

# 003 UTR-B の 特 性<sup>※</sup>

(昭和37年8月3日 受理)

小久保定次郎 西 脇 安<sup>※※※</sup> 岸 田 公 治<sup>※※</sup>  
中 村 勝 一 田 中 浩 史 志 水 秀 文  
小 倉 勲 原 田 武 夫

## Characteristics of UTR-B

Sadajiro KOKUBO, Yasushi NISHIWAKI,  
Koji KISHIDA, Katsuichi NAKAMURA,  
Hiroshi TANAKA, Hidebumi SHIMIZU,  
Isao OGURA, and Takeo HARADA

The characteristics of UTR-B observed are reported in this paper. Informations are also included on (1) the addition of excess reactivity, (2) the calibration of power output, (3) the calibration of control rods, (4) the reflecting effect of the upper part of water, (5) the distribution of the thermal neutron fluxes, (6) the temperature coefficient.

## 要 旨

UTR-B の特性試験は1961年11月その臨界試験に引続いて行なわれた。

特性試験の結果、設計値と異なる点が見出されたけれども、それは解析に使用した定数が異なっていたためであり、定数を同一にするならばその値は誤差範囲内で満足せられるものと思われる。特性試験の内容は、1. 余剰燃料の追加 2. 出力較正 3. 制御棒等価反応度測定 4. 炉心タンク内の水のレベルによる反応度変化 5. 熱中性子束の分布 6. 温度係数 である。これらについて述べる。

※ 昭和37年2月14日第3回原子力研究総合発表会に一部発表した。

※※ 三 菱 電 機 Mitsubishi Electric Co.

※※※ 東 京 工 大 Tokyo Inst. Tech.

## 1 余剰燃料の追加

臨界実験の最後の燃料装荷で、炉内装荷燃料は、3047.89gr<sup>235</sup>Uであり、臨界量は3043gr<sup>235</sup>Uと推定された。また、この時の余剰反応度は0.038%Δk/kであった。これらの結果から計算せられる質量係数は<sup>235</sup>U 1grあたり0.00777%Δk/kとなった。この結果から約0.25%Δk/kの余剰反応度をもたせるためには更に27.2grの<sup>235</sup>Uの追加が必要であると思われた。

一方UTR-10によると、質量係数は%CMあたり0.336%Δk/kと知られていた。これから計算すると、19.2grの<sup>235</sup>Uの追加が必要であるという結果になる。

両者を考え合せて21.73grの<sup>235</sup>Uを含む燃料板一枚をN6の要素に追加した。

## 2 出力較正

出力の較正は、中央ストリンガーの四面に金箔をはりつけ、炉をおよそ0.1Wと思われる出力(μAの読みで $6.1 \times 10^{-9}$ )で2時間運転し、金箔の誘導放射能を測定することによりなされた。

測定はアメリカン・スタンダード社で行なわれ、結果はTable 1に示す通りであった。

Table 1. POWER CALIBRATION DATA

Foil	Weight gm	Time When Counted 11/17/61 PST	Averaged Counting Rate c/min	Disinteg- ration Rate d/sec	Thermal Neutron Flux n/sec/cm <sup>2</sup>	Reactor Power watt
N	0.1233	09:40	4154	205.3	$1.25 \times 10^6$	0.100
S	0.1154	10:23	4096	202.6	$1.40 \times 10^6$	0.112
E	0.1187	10:01	4054	200.2	$1.34 \times 10^6$	0.107
W	0.1185	10:44	4082	201.6	$1.35 \times 10^6$	0.108

### Counter

1. Detector      Stilbene Scintillation Crystal  
                    Dumont 6292 Photomultiplier Tube
2. Amplifier     Mineapolis-Honeywell Model AID (R)
3. High Voltage  
    Power Supply Baird Atomic Model 318
4. Timer         Baird Atomic 960 R
5. Scaler        Baird Atomic Model 134

Counter Efficiency      0.3373

## Correction Factor

1. $\beta$ Self-absorption and Neutron self-shielding	2.03
2. Neutron Flux Depression	1.01
3. Activation by Epithermal Neutron	0.825

## Reactor Power

UTR-1 との比較により得られた。

UTR-1 では 1watt の時に熱中性子束は  $1.22 \times 10^7$ , 燃料装荷量は  $3.12\text{kg }^{235}\text{U}$  である。

近畿大学原子炉の燃料装荷量は  $3.04\text{kg }^{235}\text{U}$  とした。

0.1 watt における  $\mu\text{A}$  の読み =  $5.72 \times 10^{-9}$  Amperes

## Irradiation

11月13日 18:19 - 20:19

$\mu\text{A}$  の読み =  $6.1 \times 10^{-9}$  Amperes

出力は UTR-1 との比較により較正せられた。UTR-1 の臨界質量は  $3.12\text{kg }^{235}\text{U}$  であり, UTR-B の臨界質量は  $3.04\text{kg }^{235}\text{U}$  とした。UTR-1 の 1watt の時の熱中性子束は  $1.22 \times 10^7 \text{ n/cm}^2\text{sec}$  である。

この結果 UTR-B では  $\mu\text{A}$  が  $5.72 \times 10^{-9}$  アンペアを示すとき出力は丁度 0.1 W であるという事になった。

## 3 制御棒等価反応度

### i 調整棒の等価反応度

調整棒の等価反応度は Positive Period Method により求めた。調整棒の 0" ~ 5", 2" ~ 7", 4" ~ 9", 6" ~ 11", 8" ~ 13", 10" ~ 16" に対応する反応度を測定し, これからそれぞれ 1" あたりの反応度を求め, 棒を移動させた距離の midpoint に Plot して Differential Reactivity の curve を求めた。これが Fig. 1 である。

これを積分して求めた Integral Rod Worth が Fig. 2 に示されている。

なお調整棒を全部挿入して, 炉を臨界とし, 一挙に調整棒を全部引抜いた時の Period から計算すると, 等価反応度は約  $0.103\% \Delta k/k$  となった。

これらの結果はよい一致を示している。

Fig. 1.

## DIFFERENTIAL ROD WORTH REGULATING ROD

- ⊙ MICRO-MICRO AMMETER READING
- △ DOUBLING TIME

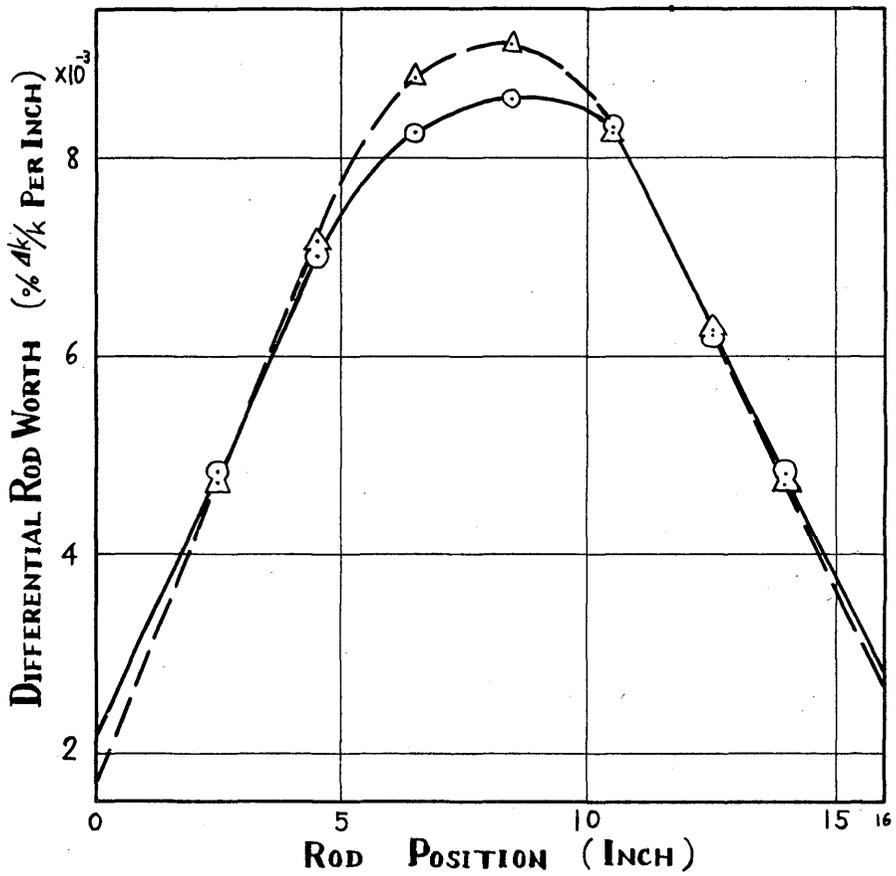
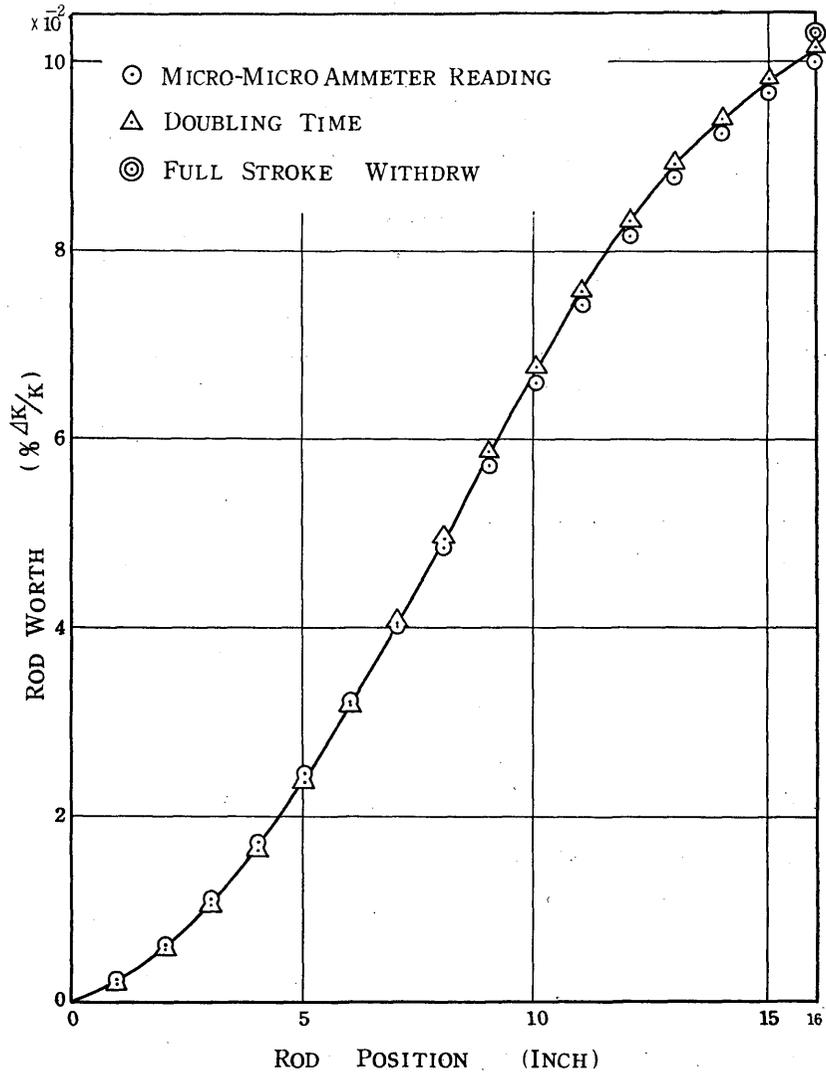


Fig. 2



### ii. 安全棒及びシム-安全棒

安全棒とシム-安全棒の等価反応度は Rod Drop Method により決定した。ここで計算に使用した式は Nuclear Science and Engineering; 8, に Hogan によって示された。

$$-\rho = \frac{N^{(0)}}{n^{(0)}} \gamma \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i}{\lambda_i}$$

である。

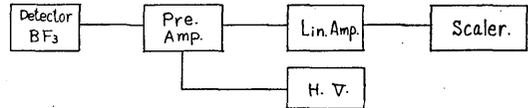
$\beta_i, \lambda_i$  としては, UTR-B のモデルとなり, 形状のよく似ている Argonaut Reactor の値を用いた。Fig. 3 に示す計測系を使用し, 出力や積分値は Scaler の Count 数でおきかえた。

結果は次の通りであった。

安全棒 # 1	0.46% $\Delta k/k$
安全棒 # 2	0.54% $\Delta k/k$
シム安全棒	0.60% $\Delta k/k$

Fig.3

Block diagram of neutron measurement system used in Rod Drop Method.



これらの制御棒は 99.97% のカドミウムを用

い, 形状は  $7 \times 8 \times \frac{1}{8}$  (インチ) の板状である。

同じ材質同じ形状のこの三つの制御棒の等価反応度が異なる値を示すことは, 検出器と制御材の相対的位置関係にその主たる理由が存すると思われる。

### iii. シム - 安全棒

シム-安全棒は, 他の制御棒を全部引抜いた状態である程度挿入できるので, その位置から Positive Period Method により, 部分的に等価反応度を知ることができた。

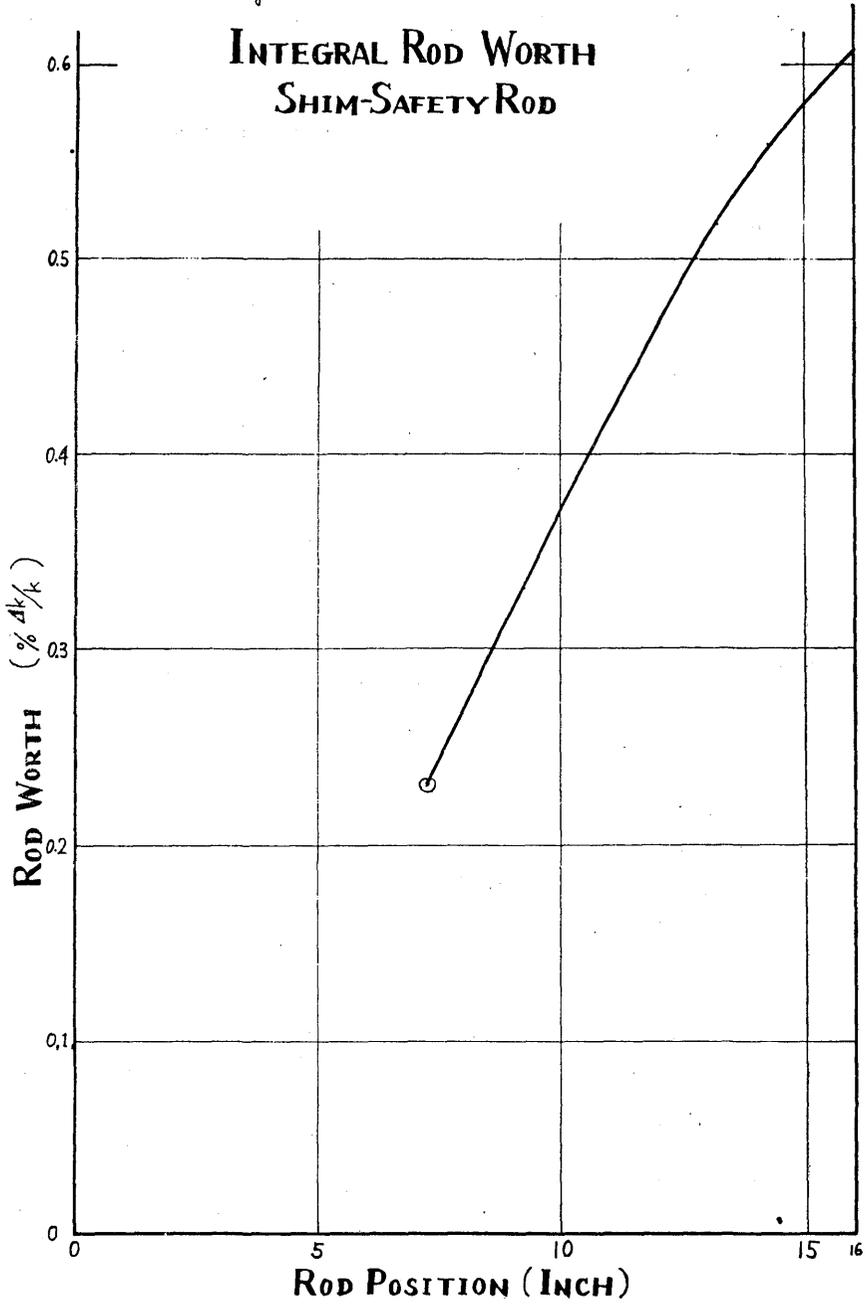
結果は Fig. 4 に示してある。

これから判るように, 余剰反応度は, 0.37%  $\Delta k/k$  となり, さきに予想した約 0.25%  $\Delta k/k$  と大きく異なる。これは炉の構造上の理由に基づくものである。それは, 炉心タンクの各部屋の仕切り板と, 燃料要素の間に多少のすきまがあり, しかも燃料要素は固定できない構造となっている。そのため, 燃料要素をわずかに炉の中心に近く寄せた時と, わずかに炉の中心から遠く離れた時 (その最大の偏差は 4 ~ 5 mm である) とでは, 反応度が異なるからである。

近く寄せた時は反応度が大きく, 遠く離れた時は反応度が小さい。0.37%  $\Delta k/k$  というのは, その最大の値を示すものである。最小は 0.01%  $\Delta k/k$  であった。

余剰反応度としては, 最大値でおさえる必要があるので,  $^{235}\text{U}$  を 21.68gr 含む燃料板を  $\text{N}_1$  の要素から抜き去り, 現在余剰反応度は最大約 0.1%  $\Delta k/k$  としている。

Fig. 4



iv. 制御棒等価反応度の申請書記載値と実測値との相違について

UTR-B の設置許可申請書には、制御棒の反応度抑制効果として、調整棒については  $\sim 0.2\% \Delta k/k$ 、安全棒、シムー安全棒については、 $0.8\% \Delta k/k$  としていた。この値と、実測値との差は、計算の基礎となった。 $\beta_i, \lambda_i$  の値として 1948年 de Hoffman らによって報ぜられたものを使用していた。実測値では前に述べたように Argonaut Reactor の有効値を使用した。(Table 2)。実測値も若し実験 Data を de Hoffman らの値を用いて処理するならば、その値は Table 3 に示す如くなる。

Table 2.  
Decay Constants and Yields (in Argonaut Reactor)

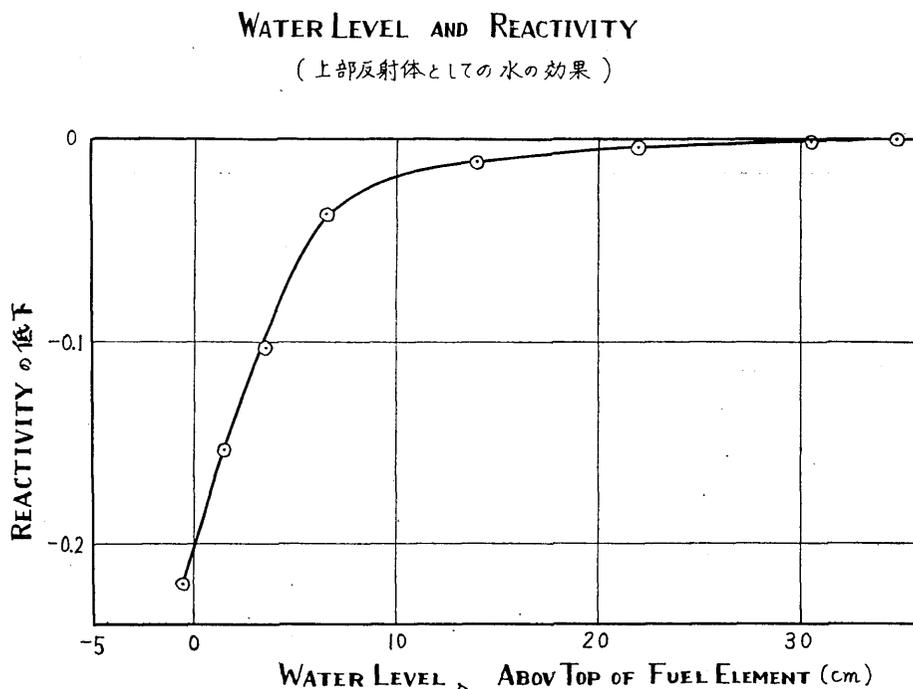
Decay constant $\lambda_i$	Yield $\beta_i$
$1.246 \times 10^{-2}$	$2.5 \times 10^{-4}$
$3.15 \times 10^{-2}$	$16.0 \times 10^{-4}$
$1.535 \times 10^{-1}$	$21.3 \times 10^{-4}$
$4.56 \times 10^{-1}$	$24.0 \times 10^{-4}$
1.612	$8.5 \times 10^{-4}$
14.3	$2.5 \times 10^{-4}$

Table 3.  
Rod worths calculated using de Hoffman's data

rod	Worth $\% \Delta K/K$
Regulating rod	0.13
Safety rod # 1	0.62
Safety rod # 2	0.72
Shim-Safety rod	0.82

#### 4. 炉心タンク内の水のレベルによる反応度変化

炉心タンク内の水のレベルが下がると、上部反射体としての効果の減少により、当然反応度は低下する。その測定結果は Fig. 5 に示す通りであった。



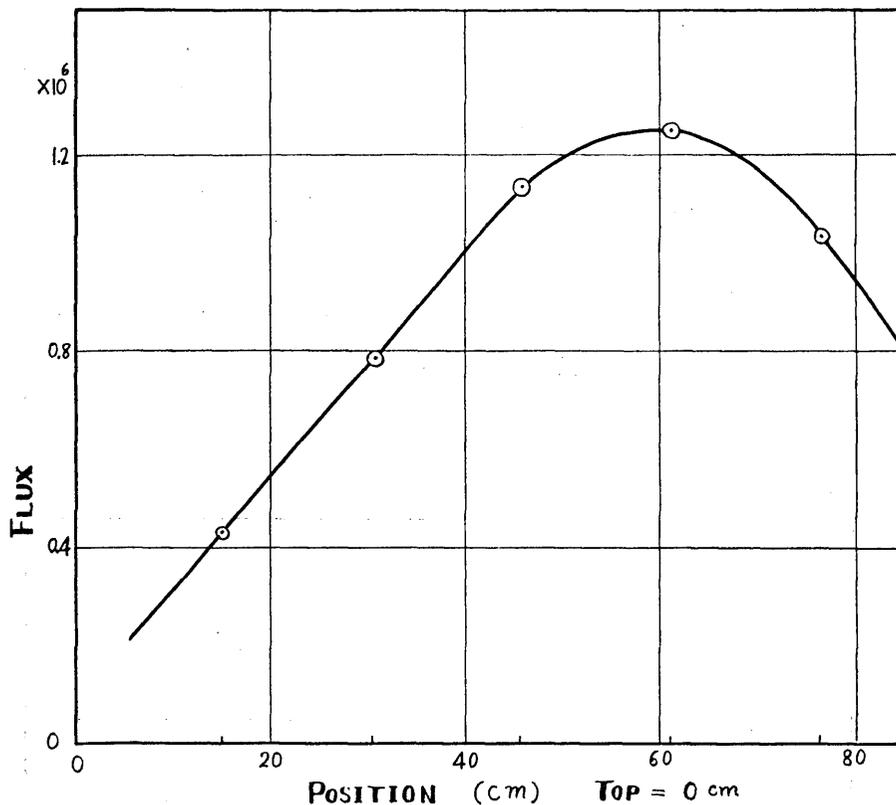
#### 5. 熱中性子束の分布

中央ストリンガーの位置における縦方向の熱中性子束分布を In 箔を用いて測定した。結果は Fig. 6 に示す通りであった。

中心における値はさきの出力校正の時の金箔による絶対測定の結果を用い、これに normalize した。

Fig. 6.

Distribution of Thermal Neutron Flux for Central Stringer



## 6. 温度係数

UTR-B は冷却系をもっていないので、正確な温度係数の測定はできないが、炉心タンク内の水を一部温湯と入れかえて、タンク内の温度を上げ、炉を臨界とした時の制御棒の位置と、翌日炉心タンク内の温度の下がった時の臨界時の制御棒の位置の差に相当する反応度と温度差から計算した結果は Table 4 に示す通りであった。

Table 4.

Temperature Coefficient		
Moderator Temp. (°C)	Rod Position	
	Shim-Safety	Regulating
25.00	8¼	10¼
19.03	8¼	7¾
Difference		
-5.97	0	2¾
	(ρ = 0.0262%Δk/k)	

Temperature Coefficient

$$-\frac{0.0262}{5.97} = -0.0044 \% \Delta k / k / ^\circ \text{C}$$

## 7. 結 語

以上により民間最初の原子炉である UTR-B の基本的特性が大体明らかにされた。

しかし乍ら、燃料要素に若干のガタが存し、これが特性に影響を及ぼす点、制御棒等価反応度の設計値とのくい違い等、若干の問題点を今後に残している。

われわれはこれらの点についても今後追求して行く予定である。