

T字配管合流部の熱疲労の原因となる流体温度変動の数値計算による評価手法開発のレビュー*

A review of evaluation methods developed for numerical simulation of the temperature fluctuation contributing to thermal fatigue of a T-junction pipe

中村 晶 (Akira Nakamura) *¹ 歌野原 陽一 (Yoichi Utanohara) *¹
三好 弘二 (Koji Miyoshi) *¹ 笠原 直人 (Naoto Kasahara) *²

要約 本論文の目的はT字合流配管の熱疲労評価に用いられる数値シミュレーション手法をレビューし、将来のさらなる手法改良のための課題をまとめることにある。配管内壁近傍の温度変動を評価する数値シミュレーション手法における影響因子を議論する。次に温度変動のメカニズムと数値シミュレーションによる評価手法について述べて、影響因子として乱流モデル、差分スキーム、計算格子、入口境界条件について述べる。近年はLESや組み合わせたアプローチにより流体温度の再現が試みられている。差分スキームや格子解像度は計算精度を保つために重要である。境界条件については、入口境界条件、特に流速分布と流速変動が温度変動に影響する。

キーワード 熱疲労, 熱応力, 温度変動, 数値シミュレーション, T字管, サーマルストライピング

Abstract This paper reviews the current status of numerical simulation evaluation methods for evaluation of thermal fatigue in a T-junction pipe and identifies future research items to enhance the methods. The influencing factors of numerical simulation methods on the evaluation of temperature fluctuation near a wall are discussed. Then the mechanism of thermal fatigue and the numerical simulation evaluation methods are described, and the influencing factors such as turbulence models, differencing schemes, computational meshes and inlet conditions are discussed. Some recent models LES, SAS, and combined models are examined to assess fluid temperature fluctuation. Differencing schemes and mesh fineness are important to keep the accuracy of calculations. Regarding boundary conditions, the inlet flow conditions, velocity profile and velocity perturbation, influence the temperature fluctuation.

Keywords thermal fatigue, thermal stress, temperature fluctuation, numerical simulation, T-junction pipe, thermal striping

1. 序論

プラントのT字合流配管で温度差のある流体が混合する場合に、熱疲労が生じる可能性がある。混合に伴う温度変動が配管に伝わり、温度分布が熱応力を生じさせる。この応力が疲労限を超える場合、配管にき裂が生じる場合がある。この一連の現象は熱疲労と呼ばれる。熱疲労による損傷が報告^{(1),(2)}されている。熱疲労による損傷防止のためには、流体混合と温度変動メカニズムの理解に加え、配管壁

の温度・応力分布を精緻に評価する方法が必要である。熱疲労は熱流動と構造の両分野に亘る複合現象であり、その評価にはまだ研究課題がある。熱疲労は原子力発電所の経年劣化管理で考慮すべき劣化モードの一つであり、原子力安全システム研究所(以下、INSS)ではこの熱疲労の評価手法に関する研究を実施してきた。原子力規制庁の高経年化技術評価高度化事業(以下、JAMPSS)の一部をINSSは受託し、熱疲労に関する作業会の幹事として活動し、日本原子力研究開発機構(以下、JAEA)、国内の

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

*2 東京大学大学院

※ 本論文は、日本保全学会EJAM, "A review of evaluation methods developed for numerical simulation of the temperature fluctuation contributing to thermal fatigue of a T-junction pipe", Vol. 6-4 (2015) pp.118-130の翻訳・再掲である。

大学やプラントメーカーの協力の元で研究が進められ、日仏の専門家による国際的な研究交流も行なわれた。

原子力プラントの配管内において温度の異なる二流体が混合する部位には、温度変動に伴い配管構造物に高サイクル熱疲労が生じる場合がある。運転条件によって温度差が生じることを避けられない配管では、温度変動によってき裂が生じるリスクは避けがたい。従って、プラントの設計で疲労き裂を防止するために、熱疲労の評価手法が重要である。この分野ではさまざまな研究開発やプロジェクトが国際的に行われてきており、その研究成果は原子力工学や熱流動に関連した国際会議や学会誌で報告されている。

フランスではフランス電力 (EDF) が、1998年のCivaux発電所の余熱除去系配管で高サイクル熱疲労により生じた漏洩の原因を調べるため、独自の評価手法開発⁽³⁾を実施した。Pasuttoら⁽⁴⁾、Chapuliotら⁽⁵⁾はCivaux発電所で生じたこの事象に対する上流配管の影響を調べた。これらの研究グループは、EDFが開発したCode_Saturneと呼ばれる熱流動数値解析 (CFD) コード、および原子力エネルギー庁 (CEA) が開発したCAST3Mコードをそれぞれ用いて、Smagorinskyモデルの大規模渦シミュレーション (large eddy simulation, LES) を用いて数値計算を行った。熱応力の定量的な検証データを得てT字管に生じる温度変動のメカニズムを調べるため、CEA, EDFとAREVA社はFATHERと小型のFATHERINOと呼ばれる実験装置を用いて、合流部壁面の温度計測⁽⁶⁾や温度分布の可視化⁽⁷⁾を行った。coefhと呼ばれるセンサーを用いて、水から配管壁への熱伝達率がFATHERのT字管で計測^{(7),(8)}された。FATHERINOで薄い管の外面から赤外線により温度分布を計測し、その結果に対しKuhnら⁽⁹⁾はFluentコードを用いて温度分布の再現を試みた。HowardとPasutto⁽¹⁰⁾はCode_SaturneでLESのSmagorinskyモデル、Dynamicモデル、WALEモデルのそれぞれで、配管合流部の温度変動への影響を調べたが、どの手法が最適なのかの知見はまだ得られなかった。

経済協力開発機構原子力機関OECD/NEAはCFDを活用した温度変動評価手法を改良するため、国際ベンチマーク^{(11),(12)}を実施した。スウェーデンのVattenfall研究所がT字管の流速分布と温度分布の計測を行った。実験条件での流体の数値計算を複

数の研究機関が実施し、時間平均流速または流速の二乗平均値RMSについて比較^{(13)~(15)}した。温度変動についてはデータ数が少なく、計算手法等の違いは明らかになっていないようである⁽¹²⁾。

国内では日本原子力研究開発機構 (JAEA) がT字管を用いた“長周期温度変動水流動試験 (WATLON)”⁽¹⁶⁾を行い、合流時の運動量比で噴流状態を分類した。また合流後の流体温度⁽¹⁶⁾と壁温度⁽¹⁷⁾を計測した。Tanakaら⁽¹⁸⁾はMUGTHESコードを開発し、WATLONの壁面噴流条件での計算を行った。TanakaとOhshima⁽¹⁹⁾は衝突噴流条件でLESを用いた計算を行った。Costeら⁽²⁰⁾はCEAで開発したTRIO-Uコードを用いて計算し、WATLONの実験結果とJAEAの行ったAQUAコードの計算結果と比較し、流速・温度の時間平均や変動分布において上流条件や解析格子の影響が見られた。Nakamuraら⁽²¹⁾は汎用のCFXコードの剥離渦シミュレーション (detached eddy simulation, DES) を用いて計算し、WATLONの温度変動分布と比較した。

T字合流配管の熱疲労評価には、国内では日本機械学会が策定した「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針⁽²²⁾」(以下、機械学会指針)を用いている。この指針の評価対象は、T字合流のサーマルストライピングと閉塞した分岐配管の熱成層である。その高度化を目的としてJAMPSSは熱疲労に関する研究プロジェクトをサポートした。このプロジェクト⁽²³⁾の目的は、(1) 流体温度変動による熱荷重および損傷メカニズムの解明、(2) 機械学会指針に対する合理的評価法の提案、(3) 熱疲労現象の数値シミュレーション手法の開発、(4) プラントシステムの安全性のための損傷確率評価手法の研究であった。本レビューの著者らを含む研究プロジェクトではCFDコードを用いてベンチマークを行い、温度変動をシミュレーションで評価する手法について一定の成果を得た。

配管壁の局所的な温度変動が熱疲労評価には必要である。従来の設計や性能評価に使用される定常のシミュレーションではなく、時間変動を扱うシミュレーションが必要である。時間変動を正確に予測するために、非定常計算に適した乱流の扱いや高次差分が必要になる。また、流体から壁への熱伝達を扱うため、壁近傍の温度分布を精度よく予測する必要がある。精度と計算時間とのバランスの中でどのように実用的に実施するかについての知見が、近年得

られつつある。

このレビューではT字合流配管の熱疲労評価の高度化のために行われているシミュレーション手法の技術開発の現状と、その課題について述べる。

2. T字管の温度変動の評価手法開発

2.1 温度変動メカニズムと数値シミュレーション手法

高低温流体の合流部での熱荷重とき裂損傷のメカニズムを素過程に分解すると図1⁽²³⁾のようになる。熱荷重過程の主たる項目は温度変動とその減衰である。高温と低温の流体が混合すると、(A)主流中に渦により温度変動が生じ、(B)流れの境界層へと伝播し、(C)構造表面での温度変動となる。この後熱伝導によって(D)管壁内の温度変動となり、周囲からの拘束により熱応力となる。熱応力の繰り返しにより(E)高サイクル疲労き裂を生じさせる。

次に、図1の右側のように(A)~(D)の各過程における影響因子を考えてみる。(1)主流域から境界層にかけての対流および乱流混合、(2)粘性底層内部の分子拡散と非定常熱伝達、(3)熱伝導による構造内部の温度差の緩和、これらが熱荷重振幅に影響する。(D)の段階では(4)多軸・ランダム荷重下でのき裂発生・進展が影響する。

上記の要因の中で、(1)~(3)までが、流体温度

変動による熱疲労特有のものである。応力は配管の円周・長手方向に不均一に分布し、板厚方向の応力変動幅にも分布を有することが、流体の混合に起因する熱疲労の特徴である。そのため、き裂発生位置を適切に予測し、深さ方向の進展にともなうき裂進展速度の変化や停留を考慮することが重要となる。

前章で述べた機械学会指針は、配管設計のために制定された。実験的に計測された主流中の温度変動のデータベースを用いて、指針は熱応力を評価するための手順を図2の左側のように規定している。指針のデータは現行の軽水炉発電所の配管の仕様を包含した条件で計測された無次元温度変動強度である。本レビューの著者らはこのデータベースは熱荷重が最も大きい位置を予測するためには効率的でないと考える。き裂発生の有無を検査によって確認することを念頭に置くと、熱応力を空間分布として評価する手法が必要となる。著者らはそのため図2の右側のフローのように、数値解析を用いた詳細評価手法の開発に努力してきた。

合流配管の温度変動をCFDにより再現する試みは指針策定時より以前から行われており、指針にも解析事例が載せられている⁽²²⁾。近年は計算機の高速度と大容量化に伴い、次節で述べるように解析格子や乱流モデルなどの影響を調べる事が可能となっている。乱流モデルは合流部での温度変動メカニズムに関連する流れパターンに影響するため、流体温度変動の再現に対してどのようなモデルが適切

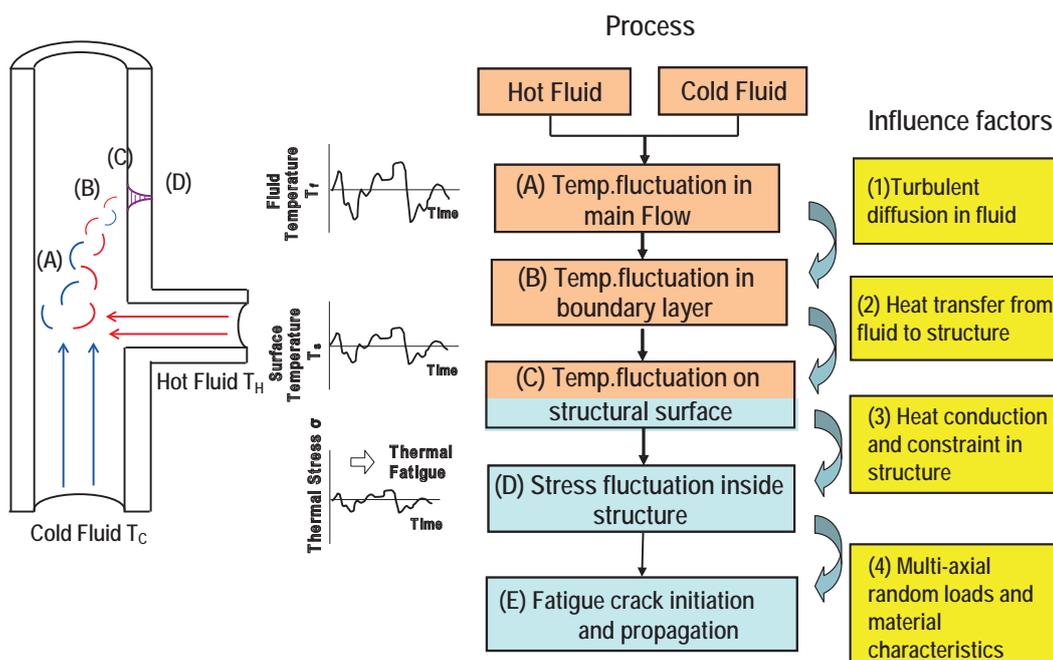


図1 高低温流体の合流部での熱荷重およびき裂損傷メカニズム⁽²³⁾

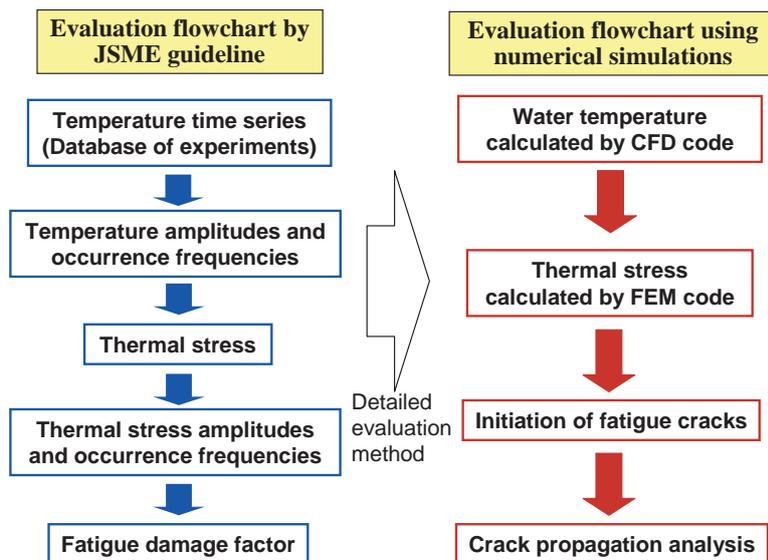


図2 機械学会指針による熱疲労評価フローと数値シミュレーションを用いた詳細評価フロー

であるかを調べるのが不可欠である。乱流モデルの影響については次節で述べる。さらに、熱応力は壁内での温度変動により生じるため、数値解析による熱応力の評価精度に対して壁温度分布の影響を調べておくことも重要である。指針で解説されている実験では非定常熱伝達率は定常の熱伝達率より高い値を示すが、従来の壁面近傍での乱流のモデル化や境界条件の与え方による評価精度はまだ未解明である。この熱伝達率については将来課題であり、本レビューでは扱っていない。一般的に解析格子の解像度を慣性小領域に近くするLESや直接数値計算(direct numerical simulation, DNS)を用いて、壁面近傍での詳細な乱流構造を再現できるような詳細なメッシュを用いることが熱伝達率の評価の一つの考え方であるが、計算時間が膨大になるため実用的ではない⁽²³⁾。

次節から計算結果を示す前に、ここでベンチマークの対象とする実験について簡単に述べる。様々な手法や計算条件の組み合わせの中から、熱疲労の評価に最も適した方法を検討するため、前章で述べたJAMPSSのサポートした研究プロジェクトでベンチマーク計算⁽²⁴⁾が行われた。次節以降では計算結果に影響するパラメータに分けて、その成果を紹介する。このベンチマークの対象は前章で述べた、JAEAが実施したWATLONの壁面噴流条件の実験結果⁽¹⁶⁾である。この実験条件について概略を図3に示す。図3(a)のような試験部の主配管および分岐配管に、48℃および33℃、1.46m/sおよび1.0m/sで高低温水をそれぞれ流入させる。試験部はアクリ

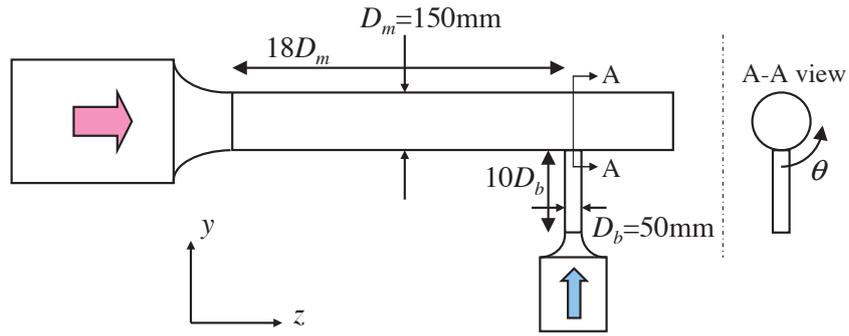
ル製で、合流部下流では熱電対ツリーにより流体温度変動の分布が計測された。数値計算のモデル化範囲として、図3(b)のような範囲を設定することとした。

2.2 数値計算の影響因子

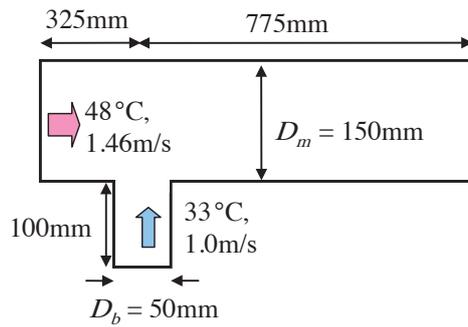
2.2.1 乱流モデル

乱流モデルは合流部に生じる渦構造の再現性に影響する重要な因子である。レイノルズ平均(RANS)モデルは定常計算への適用例が豊富であるが、温度の時間変動を含む非定常計算では限定的である。乱流モデルはメッシュや流れ場など適用条件を有しているが、それらを満たした上で、同じメッシュ・境界条件のもとで乱流モデルによる違いを検討する必要があった。

そこで図3の実験条件に対し、2.1節で述べたモデル化範囲で図4のようなメッシュを作成した。同じメッシュを用いて計算条件はできる限り同じ設定にし、複数のCFDコードの乱流モデルを用いてベンチマーク計算⁽²⁴⁾を実施した。計算結果の一例として、FluentのDynamic SGSモデルのLESを用いて計算した結果を図5に示す。2種類のRANSモデル、SSTモデルおよびRSMモデルを用いた結果は、温度変動が全く再現されなかった。合流部から下流に $0.5D_m$ 、 $1.0D_m$ の位置で、壁から1mmの周方向の流体温度変動強度を図6に比較する。DESを用いた場合は $0.5D_m$ 下流で過小評価したが、Dynamic

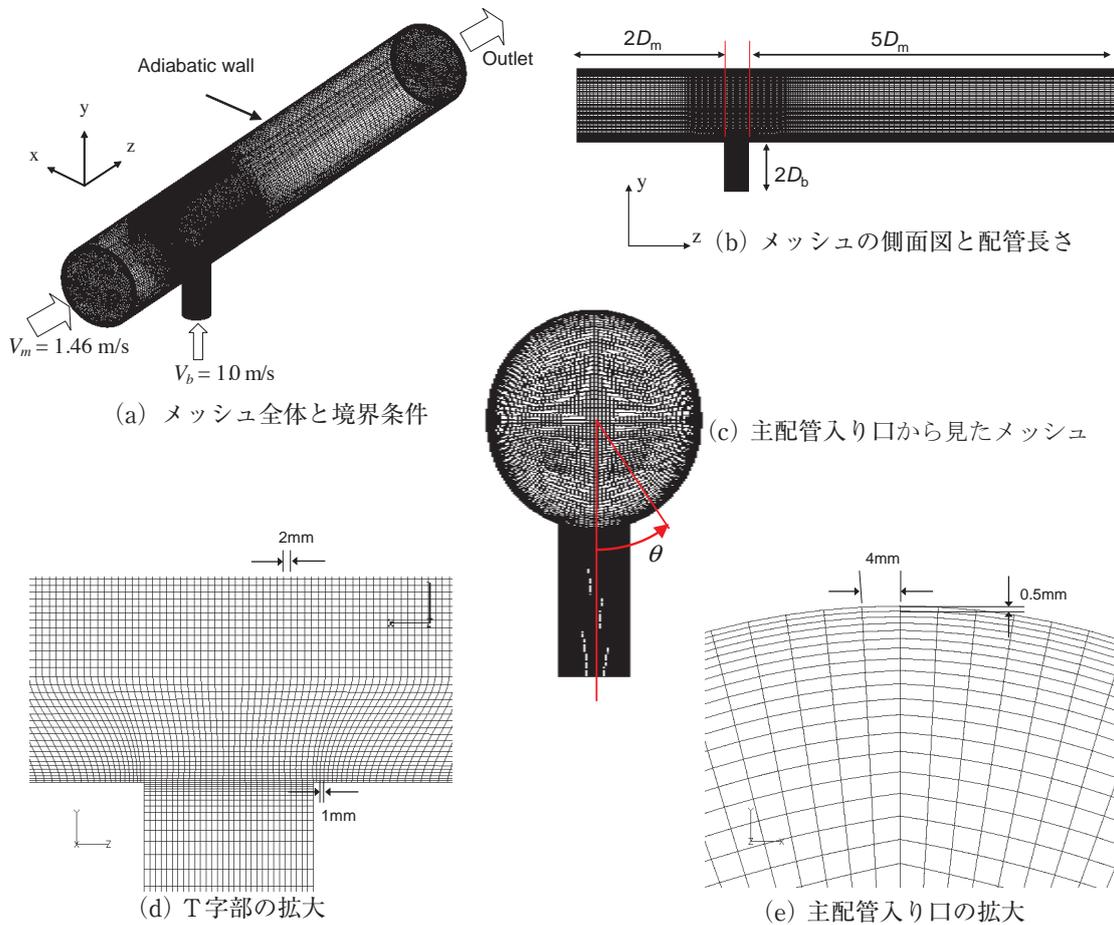


(a) WATLONの試験部



(b) 試験部の計算範囲

図3 WATLONでの試験部および壁面噴流条件⁽¹⁶⁾



(a) メッシュ全体と境界条件

(b) メッシュの側面図と配管長さ

(c) 主配管入り口から見たメッシュ

(d) T字部の拡大

(e) 主配管入り口の拡大

図4 WATLONのT字管のための計算格子⁽²⁴⁾

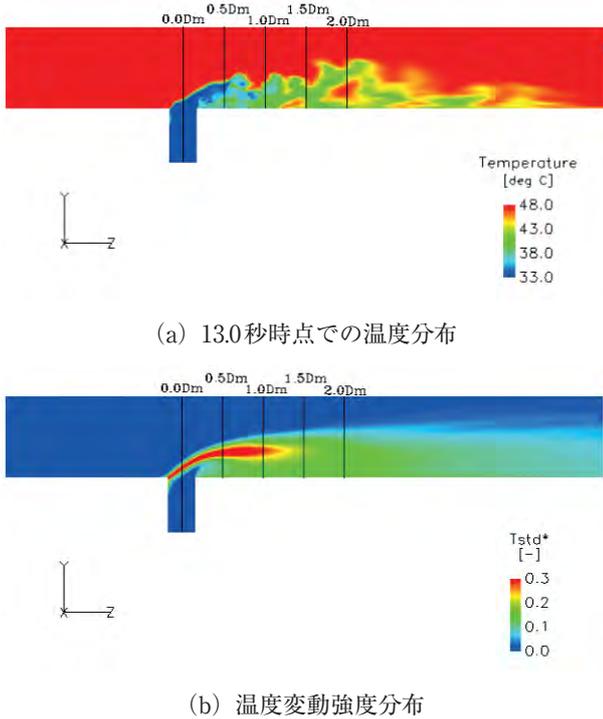


図5 FluentコードでDynamic SGSモデルを用いたLESによるT字管下流の瞬時流体温度分布および流体温度変動強度分布⁽²⁴⁾

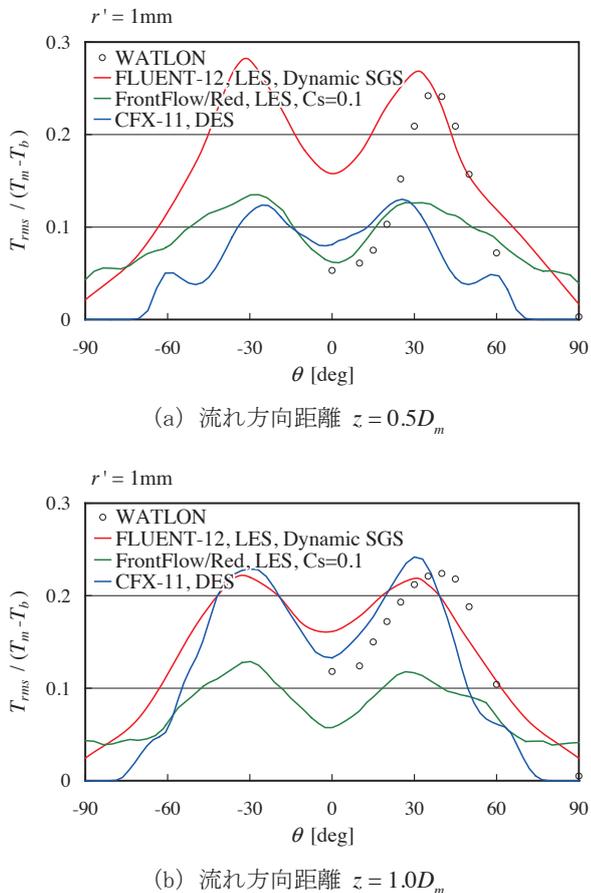
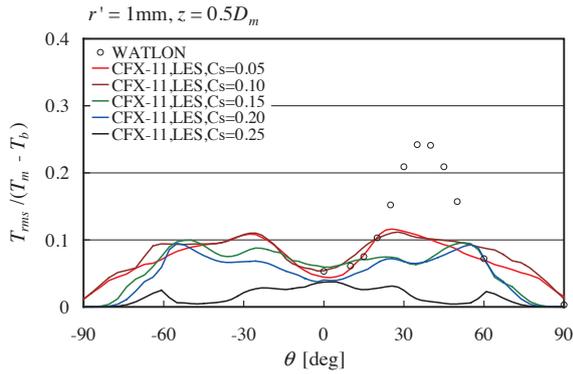


図6 T字管下流での流体温度変動強度の周方向分布⁽²⁴⁾

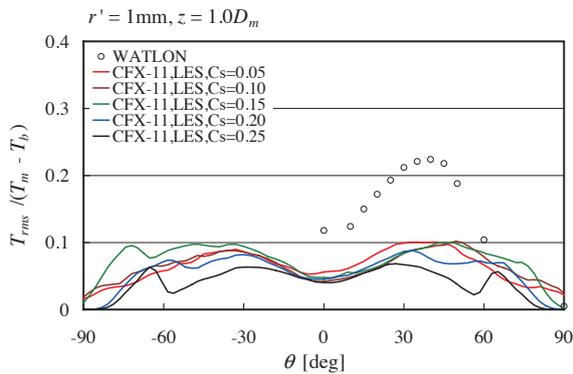
SGSモデルのLESでは過小評価は見られなかった。図中で D_m は主配管内径、 T_m 、 T_b はそれぞれ主配管入り口温度・分岐配管入り口温度、縦軸は壁から1mmの位置での無次元温度の二乗平均値 $(T_{rms} / (T_m - T_b) = T_{std}^*)$ 、 θ は図4(c)に示す周方向角度、 z は主配管・分岐配管の軸交点を始点とする主配管流れ方向距離である。

前章で述べたように、Pasuttoら⁽⁴⁾、Chapuliotら⁽⁵⁾はLESのSmagorinskyモデルを用いてCivaux発電所余熱除去系の配管合流部を調べた。HowardとPasutto⁽¹⁰⁾はCode_SaturneでLESのSmagorinskyモデル、Dynamicモデル、WALEモデルでの配管合流部の温度変動の比較を試みた。OECD/NEAの国際ベンチマーク⁽¹²⁾では実験データが十分でないこともあり、CFDの手法が温度変動の評価結果に及ぼす影響はまだ明らかにはされていない。これらの論文では温度変動を評価するための最適なアプローチはまだ確立されていない。SmagorinskyモデルのLESでは、モデルパラメータであるSmagorinsky定数 C_s を流れ場に対して適切に与える必要がある。この点に対し、Nakamuraら⁽²⁵⁾はCFXコードのLESで C_s を変えて、流体温度変動をWATLONと比較した。その結果、 $C_s = 0.05 - 0.25$ の範囲で流体温度変動は図7のように過小評価され、適切な C_s は見いだされなかった。

Frankら⁽²⁶⁾はCFXコードでRANSのSST、BSL-RSMモデル、DESおよびscale-adaptive simulation (SAS)を用いて、OECD/NEAの国際ベンチマーク条件で計算を行った。流速の時間平均値や変動強度は再現できると述べているが、温度変動強度については十分には調べられていない。TothとAszodi⁽²⁷⁾はCFXコードのLES-WALE、SAS-SST、DES-SSTを用いて、OECD/NEAの国際ベンチマーク条件で計算を行った。壁から1mmの位置での流体温度変動強度の分布は、これら3種類のアプローチで比較的良く再現できたと述べている。LES-WALEの場合には運動量・エネルギー式の移流項の差分スキームに、中心差分 (central, CD) と制限つき中心差分 (bounded central, BCD) のどちらかを用いても、温度場で実際よりも大きな温度変動が生じ、数値不安定が起こっていると述べている。SAS-SSTの場合にはzonal LESと呼ばれる方法で、領域を分けて乱流の扱いを変えて、上流と下流をSASで、T字合流部をLESに切替えることで計算を行っている。Gritskevichら⁽²⁸⁾はFluentコードでSASに加



(a) 流れ方向距離 $z = 0.5D_m$



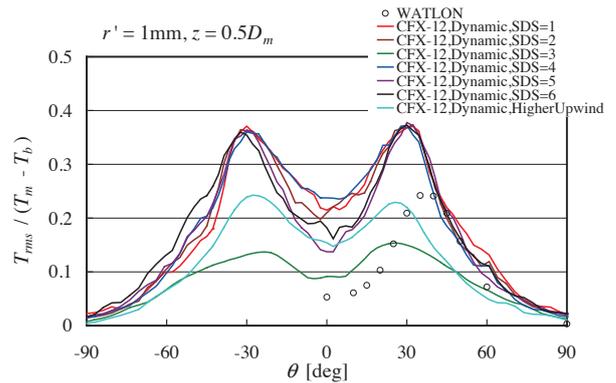
(b) 流れ方向距離 $z = 1.0D_m$

図7 CFXコードでSmagorinskyモデルのLESによるT字管下流での流体温度変動強度の周方向分布⁽²⁵⁾

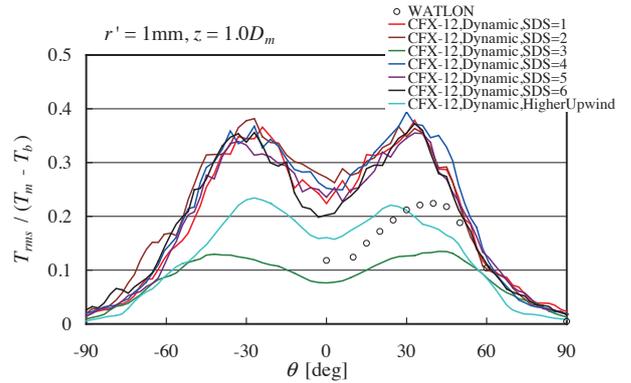
えてDelayed DES, Embedded LESと呼ばれるアプローチを用いて, OECD/NEAの国際ベンチマーク条件で計算を行った. SASモデルではBCDを用いると変動が再現できなかったが, Embedded LESは温度変動分布では良い結果を示したと述べている.

2.2.2 差分スキーム

前述のTothとAszodi⁽²⁷⁾の結果のように, エネルギー式の移流項の差分スキームは温度場の計算精度に影響を及ぼすことが知られている. 差分スキームによっては流れ場や温度場に数値的な不安定を引き起こす場合がある. QianとKasahara⁽²⁹⁾, Qianら⁽³⁰⁾は, FrontFlow/RedコードでSmagorinskyモデルおよびDynamicモデルのLESを用いて2.2.1で前述したWATLONの実験条件で計算を行った. 運動量式の移流項はハイブリッドHB(1次風上差分1UDと中心差分CDの混合)にして, エネルギー式の移流項の差分スキームを変えて, 温度変動



(a) 流れ方向距離 $z = 0.5D_m$



(b) 流れ方向距離 $z = 1.0D_m$

図8 CFXコードでエネルギー式の移流・拡散項のスキームを変え, DynamicモデルのLESにより計算したT字管下流での流体温度変動強度の周方向分布⁽²⁵⁾

を比較した. その結果, エネルギー式の移流項には1UDもしくはHBでは十分でなく, 2次TVDスキームを用いる方が良いと述べている. Nakamuraら⁽²⁵⁾はCFXコードでDynamicモデルのLESを用いて, 運動量式の移流項はCDにして, エネルギー式の移流項および拡散項の差分スキームを変えて, 温度変動をWATLONと比較した. 図8にその結果を示すが, 拡散項のスキームSDSによっては数値不安定が生じた. エネルギー式の移流項は2次風上(Higher Upwind, 2UD), 拡散項はCDとすることで, 数値不安定を抑制して温度変動強度も良い結果が得られることを示した.

2.2.3 計算格子

熱応力を求める上では配管内の温度分布を適切に求める必要がある. 近年のCFDコードは, 流体の温度(移流と拡散)と構造の温度(熱伝導)を連成させて解くことができる. 図2の右側のフローで

は、このような熱的連成を行うことが前提となっている。CFDにおいてメッシュによる離散化が計算精度に影響を及ぼすことはよく知られている。熱応力の評価においては、メッシュはこれまで述べた流体の温度変動強度を変化させるだけでなく、もし図2のようにCFDを用いるのであれば、壁面への熱伝達や壁内の熱伝導にも影響を及ぼす。そこで最初のステップとして、流体のシミュレーションに対するメッシュ幅の影響を調べる必要がある。

歌野原ら^{(31),(32)}は、FluentコードのDynamic SGSモデルのLESを用いて、ASME V&Vガイドライン⁽³³⁾に基づき温度変動に及ぼすメッシュ影響を調べた。図9には9万~135万の総格子数で変化させた4つのメッシュの断面形状を示す。図10(a)にはWATLONと比較した温度変動強度、図10(b)には(a)の分布から周方向角度 $\theta = 30^\circ$ での温度変動強度を平均格子サイズ h に対してプロットした結果を示す。ここで $h = (V/N)^{(1/3)}$ 、 V は計算領域の体

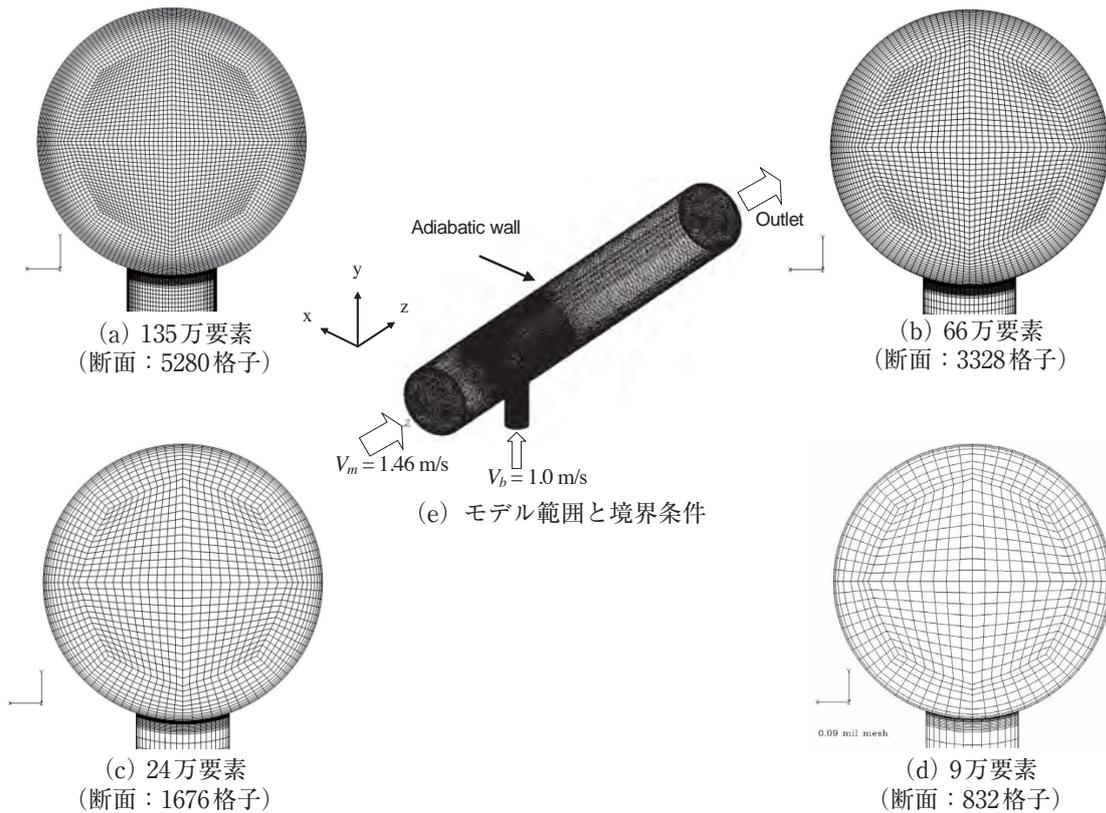


図9 格子依存性評価のための計算メッシュ⁽³¹⁾

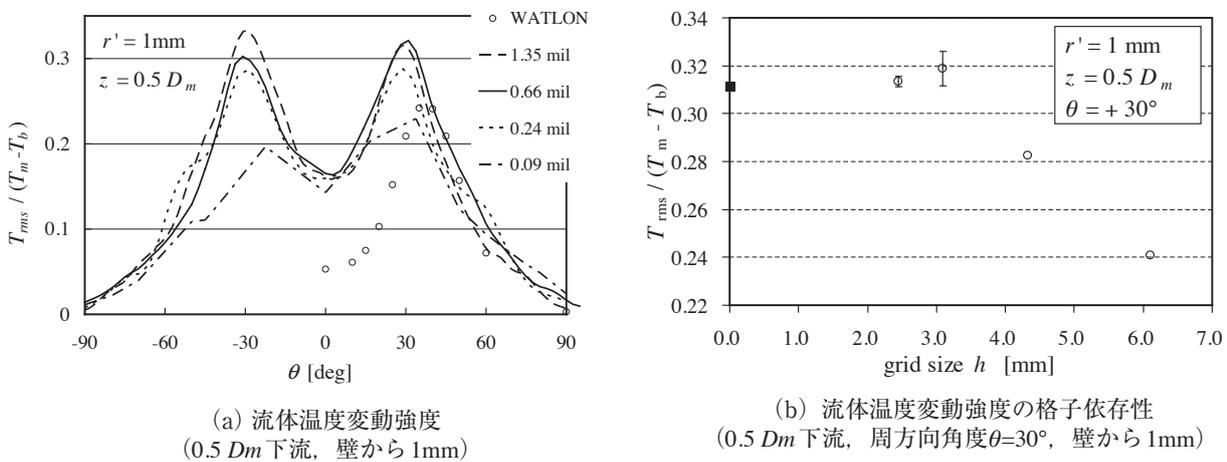


図10 FluentコードのDynamic SGSモデルのLESによる T字管下流での流体温度変動強度と格子サイズ⁽³²⁾

積, N は総格子数である. 図10(b)の■はメッシュ解像度を仮想的に無限にした場合の収束解であるリチャードソン補外値で, ASME V&V 20⁽³³⁾で格子の収束性指標を評価する際に求められる. h が4mm以下, 総格子数で24万以上では, 計算された温度変動強度が十分な格子を用いた場合とみなせる補外値とはほぼ一致した. その上で h が4mm以下の場合には図10(a)に示す通り, 温度変動の最大値は実験結果よりも大きく評価され, 熱応力評価のためには安全側であったと述べられている.

中村ら^{(34),(35)}は, 壁関数による配管表面近傍のモデル化なしに直接熱伝達を求めるため, 流体の配管表面近傍のメッシュを細かくしてLESで計算を実施した. 配管表面に隣接する流体の第一メッシュを粘性底層内に置き, 流体と構造を熱連成させた. 実験⁽¹⁷⁾で観察された温度変動には数Hzの渦放出周波数に加えて, より長周期の変動が重畳しているが, 彼らの計算では渦放出周波数が支配的となったと述べている.

2.2.4 上流境界条件

発電所の配管は複雑な形状をしており, 熱疲労が起こりうるT字管の上流にエルボがあることが一般的である. エルボにより流れに偏流や乱れがあると, 温度変動に影響し得る. 実際の配管形状の複雑さを考慮した計算を行うことは今後の課題である. エルボが上流に無いような理想的な条件で行われた実験であっても, 主配管・分岐配管の入口境界に流速分布および変動強度を与えることは, 温度変動に影響する.

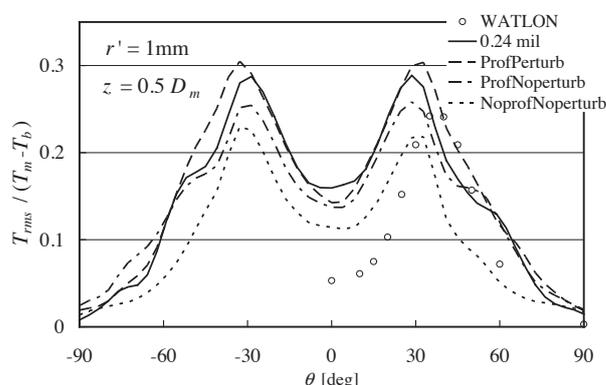
歌野原ら⁽³²⁾は, 図11(a)に示すように入口境界条件で半径方向の流速分布に発達乱流を用いるか, 流速変動を入れるかでどのように影響するかを調べた. 図11(b)には組み合わせた条件での温度変動強度をWATLONと比較して示す. 最も温度変動強度を保守側に大きく評価したケースは, 主配管・分岐配管入口ともに発達乱流の流速分布を与え, かつ流速変動を与えた場合であった.

3. 結論

本レビューではT字配管合流部の熱疲労を数値流体解析で評価する手法開発の現状について報告し, 手法を高度化するための将来の研究項目を示し

Case		Main	Branch
0.24 mil Perturbation only in the main pipe	Profile	1/n-th power law	1/n-th power law
	Perturbation	○	×
Prof Noperturb profile without perturbation	Profile	1/n-th power law	1/n-th power law
	Perturbation	×	×
Noprof Noperturb Flat profile without perturbation	Profile	Flat	Flat
	Perturbation	×	×
Prof Perturb Profile with perturbation	Profile	1/n-th power law	1/n-th power law
	Perturbation	○	○

(a) 入口境界での計算条件



(b) 流体温度変動強度 (下流0.5 D_m, 壁から1mm)

図11 FluentコードのDynamic SGSモデルのLESによるT字管下流の流体温度変動強度と入口境界条件⁽³²⁾

た. 2.2節では壁近傍の温度変動強度を予測する上で, 種々の数値流体解析手法が及ぼす影響を議論した. 乱流モデルについてはDynamicモデルのLESが温度変動強度について比較的良い結果を示している.

LESに加えてSASやDESを発展させて, CFDの計算領域を分割して乱流の扱いを変更できるアプローチが現在も開発されている. 差分スキームについては, 運動量式の移流項には中心差分やハイブリッド, エネルギー式の移流項には2次風上や2次TVDなどのスキームを用いることで, 特に温度場の安定性を確保しつつ精度の良い結果が得られたことがいくつかの論文で報告されている. メッシュについては壁面への熱伝達をどのように再現するのか今後の検討を必要とするものの, 流体温度変動に対するメッシュ影響と安全側に評価できるメッシュ分割の目安が得られた. 境界条件については, T字管の両方の入口に対して, 発達乱流の流速分布に加えて流速変動を与えることにより, 与えない場合より

温度変動を保守側に評価することが報告された。

これらの結果は今後、熱応力を数値シミュレーションで評価するための標準的な手法として活用できると考えられる。T字管の温度変動メカニズムの解明と、そのメカニズムに基づいた妥当性確認を実施していくことが今後必要である。さらには、妥当性確認の対象とできる実験データが必要である。

謝辞

この研究は原子力規制庁が行った高経年化技術評価高度化事業 (JAMPSS) の一部として実施された。この研究の作業会で行われた議論、特に本レビューで述べられたベンチマークに参加された池田浩氏、銭紹祥氏、田中正暁氏、中村均氏に対し、ここに謝意を表す。

略語

2UD	2nd order upwind scheme
ASME	American Society of Mechanical Engineers
BCD	bounded central differencing scheme
BSL	baseline k-omega model
CD	central differencing scheme
CEA	Commissariat a l'Energie Atomique
CFD	computational fluid dynamics
DES	detached eddy simulation
DNS	direct numerical simulation
EDF	Electricite de France
INSS	Institute of Nuclear Safety System, Inc.
JAEA	Japan Atomic Energy Agency
JAMPSS	Japan aging management program on system safety
JSME	Japan Society of Mechanical Engineers
LES	large eddy simulation
NRA	Nuclear Regulation Authority
RANS	Reynolds-averaged Navier-Stokes
RMS	root mean square
RSM	Reynolds stress model
SAS	scale adaptive simulation
SDS	diffusion schemes

SGS	sub-grid scale
SST	shear stress transport model
TVD	total variation diminishing scheme
V&V	verification and validation
WALE	wall-adapting local eddy viscosity model
WATLON	water experiment on fluid mixing in T-pipe with long cycle fluctuation

文献

- (1) O. Gelineau, et al., High Cycle Thermal Fatigue: experience and state of the art in French LMFBRs, SMiRT16, Paper#1311 (2001).
- (2) 奥田恭令, 軽水型原子力発電所の熱疲労による配管の損傷の分析, 原子力eye, Vol.47, No.5, pp.60-64 (2001).
- (3) C. Faigy, Thermal fatigue in mixing areas: Status and justification of French assessment method, 3rd International conference on fatigue of reactor components, EPRI-US NRC-OECD/ NEA, Seville, Spain (2004).
- (4) T. Pasutto, et al., Effects of the upstream for thermal fatigue studies of PWR T-junction using Large Eddy Simulation, 15th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 15) , ICONE15-10410 (2007).
- (5) S. Chapuliot, et al., Hydro-thermal-mechanical analysis of thermal fatigue in a mixing tee, Nuclear Engineering and Design, Vol.235, pp.575-596 (2005).
- (6) O. Braillard, et al., Thermal fatigue in mixing tees impacted by turbulent flows at large gap of temperature: the FATHER experiment and the numerical simulation, Proceedings of the 15th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 15) , ICONE15-10805 (2007).
- (7) J. P. Fontes, et al., High-cycle thermal fatigue in mixing zones: investigations on heat transfer coefficient and temperature fields in PWR mixing configurations, Proceedings of the 18th International Conference on Nuclear

- Engineering (ICONE 18) , ICONE18-29179 (2010).
- (8) J. P. Fontes, et al., Evaluation of an unsteady heat transfer coefficient in a mixing area: the FATHER experiment associated to the specific "coefh" sensor, The 13th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-13) , N13P1136 (2009).
 - (9) S. Kuhn, et al., Large-eddy simulation of conjugate heat transfer in T-junctions, The 13th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-13) , N13P1099 (2009).
 - (10) R. Howard and T. Pasutto, The effect of adiabatic and conducting wall boundary conditions on LES of a thermal mixing tee, The 13th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-13) , N13P1110 (2009).
 - (11) OECD/NEA, OECD/NEA-Vattenfall T-junction benchmark specifications (Final version, July 2009) , (2009).
 - (12) OECD/NEA, Report of the OECD/NEA-Vattenfall T-junction benchmark exercise, Report No. NEA/CSNI/R (2011) 5, (2011).
 - (13) J. Westin, et al., High-cycle thermal fatigue in mixing tees. Large-eddy simulations compared to a new validation experiment, Proceedings of the 16th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 16) , ICONE16-48731 (2008).
 - (14) A. V. Obabko, et al., CFD validation in OECD /NEA T-junction benchmark, Argonne National Laboratory, ANL/NE-11/25 (2011).
 - (15) Japan Nuclear Energy Safety Organization, OECD/NEA T-junction benchmark, 10 Genetsu-hou-0004 (2010) (in Japanese).
 - (16) H. Kamide, et al, Study on mixing behavior in a tee piping and numerical analyses for evaluation of thermal striping, Nuclear Engineering and Design, Vol.239, pp.58-67 (2009).
 - (17) N. Kimura, et al, Experimental study on high cycle thermal fatigue in T-junction -Effect of local flow velocity on transfer of temperature fluctuation from fluid to structure-, The 13th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-13) , N13P1169 (2009).
 - (18) M. Tanaka, et al., Thermal Mixing in T-junction Piping System concerned with High-cycle Thermal Fatigue in Structure", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.47, No.9, pp.790-801 (2010).
 - (19) M. Tanaka and H. Ohshima, Numerical simulations of thermal-mixing in T-junction piping system using large eddy simulation approach, Computational Fluid Dynamics (CFD) for Nuclear Reactor Safety Applications (CFD4NRS-3) , OECD/NEA and IAEA Workshop, #14.2 (2010).
 - (20) P. Coste, et al., Large eddy simulation of highly fluctuational temperature and velocity fields observed in a mixing-tee experiment, Nuclear Technology, Vol.164, No.1, pp. 76-88 (2008).
 - (21) A. Nakamura, et al., Numerical investigation of thermal striping at a mixing tee using detached eddy simulation, The 13th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-13) , N13P1074 (2009).
 - (22) 日本機械学会, "配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針 JSME S 017-2003" (2003).
 - (23) N. Kasahara, et al., Development of thermal fatigue evaluation methods of piping systems, E-Journal of Advanced Maintenance, Japan Society of Maintenance, Vol.6, No.1, pp.14-23 (2014).
 - (24) A. Nakamura, et al., Benchmark simulation of temperature fluctuation using CFD for the evaluation of the thermal load in a T-junction pipe, The 7th Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS-7) , N7P-0011 (2010).
 - (25) A. Nakamura, et al., Simulation of Thermal Striping at T-junction Pipe Using LES with Smagorinsky Constants and Temperature Diffusion Schemes, The Experimental

- Validation and Application of CFD and CMFD Codes in Nuclear Reactor Technology (CFD4NRS-4), OECD/NEA and IAEA Workshop, No.PS2- P2#3 (2012).
- (26) Th. Frank, et al., Simulation of turbulent and thermal mixing in T-junctions using URANS and scale-resolving turbulence models in ANSYS CFX, Nuclear Engineering and Design, Vol.240, pp.2313-2328 (2010).
- (27) S. Toth and A. Aszodi, Investigation of Thermal Mixing in a T-junction, The 9th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-9), N9P0241 (2012).
- (28) M. S. Gritskevich, et al., Investigation of the Thermal Mixing in a T-junction Flow with Different SRS Approaches, The Experimental Validation and Application of CFD and CMFD Codes in Nuclear Reactor Technology (CFD4NRS-4), OECD/NEA and IAEA Workshop, No.S12#2 (2012).
- (29) S. Qian and N. Kasahara, LES Analysis of Temperature Fluctuations at T-Junctions for Prediction of Thermal Loading, 2011 ASME-PVP Conference, PVP2011-57292 (2011)
- (30) S. Qian, et al., High-accuracy Analysis Methods of Fluid Temperature Fluctuations at T-junctions for Thermal Fatigue Evaluation, 2012 ASME-PVP Conference, PVP2012-78159 (2012).
- (31) 歌野原陽一, 中村晶, 三好弘二, 笠原直人, T字配管合流部に生じる温度変動の数値解析による評価 - LES Dynamicによる格子影響評価 -, 日本保全学会第9回学術講演会要旨集 pp.303-308 (2012).
- (32) 歌野原陽一他, T字配管合流部に生じる温度変動のLESによる評価-計算格子と上流境界条件の影響評価-, 日本機械学会 第18回動力エネルギー・シンポジウム, D221, pp.355-356 (2013).
- (33) ASME, Standard for Verification and validation in computational fluid dynamics and heat transfer, ASME V&V 20-2009, (2009).
- (34) 中村 均他, 配管合流部の熱ストライピングのCFD解析における精度管理, 計算工学会, 計算工学講演会論文集, Vol.17 (2012).
- (35) 中村均, 川原仁志, 李【金偏に白】, 笠原直人, 配管合流部の熱ストライピングのCFD解析における精度管理, 計算力学講演会論文集, Vol.18 (2013).