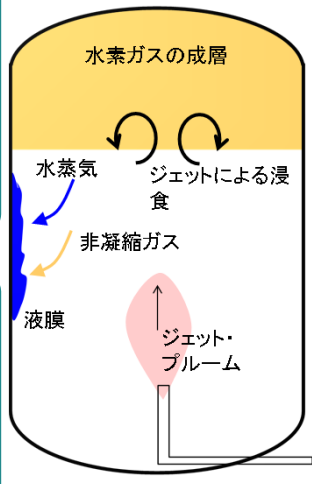


シビアアクシデント時の格納容器内密度成層に関する研究

熱水力安全研究グループ

はじめに

- 東日本大震災では地震と津波により全電源(交流も直流も)喪失が発生し、重大事故(シビアアクシデント)へ発展。原子炉格納容器からの気体漏洩により建屋が水素爆発
- 重大事故が発生した場合の施設外への放射性物質放出による災害防止が明示的に法目的に加えられた。つまり、法規制の範囲をシビアアクシデントまで拡大
- シビアアクシデントの進展挙動や事故対応策の有効性を評価する手法を整備することにより、国が行う安全規制を技術的に支援



原子炉格納容器内熱流動詳細解析の課題

Computational Fluid Dynamics (CFD)コードによる解析の高度化

RANS (Reynolds-averaged Navier Stokes)	<ul style="list-style-type: none"> 平均場を予測 乱流場の平均場への効果はモデリング 比較的小さい計算負荷で解析可能
LES (Large-eddy simulation)	<ul style="list-style-type: none"> 大きなスケールの乱流場まで直接計算 解像できない小さなスケールの効果はモデリング RANSに比べて、計算負荷が大きい

対象とする現象の例

- 水素ガスの成層化・成層浸食
- 慣性支配のジェット・浮力支配のブルームの流動
- 水蒸気の凝縮
- 壁面近傍の境界層の流動

オープンソース熱流体解析コードOpenFOAMによる格納容器内熱水力挙動解析

小型容器内密度成層に関する解析

巨大な体系である格納容器での、成層浸食・崩壊のメカニズムを詳細に探ることは困難

- 可視化実験に特化した小型実験装置実験とCFD解析により、成層挙動の詳細把握
(※実験は来年度に予定)
- LESとRANSを比較し、密度成層解析におけるRANS解析の問題点抽出および改善方法検討

LES解析によるHe輸送メカニズムの把握

- LES解析では、中心部と側方部では変動の様子が変化
 - 中心部ではスパイク状の変動を示している
 - 側方部では上下対称的な変動を示している
 →ブルームが成層に衝突する中と外では、Heの輸送特性が違う!?

LESとRANS解析の比較による問題点の抽出

- RANS解析では、LESと比較して密度成層崩壊が速い
 - 安定成層付近での乱流混合を過大予測
 - レイノルズ応力モデルとLESでは、解析初期の濃度の立ち上がりがよく一致

RANS同士の比較による適切な乱流モデルタイプを選択

- k-ε系とレイノルズ応力モデル系では、解析初期における濃度の立ち上がりを除いては、大きな差はない

大型模擬格納容器内成層実験に関する解析

ISP-47 (既往研究)

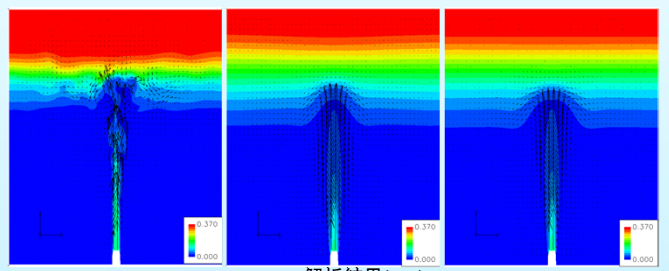
- 密度成層挙動解析に関して、模擬格納容器Thai, Mistra, TOSQANを対象としておこなった。
- CFDコードはどの解析者も予測に失敗

PANDA国際ベンチマークテストへの参加

- 解析領域の巨大さ、解析時間の長さによりDNSやLES解析を頻繁に行うことは困難
 - ✓ RANS解析を主な手法として予測精度の向上を目指す
- 小型実験で得られた閉空間内の密度成層浸食・崩壊に関する知見をもとに格納容器内安定成層浸食解析を高度化

まとめ

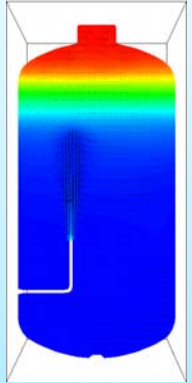
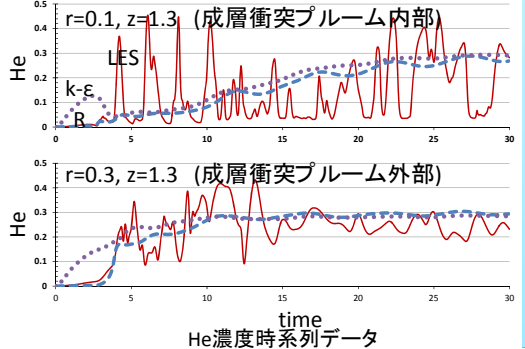
- 本研究室では、格納容器内密度成層解析に関して、現実的な計算時間で高精度に再現できる手法の構築を目指し、小型実験とそれに関するCFD解析を行っている。
 - LESによる成層現象の詳細把握および、RANS解析上の問題点を抽出
- PANDA国際ベンチマークテストに参加し、小型装置の実験解析で得られた知見の有用性を確認



(左図: LES (Smagorinskyモデル), 中央: RANS (レイノルズ応力モデル), 右図: RANS (k-εモデル))

解析概要

- 解析領域(小型実験装置形状): 1.5m × 1.5m × 高さ1.8m(直方体形状)
- 流入条件: 直径3cmの円形ノズルから平均流 1m/s(上向き), 乱れ1.5%
- 流出条件: 対流流出条件
- 初期条件: モル分率Air; 1(z=0~1.3m), Air; 0.63, He; 0.37 (z=1.3~1.8m)
- 解析時間: 30s



PANDAベンチマークテスト概要

- 解析領域(模擬格納容器形状): 直径4m × 高さ8m
- 流入条件: 直径7.6cmの円形ノズルから平均約5m/s(上向き), 乱流 1.5%
- 初期条件: モル分率Air; 1(z=0~1.3m), Air; 0.63, He; 0.37 (z=5.0~8.0m)
- 解析時間: 7200s

シビアアクシデント時の格納容器内密度成層に関する研究

日本原子力研究開発機構 安全研究センター熱水力安全研究グループ

2011年3月11日、東京電力福島第一原子力発電所では原子炉が溶融し、シビアアクシデントに至った。シビアアクシデント時には、原子炉格納容器内に水素爆轟・燃焼が生じ、その健全性が脅かされる可能性がある。これを把握するには、格納容器内の水素挙動を把握する必要がある。原子炉格納容器は、大きな空間を有しているために、その中での気体挙動は3次元的で複雑な流れを形成する。

本研究グループは、スイス Paul Scherrer 研究所(PSI)が所有する模擬格納容器 PANDA を用いたプルームジェットによる密度成層浸食実験に関する国際ベンチマークテストに参加している。PANDA 実験では、ヘリウムと空気による安定成層を格納容器上方に形成し、下方から上向きにヘリウム-空気の混合ガスのプルームを放出し、成層浸食・崩壊の様子を探ることを目的としている。しかしながら、PANDA は直径 4m、縦 8m と巨大な体系であるために、成層浸食・崩壊の詳細把握は難しい。そこで、本研究グループでは横 1.5m、縦 1.8m の小型実験装置を作成し、実験とその CFD 解析による成層挙動の詳細把握を行う。

本報告では、Reynolds averaged numerical simulation (RANS)および Large-eddy simulation (LES)による上述の小型実験の予備解析の結果について述べる。

■解析手法

本解析では、多成分ガスの流体挙動に関する解析にはオープンソースコード OpenFOAM を用いる(2)。OpenFOAM は、ESI グループの OpenCFD 社により開発が行われているコードであり、ソースコードの閲覧、改良が可能となっている。特徴として、数値解析には有限体積法を採用しており、多数の乱流モデルが組み込まれている。

基礎方程式を以下に示す。混合体の質量保存式、Navier-Stokes 方程式、化学種の輸送方程式、エンタルピーの輸送方程式および乱流エネルギーの輸送方程式、乱流散逸の輸送方程式である。各ガス種は理想気体の状態方程式に従うものとしている。

■解析結果

以下のような解析結果が得られた。

- 可視化図
 - 下方からの噴流の拡がり、成層への衝突と跳ね返り、側方への流れはどの解析も同様
 - RANS 解析は He 濃度の拡散を過大評価
 - レイノルズ応力モデル、k-ε モデルでは大きな違いはない
- 濃度時系列データ
 - 濃度の立ち上がりに関して、レイノルズ応力モデルは LES と良く一致
 - 濃度の立ち上がり以降は、k-ε モデルとの違いは小さい
 - LES では、プルームが貫入している内側と外側で変動の様子が変化する

今後は、小型実験を行い、その解析結果と CFD の解析結果を比較し、大きな体系へ適用できるように改善を試みる。

目的

事故時の原子炉やシビアアクシデント時の格納容器における熱水力挙動に関する実験を行うとともに、得られた知見、データベース等を用いて評価手法を検証・整備する。これにより、原子力規制委員会による安全規制を技術的に支援する。

研究概要

シビアアクシデント時の格納容器内の熱流動及びソースターム移行挙動に関する実験、国産熱水力コードの整備を支援するための模擬炉心等機器での熱水力に関する実験、福島第一原子力発電所事故を踏まえた事故対策や新型安全系に関する大型非定常実験装置（LSTF）を用いた実験等を実施する。あわせて、国産の最適評価（BE）コード並びに数値流体力学（CFD）コードに適用するための評価モデル等を検証・整備する。

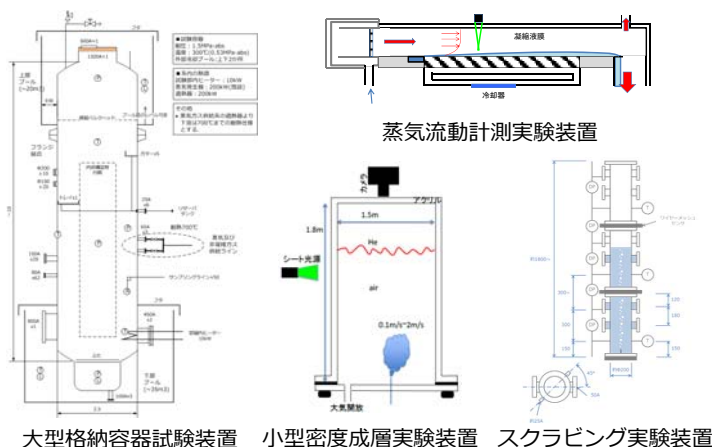
格納容器実験

実施目標

- ◆ 福島第一原子力発電所事故を踏まえた新安全基準への対応：シビアアクシデント時の格納容器挙動評価やアクシデントマネジメントの有効性調査等
- ◆ 福島第一原子力発電所事故調査への貢献：格納容器冷却過程や破損過程の把握

実施内容

- ◆ 格納容器を模擬する大型試験装置を製作し、シビアアクシデント条件における格納容器内の気相混合、温度分布、自然循環、容器内冷却の効果に関する実験データベースの構築
- ◆ 個別効果試験（密度成層、蒸気凝縮、スクラビングに関する詳細計測）の実施



炉心・主要機器伝熱流動実験

実施目標

- ◆ 国産安全解析コード（JNES開発）のV&Vに必要なモデル開発・検証のための実験データや技術情報の提供
- ◆ 実機への外挿を目標とした現象のスケーリング（サイズ、物性）に着目した実験及び開発するコードのV&Vに必要な時間・空間分解能での詳細計測の実施

実施内容

- ◆ 炉心伝熱実験：過渡的な伝熱流動特性把握
 - ◆ スケーリング実験：詳細データベース取得、計測技術開発
- 特にPCTに影響を与える現象に着目

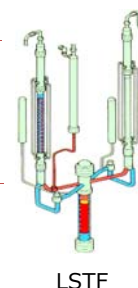
LSTF実験

実施目標

- ◆ 福島第一原子力発電所事故を踏まえた安全対策の有効性の確認
- ◆ 産業界が提案する新型安全系の有効性の確認

実施内容

- ◆ 蒸気発生器二次側減圧挙動の確認
- ◆ 低圧・低出力での自然循環挙動の確認
- ◆ 溶存ガス・不凝縮ガスの影響の調査
- ◆ 電源喪失事故時の安全対策の検討



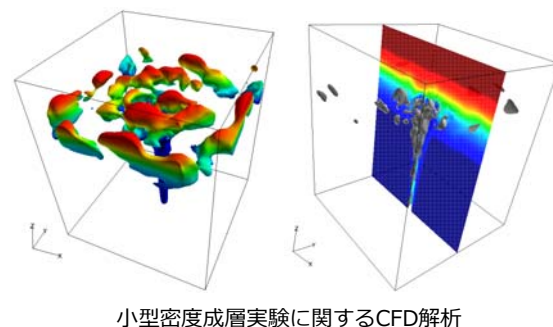
熱水力安全評価手法の検証・高度化

実施目標

- ◆ 国産コード開発及びV&V，安全解析技術の向上に貢献
- ◆ 新安全基準に対応したBEコードの検証・整備
- ◆ 三次元二相流解析コードの整備と実験データによる検証，一次元モデルの検討

実施内容

- ◆ 不確かさ評価手法の検証：ROSA/LSTFにおける一連の小破断LOCA実験等
- ◆ BEコードのモデル整備：凝縮モデル
- ◆ CFDコードの整備：BEコード用モデルの開発・検証，局所現象の詳細解析



今後の予定

- 格納容器実験，炉心・主要機器伝熱流動実験は，装置の製作・整備を進める
- 個別効果試験は，今年度末に実験装置が完成予定のため，来年度より順次実験を行い，解析結果との妥当性評価を行う
- 評価から明らかになった課題を元に実機レベルでの検討を行い，三次元二相流解析コードの開発・整備に反映させる

熱水力安全に関する研究

日本原子力研究開発機構 安全研究センター熱水力安全研究グループ

熱水力安全研究グループでは、原子力規制委員会による安全規制を技術的に支援することを目的とし、事故時の原子炉やシビアアクシデント時の格納容器における熱水力挙動に関する実験を行っています。現在、下記三項目について装置製作や実験を行っており、それぞれの実験と並行して、この実験で得られた知見、データベース等を用いた評価手法の検証・整備を進めています。

■格納容器実験

福島第一原子力発電所事故を踏まえた新安全基準への対応と事故調査への貢献を目指し、格納容器を模擬する大型試験装置を用いて、シビアアクシデント時の格納容器挙動評価、格納容器冷却過程や破損過程の把握等を行います。現在、大型試験装置製作に向けて準備を進めており、最終的にはシビアアクシデント条件における格納容器内の気相混合、温度分布、自然循環、容器内冷却の効果に関する実験データベースを構築していきます。さらに、密度成層、蒸気凝縮、スクラビングに関する詳細計測を目的とした個別効果試験も併せて実施します。個別効果試験のための実験装置は、今年度末に完成予定のため、来年度より順次実験を行い、解析結果との妥当性評価を行っていきます。

■炉心・主要機器伝熱流動実験

国産安全解析コード（JNES 開発）の V&V に必要なモデル開発・検証のための実験データや技術情報の提供、実機への外挿を目標として現象のスケーリング（サイズ、物性）に着目した実験及び開発するコードの V&V に必要な時間・空間分解能での詳細計測を実施します。従来の安全解析コードの問題点を補完するデータ、及び新国産コード開発に必要な詳細データを取得するために、特に PCT に影響を与える現象に着目して炉心伝熱実験とスケーリング実験を実施します。現在、高圧二相流ループ製作に向けて準備を進めています。

■LSTF 実験

PWR の事故現象の模擬性に優れた LSTF 実験により、事故現象の解明、解析コード検証等のため、これまでに事故時の複雑現象を対象とした数多くの詳細なデータを取得してきました。今後は、福島第一原子力発電所事故を踏まえた安全対策や産業界が提案する新型安全系の有効性を確認するために、蒸気発生器二次側減圧挙動、低圧・低出力での自然循環挙動の確認、溶存ガス・不凝縮ガスの影響の調査、電源喪失事故時の安全対策検討等を実施していきます。

■熱水力安全評価手法の検証・高度化

国産コード開発および V&V に寄与し、安全解析技術の向上に貢献するために、BE コードの検証・開発、三次元二相流解析コードの整備と実験データによる検証、一次元モデルの検討を行います。具体的には、ROSA/LSTF における一連の小破断 LOCA 実験等の不確かさ評価手法の検証、最適評価（BE）コードのモデル並びに数値流体力学（CFD）コードの整備を実施しています。評価から明らかになった課題を元に実機レベルでの検討を行い、三次元二相流解析コードの開発・整備に反映させていきます。