HOKKAIDO UNIVERSITY

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最適負荷追従制御
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, 105, 129-139
Issue Date	1981-07-31
Doc URL	http://hdl.handle.net/2115/41681
Type	bulletin (article)
File Information	105_129-140.pdf

Instructions for use

Hokkaido University Collection of Scholarly and Academic Papers : HUSCAP

北海道大学工学部研究報告
第105号（昭和56年）

Bulletin of the Faculty of Engineering,
Hokkaido University, No. 105 (1981)

加圧水型原子力発電プラントの自己回帰モデルによる最適負荷追従制御

辻　雅司*　鳴海幸夫**　小川雄一*

（昭和56年3月31日受理）

Optimal Load-Following Control Using an AR Model of a Pressurized Water Nuclear Power Reactor Plant.

Massashi TSUJI, Yukio NARUMI, Yuichi OGAWA

(Received March 31, 1981)

Abstract

With the progress of installation of nuclear power stations, it is expected that some of the stations will be required to be operated in a load-following operation as well as a base load operation. In this paper, to meet such a demand, we attempt to control a pressurized water nuclear power reactor (PWR) plant in an optimal load-following operation. For this purpose, we adopt a control which comprises the advantages of the two strategies simultaneously, that is, "reactor slaved to turbine" and "turbine slaved to reactor". This control is carried out by linked motions of control rods and a turbine control valve in such a way as to respond to a load change effectively. An optimal load-following controller is designed by applying the dynamic programming method to an autoregressive (AR) model of the PWR nuclear power plant which was previously identified by authors.

From digital simulations, it is found that when the nuclear power plant is controlled in the optimal load-following operation by this controller, the generated electric power follows rapidly to the load change and the associated grid frequency disturbance diminishes in quite a small time.

1. 緒　　言

電力需用，あるいは石油資源の枯渇等のために，今後原子力発電の電力系統の総発電量に占める割合が益々大きくなることが予想され，したがって原子力発電においても，単にベース負荷を担うだけでなく，系統の負荷の変動に追従する運転が要求されるものと考えられる。このためには，原子力発電プラントの動的特性を的確に表現しうる数学モデルを元に，この要請に答える制御系を設計する必要がある。前報告[1]で扱った統計的同定手法であるAR法[2]により求められるARモデルは，系の動的特性を大局的に捉えることができ，しかも制御設計に便利な非常に簡単な数

* 原子炉工学講座
** 富士通

学モデルである。したがって，非常に複雑な系である原子力発電プラントの最適負荷追従制御の試みにおいて，このプラントの動的特性をAR法によって同定し，得られたモデルを元に最適負荷追従制御系を設計し，これを実際の原子力発電プラントに適用することは極めて有用な試みと思われる。前報告において，PWR型原子力発電プラントについてAR法によるARモデルを求め，モデルの妥当性とその技術問題を論じた。すなわち，原子炉炉心，冷却材一次ループ系，二次ループ系、蒸気発生器を含む原子力蒸気供給系(NSSS)を未知の系とし，これを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は既に経験のある既知の系として解析的手法でARモデルを求め，この両者を組み合わせて原子力発電プラント全体を考慮に入れた，最適負荷追従制御系設計のためのARモデルを導いた。

本報告では，上記のARモデルを元に，PWR型原子力発電プラントにおける負荷の要求の変化に対して，出力電力の周波数の変化を最小に抑えながら負荷追従を行なわせる負荷追従制御系を構成した。さらに，この制御系が負荷の変化に対して，極めて有効に発電周波数の変動を抑えながら負荷追従を行い得ることを，ディジタルシュミレイションの結果より確認した。

2. ARモデルの状態変数表現に基づく最適制御系の設計

2. 1 ARモデルによるシステムの状態変数表現

現代制御理論の多くは状態変数表現の枠組み内で進められ，有用な結果が得られている。したがって，ARモデルの状態変数表現を求めておくことは，ARモデルがシステムの解析ばかりでなく制御の分野でも大きな力を発揮するものと期待でき，有意義である。そこで，以下にARモデルの状態変数表現を導く手法[2]を示す。

ARモデルは次のように表わせるものとする。

$$x(s)=\sum_{i=1}^{M} a(i)x(s-i)+\sum_{i=1}^{M} b(i)y(s-i)+U(s) \tag{1}$$

ここで，$x(s)$ は時刻sでの ℓ 次の状態変数ベクトル，$y(s)$ は時刻sでのr次の制御変数ベクトル，$U(s)$ は ℓ 次の雑音ベクトルを表わすものとする。また，MはARモデルの次数とし，$a(i)$，$b(i)$ は，それぞれ $\ell\times\ell$,$\ell\times r$ のARモデルの展開係数行列とする。

そこで，新たな ℓ 次の z_p ベクトルを次のように定義する。

$$z_p(s)=\sum_{j=1}^{M-P} a(p+j)x(s-j)+\sum_{j=1}^{M-P} b(p+j)y(s-j) \tag{2}$$

以上のような定義をもつ $z_s(s)$ は次のように書き表わすことができる。

$$\begin{aligned} z_p(s)&=z_{p+1}(s-1)+a(p+1)z_0(s-1)+b(p+1)\ y(s-1),\quad p\leq M-2\\ z_{M-1}(s)&=a(M)z_0(s-1)+b(M)\ y(s-1) \end{aligned} \tag{3}$$

また $z_0(s)=x(s)$ であることと，(1)式の関係を考慮に入れると $z_0(s)$ は次のように与えられる。

$$z_0(s)=z_1(s-1)+a(1)\,z_0(s-1)+b(1)\ y(s-1)+U(s) \tag{4}$$

ここで，新しい ℓM 次の状態変数ベクトル Z_s を導入する。

$$Z_s=[z_0^T(s),\ z_1^T(s),\ \cdots\cdots,\ z_{M-1}^T(s)]^T$$

そこで，(3)，(4)式の関係を Z_s を用いてまとめると，次のようなARモデルに関する状態変数表現が得られる。

$$\begin{aligned} Z_s&=\Phi Z_{s-1}+\Gamma Y_{s-1}+W_s \\ x(s)&=HZ_s \end{aligned} \tag{6}$$

ただし，$Y_s=y(s)$ を表わし，Φ，Γ，W_s，H は次のように与えられる。

$$\Phi=\begin{bmatrix} a(1) & ,I,O,\cdots\cdots,O \\ a(2) & ,O,I,\cdots\cdots,O \\ \vdots & \vdots\ \ \vdots\ \ \ddots\ \ \vdots \\ a(M-1) & ,O,O,\cdots\cdots,I \\ a(M) & ,O,O,\cdots\cdots,O \end{bmatrix}_{(\ell M\times\ell M)},\quad \Gamma=\begin{bmatrix} b(1) \\ b(2) \\ \vdots \\ b(M-1) \\ b(M) \end{bmatrix}_{(\ell M\times r)},\quad W_S=\begin{bmatrix} U(S) \\ O \\ \vdots \\ O \end{bmatrix}_{(\ell M\times 1)} \qquad (7)$$

$$H=[I,\ O,\ \cdots\cdots,\ O]\ (\ell\times\ell M)$$

以下の議論においては，(6)式の状態変数表現を用いて，制御設計を行うことにする。

2. 2　最適制御系の設計

(6)式の状態変数表現で表わされる離散形システムの，二次の評価関数の下での最適制御問題を考える。そこで、時間区間 I における二次評価関数を次のように定義する。

$$K_I=\sum_{S=1}^{I}\{Z_s\,Q(s)\,Z_s+Y_{s-1}\,R(s)\,Y_{s-1}\} \qquad (8)$$

ここで，Q(s) は状態変数に掛る重み行列であり，$\ell M\times\ell M$ の非負行列である。一方，R(s) は制御変数に掛る $r\times r$ の正値行列の重み行列である。

上述の最適制御問題は，与えられた制御区間 I において評価関数(8)を最小にするような制御変数列$\{Y_s\}$，s=0. ……，I−1 を見いだすことである。この問題に対して最適性の原理に基づく動的計画法の手法により最適解を得ることができる。すなわち，定常なシステムにおける最適制御変数列 $\{Y_s\}$ s=0，……，I−1 は次のような漸化式[2]で与えることができる。

$$P_o=Q$$
$$M_i=P_{i-1}-P_{i-1}\,\Gamma(R+\Gamma^T P_{i-1}\,\Gamma)^{-1}\,\Gamma^T P_{i-1}$$
$$P_i=\Phi^T M_i\,\Phi+Q$$
$$G_i=-(R+\Gamma^T P_{i-1}\,\Gamma)^{-1}\,\Gamma^T P_{i-1}\,\Phi \qquad (9)$$

最適制御量

$$Y_{I-i}=G_I\,Z_{I-i} \qquad (10)$$

ここで，Q(s)=Q，R(s)=R と置いた。

最適入力列に関する第1回目のフィードバック係数 G_I は，I が十分に大きい場合には一定値をとるようになる。このフィードバック係数を用いた制御は，I が実用上無限に大きい場合に対する定常な最適制御として考えることができ，次の式で表わされるフィードバック制御によって実施される。

$$Y_s=G_I Z_s \qquad (11)$$

上記の制御は，離散時間的に行なわれる。すなわちこの制御は，過去 M 時点までの状能変数 x(s) と制御変数 y(s) を記憶しておき，(2)式より Z_s を計算し，次の時間ステップの最適投下制御量 Y_s を(11)式より決定し，次の時間ステップの間はこの制御量を一定のまま投下し続け，これを時間ステップ毎にくり返すことによって行う制御方式である。

これまでに述べてきた手法により最適制御系を設計し，これを実行する前に注意しなければならないことは，AR モデルは与えられた時系列データより統計的な方法によって，状態間の相互関係を現象的に記述したものにすぎないので，このモデルが各操作変数に対して，予測される結果

を与えるかどうかをあらかじめ検証しておく必要があることである。

3. PWR 型原子力発電プラントとその AR モデル

本報告[1]で制御設計を行う対象の PWR 型原子力発電プラントは，前報告の同定の対象としたものと同じであり，制御棒駆動系の飽和非線形特性，燃料温度と冷却材温度による反応度温度フィードバック効果，および冷却材の輸送遅れなどを考慮に入れた実際のプラントに極めて近いものとなっている。炉心を含む原子力蒸気供給系の内部状態を記述するために 13 本の方程式を設け，これらの方程式群をまとめて 9 本の連立微分方程式に帰し，PWR 型原子力発電プラントのシュミレイションに用いた。また，タービン発電機系は、発電周波数，微分周波数，蒸気流量調整弁開度，電気出力の 4 つの状態に対する 4 本の連立微分方程式で表現される。これらの方程式の具体的な表現は前報告の(11)式から(25)式に与えられている。発電プラントの概略図を Fig. 1 に示す。

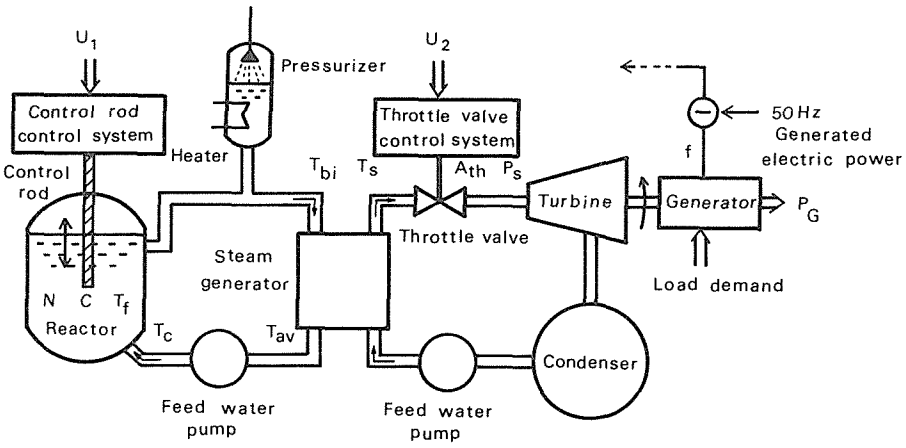

Fig. 1 PWR Power Plant.

この PWR 型原子力発電プラントの AR モデルは前報告で求められている。すなわち，前報告で述べたように、原子力蒸気供給系の同定においては，独立な二値擬似ランダム信号のそれぞれを，制御棒によって加えられる反応度と，蒸気流量調整弁制御系への入力としたときの，蒸気温度の挙動をプラント動特性方程式を電子計算機によって解くことにより求め，これらの結果を 5 秒間隔ごとに 2000 個サンプリングし，この時系列データを元に，状態変数を蒸気温度とし，制御変数を制御棒による印加反応度と蒸気流量調整弁制御系への入力とした次数 4 の AR モデルを求めた。一方，タービン発電機系や制御棒駆動系については，解析的な手法により AR モデルを導いた。そして，このモデルと前述のモデルを組み合わせることによって，PWR 型原子力発電プラント全体を考慮に入れた最適負荷追従制御系の設計のための AR モデルを導いた。このモデルは，発電周波数，微分周波数，蒸気温度，制御棒によって加えられる反応度と，発電周波数の定常偏差をなくすために特別に導入した積分周波数の合計 5 つの状態変数と，制御棒駆動系と蒸気流量調整弁制御系への入力に関するの 2 つの制御変数を用いて記述される次数 7 のモデルである。その結果を以下の表 1 に示す。

表1　PWR型原子力発電プラントの同定されたARモデル

a(1)

$$a=\begin{bmatrix} 1 & 5 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 1 & 5 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 7.78\mathrm{E}-01 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 5.75\mathrm{E}-01 & 2.64 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 1 \end{bmatrix}$$

b(1)

$$\begin{bmatrix} 0 & 0 \\ 0 & 0 \\ 0 & 6.28\mathrm{E}-04 \\ 0 & 9.63\mathrm{E}-05 \\ 1.59\mathrm{E}-05 & 0 \end{bmatrix}$$

a(2)

$$a=\begin{bmatrix} 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & -4.62\mathrm{E}-08 & 7.71\mathrm{E}-06 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 1.79\mathrm{E}-01 & 1.08 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \end{bmatrix}$$

b(2)

$$\begin{bmatrix} 0 & 0 \\ 0 & 0 \\ 0 & 3.56\mathrm{E}-05 \\ 0 & 2.97\mathrm{E}-05 \\ 0 & 0 \end{bmatrix}$$

a(3)

$$a=\begin{bmatrix} 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 2.84\mathrm{E}-06 & 3.54\mathrm{E}-05 \\ 0 & 0 & 0 & 9.56\mathrm{E}-02 & 3.93\mathrm{E}-02 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \end{bmatrix}$$

b(3)

$$\begin{bmatrix} 0 & 0 \\ 0 & 0 \\ 5.63\mathrm{E}-10 & 4.72\mathrm{E}-10 \\ 0 & 1.71\mathrm{E}-05 \\ 0 & 0 \end{bmatrix}$$

a(4)

$$a=\begin{bmatrix} 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 1.42\mathrm{E}-06 & 1.65\mathrm{E}-05 \\ 0 & 0 & 0 & 5.74\mathrm{E}-02 & 8.04\mathrm{E}-02 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \end{bmatrix}$$

b(4)

$$\begin{bmatrix} 0 & 0 \\ 0 & 0 \\ 2.62\mathrm{E}-10 & 2.52\mathrm{E}-10 \\ 0 & 1.02\mathrm{E}-05 \\ 0 & 0 \end{bmatrix}$$

a(5)

$$a=\begin{bmatrix} 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 8.41\mathrm{E}-07 & 1.35\mathrm{E}-06 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \end{bmatrix}$$

b(5)

$$\begin{bmatrix} 0 & 0 \\ 0 & 0 \\ 2.14\mathrm{E}-11 & 1.49\mathrm{E}-10 \\ 0 & 0 \\ 0 & 0 \end{bmatrix}$$

a(6)

$$a=\begin{bmatrix} 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 4.36\mathrm{E}-08 & 1.11\mathrm{E}-06 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \end{bmatrix}$$

b(6)

$$\begin{bmatrix} 0 & 0 \\ 0 & 0 \\ 1.76\mathrm{E}-11 & 7.71\mathrm{E}-12 \\ 0 & 0 \\ 0 & 0 \end{bmatrix}$$

a(7)

$$a=\begin{bmatrix} 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 6.10\mathrm{E}-08 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 0 \end{bmatrix}$$

b(7)

$$\begin{bmatrix} 0 & 0 \\ 0 & 0 \\ 9.70\mathrm{E}-13 & 0 \\ 0 & 0 \\ 0 & 0 \end{bmatrix}$$

4. PWR型原子力発電プラントの最適負荷追従制御

原子力発電プラントの負荷追従制御[3),(4)]において，基本的にはタービン優先方式と原子炉優先方式の2通りが考えられる。タービン優先方式は，負荷要求の変化に余裕をもって応じられるように，常に負荷の要求より大きめな出力で原子炉を運転し，負荷の要求に対する出力調整はタービ

ン側の蒸気流量調整弁と蒸気バイパス弁の連動した作動により，必要な蒸気量を取り出し，過剰の蒸気量を復水器にバイパス放出することによって行うものである。この方式は、負荷要求の変化に対する速応性が優れ，また負荷の変化によって原子炉内の状態を変化させなくても良いので，原子炉の保全を保つ上で好ましい。しかし，この運転方式は負荷要求に対して原子炉を常に大きめな出力で運転していることになり、余分な出力を捨てることになるので経済上問題がある。

一方，原子炉優先方式は，負荷の要求に応じて原子炉の出力の調整を制御棒などの反応度制御で行うものである。この方式は，タービン優先方式に比べ原子炉は必要な出力のみを発生するように運転されているので，経済上有利であるが速応性が著しく劣り、また原子炉内の状態を大きく変化させるなどの欠点を有している。そのため，反応度制御のみによる負荷追従制御は通常行なわれなく，一般に蒸気流量調整弁の併用の下に行なわれる。

表2 二次の評価関数における，状態変数と制御変数に関する重み行列(但し,重み行列 Q は,下記に示した Q' によって Q≡brock・diag (Q') と与えられる。)

CASE I

Q' matrix

$$\begin{bmatrix} 5\times10^{2} & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 5\times10^{6} & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 5\times10^{6} & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 2\times10^{3} & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 1\times10^{4} \end{bmatrix}$$

R matrix

$$\begin{bmatrix} 1 & 0 \\ 0 & 3\times10^{2} \end{bmatrix}$$

CASE II

Q' matrix

$$\begin{bmatrix} 5\times10^{2} & 0 & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 5\times10^{6} & 0 & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 5\times10^{6} & 0 & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 2\times10^{3} & 0 \\ 0 & 0 & 0 & 0 & 1\times10^{4} \end{bmatrix}$$

R matrix

$$\begin{bmatrix} 1\times10^{1} & 0 \\ 0 & 3\times10^{4} \end{bmatrix}$$

制御棒と蒸気流量調整弁の併用による負荷追従制御は，蒸気発生器の蓄熱エネルギーの慣性のために，蒸気流量調整弁を開閉しても蒸気圧力が余り急激に変化しないことを利用したものである。すなわち，この負荷追従制御は，負荷追従するために作動した制御棒の影響が蒸気発生器の二次側に表われるまでの間，一時的に蒸気流量調整弁の開閉によって負荷追従することで行なわれる。この方式は，タービン優先方式と原子炉優先方式の欠点をそれぞれの長所で補い合っていると言える。

本章では,制御棒と蒸気流量調整弁による負荷追従方式を対象として,前報告で示した PWR 型原子力発電プラントの AR モデルを元に，負荷要求の変化に対して発電周波数等の変動が二次の評価関数の上で最小となるように負荷追従するための制御系を,2 章で示した手法を用いて設計する。

設計に際しては，評価関数における重み行列を 2 通り (Case I,Case II) を選んで設計を行なった。それらを表 2 に示す。この 2 つの場合において，状態変数に関する重みは共に同じであるが，制御変数に掛かる重みが異なっている。すなわち，Case I は Case II と比べて，二次の評価関数において制御変数に掛かる重みが相対的に低くされており，これは、負荷追従制御において制御量のより大きな投下が許されることを意味している。また,2 つの場合の制御変数に掛る重みに注目すると，Case I は Case II に比べて，蒸気流量弁制御系入力に関する重みは制御棒駆動系入力のそれに対して相対的に低くなっている。これは，Case I において，蒸気流量調整弁のより大きな開閉が許されることを意味している。

設計においては，評価関数の積分時間 I を 100 として，重み行列の 2 つの場合について(9)式を解いてそれぞれの最適フィードバック係数行列 G_I を求めた。その結果を表 3 に示す。

表3　最適フィードバック係数行列

以下に示す行列は，最適フィードバック係数行列$G_I=[G_0:G_1:\cdots\cdots:G_6]$を構成しているサブ行列である。サブ行列$G_i$は，(11) 式において，(5) 式で定義される$Z_s$を構成しているサブベクトル$Z_i$に対応するものである。

CASE I

G_0

$$\begin{bmatrix} -4.28E-04, -7.36E-03, -4.80E-03, -1.18E-01, -1.49E\ 02 \\ -8.61E-01, -1.02E\ 02, -1.18E\ 03, \ 7.76E-05, -1.05E-04 \end{bmatrix}$$

G_1

$$\begin{bmatrix} -4.28E-04, -5.22E-03, \ 2.74E-02, -2.05E-01, -1.49E\ 02 \\ -8.61E-01, -9.82E\ 01, -8.83E\ 02, \ 1.35E-04, -4.62E-04 \end{bmatrix}$$

G_2

$$\begin{bmatrix} \ 8.15E-07, \ 1.25E-03, \ 1.12E-02, \ 3.42E-09, \ 3.40E-07 \\ -6.10E-07, -7.00E-06, -2.59E-05, \ 9.33E-12, -4.70E-09 \end{bmatrix}$$

G_3

$$\begin{bmatrix} -2.06E-04, -2.29E-02, -2.06E-01, \ 2.77E-07, \ 8.76E-07 \\ \ 4.17E-08, \ 4.79E-07, \ 1.77E-06, -7.50E-13, \ 3.04E-08 \end{bmatrix}$$

G_4

$$\begin{bmatrix} -8.44E-05, -9.55E-03, -8.60E-02, \ 1.88E-07, \ 6.79E-07 \\ -2.85E-09, -3.24E-08, -1.17E-07, -1.04E-13, \ 1.58E-08 \end{bmatrix}$$

G_5

$$\begin{bmatrix} -3.03E-06, -3.08E-04, -2.77E-03, \ 7.88E-08, \ 3.14E-07 \\ \ 1.95E-10, \ 2.53E-09, \ 1.11E-08, -4.72E-16, -9.04E-10 \end{bmatrix}$$

G_6

$$\begin{bmatrix} -6.28E-06, -7.12E-04, -6.41E-03, \ 5.33E-08, \ 2.07E-07 \\ -1.12E-11, \ 6.52E-11, \ 1.39E-09, -5.22E-15, \ 5.14E-11 \end{bmatrix}$$

CASE II

G_0

$$\begin{bmatrix} -3.26E-04, -6.67E-03, \ 4.96E-03, -1.19E-02, -1.61E\ 01 \\ -1.18E-01, -1.73E\ 01, -2.96E\ 02, \ 1.15E-04, \ 1.02E-03 \end{bmatrix}$$

G_1

$$\begin{bmatrix} -3.26E-04, -5.04E-03, \ 3.87E-02, -2.07E-02, -1.60E\ 01 \\ -1.18E-01, -1.68E\ 01, -2.72E\ 02, \ 2.00E-04, \ 4.95E-04 \end{bmatrix}$$

G_2

$$\begin{bmatrix} \ 6.21E-06, \ 2.22E-03, \ 3.60E-02, -1.03E-08, \ 1.77E-08 \\ -1.43E-06, -6.35E-05, -8.71E-04, \ 1.53E-09, -1.72E-06 \end{bmatrix}$$

G_3

$$\begin{bmatrix} -3.08E-04, -4.35E-02, -7.05E-01, \ 5.53E-07, \ 1.38E-06 \\ \ 1.90E-07, \ 8.47E-06, \ 1.17E-04, -2.03E-10, \ 1.35E-07 \end{bmatrix}$$

G_4

$$\begin{bmatrix} -1.28E-04, -1.82E-02, -2.95E-01, \ 2.37E-07, \ 6.28E-07 \\ -2.46E-08, -1.12E-06, -1.55E-05, \ 2.66E-11, -1.02E-08 \end{bmatrix}$$

G_5

$$\begin{bmatrix} -4.37E-06, -5.85E-04, -9.50E-03, \ 1.62E-08, \ 4.95E-08 \\ \ 3.04E-09, \ 1.44E-07, \ 2.02E-06, -3.35E-12, \ 7.50E-10 \end{bmatrix}$$

G_6

$$\begin{bmatrix} -9.50E-06, -1.35E-03, -2.20E-02, \ 2.20E-08, \ 6.52E-08 \\ -3.54E-10, -1.79E-08, -2.56E-07, \ 3.91E-13, -5.24E-11 \end{bmatrix}$$

用いた積分時間は，AR モデルの表現に用いた離散時間幅が5秒であるから，実時間では500秒となる。この時間は，原子炉発電プラントの動的特性を考慮するならば実用上無限と考えられる程大きくはないが，ほぼ妥当な結果を与えるのに十分な時間と思われる。なお，これらの設計に当っては，赤池らが制作した計算プログラム群，TIMSAC[2] を使用した。

負荷要求として5%のステップ状増加が行なわれた時の，それぞれの重み行列について設計された負荷追従制御系を持つ PWR 型原子力発電プラントの各状態量の挙動をディジタルシュミレイションした結果を Fig. 2, 3 に示す。図に示したそれぞれの状態量は，蒸気流量調整弁制御系と制御棒駆動系の入力，制御棒によって加えられた反応度，負荷の変化前のそれぞれの定常値よりの偏差で示した発電電力，発電周波数，燃料棒温度，また負荷の変化前の中性子束の値で規格したものの定常値 (1.0) よりの偏差として表わした中性子束に関するものである。これらの図を見ると，負荷要求の変化と同時に，蒸気流量調整弁が電気出力を負荷に追従させるために開き，また制御棒も原子炉の出力を増加させるために引き上げられることが判る。しかし，原子炉の出力は負荷の変化に迅速に追従できないため，その効果が表われるまでは，電気出力の負荷追従は発電周波数の犠牲において行なわれている。

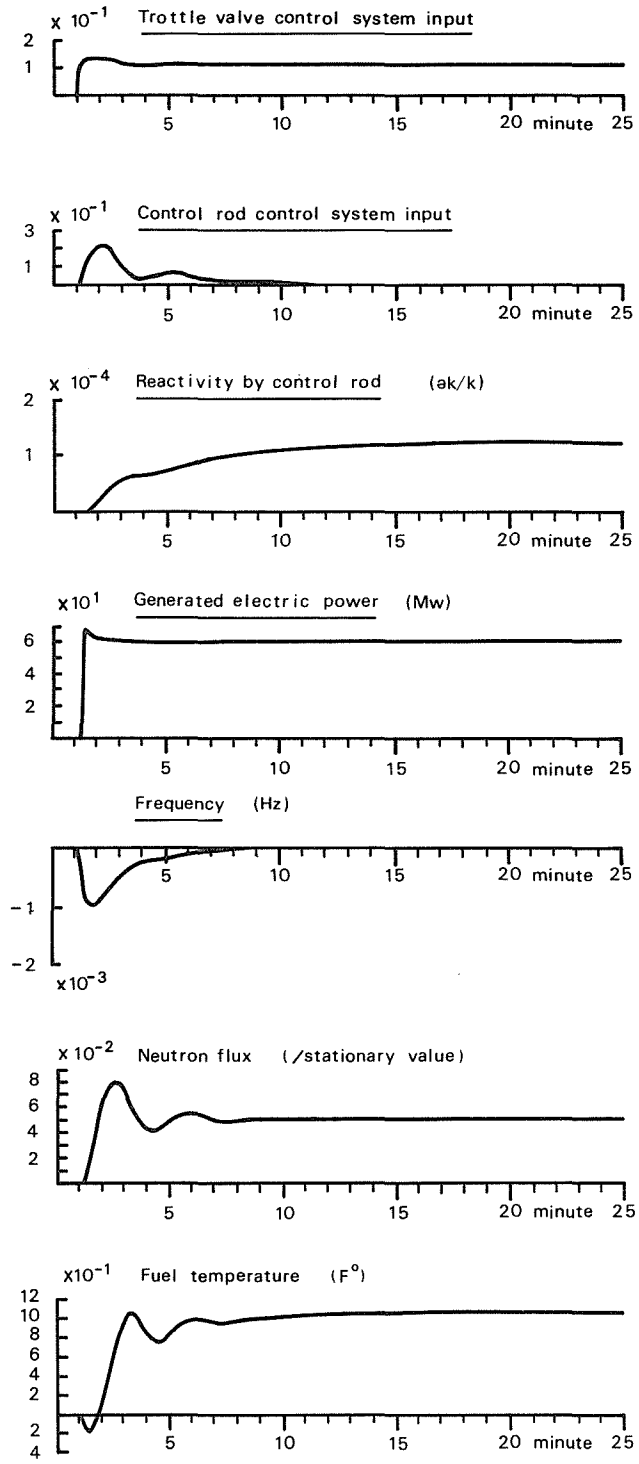

Fig. 2 Dynamic behaviors of interested states of a PWR power plant controlled by an optimal load-following controller of case I when a load demand increases in a step wise manner by 5 percent.

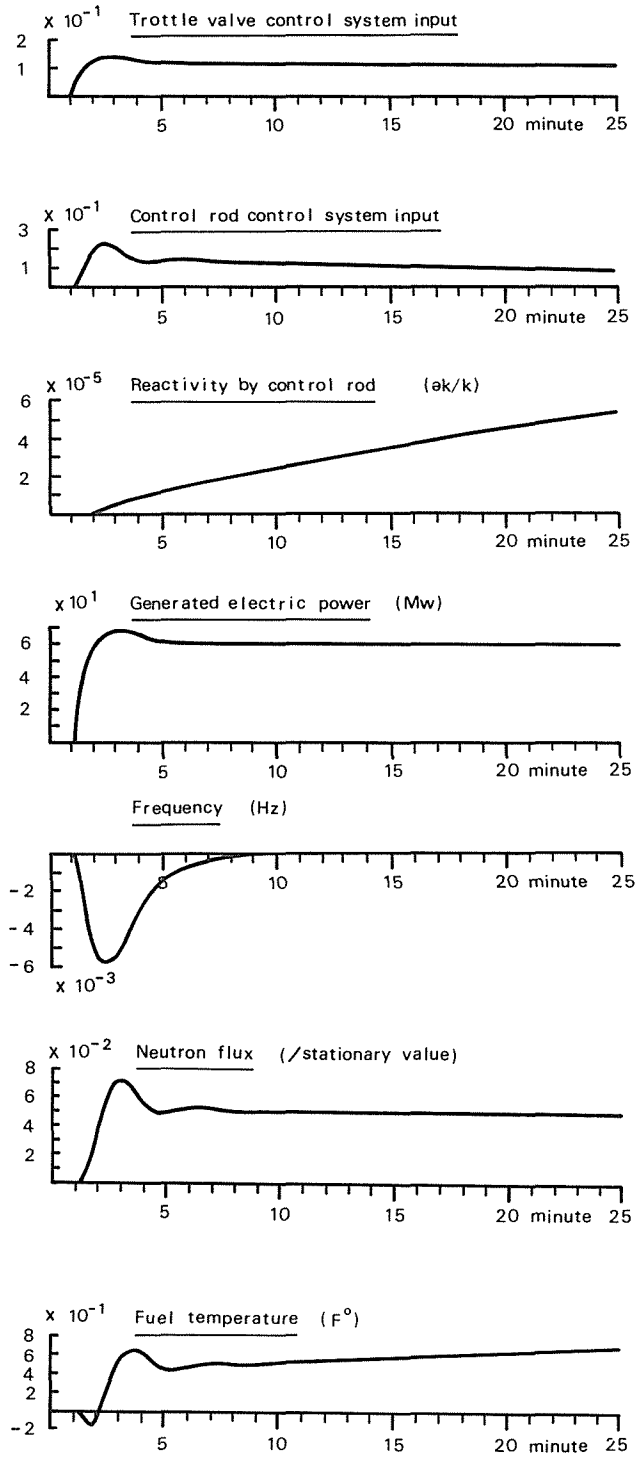

Fig. 3 Dynamic behaviors of interested states of a PWR power plant controlled by an optimal load-following controller of case II when a load demand increases in a step wise manner by 5 percent.

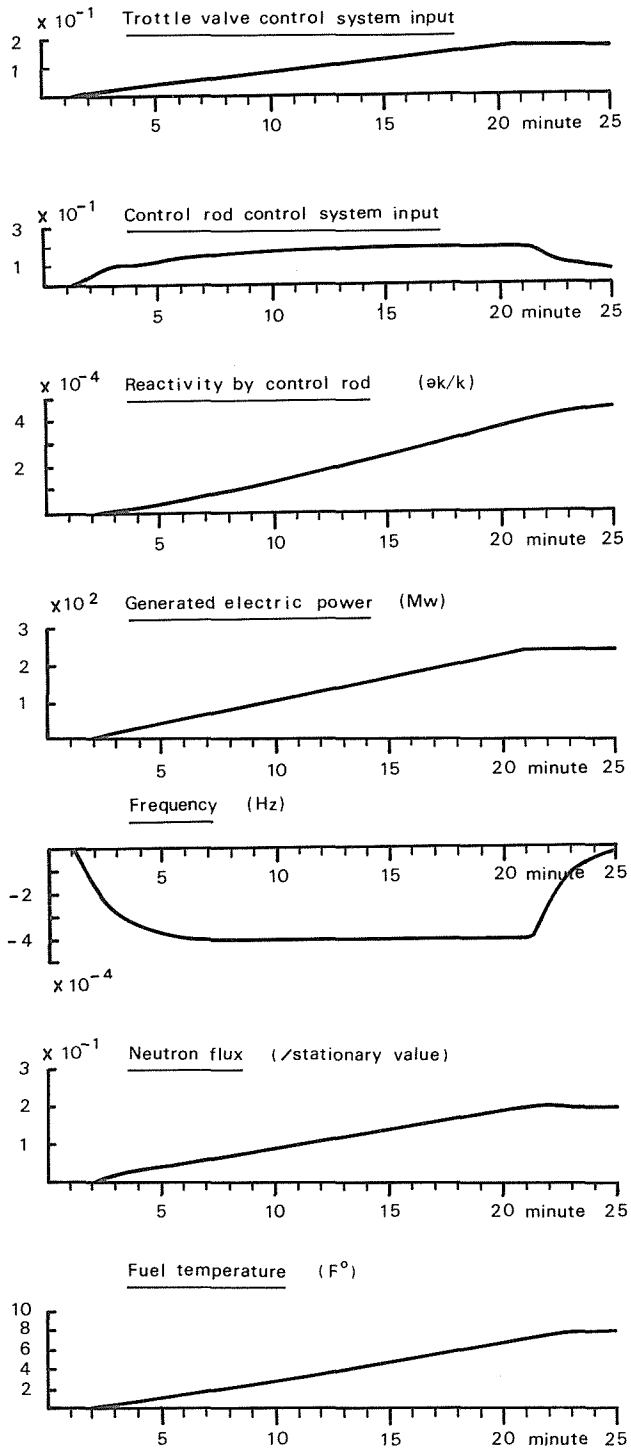

Fig. 4 Dynamic behaviors of interested states of a PWR power plant controlled by an optimal load-following controller of case I when a load demand increases in a ramp wise manner from 1200 MWe to 1440 MWe during 20 minutes.

重み行列の2つの場合を比べて見ると，負荷追従制御においてより大きな制御量の投下が許され，しかも特に蒸気流量調整弁のより大きな開閉が許されるCase Iの方が、予想されるように負荷の変化に対する追従性が良く，また発電周波数の変動も少ない。しかし，燃料棒温度を比較すると，Case IIの方が変化が小さくなっており，このことは，核燃料，特に燃料被覆管の熱応力疲労による損傷を防止するという安全上の観点では，Case IIの方が優れていると言える。したがって2組の重み行列を用いて得られた2つの負荷追従制御系の優劣は一概に決められず，制御系の選択においては，負荷追従に課せられる諸要求と，原子炉の保全を保つ上で課せられる諸条件を勘案し，総合的な見地より決定されなければならない。

制御設計の際用いられたモデルは，比較的小さな入力によって出力に小さな変動を起こす実験条件のもとで得られたモデルであるために，大きな変動を扱う場合にはこのモデルの妥当性を保証することができない。しかし，このモデルにより設計された制御系（Case I）は，Fig. 4に示すように，1%/分，20%ランプ状負荷変化のようなある程度の大きな負荷変化に対しても、モデルの妥当性の問題のために最適制御である保証はないが，有効に負荷に追従し，発電用波数を調整することができた。

5. 結　　言

本報告では，PWR型原子力発電プラントの最適負荷追従制御のために，前報告で求められた同発電プラントの統計的同定モデルであるARモデルを元に，最適負荷追従制御系を設計し，設計された制御系が発電電力の周波数の変動を最小に抑えながらも極めて有効に負荷追従を行ない得ることをディジタルシュミレイションの結果より確認した。

ARモデルは，非常に簡単な数学表現であるにもかかわらず，系の動的特性を大局的に捉えることができるため，システムの解析ばかりでなく，制御設計においても大きな力を発揮するものと期待できる。

今後の課題としては，負荷変動や操作量のレベル変化などの環境変化あるいは長期的な特性変化による同定モデルのパラメータ変化に対しても，制御系が常にプラントを最適に制御するように，オンライン的な同定手法を用いて常時同定モデルが適正か否かを監視し，必要があればモデルを更新し，この更新されたモデルをもとに最適制御系を再構成するという適応制御を考えている。このためには，制御系を含めた閉ループ系の操業時の運転データより，開ループ特性を実時間において同定する手法が必要であり，最近，この分野においても有用な成果が数多く報告されている。今後，この閉ループ系に関する同定手法を用いた原子力発電プラントの同定解析について報告する予定である。

参 考 文 献

(1) 辻　雅司，鳴海　幸夫，小川　雄一：工学部研究報告，第104号，1981，45－56
(2) 赤池　弘次，中川東一郎：ダイナミックス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
(3) J. B. Knowles: Nucl. Energy Sco., 15, No.3, 1976, 225－236
(4) 嶋田昭一郎，久保　博己：火力原子力発電，Vol. 31, No. 2, 1979, 13－28