

安全研究成果報告

使用済燃料プールの規制課題に関する 安全研究(Phase-1)

Safety Research on Regulatory Issues of Spent Fuel Pools (Phase-1)

塚本 直史 金子 順一 柴 茂樹

Naofumi TSUKAMOTO, Junichi KANEKO, and Shigeki SHIBA

システム安全研究部門

Division of Research for Reactor System Safety

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)

平成31年3月

March 2019

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。

本レポート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 システム安全研究部門
〒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：03-5114-2223
ファックス：03-5114-2233

使用済燃料プールの規制課題に関する 安全研究 (Phase-1)

原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ
システム安全研究部門

塚本 直史 金子 順一 柴 茂樹

要 旨

本プロジェクトでは、使用済燃料プール (SFP) の水位が異常に低下する重大事故に関する技術的知見を拡充するために、スプレー熱流動実験、SFP 臨界実験及びそれら実験の数値解析を実施した。

スプレー熱流動実験では、SFP の重大事故時に緩和系として用いるスプレーによる冷却特性を調べるために、沸騰水型原子炉の燃料集合体を模擬した試験体を用いた以下の2つの実験を実施した。スプレー冷却実験では、プール水から露出し、過熱した模擬燃料集合体にスプレー注水し、被覆管表面温度分布の変化を測定して、クエンチ速度を含む軸方向の冷却特性に関する知見を得た。スプレー流量配分実験では、模擬燃料集合体の下部から空気又は蒸気を注入した上でスプレー注水し、集合体内への落水量を測定して、スプレー注水が阻害される気液対向流制限の発生条件を調べた。

SFP 内の熱流動挙動評価手法の整備の一環として、原子炉システム解析コード及び CFD コードを用いて上記のスプレー熱流動実験を対象とした解析を実施し、スプレー冷却のモデル化のための研究課題等、評価手法の高度化のための知見を蓄積した。

SFP 臨界実験では、重大事故時に想定される低水密度を模擬して3種類の燃料貯蔵ラック体系で臨界実験を実施し、ラック材料及び幾何条件をパラメータとした臨界データを取得した。また、これらの臨界実験データを臨界安全評価コードで解析し、SFP を模擬した低水密度条件下における臨界安全評価コードの妥当性を確認した。

Safety Research on Regulatory Issues of Spent Fuel Pools (Phase-1)

Naofumi TSUKAMOTO, Junichi KANEKO, and Shigeki SHIBA
Division of Research for Reactor System Safety
Regulatory Standard and Research Department
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

Abstract

In this project, thermal-hydraulic experiments, critical experiments and numerical analyses of the experiments were carried out for the purpose to enhance technical knowledge concerning severe accidents in spent fuel pools (SFPs) where the water level of SFP abnormally decreases.

In the thermal-hydraulic experiments, the following two tests were performed using BWR mock-up fuel bundles to examine cooling characteristics of spray which is used as the mitigation system against severe accidents in SFP. In the spray cooling tests, the exposed and heated mock-up bundle was cooled by spray injection and changes in surface temperature distributions on fuel rods were measured. As a result, data were obtained on spray cooling characteristics in the axial direction including quench front velocity. In the spray flow distribution tests, the water was sprayed onto the mock-up bundles with upward gas flow (air or steam) and the amount of water falling into the mock-up bundles was measured during the tests to obtain the information on the condition of counter-current flow limit.

Numerical simulations of the thermal-hydraulic experiments were performed using system analysis codes and computational fluid dynamics codes, which provided useful information including research subjects for modelling of spray cooling to improve evaluation methods.

Mock-up critical experiments were performed with three different storage racks simulating a low moderator density postulated under severe accidents in SFP and, as a result, criticality data were obtained depending on rack materials and geometries. The experimental data were analyzed by criticality safety assessment codes and the codes were validated under the low moderator conditions in the SFP.

目 次

1. 序論	1
1.1 背景、目的及び研究の概要	1
1.2 研究の全体工程	2
2. 本論	3
2.1 SFP スプレー熱流動実験	3
2.1.1 SFP スプレー冷却実験	4
2.1.2 SFP スプレー流量配分実験	16
2.2 SFP 内熱流動挙動評価手法の整備	20
2.2.1 原子炉システムコードを用いた解析に係る知見の蓄積	20
2.2.2 スプレー挙動における詳細熱流動現象の評価に関する知見の蓄積	21
2.3 SFP 事故時における臨界防止能力の確認のための手法整備	29
2.3.1 SFP 事故時を模擬した臨界実験	29
2.3.2 SFP 事故時を模擬した臨界実験の解析	29
3. 結論	36
3.1 成果の要点	36
3.2 目的の達成状況	36
3.3 成果の活用等	37
参考文献一覧	38
主な執筆者一覧	40

表 目 次

表 2.1.1.1	試験部の詳細	8
表 2.1.1.2	実験条件	8
表 2.2.1	CFD 解析における燃料集合体内へのスプレイ注入量	24
表 2.3.1	BWR 燃料貯蔵ラックの種類と臨界管理	31
表 2.3.2	NCA の主な仕様	31
表 2.3.3	臨界実験解析の計算条件	31
表 2.3.4	平均臨界固有値及び標準偏差	32

目 次

図 1.1	研究の全体工程	2
図 2.1.1	SFP スプレイ熱流動実験における SFP 想定状況	4
図 2.1.1.1	スプレイ冷却実験設備	9
図 2.1.1.2	試験部の詳細	9
図 2.1.1.3	ヒータロッド表面温度の挙動	10
図 2.1.1.4	液滴径分布	11
図 2.1.1.5	クエンチ挙動の比較	11
図 2.1.1.6	クエンチ挙動の比較	12
図 2.1.1.7	クエンチ挙動の比較	12
図 2.1.1.8	クエンチ挙動の比較	13
図 2.1.1.9	クエンチ挙動の比較	14
図 2.1.1.10	燃料棒表面のクエンチ現象	14
図 2.1.1.11	クエンチ時間と被覆管最高温度の関係	15
図 2.1.1.12	クエンチ進展速度と被覆管最高温度の関係	15
図 2.1.2.1	スプレイ流量配分実験設備	17
図 2.1.2.2	模擬燃料集合体へのスプレイ水の落水量の計測結果	18
図 2.1.2.3	実験データ（空気）のウォリスプロット	19
図 2.2.1	スプレイ冷却実験の解析モデル	25
図 2.2.2	TRACE 解析結果と実験測定値との比較	26
図 2.2.3	注入スプレイ水の CFD 解析結果	27
図 2.3.1	NCA 実験炉心	33
図 2.3.2	BWR SFP 模擬体系	34
図 2.3.3	AL ラック体系	35
図 2.3.4	臨界固有値の比較	35

略語表

AL	Aluminium	アルミニウム
BAF	Bottom of Active Fuel	燃料発熱部下端
BWR	Boiling Water Reactor	沸騰水型原子炉
B-SUS	Borated Steel Use Stainless	ホウ素入りステンレス鋼
CCFL	Counter-Current Flow Limitation	気液対向流制限
CFD	Computational Fluid Dynamics	数値流体力学
ECCS	Emergency Core Cooling System	非常用炉心冷却設備
NCA	Toshiba Nuclear Critical Assembly	東芝臨界実験装置
SFP	Spent Fuel Pool	使用済燃料プール
SUS	Steel Use Stainless	ステンレス鋼
TAF	Top of Active Fuel	燃料発熱部上端

1. 序論

1.1 背景、目的及び研究の概要

「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」^(参¹)(以下、「設置許可基準」という。)は、使用済燃料プール (Spent Fuel Pool、以下「SFP」という。)に関し、第54条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)において「水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。」としている。また、その解釈^(参²)の中で、著しい損傷の進行の緩和と臨界防止のための設備として可搬型スプレー設備又は同等以上の効果を有する措置を求めている。これに従い、審査においてはスプレー設備がプール全域に必要な流量でスプレーできる設計であることを確認している^(参³)。一方で、経済協力開発機構/原子力機関 (OECD/NEA) の原子力施設安全委員会 (CSNI) が発行した SFP に関する報告書^(参⁴)において、SFP 水位が異常に低下した重大事故時に想定される熱水力挙動や燃料損傷等に関する技術的知見は十分ではないとの指摘がなされている。SFP でのスプレー冷却についても知見の拡充が必要とされ、各国において研究が進められている^{(参⁵)、(参⁶)}。

以上を背景に、本研究プロジェクトでは、SFP における水位異常低下時の燃料体等の著しい損傷進行の緩和と臨界防止に係わる規制基準の技術的根拠を補強するとともに、評価手法の信頼性向上に資するために、SFP におけるスプレー冷却特性及び水位低下時の SFP 臨界特性に関する研究を実施した。

①SFP スプレー熱流動実験

SFP の水位が異常に低下する重大事故条件下でのスプレー設備による燃料集合体の冷却性に関する熱流動実験を実施した。実験の実施に先立ち、複数の事故事象シナリオを想定した予備解析を実施し、重大事故時における熱流動挙動評価上の課題の抽出を行い、実験計画を立案した。計画に基づき、SFP スプレー冷却特性の定量的知見の取得のためのスプレー冷却特性実験及びスプレー水の燃料集合体内への落水特性把握のためのスプレー流量配分実験を実施した。

②SFP 内熱流動挙動評価手法の整備

SFP における重大事故時の熱流動挙動を高い信頼性をもって予測できる評価手法の整備に向けて知見を蓄積することを目的として、3次元原子炉システム解析コード TRACE により使用済燃料のスプレー冷却を対象とした解析を行うとともに、スプレー注水時の個々の熱流動現象を対象に数値流体力学 (Computational Fluid Dynamics、以下「CFD」という。)コードを用いた詳細な解析を実施した。

③SFP 事故時における臨界防止能力の確認のための手法整備

SFPの重大事故時に想定される低水密度条件下での臨界特性を把握するために、燃料貯蔵ラックの材質及び形状を変えた臨界実験を実施した。また、これらの臨界実験データを臨界安全評価コードで解析し、低水密度条件下のSFPに対する臨界安全評価コードの妥当性を確認した。

1.2 研究の全体工程

本研究の全体工程を図1.1に示す。

SFPスプレイ熱流動に係る研究は平成24年度から平成29年度まで実施した。平成24年度から平成26年度にはSFPの重大事故時の熱流動挙動に着目した予備解析^(参7)を実施した。予備解析の結果を踏まえ策定した実験計画に基づき、平成27年度に実験装置の製作を行い、平成28年度から29年度において熱流動実験を実施した。また、SFP内熱流動挙動評価手法の整備に関し、平成27年度から平成29年度にシステム解析コード及びCFDコードを用いた解析を実施した。

SFP水位低下時の臨界特性に関する研究では、平成24年度から平成25年度に、SFPの重大事故時を模擬した体系で臨界実験を実施するとともに、実験の模擬解析により解析コードの妥当性確認を行った。

年度 (平成)	24	25	26	27	28	29
実施 項目	SFPスプレイ熱流動実験					
	熱流動実験の予備解析、計画策定			熱流動実験の装置製作、実験		
	臨界防止能力確認実験 解析コードの妥当性確認					
				SFP内熱流動挙動評価手法の整備		

図1.1 研究の全体工程

Fig.1.1 Overall schedule of research project

2. 本論

2.1 SFP スプレー熱流動実験

設置許可基準に従い、SFP においては水位が異常に低下した場合に備えてスプレー冷却を含む対策が準備されており、審査においては、燃料損傷の進行緩和に関しスプレー設備がプール全域に必要な流量でスプレーできる設計であることを確認している^(参3)。スプレーを使った燃料集合体の冷却については、沸騰水型原子炉 (Boiling Water Reactor、以下「BWR」という。) の冷却材喪失事故時の非常用炉心冷却設備 (Emergency Core Cooling System、以下「ECCS」という。) による炉心スプレーの有効性を確認するために多くの研究がなされてきた^(参8)。一方、SFP においてスプレーを使った場合の燃料集合体冷却については、東京電力福島第一原子力発電所事故以降に関心が持たれるようになった^(参4)。SFP では、大気圧という低圧力条件であること、低い出力とそれに対応してスプレー流量が小さいことが特徴であり、その条件下での知見は十分ではない。

本研究においては、SFP に置かれた BWR の燃料集合体を模擬した実験設備にて、スプレーによる冷却性に着目した実験 (SFP スプレー冷却実験) 及び気液対向流制限と隣接する燃料集合体の影響に着目した実験 (SFP スプレー流量配分実験) を原子燃料工業株式会社に委託し実施した。

実験条件の策定^(参9)にあたっては、事故時の SFP の状況として以下の 3 条件 (図 2.1.1) を想定するとともに、SFP の重大事故に相当する低出力及び低スプレー流量の条件を網羅するよう考慮した。

- (a) Boil-off 条件：冷却機能の喪失により SFP 水位が徐々に低下又は使用済燃料の発熱部の一部が露出する水位まで SFP 水が急激に喪失した状況を想定。冠水部で沸騰が起こることで水位が上昇するとともに、露出部に蒸気の上昇流が発生する。
- (b) BAF (Bottom of Active Fuel: 燃料発熱部下端) 水位条件：SFP 水位が低下し使用済燃料の BAF 以下、燃料ラック下端以上となる状況を想定。発熱部が全て露出するため蒸気が発生はなく、また、残存する水で流路が閉塞されることにより空気の自然循環が阻害される。
- (c) 全喪失条件：SFP 内の水が全て喪失した状況を想定。自然循環によりプール底部から空気が流入し使用済燃料内に空気上昇流が生じる。

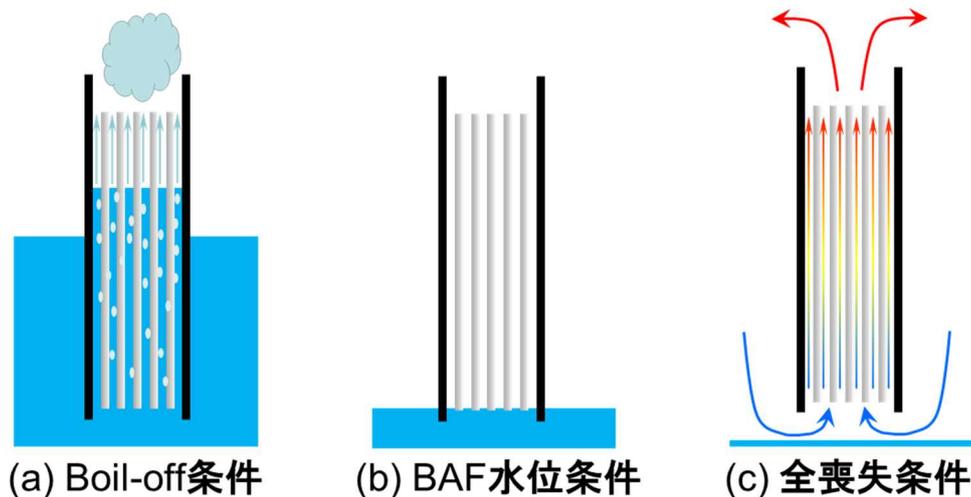


図 2.1.1 SFP スプレィ熱流動実験における SFP 想定状況

Fig.2.1.1 Assumed conditions in the thermal-hydraulic experiments

2.1.1 SFP スプレィ冷却実験

(1) 実験設備^{(参10)、(参11)、(参12)}

実験設備全体と試験部の詳細をそれぞれ図 2.1.1.1 と図 2.1.1.2 に示す。実験設備には BWR 模擬燃料集合体が 1 体設置されており、SFP 内の BWR 使用済燃料を模擬する。模擬燃料集合体は 7 行 7 列に配置された実機燃料と同じ長さのヒータロッドで構成され、ヒータ出力の調整により使用済燃料の崩壊熱に相当する熱量を発生させる。模擬燃料集合体はチャンネルボックスを模擬した角管の中に配置され、さらに貯蔵ラックを模擬した角管容器に格納されている。それら試験部の詳細について表 2.1.1.1 に示す。模擬燃料集合体を格納する容器の下部は水を満たした補助容器と連結され水位調整が可能である。また、閉止弁の開放によりコンプレッサとつながる配管と連結することで全喪失条件時の空気の流れを模擬した空気流を流すことができる。

実験中、ヒータロッド表面等に設置した熱電対により表面温度、並びに模擬燃料集合体内に水位がある場合には差圧計及び静電容量計により水位を測定する。また、模擬燃料集合体直上において、シャドウ法/PTV (Particle Tracking Velocimetry: 粒子画像追跡流速測定法) によりスプレィの液滴径分布と流速分布を測定する。

(2) 実験条件・手順^(参12)

実験条件を表 2.1.1.2 に示す。SFP の事故時の状態を想定して、Boil-off 条件、BAF 水位条件及び全喪失条件 (図 2.1.1) に相当する実験パラメータ (初期水位、初期水温、空

気流量等)を選定した上で、出力条件(模擬燃料集合体出力、ロッド間の出力分布)、スプレイ条件(流量、温度、スプレイ開始条件)を変更した85ケースについて上記実験データを取得した。

実験においては、まず初期水位、初期水温等を所定の状態となるよう調整し、時刻ゼロで模擬燃料棒のヒータを所定出力に上げることで実験を開始する。露出部分のヒータロッドが加熱され、表面温度の最高温度がスプレイ開始温度(200~300℃)に達した時点でスプレイ注水による冷却を行う。そして、ヒータロッドの冷却が完了したときにヒータをオフにして実験を終了する。ただし、ヒータロッドの曲がり、破損を防止するために、表面温度が限界温度(350℃)まで達したときもヒータをオフにして実験を終了する。

(3) 実験結果^(参12)

①燃料棒表面温度の挙動

ヒータロッド表面温度の測定例として、図2.1.1.3に出力とスプレイ条件を同一(定格出力比0.5%、スプレイ流量0.2m³/h、スプレイ開始温度300℃)にしてBoil-off条件(同図(a))、BAF水位条件、全喪失条件(いずれも同図(b))とを比較した結果を示す。ヒータロッドの発熱部上端TC1から下端近くのTC9まで約0.8m間隔(TC1, TC3, TC5, TC7, TC9の順に上から下へ配置;図2.1.1.2参照)でヒータロッド表面温度を測定しており、図2.1.1.3は模擬燃料集合体中央の高出力ロッドの表面温度を示している。

Boil-off条件では初期温度が95℃、BAF水位条件及び全喪失条件では初期温度が30℃と異なるが、いずれのケースでもTC1を除き温度上昇率はおおむね同程度(約0.3℃/s)となっている。図2.1.1.3(a)には初期水位条件を1m及び2mとした場合の結果を示しており、Boil-off条件においては水面に近い下方となるほど蒸気流により温度上昇が抑えられており蒸気流による除熱の効果が若干見られる。しかし、全喪失条件(空気流量6kg/s)とBAF水位条件とで温度上昇率に差がほぼ見られないことから、これらの条件下では空気流による除熱の効果が小さいことが分かる。また、発熱部上端に位置するTC1でのみ加熱時の温度上昇が小さく、発熱部上端近傍で自然循環流などが生じて温度上昇が阻害されている可能性がある。

いずれの条件においても、スプレイにより上部から下方向に順次ヒータロッドの表面温度が急冷(クエンチ)されるとともに、クエンチに先立ち温度上昇の鈍化又は緩やかな温度の減少(先行冷却)が観測された。図2.1.1.3(b)において、BAF水位条件(実線)と比較して全喪失条件(破線)の方が先行冷却の効果が大きく出ており、集合体下部からの空気流により冷却が促進されたと考えられる。なお、少数の実験ケースにおいて図2.1.1.3(a)実線のTC5, TC7のようにクエンチの順序が逆転する現象が観測された。この実験ケースにおいてTC7がクエンチするときの差圧計による水位の値を確認するとTC7の高さに近い値を示しており、スプレイ注水により水位が上昇し再冠水が生じたことで表面温度が減少したと考えられる。

また、燃料集合体に入る直前のスプレー液滴の特性を測定することで、液滴の流入状態を確認した。上記4つの実験ケースにおける模擬燃料集合体直上でのスプレーの液滴径分布を図2.1.1.4に示す。4つの実験ケースと非加熱条件ケース（室温、気体の上昇流なし）とでスプレー液滴の分布が大きく変化しておらず、これら実験条件下では燃料集合体直上の温度及び気体の上昇流（蒸気又は空気）の違いがスプレーの液滴径に影響を与えていないことを示している。

②実験パラメータとスプレーの冷却性との関係

①に示すとおり、スプレーの冷却挙動について4つの実験ケースの間で目立った差異が見られなかった。図2.1.1.5に初期水位を変えたときのスプレー注水開始後の表面温度の変化挙動の比較を示す。スプレー開始からクエンチが発生するまでの時間がいずれのケースでもほぼ同じとなっている。初期水位の違いは蒸気発生量の違いとしてスプレー冷却に影響を与えうるが、この比較結果はその影響が小さいことを示している。したがって、スプレー冷却は図2.1.1に示す事故時の状況の違いに大きな影響を受けないと考えられる。

以下、スプレー冷却に影響のあるパラメータについて示す。

図2.1.1.6にバンドル出力を変えたときのスプレー注水開始後の表面温度の変化挙動の比較を示す。バンドル出力が高いとクエンチが遅くなる。スプレー開始温度はいずれも同一であるが、バンドル出力が高いことで先行冷却による温度上昇率の緩和が少なく、クエンチするまでの温度上昇が大きいことが原因と考えられる。

図2.1.1.7にスプレー開始温度を変えたときのスプレー注水開始後の表面温度の変化挙動の比較を示す。スプレー開始温度が高いとクエンチが遅くなる。

図2.1.1.8にスプレー流量を変えたときのスプレー注水開始後の表面温度の変化挙動の比較を示す。スプレー流量が大きいと先行冷却の効果が増大しクエンチが早くなる。

最後に、実験の再現性を確認するために、図2.1.1.9に同一条件で3回の実験を行ったときのスプレー注水開始後の表面温度の変化挙動の比較を示す。実験ケースによってスプレー開始からクエンチ発生までの時間が数十秒程度の相違が見られるものの、おおむね同一の結果が得られている。この相違は実験の不確かさを表しており、今後、定量的な評価をする上で参照することが望ましい。

③スプレー開始後のクエンチ挙動

BWRでの冷却材喪失事故におけるECCSスプレー注水による燃料棒表面におけるクエンチ現象については、そのメカニズムが明らかにされている^(参13)。メカニズムの概要を図2.1.1.10に示す。集合体に注入されたスプレー水の一部は燃料棒表面に付着し、液膜となって流下する。この液膜流の先端（以下クエンチ・フロントという。）では、燃料棒表面が高温であることから急速な沸騰により液膜が剥離・飛散する。クエンチ・フロントより下方の乾き領域では、液滴を含む気体と燃料棒表面との熱伝達及び燃料棒表面近傍での軸

方向熱伝導により表面温度が低下する。表面温度が低下し、表面が再び濡れる温度（リウエット温度）を下回ることによってクエンチ・フロントが下方に移動する。この移動速度をクエンチ進展速度と呼ぶ。②で示した結果は上記の冷却メカニズムが SFP 条件でも生じることを示しているが、定量的な分析としてクエンチ進展速度について既存の評価式と実験結果との比較を行った。

まず、スプレイ開始時刻とクエンチ時刻の差をクエンチ時間と定義して整理した。クエンチ時間と被覆管最高温度の関係を図 2.1.1.11 に示す。クエンチ時間は軸方向の計測位置により相違が見られるとともに、被覆管最高温度に依存することが分かる。温度計測位置（図 2.1.1.2 参照）が下方にあり、かつ、被覆管最高温度が高いときにクエンチ時間が大きくなる傾向が見られた。本試験で調べた範囲においては、比較的冷えにくい模擬燃料集合体下部においてクエンチ時間は 600 秒以下であった。なお、本試験では集合体出力は定格出力の 0.5% であるが、実機においては SFP に搬入直後の最も厳しい条件において定格出力の約 0.25% であり本試験と比べ小さい。

次に、クエンチ時間と温度計測位置の距離からクエンチ進展速度を求めた。クエンチ進展速度と被覆管最高温度の関係を図 2.1.1.12 に示す。被覆管最高温度が高いときクエンチ進展速度が小さくなる傾向が見られる。また、クエンチ進展速度のモデルとして知られる山内の式^(参 13)

$$u^{-1} = \rho C_p \sqrt{\frac{\delta}{h_b k} \frac{\sqrt{(T_w - T_0)(T_w - T_{sat})}}{T_0 - T_{sat}}} \dots \dots \dots (2.1)$$

- T_w : 露出部の燃料被覆管表面温度
- T_0 : リウエット時の燃料被覆管表面温度
- T_{sat} : 飽和温度
- h_b : 濡れ部の熱伝達率
- ρ : 被覆管の密度
- C_p : 被覆管の比熱
- k : 被覆管の熱伝導度
- δ : 被覆管の厚さ

と実験データから算出したクエンチ進展速度を比較した結果、山内の式は測定値の下限の評価に有効であることが分かった。クエンチ進展速度が小さいと燃料棒の冷却が遅くなることから、山内の式を用いればスプレイ冷却を保守的に評価できると考えられる。なお、山内の式においては先行冷却の効果が考慮されておらず、クエンチ進展速度を過小評価することが知られており^(参 14)、今回の実験結果はその傾向を示していると考えられる。

表 2.1.1.1 試験部の詳細

Table 2.1.1.1 Detail of the test section

パラメータ	値
模擬集合体	
ヒータロッド外径	11mm
ロッド中心間距離	14mm
被覆管材質	インコネル
ヒータロッド絶縁材	MgO
ヒータロッド発熱長	3708mm
C/B 内幅	102mm
C/B 厚さ	6mm
C/B 材質	ステンレス
模擬ラック	
内幅	128mm
厚さ	6mm
材質	ステンレス

表 2.1.1.2 実験条件

Table 2.1.1.2 The experimental conditions

パラメータ	値
バンドル出力	1.5～58.4kW
(定格出力比)	(0.05～2%)
軸方向出力分布	一様分布
空気流量	0～30kg/h
初期水位 (BAF 位置からの高さ)	0～2m, 水位なし
初期温度 (集合体、水)	30～95℃
スプレイ流量	0.1～1.0m ³ /h
スプレイ水温度	30～60℃
スプレイ開始温度	200～300℃



出典) 原子燃料工業株式会社 (2016) (参 10)

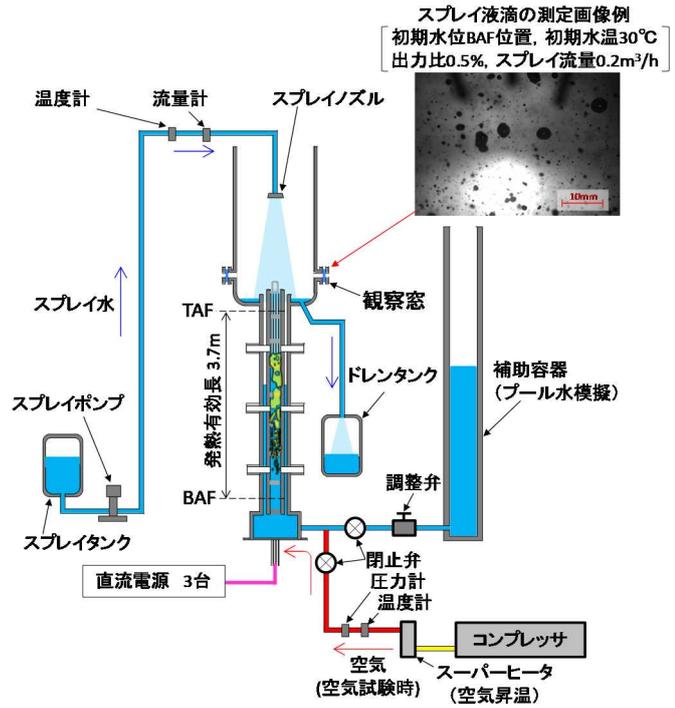
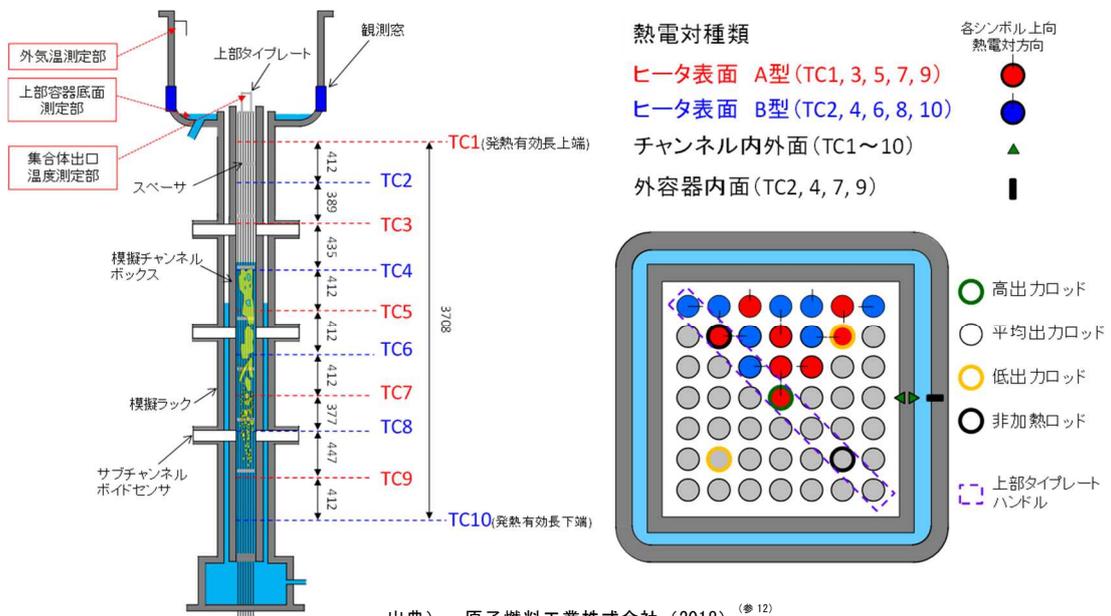


図 2.1.1.1 スプレー冷却実験設備

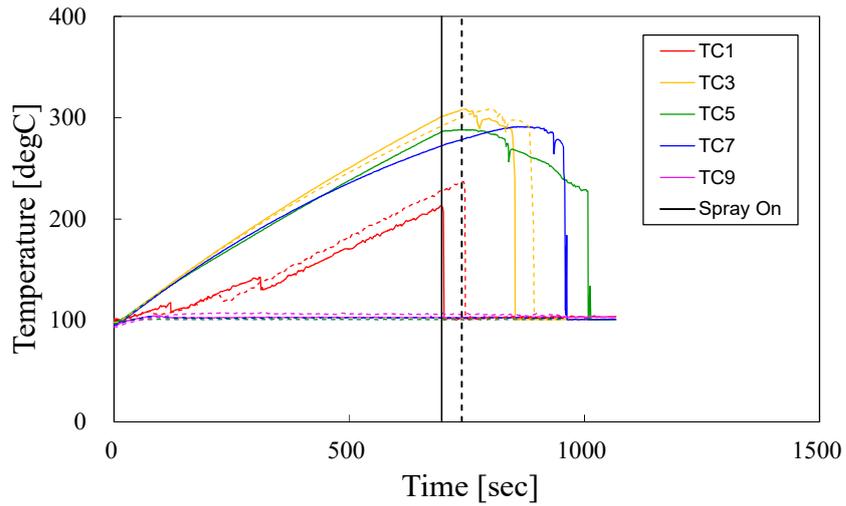
Fig.2.1.1.1 Spray coolability test facility



出典) 原子燃料工業株式会社 (2018) (参 12)

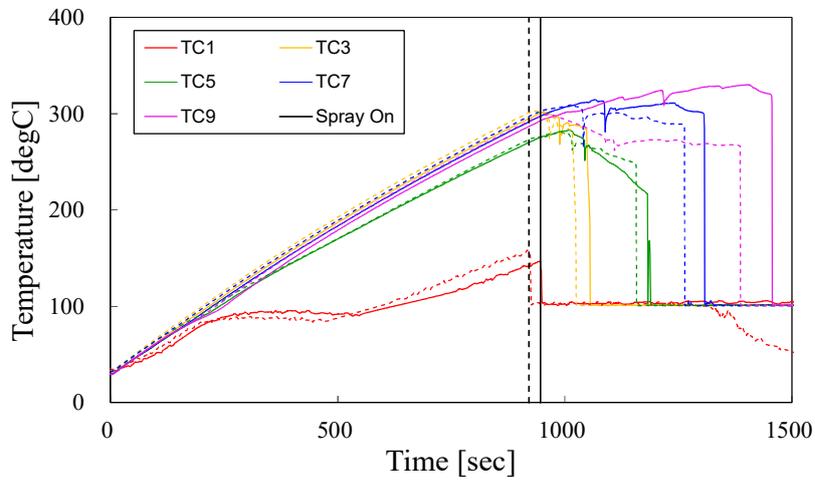
図 2.1.1.2 試験部の詳細

Fig.2.1.1.2 Details of the test section



(a) Boil-off 条件

(実線：初期水位 1m、破線：初期水位 2m)



(b) BAF 水位条件・全喪失条件

(実線：BAF 水位条件、破線：全喪失条件)

図 2.1.1.3 ヒータロッド表面温度の挙動

(定格出力比 0.5%, スプレー流量 0.2m³/h, スプレー開始温度 300°C)

Fig.2.1.1.3 Heater rod surface temperature

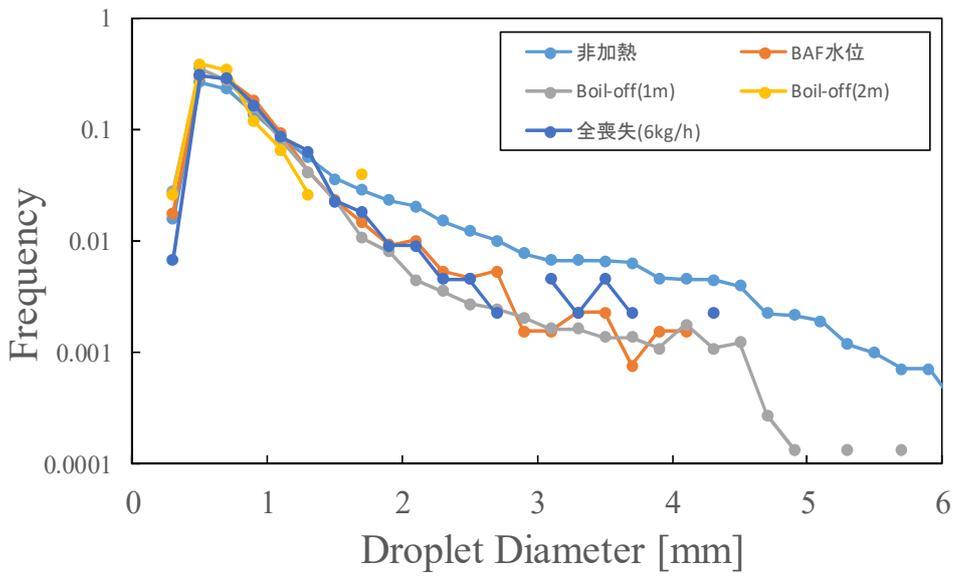


図 2.1.1.4 液滴径分布
Fig.2.1.1.4 Histogram of droplet diameters

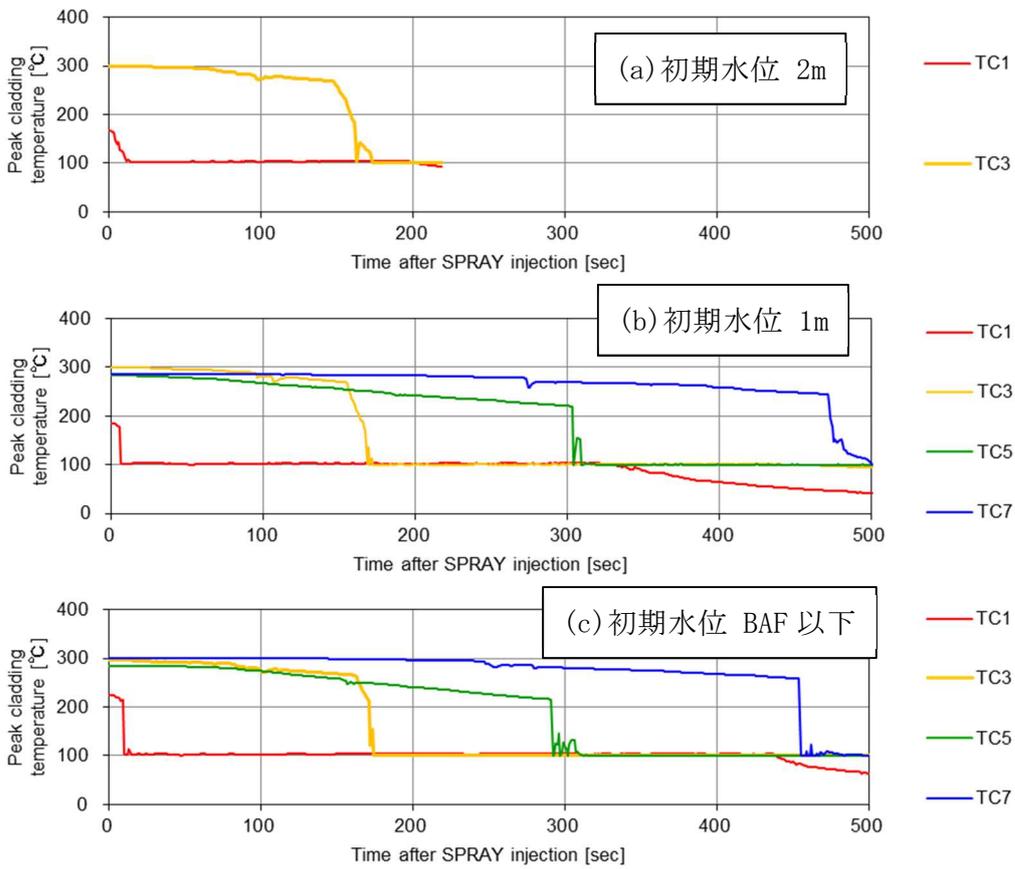


図 2.1.1.5 クエンチ挙動の比較
(定格 0.1%, スプレー流量 $0.1\text{m}^3/\text{h}$, 初期温度 95°C , スプレー開始温度 300°C)

Fig.2.1.1.5 Comparison of quench behavior

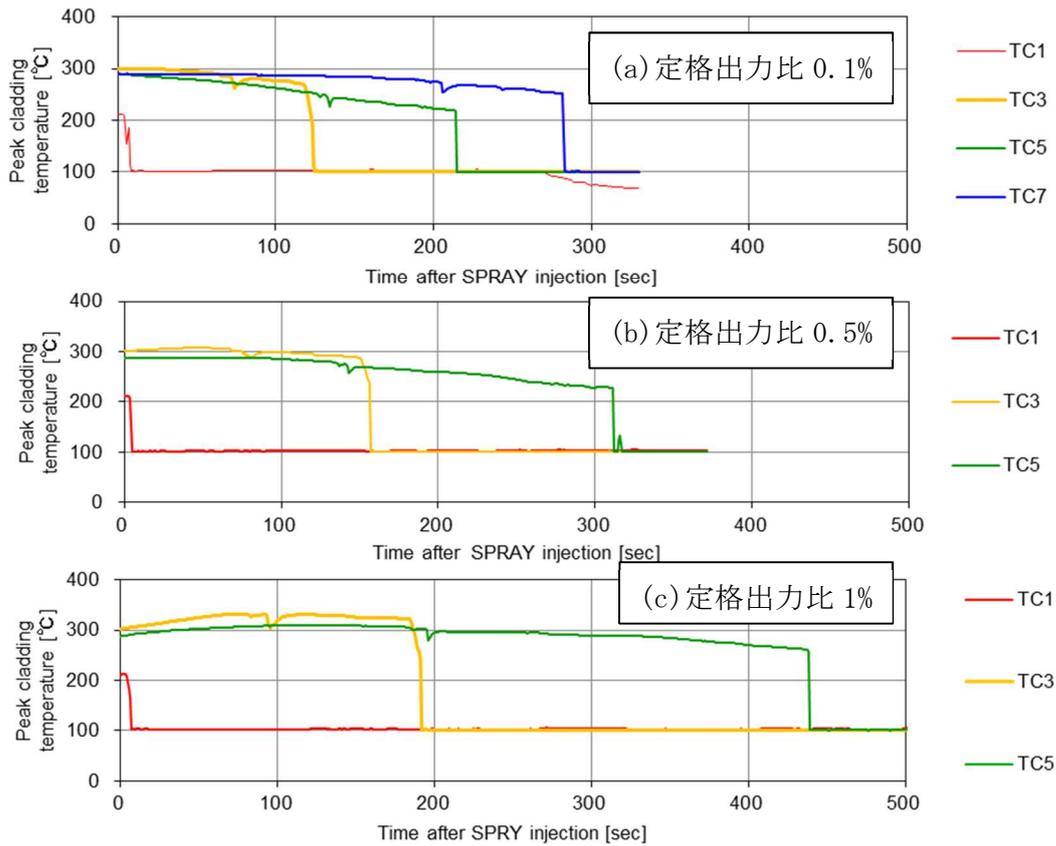


図 2.1.1.6 クエンチ挙動の比較

(スプレー流量 0.2m³/h, 初期水位 1m, 初期温度 95°C, スプレー開始温度 300°C)

Fig.2.1.1.6 Comparison of quench behavior

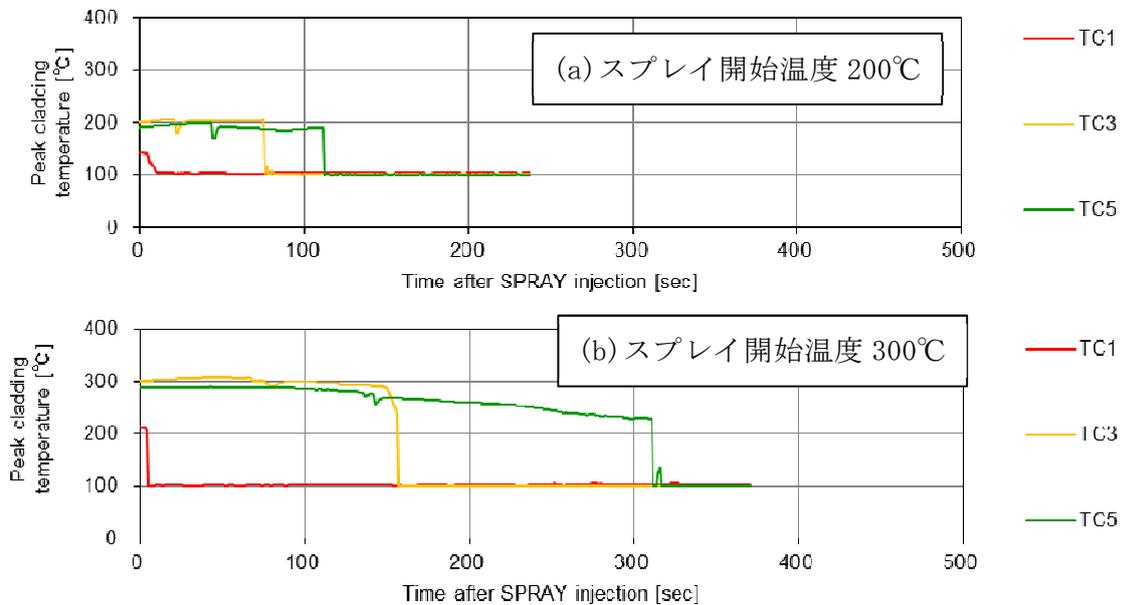


図 2.1.1.7 クエンチ挙動の比較

(定格 0.5%, スプレー流量 0.2m³/h, 初期水位 1m, 初期温度 95°C)

Fig.2.1.1.7 Comparison of quench behavior

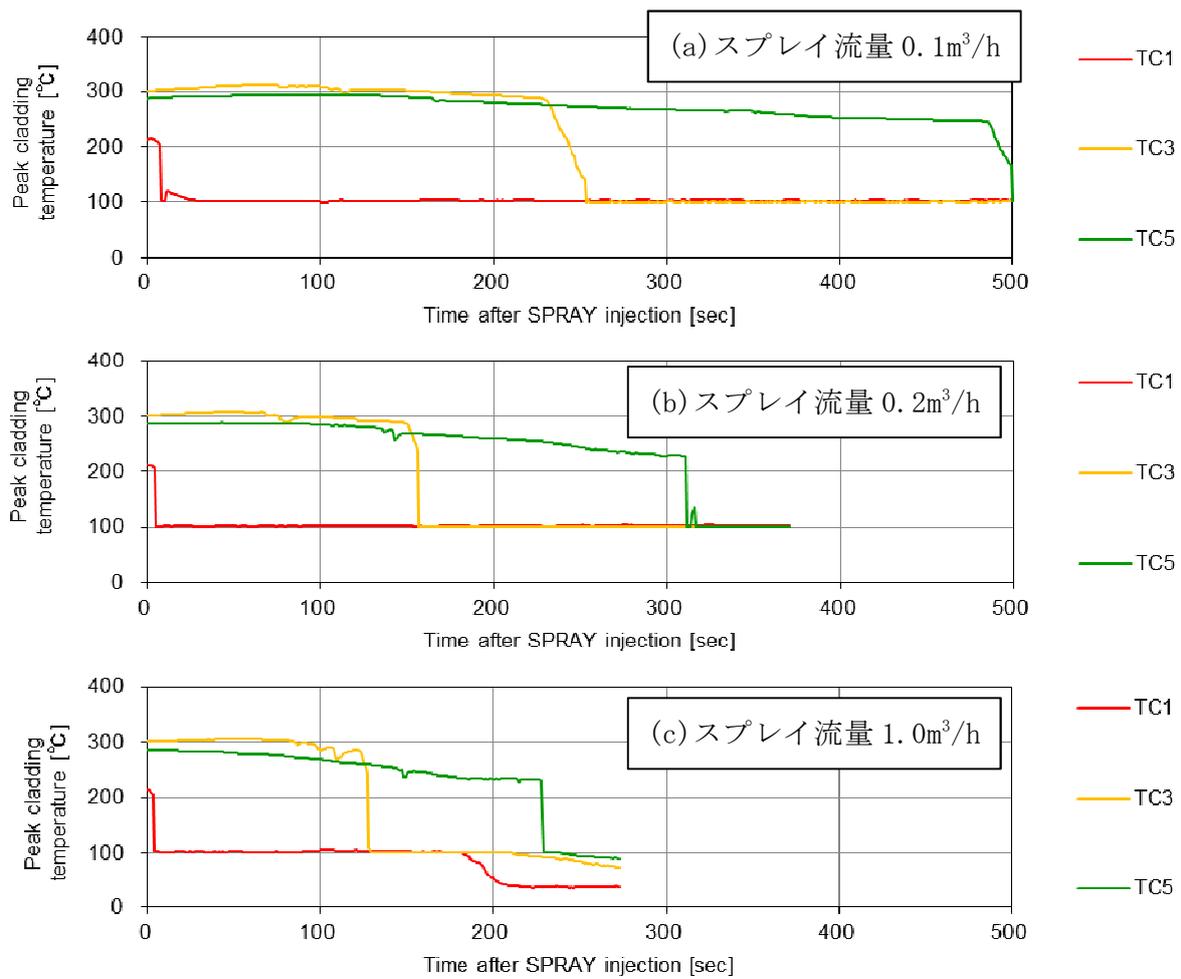


図 2.1.1.8 クエンチ挙動の比較

(定格 0.5%, 初期水位 1m, 初期温度 95°C, スプレー開始温度 300°C)

Fig.2.1.1.8 Comparison of quench behavior

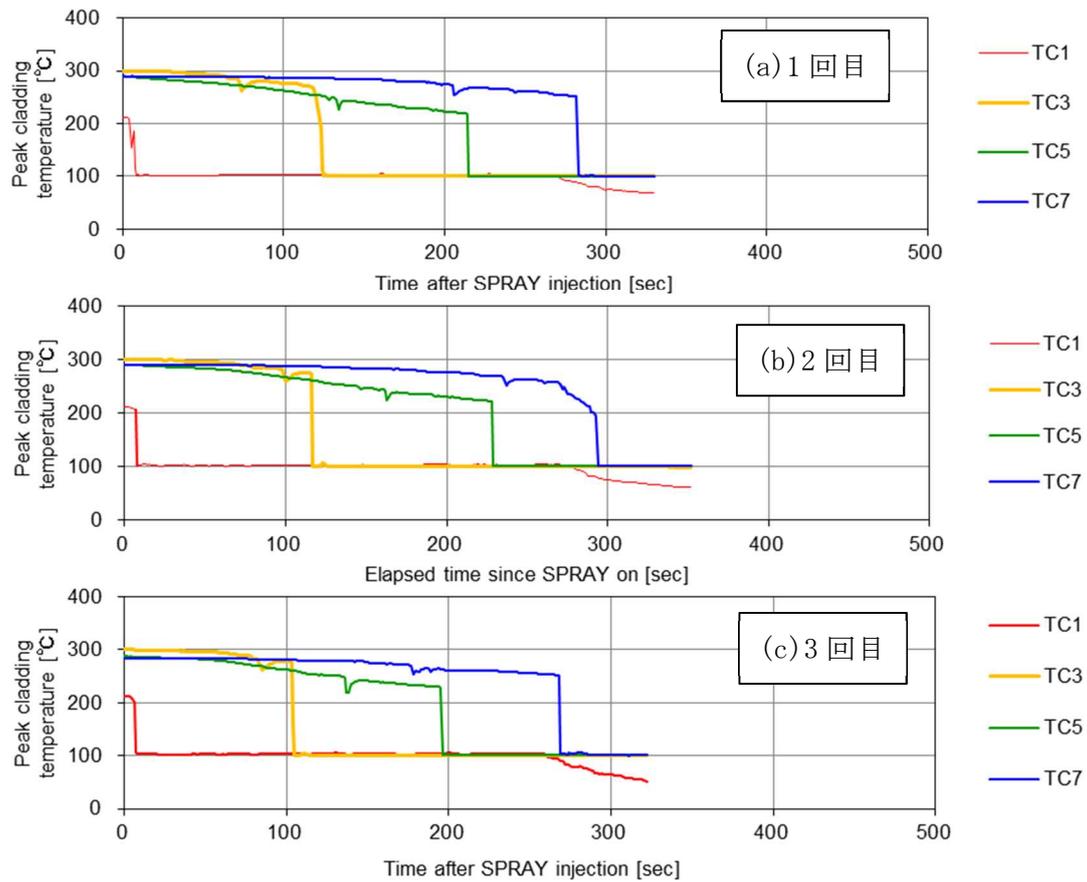


図 2.1.1.9 クエンチ挙動の比較

(定格 0.1%, スプレィ流量 0.2m³/h, 初期水位 1m, 初期温度 95°C, スプレィ開始温度 300°C)

Fig.2.1.1.9 Comparison of quench behavior

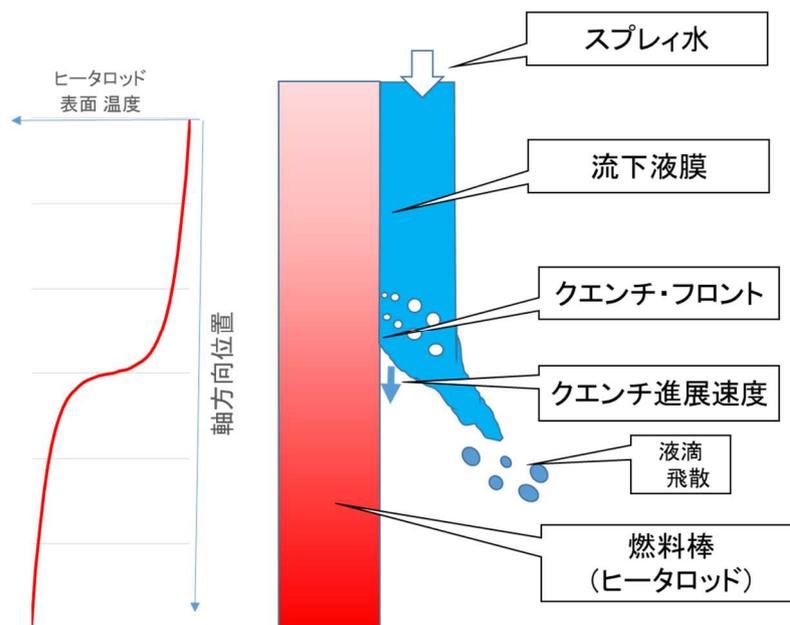


図 2.1.1.10 燃料棒表面のクエンチ現象

Fig.2.1.1.10 Quenching phenomenon on fuel rod surface

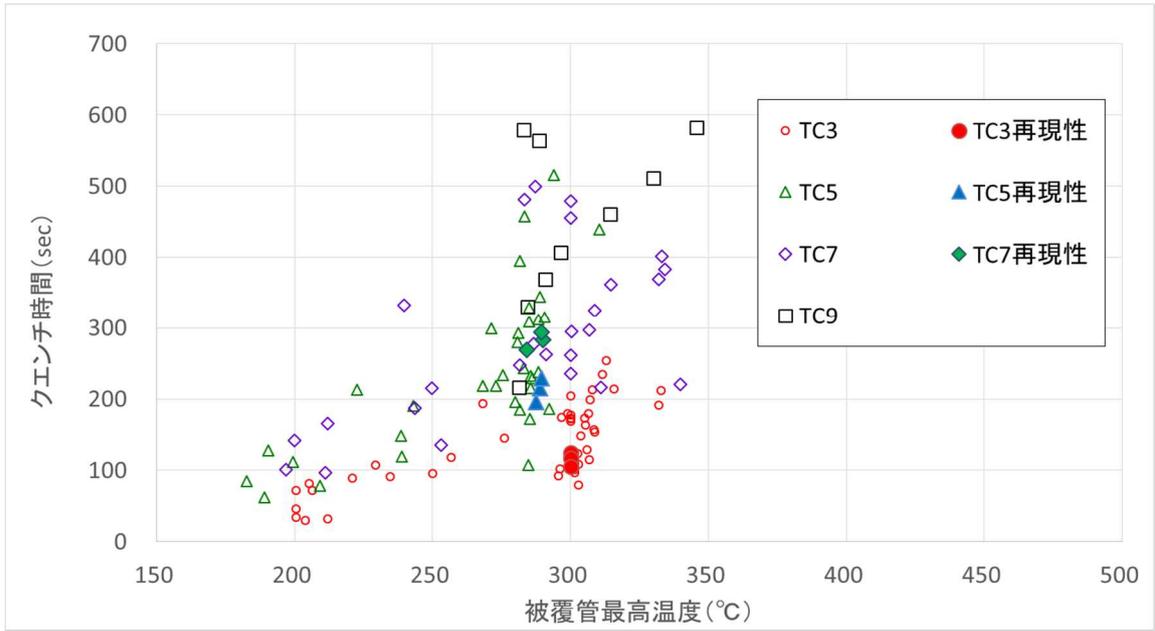


図 2.1.1.11 クエンチ時間と被覆管最高温度の関係

Fig.2.1.1.11 Relation between quench time and maximum clad temperature

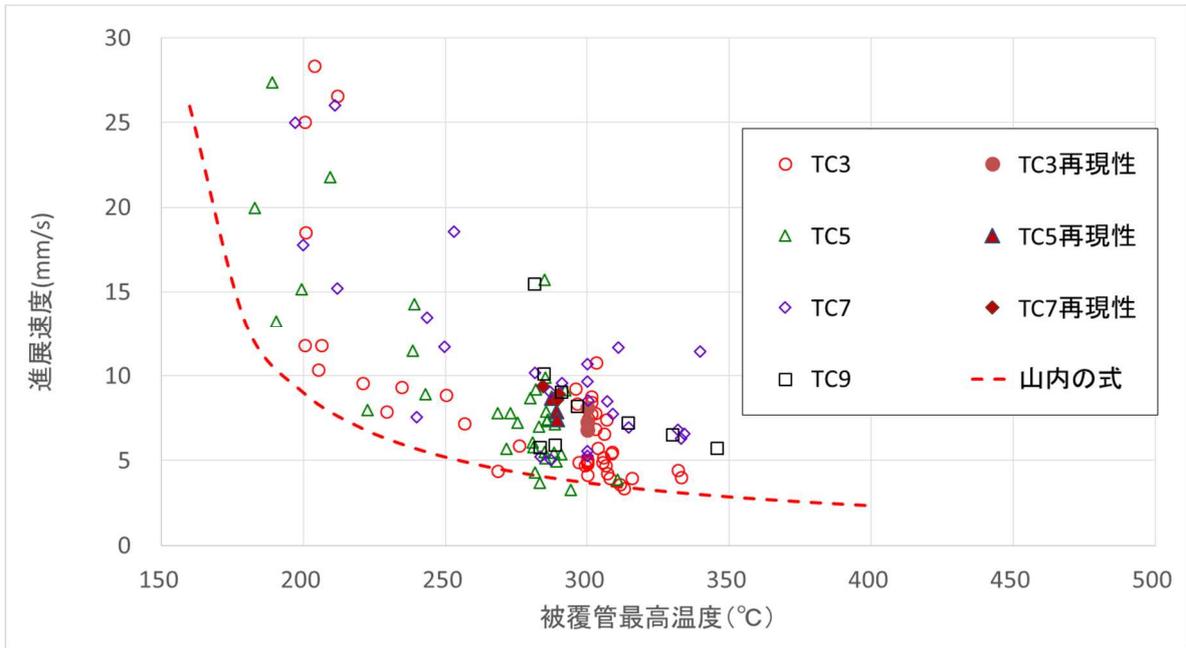


図 2.1.1.12 クエンチ進展速度と被覆管最高温度の関係

Fig.2.1.1.12 Relation between quench front velocity and maximum clad temperature

2.1.2 SFP スプレイ流量配分実験

(1) 実験設備・手順^(参11)、^(参12)

本実験に用いた設備には、図 2.1.2.1 に示すように、BWR 模擬燃料集合体が 2 行 2 列で 4 体設置されており、各模擬燃料集合体は 7 行 7 列に配置された短尺の非加熱ロッドで構成されている。模擬燃料集合体の模擬燃料棒の直径及びピッチ、C/B の内幅、模擬ラックの内幅については SFP スプレイ冷却実験と同一（表 2.1.1.1）としている。各模擬燃料集合体の下部には、スプレイの落水量を測定するための計量タンクを設置するとともに、SFP 下部からの対向流を模擬するためのコンプレッサとボイラを設置し流量調整された空気又は蒸気を流入することができる。

(2) 実験結果

4 体の模擬燃料集合体下部に流入する気体の条件（流量、温度、気体の種類（空気又は蒸気））とスプレイ条件（スプレイの流量、温度、ノズル位置）を実験パラメータとして、スプレイを注水したときの各模擬燃料集合体への落水量、スプレイ液滴の液滴径分布等を測定した。図 2.1.2.2 に模擬燃料集合体への落水量の測定例を示す。下部から注入する気体の流量（レイノルズ数 Re に比例）を上げることで、模擬燃料集合体内への落水量が減少する傾向が確認できた。蒸気と空気とで比較すると、空気では Re が 40000 付近で落水量がゼロになり、蒸気の場合 Re が 45000 でもまだ若干の落水が観察された。蒸気条件の方が凝縮による落水が増加する分、落水量が多くなることが要因の一つと考えられる。両者とも Re が 30000 程度から落水量が減少する傾向はほぼ同等である。

気体流量の増加によりスプレイ水の落下が妨げられる気液対向流制限（Counter-Current Flow Limitation。以下「CCFL」という。）の発生条件の確認のために、図 2.1.2.3 にウォリスプロットにより実験結果を整理した。ここで、 J_G^*, J_L^* は無次元化した体積流束

$$J_k^* = J_k \sqrt{\frac{\rho_k}{(\rho_L - \rho_G)gD}} \quad (k = G, L) \quad \dots \dots \dots (2.2)$$

であり、 G は気体、 L は水、 ρ は密度、 g は重力加速度、 D は代表長さ、 J は体積流束である。気液対向流により落水が完全に妨げられる CCFL の発生条件はウォリスの式

$$\sqrt{J_G^*} + m\sqrt{J_L^*} = C \quad \dots \dots \dots (2.3)$$

で評価できることが知られており、 m と C は実験データから評価されるパラメータである。この実験においてはスプレイの落水量の測定値にばらつきが見られることから、ウォリスの式のパラメータを精度良く決めることは難しい。そこで、参考として、実機サイズの BWR 8×8 模擬燃料集合体に対する ECCS スプレイの有効性を調べた試験^(参15)で得られた CCFL の条件式

$$\sqrt{J_G^*} + \sqrt{J_L^*} = 0.46D^{-0.25} \quad \dots \dots \dots (2.4)$$

において代表長さ D を上部タイプレートの水力等価直径として図 2.1.2.3 中に実線で示す。なお、本試験体系では熱水力等価直径 $D=0.01\text{m}$ のため、式(2.4)は $C=1.455$, $m=1.0$ としたウォリスの式(2.3)に対応する。図から、上記の CCFL の条件式(2.4)が測定データの上限値をおおむね再現し CCFL 発生条件を評価できていることが分かる。

実際の SFP 条件に相当する $\sqrt{J_G^*}$ の範囲は以下のとおりである。 J_G^* はバンドル内から吹上げる気体の流量を表す無次元量であり、自然循環による空気流量又は蒸発・沸騰により発生する蒸気流量に相当する。崩壊熱の全量が蒸発に使われたとすると、定格出力 0.5% の出力においては $\sqrt{J_G^*} \approx 0.5$ であり、図 2.1.1(c) に示した全喪失状態で発生しうる自然循環流を大きく見積もった場合で $\sqrt{J_G^*} \approx 0.3$ となる。上記の概算値は実際の SFP 条件における $\sqrt{J_G^*}$ の上限値に相当し、それらは本研究で得られた CCFL 発生条件を十分に下回ることから、SFP におけるスプレイ注水時に CCFL により燃料集合体内へのスプレイ注水が阻害される可能性は低いと考えられる。実験体系と実際の SFP での CCFL 条件の差に留意する必要があるが、実機の BWR 模擬燃料集合体に対する CCFL 評価式と本研究の結果に大きな差が無いことから、実際の SFP においても従来研究や本研究の結果が適用できると考えられる。

本実験では隣接する燃料からの気体の吹上げによる影響についても確認を行ったが、今回の実験条件の範囲ではその影響が小さいことを確認しており、燃料集合体内への落水量は各集合体の気体の吹上げ条件だけで定まることが分かった。

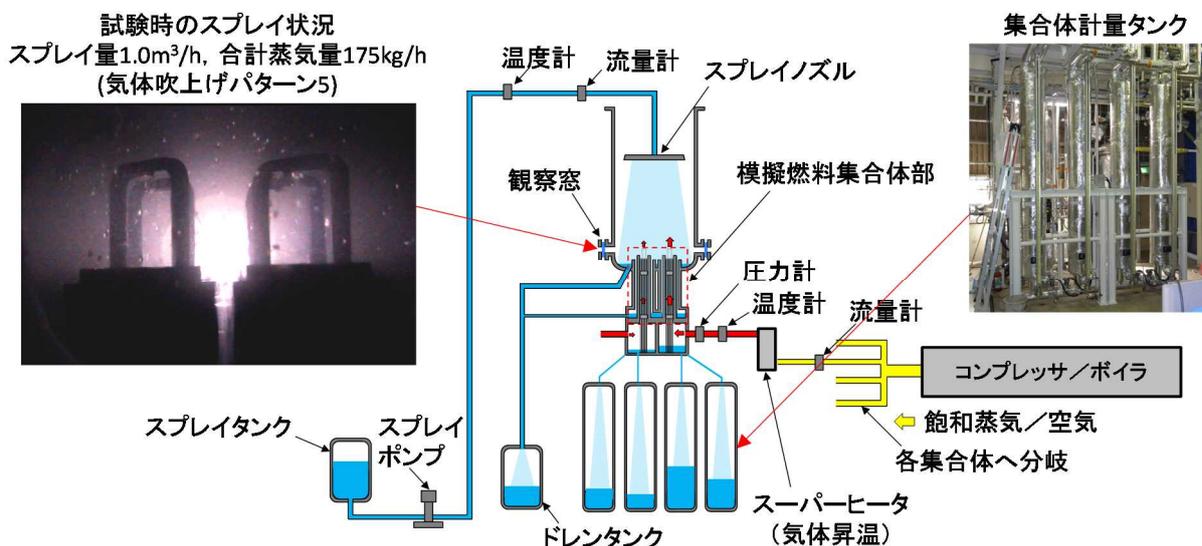


図 2.1.2.1 スプレイ流量配分実験設備
Fig.2.1.2.1 Spray distribution test facility

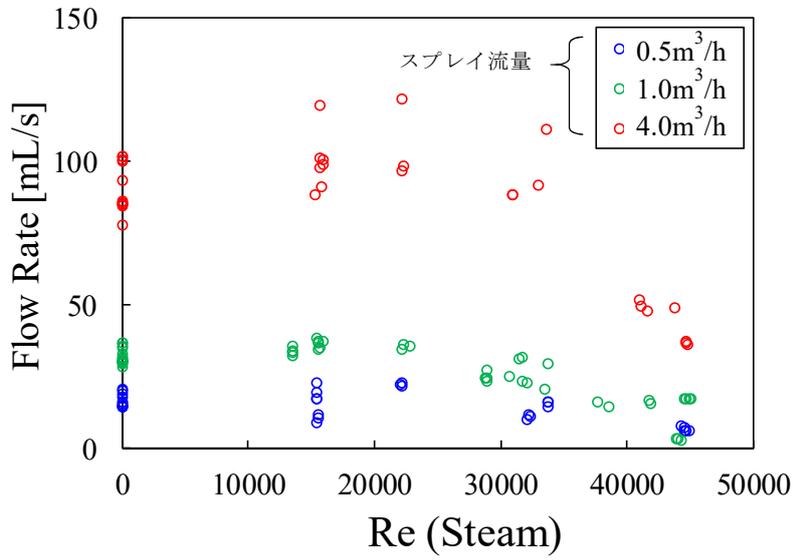
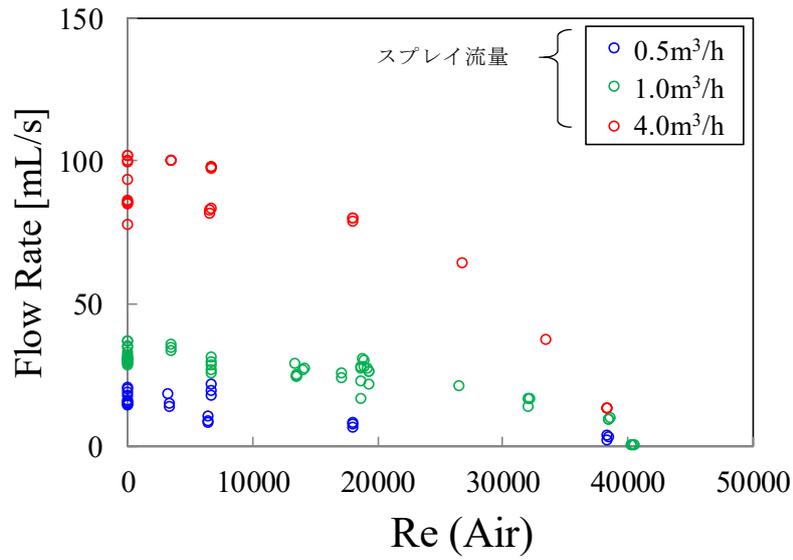


図 2.1.2.2 模擬燃料集合体へのスプレイ水の落水量の計測結果
 Fig.2.1.2.2 Measurement of falling water flow rate into each bundle

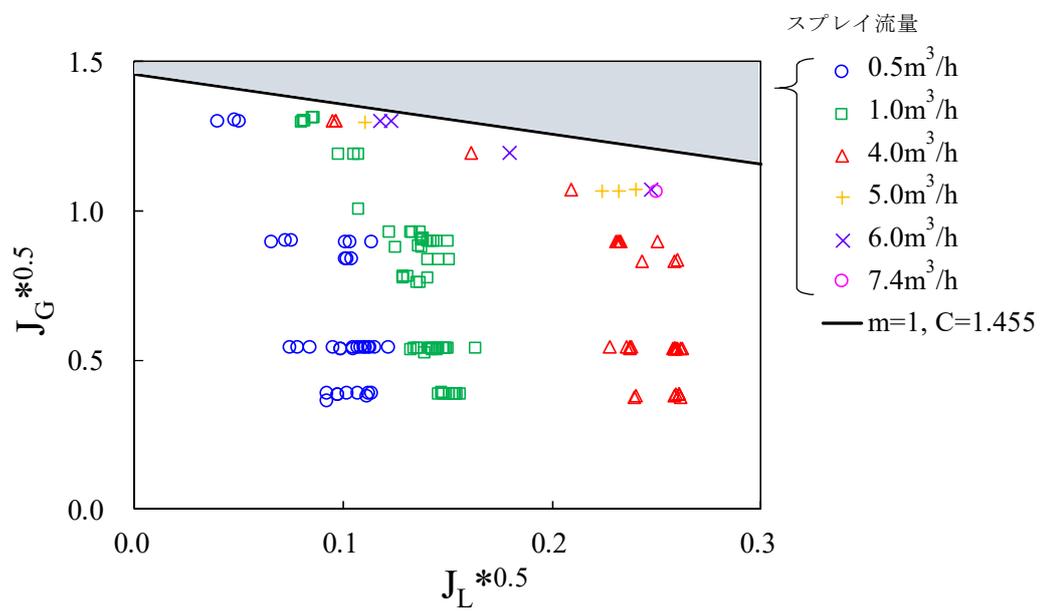


図 2.1.2.3 実験データ（空気）のウォリスプロット

Fig.2.1.2.3 Wallis plot of measurement data for air

2.2 SFP 内熱流動挙動評価手法の整備

SFP の重大事故等対策に係る評価の高度化に資する SFP 内熱流動挙動評価手法の整備として、既存の原子炉システム解析コードを用いた重大事故時の SFP 挙動について解析を実施した。さらに、スプレイ挙動における詳細な熱流動現象を対象に CFD コードを用いた解析を実施して、その解析的知見を蓄積した。

2.2.1 原子炉システムコードを用いた解析に係る知見の蓄積

既存の原子炉システム解析コードの重大事故時の SFP 挙動評価への適用性を確認するため、3次元原子炉システム解析コード TRACE^(参16)を用いて、2.1.1において実施した熱流動実験を対象に解析を実施した。図 2.2.1 に TRACE コードによる解析体系を示す。解析体系は単バンドルの SFP スプレイ冷却実験の実験装置を参考に模擬燃料集合体、貯蔵ラック及びその実験容器を模擬する。また、解析体系において、スプレイ注入は模擬燃料集合体の上方に流入境界を設置することで模擬する。なお、本解析体系は実験装置の使用が決定される前に作成されたことから、解析体系と実験装置には詳細な構造について相違があり、例えば、実験装置において実験容器の底部は模擬燃料集合体の TAF 程度の高さに位置するが、解析体系において実験容器の底部はラック及び模擬燃料集合体の下方に位置し、ラック及び模擬燃料集合体の下部孔と接続した構造となっている。しかし、図 2.2.2 に初期プール水位を BAF 位置及び BAF から 2m とした実験ケースを対象として、各測定位置における平均出力ロッドのロッド表面温度について解析結果と実験結果の比較を示す。解析においては、実験と同様にロッド表面温度がヒートアップし、最高温度が 300 °C に達した時にスプレイが注入されてロッドの上部から下方に向けてクエンチが発生しており、定性的に実験を再現している。一方、解析では実験よりもロッド表面温度が速い速度で上昇するが、解析に用いたロッドの物性値と実際の物性値との間に差異があることがその主な理由と考えられる。また、解析ではスプレイ注入後に上部から下部までの全ての軸方向位置で短時間にロッド表面温度が急減する一方で、実験では上部位置から順次、解析より多くの時間をかけてロッド表面温度が低下する結果となっている。また、実験ではロッド表面温度が急減する前に緩やかに低下する先行冷却が観察されるが、解析においてはこの緩やかな温度低下は観察されない。2.1.1 に示すとおり、実験においてはスプレイ液滴が上部タイプレート等に付着し液膜となってロッド表面を下降することでロッド表面を冷却していると考えられる。一方、解析では、壁面冷却特性は当該セルにおいて評価される沸騰様式によって決定される。上方より冷却水が注入されて模擬燃料集合体内のボイド率が低下し、沸騰様式がより壁面熱伝達に優れた遷移沸騰様式に変更されることで、ロッド表面温度が即座に急減したと考えられる。以上より、TRACE コード等の原子炉システム解析コードを用いた SFP の冷却に関する解析においては、実験で観察された上方から液膜の下降による壁面の冷却特性に関するモデルが必要であると考えられる。

2.2.2 スpray挙動における詳細熱流動現象の評価に関する知見の蓄積

2.2.1の解析で用いられた TRACE 等の原子炉システム解析コードは空間平均された巨視的な輸送方程式を解くことで熱流動挙動を評価することから、事故時の SFP に注入される Spray 挙動を精度良く評価するには、Spray 液滴挙動を取り扱う物理モデルを用いる必要がある。Spray 液滴挙動のモデル化のために、詳細計測等を用いた実験によって Spray 液滴挙動の詳細データを取得するとともに、CFD コードを用いた解析によって Spray 液滴の素過程の詳細現象に係る知見を蓄積することが重要であるが、Spray 液滴挙動を対象とする CFD 解析についての知見は少ない。

Spray 液滴挙動を対象に CFD コードを用いた解析を実施し、CFD 解析の高度化、Spray 液滴挙動に係るモデル化等に必要な知見を取得する。事故時の SFP に注入される Spray 液滴の挙動は以下の過程に分類されると考える。

- ・ ノズル等から放出された Spray 水が分裂して微細な液滴群になる過程
- ・ Spray 液滴群が崩壊熱等により発生する蒸気、空気等の上昇流による影響を受けつつ使用済燃料内に注入される過程
- ・ 使用済燃料内に注入された液滴によって燃料棒が冷却される過程（液滴の燃料棒への付着、液膜化等を含む）

本研究では、上記の Spray 液滴挙動に係る過程の中で前者 2 つを対象として CFD コード OpenFOAM による解析を実施した。

(1) 分裂による Spray 水の微細化を対象とした CFD 解析

ノズル等から放出された Spray 水の分裂過程は、Spray 液滴群の個々の液滴径、流速等を決定して Spray 液滴挙動に大きく影響することから、その機構に基づいてモデル化することが重要である。しかし、解析において気液界面近傍の不安定性に起因する分裂過程を直接模擬するには、その界面構造より小さい計算格子が必要となることから計算負荷の観点で現実的でない。本研究では、Spray 水の微細化を対象とした複数の手法による CFD 解析を通して、現実的な計算格子数で分裂過程を模擬できる解析手法を検討する。

検討する CFD 解析手法は、オイラー 2 流体モデル及び界面捕獲法の一つである VOF

(Volume of Fluid) 法である。オイラー 2 流体モデルは気相及び液相それぞれの質量保存式及び運動量保存式を解くモデルであるが、本研究では、界面積濃度輸送方程式を併せて解き、そこで評価された界面積濃度に基づいて界面抗力及び乱流分散力を考慮することで、界面における気液相互作用を詳細に模擬する。VOF 法は質量保存式及び運動量保存式に加えて、界面位置を特定するための液相体積率に係る保存式を連立して解くモデルであるが、本研究では現実的な計算格子サイズでも界面が発散しないように、界面補足スキーム MULES (Multidimensional Universal Limiter with Explicit Solution) 及び HiRAC (Higher-Resolution Artificial Compressive formulation) を導入する。両者は人工的な界面圧縮項を導入して VOF 界面の数値拡散を抑制するスキームであるが、MULES は空間

差分に1次精度、時間積分に準陰解法を使用し、HiRACは空間差分に2次精度、時間積分に陽解法を使用する。なお、乱流モデルとして、オイラー2流体モデルではk-ε型レイノルズ平均モデル、VOF法ではLES (Large Eddy Simulation) を用いる。

解析体系は常温・大気圧条件下の円形のスプレインズル（直径10mm）から下方の領域（縦方向200mm×横方向200mm×高さ300mm）であり、スプレインズの放出流速は25.8m/sとする。オイラー2流体モデルでは、対称性を考慮して1/4の領域（縦方向100mm×横方向100mm×高さ300mm）を131,400個の計算格子で模擬する。一方、VOF法では、図2.2.3のとおり全ての領域を50,346,948個の計算格子で模擬する。なお、VOF法においてスプレインズ中心の領域の計算格子サイズは0.2mm程度であるが、壁面近傍の粘性底層を直接取り扱う必要があることから、壁面近傍の計算格子については壁面から垂直方向のサイズを3 μ mとした。

図2.2.4に、オイラー2流体モデル（1/4対称領域）、VOF（1/4対称領域、MULES）、VOF（全領域、MULES）及びVOF（全領域、HiRAC）の解析における計算格子内の瞬時の液相体積率の分布を示す。オイラー2流体モデルの解析では、スプレインズ水の分裂がほとんど再現されないことが確認できる。オイラー2流体モデルでは計算格子内の界面相互作用は直接取り扱わず物理モデルによって評価するが、併せて界面積濃度について輸送方程式を解くことにより界面積を評価しても、微細な界面構造とその不安定挙動の増大を模擬できなかった。一方、VOF法の解析では、スプレインズ水の界面における分裂、微粒化を確認できた。MULESを用いた解析における1/4対称領域の解析及び全領域の解析の比較においては、下流側に進むにつれて1/4対称領域の解析よりも全領域の解析において、液体の分裂、微粒化が進行しており噴霧角も若干大きくなることを確認できる。これらの解析においては、ノズル近傍においてスプレインズ水の気液界面に波状の構造が生じ、下流に連れてその波が成長して遂には液体の分裂が生じるが、1/4対称領域の解析ではその成長の範囲が制限されたためと考えられる。界面補足スキームのMULES及びHiRACを用いた解析の比較においては、MULESと比較してHiRACを用いた解析の方が、より多数の液滴への分裂が進行していることを確認できる。ノズル出口近傍のスプレインズ水の界面構造を観察するとHiRACの解析においてより微細な歪が生じていることから、MULESが1次精度の界面補足スキームを有する一方、HiRACは2次精度の界面補足スキームを有するため界面の微細な歪を再現し、その結果、液滴の分裂が進行すると考えられる。

(2) スプレインズ液滴と蒸気上昇流との相互作用を対象としたCFD解析

スプレインズ液滴群が使用済燃料内に注入される過程においては、液滴が崩壊熱等により発生する蒸気、空気等の上昇流による影響を受ける。スプレインズ液滴の使用済燃料への注入特性を機構論的に模擬するためには、スプレインズ液滴と上昇流の界面において働く抗力、揚力、熱伝達等及びこれらに伴って発生する液滴の分散、分裂、衝突、蒸発、凝縮等の素過程の詳細現象の挙動を把握することが重要である。本研究では、スプレインズ液滴と蒸気上昇

流との相互作用を対象とした CFD 解析を通して、スプレー液滴の使用済燃料への注入特性に影響する詳細現象を検討する。

CFD 解析においては、液滴を分散相モデル及び燃料集合体から上部へ放出される蒸気を連続相モデルで模擬する解析手法を用いる。連続相モデルにおいては、連続相である蒸気についてオイラー座標系の質量保存式、運動量保存式、エネルギー保存式、状態方程式及び化学種保存式を解き、乱流モデルとして $k-\omega$ 型レイノルズ平均モデルを用いる。分散相モデルにおいては、個々の液滴を粒子としてラグランジュ座標系の運動方程式を解くことで追跡し、併せて液滴に働く界面抗力、重力、液滴同士の衝突による接触力等を物理モデルで考慮する。また、液滴と蒸気間の熱輸送量及びそれに伴う質量移動量を評価することで液滴の蒸発、凝縮等を考慮する。液滴の分裂については、液滴の変形をバネ—質点系の振動と相似であると仮定して、液滴に働く外力をバネに働く外力、液滴の表面張力をバネの復元力、液滴の粘性力を減衰力に置き換えて評価し、液滴の変形が限界に達すると分裂と判定する TAB (Taylor Analogy Breakup) モデルを用いる。

解析体系は、**2.1.2**における SFP スプレー冷却実験の実験装置を参考に作成した。常温・大気圧条件下において直径 900 mm、高さ 3250 mm の円筒形の試験容器の底部に模擬燃料集合体、模擬チャンネルボックス、模擬ラック、模擬上部タイプレート等から構成される領域を配置し、燃料集合体内の下部境界より蒸気を注入するとともに、燃料集合体及びラックの上端の上方 3 m からスプレーとして液滴流量、初期液滴径等に応じた液滴群を注入する。解析体系は図 2.2.5 のとおり 9,087,477 個の計算格子で模擬した。基本ケースの解析条件については、定格出力比 2 %、スプレー開始時ロッド温度 300°C の実験ケースを参照し、注入蒸気流量を崩壊熱による蒸気発生量に応じた 0.0175 kg/s、注入スプレー流量を 1.0 m³/h、注入スプレー温度を 30°C とした。また、実験における測定結果等を参考に、初期液滴径を 3mm、注入蒸気温度を 158°C とした。

図 2.2.6 に、CFD 解析結果におけるスプレー注入時の蒸気及び液滴の瞬時流速、並びに液滴の液滴径及び温度の分布を示す。ここでは、上昇する蒸気は集合体出口近傍で減速し、押しつぶされた形状の分布となることが確認できる。一方、液滴については、注入地点から下流にかけて液滴径、温度、流速の変化はなく、液滴の分裂、蒸発、凝縮等がほとんど発生していないことが確認できる。この原因として、本解析においては初期液滴径が大きく、個々の液滴の大きさに対する界面抗力、界面熱伝達の影響が相対的に小さいことが考えられる。表 2.2.1 に、スプレー流量に対して燃料集合体内に落下する液滴の割合を示す。ここでは、初期液滴径、蒸気流量、蒸気温度についての感度解析ケースの結果を併せて示す。感度解析の中では、解析ケース 2 において初期液滴径を小さくした場合に液滴落下割合が大きくなり、液滴落下割合に対する影響が最も大きいことが示された。この理由として、液滴径が大きい場合には液滴同士の衝突等の機会が増加して落下範囲が拡大したこと及び上部タイプレート等の障害物との接触の機会が増加したことが考えられる。以上のとおり、スプレー液滴と蒸気上昇流との相互作用を対象とした CFD 解析による検討を

実施して、液滴の燃料集合体への注入特性に影響する可能性があるスプレー液滴径等の因子を抽出した。

表 2.2.1 CFD 解析における燃料集合体内へのスプレー注入量

Table 2.2.1 Spray injection rate into fuel assembly in CFD analyses

	解析条件			全スプレー流量に対する燃料集合体内への注入量の割合
	初期液滴径 [mm]	蒸気流量 [kg/s]	蒸気温度 [°C]	
基本ケース	3.0	0.0175	158	40.3%
感度ケース 1	<u>1.0</u>	0.0175	158	46.2%
感度ケース 2	3.0	<u>0.0150</u>	158	41.1%
感度ケース 3	3.0	<u>0.0200</u>	158	39.9%
感度ケース 4	3.0	0.0175	<u>208</u>	40.2%

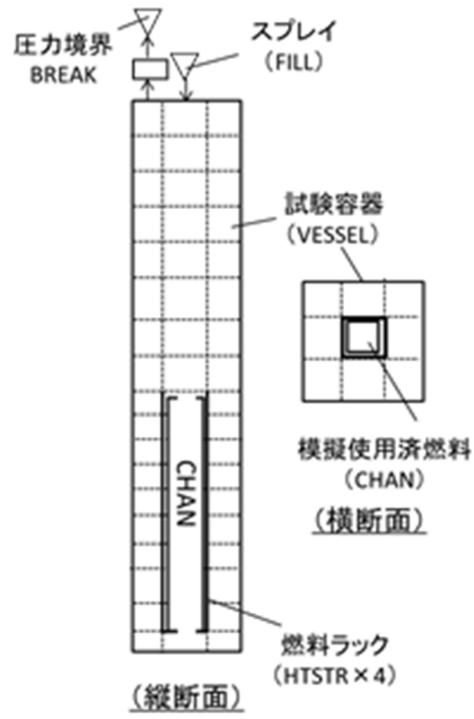


図 2.2.1 スpray冷却実験の解析モデル

Fig. 2.2.1 Analytical model of spray coolability test

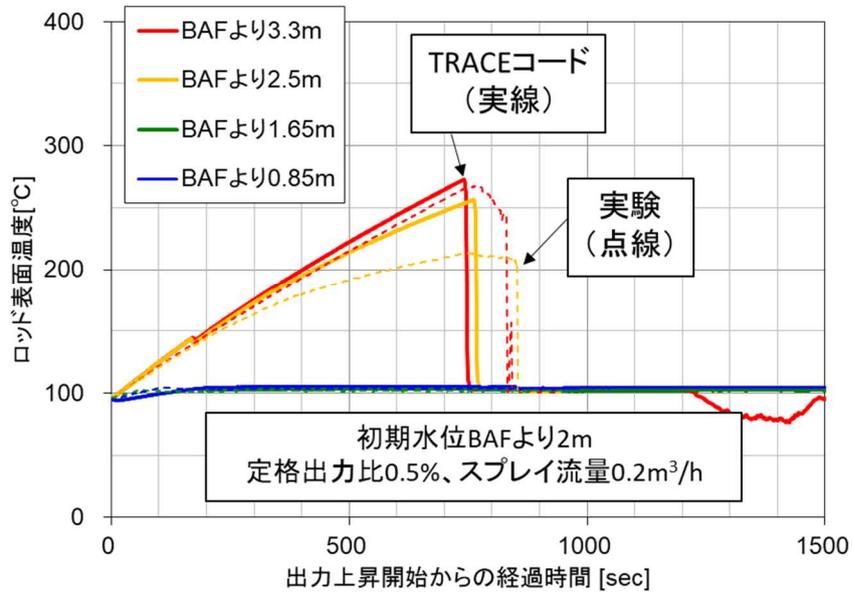
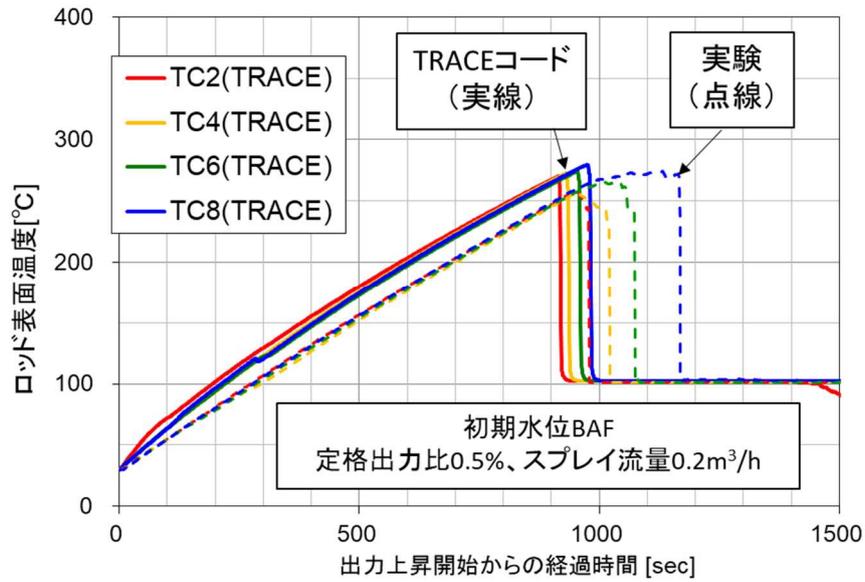


図 2.2.2 TRACE 解析結果と実験測定値との比較

Fig.2.2.2 Comparison between TRACE calculations and experimental results

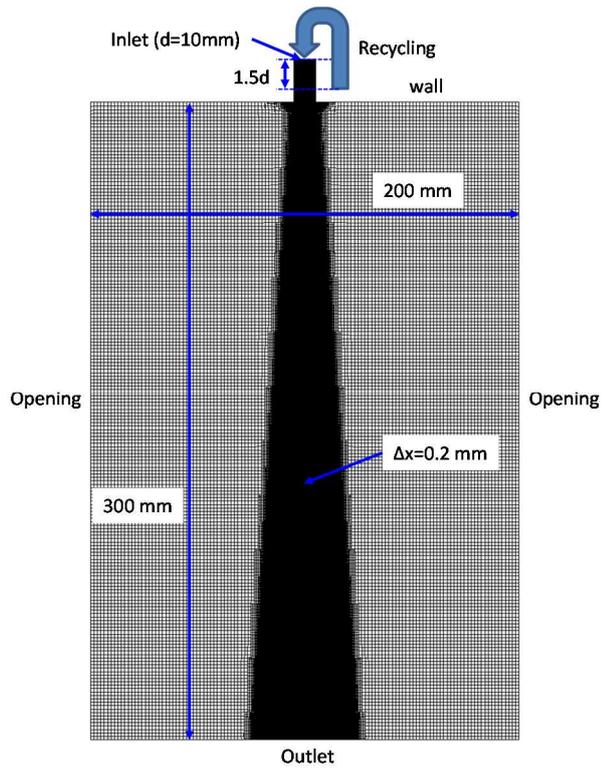


図 2.2.3 スpray水微細化の CFD 解析の計算格子

Fig.2.2.3 Calculation meshes of CFD analysis for spray atomization

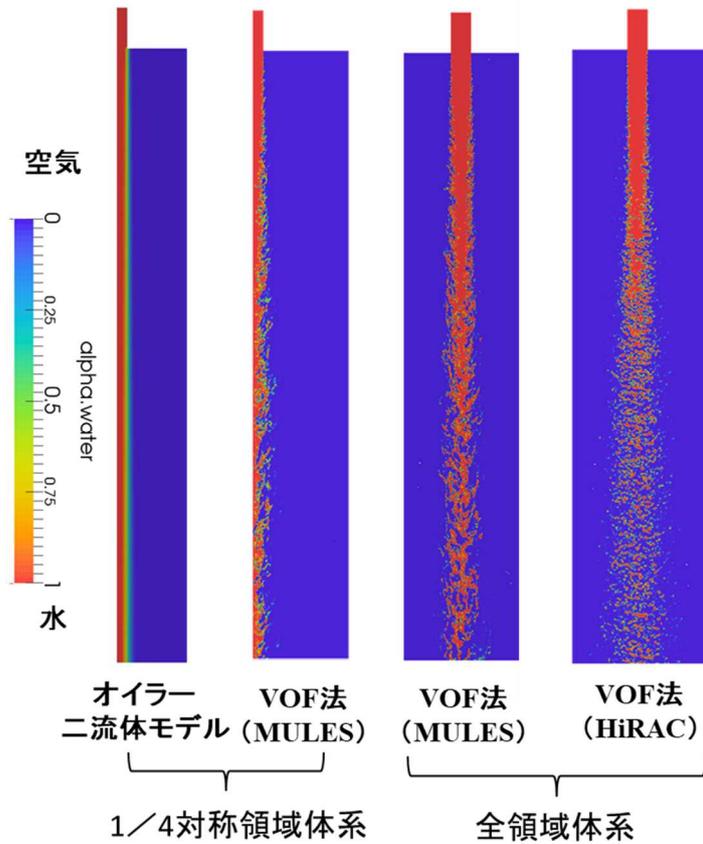


図 2.2.4 スpray水微細化に関する CFD 解析結果

Fig.2.2.4 Results of CFD analyses for spray atomization

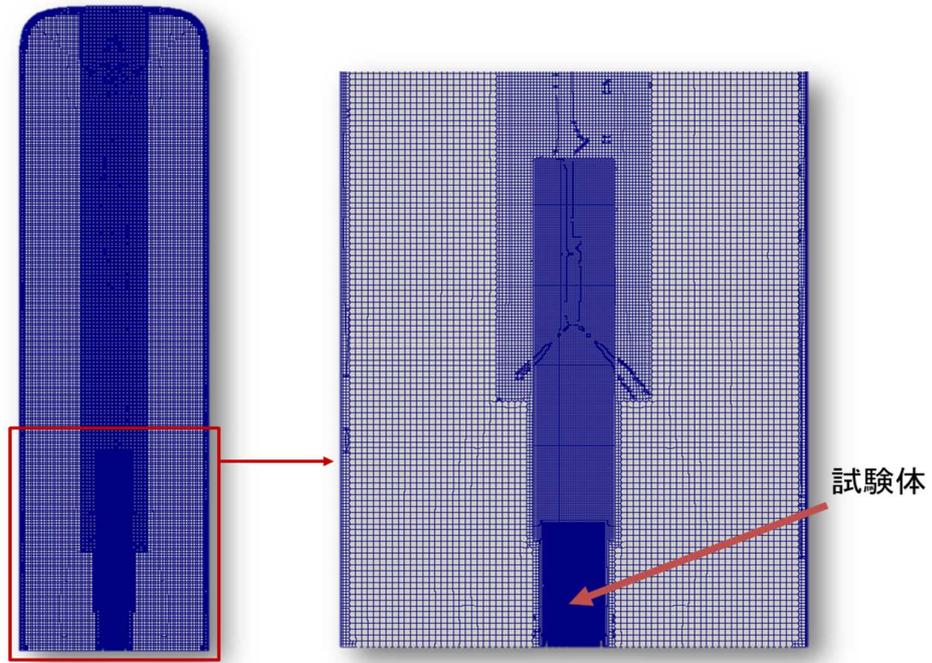
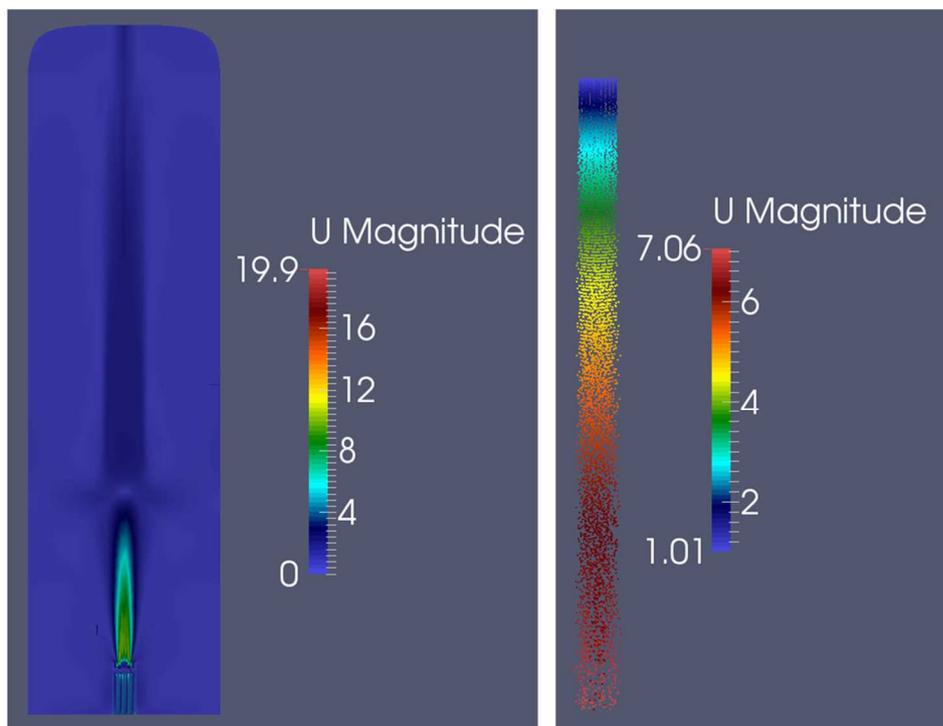


図 2.2.5 集合体へのスプレー注入に関する CFD 解析の計算格子
 Fig.2.2.5 Calculation meshes of CFD analysis for spray injection into



蒸気の流速(上向き)

液滴の流速(下向き)

図 2.2.6 集合体へのスプレー注入に関する CFD 解析結果

Fig.2.2.6 Results of CFD analyses for spray injection into fuel assembly

2.3 SFP 事故時における臨界防止能力の確認のための手法整備

設置許可基準では、SFP に対して重大事故発生時にも未臨界が確保されることを要求している。この要求で想定される低密度の冷却材条件での燃料貯蔵ラック体系における既存の臨界実験データはほとんど存在しない。このため、株式会社東芝に委託し、臨界防止能力を確認するための臨界安全評価コードの整備を目的として低密度の冷却材条件を模擬した臨界実験を実施した。さらに臨界実験で取得した臨界水位等のデータを用いて臨界安全評価コードの妥当性確認を実施した。

2.3.1 SFP 事故時を模擬した臨界実験

重大事故条件下における SFP に対する臨界安全評価コードの解析精度を確認するため、東芝臨界実験装置 NCA (Toshiba Nuclear Critical Assembly) を用いて SFP のラック貯蔵配置を模擬した臨界実験を実施した^(参17)、^(参18)。NCA は、(1) SFP に格納される 1.0~4.9wt% の低濃縮酸化ウラン燃料の利用が可能であること、(2) 表 2.3.1 に示すラック模擬材としてアルミ (AL)、ステンレス鋼 (SUS) 及びホウ素入りステンレス鋼 (B-SUS) の 3 タイプの臨界管理方式の異なる貯蔵ラック模擬体が利用できること、(3) 事故時の SFP の低水密度状態を模擬した試験が実施可能であることから試験施設として適した特性を有している。NCA では、水位の調整により臨界制御を行っている。NCA の主な仕様を表 2.3.2 に、NCA 実験炉心を図 2.3.1 に示す。

臨界実験では、図 2.3.2 のような体系で事故時の SFP を模擬した。この試験体系では中央のテスト領域により SFP 内の BWR 燃料 (9×9 燃料) を模擬している。テスト領域の外側にラック材模擬領域、その周辺に水排除 AL プレート进行、さらにその周囲に中空 AL 管を配置している。中空 AL 管により、事故時に生じるボイドの発生を模擬するとともにテスト領域とラック模擬領域の結合状態を調整する役割を果たす。最外周には、臨界状態を達成するためのドライバ領域を設けている。この例では、中空 AL 管領域とドライバ領域の間に水チャンネルを設けているが、これは臨界状態の達成を容易にするためのものである。

ラック模擬材として、AL、SUS 及び B-SUS を用い、実験パラメータとしてボイド模擬管の有無、ラック模擬領域とドライバ領域の間に設ける水ギャップ (中空 AL 管又は水領域) の列数を変化させて臨界試験を行い、各々の体系について臨界水位 (実効水位: 1000~1400mm で実験)、ペリオド等を測定した。これにより臨界安全評価コードの妥当性確認に必要な合計 28 ケースの臨界実験データを取得した。

2.3.2 SFP 事故時を模擬した臨界実験の解析

NCA 臨界実験解析^(参19)では、連続エネルギーモンテカルロコード MVP-2.0^(参20)並びに米国オークリッジ国立研究所が開発した許認可コード SCALE6.1^(参21)を用いた。これらのコードを用いて臨界実験体系を忠実に 3 次元幾何形状で模擬した。臨界実験解析では、表

2.3.3 に示す解析コードとライブラリの組合せで、統計誤差が 0.02 %以下になるようにヒストリー数を調整した。図 2.3.3 に示す AL ラック模擬材体系における平均臨界固有値及び標準偏差を表 2.3.4 に、臨界固有値の解析結果を図 2.3.4 に示す。臨界実験解析により臨界安全評価コード MVP-2.0 及び SCALE6.1 の妥当性確認で得られた知見を以下にまとめる。

- a) 臨界固有値は各コードとも平均臨界固有値が 0.9986~1.0007 と良好で、実験ケース毎のばらつきも小さい。
- b) ボイド率に対する臨界固有値の依存性がわずかに存在し、ボイド率が大きくなるとわずかに変化する。
- c) JENDL-4.0 及び ENDF/B-VII ライブラリ^(参 22)の違いによって、各体系における臨界固有値のバイアスに違いがある。
- d) SCALE コードの多群 (238 群) と連続エネルギーのモデルの違いによって、わずかな臨界固有値の差異がある。

したがって、大量の水の漏えいを想定した SFP 事故時 (低水密度) においても、臨界安全評価コードが妥当な評価結果を与えることが分かった。

表 2.3.1 BWR 燃料貯蔵ラックの種類と臨界管理

Table 2.3.1 Rack types in BWR SFP and criticality control

燃料貯蔵ラックの種類	臨界管理方法
アルミラック	燃料集合体間の距離による未臨界確保
ステンレスラック	ラックの中性子吸収及び燃料集合体間の距離による未臨界確保
ほう素入りアルミラック ほう素入りステンレスラック	ラックの中性子吸収による未臨界確保

表 2.3.2 NCA の主な仕様

Table 2.3.2 Main features of NCA

(1) 最大出力	200 W
(2) 燃料要素	形状 棒状アルミニウム被覆ペレット 焼結二酸化ウラン(直径 10 mm, 濃縮度 1.0~4.9 wt%) 燃料有効長 1500 mm
(3) 炉心	炉心 水対燃料体積比 0.2~3.0 (1) 正方格子 (2) BWR 格子 (3) 稠密格子
(4) 減速材	軽水(≦80°C)
(5) 反応度制御	水位 微調整板 板状ステンレスシース 1 枚 安全板 板状ステンレスシース 5 枚、 中性子吸収材カドミウム
(6) 緊急停止	緊急排水

表 2.3.3 臨界実験解析の計算条件

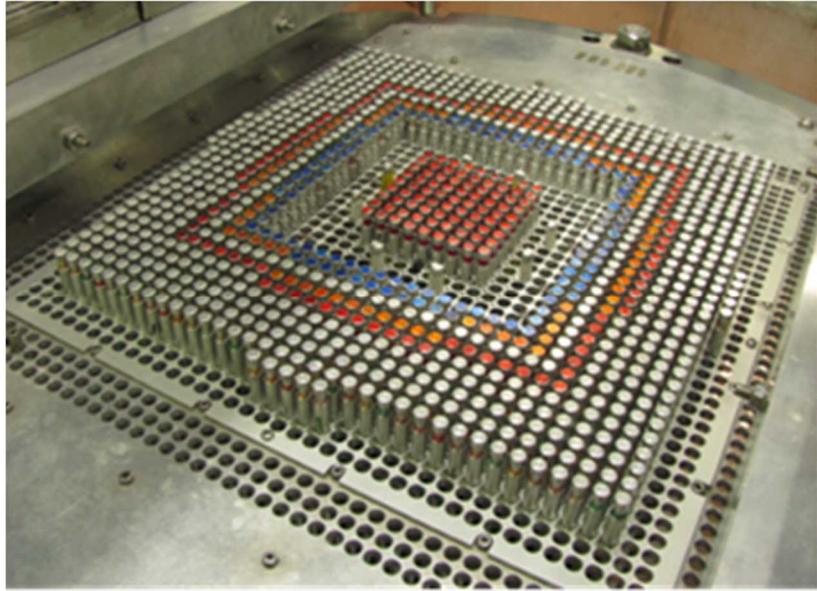
Table 2.3.3 Calculation condition for critical experiment analyses

使用コード	解法	ライブラリ
MVP-2.0	連続エネルギー モンテカルロ	JENDL-4.0/ ENDF/B-VII
SCALE-6.1	連続エネルギー モンテカルロ /238 群エネルギー モンテカルロ	ENDF/B-VII

表 2.3.4 平均臨界固有値及び標準偏差

Table 2.3.4 Averaged eigenvalues and standard deviations

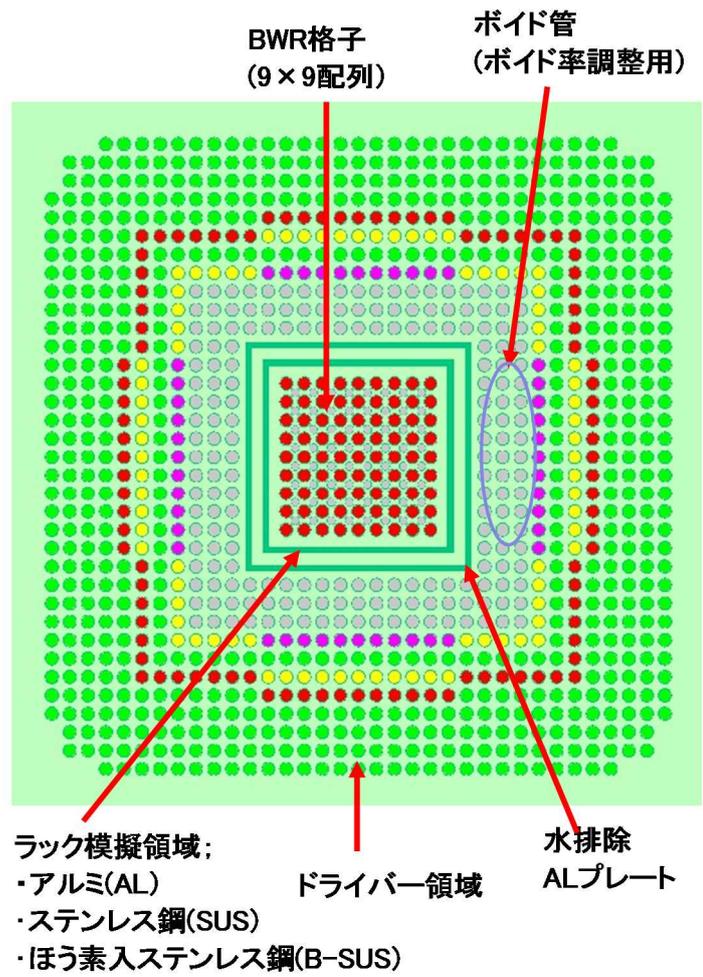
項目	AL ラック	
	臨界固有値	標準偏差
MVP-2.0/JENDL-4.0	0.9986	0.1084 %
MVP-2.0/ ENDF/B-VII	1.0007	0.0935%
SCALE-6.1/ ENDF/B-VII(238 群)	0.9988	0.0975 %
SCALE-6.1/ ENDF/B-VII(連続)	1.0001	0.0750%



出典) 株式会社東芝 (2014) ^(参 17)

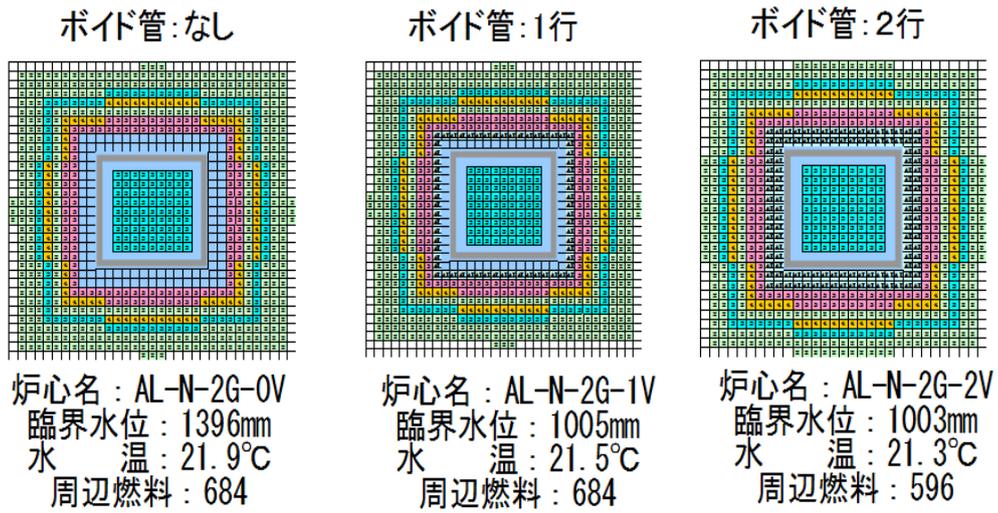
図 2.3.1 NCA 実験炉心

Fig.2.3.1 Experiment core at NCA



出典) 株式会社東芝 (2014) ^(参17)

図 2.3.2 BWR SFP 模擬体系
Fig.2.3.2 BWR SFP mock-up system



出典) 株式会社東芝 (2014) (参 17)

図 2.3.3 AL ラック体系
Fig.2.3.3 AL rack experiments

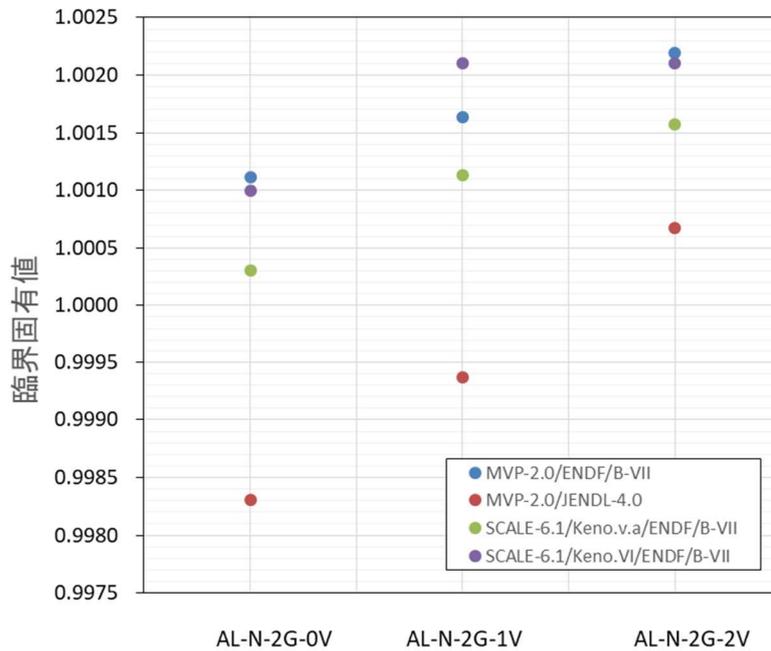


図 2.3.4 臨界固有値の比較
Fig.2.3.4 Comparison of critical eigenvalues

3. 結論

3.1 成果の要点

本プロジェクトでは、SFPの水位が異常に低下する重大事故に関する技術的知見を拡充するために、スプレー熱流動実験、SFP臨界実験及びそれら実験の数値解析を実施した。

スプレー熱流動実験においては、SFPにおける異常な水位低下時の燃料損傷緩和策として行われるスプレー冷却に関し、規制基準の技術的根拠となる定量的な知見を得るために、SFPスプレー冷却実験とSFPスプレー流量配分実験を行った。SFPスプレー冷却実験ではプール水から露出し過熱した模擬燃料集合体にスプレーを注水し被覆管表面温度分布等の測定を行った。その結果、燃料上部から下部へと急冷が伝播するクエンチ現象を観測し、計測した温度データから軸方向のクエンチ進展速度を算出したところ、大気圧条件下でのSFPスプレーについてもBWRの炉心スプレーに関する既往研究のモデルで保守的に評価できることを明らかにした。スプレー流量配分実験では、下部から空気又は蒸気を注入した模擬燃料集合体にスプレーを注水し、模擬燃料集合体内に落水した水量を測定した。落水量を整理することで、冷却阻害要因となり得るCCFLの発生条件がBWRの炉心スプレーに関する既往研究のモデルで推定可能であることが分かった。本研究で使用したCCFLのモデル式は実機サイズのBWR模擬燃料集合体に対するECCSスプレーの有効性を調べた試験で得られたCCFLの条件式を基にしたものであることから、上の結果は実機においてもSFP条件（低流量領域）ではCCFLが発生しにくいことを示している。

SFP内の熱流動挙動評価手法の整備では、原子炉システム解析コード及びCFDコードを用いて重大事故時のSFP挙動を対象に試行的な解析を実施し、SFPの重大事故等対策に係る評価の高度化のためには、スプレー液滴が液膜となってロッド表面を下降するスプレー冷却のメカニズムのモデル化が必要であることを示した。

SFP事故時における臨界防止能力の確認のための手法整備に関しては、SFPの重大事故時に想定される低水密度を模擬した3種類の燃料貯蔵ラック体系の臨界実験解析を通じて、低水密度条件下のSFPに対して同コードが妥当な評価結果を与えることを明らかにした。

3.2 目的の達成状況

計画通り熱流動実験を実施し、SFPにおける水位異常低下時の燃料体等の著しい損傷進行の緩和と臨界防止に係る規制基準の技術的根拠を補強するとともに、関連する安全評価の精度向上に資する実験データを取得した。また、SFPの重大事故時のスプレー冷却特性及び臨界特性を評価するための解析手法についての課題抽出を行うことができた。

3.3 成果の活用等

本研究で得られた成果は、SFPにおける水位異常低下時の燃料体等の著しい損傷進行の緩和と臨界防止に係わる規制基準の技術的根拠を補強するものであり、将来の審査等で活用される。

参考文献一覧

- (参1) 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、平成 25 年原子力規制委員会規則第五号、2013 年。
- (参2) 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、2013 年。
- (参3) 原子力規制委員会、東京電力ホールディングス株式会社柏崎刈羽原子力発電所の原子炉設置変更許可申請書（6号及び7号原子炉施設の変更）に関する審査書、2017年12月27日。
- (参4) Nuclear Energy Agency, Phenomena Identification and Ranking Table -R&D Priorities for Loss-of-Cooling and Loss-of-Coolant Accidents in Spent Nuclear Fuel Pools, NEA/CSNI/R(2017)18, 2017.
- (参5) J. Martin, *et al.*, The IRSN DENOPI project: a research program on spent-fuel-pool loss-of-cooling and loss-of-coolant accidents, Proceedings of NURETH-17, 2017.
- (参6) W. Liu, *et al.*, Study on Spray Cooling Capability for Spent Fuel Pool at Coolant Loss Accident (1) Research Plan, NTHAS10, Extended Abstract Number N10E1117, 2016.
- (参7) 使用済燃料プール（SFP）の規制課題に関する総合的研究、JNES-RE-2013-0001-Rev.1 安全研究年報（平成 24 年度）、501-505 頁、2013 年 8 月。
- (参8) M.E. Sawan and M.W. Carbon, A review of spray-cooling and bottom-flooding work for LWR cores, Nuclear Engineering and Design, Vol.32, pp.191-207, 1975.
- (参9) 井上 正明他、使用済燃料プールの規制課題に関する安全研究（Phase-1）、安全研究に係る事後評価結果 参考資料 - 1 平成 29 年度 事後評価調査票、2018 年 8 月 22 日。
- (参10) 原子燃料工業株式会社、平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（使用済み燃料プール冷却試験）事業 委託業務報告書、2016 年 3 月。
- (参11) 原子燃料工業株式会社、平成 28 年度原子力施設等防災対策等委託費（使用済み燃料プール冷却試験）事業 成果報告書、2017 年 3 月。
- (参12) 原子燃料工業株式会社、平成 29 年度原子力規制庁委託成果報告書（使用済み燃料プール冷却試験）、2018 年 3 月。
- (参13) A. Yamanouchi, Effect of Core Spray Cooling in Transient State after Loss of Coolant Accident, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.5, pp. 547-558, 1968.

- (参14) M. Hirano and Y. Asahi, Analysis of Precursory Cooling in Quenching Phenomena, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.17, pp.339-350, 1980.
- (参15) M. Naitoh, *et al.*, Restrictive Effect of Ascending Steam on Falling Water during Top Spray Emergency Core Cooling, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.15, pp.806-815, 1978.
- (参16) U. S. Nuclear Regulatory Commission, TRACE V5.0 THEORY MANUAL Field Equations, Solution Methods, and Physical Models.
- (参17) 株式会社東芝、平成 25 年度使用済燃料貯蔵プールの LOCA 時の臨界実験東芝臨界実験装置 (NCA) での臨界水位測定結果のまとめ、2014 年 3 月.
- (参18) 安藤 良平他、日本原子力学会 2014 年春の年会予稿集 036、BWR 使用済燃料貯蔵プールの事故時の臨界性に関する安全研究 [2] 事故時を模擬した臨界実験、2014 年 3 月.
- (参19) 岩橋 大希他、日本原子力学会 2014 年春の年会予稿集 037、BWR 使用済燃料貯蔵プールの事故時の臨界性に関する安全研究 [3] AL 貯蔵ラックを使用した臨界実験の解析、2014 年 3 月.
- (参20) Y. Nagaya, *et al.*, MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods, JAERI-1348, 2005.
- (参21) SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluations, ORNL/TM-2005/39, Version 5.1, Vols.I-III, November 2006.
- (参22) M. Chadwick, *et al.*, ENDF/B-VII.1 nuclear data for science and technology: Cross sections, covariances, fission product yields and decay data, Nuclear Data Sheets, Vol.112, No.12, pp.2887-2996, 2011.

主な執筆者一覧

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ
システム安全研究部門

塚本 直史 技術研究調査官

金子 順一 技術研究調査官

柴 茂樹 技術研究調査官