

研究・教育用の原子炉シミュレータ TURS の検証と活用

亀山 高範*

Verification and Utilization of Tokai University Reactor Simulator (TURS) for Research and Education

by

Takanori KAMEYAMA*

(Received on Oct. 8, 2018 and accepted on Nov. 8, 2018)

Abstract

The Tokai University Reactor Simulator (TURS) has been developed and improved for research and education, and two models of critical cores (TCA and KUCA) have been installed in the TURS. Functions for uranium-plutonium mixed cores and reactor kinetic parameters have been additionally expanded. The parameters in uranium cores and uranium-plutonium mixed cores are computed with the comprehensive calculation code system, and the estimated parameters are put into the TURS. The performance of TURS was verified by comparing the results through different processes, and was validated by comparing the simulated results with the real experimental data of critical TCA cores.

Educational training programs using the TURS have been composed mainly of approach to criticality, reactor operations, control rod calibration and neutron flux measurements. The programs are included in the educational course for nuclear reactor physics in our nuclear engineering department, and provide significant effects and benefits for the students after learning the theories of nuclear reactor physics. Experiments at a real research reactor follow the TURS training programs to complete the purpose of the educational course.

Keywords: Reactor simulator, Kinetic parameter, Critical core, Control rod worth, Neutron flux distribution

1. 緒言

2011年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震とその津波により、東京電力福島第一原子力発電所は大きな被害を受け、炉心溶融を起こし、周辺環境に多量の放射性物質を放出した。福島第一原子力発電所の事故後、国内では発電用原子炉のみでなく、研究・教育用原子炉も一旦、稼働を停止し、これまでより厳しい新規制基準をもとに、それぞれの対応が進められている。発電炉・研究炉の一部は再稼働しているが、新規制への対応が困難な原子炉は廃炉の手続きへ移行している。こうした状況の中で、大学生・大学院生が研究・教育用原子炉で実験を行う機会が減少している。一方、原子炉シミュレータは、コンピュータ上で操作され、基本的な原子炉物理学の実習が行えるため、人材育成ツールとして有効であり、計算機の性能向上とともに原子炉シミュレータの利便・精度は高くなっている。研究・教育用原子炉が減少する中で、人材育成ツールとして原子炉シミュレータの役割はますます重要となっている。

東海大学工学部原子力工学科では、原子炉物理学の基礎理論を体験・修得するため、1994年度に国内の大学では初めて本格的な原子炉シミュレータ TURS (Tokai

University Reactor Simulator)を導入した。福島第一原子力発電所の事故後、TURS のシステム変更、機能拡張、性能検証を進めるとともに、本学原子力工学科の授業に TURS を用いる教育プログラムを構築している。また、学部生・大学院生による TURS を対象とする研究にも取り組んでいる。本論文では、原子炉シミュレータ TURS の機能を拡張・検証し、原子炉物理学の教育コースに TURS を活用した成果を報告する。

2. 原子炉シミュレータ TURS

2.1 概要

本学工学部原子力工学科では1995年3月に、研究・教育を目的とする原子炉シミュレータ TURS の稼働を開始した。TURS では次の2種類の臨界炉心を模擬可能である。

①日本原子力研究開発機構が管理する軽水減速臨界実験装置 TCA (Tank-type Critical Assembly)

なお、TURS では独自に制御棒を配置可能とし、臨界・反応度を調整する。

②京都大学が管理する固体(ポリエチレン)減速臨界実験装置 KUCA (Kyoto University Critical Assembly)

TURS は、導入時にエンジニアリングワークステーション EWS (オペレーティングシステム OS が UNIX の計算

* 工学部原子力工学科教授

機)をプラットフォームとして動作した。近年では高性能・低価格なパーソナルコンピュータ PC 上で動作するオペレーティングシステム Linux が普及しているため、2012 年度から TURS のプラットフォームを EWS から PC (OS が Linux の計算機)へ移行し、ソースプログラムも変換・変更している。従来、TURS ではウラン燃料からなる炉心のみを対象としていたが、2014 年度からウラン+プルトニウム混合燃料からなる炉心も扱える機能を追加している¹⁾。また、実習・研究の効率向上のため、入出力の画像を液晶ディスプレイ上にデジタル表示するなどの改善を進めている。現在の TURS の概観を Fig. 1 に示す。制御卓には機械式の操作に、PC 上のデジタル式の操作も追加し、両方式で TURS の操作を可能としている。



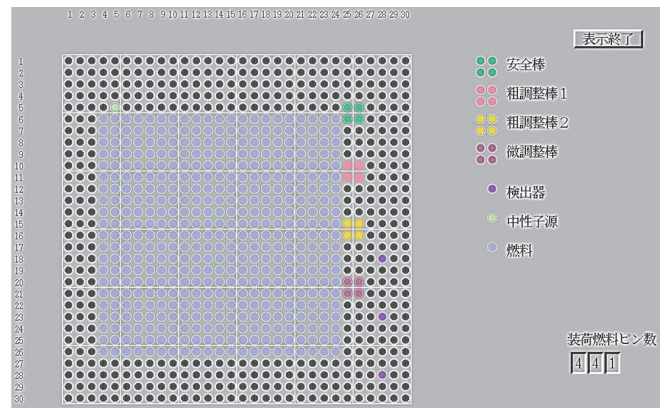
Fig.1 Overview of TURS.

また、ユーザーが燃料・制御棒の組成・形状などを入力する機能に加えて、炉心に適した動特性パラメータ(即発中性子寿命, 遅発中性子割合など)を入力する機能も新たに設定している。

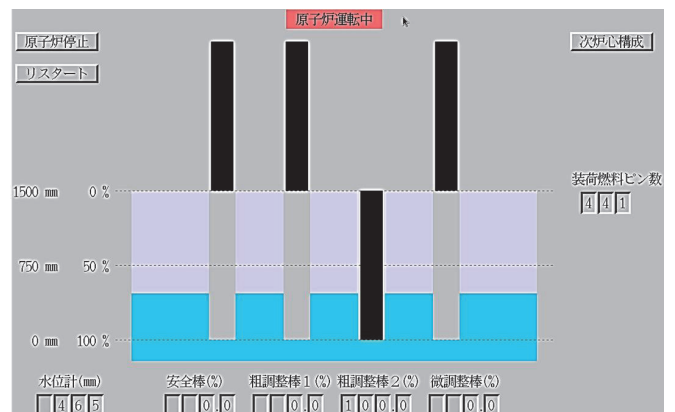
TURS では、研究・教育用原子炉で行われる臨界近接、制御棒校正、中性子束分布測定などを実施可能としている。軽水減速臨界実験装置で利用するウラン酸化物(UOX)燃料およびウラン+プルトニウム混合酸化物(MOX)燃料の密度・組成の例を Table 1 にまとめる。制御棒の中性子吸収材には炭化ホウ素 B_4C を用いる。燃料棒+制御棒+中性子源+中性子検出器からなる臨界炉心の例(燃料格子 21×21 , 燃料棒間隔 19.56mm)を Fig. 2 に示す。

Table 1 Density and composition of UOX and MOX fuel.

	UOX fuel (^{235}U 2.6 wt. %)	MOX fuel (Pu 3.0 wt. %)
	Density [g/cm^3]	
	10.40	6.06
nuclide	Composition [wt.%]	
^{16}O	11.853	11.816
^{235}U	2.292	0.608
^{238}U	85.855	84.917
^{239}Pu	-	1.810
^{240}Pu	-	0.584
^{241}Pu	-	0.186
^{242}Pu	-	0.054



a) Horizontal cross-section view of core



b) Vertical cross-section view of control rods

Fig. 2 View of TURS core with 21×21 lattices of UOX or MOX fuels and four control rods.

2.2 計算方法

TURS では、実時間で原子炉内の核特性の変化を模擬するため、予め作成した反応度テーブルと中性子束テーブルを用いて高速に原子炉の動特性を処理・表示する。反応度+中性子束テーブルの作成、および炉内中性子束分布の計算にあたり、燃料・制御棒の組成・形状、炉心の幾何学的特性(配置、バックリング)を入力し、中性子衝突確率法格子計算コード WIMS²⁾および中性子 2-3 次元拡散計算コード CITATION³⁾を用いて TURS に必要な中性子-原子核反応の断面積などのデータ(炉定数)を求める。原子炉動特性の計算には、多領域熱水力結合の 1 点炉動特性解析コード EUREKA-2⁴⁾を用い、対象とする原子炉の振舞をグラフに表示する。なお、TURS では原子炉内の温度変化を無視できるため(室温で一定)、動特性計算に温度フィードバック効果を考慮する必要はない。上記の計算プロセスと流れを Fig. 3 に示す。

燃料格子計算では、中心に燃料棒あるいは制御棒を配置する正方格子を円柱で近似し、炉心領域、反射体領域、炉外領域それぞれの炉定数を WIMS により計算する。

燃料格子計算で取得した炉定数を用い、指定する燃料装荷パターンに応じて 2 次元体系の中性子拡散計算を CITATION により行い、炉定数を計算する。

燃料格子計算+中性子拡散計算で取得した炉定数(エ

エネルギー2群)を基に、再び CITAION を用いて 3 次元中性子拡散計算を行い、反応度テーブルと中性子束テーブルを作成する。両テーブルを対象とする炉心毎に準備する必要がある。

原子炉の動特性を示すパラメータを、対象とする炉心毎に ^{235}U , ^{239}Pu などの燃料の核種組成を考慮して汎用の中性子計算システムにより求め、TURS へ入力する。

作成した両テーブルを用いて、短時間で精度よく炉内の反応度+中性子束+制御棒価値を算出し、それらと動特性パラメータを用いて EUREKA-2 により 1 点炉動特性計算を行い、原子炉出力+原子炉周期の結果を表示する。

本論文では軽水減速臨界実験装置について研究成果を記述する。

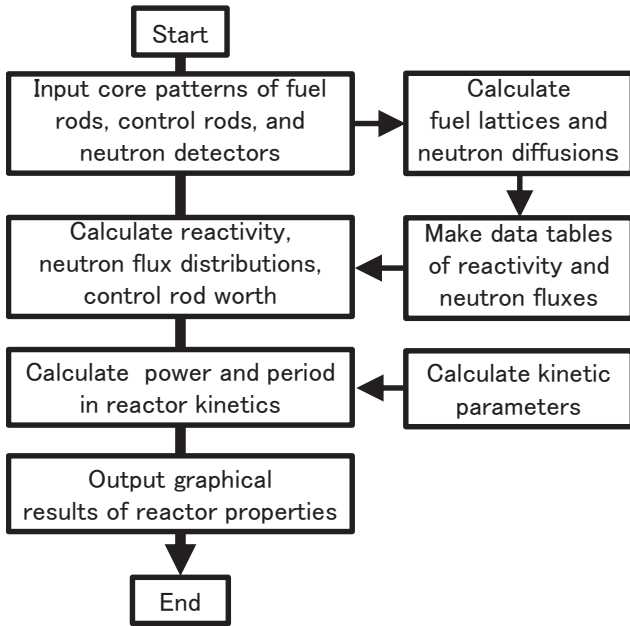


Fig. 3 Simulation processes and flows of TURS.

3. 結果と検証

3.1 TCA 臨界実験

原子炉では臨界が最も重要な状態であり、臨界に到達した後、中性子束分布、制御棒価値などが測定される。TCA では反応度制御は炉心タンクの水位調整のみで行われるが、TURS では制御棒を追加したことから、水位調整と制御棒操作で反応度制御が可能である。本研究では、文献⁵⁾に記載された TCA 臨界実験のデータを用いて、TURS の臨界時の精度を確認した。TCA の UOX 炉心 (17x17 格子と 21x21 格子)、MOX 炉心 (21x21 格子) について、臨界水位の TCA 実験値⁵⁾と TURS 計算値を比較し、その結果を Table 2 にまとめる。臨界水位の差は UOX 炉心および MOX 炉心ともに 3 %程度となり、TURS 計算値は TCA 実験値とよく一致した。なお、TURS には MOX 燃料に少量含まれる ^{238}Pu , ^{241}Am を処理するための断面積のデータセットを格納していないため、その 2 核種を除いている。熱中性子に対して両核種の捕獲断面積は核分裂断面積より大きい (238Pu で 20 倍以上、241Am で

200 倍以上)、MOX 炉心の臨界水位が TURS で TCA より数%低くなったと理解される。これらの結果から TURS の臨界水位の精度を確認した。

Table 2 Water levels of critical cores.

Critical water level	UOX		MOX
	17x17	21x21	21x21
TCA [mm]	1145.9	460.1	614.9
TURS [mm]	1182.6	464.7	597.9
Difference [%]	3.2	1.0	-2.8

3.2 動特性パラメータ改善

原子炉の動特性は中性子数密度の時間変化によって反映され、研究炉では基礎的な 1 点炉動特性方程式を用いて把握される。1 点炉動特性方程式に含まれる要素は動特性パラメータと呼ばれる。TURS に必要な動特性パラメータは、即発中性子寿命 ℓ 、実効遅発中性子割合 β_{eff} 、その i 群 ($i=1-6$) の実効遅発中性子割合 $\beta_{i,eff}$ 、 i 群の遅発中性子相対収率 $\alpha_i = \beta_{i,eff} / \beta_{eff}$ 、 i 群の崩壊定数 λ_i である。TURS では、これまで文献資料^{4), 5)}などに報告された動特性パラメータを利用していたが、それらを用いた解析結果を十分に検証していなかった。例えば、反応度価値の低い制御棒について、手法によって有意な差が生じる場合があった。MOX 炉心を解析対象に加える改良に合わせて、炉心毎に動特性パラメータを入力する機能も追加した。

本研究では、TURS に入力する動特性パラメータを汎用の中性子計算コードシステム SRAC2006⁶⁾(決定論手法)と JENDL-4.0 版 SRAC ライブラリ⁷⁾(エネルギー107群)を用いて解析し、求めた。TURS に入力する動特性パラメータを Table 3 にまとめる。

Table 3 Kinetic parameters of critical cores.

Core	UOX		MOX
	17x17	21x21	21x21
ℓ [s]	3.8678×10^{-5}	3.6805×10^{-5}	4.1973×10^{-5}
β_{eff}	7.7088×10^{-3}	7.7448×10^{-3}	3.8484×10^{-3}
λ_i [1/s]			
1 group	1.2486×10^{-2}	1.2487×10^{-2}	1.2776×10^{-2}
2 group	3.0666×10^{-2}	3.0670×10^{-2}	3.0342×10^{-2}
3 group	1.1399×10^{-1}	1.1407×10^{-1}	1.2102×10^{-1}
4 group	3.0772×10^{-1}	3.0791×10^{-1}	3.1966×10^{-1}
5 group	$1.1902 \times 10^{+0}$	$1.1917 \times 10^{+0}$	$1.1036 \times 10^{+0}$
6 group	$3.1826 \times 10^{+0}$	$3.1874 \times 10^{+0}$	$3.0128 \times 10^{+0}$
$\alpha_i = \beta_{i,eff} / \beta_{eff}$			
1 group	3.0897×10^{-2}	3.0822×10^{-2}	2.9454×10^{-2}
2 group	2.0841×10^{-1}	2.0809×10^{-1}	2.4453×10^{-1}
3 group	1.9366×10^{-1}	1.9356×10^{-1}	1.9290×10^{-1}
4 group	3.9096×10^{-1}	3.9091×10^{-1}	3.5307×10^{-1}
5 group	1.2992×10^{-1}	1.3036×10^{-1}	1.2903×10^{-1}
6 group	4.6153×10^{-2}	4.6271×10^{-2}	5.1020×10^{-2}

TCA 実験⁵⁾で取得された β_{eff} / ℓ 比と TURS に入力した β_{eff} / ℓ 比を Table 4 にまとめる。両比は TCA 実験値の誤差の範囲内で一致したため、TURS に用いる動特性パラ

メータは十分な精度をもつことを検証した。

Table 4 Comparison of kinetic parameter ratios between TCA experiments and TURS calculations.

β_{eff} / ℓ [1/s]	UOX 17x17	MOX 21x21
TCA (experiment)	201±3	91±2
TURS (calculation)	199	91

3.3 制御棒価値

原子炉を安全に運転するため、制御棒を引抜／挿入した場合の反応度変化(=制御棒価値)を把握する必要がある。さらに、原子炉を緊急に停止するため、制御棒価値が十分に保持されていることも必須である。TURS では、制御棒価値の測定に、原子炉周期測定法、制御棒落下法(積分法、外挿法)を可能としている。ともに動特性パラメータを必要とするため、3.2 節で検証した動特性パラメータを利用する。

原子炉周期測定法では逆時間方程式と呼ばれる式(1)を用いて制御棒の引抜による正の反応度変化 ρ を求める。なお、臨界時には $\rho = 0$ である。

$$\rho = \frac{\ell}{T + \ell} + \frac{T\beta_{eff}}{T + \ell} \sum_{i=1}^6 \frac{\alpha_i}{1 + \lambda_i T} \quad (1)$$

臨界炉心から制御棒を引抜後、原子炉出力が出力計にて2倍となる時間(倍加時間 T_d)を測定し、ペリオド $T = T_d / \ln 2$ に変換後、式(1)に代入して ρ を算出する。

制御棒落下法(積分法)では式(2)を用いて制御棒の挿入(落下)による負の反応度変化 $-\rho$ を求める。

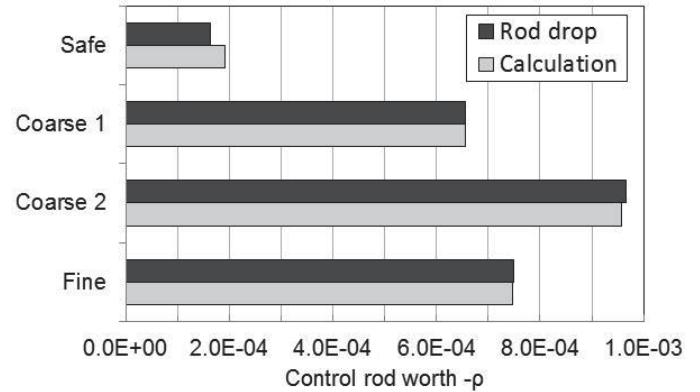
$$-\rho = n(0) \frac{\frac{\ell}{k_{eff}} + \beta_{eff} \sum_{i=1}^6 \frac{\alpha_i}{\lambda_i}}{\int_0^{\infty} n(t) dt} \cong n(0) \frac{\beta_{eff} \sum_{i=1}^6 \frac{\alpha_i}{\lambda_i}}{\int_0^{\infty} n(t) dt} \quad (2)$$

臨界時の中性子計数率 $n(0)$ および制御棒挿入後の時間 t の中性子計数率 $n(t)$ の積分値 $\int_0^{\infty} n(t) dt$ を、それぞれ中性子計測器にて測定し、式(2)に代入して $-\rho$ を算出する。

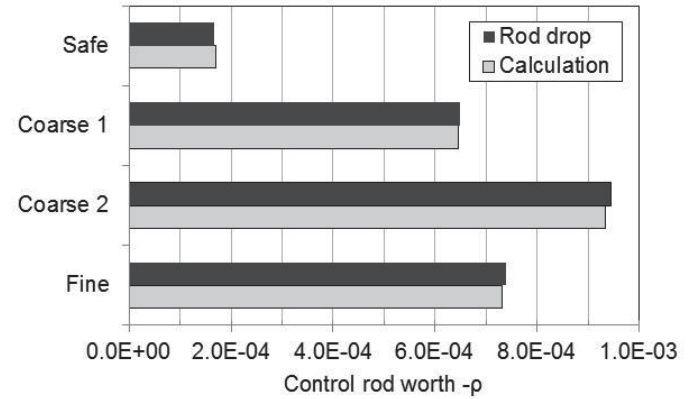
実際の TCA には制御棒は設置されていないが、TURS では安全棒(Safe rod)、粗調整棒 1 (Coarse rod 1)、粗調整棒 2 (Coarse rod 2)、微調整棒(Fine rod)を Fig. 2 のように配置し、それぞれの制御棒価値を測定した。臨界炉心に、各制御棒 1 体を落下し、燃料領域周辺に設置した中性子計測器により直前の臨界時の $n(0)$ および落下後 1200 秒 (TURS の上限値)までの積分値 $\int_0^{1200} n(t) dt$ をそれぞれ計測した。終了時に中性子計数率はバックグラウンドレベルに減衰していることを確認した。同時に、TURS が表示する実効中性子増倍率 k_{eff} から反応度 $\rho = 1 - 1/k_{eff}$ を算出し、参照値とした。

UOX と MOX 21x21 炉心での制御棒価値の落下法(積分法)による測定結果と計算結果の比較を Fig. 4 に示す。安全棒以外の制御棒価値の両結果はそれぞれ 1% 以内の差でよく一致した。制御棒価値の低い安全棒では中性子計数率の積分値を計測時間 1200 秒から 3000 秒まで外挿した場合に両結果は 1% 以内の差で一致することも確認した。3.2 節で検証した動特性パラメータを用いることに

より TURS の制御棒価値の実験精度は向上し、一貫性のある原子炉シミュレータとして整備した。



1) UOX 21x21 core



2) MOX 21x21 core

Fig. 4 Control rod worth in UOX 21x21 core and MOX 21x21 core by rod drop method.

4. 教育への活用

本学原子力工学科では、TURS を用いる教育実習プログラムを構成し、原子炉物理学の教育コースに組み込んでいる。実習プログラムでは KUCA での大学院生実験⁸⁾と同様に、臨界近接、原子炉運転、制御棒校正、中性子束測定などを行う。

4.1 臨界近接

原子炉を未臨界($k_{eff} < 1$)から臨界($k_{eff} = 1$)へ近接するため、その時の原子炉内の中性子の振舞を把握し、臨界に必要な燃料の質量/体積を予測する。TURS では、原子炉内の水位を上昇する方法と燃料棒数を増加する方法の両法が可能である。3.1 節で TCA 実験値により TURS の臨界水位が検証されたため、主に水位法を用いる。臨界近接では、中性子源を挿入した状態で、中性子数密度を燃料周辺に設置した中性子計測器により測定する。測定開始時の炉心水位での中性子計数率 n_0 と、水位上昇後の中性子計数率 n_j との逆計数率比 n_0/n_j を水位に対してプロットし、 $n_0/n_j \rightarrow 0$ へ近接する水位から臨界を推定する。最終的に中性子源を抜いた後に計数率 n_j が一定となる状態を臨界

と定める。

実習では、履修学生は毎回、正確に臨界水位を予測し、臨界を達成している。

4.2 原子炉運転

臨界炉心に対して、水位を上下することにより原子炉出力を増減する。運転手順は次の通りである。

①中性子源のない状態で臨界を確認する。

②臨界から水位を下降、未臨界状態とし、出力変化を確認する(即発跳躍後、指数関数状に減少)。

③所定の水位/出力に到達後、臨界水位に戻し、出力一定(臨界)を確認する。

④臨界から水位を上昇、超臨界状態とし、出力変化を確認する(即発跳躍後、指数関数状に増加)。

⑤所定の水位/出力に到達後、臨界水位に戻し、出力一定(臨界)を確認する。

⑥①-④を繰り返す。

実習では、履修学生は研究・教育炉の運転と同様な実時間の事象変化に対応し、出力計とペリオド計を監視しながら緊張感のある原子炉の模擬運転を体験している。

4.3 制御棒校正

TURS では、3.3 節で記したように原子炉周期測定法と制御棒落下法により制御棒価値を測定できる(制御棒校正と呼ぶ)。制御棒落下法について前記のように実習でも行う。本節では、原子炉周期測定法について記す。

臨界炉心に測定対象とする制御棒 1 体を全挿入し、一旦、未臨界となるため、水位を上昇して、再び臨界とする。再臨界から制御棒を全引抜き、正の反応度を加えて、倍加時間 T_d を計測する。実習では、履修学生は異なる範囲(出力計測レンジの 10→20%, 15→30%, 20→40%)でストップウォッチを用いて同様な値となる倍加時間 T_d を計測し、その平均値を用いている。 T_d からペリオド T に変換後、式(1)に代入して反応度変化 ρ を算出する。同時に、TURS が表示する実効中性子増倍率 k_{eff} から反応度 $\rho=1-1/k_{eff}$ を算出し、参照値とする。本測定法による UOX と MOX 21x21 炉心での制御棒価値の結果を Table 5 にまとめる。

Table 5 Control rod worth in UOX 21x21 core and MOX 21x21 core by period measurement method.

Control rod type	T [s]	Measured ρ	Difference from calculated ρ [%]
UOX 21x21 core			
Safe	536.68	1.675×10^{-4}	-7.0
Coarse 1	106.04	6.955×10^{-4}	5.0
Coarse 2	67.81	9.771×10^{-4}	1.0
Fine	91.00	7.838×10^{-4}	4.6
MOX 21x21 core			
Safe	303.19	1.509×10^{-4}	-2.6
Coarse 1	48.94	6.486×10^{-4}	0.5
Coarse 2	26.50	9.468×10^{-4}	-0.7
Fine	39.39	7.467×10^{-4}	0.2

本測定法の結果と TURS の計算結果は -7~5% の差で一致した。この差は、出力上昇時の出力計の揺らぎにとも

なう T_d 計測値の不確かさと同程度である。これらの制御棒価値は Fig. 4 の制御棒落下法による測定値ともよく整合した。

4.4 中性子束測定

研究炉では中性子束分布を直接、計測することは困難であり、金属線・金属箔の試料を照射した後、試料からの放射線を計測することによって中性子束分布を把握することが一般的である。同様な実習は TURS でも可能だが、TURS では、2.2 節で記したように中性子束(高速群・熱群)を直接に表示することが可能である。この利点を活用し、制御棒の引抜き/挿入時の中性子束分布の差異などを理解できるようにしている。Fig. 2 に示す UOX 21x21 炉心の燃料領域と制御棒位置の境界線上で、全ての制御棒を引抜いた状態、粗調整棒 1 と粗調整棒 2 をそれぞれ全挿入した状態について、中性子束分布(高速群・熱群・全群：原子炉出力 1W で規格)を Fig. 5 に示す。

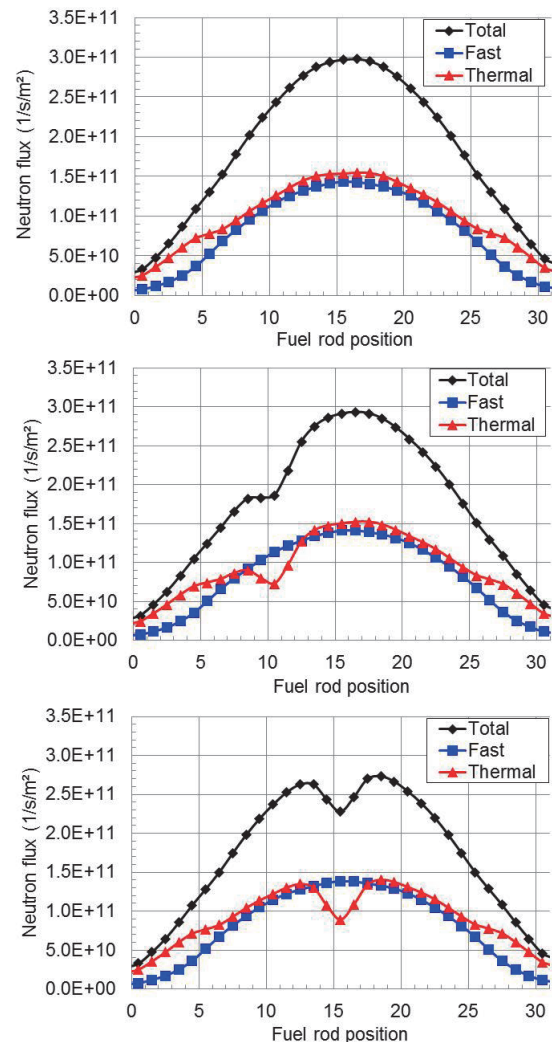


Fig. 5 Neutron flux distributions in TURS: all control rods withdrew (upper), Coarse 1 rod full inserted (middle) or Coarse 2 rod full inserted (lower) in UOX 21x21 core. Core power is normalized to the standard of 1W.

制御棒の吸収材 B_4C は熱中性子を主に吸収するため、

制御棒挿入位置の熱中性子束が大きく減少し、同時に制御棒位置の熱中性子束に制御棒価値が依存することを履修学生は容易に理解している。

TURS を用いる実習を通して、履修学生は、原子炉物理学の講義で既に学んだ原子炉の理論・専門知識を体感する。さらに、実習で取得したデータの分析・考察とともに理解を深め、原子炉物理学の基礎・基盤を修得している。

4.5 原子炉実験

原子炉物理学の教育コースでは、原子炉物理学の理論の学習、TURS を用いる実習の後、最終段階として研究・教育用原子炉で実験を行う。本教育コースの履修学生は近畿大学の研究・教育用原子炉 UTR-KINKI を用いる原子炉実験に取り組むが、TURS 実習で修得した成果を、UTR-KINKI での実験にも直接、役立てている。

原子炉物理学の教育コースを修了した学生は、講義ノート、TURS 実習レポート、UTR-KINKI 実験レポートを作成する中で、理論の適用・データの分析・結果の考察などを積み重ね、それらを通して実践的な能力も身に付けられる。さらに、本学大学院へ進学した学生は京都大学の KUCA 大学院生実験にも参加し、実力を発揮・向上する機会を得られている。

5. 結言

本学原子力工学科では、研究・教育を目的とする原子炉シミュレータ TURS の機能拡張と精度改善を進めた(MOX 炉心の追加、動特性パラメータの更新など)。TURS 内の異なる手順による結果どうしの比較、TURS の計算結果と TCA の実験結果の比較によって、TURS の性能を検証した。TURS は原子炉物理学の実習シミュレータとして十分な精度と機能を持つことを確認した。

TURS を用いる教育実習プログラムを構成し、原子炉物理学の教育コースに組み込んでいる。原子炉物理学の教育コースを、原子炉物理学の理論の学習、TURS を用いる実習プログラム、研究・教育炉での実験により構築し、学生教育に有意義な成果と固い実績を達成している。

原子炉物理学の教育コースに加えて、原子炉工学の教育コースを構築するには、発電炉を対象とするシミュレータの活用が必須である。そのため、本学原子力工学科では、商用原子力発電炉(加圧水型原子炉 PWR+沸騰水型原子炉 BWR)の異常過渡事象から炉心溶融事故までを扱える原子炉シミュレータ(Severe Accident Reactor Simulator: SARS)を開発・導入し、本学大学院での研究に活用している⁹⁻¹¹⁾。SARS を用いる教育プログラムの構成も段階を踏んで進めている。今後、原子炉シミュレータ TURS と SARS を有効に活用することによって、本学原子力工学科の教育コースを発展、熟成する。

謝辞

一般財団法人産業人材研修センター(HRTC)の経済支援および伊藤忠テクノソリューションズ株式会社(CTC)

の技術支援により、TURS のシステム変更と機能拡張を実現することができた。両機関へ謝意を表す。

本学原子力工学科にて TURS の UOX 炉心の実現・検証に取り組んだ永村拓也・平井功希、MOX 炉心の実現・検証に取り組んだ徳保圭亮、原子炉動特性パラメータの解析・検証に取り組んだ桑名善鉄、TURS を用いる実習の授業にて教育補助員(TA)として教育プログラムの構成と実施に協力した大矢重宗、布川大樹、辻光世、菊池遼、坂本雅洋の各氏へも感謝する。

参考文献

- 1) 徳保圭亮, 亀山高範: 軽水減速臨界炉心を対象とする原子炉シミュレータ TURS の機能拡張と精度検証, 日本原子力学会 2016 年春の年会, 3O15 (2016).
- 2) J. R. Askew, F. J. Fayers and P. B. Kemshell: General description of the lattice code WIMS, JBNES (1966).
- 3) T. B. Fowler, D. R. Vondy and G. W. Cunningham: Nuclear reactor analysis code CITATION, ORNL-TM-2496 (1969).
- 4) 大西信秋, 原見太幹, 広瀬大久, 植村睦: 軽水炉の反応度投入事象解析コード EUREKA-2, JAERI M 84-074, 日本原子力研究所 (1984).
- 5) TSURUTA Harumichi, KOBAYASHI Iwao, SUZUKI Takenori, OHNO Akio, MURAKAMI Kiyonobu and MATSUURA Syojiro: Critical size of light-water moderated UO_2 and $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ lattice, JAERI 1254, Japan Atomic Energy Research Institute (1978).
- 6) OKUMURA Keisuke, KUGO Teruhiko, KANEKO Kunio and TSUCHIHASHI Kenichiro: SRAC2006: a comprehensive neutronics calculation code system, JAEA-Data / Code 2007-004, Japan Atomic Energy Agency (2007).
- 7) OKUMURA Keisuke: Nuclear data for prediction of isotope generation and depletion, JAEA-Conf 2012-001, pp.39-44, Japan Atomic Energy Agency (2012).
- 8) 三澤毅, 宇根崎博信, 卞哲浩: 原子炉物理実験, 京都大学学術出版会 (2010).
- 9) 布川大樹, 辻光世, 亀山高範: RELAP/SCDAPSIM を搭載したグラフィカルなシミュレータによる過酷事故時の軽水炉プラントの挙動解析 (3) 平衡炉心の運転サイクル初期/末期の BWR プラントの解析, 日本原子力学会 2017 年春の年会, 2M01 (2017).
- 10) 辻光世, 布川大樹, 亀山高範: RELAP/SCDAPSIM を搭載したグラフィカルなシミュレータによる過酷事故時の軽水炉プラントの挙動解析 (4) 平衡炉心の運転サイクル初期/末期の PWR プラントの解析, 日本原子力学会 2017 年春の年会, 2M02 (2017).
- 11) 菊池遼, 坂本雅洋, 亀山高範: RELAP/SCDAPSIM を搭載した原子炉シミュレータによる原子炉停止機能喪失後のプラント挙動の解析, 日本原子力学会 2018 年春の年会, 2K14 (2018).