

JAERI-M

6974

多目的高温ガス冷却実験炉の参考設計

— 燃料体諸元設定のための格子核特性サーベイ —

1977年3月

新藤 隆一・平野 光将・有賀 武夫・安川 茂

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

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

多目的高温ガス冷却実験炉の参考設計  
—燃料体諸元設定のための格子核特性サーベイ—

日本原子力研究所動力炉開発・安全性研究管理部

新藤隆一・平野光将  
有賀武夫<sup>†</sup>・安川 茂  
(1977年1月31日受理)

本格子核特性サーベイの目的は低濃縮ウランを燃料とした角柱ピン型燃料体に対して、核特性的にみて最適な燃料棒の寸法諸元を決定することにある。炉心規模としては実験炉のみならず実用規模炉心をも対象とし、出力規模が異なっても主たる寸法諸元の変更なしに適用できる燃料体設計の可能性が検討された。

燃料体諸元の設定基準は燃焼特性上の優劣に基づくものとし、具体的には余剰反応度、燃焼度、燃料炉内滞在時間、径年ピーキング係数、天然ウラン所要量及び分裂性プルトニウム生成量の各量を考慮すべく、炉心出力規模別に各量に対して条件が設定された。

一方、ウランを燃料とする格子の燃焼特性はその格子の炭素対ウラン原子数密度比  $N_c/N_u$ ,  $^{238}\text{U}$  原子当りの実効散乱断面積  $\sigma_m$  及び燃料濃縮度  $e$  の3量によってほぼ決まることが確かめられた。

そこで、本検討ではまず対象となる全格子の燃焼特性が無理なく内外挿できるような格子点( $N_c/N_u$ ,  $\sigma_m$ ,  $e$ )を選定し、格子燃焼計算コードDELIGHT-2を用いてその選定点での燃焼特性解析を行ない、その結果と先に設定した条件とから炉心出力規模別、燃料濃縮度別に( $N_c/N_u$ ,  $\sigma_m$ )の適合範囲を算出して、その条件を満たす燃料棒の寸法諸元、即ち燃料棒内径、燃料コンパクト厚さ、燃料カーネル外径、被覆燃料粒子充填率及び黒鉛リガメント巾の範囲が定められた。最後に、その適合範囲に含まれる寸法諸元の格子を洗い出し、出力規模の異なった炉心でも共通に使用出来る寸法諸元が、中空型及び円環型燃料棒使用格子に対して各々検討された。

これらの検討結果から次のことが明らかになった。

- (1) 核設計上の制限条件は必ずしも厳しいものとはいはず、適合範囲も広く核設計的には比較的余裕をもたせた寸法諸元設定の可能性がある。
- (2) そのため、燃料棒の寸法諸元は主として伝熱流動、構造強度ならびに製作性からの制限条件で決まる傾向が強いといえる。
- (3) しかし、核設計上からの適合範囲と伝熱・流動、構造強度ならびに製作性からの制約に基づく適合範囲との共通領域の有無及びその程度は炉心設計と密接に関係して決まってくることには十分留意しておくことが必要である。

なお、本検討結果は既に述べたように、燃料として低濃縮ウラン、燃料体型式を角柱ピン型に限った時の話であり、高濃縮ウラン・トリウム系やプルトニウム・トリウム系、等の燃料を使用する場合には寸法諸元に対する最適点がかなりずれること、燃料体型式に対する適合性にも相違が生じてくることも予想されること、等にも十分留意しておく必要がある。

---

<sup>†</sup> 日本原子力研究所燃料工学部

Reference Design of the Experimental Multi-Purpose  
High-Temperature Gas Cooled Reactor

- Nuclear parametric lattice study in design of the fuel elements -

Ryuiti SHINDO, Mitsumasa HIRANO

Takeo ARUGA\*, Sigeru YASUKAWA

Division of Power Reactor Projects

(Received January 31, 1977)

The optimum dimensions of low-enriched uranium fuel rods in prismatic fuel elements are searched from the point of nuclear characteristics for both experimental (small scale) and commercial (large scale) multi-purpose high-temperature gas cooled reactor.

With excess reactivity, fuel burnup, fuel dwelling time, age peaking factor, natural uranium demand and fissile plutonium production, determination rules for the dimension of fuel rods are set for the respective power scales.

Burnup characteristic of the low-enriched uranium fueled lattices depends strongly on the  $N_c/N_u$  (atomic number density ratio of carbon and uranium),  $\sigma M$  (effective scattering cross section per resonance atom in fuel compact) and fuel enrichment ( $e$ ).

The procedure is as follows;

- (a) The lattice points ( $N_c/N_u$ ,  $\sigma M$ ,  $e$ ) permitting inter- and extrapolation of burnup characteristics for many lattices are chosen.
- (b) Burnup characteristics of the lattice points are analyzed by point burnup code DELIGHT-2.
- (c) The optimum extent of ( $N_c/N_u$ ,  $\sigma M$ ) based on the conditions for lattice selection and burnup analysis is studied for the respective combinations of power scale and fuel enrichment.
- (d) Search is made of the acceptable ranges of inner diameter and thickness of fuel compact, fuel kernel diameter and packing fraction of coated fuel particles in compact, and ligament width of graphite block, based on the optimum extent of ( $N_c/N_u$ ,  $\sigma M$ ).
- (e) The optimum dimensions of hollow and tubular fuel rods common to the cores of different power scales are determined.

The results obtained are as follows;

- (1) The restriction in nuclear design is little and flexible design of the fuel elements is possible.
- (2) Dimensions of the fuel elements are influenced largely by thermo-hydraulic characteristics, structural design and manufacture.
- (3) But, acceptable ranges of dimensions of the fuel rods in nuclear design, thermo-hydraulic characteristic, structural design and manufacturing are related with the core design.

The above conclusions are for prismatic fuel elements with low-enriched uranium fuel rods. Therefore, the optimum design points for other fuel cycles and other types of fuel element will be subject to alteration.

---

\* Division of Nuclear Fuel Research, JAERI

## 目 次

1.はじめに.....	1
2.サーベイの対象格子設定と格子選定の基本条件.....	2
2.1 サーベイの進め方.....	2
2.2 格子選定の基本条件.....	3
2.3 サーベイ対象格子の設定.....	5
2.3.1 対象格子群.....	5
2.3.2 パラメータの範囲.....	7
2.3.3 計算点の選定.....	11
3.格子核特性.....	15
3.1 余剰反応度.....	15
3.2 燃焼度.....	16
3.3 燃料の炉内滞在時間.....	16
3.4 径年ピーキング係数.....	17
3.5 天然ウラン所要量とプルトニウム生成量.....	18
4.格子の選定可能範囲.....	37
5.実験炉の適合格子選定.....	45
5.1 中空型燃料格子.....	45
5.2 円環型燃料格子.....	46
6.まとめ.....	50
参考文献.....	50
附録1 3000 MWt 規模炉心に対する格子の選択可能範囲.....	51
附録2 1000 MWt 規模炉心に対する格子の選択可能範囲.....	60
附録3 50 MWt 規模炉心に対する格子の選択可能範囲.....	68
附録4 黒鉛の中性子散乱モデルと格子核特性.....	77
附録5 格子別炭素対ウラン原子数密度比 $N_c/N_u$ について.....	80
附録6 各格子における実効散乱断面積、 $\sigma_M$ .....	89

## 1. はじめに

日本原子力研究所が目下計画を進めている多目的高温ガス冷却炉はウラン燃料を使用した熱出力50MWの黒鉛減速、ヘリウム冷却型実験炉で、冷却材炉心出口平均温度1000°Cを達成し、その発生熱を製鉄用還元ガス生成やその他のプロセスヒートに利用する、等多目的利用の可能性を探索しようとするものである。出口冷却材温度1000°Cの達成という厳しい条件の故に炉心の高温化が避けられない結果として、炉心は燃料を除いて全んど黒鉛で構成される。黒鉛は構造強度上優れているのみならず熱容量が大きいことに起因して熱的にも安定であり、これを炉心の主たる構成材としている高温ガス炉は安定性に富んだ原子炉といえる。また燃料も被覆粒子燃料の形をとっており、成形加工技術の進歩による被覆層性能の著しい向上の結果として核分裂生成物の高い保持能力が得られ、原子炉は安全上からも優れた、将来性の高いものとなっている。

次に炉心設計について考えよう。炉心を設計する立場から決めなければならないこととしてまず燃料の種類、燃料体型式及び出力規模がある。多目的高温ガス冷却実験炉ではこれらは全て前提条件となっていることから本検討でも燃料は低濃縮ウラン、燃料体型式はブロック型、出力規模（炉心の寸法に關係）は50MW<sup>\*\*</sup>tとした。次に決めなければならないこととして燃料体寸法諸元、炉心構成（燃料体による炉心の組み方）、燃料の装荷取替方法、制御棒の配置、等があり、これらは相互に關係があるため厳密には独立には取り扱えないのが通常である。しかし、これらの同時設定は作業量からみても困難であること、燃料体寸法諸元と他の3項目との関係は比較的弱いと考えられることから燃料体寸法諸元設定のみが切り離して行なわれた。<sup>\*\*\*</sup> 燃料体寸法諸元設定の具体的な内容は燃料棒の型式と寸法諸元及びその燃料体内配列方法の設定である（燃料体自身の寸法設定は除外）。

この目的から単位燃料格子モデルによる核・熱・構造強度特性サーベイがなされ、燃料棒の寸法諸元に対して設定可能範囲が検討された。本報告書はこの単位燃料格子モデルによる特性サーベイのうちの核特性サーベイの検討結果についてまとめたものである。

\* 実際の検討では角柱ピン型式が想定された。

\*\* 格子核特性サーベイでは原型、実用規模炉心も検討されている。

\*\*\* 中空型及び円環型燃料棒が検討された。

## 2. サーベイの対象格子設定と格子選定の基本条件

### 2.1 サーベイの進め方

サーベイにおける格子設定とは燃料体として角柱ピン型を想定したとき、そこに配置すべき燃料棒に対し核・熱流動・構造強度特性、等総合的な観点からみて最適な寸法諸元及びその配列間隔を決定することである。従って、その判断は本来格子特性検討の結果のみならず、炉心としての特性把握も行ってのちなされることが望ましい。しかし、最初から炉心特性検討まで考慮することはサーベイが広範囲になりすぎることと、格子特性検討のみに基づいた諸元設定を行なってもかなりに信頼できる結果を得ることが可能であると考えられることからサーベイが実行されたわけである。

このように、サーベイでは格子モデルによって核設計、熱流動設計、構造強度設計上の判断に基づき燃料棒諸元の設定がなされるが、本報ではこのうち核設計に関する検討に主点を置いて述べる。

格子核特性サーベイでは燃料棒の寸法諸元とその燃焼特性との相互関係が検討されることになるが、この格子燃焼特性解析は先に当室で開発した“高温ガス冷却炉格子燃焼計算コード：DELIGHT-<sup>(1,2)</sup>”を用いて行なわれた。一方、検討対象とされた核特性量は初期余剰反応度、燃焼度、燃料炉内滞在時間、径年ピーキング係数、天然ウラン消費量及びプルトニウム生成量、等である。また、DELIGHT-2による格子燃焼特性解析においては、低濃縮ウランを燃料とした高温ガス炉の場合核特性が炭素と燃料ウラン原子数密度比  $N_c/N_U$ 、燃料濃縮度  $e$  及びウラン  $^{238}$  の共鳴吸収を表す指標となるウラン  $^{238}$  1 原子当りの実効散乱断面積  $\sigma_M^*$  によってほぼ決まるところから、この性質が利用され作業量が著しく軽減された。

次にサーベイ手順について述べる。サーベイはFig. 2.1 に示す手順によって行なわれたが以下にその概要を示す。

#### (1) サーベイ対象格子選定

構造強度上及び製作性から許容される寸法諸元の格子を想定する。想定にあたっては現実に考えうるものでかつ許容しうると判断出来るものは全て抜き出すことが必要である（数が多くなることは当然である）。

#### (2) 格子の $N_c/N_U$ 、 $\sigma_M$ 算出

(1)で抜き出した格子に対して  $N_c/N_U$ 、 $\sigma_M$  を算出し ( $N_c/N_U$ 、 $\sigma_M$ ) 座標でその存在分布を調べる。これは寸法諸元の異なる格子でも  $N_c/N_U$  及び  $\sigma_M$  の全んど一致するものが多数あることも予想され、それらの格子の核特性はほぼ同じになるはずであり計算量が大巾に軽減できるためである。

#### (3) 計算点( $N_c/N_U$ 、 $\sigma_M$ ) の決定

(1)で選ばれた全ての格子の核特性を容易に推定可能ならしめる最小限の格子燃焼計算点を決める。これは格子燃焼計算量を極力減ずるためである。

\* 高温ガス炉燃料の場合、燃料中に含まれる炭素が多いため共鳴吸収がその中性子散乱の程度で決まってしまう傾向があるのでこのような処理が可能になる。従って、この点が軽水炉や重水炉と著しく異なる。

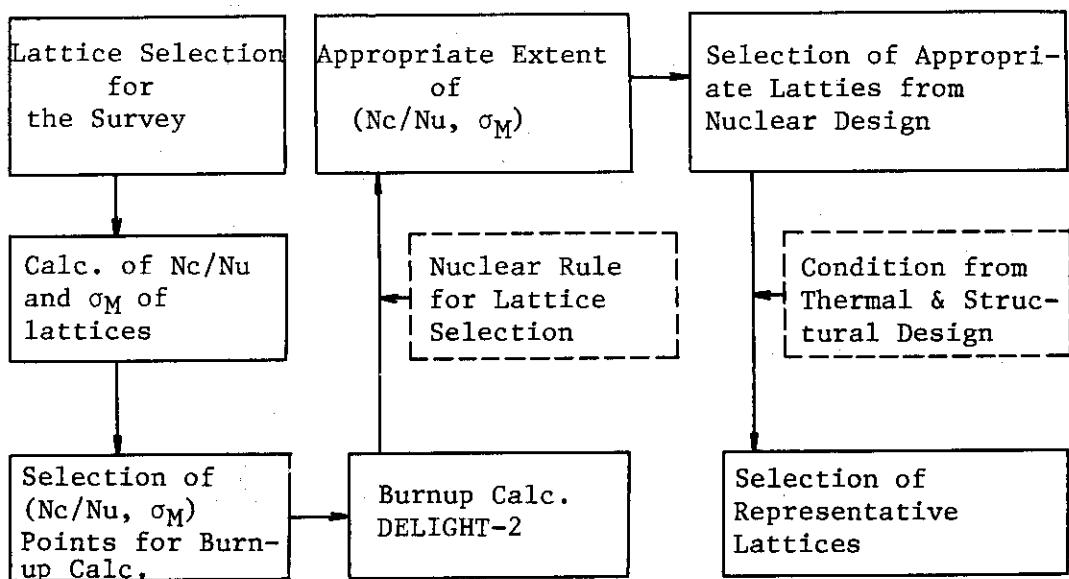


Fig. 2.1 Procedure of lattice survey.

## (4) 格子燃焼計算の実行

(3)で決めた  $(N_c/N_u, \sigma_M)$  の計算点毎に DELIGHT-2 による燃焼計算を実行し、余剰反応度、燃焼度、燃料炉内滞時間、径年ピーキング係数、天然ウラン消費量及びプルトニウム生成量、等と  $N_c/N_u, \sigma_M$  との関係を検討する。

(5)  $(N_c/N_u, \sigma_M)$  の最適範囲決定

(4)における検討と各核特性量に対して予め決めた選定基準とを考慮し、 $(N_c/N_u, \sigma_M)$  の最適範囲を設定する。

## (6) 適格格子選定

核的基本条件を満たす(5)の範囲に含まれる適合格子を(1)で選んだ格子群の中から抜き出す。

## (7) 代表格子選定

(6)で選定した格子群に対しさらに熱流動、構造強度設計上からの条件、炉心構成上からの諸条件、等も考慮し代表格子としての寸法諸元を決める。

格子選定は以上のように進められるが、サーベイでは特に炉心出力規模ならびに燃料棒型式の違いと核特性との関係把握に重点がおかれた。具体的には炉心出力規模として実用炉規模（出力 3000 MWe を想定）、原型炉規模（出力 1000 MWe を想定）、実験炉規模（出力 50 MWe を想定）の 3 規模を、燃料棒型式として中空型及び円環型燃料棒が考慮され、各々の出力規模毎に各型式の燃料棒の最適諸元の設定がなされた。

## 2.2 格子選定の基本条件

格子選定にあたってはその選定基準が重要になる。そこでまずその選定基準を考えよう。基準設定に関しては基準とすべき項目及びその基準値を決めることが必要となる。基準項目としては核設計、熱・流動設計、構造強度設計、製作性、等に関するものが多々考えられるが、このうち製作性に関する

るものは予め対象格子を設定する段階で考慮するものとし、また熱・流動設計及び構造強度設計に関するものは本サーベイとは別に平行して行なわれる熱・流動特性サーベイ及び構造強度特性サーベイで考えることとし、本サーベイでは核設計上の項目のみに限るものとした。

核設計上での条件に話を限ったとしても、考慮すべき項目は資源論あるいは経済性に基づいた核燃料サイクル上の問題やさらに炉の安全性、運転管理に関する問題にも係わってくるので必ずしも簡単ではない。そこで、ここでは核設計以外の分野の検討ないしは判断が必要になるようなものは除外し、基準項目としては核特性量を考えるものとして次の諸量をとった。

(1) 初期余剰反応度 核特性上の基本量であり、高燃焼度の達成や各種照射試験、等を考える場合には余剰反応度を大きく設定するのが有利であるが、余り大きく設定しすぎるとそれを補償するために制御棒本数を多くする必要が生じたり又可燃性毒物に依存する度合が増していく。従って、炉の目的に応じた適度の値に設定することが必要である。そこで本サーベイでは次のように考えた。実用炉や原型炉規模の原子炉では余剰反応度を極力低め、定格運転状態での挿入制御棒本数を低減せしめかつ高燃焼度を達成させることができるとの考え方から余剰反応度に上限値を設ける。一方、実験炉規模の原子炉では照射試験、等の要請もあり、許容できる範囲で余剰反応度を確保しておくことが望ましいとの考え方から余剰反応度に下限値を設けるものとした。実際の設定値としては上述の上限値として  $25\% \Delta k_{eff} / k_{eff}$ 、下限値に  $15\% \Delta k_{eff} / k_{eff}$  を想定した。

(2) 燃焼度 燃料サイクルコストに直接影響を与えるものであり、基本的には出来うる限り低い燃料濃縮度で高い燃焼度を達成することが望ましいわけであるが、濃縮度レベルと燃焼度レベルには相関々係が強く互に独立にはなり得ない。また、燃料の炉内滞在時間との見合いで考えなければならない要素も強い。<sup>\*\*\*</sup> 本サーベイでは海外の設計例などを参考にし実用炉、原型炉規模炉心について 6 w/o 燃料に対して 50,000~60,000 MWD/T、8 w/o 燃料に対して 70,000~80,000 MWD/T の下限値を設定した。なお実験炉の場合、加速照射試験などの試験燃料に対しては燃焼度下限値を設定する必要があるが、通常の燃料体に対しては燃焼度をそれほど強い制限条件と考える必要のないのが常であり、本サーベイでも考えないこととした。

(3) 径年ピーキング係数 炉心への燃料装荷・取替方法の違いによっても変ってくるものの、炉心内の燃料は燃焼時間の異なるいくつかの燃料に分類できるのが通常であり、それら燃焼時間の違いに起因して出力にピーキングが生じる。このピーキングは最も燃焼時間の大きい燃料体の近傍に新燃料が装荷されたときにその新燃料内で起るのが通常である。核設計上からはこのピーキング係数を極力低く抑えることが望ましいものの自ら限度がある。本サーベイでは海外の設計例を参考にし 1.2 ~ 1.3 の上限値を設定した。

(4) 燃料の炉内滞在時間 これは燃料サイクルコスト、燃料の年間調達可能量、燃料交換能力、燃焼燃料の処理能力、等多くの因子に関係するため、余り長くとも又短かすぎても好ましくなく、適度の期間に設定することが重要である。しかし、一般にウランを燃料とする場合燃料コンパクト内へのウラン装荷量に限度があること、ウラン 238 の共鳴吸収が大きく反応度を確保するうえから

\* 例えば温度係数の大きさなど

\*\* 例えば燃料交換頻度、交換量、燃料体装荷数、等からの燃料炉内滞在時間への制限など。

\*\*\* 燃料の炉内滞在時間は主として金利を通して燃料サイクルコストに影響を与える。

余り低減速系に出来ず転換比を上げられないこと、等の理由により燃料の炉内滞在時間を長くすることは簡単でない。そこで、本量としては下限を設定すれば十分と考え、本サーベイでは実用炉、原型炉規模の炉に対して負荷率 100 % のもとで 3 年、実験炉に対しては 1.5 年を想定した。

(5) 天然ウラン消費量と分裂性プルトニウム生成量 これは資源論上ないしは燃料サイクルコストを通しての経済性上での影響をもつが、その程度の把握は単に核設計の範囲では到底不可能であり、本サーベイでは単に目安的な量と考え制限条件とはしなかった。なお、目安値として軽水炉における平均的な値をとるものとし、天然ウラン消費量として  $0.0643 \text{ kg/kwt} \cdot \text{yr}$ 、プルトニウム生成量として  $0.0753 \text{ kg/kwt} \cdot \text{yr}$ （下限値）を考えた。但し、これは実験炉に対しては考慮する必要はないと考えられる。

以上 5 条件をまとめて Table 2.1 に示した。

Table 2.1 Nuclear selection rules for fuel lattices.

Excess reactivity	$\leq 25\% \Delta k_{eff}/k_{eff} \dots$	3000, 1000 Mwt
	$\geq 15\% \Delta k_{eff}/k_{eff} \dots$	50 Mwt
Burnup	$\geq 50 \sim 60 \text{ GWD/T}$ (6 w/o) ...	3000, 1000 Mwt
	$\geq 70 \sim 80 \text{ GWD/T}$ (8 w/o)	
	Non limited ...	50 Mwt
Age peaking factor	$\leq 1.2 \sim 1.3$	
Fuel dwelling time (Load factor=1.0)	$\geq 3 \text{ Yr.} \dots$	3000, 1000 Mwt
	$\geq 1.5 \text{ Yr.} \dots$	50 Mwt
Natural uranium requirement & fissile plutonium production	Compatible with LWR* ...	3000, 1000 Mwt
	Non limited ...	50 Mwt
* Natural uranium requirement $\leq 0.0643 \text{ kg/Kwt} \cdot \text{Yr}$		
* Fissile plutonium production $\geq 0.0753 \text{ kg/Kwt} \cdot \text{Yr}$		

### 2.3 サーベイ対象格子の設定

#### 2.3.1 対象格子群

サーベイにあたり対象格子に対する諸元の範囲設定がまず必要である。本検討で対象とした燃料体の型式がブロック・ピン型であることから格子形状は Fig. 2.2 に示すようになり、諸元範囲の設定においては次の点を考慮することが必要といえる。

燃料カーネル 燃料物質、密度・組成、外径、等。

被覆層 被覆形式、物質、密度・組成、厚さ、等。

燃料コンパクト マトリックス物質、同密度・組成、燃料粒子充填率、外径、厚さ、等。

スリープ 物質、密度・組成、外径、厚さ、等。

\* 多目的炉は発電炉とは目的を異にする立場からも、発電炉である軽水炉との単純比較は必ずしも正確ではない。

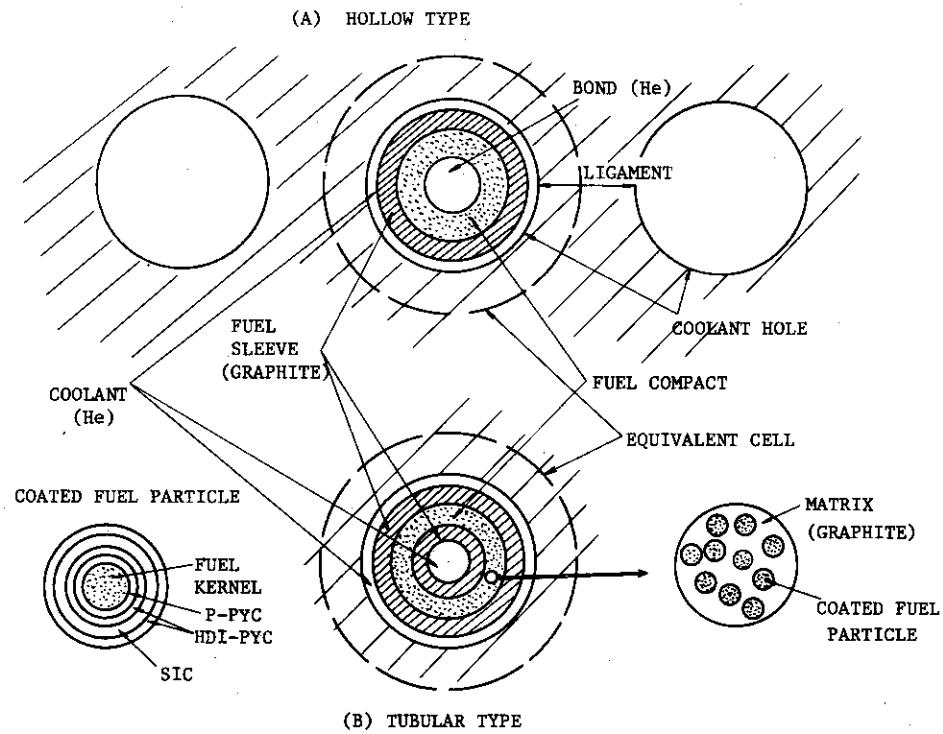


Fig. 2.2 Hollow fuel pin and tubular fuel pin.

Table 2.2. Principal parameters of fuel element.

Coated particle fuel		Fuel compact		Coated fuel particles + graphite matrix	
Fuel kernel		Material		Coated fuel particles + graphite matrix	
Material	UO <sub>2</sub>	Diameter	(Parameter)		
Diameter	"	Thickness	( "		
Density (g/cm <sup>3</sup> )	10.4	Matrix density (g/cm <sup>3</sup> )	1.6		
Impurity (ppm)		Matrix impurity (ppm)			
C	150	B	1		
B	1	Packing fraction	(Parameter)		
Coating		Fuel sleeve			
Material		Material		Graphite	
Layer 1	Porous-PyC	Thickness (mm)	4~7		
" 2&4	High density-PyC	Density (g/cm <sup>3</sup> )	1.8		
" 3	SiC	Impurity (ppm)			
Thickness (μ)		B	1		
Layer 1	40	Fuel block			
" 2	30	Material	Graphite		
" 3	25	Coolant path width(mm)	1.5~3.0		
" 4	45	Ligament	(Parameter)		
Density (g/cm <sup>3</sup> )		Density (g/cm <sup>3</sup> )	1.75		
Layer 1	1.1	Impurity (ppm)			
" 2	1.8	B	1		
" 3	3.15	Coolant			
" 4	1.8	Material	He		
Impurity (ppm)		Density (g/cm <sup>3</sup> )	0.000454		
O	100	Impurity (ppm)			
B	5	H <sub>2</sub> O	1		
H	20	H <sub>2</sub>	50		
Fuel type	Hollow & Tubular				

冷却材 冷却材物質、同密度、組成・冷却材通路孔径、等。

ブロック 物質、密度・組成、燃料ピン配列間隔又は等価セル半径、等。

これらの諸元のうち物質、型式に関しては多目的高温ガス冷却実験炉の設計に際しての前提条件と考えて決定されている。即ち、燃料は酸化ウラン、被覆型式はTRISO-2型(P-PyC, HDI-PyC, SiC, HDI-PyCの4重被覆)、マトリックス、スリーブ及びブロック物質は黒鉛、冷却材はヘリウムである。又、各物質の密度・組成も製造上及び使用上の制限から許容範囲があり、核特性検討に際してのパラメーターとして性格が弱いことから本サーベイでもTable 2.2 のように全んど固定された。

以上のことから、本サーベイにおいてパラメーターとして残された諸量は次の通り、

- (1) 燃料濃縮度
- (2) 燃料カーネル外径
- (3) 被覆燃料粒子充填率
- (4) 燃料コンパクト、スリーブ、冷却材孔及びブロックの寸法諸元

ここで問題になるのは(4)に述べた寸法諸元である。寸法諸元設定にあたっては製作上から可能であることは勿論のこと特性上からも許容可能な範囲を出来る限り網羅することが望ましいわけである。そこで本サーベイではまず高温ガス炉の燃料ピンに対する海外における多くの設計例を調べ燃料コンパクトの外径や厚さ、スリーブの厚さ、冷却材流路巾、等のだいたいの範囲を把握しこれらを参考にするとともに、さらに構造強度特性ならびに製作性もある程度考慮し、中空型及び円環型燃料ピンに対する対象寸法諸元を抜き出した。Table 2.3 及びTable 2.4 に選定された燃料格子に対する諸元を示す。表中リガメントとは冷却材流路孔間の最小黒鉛部巾である(Fig. 2.2)。これら格子数は中空型に対し80、円環型に対し84となる。実際のサーベイを進めるにあたってはこれらの格子のうち、燃料棒が余り細すぎて製作上からの制限に低触する恐れのあるもの及び余り太すぎて燃料要素内に配列させる際に問題の出て来そうなものはさらに除外し、中空型は48、円環型は56格子に絞った。

### 2.3.2 パラメータの範囲

前節で述べたように寸法諸元の異なる格子としては中空型48、円環型56の104格子に絞られたわけであるが、この他にパラメーターとして燃料濃縮度、燃料カーネル外径、被覆燃料粒子充填率が残されており、これらを考慮すれば諸元の異なる格子は1000を超てしまうことになる。しかし、これら全ての格子に対してその燃焼特性計算を実行することは計算機の使用時間の上からも又労力の上からも不可能であり何らかの処理方法を考えることが必要になる。

そこで、高温ガス冷却炉の核特性とその表示因子について考えてみた。高温ガス冷却炉用燃料は燃料物質(今の場合酸化ウラン)を除けばその構成物質は全んど黒鉛であり、被覆層の一部に含まれるシリコンや冷却材ヘリウム及び各構成材に含まれる不純物、等は燃料物質や黒鉛に比較してその存在量は極めて少なく、その核特性に及ぼす影響は無視できる(但し、これは近似としての話で、サーベイ的な検討の場合には良いが詳細特性検討の場合には無視出来ないことは勿論である)。従って、核

\* 被覆層の厚さについてはTable 2.2に示すように固定された。

\*\* FACOM 230/60で500時間近く必要である。

Table 2.3 Dimensions of selected hollow fuel rods.

COMP. THICK. (mm)	DIA. (mm)	FUEL COMPACT		FUEL SLEEVE		COOLANT PATH	
		INNER (mm)	OUTER (mm)	INNER (mm)	OUTER (mm)	INNER (mm)	OUTER (mm)
6	6	6	18	18	28	28	31
	10	10	22	22	32	32	35
	16	16	28	28	38	38	41
	25	25	37	37	47	47	51
	40	40	52	52	62	62	67
8	6	6	22	22	32	32	35
	10	10	26	26	36	36	39
	16	16	32	32	42	42	46
	25	25	41	41	51	51	55
	40	40	56	56	66	66	71
10	10	10	30	30	40	40	43
	16	16	36	36	46	46	49
	25	25	45	45	55	55	59
	40	40	60	60	72	72	77
	60	60	80	80	94	94	100
12	10	10	34	34	44	44	47
	16	16	40	40	50	50	53
	25	25	49	49	61	61	65
	40	40	64	64	78	78	83
	60	60	84	84	98	98	103

(Note) 1. Ligament width 7, 10, 13, 16 (mm)

2. Rod array Triangular

Table 2.4 Dimensions of selected tubular fuel rods.

COMP. THICK. (mm)	DIA. (mm)	INNER SLEEVE		FUEL COMPACT		OUTER SLEEVE		COOLANT PATH	
		INNER (mm)	OUTER (mm)	INNER (mm)	OUTER (mm)	INNER (mm)	OUTER (mm)	INNER (mm)	OUTER (mm)
6	8	8	16	16	28	28	38	38	41
	10	10	20	20	32	32	42	42	45
	15	15	25	25	37	37	47	47	50
	22	22	32	32	44	44	54	54	58
	30	30	40	40	52	52	62	62	67
8	8	8	16	16	32	32	42	42	45
	10	10	20	20	36	36	46	46	49
	15	15	25	25	41	41	51	51	55
	22	22	32	32	48	48	58	58	62
	30	30	40	40	56	56	66	66	71
10	10	10	20	20	40	40	50	50	53
	15	15	25	25	45	45	55	55	58
	22	22	32	32	52	52	62	62	66
	30	30	40	40	60	60	70	70	75
	40	40	50	50	70	70	82	82	87
12	15	15	25	25	49	49	59	59	62
	22	22	32	32	56	56	66	66	70
	30	30	40	40	64	64	76	76	81
	40	40	50	50	74	74	88	88	93
	50	50	60	60	84	84	98	98	104

(Note) 1. Ligament width 7, 10, 13, 16 (mm)

2. Rod array Triangular

特性を表わす指標としてまず炭素対ウラン原子数密度比  $N_c/N_{U}$  及び炭素対ウラン 235 原子数密度比  $N_c/N_{U-235}$  (今の場合燃料濃縮度と等価) を取ることができ、前節で述べたパラメーターのうち燃料濃縮度を除いては陽に表れなくなる。さらに特性上から重要なもう一つの量として共鳴核種による共鳴吸収があり、これは共鳴積分を通してその影響度合を評価できる。現在の対象格子では燃料としてウランが使用されていることから<sup>238</sup> U 以外の核種に対する共鳴積分は無限希釈モデルで扱ってもよく、燃料体の非均質性をその共鳴積分にとり入れる核種としては<sup>238</sup> U を考えれば十分といえる。所で、高温ガス炉燃料は黒鉛の含有率が高く、共鳴積分は全んど共鳴核種 1 原子当りの実効散乱断面積(黒鉛の含有率に比例)によって決まる。従って、空間的非均質性にもとづく中性子遮蔽効果を考慮して正確な実効散乱面積を求められるならばこの値が指標となりうる。一方、空間的非均質性を考慮する場合、燃料体が二重非均質構造になっていることに基づいて実効散乱断面積も 2 種類を考えることが必要になる。一つは燃料コンパクト内の粒子燃料均質分散系に対するものであり(これを  $\sigma_m$  とする)、他は燃料棒の規則配列系に対するもの(これを  $\sigma_M$  とする)である。それ故に最終的な核特性表示としては  $N_c/N_{U}$ ,  $N_c/N_{U-235}$  (=濃縮度),  $\sigma_m$  及び  $\sigma_M$  の 4 量をとれば良いことになる。しかし、予備的解析を行った結果、上記 4 量のうち  $\sigma_m$  の影響はかなり小さくサーベイ計算の範囲では独立指標として扱う必要のないことがわかった(このことは燃料コンパクト内で燃料が粒子状になって黒鉛内に分散しているとしても又燃料核種と黒鉛が一様に混合しているとして扱っても共鳴積分に余り大きい違いが生じないことを示す。実際の計算結果の比較は後に示す)。そこで、今回のサーベイにおける核特性表示指標としては  $N_c/N_{U}$ , 燃料濃縮度及び<sup>238</sup> U に対する  $\sigma_M$  の 3 量がとられた。

次に問題になるのはサーベイの手順であるが、これは次のようになされた。

- (1) 前述した中空型及び円環型の 104 格子につき各々の  $N_c/N_{U}$  及び  $\sigma_M$  を算出する。但し、このとき被覆燃料粒子充填率をパラメーターとして扱う。
- (2)  $N_c/N_{U}$  及び  $\sigma_M$  の存在範囲を調べ、実際に格子燃焼計算を実行する  $N_c/N_{U}$  及び  $\sigma_M$  の点を決める。
- (3) DELIGHT-2 を用い(2)で決めた計算点に対して格子燃焼計算を実行する。
- (4) (3)の結果から最適な特性を与える  $N_c/N_{U}$  及び  $\sigma_M$  の範囲を求め、(1)の結果を参照しその最適範囲に含まれる格子を選び出す。

附録 5 に各格子に対する  $N_c/N_{U}$  が、また附録 6 は  $\sigma_M$  が各々示されている。又、Fig. 2.3 には  $N_c/N_{U}$  及び  $\sigma_M$  の存在分布を示した。これによると、 $N_c/N_{U}$  と  $\sigma_M$  には相関関係のあること、従って格子燃焼計算は ( $N_c/N_{U}$ ,  $\sigma_M$ ) に対するいくつかの代表点でのみ実行しておけば、全ての格子特性が推定できることがわかる。

なお、本サーベイにおける核特性表示指標の一つである燃料濃縮度としては 4, 6, 8 w/o の 3 点が取られた。これは今回の対象となったブロック・ピン型燃料体に対しては低濃縮ウランを燃料として用いる場合海外の設計例からみても平均濃縮度は 4 ~ 8 w/o の範囲に入ると考えられたためである。

\* 被覆燃料粒子の充填率が小さいほど違いは大きくなる。

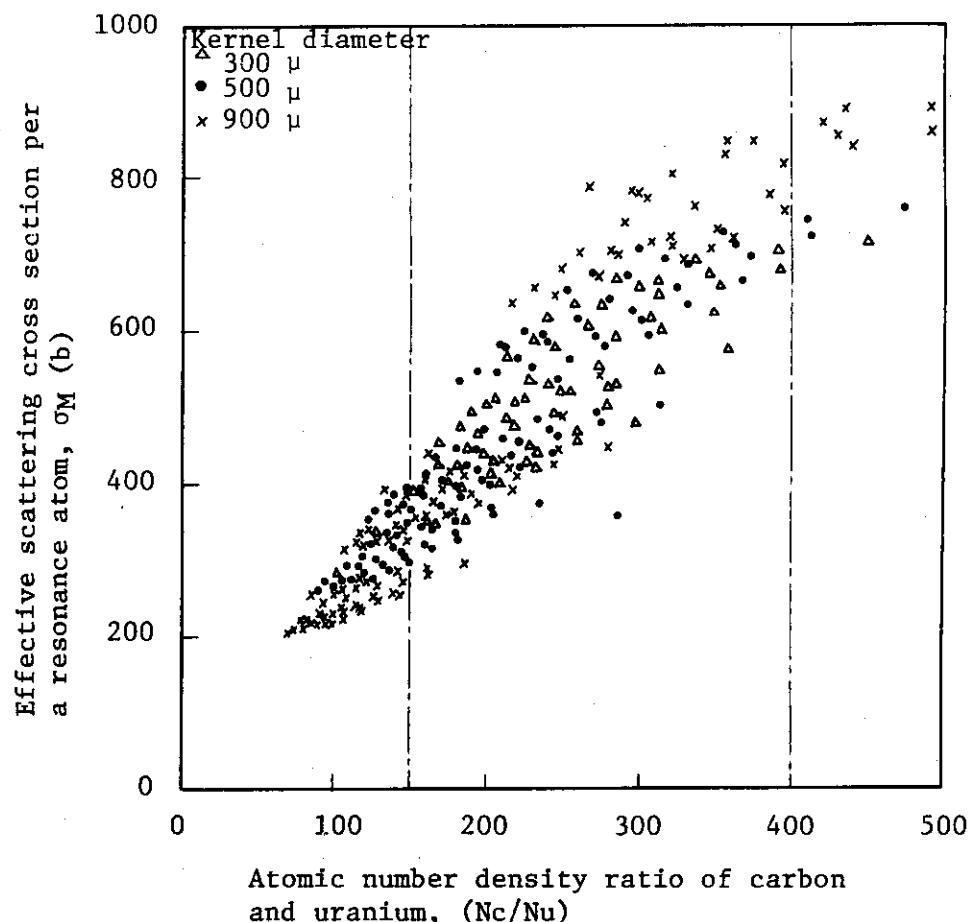


Fig. 2.3 Atomic number density ratio of carbon and uranium  $N_c/N_u$  and effective scattering cross section per a resonance atom,  $\sigma_M$  of selected lattices.

Table 2.5 Heavy metal density of fuel compact

$d_f(\mu)$	300	500	700	900
p.f.	(g/cm <sup>3</sup> )	(g/cm <sup>3</sup> )	(g/cm <sup>3</sup> )	0.407(g/cm <sup>3</sup> )
0.1				
0.2		0.483	0.668	0.813
0.3		0.724	1.002	1.220
0.4	0.507	0.966	1.336	
0.5	0.634			
0.6	0.761			
*	0.316	0.166	0.120	0.098
**	1.105	0.580	0.419	0.344

\* Packing fraction for heavy metal density 0.4g/cm<sup>3</sup>

\*\* Packing fraction for heavy metal density 1.4g/cm<sup>3</sup>

又、パラメーターである燃料カーネル外径としては海外の設計例を参考にして 300, 500, 700, 900  $\mu$  の 4 つを考えた。さらに被覆燃料粒子充填率に対しては燃料コンパクトの重金属密度を極力そろえるものとし次のようにとった (Table 2.5)。

<u>燃料カーネル直径</u>	300 $\mu$ ..... 40, 50, 60 v/o
	500 $\mu$ ..... 20, 30, 40 v/o
	700 $\mu$ ..... "
	900 $\mu$ ..... 10, 20, 30 v/o

### 2.3.3 計算点の選定

前節で格子に対する寸法諸元とその ( $N_c/N_U$ ,  $\sigma_M$ )との間に相関々係があること、従って全ての格子点に対して燃焼計算を実行する必要のないことを述べた。次に必要になるのは  $N_c/N_U$  及び  $\sigma_M$ についての実際の計算点を決めることがある。その際重要なのは Fig. 2.2 に示された格子点の大多数での特性が出来るだけ少なくとった計算点の特性から容易に内外挿できることである。このよ<sup>\*</sup>うな考えに基づき、本サーベイでは ( $N_c/N_U$ ,  $\sigma_M$ )の計算点として次の点をとった。

$$\begin{aligned}
 N_c/N_U &= 150, \quad \sigma_m = 250 b ; \quad \sigma_M = 250, 350, 450 b \\
 N_c/N_U &= 200, \quad \sigma_m = 250 b ; \quad \sigma_M = 350, 450, 550 b \\
 N_c/N_U &= 250, \quad \sigma_m = 250 b ; \quad \sigma_M = 450, 550, 650 b \\
 N_c/N_U &= 300, \quad \sigma_m = 250 b ; \quad \sigma_M = 550, 650, 750 b \\
 N_c/N_U &= 350, \quad \sigma_m = 250 b ; \quad \sigma_M = 650, 750, 850 b \\
 N_c/N_U &= 400, \quad \sigma_m = 250 b ; \quad \sigma_M = 750, 850, 950 b \\
 N_c/N_U &= 200, \quad \sigma_m = 150 b ; \quad \sigma_M = 450 b \\
 N_c/N_U &= 350, \quad \sigma_m = 150 b ; \quad \sigma_M = 750 b
 \end{aligned}$$

最後の 2 ケースは  $\sigma_m$  の影響を調べるためのものであり、燃焼特性を検討するための計算ケースは 18 ケースでこれが燃料濃縮度毎になされることになる。実際には濃縮度 6 w/o に対しては上記 18 ケースの計算が実行されたが、濃縮度が 4 及び 8 w/o に対しては  $N_c/N_U$  が 200, 300, 400 の場合についてだけ計算され、結局全計算ケースとしては 36 ケースとなった。

以上のように決められた ( $N_c/N_U$ ,  $\sigma_M$ ) の各点における燃焼特性が DELIGHT-2 により計算された。計算における主な条件は次の通りである。

#### (1) 空間モデル

高温ガス炉の核特性は均質炉のそれに近いので、本計算でも  $^{238}\text{U}$  の共鳴吸収計算を除いては均質モデルで取り扱うものとする。なお、 $^{238}\text{U}$  の共鳴吸収には空間的な二重非均質性を取り入れる。

#### (2) エネルギーモデル

中性子スペクトルは速中性子群 61, 熱中性子群 50 の計 111 群モデルで計算される（切断エ

\*  $N_c/N_U$  が 150 以下及び 400 以上の場合は除外されているが、これは海外の設計例からみてもブロック・ピン型燃料を使用する炉心に対してはこの領域は核特性上から好ましくないことが予想されたためである。

エネルギー 2.38 eV<sup>\*</sup>)。燃焼計算は次のように区分した 6 群モデルで行なった。

①	107 eV	~	$1.83 \times 10^5$ eV
②	$1.83 \times 10^5$ eV	~	6.48 eV
③	6.48 eV	~	2.38 eV
④	2.38 eV	~	1.45 eV
⑤	1.45 eV	~	0.65 eV
⑥	0.65 eV	~	0.0 eV

なお、熱中性子スペクトル計算で必要になる熱中性子に対する黒鉛の散乱カーネルは、自由ガスモデルに対する散乱法則を適用して算出された。又、速中性子スペクトル計算で必要になる分裂スペクトルには、<sup>235</sup>U のスペクトルが使用された。

### (3) DELIGHT-2 に対する入力値

#### (i) 出力密度

実用規模の原子炉をも想定するとともに冷却材出口平均温度 1000°C の達成という温度条件の厳しさも考え核分裂出力を 6 w/cm<sup>3</sup> とした。

#### (ii) 原子数密度

原子数密度算出にあたっては予備設計時の燃料体形状も考慮し、燃料コンパクト内径 10mm、同肉厚 6 mm、黒鉛スリープ肉厚 5 mm、冷却材流路巾 1.5 mm、黒鉛リガメント巾 10 mm、被覆燃料粒子充填率 20 v/o で燃料カーネル外径 500 μ の場合を想定し基準格子とした。そして、この格子に於て燃料濃縮度 6 w/o の場合について核種別に原子数密度を算出し、Nc/N<sub>U</sub> の各値に対して炭素の原子数密度を調整した。又、燃料濃縮度の違いは<sup>235</sup>U 及び<sup>238</sup>U の原子数密度のみで調整するものとした。燃料濃縮度 6 w/o の基準格子に対する原子数密度は次の通り。

<sup>235</sup> U :	$1.27700 \times 10^{-5}$	( $\times 10^{24}$ , n/cm <sup>3</sup> )
<sup>238</sup> U :	$1.97534 \times 10^{-4}$	( " )
<sup>16</sup> O :	$4.20767 \times 10^{-4}$	( " )
C :	$7.44120 \times 10^{-2}$	( " )
Si :	$2.27652 \times 10^{-4}$	( " )
<sup>10</sup> B :	$2.00484 \times 10^{-8}$	( " )
He :	$9.21136 \times 10^{-6}$	( " )
H :	$5.82089 \times 10^{-7}$	( " )

一方、Nc/N<sub>U</sub> の各値に対して調整された炭素の原子数密度は次の通り。

Nc/N <sub>U</sub> = 150 :	$3.1546 \times 10^{-2}$	( $\times 10^{24}$ , n/cm <sup>3</sup> )
200 :	$4.2061 \times 10^{-2}$	( " )
250 :	$5.2576 \times 10^{-2}$	( " )
300 :	$6.3091 \times 10^{-2}$	( " )
350 :	$7.3607 \times 10^{-2}$	( " )

\* 热中性子領域から速中性子領域への上方散乱は無視されるため切断エネルギーが 2.38 eV と高く設定されている。

$$N_c/N_U = 400 : 8.4122 \times 10^{-2} (\times 10^{24}, n/cm^3)$$

## (III) 燃料温度、減速材温度

定格運転状態を想定するが、厳密に計算することはせず従来の使用値、等を参考にし便宜上燃料温度 900°C、減速材温度 700°C を仮定した。

## (IV) 共鳴吸収計算用定数

共鳴吸収に空間遮蔽効果を考慮する核種は  $^{238}\text{U}$  のみとし、燃料カーネル内原子数密度は  $2.0767 \times 10^{22} (n/cm^3)$ 、ポテンシャル散乱断面積は 8.1 バーン、燃料カーネル内の  $^{238}\text{U}$  の 1 原子当りの全散乱断面積は 15.5 バーンに固定された。又、燃料コンパクト内において中性子が燃料カーネルに入射する確率を示す DCOFF は零に固定し、燃料カーネルの mean chord length を示す CHORD はパラメーターとして扱かった  $\sigma_m$  が所定の値になるように調整した。使用値は  $\sigma_m$  が 250 のとき 0.1955、 $\sigma_m$  が 150 のとき 0.3408 である。一方、 $\sigma_M$  を計算するための入力値である CELDAN も今回パラメーターとして扱かれた  $\sigma_M$  を所定の値にするように調整し使用された。実際の使用値はパラメーターとして予め設定された値から 15.5 バーンを差引いた値となる。

## (V) バッククリング

中性子束に軸方向余弦分布、径方向  $J_\theta$  分布を仮定した形状バッククリングとし次式で算出した。

$$B^2 = \{ \pi / (H + \delta h_1 + \delta h_2) \}^2 + \{ 2.405 / (Rc + \delta r) \}^2.$$

但し、H は炉心高さ、Rc は炉心半径、 $\delta h_1$  及び  $\delta h_2$  は各々炉心上下部の反射体厚さ、 $\delta r$  は径方向反射体厚さである。本サーベイでは炉心高さに 600 cm、炉心半径に 45.94 cm、反射体厚さに 100 cm が各々想定された。なお、炉心半径算出にあたっては原子炉出力 1000 MWe の大型炉規模の炉心が仮定された。なお、この値は DELIGHT-2 への入力値に対する便宜上の値である。

## (VI) 燃焼ステップ

燃焼ステップは燃焼度 100,000 MWD/T まで 42 ステップとった。ステップ巾は第 1 ステップ 200 MWD/T、第 2 ステップ 800 MWD/T、第 3、4 ステップ 2000 MWD/T になるようになり、その後は 2500 MWD/T 每とした。又、中性子スペクトル計算は燃焼度 0, 1000 MWD/T 時に行ない、以後 10000 MWD/T 每に実行するものとした。使用された燃焼ステップに対する時間巾は次の通り。

$N_c/N_U$	ステップ 1 (day)	ステップ 2 (day)	ステップ 3, 4 (day)	ステップ 5 ~ 42 (day)
150	5.90	2.354	5.8.85	7.3.57
200	4.62	1.845	4.6.11	5.7.65
250	3.70	1.476	3.6.89	4.6.12
300	3.08	1.230	3.0.74	3.8.43
350	2.64	1.054	2.6.35	3.2.94
400	2.31	9.22	2.3.06	2.8.82

\* 散乱体としては酸素が考慮されている（散乱断面積 3.7 バーン）。

## (VII) 核分裂生成物の放出率

核分裂生成物の冷却材への放出は考えず、全て蓄積を仮定した。

以上を基にDELIGHT-2 により選定計算点毎に格子燃焼特性が求められるが、前節までの説明からも明らかなように、求められる特性は格子の無限配列系に対するものである。従って有限炉心系の特性としてはこの結果に補正を必要とするが、本サーベイにおいてはこれをバックリングにより補正した。即ち、まず標準格子における中性子移動面積  $M^2$  を濃縮度毎に算出する（燃焼度によっても違ってくるが、検討した結果濃縮度の違いほどには影響がないことがわかり濃縮度毎に燃焼度の代表点を定め、その点での値で代表した）。本サーベイでは燃料濃縮度 4, 6 及び 8 w/o に対して各々燃焼点がほぼ 30000, 500000 及び 70000 MWD/T の値である 570, 513, 495 cm<sup>2</sup> が採用された。次いで出力規模毎に炉心の形状バックリングを  $B^2 = \{ \pi / (H + 2\delta h) \}^2 + \{ 2.405 / (Rc + \delta r) \}^2$  により算出する。但しこのとき、炉心高さ (H) は実験炉、原型炉及び実用炉規模炉心に対して各々 250, 500, 500 cm を仮定するものとし、炉心半径 (Rc) は出力密度に 6 w/cm<sup>3</sup> を仮定して求めた。なお、反射体厚さは径方向 ( $\delta h$ ) も 100 cm と仮定された。実験炉、原型炉、実用炉の各出力規模炉心に対して求められたバックリング ( $B^2$ ) は各々  $1.77 \times 10^{-4}$ ,  $5.20 \times 10^{-5}$ ,  $3.32 \times 10^{-5}$  (cm<sup>2</sup>) である。最後に中性子移動面積 ( $M^2$ ) とバックリング ( $B^2$ ) とから実効増倍率が 1.0 になる無限増倍率を  $(1+M^2B^2)$  として求める。本サーベイで最終的に無限増倍率に対する切断値として得られた値は次の通りである。

	4 w/o	6 w/o	8 w/o
実験炉規模	1.1005	1.0905	1.0873
原型炉規模	1.0296	1.0267	1.0257
実用炉規模	1.0189	1.0170	1.0164

### 3. 格子核特性

前章で格子特性が炭素対ウラン原子数密度比  $N_c/N_U$ 、ウラン 238 1 原子当りの実効散乱断面積  $\sigma_m$  及び燃料濃縮度  $e$  を指標として表示しうることを述べ、実際に格子燃焼計算を実行する ( $N_c/N_U$ ,  $\sigma_m$ ) 座標点が設定された。その設定点での核特性が DELIGH-2 を用いて解析された。

Fig. 3.1 ~ 3.3 に設定格子点に対する燃焼曲線を示した。これらの図から (1)  $N_c/N_U$  が大きくなるほど初期余剰反応度が高くなること、(2)  $\sigma_m$  が大きいほど転換比が高くなり燃焼にともなう反応度減少率が小さくなること（初期余剰反応度は減少する）、等がすぐわかる。Table 3.1 ~ 3.3 に一般的な核特性を、また Fig. 3.4 ~ 3.5 に初期余剰反応度についての特性を各々示した。これらの結果からさらに (1) 初期余剰反応度は  $N_c/N_U$  が増すとともに飽和する傾向にあること、(2) 燃焼度を高める観点からは  $\sigma_m$  を増して転換比を高めるより  $N_c/N_U$  を高くして初期余剰反応度を大きくする方がやや有利であること ( $N_c/N_U$  が 400 以下の場合)、(3) 従って初期余剰反応度や燃焼度を高めるには濃縮度をあげるだけでなく  $N_c/N_U$  による調整も有効であること、等がわかる。

最後に燃料コンパクト内における  $^{238}\text{U}$  1 原子当りの実効散乱断面積  $\sigma_m$  の影響をみよう。前章では核特性に及ぼす  $\sigma_m$  の影響が無視しうることを述べたが、Table 3.1 に実際の検討結果を示した。即ち、 $N_c/N_U$  が 200 ~ 350 の系に対して  $\sigma_m$  が 150 と 250 の場合の無限倍率の違いが～ 0.00034k 程度、燃焼度の違いが 100 MWD/T 以下、転換比の違いが高々 0.001 程度、減損ウラン量やプルトニウム生成量の見積り違いは 0.3 g/kg HM 以下である、等がわかる。従って、この程度の違いは本サーベイの範囲内では無視したとしてもさほど影響がないといえよう。

以下、初期余剰反応度、燃焼度、燃料炉内滞在時間、径年ピーキング係数、天然ウラン所要量およびプルトニウム生成量の各量と  $N_c/N_U$ 、 $\sigma_m$  及び燃料濃縮度との関係について述べる。

#### 3.1 初期余剰反応度

核特性量のうち最初に着目すべきものは初期余剰反応度である。本サーベイの結果を炉心出力規模別に Table 3.4 及び Fig. 3.6 に示す。初期余剰反応度は一般に次のように考えられる。実用規模炉心では運転時挿入制御棒本数を減少せしめるため初期余剰反応度を極力低め、転換比を上げることによって高燃焼度を達成することが望ましい。逆に、実験炉規模炉心では種々の照射実験や予め設定された条件での長時間連続運転の達成、等経済性の追求よりも実験実施がその目的であることから、高燃焼度達成よりも初期余剰反応度をある程度高める設計をする方が望ましい。Table 3.4, Fig. 3.6 から次のことがわかる。

(1) 初期余剰反応度は  $N_c/N_U$  に著しく依存し、その依存度は燃料濃縮度が低いほど、また  $N_c/N_U$  や  $\sigma_m$  が小さいほど著しい。そして  $N_c/N_U$  が大きくなると急激に飽和性を示す（最大初期余剰反応度を与える  $N_c/N_U$  の値はほぼ 500 ~ 600 と推定される）。なお、 $\sigma_m$  が小さいということは燃料体の非均質性が強いことを意味する。

(2) 又、初期余剰反応度は  $\sigma_m$  にも強く依存し、燃料濃縮度が低いほど、 $N_c/N_U$  や  $\sigma_m$  が小さいほど

\* 寸法諸元的には被覆燃料粒子充填率が大きいこと、燃料棒が太いこと、燃料棒配列間隔が小さく稠密配列（例えばクラスター型）である、等を意味する。

どその依存度は強い。従って初期余剰反応度を高めるためには非均質性の強い燃料体にすればよい。なお、 $\sigma_M$ に対する依存にも飽和性がある。

(3) 実験炉規模と実用炉規模炉心には反応度について 5 ~ 7 % の相違が生ずる（炉心寸法の違いに起因して中性子漏洩率の違いによって起る）。従って、実用規模炉心にはそれだけ余裕があり、燃料濃縮度を低減したり（本サーベイでは 2 ~ 3 % 減じうる）、 $N_c/N_U$  を減じて転換比を上昇せしめ燃焼度を高めたり、またプルトニウム生成量を増加せしめる設計が可能になるといえる。

### 3.2 燃 燃 度

燃焼度は核燃料サイクル費を通して経済性に直接影響を与えるため実用規模原子炉にとって最も重要な核特性量の一つといえる。Table 3.5 ~ 3.7 及び Fig. 3.7 に本検討での結果を示す。燃焼度算出にあたっては燃料交換に実験炉規模炉心では 3 バッチ、原子炉及び実用炉規模炉心では 6 バッチの各交換が想定された。検討結果からわかるることは次の通り。

- (1) 燃焼度の  $N_c/N_U$  や  $\sigma_M$  による変化は定性的には初期余剰反応度に対するものと全んど同様である。但し、 $N_c/N_U$  や  $\sigma_M$  が大きくなった場合の燃焼度の飽和性は初期余剰反応度の場合より強く、その程度も大型炉心ほど著しい。
- (2) 従って、黒鉛減速炉心では  $N_c/N_U$  が特に大きい系でない限り（大型炉の場合約 400 程度が目安値と考えられる），その燃焼度は全んど初期余剰反応度の大きさで決まる傾向にあるといえる。
- (3) 特に、実験炉規模の炉心で高燃焼度を達成しようとする時には  $N_c/N_U$  を高め、燃料濃縮度を高め、 $\sigma_M$  を極力小さくして初期余剰反応度を高める必要があるわけである。
- (4) 但し、実用炉規模炉心では  $N_c/N_U$  が 350 ~ 400 以上になっても燃焼度は余りのびず、初期余剰反応度だけが大きくなつて炉制御上から好ましくなく、注意が必要である。<sup>\*\*</sup>
- (5) 以上のことからして、実用炉規模炉心に対しては  $N_c/N_U$  を 250 ~ 300 程度に設定するのがよく、実験炉規模炉心に対しては反応度制御上許容しうる範囲内でやや高めに設定するのが有利といえる。

### 3.3 燃料の炉内滞在時間

燃料の炉内滞在時間が余りに短かいと燃料の調達頻度や調達必要量が多くなり（燃料交換間隔が短かくなったり、交換量が増す）運転管理上望ましくない。逆に余り長くなると金利がかさみ核燃料サイクル費をあげる結果になる。従って、燃料には適切な炉内滞在時間が必要である。本サーベイでの検討結果を Table 3.8, Fig. 3.8 に示した。これらの結果から次のことがわかる。

- (1) 炉内滞在時間は炉心大きさによって著しく変り、実用炉規模炉心では実験炉規模炉心の場合にくらべ 50 % 前後長くなる。これは炉心が大きくなると中性子漏洩率が減じ燃焼度が大きくなることによる。
- (2) 濃縮度が高くなると初期余剰反応度が増すため燃焼度が大きくなり燃料の炉内滞在時間は長くなる。
- (3) 一方、 $\sigma_M$  と燃料の炉内滞在時間の関係は  $\sigma_M$  と燃焼度の関係と全く同様である。

\* 点燃焼度を  $B_0$  とすれば、燃料交換バッチ数  $n$  の場合の燃焼度は  $B_0$  に  $2n/(n+1)$  を乗じて近似できる。

\*\*  $N_c/N_U$  が大きくなると転換比が減少するためである。

(4) しかし、 $N_c/N_U$  と燃料炉内滞在時間との関係は複雑である。即ち、 $N_c/N_U$  が大きくなると比出力が増加し、燃料炉内滞在時間が短縮する傾向にあるため、 $N_c/N_U$  の増加とともに燃焼度の増加率が大きい場合 ( $N_c/N_U$  の絶対値が低いとき) には  $N_c/N_U$  の増加とともに燃料の炉内滞在時間は長くなる。しかし、燃焼度の増加率が小さくなり飽和性が強くなると燃料の炉内滞在時間は逆に  $N_c/N_U$  の増加とともに短くなる。炉心が大きいほどこの  $N_c/N_U$  の増加に対する燃焼度の飽和性が強くなるためこの傾向が著しくなるといえる。

Table 3.8 及び Fig. 3.8 は原子炉の運転負荷率に 100 %、出力密度に原型及び実用規模炉心で  $6 \text{ w/cm}^3$ 、実験規模炉心で  $5 \text{ w/cm}^3$  を想定した時の結果であり、燃料の炉内滞在時間の実際の値はこれらの使用値によって変ってくることを念頭に入れておく必要があるといえよう。

### 3.4 径年ピーキング係数

出力ピーキング係数は炉心設計上非常に重要な量であるが、これは燃料体、炉心及び反射体寸法や燃料装荷方式の違い即ち炉心構成の違いで著しく変るもので、格子サーベイの範囲では正しい推定が不可能である。しかし、本サーベイにも何らかの形で出力ピーキングの効果を考慮することは有意と考えられるので、今回径方向出力ピーキングの効果を取り入れるものとした。今、炉心が燃焼時間の異なるいくつかの燃料交換領域の組を単位とし構成されていると考える(この考えは実用規模炉心のように炉心が大きい場合により現実的である)。このとき、径方向出力ピーキングは大雑把に(1)径方向に対する中性子束のグロス分布に起因するもの、(2)炉心をいくつかに区分することによって定められた単位領域内における、燃料の燃焼時間の違いに起因するもの、(3)燃料の燃焼時間の違いにともなう中性子束の局所的傾向に起因するもの、の 3 つに区分できる。このうち、(1)及び(3)は実際の炉心寸法や燃料体寸法に依存するため推定が出来ないものの(2)については燃料の燃焼時間の違いが各燃料の分裂断面積の違いとして評価できる関係上、格子特性サーベイでも考慮できることになる。このピーキング係数を径年ピーキング係数 (age peaking factor) と呼ぶが、径方向出力ピーキングを考える場合には通常この径年ピーキング係数が絶対値的にも、燃焼にともなう変動の面でも最も大きく、従ってオリフィスによる調節を行う場合にも考慮しなければならない最も重要な因子である。以上の理由から径年ピーキング係数だけでも考慮することは極めて有意といえる。本サーベイでの炉心モデルが低濃縮ウランを燃料とした一様炉心であることからこの径年ピーキング係数は概略次のように定義できる。

$$APF = \frac{\Sigma_f(B_i)}{\frac{1}{2} (\Sigma_f(B_i) + \Sigma_f(B_f))}$$

ここで、 $\Sigma_f(B_i)$  は燃焼初期の分裂断面積、 $\Sigma_f(B_f)$  は燃焼終期の分裂断面積であり、燃焼にともなう分裂断面積の変化に直線性を仮定した。<sup>\*\*\*</sup> 検討結果を Table 3.9 ~ 3.11, Fig. 3.9 に示した。

\* 従って、組を構成する燃料交換領域の数だけの異なる組成の燃料があることになる(分散型燃料交換の一型式)。

\*\* 厳密には取り出し時の燃焼点ではなく、その前の交換時での燃焼点での値である。従って本サーベイでの結果はやや過大評価となる。

\*\*\* この仮定も大きい推定誤差を生ぜしめないと考えられる。

これらの結果から次のことがわかる。

- (1) 径年ピーキング係数と  $N_c/N_U$  及び  $\sigma_M$  との定性的関係は初期余剰反応度に対するものとはほぼ同様である。但し、 $N_c/N_U$  や  $\sigma_M$  が大きい場合の飽和性は全んど見られないことには特に注意する必要がある。
- (2) 従って、径年ピーキング係数は炉心が大きくなるほど、 $N_c/N_U$  が大きいほど、 $\sigma_M$  が小さくなるほど、そして燃料濃縮度が高くなるほど大きくなる。即ち、径年ピーキング係数は初期余剰反応度が大きいほど大きくなるといえる。

なお、図中に 1.0 以下の径年ピーキング係数が存在するが、これは燃焼終期での燃焼度がかなり小さい為プルトニウムの蓄積量が多くその点での分裂断面積が燃焼初期におけるそれより大きくなる結果として生じたもので、ピーク点が旧燃料にあることを意味するものである。<sup>\*</sup>

### 3.5 天然ウラン所要量とプルトニウム生成量

天然ウラン所要量は主として資源論的立場から、プルトニウム（分裂性）生成量は核燃料サイクルコスト評価上から各々重要な量であり、実用規模の大型炉に対して他型式炉との比較を行う場合に特に考慮されねばならない。しかし、実用規模炉心の場合でも本サーベイの対象炉のようにプロセスヒート利用という特殊な用途を目標とした原子炉の場合には通常の他型式発電専用炉と同一次元での単純比較は必ずしも正しいとはいえない（勿論、単純比較でも有利であれば最も望ましいことである）。以上の観点から、本サーベイではこれらの量は一応の目安量と考え、格子選定のための条件とは考えなかった。検討結果は Table 3.5～3.7, Table 3.12～3.14 及び Fig. 3.10～3.11 に示した。これらの結果から次のことがわかる。

- (1) 天然ウラン所要量は当然のことながら炉心が大きいほど燃焼度が高くなることによって少なくなる。しかし、燃焼度が余り大きくなるとプルトニウム自身が燃焼することから、プルトニウム生成量は逆に大型炉心ほど少なくなる。
- (2) (1)と同様の観点から濃縮度を高めると天然ウラン所要量は少なくなるが、プルトニウム生成量も少なくなる。
- (3)  $N_c/N_U$  は小さいほど減速能が低く転換比が高くなつてプルトニウム生成量は多くなる。しかし、初期余剰反応度が小さくなり燃焼度が減るため天然ウラン所要量も多くなる。
- (4)  $\sigma_M$  も大きいほど  $^{238}\text{U}$  の共鳴吸収が増し転換比が高くなるためプルトニウム生成量は多くなるが、燃焼度が減少するため天然ウラン所要量も多くなる。
- (5) 従って天然ウラン所要量とプルトニウム生成率とは相反関係にあることから、然るべき条件さえ設定できれば両者の適合点 ( $N_c/N_U$ ,  $\sigma_M$  及び濃縮度の組合せ点) を探せるわけである。
- (6) ちなみに、2.2節(5)で設定した条件（軽水炉の標準値に近いと考えられる値）を適用すると大型炉に対する適合  $N_c/N_U$  値は 240～250 程度になる。しかし、この程度の  $N_c/N_U$  値では燃焼度がやや低くなり、燃料サイクルコストの面からは好ましくなかろう。<sup>\*\*</sup>

\* 表示上はピーキング係数は 1.0 以上でなければならないが、本文に述べた物理的意味を明確にしておくことも考慮し、定義通りに表示した。

\*\*  $N_c/N_U$  は少なくとも 270 前後に設定した方が良かろう。この意味で、ウラン燃料を用いた高温ガス炉は少なくとも天然ウラン所要量及びプルトニウム生成量の観点からは必ずしも軽水炉よりも秀れているとはいひ難い。

Table 3.1 Burnup characteristics of 6w/o uranium fueled lattices.

LATTICE Nc/Nu- $\delta M-\delta m$	$k_\infty$	$B_0^\infty$	CONVERSION RATIO		NUCLIDE CONTENT*		RI
			INITIAL	FINAL	(g/kgU)	(g/kgU)	
150-250	1.2645	29,200	0.497	0.727	32.3	10.8	13.3
	350	1.1912	17,100	0.589	0.749	42.2	9.1
	450	1.1333	10,200	0.670	0.768	48.6	6.9
200-350-250	1.3064	40,600	0.464	0.724	24.9	11.3	14.8
	450	1.2542	29,500	0.525	0.744	32.8	11.2
	550	1.2113	22,100	0.579	0.759	38.4	10.5
250-450-250	1.3392	49,000	0.435	0.715	19.9	10.5	12.7
	550	1.2996	41,700	0.479	0.732	24.9	11.5
	650	1.2660	34,200	0.519	0.746	29.9	11.6
300-550-250	1.3646	53,400	0.412	0.701	17.1	9.2	14.8
	650	1.3348	50,200	0.444	0.718	19.7	10.6
	750	1.3078	45,600	0.474	0.732	22.7	11.5
350-650-250	1.3865	55,900	0.391	0.688	15.0	8.3	13.9
	750	1.3609	53,800	0.417	0.703	17.1	9.1
	850	1.3397	52,000	0.441	0.718	18.5	10.3
400-750-250	1.4028	56,400	0.374	0.675	14.2	7.3	12.3
	850	1.3824	55,200	0.395	0.686	15.5	8.0
200-450-150	1.2539	29,500	0.525	0.745	32.7	11.3	14.1
	350-750-150	1.3612	53,900	0.418	0.704	16.9	9.3

\* g/kg IHM (Initial heavy metal)

Table 3.2 Burnup characteristics of 4w/o uranium fueled lattices.

LATTICE Nc/Nu- $\sigma$ <sub>M</sub> - $\sigma$ <sub>m</sub>	k <sub>∞</sub>	B <sub>0</sub> <sup>∞</sup>	CONVERSION RATIO		NUCLIDE CONTENT*			RI
			INITIAL	FINAL	<sup>235</sup> U	Pu fissile	Pu total	
200-350-250	1.2454	(MWD/T) 23,200	0.545	0.753	(g/kgU) 19.9	(g/kgU) 7.9	(g/kgU) 10.4	56.7
	450	1.1935 16,600	0.613	0.771	24.7	7.4	9.3	64.7
	550	1.1502 11,700	0.675	0.785	28.5	6.5	7.8	71.8
300-550-250	1.2974	32,200	0.483	0.727	14.0	7.3	10.9	71.8
	650	1.2672 28,900	0.520	0.741	16.4	7.8	11.2	78.2
	750	1.2405 25,700	0.553	0.752	18.6	8.1	11.2	84.0
400-750-250	1.3295	35,300	0.441	0.699	11.8	6.1	10.0	84.0
	850	1.3094 34,200	0.464	0.710	12.8	6.6	10.6	89.3
	950	1.2913 33,000	0.485	0.719	13.8	7.1	11.0	94.3

\* g/kg IHM ,

Table 3.3 Burnup characteristics of 8w/o uranium fueled lattices.

LATTICE Nc/Nu- $\sigma$ <sub>M</sub> - $\sigma$ <sub>m</sub>	k <sub>∞</sub>	B <sub>0</sub> <sup>∞</sup>	CONVERSION RATIO		NUCLIDE CONTENT*			RI
			INITIAL	FINAL	<sup>235</sup> U	Pu fissile	Pu total	
200-350-250	1.3402	(MWD/T) 58,200	0.414	0.697	(g/kgU) 29.0	(g/kgU) 14.0	(g/kgU) 18.3	56.7
	450	1.2896 44,600	0.469	0.720	38.7	15.0	18.6	64.7
	550	1.2474 34,200	0.519	0.734	46.6	14.5	17.5	71.8
300-550-250	1.4028	73,800	0.369	0.678	19.3	10.7	16.3	71.8
	650	1.3726 70,600	0.399	0.696	22.3	12.5	18.1	78.2
	750	1.3460 65,700	0.427	0.711	26.0	14.0	19.5	84.0
400-750-250	1.4449	76,500	0.335	0.651	16.1	8.4	14.2	84.0
	850	1.4246 76,300	0.354	0.666	17.1	9.3	15.4	89.3
	950	1.4062 75,800	0.372	0.677	18.4	10.3	16.5	94.3

\* g/kg IHM

Table 3.4 Influence of atomic number density ratio of carbon and uranium ( $N_c/N_u$ ) and effective scattering cross section per a resonance atom ( $\sigma_M$ ) on excess reactivity.

POWER ENRICH. $(w/o)$	50Mwt			1000Mwt			3000Mwt		
	4	6	8	4	6	8	4	6	8
150-250		13.76			18.80			19.58	
350		8.45			13.81			14.62	
450		3.77			9.40			10.27	
200-350	11.64	16.53	18.87	17.33	21.41	23.47	18.13	22.15	24.16
450	7.79	13.05	15.69	13.73	18.14	20.46	14.63	18.91	21.19
550	4.32	9.97	12.83	10.48	15.24	17.77	11.42	16.04	18.52
250-450		18.57			23.34			24.06	
550		16.09			21.00			21.75	
650		13.86			18.90			19.67	
300-550	15.18	20.09	22.49	20.64	24.76	26.88	21.46	25.47	27.55
650	13.16	18.30	20.79	18.75	23.08	25.27	19.59	23.81	25.95
750	11.28	16.62	19.22	17.00	21.49	23.80	17.86	22.23	24.49
350-650		21.35			25.95			26.65	
750		19.87			24.56			25.27	
850		18.60			23.37			24.09	
400-750	17.23	22.26	24.75	22.56	26.81	29.01	23.36	27.50	29.66
850	15.95	21.12	23.68	21.37	25.73	28.00	22.19	26.43	28.65
950	14.78	20.10	22.68	20.27	24.78	27.06	21.09	25.49	27.72

\* Unit: %  $\Delta k_{eff}/k_{eff}$

Table 3.5 Influence of atomic number density ratio of carbon and uranium ( $N_c/N_u$ ) and effective scattering cross section per a resonance atom ( $\sigma_M$ ) on burnup characteristics, (1).

Enrichment 4 w/o												
POWER $N_c/N_u-\sigma_M$	50Mwt			1000Mwt			3000Mwt					
	B(GWD/T) **	$^{235}U$	Pu fissile	Pu total **	B(GWD/T) **	$^{235}U$	Pu fissile	Pu total **	B(GWD/T) **	$^{235}U$	Pu fissile	Pu total **
150-250	- / -	-	-	-	- / -	-	-	-	/	-	-	-
350	- / -	-	-	-	- / -	-	-	-	/	-	-	-
450	- / -	-	-	-	- / -	-	-	-	/	-	-	-
200-350	9.5/14.3 5.1/7.7	26.0 31.7	5.8 4.3	7.3 5.0	18.2/31.1 12.6/21.5	14.5 21.5	9.6 8.8	13.1 11.3	19.8/33.9 13.9/23.8	14.5 20.3	9.6 9.4	13.1 12.1
550	- / -	-	-	-	8.3/14.2	26.7	7.5	9.1	9.4/16.1	25.4	8.2	10.1
250-450	- / -	-	-	-	- / -	-	-	-	- / -	-	-	-
550	- / -	-	-	-	- / -	-	-	-	- / -	-	-	-
650	- / -	-	-	-	- / -	-	-	-	- / -	-	-	-
300-550	16.2/24.3 13.4/20.1 10.9/16.4	18.6 19.7 24.5	6.5 6.5 6.3	9.2 8.8 8.2	26.8/45.8 23.5/40.2 20.2/34.5	8.7 11.76 14.4	7.9 8.8 9.3	12.7 13.2 13.5	28.5/48.7 25.3/43.3 22.1/37.8	7.7 10.4 13.1	7.9 9.0 9.7	13.0 13.8 14.2
350-650	- / -	-	-	-	- / -	-	-	-	- / -	-	-	-
750	- / -	-	-	-	- / -	-	-	-	- / -	-	-	-
850	- / -	-	-	-	- / -	-	-	-	- / -	-	-	-
400-750	20.7/31.1 18.8/28.2 17.2/25.8	14.0 16.0 17.7	6.0 6.3 6.5	9.4 9.5 9.5	30.5/52.2 29.0/49.6 27.6/47.2	5.5 6.8 8.1	6.2 6.9 7.6	11.8 12.4 13.0	32.2/55.9 30.8/52.7 29.4/50.3	4.7 6.7 7.1	6.2 6.9 7.6	12.0 12.7 13.4

\* (point)/(1.5×point)...50Mwt, \*\* g/kg initial metallic uranium (point)/(1.71×point)...1000, 3000Mwt

Table 3.6 Influence of atomic number density ratio of carbon and uranium ( $N_c/N_u$ ) and effective scattering cross section per a resonance atom on burnup characteristics, (2).

Enrichment 6 %		50Mwt				1000Mwt				3000Mwt			
POWER	$N_c/N_u - \sigma_M$	B(GWD/T)	$^{235}U$	Pu fissile	Pu total	B(GWD/T)	$^{235}U$	Pu fissile	Pu total	B(GWD/T)	$^{235}U$	Pu fissile	Pu total
150-250	13.6/20.4 6.3/9.5 450 0.2/0.3	38.8 49.1	8.5 5.7	10.1 6.4	23.5/40.3 13.2/22.6 7.2/12.3	25.5 37.9 46.7	13.2 11.2 8.0	16.5 13.4 9.2	25.5/43.7 14.7/25.2 8.3/14.2	22.6 36.0 45.0	13.8 12.2 9.0	17.4 14.6 10.4	
200-350	20.6/30.9 450 550	30.9 39.3 45.8	9.8 8.7 7.1	12.5 10.6 8.3	33.2/56.9 23.8/40.8 17.4/29.8	17.1 26.2 33.3	12.8 13.6 12.9	17.6 17.5 15.9	35.8/61.4 25.8/44.2 19.0/32.6	15.3 24.5 31.5	13.0 14.2 13.8	18.1 18.4 17.1	
250-450	27.2/40.8 550 650	24.3 31.4 36.5	9.9 9.8 9.4	13.5 12.8 11.8	41.8/71.7 33.9/58.1 27.6/47.3	10.8 17.3 23.0	10.9 12.9 13.8	16.9 18.3 18.5	44.3/75.9 36.4/62.4 29.8/51.1	9.4 15.7 21.3	10.8 13.1 14.3	17.1 18.8 19.4	
300-550	31.5/47.3 650 750	20.2 24.4 28.6	9.0 9.9 10.2	13.2 13.8 13.7	46.8/80.2 42.6/73.0 37.6/64.5	7.4 10.6 14.6	8.7 11.0 12.6	15.4 17.5 18.8	48.8/83.7 <sup>a</sup> 45.2/77.5 40.6/69.6	6.4 9.4 12.9	8.6 10.9 12.7	15.6 17.7 19.3	
350-650	36.2/54.3 750 850	15.7 19.5 22.5	8.3 9.0 9.8	13.2 13.6 14.2	49.9/85.5 <sup>b</sup> 47.1/80.7 <sup>b</sup> 44.6/76.5	4.4 7.3 9.3	7.5 8.7 10.4	14.6 15.9 17.4	52.0/89.1 <sup>b</sup> 49.6/85.0 <sup>b</sup> 47.2/80.9	3.3 6.1 8.1	7.3 8.5 10.2	14.8 16.0 17.6	
400-750	38.6/57.9 850 950	13.5 15.9 17.9	7.2 8.0 8.9	12.4 13.2 13.9	51.2/87.8 <sup>b</sup> 49.5/84.9 <sup>b</sup> 48.4/83.0 <sup>b</sup>	2.8 4.9 6.2	6.2 7.2 8.5	13.7 14.7 16.0	53.0/90.9 <sup>b</sup> 51.6/85.4 <sup>b</sup> 50.8/87.1 <sup>b</sup>	1.8 3.8 5.1	6.1 7.0 8.3	13.8 14.8 16.2	

\* (point)/(1.50×point)...50Mwt,  
(point)/(1.71×point)...1000, 3000Mwt

\*\* g/kg initial metallic uranium

<sup>a</sup> Extrapolated value

Table 3.7 Influence of atomic number density ratio of carbon and uranium ( $N_c/N_u$ ) and effective scattering cross section per a resonance atom ( $\sigma_M$ ) on burnup characteristics, (3).

Enrichment 8 %		50Mwt				1000Mwt				3000Mwt			
POWER	$N_c/N_u - \sigma_M$	B(GWD/T)	$^{235}U$	Pu fissile	Pu total	B(GWD/T)	$^{235}U$	Pu fissile	Pu total	B(GWD/T)	$^{235}U$	Pu fissile	Pu total
150-250	- / - - / - - / -	- -	- -	- -	-	- / - - / - - / -	- -	- -	-	- / - - / - - / -	- -	- -	-
200-350	31.7/47.6 450 550	35.4 22.5/33.8 16.1/24.2	12.9 12.6 11.3	16.4 15.3 13.3	49.3/84.3 36.8/62.9 27.3/46.7	17.1 28.4 38.4	14.9 17.8 17.8	20.9 22.8 21.9	52.9/90.5 39.5/67.5 29.6/50.6	14.8 24.4 36.2	14.8 18.7 18.7	21.3 23.7 23.1	
250-450	- / - 550 650	- - / - - / -	- -	- -	- / - - / - - / -	- -	- -	-	- / - - / - - / -	- -	- -	-	
300-550	48.5/72.8 650 750	19.8 42.4/63.6 36.5/54.8	10.7 12.3 13.3	16.2 17.5 17.9	66.3/113.4 61.8/105.7 <sup>b</sup> 55.4/94.7	5.8 9.4 14.3	8.9 11.5 14.2	16.8 19.5 21.9	69.3/118.5 65.1/111.3 <sup>b</sup> 59.0/100.0	4.7 7.8 12.6	8.5 11.2 14.0	16.7 19.6 22.0	
350-650	- / - 750 850	- - / - - / -	- -	- -	- / - - / - - / -	- -	- -	-	- / - - / - - / -	- -	- -	-	
400-750	57.3/86.0 850 950	11.8 14.6 17.6	7.9 9.1 10.2	14.4 15.6 16.6	70.9/121.2 69.7/119.2 68.1/116.5	2.4 3.7 5.2	6.3 7.1 8.3	14.7 15.8 17.2	72.9/124.7 72.1/123.3 71.0/121.4	1.9 3.0 4.3	6.1 6.9 8.0	14.7 15.8 17.2	

\* (point)/(1.50×point)...50Mwt  
(point)/(1.71×point)...1000, 3000Mwt

\*\* g/kg initial metallic uranium

<sup>a</sup> Extrapolated value

Table 3.8 Influence of atomic number density ratio of carbon and uranium ( $N_c/N_u$ ) and effective scattering cross section per a resonance atom ( $\sigma_M$ ) on fuel dwellig time.

Nc/Nu- $\sigma_M$	SP. ENRICH. POWER (w/o)	POWER		50 Mwt			1000 Mwt			3000 Mwt		
		4	6	8	4	6	8	4	6	8	4	6
150-250	27.14*			2.058			3.388			3.673		
350				0.958			1.900			2.118		
450	32.57			0.030			1.034			1.194		
200-350	36.19	1.082	2.338	3.601	1.961	3.587	5.314	2.127	2.871	5.705		
450	0.583	1.543	2.557	1.356	2.372	3.965	1.500	2.786	4.255			
550	43.43	-	0.990	1.831	0.895	1.879	2.944	1.015	2.055	3.190		
250-450	45.24			2.469			3.616			3.828		
350				1.870			2.930			3.147		
650	54.29			1.470			2.385			2.577		
300-550	54.28	1.225	2.385	3.672	1.925	3.371	4.766	2.047	3.518	4.981		
650	1.014	2.073	3.208	1.690	3.068	4.443	1.120	3.257	4.678			
750	65.14	0.827	1.770	2.764	1.450	2.711	3.980	1.589	2.925	4.203		
350-650	63.33			2.347			3.080			3.210		
750				2.114			2.907			3.063		
850	76.0			1.915			2.756			2.914		
400-750	72.38	1.176	2.190	3.253	1.645	2.771	3.820	1.762	2.865	3.930		
850		1.067	2.061	3.098	1.563	2.676	3.757	1.661	2.790	3.886		
950	86.86	0.976	1.940	2.939	1.488	2.616	3.672	1.585	2.746	3.827		

\* upper : for 50Mwt reactor  
lower : for 1,000Mwt & 3,000Mwt reactor

\*\* unit...year (1 year = 365.25 days)  
\*\*\* load factor = 1.0

Table 3.9 Influence of atomic number density ratio of carbon and uranium ( $N_c/N_u$ ) and effective scattering cross section per a resonance atom ( $\sigma_M$ ) on age peaking factor, (1).

Enrichment	4 w/o	$\Sigma_f^{\text{th}}$ (Bi) [cm <sup>-1</sup> ]	$\Sigma_f^{\text{th}}$ (Be)			Age peaking factor		
			50Mwt	1,000Mwt	3,000Mwt	50Mwt	1,000Mwt	3,000Mwt
150-250								
350								
450								
200-350	$1.8982 \times 10^{-3}$	$2.1502 \times 10^{-3}$ $2.1834 \times 10^{-3}$	$2.1730 \times 10^{-3}$	$2.1635 \times 10^{-3}$	$0.9377$	$0.9325$	$0.9347$	
450								
550								
250-450								
550								
650								
300-550	$1.9999 \times 10^{-3}$	$2.0044 \times 10^{-3}$ $2.1582 \times 10^{-3}$ $2.2554 \times 10^{-3}$	$1.7389 \times 10^{-3}$ $2.0177 \times 10^{-3}$ $2.2306 \times 10^{-3}$	$1.6994 \times 10^{-3}$ $1.9904 \times 10^{-3}$ $2.2484 \times 10^{-3}$	$0.9989$ $0.9619$ $0.9400$	$1.0698$ $0.9956$ $0.9455$	$1.0812$ $1.0024$ $0.9415$	
350-650								
750								
850								
400-750	$2.0577 \times 10^{-3}$	$1.7386 \times 10^{-3}$ $1.8854 \times 10^{-3}$ $2.0048 \times 10^{-3}$	$1.3473 \times 10^{-3}$ $1.5310 \times 10^{-3}$ $1.6664 \times 10^{-3}$	$1.2966 \times 10^{-3}$ $1.4828 \times 10^{-3}$ $1.6567 \times 10^{-3}$	$1.0841$ $1.0437$ $1.0130$	$1.2086$ $1.1468$ $1.1051$	$1.2269$ $1.1624$ $1.1080$	
850								
950								

Table 3.10 Influence of atomic number density ratio of carbon and uranium ( $N_c/N_u$ ) and effective scattering cross section per a resonance atom ( $\sigma_M$ ) on age peaking factor, (2).

Enrichment 6 w/o		$\Sigma_f^{\text{th}}$ (Be) ( $\text{cm}^{-1}$ )			Age peaking factor		
$N_c/N_u - \sigma_M$	$\Sigma_f^{\text{th}}$ (Bi) [ $\text{cm}^{-1}$ ]	50Mwt	1,000Mwt	3,000Mwt	50Mwt	1,000Mwt	3,000Mwt
150-250	$2.5191 \times 10^{-3}$	$2.8133 \times 10^{-3}$	$2.8780 \times 10^{-3}$	$2.8624 \times 10^{-3}$	0.9448	0.9335	0.9362
350	$2.5191 \times 10^{-3}$	$2.8807 \times 10^{-3}$	$3.0768 \times 10^{-3}$	$3.1287 \times 10^{-3}$	0.9330	0.9003	0.8921
450	$2.5191 \times 10^{-3}$	-	$3.1102 \times 10^{-3}$	$3.1804 \times 10^{-3}$	-	0.8950	0.8840
200-350	$2.6756 \times 10^{-3}$	$2.8403 \times 10^{-3}$	$2.6597 \times 10^{-3}$	$2.6169 \times 10^{-3}$	0.9701	1.0030	1.0111
450	$2.6563 \times 10^{-3}$	$3.0299 \times 10^{-3}$	$3.1369 \times 10^{-3}$	$3.1487 \times 10^{-3}$	0.9343	0.9170	0.9152
550	$2.6756 \times 10^{-3}$	$3.1098 \times 10^{-3}$	$3.3429 \times 10^{-3}$	$3.3466 \times 10^{-3}$	0.9249	0.8891	0.8886
250-450	$2.7823 \times 10^{-3}$	$2.6739 \times 10^{-3}$	$2.2261 \times 10^{-3}$	$2.1531 \times 10^{-3}$	1.0199	1.1111	1.1275
550	$2.7502 \times 10^{-3}$	$2.9673 \times 10^{-3}$	$2.7952 \times 10^{-3}$	$2.7546 \times 10^{-3}$	0.9620	0.9919	0.9992
650	$2.7502 \times 10^{-3}$	$3.1361 \times 10^{-3}$	$3.1607 \times 10^{-3}$	$3.1542 \times 10^{-3}$	0.9344	0.9306	0.9316
300-550	$2.8184 \times 10^{-3}$	$2.4292 \times 10^{-3}$	$1.8010 \times 10^{-3}$	$1.7345 \times 10^{-3}$	1.0742	1.2202	1.2381
650	$2.8614 \times 10^{-3}$	$2.7503 \times 10^{-3}$	$2.2767 \times 10^{-3}$	$2.2085 \times 10^{-3}$	1.0198	1.1138	1.1288
750	$2.8614 \times 10^{-3}$	$2.9770 \times 10^{-3}$	$2.6943 \times 10^{-3}$	$2.6312 \times 10^{-3}$	0.9802	1.0301	1.0419
350-650	$2.9225 \times 10^{-3}$	$2.1545 \times 10^{-3}$	$1.4770 \times 10^{-3}$	$1.4007 \times 10^{-3}$	1.1513	1.3286	1.3520
750	$2.8703 \times 10^{-3}$	$2.4378 \times 10^{-3}$	$1.8192 \times 10^{-3}$	$1.7383 \times 10^{-3}$	1.0815	1.2241	1.2456
850	$2.9225 \times 10^{-3}$	$2.6969 \times 10^{-3}$	$2.1621 \times 10^{-3}$	$2.0841 \times 10^{-3}$	1.0401	1.1495	1.1675
400-750	$2.9111 \times 10^{-3}$	$1.9081 \times 10^{-3}$	$1.2148 \times 10^{-3}$	$1.1455 \times 10^{-3}$	1.2081	1.4111	1.4352
850	$2.9111 \times 10^{-3}$	$2.1456 \times 10^{-3}$	$1.4826 \times 10^{-3}$	$1.4073 \times 10^{-3}$	1.1514	1.3251	1.3482
950	$2.9711 \times 10^{-3}$	$2.3860 \times 10^{-3}$	$1.7387 \times 10^{-3}$	$1.6588 \times 10^{-3}$	1.1092	1.2617	1.2834

Table 3.11 Influence of atomic number density ratio of carbon and uranium ( $N_c/N_u$ ) and effective scattering cross section per a resonance atom ( $\sigma_M$ ) on age peaking factor, (3).

Enrichment 8 w/o		$\Sigma_f^{\text{th}}$ (Be) ( $\text{cm}^{-2}$ )			Age peaking factor		
$N_c/N_u - \sigma_M$	$\Sigma_f^{\text{th}}$ (Bi) [ $\text{cm}^{-1}$ ]	50Mwt	1,000Mwt	3,000Mwt	50Mwt	1,000Mwt	3,000Mwt
150-250							
350							
450							
200-350	$3.3785 \times 10^{-3}$	$2.3412 \times 10^{-3}$	$2.8940 \times 10^{-3}$	$2.7973 \times 10^{-3}$	1.006	1.0772	1.0941
450		$3.6853 \times 10^{-3}$	$3.6445 \times 10^{-3}$	$3.6119 \times 10^{-3}$	0.957	0.962	0.967
550		$3.8478 \times 10^{-3}$	$4.0119 \times 10^{-3}$	$3.9988 \times 10^{-3}$	0.935	0.914	0.916
250-450							
550							
650							
300-550	$3.6565 \times 10^{-3}$	$2.6440 \times 10^{-3}$	$1.7395 \times 10^{-3}$	$1.6265 \times 10^{-3}$	1.161	1.355	1.384
650		$3.1273 \times 10^{-3}$	$2.2893 \times 10^{-3}$	$2.1718 \times 10^{-3}$	1.078	1.230	1.255
750		$3.5196 \times 10^{-3}$	$2.8808 \times 10^{-3}$	$2.7895 \times 10^{-3}$	1.019	1.119	1.135
350-650							
750							
850							
400-750	$3.8260 \times 10^{-3}$	$1.9302 \times 10^{-3}$	$1.1908 \times 10^{-3}$	$1.1395 \times 10^{-3}$	1.329	1.525	1.541
850	(*)1	2.2428	1.4043	1.3372	1.254	1.457	1.476
950	(*)1	2.5310	1.6700	1.5801	1.196	1.086	1.409

(\*)1  $3.7672 \times 10^{-3}$

Table 3.12 Influence of atomic number density ratio of carbon and uranium ( $N_c/N_u$ ) and effective scattering cross section per a resonance atom ( $\sigma_M$ ) on natural uranium requirement and fissile plutonium production, (1).

Enrichment 4 %		50Mwt			1000Mwt			3000Mwt		
POWER	$N_c/N_u - \sigma_M$	B(GWD/T)	a( $\frac{\text{KgNat.U}}{\text{Kwt.Yr.}}$ )	b( $\frac{\text{KgPu(fiss.)}}{\text{Kwt.Yr.}}$ )*	B(GWD/T)	a( $\frac{\text{KgNat.U}}{\text{Kwt.Yr.}}$ )	b( $\frac{\text{KgPu(fiss.)}}{\text{Kwt.Yr.}}$ )*	B(GWD/T)	a( $\frac{\text{KgNat.U}}{\text{Kwt.Yr.}}$ )	b( $\frac{\text{KgPu(fiss.)}}{\text{Kwt.Yr.}}$ )*
150-250										
350										
450										
200-350	14.3	0.165	0.148		31.1	0.076	0.113	33.9	0.070	0.103
450	7.7	0.306	0.204		21.5	0.110	0.149	23.8	0.099	0.144
550	-	-	-		14.2	0.166	0.193	16.1	0.146	0.186
250-450										
550										
650										
300-550	24.3	0.097	0.098		45.8	0.051	0.063	48.7	0.048	0.059
650	20.1	0.117	0.118		40.2	0.059	0.080	43.3	0.054	0.076
750	16.4	0.144	0.140		34.5	0.068	0.098	37.8	0.062	0.094
350-650										
750										
850										
400-750	31.1	0.076	0.070		52.2	0.045	0.043	55.1	0.043	0.041
850	28.2	0.084	0.082		49.6	0.048	0.051	52.7	0.045	0.048
950	25.8	0.091	0.092		47.2	0.050	0.059	50.3	0.047	0.055

\* Unit :  $\times 10^{-3}$

Table 3.13 Influence of atomic number density ratio of carbon and uranium ( $N_c/N_u$ ) and effective scattering cross section per a resonance atom ( $\sigma_M$ ) on natural uranium requirement and fissile plutonium production, (2).

Enrichment : 6 %		50Mwt			1000Mwt			3000Mwt		
POWER	$N_c/N_u - \sigma_M$	B(GWD/T)	a( $\frac{\text{KgNat.U}}{\text{Kwt.Yr.}}$ )	b( $\frac{\text{KgPu(fiss.)}}{\text{Kwt.Yr.}}$ )*	B(GWD/T)	a( $\frac{\text{KgNat.U}}{\text{Kwt.Yr.}}$ )	b( $\frac{\text{KgPu(fiss.)}}{\text{Kwt.Yr.}}$ )*	B(GWD/T)	a( $\frac{\text{KgNat.U}}{\text{Kwt.Yr.}}$ )	b( $\frac{\text{KgPu(fiss.)}}{\text{Kwt.Yr.}}$ )*
150-250	20.4	0.189	0.152		40.3	0.096	0.120	43.7	0.088	0.115
350	9.5	0.407	0.219		22.6	0.171	0.181	25.2	0.153	0.177
450	0.3	12.872	-		12.3	0.314	0.237	14.2	0.272	0.231
200-350	30.9	0.125	0.116		56.9	0.068	0.082	61.4	0.063	0.077
450	20.4	0.189	0.156		40.8	0.095	0.122	44.2	0.087	0.117
550	13.1	0.295	0.198		29.8	0.130	0.158	32.6	0.119	0.155
250-450	40.8	0.095	0.089		71.7	0.054	0.056	75.9	0.051	0.052
550	30.9	0.125	0.116		58.1	0.067	0.081	62.4	0.062	0.077
650	24.3	0.159	0.141		47.3	0.082	0.107	51.1	0.076	0.102
300-550	47.3	0.082	0.070		80.2	0.048	0.040	83.7	0.046	0.038
650	41.1	0.094	0.088		73.0	0.053	0.055	77.5	0.050	0.051
750	35.1	0.110	0.106		64.5	0.060	0.071	69.6	0.055	0.067
350-650	54.3	0.071	0.056		85.5	0.045	0.032	89.1	0.043	0.030
750	48.9	0.079	0.067		80.7	0.048	0.039	85.0	0.045	0.037
850	44.3	0.087	0.081		76.5	0.051	0.050	80.9	0.048	0.046
400-750	57.9	0.067	0.045		87.8	0.044	0.026	90.9	0.043	0.025
850	54.5	0.071	0.054		84.9	0.046	0.031	88.5	0.044	0.029
950	51.3	0.075	0.063		83.0	0.047	0.037	87.1	0.044	0.035

\* Unit :  $\times 10^{-3}$

Table 3.14 Influence of atomic number density ratio of carbon and uranium ( $N_c/N_u$ ) and effective scattering cross section per a resonance atom ( $\sigma_m$ ) on natural uranium requirement and fissile plutonium production, (3).

Enrichment 8 %		50Mwt			1000Mwt			3000Mwt		
POWER		B(GWD/T)	a( $\frac{\text{KgNat.U}}{\text{Kwt-Yr.}}$ )	b( $\frac{\text{KgPu(fiss.)}}{\text{Kwt-Yr.}}$ )*	B(GWD/T)	a( $\frac{\text{KgNat.U}}{\text{Kwt-Yr.}}$ )	b( $\frac{\text{KgPu(fiss.)}}{\text{Kwt-Yr.}}$ )*	B(GWD/T)	a( $\frac{\text{KgNat.U}}{\text{Kwt-Yr.}}$ )	b( $\frac{\text{KgPu(fiss.)}}{\text{Kwt-Yr.}}$ )*
$N_c/N_u - \sigma_m$										
150-250										
350										
450										
200-350	47.6	0.110	0.099	84.3	0.062	0.065	90.5	0.058	0.060	
450	33.8	0.154	0.136	62.9	0.083	0.103	67.5	0.077	0.101	
550	24.2	0.216	0.170	46.7	0.112	0.139	50.6	0.103	0.135	
250-450										
550										
650										
300-550	72.8	0.072	0.054	113.4	0.046	0.029	118.5	0.044	0.026	
650	63.6	0.082	0.071	105.7	0.049	0.040	111.3	0.047	0.037	
750	54.8	0.095	0.089	94.7	0.055	0.055	100.0	0.052	0.051	
350-650										
750										
850										
400-750	86.0	0.061	0.034	121.2	0.043	0.020	124.7	0.042	0.018	
850	81.9	0.064	0.041	119.2	0.044	0.022	123.3	0.042	0.020	
950	77.7	0.067	0.048	116.5	0.045	0.026	121.4	0.043	0.024	

\* Unit :  $\times 10^{-3}$

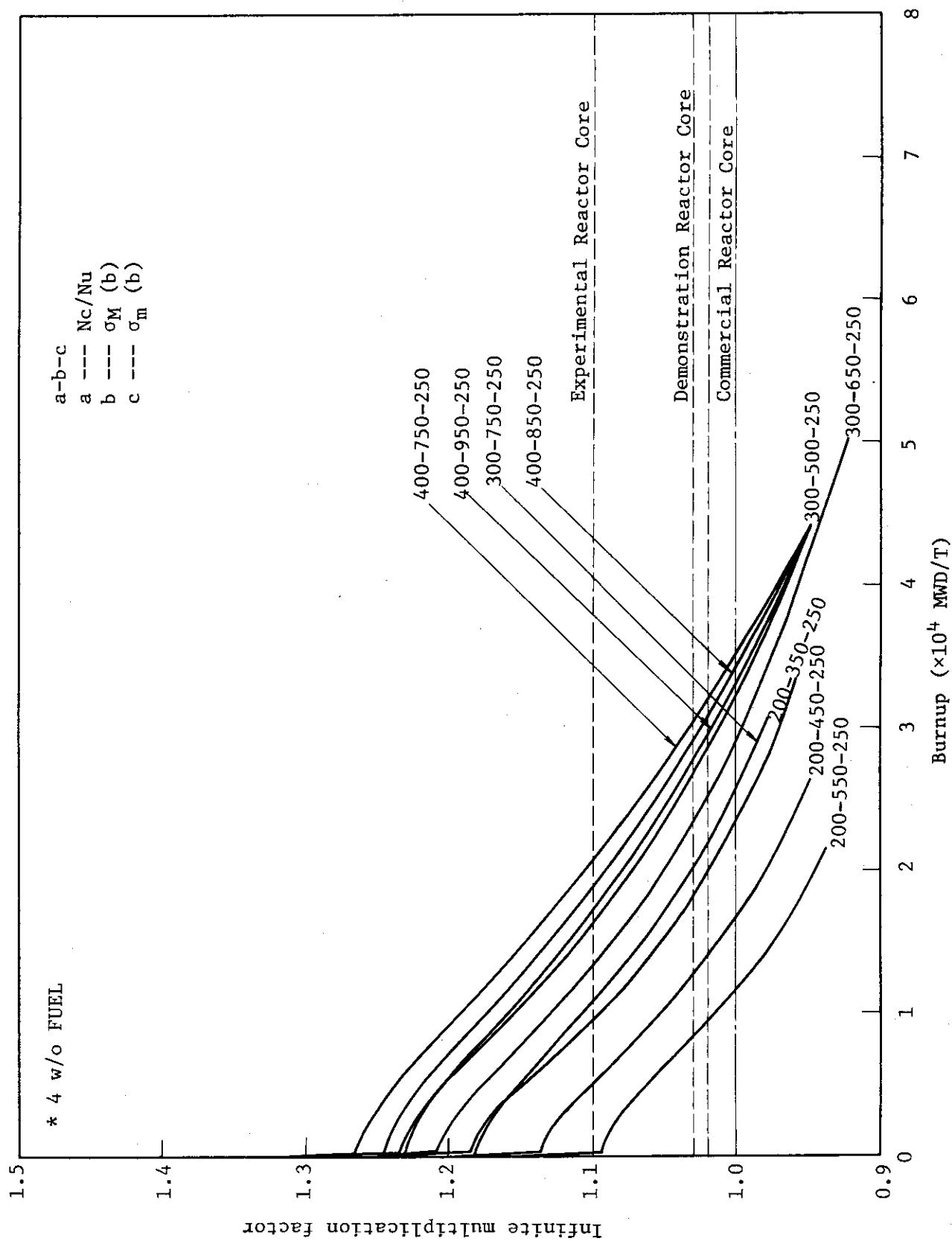


Fig. 3.1 Variation of infinite multiplication factors with fuel burnup (1).

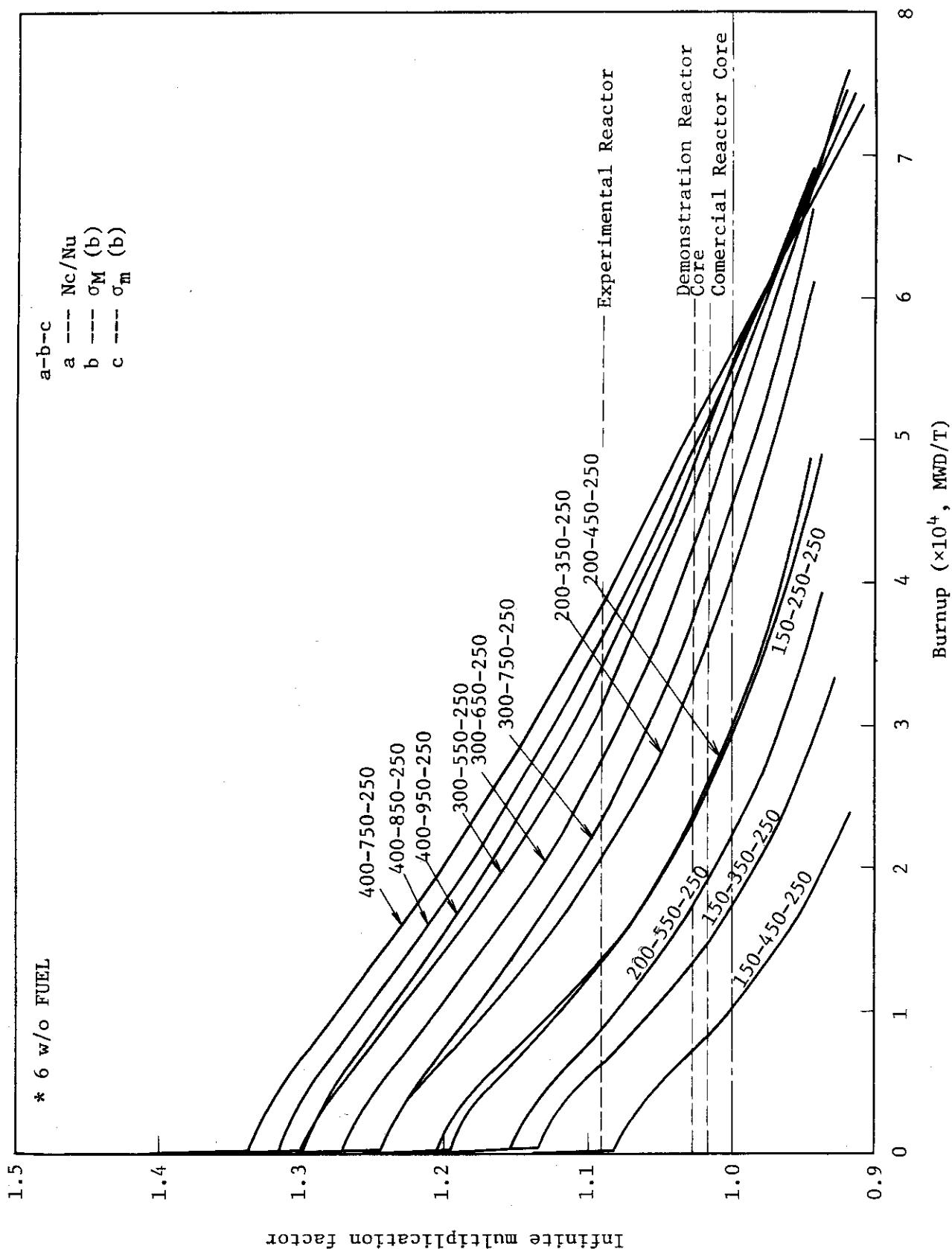


Fig. 3.2 Variation of infinite multiplication factors with fuel burnup (2).

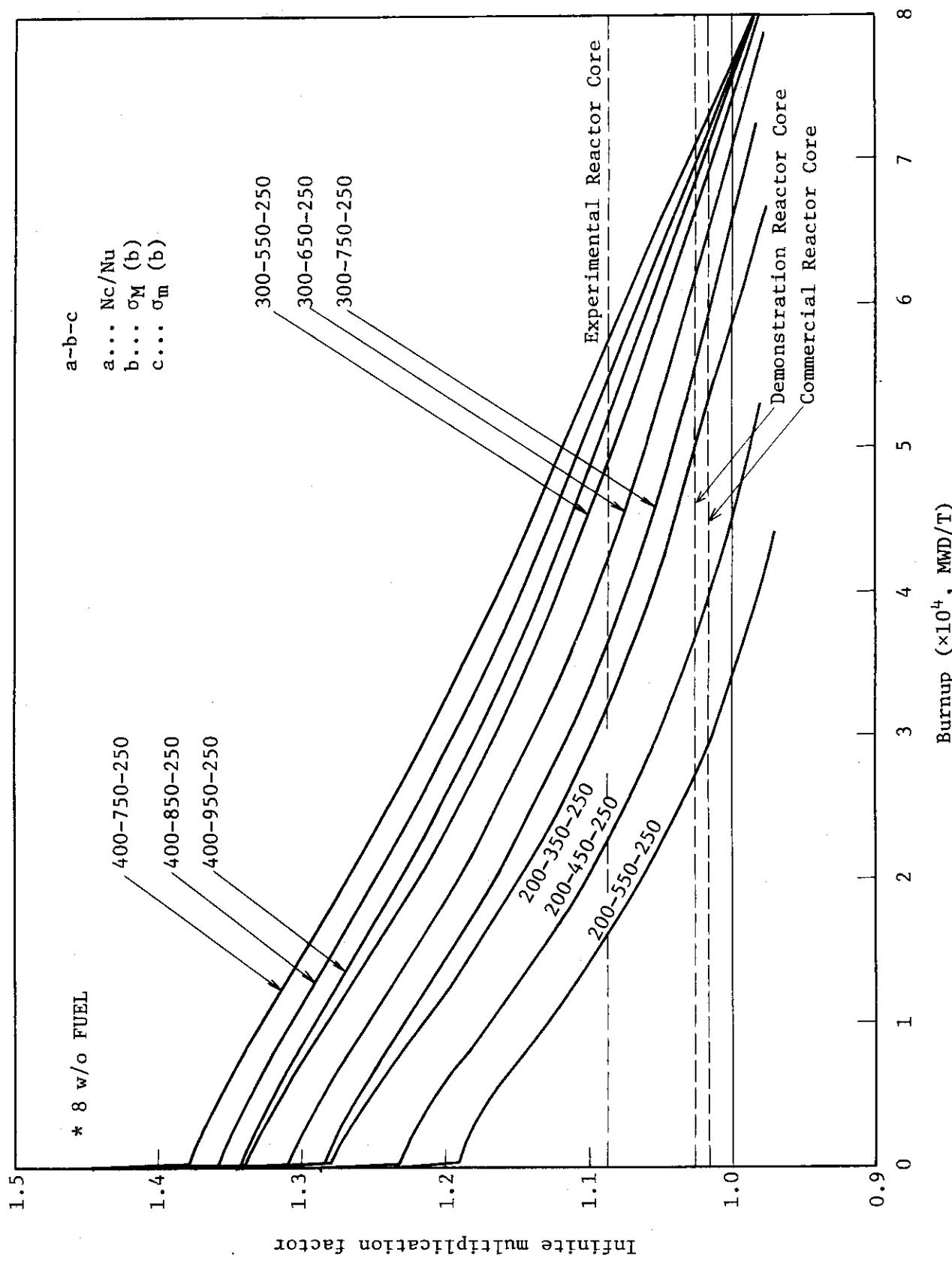


Fig. 3.3 Variation of infinite multiplication factors with fuel burnup(3).

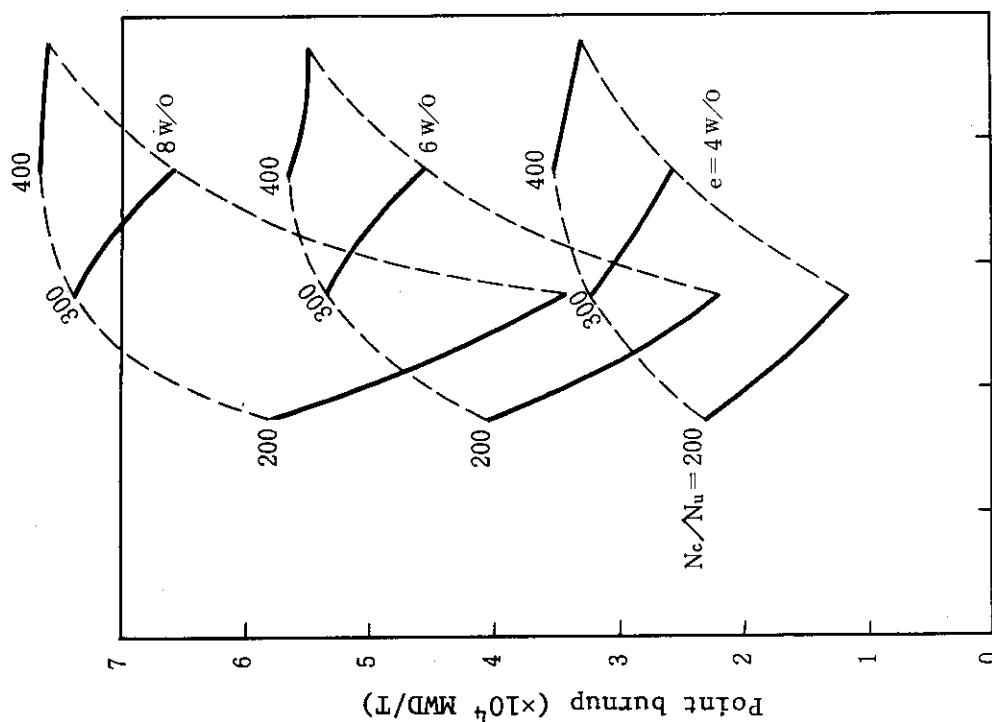


Fig. 3.4 Variation of excess reactivity with atomic number density ratio of carbon and uranium,  $N_c/N_u$ .

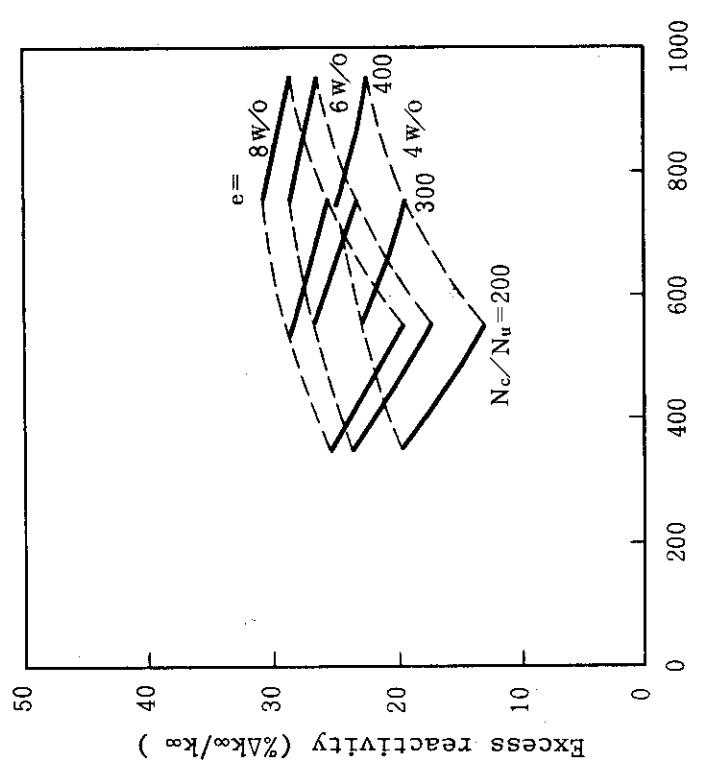


Fig. 3.5 Variation of point burnup with effective scattering cross section per a resonance atom,  $\sigma_M(b)$ .

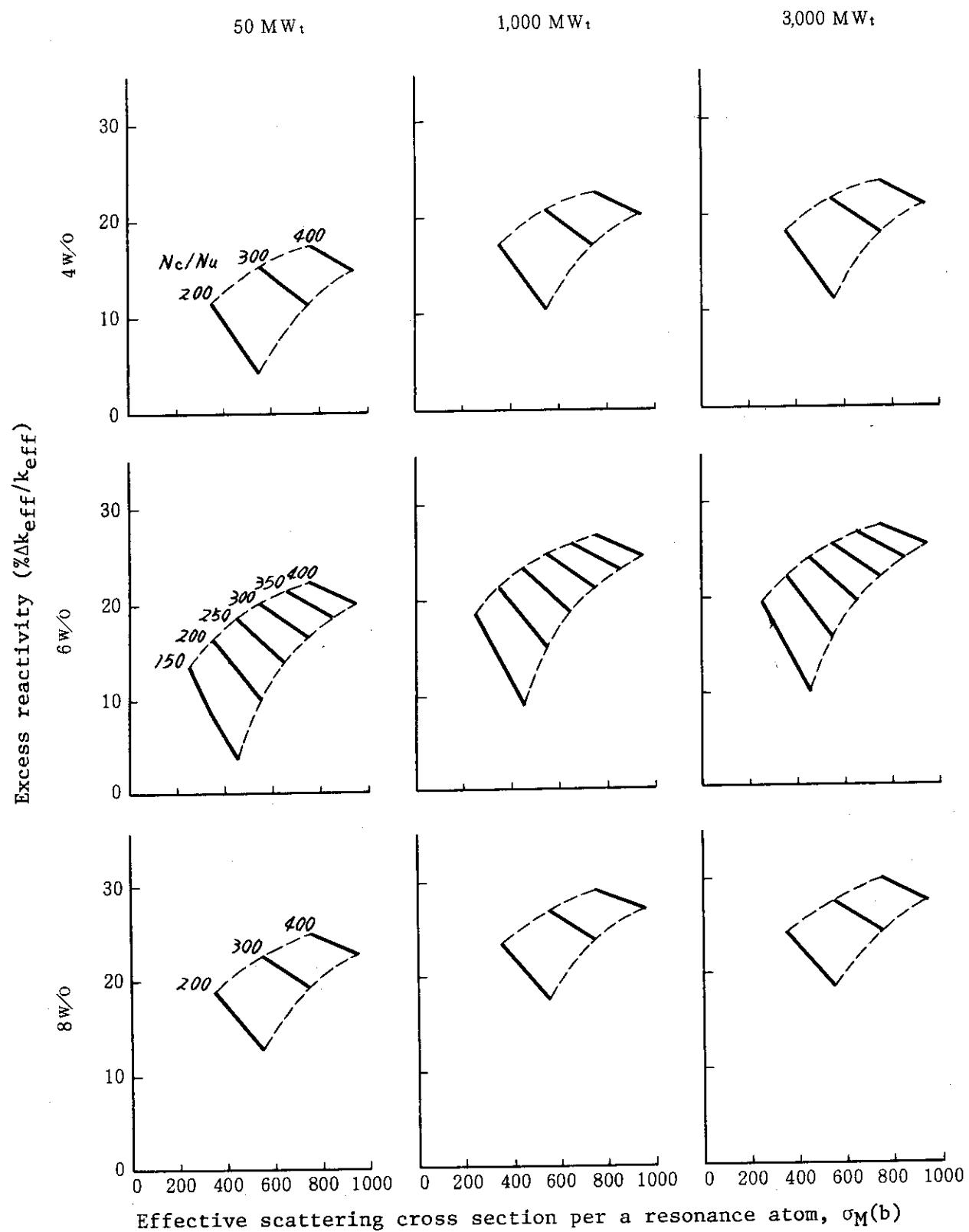


Fig. 3.6 Variation of excess reactivity with effective scattering cross section per a resonance atom,  $\sigma_M(b)$ .

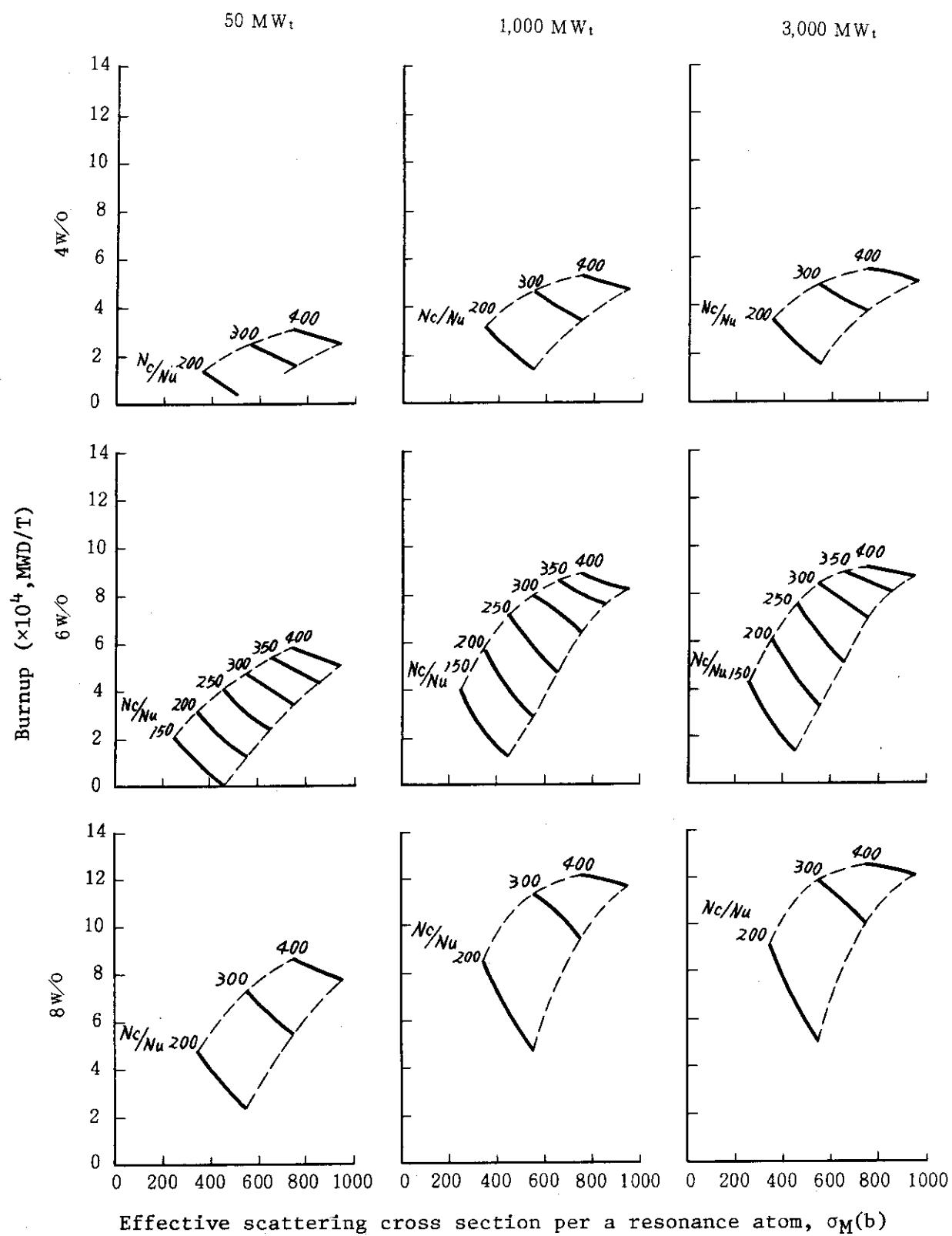


Fig. 3.7 Variation of burnup with effective scattering cross section per a resonance atom,  $\sigma_M(b)$

Effective scattering cross section per a resonance atom,  $\sigma_M(b)$

Fig. 3.7 Variation of burnup with effective scattering cross section per a resonance atom,  $\sigma_M(b)$

Fig. 3.7 Variation of burnup with effective scattering cross section per a resonance atom,  $\sigma_M(b)$

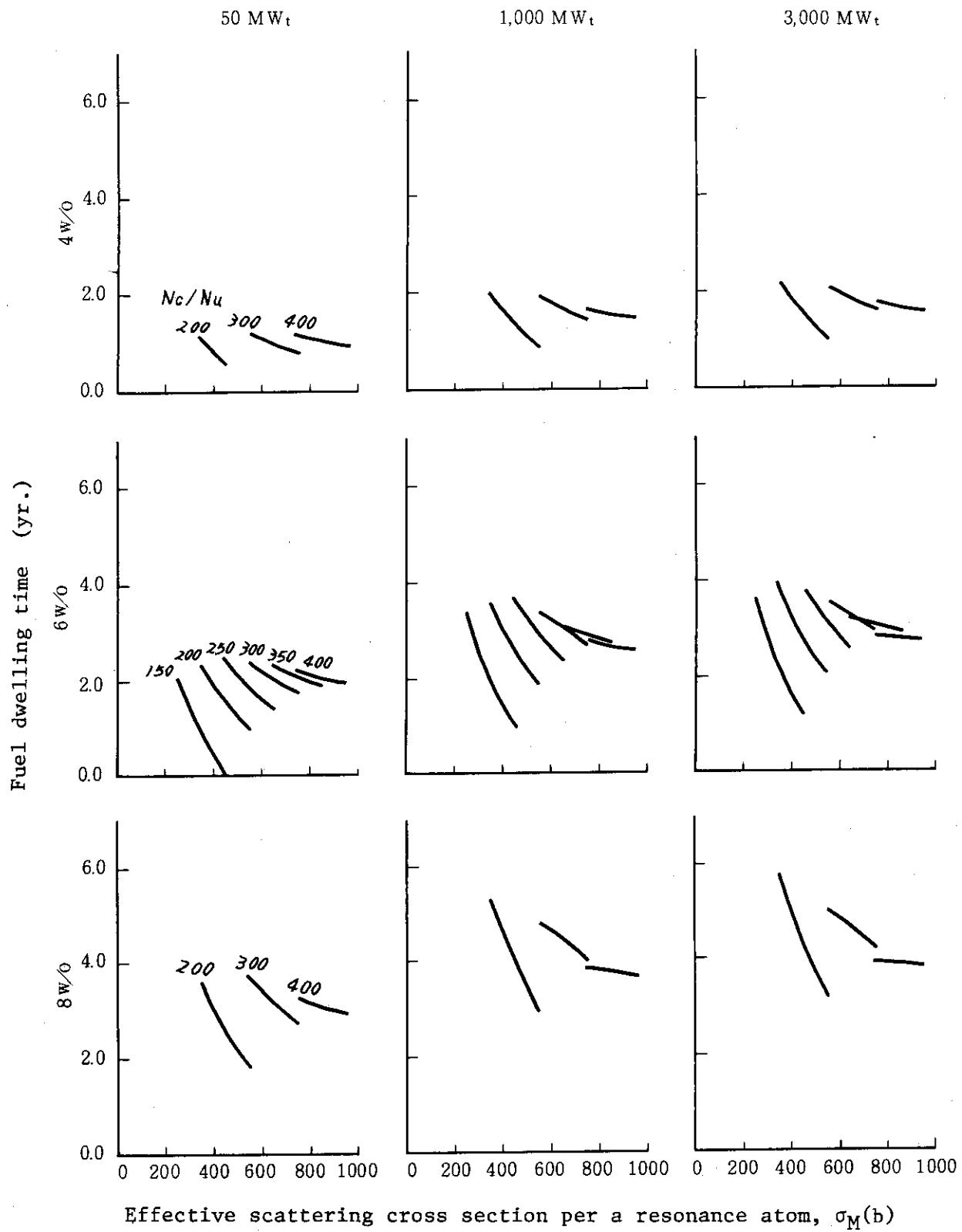


Fig. 3.8 Variation of fuel dwelling time with effective scattering cross section per a resonance atom,  $\sigma_M(b)$ .

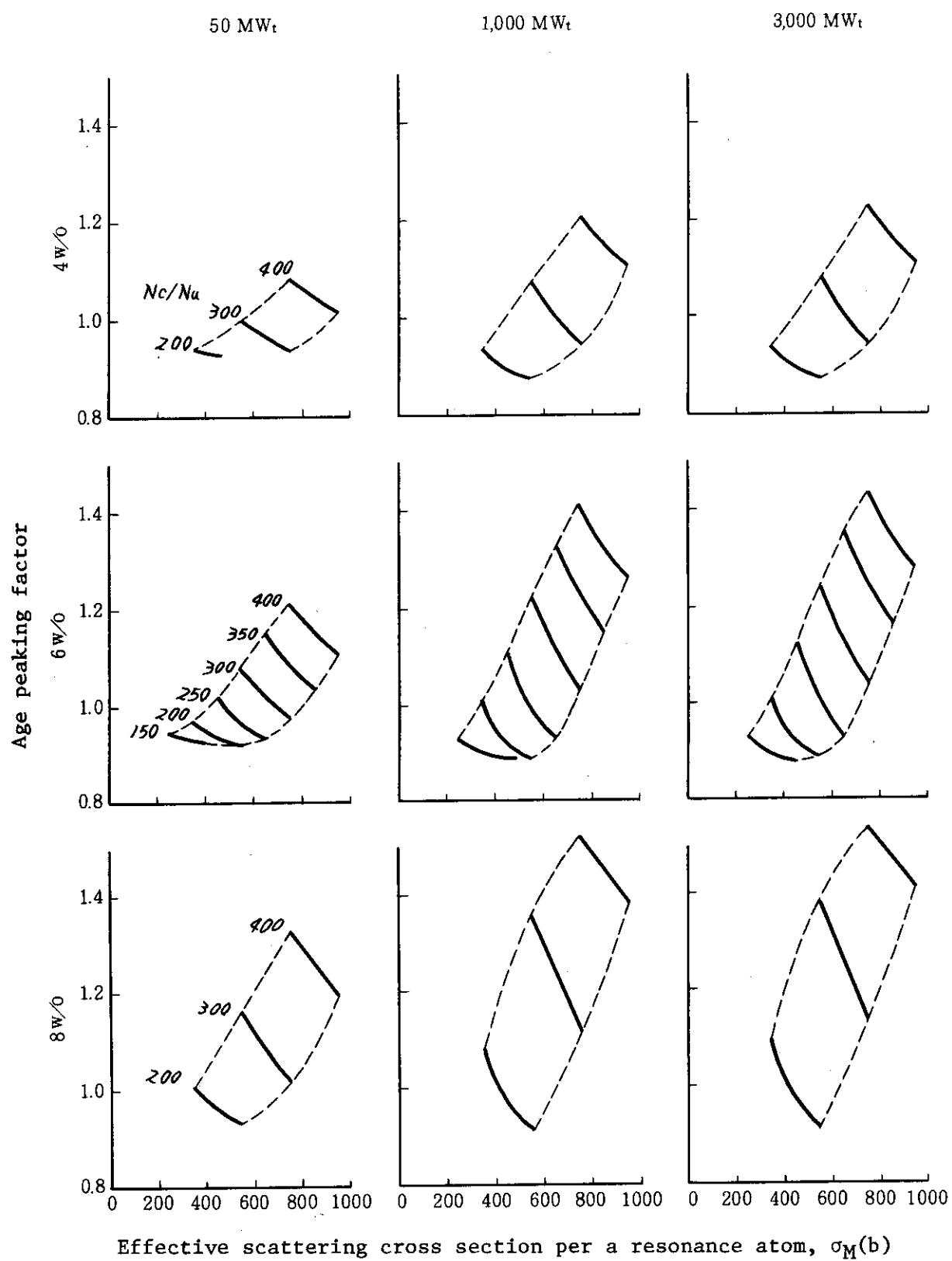


Fig. 3.9 Variation of age peaking factor with effective scattering cross section per a resonance atom,  $\sigma_M$ .

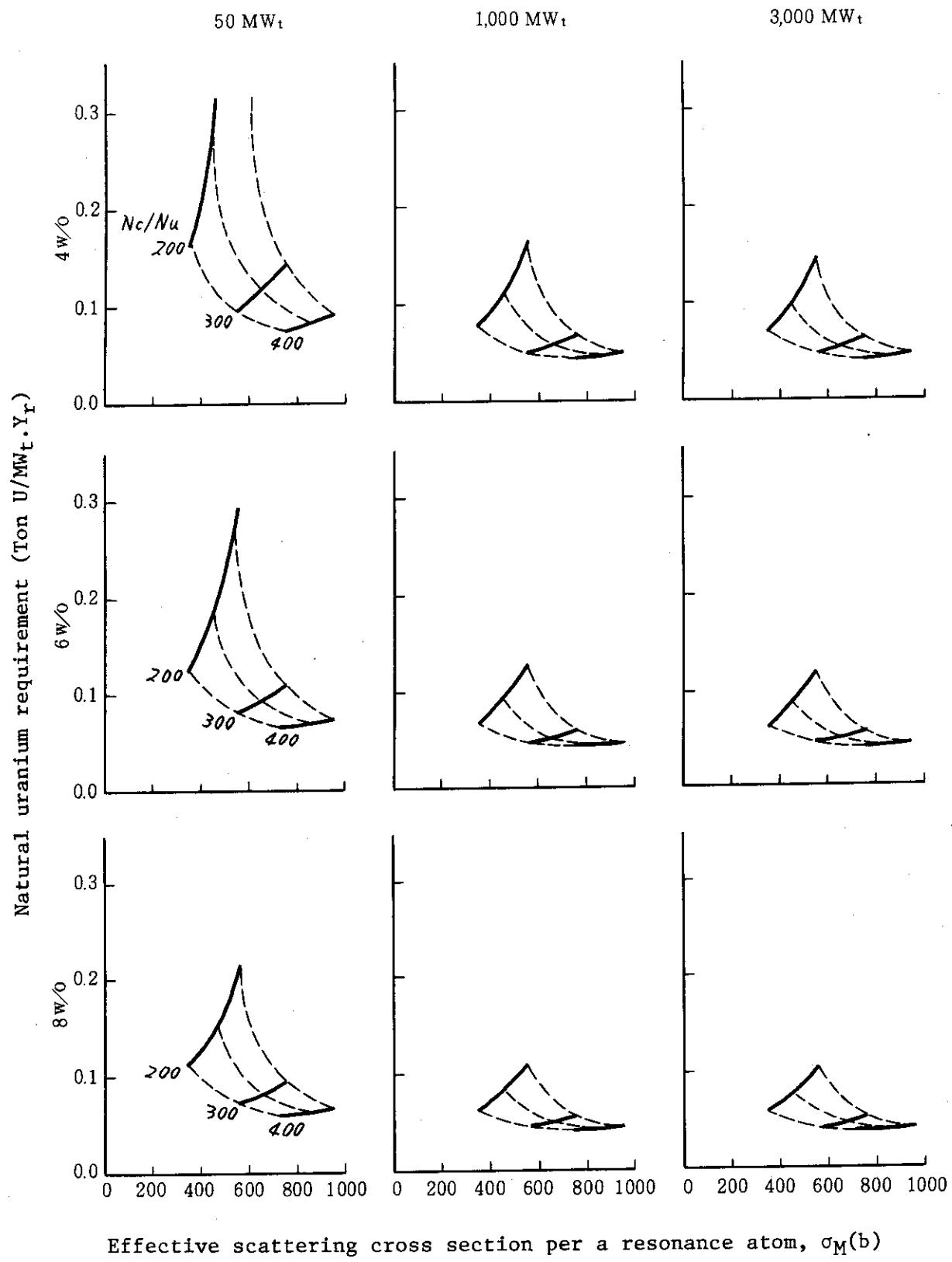


Fig. 3.10 Variation of natural uranium requirement with effective scattering cross section per a resonance atom,  $\sigma_M$ .

Fig. 3.10 Variation of natural uranium requirement with effective scattering cross section per a resonance atom,  $\sigma_M$ .

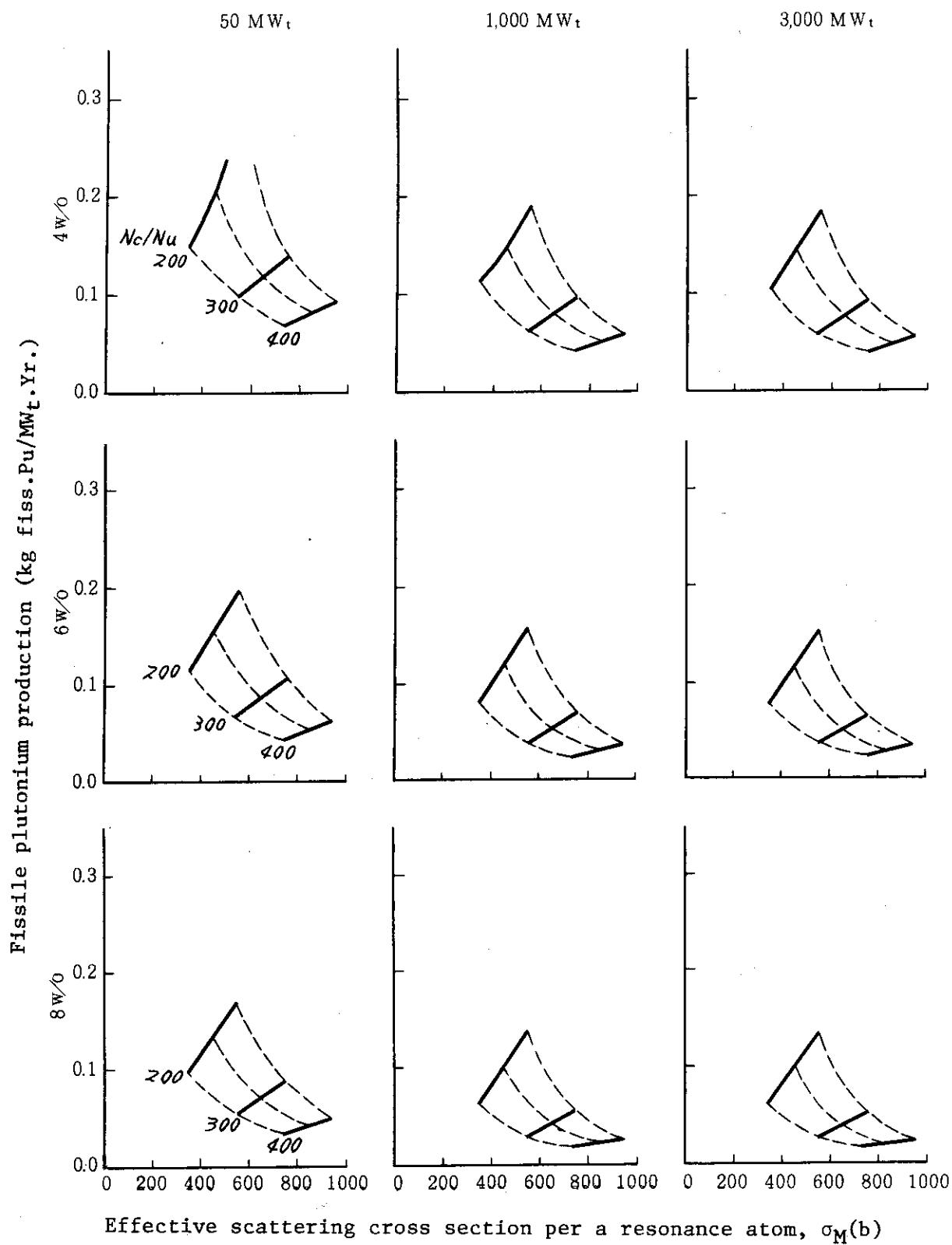


Fig. 3.11 Variation of fissile plutonium production with effective scattering cross section per a resonance atom,  $\sigma_M(b)$ .

#### 4. 格子の選定可能範囲

前章では炉心の出力規模毎に初期余剰反応度、燃焼度、燃料の炉内滞在時間、径年ピーキング係数、天然ウラン所要量及びプルトニウム生成量、等の核特性量と炭素対ウラン原子数密度比  $N_c/N_U$  及びウラン 238 1 原子当たりの実効散乱断面積  $\sigma_M$  との関係を詳しく述べた。本章ではこれらの結果に基づき格子選定の重要な判断資料とすべく  $(N_c/N_U, \sigma_M)$  の適合範囲について述べる。2.2節に示した格子選定に対する基本条件を満足する  $(N_c/N_U, \sigma_M)$  の領域の例をFig. 4.1～4.5に示す。Fig. 4.1は燃料濃縮度に 6 w/o を想定した実用規模炉心に対する領域であり、燃焼度下限値、燃料の炉内滞在時間の下限値、初期余剰反応度上限値及び径年出力ピーキング係数上限値の 4 量により範囲が制限される。燃料濃縮度 6 w/o という値はブロック・ピン型燃料体を使用する場合経済的に最も有利な濃縮度点に近いものと考えられる。実用規模炉心の代表格子を決めるときはこの範囲に含まれる任意の  $(N_c/N_U, \sigma_M)$  点に対応する寸法諸元の格子を選べばよい。格子点がこの範囲にどのように分布するかを示した例がFig. 4.2である。この適合範囲は燃料濃縮度が変れば形も変ってくる。例えば濃縮度が 8 w/o の場合の例をFig. 4.3 に示す。この場合、濃縮度が高くなうことにより初期余剰反応度が増すため燃焼時間が長くなり、燃料の炉内滞在時間が制限条件でなくなることがわかる。このようなことからこの方法で最適格子を選ぶときには平均濃縮度をどの程度にすべきかを予め十分な検討のもとに想定しておくことが必要になる。

次に出力が小さい炉心の適合範囲を考える。Fig. 4.4 及び 4.5 に原型炉及び実験炉規模炉心に対する適合範囲を示す。原型炉規模炉心に対する範囲は実用炉規模炉心に対するそれと同様の形状になるが、炉心が小さくなつて中性子漏洩量が増したことにより領域が若干狭くなっている。一方、実験炉規模炉心になると状況は一変する。即ち、Fig. 4.5 からわかるように範囲は初期余剰反応度に対する下限値のみでほぼ決まる傾向になる（勿論、濃縮度を高めれば状況は若干異なる）。

以上のように最適範囲は出力規模の違いによってその形も  $(N_c/N_U, \sigma_M)$  座標上の位置も著しく違つてくることがわかる。

このように  $(N_c/N_U, \sigma_M)$  の適合範囲が決まると次に必要になるのはこの範囲に含まれる格子の選定である。格子の  $N_c/N_U$  及び  $\sigma_M$  を決める形状諸元としては、燃料カーネル直径、燃料コンパクト外径及び厚さ、被覆燃料粒子充填率、黒鉛リガメント巾、等がありこれらが変れば  $N_c/N_U$  も  $\sigma_M$  も変ることになる。従つて、これらの諸元と先に述べた適合範囲との相関々係を調べることが必要になる。その結果は附録 1～3 にまとめて示した。附録 1, 2 および 3 は各々実用炉、原型炉、実験炉規模炉心に対する結果を示す。これらの図を参考にして最適な格子諸元を設定することになるが、その際次の点に十分留意しておくことが必要といえる。

- (1) 燃料カーネルの外径が大きいと所定の  $N_c/N_U, \sigma_M$  を得るために被覆燃料粒子充填率が小さくなるため燃料コンパクト内における燃料粒子に対する物理的分布上の粗密が大きくなり、特性上に局所的な歪の生じる可能性が増す。
- (2) 燃料カーネル外径が余り小さくなると逆に被覆燃料粒子充填率を大きくせざるを得なくなるが、これには製作上から上限値がある。

\* 海外の設計例の検討による推定である。

- (3) 黒鉛リガメント巾、燃料ピン外径は一度決められると容易に変更出来ず、これにより  $N_c/N_U$  及び  $\sigma_M$  の調整は困難であること。
- (4) 燃料コンパクト厚さは  $N_c/N_U$  や  $\sigma_M$  を調整する因子となりうるが、燃料温度に対する制限条件が厳しい場合には任意に変更出来ない可能性が強い。
- (5) 一方、被覆燃料粒子充填率は形状寸法には直接関係がないので  $N_c/N_U$  及び  $\sigma_M$  に対する重要な調整因子となることを十分考慮し、この調整のみで  $N_c/N_U$  及び  $\sigma_M$  を任意の出力規模に対応する適合範囲へ変更可能になるような寸法諸元を選定することが望ましい。
- (6) 核特性的には燃料体は細い燃料棒が密に配列したものほど出力分布歪を小さくでき好ましいが、これは伝熱流動・構造強度上からは必ずしも良いとは限らないので十分な検討が必要である。
- (7) 中空型及び円環型燃料棒の違いは主として伝熱流動特性上に相違を生ぜしめる。従って、燃料棒型式の選定に対する核特性上からの制限は強いものではないといえる。
- (8) さらにいえば、核特性的には  $(N_c/N_U, \sigma_M)$  に対する適合範囲は広く最適格子選定に対する核設計上からの制限条件は比較的弱く、格子の寸法諸元は  $(N_c/N_U, \sigma_M)$  の適合条件を満たす範囲で主として伝熱流動・構造設計上の制限から決められる要素が強いといえる。
- なお、Table 4.1 に実用炉規模及び原型炉規模に対応する適合範囲を同時に満足する格子点を、又 Table 4.2 に実験炉規模に対応する適合範囲を満足する格子点を例として示した。

Table 4.1 Appropriate lattices for 1000MWT and 3000MWT cores.

		1000 & 3000MWT				7				10				13				16			
		300	500	700	900	300	500	700	900	300	500	700	900	300	500	700	900	300	500	700	900
$\frac{d}{f}$	$\frac{d}{f} \mu_e$	.4 .5 .6	.2 .3 .4	.2 .3 .4	.1 .2 .3	.4 .5 .6	.2 .3 .4	.1 .2 .3	.4 .5 .6	.2 .3 .4	.1 .2 .3	.4 .5 .6	.2 .3 .4	.1 .2 .3	.4 .5 .6	.2 .3 .4	.1 .2 .3	.4 .5 .6	.2 .3 .4	.1 .2 .3	.4 .5 .6
HOLLOW ROD	10	6	8	10	12	10	8	6	4	10	8	6	4	10	8	6	4	10	8	6	4
ANNUULAR ROD	10	6	8	10	12	10	8	6	4	10	8	6	4	10	8	6	4	10	8	6	4
25	6	8	10	12	10	8	6	4	10	8	6	4	10	8	6	4	10	8	6	4	
30	6	8	10	12	10	8	6	4	10	8	6	4	10	8	6	4	10	8	6	4	
300	500	700	900	300	500	700	900	300	500	700	900	300	500	700	900	300	500	700	900	300	500

○.....Good lattice ,       $\Delta$ .....Better lattice

Table 4.2 Appropriate lattices for 50MWT core.

		50MWT				7				10				13				16			
		300	500	700	900	300	500	700	900	300	500	700	900	300	500	700	900	300	500	700	900
$\frac{d}{f}$	$\frac{d}{f} \mu_e$	.4 .5 .6	.2 .3 .4	.2 .3 .4	.1 .2 .3	.4 .5 .6	.2 .3 .4	.1 .2 .3	.4 .5 .6	.2 .3 .4	.1 .2 .3	.4 .5 .6	.2 .3 .4	.1 .2 .3	.4 .5 .6	.2 .3 .4	.1 .2 .3	.4 .5 .6	.2 .3 .4	.1 .2 .3	.4 .5 .6
HOLLOW ROD	10	6	8	10	12	10	8	6	4	10	8	6	4	10	8	6	4	10	8	6	4
ANNUULAR ROD	10	6	8	10	12	10	8	6	4	10	8	6	4	10	8	6	4	10	8	6	4
25	6	8	10	12	10	8	6	4	10	8	6	4	10	8	6	4	10	8	6	4	
30	6	8	10	12	10	8	6	4	10	8	6	4	10	8	6	4	10	8	6	4	
300	500	700	900	300	500	700	900	300	500	700	900	300	500	700	900	300	500	700	900	300	500

Fuel dwelling time (Load factor = 0.75) :  $\textcircled{A}$ ..... 23Yr .      ○..... 22Yr .

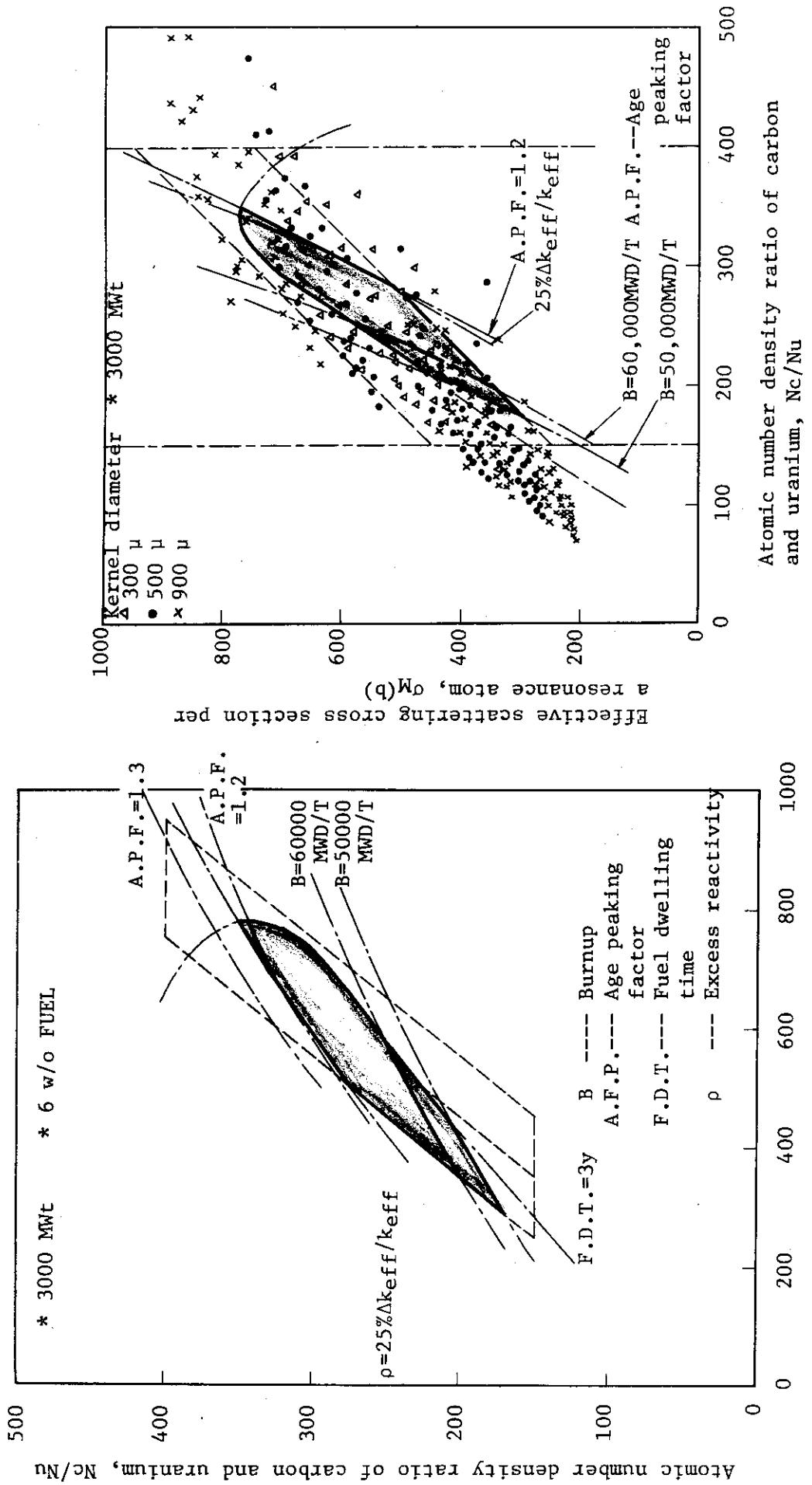


Fig. 4.2 Optimum extent of (Nc/Nu,  $\sigma_M$ ) and distribution of lattice points.

Fig. 4.1 Optimum extent of (Nc/Nu,  $\sigma_M$ ) for lattices of 3000 MWT core, (1).

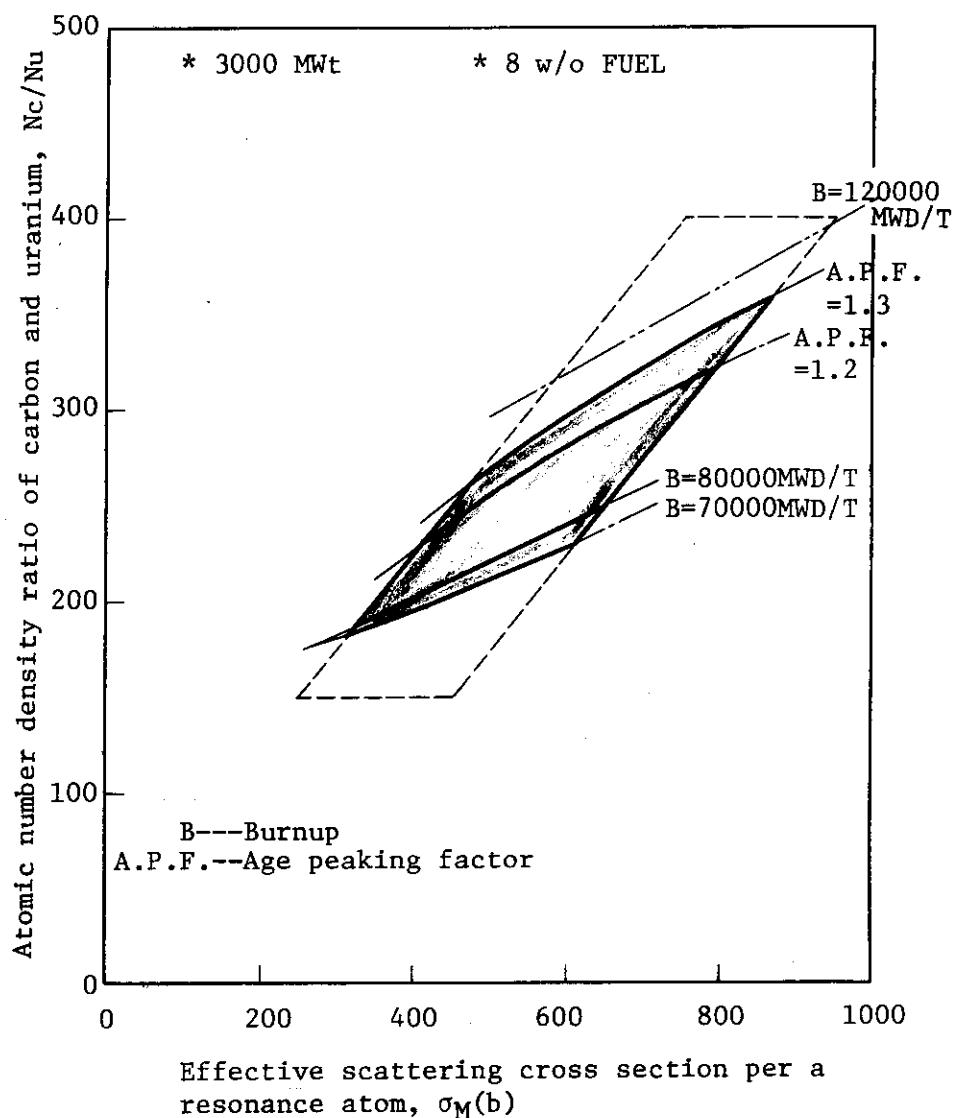


Fig. 4.3 Optimum extent of ( $N_c/N_{\text{U}}$ ,  $\sigma_M$ ) for lattices of 3000 MWT core, (2).

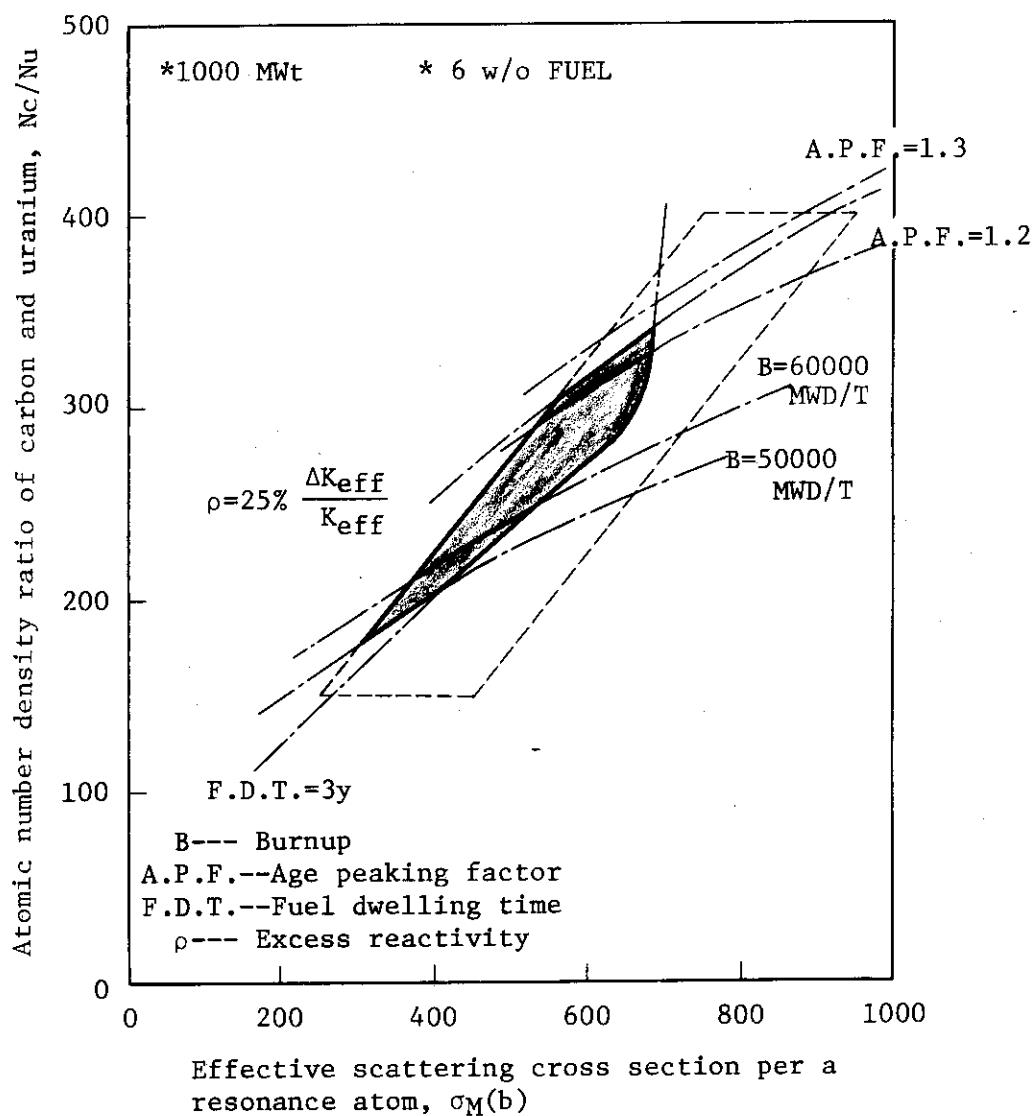


Fig. 4.4 Optimum extent of  $(N_c/N_u, \sigma_M)$  for lattices of 1000 MWT core.

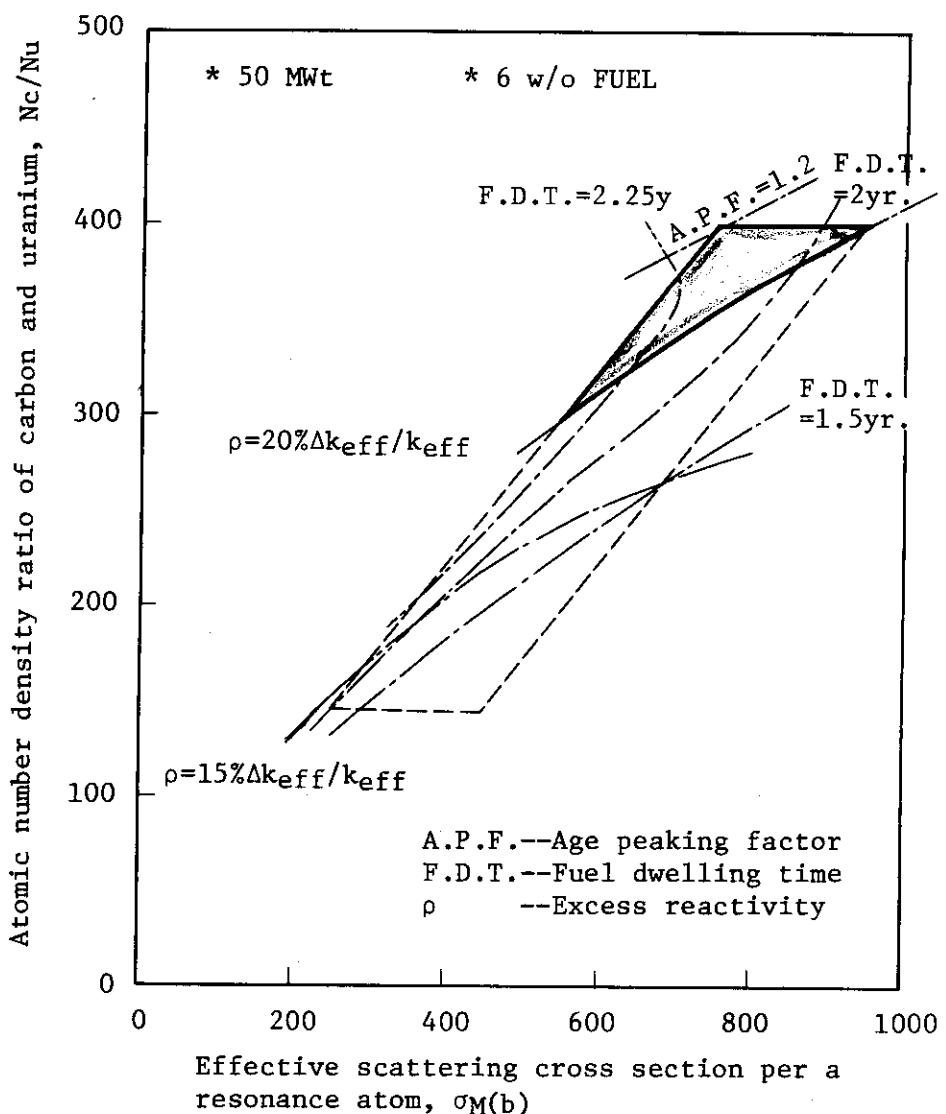


Fig. 4.5 Optimum extent of  $(N_c/N_{\text{U}}, \sigma_M)$  for lattices of 50MWT core.

## 5. 実験炉の適合格子選定

前章では格子の寸法諸元設定に対する判断基準としての炭素対ウラン原子数密度比  $N_c/N_U$  及びウラン 238 原子当たりの実効散乱断面積  $\sigma_M$  の適合範囲を求めた。本章ではその結果に基づき、中空型及び円環型燃料棒を使用した格子に対する寸法諸元を選定する。

### 5.1 中空型燃料格子

前章でも述べたように実用炉規模炉心に対しても実験炉規模のものに対しても  $N_c/N_U$  及び  $\sigma_M$  の適合範囲に含まれる格子点は多数あり、核特性のみから格子に対する数例の寸法諸元を設定することにはやや無理がある（実用炉規模炉心に対しては検討格子点のほぼ  $1/3$  が、実験炉規模炉心に対してはほぼ  $2/3$  が適合領域に含まれている）。そこで、格子設定にあたっては伝熱流動ならびに構造強度上からの要求や製作性、さらには炉心特性への影響度合も想定し判断する必要が生じてくる。

本サーベイにおける格子選定は燃料体設計上からは第一段階としての設定であり、今後炉心設計がさらに進んだ段階で再度見なおしがあることも想定し、今回はとりあえず次のように考えた。

- (1) 燃料カーネル直径に対しては前章(1)で述べたこと、これが核特性に与える影響は比較的小ないこと、等から一応  $500 \mu$  前後に設定する。
- (2) 燃料棒外径は余り大きくないこと。これは燃料棒外径が余り大きいと燃料体寸法が大きくなるを得ず、炉心に装荷される燃料カラム数が少なくなり、燃料の領域別装荷による出力分布調整上の柔軟性に欠けると考えられるためである。
- (3) 燃料コンパクトの厚さも余り大きくないこと。これが厚くなる程、燃料最高温度が高くなること、強度上からも不利になると考えられること、等による。
- (4) 黒鉛リガメント巾も適度なものであること。これは小さすぎると燃料体の強度上から問題が生じること、大きすぎると燃料ピンの配列間隔が大きくなり、被覆燃料粒子の充填率によって  $N_c/N_U$  を適度の範囲に調整することが不可能になるためである。  
\* 大きすぎると燃料ピンの配列間隔が大きくなり、被覆燃料粒子の充填率によって  
\*\*  $N_c/N_U$  を適度の範囲に調整することが不可能になるためである。
- (5)  $N_c/N_U$  は被覆燃料粒子の充填率のみによって  $230 \sim 350$  程度の調整が可能であること。これは実用規模炉心に対する  $N_c/N_U$  が  $250 \sim 300$  程度に設定されることが好ましいこと、一方実験炉規模炉心に対しては初期余剰反応度を高める観点から  $N_c/N_U$  をやや高めに設定する必要が考えられることによる。

以上の基本的考え方に基づいて選定した格子諸元を Table 5.1 に示す。表中太線で囲まれた格子点が上記  $N_c/N_U$  に対する範囲  $250 \sim 350$  を満たすものであり、さらにぬりつぶした格子点は  $N_c/N_U$  に対する範囲  $250 \sim 300$  を満たし、さらに燃料温度や構造強度上からの制限も考慮して選ばれたものである。その  $(N_c/N_U, \sigma_M)$  座標上の存在点を Fig. 5.1 に、また実験炉規模炉心に対するその主な核特性を Table 5.2 に示した。

これら 11 格子の実験炉規模炉心に対する核特性を比較してみると次のことがわかる。

- (i) 径年ピーキング係数をみると No. 3, B, C の 3 格子で若干高い以外全んど大きな相違は出ない。

\* 製作性からも下限がある。

\*\* 被覆燃料粒子の充填率にも製作性から上限値がある。

(ii) 燃料の炉内滞在時間はNo.2, 5, 6の3格子で2年以下であるほかは全て2.0~2.4年の間にある。

この炉内滞在時間の違いは全んど初期余剰反応度の違いによる結果といえる。

(iii) 燃焼度も全んど初期余剰反応度の大小で決まる傾向が強い。

しかし、これらの特性の違いは寸法諸元設定の目安とはいえるものの必ずしも厳密な判定基準とは考えられず、むしろ(5)で述べたように被覆燃料粒子充填率の中間的な範囲(20~30 v/v)での調整で  $N_c/N_U$  を250~350程度に変化させうるものを選定しておくのが良いと考えられる。この点から考えるならば次の寸法諸元の格子のいづれかに設定しておくと便利であろう。

燃料コンパクト内径 (mm)	8	16	24	8	8	16
" 肉厚 (mm)	6	6	6	8	8	8
黒鉛リガメント巾 (mm)	10	13	16	13	16	16

## 5.2 円環型燃料格子

円環型燃料格子に対する考え方も前節で述べた中空型に対する場合と全く同様である。Table 5.3, 5.4 及び Fig. 5.2 にその特性を示す。中空型燃料格子の場合と著しく違うのは Table 5.3 からわかるように  $N_c/N_U$  及び  $\sigma_M$  が燃料棒内径に余り依存しないこと、また黒鉛リガメント及び燃料コンパクト厚さに対する依存性も小さいことである。このことは格子の核特性が格子の寸法諸元の違いによって中空型燃料格子の場合ほどには変らず、核特性的に安定しており設計しやすい系を構成することになる。なお、円環型燃料格子に対する諸元としては次の格子点から選定しておくのが有利といえよう。

燃料棒内径 (mm)	8	8	10	10	15	8	10
燃料コンパクト肉厚 (mm)	6	6	6	6	6	8	8
黒鉛リガメント巾 (mm)	10	13	10	13	13	16	16

Table 5.1 Atomic number density ratio of carbon and uranium,  $N_c/N_u$  and effective scattering cross section per a resonance atom,  $\sigma_M$  of selected hollow fuel lattices.

		8				16				24			
		0.2	0.25	0.30	0.40	0.20	0.25	0.30	0.40	0.20	0.25	0.30	0.40
	d (mm)	f	l (mm)										
t=6mm	7	313 730	249 588	206 488	154 367	271 684	218 547	179 454	133 341	253 663	204 532	168 441	125 330
	10	378 752	297 608	247 506	184 376	315 704	252 558	209 468	156 351	292 683	233 543	193 454	145 340
	13	432 769	343 622	288 518	213 383	363 719	288 575	240 479	179 359	332 697	263 558	219 467	164 347
	16	504 783	394 636	330 530	247 392	412 731	328 589	274 487	204 365	375 704	297 558	247 472	185 355
	7	250 645	203 513	166 427	123 322	224 607	178 483	148 404	110 302	209 588	168 478	138 390	103 293
	10	290 658	236 526	194 439	144 330	258 622	206 494	171 414	127 310	239 602	192 487	158 401	116 300
	13	337 673	270 538	223 449	169 338	294 635	236 505	194 422	145 316	269 613	216 493	178 409	132 308
	16	383 687	308 550	255 457	190 343	331 644	263 515	219 428	164 321	302 621	243 500	199 416	150 312

\* kernel dia. : 500 $\mu\text{m}$ , \*\* hollow rod  
\*\*\* upper :  $N_c/N_u$ , lower :  $\sigma_M(b)$   
\*\*\*\*  $\square N_c/N_u = 250\sim 350$   
\*\*\*\*\*  $\blacksquare N_c/N_u = 250\sim 300 + (\text{constraint from temperature and stress})$

Table 5.2 Excess reactivity, burnup, fuel dwelling time and age peaking factor of selected hollow fuel lattices.

Lattices	Excess reactivity ( $\% \Delta k_{eff}/k_{eff}$ )	Burnup (GWD/T)	F.D.T.(Yr.)	A.P.F.
1	19	44	2.2	1.04
2	16	30	1.8	1.04
3	21	48	2.4	1.09
4	19	43	2.2	1.05
5	17	38	1.9	1.01
6	15	36	1.7	1.04
7	18	40	2.2	1.02
8	18	39	2.1	1.01
A	18	43	2.0	1.03
B	22	54	2.3	1.15
C	21	51	2.2	1.11

\* 6 w/o Fuel

\*\* 50MWth

Table 5.3 Atomic number density ratio of carbon and uranium,  $N_c/N_u$  and effective scattering cross section per a resonance atom,  $\sigma_M$  of selected tubular fuel lattices.

$d(\text{mm})$	8				10				15				
	0.2	0.25	0.3	0.4	0.2	0.25	0.3	0.4	0.2	0.25	0.3	0.4	
$t=6\text{mm}$	7	294 684	234 551	195 455	147 341	293 671	234 540	194 447	145 335	293 660	233 530	194 439	143 329
	10	338 704	270 563	224 468	169 351	335 691	267 555	222 460	166 344	332 679	265 545	220 451	161 338
	13	385 719	307 573	255 479	193 359	378 706	302 562	251 470	187 352	373 693	298 550	247 461	181 345
	16	435 731	347 581	289 487	218 365	424 717	338 568	281 477	210 358	416 704	332 558	276 469	201 351
	7	238 606	189 483	157 403	118 302	237 595	189 476	157 396	117 296	237 586	189 466	157 390	116 292
	10	271 622	216 494	179 414	135 310	268 610	214 487	177 406	132 304	266 600	212 478	176 399	130 299
	13	306 634	244 504	202 422	152 316	300 622	239 495	199 414	149 310	297 611	237 485	197 407	145 305
	16	342 643	273 510	227 428	171 321	334 631	267 503	222 420	165 314	329 620	263 494	218 412	161 309

\* kernel dia. . 500 $\mu$ 

\*\* annular rod

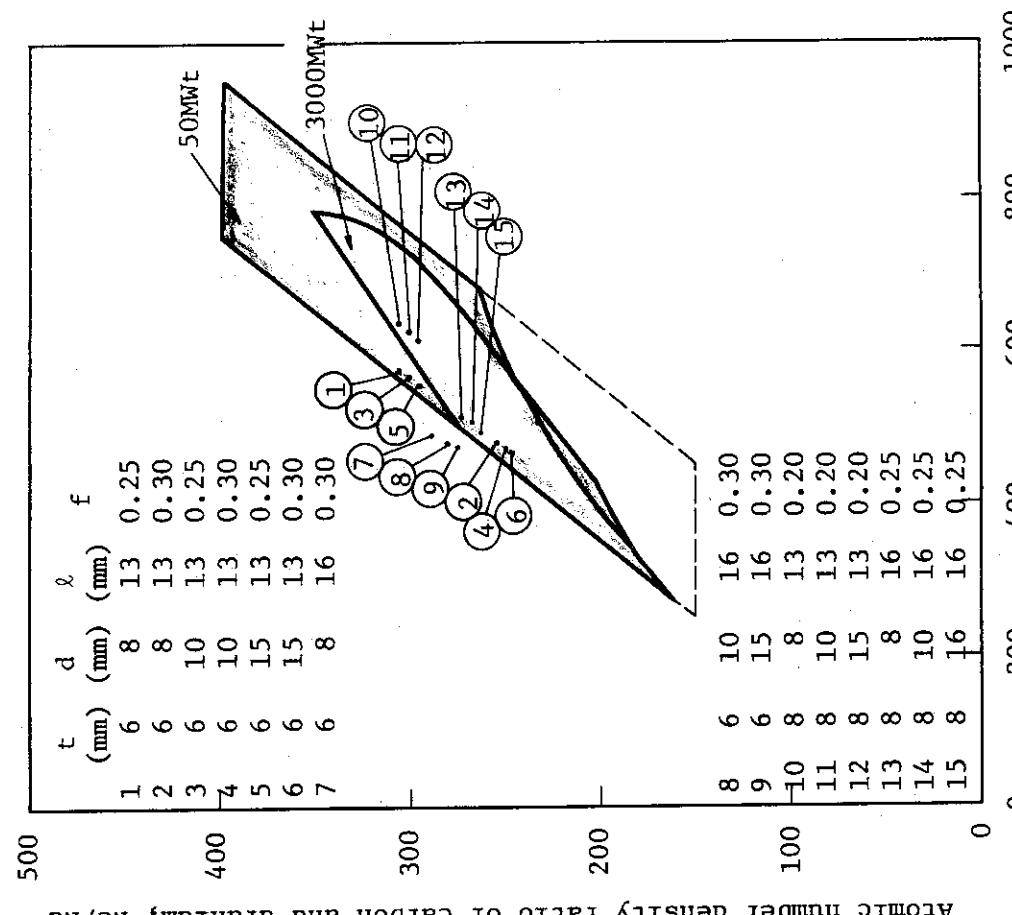
\*\*\* upper :  $N_c/N_u$ , lower :  $\sigma_M(b)$ \*\*\*\*  $N_c/N_u = 250 \sim 350$ \*\*\*\*\*  $N_c/N_u = 250 \sim 300 + (\text{constraint from temperature and stress})$ 

Table 5.4 Excess reactivity, burnup, fuel dwelling time and age peaking factor of selected tubular fuel lattices.

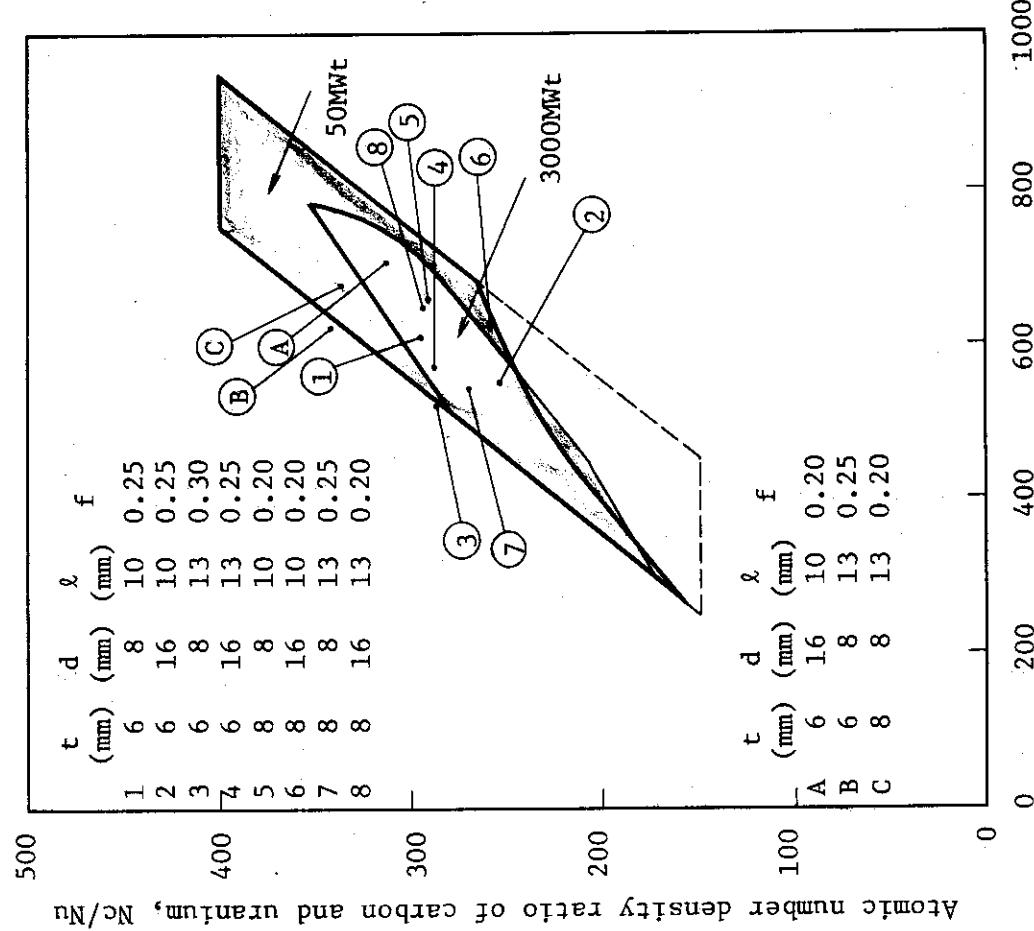
Lattice	Excess reactivity (% $\Delta k_{eff}/k_{eff}$ )	Burnup (GWD/T)	F.D.T.(Yr.)	A.P.F.
1	20	48	2.4	1.07
2	18	39	2.3	1.01
3	20	48	2.4	1.07
4	18	39	2.3	1.00
5	20	48	2.4	1.07
6	18	39	2.3	1.01
7	21	50	2.6	1.09
8	21	49	2.6	1.09
9	20	48	2.6	1.09
10	19	43	2.1	1.04
11	19	43	2.2	1.04
12	19	44	2.2	1.05
13	19	42	2.3	1.04
14	19	42	2.3	1.03
15	18	42	2.4	1.02

\* 6 w/o Fuel

\*\* 50MWth



Effective scattering cross section per a resonance atom,  $\sigma_M(b)$



Effective scattering cross section per a resonance atom,  $\sigma_M(b)$

Fig. 5.1  $(N_c/N_u, \sigma_M)$  of selected hollow fuel lattices

Fig. 5.2  $(N_c/N_u, \sigma_M)$  of selected tubular fuel lattices

## 6. まとめ

本格子特性サーベイは核設計の立場から燃料の寸法諸元の範囲を設定することを目的として実施されたが、燃料体型式としては角柱ピン型、燃料に低濃縮ウランを想定するとともに炉心規模として実験炉のみならず実用規模炉心をも対象とし、炉心の出力規模が異なっても主たる寸法諸元の変更なしに適用できる燃料体設計の可能性が検討された。

燃料体諸元の設定判断基準としては燃焼特性の優劣をとるものとし、具体的項目としては初期余剰反応度、燃焼度、燃料炉内滞在時間、径年ピーキング係数、天然ウラン所要量及び分裂性プルトニウム生成量の各量が考慮され、各々の量に対して炉心出力規模別の条件が設定された。一方、ウランを燃料とする格子の燃焼特性はその格子の炭素対ウラン原子数密度比  $N_c/N_U$  及びウラン 238 1 原子当りの実効散乱断面積  $\sigma_M$  及び燃料濃縮度  $e$  の 3 量によってほぼ決まることが確認され、対象となりうる全ての格子の核特性が推定できるような  $(N_c/N_U, \sigma_M, e)$  の選定点に対して格子燃焼計算コード DELIGHT-2 を用いて燃焼特性解析がなされた。そして、その結果と先の設定条件とから炉心規模別、燃料濃縮度別に  $(N_c/N_U, \sigma_M)$  の適合範囲が算出され、その条件を満足する寸法諸元、即ち燃料棒内径、燃料コンパクト厚さ、燃料カーネル外径、被覆燃料粒子充填率及び黒鉛リガメント巾の範囲が設定された。最後に、その適合範囲に含まれる寸法諸元の格子を洗い出し、最初に述べたように出力規模の違った炉心にも共通に使用出来る寸法諸元が中空型及び円環型燃料棒使用格子に対して各々設定された。

以上の検討から次のことが明らかになった。

- (1) 核設計上からの制限条件は必ずしも厳しいものとはいえず、適合範囲も広く寸法諸元設定には比較的自由度があるといえる。
- (2) それ故、燃料棒の寸法諸元はむしろ伝熱・流動、構造強度ならびに製作性からの制限条件で決まる傾向が強いといえる。
- (3) しかし、核設計上からの適合範囲と伝熱・流動、構造強度ならびに製作性からの制約に基づく適合範囲との共通領域の有無及びその程度は炉心設計と密接に関係して決まってくることには十分留意しておくことが必要である。

なお、本検討結果は既に述べてきたように、燃料として低濃縮ウラン、燃料体型式を角柱ピン型に限った時の話であり、高濃縮ウラン・トリウム系、プルトニウム・トリウム系、等の燃料を使用する場合には寸法諸元的に最適点がかなりづれること、燃料体型式にも有利、不利の違いが生じてくることも予想されること、等にも十分留意しておく必要があらう。

### 参考文献

- (1) 新藤隆一、平野光将、有賀武夫；高温ガス冷却炉・格子燃焼計算コード：DELIGHT, JAERI-M 4449 (1971)。
- (2) 新藤隆一、平野光将；高温ガス冷却炉・格子燃焼計算コード：DELI GHT-2, JAERI -M 5661 (1974)。

## 6. ま と め

本格子特性サーベイは核設計の立場から燃料の寸法諸元の範囲を設定することを目的として実施されたが、燃料体型式としては角柱ピン型、燃料に低濃縮ウランを想定するとともに炉心規模として実験炉のみならず実用規模炉心をも対象とし、炉心の出力規模が異なっても主たる寸法諸元の変更なしに適用できる燃料体設計の可能性が検討された。

燃料体諸元の設定判断基準としては燃焼特性の優劣をとるものとし、具体的項目としては初期余剰反応度、燃焼度、燃料炉内滞在時間、径年ピーキング係数、天然ウラン所要量及び分裂性プルトニウム生成量の各量が考慮され、各々の量に対して炉心出力規模別の条件が設定された。一方、ウランを燃料とする格子の燃焼特性はその格子の炭素対ウラン原子数密度比  $N_c/N_U$  及びウラン  $^{238}$  1 原子当りの実効散乱断面積  $\sigma_M$  及び燃料濃縮度  $e$  の 3 量によってほぼ決まることが確認され、対象となりうる全ての格子の核特性が推定できるような  $(N_c/N_U, \sigma_M, e)$  の選定点に対して格子燃焼計算コード DELIGHT-2 を用いて燃焼特性解析がなされた。そして、その結果と先の設定条件とから炉心規模別、燃料濃縮度別に  $(N_c/N_U, \sigma_M)$  の適合範囲が算出され、その条件を満足する寸法諸元、即ち燃料棒内径、燃料コンパクト厚さ、燃料カーネル外径、被覆燃料粒子充填率及び黒鉛リガメント巾の範囲が設定された。最後に、その適合範囲に含まれる寸法諸元の格子を洗い出し、最初に述べたように出力規模の違った炉心にも共通に使用出来る寸法諸元が中空型及び円環型燃料棒使用格子に対して各々設定された。

以上の検討から次のことが明らかになった。

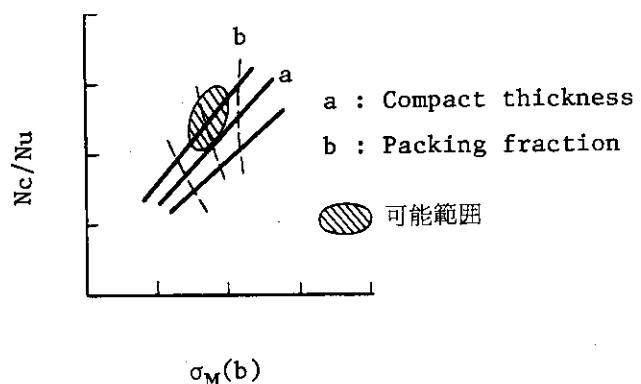
- (1) 核設計上からの制限条件は必ずしも厳しいものとはいえず、適合範囲も広く寸法諸元設定には比較的自由度があるといえる。
- (2) それ故、燃料棒の寸法諸元はむしろ伝熱・流動、構造強度ならびに製作性からの制限条件で決まる傾向が強いといえる。
- (3) しかし、核設計上からの適合範囲と伝熱・流動、構造強度ならびに製作性からの制約に基づく適合範囲との共通領域の有無及びその程度は炉心設計と密接に関係して決まってくることには十分留意しておくことが必要である。

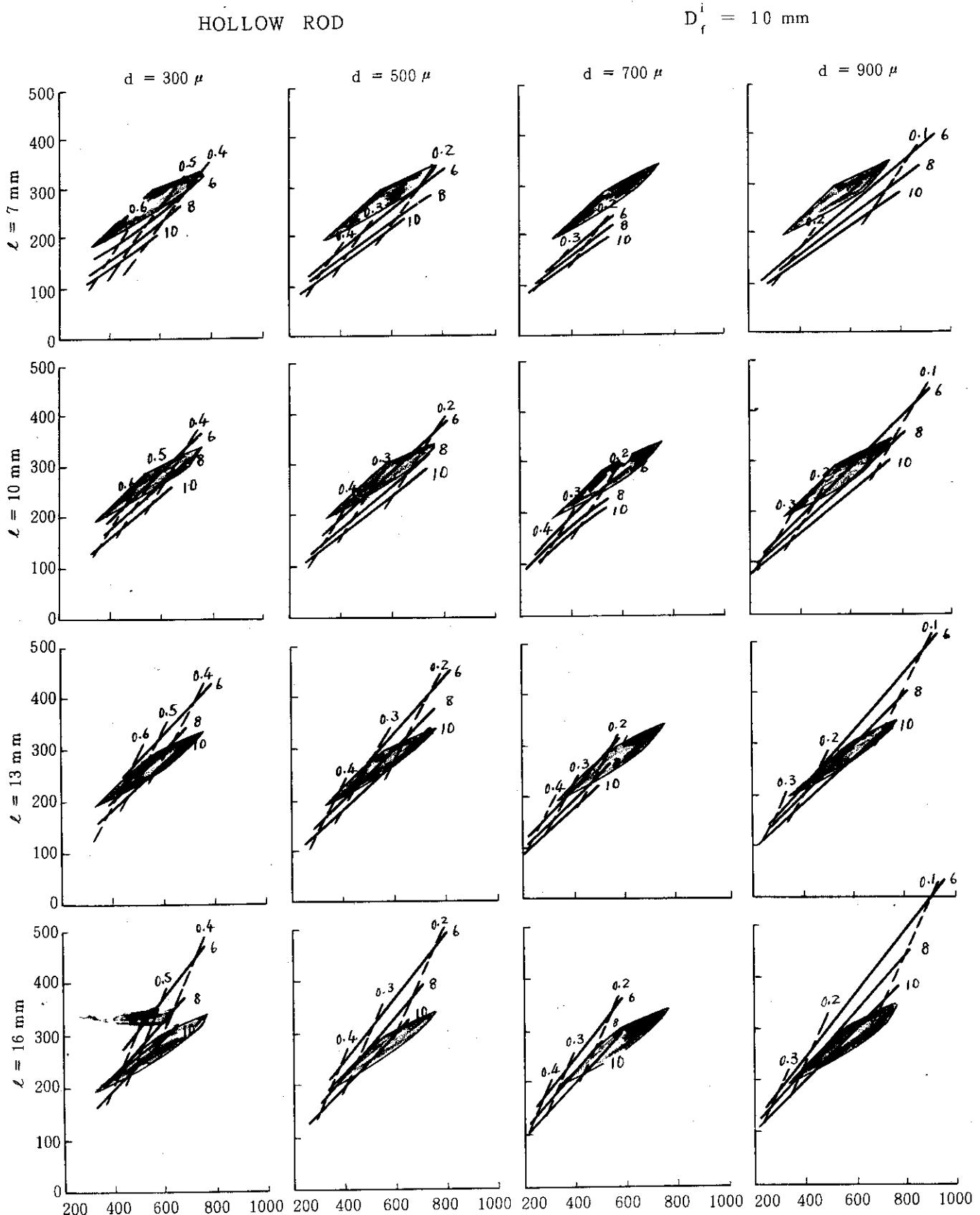
なお、本検討結果は既に述べてきたように、燃料として低濃縮ウラン、燃料体型式を角柱ピン型に限った時の話であり、高濃縮ウラン・トリウム系、プルトニウム・トリウム系、等の燃料を使用する場合には寸法諸元的に最適点がかなりづれること、燃料体型式にも有利、不利の違いが生じてくることも予想されること、等にも十分留意しておく必要があらう。

### 参 考 文 献

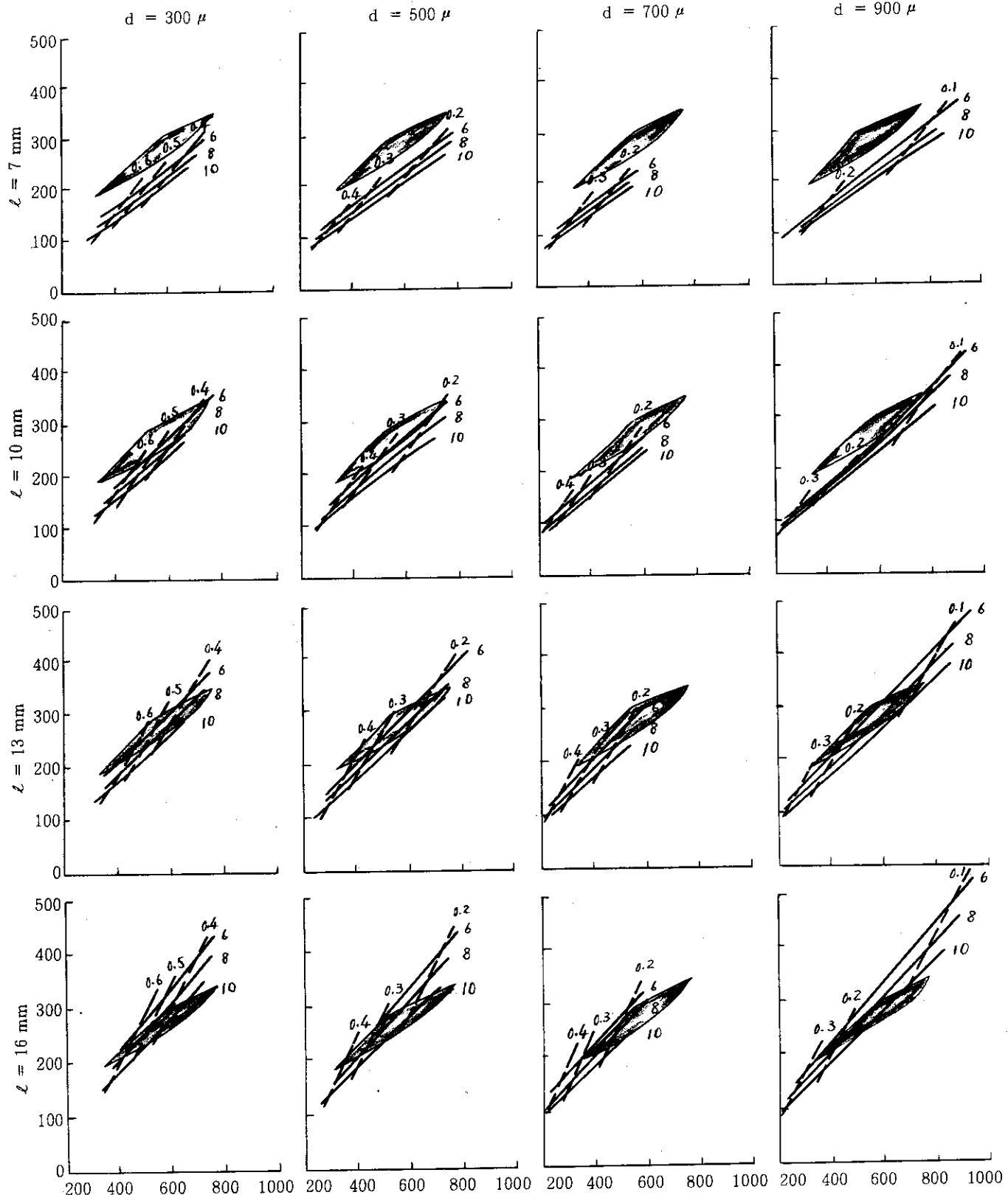
- (1) 新藤隆一、平野光将、有賀武夫；高温ガス冷却炉・格子燃焼計算コード：DELIGHT，JAERI-M 4449 (1971)。
- (2) 新藤隆一、平野光将；高温ガス冷却炉・格子燃焼計算コード：DELI GHT-2，JAERI -M 5661 (1974)。

附録1 3000 MWt 規模炉心に対する格子の選択可能範囲

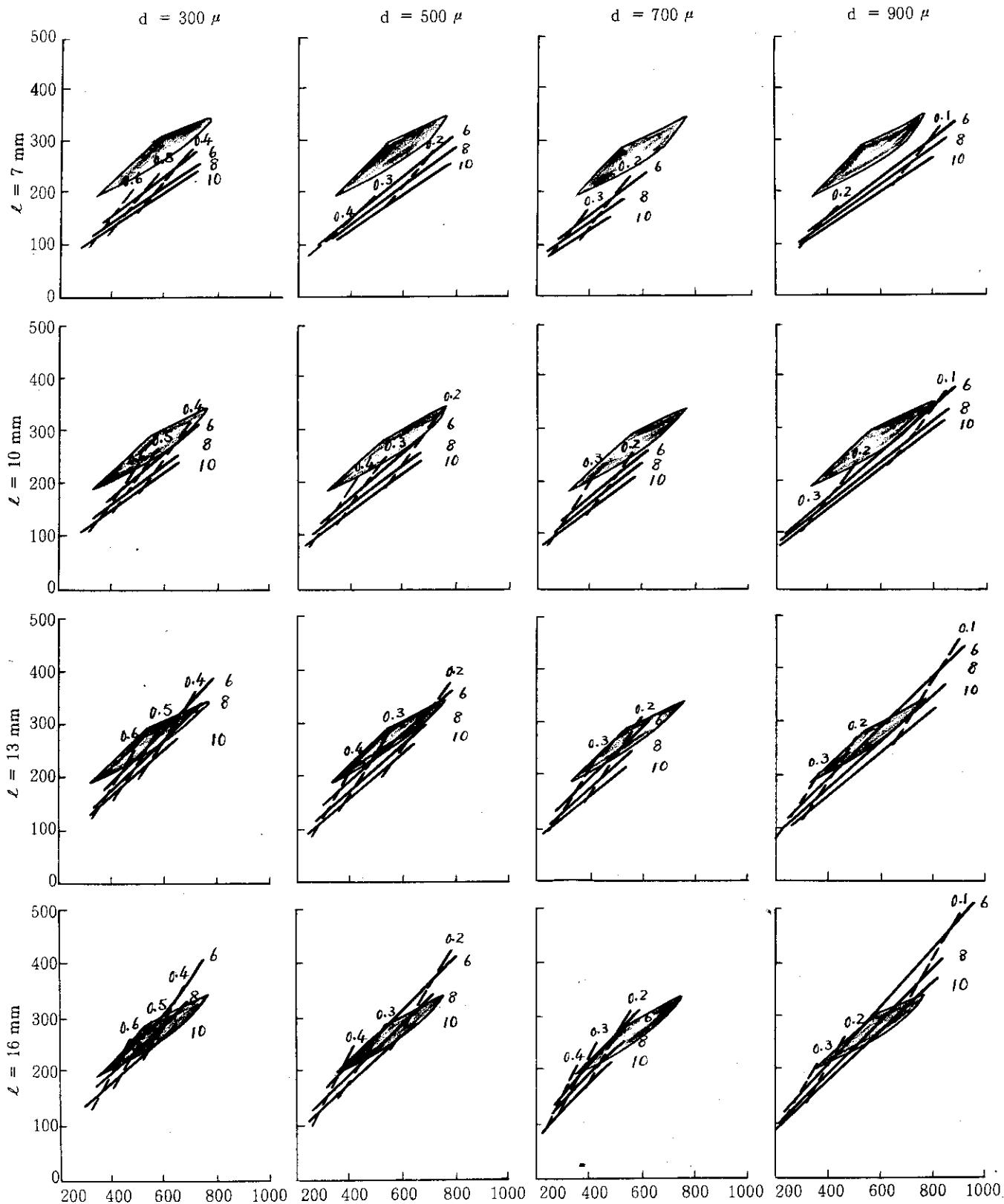




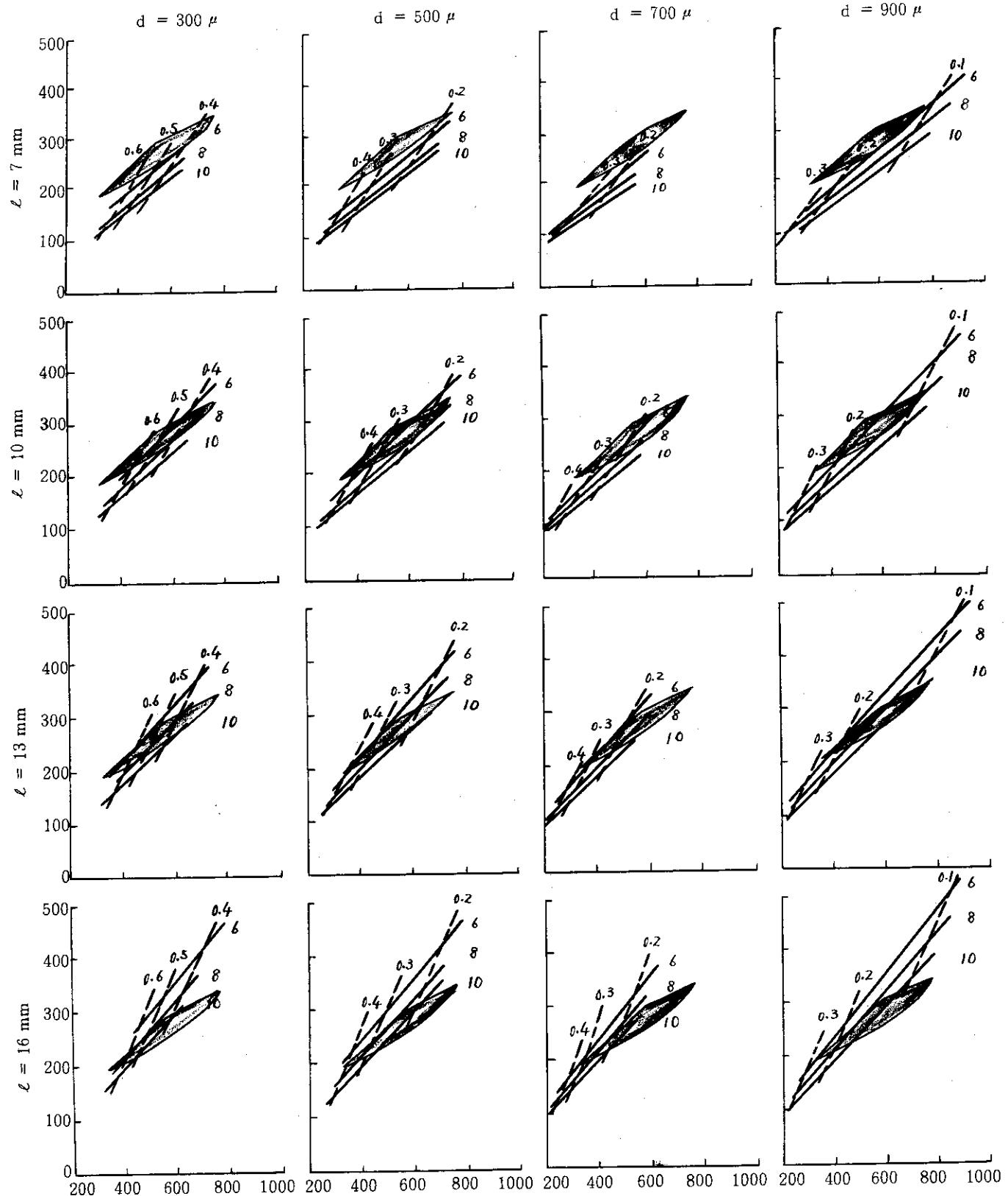
## HOLLOW ROD

 $D_f^i = 16 \text{ mm}$ 

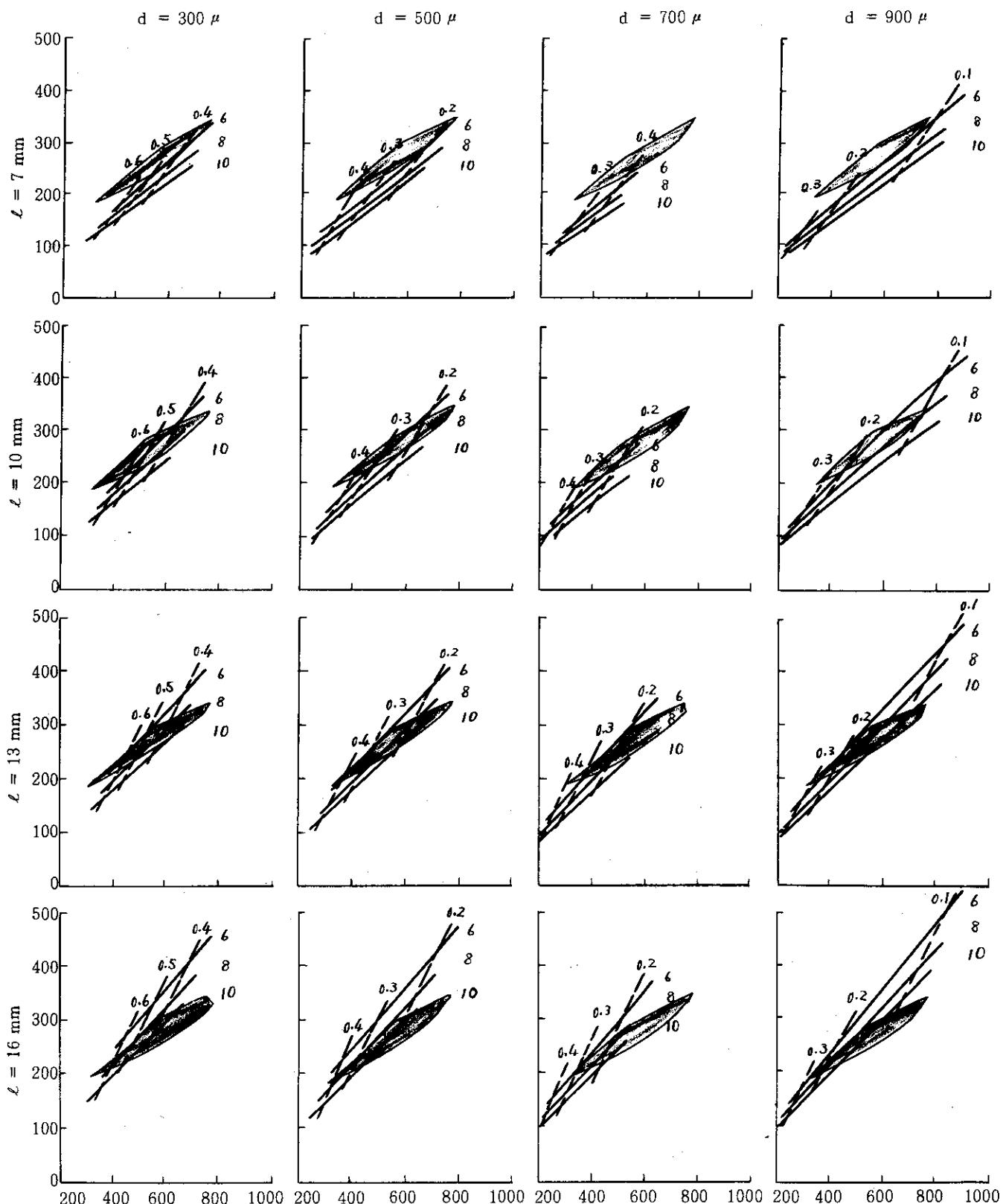
## HOLLOW ROD

 $D_f^i = 25 \text{ mm}$ 

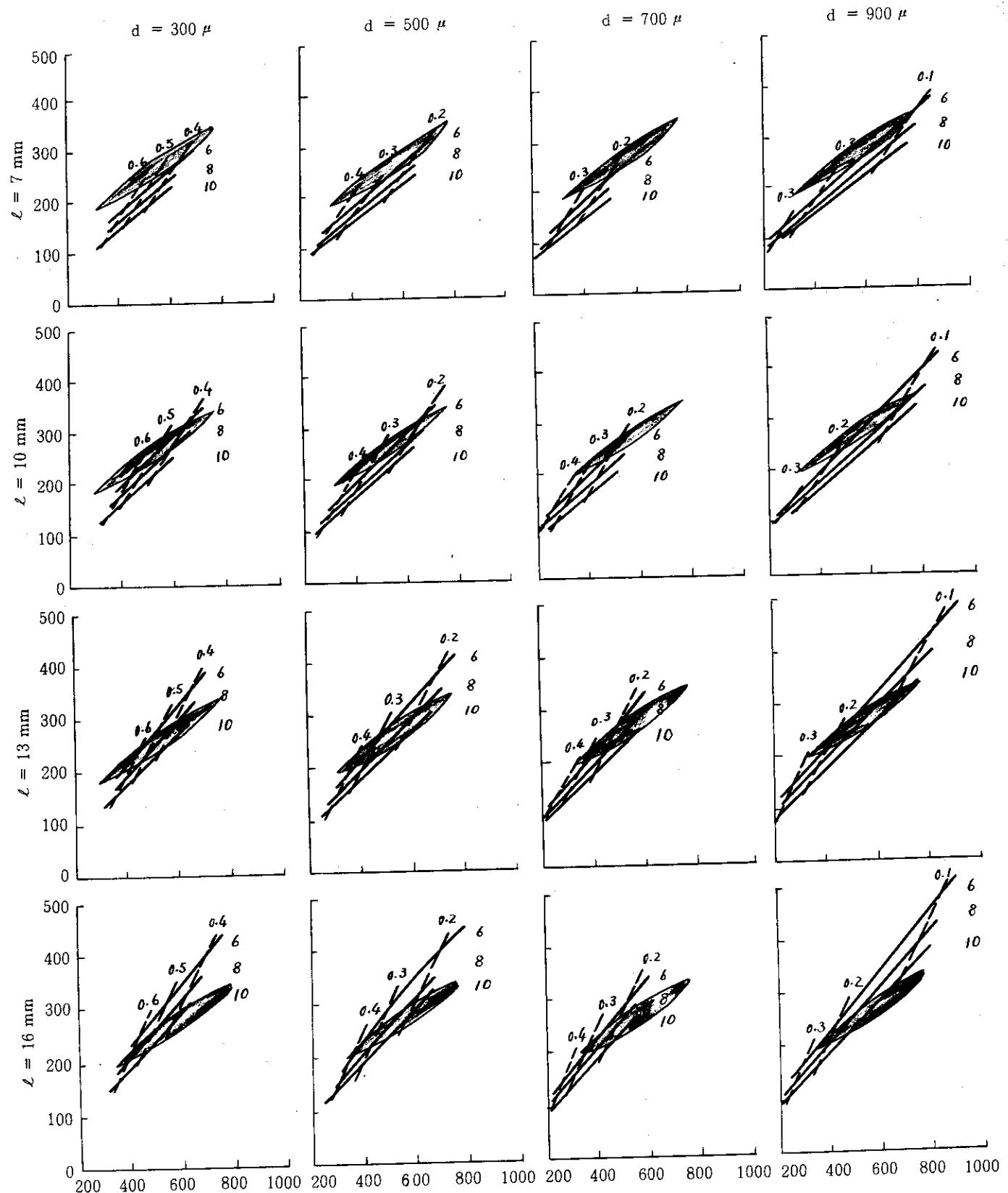
## ANNULAR ROD

 $D_t^i = 8 \text{ mm}$ 

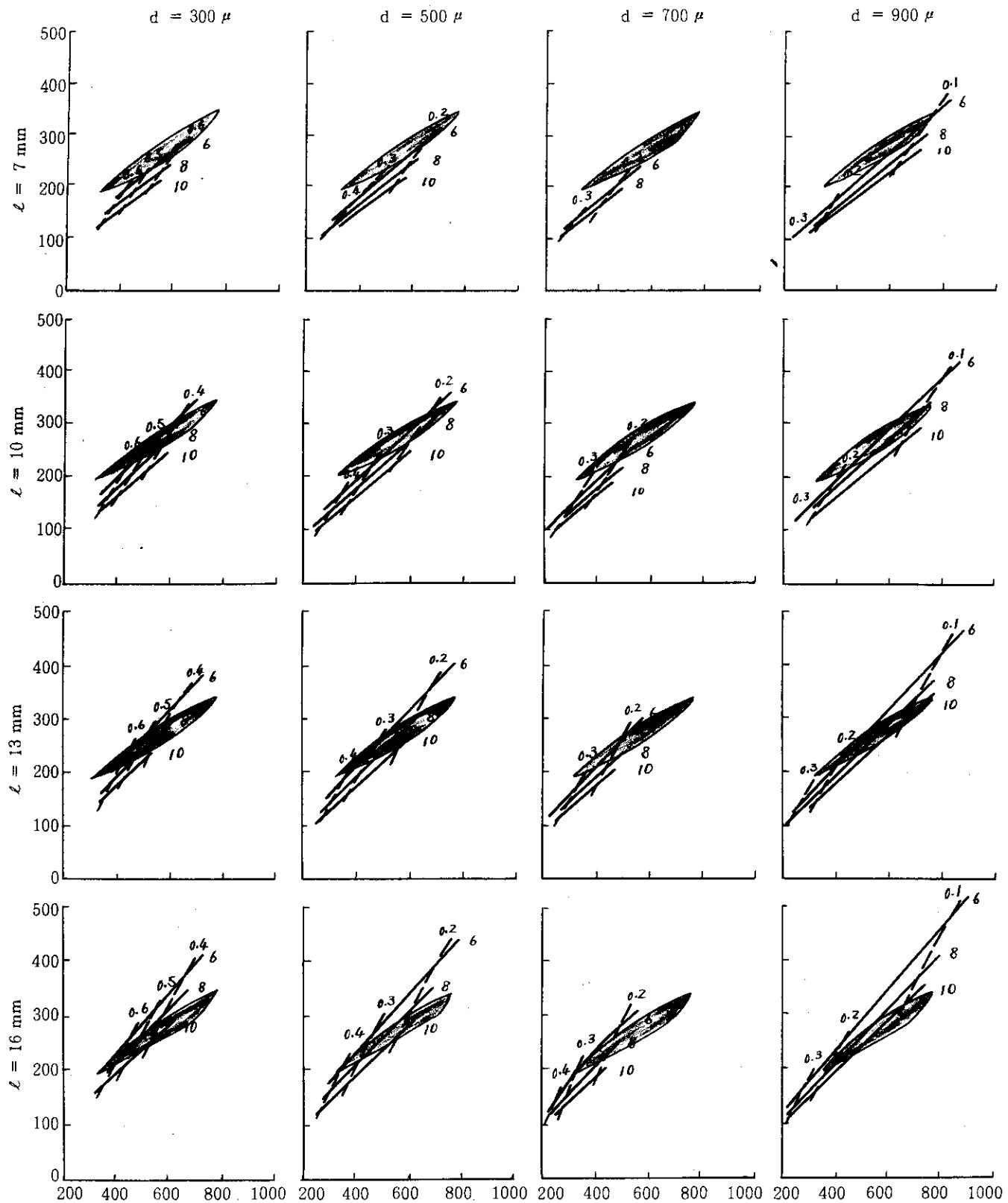
## ANNULAR ROD

 $D_f^i = 10 \text{ mm}$ 

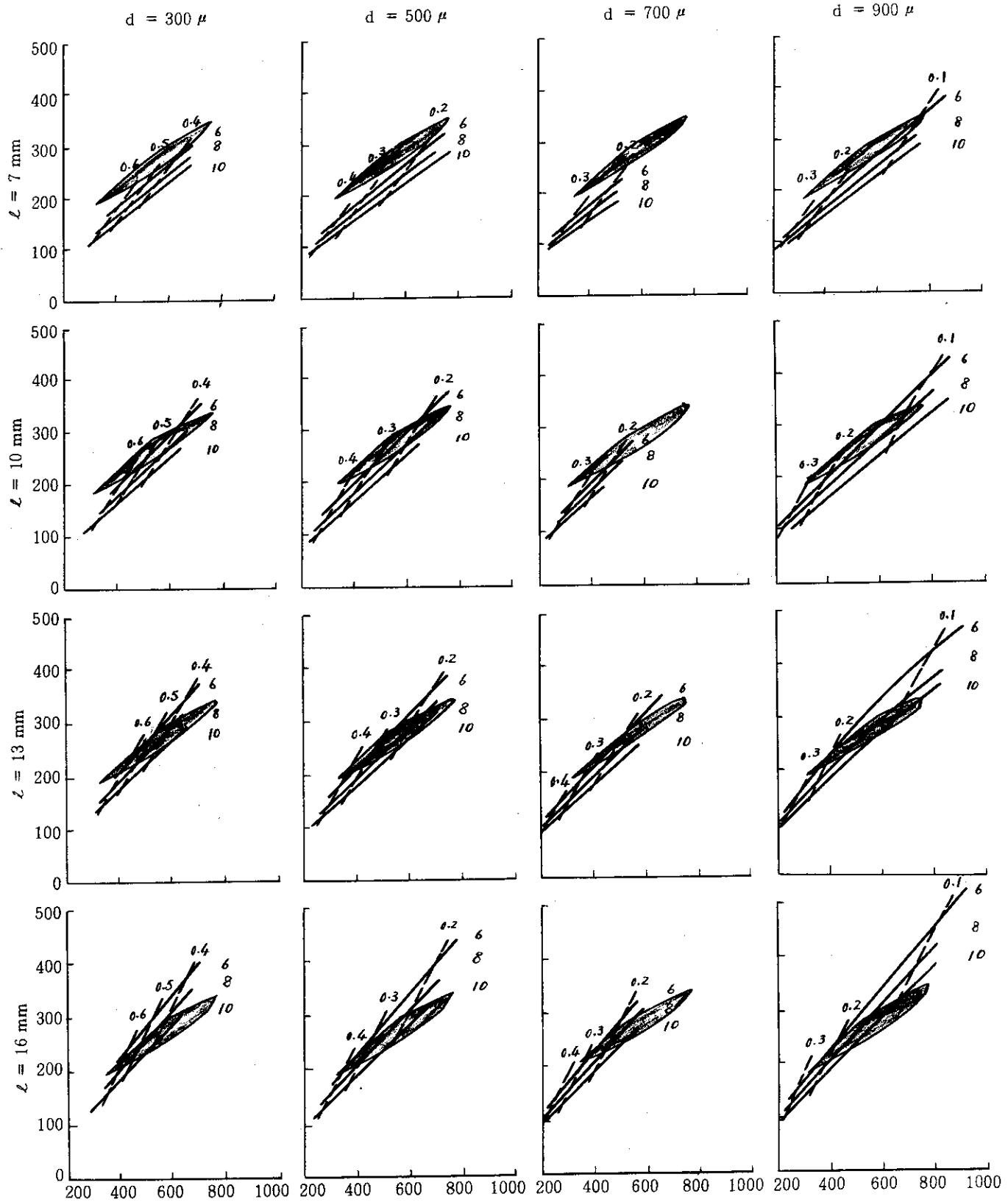
## ANNULAR ROD

 $D_f^i = 15 \text{ mm}$ 

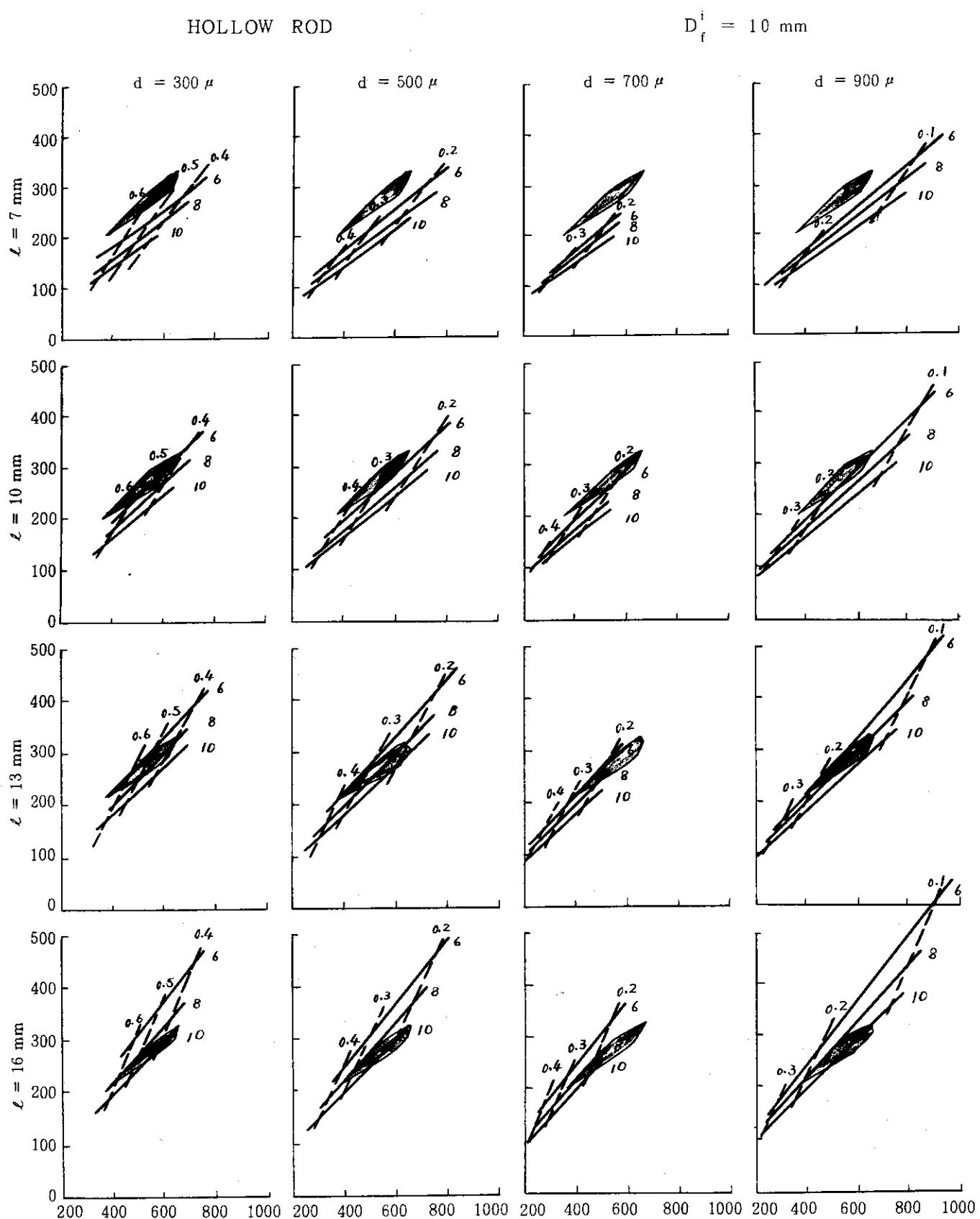
## ANNULAR ROD

 $D_f^i = 22 \text{ mm}$ 

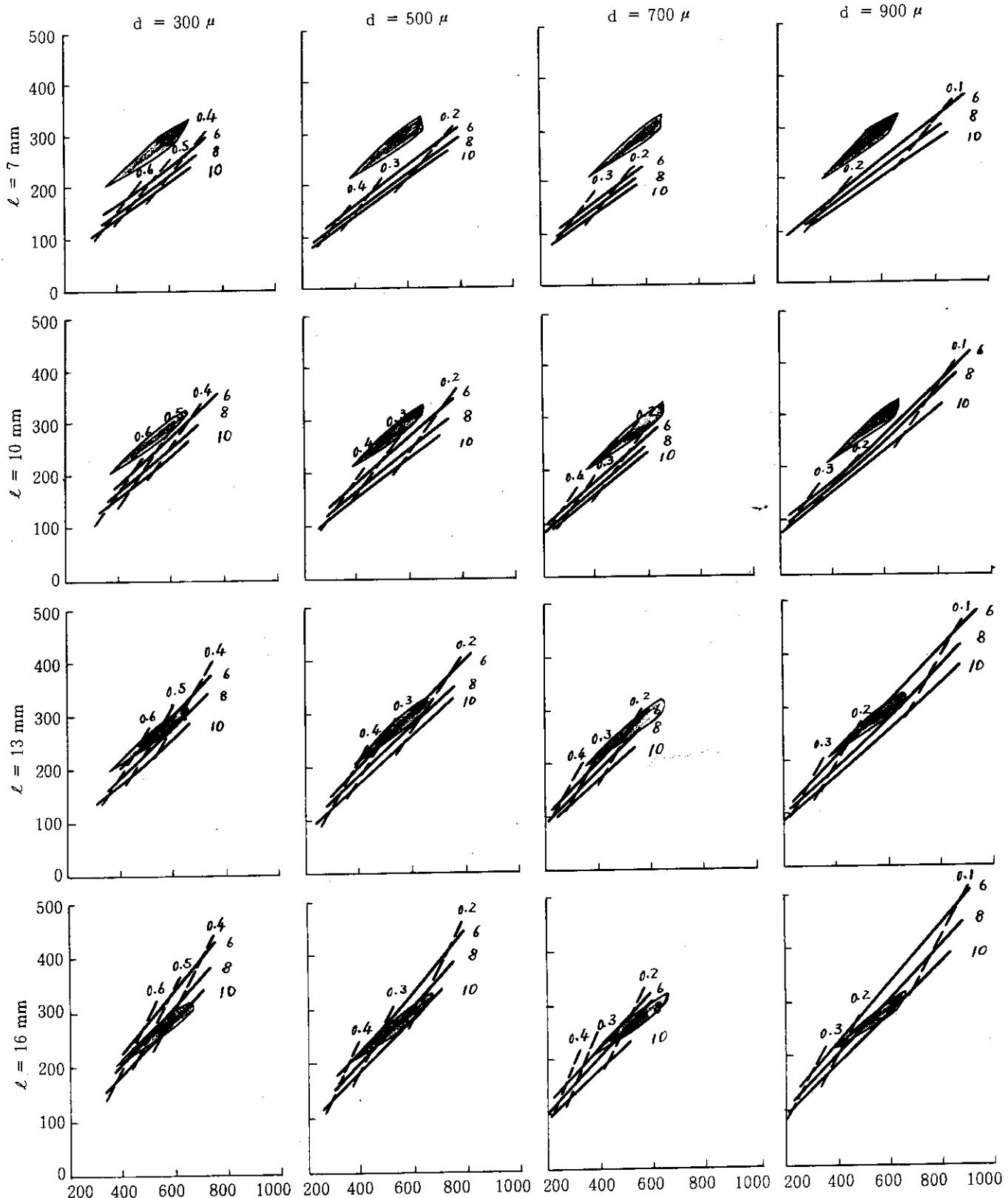
## ANNULAR ROD

 $D_f^i = 30 \text{ mm}$ 

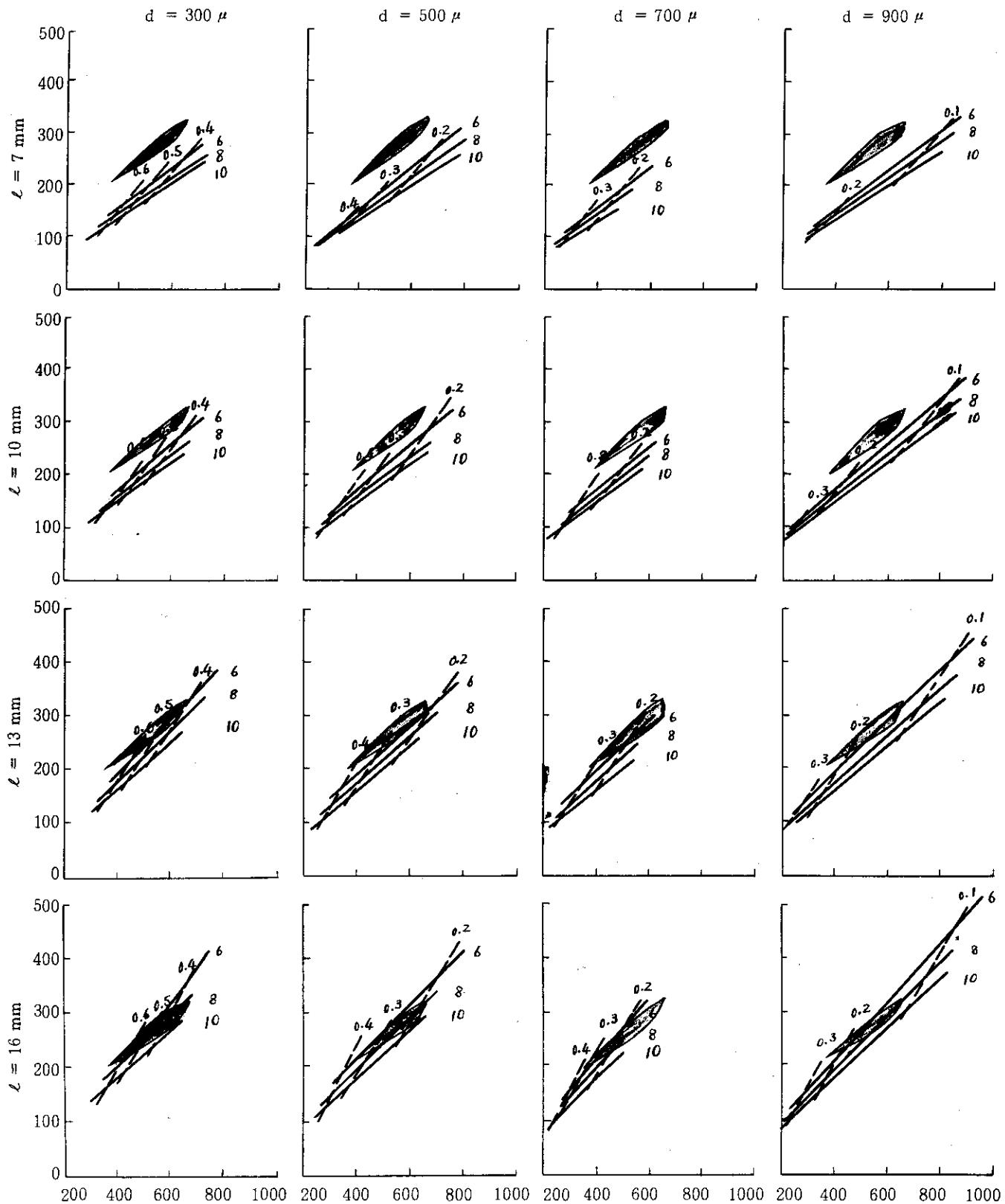
附録2 1000 MWt 規模炉心に対する格子の選択可能範囲



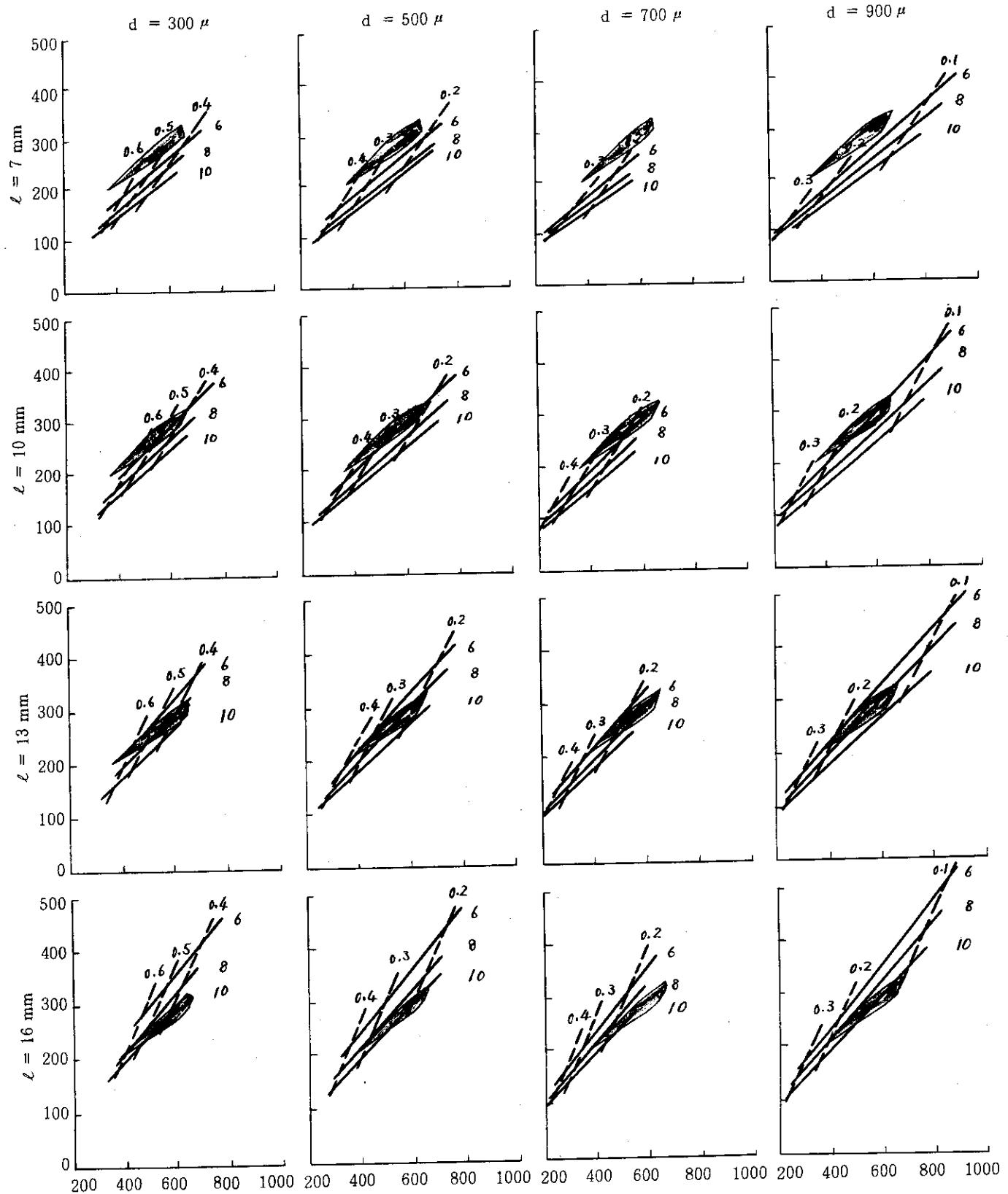
## HOLLOW ROD

 $D_f^1 = 16 \text{ mm}$ 

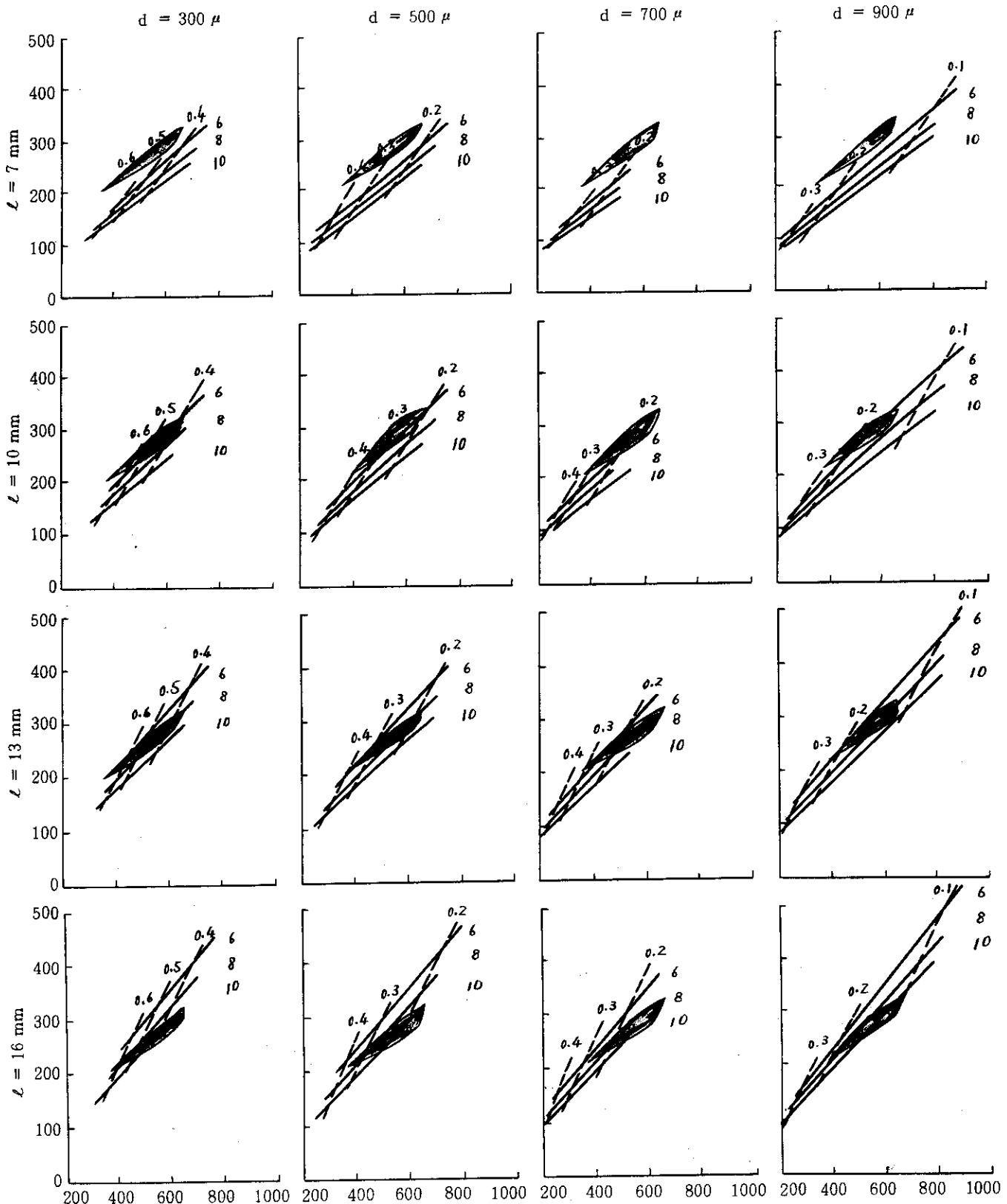
## HOLLOW ROD

 $D_f^i = 25 \text{ mm}$ 

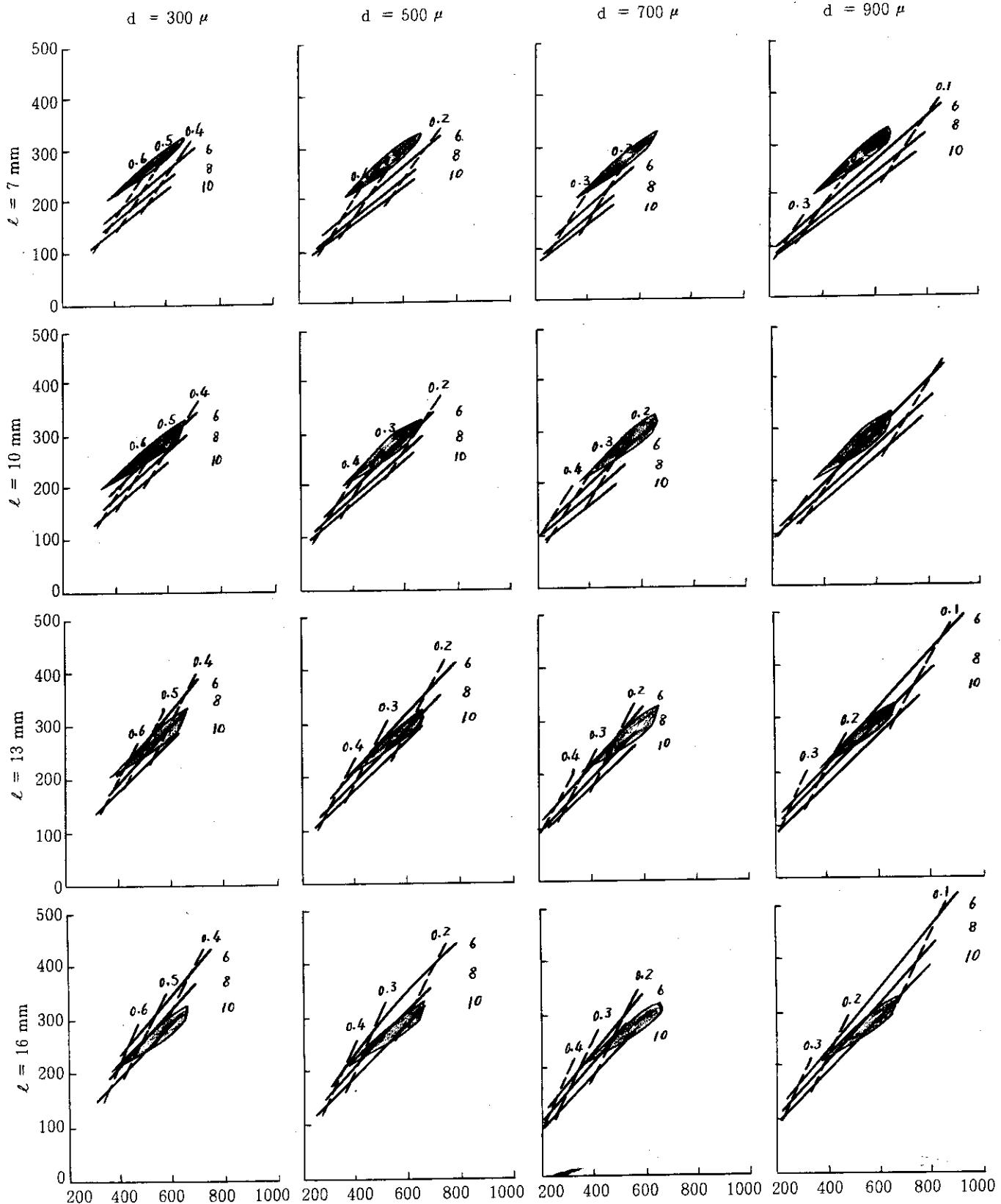
## ANNULAR ROD

 $D_f^i = 8 \text{ mm}$ 

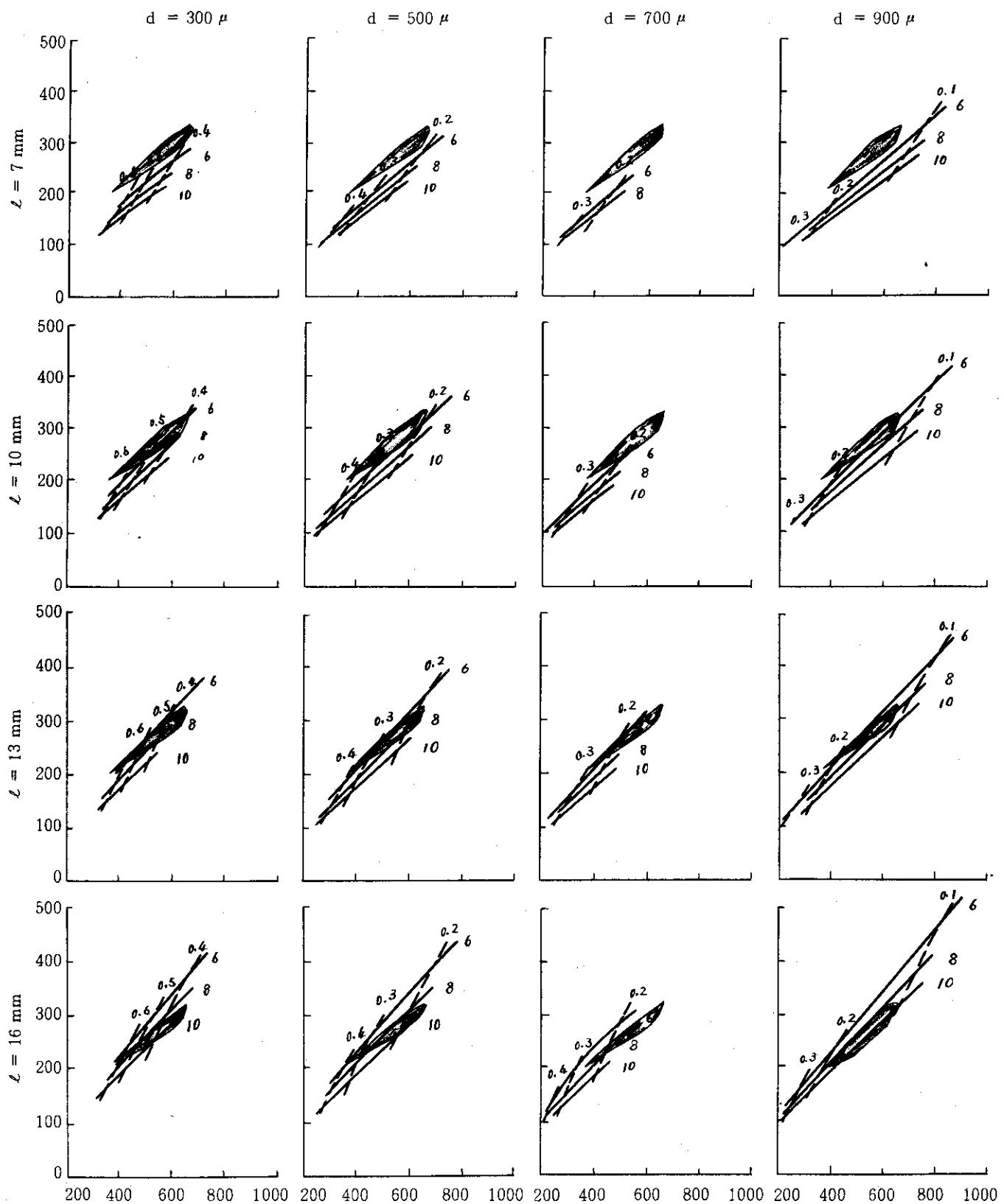
## ANNULAR ROD

 $D_f^i = 10 \text{ mm}$ 

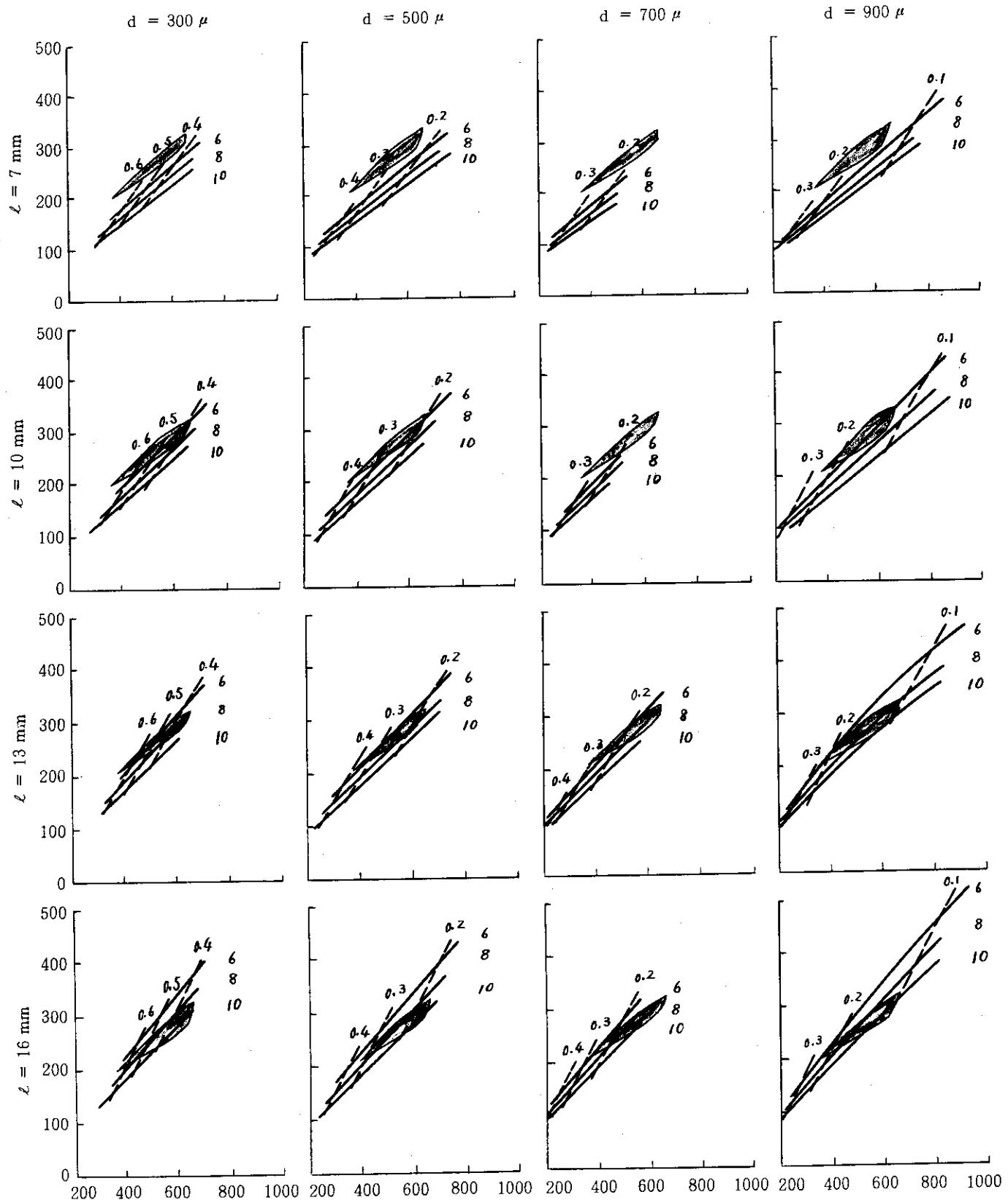
## ANNULAR ROD

 $D_f^i = 15 \text{ mm}$ 

## ANNULAR ROD

 $D_f^i = 22 \text{ mm}$ 

## ANNULAR ROD

 $D_f^i = 30 \text{ mm}$ 

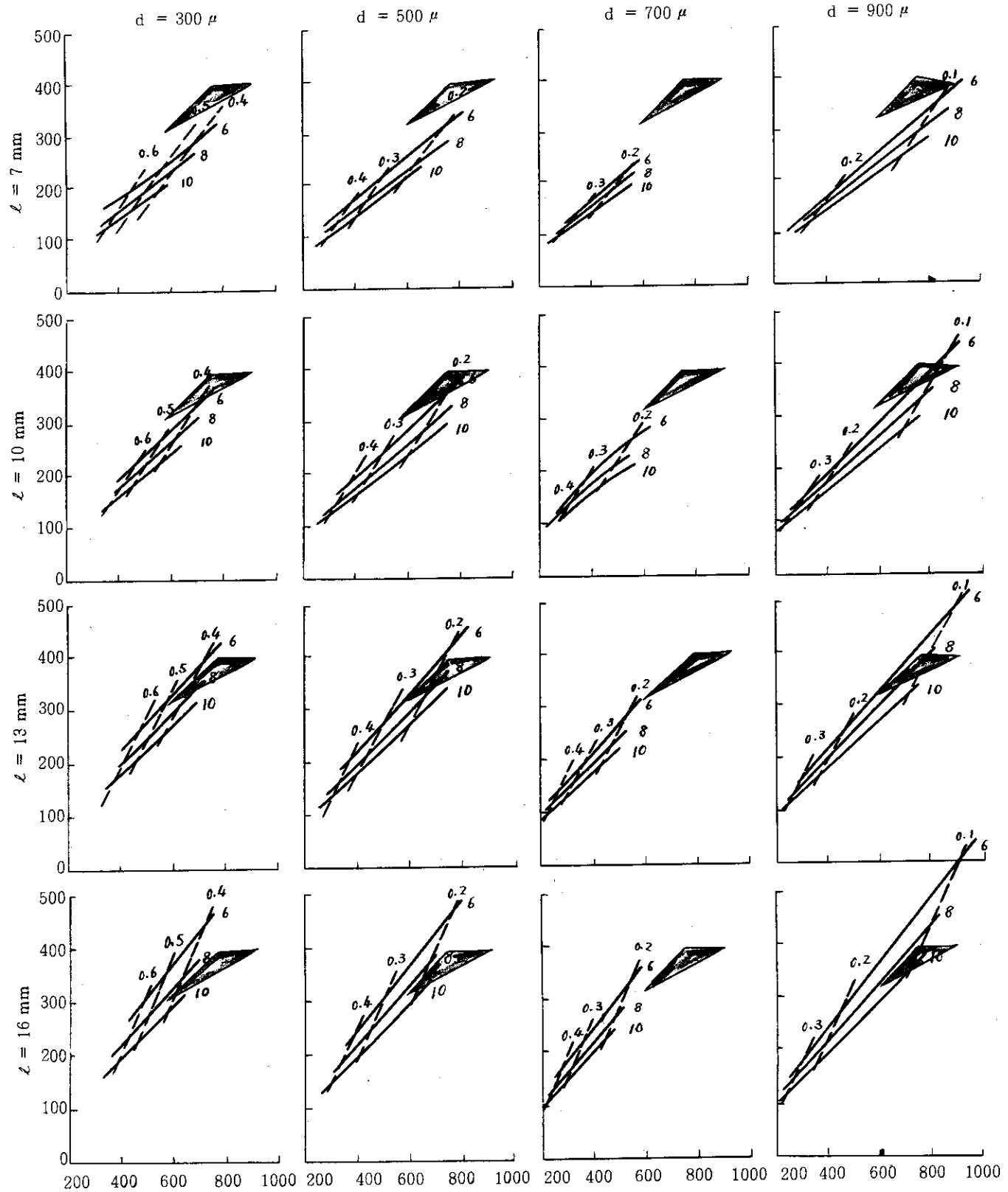
附録3 50 MWt 規模炉心に対する格子の選択可能範囲

但し、実験炉に対して次の条件を課した場合

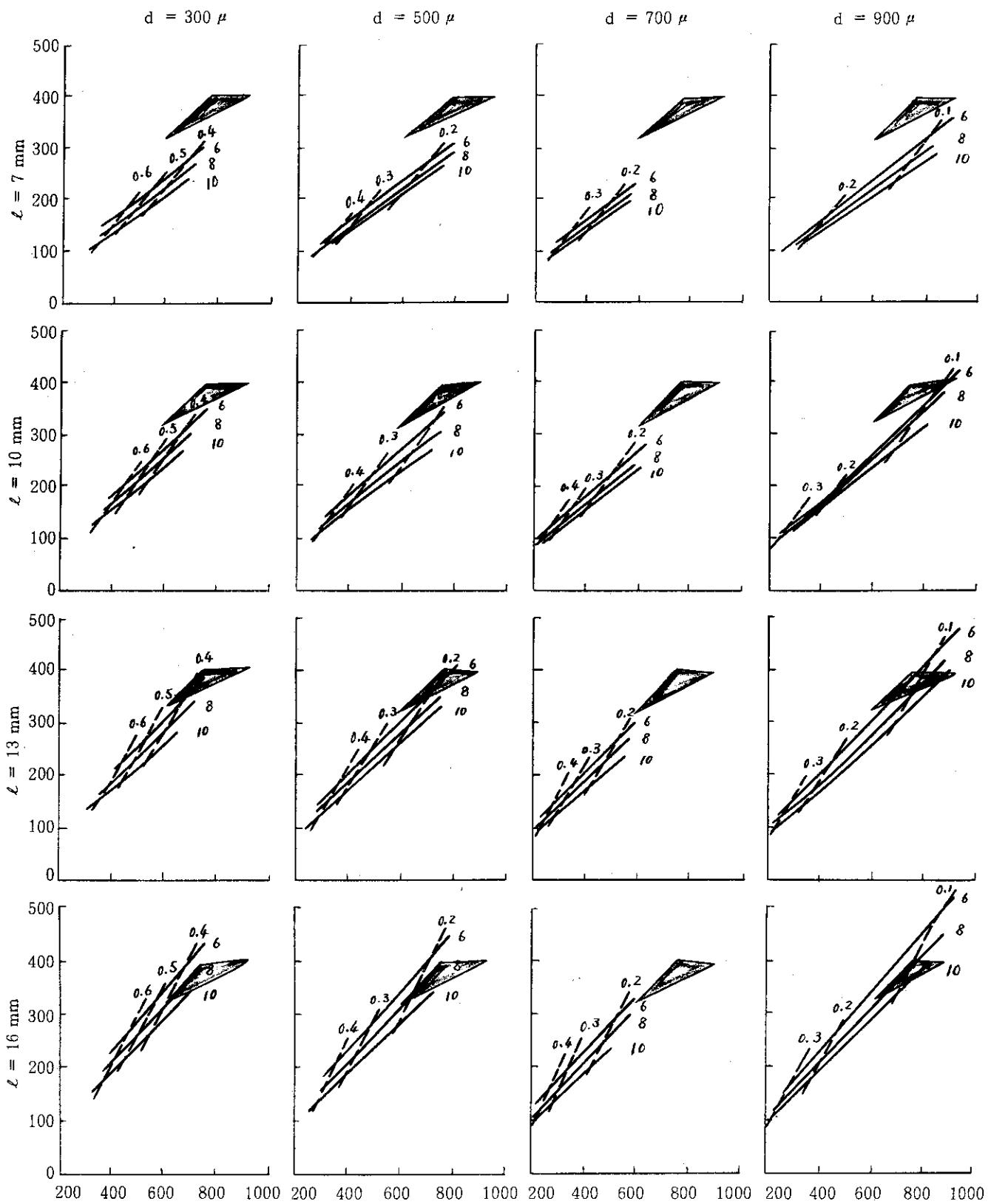
- 燃料濃縮度を低く抑える…… 6 w/o\*
- 初期余剰反応度を 20~25%  $\Delta k_{eff} / k_{eff}$

\* 実用炉なみ

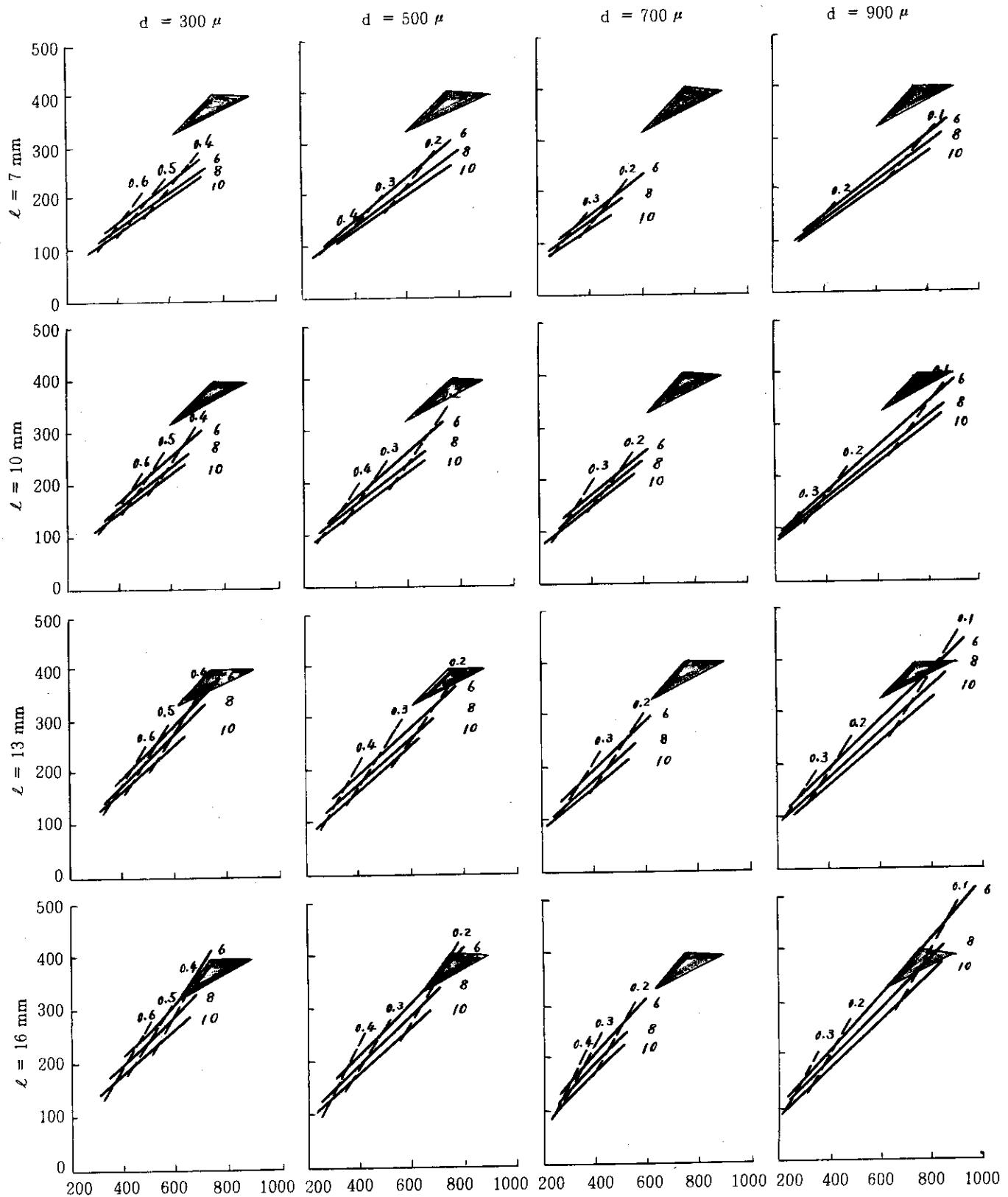
## HOLLOW ROD

 $D_f^i = 10 \text{ mm}$ 

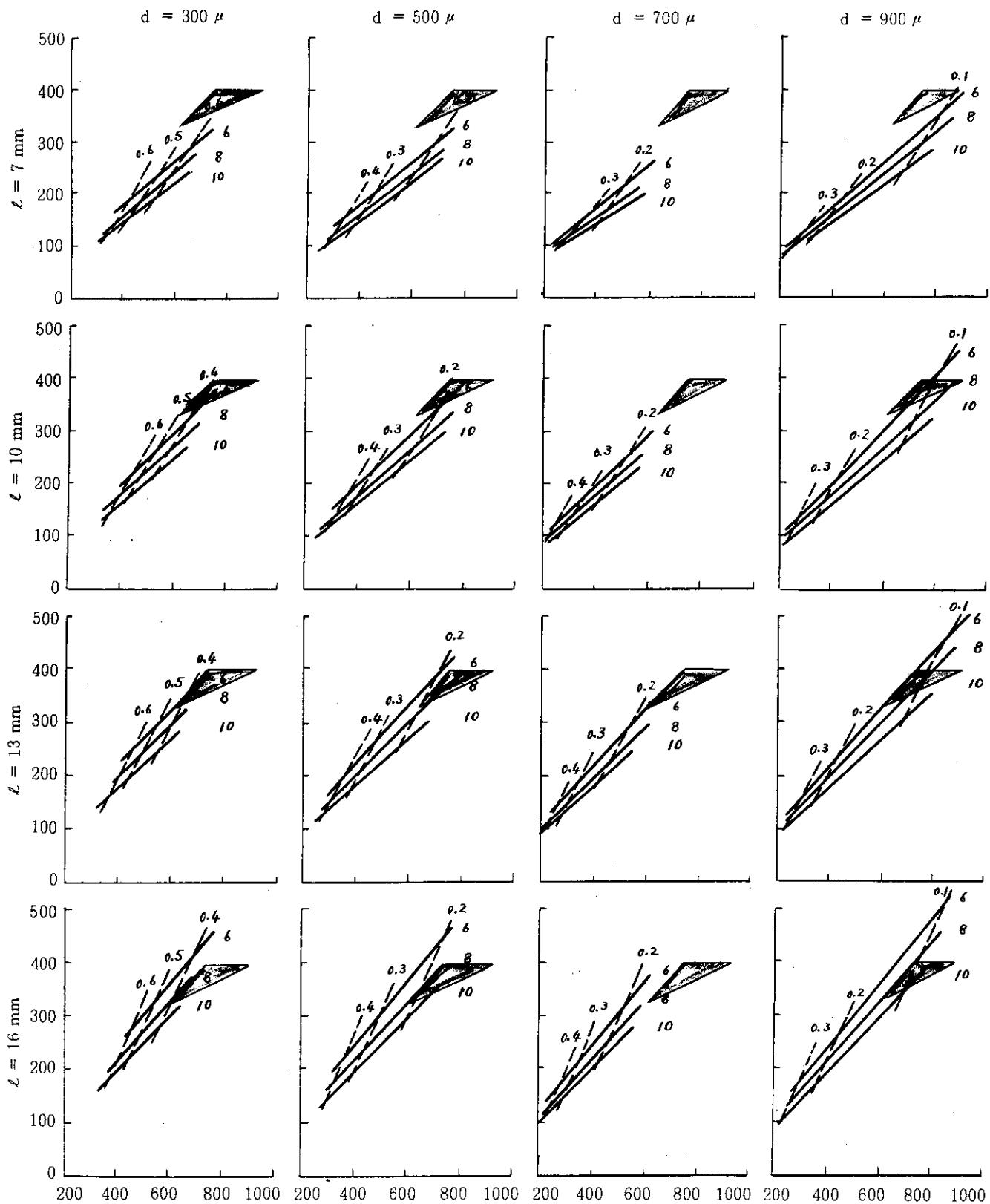
## HOLLOW ROD

 $D_f^i = 16 \text{ mm}$ 

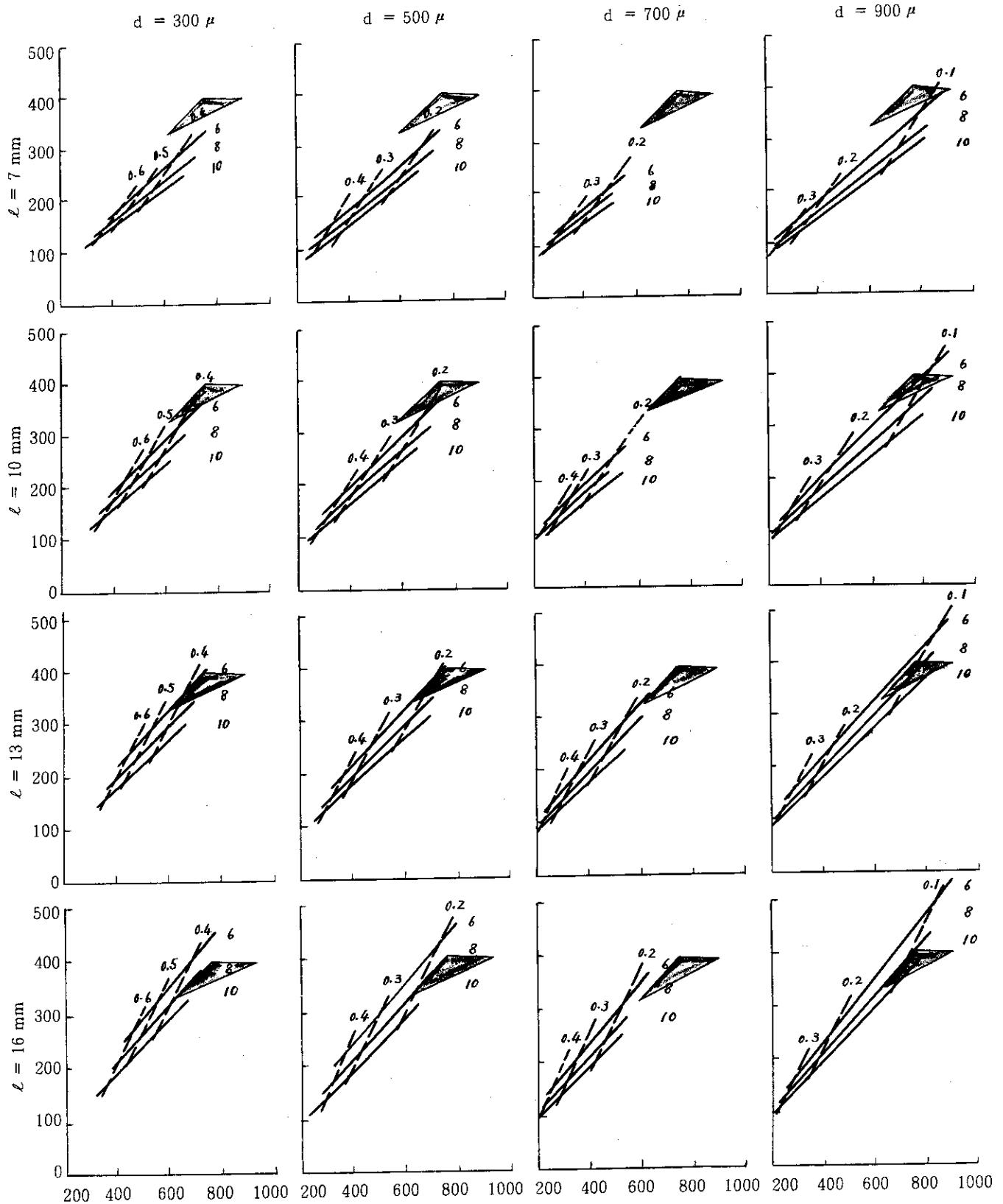
## HOLLOW ROD

 $D_f^i = 25 \text{ mm}$ 

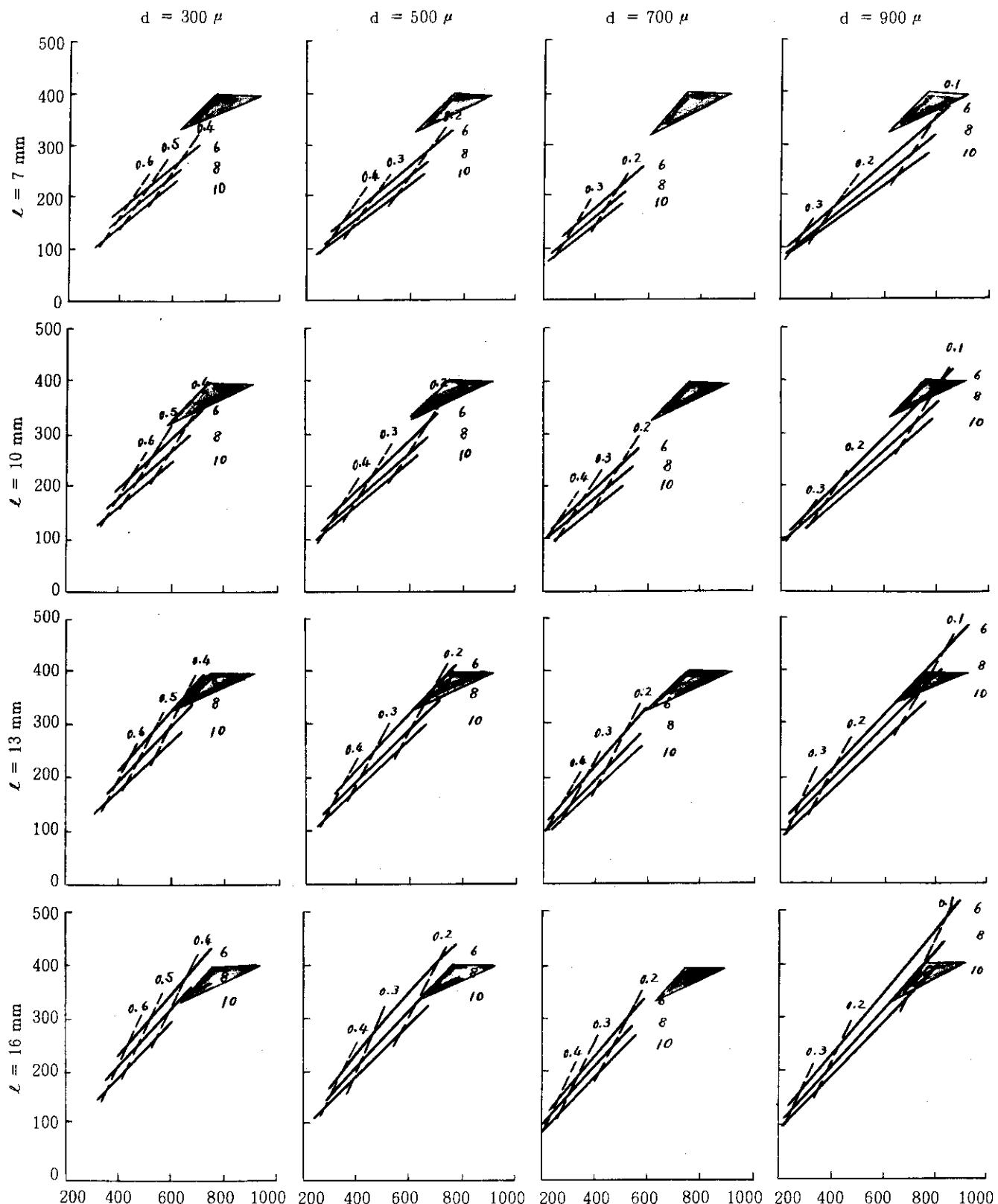
## ANNULAR ROD

 $D_f^1 = 8 \text{ mm}$ 

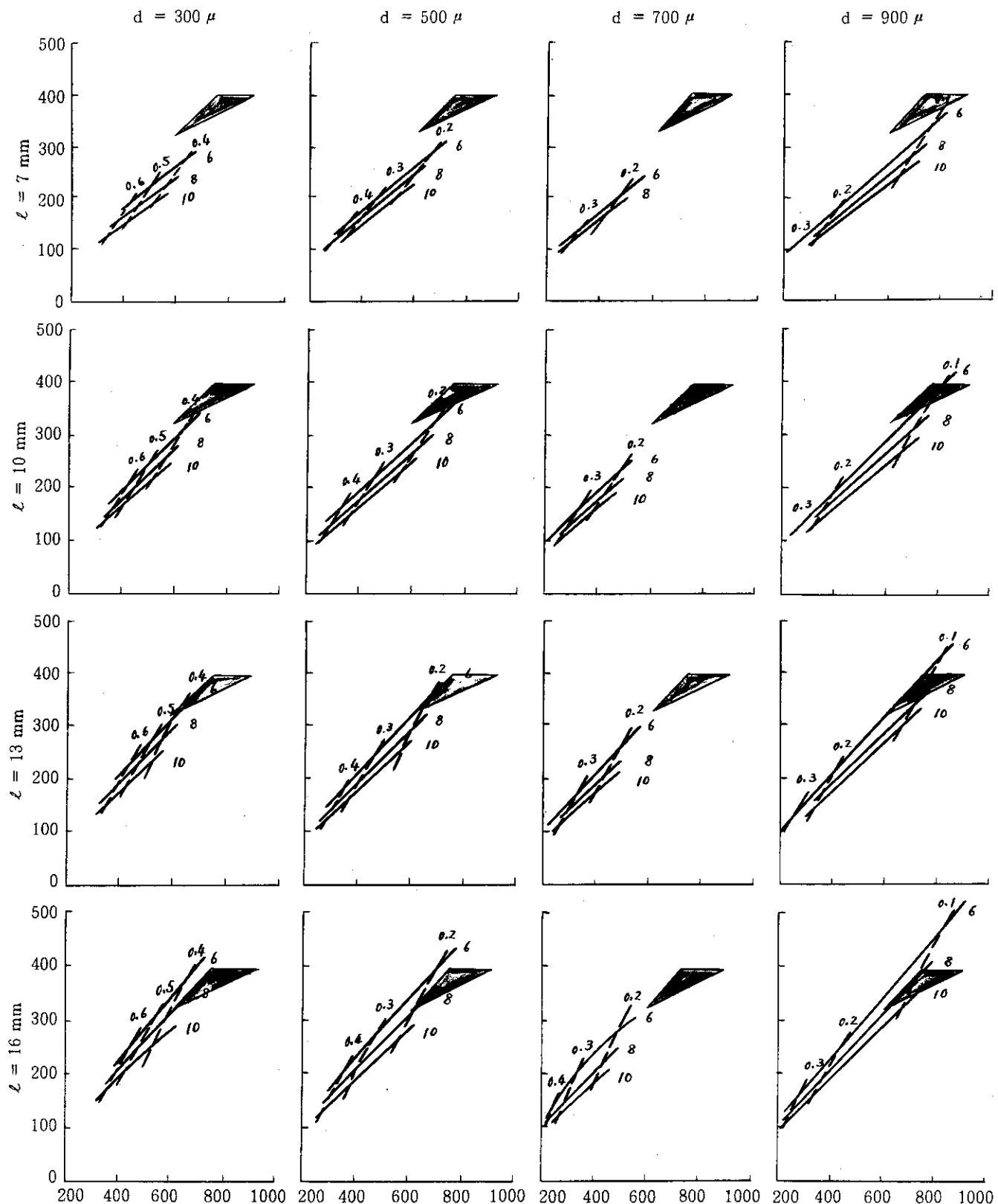
## ANNULAR ROD

 $D_f^i = 10 \text{ mm}$ 

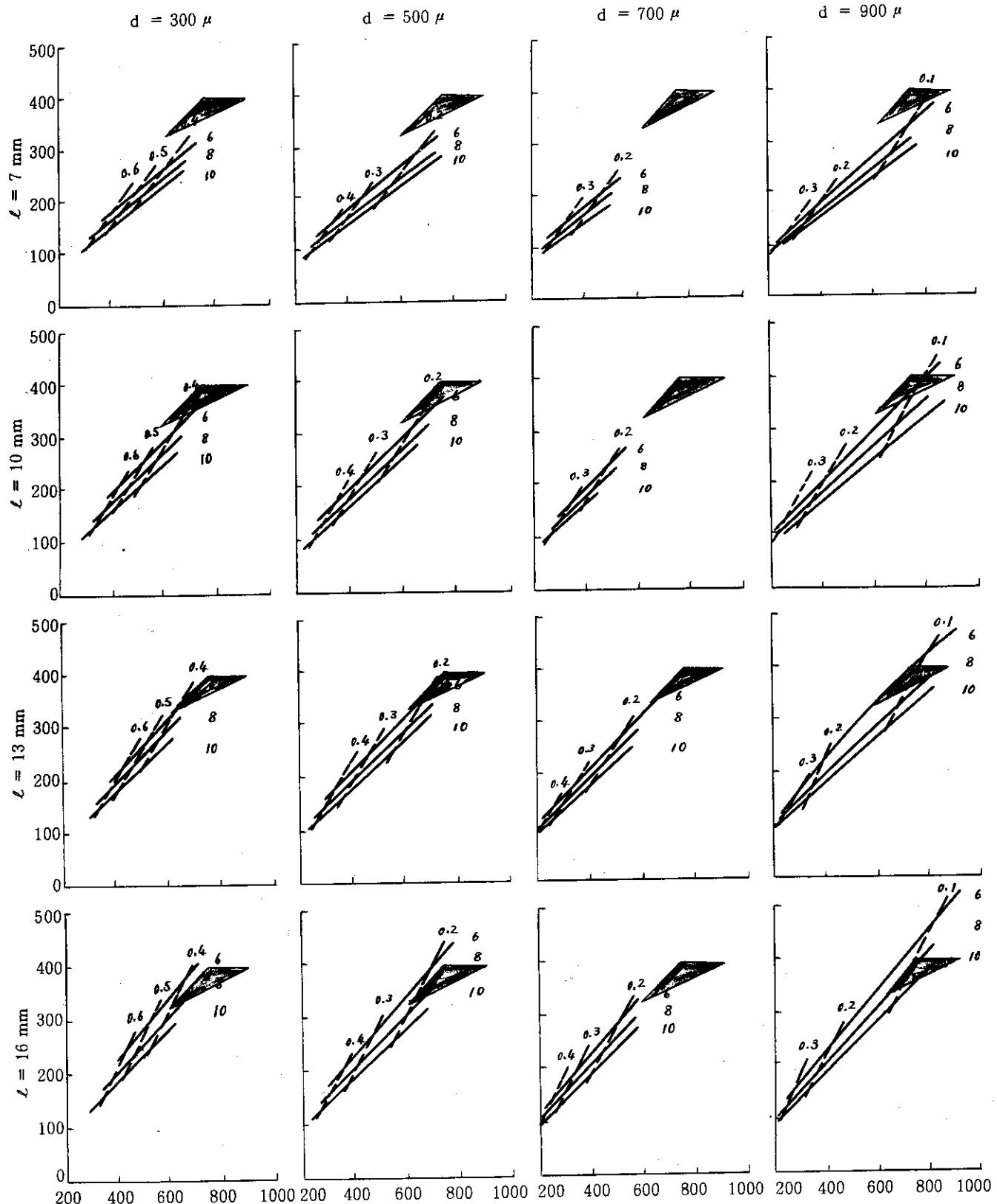
## ANNULAR ROD

 $D_f^j = 15 \text{ mm}$ 

## ANNULAR ROD

 $D_f^i = 22 \text{ mm}$ 

## ANNULAR ROD

 $D_f^i = 30 \text{ mm}$ 

## 附録4 黒鉛の中性子散乱モデルと格子核特性

熱中性子スペクトルは黒鉛による熱中性子の散乱状態に強く影響されるが、このことは計算により熱中性子スペクトルを評価する場合に黒鉛と熱中性子との散乱を取り扱うためによる散乱モデルの取り方が重要なことを意味する。この散乱に対しては一般に自由ガスモデルによる散乱法則又は黒鉛にその結晶効果を考慮した散乱法則のいづれかを適用するのが常である。前者は取り扱いが容易であるため特に使用される場合が多く、今回のサーベイでもこれが使用された。しかし、両モデルの違いが核特性に及ぼす影響度合を調べておくことは有意と考えられ本検討を行なった。比較された散乱モデルは自由ガスによる散乱法則を適用するモデル及び黒鉛結晶と熱中性子の散乱を非干渉散乱近似で扱った場合の2種である。結果はFig. A 4.1 及び A 4.2 に示した。この結果、炉心状態として定格運転状態を想定する限りにおいて熱中性子スペクトルをはじめ、反応度、燃焼度、径年ピーキングファクター、等に対する両散乱モデルの違いによる影響は全んど無視しうる程度のものであることが明らかになった。

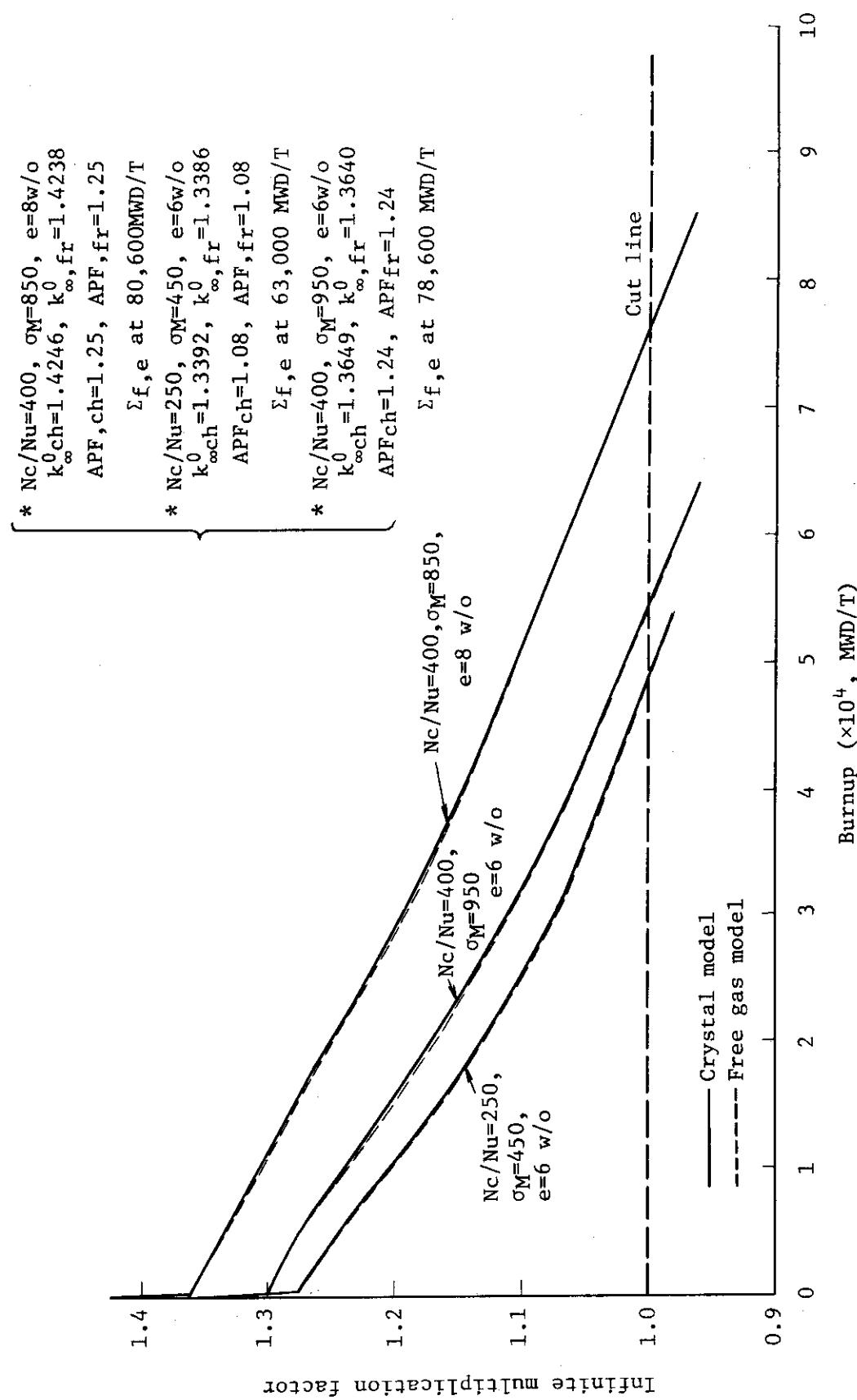


Fig. A4.1 Influence of thermal neutron scattering model of graphite on infinite multiplication factor and burnup.

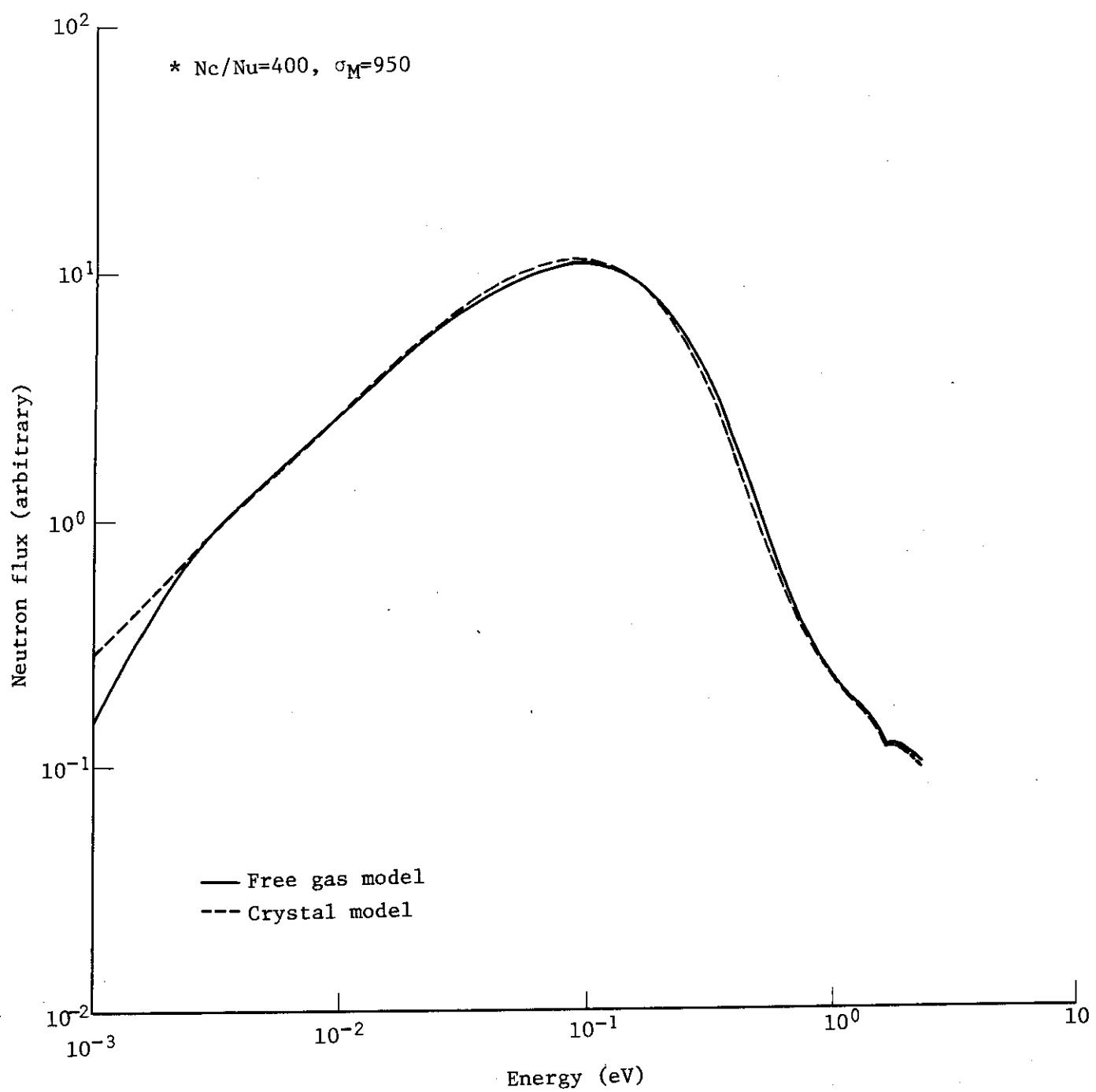
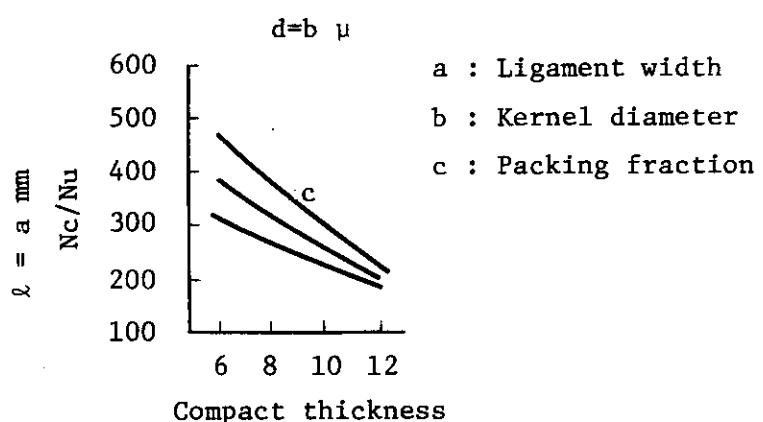
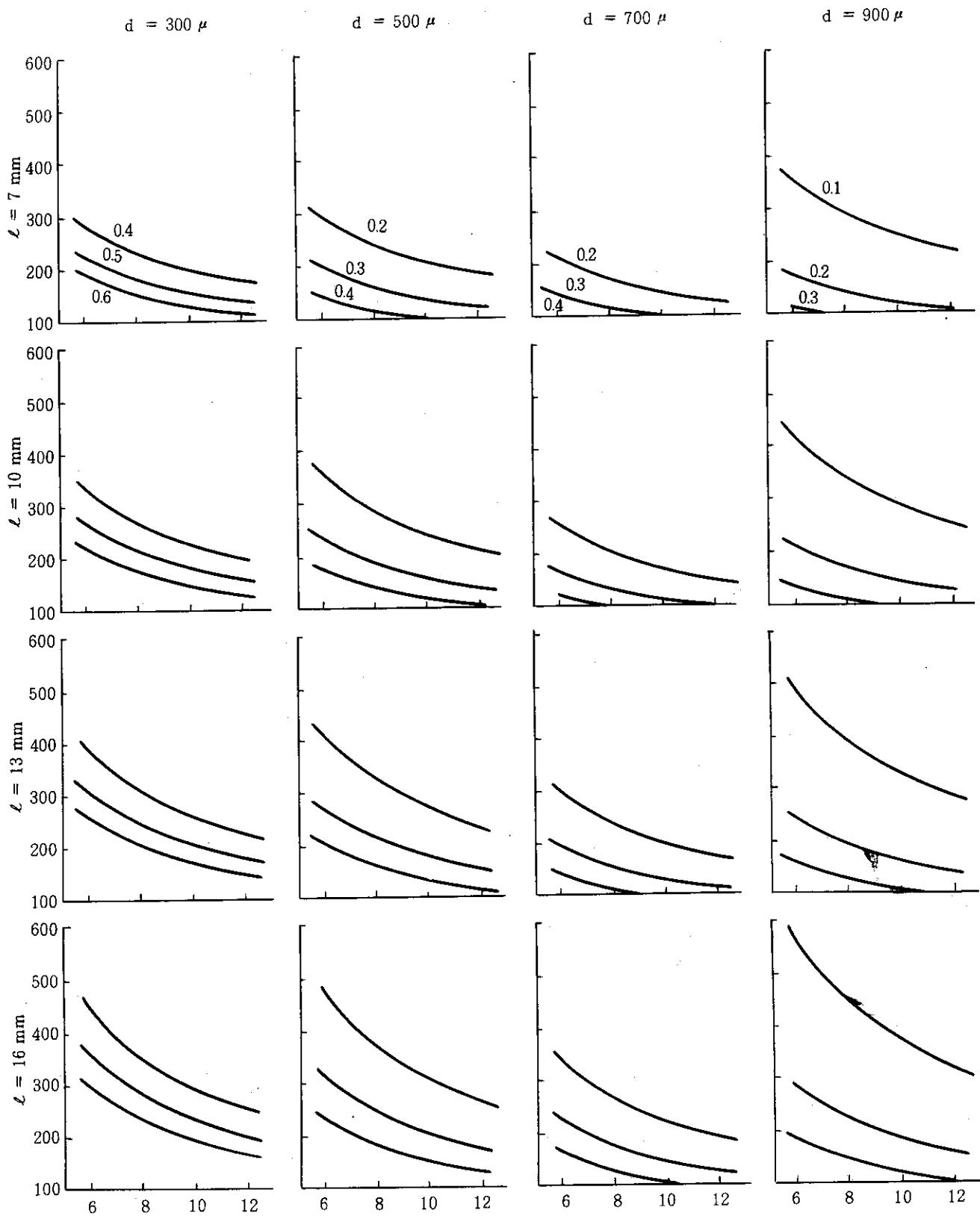
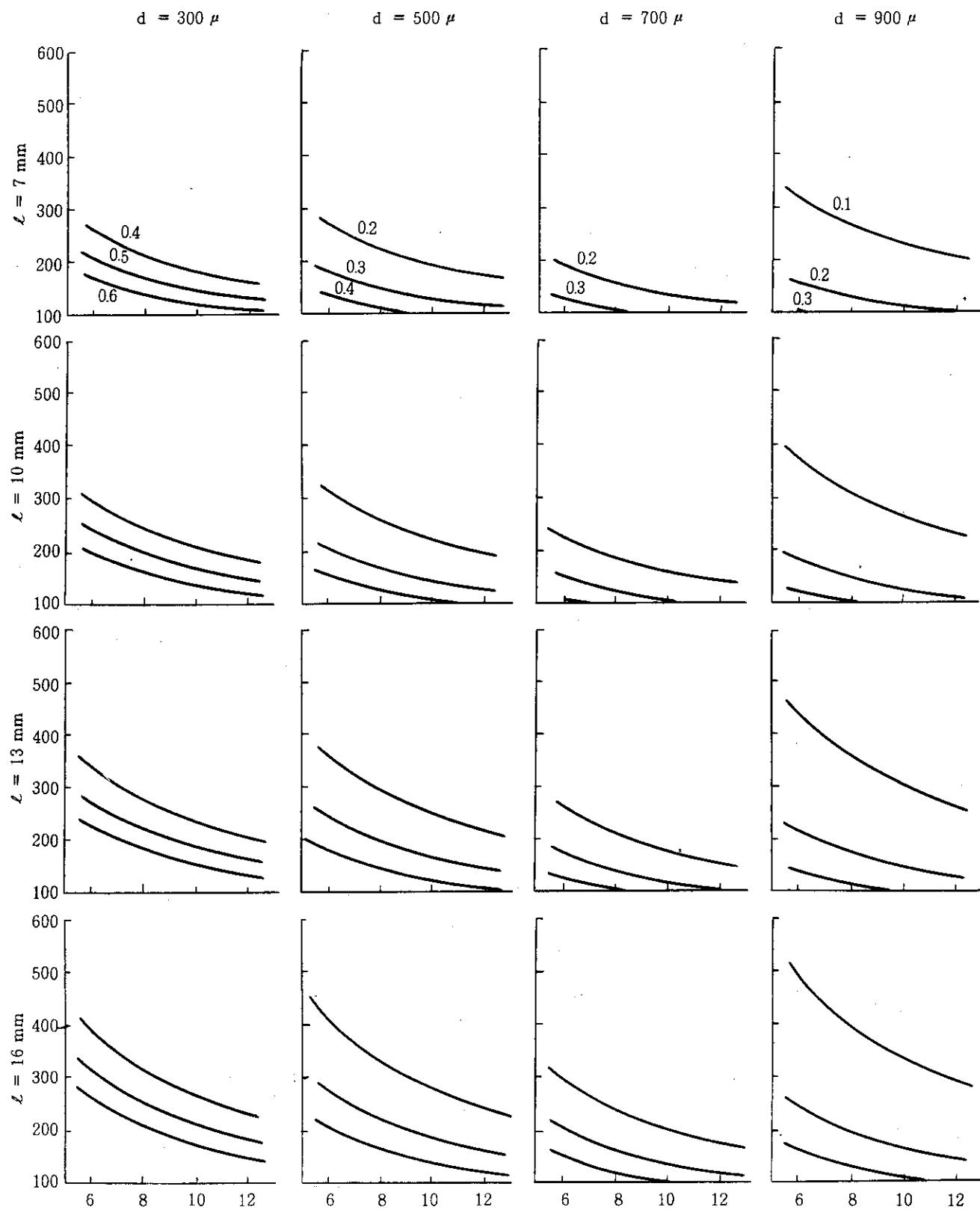


Fig. A4.2 Influence of neutron scattering model of graphite on thermal neutron spectrum.

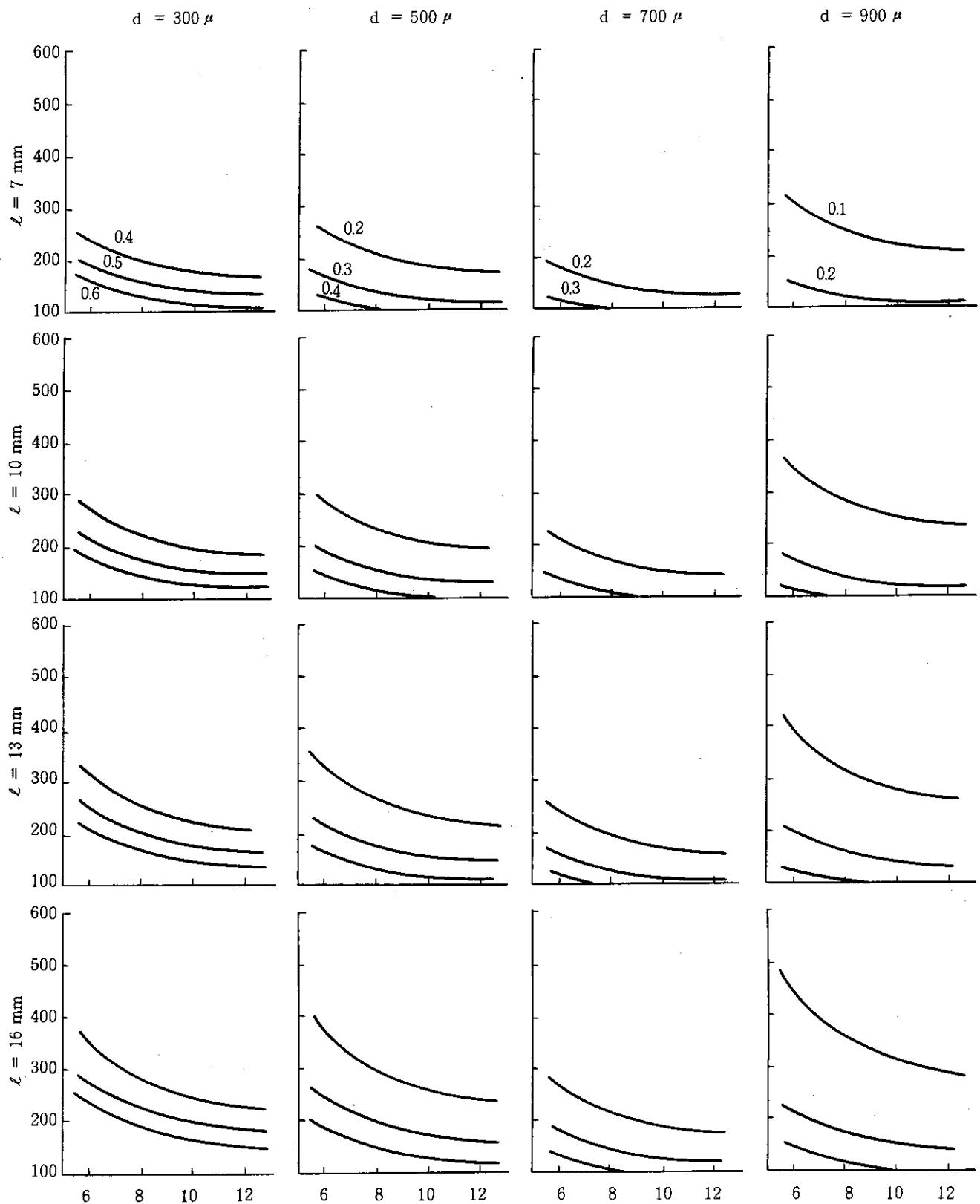
附録5 格子別炭素対ウラン原子数密度比  $N_c / N_u$  について

## H1 HOLLOW ROD I. D. OF FUEL ROD : 10 mm

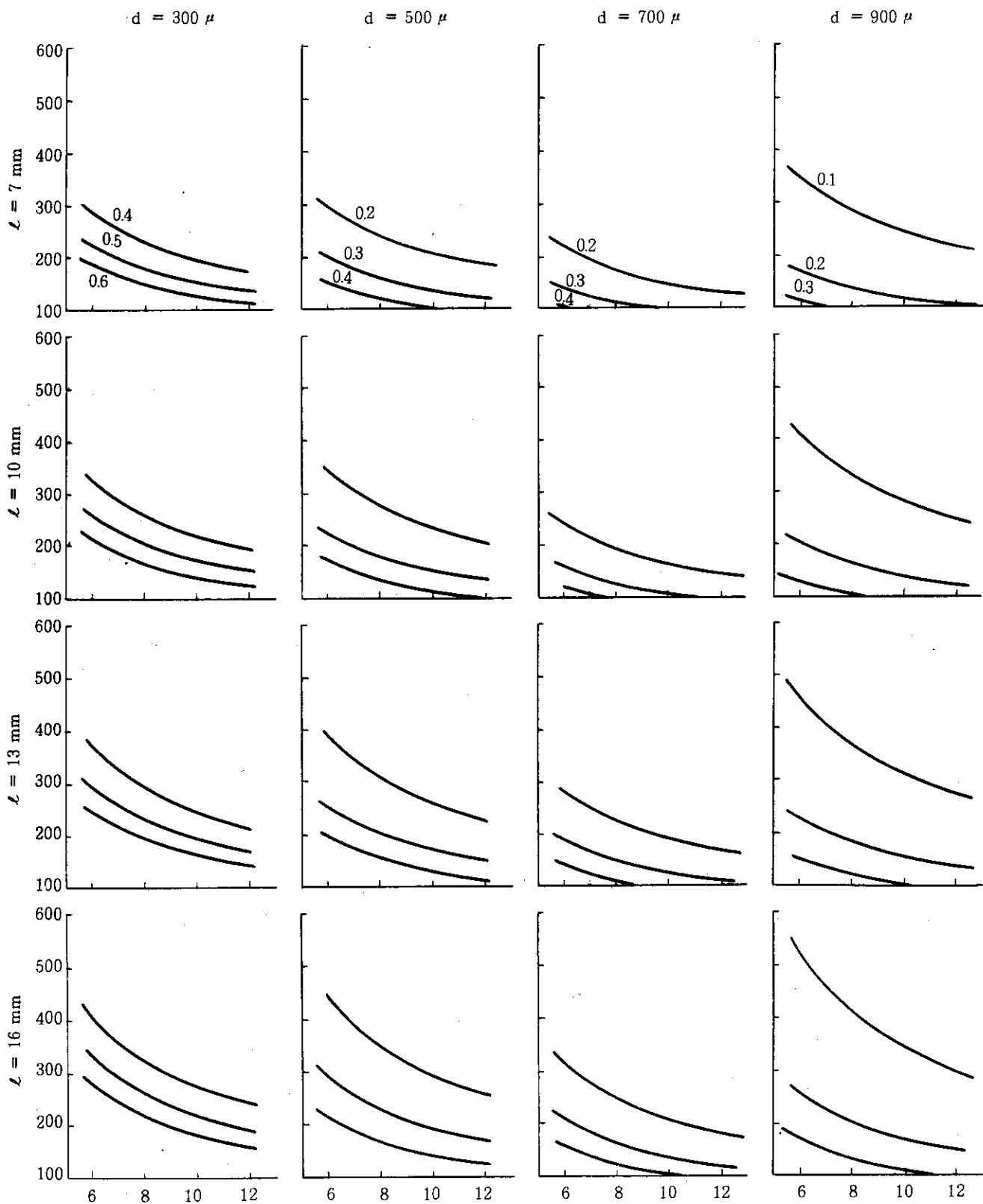


H<sub>2</sub> HOLLOW ROD, I. D. OF FUEL ROD : 16 mm

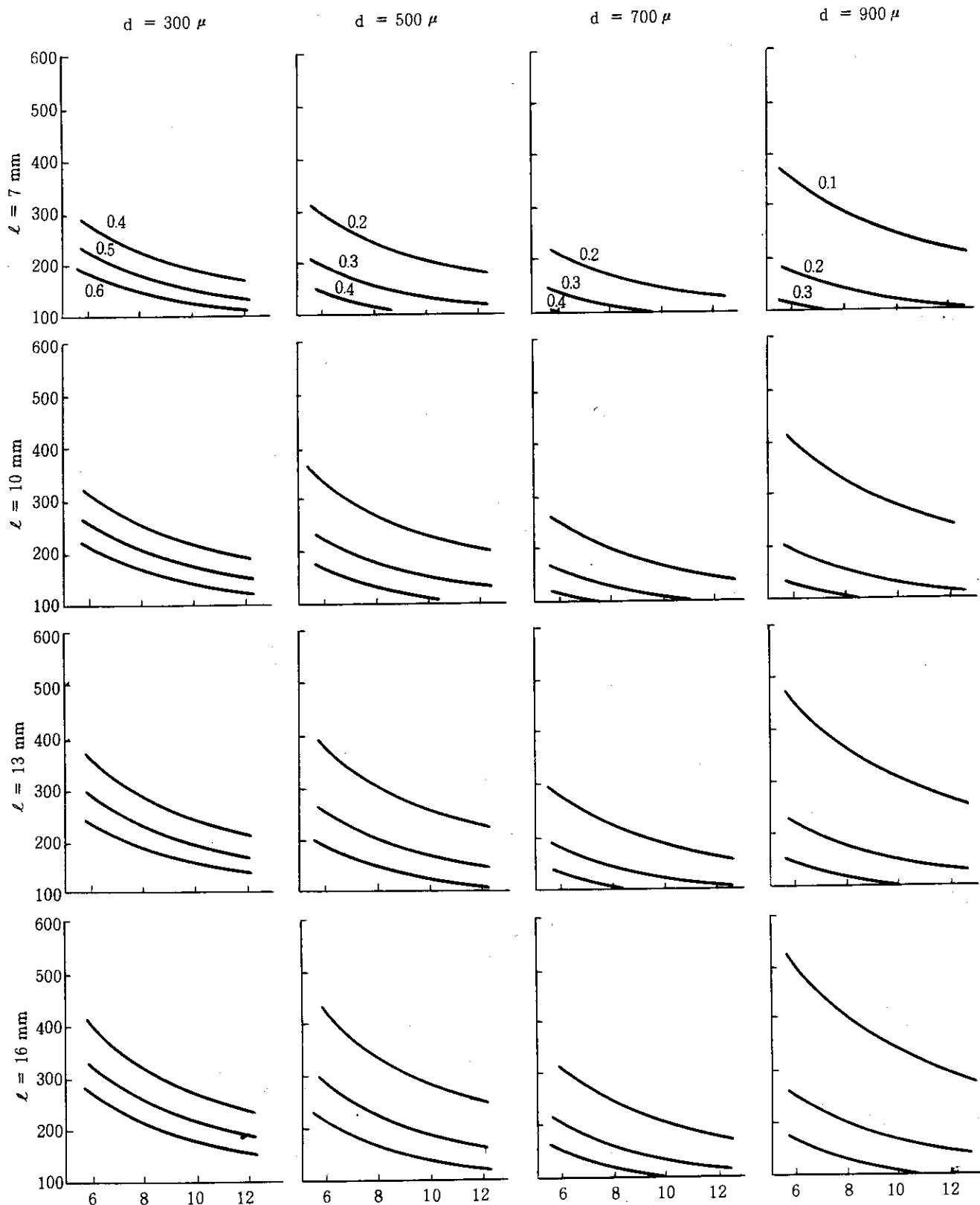
## H3 HOLLOW ROD I. D. OF FUEL ROD: 25 mm



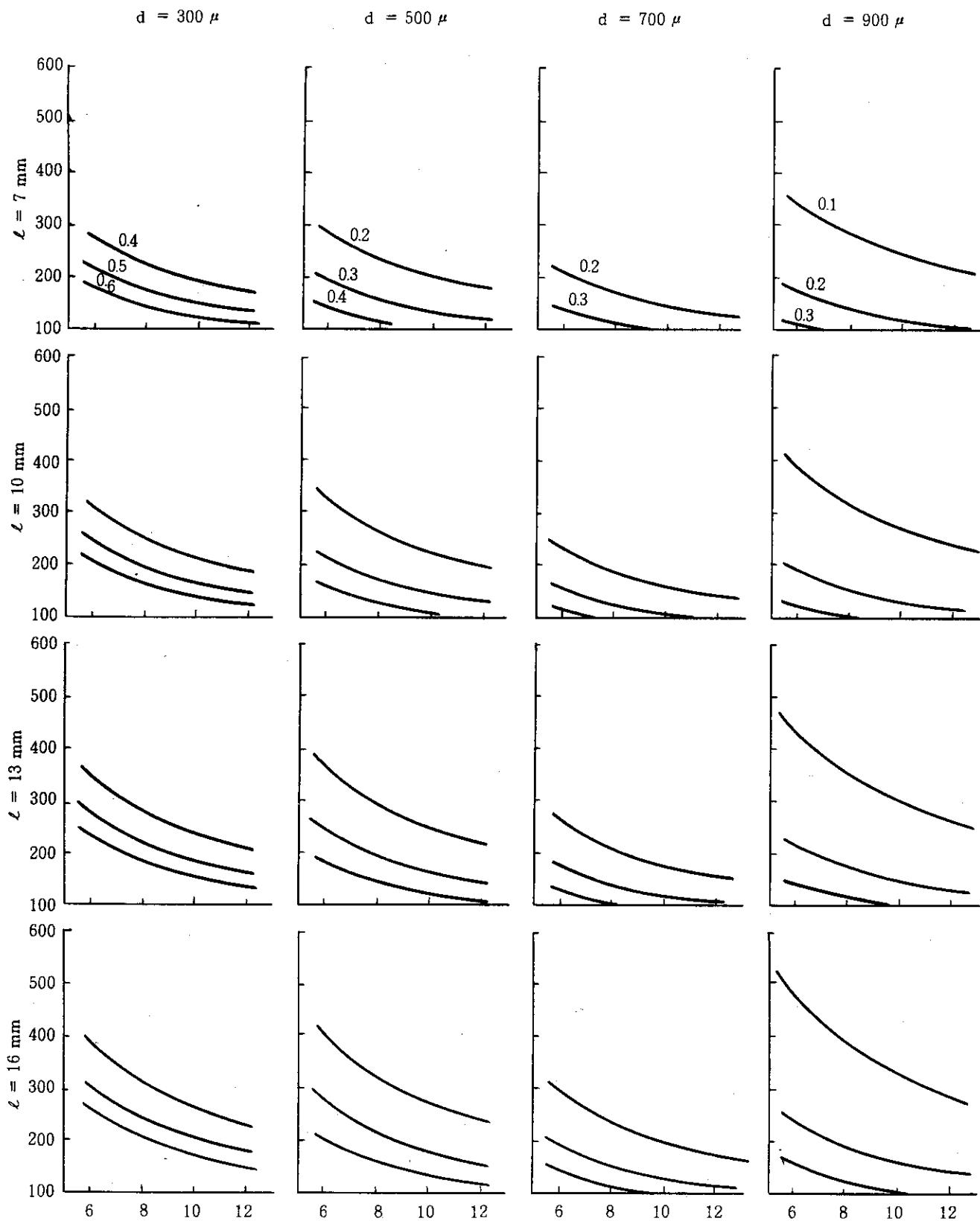
## A1 ANNULAR ROD, I. D. OF FUEL : 16mm



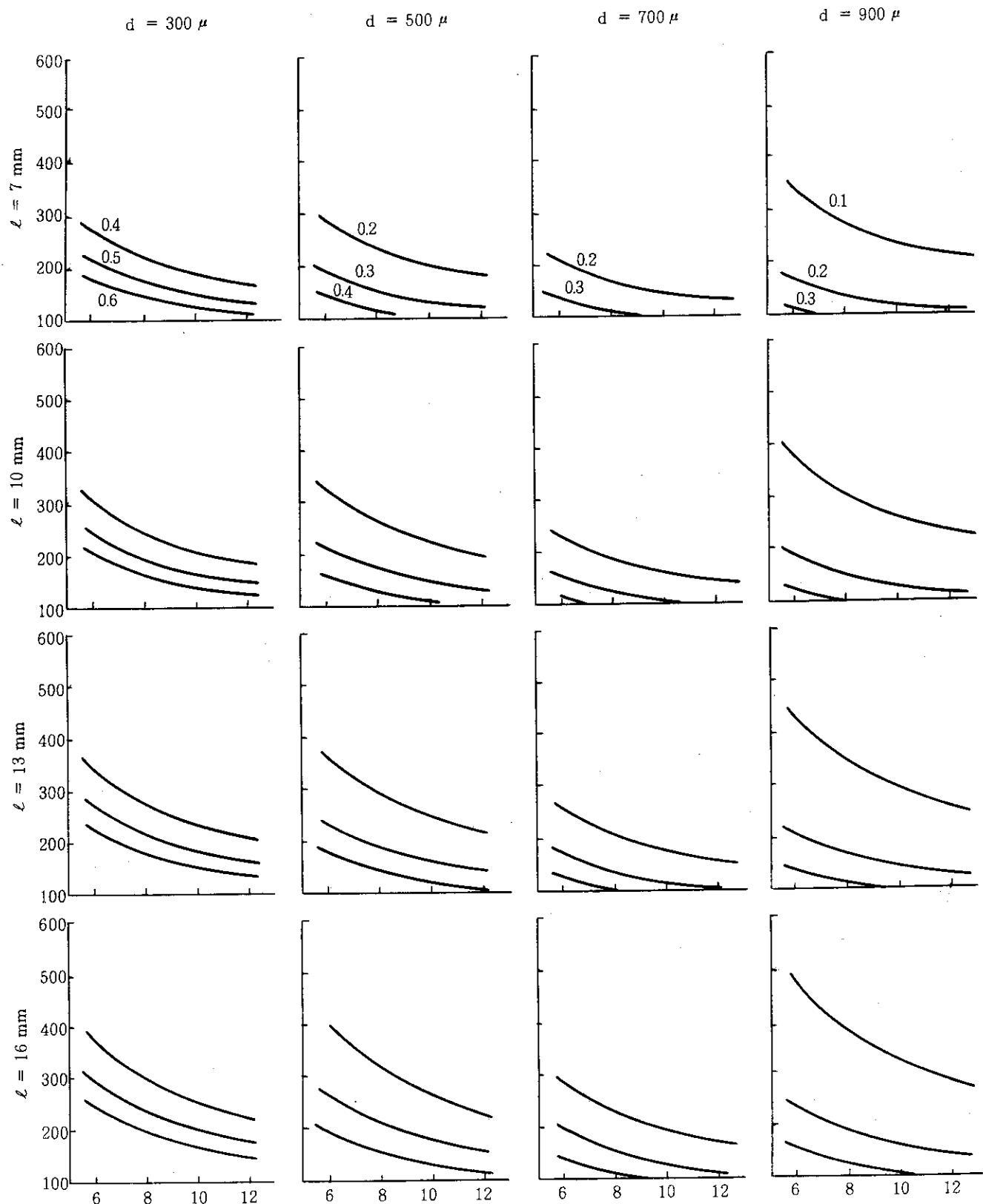
## A2 ANNULAR ROD, I. D. OF FUEL : 20mm



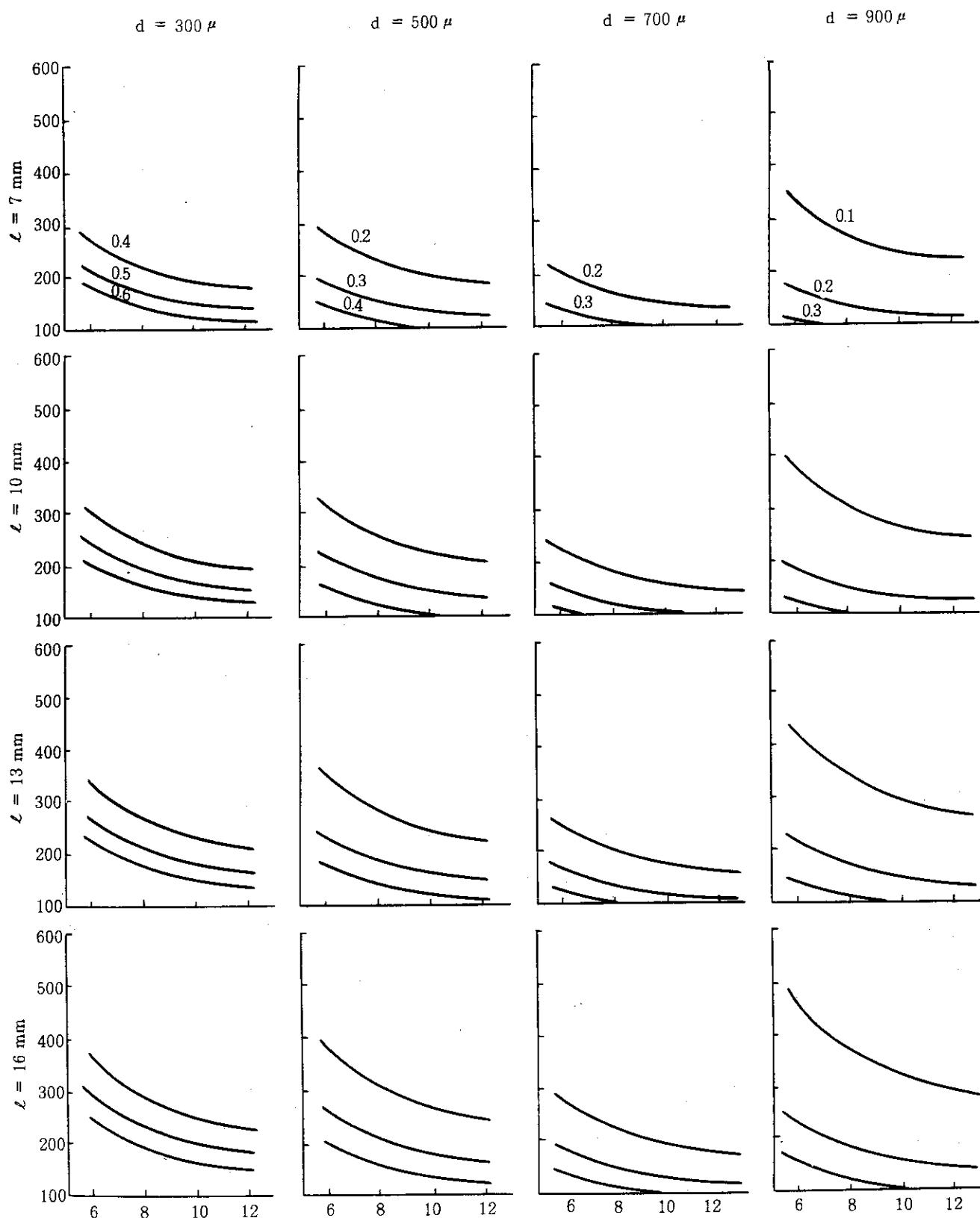
## A3 ANNULAR ROD, I. D. OF FUEL : 25 mm



## A4 ANNULAR ROD, I. D. OF FUEL : 3.2 mm



## A5 ANNULAR ROD, I. D. OF FUEL : 40 mm



附録6 各格子における実効散乱断面積,  $\sigma_M$ 

Din,f : Inner diameter of fuel rod

lig. : Ligament width

(kernel diameter)

..... 500 $\mu$  .....

0.2 a/b/c

. . . . .

a.....value for compact thick. 6mm

b..... " 8mm

c..... " 10mm

(Packing fraction)

## Hollow fuel pins

(1-a) Din.f=10mm lig.=7mm

	300 $\mu$	500 $\mu$	700 $\mu$	900 $\mu$
0.1	-	-	-	843.2/741.6/678.5
0.2	-	708.1/622.6/569.5	509.0/447.2/408.8	416.4/365.6/334.0
0.3	-	468.5/411.5/376.0	335.8/294.6/269.0	274.1/240.2/219.2
0.4	669.2/587.7/537.2	349.0/306.2/279.6	249.2/218.3/199.1	-
0.5	536.7/471.6/431.1	-	-	-
0.6	445.5/391.2/357.5	-	-	-

(1-b) Din.f=10mm lig.=10mm

0.1	-	-	-	869.0/762.0/695.4
0.2	-	729.9/639.8/583.7	524.7/459.6/419.1	429.2/375.8/342.5
0.3	-	483.0/422.9/385.5	346.3/302.8/275.8	282.7/247.0/224.8
0.4	689.8/604.1/550.7	359.9/314.8/286.7	257.0/224.5/204.2	-
0.5	553.2/484.6/441.9	-	-	-
0.6	459.2/402.1/366.5	-	-	-

(1-c) Din.f=10mm lig.=13mm

0.1	-	-	-	888.6/777.6/708.4
0.2	-	746.4/652.9/594.6	536.7/469.1/427.0	439.1/383.6/349.0
0.3	-	494.0/431.7/392.8	354.2/309.2/281.1	289.2/252.2/229.1
0.4	705.6/616.6/561.1	368.2/321.4/292.2	263.0/229.2/208.2	-
0.5	565.8/494.6/450.2	-	-	-
0.6	469.7/410.4/373.4	-	-	-

(1-d) Din.f=10mm lig.=16mm

0.1	-	-	-	903.7/789.6/718.5
0.2	-	759.1/663.0/594.6	545.8/476.4/433.1	446.6/389.1/354.0
0.3	-	502.4/438.4/398.5	360.3/314.1/285.2	294.2/256.2/232.5
0.4	717.6/626.2/569.2	374.5/326.4/296.4	267.6/232.9/211.2	-
0.5	575.5/502.3/456.7	-	-	-
0.6	477.8/416.8/378.8	-	-	-

(2-a) Din.f=16mm lig.=7mm

	300μ	500μ	700μ	
0.1	-	-	-	804.5/713.2/654.4
0.2	-	675.6/598.7/549.1	485.5/429.9/394.1	397.0/351.4/322.0
0.3	-	446.8/395.5/362.5	320.1/283.0/259.2	261.2/230.7/211.1
0.4	638.2/565.0/517.8	332.7/294.2/269.4	237.4/209.6/191.7	-
0.5	511.9/453.3/415.6	-	-	-
0.6	424.8/376.0/344.6	-	-	-

(2-b) Din.f=16mm lig.=10mm

0.1	-	-	-	828.4/731.8/669.7
0.2	-	695.7/614.3/562.0	500.0/441.2/403.4	408.9/360.7/329.6
0.3	-	460.2/405.9/371.1	329.8/290.6/265.4	269.1/236.9/216.3
0.4	657.3/580.0/530.1	342.8/302.0/275.8	244.7/215.3/196.4	-
0.5	527.2/465.3/425.5	-	-	-
0.6	437.5/385.9/352.8	-	-	-

(2-c) Din.f=16mm lig.=13mm

0.1	-	-	-	846.7/746.1/681.7
0.2	-	711.1/626.4/535.6	511.1/449.9/410.7	418.1/367.8/335.6
0.3	-	470.4/414.0/377.8	337.2/296.4/270.3	275.2/241.7/220.2
0.4	671.9/591.4/539.7	350.5/308.1/280.9	250.3/223.0/200.0	-
0.5	538.9/474.4/433.1	-	-	-
0.6	447.3/393.6/359.1	-	-	-

(2-d) Din.f=16mm lig.=16mm

0.1	-	-	-	861.0/757.3/691.1
0.2	-	723.1/635.8/580.1	519.9/456.7/416.4	425.3/373.4/340.3
0.3	-	478.5/420.2/383.1	343.0/300.9/274.1	280.0/245.4/223.4
0.4	683.4/600.3/547.2	356.5/312.8/284.9	254.6/223.0/202.9	-
0.5	548.1/481.6/439.0	-	-	-
0.6	455.0/399.5/364.2	-	-	-

(3-a) Din.f=25mm lig.=7mm

0.1	-	-	-	777.6/681.1/635.0
0.2	-	652.9/577.8/532.8	469.1/407.4/382.3	383.6/339.0/312.2
0.3	-	431.7/381.6/351.6	309.2/293.0/251.3	252.2/222.5/204.7
0.4	616.6/545.1/502.2	321.4/283.7/261.2	268.4/241.2/225.5	-
0.5	494.6/437.5/403.2	-	-	-
0.6	410.4/362.8/334.2	-	-	-

(3-b) Din.f=25mm lig.=10mm

0.1	-	-	-	799.6/705.3/648.9
0.2	-	671.5/592.0/544.5	482.5/425.1/390.7	394.6/347.4/319.2
0.3	-	444.0/391.1/359.4	318.1/279.8/256.9	257.6/228.1/209.3
0.4	634.2/558.6/513.4	330.7/290.9/267.0	275.1/246.4/229.2	-
0.5	508.7/448.3/412.1	-	-	-
0.6	422.2/371.8/341.6	-	-	-

(3-c) Din.f=25mm lig.=13mm

0.1	-	-	-	816.6/718.5/659.7
0.2	-	685.8/603.1/553.6	492.8/433.1/397.3	403.1/354.0/324.6
0.3	-	453.5/398.5/365.5	325.0/285.2/261.3	265.2/232.5/212.9
0.4	647.8/569.2/522.1	337.8/296.4/271.6	280.2/250.4/232.5	-
0.5	519.6/456.7/419.0	-	-	-
0.6	431.2/378.8/347.4	-	-	-

(3-d) Din.f=25mm lig.=16mm

	300μ	500μ	700μ	900μ
0.1	-	-	-	830.0/729.0/668.3
0.2	-	697.0/611.9/560.8	501.0/439.5/402.6	409.8/359.2/328.9
0.3	-	461.1/404.3/370.3	330.4/289.4/264.8	269.7/236.0/215.8
0.4	658.6/577.6/529.0	343.5/300.8/275.2	284.3/253.6/235.1	-
0.5	528.2/463.4/424.5	-	-	-
0.6	438.4/384.4/352.0	-	-	-

## (B) Tubular fuel pins

(1-a) Din.f=8mm l=7mm

0.1	-	-	-	812.7/720.3/662.5
0.2	-	683.7/605.9/557.2	493.6/437.3/402.2	405.1/358.9/330.0
0.3	-	454.9/403.0/370.6	328.2/290.7/267.2	269.3/238.5/219.2
0.4	646.3/572.3/526.0	340.8/301.8/277.4	245.5/217.4/199.8	-
0.5	520.0/460.8/423.7	-	-	-
0.6	432.9/383.6/352.7	-	-	-

(1-b) Din.f=8mm l=10mm

0.1	-	-	-	836.5/738.9/677.9
0.2	-	703.7/621.5/570.1	508.1/457.4/411.5	417.0/368.2/337.9
0.3	-	468.3/413.5/379.2	337.8/298.2/273.5	277.2/244.7/228.3
0.4	665.4/587.2/538.3	350.8/309.7/283.9	252.8/223.1/204.5	-
0.5	535.3/472.7/433.6	-	-	-
0.6	445.7/393.5/360.9	-	-	-

(1-c) Din.f=8mm l=13mm

0.1	-	-	-	854.8/753.3/689.8
0.2	-	719.1/633.7/580.2	519.2/457.4/418.8	426.2/375.4/343.7
0.3	-	478.5/421.6/385.9	345.3/304.1/278.3	283.3/249.5/228.3
0.4	680.1/598.8/547.8	358.6/315.8/289.0	258.4/227.5/208.1	-
0.5	547.0/482.0/441.2	-	-	-
0.6	455.5/401.2/367.3	-	-	-

(1-d) Din.f=8mm l=16mm

0.1	-	-	-	869.1/764.6/699.2
0.2	-	731.2/643.2/588.1	527.9/464.3/424.5	433.3/381.1/348.4
0.3	-	486.6/427.9/391.2	351.1/308.7/282.1	288.1/253.2/231.4
0.4	691.6/607.8/555.4	364.6/320.5/292.9	262.7/230.9/211.0	-
0.5	556.2/489.2/447.3	-	-	-
0.6	463.1/407.3/372.3	-	-	-

(2-a) Din.f=10mm l=7mm

0.1	-	-	-	797.9/707.3/652.0
0.2	-	671.3/594.9/548.3	484.6/429.4/395.7	397.7/352.4/324.7
0.3	-	446.6/395.7/364.7	322.2/285.4/263.0	264.3/234.1/215.7
0.4	634.5/561.9/517.5	334.6/296.3/273.0	241.0/213.5/196.6	-
0.5	510.6/452.5/417.0	-	-	-
0.6	425.1/376.6/347.1	-	-	-

(2-b) Din.f=10mm l=10mm

0.1	-	-	-	821.0/725.2/666.6
0.2	-	690.6/610.0/560.6	498.6/440.3/404.6	409.2/361.4/332.1
0.3	-	459.5/405.8/372.9	331.5/292.7/268.9	272.0/240.1/220.6
0.4	652.9/576.2/529.2	344.3/303.9/279.2	248.1/218.9/201.1	-
0.5	525.3/463.9/426.3	-	-	-
0.6	437.4/386.2/354.9	-	-	-

(2-c) D.in.f=10mm		$\ell=13\text{mm}$			
		300 $\mu$	500 $\mu$	700 $\mu$	900 $\mu$
0.1	-	-	-	-	838.8/739.0/678.1
0.2	-	705.6/621.6/570.3	509.4/448.7/411.6	418.1/368.3/337.8	
0.3	-	469.5/413.5/379.3	338.8/298.3/273.5	278.0/244.7/224.4	
0.4	667.2/587.3/538.4	351.8/309.7/284.0	253.5/223.1/204.6	-	
0.5	536.7/472.8/433.7	-	-	-	
0.6	446.9/393.6/361.0	-	-	-	
(2-d) D.in.f=10mm		$\ell=16\text{mm}$			
0.1	-	-	-	-	852.6/749.9/687.1
0.2	-	717.3/630.8/577.9	517.8/455.3/417.1	425.0/373.7/342.3	
0.3	-	477.3/419.6/384.3	344.4/302.7/277.2	282.6/248.3/227.4	
0.4	618.3/596.0/545.6	357.6/314.3/287.8	257.7/226.4/207.3	-	
0.5	545.6/479.7/439.5	-	-	-	
0.6	454.3/399.4/365.8	-	-	-	
(3-a) D.in.f=15mm		$\ell=7\text{mm}$			
0.1	-	-	-	-	784.5/696.6/642.4
0.2	-	660.0/585.9/540.2	476.4/422.9/389.9	391.0/347.0/319.9	
0.3	-	439.1/389.7/359.3	316.8/281.1/259.1	259.9/230.6/212.5	
0.4	623.8/553.3/509.8	328.9/291.8/268.9	241.5/214.7/198.2	-	
0.5	502.0/445.6/410.8	-	-	-	
0.6	419.7/370.9/341.9	-	-	-	
(3-b) D.in.f=15mm		$\ell=10\text{mm}$			
0.1	-	-	-	-	806.5/713.5/656.3
0.2	-	678.5/600.1/551.9	489.8/433.2/398.4	402.0/355.5/326.9	
0.3	-	451.4/399.2/367.1	325.3/287.9/264.7	267.2/236.2/217.1	
0.4	641.4/566.8/521.0	338.2/298.9/274.8	248.2/219.8/202.4	-	
0.5	516.1/456.4/419.7	-	-	-	
0.6	429.7/379.9/349.4	-	-	-	
(3-c) D.in.f=15mm		$\ell=13\text{mm}$			
0.1	-	-	-	-	823.7/726.7/667.2
0.2	-	693.0/611.2/561.2	500.3/441.2/405.0	410.6/362.1/332.4	
0.3	-	461.1/406.6/373.2	332.7/293.3/269.1	272.9/240.6/220.8	
0.4	655.2/577.4/529.7	345.4/304.5/279.4	253.4/223.8/205.8	-	
0.5	527.1/464.8/426.7	-	-	-	
0.6	438.8/387.0/355.2	-	-	-	
(3-d) D.in.f=15mm		$\ell=16\text{mm}$			
0.1	-	-	-	-	837.2/737.1/675.9
0.2	-	704.3/620.0/568.5	508.5/447.5/410.3	417.4/367.3/336.7	
0.3	-	468.7/412.4/378.1	338.1/297.5/272.7	277.4/244.1/223.7	
0.4	666.0/585.7/536.7	351.1/308.9/283.1	257.5/227.0/208.4	-	
0.5	535.7/471.5/432.3	-	-	-	
0.6	446.1/392.5/359.9	-	-	-	
(4-a) D.in.f=22mm		$\ell=7\text{mm}$			
0.1	-	-	-	-	773.6/685.9/633.6
0.2	-	650.7/576.9/532.8	469.8/416.4/384.5	385.6/341.7/315.5	
0.3	-	432.9/383.7/354.3	312.3/276.7/255.5	256.2/227.0/209.6	
0.4	615.0/544.7/502.8	324.3/287.3/265.2	233.6/207.0/191.0	-	
0.5	495.0/438.7/405.2	-	-	-	
0.6	412.1/365.2/337.2	-	-	-	

(4-b) Din.f=22mm		$\ell=10\text{mm}$			
		300 $\mu$	500 $\mu$	700 $\mu$	900 $\mu$
0.1	-	-	-	-	794.5/701.9/646.7
0.2	-	668.3/590.4/543.8	482.5/426.1/392.5	396.0/349.7/322.1	-
0.3	-	444.6/392.7/361.7	320.8/283.2/260.8	263.2/232.3/213.9	-
0.4	631.7/557.5/513.2	333.1/294.0/270.7	240.0/211.8/195.0	-	-
0.5	508.3/449.0/413.6	-	-	-	-
0.6	423.2/373.7/344.2	-	-	-	-
(4-c) Din.f=22mm		$\ell=13\text{mm}$			
0.1	-	-	-	-	810.8/714.5/657.0
0.2	-	682.1/601.0/552.5	492.4/433.8/398.8	404.2/356.0/327.3	-
0.3	-	453.8/399.7/367.5	327.4/288.3/265.0	268.6/236.1/217.4	-
0.4	644.8/567.6/521.5	340.0/299.4/275.1	245.0/215.6/198.1	-	-
0.5	518.8/457.0/420.2	-	-	-	-
0.6	432.0/380.5/349.8	-	-	-	-
(4-d) Din.f=22mm		$\ell=16\text{mm}$			
0.1	-	-	-	-	823.7/724.4/665.2
0.2	-	693.0/609.3/559.4	500.3/439.8/410.3	410.6/361.0/331.3	-
0.3	-	461.1/405.3/372.1	332.7/292.3/268.3	272.9/239.8/220.1	-
0.4	655.2/575.6/528.1	345.4/303.5/278.6	248.9/218.7/200.6	-	-
0.5	527.1/463.4/425.4	-	-	-	-
0.6	438.8/385.8/354.1	-	-	-	-
(5-a) Din.f=30mm		$\ell=7\text{mm}$			
0.1	-	-	-	-	765.5/679.3/627.1
0.2	-	643.9/571.3/528.3	464.9/412.4/380.6	381.6/338.4/312.3	-
0.3	-	428.4/380.0/350.7	309.0/274.0/252.9	253.5/224.8/207.4	-
0.4	608.5/539.4/497.6	320.9/284.5/262.5	231.2/204.9/189.1	-	-
0.5	489.8/434.5/401.2	-	-	-	-
0.6	407.7/361.7/333.8	-	-	-	-
(5-b) Din.f=30mm		$\ell=10\text{mm}$			
0.1	-	-	-	-	785.4/694.4/639.5
0.2	-	660.7/584.1/537.8	476.9/421.6/388.1	391.4/346.0/318.5	-
0.3	-	439.5/388.5/357.6	317.1/280.2/257.9	260.2/229.8/211.5	-
0.4	624.4/551.5/507.5	329.3/290.9/267.7	237.2/209.5/192.8	-	-
0.5	502.5/444.2/409.0	-	-	-	-
0.6	418.3/369.8/340.4	-	-	-	-
(5-c) Din.f=30mm		$\ell=13\text{mm}$			
0.1	-	-	-	-	801.0/706.4/649.2
0.2	-	673.8/594.2/546.0	486.5/428.9/394.1	399.3/352.0/323.4	-
0.3	-	448.3/395.2/363.1	323.4/285.0/261.8	265.4/233.8/214.8	-
0.4	637.0/561.1/515.3	335.9/295.9/271.8	242.0/213.2/195.8	-	-
0.5	512.5/451.9/415.2	-	-	-	-
0.6	426.7/376.2/345.6	-	-	-	-
(5-d) Din.f=30mm		$\ell=16\text{mm}$			
0.1	-	-	-	-	813.3/715.9/657.0
0.2	-	684.2/602.2/552.5	493.9/434.7/394.1	405.4/356.7/327.3	-
0.3	-	455.2/400.5/367.5	328.4/288.9/265.0	269.5/237.0/217.4	-
0.4	646.8/568.8/521.5	341.0/300.0/275.1	245.7/216.1/198.1	-	-
0.5	520.4/458.0/420.2	-	-	-	-
0.6	433.3/381.2/349.8	-	-	-	-