

## 熱流動部会セッション[計算科学技術部会共催]

熱流動 CFD 技術の進展  
Thermal Hydraulics Division

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

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

\*緒方 智明<sup>1</sup>, 岡野 匡哲<sup>2</sup>, 坂本 裕之<sup>3</sup>, 竹内 淳一<sup>1</sup><sup>1</sup>三菱重工, <sup>2</sup>NDC, <sup>3</sup>NSE

## 1. はじめに

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

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

## 2. 原子炉容器入口ノズルの圧力損失評価手法の検討

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

## 2.1 評価手法の検討手順

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

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

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

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

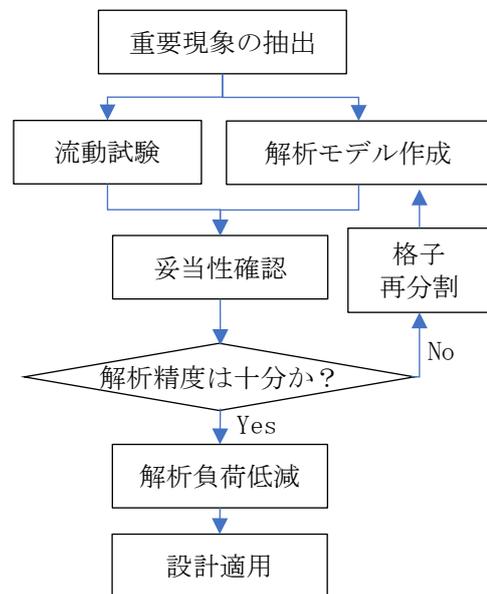


図 1 評価手法の検討手順

## 2.2 流動試験

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

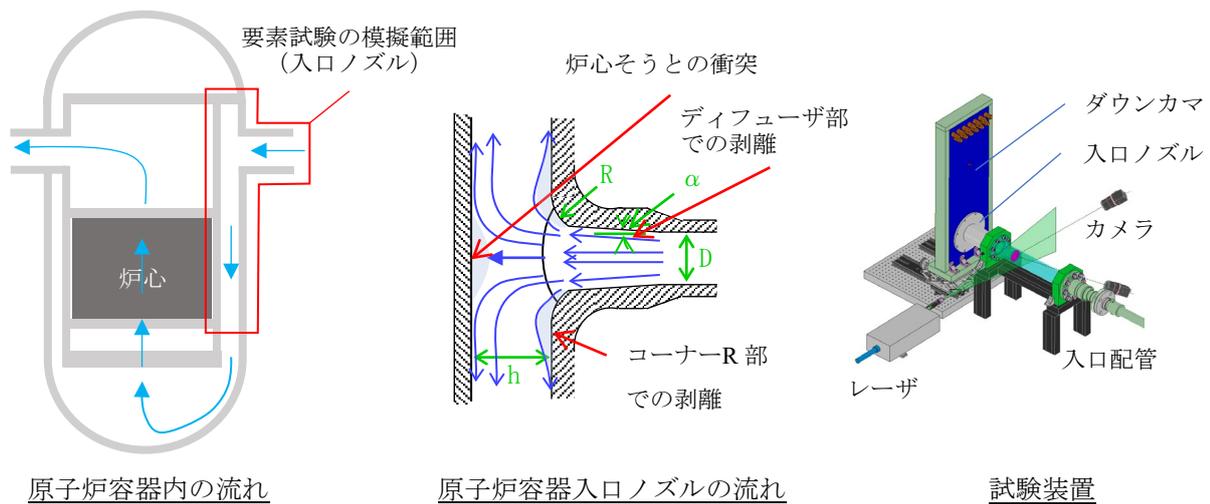


図 2 原子炉容器の入口ノズルの流れ及び供試体の概念図

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

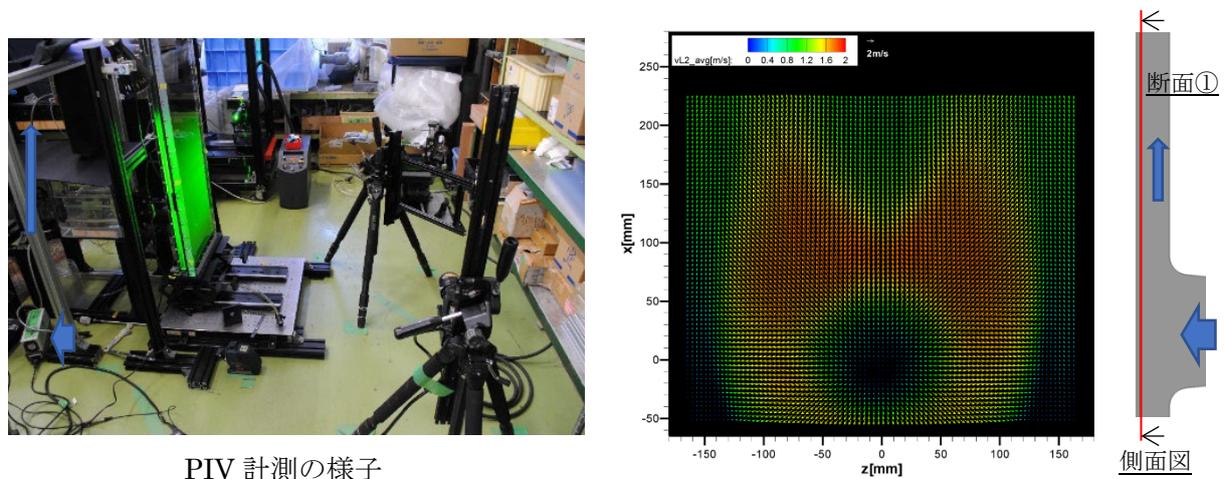


図 3 PIV 計測の様子及び計測結果

### 2.3 解析モデルの精緻化

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

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

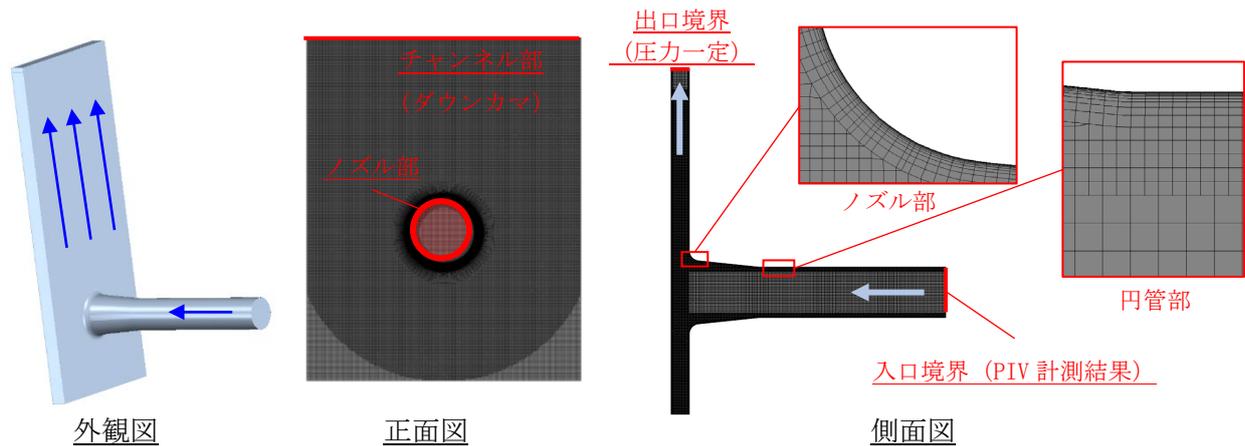


図 4 CFD 解析格子の概要図

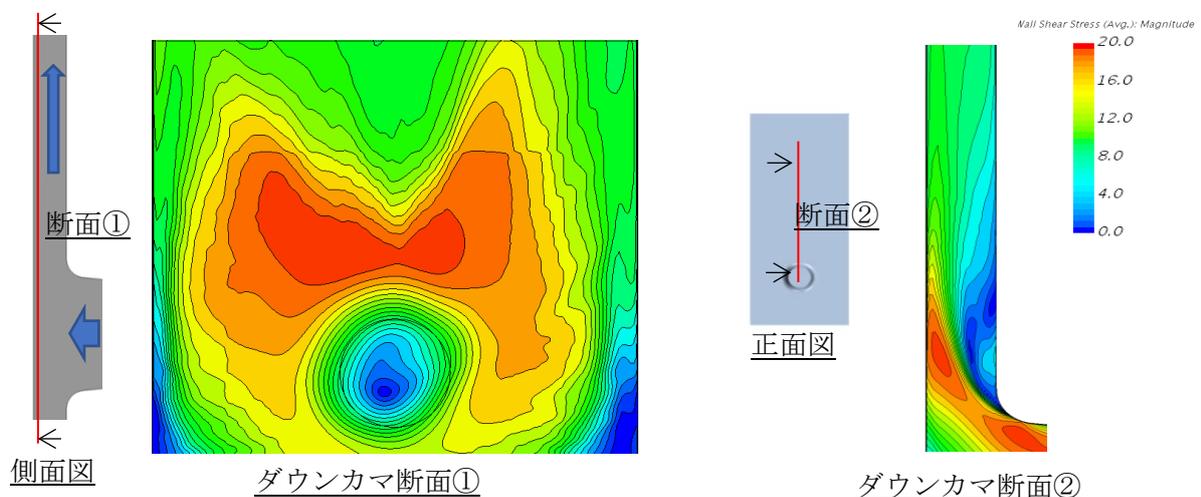


図 5 CFD 解析結果 (DES モデル)

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

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

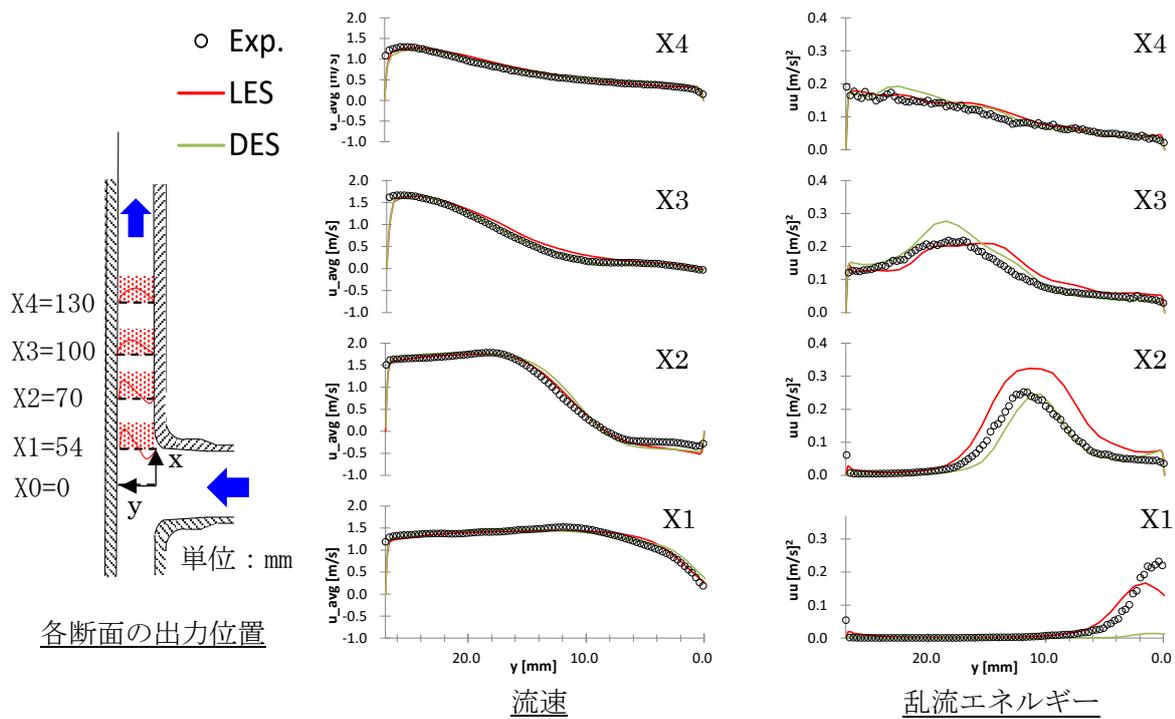


図 6 CFD と要素試験の比較

表 1 入口ノズルの圧力損失に対する CFD の評価精度

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

※ D は供試体の配管内径

## 2.4 解析負荷の低減

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

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

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

### 3. 実機体系への適用による妥当性確認

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

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

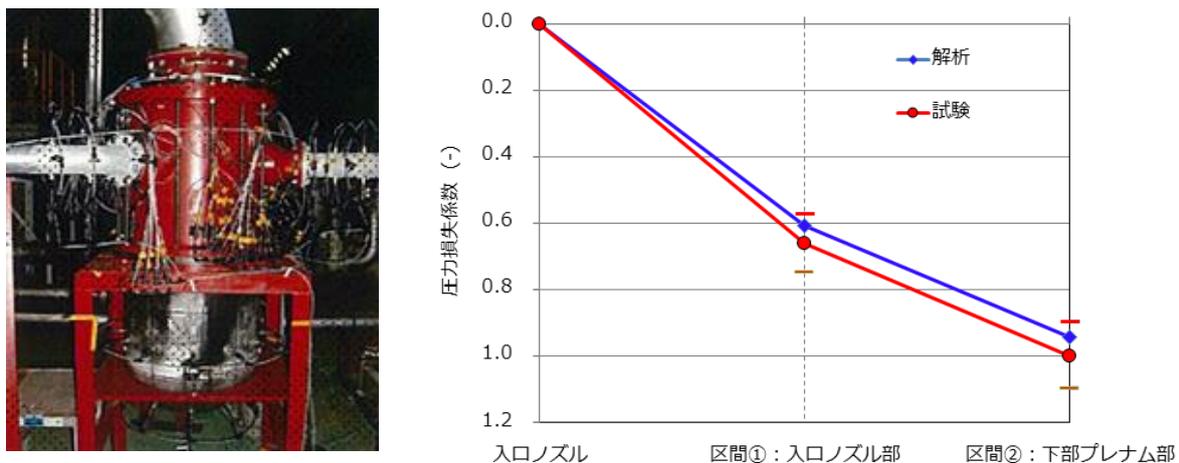


図 7 試験結果と解析結果の比較

### 4. まとめ

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

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

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

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

\*Tomoaki Ogata<sup>1</sup>, Masaaki Okano<sup>2</sup>, Hiroyuki Sakamoto<sup>3</sup> and Junichi Takeuchi<sup>1</sup>

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