臨界安全研究グループの研究概要

日本原子力研究開発機構　原子力安全・防災研究所　安全研究センター　臨界安全研究グループ

従来からの取り組み：　臨界事故を起こさないために

- ●核燃料物質が臨界状態にならないよう、取扱い手段や取扱量を決めて適切に管理するための基礎研究
- ●世界各国の臨界実験による実験データの蓄積と、計算解析手法・核データの開発進捗による臨界計算の精度の向上
- ●臨界安全ハンドブック、燃焼度クレジット、可燃性毒物を利用した未臨界担保技術などについて研究

近年の課題：『燃料デブリ』の臨界安全

- ●多岐に渡る組成に対する臨界特性データベースの構築
- ●乱雑な組成を取扱う計算ツール“Solomon”の開発
- ●臨界事象が発生した場合の影響評価（核分裂数、線量等）
- ●計算解析の妥当性について、定常臨界実験装置「STACY」（図1参照）を用いた実験的検証

新たな課題：　次代の安全研究を見据えて

- ●数値流体力学（CFD）を考慮した過去の臨界事故の再評価による新たな知見
- ●核データの不確かさが臨界評価に与える影響の定量化手法の研究
- ●OECD/NEAの臨界安全性ワーキングパーティ（WPNCS）の活動参画による最新知見の取得（国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクトICSBEPなど）

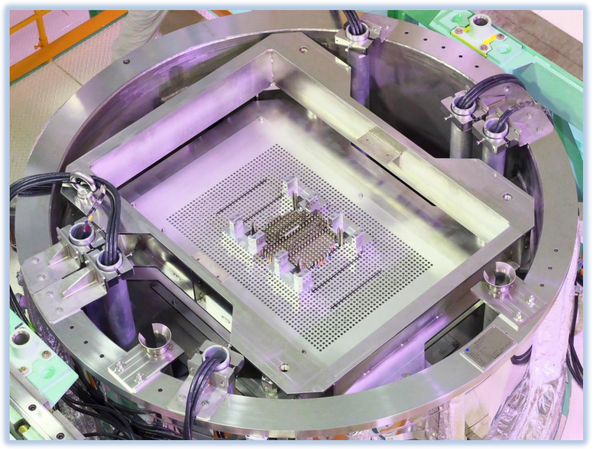


図1: 定常臨界実験装置STACY
（2024年4月22日　初臨界）

原子力規制庁受託事業

燃料デブリの臨界評価手法の高度化に向けた研究

【ねらい】燃料デブリの乱雑な組成が臨界条件へ与える影響を調べる

- ○ 燃料デブリの乱雑な組成分布を考慮できる臨界解析コードSolomonを開発
- ○ 燃料デブリの臨界評価に際し、Solomonを用いて組成の乱雑さによる実効増倍率の不確かさを評価、臨界半径を評価する方法を考案

- ○ 複数の燃焼燃料組成が乱雑に混合した条件において、乱雑さによる不確かさを考慮した最小臨界半径を評価（図2）
- ○ 均質組成の体系と比較してより小さい臨界半径（臨界になりやすい）となり得ることを確認

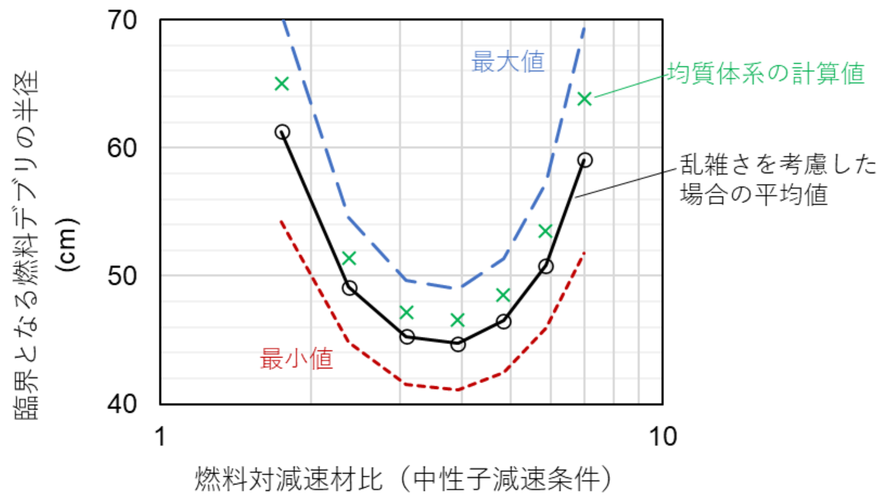


図2: 乱雑さによる不確かさを考慮した場合の最小臨界半径

Watanabe, T., et al., Application of Monte Carlo Solver Solomon to Critical Mass Calculation of Fuel Randomization System, *Proc. of PHYSOR2024*, San Francisco, USA, April 2024

燃料デブリの臨界特性を明らかにするSTACY臨界実験

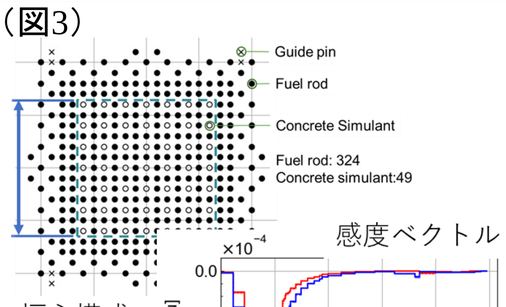
【ねらい】燃料デブリを構成する構造材を混ぜた実験を行い核計算を検証する

- ○ 燃料デブリの主な混合物として、原子炉構造材の鉄やコンクリートを予測し、これらを含む燃料デブリの臨界特性を網羅的に解析評価してデータベース化
- ○ 計算解析（核計算コード＋核データ）の妥当性を示すための臨界実験を計画

- ○ STACYのUO_2燃料と同じ棒状の鉄、コンクリート構造材模擬体を多数調製し、UO_2燃料と混在させた炉心構成による実験で計算解析の妥当性検証を予定
- ○ 事前解析として、構造材模擬体の装荷による実効増倍率の変化や構成元素・同位体による原子核反応の感度解析を実施（図3）

- ○ 2025年1月以降、これらの模擬体を用いた実験を開始し、計算解析との比較を行う

- ○ 計算との不整合がある場合、その原因を調べるほか、臨界実験データを広く利用できるベンチマークの形で整備し公開予定



Araki, S., et al., Debris-simulated core analysis under fuel procurement constraints in new STACY experiments, *Proc. of ICNC2023*, Sendai, Japan, October 2023.

図3: コンクリート構造材装荷炉心と感度ベクトル

運営費交付金研究

過去の臨界事故の原因究明のための詳細解析

【ねらい】過去の事故を再評価して知見を蓄積し、臨界安全性向上につなげる

- ○ 過去に発生した臨界事故を再解析し、その原因、臨界に至るシナリオ、臨界時の挙動・影響などを明らかにして知見を蓄積することは、現行の核燃料取扱施設の臨界安全性向上に有益
- ○ 臨界シナリオが明確でなかった有機溶媒系での事故例（英国Windscale Works）を、数値流体力学（CFD）とモンテカルロ法による核計算と組み合わせた最新の計算解析技術を開発して再評価（図4）

- ○ 流動による溶媒の空間分布変化に起因する波状の反応度変化に臨界事象が支配された可能性を発見

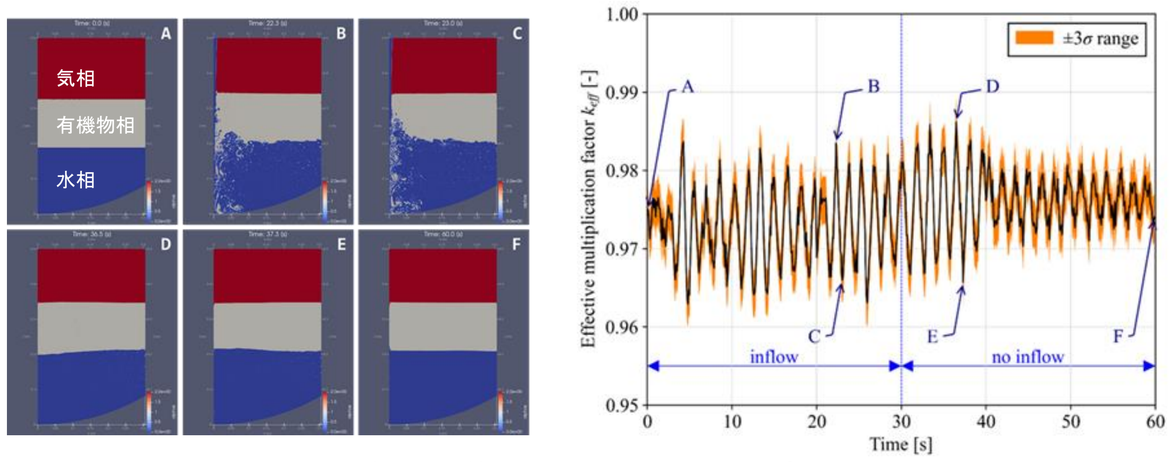


図4: CFDによる状態変化の推測（左図）と実効増倍率の時間変化（右図）

Fukuda, K., ‘Possible criticality scenario and its mechanism of the Windscale Works criticality accident in 1970 analyzed by computational fluid dynamics and Monte Carlo neutron transport’, Annals of Nuclear Energy, 208. (2024) doi: 10.1016/j.anucene.2024.110748.

核データ起因の不確かさ定量化に関する国際ベンチマーク問題解析

【ねらい】軽水炉燃料集合体の燃焼計算における核種ごとの不確かさを確認する

- ○ OECD/NEAは、軽水炉燃料集合体の燃焼計算（核種組成計算）を対象とした、核データ起因の不確かさ定量化に関する国際ベンチマーク問題を提案
- ○ モンテカルロ燃焼計算コードを主軸とした不確かさ定量化ツールを開発

- ○ 核データごとに、核反応断面積、核分裂生成核種収率、核種崩壊データの不確かさを伝搬させて、燃焼が進むことによる核種生成量への影響を定量化するとともにその要因を特定
- ○ 核種により支配的な不確かさにつながる要因が大きく異なることを確認

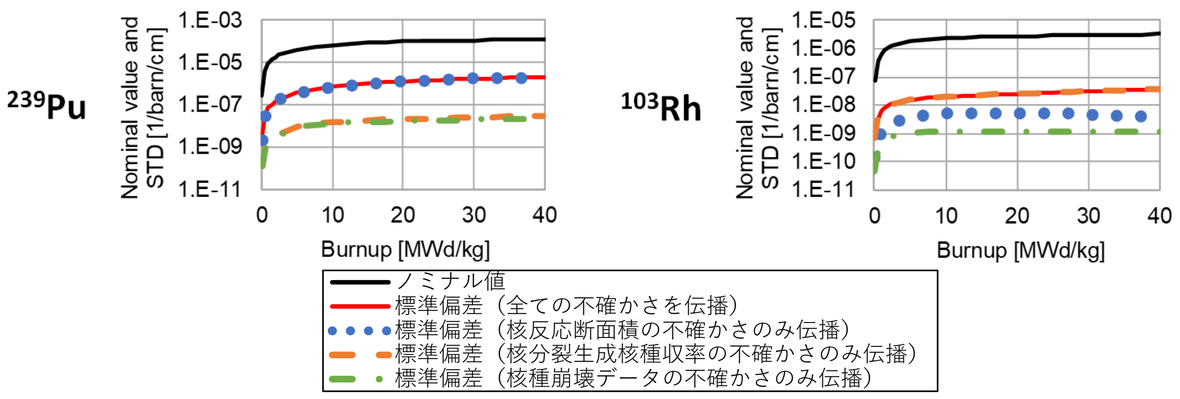


図5: JENDL-5に対する不確かさ定量化の例

Fujita, T., A Preliminary Uncertainty Analysis of PWR Depletion Numerical Test Problem on OECD/NEA/NSC LWR-UAM Benchmark Phase II Based on JENDL-5, *Proc. of BEPU2024*, Lucca, Itary, May, 2024.

成果とその活用

- ● 原子力規制庁受託研究：　東京電力福島第一原子力発電所の燃料デブリ取出し、廃炉作業のために必要な評価結果を提供する
- ● 運営費交付金研究：　近い将来の安全研究に資する基盤技術の整備と確立を行うとともに、それに携わる人材を育てる

※本発表による報告には、原子力規制庁「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」事業の成果の一部を含みます