

## 論文

ファイマン- $\alpha$ 中性子相関解析による  
近畿大学原子炉の熱出力校正三好温子<sup>1†</sup>、谷中裕<sup>1‡</sup>、橋本憲吾<sup>2</sup>Thermal power measurement based on Feynman- $\alpha$  correlation analysis for UTR-KINKIAtsuko Miyoshi<sup>1†</sup>, Hiroshi Taninaka<sup>1‡</sup>, Kengo Hashimoto<sup>2</sup>

This paper presents an applicability of the extended Feynman- $\alpha$  correlation method to reactor power measurement. In the extended method, higher-order difference filters are implemented and dead-time effect of neutron counter is considered. A series of the correlation measurements were performed in the UTR-KINKI reactor to demonstrate the applicability of the extended method. At a critical state, the reactor power inferred from saturated correlation amplitude is consistent with indication of linear power monitor of the reactor. At subcritical states, not only the correlation amplitudes but also the subcriticality of these states require for the determination of reactor power. In prompt decay constants and subcriticalities obtained from the constants, detector-position dependence, i.e., spatial effect has significantly observed. These subcriticalities have also led to the significant spatial dependence of the reactor power inferred. When reference subcriticalities determined from source jerk experiment have employed instead of the above spatially dependent subcriticalities, the inferred reactor power has slight spatial dependence and agrees with indication of linear power monitor.

*Keywords: UTR-KINKI, reactor thermal power, calibration, Feynman-a, neutron correlation, subcriticality, prompt-neutron decay constant, source jerk, spatial dependence*

<sup>1</sup> 近畿大学総合理工学研究科 Interdisciplinary Graduate School of Science and Technology, Kinki University

<sup>2</sup> 近畿大学原子力研究所 Atomic Energy Research Institute, Kinki University

<sup>†</sup> 現在、MHI 原子力エンジニアリング株式会社

<sup>‡</sup> 現在、日本原子力研究開発機構

## 1. 序論

研究炉や臨界集合体の原子炉出力計の校正には、中性子束積分法が用いられる場合が多い。この校正法では、中性子束と巨視的核分裂断面積の積が炉心燃料領域にわたって積分される。中性子束分布は、金属箔放射化法や超小型核分裂計数管等を採用して測定される。このような校正は長時間の原子炉運転や高価な機器を必要とする。さらに、測定された中性子束は自己遮蔽効果等を補正しなければならない。

原子炉雑音解析は、反応度測定のみならず、炉出力測定法<sup>(1), (2)</sup>としても採用されてきた。中性子検出用電離箱からの電流信号は増幅器、バンドパスフィルター、RMS 回路等により処理され、炉出力が得られる。ただし、原子炉伝達関数や回路系の伝達関数が事前に評価されていなければならない。パルスモードの中性子検出器が使用される場合には、ファイマン- $\alpha$ 法<sup>(3)</sup>などの中性子相関法を原子炉熱出力測定に適用しようとする。この場合は回路系の伝達関数の情報は不要である。

ファイマン- $\alpha$ 法は、臨界時での発散の課題の克服<sup>(4)</sup>、検出器不感時間効果の考慮<sup>(5)</sup>などの改良が加えられてきた。橋本ら<sup>(6), (7)</sup>は、高次階差フィルターと不感時間効果を考慮した拡張を行い、非定常状態の原子炉への適用を可能としている。若林ら<sup>(8)</sup>は、この拡張されたファイマン- $\alpha$ 法の非定常状態への適用性を近畿大学原子炉において実証した。外池ら<sup>(9)</sup>は、オンライン未臨界度モニターシステムに拡張されたファイマン- $\alpha$ 法を組み込み、その有用性を確認している。

本研究の目的は、この拡張されたファイマン- $\alpha$ 法を原子炉熱出力測定手法として採用し、その妥当性を実験的に確認することである。この確認のための一連の相関測定が、近畿大学原子炉の臨界状態および未臨界状態において実施された。

## 2. 拡張ファイマン- $\alpha$ 解析の理論

ファイマン- $\alpha$ 解析では、ゲート内の中性子検出計数が連続的に収録される。このゲートが開く時間幅をゲート時間(gate time)  $T$ とする。 $k$  番目のゲート内の計数を  $M_k$  とすると、ファイマン- $\alpha$ 解析が採用する統計的指標  $Y$  は以下の様に定義される。

$$Y(T) \equiv \frac{\overline{M_k^2} - \overline{M_k}^2}{\overline{M_k}} - 1, \quad (1)$$

ただし、計数およびその自乗の上線は期待値を表す。中性子検出がポアソン分布に従うとすると、(1)で定義される  $Y$  はゼロとなる。中性子検出イベント間の相関は、非ゼロの  $Y$  をもたらす。遅発中性子の影響を無視すると、即発中性子減衰定数  $\alpha$  と飽和相関振幅  $Y_\infty$  は、測定された  $Y$  データに次式を最小自乗フィットすることにより得られる。

$$Y(T) = Y_\infty \left( 1 - \frac{1 - e^{-\alpha T}}{\alpha T} \right) - 2R\tau, \quad (2)$$

ただし、

$$\alpha \equiv \frac{\beta - \rho}{\Lambda} \quad : \text{prompt neutron decay constant}, \quad (3)$$

$$Y_\infty \equiv \varepsilon D_V \frac{(1 - \beta)^2}{(\beta - \rho)^2}, \quad (4)$$

$$D_V \equiv \frac{\overline{\nu(\nu-1)}}{\overline{\nu}^2} : \text{Diven factor}, \quad (5)$$

$$\varepsilon \equiv \frac{R}{F} : \text{detection efficiency}. \quad (6)$$

上の  $F$ ,  $R$ ,  $\tau$  は、それぞれ核分裂率、中性子検出器の計数率および不感時間を表す。他は通常の様式に従っている。(2)式の最後の項は、不感時間効果による数え落としに起因する検出確率分布の歪みを表現している<sup>(5)</sup>。

階差フィルターの適用時には、(1)式の  $Y$  に代えて、次式によりそれぞれ定義される 1 次および 2 次フィルター用の統計指標  $\sigma_1$ ,  $\sigma_2$  が算出される。

$$\sigma_1(T) \equiv \frac{\overline{(M_k - M_{k-1})^2}}{2\overline{M_k}} - 1, \quad (7)$$

$$\sigma_2(T) \equiv \frac{2(M_k - M_{k-1}/2 - M_{k+1}/2)^2}{3M_k} - 1. \quad (8)$$

即発中性子減衰定数 $\alpha$ と飽和相関振幅  $Y_\infty$ は、算出された $\sigma_1$ ,  $\sigma_2$  データに次式をそれぞれ最小自乗フィットすることにより得られる。

$$\sigma_1(T) = Y_\infty \left( 1 - \frac{\frac{3}{2} - 2e^{-\alpha T} + \frac{1}{2}e^{-2\alpha T}}{\alpha T} \right) - 2R\tau, \quad (9)$$

$$\sigma_2(T) = Y_\infty \left( 1 - \frac{\frac{5}{3} - \frac{5}{2}e^{-\alpha T} + e^{-2\alpha T} - \frac{1}{6}e^{-3\alpha T}}{\alpha T} \right) - 2R\tau. \quad (10)$$

2 次以上の高次階差フィルターの式は、橋本らの論文<sup>(6)</sup>に記載されている。

(2), (9), (10)式をそれぞれ  $Y$ ,  $\sigma_1$ ,  $\sigma_2$  に最小自乗フィットすると、即発中性子減衰定数 $\alpha$ 、飽和相関振幅  $Y_\infty$  および不感時間 $\tau$ が得られる。(6)式を(4)式に代入すると、核分裂率  $F$  は次式により表される。

$$F = \frac{R}{Y_\infty} D_v \frac{(1-\beta)^2}{(\beta-\rho)^2}. \quad (11)$$

臨界体系においては、上式から核分裂率を直接求めることができる。未臨界体系に対しては、反応度 $\rho$ を別に決定する必要がある。この反応度として、2つの反応度決定法を採用した。第1の方法は、最小自乗フィットから得られた $\alpha$ を次式に代入して求めるものである。

$$\rho = \beta(1 - \alpha/\alpha_c), \quad (12)$$

ただし、添え字  $c$  は、臨界体系の減衰定数を表す。上式は(3)式から直接導出される。臨界体系の即発中性子減衰定数が事前に得られていれば、(12)式から反応度 $\rho$ が得られ、この $\rho$ を(11)式に代入することにより核分裂率、つまり原子炉熱出力が決定できる。第2の反応度決定法としては、近畿大学原子炉において実績が豊富で精度の高い中性子源引

き抜き実験により測定した。

### 3. 実験体系と条件

中性子相関測定を実施した近畿大学原子炉の炉心配置と中性子検出器設置位置を、Fig.1 に示す。近畿大学原子炉 UTR-KINKI は、軽水減速、黒鉛反射の2分割型原子炉である。18in. (45.7cm)の黒鉛を挟んで南北2箇所に炉心が配置されている。相関測定は、臨界状態に加えて、4つの未臨界状態において実施した。これら未臨界状態は、異なる制御棒の挿入パターンにより設定した。本実験で採用した臨界および未臨界時の制御棒パターンを Table.1 に示す。

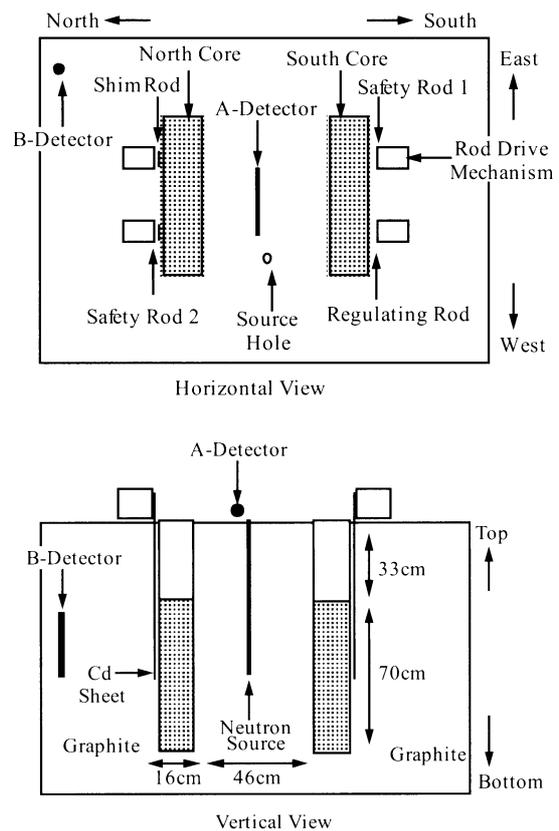


Fig. 1. Reactor configuration and detector location

中性子計測系として直径 1in.の  $\text{BF}_3$  比例計数管 2本を設置した。炉心間中央に設置した計数管を“Detector-A”と呼び、北東隅に設置したもう一方の計数管を“Detector-B”と呼ぶ。これら2本の中性子

計数管の検出パルスは、多チャンネルスケーラ (MCS) に収録した。この MCS のゲート幅は 1msec に設定した。1msec より長いゲート幅の計数は、バンチング法<sup>(10)</sup>により作成した。

Table 1 Control rod pattern

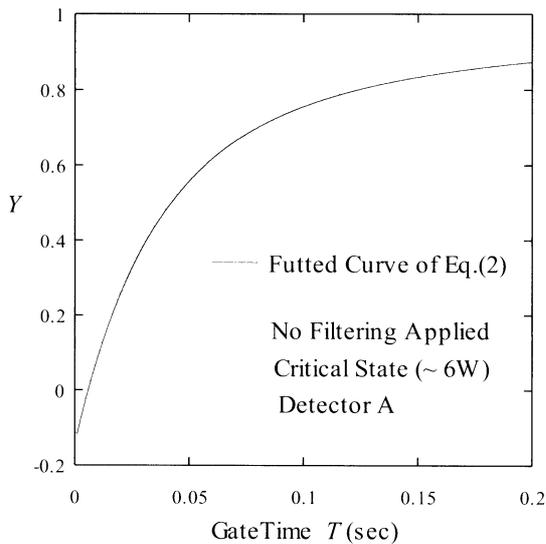
Rod Pattern No.	Control Rod Position			
	SR-1	SR-2	SSR	RR
#0 (Critical)	U.L.	U.L.	U.L.	31%
#1	U.L.	U.L.	50%	L.L.
#2	U.L.	U.L.	L.L.	L.L.
#3	U.L.	L.L.	L.L.	L.L.
#4	L.L.	L.L.	L.L.	L.L.

U.L. : Upper Limit, L.L. : Lower Limit position

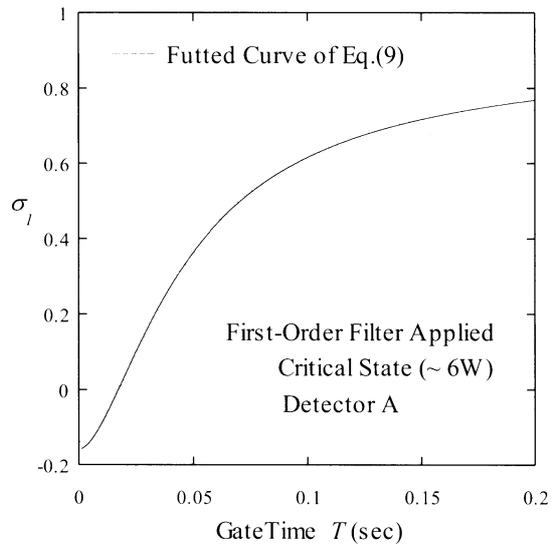
#### 4. 解析結果と考察

##### 4.1. 即発中性子減衰定数

Fig.2 に階差フィルター非適用および 1 次階差フィルター適用時の統計指標  $Y, \sigma_1$  を示す。ただし、中性子計数管は“Detector-A”であり、制御棒は臨界パターン #0 である。本研究では、ゲート時間幅の範囲は 0 ~ 0.2 sec とした。これらの図中では、(2)、(9) 式のフィット曲線を実線で描いている。フィッ



(a) No filtering applied



(b) First-order difference filter applied

Fig.2  $Y$  and  $\sigma_1$  at critical state

Table 2 Spatial dependence of decay constant [1/s]

Rod Pattern	Order of Filter	Detector-A	Detector-B
#0 (Critical)	0	47.82 ± 0.82	49.28 ± 0.71
	1	52.94 ± 1.11	51.20 ± 0.80
	2	55.18 ± 1.39	51.82 ± 0.91
#1	0	57.68 ± 1.84	54.76 ± 1.20
	1	66.92 ± 2.49	64.61 ± 1.63
	2	67.02 ± 2.76	64.55 ± 1.84
#2	0	154.2 ± 9.7	74.38 ± 2.72
	1	126.3 ± 7.5	69.10 ± 3.24
	2	131.7 ± 9.4	75.47 ± 4.02
#3	0	146.5 ± 13.4	100.7 ± 5.8
	1	168.1 ± 19.5	97.2 ± 6.3
	2	173.9 ± 22.9	111.2 ± 8.3
#4	0	200.9 ± 34.0	187.5 ± 24.5
	1	141.6 ± 22.6	152.9 ± 20.6
	2	142.4 ± 26.2	165.4 ± 25.3

Conventional Feynman- $\alpha$

ト曲線とデータ間の系統的な差異も見られず、フィットは良好であると判断される。しかしながら、これらフィットから得られた即発中性子減衰定数 (Table 2) には著しい検出器位置依存性が観察される。この様に、ファイマン- $\alpha$ 法は、空間的な中性子結合が弱い 2 分割炉心や大型炉心に対して、空間依存性の影響を受け易い手法である。

## 4.2. 反応度 (未臨界度)

Table 3 に(12)式から得た反応度を示す。前節で観察された即発中性子減衰定数の空間依存性が反応度に対しても現れている。参照値である中性子源引き抜き実験の結果との一致も良くない。

Table 3 Subcriticality inferred from decay constant [%Δk/k]

Rod Pattern	Extended Feynman- $\alpha$			Source Jerk Method
	Order of Filter	Detector-A	Detector-B	
#1	0	-0.163 ± 0.035	-0.088 ± 0.023	
	1	-0.209 ± 0.043	-0.207 ± 0.030	-0.355 ± 0.040
	2	-0.170 ± 0.046	-0.194 ± 0.033	
#2	0	-1.760 ± 0.166	-0.403 ± 0.047	
	1	-1.097 ± 0.119	-0.277 ± 0.053	-0.624 ± 0.040
	2	-1.097 ± 0.142	-0.361 ± 0.065	
#3	0	-1.632 ± 0.225	-0.826 ± 0.097	
	1	-1.721 ± 0.296	-0.711 ± 0.100	-0.931 ± 0.040
	2	-1.702 ± 0.334	-0.906 ± 0.130	
#4	0	-2.533 ± 0.565	-2.219 ± 0.396	
	1	-1.325 ± 0.341	-1.571 ± 0.320	-1.761 ± 0.042
	2	-1.251 ± 0.379	-1.734 ± 0.388	

Conventional Feynman-  $\alpha$

## 4.3. 原子炉熱出力

Table 4 に臨界状態である制御棒パターン#0の原子炉出力算出結果を示す。表中では原子炉核計装の線形出力計の読みも比較のため示す。中性子計数管“A”と“B”間の差異、つまり大きな空間依存性は観察されない。また、線形出力計の読みとの一致も良好である。臨界状態の出力の決定には、

Table 4 Reactor power measured at critical states

[mW]

Critical Case	Extended Feynman- $\alpha$			Linear Power Monitor
	Order of Filter	Detector-A	Detector-B	
1	0	6.350 ± 0.035	6.940 ± 0.032	
	1	6.709 ± 0.051	7.119 ± 0.042	6.617 ± 0.662
	2	6.847 ± 0.064	7.174 ± 0.048	
2	0	1.023 ± 0.008	1.005 ± 0.005	
	1	1.102 ± 0.013	1.041 ± 0.006	1.156 ± 0.116
	2	1.134 ± 0.016	1.051 ± 0.010	

Conventional Feynman-  $\alpha$

飽和相関振幅  $Y_{\infty}$ のみが必要であり、空間依存性を被り易い即発中性子減衰定数 $\alpha$ は不要である。飽和相関振幅  $Y_{\infty}$ は空間依存性の影響が僅かである。

Table 5 に未臨界状態における炉出力算出結果を示す。ただし、(11)式に含まれる反応度として、(12)式に即発中性子減衰定数 $\alpha$ を代入して得た反応度を採用した。これら炉出力結果には著しい空間依存性が観察される。これは、空間依存性が著しい即発中性子減衰定数 $\alpha$ の使用が原因である。

Table 5 Reactor power evaluated by using reactivity inferred from decay constant at subcritical states

[mW]

Rod Pattern	Extended Feynman- $\alpha$			Linear Power Monitor
	Order of Filter	Detector-A	Detector-B	
#1	0	5.860 ± 0.307	7.235 ± 0.273	
	1	5.626 ± 0.349	5.949 ± 0.256	4.792 ± 0.479
	2	6.077 ± 0.426	6.080 ± 0.295	
#2	0	0.828 ± 0.080	3.281 ± 0.186	
	1	1.450 ± 0.135	4.075 ± 0.294	2.558 ± 0.256
	2	1.466 ± 0.163	3.727 ± 0.292	
#3	0	0.846 ± 0.117	1.632 ± 0.144	
	1	0.806 ± 0.150	1.885 ± 0.184	1.563 ± 0.156
	2	0.821 ± 0.164	1.528 ± 0.173	
#4	0	0.540 ± 0.138	0.527 ± 0.104	
	1	1.283 ± 0.307	0.826 ± 0.167	0.909 ± 0.091
	2	1.393 ± 0.385	0.725 ± 0.166	

Table 6 Reactor power evaluated by using reference reactivity at subcritical states [mW]

Rod Pattern	Extended Feynman- $\alpha$			Linear Power Monitor
	Order of Filter	Detector-A	Detector-B	
#1	0	4.066 ± 0.205	4.260 ± 0.213	
	1	4.286 ± 0.220	4.517 ± 0.227	4.792 ± 0.479
	2	4.275 ± 0.222	4.498 ± 0.227	
#2	0	2.691 ± 0.134	2.336 ± 0.099	
	1	2.581 ± 0.124	2.321 ± 0.102	2.558 ± 0.256
	2	2.610 ± 0.135	2.385 ± 0.108	
#3	0	1.675 ± 0.090	1.439 ± 0.059	
	1	1.715 ± 0.096	1.433 ± 0.061	1.563 ± 0.156
	2	1.720 ± 0.123	1.483 ± 0.069	
#4	0	0.916 ± 0.081	0.732 ± 0.050	
	1	0.882 ± 0.069	0.707 ± 0.048	0.909 ± 0.091
	2	0.892 ± 0.079	0.709 ± 0.054	

Conventional Feynman-  $\alpha$

これに対して、中性子源引き抜き実験から決定した反応度を(11)式に代入して得た炉出力をTable 6に示す。空間依存性は大きくなく、炉出力算出結果は線形出力計読みと誤差内で一致している。

## 5. 結論

拡張されたファイマン- $\alpha$ 法の原子炉出力測定への適用性を確認するため、近畿大学原子炉において相関測定を実施した。臨界体系における炉出力結果は線形出力計読みと良く一致し、検出器位置依存性、つまり空間依存性は殆ど観察されなかった。

未臨界体系において、即発中性子減衰定数、この減衰定数から求めた反応度および炉出力には著しい空間依存性が観察された。また、この炉出力結果は線形出力計の読みと差異が現れた。一方、炉出力算出のための反応度として中性子源引き抜き実験の値を使用すると、空間依存性は低減され、線形出力計読みとも誤差内で一致した。

本炉出力測定法は、加速器駆動未臨界炉などの未臨界体系の炉出力決定法として適用しうると期待している。

## References

- (1) Suzuki, E., 1966. A method for measuring absolute reactor power through neutron fluctuation, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **3**, 98.
- (2) Nakata, H., 1971. Reactor power measurement by reactor noise analysis, JAERI-memo 4276 [in Japanese].
- (3) Feynman, R.P., de Hoffman, F., Serber, R., 1956. Dispersion of the neutron emission in U-235 fission, *J. Nucl. Energy*, **3**, 64.
- (4) Bennett, E.F., 1960. The Rice formulation of pile noise, *Nucl. Sci. Eng.*, **8**, 53.
- (5) Hashimoto, K., Ohya, K., Yamane, Y., 1996. Experimental investigations of dead-time effect on Feynman- $\alpha$  method, *Ann. Nucl. Energy*, **23**, 1099.
- (6) Hashimoto, K., Ohsaki, H., Horiguchi, T., Yamane, Y., Shiroya, S., 1998. Variance-to-mean method generalized by linear difference filter technique, *Ann. Nucl. Energy*, **25**, 639.
- (7) Hashimoto, K., Mohri, T., Ohtani, N., 1999. Reduction of delayed-neutron contribution to variance-to-mean ratio by application of difference filter technique, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **36**, 555.
- (8) Wakabayashi, et al., 2002. Measurement of subcritical reactivity in unsteady state with digital time-series data acquisition system using difference filter technique, *IEEE Trans. Nucl. Sci.*, **49**, 2508.
- (9) Tonoike, K., Yamamoto, T., Watanabe, S., Miyoshi, Y., 2004. Real time  $\alpha$  value measurement with Feynman- $\alpha$  method utilizing time series data acquisition on low enriched uranium system, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **41**, 177.
- (10) Misawa, T., Shiroya, S., Kanda, K., 1990. Measurement of prompt decay constant and subcriticality by the Feynman- $\alpha$  method, *Nucl. Sci. Eng.*, **104**, 53.