大型装置 CIGMA を用いた格納容器熱水力安全研究 重大事故の評価手法と安全対策の高度化を目指して

日本原子力研究開発機構安全研究センター 柴本 泰照, 与能本 泰介
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ 堀田 亮年

日本原子力研究開発機構安全研究センターでは、シビアアクシデント対策の強化を特徴とする新しい安全規制を支援するため、2013年にROSA-SA計画を開始し、今般、本計画の中核となる大型格納容器実験装置CIGMA (Containment InteGral Measurement Apparatus)を完成させた。CIGMAは、設計温度や計測点密度において世界有数の性能を有しており、シビアアクシデント時の格納容器内の事故進展挙動や事故拡大防止に係る熱水力実験を実施することができる。本稿では、本計画と既往研究の概要を述べるとともに、CIGMA装置の特徴、及びこれまで実施した一連の実験結果を紹介する。

KEYWORDS: *severe accident, thermal hydraulics, ROSA-SA, containment vessel, hydrogen behavior, over-temperature damage, aerosol, CIGMA*

I. ROSA-SA計画

2011年3月11日に発生した東京電力株式会社福島第一原子力発電所での事故(以下「1F事故」という。)では、原子炉格納容器の閉じ込め機能が失われ、周辺環境に大量の放射性物質が放出された。本事故の反省から、原子力規制委員会において規制基準が抜本的に見直されることとなり、シビアアクシデント対策が新たに要求事項として加わった。これを受け、日本原子力研究開発機構安全研究センターでは新規制基準に基づく審査等を技術的に支援するため、実験による現象解明と解析手法の整備を両輪とする研究計画ROSA-SAを2013年に開始した¹⁾。本計画では、主として、格納容器におけるシビアアクシデント時の

- ・ 水素リスク
- ・ 格納容器過温破損
- ・ 放射性物質の移行

に強く影響する熱水力現象を研究対象とし、事故進展及びアクシデントマネジメント(AM)策の有効性を評価する手法の高度化を目的とする。

Thermal-hydraulic safety research on reactor containment vessel at JAEA : Yasuteru Sibamoto, Tasiuke Yonomoto, Akitoshi Hotta.

(2016年6月6日 受理)

研究内容として、水素リスクと過温破損については、水素燃焼及び格納容器構造材に対する熱負荷の評価のために重要な水素ガス及び高温ガスの混合挙動に着目し、これに影響する格納容器内での自然循環、密度成層化、相変化、原子炉容器からの流体放出、構造材との熱伝達、種々のAM策の効果等を検討する。また、放射性物質の移行に関しては、原子炉圧力容器から格納容器、さらには原子炉建屋へ移行する際の熱流動現象に着目し、エアロゾル状の放射性物質の凝集、吸着及び沈降、並びにスプレー及びプール水による除去挙動等を検討する。これらの実験で得られた知見を基に、MELCORやMAAP等の集中定数(Lumped Parameter: LP)コードや数値流体力学(CFD)コードに使用する評価手法を高度化する。

大型格納容器実験装置(CIGMA: Containment InteGral Measurement Apparatus)は、本計画の中核をなす総合効果実験装置で、原子力規制委員会からの受託事業として約2年間の設計・製作の後、2015年3月に完成した。当面、本装置を用いて、水素移行及び過温破損に係る実験を行うことにしている。本稿では、以下に、関連する既往研究と、それを踏まえて製作したCIGMAの特徴、さらには、装置完成後に特性把握のために実施した一連の実験の主要な結果を解説する。

II. 格納容器熱水力安全研究の動向

1F 事故における 1 号機及び 3 号機の水素爆発は、炉心溶融に伴うジルコニウム-水反応によって大量に発生した水素が原子炉建屋に移行し、何らかの原因により着火したものと考えられる。格納容器からの水素流出経路は特定されていないが、格納容器上蓋フランジ、機器搬入ハッチ、電気配線貫通部等に使用されているシリコンゴム等のシール材が高温に晒され密封機能が劣化し漏えいが生じた可能性が考えられている。こうしたシビアアクシデント時の水素ガス及び放射性物質の移行、並びに、格納容器シール材への熱負荷は熱水力現象に強く影響を受けるものである。従って、その挙動を予測する手法の整備は、事故を分析し状況を検討するために重要であるとともに、今後の事故防止策・緩和策の立案、及びその有効性の評価手法の整備の観点からも重要である。このような重要性に関する認識を踏まえて、水素リスクや放射性物質の移行に影響する熱水力挙動については、従前より国内外において研究が進められてきた。

水素リスクに関連した研究としては、主に 1980 年末から 1990 年代にかけて、NUPEC, HDR 等の実規模格納容器設備を用いた実験が実施された。これらの実規模設備では、格納容器内の壁面、ヒートシンク・凝縮壁となる構造物材、スプレイ等の安全系設備を模擬した複数区画を設け、事故時の水蒸気及び水素の代替であるヘリウム等の不凝縮ガスの発生量、発生割合、発生位置等をパラメータとし、事故時環境を総合的に模擬した実験が行われた。こうした実規模設備では、実験領域が大きく計測点密度も低いことから、得られたデータは LP モデルまたは粗メッシュ分布定数モデルの妥当性確認に用いられている。

以降、近年急速に進歩した CFD コードを挙動評価に導入することを念頭におき、大局的及び局所的流動現象の重畳効果を再現すべく、ある程度の規模を維持しつつ、より単純な幾何形状に対する高密度計測に焦点を絞った大型詳細設備による実験が行われるようになった。こうした設備の代表的なものとして、TOSQAN, MISTRA, PANDA, THAI 等が挙げられる^{2~4)}。特に、PANDA 及び MISTRA を用いた OECD/NEA 加盟国による国際協力実験である SETH (2002-2006), SETH2 (2007-2010) 及び HYMERES (2013-2016 予定) では、単一または少数区画体系において、ヘリウム・蒸気・空気の高次元的な混合過程を、格子状に設置された多数の空間点で計測している⁵⁾。また、近年の実験では速度場を可視化する粒子画像計測法 (PIV) 技術が導入され、CFD コードによる予測結果との比較がより詳細に可能となった。こうした実験によって、ヘリウム流入による密度成層の形成、ジェット噴流による密度成層の侵食、スプレイによる混合・凝縮、クーラー近傍の凝縮、障害物によ

る攪拌等についてデータベースが蓄積され、数多くの機関が参加した実験前及び実験後解析を通じて CFD コードを使用する上での経験が蓄積され、評価手法は大きく高度化されている。

しかしながら、例えば、水素混合に対する解析コードの妥当性検証を国際的に実施した国際標準問題 ISP-47 において、THAI 装置を用いた実験で観測されたヘリウムと水蒸気の混合ガスの密度成層の挙動が、すべての CFD コード解析により定性的にも再現されなかった等、比較的基本的な現象であっても良く予測されない現象があることが知られている⁶⁾。

また、漏えいに伴い格納容器内に大量に流出する水蒸気による過圧状態を緩和するため、スプレイ、クーラー及び壁面冷却により凝縮することは、格納容器内の冷却、減圧という正の側面だけでなく、凝縮領域での水素濃度の増加という負の側面も含んでいる。構造物壁面での凝縮熱伝達については、液膜流を考慮したモデルが提案され、例えば、NUPEC 実験における壁面温度測定値に基づきモデルの妥当性が検討されているが、さらに、壁面の液膜流等の測定により詳細な検討を実施することにより、液膜流に係る詳細モデルの整備や現在において検討が十分ではない二相流 CFD 手法の高度化に寄与することができる。

放射性物質の移行に関する既往研究については、OECD/NEA/CSNI が 2009 年に発行したレポート等でまとめられているように、プールへの気相流入やスプレイによる除去が従来研究されている⁷⁾。しかしながら、例えば、プールスクラビング時の除染効果については、二相流挙動等を機構論的に十分には考慮しておらず一般性に課題があり、また、特にスプレイ除染に関しては、CFD 手法を活用した評価手法の高度化が期待できるところがあるが、この目的のための詳細な計測を行った研究は殆ど存在しない等、事故時の幅広い条件を考えると、これまで整備された評価手法や知見は十分でない。

一方、過熱破損に関しては、高温の溶融炉心等が格納容器内に流出し、これが除熱されない状態が長引き、格納容器雰囲気が高圧・高温となり、局所的な熱・機械荷重を通じて漏えいを発生させるメカニズムとその防止対策の効果を大型詳細設備において再現した既往研究は調査した範囲では存在しない。一般に、例えば、SETH2 計画での実験において最大温度が 140℃ 以下であったように、公開されている実験データは過熱破損が生じるような温度よりはるかに低い温度で取得されている。最新の CFD 手法であっても現象論的なモデルが多く使用されることから、熱水力実験条件を大きく広げることが望まれる。

これらを踏まえ CIGMA 装置では、過熱破損が生じる可能性のある高温雰囲気での実験を実現可能とするとともに、沸騰水型炉において検討されている格納容器上蓋

及びフランジ部を外部冠水するような先進的な対策の有効性を評価できるような設計とした。また、CFDコードとの比較を指向した計測系を備えることにより、詳細な機構論的解析手法の高度化に役立つ知見を得ることも目指す。さらに将来的には、格納容器内部や沸騰水型炉の圧力抑制室のように、対流及び相変化を伴う流れ場の中でのエアロゾルの除去メカニズムに関するデータベースを構築することも狙いとしている。

Ⅲ. 大型格納容器実験

1. CIGMA の特徴

CIGMA の設計仕様を代表的な既存模擬装置と比較して表 1 に、試験部概略を図 1 に示す。前述の既往研究を踏まえ CIGMA の特徴は以下のようにまとめられる。

- (1) 高耐圧・高耐熱設計
- (2) 外面冷却系を装備
- (3) CFD 手法高度化のための詳細計測

耐圧・耐熱設計については、表 1 に示すように、CIGMA においては試験容器の圧力バウンダリで 300℃、注入ガス温度で 700℃ という高い設計温度にするとともに、設計圧力も高くしている。

外面冷却は、AP1000 炉の静的格納容器冷却系や AM 策として検討されている BWR プラントの原子炉ウエルの冠水冷却等に採用され、容器内圧によらない信頼性の高い冷却方法として認識されている。しかしながら、先述のように、シビアアクシデント時の格納容器全体におけるさまざまな熱水力現象が重畳する条件における冷却効果や不凝縮ガスの影響等は従来検討されていない。CIGMA では、図 1 に示すように、試験容器の頂部に容積約 7m³の冷却プールとその下の胴部周囲に冷却ジャケットと称したギャップ 50mm の流路を設け、これらに外部から注水することで試験容器外面を冷却する。

CFD 手法高度化の知見を得るため、計測点密度については既往装置より詳細に計測することとし、図 1 の容器内の格子点で示す箇所に温度測定用の熱電対とガス濃度測定用のキャピラリー管を、平均間隔約 50cm で配置している。ガス濃度計測では、最大 100 か所から収集した気体試料を弁で切り替え、質量分析器で順次計測する。蒸気計測のために分析器までの経路を 200℃ 程度に加熱する。壁面付近では、壁内面、外面、内面近傍流体の 3 か所を一組とした温度計測を約 120 か所で行っている。容器内流速場は粒子画像計測法(PIV)を用いて計測し、Laser Light Sheet (LLS) とカメラ撮影用の可視窓を対で図 1 に示すような高さ方向に 5 か所設置した。それぞれにおいて、約 1m 四方の広範囲な 2 次元速度ベクトル場が計測できる。これらの計測は既存装置と比べた本装置の大きな特徴である。

図 2 には、試験容器に接続する蒸気・ガス供給系、容器冷却系及び排気系の系統図を示している。供給できる

表 1 CIGMA と既存装置の設計仕様の比較

	THAI	MISTRA	PANDA	CIGMA
Organization	Becker	CEA	PSI	JAEA
Vessel size				
Height (m)	9.2	7.3	25(total)	10
Diameter (m)	3.2	4.25	4.0	2.5
Volume (m ³)	60	100	183* ¹	~50
T/H specification				
Pressure (MPa)	1.4	0.6	1.0	1.5
Temperature (K)	453	473	473	573* ² 973* ³
Power (MW)	0.1		1.5	0.2
Instrumentation	~200	~370	~1,000	
Thermocouple	> 160	> 300		~600
Gas sampling	~20	~50	~100	~100
Window	20		6	10
Velocimetry	PIV		PIV	PIV

*1: ドライウェルトータル(2 容器 + 接続管)

*2: 試験容器壁での耐熱温度

*3: 蒸気供給ノズル耐熱温度

図 1 CIGMA 試験容器概略図

図 2 フロー図の概要

気体は、蒸気、ヘリウム及び空気である。冷却系は、上述した外部冷却系のほかに容器内部へ直接スプレイする

ことも可能である。将来的には、ファンクーラー等を模擬した熱交換器を設置する。試験容器の内表面には周方向にガターと称した溝を高さ方向に3か所設け、流下凝縮水を捕集し、容器外部に設けたりザーバタンクに導くことで凝縮量を計測する。

2. 装置特性試験結果

装置完成後の第一段階として実施した実験では、計画されている主要な実験を網羅的に行うこととし、(1)密度成層浸食、(2)外面冷却による減圧、(3)試験部への蒸気注入による加圧に関する実験等を行った。本稿では、(1)と(2)の結果の一部を取り上げ装置と計測の特徴を示す⁸⁾。

密度成層浸食実験とは水素ガスの混合挙動に関する代表的な実験の一つであり、ヘリウム/空気を作動流体として CIGMA 試験容器上部にヘリウム濃度の高い安定成層を形成し、下部から空気ジェットが衝突する場合の密度成層の混合を観察する。混合の程度は衝突ジェット慣性と成層浮力の比である Froude 数の大ききで分類される。本実験では、 Fr が約 1 となるように流量及び密度比を設定した。この条件では成層の厚みが徐々に削られていく「浸食」モードで混合し、乱流混合が現象に強く影響するとされている。図 3 に PIV 計測の光学系配置を示す。まず、ジェット注入ノズルの設計と PIV 計測の妥当性検証のために、静止空气中へ空気ジェットを流入させ噴流の流速分布を計測した。図 4 は、ノズル出口から約 2m 下流の発達領域で撮影した半径方向の流速分布で、速度と位置を軸中心の最大流速(u_{max})とノズルからの距離でそれぞれ規格化している(グラフ内の各記号の意味は図 3 参照)。図から、流速を変えて計測した速度は図内の実線で示される半理論式と良く一致することが示され、懸念された従来に無い広い領域での PIV 計測

図 3 PIV 計測光学系の配置

結果が妥当であること、計測点支持格子の流れに与える影響が小さいこと等を確認した。図 5 及び図 6 には、成層浸食実験において、成層内のヘリウムガス濃度分布の時間変化と密度成層へジェットが衝突する箇所の PIV 速度ベクトルの一例を示す。時間はジェット注入開始時刻を基準とし、濃度分布は試験容器の中心軸上の高さ方向分布を表す。密度が急激に変化する領域(密度成層)は約 3 時間かけて 1m 程度ゆっくりと上昇するとともに、成層上部のヘリウム濃度は時間とともに減少する。密度成層がほぼ同じ濃度勾配を保ったまま上昇する浸食挙動

図 4 ジェット径方向速度分布 ($x/d=13$)

図 5 成層浸食時のヘリウム濃度分布の時間変化

図 6 成層浸食時の PIV 計測結果の一例

は既往研究と比べて妥当な結果である。図6の速度ベクトル場は3,150秒での50秒間の平均速度場であり、成層界面にジェットが衝突し、成層下端の流体をわずかに巻き込みながら下方へ跳ね返される様子が示されている。この図における成層界面の位置(約7.5m)は、図5の3,350秒の濃度勾配とほぼ整合している。

外面冷却による減圧実験では、初期状態として、大気圧相当の分圧の空気と蒸気の混合気体を総圧力450kPaに保った後、装置頂部から約2mの範囲を流下液膜で覆うことで外面冷却を行い減圧させる実験を実施した。冷却の結果、圧力は約2時間かけて大気圧に漸近した。その過程で得られた容器内の温度分布と水蒸気濃度分布の時間変化を図7と図8に示す。図7では、容器内に設置した熱電対温度データから温度分布を濃淡で示しており、本装置の特徴の一つである多点計測により、容器内の複雑な温度分布を視覚的に把握することが可能となった。また、ガス濃度計測では、試料ガス吸引箇所から質量分析器に至るキャピラリー管を適切に加熱することにより凝縮が防止可能であり、概ね妥当な水蒸気濃度を計測した。

図7 外部冷却実験時の容器内温度分布

図8 外部冷却実験時の容器内水蒸気濃度分布

IV. 今後の展開

今後実施する実験では、広範囲な事故時挙動を模擬するため、温度及び圧力、ガス成分、原子炉破損条件、格納容器冷却条件や事故拡大防止策等を変えた実験を、数年にわたり年間20回程度の頻度で行い、複雑な事故条件における熱水力現象のメカニズムを解明し、得られた知見を用いた解析手法の高度化を目指す予定である。

— 参考資料 —

- 1) T. Yonomoto et al., Thermal Hydraulic Safety Research at JAEA after the Fukushima Dai-Ichi Nuclear Power Station Accident, Proc. of NURETH-16, 5341-5352, 2015.
- 2) D. Paladino, J. Dreier, PANDA: A Multipurpose Integral Test Facility for LWR Safety Investigations, Science and Technology of Nuclear Installations, Article ID 239319, 2012.
- 3) M. Caron-Charles et al., Steam Condensation Experiments by the MISTRA Facility for Field Containment Code Validation, ICONE-10-22661, 2002.
- 4) OECD/NEA THAI Project Hydrogen and Fission Product Issues Relevant for Containment Safety Assessment under Severe Accident Conditions, NEA/CSNI/R (2010) 3, Jun-2010.
- 5) OECD/SETH-2 Project PANDA and MISTRA Experiments Final Summary Report, NEA/CSNI/R(2012)5, Apr-2012.
- 6) International Standard Problem ISP-47 on Containment Thermal Hydraulics Final Report, NEA/CSNI/R (2007) 10, Sep-2007.
- 7) State-Of-The-Art Report on Nuclear Aerosols, NEA/CSNI/R (2009)5, OECD/NEA/CSNI, 2009.
- 8) Y. Sibamoto et al., First Experiments at the CIGMA Facility for Investigations of LWR Containment Thermal Hydraulics, ICONE24-60515, 2016.

著者紹介

柴本泰照 (しばもと・やすてる)

日本原子力研究開発機構安全研究センター
(専門分野/関心分野) 格納容器熱水力、炉心伝熱、二相流計測

与能本泰介 (よのもと・たいすけ)

日本原子力研究開発機構安全研究センター
(専門分野/関心分野) 二相流、炉心伝熱、原子炉模擬熱水力実験、スケーリング効果、安全規制

堀田亮年 (ほった・あきとし)

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ
(専門分野/関心分野) シビアアクシデント現象、確率論的安全評価、安全規制