

F L U E N T コードの概要及び適用実績について

1. はじめに

商用の数値流体力学 (CFD) 計算コード F L U E N T^[1]は、様々な工学的な問題に現れる熱と流れ、化学反応、構造への伝熱等を解析するための多くの物理モデルを備えた世界的に最も多く使われている汎用の計算コードの一つである。その適用実績は、航空機の翼周り空気流動から燃焼炉内の燃焼現象、気泡塔、石油掘削プラットフォーム、半導体製造工程、クリーンルーム設計等の各種工学プラントでの解析評価等の広範囲に及んでおり、原子炉プラントにおける熱流動解析にも適用例は多い。また、ナトリウム冷却高速炉プラントについても、熱流動課題の評価に使用してきた実績を有している。

以下、F L U E N T の「常陽」への適用に当たり、格納容器破損防止措置の有効性評価における重要現象のモデル化、流体力学モデルの基礎的検証実績及びナトリウム冷却高速炉を含む原子炉プラントの熱流動解析への適用実績について記載する。

2. 重要現象のモデル化

格納容器破損防止措置の有効性評価において、F L U E N T は事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」の再配置・冷却過程、及び事象グループ「原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 (LORL)」の炉外事象過程の解析に使用する。

ULOF の再配置・冷却過程 (以下「IVR」という。) においては、原子炉容器内で再配置された炉心物質を含む放射性物質等 (以下「損傷炉心物質」という。) の崩壊熱が長期にわたり安定的に除熱され、炉心部での損傷状態が拡大することがなく、また、原子炉冷却材バウンダリの温度上昇が抑制され、原子炉容器内に損傷炉心物質が保持・冷却できることを確認する。

LORL では、格納容器破損防止措置として、安全容器内での冷却過程 (以下「EVR」という。) において、原子炉容器が破損して安全容器内に流出したナトリウムや損傷炉心物質をコンクリート遮へい体冷却系により安全容器外面から冷却することで損傷炉心物質の崩壊熱が除去され、安全容器内で安定に保持・冷却できることを確認する。また、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスによる原子炉容器外面冷却 (以下「RVACS」という。) において、健全炉心を維持したまま、原子炉容器とリークジャケットとの間にコンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスを通気し、原子炉容器外面から炉心を安定に冷却できることを確認する。

これら評価項目及び評価に必要なパラメータに影響を及ぼす重要現象について以下のようにモデル化している。

- (1) 共通して、原子炉容器、リークジャケット、炉心構成要素及び炉内構造物の複雑な配置や幾何形状、並びに構造内部の伝熱をモデル化している。また、EVR においては、この他に安全容器、遮へいグラフィット、ペDESTALコンクリート等をモデル化している。
- (2) 損傷炉心物質からの発熱及び伝熱に関して、IVR においては、炉心に残留した損傷炉心物質（以下「残留炉心物質」という。）が占める領域を非計算領域として設定し、非計算領域の表面に別途解析した表面熱流束の時間変化を境界条件として与え、ナトリウム等への伝熱をモデル化している。また、EVR においては、安全容器に流出した損傷炉心物質の内部発熱を考慮した解析を実施している。RVACS においては、健全炉心を維持し、各燃料集合体内の発熱領域に単位体積当たりの発熱量を与え、崩壊熱をモデル化している。
- (3) ナトリウムの熱流動に関して、IVR 及び RVACS においては、原子炉容器内の熱流動、炉心構成要素内及び集合体ラップ管間ギャップ内の熱流動（IVR においては残留炉心物質が占める領域を除く。）の他、構造物への伝熱、幾何形状に応じた圧力損失等をモデル化している。
- (4) EVR においては、これらの他、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスを安全容器とコンクリート遮へい体ライナとの間に通気することによる安全容器の冷却に関して、窒素ガスと安全容器との間の熱伝達をモデル化している。また、RVACS においては、原子炉容器とリークジャケットとの間の窒素ガス（コンクリート遮へい体冷却系）の流動伝熱をモデル化するとともに、原子炉容器とリークジャケット間の輻射伝熱を考慮している。

FLUENTを用いたIVR、EVR及びRVACSの解析における重要現象の計算に必要な物理モデルを第1-1表、第1-2表及び第1-3表にそれぞれまとめて示す。FLUENTの解析では、冷却材（ナトリウム）が沸騰しない単相流の範囲を取り扱う。また、境界条件である発熱量、流量及び温度等は時間と共に変化するが、固体と液体との相変化や物質の凝固・溶融等の複雑な多成分問題となる物理現象は含まれない。解析では、プレナム部等での対流拡散熱移行、燃料集合体内及び構造部での摩擦又は形状の変化による圧力損失、発熱体又は境界面からの熱移行、固体内の熱伝導、流体と固体（構造物）との熱伝達等に関する解析モデルを組み合わせて行う。

3. 解析モデルの妥当性確認及び適用実績

3.1 基本機能検証

ANSYS 検証マニュアル^[1]では、FLUENTの解析能力の確認及び解析結果の信頼性の確保を目的として、典型的な問題を対象に実施した検証解析事例がまとめられている。

ANSYS 検証マニュアルでは、第 2 表に示す物理問題の分野毎に検証解析事例が整理されており、その中から、第 1-1 表から第 1-3 表を参照して本解析（IVR、EVR 及び RVACS）で考慮すべき物理モデルに関連する各基本モデルが検証されていることを確認するとともに、必要に応じて基本的な確認解析を行い、「常陽」を対象とする本解析への F L U E N T の適用性を確認した。

第 3 表に、ANSYS 検証マニュアルから抽出した IVR、EVR 及び RVACS の解析で使用する解析モデルを含む検証事例を示す。

(1) 対流拡散熱移行（乱流モデル）

対流拡散熱移行を計算するため、乱流モデルとしてリアライザブル $k-\epsilon$ モデル（Realizable $k-\epsilon$ モデル）^[2]を用いている。Realizable $k-\epsilon$ モデルを用いた検証事例として、第 3 表に示した「VMFL12（波状流路内の乱流問題）」及び「VMFL27（後方ステップ流路内の乱流問題）」にて基本機能を確認した。また、浮力が支配的となる熱流動現象に対しては、第 3 表に示した「VMFL9（二重円筒内の自然対流問題）」及び「VMFL52（高層キャビティ内の乱流自然対流問題）」にて基本機能を確認した。この他、「3.2.1 軽水炉分野での安全解析等への適用事例」で後述する適用事例から、F L U E N T の Realizable $k-\epsilon$ モデルの適用性を確認した。

また、時間進展に関する F L U E N T の解析機能として、第 3 表に示した「VMFL19（移動壁近傍の非定常流れ）」にて基本機能を確認した。

(2) 圧力損失

「常陽」の解析では、燃料集合体のモデル化として、冷却材が占める体積と、燃料要素やワイヤスペーサ等の構造物によって占められる体積との割合（空隙率）を設定するとともに、燃料集合体内を通過する際の圧力損失を相関式にて設定する。各集合体への空隙率及び圧力損失の設定にあたっては、F L U E N T の機能であるユーザ定義関数（UDF）を用いる。そこで、炉心部の解析モデルを取り出し、出入口境界面を圧力境界として実施した UDF を用いた F L U E N T の解析結果について、炉心の流量配分と比較を行い、UDF で設定した圧力損失に応じた流量が F L U E N T で計算されることを確認した。

集合体ラップ管間ギャップでの圧力損失モデルとして、ギャップ部では平行平板流れに対する層流条件での摩擦損失係数の式と、乱流条件での Blasius の式を切り替えて考慮するとともに、パッド部には流路面積の変化による圧力損失係数を設定した。第 1 図に示すように「常陽」の解析で使用する炉心モデルのうちパッド部を含む集合体ラップ管間ギャップのモデルを取り出し、設定した圧力損失モデルの検証を実施した。第 2 図に示すように、F L U E N T の解析結果とモデル式との比較から、UDF で設定した圧力損失が F L U E N T で計算されることを確認した。なお、窒素ガス領域（リークジ

ジャケットと原子炉容器との間) についても、集合体ラップ管間ギャップと同じモデル化としている。

(3) 炉心物質による発熱

IVR での解析において、損傷炉心物質の発熱による周囲流体への熱移行は、溶融燃料が占める領域の外面に熱流束条件を設定して、冷却材等への伝熱を考慮している。第3表に示した「VMFL2 (円管内の層流熱伝達問題)」及び「VMFL28 (急拡大流路内の乱流熱伝達)」により、基本機能を確認した。

EVR での解析において、原子炉容器下部の振れ止め構造部に堆積する損傷炉心物質の発熱は、損傷炉心物質が占める領域を固体領域として、発熱密度を与え、上方のナトリウム、下方及び側方の構造物との熱移行をモデル化する。第3表に示した「VMFL59 (複合固体内の熱伝導)」にて、発熱密度を設定した固体領域から隣接する固体領域への伝熱問題に対する基本機能を確認した。

また、健全炉心において、炉心燃料集合体の発熱は、各燃料集合体の発熱領域に単位体積あたりの発熱量を設定してモデル化する。「常陽」定格運転時における健全炉心体系での各燃料集合体の炉心出力条件及び流量条件を境界条件として、原子炉容器内を対象とした F L U E N T による解析を実施し、燃料集合体出口温度との比較から、正しく計算されることを確認した。

(4) 熱伝導

構造物内部の熱伝導については、第3表に示した「VMFL50 (加熱壁近傍の非定常熱伝導問題)」にて基本機能を確認した。

(5) 熱伝達 (流体－構造間)

流体と構造物との間の熱伝達係数の設定にあたっては、F L U E N T の機能であるユーザ定義関数 (UDF) を用いる。以下に示すように、窒素ガスと構造物との熱伝達には Kays の式^[3]、ナトリウムと構造物との熱伝達には Subbotin の式^{[4]、[5]}を用いる。

Kays の式^[3]

$$Nu = 0.022 Re^{0.8} Pr^{0.5} \quad (0.5 < Pr < 1.0)$$

Subbotin の式^{[4]、[5]}

$$Nu = 5 + 0.025 Pe^{0.8} = 5 + 0.025 (PrRe)^{0.8} \quad (100 < Pe < 20000)$$

L : 代表長さ [m]

Nu : ヌッセルト数 ($Nu = hL/\lambda$) [-]

Pe	: ペクレ数 ($Pe=PrRe$) [-]
Pr	: プラントル数 ($Pr = c_p\mu/\lambda$) [-]
Re	: レイノルズ数 ($Re = \rho VL/\mu$) [-]
V	: 代表流速 ($V=[(u^2+v^2+w^2)/\gamma]^{0.5}$) [m/s]
c_p	: 流体比熱[J/(kgK)]
u, v, w	: セル中心での流速の (x, y, z) 成分
γ	: 空隙率[-]
λ	: 流体熱伝導率[W/(mK)]
ρ	: 流体密度[kg/m ³]
μ	: 流体粘度[Pas]

なお、Subbotin の式について、ナトリウムのプラントル数は約 0.004、レイノルズ数は最大でも 10^5 のオーダーとなることから、適用範囲の上限を満足している。また、Kays の式について、対象とする窒素ガスのプラントル数は約 0.7 であり、適用範囲を満足している。ただし、流速が遅い場合、相関式から算出される熱伝達率が熱伝導による伝熱を下回る場合がある。流速が遅い場合でも熱伝導による熱移行は確保されるため、計算セルの入熱面からセル中心までの距離 (Δy [m]) を用いて、以下に示すように熱伝達係数を評価している。

$$h = \max \left[\frac{Nu\lambda}{L}, \frac{\lambda}{\Delta y} \right]$$

第 3 図に示す基礎的な 2 次元熱伝達問題を設定し、第 4 表に示す解析条件に対して UDF を用いた F L U E N T での検証解析を行い、第 4 図 (a) 及び (b) に示すように UDF を用いた F L U E N T による解析結果とモデル式との比較により、UDF による設定が正しく計算されることを確認した。

(6) 熱伝達 (構造物間の輻射)

ガス領域を含む構造体間の輻射伝熱には、計算負荷及び適用事例等から、F L U E N T に内蔵されている S2S モデル^[6]を使用した。第 3 表に示した「VMFL61 (二重円筒内の放射伝熱問題)」により基本機能の確認を行った他、「3.2.4 その他の適用事例」で後述する適用事例から、F L U E N T の S2S モデルの適用性を確認した。

3.2 F L U E N T の適用事例

前節で述べた基本機能検証に加え、複数の基本機能を同時に使用する、より実用的な F L U E N T の適用事例として、原子力プラントの安全解析をはじめとする適用事例を調

査し、使用実績等から、その妥当性を確認した。以下、適用事例についてその概要を示す。

3.2.1 軽水炉分野での安全解析等への適用事例

OECD/NEA ROSA プロジェクトの一環として、日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」という。）の大型非定常試験装置 LSTF における PTS（加圧熱衝撃）発生時における ECCS 水注入時の低温側配管（コールドレグ配管）内での温度成層化試験解析が行われている^[7]、^[8]、^[9]。解析体系は ECCS 配管とコールドレグ配管及びダウンカマの一部であり、上流側で流速及び温度を境界条件として与えている。

増原らの解析^[7]、^[8]では、流体は液単相で、解析メッシュは約 60 万又は約 120 万の六面体要素である。解析手順は、コールドレグ配管の上流側に流速、温度を境界条件として与え、定常状態になった後、実験同様、ECCS 配管より低温水が 100 秒間注入されている。第 5 図に ECCS 水注入後の配管内の冷却水温度分布の結果を示す^[7]。配管下部で低温水が流れ、温度成層化を確認できる。Realizable k - ϵ モデルにおける解析温度と測定温度との比較から、両者はよく一致していることが分かる。他の乱流モデルの標準偏差（予測精度）の比較を第 5 表に示す。乱流モデルとしては Realizable k - ϵ モデルが最良で、比較的メッシュ数の少ない約 60 万メッシュの解析でも精度は良好であった。

また、T. Farkas ら^[9]は、F L U E N T を用いて、約 67 万の六面体要素で構成される体系で解析を行い、乱流モデルとして、標準 k - ϵ モデル（Standard k - ϵ モデル）、Realizable k - ϵ モデル、レイノルズ応力モデル（Reynolds Stress Model (RSM)）での比較を行っている。第 6 図に乱流モデルによるコールドレグ配管内での温度分布の違いを示し、第 7 図及び第 8 図に、異なる乱流モデルを用いた場合の温度分布の比較について、それぞれ異なる位置（TE-2B 及び TE-3B）での比較を示す。第 7 図に示す注水口近くで高低温水の混合現象が顕著となる TE-2B での温度分布は、Realizable k - ϵ モデルで温度成層の様子を良く表していることが分かる。

以上から、「3.1（1）対流拡散熱移行（乱流モデル）」での基本機能検証と合わせて、Realizable k - ϵ モデルは、原子炉容器内の流体混合現象の解析への適用性が高いことを確認した。

3.2.2 ナトリウム冷却高速炉分野での適用事例（国外）

ナトリウム冷却高速炉分野における F L U E N T の適用事例を確認した。CFD コードの適用研究の一環として、構造物を介する共役熱伝達モデルを用い、プール型ナトリウム冷却高速炉の中間熱交換器内の伝熱流動現象の予測評価^[10]が行われている。また、ワイヤスペーサ付きの燃料要素を束ねた燃料集合体内の詳細な熱流動評価が行われ、19 本の燃料要素で構成される燃料集合体体系での圧力損失の実験結果との良い一致が報告されている^[11]。この他にも、溶融燃料を模擬したコリウム（ ZrO_2-UO_2 ）と原子炉容器壁との相互作用を対象とした、原子炉容器下部での温度評価^[12]が行われている。

このように、ナトリウム冷却高速炉での熱流動に関連する解析に適用された実績を有し、熱流動現象解析への適用性が高いことを確認した。

3.2.3 ナトリウム冷却高速炉分野での適用事例（国内）

国内では、自然循環崩壊熱除去時の炉心冷却特性評価のための原子炉容器内の多次元熱流動解析評価手法の整備を目的として、ループ型ナトリウム冷却高速炉の原子炉容器、1次主冷却系、中間熱交換器、2次主冷却系、崩壊熱除去系を模擬したナトリウム試験装置（PLANDTL-1^[13]、^[14]、^[15]）及び PLANDTL-2^[16]、^[17]）を対象とした試験解析が行われている。これまでに、原子炉容器内の上部プレナム部に設置された崩壊熱除去システムを模擬した炉内冷却器からの低温流体が、炉心を構成する燃料集合体のラップ管間ギャップに潜り込んで炉心を冷却する効果が大きいことが指摘されている。この燃料集合体間の狭いギャップの流れ（インターラップフロー）による炉心内熱流動挙動を精度よく予測するための解析モデルの検討が行われ、インターラップフローを含む炉心部の熱流動と上部プレナム内の熱的な相互作用によって生じる原子炉容器内の複雑な熱流動現象について再現可能であることが示されている。

以下では、代表事例として、崩壊熱除去時の炉心熱流動現象に関する解析への適用事例^[15]について概説する。

原子力機構では、ナトリウム冷却高速炉の上部プレナム内に、冷却器を直接浸漬させた浸漬型 DHX の運転による崩壊熱除去時の炉心冷却特性を評価するため、FLUENTを用いた炉内熱流動解析手法の整備を行っている。既存のナトリウム試験（PLANDTL-1）を対象とし、炉心部の冷却挙動と関係する重要な現象として知られる燃料集合体ラップ管間の狭いギャップを通る流れ（インターラップフロー）の再現性に着目した解析モデルの検討を行っている。

第9図(a)及び(b)に、PLANDTL-1の解析モデルの概略図を示す。PLANDTL-1は、ループ型ナトリウム冷却高速炉の原子炉容器を含む1次主冷却系、中間熱交換器、2次主冷却系及び崩壊熱除去系を模擬したループ構成となっている（水・蒸気系は模擬せず空気冷却器を設置）。模擬炉心部は7体の模擬燃料集合体（集合体）で構成され、中心集合体のみ37本の電気ヒータで発熱を模擬した模擬燃料要素で構成され、周辺集合体は7本の模擬燃料ピンで構成されている（第9図(b)参照）。この解析では、第9図(a)に示すように、模擬炉心部と上部プレナム、浸漬型 DHX で構成される原子炉容器部を対象に、メッシュ分割を行って解析モデルが構築されている。全解析メッシュ数は約430万である。

本解析では、第9図(b)に示すように、集合体ラップ管間ギャップのモデル化に着目し、以下のケースで比較を行っている。

- ① ギャップ内の流速分布を表現できるよう 6 メッシュで分割して集合体外面で滑りなし条件を課し、ギャップ部のナトリウムと集合体ラップ管との熱伝導による伝熱を設定した基準ケース (CFD-NL)
- ② ①とメッシュ分割は同じであるが、計算負荷の観点からギャップ部を少ないメッシュ分割とした場合に適用するため、平行平板間の圧力損失相関式と壁面を滑り条件としたケース (CFD-FC)

共通条件として、集合体内及び集合体ラップ管間ギャップのナトリウムとラップ管との熱伝達は相関式 (Subbotin の式) で評価している。

また、集合体内もメッシュ分割されており、層流領域かつ壁面を滑り条件として、各サブチャンネルにおける圧力損失及び熱拡散の効果を Cheng & Todreas 相関式で考慮している^{[13], [14]}。プレナム部については、壁面を改良型壁処理 (EWT) とし、浮力の効果を考慮した Realizable $k-\epsilon$ モデルを適用している。

第 10 図 (a) に準定常状態となるナトリウム温度の鉛直断面分布を示す。浸漬型 DHX の先端ノズルから低温ナトリウムが流出し、上部プレナムの下部に溜まった後、炉心部上端の周辺部から集合体内及び集合体ラップ管間ギャップに流入して、炉心内部の集合体間ギャップに流れ (インターラップフロー) が生じる。この低温ナトリウムの流れによって、炉心部が冷却されることになる。炉心中心部からは高温ナトリウムがブルーム状に立ち上がり、上部プレナム部の上方から、浸漬型 DHX の入口窓に流入する。第 10 図 (b) 及び (c) に、模擬炉心部の発熱領域の下端部 (B)、中央部 (M)、上端部 (T) での水平方向温度分布について、集合体の入口温度からの時間平均温度上昇を、ヒータ出力と質量流量から計算される集合体出入口間の推定温度上昇幅 ΔT_e (242.93°C) で規格化した解析結果と試験結果の比較を示す。横軸は炉心中心部からの距離を集合体中心間距離 ($L=78\text{mm}$) で規格化されている。解析結果は、集合体ラップ管間ギャップでの温度低下と集合体中心部での温度上昇、炉心内での特徴的な空間分布となる試験結果を概ね再現している。集合体ラップ管間ギャップのモデル化については、精緻に扱う解析モデル (CFD-NL) と実用性を考慮した相関式ベースの解析モデル (CFD-FC) との比較では、計算結果に大きな差異は見られず、相関式ベースの解析モデルの妥当性が示されている。

このように、FLUENT はナトリウム冷却高速炉における自然循環崩壊熱除去システム運用時の原子炉容器内の熱流動解析ツールとして、上部プレナムと炉心部との熱的な相互作用により生じる集合体ラップ管間ギャップの流れによる炉心冷却特性の把握や、集合体内温度分布予測解析へ適用できることを確認した。

3.2.4 その他の適用事例 (輻射伝熱解析)

(1) 原子力分野での適用例

使用済燃料貯蔵施設内の輻射伝熱解析用コード（S-FOKS）整備の一環として、FLUENTのS2Sモデル及びD0モデルが選定され、解析コード間での輻射モデルの違いによる比較が行われている^[18]。その結果、第6表に示す通り、それぞれ同等の結果が得られることが確認され、計算負荷の観点からS2Sモデルが有用であることが示されている。

(2) 原子力分野以外の適用性

原子力分野以外では、鋼の連続鋳造時における赤熱したスラブから放射される輻射排熱を活用した熱電発電性能評価に関する解析がFLUENTのS2Sモデルを用いて行われており^[19]、第11図に示すように、熱電発電ユニットの出力密度の実験結果と解析結果が良い一致を示すことが報告されている。

4. まとめ

以上のように、FLUENTの「常陽」への適用に向けて、格納容器破損防止措置の有効性評価における評価項目及び評価に必要なパラメータに影響を及ぼす重要現象のモデル化について示し、考慮すべき物理モデルに関連する各基本モデルが検証されていることを確認した。また、FLUENTは、航空宇宙、自動車、各種工業プラントなどの様々な分野における使用実績を有しており、ナトリウム冷却高速炉を含む原子炉プラントの熱流動解析への適用実績等から、その妥当性を確認した。

よって、FLUENTは、有効性評価の解析で必要となる構造と流体間の熱伝達等の基本機能を含めた伝熱流動現象への解析機能を有し、適用性を有するものと判断した。

参考文献

- [1] ANSYS, Inc., ANSYS Fluid Dynamics Verification Manual, Release 15.0, (2013).
- [2] T.-H. Shih, W.W. Liou, A. Shabbir, Z. Yang, and J. Zhu, A New $k-\epsilon$ Eddy-Viscosity Model for High Reynolds Number Turbulent Flows - Model Development and Validation, *Computers Fluids*, 24(3), (1995), pp.227-238.
- [3] 日本機械学会, 伝熱工学資料 (改訂第5版), 日本機械学会, (2009), p.46.
- [4] V. I. Subbotin, A. K. Papovyants, P. L. Kirillov, and N. N. Ivanovskii, A study of heat transfer to molten sodium in tubes, *Soviet Atomic Energy*, 13, (1963), pp.991-994.
- [5] P. L. Kirilov, Generalization of experimental data on heat transfer in molten metals, *Soviet Atomic Energy*, 13, (1963), pp.1103-1106.
- [6] ANSYS, Inc., ANSYS Fluent 理論ガイド, Release 18.1, (2017), pp.155-157.
- [7] 増原, 笠原, FLUENTコードによるコールドレグ内温度成層化試験の解析, 日本原子力学会2008年秋の大会, 2008年9月4~6日, 高知工科大学, (2008), E28.
- [8] 増原, 市川, 笠原, FLUENTコードによるコールドレグ内温度成層化試験の解析 (2)

- 乱流モデルの適用性の検討, 日本原子力学会2009年秋の大会, 2009年9月16~18日, 東北大学, (2009), C11.
- [9] T. Farkas, and I. Tóth, Fluent analysis of a ROSA cold leg stratification test, Nuclear Engineering and Design, 240, (2010), pp.2169-2175.
- [10] X. Zhang, P. Tseng, M. Saeed, and J. Yu, A CFD-based simulation of fluid flow and heat transfer in the Intermediate Heat Exchanger of sodium-cooled fast reactor, Annals of Nuclear Energy, 109, (2017), pp.529-537.
- [11] J. Chen, D. Zhang, P. Song, X. Wang, S. Wang, Y. Liang, S. Qiu, Y. Zhang, M. Wang, G.H. Su, CFD investigation on thermal-hydraulic behaviors of a wire-wrapped fuel subassembly for sodium-cooled fast reactor, Annals of Nuclear Energy, 113, (2018) pp.256-269.
- [12] B. Farges and N. Goreaud, CFD Simulation of Corium / Materials Interaction for Severe Accidents, International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles, FR17, 26-29 June, Yekaterinburg, Russian Federation, (2017), IAEA CN245-530.
- [13] 浜瀬, 今井, 菊地, 堂田, 田中, ナトリウム冷却高速炉の自然循環崩壊熱除去時における炉容器内熱流動解析評価手法整備 (1) ポーラスボディモデルを用いたサブチャンネルCFD解析の適用性確認, 日本原子力学会2019年春の年会, (2019), 3I08.
- [14] 浜瀬, 今井, 堂田, 田中, ナトリウム冷却高速炉の自然循環崩壊熱除去時における炉容器内熱流動解析評価手法整備 (低流量条件での燃料集合体単体に対するサブチャンネルCFD解析手法の適用), 日本機械学会2020年度年次大会, (2020), S08111.
- [15] 田中, 菊地, 浜瀬, 村上, 藤崎, 今井, ナトリウム冷却高速炉の崩壊熱除去システム運用時の炉内熱流動解析評価手法整備 (燃料集合体間ギャップ部の熱流動解析モデルの予備検討), 日本機械学会茨城講演会, (2020), 304.
- [16] A. Ono, M. Tanaka, Y. Miyake, E. Hamase, and T. Ezure, Preliminary analysis of sodium experimental apparatus PLANDTL-2 for development of evaluation method for thermal-hydraulics in reactor vessel of sodium fast reactor under decay heat removal system operation condition, Bulletin of the JSME Mechanical Engineering Journal, 7(3), (2020), pp1-11.
- [17] 田中, 小野, 浜瀬, 江連, 三宅, ナトリウム冷却高速炉の崩壊熱除去システム運用時の炉内熱流動解析評価手法整備 ~ナトリウム試験装置 PLANDTL-2 の模擬炉容器内熱流動予備解析~, 日本機械学会茨城講演会, (2018), 307.
- [18] 片山, 赤松, 南, 使用済燃料貯蔵施設内のふく射伝熱解析 (ふく射モデルによる実規模建屋内の温度解析の比較), 日本原子力学会 2010 年秋の大会, 北海道大学, (2010), J04.
- [19] 黒木, 堤, 村井, 梶原, 牧野, 八馬, 鷺見, 連続鋳造プロセスの輻射排熱を活用し

た熱電発電の性能に及ぼす受熱板構造の影響, 鉄と鋼, 第 104 巻第 10 号, (2018),
pp. 78-87.

第 1-1 表 重要現象に対して必要な物理モデル (IVR)

領域	モデル化対象物	モデル種別	物理モデル	対応する数理モデル
炉心上部機構	炉心上部機構 (内部ナトリウムを含む。)	固体 (*)	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	フィンガー部	流体	圧力損失	圧力損失相関式
炉心部 (損傷燃料等を含む。)	燃料集合体上部の非発熱部	(非計算領域)	熱流束	表面熱流束
	燃料集合体中央部の残留炉心物質及びギャップ閉塞部	(非計算領域)	熱流束	表面熱流束
	燃料集合体下部の非発熱部	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	燃料集合体入口部等	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	制御棒	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	内側反射体	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	外側反射体	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	遮へい集合体	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	B 型照射燃料集合体	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	C 型照射燃料集合体	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	材料照射用反射体	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	集合体ラップ管間ギャップ (非閉塞部)	流体	圧力損失	圧力損失相関式
炉心構造物	炉心支持板 (上下)	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	内側遮へい体	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	炉心支持棒	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
炉内燃料貯蔵ラック	炉内燃料貯蔵ラック	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	外側遮へい体	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	炉心バレル構造物	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	中リング	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
高低圧プレナム	高圧プレナム	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	低圧プレナム	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	エントランスノズル	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	高圧プレナム側面入口孔	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	高低圧プレナム仕切板	流体	圧力損失	圧力損失相関式
下部構造物	支持構造物	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	コアサポート	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式

領域	モデル化対象物	モデル種別	物理モデル	対応する数理モデル
原子炉容器(振 止部を含む。)	原子炉容器	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	原子炉容器振止構造物	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	原子炉容器振止構造物内側 保温パネル	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	原子炉容器振止構造物内側 遮へいグラフィイト	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	原子炉容器振止構造物内側 窒素ガス領域	固体 (*)	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	原子炉容器振止構造物内 支持板	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
リークジャケ ット(原子炉容 器との間の窒 素ガス領域を 含む。)	リークジャケット	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	窒素ガス領域	流体	対流拡散熱 移行	質量・運動量・エネル ギー保存式
	窒素ガス領域 (下部)	固体 (*)	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	原子炉容器とリークジャケ ット間のスペーサ	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
冷却材	ナトリウム	流体	対流拡散熱 移行	質量・運動量・エネル ギー保存式

(*) 流動を考慮せず、流体の物性値をもつ静止物体 (固体) としてモデル化した。

第 1-2 表 重要現象に対して必要な物理モデル (EVR)

領域	モデル化対象物	モデル種別	物理モデル	対応する数理モデル
原子炉容器 (振止部を含む。)	原子炉容器	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	原子炉容器振止構造物	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	スチール領域 (損傷炉心物質による構造の溶融物)	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	原子炉容器振止構造物内側遮へいグラファイト	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	原子炉容器振止構造物内支持板	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
リークジャケット (保温パネル含む。)	窒素ガス領域	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	ナトリウム (下部隙間)	流体	対流拡散熱移行	質量・運動量・エネルギー保存式
	リークジャケット	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	原子炉容器とリークジャケット間のスペーサ	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	保温パネル	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
ナトリウム (下部プレナム)	ナトリウム	流体	対流拡散熱移行	質量・運動量・エネルギー保存式
安全容器	安全容器	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	遮へいグラファイト	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	下部遮へいグラファイト支持板	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	窒素ガス領域	流体	対流拡散熱移行	質量・運動量・エネルギー保存式
	ナトリウム	固体 (*)	熱伝導	非定常熱伝導方程式
遮へい部	窒素ガス領域	流体	対流拡散熱移行	質量・運動量・エネルギー保存式
	炭素鋼板遮へい体	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	冷却パス構成用ダクト等構造物	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
ベデスタル部	コンクリート	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式

領域	モデル化対象物	モデル種別	物理モデル	対応する数理モデル
	ペDESTAL冷却パス流路	流体	対流拡散熱移行	質量・運動量・エネルギー保存式
	保温材、遮へいリング等の構造物	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
損傷炉心物質	損傷炉心物質	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式

(*) 流動を考慮せず、流体の物性値をもつ静止物体（固体）としてモデル化した。

第 1-3 表 重要現象に対して必要な物理モデル (RVACS)

領域	モデル化対象物	モデル種別	物理モデル	対応する数理モデル
炉心上部機構	炉心上部機構 (内部ナトリウムを含む)	固体 (*)	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	フィンガー周辺部	流体	圧力損失	圧力損失相関式
炉心部	上部遮へい体部等	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	燃料集合体上部非発熱領域	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	燃料集合体発熱領域	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	燃料集合体下部非発熱領域	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	燃料集合体入口部等	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	制御棒 1 (主炉停止系)	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	制御棒 2 (後備炉停止系)	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	内側反射体	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	外側反射体	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	遮へい集合体	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	B 型照射燃料集合体	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	C 型照射燃料集合体	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	材料照射用反射体	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	集合体ラップ管間ギャップ (ナトリウム)	流体	圧力損失	圧力損失相関式
集合体間パッド	流体	圧力損失	圧力損失相関式	
炉心構造物	炉心支持板 (上下)	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	内側遮へい体	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	炉心支持枠	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
炉内燃料貯蔵 ラック	炉内燃料貯蔵ラック	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	外側遮へい体	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	炉心バレル構造物	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	中リング	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
高低圧プレナム	高圧プレナム	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	低圧プレナム	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	エントランスノズル	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	高圧プレナム側面入口孔	流体	圧力損失	圧力損失相関式
	高低圧プレナム仕切板	流体	圧力損失	圧力損失相関式
下部構造物	支持構造物	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式

領域	モデル化対象物	モデル種別	物理モデル	対応する数理モデル
	コアサポート	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
原子炉容器（振 止部を含む。）	原子炉容器	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
			輻射伝熱	輻射輸送方程式
	原子炉容器振止構造物	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	原子炉容器振止構造物内側 保温パネル	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	原子炉容器振止構造物内側 遮へいグラファイト	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	原子炉容器振止構造物内側 窒素ガス領域	固体 (*)	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	原子炉容器振止構造物内 支持板	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
リークジャケッ ト（原子炉容器 との間の窒素ガ ス領域を含む。）	リークジャケット	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
			輻射伝熱	輻射輸送方程式
	窒素ガス領域	流体	対流拡散 熱移行	質量・運動量・エネル ギー保存式
	窒素ガス領域下部	固体 (*)	熱伝導	非定常熱伝導方程式
	原子炉容器とリークジャケ ット間のスペーサ	固体	熱伝導	非定常熱伝導方程式
冷却材ナトリウ ム	ナトリウム	流体	対流拡散 熱移行	質量・運動量・エネル ギー保存式

(*) 流動を考慮せず、流体の物性値をもつ静止物体（固体）としてモデル化した。

第2表 ANSYS 検証マニュアルで示される物理問題

項 目		抽出対象	対象事象		
			IVR	EVR	RVACS
Steady/Unsteady	定常/非定常	○	○	○	○
Laminar/Turbulent (*1)	層流/乱流 (*1)	○	○	○	○
Thermal/Isothermal	非等温/等温	○	○	○	○
External Forces (*2)	外力 (*2)	○	○	○	○
Compressible	圧縮性流体	—	—	—	—
Radiation	輻射伝熱	○	—	—	○
Multi-species	多成分流	—	—	—	—
Reacting	化学反応	—	—	—	—
Multi-phase	混相流	—	—	—	—
Phase-change	相変化	—	—	—	—
Moving Frame	移動メッシュ	—	—	—	—

(*1) 乱流遷移問題 (Trans. Turbulence) 含む。

(*2) 浮力 (buoyancy force) に着目

第3表 主な検証事例 (ANSYS 検証マニュアルからの抜粋)

番号	問題	座標系	定常/ 非定常	流体 (層流/ 乱流) / 固体	等温/ 非等温	熱伝達	備考
VMFL 2	円管内の層流熱伝達問題	軸対称	定常	層流	非等温	壁面熱流束一定	水銀 (作動流体)
VMFL 9	二重円筒内の自然対流問題	2次元	定常	層流	非等温	等温壁	非圧縮性理想気体 (作動流体)
VMFL 12	波状流路内の乱流問題	2次元	定常	乱流 (Realizable k-εモデル)	等温	—	
VMFL 19	移動壁近傍の非定常流れ問題	2次元	非定常	層流	等温	—	
VMFL 27	後方ステップ流路内の乱流問題	2次元	定常	乱流 (Realizable k-εモデル)	等温	—	Re _H =37,400 (代表長さはステップ高さ)
VMFL 28	急拡大流路内の乱流熱伝達	軸対称	定常	乱流 (SST k-omega)	非等温	壁面熱流束一定	空気 (作動流体)
VMFL 50	加熱壁近傍の非定常熱伝導問題	2次元	非定常	固体熱伝導	非等温	壁面熱流束一定	銅 (2分後の温度変化を比較)
VMFL 52	高層キャビティ内の乱流自然対流問題	2次元	定常	乱流 (レイノルズ応力モデル)	非等温	等温壁	ブシネスク近似
VMFL 59	複合固体内の熱伝導	2次元	定常	固体熱伝導 (2物質)	非等温	第1物質に発熱密度を設定	熱物性の異なる2物質間の伝熱
VMFL 61	二重円筒内の放射伝熱問題	2次元	定常	層流	非等温	等温壁	空気を作動流体とする輻射伝熱 (S2Sモデル)

第4表 2次元熱伝達解析条件

項目	空気	ナトリウム
熱伝達相関式	Kays の式	Subbotin の式
検証範囲 [-]	$Re = 10^1 \sim 10^6$	$Pe = 10^1 \sim 10^6$
流入温度 T_{in} [K]	300	573.15 (300°C)
固体温度 T_s [K]	400	673.15 (400°C)

第5表 配管温度成層化解析における予測精度の比較

(出典：増原、市川、笠原、FLUENT コードによるコールドレグ内温度成層化試験の解析

(2) 乱流モデルの適用性の検討、日本原子力学会 2009 年秋の大会、

2009 年 9 月 16～18 日、東北大学、C11. (表 1))

単位：K

メッシュ数	断面位置	層流	標準K-ε	Realizable	RNG k-ε (非旋回)	RNG k-ε (旋回)
60万	TE2	4.1	4.6	3.7	10.3	12.7
	TE3	4.6	4.9	3.9	9.9	13.0
	小計	4.3	4.8	3.8	10.0	12.7
120万	TE2	10.9	5.3	3.7	11.2	-
	TE3	4.3	3.6	3.4	4.6	-
	小計	8.2	4.5	3.6	8.4	-

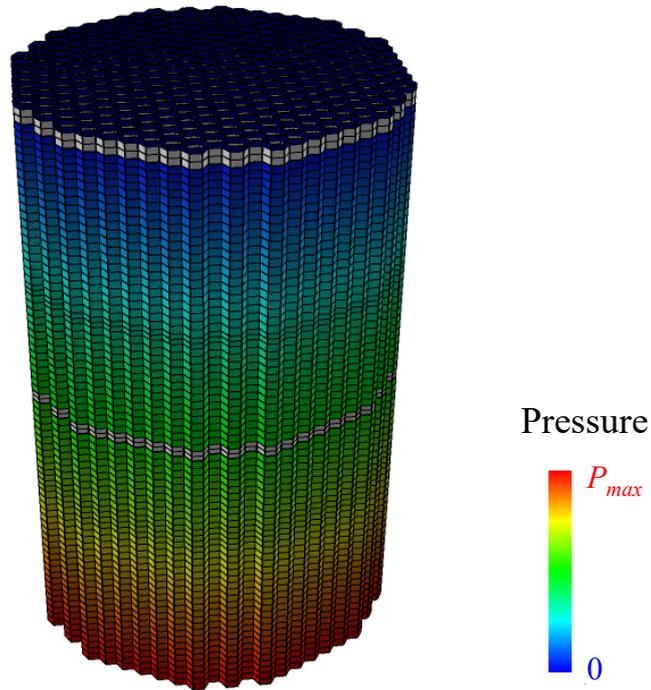
注) 表中の断面位置については文献[3]の図 1 を参照のこと

第6表 使用済燃料貯蔵施設内の輻射伝熱解析結果の比較

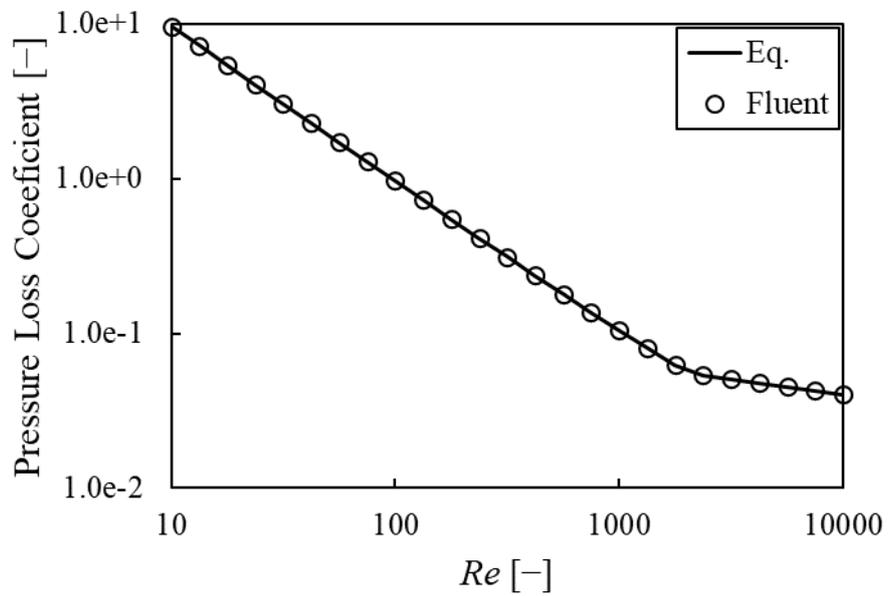
(出典：片山、赤松、南、使用済燃料貯蔵施設内のふく射伝熱解析（ふく射モデルによる実規模建屋内の温度解析の比較）、日本原子力学会「2010年秋の大会」、北海道大学、2010年9月、J04.)

ふく射モデル	S-FOKS コード	S2S モデル	DO モデル	(ふく射なし)
キャスク表面最高温度	87.9℃	88.1℃	87.6℃	—
コンクリート最高温度*	62.2℃	63.0℃	63.5℃	—
計算時間／反復数	11.7時間/443回	141.8時間/602回	103.9時間/617回	28.7時間/1557回
必要な計算機記憶容量	14.2G B	12.8G B	21.5G B	12.0G B
連続則残差	-0.006%	-0.005%	0.019%	-0.005%

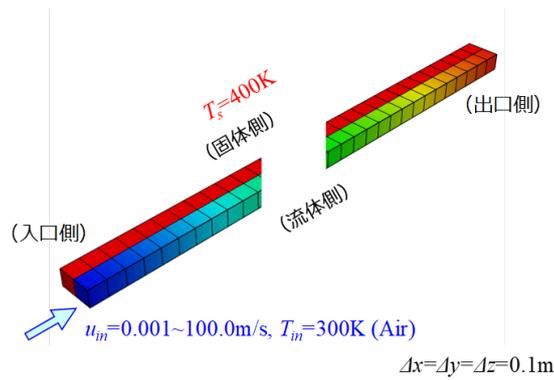
*コンクリート最高温度はいずれの解析でも支柱表面で見られた。



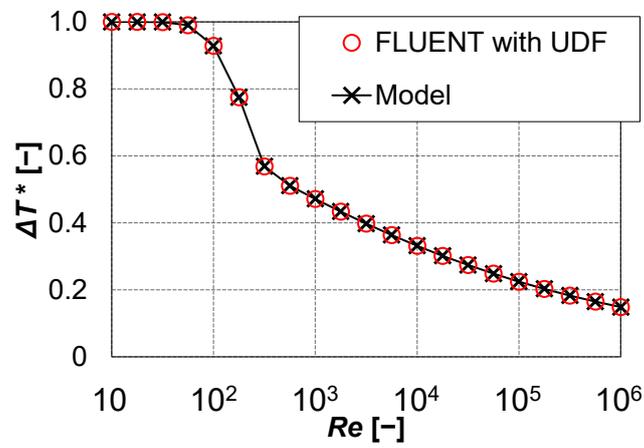
第1図 集合体間ギャップ部の圧力損失モデルの検証体系
(灰色で着色した領域が集合体間パッド部)



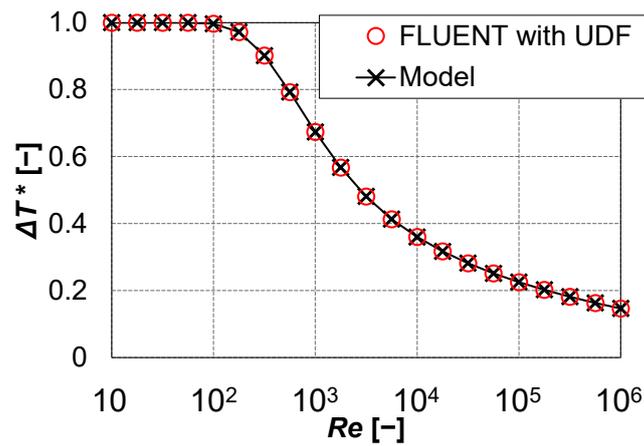
第2図 圧力損失係数の比較 (集合体間ギャップ部+パッド部)



第3図 熱伝達相間式の設定に係る二次元熱伝達検証問題



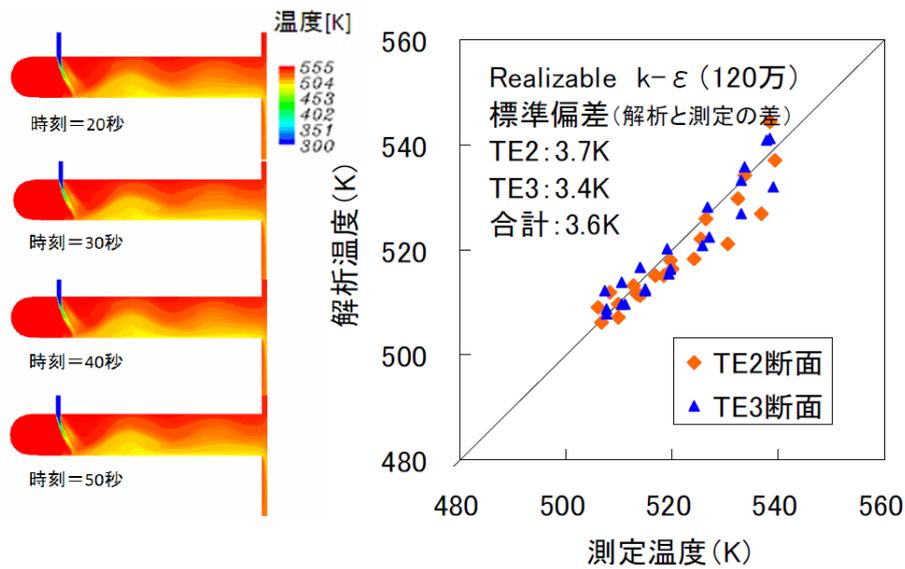
(a) Kays の式 (空気)



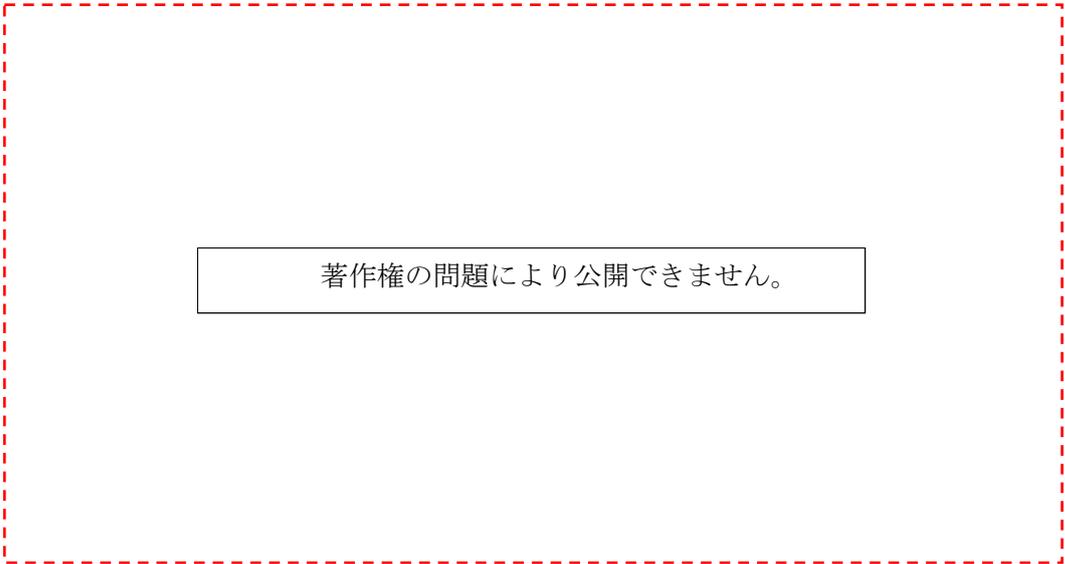
(b) Subbotin の式 (ナトリウム)

第4図 温度上昇値の比較

(規格化温度上昇: $\Delta T^* = (T_{out} - T_{in}) / (T_s - T_{in})$)



(出典：増原、市川、笠原、FLUENT コードによるコールドレグ内温度成層化試験の解析
(2) 乱流モデルの適用性の検討、日本原子力学会 2009 年秋の大会、
2009 年 9 月 16～18 日、東北大学、C11. (図 2))
第 5 図 Realizable $k-\epsilon$ モデルによる解析温度と測定温度の比較



(出典：T. Farkas, and I. Tóth, Fluent analysis of a ROSA cold leg stratification test, Nuclear Engineering and Design, 240, pp. 2169–2175, Fig. 9 (2010).)

第 6 図 乱流モデルによるコールドレグでの温度分布の比較

著作権の問題により公開できません。

(出典 : T. Farkas, and I. Tóth, Fluent analysis of a ROSA cold leg stratification test, Nuclear Engineering and Design, 240, pp. 2169–2175, Fig. 10 (2010).)

第 7 図 異なる乱流モデルを用いた場合の温度分布の比較 (TE-2B の位置)

著作権の問題により公開できません。

(出典 : T. Farkas, and I. Tóth, Fluent analysis of a ROSA cold leg stratification test, Nuclear Engineering and Design, 240, pp. 2169–2175, Fig. 11 (2010).)

第 8 図 異なる乱流モデルを用いた場合の温度分布の比較 (TE-3B の位置)

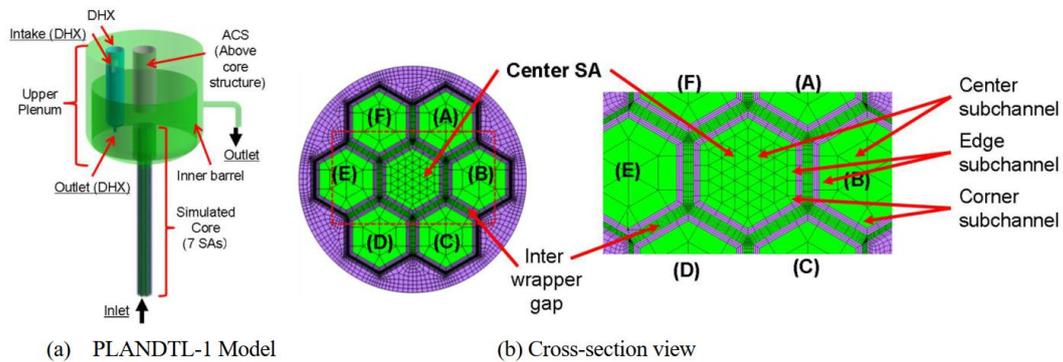


Fig. 1 Numerical model and mesh arrangement in the core for PLANTDL-1 sodium test apparatus.

(出典：田中、菊地、浜瀬、村上、藤崎、今井、「ナトリウム冷却高速炉の崩壊熱除去システム運用時の炉内熱流動解析評価手法整備（燃料集合体間ギャップ部の熱流動解析モデルの予備検討）」、日本機械学会茨城講演会、2020年8月、304。（Fig. 1）
第9図 ナトリウム試験装置（PLANDTL-1）の解析モデル

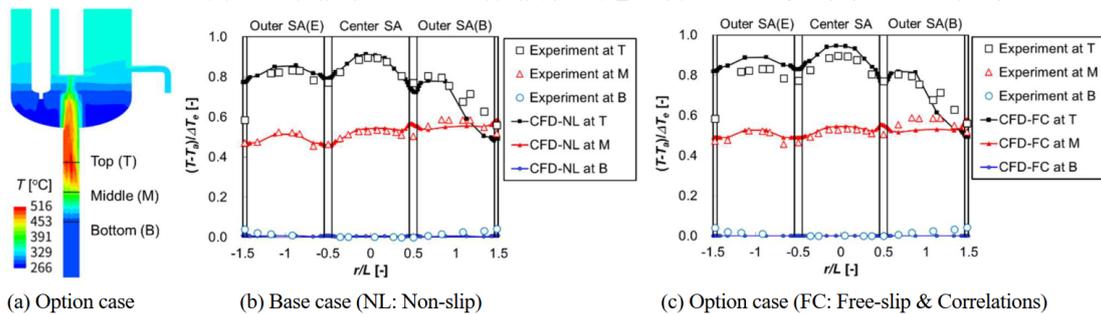


Fig. 2 Comparison between experimental results and numerical results of the base and optional cases.

(出典：田中、菊地、浜瀬、村上、藤崎、今井、「ナトリウム冷却高速炉の崩壊熱除去システム運用時の炉内熱流動解析評価手法整備（燃料集合体間ギャップ部の熱流動解析モデルの予備検討）」、日本機械学会茨城講演会、2020年8月、304。（Fig. 2）
第10図 炉心部における水平断面ナトリウム温度分布

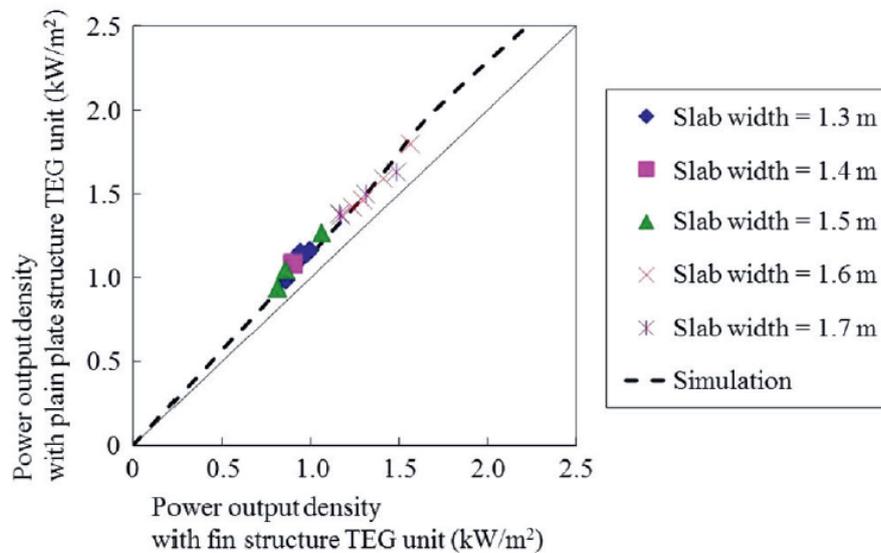


Fig. 17. Relationship between power output of TEG unit of the heat collection plate with fin structure and with plain plate structure. (Online version in color.)

(出典：黒木、堤、村井、梶原、牧野、八馬、鷺見、連続鋳造プロセスの輻射排熱を活用した熱電発電の性能に及ぼす受熱板構造の影響、鉄と鋼、第104巻第10号、2018年、78-87. (Fig. 17))

第11図 熱電発電ユニットの出力密度の実験結果（マーカー）と解析結果（点線）の比較