

JAERI-M

8046

高温ガス炉における低濃縮ウランの利用特性

1979年2月

安野武彦・宮本喜晟・新藤隆一
瀬谷東光・佐藤貞夫

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、お申しこしてください。

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.

高温ガス炉における低濃縮ウランの利用特性

日本原子力研究所，動力炉開発・安全性研究管理部

安野武彦・宮本喜晟・新藤隆一・

瀬谷東光・佐藤貞夫

(1978年12月18日受理)

国際核燃料サイクル評価作業 (INFCE) に関連し、我国においても特に低濃縮ウランを燃料とする高温ガス炉の燃料サイクルについて、その特性の検討、評価が行なわれた。本報はこの検討、評価作業のうち、炉心構成の設定や燃焼サイクル特性など、炉心特性の解析に関連する作業結果をまとめたものである。

本検討における主要な結論は次の通りである。

- 1) 低濃縮ウランを燃料とする高温ガス炉として、将来一体型の燃料棒が実現されれば、実験炉の延長上での炉心設計が期待できる。
- 2) 燃焼サイクル特性は燃料の交換方式 (バッチ数) に強く影響されるが、出力密度 $6\sim 9\text{ W/cm}^3$ で2~3バッチ燃料交換方式をとることによって、燃焼度や天然ウラン所要量の点で軽水炉と競合しうる炉心の実現が見込める。
- 3) 物質収支特性的には、軽水炉と比較して次の特徴をもつ。
 - (i) 燃料所要量が約半である。
 - (ii) 単位有効利用熱当りの天然ウラン所要量は10%程度少なくなる。
 - (iii) 単位有効利用熱当りの分離作業量はほぼ同程度になりうる。
 - (iv) 分裂性プルトニウム生成量は40%程度少ない。
 - (v) アクチニド核種及び核分裂生成物による積算放射能はほぼ同程度である。
- 4) 天然ウラン所要量、分離作業量、取り出し燃料中の放射能など物質収支特性的には出力密度を若干低減した設計が有利である。

The Use Characteristics of Low Enriched Uranium Fuel
in High Temperature, Gas-Cooled Reactors

Takehiko YASUNO, Yoshiaki MIYAMOTO, Ryuiti SHINDO,
Toko SEYA, and Sadao SATO

Division of Power Reactor Projects, JAERI

(Received December 18, 1978)

The low enriched uranium fuel cycle in High Temperature, Gas-Cooled Reactor (HTGR) was evaluated in Japan, in connection with the International Nuclear Fuel Cycle Evaluation (INFCE).

Core design and material balance of HTGR are described.

The main results are:

- 1) core design of LEU-HTGR will be made with the information from experimental VHTR whose design is preceeding in JAERI, if the gapless fuel pin is available,
- 2) the batch number of refueling influences the fuel cycle characteristics; in the case of power density $6 \sim 9 \text{ w/cm}^3$ and batch number $2 \sim 3$, the burnup and natural uranium requirement of HTGR are competitive with the those of LWRs.
- 3) characteristics of the HTGR fuel cycle compared with those of the LWR fuel cycle are
 - i) small cumulative fuel loading,
 - ii) low natural uranium requirement,
 - iii) similar separative work,
 - iv) small cumulative production of fissile plutonium,
 - v) similar cumulative radioactivity of actinide and fission products in the spent fuel,
- 4) a lower power density leads to less natural uranium requirement, separative work and radioactivity.

Keywords: High-Temperature Gas-Cooled Reactor, Burnup, Fuel Cycle, Low Enriched Uranium, Comparative Evaluation.

目 次

1. 序 論	1
2. 格子核特性検討	2
3. チャンネル熱流動, 強度特性の検討	49
3.1 検討範囲と検討方法	49
3.2 熱流動特性	50
3.3 強度特性	54
3.4 チャンネル特性解析の考察	56
4. 炉心構成の設定	68
4.1 炉心諸元の設定	68
4.2 燃料装荷・取替計画	69
5. 燃料の物質収支特性	81
5.1 燃料の装荷, 取替及び排出量	81
5.2 アクチノイド核種及び核分裂生成物の生成量, 放射能	82
5.3 トリチウム, 炭素14による放射能	83
6. 結 論	110
参考文献	111
附録1 海外における炉設計例	112
" 2 N_c/N_u の計算データとブロック平径について	116
" 3 伝熱流動特性計算結果	132
" 4 強度特性計算結果	152
" 5 プルトニウム富化ウラン燃料の利用特性	161
" 6 黒鉛ブロック中の不純物による放射能	174

Contents

1. Introduction	1
2. Nuclear characteristics for fuel lattices	2
3. Thermal performance and thermal stress for fuel channels	49
3.1 Scope and procedure	49
3.2 Thermal performance	50
3.3 Thermal stress	54
3.4 Consideration	56
4. Reactor core design	68
4.1 Constitution of reactor core	68
4.2 Fuel charge and discharge	69
5. Fuel material balance	81
5.1 Fuel loading and reloading	81
5.2 Production and activity of actinide and fission products ..	82
5.3 Activity of tritium and carbon-14	83
6. Conclusion	110
Reference	111
Appendix 1. Samples of foreign designs for HTGR	112
2. Basic data for N_c/N_u calculation and across flat of fuel block	116
3. Study of thermal performance	132
4. Thermal stress analyses	152
5. Use of plutonium fuels in HTGR	161
6. Activity of graphite blocks	174

1. 序 論

我国においてはこれまで原子炉の発生熱をプロセス利用するいわゆる多目的利用高温ガス実験炉の開発研究が日本原子力研究所を中心に進められてきた。

この多目的高温ガス実験炉⁽¹⁾は熱出力50MWの黒鉛減速、ヘリウム冷却型炉で、原子炉出口冷却材温度1000℃を達成し、プロセス熱利用の多様化を計ろうとするもので、燃料には低濃縮=酸化ウラン、燃料体としてブロック型燃料体が予定され、原子炉は鋼製の圧力容器に収納する方式をとっている。そして、冷却材ヘリウムは炉心上部から下部への下向流である。

この実験炉は小型炉心であるために、制御棒本数が限られるなどの炉心設計に対する制約が生じるが、商用炉規模の大型炉心ではこのような構造設計上から生じる炉心設計への制約は余り強くないと考えられる。

一方、最近核不拡散政策ともからみ全世界的に核燃料サイクルの見直しを行なうべく、国際核燃料サイクル評価作業(INFCE)が実施されており、原子力全般について各専門分野毎にその評価作業が進められてきている。その専門分野の一つに、従来の低濃縮ウラン使用をベースにした軽水炉を中心とした核燃料サイクルシステムに対する代替システムの可能性を追求する部門があり、新しい核燃料サイクルシステムの確立を目指した軽水炉、重水炉、高温ガス炉および高速炉系の概念が検討されている。我国としては国際核燃料サイクル評価作業への参画に関連し、その1つとして高温ガス炉に関する検討を行って評価作業に資することになった。

高温ガス炉に関する核燃料サイクルシステムを考える場合、燃料として何を使用するかが重要な問題となるが、従来世界的に行なわれて来た研究をみると低濃縮ウラン系、プルトニウム富化ウラン系、高濃縮ウラン富化トリウム系、中濃縮ウラン富化トリウム系及びプルトニウム富化トリウム系、等あるが、最近では核不拡散政策ともからみ高濃縮ウランならびにプルトニウムについて核兵器への転用が容易な形での使用を極力避けようとの主張も出て来ている。我国としては国情も考慮し低濃縮ウランを燃料とする商用規模の高温ガス炉を対象にその核燃料サイクルシステムの検討を行なうものとし、日本原子力研究所においてその具体的作業が進められた。

このような状況のもとに、低濃縮ウランを燃料とする高温ガス炉の炉心設計、燃焼サイクル特性、燃料サイクル施設の特徴と課題、等の幅広い検討が行なわれた⁽²⁾。本報告書はこのうち炉心設計ならびに燃焼サイクル特性に関して行なった検討結果をまとめたものである。

検討のうちまず炉心設計に関しては、現在進められている実験炉の研究開発の成果を可能な範囲で積極的に取りあげるものとした。また、燃焼サイクル特性検討においてはまず低濃縮ウランを利用するに際しての最適な使用形態を検討するとともに、一部プルトニウム富化ウラン燃料系についてもその特性を補足検討した。次いで、設定炉心について、燃料装荷・取替計画、天然ウラン所要量、分離作業量、プルトニウム生成量、等を明らかにしたほか、アクチニド核種や核分裂生成物の生成量とその放射能および燃料、黒鉛中の不純物に起因する主要な放射性核種の生成量とその放射能、等も検討した。

2. 格子核特性検討

炉心を設計する場合まず決めなければならないこととして、燃料の種類、燃料体型式及び炉出力規模があるが、本検討では燃料は低濃縮ウラン、燃料体型式もブロック型、熱出力規模は3000 MWと予め設定されており、具体的には燃料体寸法・諸元、炉心構成ならびに燃料の装荷・取替方法を設定することになる。しかしこれはかなりの作業量を伴うこと及び炉心構成の考え方は実験炉に準拠するとの立場から、まず燃料体の寸法・諸元設定が行なわれ、後に炉心構成及び燃料装荷・取替計画を検討したが、これら相互のフィードバックは行なわなかった。なお、燃料体の寸法・諸元設定とは燃料棒の型式、寸法・諸元及び燃料体内配列方法の設定を主としており、このために単位格子モデルによる核、熱流動、強度特性解析が実施された。なお、熱流動、強度特性解析結果については第3章で述べられる。

(1) 解析の進め方

本検討では燃料体の寸法・諸元と燃焼特性との相関が追求されるが、この解析には格子燃焼計算コードDELIGHT-4が使用された。^(34.5) 解析に際しての指標としての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。なお、解析では低濃縮ウラン燃料使用の高温ガス炉の核特性が炭素とウラン原子数密度比 Nc/Nu 、 ^{238}U の共鳴吸収を示す指標である ^{238}U 1原子当りの実効散乱断面積 σ_M 及び燃料濃縮度 e に支配されることの特徴が利用された。⁽⁶⁾

サーベイは、製作上許容される寸法・諸元の格子群選定、それら選定格子の Nc/Nu 及び σ_M 算出、燃焼計算を実施する $(Nc/Nu, \sigma_M)$ 点の決定、格子燃焼計算の実行、 $(Nc/Nu, \sigma_M)$ の適合範囲把握、そして適合格子（燃料体寸法・諸元）の設定、の手順で進められた。

(2) 格子の選定条件

格子の選定ではその選定条件が重要になる。この場合、基準とすべき項目及び基準値が必要になる。考慮すべき項目は資源や経済性に結びついた核燃料サイクル上の問題、炉の安全性や運転管理に関する問題にも係わってくるので単純ではないが、本解析では以下の指標及び考え方をとるものとした。

- | | |
|---------------|---|
| i) 初期余剰反応度 | 反応度制御系で補償可能な範囲 |
| ii) 燃焼度 | 単位濃縮度当りの値で軽水炉に劣らない。 [*] |
| iii) 炉内燃料滞在時間 | 達成燃焼度、燃料調達量も考え3～4年（年1回、3～4バッチ燃料交換）を目標とする。 |
| iv) 径年ピーキング係数 | 多目的利用炉であることも考慮し、極力低める。 |
| v) ウラン消費量 | 軽水炉より劣らないことを目標にする。 [*] |
| vi) プルトニウム生成量 | 余り制約とは考えない（INFCEとの関連が強い）。 |

* 多目的炉を考える場合、発電炉とは目的を異にすることから、軽水炉との単純な比較は必ずしも妥当ではないかもしれない。

(3) 燃料体諸元と核特性指標

本解析の対象となる燃料体型式はブロック型燃料であり、燃料棒の形状によって中空型、円環型、内面冷却（セミピン）型及びマルチホール型に分類される。燃料体の主要な諸元をTable 2.1に示す。表中パラメータとあるのは Nc/Nu 及び σ_M の評価に際して、パラメータとして扱ったことを意味する。なお、各燃料棒型式毎の形状をFig. 2.1に示した。

燃料体寸法・諸元と Nc/Nu 及び σ_M との関係をFig. 2.2～2.5に型式別に示した。どの型式の燃料体でも燃料粒子充てん率によって Nc/Nu 及び σ_M とも大巾に変わるほか、 Nc/Nu はリガメント巾や燃料ミートの厚さによっても大きく変わることがわかる。

これらの結果とこれまでの設計経験とに基づき、次のような格子特性解析の範囲と条件を定めた。

i) 指標の範囲	Nc/Nu	200～600
	σ_M (barn)	300～1600
	濃縮度 (w/o)	4～10
ii) 前提条件	出力密度 (w/cm ³)	8
	温度 (°K)	1200 (燃料), 1050 (減速材)
	炉心大きさ (m)	10 (半径), 6 (高さ)

(4) 核特性指標と核特性基本量

次に、核特性指標である Nc/Nu 、 σ_M ならびに燃料濃縮度と核特性基本量である初期余剰反応度、燃焼度、燃料炉内滞在時間、経年ピーキング係数、天然ウラン所要量ならびにプルトニウム生成量との関係がDELIGHT-4による格子燃焼特性解析を通して追求された。これらの結果はTable 2.2～2.15及びFig. 2.6～2.12にまとめて示した。

初期余剰反応度は Nc/Nu に著しく依存し、その度合は燃料濃縮度が低いほど、又 Nc/Nu や σ_M が小さいほど著しく、 Nc/Nu が大きくなると飽和性を示す。さらに、初期余剰反応度は σ_M にも強く依存し、燃料濃縮度が低いほど、又 Nc/Nu や σ_M が小さいほどその度合が著しい。従って、燃料濃縮度を余り高めずに初期余剰反応度を確保するためには Nc/Nu を高めるか、燃料体の非均質性を強めて σ_M を低減すればよいことになる。但し、これらはいづれも転換比を下げることになる。

燃焼度は、燃料サイクルコストを左右するため商用炉において最も重要な核特性量であるが、その Nc/Nu や σ_M による影響は定性的には初期余剰反応度に対するものと同様であるものの、 Nc/Nu や σ_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に対する場合より強い。従って、高温ガス炉では Nc/Nu が特に高い系でない限り、その燃焼度は殆んど初期余剰反応度の大きさで決まる傾向が強いといえる。なお、 Nc/Nu が400以上になっても燃焼度は余りのびず、初期余剰反応度のみが大きくなって炉制御上から好ましくなくなるので注意を要する。これらのことから、通常は Nc/Nu を300前後に設定するのが良いといえよう。

燃料の炉内滞在時間は余り短いと燃料の調達必要量が多くなり（燃料交換量が増す）運転管理上好ましくなく、逆に余り長くなると金利がかさみ核燃料サイクル費を上昇させる結果になるため、適切な燃料の炉内滞在時間が必要になる。これは解析結果からわかるように濃縮度が高くなると燃焼度が大きくなることから長くなる。一方、 σ_M との相関は σ_M と燃焼度の関係と同様で

あるが、 N_c/N_u との相関は複雑である。即ち、 N_c/N_u が大きくなると比出力が増し、燃料炉内滞在時間が短縮する傾向になるため、 N_c/N_u の増加に対する燃焼度の増加率が大きい場合 (N_c/N_u が小さいとき) には N_c/N_u の増加とともに燃料の炉内滞在時間も長くなる。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は著しくなるといえる。

経年ピーキング係数は炉心の出力ピーキング係数を評価する上で重要な量であるが、これは次式で推定した。

$$APF = \sum_f (BOC) / \frac{1}{2} \cdot (\sum_f (BOC) + \sum_f (EOC)^*)$$

ここで、 $\sum_f (BOC)$ は燃焼初期の又 $\sum_f (EOC)$ は燃焼終期の分裂断面積である。この経年ピーキング係数と N_c/N_u 及び σ_M との関係は定性的には初期余剰反応度に対するものとほぼ同様であるが、 N_c/N_u や σ_M が大きくなった場合の飽和性は殆んど見られないことには注意が必要である。従って、経年ピーキング係数は炉心が大きくなるほど、 N_c/N_u が大きくなるほど、 σ_M が小さくなるほど、そして燃料濃縮度が高くなるほど、大きくなるといえる (即ち、初期余剰反応度が大きい系に対して)。

天然ウラン所要量は主として資源論の立場から、プルトニウム生成量はさらに核燃料サイクルコスト評価上からも、各々重要な量である。まず、天然ウラン所要量は当然のことながら燃焼度が大きくなるほど少なくなるが、燃焼度が余り大きくなると生成プルトニウムが燃焼するためプルトニウム生成量が逆に少なくなる。又、燃料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。さらに、 N_c/N_u が小さいほど又 σ_M は大きいほど転換比が高くなりプルトニウム生成量は多くなるが、初期余剰反応度が小さくなり燃焼度が減少するため天然ウラン所要量が多くなるといえる。

(5) 燃料体数と制御棒本数及び制御棒補償反応度

燃料交換量及び制御棒最大反応度値、等を考えると炉心内に装荷される燃料体数及び制御棒本数は大型炉における設計上の重要な量といえる。そこで、これらの量を次の前提のもとに検討するものとした。

- (i) 炉心高さは 6 m とする。
- (ii) 出力密度は 2 ~ 10 w/cm³ の範囲で考える。
- (iii) 燃料体平径は 30 ~ 50 cm の範囲で考える。
- (iv) 燃料体高さは 50 ~ 150 cm の範囲とする。
- (v) 制御棒は実験炉同様双子型配置とする。

今、炉心半径を R (cm)、出力密度を W (w/cm³)、燃料体平径を ℓ (cm)、燃料体高さ h (cm) とする。

$$\text{炉心体積}(V_c) = \frac{3000 \times 10^6 (W)}{w (w/cm^3)}$$

* 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にすべきであり、この点本導出方式はやや過大評価の値を与えることになる。

$$\text{燃料体体積}(v_f) = \frac{\sqrt{3}}{2} \times \ell^2 \times h \quad .$$

従って,

$$\text{燃料カラム数}(n_f) = \frac{V_c}{600} \times \frac{1}{\frac{\sqrt{3}}{2} \times \ell^2} = 1.9245 \times 10^{-3} \times \frac{V_c}{\ell^2}$$

$$= 5.7735 \times 10^6 \times \frac{1}{\ell^2 \cdot w} \quad ,$$

$$\text{燃料体数}(N_f) = \frac{V_c}{v_f} = \frac{3000 \times 10^6}{w} \times \frac{1}{\frac{\sqrt{3}}{2} \times \ell^2 \times h}$$

$$= 3464 \times 10^6 \times \frac{1}{w \cdot \ell^2 \cdot h} \quad .$$

$$\text{制御棒本数}(N_{CR}) = 2 \times \frac{n_f}{7} = 0.2857 n_f = \frac{1.6495 \times 10^6}{\ell^2 \cdot w} \quad .$$

故に、燃料体数と制御棒本数及び燃料体高さとは次式の関係をもつ。

$$N_f = \frac{3464 \times 10^6}{1.6495 \times 10^6 / N_{CR}} \times \frac{1}{h} = 2100 \times \frac{N_{CR}}{h} \quad .$$

なお,

$$\text{制御棒セル半径}(r_{CR}) = \left\{ \frac{\sqrt{3}}{2} \times \ell^2 \times 3.5 \times \frac{1}{\pi} \right\}^{\frac{1}{2}} = 0.9823 \times \ell \quad .$$

各量の相関を Fig. 2.13 に示した。燃料交換に無理の生じないような燃料体数 (高々 4000 ~ 5000 程度) に抑えるためには、燃料体高さを 75 cm 前後、平径を 40 cm 前後にするのが望ましいことがわかる。

次に制御棒による反応度補償能力を検討した。今、制御棒に多目的実験炉で使用しているものと同形式のものを想定し、燃料体として大型炉に対して最適なものに近い N_c/N_u , σ_M をもつと考えられる多目的実験炉 Mk-II 型燃料体を想定したときの制御棒の反応度補償能力と各種諸元量との関係を Table 2.16 及び Fig. 2.14 に示す。実験炉と同一諸元の制御棒 (吸収体外径 85 mm ホウ素濃度 30 w/o, 吸収体厚さ 15 mm) を使用する場合、燃料体平径を 40 cm 程度にすると制御棒で補償できる反応度は $0.30 \Delta k_{eff}$ 前後になることがわかる。

なお、この制御可能な反応度量は SLALOM⁽⁷⁾ で解析したものである。⁽⁸⁾

16) 核特性指標の適合範囲

先に得られた核特性指標と核特性基本量の相関ならびに燃料体寸法・諸元と核特性指標との相関をふまえ、かつ核特性基本量に対する目標を考慮して核特性指標に対する最適範囲ならびに燃料体寸法・諸元の核特性からの許容範囲を検討した。

まず(2)で述べた選定条件に対して、以下の選定に対する目安値を定めた。

- i) 余剰反応度 0.25~0.35 Δk_{eff} 以下(燃料体平径 37.5~42 cm 以下)
- ii) 燃 燒 度 濃縮度 1% 当り 11,000 MWD/T 以上
- iii) 燃料炉内滞在時間 3 年以上
- iv) 径年ピーキング係数 1.3 以下
- v) ウラン消費量 0.05 kg/K Wt · Yr 以下
- vi) 分裂性プルトニウム生成量 0.07 kg/K Wt · Yr 以上 (参考)

これらの条件のうち, (i), (ii) 及び (iv) を制約と考えたときの適合範囲を Fig. 2.15 に示した。

この結果と(4), (5)で述べた結果とを合わせ考えると, 次のことがいえる。

i) 余剰反応度の大きさは制御棒配置形状及び燃料体平径に強く影響を与える。特に, 燃料体平径を大きくする場合, 余剰反応度からの制約を緩和するためには制御棒の配置形状の変更が必要になる。^{*}

ii) 燃焼度の目標を満たすことは可能である反面, 燃料炉内滞在時間の目標達成にはかなりの困難が予想される (出力密度の向上と相反する方向)。

iii) 径年ピーキング係数の制約は余剰反応度の制約よりかなりゆるい。

iv) 天然ウラン年間所要量の点で軽水炉並にするのは簡単ではない。

v) プルトニウム生成量を軽水炉並にすることは可能。但し, この場合, 天然ウラン所要量に対する要求との両立は困難。

以上の結果をふまえ, 核的立場からの核特性指標の範囲設定にあたっては次のような考え方をとるものとした。

(I) 初期余剰反応度は特に制約としない。これは燃料体平径を小さくするか又は制御棒の配置形状の変更, 又は可燃性毒物の使用を意味する。^{**}

(II) 制約変数としては第 1 に燃焼度と径年ピーキング係数を取り, 両目標を満たすもののなかで燃料炉内滞在時間に対する目標をも満たすものを選択する。

(III) 天然ウラン所要量及びプルトニウム生成量は特に制約とは考えない。

この条件に従えば, 次の指標範囲を満たす諸元が望ましいといえる。

(i) 炉心平均濃縮度	6 w/o				
(ii) 燃料炉内滞在時間	3 年 (但し, 出力密度 6 w/cm ³ 程度)				
(iii) 燃料交換方式	年 1 回交換 3 バッチ方式 (")				
(iv) Nc/Nu	250	275	300	325	350
	240	300	360	430	500
σ_M	290	360	440	520	600

* 可燃性毒物を考慮しない場合の話である。

** 燃料の装荷, 取替方式でも若干の調整が可能

Table 2.1 Design parameters of fuel element.

<u>Coated particle fuel</u>		<u>Fuel compact</u>	
<u>Fuel kernel</u>		<u>Material</u>	Coated fuel particles + graphite matrix
Material	UO ₂ , (U+Pu)O ₂	Diameter (Parameter)	(Parameter)
Diameter	10.4	Thickness	")
Density (g/cm ³)		Matrix density (g/cm ³)	1.6 or 1.65
Impurity (ppm)		Matrix impurity (ppm)	
C	150	B	1
B	1	Packing fraction	(Parameter)
<u>Coating</u>		<u>Fuel sleeve</u>	
Material		Material	Graphite
Layer 1	Porous-PyC.	Thickness (mm)	4~7
" 2&4	High density-PyC	Density (g/cm ³)	1.8
" 3	SiC	Impurity (ppm)	1
Thickness (μ)		B	
Layer 1	40 or 60	<u>Fuel block</u>	
" 2	30	Material	Graphite
" 3	25	Coolant path width (mm)	1.5~3.0
" 4	45	Ligament width	(Parameter)
Density (g/cm ³)		Density (g/cm ³)	1.75 or 1.8
Layer 1	1.1	Impurity (ppm)	1
" 2	1.8	B	
" 3	3.15 or 3.2	<u>Coolant</u>	
" 4	1.8	Material	He
Impurity (ppm)		Density (g/cm ³)	0.000454 or 0.00175
O	100	Impurity (ppm)	1 or 0
B	5	H ₂ O	50 or 0
H	20 or 0	H ₂	
<u>Fuel type</u>			
	Hollow & Tubular		
	Internally Cooled Pin		
	Muti-hole		

(Note) (1) A or B; A --- Hollow and tubular type, B --- Internally cooled pin and multihole type

(2) Extent of parameters

	Hollow	Tubular	Internally Cooled Pin	Multihole
Kernel dia. (μ)	300~900	300~900	600	600
Packing fraction (v/o)	10~60	10~60	10~50	10~50
I.D. of fuel pin (mm)	6~60	8~50	8~16	-
Thick. of fuel meat (")	6~12	6~12	4~10	-
O.D. of fuel pin (")	28~98	38~98	36~56	4~17
Dia. of cooling hole (")	31~103	41~104	8~16	} 4~30
Ligament width (")	7~16	7~16	7~36	

* Thick. of graphite sleeve; 4~5 mm.

Table 2.2 Burnup characteristics of 4 w/o EU fuel lattices.

Nc/Nu	σ_M	Multiplication Factor		Point Burnup (MWD/T)	Conversion Ratio		Nuclide Buildup (g/kg IHM)			RI(U-238) (barn)
		k_{∞}	k_{eff}		BOC	EOC	U-235	Pu fissile	Pu total	
200	300	1.2758	1.2581	19000	0.523	0.713	22.7	6.6	8.5	52.5
	450	1.1948	1.1783	11700	0.627	0.711	28.5	5.9	7.3	64.8
	600	1.1328	1.1172	6500	0.718	0.776	33.1	4.4	5.1	75.2
	900	1.0414	1.0272	100	0.871	0.889	39.9	0.12	0.12	92.0
300	400	1.3513	1.3286	28600	0.430	0.666	15.7	5.7	8.6	61.0
	550	1.2975	1.2758	23400	0.491	0.694	19.3	6.5	9.1	71.9
	700	1.2539	1.2330	19500	0.544	0.714	22.7	6.6	9.0	81.2
	1000	1.1861	1.1663	13000	0.635	0.739	27.7	6.2	7.9	96.7
	1300	1.1349	1.1160	7900	0.711	0.764	31.9	5.0	5.9	109.3
400	500	1.3870	1.3600	31100	0.380	0.630	13.2	4.6	7.7	68.5
	650	1.3486	1.3224	29500	0.421	0.652	14.9	5.3	8.5	78.3
	800	1.3164	1.2908	27400	0.458	0.670	16.7	5.9	9.0	86.8
	1100	1.2645	1.2400	22700	0.520	0.696	20.4	6.5	9.4	101.2
600	1400	1.2242	1.2005	18700	0.572	0.712	23.4	6.6	9.1	113.0
	700	1.4112	1.3768	30500	0.326	0.572	12.3	3.5	6.4	81.2
	1000	1.3692	1.3358	30100	0.370	0.600	13.5	4.2	7.3	96.7
	1300	1.3363	1.3038	29200	0.406		14.7	4.7	8.1	109.3
1600	1.3097	1.2778	28100	0.437	0.631	15.9	5.2	8.6	119.8	

Table 2.3 Burnup characteristics of 6 w/o EU fuel lattices.

Nc/Nu	σ_M	Multiplication Factor		Point Burnup (MWD/T)	Conversion Ratio		Nuclide Buildup (g/kg IHM)			RI(U-238) (barn)
		k_∞	k_{eff}		BOC	EOC	U-235	Pu fissile	Pu total	
200	300	1.3332	1.3170	30700	0.450	0.682	30.8	9.3	11.9	52.5
	450	1.2524	1.2372	19900	0.544	0.721	39.7	8.9	10.8	64.9
	600	1.1903	1.1759	13300	0.625	0.746	45.4	7.7	9.0	75.2
	900	1.0988	1.0856	4300	0.760	0.801	54.2	3.7	4.0	92.0
300	400	1.4166	1.3962	45300	0.367	0.633	20.0	7.4	11.0	61.0
	550	1.3623	1.3428	39000	0.423	0.670	25.2	8.9	12.4	71.9
	700	1.3182	1.2993	32900	0.471	0.694	30.0	9.6	12.8	81.3
	1000	1.2494	1.2316	22500	0.553	0.725	38.0	9.4	11.9	96.8
	1300	1.1975	1.1804	16200	0.622	0.744	43.2	8.6	10.4	109.4
400	500	1.4599	1.4360	48800	0.322	0.599	16.3	5.7	9.4	68.5
	650	1.4208	1.3976	47400	0.360	0.625	18.5	6.8	10.8	78.3
	800	1.3880	1.3653	45100	0.393	0.647	20.8	7.8	12.0	86.9
	1100	1.3351	1.3133	38600	0.449	0.680	26.1	9.2	13.2	101.2
600	1400	1.2938	1.2727	32500	0.497	0.701	30.7	9.8	13.4	113.1
	700	1.4978	1.4677	48300	0.272	0.546	14.4	4.1	7.8	81.3
	1000	1.4544	1.3252	48500	0.312	0.578	15.9	5.1	9.2	96.8
	1300	1.4205	1.3920	48000	0.345	0.576	17.4	6.0	10.9	109.4
	1600	1.3930	1.3651	47100	0.373	0.622	18.9	6.7	11.3	119.9

Table 2.4 Burnup characteristics of 8 w/o EU fuel lattices.

Nc/Nu	σ_M	Multiplication Factor		Point Burnup (MWD/T)	Conversion Ratio		Nuclide Buildup (g/kg IHM)			RI (U-238) (barn)
		k_{∞}	k_{eff}		BOC	EOC	U-235	Pu fissile	Pu total	
200	300	1.3670	1.3517	41800	0.404	0.651	39.3	11.6	14.5	52.6
	450	1.2880	1.2736	29000	0.490	0.694	50.1	11.9	14.2	64.9
	600	1.2271	1.2135	20000	0.563	0.722	58.0	10.6	12.4	75.2
	900	1.1372	1.1247	9500	0.686	0.763	68.1	7.2	7.9	92.0
300	400	1.4541	1.4352	59600	0.330	0.606	25.5	8.8	12.8	61.1
	550	1.4005	1.3823	53500	0.381	0.643	31.3	10.9	14.9	72.0
	700	1.3568	1.3392	46300	0.426	0.670	37.2	12.2	16.0	81.3
	1000	1.2887	1.2720	33300	0.501	0.706	47.5	12.6	15.8	96.8
	1300	1.2371	1.2212	24200	0.564	0.728	55.0	11.7	14.1	109.4
400	500	1.5017	1.4797	64700	0.288	0.574	20.2	6.6	10.8	68.6
	650	1.4628	1.4414	63300	0.323	0.602	22.9	8.0	12.6	78.4
	800	1.4301	1.4092	61000	0.354	0.625	25.8	9.4	14.1	86.9
	1100	1.3774	1.3573	54300	0.406	0.660	31.8	11.4	16.2	101.3
	1400	1.3362	1.3168	46900	0.450	0.683	37.7	12.6	17.1	113.1
600	700	1.5477	1.5205	64900	0.241	0.526	17.2	4.6	8.8	81.3
	1000	1.5041	1.4777	65500	0.279	0.560	19.0	5.8	10.5	96.8
	1300	1.4701	1.4443	65300	0.309	0.586	20.8	6.9	12.0	109.4
	1600	1.4424	1.4171	64500	0.335	0.606	22.6	7.9	13.3	119.9

Table 2.5 Burnup characteristics of 10 w/o EU fuel lattices.

Nc/Nu	σ_M	Multiplication Factor		Point Burnup (MWD/T)	Conversion Ratio		Nuclide Buildup (g/kg IHM)			RI(U-238) (barn)
		k_{∞}	k_{eff}		BOC	EOC	U-235	Pu fissile	Pu total	
200	300	1.3898	1.3751	52300	0.370	0.621	47.5	13.6	16.7	52.7
	450	1.3132	1.2993	38000	0.449	0.667	60.1	14.5	17.2	65.0
	600	1.2541	1.2409	27600	0.517	0.696	69.5	13.6	15.7	75.3
	900	1.1665	1.1544	15000	0.629	0.735	81.7	10.3	11.5	92.1
300	400	1.4785	1.4605	74000	0.303	0.578	30.5	10.0	14.3	61.1
	550	1.4260	1.4087	66500	0.351	0.619	37.9	12.6	16.9	72.0
	700	1.3832	1.3665	58700	0.393	0.647	44.6	14.3	18.6	81.4
	1000	1.3164	1.3005	44100	0.463	0.685	56.6	15.5	19.2	96.9
	1300	1.2658	1.2506	33300	0.522	0.709	65.5	14.9	17.9	109.4
400	500	1.5286	1.5079	80500	0.264	0.547	23.9	7.3	11.9	68.6
	650	1.4903	1.4701	79200	0.297	0.577	27.0	9.0	14.0	78.4
	800	1.4581	1.4384	76800	0.326	0.601	30.3	10.6	15.8	86.9
	1100	1.4061	1.3872	69700	0.376	0.637	37.3	13.4	18.7	101.3
600	1400	1.3655	1.3472	60700	0.417	0.665	44.5	15.0	20.1	113.1
	700	1.5798	1.5545	81300	0.221	0.502	19.7	5.0	9.5	81.4
	1000	1.5366	1.5120	82400	0.256	0.537	21.8	6.4	11.5	96.9
	1300	1.5028	1.4788	82500	0.285	0.564	23.9	7.6	13.3	109.4
1600	1.4754	1.4518	82000	0.309	0.586	25.9	8.8	14.9	120.0	

Table 2.6 Burnup and plutonium production of 4 w/o EU fuel lattices.

Nc/Nu	σ_M	Burnup (CWD/T)				U-235 (g/kg IHM)				Pu fissile (g/kg IHM)				Pu total (g/kg IHM)			
		2 Batch	3 Batch	4 Batch	4 Batch	2 Batch	3 Batch	4 Batch	4 Batch	2 Batch	3 Batch	4 Batch	4 Batch	2 Batch	3 Batch	4 Batch	
200	300	25.3	28.5	30.4	19.0	17.3	16.4	7.8	8.3	8.6	10.4	11.2	11.6				
	450	15.6	17.6	18.7	25.8	24.5	23.8	7.3	7.9	8.3	9.1	10.0	10.5				
	600	8.7	9.8	10.4	31.3	30.4	29.9	5.5	6.1	6.4	6.5	7.2	7.6				
	900	0.13	0.15	0.16	39.8	39.6	39.8	0.15	0.17	0.18	0.15	0.17	0.18				
300	400	38.1	42.9	45.8	10.9	9.1	8.0	6.2	6.2	6.2	9.8	10.3	10.5				
	550	31.2	35.1	37.4	15.4	13.6	12.6	7.3	7.6	7.8	10.7	11.4	11.8				
	700	26.0	29.3	31.2	18.9	17.2	16.3	7.8	8.3	8.6	11.0	11.8	12.3				
	1000	17.3	19.5	20.8	24.8	23.5	22.7	7.5	8.1	8.5	9.9	10.8	11.3				
	1300	10.5	11.9	12.6	29.8	28.9	28.3	6.1	6.7	7.0	7.5	8.3	8.7				
400	500	41.5	46.7	49.8	8.1	6.1	5.1	4.7	4.7	4.6	8.6	9.0	9.2				
	650	39.3	44.3	47.2	10.0	8.1	7.1	5.7	5.7	5.7	9.7	10.2	10.4				
	800	86.5	41.1	43.8	12.1	10.2	9.2	6.5	6.6	6.7	10.5	11.1	11.4				
	1100	30.3	34.1	36.3	16.3	14.5	13.5	7.5	7.8	8.0	11.2	12.0	12.5				
	1400	24.9	28.1	29.9	19.7	18.1	17.2	7.8	8.4	8.6	11.2	12.1	12.7				
600	700	40.7	45.8	48.8	6.8	4.7	3.7	3.5	3.4	3.3	7.3	7.6	7.8				
	1000	40.1	45.2	48.2	8.2	6.1	5.1	4.3	4.2	4.2	8.4	8.8	9.0				
	1300	38.9	43.8	46.7	9.6	7.6	6.5	5.0	5.0	5.0	9.3	9.8	10.0				
	1600	37.5	42.2	45.0	11.0	9.0	7.9	5.6	5.7	5.7	10.0	10.6	10.8				

Table 2.7 Burnup and plutonium production of 6 w/o EU fuel lattices.

Nc/Nu	σ_M	Burnup (GWD/T)				U-235 (g/kg IHM)				Pu fissile (g/kg IHM)				Pu total (g/kg IHM)			
		2 Batch	3 Batch	4 Batch	4 Batch	2 Batch	3 Batch	4 Batch	4 Batch	2 Batch	3 Batch	4 Batch	4 Batch	2 Batch	3 Batch	4 Batch	
200	300	40.9	46.1	49.1	25.7	22.1	20.6	10.9	11.4	11.7	14.1	15.1	15.6				
	450	26.5	29.9	31.8	34.9	32.8	31.6	11.0	11.9	12.5	13.5	14.8	15.5				
	600	17.7	20.0	21.3	41.8	40.2	39.3	9.7	10.6	11.2	11.5	12.7	13.4				
	900	5.7	6.5	6.9	52.7	52.0	51.6	4.8	5.3	5.6	5.3	5.8	6.2				
300	400	60.4	68.0	72.5	12.6	9.6	8.1	7.5	7.4	7.2	12.1	12.4	12.5				
	550	52.0	58.5	62.4	18.4	15.6	14.0	9.7	9.9	10.0	14.2	14.9	15.2				
	700	43.9	49.4	52.6	23.8	21.2	19.7	11.1	11.6	11.9	15.3	16.3	16.8				
	1000	30.0	33.8	36.0	33.1	30.9	29.7	11.4	12.3	12.8	14.7	16.0	16.8				
400	1300	21.6	24.3	25.9	39.3	37.5	36.4	10.6	11.6	12.1	13.2	14.5	15.2				
	500	65.1	73.2	78.1	8.4	5.5	4.2	5.3	5.0	4.8	10.2	10.4	10.5				
	650	63.2	71.1	75.8	10.8	7.9	6.4	6.7	6.5	6.3	11.9	12.2	12.3				
	800	60.1	67.7	72.2	13.5	10.6	9.1	8.1	8.0	7.9	13.4	13.8	14.0				
600	1100	51.5	57.9	61.8	19.4	16.6	15.1	10.2	10.5	10.6	15.3	16.2	16.6				
	1400	43.3	48.8	52.0	24.7	22.1	20.6	11.3	11.9	12.3	16.1	17.2	17.8				
	700	64.4	72.5	77.3	6.0	3.3	2.2	3.8	3.5	3.3	8.5	8.7	8.9				
	1000	64.7	72.8	77.6	7.7	4.9	3.5	4.8	4.4	4.3	10.0	10.3	10.4				
1300	64.0	72.0	76.8	9.5	6.5	5.1	5.7	5.5	5.3	11.4	11.7	11.9					
	1600	62.8	70.7	75.4	11.2	8.2	6.7	6.7	6.5	6.3	12.6	13.0	13.2				

Table 2.8 Burnup and plutonium production of 8 w/o EU fuel lattices.

Nc/Nu	σ_M	Burnup (GWD/T)				U-235 (g/kg IHM)				Pu fissile (g/kg IHM)				Pu total (g/kg IHM)												
		2 Batch	3 Batch	4 Batch	4 Batch	2 Batch	3 Batch	4 Batch	4 Batch	2 Batch	3 Batch	4 Batch	4 Batch	2 Batch	3 Batch	4 Batch										
200	300	55.7	62.7	66.9	30.6	26.9	24.8	13.4	14.0	14.3	17.1	18.1	18.6	38.7	43.5	46.4	43.2	40.1	38.4	14.6	15.7	16.4	17.7	19.2	20.1	
	450	26.7	30.0	32.0	52.6	50.2	48.8	13.3	14.6	15.3	15.7	17.3	18.2	12.7	14.3	15.2	65.1	63.6	62.8	9.1	10.1	10.6	10.3	11.5	12.1	
	600	79.4	89.4	95.4	15.2	11.2	9.1	8.5	8.2	7.9	13.7	13.8	13.9	71.4	80.3	85.6	21.8	17.9	15.8	11.6	11.6	11.6	16.8	17.3	17.6	
	700	61.7	69.5	74.1	28.5	24.8	22.8	13.8	14.3	14.5	18.7	19.8	20.3	44.4	50.0	53.3	40.3	37.2	45.4	15.2	16.3	16.9	19.4	21.0	21.8	
300	1000	32.3	36.3	38.7	49.1	46.5	45.0	14.4	15.7	16.4	17.8	19.5	20.4	44.4	44.4	44.4	49.1	46.5	45.0	14.4	15.7	16.4	17.8	19.5	20.4	
	1300	86.2	97.1	103.5	9.3	5.6	3.9	5.8	5.3	5.0	11.2	11.3	11.3	84.4	95.0	101.3	12.4	8.5	6.5	7.5	7.0	13.3	13.4	13.4	15.6	16.6
	650	81.3	91.5	97.6	15.6	11.6	9.6	9.2	8.9	8.7	15.3	15.5	15.6	72.4	81.5	86.9	22.5	18.6	16.5	12.3	12.4	12.3	18.4	19.1	19.4	
	1100	62.5	70.4	75.0	29.1	25.4	23.5	14.3	14.9	15.1	20.1	21.3	21.9	1400	62.5	70.4	75.0	29.1	25.4	23.5	14.3	14.9	15.1	20.1	21.3	21.9
400	700	86.5	97.4	103.8	5.8	2.9	1.4	3.9	3.5	3.4	9.2	9.4	9.6	1000	87.3	98.3	104.8	7.8	4.3	2.7	5.0	4.6	11.0	11.2	11.3	
	1000	87.0	98.0	104.5	9.9	6.1	4.4	6.2	5.8	5.5	12.7	12.9	13.0	1300	87.0	98.0	104.5	9.9	6.1	4.4	6.2	5.8	12.7	12.9	13.0	
	1300	86.0	96.8	103.2	12.0	8.1	4.2	7.4	7.0	6.7	14.3	14.5	14.6	1600	86.0	96.8	103.2	12.0	8.1	4.2	7.4	7.0	14.3	14.5	14.6	
	1600	86.0	96.8	103.2	12.0	8.1	4.2	7.4	7.0	6.7	14.3	14.5	14.6													

Table 2.9 Burnup and plutonium production of 10 w/o EU fuel lattices.

Nc/Nu	σ_M	Burnup (GWD/T)				U-235 (g/kg IHM)				Pu fissile (g/kg IHM)				Pu total (g/kg IHM)			
		2 Batch	3 Batch	4 Batch	4 Batch	2 Batch	3 Batch	4 Batch	4 Batch	2 Batch	3 Batch	4 Batch	4 Batch	2 Batch	3 Batch	4 Batch	
200	300	69.7	78.5	83.7	36.3	31.5	28.8	15.5	16.0	16.3	19.5	20.5	21.0				
	450	50.7	57.0	60.8	50.9	46.8	44.5	17.6	19.0	19.7	21.2	22.9	23.9				
	600	36.8	41.4	44.2	62.1	58.7	56.8	17.0	18.5	19.5	19.9	21.8	22.9				
	900	20.0	22.5	24.0	77.0	74.7	73.5	13.1	14.5	15.3	14.8	16.4	17.4				
300	400	98.6	111.0	118.4	17.3	12.2	9.6	9.4	8.8	8.4	14.9	14.9	14.8				
	550	88.6	99.8	106.4	25.6	20.6	17.7	13.1	13.0	12.8	18.7	19.1	19.3				
	700	78.2	88.1	93.9	33.3	28.5	26.0	15.9	16.3	16.4	21.4	22.4	22.8				
	1000	58.8	66.2	70.6	47.0	42.9	40.4	18.4	19.7	20.4	23.3	25.0	26.0				
	1300	44.4	50.0	53.3	57.6	54.0	52.0	18.3	19.8	20.7	22.3	24.3	25.5				
	400	107.3	120.8	218.8	9.9	5.3	4.2	6.1	5.4	5.2	12.0	11.9	11.9				
400	650	105.6	118.8	126.7	13.5	8.6	6.6	8.1	7.3	6.9	14.4	14.3	14.2				
	800	102.4	115.2	122.9	17.3	12.3	9.7	10.1	9.4	9.0	16.7	16.7	16.7				
	1100	92.9	104.6	111.5	25.2	20.3	17.6	13.9	13.7	13.5	20.7	21.2	21.4				
	1400	80.9	91.1	97.1	33.4	28.7	26.1	16.6	17.1	17.2	23.2	24.3	24.8				
600	700	108.4	122.0	130.1	5.4	2.7	0.85	3.9	3.5	3.3	9.7	9.9	10.2				
	1000	109.8	123.6	131.8	7.7	3.5	2.0	5.1	4.5	4.2	11.7	11.8	11.9				
	1300	110.0	123.8	132.0	10.1	5.5	3.5	6.5	5.7	5.4	13.7	13.7	13.7				
	1600	109.3	123.0	131.2	12.4	7.6	5.4	7.8	7.1	6.6	15.5	15.5	15.4				

Table 2.10 Fuel dwelling time

Nc/Nu	σ_M	Specific Power (w/g)	4 w/o				6 w/o				8 w/o				10 w/o			
			2 Batch	3 Batch	4 Batch	4 Batch	2 Batch	3 Batch	4 Batch	4 Batch	2 Batch	3 Batch	4 Batch	4 Batch	2 Batch	3 Batch	4 Batch	4 Batch
200	300	50.07	1.38	1.56	1.66	2.24	2.52	2.69	3.05	3.43	3.66	3.81	4.29	4.58				
	450	0.85	0.96	1.02	1.45	1.63	1.74	2.11	2.38	2.54	2.77	3.12	3.32					
	600	0.47	0.53	0.57	0.97	1.09	1.16	1.46	1.64	1.75	2.01	2.26	2.41					
	900	0.01	0.01	0.01	0.31	0.35	0.38	0.69	0.78	0.84	1.09	1.23	1.31					
300	400	74.83	1.39	1.57	1.67	2.21	2.49	2.65	2.91	3.27	3.49	3.61	4.06	4.33				
	550	1.14	1.28	1.37	1.90	2.14	2.28	2.61	2.94	3.13	3.24	3.65	3.89					
	700	0.95	1.07	1.14	1.60	1.81	1.93	2.26	2.54	2.71	2.86	3.22	3.44					
	1000	0.63	0.71	0.76	1.10	1.23	1.32	1.62	1.83	1.95	2.15	2.42	2.58					
400	1300	0.39	0.43	0.46	0.79	0.89	0.95	1.18	1.33	1.42	1.62	1.83	1.95					
	500	99.80	1.14	1.28	1.37	1.78	2.01	2.14	2.37	2.66	2.84	2.94	3.31	3.53				
	650	1.08	1.21	1.29	1.73	1.95	2.08	2.31	2.60	2.78	2.90	3.26	3.48					
	800	1.00	1.13	1.20	1.64	1.86	1.98	2.23	2.51	2.68	2.81	3.16	3.37					
600	1100	0.83	0.93	1.00	1.41	1.59	1.69	1.99	2.23	2.38	2.55	2.87	3.06					
	1400	0.68	0.77	0.82	1.19	1.34	1.43	1.72	1.93	2.06	2.22	2.50	2.66					
	700	149.63	0.74	0.84	0.89	1.18	1.33	1.41	1.58	1.78	1.90	1.98	2.23	2.38				
	1000	0.73	0.84	0.88	1.18	1.33	1.42	1.60	1.80	1.92	2.01	2.26	2.41					
1300	1300	0.71	0.80	0.85	1.17	1.32	1.41	1.59	1.79	1.91	2.01	2.26	2.42					
	1600	0.69	0.77	0.82	1.15	1.29	1.38	1.57	1.77	1.89	2.00	2.25	2.40					

* Unit--- Yr. (1Year=365.25 day), ** Load factor ---1.0 *** Power density ---8 w/cm³

Table 2.11 Age peaking factor.

Nc/Nu	σ_M	4 w/o			6 w/o			8 w/o			10 w/o		
		$\Sigma_f(\text{BOC})$	$\Sigma_f(\text{EOC})$	APF	$\Sigma_f(\text{BOC})$	$\Sigma_f(\text{EOC})$	APF	$\Sigma_f(\text{BOC})$	$\Sigma_f(\text{EOC})$	APF	$\Sigma_f(\text{BOC})$	$\Sigma_f(\text{EOC})$	APF
200	300	1.4312-3	1.1370-3	1.11	1.6783-3	1.1994-3	1.17	1.8520-3	1.2276-3	1.20	1.9820-3	1.2531-3	1.23
	450	1.3829-3	1.2069-3	1.07	1.6184-3	1.2795-3	1.12	1.7848-3	1.3302-3	1.15	1.9106-3	1.3479-3	1.17
	600	1.3437-3	1.2419-3	1.04	1.5701-3	1.3128-3	1.09	1.7310-3	1.3730-3	1.12	1.8534-3	1.3999-3	1.14
	900	1.2823-3	1.2369-3	1.02	1.4950-3	1.3919-3	1.04	1.6476-3	1.4227-3	1.07	1.7653-3	1.4634-3	1.09
300	400	1.2347-3	8.3345-4	1.19	1.4974-3	8.5538-4	1.27	1.6880-3	8.5369-4	1.33	1.8316-3	8.7847-4	1.35
	550	1.2131-3	9.4376-4	1.12	1.4685-3	9.9294-4	1.19	1.6536-3	1.0254-3	1.23	1.7937-3	1.0263-3	1.27
	700	1.1948-3	9.9868-4	1.09	1.4440-3	1.0732-3	1.15	1.6248-3	1.1146-3	1.19	1.7619-3	1.1411-3	1.21
	1000	1.1649-3	1.0548-3	1.05	1.4043-3	1.1632-3	1.09	1.5781-3	1.2085-3	1.18	1.7105-3	1.2450-3	1.16
	1300	1.1410-3	1.0965-3	1.02	1.3729-3	1.1862-3	1.07	1.5414-3	1.2600-3	1.10	1.6702-3	1.2891-3	1.13
400	500	1.0770-3	6.0759-4	1.28	1.3407-3	5.8938-4	1.39	1.5387-3	6.0129-4	1.44	1.6910-3	5.7872-4	1.49
	650	1.0658-3	6.9365-4	1.21	1.3148-3	6.9891-4	1.31	1.5191-3	7.0012-4	1.37	1.6686-3	6.8882-4	1.42
	800	1.0560-3	7.6295-4	1.16	1.3110-3	7.9507-4	1.24	1.5022-3	8.0933-4	1.30	1.6493-3	8.0856-4	1.34
	1100	1.0397-3	8.5515-4	1.10	1.2881-3	9.2716-4	1.16	1.4740-3	9.5485-4	1.21	1.6174-3	9.6763-4	1.25
600	1400	1.0264-3	9.1448-4	1.06	1.2694-3	1.0040-3	1.12	1.4513-3	1.0493-3	1.16	1.5917-3	1.0680-3	1.20
	700	8.5203-4	3.8230-4	1.38	1.1002-3	3.4699-4	1.52	1.2975-3	3.3356-4	1.59	1.4553-3	2.9844-4	1.66
	1000	8.4444-4	4.6654-4	1.29	1.0886-3	4.2820-4	1.44	1.2824-3	4.0696-4	1.52	1.4374-3	3.8927-4	1.57
	1300	8.3830-4	5.1537-4	1.24	1.0793-3	5.1543-4	1.35	1.2703-3	5.0130-4	1.43	1.4230-3	4.7431-4	1.50
1600	1600	8.3315-4	5.6795-4	1.19	1.0715-3	5.7087-4	1.30	1.2602-3	5.8235-4	1.37	1.4110-3	5.6405-4	1.43

* 3 batch refueling, ** Age peaking factor (APF) = $|\Sigma_f(\text{BOC}) / (\Sigma_f(\text{BOC}) + \Sigma_f(\text{EOC})) / 2|$

Table 2.12 Natural uranium requirement and plutonium production of 4 w/o EU fuel lattices.

Nc/Nu	σ_M	2 Batch Refueling				3 Batch Refueling				4 Batch Refueling			
		B(GWD/T)	a ($\frac{\text{kgNU}}{\text{kwT.Yr}}$)	b ($\frac{\text{kgPu(fissile)}}{\text{kwT.Yr}}$)*	B(GWD/T)	a ($\frac{\text{kgNU}}{\text{kwT.Yr}}$)	b ($\frac{\text{kgPu(fissile)}}{\text{kwT.Yr}}$)*	B(GWD/T)	a ($\frac{\text{kgNU}}{\text{kwT.Yr}}$)	b ($\frac{\text{kgPu(fissile)}}{\text{kwT.Yr}}$)*	B(GWD/T)	a ($\frac{\text{kgNU}}{\text{kwT.Yr}}$)	b ($\frac{\text{kgPu(fissile)}}{\text{kwT.Yr}}$)*
200	300	25.3	0.093	0.113	28.5	0.083	0.106	30.4	0.078	0.103	30.4	0.078	0.103
	450	15.6	0.151	0.171	17.6	0.134	0.164	18.7	0.126	0.162	18.7	0.126	0.162
	600	8.7	0.271	0.231	9.8	0.240	0.227	10.4	0.227	0.225	10.4	0.227	0.225
	900	0.13	18.125	0.421	0.15	15.708	0.414	0.16	14.726	0.411	0.16	14.726	0.411
300	400	38.1	0.062	0.059	42.9	0.055	0.053	45.8	0.051	0.049	45.8	0.051	0.049
	550	31.2	0.076	0.085	35.1	0.067	0.079	37.4	0.063	0.076	37.4	0.063	0.076
	700	26.0	0.091	0.110	29.3	0.080	0.103	31.2	0.076	0.101	31.2	0.076	0.101
	1000	17.3	0.136	0.158	19.5	0.121	0.152	20.8	0.113	0.149	20.8	0.113	0.149
	1300	10.5	0.224	0.212	11.9	0.198	0.206	12.6	0.187	0.203	12.6	0.187	0.203
	500	41.5	0.057	0.041	46.7	0.050	0.037	49.8	0.047	0.034	49.8	0.047	0.034
400	650	39.3	0.060	0.053	44.3	0.053	0.047	47.2	0.050	0.044	47.2	0.050	0.044
	800	36.5	0.065	0.065	41.1	0.057	0.059	43.8	0.054	0.056	43.8	0.054	0.056
	1100	30.3	0.078	0.090	34.1	0.069	0.084	36.3	0.065	0.080	36.3	0.065	0.080
	1400	24.9	0.095	0.114	28.1	0.084	0.109	29.9	0.079	0.105	29.9	0.079	0.105
600	700	40.7	0.058	0.031	45.8	0.051	0.027	48.8	0.048	0.025	48.8	0.048	0.025
	1000	40.1	0.059	0.039	45.2	0.052	0.034	48.2	0.049	0.032	48.2	0.049	0.032
	1300	38.9	0.061	0.047	43.8	0.054	0.042	46.7	0.050	0.039	46.7	0.050	0.039
	1600	37.5	0.063	0.055	42.2	0.056	0.049	45.0	0.052	0.046	45.0	0.052	0.046

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

Table 2.13 Natural uranium requirement and plutonium production of 6 w/o EU fuel lattices.

Nc/Nu	σ_M	2 Batch Refueling				3 Batch Refueling				4 Batch Refueling			
		B (GWD/T)	a ($\frac{\text{kgNU}}{\text{kwT.Yr}}$)	b ($\frac{\text{kgPu(fissile)}}{\text{kwT.Yr}}$)*	B (GWD/T)	a ($\frac{\text{kgNU}}{\text{kwT.Yr}}$)	b ($\frac{\text{kgPu(fissile)}}{\text{kwT.Yr}}$)*	B (GWD/T)	a ($\frac{\text{kgNU}}{\text{kwT.Yr}}$)	b ($\frac{\text{kgPu(fissile)}}{\text{kwT.Yr}}$)*	B (GWD/T)	a ($\frac{\text{kgNU}}{\text{kwT.Yr}}$)	b ($\frac{\text{kgPu(fissile)}}{\text{kwT.Yr}}$)*
200	300	40.9	0.093	0.097	46.1	0.082	0.090	49.1	0.077	0.087	49.1	0.077	0.087
	450	26.5	0.143	0.152	29.9	0.127	0.145	31.8	0.119	0.144	31.8	0.119	0.144
	600	17.7	0.214	0.200	20.0	0.189	0.194	21.3	0.178	0.192	21.3	0.178	0.192
300	900	5.7	0.665	0.308	6.5	0.583	0.298	6.9	0.549	0.296	6.9	0.549	0.296
	400	60.4	0.063	0.045	68.0	0.056	0.040	7.25	0.052	0.036	7.25	0.052	0.036
	550	52.0	0.073	0.068	58.5	0.065	0.062	62.4	0.061	0.059	62.4	0.061	0.059
400	700	43.9	0.086	0.092	49.4	0.077	0.086	52.6	0.072	0.083	52.6	0.072	0.083
	1000	30.0	0.126	0.139	33.8	0.112	0.133	36.0	0.105	0.130	36.0	0.105	0.130
	1300	21.6	0.175	0.179	24.3	0.156	0.174	25.9	0.146	0.171	25.9	0.146	0.171
600	500	65.1	0.058	0.030	73.2	0.052	0.025	78.1	0.049	0.022	78.1	0.049	0.022
	650	63.2	0.060	0.039	71.1	0.053	0.033	75.8	0.050	0.030	75.8	0.050	0.030
	800	60.1	0.063	0.049	67.7	0.056	0.043	72.2	0.052	0.040	72.2	0.052	0.040
600	1100	51.5	0.074	0.072	57.9	0.065	0.066	61.8	0.061	0.063	61.8	0.061	0.063
	1400	43.3	0.087	0.095	48.8	0.078	0.089	52.0	0.073	0.086	52.0	0.073	0.086
	700	64.4	0.059	0.022	72.5	0.052	0.018	77.3	0.049	0.016	77.3	0.049	0.016
600	1000	64.7	0.059	0.027	72.8	0.052	0.022	77.6	0.049	0.020	77.6	0.049	0.020
	1300	64.0	0.059	0.033	72.0	0.053	0.028	76.8	0.049	0.025	76.8	0.049	0.025
	1600	62.8	0.060	0.039	70.7	0.054	0.034	75.4	0.050	0.031	75.4	0.050	0.031

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

Table 2.14 Natural uranium requirement and plutonium production of 8 w/o EU fuel lattices.

Nc/Nu	σ_M	2 Batch Refueling				3 Batch Refueling				4 Batch Refueling			
		B(GWD/T)	a ($\frac{\text{kgNU}}{\text{kw}\cdot\text{Yr}}$)	b ($\frac{\text{kgPu(fissile)}}{\text{kw}\cdot\text{Yr}}$)*	B(GWD/T)	a ($\frac{\text{kgNU}}{\text{kw}\cdot\text{Yr}}$)	b ($\frac{\text{kgPu(fissile)}}{\text{kw}\cdot\text{Yr}}$)*	B(GWD/T)	a ($\frac{\text{kgNU}}{\text{kw}\cdot\text{Yr}}$)	b ($\frac{\text{kgPu(fissile)}}{\text{kw}\cdot\text{Yr}}$)*	G(GWD/T)	a ($\frac{\text{kgNU}}{\text{kw}\cdot\text{Yr}}$)	b ($\frac{\text{kgPu(fissile)}}{\text{kw}\cdot\text{Yr}}$)*
200	300	55.7	0.094	0.087	62.7	0.083	0.081	66.9	0.078	0.077			
	450	38.7	0.135	0.137	43.5	0.120	0.131	46.4	0.113	0.128			
	600	26.7	0.196	0.181	30.0	0.174	0.176	32.0	0.163	0.173			
	900	12.7	0.411	0.260	14.3	0.365	0.256	15.2	0.343	0.253			
300	400	79.4	0.066	0.039	89.4	0.058	0.033	95.4	0.055	0.030			
	550	71.4	0.073	0.059	80.3	0.065	0.052	85.6	0.061	0.049			
	700	61.7	0.085	0.081	69.5	0.075	0.075	74.1	0.070	0.071			
	1000	44.4	0.118	0.124	50.0	0.104	0.118	53.3	0.098	0.115			
	1300	32.3	0.162	0.162	36.3	0.144	0.157	38.7	0.135	0.154			
400	500	86.2	0.061	0.024	97.1	0.054	0.020	103.5	0.050	0.018			
	650	84.4	0.062	0.032	95.0	0.055	0.027	101.3	0.052	0.024			
	800	81.3	0.064	0.041	91.5	0.057	0.035	97.6	0.053	0.032			
	1100	72.4	0.072	0.062	81.5	0.064	0.055	86.9	0.060	0.051			
600	1400	62.5	0.084	0.083	70.4	0.074	0.077	75.0	0.070	0.073			
	700	86.5	0.060	0.016	97.4	0.054	0.013	103.8	0.050	0.012			
	1000	87.3	0.060	0.021	98.3	0.053	0.017	104.8	0.050	0.015			
	1300	87.0	0.060	0.026	98.0	0.056	0.021	104.5	0.050	0.019			
	1600	86.0	0.061	0.031	96.8	0.054	0.026	103.2	0.051	0.024			

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

Table 2.15 Natural uranium requirement and plutonium production of 10 w/o EU fuel lattices.

Nc/Nu	σ_M	2 Batch Refueling				3 Batch Refueling				4 Batch Refueling			
		B (GWD/T)	a ($\frac{\text{kgNU}}{\text{kwT.Yr}}$)	b ($\frac{\text{kgPu(fissile)}}{\text{kwT.Yr}}$)*	B (GWD/T)	a ($\frac{\text{kgNU}}{\text{kwT.Yr}}$)	b ($\frac{\text{kgPu(fissile)}}{\text{kwT.Yr}}$)*	B (GWD/T)	a ($\frac{\text{kgNU}}{\text{kwT.Yr}}$)	b ($\frac{\text{kgPu(fissile)}}{\text{kwT.Yr}}$)*	B (GWD/T)	a ($\frac{\text{kgNU}}{\text{kwT.Yr}}$)	b ($\frac{\text{kgPu(fissile)}}{\text{kwT.Yr}}$)*
200	300	69.7	0.095	0.081	78.5	0.085	0.074	83.7	0.079	0.071			
	450	50.7	0.131	0.126	57.0	0.117	0.121	60.8	0.109	0.117			
	600	36.8	0.181	0.167	41.4	0.161	0.162	44.2	0.151	0.160			
	900	20.0	0.333	0.237	22.5	0.296	0.234	24.0	0.277	0.231			
300	400	98.6	0.067	0.035	111.0	0.060	0.029	118.4	0.056	0.026			
	550	88.6	0.075	0.054	99.8	0.067	0.047	106.4	0.063	0.044			
	700	78.2	0.085	0.074	88.1	0.076	0.067	93.9	0.071	0.063			
	1000	58.8	0.113	0.113	66.2	0.101	0.108	70.6	0.094	0.105			
	1300	44.4	0.150	0.149	50.0	0.133	0.144	53.3	0.125	0.141			
400	500	107.3	0.062	0.021	120.8	0.055	0.016	128.8	0.052	0.015			
	650	105.6	0.063	0.028	118.8	0.056	0.022	126.7	0.053	0.020			
	800	102.4	0.065	0.034	115.2	0.058	0.030	122.9	0.054	0.027			
	1100	92.9	0.072	0.054	104.6	0.064	0.047	111.5	0.060	0.044			
600	1400	80.9	0.082	0.074	91.1	0.073	0.068	79.1	0.084	0.079			
	700	108.4	0.061	0.013	122.0	0.055	0.010	130.1	0.051	0.0092			
	1000	109.8	0.061	0.017	123.6	0.054	0.013	131.8	0.050	0.012			
	1300	110.0	0.060	0.021	123.8	0.054	0.017	132.0	0.050	0.015			
	1600	109.3	0.061	0.026	123.0	0.054	0.021	131.2	0.051	0.018			

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

Table 2.16 Controllable reactivity of control rods.

		5												7																	
		1200						300						1200		300															
		300			300			250			9			10			12		9												
		7		10		12		9		10		5		0		30		50		30		10		10		0		1		1	
$e(w/o)$	R_c (cm)	3	7	10	10	12	9	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	
k_{∞}	Δk_{∞}	1200	0.633	0.633	0.7365	0.8862	0.7118	0.6822	0.7281	0.7357	0.7769	0.7987	0.7987	0.6481	0.5944	0.8724	0.9082	0.9034	0.7316	1200	300										
ρ	$\Delta \rho$ (%)	300	54.48	72.71	111.13	89.30	76.38	87.58	89.6	101.47	108.47	100.8	106.54	136.89	154.21	132.13	51.2	1.18	1.185	1.185	1.182	1.181	1.181	1.182	1.181	1.181	1.181	1.181	1.181	1.181	
C_{exp}	P.F.	9	1.143	1.185	1.263	1.181	1.141	1.177	1.179	1.183	1.185	1.185	1.185	1.182	1.181	1.194	1.259	1.187	1.18	300	450										
L (cm)	Δk_{∞}	1	0.313	0.372	0.4658	0.3727	0.3574	0.3877	0.3926	0.4194	0.4339	0.3388	0.3111	0.4854	0.5151	0.5209	0.3783	0.3783	0.3783	300	450										
k_{∞}	$\Delta \rho$ (%)	1.2461	19.29	24.19	33.21	29.97	26.86	30.06	30.6	33.63	35.35	33.5	35.78	41.89	46.07	42.81	26.71	26.71	1.136	1.136	1.136	1.136	1.136	1.136	1.136	1.136	1.136	1.136	1.136	1.136	
ρ	P.F.	1.107	1.080	1.098	1.125	1.100	1.083	1.097	1.098	1.102	1.104	1.110	1.099	1.112	1.129	1.107	1.098	1.098	1.098	1.107	1.107	1.107	1.107	1.107	1.107	1.107	1.107	1.107	1.107	1.107	
k_{∞}	Δk_{∞}	1.4400	1.4400	1.4400	1.4400	1.4400	1.4400	1.4400	1.4400	1.4400	1.4400	1.4400	1.4400	1.4400	1.4400	1.4400	1.4400	1.4400	1.4400	1.4400	1.4400	1.4400	1.4400	1.4400	1.4400	1.4400	1.4400	1.4400	1.4400	1.4400	
ρ	$\Delta \rho$ (%)	19.75	24.07	24.07	24.07	24.07	24.07	24.07	24.07	24.07	24.07	24.07	24.07	24.07	24.07	24.07	24.07	24.07	24.07	24.07	24.07	24.07	24.07	24.07	24.07	24.07	24.07	24.07	24.07	24.07	
(Note)		$= \frac{k_{\infty}-1}{k_{\infty}}$ CR=Non $-\frac{k_{\infty}-1}{k_{\infty}}$ CR=Yes.																													
		* Fuel type; Mk-II																													

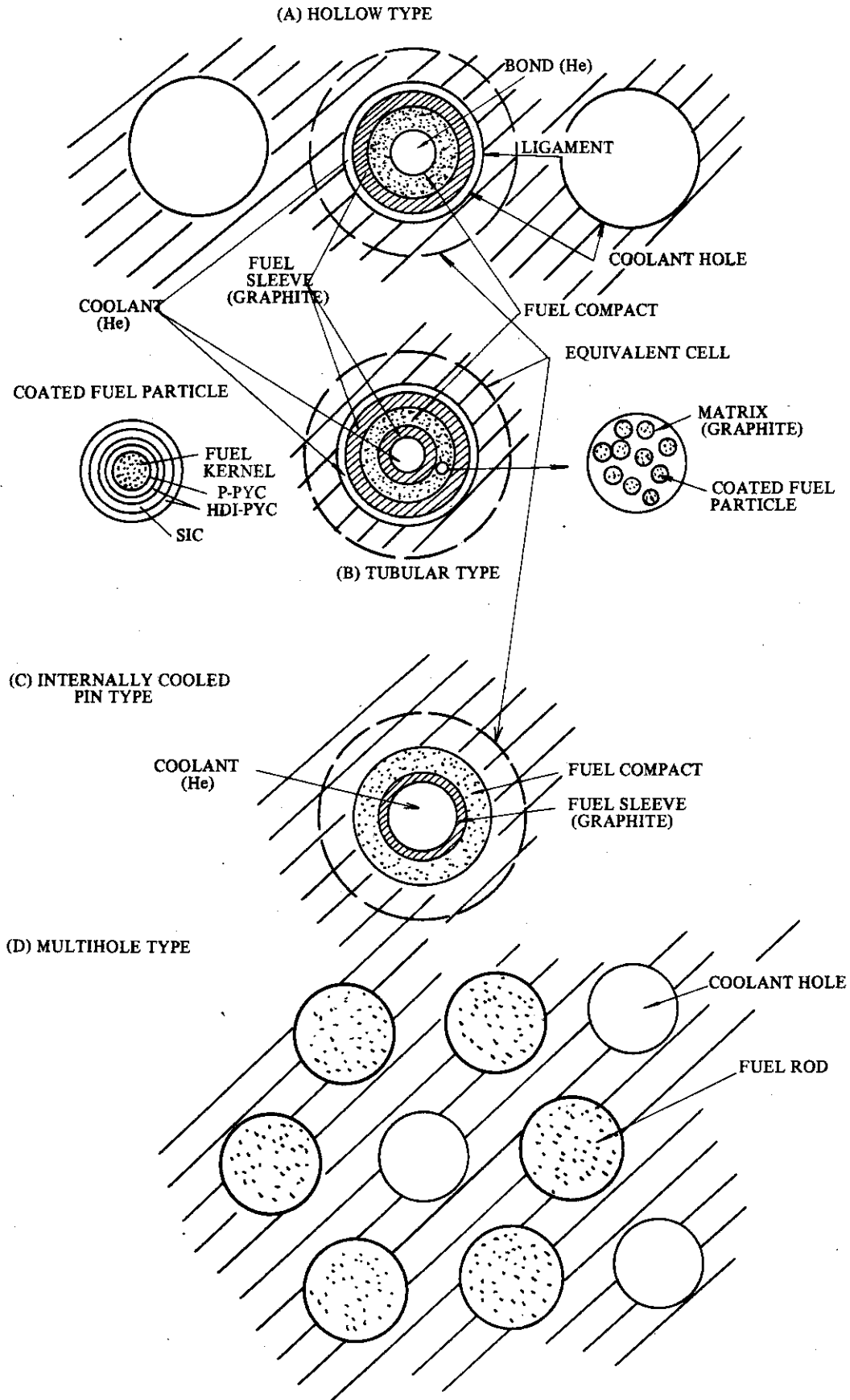


Fig. 2.1 Structure of fuel rods⁽⁶⁾.

d . . . kernel diameter, l . . . ligament width, f . . . packing fraction, t . . . thickness of fuel compact,
 D_f^i . . . inner diameter of HOLLOW ROD

HOLLOW ROD

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

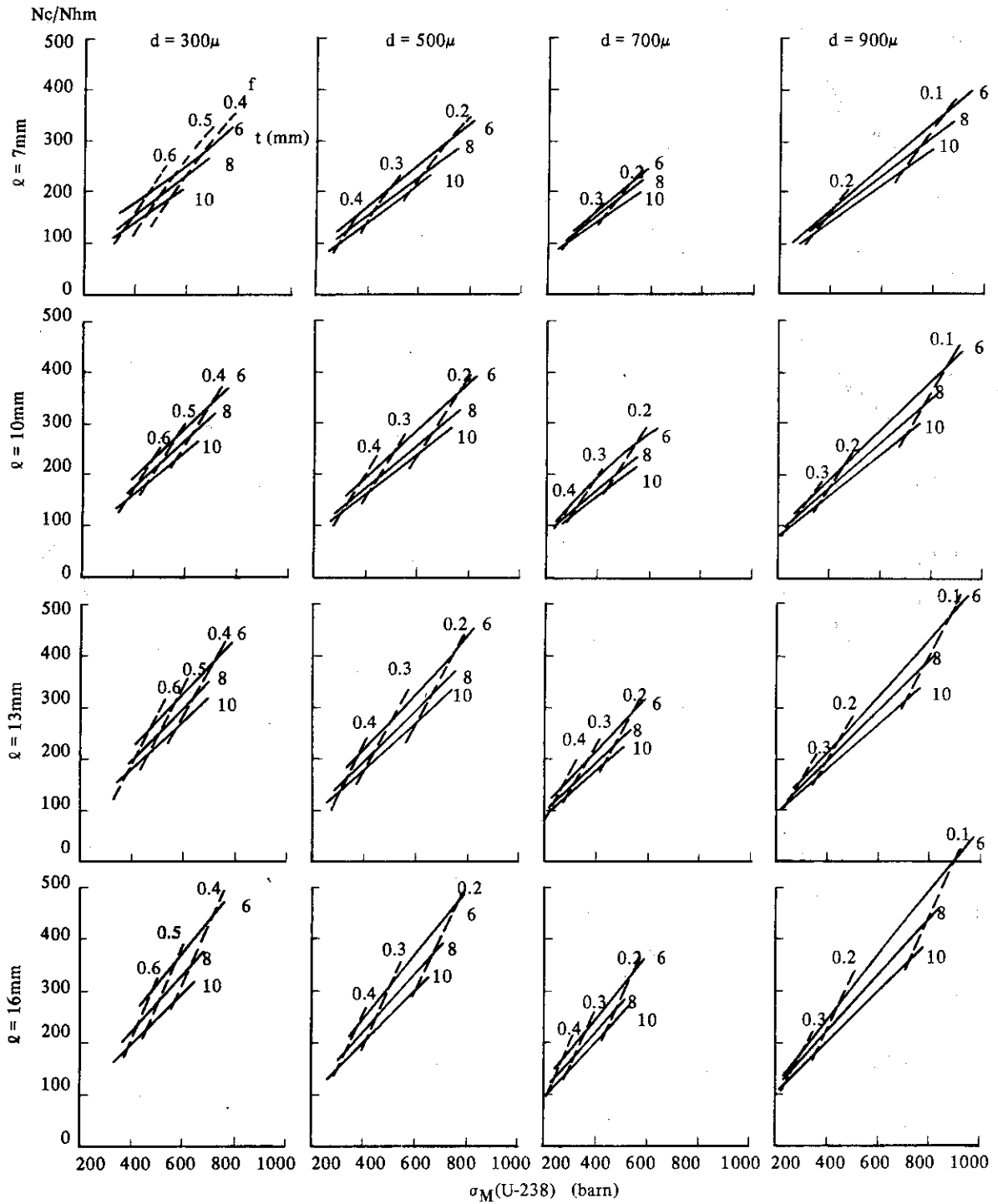


Fig. 2.2 N_c/N_u and σ_M of hollow type lattices (6).

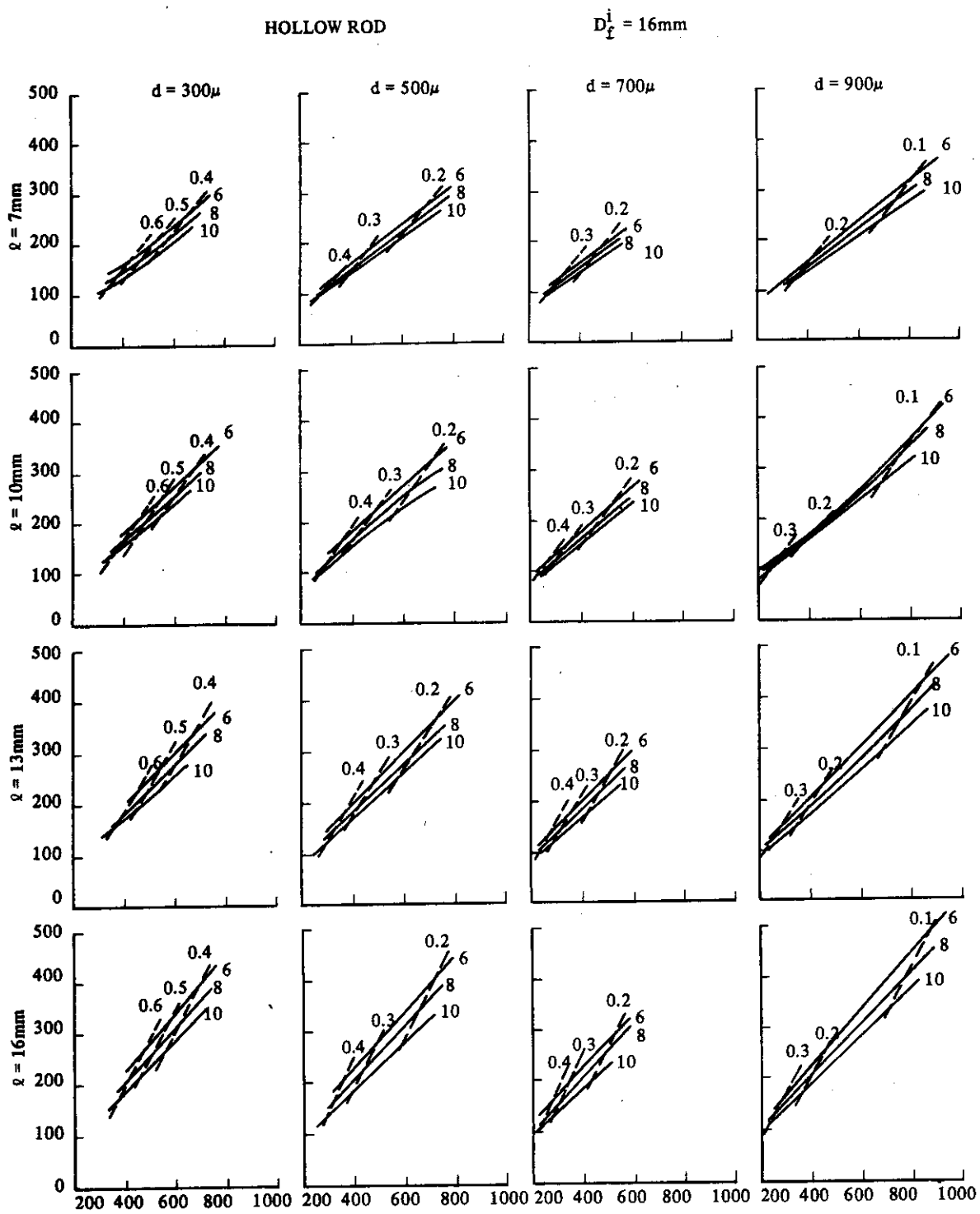


Fig. 2.2 (Cont. 1)

HOLLOW ROD

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

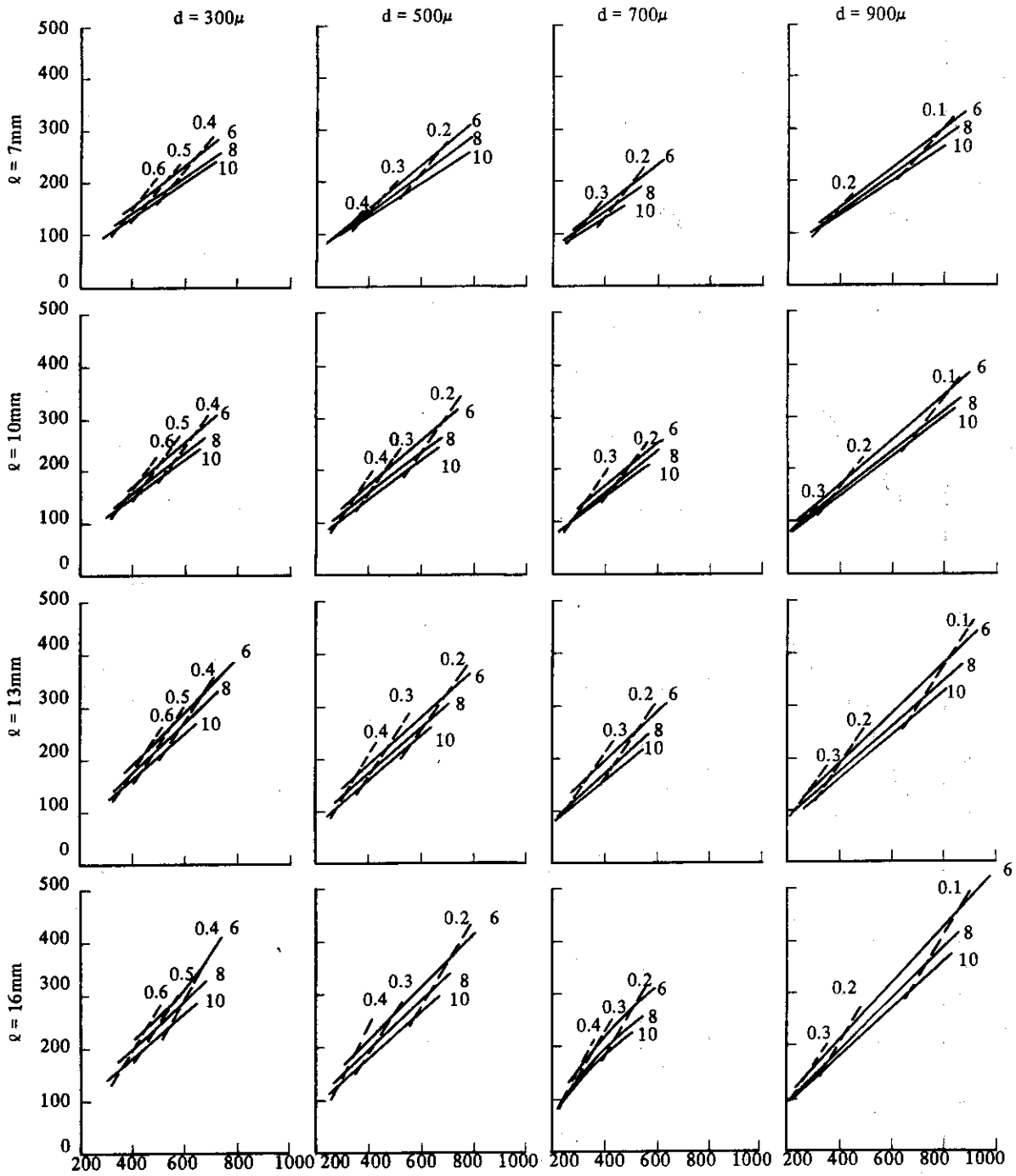


Fig. 2.2 (Cont. 2)

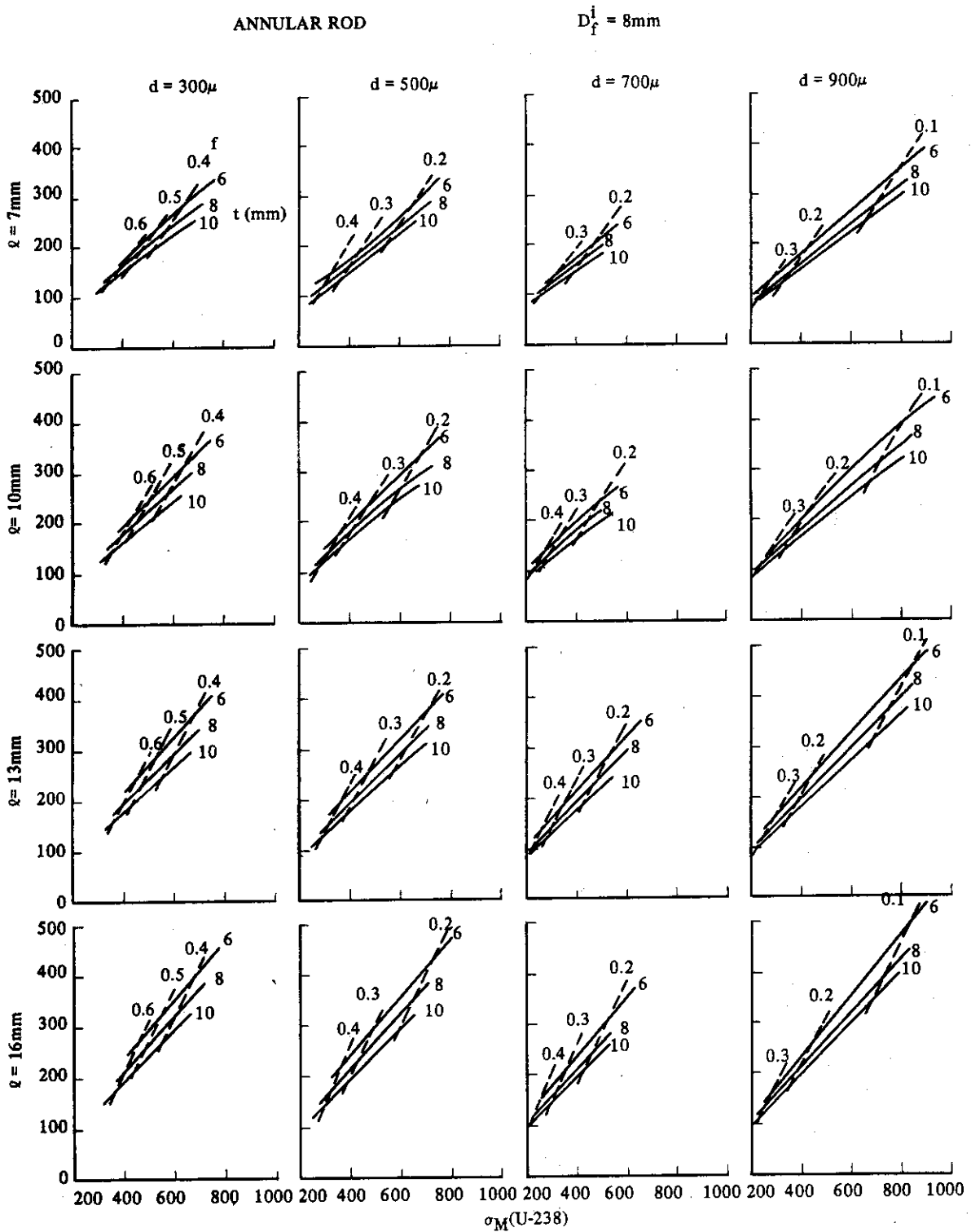


Fig. 2.3 N_c/N_u and σ_M of tubular type lattices(6).

ANNULAR ROD

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

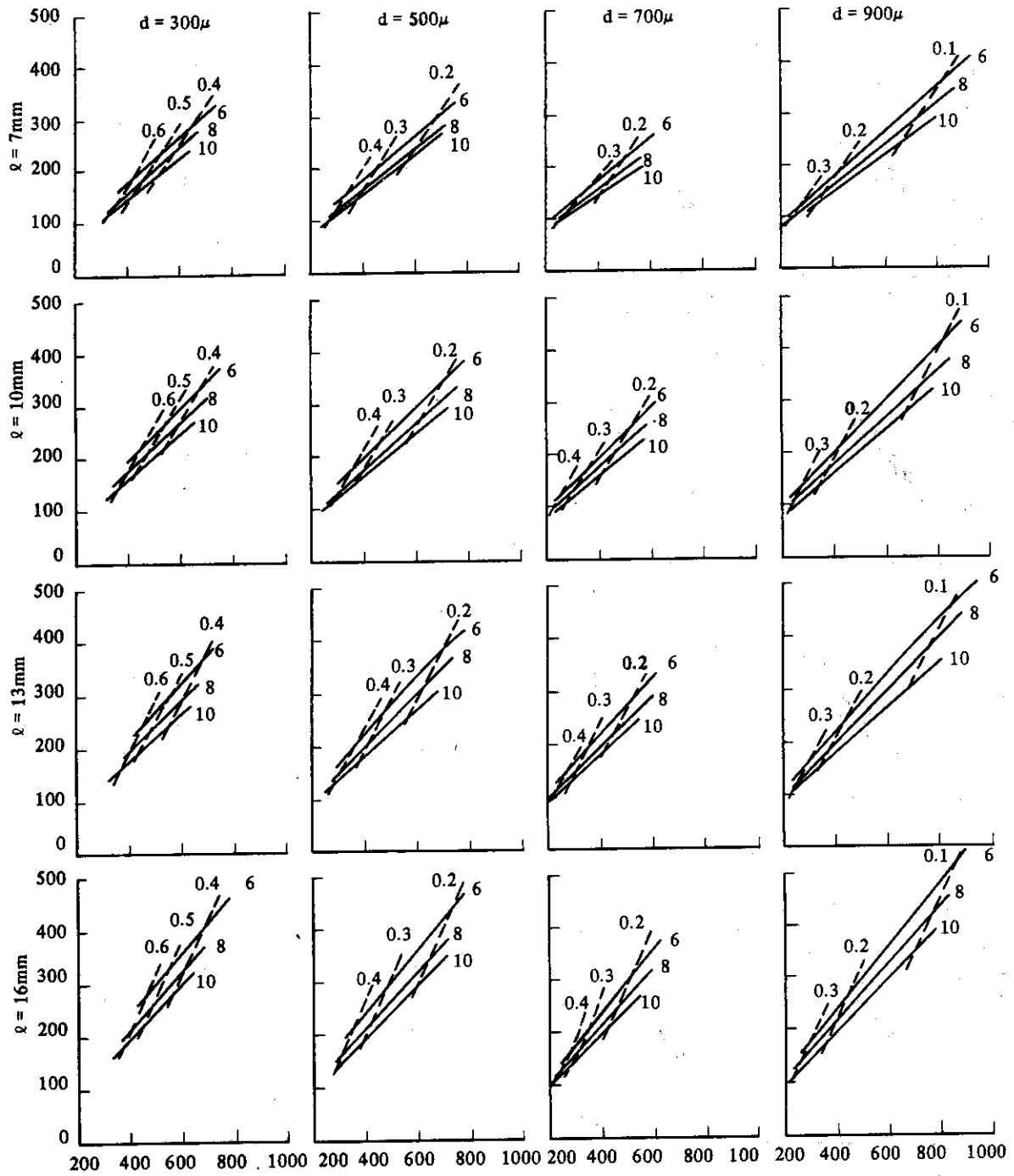


Fig. 2.3 (Cont. 1)

ANNULAR ROD

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

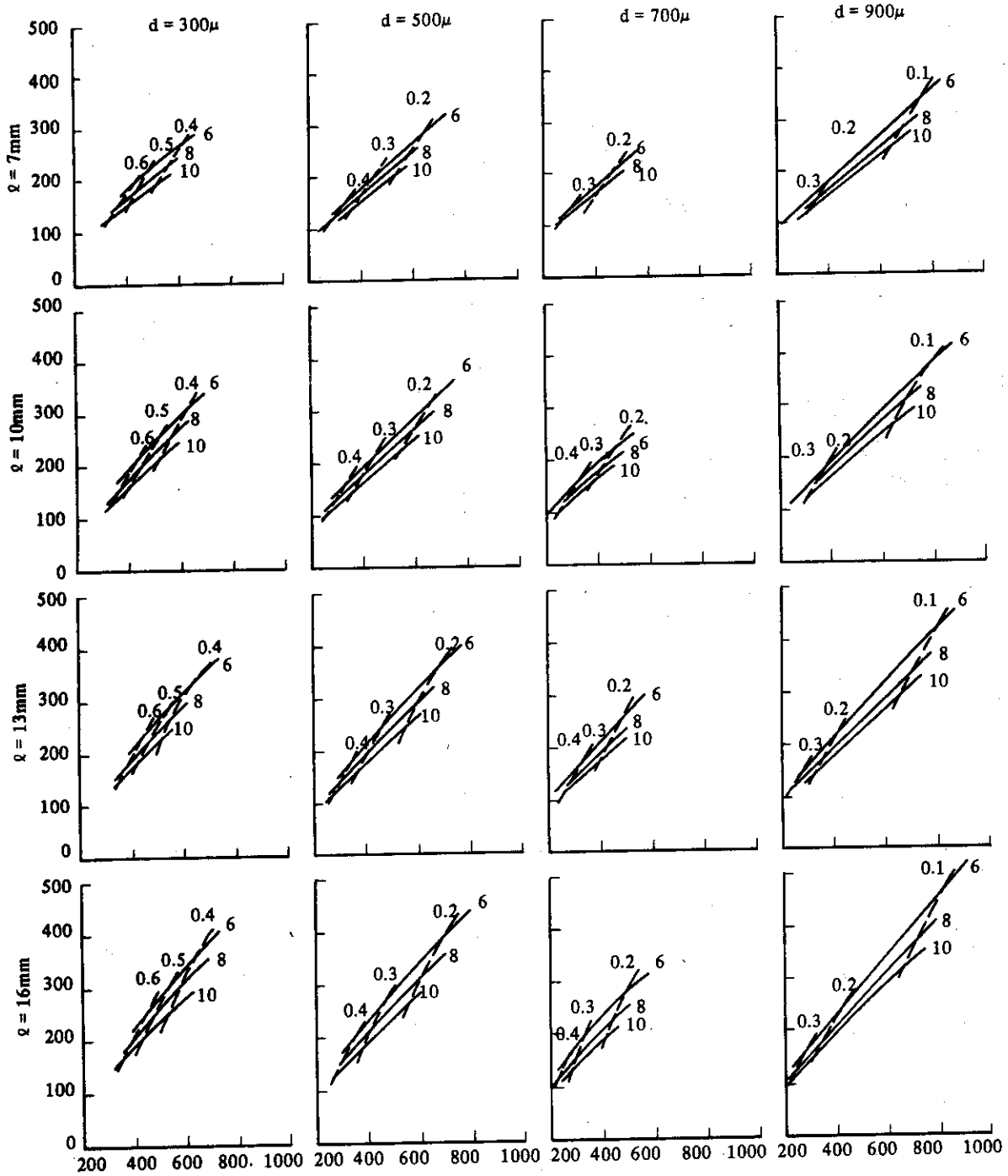


Fig. 2.3 (Cont. 2)

ANNULAR ROD

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

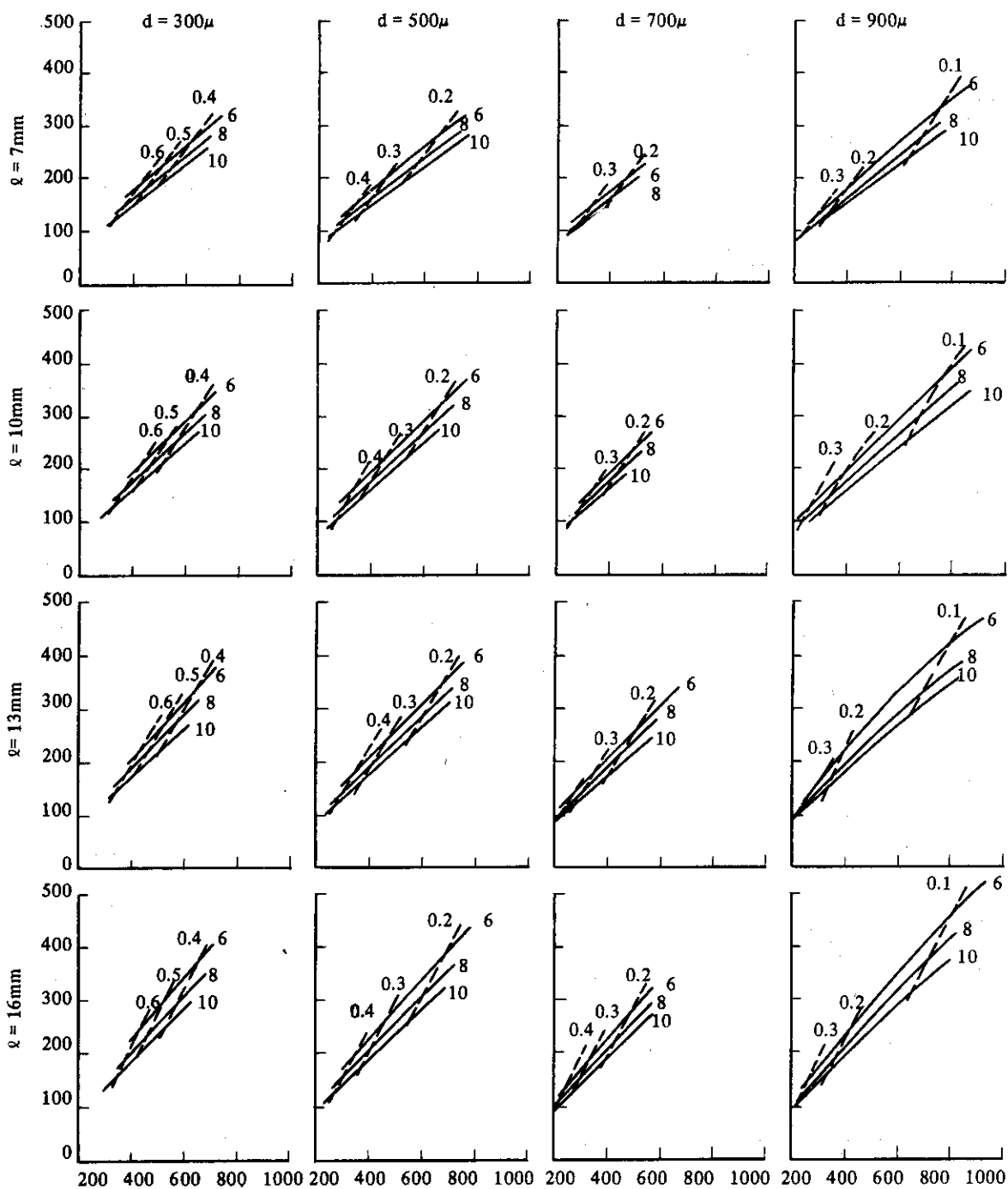


Fig. 2.3 (Cont. 3)

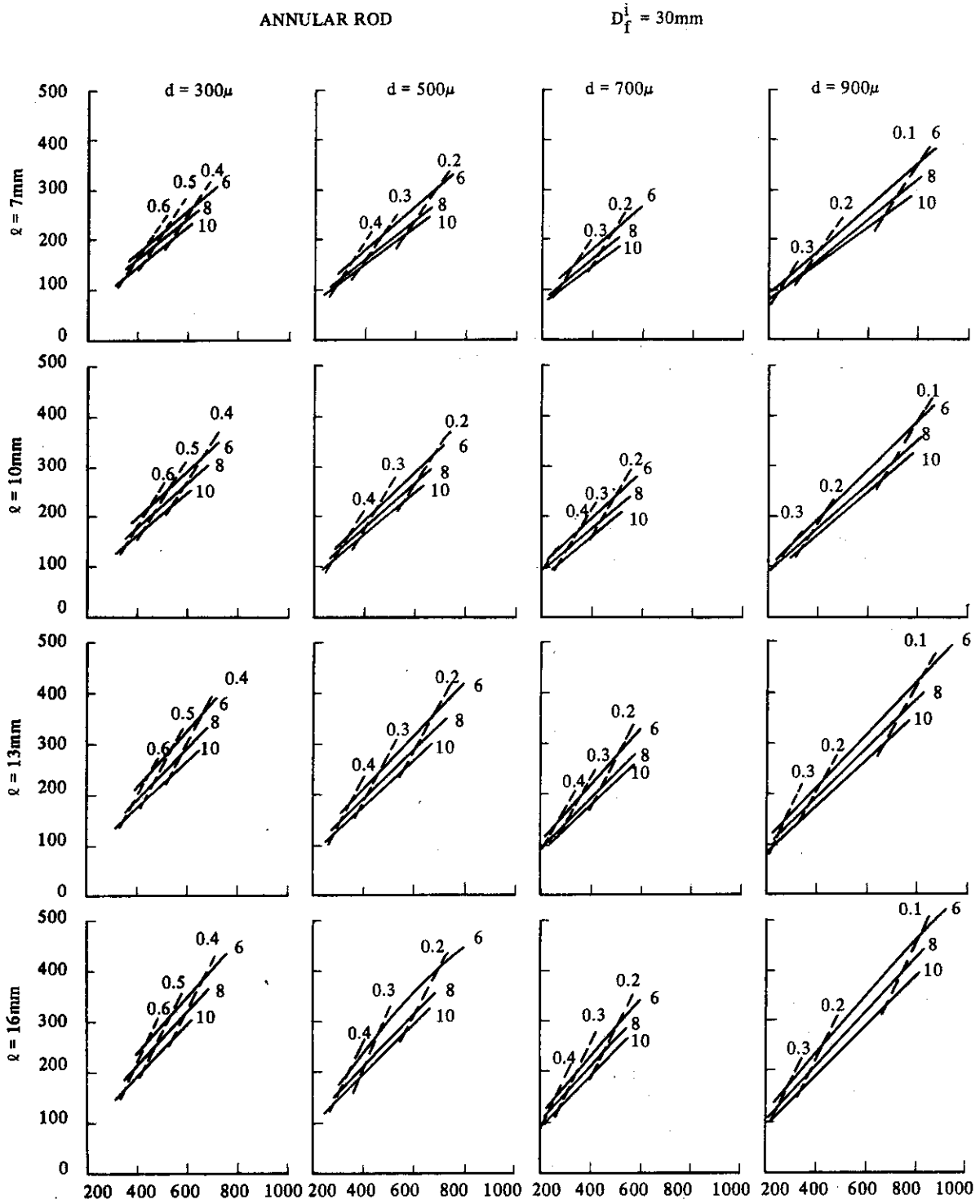


Fig. 2.3 (Cont. 4)

f ... packing fraction, l ... ligament width, D_{fi} ... inner diameter of fuel compact

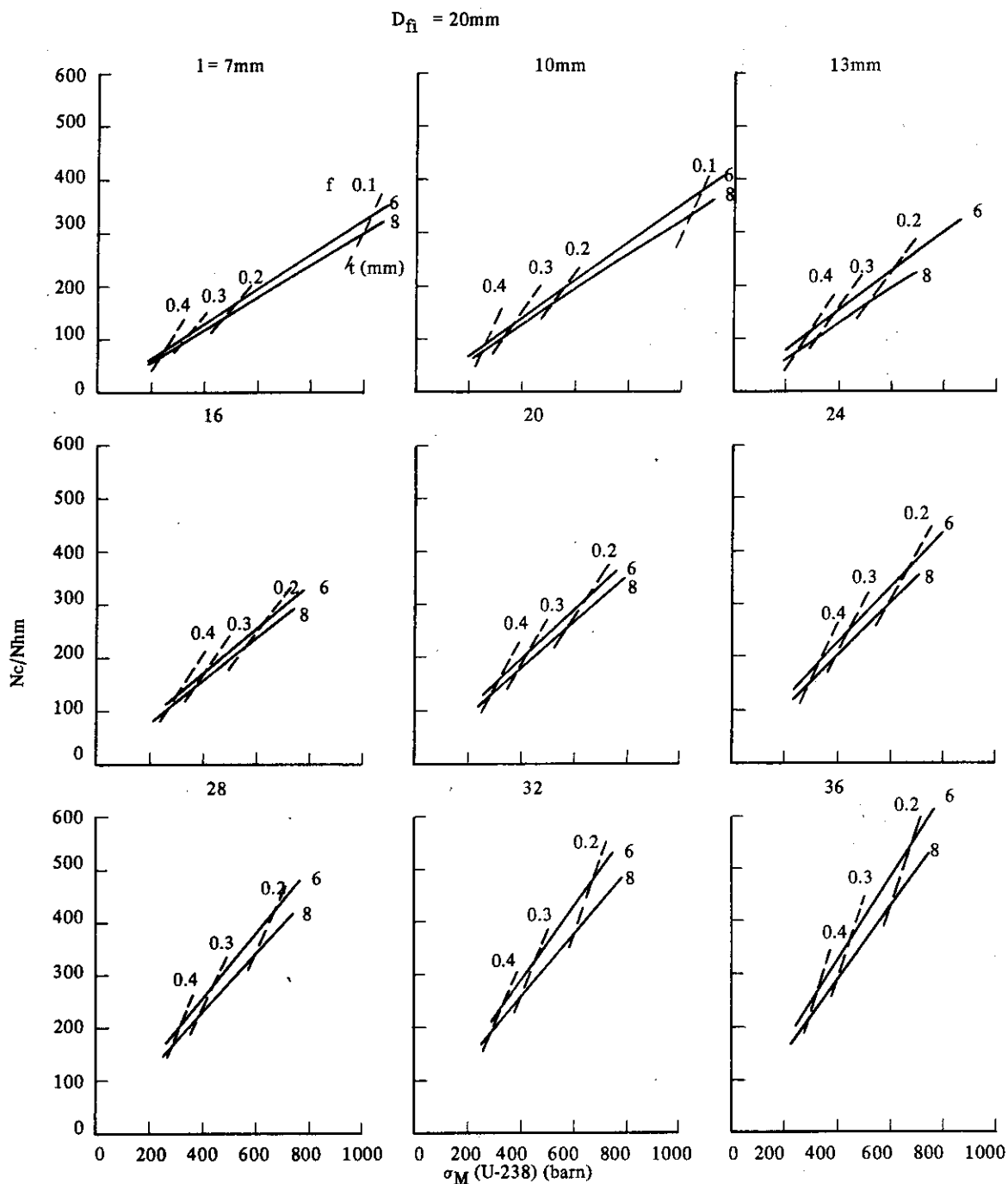


Fig. 2.4 N_c/N_u and σ_M of internally cooled pin type lattices⁽¹⁰⁾.

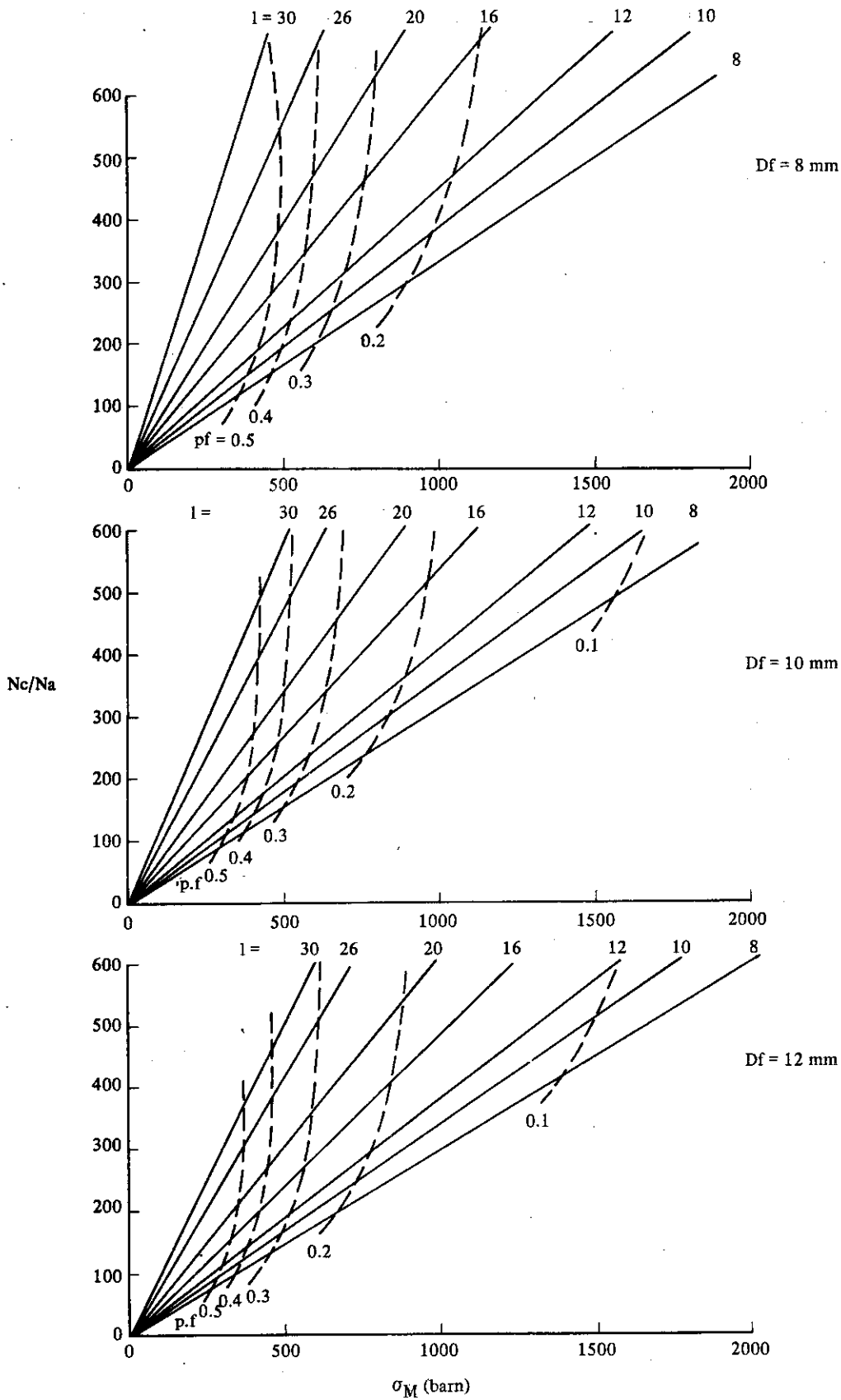


Fig. 2.5 N_c/N_a and σ_M of multihole type lattices (10).

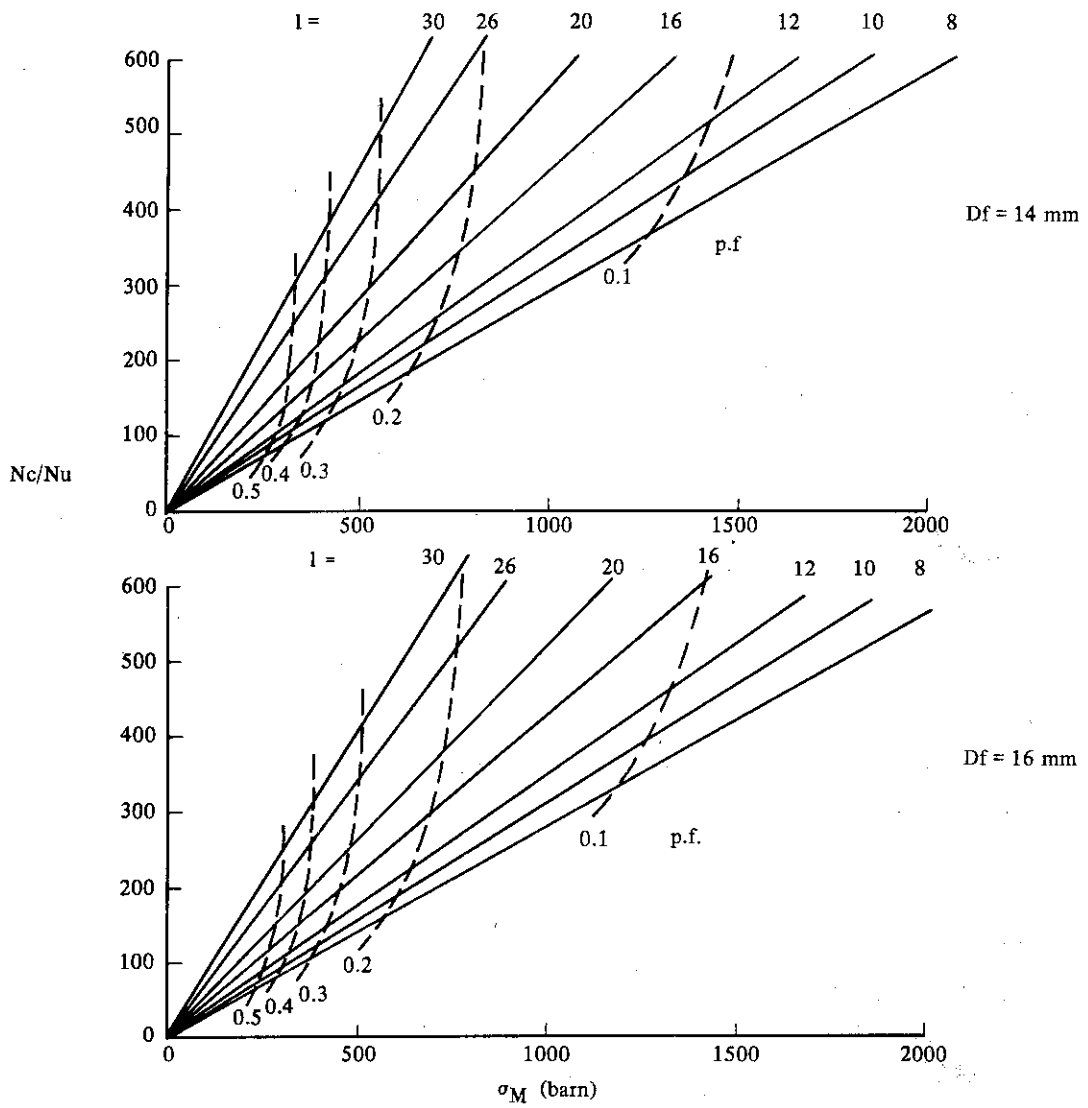


Fig. 2.5 (Cont. 1)

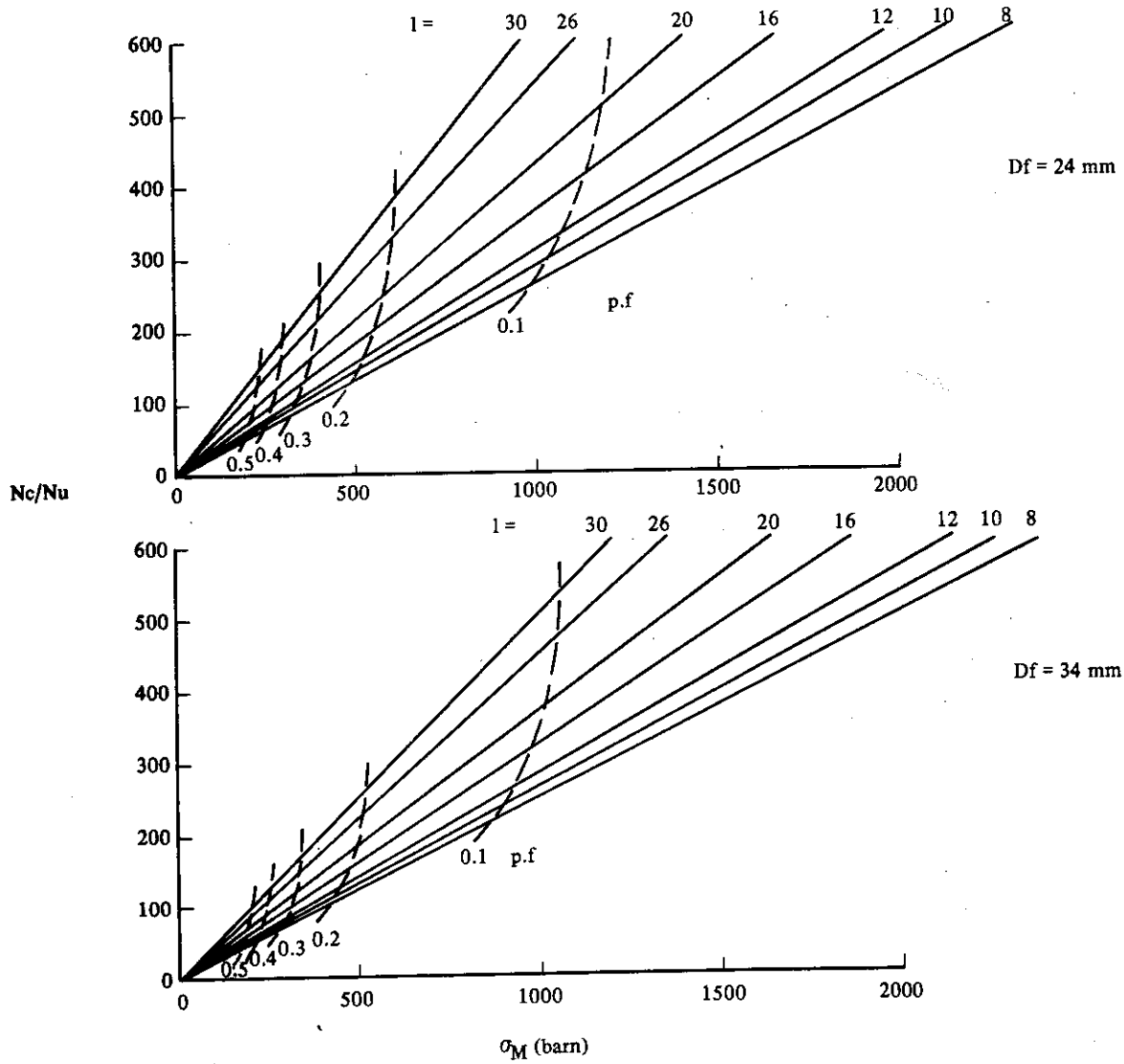


Fig. 2.5 (Cont. 2)

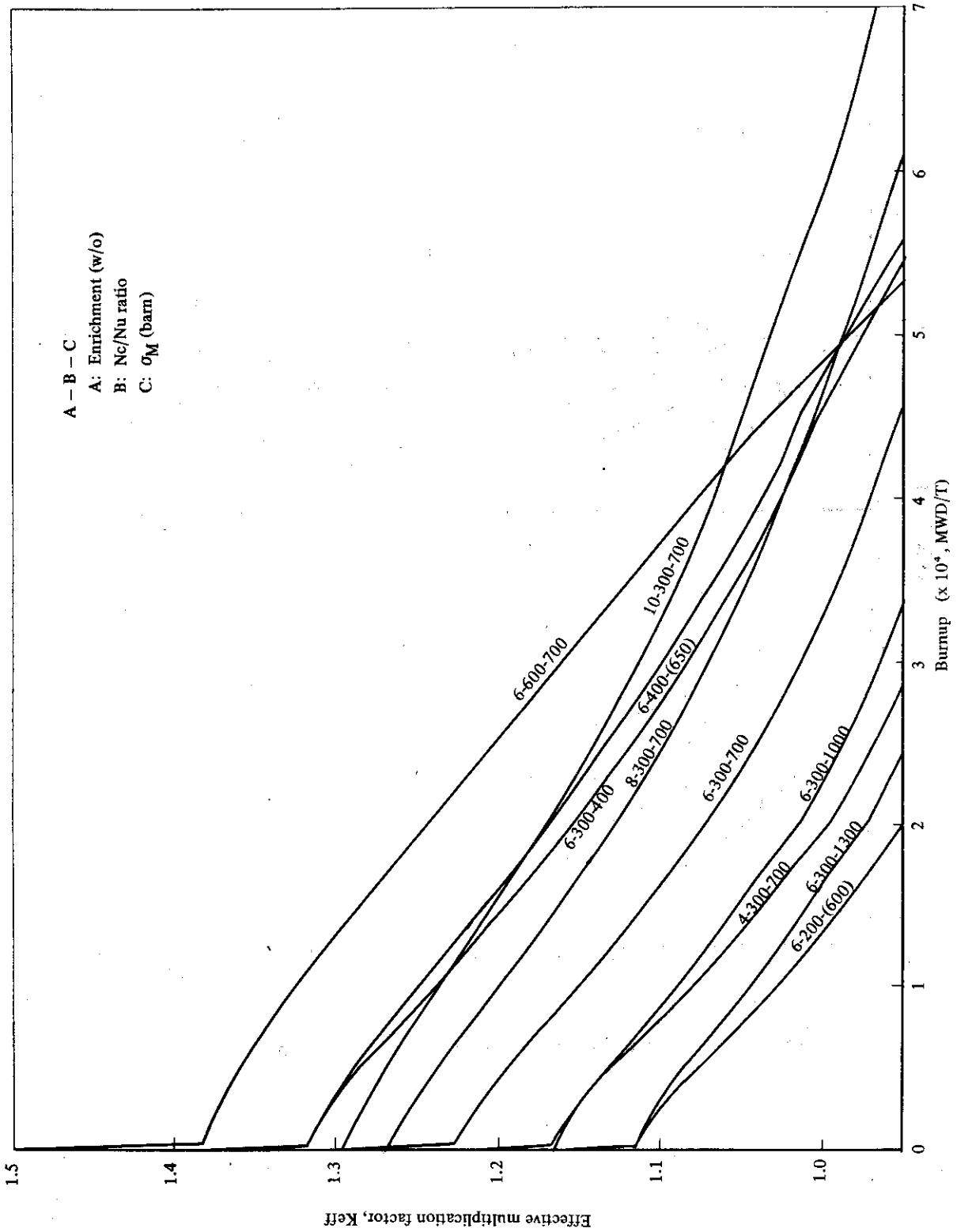


Fig. 2.6 Variation of effective multiplication factor with fuel burnup

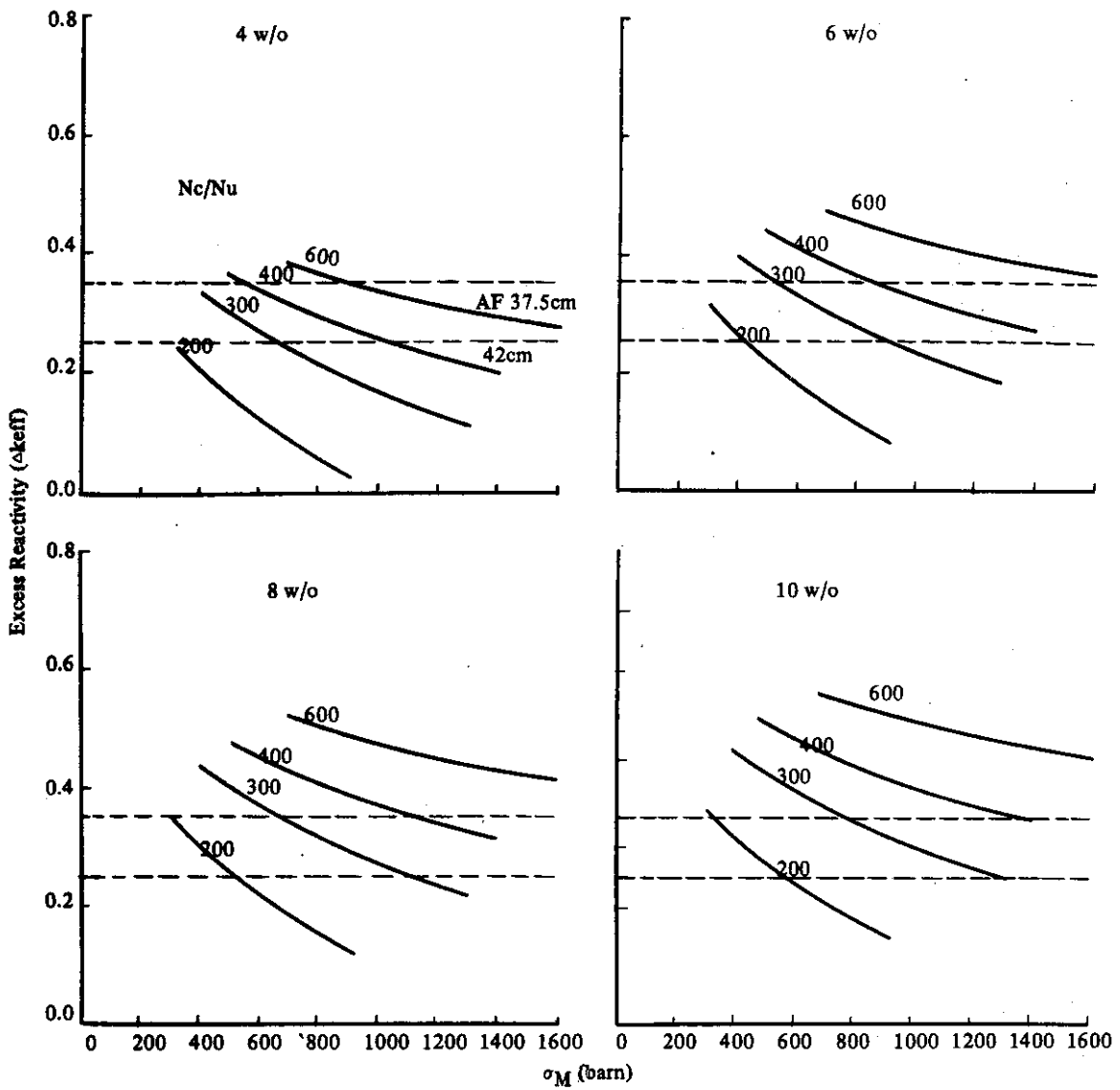


Fig. 2.7 Relation of excess reactivity and $(N_c/N_u, \sigma_M)$

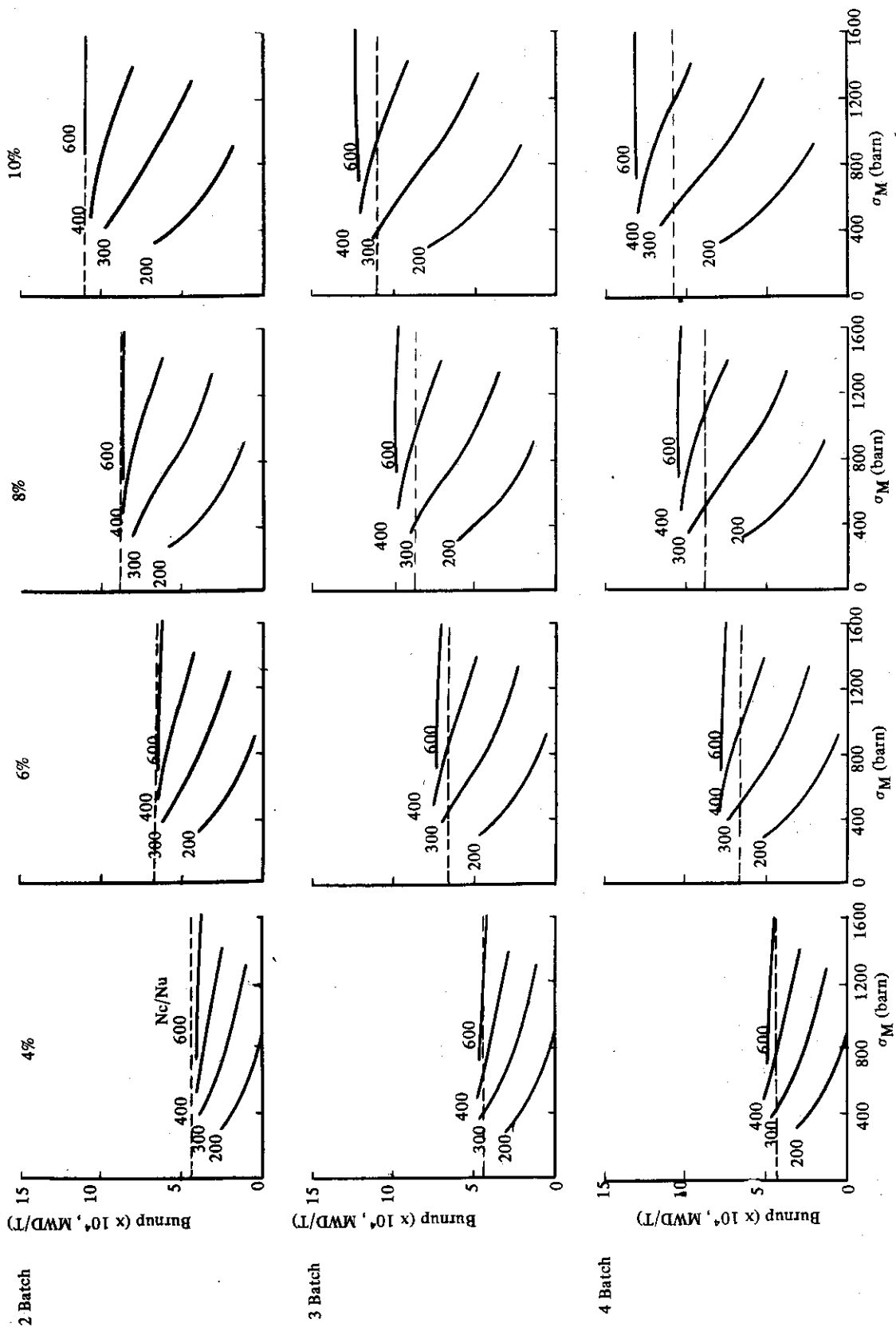


Fig. 2.8 Relation of fuel burnup and (Nc/Nu, σ_M)

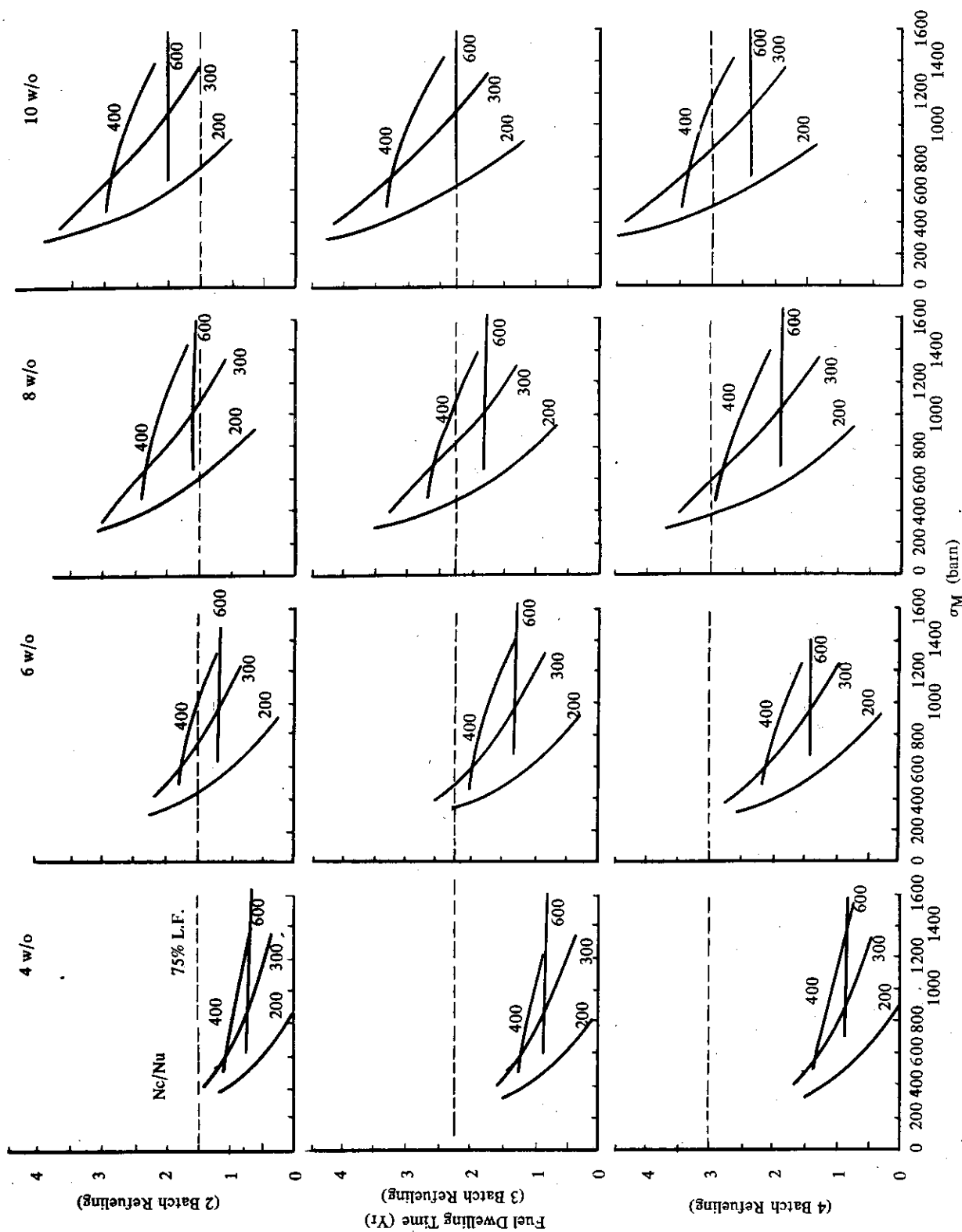


Fig. 2.9 Relation of fuel dwelling time and (N_c/N_u) .

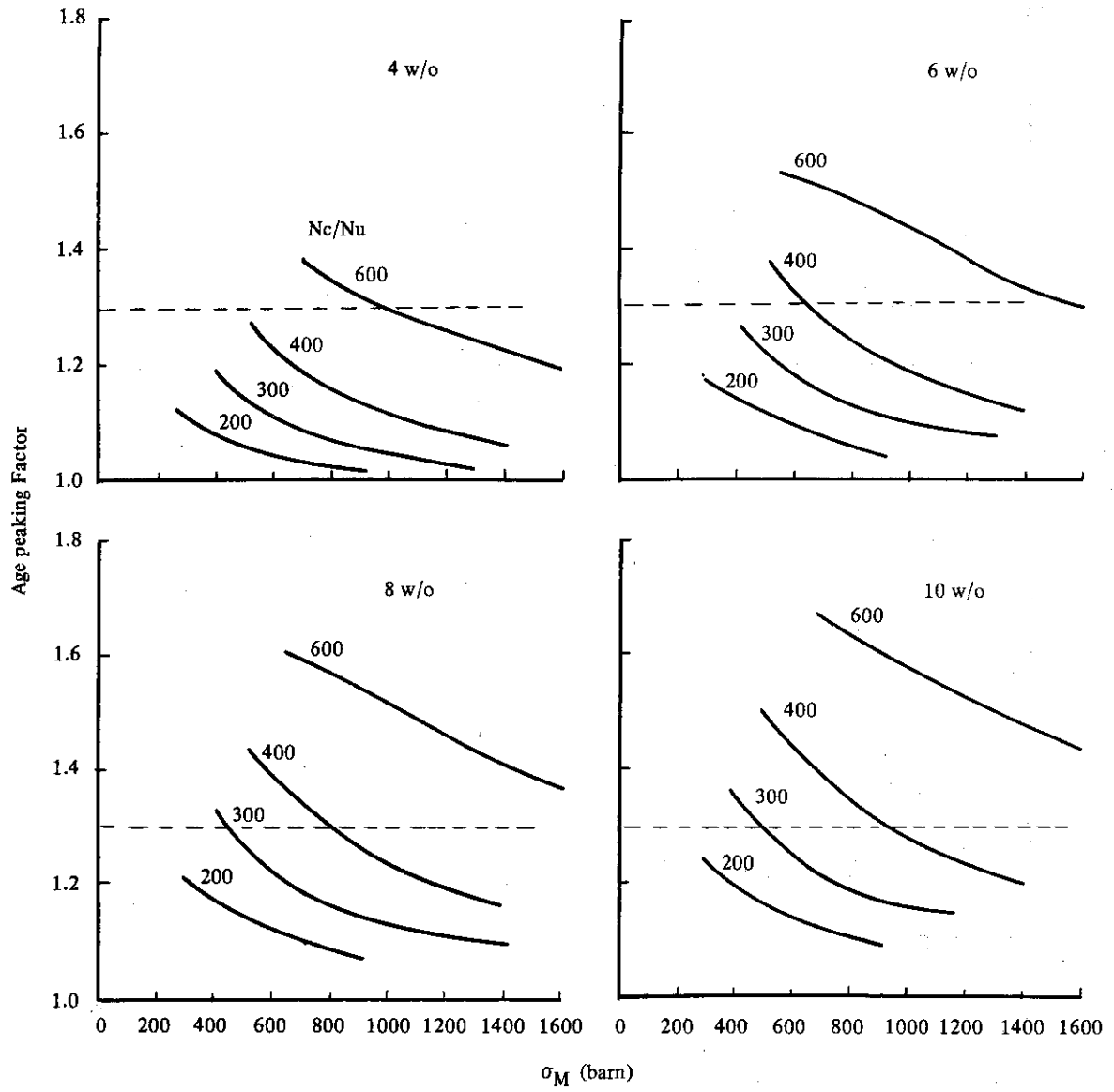


Fig. 2.10 Relation of age peaking factor and $(N_c/N_u, \sigma_M)$.

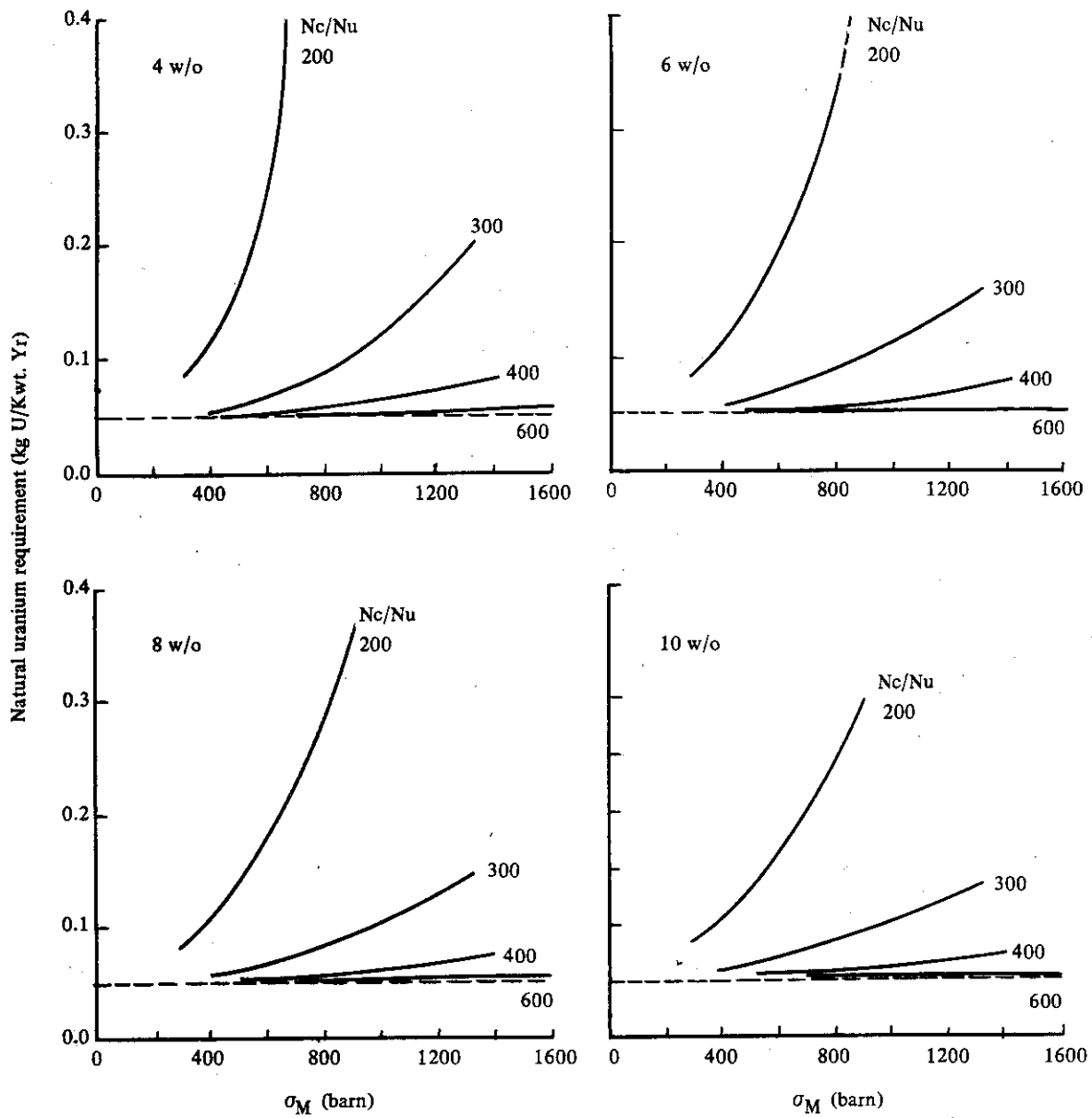


Fig. 2.11 Relation of natural uranium requirement and (Nc/Nu, σ_M).

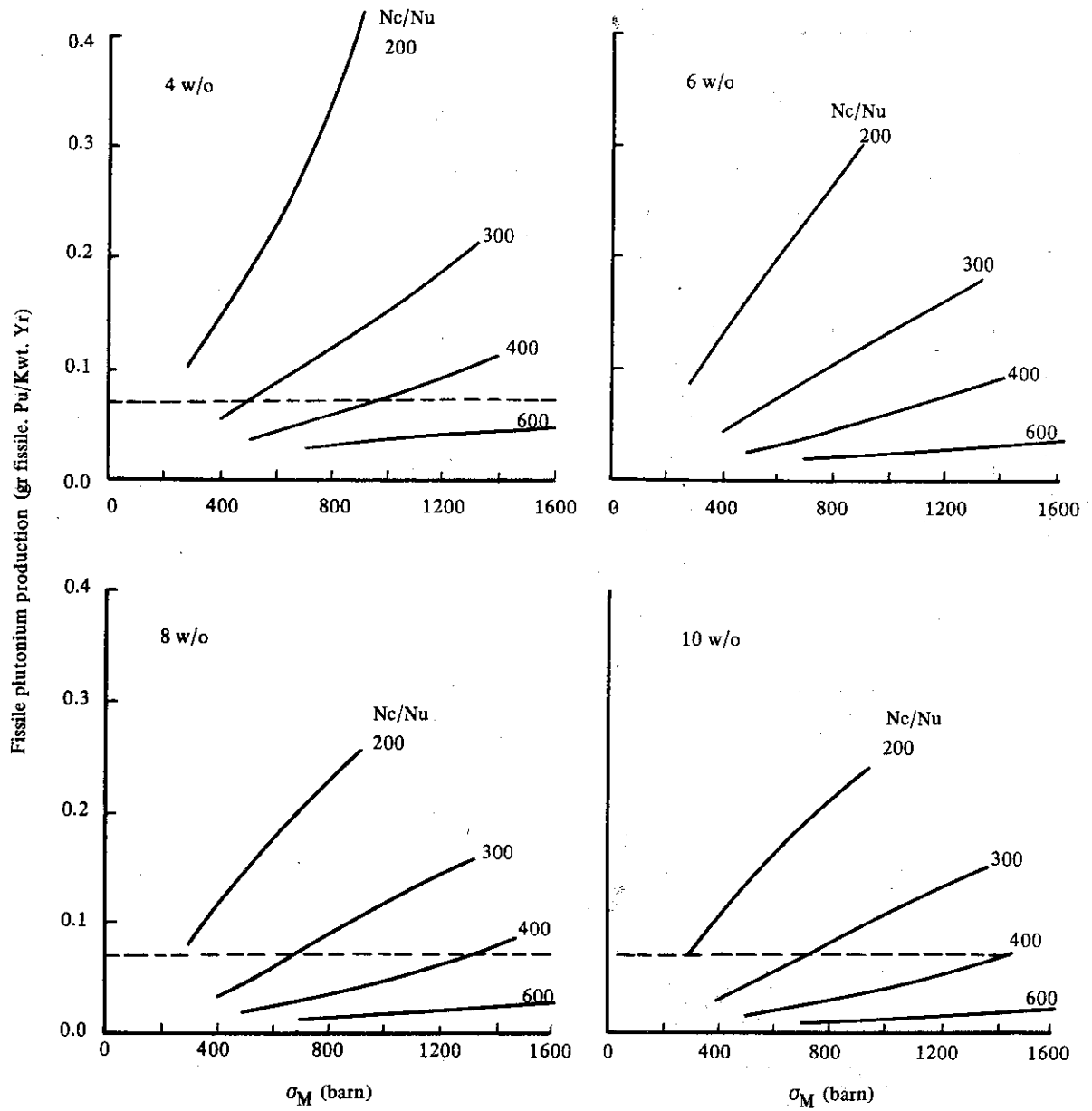


Fig. 2.12 Relation of fissile plutonium production and ($nc/Nu, \sigma_M$).

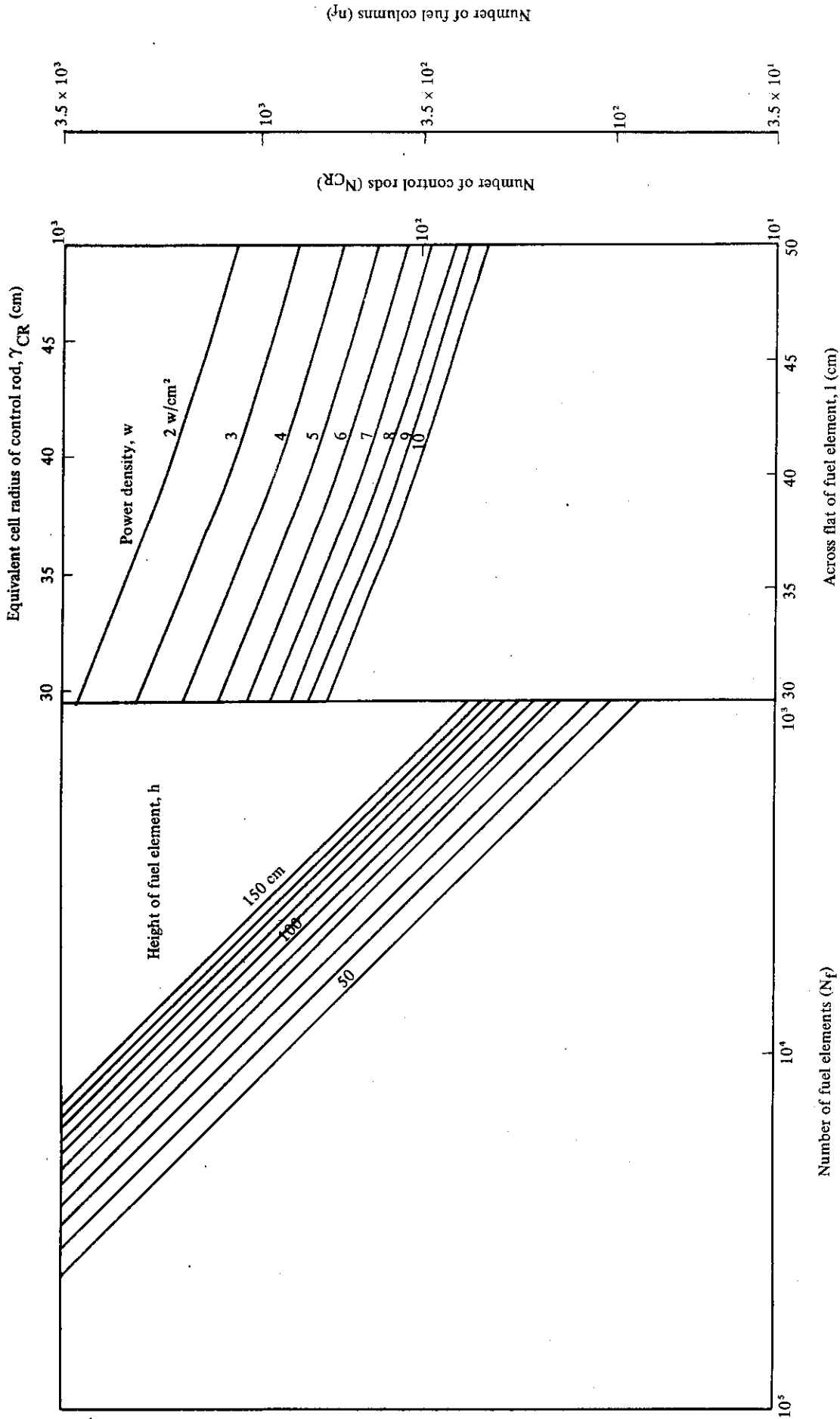


Fig. 2.13 Number of fuel elements and control rods in reactor core

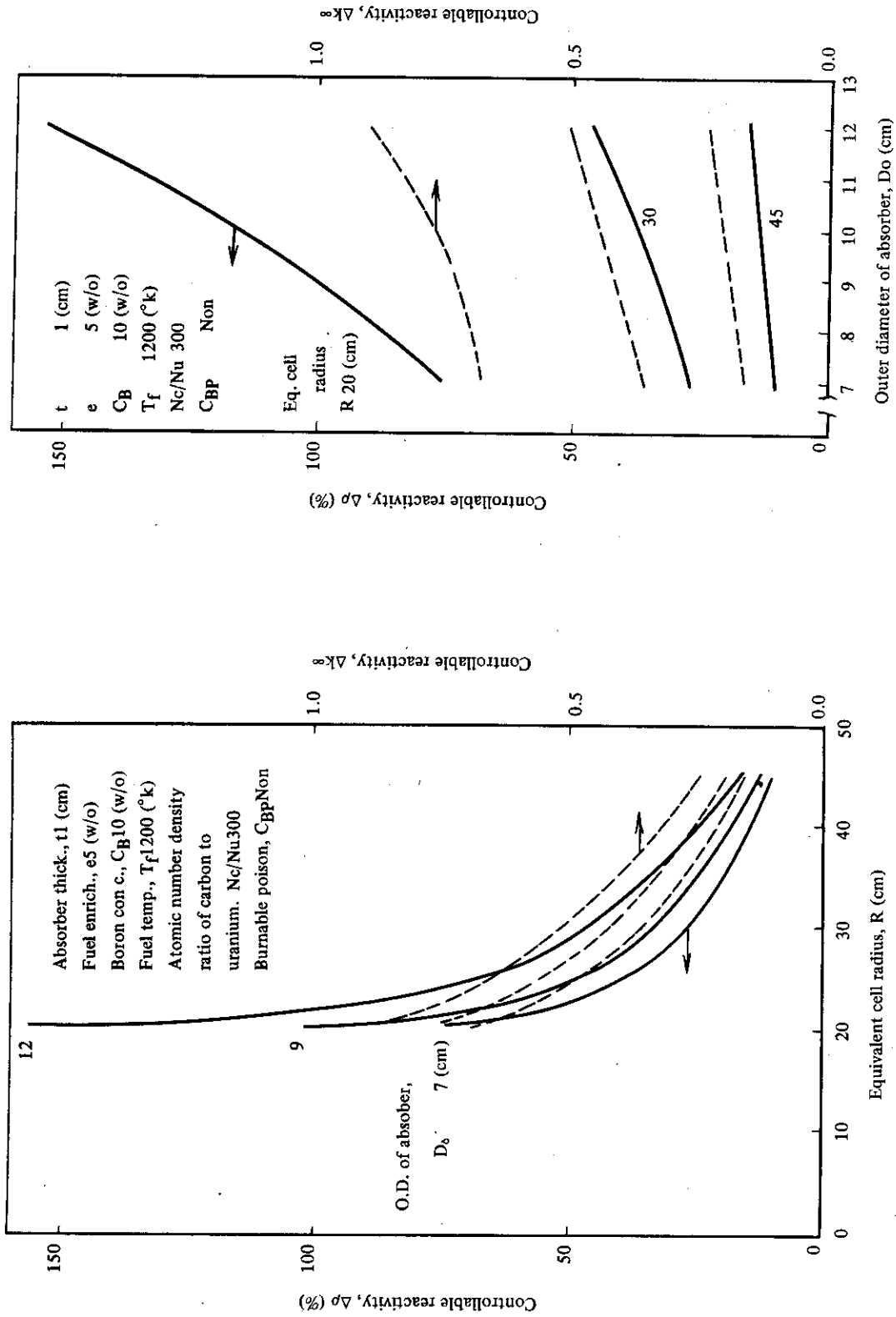


Fig. 2.14 Controllable reactivity of control rods

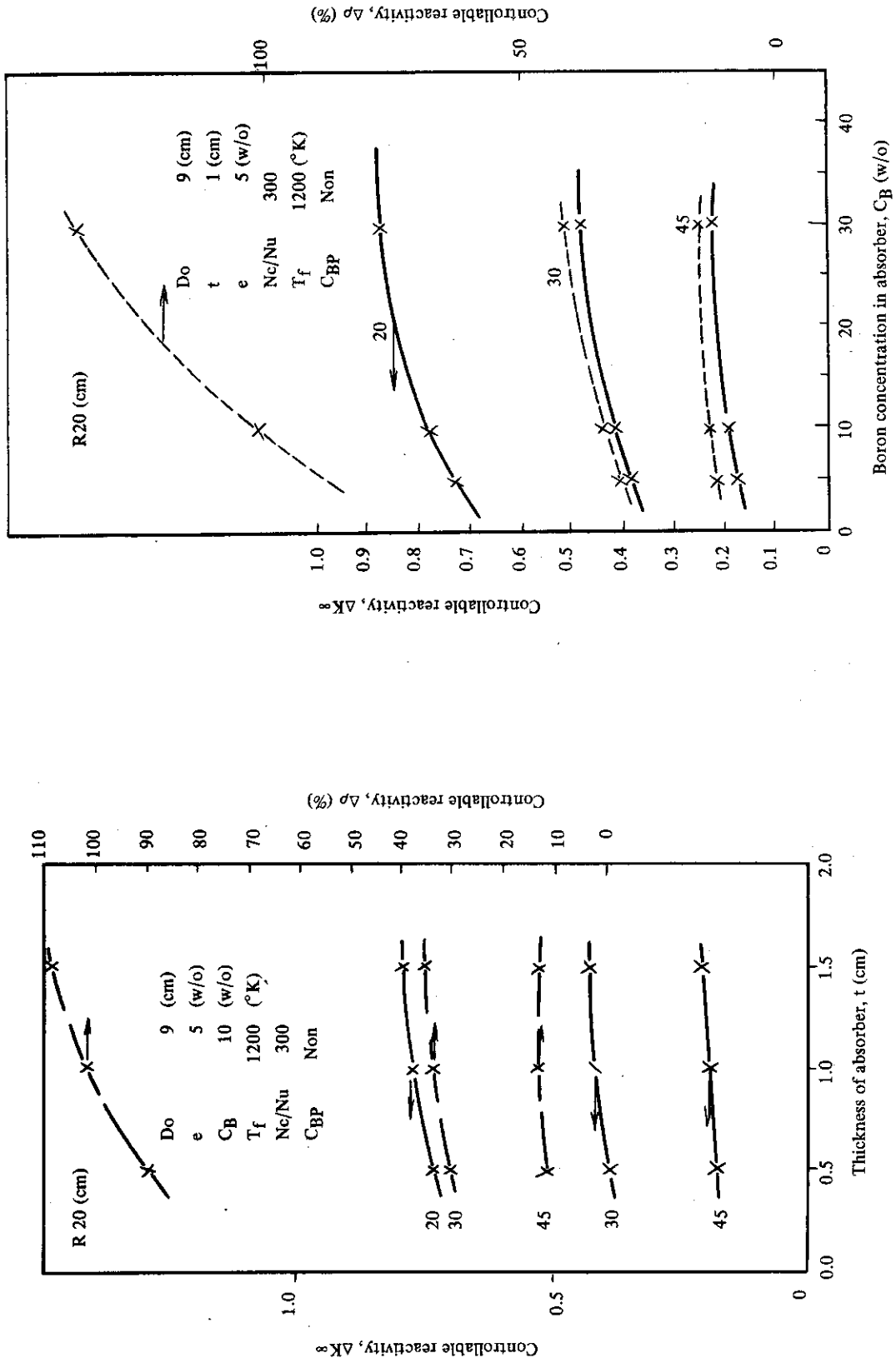


Fig. 2.14 (Cont. 1)

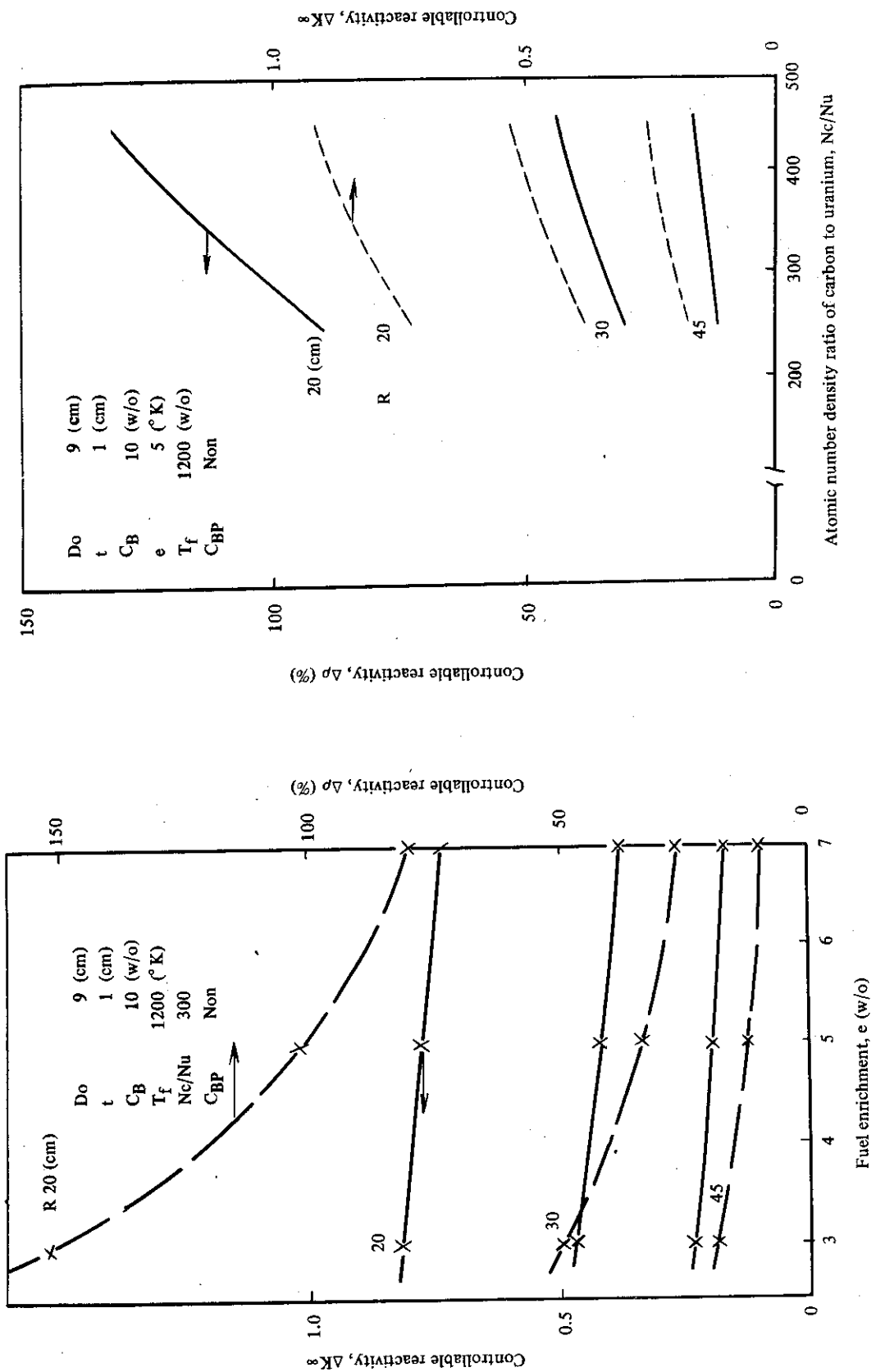


Fig. 2.14 (Cont. 2)

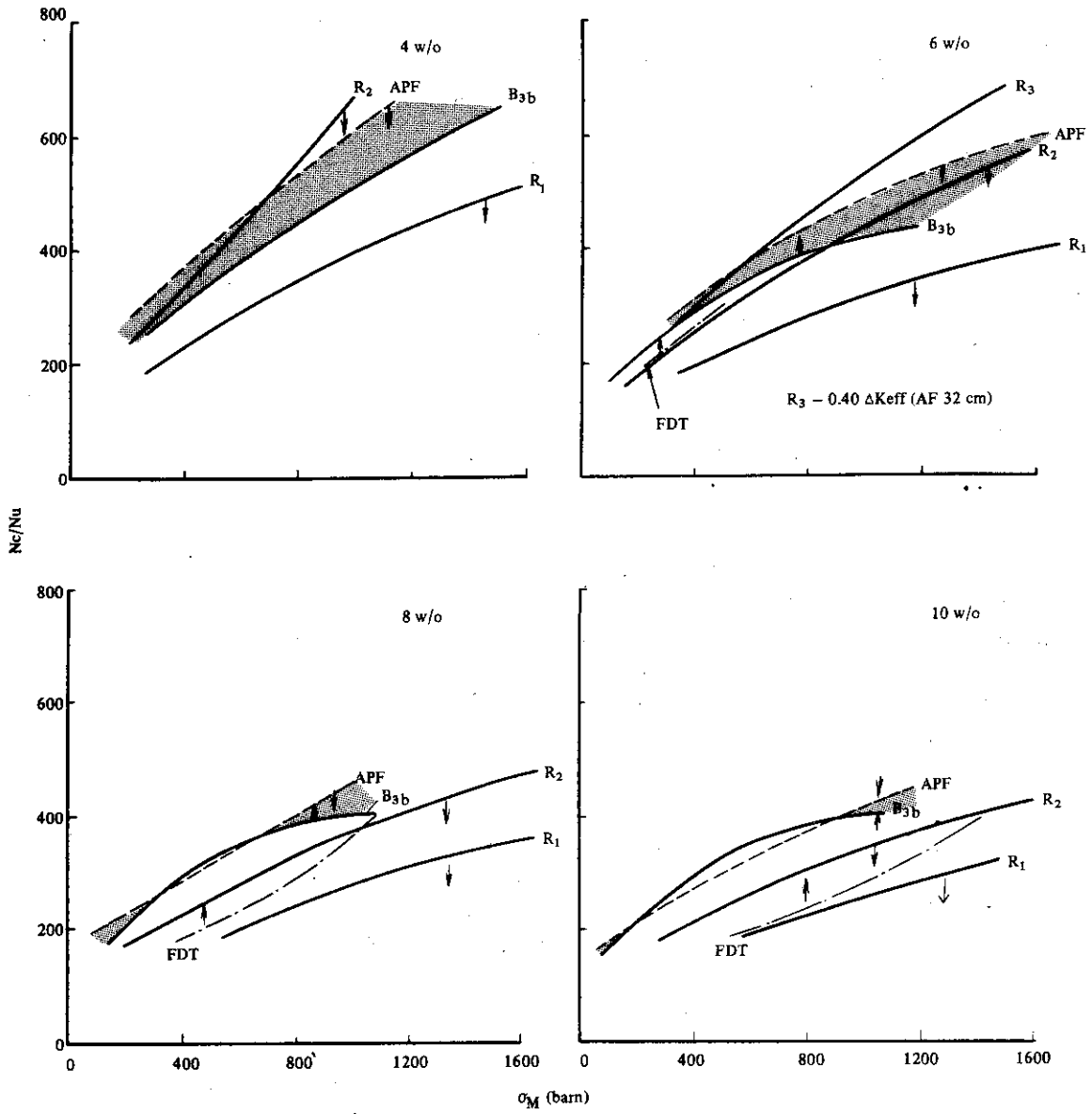


Fig. 2.15 Optimum Extent of $(N_c/N_u, \sigma_M)$.

3. チャンネル熱流動, 強度特性の検討

3.1 検討範囲と検討方法

ピン・イン・ブロック型燃料で構成される 3,000 MWt の大型高温ガス炉の燃料形状と炉心熱流動特性ならびに強度特性を把握するために, チャンネル (燃料棒と流路で構成される熱流動特性解析の最小単位) の特性解析を行ない, 炉心特性を推定し, 4 章に示す炉心構成のデータを与える。

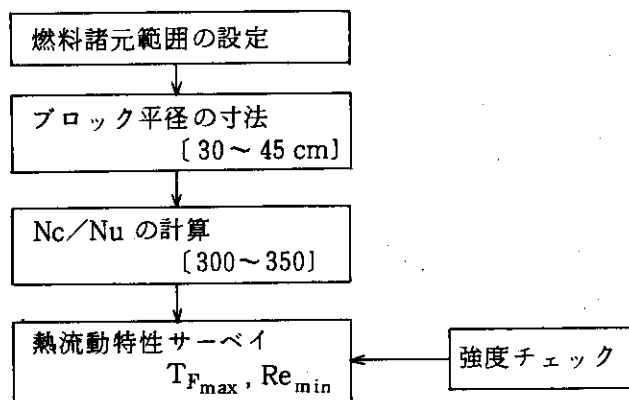
この検討では, 多目的高温ガス実験炉の延長上に位置するものとして被覆燃料粒子は実験炉と同じものを, また, 六角形状燃料体, 7 燃料カラムの流量調節単位, 400°C の原子炉入口冷却材温度についても同じ値または構造であると仮定した。

チャンネルの特性解析の範囲として, 付録 1 に示す大型炉炉心の特性を目安として下記の通り定めた。

出力密度	4, 8, 12 w/cm ³
軸方向出力分布	チョップドコサイン, (指数分布)
原子炉出口冷却材温度	750, 1000°C
炉心高さ	5, 6 m
燃料棒形状	中空型ピン, 円環型ピン

ここに, 軸方向出力分布は, サーベイ用としてチョップドコサイン分布を用い, 炉心構造を組立てる場合に指数分布 (熱的に優れている) を考察に加えた。原子炉出口温度は発電用高温ガス炉と多目的用高温ガス炉を区別するために 750°C と 1000°C を採用した。燃料棒の形状は, ピン・イン・ブロック型燃料の代表として中空型ピンと円環型ピンを選定した。

検討方法は上記炉心全体に係わるパラメータのほかにチャンネル諸元の組合せも加えると数が多過ぎるので, 次のような進め方により, 途中で評価を行ない絞って行く方法を採用した。



まず, チャンネル特性解析のための燃料諸元として, 大型炉炉心で想定される範囲を下記のよ
うに定めた。

燃料棒内径 (d) 10~25 mm

コンパクト相当厚さ (δ_{comp})	6~10 mm
スリーブ相当厚さ	2~ 5 mm
リガメント厚さ* (δ_{lig})	10~16 mm
被覆粒子充填率	10~30 v/o
ブロック平径	300~450 mm
燃料棒本数/ブロック	18, 36, 60本

これらの燃料諸元の組合せの中からブロック平径（六角ブロック対面間距離）と炭素原子数/ウラン原子数 Nc/Nu の考察によりケースを絞った。すなわち、ブロック平径が小さいと炉心内の燃料体数が多くなり燃料交換時間が長くなること、また、大きいと7燃料カラムを1流量調節領域とする領域数が少なくなり、径方向出力分布と流量配分の細かな調節ができなくなる。そのために、ブロック平径を300~450 mmとした。 Nc/Nu は初期余剰反応度、転換比など核的特性の目安を得るものであるが、2章に示すように300~350とした。この際、被覆燃料粒子の充填率を現在の技術で容易に達成可能な20~30 v/oの範囲を考えた。これらの検討結果は、付録2に示される。

このようにして範囲を絞った後、チャンネル熱流動計算をDEGAコード⁽⁹⁾により行なった。計算定数ならびに計算結果を付録3に示す。ここで採用した計算定数は、燃料コンパクトとスリーブを一体化した燃料棒を想定したことによるギャップレスの概念を除いて、実験炉に用いたデータと同じである。また、これらの計算と平行して中空型燃料棒のスリーブ相当とコンパクト相当部分、ならびに円環型燃料棒のスリーブ相当部分（コンパクト相当部分の応力は小さいので省略した）について強度上のチェックを行なった。

3.2 熱流動特性

チャンネル熱流動解析の結果（付録3）から炉心全体の特性を把握する必要がある。ここでは特に最小レイノルズ数と燃料最高温度に着目し考察する。原子炉出口冷却材温度が750℃の場合には、採用したパラメータの範囲内で自由な設定が可能である。しかし、1000℃の場合には、炉心高さを6 mにしないと燃料諸元設定上の自由度が少ないので、以下に述べる考察は、原子炉出口冷却材温度が1000℃、炉心高さが6 mの場合を中心とする。

(1) 炉心平均出力密度と最小レイノルズ数

燃料チャンネルの冷却材は、径方向の出力ピーキングを考えると、炉心に対する流量調節領域の出力ピーキング係数 P_1 が流量調節によって対応することができる。したがって、領域の冷却材は平均値より $1/P_1$ 少ない領域が存在する。また、流量調節領域内における出力ピーキング係数 P_2 に対応して冷却材の温度上昇があり、物性変化によるレイノルズ数が下表の値のように減少する。厳密には、温度上昇による加速損失のために冷却材流量の減少があるのでこの値と少し異なる。

* 燃料棒を挿入するためにブロックにあけた孔間の最小肉厚。

P_2	$\Delta T_R = 1000 - 400 = 600^\circ\text{C}$		$\Delta T_R = 750 - 400 = 350^\circ\text{C}$	
	$T_{\text{coolant}} (^\circ\text{C})$	$\nu_{1066} / \nu_{P_2=1}$	$T_{\text{coolant}} (^\circ\text{C})$	$\nu_{789} / \nu_{P_2=1}$
1.0	1066	1	789	1
1.1	1133	0.915	828	0.938
1.2	1200	0.852	866	0.810

この数の 1066°C と 789°C の値は、全流量の 90% が炉心部冷却に寄与するという仮定から得られる。

したがって、例えば、 $P_1 = 1.6$ 、 $P_2 = 1.2$ の場合には、

$$(\text{局所 } Re_{\min}) = \frac{0.852}{1.6} \times (\text{炉心平均 } Re_{\min})$$

として局所最小レイノルズ数が求められる。

なお、 $P_1 = 1.6$ 、 $P_2 = 1.2$ の組合せ出力ピーキング係数は過去の大型炉設計の例から推定したもので、以下の考察の標準出力ピーキング係数とする。上式の関係を表にすると次の通りである。

局所 Re_{\min}	5000	6000	7000
炉心平均 Re_{\min}	9400	11300	13100

例えば、炉心局所最小レイノルズ数を 5000 以上とする場合、チャンネル計算では 9400 以上の値を採る必要がある。

(2) 炉心平均出力密度と燃料最高温度

炉心平均出力密度と燃料最高温度の関係を考察する。燃料最高温度は

$$T_{F_{\max}} = \frac{P_1 \times P_2}{0.9} \Delta T_R + T_{\text{inlet}} + (\Delta T_{\text{pin}} + \Delta T_{\text{film}})$$

で表わされる。ここに、 $P_1 \times P_2$ は径方向の出力ピーキング係数、 ΔT_R は原子炉入口出口の冷却材温度差、 T_{inlet} は原子炉入口冷却材温度、 ΔT_{pin} と ΔT_{film} はそれぞれ燃料棒内温度差と膜温度差を示す。なお、0.9 は炉心部有効冷却材流量の割合を示す。流量調節により出力ピーキング係数のうち、 P_1 を 1.0 相当にすることが可能である。しかし、 P_2 のピーキングを流量調節によって対応させることができないので、この分だけは最小限の温度上昇につながる。例えば、局所燃料最高温度を 1400°C に押える場合、 $\Delta T_R = 1000 - 400^\circ\text{C}$ として $P_2 = 1.2$ であれば冷却材の温度がすでに炉心出口で 1200°C となる。チョップドコサイン分布では燃料最高温度が炉心出口に生じることはないので正確ではないが、残りの 200°C (= 1000 - 1200) が $\Delta T_{\text{pin}} + \Delta T_{\text{film}}$ で取りうる値となる。しかし熱流動特性サーベイの結果から判断すると、このチョップドコサイン分布で実現することが難しく、軸方向出力分布を熱的に有利な指数分布に近づけることが望まれる。

代表的なチャンネル諸元として中空型ピン ($d = 20 \text{ mm}$, $\delta_{\text{comp}} = 8 \text{ mm}$, $\delta_{\text{lig}} = 16 \text{ mm}$, $d_e = 8 \text{ mm}$) の場合の理想的な指数分布を求めると次のようになる。

$P_1 = 1.0$ 、 $P_2 = 1.2$ の場合、平均出力チャンネルに比べて冷却材温度上昇が 1.2 倍、燃料棒内温度差と膜温度差が 1.2 倍を考慮すると、出力分布は、

$$q(Z) = q_0 \exp(-3.54 \times 10^{-3} Z)$$

ここに、 q_0 は炉心入口の出力、 Z は単位を cm で表わす軸方向の距離を示す。

$P_1 = 1.6$, $P_2 = 1.2$ の場合、平均出力チャンネルに比べて冷却材流量（出口冷却材温度を同じとするため）と積分出力が 1.6 倍、冷却材温度上昇が 1.2 倍、燃料棒内温度差と膜温度差が 1.6×1.2 倍を考慮すると、出力分布は

$$q(Z) = q_0 \exp(-2.62 \times 10^{-3} Z)$$

となる。

これらの式から燃料最高温度を計算すると、炉心平均出力密度 $q'' = 8 \text{ W/cm}^3$ では、 $P_1 = 1.0$, $P_2 = 1.2$ の場合に $T_{F_{\max}} \doteq 1150^\circ\text{C}$, $P_1 = 1.6$, $P_2 = 1.2$ の場合に $T_{F_{\max}} \doteq 1400^\circ\text{C}$ となる。このチャンネル寸法のサーベイ計算（チョップドコサイン分布）では $q''' = 8 \text{ W/cm}^3$ で $T_{F_{\max}} = 1250^\circ\text{C}$ となる。別なチャンネル寸法についての指数分布の考察でも次項(3)に示すように $1200 \sim 1250^\circ\text{C}$ の間にある。したがって、炉心構成の考察ではチョップドコサイン分布によるサーベイ計算の燃料最高温度 1200°C と 1250°C の値を目安とする。

(3) チャンネル寸法と熱流動特性

チャンネル熱流動特性サーベイの結果から炉心諸元を決めるためのデータを得る。このサーベイは付録 3 に示すように軸方向にチョップドコサインの出力分布と仮定し、さらに炉心平均の出力密度をパラメータにしているため、前項の(1)と(2)で述べたように、径方向の出力ピーキング係数を $P_1 = 1.6$, $P_2 = 1.2$ まで考えて、炉心平均の炉心出口レイノルズ数 (Re_{\min}) が 1×10^4 以上または 1.3×10^4 以上、ならびに燃料最高温度 ($T_{F_{\max}}$) が 1200°C 以下または 1250°C 以下となるチャンネル寸法と炉心平均の出力密度 (q''') の組合せを Fig. 3.1 から Fig. 3.8 に示す。これらの図は、原子炉出口冷却材温度が 1000°C で炉心高さ (H_c) が 6 m の場合である。

なお、図中の記号 \square は、 $P_1 = 1.6$, $P_2 = 1.2$ の出力ピーキング係数を持ち軸方向に熱的に最適な指数分布となるチャンネルで燃料最高温度が 1400°C となる点を示す。

(i) 中空型燃料ピン

中空型燃料ピンの熱流動特性と寸法諸元の関係は、次のような傾向を示す。

項	目	レイノルズ数の観点から	燃料最高温度の観点から
燃料棒内径 (d)	→ 大	○	—
コンパクト相当厚さ (δ_{comp})	→ 大	△	×
リガメント厚さ (δ_{lig})	→ 大	○	×
流路の等価直径 (d_e)	→ 大	△	×
出力密度 (q''')	→ 大	○	×

○望ましい, △少し劣る, ×悪い, —影響が小さい。

(a) 原子炉出口冷却材温度 750°C の場合、パラメータの設定範囲内では出力密度 (q''') を 12 W/cm^3 にすることができる。

(b) 原子炉出口冷却材温度 1000°C の場合には、炉心高さが 6 m として、Fig. 3.1 ~ Fig. 3.4

より、

- ① 等価直径 $d_e = 0.6 \text{ cm}$ の場合、どの寸法範囲でも出力密度が $8 \sim 10 \text{ W/cm}^3$ である。
- ② 等価直径 $d_e = 0.8 \text{ cm}$ の場合、 $Re_{\min} \geq 1.3 \times 10^4$ と $T_{F_{\max}} \leq 1250^\circ\text{C}$ を満足する出力密度として次のような組合せ

燃料棒内径 (mm)	10	15	20		25	
コンパクト相当厚さ (mm)	6	6	6	8	6	8
出力密度 (W/cm^3)	~9	8~9	8~9	~9	7.5~9	~7

があり、 8 W/cm^3 前後である。

- ③ 等価直径 $d_e = 1.0 \text{ cm}$ の場合、 $Re_{\min} \geq 1.3 \times 10^4$ と $T_{F_{\max}} \leq 1250^\circ\text{C}$ を満足する出力密度がなく、 $Re_{\min} \geq 1.0 \times 10^4$ に変更することにより次の組合せがあり、

燃料棒内径 (mm)	10	15	20		25	
コンパクト相当厚さ (mm)	6	6	6	8	6	8
出力密度 (W/cm^3)	—	7~7.5	5.6~6.5	~5.5	5.5~6	5.5

6 W/cm^3 前後と考えられる。

(ii) 円環型燃料ピン

円環型燃料ピンの熱流動特性と寸法諸元の関係は、次のような傾向を示す。

項	目	レイノルズ数の観点から	燃料最高温度の観点から
燃料棒内径 (d)	→ 大	○ (但し、 $d_e = 10 \text{ mm}$ を除く)	○
コンパクト相当厚さ (δ_{comp})	→ 大	△	×
リガメント厚さ (δ_{lig})	→ 大	○	×
流路の等価直径 (d_e)	→ 大	○ (但し、 $d_e = 10 \text{ mm}$ を除く)	×
出力密度 (q'')		○	× (極値を示す場合あり)

○望ましい、△少し劣る、×悪い。

(a) 原子炉出口冷却材温度 750°C の場合には、パラメータの設定範囲内では出力密度 (q'') を 12 W/cm^3 にすることができる。

(b) 原子炉出口冷却材温度 1000°C の場合には、炉心高さが 6 m として、Fig. 3.5 ~ Fig. 3.8 より、

- ① 等価直径 $d_e = 0.6 \text{ cm}$ では、 $Re_{\min} \geq 1.3 \times 10^4$ 、 $T_{F_{\max}} \leq 1250^\circ\text{C}$ を満足する出力密度として次のような組合せがあり、この表から燃料棒内径が 20 mm 以外では約 10 W/cm^3 以上が可能である。

燃料棒内径 (mm)	10		15		20	
コンパクト相当厚さ(mm)	6	8	6	8	6	8
出力密度 (W/cm ³)	10~	9.5~	13~	12~	×	×

② 等価直径 $d_e = 0.8$ cm では、上と同じ範囲から次のような組合せがあり、この表から 9~11 W/cm³ である。

燃料棒内径 (mm)	10		15		20	
コンパクト相当厚さ(mm)	6	8	6	8	6	8
出力密度 (W/cm ³)	9~12	9.5~10	11~(14)	9~(13)	(13)~(14)	(12.5)~(13.5)

() は外挿して得られた値。

③ 等価直径 $d_e = 1.0$ cm では、上と同じ範囲から次のような組合せがあり、この表から燃料棒内径が 10 mm 以外では 9~11 W/cm³ である。

燃料棒内径 (mm)	10		15		20	
コンパクト相当厚さ(mm)	6	8	6	8	6	8
出力密度 (W/cm ³)	×	×	9~11	8.5~9	10.5~12	10~11

以上の結果、円環型燃料ピンの場合には、中空型燃料ピンに比べて出力密度を高くすることができる。また、燃料棒内径と等価直径の組合せにより、出力密度の範囲を上記より広げることが可能と思われる。

3.3 強度特性

Nc/Nu の計算およびチャンネルの熱流動特性サーベイで設定した評価事項、すなわち、ブロック平径 30~45 cm, Nc/Nu 値 300~350 およびレイノルズ 13000 以上で燃料最高温度 1250°C 以下を満足する寸法範囲について、中空型および円環型燃料棒のスリーブ相当（またはコンパクト相当）の熱応力を算出し、熱応力と出力密度との関係を求め、強度上許容できる出力密度限界を、以下に述べる計算式および評価方法に従って明らかにした。なお、本章では、コンパクトとスリーブを一体化した燃料棒を想定しているが、ここではコンパクトとスリーブが独立に存在すると仮定して議論している。

使用物性値、およびスリーブ・コンパクトの最大熱応力（引張）と出力密度との関係は付録 4 に記載してある。

(1) 計算式

体系として無限中空円筒を仮定し、かつ、平面ひずみ状態にあるとしたスリーブ・コンパクトの最大引張応力は、中空型燃料棒の場合外表面 (r_o) で発生し、温度勾配 ΔT に対して次式で与えられる。

$$\sigma_{\max}(r=r_0) = \frac{\alpha E \Delta T}{1-\nu} \left\{ \frac{1}{2 \ln(r_0/r_i)} - \frac{1}{(r_0/r_i)^2 - 1} \right\}$$

ただし、 ΔT はスリーブとコンパクトについてそれぞれ

$$\Delta T = \frac{q'}{2\pi\lambda_s} \ln(r_0/r_i)$$

および

$$\Delta T = \frac{q'}{2\pi\lambda_c} \left\{ \frac{1}{2} - \frac{\ln(r_0/r_i)}{(r_0/r_i)^2 - 1} \right\}$$

である。なお、上式で α は線膨張係数、 E はヤング率、 ν はポアソン比、 r_i 、 r_0 はスリーブまたはコンパクトの内外半径、 λ_s 、 λ_c はスリーブとコンパクトの熱伝導率、 q' は線出力である。

(2) 評価方法

コンパクトおよびスリーブの許容応力（ただし、バックアップ炉心設計での設定値⁽⁴⁾）

$$\text{コンパクト} \quad \sigma_a = 45 \text{ kg/cm}^2$$

$$\text{スリーブ} \quad \sigma_a = 80 \text{ kg/cm}^2$$

に対して、Mk-IIIの解析結果を参考に照射変形に起因した発生応力を考慮に入れて熱応力に対する安全係数として、コンパクトで2、スリーブで2.5をとるものとした。したがって、熱応力に対する評価基準として最終的には次の許容応力値を採用した。

$$\text{コンパクト} \quad \sigma'_a = \sigma_a / 2 = 22.5 \text{ kg/cm}^2$$

$$\text{スリーブ} \quad \sigma'_a = \sigma_a / 2.5 = 32 \text{ kg/cm}^2$$

出力限界 q''' は、上記の応力値を示す出力密度 q''_0 を付録4の熱応力と出力密度との関係から求め、これに軸方向のピーキング係数として $PAF = 2$ ($P_1 \times P_2 \times P_{AXIAL} = 0.8 \times 1.2 \times 2$)を考慮して算定した。すなわち、

$$q''' = q''_0 / 2$$

を強度上許容できる出力限界とした。

さらに、上記方法による出力限界の設定では、中空型と円環型各燃料棒とで、より応力的に厳しいことの想定される構造部材（部品）について評価するものとした。つまり、

中空型燃料棒の場合 コンパクトの熱応力

円環型燃料棒の場合 スリーブの熱応力

なお、円環型燃料棒の場合、コンパクトの内表面と外表面の線出力配分を、熱流動計算の結果を参考に

$$q'_0 : q'_i = 2 : 1$$

とした。勿論 q'_0/q'_i の比によって内側と外側とで発生するスリーブの熱応力は異なるが、この場合は、より厳しい方のスリーブ（本条件下では内側のスリーブ）で評価するものとした。

(3) 結果

上記手順に従って算定した中空型および円環型燃料棒の強度上許容できる出力限界をそれぞれTable 3.1とTable 3.2に示す。全体的に円環型燃料棒の方が中空型燃料棒の場合より出力密度

を大きくとれる。燃料棒の内径が大きい程、また、コンパクトの厚さの厚い方がその割合は大きい。表中の空欄は、 Nc/Nu の計算および熱流動サーベイでの評価事項を満足しないため強度計算を省略したものである。

なお、中空型燃料棒の場合について、コンパクトとスリーブの出力限界を、代表例として燃料棒内径 15, 20 mm, コンパクトの厚さ 6 mm, 水力等価直径 6, 8 mm, リガメント厚さ 13, 16 mm で比較してみると、コンパクトの評価値はスリーブのそれより 27% 程度小さくなっている。また、燃料棒内径による相違をみると、20 mm の方が 15 mm のものより出力限界の評価値で 3% 程度小さくなっている。

3.4 チャンネル特性解析の考察

チャンネル熱流動、強度特性解析の結果にもとづいて大型炉炉心を構成する判断として次のことが明らかとなった。原子炉出口冷却材温度 1000°C の炉心に対して、 $Nc/Nu = 300 \sim 350$ (被覆粒子充填率 = 0.2 ~ 0.3), ブロック半径 (ACF) = 35 ~ 45 cm ならびに熱流動上の評価 (チョップドコサイン分布による $Re_{min} \geq 1.3 \times 10^4$, $T_{Fmax} \leq 1250^\circ C$) を行なった結果をまとめて Table 3.3 と Table 3.4 に示す。また、同表には実験炉で採用している強度基準を適用して許容される出力密度 (q''') とリガメント厚さ (δ_{lig}) を示している。燃料開発の進展を考えると同表に示す値より大きな出力密度も実現すると思われるが、その判断を入れていない。したがって、この表の出力密度と 3.2 節に述べた出力密度を満足する組合せが存在しないので、強度上から得られる出力密度の条件と $Re_{min} \geq 1 \times 10^4$ を満す組合せを調べると、

(a) 中空型燃料棒では、コンパクト相当厚さが 6 mm の場合に出力密度が約 $6 W/cm^3$ となる組合せがある。

(b) 円環型燃料棒では、出力密度が $8 \sim 9 W/cm^3$ となる組合せがある。

どちらの燃料棒でも、炉心平均の最小レイノルズ数が 1×10^4 (局部では 5300) 程度と考えられる。

原子炉出口冷却材温度 750°C の炉心の場合には、熱流動上の制限からではなく、強度上の制限からほぼ上記の場合と同じ出力密度となる。しかし、この炉心の場合には、軸方向の出力分布を指数分布とする必要がないのでっと大きな出力密度とすることができる。

Table 3.1 Allowable maximum power density for strength of hollow pin
(w/cm³)

δ_{comp} (mm)	d (mm)			15			20			25		
	6	10		6	8		6	8		6	8	
		8	10		8	10		8	10			
6	10			7.6	7.2		7.3	6.9		7.1	6.7	
	13			7.0	6.6		6.7	6.3		6.5	6.1	
	16						6.1	5.7		5.9	5.5	
8	10			6.3								
	13			5.7			5.2	4.9		4.9	4.7	
	16	5.4		5.2			4.7	4.5				

Table 3.2 Allowable maximum power density for strength of annular pin
(w/cm³)

δ_{comp} (mm)	d (mm)			15			20			25		
	6	10		6	8		6	8		6	8	
		8	10		8	10		8	10			
6	10	8.3	7.3	10.0	9.4	8.9	11.2	10.5				
	13											
	16											
8	10				8.9	8.3	7.9					
	13	6.6	6.2		8.1	7.7			8.8	8.3		
	16	6.0	5.7				6.7	8.5	8.1	7.8		

Table 3.3 Estimation of hollow pin

	d (cm)	de (cm)	Nc/Ny 300~350 (pf=0.2~0.3)	ACF 35~45 cm	Chopped cosine { Remin≥1.3×10 ⁴ Tfmax≤1250°C	q''' (w/cm ³) Limit of σ _{comp}		(Note 1)		
						δ _{lig} (cm)		Remin≥1×10 ⁴	ACF(cm)	
δ _{comp} = 0.6 cm	1.0	0.6	△ δ _{lig} =1.0cm	×	○	/	/	/	/	
		0.8	"	△ δ _{lig} =1.6cm	○	/	/	/	/	
		1.0	"	○ δ _{lig} ≥1.3cm	×	/	/	/	/	
	1.5	0.6	○ δ _{lig} ≤1.3cm	●	○	1.0 1.3	≤7.6 ≤7.0	×	×	/
		0.8	"	●	○	1.0 1.3	≤7.2 ≤6.6	×	×	/
		1.0	"	●	×	/	/	/	/	/
	2.0	0.6	●	●	○	1.0 1.3 1.6	≤7.3 ≤6.7 ≤6.1	×	○	38.5 40.5
		0.8	"	●	○	1.0 1.3 1.6	≤6.9 ≤6.3 ≤5.7	×	○	40.0 42.0
		1.0	"	●	×	/	/	/	/	/
	2.5	0.6	●	●	○	1.0 1.3 1.6	≤7.1 ≤6.5 ≤5.9	○	○	40.5 42.0 43.5
		0.8	"	●	○	1.0 1.3 1.6	≤6.7 ≤6.1 ≤5.5	×	×	/
		1.0	"	○ δ _{lig} ≤1.3cm	×	/	/	/	/	/
δ _{comp} = 0.8 cm	1.0	1.6	●	△ δ _{lig} =1.6cm	○	1.6	<5.4	×	/	
		0.8	"	●	×	/	/	/	/	
		1.0	"	●	×	/	/	/	/	
	1.5	0.6	●	●	○	1.0 1.3 1.6	≤6.3 ≤5.7 ≤5.2	×	×	/
		0.8	"	●	×	/	/	/	/	/
		1.0	"	●	×	/	/	/	/	/
	2.0	0.6	○ δ _{lig} ≥1.3cm	●	○	1.3 1.6	≤5.2 ≤4.7	×	×	/
		0.8	"	●	○	1.3 1.6	≤4.9 ≤4.5	×	×	/
		1.0	"	○ δ _{lig} ≤1.3cm	×	/	/	/	/	/
	2.5	0.6	○ δ _{lig} ≥1.3cm	○ δ _{lig} ≤1.3cm	○	1.3	≤4.9	×	/	/
		0.8	"	○ δ _{lig} ≤1.3cm	○	1.3	≤4.7	×	/	/
		1.0	"	△ δ _{lig} =1.6cm (18)	×	/	/	/	/	/
Remarks		● sufficient, ○ 2/3-sufficient △ 1/3-sufficient, × no solution			○ solution × no solution		○ solution × no solution			
(Note 1) Aspects from solution to satisfy q''' in the left side and Remin≥1×10 ⁴ , and width across flates (ACF) of fuel block corresponding to the solution.										
(Note 2) Number in () indicates one of pin a fuel block.										

Table 3.4 Estimation of annular pin

	d (cm)	de (cm)	Nc/NU 300~350 (pf=0.2~0.3)	ACF 35~45 cm	Chopped cosine [Remin≥1.3×10 ⁴ {T _{Fmax} ≤1250°C	q''' (w/cm ³)		(Note 1)	
						δ _{lig} (cm)	limit of σ _{sleeve}	Remin≥1×10 ⁴	ACF(cm)
δ _{comp} = 0.6 cm	1.0	0.6	Δ δ _{lig} =1.0cm	⊙	○	1.0	≤8.3	×	/
		0.8	"	⊙	○	1.0	≤7.8	×	/
		1.0	"	⊙	×	/	/	/	/
	1.5	0.6	Δ δ _{lig} =1.0cm	⊙	○	1.0	≤10.0	×	/
		0.8	"	⊙	○	1.0	≤9.4	○	41.5
		1.0	"	○ δ _{lig} ≤1.3cm	○	1.0	≤8.9	○	42.0
	2.0	0.6	Δ δ _{lig} =1.0cm	○ δ _{lig} ≤1.3cm	○	1.0	≤11.2	×	/
		0.8	"	Δ δ _{lig} =1.0cm	○	1.0	≤10.5	×	/
		1.0	"	Δ (18) δ _{lig} =1.6cm	○	/	/	/	/
	2.5	0.6	○ δ _{lig} ≤1.3cm	Δ (18) δ _{lig} =1.6cm	×	/	/	/	/
		0.8	"	○ (18) δ _{lig} ≥1.3cm	×	/	/	/	/
		1.0	"	⊙ (18)	×	/	/	/	/
1.0	0.6	○ δ _{lig} ≥1.3cm	⊙	○	1.3 1.6	≤6.6 ≤6.0	×	/	
	0.8	"	⊙	○	1.3 1.6	≤6.2 ≤5.7	×	/	
	1.0	"	⊙	×	/	/	/	/	
δ _{comp} = 0.8 cm	1.5	0.6	⊙	○ δ _{lig} ≤1.3cm	○	1.0 1.3	≤8.9 ≤8.1	×	/
		0.8	"	○ δ _{lig} ≤1.3cm	○	1.0 1.3	≤8.3 ≤7.7	×	/
		1.0	"	Δ δ _{lig} =1.0cm(36) =1.6cm(18)	○	1.0 1.6	≤7.9 ≤6.7	○ ○	45(36) 35(18)
	2.0	0.6	⊙	Δ (18) δ _{lig} =1.6cm	○	1.6	≤8.5	×	/
		0.8	"	○ (18) δ _{lig} ≥1.3cm	○	1.3 1.6	≤8.8 ≤8.1	×	36(18) 37(18)
		1.0	"	○ (18) δ _{lig} ≥1.3cm	○	1.3 1.6	≤8.3 ≤7.8	○ ○	/
	2.5	0.6	○ δ _{lig} ≥1.3cm	⊙(18)	×	/	/	/	/
		0.8	"	⊙(18)	×	/	/	/	/
		1.0	"	⊙(18)	×	/	/	/	/
Remarks	⊙ sufficient, ○ 2/3-sufficient, Δ 1/3-sufficient, × no solution			○ solution × no solution			○ solution × no solution		
	(Note.1) Aspects fro solution to satisfy q''' in the left side and Remin≥1×10 ⁴ , and width across flates (ACF) of fuel block corresponding to the solution. (Note 2) Number in () indicates one of pin a fuel block.								

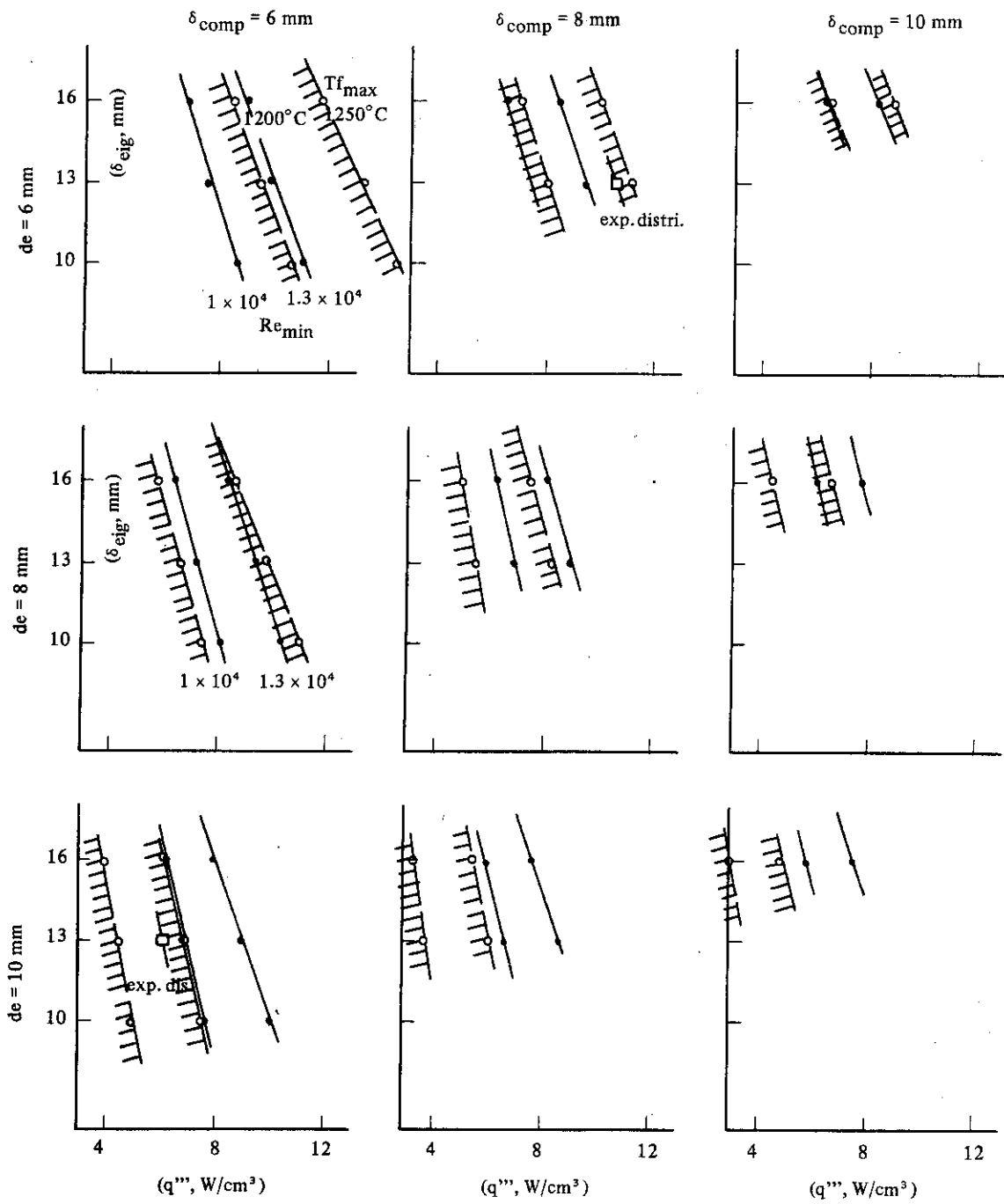


Fig. 3.1 Relation of T_{Fmax} , Re_{min} and q''' for Hollow Pin
($d=10\text{mm}$, $H_c=600\text{cm}$)

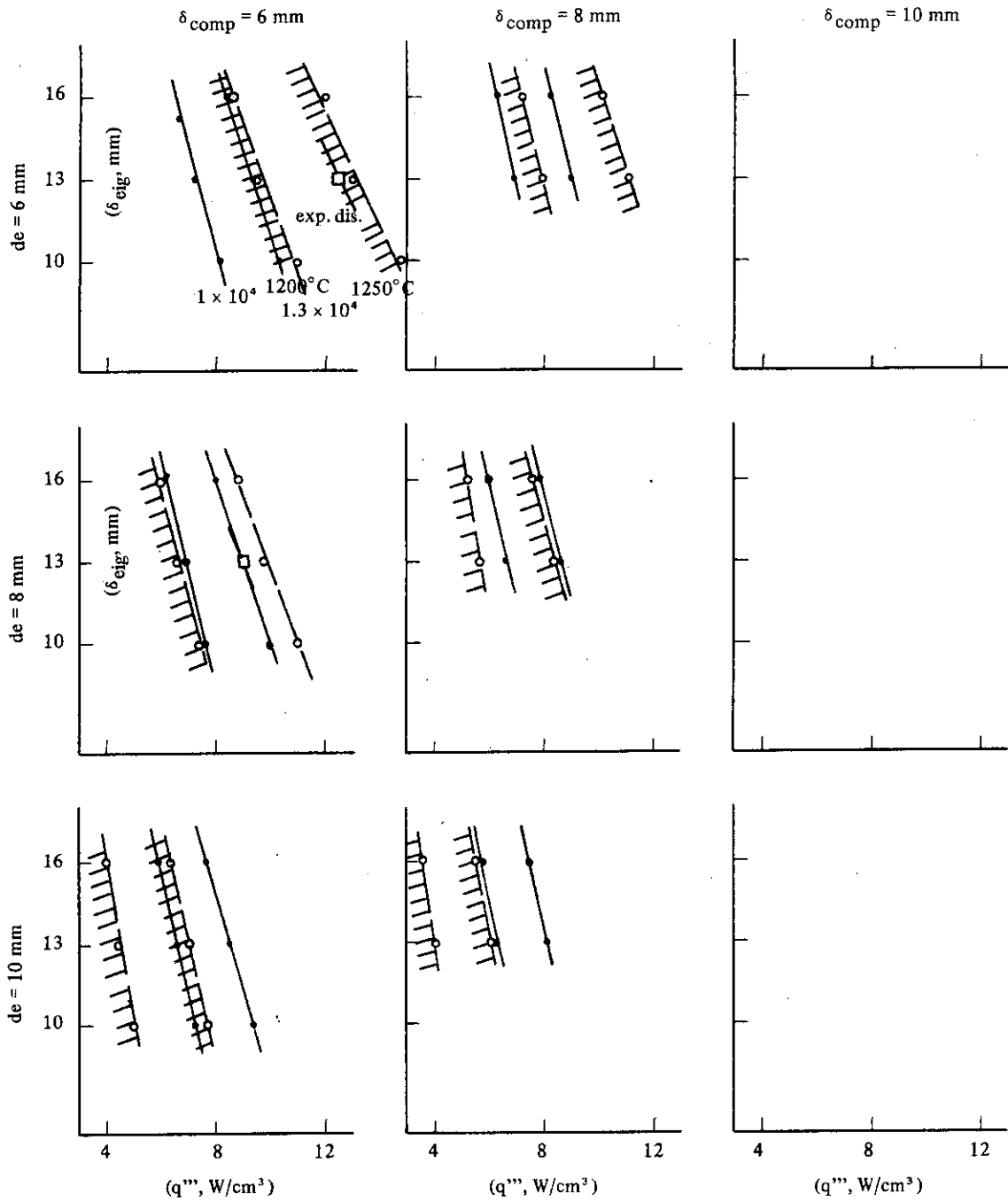


Fig. 3.2 Relation of T_{Fmax} , Re_{min} and q''' for Hollow Pin ($d=15mm$, $Hc=600cm$)

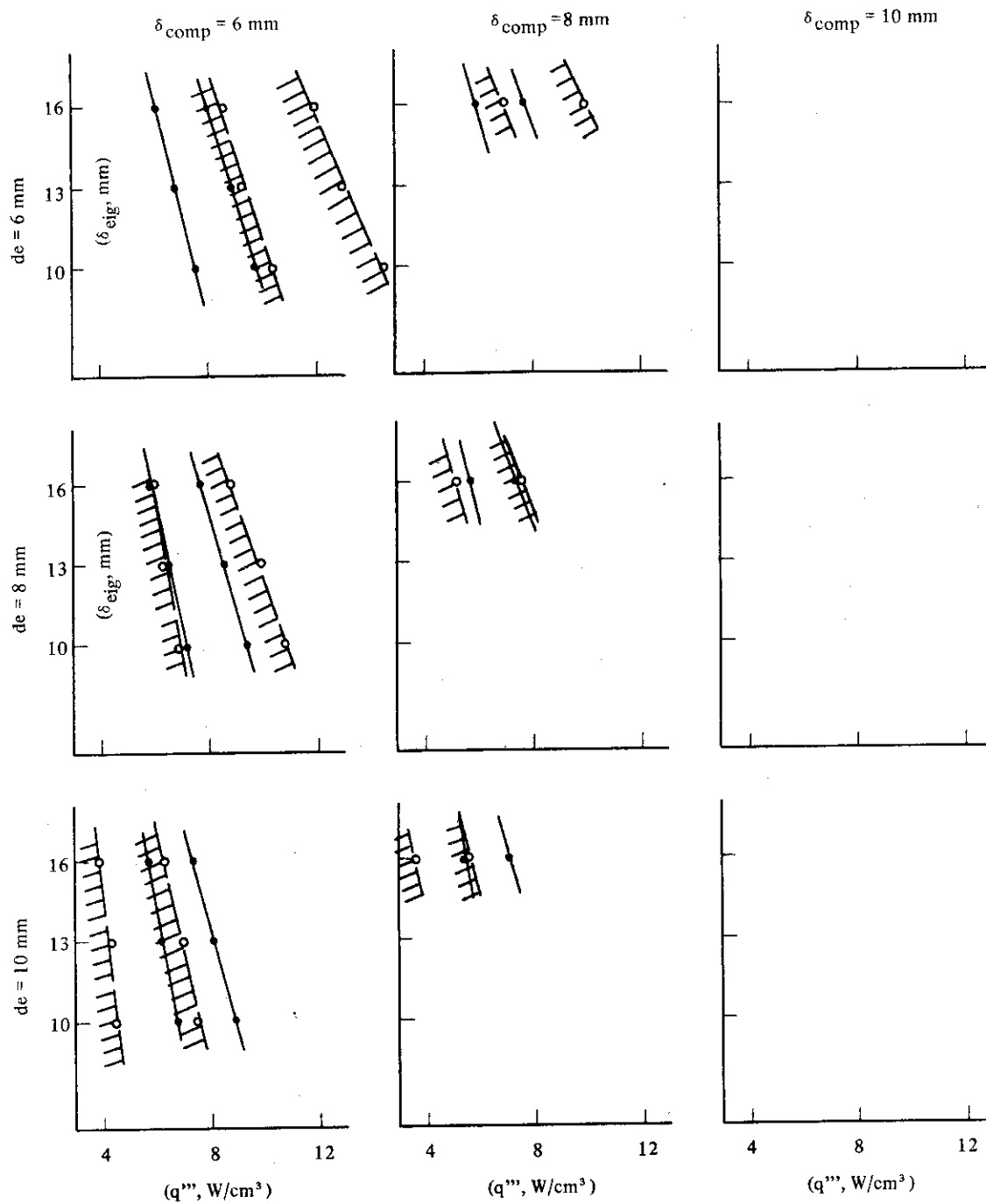


Fig. 3.3 Relation of T_{Fmax} , Re_{min} and q''' for Hollow Pin
($d=20\text{mm}$, $H_c=600\text{cm}$)

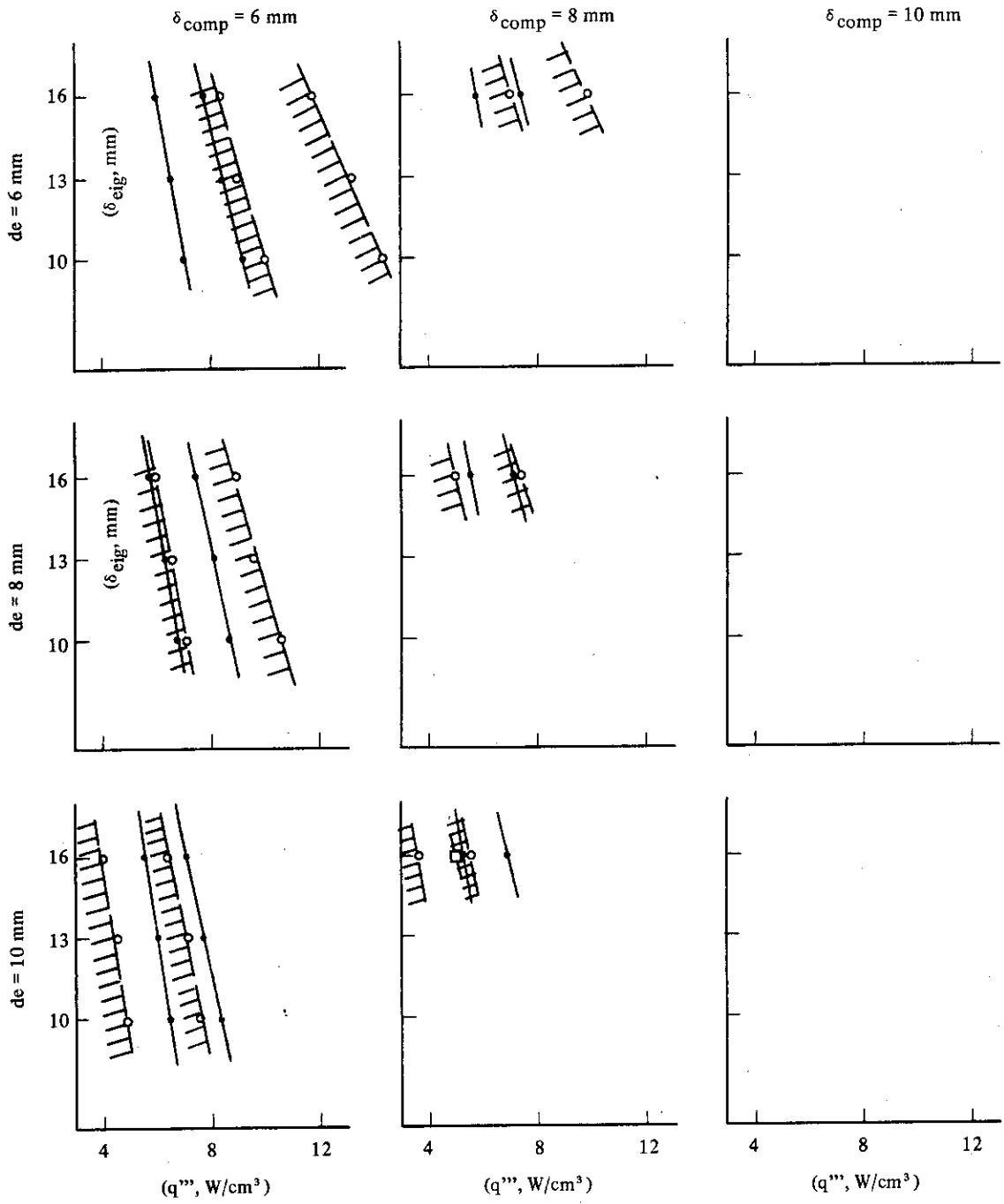


Fig. 3.4 Relation of $T_{F\text{max}}$, Re_{min} and q''' for Hollow Pin
($d=25\text{mm}$, $H_c=600\text{cm}$)

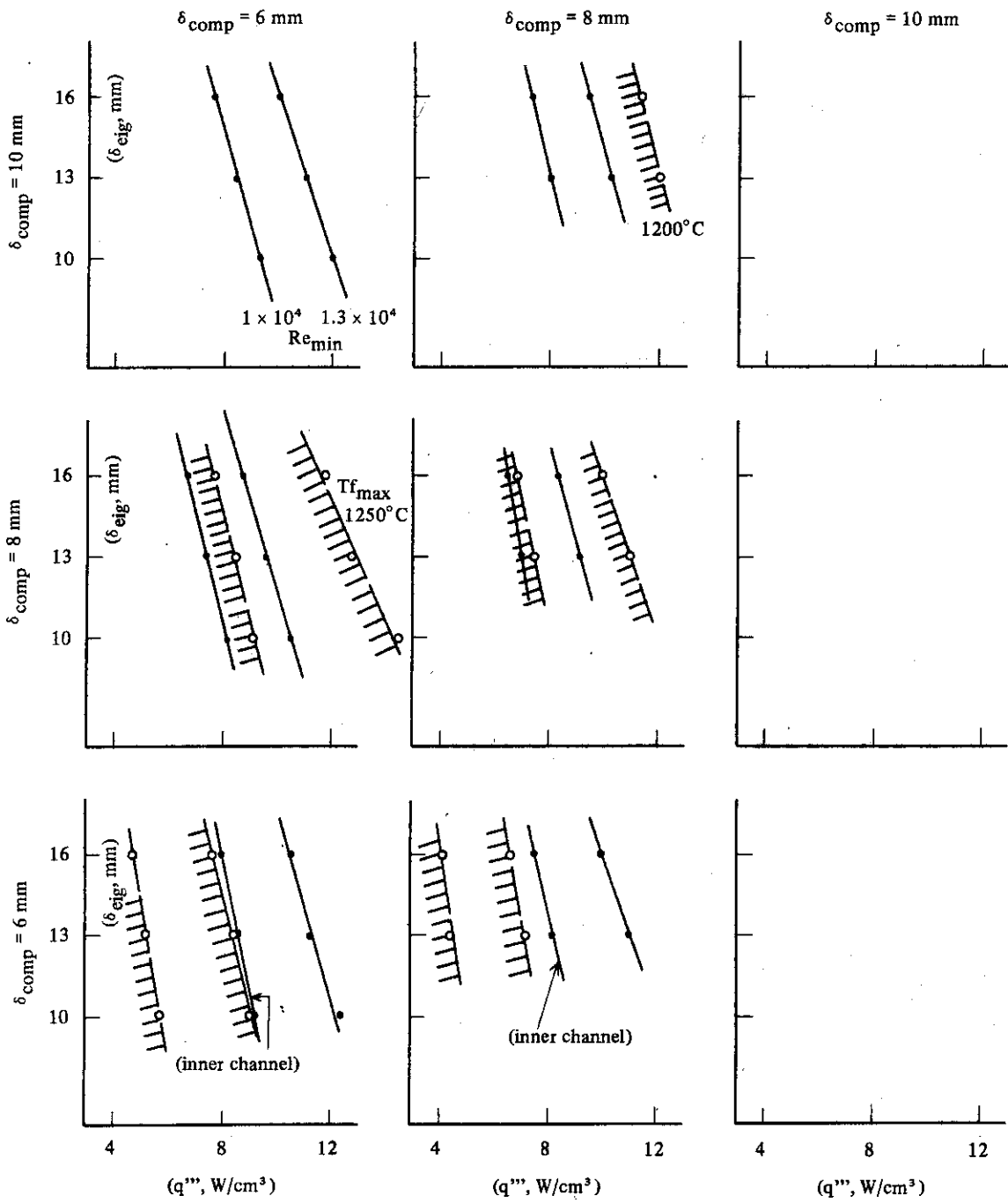


Fig. 3:5 T_{Fmax} , Re_{min} and q''' for Annular Pin
($d=10\text{mm}$, $H_c=600\text{cm}$)

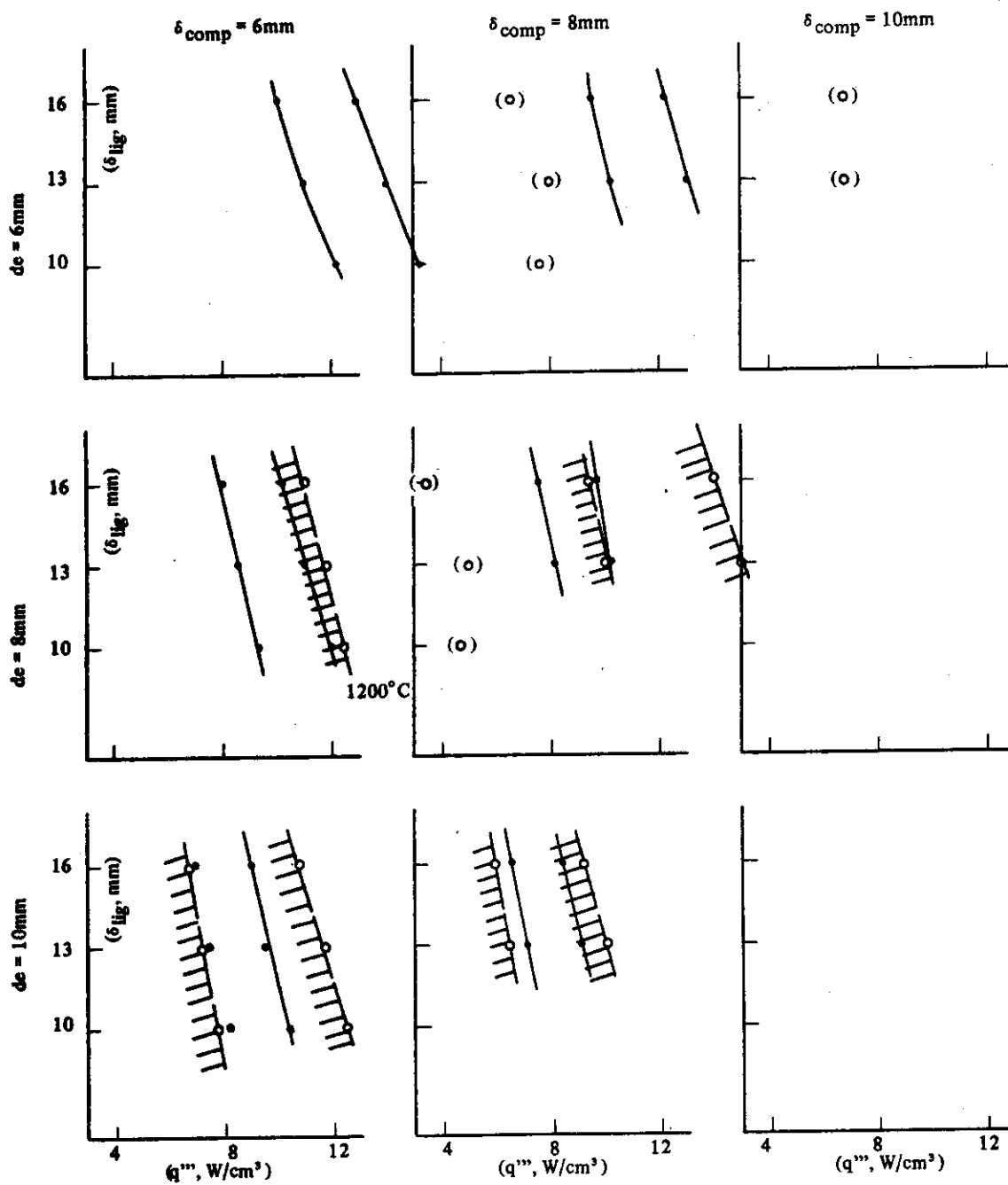


Fig. 3.6 $T_{F\text{max}}$, Re_{min} and q'' for Annular Pin
 ($d=15\text{cm}$, $H_c=600\text{cm}$)

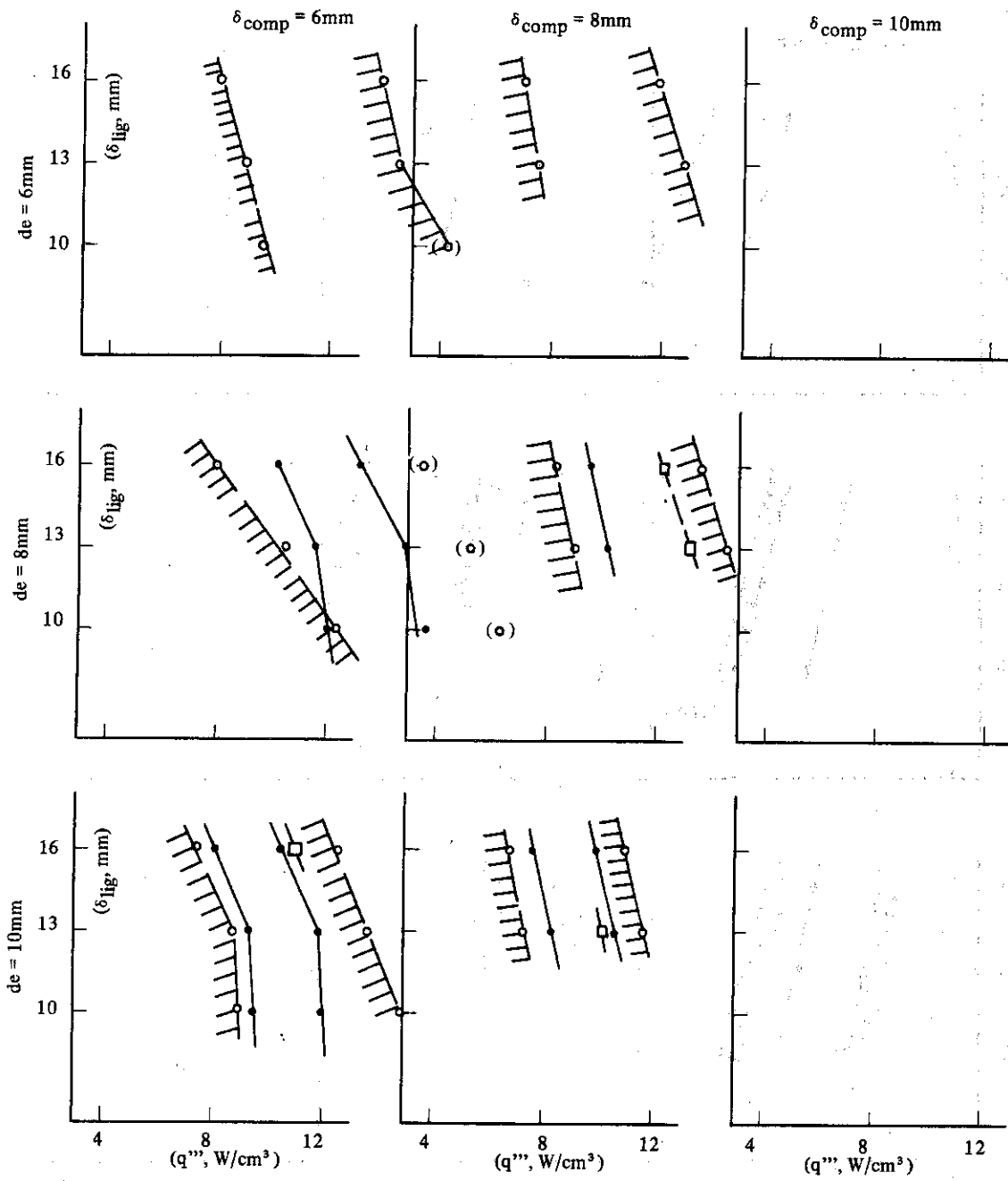
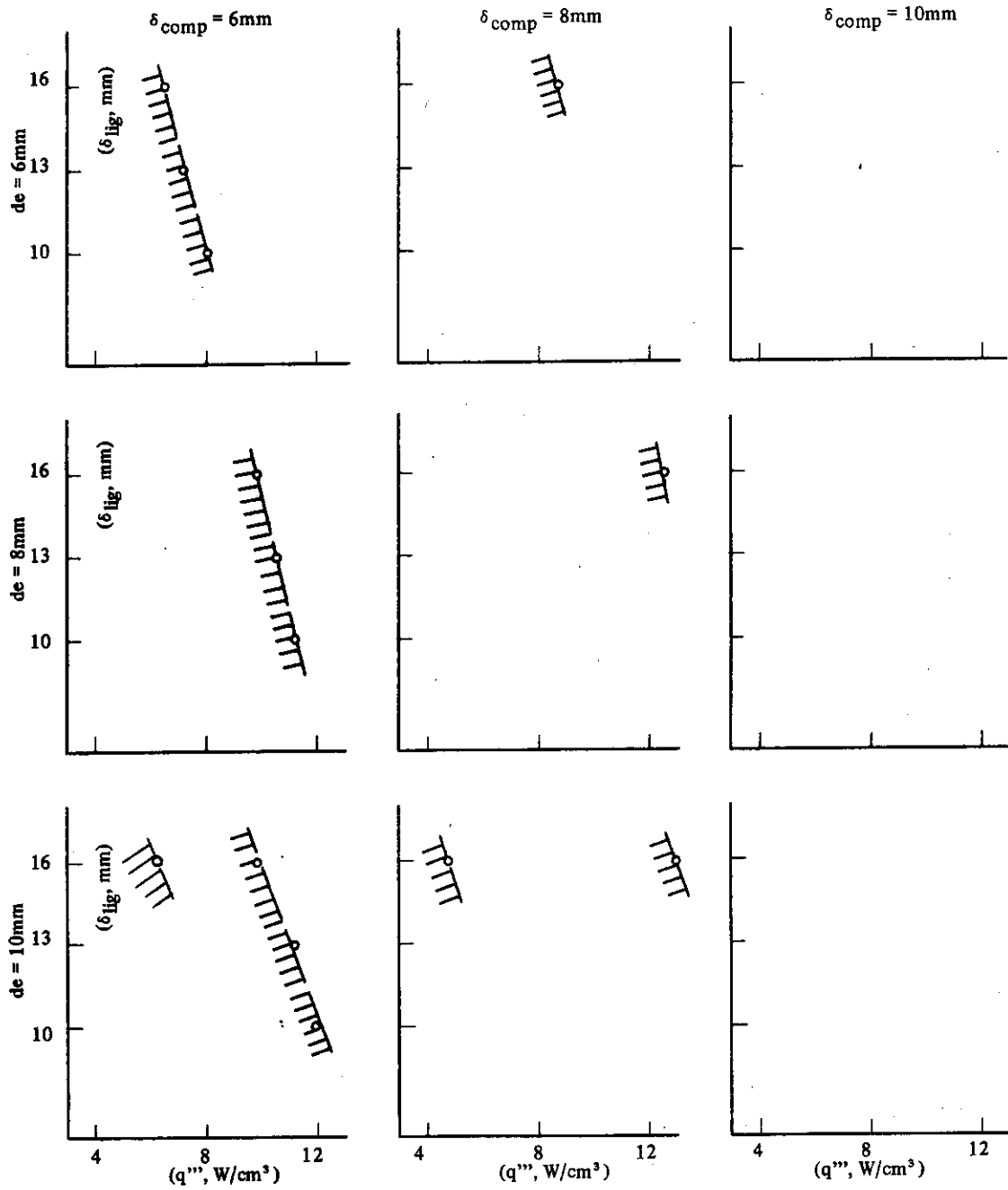


Fig. 3.7 $T_{F_{max}}$, Re_{min} and q''' for Annular Pin
($d=20\text{mm}$, $H_c=600\text{cm}$)



(The q''' exceeds 14W/cm^3 in the case of $Re_{min} = 1 \times 10^4$)

Fig. 3.8 T_{Fmax} , Re_{min} and q''' for Annular Pin
($d=25\text{mm}$, $H_c=600\text{cm}$)

4. 炉心構成の設定

4.1 炉心諸元の設定

多目的高温ガス炉 (VHTR) と発電用高温ガス炉 (HTGR) の炉心概念を、次に述べる考え方に従って設定し、その主要目を Table 4.1, 又燃料体の構造を Fig. 4.1 に示す。

(1) 基本構想

- (i) 技術的に多目的高温ガス実験炉の延長上に大型炉があると仮定する。
すなわち、炉心構成ならびに構造の考え方は実験炉と同じものとする。
- (ii) 大型炉は、実験炉より技術的な改良が行なわれているものとする。具体的には、燃料使用温度許容値の上昇ならびにギャップレス燃料の使用が可能と考える。
- (iii) 少なくとも軽水炉並の燃料燃焼度および天然ウラン所要量を確保することとする。

(2) 主要項目

(i) 原子炉熱出力

大型炉としても 1 基あたり 2,000~3,000 MWt まで想定できるが、ここでは a priori に 3,000 MWt と仮定する。この熱出力によって、冷却材温度 1,000°C の VHTR では、ナフサ分解によって得られる直接還元鉄の熱利用系を設置すると、プラント内に必要な電力供給を含めて年間 $(4\sim 7) \times 10^6$ t の粗鋼生産が可能である。この場合、熱の 40~60% が発電用に、残りが還元ガス製造とその加熱に利用されることになろう。

3000 MWt の HTGR (蒸気発電用) では、750~800°C の冷却材温度で、今までの設計例から判断して、熱効率を 40~42% とすれば、1,200~1,260 MWe の電気を得ることが可能である。

(ii) 原子炉出口冷却材温度

a) VHTR

直接還元製鉄に必要な温度は、中間熱交換器の有無により異なる。還元炉入口での還元ガス温度が 800°C 以上あれば還元鉄製造が可能と云われている。ここでは、中間熱交換器を含めた原子炉プラントシステムと仮定するので、原子炉出口冷却材温度を 1000°C とする。

b) HTGR

蒸気発電用の高温ガス炉では、新鋭火力発電所並の蒸気条件による発電プラントの設計例を調べると 760~790°C 程度である。ここでは、VHTR との比較をするために、なるべく出口温度の差が大きくなるように 750°C とする。

(iii) 原子炉入口冷却材温度

原子炉入口冷却材温度が高い場合には、炉心内の温度上昇が少なくなるので冷却材流量を増加させることができる。そのために、炉内の燃料をはじめ中間熱交換器などの伝熱面における熱伝達を増加させることができる。

一方、この温度が高いことによって、ガス循環機の限界、1 次系機器冷却の困難さならびに流量増加によるガス循環機駆動力の増加などが考えられる。

実際の設計では、これらを総合的に評価して決められるべきものであるが、ここでは一応実験

炉と同じ400℃とする。

ただし、(V)項に述べる燃料諸元では VHTR ではレイノルズ数の点から部分負荷時の考え方によっては、400℃より高い値とする必要性がある。

(IV) 冷却材圧力

冷却材圧力を高くすると、ガス循環機駆動力の減少、圧力損失の減少（流量と流路断面積を一定として）など、設計上好ましい。

一方、高い場合の短所として、圧力バウンダリー壁厚の増加、ガス循環機貫通部や制御棒駆動部などのシールの困難さ、LOCA時の急激な圧力変化などが考えられる。

ここでは、実験炉と同じ40 kg/cm²とする。

(V) 燃料諸元と出力密度

ブロック型燃料体を前提とすると、ピンインブロック型とセミピン型およびマルチホール型などが想定される。セミピン型とマルチホール型燃料体については、ホットブロックの概念の是非、再処理の前処理工程の量的困難さなどの為にはここでは、実験炉の延長上のピンインブロック型燃料体使用による可能性を検討する。

ピンインブロック型燃料体の熱流動・強度特性のサーベイ結果から VHTR の場合には、中空型ピンを使用する場合には6 W/cm³の出力密度、円環型ピンでは8 W/cm³程度が考えられる。燃料の炉内滞在時間として3年以上を目標とすれば、核特性上、6 W/cm³程度となるので、6 W/cm³を設定して中空型燃料ピンを選定した。

また、ブロックの平径は、32 cm以下の場合には可燃性毒物を使用しなくとも制御棒による反応度の補償が可能と考えられる。しかし、出力分布のひずみや燃料体数増加による交換時間の増加を考慮に入れて、可燃性毒物を使用しブロック平径を35 cm以上の諸元を設定する。

HTGRの燃料諸元は、熱流動上の制限がほとんどないので VHTR とは別の諸元でも良いが、比較の上から同じ燃料諸元とする。この場合、軸方向の出力分布としてピーキングの小さな chopped cosineを利用すれば、9 W/cm³の出力密度となる。

4.2 燃料装荷・取替計画

(1) 燃料粒子充填率及び燃料濃縮度の範囲

前節で設定された諸元の燃料体に対し、被覆燃料粒子充填率と Nc/Nu および σ_M との相関を Fig. 4.2, 4.3 に示す。 Nc/Nu は粒子充填率によって大巾に変わるほか、標準燃料ブロックと制御用燃料ブロックによってもかなり違うが、 σ_M は燃料ブロックの違いによっては余り異なることがわかる。これらの結果と2章に述べた(Nc/Nu , σ_M)の適合範囲とを合せ考えて被覆燃料粒子充填率として25 v/o, Nc/Nu で350, σ_M で約550の点に設計点を設定するものとした。

さらに、2章の結果から3バッチ炉心燃料交換及び2バッチ炉心燃料交換の場合の核特性をまとめて各々 Fig. 4.4~4.6 に示した。まず、3バッチ燃料交換に関しては次のことがいえる。

- (i) 燃料濃縮度が5 w/o 以上であれば軽水炉なみの燃焼度達成が可能である。
- (ii) 出力密度6 w/cm³程度であれば燃料炉内滞在時間3年は負荷率80%でも達成が見込める

が、出力密度が 8 w/cm^3 ではこの目標を達成する負荷率は 70% 程度に低下する。

(iii) 径年ピーキング係数は燃料濃縮度が 7 w/o 以下であればほぼ目標を達成できると考えられる。

(iv) 天然ウラン所要量はほぼ軽水炉なみに出来ると考えられる。

(v) プルトニウム生成量を軽水炉なみにするには、 N_c/N_u を 250~300 程度に、また燃料濃縮度を低めた方がよい。しかし、これは燃焼度、燃料炉内滞在時間や天然ウラン所要量に対する目標達成を困難にする。

一方、2 バッチ燃料交換に関しては次のことがいえる。

(i) 燃焼度に対する目標達成にはやや困難があると考えられる。

(ii) 燃料の炉内滞在時間 2 年は出力密度 9 w/cm^3 、負荷率 80% でも燃料濃縮度を 6 w/o 以上にすれば達成が見込める。

以上の結果をふまえ、第 1 段階として検討対象とする燃料濃縮度 (平均) の範囲を次の通り定めた。

出力密度 (w/cm^3)	6	9
燃料交換方式 (バッチ数)	3	2
燃料濃縮度 (w/o)	5~6	6~7

(2) 燃料濃縮度の設定

前節までの検討の結果設定された燃料体系を対象に、燃料の平均濃縮度を設定するための格子燃焼特性解析が実施された。Fig. 4.7 に燃焼にともなう反応度の変化を、又 Table 4.2 には各種燃料濃縮度の場合の燃料燃焼度と燃料炉内滞在時間を示す。

これらの結果から以下のことがわかる。

(i) 3 バッチ炉心燃料交換方式では、反応度に対して運転上の余裕を見込まなければ、ほぼ軽水炉なみの燃焼度が達成できる。しかし、運転余裕に $0.01 \Delta k_{\text{eff}}$ を見込むと燃焼度は軽水炉に比較してやや少なめになる。

(ii) 2 バッチ燃料交換方式では、燃焼度は軽水炉に比較して約 10% 程度少ない。

(iii) 一方、燃料の炉内滞在時間をみると、3 バッチ交換方式で滞在時間 3 年を満たすためには負荷率 70% でも燃料濃縮度を 6 w/o 以上にすることが必要になる。

(iv) 又、2 バッチ交換方式で滞在時間 2 年を満たすためには負荷率 70% でも燃料濃縮度を 6.5 w/o 以上にすることが必要になる。

以上の結果をふまえて、炉心平均燃料濃縮度を次の通り設定した。

	(出力密度) (w/cm^3)	(燃料濃縮度) (w/o)
多目的炉 (VHTR)	6	6.0
発電炉 (HTGR)	9	6.5

(3) 炉内燃料濃縮度配分

炉内燃料濃縮度配分は詳細な炉心設計を実施してのち決定されるべきものであるが、今回は時間的制約もあり、従来行ってきた多目的実験炉に対する検討結果に基づき、次のように考える

* 炉内滞在時間は重金属密度に依存するので、実際の設定燃料体については若干のずれが生じる。

ものとした。

(i) 熱流動特性サーベイ検討では径方向に一樣な燃料装荷を想定した出力ピーキング係数を制約として考慮したこと、および径方向領域別燃料装荷は炉心設計項目であるうえ本検討が物質収支評価にその主なる目的のあることも考えて、特に径方向への燃料の濃縮度配分は考えない。

(ii) 軸方向への燃料の濃縮度配分については、多目的炉 (VHTR) の場合には考慮の必要があるものの、発電炉 (HTGR) の場合には必ずしも考慮の必要がない。これは本検討でとった発電炉に対する冷却材の温度条件 (炉心入口 400°C, 炉心出口 750°C) では熱流動的にみて特に領域別燃料装荷の必要がないとの結論にもとづいている。

そして、多目的炉 (VHTR) に対する軸方向の燃料濃縮度配分は実験炉におけるサーベイ結果をふまえて考えると、概略次のようなものになると推定される。

(炉心上部よりの段数)	1	2	3	4	5	6	7
(燃料濃縮度, w/o)	8	8	6	6	6	4	4

Table 4.1 Main design parameters of HTR

Reactor		VHTR	HTGR
Item			
1. General parameters			
Reactor type		LEU-UP ₂ He-cooled	Graphite-Moderated
Thermal output (MWt)		3,000	
Electric power generation (MWe)			(1,200) ^(*1)
Coolant temperature			
Reactor inlet (°C)		400	400
Reactor outlet (°C)		1,000	750
Coolant pressure (kg/cm ²)			40
Primary coolant flow (kg/sec)		963	1,651
2. Reactor core			
Equivalent core diameter (m)		10.3	8.4
Core height (m)		6	6
Thickness of reflector (m)		1	1
Number of fuel columns			
Standard fuel column		492	330
Control fuel column		82	55
Fuel elements/column		7	7
Fuel inventory (ton HM)		36.7	24.5
Fuel enrichment (w/o)		6.0	6.5
3. Fuel element			
Type of fuel element		Hex-block, hollow pin	
Number of fuel elements			
Standard fuel element		3,444	2,310
Control fuel element		574	385
Width of across flat (mm)			410
Hight (mm)			860
Fuel pin ^(*2)			
Inner diameter (mm)			20
Outer diameter (mm)			42
Pin hole diameter (mm)			50

Table 4.1 Continued

Item	Reactor	VHTR	HTGR
Type of coated fuel particles		LEU-UO ₂ ,	TRISO coating
Kernel diameter	(μm)		600
Thickness of coating	(μm)		160
Diameter of coated fuel particles	(μm)		920
4. Fuel cycle			
Fuel loading		Uniform radially, Zoning axially	Uniform
Fuel dwelling time	(yr)	3	2
Plant efficiency	(%)	70	70
Burnup	(MWd/ton)	62,800	62,300
Plutonium production (fissile/total, g/kg IHM)		7.7/12.8	8.4/13.3
Conversion ratio		0.55	0.52
5. Core characteristics			
Power density	(MW/m ³)	6	9
Specific power	(MW/ton)	81.8	122.6
Maximum fuel temperature	(°C)		1,400
Plant life time	(yr)	30	30

*1 Thermal efficiency ----- 40%,

*2 Monolithic fuel pin without gap.

Table 4.2 Fuel burnup and fuel dwelling time of selected fuel lattices.

	Item Enrich. (w/o)	Excess reactivity (Δk_{eff})	Burnup*1 (MWD/T)		Fuel dwelling time (Yr)
			Point	Refueling	
6 w/cm ³	5	0.342	35600	53400	659
			33900	50850	627
	5.2	0.349	37300	55900	690
			35500	53300	657
5.5	0.359	39750	59600	736	
		37950	56900	702	
6.0	0.372	43750	65650	810	
		41850	62750	775	
9 w/cm ³	6.0	0.376	44200	58900	485
			42200	56300	463
	6.2	0.381	46300	61700	508
43700			58300	480	
6.5	0.388	48700	64950	526	
		46750	62300	513	

*1 Upper-----without reactivity margin for reactor operation.
 Lower-----with

*2 Necessary time (Day);

	Load Factor		
	0.80	0.75	0.70
3 Batch refuel	877	822	767
2 " "	584	548	511

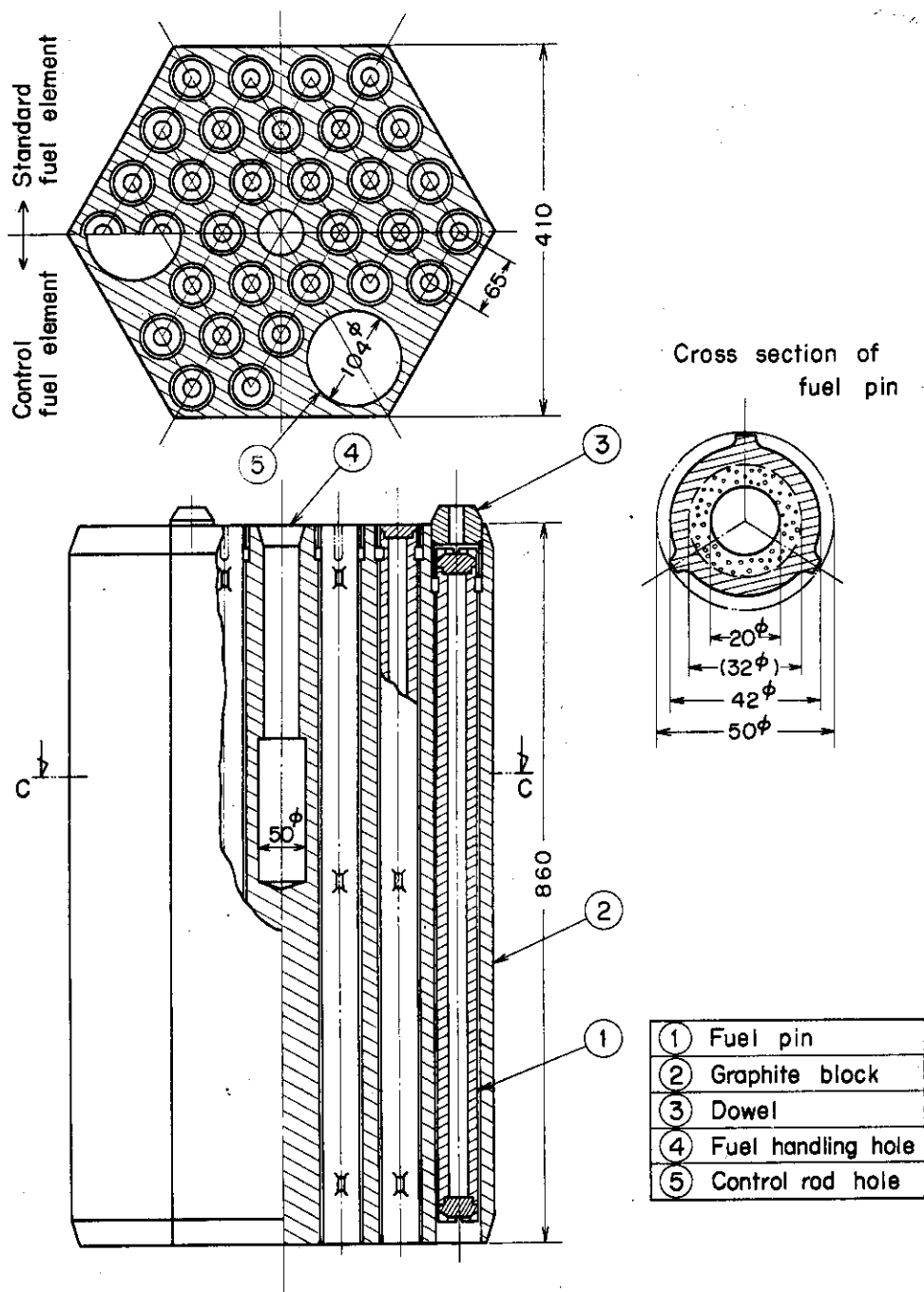


Fig. 4.1 Concept of fuel element for HTGR & VHTR

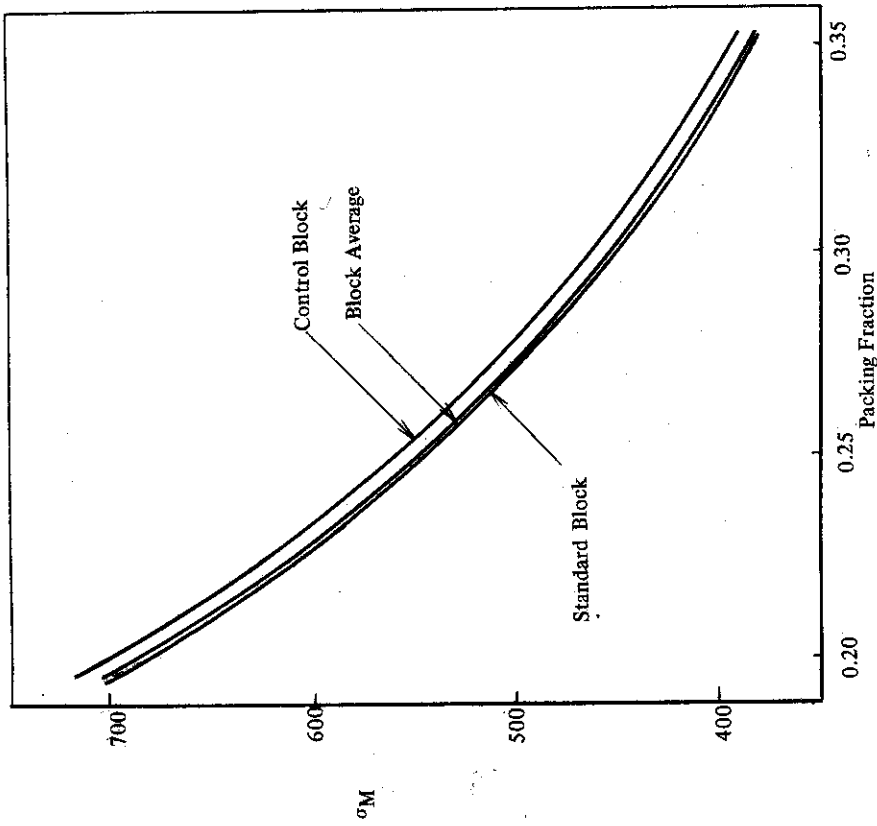


Fig. 4.3 Variation of σ_M with packing fraction of coated fuel particles.

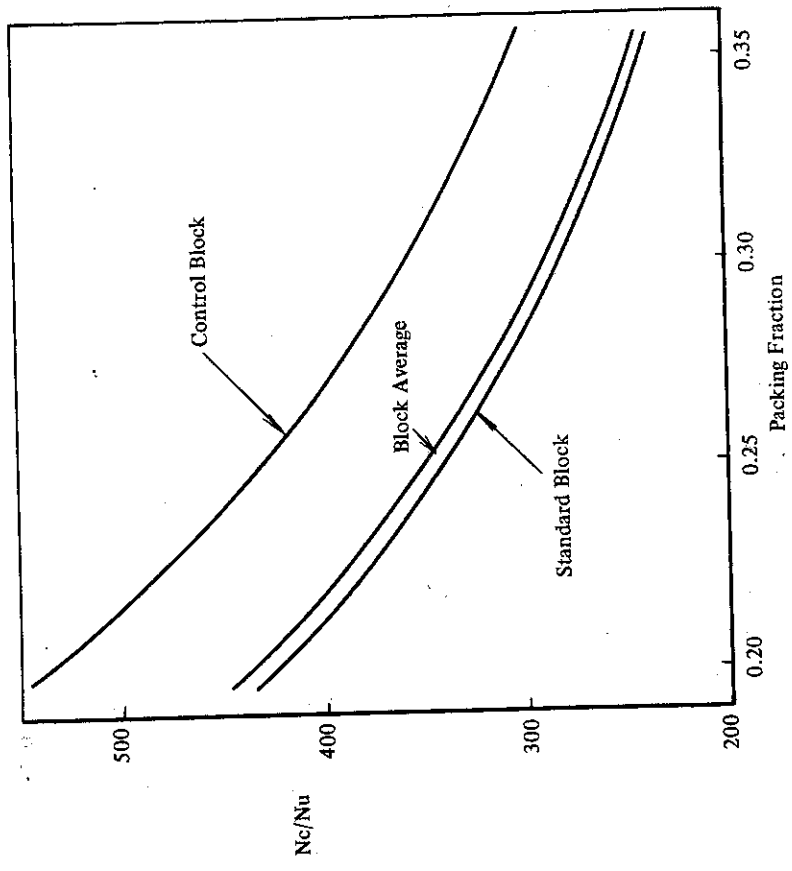


Fig. 4.2 Variation of N_c/N_u with packing fraction of coated fuel particles.

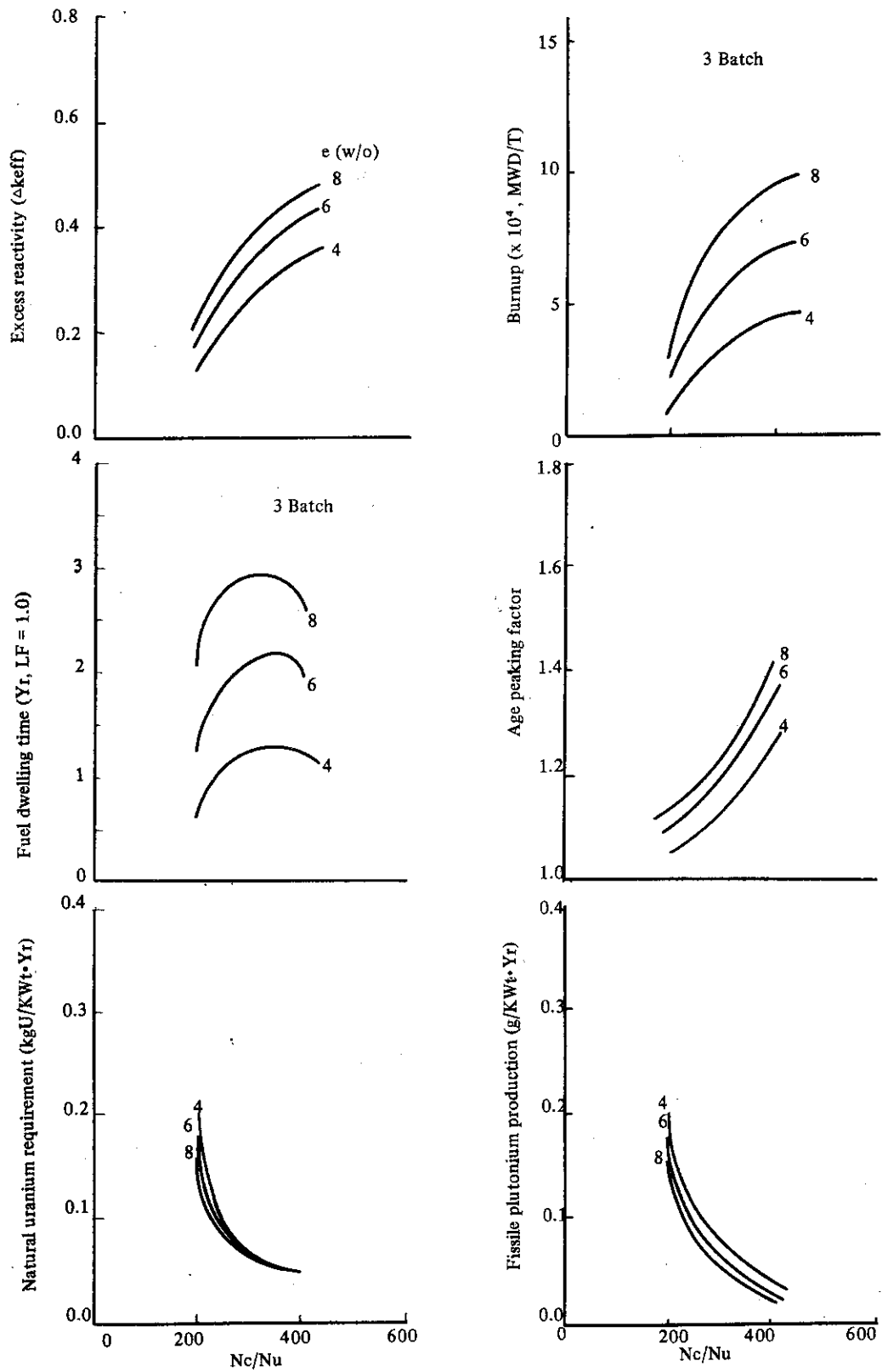


Fig. 4.4 Effect of N_c/N_u on nuclear characteristics of 3 batch refueling cores.

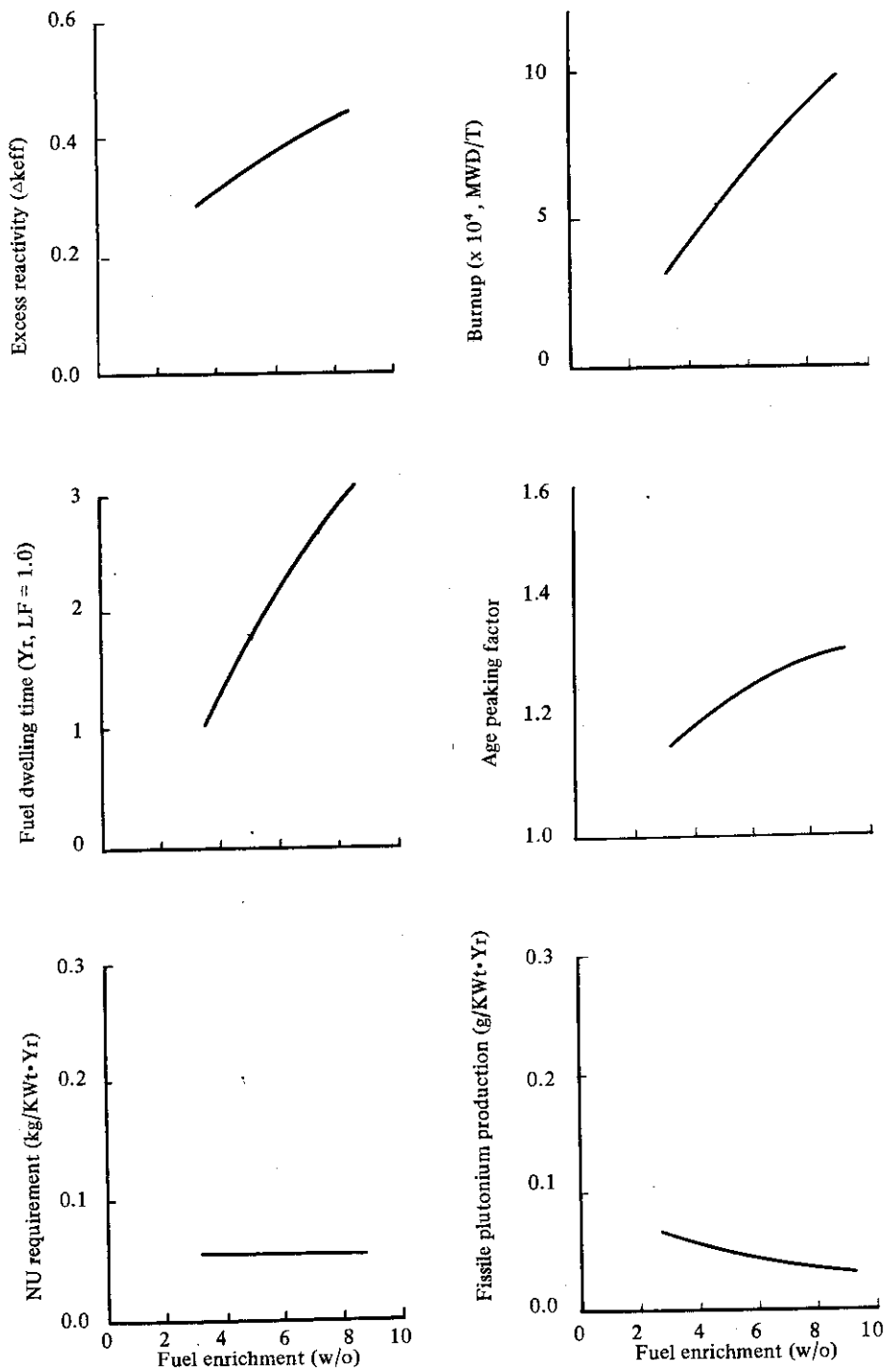


Fig. 4.5 Effect of fuel enrichment on nuclear characteristics of 3 batch refueling cores.

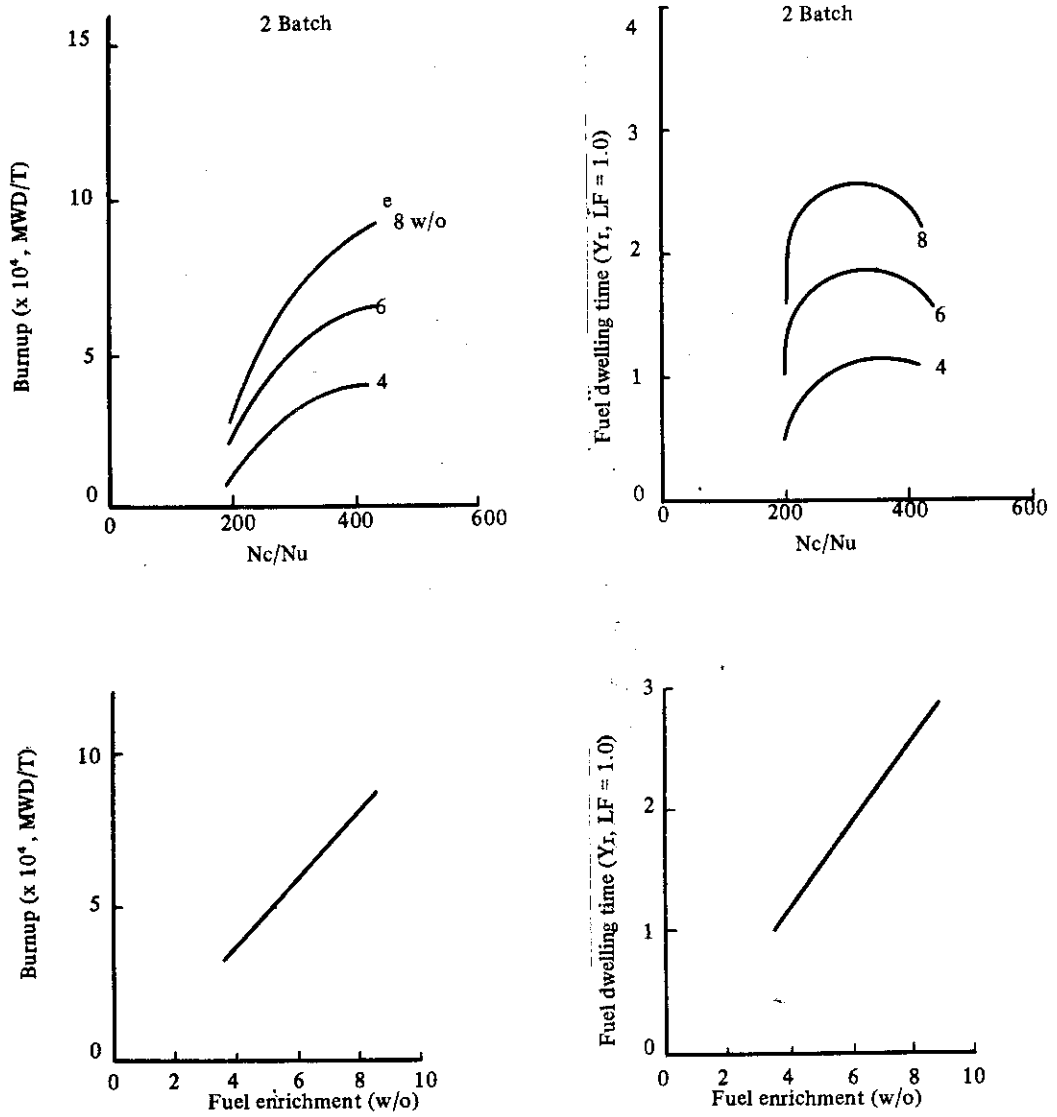


Fig. 4.6 Effect of Nc/Nu and fuel enrichment on nuclear characteristics of 2 batch refueling cores.

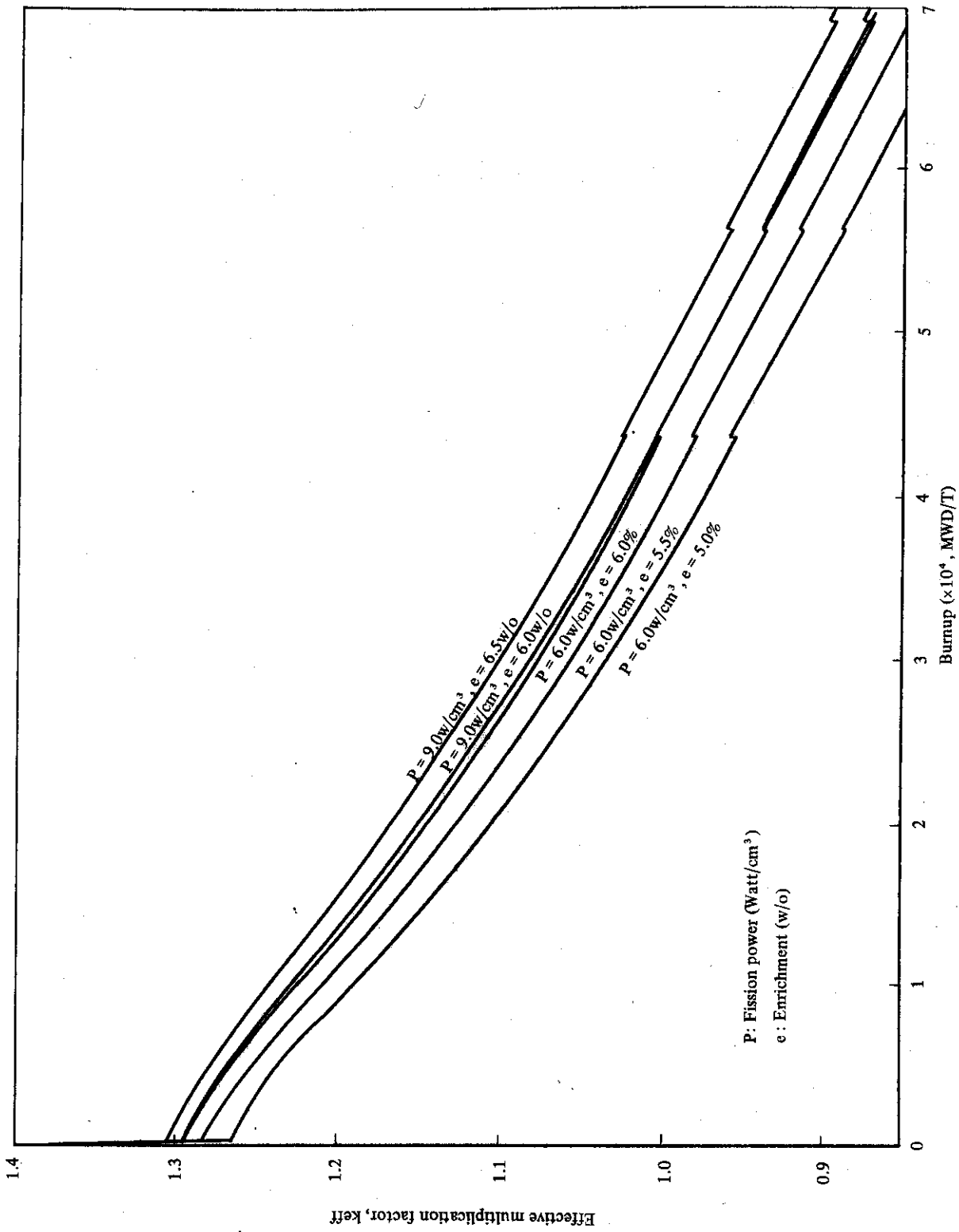


Fig. 4.7 Variation of effective multiplication factor with fuel burnup in VHTR and HTR cores

5. 燃料の物質収支特性

前章に述べた如く設定された低濃縮ウラン燃料使用大型多目的高温ガス炉 (VHTR) 及び大型発電用高温ガス炉 (HTGR) の燃料体について、炉心内燃焼ならびに炉心外への取出し後の冷却を考慮した物質収支の特性を解析した。なお、燃料のリサイクル方式はワンス・スルー方式に限られている。

以下、5.1節では燃料核種の収支を、5.2節にアクチノイド核種及び核分裂生成物の生成量と放射能を、また5.3節ではトリチウム及び炭素14による放射能の検討結果について各々述べる。

5.1 燃料の装荷、取替及び排出量

VHTR 及び HTGR に対する燃料物質収支を Table 5.1 に示す。前章でも述べたように、出力密度は VHTR で 6 w/cm^3 、HTGR で 9 w/cm^3 であることから、比出力は各々 81.8 w/g 、 122.6 w/g と HTGR で約 50% 大きくなっている。一方、燃料濃縮度は VHTR 及び HTGR で各々 6、6.5 w/o であり、燃料交換が各々 3 バッチ及び 2 バッチでもあることから、燃焼度は VHTR 及び HTGR でほぼ等しいものとなっている。

燃料の初装荷量は VHTR で 36.7 トン、HTGR で 24.5 トンと VHTR で約 50% 多くなっているが、年間取替量は VHTR 及び HTGR とともに 12.2 トンとほぼ等しい。一方、年間当りの使用済燃料の排出量をみると、VHTR 及び HTGR とともにほぼ 11.4 トンと等しいが、取り出しウラン及びプルトニウムの分裂性核種含有率は燃料濃縮度が若干高いことならびに燃焼度が若干低いこともあり HTGR でやや大きくなっている。Fig. 5.1, Table 5.2, 5.3 に燃焼にともなう主要な核種の生成挙動を示した。プルトニウム生成量は全量で VHTR 12.8 g/kg IHM 、HTGR 13.3 g/kg IHM であり、分裂性核種で各々 7.7 g/kg IHM 、 8.4 g/kg IHM で、生成効率はかなり良いものとなっている。

次に燃料物質収支の軽水炉との比較を Table 5.4 に示す。まず、高温ガス炉の比出力が軽水炉の 3~4 倍であるのに対し燃焼度は 2~2.5 倍でしかないため、燃料の炉内滞在時間が高温ガス炉ではかなり短くなることがわかる。燃料装荷量は高温ガス炉では軽水炉のほぼ $\frac{1}{2}$ ~ $\frac{1}{4}$ であり、年間当りの燃料取替量では高温ガス炉が軽水炉のほぼ $\frac{1}{2}$ になる。

天然ウラン所要量をみると単基当りでは高温ガス炉と軽水炉はほぼ同程度であるが、単位有効利用熱当りでは高温ガス炉がほぼ 10% 以上少なくなる。一方、分離作業量をみると、高温ガス炉は燃料濃縮度が高いこともあり、単基当りで軽水炉より 30~45% ほど多くなるが、単位有効利用熱当りでは同程度になる。さらに、高温ガス炉における分裂性プルトニウム生産量は軽水炉よりほぼ 40% 程度少ない。

なお、VHTR と HTGR とでは前者が天然ウラン所要量、分離作業量ならびに分裂性プルトニウム生産量ともにほぼ 10% 前後少なくなっている。

5.2 アクチニド核種及び核分裂生成物の生成量，放射能

VHTR 及び HTGR における燃料中のアクチニド核種の核種別放射能を Table 5.5 及び 5.6 に、その生成量を Table 5.7 及び 5.8 に各々示した。又、Fig. 5.2～5.4 には VHTR について核種別放射能の冷却時間に対する挙動を、さらに Fig. 5.5～5.7 には HTGR について同様の挙動を示した。これらの結果から次のことがわかる。

(i) 取出し直後の燃料中のアクチニド核種による放射能のうち β 放射能は α 放射能より大巾に高いが、冷却とともに、急速に減衰し、30日冷却後では 4～6 倍程度になる。 β 放射能の減衰は α 放射能のそれより若干大きいため 50～100 年程度の冷却時間で両放射能の大小関係は逆転する。

(ii) 取出し直後の放射能は殆んど ^{237}U 、 ^{238}Np 、 ^{239}Np 、 ^{241}Pu 、 ^{243}Pu 、 ^{242}Am 、 ^{244}Am 及び ^{242}Cm によるが、ほぼ半年の冷却後では殆んど ^{238}Pu 、 ^{241}Pu 、 ^{242}Cm 及び ^{244}Cm で占められる。そして、さらに 5～100 年の長期間冷却後ではこれは殆んど ^{238}Pu 、 ^{241}Pu 、 ^{241}Am 及び ^{244}Cm によるものになる。

(iii) VHTR の取出し燃料中の α 放射能は HTGR のそれより若干大きい、 β 放射能は取出し直後で約 30% 程度小さい。従って、全放射能としては取出し直後の燃料中では VHTR の方が HTGR より約 30% 低いことになるが、冷却時間が長くなり全放射能に占める α 放射能の割合が大きくなると VHTR の燃料中の放射能は HTGR のそれより大きくなっていく。

なお、参考のため本解析に際して想定した各核種の崩壊チェーン及び縮約 1 群定数を各々 Fig. 5.8 及び Table 5.9 に示しておく。

次に取出し燃料中の核分裂生成物による放射能について考察する。VHTR 及び HTGR からの取出し燃料中の主要な核分裂生成核種による放射能及び全放射能を各々 Table 5.10 及び 5.11 に示すとともに、それらを Fig. 5.9 及び Fig. 5.10 に図示した。これらの結果から次のことがわかる。

(i) 取出し直後の燃料中の放射能はアクチニド核種によるものよりかなり大きく、冷却時間に対する減衰も 100 年程度まではかなりゆるやかである。

(ii) 取出し直後の放射能は主として ^{89}Sr 、 ^{91}Y 、 ^{95}Zr 、 ^{95}Nb 、 ^{103}Ru 、 ^{107}Ru 、 $^{103\text{m}}\text{Rh}$ 、 ^{106}Rh 、 ^{131}I 、 ^{141}Ce 、 ^{144}Ce 、 ^{144}Pr などによるものが大きい、冷却時間 5～10 年程度では ^{85}Kr 、 ^{87}Rb 、 ^{90}Sr 、 ^{90}Y 、 ^{134}Cs 、 ^{137}Cs 、 $^{137\text{m}}\text{Ba}$ 、 ^{154}Eu などによるものが主となり、冷却時間 100 年程度では ^{90}Sr 、 ^{90}Y 、 ^{137}Cs 、 $^{137\text{m}}\text{Ba}$ などによるものが支配的になる。

(iii) VHTR の取出し燃料中の放射能は HTGR のそれより低く、特に冷却時間が 1 年以下の場合にはかなりの相違がある。

なお、Table 5.12 に燃料取出し半年後に再処理を行なった場合と行なわない場合の燃料中の放射能の比較を示した。ただし、再処理を行なう場合には核分裂生成核種のうち Xe、Kr 及び Br は 100%、I は 10% 除去されるとした。又ウランについては 99.9%、プルトニウムは 99.7% 回収されると仮定した。この結果から、アクチニド核種による放射能は再処理を行なえば大巾に減少するが、核分裂核種による放射能は殆んど減らず、全放射能は再処理の有無によっては余り変わらないといえよう。

最後に高温ガス炉の燃料中の放射能を軽水炉のそれと比較すると、使用済燃料 1 トン当りの値

としては軽水炉の2~3倍大きいが、高温ガス炉は燃料の装荷量が軽水炉の $\frac{1}{2}$ ~ $\frac{1}{4}$ であるため、単基当りの放射能の積算値としては高温ガス炉と軽水炉ともに同程度と考えられる。

5.3 トリチウム、炭素14による放射能

放射能を考える場合、アクチニド核種及び核分裂生成物以外の重要な核種として ^3H 及び ^{14}C があるが、これらは燃料体黒鉛中の不純物や、冷却材ヘリウムなどからも生成する。

まず、 ^3H は核分裂によるもののほか、冷却材ヘリウム中の ^3He との(n, p)反応及び黒鉛中に不純物として含まれる ^6Li との(n, α)反応によっても生成する。一方、 ^{14}C は黒鉛中に不純物として含まれる ^{14}N との(n, p)反応及び黒鉛中の ^{13}C との(n, γ)反応によって生成する。

そこで、これらの生成の過程を考慮して ^3H 及び ^{14}C の生成量を算出するとともにその放射能を推定した。解析にあたっては黒鉛中の不純物としての ^6Li 及び ^{14}N の濃度は測定例や海外における検討例なども参考にし各々0.1 ppm, 30 ppmと仮定した。又、 ^3He , ^6Li , ^3H , ^{14}N , ^{13}C 及び ^{14}C の熱中性子に対する反応断面積、無限希釈共鳴積分や半減期などについてはBNL-325 (2'nd) や "Table of Isotopes"⁽¹¹⁾によった。さらに、縮約1群定数作成のための中性子スペクトルには燃料物質収支算出時のVHTR及びHTGRに対するスペクトルを仮定した。

解析結果をTable 5.13にまとめて示した。 ^3H による放射能はアクチニド核種や ^3H 以外の核分裂生成物によるものよりかなり低いことがわかる。又、ヘリウム中でも ^3He から ^3H が生成するほか、さらに黒鉛中の ^6Li からも核分裂によるものの $1/10$ 程度の ^3H が生成するのがわかる。一方、 ^{14}C は半減期が長いこともあり放射能自身は低いもののかかなり長期間にわたり黒鉛中に存在することになる。なお、 ^{14}C は ^{13}C よりむしろ不純物として黒鉛中に含まれる ^{14}N からの生成が多く、その生成量を抑える立場からはこの ^{14}N の含有量の低減が重要になるといえる。

VHTRとHTGRを比較してみると、 ^3H に関してはHTGRの放射能が若干高くなり、 ^{14}C に関しては逆にVHTRの放射能の方が若干高いものとなっている。

Table 5.1 Fuel material balance of LEU-HTR

Reactor type		VHTR	HTGR
Thermal power	(MW)	3000	3000
Power density	(W/cm ³)	6.0	9.0
Specific power	(w/g)	81.8	122.6
Fuel enrichment	(w/o)	6.0	6.5
Fuel burnup*1	(MWD/T)	62,800	62,300
Fuel dwelling time*2	(Yr)	3.0	2.0
Initial fuel loading(ton HM)		36.67	24.47
U ²³⁵	(ton)	2.20	1.59
U ²³⁸	(ton)	34.47	22.88
Fuel reloading (annual) (ton HM)		12.22	12.23
Uranium	(ton)	12.22	12.23
U ²³⁵	(ton)	0.734	0.795
U ²³⁸	(ton)	11.49	11.44
Fissile nuclide content(w/o)		6.0	6.5
Fuel discharge (annual) (ton HM)		11.38	11.39
Uranium	(ton)	11.22	11.23
U ²³⁵	(kg)	157	180
U ²³⁶	(kg)	90	101
U ²³⁸	(ton)	10.97	10.95
Fissile nuclide content(w/o)		1.4	1.6
Plutonium (kg)		157	162
Pu ²³⁹		64	72
Pu ²⁴⁰		41	41
Pu ²⁴¹		31	31
Pu ²⁴²		21	18
Fissile nuclide content(w/o)		60	65

*1 Operational margin of reactivity ----- 0.01 Δk_{eff}

*2 Plant factor ----- 70 %

Table 5.2 Variation of isotopic compositions of uranium and plutonium with fuel burnup in LEU-VHTR.

Nuclides Burnup (MWD/T)	Uranium*				Plutonium*				Production of Plutonium**
	U ²³⁵	U ²³⁶	U ²³⁸	Pu ²³⁹	Pu ²⁴⁰	Pu ²⁴¹	Pu ²⁴²		
0	1.1293×10 ⁻⁵ 0.06	0.0 0.0	1.7468×10 ⁻⁴ 0.94	0.0 -	0.0 -	0.0 -	0.0 -	0.0 0.0	
5210	1.0095 0.055	2.1374×10 ⁻⁷ 0.001	1.7417 0.944	3.9253×10 ⁻⁷ 0.898	3.9947×10 ⁻⁸ 0.091	4.4424×10 ⁻⁹ 0.010	1.2390×10 ⁻¹⁰ -	2.36 2.15	
10380	9.0377×10 ⁻⁶ 0.049	4.0100 0.002	1.7364 0.948	6.3562 0.810	1.2091×10 ⁻⁷ 0.154	2.6497×10 ⁻⁸ 0.034	1.5289×10 ⁻⁹ 0.002	4.24 3.58	
20680	7.2093 0.040	7.1855 0.004	1.7251 0.956	8.9164 0.672	2.9690 0.224	1.2241×10 ⁻⁷ 0.092	1.5785×10 ⁻⁸ 0.012	7.18 5.49	
30950	5.6714 0.032	9.7456 0.005	1.7129 0.963	9.9364 0.575	4.3520 0.252	2.4539 0.142	5.3890 0.031	9.36 6.71	
41200	4.3769 0.025	1.1771×10 ⁻⁶ 0.007	1.6999 0.968	1.0210×10 ⁻⁶ 0.506	5.2773 0.261	3.5198 0.174	1.1826×10 ⁻⁷ 0.059	10.95 7.44	
51430	3.2959 0.019	1.3318 0.008	1.6860 0.973	1.0080 0.454	5.8355 0.263	4.2376 0.191	2.0484 0.092	12.04 7.76	
62750	2.3210 0.014	1.4527 0.008	1.6695 0.978	9.6678×10 ⁻⁷ 0.409	6.1542 0.261	4.6143 0.195	3.1878 0.135	12.82 7.74	

* Upper ----- Nuclide concentration (×10²⁴, atoms/cm³)
 Lower ----- Isotopic composition (fraction)
 ** Upper ----- Total plutonium (g/kgIHM)
 Lower ----- Fissile plutonium (g/kgIHM)

Table 5.3 Variation of isotopic compositions of uranium and plutonium with fuel burnup in LEU-HTGR.

Nuclides Burnup (MWD/T)	Uranium*			Plutonium*				Production of Plutonium
	U ²³⁵	U ²³⁵	U ²³⁸	Pu ²³⁹	Pu ²⁴⁰	Pu ²⁴¹	Pu ²⁴²	
0	1.2234×10 ⁻⁵ 0.065	0.0 0.0	1.7375×10 ⁻⁴ 0.935	0.0 -	0.0 -	0.0 -	0.0 -	0.0 0.0
5190	1.1023 0.060	2.1608×10 ⁻⁷ 0.001	1.7326 0.939	3.9309×10 ⁻⁷ 0.916	3.2760×10 ⁻⁸ 0.076	3.3819×10 ⁻⁹ 0.008	8.1534×10 ⁻¹¹ -	2.32 2.14
10360	9.9359×10 ⁻⁶ 0.054	4.0862 0.002	1.7275 0.943	6.5535 0.840	1.0307×10 ⁻⁷ 0.132	2.1004×10 ⁻⁸ 0.027	1.0525×10 ⁻⁹ 0.001	4.22 3.66
20650	8.0261 0.045	7.4016 0.004	1.7167 0.951	9.5453 0.714	2.6782 0.200	1.0386×10 ⁻⁷ 0.078	1.1556×10 ⁻⁸ 0.009	7.24 5.72
30920	6.3939 0.036	1.0123×10 ⁻⁶ 0.006	1.7051 0.958	1.0880×10 ⁻⁶ 0.619	4.0909 0.233	2.1955 0.125	4.1390 0.024	9.52 7.08
41170	4.9992 0.028	1.2317 0.007	1.6927 0.965	1.1337 0.548	5.1145 0.247	3.2945 0.159	9.4533 0.046	11.21 7.92
51400	3.8174 0.022	1.4031 0.008	1.6796 0.970	1.1296 0.493	5.7853 0.253	4.1160 0.180	1.6936×10 ⁻⁷ 0.074	12.41 8.35
62300	2.7707 0.016	1.5372 0.009	1.6645 0.975	1.0925 0.447	6.2027 0.254	4.6151 0.189	2.6780 0.110	13.25 8.42
* Upper ----- Nuclide concentration (×10 ²⁴ , atoms/cm ³) Lower ----- Isotopic composition (fraction)								
** Upper ----- Total plutonium (g/kgIHM) Lower ----- Fissile plutonium (g/kgIHM)								

Table 5.4 Comparison of fuel material balance between HTR and LWR

Reactor Type		VHTR	HTGR	BWR	PWR
Thermal power	(MW)	3000	3000	3000	3000
Thermal efficiency	(%)	-	40	34	33
Specific power	(w/g)	81.8	122.6	28	38
Burnup	(MWD/T)				
Initial loading fuel		55,800	51,900	17,000	22,600
Reload fuel		62,800	62,300	27,500	32,600
Uranium loading	(tonHM)				
Initial loading		36.67	24.47	107.1	78.9
(enrich. %)		(6.0)	(6.5)	(2.03)	(2.26)
Annual reloading		12.22	12.23	28.2	23.2
(enrich. %)		(6.0)	(6.5)	(2.73)	(3.21)
Natural uranium requirements*	(ton)				
Initial loading		454	330	411	342
Annual reloading		151	165	151	148
30-year cumulation		4682	5115	4639	4514
Separative work unit (ton/SWU)					
Initial loading		367	271	209	187
Annual reloading		122	136	91	97
30-year cumulation		3783	4215	2848	3000
Fissile plutonium production	(ton)				
Annual		0.095	0.103	0.166	0.162
30-year cumulation		2.85	3.09	5.162	4.994
30 year natural uranium requirement (ton/GWe)		(2080/3121)**	4263	4548	4560
30 year separative work (ton-SWU/GWe)		(1681/2522)**	3513	2792	3030
* Tail enrichment ----- 0.25% ** Right; type of mainly process heat use --- thermal effective efficiency, 70% Left; type of mainly electric power use -- " ,50% *** Plant factor 70%					

Table 5.5 Radioactivity of actinide in spent fuels annually discharged from VHTR core.

Cooling Time	0	30d	100d	0.5y	1.0y	2y	3y	5y	10y	20y	50y	100y	10 ³ y	10 ⁴ y	10 ⁵ y	10 ⁶ y
Uranium																
U-232	1.67 -2	1.89 -2	2.39 -2	2.95 -2	4.07 -2	5.93 -2	7.37 -2	9.30 -2	1.12 -1	1.10 -1	8.36 -2	5.22 -2	1.08 -5	1.58-42	0.0	0.0
U-234	8.97 -2	1.02 -1	1.30 -1	1.65 -1	2.43 -1	4.02 -1	5.61 -1	8.77 -1	1.64 0	3.09 0	6.79 0	1.13 1	2.03 1	1.98 1	1.54 1	1.23 0
U-235	2.89 -1	2.89 -1	2.89 -1	2.89 -1	2.89 -1	2.89 -1	2.89 -1	2.89 -1	2.89 -1	2.89 -1	2.89 -1	2.89 -1	2.89 -1	2.89 -1	2.89 -1	2.89 -1
U-236	6.17 0	6.17 0	6.17 0	6.17 0	6.17 0	6.17 0	6.17 0	6.17 0	6.17 0	6.18 0	6.18 0	6.20 0	6.43 0	7.86 0	8.75 0	8.52 0
U-237	2.02 7	9.29 5	7.85 2	8.28 1	8.06 1	7.64 1	7.25 1	6.53 1	5.02 1	2.97 1	6.14 0	4.44 -1	2.60 -4	1.33 -4	1.62 -7	1.14-36
U-238	3.67 0	3.67 0	3.67 0	3.67 0	3.67 0	3.67 0	3.67 0	3.67 0	3.67 0	3.67 0	3.67 0	3.67 0	3.67 0	3.67 0	3.67 0	3.67 0
U-239	5.56 8	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Total, α	1.60 1	1.03 1	1.03 1	1.03 1	1.04 1	1.06 1	1.08 1	1.11 1	1.19 1	1.33 1	1.70 1	2.15 1	3.07 1	3.16 1	2.81 1	1.37 1
Total, β	5.76 8	9.29 5	7.85 2	8.28 1	8.06 1	7.64 1	7.25 1	6.53 1	5.02 1	2.97 1	6.14 0	4.44 -1	2.60 -4	1.33 -4	1.62 -7	1.14-36
Neptunium																
Np-236	3.12 1	4.39 -9	4.52-32	3.65-59	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Np-237	6.46 0	6.63 0	6.64 0	6.64 0	6.64 0	6.64 0	6.65 0	6.66 0	6.72 0	6.92 0	7.77 0	9.36 0	2.48 1	3.00 1	2.92 1	2.18 1
Np-238	9.22 6	4.62 2	4.27 -8	6.36-20	4.39-46	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Np-239	5.56 8	8.12 4	7.69 2	7.69 2	7.69 2	7.69 2	7.69 2	7.69 2	7.69 2	7.68 2	7.66 2	7.63 2	7.05 2	3.22 2	1.25 -1	9.88-36
Np-240	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Total, α	6.46 0	6.63 0	6.64 0	6.64 0	6.64 0	6.64 0	6.65 0	6.66 0	6.72 0	6.92 0	7.77 0	9.36 0	2.48 1	3.00 1	2.92 1	2.18 1
Total, β	5.65 8	8.16 4	7.69 2	7.69 2	7.69 2	7.69 2	7.69 2	7.69 2	7.69 2	7.68 2	7.66 2	7.63 2	7.05 2	3.22 2	1.25 -1	0.0
Plutonium																
Pu-236	2.90 0	2.85 0	2.72 0	2.58 0	2.28 0	1.79 0	1.40 0	8.63 -1	2.55 -1	2.24 -2	1.51 -5	7.84-11	0.0	0.0	0.0	0.0
Pu-238	5.12 4	5.25 4	5.38 4	5.49 4	5.63 4	5.68 4	5.66 4	5.57 4	5.36 4	4.94 4	3.88 4	2.60 4	2.10 1	4.10-18	0.0	0.0
Pu-239	4.11 3	4.26 3	4.26 3	4.26 3	4.26 3	4.26 3	4.26 3	4.26 3	4.26 3	4.26 3	4.26 3	4.25 3	4.16 3	3.33 3	2.70 2	2.09 -9
Pu-240	9.25 3	9.25 3	9.25 3	9.25 3	9.25 3	9.26 3	9.27 3	9.28 3	9.30 3	9.34 3	9.37 3	9.35 3	8.50 3	3.29 3	2.50 -1	1.57-42
Pu-241	3.69 6	3.67 6	3.63 6	3.59 6	3.50 6	3.32 6	3.15 6	2.83 6	2.18 6	1.29 6	2.66 5	1.93 4	1.13 1	5.79 0	7.04 -3	4.96-32
Pu-242	9.43 1	9.43 1	9.43 1	9.43 1	9.43 1	9.43 1	9.43 1	9.43 1	9.43 1	9.43 1	9.43 1	9.43 1	9.41 1	9.26 1	7.85 1	1.51 1
Pu-243	1.52 7	4.56-37	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Total, α	1.53 7	6.61 4	6.74 4	6.85 4	6.99 4	7.04 4	7.02 4	6.94 4	6.72 4	6.31 4	5.25 4	3.97 4	1.28 4	6.72 3	3.49 2	1.51 1
Total, β	3.69 6	3.67 6	3.63 6	3.59 6	3.50 6	3.32 6	3.15 6	2.83 6	2.18 6	1.29 6	2.66 5	1.93 4	1.13 1	5.79 0	7.04 -3	4.96-32
Americium																
Am-241	3.34 3	3.80 3	4.86 3	6.09 3	8.77 3	1.39 4	1.88 4	2.78 4	4.64 4	7.11 4	9.66 4	9.63 4	2.48 4	6.12 0	7.40 -3	5.22-32
Am-242m	1.39 2	1.39 2	1.39 2	1.39 2	1.38 2	1.38 2	1.37 2	1.36 2	1.33 2	1.27 2	1.11 2	8.80 1	1.45 0	2.11-18	0.0	0.0
Am-242	2.25 6	1.39 2	1.39 2	1.39 2	1.38 2	1.38 2	1.37 2	1.36 2	1.33 2	1.27 2	1.11 2	8.80 1	1.45 0	2.11-18	0.0	0.0
Am-243	7.68 2	7.70 2	7.69 2	7.69 2	7.69 2	7.69 2	7.69 2	7.69 2	7.69 2	7.68 2	7.66 2	7.63 2	7.05 2	3.22 2	1.25 -1	9.88-36
Am-244	4.05 6	1.40-15	1.19-65	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Total, α	4.05 6	4.57 3	5.63 3	6.86 3	9.54 3	1.47 4	1.95 4	2.85 4	4.71 4	7.19 4	9.74 4	9.71 4	2.55 4	3.28 2	1.32 -1	5.22-32
Total, β	2.25 6	1.39 2	1.39 2	1.39 2	1.38 2	1.38 2	1.37 2	1.36 2	1.33 2	1.27 2	1.11 2	8.80 1	1.45 0	2.11-18	0.0	0.0
I.T.	1.39 2	1.39 2	1.39 2	1.39 2	1.38 2	1.38 2	1.37 2	1.36 2	1.33 2	1.27 2	1.11 2	8.80 1	1.45 0	2.11-18	0.0	0.0
Curium																
Cm-242	1.19 6	1.05 6	7.80 5	5.49 5	2.53 5	5.36 4	1.15 4	6.23 2	1.12 2	1.07 2	9.32 1	7.42 1	1.22 0	1.78-18	0.0	0.0
Cm-243	3.56 2	3.55 2	3.54 2	3.52 2	3.48 2	3.41 2	3.34 2	3.20 2	2.87 2	2.31 2	1.20 2	4.08 1	1.37 -7	0.0	0.0	0.0
Cm-244	7.58 4	7.59 4	7.53 4	7.46 4	7.32 4	7.03 4	6.76 4	6.25 4	5.13 4	3.46 4	1.06 4	1.48 3	5.83-13	0.0	0.0	0.0
Cm-245	1.22 1	1.22 1	1.22 1	1.22 1	1.22 1	1.22 1	1.22 1	1.22 1	1.22 1	1.22 1	1.21 1	1.21 1	1.13 1	5.78 0	7.03 -3	4.95-32
Total, α	1.26 6	1.13 6	8.56 5	6.24 5	3.26 5	1.24 5	7.94 4	6.35 4	5.17 4	3.50 4	1.08 4	1.61 3	1.25 1	5.78 0	7.03 -3	4.95-32
Total, β	2.06 7	1.20 6	9.29 5	7.00 5	4.06 5	2.09 5	1.69 5	1.61 5	1.66 5	1.70 5	1.61 5	1.38 5	3.84 4	7.11 3	4.06 2	5.06 1
I.T.	1.15 9	4.68 6	3.64 6	3.59 6	3.50 6	3.32 6	3.15 6	2.84 6	2.18 6	1.29 6	2.67 5	2.01 4	7.18 2	3.27 2	1.32 -1	4.96-32
Total, I.T.	1.39 2	1.39 2	1.39 2	1.39 2	1.38 2	1.38 2	1.37 2	1.36 2	1.33 2	1.27 2	1.11 2	8.80 1	1.45 0	2.11-18	0.0	0.0

* (a ± b) means a × 10^b ** Unit; Curie *** Annually discharged fuels--- 11.4 ton HM

Table 5.6 Radioactivity of actinide in spent fuels annually discharged from HTGR core.

Cooling time	0	30d	100d	0.5y	1.0y	2y	3y	5y	10y	20y	50y	100y	10 ³ y	10 ⁴ y	10 ⁵ y	10 ⁶ y
Uranium																
U-232	1.12 -2	1.36 -2	1.88 -2	2.46 -2	3.64 -2	5.58 -2	7.08 -2	9.10 -2	1.11 -1	1.10 -1	8.33 -2	5.20 -2	1.08 -5	1.57-42	0.0	0.0
U-234	5.15 -2	6.21 -2	8.71 -2	1.17 -1	1.85 -1	3.21 -1	4.58 -1	7.28 -1	1.39 0	2.63 0	5.80 0	9.64 0	1.74 1	1.69 1	1.32 1	1.05 0
U-235	3.43 -1	3.43 -1	3.43 -1	3.43 -1	3.43 -1	3.43 -1	3.43 -1	3.43 -1	3.43 -1	3.43 -1	3.43 -1	3.43 -1	3.43 -1	3.43 -1	3.43 -1	3.43 -1
U-236	6.60 0	6.60 0	6.60 0	6.60 0	6.60 0	6.60 0	6.60 0	6.60 0	6.60 0	6.60 0	6.61 0	6.62 0	6.84 0	8.18 0	9.00 0	8.77 0
U-237	3.13 7	1.44 6	1.16 3	7.76 1	7.54 1	7.15 1	6.79 1	6.11 1	4.70 1	2.78 1	5.74 0	4.15 -1	1.65 -4	8.42 -5	1.02 -7	7.21-37
U-238	3.68 0	3.68 0	3.68 0	3.68 0	3.68 0	3.68 0	3.68 0	3.68 0	3.68 0	3.68 0	3.68 0	3.68 0	3.68 0	3.68 0	3.68 0	3.68 0
U-239	7.99 8	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Total, α	1.60 1	1.07 1	1.07 1	1.08 1	1.08 1	1.10 1	1.12 1	1.14 1	1.21 1	1.34 1	1.65 1	2.03 1	2.82 1	2.91 1	2.62 1	1.38 1
Total, β	8.30 8	1.44 6	1.16 3	7.76 1	7.54 1	7.15 1	6.79 1	6.11 1	4.70 1	2.78 1	5.74 0	4.15 -1	1.65 -4	8.42 -5	1.02 -7	7.21-37
Neptunium																
Np-236	4.77 1	6.71 -9	6.90-32	5.58-59	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Np-237	6.80 0	7.06 0	7.07 0	7.07 0	7.07 0	7.08 0	7.08 0	7.09 0	7.15 0	7.33 0	8.12 0	9.58 0	2.39 1	2.87 1	2.79 1	2.08 1
Np-238	1.28 7	6.39 2	5.91 -8	8.82-20	6.09-46	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Np-239	7.99 8	1.16 5	5.62 2	5.62 2	5.62 2	5.62 2	5.62 2	5.62 2	5.62 2	5.61 2	5.60 2	5.57 2	5.15 2	2.35 2	9.14 -2	7.22-36
Np-240	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Total, α	6.80 0	7.06 0	7.07 0	7.07 0	7.07 0	7.08 0	7.08 0	7.09 0	7.15 0	7.33 0	8.12 0	9.58 0	2.39 1	2.87 1	2.79 1	2.08 1
Total, β	8.12 8	1.17 5	5.62 2	5.62 2	5.62 2	5.62 2	5.62 2	5.62 2	5.62 2	5.61 2	5.60 2	5.57 2	5.15 2	2.35 2	9.14 -2	7.22-36
Plutonium																
Pu-236	3.01 0	2.97 0	2.84 0	2.68 0	2.38 0	1.86 0	1.46 0	8.99 -1	2.66 -1	2.33 -2	1.57 -5	8.17-11	0.0	0.0	0.0	0.0
Pu-238	4.47 4	4.60 4	4.59 4	4.76 4	4.85 4	4.88 4	4.85 4	4.78 4	4.59 4	4.24 4	3.33 4	2.22 4	1.73 1	2.48-18	0.0	0.0
Pu-239	4.86 3	5.07 3	5.07 3	5.07 3	5.07 3	5.07 3	5.07 3	5.07 3	5.07 3	5.07 3	5.06 3	5.06 3	4.94 3	3.91 3	3.11 2	2.41 -9
Pu-240	8.69 3	8.69 3	8.69 3	8.70 3	8.70 3	8.70 3	8.71 3	8.71 3	8.73 3	8.75 3	8.77 3	8.74 3	7.95 3	3.08 3	2.33 -1	1.46-42
Pu-241	3.45 6	3.43 6	3.40 6	3.36 6	3.27 6	3.10 6	2.95 6	2.65 6	2.04 6	1.21 6	2.49 5	1.80 4	7.16 0	3.66 0	4.45 -3	3.14-32
Pu-242	7.39 1	7.39 1	7.39 1	7.39 1	7.39 1	7.39 1	7.39 1	7.39 1	7.39 1	7.39 1	7.93 1	7.39 1	7.38 1	7.26 1	6.61 1	1.19 1
Pu-243	1.72 7	5.18-37	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Total, α	1.73 7	5.99 4	6.08 4	6.15 4	6.23 4	6.26 4	6.24 4	6.17 4	5.98 4	5.63 4	4.72 4	3.61 4	1.30 4	7.06 3	3.73 2	1.19 1
Total, β	3.45 6	3.43 6	3.40 6	3.36 6	3.27 6	3.10 6	2.95 6	2.65 6	2.04 6	1.21 6	2.49 5	1.80 4	7.16 0	3.66 0	4.45 -3	3.14-32
Americium																
Am-241	2.04 3	2.47 3	3.46 3	4.61 3	7.12 3	1.19 4	1.65 4	2.49 4	4.23 4	6.55 4	8.94 4	8.92 4	2.30 4	3.88 0	4.68 -3	3.30-32
Am-242m	8.41 1	8.40 1	8.40 1	8.39 1	8.37 1	8.33 1	8.29 1	8.22 1	8.03 1	7.67 1	6.69 1	5.33 1	8.77 -1	1.28-18	0.0	0.0
Am-242	1.97 6	8.40 1	8.40 1	8.39 1	8.37 1	8.33 1	8.29 1	8.22 1	8.03 1	7.67 1	6.69 1	5.33 1	8.77 -1	1.28-18	0.0	0.0
Am-243	5.61 2	5.62 2	5.62 2	5.62 2	5.62 2	5.62 2	5.62 2	5.62 2	5.62 2	5.61 2	5.60 2	5.57 2	5.15 2	2.35 2	9.14 -2	7.22-36
Am-244	4.23 6	1.47-15	1.24-65	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Total, α	4.24 6	3.03 3	4.02 3	5.18 3	7.68 3	1.25 4	1.70 4	2.54 4	4.29 4	6.61 4	8.99 4	8.97 4	2.35 4	2.39 2	9.60 -2	3.30-32
Total, β	1.97 6	8.40 1	8.40 1	8.39 1	8.37 1	8.33 1	8.29 1	8.22 1	8.03 1	7.67 1	6.69 1	5.33 1	8.77 -1	1.28-18	0.0	0.0
I.T.	8.41 1	8.40 1	8.40 1	8.39 1	8.37 1	8.33 1	8.29 1	8.22 1	8.03 1	7.67 1	6.69 1	5.33 1	8.77 -1	1.28-18	0.0	0.0
Curium																
Cm-242	7.99 5	7.09 5	5.27 5	3.71 5	1.71 5	3.62 4	7.72 3	4.13 2	6.78 1	6.46 1	5.64 1	4.49 1	7.38 -1	1.08-18	0.0	0.0
Cm-243	2.22 2	2.21 2	2.21 2	2.20 2	2.17 2	2.12 2	2.08 2	1.99 2	1.79 2	1.44 2	7.51 1	2.54 1	8.56 -8	0.0	0.0	0.0
Cm-244	5.14 4	5.15 4	5.11 4	5.06 4	4.97 4	4.77 4	4.59 4	4.24 4	3.48 4	2.35 4	7.20 3	1.00 3	3.96-13	0.0	0.0	0.0
Cm-245	7.70 0	7.70 0	7.70 0	7.70 0	7.70 0	7.70 0	7.70 0	7.70 0	7.70 0	7.69 0	7.68 0	7.65 0	7.15 0	3.65 0	4.44 -3	3.13-32
Total, α	8.51 5	7.61 5	5.78 5	4.22 5	2.21 5	8.42 4	5.38 4	4.30 4	3.51 4	2.37 4	7.34 3	1.08 3	7.89 0	3.65 0	4.44 -3	3.13-32
Total, β	2.24 7	8.24 5	6.43 5	4.88 5	2.91 5	1.59 5	1.33 5	1.30 5	1.38 5	1.46 5	1.44 5	1.27 5	3.65 4	7.36 3	4.27 2	4.65 1
I.T.	1.65 9	4.99 6	3.40 6	3.36 6	3.27 6	3.11 6	2.95 6	2.65 6	2.04 6	1.21 6	2.50 5	1.86 4	5.23 2	2.39 2	9.58 -2	3.14-32
Total	8.41 1	8.40 1	8.40 1	8.39 1	8.37 1	8.33 1	8.29 1	8.22 1	8.03 1	7.67 1	6.69 1	5.33 1	8.77 -1	1.28-18	0.0	0.0

* (a b) means $\alpha \times 10^{\pm b}$ ** Unit; Curie *** Annually discharged fuels--- 11.4 ton HM

Table 5.7 Buildup and decay of actinide in spent fuels annually discharged from VHTR core.

Cooling time	0	30d	100d	0.5y	1.0y	2y	3y	5y	10y	20y	50y	100y	10 ³ y	10 ⁴ y	10 ⁵ y	10 ⁶ y
Uranium																
U-232	8.0(-7)	9.0(-7)	1.1(-6)	1.4(-6)	1.9(-6)	2.8(-6)	3.5(-6)	4.4(-6)	5.3(-6)	5.2(-6)	4.0(-6)	2.5(-6)	5.2(-10)	7.5(-47)	0.0	0.0
U-234	0.014	0.016	0.021	0.027	0.039	0.065	0.091	0.142	0.266	0.499	1.096	1.821	3.28	3.20	2.48	0.20
U-235	135.0	135.0	135.0	135.0	135.0	135.0	135.0	135.0	135.0	135.0	135.0	135.0	135.0	135.0	134.9	134.8
U-236	97.3	97.3	97.3	97.3	97.3	97.3	97.3	97.3	97.3	97.3	97.5	97.7	101.4	123.9	137.9	134.3
U-237	0.248	0.011	9.6(-6)	1.0(-6)	9.9(-7)	9.4(-7)	8.9(-7)	8.0(-7)	6.1(-7)	3.6(-7)	7.5(-8)	5.4(-9)	3.2(-12)	1.6(-12)	2.0(-15)	1.4(-44)
U-238	11016.0	11016.0	11016.0	11016.0	11016.0	11016.0	11016.0	11016.0	11016.0	11016.0	11016.0	11016.0	11016.0	11015.9	11015.8	11014.3
U-239	0.017	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Total	11248.5	11248.2	11248.2	11248.2	11248.2	11248.3	11248.3	11248.3	11248.5	11248.8	11249.5	11250.4	11255.6	11278.0	11291.1	11283.6
Neptunium																
Np-236	5.2(-8)	7.3(-18)	7.5(-41)	6.0(-68)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Np-237	9.16	9.40	9.41	9.41	9.41	9.41	9.41	9.44	9.53	9.81	11.01	13.26	35.12	42.55	41.37	30.90
Np-238	0.0353	1.8(-6)	1.6(-16)	2.4(-28)	1.7(-54)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Np-239	2.39	3.5(-4)	3.3(-6)	3.3(-6)	3.3(-6)	3.3(-6)	3.3(-6)	3.3(-6)	3.3(-6)	3.3(-6)	3.3(-6)	3.3(-6)	3.0(-6)	1.4(-6)	5.4(-10)	4.2(-44)
Np-240	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Total	11.59	9.40	9.41	9.41	9.41	9.41	9.42	9.44	9.53	9.81	11.01	13.26	35.12	42.55	41.37	30.90
Plutonium																
Pu-236	5.4(-6)	5.4(-6)	5.1(-6)	4.8(-6)	4.3(-6)	3.4(-6)	2.6(-6)	1.6(-6)	4.8(-7)	4.2(-8)	2.8(-11)	1.5(-16)	0.0	0.0	0.0	0.0
Pu-238	2.93	3.00	3.08	3.14	3.22	3.25	3.24	3.19	3.06	2.83	2.22	1.48	0.0012	2.3(-22)	0.0	0.0
Pu-239	67.01	69.42	69.42	69.42	69.42	69.42	69.41	69.41	69.40	69.39	69.34	69.26	67.82	54.28	4.40	3.4(-11)
Pu-240	40.80	40.80	40.81	40.82	40.83	40.86	40.89	40.94	41.05	41.20	41.36	41.25	37.53	14.53	0.0011	6.9(-45)
Pu-241	32.77	32.63	32.30	31.92	31.09	29.50	27.99	25.20	19.38	11.46	2.37	0.171	1.0(-4)	5.1(-5)	6.3(-8)	4.4(-37)
Pu-242	24.16	24.16	24.16	24.16	24.16	24.16	24.16	24.16	24.16	24.16	24.16	24.16	24.12	23.73	20.12	3.88
Pu-243	5.9(-3)	1.8(-46)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Total	167.68	170.02	169.77	169.46	168.72	167.19	165.70	162.90	157.06	149.04	139.45	136.33	129.47	92.53	24.51	3.88
Americium																
Am-241	1.03	1.17	1.50	1.88	2.70	4.29	5.79	8.56	14.30	21.94	29.80	29.71	7.65	0.0019	2.3(-6)	1.6(-35)
Am-242m	0.0143	0.0143	0.0143	0.0142	0.0142	0.0142	0.0141	0.0140	0.0136	0.0130	0.0114	0.0090	1.5(-4)	2.2(-22)	0.0	0.0
Am-242	2.8(-3)	1.7(-7)	1.7(-7)	1.7(-7)	1.7(-7)	1.7(-7)	1.7(-7)	1.7(-7)	1.6(-7)	1.6(-7)	1.4(-7)	1.1(-7)	1.8(-9)	2.6(-27)	0.0	0.0
Am-243	4.15	4.15	4.15	4.15	4.15	4.15	4.15	4.15	4.15	4.15	4.14	4.12	3.81	1.736	6.75(-4)	5.3(-38)
Am-244	3.2(-3)	1.1(-24)	9.3(-75)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Total	5.20	5.34	5.67	6.05	6.87	8.46	9.96	12.73	18.46	26.10	33.95	33.84	11.46	1.738	6.77(-4)	1.61(-35)
Curium																
Cm-242	0.358	0.317	0.236	0.166	0.0763	0.0162	0.0035	1.9(-4)	3.4(-5)	3.2(-5)	2.8(-5)	2.2(-5)	3.7(-7)	5.4(-25)	0.0	0.0
Cm-243	0.0077	0.0077	0.0077	0.0077	0.0076	0.0074	0.0073	0.0061	0.0062	0.0050	0.0026	0.00089	3.0(-12)	0.0	0.0	0.0
Cm-244	0.910	0.910	0.903	0.895	0.878	0.844	0.811	0.750	0.616	0.415	0.127	0.0177	7.0(-18)	0.0	0.0	0.0
Cm-245	0.0776	0.0776	0.0776	0.0776	0.0776	0.0776	0.0776	0.0776	0.0775	0.0774	0.0773	0.0770	0.0720	0.0368	4.47(-5)	3.2(-34)
Total	1.353	1.313	1.224	1.147	1.040	0.945	0.900	0.835	0.700	0.498	0.207	0.0957	0.0720	0.0368	4.47(-5)	3.15(-34)
Total	11434.3	11434.3	11434.3	11434.3	11434.3	11434.3	11434.3	11434.3	11434.2	11434.2	11434.1	11433.9	1143.17	11414.9	11357.0	11318.4

* (a ± b) means a × 10^b ** Unit; kg *** Annually discharged fuels--- 11.4 ton HM

Table 5.8 Buildup and decay of actinide in spent fuels annually discharged from HICR core.

Cooling Time	0	30d	100d	0.5y	1.0y	2y	3y	5y	10y	20y	50y	100y	10 ³ y	10 ⁴ y	10 ⁵ y	10 ⁶ y
Uranium																
U-232	5.4(-7)	6.5(-7)	9.0(-7)	1.2(-6)	1.7(-6)	2.7(-6)	3.4(-6)	4.3(-6)	5.3(-6)	5.2(-6)	4.0(-6)	2.5(-6)	5.1(-10)	7.5(-47)	0.0	0.0
U-234	0.008	0.010	0.014	0.019	0.030	0.052	0.074	0.118	0.224	0.424	0.936	1.557	2.81	2.74	2.13	0.17
U-235	159.9	159.9	159.9	159.9	159.9	159.9	159.9	159.9	159.9	159.9	159.9	159.9	159.9	159.9	159.9	159.8
U-236	104.0	104.0	104.0	104.0	104.0	104.0	104.0	104.0	104.0	104.1	140.2	104.4	107.8	128.9	141.9	138.3
U-237	0.383	0.018	1.4(-5)	9.5(-7)	9.2(-7)	8.8(-7)	8.3(-7)	7.5(-7)	5.7(-7)	3.4(-7)	7.0(-8)	5.1(-9)	2.0(-12)	1.0(-12)	1.3(-15)	8.8(-45)
U-238	11048.8	11048.8	11048.8	11048.8	11048.8	11048.8	11048.8	11048.8	11048.8	11048.8	11048.8	11048.8	11048.8	11048.8	11048.6	11047.1
U-237	0.024	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Total	11313.1	11312.7	11312.7	11312.7	11312.7	11312.8	11312.8	11312.8	11313.0	11313.2	11313.8	11314.7	11319.3	11340.4	11352.6	11345.3
Neptunium																
Np-236	7.9(-8)	1.1(-17)	1.1(-40)	9.2(-68)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Np-237	9.64	10.01	10.02	10.02	10.03	10.03	10.04	10.06	10.13	10.39	11.50	13.58	33.82	40.69	39.54	29.54
Np-238	0.0489	2.4(-6)	2.3(-16)	3.4(-28)	2.3(-54)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Np-239	3.44	4.9(-4)	2.4(-6)	2.4(-6)	2.4(-6)	2.4(-6)	2.4(-6)	2.4(-6)	2.4(-6)	2.4(-6)	2.4(-6)	2.4(-6)	2.2(-6)	1.0(-6)	3.9(-10)	3.1(-44)
Np-240	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Total	13.13	10.01	10.02	10.02	10.03	10.03	10.04	10.06	10.13	10.39	11.50	13.58	33.82	40.69	39.54	29.54
Plutonium																
Pu-236	5.7(-6)	5.6(-6)	5.3(-6)	5.0(-6)	4.5(-6)	3.5(-6)	2.7(-6)	1.7(-6)	5.0(-7)	4.4(-8)	3.0(-11)	1.5(-16)	0.0	0.0	0.0	0.0
Pu-238	2.56	2.63	2.68	2.72	2.77	2.79	2.78	2.73	2.63	2.42	1.90	1.27	9.9(-4)	1.4(-22)	0.0	0.0
Pu-239	79.17	82.63	82.63	82.63	82.63	82.62	82.62	82.62	82.61	82.59	82.53	82.42	80.56	63.67	5.07	3.9(-11)
Pu-240	38.37	38.37	38.37	38.38	38.38	38.40	38.42	38.45	38.52	38.62	38.69	38.56	35.08	13.58	0.0010	6.5(-45)
Pu-241	30.66	30.53	30.22	29.86	29.09	27.60	26.19	23.58	18.13	10.72	2.22	0.160	6.6(-5)	3.3(-5)	4.0(-8)	2.8(-37)
Pu-242	18.95	18.95	18.95	18.95	18.95	18.95	18.95	18.95	18.95	18.95	18.95	18.95	18.92	18.61	15.78	3.04
Pu-243	6.7(-3)	2.0(-46)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Total	169.71	173.10	172.85	172.54	171.83	170.37	168.96	166.34	160.84	153.30	144.28	141.36	134.56	95.86	20.86	3.04
Americium																
Am-241	0.629	0.761	0.07	1.42	2.20	3.68	5.08	7.68	13.05	20.20	27.57	27.51	7.08	0.00120	1.4(-6)	1.0(-35)
Am-242m	0.0086	0.0086	0.0086	0.0086	0.0086	0.0086	0.0085	0.0084	0.0083	0.0079	0.0069	0.0055	9.0(-5)	1.3(-22)	0.0	0.0
Am-242	2.4(-3)	1.0(-7)	1.0(-7)	1.0(-7)	1.0(-7)	1.0(-7)	1.0(-7)	1.0(-7)	9.9(-8)	9.5(-8)	8.3(-8)	6.6(-8)	1.1(-9)	1.6(-27)	0.0	0.0
Am-243	3.03	3.04	3.04	3.04	3.04	3.03	3.03	3.03	3.03	3.03	3.02	3.01	2.78	1.269	4.93(-4)	3.9(-38)
Am-244	3.3(-3)	1.2(-24)	9.8(-75)	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Total	3.67	3.81	4.11	4.47	5.24	6.72	8.13	10.72	16.09	23.24	30.60	30.52	9.86	1.270	4.95(-4)	1.02(-35)
Curium																
Cm-242	0.241	0.214	0.159	0.112	0.0515	0.0109	0.0023	1.2(-4)	2.0(-5)	2.0(-5)	1.7(-5)	1.4(-5)	2.2(-7)	3.3(-25)	0.0	0.0
Cm-243	0.0048	0.0048	0.0048	0.0048	0.0047	0.0046	0.0045	0.0043	0.0039	0.0031	0.0016	0.00055	1.9(-12)	0.0	0.0	0.0
Cm-244	0.616	0.618	0.613	0.608	0.596	0.573	0.551	0.509	0.418	0.282	0.0864	0.0120	4.7(-18)	0.0	0.0	0.0
Cm-245	0.0491	0.0491	0.0491	0.0490	0.0490	0.0490	0.0490	0.0490	0.0490	0.0490	0.0489	0.0487	0.0455	0.0233	2.83(-5)	2.0(-34)
Total	0.912	0.886	0.826	0.774	0.701	0.637	0.607	0.563	0.471	0.334	0.1369	0.0613	0.0455	0.0233	2.83(-5)	1.99(-34)
Total	11500.5	11500.5	11500.5	11500.5	11500.5	11500.5	11500.5	11500.5	11500.5	11500.5	11500.3	11500.2	11497.6	11478.2	11413.0	11377.9

* (a ± b) means ax10^b ** Unit; kg ** Annually discharged fuels---- 11.4 ton HM

Table 5.9 Condensed one group constants for VHTR and HTGR lattices

(i) $P = 6.0 \text{ w/cm}^3$, $e = 6.0 \text{ w/o}$

C.S. Nuclide	σ_a	σ_f	σ_c	$\nu\sigma_f$	σ_c/σ_a	σ_f/σ_a	$\sigma_{n,2n}$
U-235	108.17	88.50	19.67	214.12	0.1818	0.8182	0.00103 0.000210
U-236	12.687	0.0535	12.634	0.1430	0.9958	0.00422	
U-238	3.136	0.0239	3.112	0.0654	0.9923	0.00762	
Np-237	62.246	0.1734	62.073	0.5102	0.9972	0.00279	
Pu-238	81.48	3.152	78.33		0.9613	0.0387	
Pu-239	519.2	321.6	197.6	924.1	0.3806	0.6194	0.000207
Pu-240	322.99	0.2437	322.75	0.7384	0.9993	0.0007545	
Pu-241	382.2	282.0	100.2	827.0	0.2622	0.7378	
Pu-242	39.565	0.1397	39.425	0.4275	0.9965	0.00353	
Am-241	159.02	0.6184	158.4		0.9961	0.00389	
Am-242m	1405.7	939.9	465.8	0.3416	0.3314	0.6686	
Am-243	61.634	0.1034	61.531		0.9983	0.00168	
Cm-242	9.721	1.598	8.123		0.8356	0.1644	
Cm-243	203.39	154.1	49.29		0.2423	0.7577	
Cm-244	28.489	0.6591	27.83		0.9768	0.0231	

(ii) $P = 9.0 \text{ w/cm}^3$, $e = 6.5 \text{ w/o}$

C.S. Nuclide	σ_a	σ_f	σ_c	$\nu\sigma_f$	σ_c/σ_a	σ_f/σ_a	$\sigma_{n,2n}$
U-235	109.29	89.52	19.77	216.57	0.1809	0.8191	0.00106 0.000216
U-236	13.015	0.0551	12.960	0.1473	0.9958	0.00423	
U-238	3.181	0.0246	3.156	0.0673	0.9921	0.00773	
Np-237	58.169	0.1784	57.991	0.5248	0.9969	0.00307	
Pu-238	82.10	3.189	78.91		0.9611	0.0388	
Pu-239	446.7	291.3	155.4	837.1	0.3479	0.6521	0.000213
Pu-240	315.21	0.2504	314.96	0.7589	0.9992	0.000794	
Pu-241	366.9	272.0	94.9	797.4	0.2587	0.7413	
Pu-242	40.565	0.1439	40.421	0.4403	0.9965	0.00355	
Am-241	161.13	0.6258	160.5		0.9961	0.00388	
Am-242m	1420.5	946.7	473.8	0.3518	0.3335	0.6665	
Am-243	62.620	0.1065	62.514		0.9983	0.00170	
Cm-242	9.912	1.629	8.283		0.8357	0.1643	
Cm-243	206.34	156.4	49.94		0.2420	0.7580	
Cm-244	29.142	0.6722	28.47		0.9769	0.0231	

Table 5.10 Radioactivity of fission products in spent fuels annually discharged fuels from VHTR core.

Nuclide	Cooling time (Yr)											
	0	0.5	1	5	10	50	100	500	10 ³	10 ⁴	10 ⁵	10 ⁶
Se ⁷⁹	7.23+0 6.34-1	7.23+0 6.34-1	7.23+0 6.34-1	7.23+0 6.34-1	7.22+0 6.34-1	7.22+0 6.33-1	7.22+0 6.33-1	7.19+0 6.30-1	7.15+0 6.27-1	6.49+0 5.70-1	2.49+0 2.18-1	1.68-4 1.47-5
Kr ⁸⁵	2.29+5 2.01+4	2.22+5 1.95+4	2.15+5 1.89+4	1.66+5 1.46+4	1.20+5 1.06+4	9.14+3 8.01+2	3.64+2 3.19+1	2.30-9 2.02-10	2.32-23 2.03-24	0.0 0.0		
Rb ⁸⁷	4.41+5 3.87+4	4.38+5 3.84+4	4.35+5 3.82+4	4.12+5 3.61+4	3.84+5 3.37+4	2.01+5 1.93+4	1.10+5 9.67+3	4.29+2 3.76+1	4.17-1 3.66-2	2.50-55 2.19-56	0.0 0.0	
Sr ⁸⁹	2.82+7 2.48+6	2.34+6 2.05+5	1.94+5 1.70+4	4.25-4 3.73-5	6.41-15 5.62-16	0.0 0.0						
Sr ⁹⁰	1.74+6 1.52+5	1.71+6 1.50+5	1.69+6 1.49+5	1.54+6 1.35+5	1.36+6 1.20+5	5.23+5 4.58+4	1.57+5 1.38+4	1.07+1 9.35-1	6.55-5 5.74-6	0.0 0.0		
Y ⁹⁰	1.73+6 1.52+5	1.71+6 1.50+5	1.69+6 1.49+5	1.54+6 1.35+5	1.37+6 1.20+5	5.23+5 4.59+4	1.57+5 1.38+4	1.07+1 9.35-1	6.55-5 5.76-6	0.0 0.0		
Y ⁹¹	4.54+7 3.11+6	4.15+6 3.64+5	4.83+5 4.23+4	1.59-2 1.40-3	7.13-12 6.25-13	0.0 0.0						
Zr ⁹³	6.59+1 5.78+0	6.60+1 5.79+0	6.60+1 5.79+0	6.60+1 5.79+0	6.60+1 5.79+0	6.59+1 5.78+0	5.59+1 5.78+0	5.59+1 5.78+0	5.59+1 5.78+0	5.55+1 5.74+0	6.13+1 5.38+0	3.18+1 2.79+0
Zr ⁹⁵	4.79+7 4.20+6	5.94+6 6.09+5	1.01+6 8.83+4	1.94-1 1.70-2	7.83-10 6.87-11	0.0 0.0						
Nb ⁹³	1.68+1 1.47+1	1.80+1 1.57+0	1.91+1 1.67+0	2.71+1 2.38+0	3.51+1 3.08+0	5.91+1 5.18+0	6.24+1 5.47+0	5.26+1 5.49+0	6.26+1 5.49+0	6.22+1 5.46+0	5.82+1 5.11+0	3.02+1 2.65+0
Nb ⁹⁴	1.75-1 1.53-2	1.75-1 1.53-2	1.75-1 1.53-2	1.75-1 1.53-2	1.75-1 1.53-2	1.74-1 1.53-2	1.74-1 1.53-2	1.72-1 1.51-2	1.69-1 1.48-2	1.24-1 1.08-2	5.45-3 4.78-4	1.52-16 1.33-17
Nb ⁹⁵	4.79+7 4.20+6	1.35+7 1.18+6	2.13+6 1.87+5	4.18-1 3.66-2	1.69-9 1.48-10	0.0 0.0						
Tc ⁹⁹	3.28+2 2.87+1	3.30+2 2.89+1	3.30+2 2.89+1	3.30+2 2.89+1	3.30+2 2.89+1	3.30+2 2.89+1	3.29+2 2.89+1	3.29+2 2.89+1	3.29+2 2.88+1	3.19+2 2.80+1	2.38+2 2.09+1	1.27+1 1.11+0
Ru ¹⁰³	3.98+7 3.49+6	1.66+6 1.46+5	6.91+4 6.06+3	6.13-7 5.38-8	9.43-21 8.27-22	0.0 0.0						
Ru ¹⁰⁶	1.41+7 1.24+6	1.00+7 8.78+5	7.10+6 6.23+5	4.53+5 3.97+4	1.45+4 1.27+3	1.62-8 1.43-9	1.87-23 1.64-24	0.0 0.0				
Rh ^{103m}	3.94+7 3.46+6	1.64+6 1.44+5	6.85+4 6.01+3	6.07-7 5.33-8	9.34-21 8.20-22	0.0 0.0						
Rh ¹⁰⁶	1.69+7 1.49+6	1.00+7 8.78+5	7.10+6 6.23+5	4.53+5 3.97+4	1.45+4 1.27+3	1.62-8 1.43-9	1.87-23 1.64-24	0.0 0.0				
Pd ¹⁰⁷	2.63+0 2.31-1	2.63+0 2.31-1	2.63+0 2.31-1	2.63+0 2.31-1	2.63+0 2.31-1	2.63+0 2.31-1	2.63+0 2.31-1	2.63+0 2.31-1	2.63+0 2.31-1	2.63+0 2.31-1	2.60+0 2.28-1	2.38+0 2.09-1
Sb ¹²⁵	1.97+5 1.72+4	1.74+5 1.53+4	1.53+5 1.35+4	5.55+4 4.87+3	1.56+4 1.37+3	6.01-1 5.27-2	1.83-6 1.60-7	1.33-50 1.17-51	0.0 0.0			
Te ^{125m}	3.77+4 3.30+3	3.81+4 3.34+3	3.41+4 2.99+3	1.24+4 1.09+3	3.48+3 3.05+2	1.34-1 1.18-2	4.08-7 3.57-8	2.97-51 2.61-52	0.0 0.0			
I ¹²⁹	8.46-1 7.42-2	8.55-1 7.50-2	8.55-1 7.50-2	8.55-1 7.50-2	8.55-1 7.50-2	8.55-1 7.50-2	8.55-1 7.50-2	8.55-1 7.50-2	8.55-1 7.50-2	8.55-1 7.50-2	8.51-1 7.47-2	8.19-1 7.18-2
I ¹³¹	2.68+7 2.35+6	4.27+0 3.74-1	6.58-7 5.77-8	1.89-61 1.66-62	0.0 0.0							
Cs ¹³⁴	4.43+6 3.88+5	3.74+6 3.28+5	3.16+6 2.77+5	8.22+5 7.21+4	1.53+5 1.34+4	2.16-1 1.90-2	1.05-8 9.25-10	3.39-67 2.98-68	0.0 0.0			
Cs ¹³⁵	7.59+0 6.66-1	7.62+0 6.68-1	7.62+0 6.68-1	7.62+0 6.68-1	7.62+0 6.68-1	7.62+0 6.68-1	7.62+0 6.68-1	7.62+0 6.68-1	7.62+0 6.68-1	7.59+0 6.66-1	7.39+0 6.48-1	5.63+0 4.94-1
Cs ¹³⁷	2.51+6 2.20+5	2.48+6 2.18+5	2.45+6 2.15+5	2.24+6 1.96+5	1.99+6 1.75+5	7.96+5 6.98+4	2.52+5 2.21+4	2.58+1 2.27+0	2.66-4 2.33-5	0.0 0.0		
Ba ^{137m}	2.35+6 2.06+5	2.32+6 2.03+5	2.29+6 2.01+5	2.09+6 1.83+5	1.86+6 1.64+5	7.44+5 6.53+4	2.36+5 2.07+4	2.42+1 2.12+0	2.49-4 2.18-5	0.0 0.0		
Ce ¹⁴¹	4.77+7 4.19+6	9.83+5 8.62+4	2.01+4 1.76+3	6.04-10 5.30-11	7.61-27 6.67-28	0.0 0.0						
Ce ¹⁴⁴	3.35+7 2.94+6	2.15+7 1.88+6	1.38+7 1.21+6	3.91+5 3.43+4	4.56+3 4.00+2	1.57-12 1.37-13	7.32-32 6.42-33	0.0 0.0				
Pr ¹⁴⁴	3.39+7 2.97+6	2.15+7 1.88+6	1.38+7 1.21+6	3.91+5 3.43+4	4.56+3 4.00+2	1.57-12 1.37-13	7.32-32 6.42-33	0.0 0.0				
Pm ¹⁴⁷	3.92+6 3.44+5	3.62+6 3.17+5	3.17+6 2.78+5	1.10+6 9.65+4	2.93+5 2.57+4	7.48+0 6.56-1	1.35-5 1.19-6	1.56-51 1.37-52	0.0 0.0			
Pm ^{148m}	5.61+6 4.92+5	2.66+5 2.34+4	1.26+4 1.11+3	3.18-7 2.79-8	1.80-20 1.58-21	0.0 0.0						
Sm ¹⁵¹	3.93+3 3.45+2	4.08+3 4.58+2	4.07+3 3.57+2	3.95+3 3.46+2	3.80+3 3.34+2	2.82+3 2.48+2	1.94+3 1.71+2	9.84+1 8.63+0	2.36+0 2.07-1	1.67-29 1.46-30	0.0 0.0	
Eu ¹⁵⁴	2.66+5 2.33+4	2.54+5 2.23+4	2.43+5 2.14+4	1.71+5 1.50+4	1.09+5 9.59+3	3.12+3 2.74+2	3.66+1 3.21+0	1.30-14 1.14-15	6.38-34 5.60-35	0.0 0.0		
Eu ¹⁵⁵	1.76+5 1.55+4	1.64+5 1.44+4	1.53+5 1.34+4	8.81+4 7.73+3	4.40+4 3.86+3	1.71+2 1.50+1	1.67-1 1.46-2	1.33-25 1.16-26	9.98-56 8.75-57	0.0 0.0		
Tb ¹⁵⁸	8.87-1 7.78-2	8.86-1 7.77-2	8.86-1 7.77-2	8.84-1 7.76-2	8.82-1 7.74-2	8.66-1 7.60-2	8.46-1 7.43-2	7.04-1 6.17-2	5.58-1 4.90-2	8.70-3 7.63-4	7.33-21 6.43-22	0.0 0.0
Total F.P.	4.75+9 4.17+8	1.12+8 9.83+6	6.16+7 5.41+6	1.19+7 1.05+6	7.75+6 6.80+5	2.82+6 2.48+5	9.16+5 8.04+4	1.11+3 9.76+1	5.09+2 4.47+1	4.93+2 4.32+1	3.86+2 3.39+1	8.35+1 7.33+0

* Unit; Curie
 ** (a ± b) means a × 10^{±b}
 *** Upper ----- For total discharged fuels (11.4 ton H.M.)
 Lower ----- For unit discharged fuel (1 ton H.M.)

Table 5.11 Radioactivity of fission products in spent fuels annually discharged fuels from HTGR core.

Cooling time (Yr)	0	0.5	1	5	10	50	100	500	10 ³	10 ⁴	10 ⁵	10 ⁶
Se ⁷⁹	7.49+0 6.57-1	7.49+0 6.57-1	7.49+0 6.57-1	7.49+0 6.57-1	7.49+0 6.57-1	7.48+0 6.57-1	7.48+0 6.56-1	7.45+0 6.53-1	7.41+0 6.50-1	6.73+0 5.90-1	2.58+0 2.26-1	1.74-4 1.52-5
Kr ⁸⁵	2.41+5 2.12+4	2.34+5 2.05+4	2.26+5 1.99+4	1.75+5 1.53+4	1.27+5 1.11+4	9.61+3 8.43+2	3.83+2 3.36+1	2.43-9 2.13-10	2.44-23 2.14-24	0.0 0.0		
Rb ⁸⁷	4.59+5 4.03+4	4.56+5 4.00+4	4.53+5 3.97+4	4.29+5 3.76+4	4.00+5 3.51+4	2.30+5 2.01+4	1.15+5 1.01+4	4.46+2 3.92+1	4.34-1 3.81-2	2.60-55 2.28-56	0.0 0.0	
Sr ⁸⁹	4.40+7 3.86+6	3.65+6 3.20+5	3.03+5 2.65+4	6.63-4 5.82-5	1.00-14 8.77-16	0.0 0.0						
Sr ⁹⁰	1.81+6 1.59+5	1.79+6 1.57+5	1.77+6 1.55+5	1.61+6 1.41+5	1.43+6 1.25+5	5.47+5 4.79+4	1.65+5 1.44+4	1.11+1 9.78-1	6.85-5 6.01-6	0.0 0.0		
Y ⁹⁰	1.81+6 1.58+5	1.79+6 1.57+5	1.77+6 1.55+5	1.61+6 1.41+5	1.43+6 1.25+5	5.47+5 4.80+4	1.65+5 1.44+4	1.11+1 9.78-1	6.85-5 6.01-6	0.0 0.0		
Y ⁹¹	5.49+7 4.81+6	6.43+6 5.64+5	7.48+5 6.56+4	2.47-2 2.17-3	1.10-11 9.69-13	0.0 0.0						
Zr ⁹³	6.74+1 5.91+0	6.74+1 5.92+0	6.74+1 5.92+0	6.74+1 5.92+0	6.74+1 5.92+0	6.74+1 5.92+0	6.74+1 5.92+0	6.74+1 5.91+0	6.74+1 5.91+0	6.69+1 5.87+0	6.27+1 5.50+0	3.25+1 2.85+0
Zr ⁹⁵	7.25+7 6.36+6	1.05+7 9.22+5	1.52+6 1.34+5	2.93-1 2.57-2	1.19-9 1.04-10	0.0 0.0						
Nb ^{93m}	1.80+1 1.58+0	1.92+1 1.68+0	2.03+1 1.78+0	2.84+1 2.49+0	3.64+1 3.20+0	6.05+1 5.30+0	6.38+1 5.59+0	6.40+1 5.62+0	6.40+1 5.62+0	6.36+1 5.58+0	5.96+1 5.22+0	3.09+1 2.71+0
Nb ⁹⁴	1.87-1 1.64-2	1.87-1 1.64-2	1.87-1 1.64-2	1.87-1 1.64-2	1.87-1 1.64-2	1.86-1 1.64-2	1.86-1 1.63-2	1.84-1 1.61-2	1.80-1 1.58-2	1.32-1 1.16-2	5.82-3 5.11-4	1.62-16 1.42-17
Nb ⁹⁵	7.22+7 6.33+6	2.04+7 1.79+6	3.22+6 2.83+5	6.32-1 5.55-2	2.56-9 2.24-10	0.0 0.0						
Tc ⁹⁹	3.27+2 2.87+1	3.30+2 2.90+1	3.30+2 2.90+1	3.30+2 2.90+1	3.30+2 2.90+1	3.30+2 2.90+1	3.30+2 2.90+1	3.30+2 2.89+1	3.29+2 2.89+1	3.20+2 2.80+1	2.38+2 2.09+1	1.27+1 1.12+0
Ru ¹⁰³	5.79+7 5.08+6	2.42+6 2.12+5	1.01+5 8.83+3	8.92-7 7.83-8	1.37-20 1.20-21	0.0 0.0						
Ru ¹⁰⁶	1.58+7 1.38+6	1.12+7 9.81+5	7.93+6 6.95+5	5.06+5 4.43+4	1.62+4 1.42+3	1.81-8 1.59-9	2.09-23 1.83-24	0.0 0.0				
Rh ^{103m}	5.73+7 5.03+6	2.39+6 2.10+5	9.97+4 8.75+3	8.84-7 7.76-8	1.36-20 1.19-21	0.0 0.0						
Rh ¹⁰⁶	2.11+7 1.85+6	1.12+7 9.81+5	7.93+6 6.95+5	5.06+5 4.43+4	1.62+4 1.42+3	1.81+8 1.59+9	2.09-23 1.83-24	0.0 0.0				
Pd ¹⁰⁷	2.40+0 2.11-1	2.40+0 2.11-1	2.40+0 2.11-1	2.40+0 2.11-1	2.40+0 2.11-1	2.40+0 2.11-1	2.40+0 2.11-1	2.40+0 2.11-1	2.40+0 2.11-1	2.40+0 2.10-1	2.38+0 2.08-1	2.17+0 1.91-1
Sb ¹²⁵	2.04+5 1.79+4	1.81+5 1.59+4	1.60+5 1.40+4	5.78+4 5.07+3	1.62+4 1.42+3	6.26-1 5.49-2	1.90-6 1.67-7	1.39-50 1.22-51	0.0 0.0			
Te ^{125m}	3.67+4 3.22+3	3.94+4 3.46+3	3.55+4 3.11+3	1.29+4 1.13+3	3.62+3 3.17+2	1.40-1 1.22-2	4.24-7 3.72-8	3.09-51 2.71-52	0.0 0.0			
I ¹²⁹	8.27-1 7.25-2	8.39-1 7.36-2	8.39-1 7.36-2	8.39-1 7.36-2	8.39-1 7.36-2	8.39-1 7.36-2	8.39-1 7.36-2	8.39-1 7.36-2	8.39-1 7.36-2	8.39-1 7.36-2	8.36-1 7.33-2	8.04-1 7.05-2
I ¹³¹	3.98+7 3.49+6	6.33+0 5.56-1	7.97-7 6.99-8	2.80-61 2.46-62	0.0 0.0							
Cs ¹³⁴	4.54+6 3.99+5	3.84+6 3.37+5	3.25+6 2.85+5	8.44+5 7.40+4	1.57+5 1.38+4	2.22-1 1.95-2	1.08-8 9.50-10	3.48-67 3.06-68	0.0 0.0			
Cs ²³⁵	5.77+0 5.06-1	5.80+0 5.09-1	5.80+0 5.09-1	5.80+0 5.09-1	5.80+0 5.09-1	5.80+0 5.09-1	5.80+0 5.09-1	5.80+0 5.09-1	5.80+0 5.09-1	5.78+0 5.07-1	5.63+0 4.94-1	4.29+0 3.76-1
Cs ¹³⁷	2.52+6 2.21+5	2.49+6 2.19+5	2.47+6 2.16+5	2.25+6 1.97+5	2.01+6 1.76+5	8.00+5 7.02+4	2.54+5 2.23+4	2.60+1 2.28+0	2.67-4 2.35-5	0.0 0.0		
Ba ^{137m}	2.37+6 2.08+5	2.33+6 2.05+5	2.31+6 2.02+5	.210+6 1.84+5	1.87+6 1.64+5	7.48+5 6.56+4	2.37+5 2.08+4	.243+1 2.13+0	2.50-4 2.19-5	0.0 0.0		
Ce ¹⁴¹	7.17+7 6.29+6	1.48+6 1.29+5	3.02+4 2.65+3	9.08-10 7.96-11	1.14-26 1.00-27	0.0 0.0						
Ce ¹⁴⁴	4.29+7 3.76+6	2.75+7 2.41+6	1.76+7 1.55+6	5.00+5 4.39+4	5.84+3 5.12+2	2.00-12 1.76-13	9.37-32 8.22-33	0.0 0.0				
Pr ¹⁴⁴	4.37+7 3.83+6	2.75+7 2.41+6	1.76+7 1.55+6	5.00+5 4.39+4	5.84+3 5.12+2	2.00-12 1.76-13	9.37-32 8.22-33	0.0 0.0				
Pm ¹⁴⁷	4.26+6 3.73+5	4.01+6 3.52+5	3.51+6 3.08+5	1.22+6 1.07+5	3.25+5 2.85+4	8.28+0 7.27-1	1.50-5 1.32-5	1.73-51 1.52-52	0.0 0.0			
Pm ^{148m}	8.56+6 7.51+5	4.06+5 3.56+4	1.93+4 1.69+3	4.85-7 4.25-8	2.74-20 2.41-21	0.0 0.0						
Sm ¹⁵¹	4.04+3 3.54+2	4.28+3 3.75+2	4.26+3 3.74+2	4.13+3 3.63+2	3.98+3 3.49+2	2.96+3 2.59+2	2.04+3 1.79+2	1.03+2 9.04+0	2.47+0 2.17-1	1.74-29 1.53-30	0.0 0.0	
Eu ¹⁵⁴	2.57+5 2.25+4	2.45+5 2.15+4	2.35+5 2.06+4	1.64+5 1.44+4	1.05+5 9.25+3	3.01+3 2.64+2	3.53+1 3.09+0	1.26-14 1.10-15	6.15-34 5.40-35	0.0 0.0		
Eu ¹⁵⁵	1.70+5 1.49+4	1.59+5 1.39+4	1.48+5 1.30+4	8.50+4 7.45+3	4.25+4 3.73+3	1.65+2 1.45+1	1.61-1 1.41-2	1.28-25 1.12-26	9.62-56 8.44-57	0.0 0.0		
Tb ¹⁵⁸	8.26-1 7.25-2	8.26-1 7.25-2	8.26-1 7.24-2	8.24-1 7.23-2	8.22-1 7.21-2	8.07-1 7.08-2	7.89-1 6.92-2	6.56-1 5.75-2	5.20-1 4.56-2	8.11-3 7.11-4	6.83-21 6.00-22	0.0 0.0
Total F.P.	7.09+9 6.22+8	1.44+8 1.26+7	7.37+7 6.47+6	1.26+7 1.10+6	7.96+6 6.98+5	2.89+6 2.53+5	9.38+5 8.23+4	1.14+3 9.97+1	5.10+2 4.48+1	4.94+2 4.33+1	3.87+2 3.39+1	8.34+1 7.31+0

* Unit: Curie

** (a ± b) means a × 10^{±b}

*** Upper ----- For total discharged fuels (11.4 ton H.M.)

Lower ----- For unit discharged fuel (1 ton H.M.)

Table 5.12 Radioactivity of fission products and actinide in spent fuels annually discharged from VHTR and HTGR cores.

(i) For VHTR core

Cooling time	(0 day)	(180 day) 0 year	Time (years)										
			0.5	1.0	5	10	50	100	500	10 ³	10 ⁴	10 ⁵	10 ⁶
Actinide	A	4.299+6	3.908+6	3.682+6	2.925+6	2.291+6	4.211+5	1.579+5	6.874+4	3.906+4	7.439+3	4.062+2	5.064+1
	B	6.489+5	3.492+5	2.104+5	8.117+4	6.795+4	2.136+4	1.049+4	4.858+3	3.100+3	8.841+2	3.163+1	6.010+0
F.P.	A	1.134+8	6.199+7	4.319+7	1.102+7	7.592+6	2.790+6	9.065+5	1.108+3	5.095+2	4.930+2	3.862+2	8.353+1
	B	1.131+8	6.178+7	4.298+7	1.085+7	7.476+6	2.781+6	9.062+5	1.108+3	5.094+2	4.930+2	3.861+2	8.345+1
Total	A	1.177+7	6.590+7	4.687+7	1.394+7	9.884+6	3.211+6	1.064+6	6.985+4	3.957+4	7.932+3	7.924+2	1.342+2
	B	1.138+8	6.213+7	4.319+7	1.094+7	7.544+6	2.803+6	9.167+5	5.966+3	3.609+3	1.377+3	4.177+2	8.946+1

(ii) For HTGR core

Cooling time	(0 day)	(180 day) 0 year	Time (years)											
			0.5	1.0	5	10	50	100	500	10 ³	10 ⁴	10 ⁵	10 ⁶	
Actinide	A	1.670+0	3.854+6	3.567+6	3.390+6	2.716+6	2.126+6	3.879+5	1.450+5	6.443+4	3.703+4	7.596+3	4.273+2	4.655+1
	B	-	4.419+5	2.394+5	1.455+5	5.777+4	4.832+4	1.528+4	7.685+3	3.644+3	2.313+3	6.492+2	2.561+1	6.029+0
F.P.	A	7.088+9	1.455+8	7.422+7	5.022+7	1.154+7	7.790+6	2.856+6	9.281+5	1.132+3	5.103+2	4.938+2	3.869+2	8.338+1
	B	-	1.452+8	7.399+7	5.000+7	1.137+7	7.668+6	2.846+6	9.277+5	1.132+3	5.102+2	4.937+2	3.869+2	8.330+1
Total	A	8.759+9	1.493+8	7.779+7	5.361+7	1.425+7	9.916+6	3.244+6	1.073+6	6.557+4	3.754+4	8.090+3	8.143+2	1.299+2
	B	-	1.457+8	7.423+7	5.014+7	1.143+7	7.716+6	2.862+6	9.354+5	4.776+3	2.823+3	1.143+3	4.125+2	8.933+1

* Units: Curie ** (ab) means $\times 10^{ab}$ *** Total discharged fuel: 11.4 ton H.M.

**** A : without reprocessing, B: with reprocessing at cooling time 180 days

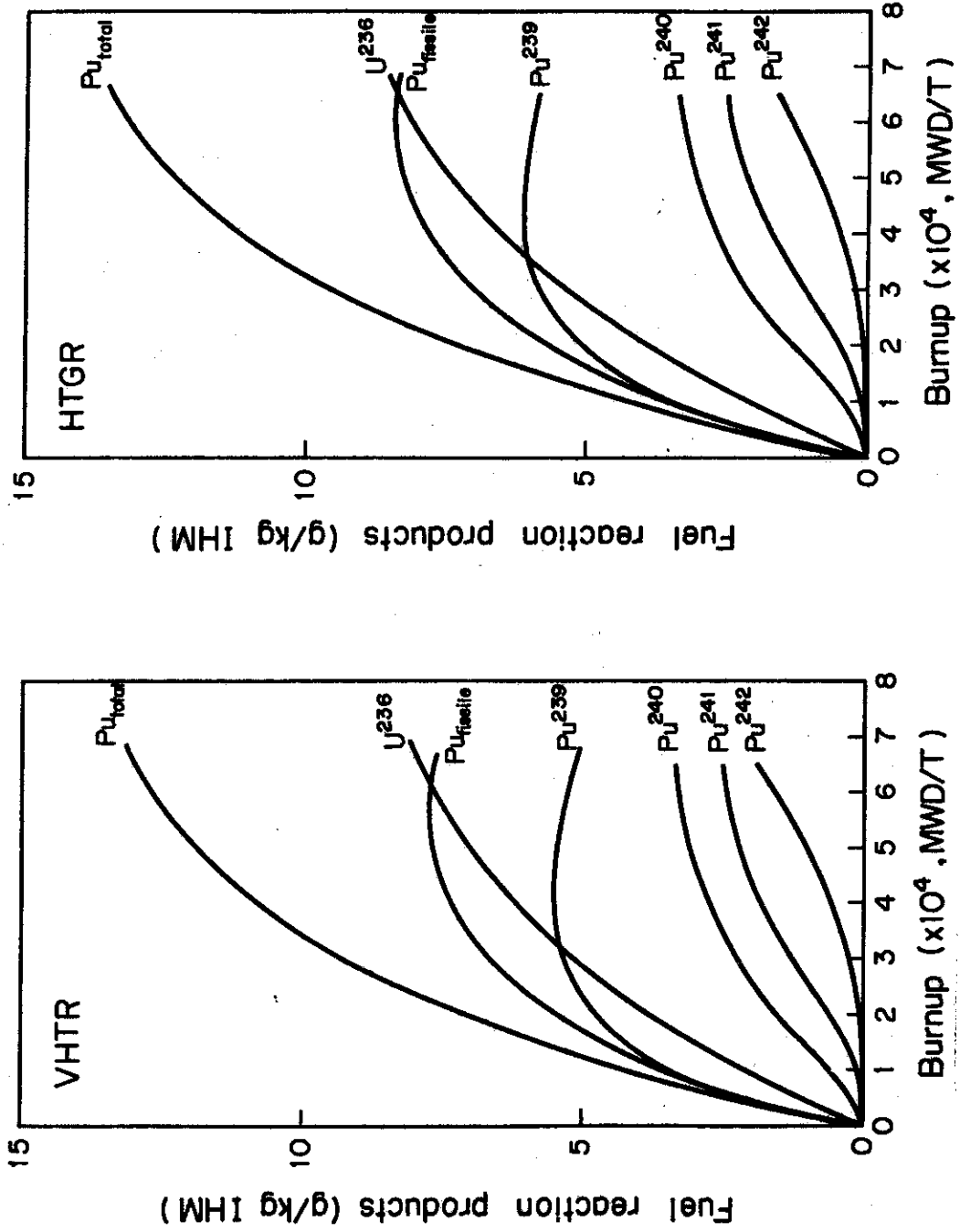


Fig. 5.1 Buildup of reaction products with fuel burnup in HTR cores.

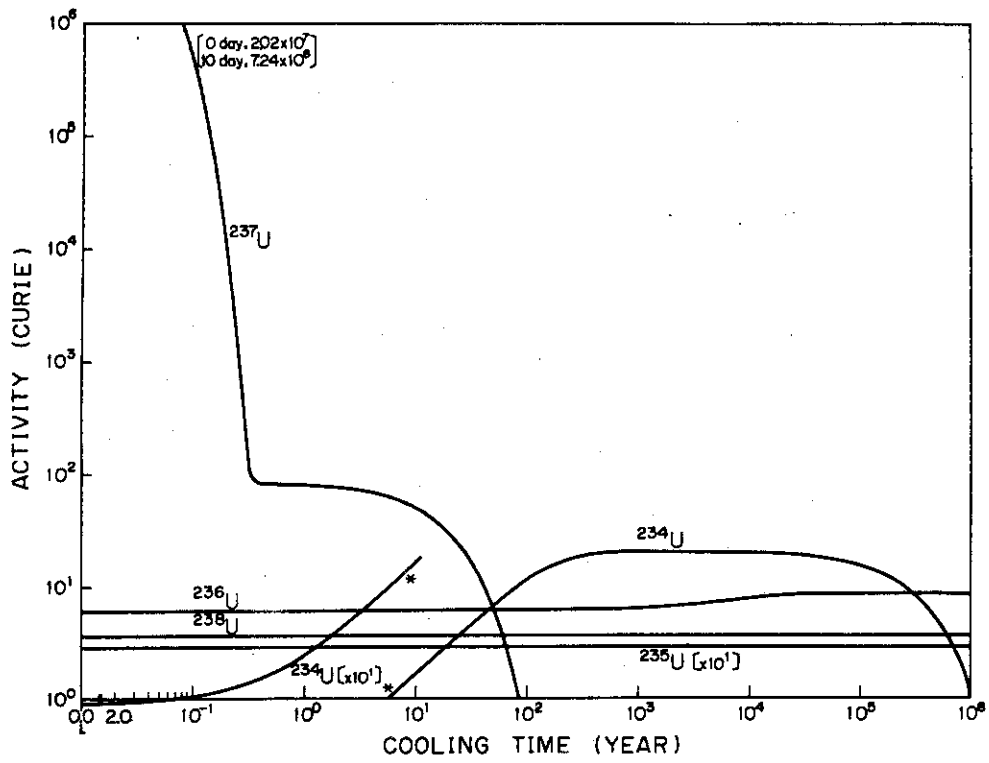


Fig. 5.2 Activity of uranium isotopes in the spent fuels annually discharged from VHTR core.

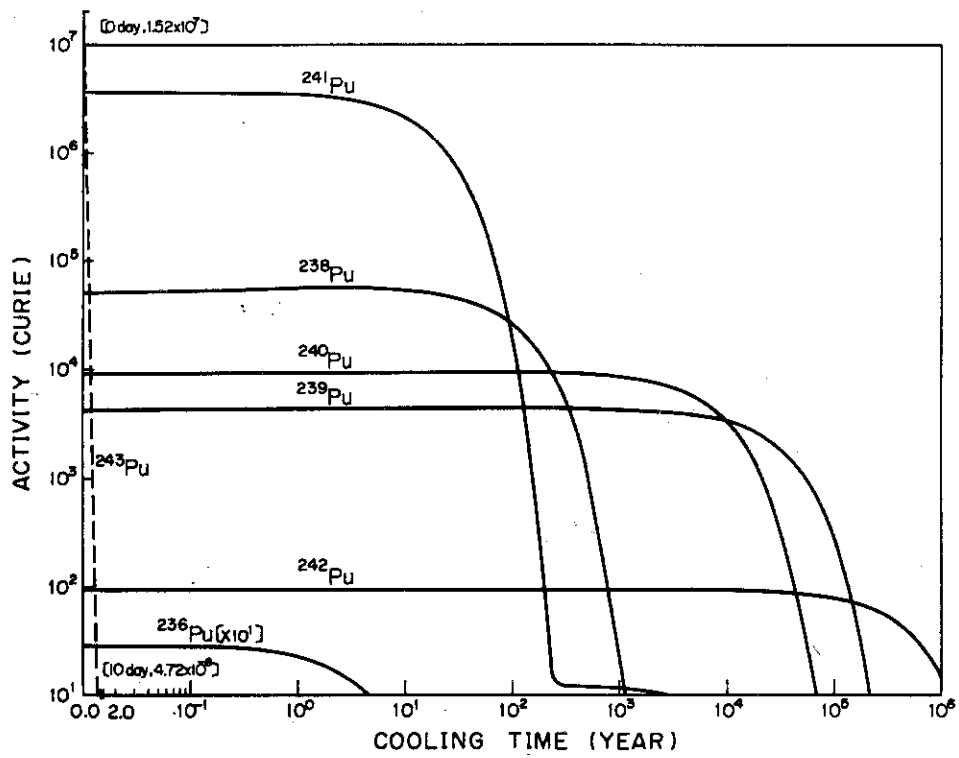


Fig. 5.3 Activity of plutonium isotopes in the spent fuels annually discharged from VHTR core.

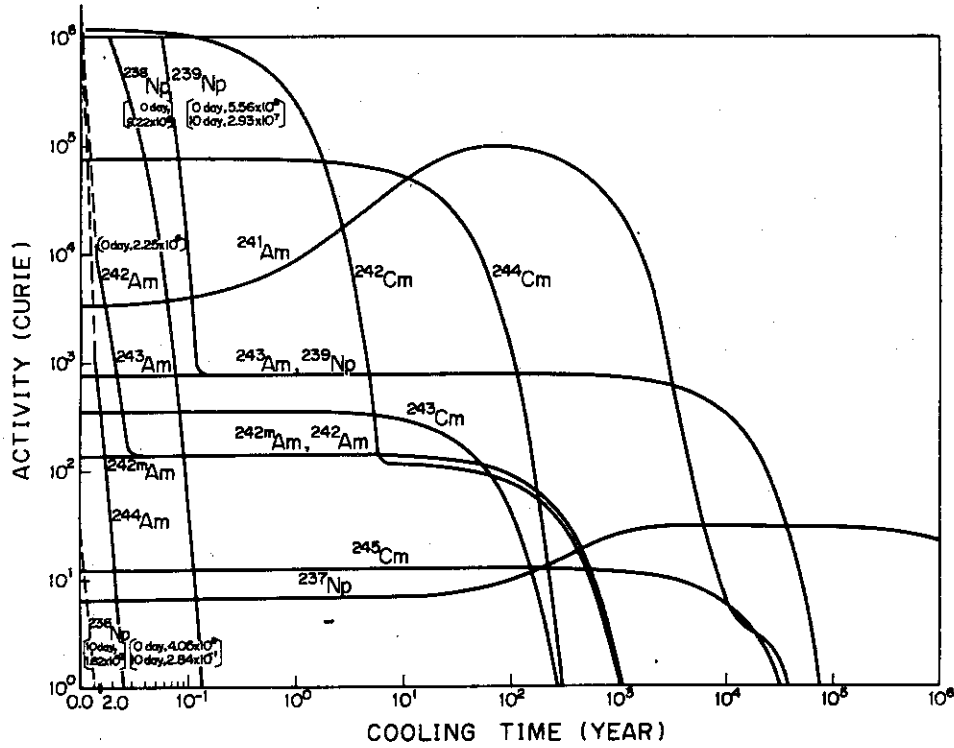


Fig. 5.4 Activity of Neptunium, Americium and Curium isotopes in the spent fuels annually discharged from VHTR core.

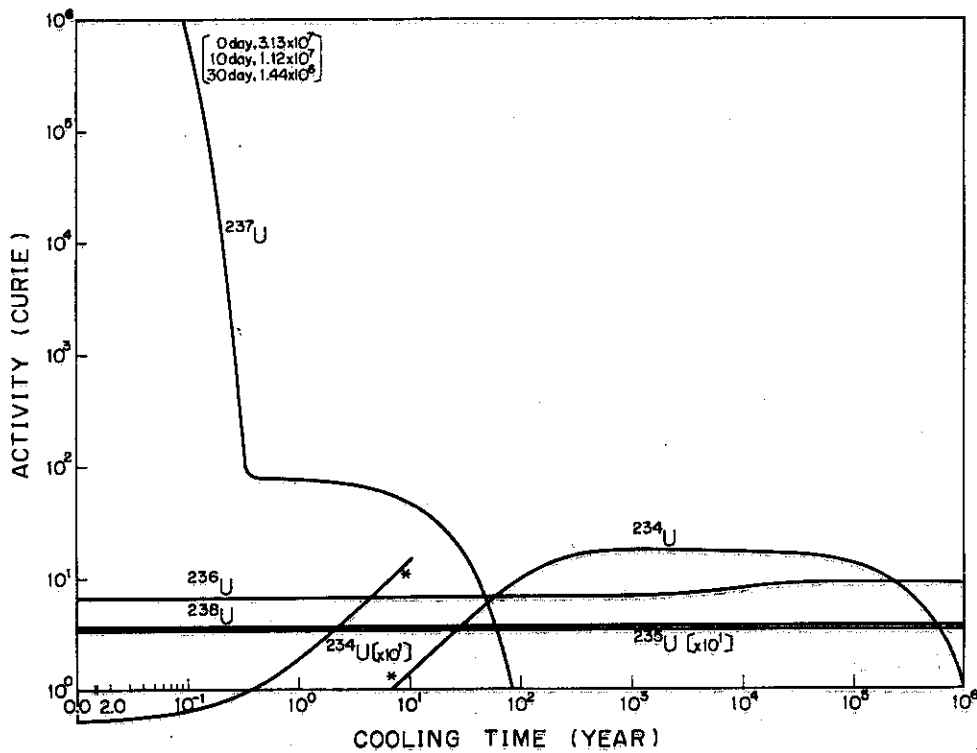


Fig. 5.5 Activity of uranium isotopes in the spent fuels annually discharged from HTGR core.

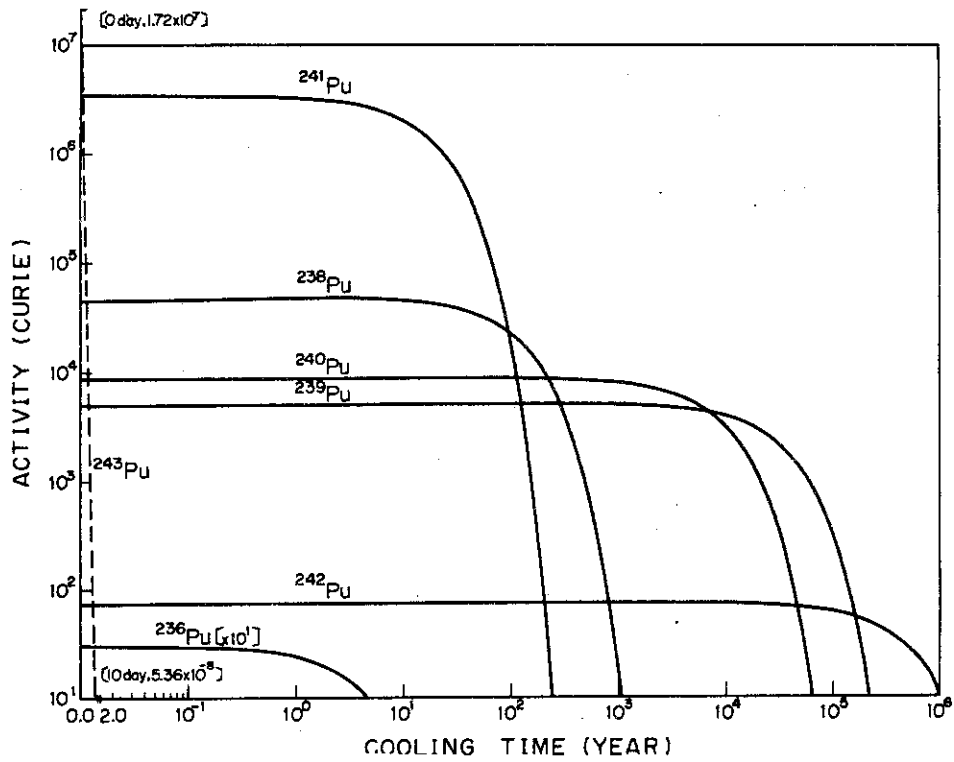


Fig. 5.6 Activity of plutonium isotopes in the spent fuels annually discharged from HTGR core.

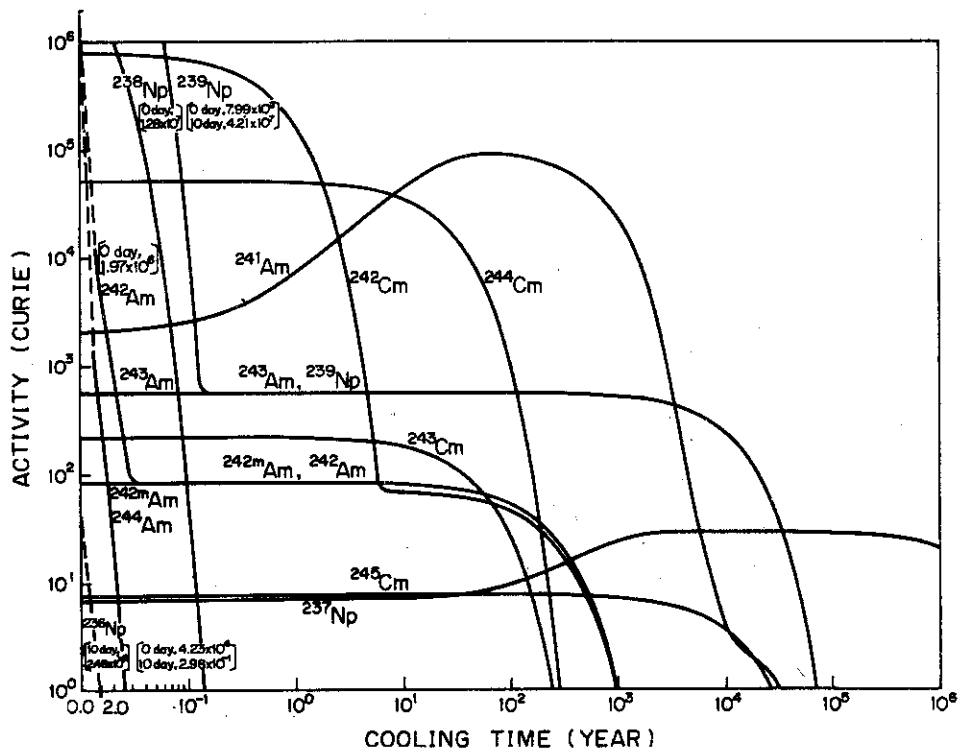


Fig. 5.7 Activity of Neptunium, Americium and Curium isotopes in the spent fuels annually discharged from HTGR core.

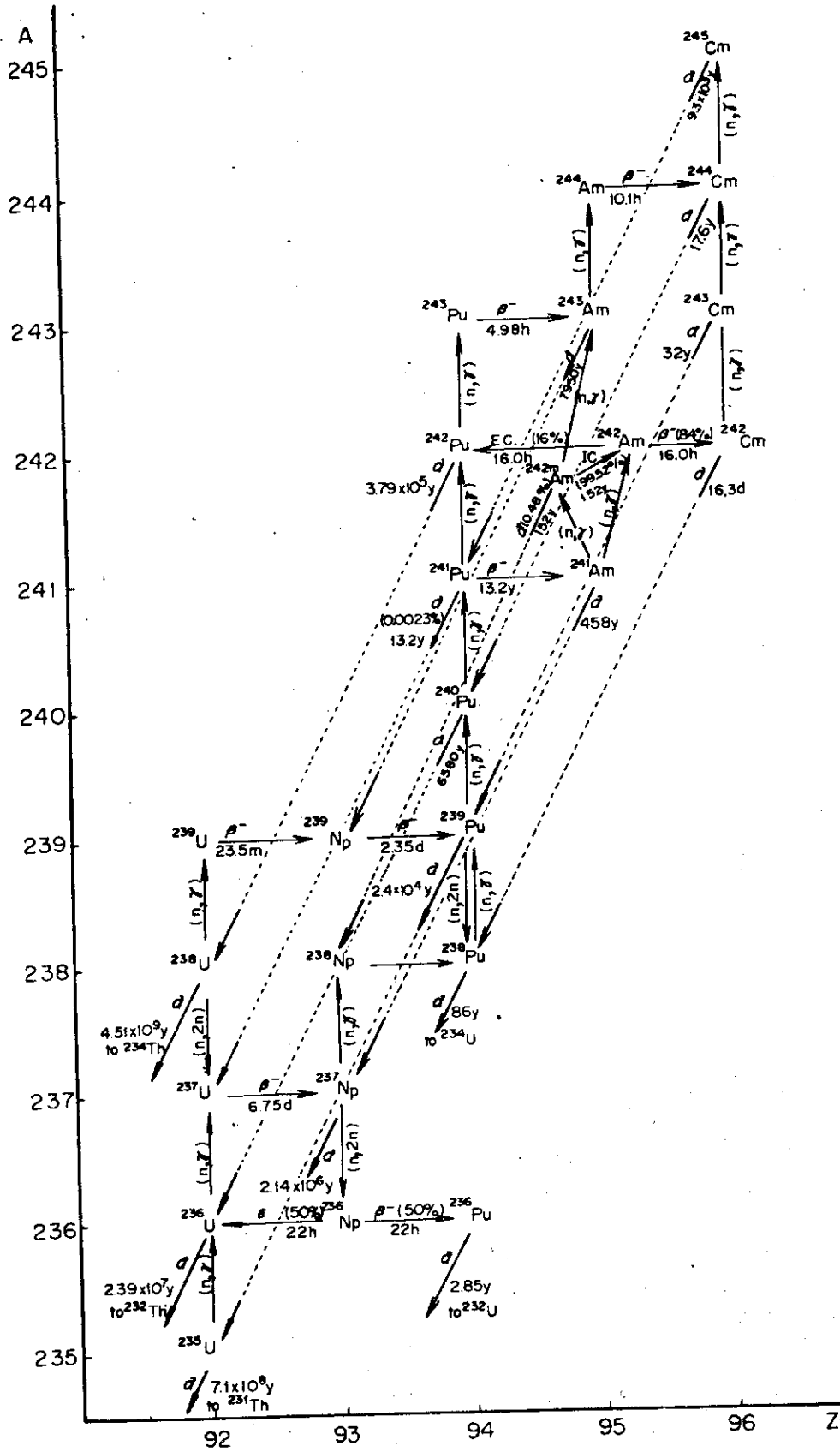


Fig. 5.8 Decay scheme of actinide nuclides (12).

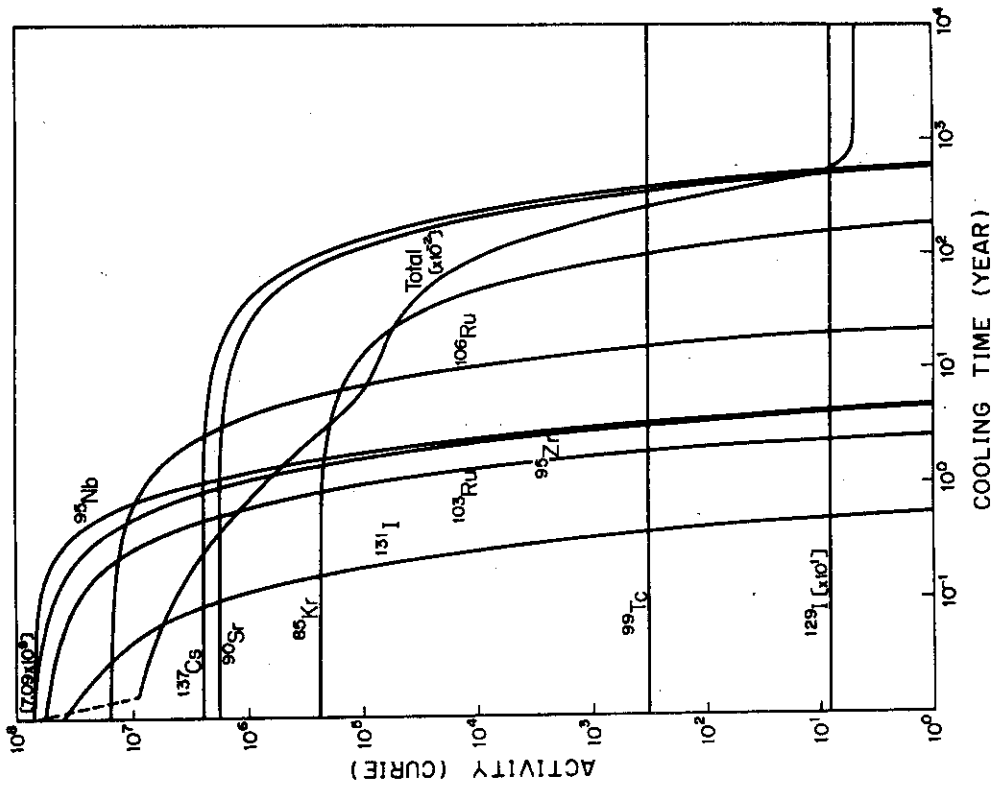


Fig. 5.10 Activity of main fission products in the spent fuels annually discharged from HTGR core.

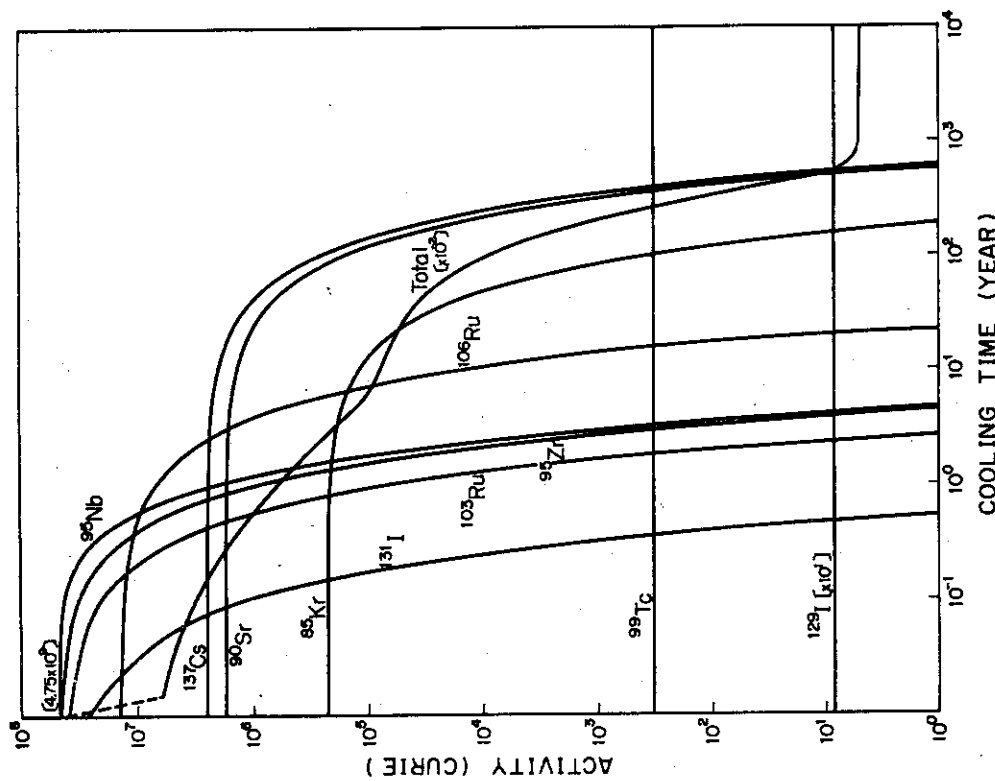


Fig. 5.9 Activity of main fission products in the spent fuels annually discharged from VHTR core.

6. 結 論

国際核燃料サイクル評価作業 (INFCE) に関連し、我国においても低濃縮ウランを燃料とする高温ガス炉の燃料サイクルについてその検討評価を進めるとの方針にそって、原研においてその特性解析作業が行なわれ、この解析作業のうち特に炉心設計及び燃料物質収支特性について前章までに解析結果を述べた。

今回の検討を通して、次のことが明らかになった。

(1) 低濃縮ウランを燃料とする高温ガス炉を考える場合、将来一体型の燃料棒が実現されれば、実験炉と同様の被覆燃料粒子及び燃料体型式の使用による炉心設計が期待できる。

(2) 燃料サイクル特性は燃料の交換方式 (バッチ数) に強く影響をうけるが炉心出力密度 $6 \sim 9 \text{ w/cm}^3$ で $2 \sim 3$ バッチ燃料交換をとることによって、燃焼度、天然ウラン所要量の点で軽水炉と競合しうる炉心の実現が見込める。

(3) 物質収支特性的にみると、高温ガス炉は軽水炉に比較して、燃料装荷量が $1/2 \sim 1/4$ 、単位有効利用熱当りの天然ウラン所要量は 10% 程度少ない、単位有効利用熱当りの分離作業量は同程度になりうる、分裂性プルトニウムの生成量が 40% 程度少ない、アクチニド核種及び核分裂生成物による積算放射能は同程度、等の特徴をもつ。

(4) 高温ガス炉の炉心としては、天然ウラン所要量、分離作業量、燃料中の放射能、など物質収支特性的には出力密度を若干低減した設計の方が有効といえる。

なお、今回の解析はあくまで燃料サイクル検討に主点を置いたものであり、低濃縮ウラン燃料使用の大型炉の炉心としては今後さらに設計上の多くの課題を詳細につめる必要のあることには留意しておく必要がある。

謝 辞

本検討は国際核燃料サイクル評価プロジェクト (INFCE) に対応に設置された所内核燃料サイクル評価プロジェクトの作業として行なったものである。本報告書をまとめるにあたり、プロジェクト・リーダーである天野昇東海研究所長および本作業を進めるにあたり種々の御助言や御配慮をいただいた下川純一燃料工學部長を初めとした核燃料サイクル評価プロジェクト・第 1 ワーキンググループメンバーの各位に深く感謝致します。又、特にチャンネル熱流動特性解析を行なうに際し、計算コード使用の便宜を計っていただいた多目的炉設計研究室の鈴木邦彦氏に謝意を表します。

参 考 文 献

- (1) 青地, 下川, 安野, 他; JAERI-M 6845 (1977).
- (2) Japan; INFCE/WG-8/JAPAN/DOC-3.5 (1978).
- (3) 新藤, 平野; JAERI-M 5661 (1974).
- (4) 新藤, 渡部; JAERI-M 6973 (1977).
- (5) 新藤; 高温ガス冷却炉・格子燃焼計算コード, DELIGHT-3 (1977) (未公開資料).
- (6) 新藤, 平野, 有賀, 安川; JAERI-M 6974 (1977).
- (7) 有賀, 新藤; 異種組格子群定数平均及びチャンネル境界条件導出コード SLALOM (1966)
(未公開資料).
- (8) 新藤; JAERI-M 6113 (1975).
- (9) 鈴木; ガス冷却炉用チャンネル熱計算コード, DEGA-3 (1971) (未公開資料).
- (10) 青地, 安野, 他; JAERI-M 8064 (1979).
- (11) C. M. Lederer, J. M. Hollander, I. Perlman; "Table of Isotopes" Sixth
edition (1968).
- (12) 田坂, 菊地, 新藤, 吉田, 安川; JAERI-M 6541 (1976).

附録1 海外における炉設計例 (原子炉を中心とする)

(1-1) 低濃縮ウラン系大型高温ガス炉

項目	設計例				
	Inter Nuclear社 蒸気発電	Dragon プロジェクト ガスタービン発電	Dragonプロジェクト 蒸気発電	BNDC社 蒸気発電	GA 社 蒸気発電
1. 一般特性					
原子炉出力 (MWt)	1,518	2,208	1,535	3,432	2,463
電気出力 (MWe)	647	980	660	1,351	1,000
熱効率 (%)	42.6	44.4	41.7	39.4	40.6
2. 炉心, PCRV					
炉心直径 (m)	8.8	9.04	}高さ/直径=0.615	~10	}体積 322 m ³
炉心高さ (m)	6.8	6		6	
反射体厚さ (m)					
PCRV 直径/高さ (m)		~25.5/~27.6			
キャビティ数		4(GT), 4(再生熱交)		4(MainSG) 4(Aux-SG)	
3. 燃料					
燃料体形式	六角ブロック チューブラピン	変形五面形ブロック テレダイヤルピン	六角ブロック チューブラピン	六角ブロック マルチホール型	六角ブロック マルチホール型
燃料濃縮度 (w/o)	Initial 1.8, feed 5.8		feed 5.7	feed 9.0	
燃料コンパクト(内/外径)(mm)			39.5/54.4	-/~14.1	
燃料体高さ (mm)	1,000		1,000	750	
燃料体半径 (mm)	390		422	420	
燃料体数/カラム	5	6		8	
Nc/Nu			280	350	250
燃料インベントリ (ton)	ウラン 21.4			ウラン 30.8	
炉内滞在時間 (gr)			2.3	3	4
燃焼度 (MWD/ton)	60,000		60,000	91,000	
転換比			0.59		0.45
4. 炉心特性					
出力密度 (平均/最高) (MW/m ²)	~3.7/	5.74/	9/~12.5	~7.3/	7.61/
比出力 (平均) (MW/ton)	71		96	112	
出力ピーキング係数			Axial Radial 1.16×1.2		
燃料温度 (最高) (°C)	~1,300	1,316	1,183	1,140	
5. 1次冷却系					
炉心部流れ	上 or 下向流	下向流	下向流	下向流	
炉心入口温度 (°C)	300	512	305	273	
炉心出口温度 (°C)	800	985	785	724	
1次系圧力 (kg/cm ²)	56.3	~60	56	49	
1次系流量 (kg/sec)	652	895	665	1,460	
1次系ループ数	6	4		4	
Reference	SM-111/22('68)	DP-711	CONF 700401, P-6/134	Inst. Nucl Eng. ('74)	GA-9715 CONF 700401, P-4/130

(1-2) 低濃縮ウラン系大型高温ガス炉

項目	設計例	プロセスヒート用大型炉予備設計				
		A	B	C	D	E
1. 一般特性						
原子炉出力 (MWt)		3,000	3,047	3,000	3,000	3,000
プロセス熱 (MWt)		1,765	1,541	1,140	1,809	893
電気出力 (MWe)		577	700	746	728	1,046
2. 炉心, PCRV						
炉心直径 (m)		8.6	10.3	9.6	12.6	10.8
炉心高さ (m)		6.4	6.0	7.2	4.5	6.0
反射体厚さ (m)		1~1.5	1.0	1.2	1.0	1.0
PCRV直径/高さ (m)		36/32	48/51	34/31	43/32	26/32
キャピティ数		4 (GT) 6 (IHX)	6	6 (IHX) 6 (SG)	4 (GT), 4 (IHX) 4 (RHX)	
3. 燃料						
燃料体形式		六角ブロック チューブラーピン	六角ブロック チューブラーピン	六角ブロック マルチホール型	六角ブロック 中空ピン	六角ブロック 中空ピン
燃料濃縮度 (w/o)		4, 6, 8	5, 6, 8	4, 5.5, 7	4	4.7~7
燃料コンパクト(内/外径)(mm)		30/44	32.2/54.4	-/15	8/24	8/24
燃料体高さ (mm)		800	1,000	800	500	1,000
燃料体平径 (mm)		365	346	343	300	330
燃料体カラム数		8	6	9	7	6
Nc/Nu		330	321	257		
燃料インベントリ (ton)		2.5	32.1	48	43.6	60
炉内滞在時間 (yr)		~2	2, 3	4	4	
燃焼度 (MWd/ton)		53,300	62,600	66,000	37,700	45,500
転換比						
4. 炉心特性						
出力密度(平均/最高) (MW/m ³)		8/22.5	6.2/15.8	5.8/21.5	5.3/16.4	5.5/7.7
比出力(平均) (MW/ton)						
出力ピーキング係数		Axial Radial 2.41 × 1.27	Axial Radial 1.32 × 1.48	Axial Radial 1.75 × 1.74	Axial Radial 1.66 × 1.75	Axial Radial 1.35 × 1.22
燃料最高温度 (°C)		1380 (step 3)	1313	1450		1192
5. 1次冷却系						
炉心部流れ		下向流	下向流	下向流	下向流	下向流
炉心入口温度 (°C)		400	400	400	400	400
炉心出口温度 (°C)		1,000	1,000	1,000	1,000	1,000
1次系圧力 (kg/cm ²)		61	40	50	41	40
1次系流量 (kg/sec)		963	965	963	963	963
1次系ループ数		2 (GT) 6 (その他)	6	6	4	6
Reference		BNES, conf. ('74)				

(2) U-Th系大型高温ガス炉

項目	設計例	Fort St. Vrain	Delmarva	THTR	Julich 研究所 蒸気改質
1. 一般特性					
原子炉出力 (MWt)		842	2,000	750	3,000 SR: 1,071 SG: 1,929
電気出力 (MWe)		330	766	308	370
熱効率 (%)		39.2	38.4	41	
2. 炉心, PCRV					
炉心直径 (m)		5.97	7.05	5.6	11.3
炉心高さ (m)		4.76	6.34	5.8	6
反射体厚さ (m)		1.2	1.06	黒鉛 0.5 炭素 0.5	
PCRV直径/高さ (m)		15/32	29.3/27.8	24.8/25.5	49/27
キャビティ数		-	-	-	8 (SR), 4 (SG) (ポッド型)
3. 燃料					
燃料体形式		六角ブロック マルチホール型	六角ブロック マルチホール型	燃料球	燃料球
燃料濃縮度 (w/o)		〔93% U, Th〕			
燃料コンパクト(内/外径)(mm)		-/12.5			
燃料体高さ (mm)		793	793		
燃料体半径 (mm)		360	360	球径 60	球径 60
燃料体数/カラム		6	8	炉心全数 6.8×10^5	炉心全数 3.3×10^6
Nc/NHM					230 ~ 250
燃料インベントリ (ton)		U: 0.77, Th: 16.0	U: 1.24, Th: 26.1	U: 0.75, Th: 6.94	(U+Th) 49.5
炉内滞在時間 (yr)		6	4	~ 3.5	~ 4.5
燃焼度 (MWD/ton)		100,000	94,000	127,000 (U ²³⁵)	100,000
転換比		0.6	0.67	0.53	~ 0.63
4. 炉心特性					
出力密度 (平均/最高) (MW/m ³)		6.3/20	8.1/23.5	6/9	5/
比出力 (平均) (MW/ton)		324			1,980 (MW/t of Fiss)
出力ピーキング係数		3.17	~ 2.9	Axial Radial 1.51 x 1.16	2.62
燃料温度 (最高) (°C)		1,260	1,383	1,300	~ 1,020
5. 1次冷却系					
炉心部流れ		下向流	下向流	下向流	下向流
炉心入口温度 (°C)		406	340	262	280
炉心出口温度 (°C)		785	756	750	950
1次系圧力 (kg/cm ²)		49	49	40	40
1次系流量 (kg/sec)		427	910	294	820
1次系ループ数		2	4	6	6
Reference		FSAR	FSAR	FSAR	Jul-1115-RG('74) NED('75)

Table A1.1 Radioactivity of ³H and ¹⁴C in fuel elements and reactor cores of HTR's.

		Cooling time (yr)										
		0	0.5	1	5	10	50	10 ²	10 ³	10 ⁴	10 ⁵	
HTR	In fuel (fission) (Curie/Year)* (Curie/ton HM)	1.135+4 9.956+2	1.103+4 9.675+2	1.072+4 9.404+2	8.559+3 7.508+2	6.455+3 5.662+2	6.765+2 5.934+1	4.034+1 3.539+0	0.0 0.0			
	In coolant He (He ³) (Curie/kg)	8.467+2	8.231+2	8.003+2	6.388+2	4.817+2	5.049+1	3.011+0	0.0			
	In graphite (Imp. Li ⁶)** (Curie/ton)	2.514+1	2.444+1	2.376+1	1.896+1	1.430+1	1.499+0	8.938-2	0.0			
	In graphite (C1 ³) (Curie/ton)	6.158-2	6.157-2	6.157-2	6.154-2	6.150-2	6.120-2	6.082-2	5.437-2	1.773-2	2.406-7	
VHTR	In fuel (fission) (Curie/Year)* (Curie/ton HM)	1.138+4 9.982+2	1.106+4 9.702+2	1.075+4 9.430+2	8.584+3 7.530+2	6.473+3 5.678+2	6.784+2 5.951+1	4.045+1 3.548+0	0.0 0.0			
	In coolant He (He ³) (Curie/kg)	8.751+2	8.508+2	8.272+2	6.602+2	4.979+2	5.218+1	3.112+0	0.0			
	In graphite (Imp. Li ⁶)** (Curie/ton)	2531+1	2.460+1	2.392+1	1.909+1	1.440+1	1.509+0	8.998-2	0.0			
	In graphite (C1 ³) (Curie/ton)	5.783-2	5.783-2	5.782-2	5.779-2	5.776-2	5.747-2	5.711-2	5.106-2	1.665-2	2.259-7	
VHTR	In graphite (N1 ⁴)*** (Curie/ton)	4.716-1	4.716-1	4.716-1	4.713-1	4.711-1	4.687-1	4.658-1	4.164-1	1.358-1	1.843-6	

* Total discharged fuels ----- 11.4 ton, ** Content of impurity Li⁶ ----- 0.1 ppm, *** Content of impurity N¹⁴ in graphite

(Note)

(1) (a+b) means $\times 10^{16}$ (2) charged graphite in core --- VHTR 564 ton

(3) Helium weight of 1 m³ --- HTGR 378 ton

附録2 Nc/Nuの計算データとブロック平径について

(1) 計算定数

(a) 被覆粒子	920 μm	
	<u>燃料核</u>	<u>被覆層 (四重被覆)</u>
燃料物質	UO ₂	低密度PyC層 60 μm (密度 1.1 g/cm ³)
直径	600 μm	高密度PyC層 30 (1.8)
密度	10.4 g/cm ³	SiC層 25 (3.2)
濃縮度	4.0 w/o	高密度PyC層 45 (1.8)
(b) マトリックス密度	1.70 g/cm ³	
(c) 黒鉛密度 (スリーブ相当)	1.70 g/cm ³	
(d) 黒鉛密度 (ブロック相当)	1.75 g/cm ³	
(e) 流路の等価直径 (外側)	0.6 cm	
(f) ブロック高さ	80 cm	
(g) 掴孔径	燃料孔最小孔径 (中空型 : 3.2 cm 円環型 : 3.6 cm)	
(h) 掴孔深さ	40 cm	
(i) ブロック最外周最小リガメント	1.5 cm	

(2) 変数 (中空型, 円環型共通)

(a) 燃料棒内径	1.0, 1.5, 2.0, 2.5 cm
(b) コンパクトの厚さ	0.6, 0.8, 1.0 cm
(c) スリーブの厚さ	0.2, 0.5 cm
(d) リガメント厚さ	1.0, 1.3, 1.6 cm
(e) 被覆粒子充填率	0.1, 0.2, 0.3
(f) ブロック平径	30 ~ 45 cm
(g) 燃料棒本数	18, 36, 60

(3) 結果

- Table A 2-1(a), (b) 中空型燃料棒の炭素対ウラン原子数密度比 (スリーブ厚さ 2, 5mm)
- Table A 2-2(a), (b) 円環型燃料棒の炭素対ウラン原子数密度比 (スリーブ厚さ 2, 5mm)
- Fig. A 2-1(a)~(d) 中空型燃料棒の炭素対ウラン原子数密度比 (燃料棒内径 10, 15, 20, 25 mm, スリーブ厚さ 5mm)
- Fig. A 2-2(a)~(d) 円環型燃料棒の炭素対ウラン原子数密度比 (燃料棒内径 10, 15, 20, 25mm, スリーブ厚さ 5mm)
- Fig. A 2-3 中空型燃料棒の場合のブロック平径 (スリーブ厚さ 5mm)
- Fig. A 2-4 円環型燃料棒の場合のブロック平径 (スリーブ厚さ 5mm)
- Fig. A 2-1, A 2-2 の は本サーベイにおいて設定した検討範囲を示している (本文 3.1 節参照)。この図には燃料棒本数 N_p として 18, 36 などと記されているもの, あるいはある

特定の燃料棒本数の場合についてのみ結果が示されているものなど混在している。これは、本文 3.1 節で記したブロック平径 30~45 cm の検討範囲を考慮した結果であり、したがって、図中にみられる結果以外はこの範囲外にあることを示している。表中内の空欄の意味も同様である。

なお、本図表における記号は以下の通りである。

N_c/N_u	炭素対ウラン原子数密度比
δ_{comp}	コンパクト厚さ
δ_{lig}	リガメント厚さ
N_p	燃料棒本数
pf	被覆燃料粒子充填率
d	燃料棒内径
de	水力直径
ACF	ブロック平径

Table A2-1(a) Atomic number density ratio of carbon and uranium (N_C/N_U) for hollow pin
(Graphite thickness of pin = 2 mm)

δ _{comp} (mm)	δ _{lig} (mm)	d (mm)			10			15			20			25				
		pf	N _p		0.1	0.2	0.3	0.1	0.2	0.3	0.1	0.2	0.3	0.1	0.2	0.3		
6	10	18																
		36							590	292	193							
		60	621	308	204				564	279	185				531	263	174	
	13	18																
		36							673	334	221							
		60	715	355	235				643	319	211				594	295	195	
	16	18																
		36							849	422	280							
		60	819	407	270				755	375	248				664	330	218	
8	10	18																
		36							520	258	170							
		60	498	246	163				482	239	157				437	216	142	
	13	18																
		36							592	294	194							
		60	569	282	186				540	267	177				488	241	159	
	16	18																
		36							663	329	218							
		60	663	329	218				604	299	198				571	283	187	
10	10	18																
		36							442	219	144							
		60	424	210	138				415	205	135				413	204	134	
	13	18																
		36							498	246	163							
		60	498	246	163				460	227	150				450	222	147	
	16	18																
		36							556	275	183							
		60	556	275	183				511	253	167				490	243	160	

Table A2-1(b) Atomic number density ratio of carbon and uranium (N_C/N_U) for hollow pin
 (Graphite thickness of pin = 5 mm)

δ_{comp} (mm)	δ_{lig} (mm)			10			15			20			25					
	10	13	16	d (mm)			d (mm)			d (mm)			d (mm)					
				0.1	0.2	0.3	0.1	0.2	0.3	0.1	0.2	0.3	0.1	0.2	0.3			
6	10	13	16	18	854	424	281	766	380	252	709	352	233	671	333	220		
				36	815	405	268	853	424	281	790	393	260	801	398	264		
				60	965	480	318	926	461	305	870	432	287	744	370	245		
	8	10	13	16	18	1082	538	357	950	472	313	870	432	287	584	290	191	
					36	672	333	221	609	302	200	569	282	186	639	317	210	
					60	747	371	246	673	334	221	630	312	206	691	343	227	
		10	10	13	16	18	830	413	273	743	369	244	734	364	241	502	249	164
						36	560	278	183	515	255	168	485	240	158	523	259	171
						60	618	306	203	568	282	186	571	283	187	542	269	177
10			10	13	16	18	682	334	224	656	326	215	616	305	202	587	291	192
						36	682	334	224	620	308	203	616	305	202	587	291	192
						60	682	334	224	620	308	203	616	305	202	587	291	192

Table A2-2(a) Atomic number density ratio of carbon and uranium (N_C/N_U) for annular pin
(Graphite thickness of pin = 2 mm)

δ_{comp} (mm)	δ_{lig} (mm)	d (mm)			10?			15			20			25				
		PF	Np	Np	0.1	0.2	0.3	0.1	0.2	0.3	0.1	0.2	0.3	0.1	0.2	0.3		
6	10	18	626	310	205	592	293	194	566	281	185	550	272	180				
		36	711	353	234	663	329	217	630	313	207	613	304	201				
		60	684	339	225	741	368	244	702	348	231	718	356	236				
	8	10	18	796	395	262	741	368	244	702	348	231	718	356	236			
			36	770	382	253	480	237	157	463	229	151	489	242	160			
			60	503	249	164	532	264	174	514	255	168	532	264	174			
		10	13	18	566	280	185	532	264	174	514	255	168	532	264	174		
				36	632	313	207	591	293	194	600	297	197	582	288	191		
				60	432	213	141	413	204	134	400	197	130	421	208	137		
10			13	18	478	237	156	458	226	149	470	233	153	459	227	150		
				36	530	263	173	501	248	164	509	252	166	495	245	162		
				60	173	118	78	164	108	74	157	103	71	166	108	74		

Table A2-2(b) Atomic number density ratio of carbon and uranium (N_C/N_U) for annular pin
(Graphite thickness of pin = 5 mm)

δ_{comp} (mm)	δ_{lig} (mm)	d (mm)			10			15			20			25		
		Np	Pf	1.0	0.2	0.3	0.1	0.2	0.3	0.1	0.2	0.3	0.1	0.2	0.3	
					18	36	60	18	36	60	18	36	60	18	36	60
6	10	18	771	383	254	742	368	244	776	386	255	756	375	249		
		36	852	424	281	871	433	287	838	417	276	820	407	270		
		60	932	463	307	940	468	310	909	452	300	880	437	290		
8	10	18	614	304	201	634	314	208	619	307	203	609	302	200		
		36	715	355	235	689	342	226	670	333	220	652	324	214		
		60	778	386	256	740	368	243	718	357	236	702	348	231		
10	10	18	555	275	182	539	267	176	524	260	171	517	256	169		
		36	603	299	198	579	287	190	565	280	185	552	274	181		
		60	648	321	213	624	310	205	603	299	198	592	293	194		

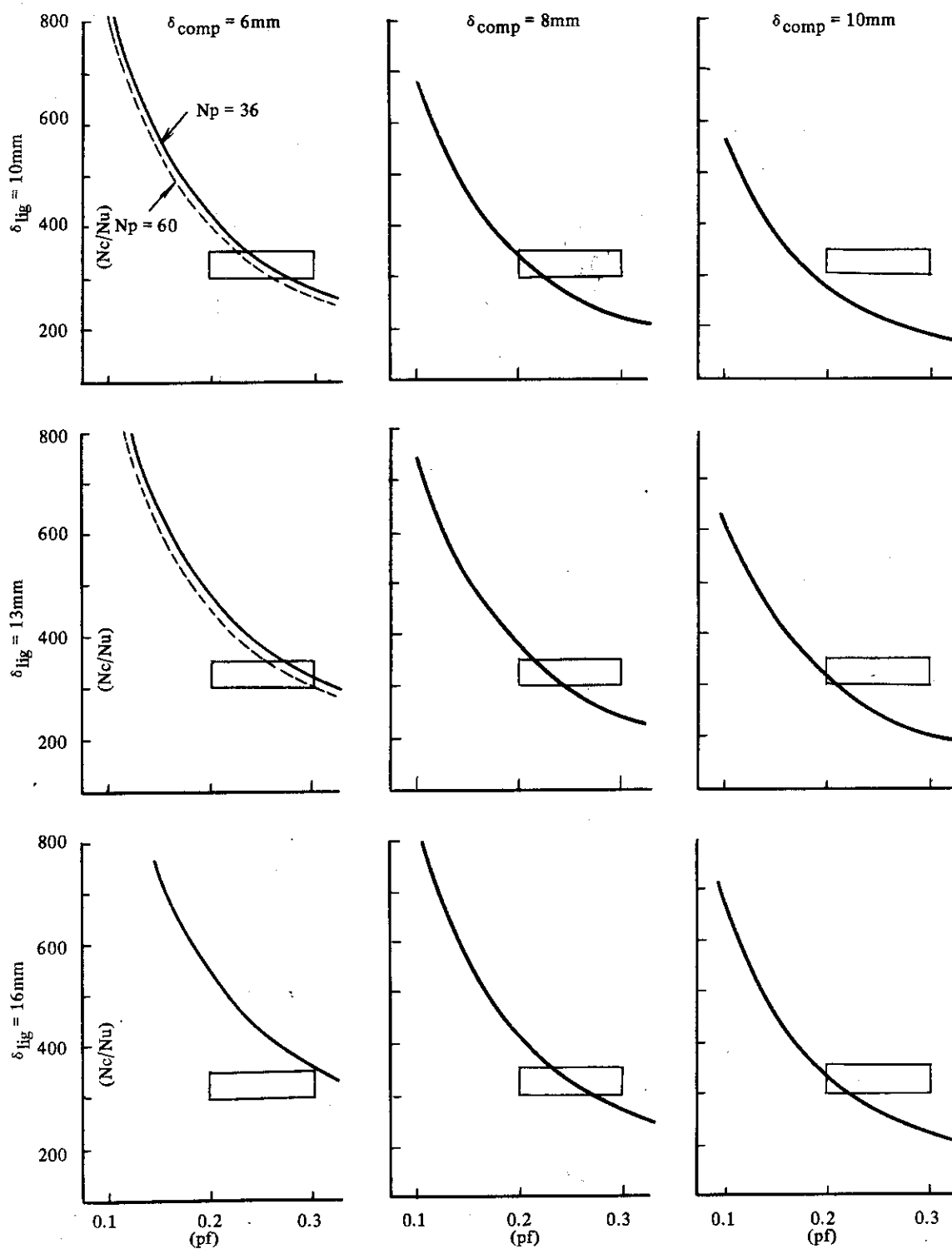


Fig. A2-1(a) N_c/N_u for Hollow Pin ($d=10\text{mm}$, Sleeve thick= 5mm)

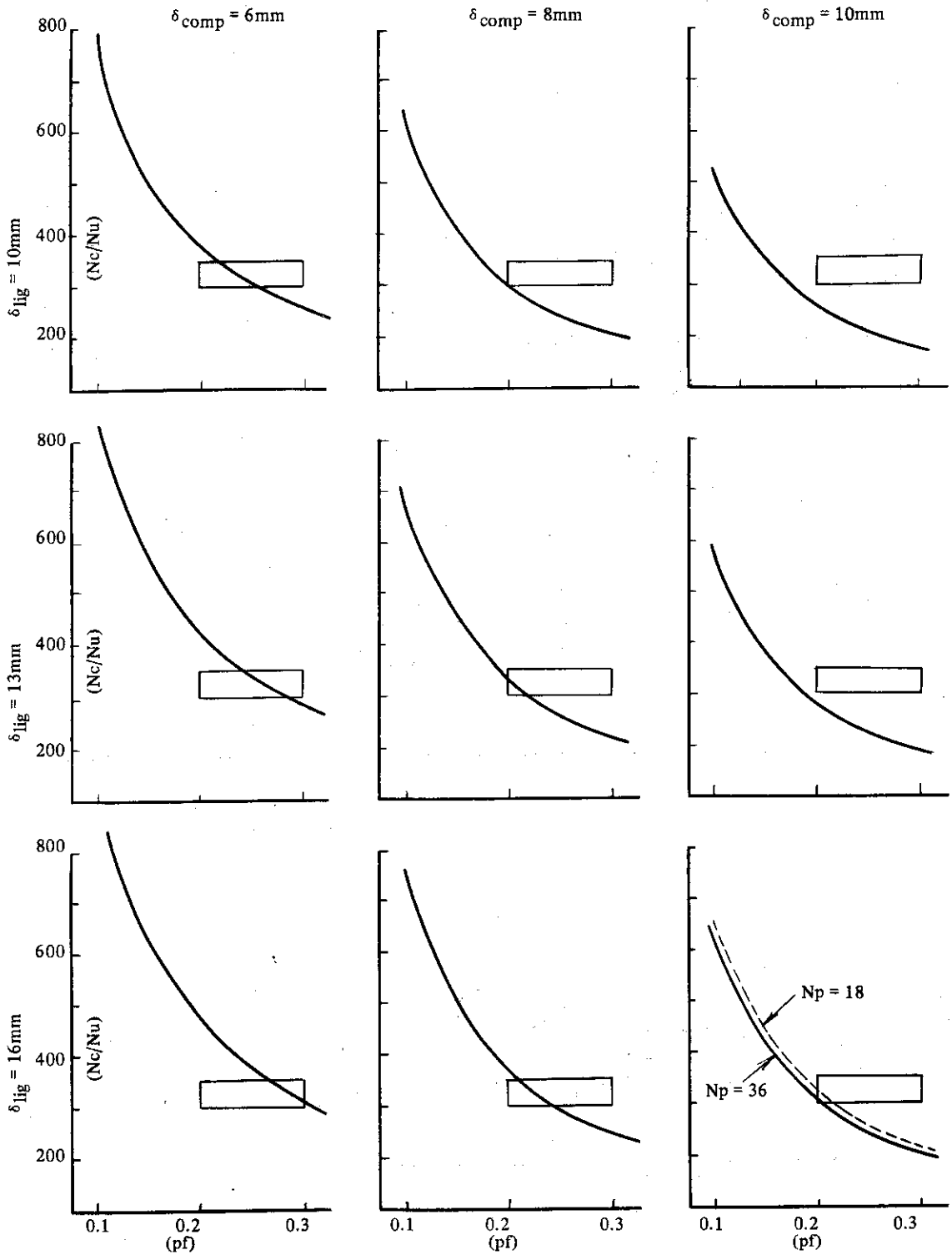


Fig. A2-1(b) N_c/N_u for Hollow Pin ($d=15mm$, Sleeve thick.=5mm)

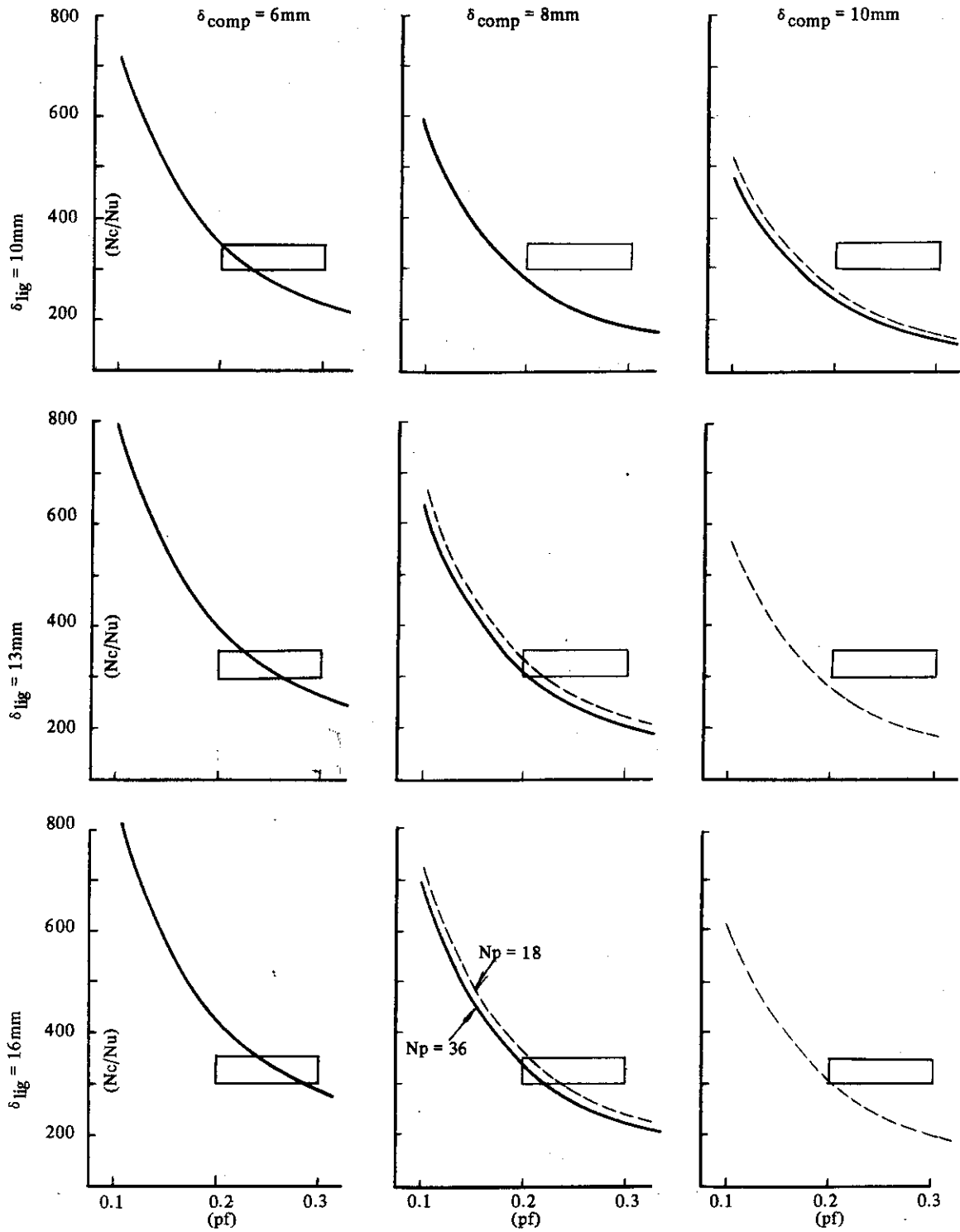


Fig. A2-1(c) Nc/Nu for Hollow Pin ($d=20\text{mm}$, Sleeve thick.=5mm)

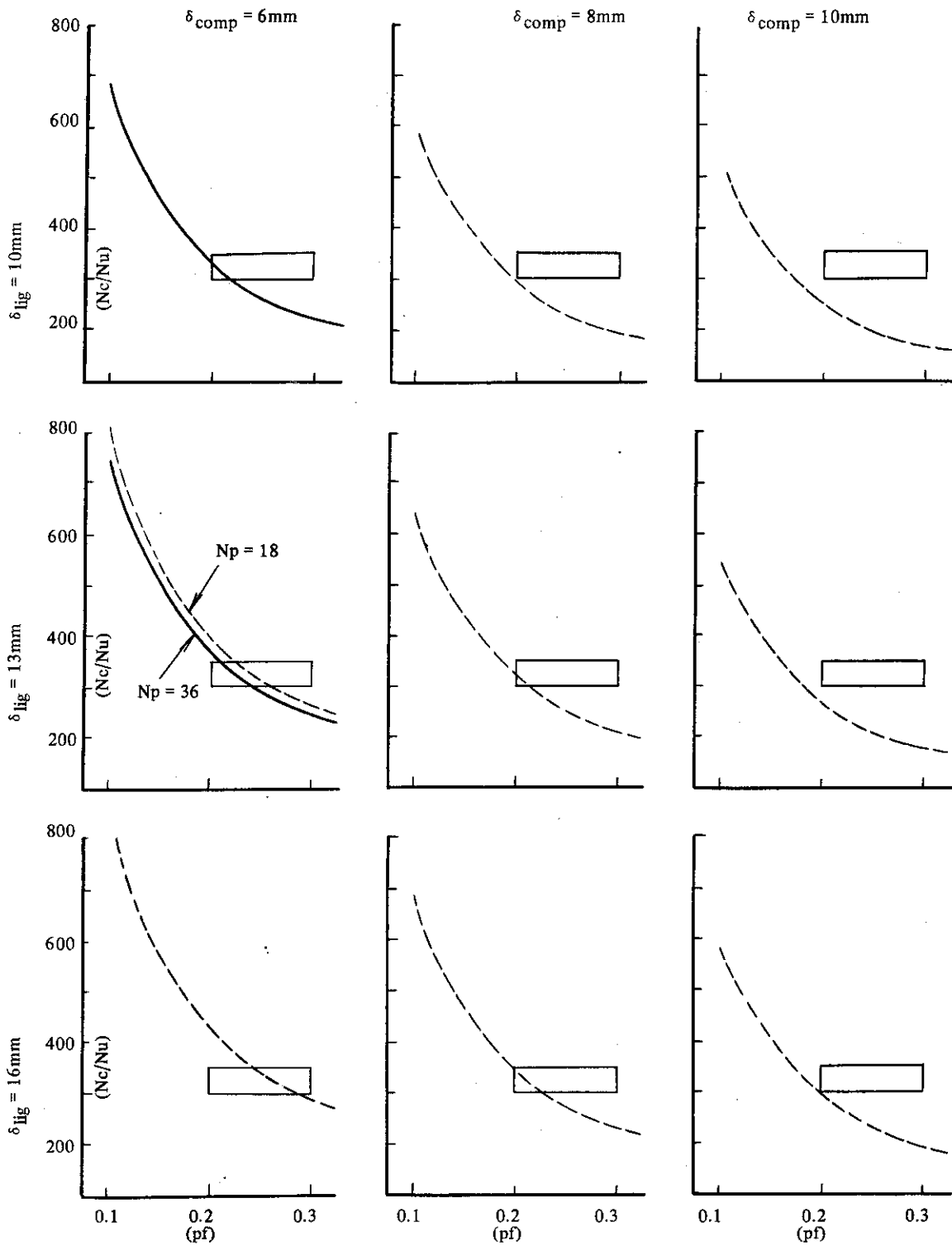


Fig. A2-1 (d) N_c/N_u for Hollow Pin ($d=25\text{mm}$, Sleeve thick.=5mm)

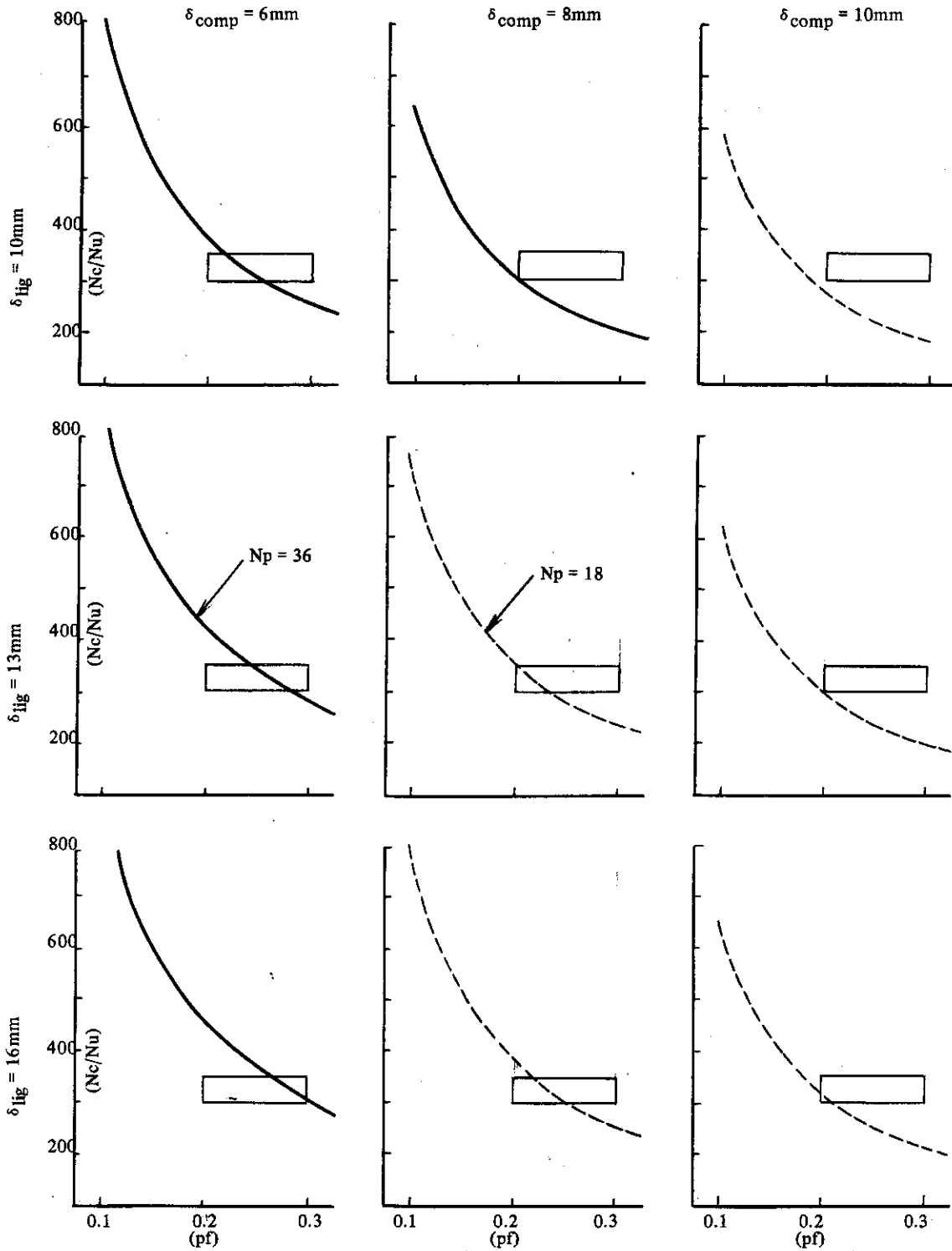


Fig. A2-2 (a) N_c/N_u for Annular Pin ($d=10\text{mm}$, Sleeve thick= 5mm)

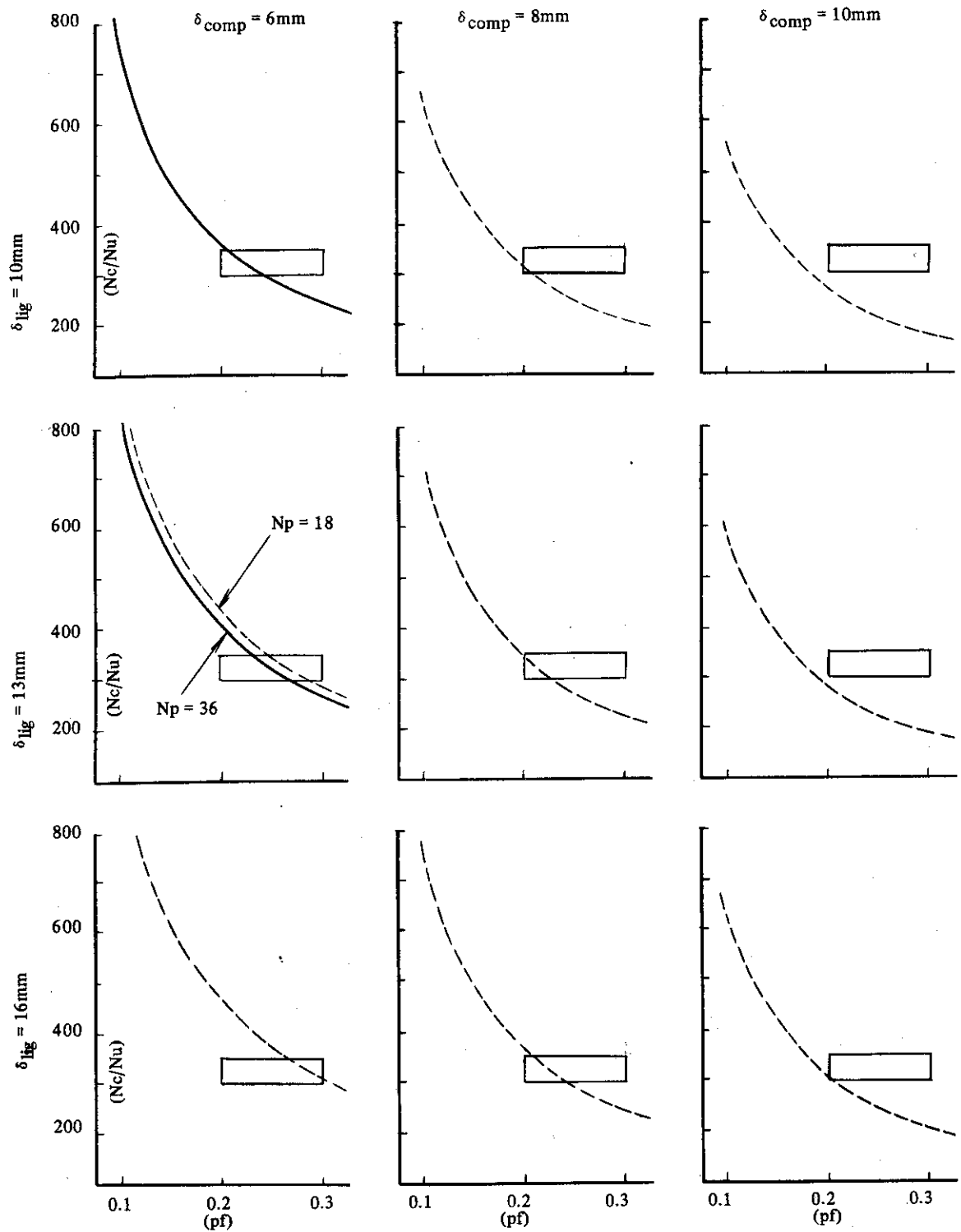


Fig. A2-2 (b) N_c/N_u for Annular Pin ($d=15mm$, Sleeve thick=5mm)

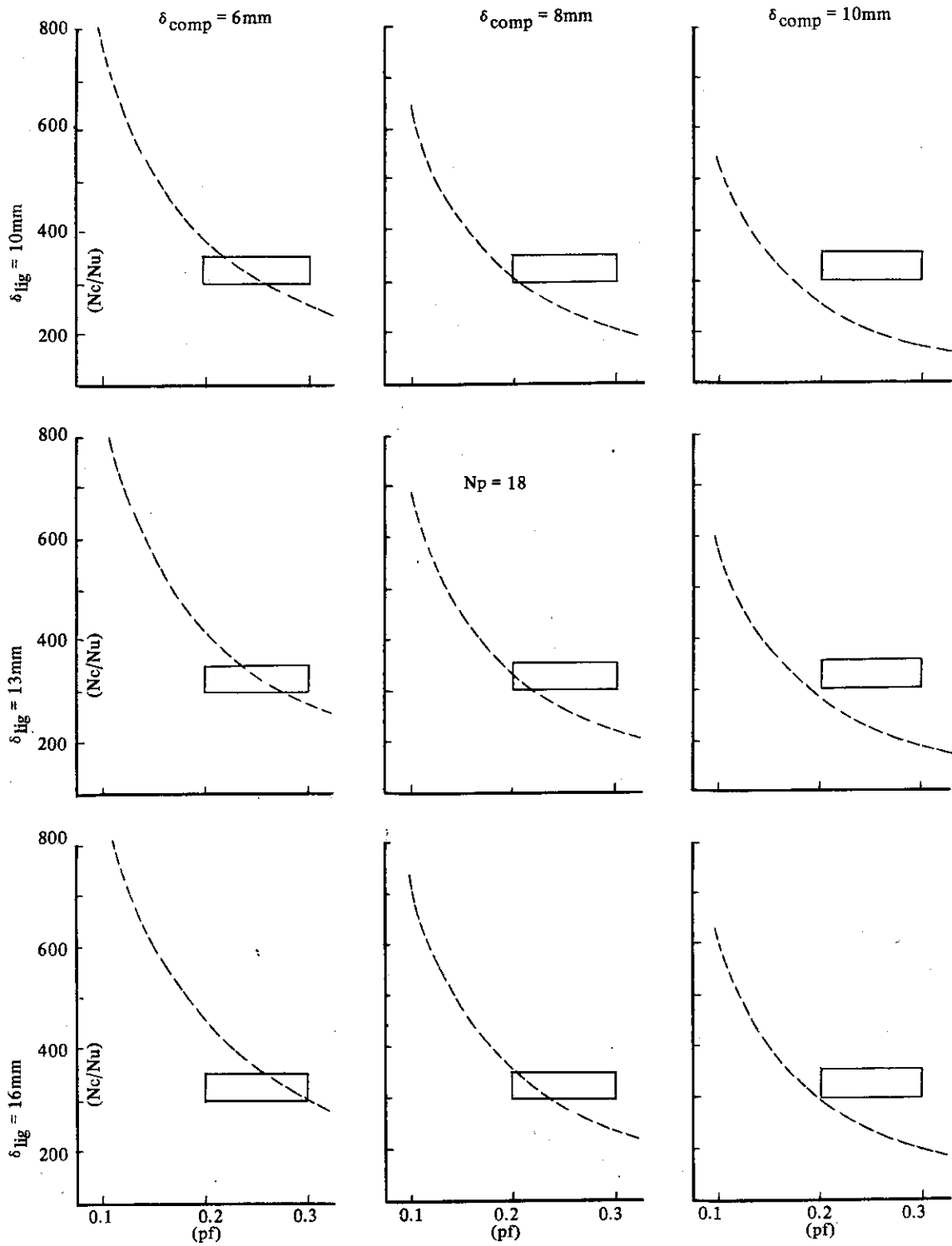


Fig. A2-2 (c) N_c/N_u for Annular Pin ($d=20\text{mm}$, Sleeve thick= 5mm)

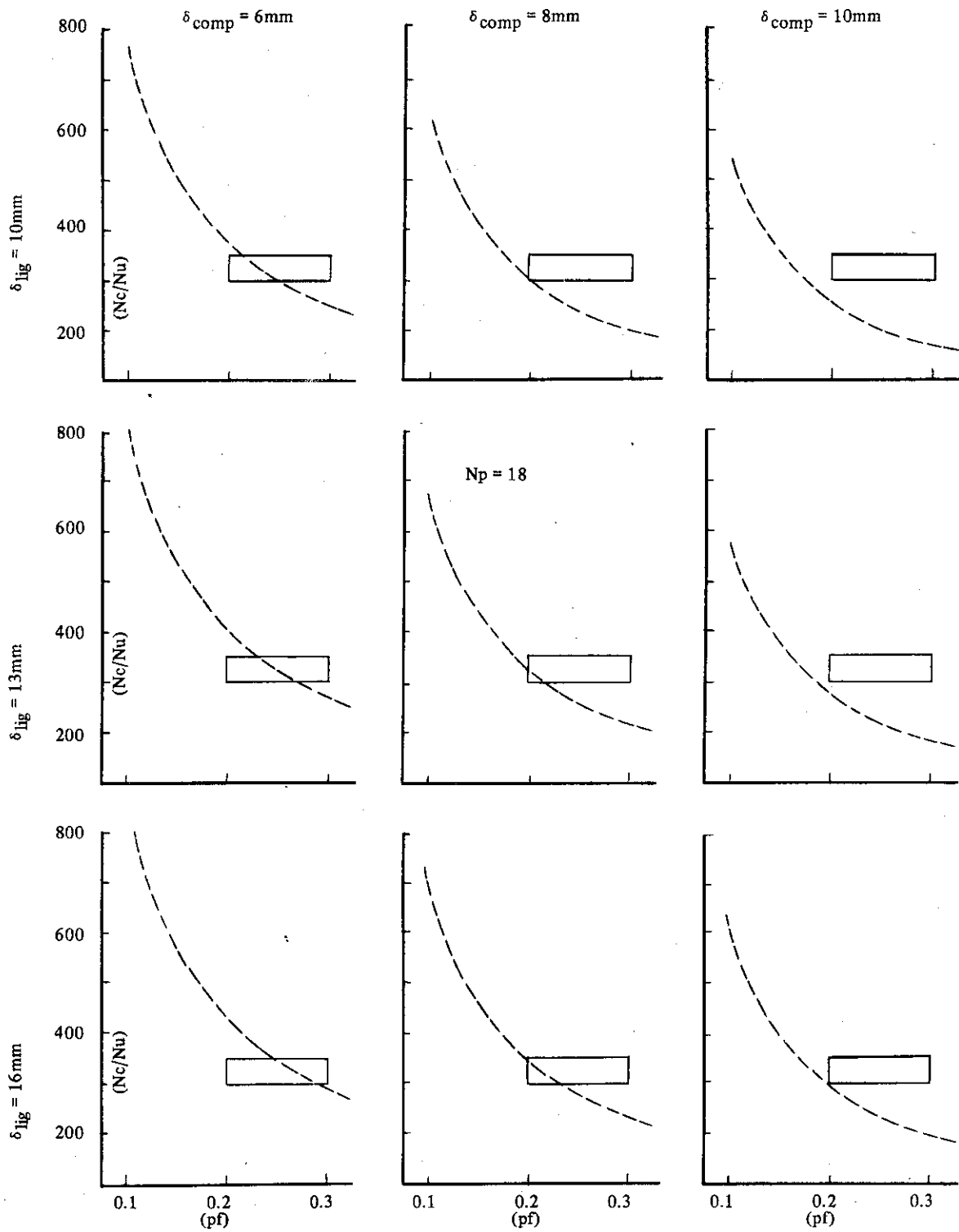


Fig. A2-2 (d) N_c/N_u for Annular Pin ($d=25\text{mm}$, Sleeve thick= 5mm)

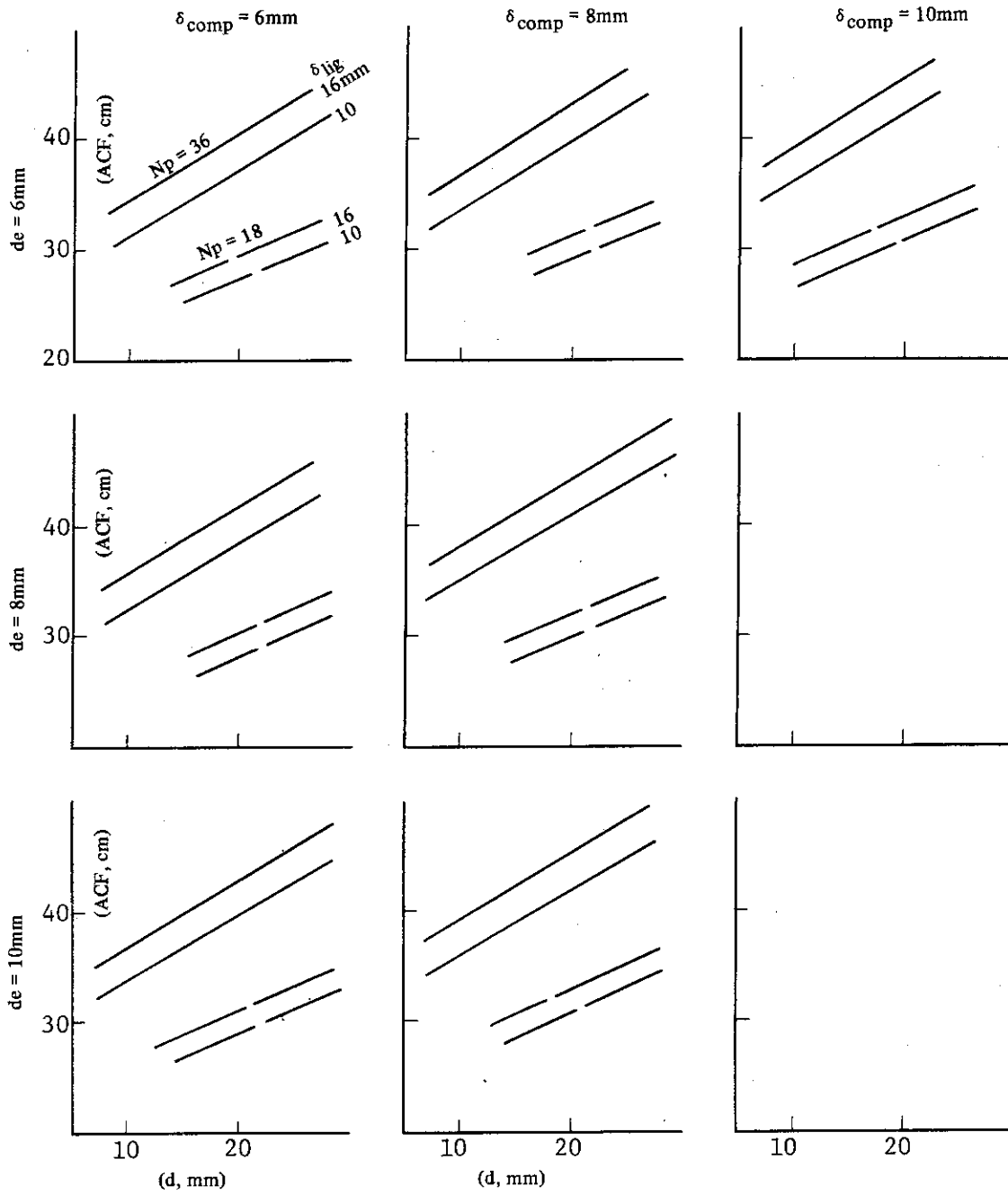


Fig. A2-3 Width Across Flats of Hollow Pin Block
(Sleeve thick=5mm)

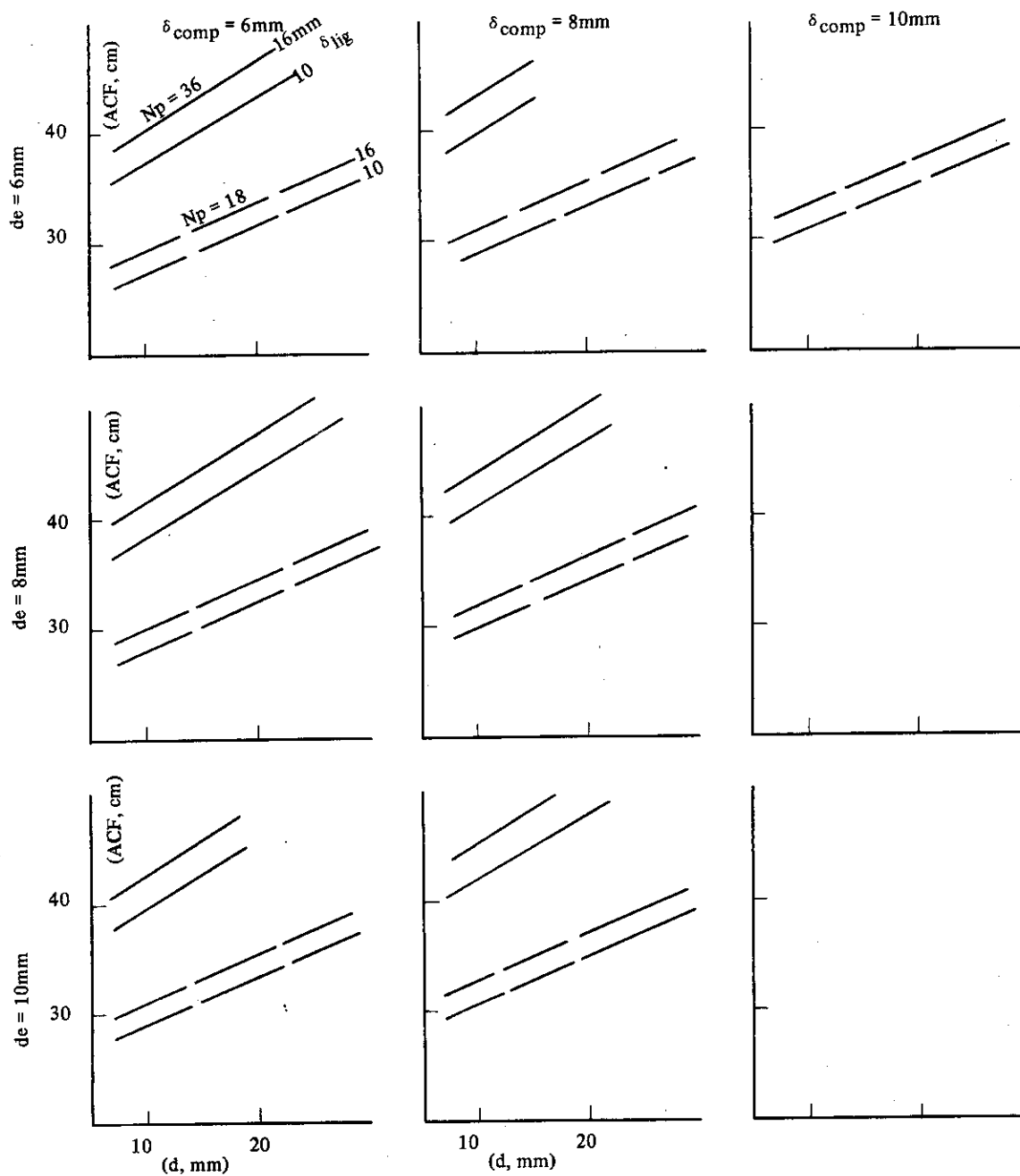


Fig. A2-4 Width Across Flats of Annular Pin Block
(Sleeve thick=5mm)

附録3 伝熱流動特性計算結果

- (1) ケースの設定条件
- (a) Nc/Nu 値 300 ~ 350
- (b) 被覆粒子充填率 0.2 ~ 0.3
- (2) 基本条件
- (a) ユニット形状 正六角形
- (b) 燃料棒形状 中空型および円環型
- (c) コンパクト/スリーブギャップ なし (一体型燃料棒)
- (3) 計算定数
- (a) 原子炉入口圧力 40 kg/cm²G
- (b) 原子炉入口温度 400 °C
- (c) 軸方向出力分布 chopped cosine (外挿距離 120 cm)
- (d) スリーブ厚さ 0.5 cm
- (e) コンパクト熱伝導率 0.03 cal/cms °C
- (f) スリーブ熱伝導率 0.06 cal/cms °C
- (4) 計算変数
- (a) 平均出力密度 4, 8, 12 w/cm³
- (b) 原子炉出口温度 1060, 785 °C
- (c) 炉心高さ 500, 600 cm
- (d) 燃料棒内径 1.0, 1.5, 2.0, 2.5 cm
- (e) コンパクト厚さ 0.6, 0.8, 1.0 cm
- (f) リガメント厚さ 1.0, 1.3, 1.6 cm
- (g) 流路の等価直径 (外側) 0.6, 0.8, 1.0 cm
- (5) その他の条件
- (a) 熱膨張, 照射寸法変化 考慮せず
- (b) 摩擦係数, 熱伝達率 Mark III およびBCD 設計設定値⁽¹⁰⁾
ただし表面あらかさ考慮せず
- (6) 結果
- Fig. A 3-1(a), (b) 中空型燃料棒の燃料最高温度 ($\Delta t_{cool} = 660^\circ\text{C}$)
- Fig. A 3-2(a), (b) 中空型燃料棒の燃料最高温度 ($\Delta t_{cool} = 385^\circ\text{C}$)
- Fig. A 3-3(a), (b) 中空型燃料棒の最小レイノルズ数 ($\Delta t_{cool} = 660^\circ\text{C}$)
- Fig. A 3-4(a), (b) 中空型燃料棒の最小レイノルズ数 ($\Delta t_{cool} = 385^\circ\text{C}$)
- Fig. A 3-5(a), (b) 円環型燃料棒の燃料最高温度 ($\Delta t_{cool} = 660^\circ\text{C}$)
- Fig. A 3-6(a), (b) 円環型燃料棒の燃料最高温度 ($\Delta t_{cool} = 385^\circ\text{C}$)
- Fig. A 3-7(a), (b) 円環型燃料棒の最小レイノルズ数 ($\Delta t_{cool} = 660^\circ\text{C}$)

Fig.A 3-8(a), (b) 円環型燃料棒の最小レイノルズ数 ($\Delta t_{\text{cool}} = 385^\circ\text{C}$)

Fig.A 3-9 原子炉出口冷却材温度および出力密度をパラメータとした中空型および円環型燃料棒の燃料最高温度

Fig.A 3-10 同上最小レイノルズ数

ただし, Fig. A3-9 および A3-10 は $P_2 = 1.2$ の高温チャンネルを想定した解析結果であり, 下記事項の計算条件について次のように変更している。

- 原子炉出口温度 1200°C , 870°C
- 出力密度 8 , 16 , 24 w/cm^3
- 出力分布 指数分布

(炉心の入口と出口の燃料温度を一致させる分布形状)

なお, 図中内の記号は次のものである。

$T_{F_{\text{max}}}$	燃料最高温度
Re_{min}	最小レイノルズ数
q'''	出力密度
Δt_{cool}	原子炉出口と入口の冷却材温度差
H_c	炉心高さ
d	燃料棒内径
δ_{comp}	コンパクト厚さ
d_e	水力直径
δ_{lig}	リガメント厚さ

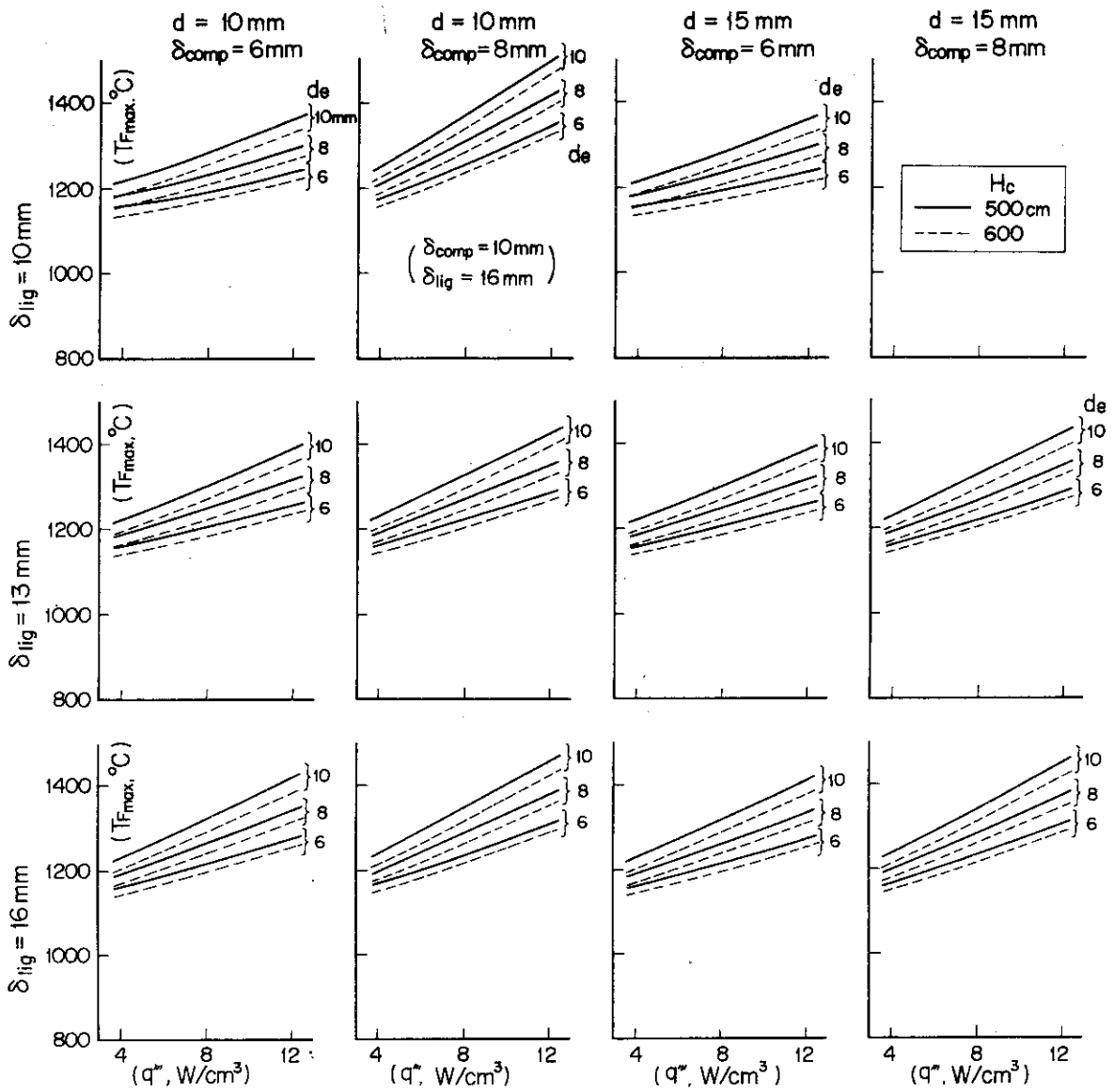


Fig.A3-1 (a) Maximum fuel temperature for hollow pin ($\Delta t_{\text{cool}} = 660^{\circ}\text{C}$)

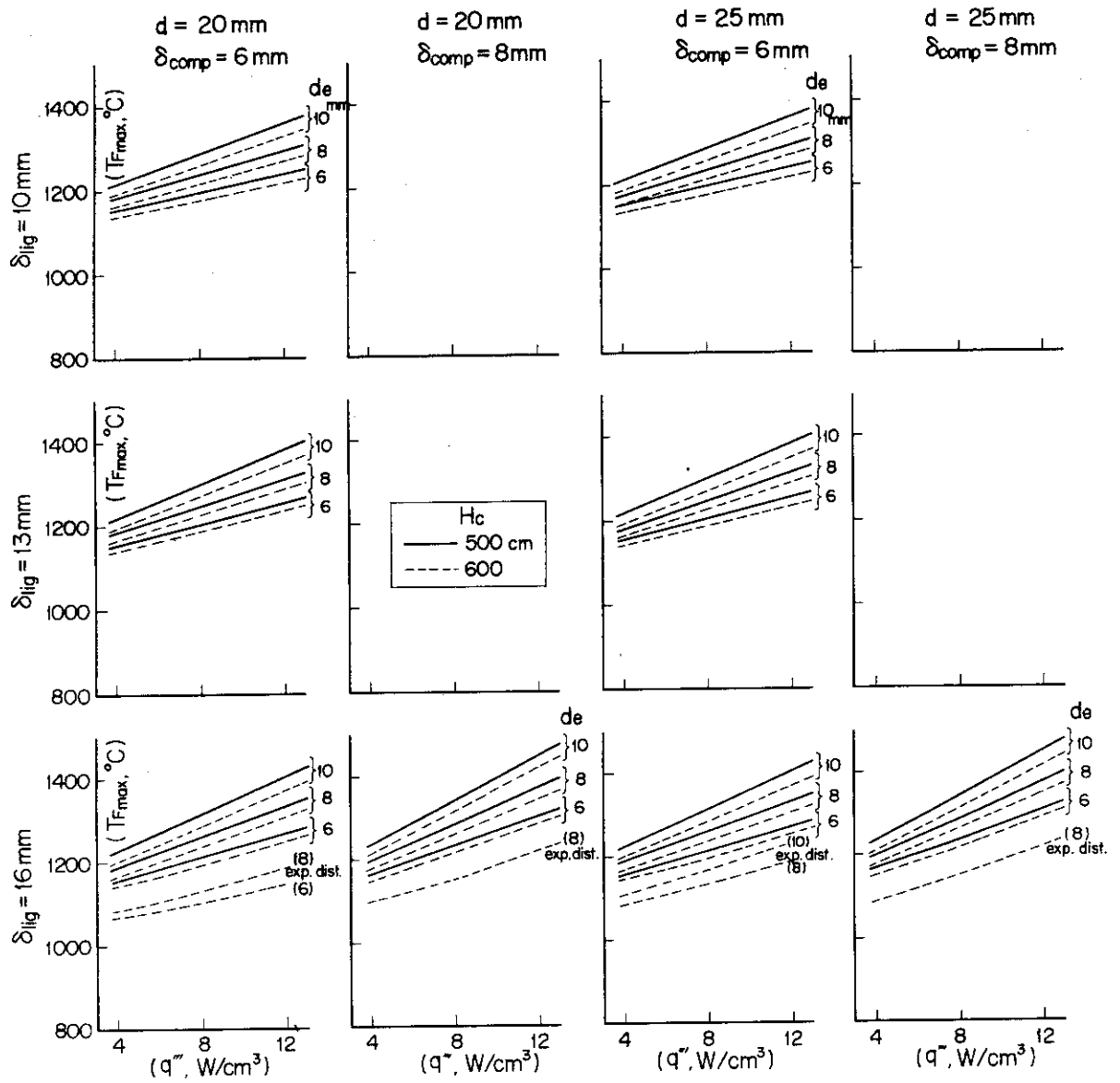


Fig.A3-1(b) Maximum fuel temperature for hollow pin ($\Delta t_{cool} = 660^{\circ}\text{C}$)

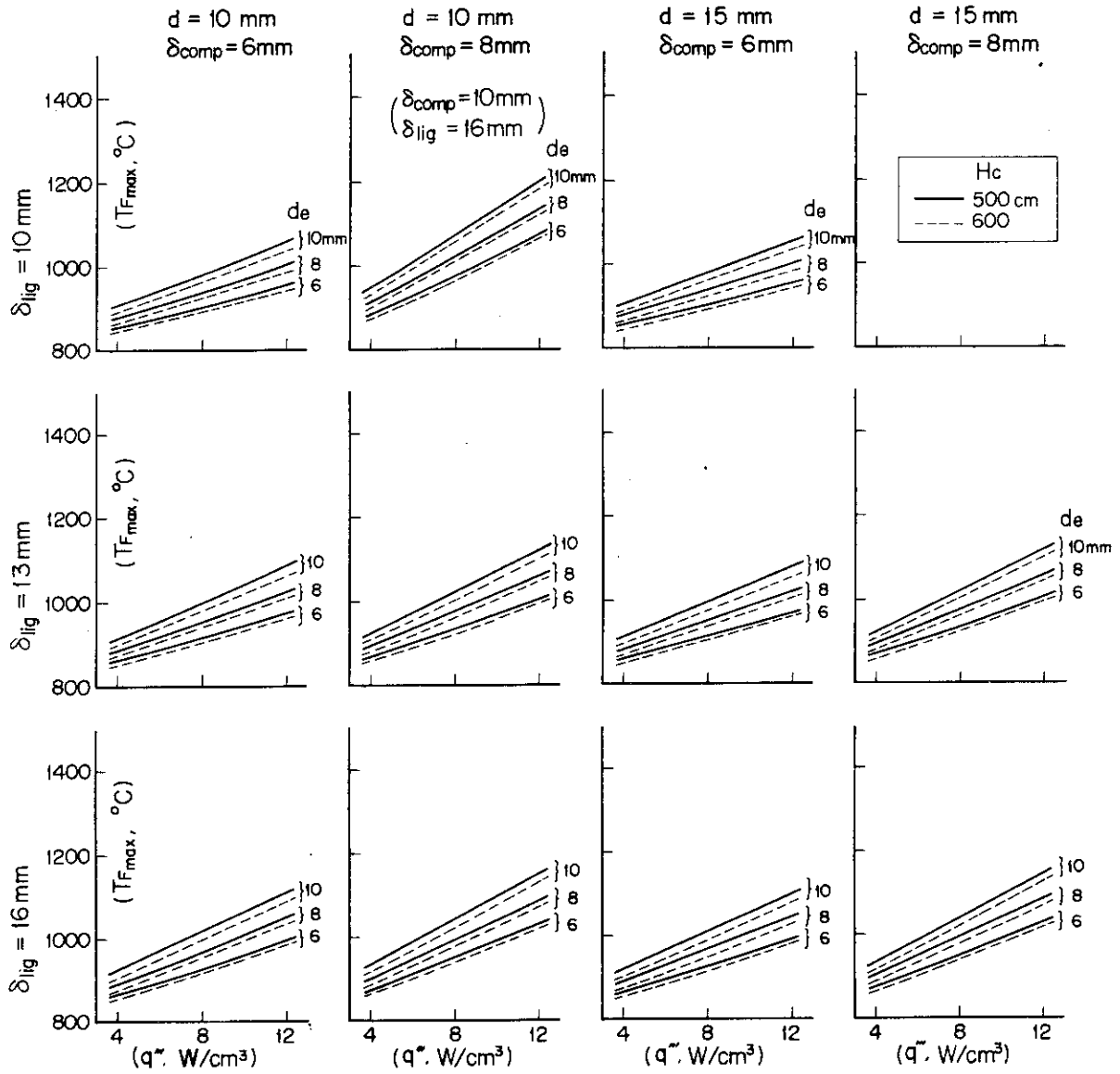


Fig. A3-2(a) Maximum fuel temperature for hollow pin ($\Delta t_{cool} = 385^\circ C$)

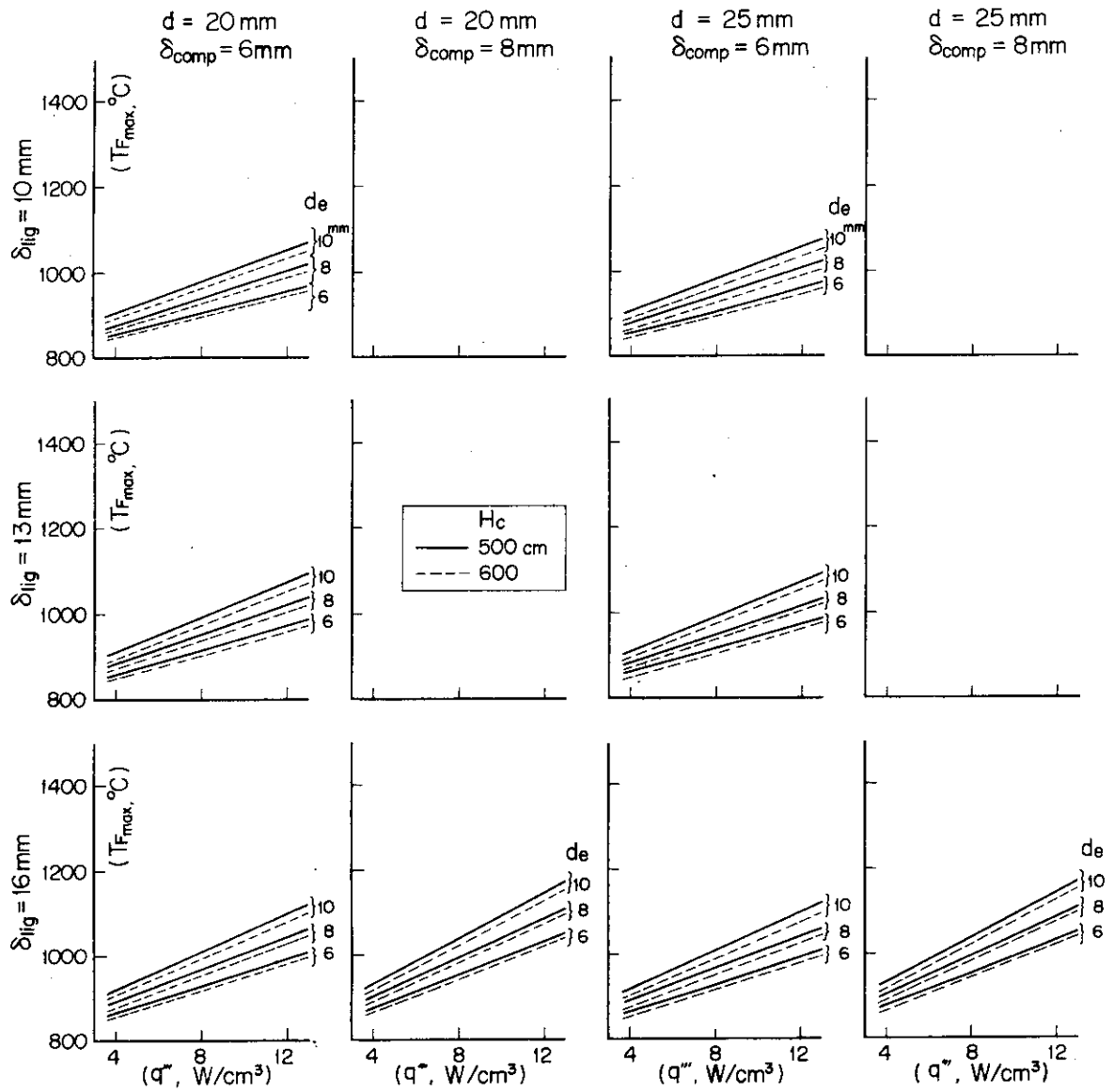


Fig.A3-2(b) Maximum fuel temperature for hollow pin ($\Delta t_{cool} = 385^{\circ}\text{C}$)

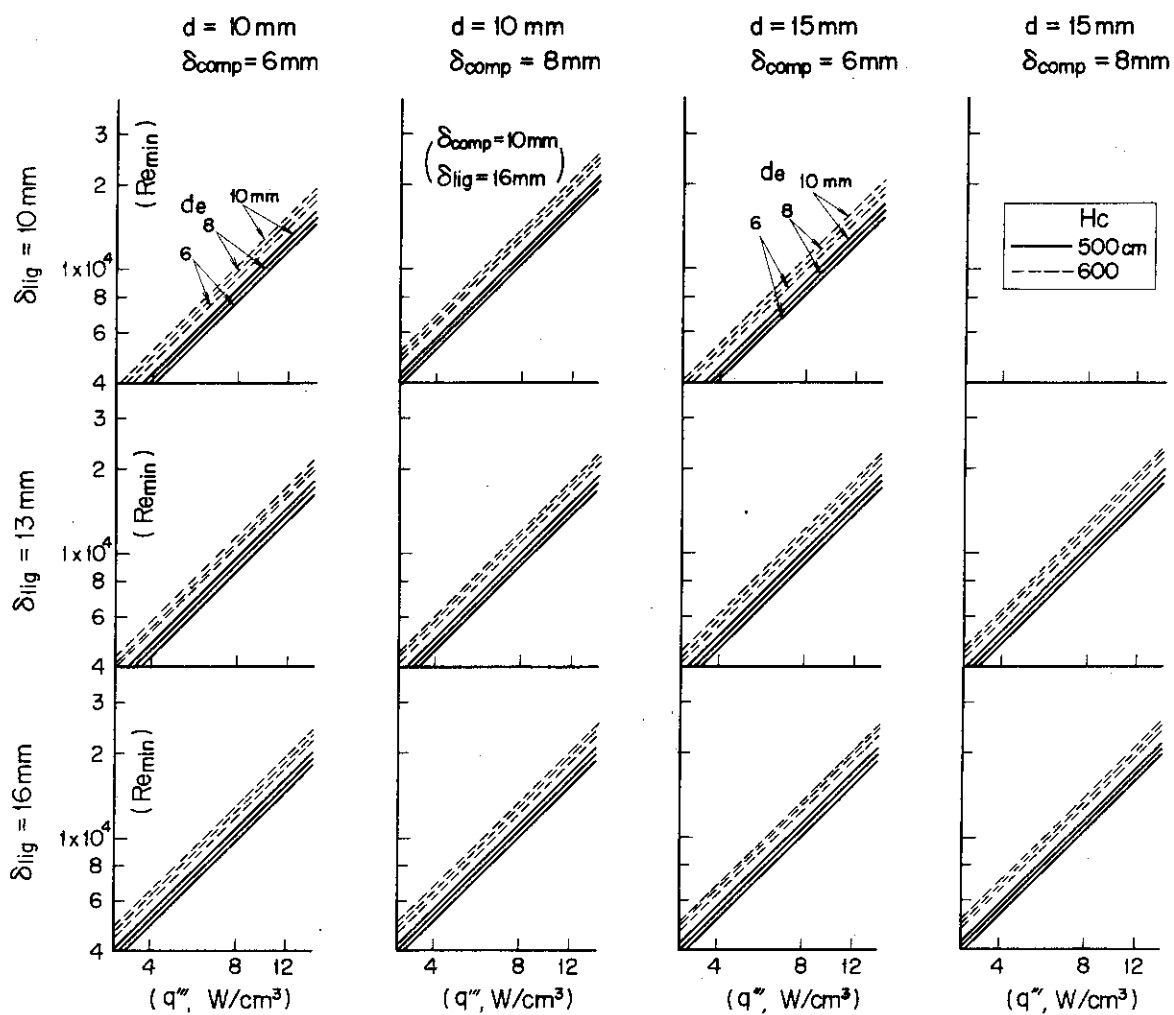


Fig. A3-3(a) Minimum Reynolds number for hollow pin ($\Delta t_{cool} = 660^\circ C$)

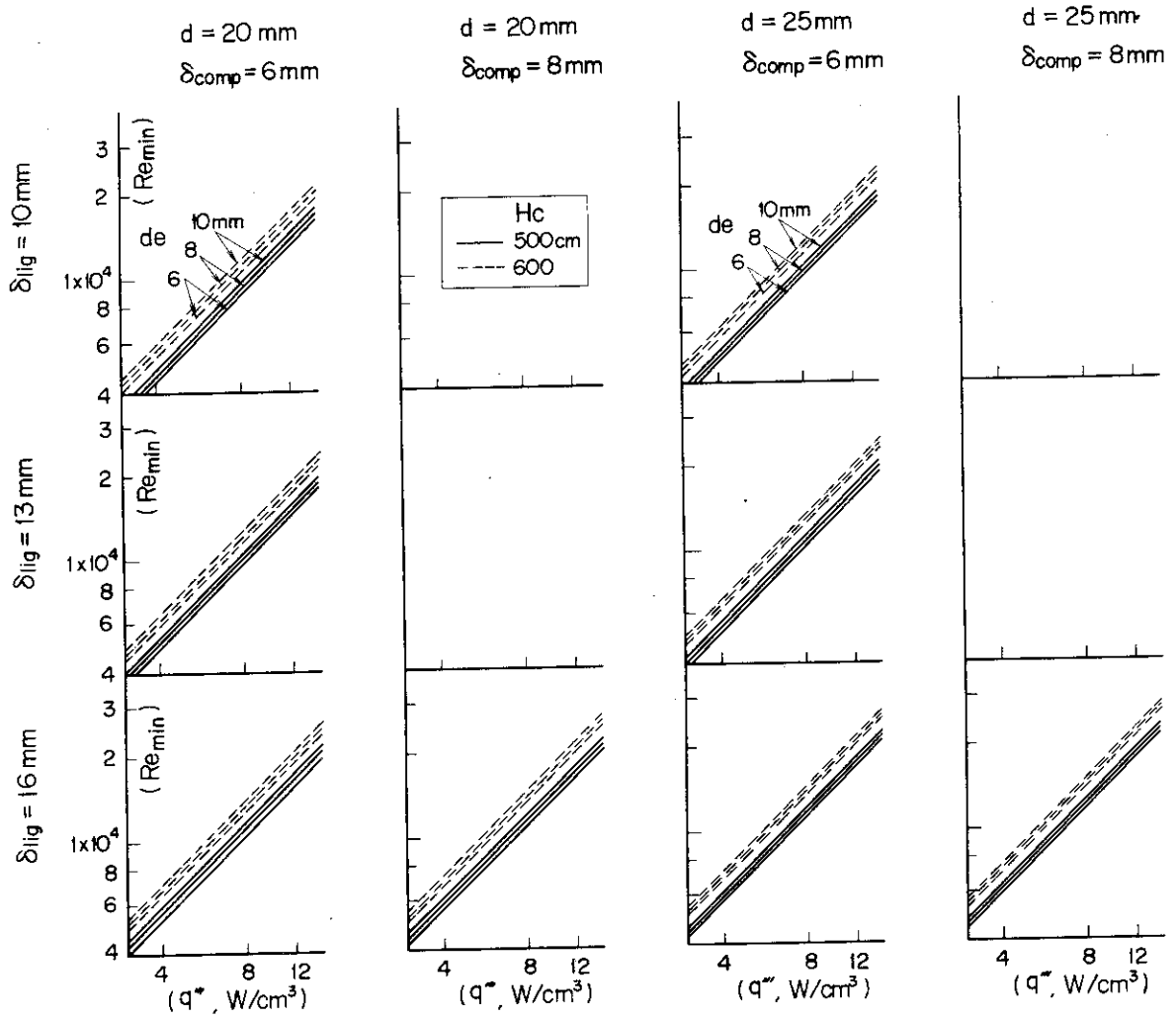


Fig. A3-3(b) Minimum Reynolds number for hollow pin ($\Delta t_{cool} = 660^\circ\text{C}$)

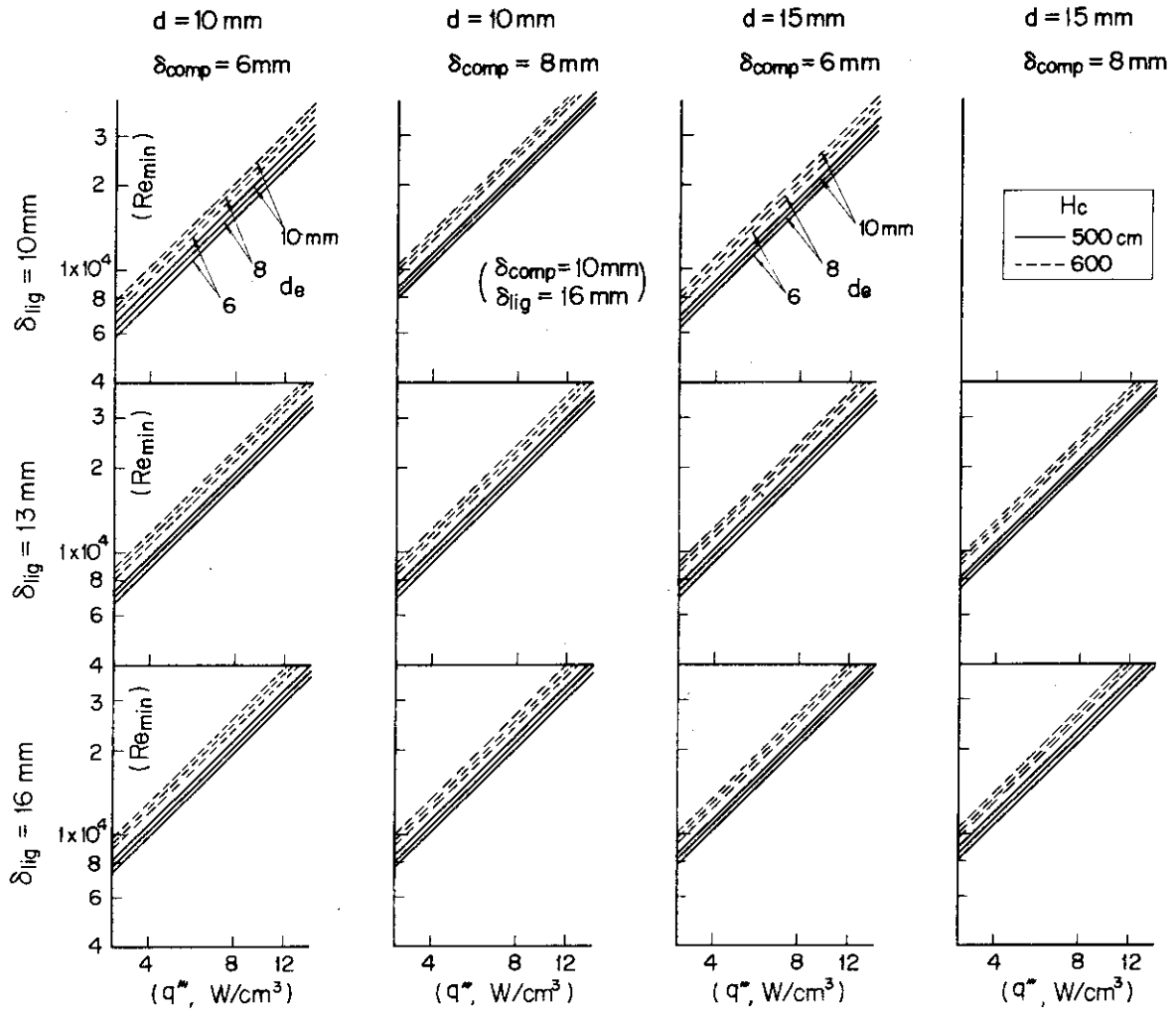


Fig.A3-4(a) Minimum Reynolds number for hollow pin ($\Delta t_{cool} = 385^\circ\text{C}$)

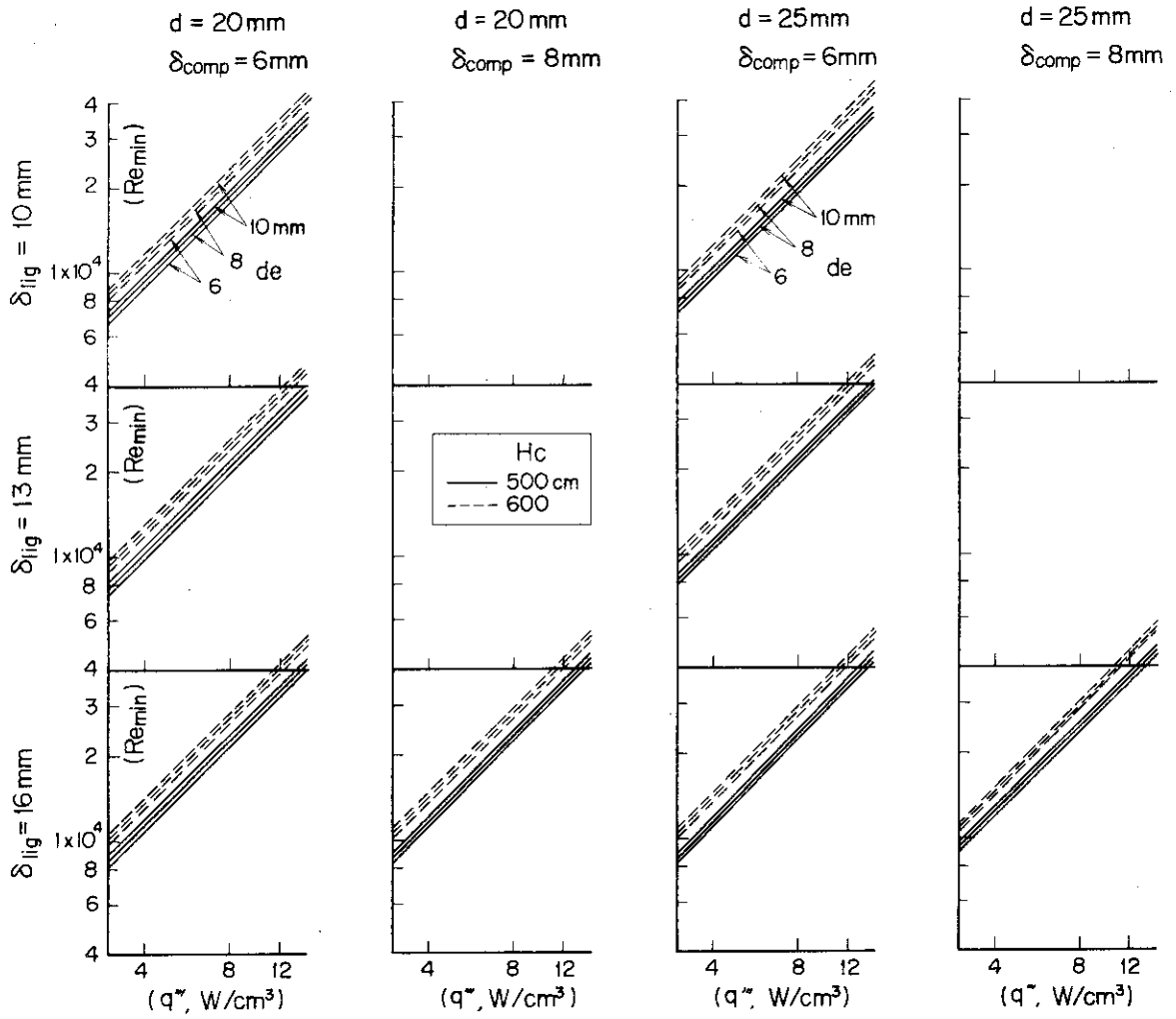


Fig. A3-4 (b) Minimum Reynolds number for hollow pin ($\Delta t_{cool} = 385^\circ C$)

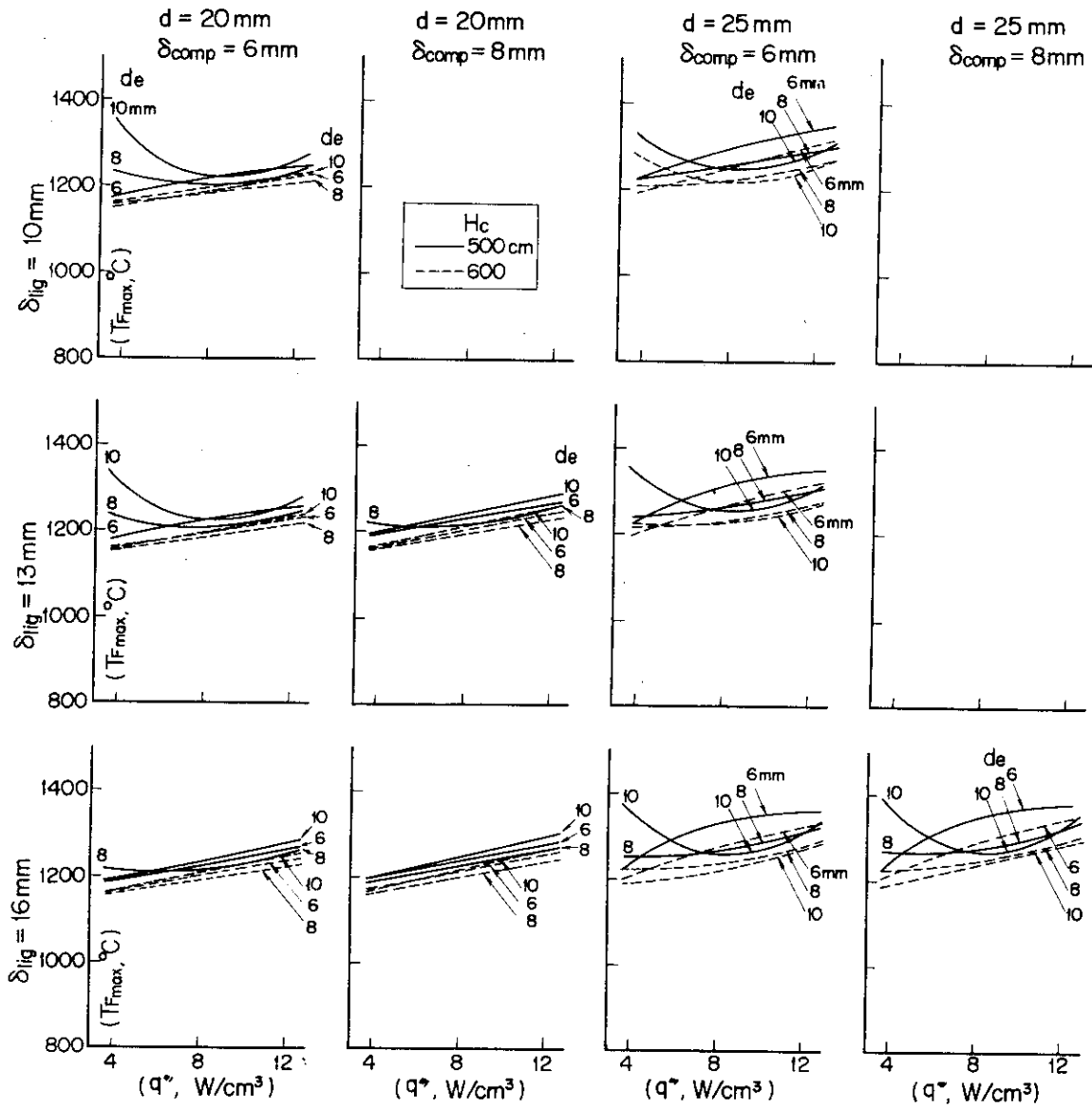


Fig.A3-5(b) Maximum fuel temperature for annular pin ($\Delta t_{cool} = 660\text{ }^\circ C$)

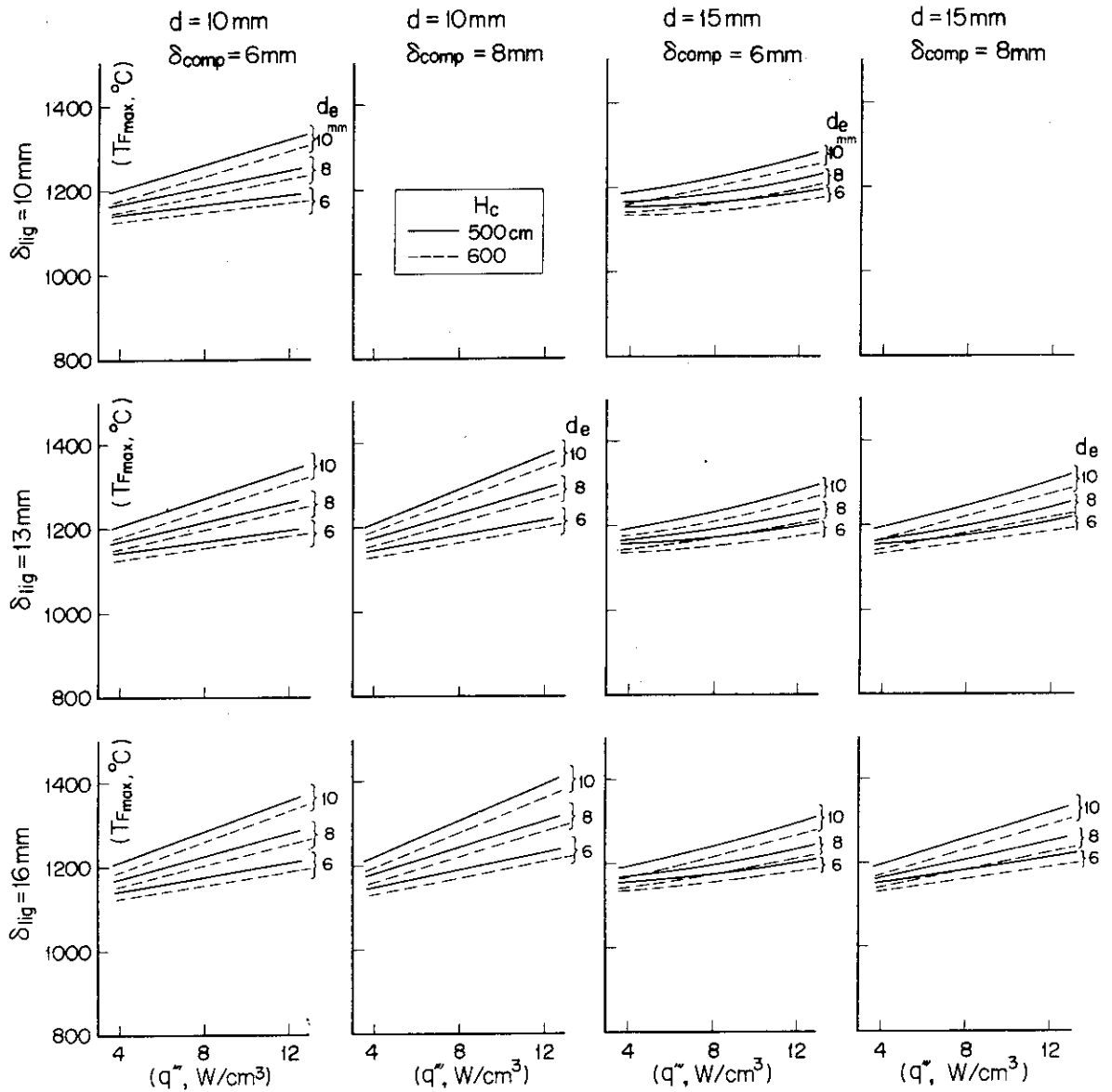


Fig. A3-5(a) Maximum fuel temperature for annular pin ($\Delta t_{cool} = 660^\circ C$)

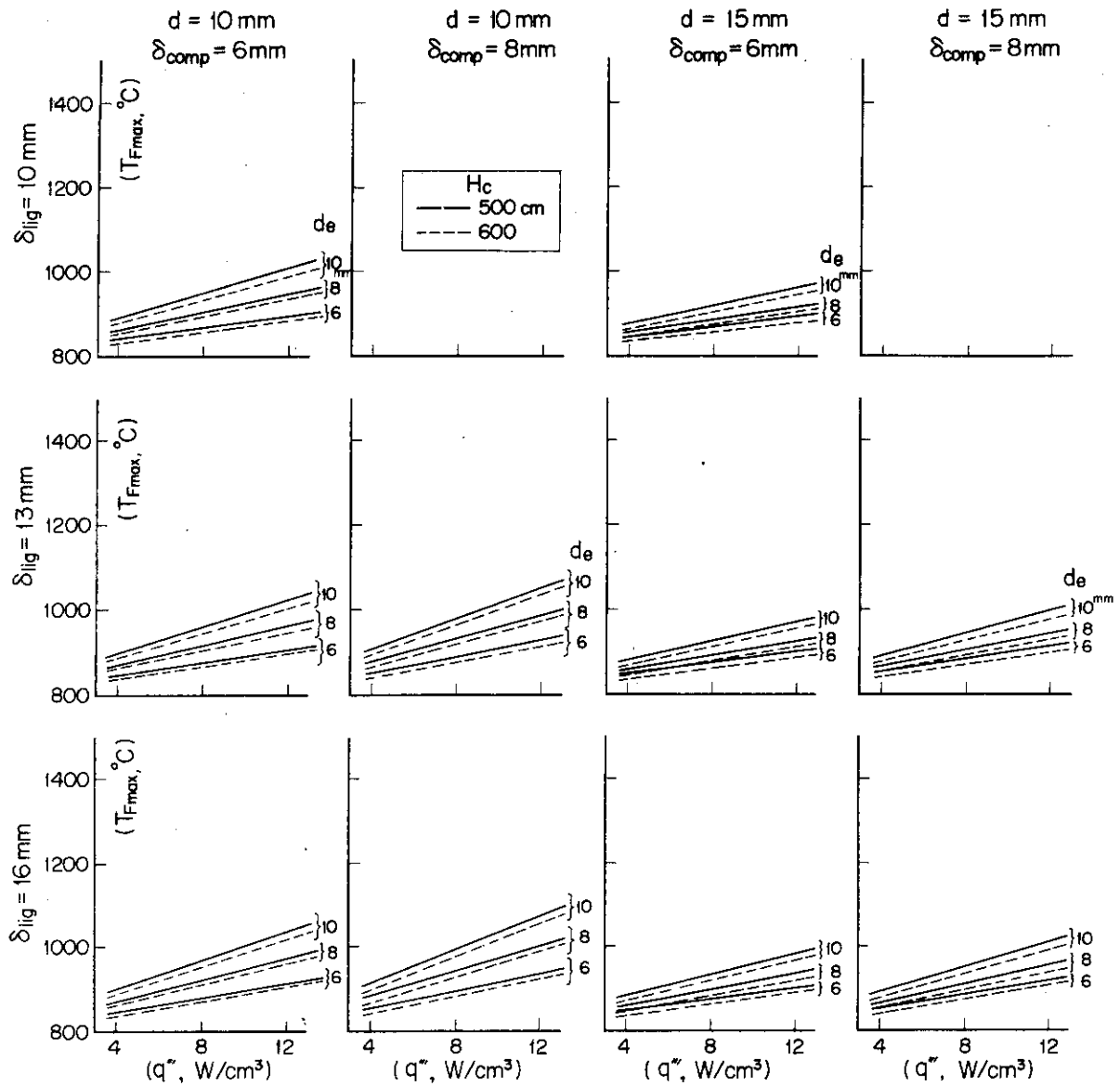


Fig. A3-6(a) Maximum fuel temperature for annular pin ($\Delta t_{cool} = 385^\circ\text{C}$)

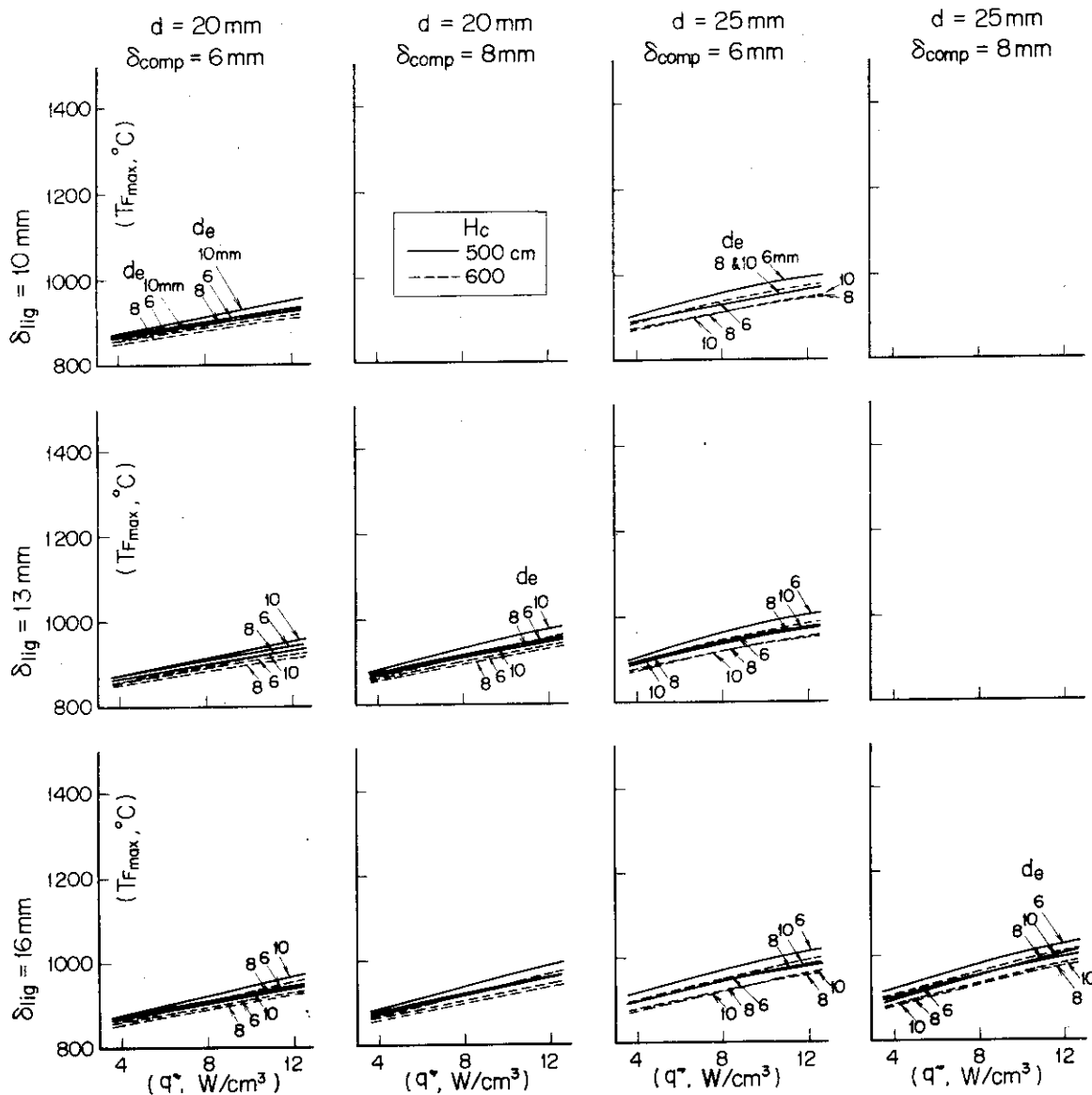


Fig.A3-6(b) Maximum fuel temperature for annular pin ($\Delta t_{cool} = 385^{\circ}C$)

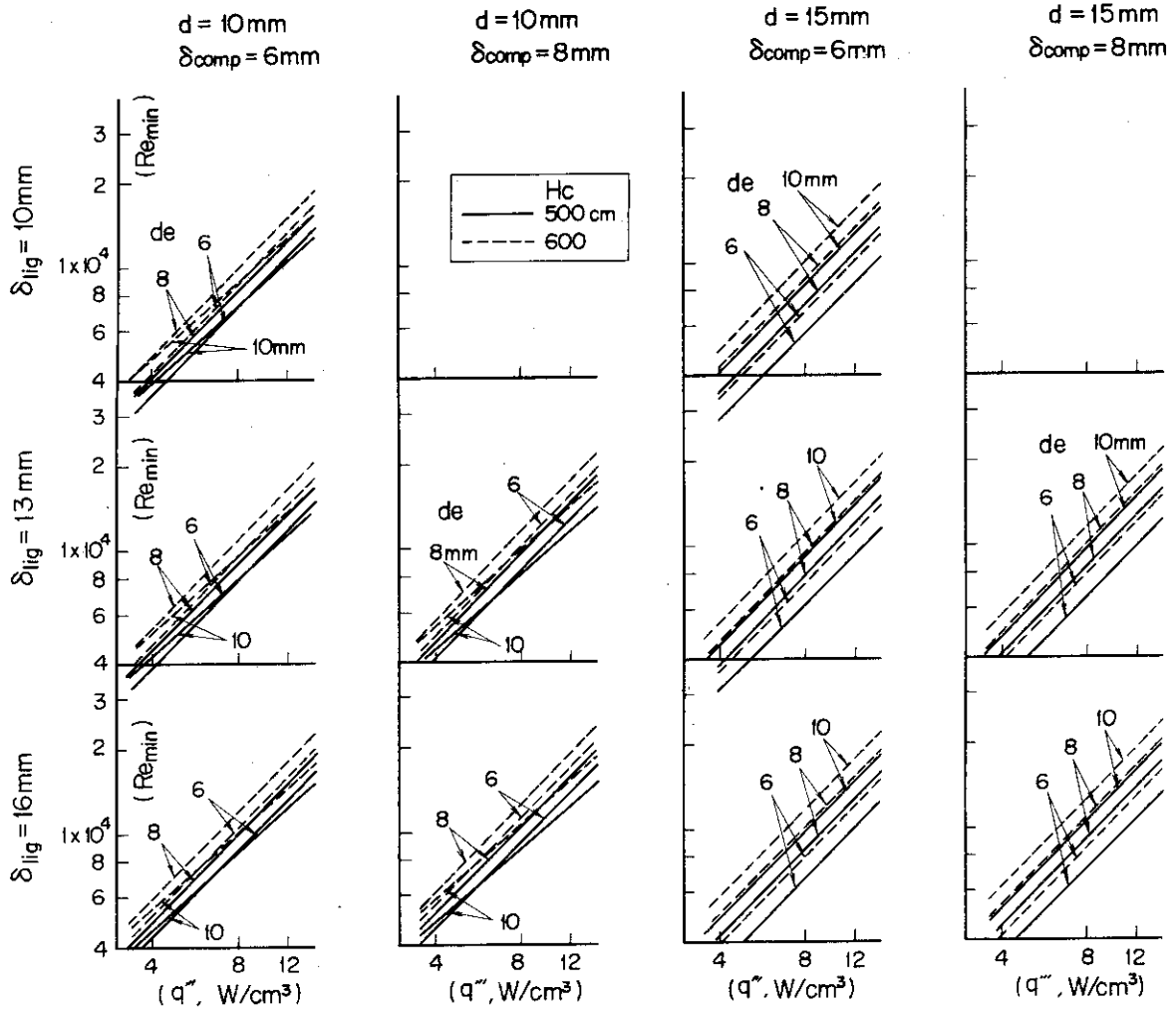


Fig.A3-7(a) Minimum Reynolds number for annular pin ($\Delta t_{cool} = 660^\circ\text{C}$)

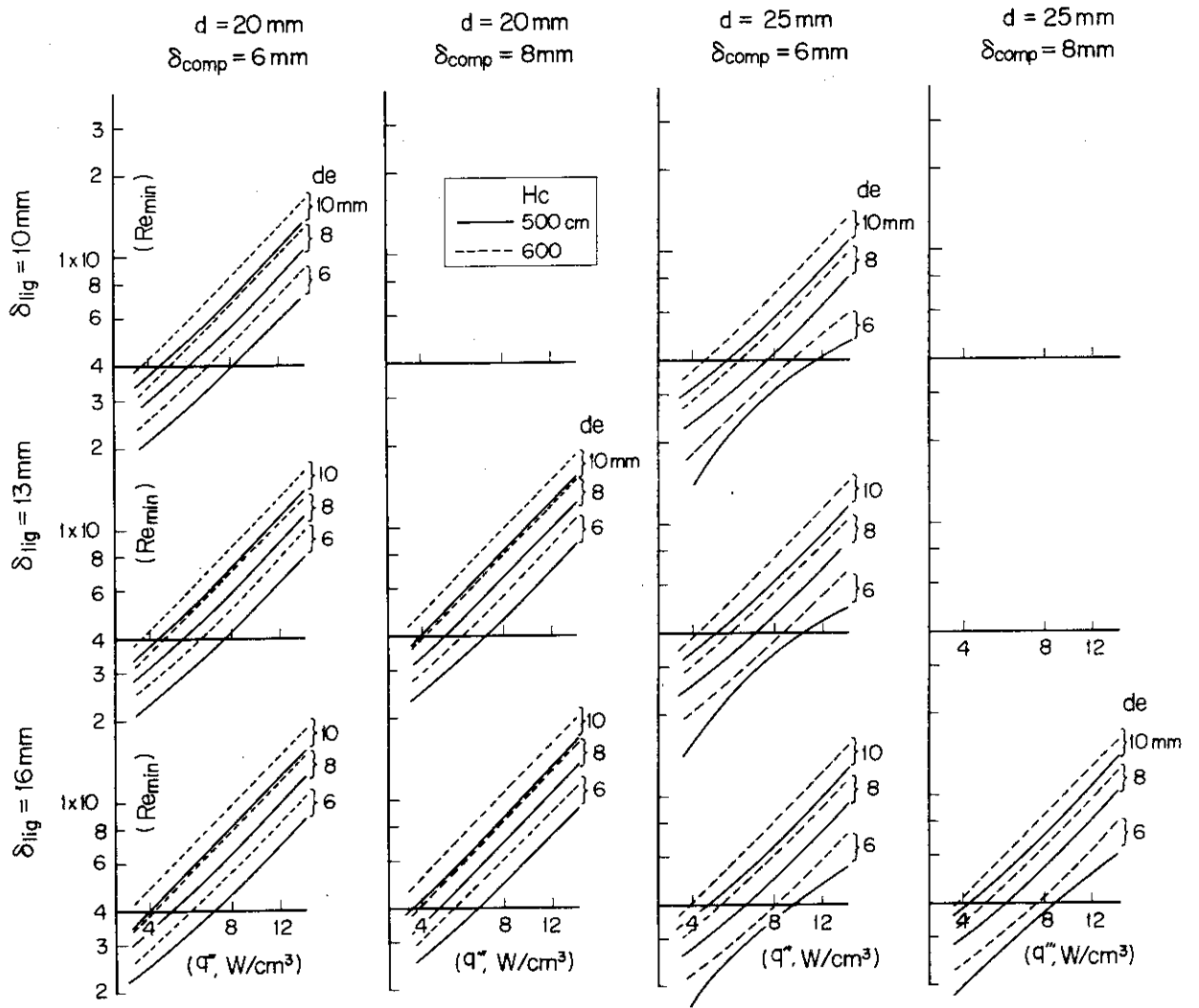


Fig. A3-7 (b) Minimum Reynolds number for annular pin ($\Delta t_{cool} = 660^{\circ}\text{C}$)

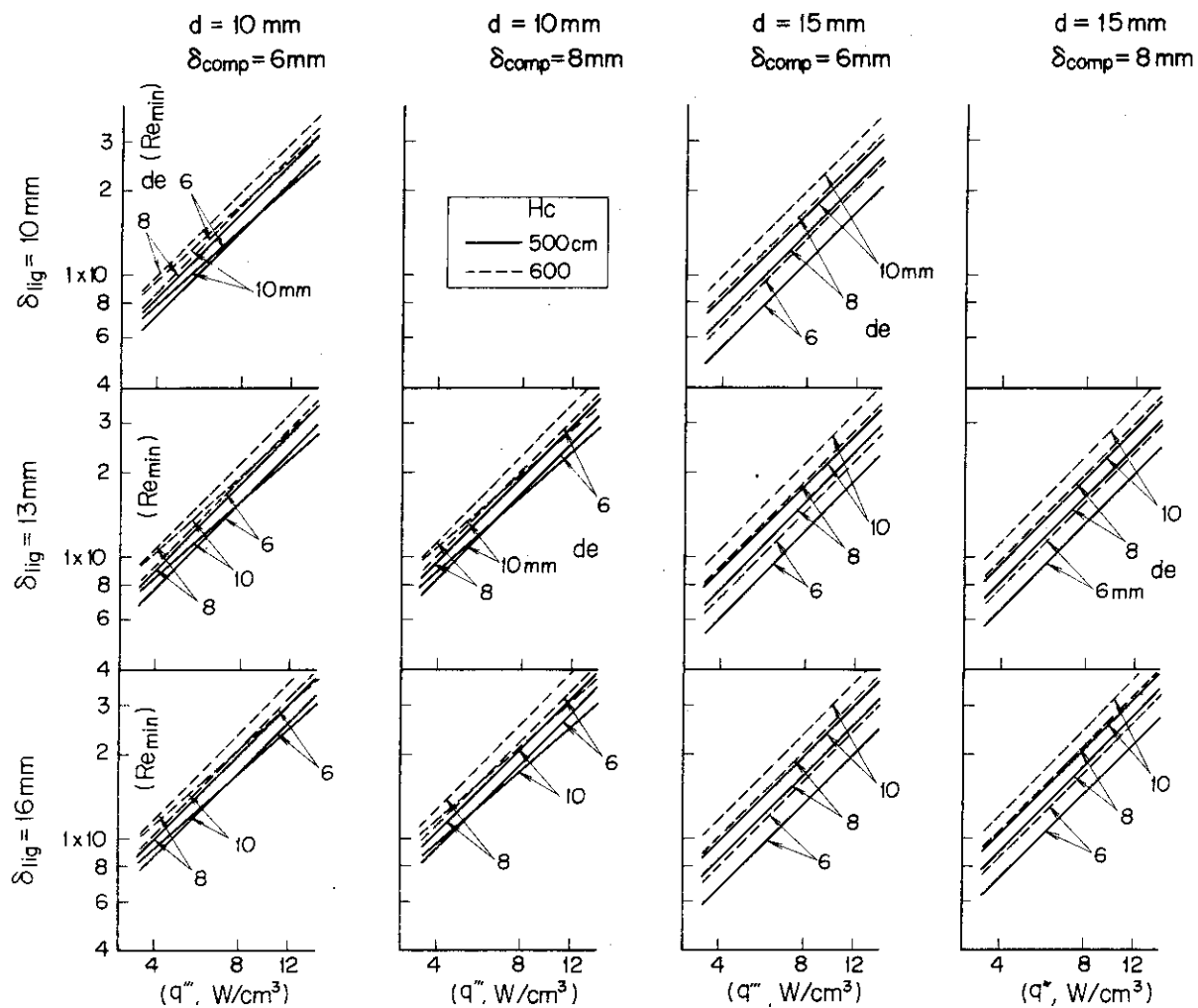


Fig.A3-8(a) Minimum Reynolds number for annular pin ($\Delta t_{cool} = 385^\circ\text{C}$)

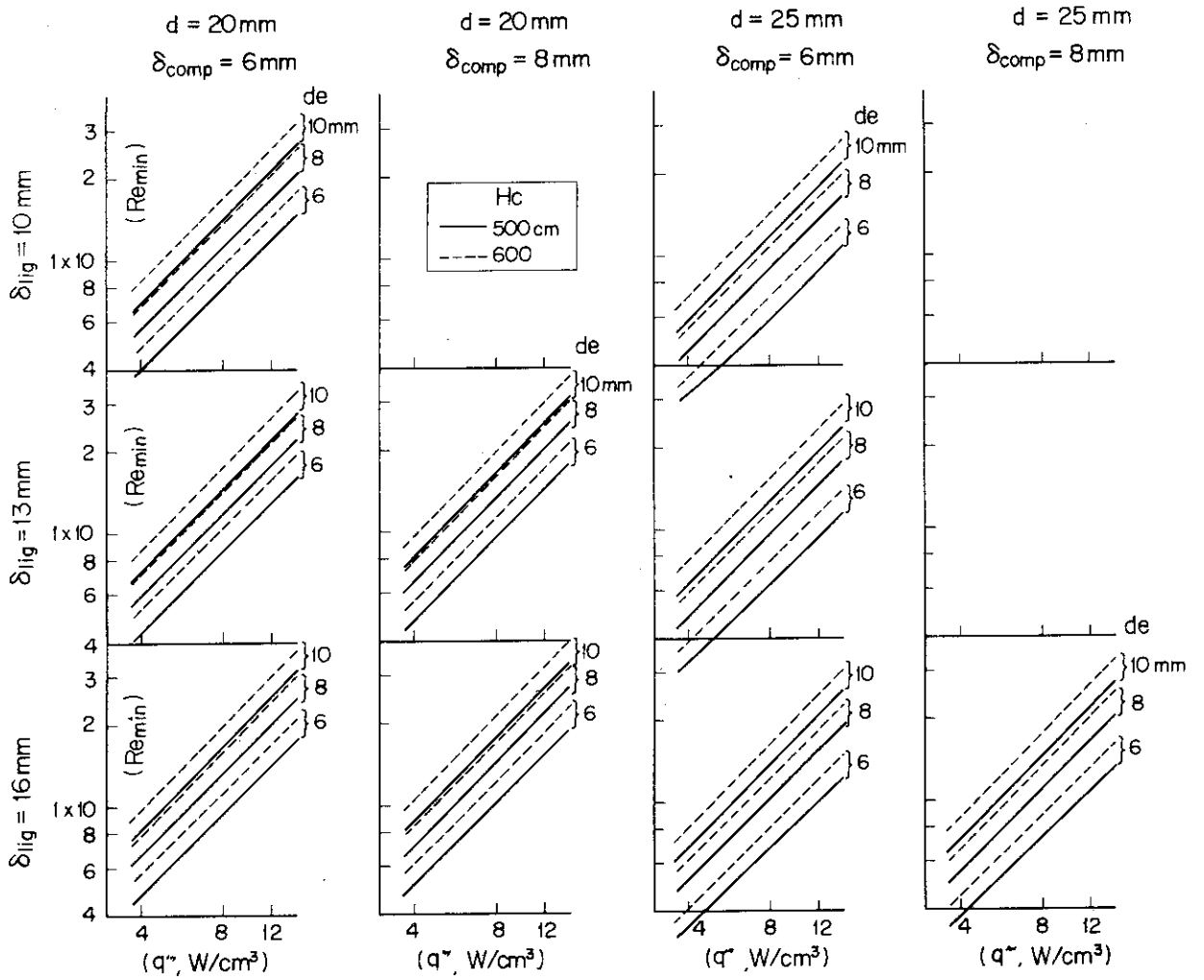


Fig. A3-8 (b) Minimum Reynolds number for annular pin. ($\Delta t_{cool} = 385^\circ\text{C}$)

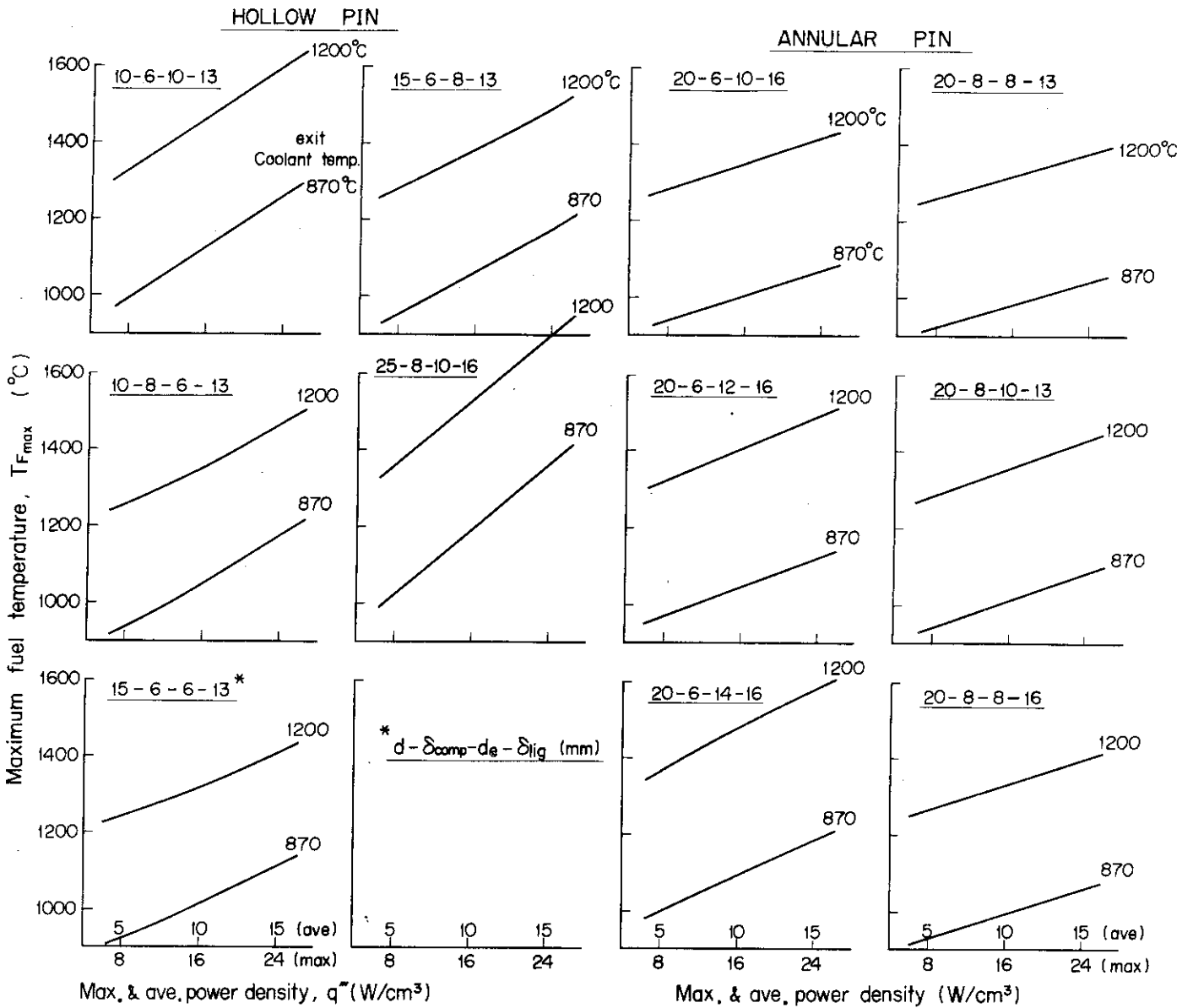


Fig. A3-9 Maximum fuel temperature for hollow and annular pin (Hc = 600 cm)

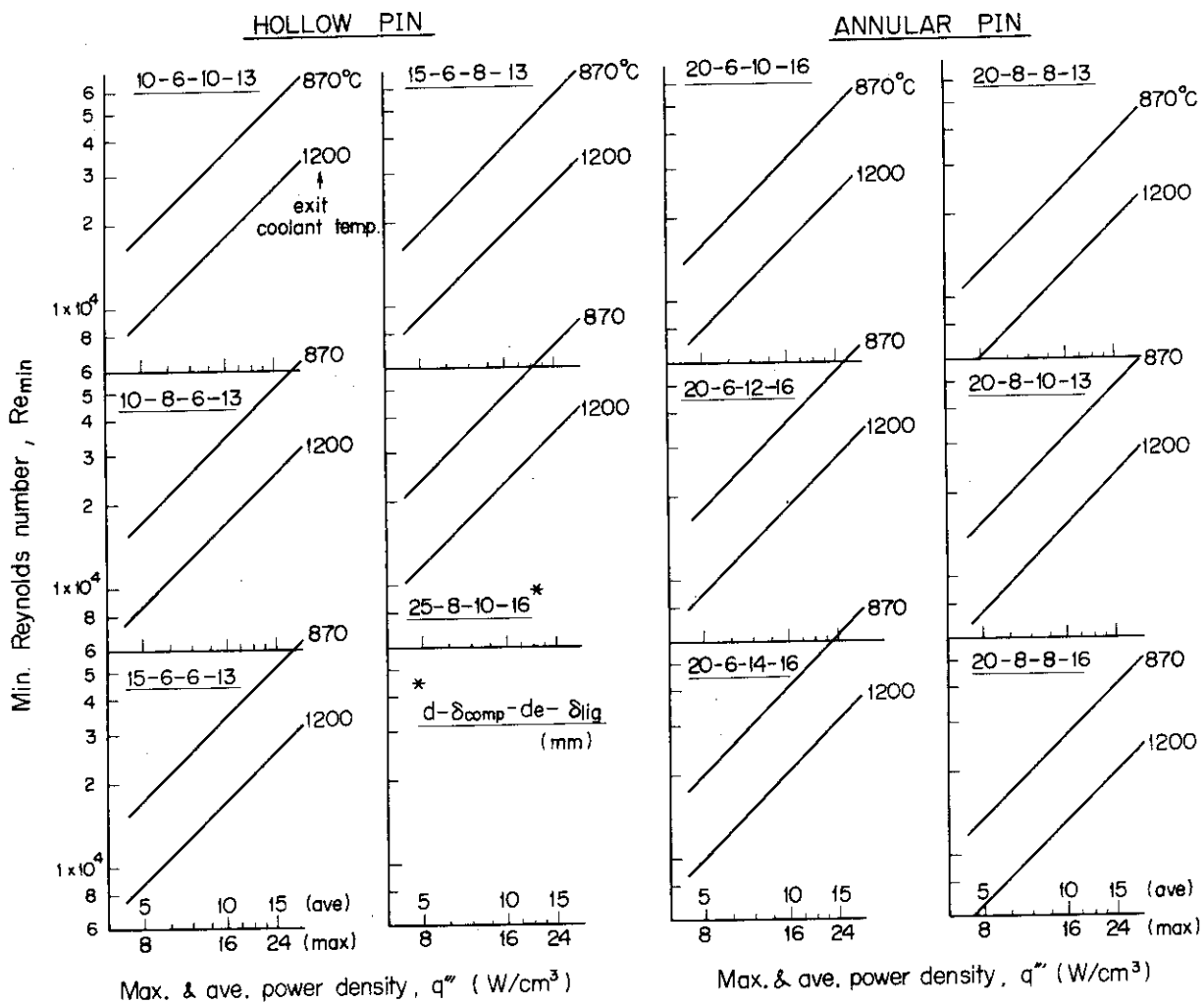


Fig. A3-10 Minimum Reynolds number for hollow and annular pin ($H_c = 600$ cm)

附録4 強度特性計算結果

(1) 計算条件

(a) 設定寸法

燃料棒内径	1.0, 1.5, 2.0, 2.5 cm
コンパクト厚さ	0.6, 0.8 cm
スリーブ厚さ	0.5 cm
流路の等価直径	0.6, 0.8, 1.0 cm
リガメント厚さ	1.0, 1.3, 1.6 cm

(b) 物性値

バックアップ炉心設計 (BCD) での設定値を参考に、以下に示す一定値とした。

コンパクト

熱伝導率	0.03 cal/cms °C
線膨張係数	$3.5 \times 10^{-6} \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$ (最大値, //方向, $P_f = 0.2$, 温度照射効果なし)
ヤング率	$1.25 \times 10^5 \text{ kg/cm}^2$ ($pf = 0.2$ と 0.3 の平均)
ポアソン比	0.10

スリーブ (SM1-24 相当品)

熱伝導率	0.06 cal/cms °C
線膨張係数	$4.07 \times 10^{-6} \text{ } ^\circ\text{C}^{-1}$ (未照射材の最大値, //方向)
ヤング率	$1.5 \times 10^5 \text{ kg/cm}^2$ (未照射材の最大値, //方向の 1.5 倍, 照射による増加を考慮)
ポアソン比	0.17

(2) 結果

コンパクトおよびスリーブの最大熱応力と出力密度との関係

Fig. A4-1 (a)~(c)	中空型燃料棒 (コンパクトの応力, $\delta_{\text{comp}} = 6 \text{ mm}$)
Fig. A4-2 (a)~(d)	中空型燃料棒 (コンパクトの応力, $\delta_{\text{comp}} = 8 \text{ mm}$)
Fig. A4-3 (a), (b)	中空型燃料棒 (スリーブの応力, $\delta_{\text{comp}} = 6 \text{ mm}$)
Fig. A4-4 (a)~(c)	円環型燃料棒 (スリーブの応力, $\delta_{\text{comp}} = 6 \text{ mm}$)
Fig. A4-5 (a)~(c)	円環型燃料棒 (スリーブの応力, $\delta_{\text{comp}} = 8 \text{ mm}$)

なお、図中内の記号は以下の通りである。

d	燃料棒内径
δ_{comp}	コンパクト厚さ
δ_{lig}	リガメント厚さ
de	水力直径
q_i, q_o	円環型燃料棒の場合のコンパクトの内表面および外表面の線出力
σ_a	BCD設計における許容応力の設定値 ⁽¹⁰⁾
σ'_a	本サーベイで設定した評価応力値

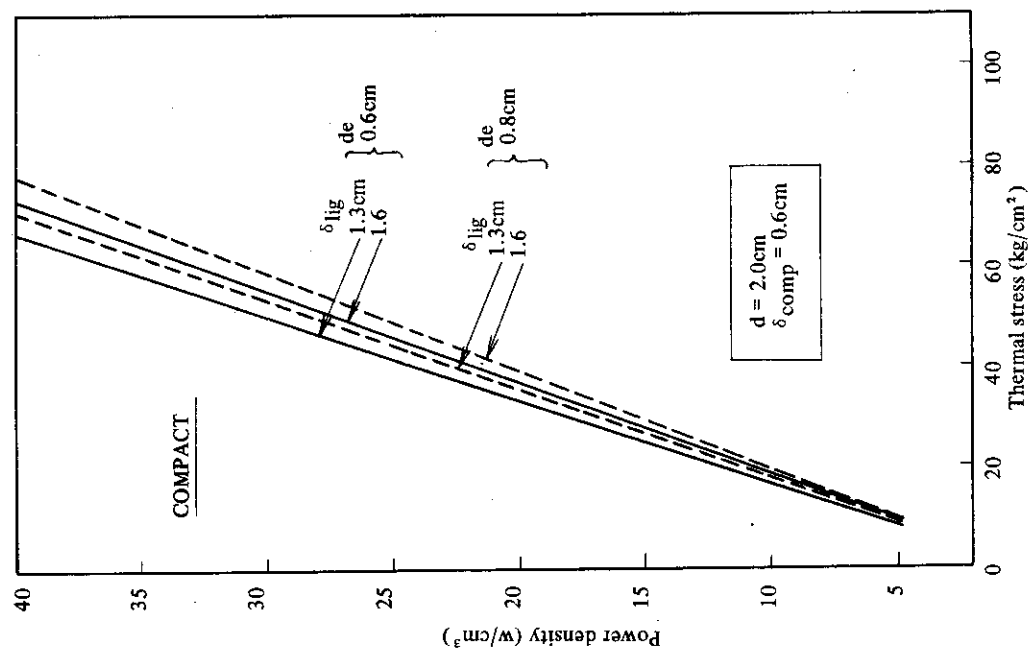


Fig. A4-1 (a) Maximum Thermal Stress for Hollow Pin

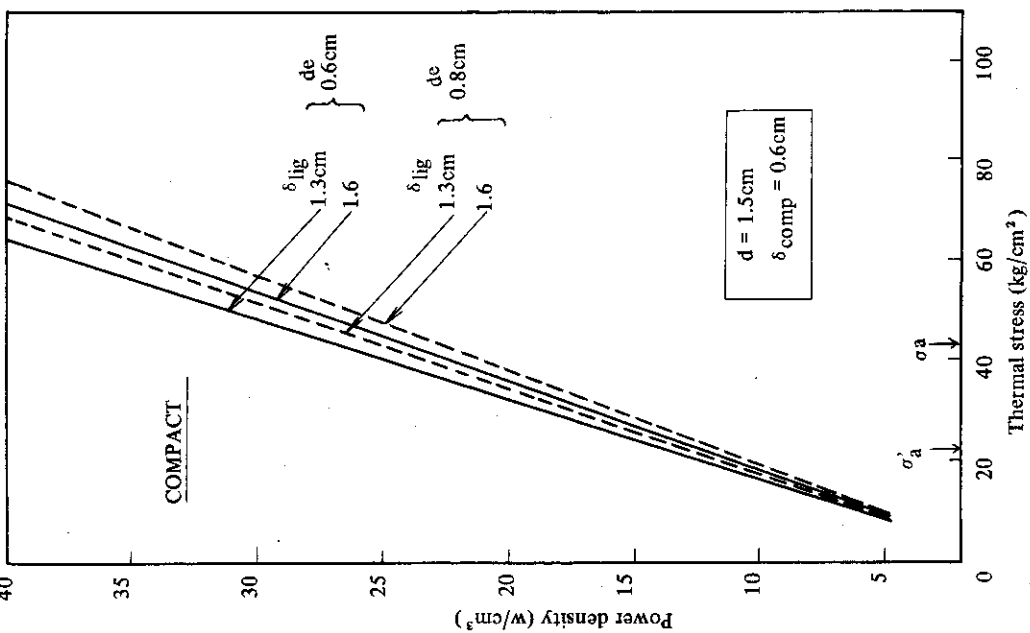


Fig. A4-1 (b) Maximum Thermal Stress for Hollow Pin

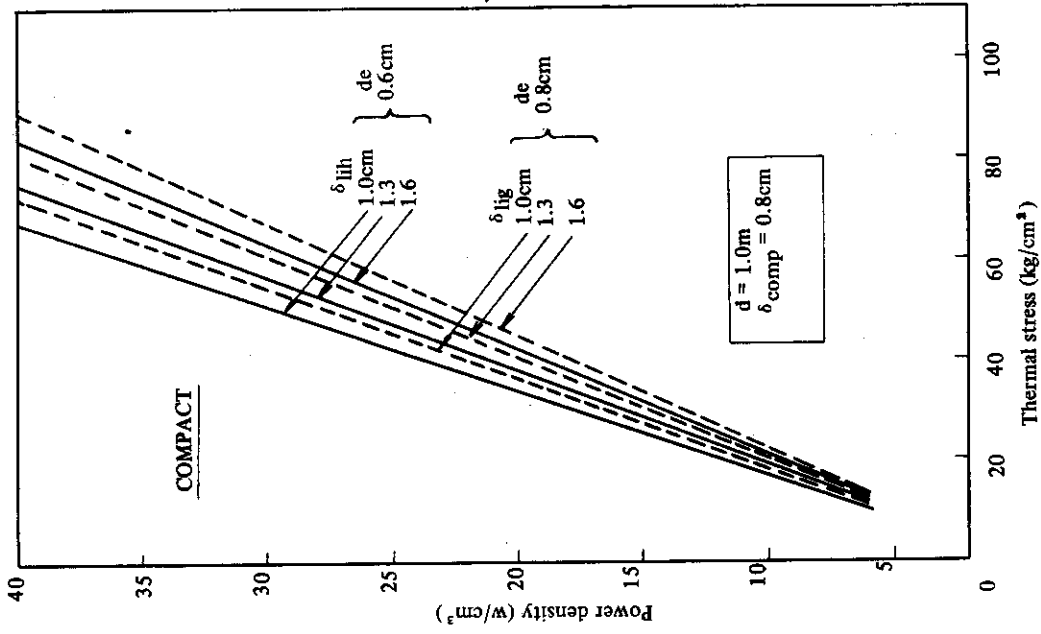


Fig. A4-2 (a) Maximum Thermal Stress for Hollow Pin

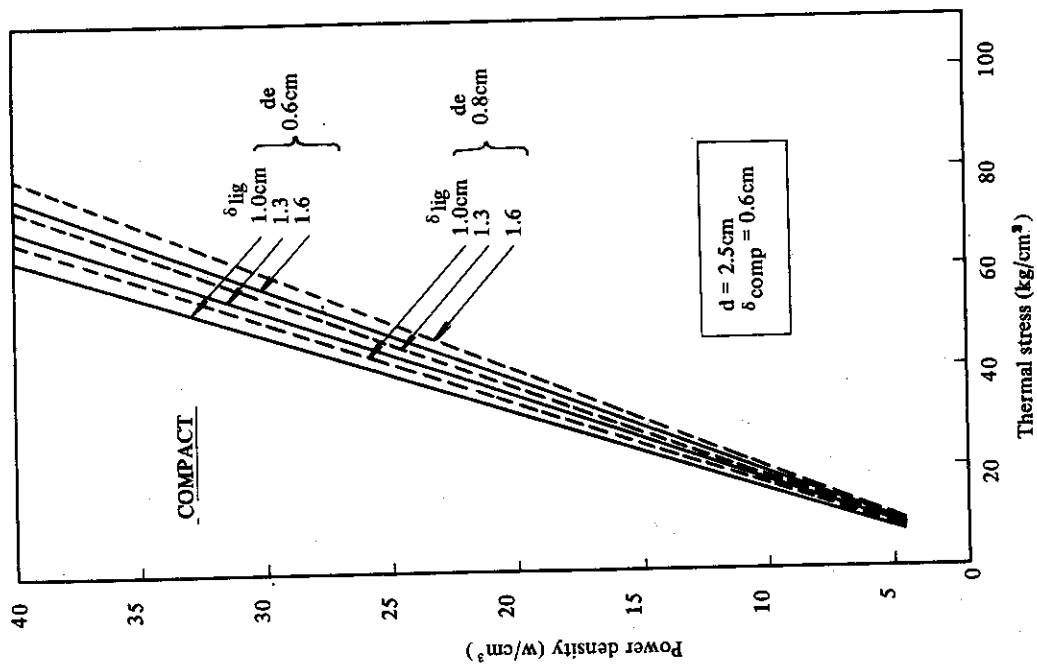


Fig. A4-1 (c) Maximum Thermal Stress for Hollow Pin

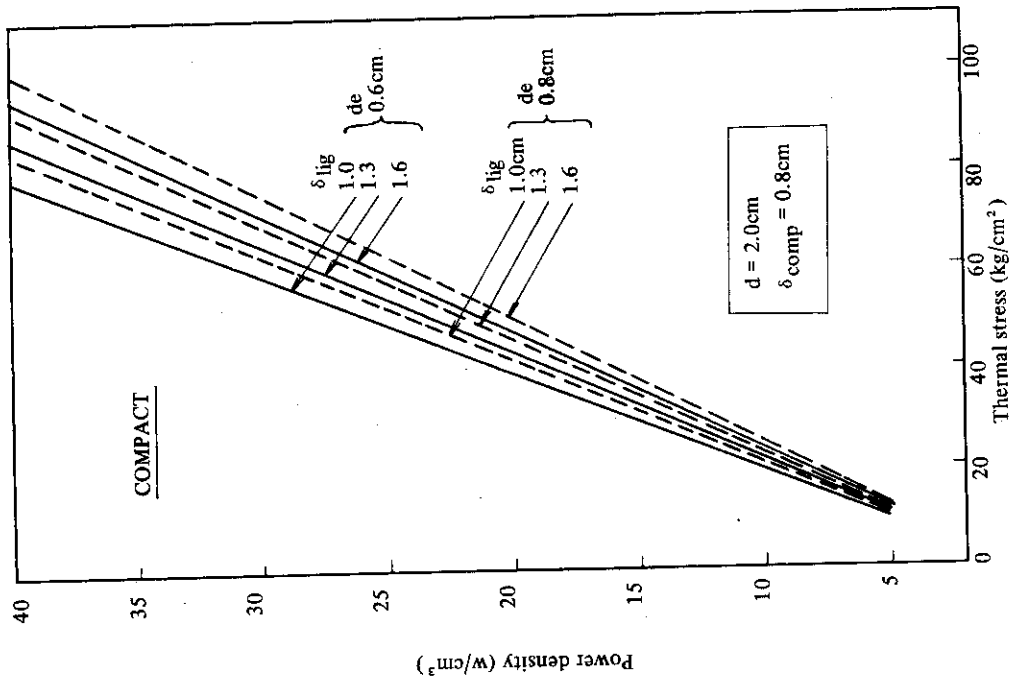


Fig. A4-2 (c) Maximum Thermal Stress for Hollow Pin

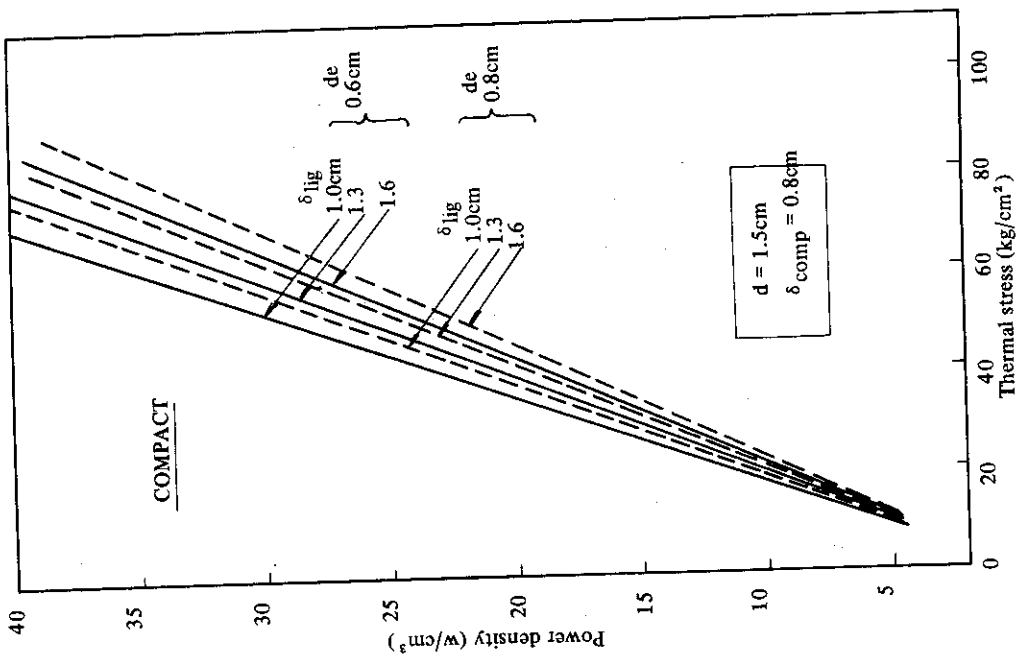


Fig. A4-2 (b) Maximum Thermal Stress for Hollow Pin

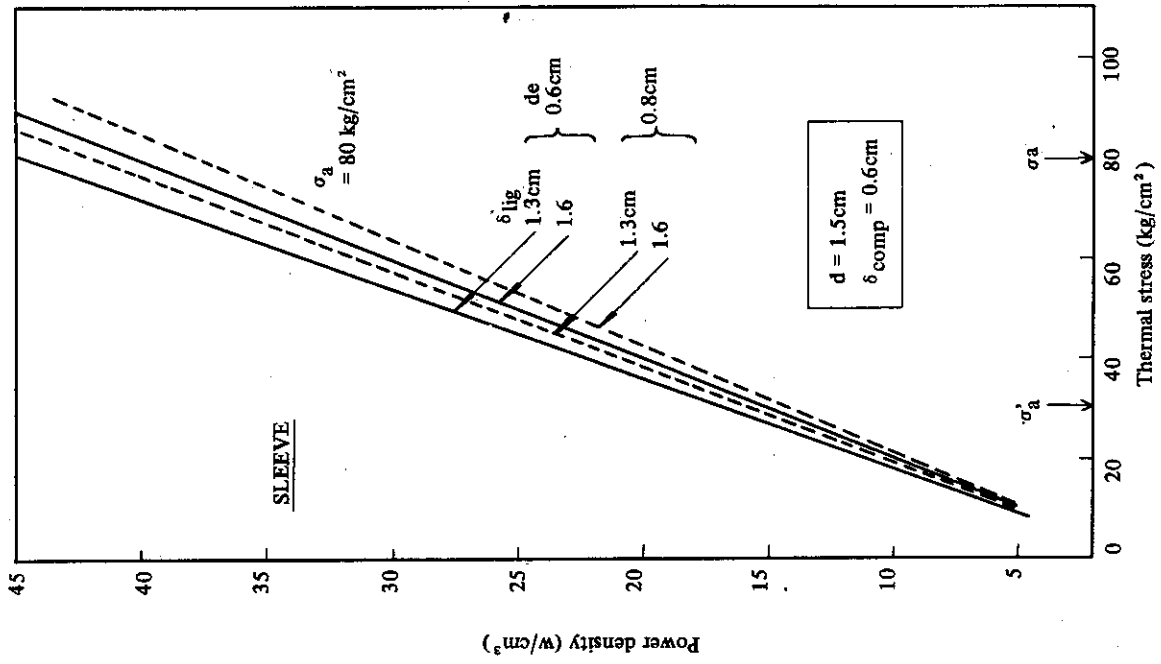


Fig. A4-3 (a) Maximum Thermal Stress for Hollow Pin

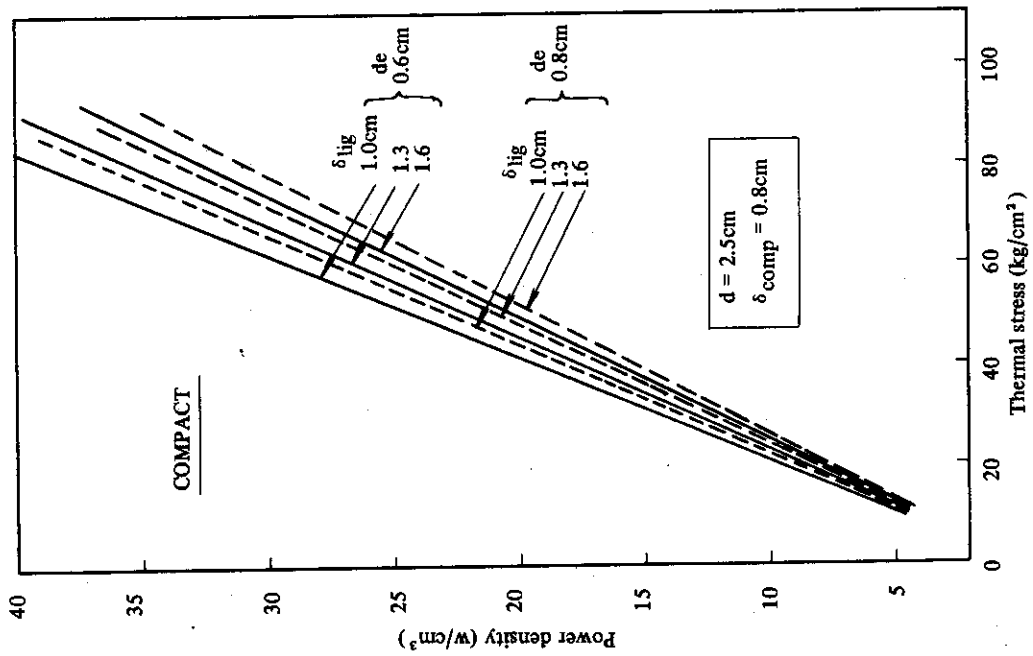


Fig. A4-2 (d) Maximum Thermal Stress for Hollow Pin

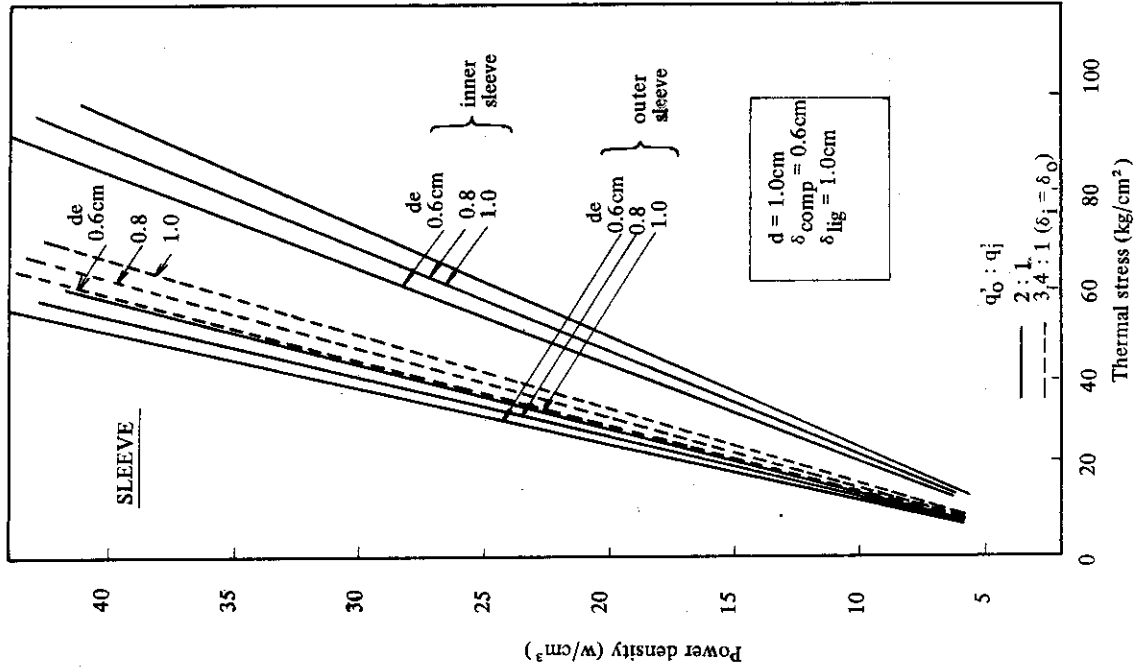


Fig. A4-4 (a) Maximum Thermal Stress for Annular Pin

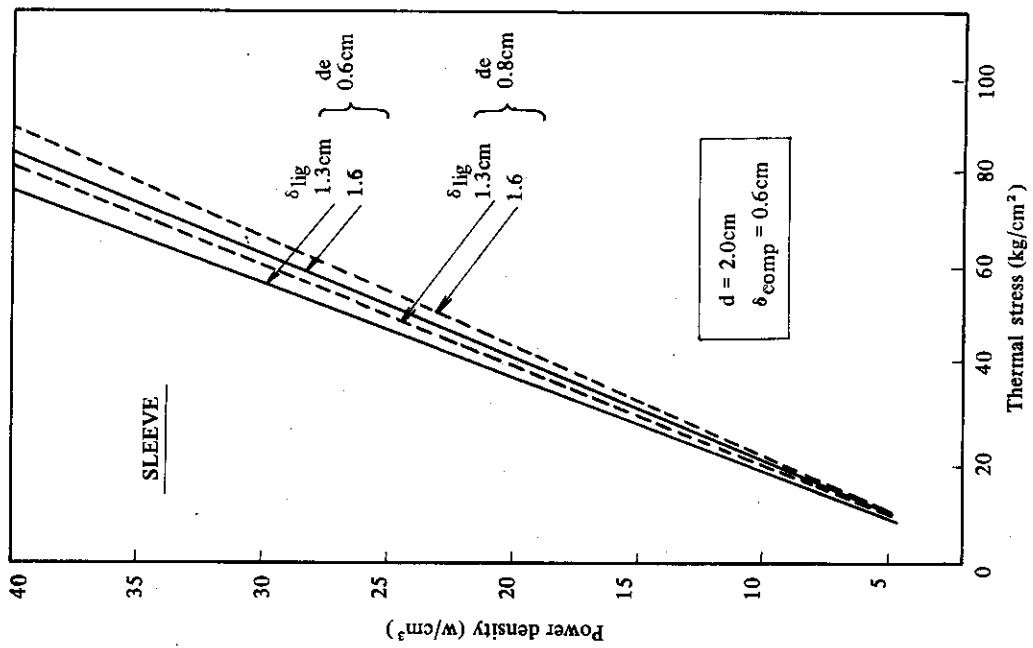


Fig. A4-3 (b) Maximum Thermal Stress for Hollow Pin

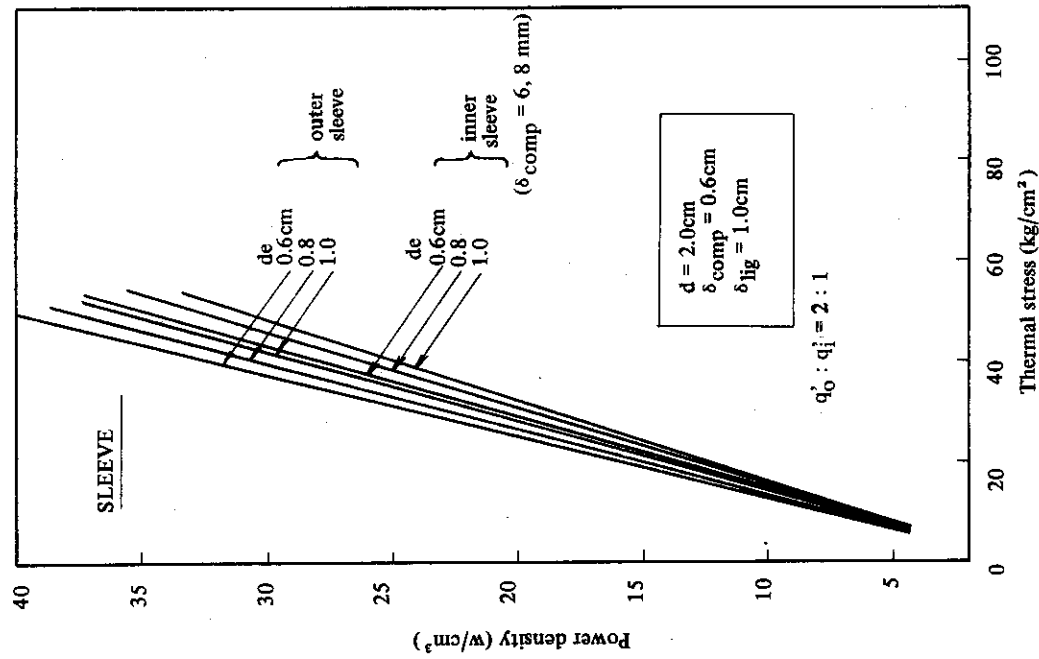


Fig. A4-4 (c) Maximum Thermal Stress for Annular Pin

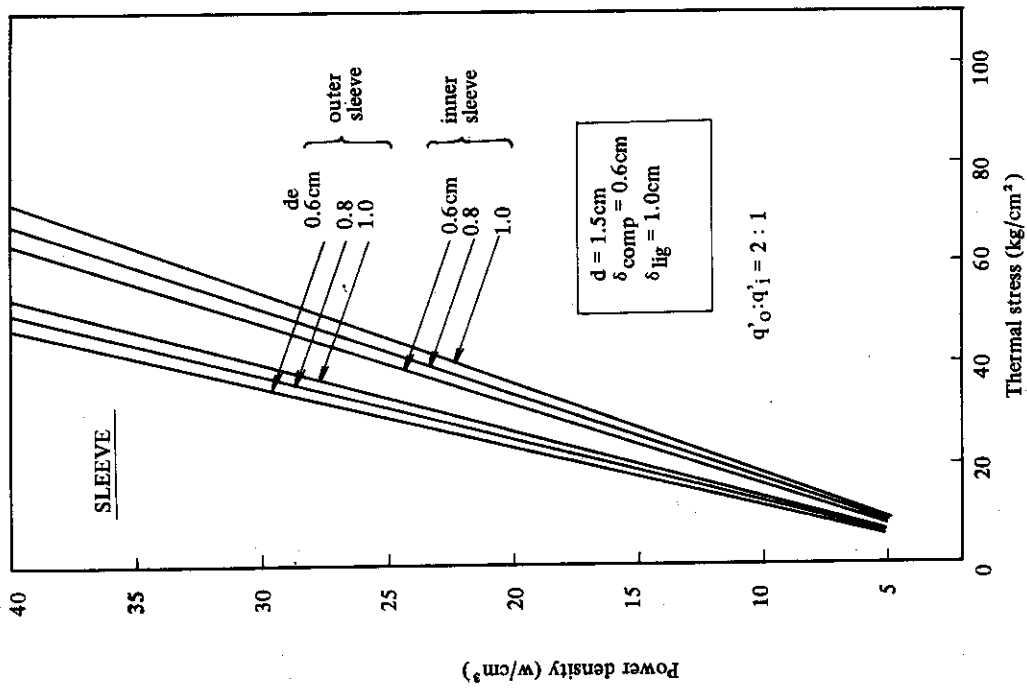


Fig. A4-4 (b) Maximum Thermal Stress for Annular Pin

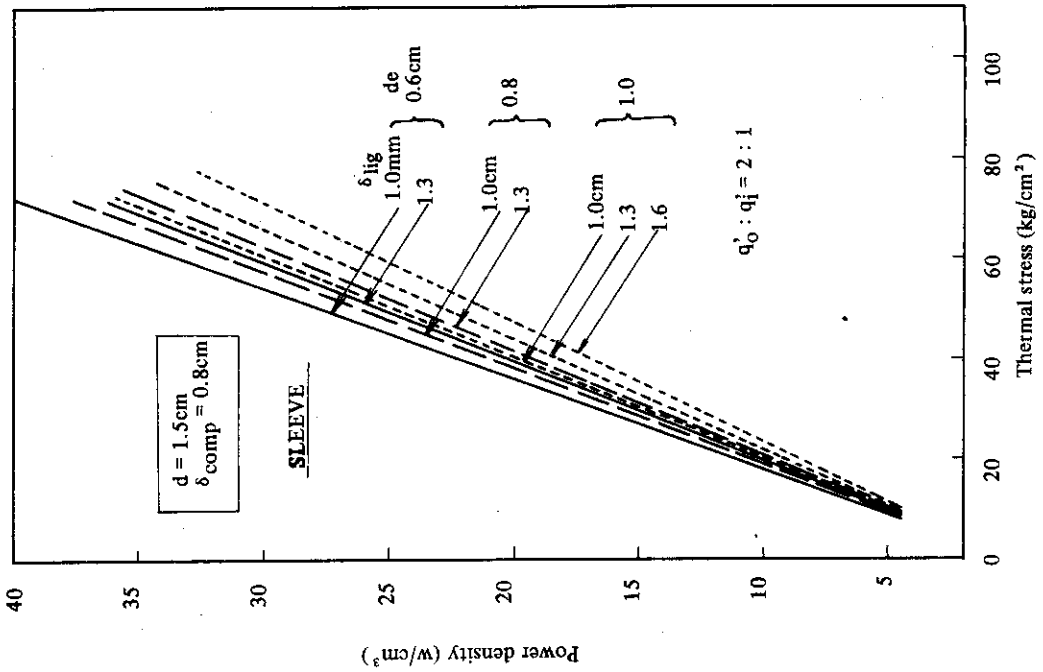


Fig. A4-5 (b) Maximum Thermal Stress for Annular Pin

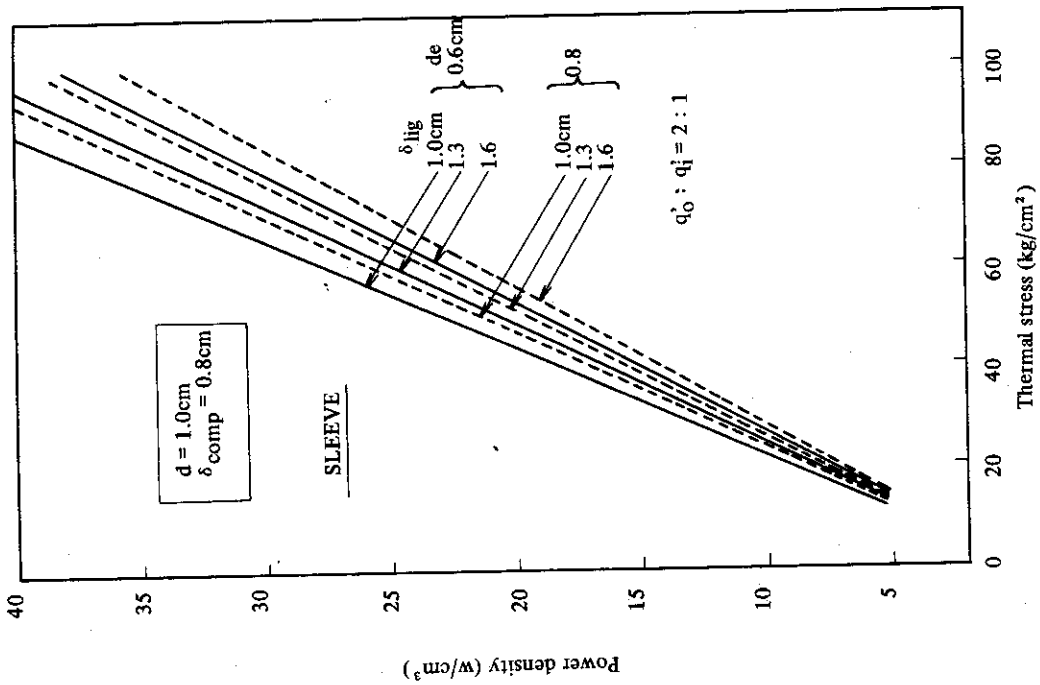


Fig. A4-5 (a) Maximum Thermal Stress for Annular Pin

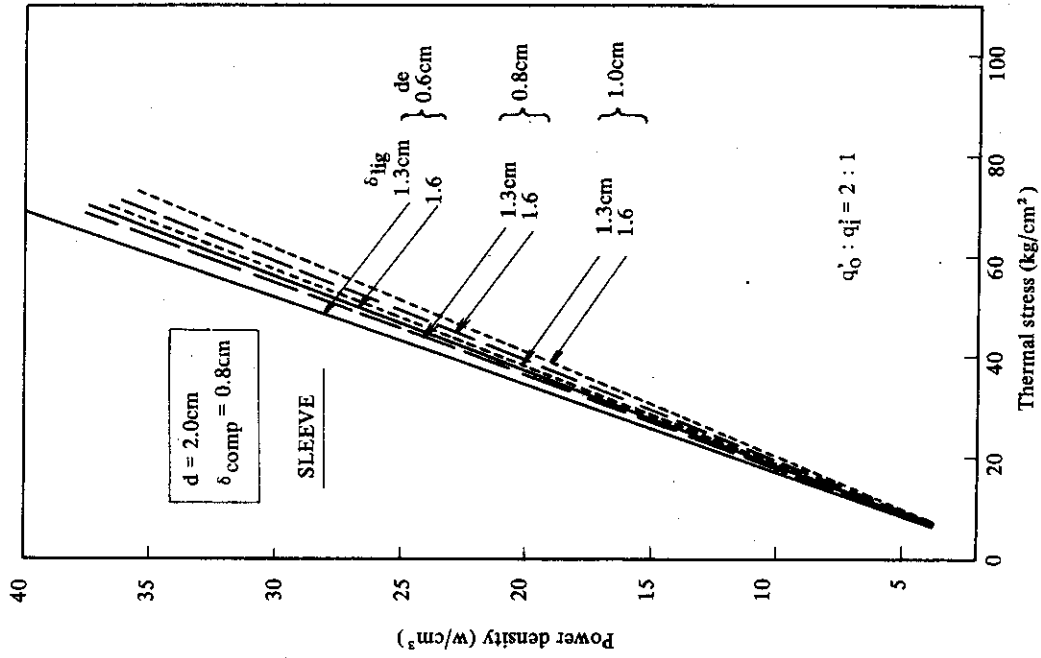


Fig. A4-5 (c) Maximum Thermal Stress for Annular Pin

附録5 プルトニウム富化ウラン燃料の利用特性

この検討はプルトニウムをHTRに利用する場合の特性、問題点などを明らかにするもので、2段階にわけてその解析が実施された。第1段階の解析は低濃縮ウラン燃料使用大型HTRの燃料体に対する諸元設定前に行なったもので、燃料の形状効果を無視した解析で、主として N_c/N_{HM} 及びプルトニウム富化度と核特性の相関の概略把握が目的とされた。一方、第2段階の解析は低濃縮ウラン燃料使用大型HTRの一つとして設定されたVHTR炉心を対象に、プルトニウムを利用する場合の諸元変更の必要性や達成可能な核特性が追求された。

1) 予備サーベイ (第1段階)

まず、第1段階の予備サーベイでは先にも述べたように N_c/N_{HM} 及びプルトニウム富化度と核特性の相関が検討されたが、解析にあたっては次の前提がとられた。

N_c/N_{HM}	400 ~ 600
σ_M (U-238)	400 ~ 1300 (b)
ベースウラン	天然ウラン
分裂性核種濃度	2 ~ 6 (w/o)
プルトニウム組成	①($^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}/^{242}\text{Pu}$)=(59/24/13/4) (w/o)
	②(" " " ")=(32/29/17/22) (w/o)

ここでタイプAプルトニウムはLWRからの取出しプルトニウム、タイプBはHTRからの取出しプルトニウムの各々典型的組成である。

タイプAプルトニウムを使用した場合の格子燃焼特性のまとめをTable A5-1、タイプBのプルトニウムを使用した場合をTable A5-2に各々示した。又、余剰反応度、燃焼度と N_c/N_{HM} との相関をFig. A5-1に、燃焼にともなう反応度変化をFig. A5-2に、さらには燃料粒子充てん率と N_c/N_{HM} 及び σ_M との関係をFig. A5-3に、余剰反応度及び燃焼度と σ_M との相関をFig. A5-4に各々示した。

これらの結果から次のことがわかる。

- (i) 十分な燃焼度確保のためには低濃縮ウラン燃料利用の場合より N_c/N_{HM} を高める必要がある。
- (ii) プルトニウム富化度を高めると余剰反応度は低下する傾向をもつ(negative resistance effect)。
- (iii) プルトニウム組成と燃料体諸元との相関が強い。
- (iv) しかし、転換比は比較的高いので、ある程度の余剰反応度さえ確保できればかなり良好な特性を達成できる潜在的可能性をもつ。

2) 本サーベイ (第2段階)

次いで、低濃縮ウラン使用大型HTRとして設定されたVHTR炉心を利用してプルトニウムの利用特性が次の前提のもとに解析された。

N_c/N_{HM}	400, 500, 600
分裂性核種濃度	2, 4, 6 (w/o)
ベースウラン	天然ウラン
プルトニウム組成	①($^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}/^{242}\text{Pu}$) = (59/24/13/4) (w/o)
	②(" " ") = (35/30/15/20) (w/o)

タイプA及びBのプルトニウムを使用したときの格子燃焼特性を各々Table A5-3, A5-4に, 又燃料物質収支をTable A5-5に示した。さらに, 燃焼にともなう反応度変化をFig. A5-5, A5-6, 又分裂性核種濃度と初期余剰反応度ならびに燃焼度との関係をFig. A2.7に示した。

これらの結果から次のことがいえる。

(i) 燃焼度を高める点からは N_c/N_{HM} を低濃縮ウラン使用系の場合より高くする必要があるが, 富化するプルトニウムの分裂性核種の含有率が低いほど N_c/N_{HM} を高くすることが必要になる。

(ii) 軽水炉からの取り出しプルトニウムのように分裂性核種含有率の高いプルトニウムを使用する場合でも, 十分な燃焼度を得るためには N_c/N_{HM} を500以上にする必要があり, かつ単位濃縮度あたりで軽水炉なみの燃焼度を達成するためには分裂性核種濃度4 w/o以上で, しかも3~4バッチ以上の燃料交換が必要になる。また, HTGR自身からの取出しプルトニウムを使用する系では軽水炉なみの燃焼度達成は難かしいと考えられる。

(iii) 従って, 燃料の炉内滞在時間は N_c/N_{HM} が高いこともありかなり短いものとなるため, 燃料交換にかなりの頻度が要求される可能性がある。

(iv) 一方, 余剰反応度が小さいことは反応度制御上でのメリットといえるほか, 天然ウラン所要量が低濃縮ウランの場合のほぼ1/10以下ですむこと及び分離作業量が不必要なことは核燃料サイクル上の大きなメリットといえる。

以上のことから, プルトニウムを積極的に使用するHTRの燃焼特性は原子炉の運転方式に影響されやすく, 反応度制御や核燃料サイクル上でのメリットはあるものの, 燃料交換など運転管理の面でのデメリットが大きくなると推定され, 連続燃料交換を前提としない限り, 軽水炉なみの燃焼度の達成には困難があると思われる。

Table A5-1 Burnup characteristics of type A plutonium fueled lattices (preliminary study).

NC/NHM	σ_M	e	Multiplication Factor		Point Burnup (MWD/T)	Conversion Ratio		Nuclide Buildup (g/kg-IHM)			RI (U-238) (barn)	
			k_{∞}	k_{eff}		BOC	EOC	U-235	Pu-fissile	Pu-total		
400	400	2	1.0836	1.0712	43800	0.671	0.649	3.5	14.7	26.7	60.9	
		4		0.99541								
		6										
	700	2	1.0243	1.0126	100	0.899	0.778	7.1	34.8	48.3	81.2	
		4		0.94418								
		6										
500	400	2	1.2381	1.2175	13500	0.444	0.667	4.5	6.9	13.5	60.9	
		4	1.1623	1.1481	43200	0.554	0.621	3.2	10.9	23.5	"	
		6	1.0850	1.0732	69100	0.666	0.576	3.0	14.9	32.3	"	
		8	1.0270	1.0165	100	0.759	0.770	7.1	81.9	113.8	"	
	700	2	1.1794	1.1598	10700	0.518	0.689	5.2	8.9	15.6	81.2	
		4	1.1098	1.0962	39100	0.629	0.681	3.9	16.9	30.3	"	
		6	1.0385	1.0272	100	0.742	0.760	7.1	57.6	80.0	"	
		8	0.98534	0.97527		0.834					"	
	600	1000	2	1.1370	1.1182	7300	0.577	0.699	5.8	10.6	17.1	96.7
			4	1.0719	1.0588	25700	0.688	0.729	5.1	25.2	38.9	"
			6	1.0048	0.99392		0.801					"
		1300	2	1.1043	1.0860	3000	0.626	0.704	6.6	12.2	18.0	109.3
4			1.0425	1.0298	100	0.736	0.756	7.1	34.7	48.3	"	
6												
600	400	2	1.2210	1.2051	39500	0.475	0.624	3.3	10.2	23.4	60.9	
		4		1.1344	65100	0.573	0.578	3.0	13.5	31.6	"	
		6		1.0882	89400	0.659	0.534	2.9	17.3	39.6	"	
		8										
	700	2	1.1740	1.1588	39500	0.536	0.658	3.6	13.3	27.2	81.2	
		4		1.0928	68900	0.634	0.603	3.1	17.0	35.7	"	
		6		1.0502	200	0.720	0.745	7.1	81.9	113.7	"	
		8										
	1000	2	1.1398	1.1250	37600	0.583	0.683	4.0	16.6	31.0	96.7	
		4		1.0624	68800	0.682	0.634	3.3	21.7	41.1	"	
		6		1.0225	100	0.767	0.776	7.1	81.9	113.8	"	
		8										

Table A5.2 Burnup characteristics of type B plutonium fueled lattices (preliminary study).

N _C /N _{HM}	σ _M	e	Multiplication Factor		Point Burnup (MWD/T)	Conversion Ratio		Nuclide Buildup(g/kg-IHM)			RI (U-238) (barn)
			k _∞	k _{eff}		BOC	EOC	U-235	Pu-fissile	Pu-total	
400	400	2	1.0627	1.0470	200	0.714	0.741	7.1	13.4	27.3	60.9
	4										
500	400	2	1.1330	1.1144	13800	0.599	0.677	4.6	8.3	21.4	60.9
	4	0.99201									
600	700	2	1.0799	1.0621	3800	0.682	0.722	6.5	12.4	26.1	81.2
	4										
600	400	2	1.1818	1.1605	13900	0.523	0.652	4.5	7.4	20.7	60.9
	4	1.0571									
600	700	6	0.95518	0.94446	-	0.869	0.732	0.680	9.2	22.9	81.2
	4	1.1348									
600	700	6	1.0176	1.0047	0	0.776	0.780	7.1	35.8	73.0	81.2
	4	1.1144									
600	700	6	1.0176	1.0047	0	0.776	0.780	7.1	35.8	73.0	81.2
	4	1.1144									

Table A5-3 Burnup characteristics of type A plutonium fueled VHTR.

N _C /N _{HM}	N _{fissile} /N _{HM} (w/o)	Multiplication factor		Burnup*1 (MWD/T)	Fuel dwelling time*2 (Yr)	Conversion ratio		Nuclide buildup (g/kg-IHM)			RI (U-238) (barn)
		k _∞	k _{eff}			BOC	EOC	U-235	Pu fissile	Pu total	
400	2.0	1.1565	1.1314	6700	0.20	0.556	0.674	5.93	10.58	17.11	76.3
				10100	0.31			5.32	9.59	16.61	
				13400	0.41			4.73	8.82	16.19	
400	4.0	1.1438	1.1245	17500	0.53	0.581	0.697	5.67	25.95	41.59	77.5
				26300	0.79			4.93	22.38	38.44	
				35100	1.06			7.19	19.25	35.41	
400	6.0	1.1248	1.1074	28000	0.84	0.605	0.697	5.54	42.56	66.76	78.7
				42000	1.26			4.75	36.10	60.24	
				56000	1.68			3.96	30.19	53.82	
500	2.0	1.1929	1.1644	8700	0.21	0.498	0.650	5.54	9.28	16.27	85.7
				13000	0.32			4.72	7.99	15.52	
				17400	0.42			3.92	7.08	14.91	
500	4.0	1.1900	1.1687	26200	0.63	0.516	0.678	4.90	20.15	36.82	87.0
				39300	0.95			3.70	15.07	31.78	
				52300	1.26			2.55	11.13	27.35	
500	6.0	1.1718	1.1529	41700	0.99	0.540	0.677	4.75	32.53	57.81	88.3
				62500	1.49			3.49	23.00	47.36	
				83300	2.00			2.24	15.20	37.81	
600	2.0	1.2186	1.1869	9100	0.19	0.456	0.626	5.43	8.58	15.78	94.0
				13700	0.28			4.52	7.16	14.88	
				18300	0.37			3.64	6.21	14.19	
600	4.0	1.2265	1.2032	28200	0.56	0.468	0.663	4.66	17.49	34.71	95.3
				42300	0.85			3.27	12.05	29.05	
				56300	1.13			1.95	8.28	24.39	
600	6.0	1.2105	1.1901	48100	0.95	0.490	0.662	4.31	26.27	52.33	96.8
				72200	1.44			2.70	15.76	40.00	
				96200	1.93			1.21	8.79	30.09	

*2 Plant factor ----- 1.0

*Upper ----- Point burnup

Middle ----- 3 batch refueling

Lower ----- Continuous refueling

Table A5-4 Burnup characteristics of type B plutonium fueled VHTR

N _C /N _{HM}	N _{fissile} /N _{HM} (w/o)	Multiplication factor		Burnup #1 (MWD/T)	Fuel dwelling time #2 (Yr)	Conversion ratio		Nuclide buildup (g/kg-IHM)			RI (U-238) (barn)
		k _∞	k _{eff}			BOC	EOC	U-235	Pu fissile	Pu total	
400	2.0	1.0786	1.0554	180	—	0.677	0.703	7.11	13.33	26.75	76.6
				270	—			7.09	13.30	26.72	
				360	—			7.08	13.28	26.70	
400	4.0	1.0335	1.0163	30	—	0.730	0.734	7.14	35.71	71.42	78.4
				45	—			7.14	35.71	71.42	
				60	—			7.14	35.70	71.41	
500	2.0	1.1198	1.0934	3810	0.09	0.608	0.673	6.47	11.96	25.66	86.0
				5720	0.14			6.13	11.35	25.14	
				7620	0.18			5.79	10.79	24.63	
500	4.0	1.0855	1.0663	3070	0.07	0.652	0.688	6.89	34.26	69.77	87.9
				4610	0.11			6.77	33.56	68.94	
				6140	0.15			6.64	32.88	68.12	
600	2.0	1.0484	1.0317	110	—	0.689	0.702	7.13	60.01	120.0	90.0
				165	—			7.13	59.98	120.0	
				220	—			7.13	59.96	120.0	
600	4.0	1.1499	1.1204	6640	0.13	0.557	0.651	5.95	10.61	24.59	94.4
				9960	0.20			5.34	9.49	23.61	
				13280	0.26			4.74	8.58	22.72	
600	4.0	1.1273	1.1062	16910	0.34	0.593	0.675	5.77	26.88	61.69	96.4
				25370	0.50			5.06	23.09	57.01	
				33820	0.67			4.34	19.65	52.43	
600	6.0	1.0932	1.0750	14650	0.29	0.627	0.673	6.35	51.77	109.6	98.5
				21970	0.43			5.96	47.87	104.4	
				29290	0.58			5.56	44.09	99.24	

*1 Upper ----- Point burnup
 Middle ----- 3 batch refueling
 Lower ----- Continuous refueling
 *2 Plant factor ----- 1.0

Table A5-5 Fuel material balance in plutonium fueled VHTR core.

NC/N _{HM}		500	600
Thermal power	(MW)	3000	3000
Power density	(w/cm ³)	6	6
Specific power	(w/g)	117	141
Fissile nuclide conc.	(w/o)	6	6
Fuel burnup	(MWD/T)	62500	72200
Fuel dwelling time*	(Yr)	2.1	2.0
Conversion ratio	(BOL/Av.)	0.54/0.63	0.49/0.62
Initial fuel loading	(t HM)	25.64	21.28
Natural uranium	(t HM)	23.74	19.70
Plutonium**	(t HM)		
(Fissile)		1.37	1.14
(Total)		1.90	1.58
Fuel reloading	(t HM)	12.21	10.64
Natural uranium	(t HM)	11.30	9.85
Plutonium	(t HM)		
(Fissile)		0.65	0.570
(Total)		0.905	0.790
Fuel discharge			
Uranium	(t HM)	10.82	9.39
(fissile nuclide conc. w/o)		(0.37)	(0.29)
Plutonium	(t HM)		
(Fissile)		0.281	0.168
(Total)		0.579	0.426
Natural uranium requirement			
Initial core	(t HM)	23.74	19.70
Annual reload	(t HM)	11.30	9.85
30 year cum.	(t HM)	351	305
Plutonium requirement**			
Initial core	(t HM)	1.90(1.37) ^{***}	1.57(1.14) ^{***}
Annual reload	(t HM)	0.91(0.65) ^{***}	0.79(0.57) ^{***}
30 year cum.	(t HM)	28.3(20.2) ^{***}	24.5(17.7) ^{***}

* Plant factor ----- 70 % *** Fissile plutonium
 ** Plutonium from LWR spent fuels

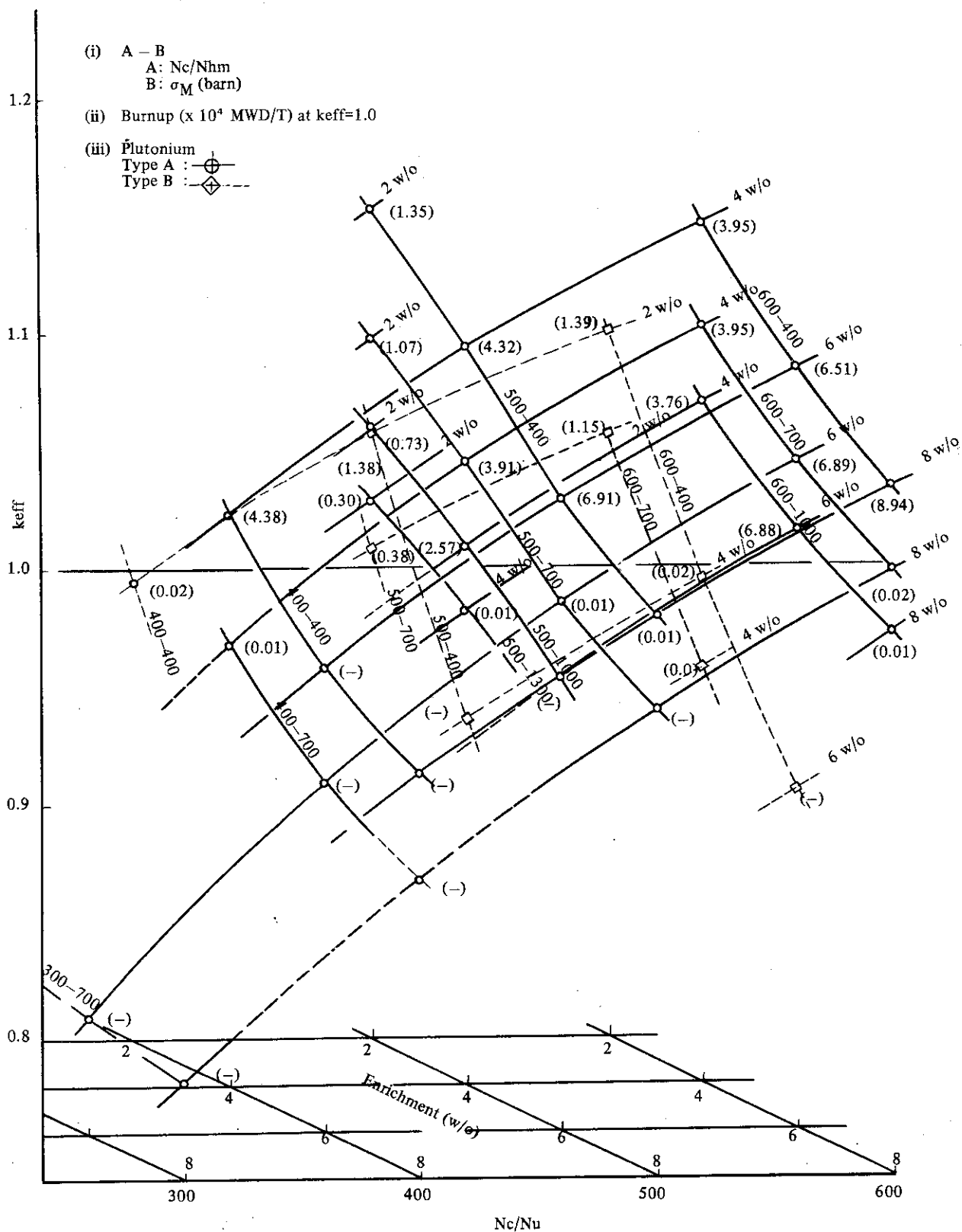


Fig. A5-1 Reactivity and burnup of plutonium fueled lattices (preliminary study)

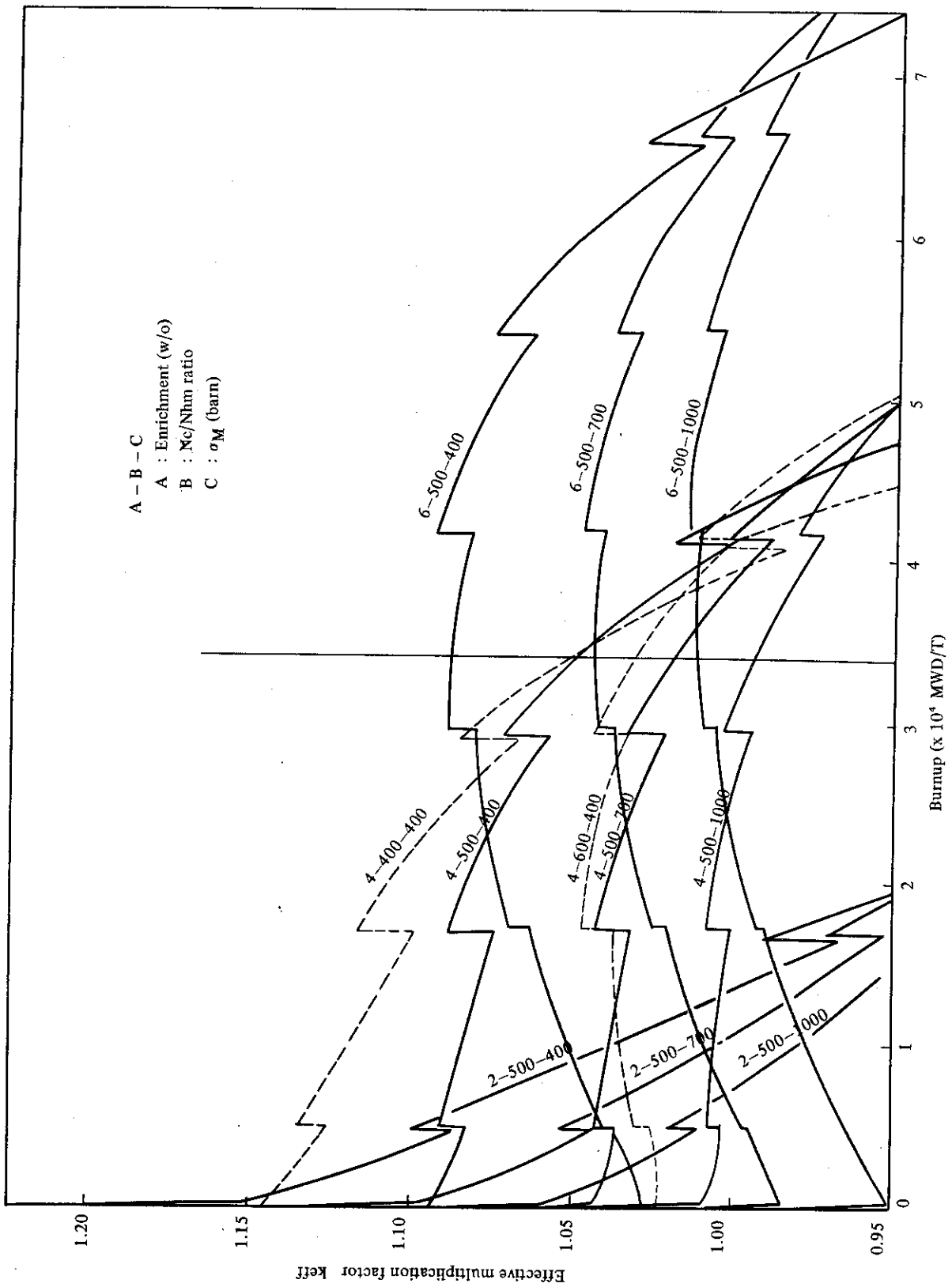


Fig. A5-2 Variation of effective multiplication factor with fuel burnup for plutonium fueled (preliminary study).

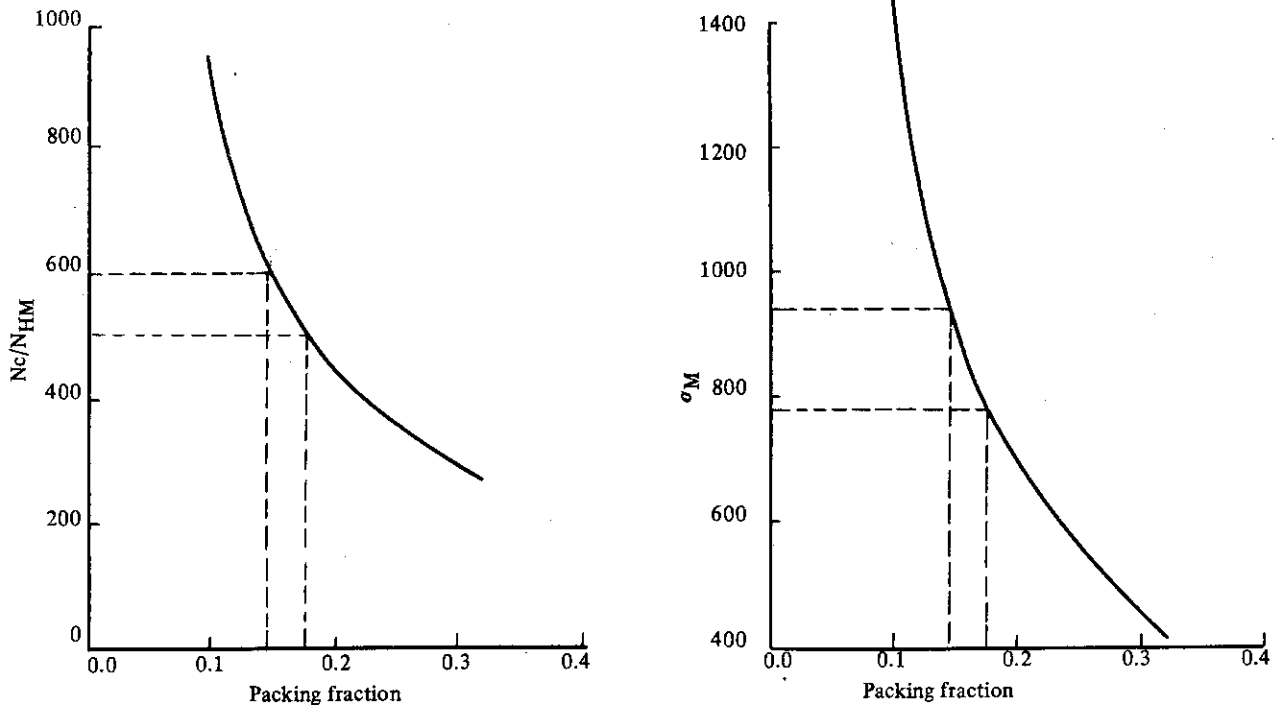


Fig. A5-3 Variations of N_c/N_{HM} and σ_M with packing fraction.

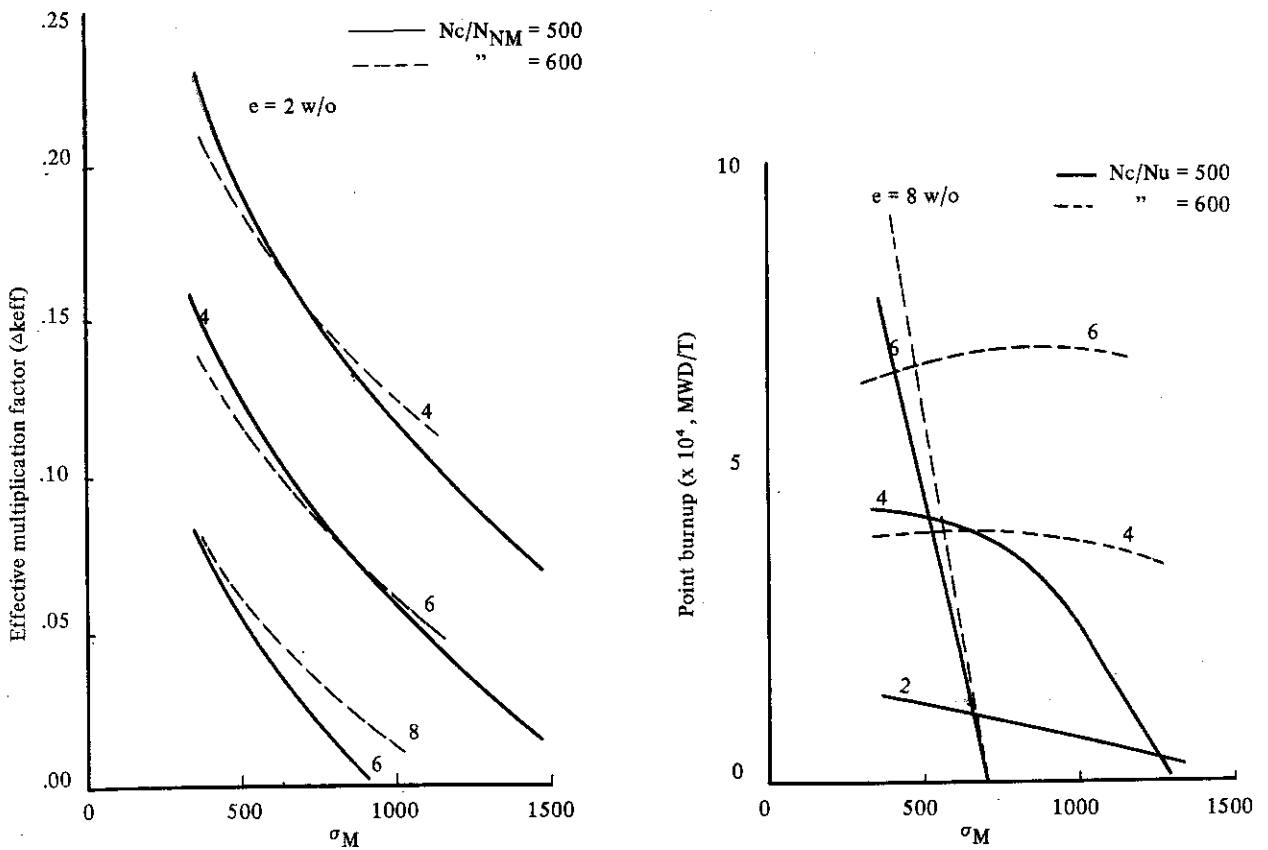


Fig. A5-4 Effective multiplication factor and fuel burnup for plutonium fueled lattices (preliminary study)

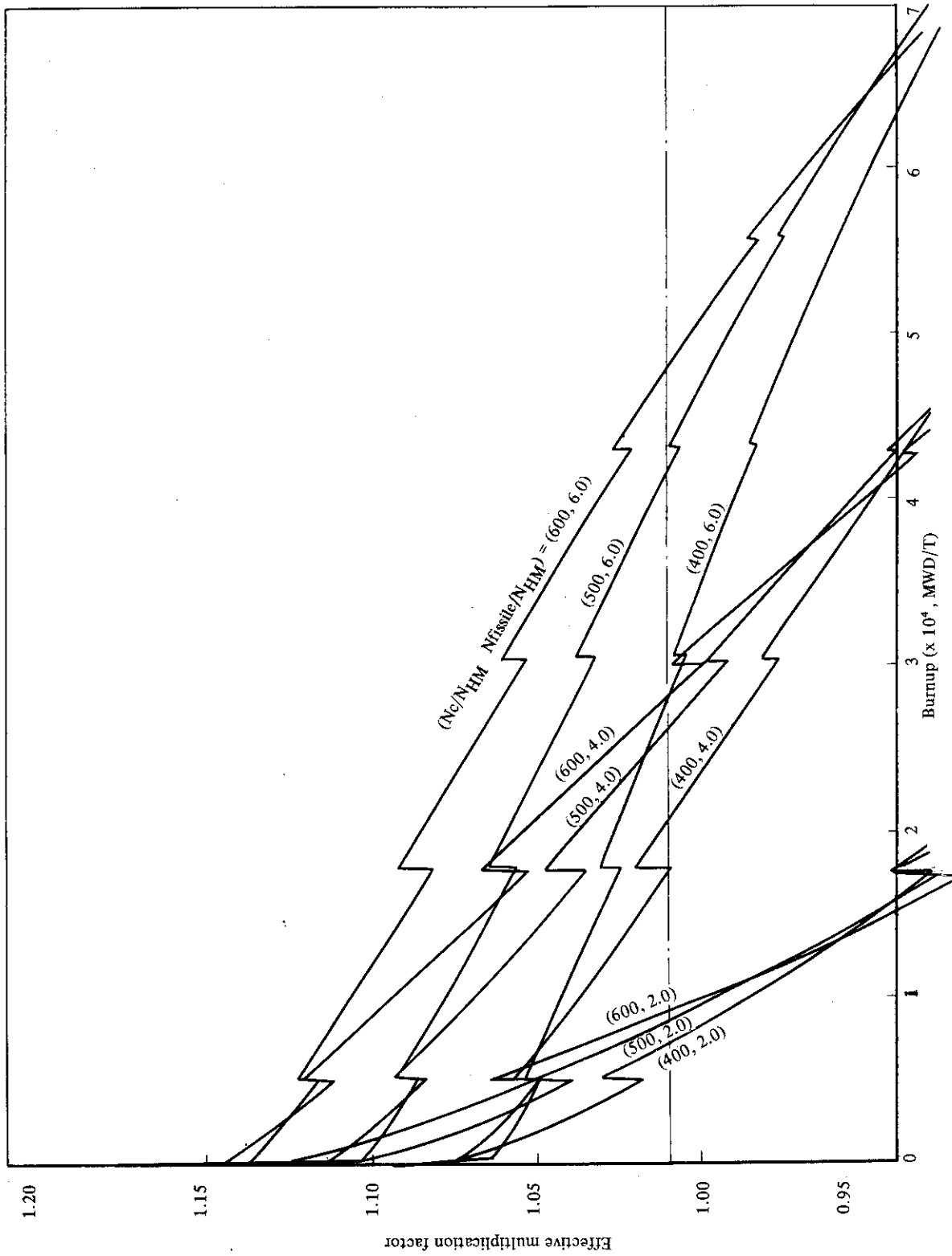


Fig. A5-5 Variation of effective multiplication factor for type A plutonium fueled VHTR.

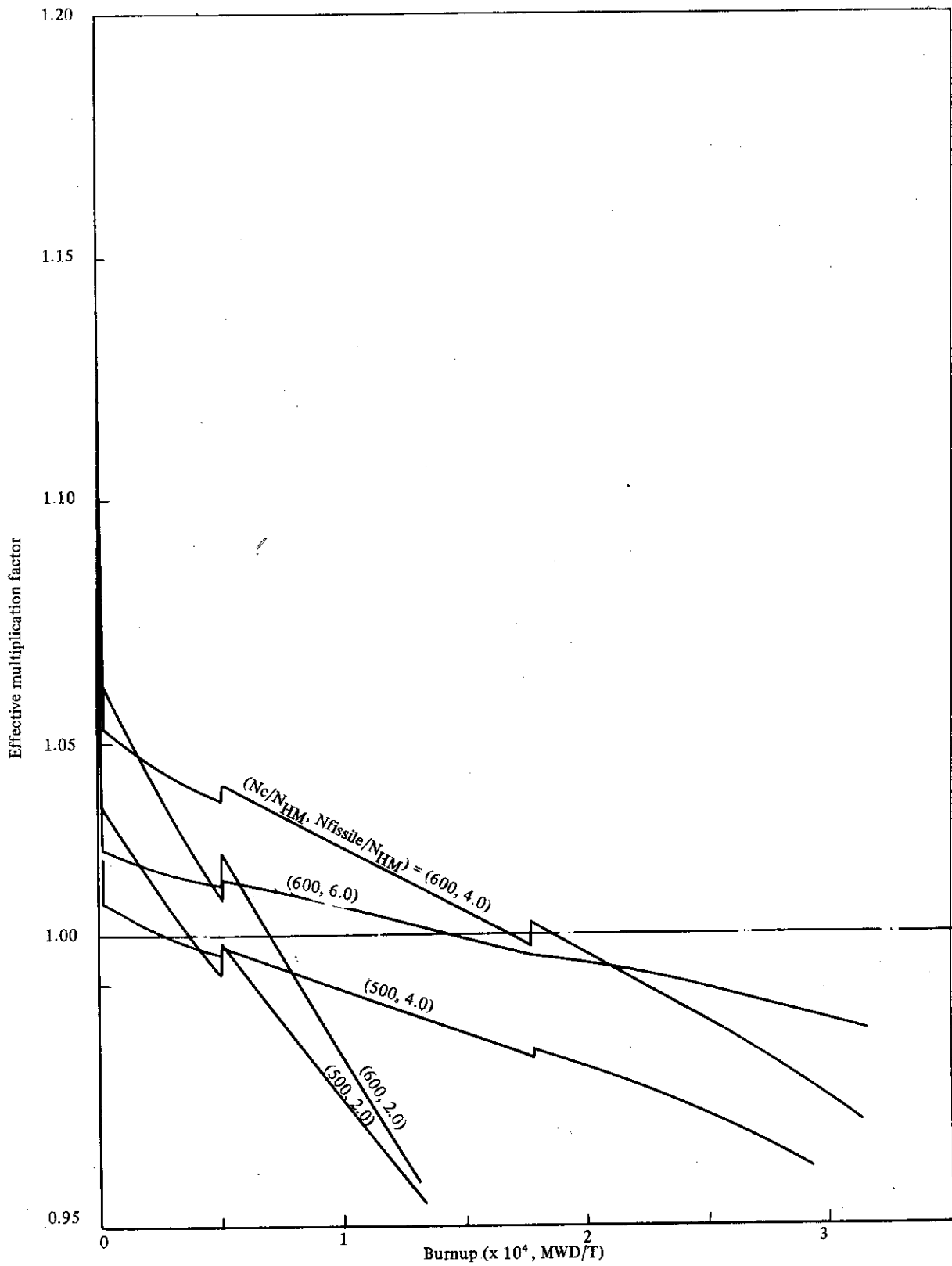


Fig. A5-6 Variation of effective multiplication factor for type A plutonium fueled VHTR.

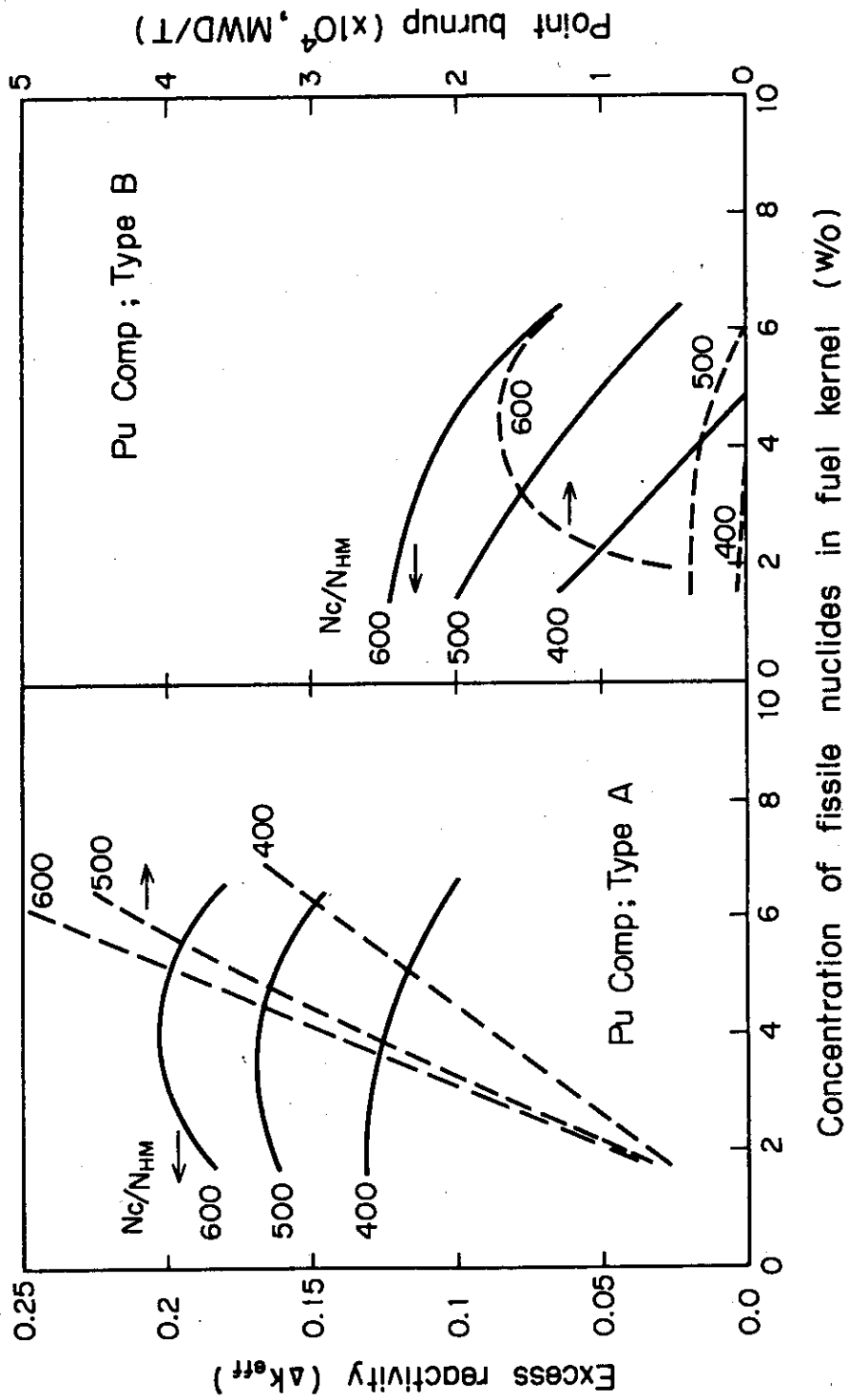
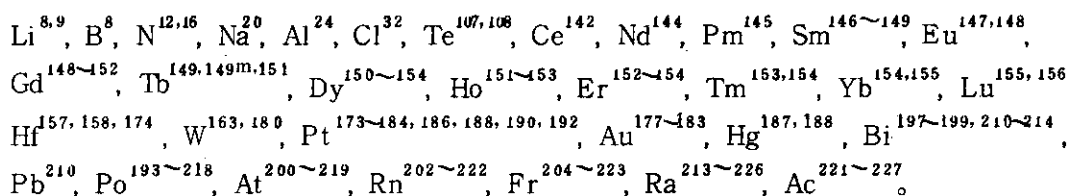


Fig. A5-7 Excess reactivity and point burnup for plutonium fueled VHTR cores.

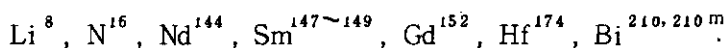
附録6 黒鉛ブロック中の不純物による放射能

(1) α 崩壊核種の放射能について

燃料核種を除く α 崩壊核種として次のものが考えられる。



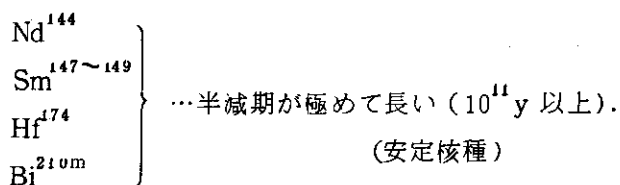
このうち、炉内の中性子反応では生成不可能と考えられるものならびに黒鉛中に生成に必要な種核種が不純物として存しないと考えられるものを除いたもの、即ち照射黒鉛中に種核種が存在しうると考えられるものは次の通り。



これらの核種は次の特徴をもつ。

Li^8 ……半減期が非常に短い (0.8 s).

N^{16} …… " (7 s).



Bi^{210} ……半減期が短い (5 d).

これらのうち、 Li^8 , Sm^{147} , Hf^{174} , Bi^{210} , Bi^{210m} について行なった放射能の試算例を Table A6-1 に示す。 $\text{Sm}^{148,149}$ は存在量からみて Sm^{147} より小さい。

これらの結果から、 Li^8 , N^{16} 及び Bi^{210} は半減期の点から問題なく、さらに Nd^{144} , $\text{Sm}^{147\sim 149}$, Hf^{174} 及び Bi^{210m} も放射能の点から問題ないといえ、燃料体黒鉛中の不純物に起因する α 崩壊核種による核燃料サイクル施設への影響は無視できると考えられる。

(2) β 崩壊核種の放射能について

今、崩壊核種の半減期を hl (sec), 原子数密度を N , その生成((n, γ) 反応) の元となる種核種の原子数密度を N_0 , その元素の質量数 A_0 , 黒鉛中濃度 W_0 , 吸収断面積を σ_c^0 とすると、その Activity は次式で近似できる。

$$A_{ct} = \frac{\ln 2}{3.7 \times 10^{10} \times hl} \times N, \quad N = 0.6025 \times \frac{1.75 \cdot W_0}{A_0} \sigma_c^0 \Phi \Delta t$$

ここで、1.75 は黒鉛の密度、 Φ は中性子束、 Δt は照射時間である。そこで、Activity を次式で近似する。

$$A_{ct} = \frac{(\ln 2) \times 1.75 \times 0.6025}{3.7 \times 10^{10} \cdot hl} \left(\frac{W_o}{A_o} \sigma_c^v \right) \cdot \Phi \cdot \Delta t = 1.975 \times 10^{-11} \left(\frac{W_o}{A_o} \sigma_c^v \right) \Phi \Delta t / hl$$

$$= \begin{cases} 4.681 \times 10^3 \cdot \left(\frac{W_o}{A_o} \sigma_c^v \right) \Delta t / hl & \dots\dots\dots \text{長半減期} \\ 4.681 \times 10^3 \left(\frac{W_o}{A_o} \sigma_c^v \right) / hl & \dots\dots\dots \text{短} \quad \text{"} \end{cases}$$

β 崩壊核種のうち、炉内の中性子反応で生成可能であるか黒鉛中に生成に必要な種核種が不純物として存在するもので半減期が1 hr 以上のものとして次の核種が考えられる。

Be¹⁰, Na²⁴, Si³¹, P³², S³⁵, Cl³⁶, K⁴², Ca⁴¹, Ca⁴⁵, Ca⁴⁷
 Sc⁴⁶, Cr⁵¹, Mn⁵⁶, Fe⁵⁵, Fe⁵⁹, Co⁶⁰, Ni⁵⁹, Ni⁶³, Ni⁶⁵, Cu⁶⁴
 Zn⁶⁵, Zn^{71m}, Rb⁸⁶, Sr⁸⁵, Sr^{85m}, Sr^{87m}, Sr⁸⁹, Zr⁹³, Zr⁹⁵, Zr⁹⁷
 Nb⁹⁴, Mo⁹³, Mo^{93m}, Mo⁹⁹, Cd¹⁰⁷, Cd¹⁰⁹, Cd^{113m}, Cd¹¹⁵, Cd^{115m}, Cd¹¹⁷
 Cd^{117m}, In^{114m}, Sn¹¹³, Sn¹²¹, Sn^{121m}, Sn¹²³, Sn¹²⁵, Sb¹²², Sb¹²⁴, Cs¹³⁴
 Cs^{134m}, Ba¹³³, Ba^{133m}, Ba^{135m}, La¹⁴⁰, Ce¹³⁷, Ce^{137m}, Ce¹³⁹, Ce¹⁴¹, Ce¹⁴³
 Pr¹⁴², Nd¹⁴⁷, Nd¹⁴⁹, Sm¹⁴⁵, Sm¹⁵¹, Sm¹⁵³, Eu¹⁵², Eu^{152m}, Eu¹⁵⁴, Eu¹⁵⁵
 Eu¹⁵⁶, Gd¹⁵⁹, Tb¹⁶⁰, Dy¹⁵⁷, Dy¹⁶⁵, Ho¹⁶⁶, Ho^{166m}, Er¹⁶⁵, Er¹⁶⁹, Er¹⁷¹
 Tm¹⁷⁰, Lu^{176m}, Lu¹⁷⁷, Lu^{177m}, Ta¹⁸², W¹⁸⁵, W¹⁸⁷, Tl²⁰⁴, Pb²⁰⁹, Bi²¹⁰
 Bi^{210m}, Yb¹⁷⁵,

これらの核種の放射能の試算例を Table A6-2 に示す。この試算では、核種の炉内での吸収ならびに崩壊による消滅を無視しているので、核種によって（特に短半減期核種）は極端に過大評価となる。

以上の結果をふまえて黒鉛中の放射能を考えるうえで重要な不純物核種を抜き出すと、大凡次のものになる。

⁶Li; ⁴⁵Ca; ⁴⁶Sc; ⁵⁵Fe, ⁵⁹Fe; ⁶⁰Co; ⁶⁵Zn; ^{114m}In; ¹²⁴Sb; ¹³⁴Cs; ¹⁴¹Ce; ¹⁵²Eu; ¹⁵⁴Eu;
¹⁵⁵Eu; ¹⁶⁰Tb; ¹⁷⁰Tm; ¹⁸²Ta; ¹⁸⁵W; ²⁰⁴Tl; ³⁵S; ⁵¹Cr;

これら不純物の黒鉛内濃度をもう少し詳しくみると次のようになる。

	(初期想定値) ppm	(達成期待値)* $< 5 \times 10^{-3}$ ppm	(期待値) / (想定値)
Li	0.1	$< 5 \times 10^{-3}$ ppm	0.05
S	100	< 1.6	0.016
Ca	22.5	1.0	0.04
Cr	1.4	< 1.0	0.71
Sc	0.01	< 0.01	—
Fe	28	< 3.0	0.11
Co	4	0.04	0.01
Zn	1.0	0.2	0.2
In	1.0	< 1.0	—
Sb	2.0	< 1.0	0.5
Cs	1.0	< 1.0	—
Ce	0.56	< 0.3	0.54
Eu	0.06	0.02	0.33
Tb	0.26	< 0.2	0.77
Tm	0.04	< 0.03	0.75
Ta	0.35	< 0.32	0.91
W	25.5	0.03	0.001
Tl	1.0	< 1.0	—

(* 銘柄比較上最小値)

即ち、放射エネルギーは Table A3.2 の結果に 最右側の比率を乗じたものになる。

Table A6-3 に各核種別の放射能修正値を示す。

以上より、黒鉛不純物に起因する放射能として、あらかし以下のことが期待できる。

- (i) ${}^6\text{Li}$ に基づく ${}^3\text{T}$ 放射能 …… 本文 5.3 節の結果の $1/20$
- (ii) 他の不純物に基づく放射能 …… Table A6-2 に基づく結果の $1/40$ (約 45 Ci/TGr)

一方、JMTR 等における照射済黒鉛の放射能の測定結果によると、黒鉛銘柄によって相違があるものの冷却期間半年後ではほぼ 20~40 Ci/TGr 程度と推定される。

中性子照射量を考えれば、大型炉での放射エネルギーは実験値のほぼ 2 倍の 40~80 Ci/TGr 程度になることも考えられる。

Table A6-1 α -activity due to impurities in graphite block.

Nuclide	Reaction	Mass	Half-life time	Abundance (%)	σ_a (2200) (b)	$\sigma_{c,eff}$ (b)	Concentration (ppm)	Atomic number density ($\times 10^{24}$ n/cm ³)	Decay constant (sec ⁻¹)	Activity (1) (*2) (Ci/cm ³ Gr)	Activity (2) (*2) (Ci/TCR)
⁷ Li	-	7.016	-	92.6	0.037	0.0049	<0.1	1.503 $\times 10^{-8}$	-	-	-
⁸ Li	^T Li (n, γ) ⁸ Li		0.84s	-	-	-	-	1.16 $\times 10^{-12}$ (1.74 $\times 10^{-20}$) ^(*3)	0.825	25.9 (3.88 $\times 10^{-7}$) ^(*3)	1.48 $\times 10^7$ (0.222) ^(*3)
¹⁴⁷ Sm	-	146.95	1.05 $\times 10^{11}$ y	15.1	90	11.9	<0.1	7.18 $\times 10^{-10}$	2.09 $\times 10^{-19}$	4.06 $\times 10^{-15}$	2.32 $\times 10^{-9}$
¹⁵² Gd	-	151.92	1.1 $\times 10^{14}$ y	0.2	180	23.8	<2 $\times 10^{-4}$	1.39 $\times 10^{-12}$	2.00 $\times 10^{-22}$	1.29 $\times 10^{-20}$	7.37 $\times 10^{-15}$
¹⁷⁴ Hf	-	173.94	2.0 $\times 10^{15}$ y	0.2	400	53.0	<3 $\times 10^{-4}$	1.82 $\times 10^{-12}$	1.10 $\times 10^{-23}$	5.41 $\times 10^{-21}$	3.09 $\times 10^{-15}$
²⁰⁹ Bi	-	208.98	2 $\times 10^{18}$ y	100	0.02	0.0027	-	5.045 $\times 10^{-9}$	-	-	-
^{210m} Bi	²⁰⁹ Bi (n, γ) ^{210m} Bi	-	2.6 $\times 10^6$ y (α -decay 99.6%)	-	-	-	-	2.14 $\times 10^{-13}$ ^(*1)	8.5 $\times 10^{-15}$	3.36 $\times 10^{-11}$	1.92 $\times 10^{-5}$
²¹⁰ Bi	²⁰⁹ Bi (n, γ) ²¹⁰ Bi	-	5.013d (α -decay 1.3 $\times 10^{-4}$ %)	-	-	-	-	2.14 $\times 10^{-12}$ (3.23 $\times 10^{-21}$) ^(*1)	1.6 $\times 10^{-6}$	7.52 $\times 10^{-4}$ (1.14 $\times 10^{-11}$) ^(*2)	4.30 $\times 10^2$ (6.50 $\times 10^{-6}$) ^(*3)

(*1) Integrated flux 2.37×10^{14} (n/cm²·sec), Fuel dwelling time 3 years (Load factor 70%), VHTR core
 (*2) Maximum value ----- Neglect the neutron absorption
 (*3) Neglect the fuel irradiation time

Table A6-2 β -activity due to impurities in graphite block (1).

Nuclide	Seed nuclide		Half life	Cross section of seed nuclide		$\frac{W_0 \sigma_c^0, \text{eff}}{A_0}$	$\frac{W_0 \cdot \sigma_c^0, \text{eff}}{A_0 \cdot h}$	(*) A_{ct} (Ci/cm ³)
	Abundance _%	W_0		$\sigma_a^{(*)1}$ (2200)	$\sigma_c^{(*)2}$,eff			
Be ¹⁰	100	3×10^{-8}	2.5×10^6 y	0.009	0.0012	3.6×10^{-12}	4.6×10^{-26}	1.4×10^{-14}
Na ²⁴	100	1×10^{-5}	15h	0.5	0.066	2.8×10^{-8}	5.2×10^{-13}	1.6×10^{-1}
Si ³¹	3.1	2.8×10^{-6}	2.6h	0.11	0.0145	1.3×10^{-9}	1.4×10^{-13}	4.3×10^{-1}
P ³²	100	10^{-6}	14.3d	0.19	0.025	7.8×10^{-10}	6.3×10^{-16}	2.0×10^{-4}
S ³⁵	4.2	4.2×10^{-6}	88d	0.27	0.036	4.3×10^{-9}	5.7×10^{-16}	1.8×10^{-4}
Cl ³⁶	75.5	3.0×10^{-6}	3.1×10^5 y	44	5.81	4.8×10^{-7}	3.9×10^{-20}	1.5×10^{-8}
K ⁴²	6.8	6.8×10^{-8}	12.4h	1.2	0.158	2.6×10^{-10}	5.8×10^{-15}	1.8×10^{-3}
Ca ⁴¹	97.0	2.2×10^{-5}	8×10^4 y	0.23	0.031	1.7×10^{-8}	6.7×10^{-21}	2.1×10^{-9}
Ca ⁴⁵	2.1	4.7×10^{-7}	165d	0.7	0.092	9.6×10^{-10}	6.7×10^{-17}	2.1×10^{-5}
Ca ⁴⁷	0.003	6.8×10^{-10}	4.5d	0.3	0.040	5.8×10^{-13}	1.5×10^{-18}	4.6×10^{-7}
Sc ⁴⁶	100	10^{-8}	84d	13	1.716	3.7×10^{-10}	5.1×10^{-17}	1.6×10^{-5}
Cr ⁵¹	4.3	6.0×10^{-8}	27.8d	17	2.244	2.6×10^{-9}	1.1×10^{-15}	3.4×10^{-4}
Mn ⁵⁶	100	10^{-6}	2.6h	13.3	1.756	3.1×10^{-8}	3.3×10^{-12}	1.02
Fe ⁵⁵	5.8	1.6×10^{-6}	2.6y	2.9	0.383	1.1×10^{-8}	1.3×10^{-16}	4.2×10^{-4}
Fe ⁵⁹	0.3	8.4×10^{-8}	46d	1.1	0.145	2.1×10^{-10}	5.3×10^{-17}	1.6×10^{-5}
Co ⁶⁰	100	4×10^{-6}	5.3y	19	2.508	1.7×10^{-7}	1.0×10^{-15}	3.1×10^{-4}
Ni ⁵⁹	67.8	3.1×10^{-6}	8×10^4 y	4.4	0.581	3.1×10^{-8}	1.2×10^{-20}	3.7×10^{-9}
Ni ⁶³	3.7	1.7×10^{-7}	92y	15	1.98	5.3×10^{-9}	1.8×10^{-18}	5.6×10^{-7}
Ni ⁶⁵	1.2	5.5×10^{-8}	2.6h	1.5	0.198	1.7×10^{-10}	1.8×10^{-14}	5.6×10^{-3}
Cu ⁶⁴	69.1	4.1×10^{-6}	12.8h	4.5	0.594	3.8×10^{-8}	8.2×10^{-13}	2.5×10^{-1}
Zn ⁶⁵	48.9	4.9×10^{-7}	245d	0.46	0.061	4.6×10^{-10}	2.2×10^{-17}	7.1×10^{-5}
Zn ^{71m}	0.6	6×10^{-9}	4.0h	0.01	0.0013	1.1×10^{-13}	7.6×10^{-18}	2.4×10^{-6}
Rb ⁸⁶	72.2	7.2×10^{-7}	18.7d	0.9	0.119	1.0×10^{-9}	6.2×10^{-16}	1.9×10^{-4}
Sr ⁸⁵	0.6	3×10^{-9}	64d	0.8	0.106	3.7×10^{-12}	6.7×10^{-19}	2.1×10^{-7}
Sr ^{85m}	0.6	"	70m	0.65	0.086	3.0×10^{-12}	7.1×10^{-16}	2.2×10^{-4}
Sr ^{87m}	9.9	5.0×10^{-8}	2.8h	1.3	0.172	9.9×10^{-11}	9.8×10^{-15}	3.0×10^{-3}
Sr ⁸⁹	82.6	4.1×10^{-7}	52.7d	0.006	0.00079	3.6×10^{-12}	7.9×10^{-19}	2.5×10^{-7}
Zr ⁹³	17.1	8.6×10^{-8}	1.5×10^6 y	0.2	0.026	2.4×10^{-11}	5.1×10^{-25}	1.6×10^{-13}
Zr ⁹⁵	17.4	8.7×10^{-8}	65.5d	0.08	0.011	1.0×10^{-11}	1.8×10^{-18}	5.6×10^{-7}
Zr ⁹⁷	2.8	1.4×10^{-8}	17h	0.05	0.0066	9.5×10^{-13}	1.6×10^{-17}	5.0×10^{-6}
Nb ⁹⁴	100	1.7×10^{-6}	2×10^4 y	0.1	0.013	2.4×10^{-10}	3.8×10^{-22}	1.2×10^{-10}
Mo ⁹³	15.9	1.6×10^{-7}	100y	0.3	0.040	6.9×10^{-11}	2.2×10^{-20}	6.8×10^{-9}
Mo ^{93m}	15.9	"	7h	0.006	0.00079	1.4×10^{-12}	5.5×10^{-17}	1.7×10^{-5}
Mo ⁹⁹	23.8	2.4×10^{-7}	66h	0.51	0.067	1.6×10^{-10}	6.7×10^{-16}	2.1×10^{-4}

Table A6-2 Continued

Cd ¹⁰⁷	1.2	6×10 ⁻⁹	6.5h	1	0.132	7.4×10 ⁻¹²	3.2×10 ⁻¹⁶	9.9×10 ⁻⁴
Cd ¹⁰⁹	0.9	4.5×10 ⁻⁹	453d	3	0.396	1.6×10 ⁻¹¹	4.1×10 ⁻¹⁹	1.3×10 ⁻⁷
Cd ^{113m}	24.1	1.2×10 ⁻⁷	13.6y	0.03	0.0040	4.2×10 ⁻¹²	9.8×10 ⁻²¹	3.0×10 ⁻⁹
Cd ¹¹⁵	28.9	1.4×10 ⁻⁷	53.5h	1.1	0.145	1.8×10 ⁻¹⁰	9.3×10 ⁻¹⁶	2.9×10 ⁻⁴
Cd ^{115m}	28.9	"	43d	0.14	0.0185	2.3×10 ⁻¹¹	6.2×10 ⁻¹⁸	1.9×10 ⁻⁶
Cd ¹¹⁷	7.6	3.8×10 ⁻⁸	2.4h	1.4	0.185	6.0×10 ⁻¹¹	6.9×10 ⁻¹⁵	2.1×10 ⁻³
Cd ^{117m}	7.6	"	3.4h	0.7	0.092	3.0×10 ⁻¹¹	2.5×10 ⁻¹⁵	7.7×10 ⁻³
In ^{114m}	4.2	4.2×10 ⁻⁸	50d	8	1.056	3.9×10 ⁻¹⁰	9.0×10 ⁻¹⁷	2.8×10 ⁻⁵
Sn ¹¹³	11.0	1.0×10 ⁻⁸	115d	0.9	0.119	1.1×10 ⁻¹¹	1.1×10 ⁻¹⁸	3.4×10 ⁻⁷
Sn ¹²¹	33.0	3.3×10 ⁻⁷	27.5h	0.14	0.0185	5.0×10 ⁻¹¹	5.0×10 ⁻¹⁶	1.5×10 ⁻⁴
Sn ^{121m}	33.0	"	76y	0.001	0.00013	3.5×10 ⁻¹³	1.5×10 ⁻²¹	4.6×10 ⁻¹⁰
Sn ¹²³	4.7	4.7×10 ⁻⁸	125d	0.001	"	5.0×10 ⁻¹⁴	4.6×10 ⁻²¹	1.4×10 ⁻⁹
Sn ¹²⁵	6.0	6.0×10 ⁻⁸	9.4d	0.004	0.00053	2.5×10 ⁻¹³	3.1×10 ⁻¹⁸	9.6×10 ⁻⁷
Sb ¹²²	57.3	1.1×10 ⁻⁶	2.8d	6	0.792	7.1×10 ⁻⁹	2.9×10 ⁻¹⁴	9.0×10 ⁻³
Sb ¹²⁴	42.8	8.6×10 ⁻⁷	60d	3.3	0.436	3.0×10 ⁻⁹	5.8×10 ⁻¹⁶	1.8×10 ⁻⁴
Cs ¹³⁴	100	10 ⁻⁶	2y	28	0.370	2.8×10 ⁻⁹	4.4×10 ⁻¹⁷	1.4×10 ⁻⁵
Cs ^{134m}	100	10 ⁻⁶	2.9h	2.6	0.343	2.6×10 ⁻⁹	3.5×10 ⁻¹³	7.7×10 ⁻²
Ba ¹³³	0.1	3×10 ⁻⁹	7.2y	7	0.924	2.1×10 ⁻¹¹	9.2×10 ⁻²⁰	2.9×10 ⁻⁸
Ba ^{133m}	0.1	"	38.9h	0.2	0.0264	6.0×10 ⁻¹³	4.3×10 ⁻¹⁸	1.3×10 ⁻⁶
Ba ¹³⁵	2.4	7.2×10 ⁻⁸	28.7h	0.16	0.0211	1.1×10 ⁻¹¹	1.1×10 ⁻¹⁶	3.4×10 ⁻⁵
La ¹⁴⁰	99.9	1.4×10 ⁻⁶	40h	8.9	1.175	1.2×10 ⁻⁸	8.3×10 ⁻¹⁴	2.6×10 ⁻²
Ce ¹³⁷	0.2	1.2×10 ⁻⁹	9h	6.0	0.792	6.9×10 ⁻¹²	2.1×10 ⁻¹⁶	6.5×10 ⁻⁵
Ce ^{137m}	0.2	"	34.4h	0.6	0.0792	6.9×10 ⁻¹³	5.6×10 ⁻¹⁸	1.7×10 ⁻⁶
Ce ¹³⁹	0.3	1.8×10 ⁻⁹	140d	1.0	0.132	1.7×10 ⁻¹²	1.4×10 ⁻¹⁹	4.3×10 ⁻⁸
Ce ¹⁴¹	88.5	5.3×10 ⁻⁶	32.5d	0.6	0.0792	3.0×10 ⁻⁹	1.1×10 ⁻¹⁵	3.4×10 ⁻⁴
Ce ¹⁴³	11.1	6.7×10 ⁻⁸	33h	1	0.132	6.2×10 ⁻¹¹	5.2×10 ⁻¹⁶	1.6×10 ⁻⁴
Pr ¹⁴²	100	6×10 ⁻⁷	19.2h	12	1.584	6.7×10 ⁻⁹	9.7×10 ⁻¹⁴	3.0×10 ⁻²
Nd ¹⁴⁷	17.2	6.9×10 ⁻⁸	11h	2	0.264	1.2×10 ⁻¹⁰	3.0×10 ⁻¹⁵	9.3×10 ⁻⁴
Nd ¹⁴⁹	5.7	2.3×10 ⁻⁸	1.8h	4	0.528	8.2×10 ⁻¹¹	1.3×10 ⁻¹⁴	4.0×10 ⁻³
Sm ¹⁴⁵	3.2	1.9×10 ⁻⁸	340d	0.7	0.0924	1.2×10 ⁻¹¹	4.1×10 ⁻¹⁹	1.3×10 ⁻⁷
Sm ¹⁵¹	7.5	4.5×10 ⁻⁸	87y	100	13.2	3.9×10 ⁻⁹	1.4×10 ⁻¹⁸	4.3×10 ⁻⁷
Sm ¹⁵³	26.6	1.6×10 ⁻⁷	47h	210	27.7	2.9×10 ⁻⁸	1.7×10 ⁻¹³	5.3×10 ⁻²
Eu ¹⁵²	47.8	2.9×10 ⁻⁸	12.7y	5900	779	1.5×10 ⁻⁷	3.7×10 ⁻¹⁶	1.1×10 ⁻⁴
Eu ^{152m}	47.8	"	9.3h	2800	370	7.1×10 ⁻⁸	2.1×10 ⁻¹²	6.5×10 ⁻²
Eu ¹⁵⁴	52.2	3.1×10 ⁻⁸	16y	320	42.2	8.5×10 ⁻⁹	1.7×10 ⁻¹⁷	5.3×10 ⁻⁶
Eu ¹⁵⁵	-	-	1.8y	1400	185	-	(1.5×10 ⁻¹⁶)	4.6×10 ⁻⁵
Eu ¹⁵⁶	-	-	15.4d	13000	1716	-	(6.4×10 ⁻¹⁵)	2.0×10 ⁻³
Gd ¹⁵⁹	24.9	2.0×10 ⁻⁸	18h	3.4	0.449	5.6×10 ⁻¹¹	8.6×10 ⁻¹⁶	2.7×10 ⁻⁴
Tb ¹⁶⁰	100	3×10 ⁻⁷	72.1d	4.6	0.607	1.1×10 ⁻⁹	1.8×10 ⁻¹⁶	5.6×10 ⁻⁵

Table A6-2 Continued

Dy ¹⁵⁷	0.05	8×10 ⁻¹¹	8.1h	3	0.396	2.0×10 ⁻¹³	6.9×10 ⁻¹⁸	2.1×10 ⁻⁶
Dy ¹⁶⁵	28.2	4.5×10 ⁻⁸	140m	800	106	2.9×10 ⁻⁸	3.5×10 ⁻¹²	1.10
Ho ¹⁶⁶	100	8×10 ⁻⁸	27h	64	8.45	4.1×10 ⁻⁹	4.2×10 ⁻¹⁴	1.3×10 ⁻²
Ho ^{166m}	100	"	1.2×10 ³ y	1.0	0.132	6.4×10 ⁻¹¹	1.7×10 ⁻²¹	5.3×10 ⁻¹⁰
Er ¹⁶⁵	1.6	6.4×10 ⁻¹⁰	10h	1.7	0.224	8.7×10 ⁻¹³	2.4×10 ⁻⁷	7.4×10 ⁻⁶
Er ¹⁶⁹	27.1	1.1×10 ⁻⁸	9.6d	2	0.264	1.7×10 ⁻¹¹	2.0×10 ⁻¹⁷	6.2×10 ⁻⁶
Er ¹⁷¹	14.9	6.0×10 ⁻⁹	7.5h	9	1.188	4.2×10 ⁻¹¹	1.6×10 ⁻¹⁵	5.0×10 ⁻⁴
Tm ¹⁷⁰	100	4.0×10 ⁻⁸	134d	125	16.5	3.9×10 ⁻⁹	3.4×10 ⁻¹⁶	1.1×10 ⁻⁴
Lu ^{176m}	97.4	1.9×10 ⁻⁸	3.7h	18	2.376	2.6×10 ⁻¹⁰	2.0×10 ⁻¹⁴	6.2×10 ⁻³
Lu ¹⁷⁷	2.6	5.2×10 ⁻¹⁰	6.7h	2100	277	8.1×10 ⁻¹⁰	3.4×10 ⁻¹⁴	1.1×10 ⁻²
Lu ^{177m}	2.6	"	155d	1	0.132	3.9×10 ⁻¹³	2.9×10 ⁻²⁰	9.0×10 ⁻⁹
Yb ¹⁷⁵	31.8	1.9×10 ⁻⁸	101h	9	1.188	1.3×10 ⁻¹⁰	3.6×10 ⁻¹⁶	1.1×10 ⁻⁴
Ta ¹⁸²	100	3.5×10 ⁻⁷	115.1d	21	2.772	5.3×10 ⁻⁹	5.3×10 ⁻¹⁶	1.6×10 ⁻⁴
W ¹⁸⁵	30.6	8.0×10 ⁻⁶	75d	2,1	0.277	1.2×10 ⁻⁸	1.9×10 ⁻¹⁵	5.9×10 ⁻⁴
W ¹⁸⁷	28.4	7.4×10 ⁻⁶	24h	40	5.28	2.1×10 ⁻⁷	2.4×10 ⁻¹²	7.4×10 ⁻¹
Tl ²⁰⁴	29.5	3.0×10 ⁻⁷	3.8y	11	1.452	2.1×10 ⁻⁹	1.8×10 ⁻¹⁷	5.6×10 ⁻⁶
Pb ²⁰⁹	52.3	3.7×10 ⁻⁶	3.3h	0.0005	0.000066	1.2×10 ⁻¹²	1.0×10 ⁻¹⁶	3.1×10 ⁻⁵
Bi ²¹⁰	100	10 ⁻⁶	5.01d	0.015	0.0020	9.5×10 ⁻¹²	2.2×10 ⁻¹⁷	6.8×10 ⁻⁶
Bi ^{210m}	100	10 ⁻⁶	2.6×10 ⁶ y	0.019	0.0025	1.2×10 ⁻¹¹	1.5×10 ⁻²⁵	4.6×10 ⁻¹⁴

(*1) "Table of isotopes"

(*2) With VHTR spectrum

(*3) Perfectly buildup during irradiation times

Table A6-3 β activity due to impurities in graphite block (2)

Nuclide	Previous value (Ci/cm ³)	Expected value (Ci/cm ³)
³⁵ S (88d-.036b)*	1.8×10^{-4}	2.9×10^{-6}
³⁵ Ca (165d-.092b)	2.1×10^{-5}	8.4×10^{-7}
³⁶ Cs (84d-1.72b)	1.6×10^{-5}	1.6×10^{-5}
⁵¹ Cr (28d-2.24b)	3.4×10^{-4}	2.4×10^{-4}
⁵⁵ Fe (2.6y-.38b)	4.2×10^{-4}	4.6×10^{-5}
⁵⁹ Fe (46d-.15b)	1.6×10^{-5}	1.8×10^{-6}
⁶⁰ Co (5.3y-2.51b)	3.1×10^{-4}	3.1×10^{-6}
⁶⁵ Zn (245d-.061b)	7.1×10^{-5}	1.4×10^{-6}
^{114m} In (50d-1.06b)	2.8×10^{-5}	2.8×10^{-5}
¹²⁴ Sb (60d-.44b)	1.8×10^{-4}	9.0×10^{-5}
¹³⁴ Cs (2y-.37b)	1.4×10^{-5}	1.4×10^{-5}
¹⁴¹ Ce (33d-.08b)	3.4×10^{-4}	1.8×10^{-4}
¹⁵² Eu (12.7y-779b)	1.1×10^{-4}	3.6×10^{-5}
¹⁵⁴ Eu (16y-42.2b)	5.3×10^{-6}	1.7×10^{-6}
¹⁵⁵ Eu (1.8y-185b)	4.6×10^{-5}	1.5×10^{-5}
¹⁶⁰ Tb (72d-.61b)	5.6×10^{-5}	4.3×10^{-5}
¹⁷⁰ Tm (134d-16.5b)	1.1×10^{-4}	8.3×10^{-5}
¹⁸² Ta (115d-2.77b)	1.6×10^{-4}	1.5×10^{-4}
¹⁸⁵ W (75d-0.28b)	5.9×10^{-4}	5.9×10^{-7}
²⁰⁴ Tl (3.8y-1.45b)	5.6×10^{-6}	5.6×10^{-6}

*) (a-b); a --- half life time, b --- σ_a^0