いが DC 内の混合に及ぼす影響を調べた。彼らは、OECD/NEA PKL2 プロジェクト⁴⁴⁾の ROCOM test 1.1 (12%の密度差)の実験データを対象に、三次元 CFD コード FLUENT⁴⁵⁾を用いて数値モデル (計算格子)の作成及び最適化を行い、CFD 解析を実施した。乱流モデルとして、Reynolds 応力モデル (Reynolds Stress Model, RSM)⁴⁶⁻⁴⁸⁾を用いて過渡解析を行った。計算結果は実験結果と定性的及び定量的に相関があり、特に CI 中央領域での実験結果を正確に予測した。一方、DC の様々な流況とそれに伴う温度場により、CI の壁面側に生じる温度最小位置は、実験と計算結果に差異が生じた。

Puragliesi⁴²⁾は、OECD/NEA PKL2 プロジェクト⁴⁴⁾の準定常流条件における ROCOM test 1.1 (12%の密度差)及び test 2.1 (1.28%の密度差)、過渡条件の test 2.2 の実験を対象に数値解析を行った。test 2.2 の密度差は test 1.1 と等しいが、test 2.2 は test 1.1 の体積流量条件とは異なる過渡体積流量を対象としている^{42,44,49)}。オフサイト電源喪失事故シナリオに伴う主蒸気管破断 (Main Steam Line Break, MSLB) の際に発生する自然循環流動の非対称流に対する CFD コードの予測機能を評価するために Unsteady Reynolds Averaged Navier-Stokes (URANS) モデルの適用性を三次元 CFD コード STAR-CCM+v10.04⁵⁰⁾ (Lien ら⁵¹⁾による標準低 Reynolds (Standard Low-Reynolds, SLR) 数型 $k-\varepsilon$ モデル及び渦拡散モデル) を使用して検証した。熱又は物質輸送の乱流フラックスを解く渦拡散モデルは、Reynolds 応力と乱流拡散係数の増加により、混合スカラー (Mixing Scalar, MS) の最大値/最小値の予測は悪影響を受け、さらに、渦拡散モデルは、密度比が大きい流れに対する欠陥を示した。高精度の最大及び最小 MS の局所値を推定する場合や Reynolds 数が時間とともに減少

する特定のシナリオでは、URANS の代わりにスケール解像シミュレーション (Scale-Resolving Simulation, SRS) を使用する必要があることが示されている。これは、RPV の広範な領域で流れが再層流化する可能性があり、流れの状態と構造が大幅に変化するためである。

Wei ら⁴³⁾は test 1.1、2.1 及び 2.2 の実験を対象とし、MSLB 事故において RPV で生じる浮力の影響を受ける乱流混合の効果を調査した。特に大規模な幾何学的スケールでの浮力乱流混合に対して、濃度/温度に本質的に関与する乱流熱流束モデルの効果に着目した。解析では 2 つの乱流モデル (三次非線形低 Reynolds 数型 $k-\varepsilon$ モデル (LienCubicKE)、標準もしくは浮力修正 Shear Stress Transport (SST) $k-\omega$ モデル⁵²⁻⁵⁵⁾並びに 3 つの乱流熱流束モデル (Simple Gradient Diffusion Hypothesis (SGDH)、General Gradient Diffusion Hypothesis (GGDH) 及び Algebraic Flux Model (AFM)) を組み合わせている。SGDH モデルは、乱流熱流束が Reynolds 平均温度場の勾配に比例すると仮定しており、強制対流に適している。GGDH モデルは、Reynolds 応力テンソルに対する乱流熱流束の依存性を導入し、乱流拡散率に一定レベルの非等方性を備えているため、せん断支配流れに適している。AFM モデルには、GGDH モデルの乱流熱流束の代数表現に温度変動 (乱れ) の項が含まれており、はっきりと成層化された自然対流に適している^{43,56)}。使用した三次元 CFD コードは OpenFOAM-5⁵⁷⁾である。その結果、非等方性乱流熱流束モデル (GGDH 及び AFM モデル) は、強い浮力条件下で予測精度が向上し、MS/温度分布の予測を大幅に改善することが示されている。しかし、弱い浮力の場合には、乱流モデルが主要な役割を果たし、乱流熱流束モデルの影響は基本的に無視できることを示した。

OECD/NEA PKL2 プロジェクト⁴³⁾の ROCOM テストの CFD 解析のうち、Puragliesi⁴²⁾ 及び Wei ら⁴³⁾によって実行された test 1.1 (12%の密度差) の定量的比較が行われている。これらの結果は、DC 及び CI センサ部における空間平均 MS に関するものである (Fig. 3.1(a))。それぞれの計算結果から実験値に最も近い結果を選択した (Puragliesi⁴²⁾: SLR モデル (多成分流体において、浮力による乱流生成及び乱流輸送挙動に直接影響を及ぼす乱流 Schmidt 数 $Sc_t = 0.1$) 及び Wei ら⁴³⁾: (標準) SST $k-\omega$ モデル及び SGDH)。Fig. 3.1(b)に結果の比較を示す。DC の実験結果は SST $k-\omega$ モデルと一致した。SLR モデルは 30 s まで、CI において良好な一致を示していたが、SST $k-\omega$ モデルも誤差範囲内であった。SST $k-\omega$ モデルを用いた計算格子は SLR で用いたものよりも低解像度であるが、SST $k-\omega$ モデルでは十分な精度が確認されている。

単相流を対象とした UPTF データに関する CFD 解析は、RANS を用いた解析のみである。Table 3.3 に示すように Martin ら⁵⁸⁾、Beukelmann ら⁵⁹⁾、Höhne and Deendarlianto⁶⁰⁾ 及び Li ら⁴⁾により解析が行われた。うち、Martin ら⁵⁸⁾、Beukelmann ら⁵⁹⁾は、熱水力システム解析コードを用いて境界条件を求め、CFD 解析実施後、破壊力学解析を実施した。

Martin ら⁵⁸⁾は、UPTF に基づく単相流 PTS 実験に対して、STAR-CD、Code_Saturne 及び NEPTUNE_CFD の三次元熱水力 CFD コード (後者 2 つのコードは流体・構造体間の熱の授受を解析するため、固体部の汎用熱解析ソフトウェア SYRTHES と連成) 間の予測精度検証とベンチマークを実施した。乱流モデルは、標準 $k-\varepsilon$ モデルを用いている。圧力は 17 bar、

水及び構造体初期温度は 190 °C であった。ECC 水は 40 kg/s の質量流量で注水されている。境界条件の定義は、熱水力システム解析コード Code for Analysis of Thermal hydraulics during an Accident of Reactor and safety Evaluation (CATHARE) が使用された。その結果、CL 下部において 3 つのコードによる計算結果は一致し、実験 DC の流体温度は全てのコードにおいて実験結果に近い計算結果が得られ、計算結果は良好であることを示した。また、流体-構造体間の熱の授受を解析する共役熱伝達解析が行われ、流体の数値計算結果と実験結果の間のわずかな偏差は、予測される構造体温度に影響を及ぼさないことを示した。

Beukelmann ら⁵⁹⁾は、原子炉システム解析コード Reactor Excursion and Leak Analysis Program (RELAP) によって、圧力及び温度分布を計算し、主循環配管と RPV 壁面の空間的及び時間的の温度分布について、CFD コード ANSYS CFX を用いて計算した。乱流モデルは、SST $k-\omega$ モデル⁶¹⁾を用いている。対象とした UPTF TRAM C1 シリーズ Run2a1 では、RPV は完全に水で満たされており、ECC 水は、質量流量 20 kg/s であった。これらの計算で使用されたモデルは、UPTF による実験結果を用いて検証され、温度分布の比較により、モデルの妥当性が確認されている。さらに、得られた熱力学的境界条件 (RPV 内壁面の流体温度など) を用いて、破壊力学解析が実施された。その結果、RPV の全調査領域と最も深刻な過渡現象について、脆性亀裂 (塑性変形を伴わず、一瞬で進展する亀裂) の発生に対する大きな安全裕度が存在し、RPV の脆性破壊は除外可能であることが実証されている。

Höhne and Deendarlianto⁶⁰⁾は、PTS を対象とした UPTF test I を用いて ANSYS CFX により定性的な流体挙動に関する解析を実施した。乱流モデルは、標準 $k-\omega$ モデル⁶²⁾を用いている。test I では、圧力は 1.8 MPa、流体温度並びに CL、RPV 及び炉心パレルの初期温度は 463 K (190 °C) であった。ECC 水は、300 K (27 °C) であり、質量流量 40 kg/s で注水されている。解析の結果、CL の成層は十分な精度で予測され、計算された最低温度は、実験誤差範囲内であった。DC の ECC 水は、ほぼ垂直に RPV 底部に落下し、最も低温となった。DC 内の流動挙動は、いくつかの非物理的な円周方向の疑似振動を除き、良好に予測されている。

Li ら⁴⁾は、RPV における混合現象に関する CFD 解析のためのベストプラクティスガイドラインを策定するため、Fluent 19.2⁶³⁾を用いて計算格子生成、時間ステップ、乱流モデル (標準 $k-\varepsilon$ ⁶⁴⁾、RNG $k-\varepsilon$ ⁶⁵⁾、標準 $k-\omega$ ⁶²⁾及び SST $k-\omega$ モデル⁶¹⁾ の設定戦略を含めて検討した。対象とした UPTF test 11 では、運転圧力は 1.8 MPa、ECC 注水温度は 300 K、流量は 20、40 及び 70 kg/s であった。その結果、SST $k-\omega$ モデルを使用した計算結果は実験データとよく一致し、誤差は ±5% 以内に抑えられている。CL と DC 下部には顕著な局所的逆流が発生した。また、CI での逆流により、混合効果が向上した。炉心冷却効果は、注水流量が増加するにつれて良好となった。しかし、流量の増加に伴い、圧力容器壁面温度の変動幅が大きくなり、圧力容器壁面において熱疲労を引き起こしやすくなるので、より注意を払う必要があることが示されている。

単相流を対象とした LSTF に関する CFD 解析は、RANS のみが使用されている。Table 3.4 に示すように、Cai and Watanabe⁶⁶⁾は test 1-1 の予備実験、Farkas and Tóth⁶⁷⁾及び Scheuerer and Weis⁶⁸⁾は test 1-1 に対する数値解析を行った¹⁸⁾。第 2 節で述べた通り、test

1-1 は、OECD/NEA ROSA-V プロジェクトで実施された LSTF の個別効果実験 (ST-NC-34) である。異なる質量インベントリでの準定常状態問題を対象とし、单相流及び二相流の自然循環条件下での ECC 注水中の CL と DC の温度成層化を調査した (二相流解析については第 4.1 節で説明する)。実験条件は、单相流自然循環条件の一次系及び二次系圧力は、予備実験では 10.28 MPa、test 1-1 ではそれぞれ 15.5 及び 6.7 MPa であった。炉心出力はスケーリングされた公称値の 2% であり、一次系質量インベントリは 100% であった。

Cai and Watanabe⁶⁶⁾は、OpenFOAM-1.6⁶⁹⁾を用いて、FLUENT を用いた解析結果との比較による計算コード、乱流モデル (標準 $k-\varepsilon$ ^{64,70)}、RNG $k-\varepsilon$ モデル⁷¹⁾及び乱流モデルなし)、ポンプ出口下流と ECCS 注水ノズルの間にある CL の曲率並びに DC 及びポンプ出口の温度分布の影響を調べた。乱流モデルは、標準 $k-\varepsilon$ モデルにより合理的な結果が得られた。CL 曲率に関しては、曲率がある場合、CL 内の流れ場は非対称となり、速度場及び温度場の最大値はほぼ一致した。すなわち、旋回流がエルボ部分で形成されるため、曲率は混合を促進することが明らかとなった。また、CL 内の流れ場と混合は、ポンプ出口よりも DC の影響を大きく受けることが示された。

Farkas and Tóth⁶⁷⁾は、FLUENT 6.3.26⁴⁵⁾を用いて、様々な乱流モデル (標準 $k-\varepsilon$ 、Realizable $k-\varepsilon$ モデル⁷²⁾及び RSM) 並びに空間離散化スキームなどの影響を調べた。乱流モデルは CL の流れと温度分布に影響を与え、標準 $k-\varepsilon$ モデル及び RSM は非常に類似した結果を与え、計算結果は浮力による影響を大きく受けることが明らかとなった。Realizable $k-\varepsilon$ モデルでは、低温プルームはより強く混合され、浮力効果はあまり支配的ではなかった。しかし、CL の温度成層は、全てのモデルで再現され、1 次/2 次の離散化スキームによる影響はほとんどなかった。また、CL 及び DC の接続部分の幾何形状は、DC の温度分布に大きく影響し、正確な幾何形状モデリングの重要性が示唆されている。

Scheuerer and Weis⁶⁸⁾は、ANSYS CFX 12⁷³⁾を用いて、CL ミキシングに関する計算格子解像度、離散化スキーム並びに乱流モデル (SST $k-\omega$ モデル及び BaSeLine- (BSL-) RSM⁷³⁾) の影響を調査した。test1-1 で生じる自然循環は、運動量方程式に浮力項、乱流モデルに浮力生成項を含めることによりモデル化されており、CL の温度成層の適切な予測のために浮力効果を考慮している。乱流モデルに関しては、物理モデル調査において、2 つのモデルに大きな差異は存在しなかったため、以降の全ての解析は、計算負荷の小さい SST $k-\omega$ モデルが使用された。ECC 注水ノズル近傍では、CL 水温と ECC 水とのせん断層で乱流混合が生じ、CL 水温は過小評価される結果となった。しかし、CL 及び DC の温度成層は、実験結果とよく一致し、浮力効果の優位性が示されている。

Fig. 3.2(b)は、Farkas and Tóth⁶⁷⁾並びに Scheuerer and Weis⁶⁸⁾によって得られた test 1-1 における TE-2B4 及び TE-3B4 (Fig. 3.2(a)) の断面中央における解析結果を示す。Farkas 及び Tóth⁶⁷⁾は RSM を使用し、Scheuerer and Weis⁶⁸⁾は SST $k-\omega$ モデルを使用した。TE-2B4 においても解析結果は同様の傾向を示しており、モデル間で大きな差は確認されていない。しかし、解析結果は、実験結果とは一致しておらず、ECC 注水の乱流混合を予測することが課題となる。TE-3B4 では RSM による解析結果は実験結果に近く、これは下流で乱流混合が促進され、非等方性乱流が強くなるためと考えられる。

3.2 LES の PTS への適用

ROCOM 実験装置で取得された PTS データの CFD 解析に関する研究のうち、IAEA CRP ベンチマーク解析関連の論文を除くと、LES を対象とした論文は、Loginov ら^{14,31)}及び Feng ら⁷⁴⁾によって発表されたものがある (Table 3.1)。

Loginov ら^{14,31)}は、FLOMIX-R プロジェクト^{19,75)}下で、ROCOM 実験装置で行われた過渡 PTS に関する浮力 (密度) 駆動、遷移及び運動量駆動実験を対象に、乱流モデル (Vreman⁷⁶⁾によって開発された LES サブグリッドモデル) を検証した。解析対象は、21 の浮力駆動混合実験の一つである d05m00 実験 (ループと ECC の水の密度差 5%、ループ 1 の流量 0% : 浮力駆動)³¹⁾並びに d05m05、10 及び 15 実験 (ループと ECC の水の密度差 5%、ループ 1 の流量 5%、10%及び 15% : 浮力、遷移及び運動量駆動¹⁴⁾) である。浮力駆動混合実験では、スカラ濃度 (ECC 水を模擬する砂糖水の濃度) を計測することで、高密度の ECC 水及び低密度の一次系インベントリ水の混合が DC での混合及び流れの分布に及ぼす影響を調査した。ループの質量流量を公称流量の 0-15%の間で変化させ、自然循環モード中に予想される範囲を包含し、密度を 0-10%の間で変化させた^{16,19,75)}。ループ流量 0%の同解析条件下で、ECC 入口にわずかに異なる乱流変動 (乱流擾乱) を与えた 2 ケースが実行された。これらの乱流変動により DC の混合は大きく異なり、ECC 注水配管の小さな乱流擾乱に非常に敏感であった¹⁴⁾。実験でも同様の現象が見られたが、対応する単一実験と対応する解析との従来の比較では、この流れの解析精度を直接定量化できなかった。ループ流量 5%以上の実験では、①単一の実験的及び数値的結果の定性的比較、②実験データのアンサンブル平均の適用、③スペクトル解析及び④局所的な温度低下を比較するための工学的アプローチが検証されている。混合現象の解析は実験とよく一致しており、考慮された全ての領域で流況を正確に再現した。乱流変動のパワースペクトルに関しては、公称流量 10%において、実験よりもわずかに過大評価したが、壁面近傍では温度低下の保守的な評価が得られ、現実的かつ高い信頼性を示した。

Feng ら⁷⁴⁾は、TrioCFD⁷⁷⁾を用いて、先の浮力駆動混合実験の d10m05 (ループと ECC の水の 10%密度差、ループ 1 の 5%流量 : 浮力駆動) を解析し、2005 年に同実験条件を対象に Trio_U を使用して行った解析⁷⁸⁾と比較した。乱流モデルは、Wall-Adapting Local Eddy viscosity (WALE) モデル⁷⁹⁾を用いた。支配的な混合現象はよく予測されているが、DC 及び有孔ドラムにおいて実験値を過大評価する傾向が見られ、計算格子を改善し、高い計算コストへの対応が必要であった。

3.3 RANS 及び LES の PTS への適用

2012 年から 2018 年に IAEA の原子力発電所設計への CFD 解析の適用に関する CRP 下で、先に述べた浮力駆動混合実験の一つである d10m10 (ループと ECC の水の密度差 : 10%、ループ 1 の流量 10% : 浮力駆動) 実験を対象とした CFD ベンチマーク¹⁶⁾が ROCOM データを用いて実施された。このベンチマークには、8 機関が参加し、6 つ主要コード、6 つの乱流モデルが使用されている。最終報告書¹⁶⁾には、プロジェクトの概要及び比較結果が提供されている。このベンチマークに関連する論文は Hühne ら³⁰⁾、Hühne and Kliem⁸⁰⁾、Čarija ら⁸¹⁾、

Chouhan ら³²⁾及び Ayad ら⁸²⁾によって発表されており、RANS 並びに LES の検証が行われている (Table 3.1)。

Höhne ら³⁰⁾及び Höhne and Kliem⁸⁰⁾は、ANSYS CFX 及び TrioCFD 1.7.3 を用いて解析を行った。乱流モデルは、ANSYS CFX では RSM (BSL-RSM)、TrioCFD では LES (WALE モデル) を用いた (RANS 及び LES で用いた計算格子の条件は異なる)。さらに、それまで検討されていなかった d00m15 (ループと ECC 水の 0%密度差、ループ 1 の 15%流量：運動量駆動) 実験においてもコードの比較を行った。両解析は、実験データと定性的な一致を示した。上部 DC に設置された WMS (DC センサ) によって得られた導電率測定値で正規化された過渡的な無次元線形スカラ量 (MS) に対する非常に良好な再現結果は、運動量駆動流及び密度 (浮力) 駆動流の遷移領域であっても、支配的な混合現象を正確に予測できることを示している。ただし、混合対流領域では、浮力をより正確に計算することの必要性が指摘されている。

Čarija ら⁸¹⁾は、ANSYS Fluent⁸³⁾を用いて解析を行い、標準 $k-\varepsilon$ 、標準 $k-\omega$ 、SST $k-\omega$ モデル及び RSM の影響並びに解に対する初期条件及び境界条件の変化の影響を調査した。その結果、SST $k-\omega$ モデルはトレーサー濃度 (温度) を過小評価し、標準 $k-\varepsilon$ モデルは、トレーサー濃度を過大評価した。標準 $k-\varepsilon$ モデルは、安全上の観点から、信頼性 (保守性) が高いモデルであった。他モデルは、一部の測定場所で濃度を過大評価したが、壁境界流れに対し非常に有効であった。

Chouhan ら³²⁾は、OpenFOAM-4.1^{84,85)}を用いて解析を行った。乱流モデルとしては標準 $k-\varepsilon$ 、SST $k-\omega$ モデル並びに LES (1 方程式型渦粘性 (SubGrid Scale, SGS) モデル⁸⁶⁾及び WALE モデル⁷⁹⁾ が用いられている。ここで RANS 及び LES で用いた計算格子の条件は異なっている。LES は、RANS ベースのモデルよりも局所的及び空間的な混合現象を正確に予測し、全ての平面での平均及び最大 MS は、1 方程式渦粘性モデルと比べ、WALE モデルがより適切に予測した。12 M セルの計算格子、WALE モデル、時間において二次精度のオイラー陽解法及び空間において中心差分を用いることにより、実験データとの比較結果は、全ての平面での局所混合現象の予測精度が十分であることを示している。

Ayad ら⁸²⁾は、ANSYS CFX 2022 R1⁸⁷⁾及び SST $k-\omega$ モデルを使用して解析を行った。さらに、Boussinesq 近似を使用して、運動量方程式に対する密度の影響を考慮した。CL、DC 及び CI の MS 分布は、実験データと比較して、SST $k-\omega$ によって定性的かつ正確に予測できることが示されている。ただし、ECC が注水される上部及び下部 DC において、CFD 解析結果は、総じて過小評価した。これは、ECC 水が CL から DC 流入時に、DC の炉心側内壁面へ衝突する際の実験及び CFD 解析による MS の差に起因することが示されている。

d10m10 実験の IAEA CFD ベンチマークのうち、上部 DC センサの CL 中心 (周角 22.5° の位置) (Fig. 3.3(a)) における局所 MS の結果比較を Fig. 3.3(b)に示す。論文で複数の乱流モデルにより解析が行われている場合、実験結果に最も近い計算結果を持つ乱流モデルを選択した (Höhne ら³⁰⁾並びに Höhne and Kliem⁸⁰⁾ : ANSYS CFX による RSM 及び TrioCFD による LES (WALE モデル)、Čarija ら⁸¹⁾ : ANSYS Fluent による標準 $k-\varepsilon$ モデル、Chouhan ら³²⁾ : OpenFOAM による LES (WALE モデル)、Ayad ら⁸²⁾ : ANSYS CFX によ

る SST $k-\omega$ モデル)。非等方性乱流を考慮した RSM 及び LES は、渦粘性モデルよりも実験結果に近い最大値が得られ、その優位性が実証された。

Rodio and Bieder⁸⁸⁾並びに Bieder and Rodio³⁴⁾は、単相流を対象とした TOPFLOW-PTS に関する CFD 解析を行った (Table 3.2)。5 MPa の高圧条件下で、ECC から注水される低温水及び CL 直径に対して 100%水位の CL における飽和水の温度混合を対象とした解析が行われている。すなわち、先述の ROCOM では等温液相の密度差による浮力駆動を対象としているのに対し、TOPFLOW-PTS では液相温度差で生じる密度差による浮力駆動を対象としている。温度差は約 200 K、密度差は 200 kg/m³ (密度比は 0.2) であった。Rodio and Bieder⁸⁸⁾は、NEPTUNE_CFD 3.2.0 及び TrioCFD を用いた。NEPTUNE_CFD 解析では、CL は液相及び蒸気相の境界面を CL の約 5 mm 上にある DC 上部に保持にすることで、常に液相で満たしている。従って、凝縮率は、CL の温度成層の進展に影響を及ぼさないため、流れを単相流とみなし、二流体モデルコードである NEPTUNE_CFD を用いて解析が行われている。NEPTUNE_CFD による過渡解析では RSM (2 次 Speziale-Sarkar-Gatski RSM ($R_{ij}-\epsilon$ SSG モデル)⁸⁹⁾)、TrioCFD による過渡解析では LES (WALE モデル) が使用されている (LES の詳細は³⁴⁾に記載)。この研究では、圧縮性流体、温度変化による密度変化を考慮し、密度を温度の関数で仮定した拡張性流体 (低 Mach 数近似に基づく圧縮性流体) 及び Boussinesq 近似による非圧縮性流体のモデリング手法を比較し、CL における浮力モデリングに対するこれらのモデルの影響が示されている。NEPTUNE_CFD では、圧縮性流体モデルを使用し、TrioCFD では非圧縮性流 (Boussinesq 近似) と拡張性流体のモデルを使用した。圧縮性流体モデルと拡張性流体モデルによる温度分布との比較では、全ての垂直位置において実験結果はよく再現されているが、非圧縮性流体モデルは他のモデルよりも顕著な誤差を示した。また、解析のみの比較ではあるが、軸方向速度分布は、全ての垂直位置においてモデリング手法にかかわらずよく一致し、LES 及び URANS は全体的に良好な一致を示した。

Table 3.1 CFD simulations of a single-phase flow on the ROCOM experiments

CFD simulation	Test	Code	Mesh resolution	Standard $k-\epsilon$	Non-linear $k-\epsilon$	SLR	Standard $k-\omega$	SST $k-\omega$	RSM	LES	Simulation
Loginov et al. ³¹⁾	FLOMIX-R project, d05m00	N/A	3.0 M, 5.3 M, and 12.3 M cells (in total) and 0.26 M, 0.42 M, 0.82 M, 2.02 M, and 13.3 M cells (in the CL)							• Subgrid model of Vreman ⁷⁶⁾	Transient
Loginov et al. ¹⁴⁾	FLOMIX-R project, d05m05, m10, and m15	N/A	13.2 M (d05m05), 15.2 M (d05m10), and 19.9 M cells (d05m15)							• Subgrid model of Vreman ⁷⁶⁾	Transient
Farkas et al. ⁴¹⁾	OECD PKL2 project, test 1.1	FLUENT	4.6 M cells						•		Transient
Feng et al. ⁷⁴⁾	FLOMIX-R project, d10m05	TrioCFD	15 M cells							• WALE model	Transient
Höhne et al. ³⁰⁾ and Höhne and Kihem ⁵⁰⁾	IAEA CRP, d10m10 and d00m15	ANSYS CFX, TrioCFD 1.7.3	6.5 M nodes and 4 M hybrid elements (CFX) and 22 M elements (TrioCFD)						• BSL-RSM (CFX)	• WALE model (TrioCFD)	Transient
Puragtiesi ²²⁾	OECD PKL2 project, test 1.1, 2.1, and 2.2	STAR-CCM+ 10.04	1.4 M, 11.9 M, and 16.9 M cells			•					Transient
Čarija et al. ⁸¹⁾	IAEA CRP, d10m10	ANSYS Fluent	8.5 M cells	•			•		•		Transient
Chouhan et al. ³²⁾	IAEA CRP, d10m10	OpenFOAM-4.1	Coarse mesh (RANS), 2.8 M, 5 M, and 12 M cells (LES)					•		• WALE and one equation eddy-viscosity models	Transient
Wei et al. ⁴³⁾	OECD PKL2 project, test 1.1, 2.1, and 2.2	OpenFOAM-5	8.3 M cells		•						Transient
Ayat et al. ⁸²⁾	IAEA CRP, d10m10	Ansys CFX 2022 R1	6.5 M elements					•			Transient

Test case d10m10: constant flow rate in a single loop, which represents the magnitude of natural circulation, equal to yy% of the nominal flow with a density difference of xx% between the loop and ECC water. Data in italics under mesh resolution: conditions used for validation among multiple conditions or conditions that were indicated to be suitable. Black circles mean applicable.

Table 3.2 CFD simulations of a single-phase flow on the TOPFLOW-PTS experiments

CFD simulation	Test	Code	Mesh resolution	Two-phase	RSM	LES	Interfacial momentum transfer	Heat and mass transfer	Fluid properties	Simulation
Rodio and Bieder ⁽⁸⁾ and Rodio ⁽³⁾	TSW 3-4	TrioCFD and NEPTUNE_CFD 3.2.0	TrioCFD: 22 M and NEPTUNE_CFD: 0.78 M cells	NEPTUNE_CFD: Two-fluid model	<ul style="list-style-type: none"> • $R_{tj}-\epsilon$ SSG (NEPTUNE_CFD) 	<ul style="list-style-type: none"> • WALE model (TrioCFD) 	NEPTUNE_CFD: LIM	NEPTUNE_CFD: DCC model based on the surface divergence model proposed by Lakehal et al. ⁽⁹⁾ and wall law type model ⁽⁶⁾	NEPTUNE_CFD: CATHARE	Transient

TSW: transient steam-water with mass transfer due to condensation. Black circles mean applicable.

Table 3.3 CFD simulations of a single-phase flow on the UPTF experiments

CFD simulation	Test	Code	Mesh resolution	Two phase	Standard $k-\epsilon$	RNG $k-\epsilon$	Standard $k-\omega$	SST $k-\omega$	Fluid properties	Simulation
Martin et al. ³⁸⁾	Transient and water of different temperature case	STAR-CD, Code_Saturne, and NEPTUNE_CFD	Code_Saturne and NEPTUNE_CFD: 0.25 M cells (fluid domain) and 0.66 M cells (solid domain) and STAR-CD: 0.51 M cells (fluid domain) and 0.27 M cells (solid domain)	NEPTUNE_CFD: Two-fluid model	•				STAR-CD and Code_Saturne: Polynomial functions and NEPTUNE_CFD: water table	Transient
Beukelmann et al. ⁵⁹⁾	TRAM C1 Run2a1	ANSYS CFX	0.35 M (main coolant pipes and DC) and 0.22 M (lower plenum) nodes	N/A			•	•	N/A	Transient
Höhne and Decardhant ⁶⁰⁾	Test I	ANSYS CFX	4.3 M elements and 0.8 M nodes	N/A			•		N/A	Transient
Li et al. ⁴⁾	Test I1	ANSYS Fluent 19.2	3.91 M, 6.72 M, 12.7 M, 24 M, 30 M cells	N/A	•	•	•	•	N/A	Transient

Data in italics under mesh resolution: conditions used for validation among multiple conditions or conditions that were indicated to be suitable. Black circles mean applicable.

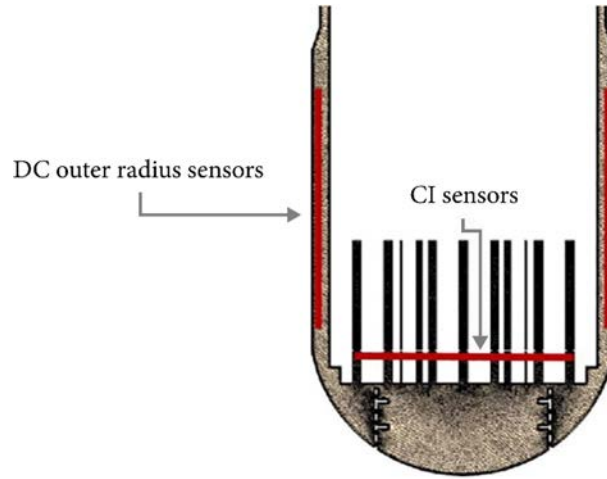
Table 3.4 CFD simulations of a single-phase flow on the LSTF experiments

CFD simulation	Test	Code	Mesh resolution	Standard $k-\epsilon$	Realizable $k-\epsilon$	RNG $k-\epsilon$	SST $k-\omega$	RSM	No turbulence model	Fluid properties	Simulation
Cai and Watanabe ⁽⁶⁶⁾	ROSA-V Program, preparatory test for test 1-1	OpenFOAM-1.6 and FLUENT	0.28 M, 0.16 M, and 0.11 M elements (in the CL), 0.21 M elements (in the hypothetical CL), and 0.65 M elements (in the CL and DC)	•	•	•			•	N/A	Transient
Farkas and Tóth ⁽⁶⁷⁾	ROSA project, test 1-1	FLUENT 6.3.26	0.67 M, 1.5 M, and 5.3 M cells	•	•			•		Polynomial functions	Steady-state and transient
Scheuerer and Weis ⁽⁶⁸⁾	ROSA project, test 1-1	ANSYS CFX 12	1 M, 5.2 M, and 8 M elements				•	•		IAPWS-IF97	Transient (initial condition; steady-state)

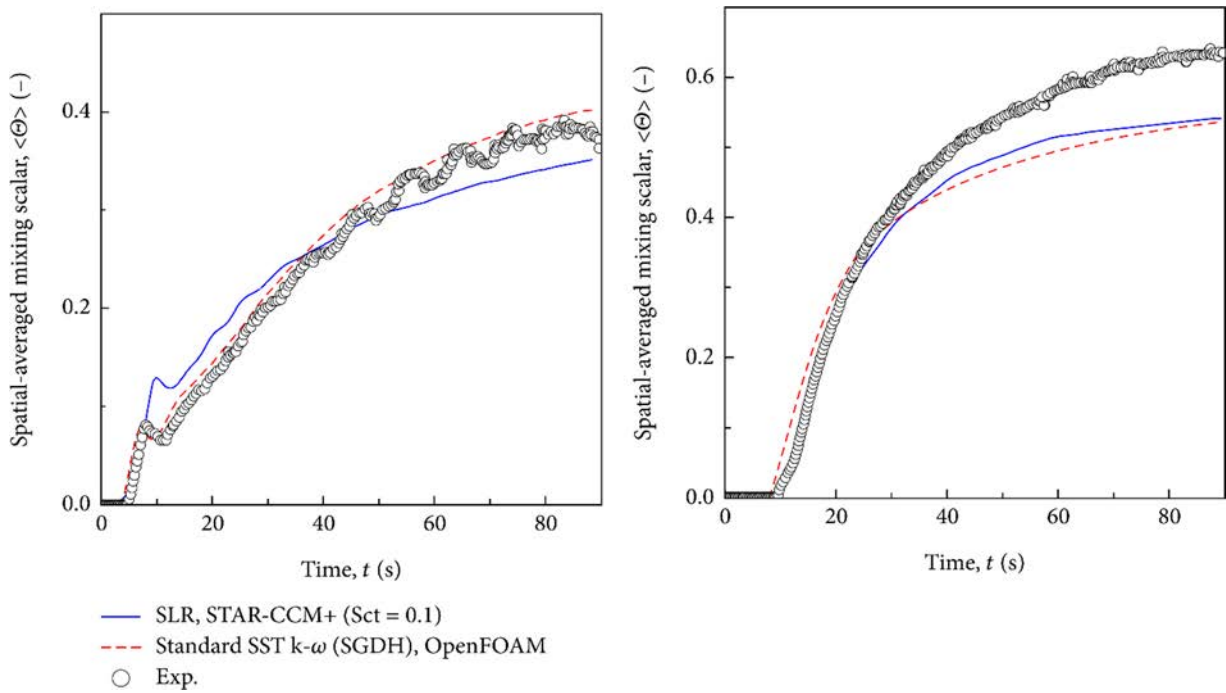
Data in italics under mesh resolution: conditions used for validation among multiple conditions or conditions that were indicated to be suitable. Black circles mean applicable.

Table 3.5 Characteristic of representative turbulence models in this paper

Turbulence model		Characteristic
RANS	Eddy viscosity model	<p>Modeled for turbulence effects (Reynolds stress) by eddy viscosity coefficient (flow situation)</p> <ul style="list-style-type: none"> (i) Standard $k-\varepsilon$ model⁷⁰: modeled by turbulent energy k and dissipation rate ε. k and ε are inversely proportional. The disturbance (v_t) increases with increasing k. In general, wall functions are used near walls. (ii) ReNormalization Group (RNG) $k-\varepsilon$ model⁹²: each model constant of $k-\varepsilon$. The model is theoretically derived using renormalization group theory (less diffusive than the standard $k-\varepsilon$ model). It predicts better than the standard model the flow separation leaving along the wall due to the effect of the adverse pressure gradient. (iii) Standard $k-\omega$ model⁹³: modeled by k and specific dissipation rate $\omega (= \varepsilon/k)$. Good accuracy close to the wall but less sensitivity in free stream conditions. The model excels at predicting separation. (iv) Shear Stress Transport (SST) $k-\omega$ model⁶¹: hybrid model of $k-\varepsilon$ model with better stability and $k-\omega$ model with better flow separation prediction. The $k-\omega$ model is used near the wall, and the $k-\omega$ model converted from the $k-\varepsilon$ model is used outside the wall. In addition, the SST $k-\omega$ model accounts for the transport effects of turbulent shear stress. <p>In two-fluid models, eddy viscosity models have the problem of too much turbulence due to high-velocity gradients at the free surface; SST $k-\omega$ accounts for the transport of turbulent shear stress and appropriately predicts the appearance and amount of flow separation under adverse pressure gradients⁵.</p>
	Reynolds Stress Model (RSM)	<p>Reynolds stress is obtained by solving the Reynolds stress transport equation without using the eddy viscosity model. The turbulent anisotropy (the turbulent appearance (statistics) varies with direction) is considered.</p> <ul style="list-style-type: none"> (i) BaSeLine- (BSL-) RSM^{73,94}: higher accuracy can be obtained by solving the transport equation for ω, local scale vorticity near the wall, and solving the transport equation for ε in the mainstream away from the wall. (ii) $R_{ij} - \varepsilon$ Speziale-Sarkar-Gatski (SSG) model⁸⁹: high Reynolds number type (do not calculate near walls). The model constants are different from the SSG model. Implemented in NEPTUNE_CFD.
Large (LES)	Eddy Simulation	<p>A methodology that directly simulates resolvable eddy structure and models the effect of the small eddy.</p> <ul style="list-style-type: none"> (i) Smagorinsky SubGrid-Scale (SGS) model⁹⁵: calculate the eddy viscosity coefficient as proportional to the computational cell size and the magnitude of the velocity gradient (SGS eddy-viscosity model). The model constant is constant and does not change depending on the flow field. Since the asymptotic behavior near a wall cannot be captured, applying a wall-damping function to the eddy viscosity coefficient is necessary. There are practical problems in extending the model directly to complex flow fields. (ii) Wall-Adapting Local Eddy-viscosity (WALE) model⁷⁹: using the specific tensor generally called S_{ij}^d, the WALE model calculates wall asymptotic behavior without a wall-damping function. That is, the weakness of the Smagorinsky model as above is improved. The validation of the sole model coefficient in this model is required.

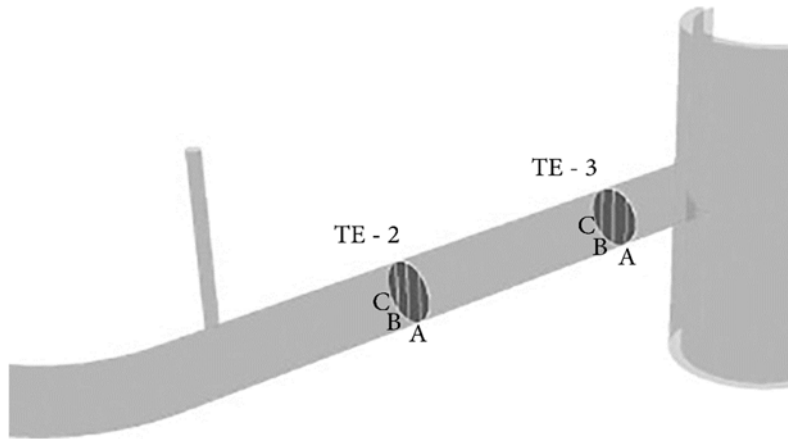


(a) Sensor locations⁴²⁾

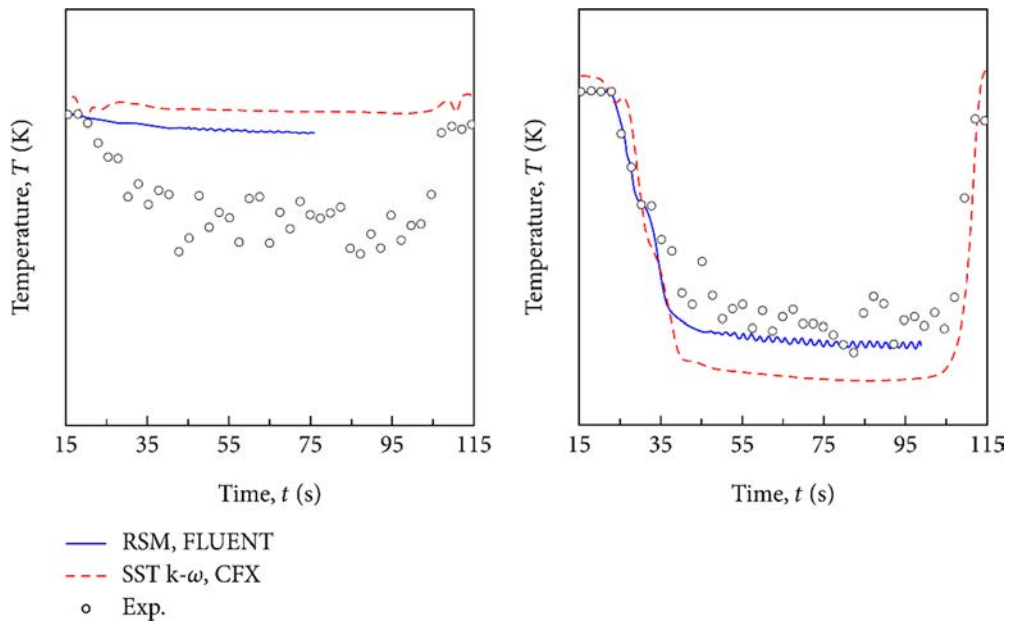


(b) Spatial-averaged MS at the position of DC (left) and CI (right) sensors^{42,43)}

Fig. 3.1 Comparison with the experimental result on test 1.1 in ROCOM conducted in the OECD PKL2 project

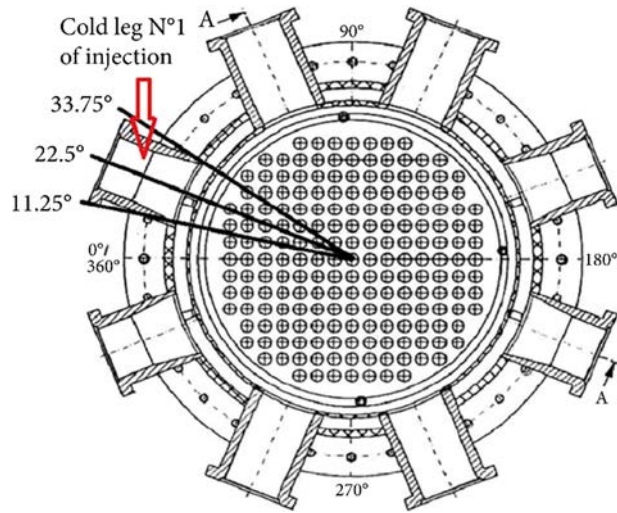


(a) Measurement plane locations⁶⁷⁾

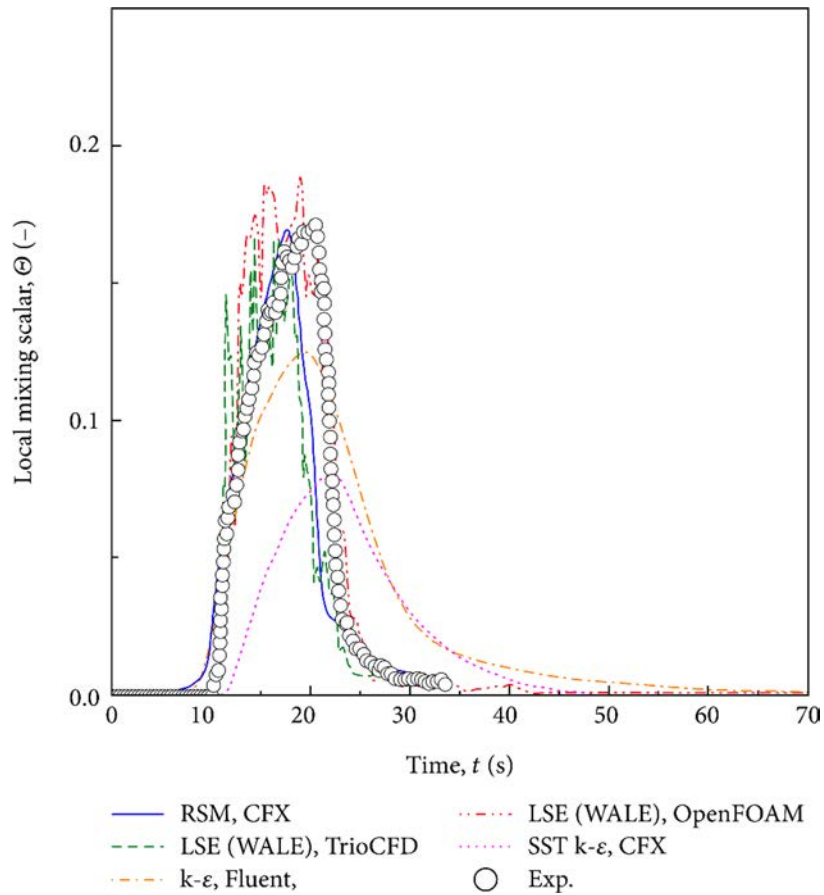


(b) Temperature distribution in TE-2B4 (left) and TE-3B4 (right)^{67,68)}

Fig. 3.2 Comparison with the experimental result on test 1-1 in LSTF conducted in the ROSA-V project



(a) Upper DC sensor locations⁸²⁾



(b) Local MS at the position of the center of the CL (circumferential angles of 22.5°) in the upper DC sensor^{30,32,81,82)}

Fig. 3.3 Comparison with the experimental result on d10m10 in ROCOM conducted in the IAEA CRP

4. 二相流 CFD の PTS への適用

二相流に関する PTS 解析は、TOPFLOW-PTS 実験を対象に数多く行われている。これまでに、空気-水、蒸気-水及びその両者の条件を扱った解析が行われており、Table 4.1 及び 4.2 では空気-水、蒸気-水条件に分けて記載した。二相流では、壁乱流、界面摩擦によって生成される乱流、界面波によって生じる乱流の 3 種類の乱流が二相流の界面近傍で確認されている⁵⁾。従って、界面近傍では非等方性乱流を考慮する必要がある。二相乱流の研究はまだ進行中である。レビューした論文では標準 $k-\varepsilon$ 、 $k-\omega$ 、SST $k-\omega$ モデル、RSM 又は LES のいずれかが使用されている。RSM 及び LES は界面近傍の非等方性乱流を考慮するために用いられたと考えられるが、渦粘性モデルもよく使用されている。多くの解析が対象とした実験は、Nuclear Reactor Integrated Simulation Project (NURISP)^{96,97)}のフレームワーク下で行われた。ここで、二相流 PTS シナリオの CFD モデリングの改善を目的に、TOPFLOW 実験装置で行われた定常状態の空気-水及び蒸気-水実験の参照条件^{15,98)}が定義された。しかしながら、蒸気-水実験では、この条件下での実験を実施できなかった。よって、実験及びプレテストのみとの比較はなされていない¹⁵⁾。この参照条件の空気-水実験では、使用圧力は 2.25 MPa、CL 水位は CL 直径の 50%、PS 入口注水質量流量 M_{PS} と ECC 注水質量流量 M_{ECC} の比は 1:1.7 であった。ECC 注水温度は、使用圧力の飽和圧力を下回った。DC 出口の水の質量流量 M_{DC} は、 $M_{PS} + M_{ECC}$ であり、CL の水位を一定として定常条件を得ている。CL の水及び空気の初期温度は混合温度とした。蒸気-水実験では、使用圧力は 5 MPa、CL 水位は 50%、PS 注水の質量流量 $M_{PS,in}$ と ECC 注水質量流量 M_{ECC} の比は 1:1.7 であった。PS での凝縮を回避するため、PS 出口流量 $M_{PS,out}$ は $M_{PS,out} = M_{PS,in}$ とすることが企図されている。しかし、PS の注水温度が飽和温度を下回り、PS でさらなる蒸気凝縮が生じた。また、定常状態を維持するために、CL の水位を一定に保つ必要があり、DC 出口流量 M_{DC} は $M_{ECC} + M_{Cond}$ (M_{Cond} : 総凝縮量)とした。蒸気温度を飽和温度とし、CL の水及び蒸気の初期温度は飽和温度とした。温度等の詳細な値は、文献⁹⁸⁾に示されている。TOPFLOW-PTS 解析におけるこの参照条件をカバーする論文は全て空気-水条件で実行され (Table 4.1)、Apanasevich ら^{15,98,99)}及び Martin ら¹⁰⁰⁾によって発表された論文のみは蒸気-水条件 (Table 4.2) で実行されている。さらに、Table 4.3 に UPTF における UPTF-TRAM C2 Run6b を示し、Table 4.4 に LSTF における OECD/NEA ROSA プロジェクトの予備試験 1-1 (3.1 節) の二相流 CFD 解析条件を示す。

4.1 RANS の PTS への適用

RANS のみの解析のうち、空気-水条件を対象としたものは、Deendarlianto ら¹⁰¹⁾、Deshpande ら¹⁰²⁾及び Kim ら¹⁰³⁾により行われた (Table 4.1)。これらの解析では、上記の NURISP フレームワークで行われた実験を参照している。

Deendarlianto ら¹⁰¹⁾は、分散相を伴う連続相と分離された連続相に対して個々に気液界面の摩擦抵抗モデルが必要であるため、運動量交換係数が局所的な形態に依存する Algebraic Interfacial Area Density (AIAD) モデル¹⁰⁴⁻¹⁰⁶⁾を用いて、Euler-Euler 法の適用可能性の

検討を行った。また、新しい抗力係数モデルを実装した ANSYS CFX を使用した。二相流解析手法は AIAD モデルによる二流体モデル及び界面運動量輸送を考慮していない二流体モデル（標準二流体モデル）、流体物性値は International Association for the Properties of Water and Steam (IAPWS) の蒸気表に基づいており、乱流モデルは SST $k-\omega$ モデルを使用している。計算によって得られた CL と DC 内の温度分布は、計測誤差の範囲で実験値と一致した。ECC 注入直上流を除いて CL 及び DC 内で温度成層は見られず、完全な混合温度に等しいことが確認されている。Deshpande ら¹⁰²⁾及び Kim ら¹⁰³⁾は、Fluent 14.5¹⁰⁷⁾を用い、二相流解析手法として Volume Of Fluid (VOF) 法¹⁰⁷⁾、乱流モデルとして SST $k-\omega$ モデルを採用している。

Deshpande ら¹⁰²⁾は、三次の離散化スキームである Quadratic Upstream Interpolation for Convective Kinetics (QUICK) スキームによる VOF 法の予測性能を改善するため、VOF 法に加えて 3 つの界面鮮明化法 (Compressive 法、Level Set (LS) 法及び界面を自由表面境界とみなす自由表面スキーム)¹⁰⁸⁾を採用し、標準 $k-\varepsilon$ モデルを用いた乱流モデルの効果と実験結果とを比較した。その結果、界面鮮明化法を採用することで、流体温度分布の予測精度が大幅に向上し、自由表面モデルは最も良好な予測精度を示した。乱流モデル比較では、いずれのモデルも温度分布を正確に予測し、SST $k-\omega$ モデルは ECC 注水近傍で標準 $k-\varepsilon$ モデルより優れた予測性能を示した。

Kim ら¹⁰³⁾は、計算格子解像度の影響を調査するために PS 及び ECC 注水領域の計算格子の細分化による影響を評価し、乱流モデルの感度解析を行うため、VOF 法を用いた計算を行った。乱流モデルは SST $k-\omega$ モデルを使用し、比較のため、標準 $k-\varepsilon$ モデルも用いた。SST $k-\omega$ モデルにより、壁面近傍の温度予測が大幅に改善した。しかし、気液界面では、ブリッジングパラメータ (bridging parameter) (一般的に「混合関数 (blending function)」として知られるもの) の微調整が必要となるため、標準 $k-\varepsilon$ モデルは依然として界面領域では優位にあるとしている。

RANS のみを対象にした解析のうち、Apanasevich ら⁹⁸⁾及び Martin ら¹⁰⁰⁾は、空気-水 (Table 4.1) 及び蒸気-水 (Table 4.2) の条件でプレテスト解析を行った。対象実験条件は、上記の参照条件である。Apanasevich ら⁹⁸⁾は、ANSYS CFX 12.0⁷³⁾を用い、二相流解析手法として均質流モデル及び二流体モデルを採用した場合の CL 及び DC での熱混合プロセスへの影響を調査した。これはプレテスト解析であるため、実験データとの比較は含まれていない。また、構造と流体間の熱伝達の影響は考慮されていない。乱流モデルは SST $k-\omega$ モデルを採用した。熱伝達に関して、空気-水条件では、気液界面での熱伝達を考慮せず均質流熱伝達モデルを使用し、蒸気-水条件では、蒸気は等温仮定、水に対して、1 つの液相のエネルギー方程式のみ適用した。後者の気液間の凝縮熱伝達に関しては、Hughes and Duffey¹⁰⁹⁾によって提案された表面更新理論 (モデル) に基づく DCC モデルを採用した。また、二相間の熱物質移動を定義するために、CFX に組み込まれた各相と界面間の熱伝達を個別に解く、二抵抗 (two resistance) モデル⁷³⁾を用いた。水、空気、蒸気の物性値は一定であると仮定した。その結果、空気-水条件では、ECC 注水後の CL での噴流分裂予測は均質流及び二流体モデルによって異なるため、ECC 注水近傍領域の温度分布は大きく異なった。蒸気-水条件では、両

方のモデルとも CL 及び DC で温度成層が見られた。二流体モデルを使用して計算された総凝縮率は均質流モデルを使用した場合よりも大きく、その違いは DC での冷水プルームの形成と伝播の予測の違いによるものであった。

Martin ら¹⁰⁰⁾は、モックアップスケールにおける主要な物理現象の知見と理解を深めるため、NEPTUNE_CFD を用いてプレテスト解析を行った。流体領域と構造体領域間の熱連成 (thermal coupling) を考慮し、二相流解析手法として二流体モデル、乱流モデルとして標準 $k-\varepsilon$ モデルを採用した。自由表面モデリング (界面運動量輸送) は Large Interface Model (LIM)⁹¹⁾を用いた。熱物質移動に関しては、蒸気-水条件で相間熱伝達がモデリングされているという記述はあるが、特定のモデルは明記されていない。空気-水物性値は一定、蒸気-水物性値は CATHARE の蒸気表を用いた。その結果、流量が特定の閾値より低くなると、ECC 注水ラインで気液分離流が発生し、衝突ジェット及び下流成層 CL 領域での混合現象に大きく影響を与えることが明らかとなった。その後、ECC の流量を増加させると、蒸気-水条件よりも空気-水条件の方が気液分離流に関してはるかに大きいヒステリシス現象が確認された。また、空気-水条件では、CL の上流に温度成層が形成されるが、蒸気の DCC により、定常状態の成層を維持できる蒸気-水条件と異なり、下流まで成層を維持できず、完全混合されることがわかった。

蒸気-水条件を対象とした解析は、Apanasevich ら^{35,99)}、Coste and Lecomte¹¹⁰⁾、Coste and Mérioux¹¹¹⁾ (Mérioux ら¹¹²⁾と内容重複)、Mérioux ら^{17,113)} (Table 4.2)、Cremer ら³⁹⁾ (Table 4.3) 及び Cai and Watanabe⁶⁶⁾ (Table 4.4) により行われた。Apanasevich ら⁹⁹⁾は、ANSYS CFX 12.0⁷³⁾を用いて、NURISP プロジェクトの参照条件にて解析を行った。二相流解析手法は、二流体モデル、界面運動量輸送は、AIAD モデルとモデルなし (標準二流体モデル)、熱物質移動は、Hughes and Duffey¹⁰⁹⁾によって提案された表面更新理論に基づく DCC モデルと二抵抗モデル、流体物性値は IAPWS を用いた。乱流モデルは SST $k-\omega$ モデルを使用している。その結果、AIAD モデルを使用して計算された総凝縮率は、標準二流体モデルを用いた場合よりも高い値を示した。さらに、CL の DC 入口と DC で温度成層が見られ、大きな浮力効果が観察された。ただし、冷水プルームの形成は AIAD モデルと標準二流体モデルの間で大きく異なった。冷水プルームの形成及び形成の欠如の正確な予測は、構造解析及び一般的な安全評価に不可欠であり、さらなる検証が必要である。

Coste and Lecomte¹¹⁰⁾は、TOPFLOW-PTS の定常状態蒸気-水実験 (Steady-State Steam-Water test, SSSW) 3-2 の実験データを使用し、NEPTUNE_CFD 1.3 で既往検証¹¹⁴⁾で満足のいく結果が得られた自由表面モデリングとして LIM (乱流を除く) を実装したモデル (version 1.0.8) を用いて検証を行い、蒸気-水界面での他の凝縮モデル (version 2.0-beta) を用いた結果と比較した。SSSW 3-2 実験の詳細は明らかにされていないが、水位は CL 直径の 50%で、飽和蒸気は DC 上部配管から供給され、蒸気余剰は DC 上部の開口部から凝縮器に排出される。二相流解析手法は二流体モデル、自由表面モデリングは LIM、熱物質輸送モデリングは Coste¹¹⁵⁾、Lakehal ら⁹⁰⁾及び Magnaudet and Calmet¹¹⁶⁾によって提案された表面更新理論に基づく DCC モデルが用いられている。乱流モデルは標準 $k-\varepsilon$ モデルを採用している。その結果、version 1.0.8 の結果は、熱物質移動を過大評価し、実験結果とは一

致しなかったが、version 2.0-beta の結果は、実験データとよく一致した。

その後、NURISP プロジェクトのフレームワークで行われた蒸気-水データに関する TOPFLOW-PTS データベースの検証作業は、NUclear REactor SAFEty Simulation Platform (NURESAFE) プロジェクトのフレームワーク^{117,118)}に引き継がれた。このプロジェクトでは、Apanasevich ら³⁵⁾、Coste and Mériçoux¹¹¹⁾及び Mériçoux ら¹⁷⁾が、TOPFLOW-PTS の定常状態蒸気-水実験結果を用いて、二流体モデルによる DCC を伴う二相成層流の CFD 解析の信頼性を検証した。Apanasevich ら³⁵⁾による論文では、実験の詳細は示されていないが、Mériçoux ら¹⁷⁾の CFX による解析結果と対応していることから、SSSW 3-17 を対象としているものと推定される。SSSW 3-17 は、NURISP の参照条件と異なり、PS 側の注水及び排出はない。そのため、DC 出口の液相流量は、CL 水位を CL 直径の 50%に維持する（定常状態）ように制御されている。蒸気相の一定参照圧力は 5 MPa であり、圧力場は静水圧で初期化された。ECC 注水質量流量は M_{ECC} で、ECC 水の温度は、 T_{ECC} であった。DC での出口質量流量は $M_{out,w} = M_{ECC} + \Gamma$ (Γ は積分凝縮率)と設定されている。実験では、積分熱損失も測定されたが、熱損失による凝縮率と温度分布への影響は小さいことから¹¹⁰⁾、計算では考慮されなかった。蒸気の質量流量は M_{Steam} であり、蒸気温度は飽和温度 (537.15 K) に等しく、これは蒸気入口及び初期温度として定義されている¹⁷⁾。

Apanasevich ら³⁵⁾は、ANSYS CFX 14.5¹¹⁹⁾を用いて、二相流解析手法として二流体モデル、界面運動量輸送モデリングとして AIAD モデルと一定の抗力係数、界面熱物質輸送モデリングとして Higbie の表面更新理論¹²⁰⁾に基づく 2 つの DCC モデル (Hughes and Duffey¹⁰⁹⁾ (HD モデル) 及び Magnaudet and Calmet¹¹⁶⁾ (MC モデル)) を用いた。乱流モデルは標準 $k-\omega$ モデルである。解析では、界面の運動量と熱伝達のモデリング (DCC による界面の熱物質移動を決定する水熱伝達係数のモデリング及び相間の界面運動量交換を表す抗力係数のモデリング) を評価した。その結果、一定及び可変の抗力係数を使用した解析では、結果に大きな違いが見られ、抗力係数が局所流体パラメータに依存する可変量であることが確認されている。さらに、HD モデルは総凝縮率を 2 倍過大評価した。MC モデルも CL 及び DC の温度を過大評価したが、総凝縮率は実験精度の範囲内で予測することができ、温度分布は実験と比較的良好な一致を示した。従って、AIAD モデル及び MC モデルは二相流 PTS シナリオ中の温度分布及び凝縮量の予測に適用できると結論づけられている。

Coste and Mériçoux¹¹¹⁾は、NEPTUNE_CFD の計算結果を、先述の SSSW 3-17 実験に加えて、SSSW 3-16、3-18 及び 3-19 と比較した (液体流量比が異なる SSSW 3-16、3-17、3-18 及び 3-19 はそれぞれ $\dot{m}_{L,ECC}/\dot{m}_{L,ECC,3-17} = 1.468, 1, 0.7057$ 及び 0.4085)。この論文では、ECC の質量流量効果を調べ、標準 $k-\varepsilon$ モデル及び高非等方性乱流に適した $R_{ij}-\varepsilon$ SSG モデルを備えた新しいバージョンを比較し、改善効果について述べている。二相流解析手法は二流体モデル、自由表面モデリングは LIM であった。乱流モデル及び DCC モデルは、使用したバージョンで区別されている。すなわち、version 2.0.0 は標準 $k-\varepsilon$ モデル及び MC モデル¹¹⁶⁾、version 2.2.0 は RSM ($R_{ij}-\varepsilon$ SSG モデル) 及び Lakehal ら⁹⁰⁾による DCC モデルであった。その結果、実験で ECC 噴流構造が成層化された液体-蒸気に変化する SSSW 3-18 を除いて、計算結果は良好であった¹¹²⁾。これは、SSSW 3-18 の解析では、チェーン流やスラグ流のよ

うな層状流が発生し、凝縮率が振動するため、ECC 流動予測は困難であるためである。また、version 2.0.0 は、凝縮率と温度を過大評価するが、version 2.2.0 はその過大評価が大幅に低下した。

Mérigoux ら¹⁷⁾は、NURESAFE プロジェクトの枠組みで行われた CFD ベンチマークについてまとめており、ANSYS CFX 16.0¹²¹⁾、NEPTUNE_CFD 3.0、TransAT 5.1.2_RC2 による計算の比較を行った。Fig. 4.1(b)は、Fig. 4.1(a)に示す場所での各コードによって得られた温度分布を実験結果と比較する。CFX 及び NEPTUNE_CFD では、乱流モデルと計算条件を検証した先述の論文^{35,111)}と同じ実験を対象としているが、CFX は、Lakehal ら⁹⁰⁾による DCC モデルを使用し、NEPTUNE_CFD では、異なるバージョンを使用した。NEPTUNE_CFD 3.0 で用いた $R_{ij}-\epsilon$ SSG モデルの検証は、後述する Mérigoux ら¹¹³⁾により行われており、ここで得られた結果が文献¹⁷⁾に反映されているようである。ただし、NURESAFE プロジェクトとの関連は記述されていない。TransAT で用いた二相流解析手法は一流体モデルの LS 法、相変化モデルに表面更新理論に基づく質量蒸発率を乱流 Reynolds 数及び分子 Prandtl 数で表す Coste¹¹⁵⁾によって提案されたモデルが用いられている。乱流モデルは Very LES (VLES) (RANS と LES のハイブリッドモデル) と標準 $k-\epsilon$ モデルを比較し、数値安定性がより優れていた標準 $k-\epsilon$ モデルが採用されている。CL では、NEPTUNE_CFD 及び CFX による計算結果は壁面近傍の水温を同様に予測し、NEPTUNE_CFD による結果は界面近傍で実験とよく一致した。しかしながら、CFX では、乱流運動エネルギーと渦消散の過大予測のため、界面領域での水温を過小予測し、乱流モデルの改善が必要であった。TransAT では、上流及び下流の水温を大幅に過小予測したが、DC 入口の水温は実験結果と最もよく一致した。DC の温度は、CFX と NEPTUNE_CFD によって正しく予測された。TransAT では、低温の ECC 水の輸送を正しくモデリングできなかったため、水温を大幅に過大予測した。この理由として、ECC 噴流挙動の誤った予測及び（数値安定性の理由から）流体物性値一定により、浮力効果が考慮されていない可能性が考えられる。

Mérigoux ら¹¹³⁾は、PTS現象下でのNEPTUNE_CFD 3.0の検証と適用を示すため、乱流予測及びLIMにRSM ($R_{ij}-\epsilon$ SSGモデル) を使用したNEPTUNE_CFDの個別効果流動解析に関する検証を元に総合的な検証 (integral validations) に着目した。まず、SSSW 3-17の条件下で計算格子依存性を確認した。その結果、計算格子の細分化に関わらず±25%の精度で推定されている実験的な凝縮率の不確実性の範囲内にあることが確認された。次に、EDFによって開発された熱・構造体コードSYRTHESと連成することで液体と構造体間の共役熱伝達を考慮し、共役熱伝達を含む過渡シナリオである過渡蒸気-水実験 (Transient Steam-Water test, TSW) 3-5におけるコード検証を行った。TSW 3-5は、CLが空になるまで水位が低下し、同時にECCの流体温度はゆっくりと低下する。その後、水位は再び上昇し、CLが水で満たされると水位は安定する。また、シナリオ全体を通して、熱電対を備えた長方形の鋼板がDCを流れる水と接触している。解析の結果、構造体の熱伝導のモデリングに関しては、水と接触していない構造体部分に適用される境界条件に不確実性があることがわかった。境界近傍の実験的な温度分布から、鋼板とその周囲の間で何らかの熱交換が発生したと推定できるが、それらを定量化することはできていない。境界に近いこれらの熱電対を考慮しなかった場合、

鋼の温度予測の最大誤差は最大4%低下した。

Cremer ら³⁹⁾は、表面更新理論に基づく自由表面凝縮モデル¹⁰⁹⁾を ANSYS CFX に適用するための開発と検証のために UPTF-TRAM C2 Run6b 実験の解析を行った (Table 4.3)。乱流モデルには標準 k - ε モデルを用いている。この実験では、ECC 水の質量流量は 50 kg/s、DC 水位は 2.7 m (RPV 試験容器の底から測定) であったため、ECC 注水中に CL ノズルの下部において水縞 (water stripe) が形成され、サブクール水面で凝縮が発生した。この実験結果により、自由表面凝縮モデルと RPV 壁面に付着する冷却水の最大質量流量を取得するための抗力係数が検証された。ここで得られた抗力係数を Gösigen-Däniken 原子力発電所 (KernKraftwerk Gösigen, KKG) の PTS 過渡解析に適用し、既存の KWU-MIX (実験で検証された解析的流体混合コード) の結果と比較した。

Cai and Watanabe⁶⁶⁾は、Table 4.4 に示すように、ROSA-V プログラムにおいて LSTF で行われた test 1-1 の二相流条件の準備実験に関し、OpenFOAM-1.6⁶⁹⁾を用いて実験条件を解析し、凝縮モデルの影響を検証した。この実験での一次及び二次系圧力は約 6.7 MPa であった。ECCS からの注水質量流量は、CL A 及び B でそれぞれ 0.3 及び 1.0 kg/s であり、二相流条件下で CL B に質量流量 1.8 kg/s で追加の注水が行われた。二相流モデルは VOF 法であり、乱流モデルは標準 k - ε モデル、凝縮モデルは、Watanabe and Nakamura によって提示された界面積と熱伝達係数からなる簡略化モデル¹²²⁾が用いられている。その結果、計算された温度分布は実験結果とよく一致し、凝縮モデルによる効果が確認された。

4.2 RANS 及び LES の PTS への適用

RANS 及び LES を対象とした解析のうち、Ničeno ら¹²³⁾及び Apanasevich ら¹⁵⁾は、NURISP プロジェクトの空気-水の参照条件を対象とした解析を実施し (Table 4.1)、Apanasevich ら¹⁵⁾は、空気-水及び蒸気-水の参照条件を対象とした解析も実施した (Table 4.2)。

Ničeno ら¹²³⁾は、異なる乱流モデルの影響を調べるため、ANSYS FLUENT 12.0¹²⁴⁾を使用し、空気-水実験の参照条件を対象に過渡解析を行った。用いた二相流解析手法は VOF 法、乱流モデルは、標準 k - ε 及び SST k - ω モデル並びに LES (Smagorinsky 及びダイナミック SGS モデル¹²⁴⁾) であった。実験結果と比較すると、乱流モデルによる影響は非常に大きく、標準 k - ε モデルによる温度分布は最も良好な結果を示した。4.1 節に示されている Deshpande ら¹⁰²⁾による RANS を用いた解析 (定常解析) も同じ計算格子解像度で、Fluent を用いた VOF 法に標準 k - ε モデル及び SST k - ω モデルを採用して実施されている。しかし、定常解析は過渡解析よりも良好な結果を示し、SST k - ω モデルは標準 k - ε モデルよりも実験結果に近い結果を示した (Fig. 4.2(c))。過渡解析の物理時間は 300 s であり、十分な解の収束は得られている¹⁰²⁾。この逆説的な結果の原因は、詳細な情報や考察が示されていないため不明である。

Apanasevich ら¹⁵⁾は、二相流 PTS シナリオの CFD モデルの検証のため、ANSYS CFX 12.0⁷³⁾、NEPTUNE_CFD 1.0.8 及び ANSYS FLUENT 12.0¹²⁴⁾を用いて、ベンチマーク解析を実施した。上記の論文^{99-101,123)}は、この論文と関連性が高い。Fig. 4.2(b)は、Fig. 4.2(a)に示す位置で各コードによって得られた温度分布を実験結果と比較している。二相流解析手法

及び乱流モデルは、CFX では、二流体モデル及び SST $k-\omega$ モデル、NEPTUNE_CFD では、二流体モデル及び標準 $k-\varepsilon$ モデル、FLUENT では、VOF 法及び LES (Smagorinsky SGS モデル) が使用されている。界面運動量輸送は、CFX では AIAD 及び一定の抗力係数、NEPTUNE_CFD では LIM が用いられている。CFX における熱物質移動は、HD モデル¹⁰⁹⁾ が使用され、二相間の熱伝達が考慮されている。NEPTUNE_CFD では、凝縮による熱物質移動をモデリングするため、壁法則を使用し、Banerjee ら¹²⁵⁾の表面発散モデルに基づく Lakehal ら¹²⁶⁾が提案した DCC モデル⁹¹⁾及び表面更新理論に基づく Coste and Lecomte¹¹⁰⁾の DCC モデル⁹¹⁾が使用されている。FLUENT では HD モデル¹⁰⁹⁾が採用されている。流体物性値は、CFX の空気-水条件では、空気を完全な理想気体とみなし、IAPWS を液相に適用し、蒸気-水条件でも適用されている。NEPTUNE_CFD の空気-水条件解析では、空気物性値は一定 (圧力 2.25 MPa、等温) であると仮定し、相間での熱伝達はモデリングせず、液相物性値を定義するために CATHARE の蒸気表が適用されている。蒸気-水条件においても、CATHARE の蒸気表が適用されている。FLUENT の空気-水条件は、各相で物性値は一定とし、蒸気-水条件は、非凝縮性ガスであると仮定し、状態方程式は使用せず、蒸気条件にはユーザ定義関数を適用している。空気-水条件では、実験結果との比較は行われたが、蒸気-水条件では参照条件による実験が実行できなかったため、比較は行われていない。そのため、空気-水条件下において、FLUENT では界面と壁面近傍で最低温度となり、界面近傍の温度分布は実験結果と非常によく一致した。Fig. 4.2(c)は、第 4.1 節で示した同プロジェクトの解析結果のうち、Fig. 4.2(b)には含まれていない Fluent による検証結果^{102,103,123)}を示す。ここでは、VOF 法、標準 $k-\varepsilon$ モデル及び SST $k-\omega$ モデルを使用して結果を整理した。5.7 M セルの計算格子を使用した SST $k-\omega$ モデルによる結果は、Fig. 4.2(b)に示す結果と比較して実験結果に最も近い。同じ計算格子を使用した標準 $k-\varepsilon$ モデルによる結果は、界面近傍では SST $k-\omega$ モデルより実験結果と一致しており、5.7 M セルの計算格子を使用した結果は、Fig. 4.2(b)に示す他の計算格子解像度による結果よりも実験結果に近づく。以上より、計算格子解像度の影響が大きいことが明らかとなった。

蒸気-水条件下では、RANS は滑らかで大きな自由表面を持つ二相流をモデリングするのに適しており、LES では不十分な計算格子解像度であったことを示している。さらに、NEPTUNE_CFD では最も高い凝縮率となったのに対し、CFX 及び FLUENT では同じ凝縮モデルを使用しているにもかかわらず、大きく異なる凝縮率となった。凝縮は、乱流渦によって界面から熱を輸送する液体層の乱流に依存するため、この結果は、DCC モデリングに関する乱流モデルの影響によるものであることを示唆している。なお、NEPTUNE_CFD 及び CFX のみが、DC 入口で温度成層を予測し、NEPTUNE_CFD では、DC で飽和温度に非常に近い均一な温度、CFX では、他のコードに比べかなり低い不均一な温度を予測した。

Table 4.1 CFD simulations of a two-phase (air–water) flow on the TOPFLOW-PTS experiments

CFD simulation	Test	Code	Mesh resolution	Two-phase	Standard $k-\epsilon$	SST $k-\omega$	LES	Interfacial momentum transfer	Fluid properties	Simulation
Apanasevich et al. ⁹⁹⁾	NURISP project, steady-state air–water case (pretest)	ANSYS CFX 12.0	0.85 M elements	Homogeneous (one-fluid)	•	•		N/A	Constant	Transient
Martin et al. ¹⁰⁰⁾	NURISP project, steady-state air–water case (pretest)	NEPTUNE_CFD	0.43 M cells (fluid domain) and 0.06 M cells (solid domain)	Two-fluid model	•			LIM	Constant	Transient
Deendarlianto et al. ¹⁰¹⁾	NURISP project, steady-state air–water case (posttest)	ANSYS CFX	1.5 M elements	Two-fluid model		•		AIAD and no modeling (standard two-fluid model)	IAPWS	Transient
Niceno et al. ¹²⁹⁾	NURISP project, steady-state air–water case (posttest)	ANSYS FLUENT 12.0	0.85 M cells	VOF method	•	•	• Smagorinsky and dynamic SGS models	N/A	N/A	Transient
Deshpande et al. ¹⁰²⁾	NURISP project, steady-state air–water case (posttest)	ANSYS Fluent 14.5	0.85 M cells	VOF and LS methods	•	•		N/A	N/A	Steady-state
Apanasevich et al. ¹⁰³⁾	NURISP project, steady-state air–water case (posttest)	ANSYS CFX 12.0, ANSYS FLUENT 12.0 and NEPTUNE_CFD 1.0.8	CFX: 0.87 M and 1.5 M elements, FLUENT: 0.87 M elements, and NEPTUNE_CFD: 0.53 M cells	CFX and NEPTUNE_CFD: Two-fluid model and FLUENT: VOF method	•	•	• Smagorinsky SGS model (FLUENT)	CFX: AIAD and constant drag coefficient of 0.44, FLUENT: N/A, and NEPTUNE_CFD: LIM	CFX: constant (air) and IAPWS (water), FLUENT: constant, and NEPTUNE_CFD: constant (air) and CATHARE (water)	FLUENT: transient and CFX and NEPTUNE_CFD: N/A
Kim et al. ¹⁰³⁾	NURISP project, steady-state air–water case (posttest)	ANSYS Fluent 14.5	0.87 M, 4.4 M, and 5.7 M cells	VOF method	•	•		N/A	N/A	Steady-state

Data in italics under mesh resolution: conditions used for validation among multiple conditions or conditions that were indicated to be suitable. Black circles mean applicable.

Table 4.2 CFD simulations of a two-phase (steam-water) flow on the TOPFLOW-PTS experiments

CFD simulation	Test	Code	Mesh resolution	Two-phase	Standard $k-\epsilon$	Standard $k-\omega$	SST $k-\omega$	RSM	LES	Interfacial momentum transfer	Heat and mass transfer	Fluid properties	Simulation
Apanasevich et al. ⁹⁸⁾	NURISP project, steady-state steam-water case (pretest)	ANSYS CFX 12.0	0.85 M elements	Inhomogeneous (two-fluid) model			•			N/A	DCC model based on the surface renewal theory proposed by Hughes and Duffey ¹⁰⁹⁾ and two resistance model	Constant	Transient
Martin et al. ¹⁰⁰⁾	NURISP project, steady-state steam-water case (pretest)	NEPTUNE _CFD	0.43 M cells (fluid domain) and 0.06 M cells (solid domain)	Two-fluid model	•					LIM	N/A	CATHARE	Transient
Apanasevich et al. ⁹⁹⁾	NURISP project, steady-state steam-water case (pretest)	ANSYS CFX 12.0	0.87 M and 1.7 M elements	Two-fluid model			•			AIAD and no modeling (standard two-fluid model)	DCC model based on the surface renewal theory proposed by Hughes and Duffey ¹⁰⁹⁾ and two resistance model	IAPWS	Transient
Coste and Lecomte ¹¹⁰⁾	SSSW 3-2	NEPTUNE _CFD 1.3	0.54 M cells	Two-fluid model	•					LIM (ver. 1.0.8 and ver. 2.0-beta)	DCC model based on the surface renewal theory proposed by Coste ¹¹⁵⁾ , Lakehal et al. ⁹⁰⁾ , Magnaudet and Calmet ¹¹⁶⁾ , and wall law type model ⁹¹⁾	N/A	Transient

Table 4.2 Continued

CFD simulation	Test	Code	Mesh resolution	Two-phase	Standard $k-\epsilon$	Standard $k-\omega$	SST $k-\omega$	RSM	LES	Interfacial momentum transfer	Heat and mass transfer	Fluid properties	Simulation
Apanasevich et al. ¹⁵⁾	NURISP project, steady-state steam-water case (pretest)	ANSYS CFX 12.0, ANSYS FLUENT 12.0 and NEPTUNE_CFD 1.0.8	CFX: 0.87 M and 1.7 M cells, FLUENT: 0.87 M elements, and NEPTUNE_CFD: 0.53 M cells and 1.5 M elements	CFX and NEPTUNE_CFD: Two-fluid model and FLUENT: VOF method	• (NEPTUNE_CFD)	• (CFX)	• (CFX)	• Smagorinsky SGS model (FLUENT)	•	CFX: AIAD and constant drag coefficient of 0.44, FLUENT: N/A, and NEPTUNE_CFD: LIM	CFX: DCC model based on the surface renewal theory ¹²⁰⁾ by Hughes and Duffey ¹⁰⁹⁾ , FLUENT: DCC model based on the surface renewal theory by Hughes and Duffey ¹⁰⁹⁾ , NEPTUNE_CFD: based on the surface renewal theory by Hughes and Duffey ¹⁰⁹⁾ , NEPTUNE_CFD: based on the surface divergence model by Lakehal et al. ¹²⁶⁾ and the surface renewal theory by Coste ¹¹⁵⁾ and wall law type model ⁹¹⁾	CFX: IAPWS, FLUENT: no equation of state and user function for the case of steam, and NEPTUNE_CFD: CATHARE	FLUENT: Transient and CFX and NEPTUNE_CFD: not listed
Apanasevich et al. ³⁹⁾	NURESAFE project, undisclosed in detail (There is a possibility of SSSW 3-17.)	ANSYS CFX 14.5	1.2 M and 2.0 M cells	Two-fluid model	•					AIAD and constant drag coefficient of 0.44	DCC model based on the surface renewal theory proposed by Hughes and Duffey ¹⁰⁹⁾ and Magnaudet and Calmet ¹¹⁶⁾	IAPWS	Steady-state

Table 4.2 Continued

CFD simulation	Test	Code	Mesh resolution	Two-phase	Standard $k-\epsilon$	Standard $k-\omega$	SST $k-\omega$	RSM	LES	Interfacial momentum transfer	Heat and mass transfer	Fluid properties	Simulation
Coste and Mergoux ⁽¹¹⁾ and Mergoux et al. ⁽¹²⁾	NURESAFE project, SSSW 3-16, 3-17, 3-18, 3-19	NEPTUNE _CFD 2.0.0 and 2.2.0	0.44 M, 0.78 M, 1.1 M, and 1.8 M cells	Two-fluid model	• Standard $k-\epsilon$ (ver. 2.0.0)			• $R_j-\epsilon$ SSG (ver. 2.2.0)		LIM	DCC model based on the surface divergence model proposed by Magnaudet and Calmet ⁽¹⁶⁾ (ver. 2.0.0), Lakehal et al. ⁽⁹⁰⁾ (ver. 2.2.0) and wall law type model ⁽⁹¹⁾	CATHARE	Transient
Mergoux et al. ⁽¹³⁾	SSSW 3-17 (mesh sensitivity study) and TSW 3-5	NEPTUNE _CFD 3.0.0	0.44 M, 0.78 M, 1.1 M, 1.8 M cells (SSSW 3-17) and 0.78 M cells (TSW 3-5)	Two-fluid model				• $R_j-\epsilon$ SSG		LIM	DCC model based on the surface divergence model proposed by Lakehal et al. ⁽⁹⁰⁾ and wall law type model ⁽⁹¹⁾	CATHARE	Transient

Table 4.2 Continued

CFD simulation	Test	Code	Mesh resolution	Two-phase	Standard $k-\epsilon$	Standard $k-\omega$	SST $k-\omega$	RSM	LES	Interfacial momentum transfer	Heat and mass transfer	Fluid properties	Simulation
Mérigoux et al. ¹⁷⁾	NURESAF E project, SSSW 3-17	ANSYS CFX 16.0, TransAT 5.1.2_RC2, and NEPTUNE_TransAT_CFD 3.0.0	CFX: 1.2 M cells, NEPTUNE_CFD: 0.78 M cells, and TransAT: 1.2 M elements	CFX and NEPTUNE_E_CFD: Two-fluid model and TransAT: LS method	• (TransAT)	• (CFX)		• $R_{ij}-\epsilon$ SSG (NEPTUNE_CFD)		CFX: AIAD and NEPTUNE_CFD: LIM	CFX: DCC model based on the surface divergence model proposed by Lakehal et al. ⁹⁰⁾ , NEPTUNE_CFD: DCC model based on the surface divergence model proposed by Lakehal et al. ⁹⁰⁾ and wall law type model ⁹¹⁾ , and TransAT: DCC model based on the surface divergence model proposed by Coste ¹¹⁵⁾	CFX: LAPWS, NEPTUNE_CFD: CATHARE, and TransAT: constant	CFX: steady-state and NEPTUNE_CFD and TransAT: transient

SSSW: steady-state steam-water with mass transfer due to condensation; TSW: transient steam-water with mass transfer due to condensation. Data in italics under mesh resolution: conditions used for validation among multiple conditions or conditions that were indicated to be suitable. Black circles mean applicable.

Table 4.3 CFD simulations of a two-phase (steam-water) flow on the UPTF experiments

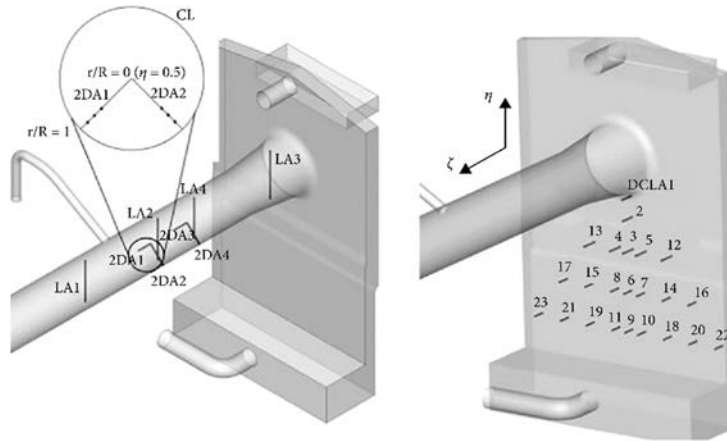
CFD simulation	Test	Code	Mesh resolution	Two-phase	Standard $k-\epsilon$	Interfacial momentum transfer	Heat and mass transfer	Fluid properties	Simulation
Cremer et al. ³⁹⁾	TRAM C2 Run6b	ANSYS CFX 14.5.0	N/A	Two-fluid model	•	N/A	DCC model based on the surface renewal theory proposed by Hughes and Duffey ⁽⁶⁹⁾	N/A	Transient and steady-state

Black circles mean applicable.

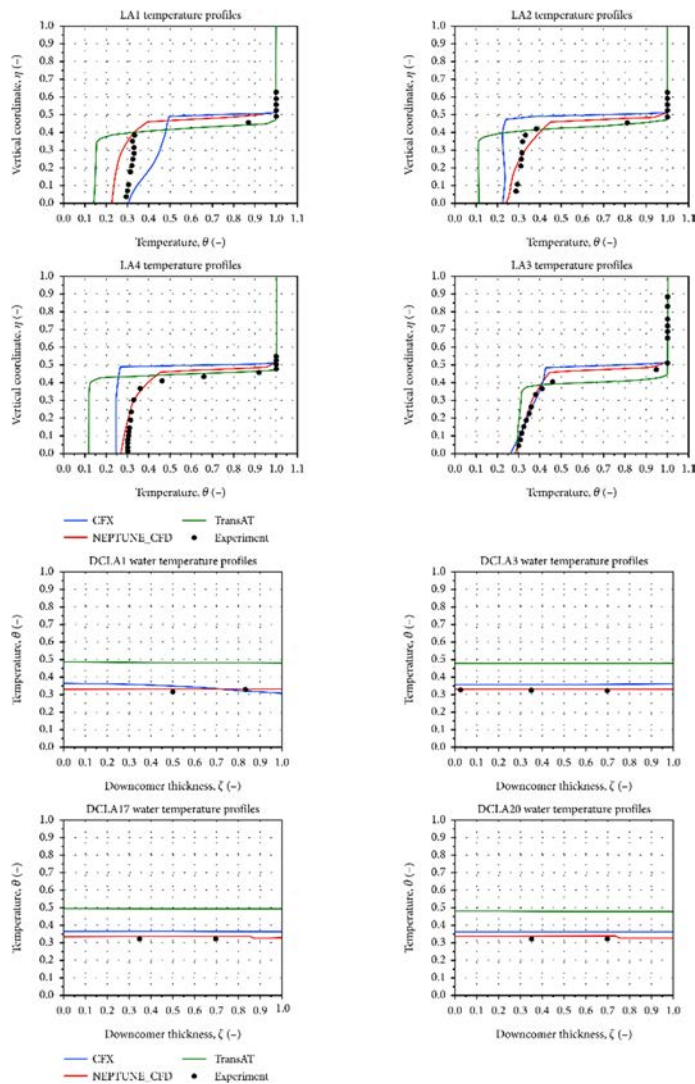
Table 4.4 CFD simulations of a two-phase (steam-water) flow on the LSTF experiments

CFD simulation	Test	Code	Mesh resolution	Two-phase	Standard $k-\epsilon$	Heat and mass transfer	Fluid properties	Simulation
Cai and Watanabe ⁽⁶⁾	ROSA-V program, preparatory test for test 1-1	OpenFOAM-1.6	1.5 M elements	VOF method	•	Simplified model composed by Watanabe and Nakamura ⁽²²⁾	N/A	Transient

Black circles mean applicable.

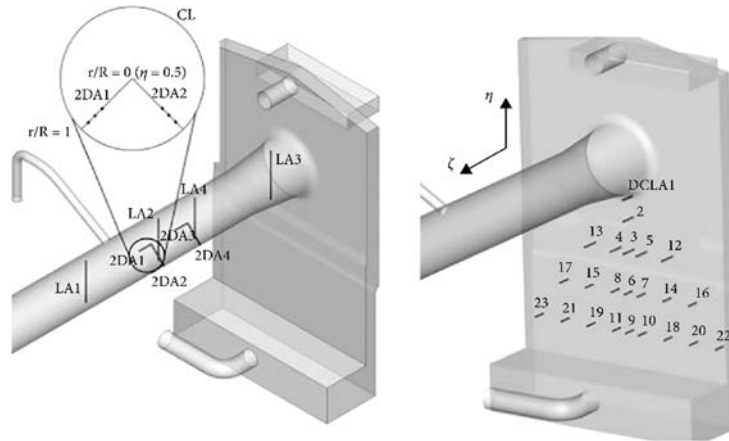


(a) Thermocouple lance locations in the CL (left) and the DC (right)¹⁵⁾

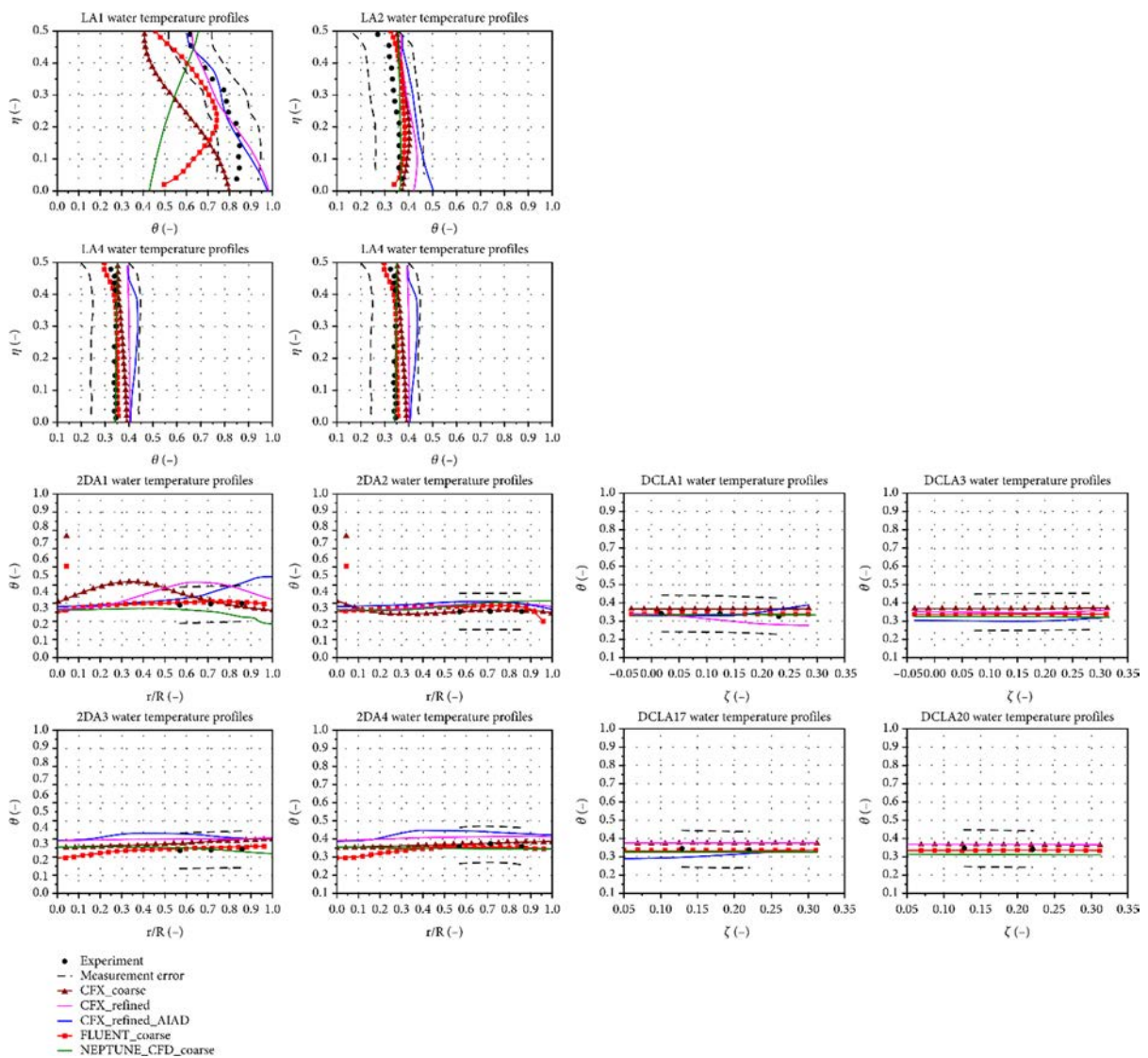


(b) Normalized temperature distribution in the CL (upper) and the DC (lower)¹⁷⁾

Fig. 4.1 Comparison with the experimental result on the SSSW 3-17 case in TOPFLOW-PTS conducted in the NURESAFE project

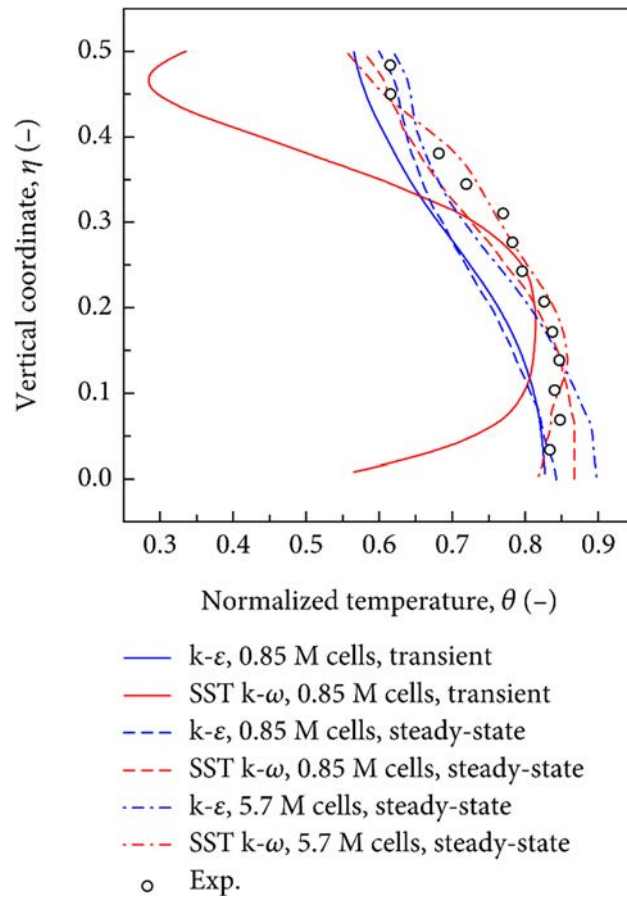


(a) Thermocouple lance locations in the CL (left) and the DC (right)¹⁵⁾



(b) Normalized temperature distribution in the CL (left) and the DC (right)¹⁵⁾

Fig. 4.2 Comparison with the experimental result on posttest for the steady-state air–water case in TOPFLOW-PTS conducted in the NURISP project



(c) Normalized temperature distribution at the line LA1 using the VOF method with ANSYS FLUENT (Fluent)

Fig. 4.2 Continued

5. 結論

2010年以降に実施されたPTSに関するCFD解析、特に大規模実験装置ROCOM、TOPFLOW、UPTF及びLSTFで行われた実験を対象としたCFD解析について乱流モデルの観点からその研究成果の調査を行った。主な計算プラットフォームは、単相流では、ANSYS CFX、ANSYS FLUENT (ver. 14.0以降はFluent表記) (旧FLUENT)、STAR-CCM+、NEPTUNE_CFD (二相流条件下で単相流部分に着目した)、TrioCFD、TransAT、OpenFOAM及びCode Saturneであり、二相流では、ANSYS CFX、ANSYS FLUENT (Fluent)、NEPTUNE_CFD及びOpenFOAMであった。Table 5.1は、第3章と第4章で論じた論文の対象現象をLucasら⁵⁾が挙げた二相流PTS現象に関する単一現象によって分類した(単相流に関する研究も含む)。論文では対象としていないが、検証結果から議論の余地がある現象については、筆者らの判断で単一現象のカテゴリーに含めた。計算の主な対象は、単相流では乱流混合、二相流では温度成層化、界面運動量輸送及び熱物質移動であった。また、Table 5.1に示すように、CLでは噴流下及び壁面での乱流生成及び熱伝達、DCでは壁面への熱伝達にも重点が置かれていた。

知見や経験が十分あり、信頼性の高いコードが開発されている単相流CFD解析では、RANSに加えて、非等方性乱流を考慮できるLESを用いた研究も増えている。RANSでは、測定位置での流動様式によって適切な乱流モデルは異なるが、結果を比較すると、全体的にSST $k-\omega$ モデル及びRSMは他のモデルよりも優れた結果を示すことが明らかとなった。LESでは、WALEモデルがLESの中で最も優れた結果を示す(例えば、32)ため、WALEモデルを使用する研究が多く報告されている。また、RANSでも、100万セル(もしくは要素、ノード)を超える規模の計算格子を使用する多数の解析が行われている。参考までに、Table 5.2に本研究で対象とした解析の計算時間を示す。今後、計算機の性能向上に伴い、大規模解析が増加することが予想されるが、産業界での利用も考慮する必要がある、計算精度の向上かつ計算コストの削減に努めることが不可欠である。

空気-水条件の二相流解析では、界面近傍の乱流の非等方性を考慮する必要があるが、渦粘性モデルに基づくRANSが依然として多く用いられている。二相流解析手法では、二流体モデルの他に界面捕獲/追跡法(VOF及びLS法)による解析が報告されている。結果を比較すると、SST $k-\omega$ モデル及びVOF法を用いた結果は、十分な計算格子解像度により、全体的に良好な一致を示した。界面捕獲/追跡法を用いた場合、計算格子解像度の影響が顕著に表れた¹⁰³⁾。VOF法及びLESを用いた解析では、計算格子解像度が不十分なためRANSより優れた結果は得られなかった¹⁵⁾が、検討の余地があると考えられる。また、本研究ではCFDによる流体解析のみに着目したが、UPTFを対象とした解析では、CFDによる流体解析に加え、境界条件を決定するためにRELAP及びCATHAREなどの熱水力システム解析コードや構造力学(応力及び破壊)解析コードとの連成解析も行なわれている^{39,58,59)}。CFD解析による熱流体挙動の予測精度向上も不可欠であるが、PTSにおけるRPVの健全性評価のためには、破壊解析まで含めた検討が必要であり、そのような研究は数多く行われている(例えば、10,11,127-136)。

蒸気-水条件の二相流解析では、二流体モデルを採用した解析が多く報告されている。そのため、計算格子解像度は 100 万セル（又は要素）以下で、計算コストは低く抑えられ、乱流モデルは RANS が主流である。多くの研究で、界面運動量輸送モデルは、CFX では AIAD、NEPTUNE_CFD では LIM が使用された。LIM では、顕著な非等方性乱流に適した $R_{ij}-\epsilon$ SSG モデルは標準 $k-\epsilon$ モデルよりも優れており¹¹²⁾、 $R_{ij}-\epsilon$ SSG モデルを用いた解析が数多く報告されている。熱物質輸送モデルは、Hughes and Duffey¹⁰⁹⁾、Coste¹¹⁵⁾、Banerjee ら¹²⁵⁾、Lakehal ら^{90,126)}及び Magnaudet and Calmet¹¹⁶⁾の DCC モデルが検討されている。乱流強度などの適用範囲にもよる⁹¹⁾が、Lakehal ら⁹⁰⁾による DCC モデルを用いた解析が最も多く、 $R_{ij}-\epsilon$ SSG モデルと組み合わせて使用することで良好な精度が得られることが示されている¹¹¹⁾。続いて検討数が多いモデルは、Hughes and Duffey¹⁰⁹⁾によって提案された表面更新理論に基づく DCC モデル（HD モデル）であり、様々なコードで用いられている。特に NEPTUNE_CFD は、多数の妥当性検証の蓄積により、優れた計算精度を示している。界面捕獲/追跡法や LES を用いた解析は挑戦的なテーマであり、単一現象及び複合現象に着目した基礎研究は今後も積み重ねていくべきである。PTS 現象だけでなく、幅広い原子炉熱水力現象に適用できるコードが求められており、さらなる研究が期待される。

また、ここでは PTS に関する CFD コードベンチマーク用小型実験装置について特筆しなかったが、近年、OECD/NEA Working Group on Accident Management and Analysis (WGAMA) の枠組みで行われた CL 混合 CFD ベンチマーク用実験装置において、より詳細な三次元データが得られ²⁸⁾、CFD 解析の検証も行われている¹³⁷⁻¹⁴⁴⁾。この実験は、常温常圧下で行われたが、CFD 解析を対象とした高温高压実験における詳細なデータ取得はまだ道半ばであり、実験計測技術の向上により、CFD 解析の妥当性検証の可能性は広がると期待される。

Table 5.1 Reference classification based on single phenomena in the two-phase flow to PTS situation⁵⁾

Part of the nuclear reactor	Flow pattern	Area-specific phenomena	References
ECC	Free liquid jet	(a) Momentum transfer at the jet interface, including instabilities	N/A
		(b) Splitting of the jet	N/A
		(c) Condensation on the jet surface	17,35,111,113)
ECC-CL	Zone of the impinging jet	(a) Surface deformation by the jet, including the generation of waves	N/A
		(b) Steam bubble entrainment	N/A
		(c) Bubble migration and de-entrainment	N/A
		(d) Turbulence production below the jet	4,31,34,35,66,88,101-103,111,123)
CL	Zone of horizontal flow	(a) Momentum exchange at the gas-liquid interface, including the generation of waves and the growth or damping of these waves	35)
		(b) Heat and mass transfer (condensation) at the gas-liquid interface, including its influence on the momentum transfer	15,17,35,66,98-100,110-113)
		(c) Heat transfer to the walls	17,34,58-60,88,98,99,113)
		(d) Turbulence production at the interface	35,101-103,111,123)
		(e) Turbulence production at the walls	31,34,67,68,74,88,101-103,111,123)
		(f) Influence of the phase change on turbulence and wave pattern	N/A
		(g) Mixing/stratification of hot and cold water streams	4,15,30-32,34,42,58-60,66-68,74,80-82,88,98-103,111,123)
DC	Flow in the downcomer in the case of a partially filled cold leg	(a) Turbulence production at the walls	30,31,41-43,80,82)
		(b) Mixing/stratification of hot and cold water	4,14,15,30-32,35,41-43,58-60,66-68,74,80-82,98,99,101,123)
		(c) Heat transfer to the walls	17,41,58-60,66,98-100,113)
ECC-CL	Flow in the downcomer in the case of the water level being below the cold leg nozzle	(a) Separation of the incoming water jet from the downcomer wall or not	39)
		(b) Momentum transfer at the jet interface, including instabilities	N/A
		(c) Splitting of the jet	N/A
		(d) Phase change at the jet surface	N/A
		(e) Heat transfer to the walls	39)

Table 5.2 Calculation characteristics

CFD simulation	Test	Mesh resolution	CPU time/calculation time	Computing machine/CPU specification
Single-phase				
ROCOM				
Loginov et al. ⁽³¹⁾	FLOMIX-R project, d05m00	3.0 M, 5.3 M, and 12.3 M cells (in total) and 0.26 M, 0.42 M, 0.82 M, 2.02 M, and 13.3 M cells (in the CL)	N/A	N/A
Loginov et al. ⁽⁴⁾	FLOMIX-R project, d05m05, m10, and m15	13.2 M (d05m05), 15.2 M (d05m10), and 19.9 M cells (d05m15)	2 months on 20-32 processors	N/A
Farkas et al. ⁽⁴¹⁾	OECD PKL2 project, test 1.1	4.6 M cells	N/A	N/A
Feng et al. ⁽⁷⁴⁾	FLOMIX-R project, d10m05	15 M cells	2 CPU days	CEA's HPC machine "CURIÉ"
Höhne et al. ^(16,30) and Höhne and Khem ⁽⁸⁰⁾	IAEA CRP, d10m10 and d00m15	6.5 M nodes and 4 M hybrid elements (CFX) and 22 M elements (TrioCFD)	CFX: 23 h on 32 processors (Simulation time: 50 s)	CEA's HPC machine "CURIÉ" (Intel Xeon, 8-Core or 16-Core).
Puragliesi ⁽²⁾	OECD PKL2 project, test 1.1, 2.1, and 2.2	1.4 M, 11.9 M, and 16.9 M cells	30 h on 1008 processors (Simulation time: 60 s)	TrioCFD: CEA's HPC machine "CURIÉ"
Čarija et al. ⁽⁸¹⁾	IAEA CRP, d10m10	8.5 M cells	N/A	N/A
Chouhan et al. ^(16,32)	IAEA CRP, d10m10	Coarse mesh (RANS) and 2.8 M, 5 M, and 12 M cells (LES)	N/A	N/A
Wei et al. ⁽⁴⁹⁾	OECD PKL2 project, test 1.1, 2.1, and 2.2	8.3 M cells	N/A	N/A
Ayad et al. ⁽⁸²⁾	IAEA CRP, d10m10	6.5 M elements	11 days on 82 processors (Simulation time: 300 s)	3.66 GHz, containing 32 GB RAM
TOPFLOW-PTS				
Rodio and Biedel ⁽⁸³⁾ and Bieder and Rodio ⁽⁸⁴⁾	TSW 3-4	TrioCFD: 22 M and NEPTUNE_CFD: 0.78 M cells	TrioCFD: 200 CPU hours for the incompressible hypothesis and 600 CPU hours for the dilatible hypothesis on 1008 processors (Simulation time: 500 s)	TrioCFD: CINES's HPC machine "OCCIGEN"
UPTF				
Martin et al. ⁽⁸⁵⁾	Transient and water of different temperature case	Code_Saturne and NEPTUNE_CFD: 0.25 M cells (fluid domain) and 0.66 M cells (solid domain) and STAR-CD: 0.51 M cells (fluid domain) and 0.27 M cells (solid domain)	N/A	N/A
Beukelmann et al. ⁽⁸⁶⁾	TRAM C1 Run2a1	0.35 M (main coolant pipes and DC) and 0.22 M (lower plenum) nodes	N/A	N/A
Höhne et al. ⁽⁶⁰⁾	Test I	4.3 M elements and 0.8 M nodes	4 days on 8 processors (Simulation time: 150 s)	N/A
Li et al. ⁽⁴⁾	Test 11	3.91 M, 6.72 M, 12.7 M, 24 M, 30 M cells	N/A	N/A
LSSTF				
Cai and Watanabe ⁽⁶⁸⁾	ROSAV Program, preparatory test for test 1-1	1 M cells	Max: 21388 s on a single processor Min: 361 s on 64 processors (Simulation time: 0.1 s)	JAEA's PRIMERGY BX900
Farkas and Tóth ⁽⁶⁷⁾ and Scheuerer and Weis ⁽⁶⁸⁾	ROSA project, test 1-1 ROSA project, test 1-1	1.5 M cells 1-, 5.2 and 8 M elements	3 days N/A	Intel Pentium 4, 3.2 GHz N/A

Table 5.2 Continued

CFD simulation	Test	Mesh resolution	CPU time/calculation time	Computing machine/CPU specification
Two-phase				
TOPFLOW-PTS				
Deendarlianto et al. ¹⁰¹⁾	NURISP project, steady-state air-water case (posttest)	1.5 M elements	2 months on 16 processors	HZDR's Linux cluster (AMD Opteron F 2220, 2.8 GHz, dual-core)
Niçeno et al. ¹²³⁾	NURISP project, steady-state air-water case (posttest)	0.85 M cells	RANS: 2 months LES: 3 months	Intel Xeon CPUs, 3 GHz
Deshpande et al. ¹⁰²⁾	NURISP project, steady-state air-water case (posttest)	0.85 M cells	N/A	N/A
Kim et al. ¹⁰³⁾	NURISP project, steady-state air-water case (posttest)	0.87 M, 4.4 M, and 5.7 M cells	N/A	N/A
Apanasevich et al. ⁹⁹⁾	NURISP project, steady-state steam-water case (pretest)	0.87 M and 1.7 M elements	3 months on 16 processors	HZDR's Linux cluster (AMD Opteron F 2220, 2.8 GHz, dual-core)
Coste and Lecomte ¹⁰⁾	SSSW 3-2	0.54 M cells	N/A	N/A
Apanasevich et al. ³⁵⁾	NURESAFE project, undisclosed in detail (There is a possibility of SSSW 3-17.)	1.2 M and 2.0 M cells	3-4 weeks on 96-128 processors	HZDR's Linux cluster (AMD Opteron F 2220, 2.8 GHz, dual-core)
Coste and Mériçoux ¹¹⁾ and Mériçoux et al. ¹¹²⁾	NURESAFE project, SSSW 3-16, 3-17, 3-18, 3-19	0.78 M cells	about 30 restart calculations of 24 CPU hours each	CEA's HPC machine "CURIÉ"
Mériçoux et al. ¹¹³⁾	SSSW 3-17 (mesh sensitivity study) and TSW 3-5	0.44 M, 0.78 M, 1.1 M, 1.8 M cells (SSSW 3-17) and 0.78 M cells (TSW 3-5)	N/A	N/A
Mériçoux et al. ¹⁷⁾	NURESAFE project, SSSW 3-17	CFX: 1.2 M cells, NEPTUNE_CFD: 0.78 M cells, and TransAT: 1.2 M elements	N/A	N/A
Apanasevich et al. ⁹⁸⁾	NURISP project, steady-state air-water and steam-water cases (pretests)	0.85 M elements	2.5-3 months on 12 processors	FZD's Linux cluster (AMD Opteron F 2220, 2.8 GHz)
Martin et al. ¹⁰⁰⁾	NURISP project, steady-state air-water and steam-water cases (pretests)	0.43 M cells (fluid domain) and 0.06 M cells (solid domain)	N/A	N/A
Apanasevich et al. ¹⁵⁾	NURISP project, steady-state air-water (posttest) and steam-water cases (pretest)	CFX: 0.87 M and 1.5 M elements (air-water) and 0.87 M and 1.7 M cells (steam-water), FLUENT: 0.87 M elements, and NEPTUNE_CFD: 0.53 M cells (air-water and steam-water) and 1.5 M elements (steam-water)	N/A	N/A
UPTF		Not listed	N/A	N/A
Cremer et al. ³⁹⁾	TRAM C2 Run6b			
LSTF				
Cai and Watanabe ⁶⁶⁾	ROSA-V Program, preparatory test for test 1-1	1.5 M elements	N/A	N/A

謝 辞

この研究は、原子力規制庁からの委託研究を受けて実施された。著者らは、文献の提供及びソフトウェアに関する質問に対応していただいた熱水力安全研究グループ 竹田武司博士及びシステム計算科学センター高性能計算技術利用推進室 桧山一夫氏、TOPFLOW-PTS 及び NEPTUNE_CFD コードに関する研究の機会を与えて下さった CEA/STMF/LMSF (仏原子力・代替エネルギー庁/熱水力・流体力学部門/流体力学モデリング・シミュレーション研究室) 及び当該研究室 Maria-Giovanna Rodio 博士、ソフトウェアに関する質問に回答していただいたアンシス・ジャパン株式会社 兪善昊博士、文献及び実験情報を提供していただいた元福井大学 渡辺正博士に感謝の意を表す。著者の一人(日引)は、香港グローバル STEM 教授職及び香港ジョッキークラブを通じてのサポートに感謝の意を表す。

参考文献

- 1) Bestion, D., Latrobe, A., Paillère, H., Laporta, A., Teschendorff, V., Staedtke, H., Aksan, N., d'Auria, F., Vihavainen, J., Meloni, P., Hewitt, G., Lillington, J., Mavko, B., Prosek, A., Macek, J., Malacka, M., Camous, F., Fichot, F., Monhardt, D., European Project for Future Advances in Science and Technology for Nuclear Engineering Thermal-Hydraulics (EUROFASTNET), Final Report, Commission of the European Communities, 2002.
- 2) 日本電気協会, 電気技術規程 原子力編 「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」, JEAC4206-2007, 2008, 113p.
- 3) EricksonKirk, M., Junge, M., Arcieri, W., Bass, B.R., Beaton, R., Bessette, D., Chang, T.H.J., Dickson, T., Fletcher, C.D., Kolaczkowski, A., Malik, S., Mintz, T., Pugh, C., Simonen, F., Siu, N., Whitehead, D., Williams, P., Woods, R., Yin, S., Technical Basis for Revision of the Pressurized Thermal Shock (PTS) Screening Limit in the PTS Rule (10 CFR 50.61), NUREG-1806, Vol.1, 2007, 297p.
- 4) Li, J., Wang, M., Fang, D., Wang, J., Liu, D., Tian, W., Qiu, S., Su, G.H., CFD simulation on the transient process of coolant mixing phenomenon in reactor pressure vessel, Annals of Nuclear Energy, vol.153, 2021, 108045, 16p.
- 5) Lucas, D., Bestion, D., Bodèle, E., Coste, P., Scheuerer, M., D'Auria, F., Mazzini, D., Smith, B., Tiselj, I., Martin, A., Lakehal, D., Seynhaeve, J.-M., Kyrki-Rajamäki, R., Ilvonen, M., Macek, J., An overview of the pressurized thermal shock issue in the context of the NURESIM project, Science and Technology of Nuclear Installations, vol.2009, 2009, 583259, 13p.
- 6) CORDIS, European Platform for Nuclear Reactor Simulations, <https://cordis.europa.eu/project/id/516560> (参照 : 2024年6月20日).
- 7) Kadi, R., Aissani, S., Bouam, A., Numerical simulation of the direct contact condensation phenomena for PTS-related in single and combined-effect thermal hydraulic test facilities using TransAT CMFD code, Nuclear Engineering and Design, vol.293, 2015, pp.346–356.
- 8) Bestion, D., Anglart, H., Mahaffy, J., Lucas, D., Song, C.H., Scheuerer, M., Zigh, G., Andreani, M., Kasahara, F., Heitsch, M., Komen, E., Moretti, F., Morii, T., Mühlbauer, P., Smith, B.L., Watanabe, T., Extension of CFD Codes Application to Two-Phase Safety Problems – Phase 3, NEA/CSNI/R(2014)13, 2014, 173p.
- 9) Boyd, C., Pressurized Thermal Shock, PTS, Proceedings of the Seminar on the Transfer of Competence, Knowledge and Experience gained through CSNI Activities in the Field of Thermal-hydraulics (THICKET-2008), Pisa, Italy, 2008, Session IX, Paper 29, pp.463–472, https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/42/101/42101996.pdf

(参照 : 2024年5月29日).

- 10) Qian, G., Niffenegger, M., Sharabi, M., Lafferty, N., Deterministic and Probabilistic PTS Study for a Reactor Pressure Vessel Considering Plume Cooling Effects, Proceedings of the ASME 2016 Pressure Vessels and Piping Conference (PVP2016), Vancouver, British Columbia, Canada, 2016, PVP2016-63869, 12p., <https://doi.org/10.1115/PVP2016-63869> (参照 : 2024年5月29日).
- 11) Sharabi, M., González-Albuixech, V.F., Lafferty, N., Niceno, B., Niffenegger, M., Computational fluid dynamics study of pressurized thermal shock phenomena in the reactor pressure vessel, Nuclear Engineering and Design, vol.299, 2016, pp.136–145.
- 12) Sharabi, M., Freixa, J., Analysis of the ISP-50 Direct Vessel Injection SBLOCA in the ATLAS Facility with the RELAP5/MOD3.3 Code, Nuclear Engineering and Technology, vol.44, no.7, 2012, pp.709–718.
- 13) Martin, A., Bezdikian, G., Ternon Morin, F., Lestang, F., Beaud, F., CFD-Tool for Assessment of the Reactor Pressure Vessel Integrity in Pressure Thermal Shock Conditions for Lifetime Evaluation. Qualification Phasis and Thermal-Hydraulic Study of a Safety Injection in a PWR Plant, Proceedings of the 6th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Operations and Safety (NUTHOS-6), Nara, Japan, 2004, N6P049, 19p., in CD-ROM.
- 14) Loginov, M.S., Komen, E.M.J., Höhne, T., Application of large-eddy simulation to pressurized thermal shock: Assessment of the accuracy, Nuclear Engineering and Design, vol.241, no.8, 2011, pp.3097–3110.
- 15) Apanasevich, P., Coste, P., Ničeno, B., Heib, C., Lucas, D., Comparison of CFD simulations on two-phase Pressurized Thermal Shock scenarios, Nuclear Engineering and Design, vol.266, 2014, pp.112–128.
- 16) IAEA, Benchmarking of Computational Fluid Dynamics Codes for Reactor Vessel Design Results of a Coordinated Research Project, IAEA-TECDOC-1908, 2020, 63p.
- 17) Mérigoux, N., Apanasevich, P., Mehlhoop, J.-P., Lucas, D., Raynaud, C., Badillo, A., CFD codes benchmark on TOPFLOW-PTS experiment, Nuclear Engineering and Design, vol.321, 2017, pp.288–300.
- 18) OECD/NEA/CSNI, Final Integration Report of OECD/NEA ROSA Project 2005-2009, NEA/CSNI/R(2013)1, 2013, 99p.
- 19) Rohde, U., Höhne, T., Kliem, S., Scheuerer, M., Hemström, B., Toppila, T., Dury, T., Klepac, J., Remis, J., Mühlbauer, P., Vyskocil, L., Farkas, I., Elter, J., Aszodi, A., Boros, I., Bezrukov, Y., Fluid Mixing and Flow Distribution in the Primary Circuit Final Summary Report (Synthesized Version), EU/FP5 FLOMIX-R report, FIKS-CT-2001-00197, 2005, 64p.

- 20) Shams, A., Komen, E.M.J., Towards a Direct Numerical Simulation of a Simplified Pressurized Thermal Shock, Flow, Turbulence and Combustion, vol.101, no.2, 2018, pp.627–651.
- 21) Prasser, H.-M., Grunwald, G., Höhne, T., Kliem, S., Rohde, U., Weiss, F.-P., Coolant Mixing in a Pressurized Water Reactor: Deboration Transients, Steam-Line Breaks, and Emergency Core Cooling Injection, Nuclear Technology, vol.143, no.1, 2003, pp.37–56.
- 22) Toppila, T., CFD simulation of Fortum PTS experiment, Nuclear Engineering and Design, vol.238, no.3, 2008, pp.514–521.
- 23) Bichet, Th., Martin, A., Beaud, F., Qualitative Experimental Study About the Safety Injection in the Cold Leg of a Reactor Pressure Vessel, Proceedings of the ASME 2003 Pressure Vessels and Piping Conference (PVP2003), Cleveland, Ohio, USA, 2003, PVP2003-1965, pp.209–218, <https://doi.org/10.1115/PVP2003-1965> (参照 : 2024年6月4日).
- 24) Weiss, P.A., Hertlein, R.J., UPTF test results: First three separate effect tests, Nuclear Engineering and Design, vol.108, nos.1–2, 1988, pp.249–263.
- 25) The ROSA-V Group, ROSA-V Large Scale Test Facility (LSTF) system description for the third and fourth simulated fuel assemblies, JAERI-Tech 2003-037, 2003, 479p.
- 26) Janicot, A., Bestion, D., Condensation modelling for ECC injection, Nuclear Engineering and Design, vol.145, no.1–2, 1993, pp.37–45.
- 27) Prasser, H.-M., Beyer, M., Carl, H., Manera, A., Pietruske, H., Schütz, P., Weiß, F.-P., The multipurpose thermalhydraulic test facility TOPFLOW: an overview on experimental capabilities, instrumentation and results, Kerntechnik, vol.71, no.4, 2006, pp.163–173.
- 28) Orea, D., Vaghetto, R., Nguyen, T., Hassan, Y., Experimental measurements of flow mixing in cold leg of a pressurized water reactor, Annals of Nuclear Energy, vol.140, 2020, 107137, 14p.
- 29) Kliem, S., Sühnel, T., Rohde, U., Höhne, T., Prasser, H.-M., Weiss, F.-P., Experiments at the mixing test facility ROCOM for benchmarking of CFD codes, Nuclear Engineering and Design, vol.238, no.3, 2008, pp.566–576.
- 30) Höhne, T., Kliem, S., Bieder, U., IAEA CRP benchmark of ROCOM PTS test case for the use of CFD in reactor design using the CFD-Codes ANSYS CFX and TrioCFD, Nuclear Engineering and Design, vol.333, 2018, pp.161–180.
- 31) Loginov, M.S., Komen, E.M.J., Kuczaj, A.K., Application of large-eddy simulation to pressurized thermal shock problem: A grid resolution study, Nuclear Engineering and Design, vol.240, no.8, 2010, pp.2034–2045.
- 32) Chouhan, R., Kumer Kansal, A., Kumer Maheshwari, N., Sharma, A.,

- Computational studies on pressurized thermal shock in reactor pressure vessel, *Annals of Nuclear Energy*, vol.152, 2021, 107987, 13p.
- 33) Péturaud, P., Hampel, U., Barbier, A., Dreier, J., Dubois, F., Hervieu, E., Martin, A., Prasser, H.-M., GENERAL OVERVIEW OF THE TOPFLOW-PTS EXPERIMENTAL PROGRAM, Proceedings of the 14th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-14), Toronto, Ontario, Canada, 2011, NURETH14-492, 12p., in CD-ROM.
 - 34) Bieder, U., Rodio, M.G., Large Eddy Simulation of the injection of cold ECC water into the cold leg of a pressurized water reactor, *Nuclear Engineering and Design*, vol.341, 2019, pp.186–197.
 - 35) Apanasevich, P., Lucas, D., Beyer, M., Szalinski, L., CFD based approach for modeling direct contact condensation heat transfer in two-phase turbulent stratified flows, *International Journal of Thermal Sciences*, vol.95, 2015, pp.123–135.
 - 36) Weiss, P., Watzinger, H., Hertlein, R., UPTF experiment: a synopsis of full scale test results, *Nuclear Engineering and Design*, vol.122, no.1–3, 1990, pp.219–234.
 - 37) Damerell, P.S., Simons, J.W., 2D/3D Program Work Summary Report, NUREG/IA-0126, GRS-100, MPR-1345, 1993, 379p.
 - 38) Höhne, T., Deendarlianto, Numerical simulations of counter current flow experiments using a morphology detection algorithm, *Journal of Computational Multiphase Flows*, vol.4, no.3, 2012, pp.271–286.
 - 39) Cremer, I., Mutz, A., Trewin, R., Grams, S., Two-phase pressurized thermal shock analysis with CFD including the effects of free-surface condensation, *Nuclear Engineering and Design*, vol.355, 2019, 110282, 15p.
 - 40) Sievers, J., Sonnenburg, H., Modelling of Thermal Hydraulic Loads and Mechanical Stresses on Reactor Pressure Vessel, EUROSAFE-1999, Paris, France, 1999.
 - 41) Farkas, I., Hutli, E., Farkas, T., Takács, A., Guba, A., Tóth, I., Validation of Computational Fluid Dynamics Calculation Using Rossendorf Coolant Mixing Model Flow Measurements in Primary Loop of Coolant in a Pressurized Water Reactor Model, *Nuclear Engineering and Technology*, vol.48, no.4, 2016, pp.941–951.
 - 42) Puragliesi, R., Assessment of a URANS CFD model for gravity driven flows: A comparison with OECD/PKL2 ROCOM experiments, *Nuclear Engineering and Design*, vol.356, 2020, 110365, 13p.
 - 43) Wei, Z., Ničeno, B., Puragliesi, R., Fogliatto, E., Assessment of turbulent heat flux models for URANS simulations of turbulent buoyant flows in ROCOM tests, *Nuclear Engineering and Technology*, vol.54, no.11, 2022, pp.4359–4372.

- 44) OECD/NEA/CSNI, Primary Coolant Loop Test Facility (PKL2) Project - Final Report, NEA/CSNI/R(2017)6, 2017, 84p.
- 45) Fluent Inc., FLUENT 6.3 User's Guide, 2006, 2443p.
- 46) Gibson, M.M., Launder, B.E., Ground effects on pressure fluctuations in the atmospheric boundary layer, *Journal of Fluid Mechanics*, vol.86, no.3, 1978, pp.491–511.
- 47) Launder, B.E., Second-moment closure: present... and future?, *International Journal of Heat and Fluid Flow*, vol.10, no.4, 1989, pp.282–300.
- 48) Launder, B.E., Reece, G.J., Rodi, W., Progress in the development of a Reynolds-stress turbulence closure, *Journal of Fluid Mechanics*, vol.68, no.3, 1975, pp.537–566.
- 49) Kurki, J., Modelling of ROCOM Mixing Test 2.2 with TRACE v5.0 Patch 3, NUREG/IA-0454, 2015, 23p.
- 50) CD-adapco, STAR-CCM+ Version 10.04 User Guide, 2015.
- 51) Lien, F.S., Chen, W.L., Leschziner, M.A., Low-Reynolds-Number Eddy-Viscosity Modelling Based on Non-Linear Stress-Strain/Vorticity Relations, *Engineering Turbulence Modelling and Experiments*, vol.3, 1996, pp.91–100.
- 52) Menter, F.R., Esch, T., Elements of Industrial Heat Transfer Predictions, *Proceedings of 16th Brazilian Congress of Mechanical Engineering (COBEM 2001)*, vol.20, Uberlândia, Minas Gerais, Brazil, 2001, pp.117–127, in CD-ROM.
- 53) NASA Langley Research Center, The Menter Shear Stress Transport Turbulence Model, *Turbulence Modeling Resource*, <http://turbmodels.larc.nasa.gov/sst.html> (参照 : 2024年6月5日).
- 54) The OpenFOAM Foundation, *OpenFOAM version 5.0 User Guide*, 2017, 235p.
- 55) Menter, F.R., Kuntz, M., Langtry, R., Ten Years of Industrial Experience with the SST Turbulence Model, *Turbulence, Heat and Mass Transfer*, vol.4, 2003, pp.625–632.
- 56) Choi, S.-K., Lee, T.-H., Kim, Y.-I., Hahn, D., Numerical Analysis of Thermal Stratification in the Upper Plenum of the MONJU Fast Reactor, *Nuclear Engineering and Technology*, vol.45, no.2, 2013, pp.191–202.
- 57) The OpenFOAM Foundation, *OpenFOAM v5.0*, <https://openfoam.org/version/5-0/> (参照 : 2024年6月5日).
- 58) Martin, A., Huvelin, F., Balard, G., Bellet, S., Durand, B., Martinez, P., CFD Tools for Assessment of the Reactor Pressure Vessel Integrity in Pressure Thermal Shock Conditions. Thermalhydraulic Benchmark on the Validation Test Case UPTF, *Proceedings of the ASME 2010 Pressure Vessels and Piping Division/K-PVP Conference (PVP2010)*, Bellevue, Washington, USA, 2010, PVP2010-25646, pp. 211–220, <https://doi.org/10.1115/PVP2010-25646> (参照 : 2024年6月5日).

- 59) Beukelmann, D., Guo, W., Holzer, W., Kauer, R., Münch, W., Reichel, C., Schöner, P., Safety Assessment of Reactor Pressure Vessel Integrity for Loss of Coolant Accident Conditions, *Journal of Pressure Vessel. Technology*, vol.134, no.1, 2012, 011302, 10p.
- 60) Höhne, T., Deendarlianto, Numerical Simulation of Full Scale Upper Plenum Test Facility Experiments, *Journal of Fluid Flow, Heat and Mass Transfer*, vol.4, 2017, pp.19–34.
- 61) Menter, F.R., Two-Equation Eddy-Viscosity Turbulence Models for Engineering Applications, *AIAA Journal*, vol.32, no.8, 1994, pp.1598–1605.
- 62) Wilcox, D.C., *Turbulence Modeling for CFD*, DCW Industries, Inc., 2006, 507p.
- 63) ANSYS Inc., *ANSYS Fluent Theory Guide*, Release 19.2, 2018.
- 64) Launder, B.E., Spalding, D.B., *Lectures in Mathematical Models of Turbulence*, Academic Press, 1972, 169p.
- 65) Orszag, S.A., Yakhot, V., Flannery, W.S., Boysan, F., Choudhury, D., Maruzewski, J., Patel, B., Renormalization Group Modeling and Turbulence Simulations, *Near-Wall Turbulent Flows*, 1993, pp.1031–1046.
- 66) Cai, J., Watanabe, T., Numerical Simulation of Thermal Stratification in Cold Legs by Using OpenFOAM, *Progress in Nuclear Science and Technology*, vol.2, 2011, pp.107–113.
- 67) Farkas, T., Tóth, I., Fluent analysis of a ROSA cold leg stratification test, *Nuclear Engineering and Design*, vol.240, no.9, 2010, pp.2169–2175.
- 68) Scheuerer, M., Weis, J., Transient computational fluid dynamics analysis of emergency core cooling injection at natural circulation conditions, *Nuclear Engineering and Design*, vol.253, 2012, pp.343–350.
- 69) The OpenFOAM Foundation, *OpenFOAM v1.6*, <https://openfoam.org/version/1-6/> (参照 : 2024年6月6日).
- 70) Launder, B.E., Spalding, D.B., The numerical computation of turbulent flows, *Computer Methods in Applied Mechanics and Engineering*, vol.3, no.2, 1974, pp.269–289.
- 71) Yakhot, V., Orszag, S.A., Thangam, S., Gatski, T.B., Speziale, C.G., Development of turbulence models for shear flows by a double expansion technique, *Physics of Fluids A: Fluid Dynamics*, vol.4, no.7, 1992, pp.1510–1520.
- 72) Shih, T.-H., Liou, W.W., Shabbir, A., Yang, Z., Zhu, J., A new $k-\epsilon$ eddy viscosity model for high reynolds number turbulent flows, *Computers & Fluids*, vol.24, no.3, 1995, pp.227–238.
- 73) ANSYS Inc., *ANSYS CFX-Solver Theory Guide*, Release 12.0, 2009.
- 74) Feng, Q., Bieder, U., Höhne, T., Analysis of Buoyancy-Driven Flow in the ROCOM Test Facility, *Energy Procedia*, vol.127, 2017, pp.44–53.

- 75) Rohde, U., Kliem, S., Hemström, B., Toppila, T., Bezrukov, Y., Description of the slug mixing and buoyancy related experiments at the different test facilities (Final report on WP 2), FLOMIX-R-D09, 2004, 184p.
- 76) Vreman, A.W., An eddy-viscosity subgrid-scale model for turbulent shear flow: Algebraic theory and applications, *Physics of Fluids*, vol.16, no.10, 2004, pp.3670–3681.
- 77) CEA/DEN/STMF, TrioCFD, <https://trio CFD.cea.fr/> (参照 : 2024年6月20日).
- 78) Höhne, T., Kliem, S., Bieder, U., Modeling of a buoyancy-driven flow experiment at the ROCOM test facility using the CFD codes CFX-5 and Trio_U, *Nuclear Engineering and Design*, vol.236, no.12, 2006, pp.1309–1325.
- 79) Nicoud, F., Ducros, F., Subgrid-Scale Stress Modelling Based on the Square of the Velocity Gradient Tensor, *Flow, Turbulence and Combustion*, vol.62, no.3, 1999, pp.183–200.
- 80) Höhne, T., Kliem, S., Numerical Analysis Related to the ROCOM Pressurized Thermal Shock Benchmark, *Fluids*, vol.8, no.1, 2023., 22p.
- 81) Čarija, Z., Ledić, F., Sikirica, A., Niceno, B., CFD study of the PTS experiment in ROCOM test facility, *Nuclear Engineering and Technology*, vol.52, no.12, 2020, pp.2803–2811.
- 82) Ayad, F., Baghdad, M., Bouaichaoui, Y., Höhne, T., Verification & validation of CFD predictions regarding pressurized thermal shock (PTS) situations in ROCOM installation: Comparison with IAEA benchmark, *Nuclear Engineering and Design*, vol.413, 2023, 112498, 20p.
- 83) ANSYS Inc., ANSYS Fluent Theory Guide, Release 16.2, 2015.
- 84) The OpenFOAM Foundation, OpenFOAM v4.1, <https://openfoam.org/version/4-1/> (参照 : 2024年6月10日).
- 85) The OpenFOAM Foundation, OpenFOAM version 4.0 User Guide, 2016, 228p.
- 86) Yoshizawa, A., Statistical theory for compressible turbulent shear flows, with the application to subgrid modeling, *Physics of Fluids*, vol.29, no.7, 1986, pp.2152–2164.
- 87) ANSYS Inc., ANSYS CFX-Solver Theory Guide, Release 2022 R1, 2022, 386p.
- 88) Rodio, M.G., Bieder, U., Comparison between compressible, dilatible and incompressible fluid hypotheses efficiency in liquid conditions at high pressure and large temperature differences, *European Journal of Mechanics - B/Fluids* vol.76, 2019, pp.32–49.
- 89) Speziale, C.G., Sarkar, S., Gatski, T.B., Modelling the pressure–strain correlation of turbulence: an invariant dynamical systems approach, *Journal of Fluid Mechanics*, vol.227, 1991, pp.245–272.
- 90) Lakehal, D., Fulgosi, M., Yadigaroglu, G., Direct Numerical Simulation of

- Condensing Stratified Flow, *Journal of Heat Transfer–Transactions of the ASME*, vol.130, no.2, 2008, 021501, 10p.
- 91) Coste, P., A Large Interface Model for two-phase CFD, *Nuclear Engineering and Design*, vol.255, 2013, pp.38–50.
 - 92) Yakhot, V., Orszag, S.A., Renormalization-Group Analysis of Turbulence, *Physical Review Letters*, vol.57, no.14, 1986, pp.1722–1724.
 - 93) Wilcox, D.C., Simulation of Transition with a Two-Equation Turbulence Model, *AIAA Journal*, vol.32, no.2, 1994, pp.247–255.
 - 94) 歌野原陽一, 中村晶, 長屋行則, 村瀬道雄, 玉形弁流れのLDV計測と非定常RANS計算, *INSS Journal*, vol.17, 2010, pp.88–103.
 - 95) Smagorinsky, J., General Circulation Experiments with the Primitive Equations, *Monthly Weather Review*, vol.91, no.3, 1963, pp.99–164.
 - 96) Chanaron, B., Ahnert, C., Bestion, D., Zimmermann, M., Cacuci, D., Crouzet, N., Nuclear Reactor Integrated Simulation Project (NURISP), Project Final Report, 2013, 44p.
 - 97) CORDIS, Nuclear Reactor Integrated Simulation Project, <https://cordis.europa.eu/project/id/232124> (参照 : 2024年6月21日).
 - 98) Apanasevich, P., Lucas, D., Höhne, T., Pre-Test CFD Simulations on TOPFLOW-PTS Experiments with ANSYS CFX 12.0, Proceedings of the 3rd Computational Fluid Dynamics for Nuclear Reactor Safety (CFD4NRS-3), Washington D.C., USA, 2010, 13p., <https://www.oecd-nea.org/nsd/csni/cfd/workshops/CFD4NRS-3/> (参照 : 2024年6月18日).
 - 99) Apanasevich, P., Lucas, D., Höhne, T., Numerical Simulations of the TOPFLOW-PTS Steam-Water Experiment, Proceedings of the 14th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-14), Toronto, Ontario, Canada, 2011, NURETH14-362, 14p., in CD-ROM.
 - 100) Martin, A., Heib, C., Dubois, F., Raynaud, C., Péturaud, P., Huvelin, F., Barbier, A., TOPFLOW-PTS Experiments. Pre-Test Calculations with NEPTUNE_CFD Code, Proceedings of the 14th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-14), Toronto, Ontario, Canada, 2011, NURETH14-350, 13p., in CD-ROM.
 - 101) Deendarlianto, Höhne, T., Apanasevich, P., Lucas, D., Vallée, C., Beyer, M., Application of a new drag coefficient model at CFD-simulations on free surface flows relevant for the nuclear reactor safety analysis, *Annals of Nuclear Energy*, vol.39, no.1, 2012, pp.70–82.
 - 102) Deshpande, S.S., Niceno, B., Mutz, A., Klügel, J., Multiphase and Turbulence Models' Sensitivity Study in Pressurized Thermal Shock Simulations of the TOPFLOW Experiment, Proceedings of the International Congress on Advances

- in Nuclear Power Plants (ICAPP 2014), Charlotte, USA, 2014, Paper 14295, pp.1426–1435, in DVD-ROM.
- 103) Kim, Y., Deshpande, S., Niceno, B., Computational Fluid Dynamics Simulations of TOPFLOW-Pressurized Thermal Shock, Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting, Gyeongju, Korea, 2015, 12p., in CD-ROM.
- 104) Höhne, T., Deendarlianto, Lucas, D., Numerical simulations of counter-current two-phase flow experiments in a PWR hot leg model using an interfacial area density model, International Journal of Heat and Fluid Flow, vol.32, no.5, 2011, pp.1047–1056.
- 105) Höhne, T., Experiments and Numerical Simulations of Horizontal Two Phase Flow Regimes, Proceedings of the 7th International Conference on CFD in the Minerals and Process Industries, Melbourne, Australia, 2009, 6p., in CD-ROM.
- 106) Höhne, T., Vallée, C., Experiments and numerical simulations of horizontal two-phase flow regimes using an interfacial area density model, Journal of Computational Multiphase Flows, vol.2, no.3, 2010, pp.131–143.
- 107) ANSYS Inc., ANSYS Fluent Theory Guide, Release 14.5, 2012.
- 108) ANSYS Inc., ANSYS Fluent User’s Guide, Release 14.5, 2012.
- 109) Hughes, E.D., Duffey, R.B., Direct Contact Condensation and Momentum Transfer in Turbulent Separated Flows, International Journal of Multiphase Flow, vol.17, no.5, 1991, pp.599–619.
- 110) Coste, P., Lecomte, M., NEPTUNE_CFD Calculations of a TOPFLOW-PTS Steady State Steam-Water Test, Proceedings of the 15th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-15), Pisa, Italy, 2013, NURETH15-204, 12p., in USB Flash Drive.
- 111) Coste, P., Méricoux, N., Two-phase CFD validation: TOPFLOW-PTS steady-state steam-water tests 3–16, 3–17, 3–18 and 3–19, Nuclear Engineering and Design, vol.299, 2016, pp.18–27.
- 112) Méricoux, N., Laviéville, J., Mimouni, S., Guingo, M., Baudry, C., Reynolds stress turbulence model applied to two-phase pressurized thermal shocks in nuclear power plant, Nuclear Engineering and Design, vol.299, 2016, pp.201–213.
- 113) Méricoux, N., Laviéville, J., Mimouni, S., Guingo, M., Baudry, C., Bellet, S., Verification, validation and application of NEPTUNE_CFD to two-phase Pressurized Thermal Shocks, Nuclear Engineering and Design, vol.312, 2017, pp.74–85.
- 114) Coste, P., Laviéville, J., Pouvreau, J., Baudry, C., Guingo, M., Douce, A., Validation of the Large Interface Method of NEPTUNE CFD 1.0.8 for Pressurized Thermal Shock (PTS) applications, Nuclear Engineering and Design, vol.253, 2012, pp.296–310.

- 115) Coste, P., Computational Simulation of Multi-D Liquid-Vapor Thermal Shock with Condensation, Proceedings of the 5th International Conference on Multiphase Flow (ICMF 2004), Yokohama, Japan, 2004, Paper No.420, 14p., in CD-ROM.
- 116) Magnaudet, J., Calmet, I., Turbulent mass transfer through a flat shear-free surface, Journal of Fluid Mechanics, vol.553, 2006, pp.155–185.
- 117) Chanaron, B., Nuclear Reactor Safety Simulation Platform (NURESAFE), Project Final Report, 2016, 48p.
- 118) CORDIS, Nuclear Reactor Safety Simulation Platform, <https://cordis.europa.eu/project/id/323263> (参照 : 2024年6月20日).
- 119) ANSYS Inc., ANSYS CFX-Solver Theory Guide, Release 14.5, 2012.
- 120) Higbie, R., The rate of absorption of a pure gas into a still liquid during short periods of Exposure, Transactions of the AIChE, vol.31, 1935, pp.365–389.
- 121) ANSYS Inc., ANSYS CFX-Solver Theory Guide Release 16.0, 2015.
- 122) Watanabe, T., Nakamura, H., CFD Analysis of Temperature Stratification Experiment in OECD/NEA ROSA Project, Proceedings of the 13th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-13), Kanazawa, Ishikawa, Japan, 2009, N13P1158, 2009, 10p., in CD-ROM.
- 123) Ničeno, B., Lumpp, T., Apanasevich, P., Lucas, D., RANS (Reynolds Averaged Navier-Stokes) and LES (Large Eddy Simulations) of the Air-Water TOPFLOW-PTS Experiment, Journal of Energy and Power Engineering, vol.7, 2013, pp.1231–1237.
- 124) ANSYS Inc., ANSYS FLUENT 12.0 Theory Guide, 2009., 792p.
- 125) Banerjee, S., Lakehal, D., Fulgosi, M., Surface divergence models for scalar exchange between turbulent streams, International Journal of Multiphase Flow, vol.30, nos.7-8, 2004, pp.963–977.
- 126) Lakehal, D., Fulgosi, M., Banerjee, S., Yadigaroglu, G., Turbulence and heat exchange in condensing vapor-liquid flow, Physics of Fluids, vol.20, no.6, 2008, 065101, 18p.
- 127) Huang, P.-C., Chou, H.-W., Ferng, Y.-M., Kang, C.-H., Large thermal gradients on structural integrity of a reactor pressure vessel subjected to pressurized thermal shocks, International Journal of Pressure Vessels and Piping, vol.179, 2020, 103942, 9p.
- 128) Mora, D.F., Mukin, R., Garrido, O.C., Niffenegger, M., Fracture Mechanics Analysis of a PWR under PTS Using XFEM and Input from TRACE, Proceedings of the ASME 2019 Pressure Vessels and Piping Conference (PVP2019), San Antonio, Texas, USA, 2019, PVP2019-94019, 7p., <https://doi.org/10.1115/PVP2019-94019> (参照 : 2024年6月20日).

- 129) Mora, D.F., Niffenegger, M., Qian, G., Jaros, M., Niceno, B., 3D FEM Modeling of Crack Initiation in a Reactor Pressure Vessel during a PTS Event (LBLOCA), Proceedings of the ASME 2018 Pressure Vessels and Piping Conference (PVP2018), Prague, Czech Republic, 2018, PVP2018-85024, 8p., <https://doi.org/10.1115/PVP2018-85024> (参照 : 2024年6月20日).
- 130) Mora, D.F., Niffenegger, M., Qian, G., Jaros, M., Niceno, B., Modelling of reactor pressure vessel subjected to pressurized thermal shock using 3D-XFEM, Nuclear Engineering and Design, vol.353, 2019, 110237, 13p.
- 131) Ruan, X., Nakasuji, T., Morishita, K., An Investigation of the Structural Integrity of a Reactor Pressure Vessel Using Three-Dimensional Computational Fluid Dynamics and Finite Element Method Based Probabilistic Pressurized Thermal Shock Analysis for Optimizing Maintenance Strategy, Journal of Pressure Vessel Technology, vol.140, no.5, 2018, 051302, 10p.
- 132) Uitslag-Doolaard, H.J., Stefanini, L., Shams, A., Blom, F.J., Numerical prediction of a single phase Pressurized Thermal Shock scenario for crack assessment in an Reactor Pressure Vessel wall, Annals of Nuclear Energy, vol.144, 2020, 107563, 14p.
- 133) Ruan, X., Morishita, K., Pressurized thermal shock analysis of a reactor pressure vessel for optimizing the maintenance strategy: Effect of asymmetric reactor cooling, Nuclear Engineering and Design, vol.373, 2021, 111021, 10p.
- 134) Niffenegger, M., Costa Garrido, O., Mora, D.F., Qian, G., Mukin, R., Sharabi, M., Lafferty, N., Niceno, B., Uncertainties in Pressurized Thermal Shock Analyses, Proceedings of the ASME 2019 Pressure Vessels and Piping Conference (PVP2019), San Antonio, Texas, USA, 2019, PVP2019-94076, 10p., <https://doi.org/10.1115/PVP2019-94076> (参照 : 2024年6月20日).
- 135) Stefanini, L., Versteyleen, C., Pangukir, F.S.L., Uitslag-Doolaard, H.J., de Haan - de Wilde, F.H.E., Pressurized Thermal Shock Analysis with Sub-Modeling, Proceedings of the ASME 2021 Pressure Vessels and Piping Conference (PVP2021), Virtual, Online, 2021, PVP2021-61794, 9p., <https://doi.org/10.1115/PVP2021-61794> (参照 : 2024年6月20日).
- 136) Zhang, Y., Numerical Analysis of Pressurized Thermal Shock in Reactor Pressure Vessel, Proceedings of the 28th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE28), Virtual, Online, 2021, ICONE28-64737, 5p., <https://doi.org/10.1115/ICONE28-64737> (参照 : 2024年6月20日).
- 137) Lai, J.K., Merzari, E., Hassan, Y.A., Sensitivity analyses in a buoyancy-driven closed system with high resolution CFD using Boussinesq approximation and variable density models, International Journal of Heat and Fluid Flow, vol.75, 2019, pp.1–13.

- 138) Lai, J.K., Merzari, E., Hassan, Y.A., Fischer, P., Marin, O., Verification and validation of large eddy simulation with Nek5000 for cold leg mixing benchmark, *Nuclear Engineering and Design*, vol.358, 2020, 110427, 10p.
- 139) Abe, S., Okagaki, Y., Large-eddy simulation on two-liquid mixing in the horizontal leg and downcomer (the TAMU-CFD Benchmark), with respect to fluctuation behavior of liquid concentration, *Nuclear Engineering and Design*, vol.404, 2023, 112165, 14p.
- 140) Camy, R., Le Coupanec, E., Benhamadouche, S., LES Calculations for the Cold Mixing Benchmark from OECD, *Proceedings of the 8th Computational Fluid Dynamics for Nuclear Reactor Safety (CFD4NRS-8)*, Virtual meeting, 2020, 12p., in file transfer by FTP.
- 141) Hassan, M., Xiong, J., Cheng, X., Large-eddy simulation of the OECD-NEA cold-leg mixing benchmark, *Annals of Nuclear Energy*, vol.167, 2022, 108826, 14p.
- 142) Hassan, M., Xiong, J., Cheng, X., Unsteady RANS simulation of OECD-TAMU cold-leg mixing benchmark, *Nuclear Engineering and Design*, vol.372, 2021, 110978, 17p.
- 143) Rivera, Y., Muñoz-Cobo, J.L., Berna, C., Escrivá, A., Vela, E., CFD simulation plus uncertainty quantification of the mixing of two fluid with different density for the Cold-Leg mixing benchmark, *Nuclear Engineering and Design*, vol.383, 2021, 111449, 13p.
- 144) Angeli, P.-E., Wall-Resolved Large Eddy Simulations of the Transient Turbulent Fluid Mixing in a Closed System Replicating a Pressurized Thermal Shock, *Flow, Turbulence and Combustion*, vol.108, 2022, pp.43–75.

