

ISSN 2434-1088

KURNS-EKR-14

第9回「炉物理専門研究会」

**Proceedings of 9th Reactor Physics Workshop
(RPW2021)**

著者：卞 哲浩

Author : Cheol Ho Pyeon

京都大学複合原子力科学研究所

Institute for Integrated Radiation and Nuclear Science, Kyoto University

要 旨

本研究会は、京都大学臨界集合体実験装置（以下、Kyoto University Critical Assembly: KUCA）で行われた共同利用実験を内外に広く公表し、その解析結果を多くの研究者たちと議論することによって、KUCA の共同利用実験の発展に資することを目的としている。この研究会を通して KUCA における共同利用での実験結果についての率直な意見交換を行うことで、本研究会は複合原子力科学研究所内外の研究グループと共同で行っている炉物理研究の今後の進展を議論する重要な機会となる。

炉物理研究の基礎基盤強化において、原子炉物理実験の解析に不可欠とされる計算科学および核データ分野との連携は極めて重要である。核計算および核データ関連の研究者たちによる広範な視点からこれまでの研究成果を精査し、炉物理研究において未解決とされている計算科学および核データ分野の研究課題を互いに共有することも本研究会の目的である。他方、KUCA 以外の研究炉および臨界集合体における実験および解析結果を、本研究会に参加した研究者とともに共有し、かつ活発に議論することは、KUCA のみならず日本の原子炉物理分野の実験研究の発展に寄与すると考えられる。本研究会は、産学官の研究機関の若手研究者および学生たちが研究成果を発表する重要な機会でもある。原子炉物理の研究成果を国内で議論する機会は原子力学会および炉物理夏期セミナーなどに限られており、参加者の研究成果が第三者により評価される機会として、また、原子炉物理研究をさらに発展させる場としてこの研究会が大いに活用され、さらに、産学官の研究機関の若手研究者および学生たちのスキルアップの機会となれば幸いである。

最後に、2021 年はコロナ禍の影響によりリモートでの開催であったが、本研究会の開催に向けてご尽力いただいた JAEA・辻本和文氏、大阪大学・竹田敏助教、東京工業大学・竹澤宏樹博士、東北大学・相澤直人助教および近畿大学・左近敦士講師に心より感謝申し上げます。

卞 哲浩

2022 年 1 月

Preface

The objective of this workshop is to open all the results of experiments carried out at the Kyoto University Critical Assembly (KUCA) and develop all future activities of joint use at KUCA through the discussion about the experimental topics together with all researchers and engineers.

It is very important to share the experimental field with the mathematical and computational (M&C), and nuclear data (ND) fields in terms of the analyses of reactor physics experiments. From this context, another purpose of this workshop is to share the results of experimental data with the researchers in the M&C and nuclear data fields through the discussion with them.

Furthermore, it is expected that this workshop could be contributed to the human resource training for young researchers and students in domestic, through their research presentations.

Finally, we would like to give special thanks for their support and patience, by Dr. Kazufumi Tsujimoto of JAEA, Prof. Satoshi Takeda of Osaka University, Dr. Hiroki Takezawa of Tokyo Institute of Technology, Prof. Naoto Aizawa of Tohoku University and Dr. Atsushi Sakon of Kindai University, to hold this workshop.

Cheol Ho Pyeon

January 2022

Keywords:

Reactor physics, M&C, Nuclear data, KUCA

目 次

1. 高濃縮ウラン燃料を用いた KUCA-A 架台における臨界性の不確かさ評価 森岡洸太（京都大学大学院）	
高濃縮度ウラン燃料体系における増倍率誤差に寄与する断面積データの考察 小谷壮平（大阪大学大学院）	1
制御変量法と感度係数を利用した高効率ランダムサンプリング手法の改良 木田拓実（北海道大学大学院）	
2. 持続型低減速トリウム炉の炉心特性と移行シナリオ 石田大樹（東京都市大学大学院）	13
Windscale Works 臨界事故解析 福田航大（JAEA）	21
3. ゲームエンジン Unity を用いた炉物理教育のためのシミュレータ開発 伊藤魁人（名古屋大学）	
Analysis of physical characteristics and design of critical experiment for chloride-fueled molten salt reactor Nguyen Thi Dung（福井大学大学院）	
MPS 法を用いた燃料デブリ水中落下における臨界安全解析 西山 潤（東京工業大学）	30
4. 高温ガス炉設計の核的予測精度高度化のための KUCA 黒鉛減速炉心による炉物理実験 沖田将一郎（JAEA）	
近畿大学原子炉を用いた Feynman- α 法による熱出力校正の検討 池田晶一（近畿大学大学院）	
KUCA での黒鉛減速体系における Cd サンプルの反応度価値測定 山崎誠司（九州大学大学院）	40

Contents

1. Uncertainty quantification of criticality in A-cores with highly-enriched uranium fuel at Kyoto University Critical Assembly (Kyoto Univ.) Kota Morioka	
Consideration of cross section data contributing to multiplication factor error in high enriched uranium fuel (Osaka Univ.) Sohei Kotani	1
Improvement of high-efficiency random sampling method by using control variates method and sensitivity (Hokkaido Univ.) Takumi Kida	
2. Core characteristics and deployment scenario of sustainable reduced moderation thorium reactor (Tokyo City Univ.) Hiroki Ishida	13
Analysis of criticality incident at Windscale works (JAEA) Kodai Fukuda	21
3. Development of educational simulator for reactor physics experiments using unity game engine (Nagoya Univ.) Kaito Ito	
Analysis of physical characteristics and design of critical experiment for chloride-fueled Molten Salt Reactor (Univ. of Fukui) Nguyen Thi Dung	
Criticality safety analysis using MPS method for fuel debris falling into water (Tokyo Inst. Technol.) Jun Nishiyama	30
4. Reactor physics experiment using graphite-moderated core in KUCA to improve accuracy of nuclear prediction for HTGR designs (JAEA) Shoichiro Okita	

Examination of thermal power measurement based on Feynman- α method in UTR-KINKI
(Kindai Univ.) Shoichi Ikeda

Measurement of Cd worth in graphite moderated system at KUCA
(Kyushu Univ.) Seiji Yamasaki 40

第 9 回「炉物理専門研究会」のスケジュール

日時：2021 年 12 月 8 日（水）

時間：9:00 – 16:00

場所：Zoom 会議（主催：京都大学 複合原子力科学研究所）

9:00 - 9:05 開会（JAEA・辻本和文）

9:05 - 10:30 **Session I**：不確かさ解析（阪大・竹田 敏）

講演者 I-1 森岡洸太（京大）

「高濃縮ウラン燃料を用いた KUCA-A 架台における臨界性の不確かさ評価」

講演者 I-2 小谷壮平（阪大）

「高濃縮度ウラン燃料体系における増倍率誤差に寄与する断面積データの考察」

講演者 I-3 木田拓実（北大）

「制御変量法と感度係数を利用した高効率ランダムサンプリング手法の改良」

10:30 - 12:00 **Session II**：炉物理一般①（東工大・竹澤宏樹）

講演者 II-1 石田大樹（都市大）

「持続型低減速トリウム炉の炉心特性と移行シナリオ」

講演者 II-2

講演者 II-3 福田航大（JAEA）

「Windscale Works 臨界事故解析」

12:00 - 13:00 休憩

13:00 - 14:30 **Session III**：炉物理一般②（東北大・相澤直人）

講演者 III-1 伊藤魁人（名大）

「ゲームエンジン Unity を用いた炉物理教育のためのシミュレータ開発」

講演者 III-2 Nguyen Thi Dung（福井大）

「Analysis of Physical Characteristics and Design of Critical Experiment for Chloride-Fueled Molten Salt Reactor」

講演者 III-3 西山 潤（東京工業大）

「MPS 法を用いた燃料デブリ水中落下における臨界安全解析」

14:30 - 16:00 **Session IV**：炉物理実験（近大・左近敦士）

講演者 IV-1 沖田将一朗（JAEA）

「高温ガス炉設計の核的予測精度高度化のための KUCA 黒鉛減速炉心による炉物理実験」

講演者 IV-2 池田晶一（近大）

「近畿大学原子炉を用いた Feynman- α 法による熱出力校正の検討」

講演者 IV-3 山崎誠司（九大）

「KUCA での黒鉛減速体系における Cd サンプルの反応度値測定」

16:00 閉会（京大複合研・卞 哲浩）

高濃縮度ウラン燃料体系における増倍率誤差に寄与する断面積データの考察

Consideration of cross section data contributing to multiplication factor error in high enriched uranium fuel

*小谷 壮平¹, 竹田 敏¹, 北田 孝典¹

¹大阪大学

高濃縮度ウラン燃料体系における増倍率の計算値がベンチマーク K_{eff} と比べて過大評価される原因となる断面積データについて感度係数を用いて考察した。

キーワード：感度係数、高濃縮度ウラン、軽水炉

1. 緒言

表 1 は軽水減速の高濃縮体系と低濃縮体系のベンチマーク K_{eff} と計算値である。表 1 から低濃縮体系では、0.1%程度の誤差であるのに対して、高濃縮体系では計算値がベンチマーク K_{eff} よりも 1%程度過大評価され

表 1 計算値とベンチマーク K_{eff}

	ベンチマーク	計算値	統計誤差	C/E
LEU-MET-THERM-004-002 ^a	0.9978	0.9968	0.0002	0.9990
LEU-MET-THERM-005-003 ^a	0.9988	0.9949	0.0008	0.9961
HEU-MET-THERM-008-001 ^b	1.0032	1.0082	0.0001	1.0080
HEU-MET-THERM-012-001 ^a	0.9956	1.0049	0.0004	1.0093

^aICSBEP より引用(KENO ENDF/B-VII.0 連続エネルギー)

^bKENO V.a ENDF/B-VII.1 連続エネルギー

る傾向がある。本研究では、高濃縮体系と低濃縮体系の U-235 と U-238 について感度係数と、断面積を $\pm 1\sigma$ 変化させたときの増倍率の相対変化を比較することで、高濃縮体系での計算値の過大評価の原因となる断面積を考察した。

2. 計算条件

高濃縮体系の計算条件は ICSBEP の HEU-MET-THERM-008-001 を参考とし、低濃縮体系の計算条件は K_{eff} が 1 となるピンセル体系にした。またヒストリー数 25000、バッチ数 3500、捨てバッチ 500 で実行した。核データライブラリとして ENDF/B-VII.1 を用いて、SCALE6.2.3 の TSUNAMI-3D-K5 により感度係数を作成した。

3. 計算結果と考察

高濃縮体系と低濃縮体系で、断面積を $\pm 1\sigma$ 変化させたときの増倍率の相対変化を比較した結果、増倍率が低濃縮体系で変化せず、高濃縮体系でのみ低減する断面積は確認できなかった。また、 $\pm 1\sigma$ 変化させた際に、増倍率が低濃縮体系で増加し、高濃縮体系では大きく

表 2 $\Delta k/k$ の比較

	高濃縮体系	低濃縮体系
U-238 捕獲 (-1σ)	5.63×10^{-5}	1.03×10^{-2}
U-238 ν 値 ($+1\sigma$)	2.13×10^{-6}	1.24×10^{-3}
U-238 非弾性散乱 (-1σ)	-2.15×10^{-5}	2.71×10^{-3}

変化しない断面積を明らかにした。断面積を $\pm 1\sigma$ 変化させた場合に、低濃縮体系では増倍率の増加が大きく($+0.1\%$ 以上)、高濃縮体系では増倍率変化が小さい(0.001% 以下)ことが確認できた断面積を表 2 に示す。

U-238 の捕獲断面積、 ν 値、非弾性散乱断面積を $\pm 1\sigma$ 変化させると、高濃縮体系のみで増倍率が過大評価される傾向が軽減される。一方で、この変化により、低濃縮体系と高濃縮体系の両方で計算値が過大評価される傾向となることから、その他の断面積に起因して計算値が過大評価されている可能性が考えられる。

*Sohei ODANI¹, Satoshi TAKEDA¹, Takanori KITADA¹

¹Osaka University

高濃縮度ウラン燃料体系における増倍率誤差に寄与する断面積データの考察

大阪大学 原子力社会工学領域
小谷 壮平(学部4年) 竹田 敏 北田 孝典

1

背景

- ◆軽水減速高濃縮ウラン燃料体系では K_{eff} の計算値が過大評価される傾向が報告されている
- ◆高濃縮体系と低濃縮体系の誤差を比較
 - 低濃縮体系では0.1%程度の誤差
 - 高濃縮体系では0.8%程度の誤差
 - ➡高濃縮体系でのみ過大評価

	濃縮度 (wt%)	計算値	ベンチマーク K_{eff}	C/E-1(%)
HEU-MET-THERM-008	93.23	1.0082 ± 0.0001	1.0009 ± 0.0052	0.73 ± 0.52
HEU-MET-THERM-012	93.23	1.0040 ± 0.0001	0.9956 ± 0.0025	0.84 ± 0.25
LEU-MET-THERM-004	4.95	0.9971 ± 0.0001	0.9978 ± 0.0018	-0.07 ± 0.18
LEU-COMP-THERM-096	6.90	0.9985 ± 0.0001	0.9999 ± 0.0010	-0.14 ± 0.10

KENO V.a ENDF/B-VII.1 連続エネルギー
ヒストリー数 25000 パッチ数 3500 捨てパッチ500

目的

- ◆高濃縮体系でのみ K_{eff} の計算値が過大評価される
 - 入力する反応断面積の誤差に起因する

- 高濃縮体系でのみ過大評価される原因となる反応断面積の推定
- 高濃縮体系でのみ過大評価される傾向が解消される反応断面積の様々な組み合わせの考察

3

検討の流れ

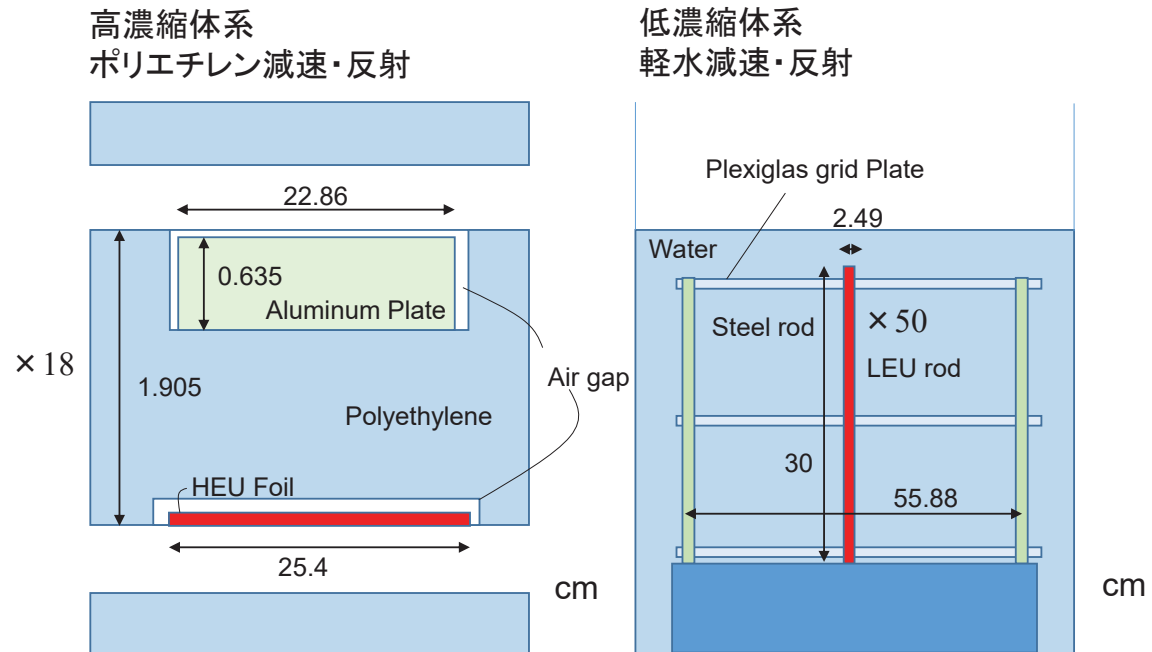
- ◆高濃縮体系でのみ過大評価される原因となる主要な核種の選定
 - 体系には多数の核種が含まれるため
- ◆選定核種の感度係数の差が大きい反応断面積をピックアップ
 - 高濃縮体系でのみ過大評価される原因となる反応断面積は感度係数の差が大きいことが必要
- ◆ピックアップした反応断面積を一律に $\pm 1\sigma$ 調整
 - 感度係数の差から K_{eff} の変化の差を比較するため
- ◆高濃縮体系でのみ過大評価される傾向を解消する反応断面積の組み合わせの考察

3

4

体系情報

	濃縮度(wt%)	体系名
高濃縮体系	93.23	HEU-MET-THERM-008
低濃縮体系	4.95	LEU-MET-THERM-004



5

計算条件など

◆計算コードシステム

SCALE6.2.3 TSUNAMI-3D

◆計算条件

断面積データ	ENDF/B-VII.1 連続エネルギー
共分散データ	ENDF/B-VII.1 252群
ヒストリー数	25000
バッチ数	3500
捨てバッチ	500

主要な原因となる核種の選定

- ◆ 体系には多数の核種が存在する
 - 全ての核種について考察することは困難
- ◆ 高濃縮ウラン燃料体系でのみ過大評価される原因
 - K_{eff} の不確かさへの寄与が大きい
 - U-235とU-238

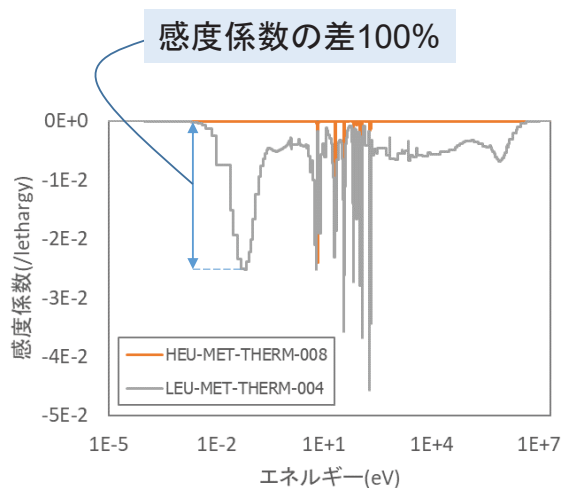
核種ごとの K_{eff} の不確かさへの寄与

核種	高濃縮体系 $\Delta k/k(\%)$	低濃縮体系 $\Delta k/k(\%)$
U-235	1.457	0.827
U-238	0.006	1.099
H-1	0.388	0.270
O-16	0.000	0.140

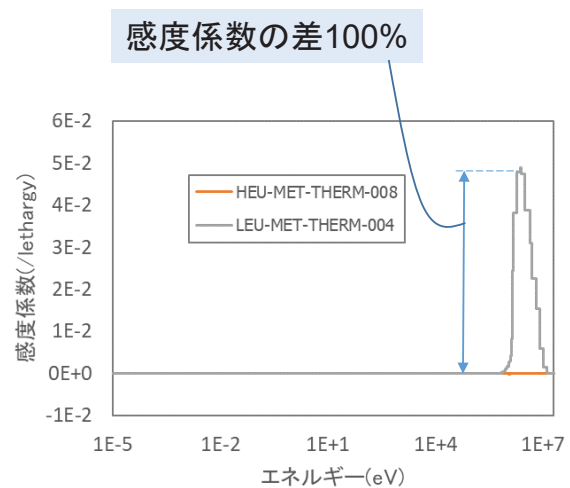
7

U-238の感度係数の比較(1)

- ◆ (n, γ) ・核分裂は、濃縮度変化による感度係数の差が大きい
 - 含まれるU-238の量による差



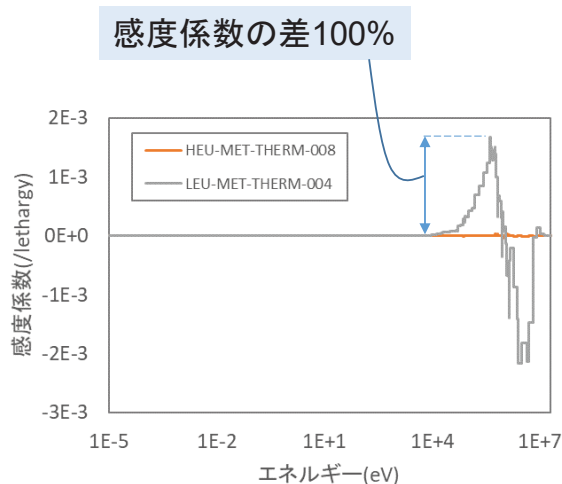
(n, γ) 反応断面積の K_{eff} に対する感度係数



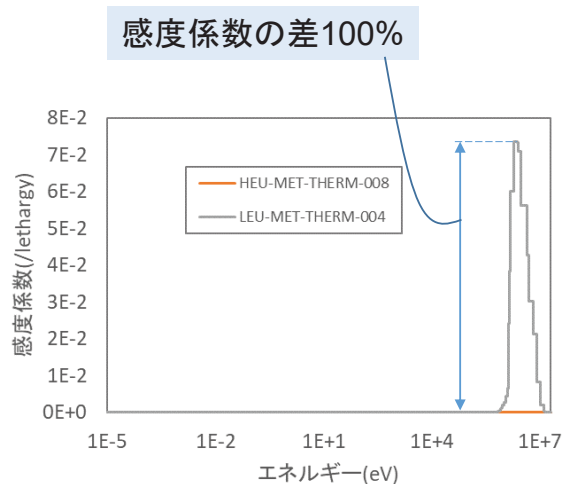
核分裂断面積の K_{eff} に対する感度係数

U-238の感度係数の比較(2)

- ◆ $\chi \cdot \nu$ 値については、濃縮度変化による感度係数の差が大きい



χ のKefflに対する感度係数

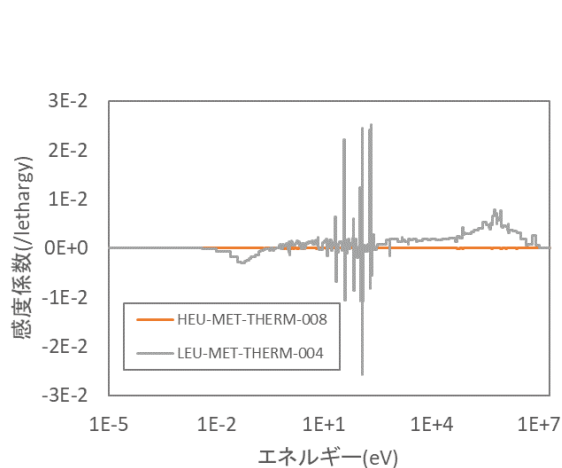


ν 値のKefflに対する感度係数

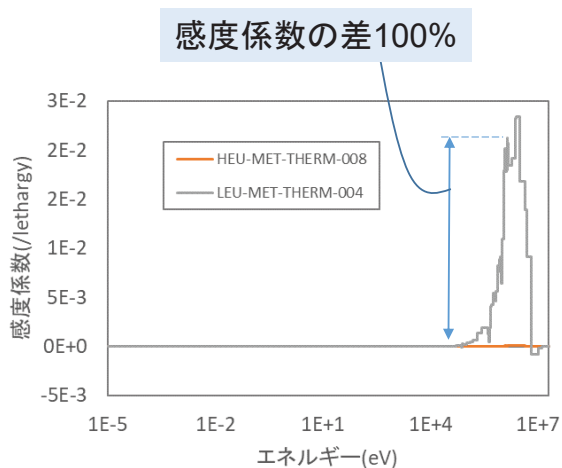
9

U-238の感度係数の比較(3)

- ◆ 弾性散乱は正負の逆転が多い
- ◆ 非弾性散乱は濃縮度変化による感度係数の差が大きい



弾性散乱断面積のKefflに対する感度係数



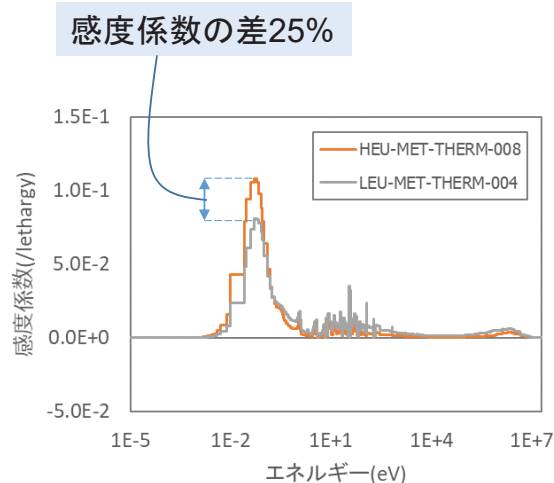
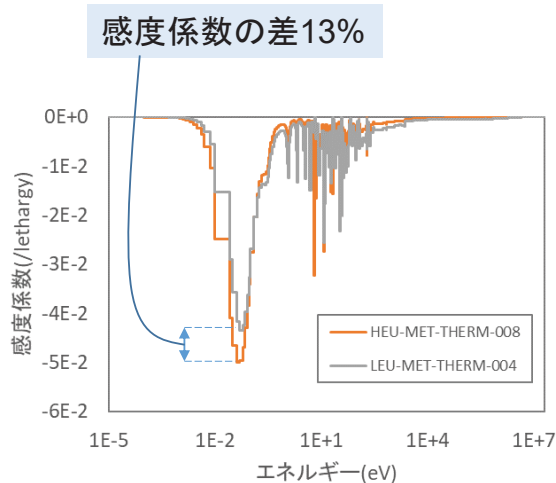
非弾性散乱断面積のKefflに対する感度係数

6

10

U-235の感度係数の比較(1)

- ◆ (n, γ) ・核分裂は、濃縮度変化による感度係数の差が小さい



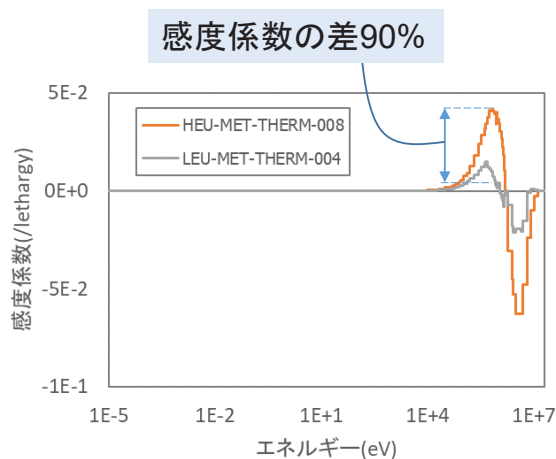
(n, γ) 反応断面積の K_{eff} に対する感度係数

核分裂断面積の K_{eff} に対する感度係数

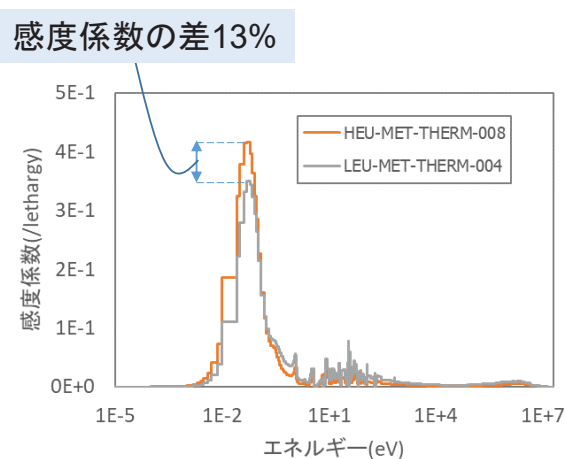
11

U-235の感度係数の比較(2)

- ◆ χ は、濃縮度変化による感度係数の差が大きい
- ◆ ν 値は濃縮度変化による感度係数の差が小さい



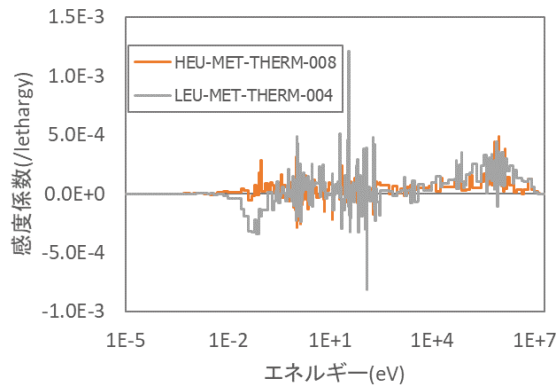
χ の K_{eff} に対する感度係数



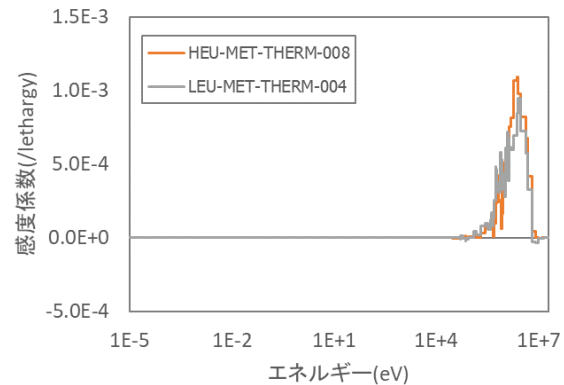
ν 値の K_{eff} に対する感度係数

U-235の感度係数の比較(3)

- ◆ 弾性散乱は、正負の逆転が多い
- ◆ 非弾性散乱は濃縮度変化による感度係数の差が小さい



弾性散乱断面積のKeffに対する感度係数



非弾性散乱断面積のKeffに対する感度係数

13

感度係数まとめ

- ◆ 高濃縮体系でのみKeffの過大評価の原因となる反応断面積
 - 高濃縮体系と低濃縮体系の感度係数の差が大きい
- ◆ 感度係数の比較による反応断面積の候補
 - U-235 χ
 - U-238 (n, γ)・核分裂・ χ ・ ν 値・非弾性散乱

原因となる反応断面積の推定の手順

- ◆高濃縮体系でのみ過大評価される
 - 感度係数の比較により候補をピックアップした
- ◆反応断面積を全エネルギー群で $\pm 1\sigma$ 調整
 - 感度係数の差から K_{eff} の変化を確認するため
- ◆高濃縮体系でのみ K_{eff} の計算値が高くなる傾向が改善される反応を抽出

15

原因となる反応断面積の要件

- ◆高濃縮体系でのみ K_{eff} の計算値が高くなる傾向が改善される反応の要件
 - ①: 高濃縮体系で $K_{eff}\downarrow$ 低濃縮体系で K_{eff} に有意な低下なし
 - ②: 高濃縮体系で K_{eff} に有意な増加なし 低濃縮体系で $K_{eff}\uparrow$
- ◆高濃縮体系での誤差が0.8%程度であることから、0.2%以上を有意な変化、0.02%以下については有意な変化なしとした

濃縮度(wt%)	計算値	ベンチマーク K_{eff}	C/E-1(%)
93.23	1.0082 ± 0.0001	1.0009 ± 0.0052	0.73 ± 0.52
93.23	1.0040 ± 0.0001	0.9956 ± 0.0025	0.84 ± 0.25
4.95	0.9971 ± 0.0001	0.9978 ± 0.0018	-0.07 ± 0.18
6.90	0.9985 ± 0.0001	0.9999 ± 0.0010	-0.14 ± 0.10

原因となる反応断面積の推定

- ◆①: 高濃縮体系で $K_{eff} \downarrow$ 低濃縮体系で有意な K_{eff} 低下なし
➤候補なし
- ◆②: 高濃縮体系で K_{eff} に有意な増加なし 低濃縮体系で $K_{eff} \uparrow$
➤U-238 (n, γ)と非弾性散乱

核種	反応	調整	高濃縮体系 $\Delta k/k(\%)$	低濃縮体系 $\Delta k/k(\%)$
U-238	(n, γ)	-1 σ	—	0.413
U-238	非弾性散乱	+1 σ	—	0.672
U-238	核分裂	+1 σ	—	0.044
U-238	ν 値	+1 σ	—	0.126
U-238	χ^{*1}	-1 σ	—	—
U-235	χ^{*1}	+1 σ	-0.163	—

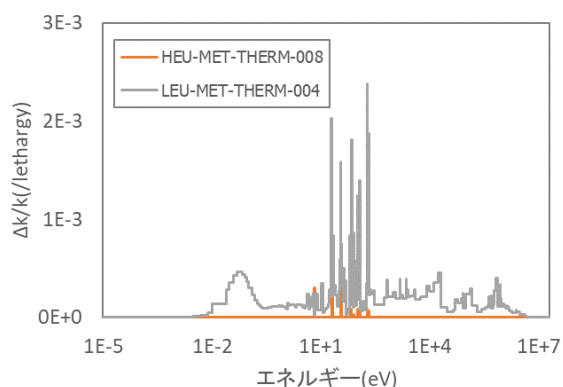
有意:0.2%
—:0.02%未満

*1 エネルギー積分値が保存されないが比較のため実施した

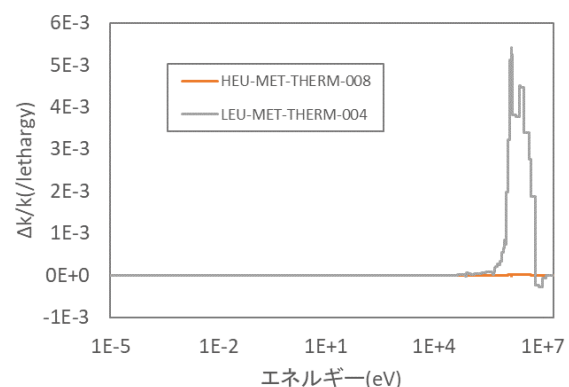
17

不確かさへの寄与の大きいエネルギー

- ◆U-238 (n, γ)反応断面積-1 σ ・非弾性散乱断面積+1 σ したときの K_{eff} の相対変化を比較した
- ◆不確かさへの寄与の大きいエネルギー
 - U-238 (n, γ)反応断面積の全体
 - U-238 非弾性散乱反応断面積の高エネルギー



U-238 (n, γ)反応断面積-1 σ による K_{eff} の相対変化のエネルギー分布



U-238 非弾性散乱断面積+1 σ による K_{eff} の相対変化のエネルギー分布

調整によるKeffの変化

- ◆高濃縮体系でのKeffの過大評価の原因となる反応断面積
 - U-238 (n,γ)・非弾性散乱
 - ◆U-238 (n,γ)反応断面積を-1σし、非弾性散乱断面積を+1σ調整したときのKeffの変化
 - 高濃縮体系と低濃縮体系のKeffの差が小さくなる
 - 高濃縮体系と低濃縮体系のKeffが同程度過大評価
-  高濃縮体系でのみ過大評価される傾向の解消

	Keffの計算値	U-238 (n,γ) -1σ調整のKeff	U-238非弾性散乱 +1σ調整のKeff	両方調整 Keff
高濃縮体系	1.0082	1.0082	1.0082	1.0083
低濃縮体系	0.9971	1.0012	1.0038	1.0079
差	0.0111			0.0004

19

組み合わせによる過大評価の解消

- ◆U-238 (n,γ)反応断面積・非弾性散乱断面積の調整
 - 高濃縮体系・低濃縮体系の両方でKeffが1.008程度となり有意に過大評価される
- ◆調整する断面積を組み合わせることで誤差を解消する
 - U-235 (n,γ)反応断面積を+1σ調整
 - U-235 核分裂・ν値・非弾性散乱断面積を-1σ調整

	ベンチマーク Keff	U-238(n,γ) 非弾性 Keff	組み合わせ Keff	組み合わせ C/E-1(%)
高濃縮体系	1.0009	1.0083	0.9999	-0.10
低濃縮体系	0.9978	1.0079	0.9993	0.15

まとめ・今後の検討

- ◆軽水減速の高濃縮ウラン燃料体系では K_{eff} の計算値が過大評価される傾向がある
- ◆主要な原因となる核種の選定
 - U-235・U-238
- ◆選定した核種の感度係数の差が大きい反応断面積
 - U-235 χ
 - U-238 (n, γ)・核分裂・ χ ・ ν 値・非弾性散乱
- ◆原因となる反応断面積の推定
 - U-238 (n, γ)反応断面積・非弾性散乱断面積
- ◆調整の結果、高濃縮・低濃縮体系の両方で K_{eff} が有意に過大評価される
 - U-235 (n, γ)・核分裂・ ν 値・非弾性散乱を追加で調整することで解消
- ◆今回の発表では、高濃縮・低濃縮体系の両方で K_{eff} の誤差が解消される一例を示したが、想定される組み合わせを幅広く検討する。

持続型低減速トリウム炉の炉心特性と移行シナリオ

Core Characteristics and Deployment Scenario of Sustainable Reduced Moderation Thorium Reactor

*石田 大樹, 高木 直行

東京都市大学

限りあるウラン資源を有効利用するために、増殖炉の開発が行われている。本検討では、持続可能な低減速トリウム炉の炉心設計を行い、核特性を評価した。

キーワード: トリウム, 燃料増殖, 低減速, 重水

1. 緒言

トリウム燃料を用いた高速炉は、U-Pu 燃料を利用する高速炉と比較しボイド反応度を負に設計しやすい利点がある。また水を冷却材に用いる低減速増殖炉は、水炉の技術・知見の応用が可能であることから、より迅速な増殖炉導入が見込める。本検討ではブランケットを有する水冷却低減速トリウム増殖炉の解析を行い、核特性評価を行った。

2. 解析条件及び結果

日立の RBWR^[1]を低減速炉の参照炉心とし、トリウム燃料を装荷した際に軽水炉と同等の燃焼度を維持しつつ増殖炉として成立するように炉心の変更を行った。無限体系解析の結果、燃料/減速材体積割合(V_m/V_f)=0.6 において上記を達成可能な見込みを得た。以上を踏まえた全炉心体系の炉心仕様を表 1 に示す。熱出力、炉心サイズは 1200MWe 級 PWR を参考に決定し、転換比を高めるために径軸方向ブランケットを配置した。1 集合体解析によりブランケット厚と増殖比の関係を調べた結果、10cm 厚以上の増殖比向上効果は小さいため、径方向最小単位である集合体 1 層と同等厚さ(21.1cm)とした。一方、U-Pu 燃料を用いる RBWR において、負のボイド係数に裕度をもたせるために設置されている内部ブランケットや上下部中性子吸収体は本炉心では設定しない。減速材と反射体には、中性子寄生吸収の少ない重水を採用した。解析は燃料交換を考慮しない 1 バッチ炉心条件で行い、増殖性能評価には Fissile Inventory Ratio(FIR)を用いた。解析コードは MVP-3.0、MVP-BURN、核データは JENDL4.0 を使用した。

対象の低減速 Th 炉について、 ^{233}U 富化度をパラメータとした際の臨界性と FIR を図 1 に示す。富化度が 9.5wt%以下の場合、燃焼末期での $\text{FIR}>1$ となり、増殖炉として成立する見込みを得た。次に線形反応度モデルを用い 4 バッチサイクルを想定した際の取出燃焼度とその際の FIR を表 2 に示す。到達燃焼度は、図 1 の $k\text{-eff}$ が 1 を下回る際の燃焼度の内挿点を用いた。結果として富化度が 9.5wt%のケースにおいて炉心部取出燃焼度 72.0GWd/t を達成した。また、安全パラメータの解析結果を表 3 に示す。参照炉心である RBWR と比較し 2 倍以上の負の反応度となる結果を得た。

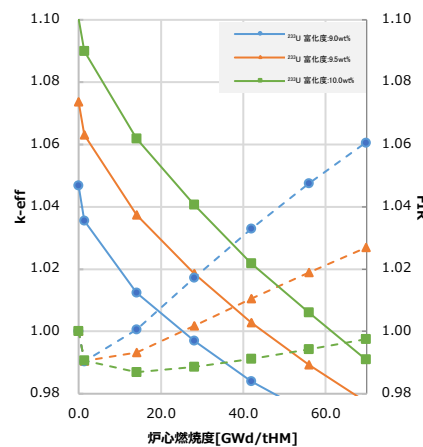


図 1 臨界性と増殖性能

表 1 炉心諸元

炉心仕様	
熱出力[MWe]	3411
炉心直径[cm]	358
炉心高さ[cm]	370
炉心圧力[MPa]	15
軸ブランケット厚[cm]	21.1
集合体数/炉心	271
集合体仕様	
集合体ピッチ[cm]	21.1
ピン本数/集合体	169
燃料ペレット直径[cm]	1.2
被覆管厚[cm]	0.12
平均線出力[kW/m]	20.7
組成	
燃料 (温度[K])	(Th^{233}U) O_2 (900)
減速材/冷却材 (温度[K])	D_2O (614)
被覆管	Zircaloy-4
HM インベントリ [t]	燃料 径ブラ 軸ブラ
	126.7 25.3 19.9

表 2 取出燃焼度と FIR

燃料富化度 [^{233}U wt%]	9	9.5	10
バッチ数	4	←	←
炉心部到達燃焼度 [GWd/t]	25	45	62
炉心部取出燃焼度 [GWd/t]	40.0	72.0	99.2
FIR at 炉心部取出燃焼度	>1	>1	<1

表 3 反応度係数($\text{pcm}=10^{-5}\Delta k/k$)

	解析炉心 (^{233}U :9wt%)	Hitachi RBWR
ドブラー係数 [pcm/%K]	-5.2	-2.0
ボイド係数 [pcm/%void]	-82	-23

3. 結言

ブランケットを有する重水冷却低減速トリウム増殖炉を対象に核特性評価を行った。結果として RBWR の倍以上の負の反応度係数を持ちながら、炉心部取出燃焼度 72.0GWd/t を達成する増殖炉成立の見込みを得た。今後は、バッチ解析を行った際の到達燃焼度や平衡組成を用いた複合システム倍増時間を算出し日本における移行シナリオを検討していく予定である。

参考文献

[1] T. Hino, et al. "Core Design and Analysis of Axially Heterogeneous Boiling Water Reactor for Burning Transuranium Elements," NUCLEAR SCIENCE AND ENGINEERING VOLUME 187 (2017)

*Hiroki Ishida and Naoyuki Takaki
Tokyo City Univ.

持続型低減速トリウム炉の 炉心特性と移行シナリオ

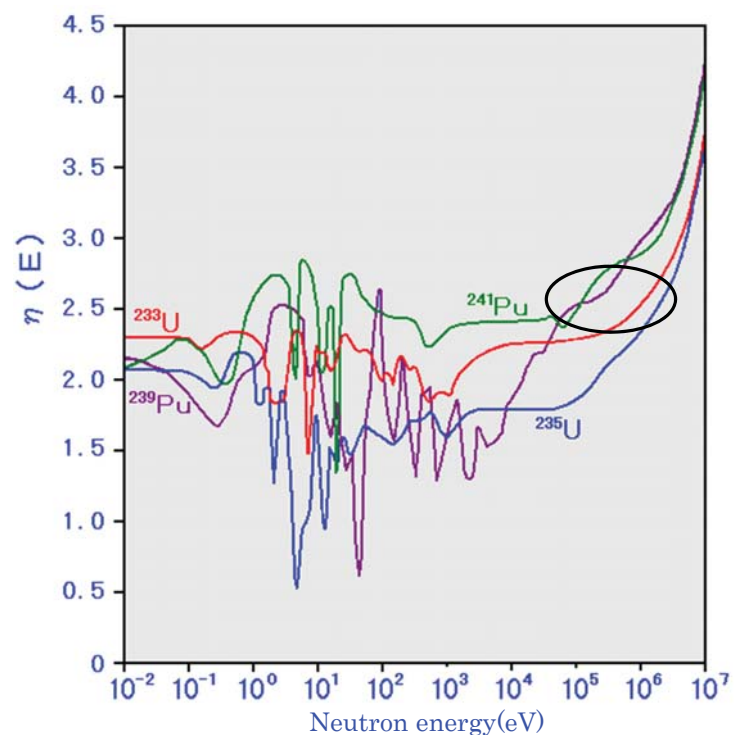
Core Characteristics and Deployment Scenario of Sustainable Reduced Moderation Thorium Reactor

東京都市大学共同原子力専攻
原子力システム研究室
修士2年
石田大樹

背景

水冷却低減速 トリウム増殖炉

- 負のボイド反応度係数をもつ炉として設計しやすい
- 既存の水炉の知見、技術を活用可能



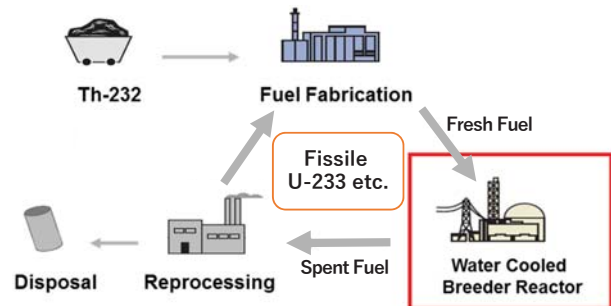
主要Fissile核種の中性子再生率

研究目的

- 持続可能な低減速Th炉の炉心特性と移行シナリオを明らかとする

設計目標

- 軽水炉と同等の燃焼度
- 燃料増殖
- 負の反応度係数



図トリウム炉燃料サイクル

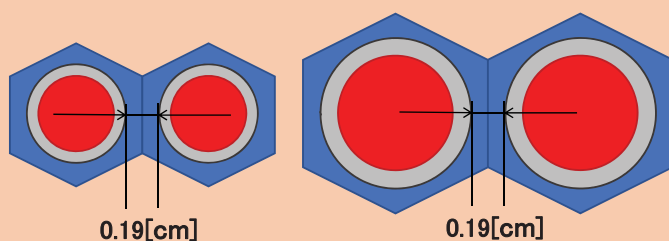
2

解析条件

ピンセル無限体系にて、予備解析を実施

サーベイパラメータ

- V_m/V_f (燃料ピン径)
- ピンギャップを固定し燃料ピンを太径化させることで V_m/V_f を変更



- ^{233}U 富化度

ピンギャップ参照

- Hitachi RBWR

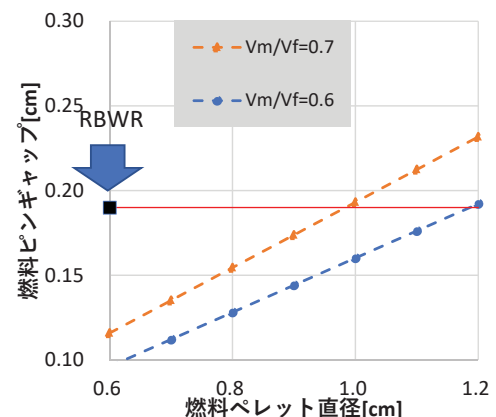


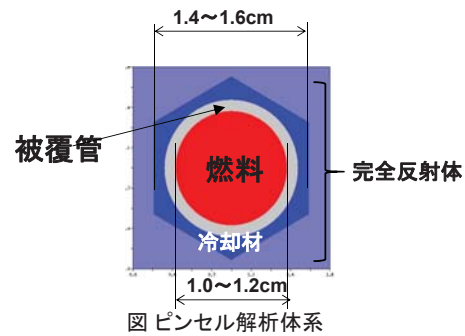
図 燃料ピンギャップとペレット直径の関係

3

ピンセル諸元

表 ピンセル諸元

項目	本検討	RBWR ^[1]
Vm/Vf	0.7、0.6	1.1
燃料ペレット直径 [cm]	1.0、1.2	0.60
被覆管肉厚 [cm]	0.10、0.12	0.06
ピンピッチ [cm]	1.39、1.63	0.91
ピンギャップ [cm]	0.19	←
ピン配列	Hexagonal	←
燃料組成	(²³² Th+ ²³³ U)O ₂	(U+Pu)O ₂
減速材/冷却材	D ₂ O	H ₂ O



境界条件: 1cm高さの無限体系

表 解析コード

計算コード	MVP-3.0 MVP-BURN
核データライブラリ	JENDL-4.0
ヒストリー数	10000
バッチ数	100
捨てバッチ数	10
誤差範囲[%]	<0.05

4

ピンセル解析

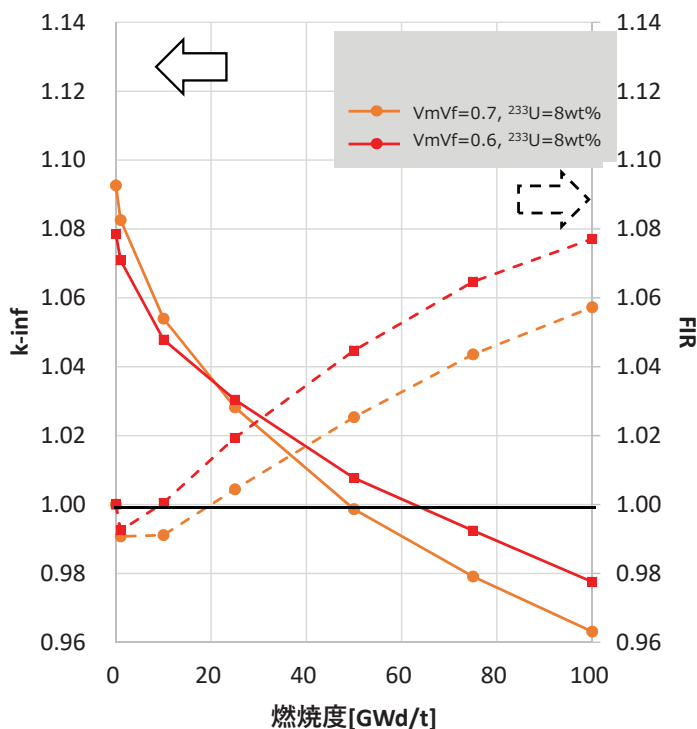


図 臨界性と増殖性能 (ピンセル無限体系)

$$FIR = \frac{\sum N_{fissile,EOL}}{\sum N_{fissile,BOL}}$$

Fissile nuclides

$$= {}^{233}\text{U} + {}^{235}\text{U} + {}^{239}\text{Pu} + {}^{241}\text{Pu}$$

Vm/Vf

低VmVfにおいて余剰
反応度低減

富化度

8wt% : 増殖可能

5

ピンセル解析

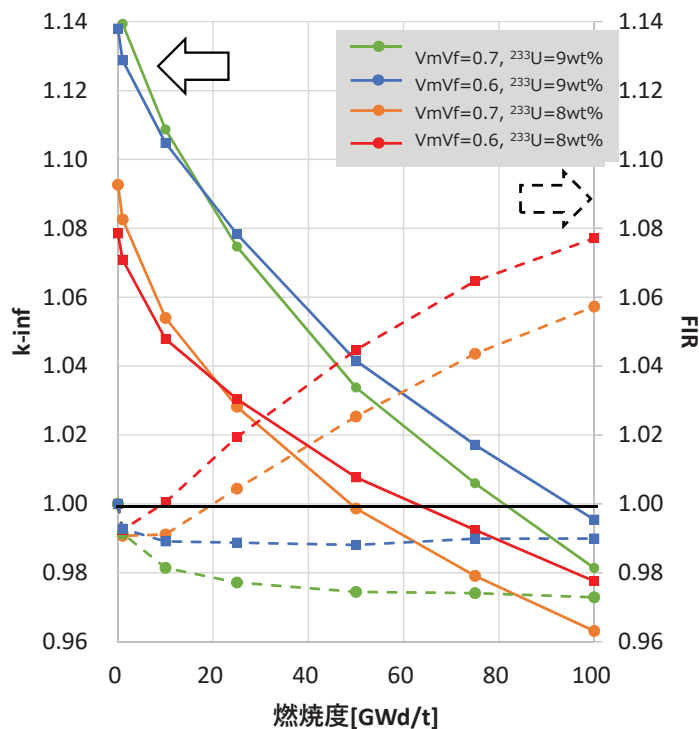


図 臨界性と増殖性能 (ピンセル無限体系)

$$FIR = \frac{\sum N_{fissile,EOL}}{\sum N_{fissile,BOL}}$$

Fissile nuclides

$$= {}^{233}\text{U} + {}^{235}\text{U} + {}^{239}\text{Pu} + {}^{241}\text{Pu}$$

Vm/Vf

低VmVfにおいて余剰
反応度低減

富化度

8wt% : 増殖可能

9wt% : 増殖不可能

6

解析条件

Vm/Vf=0.6のピン・集合体仕様にて
径ブラを追加した全炉心体系を作成

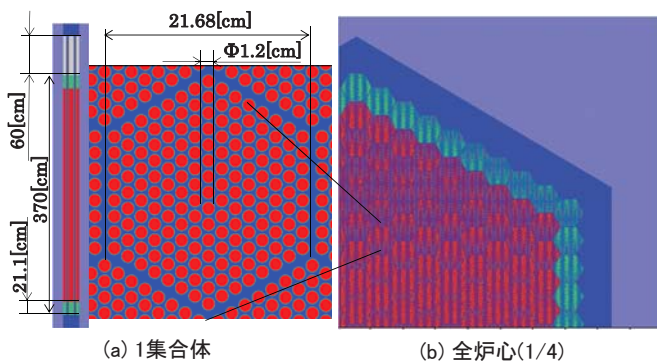


図 解析体系

境界条件: 有限

表 解析コード

計算コード	MVP-3.0 MVP-BURN
核データライブラリ	JENDL-4.0
ヒストリー数	50000
バッチ数	100
捨てバッチ数	10
誤差範囲[%]	<0.05

表 炉心緒元

炉心仕様	
熱出力[MWt]	3411
炉心直径[cm]	363
燃料長[cm]	370
プレナム長[cm]	60
軸ブランケット厚[cm]	21.1
炉心圧力[MPa]	15
集合体数/炉心	271
集合体仕様	
集合体ピッチ[cm]	21.68
ピン本数/集合体	169
燃料ペレット直径[cm]	1.19
被覆管厚[cm]	0.119
平均線出力[kW/m]	20.7
組成	
燃料 (温度[K])	Th- ²³³ U酸化物 (900)
減速材/冷却材 (温度[K])	重水 (614)
被覆管	ジルカロイ4
HMインベントリ [t]	燃料 径ブラ 軸ブラ
	158 28 18

7

全炉心解析結果

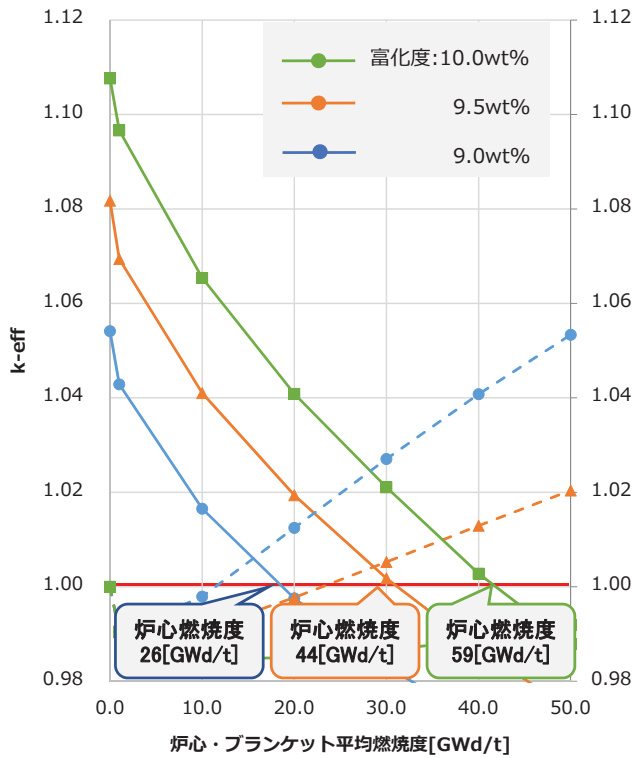


図 臨界性とFIR(全炉心有限体系)

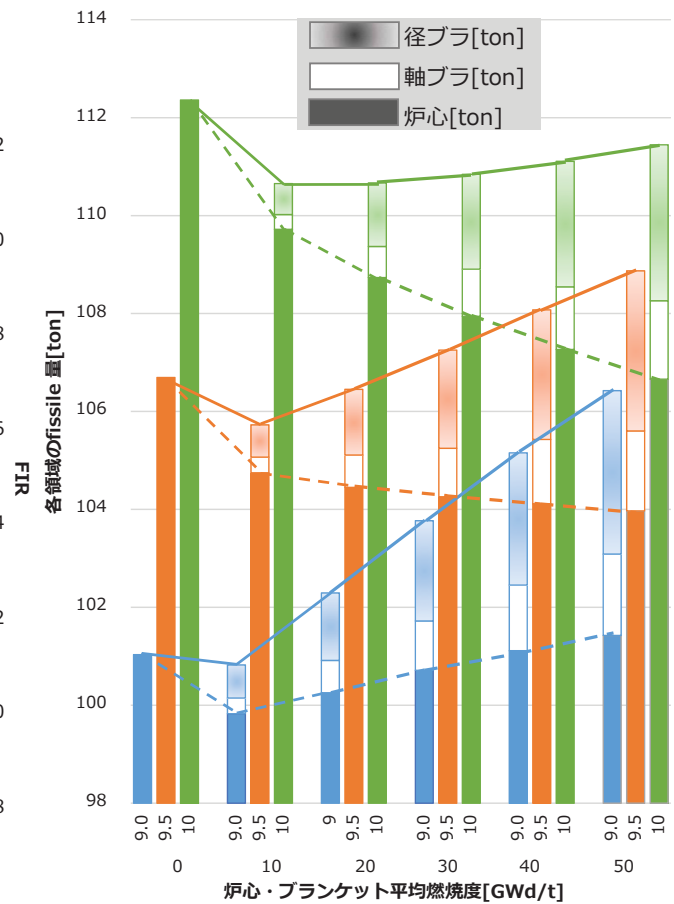


図 各富化度ケースでのfissileインベントリ 8

線形反応度モデルを用いた 取出燃焼度

表 取出燃焼度とFIR

燃料富化度 [²³³ Uwt%]	9	9.5	10
バッチ数	4	←	←
炉心 到達燃焼度 [GWd/t]	26	44	59
炉心 取出燃焼度 [GWd/t]	41.6	70.4	94.4
炉心・ブランケット 平均到達燃焼度 [GWd/t]	19	31	42
炉心・ブランケット 平均取出燃焼度 [GWd/t]	30.4	49.6	67.2
FIR	1.04	1.01	0.99

取出燃焼度[GWd/t]

= バッチ数 × サイクル燃焼度[GWd/t]

サイクル燃焼度[GWd/t]

= $\frac{2 \times \text{到達燃焼度[GWd/t]}}{(\text{バッチ数} + 1)}$

安全パラメータ解析

表 反応度係数 at BOL

	本炉心 (²³³ U:9wt%)	Hitachi RBWR※
ドップラー係数 [pcm/K]	-5.2	-2.0
ボイド係数 [pcm/%void]	-82	-23

pcm=10⁻⁵Δk/kk'

ドップラー係数 [Δk/kk' / Kelvin]

$$DC = \frac{\Delta\rho}{\Delta T}$$

ΔT= 300[K]

ボイド係数 [Δk/kk' / %Void]

$$VC = \frac{\Delta\rho}{\Delta\alpha}$$

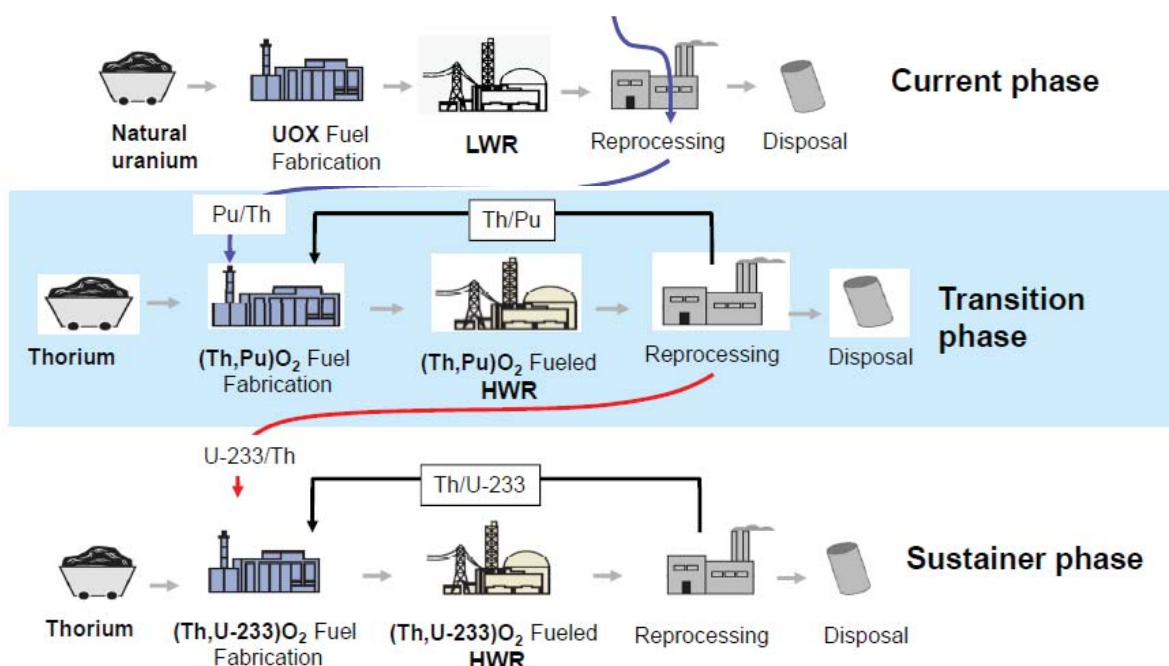
Δα=50[%void]

RBWRと比較し倍以上の負の反応度係数を有する

※ “Core Design and Analysis of Axially Heterogeneous Boiling Water Reactor for Burning Transuranium Elements” ,T. Hino, NUCLEAR SCIENCE AND ENGINEERING VOLUME 187 (2017)

10

移行シナリオについて



結論

- ブランケットを有する重水冷却低減速トリウム炉の核特性評価を行った

全炉心解析

^{233}U 富化度9.5wt%のケースにおいて

- 炉心燃料取出燃焼度=72GWD/tHM
- FIR>1

安全パラメータ解析

RBWRと比較しドップラー係数・ボイド係数ともに倍以上の負の反応度係数

今後の検討

- Th炉への移行シナリオ
- 発電コスト評価

Windscale Works 臨界事故解析

Analysis of Criticality Incident at Windscale Works

*福田 航大, 山根 祐一

日本原子力研究開発機構 安全研究センター 臨界安全研究グループ

英国 Windscale Works にて 1970 年に発生した臨界事象について予備的な解析検討を行った。解析には CFD 計算ツールボックス OpenFOAM 及びモンテカルロ中性子輸送計算コード MVP3.0 を用いた。その結果、事象進展の様子と対応する実効増倍率変化の機構の一部を確認することができた。

キーワード：臨界安全, 臨界事故解析, Windscale Works 1970, Computational Fluid Dynamics

1. 緒言

過去の臨界事故を解析し、臨界超過の条件や反応度フィードバック機構を理解するための知見を得ることは重要である。この重要性から、OECD/NEA 原子力科学委員会臨界安全性ワーキングパーティー (WPNCs) の SG-4 は 3 つの過去の臨界事故 (Y-12 1958, Windscale Works 1970, JCO 1999) を選出し、参加国/参加者に解析を求めている[1]。

1970 年の英国 Windscale Works における臨界事象については臨界事故レビュー[2]にて概説されている。本事象は Pu 回収工場の移送トラップで発生したもので、負傷者等は無かったとされている。事象当時、移送トラップに Pu 濃度が大きい有機相と Pu 濃度が小さい水相が分離した状態にあった。ここへ A) 水溶液を流入させたことで水相上部に混合相 (エマルジョン相) が生じ反応度が増加した[3]。B) 溶液流入を完了した直後に最大反応度に達し、C) 10 秒未満の短い間に 10^{15} 程度の核分裂が生じたと報告されている。

本事象は過去の臨界事故の中でも数少ない有機溶媒-水系の事例で、動的解析例がない。本検討では溶液の流動を考慮して実効増倍率の経時変化の様子を確認することを目的とし、モンテカルロ中性子輸送計算と CFD 計算を組み合わせた予備的な解析を行った。

2. 解析方法及び条件

CFD 計算ツールボックス OpenFOAM[4]の非定常多相流解析ソルバ multiphaseInterFoam を用いて事象の模擬を試みた。得られた有機相・水相・空気相の体積比を基に各位置における物質組成を決定し、MVP3.0 及び核データライブラリ JENDL4.0 を用いたモンテカルロ中性子輸送計算を行った。なお計算体系は[2]を参考に 2 cm 角の立方体で円柱を模擬したものであり、組成等の情報も可能な限り[2]より引用した。

3. 解析結果

体系上部より水溶液を質量流量 2 kg/s で 1 秒から 10 秒にかけて流入させた場合の CFD 計算結果を図 1 に示す。また、CFD 計算結果を基に

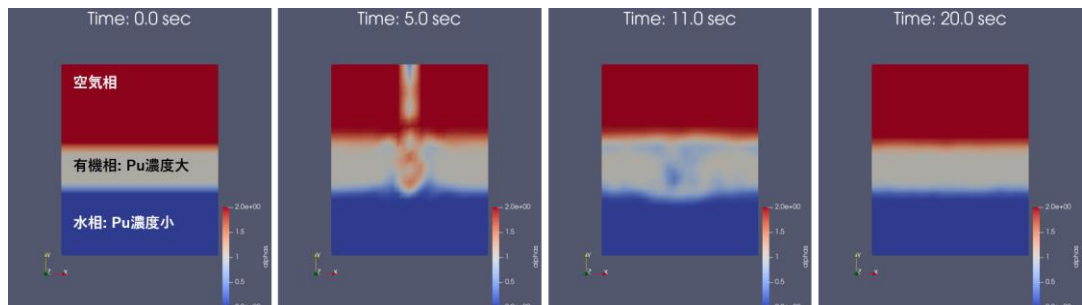


図 1 水溶液流入の様子

モンテカルロ計算によって求めた実効増倍率 k_{eff} の時間変化を図 2 に示す。①水溶液流入中に有機相と水相が混ざり合うことで k_{eff} が上昇し②流入停止直後に水・空気穴の消失によって k_{eff} が最大となった後③定常状態の k_{eff} へ低下していく。本解析の結果①～③は[2]に示されている上述 A)～C) が示唆する k_{eff} の経時変化を再現している。これを動的解析で確認することができたことは本解析の成果である。一方で[2][3]にて報告されているような水相上部のエマルジョン相を観察することはできなかった。メッシュサイズをはじめとした条件を変更することでエマルジョン相を模擬することができるか、それが実効増倍率変化にどのような影響を与えるかを明らかにすることが今後の課題である。

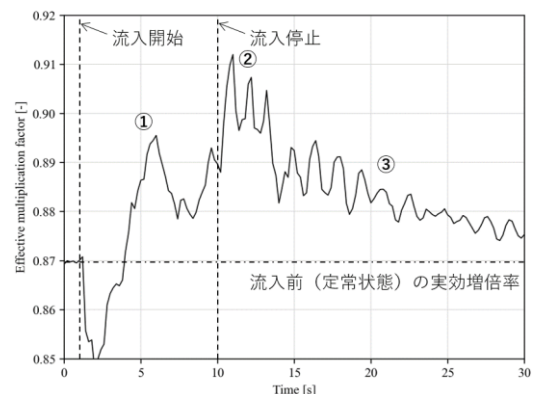


図 2 実効増倍率の時間変化

参考文献

- [1] S. Tsuda, et al. “Status of the NEA international activities on nuclear criticality safety”. ICNC 2019. Paris, France. (2019)
- [2] P. Thomas, et al. “A Review of Criticality Accidents”. LA-13638. (2000)
- [3] ATOMO Σ 2020 年 62 巻 1 月号 p.42. (2020)
- [4] OpenCFD Ltd. “OpenFOAM v2006”. (2020)

*Kodai Fukuda and Yuichi Yamane. JAEA, Nuclear Safety Research Center, Criticality Safety Research Group.

Windscale Works 臨界事故解析

日本原子力研究開発機構
安全研究センター 臨界安全研究グループ

○福田 航大, 山根 祐一

令和3年12月8日 炉物理専門研究会

本日の発表内容

1. 背景
2. Windscale Works 臨界事故の概要
3. 解析方法・条件
4. 解析結果
5. まとめ

1. 背景 (1/1)

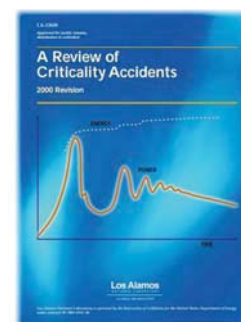
- 過去の臨界事故解析は臨界超過の条件や反応度フィードバック機構を理解するために重要である
- OECD/NEAのWPNCs（原子力科学委員会臨界安全性ワーキングパーティー）では過去の臨界事故から3つ（Y-12 1958, Windscale Works 1970, JCO 1999）を選出し、参加者/参加国に解析を求めている[1]
- 3つの中でも1970年英国Windscale Worksにおける事故は過去の臨界事故の中でも数少ない有機溶媒-水溶液系の事例で、動的解析例がなく十分な検討がなされていない
- 本検討では、Windscale Worksにおける臨界事故について**溶液の流動を考慮したうえで実効増倍率の経時変化の様子を確認することを目的**とし、CFD計算とモンテカルロ中性子輸送計算を組み合わせた動的な予備的解析を行った

[1] S. Tsuda, et al. "Status of the NEA international activities on nuclear criticality safety". ICNC 2019. Paris, France. (2019)

2. Windscale Works 臨界事故の概要 (1/4)

臨界事故レビュー[2]に事故の概要が説明されている

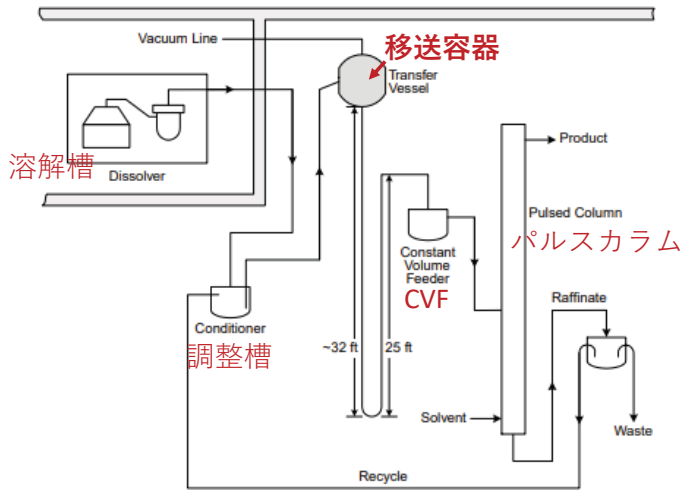
- ✓ 事故は1970年に英国Windscale Worksのプルトニウム回収工場で発生
- ✓ 負傷者等は無し、数秒の間に約 10^{15} 回核分裂が起きたと推定されている
- ✓ Pu抽出工程の**移送容器**で臨界となったとみられている



臨界事故レビュー

[2] P. Thomas, et al. "A Review of Criticality Accidents". LA-13638. (2000)

2. Windscale Works 臨界事故の概要 (2/4)



Pu回収装置の概略図[2]

抽出工程：

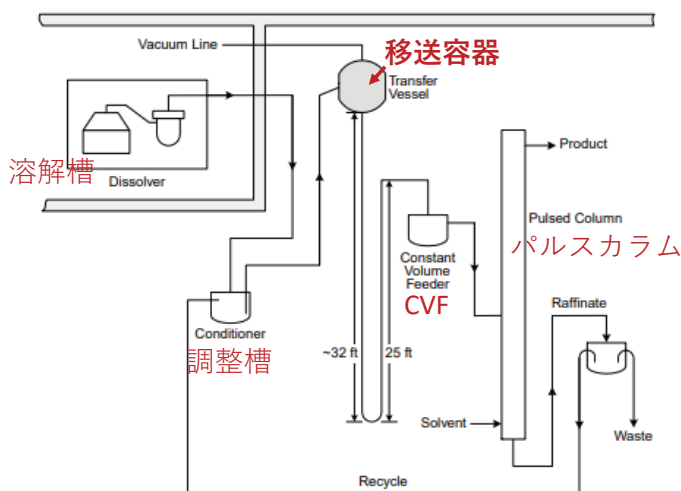
1. Pu含有物を溶解槽で溶解し、調整槽へ送る
2. 調整槽でPu濃度を調整した溶液を**臨界にならない濃度（6～7gPu/L）と量（300g/バッチ）**で移送容器に送る
3. 次いでCVFに送りパルスカラムでPuを抽出
4. 抽出後の硝酸溶液の一部は再利用するために調整槽に再度送られる

放射線測定の結果は移送容器での臨界を示唆

移送容器では臨界になりえないのでは？

[2] P. Thomas, et al. "A Review of Criticality Accidents". LA-13638. (2000)

2. Windscale Works 臨界事故の概要 (3/4)



Pu回収装置の概略図[2]

- リサイクルされる硝酸溶液に有機溶媒がわずかに混入し、調整槽・移送容器に送られる[3]
- 移送容器は比重の小さい相が閉じ込められてしまう
→移送容器に有機溶媒が徐々に蓄積
- この有機相が処理の度にPuを抽出し、有機相のPu濃度が徐々に増大
- そこへ水溶液が投入され実効増倍率が増加、臨界

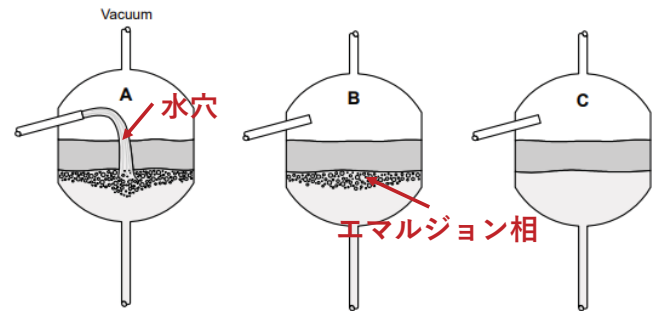
リサイクルされる硝酸溶液に有機溶媒が少量混入

[2] P. Thomas, et al. "A Review of Criticality Accidents". LA-13638. (2000)

[3] E. Martyn, "A Review of Criticality Incidents within the European Community". Summer Meeting of the American Nuclear Society. (1984)

2. Windscale Works 臨界事故の概要 (4/4)

- Pu濃度大の有機溶媒が蓄積している状態で水溶液が投入され実効増倍率が増加、臨界
 - A) 水溶液が流入されているとき増倍率増加をもたらすエマルジョン相が生じるが有機相中央部に水穴がある状態なので増倍率は低い
 - B) 注入停止後最大増倍率に到達
 - C) 混合相が消滅し増倍率低下
- モックアップ実験で視認した様子を再現したモンテカルロ計算によって静的な反応度を確認したとの記載がある [2][4]

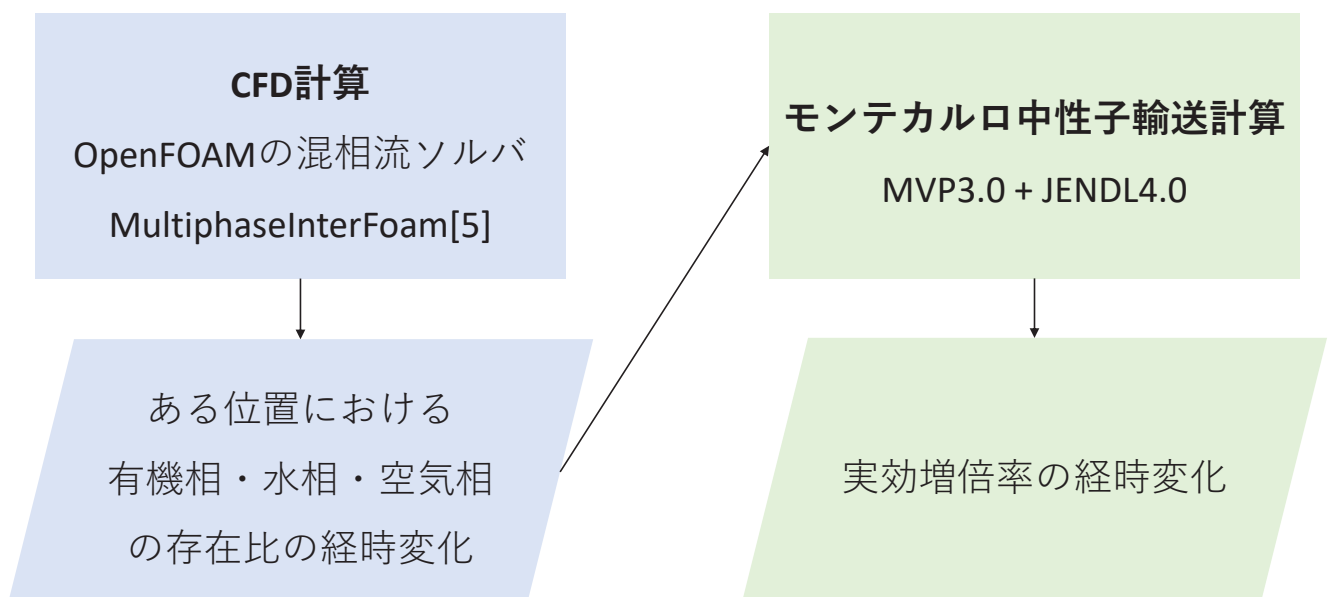


モックアップ実験によって視認された事象進展の様子 [2]

[4] J. T. Daniels, et al. "CRITICALITY INCIDENT: AUGUST 24, 1970, WINDSCALE WORKS.," Trans. Am. Nucl. Soc. 14 1, 35 (1971)

3. 解析方法・条件 (1/5)

解析の概要



[5] OpenCFD Ltd. "OpenFOAM v2006". (2020)

3. 解析方法・条件 (2/5)

文献情報

■ 水相・有機相溶液の情報 [2][4]

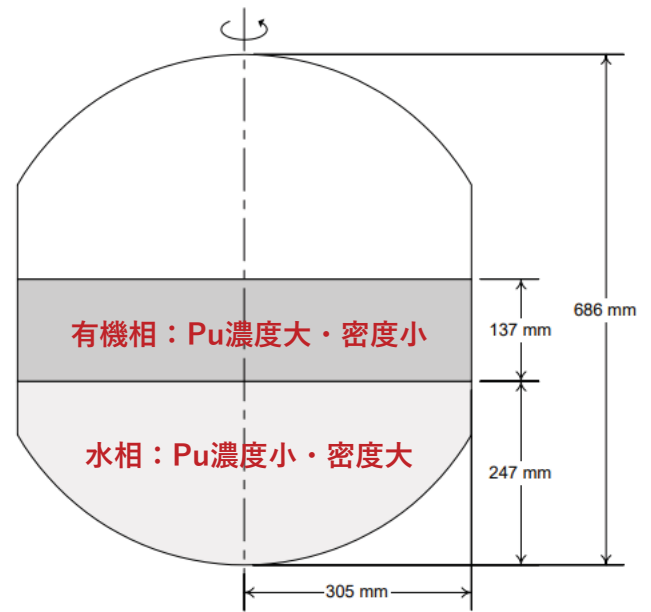
- 水相：7M 硝酸水溶液
Pu濃度 6~7 gPu/L、比重 1.3、約50 L
- 有機相：TBP20%-ケロシン溶媒
Pu濃度 55g Pu/L、比重 0.96、約40 L

■ ジオメトリの情報 [2]

- 半径30.5 cm、高さ68.6 cm

任意に定めた条件

- 流入口・流出口の位置と大きさ（次項参照）
- 流量：1.0 m/s (約2 kg/s)

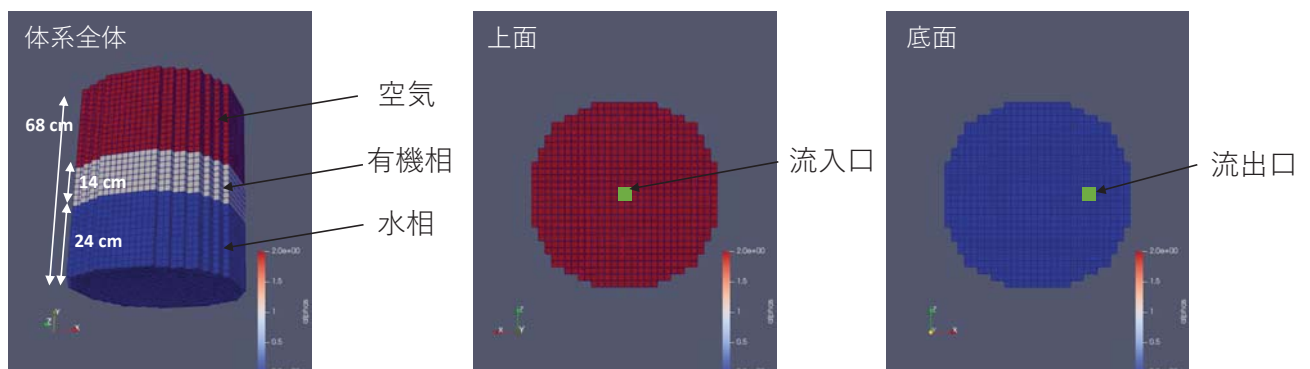


移送トラップの概略図[2]

3. 解析方法・条件 (3/5)

解析体系

- CFD計算用体系作成難度を考慮し、円柱体系に簡略化して体系を作成
- 2 cm角の立方体で疑似的な円柱を構成（有機相の体積保存、水相の体積過大）
- 円柱上面中心に流入口、底面に流出口を設定（4 cm × 4 cmの正形状）



3. 解析方法・条件 (4/5)

CFD計算の設定

- 表面張力：
水相空気間、有機相空気間は[6]、水相有機相間（界面張力）は[7]より参照
- 粘度：
水相、有機相ともに[6]を参照
- 解析時間：0～30 s
- 流入：1～10 sの間 真下に 1.0 m/s (約2 kg/s) で水溶液流入
- 流出：初期状態の重量とつり合うように圧力境界条件を設定（＝大体入った分だけ出ていく）
- 時間刻み幅：自動

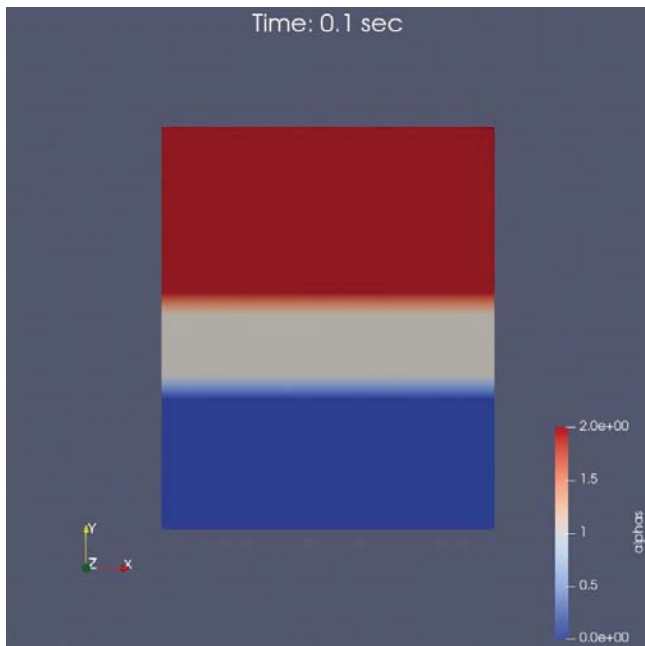
[6] Committee of Handbook on Process and Chemistry of Nuclear Fuel Reprocessing. "Handbook on Process and Chemistry of Nuclear Fuel Reprocessing, 3rd Edition," Japan. (2015)
[7] J. A. Daoud, et al. "Kinetic studies on the extraction of U(IV) by TBP in kerosene from nitrate medium," J. Radioanal. Nucl. Chem. 221 1–2, 41 (1997)

3. 解析方法・条件 (5/5)

モンテカルロ計算の設定

- OpenFOAMが計算した2 cm × 2 cmのセル内の各相の存在比から原子数密度を決定
- Pu同位体組成は[6]よりPWR 45GWd/t相当の燃料に含まれるものを参照（fissile率約70%相当）
その他の原子は自然比
- セル内は均質とする
- 円柱外部は真空
- ヒストリー数/バッチ：20万
- バッチ数：30スキップ+50タリー

4. 解析結果 (1/2)



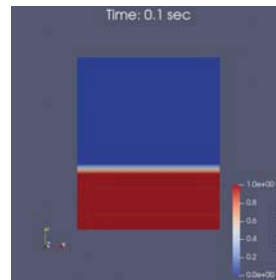
CFD計算結果
(円柱の中心を鉛直方向に切った断面)

図中の“alphas”について

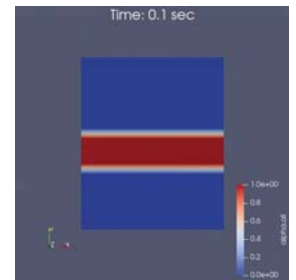
$$alphas = \sum_{i=0}^2 i\alpha_i$$

i : 0は水相、1は有機相、2は空気を指す整数
 α_i : 各相の存在比

alphasではなく α_0 や α_1 を見ると

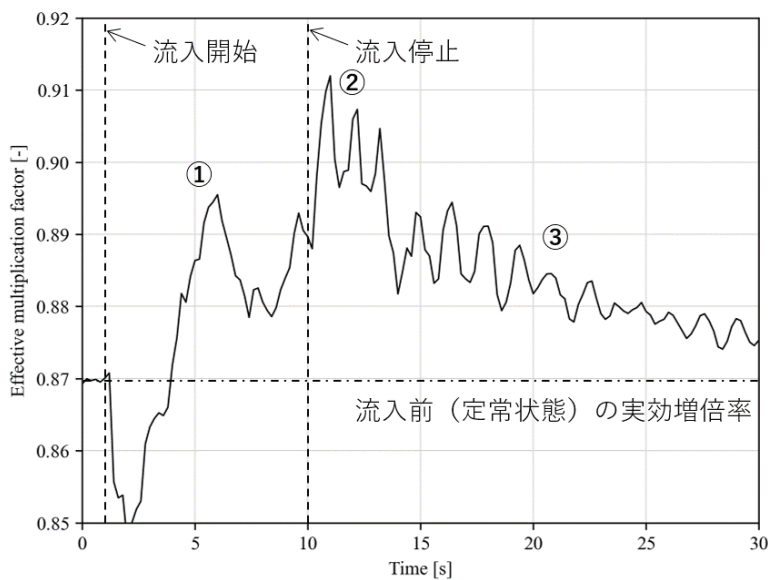


水相の存在比

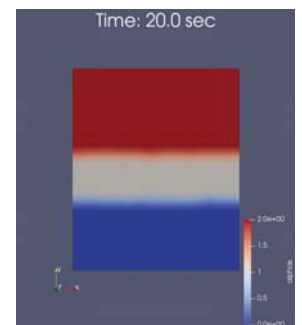
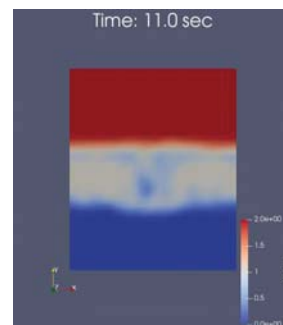
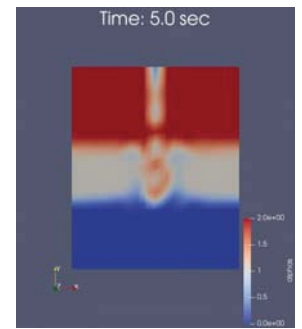
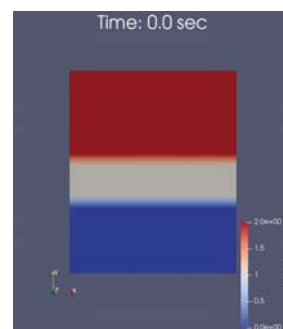


有機相の存在比

4. 解析結果 (2/2)

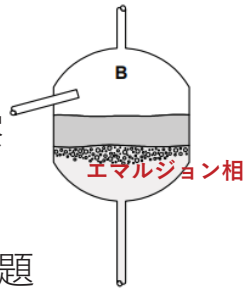


水溶液流入による実効増倍率変化



5. まとめ (1/1)

- OpenFOAMによるCFD計算とMVPによるモンテカルロ中性子輸送計算を組み合わせた動的な解析を行った
- Windscale Worksにおける臨界事故について溶液の流動を考慮したうえで実効増倍率の経時変化の様子を確認することができた
- 一方で文献[2][8]に報告されている水相上部の**エマルジョン相**は未観察
→条件を変更することでエマルジョン相を模擬することができるか、
それが実効増倍率変化に与える影響を明らかにすることが今後の課題



[8] ATOMOZ2020年62巻1月号p.42. (2020)

MPS 法を用いた燃料デブリ水中落下における臨界安全解析

Criticality safety analysis using MPS method for fuel debris falling into water

*西山 潤¹, 文元 太郎¹, 村本 武司¹, 竹澤 宏樹¹, 小原 徹¹

¹東工大

燃料デブリ取出し作業を想定した体系において、粒子法を用いた燃料デブリの水中落下挙動のシミュレーションを実施し、落下途中の燃料デブリの動きを考慮した臨界解析を行った。燃料デブリが堆積しているペデスタル内部の体系において水だまりのサイズや水面の揺動の影響に関する知見を得た。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，燃料デブリ，臨界安全，粒子法，モンテカルロ法

1. 緒言

燃料デブリの取出し作業時に万一再臨界事故が発生すれば、作業員を危険にさらし、社会的にインパクトを与え、廃炉作業全体に大きな影響を及ぼす可能性がある。一方で取出し対象となる燃料デブリは、その溶解・堆積状況や取出し作業によりさまざまな形状が想定されている。本研究の目的は、そのような多粒子形状の燃料デブリが水中に落下した場合の臨界性評価を、燃料デブリと水の挙動を考慮して高度化することである。実機規模の大きさの体系において、粒子法を用いた水中落下挙動のシミュレーションを行い、得られた燃料デブリと水の挙動から中性子輸送計算によって臨界性の評価を行った。

2. 解析方法

燃料デブリ水中落下シミュレーションは、粒子法的一种である MPS 法に基づく流体解析ソフトウェア Particleworks を用いて行った。燃料デブリ取出しの初号機として準備が行われている 2 号機を解析対象とし、ペデスタル底部の冷却水だまり（水深 30 cm）へ臨界量以上の燃料デブリ（0.33 m³ 直径 5 cm の燃料デブリ球 5000 個）が落下する状況を想定した。水中落下シミュレーション結果から得られた燃料デブリの位置変化を考慮したモンテカルロ中性子輸送計算を MVP-3.0 を用いて計算し、実効増倍率変化を評価した。

3. 結果

図 1 に直径 2.0 m の水だまりへの水中落下シミュレーションの計算例を示す。今回の解析では最大で、2 号機のペデスタル直径に等しい直径 5.4 m の水だまりの体系について計算が可能であることを確認した。図 2 に臨界計算の結果を示す。水面を一定として水位が変化しないと仮定した場合、落下途中に最大値を取る。一方で水面の変化を考慮した場合は、燃料デブリ落下による水排除の効果により最終堆積時が最大となる結果となった。

謝辞：本研究は、廃炉国際共同研究センター/国立研究開発法人日本原子力研究開発機構の「英知を集結した原子力科学技術・人材育成推進事業」による研究費支援の下で実施されました。

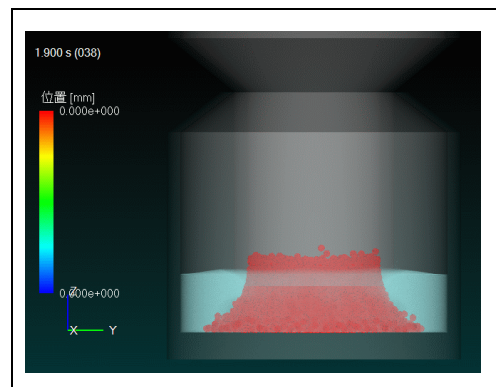


図 1 水中落下シミュレーションの計算例（下の容器は内径 2.0 m）

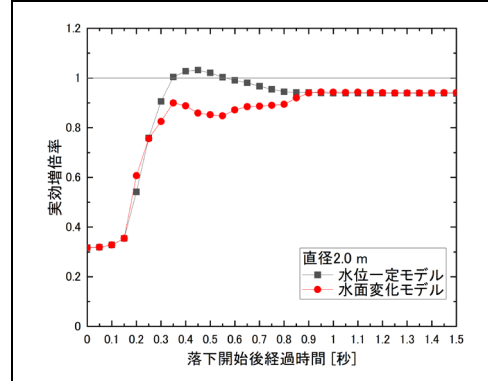


図 2 水面変化による実効増倍率変化

*Jun Nishiyama¹, Taro Fumimoto¹, Takeshi Muramoto¹, Hiroki Takezawa¹, Toru Obara¹

¹Tokyo Tech



Tokyo Tech

MPS法を用いた燃料デブリ水中落下における臨界安全解析

西山 潤, 文元太郎, 村本武司, 竹澤宏樹, 小原 徹
東京工業大学 科学技術創成研究院 ゼロカーボンエネルギー研究所

第9回炉物理専門研究会
2021年12月8日（水）



研究目的・研究対象



●研究目的

- 燃料デブリ取出し時の再臨界事故の防止のため、あらかじめ想定している作業で考えるトラブルが発生した場合においても燃料デブリの未臨界が確実に確保されることを精度の高い解析により確認する

●研究目標

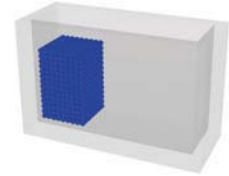
- 粒子状の燃料デブリの水中での移動を考慮した臨界性評価手法の確立
- 燃料デブリの水中移動をMPS法シミュレーションで解析し、臨界性の変化を実機規模の体系で評価する

◆ 燃料デブリ水中落下シミュレーション

➤ 数値流体解析：

■ MPS法 (Moving Particle Semi-implicit method^[*])

- 解析対象を計算粒子により離散化
- 界面計算が得意で複雑な解析対象に有効
- 商用ソフトウェアParticleworksを使用



Ex)ダムブレイク解析

◆ 燃料デブリ水中挙動を考慮した臨界計算

➤ 中性子輸送計算：

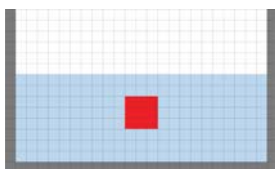
■ 連続エネルギーモンテカルロコードMVP

- 飛行する個々の中性子を物理法則と核データに従う確率を用いて追跡する (ランダムウォーク)
- 位相空間を離散化する必要がないので複雑な体系でも正確にモデル化可能

数値流体解析について

● 数値流体力学 (computational fluid dynamics : CFD) における離散化法には

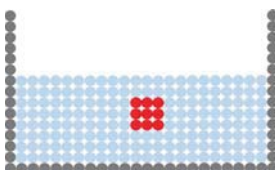
- 格子法 (有限差分法、有限体積法、有限要素法など)
- 粒子法 (MPS法、SPH法など、)



格子法

オイラー的手法

- ・ 解析空間を**計算格子**により離散化



粒子法

ラグランジュ的手法

- ・ 解析空間を**計算粒子**により離散化
- ・ 界面計算が得意で複雑な解析対象に有効

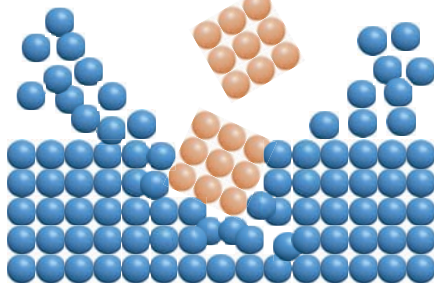
燃料デブリ蓄積シミュレーションの計算条件

固気液三層流、複雑な解析対象

→ **ラグランジュ的手法によるアプローチが有効**

MPS(Moving Particle Semi-implicit)法

- 銀河系の衝突や天体の形成などの宇宙物理学におけるシミュレーションのために提案されたSPH(Smoothed Particle Hydrodynamics)法を水のような非圧縮流体に適用するために越塚（東京大学）らによって考案された。



● 燃料デブリの物性値・物理量を格納

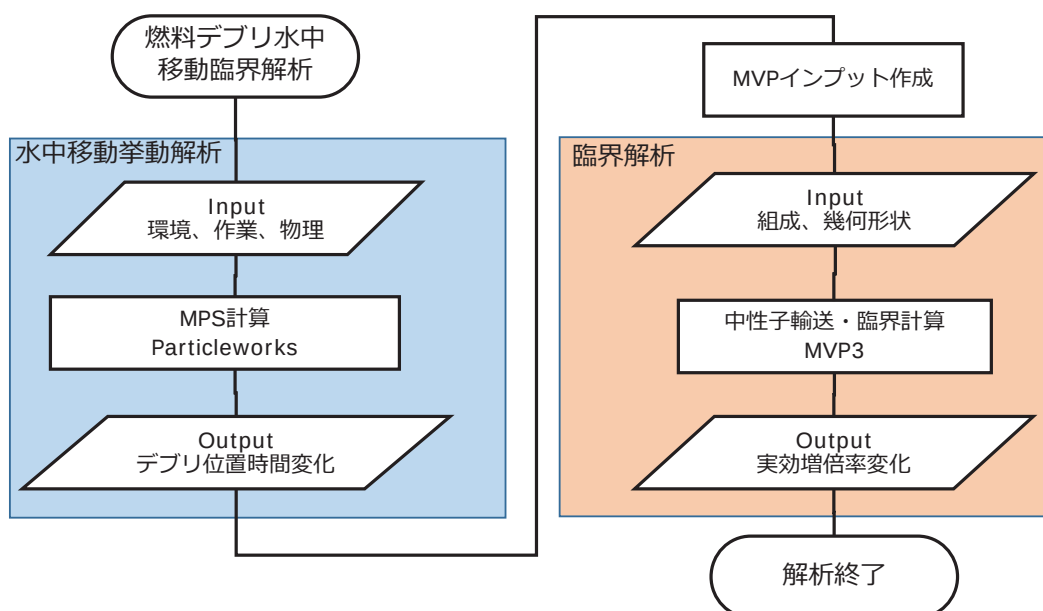
● 水の物性値・物理量を格納

粒子法は空間を表す格子を用いることなく、流体そのものを粒子でモデル化する。複雑な形状の容器や配管でも容易に流体部分をモデル化できる。

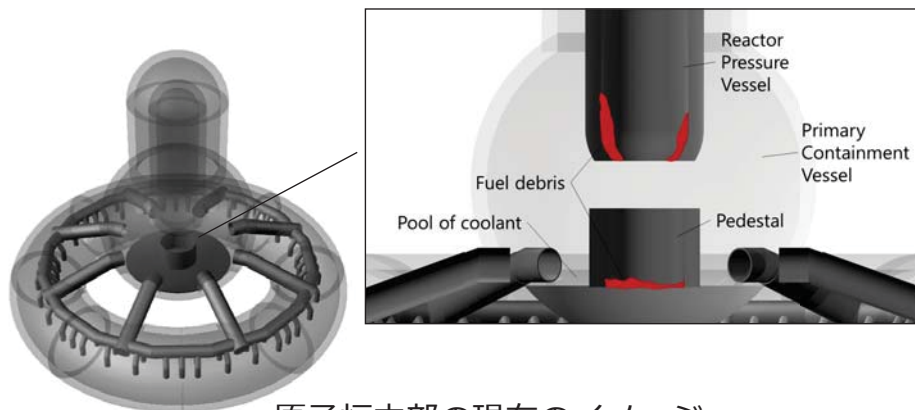


MPS法の開発者である越塚先生が東大発のベンチャー企業として立ち上げたプロメテック・ソフトウェア社のCAEソフトウェア

臨界解析フローチャート



◆ 東京電力福島第一原子力発電所の廃止措置[*]



原子炉内部の現在のイメージ

2号機ペデスタル内を想定

ペデスタル直径5.4m、水深0.3m

[*] Inter-Ministerial Council for Contaminated Water and Decommissioning Issues. Mid-And-Long-Term roadmap towards the decommissioning of TEPCO's Fukushima Daiichi nuclear power station. 2017. (In Japanese)

17

計算点粒子径（粒子間距離）の決定

表 3.1-1 GPU サーバーの基本仕様

	既設サーバー	新設サーバー
搭載 CPU	Intel Xeon E5-2697v4×2 基	Intel Xeon Gold 6152×2 基
メモリ	DDR4-2400 MHz 512 GB	DDR4-2666MHz 1024 GB
搭載 GPU	NVIDIA Tesla K40×2 基	NVIDIA Quadro GV100×2 基
GPU メモリ	12 GB	32GB
GPU 演算性能 (倍精度, カタログ値)	1.4 TFLOPS	7.4 TFLOPS

表 3.1-2 Particleworks での計算上限

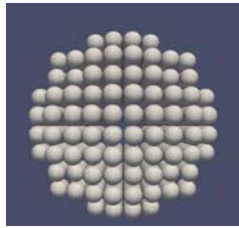
	既設サーバー	新設サーバー
取り扱い粒子数上限	2500 万個	9600 万個

➤ GPUサーバーで取り扱える

総粒子点数 : 9600万個（上の表参照）

→粒子径と取り扱う体系の体積（水と燃料デブリの和）から
総粒子点数が決まる。

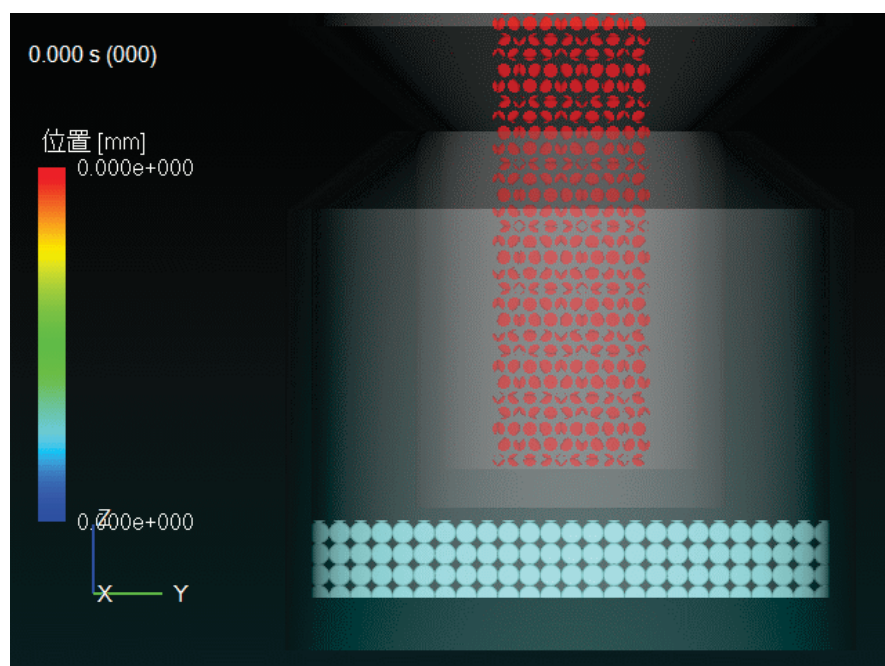
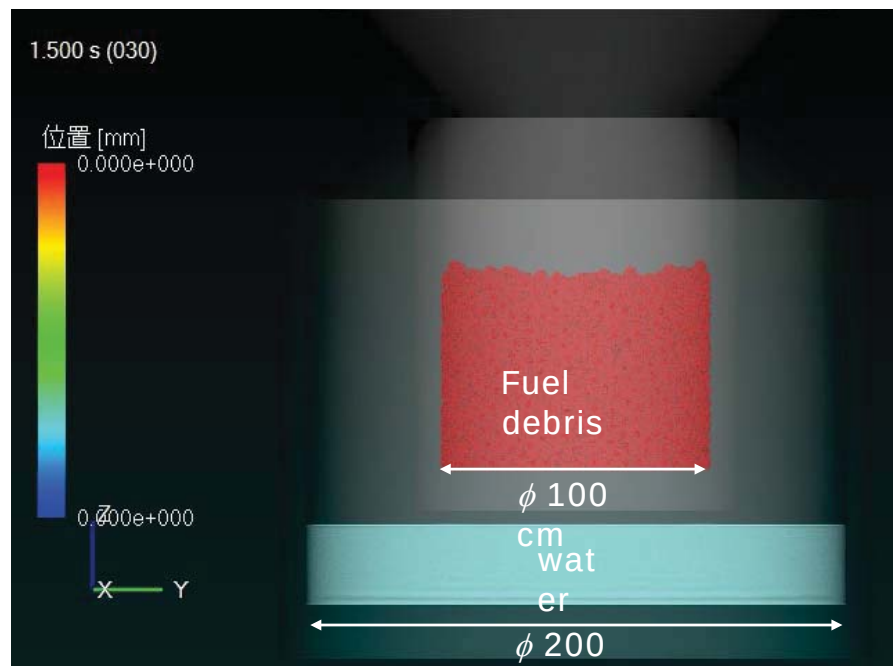
■ 粒子点直径を5mmにすると、約6000万個になる。



モデル化した球形の燃料デブリ(直径5cm)
堆積時臨界量以上の
5000個(0.33m³)

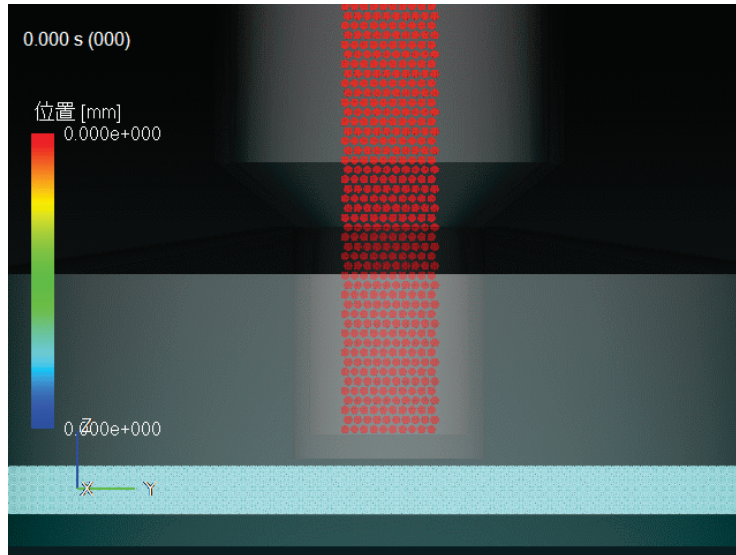
初期粒子間距離	5 [mm]
初期時間刻み	5×10^{-5} [s]
衝突距離	0.9

圧力計算	種類	Explicit
	モード	Stabilized
	音速	22.1 [m/s]
粘性計算	種類	Explicit
表面張力計算	種類	Potential

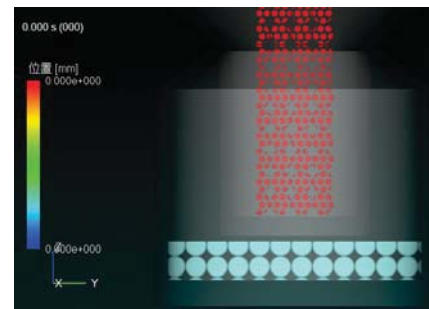


プール直径による臨界性評価

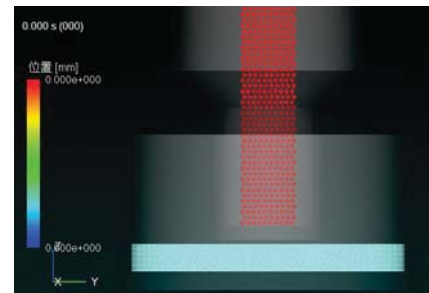
・容器内径 5.4mの場合



・容器内径 2.0mの場合

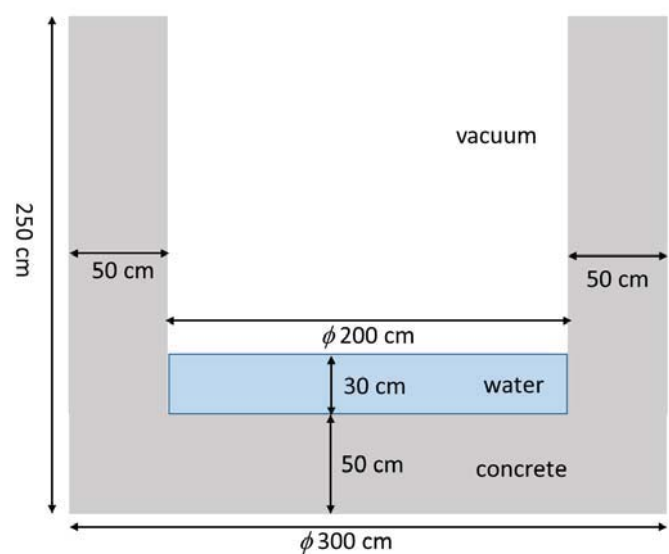
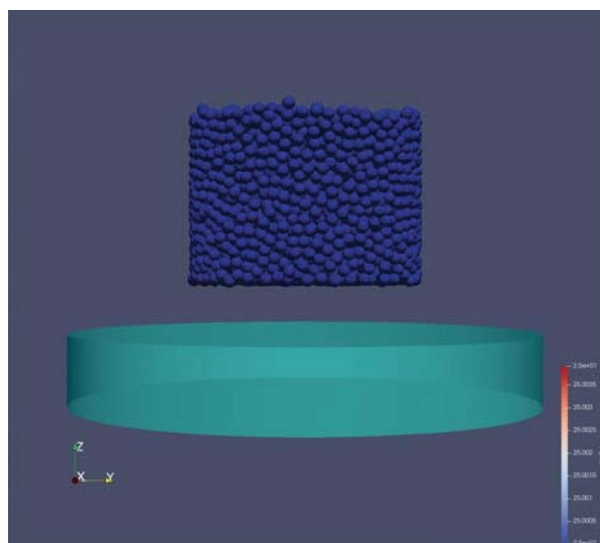


・容器内径 3.0mの場合

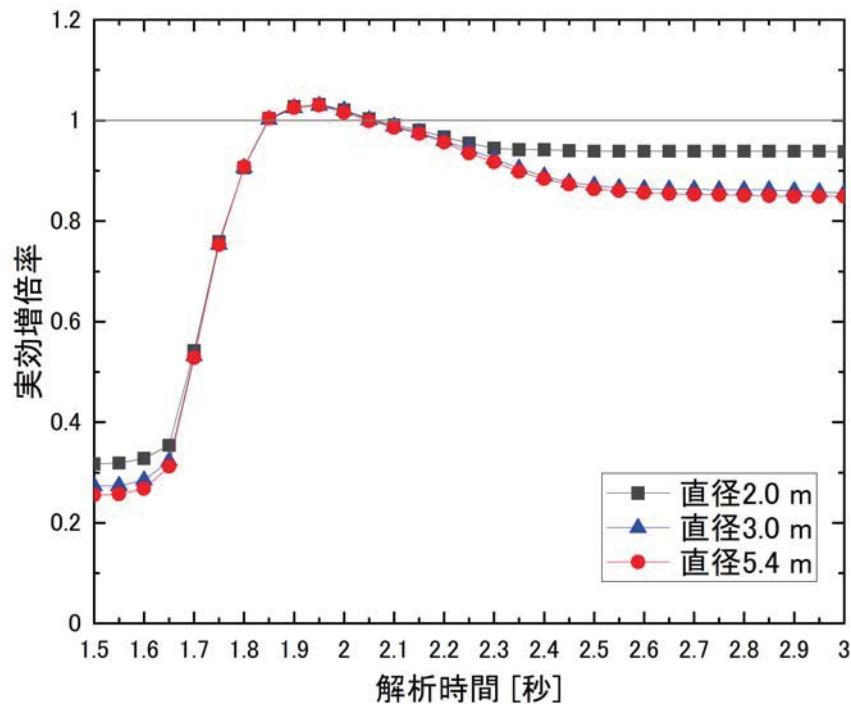


11

臨界計算計算モデル



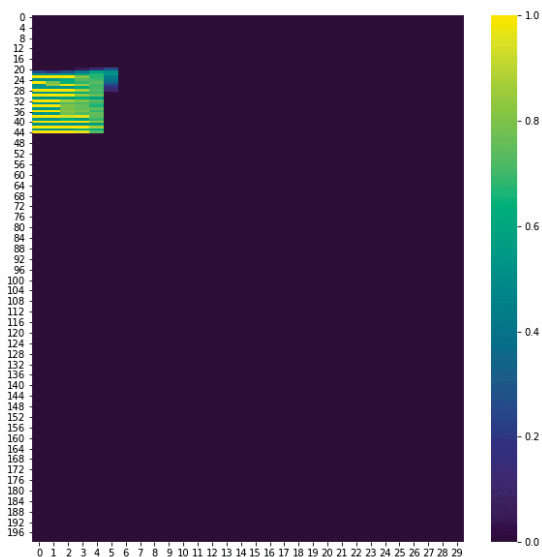
プール直径による臨界性評価



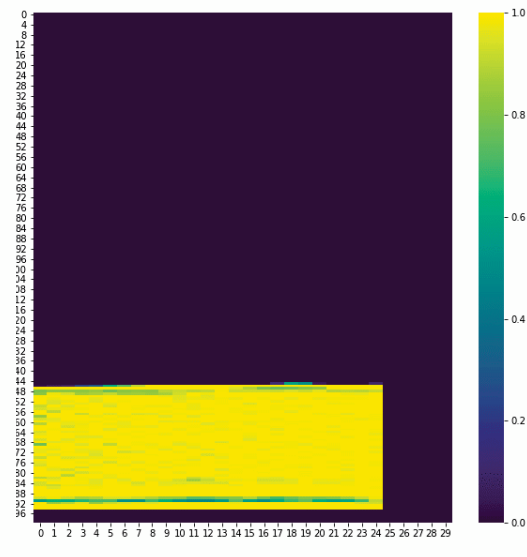
13

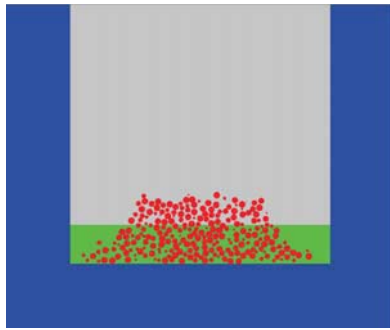
水面変化による影響

燃料デブリ体積割合

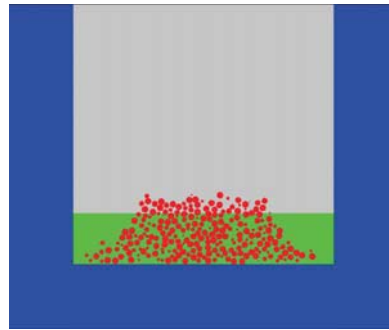


水体积割合

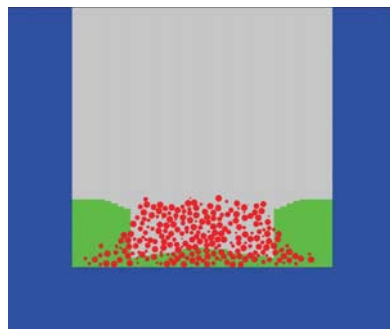




水位一定モデル



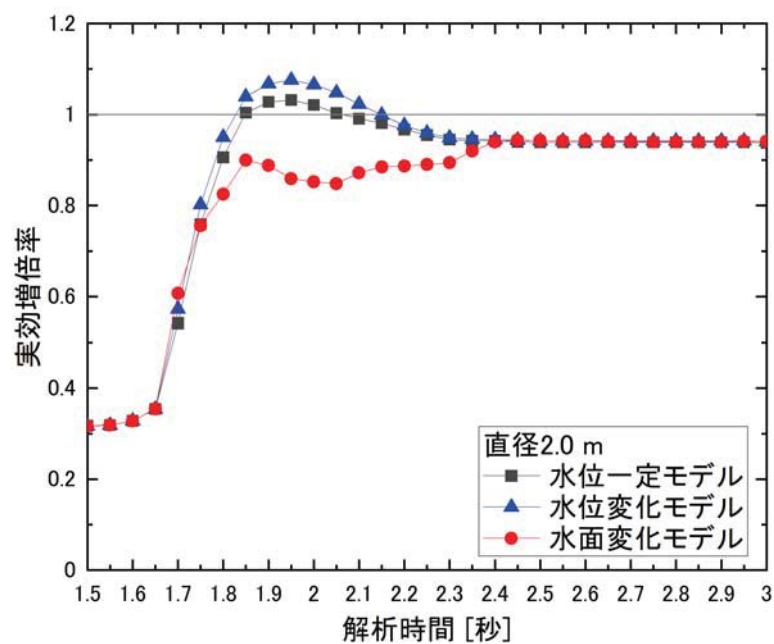
水位変化モデル



水面変化モデル

水位一定: 水位変化しない
 水位変化: 水面一定、デブリの落下に伴い水位上昇(水体积が保存)
 水面変化: MPS計算結果から水面を変化R-Zメッシュで取得

15



- 実規模体系として、直径5.4m、水深0.3mのプールにおいて、臨界量の燃料デブリを落下させる計算が可能であることを確認
- プール直径、水面モデルの影響を評価

課題

- 計算モデル、入力パラメータの**妥当性**評価、計算の**高速化**と**不確かさ**評価
 - より細かい多粒子体系への適用→MPS-DEM法 + STGM
 - 水面変化などの実験による精度検証
 - 計算における入力パラメータ決定法の確立



ご清聴ありがとうございました

本研究は、廃炉国際共同研究センター/国立研究開発法人日本原子力研究開発機構の「英知を集結した原子力科学技術・人材育成推進事業」による研究費支援の下で実施されました。



KUCA での黒鉛減速体系における Cd サンプルの反応度値測定

Measurement of Cd worth in Graphite moderated system at KUCA

*山崎誠司¹, 守屋壮一郎¹, Irwan Lipto Simanullang¹, 藤本望¹, 左近敦士², 佐野忠史², 高橋佳之³

¹九州大学, ²近畿大学, ³京都大学

京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)に黒鉛減速炉心を構築, 燃料棒に Cd を付加し反応度測定を行った. 実験により, 燃料要素中の Cd の位置関係と反応度の関係が示された. 本発表ではその実験結果についての報告を行う.

キーワード: 高温ガス炉, KUCA, SRAC, MVP, 中性子吸収体, 反応度, 黒鉛減速体系

1. 緒言

高温ガス炉では燃焼による過剰反応度の変化を小さく保つために可燃性毒物が用いられており, 反応度値についての研究は高温ガス炉臨界実験装置(VHTRC)のものがあるが, データが古いこと, 測定値と計算値の乖離が未だ解消されていないのが現状である. そこで, 本検討では KUCA の B 架台に黒鉛体型炉心を構築し, 中性子吸収体の反応度値の解析手法についての検討の為の実験データの取得を行った.

2. 実験

図 1 に今年度 B 架台に構築された炉心を示す. 本炉心は, 燃料領域, ドライバー燃料領域, 黒鉛反射体領域から構成され, 燃料領域のうち図 1 の青丸で示す燃料棒について図 2 に示す燃料要素内に 15mm×15mm×0.5mm の Cd 板を挿入して, その位置を変更しながら, 制御棒反応度値の校正曲線を用いて臨界制御棒位置の変化から反応度の測定を行った.

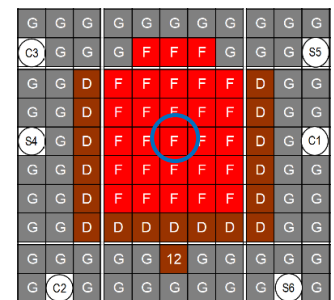


図 1 炉心構成

3. 実験結果

表 1 に Cd 板挿入位置と反応度の測定結果を示す. EU に隣接させた場合が最も反応度が小さく, EU と Cd の間の距離の増加に伴い反応度が大きくなった. Cd の黒鉛中の位置変化により, 中性子吸収量が増加したものと考えられる.

表 1 反応度の測定結果

Cd 板挿入位置	反応度 [pcm]
①	45.7
②	49.0
③	47.8

4. 今後の予定

本検討で用いた炉心体系について, SRAC^[1]及び MVP^[2]計算コードを用いた計算を実施中である. 特に SRAC について, BP 近傍のメッシュ分割の細分化が重要^[3]であることを考慮しつつ計算手法の検討, 計算を行う予定である.



図 2 Cd 板挿入位置

[1] K. Okumura, et al., JAEA-Data/Code 2007-004.

[3] N. Fujimoto, et al. JAEA-Technology 2021-008.

[2] Y. Nagaya, et al., JAEA-Data/Code 2016-019.

*Seiji Yamasaki¹, Soichiro Moriya¹, Irwan Lipto Simanullang¹, Nozomu Fujimoto¹, Atsushi Sakon², Tadafumi Sano², Yoshiyuki Takahashi³

¹Kyushu Univ., ²Kindai Univ., ³Kyoto Univ.

KUCAでの黒鉛減速体系における Cdサンプルの反応度価値測定

*山崎誠司¹, 守屋壮一郎¹, Irwan Liapto Simanullang¹, 藤本望¹, 左近敦士², 佐野忠史², 高橋佳之³

¹九州大学, ²近畿大学, ³京都大学

2021年12月8日 第9回炉物理専門研究会



15:30~16:00 発表15分, 質疑10分



背景 可燃性毒物(BP)研究の重要性

1

高温ガス炉における反応度補償

●HTTR(高温工学試験研究炉)

燃料ブロックの濃縮度配分による出力分布の最適化

→ 出力分布を一定に保つことが必要

●燃焼による反応度補償

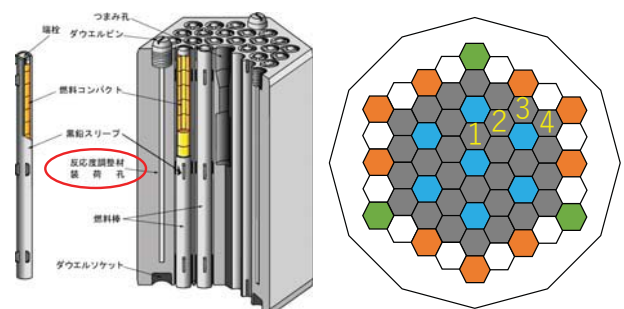
軽水炉: ホウ酸水濃度や冷却材流量の制御による補償



高温ガス炉: 出力分布を一定に保つため,

制御棒による反応度補償は殆ど行わない

→ BPによる運転期間全体での反応度補償



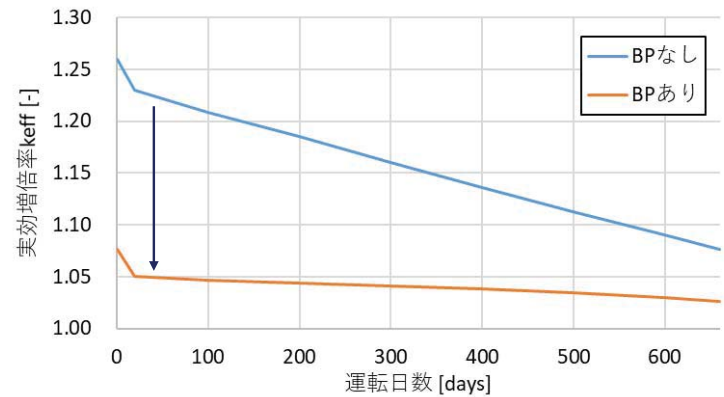
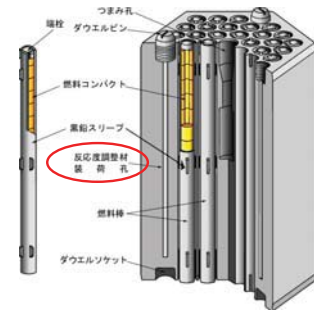
Layer	Fuel region number			
	1	2	3	4
1	6.7	7.9	9.4	9.9
2	5.2	6.3	7.2	7.9
3	4.3	5.2	5.9	6.3
4	3.4	3.9	4.3	4.8
5	3.4	3.9	4.3	4.8

高温ガス炉における反応度補償

●BPによる過剰反応度の制御

高温ガス炉: 燃料ブロック内に炭化ホウ素(B_4C)を初期装荷

- 運転期間中のBP量の調節は困難
 - 設計段階でのBP量の詳細な計算が重要
 - 適切なBPの装荷により運転期間を通じて余剰反応度を一定に保つことができる
- BPの反応度価値の研究が重要



過去の研究

●高温ガス炉臨界実験装置(VHTRC)

- 過去にVHTRCでの黒鉛減速体系におけるBP反応度の実験ある^[1]も、データが古い・測定-計算の差異が大きい(拡散計算, 最大12%の差異)の問題
- また, MVP^[2]による計算手法の検討^[3]でも, 最大6.2%の差異

→精度向上には実験手法を含めた再検討が必要も, VHTRCは既に廃止

→ KUCAの固定架台を用いた黒鉛減速体系におけるBP反応度実験の可能性

[1] 藤本他: JAERI-Research 99-052
 [2] 長家他: JAEA Data/Code 2016-019
 [3] 中川: 九大修論, 2020

KUCAにおける黒鉛減速体系の実験

●KUCA

- 初臨界(1974)以来実績が無かった^[4]が、近年には黒鉛体系炉心を構築しての実験が行われている
 - 炉心構成の変更が容易
- 様々な構成でのBP反応度の実験を行える可能性があり、精度向上に寄与し得る

●BPに関する実験

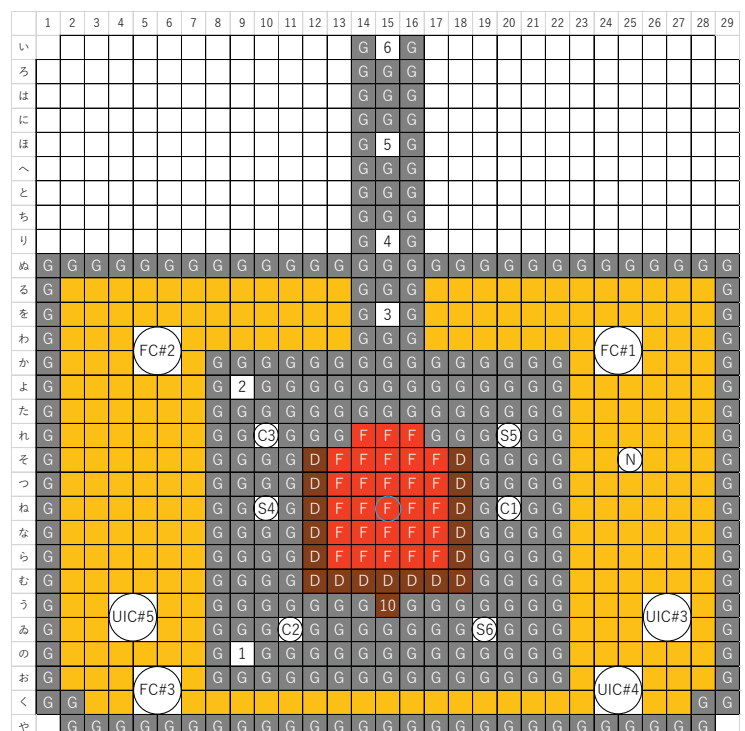
- KUCAを用い、BPとしてホウ素(B)同様に中性子を強く吸収するカドミウム(Cd)を使用
- 黒鉛減速体系におけるBP反応度価値の研究の精度向上を目的とする

[4] 深谷他, 日本原子力学会2019春の年会, 2019

実験炉心図

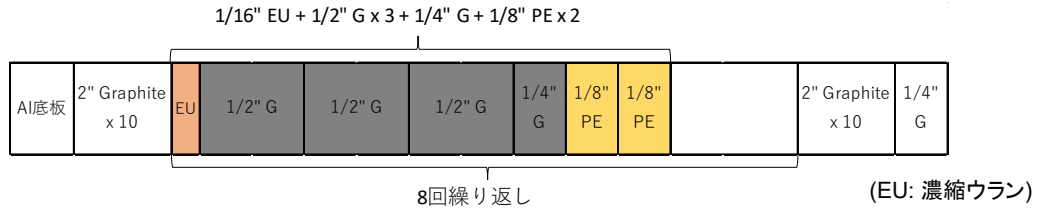
- KUCA B架台に構築
- 燃料領域は3種類の燃料体から構成
 - 燃料体(F), (D), (10)
- 燃料領域の中央(ね-15)の燃料体Fに15mm x 15mm x 0.5mm のCd板を挿入

F	燃料体
D	ドライバー燃料体
10	ドライバー燃料体(10)
G	黒鉛
	ポリエチレン
C	制御棒
S	安全棒
FC	電離箱
UIC	電離箱
N	中性子源
1	BF3検出器
2	BF3検出器

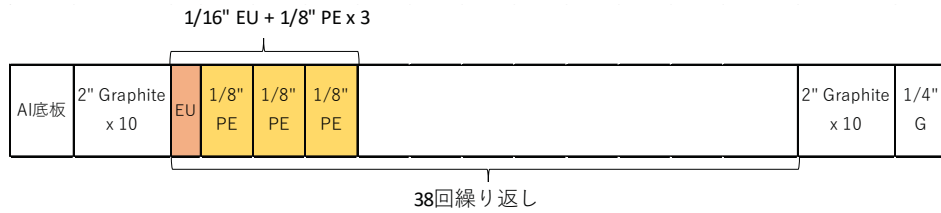


各燃料体の構成

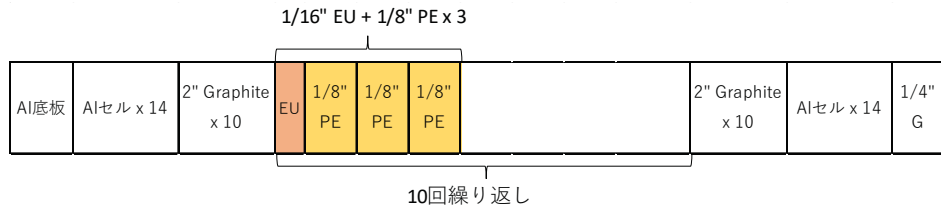
燃料体(F)



燃料体(D)

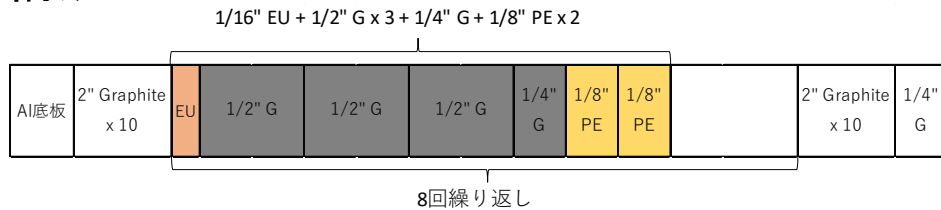


燃料体(10)



各燃料体の構成

燃料体(F)



燃料体(F')



Cd板: 15mm x 15mm x 0.5mm

→底面から5個目の基本セル内でCdの位置を変更して反応度の測定
(Cdを挿入した基本セルが炉心中央に配置されるようにするため)

Cd反応度の測定手法

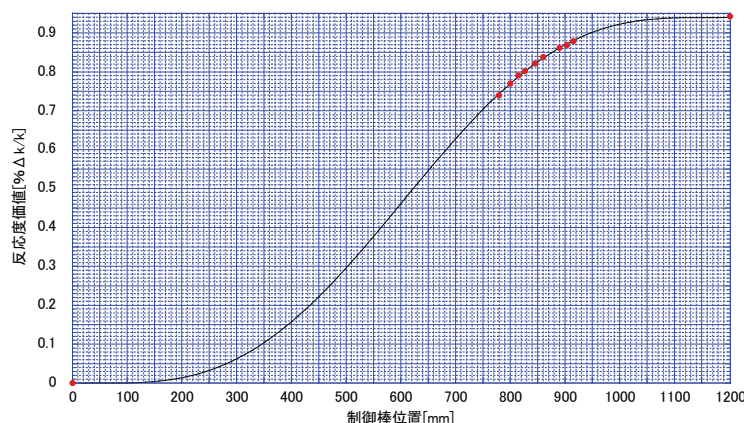
●制御棒反応度価値の反応度曲線

C1制御棒の反応度価値に関する校正曲線を作成

→燃料体F'を挿入した際のC1の臨界制御棒位置から相当するCd反応度を得られる

→3箇所のCdについて測定

→各3回測定し、平均値を測定値とした



Cd反応度の測定結果

基本セル														
Al底板	2" Graphite x 10	基本セル x 4	EU	1/4" G	1/4" G	1/4" G	1/4" G	1/4" G	1/4" G	1/4" G	1/8" PE x 2	基本セル x 3	2" Graphite x 10	1/4" G

Run No.	Cd挿入位置	C1制御棒位置 [mm]	反応度 [pcm]
10016	①	813.31	45.5
10017	②	814.68	47.2
10018	③	816.00	48.8
10019	①	813.43	45.6
10020	②	814.70	47.2
10021	③	816.32	49.2
10022	①	813.72	46.0
10023	②	816.03	48.9
10024	③	820.15	54.0



Cd板挿入位置	反応度 [pcm]
①	45.7 ± 0.22
②	47.8 ± 0.80
③	50.7 ± 2.36

CdがEUから遠くなる
→反応度が増大
黒鉛による減速効果、中性子を吸収

計算の現状

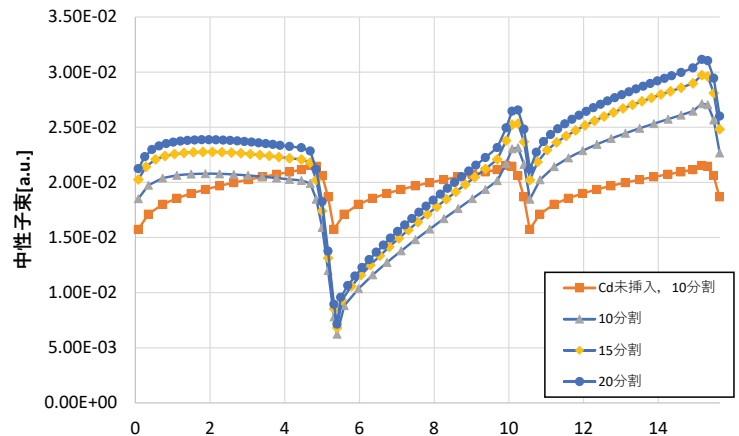
●SRAC^[5]による計算の現状

- 1次元断面積の作成において黒鉛部分を10, 15, 20分割
- 計算値と実験値の乖離が大きい
→原因は検討中
- 中性子束分布を検討
→隣接セルにもCdの影響があることが判明
→断面積作成の範囲の拡大の必要性

Cd位置	10分割	15分割	20分割	実験値
①	6.3	8.0	73.7	45.7
②	7.0	19.7	17.8	49.0
③	9.6	9.1	18.3	47.8

[5] 奥村他: JAEA-Data/Code 2007-004

[pcm]



Cd挿入位置①における中性子束分布

計算の現状

●MVPによる計算の現状

- 計算条件
 - 30000 history x 500 batch
 - 30000 history x 5000 batch

バッチ数を増やすことにより値は改善された

課題: Cd位置による反応度傾向を表せていない



Cd板挿入位置	反応度 [pcm]
①	45.7
②	49.0
③	47.8

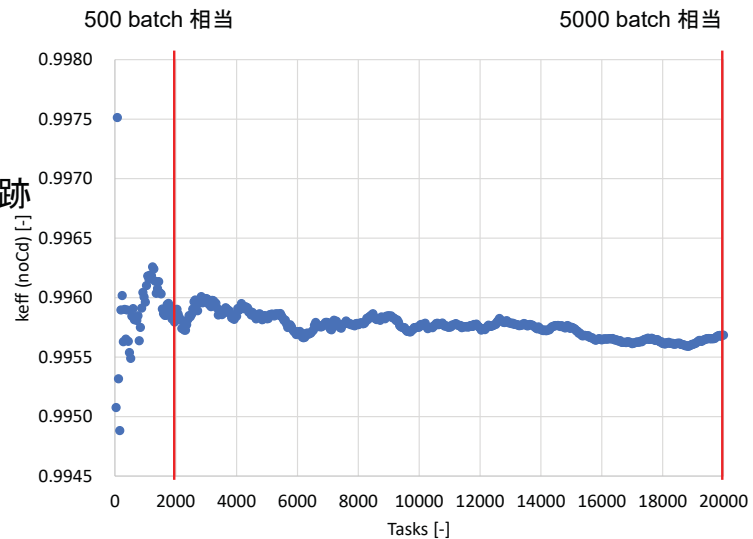
batch 500			
case	keff	Error [%]	react. [pcm]
Cdなし	9.9551E-01	0.0224%	-
①	9.9513E-01	0.0258%	38.4
②	9.9496E-01	0.0235%	55.1
③	9.9495E-01	0.0234%	56.0

batch 5000			
case	keff	Error [%]	react. [pcm]
Cdなし	9.9563E-01	0.0073%	-
①	9.9536E-01	0.0077%	28.2
②	9.9527E-01	0.0074%	36.4
③	9.9516E-01	0.0077%	48.0

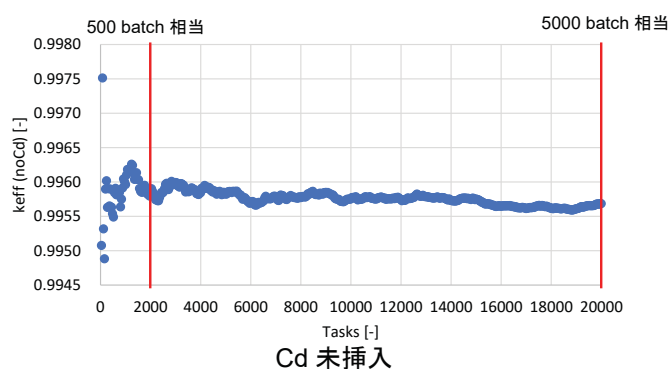
計算の現状

● MVPによる計算の現状

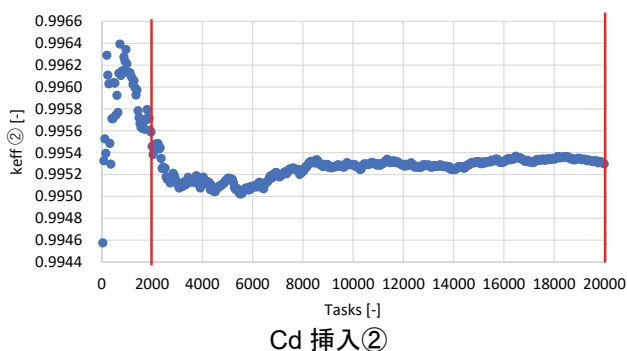
- OpenMPを用いたMVPの並列計算
 - mpirun -np 4
 - 30000 his. / batch → 7500 his. / task
- 40 tasks(10 batch相当)ごとにkeffの平均を追跡
→ 500 batchではkeff が収束していない
5000 batchにおいても未収束に見える
- バッチ数の追加や計算方法の検討が必要



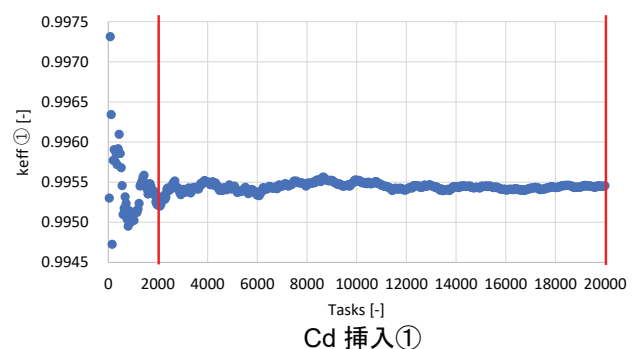
Cd 未挿入時の実効増倍率の推移



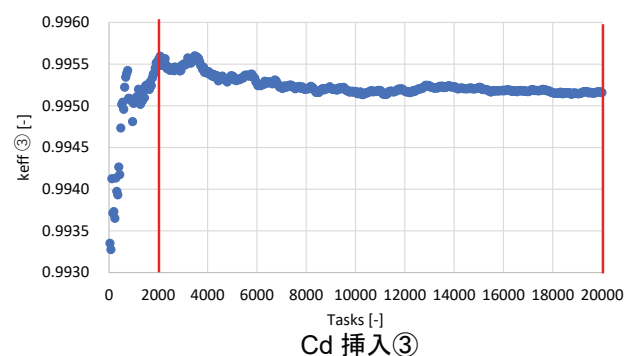
Cd 未挿入



Cd 挿入②



Cd 挿入①



Cd 挿入③

まとめ

●実験結果

- EU – Cd距離が大きくなるに伴い、反応度が大きくなった
 - 黒鉛による減速効果が働き、中性子吸収量が増えたものと考えられる

●計算の現状

- SRACでは実験値を表せていない
 - 計算方法の再検討が必要
 - 中性子束分布から、断面積作成の範囲を広げる必要性
- MVPでは概ね実験値を再現できているが、Cd位置による傾向は表せていない
 - こちらも計算方法の再検討が必要
 - バッチ数を増やす以外の方法の検討が必要

今後の展望

Cd板が小さく、 k_{eff} の微小な変化が反応度に大きく影響している可能性
→Cd板を大きくする、Cdによる k_{eff} の変化量を大きくする必要

●実験

- Cd板を大きくした実験の検討

●計算

- SRAC
 - BP近傍での黒鉛のメッシュ分割の重要性^[6]を踏まえた計算
 - Cdは強吸収体→SRAC/TWOTRANによる輸送計算
- MVP
 - Cd板を大きくした場合の実験についての予備的計算

[6] 藤本他: JAEA-Technology 2021-008