

RREP-2026-2001

# 安全研究成果報告

S/NRA/R Research Report

## 重大事故時における重要物理化学現象の不 確実さ低減に係る実験

Experimental Research to Reduce Uncertainties for Important  
Physicochemical Phenomena during Severe Accidents

金子 順一 平等 雅巳 菊池 航 坂田 光太郎  
関根 将史 星 陽崇

KANEKO Junichi, TAIRA Masami, KIKUCHI Wataru, SAKATA Kotaro,  
SEKINE Masashi, and HOSHI Harutaka

シビアアクシデント研究部門

Division of Research for Severe Accident

原子力規制庁

長官官房技術基盤グループ

Regulatory Standard and Research Department,

Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

令和 8 年 6 月

June 2026

本報告は、原子力規制庁長官官房技術基盤グループが行った安全研究プロジェクトの活動内容・成果をとりまとめたものです。

なお、本報告の内容を規制基準、評価ガイド等として審査や検査に活用する場合には、別途原子力規制委員会の判断が行われることとなります。

本報告の内容に関するご質問は、下記にお問い合わせください。

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ シビアアクシデント研究部門  
〒106-8450 東京都港区六本木 1-9-9 六本木ファーストビル  
電 話：03-5114-2224  
ファックス：03-5114-2234

## 重大事故時における重要物理化学現象の不確実さ低減に係る実験

原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ  
シビアアクシデント研究部門

金子 順一 平等 雅巳 菊池 航 坂田 光太郎

関根 将史 星 陽崇

要 旨

重大事故時の原子力施設の安全性を向上させるためには、重大事故の緩和策を踏まえて事象進展やソースタームを現実的に評価することが重要である。一方、重大事故時の格納容器機能維持や事象進展に影響する物理化学現象の評価では依然大きな不確実さが存在する。本プロジェクトでは、これらの物理化学現象の機構の把握に資する知見を拡充することを目的として、令和2年度から令和7年度までの6か年度計画で、重大事故時に想定される現象の評価において未だ大きな不確実さが残されている五つの現象を対象に実験データを取得した。

プールスクラビングについて、国立大学法人筑波大学及び国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（JAEA）への委託事業により小規模及び中規模の実験を実施した。ここでは単一気泡及び気泡群におけるエアロゾル輸送の促進等の物理的機構やプール水温の除染係数への影響を明らかにした。ソースタームについて、JAEA への委託事業並びに JAEA 及び国立大学法人福井大学との共同研究により、化学反応、再移行挙動、気相化学・物質移行及びペレットからの放出の各現象に着目した基礎実験を実施した。ここでは燃料からの放射性物質の放出速度係数や気液間移行に係る物質移行係数について導出モデルを構築するとともに、CsI と  $\text{MoO}_3$  の反応による再蒸発現象を確認した。重大事故時に想定される雰囲気の熱流動挙動について、JAEA への委託事業により、 $600^\circ\text{C}$  以上の高い温度を含む条件で実験を実施した。ここでは格納容器上部フランジ部における高温の噴流による壁面熱伝達、外面冷却時の自然循環による密度成層の解消、ベント及びスプレイの水素濃度分布への影響、原子炉建屋における水素移行挙動等、熱流動現象の機構を明らかにした。粒子状デブリの冷却性について、一般財団法人電力中央研究所への委託により個別効果実験及び総合効果実験を実施した。ここでは粒子状デブリの伝熱特性や粒子層と壁面接触領域及び粒子層内の流動特性を明らかにした。プール内温度成層化について、学校法人早稲田大学との共同研究により、温度評価において着目すべき熱流動現象を対象に実験を実施した。ここでは温度成層化の形成及び解消機構を明らかにした。

Experimental Research to Reduce Uncertainties for Important Physicochemical Phenomena during  
Severe Accidents

KANEKO Junichi, TAIRA Masami, KIKUCHI Wataru, SAKATA Kotaro,  
SEKINE Masashi, and HOSHI Harutaka  
Division of Research for Severe Accident,  
Regulatory Standard and Research Department,  
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

Abstract

It is important to realistically evaluate accident progression and source term, taking into account mitigation measures, to enhance nuclear reactor safety during severe accidents. There are, however, large uncertainties in evaluating physicochemical phenomena that affect the containment vessel integrity and accident progression during severe accidents. In this project, experimental data were obtained for five phenomena that are still subject to significant uncertainties in the evaluation of phenomena anticipated to occur during a severe accident, as a six-year program from FY2020 to FY2025, for the purpose of expanding the knowledge that contributes to understanding the mechanisms of these physicochemical phenomena.

Regarding pool scrubbing, small- and medium-scale experiments were conducted by the University of Tsukuba and the Japan Atomic Energy Agency (JAEA) under the auspices of the Nuclear Regulation Authority (NRA). Physical mechanisms such as the enhancement of aerosol transport in single bubble and bubble groups and the influence of pool water temperature on the decontamination factor were clarified. Regarding source term, fundamental experiments focusing on chemical reactions, remobilisation phenomena, gas-phase chemistry and mass transfer, as well as release from pellets, have been conducted by JAEA under the auspices of the NRA and in the joint research projects with JAEA and with the University of Fukui. Derivation models were developed for the release rate coefficients of fission products from fuel and for the mass transfer coefficients between gas and liquid phases, and the re-evaporation phenomenon resulting from the reaction between CsI and MoO<sub>3</sub> was also confirmed. Regarding thermal hydraulics in the containment vessel assumed during severe accidents, experiments were conducted by JAEA under the auspices of the NRA, under conditions including high temperatures exceeding 600°C. The mechanism of thermal hydraulic phenomena such as wall heat transfer enhanced by high-temperature jets at the upper flange of the containment vessel, the elimination of density stratification through natural circulation

during external cooling, the influence of venting and sprays on hydrogen concentration distribution, and hydrogen transport behaviors in a nuclear reactor building, were clarified. Regarding particulate debris cooling, separate effect experiments and integral effect experiments have been conducted by the Central Research Institute of Electric Power Industry under the auspices of the NRA. The heat transfer characteristics of particulate debris were clarified, as well as the flow characteristics within the particle bed and in the contact region between the particle bed and the wall. Regarding temperature stratification in the pool, experiments focusing on thermal-hydraulic phenomena that should be considered in temperature evaluation were conducted in the joint research projects with JAEA and with the Waseda University. The mechanisms of formation and elimination of temperature stratification were clarified.

## 目次

1.	序論	1
1.1	背景	1
1.1.1	プールスクラビング	2
1.1.2	事故時格納容器内ソースターム	2
1.1.3	重大事故時雰囲気熱流動	3
1.1.4	粒子状デブリ冷却	3
1.1.5	プール内温度成層化	3
1.2	目的	4
1.3	全体行程	4
2.	プールスクラビング実験	7
2.1	物理化学現象の抽出及び実験内容の検討	7
2.2	小規模実験	8
2.2.1	単一気泡実験	9
2.2.2	気泡群実験	11
2.2.3	CFD コードによるエアロゾル粒子除去機構の把握	18
2.3	中規模実験	20
2.3.1	DF のプール水温依存性	20
2.3.2	高速ガスジェット注入時のスクラビング効果	23
2.4	総合評価	26
3.	ソースターム実験	28
3.1	物理化学現象の抽出及び実験内容の検討	28
3.2	放出速度実験	29
3.3	化学反応実験及び再移行挙動実験	32
3.3.1	化学反応実験	32
3.3.2	再移行挙動実験	37
3.3.3	実験解析	39
3.4	物質移行係数に関する実験	41
3.4.1	物質移行実験	41
3.4.2	気相化学実験	43
3.5	総合評価	45
4.	重大事故時雰囲気熱流動実験	47
4.1	物理化学現象の抽出及び実験内容の検討	47
4.2	実験装置	49
4.3	上部フランジ熱伝達実験	50

4.4	外面冷却時熱流動実験.....	53
4.5	スプレイ時熱流動実験.....	57
4.6	ベント時熱流動実験.....	59
4.7	壁面凝縮時水素移行実験.....	62
4.8	総合評価.....	65
5.	粒子状デブリ冷却性実験.....	67
5.1	物理化学現象の抽出及び実験内容の検討.....	67
5.2	個別効果実験.....	69
5.2.1	接触熱抵抗実験.....	69
5.2.2	流動可視化実験.....	73
5.3	総合効果実験.....	78
5.3.1	実験条件.....	78
5.3.2	実験結果.....	81
5.4	総合評価.....	86
6.	プール内温度成層化実験.....	88
6.1	物理化学現象の抽出及び実験内容の検討.....	88
6.2	実施方法.....	88
6.3	実験条件.....	89
6.4	実験結果と考察.....	90
6.5	温度成層化の CFD 解析.....	94
6.5.1	CFD 解析条件.....	94
6.5.2	結果と考察.....	95
6.6	総合評価.....	96
7.	結論.....	97
7.1	成果の要点.....	97
7.2	目的の達成状況.....	98
7.3	成果の公表等.....	99
7.3.1	原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表.....	99
7.3.2	委託先による公表.....	100
7.4	成果の活用等.....	103
7.5	今後の課題等.....	103
	参考文献一覧.....	105
	執筆者一覧.....	114

## 表 目 次

表 3.1	化学反応実験における実験条件一覧 .....	35
表 3.2	再移行挙動実験における実験条件 .....	38
表 3.3	解析した対象実験と使用コード .....	39
表 4.1	上部フランジ熱伝達実験の実験条件 .....	52
表 4.2	外面冷却時熱流動実験の実験条件 .....	55
表 4.3	スプレイ時熱流動実験の実験条件 .....	58
表 4.4	ベント時熱流動実験の実験条件 .....	60
表 4.5	ヘリウムの容器内残存量 .....	60
表 4.6	壁面凝縮時水素移行実験の実験条件 .....	63
表 5.1	接触熱抵抗実験の実験条件 .....	71
表 5.2	流動可視化実験の実験条件 .....	75
表 6.1	プール成層化実験の実験パラメータと条件 .....	90

## 目 次

図 1.1	本プロジェクトで対象とする物理化学現象 .....	5
図 1.2	全体工程表 .....	6
図 2.1	SPARC-90 モデルにおけるエアロゾル除去メカニズム .....	8
図 2.2	単一気泡計測実験装置の模式図 .....	10
図 2.3	水位ごとのエアロゾル粒子径分布計測結果の例 .....	10
図 2.4	エアロゾル粒子濃度分布の気泡径依存性 .....	11
図 2.5	気泡群計測実験装置の模式図 .....	13
図 2.6	WMS による SMD の計測、気液界面総表面積の取得結果及び気泡噴流の可視化結果 .....	14
図 2.7	各流量及びサブマージェンスにおける DF 計測結果 .....	15
図 2.8	計測結果と SPARC-90 モデル計算結果の比較 .....	15
図 2.9	気泡相互作用計測実験装置の模式図 .....	16
図 2.10	各気相流量条件における DF 測定結果及び同条件にて算出を行った SPARC-90 モデルの結果 .....	17
図 2.11	流量条件ごとの気泡アスペクト計測結果 .....	17
図 2.12	流量条件ごとの気泡上昇速度計測結果 .....	18
図 2.13	DF の計測結果、CFD 解析結果及び SPARC-90 モデル計算結果の比較 .....	20
図 2.14	プールスクラビング実験装置 PONTUS の模式図 .....	22
図 2.15	水温とガス温度が異なる条件における水温依存性調査実験の結果 .....	22
図 2.16	注入ガス流量が異なる条件における水温依存性調査実験の結果 .....	23
図 2.17	ガスジェットスクラビング実験装置 .....	25
図 2.18	ガスジェットスクラビング実験に関する実験結果と相関式の予測結果の比較 .....	25
図 3.1	環境放出される放射性物質の計算手順及び実験で対象とした現象の関係図 .....	29
図 3.2	作製した試料の外観と電子顕微鏡画像（左：SPS 右：UHTF） .....	31
図 3.3	CsI に関する $\ln p_{CsI}$ と $1/T$ のプロット及びフィッティング線（左：SPS 右：UHTF） .....	31
図 3.4	TeRRa の模式図 .....	32
図 3.5	サンプリング管のセシウム、ヨウ素、モリブデンの元素量（CR-3(a)、CR-4(b)) .....	35
図 3.6	CR-3(a)及び CR-4(b)における実験後のチューブ外観 .....	36
図 3.7	CR-4 におけるサンプリング管沈着物のラマンスペクトル .....	36
図 3.8	CR-5(a)及び RV-1 の Phase1(b)における実験後のチューブ外観 .....	39
図 3.9	CR-3(a)及び CR-4(b)の解析結果 .....	40
図 3.10	気泡塔実験装置の概略図 .....	43

図 3.11	実験結果から得られた $K_{bA}/K_{aA}$ 及び拡散係数比	43
図 3.12	TG/DTA-GC/MS 実験装置の概略図	44
図 3.13	CsI 試験におけるイオン源局所ヒーターの効果 (左: 改良前、右: 改良後)	45
図 4.1	重大事故時の格納容器破損に影響する熱流動現象	48
図 4.2	重大事故時格納容器熱流動実験の実施方針	49
図 4.3	CIGMA の構成及び主な仕様	50
図 4.4	上部フランジ熱伝達実験の実験方法	52
図 4.5	上部フランジ壁の温度挙動	53
図 4.6	雰囲気温度の容器内分布及びヘリウム濃度の軸方向分布	56
図 4.7	上部プールへの熱伝達積算量	57
図 4.8	スプレイ後のヘリウム濃度の軸方向分布	58
図 4.9	ベント後のヘリウム、空気及び蒸気の濃度の軸方向分布	61
図 4.10	壁面凝縮時水素移行実験の実験方法	64
図 4.11	ヘリウム濃度の軸方向分布の推移	64
図 4.12	各層の可燃及び爆轟可能性に関するシャピロ線図	65
図 5.1	事故進展において重要な粒子状デブリと金属表面の接触熱伝達	68
図 5.2	デブリベッド内の粒子状デブリと壁面/床面接触熱伝達	68
図 5.3	壁面に押圧された部分固化粒子状デブリの変形	69
図 5.4	接触熱抵抗実験装置の概念図	70
図 5.5	接触熱抵抗実験における有効熱伝達係数の測定結果	72
図 5.6	流動可視化実験装置の概念図	73
図 5.7	粒子材料の屈折率及び透過率の比較	74
図 5.8	WMS 計測位置/ボイド率時系列空間分布図/差圧計	76
図 5.9	直径 10 mm の場合の粒子層-壁面接触部二相構造可視化例	77
図 5.10	WMS により計測された粒子層内のボイド率分布の時系列 (粒子径 10 mm、 $j_g=0.055$ m/s、 $j_i=0.028$ m/s)	77
図 5.11	シャドウグラフ法による CYTOP 粒子層内二相構造可視化 (粒子径 5 mm、 $j_g = 0.004$ m/s、 $j_i = 0.055$ m/s)	78
図 5.12	試験部及び計装系の概念図	79
図 5.13	実験に使用した粒子状デブリ (HPC 及び定義したため SC)	80
図 5.14	高速度カメラ撮影像 ( $\phi 5$ -HCP、熱流束: 1.0 kW/m <sup>2</sup> 、接触面圧: 0 MPa)	81
図 5.15	接触面圧と伝熱壁面内熱流束の関係 ( $\phi 5$ -HCP)	82
図 5.16	粒子状模擬デブリ試験体の熱伝達率 ( $\phi 5$ -HCP、熱流束: 1.0 kW/m <sup>2</sup> 、接触面圧: 0.5 MPa 以上)	83
図 5.17	接触面圧: 0 MPa における粒子状模擬デブリ試験体の熱伝達率	84
図 5.18	ボイド率の時系列	85

図 5.19	試験部入口流速の計測結果（ $\phi 5$ -HCP、接触面圧：0.5 MPa 以上）	86
図 6.1	小規模温度成層化実験装置の概略図	89
図 6.2	異なる熱出力レベルにおける時間経過に伴う温度変化	91
図 6.3	速度分布図と速度ベクトル	92
図 6.4	温度分布と速度分布の構造	93
図 6.5	異なるヒーター位置における垂直方向の温度分布の時間変化	94
図 6.6	実験結果と CFD シミュレーション結果における温度分布と速度分布	95

## 略 語 表

BWR	Boiling Water Reactor (沸騰水型原子炉)
CFD	Computational Fluid Dynamics (数値流体力学)
CIGMA	Containment InteGral Measurement Apparatus (大型格納容器実験装置)
CsI	Cesium Iodine (ヨウ化セシウム)
Cs <sub>2</sub> MoO <sub>4</sub>	Cesium Molybdate (モリブデン酸セシウム)
DF	Decontamination Factor (除染係数)
D/W	Drywell (ドライウェル)
FP	Fission Products (核分裂生成物)
GC/MS	Gas Chromatograph / Mass Spectrometer (ガスクロマトグラフ質量分析計)
ICP-MS	Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometer (誘導結合プラズマ質量分析計)
MoO <sub>3</sub>	Molybdenum triOxide (三酸化モリブデン)
OECD/NEA	Organization for Economic Co-operation and Development/Nuclear Energy Agency (経済協力開発機構/原子力機関)
PIRT	Phenomena Identification and Ranking Table (現象識別とランキング表)
PIV	Particle Image Velocimetry (粒子画像流速測定法)
PRA	Probabilistic Risk Assessment (確率論的リスク評価)
PWR	Pressurized Water Reactor (加圧水型原子炉)
RIM	屈折率マッチング
RuO <sub>4</sub>	Ruthenium tetrOxide (四酸化ルテニウム)
SBO	Station Blackout (全交流動力電源喪失)
SEM/EDS	Scanning Electron Microscope / Energy Dispersive X-ray Spectroscopy (走査型電子顕微鏡/エネルギー分散型 X 線分析)
SFP	Spent Fuel Pool (使用済燃料プール)
SMD	Sauter Mean Diameter (ザウター平均径)
STEM	Source Term Evaluation and Mitigation (ソースタームの評価と緩和)
SUS	Stainless steel (ステンレス鋼)
CYTOP	アモルファスフッ素樹脂
TeRRa	Test bench for FP Release and tRansport (FP 放出移行挙動再現装置)
TG/DTA	Thermogravimetry / Differential Thermal Analyzer (熱重量/示差熱同時分析計)
UO <sub>2</sub>	Uranium diOxide (二酸化ウラン)
WMS	Wire Mesh Sensor (ワイヤーメッシュセンサ)

XRD	X-ray Diffraction (X 線回折)
$Y_2O_3$	Yttrium oxide (酸化イットリウム)
YSZ	Yttria-Stabilized Zirconia (イットリア安定化ジルコニア)
$ZrO_2$	Zirconium dioxide (二酸化ジルコニウム)

## 用語の定義

不確かさ	原子力施設の安全評価で使用されるパラメータ、データ及びモデルは統計的な真値との差及びばらつきを有する。日本原子力学会標準「シミュレーションの信頼性確保に関するガイドライン」では前者を推定誤差、後者を不確かさと定義している。本研究では両者を総称して「不確かさ」と定義する。
プールスクラビング	放射性物質等の汚染物質を含有する気体が、プール水中を通過する際に、放射性物質がプール水中に捕獲され除染される現象。
ソースターム	環境へ放出される放射性物質の核種や量、それらの放出タイミングのこと。
重大事故時格納容器熱流動	重大事故時の格納容器内では、高温の水蒸気や放射性物質さらには水素や可燃性ガスが発生し流動する。発生する熱と流体の流れにより、格納容器内の雰囲気圧力や温度や気体成分の分布等が様々に変化すること。
粒子状デブリ冷却性	炉心燃料が損傷して粒子状の溶融物となったものを冷却するときの特性。崩壊熱により発熱しているため、温度上昇を防ぐために冷却する必要がある。
溶融炉心 - コンクリート相互作用	炉心が溶融してできた高温デブリが格納容器に落下し十分な冷却ができないと、格納容器下部のキャビティ又はペDESTALを形成するコンクリートが、溶融炉心によって侵食される現象。
温度成層化	異なる層の密度差によって、温度が高い層が上側に、温度が低い層が下側に層状に分布する状態。
We (ウェーバー) 数	流体力学において慣性力と表面張力の比を表す無次元量。
Re (レイノルズ) 数	流体力学において慣性力と粘性力の比を表す無次元量。
Eo (エトベス) 数	流体力学において浮力と表面張力の比を表す無次元量。
St (ストークス) 数	流体中を移動する粒子の流体への追従性を表す無次元量。

## 1. 序論

### 1.1 背景

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」<sup>1</sup>では、重大事故時の原子炉格納容器の破損防止や放射性物質の放出抑制のための対策を要求するとともに、その解釈<sup>2</sup>において格納容器破損防止対策の有効性を確認することを要求している。また、その有効性の評価については、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」<sup>3</sup>において、評価手法の妥当性を判断する上で参考となる留意事項が示されている。さらに、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」<sup>4</sup>では、発電用原子炉設置者が最新の知見を踏まえて実施する安全性の継続的な改善に対する評価について具体的な実施内容を示している。重大事故時の原子力施設の安全性を向上させるためには、これらの評価において、重大事故の収束に向けた対策を考慮して事象進展や放射性物質の移行挙動(以下「ソースターム」という。)を現実的に評価することが重要である。また、重大事故時の事象進展についてより現実的に評価していくことは、規制へのリスク情報活用を進める上でも重要である。

重大事故時に発生する物理化学現象には、その機構が十分に把握できていないこと、実験計測手法の限界により実験データの解像度や信頼性が低いこと、実験データが取得された条件範囲が限定的であること、機構そのものは理解されているが物理モデルに反映されていないこと、重大事故の進展に応じた種々の熱水力的及び化学的条件が不明なこと等、様々な要因に起因する不確かさが存在する。このような不確かさは、重大事故の事象進展の予測や評価の結果に大きな影響を及ぼす。このため、重大事故時の現実的な事象進展の評価においては、個々の物理化学現象に係る不確かさの低減が重要である。

重大事故時の格納容器機能維持や事象進展に影響する物理化学現象の不確かさ低減を目指して、種々の実験研究が国内外において継続的に進められている。原子力規制庁でも「軽水炉の重大事故時の重要物理化学現象に係る実験(平成26年度～令和元年度)」(以下「前プロジェクト」という。)において格納容器の破損に係る重要現象について実験データを取得した<sup>5</sup>。ここで取得された実験的知見は、実験データの詳細な分析に基づき現象をモデル化することにより、重大事故総合解析コードによる事象進展解析や重大事故に関わる個別現象の解析手法において最新知見として考慮されてきた。しかし、重大事故時に想定される現象の中で、図1.1に示す五つの現象については未だ大きな不確かさが残されている。重大事故において、燃料や熔融炉心から発生した核分裂生成物(以下「FP」という。)は、原子炉冷却系及び格納容器内を移行する過程で、プールスクラビングの他、様々な現象により保持又は除去される。これらの現象は環境へ放出される放射性物質を評価するために重要である。一方、格納容器内や原子炉建屋内では、多成分の気体から構成される雰囲気熱流動現象が重大事故緩和策に影響する。また、熔融炉心が圧力容器から格納容器下部に落下した場合、粒子状デブリを含む熔融炉心の冷却特性も重大事故緩和策に影

響する。原子炉建屋等に配置される使用済燃料プール（以下「SFP」という。）では、プール内の温度成層化等の現象が事故時の事象進展に影響を及ぼす。これらの現象に関する評価の現状及び課題を以下に示す。

### 1.1.1 プールスクラビング

東京電力福島第一原子力発電所事故（以下「1F 事故」という。）では、格納容器減圧のために圧力抑制室を通じて気体等を排出するウェットウェルベントが実施された。ドライウェルの気相には FP が気相中に分散した形態の粒子（以下「エアロゾル」という。）が含まれるが、この手順では、プールスクラビングによりエアロゾルが気相から液相に移行し、圧力抑制プール内に保持されることが期待されている。多くのプールスクラビングに関する実験が 1980 年代から 1990 年代にかけて実施されたものの、1F 事故時に発生したと想定される減圧沸騰の影響は考慮されておらず、大規模スケールでの総合効果実験であったため、詳細な実験データが不足している<sup>6</sup>。前プロジェクトでは、既往知見を基に実験を行い、減圧沸騰や水温の効果等の除染効果を確認するため、除染係数（以下「DF」という。）に関する不確かさの大きなパラメータを特定した<sup>5</sup>。しかし、重大事故総合解析コード MELCOR2（以下「MELCOR」という。）によるプールスクラビング評価の不確かさを低減するには、組み込まれている SPARC-90 モデル<sup>7</sup>等において、単一気泡及び気泡群における気液界面挙動等の詳細な機構を考慮する必要がある。

### 1.1.2 事故時格納容器内ソースターム

事故時の格納容器内ソースタームは、格納容器機能喪失時に環境へ放出される放射性物質の量及び種類を評価するために重要である。特にヨウ素は周辺住民の被ばく線量評価に直結し、セシウムは 1F 事故において高濃度の土壌汚染を引き起こしたように重大事故時のプラント周辺域の空間線量の上昇の要因となることから、緊急時の屋内退避の時期や避難経路の策定に影響する。したがって、それらの知見は緊急時防護対策の検討等において不可欠である。

ソースタームを評価するには、事故シナリオの特徴を踏まえて、炉心の熔融進展、熱水力挙動、燃料からの FP 放出及び放出後の炉内での移行挙動を考慮する必要がある。ここでは、これらの現象をモデル化した重大事故総合解析コードが用いられるが、全ての物理現象のモデルが十分に整備されているわけではない。例えば、過去にフランスで実施された PHEBUS FP において、従来 CsI の化学形態で炉内を移行すると考えられていたセシウムはモリブデンと結合し、セシウム-モリブデン化合物として生成・移行したことが示唆された<sup>8,9</sup>。しかし、その詳細な生成機構、生成割合及び移行挙動について十分な知見は得られておらず、重大事故総合解析コードにおいて正確なモデルが整備されていない。これは、その大半が CsI として炉内を移行すると考えられるヨウ素の移行挙動の評価にも大きく影響を与える可能性がある。

### 1.1.3 重大事故時雰囲気熱流動

1F 事故の教訓を踏まえて、格納容器上部フランジの過温破損による放射性物質や水素の漏えいへの対策としてフランジシール材の改良や格納容器外面冷却が導入されている。これらの有効性を評価するため、前プロジェクトでは格納容器外面冷却時のフランジの冷却特性や格納容器熱流動に関する知見を取得した<sup>5</sup>。一方、重大事故時に格納容器の冷却機能を喪失した場合、格納容器内は局所的に 300°C 超の高温雰囲気条件に達すると考えられるが、前プロジェクトでは実験装置の運転における安全性を考慮して低温の条件から段階的に温度範囲を広げたため、非常に高い雰囲気温度における熱流動挙動については、依然知見が少ない状況にある。また、1F 事故では 3 号機の原子炉建屋において水蒸気が凝縮したことで水素濃度が相対的に上昇し、建屋の中層階で水素爆発に至った可能性があることが示された<sup>10</sup>。このような知見は建屋の水素対策に反映できることから重要であるが、その移行機構の詳細は不明である。

### 1.1.4 粒子状デブリ冷却

プール水中に高温の発熱溶融デブリが落下する場合、溶融デブリは水との相互作用によって一部は細粒化し、残りは大きな塊のまま床面に堆積する可能性がある。溶融炉心—コンクリート相互作用の現実的な評価のためには、このような堆積物（以下「デブリベッド」という。）形成の詳細な過程において想定される個別現象を抽出し、複数の解析モデルを用いて定義する必要がある。実機では、冠水したキャビティでのデブリベッド内の複雑な熱流動現象をモデル化し、デブリベッドにおける崩壊熱の除熱特性を定量的に評価することが重要である。また、粒子状デブリは構造材壁面と点接触しており、周囲の状態によっては粒子が荷重を受けて構造材壁面へ押しつけられる状態等も想定される。しかし、壁面近傍の二相流状態を含む様々な状態における粒子状デブリと構造材との相互作用に関する特性等については依然実験データが不足している。

### 1.1.5 プール内温度成層化

全交流動力電源喪失時等の事故状態が継続することで SFP 内や沸騰水型原子炉の圧力抑制プール内で温度成層化が発生する可能性がある。プール内の温度成層化は、水面蒸発量の増加による水位低下、気相部の圧力上昇等、事故時の事象進展に影響を及ぼす。温度成層化のプロセスは複雑であるが、その評価ではプール内の温度を一点近似として扱う場合や温度成層化を高温層と低温層の二層に分離して単純化して扱う場合があり、温度成層化や温度分布が適切に考慮されていない。前プロジェクトでは、温度成層化発生機構の把握及び温度成層化の熱流体解析による予測性の向上を目指して、実験装置を製作し、計測性能に関する知見を取得した<sup>11</sup>。温度成層化は良く知られた現象ではあるが、その三次元性を考慮した熱流体解析による温度推移予測の信頼性には課題があると考えられる。

## 1.2 目的

軽水炉での重大事故の発生防止、拡大防止及び環境影響緩和の各段階において未だ大きな不確実さが残されている上記五つの物理化学現象について、その機構を把握するために実験データを取得する。また、取得した実験的知見に基づいて、重大事故の収束に向けた対策への実際的な影響の有無を確認する。

## 1.3 全体行程

本研究は令和2年度から令和7年度にかけて、軽水炉の重大事故に発生することが想定される重要な物理化学現象に関して、その複雑な挙動を確認し、現象の理解を深めるために、詳細な実験データを取得したものであり、得られた成果を本報告書にまとめる。

全体行程を図1.2に示す。(1)プールスクラビング実験については、小規模実験を国立大学法人筑波大学（以下「筑波大学」という。）への委託事業<sup>12,13,14</sup>、中規模実験を国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）への委託事業<sup>15,16,17</sup>により実施した。(2)ソースターム実験については、放出速度実験を国立大学法人福井大学（以下「福井大学」という。）との共同研究<sup>18</sup>、化学反応実験及び再移行挙動をJAEAへの委託事業<sup>19,20,21,22,23</sup>、物質移行係数に関する実験をJAEAとの共同研究<sup>24</sup>により実施した。(3)重大事故時雰囲気熱流動挙動実験についてはJAEAへの委託事業<sup>15,17,25,26</sup>により実施した。(4)燃料デブリ冷却性実験については一般財団法人電力中央研究所（以下「電力中央研究所」という。）への委託事業<sup>27,28,29</sup>により実施した。(5)プール内温度成層化実験については学校法人早稲田大学（以下「早稲田大学」という。）との共同研究<sup>30</sup>により実施した。

本プロジェクトにより取得した成果は、安全研究プロジェクト「軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発（平成29年度～令和4年度）」<sup>31</sup>、「軽水炉の重大事故における格納容器機能喪失及び確率論的リスク評価に係る解析手法の整備（平成29年度～令和4年度）」<sup>32</sup>及び「重大事故進展を踏まえた水素挙動等に関する研究（令和5年度～令和8年度）」において実施されたモデル開発や評価手法の整備等に活用した。

なお、本報告書において、圧力の単位は全て絶対圧とする。

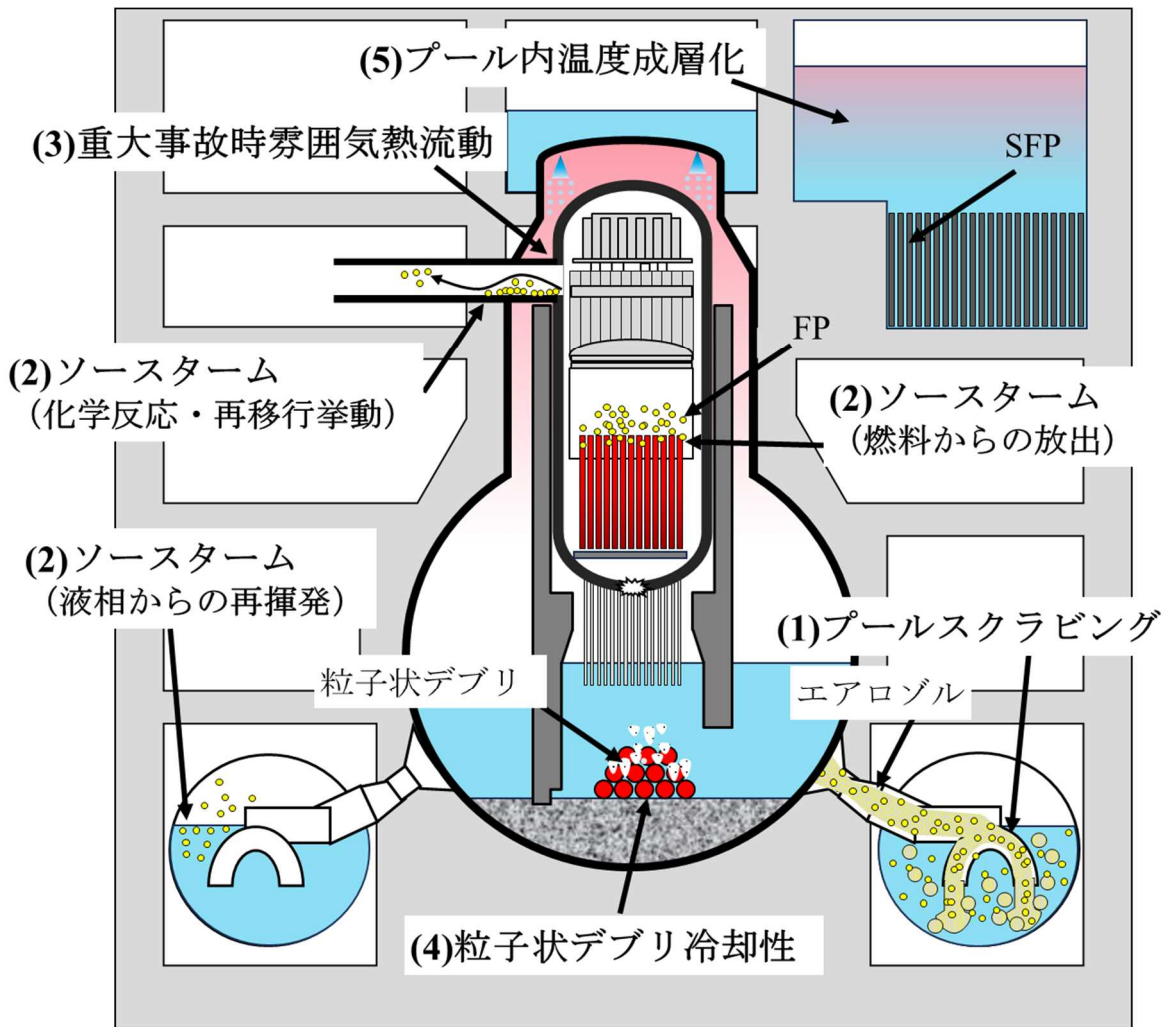


図 1.1 本プロジェクトで対象とする物理化学現象

Figure 1.1 The physicochemical phenomena targeted in this project

年度 (令和)	2	3	4	5	6	7
(1) プールスクラビング 実験	小規模実験					
	中規模実験					
(2) ソースターム実験	化学反応実験					
	再移行挙動実験					
	放出速度実験					
	物質移行係数に関する実験					
(3) 重大事故時雰囲気 熱流動実験	上部フランジ熱伝達実験、外面冷却時熱流動実験					
	ベント時熱流動実験					
	スプレー時熱流動実験					
(4) 粒子状デブリ冷却 性実験	粒子状デブリ冷却性実験					
(5) プール内温度成層 化実験				温度成層化実験		

図 1.2 全体工程表

Figure 1.2 Overall schedule of the research

## 2. プールスクラビング実験

### 2.1 物理化学現象の抽出及び実験内容の検討

本項目では、重大事故時の広範囲な条件においてスクラビング現象の支配的な機構の同定を目的とする。

プールスクラビングの代表的な解析モデルとして、米国 Pacific Northwest Laboratory (PNL)が開発した SPARC-90<sup>7</sup>等があり、MELCOR の RN (Radio Nuclide) パッケージ等の一部として組み込まれている。図 2.1 に SPARC-90 モデル<sup>7</sup>の概念図を示す。本モデルは、主として気泡塊が形成されるような低注入流速を対象としている。ここでは、注入口近傍を不安定な気泡塊領域（以下「グローブール不安定領域」という。）、気泡塊が小気泡に分裂する領域（以下「グローブール分裂領域」という。）及び気泡群が上昇する領域（以下「スウォーム上昇領域」という。）の三つに分類し、注入口近傍では、①衝突による慣性沈着、②水蒸気の凝縮、③遠心力による慣性沈着及び④拡散沈着、上昇気泡内では、⑤重力沈降、⑥遠心力による慣性沈着、⑦ブラウン拡散、⑧蒸発又は凝縮によるエアロゾル除去メカニズムがモデルとして組み込まれている。グローブール不安定領域における初期体積は、ベント管、クエンチャ及び水平管について We 数のべき乗により与えられている。プール水面における液滴同伴によるエアロゾル再放出は無視されている。

この解析モデルの開発と同時期の 1980 年代から 1990 年代までを中心に ACE<sup>33</sup>、POSEIDON-II<sup>34</sup>、LACE<sup>35</sup>等の複数の実験が実施されてきた。しかし、プール内の二相流動様式遷移や気泡内のエアロゾル粒子飛跡のような詳細プロセスに関するモデルには、その当時の技術に基づく目視観察や理想的な流れ場の想定に基づく仮定が多く含まれるため、大きな不確実さが存在している。前プロジェクトでは、気泡を模擬した油滴内でのエアロゾル挙動や、実機スケール相当の現象を再現可能な大規模装置を用いた減圧時の DF が定圧時とほぼ同等であること、DF のプール水温依存性等<sup>5</sup>が示された。

しかし、プールスクラビング現象の理解は依然として不十分である。単一気泡及び気泡群における気液界面挙動の詳細な機構は依然不明であり、特に気泡外の挙動及び気泡相互作用による影響に関する知見が不足している。また、単一気泡で得られた結果が、実機で想定される気泡群の存在下でどのような影響を及ぼすかについても、実験的な知見が必要である。さらに、前プロジェクトで得られた DF のプール水温依存性についても、その機構の詳細は未解明であり、気泡内蒸気量やエアロゾル粒子表面への凝縮等のパラメータを考慮した詳細な検討が求められる。一方で、PWR の蒸気発生器伝熱管破損時の蒸気発生器内でのジェットスクラビングに関しては、非凝縮性ガスを用いた条件<sup>36</sup>及び凝縮性ガスを用いた条件<sup>37</sup>で実験が実施されている。しかし、より信頼性が高い実験データにより、SPARC-90 モデル<sup>7</sup>の妥当性確認や適用条件の拡張等を実施する必要がある。

以上の背景を踏まえ、本プロジェクトでは、プールスクラビング現象のスケールに応じた小規模及び中規模の二段階スケール実験を系統的に実施し、現象の機構解明を図った。令和 2 年度から令和 4 年度にかけて筑波大学への委託により小規模個別効果実験<sup>12,13,14</sup>を

実施し、より詳細な複数の計測装置を用いた単一気泡及び気泡群の詳細挙動計測や数値流体力学（以下「CFD」という。）コードによる機構把握を実施した。また、前プロジェクトの大規模装置による実験の知見を補完するため、令和 2 年度から令和 4 年度にかけて JAEA への委託により大規模装置と同等のエアロゾル発生・計測装置を備えた中規模総合効果実験<sup>15, 16, 17</sup>を実施し、より詳細な二相流動と DF の関係に着目した実験データを取得した。

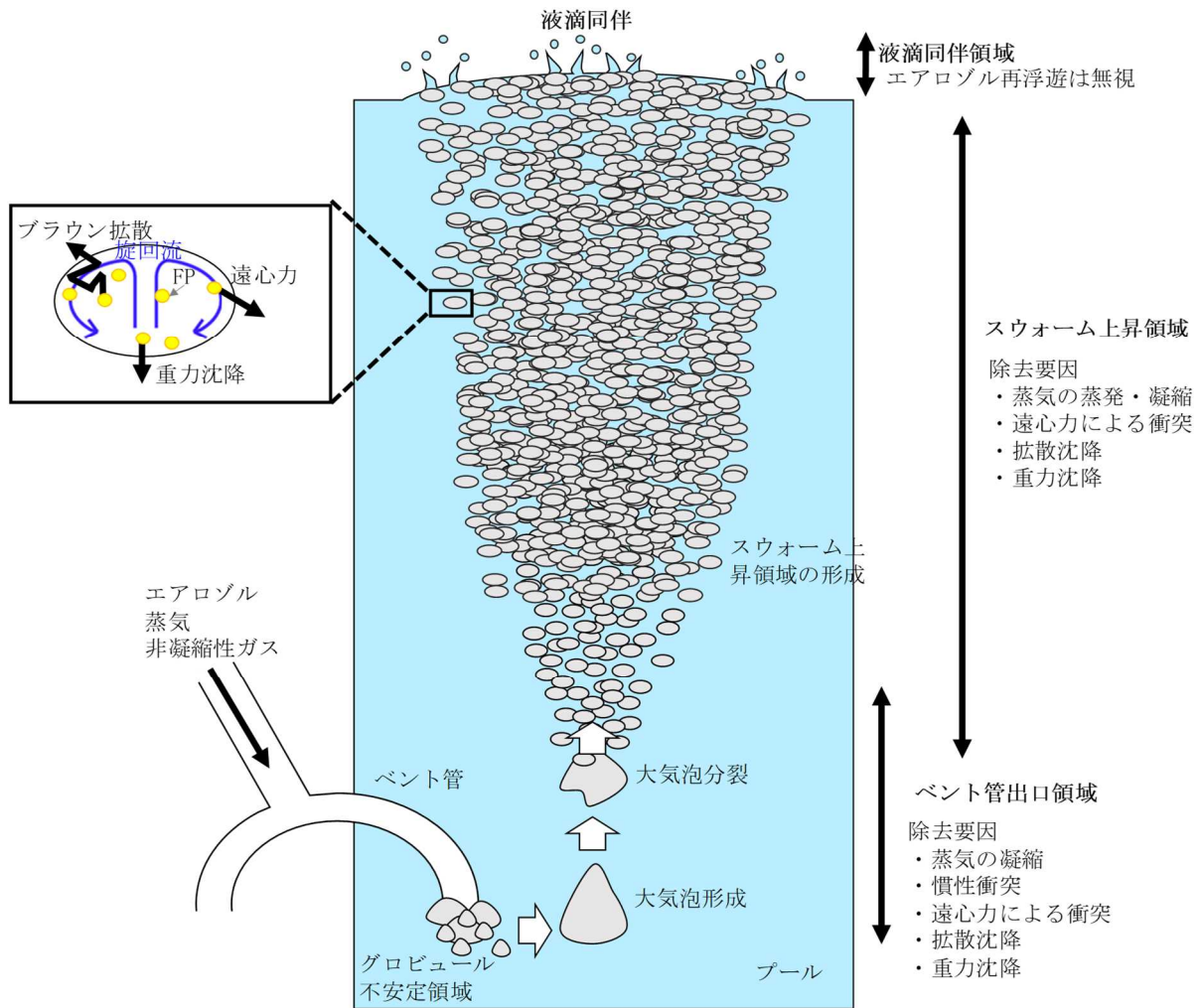


図 2.1 SPARC-90 モデルにおけるエアロゾル除去メカニズム

Figure 2.1 Aerosol removal mechanisms modeled in SPARC-90

## 2.2 小規模実験

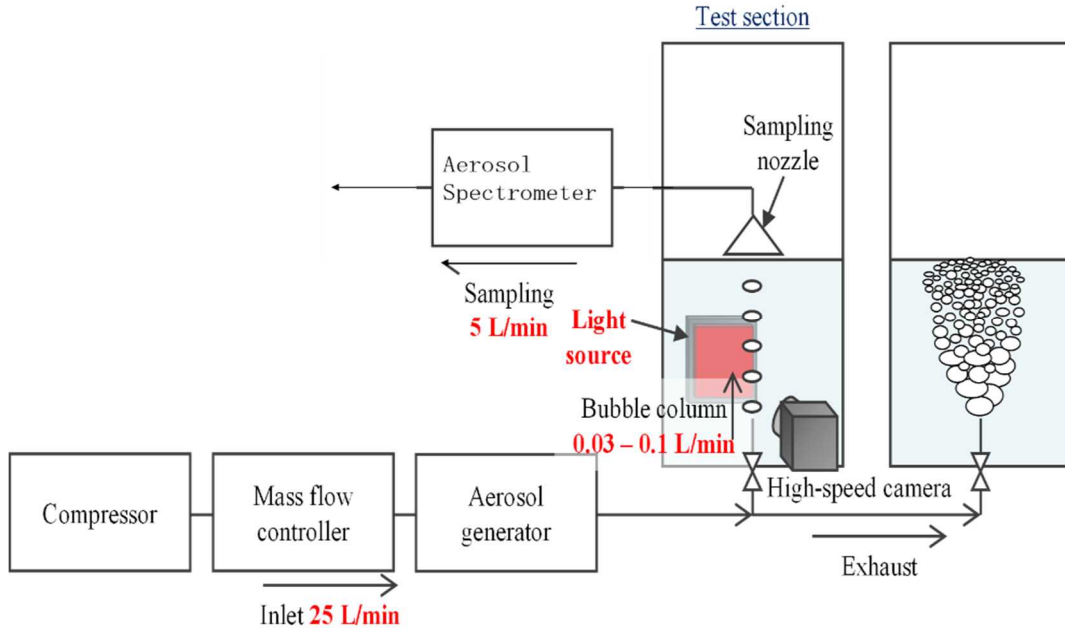
小規模実験では、筑波大学への委託事業<sup>12, 13, 14</sup>により、最新の可視化及び二相流計測技術や数値解析技術等を用いて、SPARC-90 モデル<sup>7</sup>で使用されている単一気泡中エアロゾル挙動モデル及び二相流挙動モデルに対応する物理現象を計測した。以下に筑波大学が実施した実験及び解析から得られた知見を述べる。

### 2.2.1 単一気泡実験

気泡からエアロゾル粒子が除染される際の現象を確認するため、気泡周囲濃度場の計測を実施した<sup>12,13</sup>。単一気泡における DF 計測実験においては、気泡の持つエアロゾル粒子輸送性能を計測するため、図 2.2 に示す実験装置体系を用いて気泡を水中に投入した際の初期エアロゾル粒子濃度と、気泡内に水面まで保持されていたエアロゾル粒子の量を計測し、それらの比である DF を計測した。実験に際してはグリセリン及び CsI を気泡の内部に投入し、初期エアロゾル粒子濃度については気泡を透過する光の輝度に基づき計測した。残存エアロゾル粒子濃度については、任意の水位において水面でエアロゾル粒子のサンプリングを行い、その粒径ごとの濃度比を計測することで、エアロゾル粒子輸送性能を評価した。最深部 0.0 m から水位 0.2 m~0.6 m の 4 条件で各十回ずつ計測したエアロゾル粒子の粒径分布を図 2.3 (a)に示す。計測結果より、単一気泡の持つエアロゾル粒子輸送性能については粒径依存性が大きいことを明らかにした。特に 0.8  $\mu\text{m}$  を超える大径粒子については、水中に投入された直後にほぼ全量が除染された。一方で、0.3  $\mu\text{m}$  以下の小径粒子については、1.0 m の水頭を通過しても未だに気泡内に多くの粒子が残存していることが示された。図 2.3 (b)に同一条件において SPARC-90 モデル<sup>7</sup>で評価されるエアロゾル粒子の残存数を示す。評価結果から、全ての粒径において SPARC-90 モデル<sup>7</sup>は実現象よりエアロゾル粒子の除染性能を大幅に過小評価していることが明らかとなった。

次に、エアロゾル粒子が除染される際の挙動を実験的に確認することを目指し、新たに干渉縞計測を用いた気泡周囲におけるエアロゾル粒子濃度場の計測手法を開発した<sup>38</sup>。水槽の下部から干渉計の計測領域にかけてエアロゾル粒子を含む気泡を射出し、マッハツェンダー干渉計を用いて気泡周囲より液相中に形成される濃度場に伴う光路差を干渉縞として計測した。図 2.4 にエアロゾル粒子濃度場分布の気泡径依存性を示す。

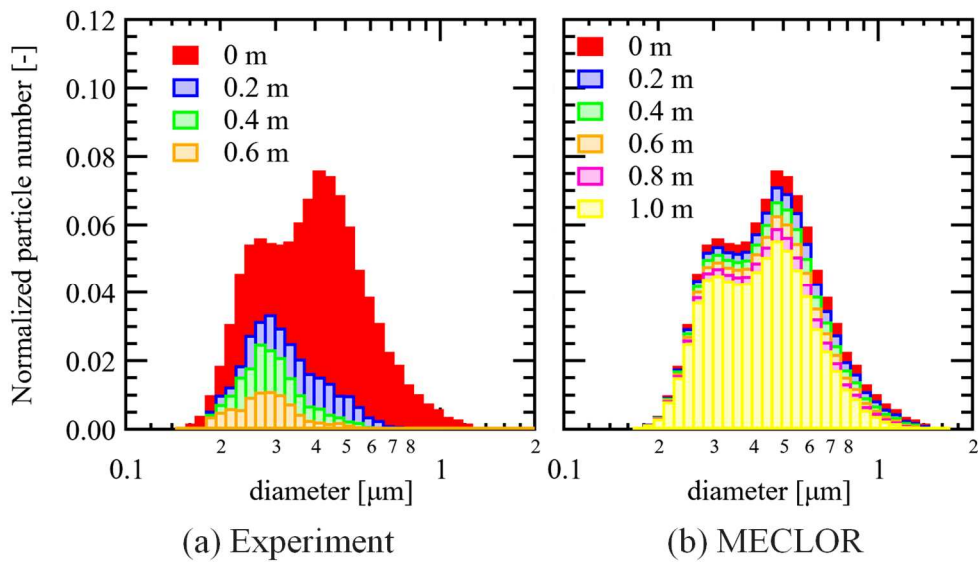
計測結果から、気泡径 2 mm の小気泡ではエアロゾル粒子濃度場の高い位置が気泡の下面に見られた。一方で、気泡径が増大するにつれて濃度の高い位置が気泡の側方に移動した。計測結果より、単一気泡におけるエアロゾル粒子輸送現象が気泡径や形状への依存性を持つことが示唆された。上記のように、新規に開発した計測手法により、単一気泡からのエアロゾル粒子除去機構に資する知見を取得した。



出典) 国立大学法人筑波大学, 令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防  
 災対策等委託費 (スクラビング個別効果試験) 事業, 2022.<sup>13</sup>

図 2.2 単一気泡計測実験装置の模式図

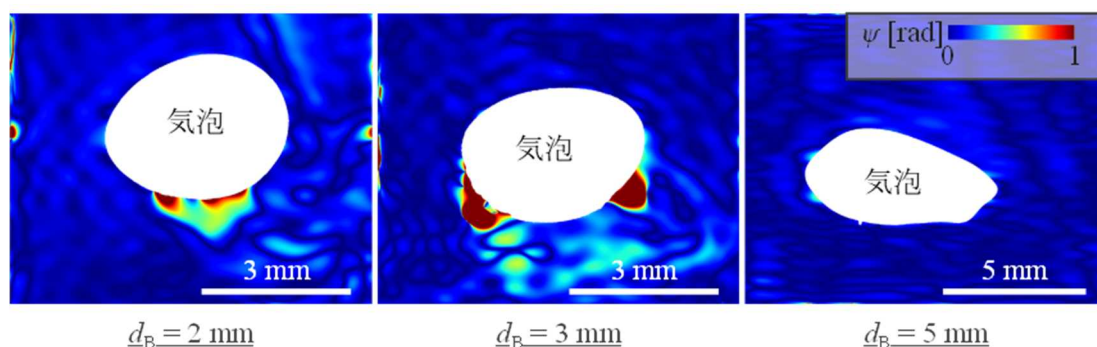
Figure 2.2 Schematic view of single bubble measurement experiment apparatus



出典) 国立大学法人筑波大学<sup>13</sup>

図 2.3 水位ごとのエアロゾル粒子径分布計測結果の例

Figure 2.3 Examples of measurement results of aerosol grain diameter distribution for each water level



出典) 国立大学法人筑波大学, 令和 2 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等  
 防災対策等委託費 (スクラビング個別効果試験) 事業, 2021.<sup>12</sup>

図 2.4 エアロゾル粒子濃度分布の気泡径依存性

Figure 2.4 Dependence of aerosol concentration distribution on bubble diameter

### 2.2.2 気泡群実験

実機のプールスクラビングでは、図 2.1 に示すように単一の気泡ではなく、複数の気泡群が発生することが想定される。そのため、単一気泡で得られた結果を実機評価に適用するには、気泡群として存在する場合の影響についても、実験によって明らかにする必要がある。また、プールスクラビングによるエアロゾル粒子除去機構の解明において、気液界面積を評価することが重要である。しかし、プールスクラビングが想定する気液二相流挙動に対して、これまで詳細に気液界面積を評価した例は極めて少ない。そこで、ワイヤメッシュセンサ (以下「WMS」という。) により計測した瞬時ボイド率を分析することで気泡を識別し、気液界面積及び速度を算出する手法を開発した<sup>12,13</sup>。

開発した手法を用いて図 2.5 に示す実験装置体系において内径 10 mm の L 字ノズルから流路断面 0.5 m×0.5 m の矩形水槽にノズル直上 1 m まで水を溜め、気相を注入することで気泡噴流を形成し、WMS で計測した。注入するガス流量は実機のクエンチャを模擬するために 30、60、90 L/min とした。計測した気泡径分布からザウター平均径 (以下「SMD」という。) を算出した結果を図 2.6(a)に示す。ノズルからの相対距離の増加に伴い気泡の分裂が進み SMD が減少する傾向が確認できる。また、ノズルからの相対距離 100 mm においてはガス流量が高いほど SMD が高い傾向にあるが、ノズルからの相対距離の増加に伴い流量依存性が減少し、同一の SMD に収束していく傾向が確認された。図 2.6(b)に WMS で 15 秒間計測した気泡径分布と、気泡径と気液界面積の関係の積算で求めた気液界面総表面積を示す。ここでは、実験結果をプロットで示すとともに、SPARC-90 モデル<sup>7</sup>を用いて 15 秒間の気相体積から算出した気液界面総表面積を破線で示している。実験結果と SPARC-90 モデル<sup>7</sup>はノズルからの相対距離の増加に伴う界面積の増大傾向が大きく異なり、SPARC-90 モデル<sup>7</sup>は気液界面積を過大評価していることが示された。図 2.6(c)に気泡噴流の可視化結果を示す。SPARC-90 モデル<sup>7</sup>においてはノズルからの相対距離約 500

mm 付近にて大気泡の完全分裂を仮定しているが、可視化結果からも明白なように大気泡が下流においても残存していることが確認できる。したがって、SPARC-90 モデル<sup>7</sup>における気液界面積の過大評価は、この大気泡の分裂の仮定が実現象と異なることに起因することが示された。

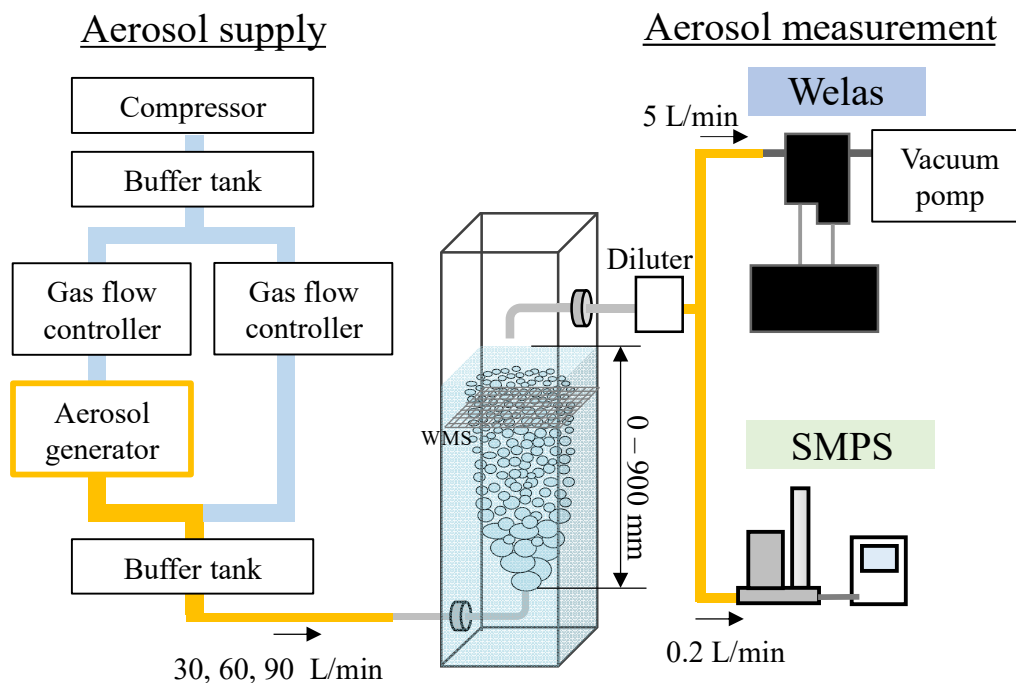
詳細な二相流挙動の計測に加えて DF の計測を行うことで、二相流挙動とエアロゾル粒子物質輸送の相互評価を行った。二相流計測実験と同様のガス流量及びサブマージェンス（注入ノズルからの水面までの距離）をパラメータとして、噴霧式のエアロゾル粒子発生器を用いてセバシン酸ビス (2-エチルヘキシル) の液滴エアロゾルを含む気相をノズルから注入し、水面上部にてノズルからサンプリングし、走査式エアロゾルパーティクルサイザーにてエアロゾル粒子の計測を行った。取得したエアロゾル粒子径分布に基づいて、水位 0 mm の計測結果を基準とした DF を算出した。また、同条件において SPARC-90 モデル<sup>7</sup>による解析を実施した。

計測結果を図 2.7 に示す。いずれの流量においても、DF はエアロゾル粒子の慣性の影響によりエアロゾル粒子径に比例して大きくなる傾向が確認された。DF は既存知見<sup>39</sup>と同様にサブマージェンスの増加に伴い増加する傾向が確認できた。また、SPARC-90 モデル<sup>7</sup>による計算結果と計測結果の比較を図 2.8 に示す。SPARC-90 モデル<sup>7</sup>は計測結果を過小評価した。SPARC-90 モデル<sup>7</sup>は気液界面積を過大評価する一方で DF を過小評価しており、その要因は物質輸送係数を過小評価するためと考えられる。

上述の実験では、気泡群による DF の計測は可能であったが、その形成は大気泡の完全分裂によるものであり、気泡間の相互作用の影響を確認することはできなかった。そこで、複数気泡の存在がエアロゾル粒子除去効果に及ぼす影響を詳細に調べるため、図 2.9 に示す装置を作成し実験を実施した。図 2.9 (b) に示す赤色で示した複数のノズルから放出を行い、放出流量及び放出位置の影響に着目した計測を実施した。なお、放出ノズルの数の増加に伴いノズル出口の見かけ流速が低下してしまうため、ノズル出口の見かけ流速がおおよそ 3~4 m/s になるように気相放出流量を調整した。水位を 0.5 m とした場合の DF 測定結果及び SPARC-90 モデル<sup>7</sup> の計算結果を図 2.10 に示す。エアロゾル粒子径が 0.3  $\mu\text{m}$  以上では、どの流量条件であってもエアロゾル粒子径の増加に伴い DF が増加した。一方で、エアロゾル粒子径が 0.3  $\mu\text{m}$  以下では、エアロゾル粒子径の減少に伴い DF が増加した。これらのエアロゾル粒子径による DF への影響は、除去機構が小粒径では拡散、大粒径では慣性によるものであるため、エアロゾル粒子径の影響を受けたことが考えられる。エアロゾル粒子径が 3  $\mu\text{m}$  より大きい場合は、計測のデータ不足によって DF の誤差範囲が大きくなった。また、2  $\mu\text{m}$  以上の粒子径では流量による DF の変化は確認されない。一方で、2  $\mu\text{m}$  以下の粒子径が小さい場合は流量の減少（放出ノズル数の減少）に伴い DF が増加する傾向が確認された。この結果は、DF が放出ノズルの数、すなわち気泡間距離の影響を受けることを示唆している。この影響について詳しく調査するために、流量 16.6 L/min（放出ノズル：12 本、気泡間距離：密）と流量 5.9 L/min（放出ノズル：4 本、気泡間距離：疎）

における気泡アスペクト比を図 2.11、気泡上昇速度を図 2.12 に示す。図 2.11 から流量変化（放出ノズル数、気泡間距離）による気泡アスペクト比への影響は確認されなかった。一方で、図 2.12 に示すように流量の増加（放出ノズル数：多、気泡間距離：密）に伴って、気泡上昇速度が上昇する傾向が確認された。これは、気泡によって液相流れ場が誘起され、その誘起された流れ場の影響を他の気泡が受けたこと、気泡が合体し大気泡化すること等に起因すると考えられる。

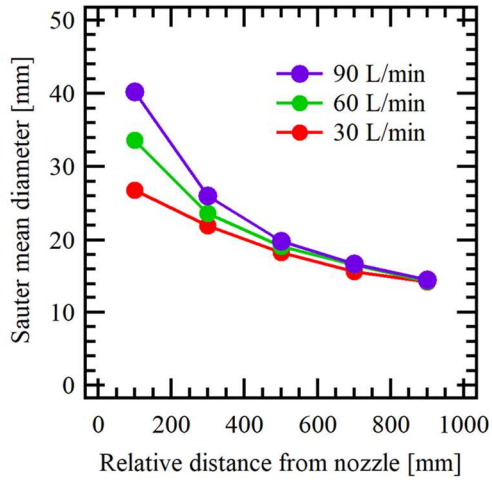
図 2.10 に示す計測結果と SPARC-90 モデル<sup>7</sup>の計算結果の乖離要因として、気泡上昇速度による気泡の液相滞在時間による影響が示唆された。また、SPARC-90 モデル<sup>7</sup>では、気泡群は単一直径で水中を上昇し合体等の相互作用は考慮されていない。これらの二相流動挙動も計測結果と SPARC-90 モデル<sup>7</sup>の計算結果の乖離要因の一つであると同定された。



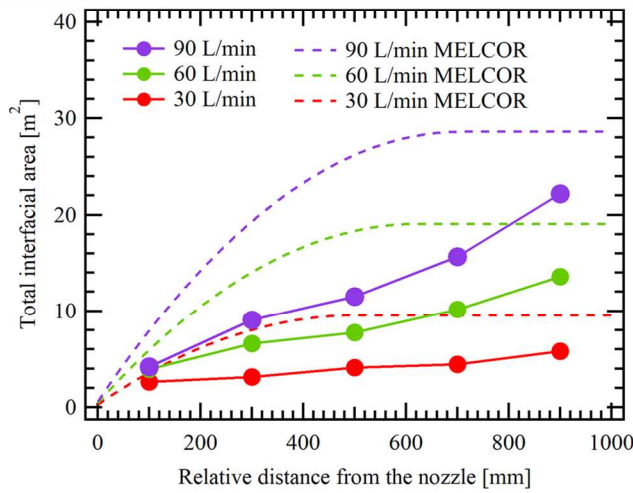
出典) 国立大学法人筑波大学<sup>13</sup>

図 2.5 気泡群計測実験装置の模式図

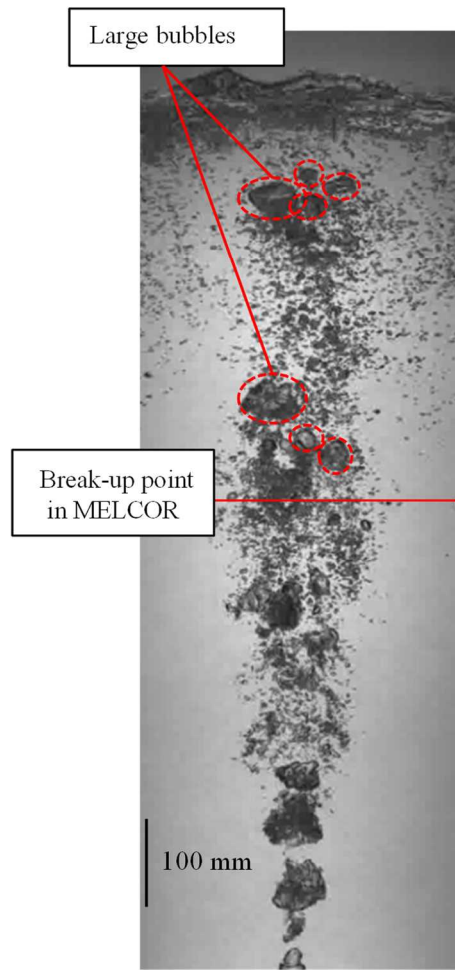
Figure 2.5 Schematic view of bubble group measurement experiment equipment



(a) SMD measurement result



(b) Total interfacial area measurement result with MELCOR assumption

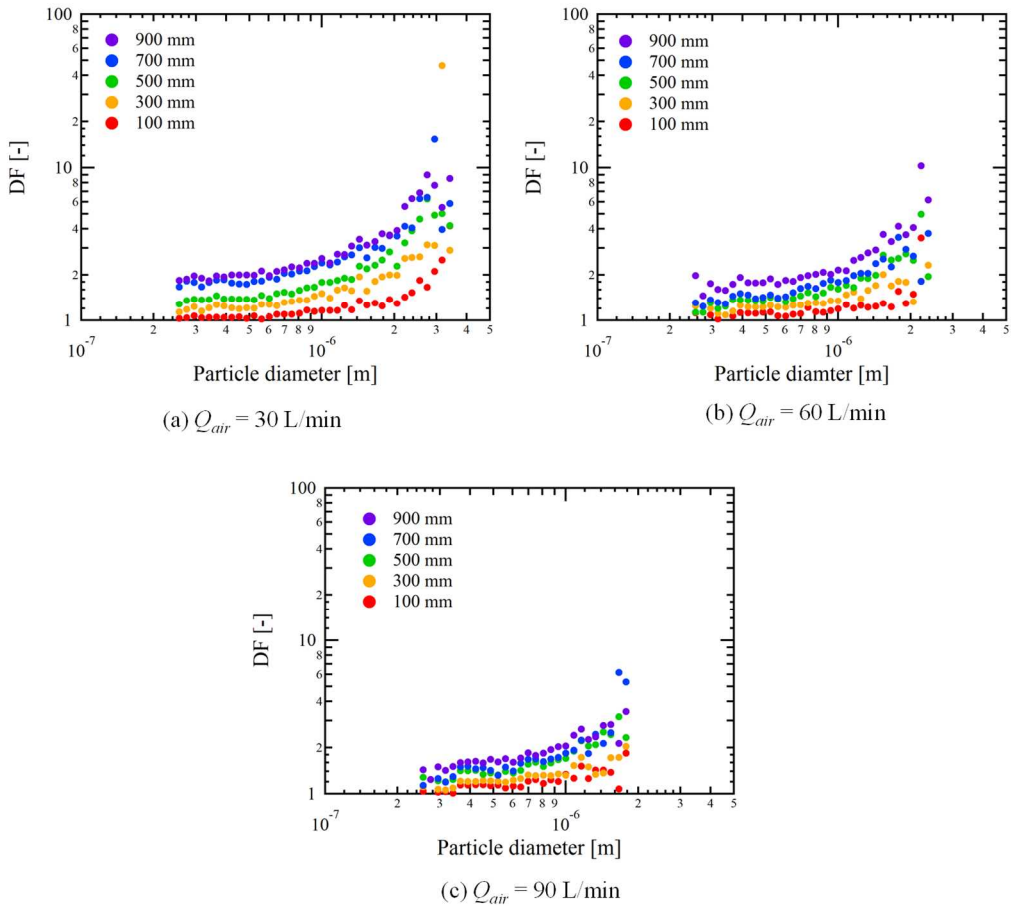


(c) Visualization result of bubble plume

出典) 国立大学法人筑波大学<sup>13</sup>

図 2.6 WMS による SMD の計測、気液界面総表面積の取得結果及び気泡噴流の可視化結果

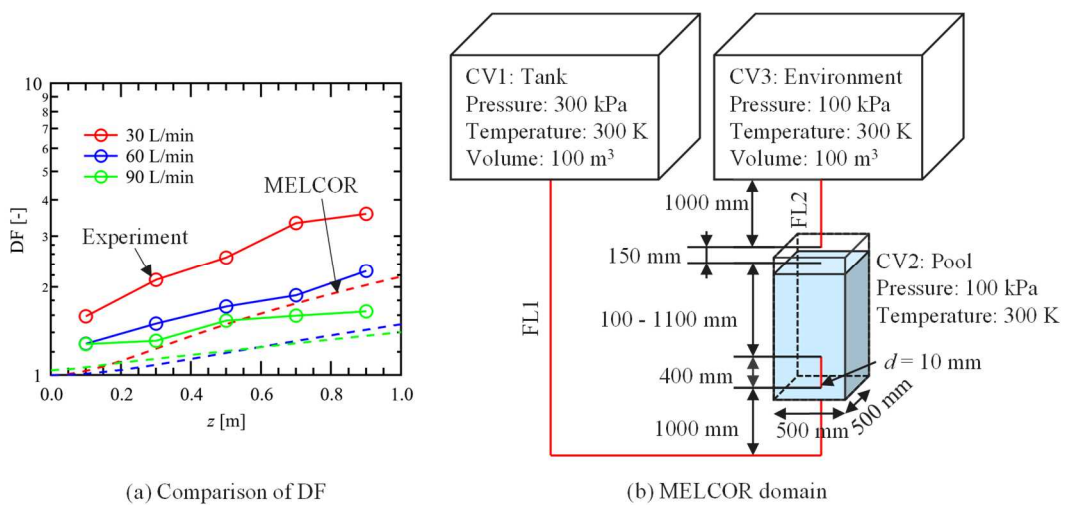
Figure 2.6 Measurement of Sauter mean diameter by wire mesh sensors, results of total gas-liquid interfacial area and visualization results of bubble plume



出典) 国立大学法人筑波大学, 令和4年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防  
災対策等委託費 (スクラビング個別効果試験) 事業, 2023.<sup>14</sup>

図 2.7 各流量及びサブマージェンスにおける DF 計測結果

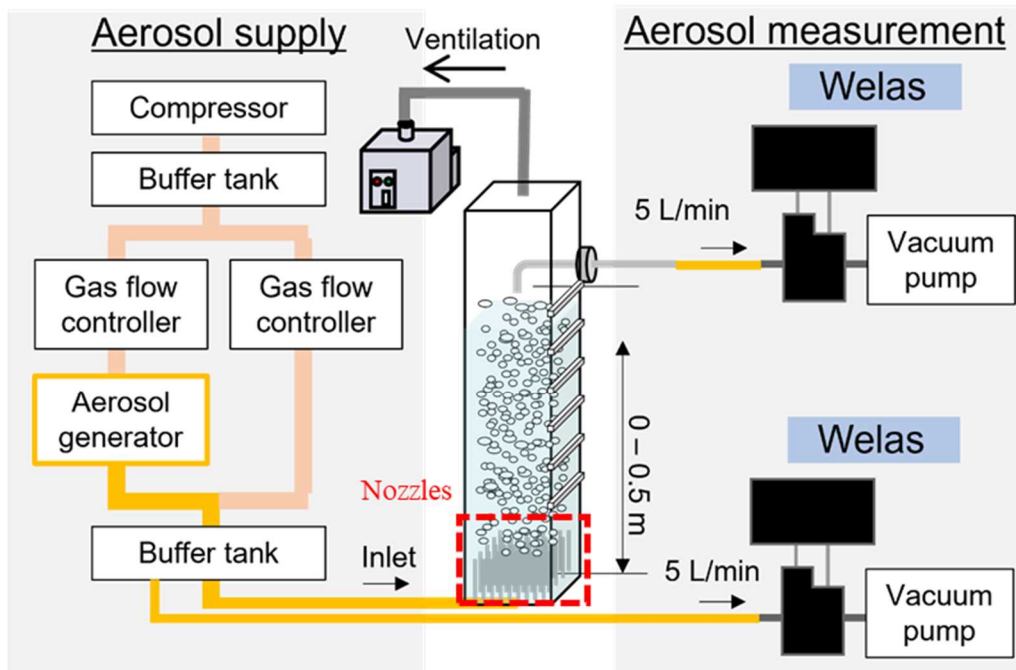
Figure 2.7 DF measurement results at each flow rate and submergence level



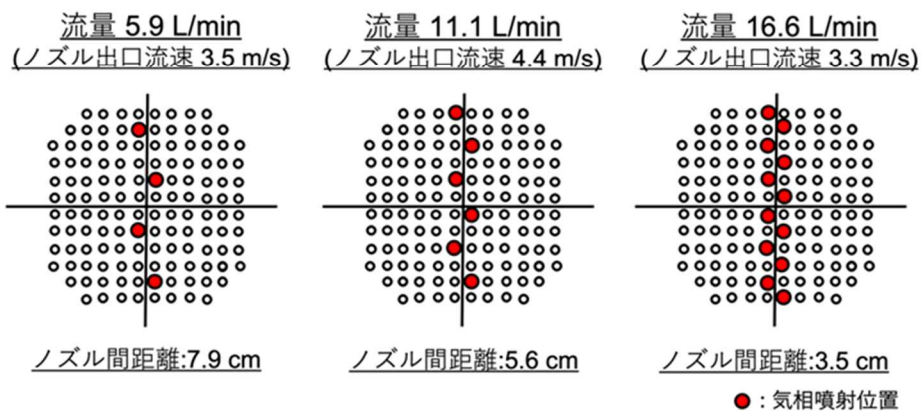
出典) 国立大学法人筑波大学<sup>14</sup>

図 2.8 計測結果と SPARC-90 モデル計算結果の比較

Figure 2.8 Comparison of measurement results and SPARC-90 model calculation results



(a) 全体系統

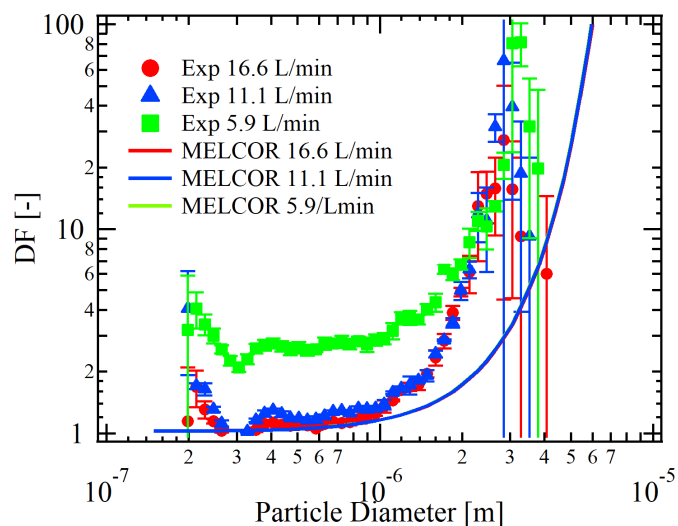


(b) ノズルレイアウト

出典) 国立大学法人筑波大学<sup>14</sup>

図 2.9 気泡相互作用計測実験装置の模式図

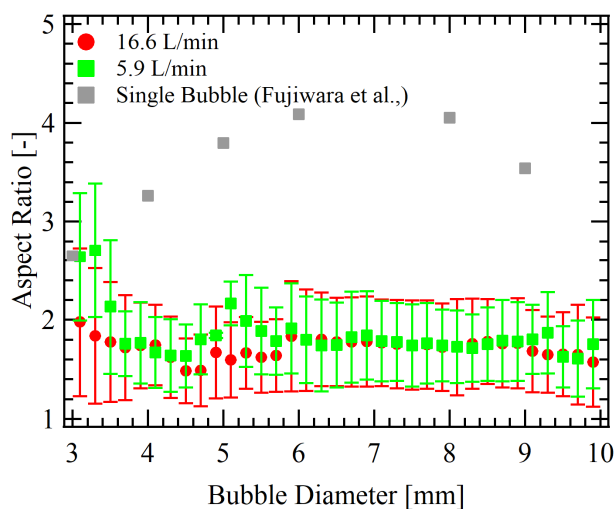
Figure 2.9 Schematic diagram of the bubble interaction measurement apparatus



出典) 国立大学法人筑波大学<sup>14</sup>

図 2.10 各気相流量条件における DF 測定結果及び同条件にて算出を行った SPARC-90 モデルの結果

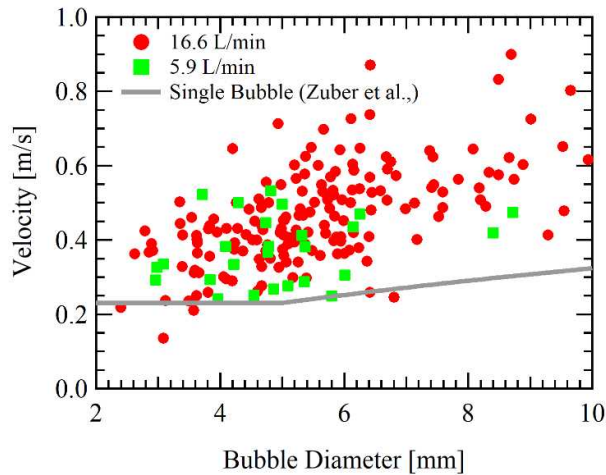
Figure 2.10 DF measurement results under various gas phase flow conditions and results from the SPARC-90 model calculated under the same conditions



出典) 国立大学法人筑波大学<sup>14</sup>

図 2.11 流量条件ごとの気泡アスペクト計測結果

Figure 2.11 Bubble aspect ratio measurement results for each flow condition



出典) 国立大学法人筑波大学<sup>14</sup>

図 2.12 流量条件ごとの気泡上昇速度計測結果

Figure 2.12 Bubble rise velocity measurement results for each flow condition

### 2.2.3 CFD コードによるエアロゾル粒子除去機構の把握

干渉計を用いた単一気泡外濃度場計測結果から、気泡周囲のエアロゾル粒子濃度場の非定常な濃度を計測することには成功したものの、気泡外からの計測だけでは、気泡内のエアロゾル粒子にどのような駆動力が生じて除染に至るかについては明らかでない。別プロジェクト「軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」(H29～R4 年度)<sup>40</sup>では、気泡内のエアロゾル粒子に生じる駆動力を評価し、実験では実現できない広範なパラメータでエアロゾル粒子輸送現象を評価するために、単一気泡におけるエアロゾル粒子の物質輸送性能を解析する固気液三相流解析コードを新規に開発した<sup>41</sup>。

前出の別プロジェクトで開発した単一気泡 CFD 解析コードに対して、本研究では図 2.13 に示す DF 計測結果に基づき気泡群全体に対する各気泡からの物質移動を積分して、プールスクラビングで得られるエアロゾル粒子の物質移動をモデル化した。各気泡径のエアロゾル粒子物質移動係数を以下のように定義した。

$$k_{d,inertia} = \exp(a(Eo) \ln^2(Stk) + b(Eo) \ln(Stk) + c(Eo)) \quad (0.25 < Eo < 10) \cdots (2.2.1)$$

$$k_{d,inertia} = v_{c,i} - v_{g,i} \cos \beta \quad (Eo \geq 10) \cdots \cdots \cdots$$

ここで、 $Eo$ はエトベス数、 $Stk$ はストークス数、 $a(Eo), b(Eo), c(Eo)$ は調整係数、 $v_{c,i}$ は慣性力による物質移行係数、 $v_{g,i}$ は重力による物質移行係数である。

なお、 $Eo \leq 0.25$  以下の気泡は実験では計測されなかったため無視した。質量移動係数の拡散項は、SPARC-90 モデル<sup>7</sup>と同じ式を用いた。これらを組み合わせて、各気泡径に対する DF を以下のようにモデル化した。

$$DF_{\text{local,db,dp}} = \exp\left(\frac{\Delta t}{V_B} \int_A (k_{d,\text{inertia}} + v_{d,i}) dA\right) \cdots \cdots \cdots (2.2.2)$$

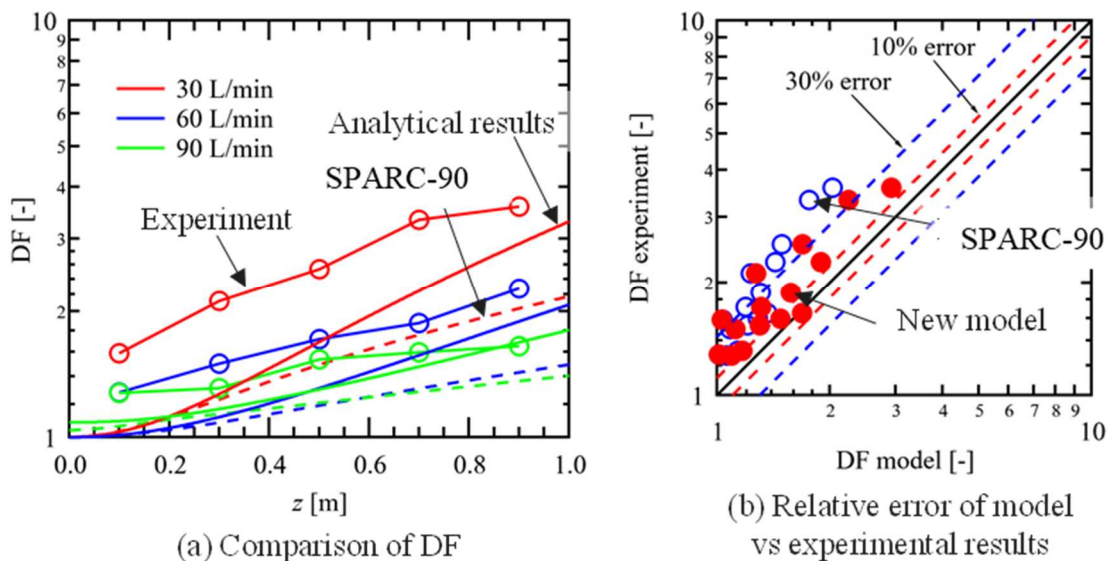
$$\Delta t = \Delta z / (v_{\text{slip}} + v_T) \cdots \cdots \cdots (2.2.3)$$

ここで、 $v_T$  は Tomiyama ら<sup>42</sup> が提案したクリーンバブル抗力係数モデルから定義した滞留流体中の気泡終端速度、 $v_{\text{slip}}$  は Yoshida ら<sup>43</sup> による 0.3 m/s と定義した液相による気泡のリフトアップ速度である。局所的及び全体的な表面積  $A$  を計算するのに用いた気泡形状係数は、Fujiwara ら<sup>41</sup> の気泡アスペクト比相関式から算出したものである。本研究に対応する  $DF$  は、SPARC-90 モデル<sup>7</sup> でベント管からの放出後の慣性衝突の効果  $DF_{\text{II},i}$  と CFD 解析で得られた気泡群からのエアロゾル粒子除去量  $DF_i$  を掛け合わせて、以下のようにモデル化した。

$$DF = DF_{\text{II},i} \times DF_i \cdots \cdots \cdots (2.2.4)$$

この CFD 解析モデルに基づき、計測結果と CFD 解析結果及び SPARC-90 モデル<sup>7</sup> 計算結果の比較を図 2.13 に示す。CFD 解析結果は、SPARC-90 モデル<sup>7</sup> に比べて計測結果を良好に再現できていることが確認できる。これらの結果は、SPARC-90 モデル<sup>7</sup> が気泡群の界面積を過大評価する一方で、界面積の影響以上に個々の気泡からのエアロゾル粒子物質輸送係数を過小評価していることを示している。一方、ノズル出口領域近傍の  $DF$  は、計測結果と CFD 解析結果の間に大きな乖離があることが示された。この結果は、グローブ領域でのさらなる検討が必要であることを示唆している。

これらの実験及び解析を通して、プールスクラビング時の気泡群内エアロゾル粒子輸送現象は、気泡界面積濃度の過大評価と単一気泡での物質移動係数の過小評価の両方を考慮することで不確実さを低減することができることが示された。



出典) 国立大学法人筑波大学<sup>14</sup>

図 2.13 DF の計測結果、CFD 解析結果及び SPARC-90 モデル計算結果の比較  
 Figure 2.13 Comparison of DF measurement results, CFD analysis results, and SPARC-90 model calculation results

## 2.3 中規模実験

中規模実験では、大規模積分実験で得られた DF のプール水温への依存性の結果について、異なるスケールで確認することを目的とし、JAEA への委託事業により、プールスクラビング実験装置 PONTUS を用いた実験を実施した<sup>15,16</sup>。また、実験を実施した上で、不確かさが大きいとして抽出された現象<sup>44, 45, 46, 47</sup>と同定された高速ガスジェット注入時のスクラビング効果についても実験を実施した。

プールスクラビング実験装置 PONTUS の模式図を図 2.14 に示す。PONTUS は 3 種類の内径 (0.2、0.5、1 m)、長さ 0.5 m 又は 1 m の同内径 SUS 製パイプを高さ方向に組み立てることによって構築される。実験部入口と出口の粒子数濃度をエアロゾルスペクトロメータ (WELAS) で計測し、DF を評価した。

### 2.3.1 DF のプール水温依存性

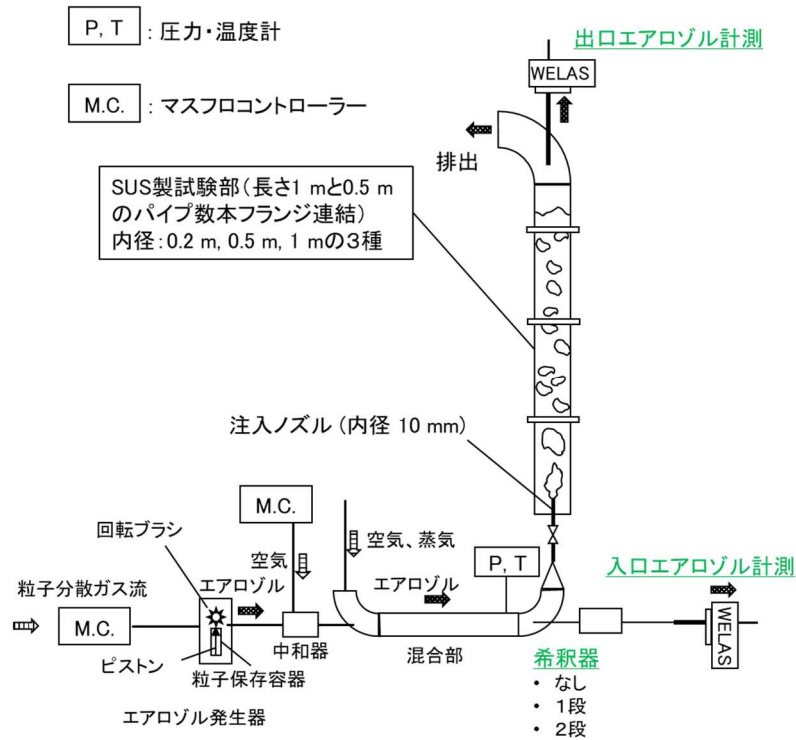
前プロジェクト<sup>5</sup>では、PONTUS を用いて、30°C (常温)、50°C 及び 75°C の三つのプール水温に対して DF のプール水温依存性 (プール水温の上昇に伴う DF の増加) を明らかにした<sup>47</sup>。これまでの検討の結果、本実験装置では環境温度 (常温) に対してプール水温が高い場合に、プール水面から上部の空間で粒子周りに水蒸気の凝縮が発生して大きな計測誤差が生じる可能性がある。プール水より下流を含む実験部容器が十分に加熱されない場合、プール水面上のガス温度が低下して過冷却となり、エアロゾル粒子が凝縮核となっ

て粒子表面に結露が生じる。その結果、エアロゾル粒子が成長して重くなるため水面に沈降しやすくなり、上向き搬送ガスによって上部出口サンプリングに一部の粒子が輸送されず、計測上 DF が増加した可能性がある。

DF に対する水温依存性が現れる条件を調査する目的で、二つの追加実験を実施した。まず、気泡内の熱・物質バランスの非平衡に伴って粒子表面結露、粒子径成長が生じることで DF が変化する可能性を考慮し、注入ガス温度をプール水温と異なる熱的非平衡条件を設定した水温依存性調査実験を実施した。プール水温 30°C の条件に対して注入ガス温度 50°C 又は 75°C とした場合と、水温 75°C の条件に対して注入ガス温度 30°C 又は 50°C とした場合の合計 4 ケース実施した。水温と注入ガス温度を除き、実験粒子、水深、注入ガス組成、流量、実験部ヒーター温度設定等の境界条件は全て前述のプール水・注入ガス同温条件の実験と同じにした。その結果、図 2.15 に示すように、注入ガス温度がプール水温と異なる条件でも、DF に対する水温依存性は現れなかった。なお、比較のため、同図にはプール水・注入ガス同温条件の実験結果も示す。

次に、注入ガス流量の効果を調査する実験を実施した。本実験装置はプール底面から単一ノズルにより搬送ガスを注入しており、プール内には有意な内部循環が形成され、注入ガスの体積流量によって循環流量やそれに伴う気泡上昇速度が変化する可能性がある。気泡上昇速度・気泡膨張仕事率が変化する場合には、それによって気泡内の温度低下、過飽和度や粒子結露成長挙動が変化し<sup>48</sup>、DF に影響を与える可能性も考えられる。そのため、プール水面上ガスを過熱状態にして表面結露による粒子径成長を防ぐために、シースヒーターで加熱可能な高温傘構造ガス収集機構を水面上に導入し、装置を改良した。既往実験で設定したプール水・注入ガス同温条件での注入ガス流量 80 L/min (We 数 $\approx 5 \times 10^1$ ) をベースケースとし、これに対して、注入ガス流量を 135 L/min (We 数 $\approx 1.5 \times 10^2$ ) と 270 L/min (We 数 $\approx 6.1 \times 10^2$ ) にそれぞれ設定して同様な水温依存性調査実験を本プロジェクトで改良した装置を用いて実施した。遷移臨界 We 数 $\approx 3 \times 10^2$ <sup>49</sup>から判断すると、80 L/min と 135 L/min はグローブール注入条件であり、270 L/min はジェット注入条件である。注入ガス流量を除き、注入粒子、水深、注入ガスとプール水の温度、実験部ヒーター温度設定等は全て上述の改良後装置におけるプール水・注入ガス同温条件の実験と同じに設定した。その結果、図 2.16 に示すように、同じプール水温において、特に注入条件がグローブールからガスジェットへの遷移に伴って注入ガス流量の増加に伴う顕著な DF の増加が得られたものの、全ての注入ガス流量条件に関して、同じ流量におけるプール水温間の DF の差（水温依存性）は示されなかった。

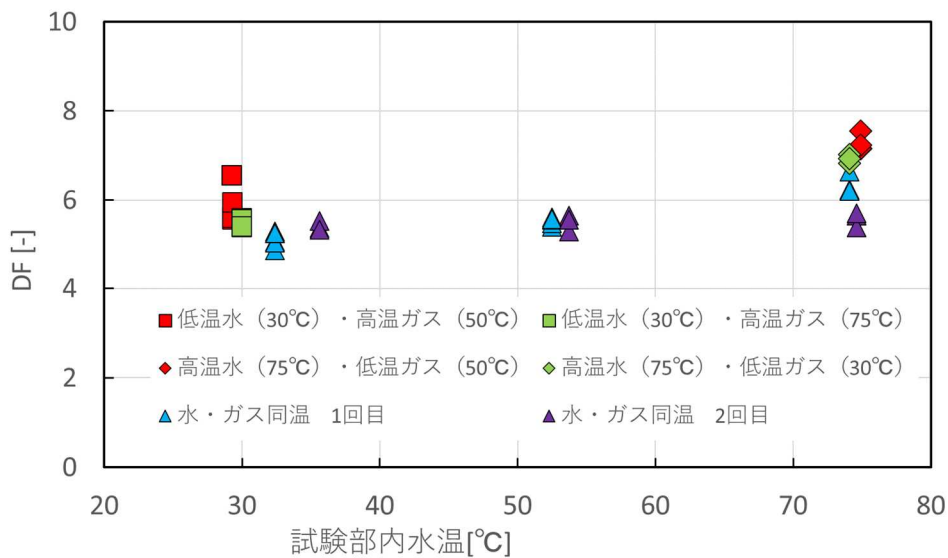
これらの実験結果から、前プロジェクトにおいて観測された温度依存性は、水面上空間ガスの過冷却に伴う粒子成長によって、一部の粒子が上部出口サンプリングまで輸送されないことに起因していたと考えられる。これは、実験装置の特徴による効果であり、装置改良によって計測誤差が低減された結果、DF のプール水温依存性は有意ではないことが確認できた。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 平成 28 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査) 事業に関する報告書, 2017. <sup>44</sup>

図 2.14 プールスクラビング実験装置 PONTUS の模式図

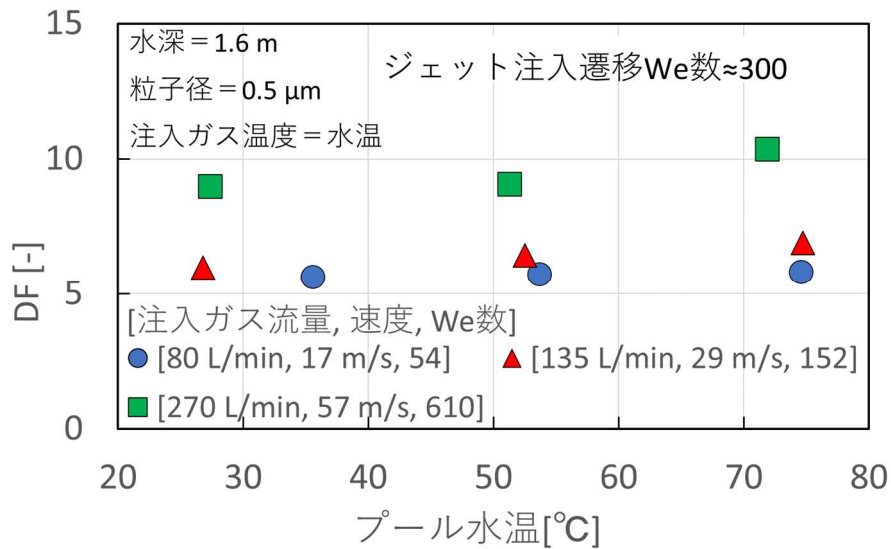
Figure 2.14 Schematic view of pool scrubbing experiment facility PONTUS



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 <sup>15</sup>

図 2.15 水温とガス温度が異なる条件における水温依存性調査実験の結果

Figure 2.15 Experimental results of water temperature dependency investigation under the different gas temperature conditions with the water temperature



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査) 事業に関する報告書, 2022. <sup>16</sup>

図 2.16 注入ガス流量が異なる条件における水温依存性調査実験の結果

Figure 2.16 Experimental results of water temperature dependency investigation under the conditions with the different injection gas flow rate

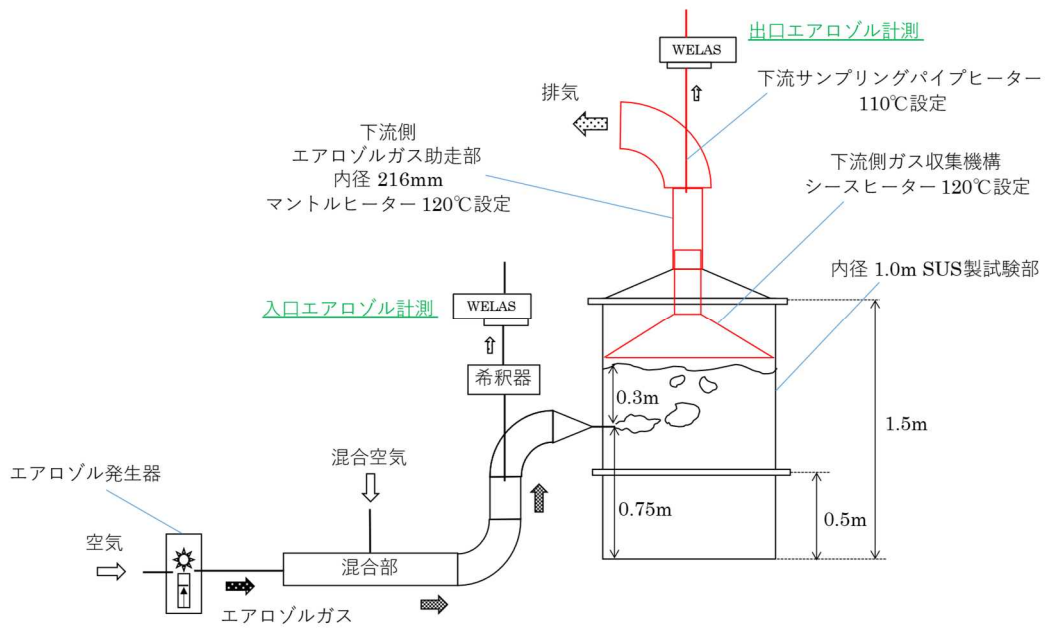
### 2.3.2 高速ガスジェット注入時のスクラビング効果

初期蒸気凝縮を伴わない高速ガスジェット注入条件でも 0.3 m 程度の低水深で 90% 程度の粒子が除去されることが報告されており <sup>49</sup>, その除去効果はプールスクラビングにおける支配因子の一つである。注入気体の慣性と水の表面張力の比である We 数が遷移臨界 We 数 (約 300) を超えると、初期注入気泡がグローブユール (低速ガス注入) からジェットへ遷移する。SPARC-90 <sup>7</sup> 等の代表的なプールスクラビングの DF 評価コードは、主にグローブユールを対象に構築されており、ガスジェット注入条件に対する評価が困難である。近年、限定的な条件におけるガスジェット注入時のスクラビングモデル <sup>49, 50</sup> がいくつか提案されているものの、信頼性が高い実験データベースによる予測精度の妥当性確認や適用条件の拡張等のモデル高度化は未だ重要度の高い研究トピックとして共通認識されている。これらを踏まえ、ガスジェット注入時の DF 計測実験を実施し、これを用いて以下で示される DF 相関式 <sup>49</sup> の妥当性を確認した。

$$DF = \left( 1 - \frac{0.98}{1 + 1.0847 \exp(-1.0528 \times 10^8 St^{3.7885} - 0.7257S)} \right)^{-1} \dots \dots \dots (2.3.1)$$

ここで、St と S はそれぞれ注入粒子のストークス数とプールに対する注入ガスの飽和度 (S > 0 で凝縮条件) である。

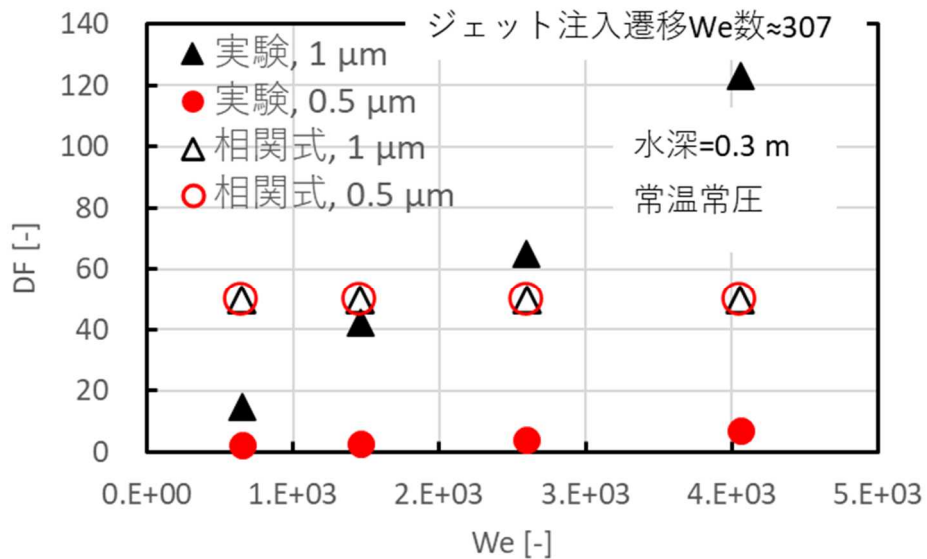
実験は、図 2.17 に示すように、内径 1.0 m、全高 1.5 m の実験部で実施した。エアロゾルは、実験部側面に設置した内径 10 mm の注入ノズルから、横向きにプール水に注入され、初期ガスジェットから分裂した気泡が上昇する過程のスクラビング効果を極力排除するために、水深（注入ノズルから水面までの距離）は浅い 0.3 m に設定した。実験は、常温（15°C～25°C）のプール水温で実施され、注入ガス（空気）温度はプール水温とほぼ同じとした。プール水面上空間の温度低下を防ぐために、傘構造ガス収集機構を含む水面上部配管は加熱され、傘構造ガス収集機構の下端はプール水面から 0.05 m 上に設置した。粒子径が 0.5  $\mu\text{m}$  と 1.0  $\mu\text{m}$  の 2 種類の単分散  $\text{SiO}_2$  粒子に対して、注入ガス流量を 300、450、600、750 L/min（We 数 $\approx 6.5 \times 10^2$ 、 $1.5 \times 10^3$ 、 $2.6 \times 10^3$ 、 $4.1 \times 10^3$ に相当）に変え、各ガスジェット注入条件における DF を WELAS の粒子計測に基づいて評価した。本実験では、We 数の定義式における流体の密度や表面張力、代表長さはケースごとに変化しないため、We 数は注入ガス流量によって決定する。図 2.18 に DF の実験結果及び比較のために注入ガスが蒸気をほぼ含まない乾燥空気条件であることを考慮して  $S \approx 0$  として予測した DF を示す。実験結果から、各粒子に対して、We 数（注入ガス速度）の増加に伴って DF は単調増加し、特に 1.0  $\mu\text{m}$  粒子の DF 増加が顕著で、最高で  $DF > 100$  と高いスクラビング効果が観測された。DF の増加傾向の要因として、注入ガス速度の増加に伴う気液界面への粒子の慣性衝突確率の増加が考えられる。一方、相関式で予測した DF は、ほぼ全ての実験条件で相関式の DF 上限値  $50 (= (1 - 0.98)^{-1})$  に漸近し、実験結果と大きく乖離した。特に 0.5  $\mu\text{m}$  粒子に対する予測精度が低く、1.0  $\mu\text{m}$  粒子を用いた実験結果で構築された相関式<sup>49</sup>の他の粒子径への適用性が課題として示された。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構<sup>16</sup>

図 2.17 ガスジェットスクラビング実験装置

Figure 2.17 Gas jet scrubbing experimental facility



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構<sup>16</sup>

図 2.18 ガスジェットスクラビング実験に関する実験結果と相関式の予測結果の比較

Figure 2.18 Comparison of the experimental results with predictive results of correlation on gas jet scrubbing experiments

## 2.4 総合評価

令和2年度から令和4年度にかけて実施した筑波大学及びJAEAへの委託により、重大事故時の広範囲な条件において支配的なスクラビングの機構の把握を目的として実験及び解析を実施した。本プロジェクトで取得した成果を以下の観点でまとめる。

### (1) 実験データの取得

最新知見を踏まえて抽出した重要かつ知見が不足している現象について、単一気泡、気泡群及び高速ガスジェット条件下における二相流及びDFの計測を実施した。取得した実験データは、単一気泡のエアロゾル粒子除去機構、気泡群における二相流動挙動とDFの関係、気泡相互作用及びプール温度によるDFへの影響であり、スクラビング現象の機構の把握及びSPARC-90モデル<sup>7</sup>上の不確実さ同定に活用できる。

### (2) 現象の機構の把握

単一気泡、気泡群及び高速ガスジェット条件下における二相流動に基づくエアロゾル粒子の除去に支配的な機構を同定した。

- ・ 単一気泡によるプールスクラビング効果：単一気泡ではエアロゾル粒子濃度場が高い位置が気泡の下面に見られた一方で、気泡径が増大するにつれて濃度の高い位置が気泡の側方に移動する機構を明らかにした。
- ・ 気泡相互作用によるDFへの影響：気泡間の相互作用が強い程、各気泡が誘起する液相流れが周囲の他の気泡挙動に影響を及ぼした。また、気泡の合体による大気泡化が生じることで、DFに影響を与える気泡上昇速度が増加する機構を同定した。
- ・ プール温度によるDFへの影響：水面上空間ガスの過冷却に伴う粒子成長によって、一部の粒子が上部出口サンプリングまで輸送されないことに起因する計測上のDF増加であり、DFのプール水温依存性は有意ではないことが示された。
- ・ 高速ガスジェット：エアロゾル粒子に対して、We数の増加に伴って慣性衝突による除去が卓越し、大粒径では極めて高いスクラビング効果が観測された。

### (3) 解析手法の高度化

MELCORに実装されているSPARC-90モデル<sup>7</sup>について、物質輸送係数の過小評価、気泡上昇速度に起因する気泡の液相滞在時間の未考慮、さらに上昇過程における気泡合体の未考慮が課題として同定された。また、SPARC-90モデル<sup>7</sup>は気泡群の界面積を過大評価する一方で、界面積の影響以上に個々の気泡からのエアロゾル粒子物質輸送係数を過小評価していることが明らかとなった。これらの知見から、プールスクラビング時における気泡群内のエアロゾル粒子輸送現象は、気泡界面積濃度の過大評価と単一気泡に対する物質移動係数の過小評価の双方を考慮することで、SPARC-90モデル<sup>7</sup>における不確実性を低減できることが示された。

#### (4) 事故対応への影響の把握

本実験及び解析で取得した知見は、プラント内放射性物質分布、設計漏えい及び格納容器破損時における環境へ放出されるソースターム評価に活用することが期待される。

### 3. ソースターム実験

#### 3.1 物理化学現象の抽出及び実験内容の検討

ソースターム評価においては、1.1.3 で記載したとおりヨウ素及びセシウムに関する炉内での移行挙動を評価することが重要である。しかし、近年の既往研究にて、以下の課題が指摘されている。

- ・ 燃料からの放射性物質の放出挙動：化学形態の影響を確認する必要がある<sup>51</sup>。
- ・ 構造材の影響や放射性物質同士の化学反応：速度論を含めた放射性物質の化学反応モデルによる検討の必要性が示された<sup>52</sup>。
- ・ 再移行挙動：配管等に沈着した放射性物質の化学反応による再蒸発等の現象が従来モデルには十分に反映されていない<sup>52</sup>。
- ・ 気体状放射性物質の気液間移行：物質移行モデルによる予測精度への影響を確認する必要がある<sup>24</sup>。

重大事故の発生により燃料から放出されたヨウ素及びセシウムを含む化合物(CsI、CsOH)や分子状ヨウ素は、SUS やインコネルの表面に化学吸着されることで炉内に保持される。しかし、これらにより沈着したFPは、安定して保持され続けるとは限らない。例えば、物理的な除去過程により構造材の表面に沈着した比較的大きなエアロゾルは、系内の気流場の影響により再び雰囲気中に巻き上げられる(再浮遊)可能性がある。さらに、雰囲気温度の変化に起因して、相変化を伴う再移行(再蒸発)が生じることも考えられる。また770 K以上の高温領域である原子炉圧力容器上部等においてFPが周囲の制御材や構造材等と反応することも考えられ、実際にエアロゾル化したCsIとホウ素との間で化学反応が生じ、ヨウ素ガスが発生することが確認されている<sup>52</sup>。PHEBUS FPでは、セシウムとモリブデンが同じ箇所の配管に沈着していたことが観察され、セシウム-モリブデン化合物を形成していたことが示唆された。これはほとんどがCsIとして炉内を移行し、配管等に沈着する等して炉内に保持されていると考えられていたヨウ素が遊離した可能性があることを意味する。

これらを踏まえて、ソースターム評価に関する不確実さ低減及びこれに係る現象を特定することを目的として、放出速度実験、化学反応実験、再移行挙動実験、物質移行係数に関する実験の四つのテーマについて実験を実施した。図3.1に、これらの現象に対応した重大事故総合解析コードで使用されるモデルについて示す。

- ・ 放出速度実験：令和2年度から令和3年度にかけて福井大学との共同研究により、化学量論比として簡素かつ環境放出の際に重要な核種であるヨウ素及びセシウムを含んだ化合物CsIに注目し、結晶粒径の違いも考慮して作製した模擬燃料からのCsIの放出速度係数を評価する手法構築のための実験を実施した<sup>18</sup>。

- ・ 化学反応実験：令和 2 年度から令和 7 年度にかけて JAEA への委託により、PHEBUS FP で生成が示唆されたセシウム-モリブデン化合物の生成機構を確認するため、CsI と MoO<sub>3</sub> を用いた気相中の化学反応に係る実験を実施した<sup>19, 20, 21, 22</sup>。
- ・ 再移行挙動実験：令和 2 年度から令和 7 年度にかけて JAEA への委託により、想定される 4 つの再移行挙動のうち、最も影響が大きい現象の特定を実施した。また化学反応実験の結果を参考に、PHEBUS FP にて発生した可能性が示唆された、セシウム-モリブデン化合物の形成によるヨウ素の遊離に着目した実験を実施した<sup>19, 20, 21, 22</sup>。
- ・ 物質移行係数に関する実験：令和 2 年度から令和 6 年度にかけて JAEA との共同研究により、気液二相流条件における冷却水中の溶存気体の再揮発現象のほか、化学反応挙動として幅広い気体状 FP の気相での反応現象を解明するため、モデルの作成及び実験を実施した<sup>24</sup>。

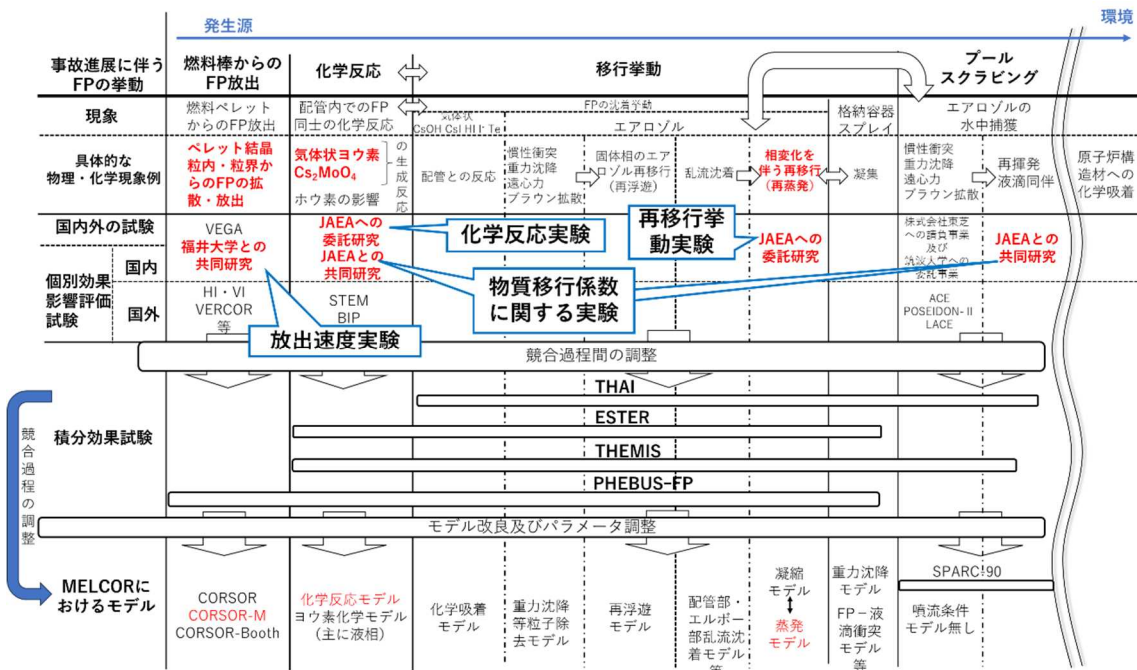


図 3.1 環境放出される放射性物質の計算手順及び実験で対象とした現象の関係図  
 Figure 3.1 Calculation procedure for radioactive materials released into the environment and relationship diagram of the phenomena targeted in the experiment

### 3.2 放出速度実験

結晶粒径の違いを考慮し、模擬燃料からの CsI の放出速度係数を評価する手法を構築した<sup>18, 51, 53, 54</sup>。本項目は福井大学との共同研究により実施し、次のとおり実験を行った。

- ・ 結晶粒径が異なる模擬燃料試料を 2 種類作製し、それぞれに CsI を含有させた。
- ・ 作製した試料から放出する CsI ガスを質量分析装置で同定しつつ計測した。
- ・ 計測したデータを用いて、燃料から放出される CsI の放出速度係数を導出した。

これらの内容を以下に記述する。

### (1) CsI を含有した模擬燃料試料の作製

実験に供する模擬燃料を作製した。模擬燃料には、 $\text{UO}_2$  と同じ蛍石型結晶構造（立方晶）をとる YSZ ( $\text{ZrO}_2$  に  $\text{Y}_2\text{O}_3$  を含有させたもの) を用いた。そして YSZ を 2 種類の方法で焼結し、異なる粒径の試料を作製した。作製した試料をそれぞれ SPS と UHTF と呼称する。これらの結晶粒径はそれぞれ  $0.5\sim 2.5\ \mu\text{m}$  と  $1.5\sim 10\ \mu\text{m}$  であった。SPS と UHTF の外観と電子顕微鏡画像を図 3.2 に示す。その後、作製した試料それぞれに粉末状の CsI を乗せて  $933\ \text{K}$  で 10 分間加熱し、CsI を試料へ浸透させた。

### (2) 質量分析装置によるデータの測定

四重極型質量分析器と加熱炉を組み合わせた測定装置を用いて、(1) で作製した試料を加熱するとともに、放出される CsI ガスのイオン電流を、質量分析器を用いて測定した。その後、測定したイオン電流を用いて、CsI の蒸気圧の温度依存性を評価した。

### (3) CORSOR-M モデルにおける CsI の係数の導出

実験では、模擬燃料内の CsI は凝縮相(s,l)から気体(g)へと変化し、模擬燃料から放出されていたと仮定すると、相変化の反応式で表現することができる。この平衡定数を熱力学の関係式を用いることで次式へ展開することができる。

$$\ln(p(\text{CsI})) = \ln(C) - \frac{\Delta H}{R} \cdot \frac{1}{T} \cdots \cdots \cdots (3.2.1)$$

ここで、 $p(\text{CsI})$  は CsI の蒸気圧、 $C$  は定数、 $\Delta H$  はエンタルピー変化量、 $R$  は気体定数、 $T$  は温度である。図 3.3 は評価した CsI の蒸気圧を式(3.2.1)のとおりアレニウス式でプロットしたものである。この蒸気圧のフィッティング線の傾きと切片から、 $\Delta H$  と  $C$  が求められる。また、式(3.2.1)を展開すると、式(3.2.2)となる。

$$p(\text{CsI}) = C \cdot \exp\left(-\frac{\Delta H}{RT}\right) \cdots \cdots \cdots (3.2.2)$$

核燃料の結晶粒内で核分裂によって生成した FP の原子は、結晶粒内を拡散し、最終的に燃料外へ放出されると考えられている<sup>55</sup>。一方、MELCOR 等の重大事故総合解析コードに組み込まれている CORSOR-M モデルは、ORNL で実施された小規模実験結果に基づき、燃料中に残留する FP インベントリに対する放出割合を評価するための放出速度係数を、アレニウス式により相関化した経験的モデルである<sup>56</sup>。ここでは、ある時間において燃料から放出される特定の FP の放出割合  $F$  は次の式で求められている。

$$F = 1 - \exp(-k(T) \cdot t) \cdots \cdots \cdots (3.2.3)$$

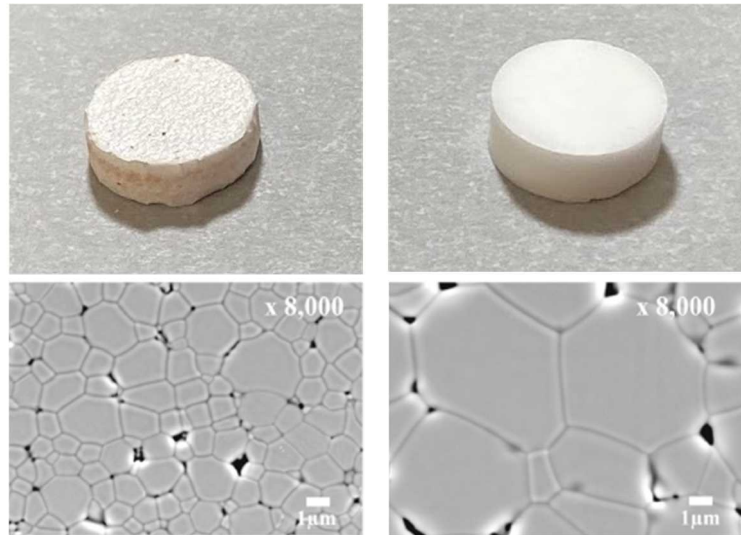
$F$  を評価する際に使用される、ある温度における特定の FP の放出速度係数  $k(T)$  の評価モデルとの一つとして CORSOR-M モデルが使用される。このモデルは式(3.2.4)で定義される。

$$k(T) = k_0 \cdot \exp\left(-\frac{Q}{R \cdot T}\right) \cdots \cdots \cdots (3.2.4)$$

ここで、 $k_0$  は燃料から放出される FP の種類に依存する定数、 $Q$  は燃料から放出される FP の種類に依存する活性化エネルギーである。このとき、式(3.2.3)における  $k_0$  及び  $Q$  は、式

(3.2.2)における  $C$  及び  $\Delta H$  にそれぞれ対応することから、CsI に対する放出速度係数のパラメータ  $k_0$  及び  $Q$  を導出することが可能である。

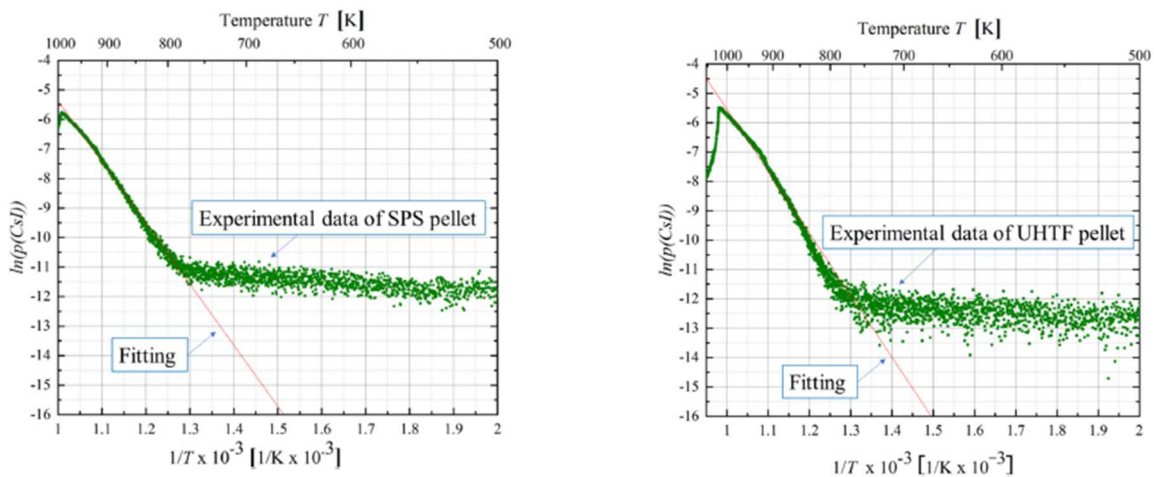
以上より、特定の化合物を含有させた模擬燃料を作製し、試料から放出されるガスを質量分析器で計測して蒸気圧を評価し、式(3.2.1)でプロットしてフィッティング線の傾きと切片を求めることで、 $k_0$  と  $Q$  が導出できることを確認した。



出典) Taira, M., Fujiwara, T., Arita, Y., Study on CsI release rate coefficient from fuel for source term evaluation, Annals of Nuclear Energy, Vol. 216, 2025. <sup>53</sup>

図 3.2 作製した試料の外観と電子顕微鏡画像（左：SPS 右：UHTF）

Figure 3.2 Appearance and Grain image of fabricated pellet by SEM (left: SPS, right: UHTF)



出典) Taira, et al. <sup>53</sup>

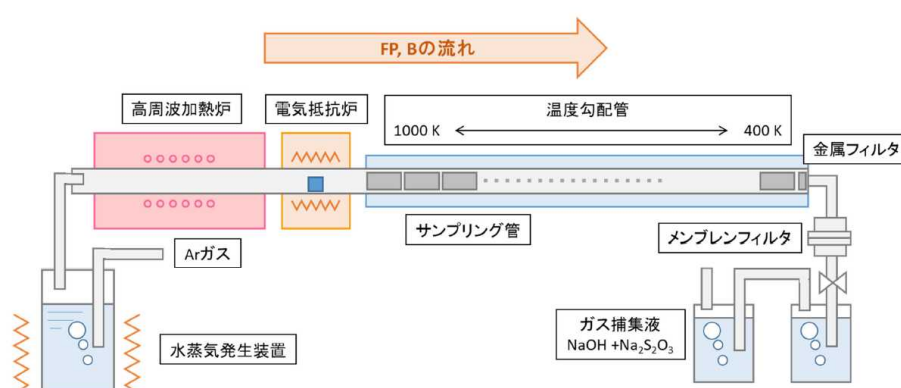
図 3.3 CsI に関する  $\ln(p(\text{CsI}))$  と  $1/T$  のプロット及びフィッティング線（左：SPS 右：UHTF）

Figure 3.3 Plot and fitting of  $\ln(p(\text{CsI}))$  vs.  $1/T$  for CsI (left: SPS, right: UHTF)

### 3.3 化学反応実験及び再移行挙動実験

本項目は、令和2年度から令和7年度にかけて実施した JAEA への委託により実施した。化学反応実験及び再移行挙動実験には JAEA が所有する TeRRa を用いた。TeRRa の模式図を図 3.4 に示す。本装置は試料を蒸発させる加熱炉部、1000~400 K の範囲で 100 mm ごとに 50 K の温度差をつけた温度勾配管、温度勾配管の内側に挿入した SUS304 製のサンプリング管、TeRRa を通過するガス中のエアロゾルを捕集するフィルタ及びガス捕集瓶から構成される。

実験後の分析として、実験前後のろつぼ・サンプリング管・フィルタ等の秤量、これらに沈着した物質やガス捕集瓶内の溶液の ICP-MS、SEM/EDS、XRD、ラマン分光計測を行った。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 令和2年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化) 事業, 2021. <sup>19</sup>

図 3.4 TeRRa の模式図

Figure 3.4 Schematic view of TeRRa

#### 3.3.1 化学反応実験

PHEBUS FP の解析結果から、配管に沈着したセシウム化合物にはセシウム-モリブデン化合物が含まれている可能性が示された<sup>52</sup>。セシウム-モリブデン化合物はセシウム化合物が反応することにより生成されると考えられるが、一方で燃料から放出されるヨウ素はほとんどがセシウムと結合した CsI の形であると考えられている。炉内に保持されると予想される CsI がセシウム-モリブデン化合物を形成する場合、CsI からヨウ素が遊離することによって炉内の I<sub>2</sub> ガスの量が多くなることとなり、環境中に放出されるヨウ素の割合が従来考えられていた量より多くなる可能性がある。以上の懸念から、セシウム-モリブデン化合物が生成されることを実験的に確認するため、非放射性のセシウム・ヨウ素・モリブデンを含有した化合物を試料として、重大事故時における FP の炉内移行時の条件を想定した実験を行った。

## (1) 実験条件

表 3.1 に示す条件で化学反応実験 (CR 実験) を実施した。CR-1~CR-5 では、セシウム-モリブデン化合物が生成される条件を確認するため、試料として CsI と MoO<sub>3</sub> を用いた。CR-6 及び CR-7 では、燃料中のセシウムとヨウ素のインベントリ重量比には運転停止直後に約 13 倍の差があることを考慮して、CsI と CsOH を約 1:10 の重量比で供与して実験を行った。

## (2) 実験結果

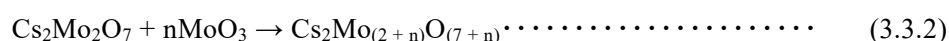
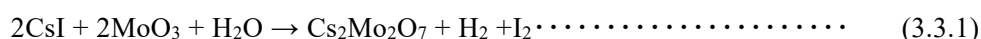
### ① CR-1 及び CR-2 で得られた知見

これらの実験では雰囲気中に酸素を用いない条件で実施した。CR-1 の実験後の分析から、CsI と MoO<sub>3</sub> 間で反応はなかったことが確認された。また、熱力学的平衡計算から、セシウム-モリブデン化合物の生成には酸素が必要であることが推定された。CR-2 の実験後の分析からヨウ素 (I<sub>2</sub> ガス) は確認されず、CsI は CsI 単体では分解しないことを確認した。

### ② CR-3、CR-4 及び CR-5 で得られた知見

CR-1 の再現実験である CR-3 では、CR-1 とほぼ同じ傾向の結果が得られた。サンプリング管に沈着した物質における元素の物質量を図 3.5(a)に示す。セシウムとヨウ素の物質量は全温度領域にわたりほぼ一致している一方で、モリブデンはこれらとは一致しなかった。このことから、セシウムとヨウ素は CsI として挙動しており、モリブデンは試料と同一の化学形態である MoO<sub>3</sub> として存在していたと考えられる。図 3.6(a)に CR-3 実験後の TeRRa 下流におけるチューブの外観を示す。当該チューブは着色していなかったことから、後述するように、本実験条件下では I<sub>2</sub> ガスは発生していなかったと推察される。

CR-4 は、CR-1 や CR-3 の条件に 1%濃度の O<sub>2</sub> を追加して実施した。サンプリング管に沈着した物質の元素割合を図 3.5(b)に示す。図 3.5(a)と比較すると、ほぼ全温度領域においてセシウムとモリブデンの物質量の比は約 2:1 の割合である一方で、ヨウ素の物質量の比は両者と大きく離れていることが確認できる。これはセシウムとモリブデンが化合物として振る舞っており、ヨウ素は単体 (I<sub>2</sub> ガス) として振る舞っていたためと考えられる。セシウムとモリブデンの化合物が形成されたことを確認するため、実験後のサンプリング管の内壁を対象にラマン分光計測を行った (図 3.7)。ここでは Cs<sub>2</sub>MoO<sub>4</sub> よりも更にモリブデンが多く結合した高次のセシウム-モリブデン化合物が観察された。このため次の化学反応が起きたと想定される。



ここで n は任意の自然数である。また、図 3.6(b)に CR-4 実験後の TeRRa 下流のチューブを示す。ここでは図 3.6(a)と比べてチューブが着色したが、これは I<sub>2</sub> ガスが発生したた

め着色したためと考えられる。以上から、雰囲気中に  $O_2$ 、CsI 及び  $MoO_3$  が存在する場合、セシウム-モリブデン化合物が形成されることを確認した。

CR-5 では CR-2 に 1%濃度の  $O_2$  を追加した条件で実施した。その結果は CR-2 と同様であり、CsI 単体では分解しないと評価した。ただし、後述の 3.3.2 項のとおり、この結果には疑義が生じている。

### ③ CR-6 及び CR-7 で得られた知見

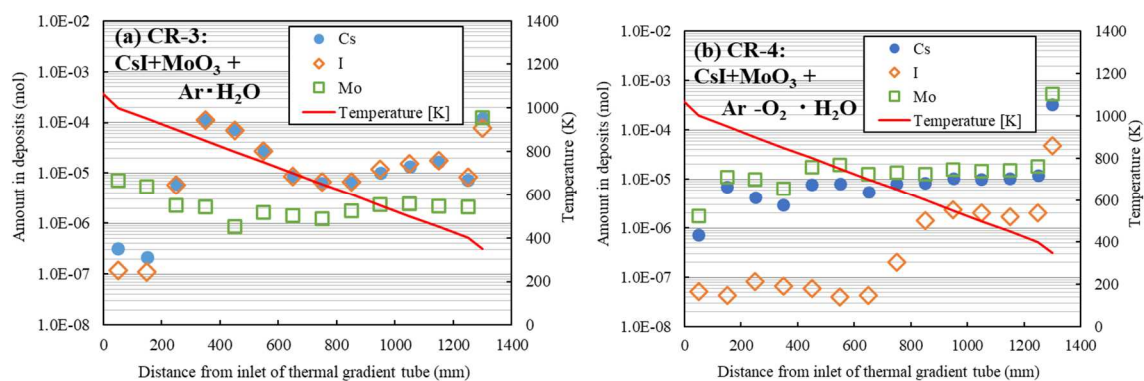
CR-6 では、実験後のサンプリング管内壁のラマン分光計測等からセシウム-モリブデン化合物の存在を確認できた。ただし、その生成割合は CR-4 より大幅に低下した。これは電気抵抗炉内の構造から、サンプリング管の沈着前に CsOH と  $MoO_3$  間で反応が起きたことが原因と考えられる。このため CR-7 では電気抵抗炉内を改良し、再度実験を実施した。実験では CsOH のエアロゾルが大量に発生し、装置内部の圧力が上昇したため実験開始から 10 分で緊急停止させた。実験後のサンプリング管内壁のラマン分光計測等から、セシウム-モリブデン化合物が沈着したことを確認したが、チューブがほぼ透明であったことから発生した  $I_2$  ガスは少なかったと予想され、セシウム-モリブデン化合物の生成量も少なかったと考えられる。

以上から、雰囲気に酸素が存在すれば式(3.3.1)や式(3.3.2)の反応が促進され、セシウム-モリブデン化合物及び  $I_2$  ガスが生成される可能性が示唆された。

表 3.1 化学反応実験における実験条件一覧

Table 3.1 List of test conditions for chemical reaction experiments

実験No.		CR-1	CR-2	CR-3	CR-4	CR-5	CR-6	CR-7
実施年度		令和2年度		令和3年度		令和4年度	令和5年度	令和6年度
試料	化合物	CsI MoO <sub>3</sub>	CsI	CsI MoO <sub>3</sub>	CsI MoO <sub>3</sub>	CsI	CsOH CsI MoO <sub>3</sub>	CsOH CsI MoO <sub>3</sub>
条件	ガス フロー 雰囲気	Ar + H <sub>2</sub> O			Ar-O <sub>2</sub> + H <sub>2</sub> O			
実験結果	セシウム-モリブデン化合物生成	無	無	無	有	無	有	有
	チューブ着色	無	無	無	有	無	ほぼ無	ほぼ無

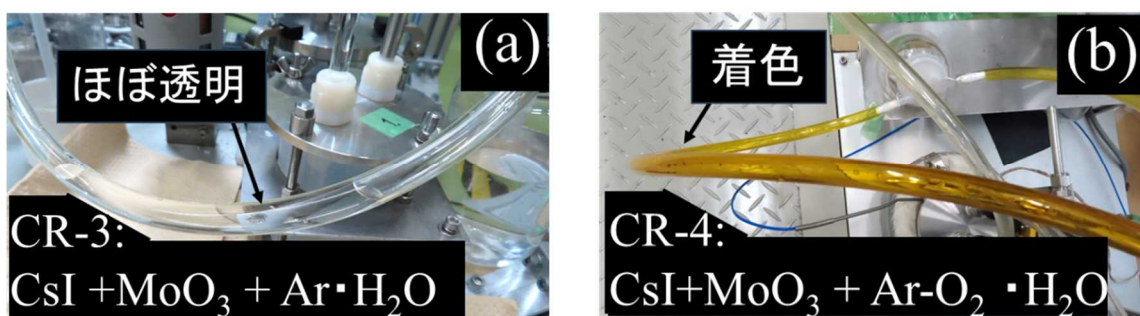


出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化) 事業, 2022. <sup>20</sup>

(一部編集)

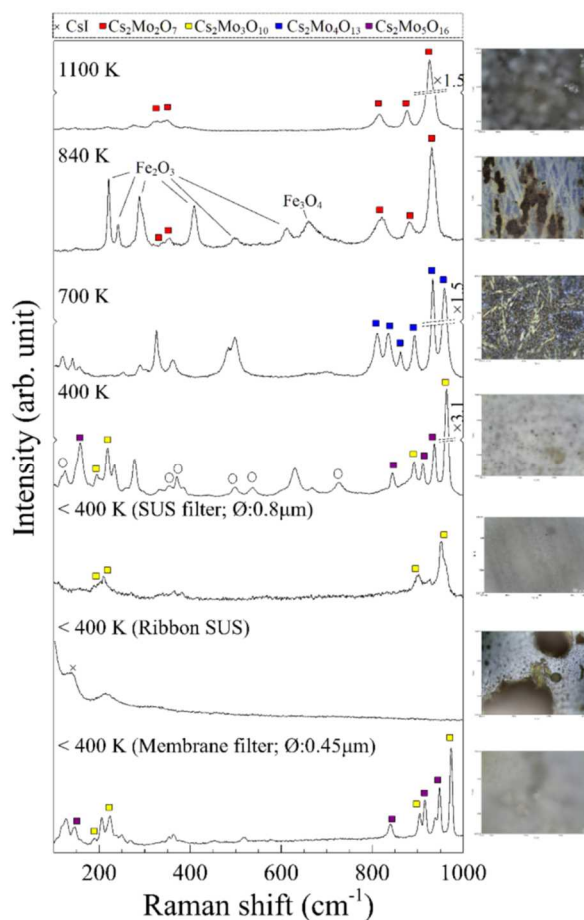
図 3.5 サンプルング管のセシウム、ヨウ素、モリブデンの元素量 (CR-3(a)、CR-4(b))

Figure 3.5 Amounts of cesium, iodine, molybdenum (CR-3(a) and CR-4(b))



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 令和4年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化) 事業, 2023. <sup>21</sup>  
(一部編集)

図 3.6 CR-3(a)及びCR-4(b)における実験後のチューブ外観  
Figure 3.6 Appearance of the tube after testing in CR-3(a) and CR-4(b)



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 <sup>20</sup>  
図 3.7 CR-4におけるサンプリング管沈着物のラマンスペクトル  
Figure 3.7 Raman spectra of deposits formed on the sampling tube for CR-4

### 3.3.2 再移行挙動実験

#### (1) 影響度解析

再移行現象が重大事故時のソースタームにどの程度影響を及ぼすか確認するため、気相のセシウムに着目して、Morris 法<sup>58,59</sup>により事故進展過程における影響度を評価した。解析コードには重大事故総合解析コード THALES-2<sup>60</sup>の ART コード<sup>61</sup>を用いた。

本解析では、スクラムから原子炉圧力容器破損までを「事故初期」、原子炉圧力容器破損から原子炉格納容器破損までを「事故中期」、原子炉格納容器破損以降を「事故晩期」と分類し、それぞれの期間で「再浮遊を含むエアロゾルの凝集」、「重力沈降沈着」、「凝縮・（再）蒸発」等の 12 の現象に対して影響度を評価した。その結果、事故晩期では再移行モデルの一つである再蒸発の影響度が相対的に大きくなった。したがって、重大事故対策に失敗した場合の事故晩期では再蒸発が重要な現象となり、その影響度は大きい。

再蒸発現象は、放射性物質の蒸気圧に依存した熱的な現象と化学反応実験における式(3.3.1)及び式(3.3.2)のような放射性物質の化学反応に起因する化学的な現象に分けられると予想される。そのため、化学反応に起因する化学的な再蒸発現象が考慮されていない従来の評価方法では、実際のソースタームに対し相対的に過小評価される可能性がある。

#### (2) 実験条件

再蒸発現象については、現在のところ化学反応に起因する再蒸発は考慮されていない。しかし、化学反応実験により、CsI と MoO<sub>3</sub>が酸素雰囲気中で反応しヨウ素ガスが発生する可能性が確認された。このことから、実際の炉内に近い雰囲気条件下において、CsI が反応してヨウ素ガスが発生する可能性の有無を明らかにすることを目的として、セシウム-モリブデン化合物の形成によるヨウ素の遊離に着目した実験を実施した（表 3.2）。本実験では RV-2 を除き、1 実験において加熱実験を 2 回実施した。例えば RV-1 や RV-3、RV-6 の Phase 1 では、試料に CsI のみを用いた加熱実験を実施した。この操作によりサンプリング管に CsI が沈着する。Phase 2 では試料に MoO<sub>3</sub>のみを用いて加熱実験を実施した。この操作により、サンプリング管に沈着した CsI と気相中の MoO<sub>3</sub>が接触し、式(3.3.1)及び式(3.3.2)に示す化学反応が発生することが期待される。その結果、化学的な再蒸発現象を再現することが可能となる。

RV-2、RV-4、RV-5 では試料に CsI のみを用いて実験を実施した。RV-1、RV-3、RV-6 では試料に CsI と MoO<sub>3</sub>を用いて実験を実施した。なお、RV-1 と RV-6 では Phase 1 と Phase 2 で雰囲気の条件が同じであり、RV-3 では Phase 1 と Phase 2 の雰囲気の条件が異なる。

#### (3) 実験結果

##### ① RV-1 及び RV-2 で得られた知見

RV-1 では、3.3.1 項の CR-5 と同様の条件である Phase1 の段階で、CR-5 の結果（図 3.8(a)）と異なり TeRRa 下流のチューブが着色し（図 3.8(b)）、I<sub>2</sub>ガスが発生したことが示唆され

た。このことから Phase 1 の段階で既に CsI が分解したことが示唆されたが、当初の計画どおり試料に MoO<sub>3</sub> のみを用いた Phase 2 を実施した。実験後のサンプリング管の観察の結果、740 K のサンプリング管で針状のセシウム-モリブデン化合物が観察されたほか、セシウム-クロム化合物が観察された。

RV-1 でセシウム-クロム化合物が観察されたことから、RV-2 では RV-1 の Phase 1 の条件を再現した。結果はチューブが着色し、実験後のサンプリング管表面に対するラマン光分析からセシウム-クロム化合物が生成されたことが確認された。この結果より、CsI とサンプリング管の SUS に含まれるクロムの間で、次の反応が発生したと考えられる。



表 3.2 再移行挙動実験における実験条件

Table 3.2 Experimental conditions for the remobilisation experiment

実験No.	RV-1		RV-2		RV-3		RV-4		RV-5		RV-6		
実験年度	令和5年度				令和6年度				令和7年度				
Phase	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2	
試料	CsI	MoO <sub>3</sub>	CsI	—	CsI	MoO <sub>3</sub>	CsI	—	CsI	—	CsI	MoO <sub>3</sub>	
条件	ガスフロー雰囲気		Ar-O <sub>2</sub> + H <sub>2</sub> O	Ar-O <sub>2</sub> + H <sub>2</sub> O	—	Ar + H <sub>2</sub> O	Ar-O <sub>2</sub> + H <sub>2</sub> O	Ar + H <sub>2</sub> O	Ar-O <sub>2</sub> + H <sub>2</sub> O	Ar + H <sub>2</sub> O	Ar-O <sub>2</sub> + H <sub>2</sub> O	Ar + H <sub>2</sub> O	
実験結果	セシウム-モリブデン化合物生成	—	有	—	—	—	有	—	—	—	—	—	無
	チューブ着色	有	有	有	—	無	有	無	無	無	有	無	無

② RV-3 で得られた知見

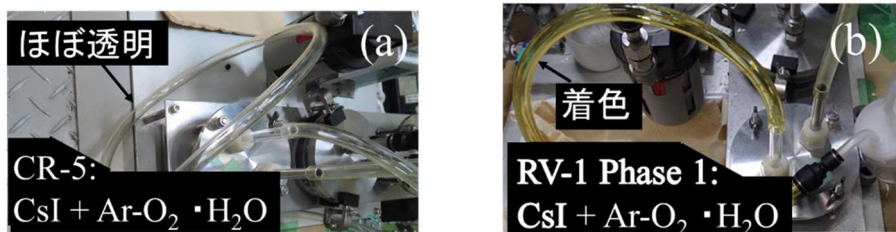
試料に CsI を用いた Phase1 は、ガスフローに Ar と水蒸気を供与して実験を行った。実験後のチューブの色は透明であったことから、I<sub>2</sub> ガスは発生しなかったと考えられる。Phase2 ではチューブが着色し、I<sub>2</sub> ガスが発生したと考えられる。また、実験後のラマン分光計測から壁面温度が 660K~860 K の部位でセシウム-モリブデン化合物が形成されたことを確認した。

③ RV-4 及び RV-5 で得られた知見

CsI と SUS 中のクロムとの反応における酸素の影響を確認するため、RV-4 及びその再現実験である RV-5 を実施した。両実験において、Phase 1 では試料として CsI を使い、Ar と水蒸気の混合雰囲気で行った。Phase 2 では試料を用いずに、ガスフローに O<sub>2</sub> を追加して実施した。いずれの実験においても Phase 1 ではチューブは透明であった。Phase 2 では、RV-4 では引き続きチューブは透明であったのに対し、RV-5 ではチューブの着色が確認された。一方、実験後に実施したラマン分光計測の結果、RV-4 及び RV-5 の両実験

において、壁面温度が 660～860 K の領域にセシウム-クロム化合物が形成されていることを確認した。

以上から、配管に沈着した CsI は雰囲気中の酸素濃度が高い場合、雰囲気中の  $\text{MoO}_3$  と反応し（化学反応実験と同様の式(3.3.1)や式(3.3.2)）、セシウム-モリブデン化合物及び  $\text{I}_2$  ガスが生成される可能性が示唆された。また、CsI は雰囲気中の酸素濃度が高い場合、サンプリング管の素材である SUS 中のクロム成分と反応し（式(3.3.3)）、セシウム-クロム化合物及び  $\text{I}_2$  ガスが生成される可能性が示唆された。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 令和5年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化) 事業, 2024. <sup>22</sup>

(一部編集)

図 3.8 CR-5(a)及びRV-1のPhase1(b)における実験後のチューブ外観

Figure 3.8 Appearance of tubes after testing in CR-5(a) and RV-1 Phase 1(b)

### 3.3.3 実験解析

実施した化学反応実験及び再移行挙動実験を対象に解析コードの妥当性を確認した。解析対象の実験と使用した解析コードを表 3.3 に示す。

表 3.3 解析した対象実験と使用コード

Table 3.3 Analyzed experiments and codes

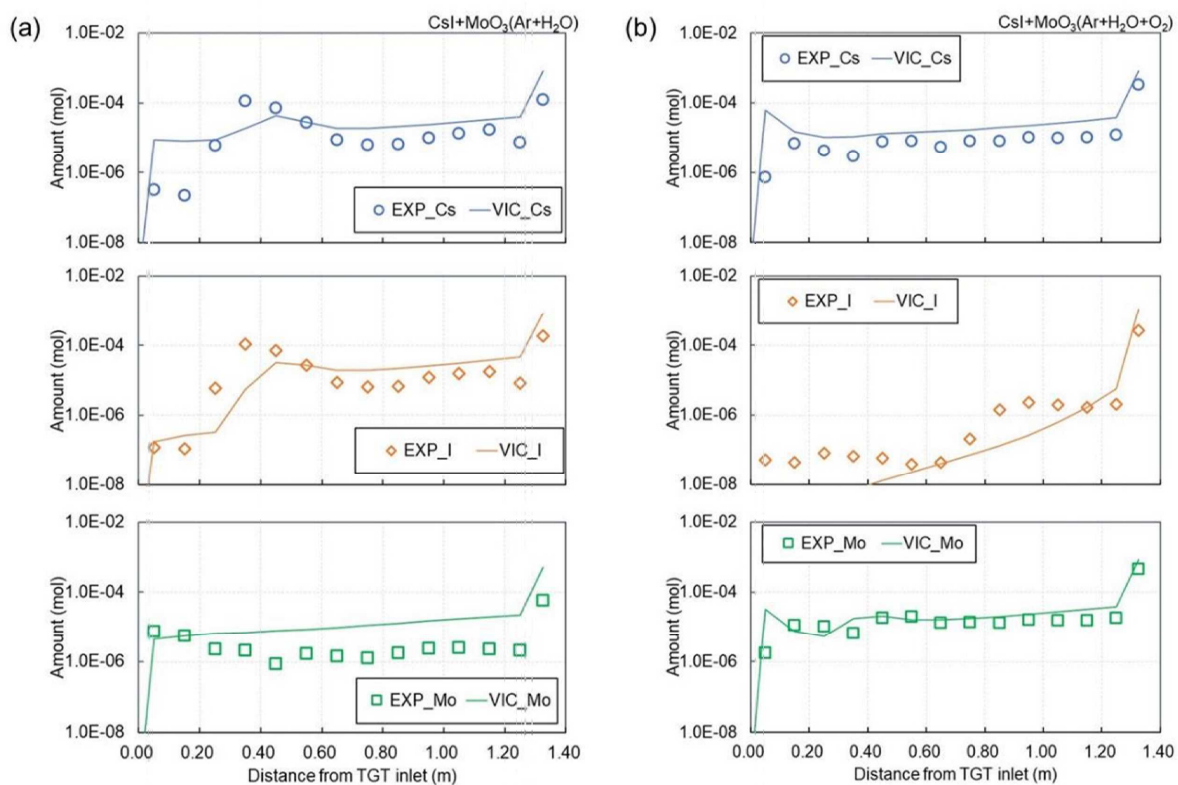
実施年度	令和 5 年度			令和 6 年度		令和 7 年度
解析対象	CR-3	CR-4	RV-1	CR-7	RV-3	RV-5
実験の種類	化学反応 実験		再移行挙動 実験	化学反応 実験	再移行挙動実験	
解析 コード	VICTORIA				ART	VICTORIA

#### (1) 化学反応実験の解析 (CR-3、CR-4 及び CR-7)

化学反応実験の CR-3、CR-4 及び CR-7 の解析には、米国サンディア国立研究所が開発した VICTORIA コード <sup>62</sup> を用いた。本解析コードは重大事故時における燃料からの FP の放

出挙動、FP 蒸気及びエアロゾルの移行・沈着挙動を考慮するとともに、流体中及び構造物表面において熱力学的平衡計算に基づく FP の化学的挙動を評価することが可能である。CR-3、CR-4 及び CR-7 の解析では、考慮する生成物に  $\text{Cs}_2\text{MoO}_4$  等のセシウム-モリブデン化合物を設定した VICTORIA コードで解析した。

その結果、CR-3 の解析は実験で得られたセシウム及びヨウ素の温度ごとのサンプリング管への沈着量の傾向並びにモリブデンがほとんど沈着しないという挙動を定性的に再現することができた。さらに CR-4 の解析では、酸素を用いない条件である CR-3 の解析と比較して、実験で観察された 850~800 K におけるセシウム及びヨウ素の沈着ピークの消失並びにヨウ素沈着量の低下を定性的に再現した。CR-7 の解析では、実験結果と同様に  $\text{CsOH}$  よりモリブデンが消費され、結果として  $\text{CsI}$  の分解が抑制されたことを定性的に示したことから、セシウムの比率が高い条件においても、化学平衡計算によりモリブデンの化学挙動を評価することが可能であるといえる。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構<sup>22</sup>

図 3.9 CR-3(a)及び CR-4(b)の解析結果

Figure 3.9 Analysis results of CR-3(a) and CR-4(b)

## (2) 再移行挙動実験の実験解析 (RV-1、RV-3 及び RV-5)

再移行挙動実験の解析は RV-1 では VICTORIA コードを、さらに RV-3 の解析には VICTORIA コードに加え、現在では化学平衡論に基づく MPEC2 モデル<sup>63</sup>が実装されてい

る ART コード<sup>61</sup>を用いた。考慮する生成物として Cs<sub>2</sub>MoO<sub>4</sub>等のセシウム-モリブデン化合物を設定したそれぞれのコードで計算した結果、いずれもサンプリング管におけるセシウムの沈着量分布は、Phase 1 及び Phase 2 の間でほとんど変化が認められなかった。一方、Phase 1 で沈着したヨウ素の量は、Phase 2 のモリブデンの流入により大きく低減した。これらの解析結果は、実験において観察された挙動を定性的に再現している。また、RV-3 における VICTORIA コードと ART コードの解析結果は、同様の挙動を示した。

また令和 7 年度には、RV-3 及び RV-5 に対して SUS 表面（クロムとの相互作用を確認）を考慮した解析を VICTORIA コードにて実施した。RV-5 は実験の結果において試料から放出されたガスの量が RV-3 に近いと選定した。考慮する生成物は Cs<sub>2</sub>MoO<sub>4</sub>等のセシウム-モリブデン化合物に加え、Cs<sub>2</sub>CrO<sub>4</sub>等のセシウム-クロム化合物を設定した。また考慮する SUS の反応深さを 0 nm、5 nm、100 nm とした。この結果、RV-3 については SUS 考慮の有無に関わらず、概ね実験結果を再現した。一方で、セシウム、ヨウ素、モリブデンの元素分布は微小に変化した。これは SUS 中のクロムにより Cs<sub>2</sub>CrO<sub>4</sub> 及び I<sub>2</sub> ガスが生じたためと考えられるが、その量は非常に少なかった。したがって、SUS との反応を考慮することによりクロムとの相互作用を考慮することができるが、その影響は非常に小さいことがわかった。また RV-3 と比べて Phase 2 のモリブデンの流入がない RV-5 の解析結果は、実験で得られた気体状ヨウ素の生成量に対して過小評価された。SUS の反応深さを 100 nm とした場合でも実験結果を再現することはできなかつたため、SUS との化学反応モデルについてはなんらかの課題があると予想された。

### 3.4 物質移行係数に関する実験

本項目は、JAEA との共同研究として実施した。格納容器内での二相流条件下におけるヨウ素化学種の再揮発現象に関するモデルの高度化を目的として、格納容器内での二相流条件下におけるヨウ素化学種の再揮発現象及び原子炉冷却系内等の高温領域における気体状放射性物質の生成現象を対象とし、次の 2 種類の実験を実施した。

#### 3.4.1 物質移行実験

プール水の放射線分解によって生成されるヨウ素ガス化学種の気相への再揮発により、気体状放射性物質の環境への放出量が増加する可能性がある。同現象が実機体系に与える影響を評価するためには、気泡流中における気液接触面を通じた物質移動現象を定量的に把握する必要がある。しかし、プール静水面からの移行は既存の重大事故総合解析コードで一部考慮されているが、減圧沸騰やスクラビング等によって発生する気泡界面における移行は考慮されていない。

気液間の物質移動現象は、主として気液接触面積、物質移動係数及び気液間の濃度差によって記述することができるが、各パラメータについて実験的な知見が不足している。このため、二相流条件下におけるヨウ素化学種を用いた気液間の物質移動係数を推定するた

めの理論モデルを構築し、同手法の妥当性を確認するための実験手法を考案して確認した<sup>64</sup>。理論モデルでは次式が成立すると仮定される。

$$\frac{K_b A}{K_a A} \approx \frac{D_b}{D_a} \dots \dots \dots (3.4.1)$$

- $K_a, K_b$  : 気体成分 a,b の総括物質移動係数 [m/s]
- $A$  : 気液界面積 [m<sup>2</sup>]
- $D_a, D_b$  : 気体成分 a,b の液相中拡散係数[m<sup>2</sup>/s]

本モデルの適用にあたっては、二つの気体成分の液相濃度の時間変化を同時に用いる。同一条件下で得られた濃度変化を用いることで、上昇する気泡界面における気体成分の気液間物質移動は、同一の気液接触面にて行われると見なすことができる。このことにより、気液接触面積等の実験条件に依存せずに物質移動係数  $K$  の値を得ることが可能となる。その場合、二つの気体成分の液相濃度の変化率の比から得られる物質移動速度の比は、各気体成分の液相中拡散係数  $D$  の比と等しくなる。これらの関係を利用し、任意の気体状物質の二相流条件下での物質移動係数を推定する。構築した理論モデルの妥当性を確認するため、物性値が既知である O<sub>2</sub> 及び CO<sub>2</sub> を用いた実験を実施した。実験装置の概略図を図 3.10 に示す。実験では、これら二つの気体を含む水溶液を作成し、そこに N<sub>2</sub> ガスを注入することで液相中から両気体成分を同時に脱気し、脱気過程における各気体成分の液相濃度の経時変化を測定した。実験で得られた液相濃度の時間変化データを理論モデルに適用し、物質移動係数を算出した。算出された値と既知の物性値から予測される値を比較した結果を図 3.11 に示す。比較の結果、物質移動係数の比と液相中拡散係数の比はおおむね一致し、本手法の妥当性が確認された。

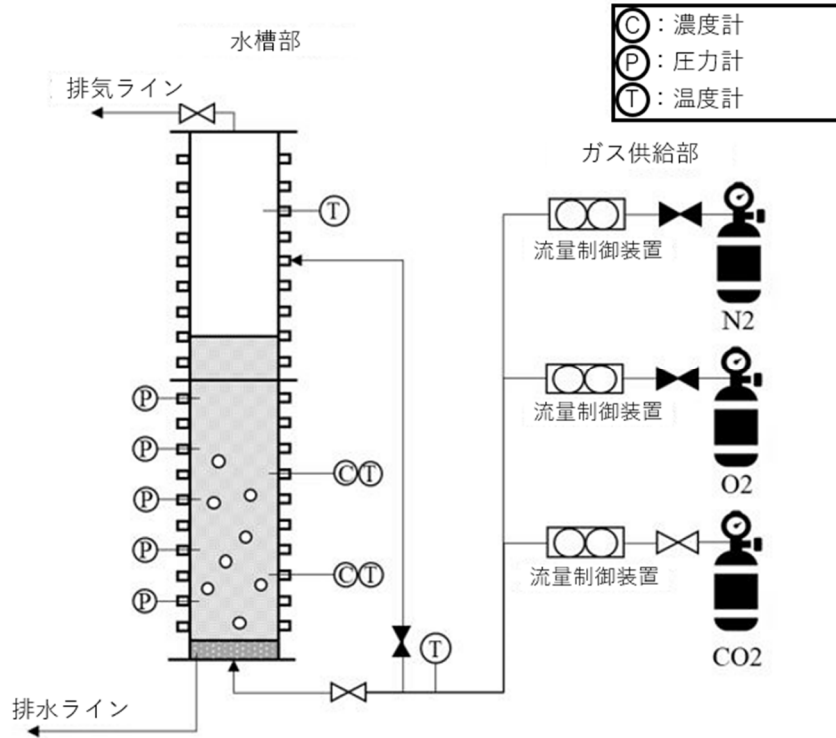


図 3.10 気泡塔実験装置の概略図

Figure 3.10 Schematic view of bubble column reactor

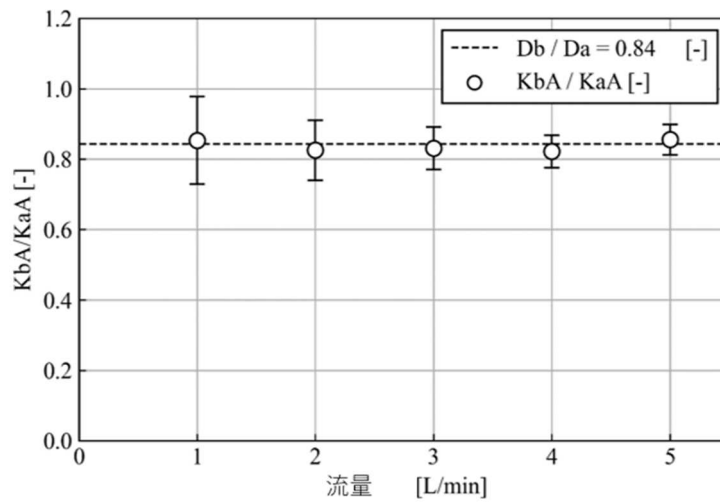


図 3.11 実験結果から得られた  $K_bA/K_aA$  及び拡散係数比

Figure 3.11 Experimental results of  $K_bA/K_aA$  with the ratio of diffusion coefficient

### 3.4.2 気相化学実験

重大事故総合解析コードでは、放射性物質の代表的な化学種の蒸気圧より気体状・エアロゾル状の割合を計算し、その後の移行挙動を推定しており、化学変化が起きる条件では放射性物質の環境放出量の評価に不確実さを含むと考えられる。一方で、炉心損傷後の高温条件下における化学形の変化については、実験的な知見が不足しており、既存の重大事故総合解析コードにおいて十分にモデル化されていない。特に、高温気相での化学反応の

経路、生成割合及び反応速度について、議論や物理モデルの妥当性確認に活用できる実験的な知見は実験・測定の難しさから限定的である。

原子炉冷却系内等の高温領域における化学反応挙動を解明するため、TG/DTA、反応炉、GC/MS からなる高温化学反応実験装置を製作した。実験装置の概略図を図 3.12 に示す。本装置では、2 種類の固体サンプルを TG/DTA で蒸発させ、反応炉にて反応させ、下流の GC/MS で分子量ごとのイオン強度をオンラインで同時測定する。また、固体試料気化部に TG/DTA を採用したことにより反応炉に導入される気体サンプル量が既知となり詳細な化学挙動について検討できることに加え、導入量の制御も容易となる。また、測定部に採用した GC/MS により、気体分子をイオン化し四重極の電場により質量分離し高感度に検出できる。一方で、同測定手法では一般に凝縮性（エアロゾル状）の化学種の測定は困難である。そこで、検出可能化学種を拡張するため、従来の質量分析計では検出が困難であった凝縮性化学種（CsI、セシウムガス等）についても分析可能とする改良を検討した。検討の結果、イオン源の温度が検出感度に重要な因子であることを特定し、質量分析計内イオン源に局所ヒーターを設計・製作し、設置した。導入した局所ヒーターにより 770 K まで昇温することで、気化試料混合/反応部から測定部に導入されたエアロゾル状化学種の検出（CsI、セシウムガス）を可能とした。本改良により、TG/DTA の系統 1 にてエアロゾル状化学種を蒸発させている際や系統 2 からホウ素等の反応物を続けて導入した際に、その化学種情報（分子量毎の感度）をオンライン測定し続けることでエアロゾル・気体割合の増減を評価することが可能となった。

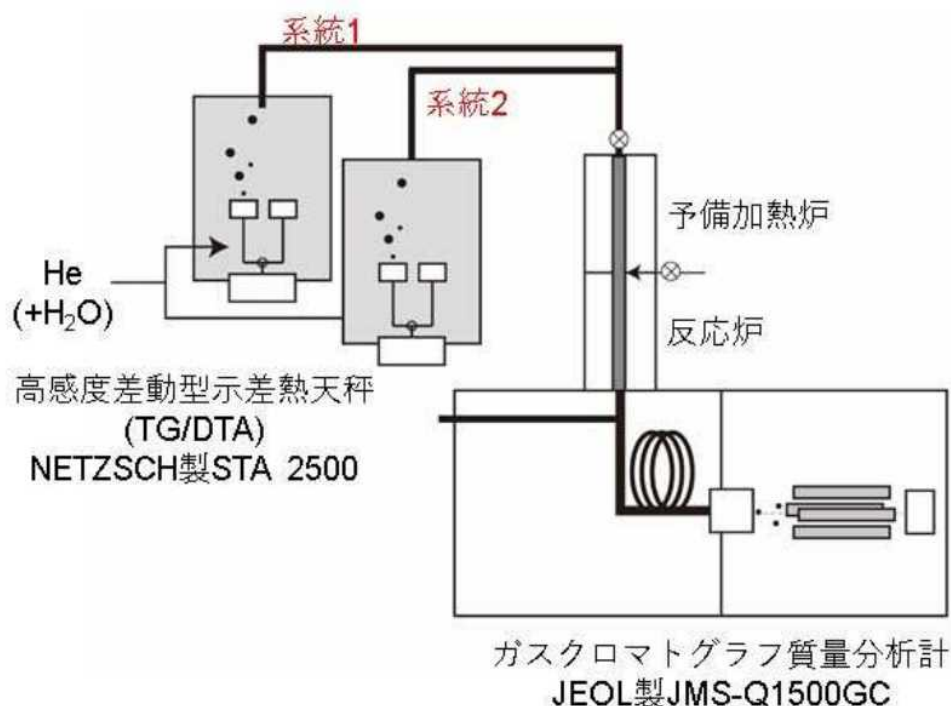


図 3.12 TG/DTA-GC/MS 実験装置の概略図

Figure 3.12 Schematic view of TG/DTA-GC/MS

本装置の改良効果を検証するため、ヨウ化セシウム(CsI)粉末を用いた試験を実施した。TG/DTAによりCsIを加熱・気化させ、質量分析計によりCs<sup>+</sup>(m/z 133)及びI<sup>-</sup>(m/z 127)のイオン強度を測定した結果を図 3.13 に示す。局所ヒーター導入前相当の条件(イオン源内部温度 423 K)では、TG/DTA において試料の蒸発が確認されているにもかかわらず、信号強度はバックグラウンドレベルにとどまった。一方、局所ヒーターにより約 723 K まで昇温した条件では、信号強度が 2 桁程度回復した。この結果から、改良した装置によりエアロゾル状化学種を含むサンプルのオンライン測定が可能であることを確認した。

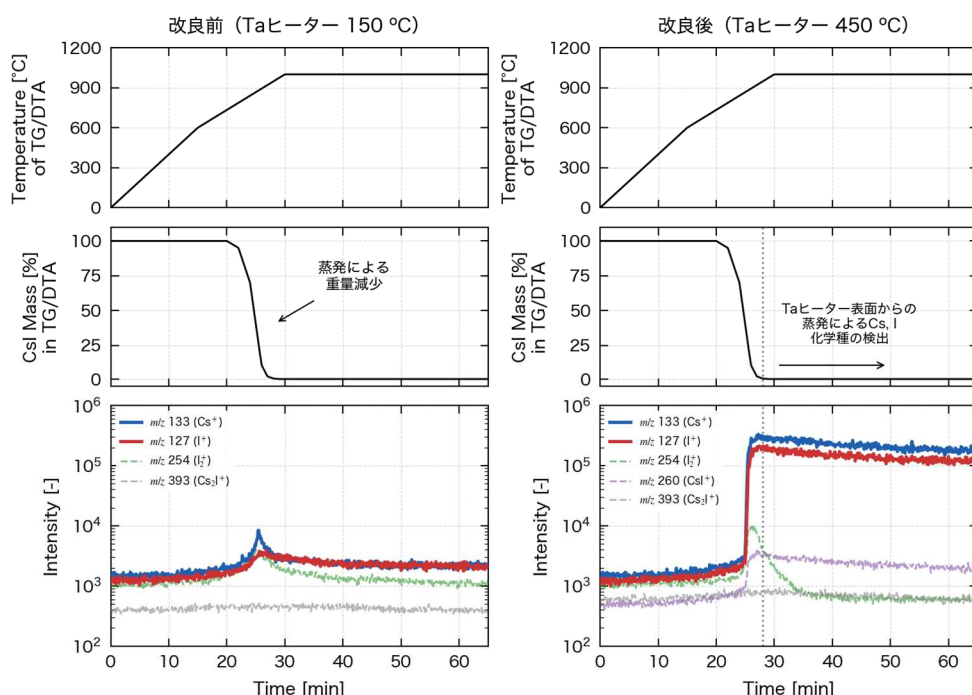


図 3.13 CsI 試験におけるイオン源局所ヒーターの効果 (左 : 改良前、右 : 改良後)

Figure 3.13 Effect of the in-situ ion source heater on the detection signals from CsI

### 3.5 総合評価

令和 2 年度から令和 7 年度にかけて実施した福井大学との共同研究並びに JAEA への委託及び共同研究により、重大事故時のソースタームに関する不確実さ低減及びこれに係る現象の特定を目的として 4 種類の実験を実施した。本プロジェクトで取得した成果を以下の観点でまとめる。

#### (1) 実験データの取得

最新知見を踏まえて抽出した重要かつ知見が不足している再蒸発現象、さらにこの現象に関係する CsI と MoO<sub>3</sub> の化学反応について、TeRRa で実験データを取得した。くわえて、二相流条件下での気液間物質移動係数を推定するための O<sub>2</sub>/CO<sub>2</sub> 同時脱気の濃度履歴等の

実験データを取得するとともに、高温気相領域における気体状生成物、CsI/セシウムガス等の凝縮性種をオンラインで検出した時系列データを取得した。

## (2) 各現象の把握

本研究で得られたデータに基づいて、燃料からの CsI の放出速度に関する係数の導出方法、セシウム-モリブデン化合物の反応機構及び液相中に溶存したヨウ素の気相への放出速度について知見を取得した。

## (3) 解析手法の高度化

化学反応実験及び再移行挙動実験の結果を利用し、熱力学的平衡計算を考慮可能な VICTORIA 等のコードにセシウム-モリブデン化合物の反応式を設定することで、これらの現象を再現できることを確認した。また、二成分の気体状物質を用いた実験により、気液界面積の不確かさの影響を受けにくい物質移行係数の推定手法を確認し、二相流条件下の再揮発現象のモデル化に資する知見を得た。

## (4) 事故対応への影響の把握

$I_2$  ガスの生成に寄与する気相での CsI と  $MoO_3$  の反応及び CsI の化学反応による再蒸発現象を実験的に確認した。このことから、配管等に沈着した CsI の化学反応による再蒸発現象が考慮されていない従来の評価手法では、発生するヨウ素ガスを過小評価している可能性がある。ただし CsI の再蒸発現象が発生するには気相中に酸素が存在する必要があることも確認した。また、水中に溶存するヨウ素の再揮発現象の律速因子である物質移行係数について実験で評価し、同現象が発生した際の影響を確認した。

燃料からの CsI の放出速度係数の導出方法を適用して他の化合物の放出速度係数を導出してゆくとともに、気相における CsI と  $MoO_3$  の反応及び CsI の化学反応に起因する再蒸発現象、さらに水中に溶存するヨウ素の再揮発現象の影響を考慮した評価を行うことで、重大事故時のソースターム評価において周辺公衆への被ばくに大きく寄与するヨウ素の環境放出量を高精度で評価することができ、原子炉建屋における重大事故緩和策の有効性評価の妥当性確認、さらには緊急事態発生時に配布する安定ヨウ素剤<sup>65</sup>の効果的な服用タイミングの評価に活用することが期待される。

## 4. 重大事故時雰囲気熱流動実験

### 4.1 物理化学現象の抽出及び実験内容の検討

重大事故時の格納容器内では、図 4.1 のとおり格納容器の破損に影響する熱流動現象が想定される<sup>66</sup>。1F 事故の分析結果や 1F 事故以降に導入された格納容器破損防止策を踏まえて、重大事故時の格納容器破損の評価において重要かつ知見が不足している熱流動現象を以下のとおり同定した。

1F 事故の分析からは、1F 事故で想定される格納容器上部フランジ破損時の 300°C 超の高温雰囲気条件の影響を考慮した。格納容器上部フランジが加熱されると、そのフランジを緊結するボルトが高温及び格納容器内圧によって伸びてフランジ面に有意な隙間が生じ、その結果、閉じ込め機能が低下する可能性がある<sup>67</sup>。重大事故時の格納容器上部フランジ近傍の熱伝達機構は、その過温破損を予測する上で重要であるが、非常に高温な格納容器内雰囲気や水素等の多成分気体、格納容器上部フランジの構造等を考慮した大規模な熱伝達実験は少ない<sup>66</sup>。

1F 事故を踏まえて整備された格納容器破損防止対策については、格納容器外面冷却、格納容器スプレイ及び格納容器ベントの影響を考慮した。格納容器外面冷却には、格納容器上部に設置された原子炉ウェルに注水を行うことで、上部フランジや格納容器内雰囲気を冷却することが期待される<sup>68</sup>。しかし、このとき格納容器上部壁面の蒸気凝縮に伴い水素等の密度の小さい非凝縮性の気体が伝熱面（凝縮面）に蓄積し、その成層化を促進して、上部フランジにおける熱伝達を阻害することが懸念される。一方、雰囲気が成層化した場合でも、自然循環や注入される高温雰囲気のプルームによってその成層化が解消される可能性もある。プルーム等による成層化の解消については様々な研究が実施されているが<sup>69,70</sup>、外面冷却に応じた成層化とその解消については知見が不足している。格納容器スプレイには、格納容器内雰囲気の冷却や重大事故時に生じる水素を含む雰囲気の攪拌を促進させる効果が期待される。しかし、既往研究において、過熱蒸気状態では注入されたスプレイ水が蒸発して格納容器内圧の上昇に繋がる可能性が示唆されている<sup>71</sup>。また、スプレイによる雰囲気の攪拌効果について既に研究が実施されているが<sup>72</sup>、スプレイ注入高さの影響等の知見は未だ不足している。格納容器ベントには、格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、水素の排出によりその爆発のリスクを低減させることが期待される<sup>73</sup>。一方、ベント時の減圧に伴って格納容器スプレイにより注入された液滴やサンプル水が蒸発して水素排出を阻害する可能性が指摘されているが<sup>74</sup>、それらに関する知見は不足している。

なお、上記の格納容器内熱流動現象に加えて、本プロジェクトでは原子炉建屋内の水素挙動を対象とすることとした。1F 事故の分析では、3 号機の原子炉建屋において水蒸気が凝縮したことで水素が下層階へ移行し、建屋の中層階で水素爆発に至った可能性があることが示された<sup>10</sup>。このような水素の移行機構に関する知見は建屋の水素対策に反映できることから重要であるが、その移行機構の詳細は不明である。

以上より、本プロジェクトでは、令和2年度から令和7年度にかけて JAEA への委託により、1F 事故分析を踏まえた重要因子や対策の影響を考慮して個々の熱流動現象を対象とした実験を実施した<sup>15, 16, 17, 25, 26</sup>。本実験の実施方針を図 4.2 に示す。その結果に基づいて熱流動現象の把握やモデル高度化の検討により不確かさの低減を図るとともに、取得した知見を格納容器過温破損や水素燃焼リスクの評価に活用する。

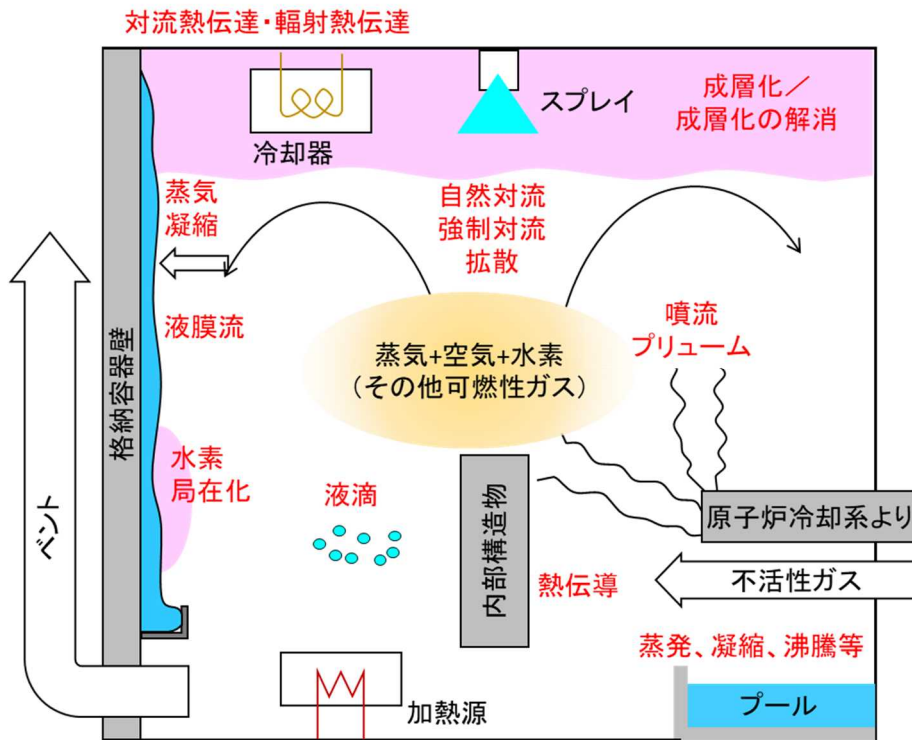


図 4.1 重大事故時の格納容器破損に影響する熱流動現象

Figure 4.1 Thermal-hydraulic phenomena affecting containment vessel failure during severe accidents

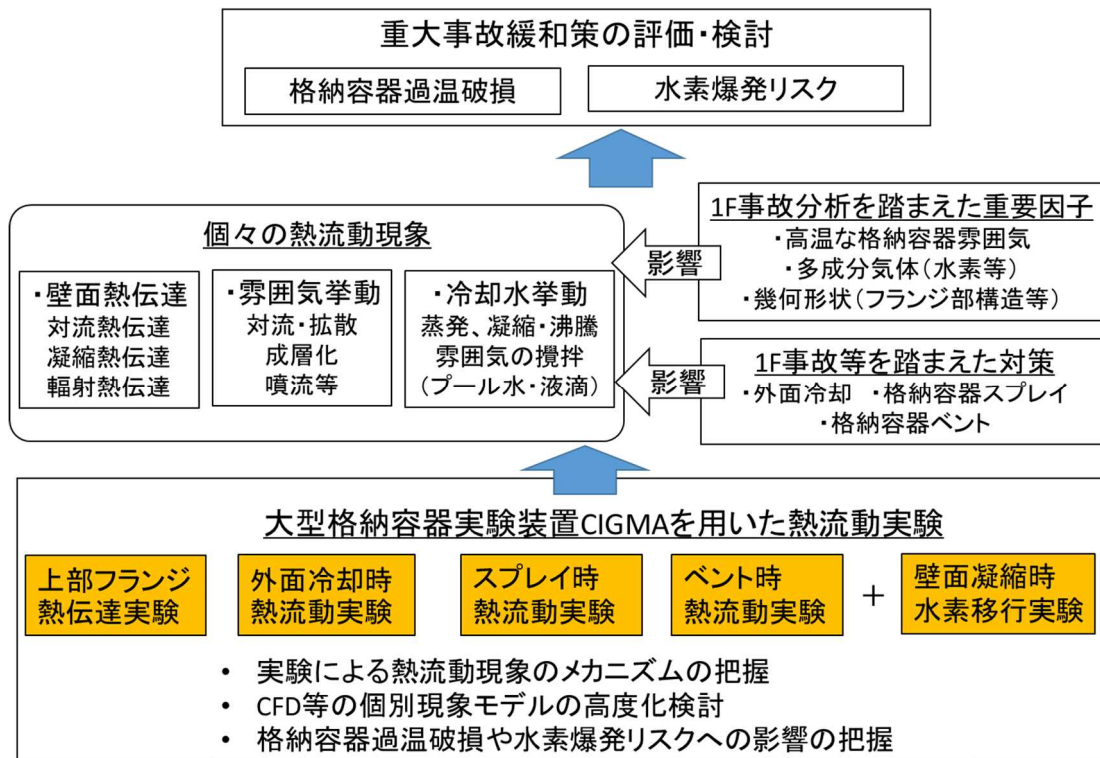


図 4.2 重大事故時格納容器熱流動実験の実施方針

Figure 4.2 Approach for conducting thermal hydraulic experiments on inside the containment vessel under severe accident conditions

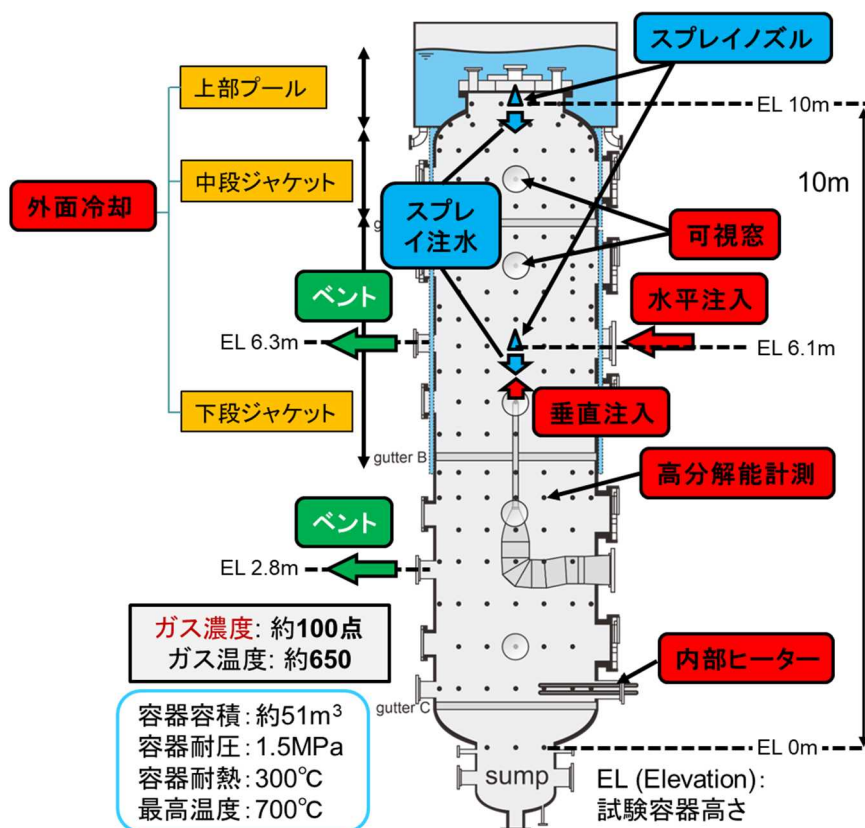
## 4.2 実験装置

本実験で使用した大型格納容器実験装置 CIGMA の概要と主な仕様を図 4.3 に示す。実験部は円筒状のステンレス製圧力容器であり、その内部には、BWR 格納容器のバルクヘッドを模擬した内部構造物を設置可能である。実験部上部の外周は、外面冷却実験のためのプール及び内側壁での壁面凝縮を促進するための冷却ジャケットが取り付けられている。冷却ジャケットは、上から上部プール、中段ジャケット及び下段ジャケットに区切られ、その流路ギャップは 50 mm である。これらの冷却ジャケットへの給水に加えて、容器内のスプレイ注水やサンプル水張りのための冷却系が備えられている。実験部に供給される気体は蒸気、空気及びヘリウム の 3 種類であり、最高 700°C まで加熱可能である。これらの気体は垂直及び水平方向のメインノズルより注入される。なお、容器本体の耐熱最高温度は 300°C である。

CIGMA には、雰囲気及び壁面の温度測定と各気体成分の濃度測定のための熱電対とキャピラリー配管が設置されている。図 4.3 における黒丸は容器中央縦断面における熱電対及びキャピラリーの位置である。また、容器内壁全周に凝縮水を集積するガターがあり、回収されたリザーバタンクの水位変化で凝縮水量が見積もられる。

実験では CIGMA の実験容器と実機のスケールの違いを踏まえて、両者の体積比を考慮して注入雰囲気流量等の実験条件を設定する。また、本研究の目的が現象の機構の理解で

あることを踏まえて、容器内の雰囲気挙動について拡散現象が支配的になる条件から移流現象が支配的になる条件までの幅広い条件を設定する。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 令和5年度規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査) 事業, 2024<sup>25</sup>.

図 4.3 CIGMA の構成及び主な仕様

Figure 4.3 Configuration and main specifications of CIGMA

### 4.3 上部フランジ熱伝達実験

重大事故時の格納容器閉じ込め機能の喪失に影響する上部フランジ近傍の熱伝達機構に関する知見を取得するため、CIGMA を用いて実験を実施した。ここでは、重大事故で想定される高温蒸気が BWR 格納容器上部フランジに到達した場合の熱流動挙動や重大事故緩和策の冷却効果等に着目した。

図 4.4 に実験方法を示す。ここでは特に事故時に想定されるフランジガスケット隙間部への高温蒸気の貫入効果に着目した。ノズルから高温蒸気を注入し、フランジ面 (DTWX2R053) やフランジの間に挿入されたガスケットの内側 (DTWX2Q075) の温度上昇を測定した。CIGMA の上部フランジ隙間部は実機の構造とは異なるが、隙間部分の温度

上昇はその流路幅やフランジの熱容量、衝突する噴流の速度及び温度によって決まることから、隙間部の温度上昇を評価する上で有用な知見となる。

実験内容及び取得した知見の概要を以下に示す。

- 重大事故緩和策の冷却効果に着目し、高温の蒸気を注入して、1) 重大事故緩和策が無い場合、2) ベントを実施する場合、3) スプレイを注入する場合、4) 格納容器外面冷却を実施する場合の各条件下で実験を実施した。ここでは、蒸気噴射の結果、容器上部に高温領域が形成され上部フランジの温度が顕著に上昇することが確認された。また、重大事故緩和策の中では外面冷却が上部フランジ冷却に最も効果が高いことが示された<sup>17</sup>。
- 上記の重大事故緩和策の中で外面冷却時の上部フランジ冷却効果に着目し、外面冷却の注水開始時刻や上部プールへの注水量を変更した実験を実施した。注入開始時のフランジ壁温度を 260°C と判断基準 171°C<sup>75</sup> より大幅に高くした場合でも、注水後は上部フランジを冷却できることが確認された。一方、原子炉ウェルへの注水量が少なくフランジ上部が露出する場合は、上部フランジ温度は上昇し続け過熱状態に至った<sup>25</sup>。
- 重大事故の事象進展や格納容器内構造物の影響を考慮して、蒸気の注入位置や流量を変更した実験を実施した。上部フランジから遠い位置での蒸気注入では、まず雰囲気温度が上昇し、その後、壁面での蒸気凝縮に伴って雰囲気温度が上部フランジ壁に輸送されることでその温度が緩やかに上昇することが確認された。一方、上部フランジに近い位置での蒸気注入では、既往の衝突噴流熱伝達相関式<sup>76</sup> との比較より、上部フランジと格納容器内雰囲気温度の熱伝達は噴流熱伝達（対流熱伝達）が支配的であることが示された<sup>26</sup>。

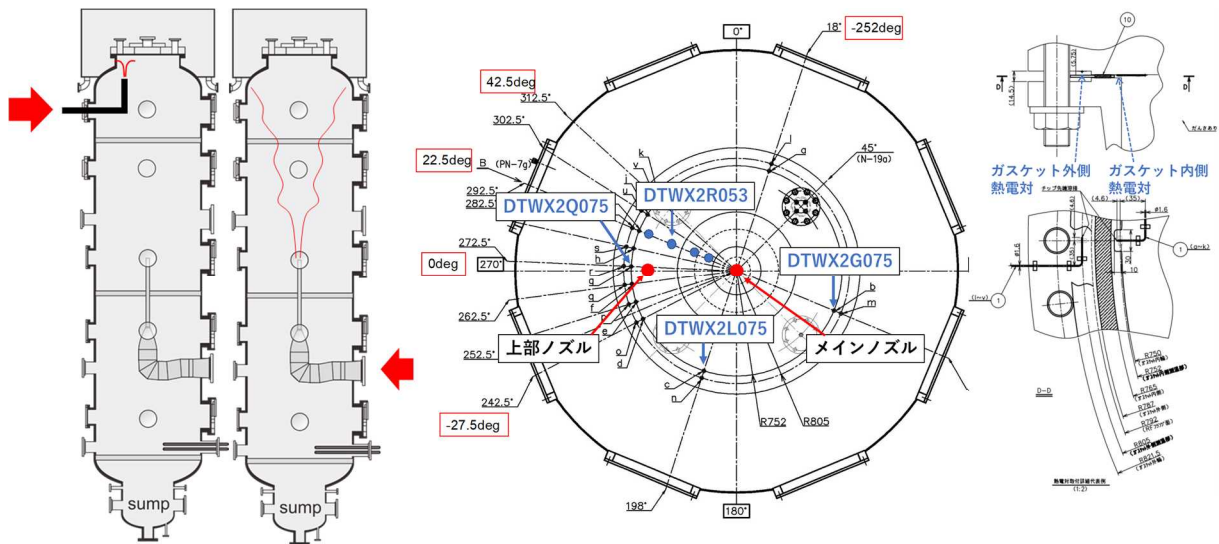
上記の実験の中で、蒸気の注入位置や流量を変更した実験について以下に示す。表 4.1 に実験条件を示す。実験開始直後に初期熱容量による蒸気凝縮が発生しないように、初期において過熱状態とした。蒸気注入については、JT-SJ-19 及び JT-SJ-24 では上部フランジから 1.1 m 離れた垂直方向のメインノズルを用いる一方、JT-SJ-22 及び JT-SJ-23 では、上部フランジから 4.8 m 離れた位置に設置されたノズルを用いた。フランジ内壁とガスケット容器内側隙間部の温度を図 4.5 に示す。蒸気の注入流量が大きく注入位置が上部フランジに近い JT-SJ-19 で温度上昇が最も早く、蒸気の注入流量が小さく注入位置が上部フランジから遠い JT-SJ-23 で温度上昇が最も遅い。注入位置が上部フランジから遠い JT-SJ-23 及び JT-SJ-24 では、フランジ内壁温度と各位置のガスケット隙間部温度はほぼ一致した。これらの実験では、容器内の幅広い領域で雰囲気温度が上昇しており、実験中の圧力増加による露点温度の上昇と相まって、上部フランジの壁面全体で蒸気凝縮が生じたと考えられる。一方、注入位置が上部フランジに近い JT-SJ-19 及び JT-SJ-24 では、フランジ内壁温度とガスケット隙間部で温度差が生じており、蒸気の衝突位置を中心とした噴流熱伝達の分布に応じて温度上昇に差が生じたと考えられる。

表 4.1 上部フランジ熱伝達実験の実験条件

Table 4.1 Experimental conditions for the upper flange heat transfer experiments

	JT-SJ-19	JT-SJ-22	JT-SJ-24	JT-SJ-23
初期雰囲気温度	120°C (空気)			
初期圧力	大気圧			
蒸気流量	70 g/s	70 g/s	15 g/s	15 g/s
注入位置と上部フランジの距離	1.1 m	4.8 m	1.1 m	4.8 m
注入蒸気温度	630°C	570°C	520°C	420°C
注入ノズル内径	41.2 mm	41.6 mm	41.2 mm	41.6 mm

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構<sup>25</sup>



上部フランジから  
1.1 m (右図)、4.8 m (左図)

(a) 蒸気注入位置

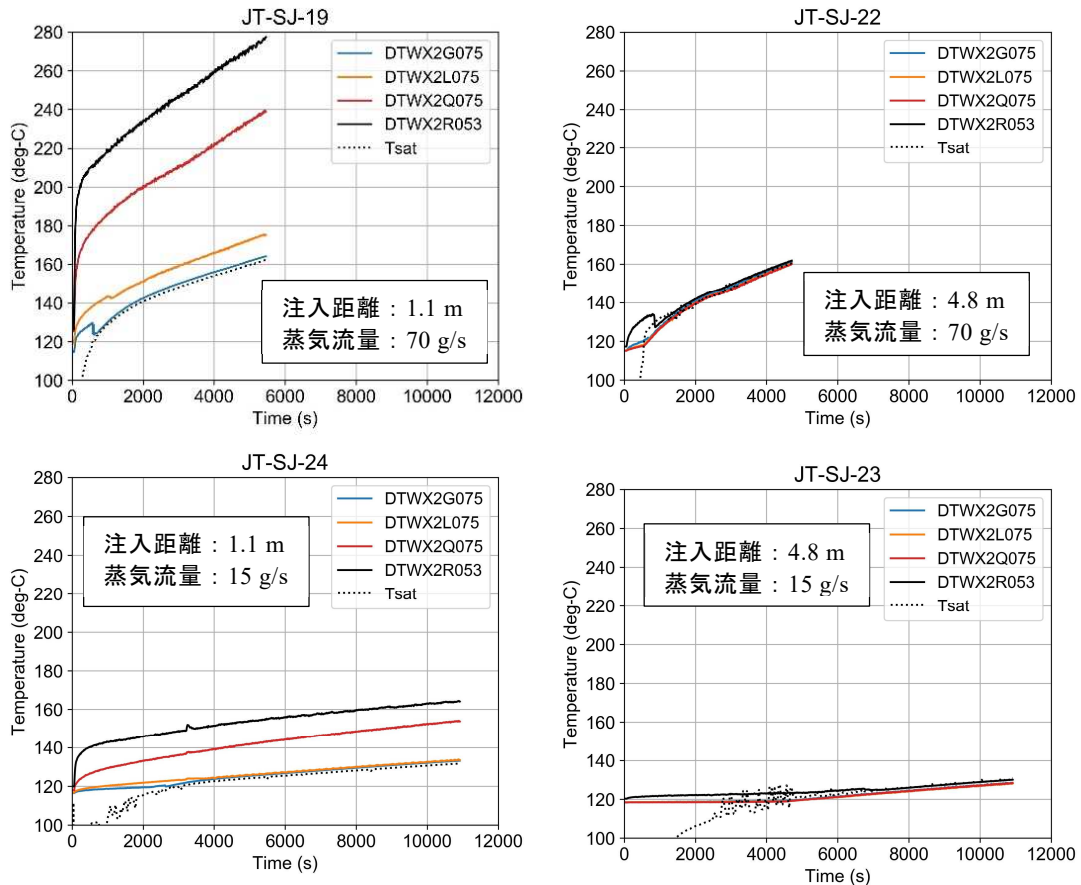
上部フランジにおける熱電対位置  
径方向位置 (右図)、厚さ方向位置 (左図)

(b) 計測位置

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構<sup>25</sup>

図 4.4 上部フランジ熱伝達実験の実験方法

Figure 4.4 Experimental method for the upper flange heat transfer experiments



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構<sup>25</sup>

図 4.5 上部フランジ壁の温度挙動

Figure 4.5 Temperature behavior of the upper flange wall

#### 4.4 外面冷却時熱流動実験

外面冷却時に格納容器内雰囲気成層化や上部フランジにおける熱伝達の障害に影響する熱流動を把握するため、CIGMAを用いた実験を実施した。

外面冷却時熱流動実験においてCIGMAの容器内は、初期状態として所定の圧力及び温度で蒸気や空気、ヘリウム混合気体で満たされる。外面冷却は、所定の温度及び注入タイミングで外側のプールに冷却水を注水することで模擬される。ここで、所定の流量、注入位置及び気体成分で雰囲気をCIGMA容器内に注入した。雰囲気注入の方向については、図4.3のとおり上向きノズル及びより弱く成層に衝突させるための横向きノズルからの注入がある。雰囲気注入後、容器内の各気体成分の濃度及び温度分布を計測するとともに、外側プール内冷却水の温度変化から上部フランジからの除熱量を計測した。

実施した実験内容及び取得した知見の概要を以下に示す。

- ・ 雰囲気注入方向や注入量をパラメータとした実験を実施した。横向き雰囲気注入や雰囲気注入量が低い場合、伝熱面付近に作用する流れが弱いため、高濃度のヘリウム成層が形成して、それに伴う伝熱障害により容器内圧力は増加する。しかし、時

間を経て注入雰囲気はヘリウム成層を侵食して、外面冷却による除熱量が増加し、容器内圧力は減少に転じることが確認された。また、空気の注入割合が大きい場合には、ヘリウム成層の解消が早まる傾向が確認された<sup>17)</sup>。

- ・ 外面冷却を考慮せず、容器内で雰囲気成層が形成された状態から放熱のみを考慮した低熱伝達実験を実施した。放熱のみの場合でも、輻射熱伝達の結果、自然対流が発生して雰囲気が混合されることを確認した<sup>25)</sup>。
- ・ 実機では事故時に様々な気体成分が格納容器内に存在することから、混在する蒸気、ヘリウム及び空気の割合を変えた実験を実施し比較を行った。その結果、空気の存在が成層化及び除熱阻害の解消に著しく寄与することを示した<sup>25)</sup>。

上記の実験の中で、混在する蒸気、ヘリウム及び空気の割合を変えた実験について詳細を以下に示す。ここでは、蒸気及び空気が混在した初期状態において、ヘリウムを注入し、容器内の各気体成分の濃度分布や温度を計測した。また、注入するヘリウムを同じ分圧の空気で置き換えた蒸気及び空気のみが混在する実験も実施した。表 4.2 に示す実験条件において、CC-PL-50b、61、62 のケースが前者、CC-PL-52b、60、63 のケースが後者である。各ケースでは、初期の空気の分圧が異なる。蒸気、ヘリウム及び空気が混在する CC-PL-50b、61、62 における雰囲気温度分布及びヘリウム濃度の軸方向分布の推移を図 4.6 に示す。容器上部において、実験開始間もなく密度が低いヘリウムの成層が形成され、その後濃度が上昇して雰囲気温度も高くなった。しかし、時間の経過につれてヘリウム成層が解消されて雰囲気温度は一様になった。このとき、空気の初期割合が高い場合、成層内の空気の割合が増加して浮力が低下した結果、成層の解消が早まった。

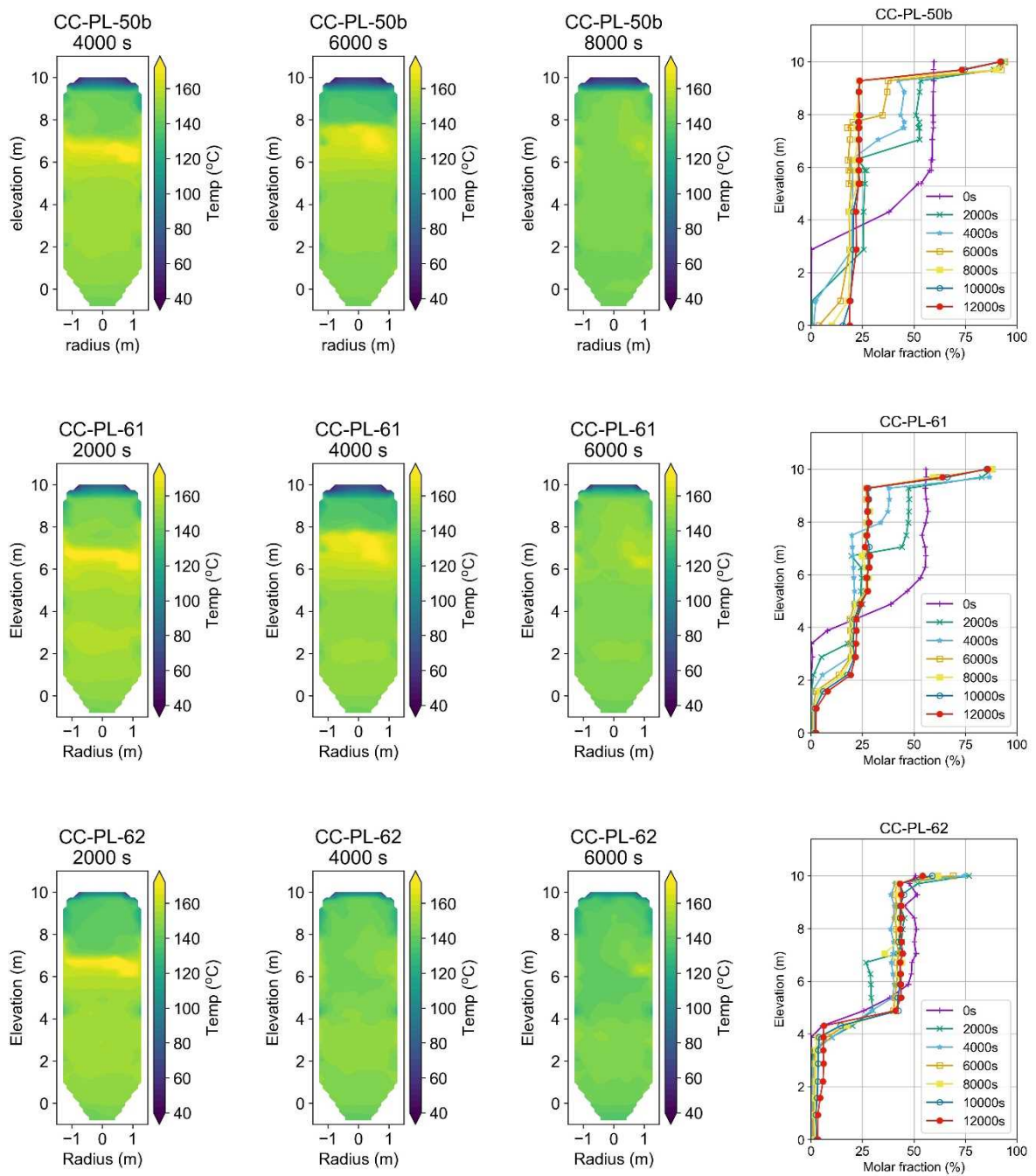
図 4.7 に上部フランジからの熱伝達積算量を示す。蒸気及び空気のみが混在する実験では除熱量は大きく空気の初期割合の違いの影響はほとんどなかった。一方、蒸気、ヘリウム及び空気が混在する実験ではヘリウム成層の解消につれて除熱量が増加するが、空気の初期割合が高いほど除熱量は早く増加した。

表 4.2 外面冷却時熱流動実験の実験条件

Table 4.2 Experimental conditions for the external cooling thermal-hydraulic experiments

	パラメータ	CC-PL-50b	CC-PL-61	CC-PL-62	CC-PL-52b	CC-PL-60	CC-PL-63
初期条件	圧力	200 kPa	250 kPa	300 kPa	200 kPa	250 kPa	300 kPa
	温度	最高 160°C					
	蒸気分圧	200 kPa					
	空気分圧	0 kPa	50 kPa	100 kPa	0 kPa	50 kPa	100 kPa
注入条件	温度	300°C					
	蒸気	15 g/s					
	ヘリウム注入量	6 g/s×1000 s			0 g		
	空気注入量	0 g			43.4 g/s×1000s		
外面冷却	冷却時間	NCG 注入終了後～実験終了まで					
	冷却方法	上部プール冠水					
	冷却水温度	室温					
	注水時圧力	320 kPa	400 kPa	440 kPa	320 kPa	380 kPa	440 kPa

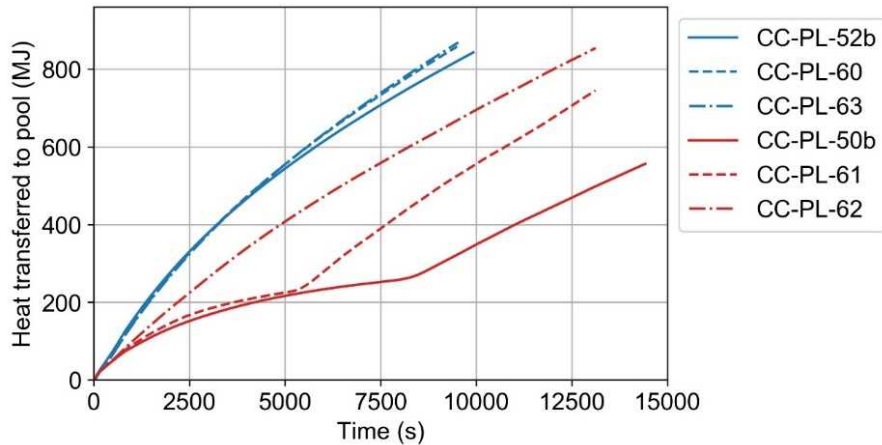
出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構<sup>25</sup>



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構<sup>25</sup>

図 4.6 雰囲気温度の容器内分布及びヘリウム濃度の軸方向分布

Figure 4.6 In-vessel atmosphere temperature distribution and axial helium concentration distribution



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構<sup>25</sup>

図 4.7 上部プールへの熱伝達積算量

Figure 4.7 Cumulative amount of heat transfer to the upper pool

#### 4.5 スプレイ時熱流動実験

格納容器スプレイ時の熱流動挙動への影響について CIGMA を用いた実験を実施した。実験内容及び取得した知見の概要を以下に示す。

- ・ スプレイ液滴の蒸発による圧力上昇への影響を確認するため、過熱状態の容器内雰囲気中にスプレイを注入する実験を実施した。その結果、初期状態における蒸気やヘリウムの有無に関わらず、スプレイ注入直後はスプレイ水の蒸発により容器内の蒸気分圧が上昇し、それに伴って全圧も上昇することが確認された。ただし、容器内蒸気分圧が飽和蒸気圧より高くなると蒸気凝縮が支配的となり、圧力は低下に転じることが示された<sup>17</sup>。
- ・ スプレイ注入位置の高さに応じた雰囲気攪拌効果を確認するため、ヘリウム成層が形成された初期状態に、異なる高さ及び流量でスプレイを注入する実験を実施した。その結果、成層の位置より下方でスプレイを注入しても、攪拌効果は小さいことが明らかになった<sup>25</sup>。

上記の実験のうち、スプレイ注入位置の高さに応じた雰囲気攪拌効果を確認する実験の詳細を以下に示す。初期条件として CIGMA の容器の EL 約 7 m より上部に空気及びヘリウムの雰囲気（モル濃度比は 50 : 50）の成層を形成した。ここで定常流量のスプレイを注入し、その後の容器内の各気体成分の濃度分布の推移を計測した。表 4.3 に実験条件を示す。容器頂部の成層内にスプレイを注入した CC-SP-18 に対して、CC-SP-27 及び CC-SP-28 では成層下端高さより下の EL6.1 m でスプレイを注入した。スプレイノズルはフルコーン型の形状で、スプレイの広がり角度は 15 度である。スプレイ流量は、CC-SP-18 及び CC-SP-28 では 0.016 kg/s、CC-SP-27 ではその 3 倍程度の 0.05 kg/s であり、各々実機 PWR 格納容器のスプレイ定格流量<sup>77</sup>の約 1/12~1/30、約 1/4~1/10 に相当する。

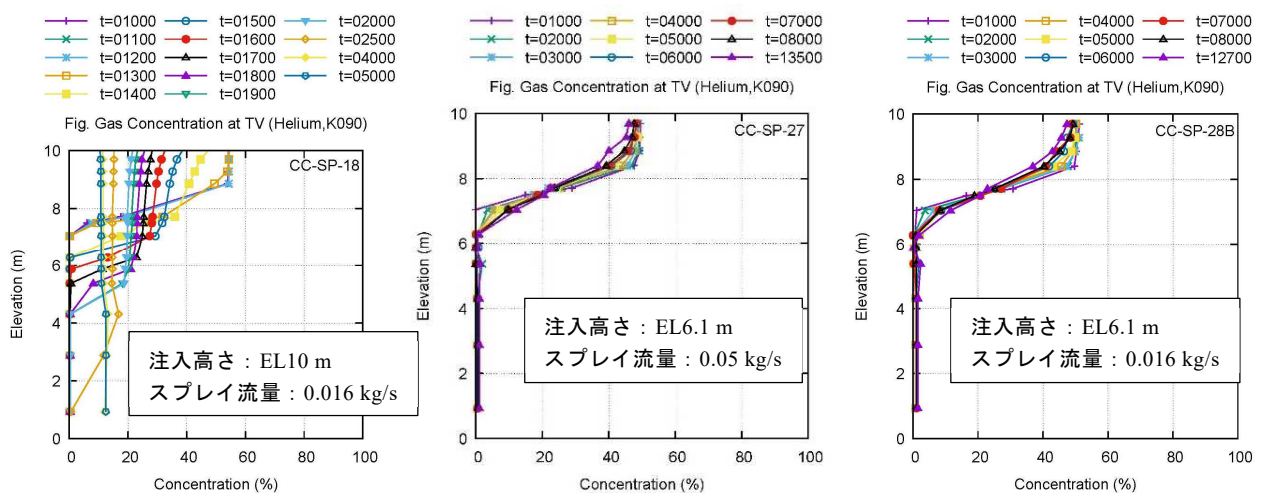
CC-SP-18、CC-SP-27 及び CC-SP-28 におけるヘリウム濃度分布の推移を図 4.8 に示す。容器頂部からスプレーを注入した CC-SP-18 ではスプレー開始後約 1,000 秒でヘリウム成層が解消した。一方、成層下端高さより下方でスプレーを注入した CC-SP-28 では、スプレー開始後 10,000 秒が経過しても、ヘリウム濃度分布は初期の分布を維持し、成層は解消しなかった。CC-SP-28 よりスプレー流量を 3 倍程度に増やした CC-SP-27 でも、CC-SP-28 と同様な結果が得られた。この傾向は、既往研究における CFD 解析結果とも合致した<sup>78</sup>。

表 4.3 スプレー時熱流動実験の実験条件

Table 4.3 Experimental conditions for the spray thermal-hydraulic experiments

	CC-SP-18	CC-SP-27	CC-SP-28
スプレー注入高さ	EL10 m	EL6.1 m	
スプレー流量	0.016 kg/s	0.05 kg/s	0.016 kg/s
初期雰囲気温度	室温		
初期圧力	170 kPa		
スプレー温度	室温		
初期ヘリウム濃度	50 %		

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構<sup>25</sup>



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構<sup>25</sup>

図 4.8 スプレー後のヘリウム濃度の軸方向分布

Figure 4.8 Axial distribution of helium concentration after spray

#### 4.6 ベント時熱流動実験

格納容器ベント時の減圧に伴う熱流動挙動への影響について知見を取得するため CIGMA を用いた実験を実施した。実験内容及び取得した知見の概要を以下に示す。

- ・ ベント開始時刻のスプレイ液滴の蒸発への影響に着目して、スプレイ終了後の約 70 秒後にベントを開始した実験と 2,400 秒後にベントを開始した実験を実施した。その結果、スプレイ注入により雰囲気攪拌されるとともに、ベントの開始時刻に関係なくヘリウムは均一な分布のまま容器から排出されることが確認された<sup>17</sup>。
- ・ ベントによるサンプル水の蒸発及び水素排出の阻害に関する実験を実施した。その結果、ベント位置が低くサンプル水に近い場合には、ベント時のサンプル水蒸発により一時的に成層化が促進され、ベント位置が高い場合よりも水素の排出効果が小さくなる可能性が示された<sup>25</sup>。

上記の実験のうち、ベントによるサンプル水の蒸発及び水素排出の阻害に関する実験について詳細を以下に示す。ここでは、加圧・過熱された容器上部にヘリウムの成層が形成された初期状態からベントを実施した。表 4.4 の実験条件のとおり、3 ケースの実験ではサンプル水の有無とベント位置の高さを変更した。図 4.9 にヘリウム、空気及び蒸気の軸方向の濃度分布の推移を示す。ベント位置が高い VT-UV-05B 及び VT-UV-06 では、ベント開始後にヘリウム成層の境界がベントの高さまで上昇した。サンプル水無しの VT-UV-05B では、全ての気体成分が軸方向濃度分布を維持したまま均等に排出されるが、サンプル水有りの VT-UV-06 では、サンプル水の減圧沸騰に伴って水蒸気の濃度が増加するとともにヘリウムや空気の濃度が低下した。一方、ベント位置の低い VT-LV-08 では、成層の境界位置が低下した後、再び容器上部へと移動した。表 4.5 に特定の圧力まで減圧した時点の容器内に残るヘリウム質量を示す。ベント位置が高い実験において、圧力が 110 kPa に達したときに、サンプル水無しの VT-UV-05B では初期ヘリウムの約 23%が容器内に残存したが、サンプル水有りの VT-UV-06 ではヘリウムの残存量は約 10%まで低下することが分かった。その原因としては、サンプル水の蒸発により発生した蒸気によってヘリウム成層が希釈されて排出が促進したことが考えられる。また、ベントが低い VT-LV-08 では、圧力が 110 kPa に達したときに初期ヘリウムの 28%が残存したが、これはヘリウム成層の位置が低下したときにサンプル水との距離が近くなり、発生蒸気によってヘリウムの排出が阻害されたためと考えられる。

表 4.4 ベント時熱流動実験の実験条件

Table 4.4 Experimental conditions for the venting thermal-hydraulic experiments

	パラメータ	VT-UV-05B	VT-UV-06	VT-LV-08
初期 条件	圧力	400 kPa		
	温度	最高 160°C	最高 150°C	
	ヘリウム分圧	34 kPa		
	空気分圧	100 kPa		
	蒸気分圧	266 kPa		
	サンプル水	無し	有り (飽和温度)	有り (飽和温度)
ベント 条件	流量	124 m <sup>3</sup> /h (BWR 設計流量を体積スケーリング)		
	位置	EL6.3 m		EL2.8 m

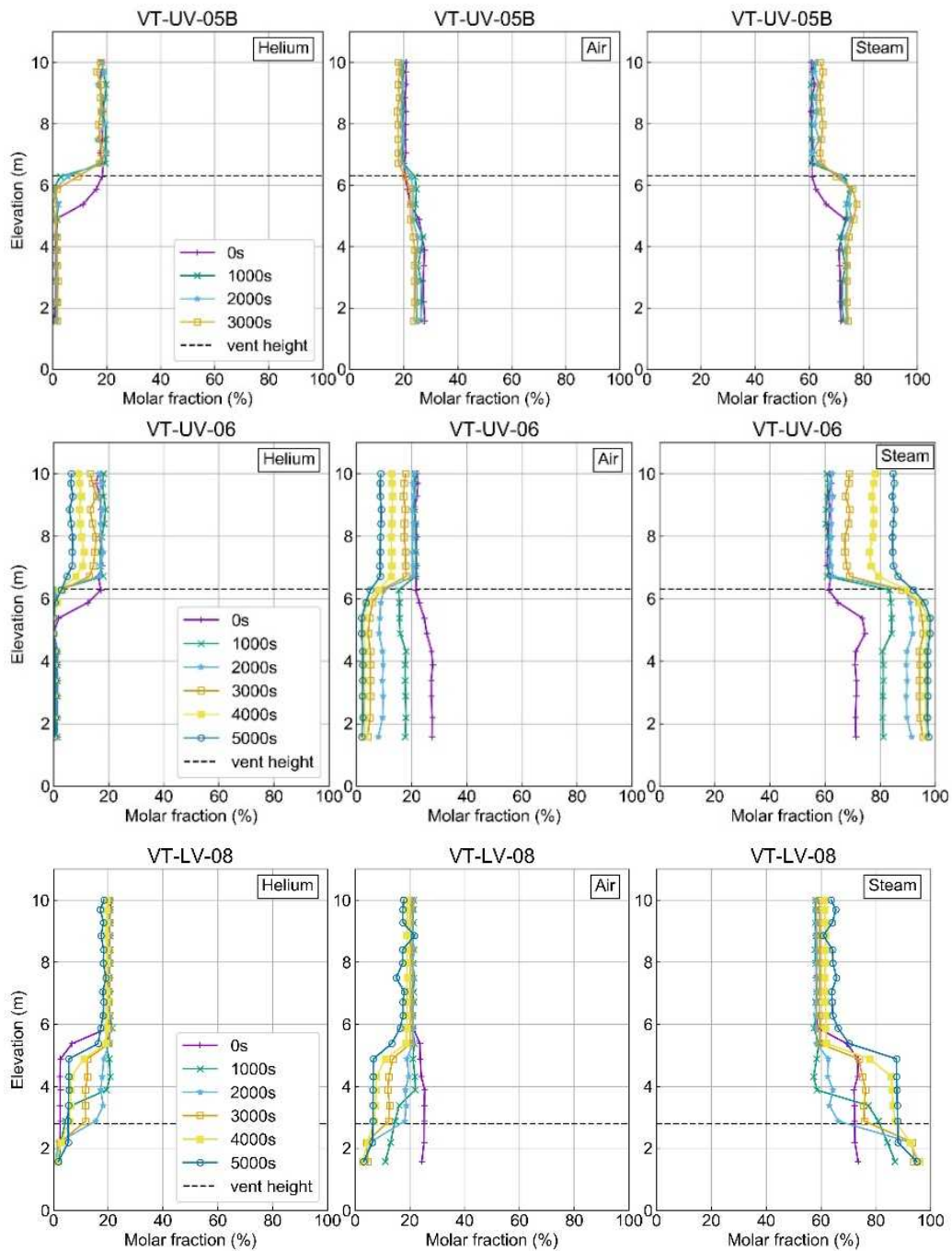
出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構<sup>25</sup>

表 4.5 ヘリウムの容器内残存量

Table 4.5 Residual amount of helium inside the vessel

	VT-UV-05B		VT-UV-06		VT-LV-08	
圧力	時刻	ヘリウム質 量比	時刻	ヘリウム質 量比	時刻	ヘリウム質 量比
400 kPa	0 s	1	0 s	1	0 s	1
200 kPa	1000 s	0.44	1850 s	0.43	1870 s	0.70
110 kPa	2170 s	0.23	4880 s	0.094	4680 s	0.28

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構<sup>25</sup>



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構<sup>25</sup>

図 4.9 ベント後のヘリウム、空気及び蒸気の濃度の軸方向分布

Figure 4.9 Axial concentration distribution of helium, air, and steam after the venting

#### 4.7 壁面凝縮時水素移行実験

1F 事故の分析で抽出された原子炉建屋の中層階での水素爆発に関する知見を踏まえて、壁面での蒸気凝縮に伴う水素の移行機構に関する知見を取得するため、CIGMA を用いた実験を実施した<sup>25, 26</sup>。

図 4.10 に CIGMA を用いた実験方法を示す。CIGMA 容器を原子炉建屋と想定し、その多層階構造を模擬するために複数の開口部付きの内部仕切り板を設置して 3 階層に区切るとともに、上部プールに冷却水を注入して各層ごとの内部壁面における蒸気凝縮を模擬した。ここで、格納容器からの蒸気及び水素の漏えいを模擬するため上部領域に蒸気及びヘリウムを注入し、各気体成分の温度及び濃度分布を計測した。

表 4.6 に各実験ケースの実験条件を示す。ここで CC-SJ-01 では、事故時の 3 号機の状況を解析的に検討した結果<sup>10</sup>を踏まえて境界条件を設定し、基本ケースとした。一方、CC-SJ-02 (ケース 1) では上部プール内に注入する冷却水の温度、CC-SJ-03 (ケース 2) では階層間の開口率、CC-SJ-05 (ケース 3) では気体成分比と排出位置を変更して、その影響を確認した。CC-SJ-08 (ケース 4) では上部プールによる外面冷却を行わず、主に周囲への自然放熱により容器が冷却されることとした。CC-SJ-09 (ケース 5) では上部プールの初期の冷却水の温度のみを設定し、追加で冷却水を注入しないことで容器の冷却に伴い上部プール温度が上昇するようにした。

図 4.11 に各実験におけるヘリウム濃度の軸方向分布の推移を示す。特に外部からの冷却等が無ければ、ヘリウムは密度が小さいので特に容器の上層階で濃度が増加すると考えられる。しかし、低い注入量のケース 3 以外では時間が経つにつれて容器の上層階より中層階の方がヘリウムの濃度が高くなり、特にケース 1 及びケース 4 では下層階でヘリウムの濃度が最も高くなった。これは、外面冷却により注入雰囲気は冷却されるが、注入口から近い上層階で依然雰囲気の温度が高いことから蒸気の凝縮は発生せず、雰囲気が注入口から離れた中層階又は下層階に移行したときに飽和温度以下に達して蒸気が凝縮した結果、相対的にヘリウム濃度が増加したと考えられる。

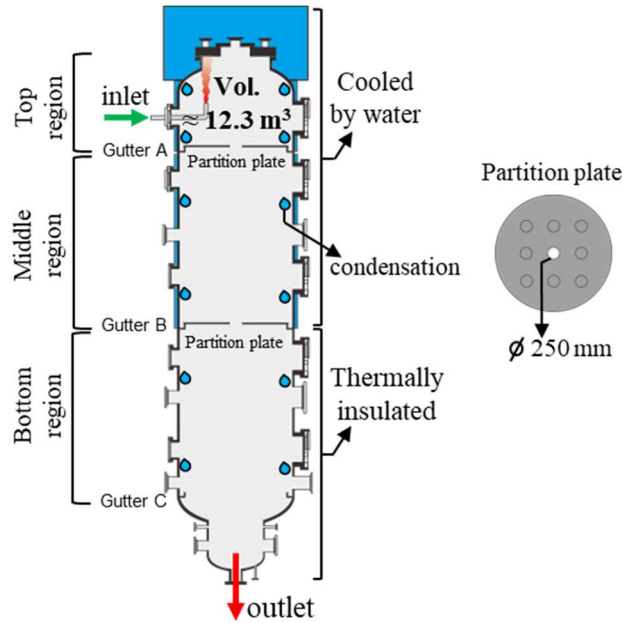
実験で示された中層階又は下層階でのヘリウム局所化を踏まえて潜在的な水素の可燃性リスクを評価するため、実験におけるヘリウム濃度の分布を水素の濃度として解釈し、図 4.12 のとおり各実験ケースの EL9.3 m (上層階)、EL7.1 m (中層階)、EL0.9 m (下層階) ごとのシャピロ線図を作成した。図 4.12 に示される可燃及び爆轟限界線は水素・空気・蒸気の混合条件がその線の中にあれば可燃又は爆轟の可能性があること示す。ここでは、図 4.11 に示すヘリウム濃度が高くなった領域において水素の爆轟リスクが高い傾向となった。中層階でヘリウム濃度が最も高い基本ケース、ケース 2 及びケース 5 では中層階でシャピロ線が爆轟領域に入り、下層階でヘリウム濃度が最も高いケース 1 及びケース 4 では下層階でシャピロ線が爆轟領域に入った。上層階でヘリウム濃度が最も高いケース 3 では、中層階に加えて上層階でもシャピロ線が爆轟領域に入る結果となった。

表 4.6 壁面凝縮時水素移行実験の実験条件

Table 4.6 Experimental conditions for experiment on hydrogen migration due to wall condensation

	CC-SJ-01	CC-SJ-02	CC-SJ-03	CC-SJ-05	CC-SJ-08	CC-SJ-09
	基本	ケース 1	ケース 2	ケース 3	ケース 4	ケース 5
初期雰囲気温度	50°C	90°C	50°C	50°C	10°C	20°C
初期圧力	100 kPa					
注入雰囲気温度	120°C					
注入蒸気流量	34.55 g/s			15 g/s	34.55 g/s	
注入ヘリウム流量	0.3 g/s			0.2 g/s	0.3 g/s	
蒸気：ヘリウム比	115:1			75:1	115:1	
区切り板流路比	0.01	0.09		0.01		
排出口高さ	EL-1 m			EL2.75 m	EL-1 m	
上部プール温度 (上層階、中層階、下層階)	50°C (一定)				冷却無し	20°C (初期)

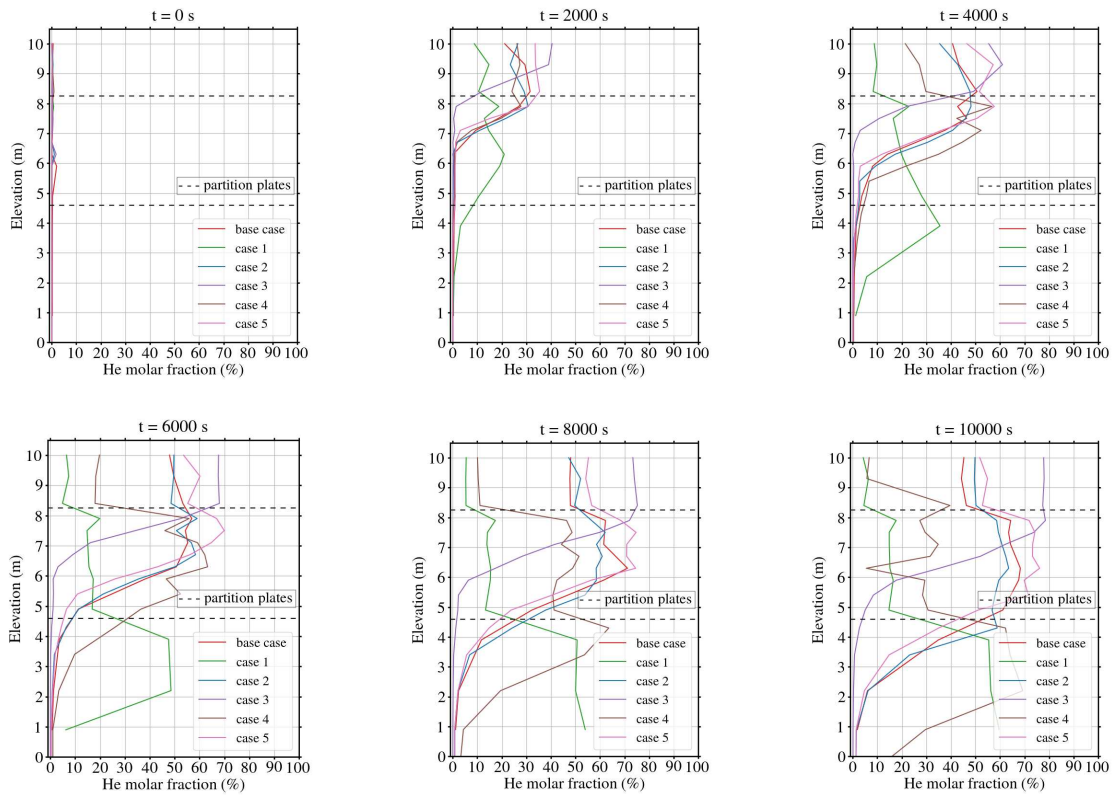
出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 令和 6 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費(軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査)事業, 2025<sup>26</sup>



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 <sup>26</sup>

図 4.10 壁面凝縮時水素移行実験の実験方法

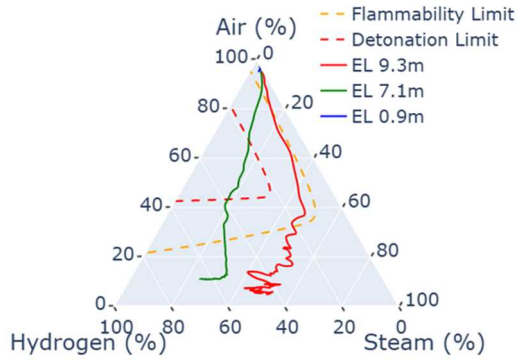
Figure 4.10 Experimental method for experiment on hydrogen migration due to wall condensation



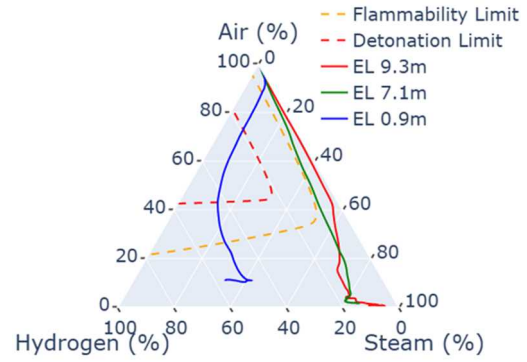
出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 <sup>26</sup>

図 4.11 ヘリウム濃度の軸方向分布の推移

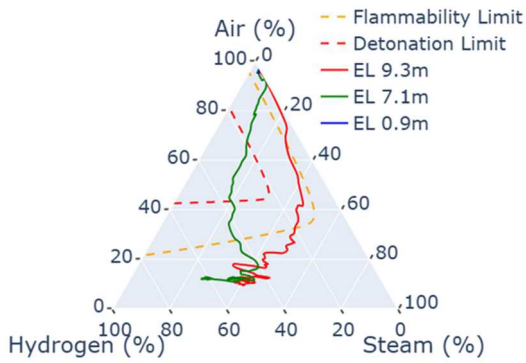
Figure 4.11 Temporal evolution of axial helium concentration distribution



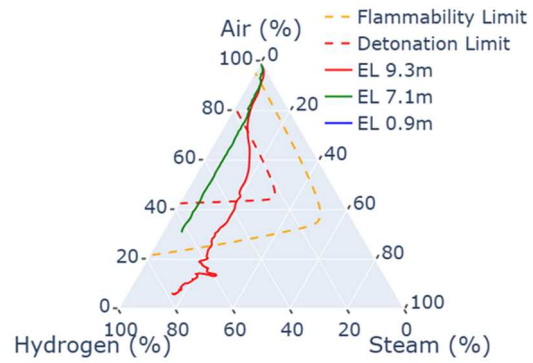
(a) 基本



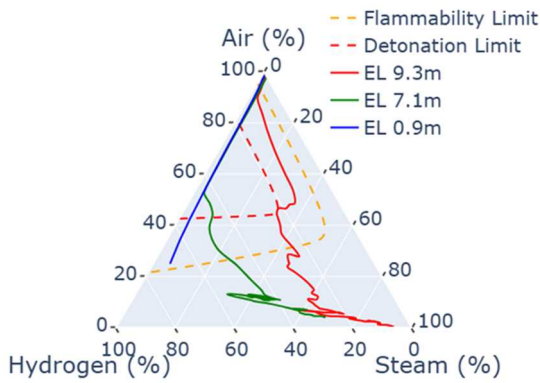
(b) ケース 1



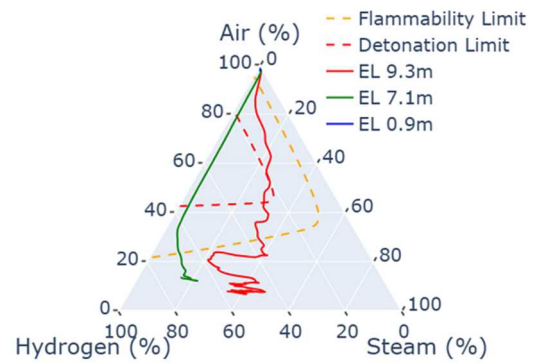
(c) ケース 2



(d) ケース 3



(e) ケース 4



(f) ケース 5

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構<sup>26</sup>

図 4.12 各層の可燃及び爆轟可能性に関するシャピロ線図

Figure 4.12 Shapiro diagram for flammability and detonability of each layer

#### 4.8 総合評価

令和 2 年度から令和 7 年度にかけて実施した JAEA への委託により、重大事故時の格納容器破損等の評価において重要かつ知見が不足している熱流動現象を対象に CIGMA を用いた実験を実施した。本プロジェクトで取得した成果を以下の観点でまとめる。

#### (1) 実験データの取得

最新知見を踏まえて抽出した重要かつ知見が不足している熱流動現象について、既往研究では知見が少ない 600°C 以上の高温条件を含む実験データを取得した。CIGMA で取得した実験データは、容器全体にわたる雰囲気温度及び濃度の分布等であり、着目した熱流動現象の機構の把握に活用できる。

#### (2) 熱流動現象の機構の把握

CIGMA を用いて取得した詳細な実験データに基づいて、格納容器上部フランジの熱伝達や外面冷却時の雰囲気成層化の解消、スプレー時の雰囲気攪拌効果、原子炉建屋における凝縮に伴う水素移行挙動等、熱流動現象の機構を明らかにした。

#### (3) 解析手法の高度化

格納容器破損防止対策の有効性評価では、MAAP コードや GOTHIC コードが使用され、格納容器内の熱流動挙動は集中定数系又は分布定数系に基づいて評価されている。一方、CFD コード等による詳細な計算ノードを用いた評価では、乱流拡散や浮力等、個々の詳細な現象を機構論的に考慮して、格納容器内の雰囲気成層化等の影響を評価できる。これらの評価手法の不確実性低減を目的として、JAEA への委託により、CIGMA で取得した実験データを用いて、以下の現象に関する汎用 CFD コード OpenFOAM による解析手法の高度化を検討した。

- ・ 空気及びヘリウム雰囲気の密度成層における鉛直上向き噴流による密度成層解消<sup>79</sup>
- ・ 空気及びヘリウム雰囲気の密度成層における外面冷却による成層化解消<sup>79</sup>
- ・ 水平噴流による密度成層化における熱及び物質の移動現象<sup>80</sup>
- ・ 輻射熱伝達のみによる熱流動挙動<sup>81</sup>

#### (4) 事故対応への影響の把握

本実験で取得した知見により、格納容器破損防止対策の格納容器上部フランジの冷却特性や水素燃焼リスクへの影響を確認した。格納容器上部フランジ冷却効果については、重大事故緩和策の中でも外面冷却が高いことや外面冷却における注水開始時刻や注水量の影響を確認した。また、水素の成層化解消や排出について、様々な条件で外面冷却やスプレー、ベントを実施した場合の影響を確認した。原子炉建屋内の水素挙動については、壁面凝縮による移行機構を明らかにして、その燃焼リスクへの影響を確認した。図 4.2 のとおり、これらの知見は、静的触媒式再結合装置の配置等、重大事故緩和策の評価・検討に活用することが期待される。

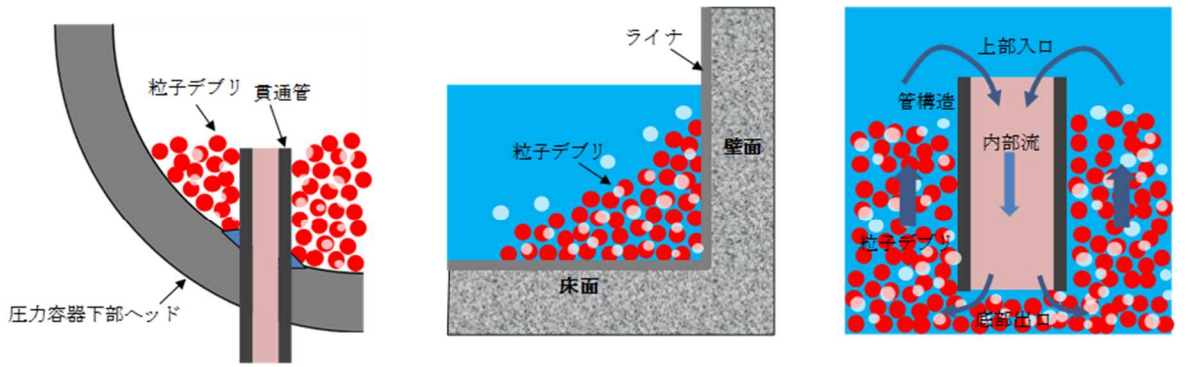
## 5. 粒子状デブリ冷却性実験

### 5.1 物理化学現象の抽出及び実験内容の検討

図 5.1 に示す事故進展においては、粒子状デブリと金属表面の接触熱伝達による構造健全性が重要となる。その際の粒子状デブリ挙動を図 5.2 に記載する。圧力容器下部ヘッド又はキャビティ床面上のデブリベッドの一部が冠水しているシナリオでは、デブリベッドから発する崩壊熱は、空隙部分を流れる冷却水だけではなく、これらと接する構造体表面や壁面を覆う金属ライナ等にも伝わる。粒子状デブリが十分に固化していれば、粒子を壁面に押す荷重が多少大きいとしても金属平面との接触面積は大きくならず、金属側への伝熱量はそれらを溶融するほどにはならないと考えられるが、十分に固化していない半溶融状態の高温デブリが金属表面に押し当てられる場合には、図 5.3 に示すように、半固化状態の粒子状デブリのみならず、融点及び硬度ともに低い金属表面が変形し接触面積が大きくなる可能性が高い。

異物質間の接触熱伝達に関する研究としては、原子力分野では核燃料におけるギャップコンダクタンス<sup>82, 83</sup>の研究、より広範囲には福岡ら<sup>84</sup>、佐野川<sup>85</sup>等の研究が存在する。これらの先行研究において提案されたモデルでは、各物質の熱伝導率、接触境界における微視的表面粗さ、そして接触面圧による表面の変形（硬度に依存）に依存する形で熱伝達係数が表され、安全解析や設計解析等、実用レベルの定量評価において用いられている。一方で、これらのモデルでは、各物質が安定した固体であり、ここで注目しているように高温物質との接触面圧により双方の物質が変形し、接触状態が大きく変化するということを前提としていない。また、高温デブリの崩壊熱は、接触面積に応じて壁面と冷却水に分配され、冷却水は気液二相流であることから、接触面積のみならず二相流動構造により分配率に変化する<sup>86</sup>。発熱粒子層内の二相流動構造については、粒径 1 mm 程度の小粒子に至る粒子層バルク領域に関しては実用レベルの流動様式マップが提案されている<sup>87, 88, 89</sup>。その一方で、壁面近傍の二相流動構造については調査した範囲では先行研究は存在しない。

以上の課題を踏まえて、本プロジェクトでは、令和 2 年度から令和 4 年度にかけて電力中央研究所への委託により、軽水炉の重大事故時の高温溶融物が半固化状態で粒子化し堆積した場合の高温粒子状デブリ - 金属壁面接触部間の伝熱特性に与える影響を把握する個別効果実験（以下「接触熱抵抗実験」という。）、粒子層内における粒子層と壁面接触領域及び粒子層内の二相流動構造を把握する個別効果実験（以下「流動可視化実験」という。）及びそれらを同時に計測する総合効果実験を実施した<sup>27, 28, 29</sup>。これらの実験では、粒子の壁面への接触状態、粒子や壁面材質、加熱量等を変化させるパラメトリックな実験により、様々な状態での壁面への伝熱量等の粒子状デブリと構造材との相互作用に関する特性を把握することを目的とする。



(a) 圧力容器下部ヘッド貫通部 (b) キャビティ側面/床面ライナ (c) 内部流を有する管構造

図 5.1 事故進展において重要な粒子状デブリと金属表面の接触熱伝達

Figure 5.1 Contact heat transfer between particulate debris and metal surface, which is important in the progress of an accident

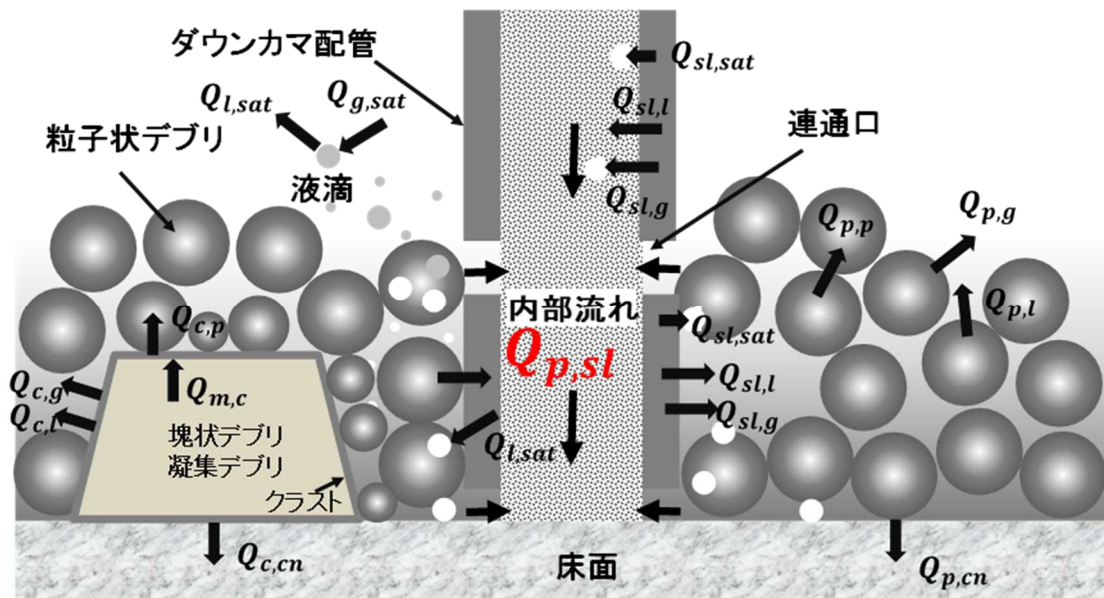


図 5.2 デブリベッド内の粒子状デブリと壁面/床面接触熱伝達

Figure 5.2 Particulate debris and wall / floor contact heat transfer in the debris bed

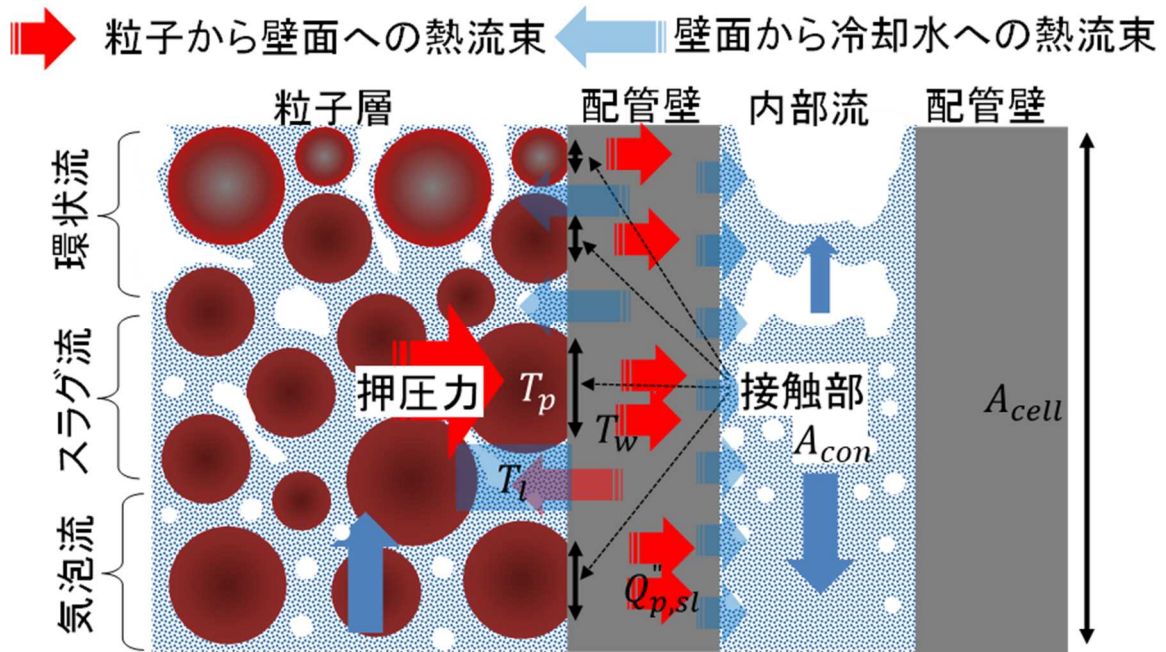


図 5.3 壁面に押圧された部分固化粒子状デブリの変形

Figure 5.3 Deformation of partially solidified particulate debris pressed against the wall

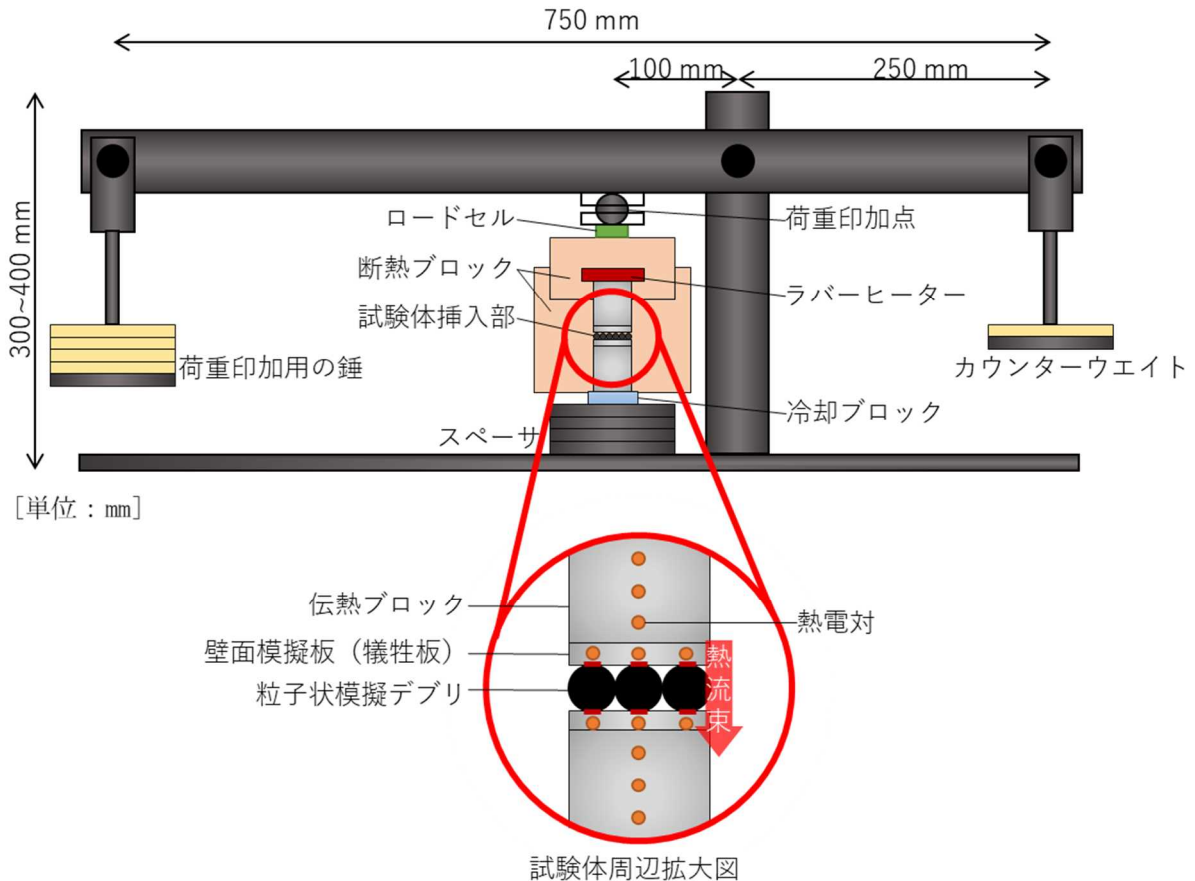
## 5.2 個別効果実験

接触熱抵抗実験及び流動可視化実験を電力中央研究所への委託事業により実施した<sup>28</sup>。なお、個別効果実験の前に、使用する金属 3D プリンタ (3D Systems 社の ProX200) による模擬粒子状デブリの製造技術、粒子層内の熱伝導挙動の把握に活用する光ファイバセンサの温度計測性能、粒子層内における気液二相流流動構造の把握に活用する技術である屈折率マッチング Refractive Index Matching (以下「RIM」という。) 法及び WMS 計測手法に関して基礎実験を実施し性能確認を実施した<sup>27</sup>。

### 5.2.1 接触熱抵抗実験

#### (1) 実験装置の詳細設計と構築

本実験では、軽水炉の重大事故時で想定される高温溶融デブリが半固化状態で粒子化し堆積した場合を想定して、高温粒子デブリ - 金属壁面接触部の変形が粒子壁面間の伝熱特性に与える影響を接触熱抵抗の計測によって把握した。本実験では、実験部内の温度分布 (熱流束)、接触面圧、実接触面積 (面圧分布測定に基づき均一な接触状態を確認した面積) を計測した。これらを詳細に計測するため、図 5.4 に示す実験装置を作成した。粒子状デブリは、デブリ粒子径や配置を模擬して基礎実験で用いた金属 3D プリンタ等を活用して製作した。



出典) 一般財団法人電力中央研究所, 令和3年度度原子力規制庁委託報告書 粒子状デブリ冷却性実験, 2022.<sup>28</sup>

図 5.4 接触熱抵抗実験装置の概念図

Figure 5.4 Conceptual diagram of contact heat resistance test apparatus

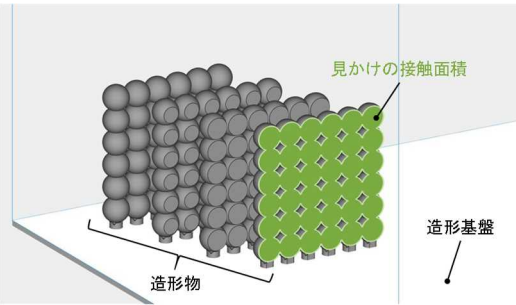
## (2) 実験条件

実験条件を表 5.1 に示す。実機において熔融デブリが半熔融状態で伝熱壁面に接触し、壁面になじむようにして接触界面が広がる場合を想定して、複数粒子で形成される板の接触部の大円を切り落とした試験体を複数用意し、接触面積の拡大を再現した。実験パラメータには、粒子状デブリの配置、材質、実験部熱流束、接触面圧、設計（見かけの）接触面積及び表面粗さとした。粒子状デブリ直径は、5 mm とし、後述する流動可視化実験と対応させた。粒子状デブリの配列は、粒子状デブリ内の沸騰二相流で重要となる充填率に対応し、かつ理論的に分析しやすいことを重視して、六方最密構造（以下「HCP」という。）又は単純立方構造（以下「SC」という。）とした。粒子状デブリ模擬材質には、金属 3D プリンタによる造形実績が豊富であり、加熱による温度条件を設定しやすいステンレス（SUS630）及び実機のデブリが高温で長時間かけて変形することを考慮して、比較的柔らかい金属であるアルミニウムを採用した。実験部熱流束は崩壊熱程度とした。デブリと構造物壁面の間における密着度合いは、接触面圧と表面粗さを制御することによって模擬す

る。アルミニウム板の表面粗さは、算術平均粗さ  $Ra=1.0 \mu\text{m}$ とした。なお、実験部熱流束と実験体両端温度差の評価は、計測によって得られた温度分布からフーリエの法則を用いて評価した。

表 5.1 接触熱抵抗実験の実験条件

Table 5.1 Test condition of the contact heat resistance test

項目	条件
粒子状デブリの粒子径、配置	直径 5 mm、SC と HPC
材質	粒子 (SUS630) -アルミニウム
実験部熱流束	5~25 kW/m <sup>2</sup>
接触面圧	0.5~2.5 MPa
設計接触面積	球の大円に対して、1% - 100% 
粒子状デブリの表面粗さ	Ra3、Ra5 $\mu\text{m}$
アルミニウム板の表面粗さ	Ra1 $\mu\text{m}$

出典) 一般財団法人電力中央研究所<sup>28</sup>

### (3) 実験結果

実験部への接触面圧、実験部熱流束、実験体の粒子配列パターン及び接触部面積を変化させた合計 63 ケースの組み合わせについて計測を実施した。各実験ケースにおいて、計測された温度分布から求められる接触熱抵抗と、その逆数である有効熱伝達率のパラメータ依存性を整理した。図 5.5 (a)に、接触面圧と有効熱伝達率の関係と表面粗さの影響を示す。既往研究と同様に、接触面圧の上昇とともに有効熱伝達率が増加した。また、図 5.5 (b)に示す粒子配列パターンが有効熱伝達率に及ぼす影響については、最も小さな面圧 0.5 MPa では配列パターンによる影響は見られないが、接触面圧が増加すると SC よりも HPC において有効熱伝達率が大きくなる傾向が見られた。

粒子状模擬デブリの単位面積当たりの接触面積は SC よりも HPC において大きくなる。接触面圧が低い場合にはほとんど点接触であり、両格子の差異は顕著ではない。一方で、接触面圧が大きくなるにつれて接触界面が噛み合い、接触面がマイクロに塑性変形すること

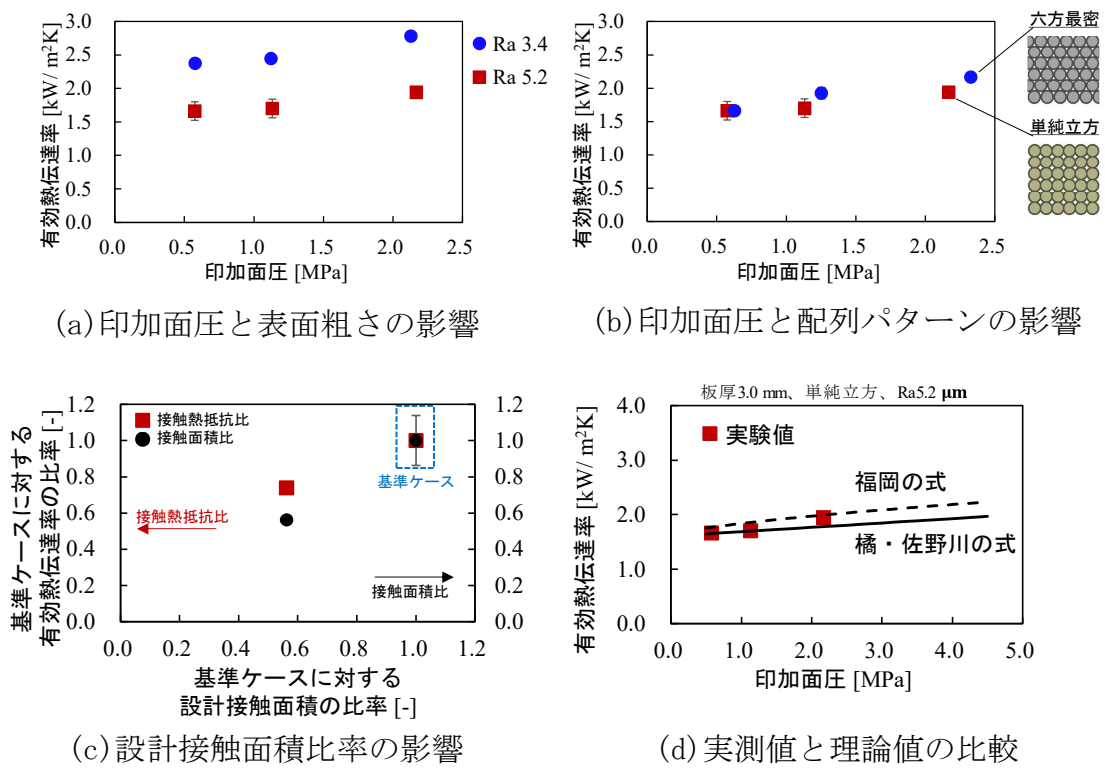
により実接触面積がわずかながら増加し、それにより両格子の接触面積の差異は拡大すると考えられる。

修正橋・佐野川の式<sup>85</sup>では、接触部における流れの縮流及び急拡大と面圧の関係に着目し、接触圧力が極端に大きい場合の接触部に流れ込む熱の割合は熱伝導率にある係数を乗じた定数で考慮した。同時に、接触圧力が小さい場合には、この熱の縮流・急拡大による熱抵抗は無視することができるとしている。

図 5.5 (c)に、接触圧力 $p_m=1.0$  MPa の時における設計接触面積比率と有効熱伝達率比率の関係を示す。基準ケースには設計接触面積が  $451.67 \text{ mm}^2$  の実験ケースを用いている。ここでは、接触面積が大きくなるほど有効熱伝達率が大きくなった。

一般に接触する材料の硬度が高いほど面圧の影響は生じにくいだが、本実験のようにアルミニウム合金のような硬度の小さな金属を用いた場合でも、接触面圧による有効熱伝達率への影響は表面粗さや設計接触面積による有効熱伝達率への影響に対して小さいことが示された。

図 5.5 (d)では、実測値と福岡の式<sup>84</sup>及び橋・佐野川の式<sup>85</sup>の比較結果を示す。実測値の傾向はおおむね両モデルによって近似できることが示された。



出典) 一般財団法人電力中央研究所<sup>28</sup>

図 5.5 接触熱抵抗実験における有効熱伝達係数の測定結果

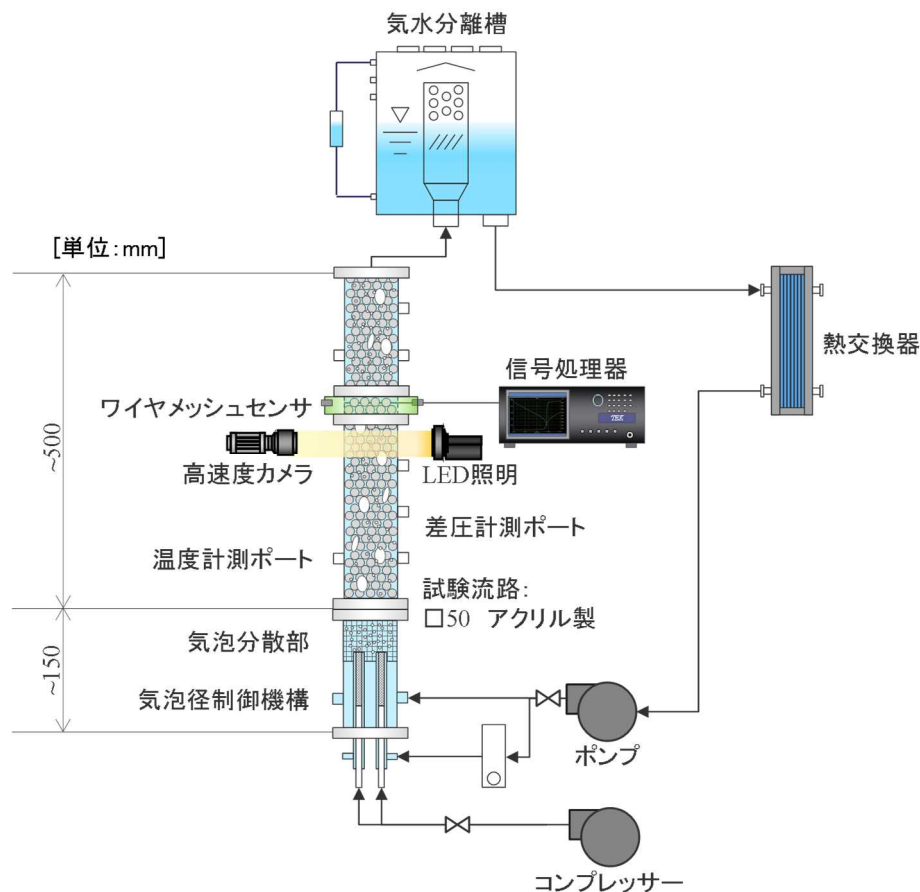
Figure 5.5 Results of the effective heat transfer coefficient in the contact heat resistance test

## 5.2.2 流動可視化実験

### (1) 実験装置の詳細設計と構築

本実験では、粒子層内における計測技術である IM 法及び WMS を活用し、粒子層と壁面接触領域及び粒子層内の二相流動構造を計測した。また、粒子層構造と二相流動構造の双方に関連する圧力損失等を計測した。図 5.6 に装置及び実験部の構成並びに計測系を含む実験体系の概念図を示す。

実験は、非透明粒子を用いた粒子層-壁面接触部及び透明粒子を用いた粒子層内の二相構造可視化の2分野に分けて実施した。可視化法として、前者については近赤外光源を用いたフロントライト法、後者については背面に LED 照明を配置しバックライト法によって充填層内部の気液二相流動を可視化した。



出典) 一般財団法人電力中央研究所<sup>28</sup>

図 5.6 流動可視化実験装置の概念図

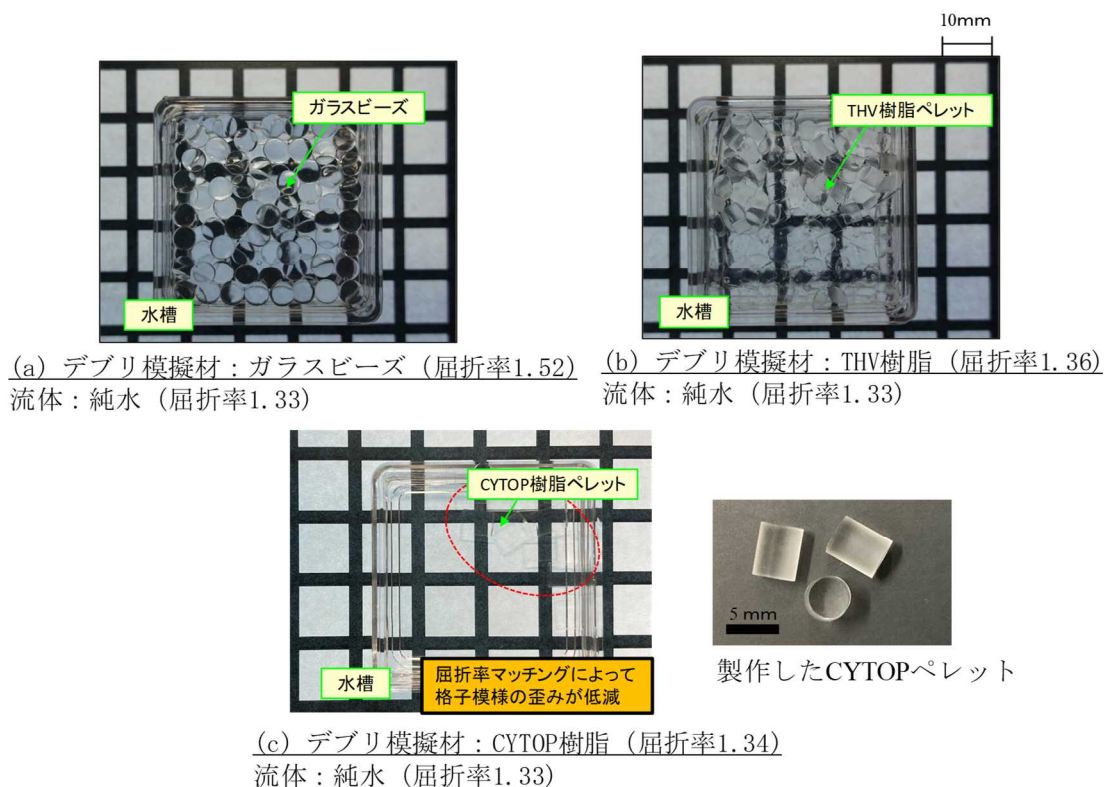
Figure 5.6 Conceptual diagram of flow visualization test apparatus

### (2) 実験条件

粒子層-壁面接触部における二相構造の可視化のために粒子材料として窒化ケイ素を用い、粒子層内の二相構造の可視化のために表 5.2 に示す CYTOP を用いた。粒子層-壁面接

触部における二相構造の可視化の実験パラメータは、粒子状デブリの粒子径、液相流及び気相流の流量とした。窒化ケイ素製粒子の粒子径は、基礎実験における接触熱抵抗実験と一部を対応させた。粒子径 3~5 mm 以下では、環状流へと遷移するボイド率が小さくなるため、大幅に界面面積が低下し、これにより摩擦力が低下することに注目した。実験条件では、粒子径 5 mm をベースケースとして、粒子径 3、5 及び 10 mm について実験を実施した。また、流量範囲については重大事故時に生じる自然対流状態を想定した流量を含む範囲とした。

粒子層内の二相構造の可視化では、ベースケースである粒子径 5 mm のみについて、純水と同じ屈折率を持ちガラス以上の透明度を持つ図 5.7 に示す CYTOP 製粒子を用いた実験を実施した。また、粒子層内のバルク領域での気相流れは、粒子層-壁面接触部のそれに比べて相対的に小さいことが予想されるため、断面平均ボイド率が 0.1 以下となる気泡流領域となる流速条件にて実験を実施した。



出典) 一般財団法人電力中央研究所, 令和2年度度原子力規制庁委託報告書 粒子状デブリ冷却性実験, 2021.<sup>27</sup>

図 5.7 粒子材料の屈折率及び透過率の比較

Figure 5.7 Comparison of refractive index and transmittance of particle materials

表 5.2 流動可視化実験の実験条件

Table 5.2 Test conditions for flow visualization test

項目	条件	
圧力	大気圧	
項目／可視化領域	粒子層-壁面接触部	粒子層内
粒子材料	窒化ケイ素	CYTOP
粒子径	$\phi 3$ 、 $\phi 5$ 、 $\phi 10$ mm	$\phi 5$ mm
液相見かけ流速	$j_L = 0.0 \sim 75$ mm/s	$j_L = 0.0 \sim 53$ mm/s
気相見かけ流速	$j_g = 0.03 \sim 1.95$ mm/s	$j_g = 0.004$ m/s

出典) 一般財団法人電力中央研究所<sup>28</sup>

(表形式を一部編集)

### (3) 実験結果

粒子層と壁面接触領域の二相構造可視化では、3種類の粒子径について、液相見かけ流速と気相見かけ流速を変化させることにより、合計119ケースの条件下において実験を実施した。一方、粒子層内の二相構造可視化では、1種類の粒子径について7ケースの条件下において実験を実施した。図5.8(a)にWMSの計測位置とボイド率時系列の空間分布図の対応関係を示した。また、図5.8(b)に差圧計測区間の名称を示した。

#### ① 粒子層-壁面接触部における二相構造の可視化

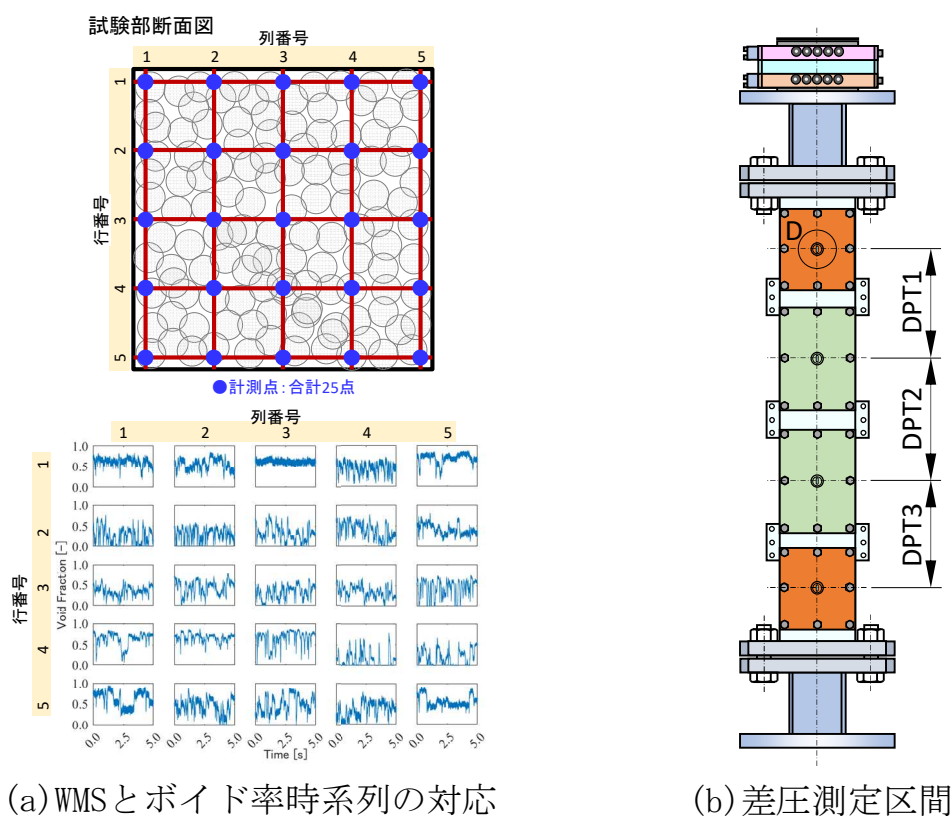
非透明な窒化ケイ素製粒子を用いた可視観察結果を図5.9に示す。ボイド率時系列の空間分布から、異なる二相構造に起因する特徴が見て取れる。二相構造の遷移を観察しやすい直径10mmの場合について、気泡流(a)から気泡-スラグ流の遷移領域にかけての観察例を示している。一方で、ボイド率時系列の空間分布では、流路中央(バルク領域)と流路壁面近傍でボイド率時系列の振幅や波形パターンが異なる場合が見られた。このような、流路中央と流路壁面近傍での差異は、開孔の空間的繋がりが大きい粒子径10mmのときが最も顕著であった。図5.10には、流路壁面近傍が気泡流-スラグ流遷移領域となるが、流路中央には気泡流領域が存在しており、気相が中央から壁面領域により多く流れると考えられる。

全てのケースを通じて、球形気泡のみが見られるような気泡流が観察される条件は非常に限られており、液相見かけ速度が大きく、気相見かけ速度が極端に小さい場合のみで確認された。球形気泡と気泡スラグが入り混じった様相を呈するケースが広い実験条件範囲で確認された。さらに、ボイド率が大きくなると脈動をもつチェーン流が生じはじめ、やがて環状流となった。粒子径3mmの場合が最も環状流へ遷移する気相見かけ速度とボイ

ド率が小さかった。全体的な傾向としては、粒子径が小さいほど環状流へ遷移しやすい結果となり、先行研究例と整合する結果となった。

## ② 粒子層内二相構造可視化

透明な CYTOP 製粒子層において、見かけ気相速度を 4.0 mm/s、見かけ液相速度を 55 mm/s とした時の可視化結果を図 5.11 に示す。IM 法によって正面第 1 層から第 4 層の粒子層を流れる気泡の変形状況が鮮明に撮影できており、充填層内部の流動状況が可視化された。壁面近傍では流れの淀み部は存在せずに連続的に気泡が上流から下流へ流れていく様子が確認された。また、粒子で形成される狭隘流路のうちY字の流路で気泡が分裂・合体し、逆Y字の流路では合体する傾向が見られた。さらに、気相・液相流速ともに低い一部の流動条件では粒子層内に淀み部が存在し、気泡がトラップされる挙動が確認された。



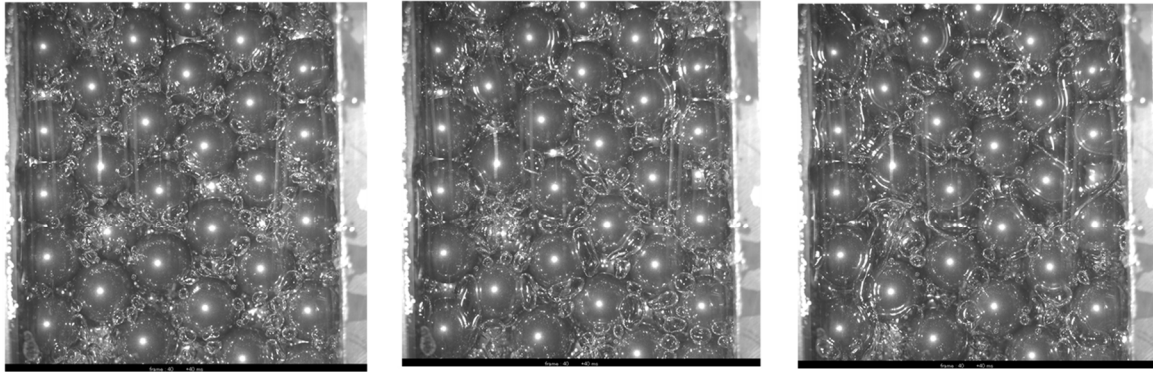
(a) WMSとボイド率時系列の対応

(b) 差圧測定区間

出典) 一般財団法人電力中央研究所<sup>28</sup>

図 5.8 WMS 計測位置/ボイド率時系列空間分布図/差圧計

Figure 5.8 A mapping between the wire mesh sensor measurement sections and void fraction time series spatial distribution / pressure gauge arrangements

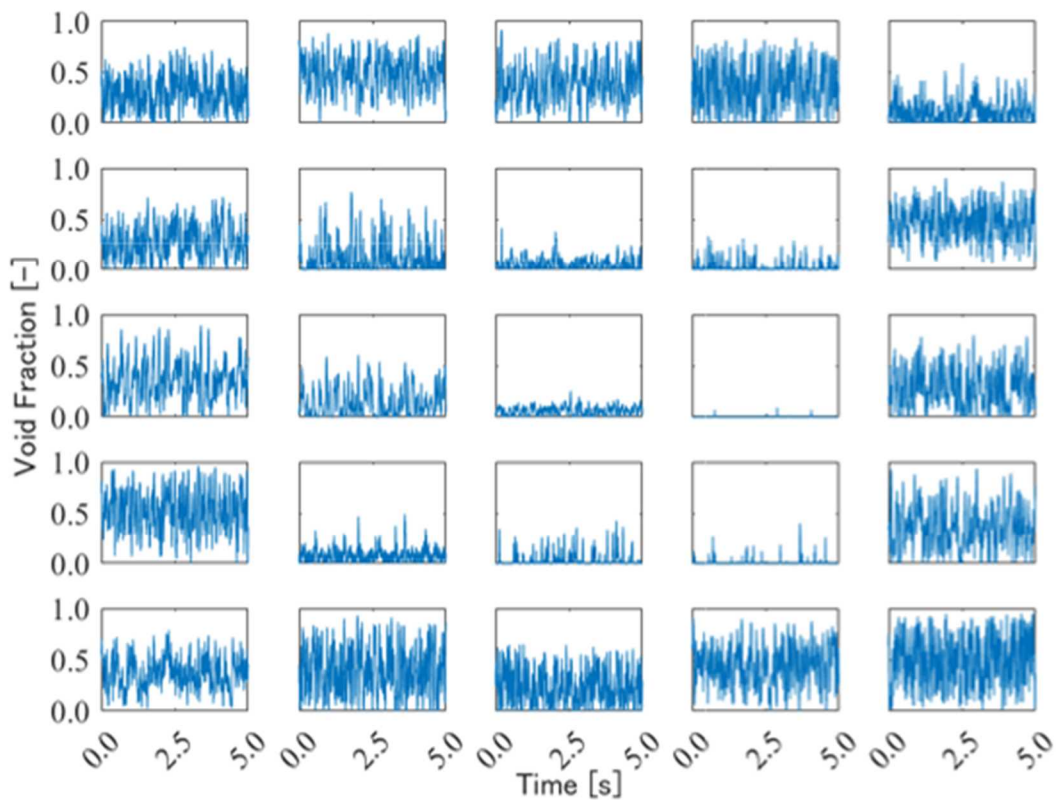


(a)  $j_g=0.055 / j_l=0.075$  (m/s) (b)  $j_g=0.055 / j_l=0.047$  (m/s) (c)  $j_g=0.055 / j_l=0.028$  (m/s)

出典) 一般財団法人電力中央研究所<sup>28</sup>

図 5.9 直径 10 mm の場合の粒子層-壁面接触部二相構造可視化例

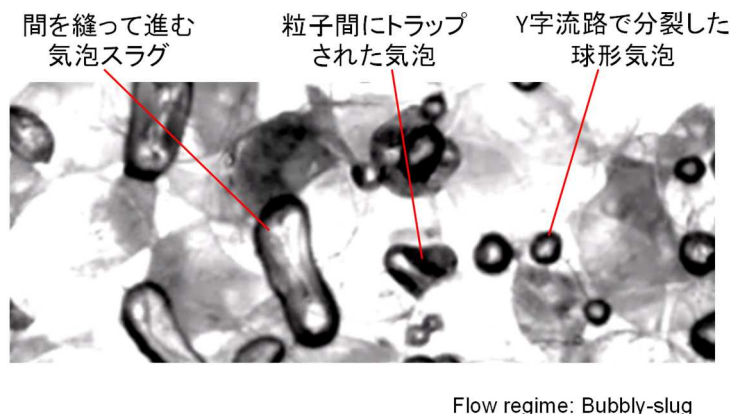
Figure 5.9 Examples of visualization of two-phase flow structure at particle - wall surface contact with a particle diameter of 10 mm



出典) 一般財団法人電力中央研究所<sup>28</sup>

図 5.10 WMS により計測された粒子層内のボイド率分布の時刻歴 (粒子径 10 mm、 $j_g=0.055$  m/s、 $j_l=0.028$  m/s)

Figure 5.10 Time history of void ratio distribution in the particle layer measured by the wire mesh sensor (Particle diameter 10 mm,  $j_g=0.055$  m/s,  $j_l=0.028$  m/s)



出典) 一般財団法人電力中央研究所<sup>28</sup>

図 5.11 シャドウグラフ法による CYTOP 粒子層内二相構造可視化 (粒子径 5 mm、 $j_g = 0.004$  m/s、 $j_l = 0.055$  m/s)

Figure 5.11 Visualization of two-phase structure in CYTOP particle layer by shadow graph method (Particle diameter 5 mm,  $j_g = 0.004$  m/s,  $j_l = 0.055$  m/s)

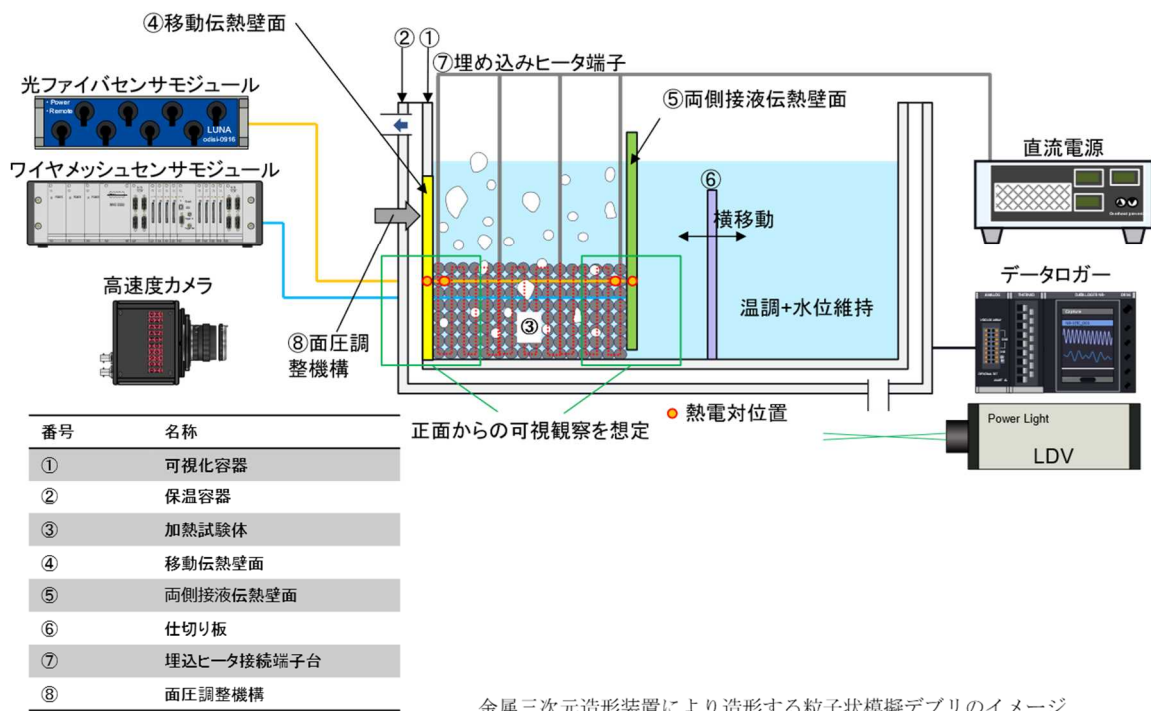
### 5.3 総合効果実験

本節では、個別効果実験で得られた知見と開発手法に基づいて、電力中央研究所への委託事業により実施した総合効果実験の粒子状デブリ冷却性評価沸騰実験について述べる。

#### 5.3.1 実験条件

粒子状デブリ冷却性評価沸騰実験装置の概念図を図 5.12 に示す。ここでは、粒子状模擬デブリの形状、充填率、熱出力及び接触面積をパラメータとして、粒子状模擬デブリから構造物への熱伝達と粒子状模擬デブリから周囲流体である水への熱伝達を計測した。粒子状模擬デブリは、発熱長 50 mm とし、概寸法 W80 × D80 × H50 mm とした。粒子状模擬デブリの内部にマイクロヒーターを埋め込み間接加熱する。埋め込むマイクロヒーターは複数本とし、伝熱壁面から遠ざかる方向に区間を分けて配線することで、粒子状模擬デブリ実験体において空間的に非均一な熱出力分布を与えることも可能とした。造形する粒子状模擬デブリ実験の充填構造は、図 5.13 (a)に示す粒子径 $\phi$ 5 mm の HCP で造形する試験体及び(b)に示す粒子径 $\phi$ 10 mm の SC で造形する試験体の 2 種類とした。なお、本実験における粒子径は、5.2.1 節の接触熱抵抗実験と 5.2.2 節の流動可視化実験において採用した粒子径を考慮して決定した。移動伝熱壁面と試験体の間に生じる面圧については、押込み部分にバネを用いてバネの長さを調整することで設定した。着目パラメータは、粒子状模擬デブリの形状、充填率、熱出力及び接触面積とした。実験は、粒子径 5~10 mm、充填構造 HCP 又は SC、熱流束 1.0~3.0 kW/m<sup>2</sup>、接触面圧 0 又は 0.5 MPa で着目パラメータを組み合わせ実施した。

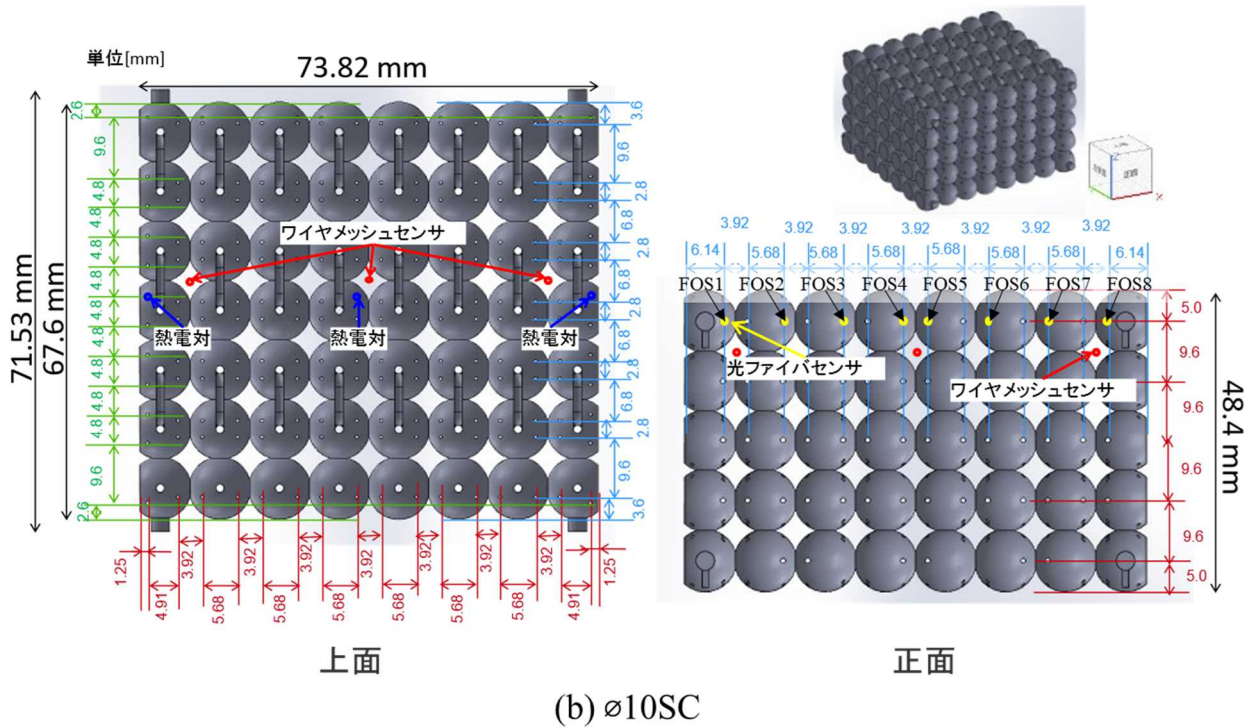
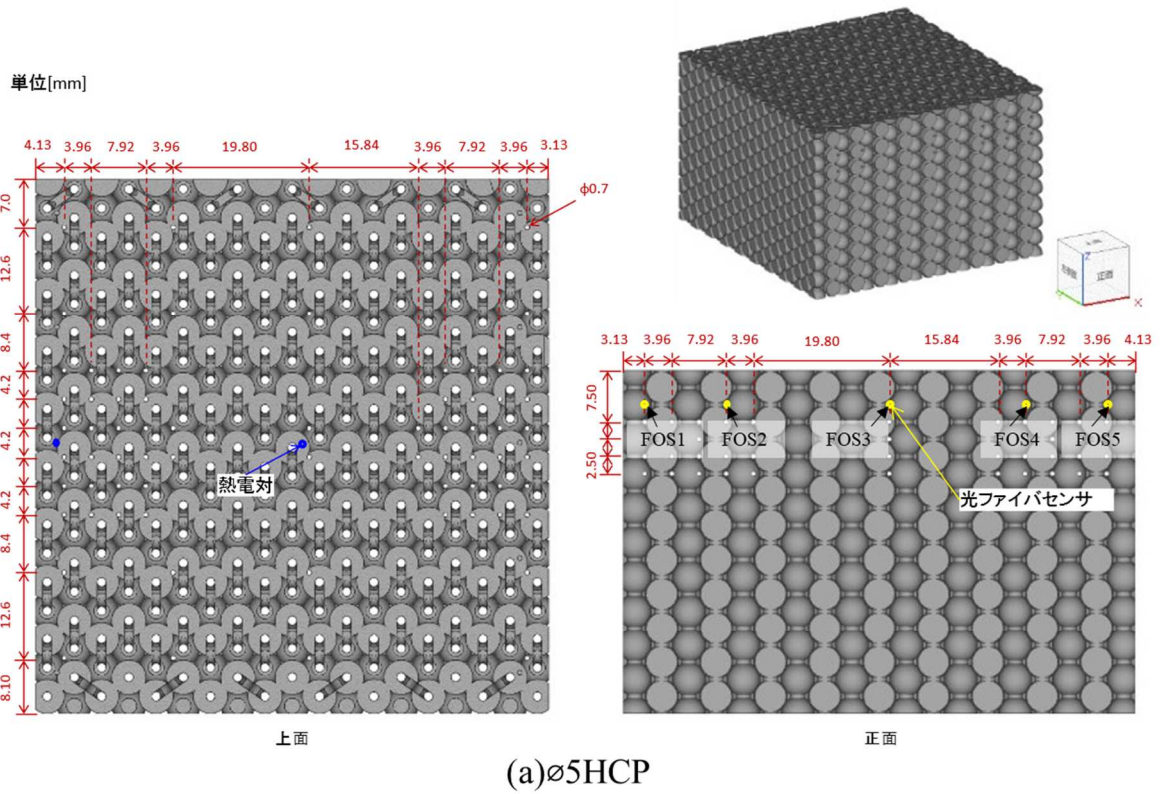
計測は、WMS によるボイド率分布計測、光ファイバセンサによる温度分布計測、熱電対による温度計測及びレーザドップラー流速計による入口流速計測を実施した。なお、光ファイバセンサは、図 5.12 の左側（流体入口から最も遠い位置）を起点として、HPC では FOS1～5、SC では FOS1～8 と番号付けした。これらの計測結果に基づき、熱流束、粒子状デブリ及び液相の温度分布等に基づき粒子状模擬デブリから構造物への熱伝達と粒子状模擬デブリから周囲流体である水への熱伝達を計測した。くわえて、試験体正面に配置した高速カメラを用いたフロントライト法によって沸騰二相流を可視化、WMS によるボイド率分布計測等によって二相流動を計測した。



出典) 一般財団法人電力中央研究所, 令和 4 年度度原子力規制庁委託報告書 粒子状デブリ冷却性実験, 2023. <sup>29</sup>

図 5.12 試験部及び計装系の概念図

Figure 5.12 Conceptual diagrams of the test section and instrumentation system



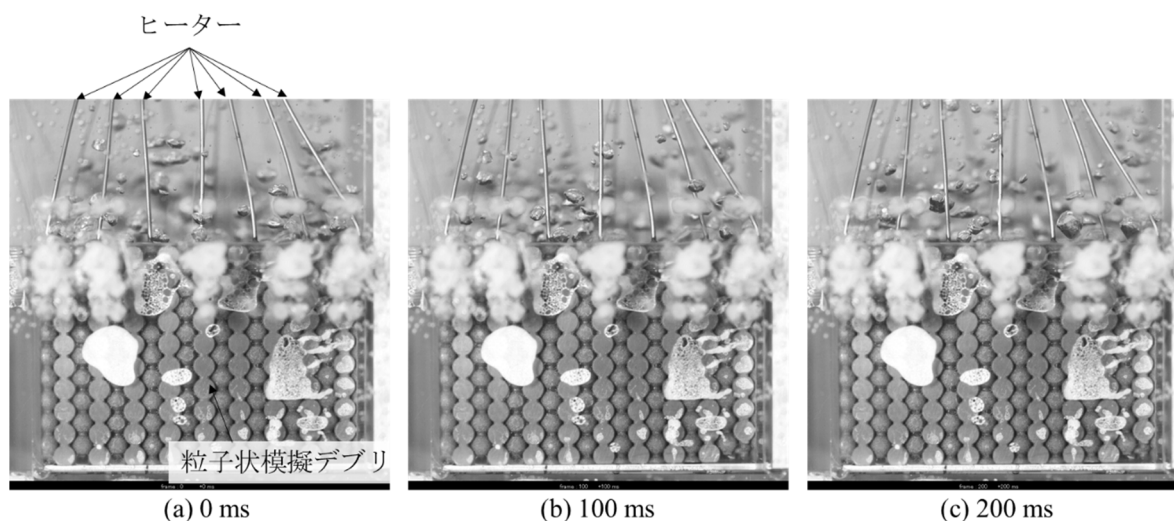
出典) 一般財団法人電力中央研究所<sup>29)</sup>

図 5.13 実験に使用した粒子状デブリ (HCP 及び SC)

Figure 5.13 Particulate debris used in the test (hexagonal close-packed and simple cubic structures)

### 5.3.2 実験結果

計測結果を代表して、 $\phi 5$ -HCP、熱流束： $1.0 \text{ kW/m}^2$ 、接触面圧： $0 \text{ MPa}$  条件下における高速度カメラ撮影像を図 5.14(a)～(c)にそれぞれ示す。



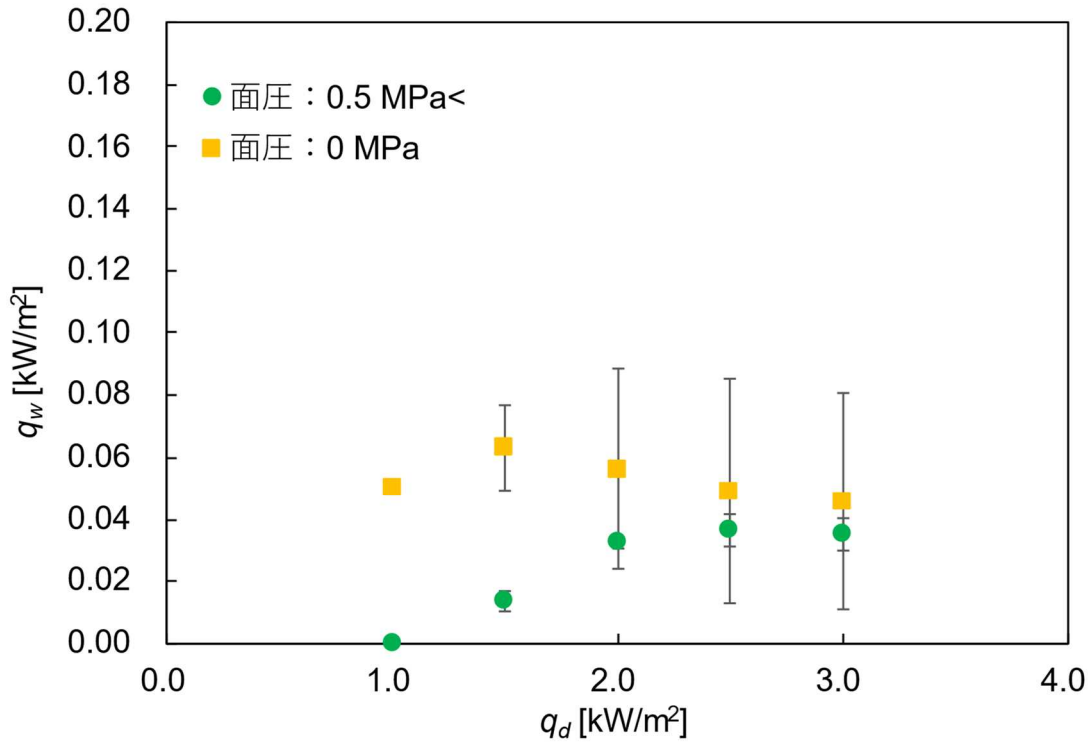
出典) 一般財団法人電力中央研究所<sup>29</sup>

図 5.14 高速度カメラ撮影像 ( $\phi 5$ -HCP、熱流束： $1.0 \text{ kW/m}^2$ 、接触面圧： $0 \text{ MPa}$ )

Figure 5.14 High-speed camera image ( $\phi 5$ -HCP, heat flux:  $1.0 \text{ kW/m}^2$ , contact pressure:  $0 \text{ MPa}$ )

#### (1) 印加面圧による影響

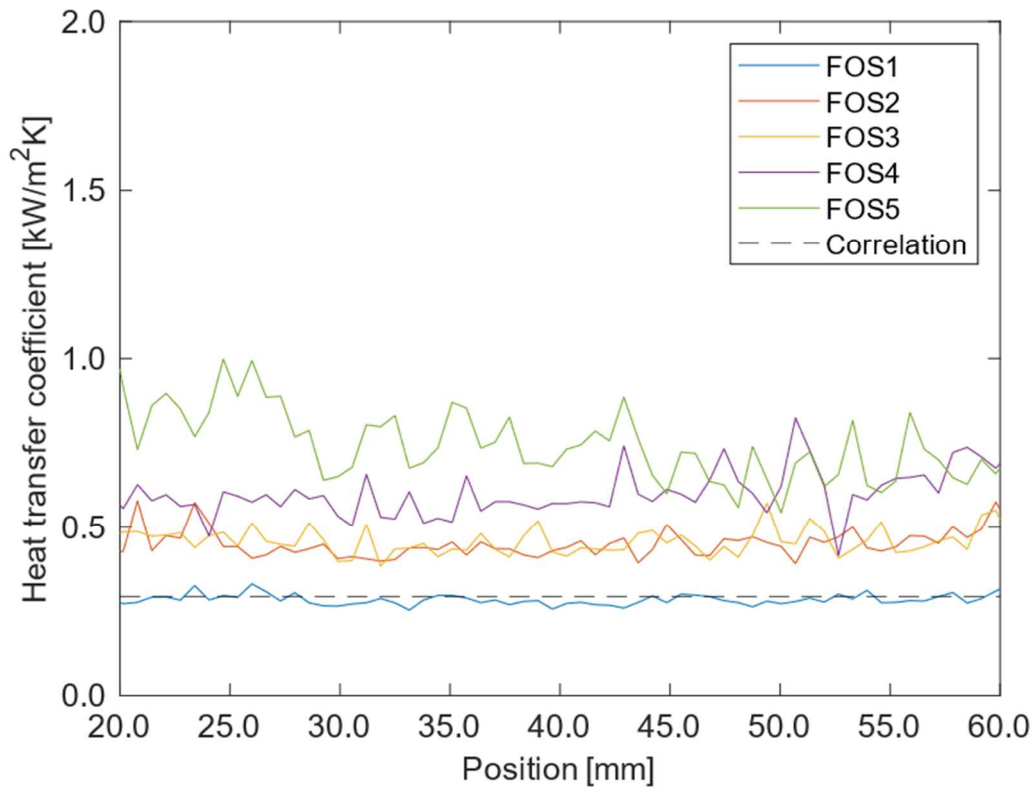
印加面圧に対する伝熱壁面内熱流束の応答を図 5.15 に示す。印加面圧が小さいほど、接触熱抵抗が大きくなり、わずかに試験体温度が上昇する傾向が確認され、個別効果実験<sup>28</sup>において得られた傾向と一致した。さらに、各実験条件について、沸騰熱伝達率を Kutateladze の式<sup>90</sup>を用いて求めた。代表して、 $\phi 5$ -HCP、熱流束  $1.0 \text{ kW/m}^2$ 、接触面圧  $0.5 \text{ MPa}$  以上の条件下における粒子状模擬デブリ試験体の熱伝達率  $h_d$  を図 5.16 に示す。計測された試験体内部の温度分布から評価した熱伝達率と Kutateladze の式<sup>90</sup>による推定値は同程度のオーダーであった。したがって、伝熱壁面を介した試験体の除熱は、試験体全体の冷却において支配的でないことが示された。



出典) 一般財団法人電力中央研究所<sup>29</sup>

図 5.15 接触面圧と伝熱壁面内熱流束の関係 (ø5-HCP)

Figure 5.15 Relationship between contact area pressure and heat flux within the heat transfer wall (ø5-HCP)



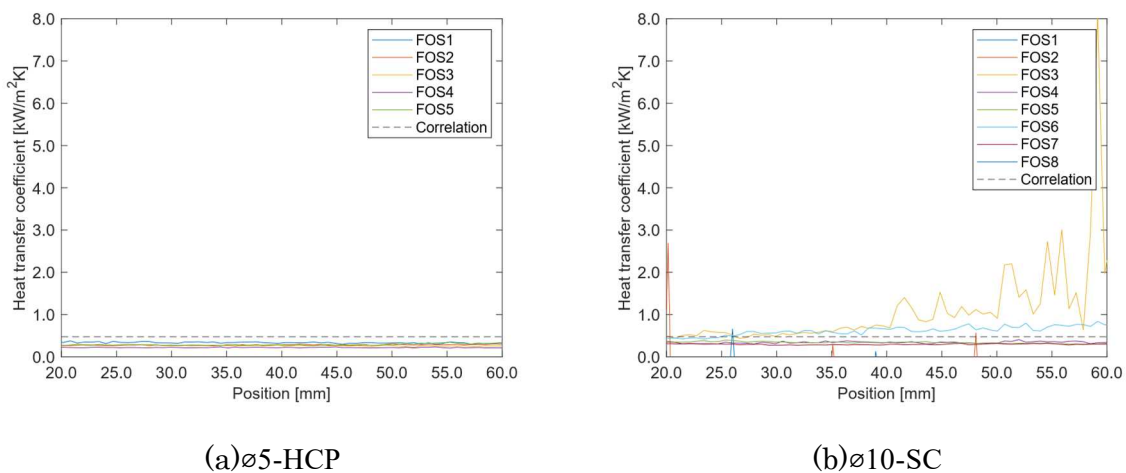
出典) 一般財団法人電力中央研究所<sup>29</sup>

図 5.16 粒子状模擬デブリ試験体の熱伝達率 (ø5-HCP、熱流束 : 1.0 kW/m<sup>2</sup>、接触面圧 : 0.5 MPa 以上)

Figure 5.16 Thermal Conductivity of Particle-Based Debris Test Specimen (ø5-HCP, Heat Flux: 1.0 kW/m<sup>2</sup>, Contact Pressure: 0.5 MPa or higher)

## (2) 面圧 0 MPa におけるデブリベッド構造による沸騰熱伝達率への影響

面圧 0 MPa における複数の実験から代表して熱流束  $2.0 \text{ kW/m}^2$  における粒子状模擬デブリ試験体の熱伝達率を図 5.17 に示す。面圧 0 MPa の場合には、 $\phi 5\text{-HCP}$  よりも  $\phi 10\text{SC}$  における沸騰熱伝達率の実験値が数倍程度となった。 $\phi 5\text{-HCP}$  に比べて、 $\phi 10\text{SC}$  では伝熱壁面の境界条件が断熱条件ではないため、固体熱伝導の試験体冷却への寄与が増大し、試験体内部温度が伝熱壁面近傍で低くなるため、伝熱壁面近傍における  $h_d$  が高くなる傾向が確認された。試験体の粒子配置が SC であるため、流路が狭く流体の流動が制限される HCP に比べて試験体の冷却が促進され、試験体全体の熱伝達率が高く評価されたことも要因であると考えられる。



出典) 一般財団法人電力中央研究所<sup>29</sup>

図 5.17 接触面圧：0 MPa における粒子状模擬デブリ試験体の熱伝達率

Figure 5.17 Heat transfer coefficient of particulate simulated debris test specimen at 0 MPa contact pressure

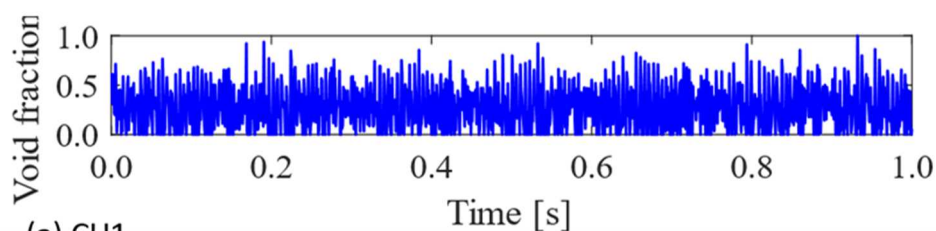
## (3) 二相流動構造

本実験範囲で印加した崩壊熱程度の熱流束においては、小気泡や気泡スラグが多く観察された。 $\phi 5\text{-HCP}$  における流動様式は、小気泡と気泡スラグが共存した流れであるスラグ流が支配的であった。 $1.0 \text{ kW/m}^2$  等の熱流束が低い条件では、空隙において頻繁に気泡がトラップされ、新たに生成された気泡又は移流してきた気泡と合体することで再び上昇する様子が観察された。一方で、試験体中心部から可視化壁面への顕著な気泡の横流れは観察されなかった。

$\phi 10\text{-SC}$  においては、気泡流のみが観察された。試験体流路における空隙が大きく重力方向に流れを阻害する構造が存在しないため、気泡の合体は顕著ではなく、気泡は空隙内で球形を保つ傾向が見られた。図 5.18 に示した  $\phi 10\text{-SC}$  にて WMS により計測したボイド率の時系列においても、気泡流で典型的に見られる半値幅が小さい波が連続的に続く波形が

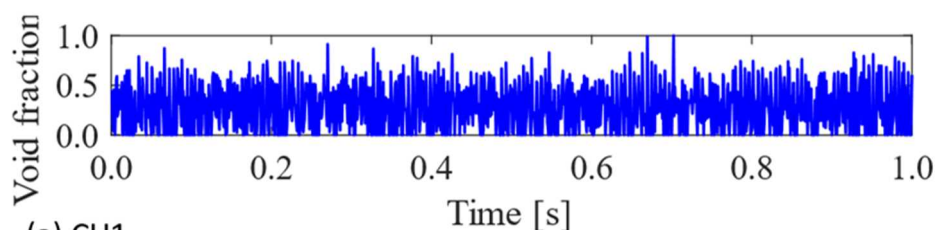
観察された。また、生成した気泡は隣のチャンネルへ移流することはなく、気泡が生成したチャンネル内を上昇していく挙動が確認された。この二相流挙動も先述の粒子配置によるものである可能性が示唆された。

試験部入口流速の計測結果を図 5.19 に示す。試験部入口近傍における自然対流に起因する流速については、計測値のばらつきが大きく、粒子状模擬デブリ試験体の熱流束に対する依存性は見出されなかった。ここでは崩壊熱程度の熱流束を模擬したため、全体的に数 mm/s という非常に小さな流速であり、粒子状模擬デブリ試験体内で生じる沸騰による試験部への水の吸い込みは顕著ではないことが確認された。



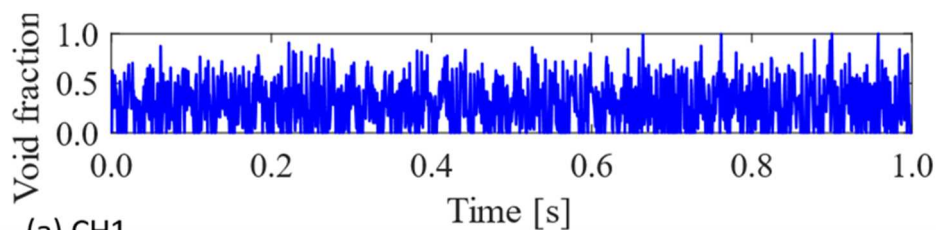
(a) CH1

(a)  $\phi 10$ -SC、熱流束：2.0 kW/m<sup>2</sup>、接触面圧：0 MPa



(a) CH1

(b)  $\phi 10$ -SC、熱流束：2.5 kW/m<sup>2</sup>、接触面圧：0 MPa



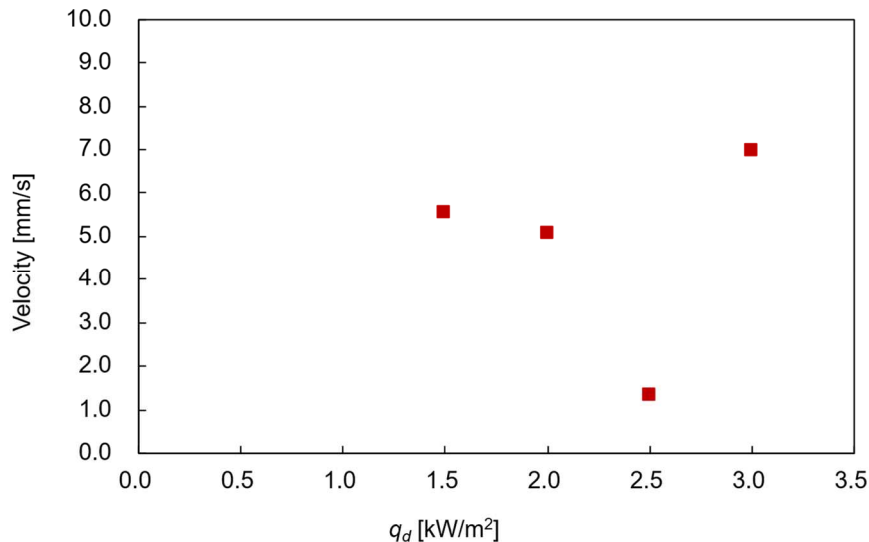
(a) CH1

(c)  $\phi 10$ -SC、熱流束：3.0 kW/m<sup>2</sup>、接触面圧：0 MPa

出典) 一般財団法人電力中央研究所<sup>29</sup>

図 5.18 ボイド率の時系列

Figure 5.18 Time Series of Vacancy Rate



出典) 一般財団法人電力中央研究所<sup>29</sup>

図 5.19 試験部入口流速の計測結果 (ø5-HCP、接触面圧 : 0.5 MPa 以上)

Figure 5.19 Measurement results of flow velocity at test section inlet (ø5-HCP, contact surface pressure: 0.5 MPa or higher)

#### 5.4 総合評価

令和2年度から令和4年度にかけて実施した電力中央研究所への委託により、重大事故時のデブリベッド冷却の評価において重要かつ知見が不足している粒子状デブリと構造材との相互作用に関する特性を把握することを目的とし実験を実施した。本プロジェクトで取得した成果を以下の観点でまとめる。

##### (1) 実験データの取得

粒子状デブリと構造材との相互作用に関する特性について、粒子状デブリと構造物間の接触熱抵抗、粒子状デブリの有効熱伝導率、配管接触条件における粒子状デブリと配管の自然循環流発生及びそれによる冷却促進効果、粒子状デブリ堆積層中の二相流動に関する知見を取得した。

##### (2) 現象の機構の把握

取得した詳細な実験データに基づいて、接触面圧による有効熱伝達率への影響は表面粗さや設計接触面積による有効熱伝達率への影響、粒子層と壁面接触領域及び粒子層内の二相流動構造、粒子状デブリ模擬材と構造物との接触及び介在流体の沸騰流動を一体的に捉え、それらに伴う熱伝達促進効果等、粒子状デブリ冷却現象の機構を把握した。

##### (3) 解析手法の高度化

設計接触面積比率と有効熱伝達率比率の関係について、実験結果の傾向は既往の相関式

によっておおむね近似できることが明らかになった。また、取得した詳細な実験データは、別プロジェクト「軽水炉の重大事故時における不確かさの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」(H29～R4年度)において、デブリベッド形成及び冷却解析コード THERMOS のモデル開発、妥当性確認等に活用した。

#### (4) 事故対応への影響の把握

本実験で取得した知見により、格納容器破損防止対策における粒子状デブリ構造による沸騰熱伝達率への影響、粒子状デブリ試験体内部で生じる沸騰による流体の吸い込みによる冷却効果等を確認できた。

## 6. プール内温度成層化実験

### 6.1 物理化学現象の抽出及び実験内容の検討

プール内温度成層化実験の開始にあたって、温度成層化が観測された廃止措置中プラントの SFP の冷却機能を長期に停止させた実験及び先行研究を踏まえて、プール内温度成層化の評価において着目すべき熱流動現象を同定した。

関西電力の美浜発電所 1 号炉で実施された SFP の冷却機能停止実験<sup>91</sup>において、温度成層化が観測されている。月単位で温度成層化が維持され、その後に温度成層化が消散された機構は明らかになっていない。さらに、温度データも数点と局所的に得られているのみであることから、温度成層化の発生位置が明らかになっていない。また、温度成層化はシステムに依存するため、SFP と同様のシステムを用いた実験が必要であるが、SFP のような鉛直加熱源を用いた実験体系で温度分布と速度分布を測定した実験は数例である。

SFP と類似の体系として、Kim ら<sup>92,93</sup>は静的安全装置を模擬した水平ヒーターを用いた温度成層化実験を実施している。その実験を対象に Grazevicius ら<sup>94</sup>は CFD 解析を実施しており、解析結果と実験では高温層と低温層の混合に有意な差があることを指摘している。そのため、CFD 解析において温度成層化を適切に計算するためには、実験データとの比較を通じて、CFD 解析が温度成層化を再現できることを確認することが望ましい。したがって、SFP を対象とした CFD 解析の妥当性確認として温度分布と速度分布の計測データを取得する必要がある。

このような背景を踏まえて、過去の安全研究プロジェクト<sup>95</sup>において、令和 2 年度から令和 5 年度にかけて早稲田大学との共同研究により、温度成層化発生機構の把握及び温度成層化の流体解析による予測性の向上を目指して、実験装置を製作し、計測性能に関する知見を取得した<sup>11</sup>。これに引き続いて、本プロジェクトでは令和 5 年度から令和 6 年度にかけて早稲田大学との共同研究により、プール内に温度・速度場計測を実装した温度成層化実験により実験データを取得し、CFD 解析からプール内の温度成層化モデルを検討した<sup>30</sup>。

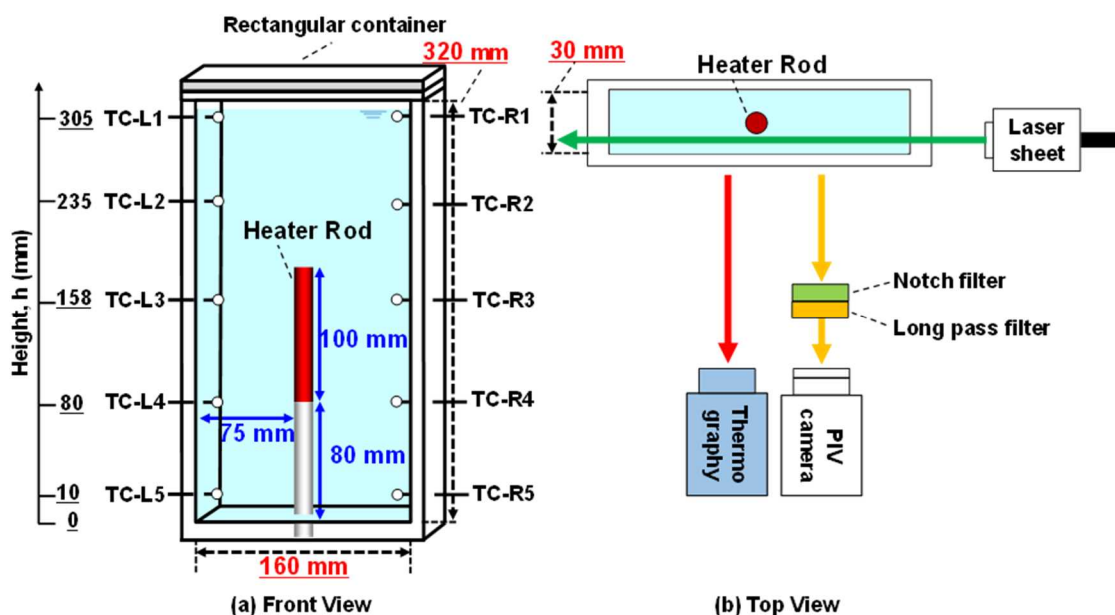
### 6.2 実施方法

図 6.1 に実験装置の概略図を示す。本実験体系は、鉛直加熱源を含むプールにおける温度成層化の機構を調べるために単純な体系とした。直方体の容器は透明なポリカーボネート製で、奥行きを 30 mm に拘束することで、二次元の対流を観測しやすくしている。鉛直加熱源は、直径 12 mm、加熱長さ 100 mm、非加熱長さ 80 mm の円柱形ヒーター棒を 1 本とし、プール内の中央に設置した。容器内の水位は約 310 mm とした。

図 6.1 にプール内の温度測定位置を示す。K 型熱電対（坂口電熱社製、JIS2 級）シース外径 1.6 mm を 10 箇所、プールの壁の両側に取り付けた。熱電対は側壁内面から 5 mm の位置の水温を 10 Samples/s の頻度で測定した。熱電対の計測誤差は $\pm 2.5^{\circ}\text{C}$ である。また、

プール壁面の温度分布は、サーモグラフィ（日本アビオニクス社製、InfReC R550Pro）により、0.6 mm/ピクセルの空間分解能で測定した。

プール水内の速度場を PIV により測定した。レーザー光源は励起波長 532 nm の YAG レーザー（Lee Laser Inc., LDP-100）を使用し、画像はノッチフィルター及びロングパスフィルター付きカメラ（SONY 社製、VLOGCAM ZV-E10）を用いて、30 frames/s の撮像速度で撮影した。PIV には、ローダミン B を塗布した蛍光ナイロン粒子（平均粒径 15  $\mu\text{m}$ 、比重 1.1  $\text{g}/\text{cm}^3$ ）を用いて、FlowExpert 2D（カトウ光研社製）を用いて、グリッド幅 5 mm $\times$ 5 mm で解析し、60 s 間の平均流速を算出した。



出典) Sekine, M., Tsukamoto, N., Masuhara, Y., Furuya, M., Experimental Study on Thermal Stratification in Water Pool with Vertical Heat Source, Annals of Nuclear Energy, Vol. 207, 110681, 2024<sup>96</sup>

図 6.1 小規模温度成層化実験装置の概略図

Figure 6.1 Schematic of the small-scale thermal stratification experimental setup.

### 6.3 実験条件

表 6.1 に本研究で行った実験条件を示す。実験と実機のスケールに違いがあるものの、本研究の目的が現象の機構の理解であることを踏まえて、自然対流から沸騰発生までの幅広い条件を設定した。流れへの影響を確認するためにヒーター出力、ヒーター位置を変えた実験と実機への影響を確認するためにラック形状・チャンネルボックス、壁面条件、容器サイズを変えた 5 種類の実験を実施した。実験の初期条件として、実験装置は 20°C~23°C に保たれた空調室に設置し、大気圧下で実験を行った。加熱前のプールの水は室温で均一分布であり、速度は静止状態である。実験は、ヒーター出力を目標値に増大させて開始し、

その出力は実験中一定に保たれ、水プールの昇温過程を計測した。なお、ヒーターの加熱部下端を有効発熱長下端として BAF (bottom of active fuel) と定義した。

表 6.1 プール成層化実験の実験パラメータと条件

Table 6.1 Experimental parameters and conditions in pool stratification experiment.

Case	Heat power [W]	Heat Flux [kW/m <sup>2</sup> ]	Heater position	Rack type/Channel box	Wall condition	Width [mm]
(a)	50	13	Center, Base 0 mm	No	With a top panel	160
(b)	75	19				
(c)	100	26				
(d)	125	32				
(e)	75	19	Left, Base 0 mm	No	With a top panel	
(f)			Center, Upper40 mm			
(g)			Center, Lower40 mm			
(h)	125	32	Center, Base 0 mm	Yes (BAF -30 mm)	Full wall insulation	
(i)	125	32		Yes (BAF -60 mm)		
(j)	100	26		No		
(k)	75	19				With a top panel
(m)	200	52	Center, Base 0 mm	No	With a top panel	480
(n)	250	64				

## 6.4 実験結果と考察

### (1) 出力実験

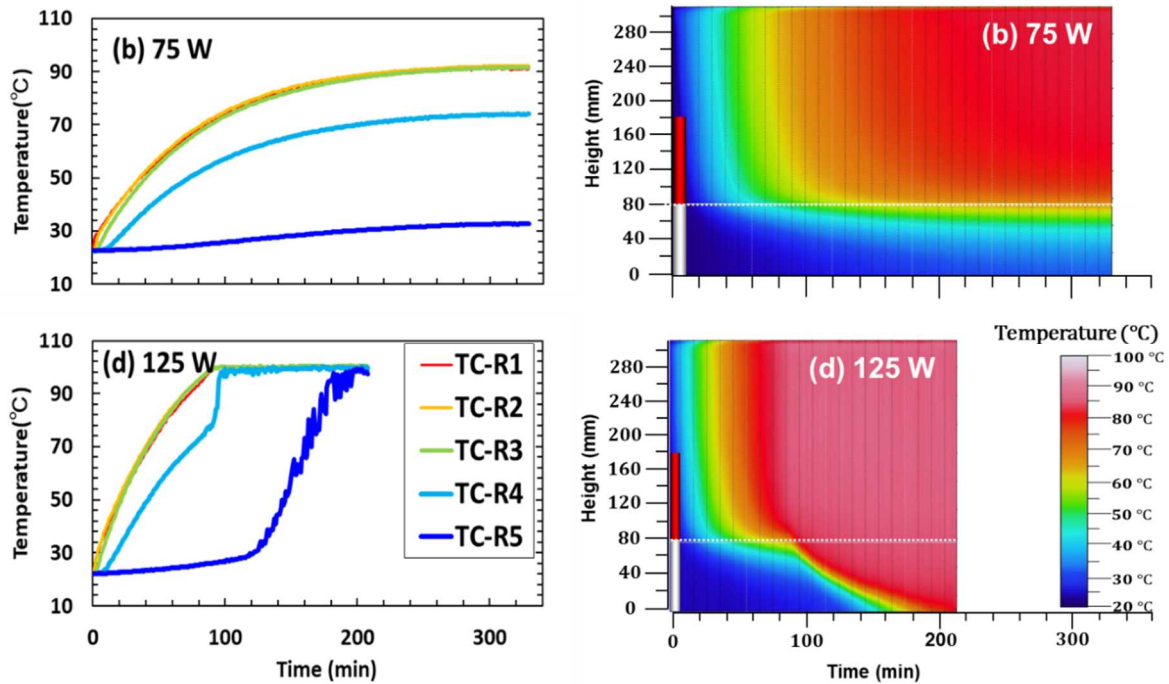
出力実験として、ヒーター出力の 75 W と 125 W の 2 条件を対象に温度分布と速度分布の時間的変化を説明する。

#### ① 温度分布

図 6.2(a)にプールの右側に置かれた熱電対で測定された温度の時系列を示し、図 6.2(b)に水平方向が中央位置の高さ方向をサーモグラフィで測定した温度を示す。後者は、熱電対による測定、サーモグラフィによる測定の両方の測定で水平方向の温度差が小さいことを確認したことから、高さ方向の温度に着目し、水平位置は固定とした。

熱電対の結果から、ヒーター出力に関係なく、加熱部より上の位置 (TC-R1, TC-R2, TC-R3) の熱電対の温度は同様な傾向で急速に上昇した。対照的に、加熱部の底部及びそれ以下の位置 (TC-R4 及び TC-R5) の温度は徐々に上昇した。そのため、熱電対の挙動から加熱部上部の高温域、加熱部下端の低温域に分類され、TC-4 の加熱部下端付近は高温域と低温域の間にあると考えられる。これらの観測結果は、Kim らの静的安全装置実験<sup>92,93</sup>や関西電力美浜 1 号機の SFP 実験<sup>91</sup>と一致している。

サーモグラフィの結果から、温度成層界面の位置、すなわち温度の空間勾配が急峻になる位置は、測定した温度分布の時間変化（図 6.2(b)参照）が示すように、加熱部下端付近であった。プール内の温度は加熱部ヒーター出力が高い場合（125 W）は、温度成層化は時間とともに消散したが、ヒーター出力が低い場合（75 W）は、温度成層化が維持された。



(a) 各部の熱電対の温度時系列 (b) サーモグラフィの容器高さの温度時系列  
(a) Time trace of temperature with the thermocouples. (b) Time evolution of vertical temperature distribution with thermography.

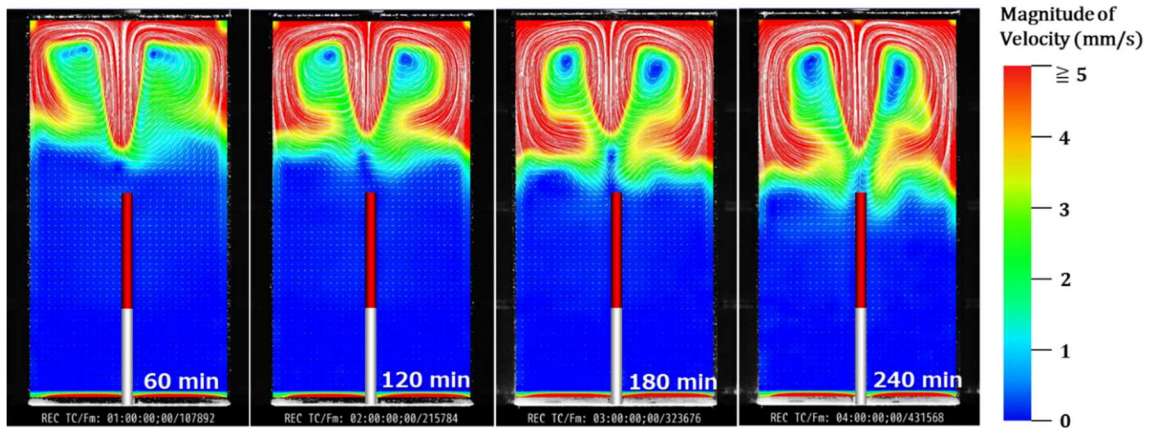
出典) Sekine, M., et al. <sup>96</sup>

図 6.2 異なる熱出力レベルにおける時間経過に伴う温度変化

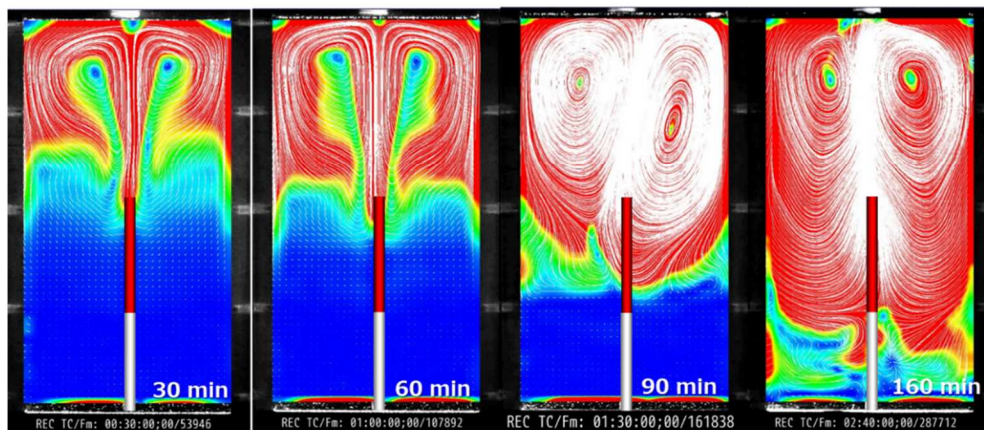
Figure 6.2 Transient temperature profiles at different thermal power levels.

## ② 速度分布

図 6.3 に PIV の速度分布を示す。カラーマップは 0~5 mm/s の速度の大きさを色で示している。白線は流線を示す。ヒーター出力によらず、時間の経過とともに渦の発達を観察され、渦の領域が広がった。低出力では渦は上部の空間にとどまったが、高出力ではより広範囲に広がった。測定温度が飽和付近になると、ヒーターロッド近傍に沸騰を示す蒸気泡が観察された。PIV の結果、沸騰前後で流速の顕著な増加が見られたことから、沸騰により流速が加速したものと考えられる。125 W の場合は約 90 分後に速度が増大し、乱流に支配される挙動になった。



(b) 75 W



(d) 125 W

出典) Sekine, M., et al.<sup>96</sup>

図 6.3 速度分布図と速度ベクトル

Figure 6.3 Velocity field contour map with velocity vector.

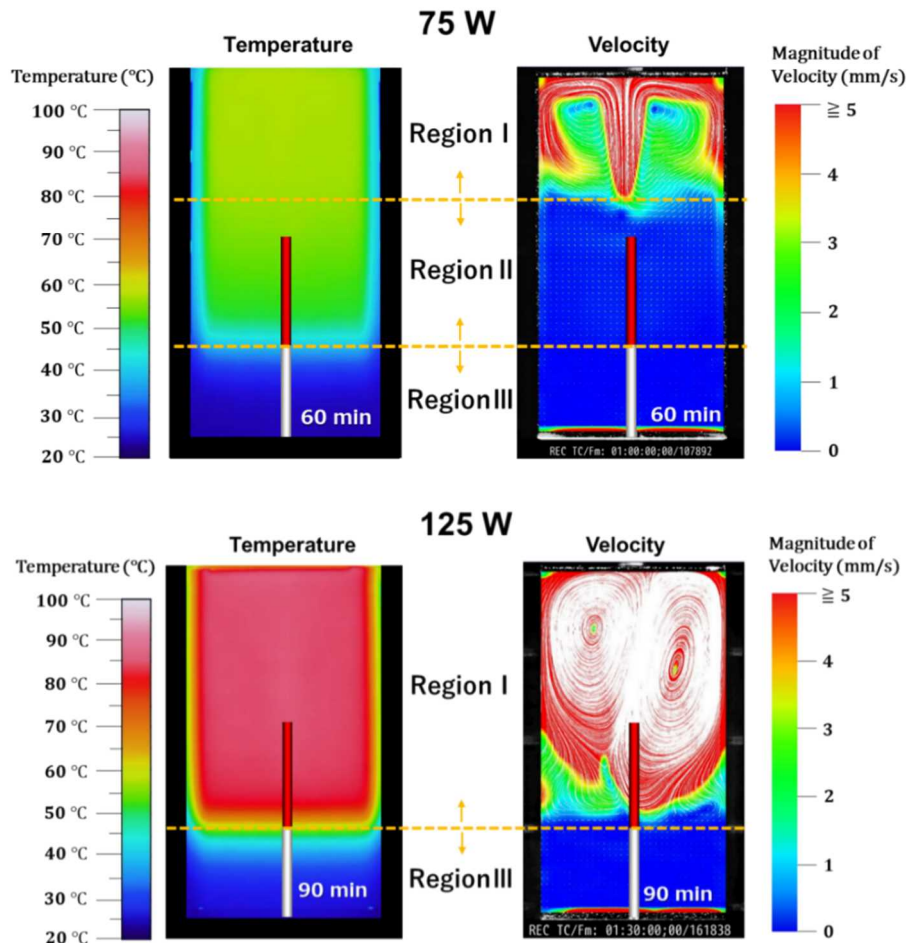
### ③ 温度・速度分布の構造

①で述べたように、温度成層化境界は加熱部下端付近の高さにあった。境界より上部に高温層、下部に低温層があり、それぞれの層内の温度は領域内でほぼ一定であった。

高温層では空間的にほぼ一様に温度が上昇していることから、ヒーターで加熱された水が層全体で循環し、混合していると推測されるが、速度分布 (図 6.3) を見ると、高温層全体での流れの循環は確認できない。高温層内の速度分布は、巨視的な渦流れの強い対流領域とその下の流れがほぼ停滞している弱い対流領域の二つの領域に分かれ、低温層内の分布は流れが全くない停滞領域となっている。まとめると、温度成層化が発生する領域は、図 6.4 に示すように、鉛直方向に三つの領域 (領域 I~III) に分けられる。

この三つの領域が時間経過と共にどのように進展するかを考察する。温度成層化発生時は、いずれの出力においても領域 I の対流領域は加熱部の上方で発生し、時間経過に伴い徐々に渦が大きくなり、領域 I は鉛直下方に拡大する。出力が高い場合は領域 I の拡大が続き、図 6.4 に示すように領域 II が消失し、その後、更に領域 III も消失することで温度

成層化が消散している（図 6.3 参照）。このことから、温度成層化の消散過程は、領域 I の拡大が継続することで起こると推測される。また、領域 II は PIV 上では流れが確認できていないが、温度分布は領域 I と同じであるため、対流により熱が伝達されていると考えられる。そこで、実験時に PIV 粒子の挙動を目視で確認すると、左右の壁の数 mm の領域に下降流が見られる。この壁部での下降流が領域 II の温度上昇に寄与していると考えられる。



出典) Sekine, M., et al. <sup>96</sup>

図 6.4 温度分布と速度分布の構造

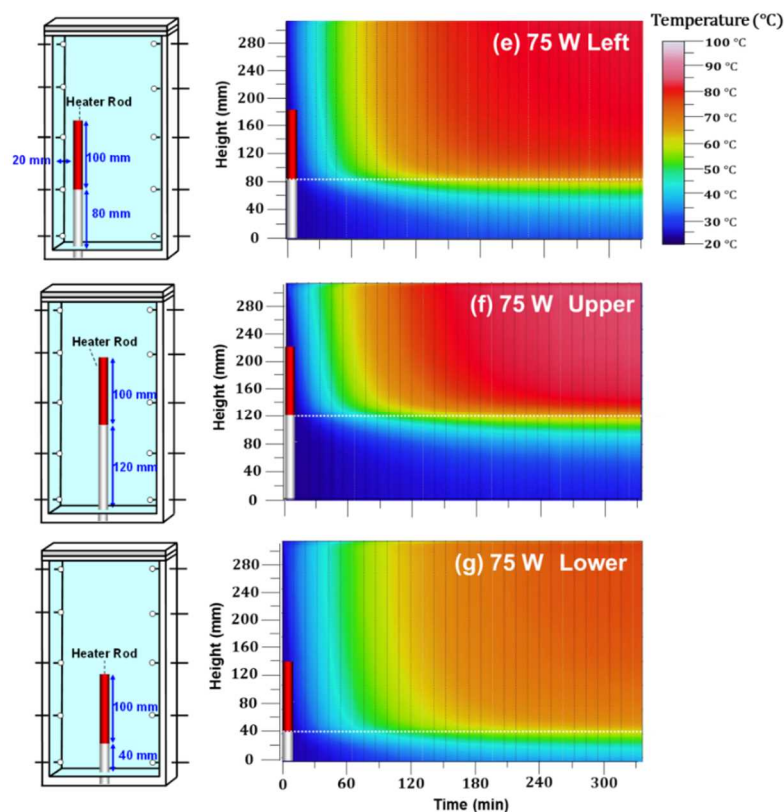
Figure 6.4 Structure of temperature and velocity distributions.

## (2) 加熱源位置実験

温度成層化境界の位置は、図 6.2(b)に示すように、ヒーター出力に関係なく、加熱部下端付近の高さに発生する様子が観察された。そこで、温度成層化境界に対するヒーター位置の影響を調べるため、水平方向と鉛直方向にヒーター位置を変化させた。

図 6.5 にヒーター位置とサーモグラフィによる温度変化を示す。ヒーター位置を左方向に水平移動させた場合、温度分布の時間変化は、ヒーター位置が水平方向中央でヒーター出力が 75 W の場合と同様であった。ヒーターの水平移動により水平方向に非対称な渦構

造となったが、温度分布の変化、温度成層化境界は加熱部下端付近の高さとなり、ヒーター位置が中央の場合と同様の傾向であることを確認した。ヒーターの鉛直方向位置を変更すると、温度成層界面はそれに応じて移動した。今回の実験結果から温度成層界面は加熱部下端付近の高さで発生した。この結果について、先行研究の Kim ら<sup>92,93</sup>の棒状のヒーターを水平に設置した実験においてもヒーター棒の高さ位置で温度成層界面が観察されており、本研究で得られた知見と同様の傾向である。そのため、温度成層化境界の位置は、加熱源の形状によらず加熱部下面の高さに依存すると考えられる。



出典) Sekine, M., et al.<sup>96</sup>

図 6.5 異なるヒーター位置における垂直方向の温度分布の時間変化

Figure 6.5 Time evolution of vertical temperature distribution for different heater positions.

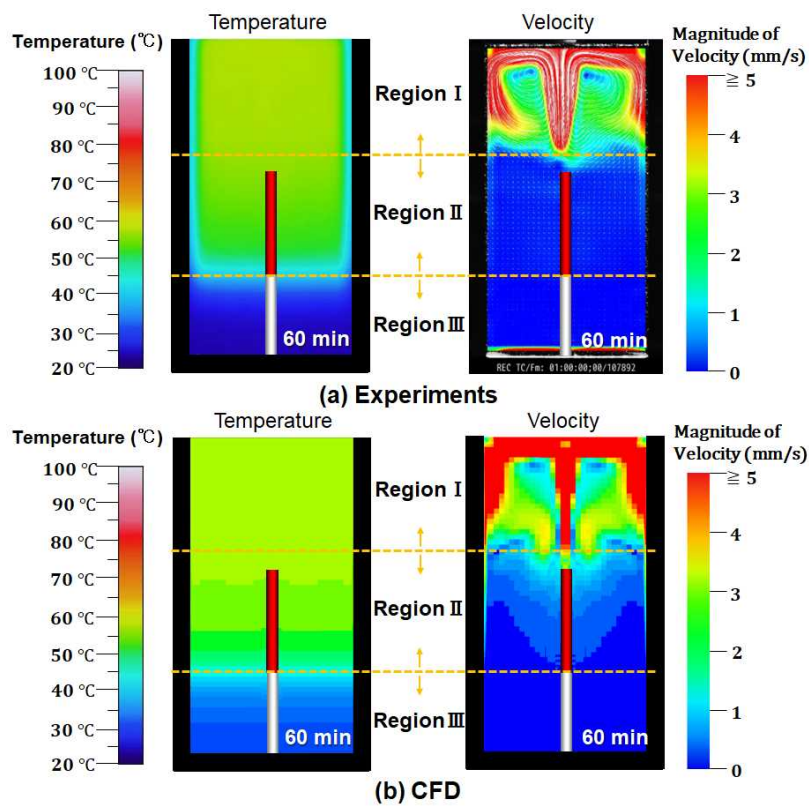
## 6.5 温度成層化の CFD 解析

### 6.5.1 CFD 解析条件

前節で実施した温度成層化実験に対して、商用コード STAR-CCM+ (バージョン 2502) を用いて解析を実施した。プール水、ヒーターロッド、壁面をモデル化し、ヒーターロッドには発熱量 (75 W) を設定した。基本メッシュサイズ 5 mm のトリムメッシュを用いた。乱流モデルは自然対流解析で広く用いられる標準  $k-\epsilon$  モデルを採用した<sup>97</sup>。これは、実験の加熱部頂部の  $Re$  数が数百から千と小さいものの、巨視的な渦流れが確認されたためである。

## 6.5.2 結果と考察

図 6.6 に、実験開始後 60 分時点における温度分布（左）と速度分布（右）の実験結果（上）と CFD 解析結果（下）の比較を示す。実験では、プール内の鉛直方向に三つの明確な領域（領域 I（ヒーター上部の上部領域）、領域 II（中間領域）、領域 III（ヒーター下部の下部領域））が観察された。CFD 解析はこれらの三つの領域を再現し、温度分布と速度分布は実験結果と一致した。容器サイズを変えたパラメトリック研究では、温度分布の傾向は一致するものの上部領域における自然対流の発達に差異が認められ、実験結果と CFD 解析結果の間に不一致が観察された。しかし、温度成層化時の三つの領域を再現できたことは実験と同様の結果であり、容器サイズによらず温度成層化時の傾向を評価できた。



出典) Sekine, M., Furuya, M., EXPERIMENTAL AND NUMERICAL INVESTIGATION ON THERMAL STRATIFICATION IN WATER POOL WITH HEAT SOURCE, Proceedings of CFD4NRS-10, 2025. <sup>98</sup>

図 6.6 実験結果と CFD シミュレーション結果における温度分布と速度分布

Figure 6.6 Temperature and velocity distributions for experimental and CFD simulation results.

## 6.6 総合評価

令和5年度から令和6年度にかけて実施した早稲田大学との共同研究<sup>30</sup>により、プール内温度成層化の評価において着目すべき熱流動現象を対象にプール内温度成層化実験を実施した。本プロジェクトで取得した成果を以下の観点でまとめる。

### (1) 実験データの取得

プール内温度成層化の評価において着目すべき熱流動現象について、既往研究では知見が少ない鉛直加熱源を含むプール内の詳細な温度分布及び速度分布を含む実験データを取得した。取得した実験データは、温度成層化時の機構の把握及び解析コードの妥当性確認に活用できる。

### (2) 熱流動現象の機構の把握

温度成層界面は加熱部下端付近に固定されることを確認した。また、温度成層化が維持される際の温度分布と速度分布の構造から温度成層化が発生する領域は鉛直方向に三つの領域に分けられる。さらに、温度成層化の消散過程は、温度が高く、速度が速い上部領域が拡大し、成層界面に到達することで起こることが観察された。

### (3) 解析手法の高度化

使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価では、簡易的な計算により、プール内の温度が飽和温度に到達する時間等が評価されている。一方、CFDコード等より詳細な計算ノードを用いた評価では、浮力等の個々の詳細な現象を機構論的に考慮して、使用済燃料プール内の温度分布や温度成層化等の影響を評価できる。詳細評価手法の不確実性低減を目的として、商用CFDコードSTAR-CCM+による解析手法の高度化を検討した結果、以下の現象が重要であることを明らかにした。

- ・ 温度成層化時の鉛直方向の温度分布と速度分布
- ・ 温度成層化発生位置
- ・ 浮力による自然対流挙動

### (4) 事故対応への影響の把握

実験結果から加熱部下端付近の高さ位置は重要な指標であり、プールの温度成層化は加熱部下端付近を中心に高温の上部領域と低温の下部領域に分類できることが分かった。これまで安全評価等で用いられている崩壊熱と蒸発量を一定とした一点近似計算では、加熱部下端より下の領域の保有水量を考慮しないことが対応として考えられる。これにより、温度成層化によって加熱部下端より下の領域の水が温度上昇せず、冷却に寄与できないことを考慮でき、温度成層界面が下降する際には保守的に評価することが可能である。

## 7. 結論

### 7.1 成果の要点

本プロジェクトでは、軽水炉での重大事故の発生防止、拡大防止及び環境影響緩和の各段階において未だ大きな不確かさが残されている五つの物理化学現象について、その機構を把握するために実験データを取得した。また、取得した実験的知見に基づいて、重大事故の収束に向けた対策への実際的な影響の有無を確認した。

#### (1) プールスクラビング実験

筑波大学及び JAEA への委託により、最新知見を踏まえて抽出した重要かつ知見が不足しているプールスクラビング現象について、実験及び解析を実施した。取得した実験及び解析データは、気泡径に着目した単一気泡のエアロゾル粒子除去機構、気泡群における二相流動挙動と DF の関係、気泡相互作用及びプール温度による DF への影響等を明らかにするものであり、スクラビング現象の機構の把握及び SPARC-90 モデル上の不確かさの同定に活用できる。また、これまでに得られた実験結果から、プール水温度が上昇しても一定の FP の除去効果が維持され、DF が極端に低下することは無いことが確認できた。

#### (2) ソースターム実験

福井大学及び JAEA との共同研究並びに JAEA への委託により、最新知見を踏まえて抽出した重要かつ知見が不足している様々なソースタームに係る現象について、実験及び解析を実施した。さらに、得られたデータを用いて、化学形態を考慮した燃料からの放射性物質の放出速度係数の導出モデル及び気液間移行に係る物質移行係数の導出モデルを構築した。また、CsI と MoO<sub>3</sub> の反応による再蒸発現象を確認するとともに、熱力学的平衡計算による再現性を確認した。これらの知見は、従来のソースターム評価で考えられていたガス状ヨウ素の割合を正確に把握することを可能にし、事業者が実施する格納容器破損防止対策の有効性評価の妥当性確認や原子力災害対策指針に示された緊急事態における安定ヨウ素剤の服用の指示等の防護措置に係る具体的方策の妥当性確認等に活用できる。

#### (3) 重大事故時雰囲気熱流動実験

JAEA への委託により、最新知見を踏まえて抽出した重要かつ知見が不足している熱流動現象について、CIGMA を用いて既往研究では知見が少ない 600°C 以上の高温状態を含む条件で実験データを取得した。実験データに基づいて、格納容器上部フランジの熱伝達機構や外面冷却時の雰囲気成層化の解消、ベント及びスプレイの水素濃度分布への影響、原子炉建屋における水蒸気凝縮に伴う水素移行挙動等、熱流動現象の機構を明らかにした。また、原子炉建屋における水蒸気凝縮の効果は水素燃焼対策を考慮する上で重要であることを明らかにした。これらの知見は CFD による格納容器及び原子炉建屋の熱流動挙動の評価や重大事故対策の検討に活用できる。

#### (4) 粒子状デブリ冷却性実験

電力中央研究所への委託により、最新の知見を踏まえて抽出した粒子状デブリの冷却特性に関する実験を実施した。粒子状デブリと壁面の接触状態、材質、加熱量等の様々な条件下における粒子状デブリと構造材の相互作用に関する冷却特性の知見を取得した。また、粒子状デブリ構造が沸騰熱伝達率に及ぼす影響を明らかにした。粒子状デブリ二相流動特性については、崩壊熱程度の熱流束においては粒子状デブリ試験体内部で生じる沸騰による粒子状デブリへの流体の吸い込みは顕著ではなく、粒子状デブリ内部まで水が到達しない可能性が示唆された。これらの知見は、デブリベッド形成及び冷却解析コード THERMOS の妥当性確認や重大事故対策の検討に活用できる。

#### (5) プール内温度成層化実験

早稲田大学との共同研究により、既往研究では知見が少ない鉛直加熱源を含むプール内の詳細な温度分布及び速度分布の実験データを取得した。ここでは、温度成層化の発生位置は加熱部下端付近の高さであること、温度成層化が維持される際の温度分布と速度分布の構造から温度成層化が発生する領域は鉛直方向に三つの領域に分けられること、温度成層化の消散過程は温度が高く速度が速い領域の拡大が継続することで起こること等を明らかにした。安全評価では、SFP 内で加熱部下端以下の水量が少ないため、温度成層化の影響は小さいと考えられるが、閉じた系や加熱部下端が上部にある場合には、圧力上昇、水位低下等に影響を及ぼすことが分かった。これらの知見や取得した実験データは、温度成層化時の機構の把握及び解析コードの妥当性確認に活用できる。

## 7.2 目的の達成状況

本研究は、令和 2 年度から令和 7 年度までの 6 か年度の実施工程に基づき、以下のとおり予定していた項目について計画とおりに実施し目的を達成した。

#### (1) プールスクラビング実験

筑波大学への委託により、気泡内のエアロゾル挙動や単一気泡及び気泡群におけるプールスクラビング現象に関する詳細な機構についても明らかにした。また、JAEA への委託により、DF はプール水温度に有意な依存性がないことが示された。これらにより、当初の目的を達成した。

#### (2) ソースターム実験

福井大学及び JAEA との共同研究並びに JAEA への委託により、燃料から放出された放射性物質が環境へ移行する過程での各現象について実験的知見を拡充した。また、燃料か

ら放出された CsI が一旦沈着しても、酸素を多く含む雰囲気では  $\text{MoO}_3$  等と反応してヨウ素が再蒸発することを示す実験データを取得した。これにより当初の目的を達成した。

### (3) 重大事故時雰囲気熱流動実験

JAEAへの委託により、重大事故時に想定される超高温条件下の格納容器上部フランジの冷却特性や格納容器及び原子炉建屋の水素燃焼リスクに関する実験データを取得し、その雰囲気挙動の詳細な機構を明らかにした。これにより当初の目的を達成した。

### (4) 粒子状デブリ冷却性実験

電力中央研究所への委託により、粒子状デブリと壁面の接触状態、それらの材質、加熱量等の様々な状態における粒子状デブリと構造材との相互作用に関する伝熱特性を周囲流体の流動挙動と同時計測により把握した。これにより、当初の目的を達成した。

### (5) プール内温度成層化実験

早稲田大学との共同研究により、事故時のプール内で想定される温度成層化時の温度分布及び速度分布、温度成層化発生位置に関する実験データを取得した。これにより当初の目的を達成した。

## 7.3 成果の公表等

### 7.3.1 原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表

#### (1) NRA 技術報告

なし

#### (2) NRA 技術ノート

なし

#### (3) 論文（査読付）

- 1 Sekine, M., Tsukamoto, N., Masuhara, Y., Furuya, M., Experimental Study on Thermal Stratification in Water Pool with Vertical Heat Source, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 207, 110681, 2024, <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2024.110681>.
- 2 Taira, M., Fujiwara, T., Arita, Y., Study on CsI release rate coefficient from fuel for source term evaluation, *Annals of Nuclear Energy*, Vol.216, 111288, 2025, <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2025.111288>.
- 3 Nanjo, K., Ishikawa, J., Sugiyama, T., Pellegrini, M., Okamoto, K., Revolatilization of iodine by bubbly flow in the suppression pool during an accident, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol.59, No.11, pp. 1407–1416, 2022,

<https://doi.org/10.1080/00223131.2022.2062065>.

- 4 Nanjo, K., Shiotsu, H., Maruyama, Y., Sugiyama, T., Okamoto, K., Estimation for mass transfer coefficient under two-phase flow conditions using two gas components, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol.60, No.7, pp.816–823, 2023, <https://doi.org/10.1080/00223131.2022.2146015>.

(4) 学術会議のプロシーディングス（査読付）

- 1 Sekine, M., Furuya, M., A novel method for measuring temperature and velocity fields with metal-coated optical fiber, *ISMTMF 2023*, 2023.

(5) 表彰・受賞

なし

(6) その他

- 1 関根将史, 塚本直史, 増原康博, 古谷正裕, 鉛直加熱源を有する水プール内の温度成層化機構の分析, 日本原子力学会 2024 年秋の大会, 2024.
- 2 Sekine, M., Furuya, M., EXPERIMENTAL AND NUMERICAL INVESTIGATION ON THERMAL STRATIFICATION IN WATER POOL WITH HEAT SOURCE, *CFD4NRS-10*, 2025.

### 7.3.2 委託先による公表

(1) 論文（査読付）

- 1 Fujiwara, K., Yoshida, K., Kaneko, A., Abe, Y., Experimental and numerical investigations of aerosol transportation phenomena from single bubbles, *International Journal of Heat and Mass Transfer*, Vol. 195, 123160, 2022, doi: 10.1016/j.ijheatmasstransfer.2022.123160.
- 2 Yoshida, K., Fujiwara, K., Nakamura, Y., Kaneko A., Abe, Y., Experimental Study of Interfacial Area of Bubble Plume Based on Bubble Tracking by Wire-Mesh Sensor, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 388, 111645, 2022, doi: 10.1016/j.nucengdes.2021.111645.
- 3 Sun, H., Leblois, Y., Gelain, T., Porcheron, E., Experimental and analytical investigations on aerosol washout in a large vessel with high spray coverage ratio simulating PWR containment spray, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 257, 2055673, 2022, doi: 10.1080/00223131.2022.2055673.
- 4 Fujiwara, K., Yoshida, K., Nakamura, Y., Kadoma, S., Kaneko, A., Abe, Y., Investigation of aerosol transportation phenomena in pool scrubbing by combining bubble plume measurements and single-bubble mass transfer analysis, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 196, 110207, 2024, doi: 10.1016/j.anucene.2023.110207.

- 5 Rizaal, M., Nakajima, K., Suzuki, E., Miwa, S., Impact of molybdenum on iodine chemistry during fission product transport phenomenology, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 218, 111433, 2025, doi: 10.1016/j.anucene.2025.111433.
- 6 Sun, H., Sibamoto, Y., Hirose, Y., Kukita, Y., The dependence of pool scrubbing decontamination factor on particle number density: modeling based on bubble mass and energy balances, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 58, No.9, pp.1048-1057, 2021, doi: 10.1080/00223131.2021.1907254.
- 7 Abe, S., Hamdani, A., Ishigaki, M., Sibamoto, Y., Experimental investigation of natural convection and gas mixing behaviors driven by outer surface cooling with and without density stratification consisting of an air-helium gas mixture in a large-scale enclosed vessel, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 166, 108791, 2022, doi: 10.1016/j.anucene.2021.108791.
- 8 Ishigaki, M., Abe, S., Hamdani, A., Hirose, Y., Numerical analysis of natural convection behavior in density stratification induced by external cooling of a containment vessel, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 168, 108867, 2022, doi: 10.1016/j.anucene.2021.108867.
- 9 Hamdani, A., Abe, S., Ishigaki, M., Sibamoto, Y., Yonomoto, T., CFD analysis on stratification dissolution and breakup of the air-helium gas mixture by natural convection in a large-scale enclosed vessel, *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 153, 104415, 2022, doi: 10.1016/j.pnucene.2022.104415.
- 10 Abe, S., Sibamoto, Y., Large-eddy simulation on gas mixing induced by the high-buoyancy flow in the CIGMA facility, *Nuclear Engineering Technology*, Vol. 55, No.5, pp.1742-1756, 2023, doi: 10.1016/j.net.2023.01.019.
- 11 Hamdani, A., Soma, S., Abe, S., Sibamoto, Y., Non-condensable gas accumulation and distribution due to condensation in the CIGMA facility: Implications for Fukushima Daiichi Unit 3 (1F3), *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 185, 105771, 2025, doi: 10.1016/j.pnucene.2025.105771.
- 12 Soma, S., Ishigaki, M., Sibamoto, Y., Experimental study on light gas transport during containment venting by using the large-scale test facility CIGMA, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 219, 111455, 2025, doi: 10.1016/j.anucene.2025.111455.
- 13 Abe, S., Hirose, Y., Sibamoto, Y., On turbulence production in a jet passing through a grid-type obstacle: An LES approach, *Results in Engineering*, Vol. 27, 106307, 2025, doi: 10.1016/j.rineng.2025.106307.
- 14 Ueda, S., Arai, T., Furuya, M., Okawa, R., Multidimensional measurement of air–water two-phase flow in particulate bed using refractive-index-matching method and wire-mesh sensor, *Mechanical Engineering Journal*, Vol. 11, No. 2, 2024, doi: 10.1299/mej.23-00496.
- 15 Shiotsu, H., Kinetic and thermodynamic controls on CsI–Mo gas-phase reactions under varying oxygen potentials, *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 195, 106300, 2026, doi:

(2) 学術会議のプロシーディングス (査読付)

- 1 Kadoma, S., Fujiwara, K., Yoshida K., Kaneko, A., Measurement of Gas-Liquid Interfacial Area Concentration and its Effect on Aerosol Behavior in Pool Scrubbing, 29<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Engineering, 90448, 2022, doi: 10.1115/ICONE29-90448.
- 2 Yoshida, K., Fujiwara, K., Kaneko A., Abe, Y., Experimental Study on Bubble and Aerosol Behavior During Pool Scrubbing, 28th International Conference on Nuclear Engineering, 61490, 2021, doi: 10.1115/ICONE28-61490.
- 3 Soma, S., Ishigaki, M., Abe, S., Sibamoto. Y., Measurement of velocity and temperature profiles in boundary layer with steam condensation, Proc. of the 19th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-19), 35503, 2022.
- 4 Hamdani, A., Soma, S., Abe, S., Sibamoto, Y., CFD Analysis of Thermal Radiation Effects on Large Containment CIGMA Vessel with Weighted Sum of Gray Gases (WSGG) Model, Proceedings of International Symposium on Zero-Carbon Energy System (IZES), A13-5, 2023.
- 5 Yamashita, A., Ishigaki, M., Abe, S., Soma, S. Sibamoto, Y., Nagai, T., Numerical evaluation of influence of radiative heat transfer model on containment thermal-hydraulics, Proceeding of the 13th Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety, 1138, 2024.
- 6 Hamdani, A., Soma, S., Abe, S., Sibamoto, Y., Experimental Analysis of Non-Condensable Helium and Steam Distribution Due to Condensation in the CIGMA Facility Simulating the Reactor Building, Proceedings of 21st International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-21), 2025.
- 7 Abe, S., Sibamoto, Y., Hamdani, A., Soma, S., A LES-Based Investigation of Natural Convection in the CIGMA Vessel under Localized Outer Surface Cooling: Application to the CC-PL-26 Experiment, Proceeding of CFD4NRS-10, P-0059, 2025.
- 8 Okagaki, Y., Takeda, T., Wada, Y., Abe, S., Ichihara, K., Shiotani, H., CFD SIMULATION OF CORE EXIT TEMPERATURE BEHAVIOR DURING LSTF SMALL-BREAK LOCA EXPERIMENT, Proceedings of CFD4NRS-10, P-0050, 2025.
- 9 Ishigaki M., Hirose, Y., Sibamoto, Y., Investigation of High Accurate Numerical Simulation for Steam Condensation Behavior in a Containment Vessel by Data Assimilation, Proceedings of CFD4NRS-10, P-0048, 2025.
- 10 Ueda, S., Arai, T., Furuya, M., Okawa, R., Visualization of two-phase flow in particulate bed by refractive index matching method using CYTOP, Proceedings of the 11th International Conference on Multiphase Flow (ICMF2023), 2023.
- 11 Ueda, S., Arai, T., Furuya, M., Okawa, R., Multi-dimensional two-phase flow measurements in simulated particle debris using wire-mesh sensors and high-speed camera, Proceedings of The

International Conference on Nuclear Engineering (ICONE) 30, 2023.

12 Ueda, S., Arai, T., Furuya, M., Okawa, R., BOILING FLOW THROUGH HEATED PARTICULATE BEDS FABRICATED BY METAL 3D PRINTER, Proceedings of the 13th Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS 13), 2024.

### (3) その他

- 1 吉田滉平（筑波大学），日本原子力学会熱流動部会，優秀講演賞，9月，2021年.
- 2 門間彩介（筑波大学），日本原子力学会，フェロー賞，3月，2022年.
- 3 孫 昊旻，柴本泰照，廣瀬意育（JAEA），The dependence of pool scrubbing decontamination factor on particle number density: modeling based on bubble mass and energy balances, 第55回日本原子力学会賞論文賞，2022年.
- 4 植田翔多（電力中央研究所），日本原子力学会熱流動部会、部会賞優秀講演賞（日本原子力学会2022年度秋の大会、熱流動部門），3月，2023年
- 5 植田翔多（電力中央研究所），原子力工学国際会議（ICONE30）優秀講演表彰，11月，2023年
- 6 植田翔多（電力中央研究所），日本原子力学会熱流動部会，奨励賞，3月，2024年

## 7.4 成果の活用等

本プロジェクトで取得した重大事故時の物理化学現象に関わる不確かさ低減のための知見については、事業者が実施する格納容器破損防止対策の有効性評価の確認等に活用する。さらに、ソースターム実験で得られた知見は、原子力災害対策指針に示された緊急事態における安定ヨウ素剤の服用の指示等の防護措置に係る具体的方策の妥当性確認等への活用が期待される。

重大事故時雰囲気熱流動実験で取得した原子炉建屋の壁面での蒸気凝縮に伴う水素の移行機構に関する知見については、原子力規制庁が実施する1F事故に係る継続的な調査・分析に活用された<sup>99, 100</sup>。

プールスクラビング実験や粒子状デブリ冷却性実験で得られた知見は、物理モデルの開発や評価手法の整備等により、安全研究プロジェクト「軽水炉の重大事故時における不確かさの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発（平成29年度～令和4年度）」<sup>31</sup>、「軽水炉の重大事故における格納容器機能喪失及び確率論的リスク評価に係る解析手法の整備（平成29年度～令和4年度）」<sup>32</sup>及び「重大事故進展を踏まえた水素挙動等に関する研究（令和5年度～令和8年度）」に活用している。

## 7.5 今後の課題等

本プロジェクトは、軽水炉の重大事故で想定される不確かさが大きな五つの物理化学現象について機構を把握するための実験データを取得することを目的としており、その目的

は達成した。一方、実機における重大事故時の事象進展を現実的に評価するためには、実験と実機のスケーリングの違いを考慮するとともに、事故進展における複合的な現象の挙動を評価する必要がある。そのため、「重大事故進展を踏まえた水素挙動等に関する研究（令和5年度～令和8年度）やその後継プロジェクトにおいて、本プロジェクトで把握した各現象の機構を解析手法に反映するとともに、その妥当性を確認していく予定である。

## 参考文献一覧

- 1 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則，平成二十五年原子力規制委員会規則第五号。
- 2 原子力規制委員会，実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈，原規技発第 1306193 号，2013，<https://www.nra.go.jp/data/000382455.pdf>，(2026-01-23 確認)。
- 3 原子力規制委員会，実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド，原規技発第 13061915 号，2013，<https://www.nra.go.jp/data/000213306.pdf>，(2026-01-23 確認)。
- 4 原子力規制委員会，実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド，原規技発第 1311273 号，2013，<https://www.nra.go.jp/data/000334912.pdf>，(2026-01-23 確認)。
- 5 秋葉美幸，堀田亮年，西村健，森田彰伸，安全研究成果報告 軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験，原子力規制庁長官官房技術基盤グループ，RREP-2020-2001，2020，<https://www.nra.go.jp/data/000314090.pdf>，(2026-01-23 確認)。
- 6 秋葉美幸，堀田亮年，阿部豊，孫昊旻，粒子状放射性物質のプールスクラビングに関する実験的研究，日本原子力学会和文誌，Vol. 19, No. 1, pp. 1-15, 2020, doi:10.3327/taesj.J18.042.
- 7 Owczarski, P.C., Burk, K.W., SPARC-90: A Code for Calculating Fission Product Capture in Suppression Pools, U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-5765, 1991.
- 8 Ross, K., Phillips, J., Gauntt, R.O., Wagner, K.C., MELCOR Best Practices as Applied in the State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Project, U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-7008, 2014.
- 9 Clement, B., Haste, T., COMPARISON REPORT ON INTERNATIONAL STANDARD PROBLEM ISP-46 (PHEBUS FPT1), IRSN, NT SEMAR 03/021 Revision 3, 2003.
- 10 株式会社テプコシステムズ、東京電力ホールディングス株式会社，資料 2 福島第一原子力発電所 3 号機の水素爆発に寄与した漏えい経路と爆発メカニズムの推定，原子力規制委員会 第 34 回東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会，2022-12-20，<https://www.da.nra.go.jp/data/NRA022010297-002-006.pdf>，(2026-01-23 確認)。
- 11 原子力規制委員会原子力規制庁 学校法人早稲田大学，共同研究成果報告書 原子炉施設のプール内の温度成層化機構に関する研究，2023，<https://www.nra.go.jp/data/000452301.pdf>，(2026-01-23 確認)。
- 12 国立大学法人筑波大学，令和 2 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防

- 災対策等委託費（スクラビング個別効果試験）事業，2021，<https://www.nra.go.jp/data/000405881.pdf>, (2026-01-23 確認).
- 13 国立大学法人筑波大学，令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（スクラビング個別効果試験）事業，2022.
  - 14 国立大学法人筑波大学，令和4年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（スクラビング個別効果試験）事業，2023.
  - 15 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構，令和2年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力発電施設等防災対策等委託費（軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査）事業に関する報告書，2021，<https://www.nra.go.jp/data/000359618.pdf>, (2026-01-23 確認).
  - 16 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構，令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力発電施設等防災対策等委託費（軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査）事業に関する報告書，2022，<https://www.nra.go.jp/data/000404658.pdf>, (2026-01-23 確認).
  - 17 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構，令和4年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査）事業に関する報告書，2023，<https://www.nra.go.jp/data/000447878.pdf>, (2026-01-23 確認).
  - 18 原子力規制委員会原子力規制庁、国立大学法人福井大学，共同研究成果報告書 ソースターム評価におけるFPの化学種毎における放出速度の導出及び新規モデルに関する研究，2023，<https://www.nra.go.jp/data/000437953.pdf>, (2026-01-23 確認).
  - 19 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構，令和2年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業，2021，<https://www.nra.go.jp/data/000359617.pdf>, (2026-01-23 確認).
  - 20 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構，令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業，2022，令和4年3月，<https://www.nra.go.jp/data/000404657.pdf>, (2026-01-23 確認).
  - 21 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構，令和4年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業，2023，<https://www.nra.go.jp/data/000447879.pdf>, (2026-01-23 確認).
  - 22 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構，令和5年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業，2024，<https://www.nra.go.jp/data/000473706.pdf>, (2026-01-23 確認).

- 23 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 令和 6 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化) 事業, 2025.
- 24 原子力規制委員会原子力規制庁、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 共同研究成果報告書 ソースターム評価における FP 移行挙動モデルの不確かさ低減に関する研究, 2023, <https://www.nra.go.jp/data/000437954.pdf>, (2026-01-23 確認).
- 25 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 令和 5 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査) 事業に関する報告書, 2024, <https://www.nra.go.jp/data/000473707.pdf>, (2026-01-23 確認).
- 26 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 令和 6 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査) 事業, 2025, <https://www.nra.go.jp/data/000476793.pdf>, (2026-01-23 確認).
- 27 一般財団法人電力中央研究所, 令和 2 年度原子力規制庁委託成果報告書 粒子状デブリ冷却性実験, 2021.
- 28 一般財団法人電力中央研究所, 令和 3 年度原子力規制庁委託成果報告書 粒子状デブリ冷却性実験, 2022.
- 29 一般財団法人電力中央研究所, 令和 4 年度原子力規制庁委託成果報告書 粒子状デブリ冷却性実験, 2023.
- 30 原子力規制委員会原子力規制庁 学校法人早稲田大学, 共同研究成果報告書 原子炉施設のプール内の温度成層化機構に関する研究 Phase2, 2025, <https://www.nra.go.jp/data/000477799.pdf>, (2026-01-23 確認).
- 31 菊池航, 平等雅巳, 栃尾大輔, 堀田亮年, 阿部豊, 安全研究成果報告 軽水炉の重大事故時における不確かさの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発, 原子力規制庁, RREP-2003-2001, 2023, <https://www.nra.go.jp/data/000434335.pdf>, (2025-12-25 確認).
- 32 小城烈, 平等雅巳, 西村健, 新添多聞, 鈴木ちひろ, 菊池航, 金子順一, 和田山晃大, 堀田亮年, 安全研究成果報告 軽水炉の重大事故における格納容器機能喪失及び確率論的リスク評価に係る解析手法の整備, 原子力規制庁, RREP-2023-2002, 2023, <https://www.nra.go.jp/data/000434336.pdf>, (2025-12-25 確認).
- 33 McCormark, J. D., Dickinson, D. R., Alleman, R. T., Experimental Results of ACE Vent Filtration, Pool Scrubber Tests AA1-AA4 and DOP1-DOP5, 1989.
- 34 Dehbi, A., Suckow, D., Guntay, S., Leute, H., Aerosol Retention in Hot Pools under Realistic Accsident Conditions, 1998.

- 35 Moreno, G.F. J., Crespo, M.M. J., Serrano, M.I., Espigares, M.M., Jimenes, L.J., LACE-ESPANA Experimental Programme on the Retention of Aerosol in Water Pools, CIEMAT, CIEMAT-740, 1994.
- 36 金井大造, 佐竹正哲, 蒸気発生器伝熱管破損時の注水スクラビングによる FP 低減効果を評価するためのプロセス構築—API を用いた SG スクラビングモデルの MAAP 実装—, 電力中央研究所, 2025.
- 37 OECD/NEA, THEMIS Project, [https://www.oecd-nea.org/jcms/pl\\_58863/thai-experiments-on-mitigation-measures-and-source-term-issues-to-support-analysis-and-further-improvement-of-severe-accident-management-measures-themis-project](https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_58863/thai-experiments-on-mitigation-measures-and-source-term-issues-to-support-analysis-and-further-improvement-of-severe-accident-management-measures-themis-project), (2025-10-03 確認).
- 38 Fujiwara, K., Nakamura, Y., Kikuchi, W., Kaneko, A., Abe, Y., Measurement of Particle Decontamination Behavior using Interferometer, Experiments in Fluids, Vol. 61, No. 37, 2020.
- 39 Dehbi, A., Suckow, D., Guentay, S., Aerosol retention in low-subcooling pools under realistic accident conditions, Nuclear Engineering and Design, Vol. 203, pp. 229-241, 2001.
- 40 堀田亮年, 秋葉美幸, 大川剛, 安全研究成果報告 軽水炉の国産シビアアクシデント解析コードの開発, 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ, RREP-2018-2001, 2018, <https://warp.ndl.go.jp/web/20181203133752/http://www.nsr.go.jp/data/000253085.pdf>, (2026-01-23 確認).
- 41 Fujiwara, K., Yoshida, K., Kaneko, A., Abe, Y., Experimental and numerical investigations of aerosol transportation phenomena from single bubbles, International Journal of Heat and Mass Transfer, Vol. 195, 2022.
- 42 Tomiyama, A., Celata, G.P., Hosokawa, S., Yoshida, S., Terminal velocity of single bubbles in surface tension force dominant regime, International Journal of Multiphase Flow, Vol. 28, No. 9, pp. 1497-1519, 2002.
- 43 Yoshida, K., Fujiwara, K., Nakamura, Y., Kaneko, A., Abe, Y., Experimental study of interfacial area of bubble plume based on bubble tracking by wire-mesh sensor, Vol. 388, 2022.
- 44 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 平成 28 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査) 事業に関する報告書, 2017, <https://www.nra.go.jp/data/000210757.pdf>, (2026-01-23 確認).
- 45 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 平成 29 年度原子力規制庁委託成果報

- 告書 原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査）事業に関する報告書, 2018, <https://www.nra.go.jp/data/000256188.pdf>, (2026-01-23 確認).
- 46 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 平成 30 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査）事業に関する報告書, 2019, <https://www.nra.go.jp/data/000317597.pdf>, (2026-01-23 確認).
- 47 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査）事業に関する報告書, 2020, <https://www.nra.go.jp/data/000319197.pdf>, (2026-01-23 確認).
- 48 Sun, H., Sibamoto, Y., Hirose, Y., Kukita, Y., The dependence of pool scrubbing decontamination factor on particle number density: modeling based on bubble mass and energy balances, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 58, pp. 1048-1057, 2021.
- 49 Herranz, L.E., Lopez, C., Penalva, J., Investigation on jet scrubbing in nuclear reactor accidents: From experimental data to an empirical correlation, *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 107, pp. 72–82, 2018.
- 50 Berna, C., Escrivá, A., Munõz-Cobo, J.L., Herranz, L.E., Enhancement of the SPARC90 code to pool scrubbing events under jet injection regime, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 300, pp. 563–577, 2016.
- 51 平等雅巳, 燃料からの放射性物質の放出モデルにおけるヨウ化セシウムの放出速度係数に関する研究, 令和 6 年度 JAEA-NRA 安全研究成果報告会資料, 2024-11-14, [https://www.jaea.go.jp/04/anzen/seika/houkoku/r06/oral\\_05.pdf](https://www.jaea.go.jp/04/anzen/seika/houkoku/r06/oral_05.pdf), (2026-02-26 確認).
- 52 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, 平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（シビアアクシデント時ソースターム評価技術高度化）事業成果報告書, 2020, <https://www.nra.go.jp/data/000319196.pdf>, (2026-01-23 確認).
- 53 Taira, M., Fujiwara, T., Arita, Y., Study on CsI release rate coefficient from fuel for source term evaluation, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 216, 2025.
- 54 藤原卓真、有田裕二, 模擬燃料ペレットからの Cs 化合物放出に関する基礎的評価, 日本原子力学会 2020 秋の大会要旨集, 2022.
- 55 Sehgal, B. R., *NUCLEAR SAFETY IN LIGHT WATER REACTORS Severe Accident Phenomenology*, Academic Press, Vol. ISBN-13: 978-0123884466, 2012.
- 56 Randall, O.G. ., *Synthesis of VERCORS and Phebus Data in Severe Accident Codes and*

- Applications, SAND2010-1633, Sandia National Laboratories, 2010.
- 57 Rizaal, M., Nakajima, K., Suzuki, E., Miwa, S., Impact of molybdenum on iodine chemistry during fission product transport phenomenology, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 218, 2025, doi:10.1016/j.anucene.2025.111433.
- 58 Morris, M. D., Factorial Sampling Plans for Preliminary Computational Experiments, *Technometrics*, Vol. 33, No. 2, pp. 161-174, 1991.
- 59 Zheng, X., Itoh, H., Tamaki, H., Maruyama, Y., Estimation of source term uncertainty in a severe accident with correlated variables, *Proceedings of the 22th international conference on nuclear engineering (ICONE-22)*, 2014.
- 60 Kajimoto, M., Muramatsu, K., Watanabe, N., Funakoshi, M., Noguchi, T., Development of THALES-2, A Computer Code for Coupled Thermal-Hydraulics and FP Transport Analyses for Severe Accident at LWRs and Its Application to Analysis of FP Revaporization Phenomena, *Proc. International Topical Meeting on Safety of Thermal Reactors*, pp. 584-592, 1991.
- 61 石神努, 坂本享, 小林健介, 梶本光廣, 炉心溶融事故時 FP 移行挙動解析コード ART の使用手引き, 日本原子力研究所, JAERI-M88-093, 1988, <https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAERI-M-88-093.pdf>, (2026-01-29 確認).
- 62 Heames, T.J., Williams, D.A., Bixler, N.E., Grimley, A.J., Wheatley, C.J., Johns, N.A., Domagala, P., Dickson, L.W., Alexander, C.A., Osborn-Lee, I., Zawadzki, S., Rest, J., Mason, A., Lee, R.Y., VICTORIA: A Mechanistic Model of Radionuclide Behavior in the Reactor Coolant System Under Severe Accident Conditions, *NUREG/CR-5545 Rev.1*, 1992.
- 63 Uchida, M., MPEC2: A code for multi-phase chemical equilibria, *Computers & Chemistry*, Vol. 11, No. 1, pp. 19-24, 1987.
- 64 Nanjo, K., Shiotsu, H., Maruyama, Y., Sugiyama, T., Okamoto, K., Estimation for mass transfer coefficient under two-phase flow conditions using two gas components, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 60, No. 7, pp. 816–823, 2023., doi:10.1080/00223131.2022.2146015.
- 65 原子力規制庁, 安定ヨウ素剤の配布・服用に当たって (令和 6 年 12 月 23 日 一部改正), <https://www.nra.go.jp/data/000396856.pdf>, (2025-12-15 確認).
- 66 OECD/NEA/CSNI, Containment Code Validation Matrix, NEA/CSNI/R(2014)3, OECD/NEA, 2014.
- 67 US.NRC, State-Of-the-Art-Reactor Consequence Analyses Project, Volume 1, Peach Bottom Integrated Analysis, *NUREG/CR-7110*, 2012.

- 68 Robb, K.R., External Cooling of the BWR Mark I and II Drywell Head as a Potential Accident Mitigation Measure - Scoping Assessment, ORNL/TM-2017/457, Oak Ridge National Laboratory, 2017.
- 69 Abe, S., Ishigaki, M., Sibamoto, Y., Yonomoto, T., RANS analyses on erosion behavior of density stratification consisted of helium–air mixture gas by a low momentum vertical buoyant jet in the PANDA test facility, the third international benchmark exercise (IBE-3), Nuclear Engineering and Design, Vol. 289, pp. 231-239, 2015, doi:10.1016/j.nucengdes.2015.04.002.
- 70 Kelm, S., Allelein, H.J., Huller, H., A Review of the CFD Modeling Progress Triggered by the ISP-47 on Containment Thermal Hydraulics, Nuclear Science and Engineering, Vol. 193, pp. 63-80, 2019, doi:10.1080/00295639.2018.1503858.
- 71 Malet, J., Blumenfeld, L., Arndt, S., Babic, M., Bentaib, A., Dabbene, F., Kostka, P., Mimouni, S., Mavahed, M., Paci, S., Parduba, Z., Travis, J., Urbanavicious, E., Sprays in containment: Final results of the SARNET spray benchmark, Nuclear Engineering and Design, Vol. 241, pp.2162-2171, 2011, doi:10.1016/j.nucengdes.2011.03.016.
- 72 Filippov, A., Grigoryev, S., Drobyshevsky, N., Kiselev, A., Shyukin, A., Yudina, T., CMFD simulation of ERCOSAM PANDA spray tests PE1 and PE2, Nuclear Engineering and Design, Vol. 299, pp. 81-94., 2016, doi:10.1016/j.nucengdes.2015.10.013.
- 73 OECD/NEA/CSNI, Status Report on Filtered Containment Venting, NEA/CSNI/R(2014)7, OECD/NEA, 2014.
- 74 Porcheron, E., Lemaitre, P., Nuboer, A., Influence of sump on containment thermal hydraulics:synthesis of the TOSQAN tests, Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science, Vol. 4, No. 1, 2015, doi:10.13140/RG.2.1.1695.0169.
- 75 東北電力株式会社, 資料 3 原子炉格納容器頂部注水系に関する運用について, <https://www.da.nsr.go.jp/data/NRA024010311-002-004.pdf>, (2026-01-23 確認).
- 76 Tawfek, A.A., Heat transfer and pressure distributions of an impinging jet on a flat surface, Heat and Mass Transfer, No. 32, pp. 49-54, 1996, doi:10.1007/s002310050090.
- 77 OECD/NEA/CSNI, Status Report on Hydrogen Management and Related Computer Codes, NEA/CSNI/R(2014)8, OECD/NEA, 2014.
- 78 Kaltenbach, C., Laurien, E., CFD simulation of spray cooling in the model containment THAI, Nuclear Engineering and Design, No. 328, pp. 359-371, 2018, doi:10.1016/j.nucengdes.2017.12.030.
- 79 Hamdani, A., Abe, A., Ishigaki, M., Sibamoto, Y., Yonomoto, T., CFD analysis on stratification dissolution and breakup of the air-helium gas mixture by natural convection in

- a large-scale enclosed vessel, *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 153, pp. 104415, 2022, doi:10.1016/j.pnucene.2022.104415.
- 80 Abe, S., Sibamoto, Y., Large-eddy simulation on gas mixing induced by the high-buoyancy flow in the CIGMA facility, *Nuclear Engineering and Technology*, No. 55, pp. 1742-1756, 2023, doi:10.1016/j.net.2023.01.019.
- 81 Hamdani, A., Soma, S., Abe, S., Sibamoto, Y., CFD analysis of thermal radiation effects on large containment CIGMA vessel with Weighted Sum of Gray Gases (WSGG) model, *Progress in Nuclear Science and Technology*, No. 7, pp. 53-59, 2025, doi:10.15669/pnst.7.53.
- 82 Ross, A.M., Stoute, R.L., Heat transfer coefficient between UO<sub>2</sub> and Zircaloy-2, AECL-1152, Atomic Energy of Canada Limited, 1962.
- 83 Rapier, A.C., Jones, T.M., McIntosh, J.E., The thermal conductance of UO<sub>2</sub>/Stainless Steel Surface, *International Journal of Heat and Mass Transfer*, Vol. 6, 1963.
- 84 Fukuoka, T., Nomura, M., Yamada, A., Evaluation of Thermal Contact Resistance at the Interface Composed of Dissimilar Materials, *Trans. Japan Soc. Mech. Eng. Ser. A*, Vol. 76, No. 763, pp. 344–350, 2010.
- 85 Sanokawa, K., Heat Transfer between Metallic Surfaces in Contact : 4th Report, The Effect of Both the Shape of Surface Roughness and Waviness, and the Approximate Method of Calculating Thermal Contact Resistance, *Trans. Japan Soc. Mech. Eng. Ser. A*, Vol. 33, No. 251, pp. 1131–1137, 1967.
- 86 Kikuchi, W., Hotta, A., Extension of Debris Bed Cooling Evaluation Code DPCOOL for Evaluating Uncertainties in Long-term Debris Coolability, *Proceedings of RCCS-2021-OECD/NEA Specialist Workshop*, Paper No. = RCCS-2021–1240, 2021.
- 87 Tung, V.X., Dhir, V.K., A Hydrodynamic Model for Two-Phase Flow through Porous Media, *International Journal of Multiphase Flow*, Vol. 14, No. 1, pp. 47–65, 1988.
- 88 Schmidt, W., Influence of Multidimensionality and Interfacial Friction on the Coolability of Fragmented Corium, *Doctoral Thesis, Institut für Kernenergetik und Energiesysteme*, 2004.
- 89 Haga, D., Niibori, Y., Chida, T., Hydrodynamic Dispersion and Mass Transfer in Unsaturated Flow, *Water Resources Research*, Vol. 35, No. 4, pp. 1065–1077, 1999.
- 90 Kutateladze, S.S., Heat transfer in condensation and boiling, *State Scientific and Technical Publishers of Literature on Machinery*, 1952.
- 91 関西電力株式会社, 美浜発電所 1,2 号炉の廃止措置計画変更申請について(審査会合における指摘事項の回答), 第 8 回実用発電用原子炉施設の廃止措置計画に係る

- 審査会合，資料 3-1，2019，(2026-01-23 確認).
- 92 Kim, S., Kim, D.E., Ryu, S.U., Lee, S.T., Euh, D.J., Experimental investigation on the natural convection flow in pool boiling, Nuclear Engineering and Design, Vol. 280, pp. 349-361, 2014.
- 93 Kim, S., Ryu, S. U., Euh, D., Song, C., Experimental study on the thermal stratification in a pool boiling with a horizontal heat source, Annals of Nuclear Energy, Vol. 106, pp. 235-246, 2017.
- 94 Grazevicius, A., Kaliatka, A., Uspuras, E., Numerical investigation of two-phase natural convection and temperature stratification phenomena in a rectangular enclosure with conjugate heat transfer, Nuclear Engineering and Technology, Vol. 52, pp. 27-36, 2020.
- 95 塚本直史，金子 順一，関根将史，小野寛，増原康博 ，江口裕，安全研究成果報告原子力プラントの熱流動最適評価に関する，原子力規制庁長官官房技術基盤グループ，RREP-2023-2003，2023，<https://www.nra.go.jp/data/000434337.pdf>，(2026-02-26 確認).
- 96 Sekine, M., Tsukamoto, N., Masuhara, Y., Furuya, M., Experimental Study on Thermal Stratification in Water Pool with Vertical Heat Source, Annals of Nuclear Energy, Vol. 207, pp. 110681, 2024.
- 97 Angelis, A.D., Reinke, N., Ambrosini, W., Assessing water-wall behaviour for a light-water Small Modular Reactor with the aid of CFD analyses, Annals of Nuclear Energy, Vol. 184, 2023, doi:10.1016/j.anucene.2022.109672.
- 98 Sekine, M., Furuya, M., EXPERIMENTAL AND NUMERICAL INVESTIGATION ON THERMAL STRATIFICATION IN WATER POOL WITH HEAT SOURCE, Proceedings of CFD4NRS-10, 2025.
- 99 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会，東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ（2024年版），原子力規制委員会，2026年6月11日，<https://www.nra.go.jp/data/000473308.pdf>，(2026-01-23 確認).
- 100 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会，東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ（2025年版），原子力規制委員会，2025年9月4日，<https://www.nra.go.jp/data/000477883.pdf>，(2026-01-23 確認).

## 執筆者一覧

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ シビアアクシデント研究部門

金子 順一 主任技術研究調査官

平等 雅巳 技術研究調査官

菊池 航 技術研究調査官

坂田 光太郎 副主任技術研究調査官

関根 将史 副主任技術研究調査官

星 陽崇 上席技術研究調査官