

Oral presentation | III. Fission Energy Engineering : 304-1 Thermal Hydraulics, Energy Conversion, Energy Transfer, Energy Storage

📅 Thu. Sep 12, 2024 5:10 PM - 6:30 PM JST | Thu. Sep 12, 2024 8:10 AM - 9:30 AM UTC 🏠 Room  
H(Recture RoomsB 1F B102)

## [2H19-23] Advanced Reactor

Chair:Kazuaki Kito(Hitachi-GE)

5:10 PM - 5:25 PM JST | 8:10 AM - 8:25 AM UTC

[2H19]

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

(16) Overview of development result

\*Akihiro Uchibori<sup>1</sup>, Takashi Takata<sup>1,2</sup>, Hirotaka Nakahara<sup>3</sup>, Tohru Suzuki<sup>4</sup>, Yuji Ohishi<sup>5</sup> (1. JAEA, 2. UTokyo, 3. HGNE, 4. TCU, 5. Osaka Univ.)

5:25 PM - 5:40 PM JST | 8:25 AM - 8:40 AM UTC

[2H20]

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

(17) Analysis of SA progress by integrated safety simulation system

\*Shinya Ishida<sup>1</sup>, Akihiro Uchibori<sup>1</sup>, Yasushi Okano<sup>1</sup> (1. JAEA)

5:40 PM - 5:55 PM JST | 8:40 AM - 8:55 AM UTC

[2H21]

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

(18) Analysis of SA progress in PRISM-type reactor

\*Sho Fuchita<sup>1</sup>, Kazuhiro Fujimata<sup>1</sup>, Takashi Abe<sup>1</sup>, Hirotaka Nakahara<sup>1</sup>, Mitsuhiro Aoyagi<sup>2</sup>, Shinya Ishida<sup>2</sup> (1. HGNE, 2. JAEA)

5:55 PM - 6:10 PM JST | 8:55 AM - 9:10 AM UTC

[2H22]

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

(19) Model development for core degradation

\*Tohru Suzuki<sup>1</sup>, Shuntaro Aono<sup>1</sup>, Shogo Suzuki<sup>1</sup>, Yuki Fushimi<sup>1</sup>, Sho Fuchita<sup>2</sup>, Shinya Ishida<sup>3</sup>, Kenichi Kawada<sup>3</sup> (1. Tokyo City University , 2. Hitachi GE, 3. JAEA)

6:10 PM - 6:25 PM JST | 9:10 AM - 9:25 AM UTC

[2H23]

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

(20) Measurement of thermophysical properties of molten materials for SA analysis by aerodynamic levitation method

\*Yuji Ohishi<sup>1</sup>, Tomoya Takatani<sup>1</sup>, Shuho Kitagawa<sup>1</sup>, Toshiki Kondo<sup>2</sup>, Shin Kikuchi<sup>2</sup> (1. Osaka Univ., 2. JAEA)

6:25 PM - 6:30 PM JST | 9:25 AM - 9:30 AM UTC

Time reserved for Chair

## 多様な革新的ナトリウム冷却高速炉における 統合安全性評価シミュレーション基盤システムの開発 (16) 全体成果概要

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation  
in various innovative sodium-cooled fast reactor

### (16) Overview of development result

\*内堀 昭寛<sup>1</sup>, 高田 孝<sup>1,2</sup>, 中原 宏尊<sup>3</sup>, 鈴木 徹<sup>4</sup>, 大石 佑治<sup>5</sup>

<sup>1</sup>IAEA, <sup>2</sup>東大, <sup>3</sup>日立 GE, <sup>4</sup>東京都市大, <sup>5</sup>阪大

革新的ナトリウム冷却高速炉に対し、シビアアクシデントまでを対象に安全性評価を行うシミュレーション基盤システムを開発した。本開発は、炉内／炉外事象を一貫評価するシステムの適用性拡張、ユーザー利便性向上、熔融燃料の物性値データベース構築から構成されている。本件ではその全体成果概要を報告する。

**キーワード：**ナトリウム冷却高速炉, シビアアクシデント, 安全性評価, 数値シミュレーション

### 1. 緒言

革新的ナトリウム冷却高速炉に対する統合安全性評価シミュレーション基盤システムは、シビアアクシデント（SA: Severe Accident）まで含む事故進展時の個別事象を一貫して解析することで、多様な事故シナリオを網羅的に評価することを可能としている。4 ヶ年の研究では、冷却材挙動や炉心損傷等の解析モデルを開発し、プラント全体評価への適用性を拡張した。また、産業界への提供を前提に、最適解探索手法の開発、入力データの GUI（Graphical User Interface）化、品質保証作業の自動化を行った。評価の不確かさを低減するため、燃料等の熔融時熱物性を最新技術により計測した。本報ではその全体成果を述べる。

### 2. 全体成果

#### 2-1. 統合安全性評価シミュレーション適用性拡張

開発したシステムは、炉内／炉外領域で生じる個別事象を一貫して解析する SPECTRA コード[1]をベースとしている。本コードのプラント全体評価への適用性拡張として、圧縮性多相流を評価する炉内側質点系冷却材挙動モデルを開発し、既構築の多次元系モデルと圧力方程式で連成させた。また、MOX（Mixed OXide）／金属燃料炉心の破損後挙動までを評価する炉心損傷モデルを開発した。小型モジュール高速炉へ適用するため、RVACS（Reactor Vessel Auxiliary Cooling System）除熱特性モデルを開発した。各モデルの基本機能や妥当性を確認した他、モデルを組み合わせて SA 事象を解析し、統合システムとしての機能を確認した。

#### 2-2. ユーザー利便性の向上

本システムをプラント機器設計に活用するため、SPECTRA コードの解析と、その入出力の関係を ANN（Artificial Neural Network）に学習させる過程を繰り返すことで設計最適解を探索する手法を開発した。格納容器設計において 2 変数を最適化する問題を例として、最適解へ向けて探索が進むことを確認した。また、解析コードの入力データを GUI 画面上で設定するツールを構築した。本ツールには、品質保証作業の自動化として、入力値と解析実行時の変数格納値の整合性を確認する機能を実装した。

#### 2-3. 融体熱物性データベース構築

ノズルからのガス噴出により試料を浮遊させ、レーザー加熱により熔融状態にして、その物性値を測定する装置を製作した。試料の画像から体積を評価し、試料の重量から密度を算出する。また、熔融物に振動を与え、その減衰挙動から粘性を評価する。本研究では、安定して浮遊可能な装置構造やガス流量条件、及び、共振振動を励起させる音波の周波数を特定し、さらには元素の均一な分布を確保するための試料作成方法を構築するなど、熔融物性の測定方法を確立した。熱物性データベースの構築として、本測定方法により、熔融二酸化ウラン（ $\text{UO}_2$ ）ならびに熔融ウラン（U）を含む融体の熱物性を評価した。

### 3. 結言

開発したシステムは、事故シナリオの網羅的な評価、事象の発生割合を踏まえたリスクの定量化、各種安全対策の有効性評価に活用可能であり、ナトリウム冷却高速炉の安全性向上に寄与できる技術である。

\*本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354598 の助成を受けたものです。

### 参考文献

[1] A. Uchibori, et al., Nuclear Engineering and Design, Vol.413, 2023.

\*Akihiro Uchibori<sup>1</sup>, Takashi Takata<sup>1,2</sup>, Hiroataka Nakahara<sup>3</sup>, Tohru Suzuki<sup>4</sup> and Yuji Ohishi<sup>5</sup>

<sup>1</sup>IAEA, <sup>2</sup>UTokyo, <sup>3</sup>HGNE, <sup>4</sup>TCU, <sup>5</sup>Osaka Univ.

多様な革新的ナトリウム冷却高速炉における  
統合安全性評価シミュレーション基盤システムの開発  
(17) 統合安全性評価システムによる SA 解析

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation  
in various innovative sodium-cooled fast reactor

(17) Analysis of SA progress by integrated safety simulation system

\*石田 真也<sup>1</sup>, 内堀 昭寛<sup>1</sup>, 岡野 靖<sup>1</sup>

<sup>1</sup>JAEA

ナトリウム冷却高速炉（SFR）におけるシビアアクシデント（SA）時の原子炉全体の挙動を評価する解析コード SPECTRA の事故評価に係る機能検証のため、MOX 燃料炉心の流量喪失時炉停止失敗事象（ULOF: Unprotected Loss of Flow）解析を実施し、炉心損傷事故に係る解析機能が適切に動作することを確認した。

**キーワード：**ナトリウム冷却高速炉，シビアアクシデント，ULOF，SPECTRA

1. 緒言

SFR の統合安全性評価シミュレーション基盤システムとして開発を進めている SPECTRA コードに対し、炉心損傷挙動を解析するための炉心溶融モデル<sup>[1]</sup>と冷却材挙動計算の高速化のための質点系冷却材挙動モデル<sup>[2]</sup>を新たに開発した。本報では、炉心損傷事故評価に係る機能検証のため、ULOF 解析を行った結果について報告する。

2. ULOF 解析

解析では、実在のプラントを単純化した 2 次元の 2 ループ体系を設定し、原子炉容器内と 1 次主冷却系配管内の冷却材の流動は既存のモデルである多次元系冷却材挙動モデル（図 1 (1)）を、炉心部の燃料ピン等の挙動は炉心溶融モデルを用いて解析した。解析では冷却材の昇温、沸騰や燃料の溶融、崩壊、分散といった炉心損傷を伴う事故時の挙動を再現できた（図 2）。加えて、1 次系ループを質点系モデルに置き換えた多次元系－質点系の連成解析（図 1 (2)）も実施した。質点系では配管横断面における流速分布を考慮できないことから原子炉容器下部の配管接続部付近で多次元系と流況の差異が生じるが、原子炉容器全体の冷却材挙動としては多次元系と同様の結果が得られた。

3. 結言

SPECTRA コードを用いた ULOF 解析を実施し、当該コードの炉心損傷事故に係る解析機能が適切に動作することを確認した。

＊本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354598 の助成を受けたものです。また、本研究の実施にご協力いただいた、株式会社 NESI の高橋悠氏に感謝いたします。

参考文献

[1] 鈴木，他，日本原子力学会 2023 年秋，1G16 [2] 内堀，他，日本原子力学会 2023 年秋，1G14

\*Shinya Ishida<sup>1</sup>, Akihiro Uchibori<sup>1</sup> and Yasushi Okano<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Japan Atomic Energy Agency

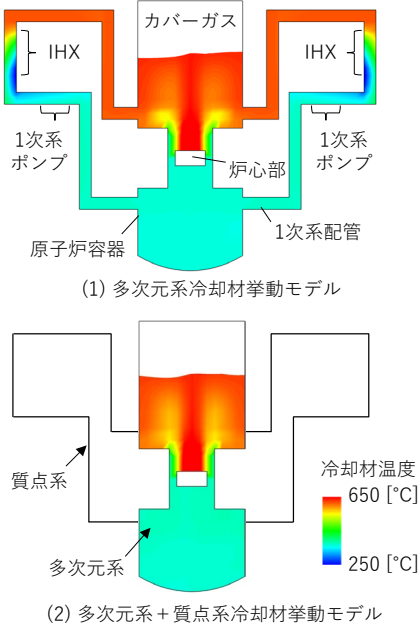


図 1 冷却材の過渡時温度分布

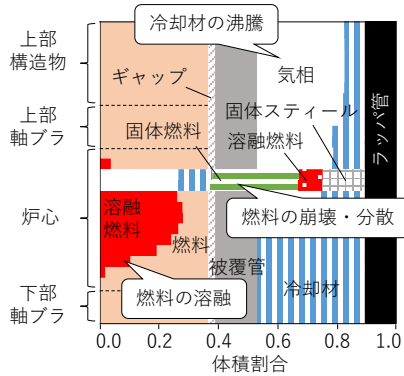


図 2 炉心部の破損後物質分布

# 多様な革新的ナトリウム冷却高速炉における 統合安全性評価シミュレーション基盤システムの開発 (18) PRISM 型原子炉の SA 解析

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation  
in various innovative sodium-cooled fast reactor

## (18) Analysis of SA progress in PRISM-type reactor

\* 湊田 翔<sup>1</sup>, 藤又 和博<sup>1</sup>, 阿部 崇<sup>1</sup>, 中原 宏尊<sup>1</sup>, 青柳 光裕<sup>2</sup>, 石田 真也<sup>2</sup>

<sup>1</sup> 日立 GE, <sup>2</sup> JAEA

PRISM(Power Reactor Innovative Small Module)型原子炉を対象に、金属燃料モデルを組み込んだ解析コード SPECTRA によるシビアアクシデント (SA) 解析を実施し、汎用 CFD 解析ツール STAR-CCM+による解析結果と比較した結果、2次元/3次元モデルに起因する差異を除き適切な評価結果が得られることを確認した。

**キーワード:** ナトリウム冷却高速炉, 金属燃料炉心, ULOF, UTOP, SPECTRA, CFD

### 1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の SA を対象とした炉内/炉外事象を一貫評価する SPECTRA コード<sup>[1]</sup>では、MOX 燃料炉心モデルを金属燃料炉心へ拡張する開発を進めてきた<sup>[2]</sup>。本報では、SPECTRA コードを用いて、タンク型小型モジュールで金属燃料を用いるナトリウム冷却高速炉である PRISM 型原子炉を対象とした SA 過渡解析を実施し、汎用 CFD 解析コードの結果と比較して、PRISM 型原子炉へ適用できることを確認する。

### 2. 評価方法

定格熱出力 840MWt の PRISM 型原子炉について、ULOF (Unprotected Loss of Flow)及び UTOP (Unprotected Transient Over Power)事象を対象に、SPECTRA コード (2次元) と、汎用 CFD 解析コード STAR-CCM+ (3次元) による過渡解析で得られた熱流動挙動を比較した。

### 3. 評価結果

SPECTRA による PRISM 型原子炉の ULOF・UTOP 解析では、中間熱交換器・電磁ポンプ位置や炉心上部構造物周囲の冷却材回り込みを正確に模擬できない2次元モデルであっても、沸騰までの挙動は CFD 解析結果と良く一致した (図1)。沸騰後の挙動について UTOP 事象解析では大きな差異はないが、ULOF 事象解析では SPECTRA 解析は不安定な挙動を示した。これは冷却材流量減少時に冷却材沸騰に伴う圧力変化の影響が相対的に大きく、炉心上部構造物右側が下降流となり非沸騰領域のナトリウムが炉心に流入した影響と考えられる (図2)。

### 4. 結言

SPECTRA による PRISM 型原子炉の ULOF 及び UTOP 過渡解析を実施し、ULOF 時の2次元/3次元モデルに起因する差異を除き、概ね適切な評価結果が得られることを確認した。

\* 本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354598 の助成を受けたものです。

### 参考文献

[1] 内堀, 他, 日本原子力学会 2021 年秋, 1J06 [2] 鈴木, 他, 日本原子力学会 2023 年秋, 1G16

\*Sho Fuchita<sup>1</sup>, Kazuhiro Fujimata<sup>1</sup>, Takashi Abe<sup>1</sup>, Hirotaka Nakahara<sup>1</sup>, Mitsuhiro Aoyagi<sup>2</sup> and Shinya Ishida<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., <sup>2</sup>Japan Atomic Energy Agency

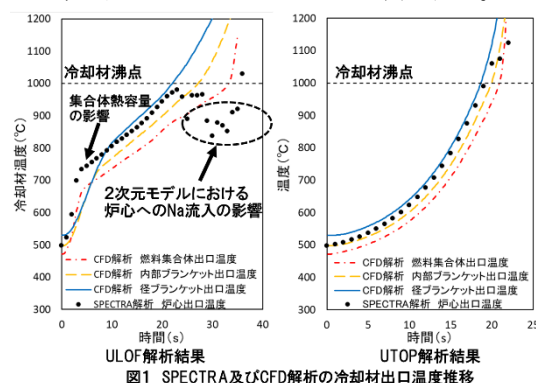


図1 SPECTRA及びCFD解析の冷却材出口温度推移

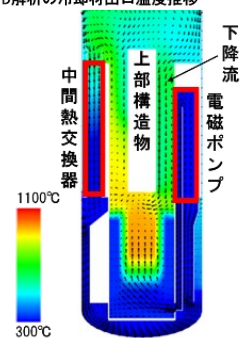


図2 SPECTRA解析結果 (ULOF開始後24秒の流動挙動)

# 多様な革新的ナトリウム冷却高速炉における 統合安全性評価シミュレーション基盤システムの開発 (19) 炉心損傷モデルの構築

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation  
in various innovative sodium-cooled fast reactor

## (19) Model development for core degradation

\*鈴木 徹<sup>1</sup>, 青野 隼太郎<sup>1</sup>, 鈴木 翔悟<sup>1</sup>, 伏見 優輝<sup>1</sup>, 湊田 翔<sup>2</sup>, 石田 真也<sup>3</sup>, 川田 賢一<sup>3</sup>

<sup>1</sup>東京都市大, <sup>2</sup>日立 GE, <sup>3</sup>JAEA

高速炉における炉心損傷事故の解析に必要な基本モデルを開発し、既存コードや試験データとの比較によりモデルの妥当性を確認した。また、試計算を通して全炉心解析への適用性を検討するとともに、金属燃料炉心の解析に必要な基本機能を検証した。

**キーワード：**ナトリウム冷却高速炉, 安全性評価, 炉心損傷事故

### 1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷事故を初期状態から最終状態まで一貫解析するため、SPECTRA コード<sup>[1]</sup>の炉心損傷モデルの開発を進めてきた<sup>[2]</sup>。本報では、前年度までに抽出した課題を解決して同モデルの基本プログラムを完成させるとともに、SAS4A コードやCABRI 試験との比較によりモデルの妥当性を確認する。また、ラップ管の破損によって集合体が連通する試計算を実施し、全炉心規模の炉心損傷解析への適用性を検討する。さらに、金属燃料炉心の重要現象を考慮したモデルを熱伝導方程式の解と比較することにより、金属燃料炉心の解析に必要な基本機能を検証する。

### 2. 基本モデルの開発と妥当性の確認

前年度に抽出した課題（気液間の熱交換や圧力項計算の不安定など）を解消し、基本プログラムを完成させた。冷却材沸騰を考慮して CABRI/AI3 試験の再解析を実施し、試験結果および SAS4A 解析における燃料ピン破損後の燃料成分の移行挙動が再現できることを確認した。

### 3. 全炉心解析への適用性の検討

ラップ管破損に伴う集合体の連通挙動に関する試計算を実施した。図1に示す19体の集合体からなる解析体系において、中央の集合体で燃料ピン破損を仮定し（初期の集合体内ボイド率は1.0とした）、ラップ管が破損して集

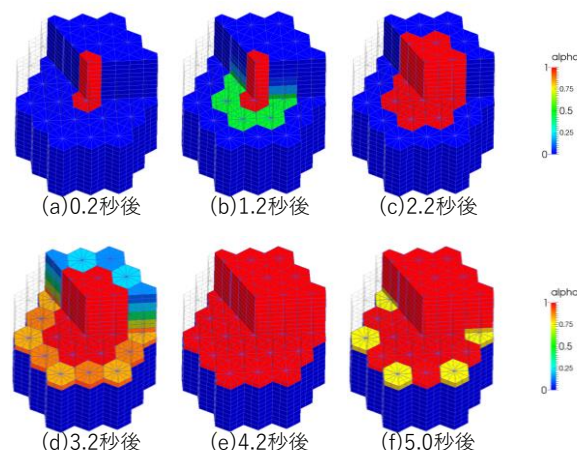


図1 ラップ管破損による集合体間のボイド率の伝搬

合体が連通した際の物質移行の駆動力は集合体間の圧力差とした。図1のボイド率の伝搬に関する解析結果より、全炉心解析で必要となる集合体の連通挙動が本モデルで解析できることを確認した。

### 4. 金属燃料炉心の解析に必要な基本機能の検証

金属燃料炉心の重要現象（燃料スエリング、FP放出、物性変化など）を考慮して計算した燃料ペレット内の径方向の温度分布と熱伝導方程式の解との比較によって、金属燃料炉心のモデルは有意に作用していることを確認した。これにより、本モデルは金属燃料炉心の解析に必要な基本機能を有していると判断した。

### 5. 結言

SPECTRA コードの炉心損傷モデルを構築し、その妥当性を確認した。また、試計算の結果から全炉心解析への適用性を検討した。さらに、金属燃料炉心の解析に必要な基本機能を有していることを確認した。

\*本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354598 の助成を受けたものです。

### 参考文献

[1] 内堀, 他, 日本原子力学会 2021 年秋, 1J06 [2] 鈴木, 他, 日本原子力学会 2023 年秋, 1G16

\*Tohru Suzuki<sup>1</sup>, Shuntaro Aono<sup>1</sup>, Shogo Suzuki<sup>1</sup>, Yuki Fushimi<sup>1</sup>, Sho Fuchita<sup>2</sup>, Shinya Ishida<sup>3</sup> and Kenichi Kawada<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Tokyo City University, <sup>2</sup>Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., <sup>3</sup>Japan Atomic Energy Agency

# 多様な革新的ナトリウム冷却高速炉における 統合安全性評価シミュレーション基盤システムの開発 (20) ガス浮遊法による SA 解析用融体熱物性の計測

Development of fundamental numerical simulation system for integrated safety evaluation in various innovative sodium-cooled fast reactor

(20) Measurement of thermophysical properties of molten materials for SA analysis by aerodynamic levitation method

\*大石 佑治<sup>1</sup>, 高谷 友哉<sup>1</sup>, 北川 周歩<sup>1</sup>, 近藤 俊樹<sup>2</sup>, 菊地 晋<sup>2</sup>

<sup>1</sup> 阪大, <sup>2</sup> JAEA

UO<sub>2</sub>-Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 及び U-Fe 溶融物の粘性等の熱物性についてガス浮遊法を用いて測定し、当初の公募研究の目的である核燃料を含む金属及び酸化物系溶融物のデータベース構築に反映した。

**キーワード：** 溶融燃料, 粘性, ガス浮遊法

## 1. 緒言

本研究ではホット融体物性評価用の浮遊溶融装置を作製し、溶融二酸化ウラン(UO<sub>2</sub>)ならびに溶融ウラン(U)を含む融体の熱物性を評価し、熱物性データベースを構築することを目的としている。前報[1]では物性評価のための測定装置を構築し、U を含む融体の物性の試計測に成功した結果を報告した。本報では、UO<sub>2</sub> ならびに U を含む融体の熱物性評価結果を報告する。高融点である UO<sub>2</sub> は溶融状態とすることが困難であるため、混合物の添加によって融点を降下させた試料を測定し、組成依存性から外挿によって UO<sub>2</sub> の物性を評価する方法を検討した。

## 2. 実験方法

UO<sub>2</sub> とアルミナ(Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>)の粉末を(UO<sub>2</sub>)<sub>x</sub>(Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>)<sub>1-x</sub> ( $x = 0, 0.16$ )となるように混合し、放電プラズマ焼結法によって焼結した。 $x = 0.16$  は UO<sub>2</sub>-Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> 擬二元系の共晶組成である。得られた焼結体から 10 mg 程度の破片を採取し、ガス浮遊試験に用いた。ガス浮遊試験では試料をノズルから噴出させたガスによって浮遊させ、レーザー加熱によって溶融させた。スピーカーを用いて試料を振動させ、振動の減衰から粘性を評価した。

## 3. 結果

図 1 に、(UO<sub>2</sub>)<sub>x</sub>(Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>)<sub>1-x</sub> ( $x = 0, 0.16$ )の 2400 K における粘性を UO<sub>2</sub> の文献値と共に示す。本研究で評価した(UO<sub>2</sub>)<sub>x</sub>(Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>)<sub>1-x</sub> ( $x = 0, 0.16$ )の値は、(UO<sub>2</sub>)<sub>x</sub>(Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>)<sub>1-x</sub> の粘性が組成に対して線形に変化すると考えたときに、Woodley や Tsai による UO<sub>2</sub> の文献値と良く一致することが明らかとなった。

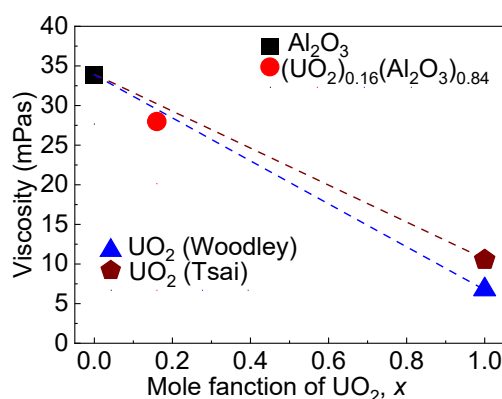


図 1 ガス浮遊法により測定した (UO<sub>2</sub>)<sub>x</sub>(Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>)<sub>1-x</sub> の 2400 K における粘性。点線は Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> と UO<sub>2</sub> の文献値を直線で結んだものである。

\*本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0220354598 の助成を受けたものです。

**参考文献** [1] 大石佑治 他、日本原子力学会 2023 年秋の大会、発表番号 1G17

\*Yuji Ohishi<sup>1</sup>, Tomoya Takatani<sup>1</sup>, Shuho Kitagawa<sup>1</sup>, Toshiki, Kondo<sup>2</sup>, Shin Kikuchi<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Osaka Univ., <sup>2</sup>JAEA