

安全研究成果報告（中間）（案）

安全研究プロジェクトの中間評価用資料
(プラント安全技術評価検討会資料)

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

岩橋 大希 柴 茂樹 大川 剛

IWAHASHI Daiki, SHIBA Shigeki, and OKAWA Tsuyoshi

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)

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
岩橋 大希 柴 茂樹 大川 剛

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）の取出し作業は2号機から開始し、段階的に取出し規模を拡大していくとされている。その作業に伴う臨界評価及び臨界超過時の作業員や公衆の被ばく評価では、燃料デブリが多様な性状を持つこと及び掘削等により燃料デブリの性状が変化することを考慮する必要がある。さらに、万が一、燃料デブリ取出し時に臨界を超過した場合には、作業員や公衆の被ばくを防止する必要がある。

本安全研究プロジェクトでは、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臨界超過時の作業員や公衆の被ばく管理の妥当性を評価するために、下記を実施する。本安全研究プロジェクトは、後述する3次元炉心損傷・溶融進展解析コードの開発を除き、日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）への委託として実施している。

(1) 臨界管理評価手法の整備

燃料デブリの性状を踏まえた臨界管理評価手法の整備では、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、臨界安全評価に迅速に用いるための臨界マップデータベースを作成する。さらに、臨界実験を行い、臨界マップデータベースの妥当性確認を行う。

(2) 臨界を超過した際の線量評価手法の整備

燃料デブリが臨界を超過した際の線量評価手法の整備では、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シナリオを検討するとともに、臨界超過した際に発生する放射線や放射性物質による作業員や公衆の被ばくを評価する。

これらの整備で得られる技術的知見は、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。

本プロジェクトにおけるこれまでの実施状況は下記のとおりである。

臨界管理評価手法の整備では、核特性解析で幅広く使用されている解析コードを用いて、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評価を実施した。また、燃料デブリの多様な性状を取り扱うことが可能な新規のモンテカルロ計算ソル

バー（以下「Solomon」という。）を開発した。また、JAEA が保有する燃料サイクル安全工学研究施設（以下「NUCEF」という。）の定常臨界実験装置（以下「STACY」という。）更新炉における燃料デブリを模擬した臨界実験については、その実験内容を具体化した。あわせて、規制庁の安全研究として、沸騰水型原子炉（以下「BWR」という。）の炉心損傷・溶融進展により形成される燃料デブリの性状を評価するために、3次元炉心損傷・溶融進展解析コードの開発に着手した。同コードの開発では、炉心領域から原子炉圧力容器下部ヘッドにおける燃料デブリ組成を評価するために詳細幾何形状解析モデルを考案し、特に炉心支持板領域での溶融物が移行する挙動及びクラスト形成解析が可能であることを示した。

臨界を超過した際の線量評価手法の整備では、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、臨界超過となるシナリオを検討した。さらに、本検討では、臨界超過時に発生する放射性物質の量と周辺環境への放出量を評価できる解析コードを整備し、作業員や公衆の被ばくを評価するための基本的な評価ツールとして活用する計画である。

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

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

Abstract

The retrieval of fuel debris (a substance consisting of melted and subsequently resolidified nuclear fuel, as well as in-core structures, concrete, etc.) from Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (1F) of Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. is planned to start with Unit 2 and proceed in phases with the expansion of the scale of retrieval. The criticality analysis associated with this work and the evaluation of worker and public exposure to radiation in a criticality excursion need to be conducted considering the diversity of the property of the fuel debris and the changes in the property of the fuel debris that may result from excavation and other operations. Furthermore, measures must be taken to prevent worker and public exposure in case a criticality excursion should occur.

This safety research project is conducted to evaluate criticality management during the fuel debris retrieval work performed by the licensee and also worker and public exposure management in case of a criticality excursion, focusing on the following. This safety research project was conducted by the Japan Atomic Energy Agency (JAEA) under the auspices of the Nuclear Regulation Authority (NRA), except for the development of the 3D core damage / melting progress analysis code described later.

(1) Development of methods for evaluating criticality management

In the development of methods for evaluating criticality management based on the property of fuel debris, the data for criticality characteristics are acquired to construct a criticality map database for timely use in criticality safety evaluation. Criticality experiments are then conducted to validate the criticality map database.

(2) Development of methods for dose evaluation in a criticality excursion

The development of methods for dose evaluation in a criticality excursion includes the study of scenarios in which criticality may result from the excavation of fuel debris and other operations during fuel debris retrieval work, as well as the evaluation of worker and public exposure to radiations and radioactive materials generated in a criticality excursion.

The technical knowledge obtained in these development activities will contribute to the regulatory inspection and review related to criticality management of fuel debris retrieval in 1F by the NRA.

The progress of this project so far is as follows.

In the development of methods for evaluating criticality management, the evaluation of criticality characteristics has been conducted based on parameters such as fuel debris burnup and the mixture composition of materials from in-core structures, using analysis codes that are used widely in neutron kinetics analyses. A new Monte Carlo calculation solver (Solomon) that can handle the diverse property of fuel debris has also been developed. In addition, concrete details have been determined for criticality experiments simulating fuel debris at the modified Static Experiment Critical Facility (STACY) at Nuclear Fuel Cycle Safety Engineering Research Facility (NUCEF) owned by the Japan Atomic Energy Agency (JAEA). The project of NRA has also begun on the development of codes for the three-dimensional analysis of core damage/melt progression to evaluate the nature of the fuel debris formed through core damage/melt progression in a boiling water reactor (BWR). In the development of the code, a detailed geometry analysis model has been developed to evaluate fuel debris composition in the range from the core region to the lower head of the reactor pressure vessel. In particular, the model has been demonstrated to be capable of analyzing the relocation behavior of molten material in the core support plate region and crust formation.

In the development of the methods for dose evaluation in a criticality excursion, scenarios leading to a criticality excursion have been investigated because the excavation of fuel debris and other operations during fuel retrieval may cause changes in factors such as fuel/moderator ratio, potentially resulting in a criticality excursion. This investigation included the development of analysis codes that can evaluate the amount of radioactive materials generated during a criticality excursion and released to the surrounding environment, as well as the development of basic evaluation tools for assessing worker and public exposure.

目次

1. 序論	1
1. 1 背景	1
1. 2 目的及び概要	1
2. 本論	6
2. 1 臨界管理評価手法に関する研究	6
2. 1. 1 臨界マップデータベースの作成	6
2. 1. 2 3次元炉心損傷・熔融進展解析コードの開発	25
2. 1. 3 燃料デブリを模擬した臨界実験に向けた準備	32
2. 1. 4 今後の STACY 更新炉臨界実験計画	40
2. 2 臨界を超過した際の線量評価手法に関する研究	43
2. 2. 1 臨界を超過した際の出力挙動	43
2. 2. 2 臨界を超過した際の線量評価	46
3. 結論	49
3. 1 成果の要点	49
3. 1. 1 臨界管理評価手法の整備	49
3. 1. 2 臨界を超過した際の線量評価手法の整備	49
3. 2 目的の達成状況	50
3. 3 成果の公表	50
3. 3. 1 原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表	50
3. 3. 2 委託先等による公表	51
3. 4 成果の活用等	53
3. 5 今後の計画	53
参考文献一覧	55
執筆者一覧	58

表 目 次

表 2.1.1.1 Godiva 炉心における実効増倍率に対する ^{235}U 核データのエネルギー積分感度係 数の比較	24
表 2.1.3.1 STACY 更新炉初臨界後の基本実験案	39

目 次

図 1.2.1	1F 燃料デブリの臨界評価手法整備に係わる安全研究プロジェクト工程.....	3
図 1.2.2	本安全研究プロジェクトの概略	3
図 1.2.3	臨界マップデータベースの概念図	4
図 1.2.4	STACY 更新炉臨界実験の概念図.....	4
図 1.2.5	臨界実験体系の解析例 (STACY 更新炉における燃料棒不均一配置)	5
図 2.1.1.1	MOCKA 試験の結果の例	12
図 2.1.1.2	無限増倍率の計算モデル	12
図 2.1.1.3	無限増倍率の解析結果 (MCCI 生成物)	13
図 2.1.1.4	無限増倍率の解析結果(ステンレス鋼含有燃料デブリ).....	13
図 2.1.1.5	無限増倍率の解析結果 (燃焼を考慮した燃料デブリ)	14
図 2.1.1.6	Solomon の計算値と測定値の比較	15
図 2.1.1.7	Solomon を用いた確率的乱雑化モデル	16
図 2.1.1.8	Big Ten 炉心問題の実効増倍率の揺らぎ	17
図 2.1.1.9	Godiva 炉心における感度係数.....	18
図 2.1.1.10	JAEA における核種組成分析の流れ.....	19
図 2.1.1.11	使用済燃料試料の測定手順	20
図 2.1.1.12	SWAT4.0 の計算値と測定値の比較	21
図 2.1.2.1	BWR 炉心支持板領域の溶融メルト排出挙動解明のための詳細幾何形状モデル	27
図 2.1.2.2	BWR 炉心支持板領域の溶融メルト排出挙動解明のための詳細幾何形状モデル (溶融メルトの代表的な排出経路)	28
図 2.1.2.3	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)	29
図 2.1.2.4	高温の B ₄ C-ステンレス鋼共晶物排出時の炉心支持板近傍でのクラスト形成及 び構造物の温度分布	30
図 2.1.2.5	高温の B ₄ C-ステンレス鋼共晶物排出時の CRGT/CRDH 内でのクラスト形成 ..	31
図 2.1.3.1	製作中の STACY 炉心タンク (上下 2 分割)	35
図 2.1.3.2	炉室フード内部での空間線量率の評価例.....	36
図 2.1.3.3	輸送に供する RAJ-IIIS 型輸送容器の梱包材の製作.....	36
図 2.1.3.4	デブリ模擬体の製作フロー	37
図 2.1.3.5	混合粉碎機、圧縮成型機、焼結炉本体の機器	37
図 2.1.3.6	ウラン/酸素比測定装置、水分測定装置及びペレット密度測定装置の整備状況	38
図 2.1.4.1	STACY 更新炉実験体系例	41
図 2.1.4.2	STACY 更新炉実験工程案	42
図 2.2.1.1	ロスアラモス研究所における臨界事故の概要とモデリング	43

図 2.2.1.2	AGNES-P コードにおける膜状沸騰モデル	44
図 2.2.1.3	膜状沸騰が熱出力に与える影響	45
図 2.2.2.1	RASCAL 入力画面	47
図 2.2.2.2	計算出力結果（1F から 2km 圏内の外部被ばく線量率）	48
図 3.5.1	検査・審査支援への活用法	54

略 語 表

BWR	Boiling Water Reactor	沸騰水型原子炉
JAEA	Japan Atomic Energy Agency	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
SA	Severe Accident	シビアアクシデント
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
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

用語の定義

V_m/V_f	減速材(V_m)と燃料(V_f)の体積比
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。
実効増倍率	漏れのある有限な体系においても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。
中性子吸収断面積	物質中の中性子がその物質を構成する原子の原子核に衝突し吸収反応を起こす確率を表す量。
デルタ追跡法	連続的に空間変動する組成分布において、仮想的な直線移動距離を評価し中性子輸送追跡を行う手法。
乱雑分布モデル	UO_2 、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
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一点毎に与え、粒子と物質の衝突過程を可能な限り厳密に取り扱える。
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。

1. 序論

1. 1 背景

1Fの燃料デブリの取出しは2号機から開始し、段階的に取出し規模を拡大していくとされている。それに伴う臨界管理では、燃料デブリが多様な性状を持つこと及び掘削等により燃料デブリの性状が変化することを考慮する必要がある。さらに、万が一、燃料デブリ取出し時に臨界を超過した場合には、作業員や公衆の被ばくを防止する必要がある。また、事業者が実施している中性子吸収材の使用による臨界防止策や臨界時挙動解析を評価する必要がある。

1. 2 目的及び概要

本安全研究プロジェクトでは、事業者が実施する1Fにおいて発生した燃料デブリの取出し作業時の臨界管理及び臨界超過時の作業員や公衆の被ばく管理を評価するために、下記(1)及び(2)を実施する。

本安全研究プロジェクトの工程表を図1.2.1に、また全体像を図1.2.2に示す。本安全研究プロジェクトは平成26年度から令和6年度まで実施するものである。本安全研究プロジェクト開始時点では、令和3年度に終了する予定だったが、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を用いた燃料デブリ取出しを想定した臨界試験を実施できないことから、本安全研究プロジェクトを3年間延長した。本プロジェクトは主にJAEAへの委託研究により実施している。

(1) 臨界管理評価手法の整備

臨界管理評価手法の整備では、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、燃料デブリの取出しで得られるデブリ性状の情報を反映して、臨界安全評価に迅速に用いるために、臨界になりえるデブリの組成、混合割合等をまとめた臨界マップデータベースの整備を、平成26年度から平成30年度にかけてJAEAへの委託研究事業^{2.1-2.5}で実施した。本項目では臨界マップデータベースの妥当性確認のため、臨界実験を行う。

臨界マップデータベースの整備では、核特性解析で幅広く使用されている解析コードを用いて、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になりえる条件をサーベイする(図1.2.3)。また、燃料デブリの多様な性状を取り扱うことが可能なSolomon開発を平成27年度から平成30年度にかけてJAEAへの委託研究事業^{2.2-2.5}で実施した。Solomonの解析結果を用いた臨界マップデータベースの高精度化を、平成31年度から令和6年度にかけてJAEAへの委託研究事業で実施する予定である。さらに、1Fに関わるシビアアクシデント(以下、「SA」という。)解析及び最新の実験的知見を活用して、燃料デブリの性状を推定することで、臨界マップデータベースを充実させる。SA解析に

については、規制庁の安全研究として、燃料デブリの性状を把握するため、3次元炉心損傷・溶融進展解析コードの開発・整備を実施^{2.1.2.1-2.1.2.9}する。

上記の臨界マップデータベースの整備で用いた解析コードについては、核燃料と構造材を混合した試料（以下「燃料デブリ模擬体」という。）を用いた臨界実験データにより、妥当性確認を実施する。臨界実験については、令和4年度から令和6年度にかけてJAEAへの委託研究事業で実施する予定である。臨界実験データを取得するために、JAEAが保有する溶液燃料を使用するSTACYは、固体燃料と軽水減速材を使用するSTACY更新炉に改造する（図1.2.4）。また、燃料デブリ模擬体の製作が必要なため、NUCEF内に調製・分析する設備を整備する。なお、燃料デブリ模擬体の組成等は、燃料デブリの小規模サンプリングによる分析情報等を適宜活用し、調製していく。臨界実験計画は臨界実験体系の解析等（図1.2.5）で得られた結果を踏まえ、実験内容を策定する。これらに加えて、燃焼に伴って変化する燃料の核種組成の評価に係る解析精度の検証が重要であることから、使用済み燃料の照射後試験データを用いて、燃料デブリ中の臨界性評価に用いる計算コードの解析精度を把握する。

（2）臨界を超過した際の線量評価手法の整備

燃料デブリが臨界を超過した際の線量評価手法の整備では、燃料デブリ取出し作業時に、燃料デブリの掘削等により臨界となるシナリオを検討する。その際に発生する放射性物質の量や周辺環境への放出量进行评估するために臨界挙動評価モデル・評価支援ツールを整備し、臨界超過した際に発生する放射性物質による作業員や公衆の被ばく进行评估する。また、整備した臨界挙動評価モデル・評価支援ツールについては、過去の臨界事故解析、1F事故当時の1号機の放射性物質放出量の評価等を実施することにより、評価モデルの検証等を行う。上記の線量評価手法の整備は、平成27年度から令和6年度にかけてJAEAへの委託研究事業^{2.2-2.7}で実施する予定である。

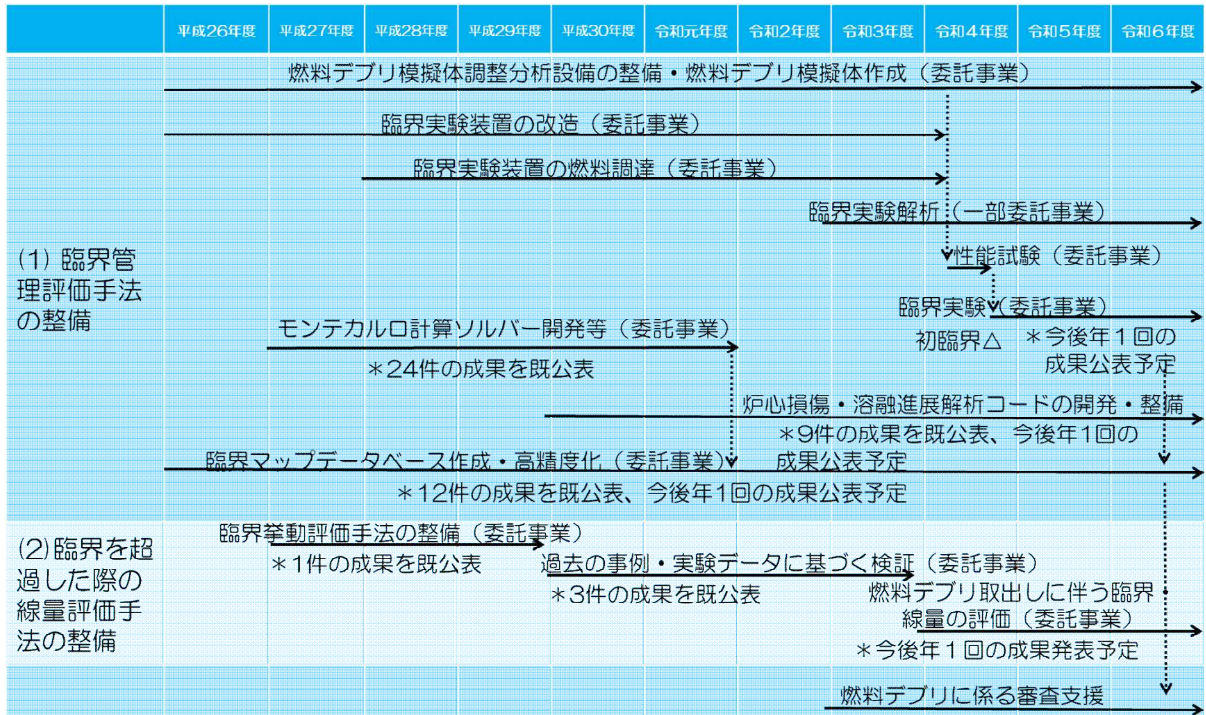


図 1.2.1 1F 燃料デブリの臨界評価手法整備に係わる安全研究プロジェクト行程

Fig. 1.2.1 Timeline of criticality evaluation project for fuel debris in the Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station.

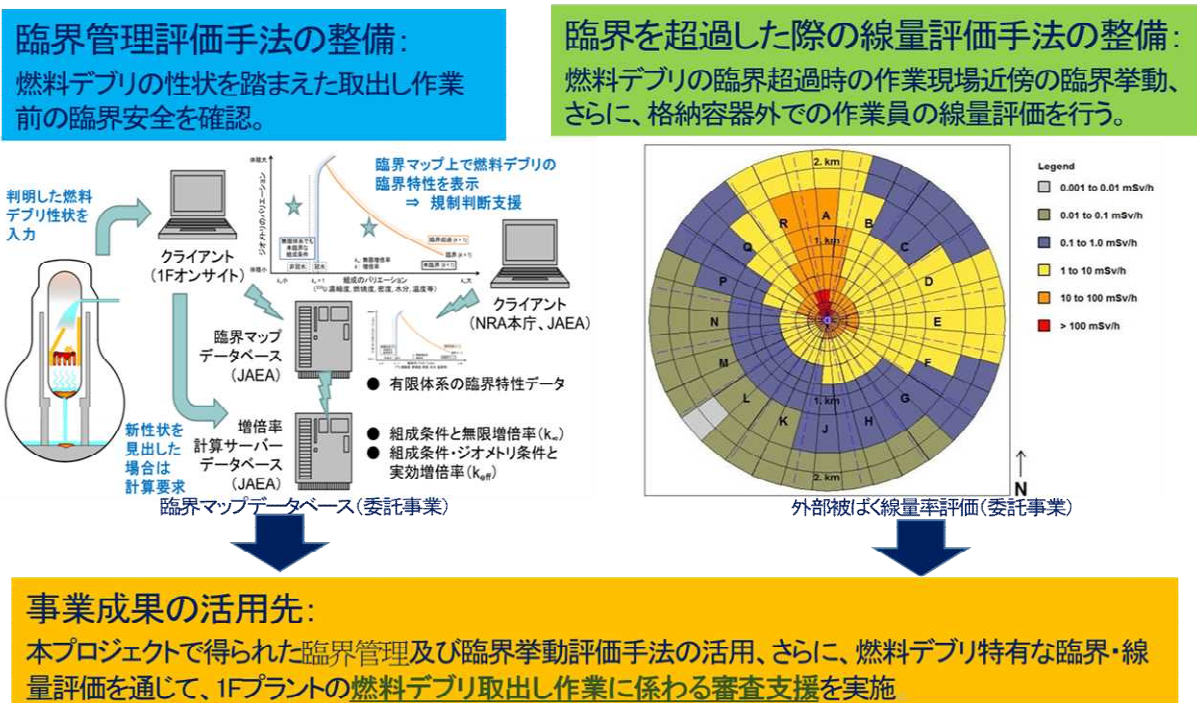


図 1.2.2 本安全研究プロジェクトの概略

Fig. 1.2.2 Outline of criticality evaluation project for fuel debris in the Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station.

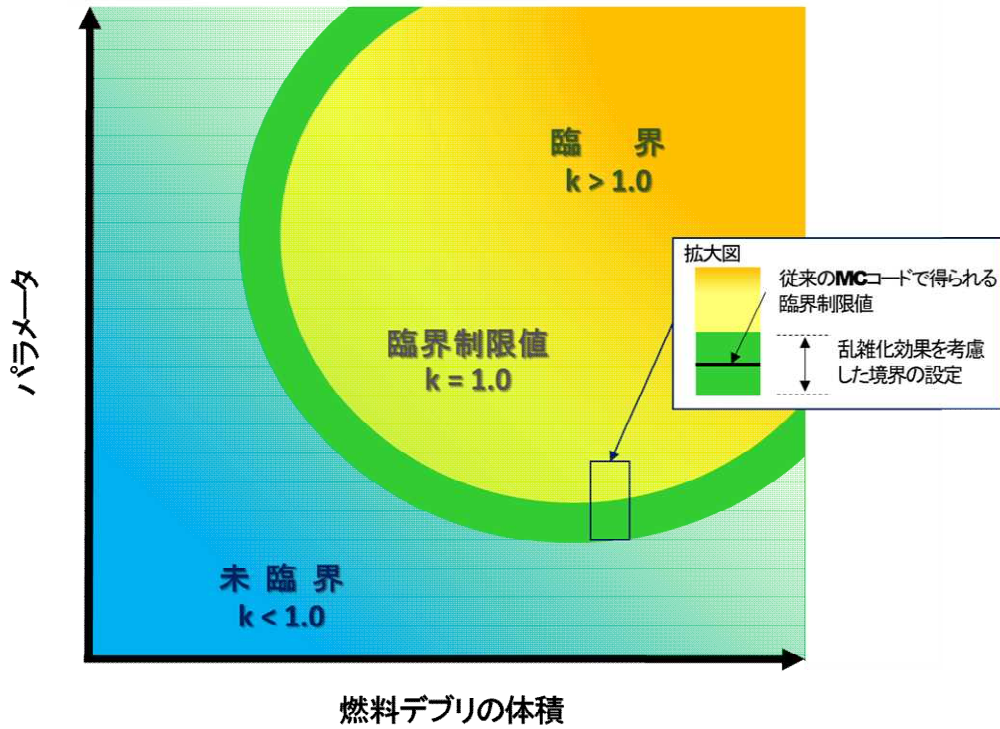


図 1.2.3 臨界マップデータベースの概念図

Fig. 1.2.3 Concept of the database for criticality evaluation.

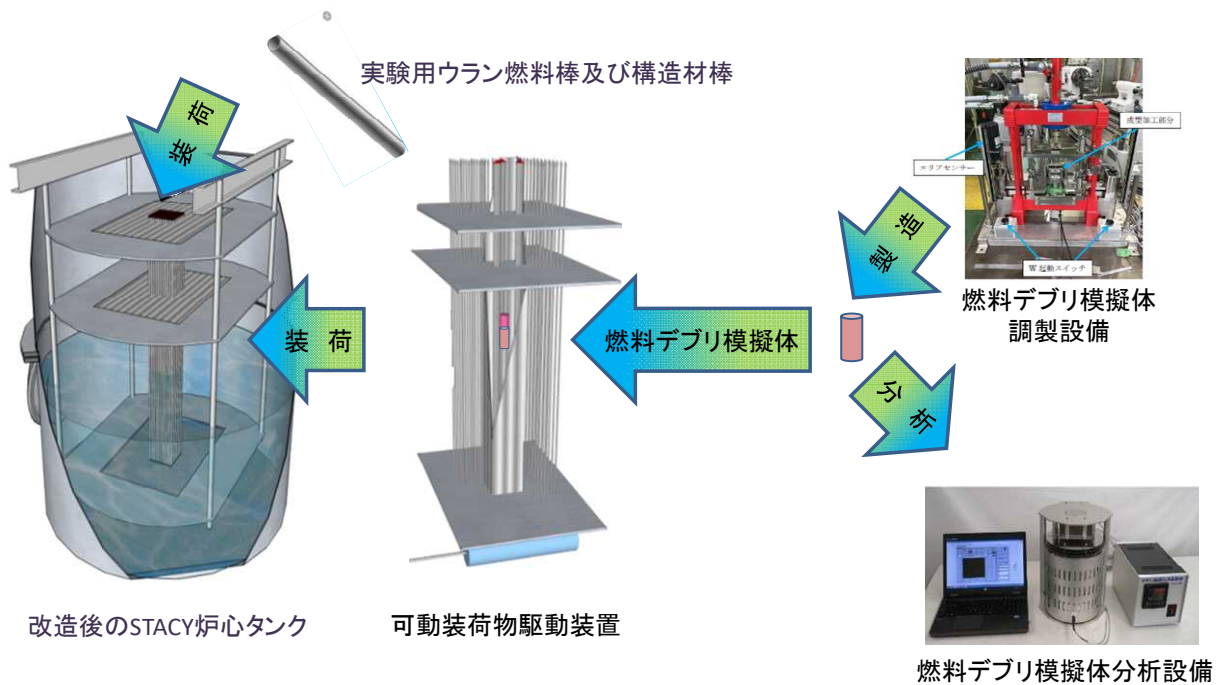


図 1.2.4 STACY 更新炉臨界実験の概念図

Fig. 1.2.4 Overview of criticality experiment in STACY.

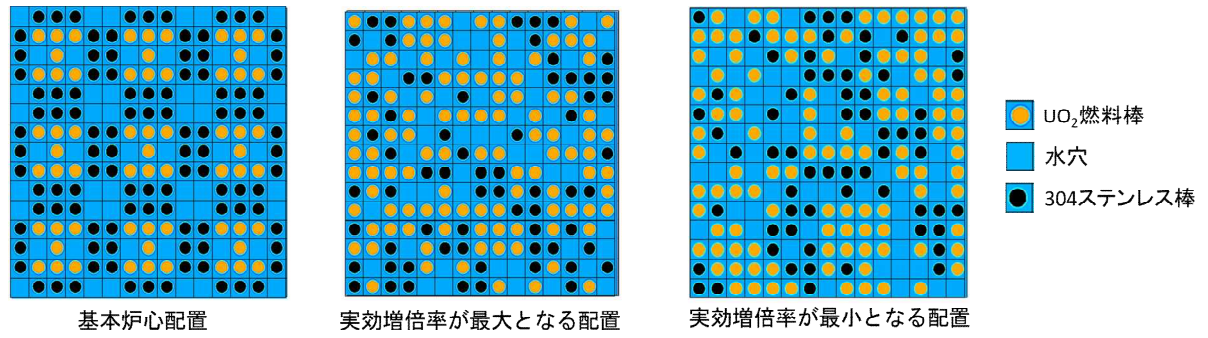


図 1.2.5 臨界実験体系の解析例 (STACY 更新炉における燃料棒不均一配置)

Fig. 1.2.5 Example of critical experiment analysis (A core configuration of random fuel loading in STACY).

2. 本論

ここでは平成 26 年度から令和 3 年度までの主要成果を示す。

2. 1 臨界管理評価手法に関する研究

本研究の中間報告として、臨界マップデータベースの作成状況、現実的な燃料デブリの性状予測のための 3 次元炉心損傷・溶融進展解析コードの開発、燃料デブリを模擬した臨界実験に向けた準備、及び今後の STACY 更新炉臨界実験計画について報告する。「2.1.2 3 次元炉心損傷・溶融進展解析コードの開発」及び「2.1.4 今後の STACY 更新炉臨界実験計画」の一部以外は、JAEA に委託して実施した。

2. 1. 1 臨界マップデータベースの作成

本研究は、JAEA へ委託して実施した^{2.1-2.7}。令和 3 年度までに、燃料デブリの組成、混合割合等の性状に応じた臨界特性をとりまとめた臨界マップデータベース^{2.1-2.7}を構築した。臨界マップデータベースは、デブリの性状（燃料組成、混合物、水分量等）を入力すると、臨界特性解析が行われ臨界半径、臨界質量等が出力され、それらをパラメータで整理し使用者が見やすい形で提示する機能を持っている。

平成 26 年度から平成 28 年度は、臨界マップデータベースの概念設計及び詳細設計を実施した。臨界マップデータベースの構築では、燃料デブリ性状のうち燃料デブリの組成（核燃料、炉内構造物及び構造物材）に対して場合分けを行い、臨界マップに係る基礎的なデータを多数の解析により評価した。また、平成 28 年度から燃料デブリ組成が空間的に変化する燃料デブリ体系を取扱い可能な Solomon^{2.3-2.7}の開発を進め、機能拡張及び解析機能の性能確認を実施した。なお、臨界マップデータベースについては、令和 3 年度以降も引続きデータを拡充し、Solomon の開発を継続するとともに、令和 4 年度末以降には STACY 更新炉における臨界実験データを用いて、臨界マップデータベースの妥当性を確認する予定である。さらに、燃料デブリの臨界特性評価にあたっては核種組成の評価（燃焼計算）に係る解析精度の検証が重要であることから、平成 28 年度から軽水炉燃焼燃料を用いた照射後試験解析及び燃料デブリ分析検討を実施した。

(1) 臨界マップデータベースの整備

1F 燃料デブリのサンプリング等によって燃料デブリ性状が明らかとなったとき、臨界管理に必要な情報を迅速に解析・評価する必要がある。そこで、臨界管理に必要なデータベースシステムを構築するとともに、臨界質量及び寸法評価並びに解析結果の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。さらに、整備した臨界マップデータベースは、各機能の動作確認試験を行うとともに、ユーザーインターフェースのさらなる高度化を図った。

(2) 燃料デブリの臨界特性評価

1F では炉心が溶融・損傷し、溶融物は原子炉压力容器を貫通して原子炉格納容器のコンクリート床に落下していることが推測されている。さらに、冷却水量が不十分な場合には、溶融物とコンクリートの相互作用（以下「MCCI」という。）を経て、溶融物とコンクリート等の混合物（以下「MCCI生成物」という。）が生じていると考えられ、コンクリートを含有した燃料デブリが発生していると推測される。また、燃料集合体の構造物（被覆管、チャンネルボックス等）、炉内構造物及び原子炉压力容器が核燃料と混合し、燃料デブリを形成することから鉄等を含有した燃料デブリも発生していると推測される。さらに、1F に装荷されていた燃料集合体の平均燃焼度は約 20～25GWd/t であることから、さまざまな燃焼度をもつ燃料デブリが発生していると推測される。

上記の内容を踏まえ、平成 26 年度から平成 28 年度では、コンクリートを含有した燃料デブリ、鉄等を含有した燃料デブリ及び燃焼度を考慮した燃料デブリに対する臨界特性解析を実施した。

① コンクリートを含有した燃料デブリ

独国のカールスルーエ研究所において実施された、MCCI を模擬した MOCKA 試験^{2.1.1.1}の結果から、MCCI 生成物は多孔質なものであると予想される（図 2.1.1.1）。そのため、燃料デブリを破碎・切削等の工法により回収する場合には、亀裂があれば容易に水分が MCCI 生成物中に浸入すると考えられる。また、MCCI 生成物中の核燃料、コンクリート及び水の混合割合は様々であると考えられ、その均質度が臨界特性に影響すると考えられる。当該知見を踏まえ、コンクリートを含有した燃料デブリに着目し、核燃料、コンクリート及び水の混合物について、組成、混合割合等を変化させた場合の無限増倍率の計算を実施した。

MCCI 生成物の臨界特性評価では、MCCI 生成物及び水で構成される 2 領域非均質球体系（図 2.1.1.2）と両者の体積比を保存した 1 領域均質体系の無限増倍率を評価し、解析結果を図 2.1.1.3 に示す。無限増倍率と、減速材と燃料の体積比（以下「 V_m/V_f 」という。）の関係性について、コンクリート体積割合が少ないときは、水と MCCI 生成物が均質に混ざった均質体系と水と MCCI 生成物が分離している非均質体系との結果に差がある（均質体系の方がより大きい V_m/V_f で無限増倍率が最大となる）。一方、コンクリート体積割合が多くなるにつれて、均質体系と非均質体系の結果がおおむね同じになることを確認した。また、無限増倍率の最大値については、非均質体系の結果は均質体系のものに比べて総じて大きくなることを確認した。なお、 V_m/V_f が小さいとき（減速不足のとき）は、コンクリートに含まれる水素の中性子減速効果の寄与が優位になるため非均質体系と均質体系の無限増倍率はおおむね同じであり、 V_m/V_f が大きくなるにつれて、非均質体系の無限増倍率の方が大きくなり、最適減速（ V_m/V_f に対して無限増倍率がピークとなるとき）による最大値を過ぎたとき（減速過多のと

き)には均質体系の無限増倍率の方が大きくなった。以上により、MCCI 生成物及び水体系での臨界特性データを取得するとともに、計算モデルの均質性・非均質性の取扱いが無限増倍率の結果に与える影響を確認した。

② 鉄等を含有した燃料デブリ

燃料デブリに混合する可能性がある物質としては、炉内構造物に含まれるステンレス鋼が考えられ、燃料デブリの形成過程で比較的早期に核燃料と混合する。燃料、ステンレス鋼及び水の混合物の割合等を変化させた場合の無限増倍率の計算を実施し、ステンレス鋼中の鉄の中性子吸収断面積に起因する無限増倍率の変化を確認した。

ステンレス鋼を含有した燃料デブリの無限増倍率の解析結果を図 2.1.1.4 に示す。 V_m/V_f によらず、ステンレス鋼の含有割合が大きくなるにつれて、無限増倍率の最大値が小さくなった。また、ステンレス鋼を含有した燃料デブリ中のステンレス鋼体積割合が 50%以上のときは、 V_m/V_f によらず、無限増倍率が 1 を下回った。

③ 燃焼を考慮した燃料デブリ

ステンレス鋼又はコンクリートを含有する燃料デブリに対して燃焼度を考慮した無限増倍率の計算を実施し、解析結果を図 2.1.1.5 に示す。コンクリートを含有した燃料デブリでは、 V_m/V_f が大きい領域ではコンクリートの含有割合が増加するほど無限増倍率は小さくなった。一方で、 V_m/V_f が小さい領域ではコンクリート含有割合が増えるほど、無限増倍率が高くなる傾向が確認された。ステンレス鋼を含有した燃焼燃料では、 V_m/V_f によらず、その含有割合が増えるにつれて、無限増倍率の最大値が小さくなった。これらの傾向は、上述したコンクリートを含有した燃料デブリ及び鉄等を含有した燃料デブリと同じであった。

(3) 燃料デブリ体系の取扱い可能な Solomon の開発

1Fにおいて炉心が溶融・損傷して生じた燃料デブリについては、核燃料、コンクリート、ステンレス鋼等が複雑に混合しており、そのときの燃料デブリの組成分布は不明である。また、図 2.1.1.1 のように、燃料デブリの生成過程によっては、燃料デブリの内部に空孔が存在することが考えられる。これらを踏まえた臨界特性評価を適切に実施するためには、組成分布が空間的に変化する燃料デブリ体系の取扱いを可能とする計算ソルバーの開発が必要である。

平成 27 年度から平成 31 年度では、燃料デブリの組成が連続的に変化する空間を取り扱うための計算ソルバーの開発に向けた原理的な枠組みとして、以下の 3 項目について検討を実施した。

① Solomon の開発

Solomon の設計を平成 27 年度に行い、平成 28 年度から平成 30 年度に中性子輸送計算に必要な各種計算機能を実装し、適宜、これら機能の検証解析を実施した。平成 31

年度では、熱中性子散乱則データに基づく熱中性子散乱モデルの実装と検証に加え、評価済み核データ JENDL-4.0 と国際臨界安全ベンチマーク評価ハンドブックを用いて、Solomon を用いた実効増倍率計算に対する妥当性評価を行った。ベンチマーク体系は国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクト (ICSBEP)ハンドブック^{2.1.1.2}から選択し、ベンチマークとして Godiva 炉心 (HEU-MET-FAST-001)、Topsy 炉心 (HEU-MET-FAST-002)、Big Ten 炉心 (IEU-MET-FAST-007)、また熱炉体系のベンチマーク (HEU-SOL-THERM-013 、 LEU-SOL-THERM-007-002,(Run,30) 、 LEU-SOL-THERM-010-004 及び HEU-MET-FAST-019) を選択した。Solomon で計算した実効増倍率の解析値 (C) と測定値 (E) の比である C/E 値を図 2.1.1.6 に示す。核データとして JENDL-4.0 の ACE 形式ライブラリ AceLibJ-4.0 を用いた。Solomon と JENDL-4.0 を用いて計算した実効増倍率は、実験値に対し \pm 約 0.5% Δ k の予測精度であることを確認した。

② 燃料デブリ体系トラッキング機能の開発

二酸化ウラン・コンクリート系の燃料デブリの乱雑な連続空間分布を通常のモンテカルロ計算で取り扱う場合、空間的に一定の値をとらないため、実効増倍率を評価することは困難である。これに対処するため、平成 27 年度及び平成 28 年度では、燃料デブリ体系トラッキング機能の開発として組成の空間的な乱雑さの取扱いが可能なデルタ追跡法モンテカルロ計算を検討し、Solomon にデルタ追跡法を実装するための予備的検討を実施した。また、炉心内の金属成分の析出を考慮し、連続的・不連続的空間変動の混在に対処可能なモデルを検討した。平成 28 年度及び平成 29 年度に整備した Solomon に 2 領域球体系にデルタ追跡法を実装し、図 2.1.1.7 に示す燃料成分が乱雑かつ連続的に分布 (図 2.1.1.7) する環境下での臨界性評価を実施し、燃料の空間的な乱雑化が中性子増倍率へ及ぼす影響を定量的に評価した。平成 30 年度においては、広範なスペクトル状態を模擬できるように乱雑分布モデルを拡張し、燃料デブリの実効増倍率の揺らぎ評価オプションを拡張した。また、連続的・不連続的空間変動の混在を取り扱うためのボクセル機能を Solomon に組み込み、同機能を用いて試解析した。さらに、実用性に資するため、多領域で構成される幾何形状体系に対して、特定領域のみに乱雑分布モデルを適用して臨界計算を行う機能を実装した。平成 31 年度では、3 種類の物質混合の取扱いが可能となるように乱雑分布モデルを拡張し、図 2.1.1.8 に示す異なる組成の多領域で構成された円筒体系 Big Ten 炉心(ICSBEP ハンドブックのベンチマーク問題 IEU-MET-FAST-007)の実効増倍率の揺らぎを評価した。

③ 感度係数及び代表性因子計算手法の実装

臨界マップデータベースの妥当性確認を行うために、デブリ模擬体を用いた臨界実験を実施し、Solomon による解析とデブリ模擬体を用いた臨界実験の核的な類似性を定量的に評価する指標(以下「代表性因子」という。)を計算した。代表性因子を用いるこ

とで、実験結果を効果的に解析結果に反映することが可能になる。そこで、代表性因子の計算に必要な感度係数を連続エネルギーモンテカルロ法で評価する方法について調査し、代表性因子計算に必要な感度係数を計算する手法を Solomon へ実装した。図 2.1.1.9 には、当該コードで評価した Godiva 炉心における ^{235}U の核分裂断面積に対する中性子増倍率の感度係数を示す。同炉心は高濃縮 U を用いた高速炉体系であることから 1 MeV 付近に大きな感度を持つ感度係数が得られていることを確認した。実装した代表性因子計算機能については、表 2.1.1.1 に示すように OpenMC コードの結果と比較することにより検証した。さらに、代表性因子を計算するモジュールを作成し、Solomon で計算した感度係数と SCALE コードシステムに付属している 238 群の共分散データと感度係数を用いて金属ウラン燃料を用いた球体系である Godiva 炉心と Flattop-25 炉心間の代表性因子を計算した。その結果、類似性の高い値となり、妥当な結果が得られた。

(4) 軽水炉燃焼燃料の燃焼度及び核分裂生成物濃度測定

燃料デブリの核特性評価に当たっては、燃料の燃焼に伴って変化する核種組成の解析精度を把握する必要がある。また、今後、実際の燃料デブリにおける核種組成を測定及び評価する手法を確立する必要がある。そこで、関西電力株式会社大飯発電所 4 号機及び東京電力株式会社福島第二原子力発電所 1 号機の照射済軽水炉燃料の核種組成の分析を実施した。当該分析データに対して、燃焼計算による燃焼度及び核分裂生成物量の計算値を測定値と比較することで、解析精度を評価した。また、実際の燃料デブリの核種分析における技術的課題を抽出するため、軽水炉燃料の燃焼度及び核分裂生成物濃度の測定手法について検討を実施した。

図 2.1.1.10 に示すフローに従って試料の作製（使用済燃料の切断）、試料の溶解・希釈、及び超ウラン元素及び核分裂生成物の測定を実施した。図 2.1.1.10 中の燃料溶解希釈液及び残渣溶解希釈液については、図 2.1.1.11 の手順によって核種ごとに定量化した。

上記の使用済燃料について、JAEA が開発した統合化燃焼計算コードシステム SWAT4.0^{2.1.1.2} を用いて燃焼計算を実施し、超ウラン元素及び核分裂生成物の核種組成を評価した。当該評価においては、まず、出力履歴を考慮しない一定出力の条件で燃焼計算を実施し、ネオジウム法^{2.1.1.4}により試料の燃焼度を決定した。次に、ネオジウム法により決定した燃焼度を使用して照射履歴を考慮した燃焼計算を実施し、超ウラン元素及び核分裂生成物の核種組成を評価した。これらを測定値と比較することで、核種ごとの解析精度を検証した。

平成 28 年度から平成 30 年度にかけて実施した全 10 試料の照射後試験における核種組成測定及び解析の結果を図 2.1.1.12 にまとめた。図中のエラーバーは C/E 値の不確かさ $\pm 3\sigma$ で、凡例は、試料名を示す。解析結果のまとめとして、全試料の C/E 値を比較検討し、測

定値に対して過大評価または過小評価している傾向が見られる核種及び試料を挙げた。 ^{235}U のC/E値は1.03~1.14の範囲にあり、測定値に対して過大評価する傾向となった。Pu同位体では、 ^{238}Pu 及び ^{239}Pu でほぼ全ての試料で過大評価の傾向がある一方で、 ^{242}Pu は全体的に過小評価等の傾向があった。Nd同位体では、 ^{142}Nd は一部の資料でC/E値が明らかに小さい結果となり、 ^{143}Nd は全試料で過大評価の傾向があった。そのほかの核分裂生成核種については、 ^{134}Cs 、 ^{137}Cs 、 ^{154}Eu 、 ^{155}Eu 及び ^{99}Tc で全体的に過大評価の傾向、 ^{151}Eu で過小評価の傾向が見られた。さらに、核種組成測定値と解析値の差異が臨界計算に与える影響を簡易な燃料デブリモデルを用いて確認した。核種組成を全て解析値に入れ替えた場合の無限増倍率の差異は全試料平均で約2.7%であり、核種組成解析値を用いた臨界計算ではこの程度の不確かさが存在する可能性があった。

(5) 燃料デブリ分析検討

1Fの燃料デブリにおける核種分析の技術的課題を抽出するため、燃料デブリの融解方法、融成物の溶解と回収、溶解液の液性調整及びその液性に基づく希土類元素等の分離方法の検討を実施した。臨界安全管理の観点では、炉心の燃料に由来するウランの濃度と同位体組成（特に ^{235}U 及び ^{238}U ）、炉心の燃料に由来するが中性子を吸収する可燃性毒物のガドリニウムの濃度と同位体組成（特に ^{155}Gd 及び ^{157}Gd ）、制御棒に由来し中性子を吸収するホウ素の濃度と同位体組成（ ^{10}B 及び ^{11}B ）を把握することが重要であり、これらの同位体組成に着目し、これまでに実施した照射後試験で用いた技術の応用に加え、先行研究等の知見を取り入れて最適手法を検討した。具体的には、以下の事項を実施した。

- ・ 1F燃料デブリの性状及び分析方法の調査

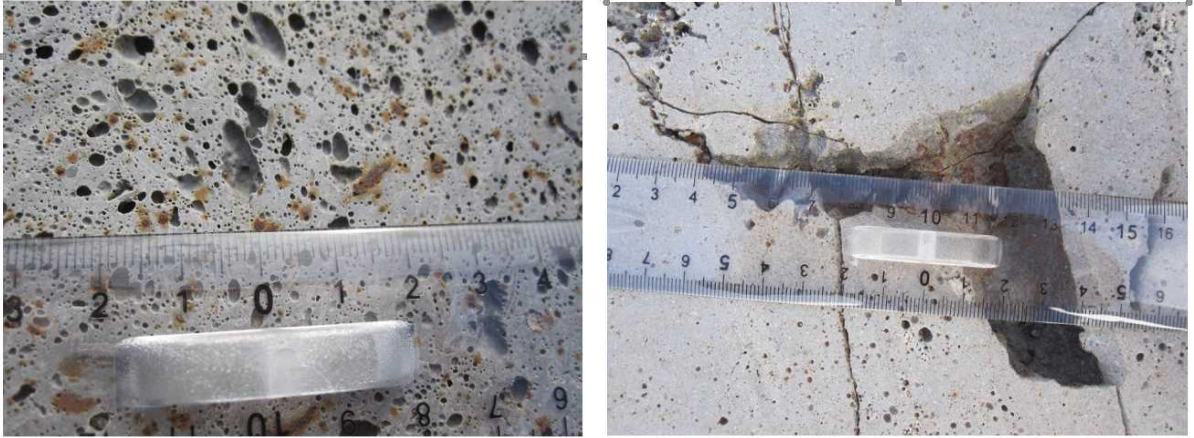
1F燃料デブリの性状についての公開情報及びその性状を考慮した化学分析方法について調査を行い、1F燃料デブリ試料の化学分析スキームを構築した。

- ・ 1F燃料デブリ試料の化学分析の実施を目指した試験計画の立案

1F燃料デブリ試料の化学分析の実施を目指し、燃料デブリ固形物試料の粉砕、燃料デブリ固形物試料の融解及び融成物の溶解と回収、ICP-AES分析装置による定性測定及び定量測定等の試験計画を立案した。

- ・ 試験計画に基づく1F燃料デブリ試料の化学分析の予備試験

1F燃料デブリ試料の化学分析をモックアップ試験として、1F炉内調査の際に採取・分析された試料の組成を参考に模擬的な水溶液試料を調製した。

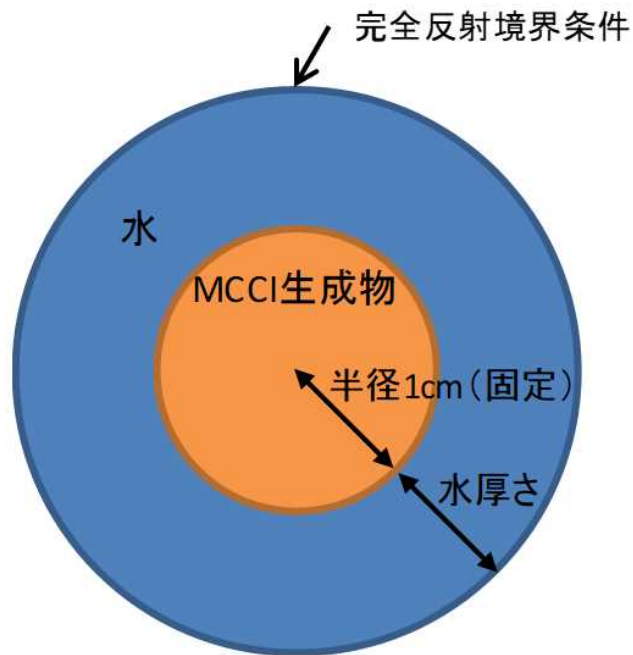


注) 2つの図では、コンクリートの成分が異なる。

出典) JAEA^{2,1}

図 2.1.1.1 MOCKA 試験の結果の例

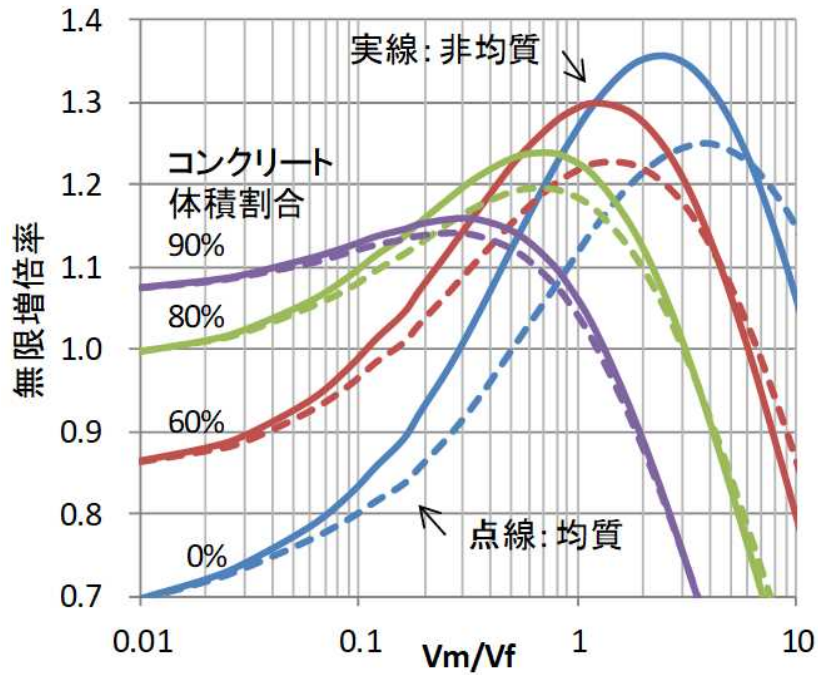
Fig. 2.1.1.1 A sample of MOCKA experiment.



出典) JAEA^{2,1}

図 2.1.1.2 無限増倍率の計算モデル

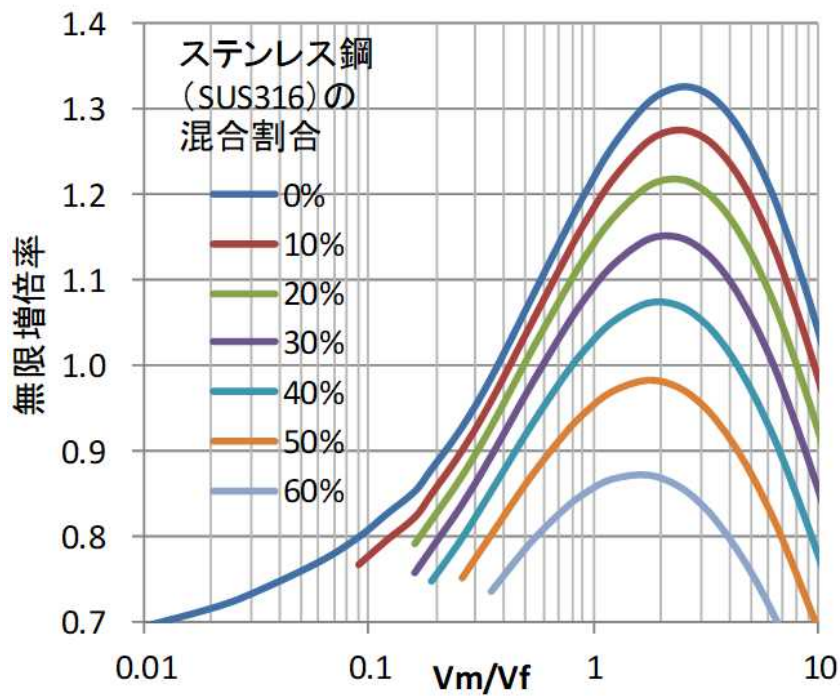
Fig. 2.1.1.2 Calculation model for k-infinity.



出典) JAEA^{2.1}

図 2.1.1.3 無限増倍率の解析結果 (MCCI 生成物)

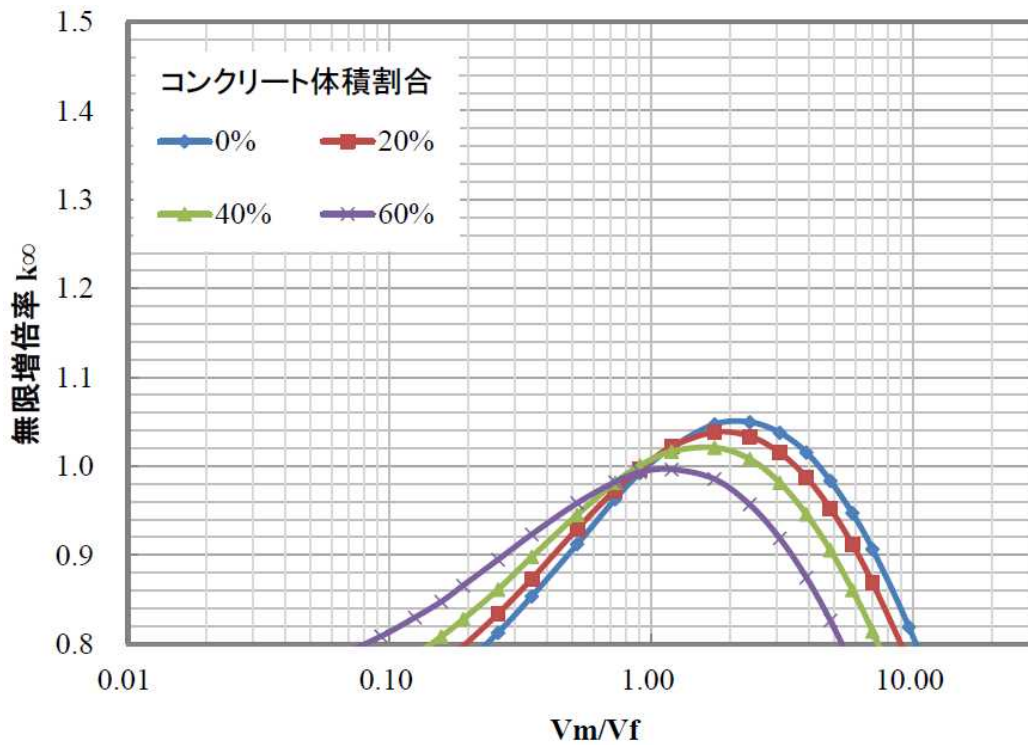
Fig. 2.1.1.3 Results of k-infinity (MCCI products).



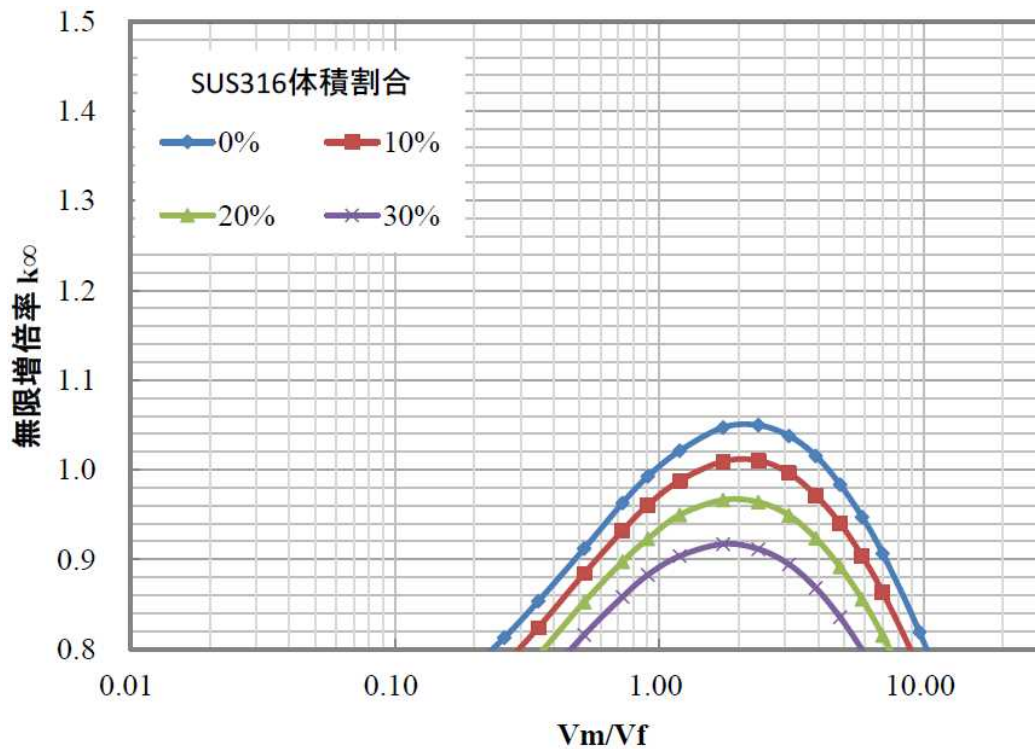
出典) JAEA^{2.2}

図 2.1.1.4 無限増倍率の解析結果(ステンレス鋼含有燃料デブリ)

Fig. 2.1.1.4 Results of k-infinity (fuel debris with stainless-steel).



(a) コンクリートを含む場合

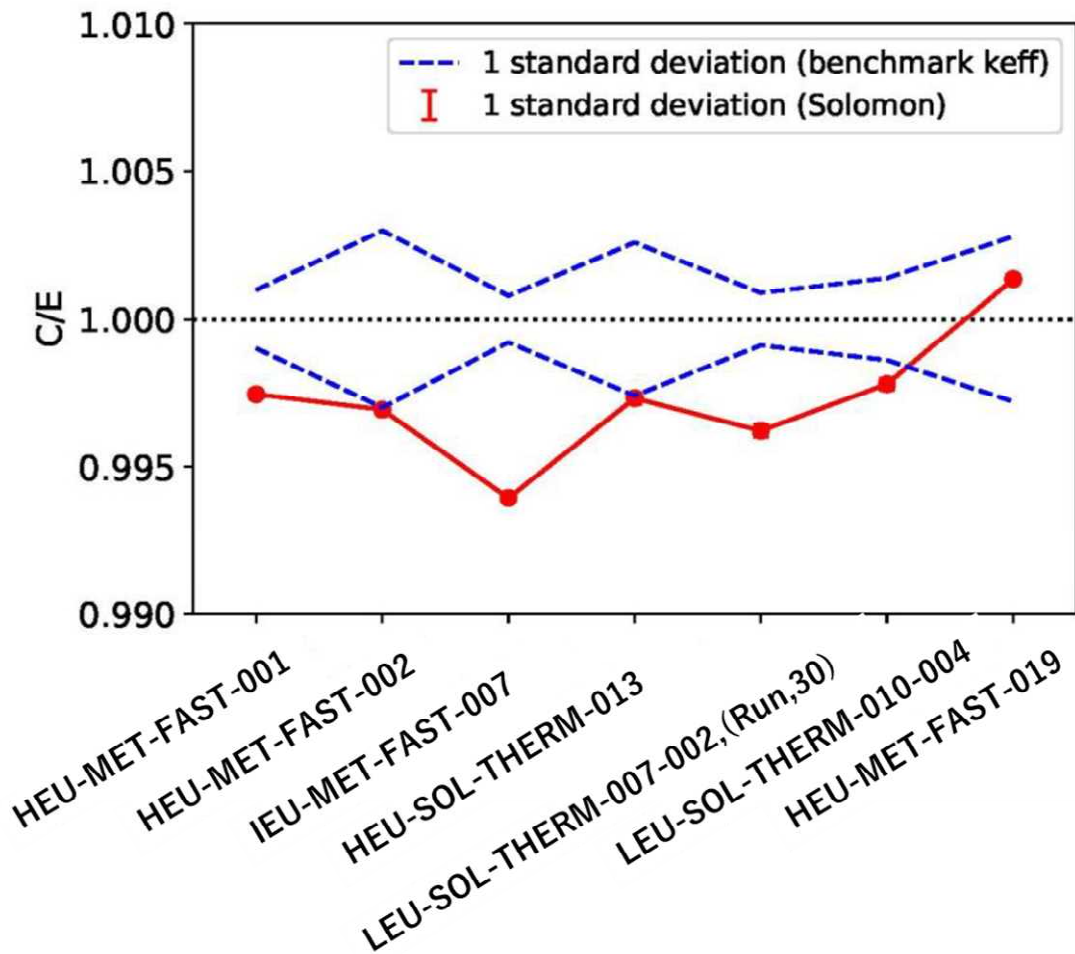


(b) ステンレス鋼を含む場合

出典) JAEA^{2,3}

図 2.1.1.5 無限増倍率の解析結果 (燃焼を考慮した燃料デブリ)

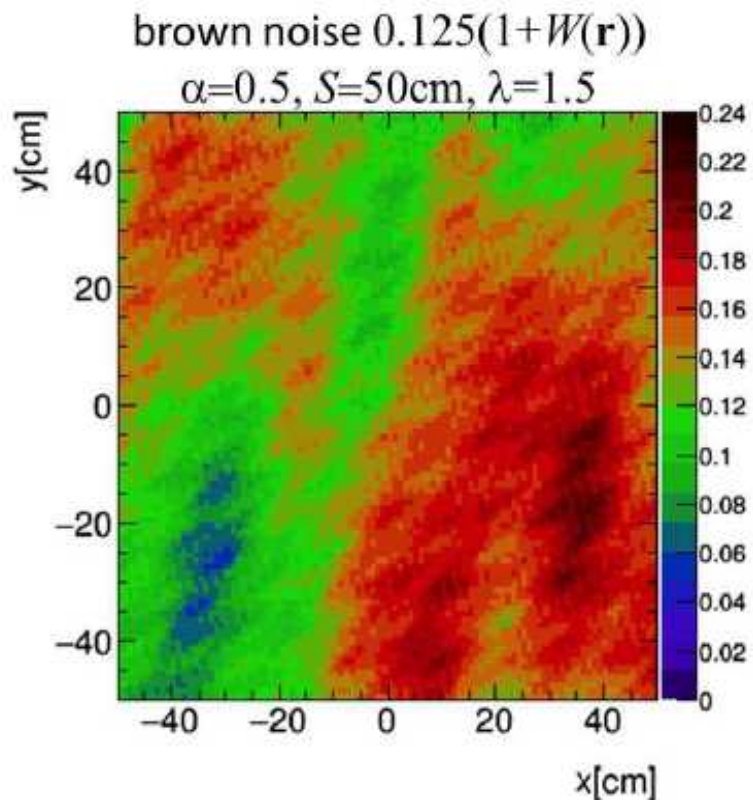
Fig. 2.1.1.5 Results of k -infinity (fuel debris with depletion).



出典) JAEA^{2,3} より引用し一部改変

図 2.1.1.6 Solomon の計算値と測定値の比較

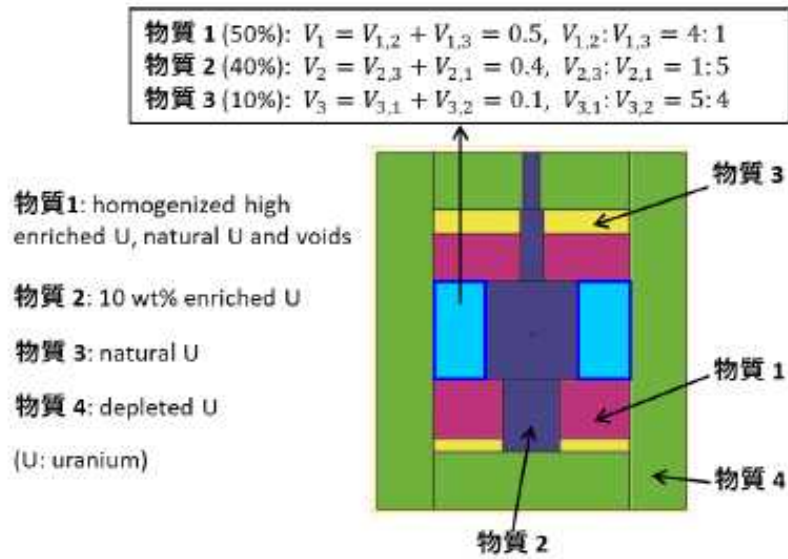
Fig. 2.1.1.6 Comparison between measurement and Solomon calculation results.



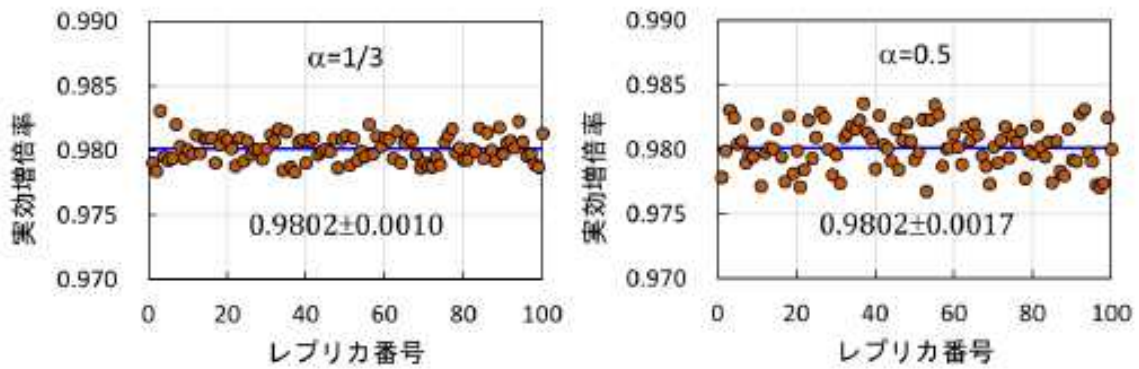
出典) JAEA^{2.1.1.3}

図 2.1.1.7 Solomon を用いた確率的乱雑化モデル

Fig. 2.1.1.7 Probabilistic randomization model by Solomon.



(a) Big Ten 炉心に対する計算体系 (複数領域から構成される円筒体系)

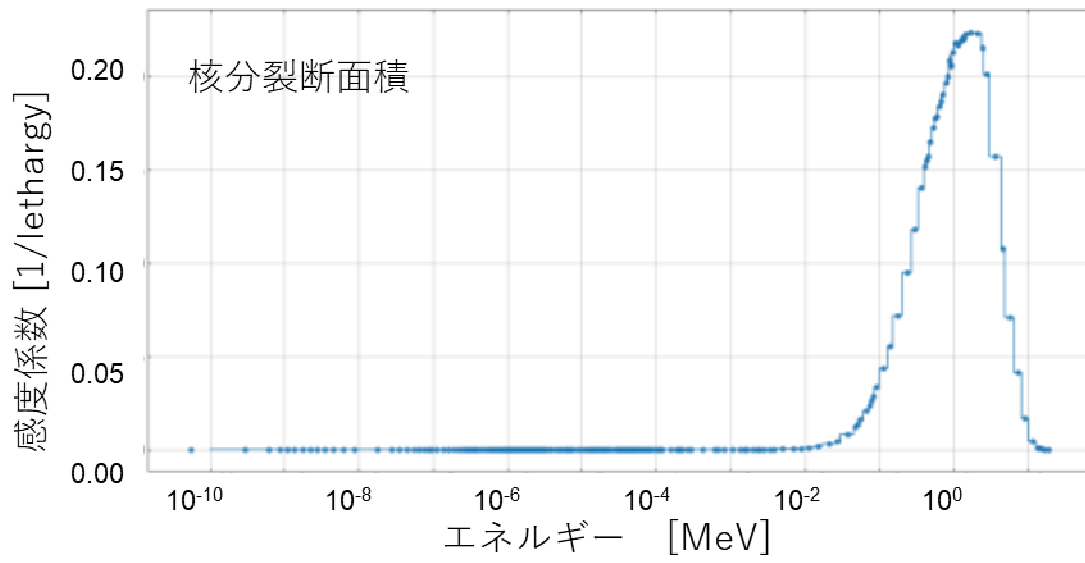


(b) 実効増倍率の比較結果 (有効総ヒストリー数は 1 億ヒストリー)

出典) JAEA²⁴

図 2.1.1.8 Big Ten 炉心問題の実効増倍率の揺らぎ

Fig. 2.1.1.8 Uncertainty of effective multiplication factors on Big Ten core problem.



出典) JAEA^{2.4}より引用し一部改変

図 2.1.1.9 Godiva 炉心における感度係数

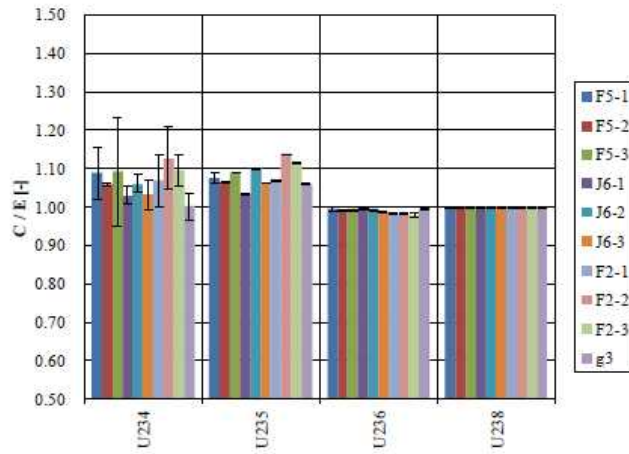
Fig. 2.1.1.9 Sensitivity coefficients on Godiva core problem.



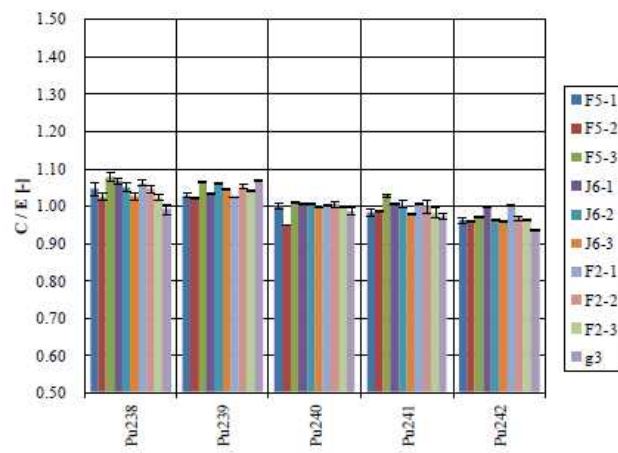
出典) JAEA^{2,4}

図 2.1.1.10 JAEA における核種組成分析の流れ

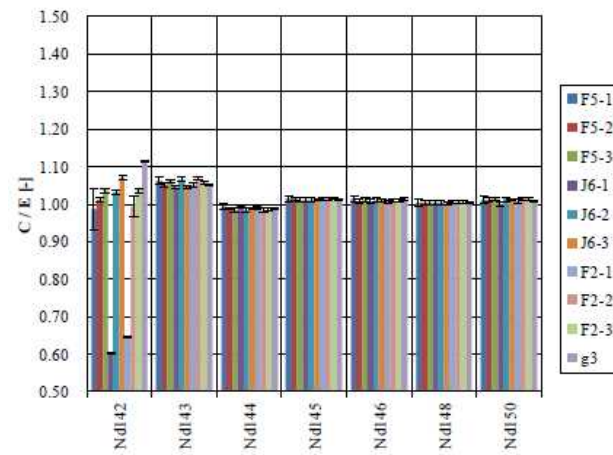
Fig. 2.1.1.10 Measurement flow of nuclide composition in JAEA.



(a) U



(b) Pu

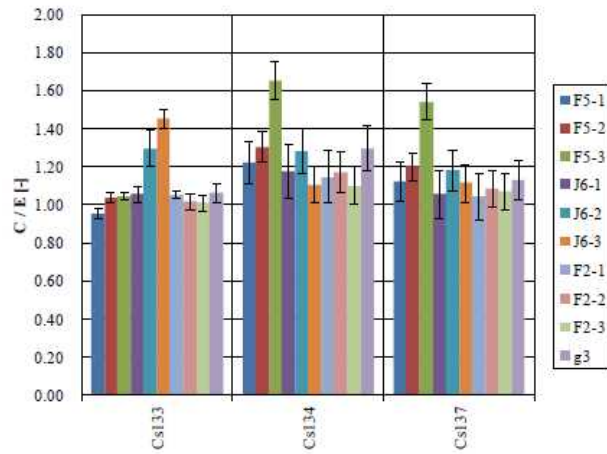


(c) Nd

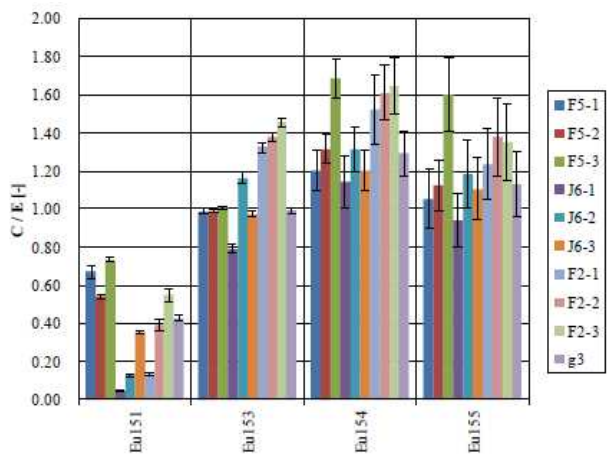
出典) JAEA^{2,4}

図 2.1.1.12 SWAT4.0 の計算値と測定値の比較 (1/3)

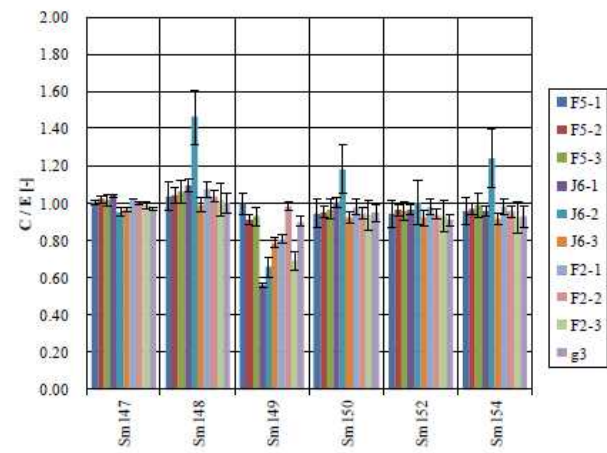
Fig. 2.1.1.12 Comparison between SWAT4.0 calculation and measurement results (1/3).



(d) Cs



(e) Eu

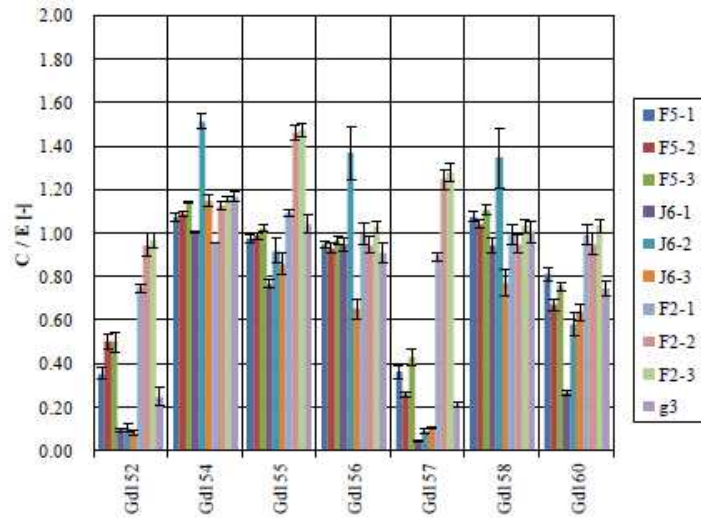


(f) Sm

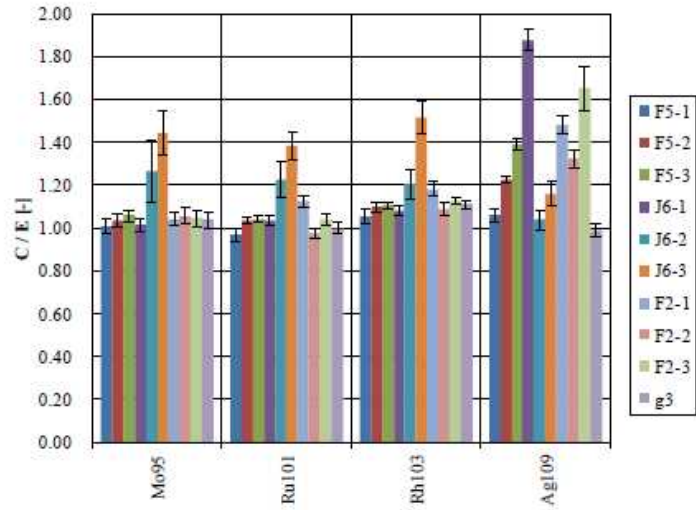
出典) JAEA^{2,4}

図 2.1.1.12 SWAT4.0 の計算値と測定値の比較 (2/3)

Fig. 2.1.1.12 Comparison between SWAT4.0 calculation and measurement results (2/3).



(g) Gd



(h) Mo、Ru、Rh 及び Ag

出典) JAEA^{2,4}

図 2.1.1.13 SWAT4.0 の計算値と測定値の比較 (3/3)

Fig. 2.1.1.12 Comparison between SWAT4.0 calculation and measurement results (3/3).

表 2.1.1.1 Godiva 炉心における実効増倍率に対する ^{235}U 核データのエネルギー積分感度係数の比較

Table 2.1.1.1 Comparison of sensitivity coefficients of ^{235}U nuclear data

核データ反応	感度係数 (Solomon)	感度係数 (OpenMC)
1 核分裂当りの全中性子発生数	$0.98196 \pm 0.00059^*$	0.98236 ± 0.00008
捕獲断面積	-0.03898 ± 0.00005	-0.03970 ± 0.00005
核分裂断面積	0.65663 ± 0.00085	0.65405 ± 0.00024
弾性散乱断面積	0.10523 ± 0.00088	0.10480 ± 0.00086

*統計誤差は 1 標準偏差を表す。

出典) JAEA^{2,4}

2. 1. 2 3次元炉心損傷・溶融進展解析コードの開発

(1) 概要

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、規制庁の安全研究として、3次元炉心損傷・溶融進展解析コード^{2.1.2.1-2.1.2.9}開発を進めている。令和3年度までに、溶融進展初期の炉心支持板近傍における連続的な金属メルト排出評価への適用性及び数値計算を実施した。3次元炉心損傷・溶融進展解析コードは、溶融メルト排出挙動のみならず、溶融メルトが固化したクラスト形成、局所閉塞及び構造物損傷を同時に解析することが可能である。解析領域(図2.1.2.1及び図2.1.2.2)は4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、その材質及び幾何形状は代表的なBWRを参考にしている。

1F事故調査のために、世界中で計算コードや実験による広範な研究が実施されている。複雑な幾何形状を持つBWR炉心支持板領域における構造物変形を伴う溶融メルト排出には、非常に多くの不確定要素が含まれている。さらに、炉心支持板領域における溶融メルト排出実験及び数値計算の知見は、限られているのが現状である。近年、JAEAはその挙動を再現するために、同領域を簡素化した実験装置により、溶融メルト排出実験を実施している。そこで、3次元炉心損傷・溶融進展解析コードについて、炉心支持板領域における溶融メルト排出について解析能力を検証した。さらに、この評価に基づき、制御棒ブレードからのB₄C-ステンレス鋼共晶物及び燃料棒からのZryの溶融物(メルト)について、その排出挙動の数値計算を実施した。

(2) 3次元炉心損傷・溶融進展コードの解析手法

1F事故進展を調査し、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、3次元詳細解析手法の開発に着手した。既往の代表的なSA解析コード^{2.1.2.10}としては、米国で開発されたMAAPコード及びMELCORコード並びに仏・独で開発されたASTECコードがある。それらと比較すると、3次元炉心損傷・溶融進展解析コードは、より機構論に基づいてモデリングされている。本解析コード(図2.1.2.3)は、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により構成されており、コントロールモジュールにより必要なデータのやりとりをしている。

① 熱流動計算モジュールについては、米国のロスアラモス国立研究所が開発したSIMMERコード^{2.1.2.11}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開発した。

② 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が開発したFEMAXIコード^{2.1.2.12}に基づき、4つの燃料棒破損判定を導入した。

③ 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^{2.1.2.13} を適用し、BWR 原子炉圧力容器内を対象として、高温領域までの断面積テーブルを整備した。開発過程において、炉心損傷時の臨界の可能性は極めて低いという結論に至り、断面積テーブルの整備とモジュール検証までを実施した。

(3) 3 次元炉心損傷・溶融進展解析コードによる BWR 炉心支持板領域における金属メルト連続排出計算

最新の炉心支持板領域に係わる JAEA-JUPITER 試験^{2.1.2.14, 2.1.2.15}の溶融メルト排出速度に対して、3次元炉心損傷・溶融進展解析コードの機能確認を実施し、その排出速度は3m/sとなり、測定値と一致した。また、金属溶融メルト排出挙動及び周辺構造物の温度上昇についても評価し、その挙動及び温度上昇傾向は測定値とよく一致した。この定量的な検証は、重要な物理挙動が適切にモデル化されたことを示している。この JAEA-JUPITER 実験に対する評価に基づき、数値計算を実施した。B₄C-ステンレス鋼の共晶物は炉心損傷時に最初に形成されるメルトであり、Zry メルトは炉心部の主たる金属メルトである。そこで、本解析では、ドライ条件下での炉心支持板領域における高温の B₄C-ステンレス鋼共晶物及び Zry メルトの排出挙動を評価した。その中では制御棒ブレード及び燃料棒からの溶融メルト排出挙動の可視化、Zry メルトによる入口オリフィス損傷、狭隘部におけるクラスト形成及び局所閉塞 (図 2.1.2.4)、及び底部での固化メルトの堆積挙動評価 (図 2.1.2.5) が可能であることを示した。この結果は、米国サンディア国立研究所が提案した”連続的な排出経路”の考え^{2.1.2.16}と一致した。それらのクラスト物質は、廃炉作業時の高線量及び熱の発生源となる。そのため、残留核燃料物質の推定は、重要な課題のひとつになり得るので、本解析手法は将来の 1F の原子炉圧力容器内の損傷燃料及びクラスト取出しの際の審査支援に役立つ可能性がある。

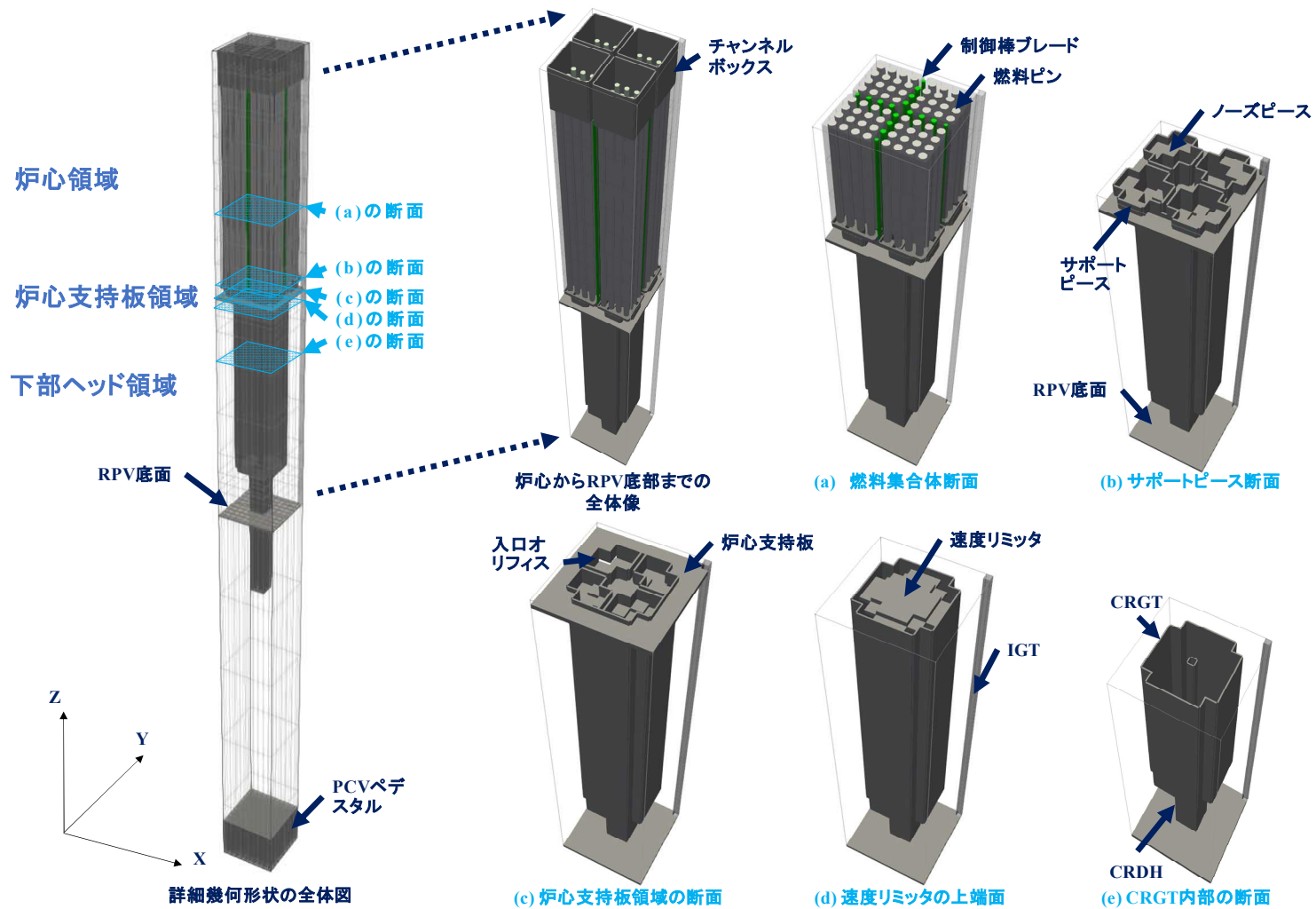


図 2.1.2.1 BWR 炉心支持板領域の溶融メルト排出挙動解明のための詳細幾何形状モデル

Fig. 2.1.2.1 Drawing of the overall view (the left-hand side) of “Detailed Simulation Geometry” in the three-dimensional simulation code with the cross-sectional views (the right-hand side) of six elevations from the top of core region to the bottom of RPV.

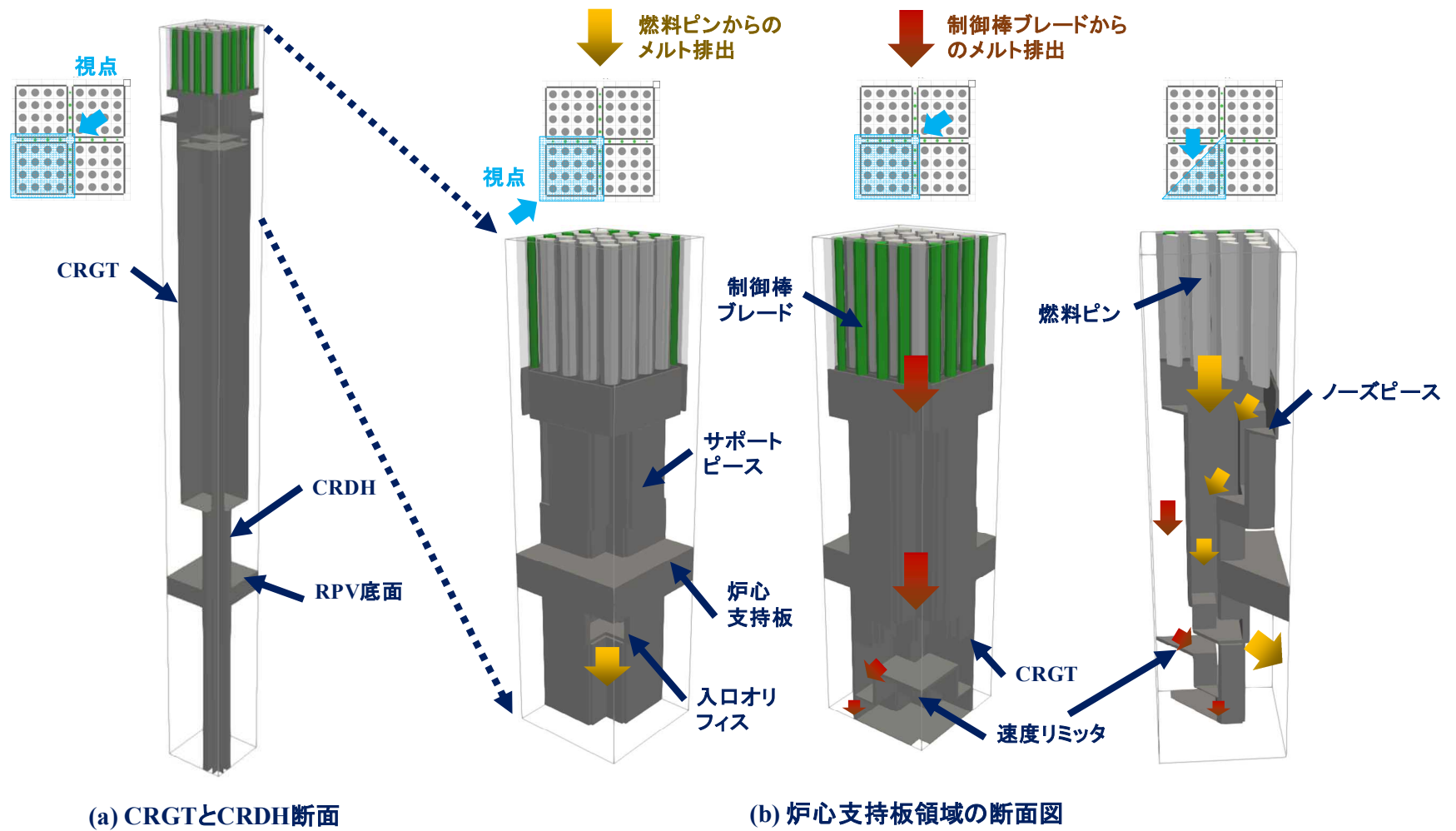


図 2.1.2.2 BWR 炉心支持板領域の溶融メルト排出挙動解明のための詳細幾何形状モデル（溶融メルトの代表的な排出経路）

Fig. 2.1.2.2 Drawing of more detailed views for (a) cut plate of Detailed Simulation Geometry for CRGT and CRDH and (b) three cross-sectional views for the core support plate region with showing the arrows of melt drainage.

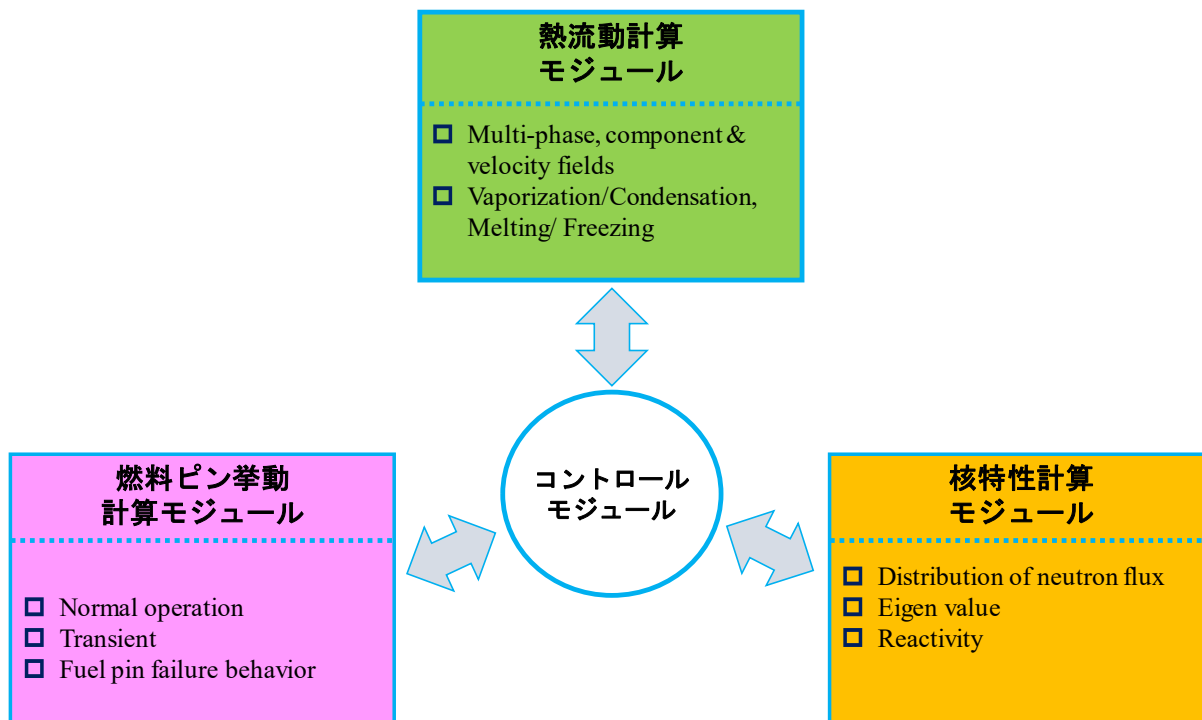


図 2.1.2.3 3次元炉心損傷・溶融進展解析コードの構成（熱流動計算モジュール、燃料ピン挙動計算モジュール及び核特性計算モジュール）

Fig. 2.1.2.3 Outline of the three-dimensional simulation code comprising a thermal-hydraulic module, fuel pin behavior module, and neutronic calculation module.

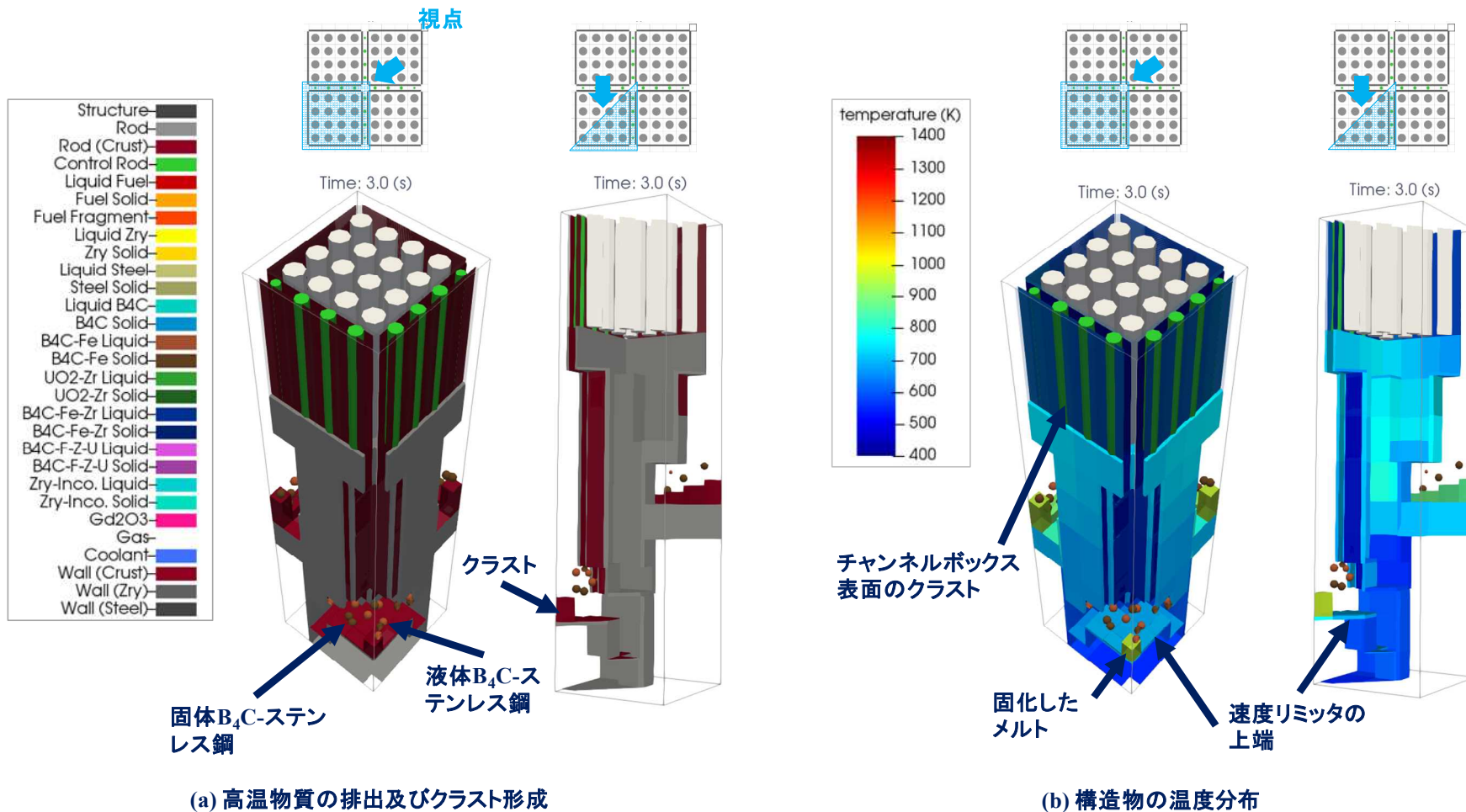


図 2.1.2.4 高温の B₄C-ステンレス鋼共晶物排出時の炉心支持板近傍でのクラスト形成及び構造物の温度分布

Fig. 2.1.2.4 Snapshots of (a) crust formation (the left-hand side) and (b) temperature distribution of structures (the right-hand side) during drainage of high-temperature B₄C-Stainless steel eutectic in the core support plate region.

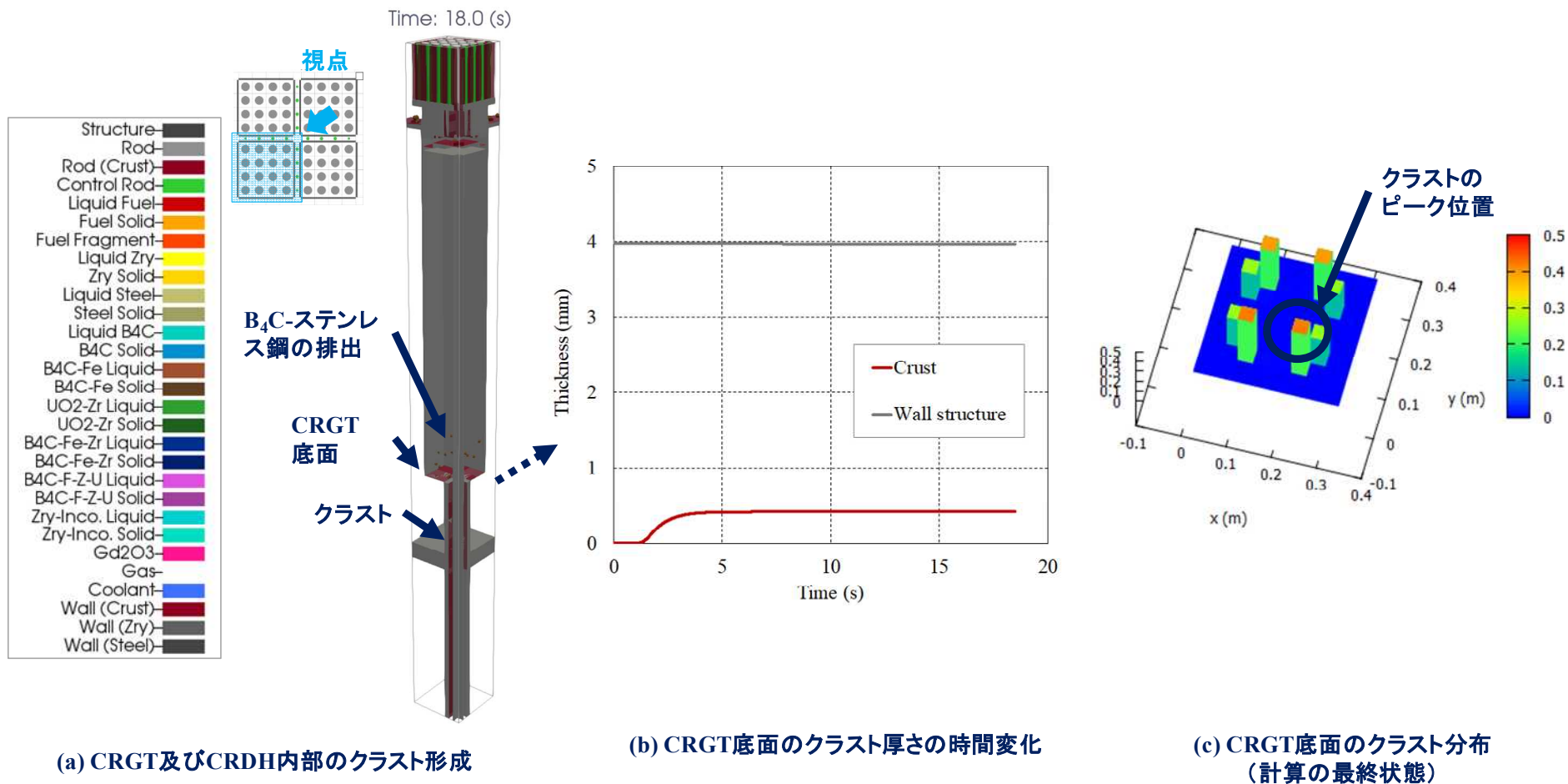


図 2.1.2.5 高温の B₄C-ステンレス鋼共晶物排出時の CRGT/CRDH 内でのクラスト形成

Fig. 2.1.2.5 Cross-sectional view of the crust formation inside the CRGT/CRDH and the thickness of the peak for crust on the bottom of CRGT during drainage of high-temperature B₄C-Stainless steel eutectic in the core support plate region.

2. 1. 3 燃料デブリを模擬した臨界実験に向けた準備

本研究は、JAEA へ委託して実施した^{2.1-2.7}。令和 4 年度以降に、STACY 更新炉において燃料デブリを模擬した炉心による臨界実験を実施し、臨界マップデータベースの妥当性を確認する予定である。

平成 26 年度から令和 3 年度までに、STACY 更新炉に係る機器及びウラン燃料棒の設計・製作、デブリ模擬体の調製・分析装置の設計・製作、STACY 更新炉の炉心構成の検討等を行った。今後、令和 4 年度まで引き続き同様な作業・検討を行い、令和 4 年度末に STACY 更新炉の初臨界を予定している。なお、令和 4 年より事業者による燃料デブリの試験的取出しが開始され、令和 8 年より取り出し規模が拡大していく予定^{2.1.3.1} であるため、試験的に取り出された燃料デブリの性状を適宜臨界実験に反映させ、燃料デブリの大規模取り出しに資するデータを蓄積していく。

(1) STACY 更新炉の整備

平成 26 年度に STACY 更新炉の整備工程計画を立案し、STACY 更新炉の整備を行っている。過年度においては、STACY 更新炉の設置許可・工事認可申請の審査状況を踏まえ、改造工事及び主要な新設機器（炉心タンク/格子板、棒状燃料収納容器、安全板、安全板駆動装置及び可動装荷物駆動装置）の設計・製作・据付を、段階的かつ柔軟に実施している。また、高精度水位計、臨界実験装置用検出器等の周辺機器についても、設計・製作や調達を実施し、着実に整備を進めている。STACY 更新炉の設置に先立ち、平成 29 年度及び平成 30 年度には、溶液燃料の貯蔵管理に必要な設備と更新後に使用しない設備の分離作業及び STACY 更新炉の設置に当たり干渉しうる設備・機器の解体撤去を行った。

平成 31 年度には、棒状燃料貯蔵設備や現在製作中の上部開放型の円筒形炉心タンク（図 2.1.3.1）の使用前事業者検査の準備を行ったほか、炉心タンク架台の耐荷重を考慮した遮蔽体の大きさ及び設置位置を検討した。本検討では、実験の運転条件を仮定し、線源データを作成したのち、炉室フード内の空間線量分布を評価した。図 2.1.3.2 に鉛遮へい体を設置しなかった場合及び設置した場合の運転停止後 10 分における炉室フード内部での空間線量率の分布例を示す。遮蔽体を設置することで炉心タンク及び燃料貯蔵設備横の主な作業領域の線量を低下させることができることを確認した。今後、この結果をもとに詳細な遮蔽設計及び実験計画の検討を行う。

(2) デブリ模擬臨界実験用燃料の調達

STACY 更新炉で用いる核燃料(燃料デブリ模擬体の粉末燃料及び棒状燃料)については、平成 26 年度及び平成 27 年度に検討した調達計画に基づき、平成 28 年度に核燃料調達先の選定及び燃料製造に向けた詳細設計を実施し、デブリ模擬体用燃料粉末の調達及び棒状燃料の製作に着手した。以降、デブリ模擬体用燃料粉末は平成 28 年度に、棒状燃料は平成

31 年度に製造を完了した。なお、燃料デブリ模擬体の粉末燃料及び棒状燃料については、国内への輸送まで海外製造工場内で保管する。

海外からの燃料デブリ模擬体の粉末燃料及び棒状燃料の調達を想定した核燃料輸送方法の検討を平成 28 年度から開始した。棒状燃料を輸送するための輸送容器として RAJ-IIIS 型輸送容器を、デブリ模擬体用粉末燃料を輸送するための輸送容器として NPC 型輸送容器（図 2.1.3.3）の整備を実施した。さらに、令和 2 年度は輸送準備として、輸送物固縛方法の検討、輸送容器取扱マニュアルの作成、輸送容器の海外での使用に係る許可申請及び現時点における輸送情報の確認を行った。輸送情報の確認の結果、平成 31 年度時点で輸送工程が実施可能であることを確認した。

（3）STACY 更新炉初臨界後の実験計画

本安全研究プロジェクトで実施する臨界実験が、国際的水準で優秀な精度を確保するため、JAEA は臨界実験の計画・設計・施工管理に関する知見を有する欧米の研究機関への訪問等を行い、調査及び意見交換した結果を炉心構成の設計に反映した。さらに、表 2.1.3.1 に示す STACY 更新炉初臨界後の臨界実験装置の性能把握のための実験(水位差反応度、ペリオド測定、出力校正等、再現性の確認実験も含む)と燃料デブリ模擬体の臨界実験について、2 種類の格子板(1.50cm 及び 1.27cm)を用いた基本実験案を作成した。

（4）デブリ模擬体調製設備及び分析設備の整備

平成 26 年度及び平成 27 年度では、核燃料と構造材を任意の割合で混合したデブリ模擬体を調製・分析する設備を NUCEF 内に配備する計画を立案するとともに、各種機器の詳細設計等に着手した。

デブリ模擬体調整設備については、デブリ模擬体の製作フロー（図 2.1.3.4）に基づいた動線を検討するとともに、平成 27 年度に実施した混合粉砕機、圧縮成型機、焼結炉本体等の主要機器の詳細設計に基づいて製作を完了した。また、これらの設備は試運転を通じて所定の機能が確保できることを確認した。平成 31 年度ではこれまでに調達・製作した混合粉砕機、圧縮成型機、焼結炉本体等の機器を NUCEF 実験棟 B の 2 台のグローブボックスに設置するための架台の製作及び据付工事を行った。図 2.1.3.5 には、これらの機器設置後のグローブボックスの外観を示すとともに、グローブボックス内に設置した機器を示す。

デブリ模擬体分析設備については、デブリ模擬体の分析に必要なウラン/酸素比測定装置及びペレット密度測定装置等の各種分析装置の調達・製作、性能確認試験を実施した。また、平成 27 年に製作したペレット密度測定装置、ウラン/酸素比測定装置、水分測定装置（図 2.1.3.6）をグローブボックス内に設置した。平成 31 年度に、平成 26 年度及び平成 27 年度に行った詳細設計に基づいてグローブボックス排気管へのサポート増設、フード基礎ボルトの増設、及び放射線モニタリング配管の設置を実施した。

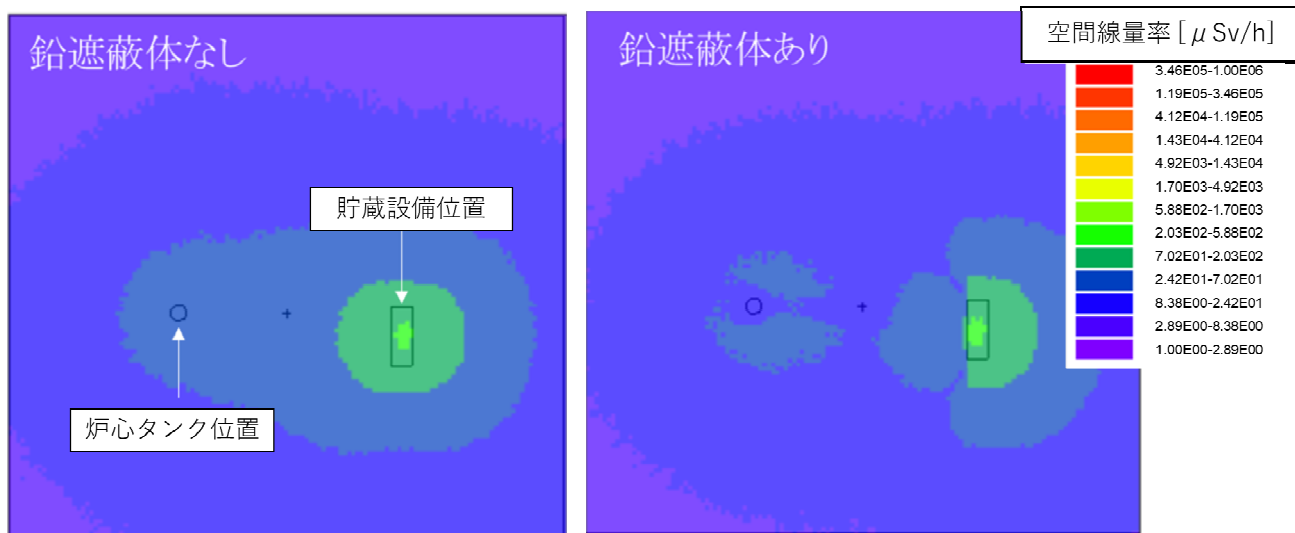
デブリ模擬体の試分析及び分析用器材の整備については、平成 30 年度に実施したデブリ模擬体調製設備の性能試験において試作したペレットの試分析を実施するとともに、デブリ模擬体及び核分裂生成物組成測定の実験前処理等に使用する器材を整備した。試分析の結果から、デブリ模擬体試料の組成分析は硝酸溶解とアルカリ融解による湿式分析及び非破壊分析（エネルギー分散型 X 線分析等）を組み合わせる手順を基本とすることとした。



出典) JAEA^{2,6}

図 2.1.3.1 製作中の STACY 炉心タンク (上下 2 分割)

Fig. 2.1.3.1 STACY-core tank still being constructed (separated top and bottom cores).



出典) JAEA^{2,4}

(a) 鉛遮へい体を設置しない場合 (b) 鉛遮へい体を設置した場合

図 2.1.3.2 炉室フード内部での空間線量率の評価例

Fig. 2.1.3.2 Assessment example of air dose rate in the room.

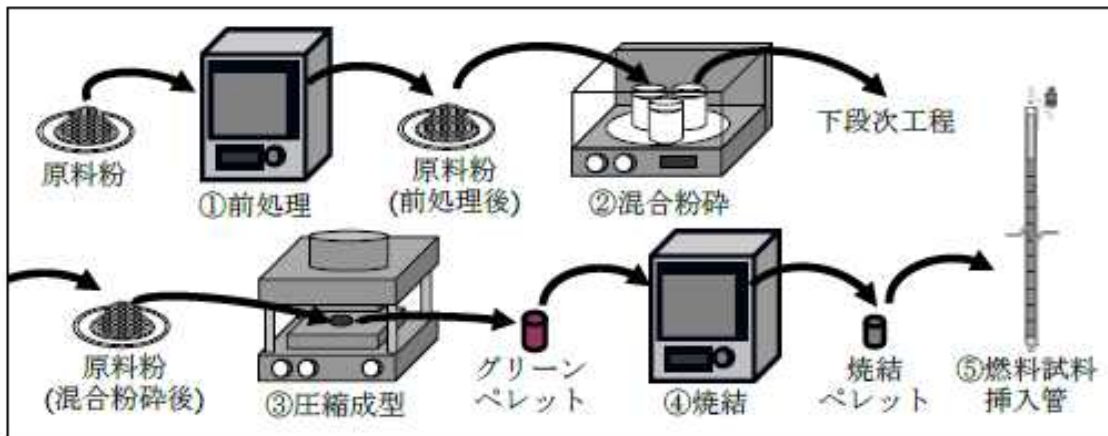


核燃料輸送物保護ケース用梱包材 (左: 充填棒、右: 充填材)

出典) JAEA^{2,6}

図 2.1.3.3 輸送に供する RAJ-IIIS 型輸送容器の梱包材の製作

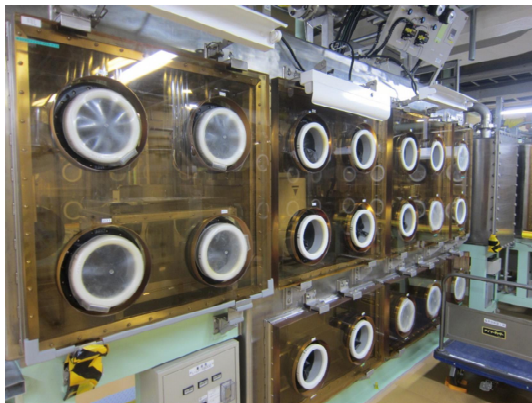
Fig. 2.1.3.3 Manufacture of packing material used in the RAJ-IIIS type shipping cask.



出典) JAEA^{2,6}

図 2.1.3.4 デブリ模擬体の製作フロー

Fig. 2.1.3.4 Manufacture procedure of dummy fuel debris.



混合粉碎機



圧縮成型機



焼結炉本体

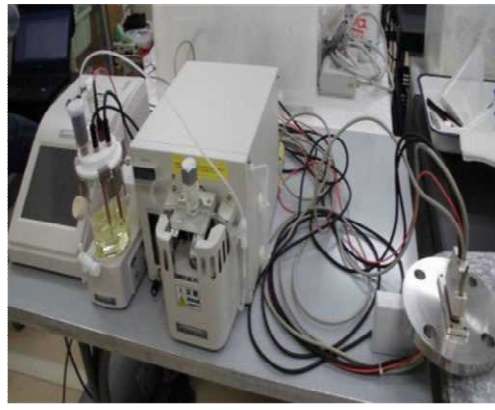
出典) JAEA^{2,6}

図 2.1.3.5 混合粉碎機、圧縮成型機、焼結炉本体の機器のグローブボックス内設置状況

Fig. 2.1.3.5 Installation status of the grinding and mixing device, compression molding machine and sintering furnace body in the glove box.



ウラン/酸素比測定装置



水分測定装置



ペレット密度測定装置

出典) JAEA^{2,6}

図 2.1.3.6 ウラン/酸素比測定装置、水分測定装置及びペレット密度測定装置の整備状況

Fig. 2.1.3.6 Installation status of the uranium/Oxygen ratio measuring device, the moisture measuring device and the pellet density measuring instrument.

表 2.1.3.1 STACY 更新炉初臨界後の基本実験案

Table 2.1.3.1 Basic experiment plan after initial criticality of modified STACY.

工程	格子板	実験内容	想定期間
臨界実験装置の性能把握のための試験 (Zero Experiment)	1.50 cm	水位を変えて臨界をとり、水位差反応度 dp/dH を測定する。 各水位で出力校正やペリオド測定を行い、炉の基本特性を把握するとともに運転員 の能力向上を図る。駆動機構を用いた場合を想定して燃料棒を5本抜き、水穴を作った体系でも実験を行う。	3週間
	1.27 cm	上記と同じ。但し、水穴は9本とする。	3週間
臨界実験装置の性能把握のための試験 (再現性確認)	1.50 cm	一度炉心タンクを空にしてから、再現性及び実験データ補完のための試験を行う。	3週間
	1.27 cm	上記と同じ。	3週間
燃料デブリ模擬体の臨界実験	1.50 cm	各格子板で、装荷物駆動機構を用いた運転中のサンプル交換を行い反応度を測定する実験を行う。日を変えて数回程度実施し、再現性を確認する。	3週間
	1.27 cm	サンプルは、 UO_2 ペレット、燃料デブリ模擬体ペレット、燃料デブリ模擬体に混ぜた構造材料などの不純物単体、ボイド（空サンプル）、ジルコニア等の予定。	3週間

出典) JAEA^{2,6}

2. 1. 4 今後の STACY 更新炉臨界実験計画

本研究は、一部を JAEA へ委託して実施した^{2.6-2.7}。燃料デブリに係わる基礎データの取得を目的として令和3年度までに STACY 更新炉を用いた燃料デブリ模擬実験として下記の4つの実験を選定し、モンテカルロ計算コードによる事前解析等により中性子源や計測機器の配置も含めた炉心構成を検討した。

(1) 性能確認実験： STACY 更新炉を用いた実験における潜在的な実験誤差を評価する。

- ・燃料棒本数や格子間隔により、臨界水位がどの程度変わるか（臨界バイアス）を測定
- ・製造公差などが解析結果に与える影響を確認

(2) 乱雑化配置の妥当性確認用実験： Solomon の妥当性を確認する。

- ・Solomon の妥当性確認に資する実験データを取得

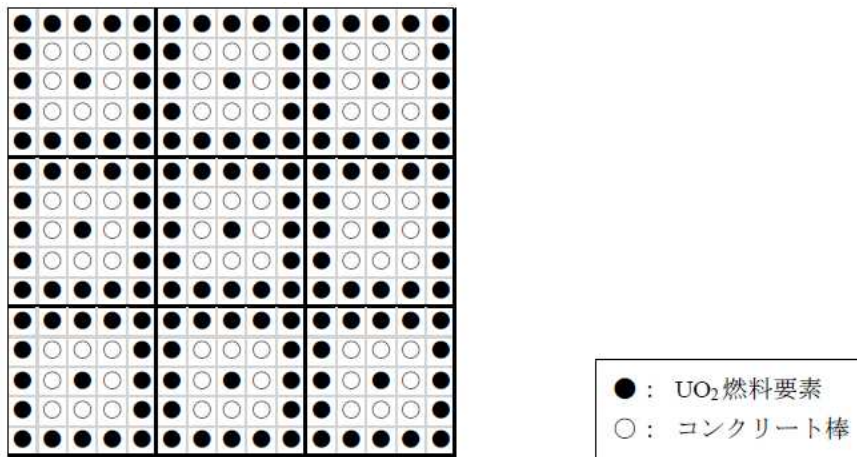
(3) 燃料デブリ模擬体を用いたサンプルワース実験： 様々な組成の燃料デブリが臨界に与える影響を把握する。

- ・装荷される模擬体の組成を変えて、その臨界特性を測定
- ・これまでに報告例が無い、MCCI のサンプルワースの実験データを取得

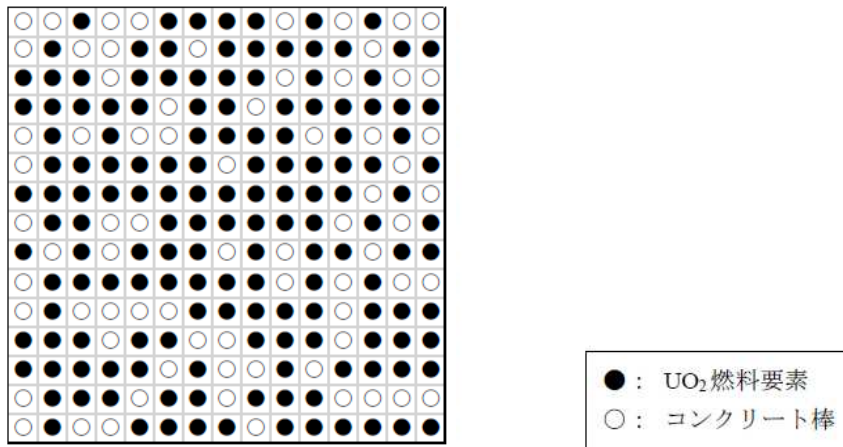
(4) 中性子減速条件等変更実験： 1F 内部の様々な性状を想定して、臨界特性に与える影響を把握する。

- ・ペDESTAL 底部の燃料デブリの分布状態を模擬
- ・(3) よりもマクロな組成分布に対する実験データを取得

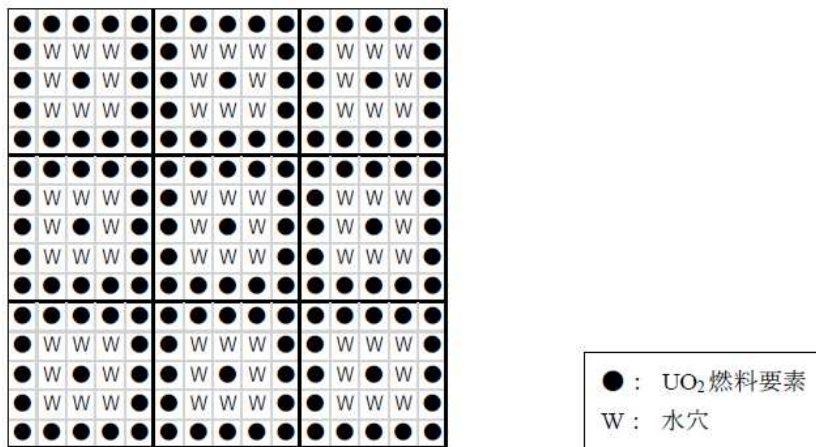
燃料デブリに係わる基礎データの取得を目的とした炉心の主な構成例（燃料、コンクリート、水が乱雑に混ざった状態を模擬した体系）を以下の図 2.1.4.1 に示す。



(a) 性能確認実験



(b) 乱雑化モデルの妥当性確認用実験



(c) 中性子減速条件等変更実験

出典) JAEA^{2,7}

図 2.1.4.1 STACY 更新炉実験体系例

Fig. 2.1.4.1 A configuration of STACY experiment examples.

さらに、規制庁では本安全研究プロジェクトの実施期間の延長（令和4年度から令和6年度末まで）を検討するに当たって、燃料デブリの性状をより現実的に考慮し、取出し作業をイメージした、新たな燃料デブリ模擬実験（実験項目（5）～（13））の検討を開始している。これらの実験工程は、当初から計画していた実験項目（1）～（4）を実施後に、実験内容等を踏まえ、検討を進めていく。各実験のスケジュール案を図2.1.4.2に示す。

- ・ Solomon の妥当性確認のデータの拡充
- ・ 取出し作業中の燃料デブリの性状の変化や減速条件の変化を考慮したデータの取得
- ・ 取出し作業時の臨界監視の適用性を確認するための検出器応答に係るデータの取得
- ・ 取出し後の収納缶での保管中の線量評価に係るデータの取得



図 2.1.4.2 STACY 更新炉実験工程案

Fig. 2.1.4.2 A STACY-experimental program.

2. 2 臨界を超過した際の線量評価手法に関する研究

本研究は、JAEA への委託として実施した^{2.2-2.7}。臨界挙動評価手法に関する研究として、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、臨界超過に至るシナリオの検討を行った。その際に発生する放射性物質の量及び周辺環境への放出量を評価可能な臨界挙動評価モデル・評価支援ツールを整備した。以下では、整備した臨界挙動評価モデル・評価支援ツールを用いた解析事例について示す。

2. 2. 1 臨界を超過した際の出力量

(1) ロスアラモス研究所における臨界事故解析

これまでの臨界超過時の解析は、主に溶液系燃料を対象に行われてきた。そのため、燃料デブリを含む固体燃料の臨界超過時の挙動に関する知見が不足している。そこで、固体燃料解析の妥当性確認のため、平成 27 年度から平成 30 年度まで改良を実施した臨界挙動評価モデル・評価支援ツールを用いて、固体燃料の周りに水が存在する条件における臨界時の出力挙動の評価精度を確認した。ロスアラモス研究所における 1945 年の臨界事故^{2.2.1.1、2.2.1.2}を対象に、解析モデル（図 2.2.1.1）を作成し、事故で生じた核分裂数の評価を実施した。本評価は、実際の体系と一致する、球体の燃料の周囲に水を配置したモデルを対象に動特性解析を行い、臨界超過時の出力、エネルギー、温度を求めた。評価結果は、文献情報のない給水流量をパラメータとすることによって、文献値に近い核分裂数、温度上昇を再現出来たことから、これまで整備してきた臨界挙動評価モデル・評価支援ツールは作業員被ばく等の評価に適用できる見通しが得られた。

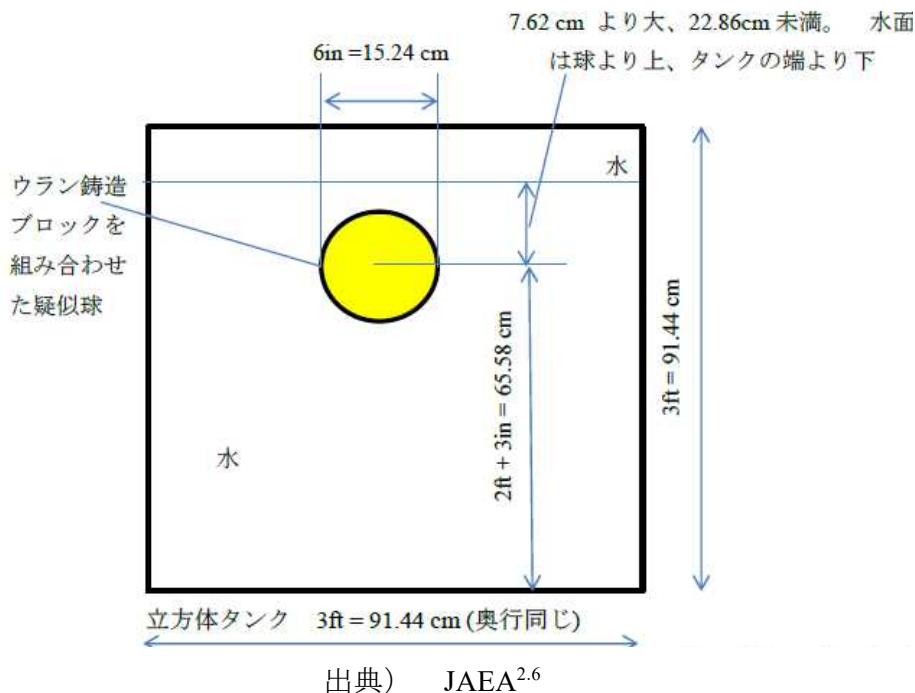


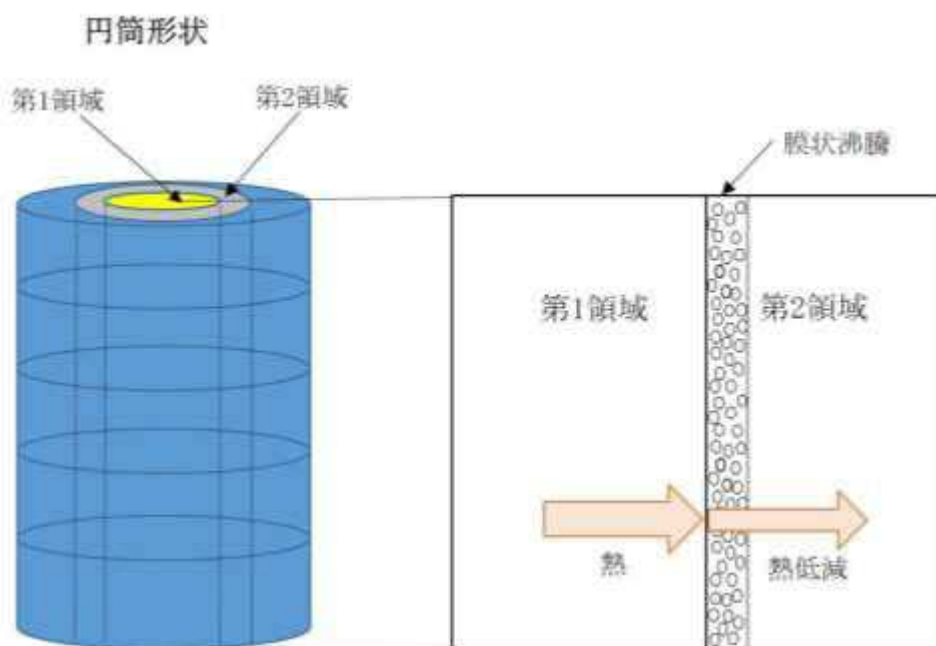
図 2.2.1.1 ロスアラモス研究所における臨界事故の概要とモデリング

Fig. 2.2.1.1 Overview and modeling of the Los Alamos criticality accident.

(2) 膜状沸騰の効果に関する解析的検討

臨界挙動評価モデル・評価支援ツールの一部である AGNES-P コード^{2.2.1.3, 2.2.1.4}は、燃料粉末、添加剤及び水からなる体系の核計算及び伝熱計算が可能な臨界事故解析コードとして開発された。一般に固体状核燃料の反応度温度フィードバック係数は溶液状核燃料に比べて小さく、臨界事故時に核燃料の温度は大きく上昇する。燃料デブリの場合でも、数百度程度の温度上昇が想定されるため、臨界事故挙動評価を精度良く行うためには、燃料デブリをとりまく冷却水の沸騰を考慮する必要がある。そこで、当該コードを燃料デブリに適用するために、膜状沸騰の熱的效果を考慮した簡易的なモデルを AGNES-P コードに実装した。このコードを用いて、膜状沸騰による熱伝達率の変化をパラメータとした解析を行って、出力、温度、核分裂数等の挙動を評価した。

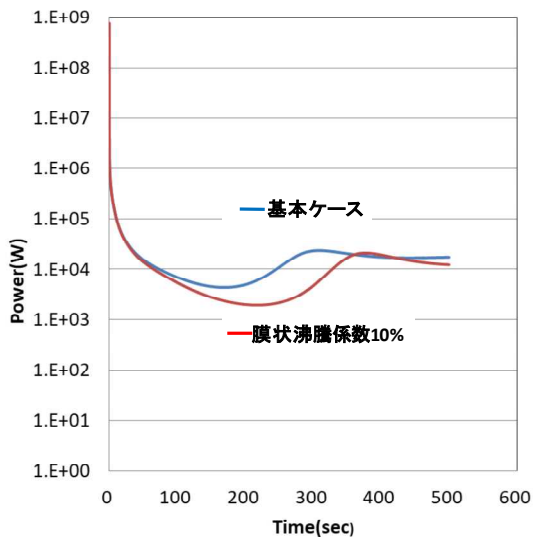
膜状沸騰モデル(図 2.2.1.2)に示すように、第1領域を固体状の燃料デブリ(燃料(UO₂)、炭素鋼、コンクリート、水等)、第2領域を水とした場合、第1領域の温度がある一定の温度以上になると第2領域内に膜状沸騰が発生して、第1領域から第2領域への熱伝達率が変化する。この膜状沸騰による熱伝達率の変化を模擬できるように AGNES-P を改良した。



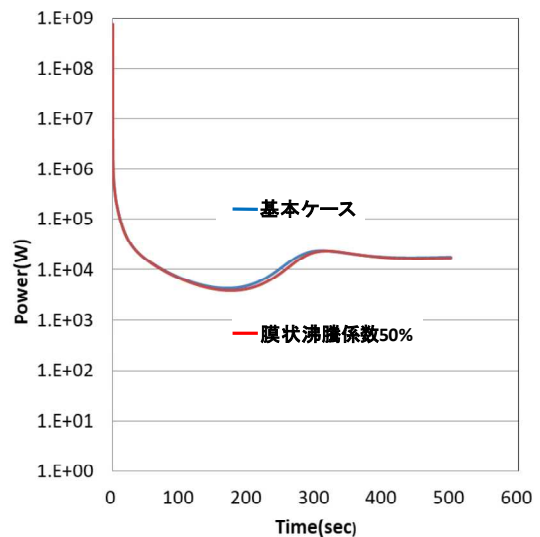
出典) JAEA^{2.6}
図 2.2.1.2 AGNES-P コードにおける膜状沸騰モデル
Fig. 2.2.1.2 Film boiling model on AGNES-P code.

改良した AGNES-P が膜状沸騰効果を正しく評価していることを確認するために、球体系の膜状沸騰効果を評価した。球体系の第1領域を燃料デブリ、第2領域を水、第3領域を空気とし、設定温度(第1領域と第2領域の温度差)は 100°Cとした。膜状沸騰係数については基本ケースの 10%、50%及び 90%の 3 ケース設定した。図 2.2.1.3 に示す計算結果の

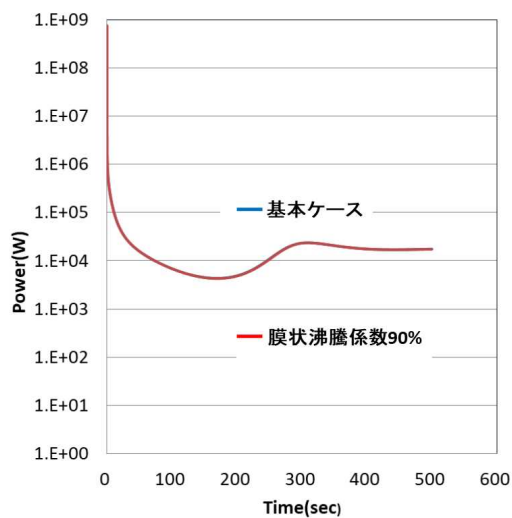
とおり、各ケースの熱出力は、膜状沸騰係数 100%の基本ケースの計算結果と比較している。10%のときには、バースト以降の出力挙動に大きな差が生じているが、50%及びそれ以上の場合には 100%とほぼ同じ結果となっている。このことから、膜状沸騰の熱的效果は、それほど高くない事を示した。



(a)膜状沸騰係数 10%



(b)膜状沸騰係数 50%



(c)膜状沸騰係数 90%

出典) JAEA^{2.6}より引用し一部改変

図 2.2.1.3 膜状沸騰が熱出力に与える影響

Fig. 2.2.1.3 Effect of film boiling on thermal power.

2. 2. 2 臨界を超過した際の線量評価

臨界事故時の臨界挙動評価においては、臨界事故で発生する総発熱量から燃料デブリが熱によって損傷する可能性を評価するとともに、損傷した場合に燃料デブリから漏えいし、施設内を移行する放射性物質の量を定量的に評価する必要がある。そこで、米国原子力規制委員会が軽水炉を対象に開発した放射性物質移行計算コード RASCAL^{2.2.2.1} を用いて、線量評価を実施した。RASCAL には 4 つの基本ツール（①被ばく線量推定ツール、②環境中線量計算ツール、③放射性核種データベース閲覧ツール、④放射性核種壊変計算ツール）及び 3 つの追加ツール（⑤炉心インベントリ評価ツール、⑥複数炉同時被災評価ツール、⑦気象データ収集ツール）が整備されており、いずれも図形などを用いたグラフィカルユーザーインターフェース（以下「GUI」という。）経由で実行することができる。

以下に、基本ツールの詳細を示す。

① 被ばく線量推定ツール

プラント状況や事故状況の情報から、気体状の放射性物質であるプルームに由来する被ばく線量を推定するツールである。施設から放出された放射性核種の放出率は時間依存することから、生成されるソースタームは時間変化を考慮している。計算されたソースタームは、大気中での放射性物質の移流拡散モデルの入力値として用いられる。移流拡散モデルでは、風下での放射性核種の濃度と被ばく線量率の推定を行う。このときの被ばく経路は、放射性プルームからのクラウドシャイン、呼吸による摂取及び沈着した放射性物質からのグランドシャイン（グランドシャインによる被ばくは 4 日間継続すると仮定）である。

② 環境中線量計算ツール

事故後放射性プルームの放出が生じた段階あるいは事故中期において、環境中の放射性物質濃度の実測値に基づき線量計算を行うツールである。なお、事故中期での線量計算には放射性核種の地表面濃度を用いる。

③ 放射性核種データベース閲覧ツール

RASCAL の有する放射性核種のデータベースに収録された各核種の半減期や崩壊定数、インベントリといった情報を閲覧できるツールである。

④ 放射性核種壊変計算ツール

放射性物質の混合物に対する特定期間での壊変量の評価に用いられる。

⑤ 炉心インベントリ評価ツール

炉心、原子炉冷却系及び使用済燃料のインベントリとして、初期インベントリの代わりに対象とする原子炉の運転状況の詳細情報を含むファイルを作成し、そのファイルに基づいた影響解析を行うためのものである。

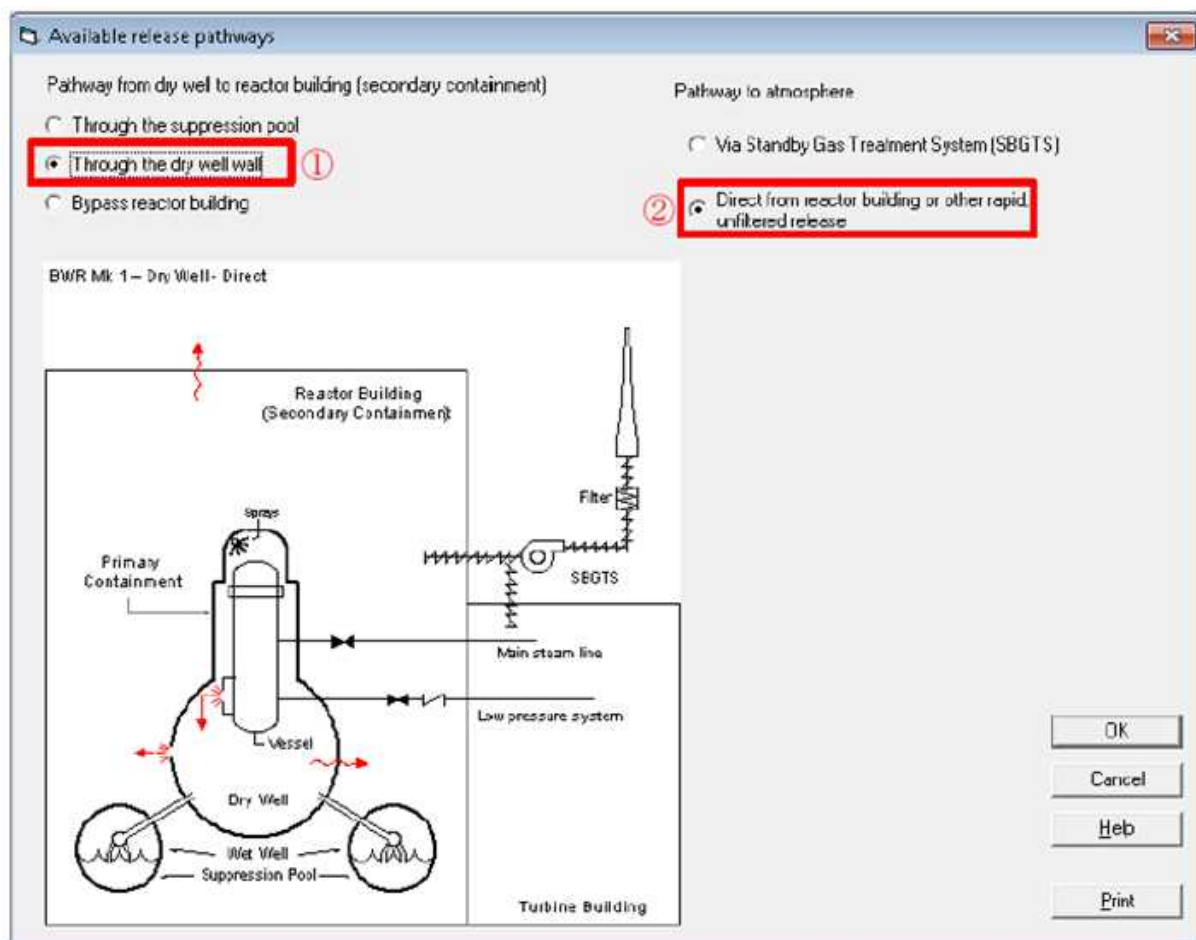
⑥ 複数炉同時被災評価ツール

1F 事故を踏まえて開発されたツールで、同一発電所の複数炉で発災したケースを評価するため、サイト内の複数の施設のソースタームを結合することができる。

⑦ 気象データ収集ツール

被ばく線量推定ツールで使用する気象データをインターネット経由で自動収集するツールである。

RASCAL に用いられている GUI の例として、放射性物質の放出経路と放出量の時系列 (Release Path) の設定画面を図 2.2.2.1 に示す。図に示すように、放射性物質の放出条件等を設定画面から選択することが可能である。



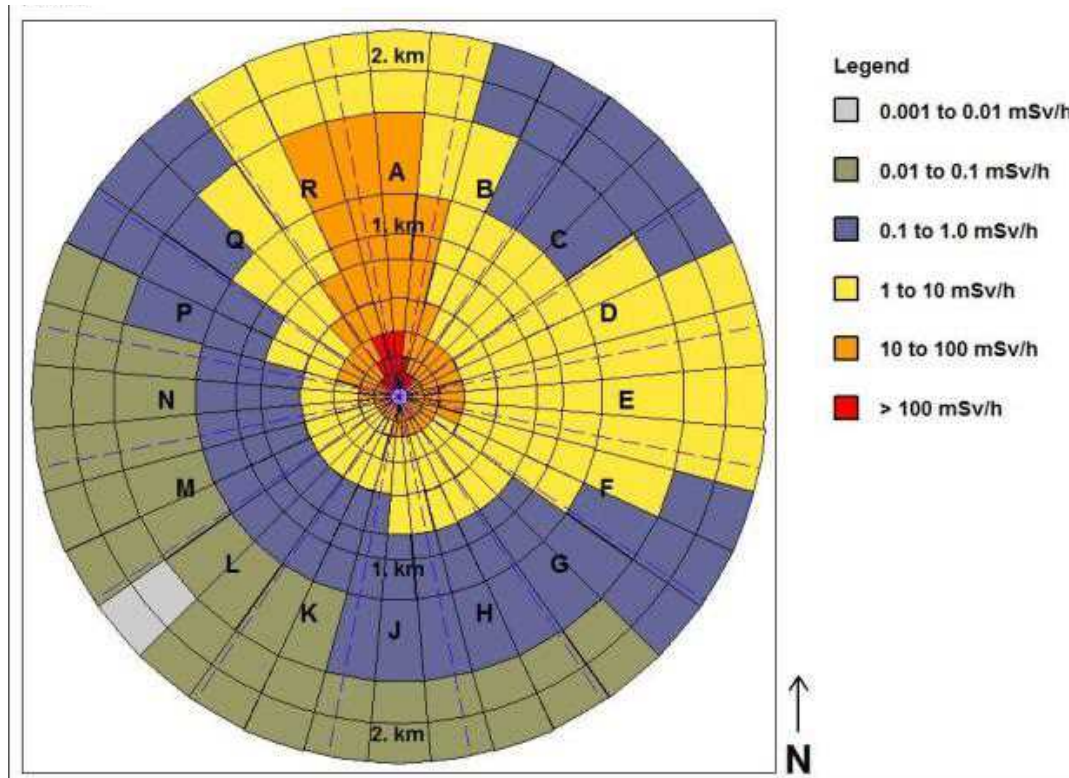
出典) JAEA^{2,4}

図 2.2.2.1 RASCAL 入力画面

Fig. 2.2.2.1 Setting screen of available release pathways.

RASCAL を用いて、1F 事故当時の 1 号機の放射性物質放出量の推定値から敷地境界を含む数点の空間線量率評価を実施した。図 2.2.2.2 に RASCAL によって求めた 1F から 2km 圏内の外部被ばく線量率を示す。図で示した線量率は、水素爆発時刻である 2011/3/12 15:36 付近である。なお、RASCAL では、地形データを用意していないため、すべて同じ平面上

にあるとして計算している。さらに、建屋をモデル化しておらず、一次格納容器から放出された放射性物質は、環境に直接移行するモデルとなっており、計算結果は測定値に対して保守的に評価される。



出典) JAEA^{2,4}

図 2.2.2.2 計算出力結果 (1F から 2km 圏内の外部被ばく線量率)

Fig. 2.2.2.2 Calculation output result (External exposure dose rate within 2km from the 1F).

3. 結論

3. 1 成果の要点

3. 1. 1 臨界管理評価手法の整備

JAEA への委託^(2.1-2.7)として、以下を進めた。事業者が実施する臨界管理を評価するために、臨界管理評価手法の整備では、核特性解析で幅広く使用されている解析コードを用いて、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マップデータベースを整備している。また、燃料デブリの多様な性状を取り扱うことが可能な Solomon を開発し、ICSBEP に収録されている代表的なベンチマーク問題の解析を実施した。その結果、Solomon の予測精度は良好であることが明らかになった。二酸化ウラン・コンクリート系の燃料デブリ等に対しても十分な検証と新たな評価機能等が必要であることから引き続き整備を実施する。

同じく JAEA への委託^(2.1-2.7)として、臨界実験の実施を計画している。現在改造工事中の JAEA の STACY 更新炉については、設置変更許可申請書、設計及び工事の方法の認可申請等を行い、機器の製作を開始した。並行して、STACY 更新炉の燃料製造については、新たに製作した燃料棒の検査を実施し、輸送前まで準備を進めた。また、STACY 更新炉における燃料デブリを模擬した臨界実験については、その実験内容を具体化し、事前解析を実施中である。さらに、実験計画を策定した。

一方、規制庁では、BWR の炉心損傷・溶融進展により形成される燃料デブリの性状を評価するために、3次元炉心損傷・溶融進展解析コードの開発に着手している。3次元炉心損傷・溶融進展解析コードの開発では、炉心領域から原子炉压力容器下部ヘッドにおける燃料デブリ組成を評価するために詳細幾何形状解析モデルを開発した。当該研究では、特に、炉心支持板領域で溶融物が移行する挙動とともに溶融物のクラスト形成を確認した。

3. 1. 2 臨界を超過した際の線量評価手法の整備

本手法の整備は、JAEA への委託^{2.2-2.7}としている。臨界を超過した際の線量評価手法の整備では、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。そこで、総核分裂数評価手法の妥当性確認のために、固体燃料に対する臨界挙動評価手法の妥当性確認及び沸騰状態での臨界挙動評価手法の検証を実施し、臨界超過時の挙動を再現できていることを確認した。さらに、RASCAL コードを用いることで、発電所周辺の線量率を評価できることを確認した。また、臨界超過時の総核分裂数及びそれに伴う敷地境界での線量を評価する手法を整備した。

3. 2 目的の達成状況

本安全研究プロジェクトについては、臨界実験装置の改造に係る設計・製作・工事（燃料調達を除く）、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に関する研究がおおむね計画どおりに進捗した。臨界実験装置の改造に係る設計・製作・工事及び臨界実験装置の燃料調達については、令和2年4月1日に核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和三十二年法律百六十六号）等の改正が施行され、検査制度の変更に伴う既提出の工事認可申請書類の記載を変更する必要が生じたことから、当初計画よりも遅れているが、臨界実験内容を充実させ、本安全研究プロジェクト終了時（令和6年度）までに達成できる見込みである。

3. 3 成果の公表

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) 論文（査読付）

1. Okawa, T., Nakajima, T., 2017. Modeling and Verification of Three-Dimensional Simulation for BWR In-Vessel Core Degradation. Ann. Nucl. Energy, 101, 182–195.
2. Okawa, T., Shiba, S., Nakajima, T., 2017. Physical Model Features and Validation Status of Three-dimensional Simulation Model for BWR In-Vessel Core Degradation. Ann. Nucl. Energy, 105, 168–183.
3. Okawa, T., 2018. Validation Progress and Exploratory Analyses of Three-Dimensional Simulation Code for BWR In-Vessel Core Degradation. Ann. Nucl. Energy, 117, 73–83.
4. Okawa, T., 2019. A Three-Dimensional Approach for Simulating BWR Core Melt Progression – Validation Progress on CORA-BWR Experimental Series. Ann. Nucl. Energy. 132, 512–525.
5. Okawa, T., 2021. Application of Three-Dimensional Detailed Geometry to Simulation of Melt Progression in an Intricate BWR Lower Head. Ann. Nucl. Energy. 153, 108065.

(3) 国際会議のプロシーディング（査読付）

1. Okawa, T., Nakajima, T., 2016. 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.

(4) 表彰・受賞

なし

3. 3. 2 委託先等による公表

(1) 論文 (査読付)

1. Izawa, K., Tonoike, K., Sono, H., Miyoshi, Y. "Critical experiments for fuel debris using modified STACY," Proc. of PHYSOR 2014, Sept. 28- Oct 3, Kyoto, Japan (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, Sept. 13-17, 2015, Charlotte, USA (2015).
3. Izawa, K., Tonoike, K., Leclaire, N., Duhamel, I., "Design of Water-Moderated Heterogeneous Cores in New STACY Facility through JAEA/IRSN Collaboration," ICNC2015, Sept. 13-17, 2015, Charlotte, USA (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, Sept. 13-17, 2015, Charlotte, USA (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, May 1-5, 2016, Sun Valley, USA (2016).
6. Ueki, T. "Fractal dimension analysis for run length diagnosis of Monte Carlo criticality calculation," Journal of Nuclear Science and Technology, 53, p.312 (2016).
7. Yamane, Y., Tonoike, K., "Development of Criticality Risk Evaluation Method for Fuel Debris in Fukushima-Daiichi NPS," Proc. of ICNC2015, Sept. 13-17, 2015, Charlotte, USA (2015).
8. Ueki, T. "Monte Carlo criticality analysis under material distribution uncertainty," Journal of Nuclear Science and Technology, 54, p.267 (2017).
9. Ueki, T. "A power spectrum approach to tally convergence in Monte Carlo criticality calculation," Journal of Nuclear Science and Technology, 54, p.1310 (2017).
10. 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, 101, pp.321-328 (2017).
11. Ueki, T. "Spectral Analysis for Convergence Assessment in Monte Carlo Criticality Calculation," Proc. of M&C2017, April 16-20, 2017, Jeju Island, Republic of Korea (2017).
12. Ueki, T. "Monte Carlo criticality analysis of random media under bounded fluctuation driven by normal noise," Journal of Nuclear Science and Technology, 55, p.1180 (2018).
13. 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, Sept. 15 – Sept. 19, Paris, France (2019).

14. 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, Sept. 15 – Sept. 19, Paris, France (2019).
15. Izawa, K., Ishikawa, J., Okubo, T., Ogawa, K., Tonoike, K., “Neutronic Design of Basic Cores of the New STACY,” Proc. of ICNC2019, Sept. 15 – Sept. 19, Paris, France (2019).
16. Gunji, S., Clavel, J.-B., Tonoike, K., Duhamel, I., “Design Methodology for Fuel Debris Experiment in the New STACY Facility,” Proc. of ICNC2019, Sept. 15 – Sept. 19, Paris, France (2019).
17. Ueki, T. “Universal methodology for statistical error and convergence of correlated Monte Carlo tallies,” Nuclear Science and Engineering, 193:7, p.776-789 (2019).
18. Ueki, T. “Continuous Energy Monte Carlo Criticality Calculation of Random Media under Power Law Spectrum,” Proc. of M&C2019 August 25-29 Portland Oregon, USA (2019).
19. Nagaya, Y., Ueki, T., Tonoike, K., “SOLOMON: a Monte Carlo Solver for Criticality Safety Analysis,” Proc. of ICNC2019, Sept. 15 – Sept. 19, Paris, France (2019).
20. Yamane, Y., Numata, Y., Tonoike, K., “Exploratory Investigation For Estimation of Fuel Debris Criticality Risk,” Proc. of ICNC2019, Sept. 15 – Sept. 19, Paris, France (2019).
21. Ueki, T. “Judgment on Convergence-in-Distribution of Monte Carlo Tallies Under Autocorrelation,” Nuclear Science and Engineering, 194:6, p.422-432 (2020).
22. Araki, S., Gunji, S., Tonoike, K., Kobayashi, F., Izawa, K., Ogawa, K., “A New Critical Assembly: STACY,” Proc. of RRFM 2020 (2020).
23. Araki, S., Yamane, Y., Ueki, T., Tonoike, K., “Effect of β on Effective Multiplication Factor in $1/k_{\text{eff}}$ Spectrum Random System,” Proc. of PHYSOR2020 (2020).

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燃料デブリが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。具体的には、臨界管理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、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適否を判断する際に、燃料デブリの性状の多様性の影響及び評価に使用した解析コードの精度の観点から、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時に、作業員の安全が確保できる計画の検証に活用できる。

3. 5 今後の計画

令和4年度中に、STACY更新炉の本体改造工事を完了し、臨界実験の準備を進める。併せて令和4年度末から実施する臨界実験に向けた事前解析を行い、必要な実験準備を行う。さらに、令和5年度及び令和6年度も、臨界実験及び同実験の解析を行う。また、臨界マップデータベースについては、既往の成果を発展させ、Solomonを活用して、データの拡充を図る。また、最新のSAの実験的知見及び燃料デブリ生成を解明するコード開発を通じて、1Fの燃料デブリが取り得る範囲を推定し、より現実的な臨界予測ができるように準備を行う。臨界挙動評価手法については、既往の評価ツールのさらなる検証及び多様な条件での臨界を想定した解析を行い、1Fの廃炉作業に係わる審査に貢献できる準備を行う。

上記の既往の検討に加えて、燃料デブリ取出しに係わる審査支援として、格納容器内の核分裂生成物の線量評価、燃料デブリ近傍の作業環境評価、さらに、従来の評価手法では想定出来ない燃料デブリ挙動評価を行い、審査や検査の支援等に貢献することを計画（図3.5.1）している。

燃料デブリ取出しに係わる検査や審査の支援として、格納容器内のFPからの線量評価、燃料デブリ近傍の作業環境に係わる情報提供、さらに、従来の評価手法では想定出来ない燃料デブリ挙動評価を行い、検査・審査支援に貢献する。



図 3.5.1 検査・審査支援への活用法

Fig. 3.5.1 Utilization for support of inspection and regulatory review.

参考文献一覧

- (2.1) 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.
- (2.2) 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.
- (2.3) 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.
- (2.4) 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.
- (2.5) 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.
- (2.6) 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.
- (2.7) 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) 中間報告書, 令和 3 年 3 月.
- (2.1.1.1) J. J. Foit, T. Cron, B. Fluhrer, A. Miassoedov, and T. Wenz, MOCKA Experiments on Concrete Erosion by a Metal and Oxide Melt, Proc. 5th European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2012), Cologne, Germany, March 21-23, 2012 (2012).
- (2.1.1.2) International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, “NEA/NSC/DOC(95)03, Organisation for Economic Cooperation and Development Nuclear Energy Agency (September 2007).
- (2.1.1.3) 鹿島陽夫他, 連続エネルギーモンテカルロコード MVP、MCNP 及び核計算コード SRAC を使用する統合化燃焼計算コードシステム—SWAT4.0, JAEA-Data/Code2014-028, 日本原子力研究開発機構(2014).
- (2.1.1.4) Ueki, T., 2020. Monte Carlo Criticality Calculation of Random Media Formed by Multi-Materials Mixture Under Extreme Disorder. Nuclear science and Engineering.
- (2.1.1.5) Standard Test Method for Atom Percent Fission in Uranium and Plutonium, ASTM E321-96 (2005).

- (2.1.2.1) Okawa, T., Yamamoto, T., Ishizu, T., Hotta, A., Hoshi, H., 2013. 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.
- (2.1.2.2) Okawa, T., Nakajima, T., 2016. 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.
- (2.1.2.3) Okawa, T., Nakajima, T., 2016. 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.
- (2.1.2.4) Okawa, T., Nakajima, T., 2017. Modeling and Verification of Three-Dimensional Simulation for BWR In-Vessel Core Degradation. *Ann. Nucl. Energy*, 101, 182–195.
- (2.1.2.5) Okawa, T., Shiba, S., Nakajima, T., 2017. Physical Model Features and Validation Status of Three-dimensional Simulation Model for BWR In-Vessel Core Degradation. *Ann. Nucl. Energy*, 105, 168–183.
- (2.1.2.6) Okawa, T., 2017. Development of Three-Dimensional Simulation Code for BWR In-vessel Core Degradation. 23rd QUENCH Workshop 2017. Karlsruhe Institute of Technology, Karlsruhe, Germany.
- (2.1.2.7) Okawa, T., 2018. Validation Progress and Exploratory Analyses of Three-Dimensional Simulation Code for BWR In-Vessel Core Degradation. *Ann. Nucl. Energy*, 117, 73–83.
- (2.1.2.8) Okawa, T., 2019. A Three-Dimensional Approach for Simulating BWR Core Melt Progression – Validation Progress on CORA-BWR Experimental Series. *Ann. Nucl. Energy*. 132, 512–525.
- (2.1.2.9) Okawa, T., 2021. Application of Three-Dimensional Detailed Geometry to Simulation of Melt Progression in an Intricate BWR Lower Head. *Ann. Nucl. Energy*. 153, 108065.
- (2.1.2.10) Sehgal, B.R., 2012. Nuclear Safety in Light Water Reactors - Severe Accident Phenomenology. Academic Press.
- (2.1.2.11) Bohl, W.R., Luck, L.B., 1990. SIMMER-II: A Computer Program for LMFBR Disrupted Core Analysis. LA-11415-MS. Los Alamos National Laboratory (LANL).
- (2.1.2.12) Suzuki, M., Saito, H., 2006. Light Water Reactor Fuel Analysis Code FEMAXI-6 (Ver. 1); Detailed Structure and User's Manual. JAEA-Data/Code 2005-003. Japan Atomic Energy Agency (JAEA).

- (2.1.2.13) Japan Atomic Energy Agency (JAEA), 2013. SKETCH-N 1.0: Solve Neutron Diffusion Equations of Steady-State and Kinetics Problems. Available from: <<http://riscc.ornl.gov/codes/ccc/ccc8/ccc-808.html>>.
- (2.1.2.14) Yamashita, S., Ina, T., Idomura, Y., Yoshida, H., 2017. A Numerical Simulation Method for Molten Material Behavior in Nuclear Reactors. Nucl. Eng. Des. 322, 301–312.
- (2.1.2.15) Yamashita, S., Tokushima, K., Kurata, M., Yoshida, H., 2017. Development of Numerical Simulation Method for Melt Relocation Behavior in Nuclear Reactors: Validation and Applicability for Actual Core Structure. Japan Society of Mechanical Engineers.
- (2.1.2.16) Gauntt, R. O., Humphries, L.L., 1997. Final Results of the XR2-1 BWR Metallic Melt Relocation Experiment. SAND-97-1039. Sandia National Laboratories.
- (2.1.3.1) <https://www.tepco.co.jp/decommission/progress/plan/pdf/2021/20210325.pdf>
- (2.2.1.1) Mclaughlin T. P., et al., A Review of Criticality Accidents 2000 Revision, LA-13638, Los Alamos National Laboratory (2000).
- (2.2.1.2) Hayes, D. F. A Summary of Accidents and Incidents Involving Radiation in Atomic Energy Activities, June 1945 through December 1955. U. S. Atomic Energy Commission TID-5360,(1956). p.10-12
- (2.2.1.3) Yamane Y., Takahashi S., Yamamoto Y. and Miyoshi Y., Criticality Accident Evaluation for MOX Powder System, Proc. Int. Conf. Nuclear Criticality Safety (ICNC2007), (2007).
- (2.2.1.4) Y.Yamane, T.Yamamoto and Y.Miyoshi, Development of Numerical Simulation codes for Estimation of Number of Fission Released at Criticality Accident of MOX Powder System, Proceedings of the SNA2003 (2003).
- (2.2.2.1) J. V. Ramsdell, Jr, G. F. Athey, S. A. McGuire, and L. K. Brandon, RASCAL 4: Description of Models and Methods, NUREG-1940, United States Nuclear Regulatory Commission, December 2012.

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
岩橋 大希 技術研究調査官
柴 茂樹 技術研究調査官
大川 剛 主任技術研究調査官