

RREP-2025-1004

# 安全研究成果報告

S/NRA/R Research Report

## 福島第一原子力発電所燃料デブリの 臨界評価手法の整備

Development of a Database and Evaluation Methodology for Criticality of  
Fuel Debris at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

柴 茂樹 岩橋 大希 酒井 友宏

SHIBA Shigeki, IWAHASHI Daiki, and SAKAI Tomohiro

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)

令和7年6月

June 2025

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

# 福島第一原子力発電所燃料デブリの 臨界評価手法の整備

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

柴 茂樹 岩橋 大希 酒井 友宏

## 要 旨

東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）の廃炉にあたり、燃料デブリ（核燃料と炉内構造物やコンクリート等が熔融し再度固化した状態のもの）を取り出す際の臨界管理方法が検討されている。本安全研究プロジェクトでは、1F の燃料デブリ取出し時の臨界管理に係る審査や検査の支援等に活用できる技術的知見を取得するために、以下の臨界管理評価手法及び臨界を超過した際の線量評価手法の整備を実施した。なお、本整備の一部は、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。）への委託により実施した。

### (1) 臨界管理評価手法の整備

燃料デブリの取出し作業時の臨界管理の妥当性を確認するために、多様な性状を持つ燃料デブリの核的な特性に係るデータを蓄積し、臨界安全評価を実施できる臨界マップデータベースを整備するとともに、燃料デブリ中の乱雑化した組成分布が、臨界特性に及ぼす影響を把握するためにモンテカルロ計算ソルバーを整備した。また、臨界評価に使用する解析コード及び核データライブラリの妥当性を検討するため、燃料デブリの臨界特性を模擬できる JAEA 燃料サイクル安全工学研究施設臨界実験施設の定常臨界実験装置を整備し、 $\text{UO}_2$  燃料棒本数、水対燃料比、デブリ構造物模擬体の本数等の実験条件を変更して多様な性状の燃料デブリの臨界特性を模擬した臨界実験データを整備した。さらに、燃料デブリの性状に関する知見を得るために、炉心損傷・熔融進展解析コードを整備した。

### (2) 臨界を超過した際の線量評価手法の整備

燃料デブリ取出し作業時の掘削等により臨界を超過した際に発生する放射性物質による線量評価を行うために、臨界を超過した際の線量評価手法を整備した。さらに、整備した線量評価手法を用いて燃料デブリ取出し時に臨界となる事故シナリオをモデル化し、燃料デブリの臨界挙動に伴う敷地境界における線量を評価した。

Development of Criticality Evaluation Methodology of Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear  
Power Station

SHIBA Shigeki, IWAHASHI Daiki, and SAKAI Tomohiro  
Division of Research for Reactor System Safety,  
Regulatory Standard and Research Department,  
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

Abstract

A criticality management method is considered for the retrieval of fuel debris (a substance consisting of melted and subsequently resolidified nuclear fuel, as well as in-core structures, concrete, etc.) from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (1F) of Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. This safety research project developed the following evaluation methods so that technical knowledge related to the inspection and the safety review supports the criticality management relating to the 1F fuel debris retrieval processes. Here, some of the development of the evaluation method was outsourced by the Japan Atomic Energy Agency (JAEA).

(1) Development of criticality management evaluation method

To confirm the validity of the criticality management of the fuel debris retrieval process, data for the criticality characteristics of fuel debris of various compositions were collected, and a criticality map database was created to enable criticality safety evaluation. In addition, a Monte Carlo calculation solver was developed to evaluate the effect of randomized spatial distribution of the fuel debris components on criticality characteristics. To validate the analysis code and nuclear data library used for the criticality evaluation, the modified Static Experiment Critical Facility (hereinafter referred to as “modified STACY”) was, fabricated in the JAEA’s Nuclear Fuel Cycle Safety Engineering Research Facility, and experimental data were collected for critical experiments that simulated fuel debris by varying the experimental conditions, such as the number of fuel rods, water-to-fuel ratio, and structural material simulant. Furthermore, a three-dimensional core damage and melt progression simulation code comprising a thermal-hydraulic module, a fuel rod behavior module, and a neutronic calculation module was developed to obtain information about the fuel debris properties.

(2) Development of the criticality excess dose evaluation method

A criticality excess dose evaluation method was developed to conduct a dose evaluation

for the radioactive materials generated by criticality excess during the fuel debris retrieval process. Scenarios in which the fuel debris became critical due to excavation during the fuel debris retrieval work were modeled, and the dose at the site boundary was simulated using the dose evaluation method for criticality excess dose.

## 目 次

1.	序論 .....	1
1.1	背景 .....	1
1.2	目的 .....	1
1.3	全体行程.....	3
2.	本論 .....	5
2.1	臨界管理評価手法の整備 .....	5
2.1.1	臨界評価に係るソフトウェアの整備 .....	5
2.1.2	臨界実験データの整備 .....	14
2.1.3	3次元炉心損傷・溶融進展解析コードの開発.....	34
2.2	臨界を超過した際の線量評価手法の整備 .....	37
2.2.1	評価ツールの整備.....	37
2.2.2	燃料デブリ取出しに伴う臨界シナリオの検討.....	39
2.2.3	燃料デブリ取出しの臨界事故シナリオに基づく臨界・線量評価 .....	41
3.	結論 .....	46
3.1	成果の要点.....	46
3.1.1	臨界管理評価手法の整備 .....	46
3.1.2	臨界を超過した際の線量評価手法の整備 .....	46
3.2	目的の達成状況.....	46
3.3	成果の公表等.....	47
3.3.1	原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表 .....	47
3.3.2	委託先による公表.....	49
3.4	成果の活用等.....	55
3.5	今後の課題等.....	55
	参考文献一覧 .....	56
	執筆者一覧 .....	60

## 表 目 次

表 2.1	燃料サイクル安全工学研究施設の臨界実験施設の設備構成と整備計画 .....	15
表 2.2	炉心構成条件 .....	25
表 2.3	核的制限値に関連する炉心特性値 .....	25
表 2.4	STACY 更新炉心の動特性定数 .....	26
表 2.5	S-14 実験で測定した臨界水位の一覧 .....	33
表 2.6	臨界事故シナリオに基づく臨界評価モデル .....	40
表 2.7	臨界事故シナリオを踏まえた設定値 .....	40
表 2.8	RPV 底部における臨界事故シナリオに基づく線量評価結果 .....	45
表 2.9	PCV 内ペDESTAL内側における臨界事故シナリオに基づく線量評価結果 .....	45

## 目 次

図 1.1	PJ 全体の概念図	3
図 1.2	本研究の全体行程	4
図 2.1	臨界マップデータベースの活用の流れ	6
図 2.2	自動解析システムで作成した解析用入力	7
図 2.3	臨界となる燃料デブリサイズ表示例	7
図 2.4	均質-球体系の計算モデル	9
図 2.5	コンクリート含有燃料デブリ ( $^{235}\text{U}$ 濃縮度 4 wt% $\text{UO}_2$ )・水均質球体系の臨界半径	9
図 2.6	波数範囲[0.1, 100]を表す不完全確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数の 3 次元表示 ( $m_1=-7, m_2=16, \lambda=1.33352, S=50 \text{ cm}$ , cubes: $100^3 \text{ cm}^3$ in $140^3 \text{ cm}^3$ )	11
図 2.7	3 物質系乱雑化の評価体系	11
図 2.8	逆べき乗則 ( $1/k^a$ ) の乱雑化に対する質量偏差計算例	12
図 2.9	スペクトル範囲 $0.1 \text{ cm}^{-1} \leq k \leq 100 \text{ cm}^{-1}$ に対する実効増倍率の揺らぎ	13
図 2.10	平均質量偏差 (2 乗平均平方根のレプリカ平均) と実効増倍率の揺らぎの関係	13
図 2.11	STACY 更新炉の全体概要	14
図 2.12	STACY 更新炉炉心タンク	16
図 2.13	STACY 更新炉可動装荷物駆動装置	17
図 2.14	STACY 更新炉ダンプ槽	17
図 2.15	格子板 (格子間隔 1.27 cm の例) エラー! ブックマークが定義されていません。	
図 2.16	STACY 更新炉に据え付けた安全板駆動装置	19
図 2.17	デブリ構造材模擬体	20
図 2.18	臨界実験に供するデブリ模擬体の調製及び分析のフロー	21
図 2.19	混合粉砕機、圧縮成型機及び焼結炉	22
図 2.20	調製したデブリ模擬体ペレット例	22
図 2.21	デブリ模擬体分析設備	23
図 2.22	初臨界炉心	24
図 2.23	基本性能確認実験	27
図 2.24	デブリ構造材模擬体 (ステンレススチール) を用いた燃料デブリ模擬炉心	28
図 2.25	デブリ構造材模擬体 (コンクリート) を用いた燃料デブリ模擬炉心	29
図 2.26	水位測定基準模式図	30
図 2.27	1.50 cm 格子板を用いた基本性能確認実験炉心の一例 ( $\text{UO}_2$ 燃料棒本数 : 269 本)	31

図 2.28	1.27 cm 格子板を用いた基本性能確認実験炉心の一例 (UO <sub>2</sub> 燃料棒本数 : 341 本)	31
図 2.29	3次元炉心損傷・溶融進展解析コードの構成 (熱流動計算モジュール、燃料ピン挙動計算モジュール及び核特性計算モジュール)	34
図 2.30	詳細幾何形状モデルの解析体系 (炉心下部、炉心支持板、CRGT 領域の拡大図)	35
図 2.31	成分体積率の空間分布 (RPV 底部)	36
図 2.32	臨界を超過した際の線量評価手法の概要	38
図 2.33	臨界事故シナリオに基づく線量評価事例	41
図 2.34	臨界条件導出フロー	42
図 2.35	総核分裂数の計算の流れ	43
図 2.36	線量評価の流れ	44

## 略 語 表

1F	Tokyo Electric Power Company Holdings, Incorporated Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所)
EDX	Energy Dispersive X-ray Spectroscopy (エネルギー分散型蛍光 X 線分光法)
ICSBEP	International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト)
ICP-AES	Inductively Coupled Plasma Atomic Emission Spectroscopy (誘導結合プラズマ発光分析)
IRID	International Research Institute for nuclear Decommissioning (技術研究組合 国際廃炉研究開発機構)
IRWF	Incomplete Randomized Weierstrass Function (不完全確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数)
JAEA	Japan Atomic Energy Agency (国立研究開発法人日本原子力研究開発機構)
MCCI	Molten Core Concrete Interaction (溶融した炉心とコンクリートの相互作用)
NUCEF	Nuclear Fuel Cycle Safety Engineering Research Facility (燃料サイクル安全工学研究施設)
NRC	Nuclear Regulatory Commission (原子力規制委員会)
PCV	Primary Containment Vessel (原子炉格納容器)
RPV	Reactor Pressure Vessel (原子炉圧力容器)
RI	Radioisotope (放射性同位体)
Solomon	Solver of Monte Carlo (モンテカルロ計算ソルバー)
STACY	Static Experiment Critical Facility (定常臨界実験装置)

## 用語の定義

核データライブラリ	原子炉核計算等で必要となる多くの核種の核データを一定のフォーマットで記載しファイル化したものを指す。本報告書では国産の核データライブラリである JENDL を主に用いている。
逆べき乗則パワースペクトル	自然現象の形態を記述する統計モデルであるべき乗則の逆数で表されたパワースペクトルである。
キャッピング	粒子どうしの結合力が弱い場合に起こりうる、構造材や燃料ペレットの上部が剥離する打錠障害。
コールド試料	放射性物質が含まれない試料のこと。
最小臨界量	核分裂物質を集積していくと、ある集積量以上で内部の核分裂反応が持続する状態（臨界）に達する。このときの核分裂物質の最小質量を最小臨界量と呼ぶ。
実効増倍率 ( $k_{\text{eff}}$ )	中性子の漏れのある有限な体系において漏れを考慮した時の増倍率を実効増倍率という。実効増倍率が 1 を超えると、中性子が幾何級数的に増加し、有限な体系において臨界となる。
実効遅発中性子割合	核分裂で生まれる中性子には、直ちに生まれる即発中性子と分裂で一旦できた放射性核種が秒のオーダーで崩壊するとき放出する遅発性中性子とがあるが、実効遅発中性子割合とは総中性子発生数に対する遅発中性子の割合である。なお、遅発中性子の持つエネルギーは即発中性子より小さいため原子炉から漏れにくい性質がある。
即発中性子寿命	原子炉の中で、核分裂により即発中性子が発生してから吸収や漏れにより消滅するまでの（平均）時間をいう。炉型等によって $10^{-3}$ 秒から $10^{-7}$ 秒程度である。
遅発中性子先行核崩壊定数	遅発中性子を放出する放射性核種が、1 秒間に崩壊する確率である。
中性子スペクトル	中性子のエネルギーに対する中性子束の分布をいう。中性子スペクトルは原子炉の核特性、燃焼特性の分析に不可欠の情報である。
中性子毒物	中性子をよく吸収し、原子炉内での核分裂反応を低下させる物質のこと。燃焼初期の大きな余剰反応度を抑制するためにガドリニウム等の中性子毒物が燃料に添加されることがある。
デブリ構造材模擬体	燃料デブリに含まれる原子炉の構造材を模擬した装荷物。本事業では、ペDESTALのコンクリートを模擬したデブリ構造材模擬体

	(コンクリート) 及び圧力容器内に存在する鉄を模擬したデブリ構造材模擬体 (ステンレススチール) を製作した。
燃焼度	核燃料の消費の度合いを示す指標で、単位は重量あたりの熱出力である。
燃料デブリ	原子炉の事故により冷却機能が失われ、燃料が過熱し、溶けた燃料と構造材等が混ざったもの。
燃料デブリ模擬臨 界実験	燃料デブリに含まれる物質と類似した装荷物で構成された炉心で実施する臨界実験のこと。
パスキル安定度	パスキル安定度 (Pasquill Stability) は、大気の安定度を分類するための指標であり、風速、日射量、放射収支量等の観測データを基に分類される。
パワースペクトル	信号のパワーを一定の周波数帯域ごとに分割し、その帯域ごとのパワーを周波数の関数として表したものの。
反応度	臨界からのずれ $(k_{\text{eff}}-1) / k_{\text{eff}}$ を反応度という。反応度が 0 の状態が臨界状態であり、負の値は未臨界、正の値は臨界超過である。反応度を遅発中性子割合で割った値を $\beta$ と称し、その百分の一をセントと称する。
反応度係数	原子炉内の状態 (ボイド率、温度等) の変化に伴う反応度の変化量を、状態の変化量で除した量が反応度係数である。例として、燃料温度が 1°C 変化した際の反応度変化量を燃料温度反応度係数という。
ピンクノイズ	パワースペクトルが周波数に反比例するノイズのことを指す。
ブラウンノイズ	パワースペクトルにおいて、低い周波数ほど強いエネルギーを持つノイズを指す。
ペリオド法	原子炉内の中性子数が $e$ (2.71828) 倍 (あるいは $1/e$ 倍) になる時間をペリオドという。この時間を測定して反応度を求める方法をペリオド法という。
ボクセル	ボクセルは一定のスカラー値/ベクトル値を持つ小さな体積の立方体であり、立体データを離散的に表現したときの格子/ピクセルに対応したスカラー値/ベクトル値を持つ。
ホワイトノイズ	広い範囲の周波数で同程度のパワースペクトルとなるノイズを指す。
無限増倍率	核分裂によって生まれた中性子が再び核分裂を起こして次の中性子を生み出すまでを世代といい、世代間の中性子の数の比を増倍率と呼び、無限大の体系における中性子の増倍率を無限増倍率という。無限増倍率が 1 を超えると、中性子が幾何級数的に増加

	し、体系外へ中性子の漏れを考慮しない無限大の仮想的な体系において臨界となる。
溶液燃料	商用軽水炉等で主に使われている固体燃料と異なり、溶液中に溶けたウラン化合物燃料を指す。更新前の旧 STACY ではウラン硝酸溶液が用いられていた。
乱雑分布モデル	UO <sub>2</sub> 、コンクリート等の混合媒質において空間的な組成分布を確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数等によって表現するモデル。
臨界安全評価コード	臨界安全の評価対象に対して、臨界解析を行う解析コードを指す。臨界安全評価コードは臨界実験データを解析して妥当性確認を行う。
臨界質量	核分裂の連鎖的な反応が一定の割合で続く最小質量のことである。
臨界性揺らぎ	燃料デブリ組成を Solomon コードの乱雑化モデルを用いて評価する際に、空間的な組成の乱雑さや、質量偏差に伴う実効増倍率の変動をいう。
臨界超過	核分裂反応の量が時間と共に増加していく状態を指す。
臨界半径	核分裂の連鎖的な反応が一定の割合で続く体系の寸法のことである。
レプリカ	Solomon コードによって生成された核燃料や構造材等が乱雑に連続する空間分布
連続エネルギーモンテカルロ法	モンテカルロ法とは、数値計算手法の一つで、乱数を用いた試行を繰り返すことにより近似解を求める手法。本法は特に幾何形状表現の自由度が大きく正確なモデルが作れる。連続エネルギーモンテカルロ法では、多群近似を用いることなく、すべての核データをエネルギー点ごとに与え、粒子と物質の衝突過程を可能な限り厳密に取り扱える。
AGNES-P	JAEA により開発された粉体燃料体系の一点炉動特性解析コードである。
FCC	面心立方格子 (Face-Centered Cubic) とは、単位格子の各頂点及び各面の中心に原子が位置する分子構造である。
JENDL	JENDL (Japanese Evaluated Nuclear Data Library) は国産の評価済核データライブラリである。米国の ENDF ライブラリ、欧州の JEFF ライブラリと並んで世界 3 大ライブラリの一つとして、世界で大きな地位を占めている。原子力分野や産業界、その他での一般利用を目的とした JENDL 汎用ファイルと、利用目的を限った JENDL 特殊目的ファイルが作成されている。

MCNP	主に原子炉や核融合炉、加速器施設等の放射線発生装置の放射線遮蔽計算、原子炉の臨界計算等に使用されている、米国で開発されたモンテカルロ粒子輸送計算コードである。
MVP-3.0 コード	MVP-3.0 コードは JAEA が開発した連続エネルギーモンテカルロ法に基づく、中性子・光子輸送計算用コードである。MVP-3.0 コードは、炉心解析/炉心設計、臨界安全、原子炉遮へい等の解析に用いられている。
RASCAL	米国 NRC が開発した、放射性物質が環境へ放出された場合に放射線被ばく線量を評価するための計算コードシステムである。
SRAC	主に熱中性子炉の核特性解析と設計のために開発された核計算コードシステムであり、問題の特性や計算コストに応じた選択が可能な解析コードである。
SUS304	鉄鋼材と比較して、同等の強度があり、非常に錆びにくい性質があり、加工硬化しやすい特徴のあるステンレス。

## 1. 序論

### 1.1 背景

原子力規制委員会は核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）第六十四条の三に基づき、東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）事故で発生した燃料デブリ（核燃料と炉内構造物やコンクリート等が溶融し再度固化した状態のもの）の取出し作業等に係る臨界管理の技術的妥当性を確認している。このため、1F の燃料デブリの取出し時に事業者が実施する臨界管理方法<sup>1</sup>については、最新の科学的・技術的知見に基づいて技術的妥当性を確認していく必要がある。

燃料デブリの臨界量は、水対燃料デブリ体積比、構造物やコンクリートとの混合割合、燃料中のガドリニウム等の中性子毒物の存在量に依存して大きく変化する。そのため、臨界管理に必要な最小臨界量等の情報を把握し、様々な組成や密度、分布状態を持つ燃料デブリを対象とした臨界管理に活用できる「臨界マップデータベース」を整備する必要がある。1F より採取される燃料デブリの分析結果から、燃料デブリの性状を臨界マップデータベースに組み込むことで、利用価値が高まり、臨界安全評価等の作業が効率的に行われると考えられる。また、臨界管理に用いる解析コードと核データライブラリの妥当性評価のためには、燃料デブリ体系の臨界特性を模擬した臨界実験より得られたデータを用いて臨界実験解析を実施し、臨界からのバイアスや不確かさを確認することが必要となるが、既存の臨界実験データベースは健全な燃料に対する臨界実験から得られたものであり、燃料デブリを特定したものではない。そのため、燃料、炉内構造物及びコンクリートが混在した燃料デブリの臨界特性を模擬できる臨界実験装置を整備し、臨界実験を実施することで必要な臨界実験データの蓄積が可能となる。

さらに、燃料デブリ取出し作業時に、万が一臨界超過となった時に、発生する放射性物質による周辺環境の放射線被ばく線量（以下「線量」という。）を評価するための手法を整備する必要がある。燃料デブリは、原子炉格納容器（以下「PCV」という。）内や原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）底部等、様々な場所に存在することが想定され、性状も不明であるが、燃料デブリの取出しにおける臨界超過となり得る臨界事故シナリオを検討することで、各シナリオにおいて周辺環境にどの程度の放射線影響を及ぼすかを事前に把握することが可能となる。

### 1.2 目的

本安全研究プロジェクトでは、1F の燃料デブリ取出し時の臨界管理に係る審査や検査の支援等に活用できる技術的知見を取得するために、臨界管理評価手法及び臨界を超過した際の線量評価手法を整備する（図 1.1）。臨界管理評価手法の整備では、臨界管理に必要な最小臨界量等の情報を把握するためのデータベース「臨界マップデータベース」を作成するとともに、燃料デブリ中の乱雑化した組成分布を臨界安全評価で考慮することが可能と

なるように燃料デブリの乱雑な構造を模擬するためのソフトウェアを整備する。また、臨界管理に用いられる解析コードと核データライブラリの妥当性評価のために、多様な性状の燃料デブリの臨界特性を模擬した臨界実験データが必要となることから、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。）燃料サイクル安全工学研究施設に燃料デブリの臨界特性を模擬できる定常臨界実験装置（以下「STACY 更新炉」という。）を整備する。さらに、燃料デブリの臨界管理に必要な知見を蓄積するために、炉心損傷・溶融進展解析コードを整備する。また、臨界を超過した際の線量評価手法の整備では、臨界超過になり得る臨界事故シナリオごとに総核分裂数と敷地境界における線量の評価を実施するための評価ツール等を整備する。

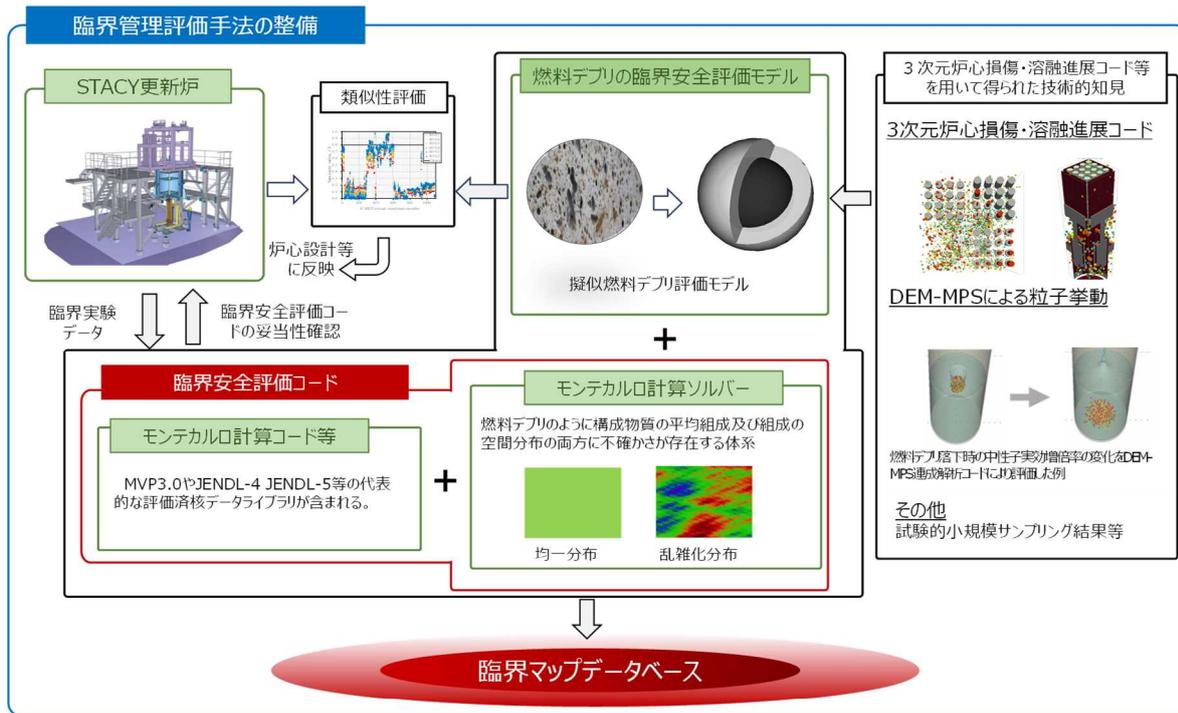


図 1.1 PJ 全体の概念図

Fig. 1.1 Schematic diagram of the overall PJ.

### 1.3 全体行程

本安全研究プロジェクトは、全体行程（図 1.2 参照）に示すとおり、臨界管理評価手法及び臨界を超過した際の線量評価手法の整備について平成 26 年度から令和 6 年度まで実施されたものである。なお、本安全研究プロジェクトは、令和 3 年度に終了する予定であったが、STACY の設計及び工事の計画の認可取得の遅れ等によって期間中に STACY 更新

炉を用いた臨界試験が実施できなかったことから、令和4年度から3年間延長した。したがって、延長期間の3カ年については、STACY更新炉の整備、臨界実験計画の策定及び臨界実験データの取得が中心となる。

臨界管理評価手法の整備では、平成26年度から令和6年度までに臨界マップデータベースを整備するとともに、燃料デブリ構成物質の乱雑化分布の影響を評価するためのモンテカルロ計算ソルバー（以下「Solomon」という。）<sup>2</sup>を整備した。また、燃料デブリ模擬臨界実験に向けて、平成26年度から令和6年度までに、STACY更新炉及び臨界実験に用いる試料を作成するための調製・分析設備を整備した。STACY更新炉の整備については、平成26年度より旧STACY設備の解体撤去を開始し、同時に、燃料デブリ模擬臨界実験を行うためのSTACY更新炉の製作・据付のための設置変更許可申請を行い、平成30年1月31日に設置変更許可を取得した。その後、令和5年度よりSTACY更新炉臨界実験計画を策定し、令和6年4月22日にSTACY更新炉の初臨界を達成し、燃料デブリの臨界特性を模擬した臨界実験データを取得するための本格的な臨界実験に着手した。さらに、平成30年度から令和4年度までに、燃料デブリの性状について明らかにするために、3次元炉心損傷・溶融進展解析コードを整備した。

臨界を超過した際の線量評価手法の整備では、平成26年度より、まず、事故時の臨界挙動を評価するための手法を整備し、平成30年度より過去の事例・実験データに基づく検証作業を行った。令和4年度より燃料デブリの所在ごとに掘削等により臨界となる事故シナリオを検討・策定し、そのシナリオに基づき発生する総核分裂数や周辺環境の線量を評価する手法を整備した。

年度 (平成/令和)	26	27	28	29	30	31/1	2	3	4	5	6
臨界管理評価手法の整備	臨界評価に係るソフトウェアの整備										
	臨界実験データの整備										
	3次元炉心損傷・溶融進展解析コードの整備										
臨界を超過した際の線量評価手法の整備	臨界を超過した際の線量評価手法の整備										

図 1.2 本研究の全体行程

Fig. 1.2 Overall schedule of the research project.

## 2. 本論

### 2.1 臨界管理評価手法の整備

燃料、構造材及びコンクリートが乱雑に混ざり合っている燃料デブリの臨界評価を実施するためには、臨界管理に必要な最小臨界量等の情報を把握するための臨界マップデータベースを整備するとともに、燃料、構造材及びコンクリートが乱雑に混ざり合った場合の臨界特性を評価するソフトウェアの整備が必要である。また、多様な性状を持つ燃料デブリの臨界特性の評価に先立ち、臨界安全評価コードの適用性を検討する必要があるが、世界各国の臨界実験データが集約された国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト (ICSBEP)<sup>3</sup> 臨界実験データベースには、燃料デブリを対象とした臨界実験データが存在しないため、燃料デブリに対する臨界安全評価コードの妥当性を評価することが困難である。このため、臨界マップデータベースを整備するとともに、燃料デブリ構成物質の乱雑化分布の影響を評価するための Solomon<sup>2</sup> を整備した。また、臨界実験装置 STACY 更新炉及び臨界実験に用いる試料を作成するための調製・分析設備を整備し、策定した STACY 更新炉臨界実験計画に基づき、燃料デブリ模擬臨界実験データを取得した。さらに燃料デブリの性状を明らかにするために 3 次元炉心損傷・溶融進展解析コードの整備を実施した。なお、本節は、平成 26 年度から令和 6 年度にかけて実施した臨界評価に係るソフトウェア及び臨界実験データの整備に関する JAEA への委託研究の成果<sup>4-14</sup> 及び原子力規制庁が行った 3 次元炉心損傷・溶融進展解析コードの整備をまとめたものである。

#### 2.1.1 臨界評価に係るソフトウェアの整備

##### (1) 臨界マップデータベースの整備<sup>4-14</sup>

###### ① 臨界マップデータベースの設計・開発

1F 事故では、燃料が損傷・溶融し、その大部分が燃料集合体の形状を保っていないことが確実な状況にある。溶融した燃料は、格納容器のコンクリート床との相互作用 (MCCI) による MCCI 生成物や、共に溶融したと考えられる炉内構造物・圧力容器等との混合物となって堆積していると想定されている。このような燃料デブリの取出し作業等に係る臨界管理の技術的妥当性を確認する目的として、平成 26 年度より、さまざまな組成の燃料デブリの臨界特性データを蓄積し、臨界安全評価に用いるための臨界マップデータベースを開発するとともに、効率的に活用するために、臨界条件の表示並びに臨界解析用の入力データ作成及び編集に係る自動化アプリケーションを開発した。臨界マップデータベースには、1F に存在すると考えられる代表的な組成の燃料デブリの臨界解析結果が含まれている。さらに、燃料デブリの性状が判明した際に解析するために様々なパラメータ (減速材割合、燃料デブリの組成等) を変更して自動的にインプットを作成して解析するシステムや、複数の解析結果を特定のパラメータ (燃料デブリ中のコンクリート割合や燃料の濃縮度等) で整理して、臨界となり得る燃料デブリ

条件（サイズ、減速材割合、コンクリート含有率等）を表示する機能が含まれている。臨界マップデータベースのこれらの機能を活用することで、臨界半径、臨界質量等の燃料デブリの臨界特性を効率的に確認できる。

図 2.1 に整備した臨界マップデータベースを用いた燃料デブリの臨界特性確認の流れを示す。臨界マップデータベースに燃料デブリの性状を入力値として与えることで、臨界半径、臨界質量等の臨界特性を評価することができる。また、臨界マップデータベースの機能の一部である自動解析システムで作成した解析用入力及び臨界となる球体系の燃料デブリサイズ（燃料デブリ半径）表示機能を用いた結果を図 2.2 及び図 2.3 に示す。臨界マップデータベースでは、テンプレートに必要な事項を入力することで、臨界安全評価コードの入力が自動生成され、パラメトリックに解析が実行される（図 2.2 参照）。それらの解析結果については、任意の変数ごとにまとめられる（図 2.3 参照）。

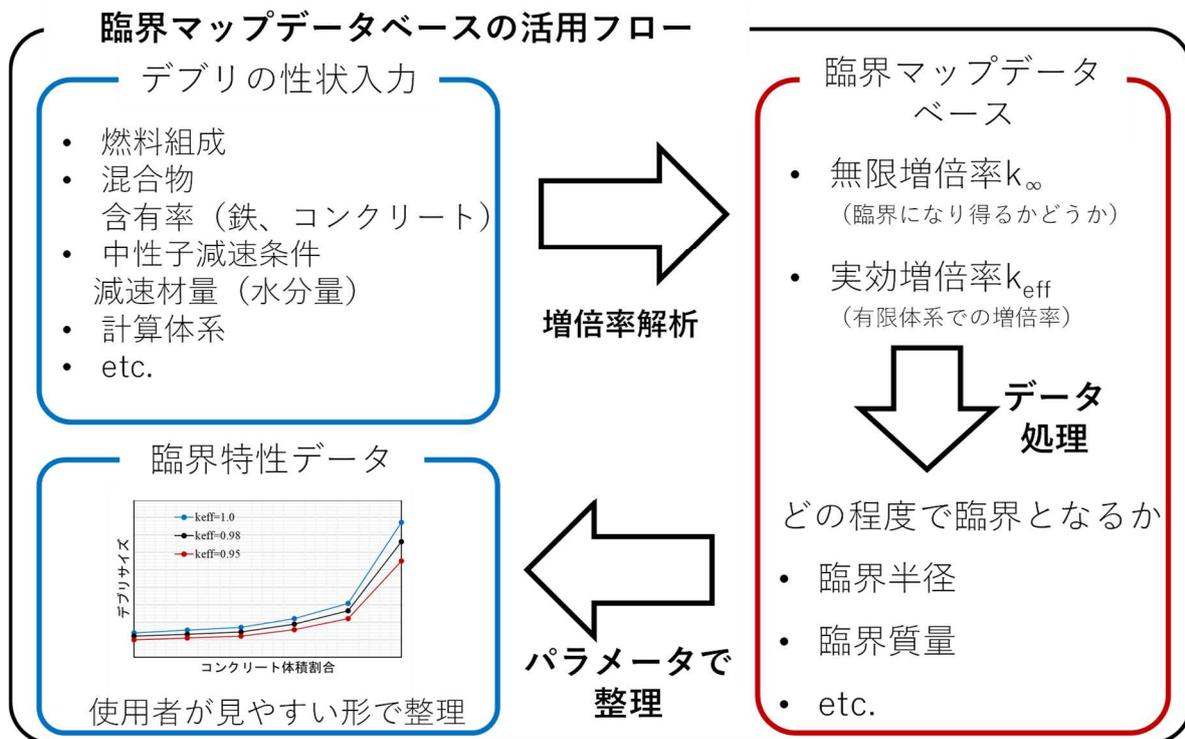
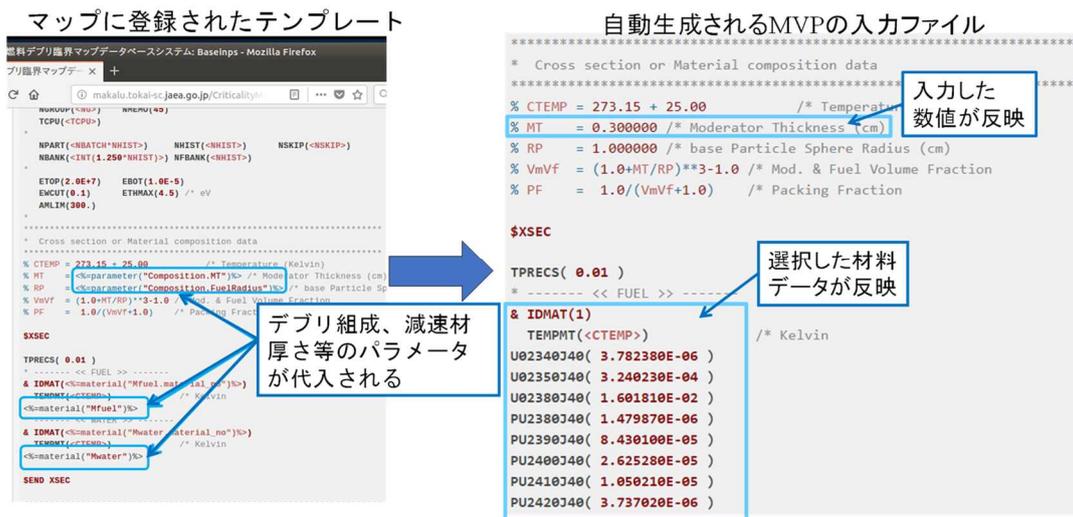


図 2.1 臨界マップデータベースの活用の流れ

Fig. 2.1 Flow for using critical map database.



解析コードの入カデータがパラメトリックに生成され、自動的に計算が実行される。

Name	Status	Name	Status	Name	Status
Core-Av-RF20	submitted	Core-Av-RF20-MT0030[3]	submitted	Core-Av-RF20	running
Core-Av-RF20	submitted	Core-Av-RF20	submitted	Core-Av-RF20	submitted
Core-Av-RF20	submitted	Core-Av-RF20	submitted	Core-Av-RF20	submitted
Core-Av-RF20-MT0030[3]	submitted	Core-Av-RF20-MT0030[3]	running	Core-Av-RF20-MT0030[3]	finished

自動投入された計算ケース

解析中の計算ケース

解析終了した計算ケース

ユーザーは計算の実行状況を確認できる。

図 2.2 自動解析システムで作成した解析用入力

Fig. 2.2 Analysis input created by the automatic analysis system.

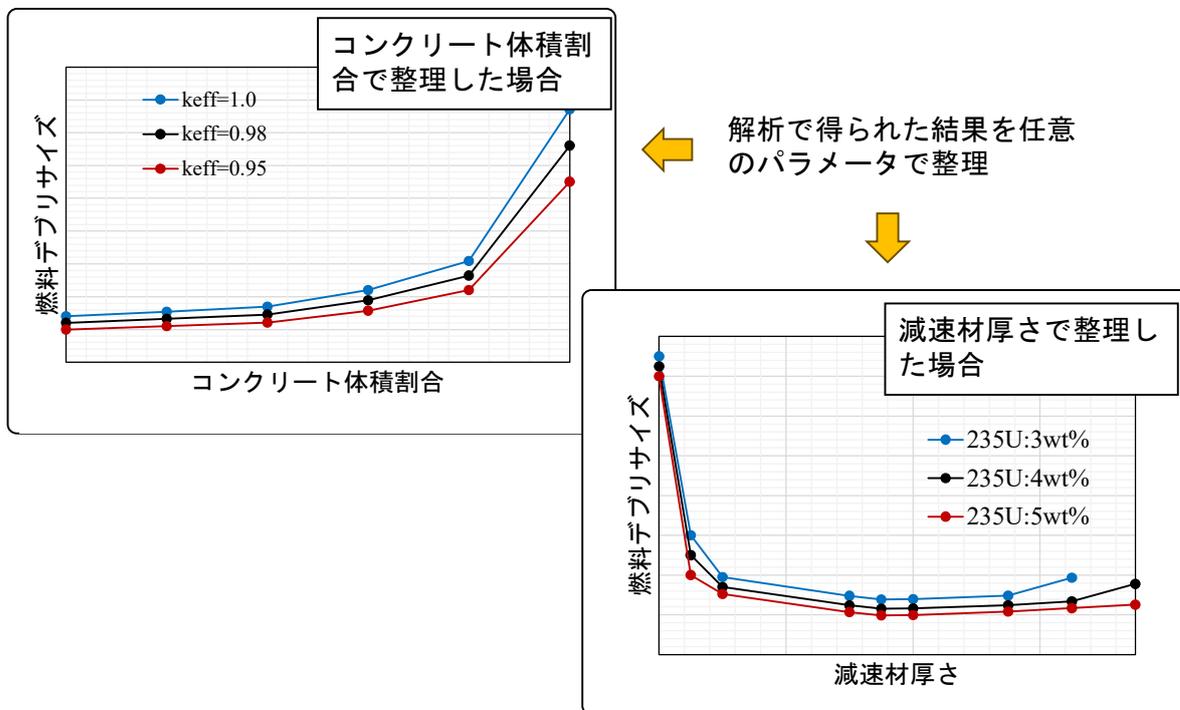


図 2.3 臨界となる燃料デブリサイズ表示例

Fig. 2.3 Illustration of the critical fuel debris size.

## ② 燃料デブリの臨界特性評価

臨界マップデータベースに登録した 1F の燃料デブリとして想定されるさまざまな性状データに関する臨界特性データを下記に示す。

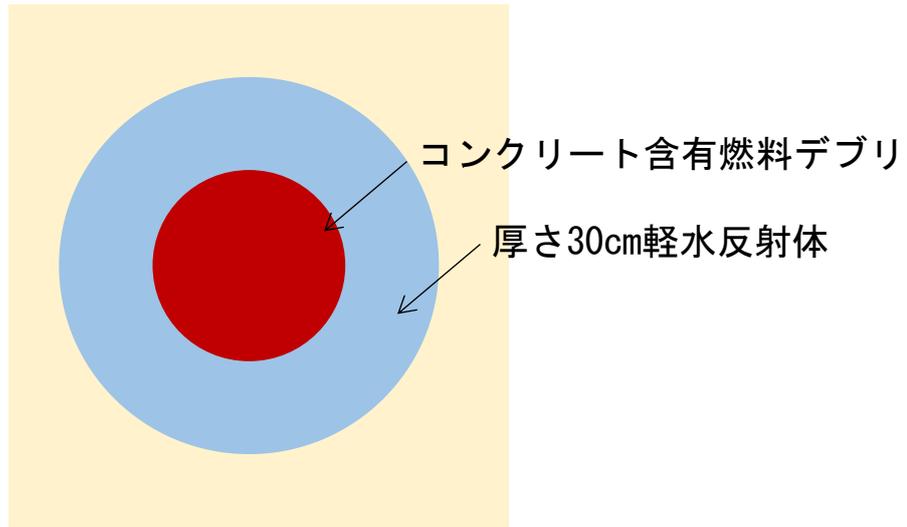
1. コンクリート含有燃料デブリ
2. ステンレススチール含有燃料デブリ
3. 燃焼度依存燃料デブリ
4. ガドリニウム含有燃料デブリ
5. 空間的に燃料が乱雑化した燃料デブリ

1～4 項の臨界特性の評価では、均質系とデブリ球半径を 1 cm とし面心立方格子状に配列した非均質系を想定し、デブリ構成物質の混合比、水対燃料デブリ体積比、燃料の燃焼度等を変数として無限増倍率及び基本的臨界量（臨界質量、臨界半径等）について評価した。また、臨界マップデータベースの内挿機能を用いることで、推定臨界下限増倍率 ( $k_{eff}=0.98$ ) に対応する臨界条件の評価が可能である。なお、臨界条件の評価では、基本的には SRAC コードシステム<sup>15</sup> の衝突確率計算モジュールと連続モンテカルロコード MVP-3.0<sup>17</sup> と JENDL-4.0 ライブラリ<sup>16</sup> を用いたが、一部の臨界量については JENDL-5 ライブラリ<sup>18</sup> を用いて補完的に評価している。

以下に、臨界マップデータベースに登録した臨界解析の代表例として均質体系でのコンクリート含有燃料デブリの臨界特性の計算方法を示す。

臨界質量及び臨界球半径の計算モデルを図 2.4 に示す。コンクリート含有燃料デブリに含まれる燃料の燃焼度、濃縮度、コンクリート体積割合等を組み合わせた条件において、コンクリート含有燃料デブリ領域の寸法を変化させて中性子実効増倍率を MVP-3.0 コードと JENDL-4.0 で計算した。解析で得られた寸法の変化と中性子実効増倍率の変化の関係を 3 次関数に当てはめ、内挿することにより臨界となる寸法（臨界半径）を求めた。

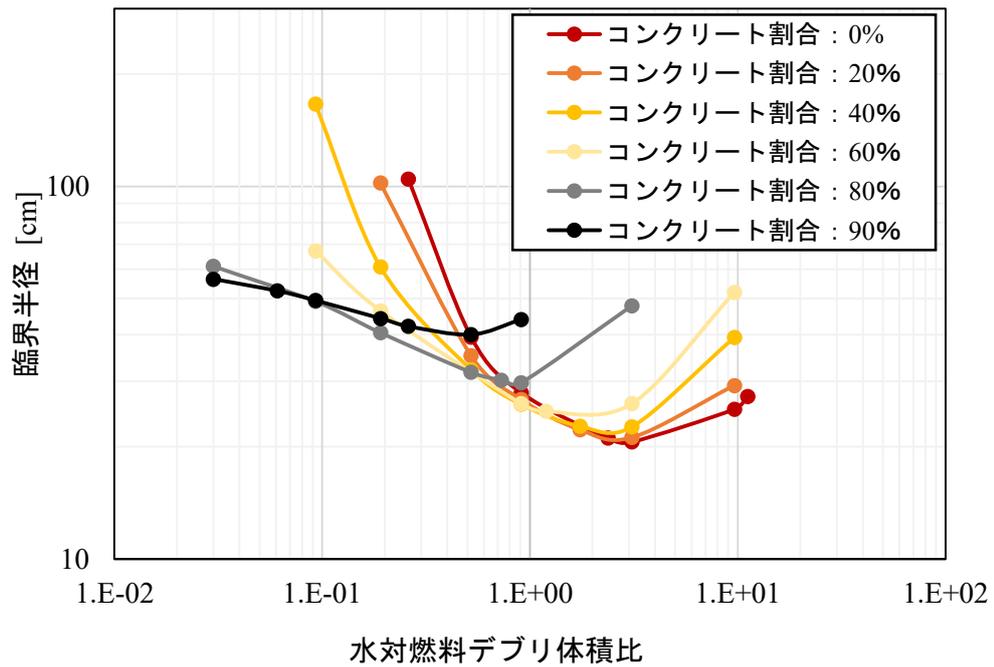
球体系の臨界質量解析結果の代表例として、<sup>235</sup>U 濃縮度 4 wt% の UO<sub>2</sub> 燃料のコンクリート含有燃料デブリを対象として、コンクリート含有燃料デブリ球が水中に配列するモデルを作成し、コンクリート体積割合ごとに水対燃料デブリ体積比と臨界半径でまとめた結果を図 2.5 に示す。コンクリート含有燃料デブリ中のコンクリート体積割合の違いに注目すると、それぞれ、臨界半径が最小となる点が確認でき、その最小臨界半径となる水対燃料デブリ体積比はコンクリート体積割合によって異なっている。また、コンクリート体積割合が増えるほど、最小臨界半径は大きくなる傾向にあると理解できる。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2014) <sup>4</sup>より引用し一部改変

図 2.4 均質-球体系の計算モデル

Fig. 2.4 Homogeneous-spherical calculation model.



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2014) <sup>4</sup>より引用し一部改変

図 2.5 コンクリート含有燃料デブリ ( $^{235}\text{U}$ 濃縮度 4 wt%  $\text{UO}_2$ )・水均質球体系の臨界半径

Fig. 2.5 Critical radius of a spherical fuel debris containing concrete ( $^{235}\text{U}$  enrichment 4 wt%  $\text{UO}_2$ ).

## (2) モンテカルロ計算ソルバーの開発・整備<sup>4,14</sup>

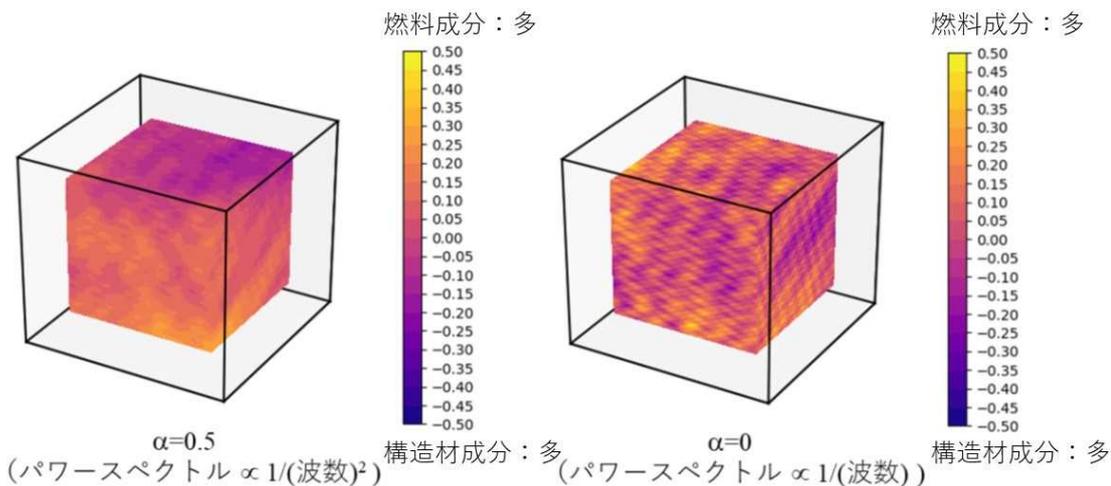
1F 事故では、核燃料及び原子炉内構造物とコンクリートを含む原子炉支持体が溶融して再度固化した状態、いわゆる燃料デブリが生成されていると考えられている。一方、従来の臨界安全解析システムは、核燃料の性状が判明している健全燃料体系を前提としており、燃料デブリのように構成物質の平均組成及び組成の空間分布の両方に不確かさが存在する体系を想定していない。このような状況に対処するため、燃料デブリを構成する核燃料や構造物材等が乱雑に連続空間分布する 3 次元数式表現モデル及び中性子移動追跡機能を有し、燃料デブリの乱雑さが臨界特性に与える影響を評価できる Solomon<sup>2</sup> を開発・整備した。

### ① 不完全確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数を用いた乱雑化モデル

燃料デブリを構成する核燃料や構造物材等が乱雑に連続空間分布するような極端に無秩序な体系に対して、特定の物理・化学モデルに依拠することなく逆べき乗則パワースペクトルが、導出されている<sup>19</sup>。この逆べき乗則パワースペクトルが、波数を  $k$  として、 $1/k$  (ピンクノイズ) と  $1/k^2$  (ブラウンノイズ) の間に収まることも導出されている<sup>19</sup>。このような乱雑体系の近似モデルとして、以下の式 2.1 に示す不完全確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数 (IRWF: incomplete randomized Weierstrass function)  $W(x)$  を Solomon に実装した。これらの理論を導入することにより、Solomon は燃料デブリのような空間的な乱雑化分布を表現することができ、それを考慮した臨界計算が可能となる

$$W(x) = \sigma \sum_{j=m_1}^{m_2} B_j \lambda^{-\alpha j} \sin(\lambda^j x + A_j), \sigma > 0, \lambda > 1, \alpha \geq 0 \quad \dots \dots \dots (2.1)$$

ここで、 $x$  は 1 次元の位置変数、 $\sigma$  は振幅調整因子、 $B_j$  は  $\pm 1$  を等確率でとるベルヌーイ型確率変数、 $m_1$  及び  $m_2$  は  $k$  領域を決める総和の下限値及び上限値で、その範囲は  $-\infty < m_1 < m_2 < \infty$ 、 $\lambda$  及び  $\alpha$  はそれぞれ係数、 $A_j$  は  $(0, 2\pi)$  上で一様サンプリングされた位相である。式 2.1 のパワースペクトルは、 $\lambda^{m_1-1} \leq k \leq \lambda^{m_2}$  の  $k$  領域に限定される逆べき乗則  $1/k^{2\alpha+1}$  ( $\alpha \geq 0$ ) の右肩下がりの離散化 (楕状近似) を表現している<sup>20</sup>。参考のために、図 2.6 に IRWF の 3 次元プロットの例を示す。

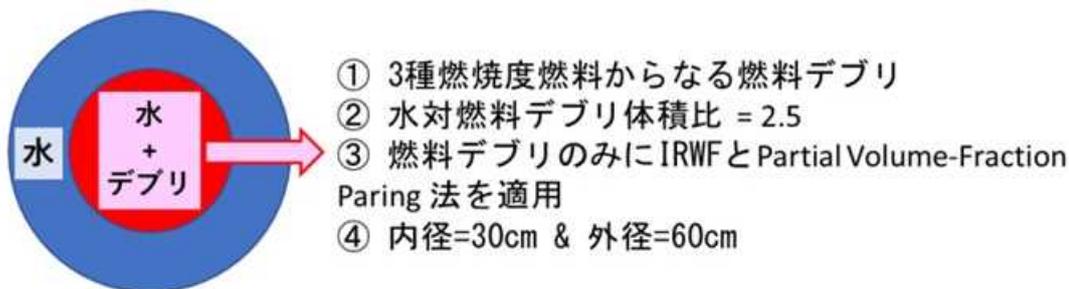


出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) <sup>14</sup> より引用し一部改変  
 図 2.6 波数範囲[0.1, 100]を表す不完全確率的乱雑化ワイエルシュトラス関数の 3 次元表示 ( $m_1=-7, m_2=16, \lambda=1.33352, S=50 \text{ cm}$ , cubes:  $100^3 \text{ cm}^3$  in  $140^3 \text{ cm}^3$ )

Fig. 2.6 3D display of the incomplete randomized Weierstrass function, which represents the range of wave numbers [0.1, 100] ( $m_1=-7, m_2=16, \lambda=1.33352, S=50 \text{ cm}$ , cubes:  $100^3 \text{ cm}^3$  in  $140^3 \text{ cm}^3$ ).

② 質量偏差と臨界性揺らぎに関する評価例

Solomon コードでは、燃料デブリ組成の乱雑化分布に基づく臨界性揺らぎ (実効増倍率の揺らぎ) を評価できるが、その際に乱雑化の影響によって体系を構成する燃料デブリの質量も変化する。この質量変化を質量偏差と呼ぶが、臨界性揺らぎの大きさに対する乱雑化と質量偏差をそれぞれの成分に分離することはできない。そのため、Solomon コードに質量偏差を評価する機能を追加した。図 2.7 に燃料デブリ組成の乱雑さに伴う臨界性揺らぎ評価のための体系例を示す。ここでは、水中に 3 種類の燃焼度燃料 (15.2 GWd/t、24.2 GWd/t、及び 37.5 GWd/t) から成るデブリが存在する体系を想定し、各燃焼度燃料の体積比は、 $V_{15.2\text{GWd/t}}:V_{24.2\text{GWd/t}}:V_{37.5\text{GWd/t}} = 4:2:3$  とした。

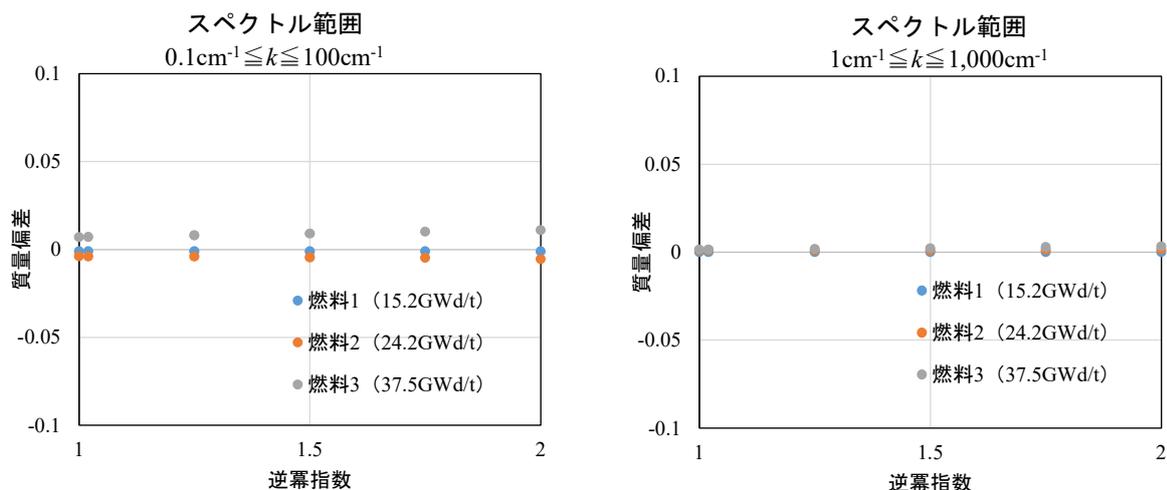


出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2023) <sup>13</sup>

図 2.7 3 物質系乱雑化の評価体系

Fig. 2.7 Shape of the evaluation of the three-material system randomization.

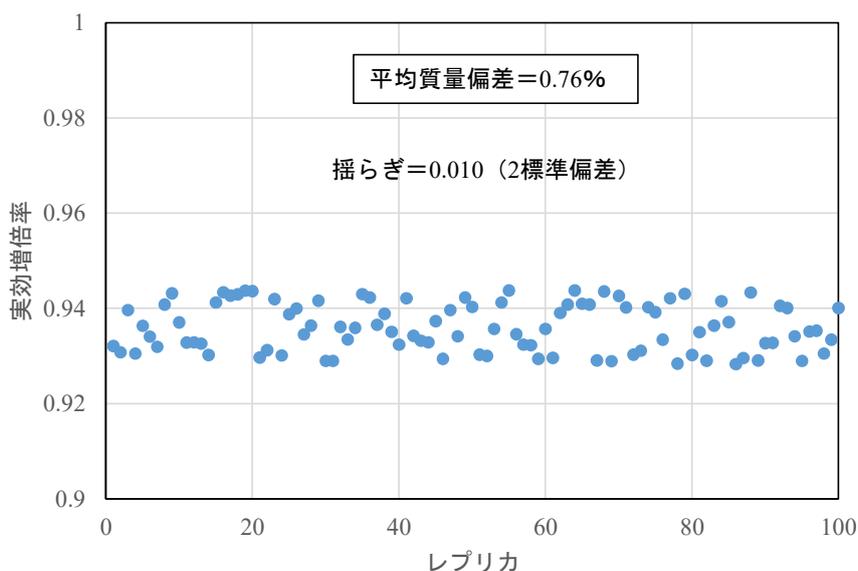
乱雑化領域を半径 30 cm の球とし、振幅調整因子  $\sigma$  を体積割合変動が 100%以下という制約下での最大値とし計算を実施した。なお、臨界計算は全て、Solomon と JENDL-4.0<sup>16</sup> を用いて実施した。図 2.8 に 2 つの異なるスペクトル範囲 ( $0.1 \text{ cm}^{-1} \leq k \leq 100 \text{ cm}^{-1}$  及び  $1 \text{ cm}^{-1} \leq k \leq 1,000 \text{ cm}^{-1}$ ) における燃料デブリ組成の乱雑さに起因する質量偏差計算例を示す。計算においては、各逆べき指数に対して、同一の独立 3 系統の乱数列を使用して乱雑化関数を生成した。2 つの異なるスペクトル範囲に対して、質量偏差に違いがみられた。これにより、「すべての逆べき指数においてスペクトル範囲が低スペクトル側にシフトすると質量偏差が大きくなる。」という性質があることが明らかになった。図 2.9 に図 2.8 の左図に対応するケースの実効増倍率の揺らぎを示す。さらに、図 2.10 に、実効増倍率の揺らぎを平均質量偏差に対して示す。この図において、マーカーで示されている平均質量偏差は異なる逆べき乗則に対応し、スペクトル範囲はすべて同一で  $0.1 \text{ cm}^{-1} \leq k \leq 100 \text{ cm}^{-1}$  である。この結果より、逆べき指数が変化すると実効増倍率の揺らぎと平均質量偏差が変化することがわかった。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2023) <sup>13</sup> より引用し一部改変

図 2.8 逆べき乗則 ( $1/k^a$ ) の乱雑化に対する質量偏差計算例

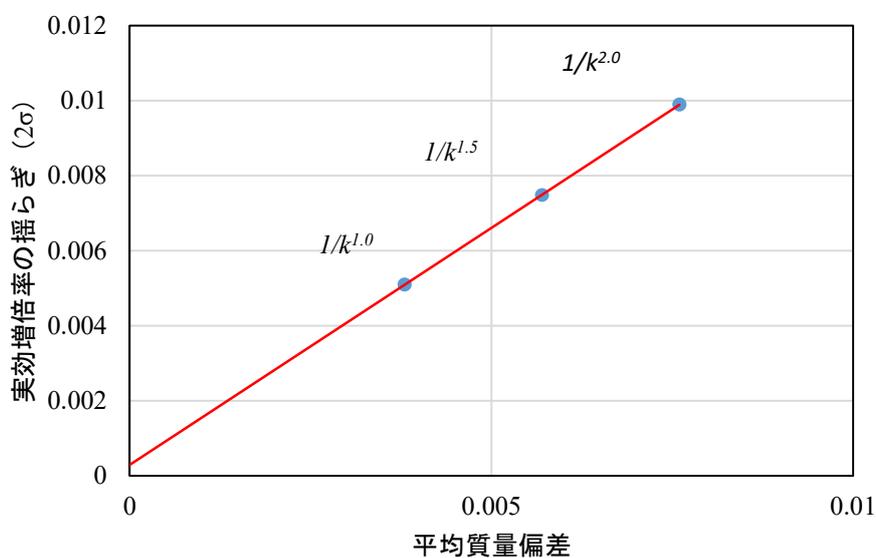
Fig. 2.8 Example of calculating mass deviation for the randomization of the inverse power law.



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2023) <sup>13</sup>より引用し一部改変

図 2.9 スペクトル範囲  $0.1 \text{ cm}^{-1} \leq k \leq 100 \text{ cm}^{-1}$  に対する実効増倍率の揺らぎ

Fig. 2.9 Fluctuations in the effective multiplication factor for the spectral range  $0.1 \text{ cm}^{-1} \leq k \leq 100 \text{ cm}^{-1}$ .



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2023) <sup>13</sup>より引用し一部改変

図 2.10 平均質量偏差 (2乗平均平方根のレプリカ平均) と実効増倍率の揺らぎの関係

(スペクトル範囲:  $0.1 \text{ cm}^{-1} \leq k \leq 100 \text{ cm}^{-1}$ )

Fig. 2.10 Relationship between the average mass deviation (replica average of the root mean square) and the fluctuation of the effective multiplication factor (Spectral range:  $0.1 \text{ cm}^{-1} \leq k \leq 100 \text{ cm}^{-1}$ ).

## 2.1.2 臨界実験データの整備

### (1) 臨界実験装置 STACY の更新<sup>4-14</sup>

STACY 更新炉の整備は、JAEA への委託により実施した。STACY 更新炉では、通常の軽水炉に使用されるような  $UO_2$  燃料棒及びデブリ構造材模擬体棒を任意に配置することで燃料デブリを模擬した炉心を構成し、その臨界特性を測定することができる設計とした。このため、燃料サイクル安全工学研究施設に設置されている STACY のうち、更新後に使用しない原子炉本体及び計測制御系統施設等の主要部分を解体・撤去した後、更新炉の設計に適合させるため継続使用設備の改造及び STACY 更新炉原子炉本体等の新設機器の製作・据付を実施する手順を進めた。

STACY 更新炉の全体概要を図 2.11 に、燃料サイクル安全工学研究施設の臨界実験施設における新設や改造した設備について表 2.1 に整理した。本報告書では、新設した設備のうち、原子炉本体（炉心タンク、ダンプ槽、可動装荷物駆動装置）、計測制御系統施設（安全板）、その他試験研究用等原子炉の附属施設（デブリ構造材模擬体）の整備に加え、STACY 更新炉に装荷するデブリ模擬体製作のためのデブリ模擬体調製・分析設備の整備について示す。

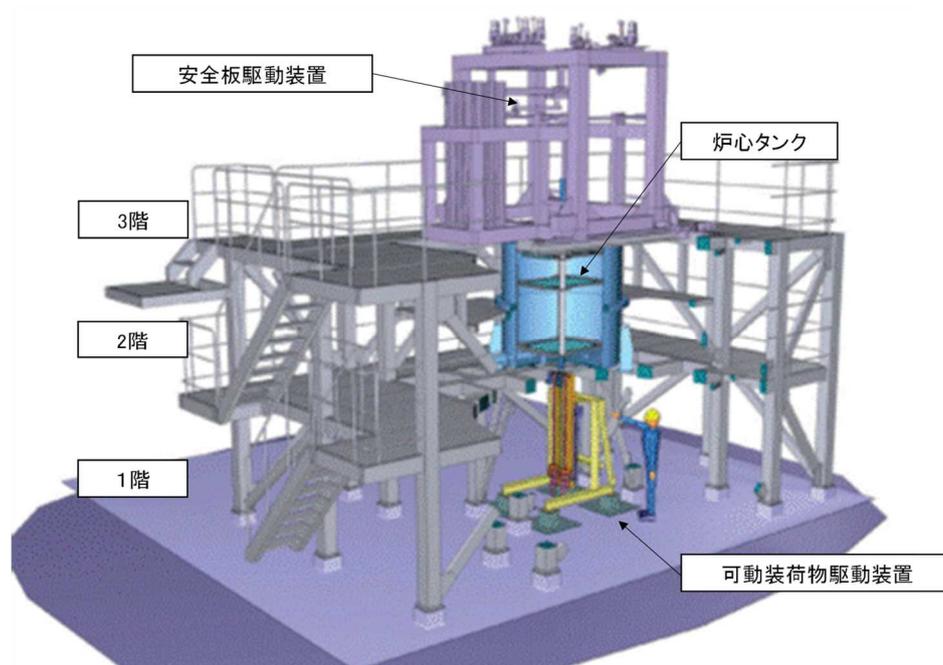


図 2.11 STACY 更新炉の全体概要

Fig. 2.11 Overview of the modified STACY.

表 2.1 燃料サイクル安全工学研究施設の臨界実験施設の設備構成と整備計画

Table 2.1 STACY facility equipment configuration and maintenance plan.

燃料サイクル安全工学研究 施設の臨界実験施設		具体的な設備	新設	改造
原子炉本体	原子炉容器	炉心タンク	○	—
		内部構造物	○	—
	その他主要な 事項	起動用中性子源	—	○
		炉室フード（実験装置架台）	—	○
核燃料物質 の取扱施設 及び貯蔵施設	核燃料貯蔵設 備	棒状燃料収納容器（棒状燃料収納容器架 台）	○	—
		溶液燃料貯蔵設備	—	○
		ウラン酸化物燃料貯蔵設備	—	○
		使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備	—	○
計測制御系 統施設	計装（その他主 要な計装）	最大給水制限スイッチ	○	—
		給水停止・排水開始スイッチ	○	—
		サーボ型水位計	○	—
		炉心温度計	○	—
		高速給水流量計、低速給水流量計	○	—
		ダンプ槽温度計	○	—
		ダンプ槽電導度系	○	—
		監視操作盤	—	○
	モニタ盤	—	○	
	安全保護回路	原子炉停止回路	—	○
制御設備	安全板（安全板装置 原子炉停止系）	○	—	
	制御材駆動設備/給排水系	○	—	
	制御材駆動設備/安全板駆動装置	○	—	
	温度制御設備	○	—	
その他主要な 事項	インターロック（反応度制御回路）	—	○	
	安全板駆動装置	—	○	
原子炉格納 施設	その他主要な 事項	炉室換気空調設備	—	○
その他試験 研究用等原 子炉の附属 施設	主要な実験設 備	実験用装荷物	○	—

### ① 原子炉本体の整備

STACY 更新炉の原子炉本体では、炉心タンクや内部構造物を新設し、起動用中性子源や実験装置架台の改造を実施した。そして、改造した実験装置架台に炉心タンク（図 2.12 参照）の据付工事を実施した。また、炉心内に少量サンプルを挿入する可動装荷物駆動装置（図 2.13 参照）を炉心タンクの下方に据え付けた。さらに、中性子の減速材及び反射材となる軽水を炉心タンクへ供給するダンプ槽（図 2.14 参照）を炉下室に設置した。

原子炉容器の内部構造物として、臨界実験において幅広い中性子スペクトルを再現するために、 $\text{UO}_2$  燃料棒等を装荷するための格子板（エラー! 参照元が見つかりません。参照）を新設した。新設した格子板の格子間隔は 1.27 cm 及び 1.50 cm の 2 種類であり、1.27 cm の 2 倍格子とした格子間隔 2.54 cm の炉心も構成可能である。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2020) <sup>10</sup>

図 2.12 STACY 更新炉炉心タンク

Fig. 2.12 Modified STACY-core tank.



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2022) <sup>12</sup>

図 2.13 STACY 更新炉可動装荷物駆動装置

Fig. 2.13 Modified STACY movable sample loading driver.



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2022) <sup>12</sup>

図 2.14 STACY 更新炉ダンプ槽

Fig. 2.14 Modified STACY dump tank.

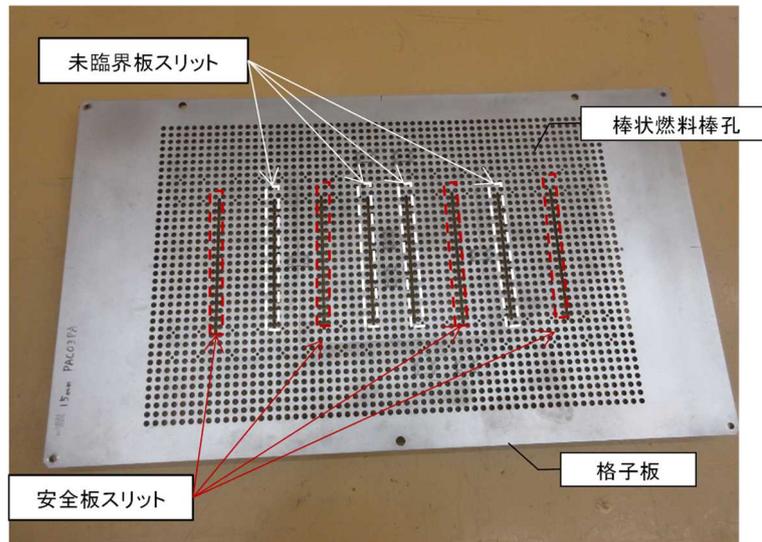
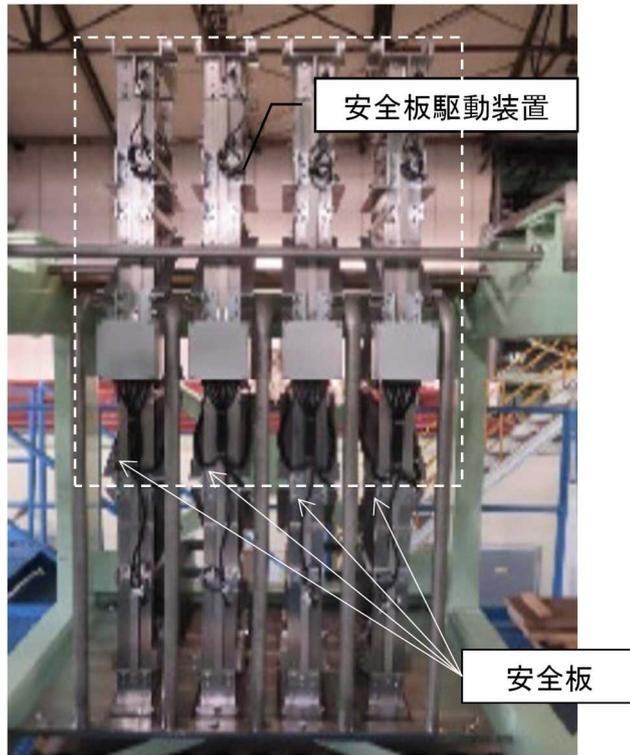


図 2.15 格子板（格子間隔 1.27 cm の例）

Fig. 2.15 Grid plate.

## ② 計測制御系統施設の整備

STACY 更新炉の計測制御系統施設では、制御設備として安全板装置（原子炉停止系）等の新設した。また、サーボ型水位計等の計装設備を新設するとともに、原子炉停止回路等の安全保護回路を改造した。新設した安全板及び安全板駆動装置（図 2.16 参照）は、緊急時に原子炉を停止できるように設計されており、安全板は、中性子吸収材のカドミウムをステンレス鋼（SUS304）で被覆したものである。基準を上回る地震加速度を検知した際等の緊急時に、炉心に挿入され未臨界を確保する設計となっている。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2020) <sup>10</sup>

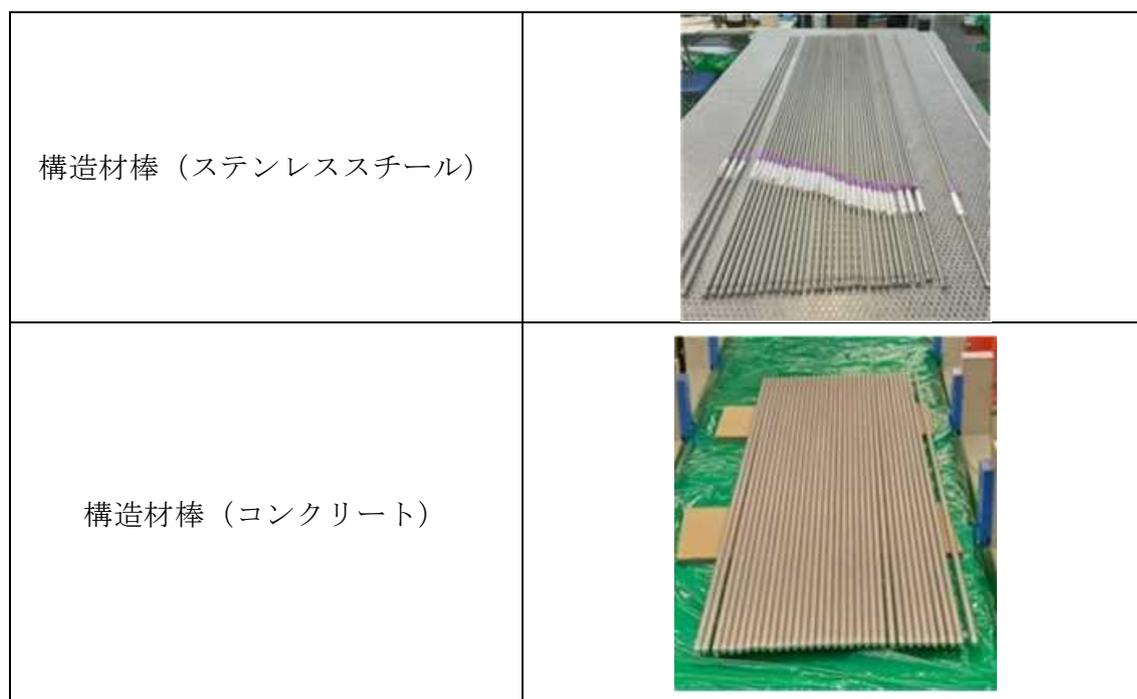
図 2.16 STACY 更新炉に据え付けた安全板駆動装置

Fig. 2.16 Safety plate drive device attached in the modified STACY core.

### ③ その他試験研究用等原子炉の附属施設

燃料デブリ模擬炉心の臨界特性を把握するために、燃料デブリに含まれていると考えられる原子炉構造材（ステンレススチール）やコンクリートを模擬するためのデブリ構造材模擬体の製作を実施した。

図 2.17 にデブリ構造材模擬体（ステンレススチール及びコンクリート）の外観を示す。デブリ構造材模擬体（ステンレススチール）は棒状の SUS304 のみで構成されている。一方、デブリ構造材模擬体（コンクリート）は、上部・下部端栓、被覆管、コンクリートペレット（既製品）から成り、端栓及び被覆管は、アルミ合金で製作されている。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) <sup>14</sup>

図 2.17 デブリ構造材模擬体

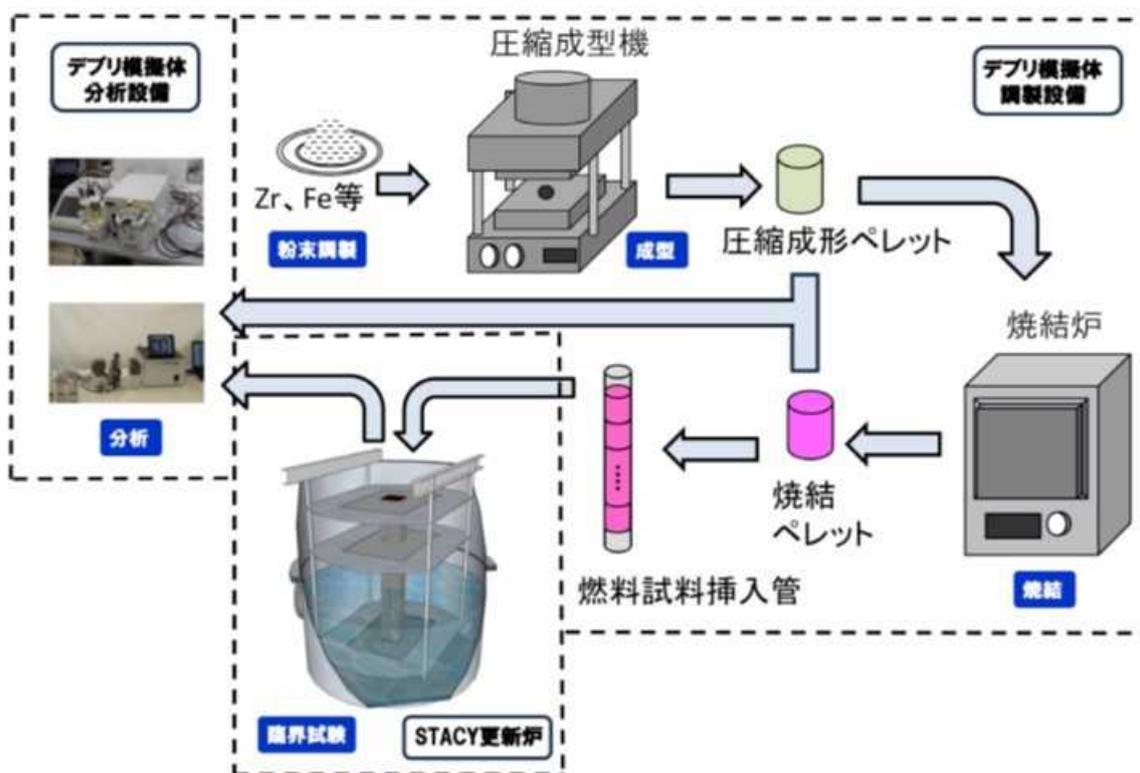
Fig. 2.17 Debris structural material simulant.

### ④ デブリ模擬体調製・分析設備の整備

燃料デブリの臨界特性を精度よく評価するためには、構造材に含まれる特定核種の核特性を取得することが重要である。このため、 $\text{UO}_2$  燃料棒で構成される炉心に、デブリ模擬体を装荷した場合の臨界実験データを取得するため、デブリ模擬体を製作するための調製設備及び分析設備を整備した。

臨界実験に供するデブリ模擬体の調製及び分析のフローを図 2.18 に示す。はじめに、試料粉末を調製し、圧縮成型機により圧縮成型ペレットを製作する。その後、必要に応じ焼結炉により焼結ペレットを作成し、燃料試料挿入管に封入されたものをデブリ模擬体

として STACY 更新炉へ装荷する。一部の焼結ペレットについては、分析設備によって品質確認のための組成分析等を実施する。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2020) <sup>10</sup>

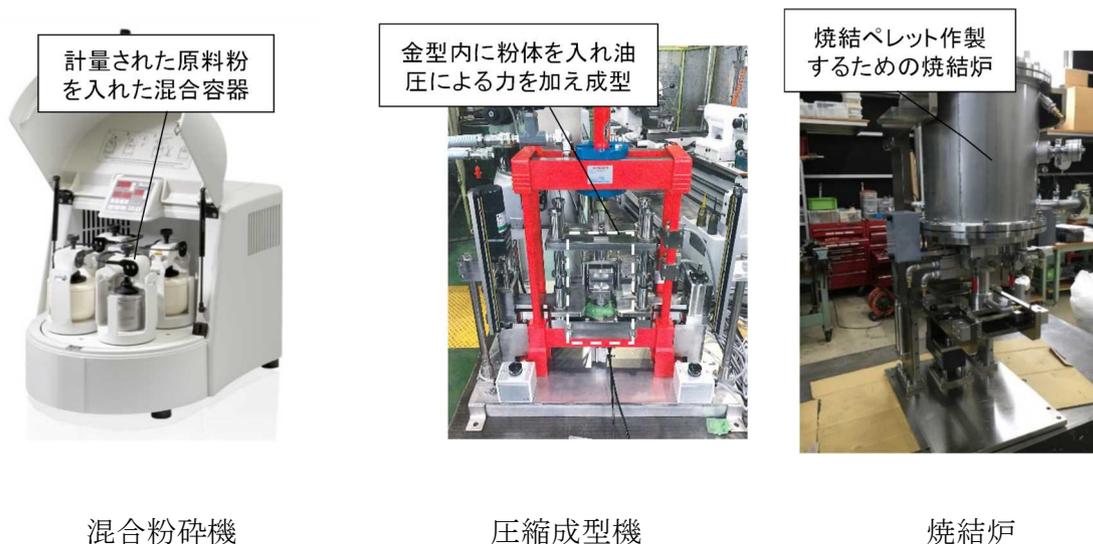
図 2.18 臨界実験に供するデブリ模擬体の調製及び分析のフロー

Fig. 2.18 Flow of analysis of adjusting rod simulating debris for the modified STACY critical experiment.

デブリ模擬体調製設備の整備では、STACY 更新炉の臨界実験で用いる反応度評価試験用のデブリ模擬体ペレットを製作するため、デブリ模擬体調製設備として、混合粉砕機、圧縮成型機、焼結炉を整備した (図 2.19 参照)。さらに、デブリ模擬体調製設備を用いてコールド試料を使用したデブリ模擬体ペレットの試調製を行った。図 2.20 に圧縮成型機により製作した酸化ジルコニウム及び酸化アルミニウムを示す。圧縮成形過程において、プレス圧の伝達不良があったものの、適切な装置の改良により欠けやキャッピングがなく、予定したペレット寸法で調製することができた。したがって、デブリ模擬体調製設備を用いたデブリ模擬体ペレットの製作が可能であることを確認した。

一方、デブリ模擬体分析設備の整備では、STACY 更新炉によりデブリ模擬体ペレットを用いた品質の高い臨界実験データを取得するためには、臨界特性に影響を及ぼし得るデブリ模擬体ペレットの密度、水分量、組成を事前に把握しておく必要がある。このため、図 2.21 に示すデブリ模擬体分析設備 (ペレット密度測定装置、水分測定装置、蛍光 X 線分析

装置 (EDX)、誘導結合プラズマ発光分光分析装置 (ICP-AES) 等) を整備した。デブリ模擬体ペレットの密度については、重量測定及び体積測定設備から構成されるペレット密度測定装置により、ペレットの体積及び重量から算出される。水分量については、カールフイッシャー電量滴定法に基づく水分測定装置により測定され、組成については、EDX 及び ICP-AES により測定を実施される。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2023) <sup>13</sup> より引用し一部改変

図 2.19 混合粉碎機、圧縮成型機及び焼結炉

Fig. 2.19 Mixing mill, compression molding machine and sintering furnace.

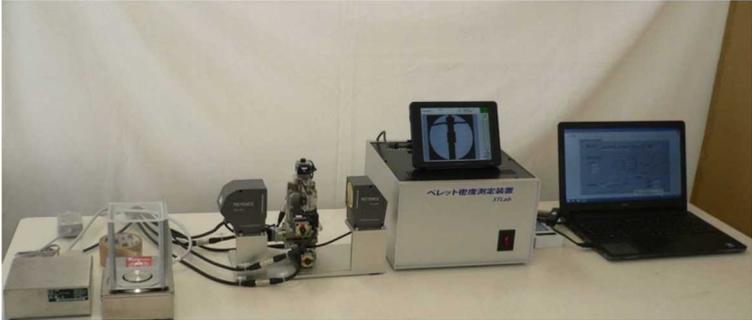


酸化アルミニウム ( $\text{Al}_2\text{O}_3$ ) ペレット      酸化ジルコニウム ( $\text{ZrO}_2$ ) ペレット

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2023) <sup>13</sup> より引用し一部改変

図 2.20 調製したデブリ模擬体ペレット例

Fig. 2.20 Example of prepared debris simulant pellet.

<p>ペレット密度測定装置 (エステー・ラボ株式会社製)</p>	 <p>A photograph showing a laboratory setup for pellet density measurement. It includes a white device with a monitor displaying a circular image, a laptop, and various cables and components on a desk.</p>
<p>水分測定装置 (平沼産業株式会社、AQ-2200F 微量水分測定装置)</p>	 <p>A photograph of a white laboratory instrument for micro moisture measurement. It features a digital display showing '16.0' and a sample chamber. A warning label is visible on the front.</p>
<p>蛍光 X 線分析装置 (島津製作所製エネルギー分散型蛍光 X 線分析装置 EDX-8100)</p>	 <p>A photograph of the EDX-8100 fluorescence X-ray analysis device, showing its large, open, white sample chamber.</p>
<p>誘導結合プラズマ発光分光分析装置 (島津製作所製 ICP-AES (ICPS-7510) )</p>	 <p>A photograph of the ICPS-7510 ICP-AES device, a large, grey, rectangular laboratory instrument with a control panel on the front.</p>

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2023) <sup>13</sup> より引用し一部改変

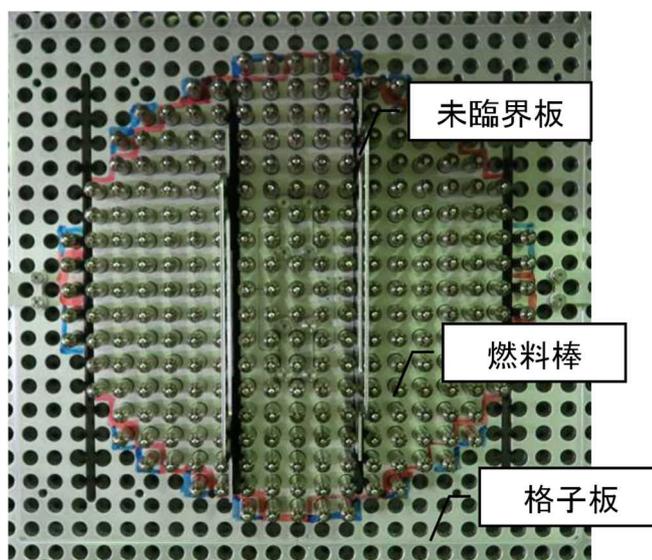
図 2.21 デブリ模擬体分析設備

Fig. 2.21 Analytical instruments for debris simulant.

## (2) STACY 臨界実験計画<sup>13,14</sup>

ステンレススチール及びコンクリート等の構造材を含む燃料デブリの臨界特性を取得するための燃料デブリ模擬炉心臨界実験に先立ち、令和 6 年 4 月 22 日に図 2.22 に示す STACY 更新炉心において初臨界を達成したが、STACY 更新炉の工事遅延等により当初予定していた複数年度にわたる臨界実験の行程を約半年程度に短縮せざるを得なかった。このため、炉物理実験の専門家等の助言も得ながら、 $\text{UO}_2$  燃料棒のみを使用した基本性能確認実験、デブリ構造材模擬体（ステンレススチール及びコンクリート）を用いた燃料デブリ模擬臨界実験を計画した。臨界実験を計画している炉心体系を対象に、表 2.2 に示す STACY 更新炉の炉心構成条件、表 2.3 及び表 2.4 に示す炉心特性値及び動特性定数を解析コード等で評価し、核的制限値内に収まっていることから問題がないことを確認した。

以下に、臨界実験計画に含まれる基本性能確認実験、 $\text{UO}_2$  燃料棒及びデブリ構造材模擬体（ステンレススチール及びコンクリート）を用いた燃料デブリ模擬臨界実験の概要を示す。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024)<sup>14</sup>

図 2.22 初臨界炉心

Fig. 2.22 First critical core.

表 2.2 炉心構成条件

Table 2.2 Core configuration conditions.

燃料種類	ウラン棒状燃料 ( $^{235}\text{U}$ 濃縮度 5 wt%)
燃料本数	50 本以上 400 本以下
減速材及び反射材	軽水
臨界水位	40 cm 以上 140 cm 以下
格子板	15 mm、12.7 mm
最大過剰反応度	0.8 \$
給排水系による最大添加反応度	0.3 \$
反応度添加率	臨界近傍で 3 $\rho$ /s 以下
安全板による停止時の中性子実効増倍率	0.985 以下
最大反応度値を有する安全板 1 枚が挿入不能時の中性子実効増倍率	0.995 以下
減速材・反射材対燃料ペレット体積比	0.9 以上 11 以下
実験用装荷物による最大添加反応度	0.3 \$
実験用装荷物による反応度添加率	3 $\rho$ /s 以下

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2022) <sup>12</sup> より引用し一部改変

表 2.3 核的制限値に関連する炉心特性値

Table 2.3 Core characteristics values related to the nuclear limit values.

炉心特性値	最大値	最小値
水位反応度係数 $\frac{d\rho}{dH}$ (\$/mm)	$6.0 \times 10^{-2}$	$2.0 \times 10^{-3}$
最大反応度添加率 相当給水流量 V <sub>lim</sub> * (L/min)	1915	65

※炉心タンク内の水面の断面積を 15%減として評価

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2022) <sup>12</sup> より引用し一部改変

表 2.4 STACY 更新炉心の動特性定数

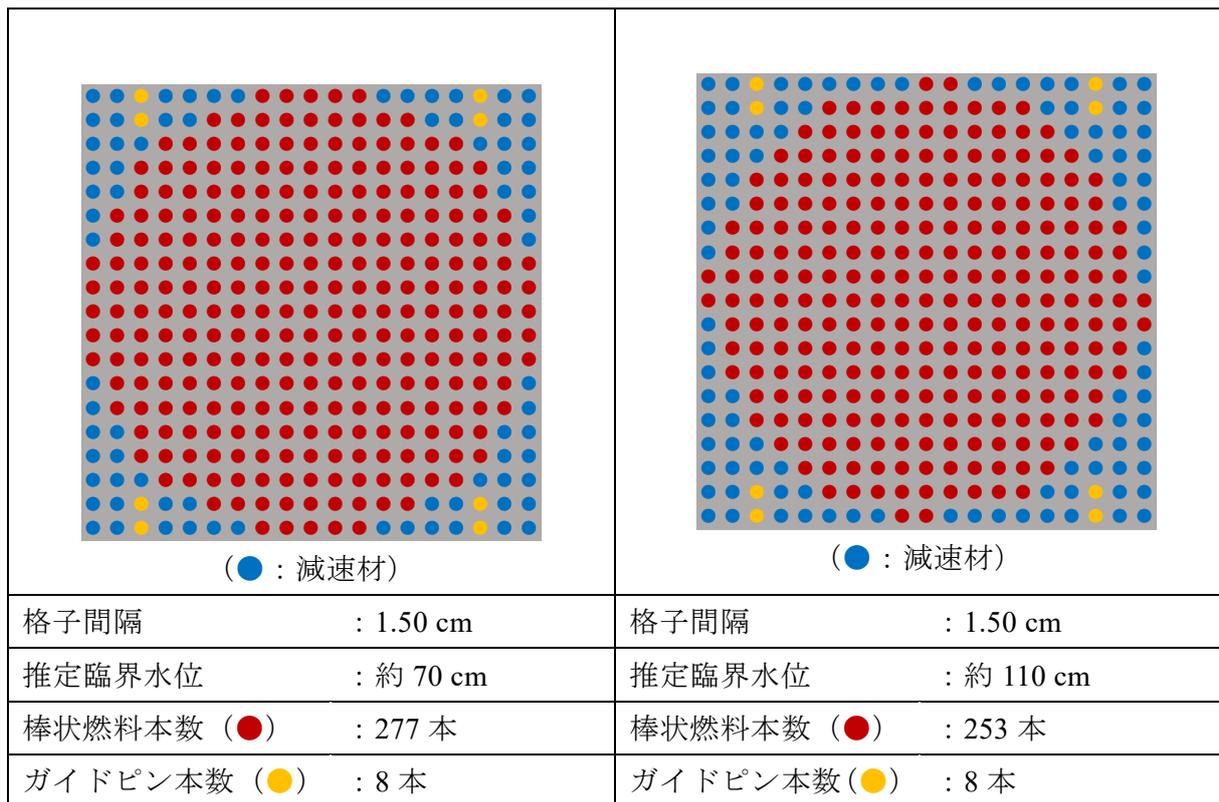
Table 2.4 Transient constants for modified STACY.

炉心特性値	最大値	最小値
減速材温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	$+3.8 \times 10^{-4}$	$-3.7 \times 10^{-5}$
減速材ボイド 反応度係数 ( $\Delta k/k/\text{vol}\%$ )	$+3.7 \times 10^{-3}$	$-3.8 \times 10^{-3}$
棒状燃料温度 反応度係数 ( $\Delta k/k/^\circ\text{C}$ )	$-8.5 \times 10^{-6}$	$-4.1 \times 10^{-5}$
即発中性子寿命 (s)	$8.4 \times 10^{-5}$	$6.9 \times 10^{-6}$
実効遅発 中性子割合 (-)	$8.1 \times 10^{-3}$	$6.8 \times 10^{-3}$

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2022) <sup>12</sup> より引用し一部改変

① 基本性能確認実験

STACY 更新炉を用いた装荷物の反応度（置換反応度）測定実験に先立ち、臨界水位、動特性パラメータ、水位差反応度等の基本的な臨界実験データを取得するため、格子間隔 1.27 cm 及び 1.50 cm の 2 種類の格子板上に  $\text{UO}_2$  燃料棒のみで構成される円筒炉心を用いた臨界実験を計画した（図 2.23 参照）。これに伴い、当該炉心の核特性（臨界水位、原子炉停止余裕、ワンロードスタックマージン、各種反応度係数等）を、臨界安全評価コードを用いた解析等により評価し、STACY 更新炉の核的制限値を満足していることを確認した。



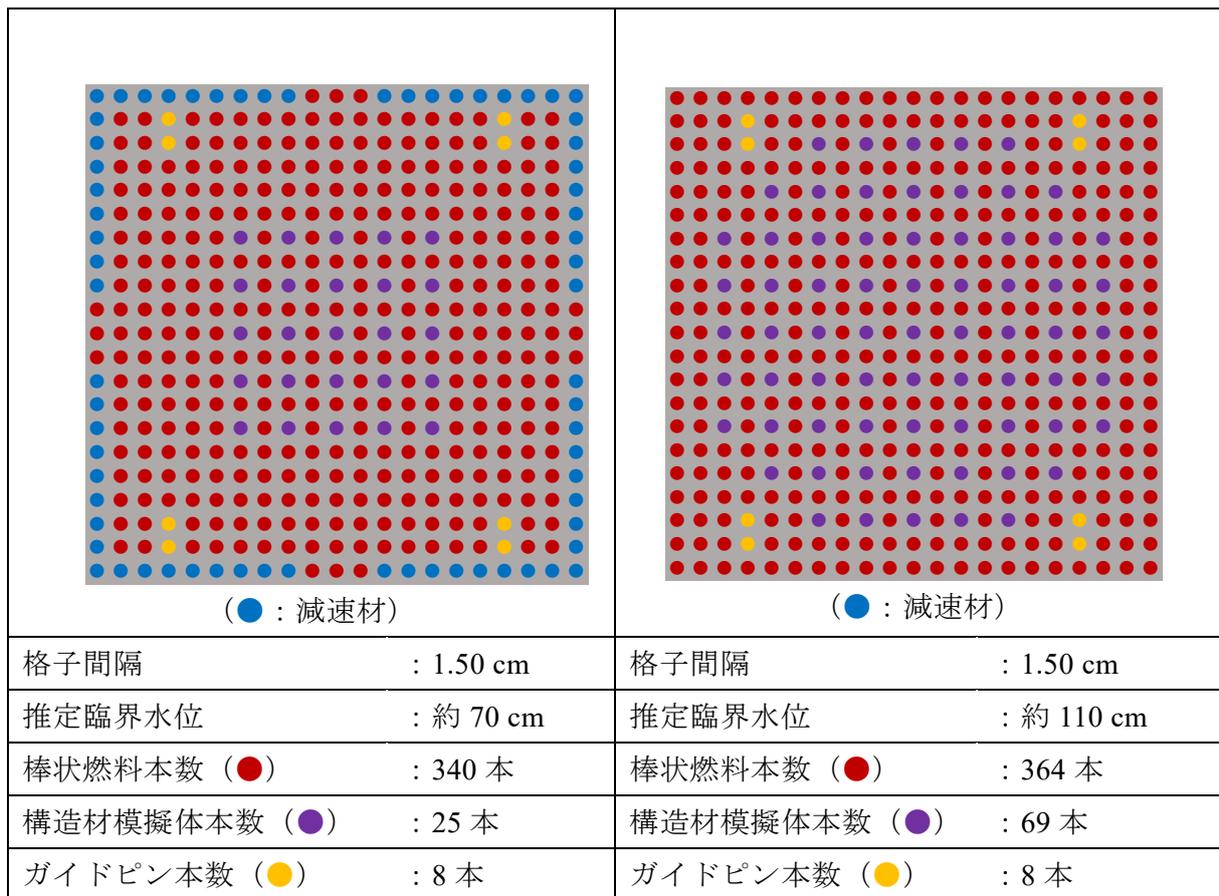
出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) <sup>14</sup> より引用し一部改変

図 2.23 基本性能確認実験

Fig. 2.23 Fundamental performance verification experiments.

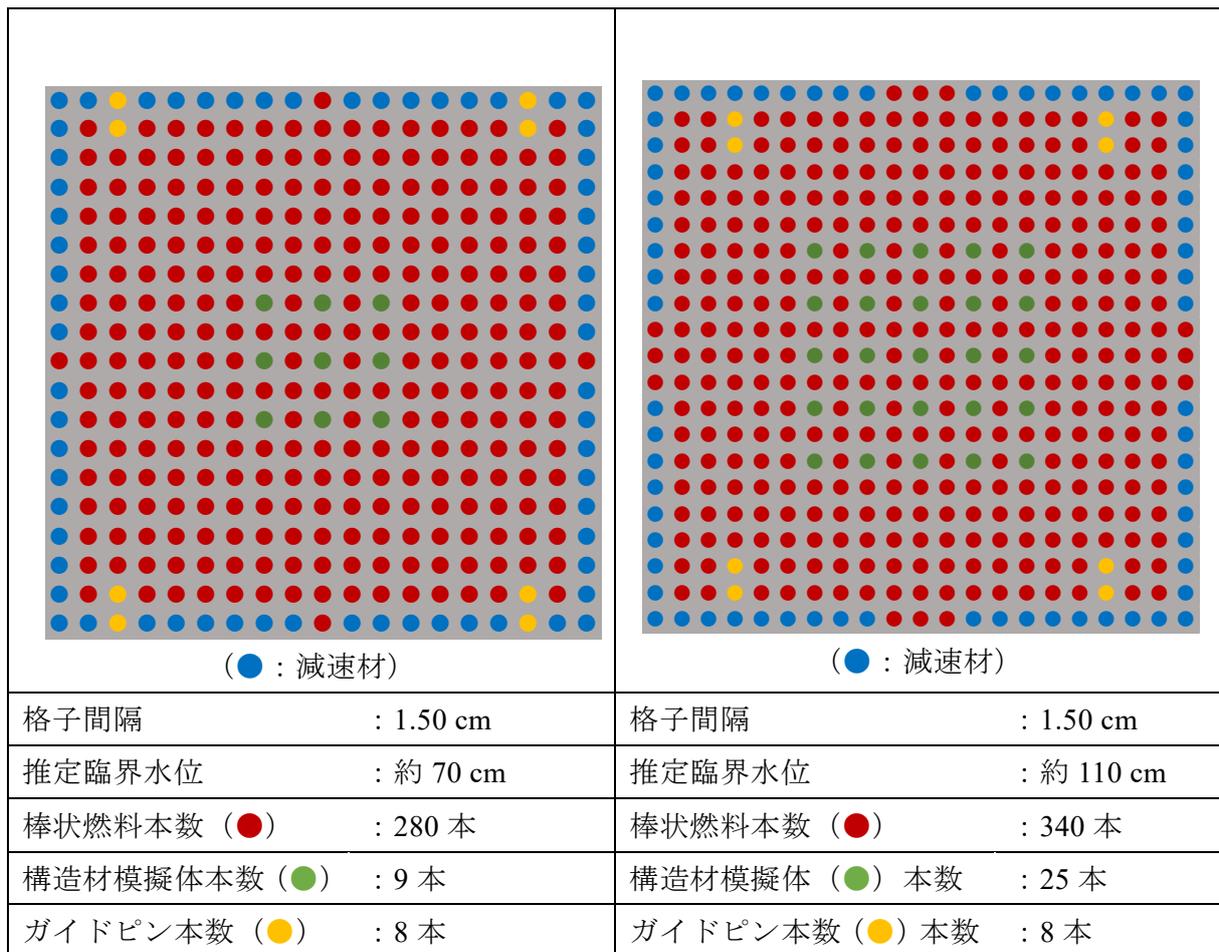
## ② デブリ構造材模擬体を用いた燃料デブリ模擬臨界実験

燃料デブリには、構造材（ステンレススチール及びコンクリート）が含まれており、臨界特性に大きく影響すると考えられる。このため、燃料デブリの臨界特性を評価するために、ステンレススチールあるいはコンクリート製の棒（デブリ構造材模擬体）を装荷した炉心（燃料デブリ模擬炉心）の臨界特性に関する臨界実験を計画した。これらの燃料デブリ模擬炉心は、格子間隔 1.50 cm の格子板上に  $\text{UO}_2$  燃料棒とデブリ構造材模擬体（ステンレススチール又はコンクリート）を配列させた炉心により構成されている（図 2.24 及び図 2.25 参照）。なお、これらの炉心の核特性（臨界水位、原子炉停止余裕、ワンロッドスタックマージン、各種反応度係数等）については、臨界安全評価コードを用いた解析等を用いた評価により STACY 更新炉の核的制限値を満足していることを確認した。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024)<sup>14</sup>より引用し一部改変  
 図 2.24 デブリ構造材模擬体 (ステンレススチール) を用いた燃料デブリ模擬炉心

Fig. 2.24 Core simulating fuel debris using stainless steel rods.



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024)<sup>14</sup>より引用し一部改変

図 2.25 デブリ構造材模擬体 (コンクリート) を用いた燃料デブリ模擬炉心

Fig. 2.25 Core simulating fuel debris using stainless concrete rods.

### ③ STACY 更新炉を用いた臨界実験

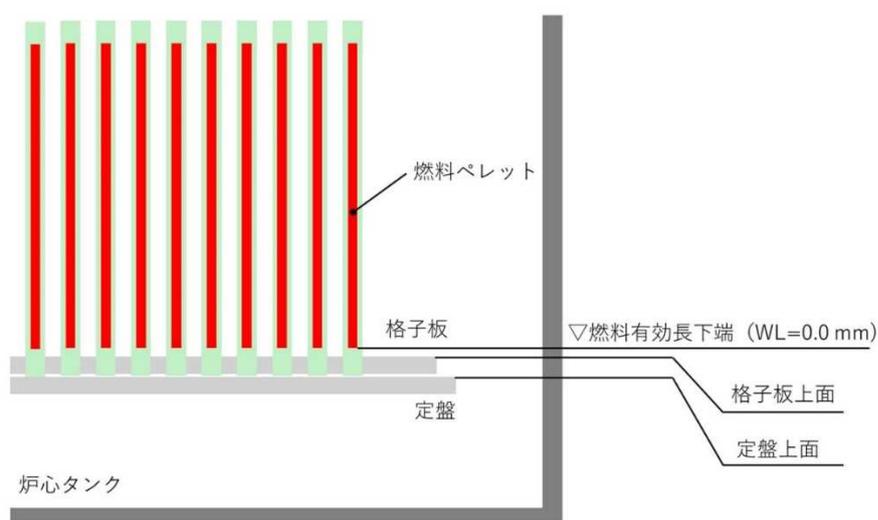
#### a 臨界実験データの測定

2種類の格子板と  $\text{UO}_2$  燃料棒、デブリ構造材模擬棒等を組み合わせ、燃料デブリ模擬炉心を構成したのちに臨界実験により減速材の水溫、臨界水位等の臨界特性を取得した。

STACY 炉心タンク内の臨界水位は、炉心タンク横に設置し炉心タンクと連通したサーボ水位計によって、水位の変化を連続的に計測した。図 2.26 に示すようにサーボ水位計の表示値は  $\text{UO}_2$  燃料棒有効下端を 0.0 cm として設定されており、表示値の読み値が実効的な水位となる。計測範囲の幅は 160 cm であり、定盤上面より 10 cm 下の位置から 150 cm 上まで測定可能となっている。計測精度は一連の検査の結果から  $\pm 0.15$  cm と評価した。なお、本報告では、同一の運転中に複数の臨界水位を測定した場合、中性子の揺らぎが少なく、最も正確に臨界判定ができると考えられる測定中で最も高い出力レンジで臨

界判定をした結果を臨界水位として採用した。また、同一の出力レンジで複数のデータがある場合は、それらを平均して臨界水位として示す。

一方、臨界時の炉心の減速材温度はA系及びB系の2系統の温度計で取得されるため、本評価においてはそれらの平均値を水温とした。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) <sup>14</sup>

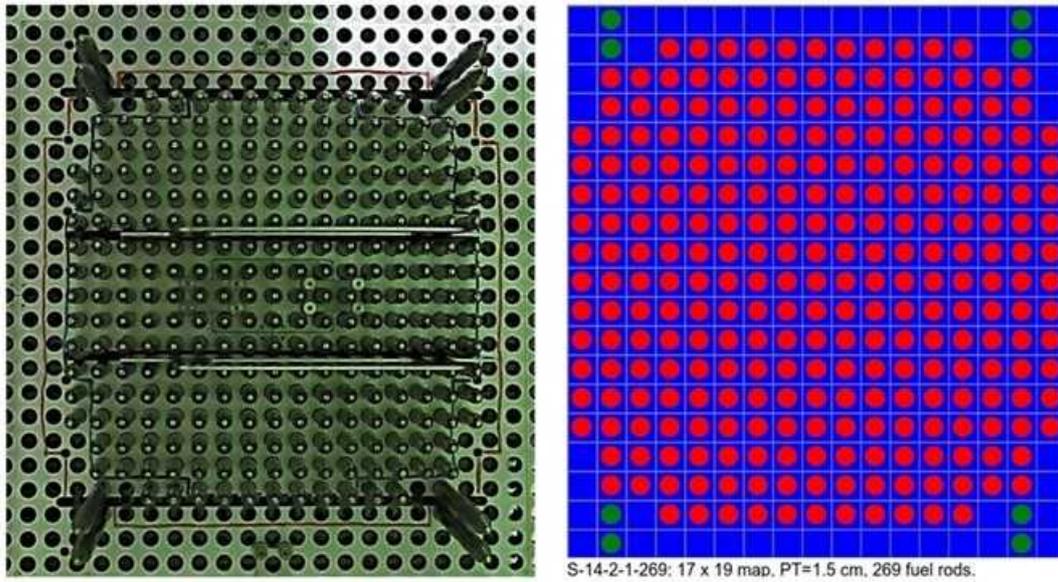
図 2.26 水位測定基準模式図

Fig. 2.26 Schematic diagram of the water level measurement baseline.

#### b 基本性能確認実験における $\text{UO}_2$ 燃料棒配列

図 2.27 に 1.50 cm 格子板を用いて構成した炉心の一例を写真と模式図で示す。模式図 (赤色、緑色がそれぞれ、 $\text{UO}_2$  燃料棒とガイドピンである。) では、269 本の  $\text{UO}_2$  燃料棒で構成した炉心が示されている。直上から撮った写真の炉心中央付近に鉛直方向に設置されている金属のプレートは未臨界板であり、運転直前に炉心から抜き取られる。外周の  $\text{UO}_2$  燃料棒本数を増減させることで臨界水位が 40~140 cm の間で臨界となる炉心を構成することができる。

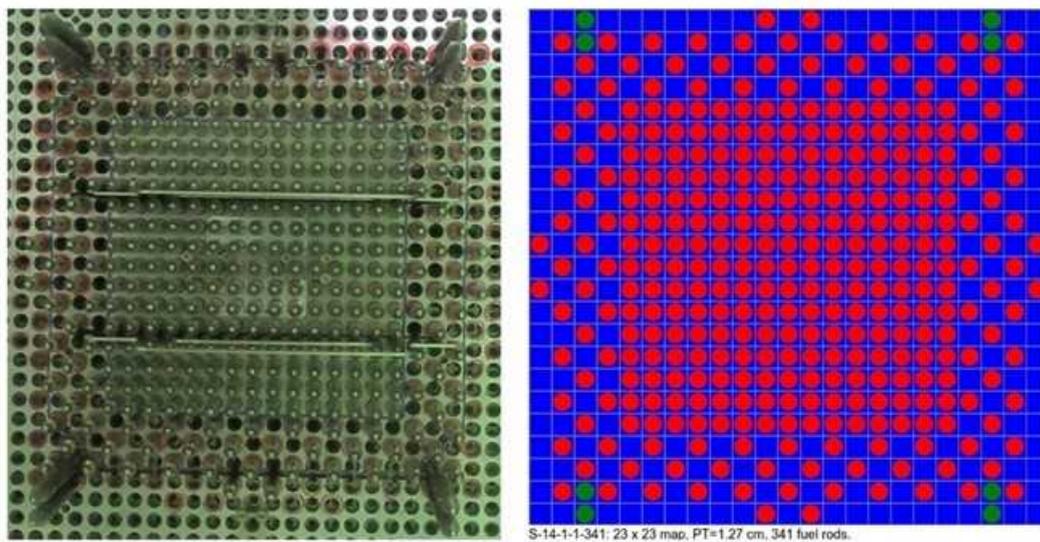
また、図 2.28 に 1.27 cm 格子板を用いた炉心の例を示す。341 本の  $\text{UO}_2$  燃料棒で構成した炉心であるが、1.27 cm 格子板の場合、燃料を一様に装荷すると現有  $\text{UO}_2$  燃料棒 400 本では臨界とならないため、炉心中央に 1.27 cm の中性子場を再現するためのテスト領域を、その周囲に燃料を市松模様状に配置し、実効的に格子間隔を 1.80 cm としたドライバ領域を持つ、2 領域炉心を実験炉心とした。テスト領域のサイズは  $\text{UO}_2$  燃料棒  $15 \times 15$  本で固定し、ドライバ領域の  $\text{UO}_2$  燃料棒本数を増減させることで臨界水位が 40~140 cm の間で臨界となる炉心を構成することができる。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) <sup>14</sup>

図 2.27 1.50 cm 格子板を用いた基本性能確認実験炉心の一例 (UO<sub>2</sub> 燃料棒本数 : 269 本)

Fig. 2.27 Example of a core using a 1.50 cm grid plate (number of fuel rods: 269).



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) <sup>14</sup>

図 2.28 1.27 cm 格子板を用いた基本性能確認実験炉心の一例 (UO<sub>2</sub> 燃料棒本数 : 341 本)

Fig. 2.28 Example of a core using a 1.27 cm grid plate (number of fuel rods: 341).

### c 実験結果

基本性能確認実験用炉心で測定した水温及び臨界水位の結果の例を表 2.5 に示す。1.27 cm 格子板を用いた炉心では、水位を約 48cm から 129 cm の範囲で 11 個の臨界水位のデータを取得した。一方、1.50 cm 格子板を用いた炉心では、約 44 cm から 121 cm の範囲で 14 個の臨界水位データを取得した。100 cm を超えるような臨界水位を持つ S-14-1-1-333 シリーズの炉心で 0.3 cm 程度の臨界水位のばらつきがみられ、80 cm 程度の臨界水位をもつ S-14-1-1-341 シリーズの炉心では 0.1 cm 程度の臨界水位のばらつきが見られた。これらのばらつきを水位反応度係数（S-14-1-1-333 シリーズでは 0.3  $\phi$ /mm、S-14-1-1-341 シリーズでは 0.6  $\phi$ /mm）を用いて\$単位で置き換えるとそれぞれの水位差に対する反応度は 1  $\phi$ 以内であった。したがって、基本性能確認実験用炉心の臨界実験データを取得できた。

表 2.5 S-14 実験で測定した臨界水位の一覧

Table 2.5 S-14 List of critical water levels measured in critical experiments.

No.	日付	炉心名	UO <sub>2</sub> 燃料 棒本数	ピッチ (cm)	水温 (°C)	臨界水位 (cm)
R0686	2024/8/6	S-14-1-1-329	329	1.27	20.7	129.24
R0683	2024/8/2	S-14-1-1-333	333	1.27	20.0	113.70
R0684	2024/8/5	S-14-1-1-333	333	1.27	20.1	113.41
R0685	2024/8/5	S-14-1-1-333	333	1.27	21.3	113.41
R0708	2024/9/9	S-14-1-1-333	333	1.27	20.7	113.41
R0687	2024/8/7	S-14-1-1-341	341	1.27	21.2	84.65
R0691	2024/8/19	S-14-1-1-341	341	1.27	19.2	84.73
R0709	2024/9/9	S-14-1-1-341	341	1.27	21.0	84.65
R0710	2024/9/10	S-14-1-1-341	341	1.27	24.6	84.57
R0688	2024/8/8	S-14-1-1-357	357	1.27	21.2	64.64
R0690	2024/8/9	S-14-1-1-393	393	1.27	22.0	47.64
R0692	2024/8/21	S-14-2-1-253	253	1.50	19.9	121.29
R0693	2024/8/22	S-14-2-1-253	253	1.50	20.5	121.21
R0694	2024/8/22	S-14-2-1-253	253	1.50	21.2	121.09
R0695	2024/8/23	S-14-2-1-261	261	1.50	21.4	94.49
R0696	2024/8/23	S-14-2-1-269	269	1.50	22.2	83.31
R0706	2024/9/3	S-14-2-1-269	269	1.50	21.5	83.33
R0707	2024/9/4	S-14-2-1-269	269	1.50	25.3	83.25
R0697	2024/8/26	S-14-2-2-277	277	1.50	21.0	75.79
R0698	2024/8/26	S-14-2-2-285	285	1.50	21.5	70.05
R0699	2024/8/27	S-14-2-2-289	289	1.50	21.7	65.32
R0700	2024/8/29	S-14-2-1-297	297	1.50	20.8	59.99
R0701	2024/8/29	S-14-2-1-305	305	1.50	21.3	55.99
R0702	2024/8/30	S-14-2-1-313	313	1.50	21.2	52.90
R0703	2024/8/30	S-14-2-1-337	337	1.50	20.4	44.44

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) <sup>14</sup> より引用し一部改変

### 2.1.3 3次元炉心損傷・溶融進展解析コードの開発

#### (1) 3次元炉心損傷・溶融進展コードの開発

1Fにおける燃料デブリの性状及び分布を詳細に把握するため、3次元炉心損傷・溶融進展解析コード<sup>21-29</sup>開発を実施した。3次元炉心損傷・溶融進展解析コードは、BWR原子炉压力容器内の燃料デブリ性状の計算不確かさ低減のために開発されたもので、図2.29に示す熱流動計算モジュール、燃料ピン挙動計算モジュール、核特性計算モジュール、及びコントロールモジュールで構成されている。具体的に、熱流動計算モジュールでは、米国のロスアラモス国立研究所が開発したSIMMERコード<sup>30</sup>を参考に、X-Y-Zの3次元体系において、3速度場・3相・多成分を取り扱える解析モデルを整備した。燃料ピン挙動計算モジュールについては、燃料挙動解析の実績が豊富なJAEAが整備したFEMAXIコード<sup>31</sup>に基づき、4つの燃料棒破損判定を導入した。核特性計算モジュールについては、JAEAが開発した3次元拡散計算コードSKETCH<sup>32</sup>を適用した。

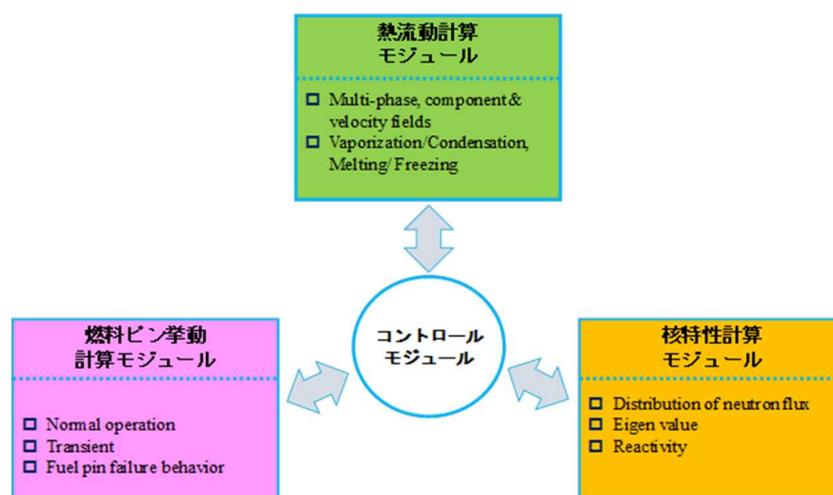


図 2.29 3次元炉心損傷・溶融進展解析コードの構成（熱流動計算モジュール、燃料ピン挙動計算モジュール及び核特性計算モジュール）

Fig. 2.29 Outline of the three-dimensional simulation code comprising a thermal-hydraulic module, fuel pin behavior module, and neutronic calculation module.

#### (2) 3次元炉心損傷・溶融進展解析コードによる1F2号機の溶融メルト移行挙動に係る詳細解析

3次元炉心損傷・溶融進展解析コードを用いて、1F2号機の炉心損傷の初期段階を対象とした詳細な溶融メルト移行挙動に係わる解析を行い、溶融メルトの炉心部での生成、炉心下部への溶融メルトの移行、炉心支持板近傍の複雑な構造物中での溶融メルトの移行及び固化、下部ヘッドへの溶融メルト移行及び冷却材との反応を評価した。解析領域は、図2.30に示すとおり、4つの燃料集合体（集合体あたり4×4燃料棒）、制御棒ブレード、サポートピース、炉心支持板、炉内核計装管（IGT）、制御棒案内管（CRGT）及び制御棒駆動

機構ハウジング (CRDH) で構成されている。なお、その材質及び幾何形状は代表的な BWR を参考にした。図 2.31 では、炉心損傷・溶融進展中のある時刻における RPV 底部の成分体積率を示す。この結果から、RPV 底部では、燃料（液相及び固相）及びジルカロイ（液相）の成分体積率が大きいことが確認できた。これらの解析結果については、臨界マップデータベースの精緻化をおこなうための参考情報として活用するとともに、擬似燃料デブリモデルとの類似性指標を用いた STACY 臨界実験体系の検討に活用した。

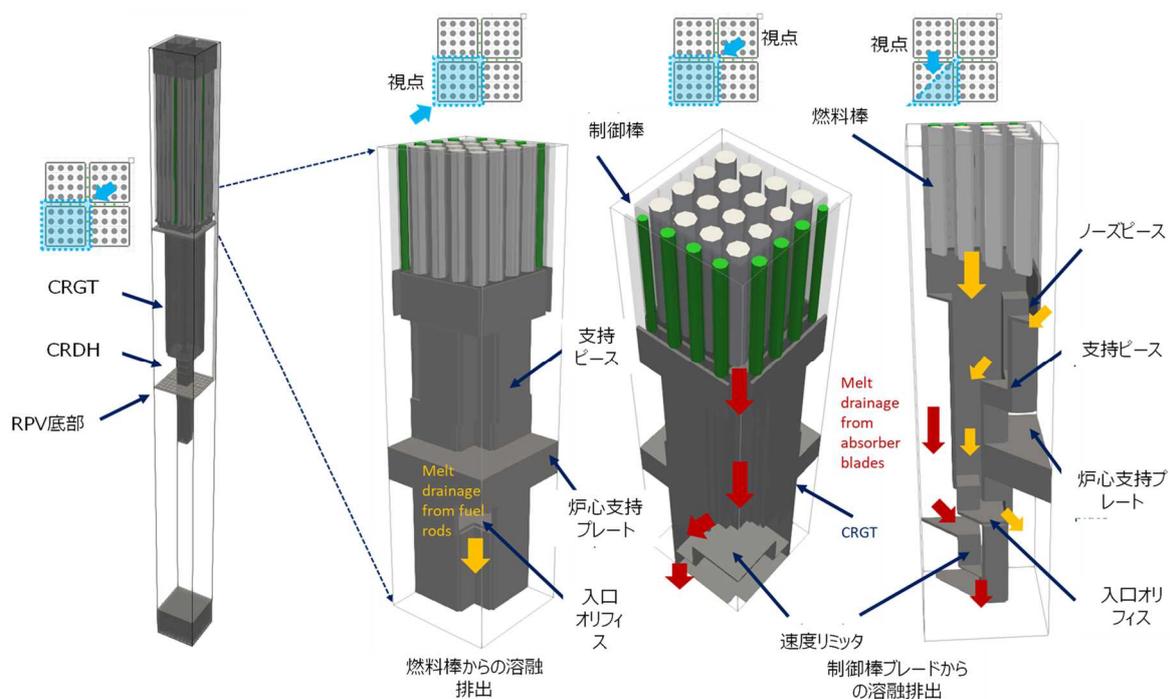


図 2.30 詳細幾何形状モデルの解析体系（炉心下部、炉心支持板、CRGT 領域の拡大図）

Fig. 2.30 Detailed geometric model analysis system drawing (enlarged view of the lower part of the core, core support plate, and CRGT region).

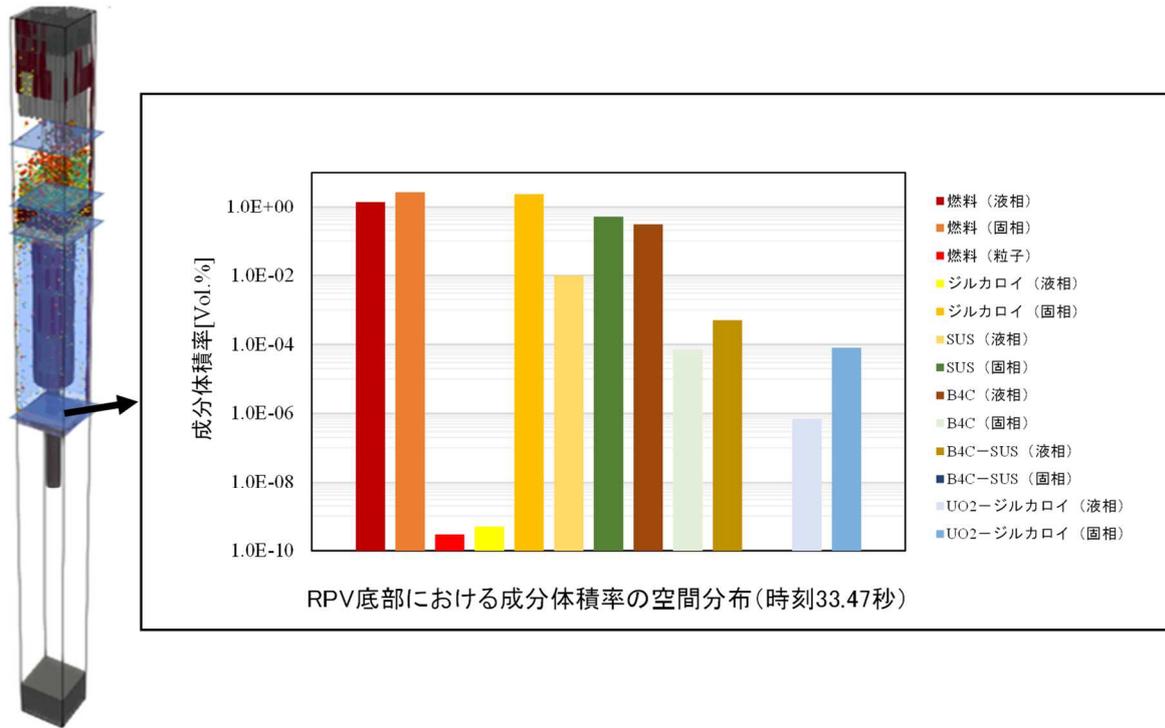


図 2.31 成分体積率の空間分布 (RPV 底部)

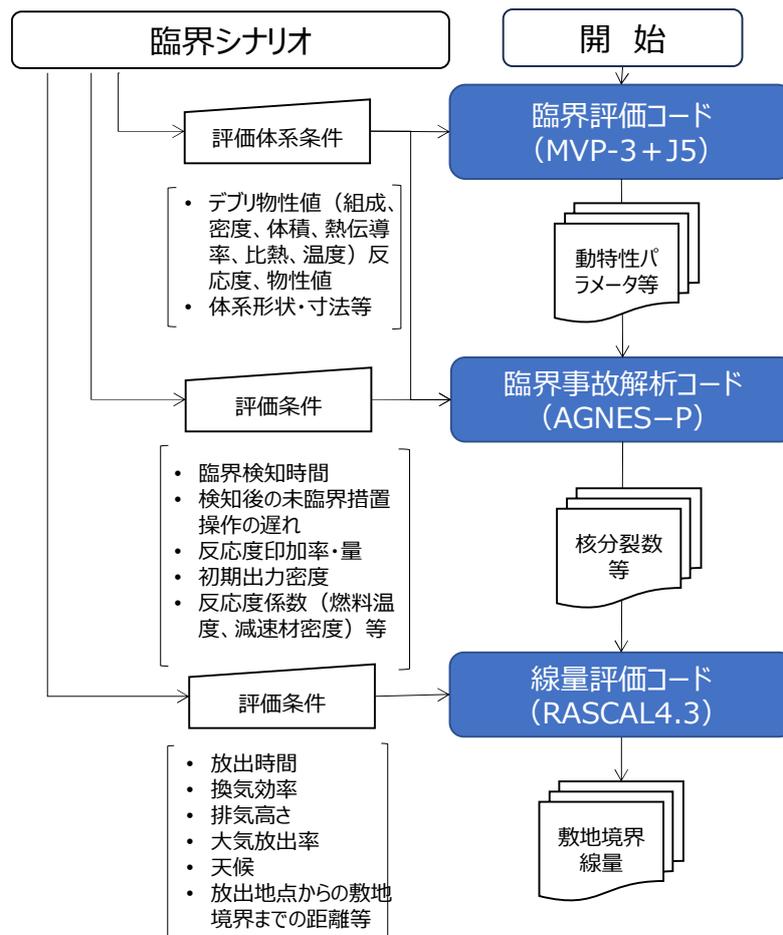
Fig. 2.31 Spatial distribution of component volume fraction (RPV bottom).

## 2.2 臨界を超過した際の線量評価手法の整備

燃料デブリ取出し時に万が一臨界となった場合の 1F 敷地境界での線量を評価するために、臨界を超過した際の線量評価手法の整備を実施した。具体的に、粉末系の臨界事故解析コードの改良や線量評価コードの導入等を実施し、燃料デブリの臨界事故に対して線量評価を取り扱えるように整備した。また、総核分裂数の評価で重要な沸騰によるフィードバック反応度モデルの高度化を図るとともに、燃料デブリの所在に依存するデブリ組成・組成分布、形状や臨界事故シナリオ等の臨界事故解析モデルを検討した。さらに、整備した線量評価手法を用いて、燃料デブリ取出しに伴う臨界・線量の評価を実施した。なお、本報告は、平成 26 年度から令和 6 年度にかけて実施した JAEA への委託による成果<sup>4-14</sup>をまとめたものである。

### 2.2.1 評価ツールの整備

臨界を超過した際の線量評価手法の整備の一環として、燃料デブリ取出し時に万が一臨界が発生した場合の影響を評価するために、評価ツールの整備を実施した。具体的に、臨界事故時の出力挙動を評価するために、燃料デブリ取出し時に起こりうる臨界事故シナリオの検討及び事故時の燃料デブリを対象とした臨界計算、動特性計算、線量計算を行えるコードの整備を行った。図 2.32 に、臨界を超過した際の線量評価手法の概要を示すように、はじめに、燃料デブリの臨界事故シナリオや評価モデル等の設定をした上で、臨界解析により臨界事故解析コードに必要な基本情報を取得する。総核分裂数評価等を臨界事故解析コードで解析する。臨界事故解析コードで得られた総核分裂数と諸条件を用いて、線量評価コードにより敷地境界における線量の評価を行う。以下に、臨界解析手法、臨界事故解析手法及び線量評価手法の整備について概要を示す。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) <sup>14</sup>

図 2.32 臨界を超過した際の線量評価手法の概要

Fig. 2.32 Overview of dose evaluation method of criticality excess.

(1) 臨界解析手法の整備 <sup>4-7</sup>

燃料デブリ体系において臨界が発生する条件を把握するため、燃料デブリの物質組成、形状、中性子減速状態等をパラメータとした臨界解析が必要である。このため、臨界となる球半径、臨界質量等を燃料デブリの所在別で評価できるように MVP-3.0 コードと JENDL-5 ライブラリを準備した。なお、臨界事故解析に必要な動特性パラメータ (実効遅発中性子割合、中性子生成時間) については、MVP-3.0 コードの摂動計算オプションを用いることで、求めることができる。さらに、ドップラ反応度等のフィードバック反応度係数については、燃料温度等を変えた計算を複数実施することで求められる。

(2) 臨界事故解析手法の整備 <sup>4-9</sup>

燃料デブリ再臨界時の出力挙動評価のためには、臨界事故解析コードが必要であることから、粉末系の臨界事故解析コード AGNES-P<sup>7-9</sup> を整備した。AGNES-P コードの核計算モ

デルは一点炉近似動特性方程式に基づいており、解析可能な形状は2次元円筒体系である。最大3成分からなる燃料領域及びその他の領域（例：燃料領域の周囲の水や添加材）を設定して計算を行い、領域内の熱伝導や領域間の熱伝達を考慮することができる。反応度フィードバックとしては、燃料温度反応度（ドップラ）フィードバック及び燃料領域のボイド反応度フィードバック効果を考慮することができる。今回の整備作業においては、AGNES-P コードの燃料デブリへの適用性を向上させるため、以下に示す改良を実施した。

- ・解析可能な形状として1次元球及び3次元平板の追加
- ・燃料領域に隣接する領域での相転移（例：デブリ周囲の水の沸騰）及びそれに伴うボイド反応度フィードバック効果を考慮する機能の追加
- ・沸騰状況（例：核沸騰や膜沸騰）に応じて熱伝達係数を変更することができる機能の追加

### (3) 線量評価手法の整備<sup>4-9</sup>

線量評価解析にあたっては米国原子力規制委員会（Nuclear Regulatory Commission：以下「米国 NRC」という。）の開発した被ばく線量評価を行うための影響分析用放射線学的評価システム RASCAL<sup>32</sup>（Radiological Assessment System for Consequence AnaLysis）を導入した。作業時点での RASCAL の最新バージョンは 4.3 であり、本作業では同バージョンを対象とした。RASCAL は、放射線事故や放射線緊急事態において、米国 NRC の緊急時対応センター（Emergency Operations Center）防護対策チーム（Protective Measures Team）が単独で線量予測と影響範囲の推定を行うために作られたシステムである。RASCAL は、米国 NRC の許認可対象施設におけるインシデントやアクシデント時の迅速評価と、公衆の避難や屋内退避の指示に係る意思決定の補助のためのツールとして、米国 NRC により開発され、現在も活用されている。RASCAL では、原子力発電所、使用済核燃料の貯蔵プールとキャスク、核燃料サイクル施設及び放射性物質取扱施設を対象に、放射性物質の大気放出を評価することができる。

## 2.2.2 燃料デブリ取出しに伴う臨界シナリオの検討

燃料デブリ取出しに伴う臨界・線量評価モデルを考える上で、燃料デブリがどこに、どのような状態で、どれくらい存在するか知った上で、燃料デブリでどの程度の核分裂が発生するかが重要である。そこで、臨界事故シナリオの検討として、燃料デブリ取出し時に起こりうる事象を調査し、現状で妥当と考えられる各事象の燃料デブリの所在、燃料デブリ形状や臨界時の反応度添加率の組合せにより臨界事故シナリオ<sup>8-14</sup>を検討した。表 2.6 に臨界事故シナリオに基づく臨界評価モデルを、表 2.7 に臨界事故シナリオを踏まえた設定値を示す。なお、実際の燃料デブリの性状は不明な部分が多くあるため、これらの条件には多くの仮定が含まれている。燃料デブリ取出しに伴う臨界挙動評価では、IRID 等の文献<sup>34-39</sup>に対する調査で得られた燃料デブリの所在、組成を整理した上で、燃料デブリ取出し

時に起こりうる臨界事故シナリオ（燃料デブリの塊の亀裂に水が流れ込む事象、燃料デブリ取出し時に崩落する事象、ボーリングによる燃料デブリの掘削事象、燃料デブリ細粉が蓄積する事象）を評価モデルとした。

表 2.6 臨界事故シナリオに基づく臨界評価モデル

Table 2.6 Criticality simulation models based on event scenarios.

臨界事故シナリオ	亀裂水侵入	小片崩落	ボーリング	細粉蓄積
臨界発生位置	ペDESTAL内	ペDESTAL内	ペDESTAL内	ペDESTAL内
燃料デブリ形態	塊	分散	塊	分散
反応度印加	ステップ状	ステップ状	ランプ状	ランプ状

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) <sup>14</sup>より引用し一部改変

表 2.7 臨界事故シナリオを踏まえた設定値

Table 2.7 Setting parameters considering event scenarios.

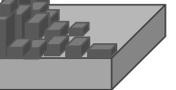
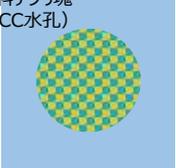
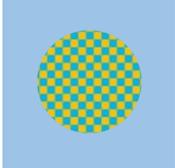
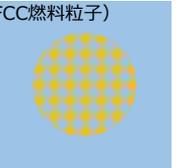
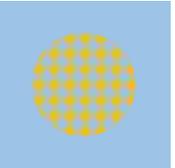
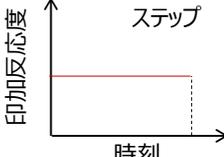
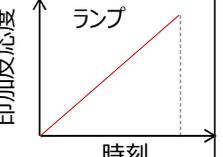
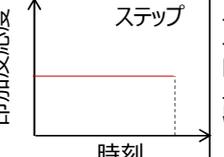
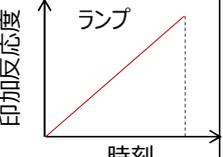
入力	基準値
デブリ物質の組成割合	デブリ内物質重量に応じた組成割合
燃料デブリ重量	最小臨界質量
濃縮度	4 wt%
デブリ粒子または水孔半径	1 cm
デブリ粒子配置	FCC 配置
反応度印加量	0.1 % $\Delta k/k$
反応度印加	ステップ/ランプ
臨界から臨界検知までの時間	30 分
未臨界措置までの時間遅れ	10 分

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) <sup>14</sup>より引用し一部改変

### 2.2.3 燃料デブリ取出しの臨界事故シナリオに基づく臨界・線量評価

(1) 燃料デブリ取出し時の臨界事故シナリオに基づく臨界・線量評価のモデル化<sup>8-14</sup>

図 2.33 に示す評価手順に従い、評価モデルごとに、臨界計算を行い得られたアウトプット等に基づき動特性解析を実施した。動特性解析で得られた総核分裂数等をインプットとして、線量計算を行い、敷地境界における線量を評価した。

	亀裂水侵入	ボウリング	崩落	細粉蓄積
事象	燃料デブリ分散 (FCC燃料粒子) 			
臨界評価モデル	燃料デブリ塊 (FCC水孔) 		燃料デブリ分散 (FCC燃料粒子) 	
反応度印加モデル				

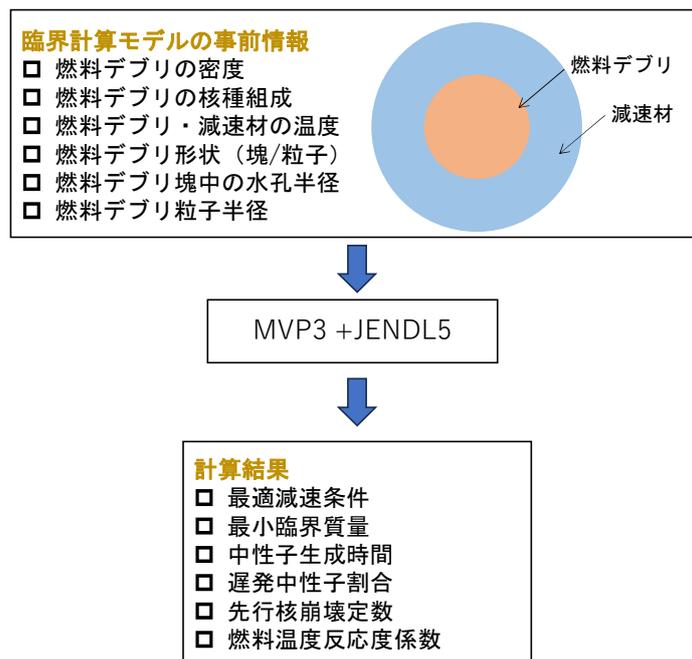
出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024)<sup>14</sup> より引用し一部改変

図 2.33 臨界事故シナリオに基づく線量評価事例

Fig. 2.33 Examples of dose assessment based on criticality scenarios.

#### ① 臨界評価モデル

図 2.34 に臨界条件の導出の流れを示すとおり、臨界事故シナリオに基づき、デブリ粒子半径、物質組成・核種組成等をもとに臨界評価モデルを構築し、動特性解析に必要な最適減速条件、最小臨界量、中性子生成時間、実効遅発中性子割合・遅発中性子先行核崩壊定数を評価した。また、燃料温度を変えた計算を複数行い、実効増倍率の変化から燃料温度反応度係数を求めた。なお、臨界評価では、連続エネルギーモンテカルロコード MVP-3.0 コード、核データライブラリは JENDL-5 を用いた。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) <sup>14</sup> より引用し一部改変

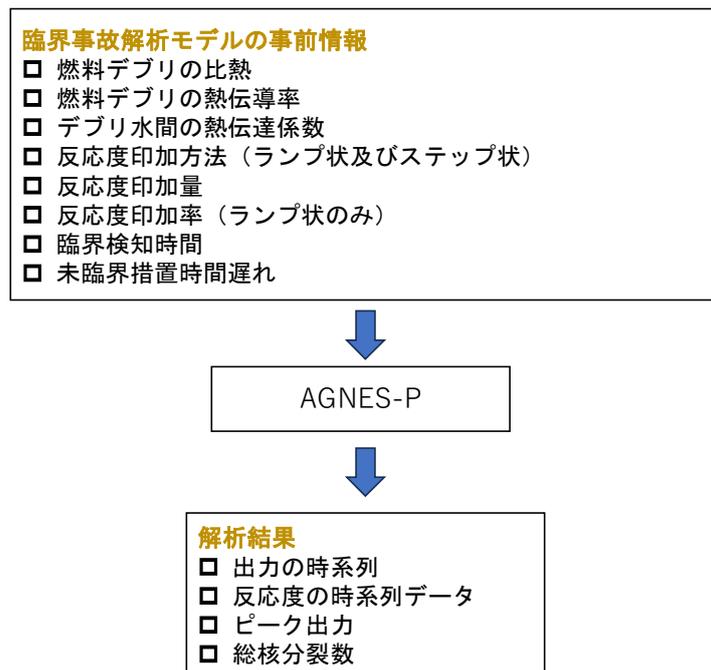
図 2.34 臨界条件導出フロー

Fig. 2.34 Critical condition derivation flow.

## ② 動特性解析モデル

臨界評価で得られた中性子生成時間、実効遅発中性子割合・遅発中性子先行核崩壊定数、燃料温度反応度係数等の情報と、燃料デブリ性状の基本情報（デブリの物質組成、デブリを構成する物質の密度、デブリ及び減速材の温度、体系の種類（本検討では塊状態または分散状態）、デブリ水孔半径（塊状態の場合）、デブリ粒子半径<sup>8,13,39,40</sup>（分散状態の場合））、反応度印加モデル（デブリを構成する物質の比熱、デブリを構成する物質の熱伝導率<sup>41,42</sup>、デブリ-水間の熱伝達係数<sup>9,13</sup>、反応度印加の種類（ステップ状またはランプ状）、反応度印加量<sup>35</sup>、反応度印加率（ランプ状反応度印加の場合）、臨界後未臨界までの時間遅れ、初期出力密度）等を用いて動特性解析に必要な評価条件を設定した。本検討では、デブリ体系が塊状態の場合、塊状態のデブリの周囲に水が存在している動特性計算体系を仮定した（臨界計算時と同様の体系）。一方で、デブリ体系が分散状態の場合、ある1粒のデブリ粒子とその周囲の水にのみ着目した動特性計算体系を仮定した。これはデブリと水間の熱伝達を正しく考慮するためである。

図 2.35 に総核分裂数の評価の流れを示すとおり、臨界事故解析コード AGNES-P を用いて、臨界体系において、反応度が印加された場合の動特性計算を行い、総核分裂数を評価した。これにより、出力の過渡変化、反応度変化、燃料・減速材温度変化、ピーク時間・出力に加えて、線量評価に必要な総核分裂数を評価した。



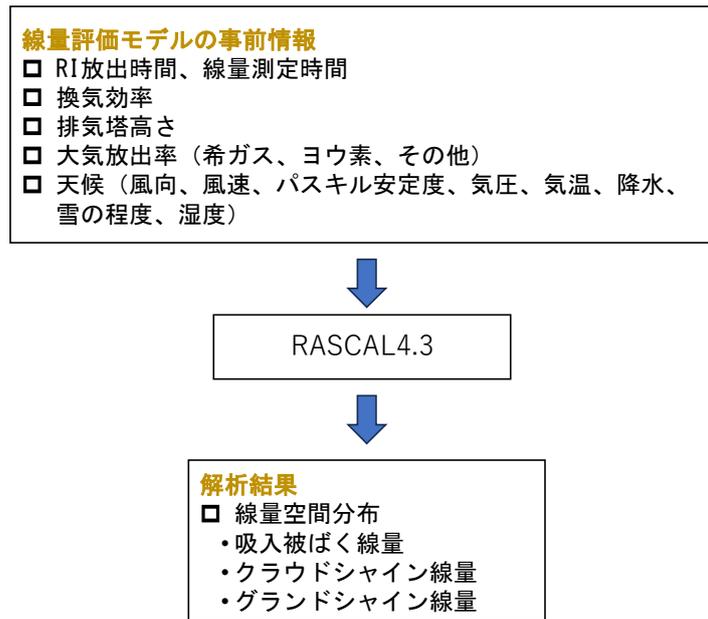
出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) <sup>14</sup> より引用し一部改変

図 2.35 総核分裂数の計算の流れ

Fig. 2.35 Calculation flow of total fission number.

### ③ 線量評価モデル

線量（吸入、クラウドシャイン、グラウンドシャイン等）の空間分布、敷地境界被ばく線量を評価するために、RASCAL を用いて評価した。RASCAL は線量評価に関連するいくつかのツールによって構成されているが、本検討では独自に設定したソースタームで線量評価を可能とする「Source Term to Dose」ツールを使用した。図 2.36 の敷地境界における線量評価の流れを示すとおり、総核分裂数をソースタームとして臨界事故解析コードで得られた核分裂数を用いた。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) <sup>14</sup>より引用し一部改変

図 2.36 線量評価の流れ

Fig. 2.36 Dose evaluation flow.

## (2) 評価結果 <sup>14</sup>

燃料デブリの取出し時に臨界を超過した際の線量評価手法の整備により臨界解析、臨界事故解析及び線量評価の一連の解析が可能となった。上記の臨界事故シナリオを想定した条件で、図 2.35 及び図 2.36 の線量評価手順に基づき RPV 底部及び PCV 内ペDESTAL 内側における臨界事故シナリオに基づく敷地境界における線量を評価した。その結果を、表 2.8 及び表 2.9 に示す。RASCAL で評価される線量評価は、敷地境界被ばく線量は吸入預託実効線量、クラウドシャイン線量及びグラウンドシャイン線量の和である。なお、直達線による被ばくは、事故発生地点から敷地境界までの間に存在する水、構造材、コンクリート等による遮蔽の効果により影響が無視できるため考慮しない。

デブリの所在別でみると、PCV 底部ペDESTAL 内側での総核分裂数は RPV 底部と比べて、数倍から 10 倍程度大きい。この差異は、前者のデブリに燃料以外の物質が多く含まれることから「最小臨界量が大きいこと」及び「比熱が大きくドップラ反応度フィードバック効果が効きにくいこと」により生じていると考えられる。また、デブリ体系の種類別でみると、ステップ状反応度印加の場合、分散状態の総核分裂数は塊状態と比べて数倍大きい。この差異は、前者の方が「デブリから水への熱伝達効率が良く（デブリ体積当たりの表面積が大きく）、ドップラ反応度フィードバック効果が効きにくいこと」により生じていると考えられる。一方で、ランプ状反応度印加の場合、過渡中の出力が低いために温度変化が小さく、熱伝達効率の差異による効果が現れにくいためであると考えられる。

さらに、反応度印加の種類別でみると、ステップ状の場合の総核分裂数はランプ状と比べて 10 倍から数百倍程度大きい。本検討におけるランプ状反応度印加では、ステップ状反応度印加の場合と同量の反応度が 40 分間で緩やかに挿入されるため、ステップ状反応度印加の場合と比べて出力の変動が緩やかとなるためである。

表 2.8 RPV 底部における臨界事故シナリオに基づく線量評価結果

Table 2.8 Results of dose assessment based on criticality scenarios at the bottom of the RPV.

燃料デブリ体系	塊状態		分散状態	
最小臨界質量	0.02 m <sup>3</sup> (0.2 ton)		0.02 m <sup>3</sup> (0.2 ton)	
反応度印加	ステップ状	ランプ状	ステップ状	ランプ状
事象	亀裂水侵入	ボーリング	崩落	細粉蓄積
総核分裂数	1×10 <sup>17</sup>	5×10 <sup>11</sup>	5×10 <sup>17</sup>	3×10 <sup>11</sup>
敷地境界線量	< 0.001 mSv	< 0.001 mSv	< 0.003 mSv	< 0.001 mSv

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) <sup>14</sup> より引用し一部改変

表 2.9 PCV 内ペデスタル内側における臨界事故シナリオに基づく線量評価結果

Table 2.9 Results of dose assessment based on criticality scenarios at the bottom of the RCV.

燃料デブリ体系	塊状態		分散状態	
最小臨界質量	0.29 m <sup>3</sup> (1.5 ton)		0.25 m <sup>3</sup> (1.3 ton)	
反応度印加	ステップ状	ランプ状	ステップ状	ランプ状
事象	亀裂水侵入	ボーリング	崩落	細粉蓄積
総核分裂数	7×10 <sup>17</sup>	2×10 <sup>13</sup>	3×10 <sup>18</sup>	2×10 <sup>13</sup>
敷地境界線量	< 0.003 mSv	< 0.001 mSv	< 0.01 mSv	< 0.001mSv

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (2024) <sup>14</sup> より引用し一部改変

### 3. 結論

#### 3.1 成果の要点

##### 3.1.1 臨界管理評価手法の整備

燃料デブリの臨界管理評価手法の整備では、燃料デブリの燃焼度や炉内構造物の混合割合等をパラメータとした臨界特性データを蓄積し、臨界安全評価を実施できる臨界マップデータベースを整備した<sup>414</sup>。また、このデータベースの整備において、燃料デブリ構成物質の乱雑化分布の影響を評価するために Solomon<sup>2</sup>を整備し、燃料デブリの乱雑さが臨界量評価に与える影響について評価を行った。これにより燃料デブリの空間的な乱雑混合を考慮することでより臨界になりやすい条件の組成分布を見出すことができると考えられる。これに加えて、燃料デブリの臨界特性を模擬した臨界実験データを蓄積するため、STACY更新炉を整備した。これにより、臨界管理に用いられる臨界安全評価コードと核データライブラリの妥当性評価に必要なデータを取得することが可能となった。さらに、燃料デブリの性状を把握するために、3次元炉心損傷・熔融進展解析コードを整備し、1F2号機の熔融メルト移行挙動に係る詳細解析を実施した。その結果、RPV底部に形成された燃料デブリの成分体積率を取得することができ、燃料デブリの臨界安全評価を実施するうえでの参考となる知見が得られた。

##### 3.1.2 臨界を超過した際の線量評価手法の整備

燃料デブリ取出し作業時を想定し、臨界超過した際に発生する放射性物質による作業現場近傍の線量を評価する手法を整備した<sup>414</sup>。燃料デブリ取出し作業時に、燃料デブリの掘削等によって燃料と減速材の混合割合の変化等が生じ、臨界超過に至る可能性があることから、燃料デブリ取出し作業により臨界となる臨界事故シナリオを検討した。さらに、臨界を超過した際の線量評価手法を用いて臨界事故シナリオごとに発生する総核分裂数及び敷地境界における線量を評価した。これらの知見は、燃料デブリの取出し作業において万が一臨界超過となる事態が発生した時に、作業現場近傍における線量評価の検証に活用できると考えられる。

#### 3.2 目的の達成状況

本研究では、事業者が行う燃料デブリの取出し作業時の臨界管理及び万が一臨界超過した場合の線量評価の妥当性を確認するために、臨界管理評価手法の整備及び臨界を超過した際の線量評価手法の整備を計画した。臨界管理評価手法の整備については、計画どおり、多様な性状を持つ燃料デブリの臨界特性データを蓄積し、臨界安全評価を行うための臨界マップデータベースを作成した。また、燃料デブリの臨界特性を模擬した臨界実験を行い、燃料デブリに対する臨界安全評価コードの妥当性を確認するために必要な臨界特性データを取得した。さらに、3次元炉心損傷・熔融進展解析コードの整備を実施し、損傷・熔融進展中の燃料デブリの性状を詳細に確認した。これにより、燃料デブリの取出し作業時の臨

界管理の技術的妥当性を確認するための臨界管理評価手法の整備を完了し、当初の目的を達成した。

さらに、臨界を超過した際の線量評価手法の整備については、計画とおり、燃料デブリ取出し作業時の燃料デブリの掘削等により臨界となる事故シナリオを検討し、臨界超過した際に発生する放射性物質による敷地境界の線量評価を実施した。これにより、燃料デブリ取出し時に万が一臨界となった場合の 1F 敷地境界での線量を評価するためのツール等の整備を完了し、当初の目的を達成した。

### 3.3 成果の公表等

#### 3.3.1 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 Okawa, T., Nakajima, T., “Modeling and Verification of Three-Dimensional Simulation for BWR In-Vessel Core Degradation”, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 101, pp. 182–195, 2017. doi:10.1016/j.anucene.2016.09.042
- ② Okawa, T., Shiba, S., Nakajima, T., “Physical Model Features and Validation Status of Three-dimensional Simulation Model for BWR In-Vessel Core Degradation”, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 105, pp. 168–183, 2017. doi:10.1016/j.anucene.2017.03.021
- ③ Okawa, T., “Validation Progress and Exploratory Analyses of Three-Dimensional Simulation Code for BWR In-Vessel Core Degradation”, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 117, pp. 73–83, 2018. doi:10.1016/j.anucene.2018.03.018
- ④ Okawa, T., “A Three-Dimensional Approach for Simulating BWR Core Melt Progression – Validation Progress on CORA-BWR Experimental Series”, *Annals of Nuclear Energy*. Vol. 132, pp. 512–525, 2019. doi:10.1016/j.anucene.2019.06.041
- ⑤ Okawa, T., “Application of Three-Dimensional Detailed Geometry to Simulation of Melt Progression in an Intricate BWR Lower Head”, *Annals of Nuclear Energy*. Vol. 153, 108065, 2021. doi:10.1016/j.anucene.2020.108065
- ⑥ Shiba, S., Sakai, T., “Criticality evaluation considering nonuniformity effect using Monte Carlo perturbation method”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 60, No. 8, pp. 943-954, 2023. doi:10.1080/00223131.2022.215989

- ⑦ Shiba, S., Iwahashi, D., Okawa, T., “Criticality Evaluation During Fuel Debris Particle Sedimentation Using Coupled DEM-MPS Code”, Nuclear Technology, Vol. 209, No. 8, pp. 1154-1163, 2023. doi:10.1080/00295450.2023.2191588

(4) 学術会議のプロシーディングス（査読付）

- ① Shiba, S., Iwahashi, D., Okawa, T., Gunji, S., Izawa, K., Suyama, K., “PRELIMINARY ANALYSIS OF RANDOMIZED CONFIGURATION PATTERNS IN MODIFIED STACY CORE”, The 12th International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC2023), 2023.
- ② Kawaguchi, M., Shiba, S., Iwahashi, D., Okawa, T., Gunji, S., Izawa, K., Suyama, K., “PRELIMINARY ANALYSES OF MODIFIED STACY CORE CONFIGURATION USING SERPENT WITH JENDL-5”, The 12th International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC2023), 2023.
- ③ Shiba, S., Iwahashi, D., Okawa, T., Gunji, S., Izawa, K., Suyama, K., “PRELIMINARY EVALUATION OF SIMILARITY BETWEEN THE MODIFIED STACY CORE CONFIGURATIONS AND THE PSEUDO-FUEL DEBRIS MODELS”, Proceedings of ICONE30, 2023. doi:10.1299/jsmeicone.2023.30.1097
- ④ Shiba, S., “Critical Experiment Analyses of the Modified STACY Core Simulating Fuel Debris”, Nuclear Criticality Safety Division 2025 Conference (NCSD), 2025. (Submitted for publication)
- ⑤ Shiba, S., “Fuel debris model”, 2025 ANS Annual Conference (ANS2025), 2025. (Submitted for publication)

(5) 表彰・受賞

- ① “Highly Evaluated Posters”, Kawaguchi, M., Shiba, S., Iwahashi, D., Okawa, T., Gunji, S., Izawa, K., Suyama, K., “PRELIMINARY ANALYSES OF MODIFIED STACY CORE CONFIGURATION USING SERPENT WITH JENDL-5”, The 12th International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC2023), 2023.

(6) その他

- ① 柴茂樹、「燃料デブリ粒子の水中沈降・堆積時における中性子実効増倍率の解析」、日本原子力学会 2021 年秋の大会、令和 3 年
- ② 岩橋大希、柴茂樹、井澤一彦、郡司智、荒木祥平、「燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備 (3) ボロン注入実験の事前解析」、日本原子力学会 2022 年春の年会、令和 4 年
- ③ 柴茂樹、「ハイブリッド遺伝的アルゴリズムを用いた臨界安全評価のための不均一効果計算の検討」、日本原子力学会 2022 年秋の大会、令和 4 年
- ④ Shiba, S., “Consideration of Nonuniformity Effect using Hybrid Genetic Algorithm on

### 3.3.2 委託先による公表

#### (1) 論文 (査読付)

- ① Ueki, T., “Fractal dimension analysis for run length diagnosis of Monte Carlo criticality calculation”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 53, pp. 312-322, 2016.  
doi:10.1080/00223131.2015.1039620
- ② Ueki, T., “Monte Carlo criticality analysis under material distribution uncertainty”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 54, pp. 267-279, 2017.  
doi:10.1080/00223131.2016.1260066
- ③ Ueki, T., “A power spectrum approach to tally convergence in Monte Carlo criticality calculation”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 54, pp.1310-1320, 2017.  
doi:10.1080/00223131.2017.1365022
- ④ Gunji, S., Tonoike, K., Izawa, K., Sono, H., “Study of experimental core configuration of the modified STACY for measurement of criticality characteristics of fuel debris”, *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 101, pp.321-328, 2017. doi:10.1016/j.pnucene.2017.03.002
- ⑤ Ueki, T., “Monte Carlo criticality analysis of random media under bounded fluctuation driven by normal noise”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 55, pp.1180-1192, 2018.  
doi:10.1080/00223131.2018.1483846
- ⑥ Ueki, T., “Universal methodology for statistical error and convergence of correlated Monte Carlo tallies”, *Nuclear Science and Engineering*, Vol. 193:7, pp.776-789, 2019.  
doi:10.1080/00295639.2018.1562779
- ⑦ Ueki, T., “Judgment on Convergence-in-Distribution of Monte Carlo Tallies Under Autocorrelation”, *Nuclear Science and Engineering*, Vol. 194:6, pp.422-432, 2020.  
doi:10.1080/00295639.2019.1710418
- ⑧ Ueki, T., “Monte Carlo Criticality Calculation of Random Media Formed by Multimaterials Mixture Under Extreme Disorder”, *Nuclear Science and Engineering*, Vol. 195:2, pp.214-226, 2021. doi:10.1080/00295639.2020.1801000
- ⑨ Ueki, T., “Weierstrass function methodology for uncertainty analysis of random media criticality with spectrum range control”, *Progress in Nuclear Energy*, Vol.144, 2022.  
doi:10.1016/j.pnucene.2021.104099
- ⑩ Fukuda, K., Yamane, Y., “Effect of fuel particle size on consequences of criticality accidents in water-moderated solid fuel particle dispersion system”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 60, pp.1514-1525, 2023. doi:10.1080/00223131.2023.2224327
- ⑪ Gunji, S., Araki, S., Suyama, K., “Development of Experimental Core Configurations to Clarify keff Variations by Nonuniform Core Configurations”, *Nuclear Science and Engineering*, Vol.

197:8, pp.2017-2029, 2023. doi:10.1080/00295639.2022.2164151

- ⑫ Ueki, T., “Generalized extreme value analysis of efficient evaluation of extreme values in random media criticality calculations”, *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 173, 104630, 2024.  
doi:10.1016/j.pnucene.2024.105236
- ⑬ Gunji, S., Araki, S., Izawa, K., Suyama, K., “Study on the specifications of the basic core configurations of the modified STACY”, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 209, 110783, 2024.  
doi:10.1016/j.anucene.2024.110783

(2) 学術会議のプロシーディングス (査読付)

- ① Izawa, K., Tonoike, K., Sono, H., Miyoshi, Y. "Critical experiments for fuel debris using modified STACY", *Proc. of PHYSOR 2014*, 2014.
- ② Tonoike, K., Yamane, Y., Umeda, M., Sono, H., “Study on Criticality Control of Fuel Debris by Japan Atomic Energy Agency to Support Nuclear Regulation Authority of Japan”, *Proc. of ICNC2015*, 2015.
- ③ Izawa, K., Tonoike, K., Leclaire, N., Duhamel, I., “Design of Water-Moderated Heterogeneous Cores in New STACY Facility through JAEA/IRSN Collaboration”, *Proc. of ICNC2015*, 2015.
- ④ Tonoike, K., Okubo, K., Takada, T., “Criticality Characteristics of MCCI Products Possibly Produced in Reactors of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station”, *Proc. of ICNC2015*, 2015.
- ⑤ Gunji, S., Tonoike, K., Izawa, K., Sono, H., “Study of experimental core configuration of the modified STACY for reactivity worth measurement of MCCI products”, *Proc. of PHYSOR2016*, 2016.
- ⑥ Yamane, Y., Tonoike, K., “Development of Criticality Risk Evaluation Method for Fuel Debris in Fukushima-Daiichi NPS”, *Proc. of ICNC2015*, 2015.
- ⑦ Ueki, T., “Spectral Analysis for Convergence Assessment in Monte Carlo Criticality Calculation”, *Proc. of M&C2017*, 2017.
- ⑧ Tonoike, K., Watanabe, T., Gunji, S., Yamane, Y., Nagaya, Y., Umeda, M., Izawa, K., Ogawa, K., “Progress of Criticality Control Study on Fuel Debris by Japan Atomic Energy Agency to Support Secretariat of Nuclear Regulation Authority”, *Proc. of ICNC2019*, 2019.
- ⑨ Watanabe, T., Okubo, K., Araki, S., Tonoike, K., “Criticality characteristics of fuel debris mixed by fuels with different burnups based on fuel loading pattern”, *Proc. of ICNC2019*, 2019.
- ⑩ Izawa, K., Ishikawa, J., Okubo, T., Ogawa, K., Tonoike, K., “Neutronic Design of Basic Cores of the New STACY”, *Proc. of ICNC2019*, 2019.
- ⑪ Gunji, S., Clavel, J.-B., Tonoike, K., Duhamel, I., “Design Methodology for Fuel Debris Experiment in the New STACY Facility”, *Proc. of ICNC2019*, 2019.
- ⑫ Ueki, T. “Continuous Energy Monte Carlo Criticality Calculation of Random Media under Power Law Spectrum”, *Proc. of M&C2019*, 2019.

- ⑬ Nagaya, Y., Ueki, T., Tonoike, K., “SOLOMON: a Monte Carlo Solver for Criticality Safety Analysis”, Proc. of ICNC2019, 2019.
- ⑭ Yamane, Y., Numata, Y., Tonoike, K., “Exploratory Investigation For Estimation of Fuel Debris Criticality Risk”, Proc. of ICNC2019, 2019.
- ⑮ Araki, S., Gunji, S., Tonoike, K., Kobayashi, F., Izawa, K., Ogawa, K., “A New Critical Assembly: STACY”, Proc. of RRFM 2020, 2020.
- ⑯ Araki, S., Yamane, Y., Ueki, T., Tonoike, K., “Effect of  $\beta$  on Effective Multiplication Factor in  $1/k_{eff}$  Spectrum Random System”, Proc. of PHYSOR2020, 2020.
- ⑰ Gunji, S., Araki, S., Suyama, K., Izawa, K., “Evaluation of critical experimental core configurations to simulate non-uniform fuel debris”, Proc. of PHYSOR2022, 2022.
- ⑱ Gunji, S., Yoshikawa, T., Araki, S., Izawa, K., Suyama, K., “STUDY ON THE BASIC CORE ANALYSIS OF THE NEW STACY”, Proc. of ICNC2023, 2023.
- ⑲ Ueki, T., “RANDOM MEDIA CRITICALITY ANALYSIS METHODS IN MONTE CARLO SOLVER SOLOMON”, Proc. of ICNC2023, 2023.
- ⑳ Gunji, S., Araki, S., Arakaki, Y., Izawa, K., Suyama, K., “PLANNING OF THE DEBRIS-SIMULATED CRITICAL EXPERIMENTS ON THE NEW STACY”, Proc. of ICNC2023, 2023.
- ㉑ Araki, S., Gunji, S., Arakaki, Y., Watanabe, T., Yoshikawa, T., Murakami, T., Kobayashi, F., Izawa, K., Suyama, K., “DEBRIS-SIMULATED CORE ANALYSIS UNDER FUEL PROCUREMENT CONSTRAINTS IN NEW STACY EXPERIMENTS”, Proc. of ICNC2023, 2023.
- ㉒ Izawa, K., Ishii, J., Seki, M., Kobayashi, F., Sumiya, M., Maekawa, T., Arakaki, Y., Araki, S., Sono, H., Suyama, K., “Progress of modification work of the Static Experiment Critical Facility (STACY) and preparation for first series of critical experiments under the new regulatory standards of Japan”, Proc. of ICNC2023, 2023.
- ㉓ Kobayashi, F., Fukaya, H., Izawa, K., Kida, T., Sono, H., Suyama, K., “Status on the development of the fabrication and analysis equipment of the pseudo fuel debris”, Proc. of ICNC2023, 2023.
- ㉔ Suyama, K., Ueki, T., Gunji, S., Watanabe, T., Araki, S., Fukuda, K., Yamane, Y., Izawa, K., Nagaya, Y., Kikuchi, T., Okubo, K., “STUDY ON CRITICALITY SAFETY CONTROL OF FUEL DEBRIS FOR VALIDATION OF METHODOLOGY APPLIED TO THE SAFETY REGULATION”, Proc. of ICNC2023, 2023.
- ㉕ Yamanae, Y., Suyama, K., “Sensitivity Analysis of the Parameters in Consequence Analysis of Postulated Fuel Debris Criticality Accident in Fukushima Dai-ichi NPP”, Proc. of ICNC2023, 2023.
- ㉖ Araki, S., Gunji, S., Arakaki, Y., Murakami, T., Yoshikawa, T., Hasegawa, K., Tada, Y., Izawa, K., Suyama, K., “Validation of Integrated Thermal Power Measurement using Solution fuel

- STACY experimental data for modified STACY Performance Test”, Proc. of RPHA2023, 2023.
- ⑳ Gunji, S., Araki, S., Suyama, K., Izawa, K., Suyama, K., “Critical Experiment Plans on the New STACY to Clarify the Criticality Characteristics of the Molten Core-Concrete Interaction Products”, Proc. of PHYSOR2024, 2024.
- ㉑ Watanabe, T., Ueki, T., Suyama, K., “Application of Monte Carlo Solver Solomon to Critical Mass Calculation of Fuel Randomization System”, Proc. of PHYSOR2024, 2024.
- ㉒ Nagaya, Y., “Review of JAEA’s Monte Carlo Codes for Nuclear Reactor Core Analysis”, Proc. Of SNA+MC 2024, 2024.

### (3) その他

- ① 植木太郎、「確率的乱雑化による  $\text{UO}_2$ ・コンクリート系の臨界性評価の揺らぎ」、日本原子力学会 2016 年春の年会、平成 28 年
- ② 植木太郎、「直交規格化加重に基づく標準化時系列法による統計誤差評価」、日本原子力学会 2016 年秋の年会、平成 28 年
- ③ 植木太郎、「確率微分方程式に準拠するモンテカルロ法臨界計算タリーの収束基準」、日本原子力学会 2017 年秋の年会、平成 29 年
- ④ 植木太郎、「正規分布ノイズ下での有界空間変動による乱雑化モンテカルロ法臨界計算」、日本原子力学会 2018 年春の大会、平成 30 年
- ⑤ 長家康展、羽倉洋行、「臨界安全解析用モンテカルロ計算ソルバーSolomon の開発 (1) ACE 形式に基づく衝突解析モデルの実装」、日本原子力学会 2018 年春の大会、平成 30 年
- ⑥ 植木太郎、「確率的乱雑化モデルの拡張とモンテカルロ計算ソルバーSolomon への実装」、日本原子力学会 2019 年春の大会、平成 31 年
- ⑦ 植木太郎、「デルタ追跡法モンテカルロ中性子輸送計算におけるボクセル利用」、日本原子力学会 2021 年春の年会、令和 3 年
- ⑧ 荒木祥平、井澤一彦、郡司智、須山賢也、石井淳一、関真和、小林冬実、深谷洋行、「燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備 (1) 定常臨界実験装置 STACY 更新炉の概要と進捗」、日本原子力学会 2021 年秋の大会、令和 3 年
- ⑨ 植木太郎、「スペクトル範囲設定機能付き逆べき乗則乱雑媒質の臨界性評価」、日本原子力学会 2021 年秋の大会、令和 3 年
- ⑩ 郡司智、荒木祥平、須山賢也、井澤一彦、「燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備 (2) 模擬燃料デブリ反応度測定のための計算解析」、日本原子力学会 2021 年秋の大会、令和 3 年
- ⑪ 渡邊友章、菊地丈夫、外池幸太郎、須山賢也、「PWR 高燃焼度先行照射燃料の核種組成測定及び SWAT4.0 による解析」、日本原子力学会 2021 年秋の大会、令和 3 年

- ⑫ 新垣優、井澤一彦、郡司智、荒木祥平、須山賢也、「燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備 (4) 炉心への試料装荷装置の炉心パラメータへの影響評価」、日本原子力学会 2022 年春の年会、令和 4 年
- ⑬ 荒木祥平、井澤一彦、郡司智、新垣優、須山賢也、「燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備 (5) デブリ模擬実験に使用するコンクリート模擬体の試作」、日本原子力学会 2022 年春の年会、令和 4 年
- ⑭ 前川知之、関真和、住谷正人、荒木祥平、村上貴彦、長谷川健太、吉川智輝、森孝司、石井淳一、小林冬実、井澤一彦、「燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備 (6) 定常臨界実験装置 STACY の整備状況」、日本原子力学会 2022 年秋の大会、令和 4 年
- ⑮ 郡司智、荒木祥平、関真和、井澤一彦、須山賢也、「燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備 (7) 炉心周辺機器の反応度効果の事前評価」、日本原子力学会 2022 年秋の大会、令和 4 年
- ⑯ 荒木祥平、郡司智、井澤一彦、須山賢也、「燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備 (8) 現有燃料 400 本を用いた 2 領域炉心の検討」、日本原子力学会 2022 年秋の大会、令和 4 年
- ⑰ 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構安全研究・防災支援部門安全研究センター、安全研究センター成果報告書 (令和 3 年度)、令和 4 年
- ⑱ 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構安全研究・防災支援部門、「Current Status of Research on Nuclear Safety and Emergency Preparedness in JAEA and Expectation for future IRSN-JAEA Cooperation」、令和 4 年
- ⑲ 郡司智、「Status of STACY; Modification of critical experiment apparatus, aiming to validate the criticality safety evaluation method of fuel debris」、IRSN-NRA-JAEA Technical Seminar 2022、令和 4 年
- ⑳ 郡司智、荒木祥平、吉川智輝、井澤一彦、須山賢也、「燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備 (9) 初臨界及び燃料デブリの挙動を模擬する実験炉心の検討」、日本原子力学会 2023 年春の大会、令和 5 年
- ㉑ 吉川智輝、荒木祥平、新垣優、井澤一彦、郡司智、須山賢也、「燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備 (10) デブリ構造材模擬体を用いた炉心の臨界解析及び炉心構成範囲の検討」、日本原子力学会 2023 年春の大会、令和 5 年
- ㉒ 荒木祥平、郡司智、新垣優、吉川智輝、井澤一彦、須山賢也、「燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備 (11) コンクリート構造材模擬体を用いた実験の検討」、日本原子力学会 2023 年春の大会、令和 5 年
- ㉓ 福田航大、山根祐一、「燃料デブリ粒子の大きさが臨界挙動に与える影響を熱移動の観点から調査する動特性解析」、日本原子力学会 2023 年春の大会、令和 5 年

- ②④ 植木太郎、「極値統計によるモンテカルロ乱雑化臨界計算における有界増幅の評価」、日本原子力学会 2023 年春の大会、令和 5 年
- ②⑤ 渡邊友章、植木太郎、須山賢也、「Solomon を用いた燃料乱雑体系の臨界量解析」、日本原子力学会 2023 年春の大会、令和 5 年
- ②⑥ 植木太郎、「燃料デブリの臨界計算とモンテカルロ法」、第 54 回炉物理部会夏期セミナー、令和 5 年
- ②⑦ 荒木祥平、郡司智、長谷川健太、多田裕太、吉川智輝、井澤一彦、須山賢也、「燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備 (12) 熱出力に測定に向けた予備解析」、日本原子力学会 2023 年秋の年会、令和 5 年
- ②⑧ 郡司智、荒木祥平、須山賢也、「燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備 (13) 構造材の不均一な配置による臨界性評価のための実験炉心策定」、日本原子力学会 2023 年秋の年会、令和 5 年
- ②⑨ 郡司智、荒木祥平、吉川智輝、井澤一彦、須山賢也、「燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備 (14) 初臨界炉心の再検討」、日本原子力学会 2024 年春の大会、令和 6 年
- ③⑩ 荒木祥平、郡司智、吉川智輝、新垣優、井澤一彦、須山賢也、「燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備 (15) デブリ構造材模擬体を用いた炉心の再検討」、日本原子力学会 2024 年春の大会、令和 6 年
- ③⑪ 長谷川健太、新垣優、村上貴彦、住谷正人、會澤栄寿、関真和、石井淳一、荒木祥平、井澤一彦、郡司智、「燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備 (16) STACY 運転再開に伴う性能検査」、日本原子力学会 2024 年秋の年会、令和 6 年
- ③⑫ 吉川智輝、井澤一彦、荒木祥平、渡邊友章、郡司智、「燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備 (17) 初臨界炉心の臨界データと計算コードの評価結果」、日本原子力学会 2024 年秋の年会、令和 6 年
- ③⑬ 荒木祥平、村上貴彦、神川豊、新垣優、多田裕太、會澤栄寿、関真和、石井淳一、井澤一彦、郡司智、「燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備 (18) 熱出力校正試験」、日本原子力学会 2024 年秋の年会、令和 6 年
- ③⑭ 郡司智、荒木祥平、新垣優、井澤一彦、「燃料デブリの臨界特性を明らかにする定常臨界実験装置 STACY 更新炉の整備 (19) コンクリート構造材模擬体の調製不確かさが臨界水位に与える影響の評価」、日本原子力学会 2024 年秋の年会、令和 6 年

### 3.4 成果の活用等

燃料デブリの性状を踏まえた臨界管理評価手法及び臨界を超過した際の線量評価手法の技術的知見は、1Fの燃料デブリに係る審査支援に活用できることが見込まれる。具体的には、臨界管理評価手法に関する研究の成果である臨界マップデータベースは、燃料デブリの取出し作業、取出し後の収納・輸送・保管において事業者が行う臨界管理の妥当性を判断する際に、適切な安全余裕が確保できているかの評価に活用できる。臨界を超過した際の線量評価手法に関する研究の成果は、燃料デブリの取出し作業において万が一臨界超過となる事態が発生した場合の敷地境界における線量評価の検証に活用できる。

### 3.5 今後の課題等

燃料デブリの性状を踏まえた臨界管理評価手法では、STACY 更新炉を用いて、1Fの燃料デブリの臨界特性を模擬した臨界実験を実施した。ただし、本研究で実施した燃料デブリ模擬実験では、使用できる $\text{UO}_2$ 燃料棒及びデブリ構造材模擬体の数に制限があったため、臨界マップデータベース作成には問題ないものの、限られた条件での臨界実験データのみ取得することができた。そのため、可能であればSTACY 更新炉で使用できる $\text{UO}_2$ 燃料棒及びデブリ構造材模擬体の種類を増やすとともに、1Fの燃料デブリの試験的取出し作業等により得られる組成情報を反映させた臨界実験を継続的に行い、燃料デブリの核特性に関する知見を蓄積することは、燃料デブリ取出し作業時の臨界管理の精度をさらに向上させる観点で、望ましいと考えられる。

臨界を超過した際の線量評価手法では、1F内の燃料デブリの所在、組成等が不確かな状況において、いくつかの仮定を置いた評価を実施していることから、周辺環境の線量評価には誤差が含まれている。試験的取出し作業等により得られる燃料デブリの所在、組成情報を反映させた線量評価を継続的に行うことが重要である。

## 参考文献一覧

- 1 燃料デブリポータルサイト、  
<https://www.tepco.co.jp/decommission/progress/fuel-debris/index-j.html>（2025年2月7日確認）
- 2 Nagaya, Y., Ueki, T., Tonoike, K., “SOLOMON: A Monte Carlo Solver for Criticality Safety Analysis”, Proceedings of ICNC 2019, Paris, France, September 15-20, 2019.
- 3 Nuclear Energy Agency, "ICSBEP Handbook 2021", International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project Handbook (database), 2021. doi:10.1787/110ba6fc-en
- 4 独立行政法人日本原子力研究開発機構、平成26年度原子力施設の臨界管理安全基盤強化委託費（東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備）事業報告書、平成27年3月。
- 5 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、平成27年度原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備）事業報告書、平成29年3月。
- 6 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、平成28年度原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備）事業報告書、平成30年3月。
- 7 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、平成29年度原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備）事業報告書、平成31年3月。
- 8 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、平成30年度原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備）事業報告書、令和2年3月。
- 9 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、平成31年度原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備）事業報告書、令和3年3月。
- 10 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、令和2年度原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備）事業報告書、令和4年3月。
- 11 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、令和3年度原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備）事業報告書、令和5年3月。
- 12 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、令和4年度原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備）事業報告書、令和6年3月。

- 13 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、令和 5 年度原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備）事業報告書、令和 6 年 3 月.
- 14 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、令和 6 年度原子力施設等防災対策等委託費（東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備）中間報告書、令和 6 年 11 月.
- 15 Okumura, K., Kugo, T., Kaneko, K., Tsuchihashi, K., “SRAC2006 : A Comprehensive Neutronics Calculation Code System”, JAEA-Data/Code 2007-004, 2007.
- 16 Shibata, K., Iwamoto, O., Nakagawa, T., Iwamoto, N., Ichihara, A., Kunieda, S., Chiba, S., Furutaka, K., Otuka, N., Ohsawa, T., Murata, T., Matsunobu, H., Zukeran, A., Kamada, S., and Katakura, J., “JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 48, Issue 1, pp. 1-30, 2011.  
doi:10.1080/18811248.2011.9711675
- 17 長家康展、奥村啓介、櫻井健、森 貴正、「MVP/GMVP 第 3 版 : 連続エネルギー法及び多群法に基づく汎用中性子・光子輸送計算モンテカルロコード」  
doi:10.11484/jaea-data-code-2016-019
- 18 Iwamoto, O., Iwamoto, N., Kunieda, S., Minato, F., Nakayama, S., Abe, Y., Tsubakihara, K., Okumura, S., Ishizuka, C., Yoshida, T., Chiba, S., Otuka, N., Sublet, J-C., Yamamoto, K., Nagaya, Y., Tada, K., Konno, C., Matsuda, N., Yokoyama, K., Taninaka, H., Oizumi, A., Fukushima, M., Okita, S., Chiba, G., Sato, S., Ohta, M., Kwon, S., “Japanese evaluated nuclear data library version 5: JENDL-5”, *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 60, Issue 1, pp. 1-60, 2023. doi:10.1080/00223131.2022.2141903
- 19 Frieden, BR., Hughes, RJ., “Spectral 1/f Noise Derived from Extremized Physical Information”, *Physical Review E*, Vol. 49, Issue 4, pp. 2644-2649, 1994.  
doi:10.1103/PhysRevE.49.2644
- 20 Ueki, T., “Weierstrass Function Methodology for Uncertainty Analysis of Random Media Criticality with Spectrum Range Control”, *Progress in Nuclear Energy*, Vol. 144, 104099, 2022. doi:10.1016/j.pnucene.2021.104099
- 21 Okawa, T., Yamamoto, T., Ishizu, T., Hotta, A., Hoshi, H., “Development of Mechanistic Core Degradation Analysis Code and Plan for Validation Experiments toward the Regulation of Fukushima Daiichi NPS”, 2013 ANS Winter Meeting and Technology Expo, Washington, DC, USA.
- 22 Okawa, T., Nakajima, T., "Multifunction Model Features and Current Status for BWR Core Degradation", 2016 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2016). San Francisco, CA, USA.

- 23 Okawa, T., Nakajima, T., “Validation Status of Multifunction Model for BWR Core Degradation on DF-4, QUNECH-06 and CORA Experiments”, The Nuclear Materials Conference 2016 (NuMat2016). Montpellier, France.
- 24 Okawa, T., Nakajima, T., “Modeling and Verification of Three-Dimensional Simulation for BWR In-Vessel Core Degradation”, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 101, pp. 182-195, 2017. doi:10.1016/j.anucene.2016.09.042
- 25 Okawa, T., Shiba, S., Nakajima, T., “Physical Model Features and Validation Status of Three-dimensional Simulation Model for BWR In-Vessel Core Degradation”, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 105, pp. 168-183, 2017. doi:10.1016/j.anucene.2017.03.021
- 26 Okawa, T., “Development of Three-Dimensional Simulation Code for BWR In-vessel Core Degradation“, 23rd QUENCH Workshop 2017. Karlsruhe Institute of Technology, Karlsruhe, Germany.
- 27 Okawa, T., “Validation Progress and Exploratory Analyses of Three-Dimensional Simulation Code for BWR In-Vessel Core Degradation”, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 117, pp. 73–83, 2018. doi:10.1016/j.anucene.2018.03.018
- 28 Okawa, T., “A Three-Dimensional Approach for Simulating BWR Core Melt Progression – Validation Progress on CORA-BWR Experimental Series”, *Annals of Nuclear Energy*. Vol. 132, pp. 512–525, 2019. doi:10.1016/j.anucene.2019.06.041
- 29 Okawa, T., “Application of Three-Dimensional Detailed Geometry to Simulation of Melt Progression in an Intricate BWR Lower Head”, *Annals of Nuclear Energy*. Vol. 153, 108065, 2021. doi:10.1016/j.anucene.2020.108065
- 30 Bohl, W.R., Luck, L.B., “SIMMER-II: A Computer Program for LMFBR Disrupted Core Analysis“, LA-11415-MS. Los Alamos National Laboratory (LANL) , 1990.
- 31 Suzuki, M., Saito, H., “Light Water Reactor Fuel Analysis Code FEMAXI-6 (Ver. 1); Detailed Structure and User’s Manual”, JAEA-Data/Code 2005-003 , 2006.
- 32 Japan Atomic Energy Agency (JAEA), “SKETCH-N 1.0: Solve Neutron Diffusion Equations of Steady-State and Kinetics Problems“, <https://www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/nea-1577> (2025年1月23日確認)
- 33 U.S. Nuclear Regulatory Commission: 「NRC LIBRARY- RASCAL 4.3: Description of Models and Methods (NUREG-1940, Supplement 1)」  
<https://www.nrc.gov/docs/ML1513/ML15132A119.pdf> (2024年12月19日確認)
- 34 原子力損害賠償・廃炉等支援機構、「燃料デブリ取り出し工法評価小委員会」報告書」、令和6年
- 35 技術研究組国際廃炉研究開発機構、「平成27年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」(燃料デブリ臨界管理技術の開発)最終報告」、平成30年

- 36 技術研究組合国際廃炉研究開発機構、「令和3年度開始廃炉・汚染水対策事業費補助金安全システムの開発（液体系・気体系システム、臨界管理技術）最終報告」、令和5年
- 37 技術研究組合国際廃炉研究開発機構、「平成29年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」燃料デブリ・炉内構造物の取り出し工法・システムの高度化（臨界管理方法の確立に関する技術開発）平成30年度実施分最終報告」、令和元年
- 38 技術研究組合国際廃炉研究開発機構・一般財団法人エネルギー総合工学研究所、「平成26年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金（事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化）完了報告」、平成28年
- 39 技術研究組合国際廃炉研究開発機構、「平成28年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金」燃料デブリ・炉内構造物の取り出し基盤技術の高度化 平成30年度最終報告」、令和元年
- 40 Simanullang, I. L., Yamane, Y., Kikuchi, T., Tonoike, K., “Consequence analysis of a postulated nuclear excursion in BWR spent fuel pool using  $1/f\beta$  spectrum model of randomization”, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 147, 107675, 2020.  
doi:10.1016/j.anucene.2020.107675.
- 41 International Atomic Energy Agency, “Thermophysical Properties of Materials For Nuclear Engineering: A Tutorial and Collection of Data”, [https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/IAEA-THPH\\_web.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/IAEA-THPH_web.pdf)(2024年12月19日確認)
- 42 MatWeb, <https://www.matweb.com/> (2024年12月19日確認)

## 執筆者一覧

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ システム安全研究部門  
柴 茂樹 主任技術研究調査官  
岩橋 大希 技術研究調査官  
酒井 友宏 技術参与