

JAERI-M~~memo~~

4 5 2 3

(公開)

多目的高温ガス実験炉予備設計炉心の
動特性解析

1971年7月

江崎正弘・三竹管・篠田度

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

多目的高温ガス実験炉予備設計炉心の
動特性解析

日本原子力研究所・動力炉開発管理室

江崎正弘・三竹晉・篠田度

(1971年7月)

要 旨

本報告書は、多目的高温ガス実験炉の予備設計炉心の動特性解析について述べたものである。解析は数値計算コードによっておこない、定常運転時の反応度挿入事故、起動事故、冷却材流量変動事故、ガス循環機流量喪失事故および冷却材入口温度変動事故などのときに、炉心がどのような応答を示すかを検討した。

これらの検討の結果、概ね次の結論を得た。

- (i) 炉心の動特性は十分に安定なものであって、事故発生時においても原子炉を安全に制御することができる。
- (ii) 炉心部諸温度の変化は、出力の変化に対して大きな遅れをもっており、温度フィードバックは約20秒後からその効果を現わす。
- (iii) 冷却材流量が完全に喪失しても、原子炉の温度上昇率は小さく、安全操作をおこなうに十分な余裕がある。

Core Dynamics of the Experimental Multi-Purpose
High-Temperature Reactor

Masahiro EZAKI, Susumu MITAKE, Wataru SHINODA
Office of Power Reactor Projects, Tokai, JAERI
(Received July, 1971)

Abstract Core dynamics of the experimental multi-purpose high-temperature gas cooled reactor have been investigated on the reactor power, temperatures in the core and coolant by digital simulation methods. The accidental conditions are as follows ; reactivity insertion, change in the coolant flow-rate, loss of circulator power and change in the coolant inlet temperature.

- (1) The reactor-core behavior is stable in the accidental conditions, and so the reactor can be controlled safely.
- (2) The change in fuel temperature has a time delay from the change in power and so the negative temperature feedback becomes effective about 20 sec, after the a reactivity insertion.
- (3) In the total loss of circulator power accident, fuel and coolant outlet temperatures rise slowly and so the reactor can be protected adequately.

目 次

1. はじめに	1
2. 炉心構造	2
3. 炉心特性	8
3.1 核特性	8
3.2 物性値	9
3.3 炉心熱特性	10
3.4 炉心動特性解析上の特色	10
4. 解析項目	19
4.1 反応度外乱	19
4.2 起動事故	20
4.3 冷却材流量変化	20
4.4 冷却材入口温度変化	21
4.5 スクラム特性の検討	22
5. 解析手法	23
5.1 計算コード「BLOOST-5」の概要と問題点	23
5.2 計算コード「AIROSII-A」の概要と問題点	24
6. 解析結果および検討	26
6.1 反応度外乱	26
6.2 冷却材流量外乱	27
6.3 冷却材入口温度外乱	28
6.4 原子炉緊急停止系の性能	28
6.5 燃料ビン内の温度分布の変化	29
6.6 使用計算コードによる解析結果の相違	29
7. 今後の課題	47
7.1 解析方法の問題点	47
7.2 解析上の問題点	47
8. おわりに	48
参考文献	48

1 はじめに

今回の計算の目的は、多目的炉予備設計炉心の基本的な動特性の特徴を把握し、炉心制御方式の設計および安全保護システムの設計のためのデータを得ることである。

現段階においては、炉心動特性解析上の問題点および動特性パラメータ等にまだ把握しきれない問題点が多くあったが、一応、初期の目標を達成したので、ここでは、解析結果を整理し、今後の研究の資料とする。

炉心動特性の特徴としては次の事項が明らかになった。

- (1) 予備設計炉心は十分に安定な炉心と考えられる。すなわち、この炉心は燃料領域において大きな熱容量をもっている為に安定した温度変化を示し、事故発生時等においても安全に原子炉を制御することが出来る。
- (2) 出力変化の速さに較べて温度変化がゆっくりしており、温度フィード・バックの影響は20秒後ぐらいから効果を現わす。
- (3) 冷却材流量変化が発生しても炉心の温度変化はわずかであり、出力の変化も安定であり定常値に近い値に戻る。
- (4) 原子炉入口冷却材温度の変化が発生しても原子炉出口温度変化は、入口温度変化量の20～30%程度である。
- (5) 冷却材流量が低下し、完全に流量を喪失しても原子炉の温度変化率は非常に小さく、安全操作を行なう充分なる余裕がある。
- (6) 原子炉の安全保護の観点から見ると急激なスクラム効果（例えば制御棒の重力落下）等は起動事故時をのぞいては必要ないと考えられる。但し、起動事故についてはより詳細な解析を待たねばならない。

以上の結果から原子炉の安定な運転は可能であるとの結論が得られた。

今回の解析においては予備設計炉心を完全に模擬出来る炉心動特性解析コードが手許にないために、在来のコード「BLOOST-5」および「AIROSII-A」を用いて互いに欠点を補ないながら解析を行なったが、この結果により、今後、多目的高温ガス炉々心動特性解析用コードの開発の指針を得た。

今後、多目的炉の設計が進むに従い、運転シーケンス、原子炉プラント制御方式、プラント動特性解析および安全操作等についてのより詳細なデータが得られれば、今回行なわれた解析のように苛酷な事故を想定する必要はなく、より穏やかな事故想定により原子炉の動特性の評価は行なわれるようになるものと考えられる。

2 炉 心 構 造

多目的高温ガス炉々心は Fig. 2.2⁽¹⁾ に示した燃料要素が縦に五段に 275 個積まれて Fig. 2.1⁽¹⁾ のようになっている。その内、240 個の燃料要素が標準型式で、燃料要素当り 36 本の燃料ピンを保有し、他の 35 個の燃料要素は要素当り 3 個の制御棒挿入孔をもち、24 本の燃料ピンを保有している。

燃料ピンは黒鉛スリーブと中空円筒型の燃料ペレット（燃料はコンパクト）よりなり、燃料ペレットは標準として燃料ピン当り 12 個保有されている。

燃料ペレットは Fig. 2.3⁽¹⁾ に示した被覆燃料粒子（TRISO-II）と黒鉛のボンディング材より成りたち、被覆粒子内の燃料核には低濃縮酸化ウラニウムが使われている。

この炉心で発生した熱エネルギーは黒鉛スリーブと黒鉛ブロック間の約 1.5 mm の幅をもつ冷却材通路を上から下へ流れる（下向流）約 40 気圧のヘリウム・ガスに主に伝わり、炉心は冷却されることになる。この冷却材であるヘリウム・ガスは炉心入口温度 400°C、圧力約 40 気圧であり、定格出力運転時に炉心出口温度は平均 1067°C 程度になり、炉心内の圧力損失は約 1 Kg/cm² である。

炉心の囲りには、Fig. 2.1 に示されているように、上下ともに 2 段の反射体黒鉛ブロックが積まれており、側面方向にも反射体黒鉛ブロックが 2 列の厚さで積まれている。よって冷却材の約 10% は炉心を通らずに反射体黒鉛ブロックおよび燃料要素間の隙間等をバイパスして流れる。以上のような多目的高温ガス炉心の特性を Table 2.1⁽¹⁾ に示す。

なお、制御棒領域の燃料要素 5 つよりなる 1 カラムには 3 つの制御棒挿入孔があり、そのうちの 2 つには制御棒が挿入され、その 2 本の制御棒が 1 組として制御棒駆動装置に連結されている。他の 1 つの挿入孔は後備停止用のボロン球の挿入孔となっている。

Table 2.1 Main Characteristics of the Fuel Element

1 General

Number of fuel elements/core	
Standard fuel element (block)	240
Control region fuel element (block)	35
Total fuel element (block)	275
Number of fuel elements/column	5
Weight of fuel element	
Standard fuel element	59 Kg
Control region fuel element	52 Kg
Maximum residence time in initial core	750 days
Maximum fuel burnup in initial core	73,300 MWD/T
Maximum fast neutron dose	3×10^{21} n/cm ² (E > 0.18 MeV)
Maximum temperature (initial)	
fuel compact	1,293 °C
sleeve outer surface	1,250 °C
Maximum linear heat rating (initial)	412 w/cm

2 Coated particle fuel

Fuel kernel

Fuel material	Uranium dioxide
Diameter	500 ± 50 μ
Density	90 ± 1.5% T.D. (9.9 g/cm ³)
Enrichment	4, 6, 8 ± 0.01 w/o
O/U ratio	1.98 ± 0.01
Sphericity	d _{max} /d _{min} ≤ 1.2

Coatings

Coating type	TRISO-II			
Material	1st layer	2nd layer	3rd layer	4th layer
				Porous pyrocarbon
				High density isotropic pyrocarbon
	3rd layer			Pyrolytic silicon carbide
	4th layer			High density isotropic pyrocarbon
	1st layer	2nd layer	3rd layer	4th layer
Thickness	40 ± 5 μ	30 ± 5 μ	25 ± 5 μ	45 ± 5 μ
Density	1.1 ± 0.1 g/cm ³	1.8 ± 0.05 g/cm ³	3.2 ± 0.05 g/cm ³	1.8 ± 0.05 g/cm ³
Anisotropy (BAF)	-	< 1.1	-	< 1.1

Coated particle

Diameter	780 ± 78 μ
Sphericity	d _{max} /d _{min} ≤ 1.2

Table 2.1 Main Characteristics of the Fuel Element (Cont'd)

3 Fuel compact	
Type	Graphite-matrix annular pellet
Dimensions	
Inner diameter	8.0 mm
Outer diameter	24.0 mm
Height	40.0 mm
Effective density	1.6 ± 0.1 g/cm ³
Heavy metal density	0.46 ± 0.05 g/cm ³
Packing Fraction	0.20 ± 0.01
U contamination	$< 10^{-5}$
Failure fraction (fabrication)	$< 10^{-4}$
Fabrication method	Overcoating & warm pressing
Number of fuel pellets per fuel pin	12
4 Fuel sleeve	
Material	Nuclear grade graphite
Dimensions	
Tube	
Inner diameter	242 mm
Outer diameter	340 mm
Total length	500 mm
Rib	
Number of ribs/sleeve	3 (2 + 1)
width	4 mm
Length	(1) 475 mm
	(2) 479 mm
Height	(1) 2.5 mm
	(2) 1.5 mm
Active length	480 mm
Density	1.8 ± 0.03 g/cm ³
5 Fuel element block	
Type	Prismatic block
Material	Nuclear grade graphite
Dimension	
Across flats	299 mm
Length	500 mm
Hole diameter	
Coolant channel	37 mm
Fuel handling hole (top)	56 mm
Control (rod) hole	64 mm
Coolant hole pitch (Triangular)	47.5 mm
Density	1.75 ± 0.03 g/cm ³
Number of coolant channels per block	
Standard block	36
Control region block	24
Number of control (rod) holes per control region block	
	3
Number of blocks per column	
	5

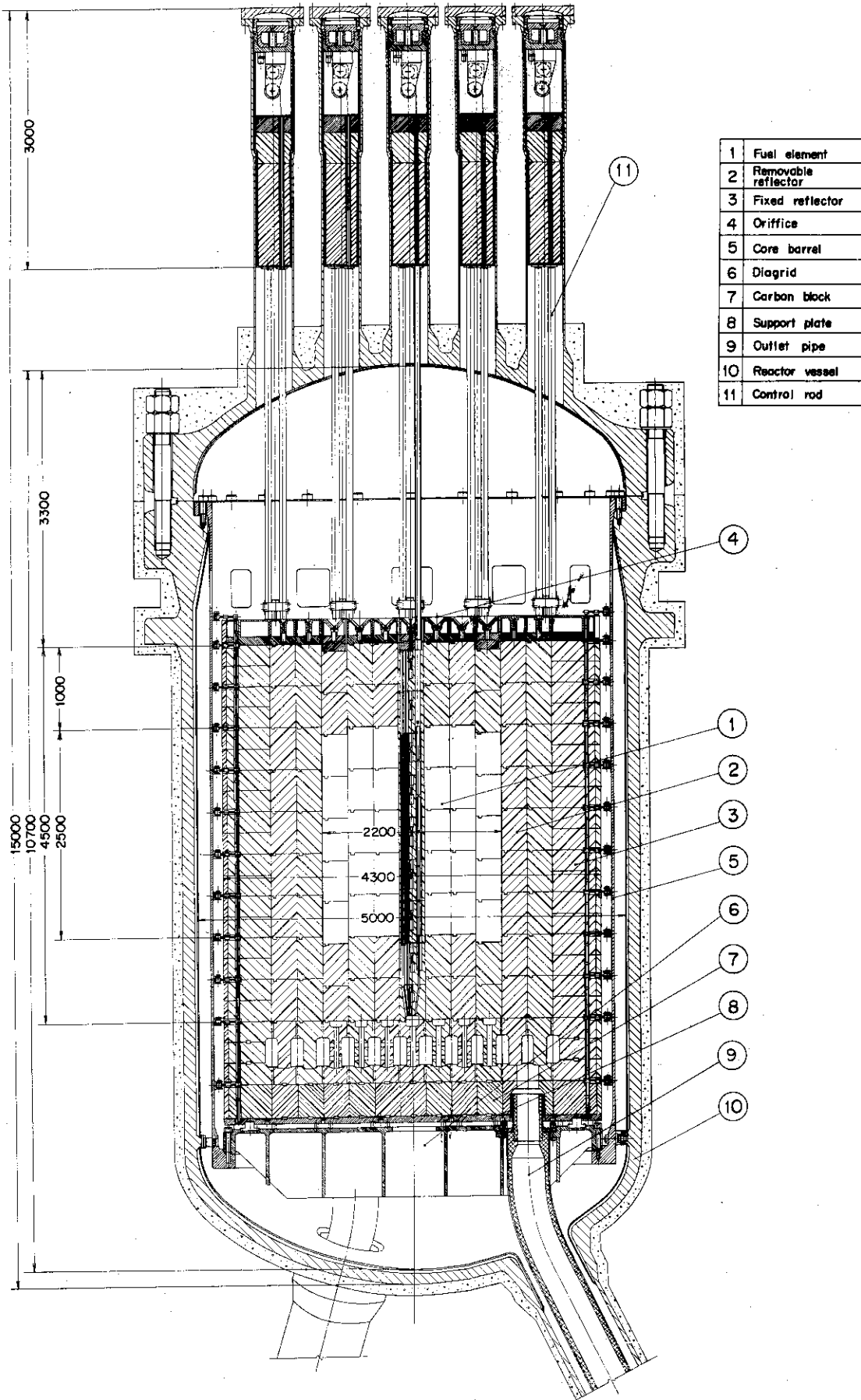


Fig. 2.1 Vertical cross section of the reactor.

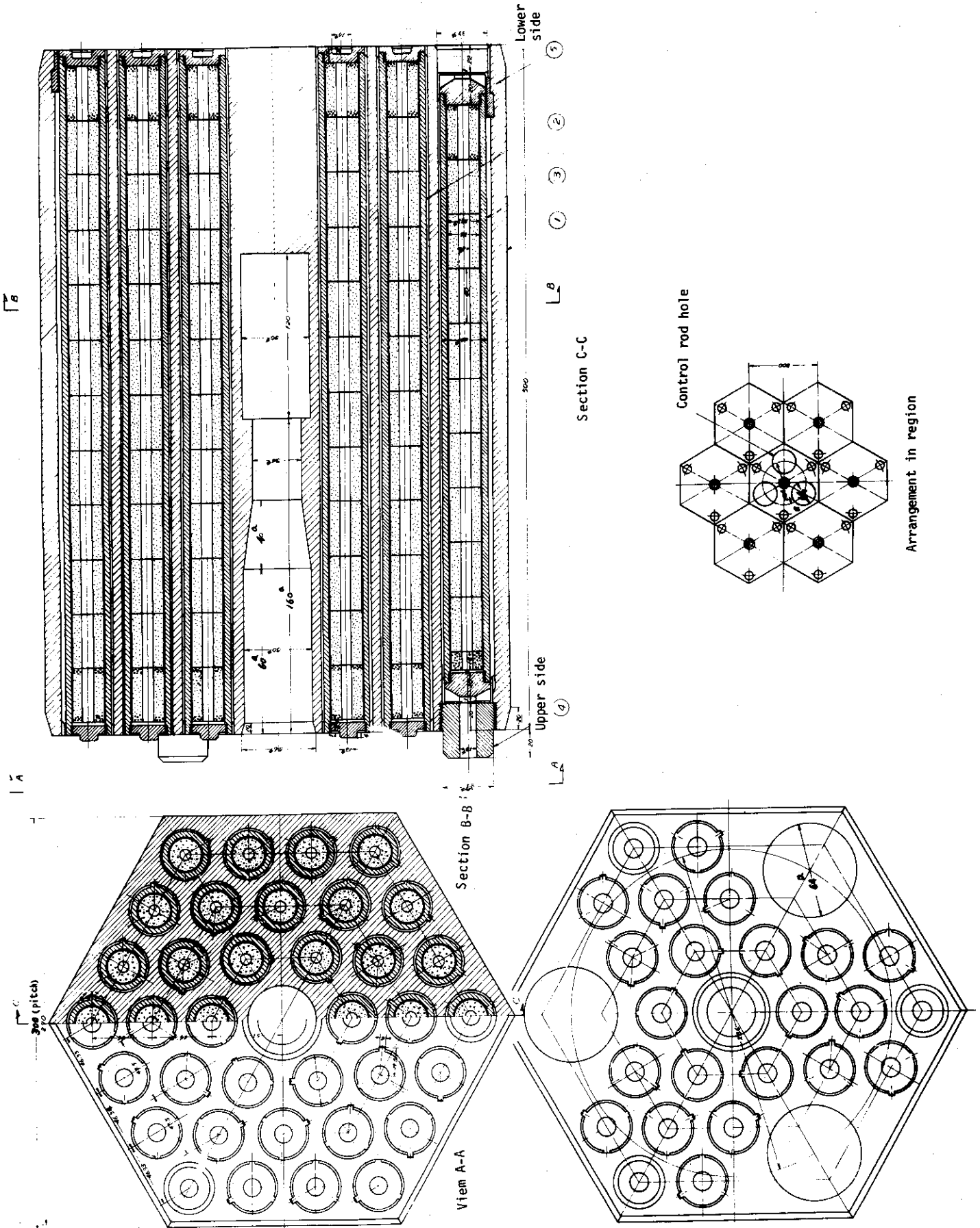


Fig. 2.2 Fuel element.

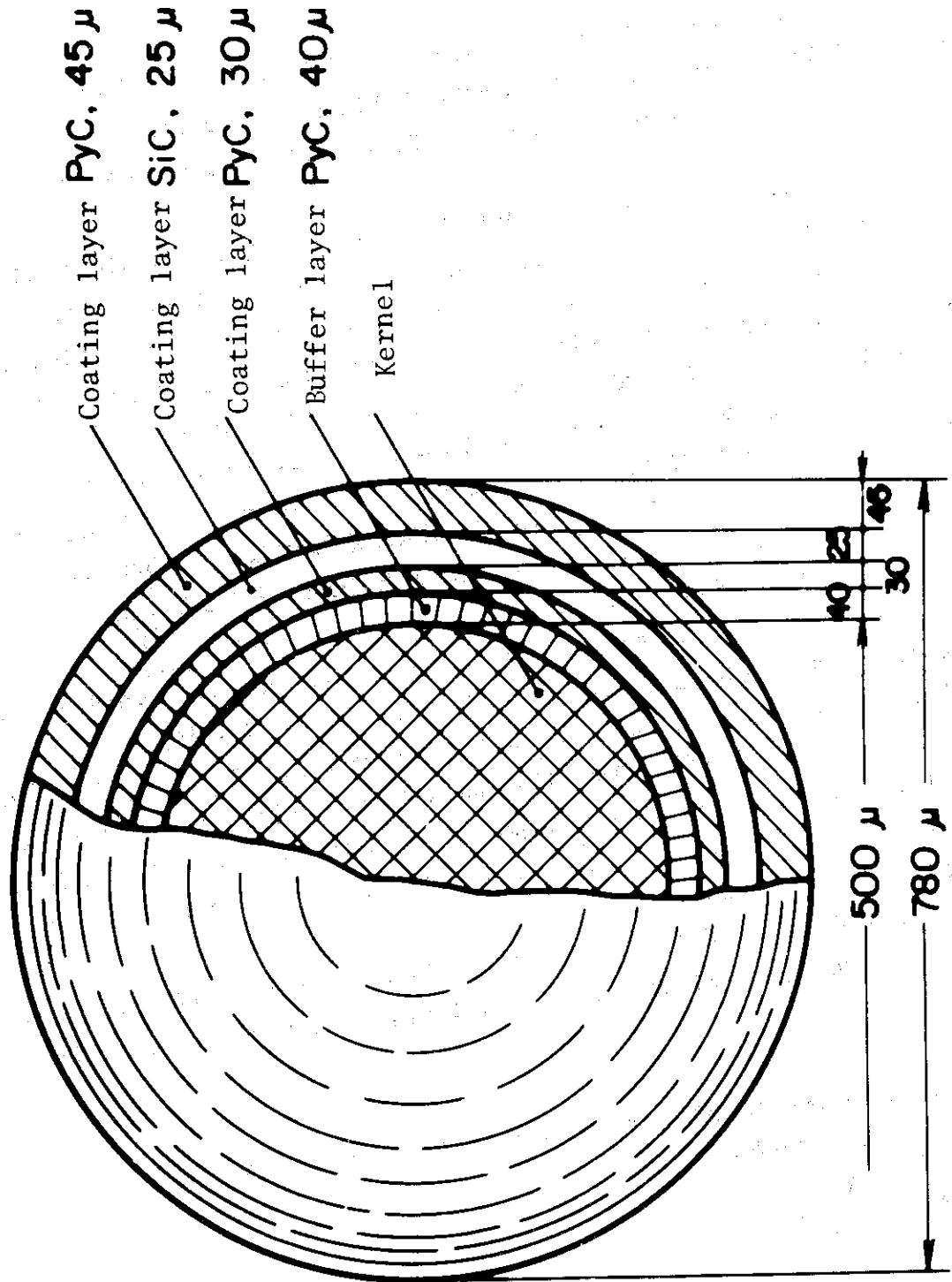


Fig. 2.3 Coated particle fuel.

3 炉 心 特 性

3.1 核 特 性

予備設計によると、炉心は2～3領域炉心になるものと考えられ、使用される燃料は濃縮度4～8%の酸化ウラニウムである。(2) よって、核特性は炉心平均として濃縮度6%の酸化ウラニウム燃料が装荷されているものと考え、Table 3.1 に示した動特性パラメータが得られる。

このTable 3.1 には初期炉心(0 GWD/T)および平衡炉心(40 GWD/T)についての値が示されている。この途中の燃焼時における動特性パラメータはこの2ケースの値の間に入っている、解析ケースは初期炉心と平衡炉心について行なうことになる。Fig. 3.1 によると、燃焼が進んでも β_{eff}/λ は11～13(sec⁻¹)で大きな変化はないことが示されている。しかし、反応度温度係数については燃焼とともに大きく変化する。燃料温度係数はより大きく負の値となり負の反応度フィード・バックが効くことを示しているが、スリーブおよび減速材の反応度温度係数は今回の核設計においては燃焼とともに正の値をもつものと考えられる。低温領域(120～600℃)における反応度温度係数は現段階ではまだ得られていないのでその必要がある場合には近似的にTable 3.1 に示された値を使用することにした。

全制御棒反応度値もTable 3.1 に示してあり、その配列はTable 3.2 のようになっている。なお、燃焼による制御棒効果の低下の正確な把握はまだ出来てないので平衡炉心における制御棒反応度値は初期炉心と同じものを使用することとした。この根拠は次のとおりである。Fig. 3.2 において燃焼によるボロン濃度の変化を調べると、予備設計濃度10%、 $\phi_{max} = 7.651 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2\text{-sec}$ および照射時間約1000 daysでボロン濃度が10%→約8%に低下するが、Fig. 3.3 のボロン濃度- $\Delta k_{eff}/k_{eff}$ 特性によると反応度値の変化は極く小さいと考えられるからである。しかし、燃焼に伴なり制御棒値の変化は出力分布の変化の影響も考慮して検討しなければならない。

燃料装荷は炉心の軸方向に2または3領域に分けられるために軸方向の出力分布は複雑であり、燃焼の影響を大きく受けFig. 3.4 に示すようになり、燃焼に伴なって出力分布は平坦化していく。

原子炉停止後の崩壊熱の特性はShureの式に従うものと考え、次のように定める。

崩壊熱の比率を y とすると、

$$y = \frac{A}{200} [t^{-a} - (t_0 + t)^{-a}]$$

(2)JAERI-memo 4467(公開)参照

ここで、

t : 原子炉停止後経過時間 [sec]

t_0 : 原子炉運転時間 [sec]

t	A	a
$10^{-1} \leq t < 10$	12.05	0.0639
$10 \leq t < 150$	15.31	0.1807
$150 \leq t < 4 \times 10^6$	26.02	0.2834
$4 \times 10^6 \leq t < 2 \times 10^8$	53.18	0.3350

となり、Fig.3.5 に示すような特性をもつ。

(by Shure⁽³⁾)

3.2 物 性 値

多目的高温ガス炉の炉心内の温度は非常に高く、ものによっては1400℃前後の物性値が必要である。

よって、物性質は全て温度および圧力依存性について検討し、必要なものについては、それぞれ、温度および圧力の関数として取り扱う。特に黒鉛の物性値については異方性が大きく影響するが今回の解析においては使用される材料が確定せず詳しくは調べられなかった。使用した物性値の一覧をTable 3.3 に示す。

(1) 黒 鉛

炉心内において黒鉛は減速材ブロック、スリーブおよび燃料コンパクトに使用されている。熱伝導率は異方性の黒鉛においては底面に平行な方向の値は相対的に大きく、垂直な方向の値は小さい。その具体的な例はFig.3.6⁽⁴⁾に示したようになっている。しかし、今回の予備設計の時点では各部材料の詳細についてはまだ未定の部分もあるので、ここでは等方性の黒鉛を仮定し物性値を充分安全側に見積った。同じ理由から、熱伝導率は定数として取り扱った。比熱についてはFig.3.7⁽⁴⁾に示した特性より近似式を得て使用した。また、密度については製品により異なるが炉心熱設計に用いられた設計値を使用した。

(2) ヘリウム

炉心内におけるヘリウムの温度分布は起動時および事故時を考慮すると100~1100℃の範囲にあり、この温度範囲において十分に正確な物性値を使用する必要があり熱伝導率、定圧比熱および比重の全てについて温度依存性をもたせる。⁽⁵⁾

(3) UO₂

燃料コンパクトの温度分布は事故時も考慮すると、800~1500℃の範囲で分布しているものとする。現在、手許にある物性値は適用温度範囲が限られていたので、それ以上の温度領域については外挿により値を得た。⁽⁶⁾⁽⁷⁾

(4) 燃料コンパクト

燃料コンパクトは酸化ウラニウムと黒鉛の混合物である。よって、密度および比熱は重量比により重みをもたせ平均化した値を使用し、熱伝導率は体積比に比例させて次のように求めた。

$$\frac{1}{\lambda} = \frac{V_g}{\lambda_g} + \frac{V_{UO_2}}{\lambda_{UO_2}}$$

ここで、 V_g ; 黒鉛体積比

V_{UO_2} ; 酸化ウラニウム体積比

λ_g ; 黒鉛熱伝導率

λ_{UO_2} ; 酸化ウラニウム熱伝導率

この方式で求めるとコンパクトの熱伝導率は約 $0.047 \text{ cal/cm} \cdot \text{sec} \cdot ^\circ\text{C}$ となるが、不確定な要素が多い為に表に示した $0.02 \text{ cal/cm} \cdot \text{sec} \cdot ^\circ\text{C}$ の固定値を採用した。⁽⁸⁾

3.3 炉心熱特性

炉心内の半径方向への出力のピーキング係数の燃焼に伴う変化を Fig. 3.8 に示した。このグラフのBLOCKの表示のある線は燃料要素間のピーキング係数でありPOINTの表示のある線は燃料要素を4等分にした面積をPOINTにした場合 (CODE; ZADOC の解析モデル) のピーキング係数である。最高チャンネルとしては最高出力の燃料ピン1本が対称になるべきであるが、現段階においては燃料要素の $1/4$ に相当する領域に対するピーキング係数しかないので、この値を最高チャンネルの出力設定に用いた。実際には、燃料ピン体に対する出力のピーキングはもう少し大きくなるだろうが、制御棒の挿入による出力分布の歪み等もまだ把握が出来てないので、詳細な出力ピーキング係数の把握は困難である。よって、今回は上記のように仮定することにした。

今回の設計において、コラム単位で流量調節を行ない、その流量調節は燃料交換時に行なうこととなっている。その流量配分の燃焼に伴う変化を Fig. 3.9 に示した。よって、出力の最も大きな燃料ピンを最高チャンネルとして定め、その燃料要素への流量配分比で与えられる流量を求めている。

軸方向の出力分布は平均チャンネルおよび最高チャンネルともに Fig. 3.4 に示した値を使用している。

3.4 炉心動特性解析上の特色

この炉心構造は 1000°C 以上の高温の冷却材温度を得るように設計されている為に、次のような特色をもっている。

(1) 燃料ペレットは被覆粒子と黒鉛のボンディング材の2つの要素より成り立っている為に、ペレット内の状態が複雑である。このため被覆粒子内の発熱および熱伝導、またボンディング材における発熱の状況および熱伝導等を別々に取り扱う必要があるか否かについての問題を生ずる。今回の設計における使用燃料では酸化ウラニウム (濃縮度 $4 \sim 8 \text{ w/o}$) の被覆粒子一種類だけが装荷されている。したがって、全体的に考えた場合、マトリクス内の各被覆粒子の温度変化は全て同じように発生していると考えても近似的には受け入れられる。また被覆粒子の温度

とボンディング材の温度はほとんど同時に変化し、その温度分布も均一性をもっていると考えるも充分受け入れられる仮定であろう。このように、今回の解析では燃料ペレット内の非均一性を取り扱わないので、燃料温度反応度フィード・バックの効果は燃料ペレットの平均温度に依存することになる。将来、トリウム燃料の導入等が行なわれる場合には、2種類以上の被覆燃料粒子が混在するようになり、全ての被覆燃料粒子が同時に温度変化するとは考えられなくなり、非均一な燃料ペレットとして取り扱わなければならない。よって、燃料粒子毎に出力および反応度温度係数は異なり、各種の被覆燃料粒子毎に温度を計算し、燃料温度反応度フィードバックの効果も計算しなければならなくなる。

(2) 炉心の構造に示されているように、この設計において冷却材（ヘリウムガス）は燃料ピンと黒鉛ブロック（減速材）間の1.5cm幅の隙間を通り抜けるようになっている。したがって、炉心動特性解析モデルとしては冷却材通路外側の熱容量の大きな、幾分発熱のある黒鉛ブロックの影響を考慮出来なければならない。

(3) この炉心内の温度分布は冷却材については400℃から1067℃程度までであり、燃料温度に関してはそれ以上の高温になっている為に各々の計算点における物性値は定数としての取り扱いでは不充分である。よって、各々の物性値は温度依存にすべきであり、冷却材の物性値は温度および圧力依存にしなければならない。また、輻射伝熱の効果についても検討する必要がある。

(4) 炉心内の出力、温度および物性値等は炉心内の位置により大きく異なる。よって、充分な精度をもって各々の計算をする必要がある、計算点は充分多くとらなければならない。しかし、計算点の増加は計算時間の増加をもたらすから適切な計算メッシュを選択する必要がある。

以上のような問題点を考慮して炉心動特性解析の計算が出来る計算コードの選択する必要がある。計算コードについての詳細は後に述べる。

Table 3.1 Neutron dynamics constants and temperature coefficients
(6% enriched uranium)

Burn up	0 GWD/T	40 GWD/T
ℓ	0.5714×10^{-8} sec	0.446×10^{-8} sec
β_{eff}	0.0064	
	β_i/β_{eff}	$\lambda_i(\text{sec}^{-1})$
	0.042	3.01
	0.116	1.14
	0.395	0.301
	0.195	0.111
	0.219	0.0305
	0.033	0.0124
Isothermal temperature coefficient (at 600~1200 °C)	Fuel compact $-3.16 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	Fuel compact $-3.76 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$
	Sleeve and Moderator block $-1.34 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$	Sleeve and Moderator block $1.50 \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$
Total worth of control rod	03594 $\Delta k/k$	

Table 3.2 Distribution of Control Rod Worth

Location	Number of Rods/Ring	Worth / Rod
1st Ring (center)	3	$1.04 \times 10^{-2} \Delta k/k$
2nd Ring	1 8	$0.846 \times 10^{-2} \Delta k/k$
3rd Ring	1 2	$0.780 \times 10^{-2} \Delta k/k$
4th Ring	1 2	$0.680 \times 10^{-2} \Delta k/k$

Table 3.3 Physical properties of core materials

(1) 黒鉛 (1100°C)		
熱伝導度	$\left\{ \begin{array}{l} 0.0661 \\ 0.00444 \end{array} \right.$	$\begin{array}{l} \text{cal/cm} \cdot \text{sec} \cdot \text{C} \\ \text{Btu/sec} \cdot \text{ft} \cdot \text{F} \end{array}$
比熱	$\left\{ \begin{array}{l} 0.47 \\ 0.47 \end{array} \right.$	$\begin{array}{l} \text{cal/g} \cdot \text{C} \\ \text{Btu/lb} \cdot \text{F} \end{array}$
	$(C_p = 0.2802 + 0.26 \times 10^{-3} T - 0.8 \times 10^{-7} T^2 \quad \text{cal/g} \cdot \text{C})$	
密度	$\left\{ \begin{array}{l} 1.8 \\ 112.4 \end{array} \right.$	$\begin{array}{l} \text{g/cm}^3 \\ \text{lb/ft}^3 \end{array}$
スリープ		
減速材	$\left\{ \begin{array}{l} 1.75 \\ 109.3 \end{array} \right.$	$\begin{array}{l} \text{g/cm}^3 \\ \text{lb/ft}^3 \end{array}$
(2) He (700°C, P=40 Kg/cm ²)		
熱伝導率	$\left\{ \begin{array}{l} 0.765 \times 10^{-3} \\ 0.514 \times 10^{-4} \end{array} \right.$	$\begin{array}{l} \text{cal/cm} \cdot \text{sec} \cdot \text{C} \\ \text{Btu/sec} \cdot \text{ft} \cdot \text{F} \end{array}$
	$(\lambda = (0.45 + 0.45 \times 10^{-3} T) \times 10^{-3} \quad \text{cal/cm} \cdot \text{sec} \cdot \text{C})$	
比熱	$\left\{ \begin{array}{l} 1.278 \\ 1.278 \end{array} \right.$	$\begin{array}{l} \text{cal/g} \cdot \text{C} \\ \text{Btu/lb} \cdot \text{F} \end{array}$
	$(T=700\text{C}, P=40 \text{ ata}$ $C_p = 1.2463 + 0.13 \times 10^{-4} T \quad \text{cal/g} \cdot \text{C})$	
比重	$\left\{ \begin{array}{l} 1.9 \times 10^{-3} \\ 0.119 \end{array} \right.$	$\begin{array}{l} \text{g/cm}^3 \\ \text{lb/ft}^3 \end{array}$
	$(T=700\text{C}, P=40 \text{ ata}$ $\rho = (2.9 - 1.4 \times 10^{-3} T) \times 10^{-3} \quad \text{g/cm}^3)$	

(3) UO_2 (1100°C)

熱伝導率 $\left\{ \begin{array}{l} 0.00761 \quad \text{cal/cm} \cdot \text{sec} \cdot ^\circ\text{C} \\ 0.511 \times 10^{-3} \quad \text{Btu/ft} \cdot \text{sec} \cdot \text{F} \end{array} \right.$

$$\left(\lambda = \frac{9.843}{T + 293.7} \quad \text{cal/cm} \cdot \text{sec} \cdot ^\circ\text{C} \right)$$

比熱 $\left\{ \begin{array}{l} 0.0786 \quad \text{cal/g} \cdot ^\circ\text{C} \\ 0.0786 \quad \text{Btu/lb} \end{array} \right.$

$$(C_p = 0.07116 + 0.6004 \times 10^{-5} (T + 273) - 1470.0 / (T + 273)^2 \text{ cal/g} \cdot ^\circ\text{C})$$

密度 $\left\{ \begin{array}{l} 10.8 \quad \text{g/cm}^3 \\ 674.2 \quad \text{lb/ft}^3 \end{array} \right.$

(4) 燃料コンパクト

		重 量	
体積比	Graphite	0.947%	1.705 g/cm ³
	UO ₂	0.053%	0.5689 g/cm ³

よって、コンパクト密度 $\left\{ \begin{array}{l} 2.274 \quad \text{g/cm}^3 \\ 142.0 \quad \text{lb/ft}^3 \end{array} \right.$

コンパクト比熱 $\left\{ \begin{array}{l} 0.372 \quad \text{cal/g} \cdot ^\circ\text{C} \\ 0.372 \quad \text{Btu/lb} \cdot \text{F} \end{array} \right.$

熱伝導率は体積比に比例し、安全側に見積る。

コンパクト熱伝導率 $\left\{ \begin{array}{l} 0.02 \quad \text{cal/cm} \cdot \text{sec} \cdot ^\circ\text{C} \\ 0.0134 \quad \text{Btu/sec} \cdot \text{ft} \cdot \text{F} \end{array} \right.$

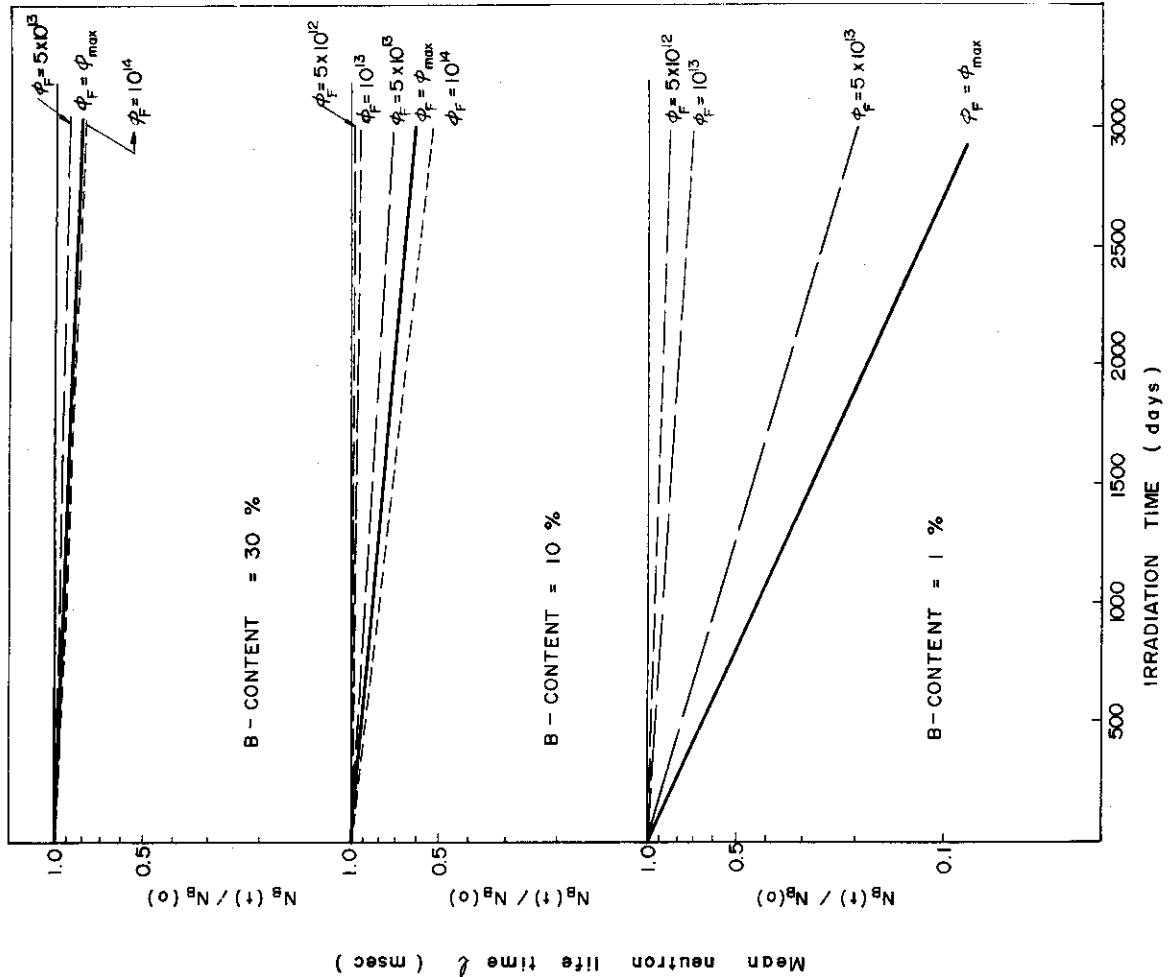


Fig. 3.2 Control rod Boron depletion.

($\gamma c = 3.0 \text{ cm}$, $\phi_{max} = 7.651 \times 10^{13n} / \text{cm}^2$)

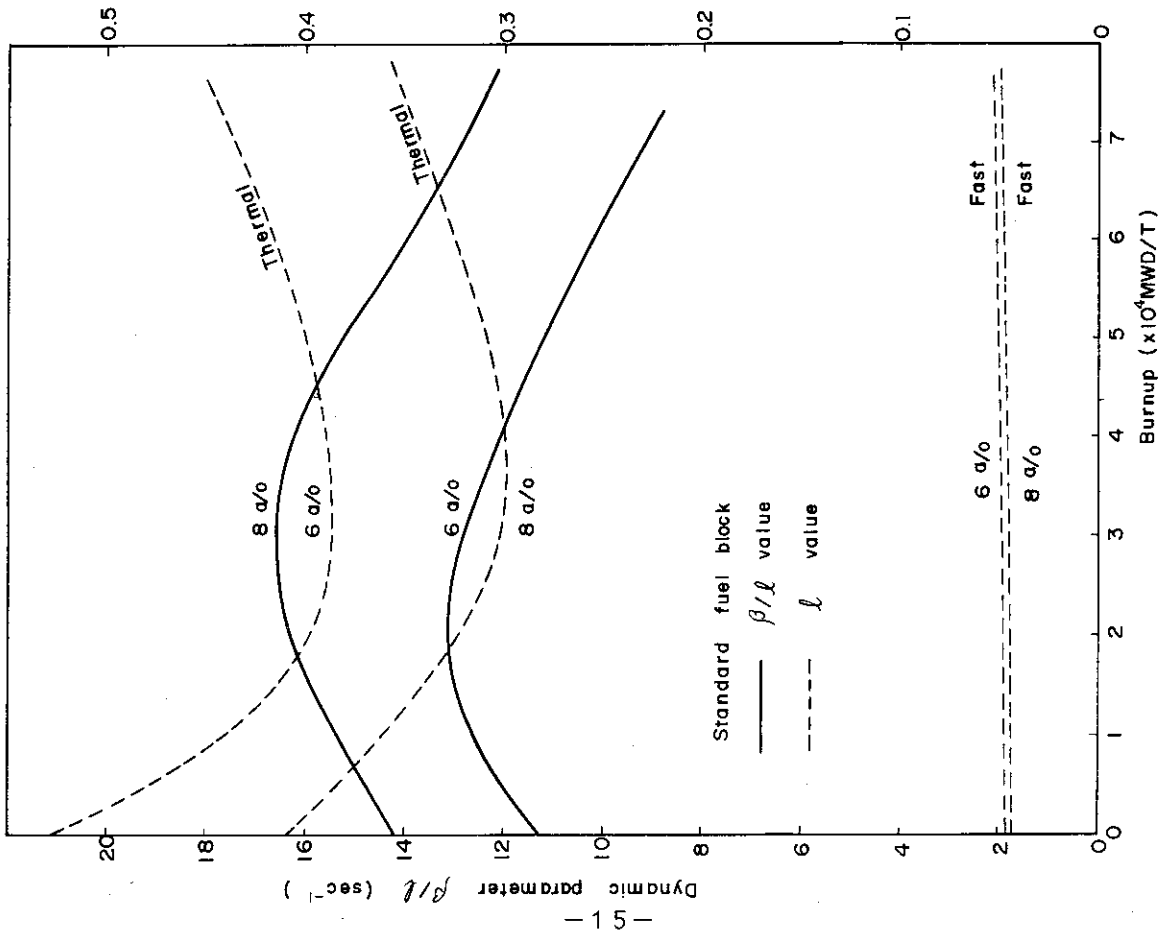
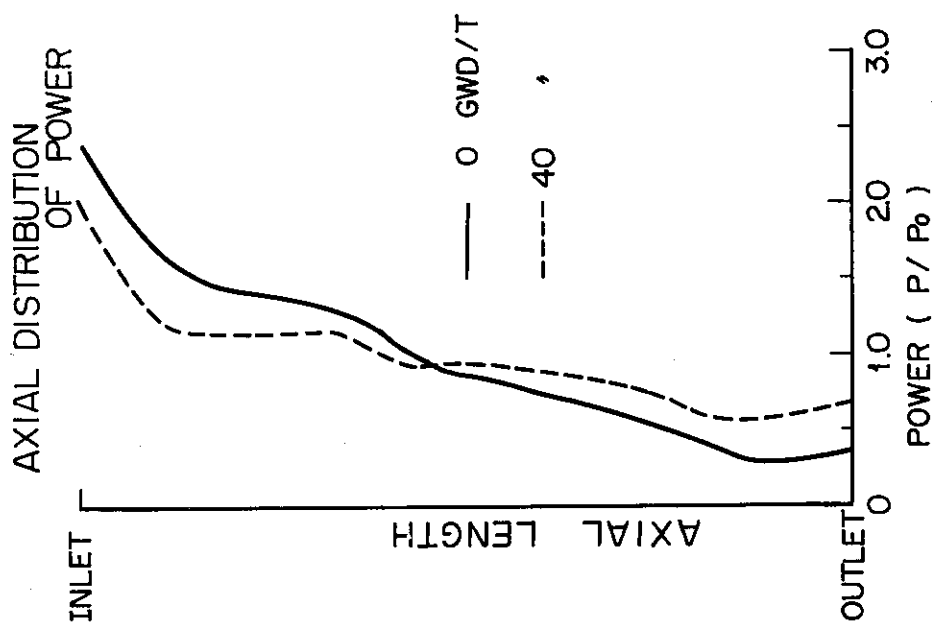


Fig. 3.1 Variation of mean life time l , and β/l with fuel burnup.



RADIAL DISTRIBUTION OF POWER
 COMPACT : 98.7 %
 SLEEVE : 0.4 %
 MODERATOR : 0.9 %

Fig. 3.4 Power distribution in unit cell of core.

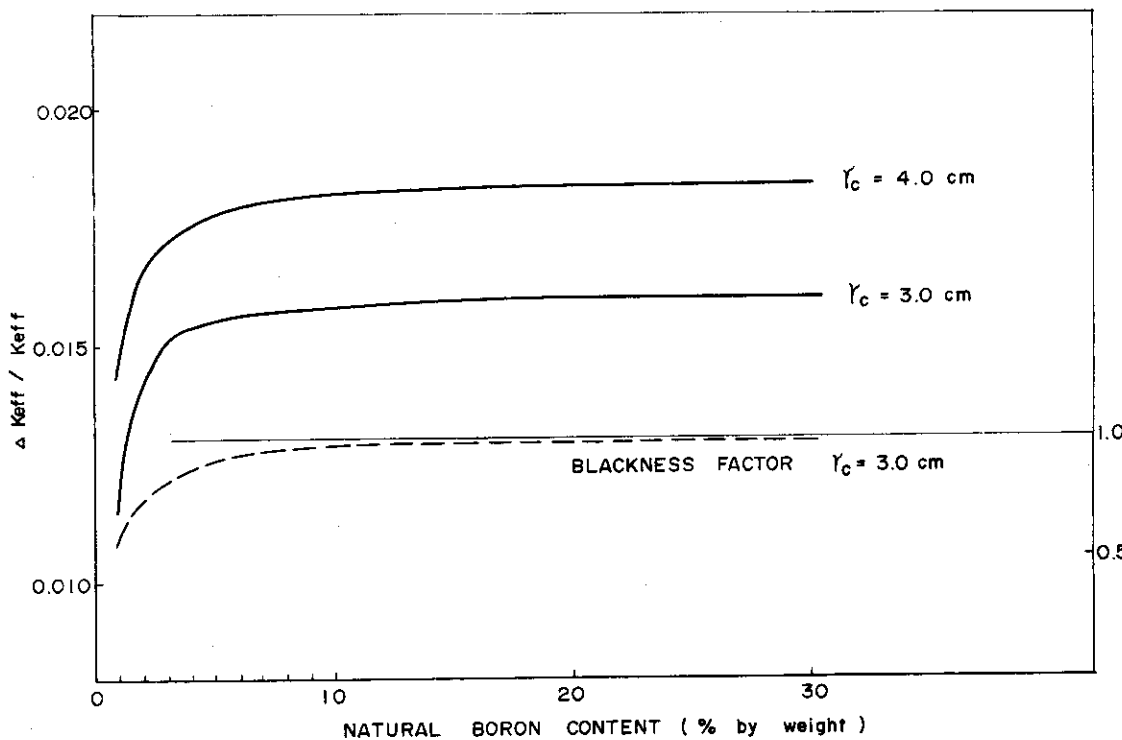


Fig. 3.3 Dependences of worth of one control rod and of blackness factor on natural Boron content.

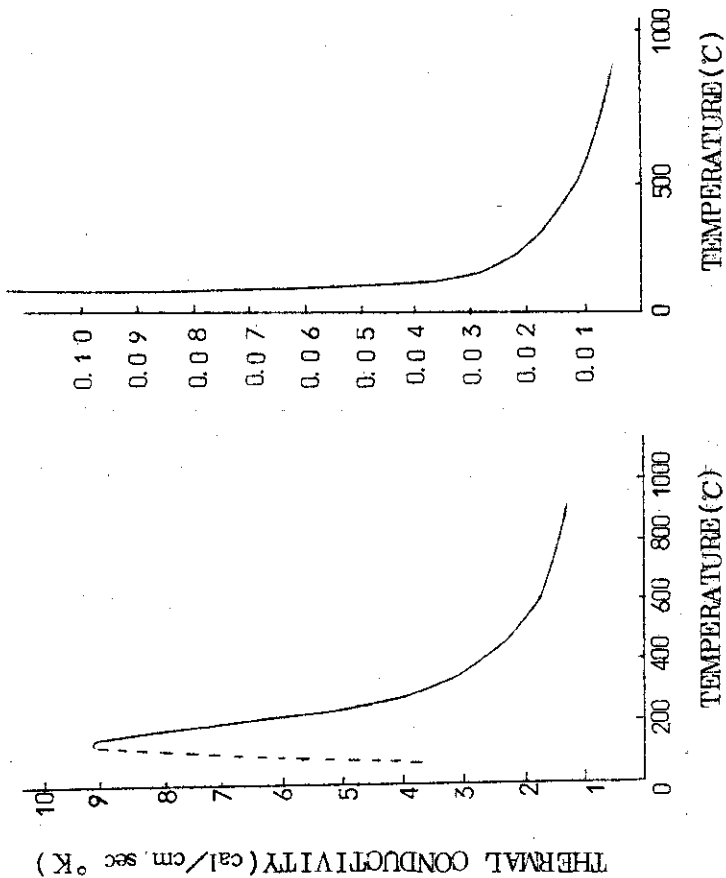
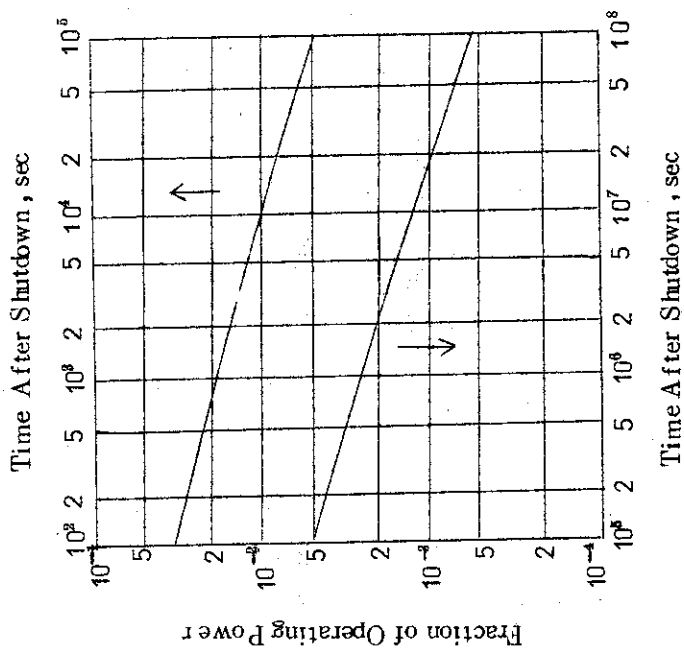


Fig 3.6 (a)

Fig 3.6 (b)

Fig 3.6 High-temperature thermal conductivity of pyrolytic specimens. (a) parallel and (b) perpendicular to the basal plane.



Time after shutdown, sec	Fission-product decay power as percentage of full power
10^2	3.3
10^3	1.87
10^4	0.97
10^5	0.48
10^6	0.268
10^7	0.121
10^8	0.0545

Fig 3.5 Total absorbable energy released by fission products following infinite reactor operation.

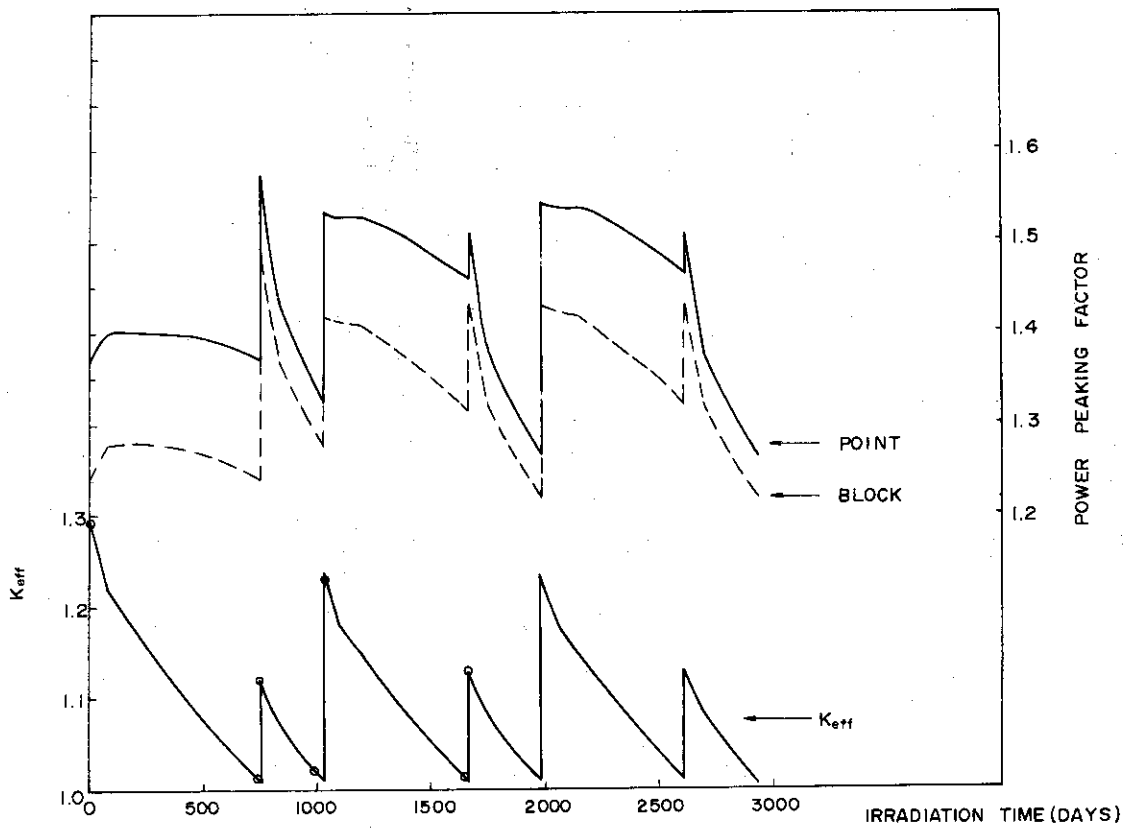


Fig. 3.8 Variation of effective multiplication factor and power peaking factor (Radial-2 zones).

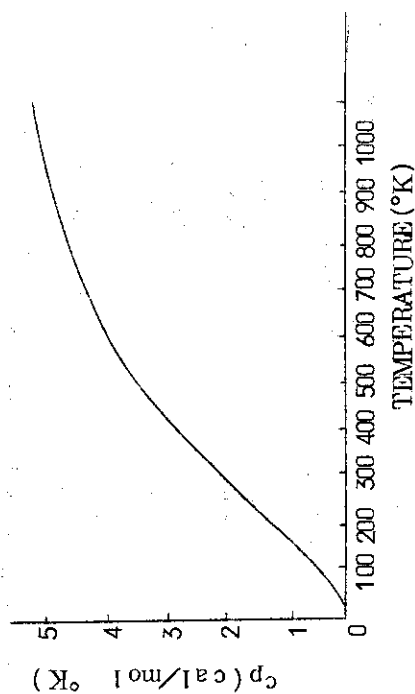


Fig 3.7 (a)

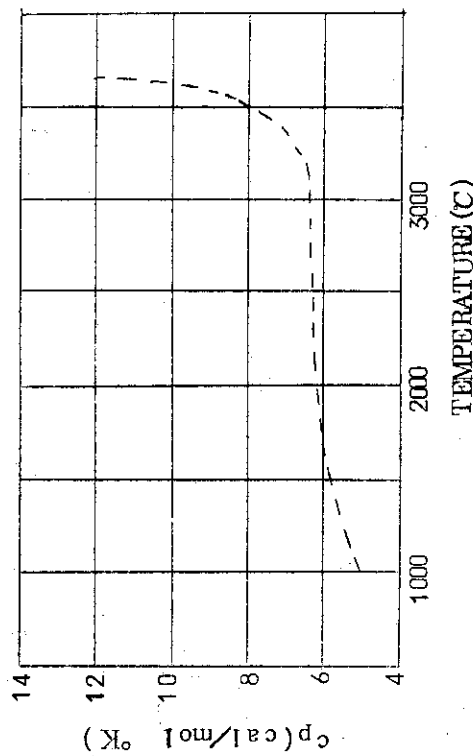


Fig 3.7 (d)

Fig 3.7 Specific heat of graphite in cal/mole °K for various temperature ranges:
(a) 0-1000 °K (b) 1300-4000 °K

4 解析項目

予備設計の段階において原子炉の制御方式およびプラントの制御方式が未定の為、正確な事故想定は困難である。よって、今回の解析の目的としては予備設計炉心の基本的な動特性の特徴を把握し、炉心制御方式の設計および安全保護系統の設計のためのデータを得ることとした。解析項目としては、(1)反応度外乱、(2)起動事故、(3)冷却材流量変化および(4)冷却材入口温度変化を取りあげた。

4.1 反応度外乱

予備設計炉心において、制御棒領域の燃料要素よりなる1カラムには制御棒挿入孔が3つあり、そのうちの2つの孔に2本の制御棒が挿入される。この2本の制御棒が1組となって1つの駆動機構に連結されている。

定常運転においてはこの1組の制御棒が出力制御用に使用されると仮定し、最大価値をもつ1組の制御棒が完全挿入の状態から完全引抜の状態に最大引抜速度で引抜かれると仮定した。最大価値をもつ制御棒は $1.04 \times 10^{-2} \Delta k/k / \text{Rod}$ を持ち、2本1組となって $2.08 \times 10^{-2} \Delta k/k$ の反応度挿入が行なわれることとなり、その最大引抜速度での引抜き所要時間は2分として設計されているので、安全側に見積り次のようにした。

基本解析ケースとしては、 $2.08 \times 10^{-2} \Delta k/k$ の反応度が100秒間でランプ状に挿入される場合を考え、他にこの外乱を2倍あるいは1/2倍としたケースを解析する。

また、安全操作の基本となるスクラム効果の検討を行なうために、スクラム特性の検討も並行して行なった。スクラム特性としては引抜が行なわれている制御棒を除く全ての制御棒の最大速度による一斉挿入を仮定している。そしてスクラム遅れは、測定器および増幅器遅れ時間、制御棒の炉心領域到達時間および1秒間の空白時間を考慮して1.36秒とし、制御棒価値の80%挿入に必要な時間を1.2秒、10秒および100秒の3種類について調べることにした。

以上の解析を初期炉心および平衡炉心の2つについて行なうべきであるが、今回の解析は主に初期炉心について検討し、平衡炉心については基本的な反応度挿入について解析し初期炉心の場合と比較するにとどめた。

以上の解析項目をまとめて以下に示す。

反応度外乱の解析項目

反応度外乱	条件
$2.08 \times 10^{-2} \Delta k/k$ を ランプ状に100 sec間 で挿入 (初期出力; 50 MW)	(1.1) スクラムなし
	(1.2) スクラム(スクラムレベル; 140%定格出力)

$4.16 \times 10^{-2} \Delta k/k$ を ランプ状に 100 sec 間 で挿入 (初期出力; 50 MW)	(1.3) スクラムなし
	(1.4) スクラム (スクラムレベル; 140% 定格出力)
$1.04 \times 10^{-2} \Delta k/k$ を ランプ状に 100 sec 間 で挿入 (初期出力; 50 MW)	(1.5) スクラムなし
	(1.6) スクラム (スクラムレベル; 140% 定格出力)

4.2 起動事故

現段階において、出力上昇制御操作方法、出力ピーキング係数および起動温度領域における反応度温度係数等が未定のために、解析ケースおよび解析データの正確な把握は出来ないので、参考程度に、制御棒として中心配列 1 組、周辺配列 3 組の引抜が最大速度で行なわれ、起動時の状態としては初期出力が定格の 10^{-8} 倍、炉心温度は 120°C 均一および炉心流量は定格の 10% と仮定して解析した。しかし、この場合の反応度温度係数および出力分布等は定常運転時の値を使用したものである。

起動事故の解析項目

挿入反応度	条件
$0.062 \Delta k/k$ をランプ 状に 100 sec 間で挿入 (初期出力; 0.5 W)	(2.1) スクラムなし
	(2.2) スクラム (スクラムレベル; 0.5 MW)
	(2.3) スクラム (スクラムレベル; 5 MW)

4.3 冷却材流量変化

プラント動特性解析および制御特性の解析が行なわれていない段階において、原子炉単独で変化量の推定は困難であるが、定常運転時においてプラント制御系および原子炉制御系からの流量変化量は $\pm 10\%$ 以下に抑えるものと仮定する。なお、事故によって循環機が停止した場合については別途に解析ケースを定めている。すなわち、冷却材流量は時定数 $\tau = 10 \text{ sec}$ でコートス・ダウンする。しかし、ポンプモータ又は緊急冷却系により定格流量の 10%、5% および 0% が確保される場合について調べる。

冷却材流量 変化時の解析項目

冷却材流量変化量		条 件
定格流量の10%が 10 sec 間でランプ状 に増加		(3.1) スクラムなし (3.2) スクラムあり(流量計によりトリップ)
定格流量の10%が 10 sec 間でランプ状 に減少		(3.3) スクラムなし (3.4) スクラムあり(流量計によりトリップ)
循環機出力喪失, $\tau=10$ sec でコートス ダウン	定 格 の 10% 流 量 確 保	(3.5) スクラムなし (3.6) スクラムあり(電源トリップ)
	定 格 の 5% 流 量 確 保	(3.7) スクラムなし (3.8) スクラムあり(電源トリップ)
	定 格 の 0% 流 量 確 保	(3.9) スクラムなし (3.10) スクラムあり(電源トリップ)

4.4 冷却材入口温度変化

原子炉入口温度は多分にプラントの応答に依存する、とくに原子炉入口温度に直接に影響を与えるのは再生熱交換器の応答であり、この再生熱交換器の動特性解析が行なわれていない段階では発生しうる冷却材入口温度変化の推定は困難である。よって、今回の解析では定常時の入口温度の10%の温度幅で増減するものと仮定している。

冷却材入口温度変化時の解析項目

入 口 温 度 変 化	条 件
入口温度が10秒間で 40℃ランプ状に上昇	(4.1) スクラムなし (4.2) スクラムあり(出口温度20℃上昇により トリップ)
入口温度が10秒間で 40℃ランプ状に低下	(4.3) スクラムなし (4.2) スクラムあり(出口温度20℃上昇により トリップ)

4.5 スクラム特性の検討

多目的高温ガス炉の原子炉出口温度は1000℃を目指しているために定常運転時においても燃料ピン内の最高温度は1300℃程度になっている領域がある。よって、事故時においては容易にその最高温度が1400℃を越えるものと考えられる。被覆粒子燃料の過熱を避けるためには有効なるスクラム操作を行なわなければならない。しかし、今回の炉心の熱容量は大きいので急激な温度上昇は起りにくく考えられるので、出来るかぎり穏やかなスクラム操作により原子炉を安全に停止する方法を追求することが望ましい。よって数種類のスクラム特性を候補にあげその効果を検討する。

スクラムの種類	特 性
A	スクラム遅れ ; 1.36 sec 80%挿入時間 ; 1.2 sec
B	スクラム遅れ ; 1.36 sec 80%挿入時間 ; 1.0 sec
C	スクラム遅れ ; 1.36 sec 80%挿入時間 ; 1.00 sec

5 解析手法

解析手法としては「3, 4 炉心動特性解析上の特色」において述べた条件を全て満足出来る解析コードを使用するのが望ましいが、現段階では手許にない。よって下記に述べる2つの炉心動特性解析コード「BLOOST-5」⁽¹¹⁾および「AIROS II-A」⁽¹²⁾を使用し、互に欠点を相補う。またその結果を比較検討することにより今後コード製作に必要な情報も得られるものと考えらる。

5.1 計算コード「BLOOST-5」の概要と問題点

これは Peach Bottom 炉炉心動特性解析に使用されたもので、一点一群近似の核熱結合炉心動特性解析コードである。熱計算は熱平衡式を二次元近似解析解〔Peaceman-Rachford iteration により解くコード; RAT-2⁽¹³⁾〕を利用して、任意に指定された Time Step ごとくり返し計算を行なわせて温度分布を解く。このコードには次のような特性および使用限界がある。

- (1) 取り扱える計算モデルは燃料ピン1本(単位セル)だけであり、分割数は最大半径方向15および軸方向20である。また冷却材通路は半径方向において最外側と最内側の2領域のみにおいて取り扱えるが、中間領域においては取り扱えない。
- (2) 熱伝導は半径方向および軸方向への双方について考慮出来る。ヘリウムギャップは熱抵抗として取り扱い、輻射伝熱の影響をとり入れられ、間隙を温度依存又は時間変化として変化させることも出来る。
- (3) 反応度フィードバックはドブラー係数および各反応度温度係数で、燃料領域の平均温度およびスリーブ領域の平均温度について計算される。
- (4) 出力分布は軸方向および半径方向ともにメッシュ点の係数として取り扱う。よって、どの半径方向での点においても軸方向への出力分布は同じ形である。物性値は温度および時間依存として Data Function の形式で入力する。
- (5) スクラム特性は時間-挿入反応度特性をテーブルの形式で入力する。しかし、崩壊熱の効果は直接考慮出来ず、出力が崩壊熱レベルに達したらその点で温度分布を Punch Out させ、再びその温度分布を初期分布として時間-崩壊熱特性のテーブルを入力してその後の温度変化を計算する方式をとらなければならない。
- (6) 最高チャンネルの計算は平均チャンネルの計算より得られる出力変化テーブルにピーキング係数を掛け最高チャンネルの出力変化テーブルをつくり、再びその出力変化テーブルにより計算を行なう方式しかない。
- (7) 初期温度分布は、最初に一樣な温度分布を与え、くり返し計算を収束するまで行なうことにより求まる。

以上のような特性をもつ解析コード「BLOOST-5」の多目的炉炉心の解析モデルは Fig. 5.1 に示したようになる。

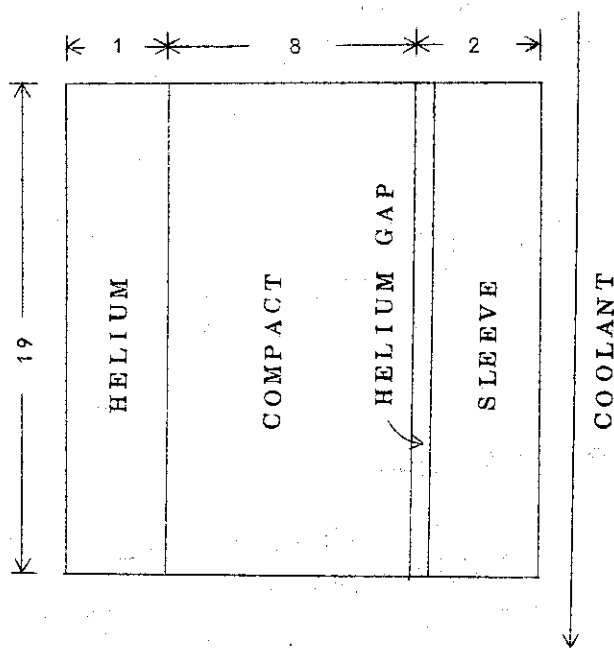


Fig.5.1 Nodal heat transfer model in BLOOST-5,
19 axial nodes and 11 radial nodes in
fuel pin

5.2 計算コード「AIROS」-A」の概要と問題点

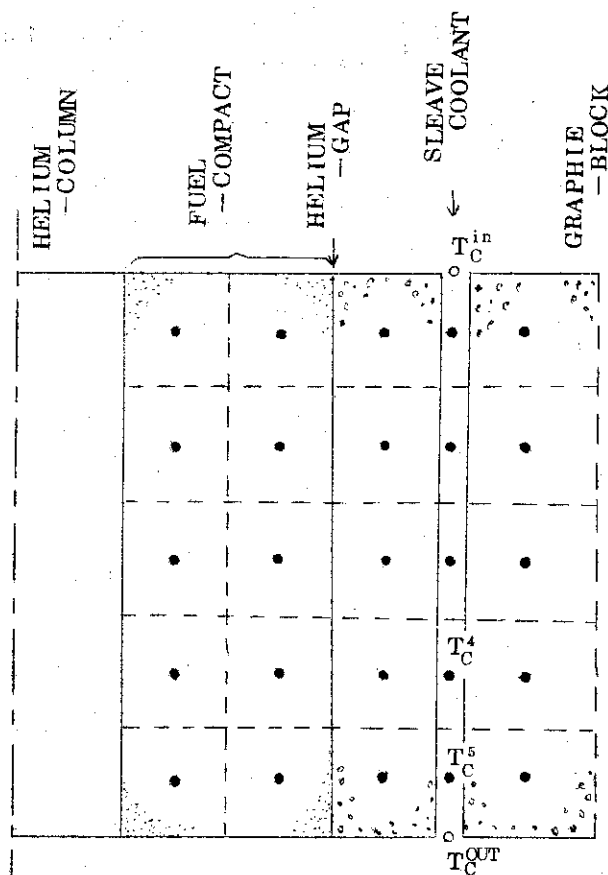
このコードは、広範囲の応用性をもつ動特性解析コードあって、通常の1点1群の炉心動特性方程式を中心として、これに以下の演算機能が附加されたものである。即ち、熱伝導あるいは計測制御回路の応答を示す微分および線型の方程式群（フィードバック方程式群とよぶ）の演算、反応度の変化に関する演算、冷却材流量の変化に関する演算、崩壊発熱に関する演算などが附加されている。なおさらに、フィードバック方程式群を構成するための定数・結合係数を炉心の諸寸法から自動的に算出する Input Generator Routine、および燃料体・冷却材の相変化をあつかう Change - of - Phase Routine が附加されているが、本解析では前者を間接的に利用したにとどまる。

以下、本コードによる解析の要点を記す。

- (1) 熱伝達に関する計算は燃料ピンを中心としたチャンネルについておこなうが、その熱伝導は半径方向のみに生じ、軸方向の熱移動は冷却材によってのみ生ずるとする。この冷却材の熱移動は定常近似のあつかいとす。（冷却材ガスの熱容量が小さく流速の大きいことから、通常の動特性解析の範囲では時間微分の方程式とする必要はない。）また、燃料コンパクトと燃料スリーブ間のギャップ熱伝達は、厚さの薄いガス層を通しての熱伝導とする。
- (2) 反応度フィードバックは反応度の温度係数を与えることによって算出する。温度計算をおこなった全ての点に独立した温度係数を与えることができ、炉心内に任意のインポートンス分布を与えられるが、本解析では、軸方向には一様分布とし、半径方向には各領域ごとに係数を与えることとした。また、スクラムによる反応度挿入も考慮することができる。
- (3) スクラム後の崩壊発熱を考慮することができる。

- (4) 1点近似の動特性方程式であるから、チャンネル軸方向各点の出力は固定した出力分布係数（単位出力を発熱量に換算することをふくむ）によって算出する。
- (5) 物性値の温度依存性、熱伝達係数の流量依存性などを考慮することはできない。これらは全てフィードバック方程式群の固定係数として組み込まれているから、これらの変動による非線形効果は生じない。
- (6) 冷却材流量が変化すると、冷却材による軸方向熱移動量が変化する。この現象はフィードバック方程式群の結合係数を変化させることによって表わされるが、本コードはこのような結合係数の変化に対する計算プログラム上の配慮を欠いており、冷却材流量変化時の動特性検討はできない。
- (7) 初期温度分布は、外乱を挿入しない状態で過渡計算をしばらくおこなって落ち着いた値として得られる。

以上のような特徴をもつ解析コード「AIROSI-A」による炉心の解析モデル（1チャンネル分）を Fig. 5.2 に示す。



$$T_C^{in} : \text{given}$$

$$T_C^{out} = \frac{1}{2}(T_C^5 - T_C^4) + T_C^5$$

Fig. 5.2 Nodal heat transfer model in AIROSI-A, five axial nodes and five radial nodes

6 解析結果および検討

6.1 反応度外乱

予備設計炉心においては制御棒1本あたりの最大反応度は $1.04 \times 10^{-2} \Delta k/k$ であり、このような制御棒が2本1組として1つの駆動装置により駆動されると考えられる。ここでは、この2本1組の制御棒が最大挿入の状態から最大引抜きの状態になる場合を想定する。この間の所要時間は設計によると2分であるが、安全側に見積って100秒間とする。このような反応度挿入が行なわれた時の炉心の特性をFig.6.1に示し、この2倍および1/2倍の反応度挿入があった場合の特性をそれぞれFig.6.2およびFig.6.3に示した。

$2.08 \times 10^{-2} \Delta k/k$ の反応度が100秒間で挿入された場合の特性を検討してみると、燃料の負の反応度温度係数の効果は20秒後から顕著に表われてくるようである。100秒後において反応度挿入が止まった状態になると、直ちに負の反応度フィードバックの効果により出力は低下をしいはじめ、初期値の1.85倍の出力に落ち着く。よって出力は負の反応度係数の影響により安定した特性をもっているものと考えられる。この場合における燃料コンパクトの最高温度は平均チャンネルでは約45秒後、最高チャンネルにおいて15秒後には1400℃を越え、出力レベルによるスクラム(パワースクラム)操作の必要がある。また、冷却材出口温度の変化も平均チャンネルにおいて約50秒後、最高チャンネルにおいて約45秒後には50℃以上の上昇を示し、許容される範囲を越えるから原子炉出口温度トリップによるスクラム操作も行なわれる。よって、スクラムによりこのような問題を解決出来るかどうかを検討するために、Fig.6.1にはスクラムを行なった場合の結果も示してある。これは全制御棒を140%の出力において、スクラム遅れ1.36秒でもって重力落下をさせた場合の結果であり、燃料最高温度を1400℃以下に抑えることは出来、原子炉出口温度変化も20℃以下に出来る。しかし、原子炉出口温度によるスクラム系のトリップは速応性に問題がある。なぜなら、ガス出口温度が20℃上昇するには15秒以上必要であり、この時はすでに燃料最高温度は1400℃以上になっている領域も出てきている。

次に、挿入反応度を2倍にした場合 ($4.16 \times 10^{-2} \Delta k/k$) の結果をFig.6.2に示した。この場合にも当然スクラムが行なわれないと危険であることを示している。しかし負の反応度係数により原子炉の出力は初期値の2.8倍程度の値に落ち着く。出力140%でパワースクラムをした場合の結果を同時に示したが、この場合においても燃料最高温度を1400℃以下には抑えられることが示されている。また、制御棒1本分の反応度挿入 ($1.04 \times 10^{-2} \Delta k/k$) を示したが、この場合においてもスクラムが作動しなければならないようである。

この3つの解析においてスクラム特性を全制御棒の重力落下としたが、もっと穏やかなスクラム特性でも充分原子炉を安全に停止し得ると考えられる。この詳細は「6.4 原子炉緊急停止系の性能」において検討するのでここでは省略する。

動特性パラメータのテーブルにも示されているが、予備設計炉心は燃焼が進むにつれて、動特性用の定数および反応度温度係数が大幅に変化する。よって基本的な反応度挿入である $2.08 \times 10^{-2} \Delta k/k$ が100秒間にランプ状で挿入された場合において初期炉心と平衡炉心につ

いて比較したものを Fig. 6.4 に示した。平衡炉心においても、基本的には初期炉心と同様であるが、スリーブおよび減速材の温度係数として正の値が入っているので出力の上昇が相対的に大きく、温度上昇も初期炉心より大きい。また反応度挿入が止まる 100 秒後においても出力のレベルが高いために燃料の温度上昇は相対的に大きい値に近づくものと考えられる。しかし、この結果をみるかぎりにおいては適当なスクラム特性さえ定めれば、平衡炉心においても十分安定な制御は可能である。

起動時における反応度挿入事故の解析を行なうためには、常温から定常運転温度程度迄の反応度温度係数を得る必要があり、また出力設定時の制御棒駆動シーケンス等も定めなければならない。現段階においては、それ等のデータを確定することはできないので、信頼しうる起動事故解析を行なうことは出来ない。しかし今後の展望を見る為にも、ある程度の目安をつける必要がある。よって、大まかな仮定であるが次のように考えて解析を行なった。引き抜かれる可能性のある制御棒は炉心中心において 1 組、その他において 3 組とし全反応度は約 $0.07 \Delta k/k$ であり、出力のピーキングは定常時の分布を使用した。流量は定常運転時の 10% とし、冷却材温度および炉心とも 120°C 一定であり、初期出力は定格の 10^{-8} 倍およびスクラムレベルは 5.0 MW である。なおスクラム特性は遅れ 1.36 秒で全制御棒が重力落下するものと仮定する。この結果を Fig. 6.5 に示した。この結果によると 15 秒後辺りから問題になるような出力になり最高の値は定格の出力の 3.5 倍に至り、その後は燃料コンパクトの温度上昇による負の反応度フィードバックにより出力は低下し、定格の 8 倍の値に落ち着く。3.5 秒後には燃料最高温度は 1400°C を越えることになり危険な状態となる。しかし、スクラムが作動すると、この危険な状態を避けることが出来る。なお先程述べたようにこの起動事故解析はあくまでも予備的なもので、今後必要なデータを把握した後において充分なる解析を行なわなければならない。

6.2 冷却材流量外乱

冷却材流量制御法が確立されていない段階において、流量変化幅の推測がつかないが、原子炉制御上から 1 割程度の変化幅を見込みその場合の状態を計算した。またより大きな流量変化として、主循環機の駆動力喪失時にポンプモーター、又は緊急冷却系により 10% 程度の流量が確保されているものと仮定して、この場合の炉心の特性をも解析した。

まず Fig. 6.6 に冷却材流量が 10% 増減した場合の炉心の特性を示した。これによると、流量の増加の影響が約 10 秒後に燃料温度を低下させ始め、負の反応度温度係数により出力は上昇し温度を元に戻そうとする。出力は 200 秒後で 1.05 倍ぐらいの値に近づき、燃料最高温度の低下は 10°C 程度である。流量の減少の場合はその反対の特性を示す。よって、流量が変化した場合においてはその流量の変化によって燃料平均温度が元の値になるような温度分布および出力に終局的には近づき、炉心の安定性は保たれていると考えられる。

次に冷却材流量が時定数 10 秒でコストダウンして、10% の流量まで低下した場合の結果を Fig. 6.7 に示した。これによると、流量の低下により燃料温度が上昇し、負の反応度係数の効果により出力は低下する。しかし、その出力低下に伴って燃料の平均温度は初期の値よりも低下し、再びフィードバックの影響を受けて 450 秒後あたりから出力の上昇が始まり 15

％程度の出力に落ち着く。燃料の最高温度は上昇の一途をたどり、700秒過ぎにおいて危険な温度に到達する。よって、この場合はスクラムが作動しなければ原子炉を安全には守れないようである。図に示してあるのは事故発生後スクラム遅れ1.36秒で全制御棒が線型的に100秒間で挿入された場合の結果を示してある。これによると原子炉の安全は充分に保たれるようであり、もっとスクラムのトリップは遅れてもよいことが示されている。

他に5％流量が確保された場合および完全に停止した場合についての解析結果をFig.6.8およびFig.6.9にそれぞれ示した。

6.3 冷却材入口温度外乱

原子炉の入口温度の変化は、プラントの動特性解析の立場から、解析する範囲を定めるべきであるが、現段階では不可能であるので定常運転時の1割の変化幅を選んだ。予備設計のプラント制御系において原子炉入口温度の制御は再生熱交換器の低温側流量をバイパスさせ、その量を制御することにより行なう案があるが、これによる制御を行なったと仮定した場合には十分にこの範囲内には変化幅を抑えられる。Fig.6.10は原子炉入口温度が40℃上昇又は下降した場合の結果である。これによると、出力および燃料温度の変化はわずかであり、原子炉の安定性は保たれている。特に原子炉出口温度の変化幅が小さく、入口温度の変化幅の1割強である。グラフには20秒までの状態しか示してないが、安定な状態に戻るには1000秒以上必要である。原子炉入口温度の変化幅に対して燃料最高温度の変化量はその量において1/2倍以下の変化量であり、原則的にはスクラム操作の必要はないと考える。また出力の変化量も3％以下なので、パワースクラムの対象にはならない。

6.4 原子炉緊急停止系の性能

スクラム特性としては、出来るかぎり穏やかな特性にした方が望ましい。反応度挿入時におけるスクラム操作は全て全制御棒の重力落下としたが、その結果から見るともっと穏やかなスクラムの特性でも充分である。Fig.6.11には、 $2.08 \times 10^{-2} \Delta k/k$ の反応度挿入の場合について2つのスクラム特性を比較したものを示した。スクラムAは全制御棒が重力落下した場合であり、スクラムBは全制御棒が100秒間で線型的に挿入される場合である。この結果によるとスクラムはBの特性で充分であり、その他の場合についても同様である。一方、起動事故時におけるスクラム効果をFig.6.12に示したが、これによるとスクラムAは起動事故においては最初の急激な出力上昇を抑えることは出来ないが、その後の出力を抑えることは出来、燃料温度も1400℃以下には抑えられる。しかしスクラムBによると燃料は急激な温度変化を避けることは出来ないので好ましくはない。起動事故解析は今後の解析を待たなければ正確な結論を下すことは出来ず、スクラム特性の選定およびスクラムレベルの決定は今後の解析によらなければならない。しかし、パワースクラムのレベルは通常運転時においては定格出力の140％、起動時においては1％でのトリップでよいと考えられる。スクラム信号の選択はスクラムレベルが定まらなければならぬが、信号の選別の容易さと言う点から原子炉出口温度の変化は計測のやり易さ、計器の信頼性の点(1000℃以上の温度を中性照射の下で連続して測定する必要がある。)および変化量が小さく、立ち上がりが遅い等の欠点があるので正確なス

クラムトリップに用いるには更に検討を必要とする。

反応度挿入に対しては出力によるトリップ，流量変化に対しては循環機の電圧変動又は流量変化および原子炉入口温度変化量によるトリップ等によった方が明確であり，原子炉出口温度変化の計測によるスクラムトリップについてはもっと解析の必要がある。

6.5 燃料ピン内の温度分布の変化

平均チャンネルの燃料ピン内の温度分布の変化を反応度外乱，流量変化，炉心入口温度変化および起動事故について Fig.6.13～Fig.6.19 に示した。

まず最初に， $2.08\% \Delta k/k$ の反応度を挿入した場合の最高出力密度領域（入口側計算点）の半径方向温度分布および燃料ピンの最も内側の軸方向の温度分布をそれぞれ Fig.6.13および Fig.6.14 に示した。またスクラム操作が行なわれた場合についての最高出力密度領域の半径方向温度分布を Fig.6.15 に示した。半径方向温度分布の表示で①の表示は燃料ピンの内側の点を示し，燃料領域は半径方向に8等分されている。この結果によると出力の上昇により半径方向の温度勾配は急激に大きくなり100秒後には初期値の3倍程度にまでなる。軸方向の温度分布は出力上昇に伴ない大きく変化する。初期状態には最高温度を示す点は中心部よりやや上部（入口より1m付近の点）であったのが出力の上昇に伴ない入口側の温度上昇が激しくなり約20秒後から最高点は炉心入口の点に移動する。しかし，現段階において制御棒の引抜による出力分布の変化は把握されていないので，今後それらの影響も考慮して検討を進める必要がある。Fig.6.15にはスクラム操作を行なった場合の最高出力密度点の半径方向温度分布を示してあるが，これはスクラム後においても冷却材流量を下げてないので急速に温度は降下していく。

炉心入口温度の変化に対する最高出力点の半径方向の温度分布変化を Fig.6.17 に示す。これによると入口温度の変化の影響は燃料ピンの最も内側へは10秒後位になると現われ，その幅は4℃程度であり，問題になるような変化ではない。

冷却材流量が完全にコスト・ダウンした場合の結果を Fig.6.18 に示す。これによると負の反応度フィード・バックの影響により出力は急速に低下し，燃料内の温度は均一化していき，崩壊熱の影響により温度はゆっくり上昇している。

起動事故時の結果を Fig.6.19 に示したが，これによるとスクラムが作動しないときは急激な温度変化を示すが，スクラムが作動すれば温度分布の幅は微少である。

6.6 使用計算コードによる解析結果の相違

今回使用した計算コードは「BLOOST-5」および「AIROS II-A」の2種類であるが，第5章で述べたようにこの2つとも今回の多目的炉心を解析するには不十分である。

すなわち，大きな問題点として「BLOOST-5」における計算モデルでは冷却材外側の減速材の影響が入らないこと，および「AIROS II-A」においては物性値が定数としてしか取り扱えないこと等であり，この2つの計算コードによる解析の違いを比較検討する必要がある。よって基本的な反応度挿入外乱（ $2.08\% \Delta k/k$ の反応度が100秒間でランプ状に挿入）についてその結果を Fig.6.20 に示し検討をする。

出力の立ち上がりは双方ともほとんど相違はないが、減速材ブロックの熱容量が存在するしないの差が燃料ピンの温度上昇に影響を与える。「BLOOST-5」の結果においては温度上昇が減速材ブロックが存在しないために大きくなりより大きな反応度フィードバックが効果を現わし、出力は「AIROSI-A」の結果より小さい値に抑えられる。

燃料ピン最高温度は軸方向の出力分布により大きな影響をうける。すなわち、出力分布の形が十分な精度をもって表わされるためには軸方向分割数を充分大きくする必要がある。今回の解析においては「BLOOST-5」においては19分割、「AIROSI-A」においては5分割なので燃料ピン内の最高温度の値に大きな相違がみられ、「AIROSI-A」においてはもっと分割数を増す必要がある。

温度計算間隔の問題として「BLOOST-5」に任意に指定された温度差以上の温度変化が前回の温度分布と比較して発生すれば温度分布計算を「RAT-2D」により行ない、「AIROSI-A」においては全タイム・ステップ毎に温度計算を行なう形式を用いている。

よって、「BLOOST-5」の使用に際しては、どの程度の温度差毎に温度分布計算を行なう必要があるかが問題となっている。計算時間の関係からは出来るかぎり大きな温度差により「RAT-2D」を呼び出しすことが望ましいが計算の精度を下げることになるので検討の必要がある。

「BLOOST-5」において、この「RAT-2D」を呼び出す温度差 ΔT を1, 3, および5℃の3種類について、基本反応度外乱(2.08% $\Delta k/k$)の場合について比較したのをFig. 6.21に示す。

この結果によると、 ΔT を5℃にした場合には出力計算に振動が現われ、温度計算も少しずれている。「RAT-2D」を呼び出す回数が少ないと燃料ピン中心部における燃拡散が遅れ、中心部の温度が高く現われ、その影響により冷却材出口温度上昇も遅れ気味である。よって今回の計算では計算時間を節約も考慮して $\Delta T=3$ ℃を採用している。だが、今後精度を上げるためにも $\Delta T=1$ ℃を採用すべきと考えられる。

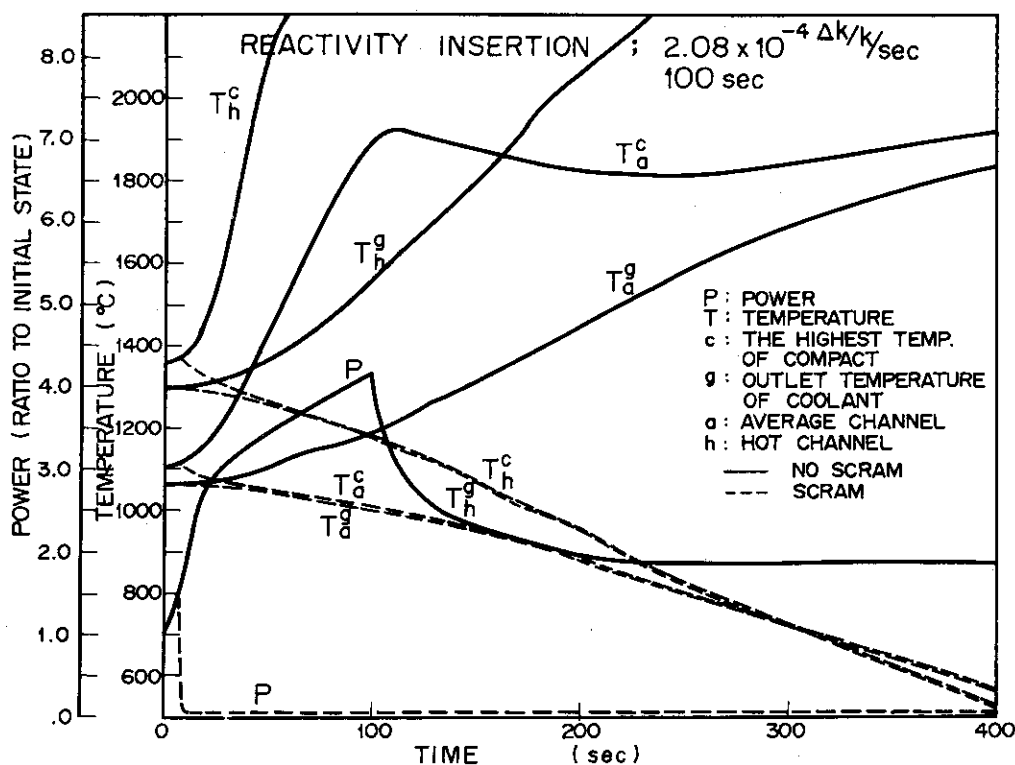


Fig. 6.1 Insertion of reactivity in the full power condition. Variation of fuel and coolant temperatures.

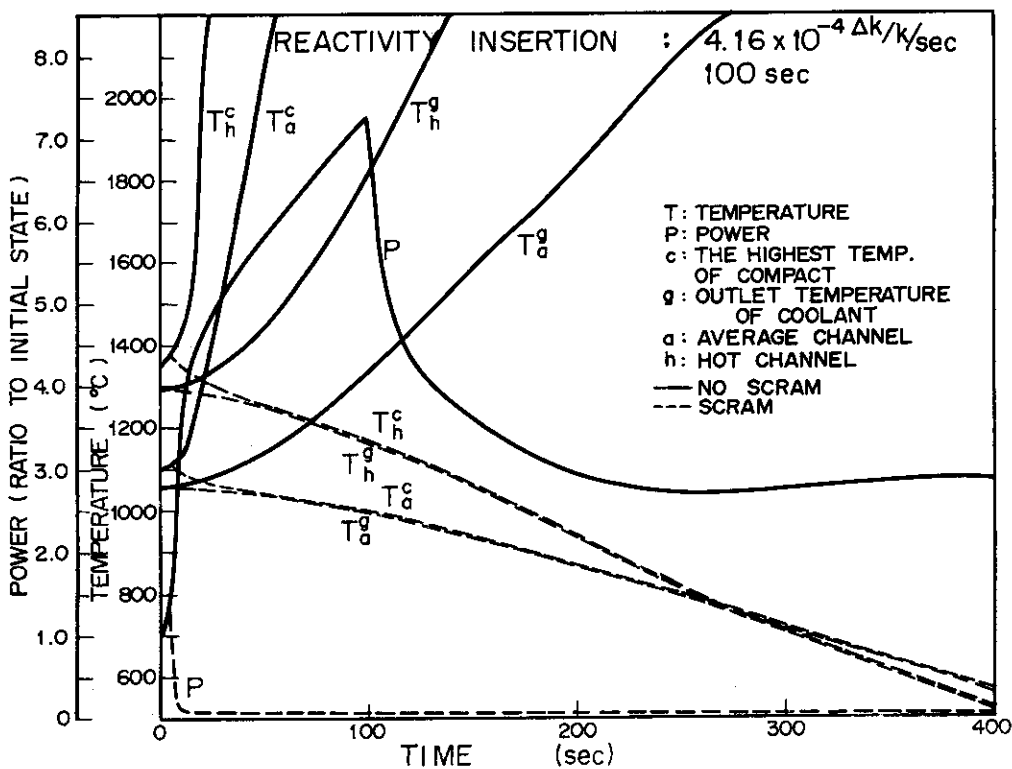


Fig. 6.2 Insertion of reactivity in the full power condition. Variation of fuel and coolant temperatures.

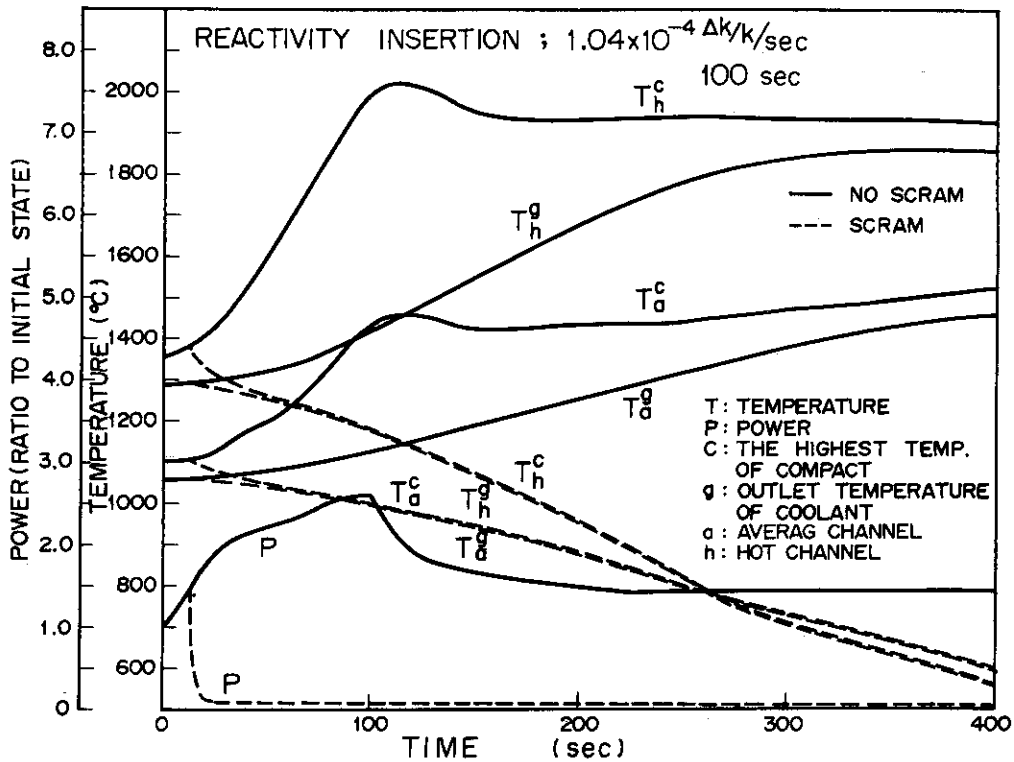


Fig. 6.3 Insertion of reactivity in the full power condition. Variation of fuel and coolant temperatures.

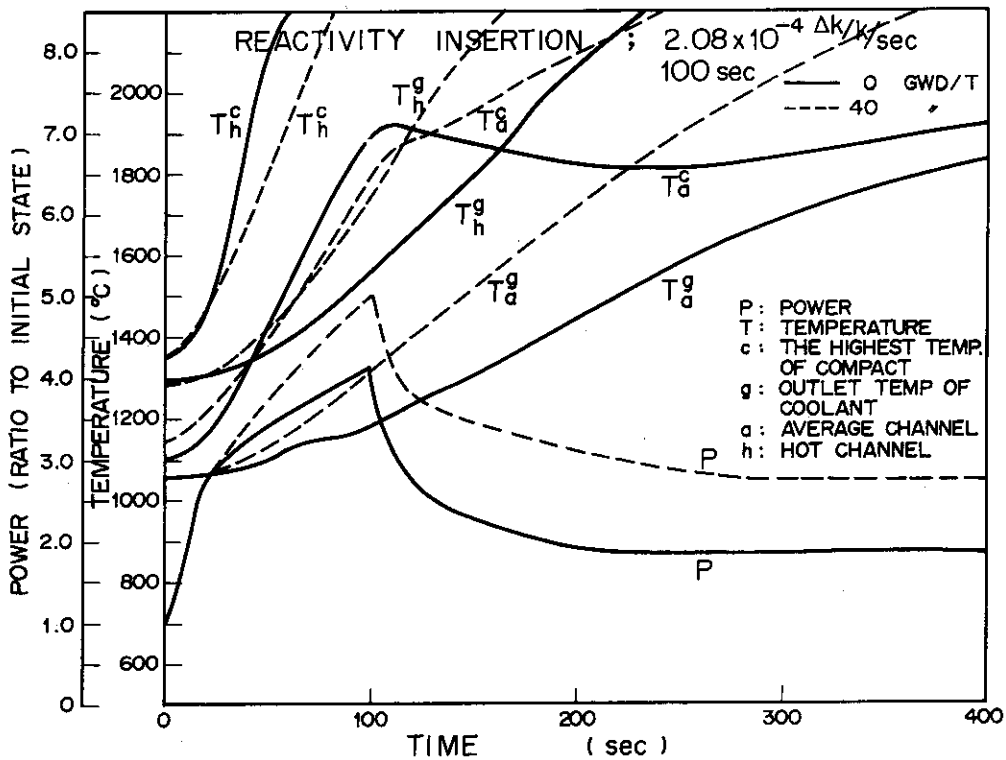


Fig. 6.4 Insertion of reactivity in the full power condition. Variation of fuel and coolant temperatures in comparison between initial and equilibrium core.

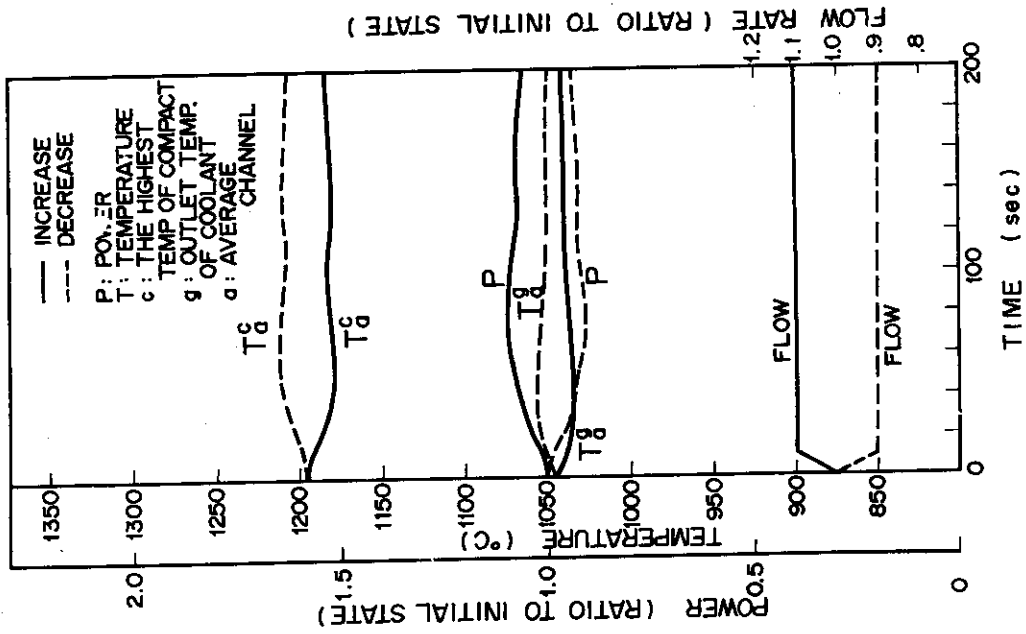


Fig. 6.6 Increase and decrease of coolant mass flow. Variation of power, fuel temperature and coolant temperature.

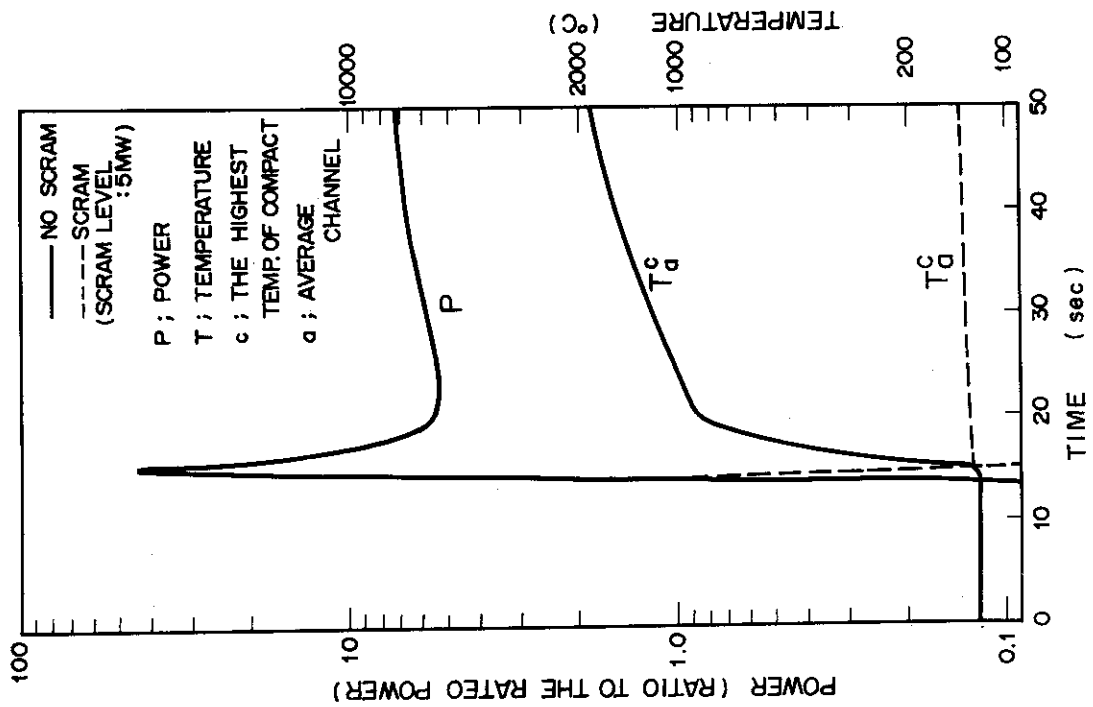


Fig. 6.5 Start-up accident.

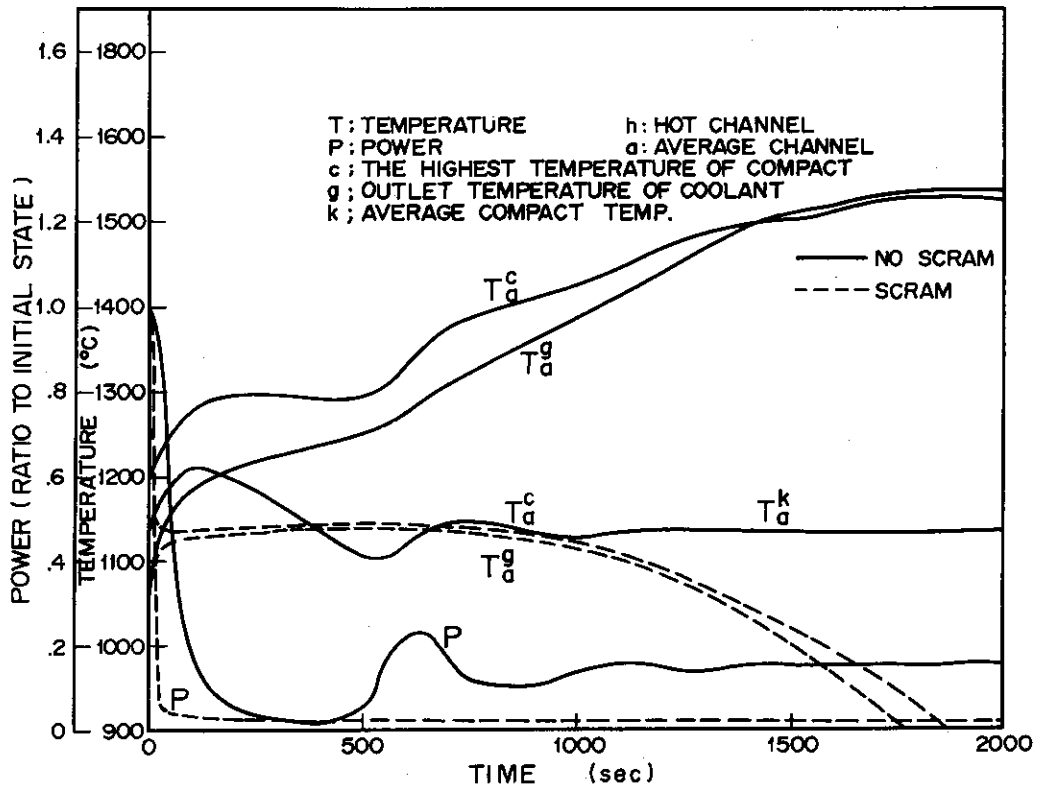


Fig. 6.7 Power loss accident of circulator (coast down of 90% of the rated flow).

Variation of power, fuel temperature and coolant temperature.

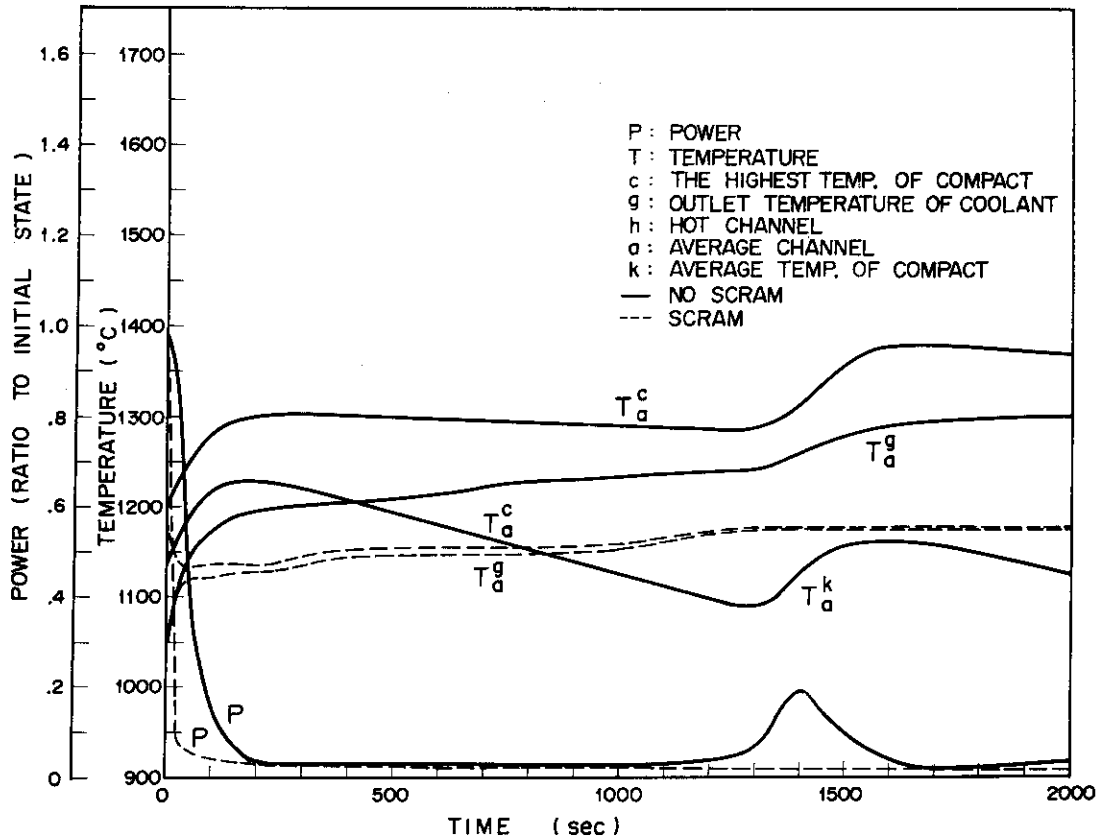


Fig. 6.8 Power loss accident of circulator (coast down of 95% of the rated flow).
Variation of power, fuel temperature and coolant temperature.

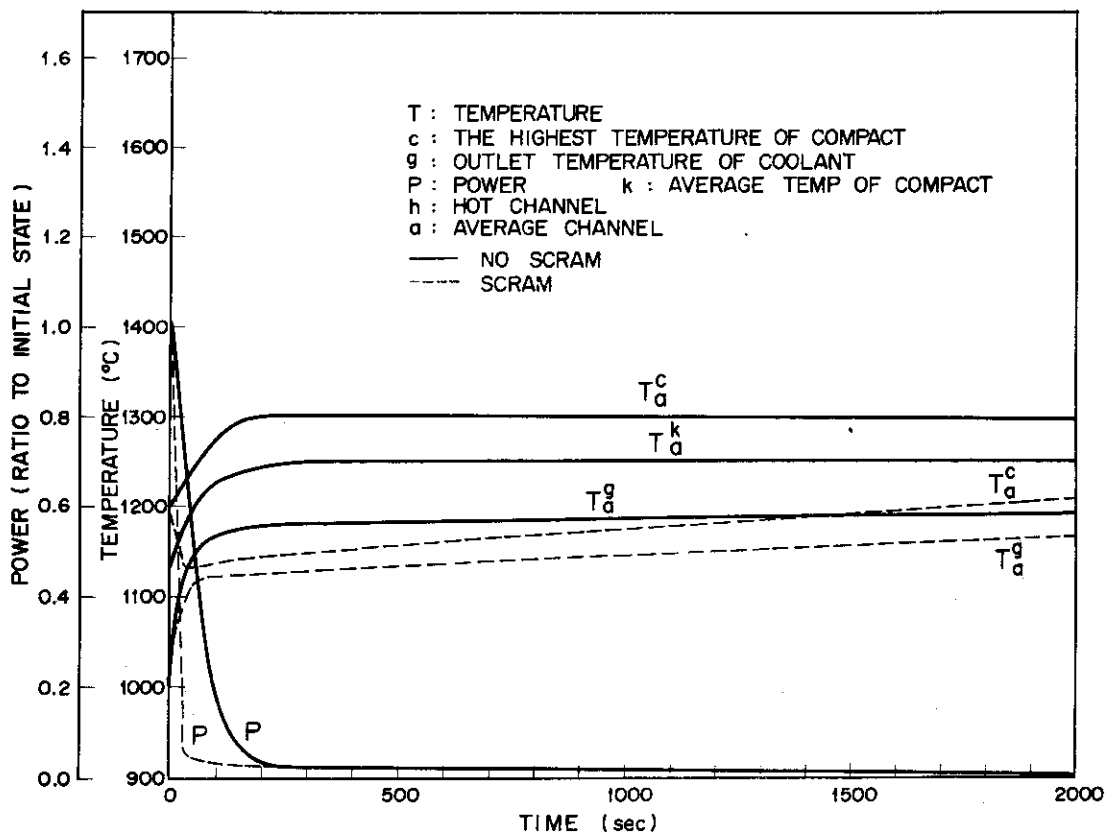


Fig. 6.9 Power loss accident of circulator (coast down of 100% of the rated flow).
Variation of power, fuel temperature and coolant temperature.

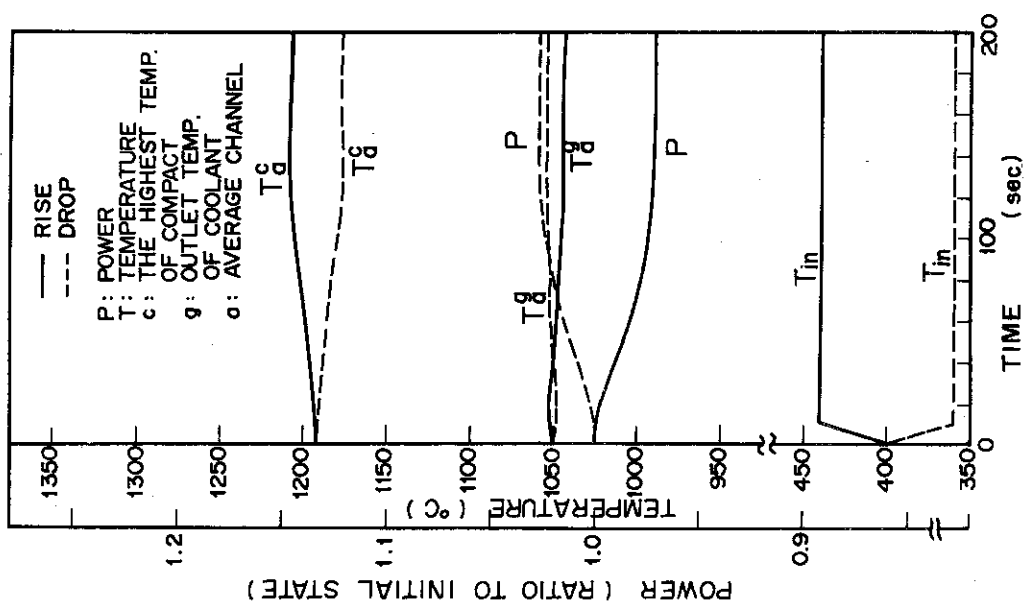


Fig. 6.10 Rise and drop of coolant inlet temperature. Variation of power, fuel temperature and coolant outlet temperature.

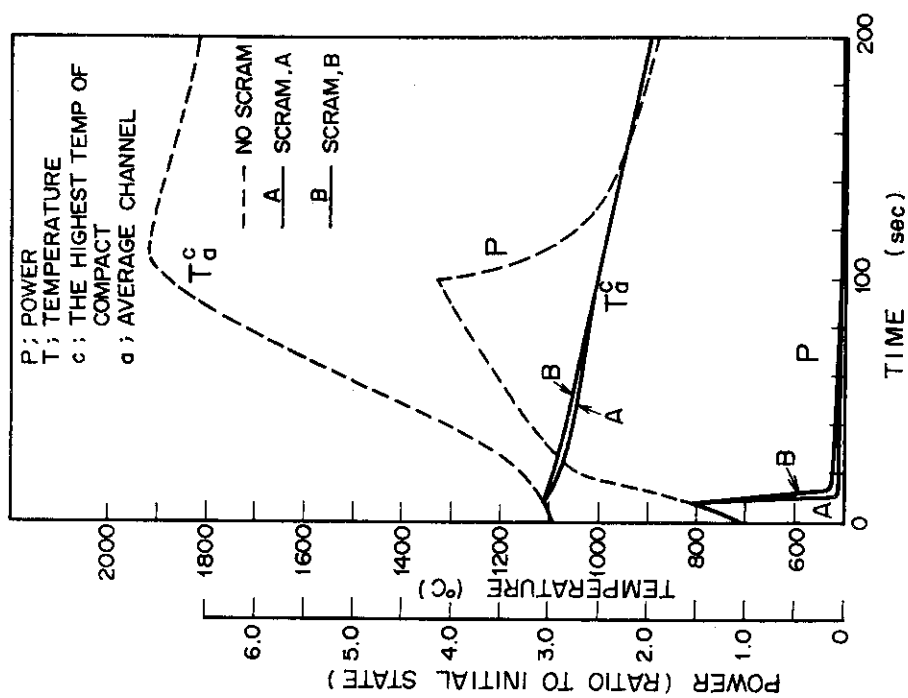


Fig. 6.11 Insertion of reactivity in the full power condition. Variation of power and temperature in comparison between two scram characteristics.

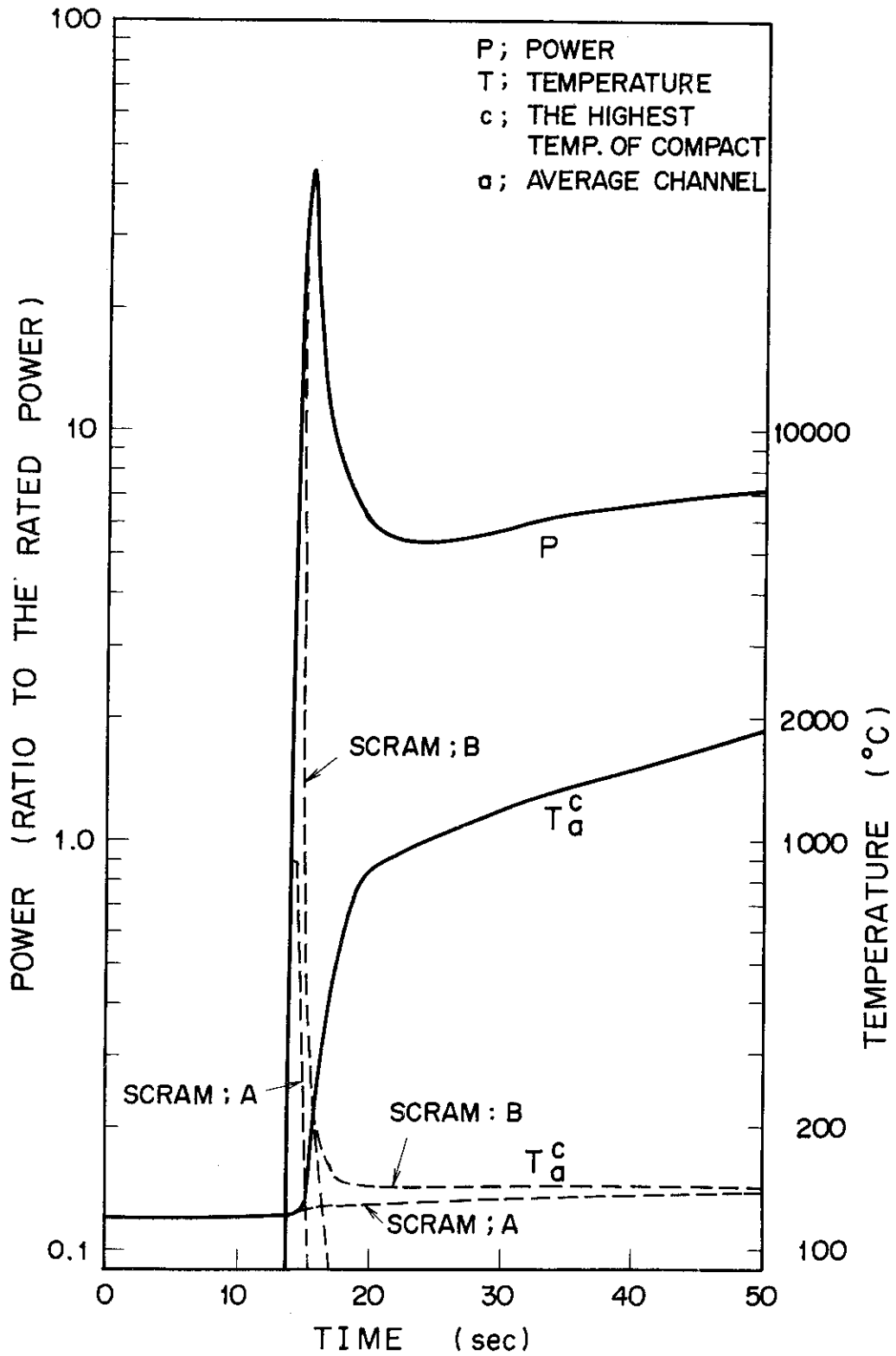


Fig. 6.12 **Start-up** accident.

Variation of power and temperature in comparison characteristics.

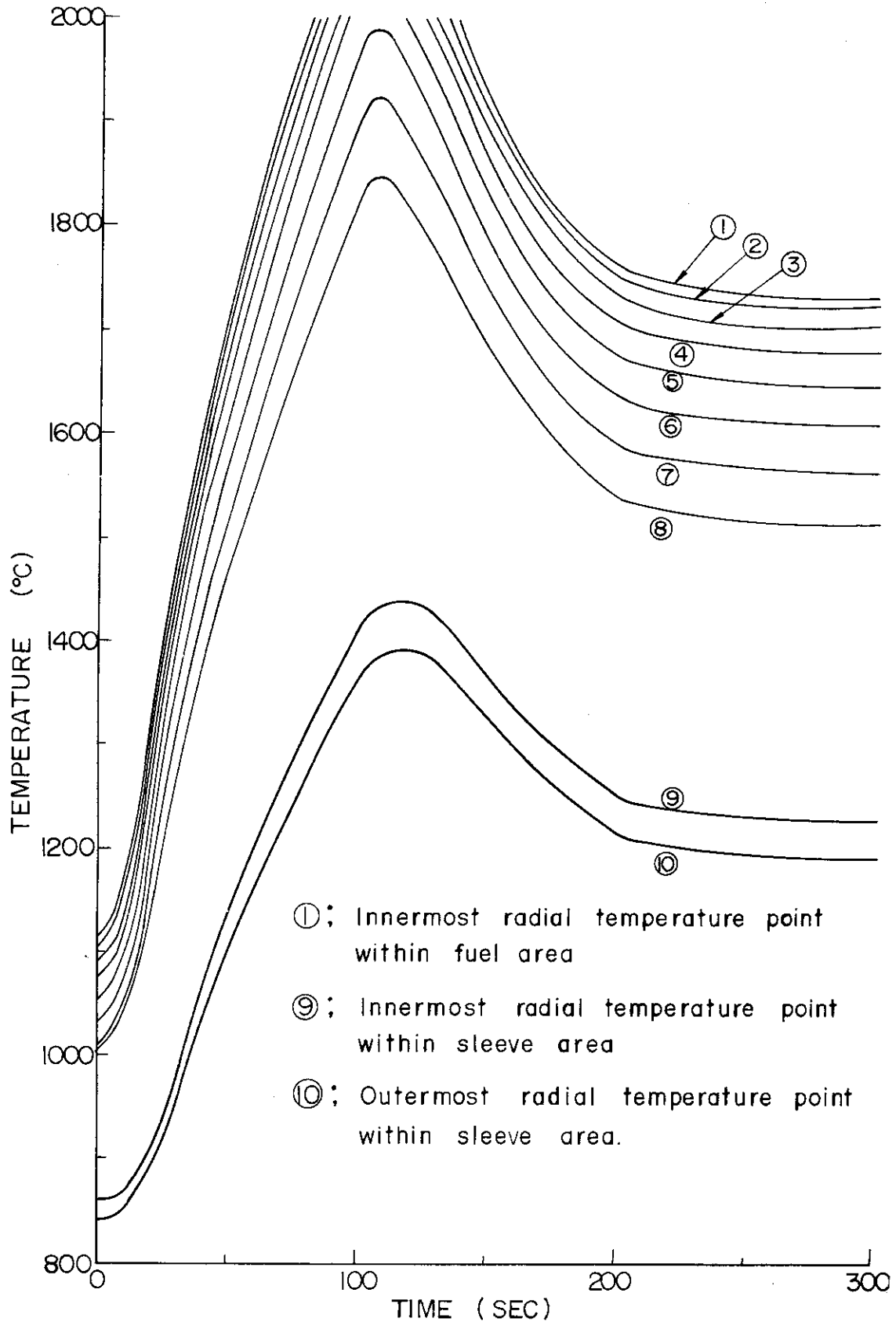


Fig. 6.13 Time transients of radial temperature distributions at the temperature points of axial maximum power density. Insertion reactivity; $2.08 \times 10^{-2} \Delta k/k$, No scram tripping.

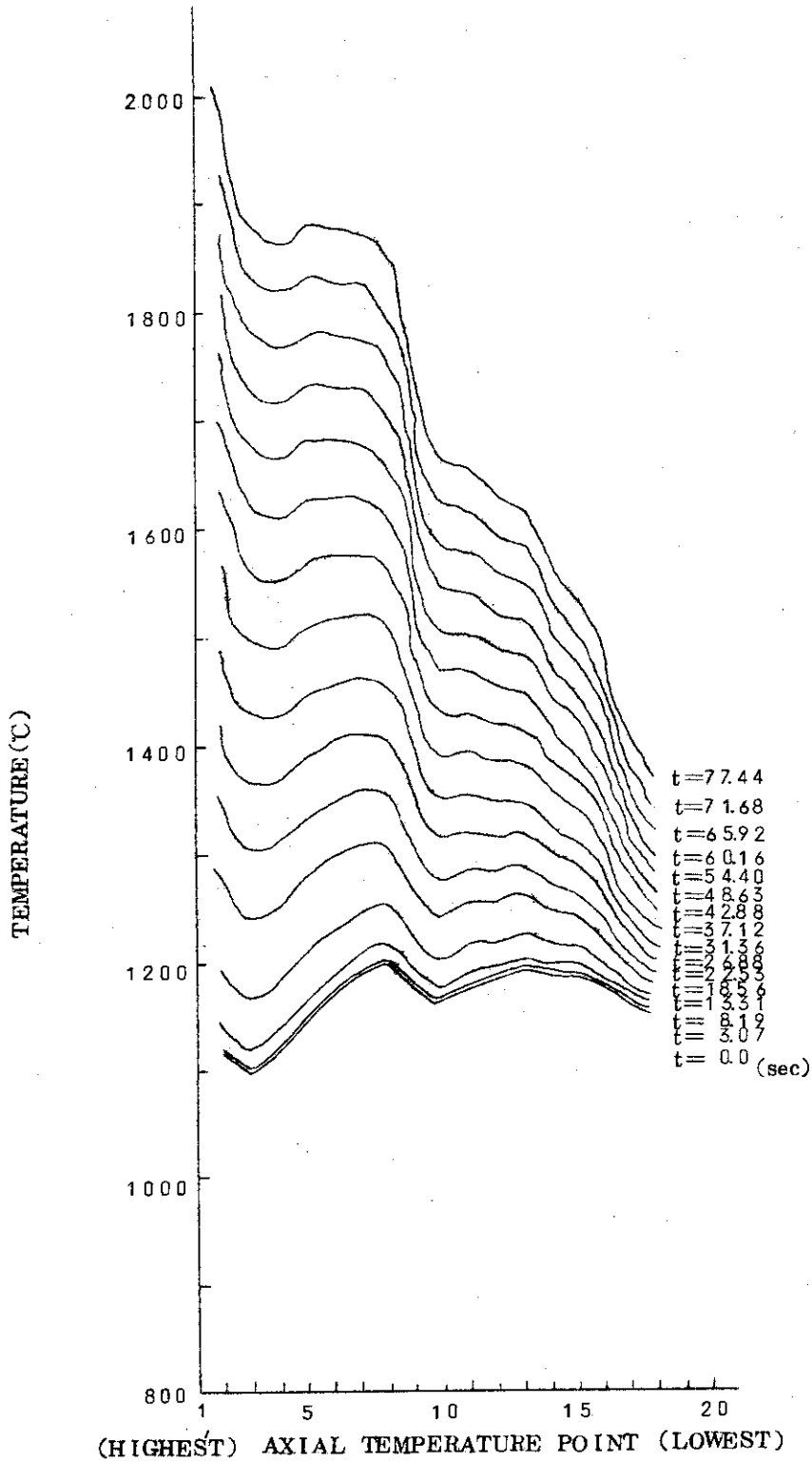


Fig.6.14 Time transients of axial temperature distributions at the inner most radial temperature points within fuel area. Insertion reactivity ; $2.08 \times 10^{-2} \Delta k/k$, No scram tripping

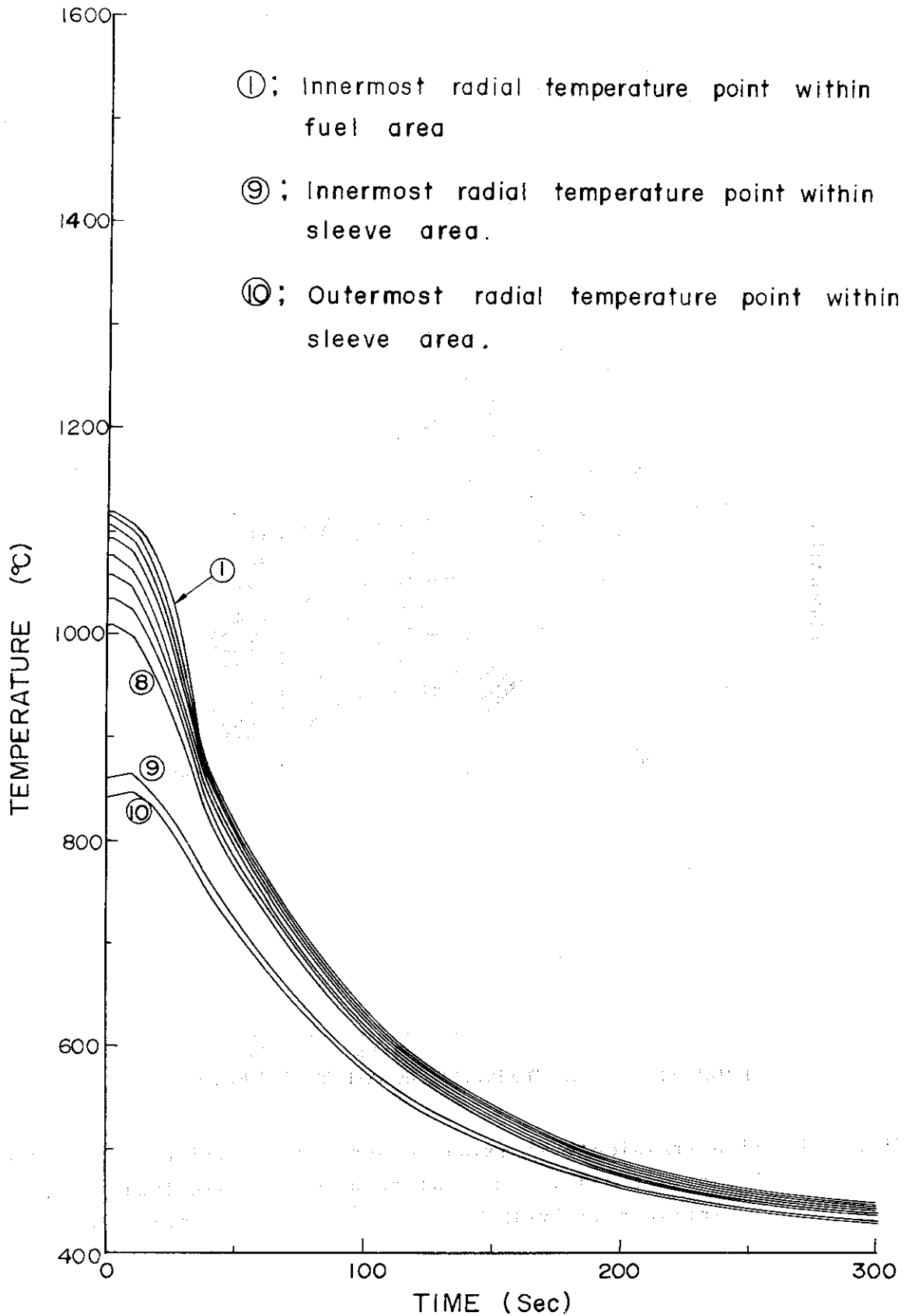


Fig. 6.15 Time transients of radial temperature distributions at the temperature points of axial maximum power density. Insertion reactivity; $2.08 \times 10^{-2} \Delta k/k$, Scram tripping.

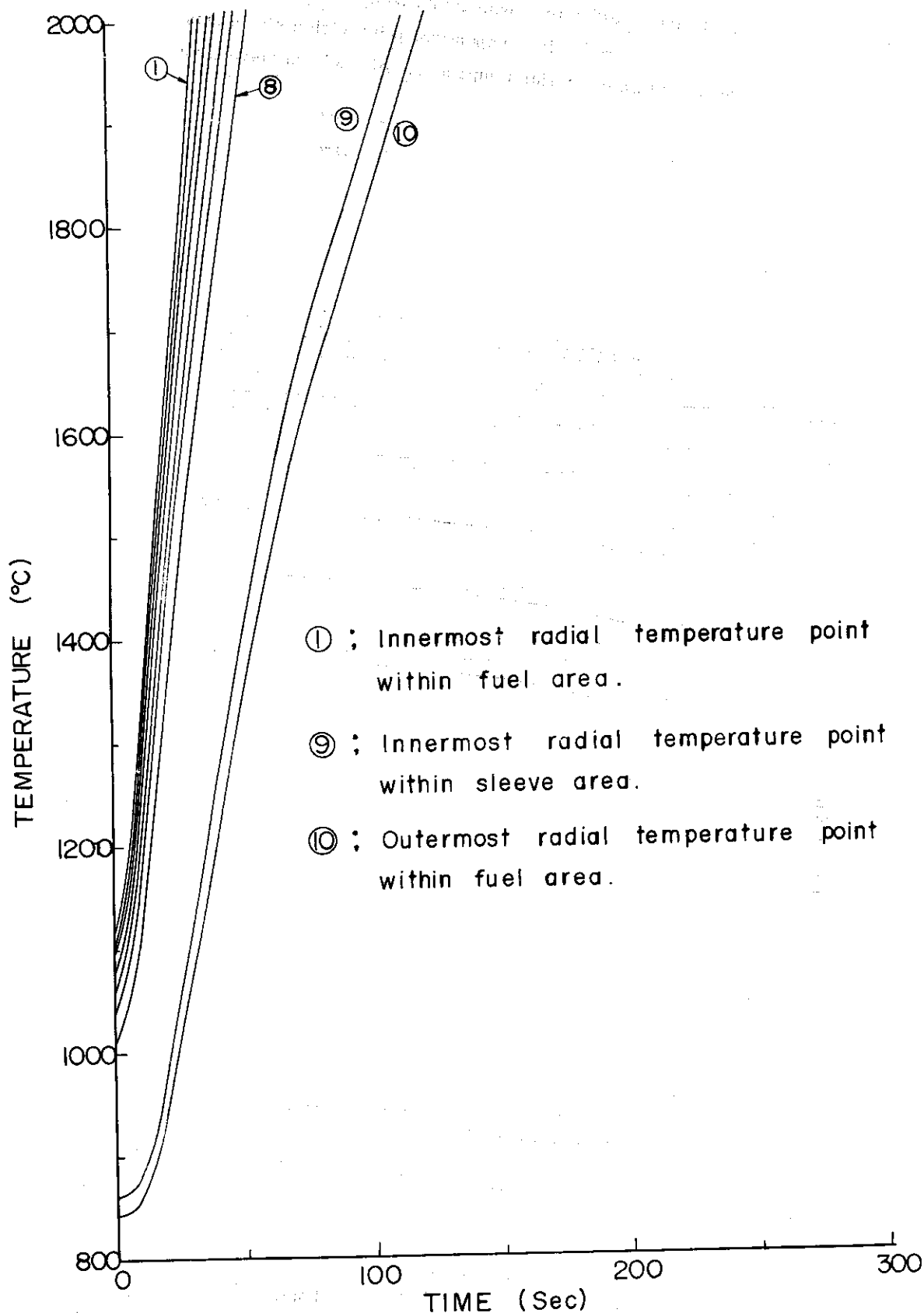


Fig. 6.16 Time transients of radial temperature distributions at the temperature point of axial maximum power density. Insertion reactivity; $4.16 \times 10^{-2} \Delta k/k$, No scram tripping.

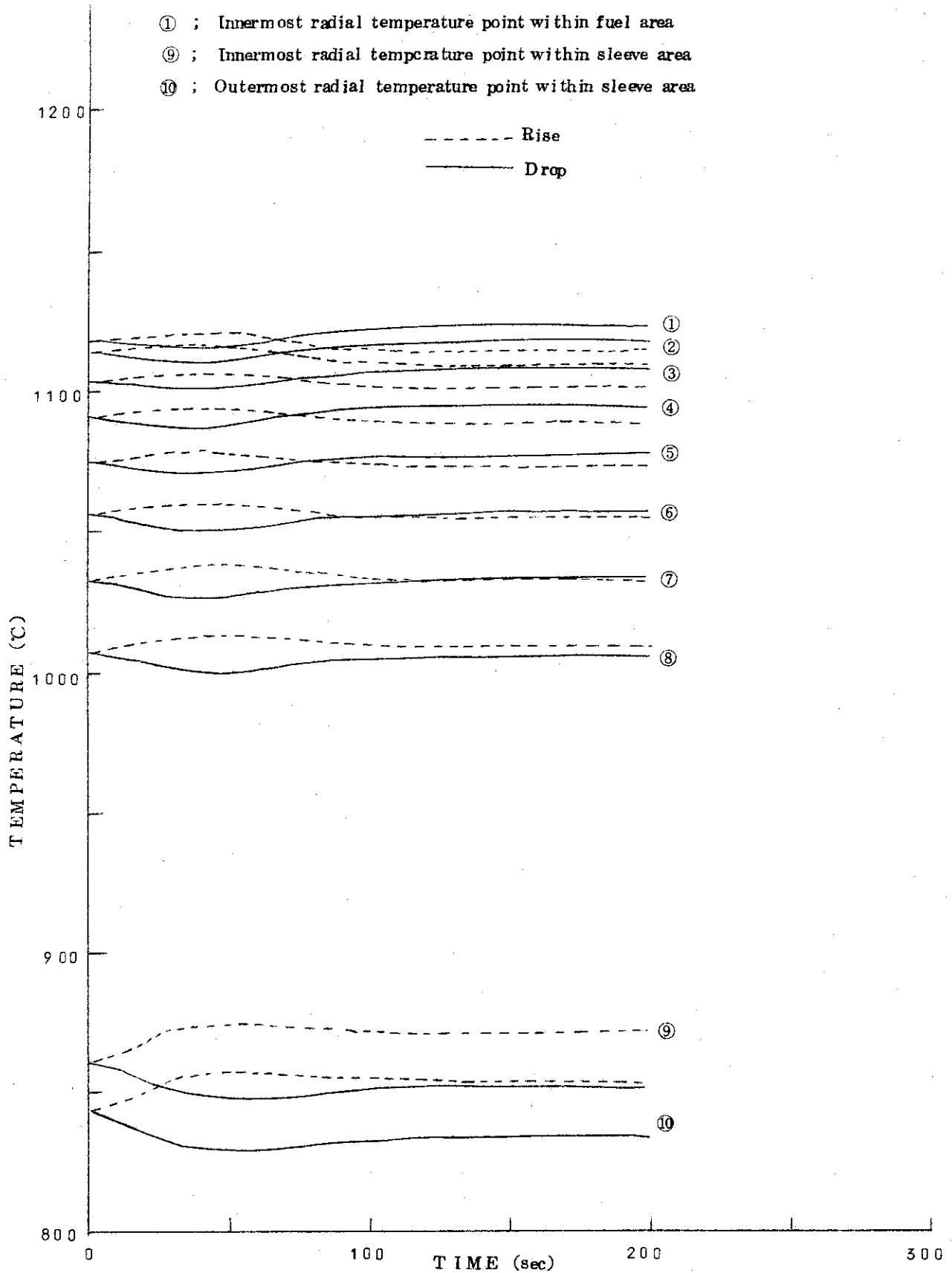


Fig.6.17 Time transients of radial temperature distributions at the temperature points of axial maximum power density. Changes of inlet temperature ; $\pm 40^{\circ}\text{C}$; No scram tripping

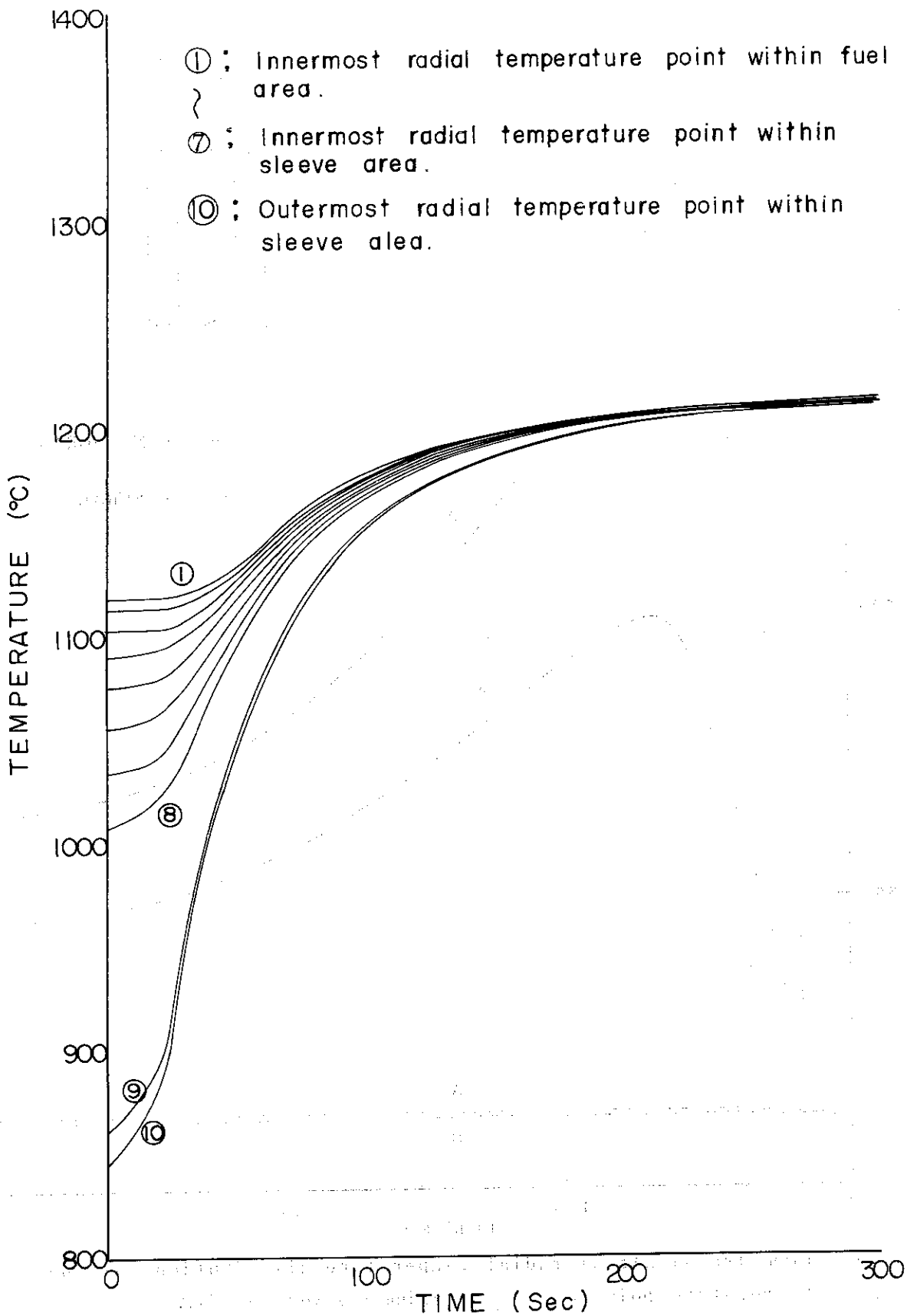


Fig. 6.18 Time transients of radial temperature distributions at the temperature point of axial maximum power density.
 Loss of 100% of the circulator power, No scram tripping.

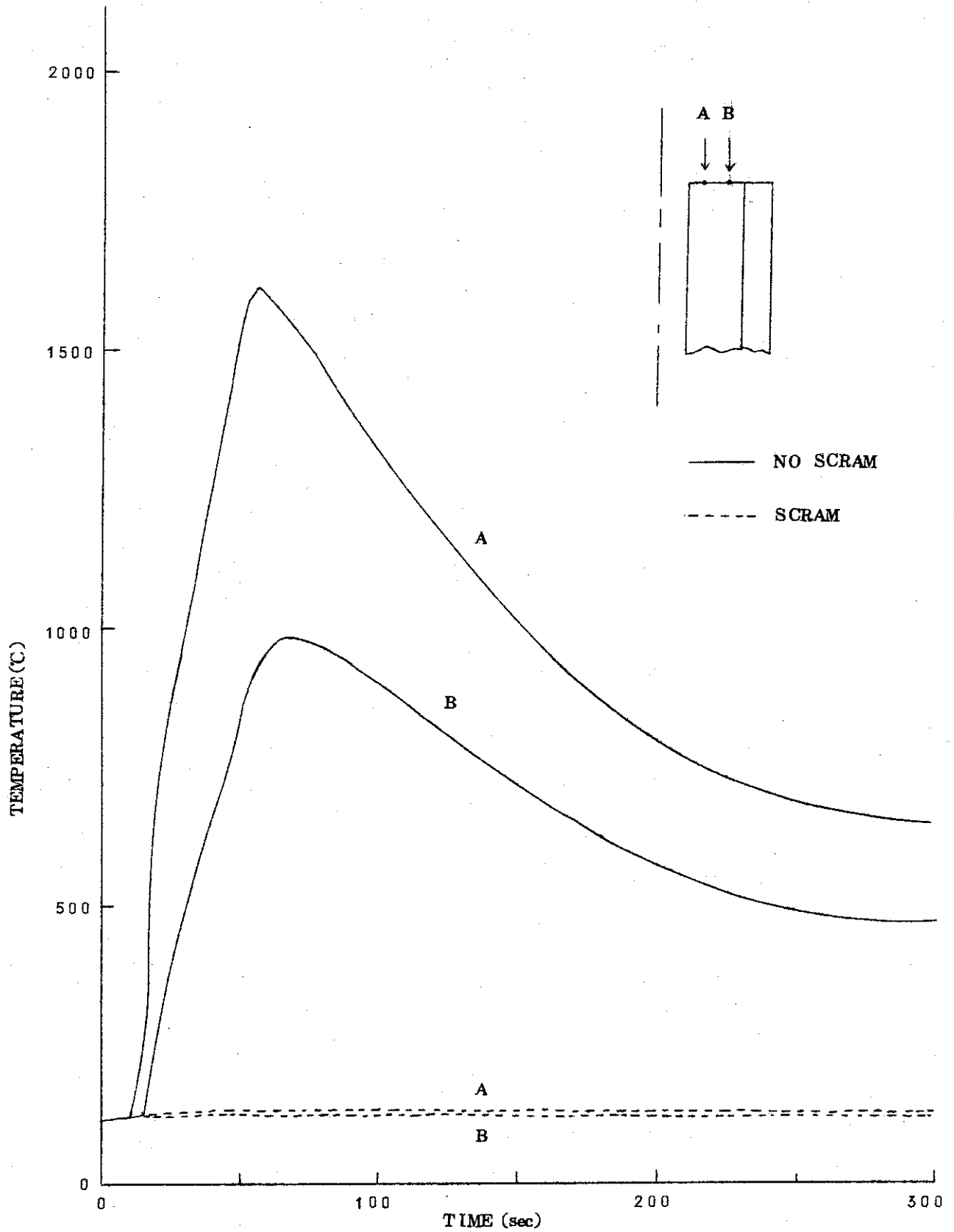


Fig.6.19 Time transients of radial temperature distributions at the temperature point of axial maximum power density. Start up accident

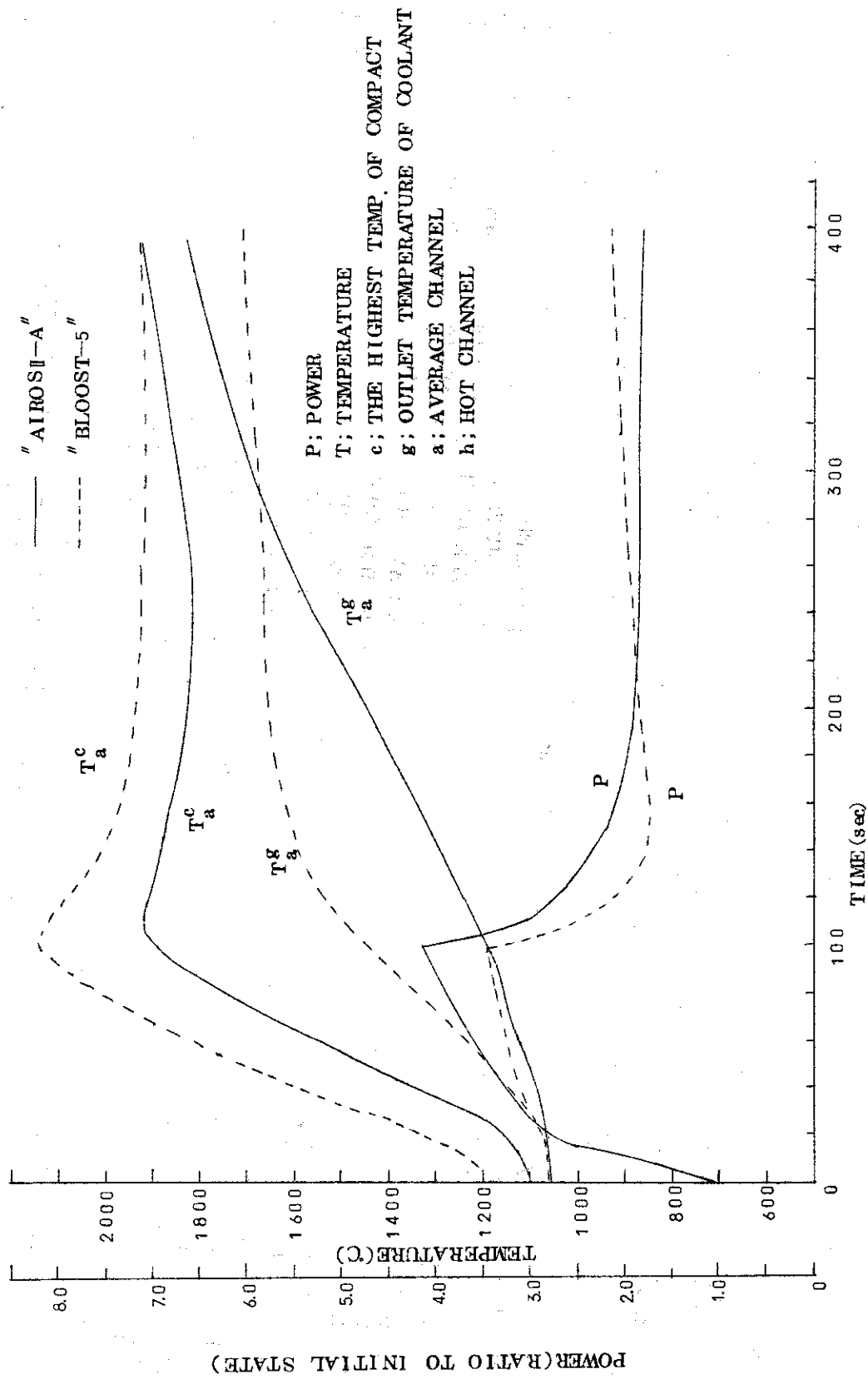


Fig.6.20 Insertion of reactivity in the full power condition, insertion reactivity; $208 \times 10^{-2} \Delta k/k$
 Variation of power and temperatures in comparison between two calculation methods

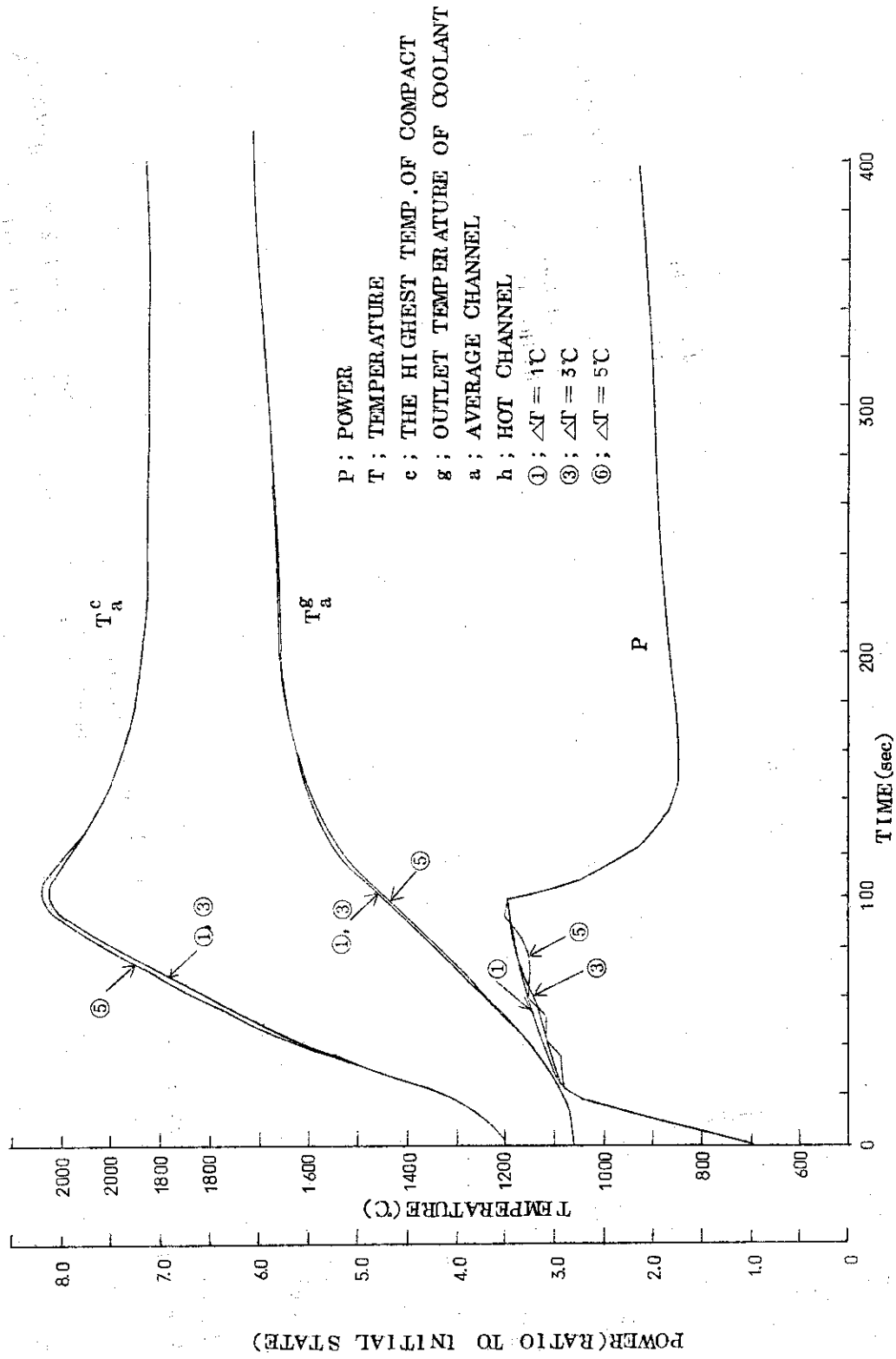


Fig.6.21 Insertion of reactivity in the full power condition, insertion reactivity; $2.08 \times 10^{-2} \Delta k/k$
 Variation of power and temperatures under changing of maximum ΔT fuel to be allowed before colling "RAT-2D"

7 今後の課題

近い将来において解決しなければならない問題は沢山あり、この問題を炉心動特性解析方法と多目的炉心動特性解析上の問題点に区別して検討する。

7.1 解析方法の問題点

今回の計算においては在来の計算コードを使用したので、炉心の特色を完全に模擬するものではなかったので今後の課題として下記に示す条件を満たす計算コードを開発しなければならない。

- (1) 燃料ペレットを被覆粒子とボンディング材にわけて取り扱い、複数種類の被覆粒子を考慮出来なければならない。
- (2) 輻射伝熱の効果が考慮でき、冷却材外側の減速材ブロックの熱容量の効果も考慮されなければならない。
- (3) 軸方向および半径方向の出力分布が精度良く表わせるに充分なる分割数が確保され、計算時間も使用に耐えられる程度でなければならない。
- (4) 全ての物性値が温度および圧力等に依存した値として取りあつかえなければならない。
- (5) 温度計算は複数チャンネルを同時に取り扱い、最高チャンネル等の検討が可能でなければならない。

7.2 解析上の問題点

- (1) 多目的炉心は高温の領域で運転されるので、最高許容温度の厳密な検討が必要となっている。とくに燃料ペレットの物性値により到達する最高温度が違うので、正確な物性値の把握が必要である。
- (2) 出力分布に制御棒挿入変化による影響等を考慮したより詳細な解析用データを把握しなければならない。
- (3) 動特性パラメータ等もより広い温度範囲(120℃～160℃)に適用できるデータを必要とする。
- (4) 制御棒駆動シーケンスおよび原子炉プラント制御特性等を早急に把握し、解析ケース等は原子炉設計全体から検討されなければならない。
- (5) スクラム特性も今後より詳細に動特性解析(特に起動事故)を行ない、もし可能であればもっと穏やかな特性を採用する方向に行くべきであると考えらる。

8 お わ り に

今回の解析は予備設計書に間に合わせる必要があり、在来の計算コードにより多目的炉々心の動特性上の特徴を洗い出すのに専心した。色々と解析上多くの問題はあったが第一段階の目的は達したようである。現在、第7章で述べた条件を満足する計算コードを「BLOOST-5」をベースに製作しているのでいずれ近い将来より精度の高い解析結果を報告出来るものと考えている。

なお、計算コード「BLOOST-5」の整備には原子炉工学部・計算センター 浅井清氏、藤村統一郎氏の候援助をいただいた。又、計算結果の整理にあたっては、山本喬子氏、十河吉子氏の労に負うところが大きい。ここに記して感謝の意を表します。

参 考 文 献

- (1) 能沢正雄，他 “多目的高温ガス実験炉予備設計”
JAERI-memo (公開) 4419 (1971)
- (2) 安川茂，他 “多目的高温ガス冷却実験炉の予備設計における核設計の検討”
JAERI-M 4467 (1971)
- (3) J.G.Delve, "Accident Analysis, Shutdown Heat Generation",
NUCLEAR SAFETY, 5, 1, 40 (1963)
- (4) W.N.REYNOLDS, "PHYSICAL PROPERTIES OF GRAPHITE",
ELSEVIER PUBLISHING CO.LTD (1968)
- (5) 梶山武義; “高速炉設計定数”, JAERI-memo (未公開) 3751 (1969)
- (6) L.D.Loch and J.F.Quirk, "Ceramics", REACTOR HANDBOOK, 1,
291 (1960)
- (7) 小泉益通, “酸化物燃料の高温物性”, JAERI 1144, 14 (1967)
- (8) 宮本喜晟, 鈴木邦彦, “高温ガス実験炉予備設計の炉心熱計算とその検討”,
JAERI-memo (未公開) 4431 (1971)

8 お わ り に

今回の解析は予備設計書に間に合わせる必要があり、在来の計算コードにより多目的炉々心の動特性上の特徴を洗い出すのに専心した。色々と解析上多くの問題はあったが第一段階の目的は達したようである。現在、第7章で述べた条件を満足する計算コードを「BLOOST-5」をベースに製作しているのでいずれ近い将来より精度の高い解析結果を報告出来るものと考えている。

なお、計算コード「BLOOST-5」の整備には原子炉工学部・計算センター 浅井清氏、藤村統一郎氏の候援助をいただいた。又、計算結果の整理にあたっては、山本喬子氏、十河吉子氏の労に負うところが大きい。ここに記して感謝の意を表します。

参 考 文 献

- (1) 能沢正雄, 他 "多目的高温ガス実験炉予備設計"
JAERI-memo (公開) 4419 (1971)
- (2) 安川茂, 他 "多目的高温ガス冷却実験炉の予備設計における核設計の検討"
JAERI-M 4467 (1971)
- (3) J.G.Delve, "Accident Analysis, Shutdown Heat Generation",
NUCLEAR SAFETY, 5, 1, 40 (1963)
- (4) W.N.REYNOLDS, "PHYSICAL PROPERTIES OF GRAPHITE",
ELSEVIER PUBLISHING CO.LTD (1968)
- (5) 梶山武義; "高速炉設計定数", JAERI-memo (未公開) 3751 (1969)
- (6) L.D.Loch and J.F.Quirk, "Ceramics", REACTOR HANDBOOK 1,
291 (1960)
- (7) 小泉益通, "酸化物燃料の高温物性", JAERI 1144, 14 (1967)
- (8) 宮本喜晟, 鈴木邦彦, "高温ガス実験炉予備設計の炉心熱計算とその検討",
JAERI-memo (未公開) 4431 (1971)

(9) R.C.Dahlberg and M.H.Merrill, "BLOOST-6: A KINETICS CODE CONTAINING A THERMODYNAMIC MODEL OF COATED PARTICLES FOR HTGR APPLICATIONS", GAMD-8119 (1967)

(10) M.H.Merrill, "BLOOST-6, A COMBINED REACTOR KINETICS-HEAT TRANSFER PROGRAM", GA-8416 (1967)

(11) M.Merrill and M.Troost, "BLOOST-5: A COMBINED REACTOR KINETICS-HEAT TRANSFER CODE FOR THE IBM-7044", GAMD-6644 (1965)

(12) R.A. BLAINE and R.F. BERLAND, "SIMULATION OF REACTOR DYNAMICS, Volume 1, A Description of AIROSI-A", NAA-SR-12452 (1967)

(13) Suzanne S. Clark and M. Troost, "RAT-3D A GENERAL THREE-DIMENSIONAL HEAT TRANSFER CODE", GAMD-7346 (1966)