

ISSN 2189-7107

KURRI-EKR-19

第 6 回「炉物理専門研究会」

Proceedings of 6th Reactor Physics Workshop (RPW 2017)

平成 29 年 11 月 29 日、30 日 開催
(November 29 & 30, 2017)

編集：卞 哲浩

Edited by : Cheol Ho Pyeon

京 都 大 学 原 子 炉 実 験 所
Research Reactor Institute, Kyoto University

要 旨

本研究会は、京都大学臨界集合体実験装置（KUCA）で行われた共同利用研究者による実験および解析結果を内外に広く公表し、その成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。原子炉実験所では、KUCA（A 架台）と FFAG 加速器を組み合わせる加速器駆動システム（以下 ADS: Accelerator-Driven System）を構成し、核変換技術への適用性に関する基礎研究を行っている。特に、KUCA で行われている Pb-Bi に関連する ADS 実験は、日本原子力研究開発機構（JAEA）の J-PARC 施設のひとつとして建設が検討されている核変換実験施設 TEF（Transmutation Experimental Facility）を用いた ADS 研究に対して、炉物理研究および核データ研究の基盤基礎強化に大きく貢献することが期待されている。これらの実験結果が外部の研究者たちによって客観的に評価され、意見交換を積極的に行うことによって、ADS 研究のさらなる発展が研究会を通して行われている。

原子炉物理実験の解析を精度良く行うためには、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、これまで得られた研究成果を活発に議論し、ADS 研究におけ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が本研究会において可能になっている。原子炉物理の研究成果を国内で議論する機会が原子力学会および炉物理夏期セミナーなどに限られていることから、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、本研究会の開催に向けてご尽力いただいた名古屋大学・山本章夫教授、北海道大学・千葉豪准教授、名古屋大学・遠藤知弘助教、東北大学・相澤直人助教、大阪大学・竹田敏助教、JAEA・長家康展氏および京都大学原子炉実験所・佐野忠史助教に心より感謝申し上げます。

卞 哲浩

2017 年 12 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. In the Kyoto University Research Reactor Institute (KURRI), the accelerator-driven system (ADS) is composed of the KUCA core and the fixed-field alternating gradient (FFAG) accelerator, and the research and development of ADS are being conducted to examine the feasibility of the application of ADS to the nuclear transmutation techniques.

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.

Further, 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 Prof. Akio Yamamoto of Nagoya University, Prof. Go Chiba of Hokkaido University, Prof. Tomohiro Endo of Nagoya University, Prof. Naoto Aizawa of Tohoku University, Prof. Satoshi Takeda, Dr. Yasunori Nagaya of JAEA, and Prof. Tadafumi Sano of KURRI, to hold this workshop.

Cheol Ho Pyeon

December 2017

Keywords:

Reactor physics, KUCA, M&C, Nuclear data, ADS

目 次

1. 炉物理の活用 ― 燃料評価、使用済燃料貯蔵および将来炉の概念検討を例として未定 松村哲夫（電力中央研究所）	1
2. ROM (Reduced Order Modeling) を用いた放射化量の不確かさ評価 横井公洋（名古屋大学大学院）	
3. 軽水炉燃料の燃焼中における反応度の不確かさの定量化とその低減 奥村晋太郎（北海道大学大学院）	29
4. TOF 法を用いた京大炉ライナックの時間依存性バックグラウンドに関する評価研究 李 在洪（京都大学大学院）	
5. 線形結合法による即発中性子減衰定数の推定 方野量太（JAEA）	
6. 未臨界積分法・外挿法によるドル単位未臨界度測定 遠藤知弘（名古屋大学）	42
7. 中性子雑音法を用いた気泡を含む水流の通過時間測定に対する時間依存モンテカルロシミュレーション 高山直毅（JAEA）	53
8. 次世代高速炉の核設計における燃焼核特性評価の解析条件の検討 滝野一夫（JAEA）	60
9. 回収中に落下した燃料デブリの堆積角度と臨界性の相関 森川 徹（東京都市大）	
10. 回収中に落下した燃料デブリの床面材質と臨界性の相関 仲村宗真（東京都市大）	
11. 東芝臨界実験装置（NCA）での炉物理実習 和田怜志（東芝）	72
12. 地層処分場に対する中性子・ γ 線放射線場総合解析コードの開発 前田大輝（東北大学大学院）	73
13. JENDL-4.0 に基づく CASMO5/TRACE/PARCS を用いた SPERT-III 実験解析・不確かさ評価 藤田達也（原子力規制庁）	92
14. 炉心解析手法の高度化～ What, Why, How ～ 北田孝典（大阪大学）	101

Contents

1.	Application of reactor physics - Fuel performance evaluation, spent fuel storage and concept study of future reactor -	
	(CREEPI) Tetsuo Matsumura	1
2.	Uncertainty quantification of activation in reactor structures using ROM	
	(Nagoya Univ.) Kimihiro Yokoi	
3.	Study on uncertainty quantification of reactivity during burnup in LWR fuel	
	(Hokkaido Univ.) Shintaro Okumura	29
4.	Evaluation of time-dependent background in the KURRI-LINAC with the TOF method s	
	(Kyoto Univ.) Jaehong Lee	
5.	The estimation of a prompt neutron decay constant using linear combination method	
	(JAEA) Ryota Katano	
6.	Measurement of subcriticality in dollars using integral and extrapolation method	
	(Nagoya Univ.) Tomohiro Endo	42
7.	Time-dependent Monte Carlo simulation for transit time measurement of bubbly water flow with neutron noise technique	
	(JAEA) Naoki Takayama	53
8.	Investigation of the core neutronics analysis conditions for evaluation of burnup nuclear characteristics of next-generation fast reactors	
	(JAEA) Kazuo Takino	60
9.	Correlation of criticality effect and deposition angle of fuel debris leaked from a container defueling work	
	(Tokoy City Univ.) Toru Morikawa	
10.	Study on container capacity limitations of remove fuel debris- in defueling Fukushima Daiichi nuclear power station	
	(Tokoy City Univ.) Munemasa Nakamura	
11.	Reactor physics programs in NCA	
	(Toshiba) Satoshi Wada	72
12.	Development of calculation code for neutron and gamma ray field analysis on geological repository	
	(Tohoku Univ.) Daiki Maeda	73
13.	Analysis and uncertainty quantification of the SPERT-III experiments using CASMO5/TRACE/PARCS with JENDL-4.0 library	
	(NRA) Tatsuya Fujita	92

14. What is an advanced reactor design calculation? ~ What, Why, How ~	
(Osaka Univ.) Takanori Kitada	101

第 6 回「炉物理専門研究会」

日時：2017 年 11 月 29 日（水）および 11 月 30 日（木）

場所：京都大学原子炉実験所 事務棟大会議室

2017 年 11 月 29 日（水）

- | | |
|---------------|--|
| 12:30 | 受付 |
| 13:00 - 13:05 | 開会（敬称略、名大・山本章夫） |
| 13:05 - 14:05 | Session I ：Special session（阪大・竹田 敏）
松村哲夫（電中研）
「炉物理の活用 ― 燃料評価、使用済燃料貯蔵および将来炉の概念検討を例として」 |
| 14:15 - 15:45 | Session II ：核データおよび不確かさ解析（北大・千葉 豪）
横井公洋（名古屋大学大学院）
「ROM (Reduced Order Modeling) を用いた放射化量の不確かさ評価」
奥村晋太郎（北海道大学大学院）
「軽水炉燃料の燃焼中における反応度の不確かさの定量化とその低減」
李 在洪（京都大学大学院）
「TOF 法を用いた京大炉ライナックの時間依存性バックグラウンドに関する評価研究」 |
| 16:00 - 17:30 | Session III ：炉物理一般 I（名大・遠藤知弘）
方野量太（JAEA）
「線形結合法による即発中性子減衰定数の推定」
遠藤知弘（名古屋大学）
「未臨界積分法・外挿法によるドル単位未臨界度測定」
高山直毅（JAEA）
「中性子雑音法を用いた気泡を含む水流の通過時間測定に対する時間依存モンテカルロシミュレーション」 |
| 17:45 - 20:00 | 懇親会 |

2017 年 11 月 30 日 (木)

- 9:00 - 10:30 **Session IV** : 核計算 (JAEA・長家康展)
滝野一夫 (JAEA)
「次世代高速炉の核設計における燃焼核特性評価の解析条件の検討」
森川 徹 (東京都市大)
「回収中に落下した燃料デブリの堆積角度と臨界性の相関」
仲村宗真 (東京都市大)
「回収中に落下した燃料デブリの床面材質と臨界性の相関」
- 10:45 - 12:15 **Session V** : 炉物理一般 II (東北大・相澤直人)
和田怜志 (東芝)
「東芝臨界実験装置 (NCA) での炉物理実習」
前田大輝 (東北大学大学院)
「地層処分場に対する中性子・ γ 線放射線場総合解析コードの開発」
藤田達也 (原子力規制庁)
「JENDL-4.0 に基づく CASMO5/TRACE/PARCS を用いた SPERT-III 実験解析・不確かさ評価」
- 12:15 閉会 (京大炉・卞 哲浩)
- 13:15 - 14:15 **Session VI** : チュートリアル (京大炉・佐野忠史)
北田孝典 (大阪大学) 「炉心解析手法の高度化～What, Why, How～」

炉物理の活用

燃料評価、使用済燃料貯蔵および将来炉の概念検討を例として

Application of reactor physics

Fuel performance evaluation, spent fuel storage and concept study of future reactor

電力中央研究所

CRIEPI

松村 哲夫

Tetsuo Matsumura

原子炉物理（炉物理）の定義を考えると、狭義には、核分裂原子炉での連鎖反応を維持するための物理と考えられる。今日では、炉物理は、「炉心解析」に留まらず、線源評価、遮蔽解析、発熱・崩壊熱計算、将来炉設計など広い分野で活用されている。ここでは、炉物理の活用として、①燃料評価、②使用済燃料貯蔵および③将来炉の概念検討での活用を紹介する。

燃料評価では、運転中の燃料の健全性を確保するため、温度計算、燃料棒の内圧評価、燃料ペレット・被覆管の応力解析などを行う。燃料棒照射後試験（PIE）では、燃料棒軸方向の γ 線分布測定や燃料ペレット径方向のEPMA測定などにより核種分布が測定される。これと炉物理計算の結果とを比較することにより、燃料評価の信頼性などが確認できる。また、 ^{238}U の燃料ペレット表面での共鳴自己遮蔽効果により燃料ペレット表面にPuが蓄積し、燃焼度が燃料ペレット表面で立ち上がる。燃料結晶は高燃焼度になると組織変化を起こす事が発見された。当所が実施した国際共同研究（HBRP）により、燃料結晶の組織が変化する燃焼度と温度の閾値が明確化された。燃料ペレット内の燃焼度分布は、高燃焼度燃料の健全性評価に活用されている。

使用済燃料貯蔵時の安全確保では、放射性物質の閉じ込め性能、遮蔽性能、臨界防止機能、除熱機能が重要である。炉物理は、使用済燃料の核種組成評価や燃料棒の健全性評価などを通じて、貯蔵時の安全確保に役立てられる。当所は、高燃焼度ウランおよびMOX燃料の核種組成分析をEU超ウラン元素研究所において実施し、アクチニドとFPの核種組成分析と燃焼計算の比較により、核データの積分評価を行った。核種組成分析結果は燃焼計算の精度確認を通じて、燃焼度クレジットの導入にも活用される。また、以前実施したORIGEN計算の要求精度に対するアンケート結果も紹介する。

将来炉の概念検討の例として、受動的安全性を有するガス冷却高速炉（KAMADO）の概念検討例を紹介する。燃料要素を低温の原子炉冷却プール内に設置する事で、LOCA/LOF時にも燃料要素の冷却が確保でき、また、受動的安全性に係わる反応度係数を全て負にする事が出来る。炉物理は、炉心解析とともに、安全性評価にも活用されている。

炉物理の活用

燃料評価、使用済燃料貯蔵および将来炉 の概念検討を例として

電力中央研究所

松村 哲夫

第6回炉物理専門研究会(京都大学原子炉実験所)

2017/11/29

炉物理の活用(1/3)

- ◆原子炉物理(炉物理)の定義を考えると、狭義には、核分裂原子炉での連鎖反応を維持するための物理と考えられる。

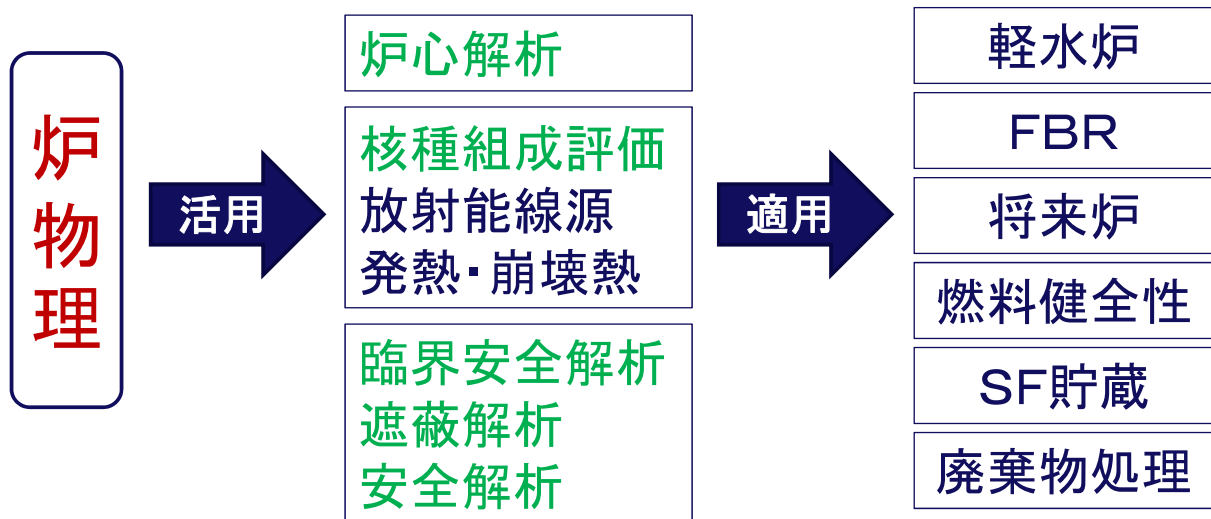


Chicago Pile 1、CP-1
初臨界の様子(1942年12月2日)

- ◆エンリコ・フェルミなどが連鎖反応の理論を構築したと言われている。

炉物理の活用(2/3)

- ◆ 今日では、炉物理は、「炉心解析」に留まらず、線源評価、遮蔽解析、発熱・崩壊熱計算、将来炉設計など広い分野で活用されている。

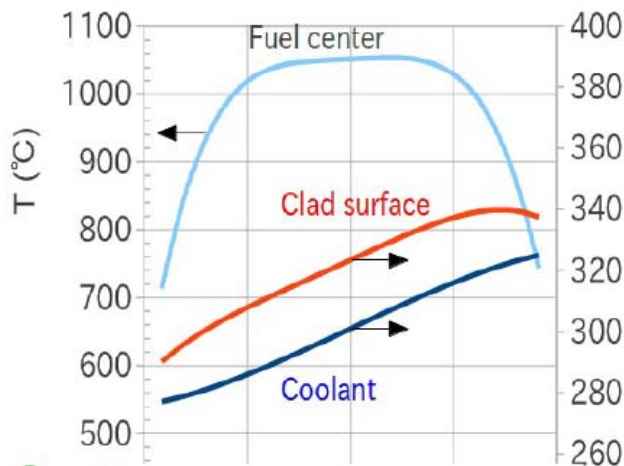


炉物理の活用(3/3)

- ここでは、炉物理の活用の例として、
- ① 燃料評価
 - ② 使用済燃料貯蔵および
 - ③ 将来炉の概念検討
- での活用を紹介する。

①燃料評価での活用

- ◆燃料評価では、運転中の燃料の健全性を確保するため、温度評価、燃料棒の内圧評価、燃料ペレット・被覆管の応力評価などを行う。

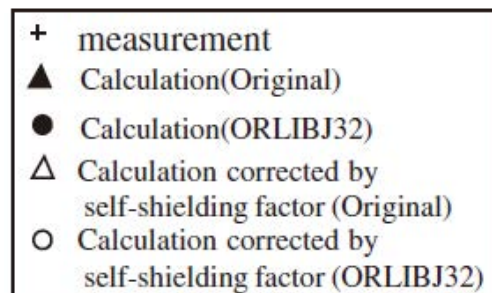
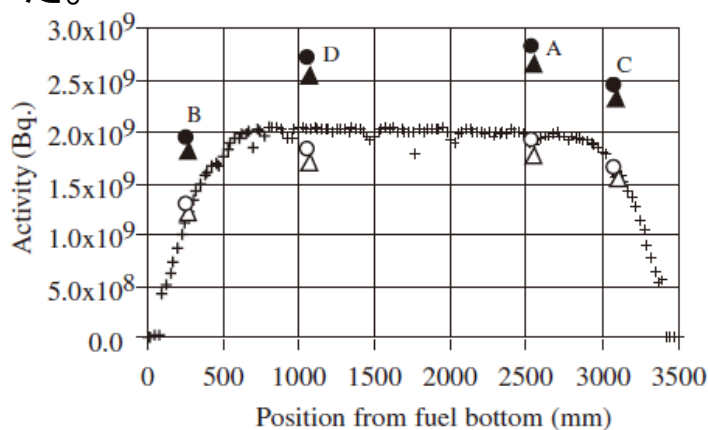


燃料棒の軸方向温度分布

出典:長岡科学技術大学 小川先生
核燃料工学

燃料棒軸方向の核種組成分布

- ◆燃料棒照射後試験(PIE)では燃料棒軸方向の γ 線分布測定などが実施され、発熱分布などの確認が行われている。
- ◆燃料ペレット内の γ 線自己遮蔽効果を考慮する事で、Jendl3.2ベースのOrigenライブラリーの解析結果と良い一致が見られた。



(a) ^{134}Cs distribution

出典:SASAHARA,et al, JNST,41,4(2004)

燃料ペレット径方向の核種組成分布

- ◆ EPMAなどで燃料ペレット径方向の核種組成分布の測定が行われている。
- ◆ ^{238}U の燃料ペレット表面での共鳴断面積の効果で燃料ペレット表面でPuが蓄積する。

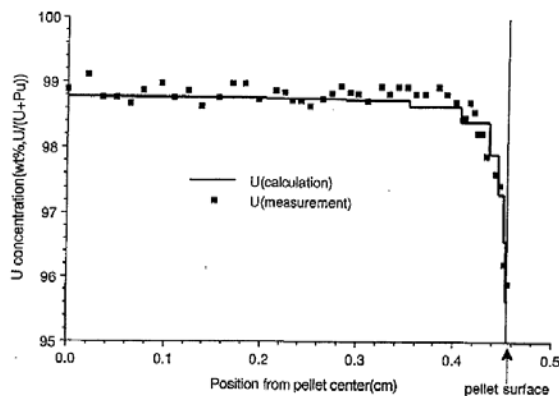


図 3.24 計算で求めたペレット半径方向のU分布 (高燃焼度燃料、半径1と比較)
Fig. 3.24 Calculation of Radial U Distribution (High Burn-up fuel, compared with radius 1)

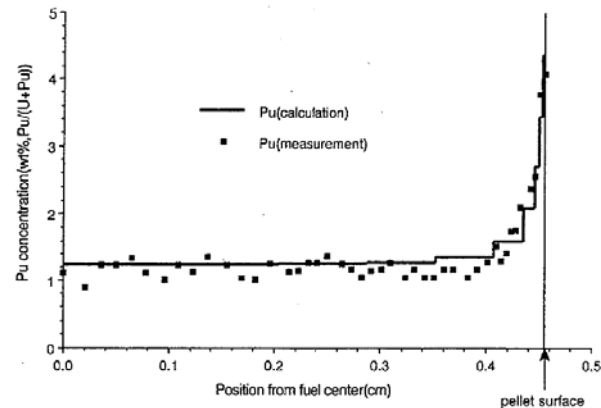


図 3.25 計算で求めたペレット半径方向のPu分布 (高燃焼度燃料、半径1と比較)
Fig. 3.25 Calculation of Radial Pu Distribution (High Burn-up fuel, compared with radius 1)

燃料ペレット径方向の燃焼度分布

- ◆ 燃焼度指標であるNdの分布も燃料ペレット表面で立ち上がりが発生する。

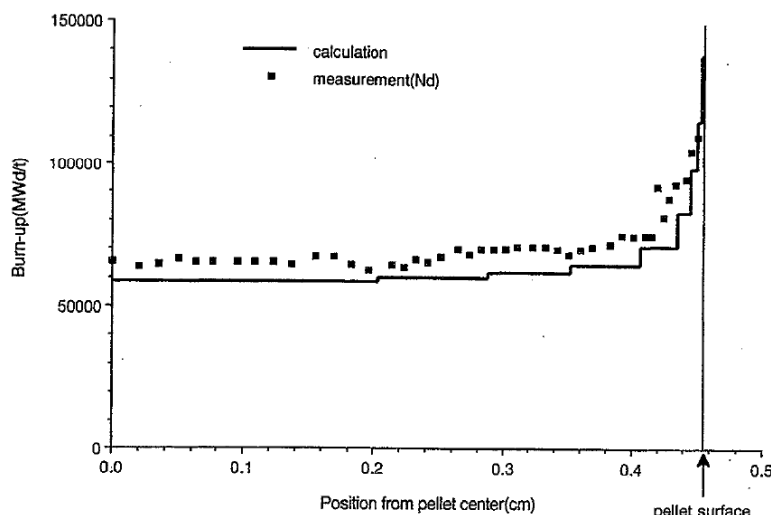


図 3.26 計算で求めたペレット半径方向の燃焼度分布 (高燃焼度燃料、半径1と比較)
Fig. 3.26 Calculation of Radial Burn-up Distribution (High Burn-up fuel, compared with radius 1)

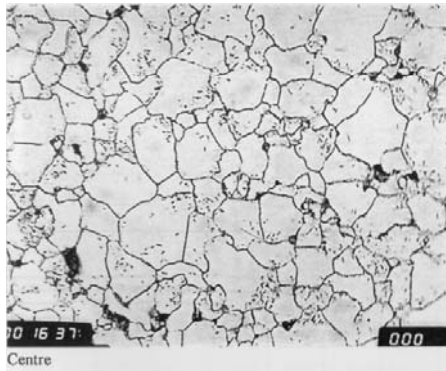
出典: 笹原、他、
電中研報告T95012(1995)

燃料ペレット径方向の燃焼度分布

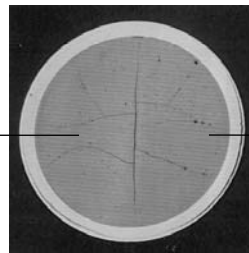
- ◆高燃焼度燃料でペレット表面に燃料結晶組織が変化する現象が発見され、燃料物性に変化を及ぼす可能性が指摘された。

○ リム組織の発見 (1980年代中頃)

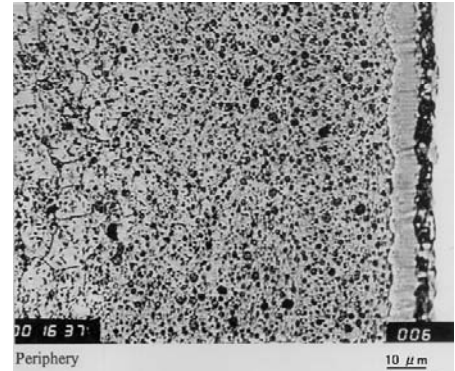
- 微小ポア($\sim 1\mu\text{m}$)が高密度に形成
- 微小粒($100\text{nm}\sim$)の形成



ペレット中心部の組織



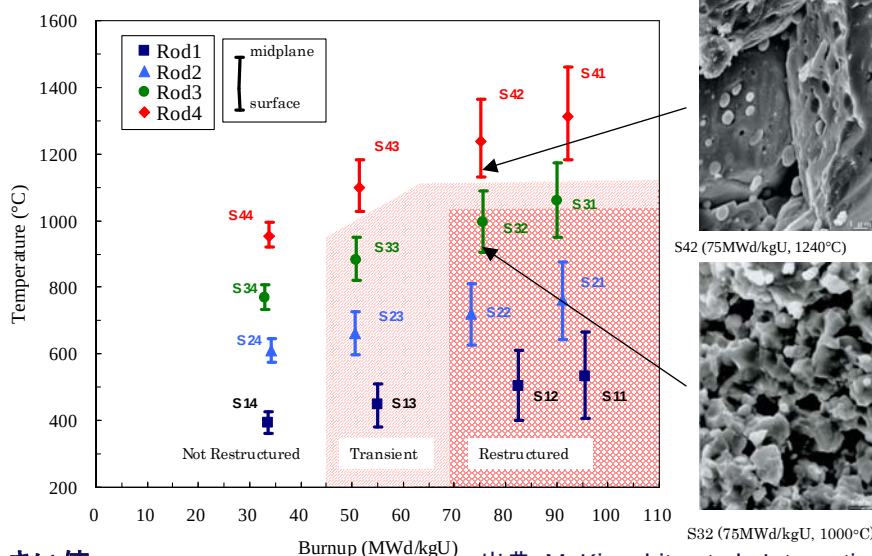
燃料ペレット



ペレット周辺部の組織
(リム組織形成)

燃料ペレット径方向の燃焼度分布

- ◆ハルデン炉での燃料照射を含む国際共同研究(HBRP)を行い、リム組織形成のしきい値(燃焼度、温度)と燃料物性変化を明らかにした。



リム組織形成のしきい値：

燃焼度 **45~70 MWd/kgU** (リム組織形成・発達)

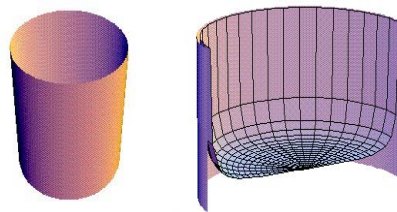
燃焼度 **>70 MWd/kgU** (完全なリム組織化)

出典: M. Kinoshita et al., International Meeting on LWR Fuel Performance, P1102, Orland (2004)

照射温度 **>1100°C** (リム組織形成されず)

燃料評価での活用(まとめ)

- ◆ 炉物理技術は燃料ペレット内の発熱量・分布、FPガス生成量評価の他、燃料ペレットの物性評価(リム現象の評価)にも活用されている。
- ◆ 最近の軽水炉燃料解析コードFEMAXI-7(JAEA)には、燃料ペレットの燃焼計算コードRODBURN-1、PLUTONなどが組み込まれている。



燃料ペレットの燃焼度分布

②使用済燃料貯蔵での活用

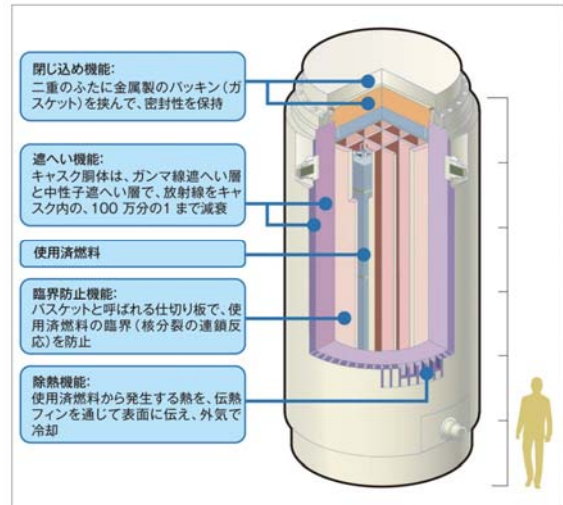
- 原子力発電所から出てくる使用済燃料を再処理(日本など)や直接処分(米国など)まで一時保管する役割を担っている。
- 本来は、脇役であるが、再処理や直接処分の遅れにより、敷地外中間貯蔵施設(むつ市)が建設されるなど、大きな役割が期待されている。
- ◆ 使用済燃料の貯蔵時の安全確保では、閉じ込め性能、遮蔽性能、臨界防止機能、除熱機能が重要である。

使用済燃料の中間貯蔵施設



リサイクル燃料備蓄センターイメージ図 (3,000トン規模)

輸送兼貯蔵用キャスク



7-7-3

出典:リサイクル燃料貯蔵(株)「貯蔵建屋工事の概要について」他より作成

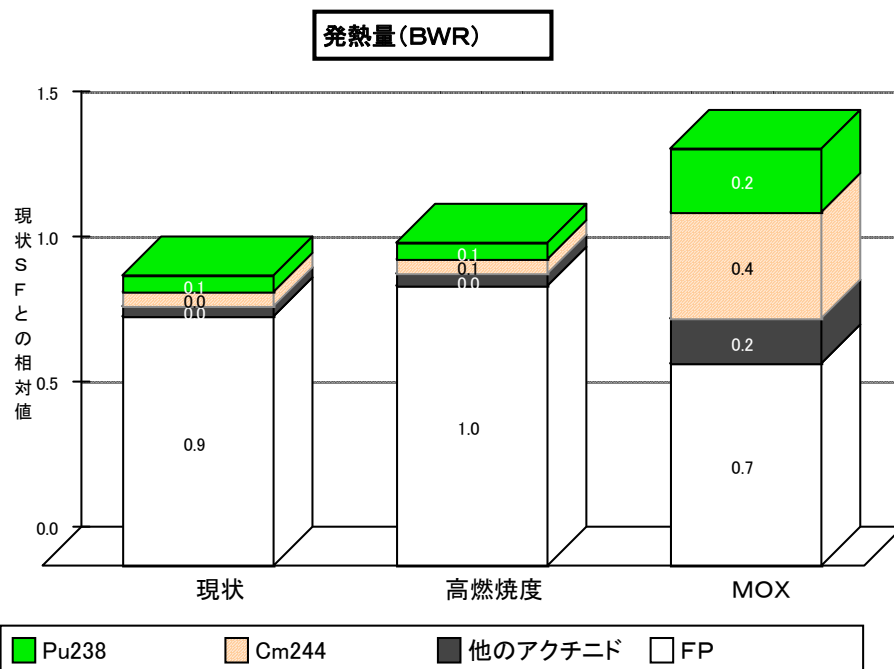
原子力・エネルギー図面集 2016

© CRIEPI

13

R 電力中央研究所

使用済燃料(リサイクル燃料)の発熱量

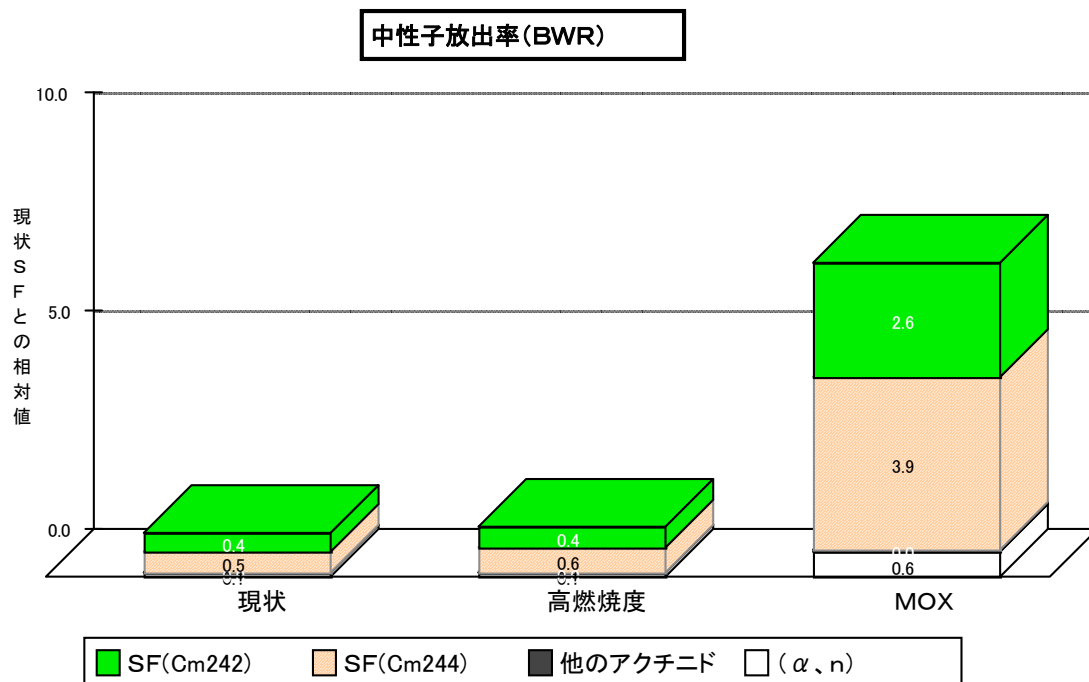


© CRIEPI

14

R 電力中央研究所

使用済燃料(リサイクル燃料)の中性子放出率



核種組成データ整備の現状

- 核種組成分析を行うには使用済燃料を取り扱える施設と、分析のノウハウとが必要で、且つ高価である。そのため、核種組成データ整備は難しい。
- 日本では、JAEAが国内商用炉燃料(PWR,BWR)を用いて、電中研は欧州商用炉燃料(PWR,BWR)を用いて分析を実施した。
- フランスは仏原子力庁(CEA)が自国のPWR照射燃料を用いて多くの分析を実施しているが多くは非公開となっている。
- 国際プロジェクトとしてARIANE , REBUS, MARIBUなどが実施された。
- 経済協力開発機構の原子力機関(OECD/NEA)が各国のデータをSFCOMPOとして整備し、JAEAが国内で実施したデータが納められている。

核種組成データの整備

■ SFCOMPO(ウランとガドリニア):

- 炉運転状況、炉内燃料集合体位置、集合体内の照射位置などの解析に必要な情報が整備
- PWRおよびBWRともに7原子炉の使用済みウランおよびガドリニア燃料の核種組成データが同位体比や重量で整備
- 最高燃焼度はPWRでは47MWd/kgHM、BWRでは59MWd/kgHM
- 今後、英国のガス炉やスペインのPWRなどのデータの追加を予定
- 日本語の文献としては、JAEA-DATA/CODE-2001-020、「WWWを利用した核種組成データベースシステムSFCOMPO on WWW Ver. 2」がある

SFCOMPOのaddress (<http://www.nea.fr/sfcompo/>)

核種組成データの整備

■ 電中研データ(ウランとMOX):

- 高燃焼度ウランおよびMOX燃料の核種組成分析をEU超ウラン元素研究所において実施
- PWRウラン燃料およびPWR-MOX燃料の核種組成分析データ(個数/1g溶液試料)については公開済み

表 電中研で取得した核種組成データ

出典: 笹原、他、
電中研報告T95012(1995)

原子炉	国	炉型	集合体形式	対象燃料	燃焼度(GWd/t)	試料数	分析核種数
欧州	スイス	PWR	15 x 15	UO ₂	53-65	4	Act:17, FP:39
Obrigheim	独	PWR	14 x 14	MOX	46	2	Act:17, FP:39
欧州	独	BWR	9 x 9	UO ₂	56-66	4	Act:18, FP:34

核種組成データの整備

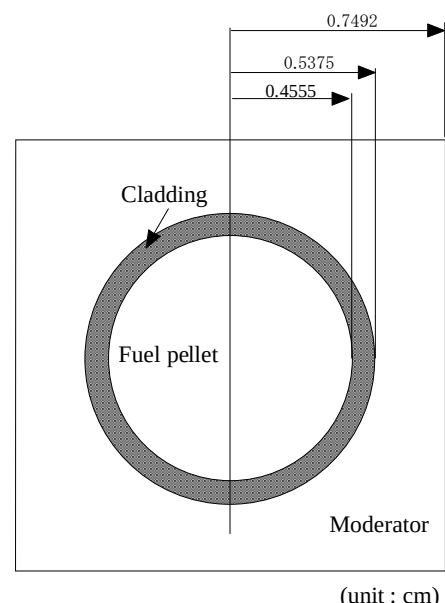
表 核種組成の分析精度

- 試料作成と分析方法に含まれる不確定性を考慮した分析精度を表に示す。
- アクチニド17核種、核分裂生成物(FP)約40核種の組成を取得。

分析対象とした核種	分析精度 (%)
^{242}Cm , ^{244}Cm	5~10
Ru, Sb, ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{144}Ce , ^{154}Eu	3~5
U, Pu系列 Am, ^{245}Cm , ^{246}Cm , Nd	<0.5 1
$^{247}\text{Pm} + ^{147}\text{Sm}$, $^{154}\text{Sm} + ^{154}\text{Gd}$	<3.0
^{237}Np , Rb, Sr, Y, ^{133}Cs , ^{135}Cs , ^{139}La , ^{140}Ce , ^{144}Ce , ^{141}Pr , ^{147}Pm , Sm, ^{153}Eu , ^{155}Eu , Gd	2~3

核種組成の計算方法

- ◆ 核種組成評価ではSWAT(輸送計算+燃焼計算)およびSWAT付属の評価済核データライブラリ、JENDL-3.2, 3.3、ENDF/B-VI.5, VI.8、JEF-2.2, JEFF-3.0を使用。
- ◆ 核種組成分析を実施した核種の共鳴領域の実効断面積は超詳細衝突確率法PEACOを使用。
- ◆ 単一格子体系で計算し、集合体の減速材体積と燃料体積の比に等価になるように減速材領域を調整。
- ◆ 計算領域は、燃料ペレット、被覆管、減速材の3領域で構成。

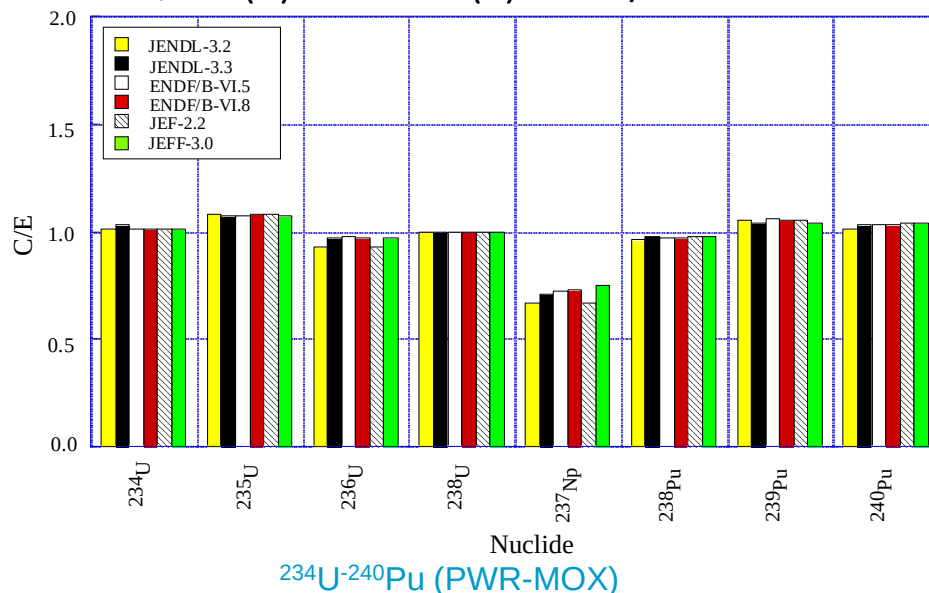


(unit : cm)

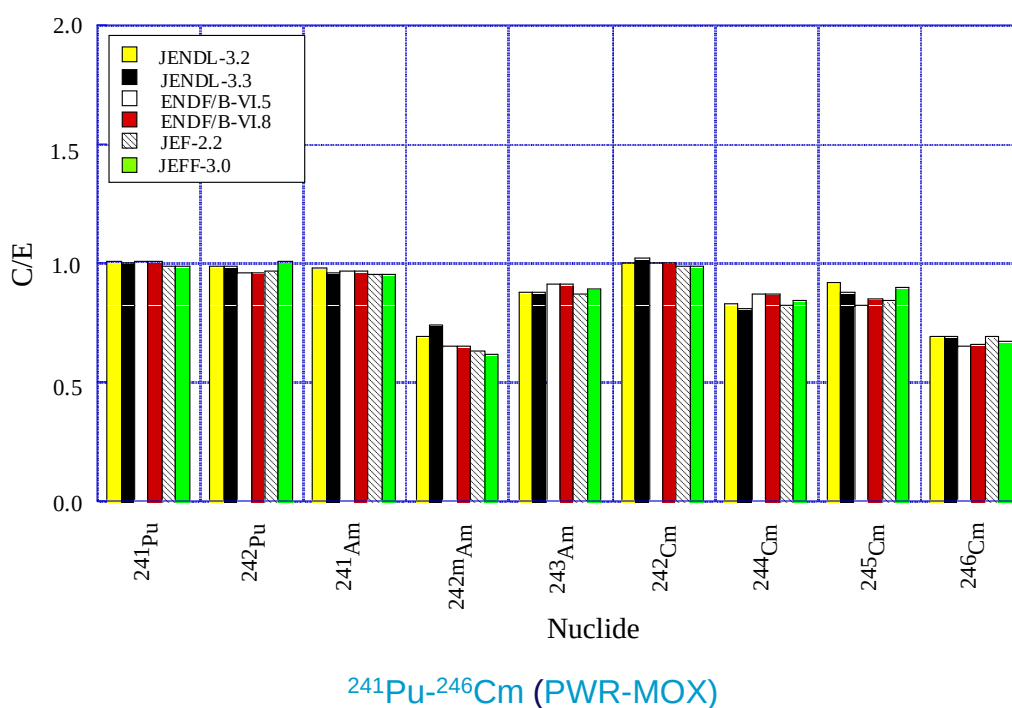
計算体系 (PWR-UO₂)

核種組成分析と燃焼計算の比較 (アクチニド)

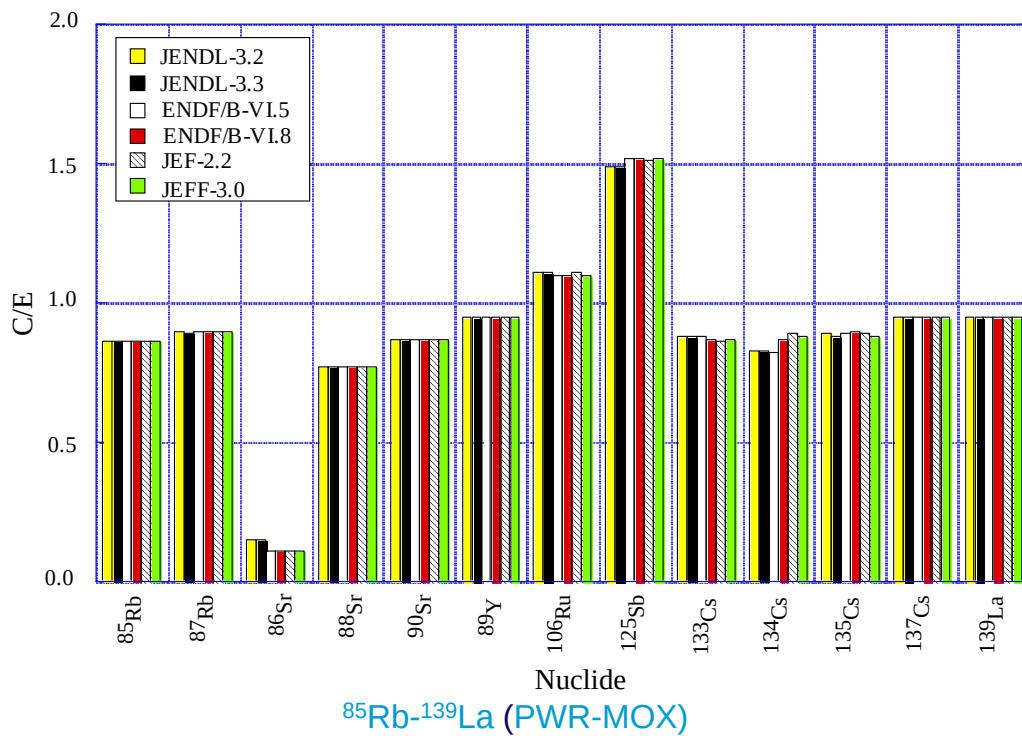
- ◆ 核種生成量を ^{238}U の残存量で規格化
- ◆ 生成量を計算値(C)と分析値(E)の比C/Eで比較



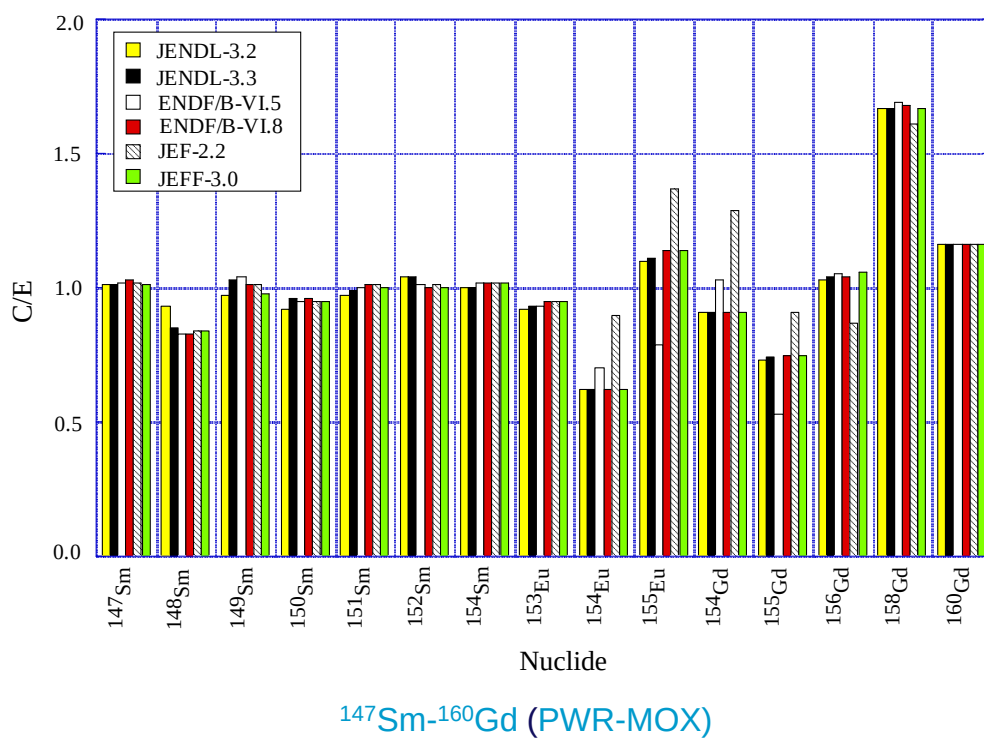
核種組成分析と燃焼計算の比較 (アクチニド)



核種組成分析と燃焼計算の比較 (核分裂生成物)



核種組成分析と燃焼計算の比較 (核分裂生成物)



感度係数を用いた生成経路の明確化

- ◆ 感度係数を基にして、計算精度の低い核種の生成に大きな感度をもつ生成経路を明確にした。

–⁸⁸Sr, ⁹⁰Sr, ¹⁰⁶Ru: 核分裂で直接生成

–⁸⁹Y: ⁸⁹Sr の β 崩壊で生成

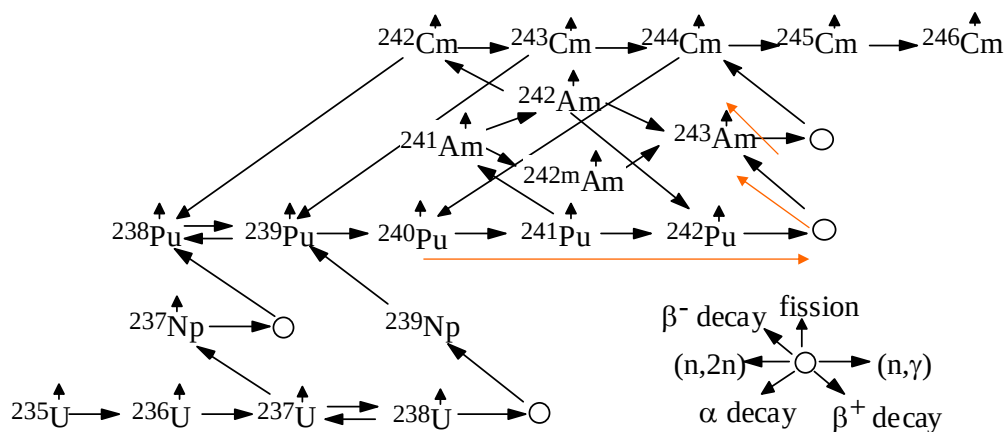
–¹³³Cs, ¹³⁴Cs : ¹³³Xe $\rightarrow$ ¹³³Cs $\rightarrow$ ¹³⁴Cs

–¹³⁵Cs : ¹³³Xe $\rightarrow$ ¹³³Cs $\rightarrow$ ¹³⁴Cs $\rightarrow$ ¹³⁵Cs と ¹³⁵Xe $\rightarrow$ ¹³⁵Cs

–¹⁴⁴Nd : ¹⁴³Ce $\rightarrow$ ¹⁴³Pr $\rightarrow$ ¹⁴³Nd $\rightarrow$ ¹⁴⁴Nd と ¹⁴⁴Ce $\rightarrow$ ¹⁴⁴Nd

アクチニド核種の分析と 解析精度評価—²⁴⁴Cm評価

■ 簡易燃焼計算チェーン



アクチニドの簡易燃焼チェーン

断面積や核分裂収率の 補正結果の例

^{244}Cm と ^{135}Cs の補正による改善の結果の例

アクチ ニド核 種 PWR-UO ₂	補正前 のC/E	^{243}Am , ^{240}Pu , ^{241}Pu の捕獲断 面積補正後の C/E	核分裂 生成核 種 PWR-MOX	補正前 のC/E	^{135}Xe の核分 裂収率補正 後のC/E	^{135}Xe の捕獲 断面積補正 後のC/E
^{240}Pu	1.06	1.02	^{133}Cs	0.87	0.87	0.87
^{241}Pu	1.07	1.07	^{134}Cs	0.83	0.83	0.83
^{242}Pu	0.91	0.96	^{135}Cs	0.88	1.00	1.03
^{243}Am	0.94	0.92	^{137}Cs	0.95	0.95	0.95
^{244}Cm	0.83	0.96				

JENDL-4による核種組成評価の改善

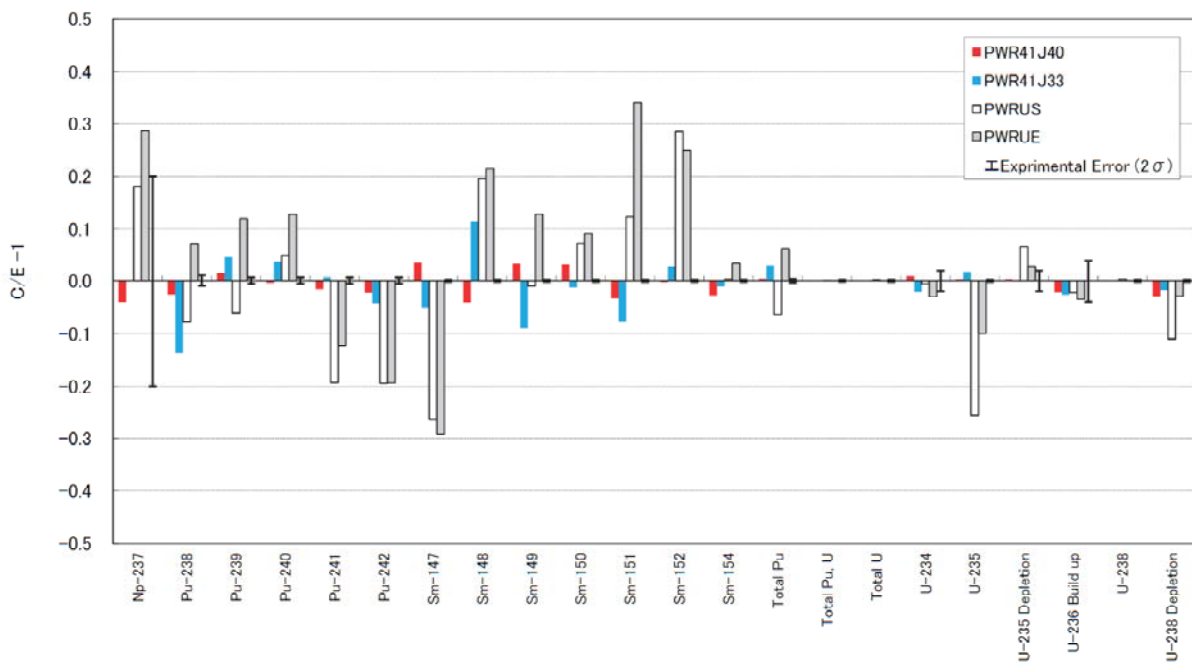


図 3.4-7 高浜 3 号炉使用済み燃料組成の計算値(C)と実験値(E)との比較(その 1)

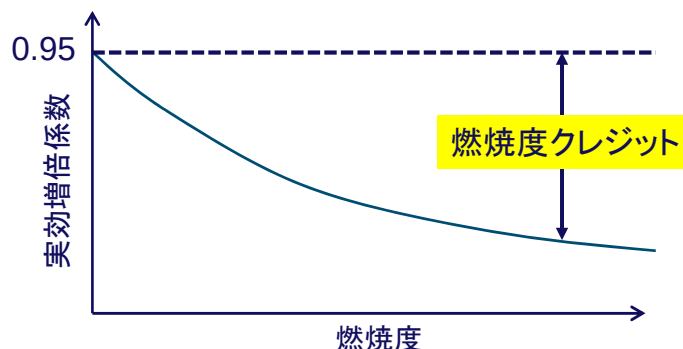
出典: JAEA Data/code 2012-032、奥村他

核種組成の予測精度の向上

- ◆ C/E値、感度係数を利用して、抽出した核種について、計算精度の向上方法を検討。
 - ◆ ^{244}Cm は、 ^{243}Am だけでなく ^{240}Pu , ^{241}Pu などのプルトニウムの捕獲断面積に補正を行うことで生成量が改善。
 - ◆ ^{90}Sr と ^{106}Ru は自身を生成する核分裂収率に補正を行うことによって生成量が改善。
 - ◆ ^{133}Cs は ^{133}Xe の核分裂収率に、 ^{135}Cs は ^{135}Xe の核分裂収率または捕獲断面積に補正を行うことで生成量が改善。
 - ◆ 他の核種についても、核変換経路上の親核種などの捕獲断面積や核分裂収率に補正を行うことで生成量が改善。
- ⇒これらの検討はJENDL-4の改訂にも反映頂いている。

燃焼度クレジットとは(1/2)

- 燃料中のウラン等の核分裂性核種の燃焼による装荷量の減少や核分裂生成物の生成・蓄積(中性子吸収)による反応度の低下を燃焼度クレジットという。
- 日本の場合、PWRでは使用済燃料の臨界評価は未燃焼燃料の反応度で評価しており、冷却プール装荷時で $k_{\text{eff}} \leq 0.95$ (一部0.98)が適用されている。キャスク装荷時も同じ条件が適用されている。



* BWRでは燃料履歴中最大反応度燃料を基準に決定

燃焼度クレジットとは(2/2)

■燃焼度クレジット導入の効果

冷却プールや貯蔵施設の合理的な設計(経済性)や使用済燃料の収納体数の増加等を図れる可能性がある。一方、臨界安全性に対する裕度が減少する。

⇒燃焼度クレジット導入には臨界解析を高精度で行うことが必要。

燃焼度クレジットの評価には核種組成解析精度や燃焼履歴など、各種パラメータが影響を与える。そのため、予めこれらパラメータへの影響(臨界解析への影響)を評価することが必要である。

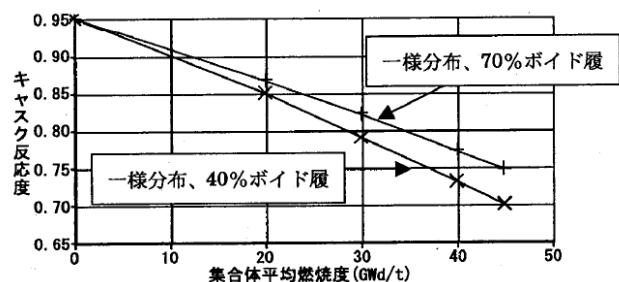
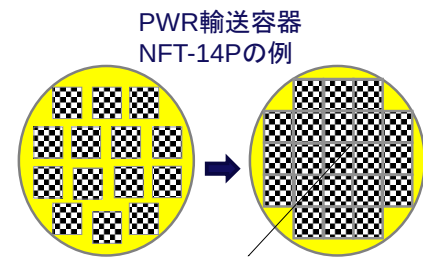


図 BWR使用済燃料52体収納キャスクの反応度の燃焼度依存性

国内外の燃焼度クレジットの導入状況(1)

- 国際原子力機関IAEAでは使用済み燃料の輸送、貯蔵、再処理、処分への燃焼度クレジット(BUC)適用に関する技術会議を表のように開催している。

表 IAEAのBUCに関する技術会議

日時	場所	資料(概要、トピックス)
1997	Vienna	IAEA-TECDOC-1013
2000/7	Vienna	IAEA-TECDOC-1241
2002/4	Madrid	IAEA-TECDOC-1378
2005/8/29-9/2	London	IAEA-TECDOC-1547

- ・ IAEA-TEC-DOC-1547¹⁾では、BUCの導入状況について、発電所の使用済燃料プール、発電所敷地外の湿式貯蔵、乾式貯蔵、使用済燃料輸送、再処理工場、処分について記されている。

国内外の燃焼度クレジットの導入状況(2)

■ 発電所の使用済燃料プール

表 使用済燃料プールの状況

国	PWR	BWR	MOX(PWR)
ベルギー	APU-1		
ブラジル	APU-2		
フィンランド		Gd	
ドイツ	APU-2	Gd	APC-2
韓国	APU-2		
オランダ	APU-2		
スロベニア	APU-2		
南アフリカ	APU-2		
スペイン	APU-2	Gd	
スウェーデン		Gd	
スイス	APU-2	Gd	
イギリス	UD-1		
アメリカ	APU-2	Gd	UD-2

*VVER燃料への適用は省略

APU-1: アクチニドを考慮したBUCについて許容、実施済

APU-2: アクチニド+FPを考慮したBUCについて許容、実施済

APC-1: アクチニドを考慮したBUCについて許容

APC-2: アクチニド+FPを考慮したBUCについて許容

UD-1: アクチニドのみを考慮したBUC適用のための申請準備中

UD-2: アクチニド+FPを考慮したBUC適用のための申請準備中

Gd: 可燃性毒物吸収体を考慮したBUC適用許容、実施済。

出典:IAEA-TEC-DOC-1547

■ 我が国では六ヶ所再処理工場の使用済燃料受入プールに適用されている

国内外の燃焼度クレジットの導入状況(3)

■ 使用済燃料輸送

–アクチニドを考慮したBUCが各国で適用され、ドイツはFPまで適用する許可を得ている。他国もFP適用の許可を得るための準備を進めている。

表 輸送キャスクの状況

	PWR	BWR	MOX(PWR)
フランス	APU-1,UD-2		UD-1,2
ドイツ	APU-1,APC-2	Gd	APC-2
オランダ	APU-1		
スイス	APU-1		
アメリカ	APC-1,UD-2		

出典:IAEA-TEC-DOC-1547

貯蔵における安全機能と炉物理

基本的安全機能

- ◆ 閉じ込め機能
- ◆ 遮蔽機能
- ◆ 臨界防止機能
- ◆ 除熱機能

基盤技術

◆ 核種組成評価

- 線源評価
- 発熱量評価
- 核データ積分評価
- 燃焼度クレジット
- 燃料の健全性

◆ 臨界安全解析

◆ 遮蔽解析

使用済燃料貯蔵での活用(まとめ)

- ◆ 炉物理は、使用済燃料の核種組成評価や臨界安全解析、遮蔽解析などを通じて、貯蔵時の安全確保に役立てられる。
- ◆ 核種組成データの蓄積、解析・評価が進められている。
 ^{244}Cm や ^{90}Sr ・ ^{106}Ru の生成量には、C/Eの不一致がみられるが、捕獲断面積や核分裂収率に補正を行うことで生成量評価が改善できる事が判った。これらの検討はJENDL-4の改訂にも反映頂いている。
- ◆ 核種組成データや解析結果は燃焼度クレジットの導入にも寄与する。

ORIGEN-2の要求精度に関する調査と評価(1/4)

- ◆ シグマ委員会の核種生成量評価WG(2002年度)で、設計解析現場で広く用いられている汎用燃焼計算コードORIGEN-2の要求精度に関する調査が実施された。(出典:JAERI-Research-2004-025)
- ◆ アンケートは、各機関の各部署の担当者に問い合わせたもので、各機関の実務担当者の意見を集約することが出来たと考えられる。
- ◆ 使用済燃料キャスク、貯蔵施設、再処理施設、燃焼度モニター、未臨界度モニター、燃焼度クレジット、廃止措置時の放射能濃度、廃棄物処理・処分、崩壊熱評価、設備設計などに関連した回答があった。
- ◆ 核種組成評価における、炉物理計算および核データ評価の要求精度と考えられる。

ORIGEN-2の要求精度に関する調査と評価(2/4)

対象	要求精度
使用済燃料キャスク	・ γ 線発生量・スペクトルの要求精度:5% ・ 中性子発生量の要求精度:5% ・ 燃料の発熱量の要求精度:10%(表面で数度 $^{\circ}\text{C}$)
使用済燃料プール	燃料の発熱量の要求精度:5% (BWR-UO ₂ :45GWd/t) 10%(BWR/PWR:MOX) γ 線発生量・スペクトルの要求精度:10%
使用済燃料貯蔵施設	γ 線発生量・スペクトルの要求精度:5%(キャスク表面線量を基準とするので、キャスクと同様。スペクトルが重要) 中性子発生量の要求精度:5%
再処理施設	崩壊熱:従前の崩壊熱評価精度で十分。 RETF設計ではORIGEN2の計算値に安全係数1.2を掛けて使用。 高速中性子炉における ³ H、 ¹⁴ C、 ⁸⁵ Kr、 ¹²⁹ Iの生成量について10%程度。

ORIGEN-2の要求精度に関する調査と評価(3/4)

対象	要求精度
燃焼度モニター	・γ線発生量・スペクトルの要求精度: 1% (重要な核種 Cs137, その要求精度 0.5%) ・中性子発生量の要求精度: 3% (検出方法 FC、その要求精度 1%)
未臨界度モニター	中性子発生量の要求精度: 5%
廃棄物処理・処分	評価が必要な核種と要求精度: 検討対象廃棄物により異なるが、BWRから発生するL1廃棄物では埋設処分後の安全評価の観点から、長半減期核種を含む核種に着目。 (例: H-3、C-14、Cl-36、Ca-41、Fe-55、Co-60、Ni-59、Ni-63、Se-79、Sr-90、Zr-93、Nb-94、Mo-93、Tc-99、Sn-121m、I-129、Cs-137、Hf-182、Np-237、Pu-238、Pu-239、Pu-240、Am-241、Cm-242、Cm-243、Cm-244 等)。I-129 公衆内曝(TRU)、評価精度: 5%、C-14 公衆内曝(高$\beta\gamma$)、評価精度: 5%、Cl-36 公衆内曝(高$\beta\gamma$)、評価精度: 5%

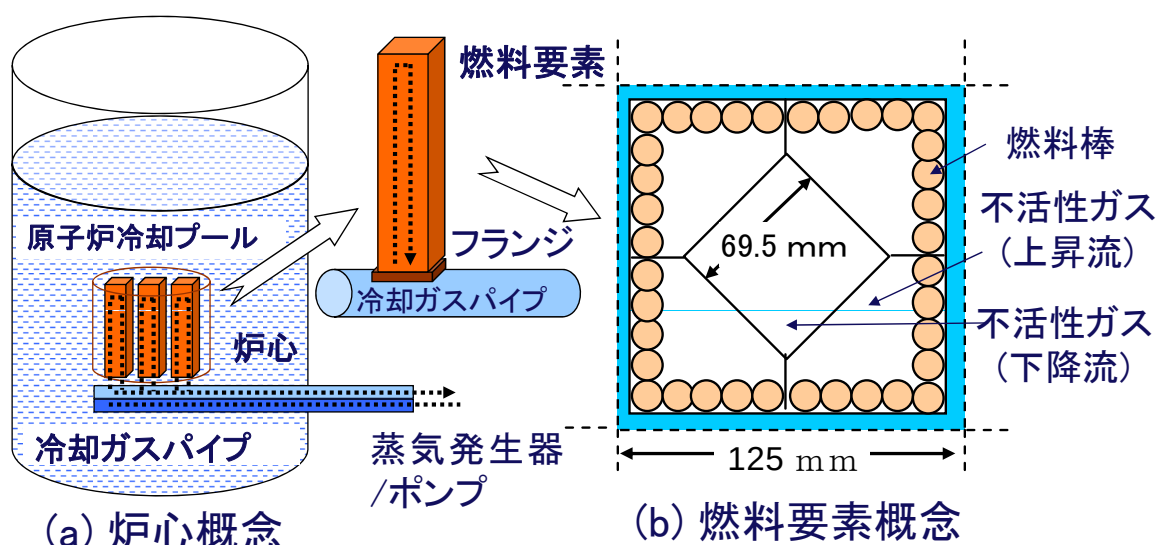
ORIGEN-2の要求精度に関する調査と評価(4/4)

対象	要求精度
廃止措置時放射能濃度	・評価が必要な核種と要求精度: 既往検討では 57 核種を対象。Co-60 外ばく評価 (公衆・作業員) 5% 程度
燃焼度クレジット	使用済燃料組成で臨界安全評価を行うことになるので、U235 残存量、全 Pu 生成量、Pu 組成の評価精度が重要となる。要求精度は、反応度で 3%ΔK 程度であるが、核種組成の評価精度の具体的な提示が産業界で求められている。本件は、使用済 MOX 燃料の場合も同様である。

③将来炉での活用

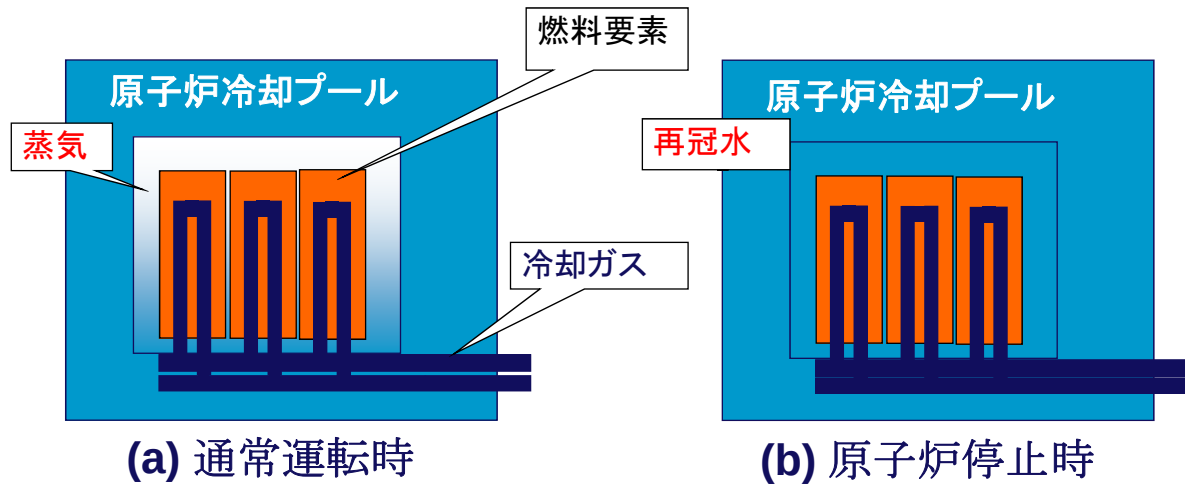
- ◆ Na冷却FBR(SFR)や超臨界圧軽水冷却炉(SCWR)などが第4世代原子炉(Generation-IV)の概念として検討され、炉物理が活用されている。
- ◆ ここでは、受動的安全性を有するガス冷却高速炉(KAMADO)の概念検討例を紹介する。
(出典: MATSUMURA, T., et al., ICAPP, Tokyo (2009))

受動的安全性を持つガス冷却FBRの概念



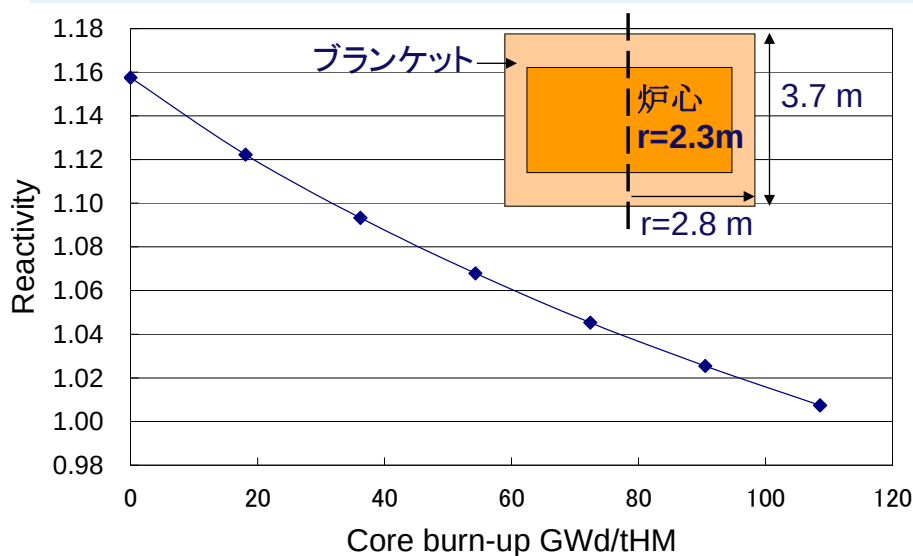
- 燃料要素はMOX燃料棒と冷却する不活性ガスから構成される
- これらの燃料要素は大気圧で低温の原子炉冷却プールに設置する
- 燃料要素は着脱可能なフランジで冷却ガスパイプに接続される

燃料要素周囲の冷却水の状態(概念)



- 原子炉冷却プールの炉心周囲の水は通常運転時は加熱され蒸気状態にある。⇒中性子スペクトルは高速炉を維持する。
- LOCA/LOFの際には、炉心の崩壊熱は原子炉冷却プールの再冠水により冷却される。

炉心増倍率の燃焼度変化



- 計算にはMVP-IIを使用した
- 109 GWd/t の高燃焼度が18% Pu MOX 燃料で達成される
- 炉心の増倍率は1.1.

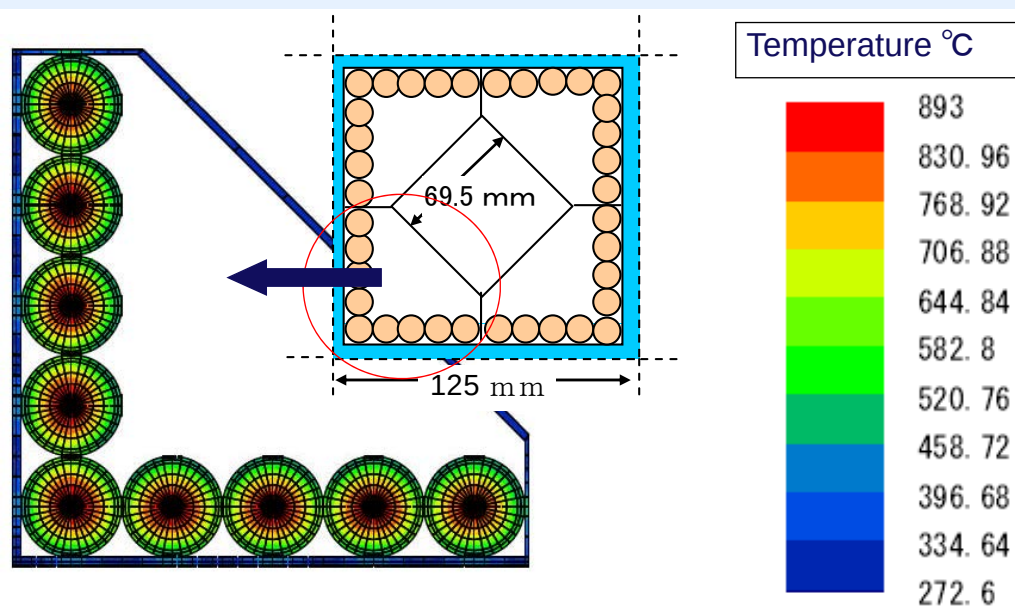
MOX燃料炉心の反応度効果

項目	Values (dk/kk')	Remarks
ドップラー	BOL: -0.00077 (0.00034) EOL: -0.00076 (0.00034)	900K ➡ 1000K
再冠水	BOL: -0.09300 (0.00041) EOL: -0.20099 (0.00042)	蒸気 ➡ 水
再冠水+ 冷却ガス領域も冠水	BOL: -0.19348 (0.00043) EOL: -0.28628 (0.00049)	蒸気,炭酸ガス ➡ 水

(): MVP II 計算時の統計誤差

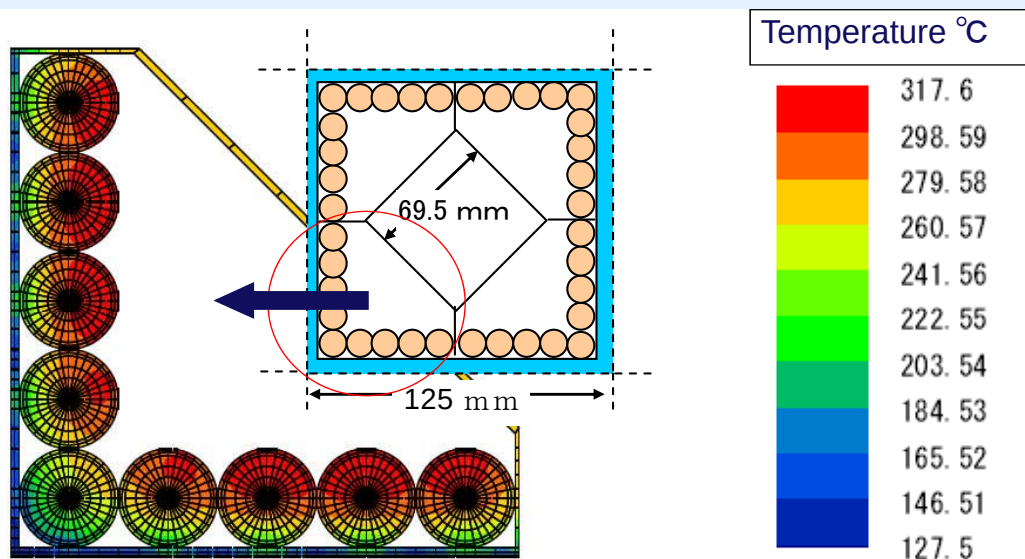
本炉心はLOCA/ LOF時に負または無視出来る反応度効果を持つため、本炉心は炉物理的に受動的安全性を有している。

通常運転時の燃料要素温度分布



通常運転時の燃料ペレットの最高温度は最大で 893°C であり、軽水炉燃料での燃料ペレットの最高温度と同等である。

LOCA/LOF時の燃料要素温度分布



定格出力の6%の崩壊熱での燃料要素の最高温度は318°C となり、燃料要素の原子炉冷却プール水による冷却性能が確認された。

将来炉の概念検討に必要な項目

- ◆ 炉心解析 (増倍率、増殖率、出力分布等)
- ◆ 反応度効果 (ドップラー、再冠水等)
- ◆ 伝熱性能
- ◆ 燃料健全性
- ◆ 炉心の構造健全性
- ◆ コスト評価、燃料を含む原子炉の製造方法
- ◆ 安全解析 (異常な過渡時、事故時)
 - 反応度係数を考慮した動特性解析
 - 崩壊熱評価

青字は炉物理が大きく関係する項目

炉物理の活用まとめ(1/3)

- ◆ 炉物理は、「炉心解析」に留まらず、線源評価、遮蔽解析、発熱・崩壊熱解析、将来炉設計など広い分野で活用されている。
- ◆ 炉物理の活用として、①燃料技術、②使用済燃料貯蔵および③将来炉設計での活用を紹介した。
- ① 燃料技術では、炉物理は燃料ペレット内の発熱量・分布、FPガス生成量評価の他、燃料ペレットの物性評価(リム現象の評価)にも活用されている。

炉物理の活用まとめ(2/3)

- ② 使用済燃料貯蔵では、遮蔽、臨界防止、除熱性能、閉じ込め機能(密封性)などの安全要件のため、核種組成評価、臨界安全解析、遮蔽解析などを通じて炉物理は活用されている。
- ③ 将来炉設計の例として、受動的安全性を有するガス冷却高速炉(KAMADO)の検討例を紹介した。将来炉の概念検討では、炉心解析の他、各種の安全性評価が必要であり、事故時の反応度効果の他、安全解析なども求められる。

炉物理の活用まとめ(3/3)

- ◆紹介したORIGEN-2の要求精度に関する調査と評価に見られる様に、核種組成評価など炉物理技術は原子力産業の広い分野で活用され、高精度化が期待されている。
- ◆炉物理の研究・開発においても、このような広い分野での活用も念頭に、活動を推進される事を期待します。

炉物理の活用 おまけ

◆どこまでが炉物理か？

- 輸送/拡散方程式
- 臨界(固有値)計算
- 燃焼/放射化計算
- 動特性方程式
- 反応度係数
- 核データの取り扱い面
- 核物理との境界は？
- 核熱水力計算での守備範囲は？
- 反応度効果など安全解析での守備範囲は？
- 転換率/増倍率など核物質バランスでの守備範囲は？



エンリコ・フェルミ
(1901-1954)

$$\begin{aligned} \frac{1}{v} \frac{\partial \phi(\mathbf{r}, E, \Omega, t)}{\partial t} &= -\Omega \cdot \nabla \phi(\mathbf{r}, E, \Omega, t) - \Sigma_t(\mathbf{r}, E) \phi(\mathbf{r}, E, \Omega, t) \\ &\quad + \int dE' \int d\Omega' \Sigma_s(\mathbf{r}, E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega) \phi(\mathbf{r}, E', \Omega', t) \\ &\quad + \frac{1}{4\pi} \chi(\mathbf{r}, E) \int dE' \int d\Omega' \nu \Sigma_f(\mathbf{r}, E') \phi(\mathbf{r}, E', \Omega', t) \\ \frac{dN_i(t)}{dt} &= -(\lambda_i + \sigma_i \phi) N_i + \sum_j \left(\lambda_j P_{j \rightarrow i}^\lambda + \sigma_j \phi P_{j \rightarrow i}^\phi \right) N_j \end{aligned}$$

[参考]炉物理(及び核データ)研究で何が必要か

- ◆超ウラン元素、FPなど核種組成の評価が不十分な核種は結構ある(核データの問題が大きいが)。核種組成以外にも測定すると計算結果と一致しない物理量は結構ある(γ ・中性子線源など)⇒測定と解析・評価を地道に進める必要がある。
- ◆最近の知見を反映した(特に日本語の)炉物理の教科書・資料の不足
- ◆炉物理解析コードの連携・システム化の不足
- ◆境界領域での炉物理の活用の不足

軽水炉燃料の燃焼中の反応度における不確かさの定量化に関する研究

Study on uncertainty quantification of reactivity during burnup in LWR fuel

*奥村 晋太郎, 千葉 豪

北海道大学

簡易化した燃焼チェーンを用いた k_{inf} の不確かさ計算を行った。加えて、考慮されないことが多い FP 核種の断面積の不確かさを仮定した場合の燃焼中の k_{inf} の不確かさ計算を行った。

キーワード： 燃焼計算, 不確かさ評価, 燃焼感度, 感度係数

1. 背景・目的 燃焼度クレジットの導入に向けて、燃料の燃焼中の反応度の不確かさの定量化が不可欠である。当研究室では燃焼感度を用いて不確かさの定量化を行ってきた^[1]。燃料集合体ベースでの汎用的な不確かさ計算を行うため、①簡易化した燃焼チェーンを用いた場合の不確かさ評価、②FP 核種の断面積の不確かさを仮定した場合の k_{inf} の不確かさ評価を目的として検討を行った。

2. 計算手法 本研究では、燃焼感度を用いて不確かさの定量化を行った。従来と二つの異なる手法を用いた。一つ目に、取り扱う FP 核種を 138 核種に簡易化した燃焼チェーンを用いた。簡易化した燃焼チェーンにおける核データの共分散データはランダムサンプリング法によって求めた。この時、分岐比の不確かさが核分裂収率の不確かさとして現れることを考慮する必要があった。さらに、分岐比起因の核分裂収率の不確かさは fissile 間に相関を持つことを考慮した。二つ目に、FP 核種の断面積による k_{inf} の不確かさの計算を行った。当研究室で行われてきた燃焼反応度の不確かさ評価では、FP 核種の断面積による k_{inf} の不確かさは計算していなかった。FP 核種の断面積に対する直接的な感度を考慮し、FP 核種の断面積の不確かさを仮定することによって、FP 核種の断面積が k_{inf} の不確かさに与える影響を調べた。

3. 計算条件 計算コードは CBZ、計算体系は単一ピンセル体系とした。感度は燃焼度 5GWd/t 毎に 40GWd/t まで計算し、冷却期間を 0, 5, 10 年とした。不確かさの情報を含め核データは JENDL-4.0 を用いた。JENDL-4.0 では FP 核種の断面積の不確かさが与えられていないため、簡易化した燃焼チェーンで用いる FP 核種の捕獲断面積に 10, 30% の不確かさを仮定した。

4. 計算結果・結論 FP を 138 核種に簡易化した燃焼チェーンを用いた場合の k_{inf} の不確かさの相対差は、全ての FP 核種を扱う場合と比べ 0.03% 以内となった。図 1 に FP 核種の断面積の不確かさを 0, 10, 30% と仮定した場合の、断面積による k_{inf} の不確かさを示す。FP 断面積の不確かさを考慮することで断面積の不確かさは増加した。燃焼後期ほど不確かさの増加は大きくなり、断面積の不確かさを 30% と仮定した場合では、 k_{inf} の不確かさは、最大となる 40GWd/t 燃焼時で 1.47 倍となった。高燃焼度燃料においては、FP 核種の断面積の不確かさによる k_{inf} の不確かさが問題となる可能性があると考えられる。

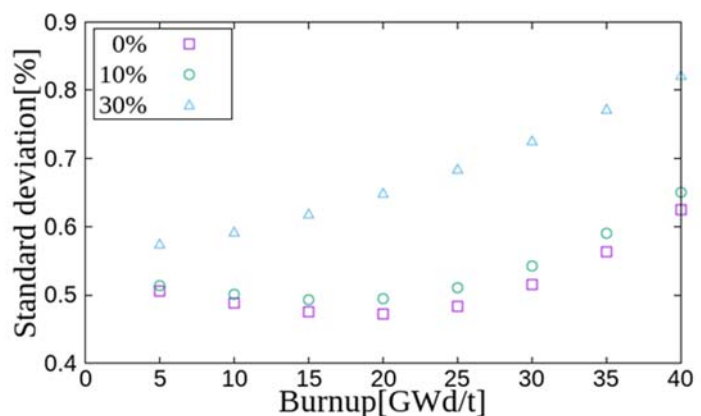


図 1 断面積による k_{inf} の不確かさ

参考文献

[1] Go Chiba, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 50:7, 751-760 (2013)

*Shintaro Okumura and Go Chiba

Hokkaido Univ.

軽水炉燃料の燃焼中の反応度における不確かさの定量化に関する研究

北海道大学

奥村 晋太郎、千葉 豪



HOKKAIDO
UNIVERSITY

Rokō

北海道大学原子炉工学研究室

背景・目的

- 燃焼度クレジットの導入に向け、燃焼後の k_{eff} の不確かさの定量化が進められている。
- 当研究室においても単一ピンセル体系で核データ起因の k_{inf} の不確かさ評価が行われてきたが、FP核種の断面積による不確かさについては未検討。
- 燃焼集合体ベースでの不確かさ計算を行いたい。

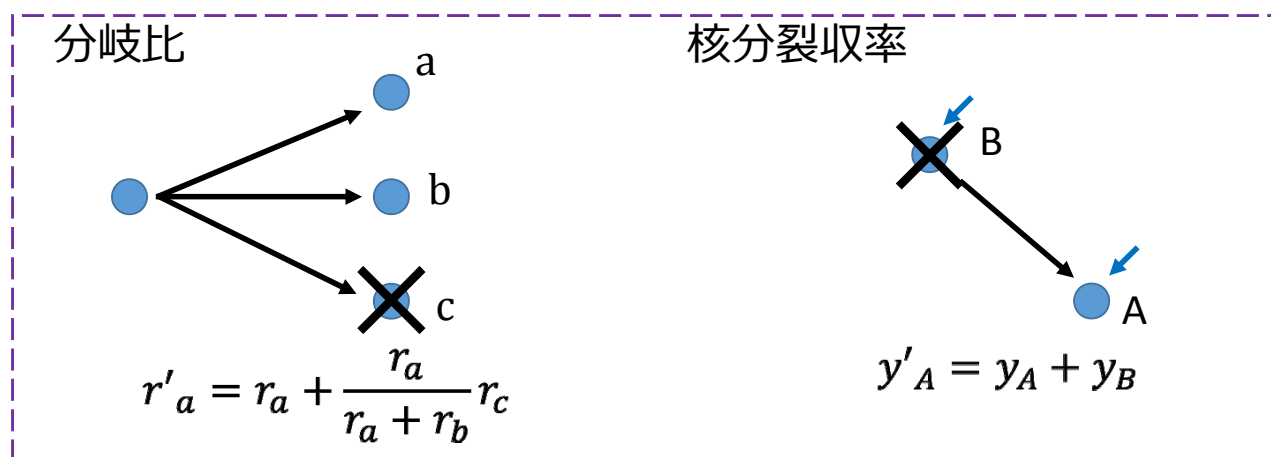
- ✓ 簡易化した燃焼チェーンでの燃焼感度を用いた不確かさ計算を可能にする。
- ✓ FP核種の断面積の不確かさによる k_{inf} の不確かさを計算する。

燃焼チェーン簡易化のための共分散行列の作成

感度係数を用いる不確かさ計算には、入力（核データ）の不確かさが必要。

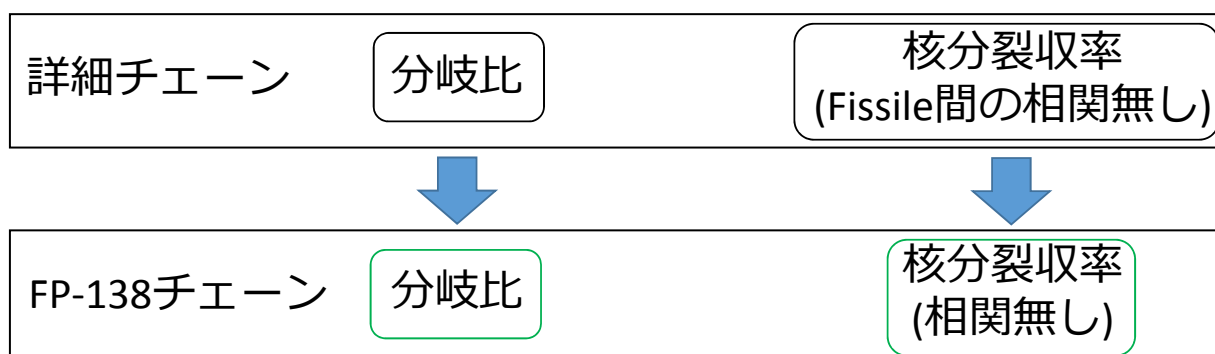
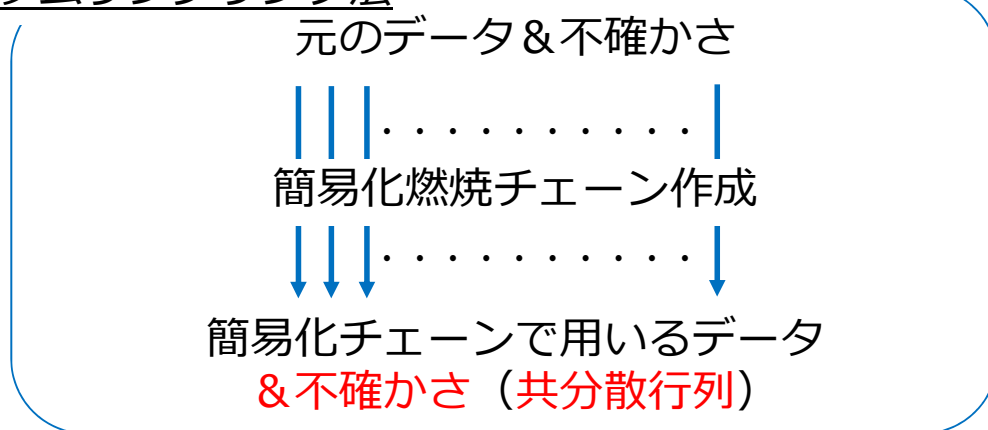
核データの不確かさは評価済み核データライブラリで与えられる。
しかし、燃焼チェーンを簡易化する場合は、不確かさが変わる。

➡ 簡易化した燃焼チェーンの共分散行列の作成

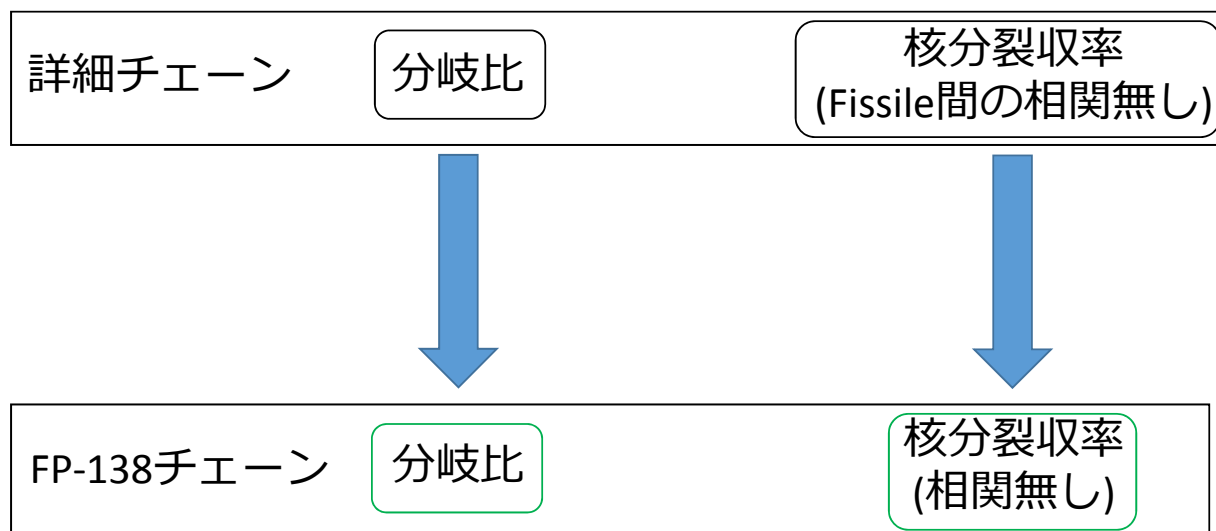


燃焼チェーン簡易化のための共分散行列の作成

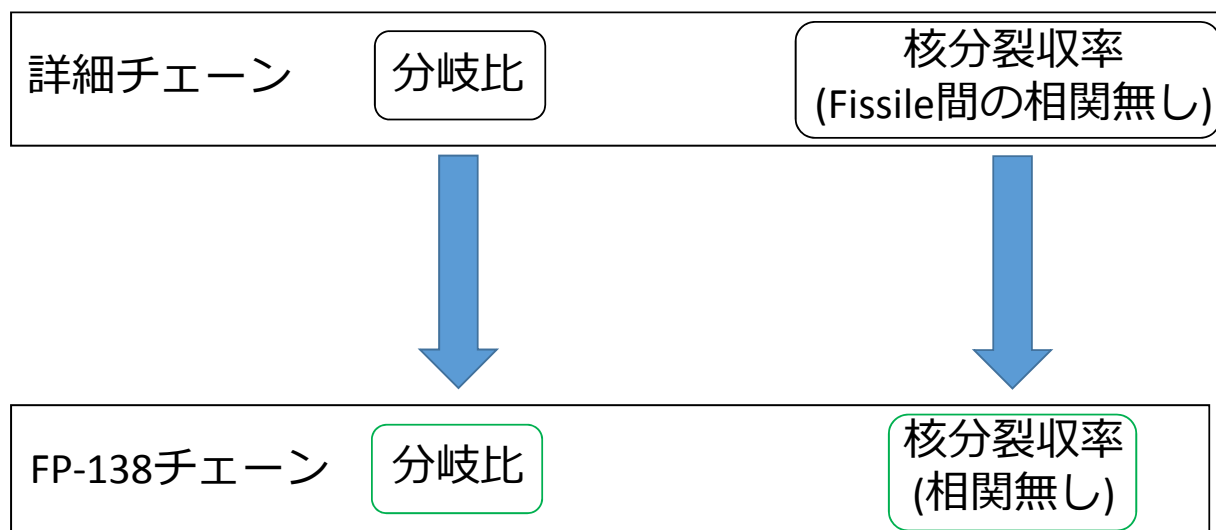
ランダムサンプリング法



燃焼チェーン簡易化のための共分散行列の作成

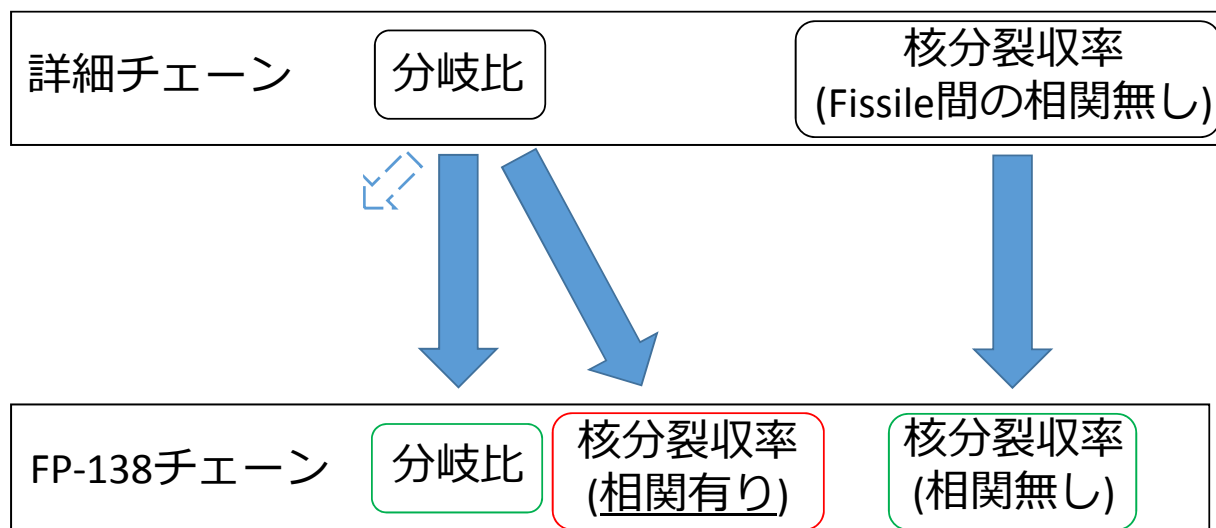


燃焼チェーン簡易化のための共分散行列の作成



これだけじゃダメ！

燃焼チェーン簡易化のための共分散行列の作成

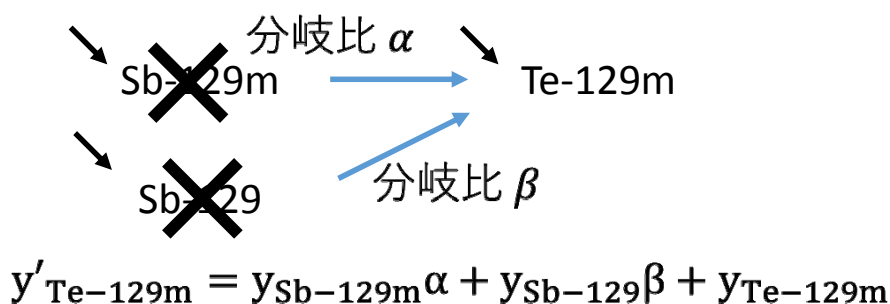


簡易化したチェーンでは、分岐比の不確かさが核分裂収率の不確かさとして表われる場合がある。

上記の不確かさはFissile間に相関があることを考慮する。

燃焼チェーン簡易化のための共分散行列の作成

例

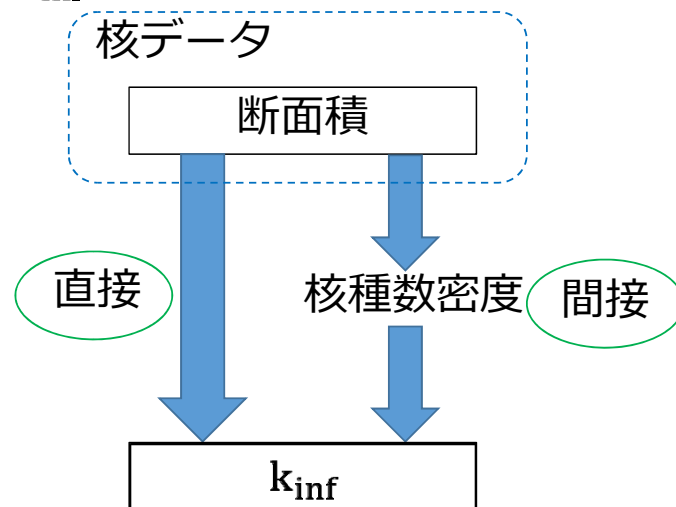


Fissileに関係ない分岐比が絡んでくる
→Fissile間に相関が付く。

- ✓ 共分散行列を作成し、簡易化チェーンでの不確かさ計算が可能に。
- ✓ 詳細チェーンとほとんど変わらない結果を得られることを確認。

FP断面積を考慮した k_{inf} の不確かさ

断面積による k_{inf} の不確かさ計算

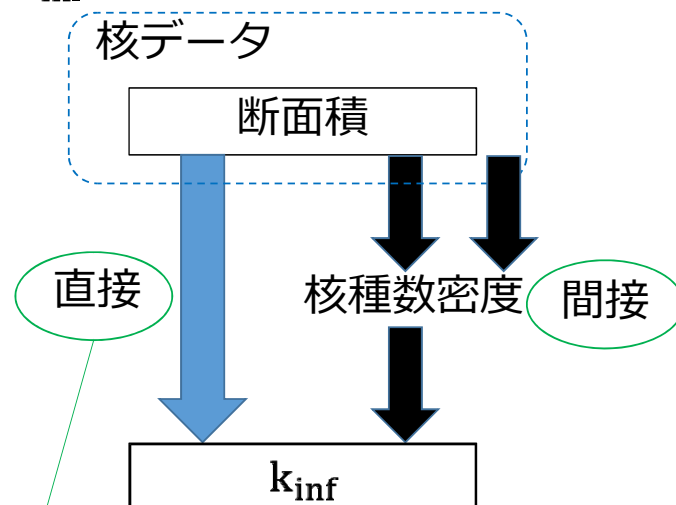


これまで、断面積の不確かさはアクチノイド核種のみ

➡ FP核種の断面積の不確かさを考慮する。

FP断面積を考慮した k_{inf} の不確かさ

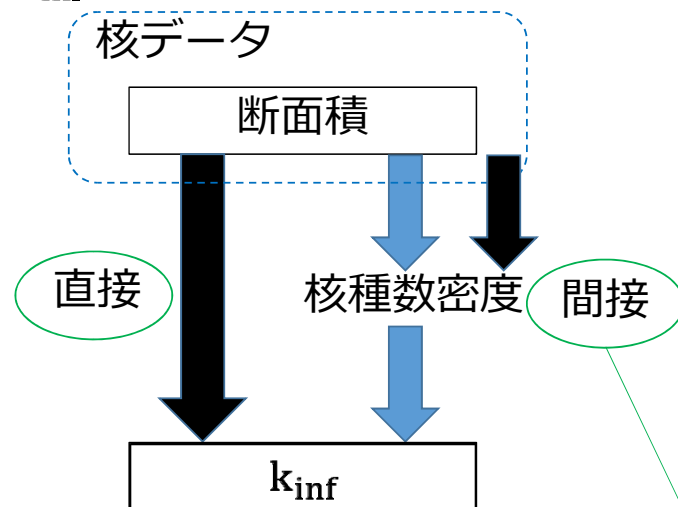
断面積による k_{inf} の不確かさ計算



断面積に対する k_{inf} の「直接的な」感度より計算
これまではアクチノイド核種のみ

FP断面積を考慮した k_{inf} の不確かさ

断面積による k_{inf} の不確かさ計算



数密度を介した断面積に対する k_{inf} の感度より計算
これまで、断面積に起因するものはアクチノイド核種のみ

計算条件

コード・・・CBZ

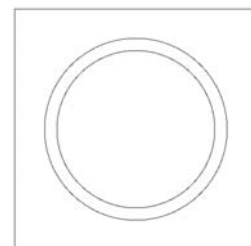
計算体系・・・単一ピンセル

燃焼チェーン・・・FP138核種に簡易化

感度係数・・・5GWd/t刻みで40GWd/tまで

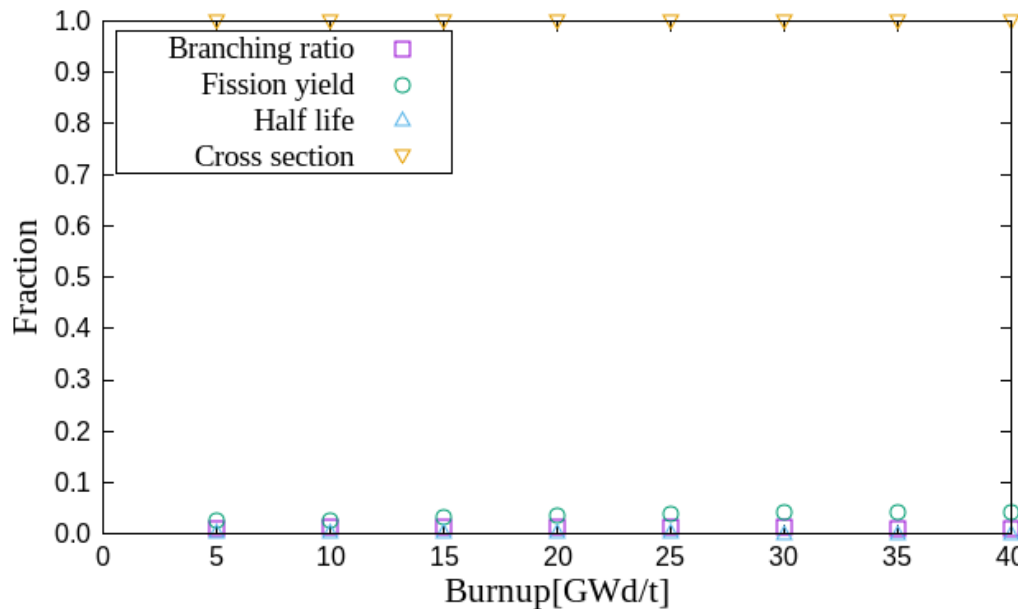
核データ及び不確かさ情報・・・JENDL-4.0

FP断面積の不確かさ・・・10%または30%と仮定
(JENDLに無い)



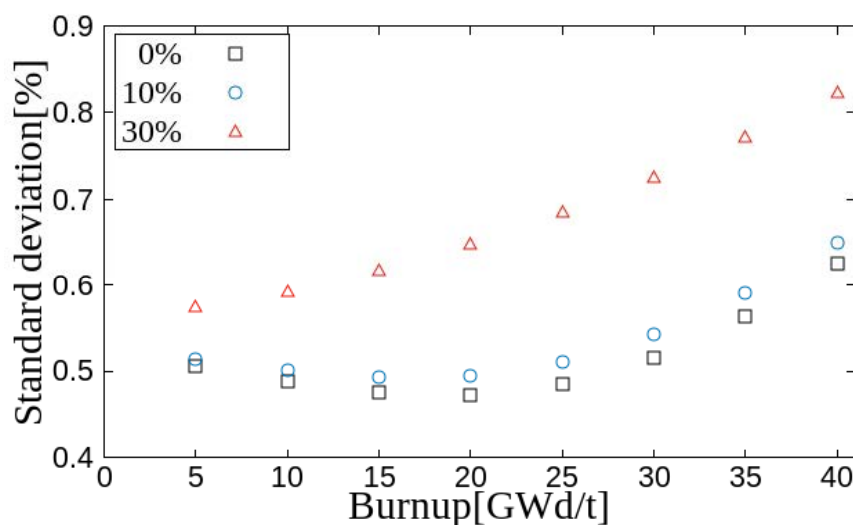
断面積による不確かさ

核データによる不確かさの内、ほとんどが断面積による不確かさなので、ここからは断面積による不確かさのみ示す。



計算結果

FP核種の断面積に不確かさを仮定した場合の k_{inf} の不確かさ

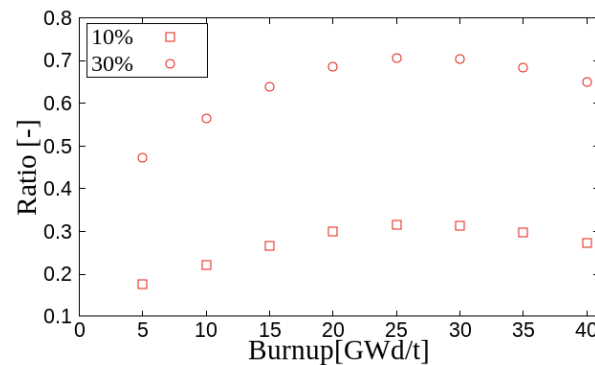


FP核種断面積を考慮すると、不確かさが増加する。

FP核種断面積の不確かさが大きい程、燃烧に伴う増加傾向が強い。

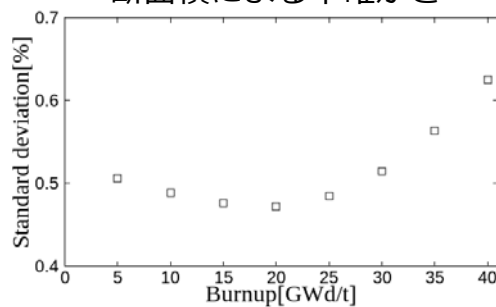
FP核種の断面積による

断面積による不確かさの内、FP核種によるものの割合。

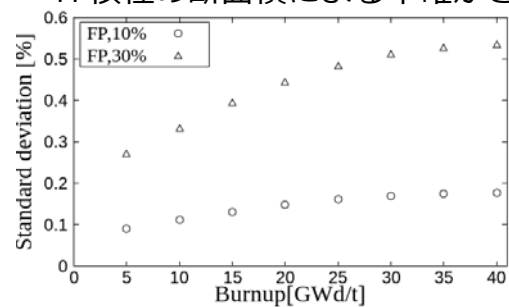


20 ~ 30 GWd/tでFP核種による割合が最大になる。

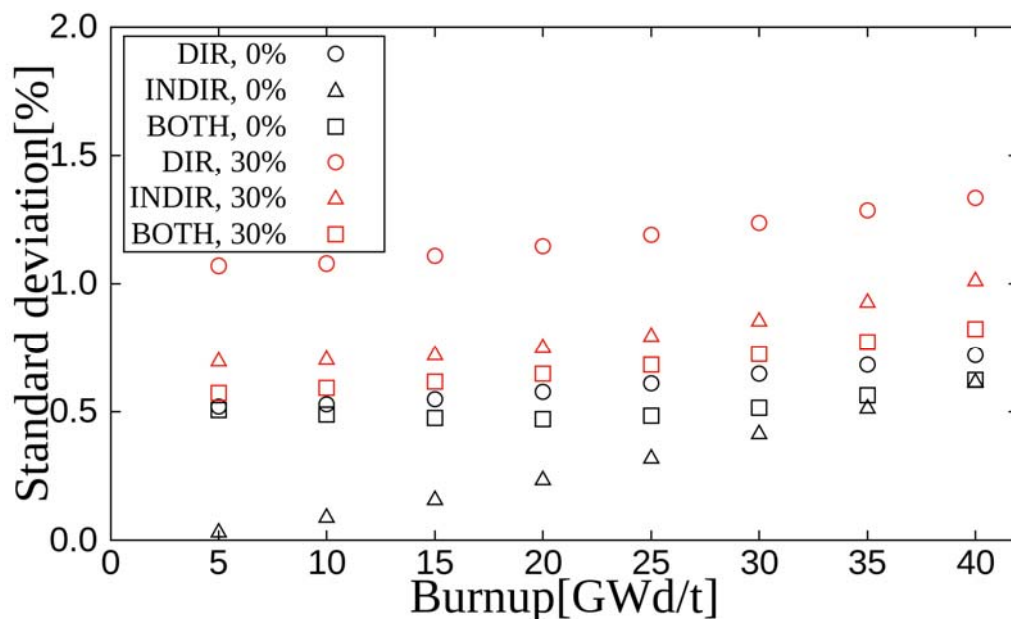
断面積による不確かさ



FP核種の断面積による不確かさ



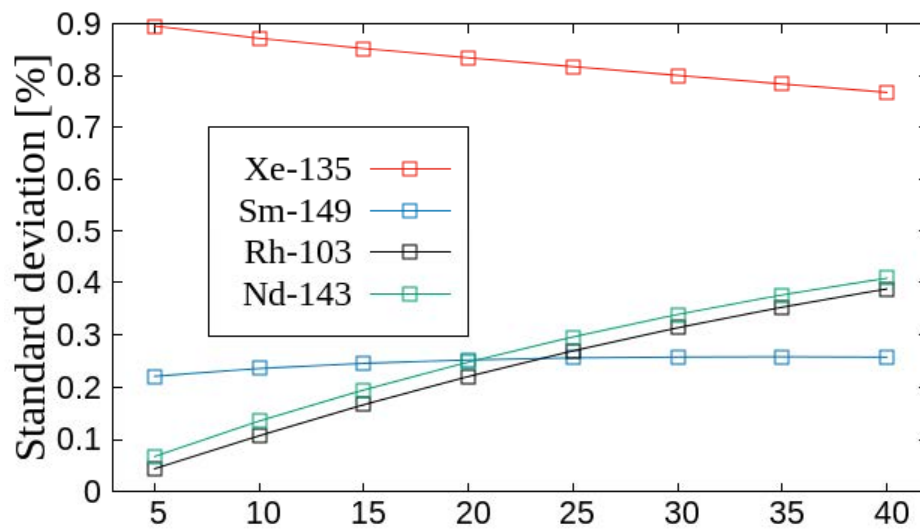
直接的、間接的影響



直接的、間接的な不確かさはそれぞれFP断面積の影響を受けるが、打ち消し合うため最終的な不確かさの増加は小さい。

直接的な不確かさに影響を与える核種

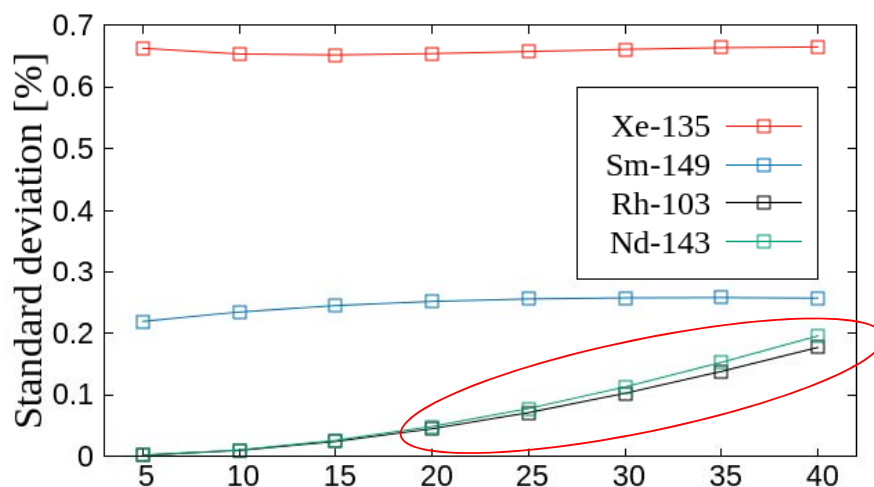
吸収断面積が大きい核種が効く。



Rh-103、Nd-143など多くの核種で燃焼に伴い増加。

間接的な不確かさに影響を与える核種

影響を与える核種は概ね同じ。

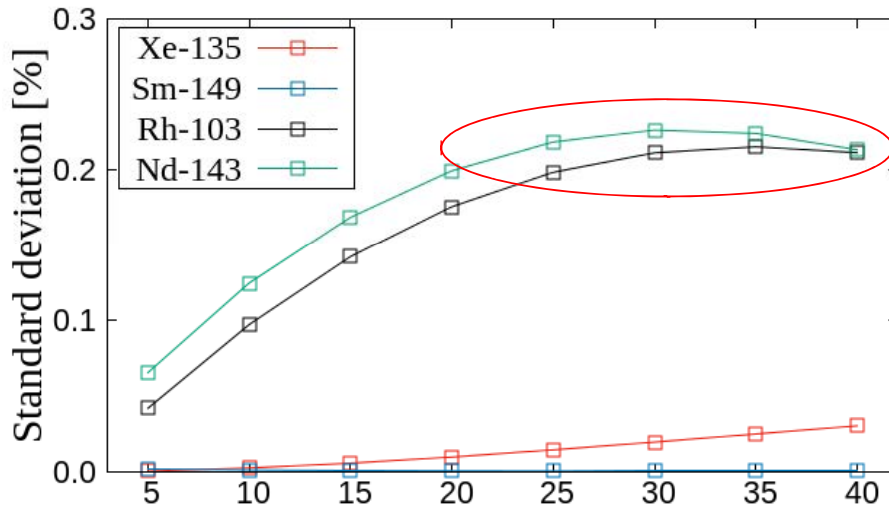


数密度変化が小さい核種の変化が小さい。

燃焼に伴い数密度が増加する核種は、間接的な不確かさが二次的に増加する。

不確かさに影響を与える核種

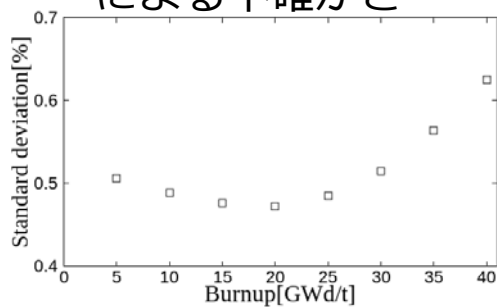
直接的、間接的な不確かさを合わせると
燃焼に伴う増加が見られた。



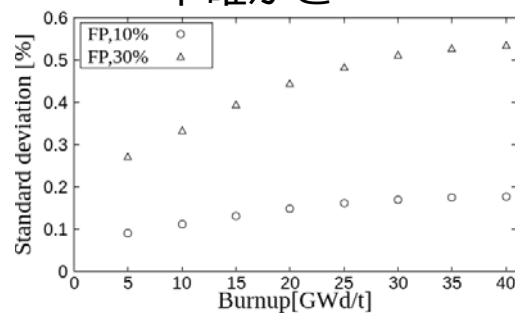
多くのFP核種の間接的な影響が大きくなってくる燃焼後期で
変化の仕方が変わる。

考察

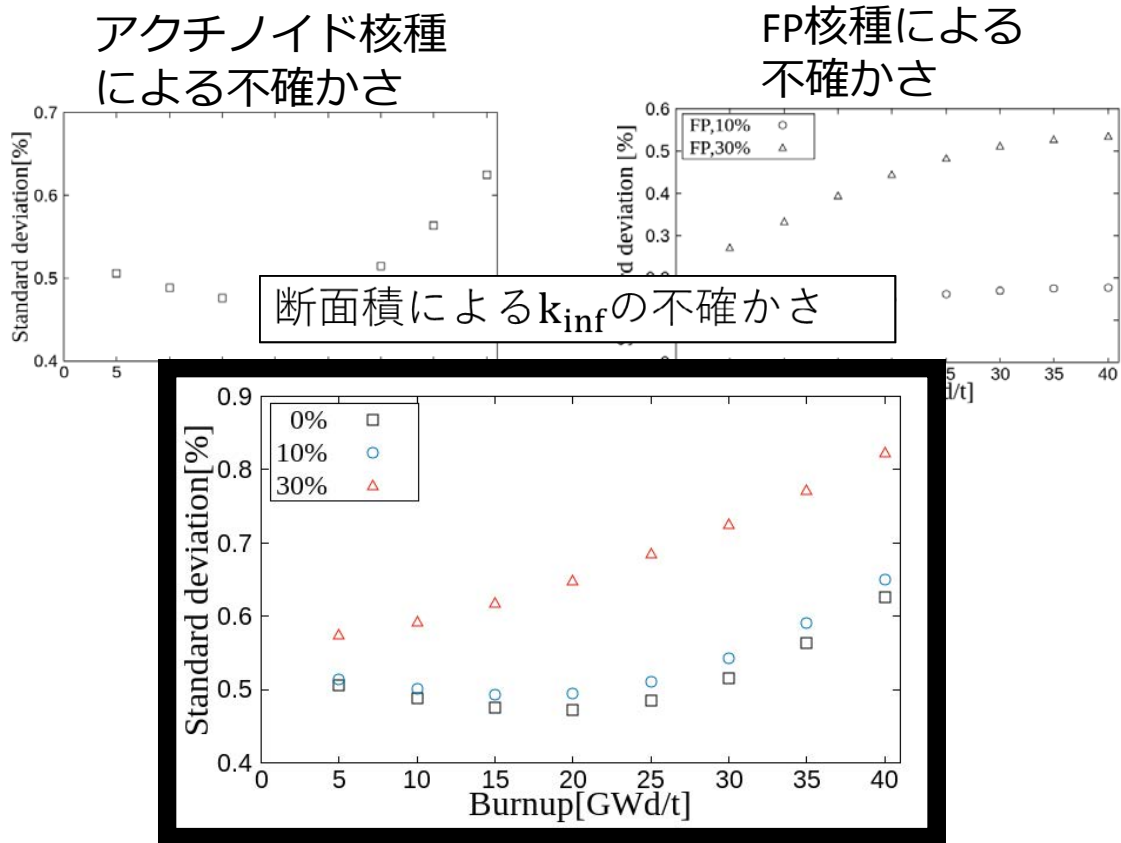
アクチノイド核種
による不確かさ



FP核種による
不確かさ



考察



まとめ

簡易化した燃焼チェーンでの不確かさ計算を可能にした。

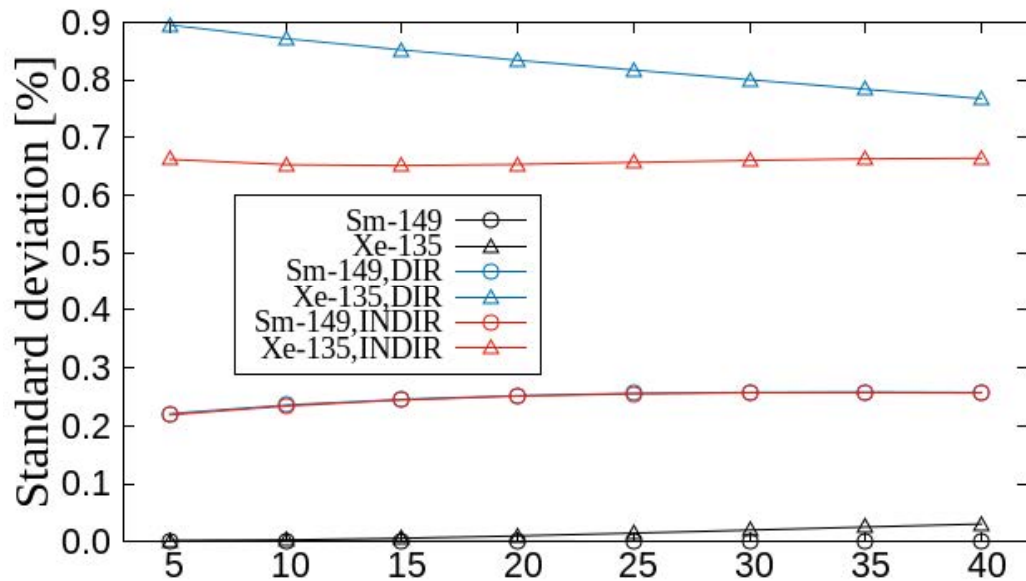
- 簡易化チェーンの共分散行列の作成

FP断面積を考慮した k_{inf} の不確かさ計算を行った。

- FP断面積を考慮すると不確かさは増加
- FP断面積による不確かさは燃焼に伴い増加するため、高燃焼度燃料で重要となる可能性有り

燃焼感度を用いる方法

Sm-149、Xe-135は直接的、間接的な不確かさはそれぞれ大きい。



合わせると、打ち消し合い、不確かさは小さい。

燃焼感度を用いる方法ならではの検討

ご清聴ありがとうございました。

Thank you !

未臨界積分法・外挿法によるドル単位未臨界度測定

Measurement of subcriticality in dollars using integral and extrapolation method

名古屋大学 遠藤 知弘

野中 朝日

Tomohiro Endo

Asahi Nonaka

ステップ状の $(-\rho, \beta_{\text{eff}}, \Lambda, S)$ の変化に対して、積分法ならびに外挿法により中性子計数率の測定のみでドル単位未臨界度が概算可能であることを示す。ただし本手法による未臨界度測定結果は中性子検出器の位置に依存する。

キーワード：未臨界実験、未臨界度、積分法、外挿法、一点炉動特性

1. 緒言 近年、1F 燃料デブリ取出作業や原子炉停止時における未臨界監視技術の開発が注目されている。実用的な未臨界度測定手法として、一点炉動特性方程式に基づく手法が提案されている。しかし、一般的な状態変化を考えた場合、未臨界度 $-\rho$ の変化だけでなく、一点炉動特性パラメータ $\beta_{\text{eff}}, \Lambda$ 、実効中性子源強度 S の変化も生じ得る。本発表では、ある初期状態 $(-\rho_0, \beta_{\text{eff},0}, \Lambda_0, S_0)$ から別状態 $(-\rho_1, \beta_{\text{eff},1}, \Lambda_1, S_1)$ へのステップ状の過渡変化を対象として、積分法・外挿法により中性子計数率の時間変化からドル単位の未臨界度推定が可能であることを示す。

2. 理論 初期定常状態の中性子計数率および遅発中性子先行核数は $R_0 = \Lambda_0 S_0 / (-\rho_0)$ 、 $C_{i,0} = \beta_{i,0} R_0 / (\lambda_i \Lambda_0)$ となる。また状態変化後 $(t > 0)$ の中性子源有りの一点炉動特性方程式は以下のとおり。

$$\frac{dR}{dt} = \frac{\rho_1 - \beta_{\text{eff},1}}{\Lambda_1} R(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) + S_1 \cdots (1),$$

$$\frac{dC_i}{dt} = -\lambda_i C_i(t) + \frac{\beta_{i,1}}{\Lambda_1} R(t) \cdots (2) \text{ 各記号の意味は従来通り}$$

$t \rightarrow \infty$ における定常状態の中性子計数率・遅発中性子先行核数は $R_\infty = \Lambda_1 S_1 / (-\rho_1)$ 、 $C_{i,\infty} = \beta_{i,1} R_\infty / (\lambda_i \Lambda_1)$ に達する。(1),(2)式から定常状態の値を引き $0 \leq t \leq \infty$ の範囲で時間積分し、微小量を見捨てる、 $\Lambda_1 \beta_{\text{eff},0} \approx \Lambda_0 \beta_{\text{eff},1}$ と近似すると、積分法の未臨界度推定式を得る。

$$\frac{-\rho_1}{\beta_{\text{eff},1}} = \frac{\frac{\Lambda_1}{\beta_{\text{eff},1}} (R_\infty - R_0) + R_\infty \sum_{i=1}^6 \left(\frac{\beta_{i,1}}{\beta_{\text{eff},1} \lambda_i} \right) - \frac{\Lambda_1 \beta_{\text{eff},0}}{\Lambda_0 \beta_{\text{eff},1}} R_0 \sum_{i=1}^6 \left(\frac{\beta_{i,0}}{\beta_{\text{eff},0} \lambda_i} \right)}{\int_0^\infty (R_\infty - R(t')) dt'} \approx \frac{(R_\infty - R_0) \sum_{i=1}^6 \left(\frac{a_i}{\lambda_i} \right)}{\int_0^\infty (R_\infty - R(t')) dt'} \cdots (3)$$

(3)式において $\sum_{i=1}^6 (a_i / \lambda_i) \equiv \sum_{i=1}^6 \{ \beta_i / (\beta_{\text{eff}} \lambda_i) \}$ は約 10 であり、 $R(t)$ の測定のみからドル単位未臨界度が概算できる。なお即発跳躍後の計数率 R_p を利用すると、外挿法の未臨界度推定式を得ることができる。

$$\frac{-\rho_1}{\beta_{\text{eff},1}} \approx \frac{R_p - (\Lambda_1 \beta_{\text{eff},0}) / (\Lambda_0 \beta_{\text{eff},1}) R_0}{R_\infty - R_p} \approx \frac{R_p - R_0}{R_\infty - R_p} \cdots (4)$$

3. 結果 自作のエネルギー-56 群 1 次元平板拡散動特性コードにより仮想数値実験を実施した。50cm 厚さの燃料の周りに水反射体 30cm が存在する体系($k_{\text{eff},0} \approx 0.692$)について、H/U 比の変化によりステップ状に変化した場合($k_{\text{eff},1} \approx 0.973$)を想定した。積分法の推定結果を図 2 に示す。図 2 より参照値に比較的近いドル単位未臨界度の概算が可能であり、推定結果には検出器位置の依存性があることが分かる。

謝辞 本研究は JSPS 科研費(17K14909)の助成による。

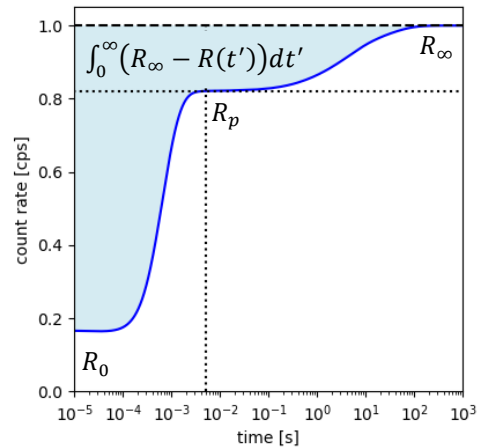


図 1 積分法概念図($\Delta\rho > 0$)

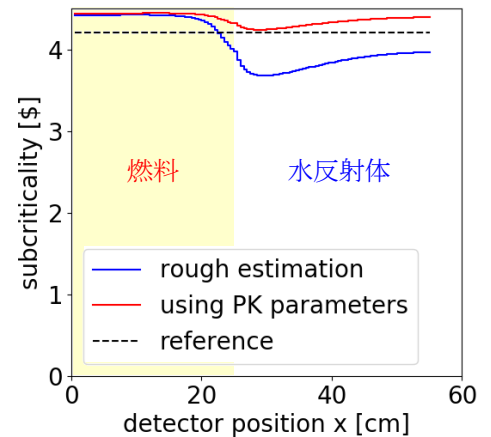


図 2 積分法の位置依存性

未臨界積分法・外挿法による ドル単位未臨界度測定

名古屋大学

☺遠藤 知弘, 野中 朝日

要約: ステップ状の $(-\rho, \beta_{\text{eff}}, \Lambda, S)$ の変化に対して積分法・外挿法により中性子計数率の測定のみでドル単位未臨界度が概算可能
謝辞: 本研究はJSPS科研費(17K14909)の助成による

第6回「炉物理専門研究会」, 2017/11/29(水), 京都大学原子炉実験所

1

背景

- 未臨界度監視手法に関する近年のR&D
 - 1F燃料デブリ取出作業時[1]
 - 停止中原子炉(例: 燃料シャッフリング作業)[2]
- 一点炉動特性方程式に基づいた手法の課題

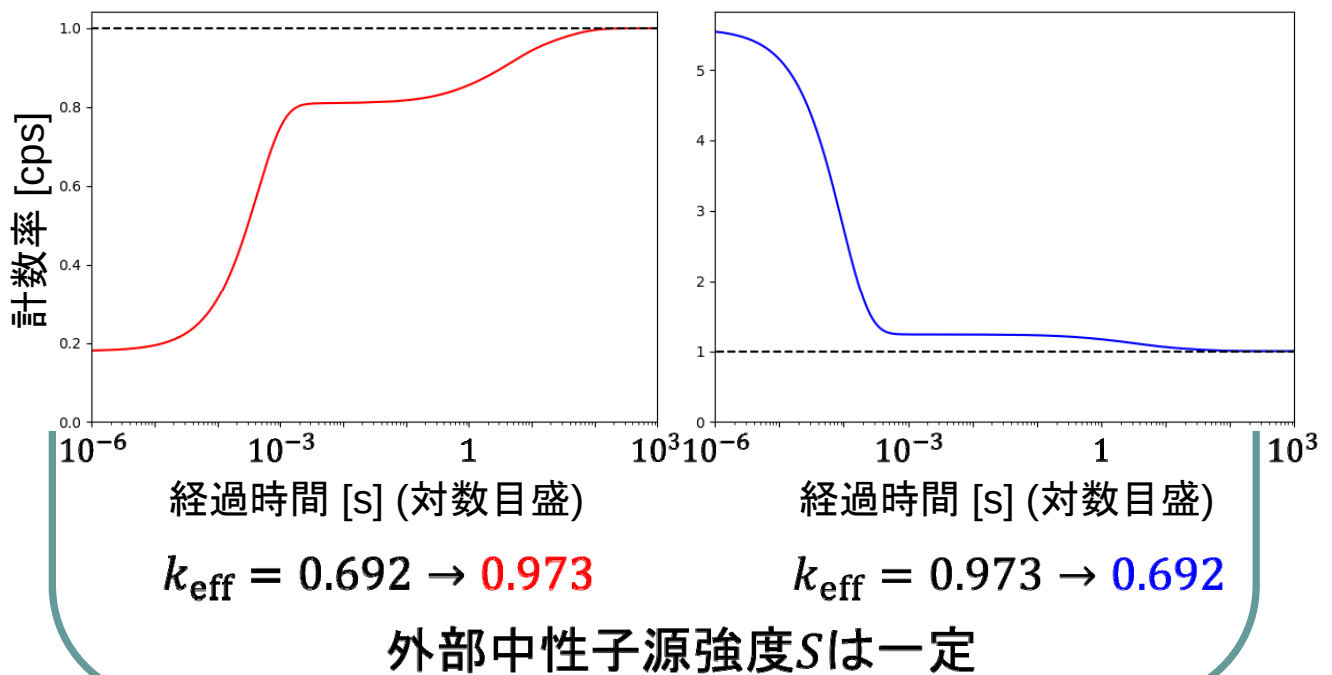
$$\rho(t) = \beta_{\text{eff}}(t) + \frac{\Lambda(t) \left(\frac{dn}{dt} - S(t) \right) - \sum_{i=1}^6 \lambda_i \beta_i \int_{-\infty}^t n(t') e^{-\lambda_i(t-t')} dt'}{n(t)}$$

反応度 ρ だけでなく一点炉動特性パラメータ $\beta_{\text{eff}}, \Lambda$ や外部中性子源強度 S も同時に時間変化する場合があります

[1] Annual Research Report 2016, IRID (2017).
[2] S.Tashiro, et al., ICAPP2017, 17313 (2017).

2

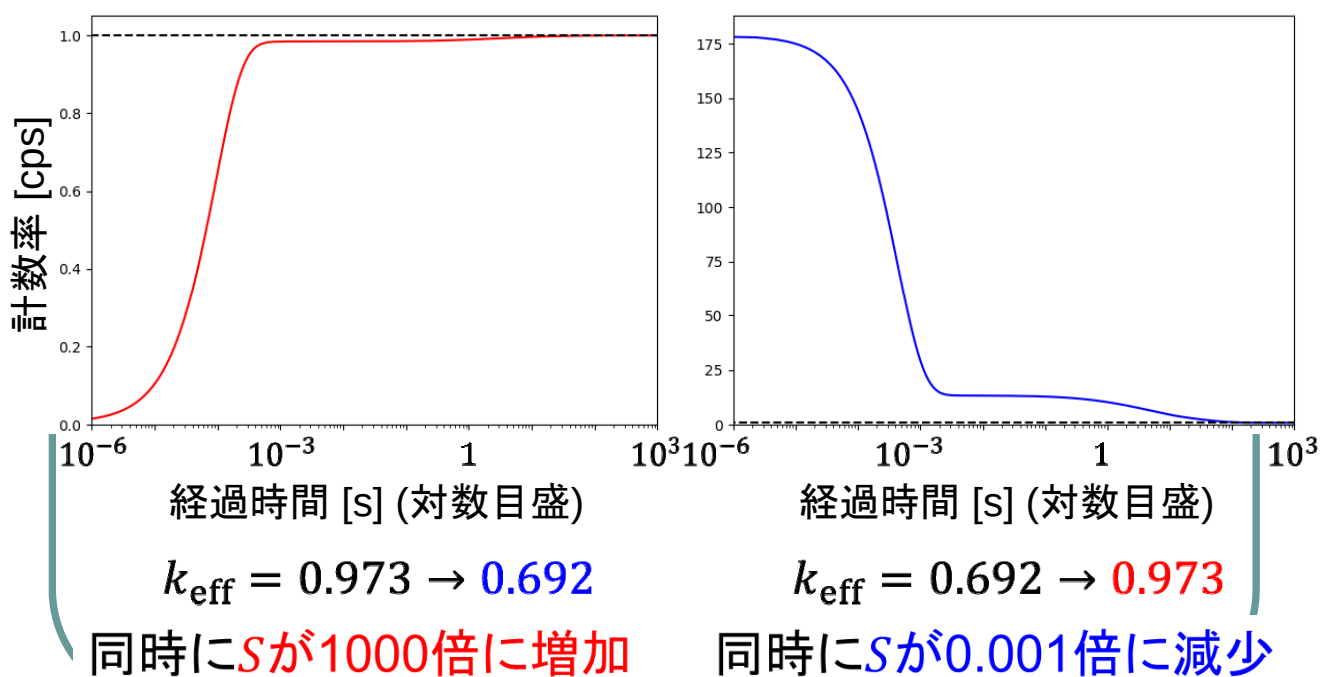
クイズ: どちらが臨界に近づいた?



第6回「炉物理専門研究会」, 2017/11/29(水), 京都大学原子炉実験所

3

クイズ: どちらが臨界に近づいた?



第6回「炉物理専門研究会」, 2017/11/29(水), 京都大学原子炉実験所

4

目的

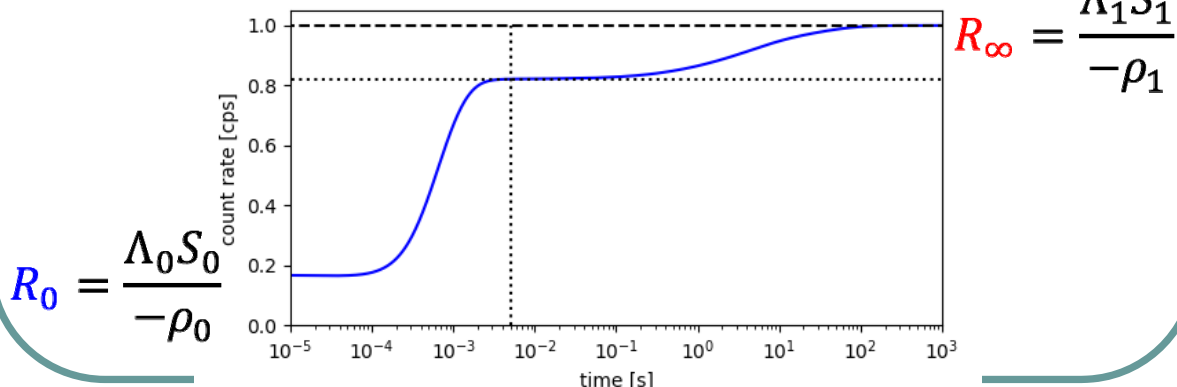
- 一点炉動特性パラメータや中性子源強度も同時に変化する場合でも頑健に未臨界度を測定可能な手法の開発
- 本発表の目的
 - 制御棒落下法や中性子源引抜法から着想を得て $(-\rho, \beta_{\text{eff}}, \Lambda, S)$ が任意のステップ状変化する場合を対象としてドル単位の未臨界度概算が可能か検討
 - 仮想数値実験により検出器位置依存性を調査

第6回「炉物理専門研究会」, 2017/11/29(水), 京都大学原子炉実験所

5

測定理論：積分法

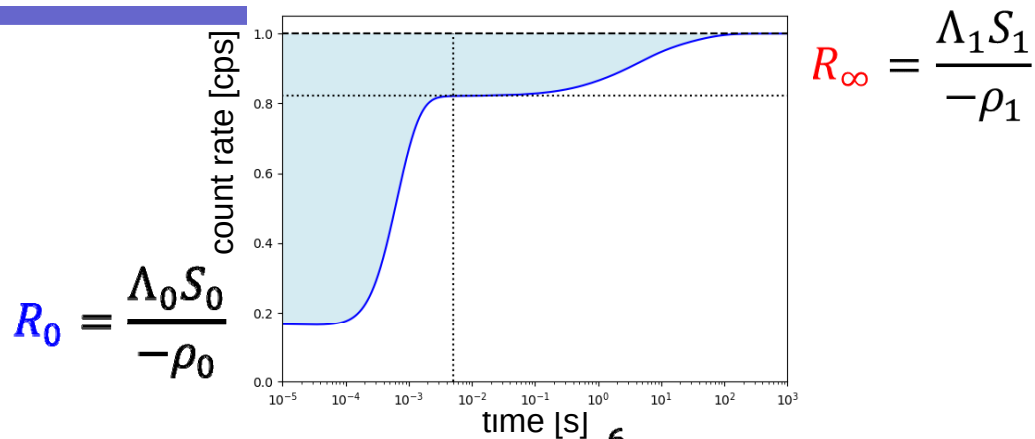
- 谷中・橋本により提案された拡張制御棒落下法[3]の理論展開とほぼ同じ
- 新規性
 - 初期状態 $(-\rho_0, \beta_{\text{eff},0}, \Lambda_0, S_0)$ から任意の終期状態 $(-\rho_1, \beta_{\text{eff},1}, \Lambda_1, S_1)$ に変化した場合にまで拡張



[3] H. Taninaka, et al., J. Nucl. Sci. Technol., **47**, pp.351-356 (2010).

6

測定理論：積分法



$$\frac{dR}{dt} - R_\infty = \frac{\rho_1 - \beta_{\text{eff},1}}{\Lambda_1} R(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) + S_1 - R_\infty$$

$$\frac{dC_i}{dt} - C_{i,\infty} = -\lambda_i C_i(t) + \frac{\beta_{i,1}}{\Lambda_1} R(t) - C_{i,\infty}$$

飽和値を引き両辺を $0 \leq t \leq \infty$ の範囲で時間積分

7

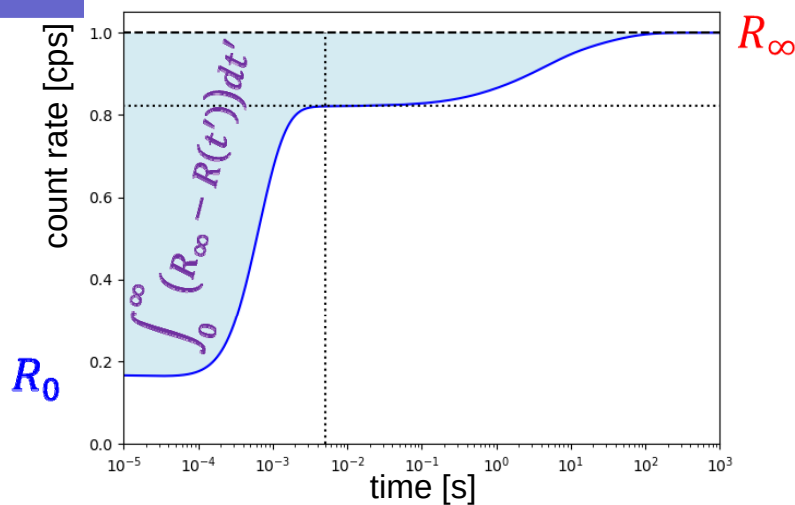
測定理論：積分法

$$\begin{aligned} & \frac{-\rho_1}{\beta_{\text{eff},1}} \\ &= \frac{\frac{\Lambda_1}{\beta_{\text{eff},1}} (R_\infty - R_0) + R_\infty \sum_{i=1}^6 \left(\frac{\beta_{i,1}}{\beta_{\text{eff},1} \lambda_i} \right) - \frac{\Lambda_1 \beta_{\text{eff},0}}{\Lambda_0 \beta_{\text{eff},1}} R_0 \sum_{i=1}^6 \left(\frac{\beta_{i,0}}{\beta_{\text{eff},0} \lambda_i} \right)}{\int_0^\infty (R_\infty - R(t')) dt'} \end{aligned}$$

● 近似

- ① 分子第1項 << 分子全体
- ② 比 $a_i \equiv \frac{\beta_i}{\beta_{\text{eff}}}$ は過渡変化前後で等しい
- ③ $\Lambda_1 \beta_{\text{eff},0} \approx \Lambda_0 \beta_{\text{eff},1}$

測定理論：積分法

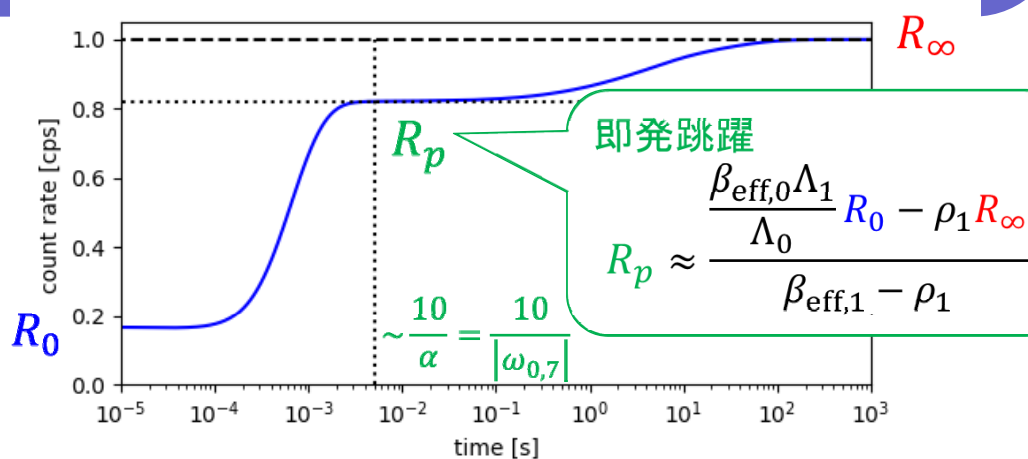


$$\frac{-\rho_1}{\beta_{\text{eff},1}} \approx \frac{(R_{\infty} - R_0) \sum_{i=1}^6 \left(\frac{a_i}{\lambda_i} \right)}{\int_0^{\infty} (R_{\infty} - R(t')) dt'} \approx \frac{10(R_{\infty} - R_0)}{\int_0^{\infty} (R_{\infty} - R(t')) dt'}$$

中性子計数率時間変化 $R(t)$ の測定のみで概算可能

9

測定理論：外挿法



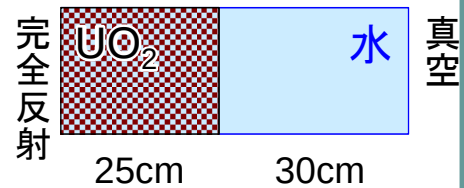
$$\frac{-\rho_1}{\beta_{\text{eff},1}} \approx \frac{R_p - \frac{\Lambda_1 \beta_{\text{eff},0}}{\Lambda_0 \beta_{\text{eff},1}} R_0}{R_{\infty} - R_p} \approx \frac{R_p - R_0}{R_{\infty} - R_p}$$

即発跳躍後の計数率を利用した概算も可能

10

計算条件

- 1次元拡散計算($\Delta x = 0.5\text{cm}$)
- エネルギー56群
 - SCALE6.2.2/NEWTにより定数作成
- 中性子検出反応断面積は $1/v$ 吸収断面積
- 過渡変化
 - 濃縮度3wt%の UO_2 燃料
→ $t = 0$ において UO_2 内に水が均一に混合
 - 外部中性子源の変化は無し



第6回「炉物理専門研究会」, 2017/11/29(水), 京都大学原子炉実験所

11

自作計算コードによる解析結果

通常の k_{eff}
固有値計算

$$\mathbf{A}\phi_g = \frac{1}{k_{\text{eff}}}\mathbf{F}\phi_g$$

遅発中性子あり
 ω 固有値計算

$$\frac{\omega}{v_g}\phi_g = (-\mathbf{A} + \mathbf{F}(\omega))\phi_g$$

	初期状態	終期状態
$k_{\text{eff}} [-]$	0.6916	0.9730
$\beta_{\text{eff}} [\text{pcm}]$	572	659
$-\rho/\beta_{\text{eff}} [\$]$	77.9	4.21
$\Lambda [\mu\text{s}]$	42.52	14.79
$\ell [\mu\text{s}]$	29.40	14.39
$\frac{\beta_{\text{eff}} - \rho}{\Lambda} [1/\text{s}]$	10624	2322
$\omega_{0,1} [1/\text{s}]$	-0.01259	-0.01251
$\omega_{0,7} [1/\text{s}]$	-4462	-1971

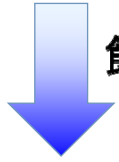
第6回「炉物理専門研究会」, 2017/11/29(水), 京都大学原子炉実験所

12

時間積分方程式を利用した 中性子束・時間積分値 $\tilde{\phi}$ の数値解法

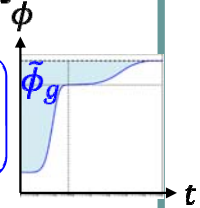
$$\frac{1}{v_g} \frac{\partial \phi_g}{\partial t} = (-\mathbf{A}_1 + \mathbf{F}_{p,1}) \phi_g(\vec{r}, t) + \sum_{i=1}^6 \chi_{i,g}(\vec{r}) \lambda_i C_i(\vec{r}, t) + S_{1,g}(\vec{r})$$

動特性計算は計算コスト大、時間幅 Δt による離散化誤差もあり



飽和値を引き両辺を $0 \leq t \leq \infty$ の範囲で時間積分

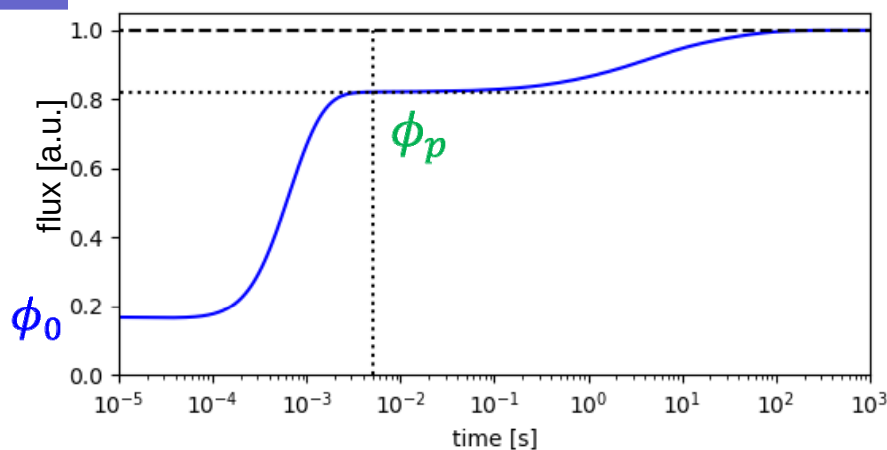
$$\begin{aligned} (\mathbf{A}_1 - \mathbf{F}_1) \tilde{\phi}_g(\vec{r}) &= \int_0^\infty (\phi_{\infty,g}(\vec{r}) - \phi_g(\vec{r}, t')) dt' \\ &= \frac{\phi_{\infty,g}(\vec{r}) - \phi_{0,g}(\vec{r})}{v_g} + \sum_{i=1}^6 \chi_{i,g}(\vec{r}) (C_{i,\infty}(\vec{r}) - C_{i,0}(\vec{r})) \end{aligned}$$



見かけ上、定常状態の式から $\tilde{\phi}_g$ の解を算出可能

13

即発跳躍直後・中性子束 ϕ_p の数値解法

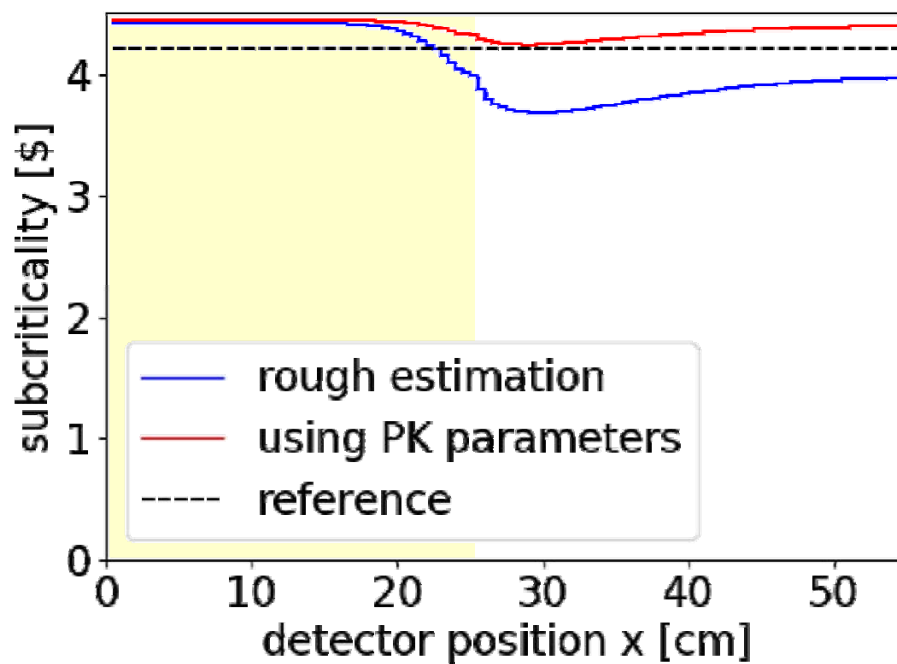


$$0 \approx (-\mathbf{A}_1 + \mathbf{F}_{p,1}) \phi_{p,g}(\vec{r}) + \sum_{i=1}^6 \chi_{i,g}(\vec{r}) \lambda_i C_{i,0}(\vec{r}) + S_{1,g}(\vec{r})$$

$$\lambda_i C_{i,0}(\vec{r}) = \sum_{g=1}^{NG} \beta_i v \Sigma_{f,0,g}(\vec{r}) \phi_{0,g}(\vec{r})$$

14

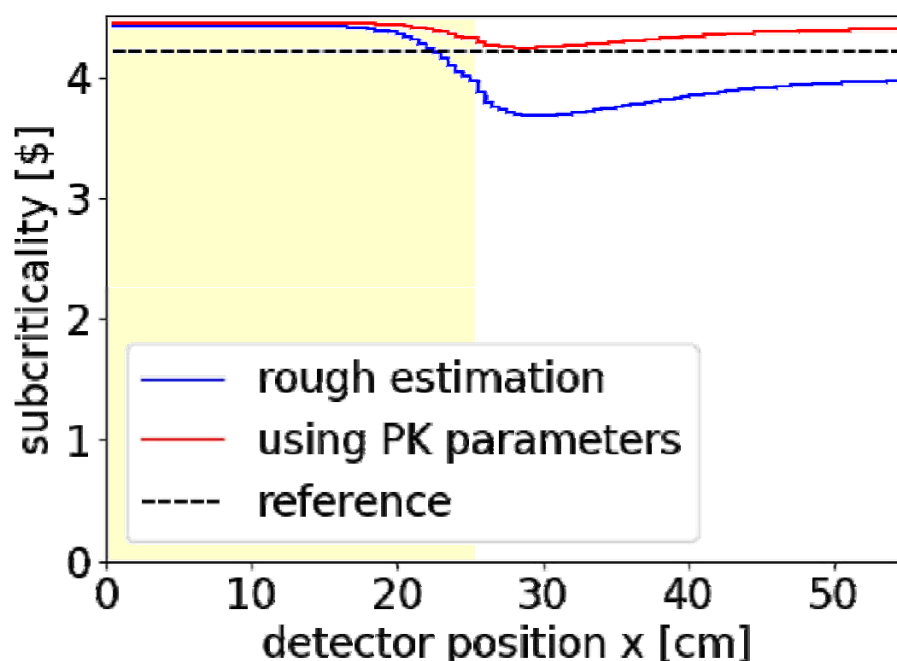
積分法による未臨界度推定結果： 時間積分方程式を用いた場合



第6回「炉物理専門研究会」, 2017/11/29(水), 京都大学原子炉実験所

15

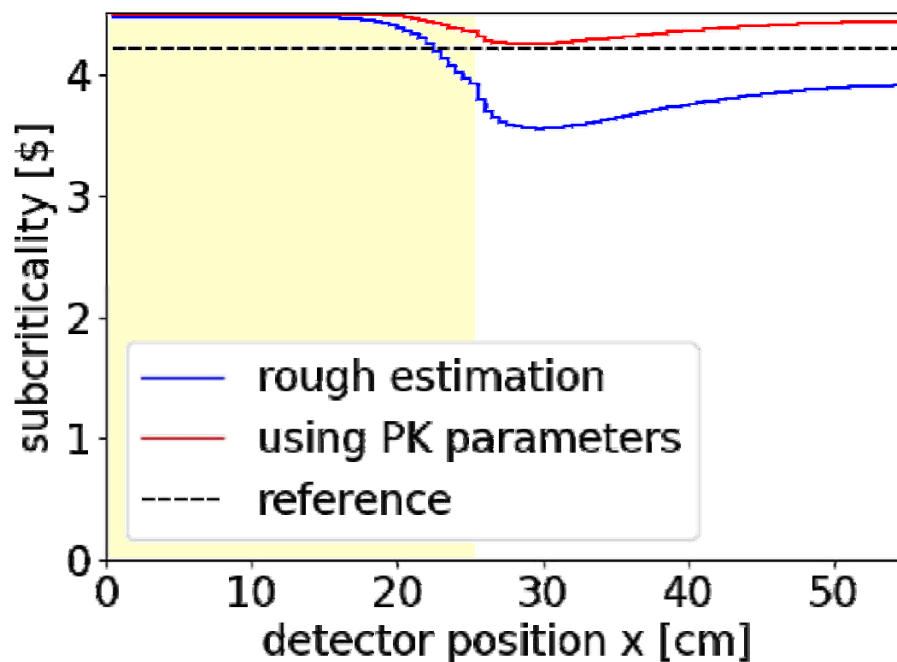
積分法による未臨界度推定結果： 動特性計算を実施した場合



- ✓ 完全陰解法+自動時間ステップ幅 Δt 調整
- ✓ $0 \leq t \leq 1223\text{s}$ まで動特性計算 (約4000回の拡散計算)を実施

16

外挿法による未臨界度推定結果



第6回「炉物理専門研究会」, 2017/11/29(水), 京都大学原子炉実験所

17

結果のまとめ、考察

- 一点炉動特性パラメータの情報が利用できれば参照値(k_{eff} 固有値計算)とのバイアスが低減可能
- 外挿法より積分法のほうが僅かにバイアスが小さい
- 推定結果は中性子検出器位置に依存する



- 「空間高次モード成分」の影響
- 推定増倍率は「検出中性子増倍率 k_{det} 」に対応
 - 検出器インポートランスで重み付けされた増倍率を推定
 - 中性子源増倍法[4]や面積比法[5]と同様の議論

[4] T. Endo, et al., Ann. Nucl. Energy, **38**; pp.2417-2427 (2011).

[5] T. Endo, et al., Trans. Am. Nucl. Soc., **113**, pp.1208-1211 (2015).

18

まとめ

● 積分法および外挿法

- 従来：制御棒落下法・中性子源引抜法による $-\rho$ 測定
- 任意の $(-\rho, \beta_{\text{eff}}, \Lambda, S)$ ステップ状変化であっても適用可能
 - 例： $\Delta\rho > 0$ 添加、中性子計数率が増加するケース
- 数値実験により $\Lambda, \beta_{\text{eff}}$ が変化しても $-\rho/\beta_{\text{eff}}$ が概算可能であることを確認
 - ただし推定結果は検出器位置に依存

● 今後の課題

1. 中性子生成時間や中性子源強度の変動に対する誤差評価
2. 未臨界状態における提案手法の実証試験
3. 未臨界状態の $\frac{R_{\infty}-R_0}{\int_0^{\infty}(R_{\infty}-R(t'))dt'}$ を活用したデータ同化

19

中性子雑音法を用いた気泡を含む水流の通過時間測定に対する 時間依存モンテカルロシミュレーション

Time-Dependent Monte Carlo Simulation for Transit Time Measurement
of Bubbly Water Flow with Neutron Noise Technique

○高山 直毅¹, 長家 康展¹, 山本俊弘²

¹日本原子力研究開発機構, ²京都大学原子炉実験所

中性子雑音法を用いて気泡を含む水流の速度(以降、水流速と呼ぶ)を推定する手法の開発に資するべく、計算機シミュレーション技術の開発を行っている。時間と共に気泡位置が変化する体系を考え、時間依存モンテカルロ法を用いて中性子の時系列データを取得し、水流速を推定するシミュレーションを行った。本稿では2つの検出器間の相互相関関数 CCF と相互パワースペクトル CPSD を用いて水流速を推定した結果を報告する。

キーワード：時間依存モンテカルロ, 中性子雑音法, 気泡, 水流, 通過時間測定, CCF, CPSD

1. 緒言 原子炉内で形成されたクラッドなどによる燃料構造材への損傷を防ぐには、クラッドの堆積による炉内の水の流れの減少、妨害を初期段階で検知することが有効だと考えられる。水流速を推定する方法として以前から中性子雑音法が存在するが、気泡を含む水流を模擬した体系について、時間依存モンテカルロ法による解析は行われていなかった。前回、1つの検出器の自己パワースペクトル APSD の周波数特性と水流速の関係性を報告した[1]。APSD では両者の相対的な関係しか分からず、水流速を推定するためには予めこの関係性を評価しておく必要がある。今回は直接水流速を推定できる手法として、ピーク位置を利用する CCF、位相と周波数の比を利用する CPSD を用い、これら手法の適用範囲を調べるため、気泡直径をパラメータとして解析を行った。

2. 解析 厚さ 5 cm、高さ 360 cm の 2 次元平板体系において、平板の下部より気泡を含む水が上部に流れている状態を考える。平板の片側面から中性子を入射し、もう一方の側面に透過してきた中性子を、軸方向に 2 つ配列された面検出器でカウントする。なお、基礎的な特性を理解するために理想的で単純なモデルを考え、気泡形状は真円とし気泡同士の合体や水と気泡間のスリップは考慮していない。エネルギー群数は 3 群とし、入射中性子のエネルギースペクトルは BWR のボイド率 0% のものを与えた。水流速評価の理論については発表時に説明する。

3. 結果 気泡直径が水流速推定に与える影響を調べるため、ボイド率 5%、水流速 40 cm/s、検出器間距離 35 cm を固定し、気泡直径を 0.1, 0.3 cm に変化させて解析を行った。この条件で推定した水流速を表 1 に示す。ヒストリー数に対する違いも表に示す。図 1 は CCF を用いた結果を示しており、気泡直径 0.3 cm のケースについてはヒストリー数を増やすことでピークが観測され、水流速の推定が可能になることが分かった。また、CPSD についてもヒストリー数を増加させることで精度良く水流速を推定できた。気泡直径 0.1 cm のケースでは、CCF にピークは観測されず、水流速を評価することが困難であった。CPSD ではヒストリー数増加に伴い推定値が改善されたものの、参照値 (40 cm/s) を 5% から 14% 過小評価する結果となった。手法間の比較では、CCF を用いたときは推定ができない場合があるが、CPSD では全ての場合で推定値が得られた。

4. 結言 時間依存モンテカルロ計算で CCF と CPSD を用いて水流速を推定し、気泡直径をパラメータとした適用範囲を調べた。気泡直径が小さくなるにつれて水流速推定が困難になる傾向がある。また、CCF より CPSD の方が有用である可能性がある。今後はボイド率等が推定精度に与える影響を調べる予定である。

表 1 CCF 及び CPSD から得られた水流速

ヒストリー数	気泡直径 [cm]	水流速[cm/s]			
		CCF(1群)	CCF(3群)	CPSD(1群)	CPSD(3群)
2.0×10 ⁹	0.1	—*1	—	27.2±0.3*2	45.8±1.0
2.0×10 ⁹	0.3	—	—	27.8±0.7	38.5±1.0
3.2×10 ¹⁰	0.1	—	—	34.5±0.5	37.8±1.1
3.2×10 ¹⁰	0.3	42.3±0.1	41.0±0.1	40.2±0.3	41.4±0.2

*1: ピークが確認できず水流速推定不可 *2: フィッティング誤差

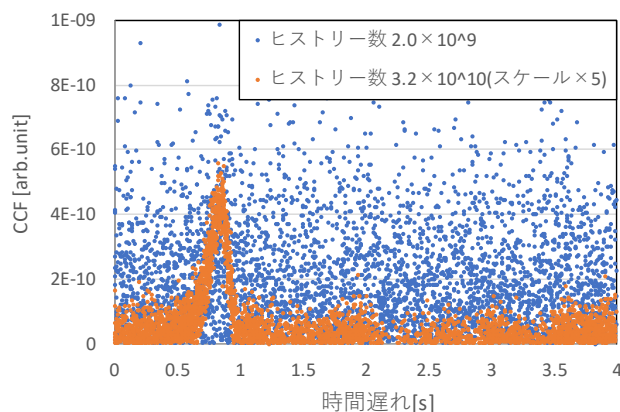


図 1 CCF とヒストリー数の関係(1 群, 気泡直径 0.3 cm)

[1] 高山 他, 日本原子力学会 2016 年秋の大会予稿集, 2H06

中性子雑音法を用いた 気泡を含む水流の通過時間測定に対する 時間依存モンテカルロシミュレーション Time-Dependent Monte Carlo Simulation for Transit Time Measurement of Bubbly Water Flow with Neutron Noise Technique

2017/11/29-30
第6回炉物理専門研究会
京都大学原子炉実験所

○高山 直毅¹, 長家 康展¹, 山本俊弘²

¹日本原子力研究開発機構, ²京都大学原子炉実験所

2

発表内容

- 背景と目的
- 解析手法
 - 解析対象
 - CCF(相互相関関数)
 - CPSD(相互パワースペクトル密度)
 - 解析条件
- 結果
 - CCF
 - CPSD
 - 水流速推定値
- 結論

背景

- 原子炉内にてクラッドや異物が発生する場合があります、燃料構造材を損傷する可能性がある。
 - クラッドの付着による被覆管の腐食 (米, Big Rock Point)[1]
 - クラッドの蓄積による流量分布の非対称性 (ハンガリー, Paks-2)[2]
 - 異物に起因するフレット破損 (独, Gundremmingen)[3]
- 水の流れの異常な変化を初期段階で検知することが重要。
- 中性子雑音法を用いた水流速の推定方法**が以前から存在する。

[先行研究]

- 気泡を含む水流を模擬した体系に対し、時間依存モンテカルロ法による解析は行われていなかった。
- 1つの検出器の自己パワースペクトル密度APSDの周波数特性と水流速の関係性を報告した[4]。

[1] Garde, et. al., Zirconium in the Nuclear Industry: Tenth International Symposium. 1245, 29 (1994).

[2] Adorján F, et. al., Core asymmetry evolution using static measurements and neutron noise analysis, Ann Nucl Energy 27(7), 649-658(2000)

[3] 越後谷 他, 日本原子力学会誌, Vol.35, No.8(1993)

[4] 高山 他, 日本原子力学会2016年秋の大会予稿集, 2H06

[先行研究]

- APSDでは両者の相対的な関係しか分からず、水流速を推定するためには予めこの関係性を評価しておく必要がある。

[本研究]

- 直接水流速を推定できる手法として、**相互相関関数CCF**、**相互パワースペクトル密度CPSD**を利用する。

目的

- CCF及びCPSDによる水流速の推定精度の確認。
- 気泡直径と線源強度をパラメータに水流速推定の適用範囲を調査。

解析対象

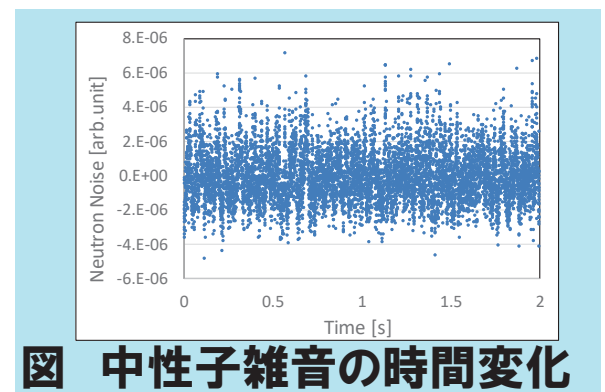
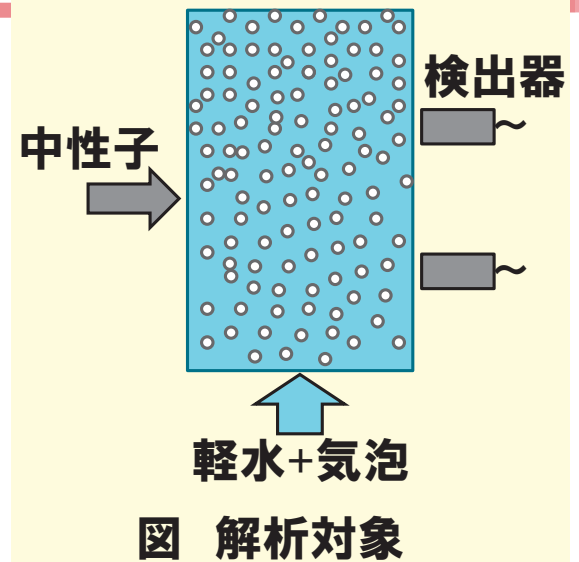
- ・ 気泡を含む水流の中を中性子が飛行する体系を取り扱う。
- ・ 流れの方向に沿って2つ中性子検出器が配置される。
- ・ 検出器は中性子束の時系列データ $\Phi_z(t)$ を取得する。
- ・ 中性子雑音を次式で計算する。

$$\begin{aligned}\delta\Phi_z(t) &\equiv \Phi_z(t) - \langle\Phi_z(t)\rangle \\ &= \Phi_z(t) - \Phi_z\end{aligned}$$

z : 中性子検出器の位置

t : 時間

- ・ 中性子雑音の時間変化から、水流速を推定する。



CCFによる水流速の推定手法

- ・ CCF

$$\begin{aligned}CCF_{z_1, z_2}(\tau) &= \langle \delta\Phi_{z_1}(t) \delta\Phi_{z_2}(t + \tau) \rangle \\ &= \lim_{T \rightarrow \infty} \frac{1}{2T} \int_{-T}^T \delta\Phi_{z_1}(t) \delta\Phi_{z_2}(t + \tau) dt\end{aligned}$$

τ : 時間遅れ (Time Delay)

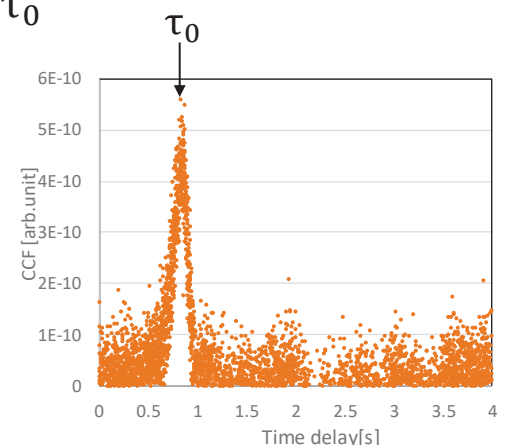
- 気泡が検出器間を通過するのに要した時間が τ_0 のとき、CCFは強い相関。

- ・ CCFピーク位置のフィッティング

$$CCF_{peak} = \frac{h}{1 + (x - \tau_0)^2 / w^2} + e$$

h : ピーク高さ τ_0 : ピーク位置
 w : 半値幅 e : 白色ノイズ

- ・ 水流速 $V = \frac{\Delta z}{\tau_0}$ ← 検出器間距離



CPSDによる水流速の推定手法

• CPSD

$$CPSD_{z_1, z_2}(\omega) = \int_{-\infty}^{\infty} CCF_{z_1, z_2}(\tau) e^{-i\omega\tau} d\tau$$

• CPSDの位相-周波数特性(簡易的導出)

$$CCF_{z_1, z_2}(\tau) \approx \delta(\tau - \tau_0)$$

と近似すれば

$$CPSD_{z_1, z_2}(\omega) = e^{-i\omega\tau_0}$$

位相(Phase) は

$$\theta = -2\pi f\tau_0, \quad \theta = \tan^{-1} \left(\frac{\text{Im}[CPSD_{z_1, z_2}(\omega)]}{\text{Re}[CPSD_{z_1, z_2}(\omega)]} \right)$$

ここで、

$\omega (= 2\pi f)$: 角周波数

f : 周波数(frequency)

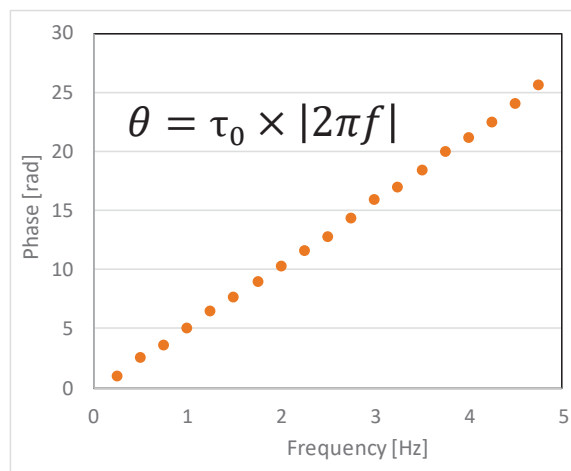


図 CPSDの位相と周波数の関係

$$\text{水流速 } V = \frac{\Delta z}{\tau_0}$$

方法 (解析条件)

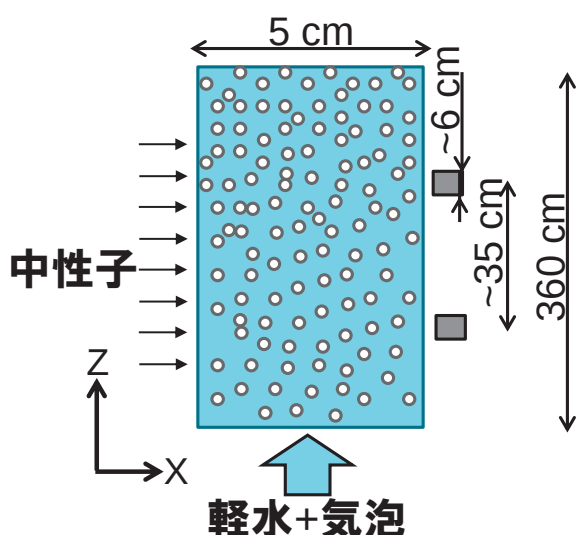


図 解析体系

表 解析条件

計算体系	2次元平板
気泡形状	真円 (気泡間の合体無し) 気泡直径 0.1~0.7 cm
ボイド率	5% (X, Z方向に一樣)
水流速	40 cm/s (水と気泡間のスリップは考慮せず垂直方向に一定速度)
入射中性子のスペクトル	BWR (ボイド率0%, セル平均)
エネルギー群数	3群(67 keV/ 1.4 eV)
総ヒストリー数	2.0×10^9 *1, 3.2×10^{10} *2
断面積ライブラリ	JENDL-3.3

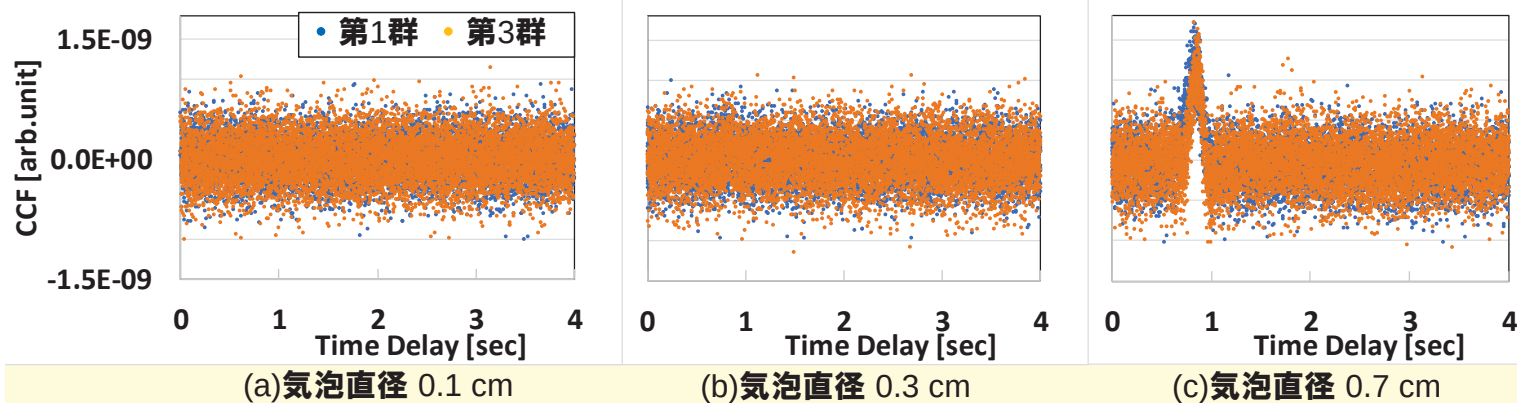
*1: 総ヒストリー数=線源強度弱(5.0×10^6 粒子/s)×計測時間(4 s)×100レプリカ

*2: 総ヒストリー数=線源強度強(8.0×10^7 粒子/s)×計測時間(4 s)×100レプリカ

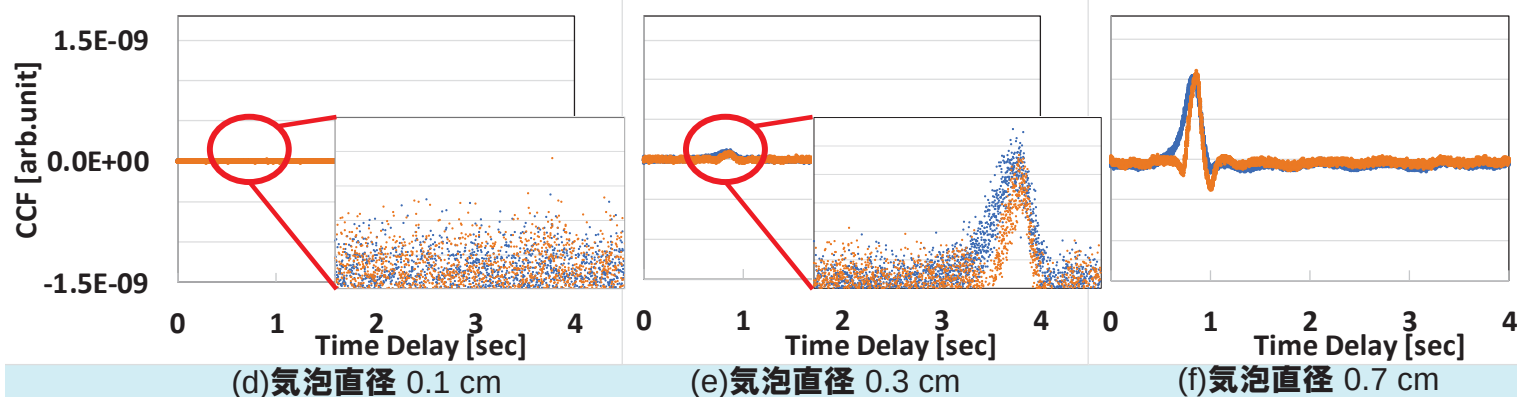
- 基本的な特性を理解するため理想的なモデルを使用。
- 一つの中性子の飛行中、体系は変化しないと仮定。
- 線源から放出された中性子が死滅する度に気泡及び水を上方へと移動。
- 時間と共に体系が変化する時間依存モンテカルロ計算。

CCFのスペクトル(ボイド率5%, 水流速40 cm/s)

線源強度弱(総ヒストリー数 2.0×10^9)

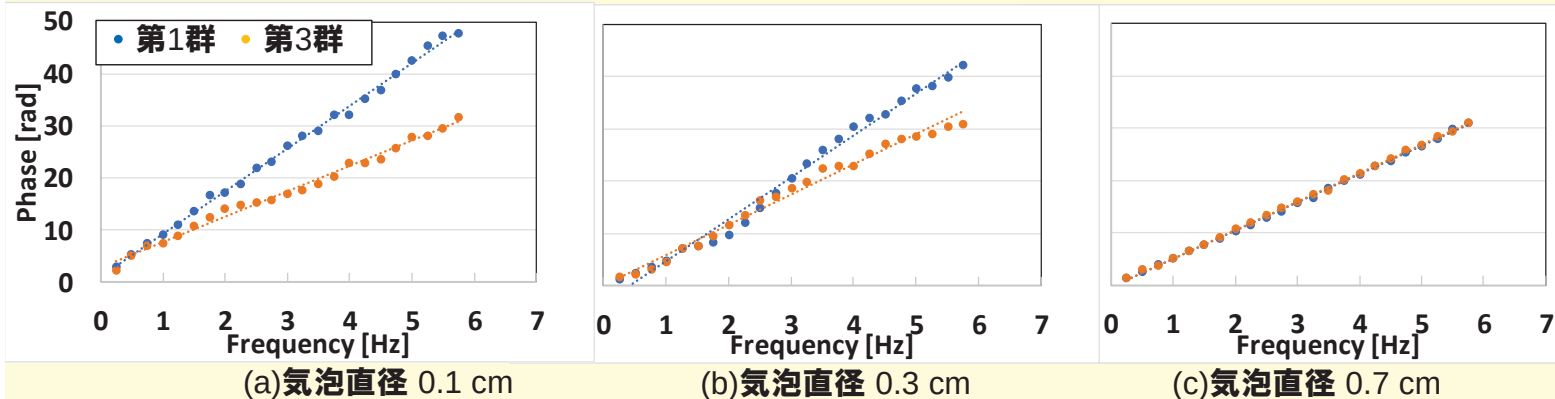


線源強度強(総ヒストリー数 3.2×10^{10})

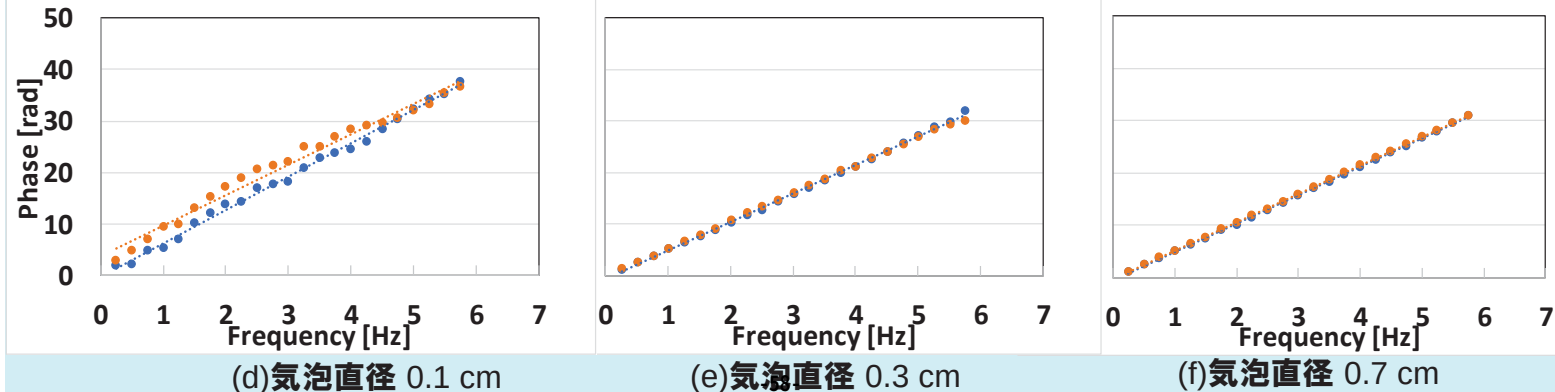


CPSDの位相-周波数特性(ボイド率5%, 水流速40 cm/s)

線源強度弱(総ヒストリー数 2.0×10^9)



線源強度強(総ヒストリー数 3.2×10^{10})



水流速の推定値結果

表 CCF及びCPSDから得られた水流速の推定値

総ヒストリー数	気泡直径 [cm]	水流速[cm/s]			
		CCF (第1群)	CCF (第3群)	CPSD (第1群)	CPSD (第3群)
2.0×10^9	0.1	-*1	-	27.2 ± 0.3 *2	45.8 ± 1.0
2.0×10^9	0.3	-	-	27.8 ± 0.7	38.5 ± 1.0
2.0×10^9	0.7	42.5 ± 0.2	41.4 ± 0.1	41.1 ± 0.2	41.0 ± 0.2
3.2×10^{10}	0.1	-	-	34.5 ± 0.5	37.8 ± 1.1
3.2×10^{10}	0.3	42.3 ± 0.1	41.0 ± 0.1	40.2 ± 0.3	41.4 ± 0.2
3.2×10^{10}	0.7	42.7 ± 0.0	41.4 ± 0.0	41.0 ± 0.2	40.9 ± 0.1

*1: ピークが確認できず水流速推定不可 *2: フィッティング誤差

- 直径が小さいと水流速推定が困難。
- 精度はよくないがCCFでは測定できない領域をCPSDで推定可能。

結論

- 時間依存モンテカルロ計算でCCFとCPSDを用いて水流速を推定し、その精度及び気泡直径と線源強度をパラメータとしたときの適用範囲を調べた。
 - 直径が小さくなることで水流速の推定が困難になる。
 - CCFでは線源強度が強いと測定可能となる領域があり全体的に測定精度も改善した。
 - CCFでは測定できない領域について、精度は良くないがCPSDで推定可能な領域があり、CCFよりCPSDの方が有用である可能性がある。
- 今後はその他のパラメータ(ボイド率, 水流速, 検出器間距離, 検出器幅)が推定精度に与える影響を調べる予定。

次世代高速炉の核設計における燃焼核特性評価の解析条件の検討

Investigation of the Core Neutronics Analysis Conditions for Evaluation of Burnup Nuclear Characteristics of Next-Generation Fast Reactors

*滝野 一夫¹

¹ 日本原子力研究開発機構

高い燃焼度を設計目標とする次世代高速炉の核設計高度化のため、燃焼核特性解析における種々の解析条件の違いによる影響を評価し、解析精度と計算時間の観点から推奨される解析条件を導き出した。

キーワード：次世代高速炉、核設計、燃焼核特性、解析条件、MARBLE2

1. 緒言

許容される計算時間内で得られる解析精度を把握する観点から、格子計算及び炉心計算の解析条件の違いによる燃焼核特性と計算時間（計算コスト）への影響を整理し、推奨される解析条件を導き出した^[1,2]。本発表では、その検討をレビューする。

2. 解析条件

電気出力 750 MWe の次世代ナトリウム冷却高速炉^[3,4]を対象に、3 次元 Tri-Z 体系炉心燃焼計算を行う。解析には汎用炉心解析システム MARBLE2^[5]を用い、中性子束計算のための拡散ソルバーとして DIF3D コード、輸送ソルバーとして MINISTRI コードを選択した。中性子エネルギー群の取り扱いでは拡散・6 メッシュ/集合体に固定して、175 群超微細群炉定数適用時(連続エネルギー相当) に対し、70 群、36 群、18 群、7 群と低コスト化する。中性子輸送・空間メッシュの取り扱いでは中性子エネルギー群を 7 群に固定して、S₄ 輸送 24 メッシュ/集合体 (輸送計算の無限 S_N、無限小空間メッシュ相当) に対し、6 メッシュ/集合体、拡散計算 24 メッシュ/集合体、拡散計算 6 メッシュ/集合体と低コスト化する。低コスト化して得られた核特性解析結果に対しては、それを詳細相当とするために、スナップショット補正を適用して解析精度と計算時間を整理する。

3. 解析結果

中性子エネルギー群と中性子輸送・空間メッシュの両方を詳細にしたケース（以下、詳細ケース）に対する上記の両方を最も低コスト化したケース（以下、低コスト化ケース）を例に、核特性の差異を見る。図 1 に、解析対象炉心における断面積起因誤差の 1 σ ^[6]を参考精度として、核特性の差異を示す。図 1 より、補正前は差異が参考精度を上回るケースが多いが、連続エネルギー補正と無限 S_N、無限小メッシュ補正の両方を適用することで、差異が参考精度未満になることが分かる。また、表 1 に平衡サイクル末期（EOEC）に到達するまでの各解析ケースにおける CPU 時間を示す。図 1 と表 1 より低コスト化ケースは、詳細ケースの解析精度を維持しつつ約 1/854 の時間で計算が可能であることが分かる。以上から、7 群及び拡散・6 メッシュ/集合体ケースが解析精度と計算時間の観点から推奨される。

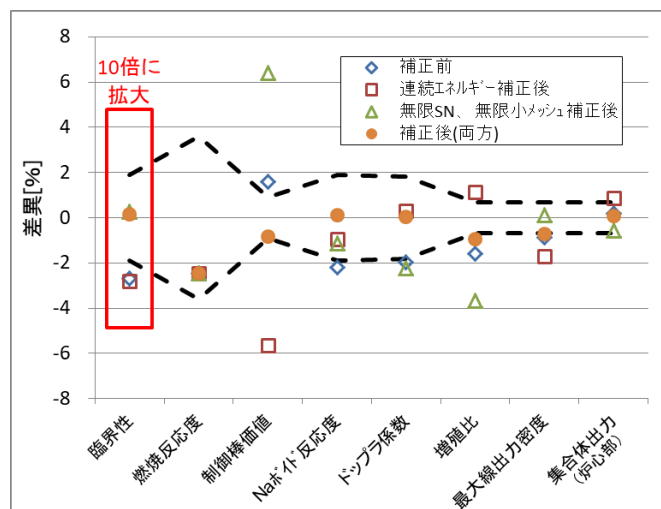


図 1 核特性における低コスト化ケースの詳細ケースに対する最大差異

表 1 EOE 到達までに要した CPU 時間
(CPU クロック周波数: 3.0 GHz)

解析ケース	計算時間 [h]
低コスト化ケース	1.1
連続エネルギー相当ケース	13.4
無限SN, 無限小メッシュ相当ケース	71.5
詳細ケース	854.1

4. 結言

本発表では、これまでに実施した燃焼核特性解析における解析条件の検討をレビューした。今後、結果の要因分析等を通して、この解析手法の汎用性を確認する予定である。

参考文献

- [1] 滝野一夫, 他: 原子力学会「2017 年春の年会」, 1F18. [2] 滝野一夫, 他: 原子力学会「2017 年秋の大会」, 2G09.
[3] 大久保努, 他: 原子力学会「2010 年秋の大会」, P30. [4] 小倉理志, 他: 原子力学会「2010 年秋の大会」, P31.
[5] 横山賢治, 他: JAEA-Data/Code-2015-009 (2015). [6] 杉野和輝, 他: JAEA-Research-2012-013 (2012).

*Kazuo Takino¹

¹Japan Atomic Energy Agency

次世代高速炉の核設計における 燃焼核特性評価の解析条件の検討

○滝野 一夫

日本原子力研究開発機構

次世代高速炉サイクル研究開発センター

発表内容

1. 概要
2. 解析方法
3. 解析結果
4. 燃焼組成補正の追加
5. まとめ

Advanced Fast Reactor Cycle System Research and Development Center



AFRC

1. 概要

- 高燃焼度を目指した次世代高速炉の核設計高度化の一環として、
現実的な計算時間内に収まり、高い精度を有する解析方法を
検討する。

燃焼計算の解析条件における

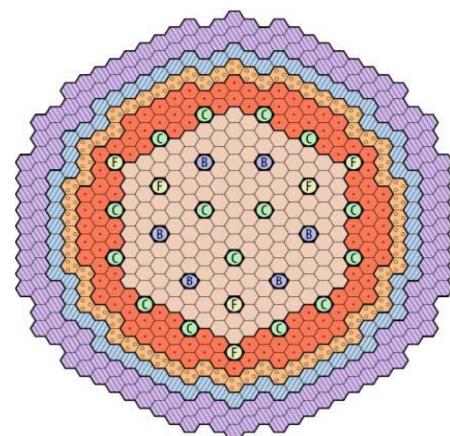
(A) 中性子エネルギー群の取り扱い

(B) 中性子輸送及び空間メッシュの取り扱い

に着目し、燃焼核特性の精度と計算時間を
整理した^[1, 2]。本発表では、その検討をレビューする。

● 解析対象

FaCT計画で構築された電気出力750MWeの
次世代ナトリウム冷却高速炉^[3, 4]



内側炉心燃料集合体	157体
外側炉心燃料集合体	117体
径方向ブランケット	66体
径方向遮へい体 (スリット鋼)	72体
径方向遮へい体 (Zr-H)	162体
制御棒 (粗調整棒)	15体
制御棒 (微調整棒)	6体
制御棒 (後備炉停止棒)	6体
合 計	601体

検討対象とした750MWe
次世代Na冷却高速炉の
炉心配置^[3, 4]

[1] 滝野一夫, 他: 原子力学会「2017年春の年会」, 1F18.

[2] 滝野一夫, 他: 原子力学会「2017年秋の大会」, 2G09.

[3] 大久保努, 他: 原子力学会「2010年秋の大会」, P30.

[4] 小倉理志, 他: 原子力学会「2010年秋の大会」, P31.

2.解析方法

● 平衡サイクルの燃焼核特性を評価

- | | |
|----------------|------------|
| 1) 臨界性 | 5) ドップラ係数 |
| 2) 燃焼反応度 | 6) 集合体出力分布 |
| 3) 制御棒価値 | 7) 最大線出力密度 |
| 4) 全炉心Naボイド反応度 | |

※ 本発表における「固有値から得られる核特性」は上記の1)～5)を指すものとする。

3

2.解析方法

■ 3次元体系で燃料交換及び制御棒調整を考慮し、詳細及び低コスト化条件での燃焼計算を実施

(A) エネルギー群の取り扱い

詳細条件燃焼計算

175群 + PEACO($\leq 50\text{keV}$)
(連続エネルギー相当)

vs.

低コスト化条件燃焼計算

- ・ 70群
- ・ 36群(70群を縮約)
- ・ 18群(70群を縮約)
- ・ 7群(70群を縮約)

+ スナップショット計算
から得た補正

(B) 中性子輸送及び空間メッシュの取り扱い

詳細条件燃焼計算

S4輸送計算、24メッシュ/集合体
(無限 S_n 、無限小空間メッシュ相当)

vs.

低コスト化条件燃焼計算

- ・ S4輸送計算、6メッシュ/集合体
- ・ 拡散計算、24メッシュ/集合体
- ・ 拡散計算、6メッシュ/集合体

+ スナップショット
計算から得
た補正

平衡サイクルにおける各核特性について、断面積起因誤差の 1σ の値^[5]を参考精度と設定し、詳細条件と低コスト化条件の差異を見る。

4

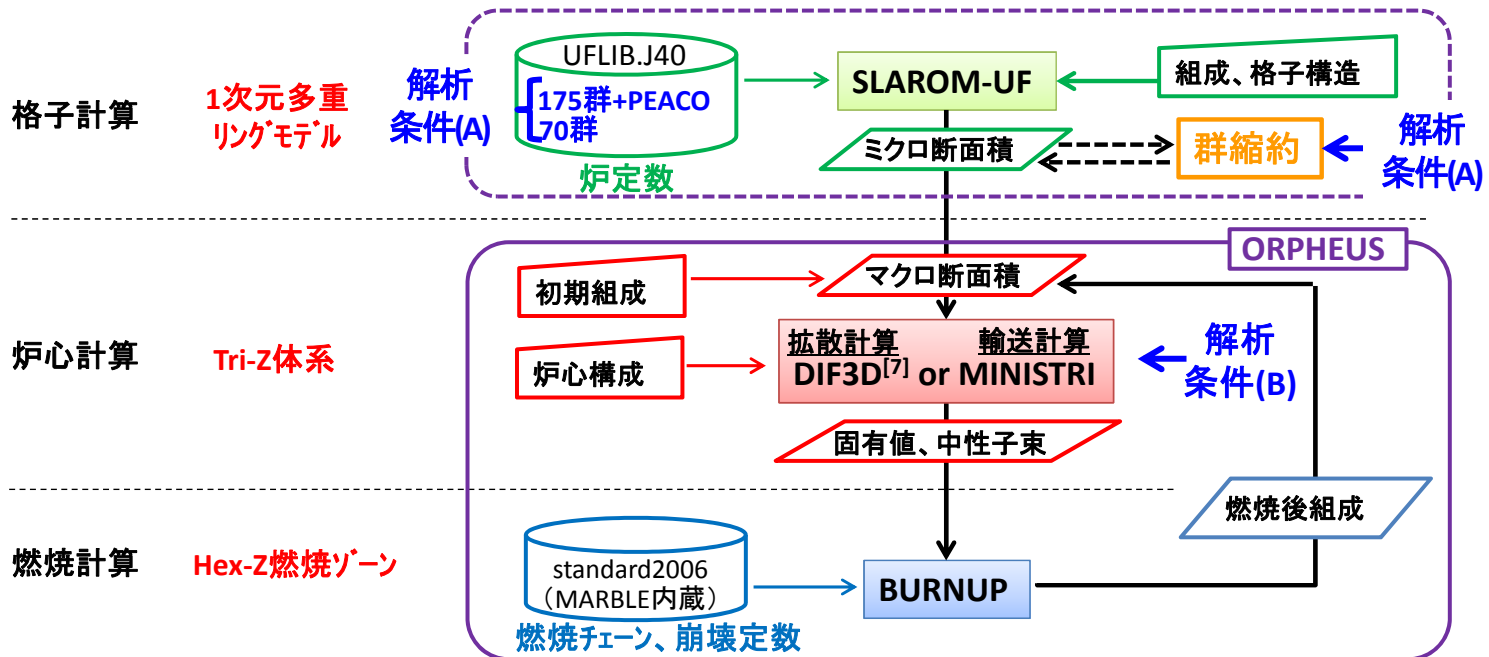
2.解析方法

■ 解析システム

汎用炉心解析システムMARBLE2^[6]の高速炉実機燃焼解析システムORPHEUSを使用

✓ ORPHEUSは多様な条件での解析に対応

拡散計算及び輸送計算に対応、種々のパターンの集合体メッシュ変換機能等



[6] 横山賢治・他: 汎用炉心解析システムMARBLE2の開発, JAEA-Data/Code-2015-009, (2015).

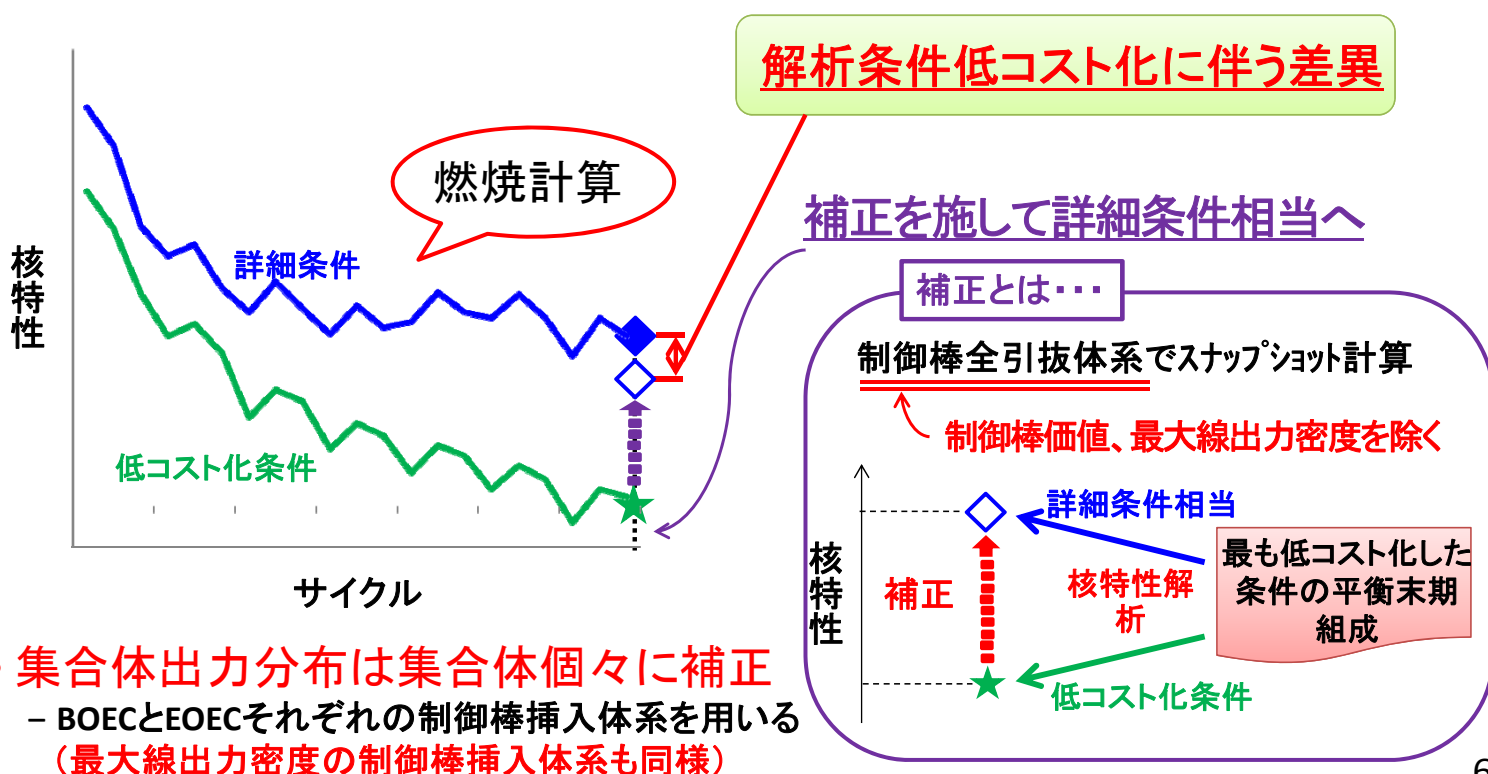
[7] K. L. Derstine, DIF3D: A Code to Solve One-, Two-, and Three-Dimensional Finite-Difference Diffusion Theory Problems, ANL-82-64, Argonne National Laboratory, Argonne, IL (1984).

5

2.解析方法

■ 「スナップショット計算から得た補正」について

低コスト化条件燃焼計算から得られた核特性を定点的に補正して 詳細条件相当へ



6

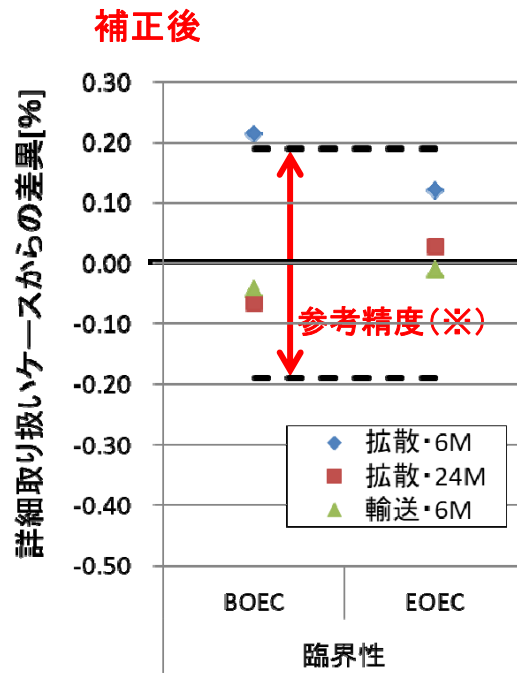
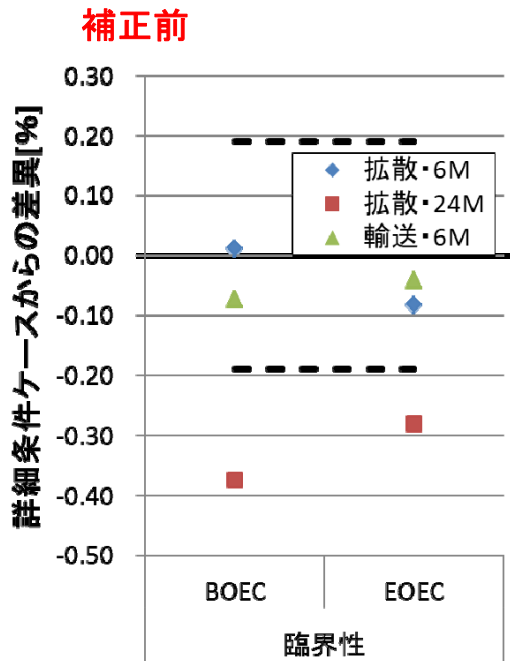
3.解析結果

(B) 中性子輸送及び空間メッシュの取り扱い

- 固有値から得られる核特性

※参考精度(破線)は
断面積起因誤差の 1σ

M: 集合体あたりの
メッシュ数



補正により、BOECの臨界性で拡散・6メッシュ/集合体ケースが参考精度程度となるが、
その他のケースでは参考精度以内に収まっている。

7

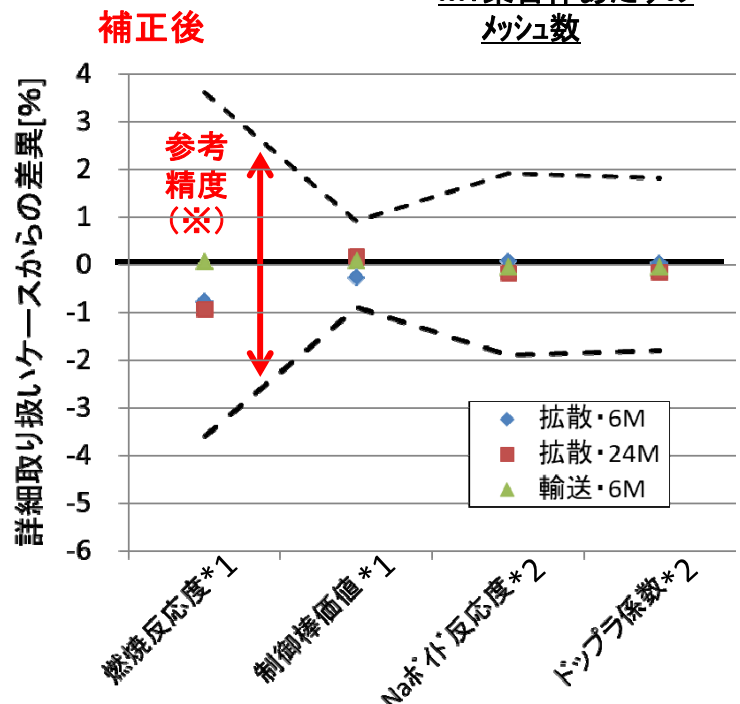
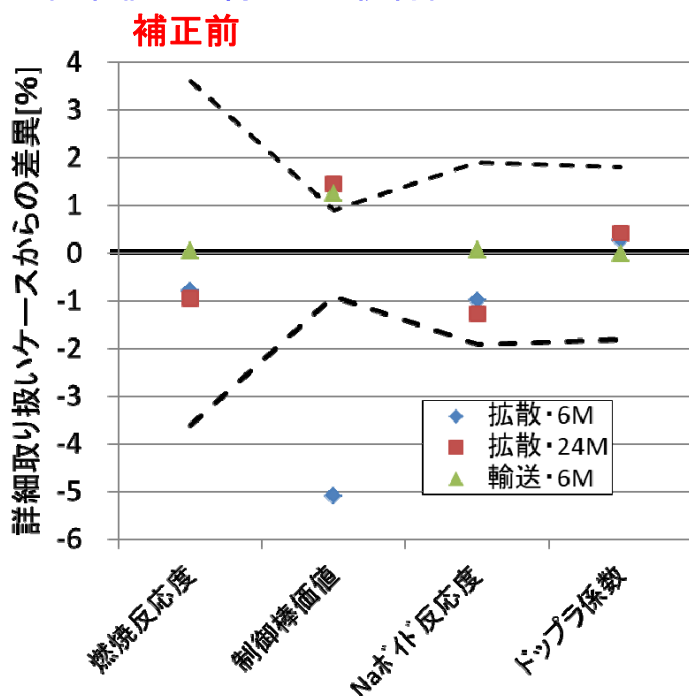
3.解析結果

(B) 中性子輸送及び空間メッシュの取り扱い

- 固有値から得られる核特性

※参考精度(破線)は
断面積起因誤差の 1σ

M: 集合体あたりの
メッシュ数



制御棒価値における補正による差異の縮小効果が大きく、特に拡散・6メッシュ集合体ケースでは差異が大幅に縮小する。

*1 BOECとEOECの差異で大きい方

*2 燃焼計算の群数のみ簡略化。反応度係数はEOECの組成を使って70群スナッフジョット計算により算出

8

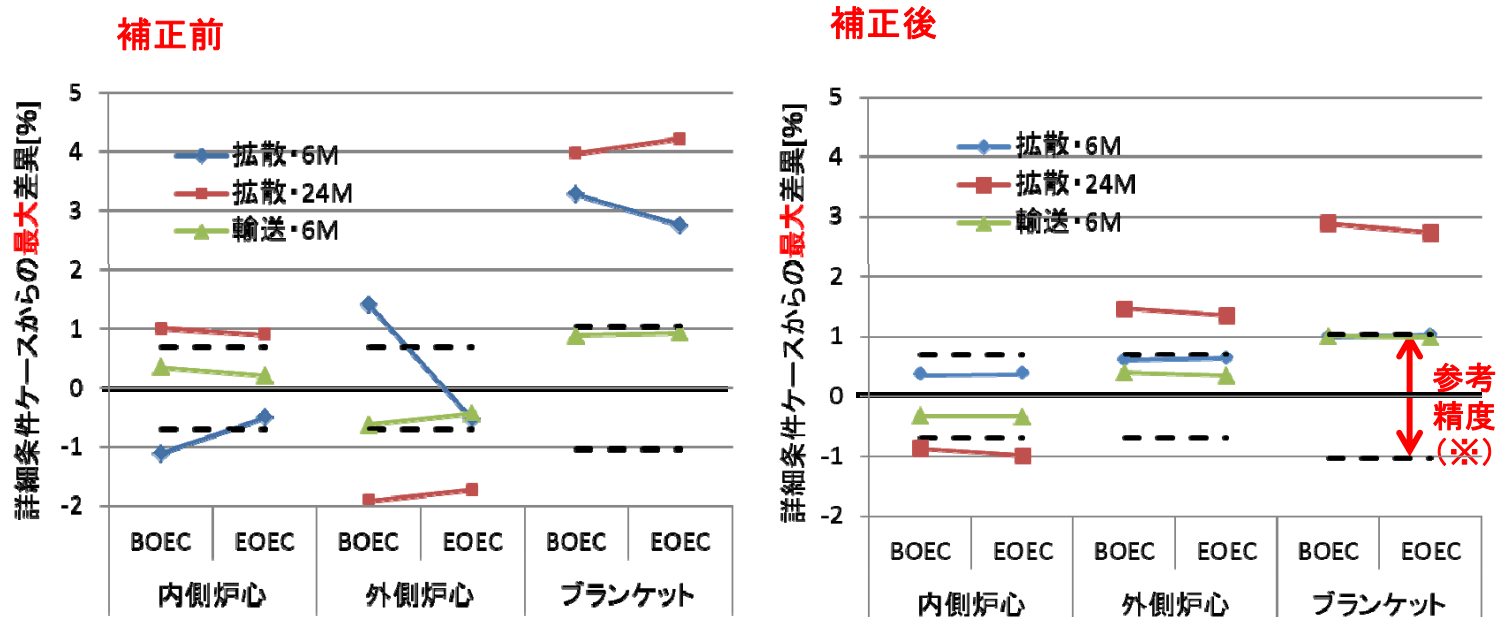
3.解析結果

(B) 中性子輸送及び空間メッシュの取り扱い

・ 集合体出力

※参考精度(破線)は断面積起因誤差の1 σ

M: 集合体あたりの
メッシュ数



補正により、最も低コスト化した拡散・6メッシュ/集合体ケースで差異が参考精度程度となる。

9

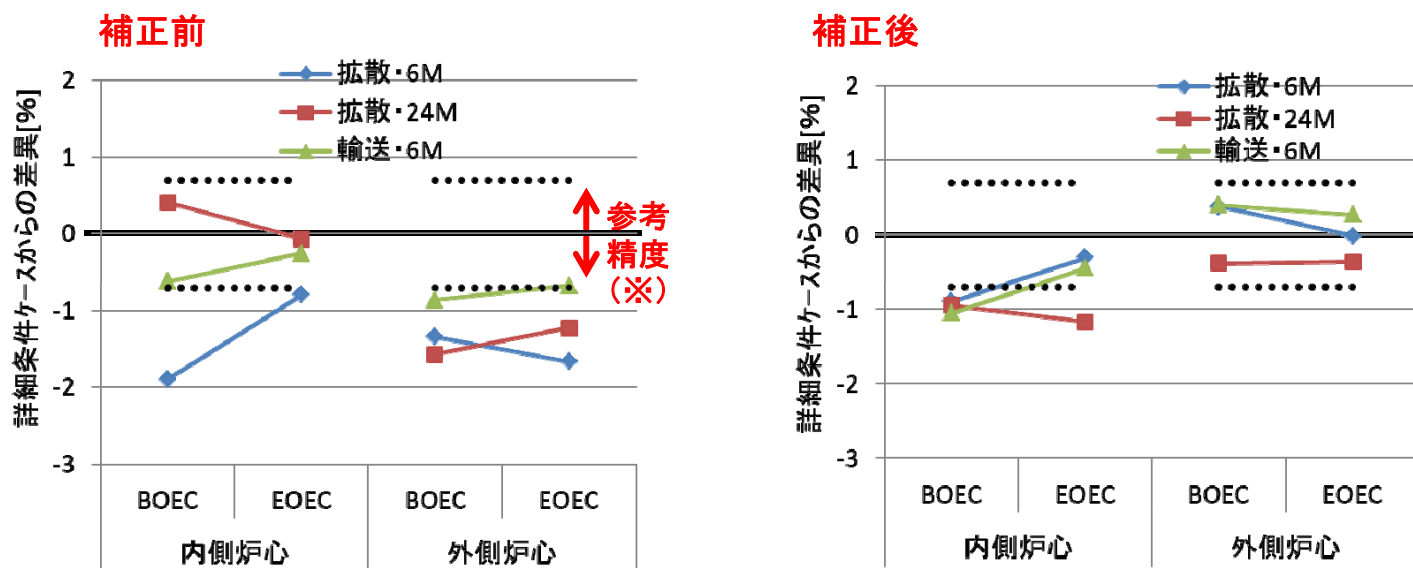
3.解析結果

(B) 中性子輸送及び空間メッシュの取り扱い

・ 最大線出力密度

※参考精度(破線)は断面積起因誤差の1 σ

M: 集合体あたりの
メッシュ数



拡散・6メッシュ/集合体ケースでは差異が参考精度程度となり、計算時間は最も短い。

・ 平衡サイクル末期までの計算時間

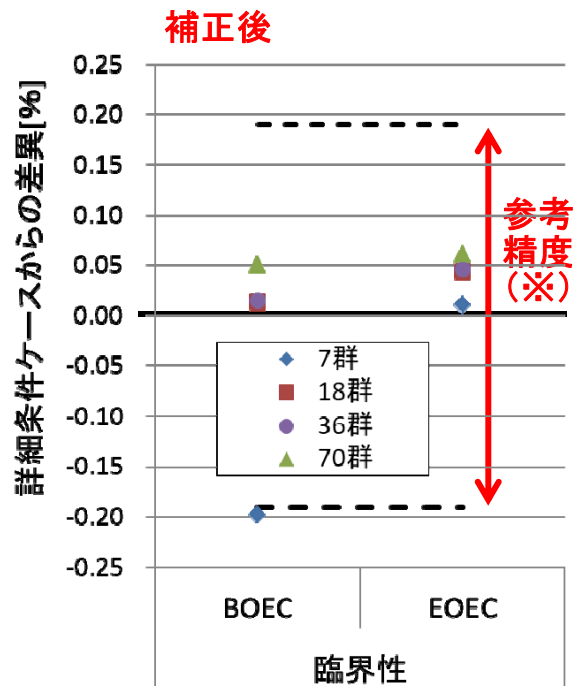
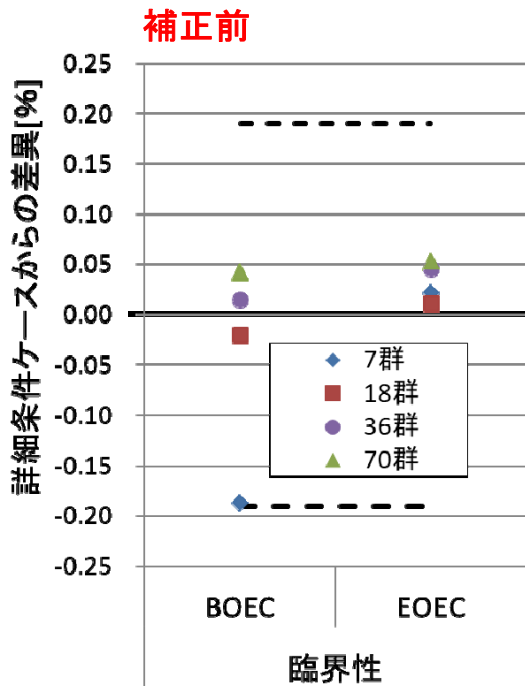
輸送・24M	輸送・6M	拡散・24M	拡散・6M
71.5h	17.6h	2.6h	1.1h

3.解析結果

(A) エネルギー群の取り扱い

- 固有値から得られる核特性

※参考精度(破線)は断面積起因誤差の1 σ



BOECにおける臨界性の差異は7群ケースで参考精度程度となるが、それ以外では差異は参考精度以内に十分に収まっている。

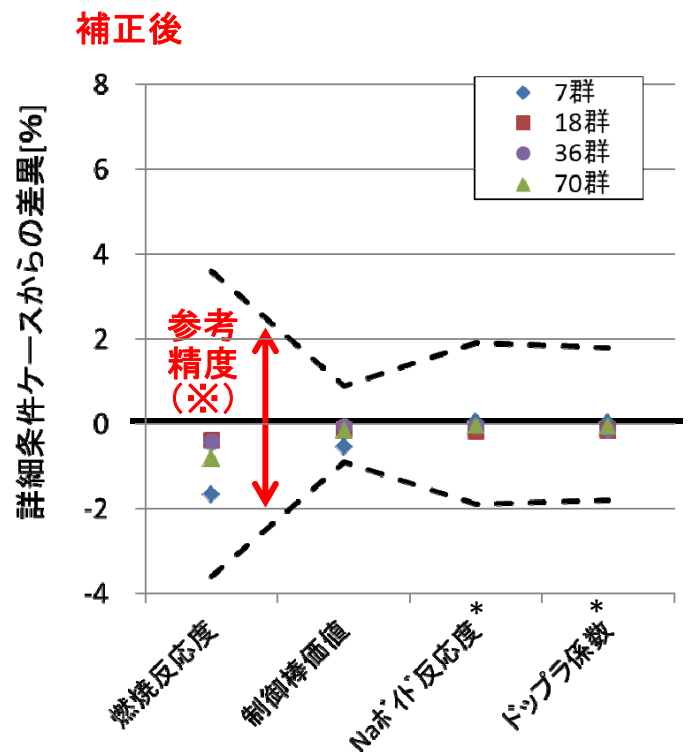
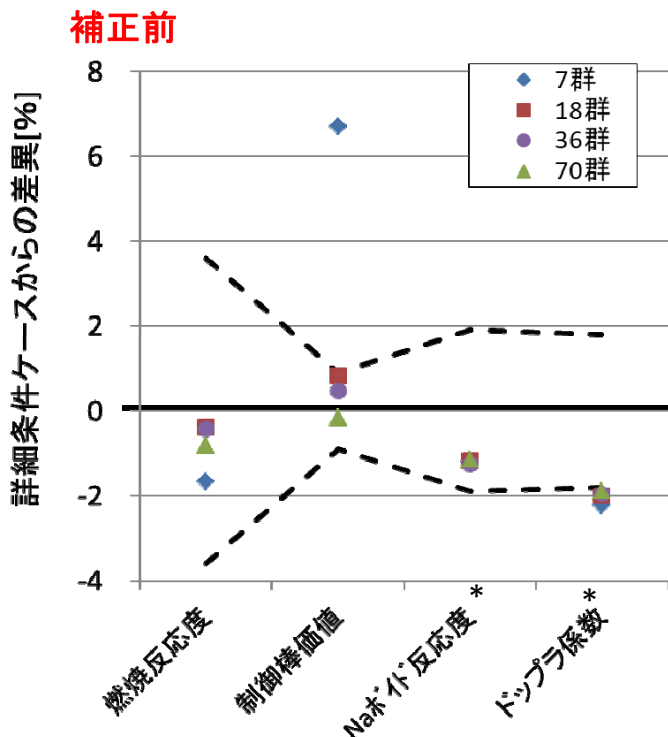
11

3.解析結果

(A) エネルギー群の取り扱い

- 固有値から得られる核特性

※参考精度(破線)は断面積起因誤差の1 σ



制御棒価値における補正による差異の縮小効果が大きく、特に7群ケースでは差異が大幅に縮小する。

* 燃焼計算の群数のみ簡略化。反応度係数はEOECの組成を使って70群スナップショット計算により算出

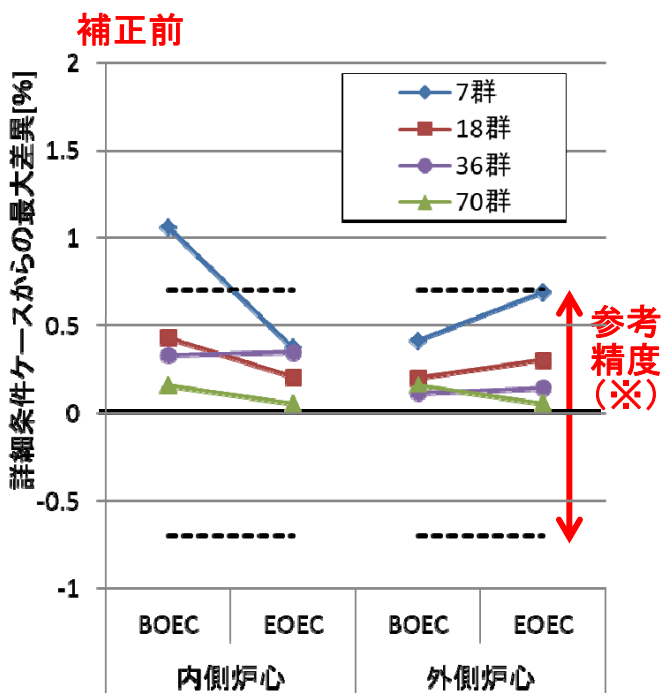
12

3.解析結果

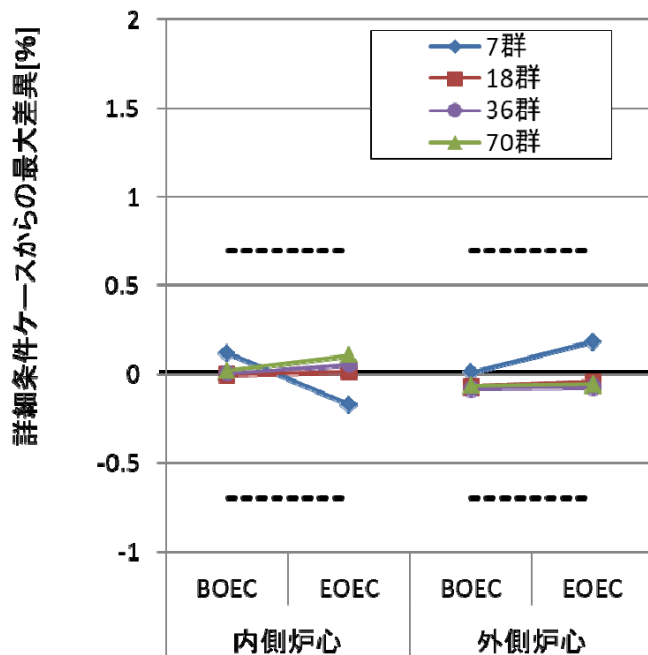
(A) エネルギー群の取り扱い

最大線出力密度

※参考精度(破線)は断面積起因誤差の1 σ



補正後



補正により全てのケースで、差異は参考精度以内に十分に収まっている。

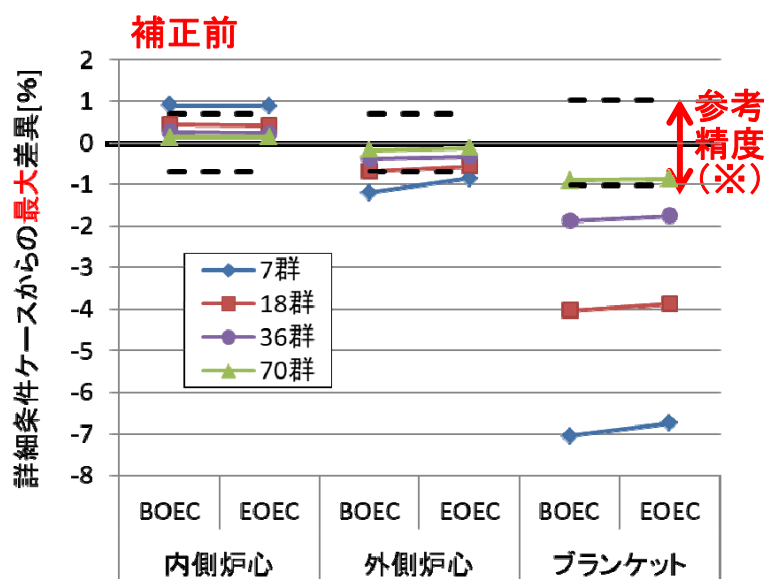
13

3.解析結果

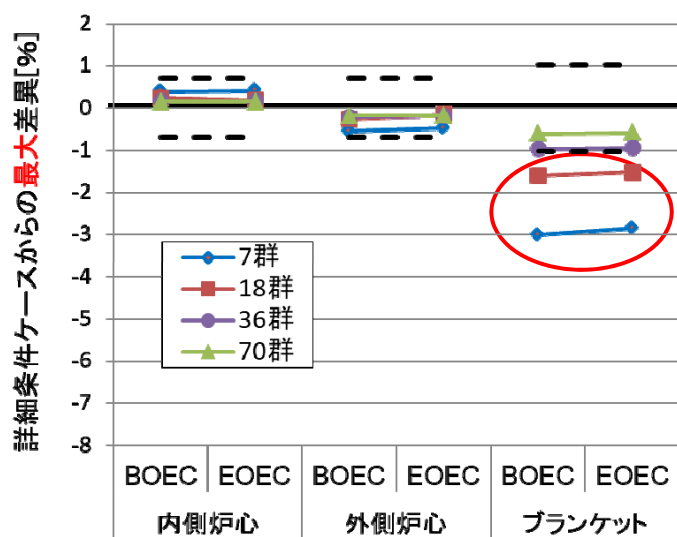
(A) エネルギー群の取り扱い

集合体出力

※参考精度(破線)は断面積起因誤差の1 σ



補正後



計算時間短縮を図るため、18群及び7群ケースのブランケット部の差異が参考精度以内となるようにしたい。

平衡サイクル末期までの計算時間

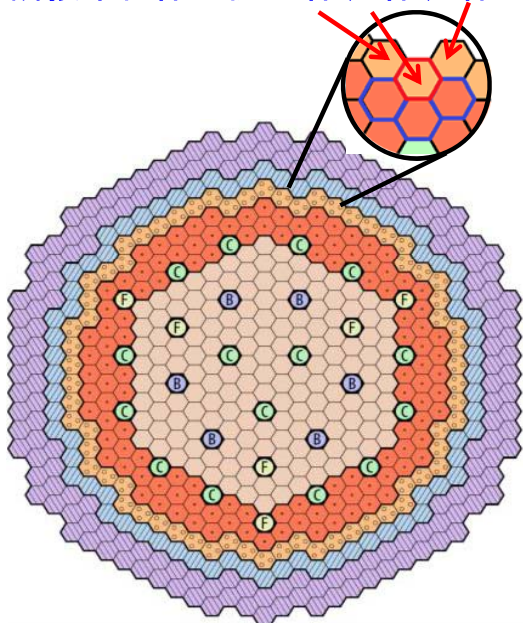
175群	70群	36群	18群	7群
13.4h	3.2h	2.0h	1.3h	1.1h

14

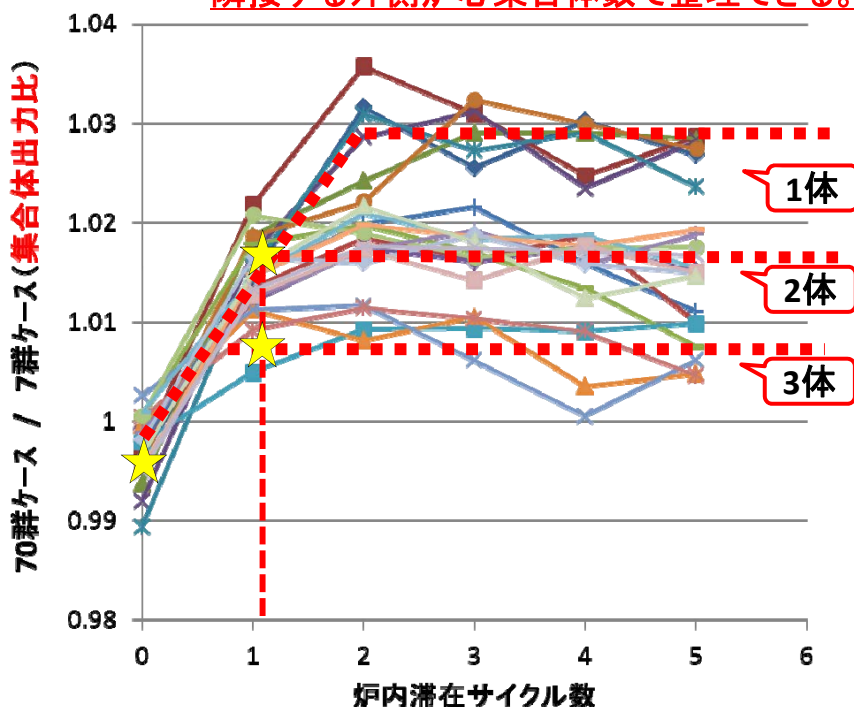
4. 燃焼組成補正の追加

- 7群ケースのブランケット集合体に着目し、炉内滞在サイクル数に関して、70群ケースと7群ケースの集合体出力比を図示する。

隣接集合体の例 2体、3体、1体



隣接する外側炉心集合体数で整理できる。



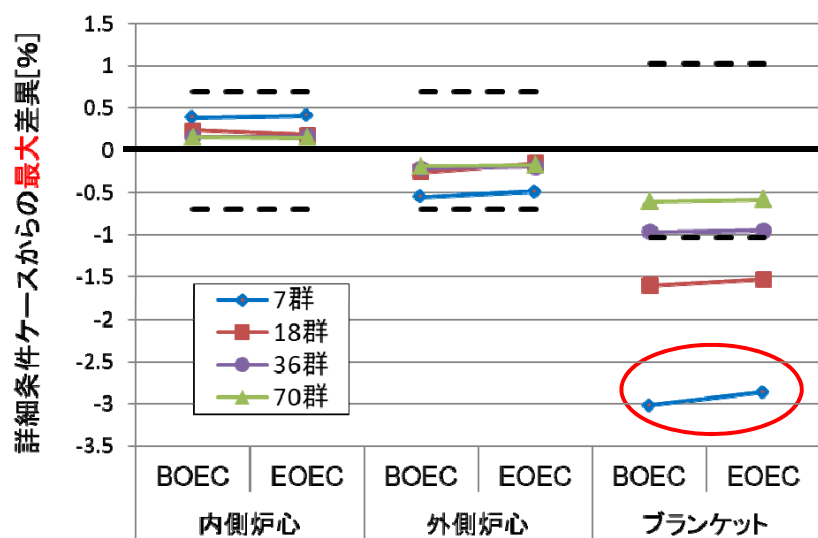
70群ケースの燃焼計算を
1サイクルだけ行うことで補正が可能か？

15

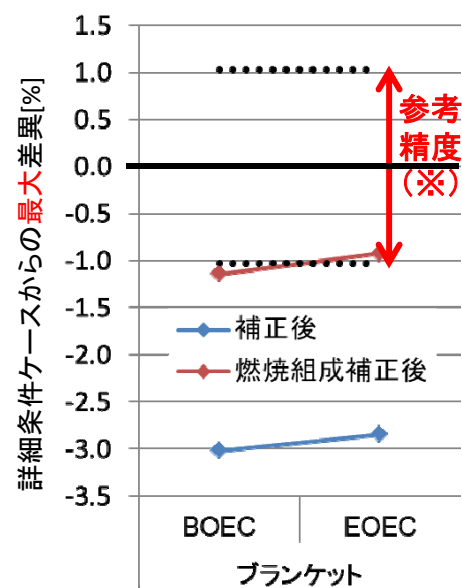
4. 燃焼組成補正の追加

例: 7群ケースにおけるブランケット部の補正前後の差異

補正後(スナップショット)



※参考精度(破線)は断面積起因誤差の1σ



70群の燃焼計算を1サイクル分実施し、補正として反映することにより、175群ケースの約1/13の計算時間で、ブランケット部の集合体出力の精度を維持できる。

・ 平衡サイクル末期までの計算時間

175群	70群	36群	18群	7群
13.4h	3.2h	2.0h	1.3h+0.2h	1.1h+0.2h

70群燃焼計算
1サイクル分

5.まとめ

- 電気出力750MWeの次世代ナトリウム冷却高速炉について、燃焼計算の解析条件低コスト化に伴う核特性の精度と計算時間を補正係数を適用しつつ整理した。

{ (A) 中性子エネルギー群の取り扱い
(B) 中性子輸送及び空間メッシュの取り扱い } について、

固有値から得られる核特性及び最大線出力密度

(A)、(B) 共に詳細条件燃焼計算との差異は概ね参考精度程度

集合体出力分布

(A) では、解析条件の低コスト化に伴い、18群及び7群ケースでは、詳細条件燃焼計算との集合体出力分布における差異がブランケット部で参考精度を上回る。

↳ 70群燃焼計算1サイクル分を用いて得られる補正により、18群及び7群ケースでも計算時間がほぼ変わらずに、精度が維持できる。

(B) では、詳細条件燃焼計算との差異は概ね参考精度程度

以上から、解析精度と計算時間の観点より

7群・拡散6メッシュ/集合体 + スナッフショット補正

+ 燃焼組成補正(径方向ブランケット集合体出力) が推奨される。

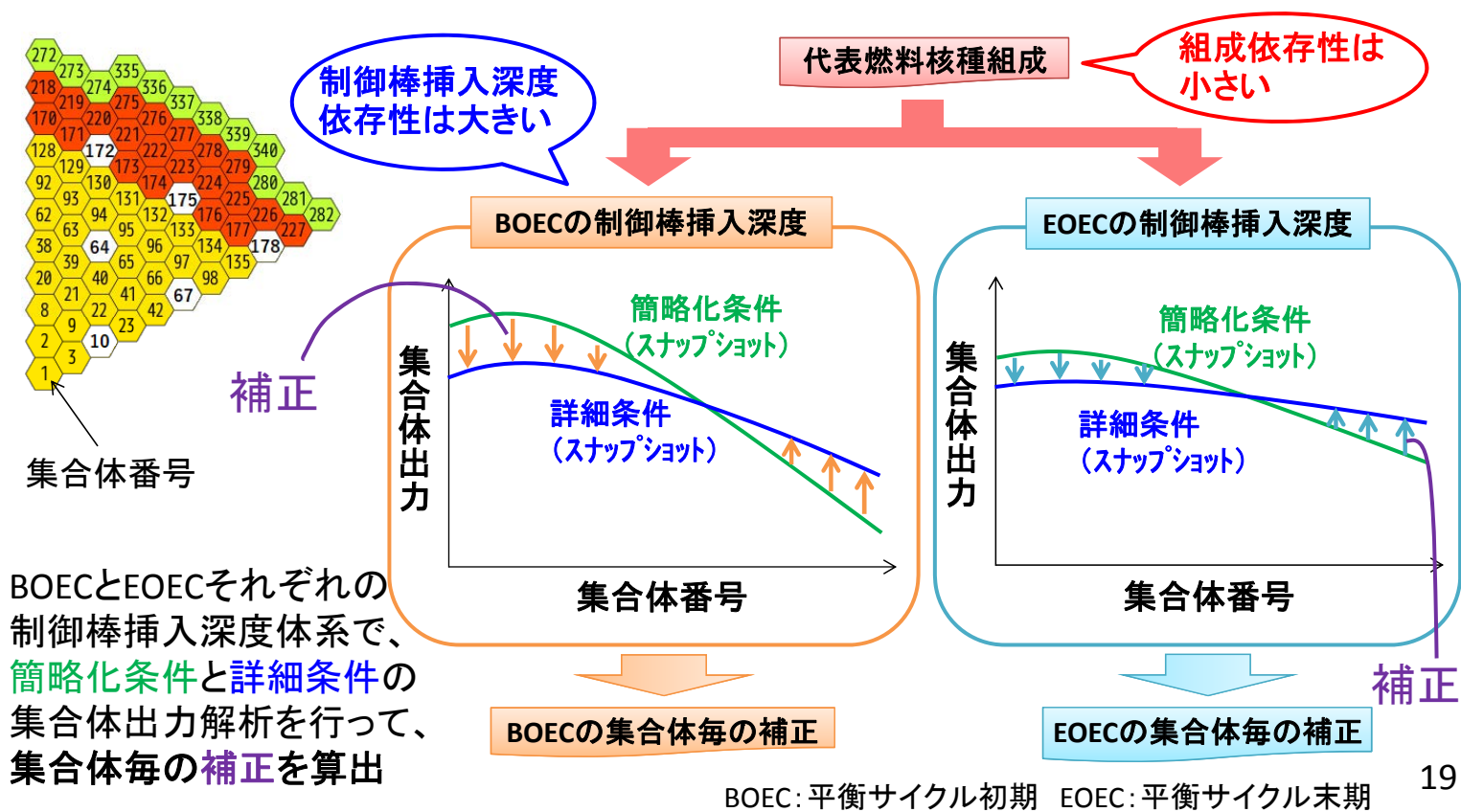
→ 今後、この解析手法の汎用性を結果の要因分析を通して検討する。

17

以下、補足スライド

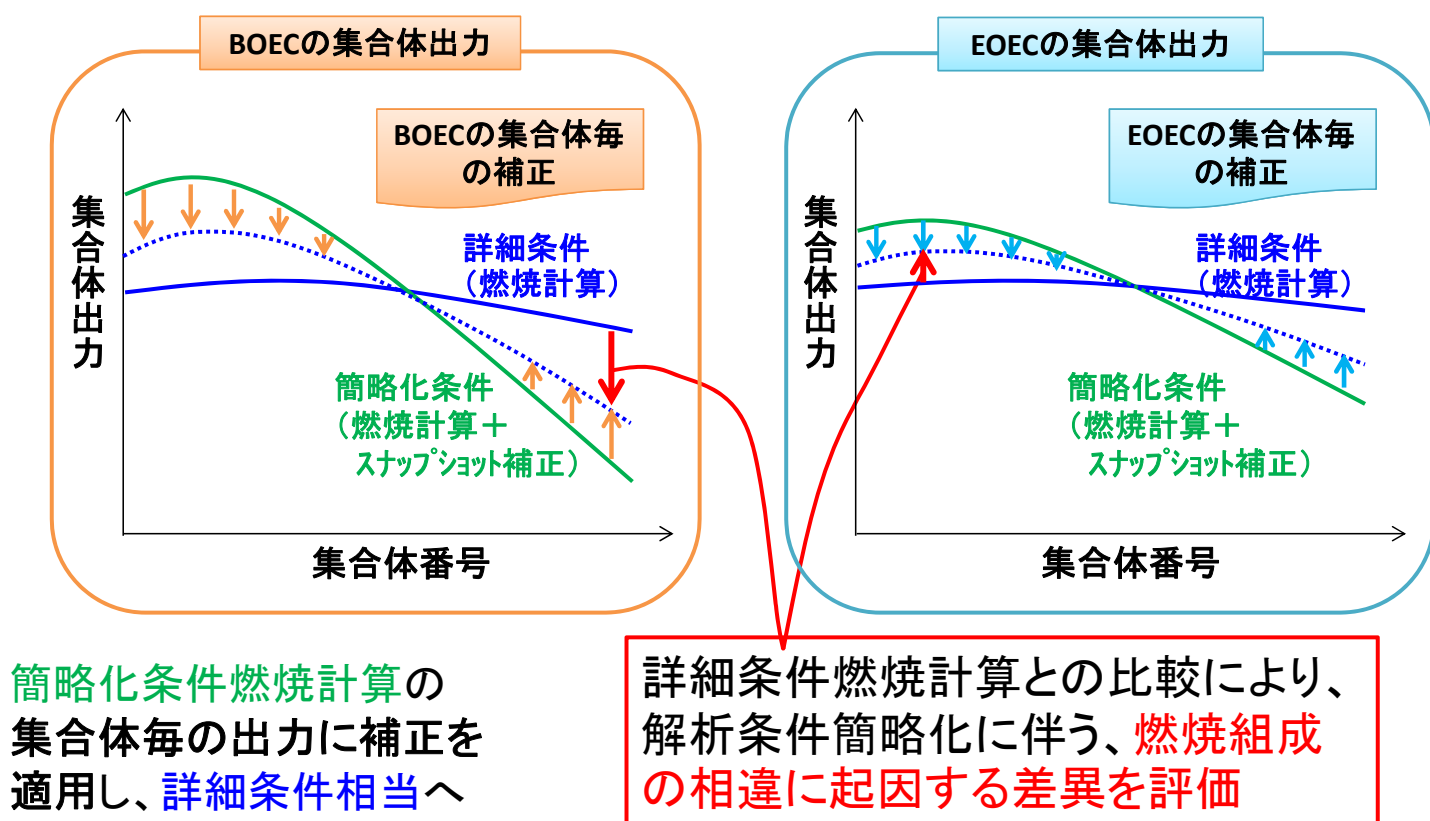
■集合体出力分布及び最大線出力密度の解析方法

- ・「スナップショット計算から得た補正」について



■集合体出力分布及び最大線出力密度の解析方法

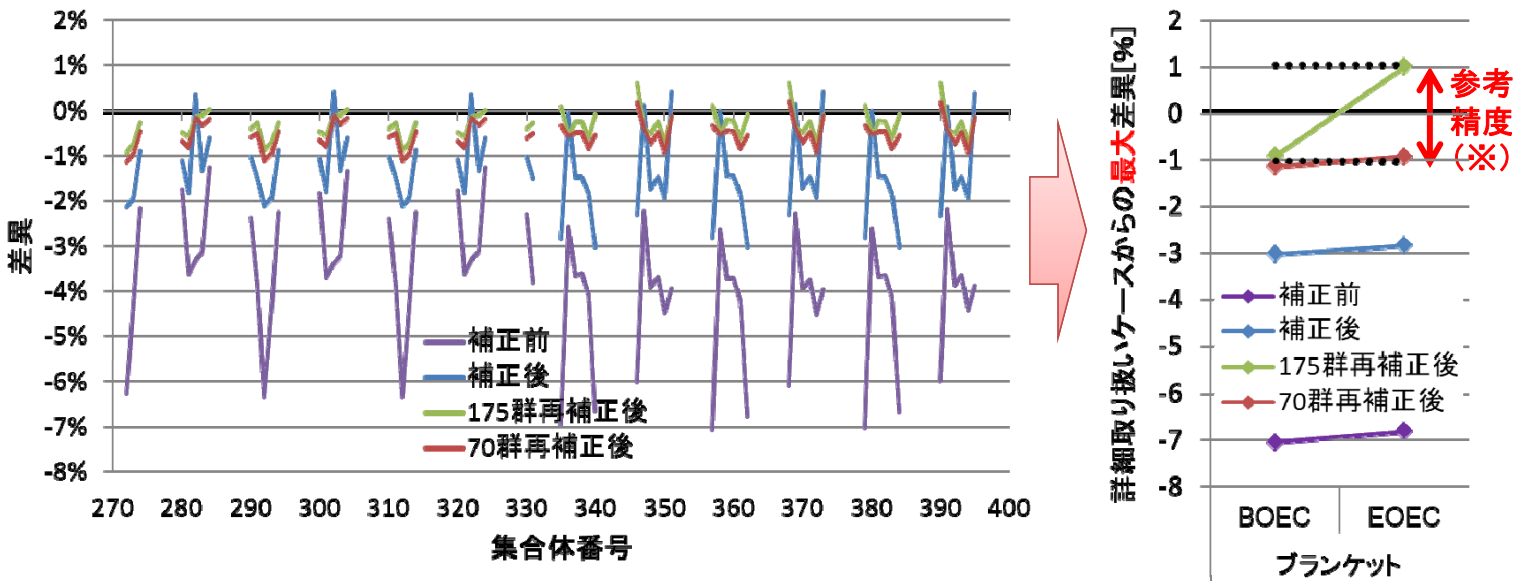
- ・ 詳細条件燃焼計算に対する簡略化条件燃焼計算の差異の評価



■ 燃焼組成補正の追加

例: 7群ケースBOECにおけるブランケット部の補正前後の差異

※参考精度(破線)は断面積起因誤差の1σ



175群の燃焼計算を1サイクル分実施し、補正として反映することでも、ブランケット部の集合体出力の精度を維持できるが、**計算時間は大幅に増加**

• 平衡サイクル末期までの計算時間

175群	70群	36群	18群	7群
13.4h	3.2h	2.0h	1.3h+5.1h +0.2h	1.1h+5.1h +0.2h

175群格子計算+燃焼計算1サイクル分

70群燃焼計算1サイクル分

東芝臨界実験装置（NCA）での炉物理実習

東芝エネルギーシステムズ ○和田怜志 杉田宰 吉岡研一 平岩宏司

Satoshi Wada, Tsukasa Sugita, Kenichi Yoshioka, Kouji Hiraiwa

東芝（現、東芝エネルギーシステムズ）では、文部科学省原子力人材育成事業の補助を受け、炉物理実習を行っている。現在は、東芝臨界実験装置(NCA)の運転を伴う実習を行えないが、過去の運転データや NCA の保有する燃料棒・中性子源を活用し、教育効果の高いカリキュラムの検討を進めている。本報告では、近年実施している NCA での実習内容について報告する。

キーワード：東芝臨界集合体（NCA）、炉物理、減速特性、人材育成

1. 緒言

東芝臨界集合体実験装置 NCA（Toshiba Nuclear Critical Assembly）では、1963 年 12 月の初臨界以降、様々な燃料・材料の核特性評価や解析コードの開発・検証、人材育成活動を行ってきた。現在は停止状態が続いており、運転を伴わない人材育成の項目を検討し実習を行っている。

2. 燃料棒ガンマ線測定による濃縮度・燃焼度計算

燃料棒のガンマ線スペクトル測定（図 1）により、燃料中の ^{235}U の濃縮度および燃焼度を推定する実習である。本実習は、NCA 燃料棒の非常に低レベルの照射状況や濃縮度の異なる燃料棒を所有していることで実現できたものである。濃縮度の推定では異なる濃縮度の燃料棒の ^{235}U の 186keV ガンマ線を測定し、その強度から濃縮度を推定することができる。また、ごく一部の比較的照射量の多い燃料棒では、 ^{238}U の 1,001keV ガンマ線と同程度の強度で ^{137}Cs の 662keV ガンマ線ピークを測定できる。 ^{238}U の複数のガンマ線測定値から 662keV の検出効率を評価し、 ^{137}Cs の測定結果から、燃料棒の燃焼度評価を実施することができる。因みに、NCA 燃料棒の燃焼度は、軽水炉使用済燃料に比べて約 7 桁低い。

3. 核分裂中性子の計測

図 2 に示すような体系で燃料棒の無い時と燃料棒を置いた時の中性子を ^3He 検出器で測定し、間に置く条件を変更することにより中性子の減速、吸収、核分裂の様子を予測、測定することによって中性子の振る舞いについて理解を深める実習である。炉物理の基本に立ち返り、減速、吸収、核分裂について議論を行い、燃料棒を置いた時に ^3He 検出器の計数率が大きくなる体系を検討することは、実習生のみならず我々にとっても興味深い実習内容となっている。

4. まとめ

近年、容易に炉心解析を実施可能となってきた中で、使用できる設備を有効活用し、基本に立ち返り簡易な実験と考察を行うことによって炉物理の理解が促進されと考えられる。

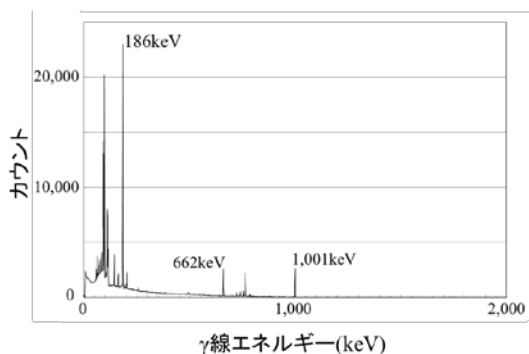


図 1 NCA 燃料棒のガンマ線スペクトル測定例

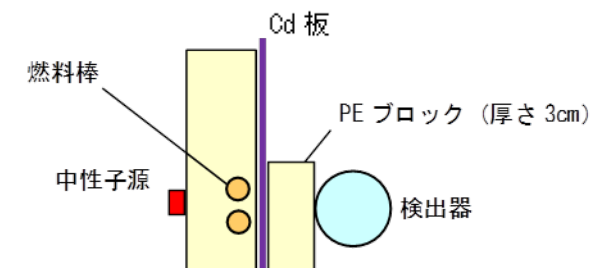


図 2 核分裂中性子の計測体系例

謝辞 本実習は、文部科学省「原子力人材育成等推進事業費補助金」で実施した内容である。本実習を実施するにあたり、内容の検討・実習を担当していただいている東京都市大学 三橋教授ならびに東芝 原子力研究所の熊埴御堂氏、菊池氏、増山氏、秋山氏に感謝いたします。

参考文献 熊埴御堂宏徳 他、「NCA の保安活動と人材育成活動」、平成 26 年度弥生研究会

地層処分場に対する中性子・ γ 線放射線場総合解析コードの開発

Development of Calculation Code for Neutron and Gamma ray field analysis on Geological repository

東北大学 ○前田 大輝 相澤 直人 岩崎智彦

Daiki Maeda Naoto Aizawa Tomohiko Iwasaki

地層処分場における中性子および γ 線による人工バリア健全性への照射損傷の影響を解析するための中性子・ γ 線放射線場総合解析コードの開発を行った。

キーワード：地層処分、照射損傷、放射線場

1. 緒言 地層処分において人工バリアは廃棄体中の放射性核種を閉じ込める役割を持つ。廃棄体埋設後、人工バリアは廃棄体からの放射線の照射を受け続けることになる。放射線の照射によって材料はその性質が変化することが知られており、これによって人工バリアはその機能を維持できなくなる恐れがある。処分場での放射線場は燃料の組成や燃焼条件、再処理条件、処分体系など様々な因子により変化することが考えられる。そこで本研究では、人工バリアの健全性への影響が大きいと考えられる中性子と γ 線の放射線場について、燃料の燃焼から廃棄体の処分までの一貫した解析を行うコードシステムの開発を行った。

2. コード開発 解析コードシステムは廃棄体組成計算部、放出放射線源計算部、放射線影響計算部で構成されている。廃棄体組成計算部では燃焼計算コード HIDECE を用いて使用済み燃料の組成を計算し、再処理条件を考慮し ORIGEN によって廃棄体の組成を導出する。放射線源計算部では中性子源計算コード SOURCES-4C[1]で中性子源情報を、ORIGEN によって γ 線源情報を導出する。放射線影響評価部では輸送計算コード PHITS[2]を用いて放射線フルエンス分布を計算し、それをもとに人工バリア健全性への影響を評価する。

3. 多様な廃棄体における解析 45GWd/t の UOX 燃料を基本条件とし高燃焼度燃料と MOX 燃料の使用による放射線場への影響の解析を行った。図に中性子および γ 線のフルエンスの解析結果を示す。これを見ると高燃焼度燃料の使用によって中性子、 γ 線ともに30~50%増加したのに対し、MOX 燃料を用いた場合は中性子が8~9倍に増加し、 γ 線が10~20%減少していることがわかる。これは MOX 燃料使用による γ 線放出量増加よりも、固化体中の MA、FP 増加による遮蔽効果が大きくなったためと考えられる。このことから、中性子と γ 線で条件を変えた場合の振る舞いが異なる場合があり、これらを統一的に評価するための指標が必要であることがいえる。

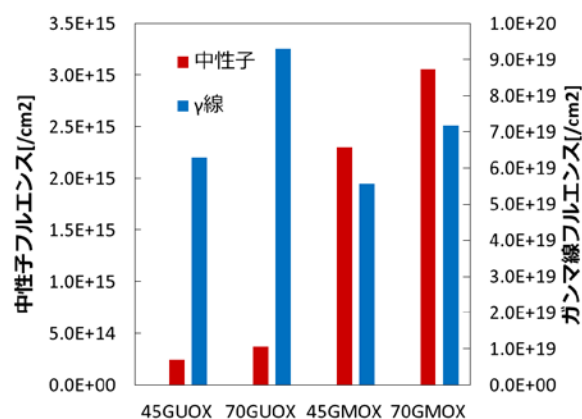


図 各条件における中性子・ γ 線フルエンスの解析

4. 結言 処分場における中性子・ γ 線放射線場総合解析コードの開発を行った。直接処分や燃料デブリの処分での廃棄体から放出される放射線量はガラス固化体よりも大きいことが考えられる。その放射線による影響を検討する場合に本コードシステムによる解析が有効であるといえる。

参考文献

- [1] E. Shores, “SOURCES-4C: A Code for Calculating (alpha,n), Spontaneous Fission, and Delayed Neutron Sources and Spectra,” LA-UR-02-1839, (2002)
- [2] T. Sato, K. Niita, N. Matsuda, S. Hashimoto, et.al, “Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52”, J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013)

地層処分場に対する 中性子・ガンマ線放射線場 総合解析コードに関する研究

2017/11/30

東北大学

前田大輝 相澤直人 岩崎智彦

目次

2

1. 背景
2. 放射線場解析システムの開発および検証
3. 多様な廃棄物における放射線場の解析
4. まとめと今後の展望

1. 背景

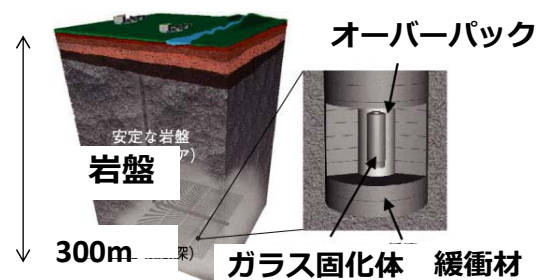
1.1 背景

4

高レベル放射性廃棄物(HLW)の地層処分

- HLWを地下深くに埋設
- 人工バリアと天然バリアから成る多重バリアシステムを構築

**高レベル放射性廃棄物を
安全かつ長期的に処分**



放射線による処分場への影響

中性子・ガンマ線

弾き出し損傷による材料の変質
エネルギー付与による発熱
地下水の放射線分解

↓
**オーバーバックの機械的強度に
影響を与える**

オーバーバック破断

↓
放射性核種が地下水へ溶出

↓
地下水の流れに乗り生物圏へ到達

地下水シナリオのリスクを
増加させる恐れがある

放射線場に影響を与える条件



条件の変化とその影響

MOX燃料や高燃烧度燃料の使用
処分体系の変化
直接処分の選択
燃料デブリの処分

処分場での放射線場・照射量が変化

放射線照射が与える人工バリアの健全性への影響が増加

燃料燃烧から処分までの一貫した放射線場解析システムが必要

1.2 研究の現状

先行研究

「地層処分に向けたガラス固化体人工バリアにおける中性子場評価システムに関する研究」2015、大和田¹

多様な燃烧条件、処分条件における処分場での中性子場を解析するための **処分場中性子場解析システムが開発**

MOX燃料や高燃烧度燃料使用、処分環境の変化による中性子場の変化を **オーバーパックの脆化の観点から評価 ⇒ 無視できる**

先行研究の課題

解析結果の妥当性の検証が不十分

部分的な比較検証のみで **解析システム全体としての妥当性は未検証**

解析システムに手作業の手順を多く含む

多様な条件で解析する場合 **作業量が膨大になる**

ガンマ線による脆化への影響が考慮されていない

HFIRで **高ガンマ線場の試験片で脆化が促進**された報告あり

ガンマ線はエネルギー付与による発熱や地下水の放射線分解にも関与

目的

地層処分場における中性子およびガンマ線場の影響を評価するための燃料燃焼から処分までの一貫した解析コードシステムを開発し、多様な廃棄体からの放射線場の人工バリア健全性への影響を評価する

概要

2. 放射線場解析システムの開発および検証
3. 多様な廃棄体における放射線場の解析
4. まとめと今後の展望

2. 放射線場解析システムの開発および検証

2.1 従来の解析システムについて

9

解析システム概要

C: 中性子空間分布計算

MVP⁴による計算

処分場の中性子束分布を解析し、処分期間で積分することで中性子フルエンス空間分布 F を計算

$$F = \int_{t_0}^{t_1} f(t) dt$$

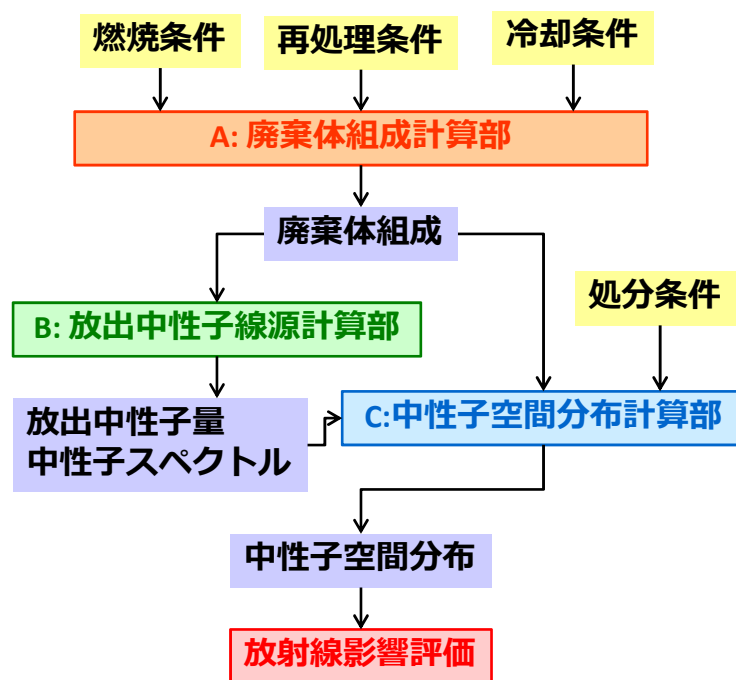
$f(t)$ = 中性子束

t = 埋設後経過時間

t_0 = 埋設時間

t_1 = 処分期間

中性子空間分布を算出



各計算部の結果の受け渡しは手作業

2.2. 解析手法の検討

10

1. 従来システムの検証

原子力環境整備促進・資金管理センターの報告書⁵の解析結果と比較
オーバーパックの照射損傷について第2次取りまとめ⁶と同条件で解析

文献での解析手法

廃棄体組成

ORIGEN2

放射線源計算

データブック⁷を元に算出

放射線場計算

MCNP-5

[n/cm ²]	従来システム	報告書
(α, n)反応	1.88E+12	7.03E+13
自発核分裂	5.84E+12	8.16E+12
合計	7.72E+12	7.84E+13

(α, n)反応を1/40小さく評価

従来システム

ORIGEN:燃料中の反応を考慮

従来システムは固化ガラスとの反応を考慮していない

SOURCES-4C⁸を導入

任意の組成中の(α, n)反応と自発核分裂を考慮した放出中性子量、中性子スペクトルを解析できる

手作業による解析→解析コード

解析の自動化

2. ガンマ線解析手法の検討

考慮すべき条件は中性子場解析の場合と同様

HLWからのガンマ線源が導出できれば従来システムに組み込むことでガンマ線場を解析することができる

⇒ORIGEN2の解析結果を利用することでガンマ線場を解析可能

3. 中性子空間分布計算部の改良

従来システムでは空間分布の結果から影響評価するための処理が必要

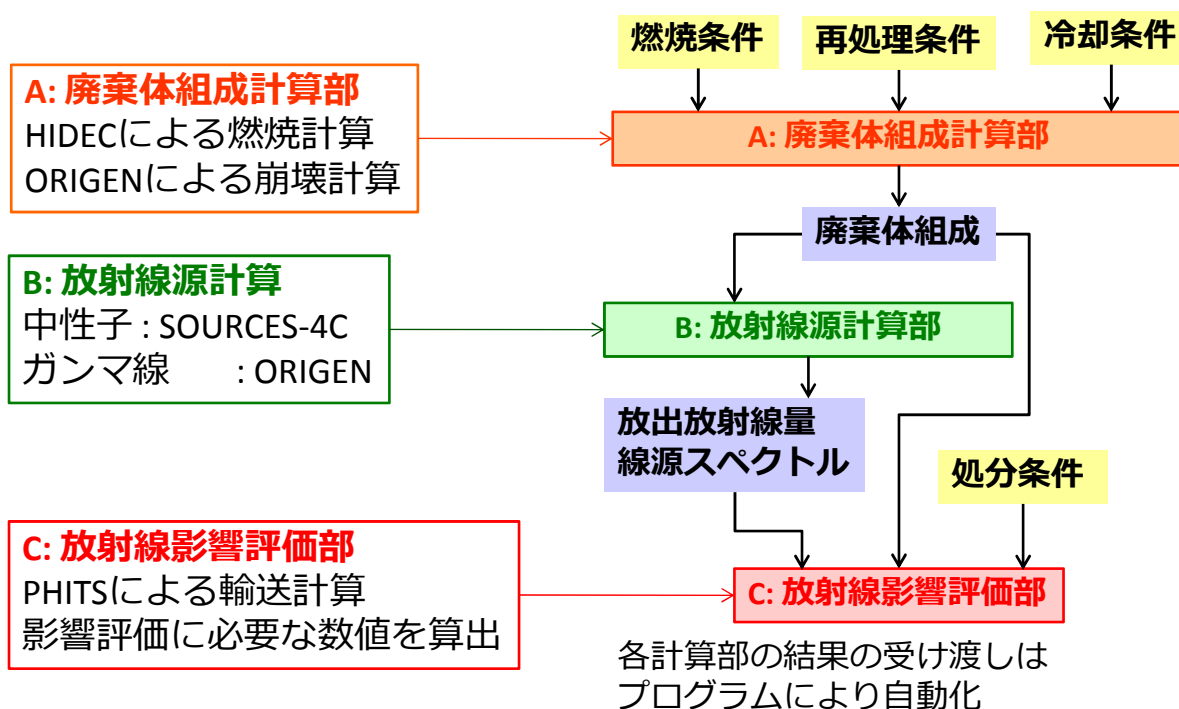
PHITS⁹を導入

- 放射線場に加え、dpa分布やエネルギー付与による発熱が解析可能
- 中性子、ガンマ線に加え陽子、α線、二次粒子の挙動が解析可能

作業量の削減と同時に今後の解析対象の拡張にも対応できる

2.3 新解析システムの概要

新放射線場解析システムの概要



2.4 開発されたシステムの検証

13

各放射線放出量の解析結果

再処理後50年時点での放出量[/sec]

	文献	新システム	従来システム
(α ,n)反応	6.37E+07	8.88E+07	4.76E+06
SF	5.54E+07	7.37E+07	7.39E+07
ガンマ線	2.57E+15	2.59E+15	—

中性子

新システムは文献値より
30%大きく評価

ガンマ線

新システムと文献値は一致

傾向が異なる

中性子：燃焼計算手法の違い

文献：ORIGEN

システム：HIDEC

核種組成を文献の再現計算と比較

HIDECはMAとFPの量を30%大きく評価

燃焼によるスペクトルの変化を考慮するため

HIDECはより詳細な解析

MA：中性子の放出に寄与

FP：ガンマ線の放出に寄与

中性子とガンマ線放出量の解析結果の傾向が一致しないため検証が必要

2.4 開発されたシステムの検証

14

各放射線の粒子フルエンスの解析結果

埋設後1000年間でのオーバーパック内表面の
各放射線の粒子フルエンス

[/cm2]	文献	新システム	従来システム
中性子	7.84E+13	8.54E+13	7.72E+12
ガンマ線	1.22E+20	1.10E+20	—

中性子

文献値より10%程大きく評価

ガンマ線

文献値より20%程小さく評価

放出量の傾向より10-20%程小さい

文献では輸送計算の際、固化体中の廃棄物の組成を無視

新システムでは固化体中の遮蔽効果が大きいいため小さく評価

新システムの結果と文献値はおおむね一致

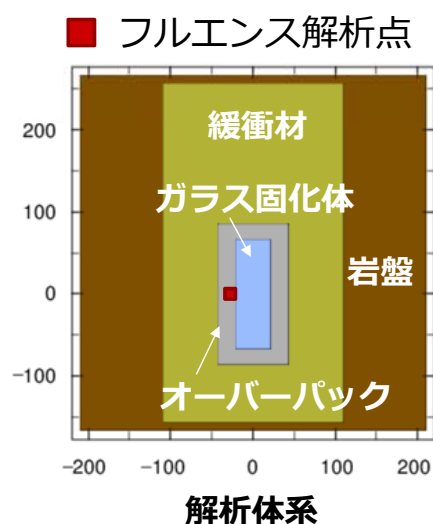
解析結果は妥当である

3. 多様な廃棄体における放射線場の評価

3.1 解析条件

16

45GWd/tのUOX燃料を基本条件とし
MOX燃料の使用と高燃焼度化による
放射線場への影響を解析



解析条件

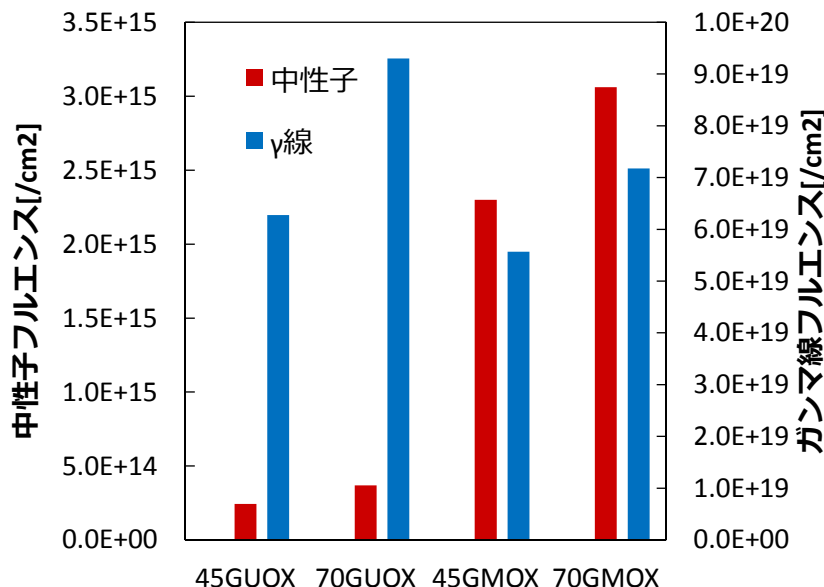
炉型	PWR
燃料	UOX, MOX
燃焼度	45,70[GWd/t]
処分前冷却期間	50年
解析期間	1000年

各部名称

材質

ガラス固化体	ホウケイ酸ガラス+廃棄物
オーバーパック	鉄
緩衝材	ベントナイト+ケイ砂
岩盤	花崗岩

各放射線の粒子フルエンス



高燃焼度化

中性子・ガンマ線共に
30～50%増加

MOX燃料

中性子は8～9倍
ガンマ線は10～20%減

ガンマ線放出量 増加

<

MA,FP増加による
固化体中の
遮蔽効果の増加

処分後1000年間での各放射線の粒子フルエンス

3.3 3章まとめ

オーバーパックとガラス固化体が接する面の中心点の粒子フルエンスへの
高燃焼度燃料、MOX燃料の使用による影響を解析

高燃焼度燃料

中性子、ガンマ線共に30～50%増加

MOX燃料

中性子は8～9倍に増加したのに対し、ガンマ線は10～20%減少した

中性子場にはMOX燃料の使用、ガンマ線場には高燃焼度化の影響が大きい

中性子とガンマ線で条件変更に対する振る舞いが異なる場合がある

中性子とガンマ線を総合的に評価するための指標が必要

4. まとめと今後の展望

4. まとめと今後の展望

20

放射線場解析システムの検証および開発

従来システムの手作業部分を計算コードの導入、プログラム化により自動化
ガンマ線場解析手法を開発し、中性子場解析手法と併せて妥当性を確認

中性子およびガンマ線放射線場の一貫した解析システムを開発した

多様な廃棄物における放射線場の解析

MOX燃料、高燃焼度燃料の使用を想定した処分場の放射線場解析の結果、

中性子場にはMOX燃料の使用、ガンマ線場には高燃焼度化の影響が大きい

今後の展望

人工バリア健全性への影響評価

中性子とガンマ線の照射損傷への影響の総合的な尺度としてdpaを用いる
導出したdpaからDBTTを推定し、脆化への影響を評価

1. 大和田賢治、「地層処分に向けたガラス固化体人工バリアにおける中性子場評価システムに関する研究」、東北大学、(2015)
2. Tatsuya KARINO, Tomohiko IWASAKI, et al, "Development of open code system for BWR assembly calculation by Monte Carlo Method," International Conference on Mathematics, Computational Methods \$ Reactor Physics (M&C 2009), Saratoga Springs, New York,, 2009
3. G. Croff, "ORIGEN2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions And Characteristics of Nuclear Materials," Nuclear Technology, 62, 335-351, 1983
4. Japan Atomic Energy Research Institute, "MVP/GMVP II : General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods," Japan Atomic Energy Research Institute, JAERI 1387, 2005
5. 「平成26 年度地層処分技術調査等事業処分システム工学確証技術開発報告書 (第1分冊) 人工バリア品質/健全性評価手法の構築-オーバーパック」, 原子力環境整備促進・資金管理センター, 2015

6. 「わが国における高レベル廃棄物地層処分の技術的信頼性—地層処分研究開発第2次取りまとめ—総論レポート」, 核燃料サイクル開発機構 (1999)
7. (α, n) 反応と自発核分裂による中性子収率を計算するためのデータブック, 日本原子力研究所, JAERI-1324 (1992)
8. E. Shores, "SOURCES-4C: A Code for Calculating (α, n), Spontaneous Fission, and Delayed Neutron Sources and Spectra," LA-UR-02-1839, 2002.
9. T. Sato, K. Niita, N. Matsuda, S. Hashimoto, et.al, "Particle and Heavy Ion Transport Code System PHITS, Version 2.52", J. Nucl. Sci. Technol. 50:9, 913-923 (2013)

1. 背景

地層処分における放射線場の影響

HLW埋設後、人工バリアはHLWからの放射線の照射を受け続ける
放射線の照射が人工バリアの健全性に与える影響

放射線	影響
中性子	弾き出し損傷による材料の変質 エネルギー付与による発熱
ガンマ線	弾き出し損傷による材料の変質 エネルギー付与による発熱 地下水の放射線分解
α線	弾き出し損傷による材料の変質 ヘリウム蓄積による気泡の生成
β線	弾き出し損傷による材料の変質

「第2次取りまとめ¹⁾」

従来燃料を

- UOX燃料
- 45GWd/t

基本的な条件で

- 処分前冷却期間 50年
処分した場合

影響は無視できる

地下水シナリオへの影響

中性子

弾き出し損傷による材料の変質
エネルギー付与による発熱

ガンマ線

弾き出し損傷による材料の変質
エネルギー付与による発熱
地下水の放射線分解による腐食物質の生成

オーバーパックの機械的強度に影響を与える

オーバーパック破断

地下水の流れに乗り生物圏へ到達

放射性核種が地下水へ溶出

地下水シナリオのリスクを増加させる恐れがある

地層処分場における放射線場の評価が必要

2.2.2 中性子場解析システムの改良

(α, n)反応を過小評価した原因

中性子源計算の手法の違い

従来システム

ORIGEN2による解析
UO₂燃料中での反応を解析
(α, n)反応のターゲット: Oのみ

報告書

データブックに基づいて計算
ガラス固化体中での反応を解析
(α, n)反応のターゲット: Li, B, O, Na, Al, Si

(α, n)反応のターゲットが少ない組成の解析結果を用いたため過小評価
自発核分裂については放射性核種組成のみによるため同等の結果

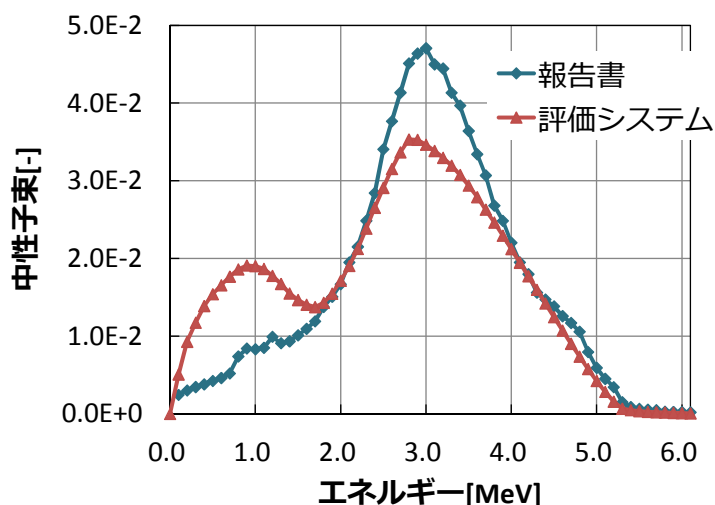
中性子場解析システムの改良

報告書のデータブックと同等の解析を行う解析コード

SOURCES-4C⁸を採用

任意の組成中の(α, n)反応と自発核分裂を考慮した放出中性子量、中性子スペクトルを解析できる

(α,n)反応による放出中性子スペクトルの解析結果



再処理後100年時点での
(α,n)反応による放出中性子スペクトル

評価システムでは3MeV付近のピークに加え1MeV付近にもピークが存在

全体への割合 1MeV : 16.3%
3MeV : 83.7%

1MeVのピーク

Na-23 <- Am-241 59.4%

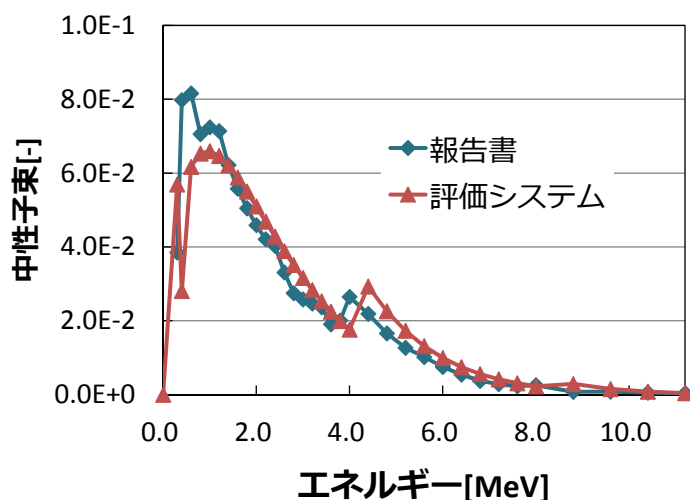
3MeVのピーク

B-11 <- Am-241 80.1%

報告書に放出反応の割合について記載がないため、文献値の再現計算をして比較する必要がある

2.2.3 改良後のシステムの検証

SFによる放出中性子量スペクトルの解析結果



再処理後100年時点での
SFによる放出中性子スペクトル

報告書の値と評価システムの値はおおむね一致

報告書

Cm-244のスペクトルを代表

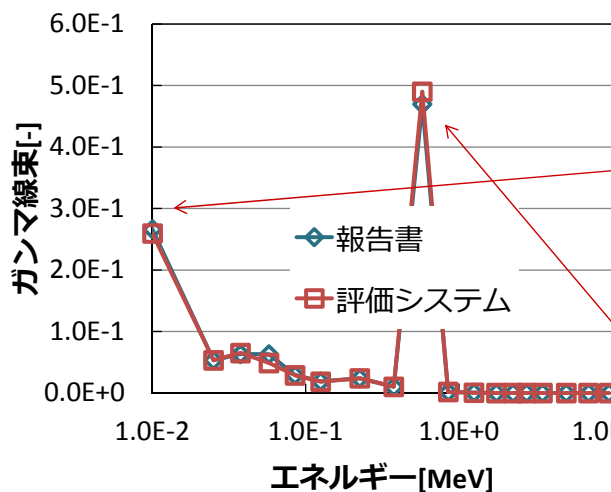
評価システム

Cm-244 77%

Cm-246 22%

文献値よりも評価システムのスペクトルがなだらか

放出ガンマ線スペクトルの解析結果



文献値と評価システムの結果はよく一致する

0.01MeVのピーク

Y90 : 67.2%

SR90 : 13.6%

CS137 : 19.1%

0.575MeVのピーク

Ba137m : 99.7%

再処理後100年時点での放出ガンマ線スペクトル

2.3.1 ガンマ線場が人工バリアに与える

影響

ガンマ線場が人工バリアに与える影響

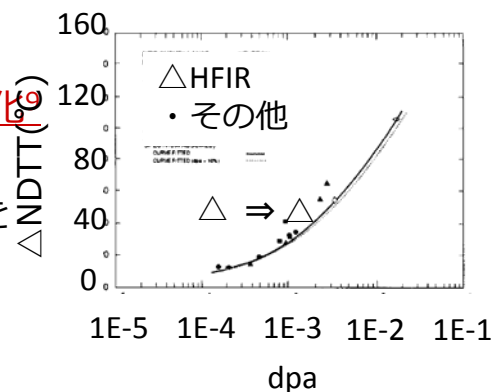
- はじき出し損傷による人工バリア材料の変質
- エネルギー付与による発熱
- 地下水の放射線分解による腐食物質の生成

HFIRで高ガンマ線場の脆化試験片で著しい脆化

脆化の指標としてdpaを用いることで

中性子とガンマ線が材料の脆化に与える影響を

総合的に評価できる



中性子場とガンマ線場を総合的に評価する指標として

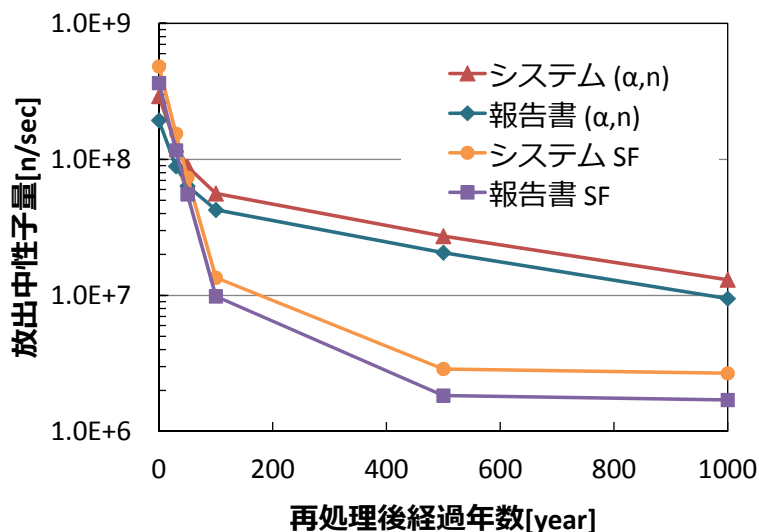
オーバーパックの脆化についてdpaを用いた評価を検討

2.4.1 開発されたシステムの検証

31

中性子放出量の解析結果

解析条件は第2次取りまとめと同様



ガラス固化体からの放出中性子量

システムは文献値より
30%程大きく評価

燃焼計算手法の違いによる
報告書 ORIGIN
システム HIDEDEC

HIDEDECは燃焼中のスペクトルの変化を考慮

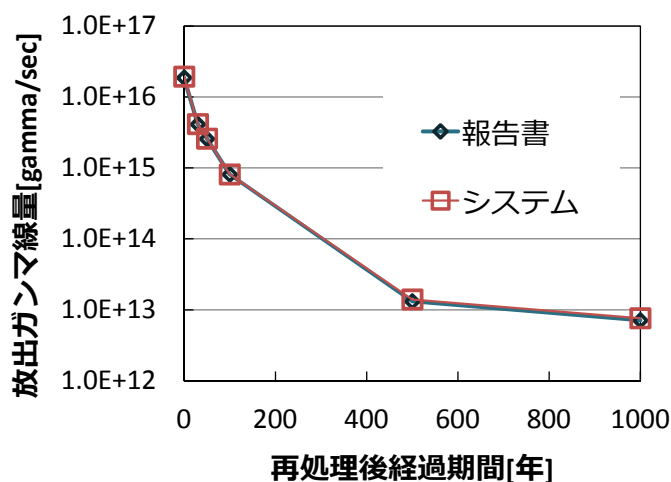
同様の手法でMAとFPが
ORIGINの結果より10~20%
増加することが報告

2.4.2 ガンマ線場解析の検証

32

ガンマ線放出量の検証

解析条件は第2次取りまとめと同様



再処理後1000年間の放出ガンマ線量の変化

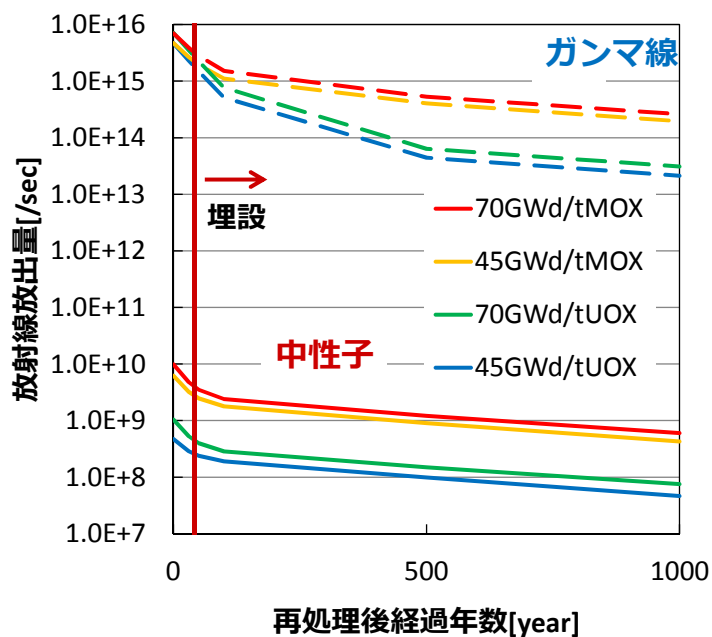
文献値とシステムの値は
よく一致する

中性子放出量はシステムが
30%大きく評価しており、
傾向が一致しない

HIDEDECは冷却計算の際いくつか
のFPをカットしてしまうバグが
あるため

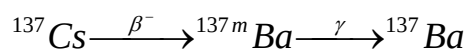
中性子放出量 : MAが99%以上
ガンマ線放出量 : FPが99%以上

ガラス固化体からの放射線放出量

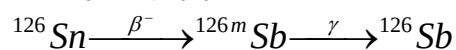


中性子およびガンマ線で燃料の高燃焼度化より、MOX燃料の使用による放出量の増加が大きい

ガンマ線放出量は再処理直後はほぼ同じ値だが、100年以降からUOX燃料は大きく減衰する
→支配的な放出反応が変化
再処理直後



100年後以降



4. 人工バリア健全性への影響評価

人工バリア健全性への影響評価

3.の解析結果をもとに、オーバーパックのdpaを算出し、オーバーパックの延性脆性遷移温度(DBTT)を導出することでオーバーパックの健全性に対する中性子場およびガンマ線場の影響を総合的に評価

中性子照射に対するdpa断面積

: IAEAデータベース

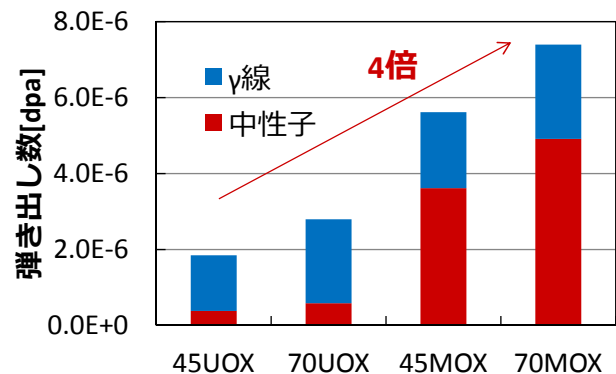
ガンマ線照射に対するdpa断面積

: Baumannの文献値

DBTT変化の予測式

: 日本電気協会の圧力容器鋼の脆化予測式

直接処分廃棄体ではMA、FPが10倍
将来的な検討に有効



各燃焼条件におけるオーバーパックの弾き出し数

JENDL-4.0に基づく CASMO5/TRACE/PARCS を用いた SPERT-III 実験解析・不確かさ評価

Analysis and Uncertainty Quantification of the SPERT-III Experiments

Using CASMO5/TRACE/PARCS with JENDL-4.0 Library

原子力規制庁

○藤田 達也、酒井 友宏

長官官房技術基盤グループ Tatsuya FUJITA, Tomohiro SAKAI

本稿では、JENDL-4.0に基づく CASMO5/TRACE/PARCS を用いた SPERT-III 実験の解析及び主要な炉心特性の不確かさ評価を実施した結果を報告する。

キーワード：TRACE/PARCS、CASMO5、JENDL-4.0、SPERT-III 実験、ランダムサンプリング法、不確かさ評価

1. 序論 原子力規制庁長官官房技術基盤グループでは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析のため、3次元炉心特性解析コード CASMO5/SIMULATE5 及び 3次元核熱結合解析コード TRACE/PARCS の導入・整備を進めている^[1,2]。また、これらの解析の不確かさを考慮した最適評価を志向する国際的動向を踏まえ、評価済核データライブラリ JENDL-4.0 の共分散データを用いた核データ起因の不確かさ評価手法の整備を進めている^[3]。本稿では、JENDL-4.0 に基づく CASMO5/TRACE/PARCS（以下「C5(J40)/T/P」という。）を用いた反応度投入実験（SPERT-III 実験）の解析及び炉心出力等の炉心特性の不確かさ評価を実施した結果を報告する。

2. 計算条件 SPERT-III 実験は、図1に示すとおり、炉心中央部のトランジェント棒を引き抜くことで反応度を投入し、炉心出力の時間変化等を測定したものである。計算に用いる 2 群核定数は、文献[4]等を参考にして CASMO5 により作成した。また、不確かさ評価に当たっては、ランダムサンプリング法を用いることとした。JENDL-4.0 の核反応断面積の共分散データを用いて、CASMO5 用摂動ライブラリの作成及び C5(J40)/T/P による解析を 100 回実施し、これらの計算結果を統計処理することで、炉心出力等の炉心特性の不確かさを評価した。

3. 計算結果 計算結果の一例として、Test 60（高温零出力実験）における炉心出力及び放出エネルギーの実験結果^[5]、拡散計算に基づく結果及びその標準偏差を図2に示す。また、炉心出力のピーク値等に対する比較結果を表1に示す。本研究で得られた結果は、同様の検討を実施したことを報告している海外機関の論文^[6]で報告された結果とおおむね同等の結果であることを確認した。また、核反応断面積の共分散データ起因の不確かさが文献[5]中の実験結果の不確かさより小さいことを確認した。

4. 結論 C5(J40)/T/P を用いて、SPERT-III 実験の解析及び主要な炉心特性の不確かさ評価を実施し、実験結果及び海外機関の論文^[6]で報告された結果と比較し、おおむね同等の結果であることを確認した。なお、文献[6]では、各炉心特性の不確かさに対する核種・核反応ごとの寄与割合についても検討されていたことに鑑み、今後はこのような観点での検討・考察も進める予定である。

参考文献 [1] 藤田他，日本原子力学会 2016 年秋の大会，3L04。
[3] 藤田他，日本原子力学会 2017 年春の年会，2F14。
[5] R. K. McCardell et al., IDO-17281 (1969)。

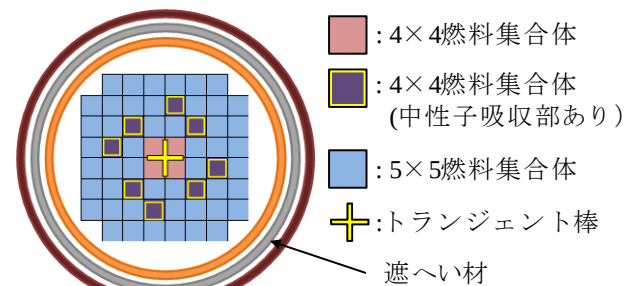


図1 SPERT-III実験の炉心概略図

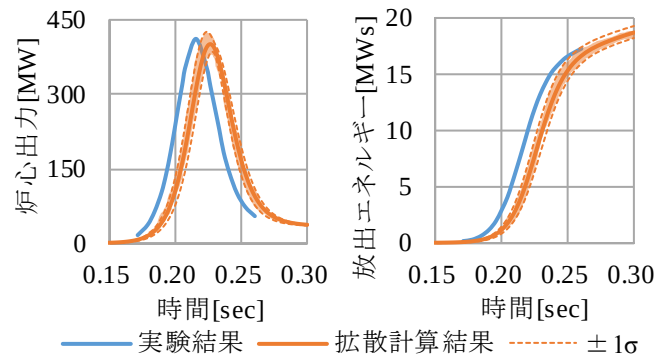


図2 Test 60の炉心出力及び放出エネルギーの実験結果、計算結果及びその標準偏差

表1 Test 60の炉心出力のピーク値等の実験結果、計算結果及びその標準偏差

	炉心出力の ピーク値[MW]	放出エネルギー [MWs]*
実験結果	410 ± 41	8.5 ± 1.1
拡散計算結果	401	8.1
標準偏差	18	0.2

* ピーク時刻時のもの

[2] 藤田他，日本原子力学会 2017 年秋の大会，2G03。
[4] J. Dugone, IDO-17036 (1965)。
[6] A. Dokhane et al., Proc. M&C2017。

JENDL-4.0に基づくCASMO5/TRACE/PARCS を用いたSPERT-III実験解析・不確かさ評価

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ(S/NRA/R)

○藤田 達也、酒井 友宏

第6回炉物理専門研究会、平成29年11月29日(水)・30日(木)

アウトライン

□ 序論

- 背景・目的

□ SPERT-III実験の解析

- SPERT-III実験の概要
- TRACE/PARCSにおける計算条件など

□ ランダムサンプリング法による不確かさ評価

- CASMO5/TRACE/PARCSを用いた不確かさ評価手順など

□ 解析結果・考察

- 炉心出力・放出エネルギーの時間変化・ピーク値など
- 各パラメータの不確かさに対する核種・反応ごとでの寄与

□ 結論

序論(1/3)

□背景

●S/NRA/Rにおける炉物理分野の安全研究トピックス

□運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析に向けた、解析コードの導入・整備^[1,2]

●3次元炉心核特性解析コードCASMO5/SIMULATE5

●3次元核熱結合解析コードTRACE/PARCS

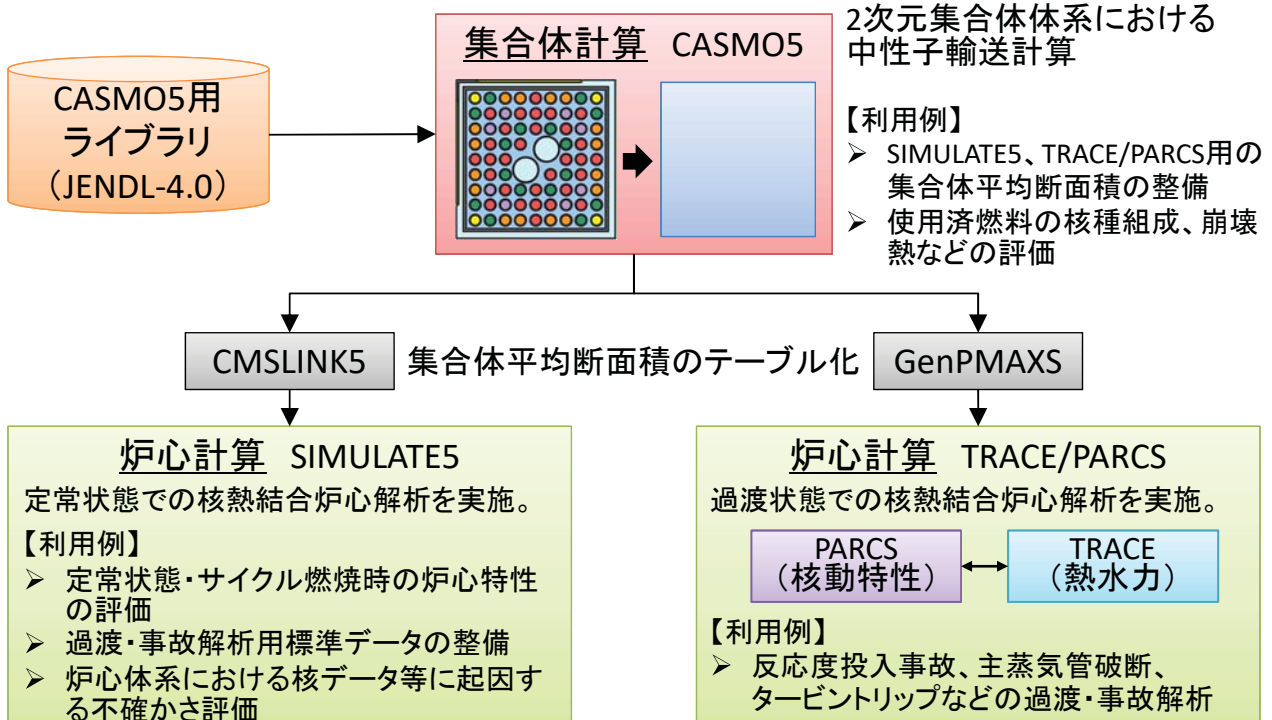
□評価済核データライブラリJENDL-4.0の共分散データを用いた核データ起因の不確かさ評価手法の整備^[3]

●ランダムサンプリング法を用いた不確かさ評価

[1] 藤田他, AESJ2016年秋の大会, 3L04. [2] 藤田他, AESJ2017年秋の大会, 2G03. [3] 藤田他, AESJ2017年春の年会, 2F14.

序論(2/3)

□S/NRA/Rにおいて導入・整備している炉心解析コード



序論(3/3)

□ 目的

- ① S/NRA/Rにおいて、現在導入・整備中の解析コードの過渡・事故解析への適用性の確認
- ② 過渡・事故解析時の不確かさ評価に関する知見の拡充



本発表では、

□ JENDL-4.0に基づくCASMO5/TRACE/PARCSを用いた反応度投入実験(SPERT-III実験)の解析

□ 核反応断面積の共分散データを用いた上記実験解析の結果(炉心出力の時間変化など)の不確かさ評価

について報告

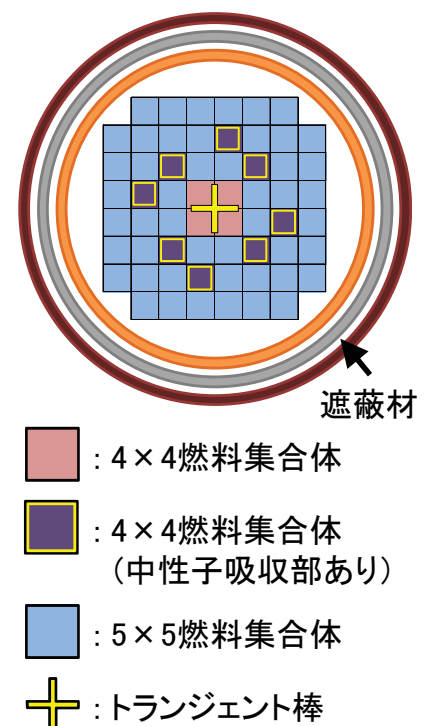
SPERT-III実験の解析(1/3)

□ SPERT-III実験の概要^[4]

● 米国における反応度投入実験

□ 炉心中心部のトランジェント棒を急速に引き抜き、反応度を投入

項目	冷温 零出力	高温 零出力	高温 待機	高温 全出力
初期 炉心出力	50Wth		約1.1MWth	19MWth
炉心圧力	大気圧	約10.4MPa		
投入 反応度	0.77 ~1.21\$	0.64 ~1.23\$	0.86 ~1.29\$	0.46 ~1.17\$
炉心 入口温度	約21℃	約127℃ 約260℃	約260℃	
冷却材 流量	0m/s	約0.73~7.3m/s	約4.3m/s	

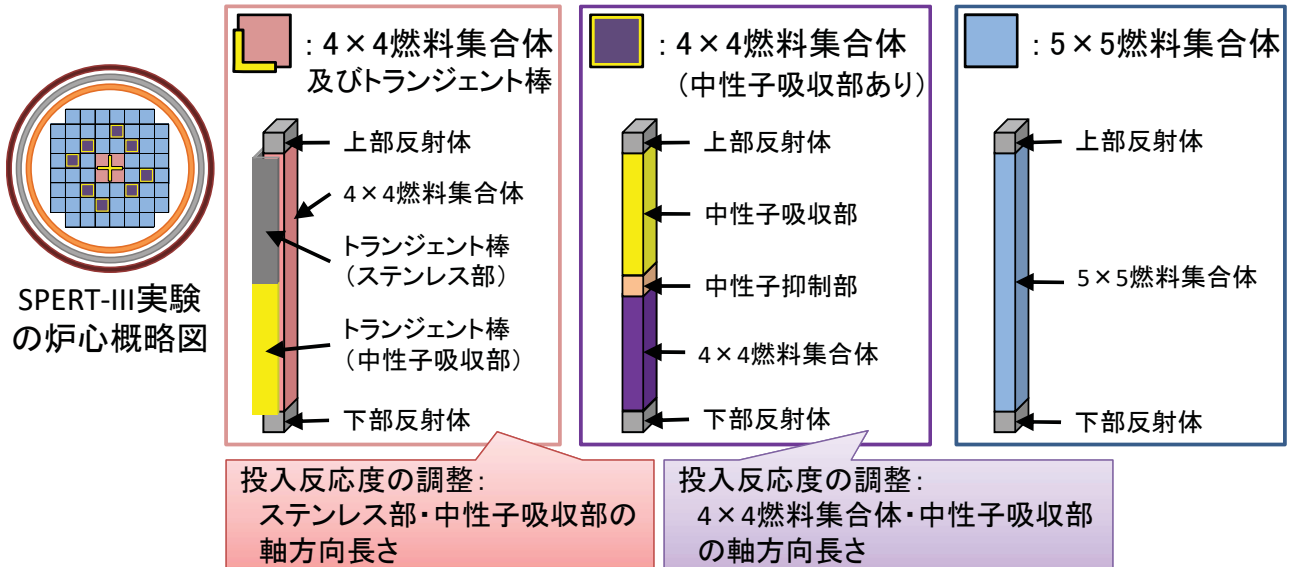


[4] R. K. McCardell et al., IDO-17281 (1969).

SPERT-III実験の解析(2/3)

□ TRACE/PARCSにおける計算体系

● 炉心部分のみを模擬した体系



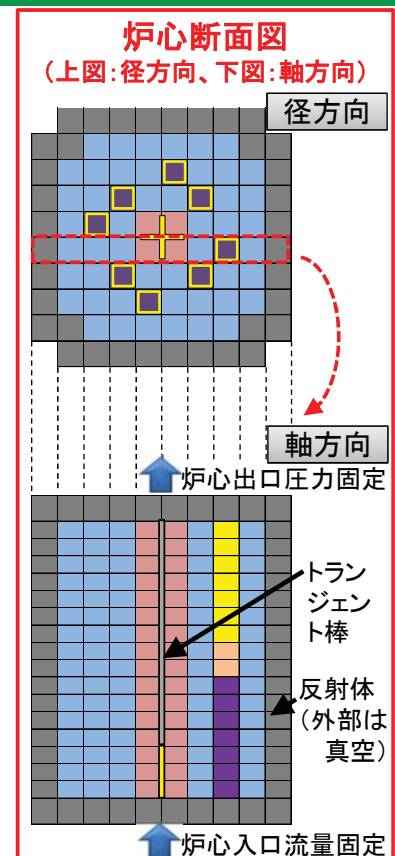
SPERT-III実験の解析(3/3)

□ PARCSの計算条件

- 核反応断面積等
 - CASMO5(JENDL-4.0)により作成
 - 巨視的断面積等: 2群
 - 遅発中性子パラメータ: 6群
- 空間の取扱い
 - 解法: 解析的ノード法と多項式展開ノード法の併用
 - 分割: 径方向は1集合体当たり1×1メッシュ^[5]+反射体
軸方向は炉心16メッシュ^[6]+上部・下部反射体
- 時間の取扱い
 - 解法: 陰解法
 - 分割: 1msec
- 境界条件: 真空境界条件(軸方向・径方向)

□ TRACEの計算条件

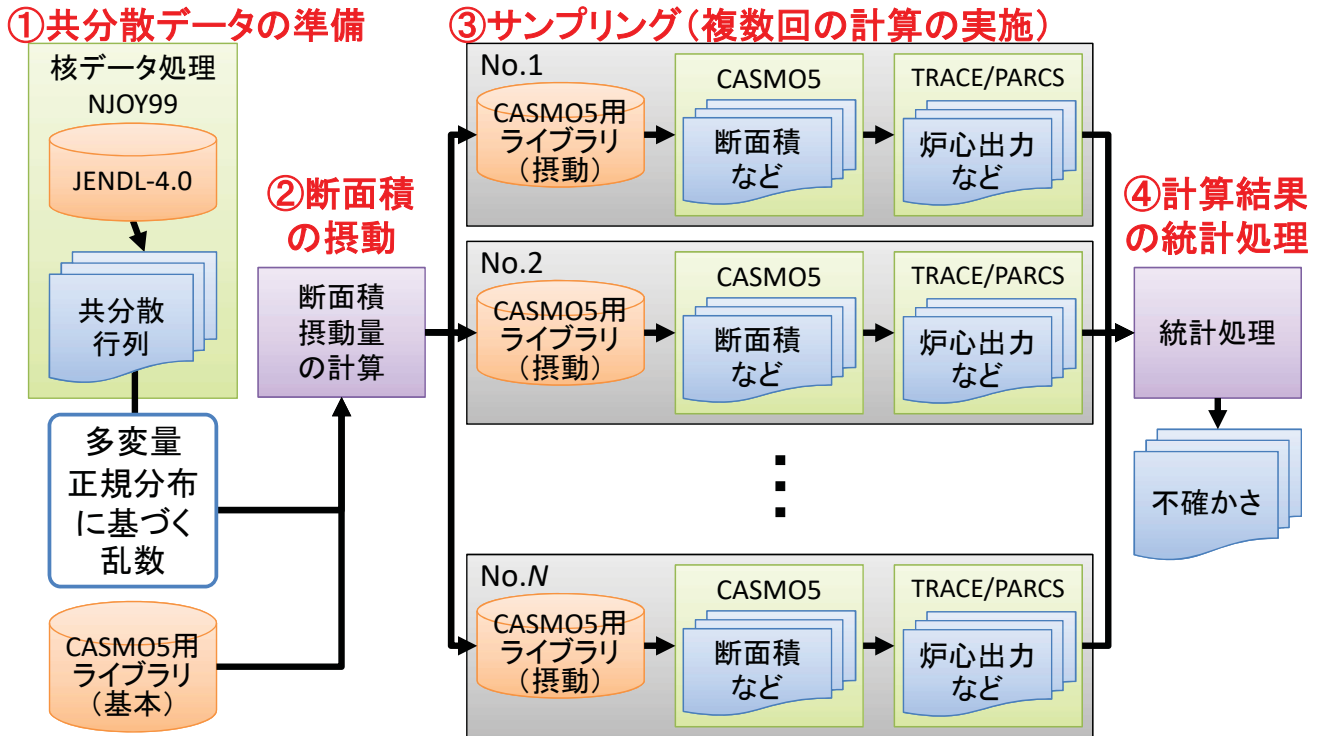
- 空間・時間の分割: PARCSコードに同じ
- 境界条件: 炉心入口流量固定・炉心出口圧力固定^[7]



[5] メッシュサイズ: 3inch × 3inch (7.62cm × 7.62cm) [6] 1メッシュ当たり約2.4inch (約6.10cm) [7] 実験ケースごとに設定

ランダムサンプリング法による不確かさ評価(1/3)

□ CASMO5/TRACE/PARCSを用いた不確かさ評価手順



ランダムサンプリング法による不確かさ評価(2/3)

□ 断面積摂動量の計算に係る理論

$$\sigma_{i,x,g}^{prt} = f_{i,x,g} \times \sigma_{i,x,g}$$

$$\mathbf{f} = \mathbf{A}\mathbf{r} + \mathbf{x} \quad (f_{i,x,g} \in \mathbf{f}, \mathbf{C} = \mathbf{A}\mathbf{A}^T)$$

$$\left\{ \begin{array}{ll} \sigma_{i,x,g}^{prt} : & \text{核種} i \cdot \text{反応} x \text{の} g \text{群断面積(摂動後)} \\ \sigma_{i,x,g} : & \text{" (摂動前)} \\ f_{i,x,g} : & \text{" の摂動比率} \\ \mathbf{C} : & \text{共分散行列} \quad \mathbf{r} : \text{平均0・分散1の正規乱数} \quad \mathbf{x} = (1, 1, \dots, 1) \end{array} \right.$$

特異値分解により、
 $\mathbf{C} = \mathbf{U}\mathbf{\Sigma}\mathbf{V}$
 $= \mathbf{U}\mathbf{\Sigma}\mathbf{U}^T$
 $= (\mathbf{U}\sqrt{\mathbf{\Sigma}})(\mathbf{U}\sqrt{\mathbf{\Sigma}})^T$
 となるため、
 $\mathbf{A} = \mathbf{U}\sqrt{\mathbf{\Sigma}}$
 として、事前に計算

□ $f_{i,x,g}$ の評価に係る諸条件

- 絶対値が1を超える値を許容(ひいては負の断面積を許容)

ランダムサンプリング法による不確かさ評価(3/3)

□本発表で考慮する共分散データ

核種	弾性散乱	非弾性散乱	(n,2n)	捕獲	核分裂	放出中性子数
^1H	○※1			○※1		
$^{10,11}\text{B}$	○			○※2		
^{16}O	○	○	○	○		
$^{52,53}\text{Cr}$	○	○	○	○		
^{56}Fe	○	○	○	○		
$^{58,60}\text{Ni}$	○	○	○	○		
$^{234,235,238}\text{U}$	○	○	○	○	○	○

※1 ^1H についてはENDF/B-VII.1の共分散データを使用

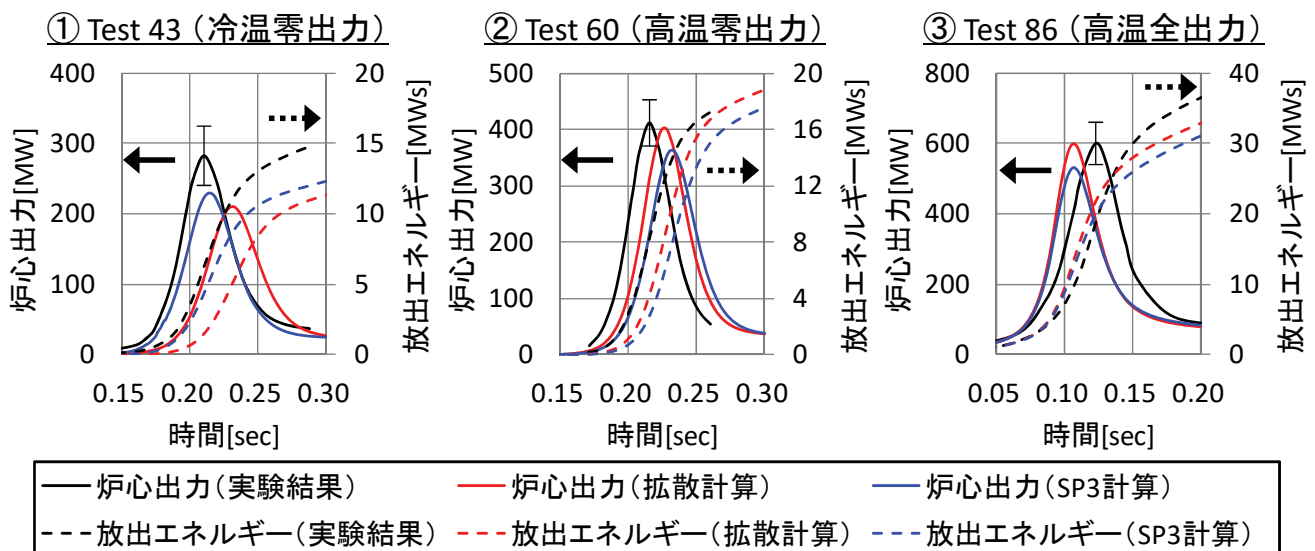
※2 ^{10}B については(n,α)を使用

- 本発表では、上記の12核種・6反応に摂動を与えた場合の不確かさ評価結果を報告

□不確かさに対する核種・反応ごとの寄与割合の検討は、今後の課題

解析結果・考察(1/4)

□炉心出力・放出エネルギーの時間変化



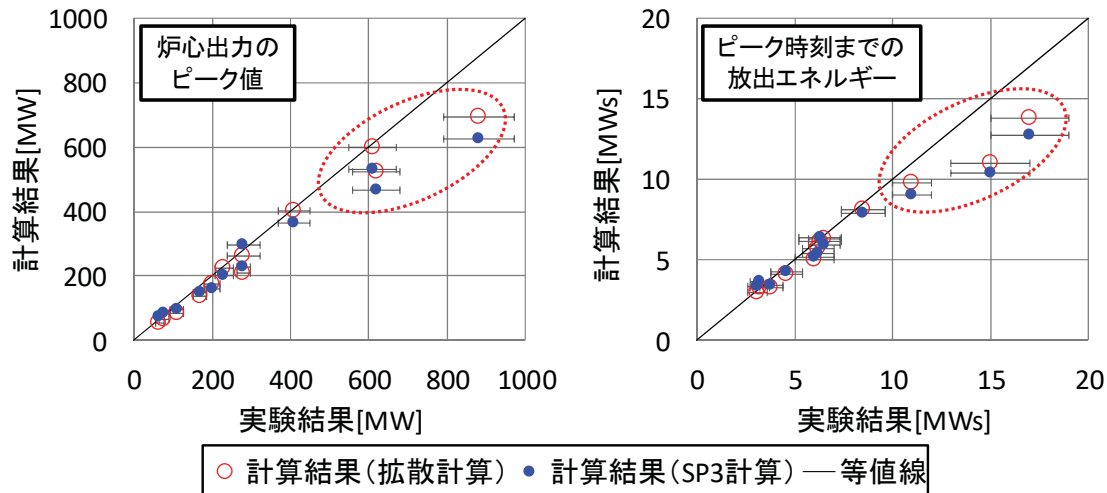
- いずれのケースにおいても、炉心出力・放出エネルギーを過小評価の傾向にあることを確認(②③は実験結果の不確かさ^[8]のおおむね範囲内)

[8] R. K. McCardell et al., IDO-17281 (1969).

解析結果・考察(2/4)

□ 炉心出力のピーク値・ピーク時刻までの放出エネルギー

- 各実験条件から、投入反応度が大きいものを合計12ケース抽出^[9]



- いずれの炉心条件に共通して、投入反応度が大きいケースで過小評価
□ 系統的な傾向であることから、実験条件の不確かさ^[10]などに起因する差異であると考えている

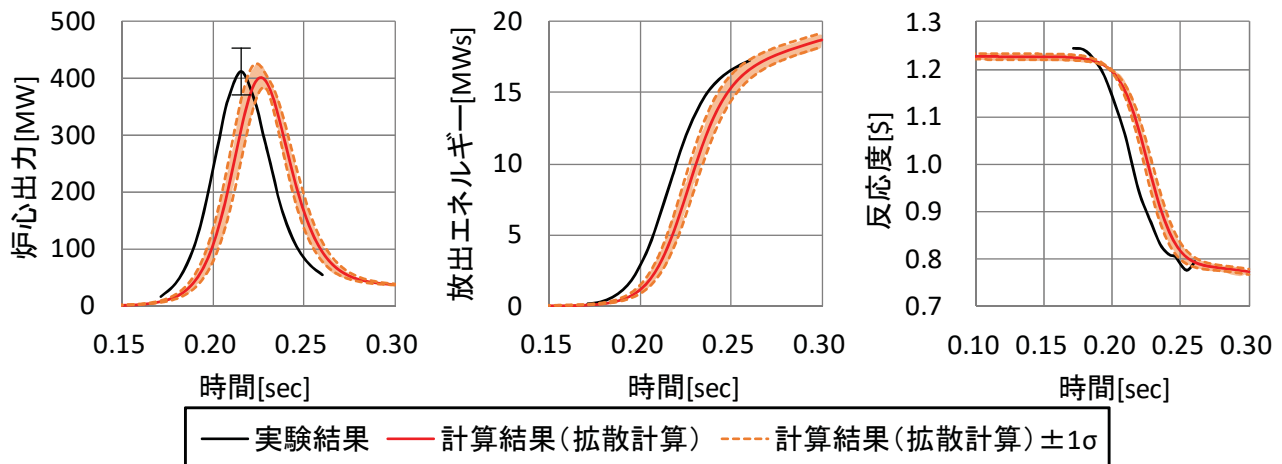
[9] 低温零出力で3ケース、高温零出力は約127°C・約260°Cごとに3ケースずつ、高温待機・高温全出力は併せて3ケース
[10] 例えば、幾何形状、実験時の制御棒位置などが不明であるため、解析における反応度値に差異が生じている

解析結果・考察(3/4)

□ 炉心出力・放出エネルギー・反応度の不確かさの時間変化

Test 60(高温零出力)

- ランダムサンプリング法を用いて、動特性計算を100回実施^[11]



- 標準偏差の時間変化について、急激な増減などの変化はなく、海外機関の文献^[12]とおおむね同等の結果であることを確認

[11] 制御棒集合体及びトランジェント棒の位置については断面積への摂動が無い場合の位置に固定
[12] A. Dokhane et al., Proc. M&C2017 (2017).

解析結果・考察(4/4)

□ 炉心出力のピーク値・ピーク時刻までの放出エネルギー・投入反応度の不確かさ

Test 43 (冷温零出力)	炉心出力の ピーク値[MW]	放出エネルギー [MWs]*1	投入反応度 [\$]
実験結果	280 ± 42	6.0 ± 1.0	1.21 ± 0.05
計算結果*2	210	5.0	1.21
標準偏差	11	0.2	0.01
Test 60 (高温零出力)	炉心出力の ピーク値[MW]	放出エネルギー [MWs]*1	投入反応度 [\$]
実験結果	410 ± 41	8.5 ± 1.1	1.23 ± 0.05
計算結果*2	401	8.1	1.23
標準偏差	18	0.2	0.01
Test 86 (高温全出力)	炉心出力の ピーク値[MW]	放出エネルギー [MWs]*1	投入反応度 [\$]
実験結果	610 ± 60	17 ± 2	1.17 ± 0.05
計算結果*2	600	14	1.17
標準偏差	18	0.3	0.01

*1ピーク時刻時のもの *2 拡散計算のもの

- いずれの標準偏差についても、実験結果の不確かさの範囲であることを確認
- 本発表では核反応断面積の共分散データのみを考慮しているため、今後これ以外の共分散データについても考慮する予定

結論

□ JENDL-4.0に基づくCASMO5/TRACE/PARCSを用いて、反応度投入実験(SPERT-III実験)を解析

- 炉心出力・放出エネルギーの時間変化、炉心出力のピーク値及びピーク時刻までの放出エネルギーを実験結果と比較

□ いずれの炉心条件においても、投入反応度が大きいケースで過小評価
→ 系統的な傾向であることから、実験条件の不確かさなどに起因する差異であると考えている

□ 核反応断面積の共分散データを用いて、SPERT-III実験解析の結果の不確かさを評価

- 炉心出力・放出エネルギー・反応度の時間変化などの不確かさを評価
- 標準偏差の時間変化は既往の文献とおおむね同等の傾向にあり、実験結果の不確かさの範囲内であることを確認

□ 今後は、不確かさ評価に関する追加検討を実施予定

- 核反応断面積以外の共分散データなどを用いた不確かさ評価
- 上記に対する核種・核反応ごとの寄与割合の評価

炉心解析手法の高度化 ～What, Why, How～

大阪大学 北田孝典

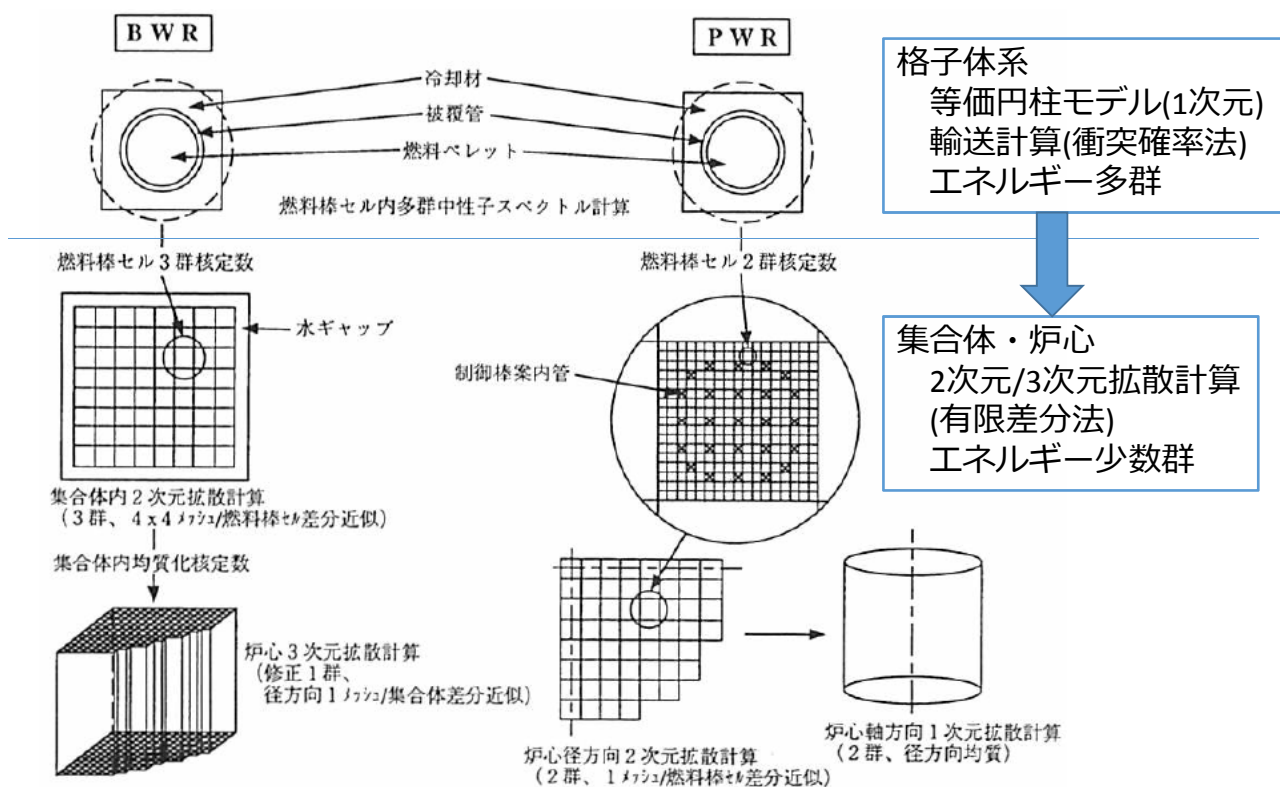
What is the difference between previous and present methods/procedures ?

Why is the improvement necessary ?

How to improve ?

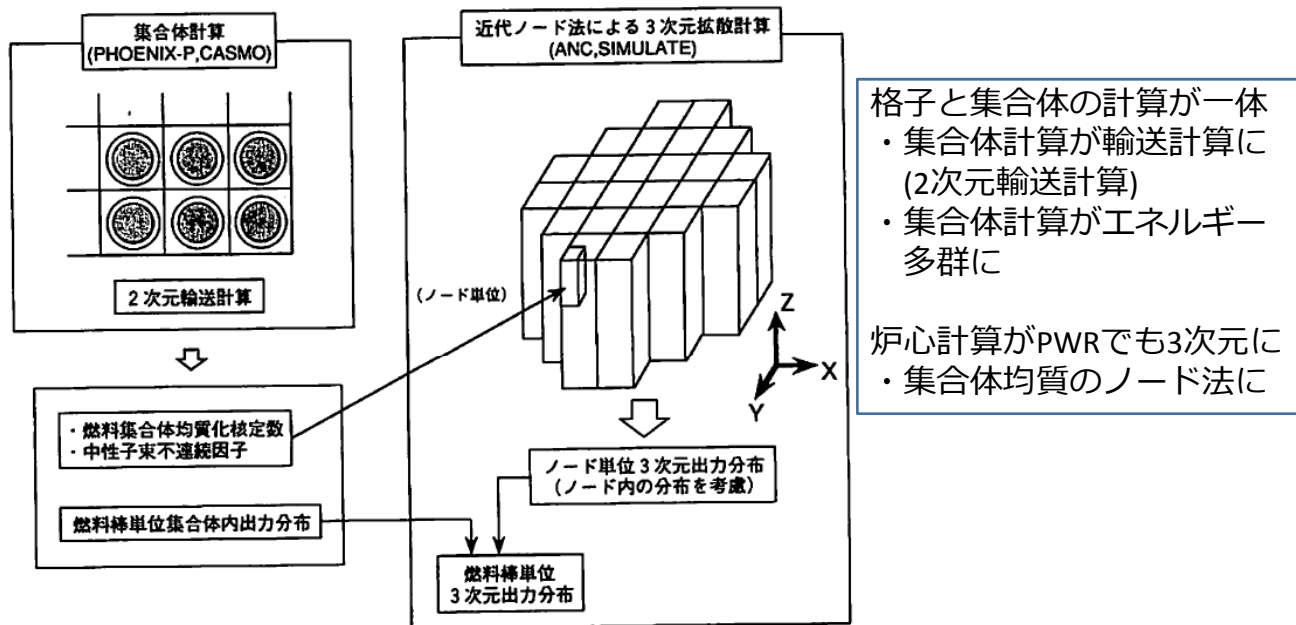
1

第1世代での炉心解析(～1990頃)



第1図 軽水炉核計算手法の概略

第2世代での炉心解析(1990年頃～現在)



第6図 近代ノード法を用いたPWR核計算手法の概要

“商業用軽水炉核計算手法の高度化”, 佐治, 他, 日本原子力学会誌 Vol.36, No.6 (1994)

3

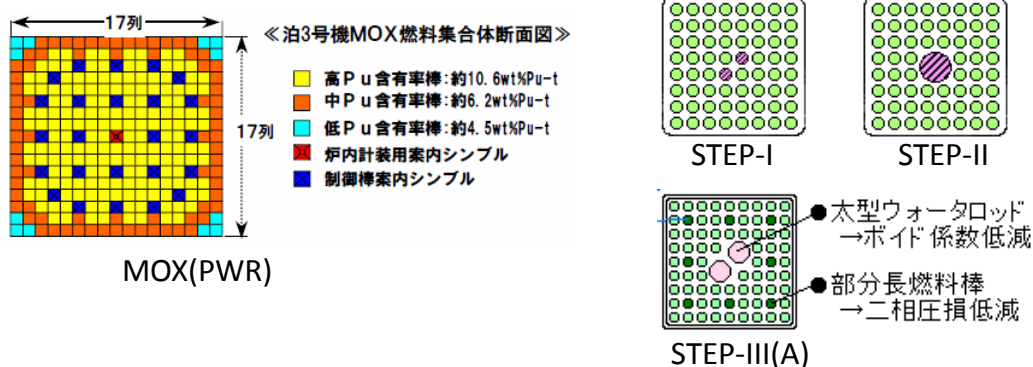
なぜ炉心解析法が変わった? (格子、集合体)

変更には堪えうる計算機性能向上、の他に

- (1) 格子と集合体の計算を一体化しなければならなかった理由は?
- (2) 炉心計算をPWRでも3次元にしなければならなかった理由は?

- (1) 格子と集合体の計算を一体化しなければならなかった理由は?

集合体内の非均質性増大 ← 燃料設計の高度化
= 燃料棒間の中性子スペクトル干渉効果が増大・・・多群輸送計算に
(MOX燃料、太径水口ロッド、部分長燃料棒、、、)



“軽水炉用MOX燃料” “BWR高燃焼度燃料集合体の主要構造” ATOMICA

4

なぜ炉心解析法が変わった? (炉心)

(2)炉心計算をPWRでも3次元にしなければならなかった理由は?

燃料集合体毎の軸方向燃焼度分布を正確に取り扱う必要

← 炉心設計精度向上のため

部分長ガドリニア入り燃料、軸ブランケット燃料の採用

← 将来的なPWR炉心の高度化のため
(軸方向の非均質性の増大)

2.4 出力分布の平坦化

PWR炉心では、炉心内で沸騰がないことと、燃焼中の反応度をホウ素濃度で調整するため、制御棒が運転中殆ど引き抜きの状態にあることにより、出力分布は次のような特徴を持っている。

- ・ 炉心内出力分布の水平方向と垂直方向(軸方向)の成分の分離性がよい。
- ・ 水平方向の出力分布は、殆ど燃料装荷パターンによって定まり、運転中の変化が小さいので、運転開始後は特別な調整は不要である。
- ・ 出力分布の調整は軸方向のみで十分である。

軸方向出力分布は、出力および制御棒挿入度に依って変化し、核分裂生成物であるキセノンの生成・消滅によっても変化するため、制御が必要である。この制御は、軸方向出力分布の歪みの指標であるアキシャルオフセットAO = (炉心上半分出力 - 炉心下半分出力) / (炉心上半分出力 + 炉心下半分出力)を用いて実施される。これは、3次元出力ピーキング係数(FQ)がAOと図7のような相関があるため、このAOを一定範囲内にあるように制御すれば、FQを制限値内に納めることができるからである。AOの制御は制御棒の操作により行う。

”PWRの炉心設計”抜粋 ATOMICA

5

炉心解析フロー変更による解析手法の変更

格子体系

等価円柱モデル(1次元)

輸送計算(衝突確率法)

エネルギー多群

⇒ エネ少数群セル均質定数

集合体体系_BWR

2次元拡散計算(有限差分法)

エネルギー少数群

⇒ 集合体均質定数



集合体体系_PWR, BWR

2次元輸送計算(CCCP法, MOC法)

エネルギー多群

⇒ エネ少数群集合体均質定数

炉心体系_BWR

3次元拡散計算(有限差分法)

エネルギー少数群

炉心体系_PWR

2次元拡散計算+1次元拡散計算
(有限差分法)

エネルギー少数群



炉心体系_PWR, BWR

3次元拡散計算(ノード法)

エネルギー少数群

6

炉心解析フロー変更による解析手法の変更（輸送計算）

衝突確率法 体系全体の結合を衝突確率で表現（積分型輸送方程式）

$$\Sigma_i^g \phi_i^g V_i = \sum_j P_{ji}^g Q_j^g V_j, \quad Q_j^g = \sum_{g'} \left\{ \Sigma_{s,j}^{g' \rightarrow g} \phi_j^{g'} + \frac{\chi^g}{k} \nu \Sigma_{f,j}^{g'} \phi_j^{g'} \right\}$$

CCCP(中性子流結合衝突確率)法 体系境界の結合を中性子流で表現

$$\Sigma_i^g \phi_i^g V_i = \sum_j P_{ji}^g Q_j^g V_j + \sum_s P_{si}^g J_s^g A_s$$

MOC(Characteristics法) 中性子の飛行方向に沿って微積分型輸送方程式を解く

$$\frac{d\phi(s)}{ds} + \Sigma\phi(s) = Q$$

$$\phi_{out} = \phi_{in} \exp(-\Sigma\ell) + \frac{Q}{\Sigma} [1 - \exp(-\Sigma\ell)]$$

7

炉心解析フロー変更による解析手法の変更（拡散計算）

有限差分法 あるメッシュでの中性子バランスより、Sweep方向に沿って、表面 $\phi_{x-1/2}$ ・平均 ϕ から表面 $\phi_{x+1/2}$ を評価

ノード法 ノード(メッシュ)内の中性子束分布が関数や多項式で表現

第Ⅱ-1表 各ノード法の特徴

	解析的ノード法	多項式ノード法	解析的多項式ノード法	解析関数展開ノード法
代表的コード	QUANDRY(MIT)	NEM(KWU)	ANDEX(阪大) QPANDA(MIT) SIMULATE-3(Studsvik)	AFEN(KAERI)
特徴	- ノード内の中性子束分布を解析的に求める。 - ノード平均の中性子束とノード境界上の中性子束および正味中性子流の関係を求める。 - 結合係数が非常に複雑になり、計算機容量の点で問題となる。	- ノード内の中性子束分布を多項式に展開 - 熱群の中性子束分布を表現するためには4次程度の多項式を使用する必要あり - 部分中性子流に対する結合係数を求める。 - 結合係数が簡単であり、多群への拡張も可能	- ノード内の中性子束分布を、均質系での解析解と多項式の和で表現(ANDEX)あるいは、多項式に展開(QPANDA, SIMULATE-3) - 結合係数を求めるために部分中性子流を使用(ANDEX) - 隣接する2ノードの多項式を解析的に解き、正味中性子流を使用して結合係数を求める。(QPANDA, SIMULATE-3) - 結合係数が比較的簡単であり、計算機容量の点でも有利	- ノード内の中性子束分布を非分離解析関数に展開 - 横方向漏れの近似なし - 燃料棒出力再構成モデルに非分離解析関数を直接使用できる。 - 結合係数は比較的複雑であり、計算機容量も大きくなる。

炉心解析フロー変更による解析手法の変更（拡散計算）

ノード法の採用により

- ・空間的に大きな領域を均質としても領域内の中性子束分布の精度向上
 - ・空間的な均質定数の作成方法の改善が必須
- ⇔ 不連続因子 (集合体均質定数)や SPH因子(格子/集合体均質定数)

炉心解析フロー変更による解析手法の変更（集合体均質化手法）

中性子束重み法

$$\bar{\Sigma} = \frac{\int \Sigma(r) \phi(r) dr}{\int \phi(r) dr}$$

不連続因子 境界での中性子束は不連続、中性子流は連続

$$f_i \phi_i(r) \Big|_{\text{boundary}} = f_{i+1} \phi_{i+1}(r) \Big|_{\text{boundary}}, J_i(r) \Big|_{\text{boundary}} = J_{i+1}(r) \Big|_{\text{boundary}}$$

SPH因子 均質化前後で均質領域内の反応率が保存するように均質化定数を調整
⇔ keff、中性子流を保存

$$\bar{\Sigma}_{i,SPH}^g = \mu_i^g \bar{\Sigma}_i^g$$

9

高速炉での炉心解析

エネルギー70群程度の集合体計算

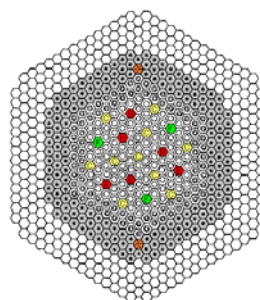
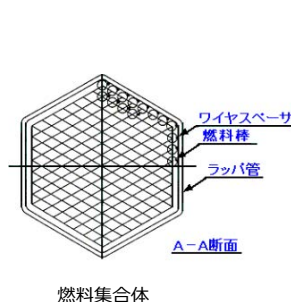
燃料セル計算は行わず、**体積比で均質化**した体系、を対象
(内部ダクトがある場合は除く)

円管で表現する場合もあり。→ 1次元輸送計算（衝突確率法）



エネルギー7群～18群の炉心計算
3次元拡散計算（有限差分法）

得られた炉心計算結果に対して、輸送効果、メッシュ効果、などの補正



炉心構成要素	記号	数量
炉心燃料集合体	内側炉心	108
	外側炉心	90
ブランケット燃料集合体		172
制御棒集合体	微調整棒	3
	粗調整棒	10
	後備停止棒	6
中性子源集合体		2
中性子しゃへい体		316
サーベイランス集合体		8

図1「もんじゅ」の炉心配置図

10

将来の(軽水炉)炉心解析手法は？

究極的には ... エネルギー多群(連続エネルギー)
炉心計算を燃料ピンセルまでを模擬した非均質形状で

⇒ 集合体計算と炉心計算の境界を無くすなら
= エネルギー多群 3 次元非均質輸送計算

連続エネルギーモンテカルロ法

「統計的不確かさ」の大きさがネック
計算機性能が数桁上がって集合体計算ぐらいか
 10^8 ヒストリ → $10^{10} \sim 10^{12}$ ヒストリ

エネルギー多群3次元MOC法

現時点では、計算出来るが計算時間(資源)がネック

⇒ 集合体計算と炉心計算の境界を残したままなら
= 集合体計算と炉心計算の 2 段階計算フロー

集合体計算での高度化...

実効断面積(共鳴計算、エネルギー詳細群...)

炉心計算での高度化...

輸送理論やSPn法、...

**KUR REPORT OF
KYOTO UNIVERSITY RESEARCH
REACTOR INSTITUTE**

発行所 京都大学原子炉実験所

発行日 平成 29年 11 月

住所 大阪府泉南郡熊取町朝代西 2 丁目

TEL (072) 451- 2300