



Title	加圧水型原子力発電プラントの自己回帰モデルによる同定
Author(s)	辻, 雅司; 鳴海, 幸夫; 小川, 雄一
Citation	北海道大學工學部研究報告, 104, 45-56
Issue Date	1981-05-30
Doc URL	http://hdl.handle.net/2115/41680
Type	bulletin (article)
File Information	104_45-56.pdf



[Instructions for use](#)

加圧水型原子力発電プラントの自己回帰モデルによる同定

辻 雅 司* 鳴 海 幸 夫** 小 川 雄 一*

(昭和55年12月27日受理)

Identification of a Pressurized Water Reactor Power Plant by an Auto-regressive Method

Masashi TSUJI, Yukio NARUMI and Yuichi OGAWA

(Received December 27, 1980)

Abstract

With the progress of installation of nuclear power stations, a grid frequency must be controlled by the aid of optimum load following operation of nuclear power stations. To practice such an operation, we must obtain an accurate mathematical model which represents the dynamical characteristics of the nuclear power plant in a considerably simple form, and apply an effective optimum control theory to the model. An application of the identification theory based on a statistic approach such as the auto-regressive (AR) method may provide the above mentioned model, because the identification model usually grasps the characteristics of the system on the main issue and will meet the purpose of a control.

In this report, an attempt to produce the model of a very concrete pressurized water nuclear power reactor (PWR) plant by an AR model is conducted and the feasibility of the identification is discussed with some other technical problems.

The nuclear steam supply system (NSSS) which includes the reactor core, the primary cooling system, the secondary cooling system and the steam generator is regarded as an unknown system and is identified by the AR method, and the remaining part of the system, namely the turbine-generator system, is considered as a known system from accumulation of technical experiences, and is expressed by the AR model based on an analytical method. By combining the above two models, the AR model of the total system is obtained. The adequacy of the model is confirmed from the comparison between the state of the model obtained from one step prediction and the actual state.

1. 緒 言

原子力発電は今後益々電力供給の大きな割合を占めると考えられ、運転の方式も、従来のようなベース負荷運転だけでなく、電力系統の負荷変動に追従する運転が要求されよう。原子炉の

* 共通講座 原子炉工学講座

** 富士通

負荷追従制御を扱った研究がいくつか報ぜられており、それらの多くは原子力発電プラントを決定論的に扱い、物理法則に基づくバランス方程式より数学モデルを導き、このモデルに制御理論を適用して制御系を設計し、その有効性を確認しようとしたものである。これらの数学モデルには、制御系の設計可能性や実現化のために、導出において多くの近似がしばしば含まれており、モデルの妥当性の問題が設計された制御系の有効性に大きな影響を与えると思われる。

このような困難性に対処するものとして、対象の系を未知の系とし、同定理論、特に最近目ざましい進歩を遂げている統計的方法による同定理論⁽¹⁾を用いて、同定化モデル⁽²⁾を導き、系の特性の解明や制御系の設計を行う有力な方法が開発されている。同定化モデルは系の特性を大局的に捉えて表わすモデルであり、系の支配的な特性を巧みに利用して目的を果すのが制御の役割りであるとすれば、この主旨に良く叶ったモデルであるといえる。

本報告では、上記の背景において、極めて具体的な加圧水型原子炉 (PWR) 発電プラントを対象に、システム同定の一手法である自己回帰 (AR) モデルのあてはめを行い、その適用性と技術的問題を論じる。原子炉炉心、冷却材一次ループ系、二次ループ系および蒸気発生器を含む原子力蒸気発生系 (NSSS) を未知の系として AR 法による同定を行い、プラントの残りの部分であるタービン発電機系については、火力発電等で十分に技術的蓄積のある系として、解析的な方法で AR モデルを求め、これらの両モデルを組合せてプラント全体を考慮に入れた、負荷要求の変化に対する最適周波数制御系の設計のための AR モデルを得た。さらに、求めた AR モデルの妥当性を、このモデルのある状態量の一段予測値と実際の値とを比較して確認した。

2. AR モデル⁽¹⁾

AR モデル法の要点をまとめる。いま不規則変動をしている定常時系列を $\{x_i(s); s = 1, 2, \dots, N\}$ と表すとき、 $x_i(s)$ の平均を

$$E\{x_i(s)\} = \lim_{N \rightarrow \infty} \frac{1}{N} \sum_{s=1}^N x_i(s) = m_{x_i} \quad (1)$$

と表わし、自己共分散関数 $R_{x_i x_i}(l)$ 、($l = 0, \pm 1, \pm 2, \dots$)、相互共分散関数 $R_{x_i x_j}(l)$ 、($l = 0, \pm 1, \pm 2, \dots$) を次のように表わす。

$$R_{x_i x_i}(l) = \lim_{N \rightarrow \infty} \frac{1}{N} \sum_{s=1}^N (x_i(s+l) - m_{x_i})(x_i(s) - m_{x_i}) \quad (2)$$

$$R_{x_i x_j}(l) = \lim_{N \rightarrow \infty} \frac{1}{N} \sum_{s=1}^N (x_i(s+l) - m_{x_i})(x_j(s) - m_{x_j}) \quad (3)$$

ただし、有限長の時系列より推定されたそれぞれの共分散関数を $\hat{C}_{x_i x_i}(l)$ 、 $\hat{C}_{x_i x_j}(l)$ とする。特に明記しなかった記号については従来の慣習に従うものとする。

ある対象の系の状態量に関する定常時系列が $\{x_i(s), s = 1, 2 \dots N\}$ 、 $i = 1, \dots, k$ と与えられる時、 s 時点の状態量 $\{x_i(s), i = 1, \dots, k\}$ は AR モデルで次のように表現されるとする。

$$X(s) = \sum_{m=1}^M A(m) X(s-m) + U(s) \quad (4)$$

ここで $A(m)$ は決定されるべき $k \times k$ 行列、 X は $[x_1, x_2, \dots, x_k]^T$ と定義される k 次の状態ベクトルとする。 $U(s)$ は次の性質をもつ k 次元の雑音ベクトルとする。

$$E[\varepsilon_i(s)] = 0, \quad i = 1, 2, \dots, k \quad (5)$$

$$R_{\varepsilon_i \varepsilon_j}(l) = \delta_{i,0} \sigma_{ij} \quad (6)$$

(4) 式の AR モデルにおいて、求めねばならない量は次数 M と $A(m)$, $m=1, \dots, M$ である。次数 M が定まれば、 $A(m)$ は次式の残差 ε_i の 2 乗平均が最小となるように決定される。

$$R_{\varepsilon_i \varepsilon_i}(l) = \sum_{m=1}^M \sum_{n=1}^M \sum_{r=1}^k \sum_{s=1}^k A_{jr}(m) A_{js}(n) R_{rs}(l-m+n) \quad (7)$$

ただし、 $A_{ij}(m)$ は $A(m)$ の i, j 要素とし、 $A_{ij}(0) = -\delta_{ij}$ とした。すなわち、最小 2 乗法を用いて、 $A(m)$ は次の連立一次方程式を解いて求めることが出来る。

$$\sum_{m=1}^M \sum_{j=1}^k A_{ij}(m) R_{jh}(l-m) = R_{ih}(l), \quad (h=1, \dots, k, l=1, \dots, M) \quad (8)$$

ただし、実際の計算の時には、有限長の時系列データより共分散関数を計算することになるから、上式の共分散関数については推定値を用いることにする。

ところで、各時点で観測状態量 $X(s)$ は、一般に被制御変数 $x_i(s)$, $i=1, \dots, p$ と操作変数 $y_i(s)$, $i=1, \dots, r$ から成っており、操作変数に関して(4)の AR モデルの線形予測は不要であるから、被制御変数に対応する部分だけを抽出すると、次のように書くことが出来る。

$$\bar{X}(s) = \sum_{m=1}^M a(m) \bar{X}(s-m) + \sum_{m=1}^M b(m) Y(s-m) + u(s) \quad (9)$$

$$\bar{X}(s) = (x_1(s), x_2(s), \dots, x_p(s))^T, \quad Y(s) = (y_1(s), y_2(s), \dots, y_r(s))^T$$

$$A(m) = \begin{bmatrix} a(m) & b(m) \\ * & * \end{bmatrix}, \quad U(s) = \begin{bmatrix} u(s) \\ * \end{bmatrix}$$

ただし、* は操作変数に対応する不要の部分を示すものとする。

最後に、AR モデルの次数 M の決定は、赤池により提唱された次の手法で行う。すなわち、ある次数 M^* について、与えられた時系列 $\{X(s)\}$ により決定された $\{A_{M^*}(m)\}$ の統計的な "良さ" を調べるために、 $\{X(s)\}$ と同等の統計的性質を持つ時系列 $\{X^*(s)\}$ に、これらの結果を用いたときに生じる一段予測誤差 ($\varepsilon_i(s)$) の 2 乗平均をとったものが、最終予測誤差 ($FPE(M^*)$) と定義されるが、この FPE を最小とするような M^* を、求める次数 M と決定する。赤池によって M^* 次の AR モデルの FPE の検定値として次式が提案されている。

$$FPE(M^*) = \left(1 + \frac{M^*k+1}{N}\right)^p \left(1 - \frac{M^*k+1}{N}\right)^{-p} \|d_{v,m}\| \quad (10)$$

ここで $\|d_{v,m}\|$ は(9)式における残差 ε_i ($i=1, \dots, p$) の共分散行列の行列式である。

3. PWR 発電プラント

3. 1 原子力蒸気供給系 (NSSS) ⁽³⁾

ここで対象にする PWR 発電プラント系(図 1 参照)では、制御棒の飽和特性に表われる非線形性、燃料温度と冷却材温度による反応度フィードバックおよび冷却材の輸送おくれを考慮して、系の動特性が実際のプラントになるべく近いものになるようにした。プラント内の状態を記述するために、11 個の方程式を設けた。これらは、(1)原子炉出力： n 、(2)遅発中性子先行核濃度： c 、(3)燃料温度： T_f 、(4)炉心内冷却材平均温度： T_{av} 、(5)炉心入口冷却材温度 T_c 、(6)蒸気発生器一次側入口温度： T_{bi} 、(7)蒸気発生器二次側蒸気温度： T_s 、(8)制御棒駆動電圧： V_{rod} 、(9)制御棒駆動系の飽和特性： $f(V_{rod})$ (Fig. 2 参照) および(10)反応度フィードバック等に関する方程式である。燃料温度と冷却材温度による反応度フィードバック $\delta\rho_{Tf}$ と $\delta\rho_{Tc}$ を考え、それぞれフィードバック係数 α_f , α_c によって次式で与えられるとした。

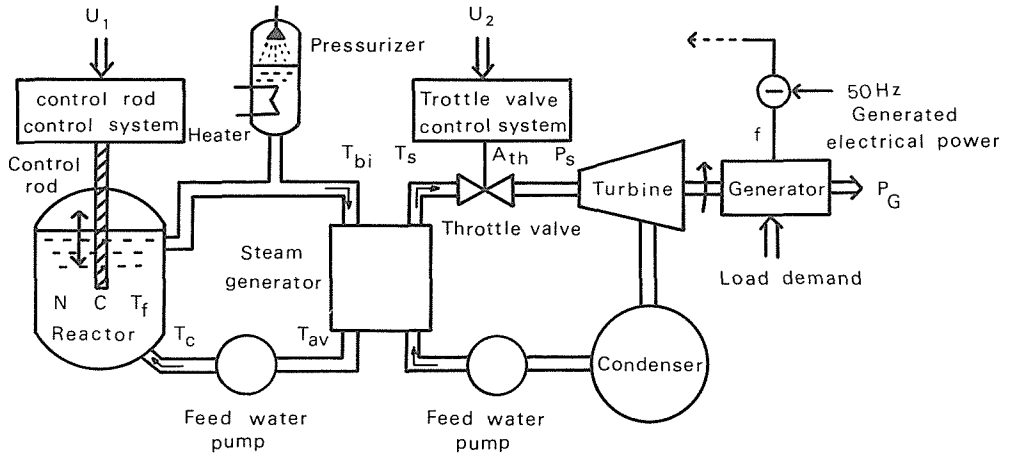


図1 制御棒駆動系の非線形飽和特性

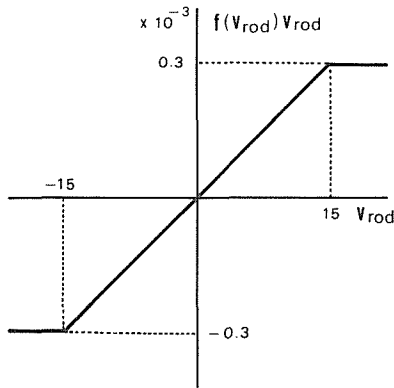


Fig. 2 PWR reactor power plant system.

$$\delta\rho_{rf} = \alpha_f T_f \quad (11)$$

$$\delta\rho_{rc} = \alpha_c T_c \quad (12)$$

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\delta\rho_{rod} + \delta\rho_{rf} + \delta\rho_{rc} - \beta}{l} n + \lambda c \quad (13)$$

$$\frac{dc}{dt} = \frac{\beta}{l} n - \lambda c \quad (14)$$

$$\frac{dT_f}{dt} = -\frac{1}{T_1} (T_f - T_{av}) + A_1 n \quad (15)$$

$$\frac{dT_{av}}{dt} = -\frac{1}{T_2} T_{av} + \frac{1}{T_3} T_f + \frac{2}{T_4} T_c \quad (16)$$

$$\frac{dT_s}{dt} = -\frac{1}{T_5} \{A_2 (T_s - T_{bi}) + K_a (A_{th,o} + A_{th}) P\} \quad (17)$$

$$\frac{dT_c}{dt} = -\frac{1}{T_6} (T_c - A_3 T_s - A_4 T_{bi}) \quad (18)$$

$$\frac{dT_{bi}}{dt} = -\frac{1}{T_7} (T_{bi} - 2T_{av} + T_c) \quad (19)$$

$$\frac{d\delta\rho_{rod}}{dt} = f(V_{rod}) \cdot V_{rod} \quad (20)$$

$$\frac{dV_{rod}}{dt} = -\frac{1}{T_8} V_{rod} + u_1(t) \quad (21)$$

つぎに上述の方程式群を、まとめてそれぞれの状態量の定常値よりの偏差で表わされた右の9本の連立微分方程

式に帰し、PWR 発電プラントのシュミレーションに用いた。

ここで、 β : 遅発中性子発生比率、 λ : 遅発中性子先行核崩壊定数、 $T_i (i=1, 8)$: 時定数、 $A_j (j=1, 4)$: 定数、 $u_1(t)$: 制御棒駆動系への入力。

3.2 タービン発電機系⁽⁴⁾

タービン発電機系を、発電電力の周波数 f 、微分周波数 Δf 、蒸気流量調整弁開度 A_{th} 、電気出力 P_G の4つの状態によって表わす。すなわち

$$\frac{d}{dt} f dt = \Delta f \quad (22)$$

$$\frac{d}{dt} \Delta f = -\frac{1}{T_P} \Delta f + \frac{K_P}{T_P} (P_G - P_D) \quad (23)$$

$$\frac{d}{dt} A_{th} = -\frac{1}{T_g} A_{th} + A_P P + A_V u_2(t) \quad (24)$$

$$\frac{d}{dt} P_G = -\frac{1}{T_t} P_G + \frac{K_a}{T_t} A_{th} P = -\frac{1}{T_t} P_G + \frac{1}{T_t} P_s \quad (25)$$

ここで、 T_P ：発電機の等価的な時定数、 T_g ：蒸気流量調整弁の時定数、 T_t ：タービン時定数、 K_P 、 A_P 、 A_V ：定数、 P_D ：負荷要求、 $u_2(t)$ ：蒸気流量調整弁制御入力、 P ：蒸気圧力、 P_G ：電気出力、 P_s ：蒸気出力

4. PWR 発電プラントの AR 表現

緒言で述べたように、PWR 発電プラントの同定においては、炉心を含む原子力蒸気供給系(NSSS)を未知の系として AR 法による同定を行い、残りの部分であるタービン-発電機系は、既に火力発電等で十分に技術蓄積のある既知の系として、解析的な方法によって AR 表現を求め、両者を組合せて発電プラント全体の AR モデルを得た。これは、既知の部分と同定の対象から外して必要な部分のみを同定することによって、解析負担の軽減と同定精度の向上を計るだけでなく、同定実験の実現可能性を考慮したためである。すなわち、原子力発電プラント全体を対象に同定実験を行うならば、実験の影響が電気出力や周波数の変動となって表われ、電力系統へ及ぼす影響が無視出来なくなり、このような同定実験は実際上行い得ないと考えられるからである。本報告の方法によれば、蒸気ダンプ制御系を併用してタービンに流入する蒸気流量をほぼ一定に保つことにより、電力系統に大きな影響を与えずに同定実験が可能となろう。

求めた AR モデルの妥当性を、このモデルから得られるプラントのある状態量の一段予測値を、実際の値と比較することにより確認した。

4. 1 原子力蒸気供給系の AR 法による同定

同定に際しては、電子計算機で発生させた独立な二値擬似ランダム信号を入力として、前章のプラント動特性方程式の解（応答）を電子計算機で求め、この結果を一定時間間隔ごとにサンプリングして時系列データを作り、このデータを同定解析して AR モデルを導いた。プラントの動特性方程式の解を求めるに当って用いたパラメータを表 1 に示す。

本報告の同定の目的は、選定したいいくつかの入力に対する特定の状態量の動特性を調べて、これらの対応関係を表わすモデルを求め、このモデルをプラントの制御系の設計に提供することにある。したがって同定の実験においては、安全上の支障が無い限り、注目している状態量に関する制御系をプラントからあらかじめ外しておかなければならない。しかし、蒸気流量調整弁を介して圧力制御を行う制御系は、安全上の理由で外さなかった。

当初、互に独立した 2 つの二値擬似ランダム信号を、それぞれ制御棒駆動系と蒸気流量調整弁制御系に加え、蒸気温度を出力として、

表 1 原子炉発電プラントを記述する動特性方程式に表われるパラメータに用いた数値

$\beta = 0.007$	$l = 3.5 \times 10^{-5}$	$\lambda = 0.1$
$\alpha_{rr} = -3.3 \times 10^{-5}$	$\alpha_{rav} = -1.4 \times 10^{-4}$	$T_1 = 0.1$
$T_2 = 0.0914$	$T_3 = 0.34$	$T_4 = 0.25$
$T_5 = 10.0$	$T_6 = 4.0$	$T_7 = 4.0$
$T_8 = 0.159$	$A_1 = 95.0$	$A_2 = 0.8$
$A_3 = 0.4$	$A_4 = 0.6$	$T_g = 0.08$
$T_P = 20.0$	$T_t = 0.3$	$K_a = 0.0292$
$K_P = 5 \times 10^{-6}$	$A_P = 2.5 \times 10^{-3}$	$A_V = 1.0$
$A_{in,0} = 0.8$	$A_{rod} = 2 \times 10^{-5}$	

2つの入力に関するARモデルを導こうとした。しかし制御棒駆動系に積分要素が含まれるために、この装置への入力信号の影響が、出力である蒸気温度に低い周期の変動となって表われ、サンプリング間隔や二値擬似ランダム信号の最小時間間隔等で規定される、注目する時間スケールでのプラントの特性を捉えることが出来なかった。そこで、制御棒で加えられる反応度が二値信号となるような制御棒駆動系を新たに設け、これで発生される二値擬似ランダムの反応度雑音を、蒸気流量調整弁制御系への二値擬似ランダム雑音と共に入力信号とした同定実験を行うことにした。これは前に用いた制御棒駆動系を外し、二値擬似ランダムの反応度を直接原子炉に加えることと等価である。制御棒駆動系は既知の系であるから、解析的にARモデルを求めることが出来る。これと上述の同定実験で得たモデルとを組合せて、制御系駆動系を含むPWRのNSSS系のARモデルを得る。

同定実験において、二値擬似ランダムの反応度入力の最小時間間隔は180秒、蒸気流量調整弁制御系への入力のそれは150秒とした。また信号の強さは、反応度入力に関しては中性子出力において約1%程度、蒸気流量調整弁制御系入力に関しては、蒸気流量が同程度の変動を生ずるように選んだ。これらを入力とした蒸気温度の応答を図3に示す。

ここで、サンプリング間隔を5秒と10秒の2通りに選び、各場合において、2つの入力信号と、出力である蒸気温度について、それぞれ2,000個サンプリングし時系列データを作った。

つぎに、この時系列データを用いてAR同定解析を行うが、まず入力と出力の自己および相互

相関関数を計算する。サンプリング間隔5秒の結果を図4に示す。蒸気温度と反応度入力ならびに蒸気調整弁制御系入力間の相互相関関数を比較すると、蒸気温度の変動は反応度入力からの影響を特に強く受けていることがわかる。これは図3を見ても確認できる。相関関数の観察より、反応度入力の影響が蒸気温度に表われるまでに約25秒かかることがわかる。これに対して蒸気流量調整弁制御系への入力には、約10秒後に、蒸気温度に対して入力と逆向きの影響を与えている。これは、入力信号が正であれば、蒸気流量調整弁が開いて蒸気流量が増し、したがってボイラーの一次側の熱供給に不足が生じて、一時的に蒸気温度の低下を招くものと考えられる。また、相互相関関数では明瞭ではないが、300秒以後に正の向きの影響が表われている。これは、蒸気発生器の二次側で要求される熱の供給不足のために、炉心内の冷却材温度と燃料温度が低下し、これらの温度低下が

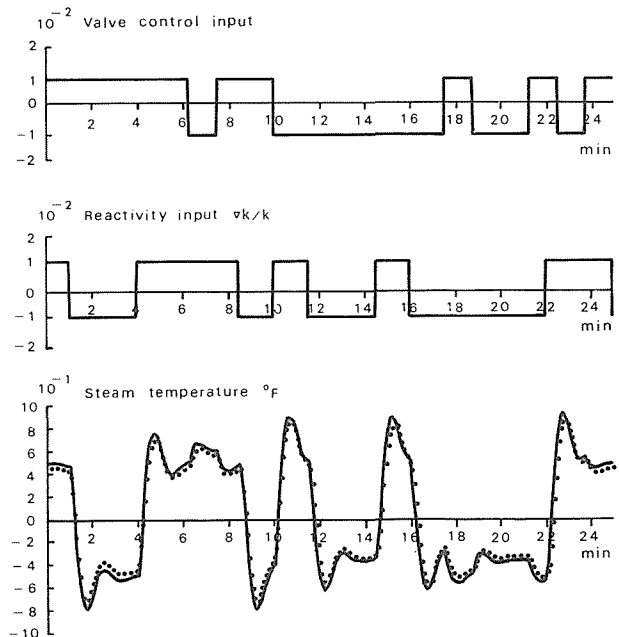


Fig. 3 Dynamic behavior (—) of a steam temperature in an identification experiment, when a reactivity input and an input of a control system for a steam throttle valve are each other independent 2-valued pseudo random noises, and one step prediction (••) from an identified AR model in the case of a sampling time 5 sec.

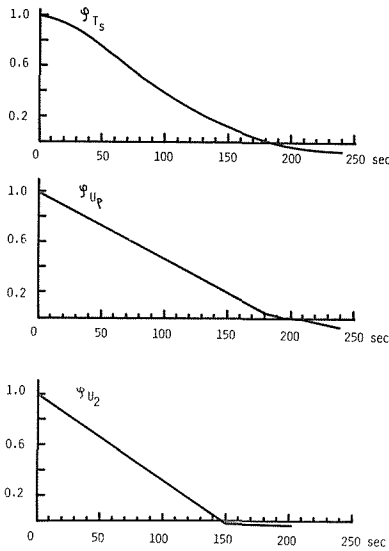


Fig. 4 (i) Auto-correlation functions for a steam temperature, a reactivity input and an input of a control system of a steam throttle valve.

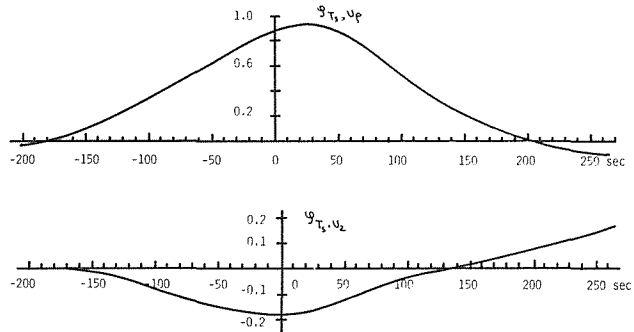


Fig. 4 (ii) Cross-correlation functions for the steam temperature and the reactivity input, and for the steam temperature and the input of the control system of the steam throttle valve.

表2 サンプル間隔を5秒とした場合に求められたARモデルの各係数

i	$a_{T_s}(i)$	$b_{T_s, \rho}(i)$	$b_{T_s, v}(i)$
1	5.755 E-1,	2.642	9.629 E-5
2	1.791 E-1,	1.080	2.975 E-5
3	9.558 E-2,	3.932 E-2,	1.713 E-5
4	5.737 E-2,	8.035 E-2,	1.016 E-5

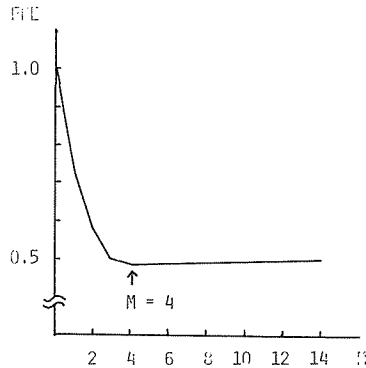


Fig. 5 Final prediction error vs. dimension M of AR model in the case of a sampling time 5 sec.

反応度フィードバック効果を介して炉出力を増加させ、このために蒸気温度が再び元の値に回復し、さらに上昇し始める効果が表われていると思われる。

求めた相関関数を用いて、第2章の手順でARモデルを導いた。モデル次数は(10)式のFPEを最小にする基準で決定し、サンプル間隔5秒では次数は4、10秒では5となった。

図5にサンプル間隔5秒の場合の各次数に対するFPEの変化の様子を示す。表2には、サンプル間隔5秒について得たARモデルを表わす各係数を示す。

つぎに、各サンプル間隔に対して得たARモデルを用いて、次式で定義される蒸気温度の一段予測値

$$T_s(s) = \sum_{i=1}^M a_{T_s}(i) T_s(s-i) + \sum_{i=1}^M b_{T_s, \rho}(i) \delta \rho_{rod}(s-i) + \sum_{i=1}^M b_{T_s, v}(i) u_2(s-i) \quad (26)$$

を各時系列データより計算し、実際値と比較してモデルの妥当性の確認を行った。サンプリング間隔 5 秒の結果を 2 図に示す。これらの比較検討より、サンプリング間隔 5 秒で得たモデルの方がより良く蒸気温度の応答を予測できるものと判断され、以後の解析では、このモデルのみを扱うことにする。

つぎに、制御棒駆動系の AR モデルを解析的に求める。この系の動特性方程式は(20)、(21)で与えられる。サンプリング間隔 5 秒に比べて時定数 T_s は十分に小さいので、(21)式を準静的と見なし、 $V_{rod}(t) \simeq T_s u_1(t)$ と近似できる。また用いた二値反応度入力信号の変化の範囲において、制御棒駆動系の非線形飽和特性を考えなくても良いことを考慮し、 $\delta \rho_{rod}$ に関する(20)式を離散系で表現すると次式になる。

$$\delta \rho_{rod}(s) = \delta \rho_{rod}(s-1) + 2 \times 10^{-5} T_s \Delta t u_1(s-1) \quad (27)$$

ただし、 Δt はサンプリング間隔である。

(27)式を(26)式のような AR 表現にすると次式のように表わすことが出来る。

$$\delta \rho_{rod}(s) = \sum_{i=1}^M a_{\rho}(i) \delta \rho_{rod}(s-i) + \sum_{i=1}^M b_{\rho}(i) u_1(s-i) \quad (28)$$

ただし、 $a_{\rho}(1) = 1$ 、 $b_{\rho}(1) = 2 \times 10^{-5} T_s \Delta t$ 、他の係数は 0.0 である。

最後に、(26)式と(28)式を組合せると、初めに与えられた原子力蒸気供給系についての、2つの入力と、出力である蒸気温度に関する AR モデルを求めることが出来る。すなわち

$$\begin{bmatrix} T_s(s) \\ \delta \rho_{rod}(s) \end{bmatrix} = \sum_{i=1}^M \begin{bmatrix} a_{T_s}(i), & b_{T_s, \rho}(i) \\ 0, & a_{\rho}(i) \end{bmatrix} \begin{bmatrix} T_s(s-i) \\ \delta \rho_{rod}(s-i) \end{bmatrix} + \sum_{i=1}^M \begin{bmatrix} 0, & b_{T_s, v}(i) \\ b_{\rho}(i), & 0 \end{bmatrix} \begin{bmatrix} u_1(s-i) \\ u_2(s-i) \end{bmatrix} \quad (29)$$

4. 2 PWR 発電プラントの AR モデル

原子力蒸気供給系(NSSS)からのタービン発電機系への入力である蒸気流量は、蒸気流量調整弁の開度と蒸気圧力によって規定できるが、この2つの状態は、前節での同定で注目した蒸気温度と、直接または間接的に関係づけることが出来る。したがって、これらの関係を介して、同定実験より求めたNSSSのモデルと解析的に求まるタービン発電機系のモデルを結びつけ、PWR 発電プラントを全体を考慮に入れたモデルを求める。

タービン発電機系の解析的 AR モデルの導出にあたり、本報告では周波数に関係した状態量のみ注目した。しかし、同様な手法で、他の状態量に関する AR モデルの導出も可能である。

微分周波数は周波数応答の速応性を高めるに重要な状態量であることにより、まず微分周波数に関する AR モデルを導く。この状態量は前章の(23)式で表現されるが、これを離散化すると次式になる。

$$\Delta f(s) = \phi_{11} \Delta f(s-1) + \phi_{12} P_G(s-1) + \Delta_{11} P_D(s-1) + \Delta_{12} P_S(s-1) \quad (30)$$

上式の P_G の項を消去するために、 P_G に関する離散表現を求める。すなわち

$$P_G(s) = \phi_{22} P_G(s-1) + \Delta_{22} P_S(s-1) \quad (31)$$

(30)式を(31)式に代入し次式を得る

$$\Delta f(s) = (\phi_{11} + \phi_{12}) \Delta f(s-1) - \phi_{11} \phi_{12} \Delta f(s-2) + \Delta_{11} P_D(s-1)$$

$$-\phi_{22}\Delta_{11}P_D(s-2)+\Delta_{12}P_S(s-1)+(\phi_{12}\Delta_{22}-\phi_{22}\Delta_{12})P_S(s-2) \quad (32)$$

但し、 ϕ_{ij} 、 Δ_{ij} は、(23)、(25)を時間間隔 Δ_t で離散化した場合に与えられる離散化状態方程式を表わす ϕ 、 Δ 行列の(i, j)要素である。

$$\phi = \begin{bmatrix} e^{-\frac{1}{T_p}\Delta t}, & \frac{K_p T_t}{T_t - T_p} (e^{-\frac{1}{T_t}\Delta t} - e^{-\frac{1}{T_p}\Delta t}) \\ 0, & e^{-\frac{1}{T_t}\Delta t} \end{bmatrix} \quad (33)$$

$$\Delta = \begin{bmatrix} -K_p(1 - e^{-\frac{1}{T_p}\Delta t}), & \frac{K_p}{T_t - T_p} \{T_t(1 - e^{-\frac{1}{T_p}\Delta t}) - T_p(1 - e^{-\frac{1}{T_t}\Delta t})\} \\ 0, & (1 - e^{-\frac{1}{T_t}\Delta t}) \end{bmatrix} \quad (34)$$

つぎに(32)式内の P_S の項を T_S で表わす。蒸気出力である P_S の変動が小さい場合には、 P_S は次式のように近似できる。

$$P_S(s) = K_a(P_o A_{th}(s) + A_{th,o}P(s)) \quad (35)$$

ここで P_o 、 $A_{th,o}$ はそれぞれ蒸気出力、蒸気流量調整弁開度の定常値を表わすものとする。蒸気流量調整弁の開度 A_{th} は、この制御系の時定数が炉心や蒸気発生器に関係した時定数に比べて十分小さいために、注目している時間帯において $\dot{A}_{th} \approx 0$ と置くことが出来、(24)式より次のように表わすことが出来る。

$$A_{th}(s) = T_g A_p P(s) + T_g A_v u_2(s) \quad (36)$$

(36)式を(35)式に代入すると次式を得る。

$$P_S(s) = K_a(P_o T_g A_p + A_{th,o})P(s) + K_a P_o T_g A_v u_2(s) \quad (37)$$

また、蒸気圧力 $P(s)$ は蒸気温度 T_S によって次のように近似的に求められる。

$$P(s) = K_{Pt} T_S(s), \quad \left(K_{Pt} = \left. \frac{\partial P}{\partial T_S} \right|_{T_{S,o}}, T_{S,o}: \text{蒸気温度の定常値} \right) \quad (38)$$

(38)式を(37)式に代入して、蒸気出力 $P_S(s)$ を蒸気温度 $T_S(s)$ によって次式のように表わすことが出来る。

$$P_S(s) = K_a K_{Pt} (P_o T_g A_p + A_{th,o}) T_S(s) + K_a P_o T_g A_v u_2(s) \quad (39)$$

(39)式を(32)式に代入すると、微分周波数 Δf に関するAR表現が得られる。

$$\Delta f(s) = \sum_{i=1}^M a_{df}(i) \Delta f(s-i) + \sum_{i=1}^M b_{pd}(i) P_D(s-i) + \sum_{i=1}^M b_{TS}(i) T_S(s-i) + \sum_{i=1}^M b_2(i) u_2(s-i) \quad (40)$$

ただし、

$$\begin{aligned} a_{df}(1) &= \phi_{11} + \phi_{12}, & a_{df}(2) &= -\phi_{11}\phi_{12}, & b_{pd}(1) &= \Delta_{11}, & b_{pd}(2) &= -\phi_{22}\Delta_{11} \\ b_{TS}(1) &= \Delta_{12}K_a K_{Pt} (P_o T_g A_p + A_{th,o}), & b_{TS}(2) &= (\phi_{12}\Delta_{22} - \phi_{22}\Delta_{12}) K_a K_{Pt} (P_o T_g A_p + A_{th,o}) \\ b_2(1) &= \Delta_{12}K_a P_o T_g A_v, & b_2(2) &= (\phi_{12}\Delta_{22} - \phi_{22}\Delta_{12}) K_a P_o T_g A_v \end{aligned} \quad (41)$$

i が3以上の他の係数はすべて0とする。

つぎに、周波数に関するARモデルはつぎのように表わすことが出来る。

$$f(s) = \sum_{i=1}^M a_f(i) f(s-i) + \sum_{i=1}^M b_f(i) \Delta f(s-i) \quad (42)$$

ただし、 $a_f(1) = 1$ 、 $b_f(1) = \Delta t$ 、他の全ての係数は0.0である。

さらに、周波数の定常偏差を補正する目的で導入した積分周波数に関する離散化式を導くと、

$$if(s) = \sum_{i=1}^M a_{if}(i) if(s-i) + \sum_{i=1}^M b_{if}(i) f(s-i) \quad (43)$$

となる。ただし、 $a_{if}(1) = 1$ 、 $b_{if}(1) = \Delta t$ 、他の係数はすべて0.0である。

以上の方法により、(40)、(42)、(43)式で、タービン発電機系の周波数に関係した状態量についての自己回帰モデルを得ることが出来た。

最後に、負荷要求変化に対する最適周波数制御系の設計のために、解析的に求めたタービン発電機系のモデルと、原子力蒸気供給系に関してAR法で同定したモデルとを組み合わせ、PWR発電プラントのARモデルを求める。このために次の記号を導入する。

$$X(s) = \begin{bmatrix} if(s) \\ f(s) \\ \Delta f(s) \\ T_s(s) \\ \delta\rho_{rod}(s) \end{bmatrix}, \quad U(s) = \begin{bmatrix} P_d(s) \\ u_1(s) \\ u_2(s) \end{bmatrix}$$

$$A(i) = \begin{bmatrix} a_{if}(i) & b_{if}(i) & 0 & 0 & 0 \\ 0 & a_f(i) & b_f(i) & 0 & 0 \\ 0 & 0 & a_{\Delta f}(i) & b_{T_s}(i) & 0 \\ 0 & 0 & 0 & a_{T_s, v}(i) & b_{r_{s, v}}(i) \\ 0 & 0 & 0 & 0 & a_{\rho}(i) \end{bmatrix} \quad (44)$$

$$B(i) = \begin{bmatrix} 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 \\ b_{P_d}(i) & 0 & b_2(i) \\ 0 & 0 & b_{r_{s, v}}(i) \\ 0 & b_{\rho}(i) & 0 \end{bmatrix}$$

PWR発電プラントのARモデルは、定義されたこれらの記号を用いて、次のように簡潔に表わすことが出来る。

$$X(s) = \sum_{i=1}^M A(i) X(s-i) + \sum_{i=1}^M B(i) U(s-i) \quad (45)$$

このモデルの妥当性を確認するために、制御棒駆動系と蒸気流量調整弁制御系へ二値擬似ランダム信号を加えた時の、このモデルより予測できるそれぞれの状態量の応答と、実際の応答とを比較した。それらの結果を図6に示す。これより、求めたARモデルの妥当性が確認できた。

5. おわりに

本報告では、PWR発電プラントを対象にして、システム同定の統計的手法の一手法であるARモデルのあてはめによる同定を行い、得られたモデルが制御目的に対して十分に妥当なものであることを確認した。

本報告の同定実験は、安全上支障のない範囲で、対象の原子炉の制御系を外して行った。すなわち開ループ系における同定であった。しかし、制御系を外すことは、原子炉では当然安全上の問題があることであり、また出力の質の低下を招くことになるので、操業状態での同定は行わ

れ得ないことになる。したがって、今後の課題として、制御系を含めた閉ループ系の原子炉プラントの操業時のデータより、興味の対象としている原子炉プラントの開ループ特性を記述する数学モデルを導くような、同定解析を行うことが重要であると考えられる。この方法は現在研究中である。

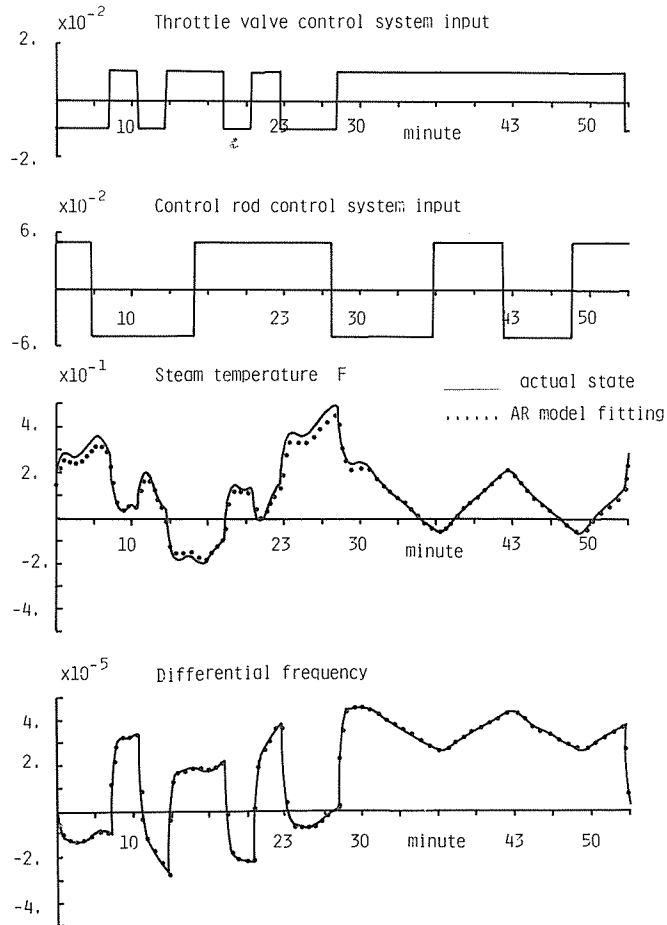


Fig. 6 Actual response(—)and one step prediction(••)from an augmented AR model, of a steam temperature and a differential frequency of a generated electrical power, when each input of a control rod drive mechanism and a steam throttle valve control system is fed with the 2-valued pseudo random noise.

参 考 文 献

- (1) 赤池 弘次, 中川 東一郎: ダイナミックシステムの統計的解析と制御 サイエンスライブラリ 情報電算機=9 サイエンス社
- (2) MATSUBARA, K., OGUMA, R., KITAMURA, M.: Nucl. Sci. & Engnir. 65, 1, 1978
- (3) SCHULTZ, M. A.: Control of Nuclear Reactor and Power Plant, Second Edition, 1961

McGRAW HILL.

- (4) CHARLES. E. F. JR., OLLE, I. E.: IEEE Trans. Pow. Appara. & Sys. PAS-89, No. 4, 1970