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 冒

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て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	
	奥村晋太朗(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ョ	ミュ
	レーション	
	髙山直毅 (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	6
	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
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
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.	4. What is an advanced reactor design calculation? ~ What, Why, How ~					
	(Osaka Univ.) Takanori Kitada					

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」 奥村晋太朗(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・y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 14:15Session 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。

<u>燃料評価</u>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、²³⁸U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。

<u>将来炉の概念検討</u>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。

-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

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

1

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。

CRIEPI



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。



C CRIEPI





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

11

- ●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。

C CRIEPI

使用済燃料の中間貯蔵施設

輸送兼貯蔵用キャスク



使用済燃料(リサイクル燃料)の中性子放出率



15

C CRIEPI



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

17

SFCOMPO@address (http://www.nea.fr/sfcompo/)

C CRIEPI

核種組成データの整備								
■電中	コ研デー	ータ(י	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 								
-PWR タ(個	リラン ^版 国数/1gi	然料お 容液討 _表	よびPWF 【料)につ 電中研で取り	MOX № いてはな 得した核種	太料の核 、 開済み 組成データ	種組成 , <u>出典: 1</u>	分析デー _{笹原、他、} ^{報告T95012(1995}	
ーPWR タ(個 ^{原子炉}	ペノフン% 国数/1g> 国	然料お 容液討 表	よびPWF 【料)につ 電中研で取 集合体形 式	R-MOX 燃 いてはな 得した核種 対象燃 料	な 、 開済み 組成データ 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、	種組成 <u>出典:1</u> <u>電中研</u> 試料数	分析デー ^{産原、他、} ^{報告T95012(1995 分析核種数}	
-PWR タ(個 原子炉 欧州	(ワワン) 「 「 国 、 、 イス	然料お 家液表 ^{「炉型} PWR	よびPWF (料)につ 電中研で取 集合体形 式 15 x 15	R-MOX りては 2 得した核種 対象燃 料 U0 ₂	本料の核 公開済み 組成データ 燃焼度 (GWd/t) 53-65	種組成 <u>出典:1</u> <u>電中研</u> 試料数 4	分析デー ^{<u>笹原、他、</u> ^{(報告T95012(1995)} 分析核種数 Act:17, FP:39}	
ーPWF タ(個 原子炉 欧州 Obrigheim	ペノフンX 国数/1g 国 スイス 独	然料お 客液表 ^{炉型} PWR PWR	よびPWF (料)につ 電中研で取 集合体形 式 15 x 15 14 x 14	R-MOX 燃 いては2 得した核種 対象燃 料 UO ₂ MOX	本料の核 公開済み 組成データ 燃焼度 (GWd/t) 53-65 46	種組成 ^{出典:1} 電中研 試料数 4 2	分析デー ^{<u> 笹原、他、</u> ^{注報告T95012(1995 分析核種数 Act:17, FP:39 Act:17, FP:39}}	

R電力中央研究所

核種組成データの整備



表 核種組成の分析精度





22 -12-



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 → ¹³³Cs → ¹³⁴Cs -¹³⁵Cs : ¹³³Xe → ¹³³Cs → ¹³⁴Cs → ¹³⁵Cs と ¹³⁵Xe → ¹³⁵Cs -¹⁴⁴Nd : ¹⁴³Ce → ¹⁴³Pr → ¹⁴³Nd → ¹⁴⁴Nd と ¹⁴⁴Ce → ¹⁴⁴Nd



断面積や核分裂収率の 補正結果の例

²⁴⁴Cmと¹³⁵Csの補正による改善の結果の例

アクチ ニド核 種 PWR-U0 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				

C CRIEPI

27

I 電力中央研究所

R電力中央研究所

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)との比較較(その1)

出典: JAEA Data/code 2012-032、奥村他

C CRIEPI

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。
 ◆ ²⁴⁴Cmは、²⁴³Amだけでなく²⁴⁰Pu, ²⁴¹Pu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。
 ◆ ⁹⁰Srと¹⁰⁶Ru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。
 ◆ ¹³³Csは¹³³Xeの核分裂収率に、¹³⁵Csは¹³⁵Xe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。

R電力中央研究所 C CRIEPI 29 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keff≤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。 0.95 実効増倍係数 燃焼度クレジット 燃焼度 * BWRでは燃料履歴中最大反応度燃料を基準に決定 R 電力中央研究所 C CRIEPI 30

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。



CRIEPI

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。

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

表 IAEAのBUCに関する技術会議

・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

R電力中央研究所

■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

33

C CRIEPI

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。

	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-I,UD-2		

表 輸送キャスクの状況

出典:IAEA-TEC-DOC-1547

貯蔵における安全機能と炉物理



C CRIEPI

. R電力中央研究所

使用済燃料貯蔵での活用(まとめ)

35

- ◆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。 ²⁴⁴Cmや⁹⁰Sr・¹⁰⁶Ru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。

R電力中央研究所 © CRIEPI 37

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℃)
使用済燃料プー ル	燃料の発熱量の要求精度:5%(BWR-UO2:45GWd/t) 10%(BWR/PWR:MOX) ×線発生量・スペクトルの要求特度:10%
	/ 称光工里・ヘヘントルの安水相反。10%0
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、l- 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βγ)、評 価精度:5% Cl-36 公衆内曝(高βγ)、評価精度: 5%
© CRIEPI	39

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))



燃料要素周囲の冷却水の状態(概念)





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)	900K 🔿
	EOL:	-0.00076 (0.00034)	1000K
再冠水	BOL:	-0.09300 (0.00041)	蒸気 ➡
	EOL:	-0.20099 (0.00042)	水
再冠水+ 冷却ガ	BOL:	-0.19348 (0.00043)	蒸気,炭酸
ス領域も冠水	EOL:	-0.28628 (0.00049)	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。

45





CRIEPI

R電力中央研究所



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。

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。

49

© CRIEPI

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。



[参考] 炉物理(及び核データ)研究で何が必要か



◆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

© CRIEPI

53
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 晋太朗,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} の不確かさよ、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。

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 晋太朗、千葉 豪







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 kinf 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。



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



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



✓ 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kinfの不確かさ



計算条件

 $\neg - ert \cdot \cdot \cdot cBZ$

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、燃焼に伴う増加傾向が強い。



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。



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。

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。







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kinf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



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(-ρ, β_{eff}, Λ, 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。

<u>キーワード</u>: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- ρ の変化だけでなく、一点炉動特性パラメータ β_{eff} , Λ 、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($-\rho_0$, $\beta_{eff,0}$, Λ_0 , S_0)から別状態($-\rho_1$, $\beta_{eff,1}$, Λ_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 $kR_0 = \Lambda_0 S_0 / (-\rho_0), C_{i,0} = \beta_{i,0} R_0 / (\lambda_i \Lambda_0) となる。また状態変化後$ <math>(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。

$$\begin{aligned} \frac{dR}{dt} &= \frac{\rho_1 - \beta_{\text{eff},1}}{\Lambda_1} R(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) + S_1 \cdots (1), \\ \frac{dC_i}{dt} &= -\lambda_i C_i(t) + \frac{\beta_{i,1}}{\Lambda_1} R(t) \cdots (2)$$
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 $0 \le t \le \infty$ の範囲で時間積分し、微小量を無視、 $\Lambda_1 \beta_{eff,0} \approx \Lambda_0 \beta_{eff,1}$ 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*eff,0 ≈ 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*eff,1 ≈ 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。











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

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

 (-ρ, β_{eff}, Λ, 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

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

5

 10^{-1}

time [s]

100

10¹

10²

10³

 10^{-2}

10-3

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

 10^{-4}



測定理論:積分法

$$\frac{-\rho_{1}}{\beta_{\text{eff},1}}$$

$$= \frac{\Lambda_{1}}{\beta_{\text{eff},1}} (R_{\infty} - R_{0}) + R_{\infty} \sum_{i=1}^{6} \left(\frac{\beta_{i,1}}{\beta_{\text{eff},1}\lambda_{i}}\right) - \frac{\Lambda_{1}\beta_{\text{eff},0}}{\Lambda_{0}\beta_{\text{eff},1}} R_{0} \sum_{i=1}^{6} \left(\frac{\beta_{i,0}}{\beta_{\text{eff},0}\lambda_{i}}\right)$$

$$\int_{0}^{\infty} (R_{\infty} - R(t')) dt'$$
• 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 $\Lambda_{1}\beta_{\text{eff},0} \approx \Lambda_{0}\beta_{\text{eff},1}$

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

8







自	作計算コ	ードによる	解析結果
	тнуг.		

		初期状態	終期状態
	k _{eff} [-]	0.6916	0.9730
 通常のk _{eff}	$eta_{ m eff}$ [pcm]	572	659
┃ 固有値計算 ┃ 1	$- ho/eta_{ m eff}$ [\$]	77.9	4.21
$\mathbf{A}\phi_g = \frac{1}{k_{\rm eff}} \mathbf{F}\phi_g \prec$	Λ [µs]	42.52	14.79
	ℓ [µs]	29.40	14.39
	$rac{\beta_{\rm eff}- ho}{\Lambda}$ [1/s]	10624	2322
遅発中性子あり	ω _{0,1} [1/s]	-0.01259	-0.01251
い の 回 行 追 司 昇 $\frac{\omega}{v}\phi_g = (-\mathbf{A} + \mathbf{F}(\omega))\phi_g$	ω _{0,7} [1/s]	-4462	-1971
* <i>g</i> 第6回「炉物玛	 俚専門研究会」, 2017/11/29(水), 京都大学原子炉実験)	所 12













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

 検出器インポータ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).

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--ρ測定
- 任意の(-ρ, β_{eff}, Λ, S)ステップ状変化であっても適用可能
 - 例:Δρ > 0添加、中性子計数率が増加するケース
- 数値実験によりΛ, β_{eff}が変化しても-ρ/β_{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。

<u>キーワード</u>: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5cm、高さ360cm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	し 及び CPSE)から得られ	1た水流速	
ドストリー	_粉 気泡直径		水流	速[cm/s]	
	⁵⁰⁰ [cm]	CCF(1群)	CCF(3群)	CPSD(1群)	CPSD(3群)
2.0×10^{9}	0.1	-*1	-	$27.2 \pm 0.3^{*2}$	45.8 ± 1.0
2.0×10^{9}	0.3	-	-	27.8 ± 0.7	38.5 <u>+</u> 1.0
3.2×10^{10}	0.1	-	-	34.5 ± 0.5	37.8±1.1
3.2×10^{10}	0.3	42.3 <u>±</u> 0.1	41.0 <u>±</u> 0.1	40.2 ± 0.3	41.4 <u>±</u> 0.2
*1:ピー	クが確認でき	ず水流速推済	定不可 *	2:フィッティ	ング誤差
15.00					
1E-09		• EZ	、リー数 2.0	× 10^9	
			,		
8E-10			>リー数 3.2	×10^10(スケ-	ール×5)
		N		•	
E 6E-10					
-d-					
[a]					
ပ္ပ်ံ 4E-10	100				
0	1. Sec. 5		1.2.2		
2F-10					
22 10			100		
	2900				
0				1. A.	
	0 0.5	1 1.5	2 2	2.5 3	3.5 4
			時間遅れ[5]	
図 1	CCE	ストリー粉の	の関係(1 群	⑤ 泊直径 0.1	3 cm)
凶 I			シストト(1 住土,	入口四日 0	5 cmj

[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

〇高山 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



- 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
 - 水流速推定值
- 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、
 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ティング破損(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
 Φ_z(t)を取得する。
- ・中性子雑音を次式で計算する。

 $\delta \Phi_z(t) \equiv \Phi_z(t) - \langle \Phi_z(t) \rangle$ = $\Phi_z(t) - \Phi_z$ 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。



中性子雑音の時間変

X

CCFによる水流速の推定手法

CCF

$$CCF_{Z_1,Z_2}(\tau) = \left\langle \delta \Phi_{Z_1}(t) \delta \Phi_{Z_2}(t+\tau) \right\rangle$$
$$= \lim_{T \to \infty} \frac{1}{2T} \int_{-T}^{T} \delta \Phi_{Z_1}(t) \delta \Phi_{Z_2}(t+\tau) dt$$

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τ₀
 のとき、CCFは強い相関。

• CCFピーク位置のフィッティング $CCF_{peak} = \frac{h}{1+(x-\tau_0)^2/w^2} + e$ $h: ピーク高さ \tau_0: ピーク位置$ 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

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

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

水流速 $V = \frac{\Delta z}{\tau_0}$

8

方法 (解析条件))	表 解析条件
5 cm		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 方向に一様)
中性子→ → + + + + + + + + + + + + +	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)
$Z \xrightarrow{\rightarrow} 0 \xrightarrow{\circ} $	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
軽水+気泡	断面積ライブラリ	JENDL-3.3
	*1: 総ヒストリー数=線源強度。	<mark>6</mark> (5.0×10 ⁶ 粒子/s)×計測時間(4 s)×100レプリカ
凶 解析体系	*2: 総ヒストリー数=線源強度引	100レプリカ(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 。一つの中世子の惑行中	ため理想的なモデル	を使用。 仮史
 線源から放出された中性 	子が死滅する度に気	i液を。 記名で水を上方へと移動。

時間と共に体系が変化する時間依存モンテカルロ計算。

7



(e)**気泡直径** 0.3 cm

(d) 気泡直径 0.1 cm

(f) 気泡直径 0.7 cm

表 CCF**及び**CPSDから得られた水流速の推定値

	気泡直径 [cm]	水流速 [cm/s]			
総ヒストリー数		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。

- 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10⁶⁶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。

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

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.
 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.
 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



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 EOEC 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	



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

〇滝野 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



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。

内侧炉心燃料集合体 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(ステンレス鋼) 72体 径方向遮へい体(Zr-H) 162休 制御棒(粗調整棒) 15休 制御棒(微調整棒) 614 則御棒(後備炉停止棒 6体 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] 2

● 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]

[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

5)ドップラ係数 1) 臨界性 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。

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



3

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).

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



3.解析結果

(B) 中性子輸送及び空間メッシュの取り扱い

※参考精度(破線)は 断面積起因誤差の1g

<u>M:集合体あたりの</u> メッシュ数

※参考精度(破線)は 断面積起因誤差の1g

固有値から得られる核特性



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。

3.解析結果

(B) 中性子輸送及び空間メッシュの取り扱い



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 M:集合体あたりの ※参考精度(破線)は断面積起因誤差の1σ 集合体出力 メッシュ数 補正後 補正前 5 5 詳細条件ケースからの最大差異[%] 詳細条件ケースからの<mark>最大</mark>差異[%] 拡散•6M 4 拡散•6Μ 4 拡散 • 24M 拡散•24M 3 3 輸送・6M 輸送・6M 2 2 1 1 0 0 -1 -1

-2 -2 BOEC BOEC EOEC BOEC EOEC EOEC EOEC BOEC EOEC BOEC EOEC BOEC 内侧炉心 外側炉心 ブランケット 内側炉心 外側炉心 ブランケット

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。

3.解析結果 (B) 中性子輸送及び空間メッシュの取り扱い M:集合体あたりの ※参考精度(破線)は断面積起因誤差の1σ 最大線出力密度 メッシュ数 補正後 補正前 拡散・6M 2 2 拡散•6M 詳細条件ケースからの差異[%] 詳細条件ケースからの差異[%] 拡散・24M 拡散 •24M â送•6M 1 1 0 0 -1 -1 -2 -2 -3 -3 BOEC EOEC BOEC EOEC BOEC EOEC BOEC EOEC 内側炉心 外側炉心 内側炉心 外側炉心 平衡サイクル末期までの計算時間 拡散・6メッシュ/集合体ケースでは差異が参考 輸送・24M 拡散・6M 輸送•6M 拡散 • 24M 精度程度となり、計算時間は最も短い。 2.6h 1.1h 71.5h 17.6h

10

3.解析結果

(A) エネルギー群の取り扱い

臨界性

固有値から得られる核特性 補正前 補正後 0.25 0.25 詳細条件ケースからの差異[%] 詳細条件ケースからの差異[%] 0.20 0.20 0.15 0.15 0.10 0.10 0.05 0.05 0.00 0.00 7群 7群 -0.05 -0.05 18群 18群 -0.10 -0.10 36群 36群 70群 70群 -0.15 -0.15 -0.20 -0.20 -0.25 -0.25 BOEC EOEC BOEC EOEC

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。

3.解析結果



臨界性



3.解析結果

るようにしたい。

(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1σ

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。



4.燃焼組成補正の追加



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 <u>集合体出力分布</u>

(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。

▶ <u>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</u> 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 <u>7群・拡散6メッシュ/集合体 + スナップショット補正</u>

+ 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





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 〇和田怜志 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。

<u>キーワード</u>: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²³⁵U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²³⁵U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、²³⁸Uの1,001keVガンマ線と同程度の強度で¹³⁷Csの662keVガンマ線ピークを測定できる。²³⁸Uの複数のガンマ線測定値から662keVの検出効率を評価し、¹³⁷Cs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ると考えられる。



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 原子力研究所の熊埜御堂氏、菊池氏、増山氏、秋山氏に感謝いたします。 参考文献 熊埜御堂宏徳 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。

<u>キーワード</u>: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 HIDEC 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。

[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



- 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



1.1 背景

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<u>射</u>線分解

オーバーパックの機械的強度に 影響を与える



4

<u>地下水シナリオ</u>のリスクを 増加させる恐れがある

-75-

1.1 背景



5

6

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

多様な燃焼条件、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 <mark>処分場中性子場解析システムが開発</mark>

MOX燃料や高燃焼度燃料使用、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

-76-

1.3 目的

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



2.2. 解析手法の検討

1. 従来システムの検証

<u>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</u> 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

又献での解析 廃棄体組成 ORIGEN2	手法 放射線源計算 データブック) フ ^ッ 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)反応を <u>1/40小さく評価</u>
(α,n)反応	1.88E+12	7.03E+13	従来システム
自発核分裂	5.84E+12	8.16E+12	ORIGEN:燃料中の反応を考慮
合計	7.72E+12	7.84E+13	低ポンステムは回北カフ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(a,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 <mark>解析の自動化</mark>

2.2 解析手法の検討

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 <u>HLWからのガンマ線源</u>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、a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

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	新システムは文献値より 30%大きく評価
(α,n)反応	6.37E+07	8.88E+07	4.76E+06	ガンマ線
SF	5.54E+07	7.37E+07	7.39E+07	新システムと文献値は <u>一致</u>
ガンマ線	2.57E+15	2.59E+15	_	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<u>MAとFP</u>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

中性子

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10 各放射線	00年間で の粒子フ	のオーバー/ ルエンス	ペック内表面の	中性子 文献値より10%程大きく評価
[/cm2]	文献	新システム	従来システム	ガンマ線 文献値 トりつの/程小さく評価
中性子	7.84E+13	8.54E+13	7.72E+12	×雨10より20%注小Cへ計価
ガンマ線	1.22E+20	1.10E+20	_	放出量の傾向より10-20%程小さい

文献では輸送計算の際、<u>固化体中の廃棄物の組成を無視</u> 新システムでは固化体中の遮蔽効果が大きいため小さく評価

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

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 フルエンス解析点 緩衝材 200 ガラス固化体 100 岩盤 0 -100 パッ ク -200 -100 0 100 200 解析体系

ر		解析	条件
)	炉型	-	PWR
	燃料		UOX, MOX
	燃焼	度	45,70[GWd/t]
	処分前冷却	即期間	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

3.2 解析結果

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

<

MA,FP増加による

遮蔽効果の増加

固化体中の

4. まとめと今後の展望

4. まとめと今後の展望

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)
- 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
- 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. (a,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)
- E. Shores, "SOURCES-4C: A Code for Calculating (alpha,n), Spontaneous Fission, and Delayed Neutron Sources and Spectra," LA-UR-02-1839, 2002.
- 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」」

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

1. 背景

中日の 中日の

2.2.2 中性子場解析システムの改良 26

(a,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 <u>ORIGEN2</u>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:0のみ

報告書

<u>データブック</u>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

25

(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(a,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



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

28

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



再処理後100年時点での放出ガンマ線スペクトル



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



システムは文献値より <mark>30%程大きく評価</mark>

燃焼計算手法の違いによる 報告書 ORIGEN システム HIDEC

31

32

HIDEC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 ORIGEN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

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

<u>中性子放出量はシステムが</u> <u>30%大きく評価</u>しており、 傾向が一致しない

HIDECは冷却計算の際<u>いくつか</u> 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

3.2 解析結果

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、<u>MOX</u> 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 $^{137}Cs \xrightarrow{\beta^-} ^{137m}Ba \xrightarrow{\gamma} ^{137}Ba$

100年後以降

 ${}^{126}Sn \xrightarrow{\beta^{-}} {}^{126m}Sb \xrightarrow{\gamma} {}^{126}Sb$



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



JENDL-4.0に基づく CASM05/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

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。

<u>キーワード</u>: TRACE/PARCS、CASM05、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



18

0.2

*ピーク時刻時のもの

標準偏差

実施したことを報告している海外機関の論文⁶⁰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⁶⁰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).
- [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) 〇藤田 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)

2 原子力規制委員会 Nuclear Regulation Authority アウトライン □序論 ●背景·目的 **ロ**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 ロ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、<u>解析コードの導入・整備[1,2]</u>

●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

ロ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(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

0	原子力規 Nuclear Regula	制委員会 ^{ttion Authority} SP	ERT-III実	験の解	析(1/:	6 3)
ſ	SPER ● 米 □	T-III実 国にお ^{炉心中/} 引き抜き	験の概要 ^{[4} ける反応度招 い部のトランジ 、反応度を投	〕 殳入実験 ェント棒を急 入	速に	
	項目	冷温 零出力	高温 零出力 50Wth	高温 待機 約1.1MWth	高温 全出力 19MWth	
	炉心出力	大気圧	約]10.4MPa		遮蔽树: 4×4燃料集合体
	投入 反応度 炉心 入口温度	0.77 ~1.21\$ 約21℃	0.64 ~1.23\$ 約127°C 約260°C	0.86 ~1.29\$ 約260	0.46 ∼1.17\$ 0°C	 : 4×4燃料集合体 (中性子吸収部あり)
	冷却材	- /	// /	44	,	

約4.3m/s

-95-

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

流量

0m/s

約0.73~7.3m/s





[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



 $\square f_{i,x,g}$ 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)

● 原子力規制委員会 Nuclear Begulation Authority

ランダムサンプリング法による不確かさ評価(3/3)

ロ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	
¹ H	O ^{涨1}			0 ^{%1}	^{※1 1} Hについて	CITENDE/B-	VII.1
^{10,11} B	0			O ^{%2}	の共分散	データを使用	A
¹⁶ O	0	0	0	0	^{※2 10} Bについ	ては(n,α)を依	吏用
^{52,53} Cr	0	0	0	0			
⁵⁶ Fe	0	0	0	0			
^{58,60} Ni	0	0	0	0			
^{234,235,238} U	0	0	0	0	0	0	

●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

ロ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



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



[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). 原子力規制委員会 Nuclear Regulation Authority

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	確かる	さ
--	-----	----	----	-----	---

Test 43	炉心出力の	放出エネルギー	投入反応度
(冷温零出力)	ピーク値[MW]	[MWs]*1	[\$]
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	炉心出力の	放出エネルギー	投入反応度
(高温零出力)	ピーク値[MW]	[MWs]*1	[\$]
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	炉心出力の	放出エネルギー	投入反応度
(高温全出力)	ピーク値[MW]	[MWs]*1	[\$]
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

 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 反応断面一タ のみを考慮し ているので、今 後これ以外の 共分散データ についても考 慮する予定

*1ピーク時刻時のもの *2 拡散計算のもの



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
- □ <u>今後は、不確かさ評価に関する追加検討を実施予定</u>
 - 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

15
1

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 ?

第1世代での炉心解析(~1990頃)



"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

4

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)

なぜ炉心解析法が変わった?(格子、集合体)



(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

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存して変化し、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 マ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次元出力ビーキング係数(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



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)

$$\Sigma_{i}^{g}\phi_{i}^{g}V_{i} = \sum_{j} P_{ji}^{g}Q_{j}^{g}V_{j} , \quad Q_{j}^{g} = \sum_{g'} \left\{ \Sigma_{s,j}^{g' \to g}\phi_{j}^{g'} + \frac{\chi^{g}}{k} \nu \Sigma_{f,j}^{g'}\phi_{j}^{g'} \right\}$$

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

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

7

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

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φ_{x-1/2}・平均φから表面φ_{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

	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。

第Ⅱ-1表 各ノード法の特徴

"核計算法の研究成果と"炉心設計法の進歩",日本原子力学会誌 Vol.39, No.1 (1997)

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

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

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

不連続因子境界での中性子束は不連続、中性子流は連続

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

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

$$\overline{\Sigma}_{i,SPH}^{g} = \mu_{i}^{g} \overline{\Sigma}_{i}^{g}$$

高速炉での炉心解析





9

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[®]ヒストリ→10¹⁰~10¹²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