

JAERI-M

7415

多目的高温ガス実験炉のための  
燃料・黒鉛の設計基準に関する検討

1977年12月

荒井長利・佐藤貞夫・谷雄太郎\*

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

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

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

多目的高温ガス実験炉のための  
燃料・黒鉛の設計基準に関する検討

日本原子力研究所 動力炉開発・安全性研究管理部

荒井長利・佐藤貞夫・谷 雄太郎\*

(1977年11月4日受理)

多目的高温ガス実験炉の参考炉心Mk-IIIの基本諸元の選定のために、燃料・黒鉛の設計基準の検討を行った。これは、燃料・黒鉛に関する現状での諸研究による知見とそれらに対する設計上の要求とを比較対照し、現実的な両者の調和点としての材料仕様、安全基準、設計評価法を策定することを意図したものである。具体的な対象物として被覆燃料粒子、燃料コンパクト、黒鉛スリーブ・ブロック、炉心支持黒鉛構造物、反応度制御材料が検討された。

この設計基準は今後の試験研究の結果をとり入れて、より総括的、妥当なものに改訂されるであろう。

\* 外来研究員 石川島播磨重工業株式会社

Studies on Design Principles and Criteria of Fuels and Graphites for Experimental Multi-purpose Very High Temperature Reactor

Taketoshi ARAI, Sadao SATO and Yutaro TANI\*

Division of Power Reactor Projects, JAERI

(Received November 4, 1977)

Design principles and criteria of fuels and graphites have been studied to determine the main design parameters of a reference core MARK-III of the Experimental Multi-purpose Very High Temperature Reactor.

The present status of research and development for HTGR fuels and graphites is reviewed from a standpoint of their integrity and safety aspects, and is compared to the specific design requirements for the VHTR fuels and graphites. Consequently, reasonable materials specifications, safety criteria and design analysis methods are presented for coated fuel particle, fuel compact, graphite sleeve, core support graphite and neutron absorber material.

These design principles and criteria will be refined by further experimental investigations.

Keywords: HTGR, Coated Fuel Particle, Fuel Compact, Graphite Structure, Material Properties, Irradiation Behaviors, Design Criteria, Material Specification, Analysis Method

---

\*On leave from, Nuclear Power Development Office, I.H.I.Co., Ltd.

## 目 次

1. まえがき .....	1
1.1 本検討の経緯 .....	1
1.2 検討のアプローチ, 範囲, 問題点 .....	2
2. 被覆燃料粒子の設計基準の検討 .....	6
2.1 UO <sub>2</sub> 核被覆粒子の照射実績 .....	6
2.2 UO <sub>2</sub> 燃料核のアメーバ効果に対する考え方 .....	7
2.2.1 実験データと関係式 .....	7
2.2.2 実験炉燃料に対する予備検討 .....	8
2.2.3 設計余裕の設定 .....	9
2.2.4 当面の対アメーバ効果設計基準 .....	13
2.3 被覆層の機械的健全性の検討 .....	14
2.3.1 検討のアプローチ .....	14
2.3.2 被覆燃料粒子の応力解析法 .....	15
2.3.3 SiC層の破損条件の検討 .....	16
2.3.4 実験炉被覆燃料粒子の内圧破損の検討 .....	16
2.3.5 当面の機械的健全性設計基準 .....	17
2.4 被覆燃料粒子の高温耐久性の検討 .....	17
2.4.1 検討のアプローチ .....	17
2.4.2 金属FPとSiCとの化学反応 .....	18
2.4.3 長時間高温, 温度サイクル, 中性子照射による物理的材質劣化 .....	18
2.4.4 健全粒子からのFPの拡散放出の増加 .....	19
2.4.5 当面の高温耐久性の考え方 .....	19
2.5 通常時の被覆燃料粒子の使用限界 .....	19
2.5.1 通常時の使用限界に関する基本的前提条件 .....	19
2.5.2 使用限界に関する検討と主な結論 .....	20
2.5.3 被覆燃料粒子の健全性と設計余裕 .....	22
3. 被覆燃料粒子, コンパクトの材料仕様と設計データ .....	43
3.1 基本的考え方 .....	43
3.2 材料仕様の検討 .....	44
3.3 燃料コンパクトの設計用材料データ .....	45
4. 燃料体用黒鉛材料の選定と設計用材料データ .....	63
4.1 燃料体用黒鉛材料の銘柄選定 .....	63
4.2 黒鉛名柄による燃料体の炉内挙動の相違 .....	64
4.2.1 解析の範囲と前提 .....	64
4.2.2 燃料温度とスリープ応力 .....	64

4.2.3 燃料棒／ブロック接合部の寸法変化	66
4.2.4 燃料体カラムの弯曲	67
4.3 燃料体黒鉛材料の設計用材料データ	68
5. 炉心支持黒鉛構造物等の黒鉛材料の想定	99
5.1 炉心支持構造黒鉛の銘柄調査	99
5.1.1 炉心支持ブロックおよび支持柱	99
5.1.2 炉心下部断熱構造	100
5.2 FSV炉用候補材料の素材特性	100
5.3 固定反射体の材料想定	102
6. 反応度制御用材料の材料想定	112
7. あとがき	121
謝 辞	122
参考文献	123

## Contents

1.	Introduction .....	1
1.1	Purpose of the present study .....	1
1.2	Study approach, coverage and main problems .....	2
2.	Study of design criteria for coated fuel particle .....	6
2.1	Irradiation performance of UO <sub>2</sub> kernel-coated particles ...	6
2.2	Design principles for amoeba effect in UO <sub>2</sub> kernel .....	7
2.2.1	Experimental data and correlations .....	7
2.2.2	Preliminary study for the JAERI-VHTR .....	8
2.2.3	Discussions on design margin .....	9
2.2.4	Interium design criteria for amoeba failure .....	13
2.3	Design principles for mechanical integrity of coatings ...	14
2.3.1	Method of the study .....	14
2.3.2	Stress analysis method for coated fuel particles ....	15
2.3.3	Failure criteria of SiC layer .....	16
2.3.4	Some calculations on pressure failure of the VHTR coated particle .....	16
2.3.5	Interium design criteria for mechanical integrity ....	17
2.4	Design principles for high temperature stability of coated particles .....	17
2.4.1	Method of the study .....	17
2.4.2	Chemical reaction of metallic fission products with SiC coating .....	18
2.4.3	SiC degradations under long-term high-temperature irradiation with temperature cycles .....	18
2.4.4	Enhancement of FP release by diffusion from intact particles .....	19
2.4.5	Interium design criteria for high temperature stability	19
2.5	Performance limits of the coated particle during normal operation .....	19
2.5.1	Prerequisites for the conclusions .....	19
2.5.2	Main conclusions on performance limits .....	20
2.5.3	Design margins .....	22
3.	Material specifications and design data of coated fuel particle and fuel compact .....	43
3.1	Basic principles .....	43
3.2	Study of material specifications .....	44

3.3 Design data of the fuel compact .....	45
4. Material selection and design data of fuel element graphite .	63
4.1 Material selection of the fuel element graphite .....	63
4.2 Comparative study on irradiation behaviors for some candidate graphites .....	64
4.2.1 Problems and assumptions for the analyses .....	64
4.2.2 Fuel temperature and sleeve stress .....	64
4.2.3 Dimensional clearance between the fuel rod and the graphite block .....	66
4.2.4 Bowing of the fuel element column .....	67
4.3 Design data of the fuel element graphite .....	68
5. Candidate graphites for core support structures and permanent reflector .....	99
5.1 Survey of graphites for core support structures .....	99
5.1.1 Core support blocks and posts .....	99
5.1.2 Thermal insulation structures .....	100
5.2 Material properties of candidates for the F.S.V Reactor ..	100
5.3 Graphite for the permanent reflector .....	102
6. Candidate materials for neutron absorber .....	112
7. Postface .....	121
Acknowledgements .....	122
References .....	123

## 1. まえがき

### 1.1 本検討の経緯

日本原子力研究所は我が国における核熱エネルギーの多目的工業利用の道を開くため、その為の第一歩としての多目的高温ガス実験炉の建設、運転を目標として、1969年より広範囲の研究開発を進めて来ている。実験炉プラントの設計としては幾段階かの改良や詳細化を経て、1974年秋に「多目的高温ガス実験炉基本概念設計」<sup>(1-1)</sup>を完了した。

本実験炉の原子炉は多目的利用開発試験系統へ50MWの熱エネルギー、1000°Cのヘリウムガスを供給する。本原子炉の基本的な概念あるいはシステム構成を設計するに際しては、近い将来における建設着工を可能とさせ得るために、我が国において実用化が容易と考えられる技術を可能な限り採用するよう配慮して来た。すなわち、このような設計の考え方によって原子炉本体についてのシステム的、構造的な検討の結果、以下のような炉心設計に関しての基本的な概念が固って来ている。

- (1) 原子炉圧力容器は鋼製とする。
- (2) 燃料は2酸化ウランとし、被覆粒子を黒鉛内に分散させる型式とする。
- (3) 炉心は6角ブロック型燃料体で構成する。
- (4) 冷却材の圧力は40 kg/cm<sup>2</sup>とする。また原子炉入口温度は圧力容器、循環機、燃料などの運転温度を勘案して400°C以下とする。炉心内の冷却材の流れは下向流とする。
- (5) 反応度制御棒は炉心上部から駆動、操作する。
- (6) 燃料は燃停止時に炉心1バッチ交換する。

基本概念設計による原子炉本体構造および燃料体の概略図をFig. 1.1, Fig. 1.2に示す。炉心は73カラム、5段積の総計365個の燃料体ブロックで構成される。燃料体は外面冷却型の単管燃料棒を装填するいわゆるpin-in-block型である。この炉心は実験炉のMk-II炉心と呼ばれている。

Mk-II炉心の核・熱流動特性を詳細に検討した結果、伝熱流動上の余裕（特にレイノルズ数）および反応度制御上の余裕が十分ではないことが判明し、なお炉心のシステム設計の改良が必要となった。この設計改良の検討が1975年3月より同年7月にかけて当研究室において実施された。上述の問題をシステム設計の面から解決するために、炉心に関係するあらゆる機器、構造、系統に対する安全基準、製造限界などを再検討し、さらに、それら複数の機器などの運転条件における相互関連を把握した上で、炉心全体として矛盾ない各機器、構造などの基本仕様を選定することとした。このようにして得られた本実験炉の炉心はMk-III炉心<sup>(1-2)</sup>と呼ばれている。その後、この炉心の核・熱流動・燃料について詳細な運転特性が解析され、これが1975年3月より同年10月にかけて実施された「多目的高温ガス実験炉第1次概念設計」<sup>(1-3)</sup>の参考炉心となつた。

本報告書は、Mk-III炉心設計の初期段階において実施された各機器系統別の安全基準、製造

限界、運転特性などの見直し作業のうち、燃料、黒鉛材料に関する部分の内容を述べたものである。本書の内容は約2年前のものであるが、実験炉の燃料・黒鉛の設計に対する基本的な考え方およびその技術的な根拠を示しているものである。現時点の設計の考え方もこの延長上にある。今後の設計の改良および研究開発の方向を考える上にも本書の検討内容が基礎となるであろう。

## 1. 2 検討のアプローチ、範囲、問題点

高温ガス炉用の燃料、黒鉛の設計基準（安全基準、運転基準、製造仕様）などを考える場合、望むらくは具体的な仕様の構造物について“何がどうなるか”ということが解っていなければならない。何故ならば、主として金属材料から構成される軽水炉や高速炉の場合と異って、高温ガス炉用材料、構造物の設計は極めて複雑な側面をもっている。例えば、一口に高温ガス炉用燃料といっても、その材質、寸法、形状は諸外国の先例に見られるように千差万別である。しかも、製造法が異なるれば材質特性も異なると考えなければならない。セラミックスであるから、溶融というような材質変化、降伏というような挙動変化などの不連続的な急激な変化も起らない。周知のように、燃料にしても黒鉛にしても一般的適応性のある設計基準（工業規格）などというものは現存しない。燃料や黒鉛の構造物設計基準を策定するためには、従って、開発試験と設計の密接な連繋以外に有効な解決策はないであろう。

本実験炉に関する燃料、黒鉛の開発研究は現在もなお進行中である。材料開発は素材選定、製造試験、素材試験、構造物試験の段階を必要とするが、なかには未だ第一段階に着手されていない材料もある。従って、“何がどうなるか”については確実なことを言うには時間尚早であると考えなければならない。このような段階における構造設計基準の考え方として、我々は設計と試験研究との調和が必要であると考える。すなわち、炉心設計上の要求と材料の製造、材料の挙動との現実的調和を計ることである。このため、次のような基本的な考え方を採用した。

- (i) 材料の製造可能範囲は従来の内外の類似品の製造実績の範囲に限定する。
- (ii) 材料挙動の予測のために原研の研究成果、諸外国の類似品に対する実測データを可能な限り活用する。
- (iii) 材料の製造範囲、材料の挙動に関して設計としての安全余裕を考慮する。

このような考え方を基本として、炉心に関係するセラミックス材料、構造物すなわち被覆燃料粒子、燃料コンパクト、黒鉛スリープ、黒鉛ブロック、炉心支持構造物、固定反射体、反応度制御用吸収材について、下記のような設計基準策定のための検討を行った。そして、それぞれの設計の進捗段階または詳細度に対応した Mk - III 炉心設計のための設計基準を策定した。

各材料、構造物についての主要な検討課題、問題点は以下の通りである。

### (1) 被覆燃料粒子の設計基準

- 1)  $\text{UO}_2$  核、TRISO-2型粒子の最高使用温度はどこまで許容すべきか
  - 2) 炉内照射による粒子の機械的破損、アメーバ破損の発生について設計としてどう考えるべきか
- (2) 被覆燃料粒子、燃料コンパクトの材料仕様と設計データ
- 1) 被覆燃料粒子、燃料コンパクトの材料仕様は、従来の製造経験、検査結果および炉心設

計上の要求とを勘案し、現状においてどのように設定すべきであるか

- 2) 被覆燃料粒子、燃料コンパクトの設計解析用の材料データは現状においてどう設定すべきであるか

(3) 黒鉛材料の選定と設計データ

- 1) 黒鉛スリーブ、黒鉛ブロックにはいかなる黒鉛材料が妥当であるか、炉内挙動の相異はどうか

- 2) SM1-24(相当品)の設計解析用の材料データは現状においてどう設定すべきか

(4) 炉心支持構造用の黒鉛材料の想定

- 1) 高温プレナムブロック用の黒鉛はどのようなものが想定できるか

- 2) 断熱構造部にはどのような材料か想定できるか

- 3) 固定反射体用黒鉛はどのようなものが想定できるか

(5) 反応度制御用材料想定

- 1) 従来の製造、試験例を参考にすると、どのような材料が、またどのような使用条件が許されるか

このような検討を行う際に必要となる設計上の要求は主として基本概念設計の Mk-II 炉心のそれを参照した。

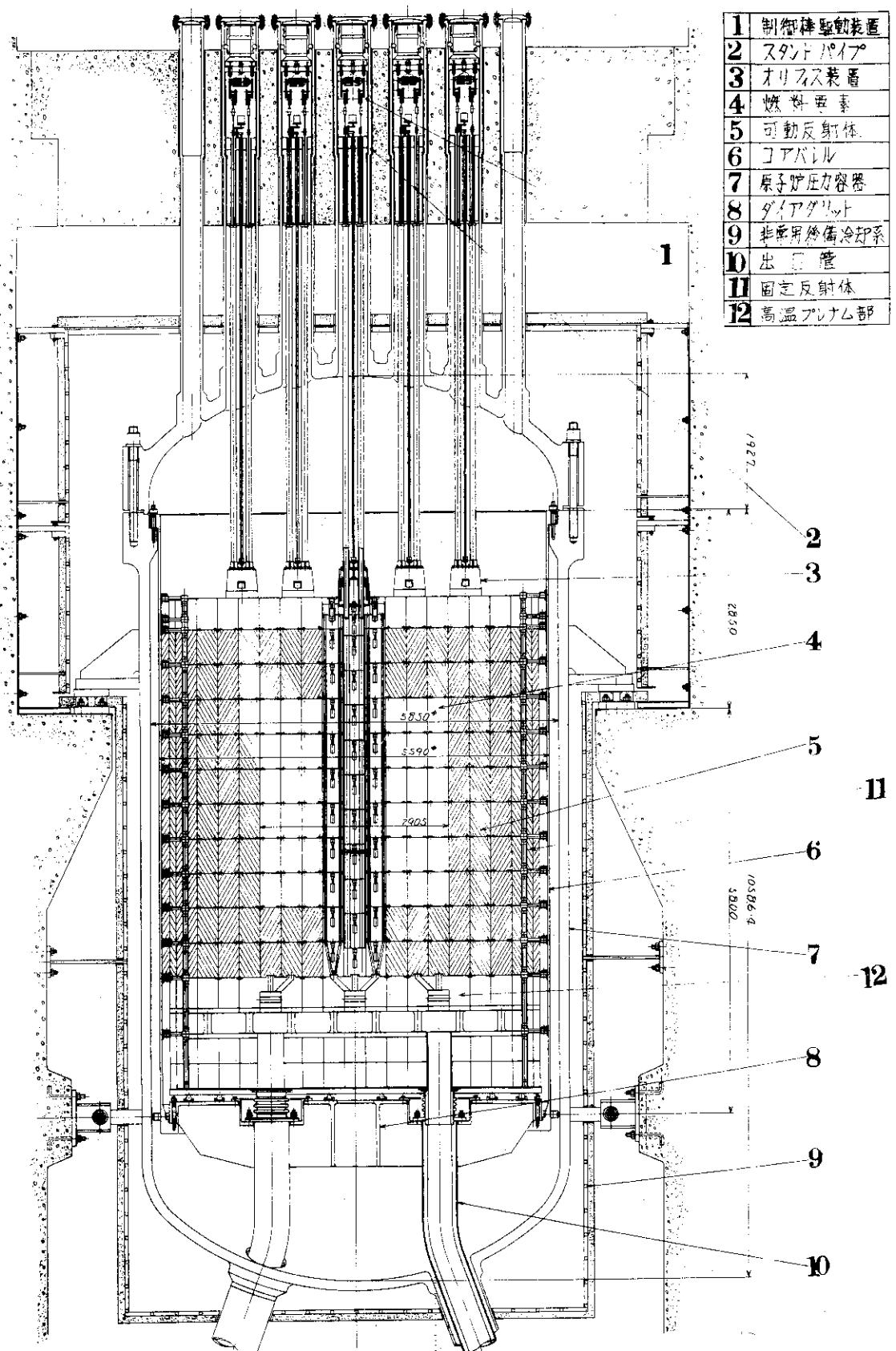


Fig. 1.1 Reactor arrangement

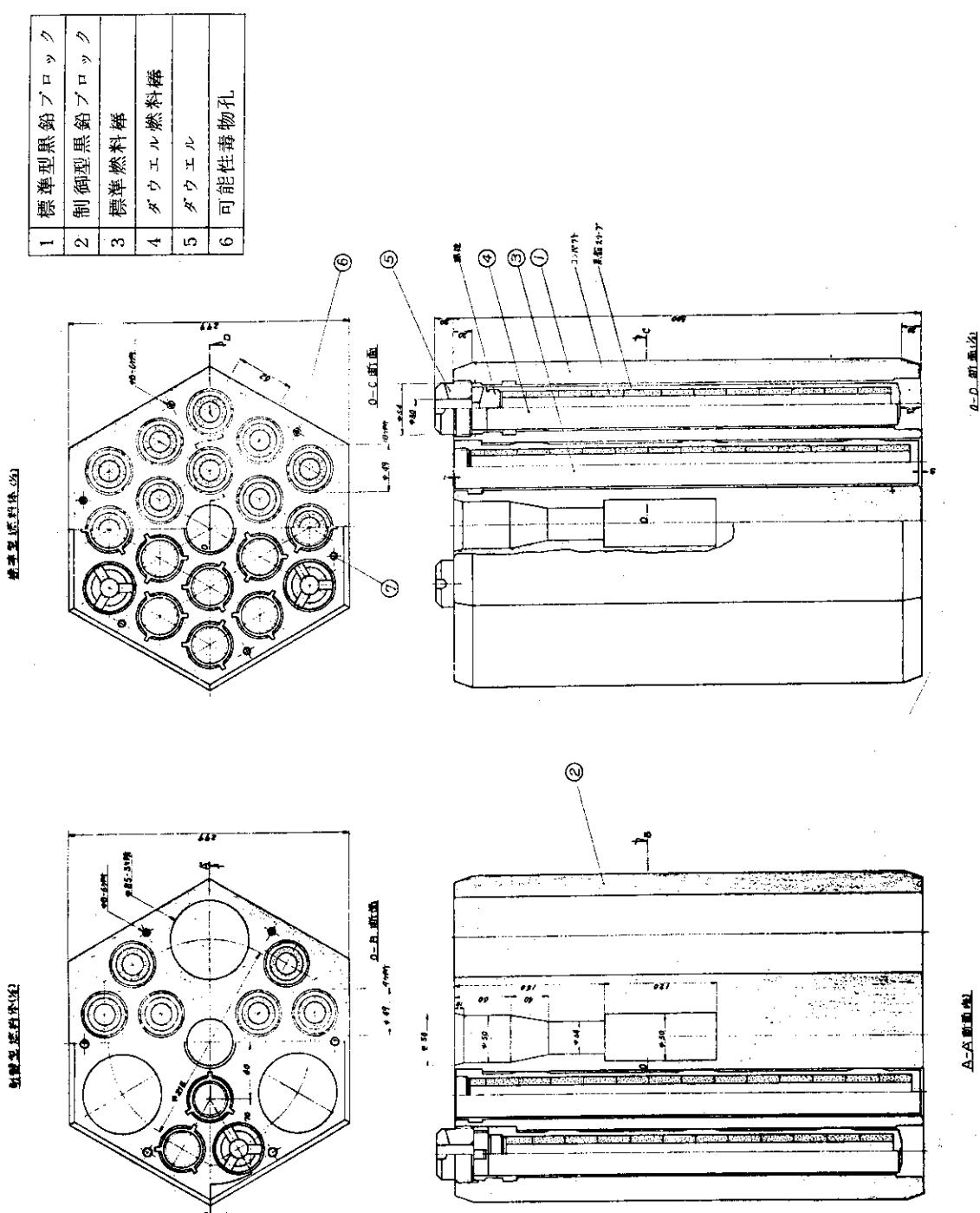


Fig. 1.2 Fuel element

## 2. 被覆燃料粒子の設計基準の検討

最新の  $\text{UO}_2$  被覆燃料粒子の照射実績を概観した後、アーベル効果、機械的健全性、高温耐久性を検討し、原研設計  $\text{UO}_2$  被覆燃料粒子の使用限界をまとめることとする。

### 2.1 $\text{UO}_2$ 核被覆粒子の照射実績

#### (1) JAERI

本実験炉用の被覆粒子燃料の研究が燃料照射研究室を中心として、1970年から展開されて来ている。71年度から  $\text{UO}_2$  核、4重被覆粒子の標準仕様品の試作と試験が開始された。これ以後74年度迄被覆燃料粒子の品質の改良が為され、現在、所要の粒子の入手が可能となっている。この間、中間段階の試作品の照射実験が実施されて来ているが、高密度 PyC 層、SiC 層の品質が良好でなかったため、2~3% FIMA 以下の燃焼度においても、無視し得ない粒子破損が発生している。<sup>(2-1)</sup> 改良済被覆粒子燃料の照射試験は76年度から予定されている。

#### (2) ドラゴンプロジェクト

ドラゴンプロジェクトは、 $\text{UO}_2$  核被覆粒子の照射実績を最も豊富に所有している。酸化物標準粒子（800μ直径の  $\text{UO}_2$  核、160μの PyC/SiC/PyC 被覆層）については、ほぼ商用炉の設計を可能とする照射挙動の把握が完了しつつあると考えられている。この被覆粒子の性能に関するデータが1973年のBNES会議（Nuclear Fuel Performance）に発表されている。その中の主要な特性を Fig. 2.1 ~ Fig. 2.3 に示す。<sup>(2-2)</sup>

Fig. 2.1 はドラゴン炉での燃焼度加速実験の結果であり、内圧破損挙動に関する示唆を与えるものである。Fig. 2.2 は、HTR の燃焼度、高速中性子照射量を模擬しているもので、破損発生条件が明確に識別される。オーバーコートコンパクトにした場合、粒子の性能が大巾に改善されるという点は注目に値する。Fig. 2.3 は、長期間の照射実験の結果をも含むアーベル効果の観測結果である。アーベル破損発生条件は、 $\text{UO}_2$  中の酸素の熱拡散が燃料核移動の律速過程であるとした理論的予測と良い一致を示すことが確認されている。

#### (3) UKAEA<sup>(2-3)</sup>

UK の CHTR 用被覆燃料粒子は、ドラゴン標準酸化物粒子と類似のものである（800μ直径核、190μの PyC/SiC/PyC の被覆層）。被覆燃料粒子の照射実績を Fig. 2.4 に示す。応力解析モデルによる SiC 層の円周応力との対比も示されている。

以上、ドラゴンプロジェクトと UKAEA の照射実績をみたが、これらの  $\text{UO}_2$  核粒子の性能を破損機構別にまとめると、大略以下のようになる。

- (a) 高速中性子照射量の少ない条件での内圧破損は、燃焼度 7~10% FIMA、温度 1400°C 以下では発生しない。
- (b) 高速中性子照射量が高い条件での被覆層の破損は、1350°C、8% FIMA 以下では発生しない。この場合の破損は、メタン分解 PyC ( $\text{BAF} < 1.2$ ) のクラッキングであり、4

$\times 10^{21} \text{ n/cm}^2$  (DNE) 以上で発生しているが、プロピレン分解 PyC を採用すれば、高速中性子照射量の制限はもっと高くなる。

(c) アーベー効果による粒子破損は、燃料核の移動速度から推定可能である。

このようなドラゴンプロジェクトなどによる  $\text{UO}_2$  核被覆燃料粒子の照射特性が、次章以後における原研設計被覆燃料粒子の性能検討のために参照される。

## 2. 2 $\text{UO}_2$ 燃料核のアーベー効果に対する考え方

### 2.2.1 実験データと関係式

$\text{UO}_2$  燃料核 4 重被覆型粒子に対する炉内アーベー挙動に関するデータとして、前節でドラゴンプロジェクトによる線図を示した。その他に、 $\text{UO}_2$  核粒子に対する実験データとして、設計評価への適応可能性をも含むと考えられるものに、GA および ORNL による加速実験の結果がある。それぞれ、原研粒子やドラゴン粒子と異なる仕様のものであり、内容の解釈は慎重を要する。実験データは、炭化物核粒子のアーベー効果の記述に適用された燃料核移動係数 (KMC, Kernel Migration Coefficient) を用いて整理されている。KMC は次式で定義される。

$$KMC = \frac{dy}{dt} \cdot \frac{T^2}{\left( \frac{dT}{dx} \right)} \quad (\text{cm}^2 \text{ °K/sec})$$

ここで  $dy/dt$  : 核移動速度 ( $\text{cm/sec}$ )

$T$  : 温度 ( $\text{°K}$ )

$dT/dx$  : 温度勾配 ( $\text{°C/cm}$ )

GA および ORNL の実験条件および結果を Fig. 2.5, Fig. 2.6 に示す<sup>(2-4)</sup>。図中の最適直線近似式はそれぞれ以下の式で表わされる。

GA データ (データ点は  $T < 1770 \text{ °K}$ )

$$\log_{10} KMC = -3.836 - \frac{3330}{T}$$

または、

$$KMC_{GA} = 1.459 \times 10^{-4} \exp\left(-\frac{7670}{T}\right) \quad (\mu^2 \text{ °K/sec})$$

ORNL データ (データ点は  $T < 1670 \text{ °K}$ )

$$\log_{10} KMC = -3.270 - \frac{4220}{T}$$

または、

$$KMC_{ORNL} = 5.370 \times 10^{-4} \exp\left(-\frac{9715}{T}\right) \quad (\mu^2 \text{ °K/sec})$$

また、前述のドラゴンプロジェクトによるアーベー破損発生条件を直線で近似すると、

$$\log_{10} \left( \tau \times \frac{dT}{dx} \right) \geq 2.25 + \frac{5000}{T}$$

または

$$\tau \frac{dT}{dx} \geq 1.778 \times 10^2 \exp \left( \frac{11510}{T} \right) \text{ (day} \cdot ^\circ \text{K/cm)}$$

となる。

これらの関係式に基づくアーベル効果挙動および破損発生条件を Fig. 2.7, Fig. 2.8 に示す。Fig. 2.7 は、核移動距離を  $30\mu$  に制限しようとする場合の、KMC 値を用いて算定した照射日数、燃料温度、温度勾配限界との関係、および、アーベル破損線図から決定される温度勾配限界とを示す。燃料核移動量を  $30\mu$  以下に制限することは、燃料の使用条件に厳しい制約を与えることが解る。Fig. 2.8 は照射日数を 600 日とした場合の限界温度勾配を示す。ドラゴンプロジェクトのアーベル破損発生条件は、実験的には燃料核移動距離で  $90 \sim 100\mu$  以上に対応するが、これは、 $1300^\circ\text{C}$  付近において GA や ORNL の KMC 値による移動距離と良く符号している。同図中に、本実験炉 Mk-II 炉心最高出力チャンネルでの、燃料コンパクト外表面の温度と温度勾配との関係を示してある。上述の関係式の信頼度を考慮すれば、照射日数が 600 日でも、現設計粒子の緩衝層厚さ  $40\mu$  以上に核移動が進行することは避けられそうにない。

## 2.2.2 実験炉燃料に関する予備検討

前述のように、現段階において入手可能な実験的根拠に基づいて、 $\text{UO}_2$  核のアーベル効果を考える限りにおいて、実験炉の使用条件下でもアーベル効果に対して何らかの設計上の対応が必要であることが結論される。

勿論、諸外国の実験データを原研設計粒子に適応することには問題が無い訳ではない。しかしながら、原研設計粒子が諸外国の  $\text{UO}_2$  核粒子よりも対アーベル効果に優れるという実験的根拠もないことも事実である。なお、諸外国では、酸化物粒子の採用に対しては（特に VHTR では）燃料核中に酸素ゲッターを予め添加する方法も考案され、試験段階に入っている。が、現状において、その技術を本実験炉の設計で前提とするのは妥当ではない。

以上のような前提に立ち、ドラゴンプロジェクトおよび GA, ORNL の実験データに基づいて、実験炉燃料体系におけるアーベル効果を検討し、どのような設計上の対応が可能であるかを探る。

実験炉の燃料体系は、黒鉛ブロックの冷却孔に中空燃料棒を挿入し、外面から除熱を行うものである。従って、燃料コンパクト内の温度、温度勾配は次のように表わされる。

温度分布

$$t(r) = t_0 + \frac{q\ell}{2\pi \lambda_f (R_o^2 - R_i^2)} \left\{ \frac{R_o^2 - r^2}{2} + R_i^2 \ln \left( \frac{r}{R_o} \right) \right\}$$

温度勾配分布

$$\left| \frac{dt}{dr}(r) \right| = \frac{q\ell}{2\pi \lambda_f (R_o^2 - R_i^2)} \left( r - \frac{R_i^2}{r} \right)$$

ここで, $t_0$	燃料コンパクト外側温度 (°C)
$q_\ell$	燃料コンパクト線出力 (cal/cm sec)
$\lambda_f$	燃料コンパクト熱伝導率 (cal/cm sec °C)
$R_o$	燃料コンパクト外半径 (cm)
$R_i$	燃料コンパクト内半径 (cm)
$r$	燃料コンパクト半径位置 (cm)

以下, 実験炉 Mk-II 炉心の特性を用いて, 燃料核移動を具体的に検討してみる。Fig. 2.9 は, Mk-II 燃料棒近傍の燃料コンパクト最大温度勾配と線出力との関係である。ORNL の KMC 値を用いると, 任意の温度  $T$  (°K), 温度勾配  $dT/dx$  (°C/cm) における核移動速度  $dy/dt$  ( $\mu/\text{day}$ ) は,

$$\frac{dy}{dt} = 4.64 \times 10^4 \cdot \frac{1}{T^2} \exp\left(-\frac{9715}{T}\right) \cdot \frac{dT}{dx}$$

である。これによって, 燃料コンパクト内の核移動距離を算出すると Fig. 2.10 のようになる。これは, コンパクトの最高温度を 1300°C に固定した場合である。温度分布の効果よりも温度勾配分布の効果の方が大きいため, 最大核移動は燃料コンパクトの外表面に発生する。Mk-II 燃料棒の最高線出力点 (57.3 cal/cm sec) では, 炉内滞在日数 1050 日で, この最大核移動距離は  $56 \mu$  に達する。具体的に, Mk-II 燃料棒の炉心軸方向の出力分布およびコンパクト外表面温度分布を考慮した, 軸方向各位置での最大核移動距離を Fig. 2.11 に示す。Mk-II 燃料棒で, 核移動距離を緩衝層厚さ  $40 \mu$  以下に抑えるためには, 運転上の対応として, 炉内滞在日数を少なくとも 600 日以下にすることが必要である。ただし, コンパクト外表面より内部では, 核移動距離が著しく減少する。燃料の性能として, 若干の燃料破損が許容されるならば, このような核移動距離の 3 次元的な分布を考慮して, 破損率を評価すれば良い。

### 2.2.3 設計余裕の設定

前節迄の検討は, KMC 値, アメーバ破損発生条件にせよ, また, 燃料コンパクトの温度, 温度勾配にせよ, いずれも平均値または最確値を用いたものである。実際の設計では, 両者に対して種々の考慮から安全側の余裕を取る必要がある。本節では, アメーバ効果に関する設計余裕の考え方を検討する。

考慮すべき設計余裕の内容は大別して 2 種類である。1 つは, 許容限界に対するもので, 1 つは, 燃料コンパクトの熱的な状態に対するものである。実験データに基づいて, 設計上許容される燃料コンパクトの熱的な状態の限界が設定される。既に明らかのように, 実験データから推定され得る核移動距離またはアメーバ破損発生条件は, 温度と温度勾配, 照射日数で規定される。従って, 最終的には, 燃料コンパクトの熱的状態の許容限界は, 燃料コンパクトの線出力と表面温度で規定することができる。燃料コンパクトの外表面温度を運転パラメータと考える場合, その線出力を設計限界線出力 (design critical linear heat rate) と呼ぶ。運転パラメータである表面温度は, 冷却材温度を与えられたものと仮定すると, 燃料コンパクトの線出力で規定される。運転時の公称的な線出力 (運転線出力, operational linear heat rate) に対して, 公称値

からの規則的な変動（システムチック変動）を考慮した線出力を設計運転線出力（design operational linear heat rate）と呼ぶ。結局、設計限界線出力と設計運転線出力との差が設計余裕となる。以上の概念を Fig. 2.12 に示す。以下、上記の特性値（または特性曲線）の内容を定義し、定量化する。

### (1) 実験的限界線出力

特定のアーベル効果データに基づいて、特定のアーベル効果状態を、考えている燃料体系での燃料コンパクト表面温度と線出力との関係で表わしたもののが実験的限界線出力である。ここで、特定のアーベル効果状態とは、例えば、平均的な KMC 値に基づく特定の核移動距離に達している状態、あるいは、ドラゴン酸化物粒子に対する平均的なアーベル破損発生条件、などを言う。このアーベル効果状態を考えている燃料体系に適用するためには、少なくとも次のような体系依存のパラメータが前提とされる。

- 1) 燃料コンパクトの外径
- 2) 燃料コンパクトの熱伝導率
- 3) 炉内滞在期間（照射期間）

本設計の場合には、実験的限界線出力を次のように考えるのが簡明である。

特定のアーベル効果状態としては、燃料核移動距離が、燃料核表面から SiC 層内面までの平均的厚さ（PyC 緩衝層と内側高密度 PyC 層の製造時の平均厚さの和）に達した状態、つまり、SiC 層の実質的アーベル破損が発生する状態を考える。また、体系依存のパラメータは、いずれも平均的な値を考えるものとする。

### (2) 設計限界線出力

実験的限界線出力から設計限界線出力を導出するに際しては以下のようないくつかの考慮が含まれる。

- 1) 実験データそれ自身がもつ不確かさ（実験が行なわれた体系での温度、温度勾配などの測定または推定誤差を言う）
- 2) 実験的挙動を別の体系に適用することに対する考慮
- 3) 設計上想定するアーベル効果の許容限界の考え方

以下、各々について考察する。

#### 1) 実験データそのものの不確かさ

前述したように、この検討では実験データ（実験的挙動）を最も確からしい挙動に対応しているものと解釈している。第 2.2.1 節で実験データそのもの自身を示したが、それらは、種々の原因によって平均値からの変動を示している。以下に、ORNL の KMC 値の算出に関する実験パラメータについての誤差推定を引用する<sup>(2-4)</sup>。

##### (a) 核移動距離の測定

この実験で観測された核移動距離は約 30  $\mu$  以下である。測定誤差は、10  $\mu$  以上に対して 25~30%，10  $\mu$  以下では約 100% である。

##### (b) キャプセル照射条件

最初の 97.1 日間は正常の照射条件であり、その後の 39.3 日間は、低温で照射されている。データ上は、最初の 97.1 日間に核移動が起ったと仮定している。この 97.1 日間に、試験燃

料棒の線出力は、 $8.1 \text{ kw}/\text{ft}$  から  $5.8 \text{ kw}/\text{ft}$  に変化している。黒鉛の $\gamma$ 発熱は  $15 \text{ w/g}$  と仮定している。

### (c) 温度、温度勾配の推定

燃料棒の熱伝導率を照射初期で  $0.07 \text{ w}/\text{cm}^{\circ}\text{C}$ 、末期で  $0.05 \text{ w}/\text{cm}^{\circ}\text{C}$  と仮定している。こうすると、表面温度、中心温度、最大温度勾配は、それぞれ照射初期から末期まで、 $820 \rightarrow 890^{\circ}\text{C}$ 、 $1160 \rightarrow 1250^{\circ}\text{C}$ 、 $1080 \rightarrow 1140^{\circ}\text{C}/\text{cm}$  のように変化している。KMC 値の計算には、これらの平均値が使用されている。

温度については、この外にギャップの照射変化を考慮すると、推定誤差は  $\pm 100 \sim \pm 150^{\circ}\text{C}$  と評価されている。これによって、KMC 値は約 50% 变動する。

## 2) 実験的挙動を別の体系に適用することに対する考慮

これは、海外の実験データを原研設計粒子に適用することの当否まで潮ぼる問題である。従って、そのデータがアーベル効果の現象論的記述として、通常の原子炉の照射条件に適用できるとか、他のやや異なる  $\text{UO}_2$  粒子に適応できるとか、などの一般性をもっているかどうかが問題となる。しかし、この点に関して現段階で正確なことは言えない。これは、今後の原研の照射研究にまつより他はない。というよりは、原研の照射研究によって多くのことが解れば、ここで考えているような問題は生じないのである。ただし、現在考えているアプローチでは、次のような問題点があげられる。

- (a) 低濃縮  $\text{UO}_2$  系への適用 ( $\text{UO}_2$  のストイキオメトリーとか、燃焼に伴う CO 発生量の相違)
- (b) 温度、温度勾配の内挿とか外挿
- (c) 照射時間の外挿

これらについての現在の判断は次の通りである。我々が検討して来たデータは、ドラゴンプロジェクト、GA、ORNL などによるものであり、我々が主として問題としている温度領域  $1200 \sim 1300^{\circ}\text{C}$ において、両者のアーベル効果の記述は、粒子や照射条件の相当の違いにも拘らず、平均的にみてかなり良い一致を示していると考えて良い。従って、これらの実験データを原研の粒子に適用することに関しては、特別の考慮を含めないことにする。

## 3) 設計上想定するアーベル効果の許容限界の考え方

最も確からしいアーベル破損発生条件と、その根拠となっている観測された平均的挙動の偏りが解った上で、材料の健全性確保という設計上の見地から、平均的アーベル破損発生条件よりも安全側のある信頼限界のアーベル破損発生条件の設定、および、ある運転状態ごと（通常状態とか変動状態とか）にどの程度までのアーベル効果を許容するかという限界の設定が必要である。

先ず、安全側のアーベル破損発生条件について検討する。平均的なアーベル破損発生条件からの全体としての変動を評価する際、Fig. 2.6 に示した ORNL の KMC 値のバラツキが一つの参考資料となる。このデータについて言えば、KMC 値を最適近似式による値の 2 倍にとると、全実測値の約 90% がその値よりも小さくなる。従って、安全側のアーベル破損発生条件を設定する場合、燃料核移動距離の計算に使用する KMC 値を、最適近似式による値の 2 倍にとることも一つの考え方である。しかしながら、ドラゴンプロジェクトによるアーベル破損発生条件

件との比較から考えると、実際に起る燃料核移動が、平均的移動距離の2倍にも達し得るを考えるのはやや非現実的と思われる。何故ならば、ドラゴン酸化物粒子の場合、燃料核表面からSiC層までの平均厚さは90~100μであるから、平均的に見たアーベー破損発生の核移動距離を90~100μと考えるとすると、その半分つまり約50μ前後の核移動距離を示しているものでも、現実にアーベー破損が起り得ると考えることは、緩衝層や内側PyC層の寸法公差（両厚さの和の標準偏差は高々10μ）<sup>(2-5)</sup>から見て余りにも非現実的である。0.1%の確率（3シグマの生起確率に相当）で存在する両PyC層の厚さは、60~70μである。つまり、ドラゴンプロジェクトのアーベー破損発生条件をベースに考えると、KMC値として平均値の1.5倍をとれば、大略99.9%程度の信頼度をもたせることができる。

先には、ORNLの平均的なKMC値が、温度の推定誤差によって約50%変動するということを記した。このことは、上の議論と全く性質の異なる数値である。両者の値を重複し繰括的な信頼限界を導出することは現状において困難である。

そこで、当面の設計の目安として、ドラゴンプロジェクトのデータを参考として、安全側のアーベー破損発生条件を、

“燃料核が平均的にみてSiC層内面まで30μ以下に近接したら、その粒子は完全にアーベー破損する”

とする。言い換えると、

“緩衝層40μ、内側PyC層30μの原研粒子の場合、平均的なKMC値を用いて核移動距離を評価するとして、その核移動距離が緩衝層厚さ40μに等しくなった時に、その粒子は100%破損する”

ということになる。

次に、種々の運転状態に対して、アーベー破損をどの程度迄許容するかという問題について考える。既に解っているように、燃料核の移動速度は、温度勾配、照射期間に比例している。従って、アーベー効果の進行に注意すべき運転状態としては、比較的長期間にわたって大きな温度勾配が発生している出力運転状態と過渡的な高出力時である。

アーベー破損をどの程度迄、つまり、全炉心的にみて何%破損迄、運転上許容するかということは、原則的には、プラントの放射能安全性の要求を満たし、かつ、可能な限り低く抑えることである。燃料の開発の状況にも左右されることではあるが、設計のセンスから言えば、全ての原因による破損粒子の発生を、全炉心の粒子のうちの少くとも1%以下に抑えることが望ましい。従って他の破損機構による寄与を評価した上で、アーベー効果に対する破損粒子割合が設定される。

以上のように、何段階かの検討を経て、また、具体的な炉心内燃料温度、出力分布などを考慮した上で、個々のチャンネルまたは炉心の特性を代表する設計限界線出力と燃料コンパクト表面温度との関係が導出される。

なお、安全側の配慮するとすれば、これには、緩衝層の寸法公差、燃料核のスウェーリングば含まれるであろう。種々の報告によれば、アセチレン分解による低密度PyC層は公差±10μ（または標準偏差5μ）程度である。また、燃料核の半径膨張率は1%FIMA当たり0.5%以下である。スウェーリングとアーベー効果を全く独立に扱うとしても、スウェーリングに対して5μ位余裕を見

れば十分である。

### (3) 設計運転線出力

ある特定の運転状態においては、公称的な意味において、燃料コンパクトの熱的な状態は、その線出力と燃料コンパクトの表面温度で規定される。これが、運転線出力線である。公称的な熱的状態というものは、個々の設計者の考え方によって異なるものである。ところで、実際の原子炉の運転では、種々の測定誤差、予測技術の精度不足など（これらを一括して不確かさ因子と呼ぶ）によって、炉内の状態が公称的な予測状態からずれていることを考慮しておかねばならない。アーベル効果を対象と考える場合には、このような意味での線出力と燃料コンパクトの表面温度とを考えなければならない。ただし、不確かさ因子としては、長期間にわたって持続している変動効果のみを考えれば良い。このような点を考慮したものが設計運転線出力線である。

現在の炉心設計手法を前提とした場合、運転線出力線から設計運転線出力線を導出する際に考慮すべき不確かさ因子を Table 2.1 に示す。また、その具体的な数値試算例を Fig. 2.13 に示す。

#### 2.2.4 当面の対アーベル効果設計基準

前節までにおいて、ドラゴンプロジェクト、GA、ORNL の実験データを基盤として、それを本実験炉の設計に適応する場合の考え方を、やや原則論的に展開して来た。しかし、特に、設計余裕の設定についての具体的な意味は、原子炉の運転時の状態、照射に伴う変化などが比較的詳細に把握して初めて決定されて来るものも含まれている。従って、現段階ではそのような理想的なアプローチが困難であるので、Mk - III 炉心のアーベル効果の評価は、具体的に設計された燃料チャンネルの特性を解析するという方向を採用することとした。

なお、Mk - III 炉心に関する他の技術分野の検討をも総合し、被覆燃料粒子の基本仕様が変更された。変更された点は、燃料核直径が 500 μ から 600 μ に、緩衝層厚さが 40 μ から 60 μ になったのみで、被覆層の厚さは従来と同じである。（第 3 章参照）

変更された被覆燃料粒子に対するアーベル効果の解析評価に対する基本的考え方は以下の通りとする。

- 1) ORNL による KMC 値を用いて核移動距離を評価する方法と、ドラゴンプロジェクトによるアーベル破損発生条件を用いて破損の有無を評価する方法とを採用する。ただし、照射期間中の出力分布の変化、チャンネル流量等の変化を容易に考慮できるという点で、核移動距離評価法を主たる方法とし、照射期間中の平均特性が基本となるアーベル破損発生の判定法は従たる方法とする。
- 2) 炉心の軸方向および半径方向の出力、温度分布、さらにこれらの照射期間中の変化を考慮して、チャンネル毎の、および、炉心全体でのアーベル効果を評価する。
- 3) 炉心設計の公称値計算を基本とする評価を中心とするが、特定の状態に対して評価された公称値からの変動、すなわち不確かさを考慮したアーベル効果も評価する。

以上のような評価法を採用する場合の“Mk - III 炉心の対アーベル効果設計基準”を次のように設定した。

##### 1) 核移動距離評価法

- a) ORNL データに基づいて得られている平均的な（最適近似の）KMC 値を用いて核移動

距離を算定することとする。

- b) この核移動距離が  $30\mu$  (緩衝層厚さ  $60\mu$  の半分) を越えている粒子は、完全に破損している粒子とみなす。（燃料核表面から SiC 層内面迄の距離は公称  $90\mu$  である。かなりの信頼度をもって実質的なアーベル効果が発生しないとみなせるのは、核移動距離が  $60\mu$  以下、つまり、緩衝層厚さの公称値以下と考えられる。これに、緩衝層厚さの寸法公差、燃料核のスウェーリングなどの余裕を約  $15\mu$  見込む。結局、アーベル破損が発生する限界の移動距離を約  $45\mu$  と考える。KMC 値のバラツキが平均値に対して  $\pm 50\%$  程度あると考えるべきであるから、平均的な KMC 値で考える場合には、その制限距離が  $30\mu$  となる。）

- c) 上記で定義される破損粒子は、全炉心の燃料粒子のうちの 1% 以内とする。

## 2) アーベル破損発生の判定

ドラゴンプロジェクトのアーベル破損発生条件は、ドラゴン酸化物粒子を用いた場合、実質的なアーベル破損 (SiC 層の損傷) が特定の照射条件の下で、照射末期に発生するかどうかを判定するために使用できる。Mk-III 燃料粒子の燃料核表面から SiC 層内面迄の公称厚さは  $90\mu$  であり、これはドラゴン粒子の場合とほぼ同等である。従って、Mk-III 燃料粒子が、特定の照射条件にある時、平均値を見て、実質的な SiC 破損を生じ得るかどうかの判定に利用することができよう。また、Mk-III 燃料粒子又はドラゴン酸化物粒子が、Mk-III 炉心で照射される場合に、実質的な SiC 破損が発生する迄にどの程度の余裕があるかを評価することができる。

## 2. 3 被覆層の機械的健全性の検討

### 2.3.1 検討のアプローチ

原研設計の被覆燃料粒子は PyC, SiC よりなる 4 重の被覆層で覆われている。このうち高密度の PyC/SiC/PyC の 3 層が、燃料核から放出される核分裂生成物の物理的閉じ込めの機能をもっている。この機能を達成するために、この 3 層は耐圧構造としてまた FP の拡散障壁としての機械的健全性が確保されなければならない。

被覆層の健全性に係わる被覆粒子の照射効果として重要なものは、被覆粒子内部で生成される気体による内圧上昇と高速中性子照射による PyC の寸法変化の 2 つである。また、SiC または PyC の機械的破壊の発生は、通常、それらの応力またはひずみによって解釈され得るものとされている。従って、このような問題は、被覆粒子全体としての応力変化挙動の解析によって検討することができる。

しかしながら、そのような炉内の機械的挙動の解析には、関連する個々の材料についての炉内挙動が相当に良く把握されていることが前提となる。特に問題を複雑にしている要因は、PyC の照射挙動であり、しかも、それが製造条件によって決定される初期材質に著しく依存していることである。被覆粒子の応力解析手法が、製造条件 - 照射条件 - 照射結果 (どのような条件でどのような破損が発生するか) の対照比較なしには、その信頼性を確認することができないということの理由は、そのような事情にある。

我々が検討の対象としている酸化物核粒子の照射結果は、原研において未だ十分に得られていない。

ない。しかし、海外の高温ガス炉先進開発国での照射実験の結果は、被覆層の機械的破損について幾つかの重要な特徴を明らかにしている。原研設計粒子の炉内の挙動を考える際、最も参考になることは、

1) GAの照射実験によって、PyCは初期密度 $1.7\sim1.9\text{ g/cc}$ 、異方性比 $<1.1$ ならば、 $8\times10^{21}\text{ n/cm}^2$  ( $E>0.18\text{ MeV}$ )では、高速中性子照射効果によるクラックの発生はない。特に、プロパン分解PyCの耐照射性はメタン分解PyCのそれに比し著しく高い。ただし、ドラゴンプロジェクトのメタン分解PyC'の場合は、 $4.5\times10^{21}\text{ n/cm}^2$  ( $E>0.18\text{ MeV}$ )程度の高速中性子照射量でもクラッキングが発生する。これは蒸着条件に関係している。(Fig. 2.2 参照)

2) SiC層の破壊の発生は、PyCの照射寸法変化とともに内圧に強く依存しているが、 $\text{UO}_2$ 核粒子については、ドラゴンプロジェクトの照射実験によってかなり良く解って来ている。これによつて、SiC層の破壊応力の設定が可能になっている。

我々は、これらの照射実験をベースとして、原研設計粒子の応力解析法の改良をはかって来た。今回の被覆層の機械的健全性の検討は、この解析法を用い、次のようなアプローチを採用している。

- 1) 高密度PyC層の高速中性子照射クラッキングは発生しない。
- 2) SiC層の破壊条件(破壊応力)はドラゴン酸化物粒子の燃焼度加速実験の結果から推定する。
- 3) この破壊条件を適用して、原研設計粒子の健全性限界に対する検討を行なう。

### 2.3.2 被覆燃料粒子の応力解析法

被覆燃料粒子の応力解析モデル<sup>(2-6)</sup>は筆者らが開発したものを使用する。本節には、原研設計粒子の解析を目的とした場合の入力データについて記す。

Table 2.2は、原研設計粒子の場合の標準データセットである。以下、特に注意を要するものについて補足する。

#### (1) 化学反応ガス生成量

粒子内部で化学反応によって生成される気体として、COを考慮する。 $\text{U}^{235}$ および $\text{Pu}^{239}$ の核分裂の際に遊離する酸素原子のうち、CO生成に寄与する割合は、Sayersら<sup>(2-3)</sup>の推奨値を採用する。これをTable 2.3に示す。これに基づいて、Puの占める核分裂割合とCO生成率との関係をFig. 2.14に示す。低濃縮ウラン燃料の場合のUとPuの核分裂割合をFig. 2.15に示す。これらのデータから、燃焼度に伴うCO生成率の変化が定められる。これをFig. 2.16に示す。燃焼度6%FIMA迄の平均的なCO生成率は $0.05\sim0.1\text{ mol/mol \cdot fission}$ である。従って、安全側の値として $0.1\text{ mol/mol \cdot fission}$ を用いる。

#### (2) PyCの照射寸法変化

プロパン分解PyCで、原研の仕様に近いものの照射寸法変化データとして、GA社の実測値<sup>(2-7)</sup>を使用する。これをFig. 2.17に示す。

#### (3) PyCの照射クリープ定数

幾つかの推定値が公表されている。その推定は特定の照射実験結果と応力解析モデルとの対照

からなされている。我々は、MICROS-2 プログラムを用いた検討から表中のような標準値を採用している。この値は、PyC の種類に応じて設定される。

### 2.3.3 SiC層の破損条件の検討

SiC 層の機械的破損発生条件は、ドラゴン酸化物粒子の解析から設定する。実験データは Fig. 2.4 に記されている “FB 3 粒子” の照射結果である。この粒子の主要仕様は以下の通りである。

燃料核 (UO <sub>2</sub> )	平均直径	820 μ
	空孔率	17.3% (9.1 g/cc)
	濃縮度	12%
緩衝層 (低密度 PyC)	厚さ	35 μ
	密度	1.1 g/cc
内側 PyC (メタン)	厚さ	70 μ
	密度	1.55~1.75 g/cc
SiC	厚さ	35 μ
	密度	>3.20 g/cc
外側 PyC	厚さ	55 μ
	密度	1.80 g/cc

ドラゴン酸化物粒子の応力解析にはメタン分解 PyC の照射寸法変化データが必要となるが、これには、Fig. 2.18 に示した Rose<sup>(2-8)</sup> のデータを使用する。

MICROS-2 プログラムによって予測された FB 3 粒子の応力変化を Fig. 2.19 に示す。また、SiC 応力が -1000 kg/cm<sup>2</sup> および 0 kg/cm<sup>2</sup> に達する場合の照射温度と燃焼度との関係を Fig. 2.20 に示す。図中に、Fig. 2.4 に示されている、UK 標準粒子についての AERE の計算値も記してある。FB 3 粒子は、燃焼度約 8 % 以上で内圧破損が発生していることから、SiC の破壊応力を 0 kg/cm<sup>2</sup> と見なすことができる。SiC のフープ破壊応力は現実には 1000 kg/cm<sup>2</sup> 以上であると言われているが、上記の値はプログラムとの関連で設定される便宜的な破壊応力である。

以下、本検討では、SiC 層の内圧破損発生応力を、接線応力で 0 kg/cm<sup>2</sup> 以上と設定する。

### 2.3.4 実験炉被覆燃料粒子の内圧破損の検討

SiC 層の応力変化は、燃料形状（燃料核直径と緩衝層厚さ）、燃焼条件（燃焼度対高速中性子照射量）に依存する。SiC 応力が 0 kg/cm<sup>2</sup> となる燃料形状と燃焼条件との関係を Fig. 2.21 に示す。この場合の燃料核、緩衝層の材質仕様は、Mk-II 設計のものと同様としている。

なお、この線図は、PyC の寸法変化としてプロパン分解 PyC の照射温度 900~1000°C における測定値を使用している。従って、単純な意味で厳密に言うとすれば照射温度は約 950°C すべきである。しかし、現状におけるこの種の解析法における材料データの制限から、PyC の寸法変化についての照射温度依存性を考慮することは困難である。

基準温度（この場合、950°C）以上における SiC 応力の予測法として、PyC の寸法変化挙動、

クリープ挙動を基準温度のものと同等と仮定した上で、

- I) 初期から内部気体の高温膨張を考慮する方法、
- II) 基準温度から過渡的に高温になると仮定する方法

とがある。我々の応力解析によれば、後者の方が SiC 応力が高くなる。従って、以下、基準温度以上の高温における SiC 応力の評価は後者の方法によるものとする。(なお、諸外国の実験データを見ると、照射温度 900~500°C の範囲内では、内圧破損の発生には、むしろその温度依存性が識別し難いのが普通である)

燃料核直徑を 500, 600 μ とし、緩衝層厚さを 40, 60 μ としたときの、高温における内圧破損限界を Fig. 2.22 に示す。Mk - III 設計において採用されている新しい被覆粒子は、内圧破損に対する性能限界がほぼ従来の被覆粒子と同等と言える。

### 2.3.5 当面の機械的健全性設計基準

Mk - III 設計では、燃料核が 600 μ 直径、緩衝層が 60 μ 厚さ、高密度 PyC/SiC/PyC が 100 μ 厚さである被覆燃料粒子を採用することとなった。この粒子の高密度被覆層の機械的健全性を確保するため、以下のような設計基準を設定する。

- (1) 高密度 PyC 層の高速中性子照射クラッキングの発生は、製造時の品質確保によって防止する。すなわち、平均密度 1.8 g/cc, 異方性因子 (BAF) < 1.1 とする。
- (2) SiC 層の引張応力破壊を防止するため、最高照射条件を Fig. 2.22 に示められる内圧破損限界内とする。なお、炉心内の局所的な出力ピーキング、粒子各部の寸法公差等に対する配慮から、上記の公称寸法粒子に対する破損発生条件より、燃焼度換算で約 2% FIMA 程度の余裕をとることが望ましい。

## 2.4 被覆燃料粒子の高温耐久性の検討

### 2.4.1 検討のアプローチ

燃料設計においては、燃料最高温度が 1 つの重視すべき特性である。燃料コンパクト内では、最高温度が内面に実現する。また実験炉炉心の燃料装荷方式によると、燃料最高温度は、炉心の下部に実現する。例えば、Mk - II 炉心 Core 7. Col. 11-11 の最高温度点での出力比は、最高出力点の 70% 以下である。このような低燃焼度、低高速中性子照射量で、かつ高温状態の被覆燃料粒子についての健全性限界について考える。この状態の被覆燃料粒子が、内圧破損およびアーバ破損を起きないように設計されているものとすると、想定される損傷ないし破損として次のものがある。

- 1) 金属 FP による SiC の化学的損傷
  - 2) 長時間高温、温度サイクル、または、中性子照射による SiC の物理的材質劣化  
なお、本来的に考えなければならないこととして、
  - 3) 高温、長時間による健全粒子からの金属 FP の拡散放出の増加
- がある。以上の 3 点について、現状における実験的知見と、Mk - III 炉心設計における燃料設計の考え方について以下に記す。

### 2.4.2 金属FPとSiCとの化学反応

この現象の存在はGAとORNLの照射実験に基づいて指摘された<sup>(2-10)</sup>。GACの照射実験は、 $\text{UC}_2$ -TRISO粒子を、1300°Cで6200hr, 7%FIMAまで照射したものであって、反応した部分には、CeやNdが同定されている。ORNLの照射実験は、イオン交換法による低濃縮 $\text{UC}_2$ 燃料を照射したものである。ところでGAの大型炉燃料の設計では、高燃焼度になると温度が低下するので、この種の希土類元素とSiCとの化学反応は、通常の運転状態では燃料の性能限界を規定する因子にならないとしている。

さらに、Guldenら<sup>(2-10)</sup>の見解によると、高濃縮酸化物燃料ではこの種の反応は観測されていないし、希土類元素は酸化物となって燃料核中に保持されるとされている。

以上のことから、また、実験的確認も不十分であって、設計上配慮する具体的手法が無いこと、などによって、本実験炉燃料の設計に対しては、当面、この種の破損に対する性能限界を留保することにする。

### 2.4.3 長時間高温、温度サイクル、中性子照射によるSiCの物理的材質劣化

このことについては、明確な実験的根拠を示すことはできない。内容的には、照射粒子の実証性一般に含まれていることである。この意味で、高温長期の照射実験または高温長期加熱実験などの実績を参考することができる。

動力炉の燃料滞在時間に匹敵する程の高温長期照射実験に属するものとして（TRISO型粒子に限る）、ドラゴン炉の照射実験と、ピーチボトム1号炉における照射実験とがあげられる。

ドラゴン炉における長期間高温照射実験の幾つかの例をあげる。

#### 1) Met-I 燃料 (FE 704)

$(\text{U}, \text{Th})\text{C}_2$  or  $\text{UO}_2$

530日

800°C~1150°C, 7%FIMA,  $3 \times 10^{21} \text{n}/\text{cm}^2 \text{DNE}$ .

#### 2) Met-II 燃料 (FE 477)

$(\text{U}, \text{Th})\text{C}_2$ ,  $(\text{U}, \text{Th})\text{O}_2$

632日

最高約1100°C,  $3.5 \times 10^{21} \text{n}/\text{cm}^2 \text{DNE}$ , 67%FIFA

#### 3) Ch-II Center Rod (FE 473, FE 411)

FE 473 ( $\text{Th}, \text{U})\text{C}_2$ , 485日, 78%FIFA,  $2.9 \times 10^{21} \text{DNE}$

FE 411 ( $\text{Th}, \text{U})\text{O}_2$ , 485日, 87%FIFA,  $2.6 \times 10^{21} \text{DNE}$

ともに, 850~1250°C

#### 4) Ch-III Center Rod

$\text{UO}_2$

最高約700日

1250~1400°C(平均1320°C), 最高15%FIMA,

最高  $3 \times 10^{21} \text{n}/\text{cm}^2 \text{DNE}$

これらの例では、4)のように若干の内圧破損が起った点を除けば、500日以上の長期照射に対

して PyC/SiC/PyC 被覆粒子が問題なく耐えられることを示している。

ピーチボトム 1 号炉の照射実験では、 $\text{UO}_2$ -TRISO 粒子を含む多数の燃料が、最高温度約 1350°C で、最高 900 EFPD 照射されている。900 日照射の結果は未入手である。

FBTE-3 燃料は、 $\text{UC}_2$ /TRISO,  $\text{ThC}_2$ /BISO 粒子を含んでいるが、600 日 (EFPD) において、 $R/B (\text{Kr}-85 \text{ m}) = 1.1 \times 10^{-5}$  であり、良好である。ピーチボトム炉の最終結果は参考になることが多いであろう。

#### 2.4.4 健全粒子からの FP の拡散放出の増加について

拡散過程による FP の放出は避け得ないものであるが、被覆層が拡散障壁としての機能を有する限りにおいて、拡散放出量は、被損粒子からの放出量に比し極めて少量である。

現段階において、設計上の FP 放出量限界から TRISO 粒子の制限温度を規定するという設計法は、実証性に乏しい。この設計法を採用するに必要なバックデータが不足していることによる。

このようなことから、現段階における設計目標は、被覆層の構造的機械的な破損を避けることとする。すなわち、前項に記した長期間照射実験における TRISO 粒子の健全性実績に依拠することとする。

#### 2.4.5 当面の高温耐久性の考え方

実験炉用に設計されている被覆燃料粒子の製造実績と照射実績は、現段階において相当に限定されたものである。従って、本節で扱う問題には諸外国の経験を参照せざるを得ない。外国並みの粒子の品質が確保されるという条件付きで考えるならば、本実験炉の燃料寿命（600 日程度）に対して、運転上の支障はないと期待される。

ただし、諸外国の実績には、1300°C 以上の実績が少ないと留意しておく必要がある。また、照射実験との比較またはそれへの対処のために、寿命期間中の燃料温度履歴を明らかにしておくことが要求されている。

### 2.5 通常時の被覆燃料粒子の使用限界

本節では、これ迄の検討結果を総合し、通常運転時に対する被覆燃料粒子の使用限界をまとめ る。

#### 2.5.1 通常時の使用限界の設定に関する基本的前提条件

第 1 次概念設計のために被覆粒子の使用限界を設定するが、ここに設定される使用限界は、原研設計の被覆粒子についての製造ないし照射実績に基づいた経験的実証的なものではない。このことを正確に認識しておく必要がある。

ここでは、原研粒子とやや類似している諸外国の粒子（酸化物燃料で TRISO 型被覆）に対する経験を参照し、各種の被覆燃料粒子の破損モードに対する健全性を検討し、このことによって、原研粒子に対する使用限界を設定するものとする。従って、以下では、原研粒子が諸外国粒子並の品質を有していることが前提となっている。

## 2.5.2 使用限界に関する検討と主な結論

### (1) 酸化物燃料の照射実績について

基本概念設計開始の当初以後入手した、<sup>2</sup>酸化ウラン／TRISO型被覆燃料粒子の照射実績を調査した。これは主としてドラゴン酸化物粒子およびUK酸化物粒子に対する結果である。これによると、

- 1) 照射温度 1400°C 付近でも、低高速中性子照射量 ( $2 \times 10^{21} n/cm^2 DNE$  以下) ならば、燃焼度 10% FIMA 程度までは内圧破損が発生しない。
  - 2) SiC層の応力が 1000 kg/cm<sup>2</sup> 以下 (AERE の計算値) ならば、高速中性子照射量が高くとも (約  $3 \times 10^{21} n/cm^2 DNE$ ) 内圧破損はほとんど発生しない。
- これらの結果は、ドラゴン型粒子の場合、実用炉の燃料の照射条件いかんによっては、1400°C, 8% FIMA が設計条件の範囲内に十分入り得ることを示している。

### (2) 被覆層の機械的破損に対する使用限界について

機械的破損の一つとして、PyCの異方性照射寸法変化に起因するクラッキングがある。原研粒子のPyC層はプロパンの熱分解によって得られている (基本概念設計)。プロパン分解PyCはいわゆる LTI 型と称されているもので、このPyCの高速中性子照射に対する挙動 (クラッキングが生ずるか否かの) は GA, ドラゴンプロジェクトなどによって良く究明されている。これらの結果を参照して、PyCの品質仕様を、密度約 1.8 g/cm<sup>3</sup>, BAF < 1.1 と設定している。実験炉の照射量を勘案すれば、PyCのクラッキングは全く問題とならない。従って、以下は内圧上昇による SiC層の破損 (内圧破損) を考える。

原研設計粒子に対する内圧破損の可能性について、また、これによる使用限界について応力解析に基づく検討を行なった。これによる主要な結論は以下の通りである。

- 1) 実験炉燃料の照射条件のうち、燃焼度と高速中性子照射量との組合せが、前述した Fig. 2.24 の許容範囲内にあることを一応考慮すべきである。
- 2) 燃料温度と燃焼度との関係については、同上の Fig. 2.24 に示めされた限界線の下にあること。
- 3) 内圧破損限界は、緩衝層厚さを現仕様値 40 μ から 50 μ に変更することによって著しく緩和され、この仕様変更は考慮に値する。

### (3) アーベ破損に対する使用限界について

酸化物燃料 (特に UO<sub>2</sub>) のアーベ効果は複雑であり、その機構の解明は未だ決着をみていない。また、原研設計粒子に対する具体的な設計法も見いだされていない。そこで、ドラゴンプロジェクト, GA, ORNL などにおける観察から導出されている純粋の経験式に基づき、原研設計の燃料体系におけるアーベ効果、破損の発生に関する検討を実施した。これらの経験式はそれぞれの被覆粒子および燃料形態 (熱伝導率の計算値を含む) の特性をも本来含むものであって、これらを原研粒子に適応することは少なからず疑問がある。このため、以下にそれぞれの経験式の性格として留意しておくべき点をあげておく。

#### 1) ドラゴンアーベ破損関係式 (破損確率 2%) …… (1973年発表)

ドラゴン酸化物粒子の照射実験において観測されたアーベ破損条件とその破損確率とに基づいて導出されたもの。この粒子は、800 μ 燃料核と、内側 PyC 層 (緩衝層含む) 約

100μが特長である。アーベ破損は多くの場合実用炉の5~10倍の粒子出力の実験で観測されている。照射温度は1400°C以下である。短期間照射の結果であって、長期間照射への外挿に難点がある。この関係式は、ドラゴンプロジェクトの設計推奨式と称されたもの。

## 2) ドラゴン修正破損関係式(1973年発表)

BNES会議で、前記1)を削除して代って報告されたもの。最も最近の照射データ(Studvik 18, Ch: III Center rod)によるものとされている。この新しい照射データは、ドラゴン炉での長期間照射を含むもので、実用炉への適用が推奨されている。

## 3) GAとORNLのKMC(kernel migration coefficient)線図

両者のKMC線図はそれぞれに独自の照射実験から得られているものである。

GAC … キャプセルP-13N実験のみによる結果で、93%濃縮UO<sub>2</sub>-TRISO粒子を1350°C以下で、155日、70%FIMAまで照射(燃料棒)

ORNL … H-1-2燃料棒実験の結果による。93%濃縮UO<sub>2</sub>-BISO粒子を1250°C以下で、97日、30%FIMAまで照射(燃料棒)

これらの経験式を原研設計の燃料体系へ適応した場合の検討を行なった。この検討による主要な結論は以下の通りである。

1) 原研設計燃料体系に対しては、ドラゴン修正線図法、KMC法、ドラゴン破損線図法の順に厳しい設計となる。

### 2) 基本概念設計を評価してみると、

i) ドラゴン破損線図では設計上若干の困難が生じている。

ii) KMC法によっても、700日運転で緩衝層が消滅する。

3) アーベ効果の問題は、本実験炉の燃料体系いかんによっては重要となる。炉心の基本設計の段階から出力分布などをチェックしていく必要がある。また、緩衝層を現仕様より厚くすることを十分考慮すべきである。

これらの検討結果を踏え、第1次概念設計においては以下のように考えていくこととする。

1) 主たる設計基準はKMC法によるものとする。KMCデータはGA値とORNL値との小さい方を基準値とする。ただし、オリジナルKMCデータのばらつきを考慮し、計算値の1.5倍の値を設計使用値と考える。

許容移動距離をLとすると線出力限界は次式で与えられる。

$$q_{\ell, \text{limit}} = \frac{L \times 10^{-4}}{\tau \times 3600 \times 24} \times \frac{T_k^2}{KMC} \times 4.186 \times 2\pi \lambda_f R_{f0}$$

T<sub>k</sub> : コンパクト外表面温度(°K)

L : 許容移動距離(μ)

τ : 運転日(日)

KMC : 核移動係数(μ<sup>2</sup> °K/sec)

2) 副たる設計基準としてドラゴン修正破損線図を使用する。これは、原研設計粒子に代って800μ燃料核、80μ内側低高密度層のドラゴン酸化物粒子を使用したらどうなかを明らかにしておくためのものである。この設計基準によって与えられる線出力限界は以下の式で

ある。

$$q_{\ell, \text{limit}} = \frac{1}{\tau} \times 10^{2.25 + \frac{5000}{T_k}} \times 4.186 \times 2\pi \lambda_f R_{f_0}$$

#### (4) 高温での耐久性について

本実験炉の燃料最高温度は、炉心下部の低燃焼度、低高速中性子速照射量の領域に実現する。このような燃料粒子の健全性、耐久性について、主として諸外国の経験を調査し、本実験炉燃料粒子に対する考え方を検討した。

これに関する主要な結論は以下の通り。

- 1) 金属FPとSiCとの化学反応については、現象自体について粒子と構造と使用条件との関連の究明が十分でないこと、および、酸化物燃料ではこの現象が発生しないであろうと期待されること、などによって、今回は考慮しないこととする。
- 2) 諸外国において、長期高温照射（デモンストレーション）実験結果が得られつつある。現状において、UO<sub>2</sub>-TRISO粒子で、1300°C、500日程度の耐久性が実証されつつある。

#### 2.5.3 被覆燃料粒子の健全性と設計余裕

##### (1) 各破損モードに対する設計余裕の確保

###### 1) 機械的破損

内圧破損に対しては、前節の(2)に述べた許容範囲内に照射条件を設定すること。更に、限界値に対して、燃焼度換算で約2% FIMAの設計余裕を考慮すること。

2) アメーバ破損については、第1に燃料核移動量を指標とするKMC法によって、第2に類似の酸化物粒子に対するドラゴンアメーバ破損線図（改訂線図）によって評価する。

i) KMC法の場合には、KMCの設計値として、データフィット式による計算値の1.5倍を探ることにより設計余裕を確保する。計算値の1.5倍の核移動距離を設計核移動距離とする。

通常運転時において許容する設計核移動距離は45μ（緩衝層の公称厚さと同じ）とする。45μ以上のものはアメーバ破損粒子とみなす。燃料スウェリング、スピアヘッドアタックなどがあっても、SiC層迄に30μの高密度PyC層があるために、設計余裕をとっていることになる。

定期運転時燃焼末期において、多少のアメーバ破損粒子の発生が予想されるので、前記2.5.2に与えた線出力限界を絶対的な基準とは考えない。このような場合、全炉心におけるアメーバ破損粒子の割合が、1%以下となることを設計の目標とする。この結果に基づて、燃料棒からFPの放出を最終的に評価する。

ii) ドラゴンアメーバ破損線図による評価はより現実的な意味をもつ。この破損線図は、ドラゴン酸化物粒子におけるSiC層の物理的破損を意味するものである。ドラゴン粒子の場合、SiC層迄の全PyC層厚さが90~100μであり、本設計での値90μと同等である。従って、この破損線図は、設計余裕を見込まないアメーバ破損評価に使用するものとする。

## (2) 補足

## 1) 通常運転時の燃料温度制限について

これは、SiC層の金属FPの保持機能の劣化を基礎として定める。SiCの劣化は1600°C前後で著しくなると言われる。通常時においては、この温度を若干の余裕を見込んで1550°Cと設定する。この温度は不確かさ因子の効果を含む温度の制限値と考え、単チャンネル熱流動計算より得られる燃料最高温度（公称）は1350°C以下にすることを目標とする。

## 2) 異常時（プラント状態2）に対する制限条件（目標値）

プラント状態2に対する制限条件は、通常運転への速やかな復帰が可能となるように設定する。当面は、炉心全体としての燃料の損傷を抑えるという目的で、また、判断の便宜のために、燃料温度を指標として設定する。すなわち、1550°Cを越える被覆燃料粒子が、全炉心中の粒子の1%以下となるようにする。

Table 2.1 Uncertainty factors for operational linear heat rate

不確かさの原因		設計置	チャンネル 不確かさ	局所 不確かさ	燃料コンパクト 表面温度	燃料棒 線出力
1. 出力分布 <sup>*1</sup>						
1.1 核的(中性子束)因子						
a) 半径方向プロック	$\phi_r$	○	○	○	○	○
b) 軸方向プロック	$\phi_z$	○	○	○	○	○
c) プロック内半径方向傾斜	$\phi_t$	○	○	○	○	○
d) プロック内軸方向スペイク	$\phi_s$	○	○	○	○	○
1.2 工学的因子						
a) 製作公差	$\phi_E$	○ <sup>*2</sup>	○ <sup>*2</sup>	○	○	○
b) コンパクト有効長	$\phi_C$					
2. 冷却材流量						
2.1 コアバイバス流量	$\eta_E$	○	○	○	○	○
2.2 オリフィス較正	$\eta_O$	○	○	○	○	○
2.3 チャンネル流量分配	$\eta_F$	○	○	○	○	○
2.4 クロスフロー	$\eta_C$	○	○	○	○	○
2.5 領域温度上昇測定誤差	$\eta_T$	○	○	○	○	○

(注) \* 1 出力分布は、原則として運転日の関数とする。対アメーバ設計用の出力分布(固定)を仮定することも可能。

\* 2 この扱いは安全側への配慮であり、参考を要する。

Table 2.1 (続)

		チヤンネル 不確かさ	局 所 不確かさ	燃料コンパクト 表 面 温 度	燃 料 棒 線 出 力
3. 各部温度					
3.1 入口温度測定誤差	$\zeta_T$	○	○	○	
3.2 ヘリウム比熱	$\zeta_c$	1.00	○	○	
3.3 热伝達率*3	$\zeta_b$	1.00		○	
3.4 热通過率(ギャップ,スリープ)*3	$\zeta_o$	1.00	○	○	
3.5 コンペクト熱伝導率*3	$\zeta_F$	1.00	○	○	
3.6 その他(工学的因素)	$\zeta_E$	1.00	○	○	
4. 通常時運転許容巾					
4.1 原子炉出力許容巾*4 (熱バランス測定誤差)	$\xi_P$	○	○	○	○
4.2 通常時出力変動*4	$\xi_{\Delta P}$	○	○	○	○
4.3 通常時流量変動*4	$\xi_{\Delta W}$	○	○	○	○
5. 設計過出力余裕*5		(○)	(○)	(○)	(○)

(注) \*3 運転時経年変化の出力流量変化を前提とする。これをランダム因子とする。

\*4 これらを総合化して、4.1と定義しても可

\*5 コアไซズングの設計で考慮されなければ指定しない。設計過出力余裕をとってない設計では、過渡的許容過出力を考慮する必要あり、ただし、アメーバ効果に対して、別項扱いも可能とする。

Table 2.2 MICROS-2 reference data set for a JAERI-design particle

Data	Reference value	Remarks
#1 Fuel kernel data		
Bulk density	g/cc	10.4
Porosity		0.05
Heavy metal density	g/cc	8.8
Atomic weight of heavy metal	g	237.
Swelling rate	volume- % /%FIMA	1.5
Thermal expansion coeff.	/°C	$1.05 \times 10^{-5}$
Young's modulus	kg/cm <sup>2</sup>	$1.4 \times 10^6$
Poisson's ratio		0.3
Gas formation rate		
Rare gas	atom/fission	0.3
Others	atom/fission	0.1
Rare gas release rate	%	100.
#2 Buffer layer data		
Bulk density	g/cc	1.1
Porosity		0.5
Thermal conductivity	W/cm°C	0.015
Available gas volume	%	100.
#3 High density layer data		
Data source		
PyC		GGA-PyC(LTI) 1.80/950
SiC		J.N. Mat. 32 322 (1969)
	PyC	SiC
Theoretical density	g/cc	2.22      3.20
Bulk density	g/cc	1.80      3.20
Coating temperature	°C	1400      1400
Anisotropy factor		1.0      1.0
Thermal conductivity	W/cm°C	0.04      0.04
Young's modulus	kg/cm <sup>2</sup>	$5.6 \times 10^5$ $4.2 \times 10^6$
Poisson's ratio		0.22      0.22
Thermal expansion coeff.	1/°C	$5.5 \times 10^{-6}$ $5.5 \times 10^{-6}$
Fracture stress	kg/cm <sup>2</sup>	(3000)      (3000)      variable

Table 2.2 (continued)

Data	Reference value	Remarks
#4 Dimensional change data		
Inner PyC	GA data, see Fig.2.17	
SiC	not considered.	
Outer PyC	same as for inner PyC.	
#5 PyC creep constants		
Initial constant $(\text{kg}/\text{cm}^2 \cdot \text{n}/\text{cm}^2)^{-1}$	$4 \times 10^{-26}$	
Steady-state constant $(\text{kg}/\text{cm}^2 \cdot \text{n}/\text{cm}^2)^{-1}$	$2 \times 10^{-26}$	
Transition dose $\text{n}/\text{cm}^2$	$1 \times 10^{21}$	
Poission ratio in creep	0.4	
#6 Interface bonding strength		
PyC to SiC $\text{kg}/\text{cm}^2$	500	
#7 Irradiation condition		
Temperature $^{\circ}\text{C}$	950.	
External constraint $\text{kg}/\text{cm}^2$	0.	
Time-Burnup-Fast dose relationship	variable	

Table 2.3 Recommended design values for oxygen release  
from  $\text{UO}_2$  for  $\text{U}^{235}$  and  $\text{Pu}^{239}$  fissions (2-3)

Temperature $^{\circ}\text{C}$	$\text{O}_2$ atoms from $\text{U}^{235}$ fission	$\text{O}_2$ atoms from $\text{Pu}^{239}$ fission
1000	0.002	0.12
1200	0.0092	0.18
1400	0.031	0.23
1600	0.076	0.28

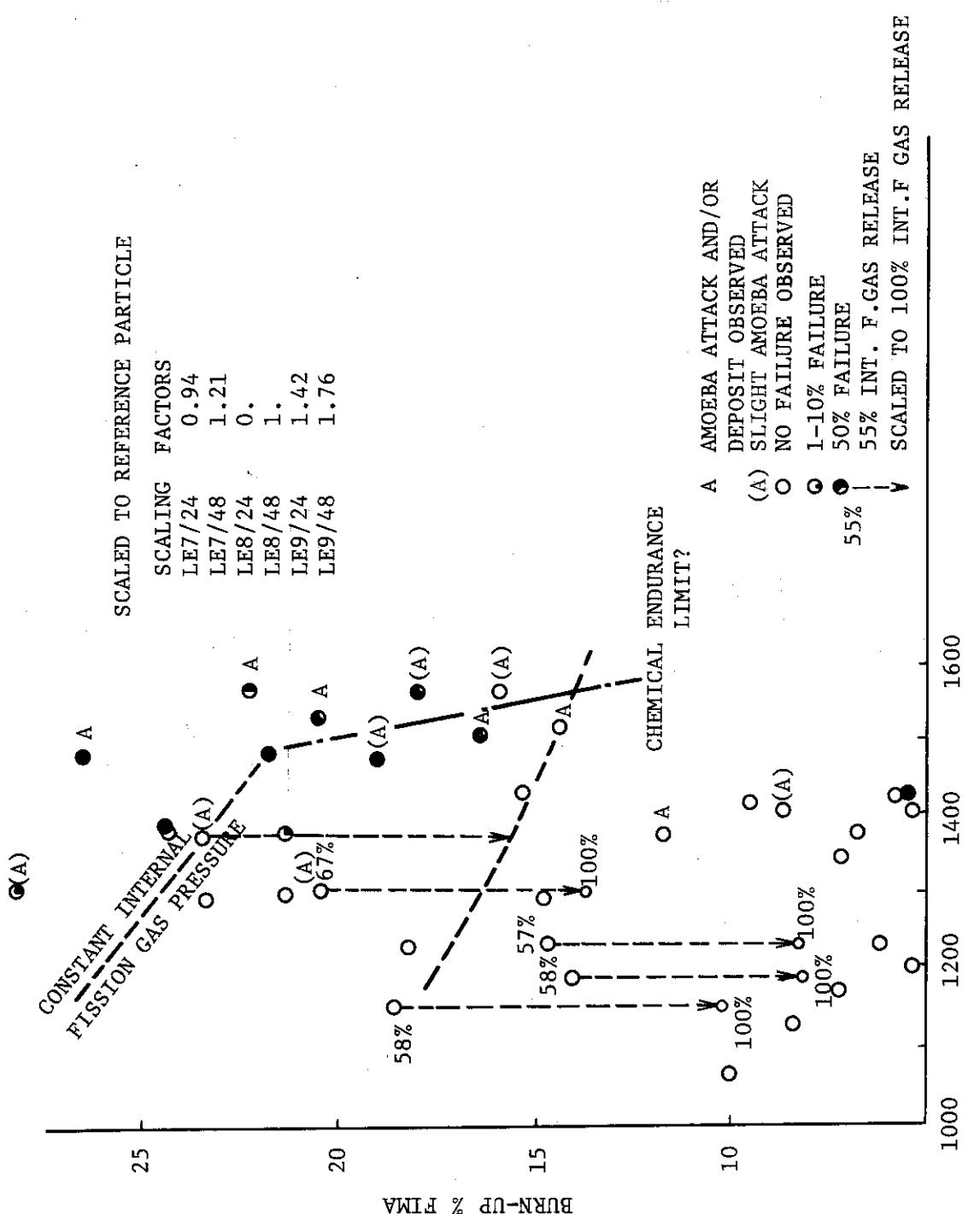


Fig. 2.1 Results of typical experiment on pressure failure (2-2)

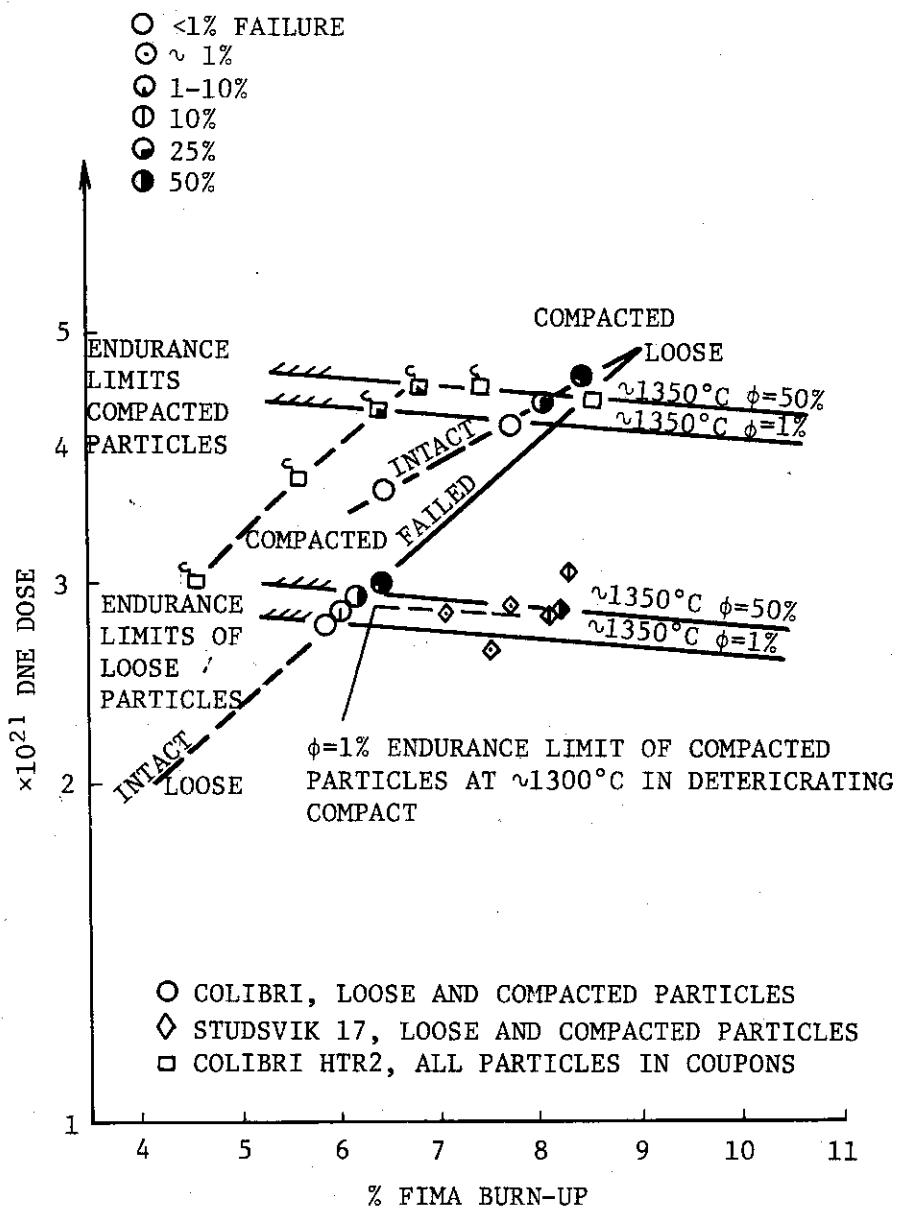


Fig. 2.2 Results of high fast neutron dose, high burn-up experiments (2-2)

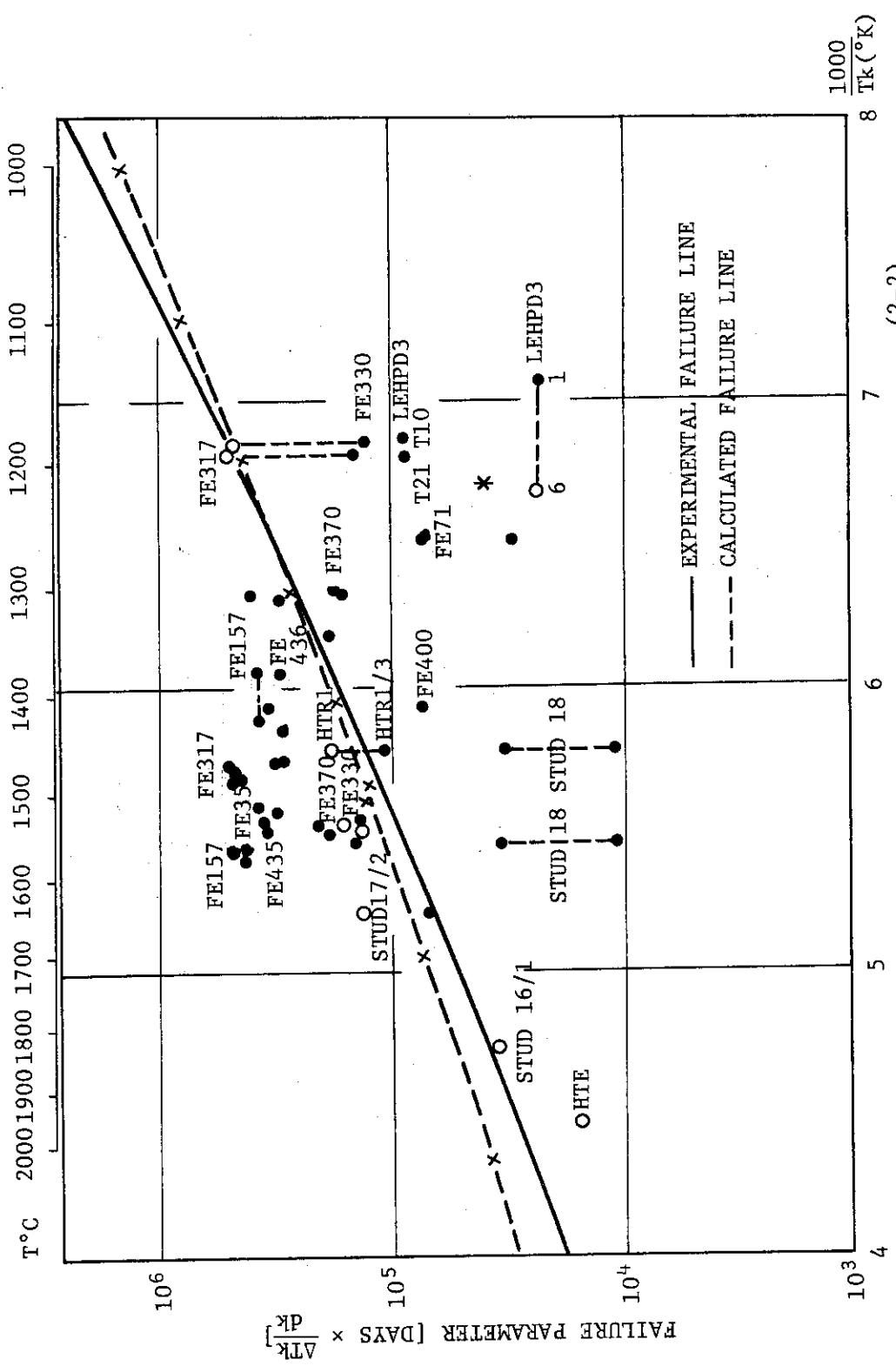


Fig. 2.3 Revised Amoeba plot with linear time dependence (2-2)

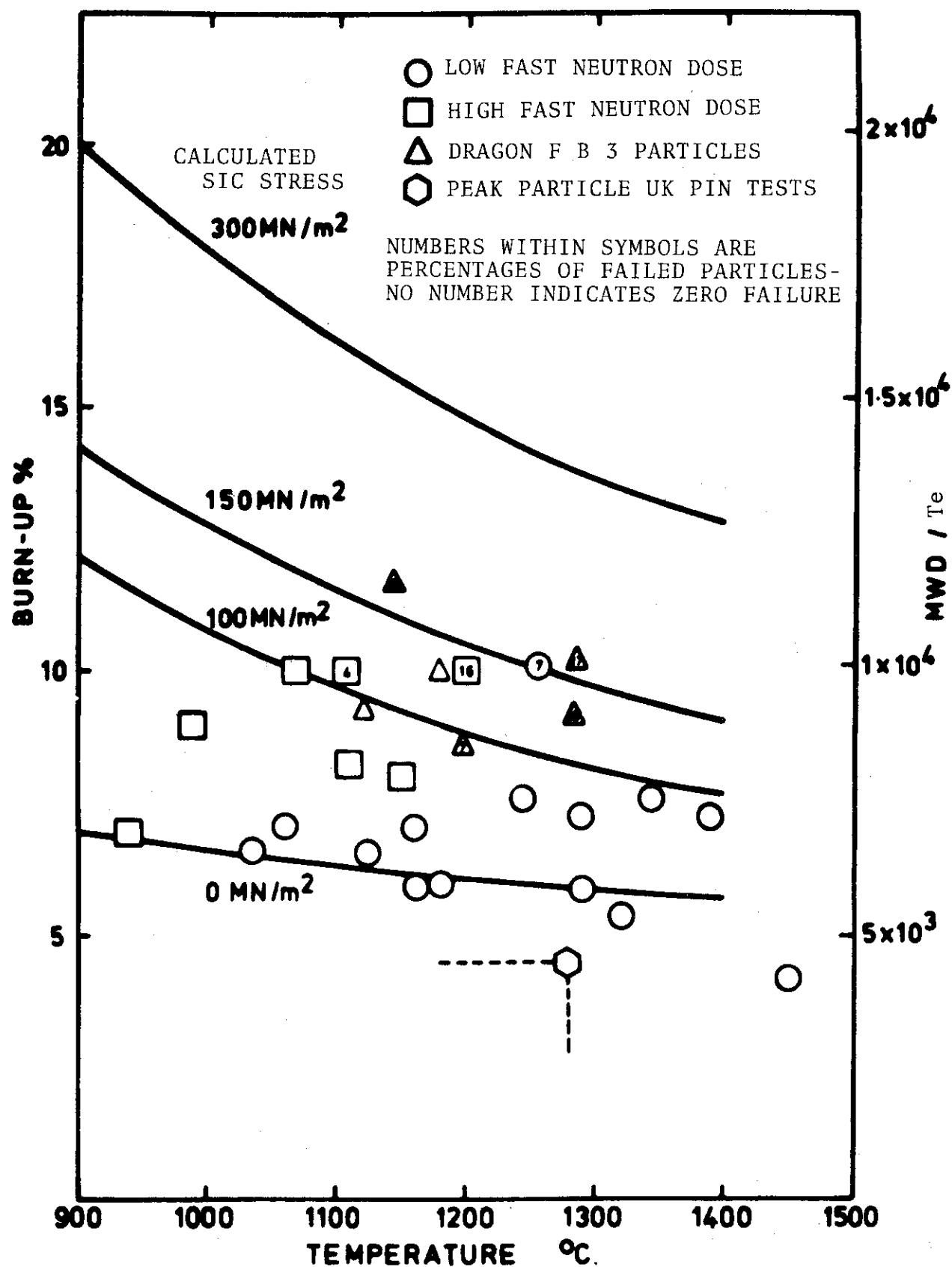
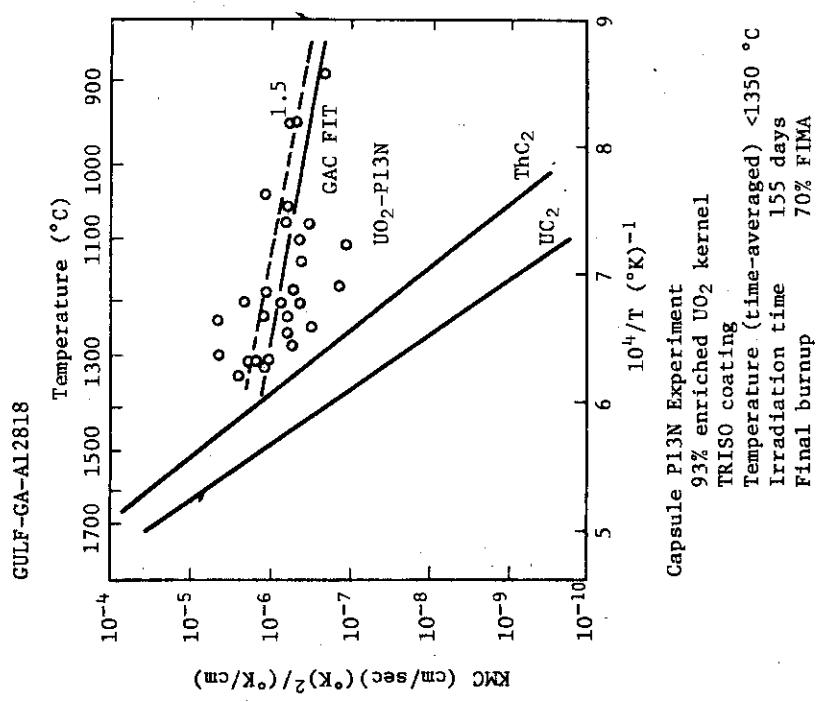


Fig. 2.4 Irradiation performance of UK reference low-enriched fuel particles<sup>(2-3)</sup>



Capsule P13N Experiment  
93% enriched UO<sub>2</sub> kernel  
TRISO coating  
Temperature (time-averaged) < 1350  $^{\circ}\text{C}$   
Irradiation time 155 days  
Final burnup 70% FIMA

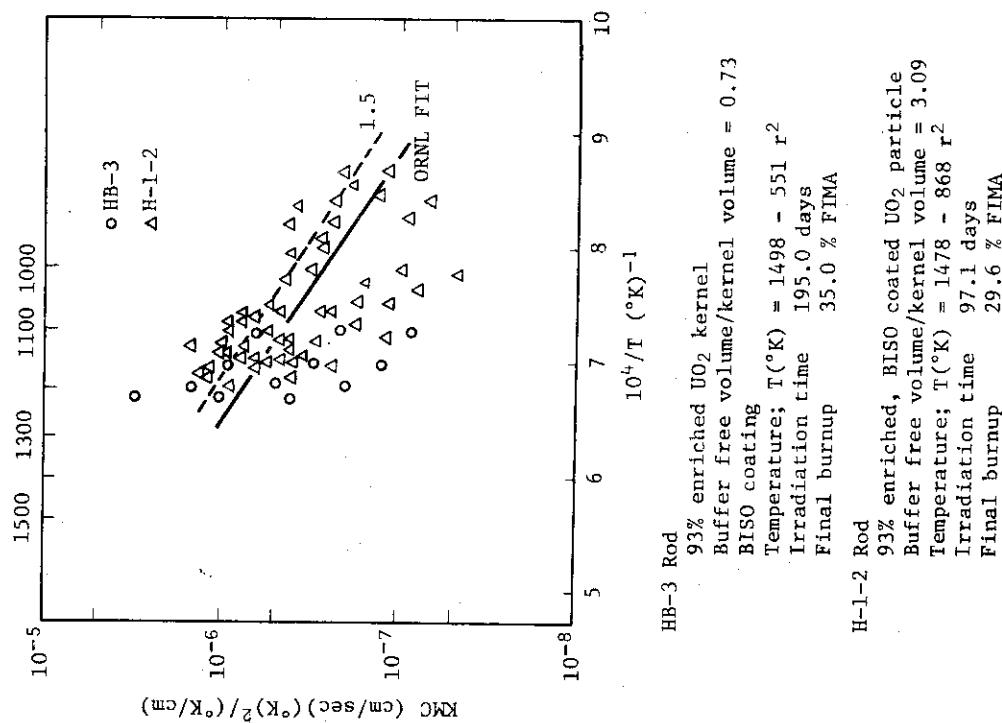


Fig. 2.5 The in-pile KMC for TRISO-coated UO<sub>2</sub> particles (2-4)

Fig. 2.6 The in-pile KMC for BISO-coated UO<sub>2</sub> particles (2-4)

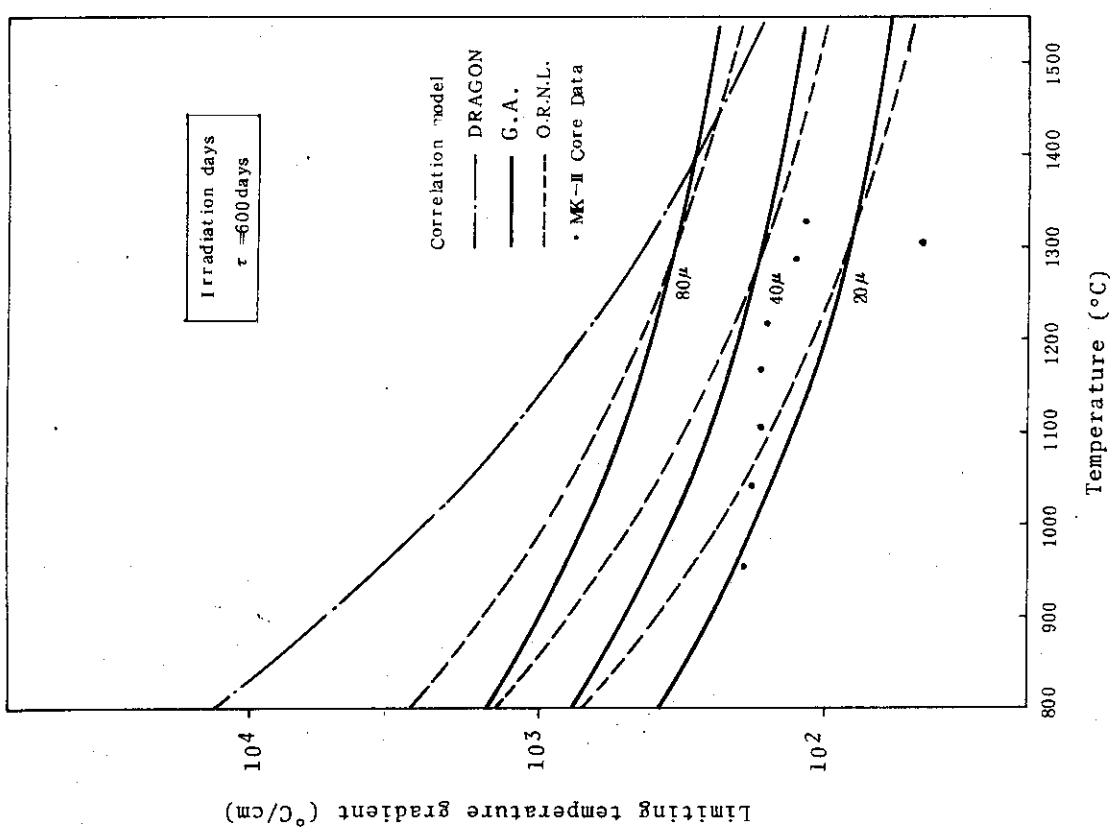


Fig. 2.8 Limiting temperature gradients for some limiting kernel migration distances for various irradiation days

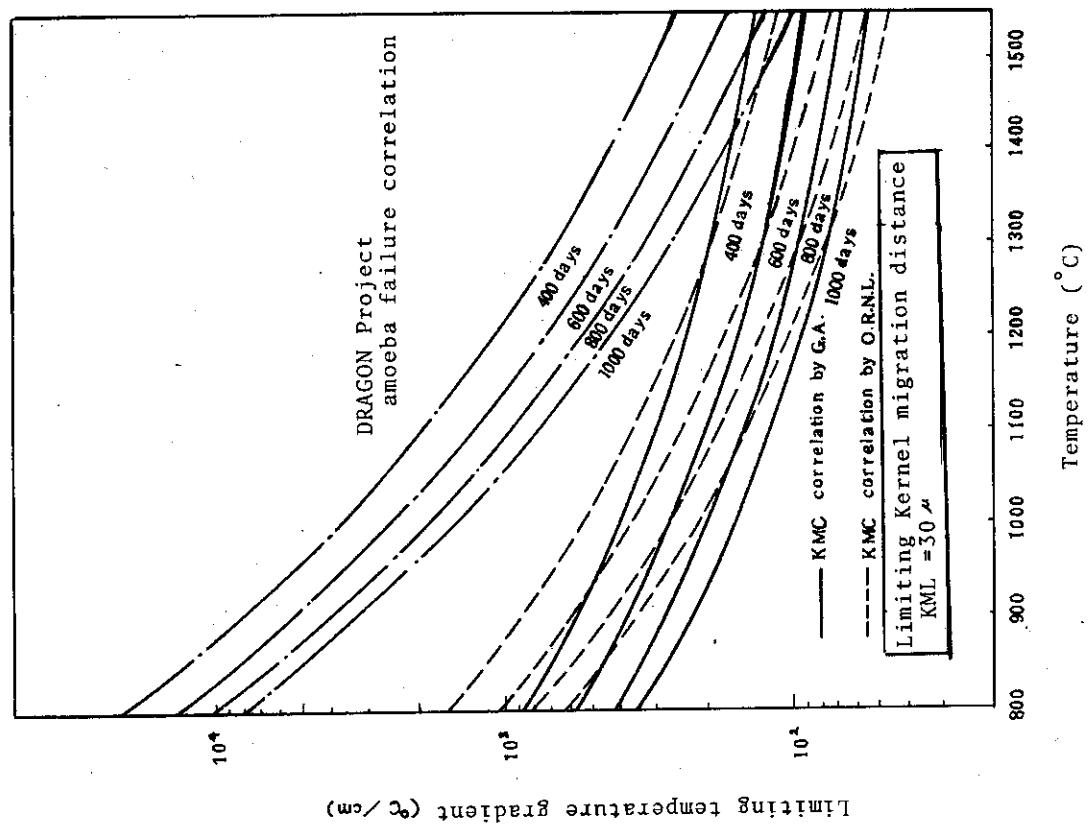


Fig. 2.7 Limiting temperature gradients for various irradiation days

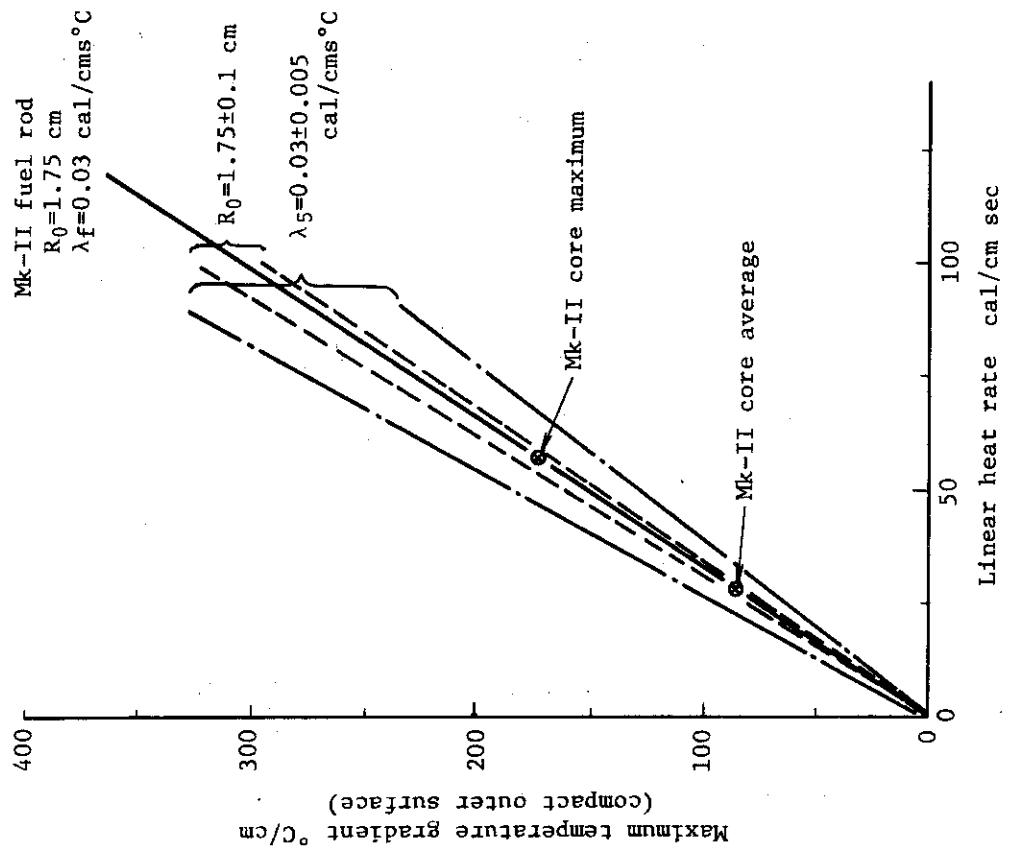


Fig. 2.9 Maximum temperature gradient in compact vs linear heat rate

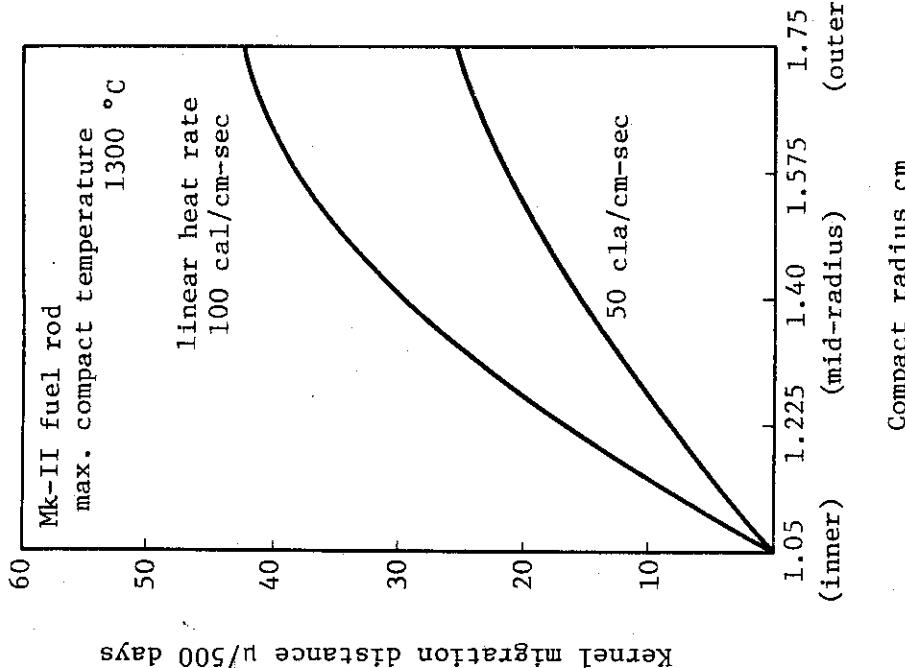


Fig. 2.10 Radial distribution of migration distance during 500-day irradiation

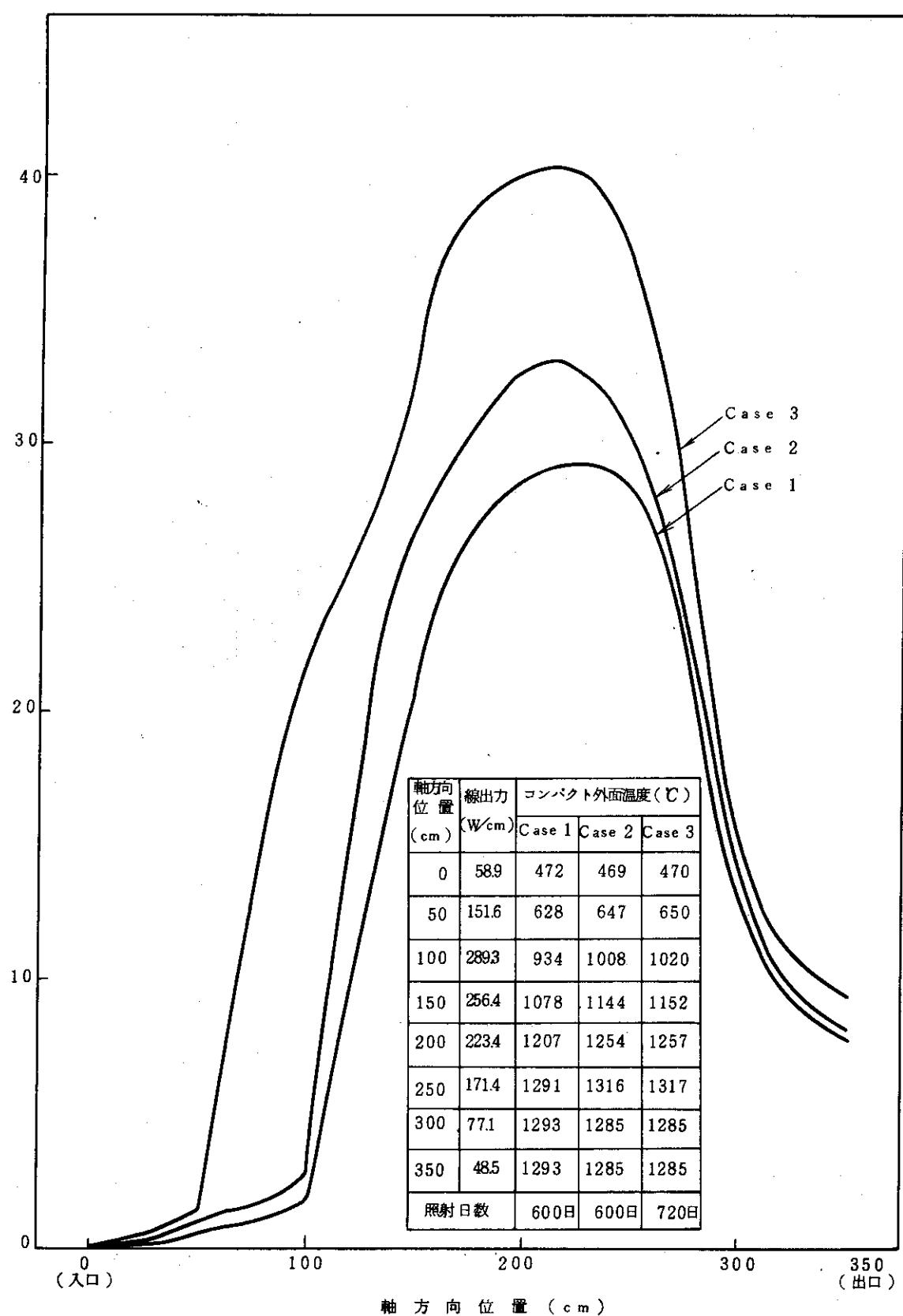


Fig. 2.11 Migration distance profile at compact outer radius during 600-day irradiation

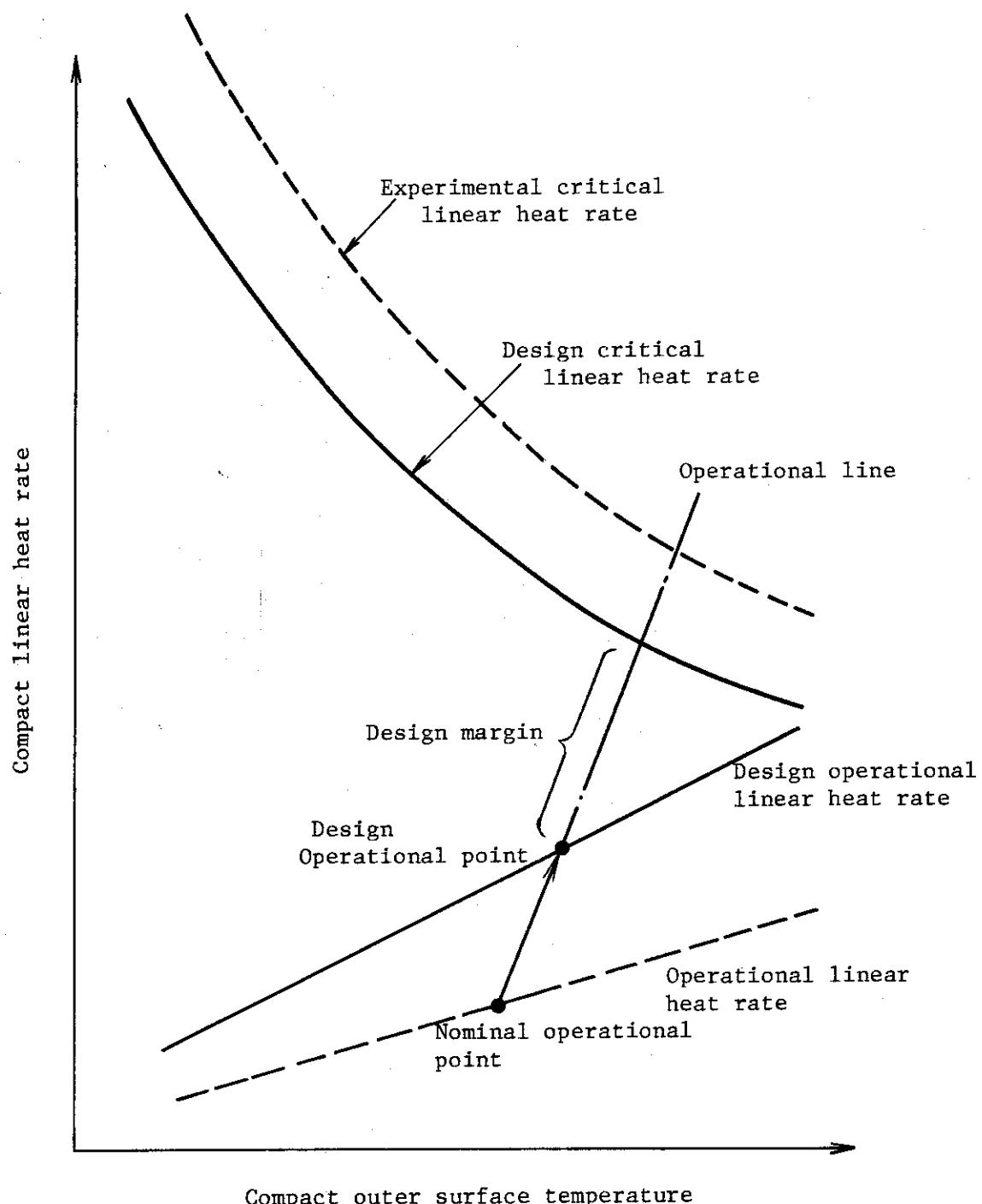


Fig. 2.12 A concept of specifying design margin for amoeba effect

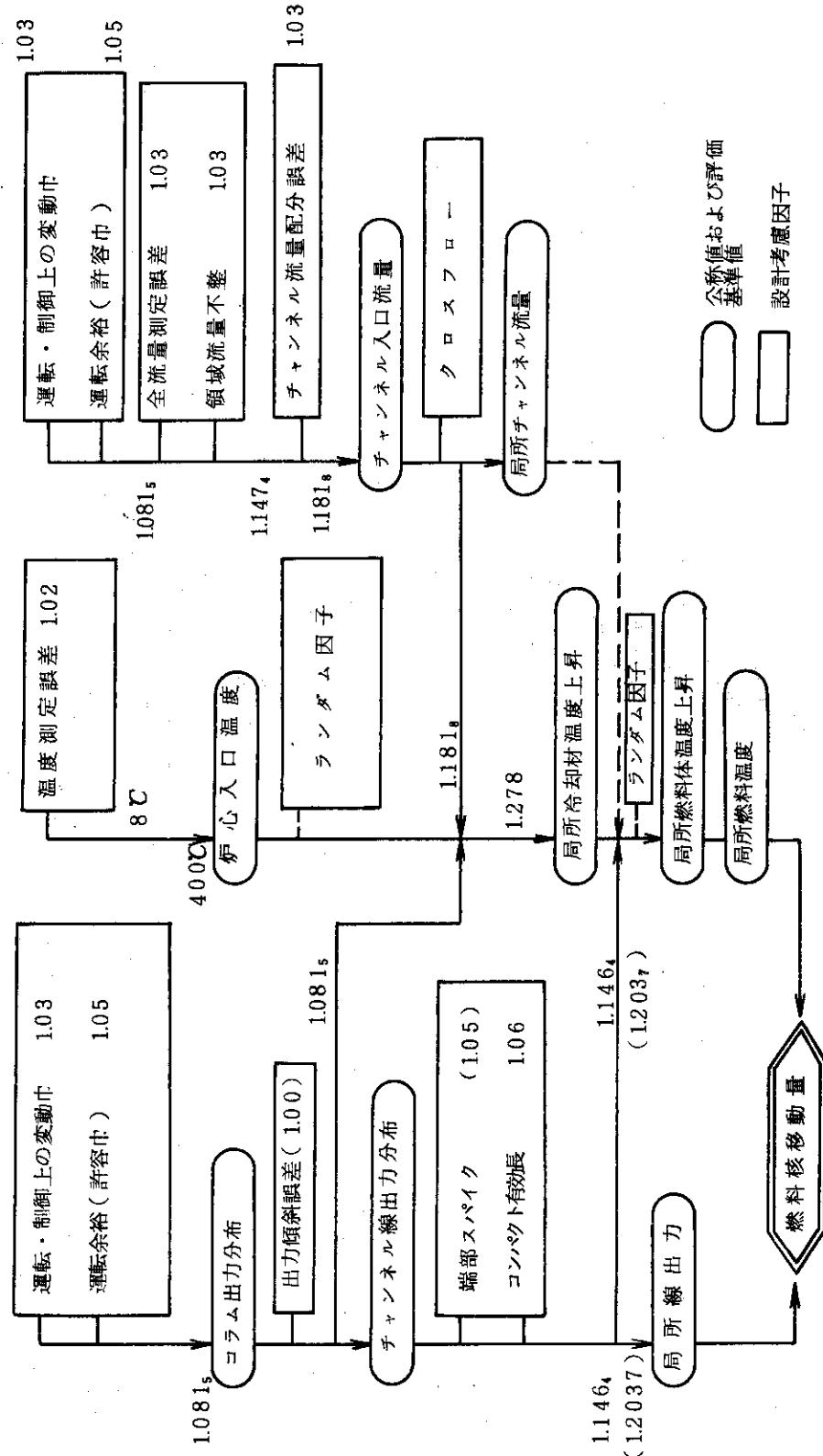


Fig. 2.1.3 An example of operational uncertainty correlation

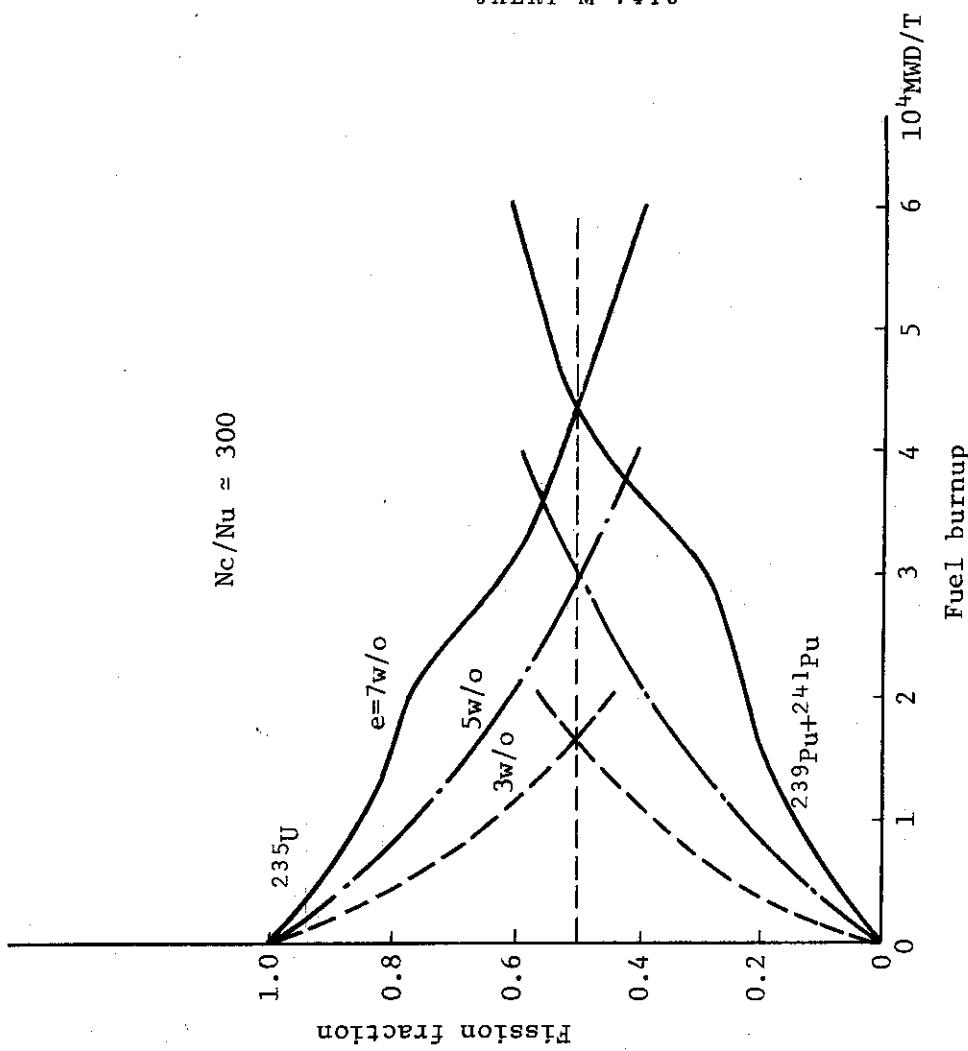


Fig. 2.15 Variation of fission fraction with burnup of low enriched uranium fuel

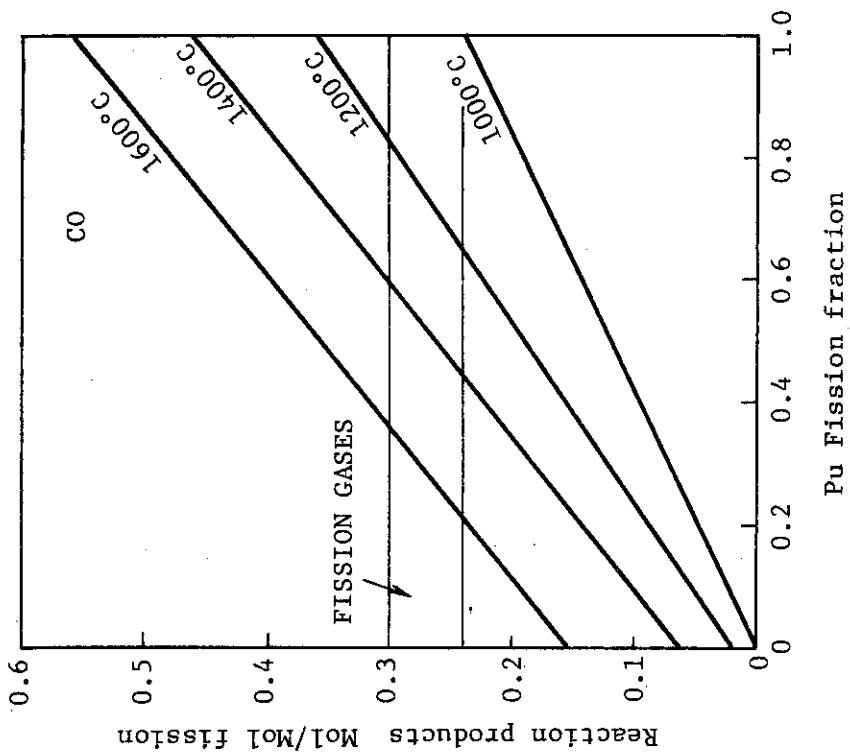


Fig. 2.14 Measured and recommended design values for oxygen release from  $\text{UO}_2$  for  $^{235}\text{U}$  and  $^{239}\text{Pu}$  fission

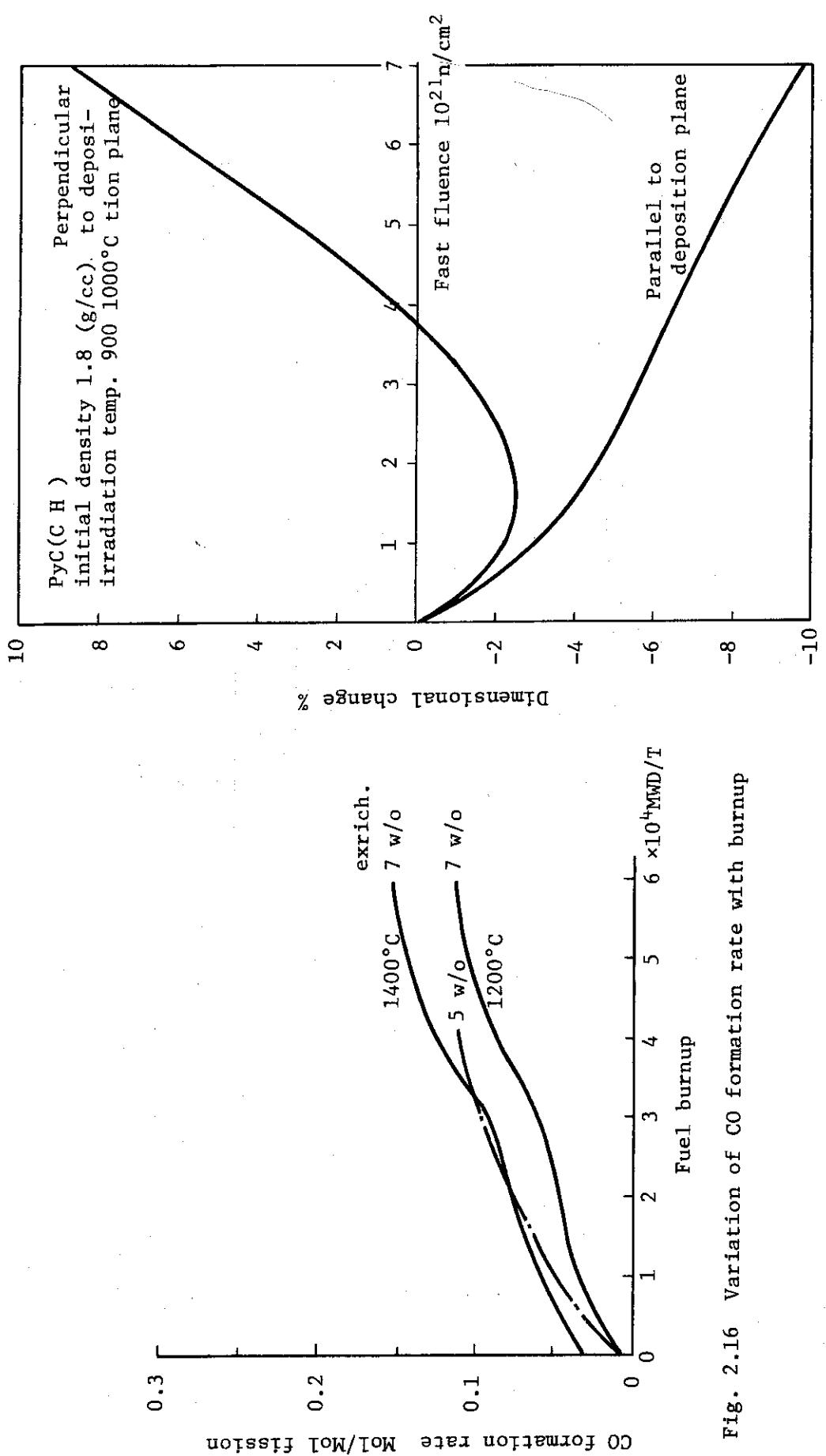


Fig. 2.16 Variation of CO formation rate with burnup

Fig. 2.17 Dimensional changes of propane-derived PyC (2-7)

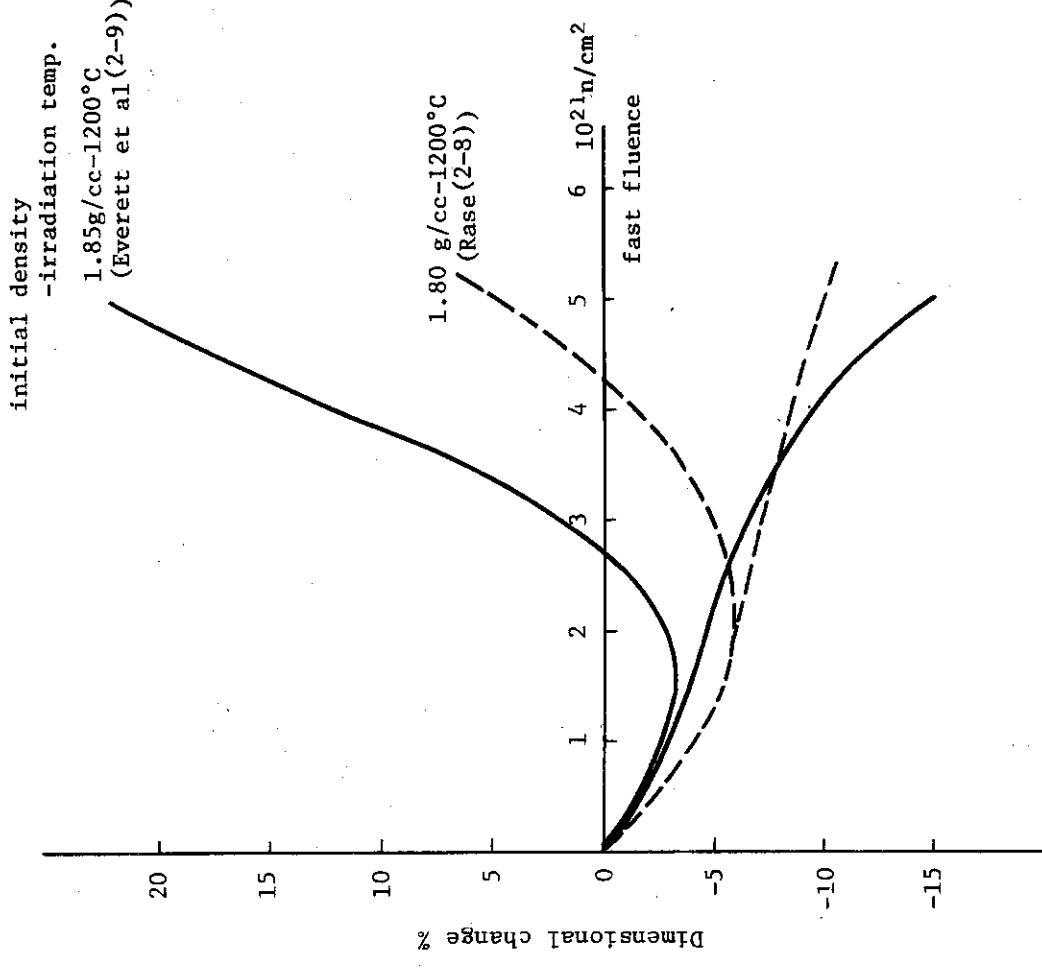


Fig. 2.18 Dimensional changes of methane-derived  
PyCs' (2-8) (2-9)

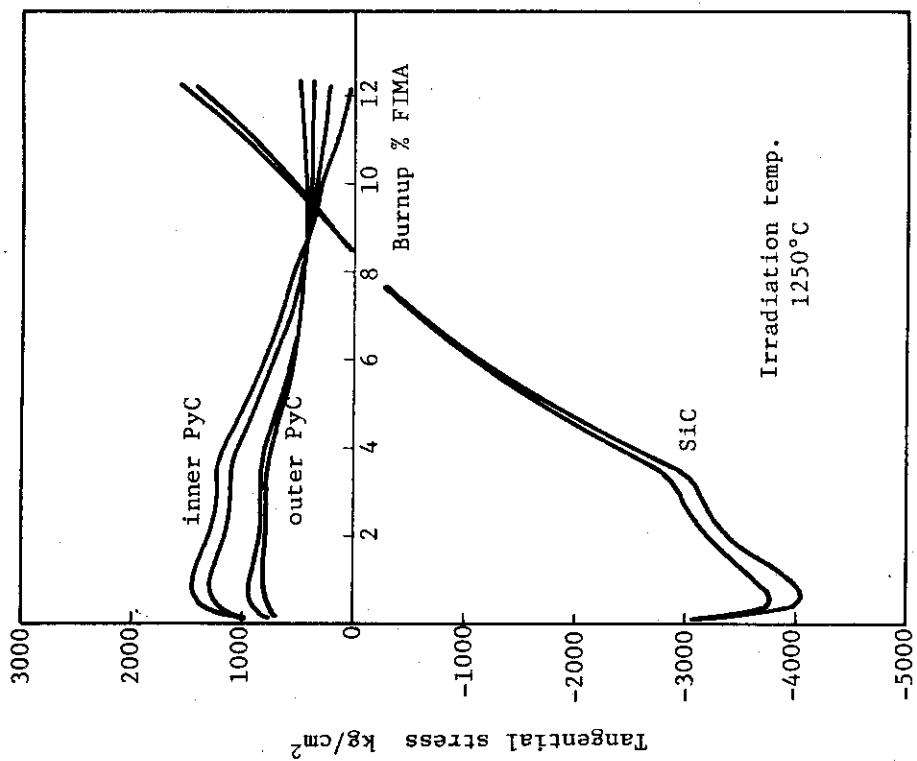


Fig. 2.19 Calculated stress evolutions of the FB3  
particle

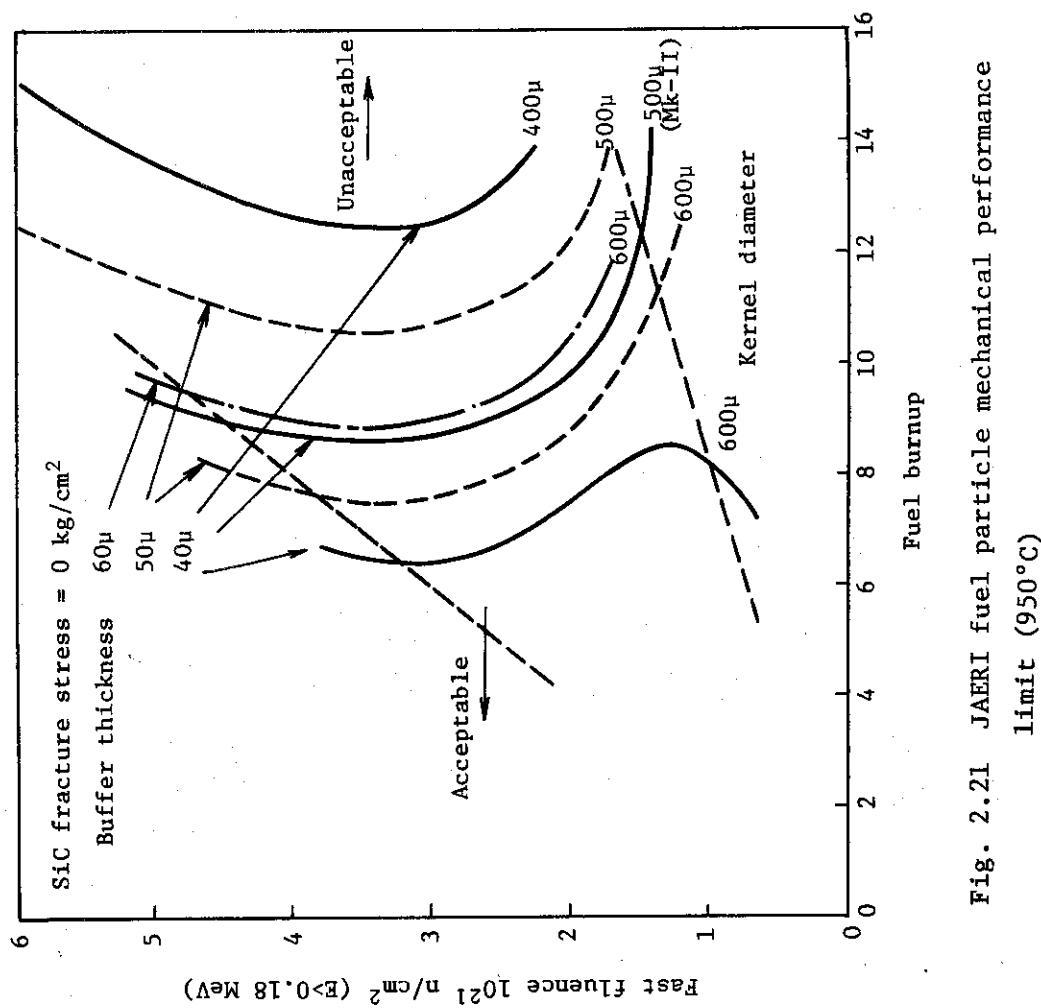


Fig. 2.20 Relationship between SiC stress and irradiation conditions

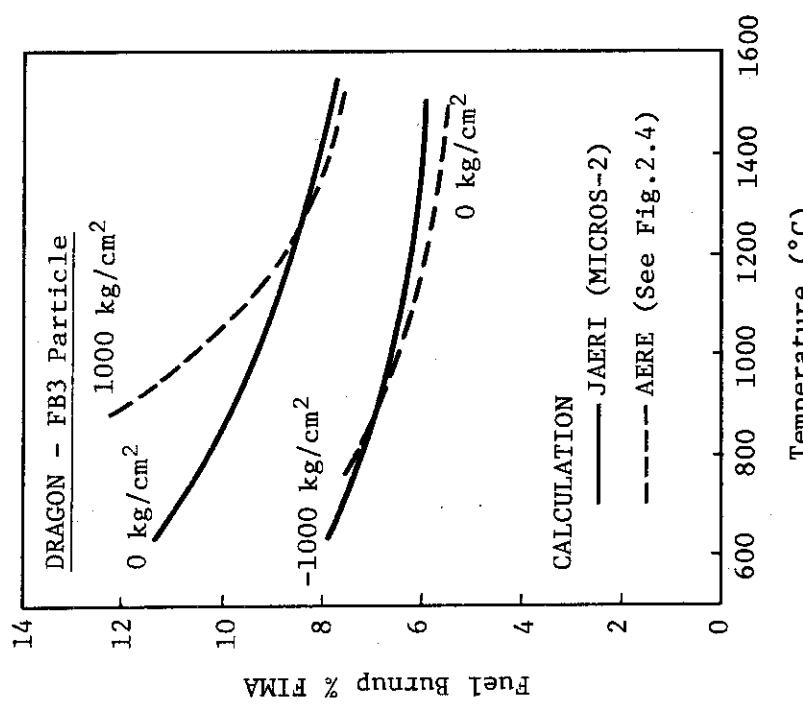


Fig. 2.21 JAERI fuel particle mechanical performance limit ( $950^\circ\text{C}$ )

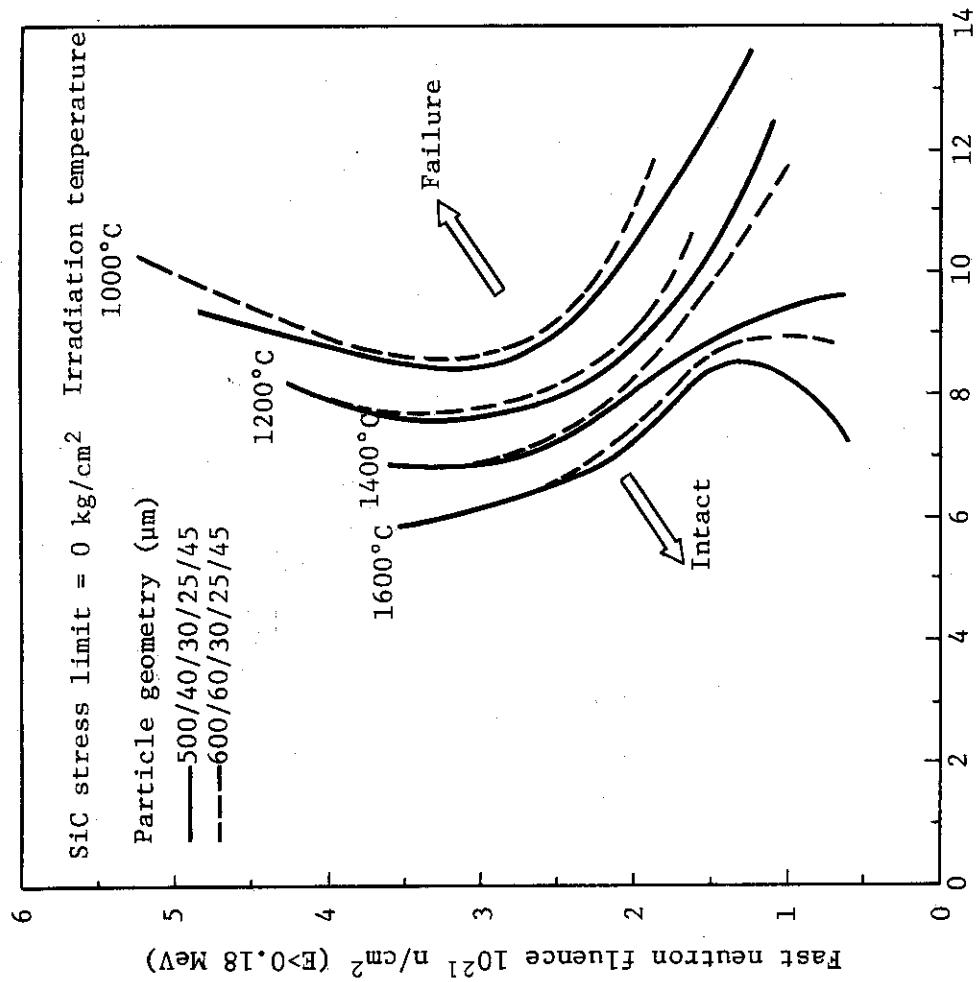


Fig. 2.22 Derived pressure vessel failure curve

### 3. 被覆燃料粒子、ゴンパクトの材料仕様と設計データ

#### 3.1 基本的考え方

極く一般的に言えば、被覆燃料粒子、燃料コンパクトの材料仕様は、それぞれの設計上の要求、製造上の問題、品質管理上の問題を総合的に判断した上で、決定さるべきものである。

設計上の要求とは、炉内使用条件下で必要とされる性能がある余裕をもって達成し得るということである。それぞれの材料に対して、種々の使用条件下での要求から種々の材料特性への要求項目が具体化される。しかし、設計面からの要求項目は、往々にして、その材料の認知された predictable な挙動ないしは安全上重要と考えられる predictable な挙動に関する材料特性に密接に関連している。その他の材料特性は、製造上および品質管理上の考慮から決められる。

HTR 燃料の場合、これが微細な構造をもっていること、および、基本的にセラミックスの複合材料であるということから、製造上および品質管理上の問題は特に重要であると考えられる。この実験炉の材料仕様の設定に当って、特に重視している点は、現時点または近い将来において量産が可能であるかどうかということと、多少の製造コストの増加があっても量産可能な範囲内において好ましい材質を確保する、ということである。ただし、現実的には、量産品の品質は推定に頼らざるを得ないので、従来の製造経験を参考とする場合が多い。

燃料の製造コストについては、現時点では余り重要視していない。HTR 燃料の場合、製造コストの主要部分が粒子の製造コストで占められると言われる。使用する粒子を 1 種類にしているので、製造コストの点でも開発研究開発の実施の点からもメリットは大きいと考えられる。

前述したように、燃料の設計評価から材料仕様への設計上の要求を具体化する際、決定的な重要性をもっているものは、材料の照射挙動であるといつても過言ではない。ここにおいて、材料の照射特性と未照射特性とがどのように関連しているかという面倒な問題が生じて来る。これは、黒鉛材料の場合と同じように、机上の検討から解決できるものではない。特定の材料を特定の照射条件の下で照射してみて初めて納得のいく解決が得られる。また、新しい材料の炉内挙動の推定も、それと類似する材料の広範囲な照射データを参考にして初めてもっともらしいものとなる。

本実験炉開発の現段階においてける材料仕様の設定に際して、次のような基本的考え方を採用することにした。

(Ⅰ) 設計で想定する材料の種類(製造可能範囲)は、従来の国内外の類似品の製造実績の範囲に限定する。

(Ⅱ) 照射挙動の予測のために、原研の研究開発成果および、諸外国の類似材料に対する実測データを可能な限り活用する。

(Ⅲ) 材料の製造可能範囲および材料の照射挙動に対して、設計としての安全余裕を見込むものとする。

以下、製造条件を規定する材質としての材料仕様と、その材料の炉内挙動を規定する材料特性としての設計データとに分けて検討する。

### 3.2 燃料仕様の検討

燃料（ここでは被覆燃料粒子、燃料コンパクトの他に記述の便宜上黒鉛スリープも含む）の設計仕様を設定する場合、当然のことながら、先ず第一歩として所要の炉心機能を達成するための燃料仕様への概略の要求が、核・熱流動・動特性・安全性などの諸特性との関連で提案される。この際、燃料設計としては燃料体の健全性が確保され得るかどうかを判断することが必要である。燃料の健全性を確保し得るかどうかという判断には、製造上問題がないかどうか、照射挙動が類推可能であって使用期間内で問題が起らないかどうか、についての予測が必要となる。簡言すれば、具体的な“物”に対する理解が前提とされる。

現段階における“物”に対する基本的なアプローチは前節で述べた。ここでは、第1次概念設計のための炉心を想定した場合の燃料仕様の検討内容を述べる。

炉心のシステム設計との関連における燃料の仕様の検討は、主として、炉心のレイノルズ数の増加と反応度制御余裕の増加という2面から要請されている。レイノルズ数の増加は結局のところ炉心の冷却材チャンネル数を減少させ、かつ、炉心有効高さを増す方向で検討された。レイノルズ数を増加させる点については、冷却材流路ギャップと燃料棒外径を変更することは種々の点から困難であると考えられたので、結局、燃料の仕様変更としては、燃料棒長さの調整が主として検討課題となった。燃料棒長さに関する問題点は、黒鉛素材の製作性がある。現在想定している黒鉛はAGL社製のSM1-24であり、この黒鉛は長さ100cm程度迄製作されているので大きな問題とはならない。ただし、余り長くすると、軸方向濃縮度配分による出力分布の調整範囲が少なくなるが、これは最と後の設計段階で考えれば良いであろう。

炉心の燃料チャンネル数の変更が大きいため、U装荷量が減少し（炉心の炭素対ウラン原子数比 $N_c/N_u$ は増加）、余剰反応度が過大になることが明らかとなり、この点からも燃料仕様の変更が必要である。このために、U装荷量を増すことと濃縮度を下げる方法がある。U装荷量を増やすために、具体的には、燃料粒子の充填率を上げる、コンパクトの肉厚を増す、燃料核の直径を大きくする、などが考えられる。充填率は製造上の問題、照射挙動の安定性と深く関係している。従来の内外の製造経験、照射挙動からみて、やや控え目と思われるが、充填率の上限を約30%と考えて良いであろう。燃料核の直径についても主として製造上の問題である。国外では粉末冶金法で800μ位まで実績があるが、国内での湿式法による製造では500μ以上の経験はない。湿式法でも800μ核の製造は可能であろうと考えられたが、現状からどの程度の試作開発が必要とされるか予断が難しい問題である。コンパクトの肉厚は燃料最高温度と応力との関連が問題となるが、これらについては計算によって限界値以下であることが確認される範囲内で増加することにした。

燃料設計自身の検討課題としてアメーバ効果に対する対策があげられる。この検討内容は前章に述べた。結局は、当面の考え方として緩衝層を40μから60μへ20μ増すことにした。緩衝層が厚くなったことにより粒子体積が増え充填率を30%に上げたとしても、なお炉心の $N_c/N_u$ が大き過ぎる結果となった。種々の調整の結果、以下のような基本仕様となつた。<sup>(3-1)</sup>

燃料核直径	600 μ
緩衝層厚さ	60 μ

粒子充填率	30 v/o
コンパクト内厚	9 mm
平均濃縮度	4 w/o

これらを含めて、基本概念設計における燃料仕様との比較を Table 3.1 に示す。  
なお補足しておくと、以上のような経緯から設定された Mk - III 炉心の詳細解析の結果をみると、反応度制御余裕の点からみて、燃料核直径をなお大きくすると極めて好都合である。

### 3.3 燃料コンパクトの設計用材料データ

本実験炉で使用される燃料コンパクトは、本実験炉研究開発計画の中では、未だ実機に近いものが、製造および試験されていない。これ迄に製造、試験されて来た燃料コンパクトは、主として、1971年に実施した多目的高温ガス実験炉第2次予備設計の仕様に準拠したものである。今回の Mk - III 炉心設計において想定される燃料コンパクトの材料特性を予測するために、先ず、その材料としての特長を下記に列挙する。

- (i) 内径 18 mm, 外径 36 mm の円環ペレット
- (ii) オーバーコート粒子の温間両押プレス成形
- (iii) マトリックス黒鉛粉末は最終的には決っていないが、針状石油コークス系または他の石油コークス系 + 天然黒鉛かのいずれかになる予定。また、ピッチは 10~20%。
- (iv) 被覆燃料粒子は 4 重被覆型、その充填率は約 30%，マトリックス密度は  $1.65 \text{ g/cm}^3$  以上。

以上のような材料の特徴から考えて、ドラゴンプロジェクト（又は、UKAEA）で開発されて来た燃料コンパクト材料特性が最も参考になる。このような考え方から、燃料コンパクトの設計に必要となる種々の熱的、機械的物性値を検討し、当面の設計計算用材料データセットを策定した。これを Table 3.2 に示す。

なお、高速中性子照射量の単位変換は次によるものとする。

$$\phi(E > 0.18 \text{ MeV}) = 1.5 \phi(\text{DNE})$$

Table 3.1 Comparison of fuel specifications in the fundamental  
and first conceptual designs

諸元	基本概念設計仕様*	第1次概念設計		備考
		検討項目	第1次概念設計仕様	
被覆燃料粒子 核材質	二酸化ウラン		二酸化ウラン	湿式製造法 偏差は500なら30
直 径 $\mu$	500 ( $\pm 50$ )	○ $N_c \sim N_{\theta}$ , 破損率 との関係	600 $\pm 60$	
密度 %T.D (g/cc)	$95 \pm 2$ ( $10.4 \pm$ )	○ 出力分布, 燃焼度 との関係	$95 \pm 2$	90 %以上は可能
濃縮度 w/o U <sup>235</sup>	3, 5, 7	○ 出力分布, 燃焼度 との関係	$2, 4, 6 \pm 0.5$	
O/U 比	$2.00 \begin{matrix} + 0.01 \\ - 0.00 \end{matrix}$	○ (製造との関係)	$2.00 \begin{matrix} + 0.01 \\ - 0.00 \end{matrix}$	
直球度 $d_{\max}/d_{\min}$	$\leq 1.2$		$\leq 1.2$	
不純物 ppm	$\left\{ \begin{array}{l} Ag \leq 10, Cr \leq 200, Ni \leq 300 \\ Al \leq 100, Cu \leq 50, Pb \leq 100 \\ B \leq 1.0, F \leq 25, Si \leq 400 \\ C \leq 200, Fe \leq 500, Si \leq 20 \\ Ca \leq 200, Mg \leq 100, Cd \leq 1.0 \\ Mo \leq 300, C \leq 25, N \leq 200 \\ \leq 60 \end{array} \right.$			燃料研 74 試料仕様に準拠
蒸発性不純物 $\mu\ell/g$				

\* ( ) 内は詳細仕様の値

諸元	基本概念設計仕様	第1次概念設計検討項目		備考
		第1次概念設計	第1次概念設計仕様	
被覆層	四重被覆	四重被覆	四重被覆	
被覆層形式				
低密度 PyC層 密度 g/cc 厚さ μ	1.10 ± 0.1 4.0 ± 5	○ (内圧、アメーバ効果との関連)	1.10 ± 0.1 6.0 ± 5	
内側高密度 PyC層 密度 g/cc 厚さ μ 異方性因子	1.80 ± 0.05 3.0 ± 5 < 1.1		1.80 ± 0.05 3.0 ± 5	結晶子径 3.0 ± 0.1 Å すす量 ? OPTAP の値とする
SiC層 密度 g/cc 厚さ μ	3.180 以上 2.5 ± 5		3.20 以上 2.5 ± 5	燃焼炉 174 試料仕様に準拠 (遊離 Si < 0.5 w/o ?)
外側高密度 PyC層 密度 g/cc 厚さ μ 異方性因子	1.80 ± 0.05 4.5 ± 5 < 1.1		1.80 ± 0.05 4.5 ± 5	結晶子径 3.0 ± 1.0 Å すす量 ? OPTAF の値とする
被覆粒子 直径 μ 直球度 $d_{\max}/d_{\min}$ 露出ウラン率 燃料コンパクト 型式	7.80 ± 4.0 $\leq 1.2$ $5 \times 10^{-5}$ 以下	○ (核直径との関連)	9.20 ± 9.0 $\leq 1.2$ $5 \times 10^{-5}$ 以下	(検出限界 $2 \times 10^{-5}$ ) 分散型円筒コンパクト

諸元	基本概念設計仕様	第1次概念設計		備考
		検討項目	第1次概念設計仕様	
寸法				
外径 mm	3.5.0 ( $\pm 0.1$ )	○ $N_c/N_u$ , 伝熱流動, 燃料温度との関係	$3.6.0 \pm 0.1$	
内径 mm	2.1.0 ( $\pm 0.05$ )		$1.8.0 \pm 0.05$	コントラストスティック長との関連
高さ mm	3.5. ( $\pm 1$ )		$3.6.0 \pm 1$	
マトリックス密度 g/cc	$> 1.6$		1.6 以上	
粒子充填率 v/o	2.7.5 ( $\pm 2$ )	○ $N_c/N_u$ , 製造との関係	$3.0.5 \pm 2.0$	
重金属密度 g/cc	0.67 ( $\pm 0.05$ )		$\pm$	$3.0v/6$ 以下は可能(ただし、合否?)
不純物(ボロン当量) ppm	$\leq 1$		$\leq 1$	
マトリックス汚染率	$< 1 \times 10^{-6}$		$(< 5 \times 10^{-5})$	硝酸リーチ法
粒子破損率	$< 1 \times 10^{-4}$	○ (充填率との関連)	$< 1 \times 10^{-4}$	
燃料				
スタック長さ				
標準型燃料棒 mm	4.7.2	○ (炉心高さとの関連)	$5.2.9 \pm 2$	
ダウエル燃料棒 mm	4.0.8		$4.5.5 \pm 2$	
黒鉛スリーブ				
材質		○ (所内検討結果による)	S M 1 - 2 4	
密度 g/cm <sup>2</sup>	1.8.0	○ 伝熱流動との関連	$3.6.3 \pm 0.1$	
内径 mm	3.5.4	○ 関連	$4.6. \pm 0.1$	
外径 mm	4.5.0			
長さ				
標準燃料棒 mm	4.9.6	○ (炉心高さとの関連)	$5.5.5 \pm 0.2$	
ダウエル燃料棒 mm	4.4.9	○	$4.8.2 \pm 0.2$	

Table 3.2 Recommended design data of the fuel compact

- 参考文献
- (1) M. R. Everett et al. : 3rd Conf. on Industrial Carbon & Graphite (1970)
  - (2) M. R. Everett et al. : Graphite Structures for Nuclear Reactors (1972)
  - (3) M. R. Everett et al. : BNES Conf. on Nuclear Fuel Performance (1974)
  - (4) J. P. Ashford : 3rd Conf. on Industrial Carbon & Graphite (1970)
  - (5) J. P. Ashford et al. : Special Ceramics (1973)
  - (6) 燃料照射研究室 : (未公明)

## 参考文献の燃料コソバクト材質特性

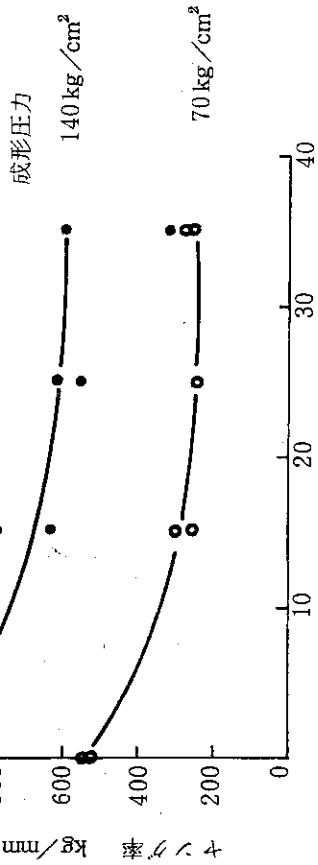
材質	文 献 (1)		文 献 (3)		文 献 (4)		文 献 (5)	
	粒 子 充 填 率	針 状 コークス	20~45%	0, 20, 35%	0, 20, 35%	0, 15, 25, 35%	針 状	
黒鉛粉鉱柄, 重量比	樹脂 ~6%	樹脂, 10~12%	樹脂, 12.5%	樹脂, 12.5%	樹脂, 12.5%	樹脂 12.5%		
結合材鉱柄, 重量比	~140kg/cm <sup>2</sup> , 40~180°C	70kg/cm <sup>2</sup> , 90°C	70kg/cm <sup>2</sup> , 90°C	70kg/cm <sup>2</sup> , 90°C	70kg/cm <sup>2</sup> , 90°C	70, 140 kg/cm <sup>2</sup>		
成形圧力, 温度	~1.75g/cm <sup>3</sup>	1.6~1.7g/cm <sup>3</sup>	1.6~1.7g/cm <sup>3</sup>	1.6~1.7g/cm <sup>3</sup>	1.6~1.7g/cm <sup>3</sup>	1.6 or 1.85g/cm <sup>3</sup>		
マトリックス密度								
平均密度								
不純物								
物 性 値	根 拠							
1 マトリックス材 材 質	1.65 g/cm <sup>3</sup>	( 黒鉛粉末, 結合材の材質および体積割合は未定 )						
密 度								
不純物	B 1 ppm							
充填率	3.0v/o	( 参考 1.721mg/粒子, 735.8 g/cc, 平均密度 2.422 g/cc, 重金属密度 0.764 g/cc )						
2 ただし, 被覆燃料粒子は外径 0.92mm								
3 比熱 Cp cal/g°C	C <sub>p</sub> = 0.2521 + 5.7074 × 10 <sup>-6</sup> T - 1.0378 × 10 <sup>4</sup> (T + 273) <sup>-2</sup>	平均密度 2.4207 g/cm <sup>3</sup>	( 内訳 被覆粒子 1.2657g マトリックス 1.1550g )					
ただし, T [°C]								
適用範囲は 300 ≤ T ≤ 2000°C								
UO <sub>2</sub> , SiC, C(gr) の重量比は, 0.3575 : 0.0495 : 0.5930								
2) 各材質の比熱 cal/g°C T [°C]								
C <sub>p</sub> (UO <sub>2</sub> ) = 0.067 + 1 × 10 <sup>-5</sup> T								
C <sub>p</sub> (SiC) = 0.2375 + 6.25 × 10 <sup>-5</sup> T								

	物性値	根 熱 傳 導 率																																										
		$C_p(\text{gr}) = 0.3649 + 8.5 \times 10^{-5}T - \frac{1.75 \times 10^4}{(T+273)^2}$																																										
3)	コンバクトの比熱 $C_p = 0.3575 \times C_p(\text{UO}_2) + 0.0495 \times C_p(\text{SiC}) + 0.593 \times C_p(\text{gr})$	により算定																																										
		0°C      0.1128      cal/g °C																																										
		500      0.2632																																										
		1000     0.3028																																										
		2000     0.3643																																										
4	熱伝導率 0.03 cal/cm s °C	<p>• 文献 (1) 充填率不明の未照射コンバクトの値 cal/cm s °C</p> <table> <tbody> <tr><td>1000°C</td><td>0.053</td></tr> <tr><td>1200°C</td><td>0.048</td></tr> <tr><td>1300°C</td><td>0.046</td></tr> <tr><td>1500°C</td><td>0.044</td></tr> </tbody> </table> <p>• 文献 (2) *針状コークス + 12%樹脂の未照射コンバクトの値</p>	1000°C	0.053	1200°C	0.048	1300°C	0.046	1500°C	0.044																																		
1000°C	0.053																																											
1200°C	0.048																																											
1300°C	0.046																																											
1500°C	0.044																																											
		<table> <thead> <tr> <th>℃</th> <th>マトリックス材 1000psi, 2000psi</th> <th>充填率 1000psi, 2000psi</th> <th>充填率 15%, 2000psi</th> <th>充填率 1000psi, 2000psi</th> <th>充填率 25-35%, 1000psi, 2000psi</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>200</td><td>0.105</td><td>0.066</td><td>0.072</td><td>0.040</td><td>0.055</td></tr> <tr><td>400</td><td>0.085</td><td>0.173</td><td>0.062</td><td>0.069</td><td>0.039</td></tr> <tr><td>600</td><td>0.075</td><td>0.134</td><td>0.059</td><td>0.067</td><td>0.038</td></tr> <tr><td>800</td><td>0.072</td><td>0.111</td><td>0.056</td><td>0.064</td><td>0.038</td></tr> <tr><td>1000</td><td>0.069</td><td>0.100</td><td>0.056</td><td>0.062</td><td>0.037</td></tr> <tr><td>2000</td><td>0.069</td><td>0.096</td><td>0.055</td><td>0.060</td><td>0.036</td></tr> </tbody> </table>	℃	マトリックス材 1000psi, 2000psi	充填率 1000psi, 2000psi	充填率 15%, 2000psi	充填率 1000psi, 2000psi	充填率 25-35%, 1000psi, 2000psi	200	0.105	0.066	0.072	0.040	0.055	400	0.085	0.173	0.062	0.069	0.039	600	0.075	0.134	0.059	0.067	0.038	800	0.072	0.111	0.056	0.064	0.038	1000	0.069	0.100	0.056	0.062	0.037	2000	0.069	0.096	0.055	0.060	0.036
℃	マトリックス材 1000psi, 2000psi	充填率 1000psi, 2000psi	充填率 15%, 2000psi	充填率 1000psi, 2000psi	充填率 25-35%, 1000psi, 2000psi																																							
200	0.105	0.066	0.072	0.040	0.055																																							
400	0.085	0.173	0.062	0.069	0.039																																							
600	0.075	0.134	0.059	0.067	0.038																																							
800	0.072	0.111	0.056	0.064	0.038																																							
1000	0.069	0.100	0.056	0.062	0.037																																							
2000	0.069	0.096	0.055	0.060	0.036																																							

	物性値	根規																																									
5 線膨張率	<p>• 文献 (3)</p> <p>* コンパクトの値は測定温度、照射温度(500~1300°C)に殆んど依存しない。</p> <p>* 初期値約0.07 cal/cm s°Cで<math>2 \times 10^{21} n/cm^2 n/cm^2 DNE</math>で飽和値約0.024 cal/cm s°Cに近づく。</p> <p>* 1200°C以上では黒鉛化によって増加する。</p> <p>• 文献 (1)</p> <p>* 充填率など不明、未照射材の値</p> <table> <thead> <tr> <th>温度</th> <th>高さ</th> <th>直径</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>500</td> <td><math>2.4 \times 10^{-6} \text{ } \text{C}^{-1}</math></td> <td><math>2.7 \times 10^{-6} \text{ } \text{C}^{-1}</math></td> </tr> <tr> <td>700</td> <td>3.0</td> <td>2.8</td> </tr> <tr> <td>900</td> <td>3.6</td> <td>3.1</td> </tr> <tr> <td>1200</td> <td>4.6</td> <td>3.6</td> </tr> <tr> <td>1400</td> <td>5.4</td> <td>4.0</td> </tr> </tbody> </table> <p>• 文献 (2)</p> <p>* 針状コーカス+12%レジン、未照射材、35%充填率</p> <table> <thead> <tr> <th>温度 (°C)</th> <th>200</th> <th>400</th> <th>600</th> <th>800</th> <th>1000</th> <th>1200</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td><math>\alpha_{dia} \times 10^6 \text{ } \text{C}^{-1}</math></td> <td>1.45</td> <td>1.85</td> <td>2.30</td> <td>2.75</td> <td>3.20</td> <td>3.62</td> </tr> </tbody> </table> <p>• 文献 (3)</p> <p>* 初期値 <math>2 \times 10^{-6} \text{ } \text{C}^{-1}</math>(20~400°C)が、1300°C、<math>2 \times 10^{21} n/cm^2 DNE</math>で約<math>3.5 \times 10^{-6} \text{ } \text{C}^{-1}</math>迄上昇する。</p> <p>* このコンパクトは、天然黒鉛、1.6 g/cm<sup>3</sup>、35%V/L</p> <p>• 文献 (6) (1976.5追記) 予備設計粒子の充填率30%，針状コーカス黒鉛使用のコンパクト(700°C迄測定)</p> <table> <thead> <tr> <th>温度</th> <th>高さ</th> <th>直径</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>400°C</td> <td><math>2.0 \times 10^{-6}</math></td> <td><math>1.1 \times 10^{-6}</math></td> </tr> <tr> <td>700°C</td> <td><math>2.6 \times 10^{-6}</math></td> <td><math>1.7 \times 10^{-6}</math></td> </tr> </tbody> </table> <p>} 平均線膨張率</p>	温度	高さ	直径	500	$2.4 \times 10^{-6} \text{ } \text{C}^{-1}$	$2.7 \times 10^{-6} \text{ } \text{C}^{-1}$	700	3.0	2.8	900	3.6	3.1	1200	4.6	3.6	1400	5.4	4.0	温度 (°C)	200	400	600	800	1000	1200	$\alpha_{dia} \times 10^6 \text{ } \text{C}^{-1}$	1.45	1.85	2.30	2.75	3.20	3.62	温度	高さ	直径	400°C	$2.0 \times 10^{-6}$	$1.1 \times 10^{-6}$	700°C	$2.6 \times 10^{-6}$	$1.7 \times 10^{-6}$	
温度	高さ	直径																																									
500	$2.4 \times 10^{-6} \text{ } \text{C}^{-1}$	$2.7 \times 10^{-6} \text{ } \text{C}^{-1}$																																									
700	3.0	2.8																																									
900	3.6	3.1																																									
1200	4.6	3.6																																									
1400	5.4	4.0																																									
温度 (°C)	200	400	600	800	1000	1200																																					
$\alpha_{dia} \times 10^6 \text{ } \text{C}^{-1}$	1.45	1.85	2.30	2.75	3.20	3.62																																					
温度	高さ	直径																																									
400°C	$2.0 \times 10^{-6}$	$1.1 \times 10^{-6}$																																									
700°C	$2.6 \times 10^{-6}$	$1.7 \times 10^{-6}$																																									

	物性値	根拠
6	<p>ヤング率 半径方向 <math>5 \times 10^4 \text{ kg/cm}^2</math> 軸方向 <math>5 \times 10^4 \text{ kg/cm}^2</math></p> <p>文献 (1) *充填率など詳細不明、未照射値 高さ方向 <math>2.25 \times 10^4 \text{ kg/cm}^2</math> (圧縮) 直角方向 <math>6. \times 10^4 \text{ kg/cm}^2</math> (引張)</p> <p>文献 (3) *35% V/L コンパクトの照射効果 (高さ方向)</p> <p>成型圧 <math>70 \text{ kg/cm}^2</math> のとき、 30V/L 充填率で <math>2.50 \sim 3.50 \text{ kg/mm}^3</math> 成形圧 <math>1.00 \text{ kg/cm}^2</math> のときは、約 <math>4.00 \text{ kg/mm}^3</math> と推定される。 照射効果として約 1.3 倍を見込む。</p>	<p>文献 (1) *充填率など詳細不明、未照射値 高さ方向 <math>2.25 \times 10^4 \text{ kg/cm}^2</math> (圧縮) 直角方向 <math>6. \times 10^4 \text{ kg/cm}^2</math> (引張)</p> <p>文献 (3) *35% V/L コンパクトの照射効果 (高さ方向)</p> <p>成形圧 <math>70 \text{ kg/cm}^2</math> のとき、 30V/L 充填率で <math>2.50 \sim 3.50 \text{ kg/mm}^3</math> 成形圧 <math>1.00 \text{ kg/cm}^2</math> のときは、約 <math>4.00 \text{ kg/mm}^3</math> と推定される。 照射効果として約 1.3 倍を見込む。</p> <p>この結果は 4 点曲げによる値 (成形圧 <math>70 \text{ kg/cm}^2</math>)</p>

	物性値	文献(5)	根拠
6	ヤング率(続)		
7	ボアソン比 0.10		
8	照射寸法変化		
		$\frac{\Delta D}{D_0} = \sum_{i=1}^6 a_i r^i$ $a_i$ を Table 3.3 に示す。 $r$ は $L$ , $T$ [°C] $r (10^{20} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{DNE})$	$\frac{\Delta L}{L_0} = \sum_{i=1}^6 a_i r^i$ $a_i$ を Table 3.3 に示す。 $r (10^{21} \text{ n/cm}^2 \text{ NDE})$
		(文献(2)のデータのフィッティング式) Table 3.4, Fig. 3.2, Fig. 3.3 に示す。	(文献(2)のデータのフィッティング式) Table 3.4, Fig. 3.2, Fig. 3.3 に示す。



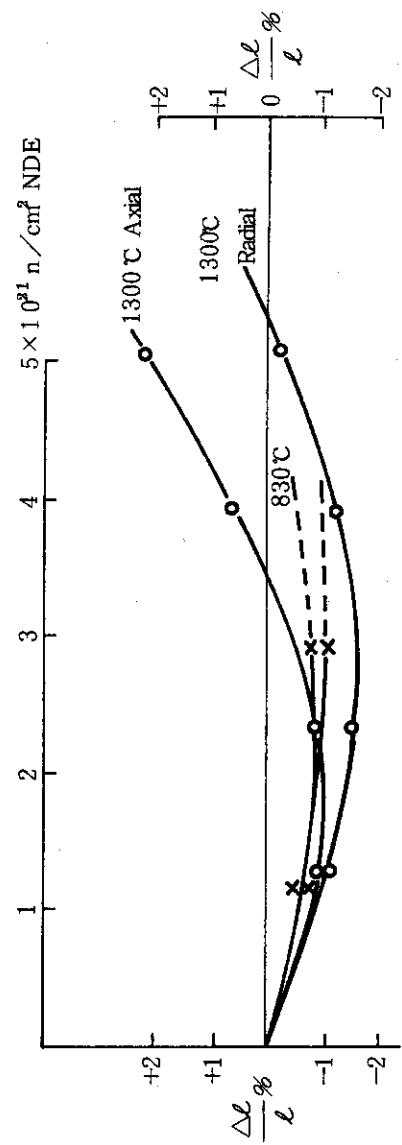
この値は、リング圧縮による値  
・測定値の公表例がない。そこで黒鉛材料 7477 PT の実測値（黒鉛研）とする。

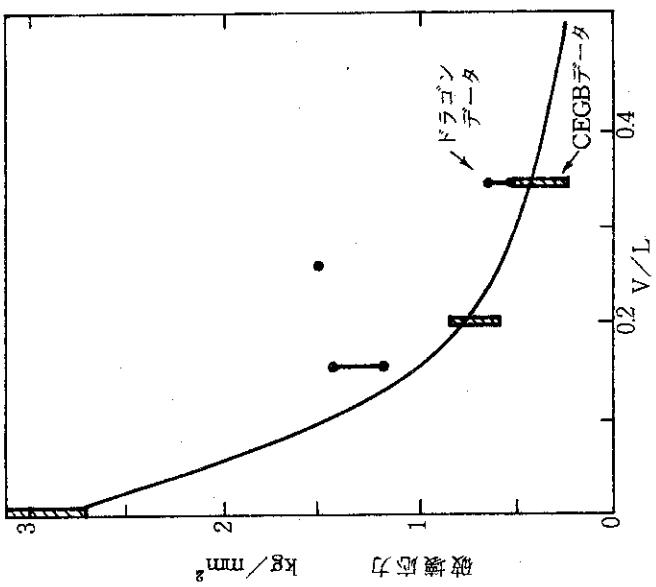
・文献 (2), Fig. 3.1 参照

\*充填率 30±5% のコンパクトのデータ

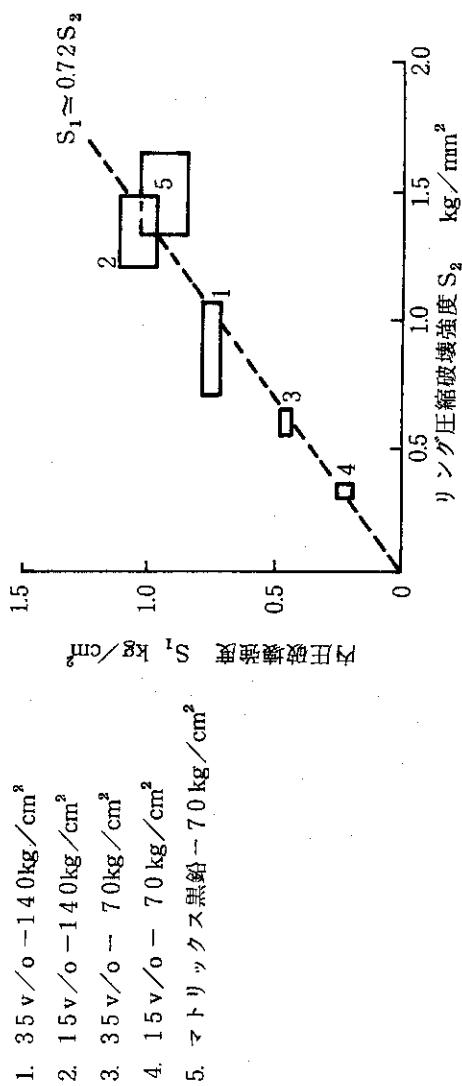
・文献 (3)

11 mm  $\phi$  × 40 mm L 中実コンパクト (35%V/L)



	物性値	根拠															
9	クリープ定数 $H(t)$ $H(t) = 3.679 \times 10^{-6} - 6.987 \times 10^{-9}t$ $+ 9.911 \times 10^{-12}t^2$ $H : (\text{kg}/\text{cm}^2)^{-1} (10^{20} \text{n}/\text{cm}^2 \text{ MeV})^{-1}$	<p>文献 (3)            * マトリック材のクリープ定数の測定結果 (900°C), 黒鉛の値より約5倍大きい。            900°Cで, <math>3 \times 10^{-11} (\text{dyne}/\text{cm}^2)^{-1} (10^{20} \text{n}/\text{cm}^2 \text{ DNE})^{-1}</math>            他に第4回炭素黒鉛会議で関連データが報告されている。</p> <p>当面, 黒鉛材料より大きいということを考慮して, Blackstone の黒鉛データの平均値をとる。</p>															
10	t : °C  許容応力 通常および変動状態での2次引張応力 (熱応力, 照射応力)に対し, 許容応力を $0.5 S_2$ とする。ただし $S_2 = 60 \text{ kg}/\text{cm}^2$	<p>文献 (4)            * 4点曲げ試験による            30v/oで強さ <math>40 \text{ kg}/\text{cm}^2</math>            以上が期待される。</p>  <table border="1"> <caption>Estimated data from Figure 10</caption> <thead> <tr> <th>Strain Rate (V/L)</th> <th>Dragon (kg/mm²)</th> <th>CEGB (kg/mm²)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.1</td> <td>~2.5</td> <td>~2.5</td> </tr> <tr> <td>0.2</td> <td>~3.0</td> <td>~3.0</td> </tr> <tr> <td>0.3</td> <td>~3.5</td> <td>~3.5</td> </tr> <tr> <td>0.4</td> <td>~4.0</td> <td>~4.0</td> </tr> </tbody> </table>	Strain Rate (V/L)	Dragon (kg/mm²)	CEGB (kg/mm²)	0.1	~2.5	~2.5	0.2	~3.0	~3.0	0.3	~3.5	~3.5	0.4	~4.0	~4.0
Strain Rate (V/L)	Dragon (kg/mm²)	CEGB (kg/mm²)															
0.1	~2.5	~2.5															
0.2	~3.0	~3.0															
0.3	~3.5	~3.5															
0.4	~4.0	~4.0															

物性値		文献(5)	下の図より、30v/oで曲げ強度50kg/cm <sup>2</sup> が期待される。
10	許容応力(続)		
			<p>成形圧</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● リング圧縮 (140 kg/cm<sup>2</sup>)</li> <li>○ リング圧縮 (70 kg/cm<sup>2</sup>)</li> <li>× 4点曲げ (70 kg/cm<sup>2</sup>)</li> </ul> <p>Yield Strength kg/mm<sup>2</sup></p> <p>E kg/mm<sup>2</sup></p>



10	許容応力（続）	根 拠
<ul style="list-style-type: none"> <li>• 文献(5)より、30v/<math>\phi</math> コンパクトの未照射材の曲げ強度（リング圧縮試験による）は、5.0 kg/cm<sup>2</sup> 以上と期待される。</li> <li>また、現実の照射中の最大引張応力（炉停止時）は、<math>5 \times 10^{20} \sim 1 \times 10^{20}</math> n/cm<sup>2</sup> (<math>E &gt; 0.18</math> MeV) で発生するので、この時点での照射による強度の上昇を20%程度見込むものとする。</li> <li>以上によって、製作上の工夫による強度向上をも含めて、曲げ試験による強度を最低 6.0 kg/cm<sup>2</sup> 以上と設定する。</li> <li>文献(5)によると、単軸引張強度（内圧破壊強度 <math>S_1</math>）は <math>S_1 \approx 0.7 S_2</math> なる関係にある。</li> <li>• 二次応力状態に対する許容応力として <math>0.7 S_1</math> を設定している例がある（燃料体黒鉛に対する GA の設計基準）。</li> <li>この考え方方に従うものとすると、</li> <math display="block">0.7 S_1 \approx 0.7 \cdot 0.7 S_2 \approx 0.5 S_2</math> <li>となる。よって、熱応力、照射応力に対する許容応力は、<math>0.5 S_2 = 3.0</math> kg/cm<sup>2</sup> となる。</li> </ul>		

Table 3.3 Correlation of the irradiation-induced dimensional changes of the fuel compact

	$\eta = \sum_{i=1}^6 a_i \gamma^i$	$\eta : \Delta L/L_0$ or $\Delta D/D_0$	$\gamma : 10^{20} \text{ n/cm}^2 \text{ DNE}$	
(1) Diameter change				
Temp. (°C)	$a_1$	$a_2$	$a_3$	
	$a_4$	$a_5$	$a_6$	
400.0	-6.99275E-04	1.32730E-05	-9.02179E-07	2.58457E-08
500.0	-6.09420E-04	-2.22947E-05	3.76811E-06	-2.36715E-07
600.0	-5.19565E-04	-7.60266E-05	1.11485E-05	-6.92512E-07
800.0	-7.56844E-04	-4.87802E-05	8.54348E-06	-5.65700E-07
1000.0	-1.61341E-03	8.21258E-05	-3.35148E-06	2.05335E-08
1200.0	-2.16087E-03	2.58941E-05	1.04347E-05	-9.39610E-07
1300.0	-2.78333E-03	1.85737E-04	-7.95291E-06	5.19329E-08
1400.0	-3.28333E-03	2.95423E-04	-1.96775E-05	7.03139E-07

## (2) Length change

Temp. (°C)	$a_1$	$a_2$	$a_3$	$a_4$	$a_5$	$a_6$
400.0	-4.87681E-04	-4.68383E-05	5.48190E-06	-2.98310E-07	7.97105E-09	-8.30920E-11
500.0	-4.7985E-04	-5.64276E-05	7.64856E-06	-4.35508E-07	1.17391E-08	-1.21740E-10
600.0	-5.11884E-04	-7.17173E-05	1.05688E-05	-6.224463E-07	1.71304E-08	-1.79710E-10
800.0	-9.13768E-04	-3.39011E-05	7.98190E-06	-4.66909E-07	1.23189E-08	-1.25600E-10
1000.0	-1.84891E-03	1.38817E-04	-1.010181E-05	5.30195E-07	-1.49276E-08	1.64250E-10
1200.0	-2.43297E-03	1.52041E-04	-7.35509E-06	2.65702E-07	-4.34786E-09	1.93240E-11
1300.0	-2.72319E-03	1.70302E-04	-8.02537E-06	2.33092E-07	-1.44940E-10	-6.76330E-11
1400.0	-3.03261E-03	5.00024E-04	-5.17391E-05	2.93720E-06	-7.65217E-08	7.34300E-10

Table 3.4a Calculated irradiation-induced diameter changes of the fuel compact; fast dose in n/cm ( $E > 0.18\text{MeV}$ ), diameter in %

FAST DOSE (1,E20)	TEMPERATURE (C)											
	400.0	500.0	600.0	700.0	800.0	900.0	1000.0	1100.0	1200.0	1300.0	1400.0	
0,00	-0,0	-0,0	-0,0	-0,0	-0,0	-0,0	-0,0	-0,0	-0,0	-0,0	-0,0	-0,0
1,00	-0,046	-0,042	-0,038	-0,038	-0,052	-0,078	-0,104	-0,123	-0,143	-0,178	-0,206	
2,00	-0,091	-0,084	-0,080	-0,083	-0,108	-0,153	-0,201	-0,241	-0,281	-0,340	-0,390	
3,00	-0,135	-0,128	-0,126	-0,132	-0,165	-0,224	-0,292	-0,355	-0,415	-0,489	-0,553	
4,00	-0,179	-0,172	-0,175	-0,185	-0,223	-0,292	-0,378	-0,463	-0,542	-0,625	-0,699	
5,00	-0,221	-0,217	-0,224	-0,239	-0,281	-0,357	-0,459	-0,566	-0,663	-0,750	-0,831	
6,00	-0,264	-0,261	-0,274	-0,294	-0,339	-0,420	-0,535	-0,662	-0,777	-0,865	-0,950	
7,00	-0,305	-0,304	-0,323	-0,349	-0,396	-0,481	-0,607	-0,754	-0,884	-0,972	-1,058	
8,00	-0,347	-0,348	-0,372	-0,403	-0,452	-0,539	-0,675	-0,839	-0,984	-1,070	-1,157	
9,00	-0,388	-0,390	-0,420	-0,456	-0,506	-0,596	-0,740	-0,920	-1,077	-1,162	-1,249	
10,00	-0,429	-0,432	-0,466	-0,507	-0,559	-0,651	-0,803	-0,996	-1,164	-1,248	-1,335	
11,00	-0,469	-0,473	-0,511	-0,557	-0,611	-0,705	-0,863	-1,067	-1,245	-1,330	-1,416	
12,00	-0,510	-0,513	-0,555	-0,604	-0,661	-0,757	-0,922	-1,135	-1,321	-1,407	-1,492	
13,00	-0,550	-0,553	-0,597	-0,650	-0,710	-0,809	-0,978	-1,198	-1,392	-1,480	-1,565	
14,00	-0,590	-0,592	-0,638	-0,695	-0,758	-0,860	-1,033	-1,259	-1,458	-1,551	-1,636	
15,00	-0,630	-0,630	-0,678	-0,738	-0,804	-0,910	-1,087	-1,317	-1,522	-1,619	-1,704	
16,00	-0,670	-0,668	-0,717	-0,780	-0,850	-0,960	-1,140	-1,373	-1,582	-1,686	-1,771	
17,00	-0,710	-0,705	-0,755	-0,821	-0,895	-1,009	-1,192	-1,427	-1,640	-1,751	-1,836	
18,00	-0,750	-0,742	-0,793	-0,861	-0,940	-1,058	-1,243	-1,480	-1,696	-1,814	-1,900	
19,00	-0,789	-0,778	-0,830	-0,901	-0,984	-1,106	-1,294	-1,531	-1,751	-1,877	-1,963	
20,00	-0,828	-0,814	-0,866	-0,940	-1,027	-1,154	-1,344	-1,582	-1,804	-1,938	-2,025	
21,00	-0,867	-0,850	-0,903	-0,979	-1,070	-1,202	-1,394	-1,632	-1,857	-1,998	-2,085	
22,00	-0,905	-0,885	-0,939	-1,017	-1,113	-1,249	-1,443	-1,682	-1,909	-2,058	-2,145	
23,00	-0,943	-0,920	-0,974	-1,056	-1,156	-1,296	-1,492	-1,731	-1,961	-2,116	-2,203	
24,00	-0,980	-0,954	-1,010	-1,094	-1,199	-1,342	-1,540	-1,780	-2,012	-2,173	-2,260	
25,00	-1,017	-0,988	-1,046	-1,133	-1,241	-1,368	-1,588	-1,829	-2,063	-2,228	-2,315	
26,00	-1,053	-1,022	-1,081	-1,171	-1,283	-1,433	-1,635	-1,877	-2,113	-2,283	-2,369	
27,00	-1,089	-1,055	-1,116	-1,209	-1,325	-1,477	-1,681	-1,924	-2,162	-2,335	-2,421	
28,00	-1,124	-1,088	-1,150	-1,247	-1,366	-1,521	-1,727	-1,971	-2,211	-2,385	-2,471	
29,00	-1,158	-1,120	-1,184	-1,284	-1,406	-1,564	-1,771	-2,018	-2,258	-2,433	-2,519	
30,00	-1,191	-1,152	-1,217	-1,221	-1,446	-1,606	-1,815	-2,063	-2,304	-2,478	-2,565	
31,00	-1,224	-1,183	-1,250	-1,256	-1,484	-1,647	-1,858	-2,107	-2,349	-2,521	-2,609	
32,00	-1,255	-1,214	-1,281	-1,291	-1,522	-1,687	-1,900	-2,150	-2,391	-2,561	-2,650	
33,00	-1,286	-1,244	-1,312	-1,424	-1,558	-1,726	-1,940	-2,191	-2,430	-2,598	-2,689	
34,00	-1,316	-1,273	-1,341	-1,456	-1,594	-1,764	-1,980	-2,230	-2,468	-2,632	-2,726	
35,00	-1,345	-1,302	-1,364	-1,486	-1,627	-1,801	-2,018	-2,268	-2,502	-2,663	-2,760	
36,00	-1,373	-1,329	-1,396	-1,515	-1,660	-1,836	-2,055	-2,303	-2,534	-2,691	-2,792	
37,00	-1,400	-1,356	-1,422	-1,543	-1,691	-1,871	-2,091	-2,337	-2,563	-2,716	-2,822	
38,00	-1,426	-1,383	-1,447	-1,569	-1,722	-1,906	-2,126	-2,369	-2,589	-2,740	-2,851	
39,00	-1,452	-1,409	-1,472	-1,595	-1,751	-1,939	-2,160	-2,399	-2,614	-2,761	-2,878	
40,00	-1,477	-1,434	-1,496	-1,620	-1,780	-1,972	-2,194	-2,429	-2,637	-2,782	-2,904	
41,00	-1,501	-1,459	-1,520	-1,646	-1,810	-2,005	-2,228	-2,459	-2,660	-2,803	-2,929	
42,00	-1,525	-1,485	-1,546	-1,673	-1,840	-2,039	-2,262	-2,488	-2,685	-2,825	-2,954	
43,00	-1,549	-1,511	-1,574	-1,702	-1,872	-2,073	-2,296	-2,520	-2,712	-2,849	-2,979	
44,00	-1,573	-1,537	-1,605	-1,736	-1,907	-2,109	-2,332	-2,555	-2,744	-2,878	-3,005	
45,00	-1,598	-1,565	-1,641	-1,776	-1,946	-2,146	-2,370	-2,594	-2,783	-2,913	-3,032	

Table 3.4b Calculated irradiation-induced length changes of the fuel compact; fast dose in n/cm<sup>2</sup>(E>0.18MeV), length change in %

FAST DOSE (1.E20)	TEMPERATURE (C)										
	400,0	500,0	600,0	700,0	800,0	900,0	1000,0	1100,0	1200,0	1300,0	1400,0
0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
1,00	-0,034	-0,034	-0,037	-0,045	-0,062	-0,088	-0,117	-0,141	-0,156	-0,174	-0,235
2,00	-0,072	-0,072	-0,079	-0,095	-0,126	-0,172	-0,224	-0,268	-0,299	-0,335	-0,433
3,00	-0,112	-0,113	-0,124	-0,147	-0,191	-0,252	-0,321	-0,384	-0,431	-0,483	-0,603
4,00	-0,154	-0,155	-0,170	-0,202	-0,255	-0,328	-0,411	-0,489	-0,553	-0,619	-0,751
5,00	-0,198	-0,199	-0,218	-0,257	-0,318	-0,400	-0,493	-0,585	-0,666	-0,745	-0,880
6,00	-0,242	-0,243	-0,266	-0,312	-0,379	-0,467	-0,569	-0,674	-0,771	-0,862	-0,996
7,00	-0,286	-0,287	-0,314	-0,365	-0,439	-0,532	-0,640	-0,756	-0,867	-0,971	-1,102
8,00	-0,331	-0,330	-0,360	-0,417	-0,495	-0,592	-0,706	-0,832	-0,957	-1,071	-1,200
9,00	-0,376	-0,373	-0,405	-0,467	-0,549	-0,649	-0,768	-0,903	-1,040	-1,164	-1,292
10,00	-0,420	-0,415	-0,449	-0,515	-0,600	-0,703	-0,826	-0,969	-1,117	-1,251	-1,380
11,00	-0,464	-0,456	-0,491	-0,560	-0,648	-0,753	-0,880	-1,030	-1,189	-1,332	-1,463
12,00	-0,507	-0,496	-0,531	-0,603	-0,693	-0,800	-0,931	-1,088	-1,255	-1,406	-1,543
13,00	-0,550	-0,535	-0,569	-0,643	-0,735	-0,845	-0,979	-1,141	-1,316	-1,475	-1,620
14,00	-0,593	-0,572	-0,606	-0,680	-0,775	-0,886	-1,023	-1,191	-1,372	-1,539	-1,692
15,00	-0,635	-0,609	-0,641	-0,716	-0,811	-0,924	-1,065	-1,237	-1,424	-1,598	-1,761
16,00	-0,676	-0,644	-0,675	-0,749	-0,845	-0,960	-1,104	-1,280	-1,471	-1,651	-1,824
17,00	-0,717	-0,679	-0,708	-0,780	-0,876	-0,993	-1,140	-1,319	-1,514	-1,700	-1,882
18,00	-0,757	-0,713	-0,739	-0,809	-0,905	-1,024	-1,174	-1,355	-1,553	-1,743	-1,934
19,00	-0,797	-0,746	-0,769	-0,837	-0,931	-1,052	-1,205	-1,388	-1,587	-1,781	-1,978
20,00	-0,837	-0,779	-0,799	-0,863	-0,956	-1,078	-1,233	-1,418	-1,617	-1,813	-2,014
21,00	-0,876	-0,811	-0,827	-0,888	-0,979	-1,102	-1,259	-1,444	-1,643	-1,840	-2,041
22,00	-0,915	-0,843	-0,856	-0,912	-1,001	-1,124	-1,283	-1,467	-1,665	-1,861	-2,060
23,00	-0,954	-0,874	-0,883	-0,934	-1,021	-1,145	-1,304	-1,488	-1,682	-1,876	-2,068
24,00	-0,993	-0,906	-0,911	-0,956	-1,039	-1,163	-1,323	-1,505	-1,695	-1,886	-2,067
25,00	-1,031	-0,936	-0,937	-0,978	-1,057	-1,181	-1,340	-1,519	-1,704	-1,889	-2,055
26,00	-1,069	-0,967	-0,964	-0,998	-1,073	-1,196	-1,355	-1,531	-1,709	-1,885	-2,033
27,00	-1,106	-0,997	-0,990	-1,018	-1,089	-1,211	-1,369	-1,540	-1,709	-1,875	-2,000
28,00	-1,144	-1,028	-1,016	-1,037	-1,104	-1,225	-1,381	-1,546	-1,705	-1,858	-1,959
29,00	-1,181	-1,057	-1,041	-1,055	-1,117	-1,237	-1,392	-1,550	-1,697	-1,835	-1,907
30,00	-1,217	-1,087	-1,065	-1,072	-1,130	-1,249	-1,402	-1,552	-1,685	-1,804	-1,848
31,00	-1,254	-1,116	-1,089	-1,089	-1,143	-1,261	-1,411	-1,552	-1,668	-1,768	-1,781
32,00	-1,290	-1,145	-1,112	-1,104	-1,154	-1,272	-1,419	-1,550	-1,648	-1,725	-1,707
33,00	-1,325	-1,173	-1,134	-1,119	-1,165	-1,282	-1,427	-1,546	-1,623	-1,675	-1,628
34,00	-1,360	-1,201	-1,156	-1,133	-1,175	-1,292	-1,434	-1,540	-1,594	-1,620	-1,544
35,00	-1,394	-1,226	-1,176	-1,145	-1,185	-1,302	-1,441	-1,533	-1,562	-1,560	-1,458
36,00	-1,428	-1,255	-1,195	-1,157	-1,194	-1,312	-1,447	-1,524	-1,527	-1,495	-1,371
37,00	-1,462	-1,281	-1,213	-1,167	-1,202	-1,322	-1,454	-1,514	-1,488	-1,427	-1,283
38,00	-1,495	-1,306	-1,230	-1,177	-1,210	-1,332	-1,459	-1,502	-1,446	-1,356	-1,196
39,00	-1,527	-1,332	-1,247	-1,186	-1,219	-1,342	-1,464	-1,488	-1,402	-1,283	-1,111
40,00	-1,560	-1,356	-1,262	-1,195	-1,227	-1,352	-1,469	-1,472	-1,355	-1,210	-1,030
41,00	-1,592	-1,382	-1,278	-1,204	-1,235	-1,382	-1,472	-1,454	-1,308	-1,140	-0,954
42,00	-1,625	-1,407	-1,293	-1,213	-1,245	-1,372	-1,473	-1,433	-1,258	-1,072	-0,882
43,00	-1,658	-1,433	-1,310	-1,223	-1,255	-1,381	-1,471	-1,408	-1,208	-1,010	-0,815
44,00	-1,693	-1,460	-1,328	-1,236	-1,267	-1,390	-1,466	-1,379	-1,158	-0,957	-0,753
45,00	-1,728	-1,489	-1,348	-1,252	-1,282	-1,399	-1,457	-1,344	-1,108	-0,913	-0,695

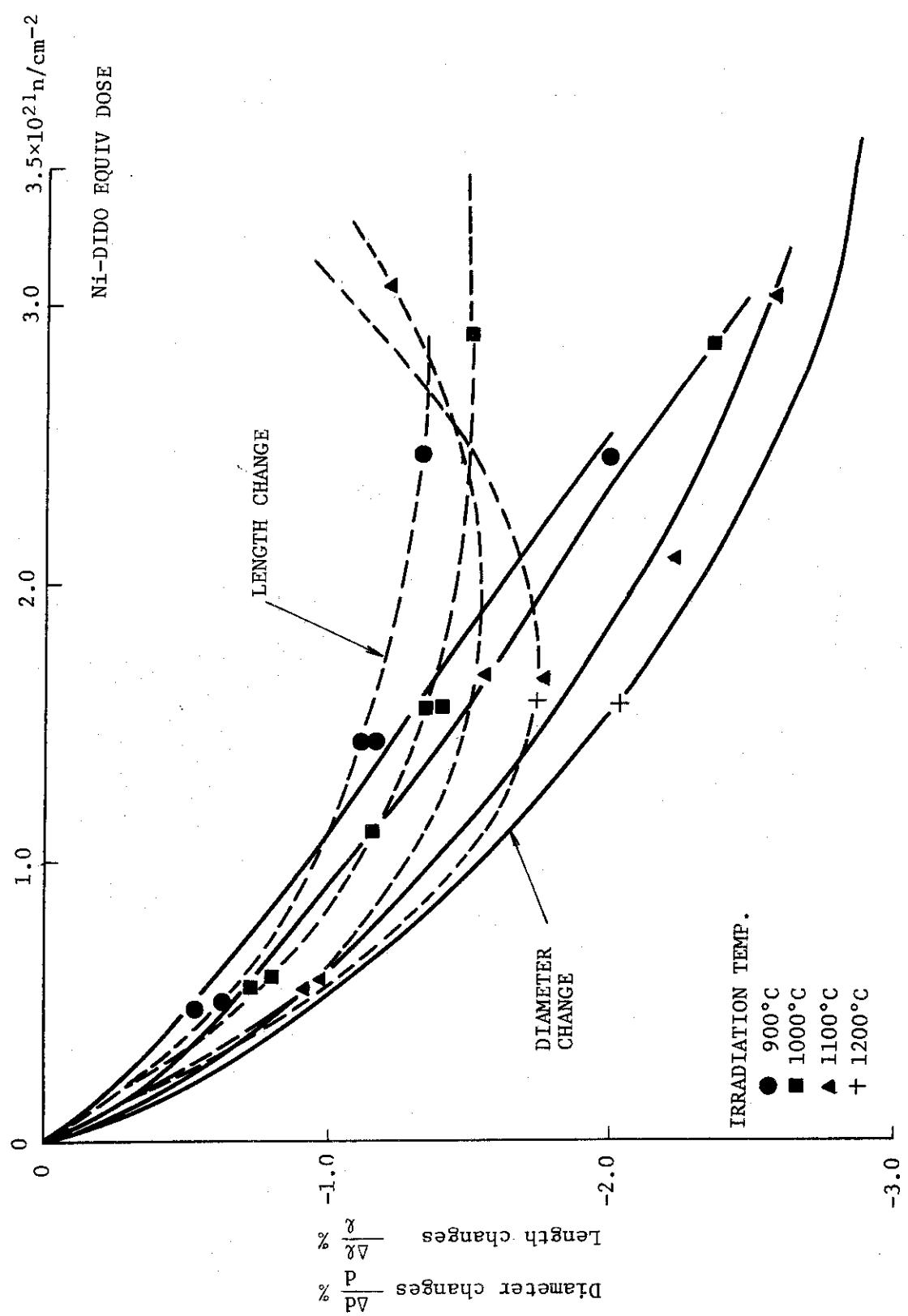


Fig. 3.1 Inner diameter and length changes for compacts irradiated under constant temperature conditions (文献(2))

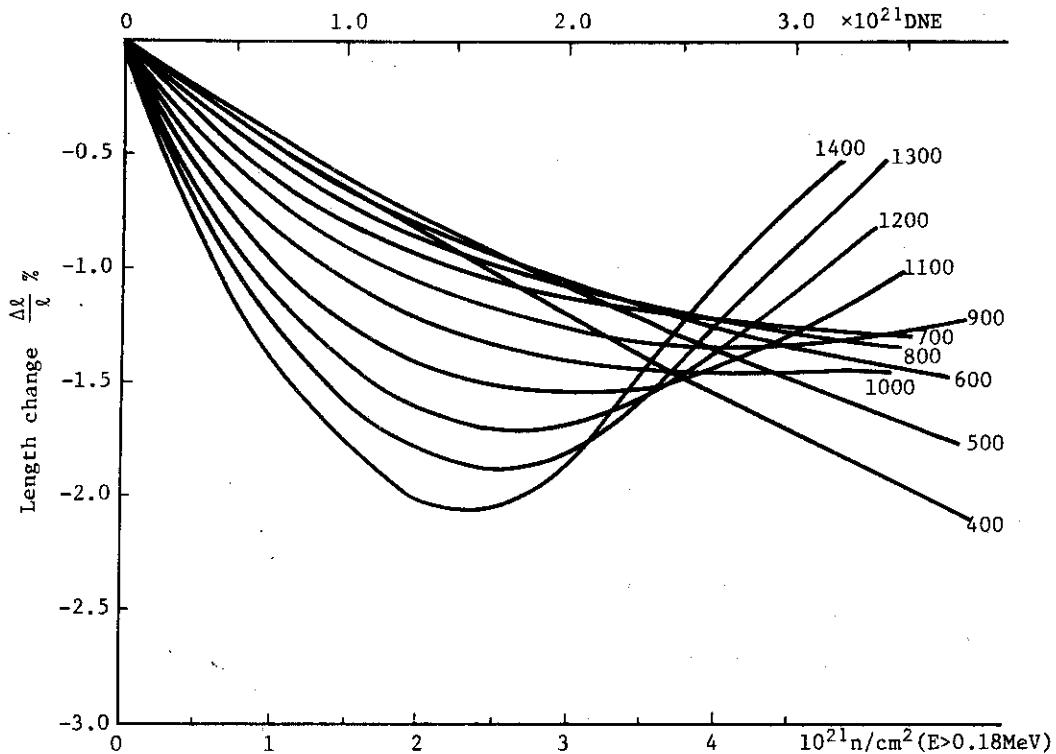


Fig. 3.2 Design curve of length change for the compact

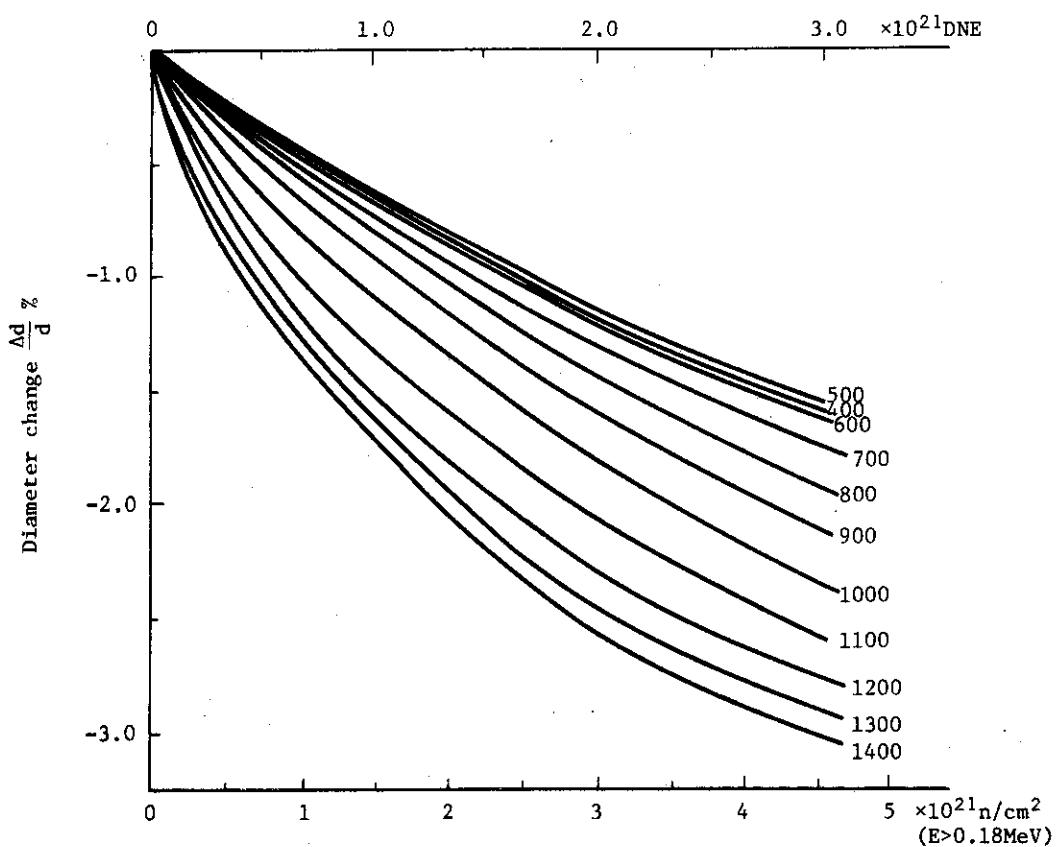


Fig. 3.3 Design curve of diameter change of the compact

## 4. 燃料体用黒鉛材料の選定と設計用材料データ

### 4.1 燃料体用黒鉛材料の銘柄選定

本実験炉の基本概念設計までは、燃料体用黒鉛（黒鉛スリーブとブロック）の銘柄として特定の1つに絞ってはいなかった。しかし、燃料体の構造設計の際には、ギルソナイト系等方性黒鉛IM2-24（英國AGL社製）を具体的に想定して来た。また当研究所の黒鉛材料研究室でも試験研究をIM2-24に重点を置いて進めて來た。しかし、その後（1974年秋）ギルソナイトコードの供給が閉される事態が発生し、試験研究の面からも設計の面からもIM2-24に代る材料の選定が必要となった。このため所内の関係者が「多目的高温ガス実験炉燃料ワーキンググループ（HWG-2）」（グループリーダー 野村燃料工学部部長）において新しい黒鉛材料の選定のための検討を行なった。（4-1）

この検討の対象となった黒鉛材料は、いづれも外国製のもので、メーカーが推奨しているもの、あるいは、商用HTGRのために開発されつつあるもので、次のものを含んでいる。

7477PT	(フランス, L. C. L社)
P <sub>s</sub> JHAN	(フランス, Pechiney社)
SM1-24	(イギリス, AGL社)
AS2-500	(ドイツ, SIGRI社)
H-451	(アメリカ, GLC社)
TS-1240	(アメリカ, UCC社)

これらの黒鉛銘柄について、素材供給の安定性、実用サイズ素材の工業的生産規模、高温照射挙動を含み素材の特性などに関して、現時点での可能な限りの情報を集め、相互比較を行なっている。これらの結果、スリーブ用黒鉛としては7477PT, SM1-24が、また、ブロック用黒鉛としてはSM1-24, P<sub>s</sub>JHAN, 7477PTが最も妥当であるとの結論が得られた。

この結果が所内の「多目的高温ガス実験炉燃料・黒鉛材料検討会」に報告された。ここにおいて、実験炉の具体的な燃料構造や使用条件を考慮して、7477PT黒鉛またはSM1-24黒鉛を使用した場合の燃料設計上の利害得失を比較検討することが提案された。このため、現状における材料特性と解析手法とを用いて種々の問題に対する検討が為された。この検討の内容は次節に述べる。

結論的には、両黒鉛銘柄による燃料体の炉内挙動の著しい相異はないし、また設計上の困難も予想されない。従って、具体的な燃料設計を進める上では、複数銘柄を想定することは得策ではないこと、実験炉の燃料体の炉内滞在時間が比較的短いため最高級の黒鉛を使用する必要性は薄いこと、また燃料についての現実的な炉内挙動の予測が必要であること、などの観点から、照射挙動についてより広範なデータが得られているSM1-24黒鉛を第1次概念設計における設計対象黒鉛として選定した。

SM1-24黒鉛は、英國のAGR用黒鉛として開発されたもので、ドラゴンプロジェクトを中

心として多くの材料特性が把握されており、その一部が公表ないし当研究所に提供されている。しかし、本検討が進められていた時点においては、原研内での試験結果は得られていない。従つて、SM 1-24 黒鉛に関する設計用の材料データとしては、入手している材料データを可能な限り採用することにし、不明な特性については他の銘柄の測定値を参考にし、控え目な値を設定することにした。このようにして設定された燃料体用黒鉛材料の設計データは第4.3節に記されている。従つて、この設計データによって規定される黒鉛を SM 1-24 (相当品) と呼ぶことにした。

#### 4.2 黒鉛銘柄による燃料体の炉内挙動の相違

##### 4.2.1 解析の範囲と前提

前節に述べたような経緯で、7477PT 黒鉛と SM 1-24 黒鉛との炉内挙動の解析が為された。比較された挙動は、照射に伴う燃料温度、スリープ応力、燃料棒支持部の干渉などの変化および燃料体カラムの弯曲である。これらは、いずれも材料の線膨張係数と照射寸法変化が主役を演ずる機械的挙動である。その他留意すべき材料や構造物の挙動としては、熱伝導、ブロックの応力、酸化腐食、核分裂生成物の拡散などがあるが、これらについては、特定のデータが不明であること、または、相対的に重要度が低いなどの判断から省略することにした。

機械的挙動の解析は、多目的高温ガス実験炉基本概念設計の炉心 (Mark-II炉心) を対象とした。Mk-II炉心の燃料体の配置を Fig. 4.1 に示す。

また、7477PT 黒鉛、SM 1-24 黒鉛および燃料コンパクトの材料特性の概要を Table 4.1 に示す。さらに、解析で仮定した黒鉛の照射寸法変化を Fig. 4.2 に示す。

##### 4.2.2 燃料温度とスリープ応力

主として黒鉛の線膨張係数および照射寸法変化が異なることによって、コンパクト/スリープ間のギャップコンダクタンスが変り、燃料温度も変り得る。また、当然にしてスリープの応力も変り得る。そこで次のような 3 ケースを解析の対象とした。

	黒鉛スリープ	黒鉛ブロック
CASE A	7477PT	7477PT
CASE B	SM 1-24	SM 1-24
CASE C	7477PT	SM 1-24

Mk-II炉心の燃料棒は、外面冷却の単管型であり、直径 4.9 mm のブロックの冷却孔に装填されている。燃料棒の概略寸法を Fig. 4.3 に示す。燃料棒の照射条件としては、Mk-II炉心の炉中心カラム (カラム番号 11-11, Fig. 4.1 参照) のものを想定した。Mk-II炉心ではこのカラムの燃料棒に最高線出力および燃料最高温度が出現している。この燃料チャンネルの流量、出力分布、高速中性子束分布はいずれも初期炉心のものを想定する。

温度と応力は、計算コード MULSHES<sup>(4-2)</sup> を用いて、ピーク点の高速中性子照射量が約  $3 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$  ( $E > 0.18 \text{ MeV}$ ) に達する迄の照射期間 (約 5 年) について解析された。

###### (1) 燃料温度の変化

CASE A, B, C のそれぞれについての初期温度特性を Fig. 4.4 に、また、コンパクトとスリーブの間のギャップおよび流路巾の変化を Fig. 4.5 と Fig. 4.6 に、さらにこれに伴う照射期間中の温度変化を Fig. 4.7 に示す。

先ず、初期の燃料温度の黒鉛銘柄による相違をみると (Fig. 4.4)、SM 1-24 を使用した CASE B の方が、7477PT を使用した CASE A より最大で約 10°C 低くなっている。一方、ブロック材のみが異なる場合の CASE A と CASE C における初期燃料温度はほとんど等しい。これら初期燃料温度の比較によって、燃料温度に及ぼすギャップと流路巾の影響の差を知ることができる。すなわち、ギャップの変動は燃料温度の変化に有意であるが、流路巾の変動に対してはそれ程強くないことがわかる。具体的には、Fig. 4.8 に、CASE A の場合を基準とした、ギャップと流路巾の変動に対する燃料温度への影響が示されている。軸方向位置にもよるが、最大 0.02 mm 程度のギャップの変動は、10°C 程度の燃料温度の変化をもたらす。他方、流路巾は、ギャップの 3 倍程度変動しても、ギャップ変動に対するものの 1/2 程度の変化しか現われていない。

次に、照射期間中の燃料温度の相違についてみてみる。照射期間中の温度は、上述で明らかなように、コンパクトとスリーブの間のギャップに強く依存しており、これがまた、炉心軸方向位置と黒鉛の銘柄によって違うため (Fig. 4.5)、それぞれの軸方向位置で異なった燃料温度変化を示している (Fig. 4.7)。コンパクトとスリーブの間のギャップが等しい CASE A と CASE C は、ほぼ等しい燃料温度を示しているが、軸方向位置によって明らかに異なっているところがある。これは、すなわち、流路巾の差によるものである (Fig. 4.6 と Fig. 4.8 参照)。なお、コンパクト／スリーブ間のギャップにふく射による熱伝達を考慮すると、燃料温度はかなり低下する。この一例として CASE A の場合を Fig. 4.9 に示す。

このように照射期間中のギャップと流路巾の変化は、主に材料の照射寸法変化差と熱膨張差によるものであり、これに伴う燃料温度の変化を、運転開始時（初期）の温度を基準に、照射期間末期の温度を表わしたもの (Fig. 4.10) に示す。照射期間中の温度変化は、ほぼ出力分布に対応し、出力の最も高い炉心入口より 100 cm のところから炉心中心にかけて大きく変化している。黒鉛銘柄による相違をみると、低温側 (1000°C 以下) の炉心の入口に近いところでは SM 1-24 (CASE B) の方が 7477PT (CASE A) よりも大きく、逆に高温側 (1000°C 以上) では、後者の黒鉛使用の場合の方が大きい。最高温度点の炉心入口より 250 cm のところで比較すると、7477PT 使用の場合が 69°C の温度上昇、SM 1-24 使用の場合は 54°C の温度上昇である。ふく射によるギャップ熱伝達を考慮するとかなりの温度低下がみられ、炉心入口で 20%，中央で 40%，出口で 43% 程度の温度上昇の緩和がみられる。

他方、コンパクトの温度変化に比べ、スリーブの温度変化は極めて僅少であり、最大でも ±4% 程度で、ほとんど有意でない (Fig. 4.7 と Fig. 4.10)。以上の解析結果の要点を Table 4.2 に示す。

## (2) 燃料コンパクトと燃料スリーブの熱応力と照射応力

Fig. 4.11 にコンパクトの Fig. 4.12 にスリーブの、各運転時と炉停止時とにおける最大応力（引張および圧縮）を、その発生位置（軸方向）とともに、7477PT 使用の場合 (CASE A) と SM 1-24 使用の場合 (CASE B) のそれぞれについて示す。また、Fig. 4.13 には、炉

心入口より 100 cm のところ（最高出力点）のコンパクトとスリーブに発生する円周応力の運転時と炉停止時の黒鉛銘柄による代表的な相違を示した。

先ず、はじめにコンパクトの照射期間中における最大応力についてみると、初期の熱応力は引張／圧縮がそれぞれ  $10 \text{ kg/cm}^2 / -6 \text{ kg/cm}^2$  であり、運転時の応力は、引張が初期の熱応力とほぼ同じ大きさ、圧縮が初期の熱応力の約 2 倍となっている。また、炉停止時の応力は運転時の応力をいずれも上回り、引張が運転時の最大応力の約 1.6 倍 ( $15 \text{ kg/cm}^2$ )、圧縮が運転時のそれの約 1.7 倍 ( $-23 \text{ kg/cm}^2$ ) である。スリーブ材（黒鉛銘柄）の相違による影響は、7477 PT と SM 1-24 使用の場合で、照射期間中の温度の相違が約 20°C と小さく、従って、ほとんどコンパクトの応力には関与していない（Fig. 4.11, Fig. 4.13 および Fig. 4.10）。なお、最大応力の発生位置は炉心入口から炉心中央部の間でみられる。

次に、スリーブの照射期間中における最大応力とこの黒鉛銘柄による相違についてみてみる。初期の熱応力（引張／圧縮）は、7477 PT の場合で  $16 \text{ kg/cm}^2 / -19 \text{ kg/cm}^2$ 、SM 1-24 の場合で  $9 \text{ kg/cm}^2 / -11 \text{ kg/cm}^2$ 、と異なっている。これは、主としてヤング率と線膨張係数の相異（設定上の相異も含めて）に起因するものである（Table 4.1 参照）。運転時のスリーブの応力は、7477 PT の場合、初期の熱応力以下であり、しかも最大応力の発生位置が炉心の入口に近い比較的低温側でみられる。これに対し、SM 1-24 の場合は初期の熱応力を上回り、引張が初期の熱応力の 1.8 倍 ( $17 \text{ kg/cm}^2$ )、圧縮が 1.3 倍 ( $-14 \text{ kg/cm}^2$ ) であり、最大応力の発生位置も比較的高温部の炉心中央付近でみられている。このように 7477 PT と SM 1-24 とではかなり特徴的な相違がみられる（Fig. 4.12 および Fig. 4.13）。これは物性値の中でも、特に照射寸法変化の温度依存性の相違、すなわち前者の照射寸法変化の温度依存性が 800°C 以下では後者のものに比較して大きいが、800°C 以上では後者のものに比べかなり小さい、という寸法変化特性に起因するものである（Fig. 4.2 参照）。炉停止時のスリーブの応力はいずれの場合も運転時の応力を上回っている。7477 PT の場合は引張／圧縮応力の最大値が  $22 \text{ kg/cm}^2 / -18 \text{ kg/cm}^2$ 、SM 1-24 の場合は  $28 \text{ kg/cm}^2 / -23 \text{ kg/cm}^2$  で 7477 PT に比較して約 25% 程度大きな応力値を示している。SM 1-24 の場合、照射量が増えても炉停止時の応力の減少が 7477 PT に比較して小さい（むしろ増加する）が、これはヤング率と線膨張係数の照射による増大（SM 1-24 の場合これらの物性値の照射依存性が考慮されている—Table 4.1 参照）による熱応力の増加に起因するものである。最大応力の発生位置は炉心中央付近であり、黒鉛の銘柄による際立った相異はない。

照射期間中の応力評価に際し、7477 PT の場合には照射寸法変化の温度依存性が小さいために、これに起因する応力発生も小さく、従って、照射依存性を考慮に入れた物性値の使用による初期の熱応力である程度評価できる点は注目されよう。この解析結果の要点を Table 4.2 に示す。

#### 4.2.3 燃料棒／ブロック接合部の寸法変化

燃料棒スリーブ材と黒鉛ブロック材の黒鉛銘柄が異なる場合、運転時におけるその接合部の寸法変化が、製作時の寸法余裕を設定する上でも、また接合部の健全性を確保する上でも重要である。Mk-II 燃料の場合、Fig. 4.14 に示すように、問題となる接合部は、燃料棒上部の嵌合部

と、リブと冷却孔面との接触部がある。ここでは前節に解析した Case A, C の結果に基づいて、スリーブ材に 7477 PT, ブロック材に SM1-24 を用いた場合の接合部の寸法変化を考察する。

代表的な炉心軸方向位置における運転時と炉停止時の接合部における照射期間中の寸法変化を Fig. 4.15 に示す。運転時では、炉心出口に近い高温部で約  $0.01 \sim 0.04$  mm 程度のスリーブ端栓部（およびリブ部）の縮付け（これは、スリーブの寸法がブロックの寸法より大きいことを示すもので、図中ではこの部分を黒塗りして表わしている）が全照射期間に亘ってみられる（炉心出口付近は高速中性子照射量が低く、炉心軸方向の最大高速中性子照射量が  $3 \times 10^{21} n/cm^2$  ( $E > 0.18$  MeV) のとき炉心出口では  $0.4 \times 10^{21} n/cm^2$  ( $E > 0.18$  MeV) 程度の照射量である）。一方、炉心の入口に近い低温部では極く少ない照射量において最大  $0.02$  mm 程度の縮付けがみられるが、照射量の増大とともに間隙も徐々に大きくなり、この縮付けは  $0.7 \times 10^{21} n/cm^2$  ( $E > 0.18$  MeV) 近傍の照射量では完全に消滅している。炉停止時については、燃料の最高温度位置で、かつ、照射期間末期（この位置の照射量は末期で約  $1.6 \times 10^{21} n/cm^2$  ( $E > 0.18$  MeV) である）で約  $0.02$  mm の縮付けがみられるが、他の位置では縮付けは起っていない。なお、炉心の中央から出口にかけてスリーブとブロックの間の間隙は小さくなっている。また、照射期間を通じ炉心軸方向各位置における収縮量は、スリーブ材である 7477 PT の方が、ブロック材の SM1-24 よりもほとんどの場合大きい。

この結果から、本解析条件下では、ピン・ブロック接合部（およびリブ部）の照射期間中における縮付け状況は、線膨張係数差による運転時に多くみられ、最大で  $0.04$  mm 程度生じていることがわかる。したがって、燃料棒・ブロック接合部の間隙としては、製作誤差の外に、この程度 ( $0.04$  mm) の余裕を見込んでおく必要があろう。また、このような対策を講じさえすれば、これ自身が設計上のネックになることはないであろう。

#### 4.2.4 燃料体カラムの弯曲

燃料体の黒鉛ブロックに 7477 PT または SM1-24 を使用した場合、ブロック高さ方向の線膨張係数と照射寸法変化が異なるため、これに起因するブロックカラムの弯曲挙動が相異して来る。

ここでは基本概念設計炉心 Mk-II のカラム番号 15-10（可動反射体に隣接する最外周燃料体カラム、Fig. 4.1 参照）を対象として、この炉心の最大弯曲量を比較する。ブロックの温度はこのブロックに含まれる代表チャンネルの冷却材温度に等しいとし、ブロック断面内の温度差はないとする。また、運転日 0 日の軸方向出力分布、高速中性子束分布は運転に伴って変化しないものと仮定する。このカラムの運転条件を Fig. 4.16 に示す。燃料体カラムは上部拘束および隣接カラムとの干渉がないものとする。つまり、この解析ではカラムの自由弯曲を評価する。

運転日 3 年における各ブロックの運転日 0 日（室温）の寸法からの変位置 (mm) を Fig. 4.17 に示す。

7477 PT 黒鉛では、カラム上端における最大変位量は、

水平方向には、炉心中心方向へ  $28.6$  mm、

高さ方向には、 $15.3$  mm 膨張する。また、運転時と停止時で、高さ方向に約  $20$  mm 伸縮す

る。

また、SM 1-24 黒鉛では、コラム上端における最大変位量は、

水平方向には、炉心中心方向へ 8.9 mm,

高さ方向には、13.5 mm 膨張する。また、運転時と炉停止時とで、高さ方向に約 14 mm 伸縮する。

コラム上端のブロック平面の傾きは、7477 PT, SM 1-24 それぞれに、0.0126, 0.0033 ラジアンであり、このことによりそれぞれ約 0.4, 0.1 の開きギャップをもつ、くさび形ギャップが形成される。

#### (補足)

- 1) 今回の計算に使用している 7477 PT の照射寸法変化は、設計計算の都合上、L.C.L 提供の照射データ（黒鉛研佐々木室長より入手）を基本としている。これによると 7477 PT は同一照射条件に対して、約 2 ~ 3 倍の収縮を示している。今回の計算はこのデータの差に大きく影響されている。
- 2) 実際の燃料体コラムは、流量調節単位（コラムで形成）毎に、最上部の流量調節装置によって、水平方向の変位が拘束される。炉心最外周の燃料コラムは可動反射体コラムと相互に拘束されている。従って、実際のコラムの変位は今回の結果のごとくにはならない。上部が拘束された場合、コラムがどのように変位するか、また炉心中心側の燃料コラムと干渉を起さないためにどの程度のコラム間ギャップが必要であるかは、未検討である。

#### 4.3 燃料体黒鉛材料の設計用材料データ

第 4.1 節で述べたごとく、第 1 次概念設計に際しては燃料スリーブ、燃料体用ブロック、可動反射体用ブロックに SM 1-24（相当品）を想定することにした。

この黒鉛の設計用材料データは、可能な限り SM 1-24 の実測値に準拠するものとし、不明の特性については、他の銘柄の値から類推することにより設定している。この内容を Table 4.3 に示す。

Table 4.1 Typical material properties of 7477PT,  
SM 1-24 and fuel compact

	COMPACT	7477PT	SM 1-24
熱伝導率 cal/cm S C	0.03	0.06	0.06
線膨張係数 $C^{-1}$	(⊥) $2.7 \sim 4 \times 10^{-6} *$ (//) $2.5 \sim 5 \times 10^{-6} *$	$5.0 \times 10^{-6}$ $5.0 \times 10^{-6}$	$\alpha_0 = 3.7 \times 10^{-6} **$ $\alpha_0 = 4.1 \times 10^{-6} **$
ヤング率 kg/cm <sup>2</sup>	(⊥) $0.52 \times 10^5$ (//) $0.52 \times 10^5$	$1.4 \times 10^5$ $1.4 \times 10^5$	$E_0 = 1.0 \times 10^5 **$ $E_0 = 0.9 \times 10^5 **$
ポアソン比	(⊥) 0.15 (//) 0.15	0.11 0.11	0.15 0.15
照射寸法変化	(⊥) Dragon data (//) (isotropy)	Fig. 4.2	Fig. 4.2
照射クリープ定数 (kg/cm <sup>2</sup> ) <sup>-1</sup> (10 <sup>20</sup> n/cm <sup>2</sup> ) <sup>-1</sup>	黒鉛と同じ、ただし、 実測値の最上限値	人名: Blackstone らのデータ (IAEA-SM-120/H-8) ただし、ギルソン ナイト系黒鉛の実測値の最下限値	
引張強度(未照射値) kg/cm <sup>2</sup>		240	190

\* 溫度依存性考慮 (500~1300°Cでの値)

\*\* 照射依存性考慮 ( $E_0$ ,  $\alpha_0$ は未照射値)

Table 4.2 Summary of the results in this analysis

材 料	CASE A		CASE B		CASE C	
	スリーブ/ブロック	7477PT/7477PT	SM1-24/SM1-24	7477PT/SM1-24		
コンパクト/スリーブギャップ (mm)		0.1~0.39	0.09~0.33	0.1~0.39		
流 路 巾 (mm)		1.97~2.02	1.99~2.07	1.96~2.02		
* コンパクトの温度上昇 (°C)						
炉心入口より 0		-5 (-4)**	2	-5		
0.286H		132 (93)	151	140		
0.5 H		133 (80)	114	134		
0.714H		69 (41)	54	69		
1.0 H		7 (-4)	7	7		
* スリーブの温度上昇 (°C)						
炉心入口より 0		-1	-2	0		
0.286H		-2	2	3		
0.5 H		-1	4	0		
0.714H		0	2	-1		
1.0 H		-1	-1	-1		
コンパクトの照射応力 (kg/cm <sup>2</sup> )	引 張	圧 縮	引 張	圧 縮		
熱 応 力	9.6	-6.1	9.6	-6.1		
運 転 時	9.6	-13.7	9.6	-13.8		
炉 停 止 時	14.9	-23.1	14.9	-23.1		
スリーブの照射応力 (kg/cm <sup>2</sup> )	引 張	圧 縮	引 張	圧 縮		
熱 応 力	16.2	-19.1	9.2	-10.8		
運 転 時	16.2	-19.1	16.6	-13.6		
炉 停 止 時	21.8	-18.3	27.5	-22.7		
ピン・ブロック接合部の 寸法差 (ギャップ mm)					運転時	炉停止時
炉心入口より 0					***	
0.286H					-0.02/0.03	~0.04
0.5 H					-0.02/0.06	~0.08
0.714H					-0.03/0.01	~0.03
1.0 H					-0.04/-0.01	~0.02/ -0.02
					-0.04/-0.03	~0.01

\* 運転開始(初期)の燃料ピン温度が基準

\*\* ふく射熱伝達を考慮した場合

\*\*\* 負号は、スリーブ寸法がブロック寸法より大きいことを示す

Table 4.3 Recommended design date of the graphiter for fuel element

- 参考文献 (1) AGL 資料 Developments in the HTR Graphite Moderator (Jan. 1974)  
 (2) 動管率資料  
 (3) R. W. Moore et al., BNES Cont. Paper 94 (Oct. 1973) Petroleum Coke Based Graphites for High Temperature Reactor Applications  
 (4) R. W. Moore et al., Fourth Industrial Carbon & Graphite Conf. (Sep. 1974)  
 Graphite Engineering and Design

	物性値	適応範囲	根拠
1	かさ密度 不純物	1.80 g/cm <sup>3</sup> $B < 1 \text{ ppm}$	資料(1), (3), (4)
2			資料(2) 5.00 mm did. プロックのカタログ値 B < 0.5 ppm Cd 0.3 ppm Ash 3.50 ppm
3	熱伝導率	0.06 cal/cmS°C	その他の中種について本資料を参照 資料(1), (3), (4) A 0.34 cal/cmS°C R 0.37 cal/cmS°C これらは室温の値である。 •他により詳しい公表データない。温度効果、照射効果を考慮して設計データとする。
4	比熱	$C_p = 0.54212 - 2.42667 \times 10^{-6}T - 9.02725 T^{-1}$ $- 4.34493 \times 10^4 T^{-2} + 1.59309 \times 10^7 T^{-3}$ $- 1.43688 \times 10^9 T^{-4}$	Butlandによる200~3500 °Kにおける実験値の最小2乗近似式 JAERI-memo 5505の推奨値

	物性値	適応	根拠
5	ただし、 $C_p$ : cal/g °K T : °K	溫度 250～3000 °K 上式を標準データとするが、計算上の制限があれば、安全解析で使用している下式の使用も可 $C_p = 0.303 + 6.70 \times 10^{-5} T$ ただし、 $C_p$ : cal/g °C $T$ : °R	<ul style="list-style-type: none"> <li>資料(1), (3)</li> <li>A <math>3.5 \times 10^{-6} \text{ C}^{-1}</math>            R <math>3.1 \times 10^{-6} \text{ C}^{-1}</math>            これは、20～400°Cの平均係数と思われる。</li> </ul>
	線膨張率 A $4.1 \times f(\gamma) \times 10^{-6} \text{ C}^{-1}$ R $3.7 \times f(\gamma) \times 10^{-6} \text{ C}^{-1}$	<ul style="list-style-type: none"> <li>適用温度範囲制限なし  <math>\gamma</math> は <math>6.5 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2 \text{ DNE}</math> 以下とする。</li> <li>ただし、  <math>f(\gamma) = 1 + 2.24327 \times 10^{-2} \gamma - 1.25 \times 10^{-3} \gamma^2 + 1.72 \times 10^{-5} \gamma^3</math>  <math>- 6.6 \times 10^{-8} \gamma^4</math>            ここで <math>[\gamma] = 10^{20} \text{ n/cm}^2 \text{ DNE}</math></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>資料(4)</li> <li>A <math>3.3 \times 10^{-6} \text{ C}^{-1}</math>            R <math>4.3 \times 10^{-6} \text{ C}^{-1}</math>            ただし、20～400°Cの値            (註、この値はA, Rが逆と思われる)</li> <li>資料(1), (2), (4)</li> <li>ドラゴンプロジェクトによる照射効果の測定結果（照射温度の依存性は無視できる。            このデータによると、未照射材の値はA, Rとともに <math>3.8 \times 10^{-6} \text{ C}^{-1}</math> となっている。</li> <li>結論として、資料(4)の未照射値に、資料(4)のR方向の照</li> </ul>

	物性値	適応	根拠	射効果(係数として)を考慮する。
6	ヤング率 $A = 0.9 \times (1.0 + f(r)) \times 10^5 \text{ kg/cm}^2$ $R = 1.0 \times (1.0 + f(r)) \times 10^5 \text{ kg/cm}^2$ ただし $f(r) = 1.0681 \times 10^{-1} r - 1.1962 \times 10^{-2} r^2 + 6.210 \times 10^{-4} r^3$ $- 1.5883 \times 10^{-5} r^4 + 2.0181 \times 10^{-7} r^5 - 1.0165 \times 10^{-9} r^6$ ただし、 $[r] = 10^{20} \text{ n/cm}^2 \text{ DNE}$	• 温度範囲制限なし • $r \leq 5.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2 \text{ DNE}$ とする	資料(1), (3), (4) A $0.90 \times 10^6 \text{ kg/cm}^2$ R $1.00 \times 10^6 \text{ kg/cm}^2$ 資料(1), (2)	ドラゴンプロジェクトによる照射効果の測定結果 (温度は $400 \sim 1400^\circ\text{C}$ ) 照射温度 $400^\circ\text{C}$ と $1000^\circ\text{C}$ では大巾に異なり、照射温度依存性は複雑
7	ポアソン比 0.15	• 荷重方向の差、温度効果、照射効果は考慮しない。	結論として、照射効果は A 方向の $1115^\circ\text{C}$ のデータ一括を採用する。これは、温度 $900 \sim 1250^\circ\text{C}$ の平均化に相当する。	資料(1), (2), (3), (4)
8	照射寸法変化	ある照射温度に対する関係式は $f(r) = \sum_{i=1}^6 a_i r^i$ ただし、 $[r] = 10^{20} \text{ n/cm}^2 \text{ DNE}$ a; および $f(r)$ を Table 4.4 に示す。	• 温度 $400 \sim 1400^\circ\text{C}$ • 中間温度に対して、適当な内挿法により求める。 • 照射量は、 $3 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2 \text{ DNE}$ 以下とする。	ドラゴンプロジェクトによる測定データおよび設計線図あり、(温度 $400 \sim 1400^\circ\text{C}$ , 照射量 $3 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2 \text{ DNE}$ 以上を含む) 上記設計線図の特定の照射温度に対する関係式を設計データとする。
9	照射クリープ定数 $H(T)$ $H(T) = 1.773 \times 10^{-6} - 2.527 \times 10^{-9} T$ $+ 3.469 \times 10^{-12} T^2$ $H(T): (\text{kg}/\text{cm}^2)^{-1} (10^{20} \text{ n}/\text{cm}^2)^{-1}$ $T: ^\circ\text{C}$ ( $E > 0.18 \text{ MeV}$ )	• 実験値は、 $600 \sim 1200^\circ\text{C}$ であるが範囲外は外挿する。 • 方向依存性は無視する。	この鉛の公表データなし、ギルソナイト系黒鉛のデータの最下限値を設計データとする。	

	物 性 値	適 応	根 拠
1.0	許 容 応 力		・資料(1)
	1 次応力 0.33S <sub>1</sub>	・これは通常状態、変動状態に適用する。	A R
	2 次応力 0.7S <sub>1</sub> または 0.33S <sub>2</sub>	・強度は等方的とする。 ・最小極限強さは、平均値 - 2σと設定する。 ・実験値を参考にして、結局以下のように許容応力を設定する。	引張強さ kg/cm <sup>2</sup> 175 曲げ強さ kg/cm <sup>2</sup> 220
S <sub>1</sub> : 最小引張強さ 105 kg/cm <sup>2</sup>	1 次応力 引張 35 kg/cm <sup>2</sup>	A R	
最小圧縮強さ 500 kg/cm <sup>2</sup>	圧縮 165 kg/cm <sup>2</sup>	これらは平均値、偏差については不明	
S <sub>2</sub> : 最小曲げ強さ 150 kg/cm <sup>2</sup>	2 次応力 引張 50 kg/cm <sup>2</sup>	・1969年のAGL社のカタログ、土は標準偏差 ( $\sigma$ )	
	圧縮 350 kg/cm <sup>2</sup>	A R	
	これらの許容応力は本来的に未照射材に対するものであるが、安全側に考えて、照射材にも適用する。	引張強さ kg/cm <sup>2</sup> 190±35 圧縮強さ kg/cm <sup>2</sup> 650±70 曲げ強さ kg/cm <sup>2</sup> 220±35	
		・結論として、主として最後の資料とともに最小強さを設定し、ASME Sec IIIの考え方を準用して許容応力を定める。	
1.1	許 容 ひ ず み		・SM 1-24黒鉛についての破壊ひずみそのものについての詳しい報告はない。
	1次応力状態	上記のSM 1-24の強度データから、破壊ひずみの平均値を算出すると、( $E = 1 \times 10^5$ kg/cm <sup>2</sup> ) 以下のようにある。	
	許容引張ひずみ 0.33ε <sub>1</sub>	単軸引張 0.19%	
	2次応力状態	単軸圧縮 0.65%	
	許容引張ひずみ 0.33ε <sub>2</sub>	4点曲げ 0.22%	
	ただし、	・この許容ひずみは等方的とし、局所的な弾性ひずみ成分を対象とする。	
	ε <sub>1</sub> : 最小引張破壊ひずみ 0.15%		
	ε <sub>2</sub> : 最小曲げ破壊ひずみ 0.19%		

物性値	適応	根拠
<p>この許容ひずみは結局、以下の値となる。</p> <p>1次応力状態 0.05 %</p> <p>2次応力状態 0.063%</p> <p>なお、前記の許容応力に基づく未照射の許容ひずみは、</p> <p>1次応力状態 0.035%</p> <p>2次応力状態 0.050%</p> <p>となり、上記の許容ひずみより 2.0 ~ 4.0% 程度安全側の値となる。</p>	<p>応力 - ひずみ曲線の非線形性を考慮すると実際の破壊ひずみは上記の値よりも大きくなる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・準等方性黒鉛材料の場合、<math>1 \times 10^{21} \text{n/cm}^2 \text{ DNE}</math> 程度の照射で応力 - ひずみ関係がほぼ線形になる。しかもこの時の引張破壊ひずみは、未照射の値よりも小さくなる。SM 1-2.4 の場合、上記照射量でヤング率は未照射値の 1.3 ~ 1.5 倍になる。また、引張強さは約 1.2 倍程度になることが予想される。この関係を用いると、照射後の引張破壊ひずみは以下のようになれる。</li> </ul> $\frac{1.75}{0.9 \sim 1.0 \times 10^5} \times \frac{1.2}{1.3 \sim 1.5} = 0.14 \sim 0.18$	<p>応力 - ひずみ曲線の非線形性を考慮すると実際の破壊ひずみは上記の値よりも大きくなる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・準等方性黒鉛材料の場合、<math>1 \times 10^{21} \text{n/cm}^2 \text{ DNE}</math> 程度の照射で応力 - ひずみ関係がほぼ線形になる。しかもこの時の引張破壊ひずみは、未照射の値よりも小さくなる。SM 1-2.4 の場合、上記照射量でヤング率は未照射値の 1.3 ~ 1.5 倍になる。また、引張強さは約 1.2 倍程度になることが予想される。この関係を用いると、照射後の引張破壊ひずみは以下のようになれる。</li> </ul> $\frac{1.75}{0.9 \sim 1.0 \times 10^5} \times \frac{1.2}{1.3 \sim 1.5} = 0.14 \sim 0.18$

Table 4.4a Correlation of the irradiation-induced dimensional changes of SM1-24 graphite

$\eta = \sum_{i=1}^6 a_i \gamma^i$	$\eta : \Delta\ell/\ell_0$	$\eta : 10^{20} \text{ n/cm}^2 \text{DNE}$				
(1) Radial (perpendicular) direction						
Temp. (°C)	$a_1$	$a_2$	$a_3$	$a_4$	$a_5$	$a_6$
400.0	-2,58885E-04	2,95647E-05	-2,24027E-06	7,97397E-08	-1,46065E-09	1,07530E-11
600.0	-6,35623E-05	2,24755E-05	-3,34611E-06	1,66106E-07	-3,63952E-09	2,94570E-11
800.0	-5,88437E-05	-8,38065E-06	1,66821E-07	-2,17347E-09	-1,23250E-11	4,00950E-13
1000.0	-1,65121E-04	-1,60641E-05	4,40210E-07	-7,34920E-09	5,68310E-11	0,0
1200.0	-7,17304E-04	8,47526E-06	-8,94341E-07	2,65804E-08	-2,09210E-10	0,0
1400.0	-2,25444E-03	9,92237E-05	-6,75386E-06	2,46686E-07	-3,73713E-09	2,00700E-11
(a) Axial (parallel) direction						
Temp. (°C)	$a_1$	$a_2$	$a_3$	$a_4$	$a_5$	$a_6$
400.0	-4,111965E-05	-5,13233E-07	-7,37302E-07	3,29427E-08	-3,02050E-10	0,0
500.0	-2,78462E-05	-3,31912E-06	-1,71070E-07	2,86069E-09	0,0	0,0
600.0	-1,68615E-05	1,28469E-06	-5,71935E-07	1,95803E-08	-4,23230E-10	3,70370E-12
700.0	-2,67256E-06	-1,15210E-06	-2,28338E-07	1,90844E-09	0,0	0,0
800.0	-5,72285E-05	-1,15430E-05	8,86650E-07	-5,14589E-08	1,33215E-09	-1,25190E-11
1100.0	-3,43928E-04	-1,17262E-05	1,21264E-06	-5,79198E-08	1,15108E-09	-7,61340E-12
1200.0	-8,08382E-04	2,13183E-05	-6,27573E-07	4,50546E-09	1,50380E-10	-1,72200E-12
1300.0	-1,31994E-03	3,85651E-05	-1,15309E-06	2,26727E-08	-1,51150E-10	0,0
1400.0	-2,24709E-03	1,01925E-04	-4,17545E-06	1,13742E-07	-1,50642E-09	7,56270E-12

Table 4.4b Calculated irradiation-induced radial dimensional changes  
of SML-24, fast dose in n/cm<sup>2</sup>(E>0.18MeV) dimensional change  
in %

FAST DOSE (1.E20)	TEMPERATURE (C)										
	400,0	500,0	600,0	700,0	800,0	900,0	1000,0	1100,0	1200,0	1300,0	1400,0
0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
1,00	-0,016	-0,006	-0,003	-0,003	-0,004	-0,006	-0,012	-0,024	-0,047	-0,087	-0,146
2,00	-0,030	-0,010	-0,005	-0,007	-0,009	-0,014	-0,025	-0,049	-0,094	-0,170	-0,284
3,00	-0,042	-0,011	-0,006	-0,010	-0,015	-0,023	-0,039	-0,074	-0,141	-0,251	-0,416
4,00	-0,052	-0,012	-0,007	-0,013	-0,021	-0,033	-0,055	-0,101	-0,187	-0,329	-0,542
5,00	-0,061	-0,012	-0,007	-0,016	-0,028	-0,044	-0,071	-0,128	-0,233	-0,405	-0,663
6,00	-0,069	-0,012	-0,007	-0,020	-0,036	-0,055	-0,089	-0,156	-0,278	-0,480	-0,780
7,00	-0,076	-0,012	-0,008	-0,024	-0,044	-0,068	-0,108	-0,185	-0,324	-0,553	-0,894
8,00	-0,082	-0,013	-0,009	-0,026	-0,053	-0,082	-0,128	-0,214	-0,370	-0,624	-1,004
9,00	-0,088	-0,014	-0,011	-0,033	-0,062	-0,096	-0,148	-0,245	-0,416	-0,695	-1,112
10,00	-0,094	-0,016	-0,013	-0,039	-0,072	-0,111	-0,170	-0,276	-0,462	-0,765	-1,218
11,00	-0,099	-0,019	-0,017	-0,045	-0,082	-0,126	-0,192	-0,308	-0,508	-0,834	-1,322
12,00	-0,104	-0,023	-0,021	-0,052	-0,093	-0,142	-0,215	-0,340	-0,555	-0,902	-1,425
13,00	-0,110	-0,028	-0,027	-0,060	-0,104	-0,159	-0,239	-0,374	-0,602	-0,970	-1,526
14,00	-0,115	-0,034	-0,033	-0,068	-0,116	-0,176	-0,263	-0,408	-0,650	-1,038	-1,627
15,00	-0,121	-0,041	-0,041	-0,077	-0,128	-0,194	-0,289	-0,442	-0,697	-1,106	-1,726
16,00	-0,127	-0,050	-0,049	-0,086	-0,141	-0,212	-0,314	-0,478	-0,746	-1,173	-1,825
17,00	-0,133	-0,059	-0,058	-0,096	-0,154	-0,230	-0,340	-0,514	-0,794	-1,240	-1,922
18,00	-0,140	-0,069	-0,068	-0,106	-0,167	-0,249	-0,367	-0,550	-0,843	-1,307	-2,019
19,00	-0,147	-0,080	-0,079	-0,117	-0,181	-0,269	-0,394	-0,587	-0,893	-1,375	-2,115
20,00	-0,154	-0,091	-0,090	-0,129	-0,195	-0,289	-0,422	-0,625	-0,943	-1,441	-2,209
21,00	-0,162	-0,104	-0,102	-0,141	-0,210	-0,309	-0,450	-0,663	-0,993	-1,508	-2,303
22,00	-0,170	-0,116	-0,114	-0,153	-0,224	-0,329	-0,479	-0,701	-1,043	-1,575	-2,395
23,00	-0,179	-0,130	-0,127	-0,166	-0,240	-0,350	-0,508	-0,740	-1,094	-1,641	-2,486
24,00	-0,188	-0,143	-0,141	-0,179	-0,255	-0,371	-0,537	-0,779	-1,145	-1,708	-2,575
25,00	-0,197	-0,157	-0,154	-0,192	-0,271	-0,393	-0,567	-0,819	-1,196	-1,773	-2,662
26,00	-0,207	-0,171	-0,168	-0,206	-0,287	-0,415	-0,597	-0,859	-1,247	-1,839	-2,747
27,00	-0,217	-0,185	-0,181	-0,220	-0,304	-0,437	-0,627	-0,899	-1,299	-1,903	-2,830
28,00	-0,228	-0,199	-0,195	-0,234	-0,321	-0,459	-0,658	-0,940	-1,350	-1,968	-2,911
29,00	-0,239	-0,214	-0,209	-0,248	-0,338	-0,482	-0,689	-0,980	-1,401	-2,031	-2,989
30,00	-0,250	-0,228	-0,223	-0,263	-0,356	-0,505	-0,720	-1,021	-1,453	-2,093	-3,063
31,00	-0,262	-0,242	-0,237	-0,278	-0,373	-0,529	-0,751	-1,062	-1,504	-2,155	-3,135
32,00	-0,274	-0,255	-0,251	-0,293	-0,392	-0,553	-0,783	-1,103	-1,555	-2,215	-3,204
33,00	-0,287	-0,269	-0,266	-0,308	-0,410	-0,577	-0,815	-1,144	-1,605	-2,274	-3,269
34,00	-0,300	-0,283	-0,280	-0,324	-0,429	-0,601	-0,847	-1,185	-1,656	-2,332	-3,330
35,00	-0,313	-0,296	-0,294	-0,339	-0,448	-0,626	-0,879	-1,226	-1,705	-2,388	-3,387
36,00	-0,327	-0,310	-0,308	-0,355	-0,468	-0,651	-0,912	-1,267	-1,754	-2,442	-3,440
37,00	-0,342	-0,324	-0,322	-0,371	-0,487	-0,676	-0,944	-1,308	-1,803	-2,495	-3,488
38,00	-0,356	-0,337	-0,336	-0,388	-0,507	-0,702	-0,977	-1,349	-1,851	-2,546	-3,532
39,00	-0,371	-0,351	-0,404	-0,528	-0,728	-1,010	-1,389	-1,898	-2,594	-3,572	
40,00	-0,387	-0,365	-0,365	-0,421	-0,549	-0,754	-1,043	-1,430	-1,944	-2,641	-3,607
41,00	-0,403	-0,379	-0,380	-0,439	-0,570	-0,780	-1,076	-1,470	-1,989	-2,685	-3,636
42,00	-0,419	-0,394	-0,396	-0,456	-0,591	-0,807	-1,109	-1,510	-2,034	-2,726	-3,661
43,00	-0,436	-0,409	-0,411	-0,474	-0,613	-0,834	-1,143	-1,550	-2,077	-2,765	-3,681
44,00	-0,453	-0,425	-0,428	-0,493	-0,635	-0,861	-1,176	-1,589	-2,119	-2,801	-3,696
45,00	-0,471	-0,441	-0,444	-0,511	-0,657	-0,889	-1,210	-1,628	-2,159	-2,835	-3,705
46,00	-0,489	-0,458	-0,462	-0,531	-0,680	-0,916	-1,243	-1,667	-2,199	-2,865	-3,709
47,00	-0,508	-0,476	-0,480	-0,550	-0,703	-0,944	-1,277	-1,705	-2,236	-2,892	-3,709
48,00	-0,527	-0,494	-0,498	-0,570	-0,726	-0,972	-1,311	-1,742	-2,273	-2,917	-3,703
49,00	-0,547	-0,513	-0,517	-0,591	-0,750	-1,001	-1,345	-1,780	-2,308	-2,938	-3,691
50,00	-0,567	-0,534	-0,537	-0,612	-0,774	-1,029	-1,378	-1,816	-2,341	-2,956	-3,675
51,00	-0,587	-0,555	-0,558	-0,633	-0,798	-1,058	-1,412	-1,852	-2,373	-2,971	-3,654
52,00	-0,608	-0,576	-0,579	-0,655	-0,822	-1,087	-1,446	-1,888	-2,403	-2,983	-3,628
53,00	-0,629	-0,599	-0,601	-0,677	-0,847	-1,117	-1,480	-1,923	-2,431	-2,991	-3,597
54,00	-0,651	-0,622	-0,623	-0,699	-0,872	-1,146	-1,513	-1,957	-2,457	-2,996	-3,562
55,00	-0,672	-0,645	-0,645	-0,722	-0,897	-1,176	-1,547	-1,990	-2,482	-2,998	-3,522
56,00	-0,694	-0,668	-0,668	-0,744	-0,923	-1,206	-1,580	-2,023	-2,504	-2,996	-3,478
57,00	-0,716	-0,691	-0,690	-0,767	-0,949	-1,236	-1,614	-2,054	-2,525	-2,992	-3,430
58,00	-0,739	-0,714	-0,712	-0,790	-0,974	-1,266	-1,647	-2,085	-2,543	-2,984	-3,378
59,00	-0,760	-0,736	-0,733	-0,812	-1,001	-1,297	-1,680	-2,115	-2,560	-2,974	-3,322
60,00	-0,782	-0,757	-0,753	-0,835	-1,027	-1,328	-1,713	-2,144	-2,575	-2,960	-3,263

Table 4.4c Calculated irradiation-induced axial dimensional changes of SM1-24, fast dose in n/cm<sup>2</sup>(E>0.18MeV) dimensional change in %

FAST DOSE (1,E20)	TEMPERATURE (C)										
	400,0	500,0	600,0	700,0	800,0	900,0	1000,0	1100,0	1200,0	1300,0	1400,0
0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0	0,0
1,00	-0,003	-0,002	-0,001	-0,000	-0,002	-0,004	-0,008	-0,023	-0,053	-0,086	-0,146
2,00	-0,006	-0,004	-0,002	-0,000	-0,005	-0,010	-0,018	-0,048	-0,104	-0,170	-0,283
3,00	-0,009	-0,007	-0,003	-0,001	-0,008	-0,015	-0,029	-0,072	-0,153	-0,249	-0,412
4,00	-0,013	-0,010	-0,005	-0,002	-0,011	-0,022	-0,042	-0,098	-0,201	-0,327	-0,535
5,00	-0,017	-0,014	-0,006	-0,003	-0,014	-0,029	-0,056	-0,124	-0,248	-0,401	-0,650
6,00	-0,021	-0,017	-0,008	-0,004	-0,018	-0,037	-0,070	-0,150	-0,293	-0,474	-0,761
7,00	-0,026	-0,022	-0,010	-0,006	-0,021	-0,043	-0,085	-0,176	-0,337	-0,543	-0,864
8,00	-0,032	-0,027	-0,013	-0,008	-0,025	-0,054	-0,101	-0,202	-0,379	-0,610	-0,964
9,00	-0,039	-0,032	-0,016	-0,010	-0,030	-0,063	-0,117	-0,229	-0,421	-0,676	-1,059
10,00	-0,046	-0,038	-0,019	-0,013	-0,034	-0,072	-0,134	-0,255	-0,462	-0,739	-1,149
11,00	-0,054	-0,044	-0,023	-0,017	-0,039	-0,081	-0,151	-0,282	-0,501	-0,800	-1,235
12,00	-0,062	-0,051	-0,028	-0,020	-0,044	-0,091	-0,168	-0,308	-0,540	-0,860	-1,318
13,00	-0,071	-0,059	-0,033	-0,025	-0,050	-0,102	-0,186	-0,334	-0,578	-0,917	-1,397
14,00	-0,081	-0,067	-0,039	-0,030	-0,056	-0,112	-0,204	-0,361	-0,615	-0,974	-1,473
15,00	-0,092	-0,075	-0,045	-0,035	-0,063	-0,123	-0,222	-0,387	-0,652	-1,029	-1,546
16,00	-0,104	-0,085	-0,053	-0,041	-0,070	-0,135	-0,240	-0,413	-0,688	-1,082	-1,617
17,00	-0,116	-0,094	-0,061	-0,048	-0,077	-0,147	-0,259	-0,440	-0,724	-1,134	-1,684
18,00	-0,128	-0,105	-0,069	-0,055	-0,085	-0,159	-0,278	-0,466	-0,759	-1,185	-1,750
19,00	-0,142	-0,116	-0,079	-0,063	-0,094	-0,172	-0,298	-0,492	-0,794	-1,234	-1,813
20,00	-0,156	-0,128	-0,089	-0,072	-0,103	-0,185	-0,317	-0,518	-0,828	-1,282	-1,874
21,00	-0,171	-0,140	-0,100	-0,082	-0,113	-0,199	-0,337	-0,545	-0,862	-1,330	-1,932
22,00	-0,186	-0,153	-0,112	-0,092	-0,123	-0,213	-0,358	-0,572	-0,896	-1,375	-1,989
23,00	-0,201	-0,167	-0,125	-0,103	-0,134	-0,227	-0,378	-0,598	-0,929	-1,420	-2,044
24,00	-0,218	-0,181	-0,138	-0,115	-0,146	-0,242	-0,399	-0,625	-0,962	-1,464	-2,096
25,00	-0,235	-0,196	-0,153	-0,127	-0,158	-0,258	-0,421	-0,653	-0,995	-1,507	-2,147
26,00	-0,252	-0,211	-0,168	-0,141	-0,171	-0,274	-0,443	-0,680	-1,028	-1,549	-2,196
27,00	-0,270	-0,227	-0,184	-0,155	-0,185	-0,291	-0,466	-0,708	-1,061	-1,589	-2,242
28,00	-0,288	-0,244	-0,201	-0,170	-0,199	-0,308	-0,489	-0,736	-1,093	-1,629	-2,287
29,00	-0,307	-0,262	-0,219	-0,187	-0,214	-0,326	-0,512	-0,765	-1,125	-1,668	-2,330
30,00	-0,326	-0,280	-0,238	-0,204	-0,229	-0,344	-0,536	-0,794	-1,157	-1,705	-2,371
31,00	-0,346	-0,298	-0,258	-0,221	-0,245	-0,363	-0,561	-0,823	-1,189	-1,742	-2,410
32,00	-0,367	-0,317	-0,279	-0,240	-0,262	-0,382	-0,586	-0,853	-1,220	-1,777	-2,447
33,00	-0,388	-0,337	-0,301	-0,260	-0,279	-0,401	-0,611	-0,883	-1,251	-1,812	-2,483
34,00	-0,409	-0,357	-0,324	-0,281	-0,297	-0,421	-0,637	-0,913	-1,282	-1,845	-2,515
35,00	-0,431	-0,378	-0,349	-0,302	-0,316	-0,442	-0,664	-0,944	-1,313	-1,878	-2,547
36,00	-0,454	-0,400	-0,374	-0,325	-0,334	-0,462	-0,691	-0,975	-1,344	-1,909	-2,575
37,00	-0,478	-0,421	-0,400	-0,349	-0,354	-0,483	-0,718	-1,006	-1,374	-1,939	-2,602
38,00	-0,503	-0,444	-0,427	-0,373	-0,374	-0,505	-0,746	-1,038	-1,403	-1,967	-2,627
39,00	-0,529	-0,467	-0,456	-0,399	-0,394	-0,526	-0,774	-1,070	-1,432	-1,995	-2,649
40,00	-0,556	-0,490	-0,486	-0,426	-0,415	-0,548	-0,802	-1,102	-1,461	-2,021	-2,669
41,00	-0,584	-0,514	-0,516	-0,453	-0,437	-0,570	-0,831	-1,134	-1,490	-2,046	-2,688
42,00	-0,613	-0,536	-0,548	-0,482	-0,458	-0,592	-0,860	-1,166	-1,517	-2,070	-2,704
43,00	-0,644	-0,562	-0,582	-0,511	-0,481	-0,615	-0,889	-1,198	-1,544	-2,092	-2,717
44,00	-0,677	-0,587	-0,616	-0,542	-0,503	-0,637	-0,918	-1,231	-1,571	-2,114	-2,729
45,00	-0,712	-0,612	-0,652	-0,574	-0,526	-0,660	-0,948	-1,262	-1,596	-2,133	-2,738
46,00	-0,749	-0,638	-0,688	-0,606	-0,550	-0,683	-0,977	-1,294	-1,621	-2,151	-2,744
47,00	-0,789	-0,664	-0,727	-0,640	-0,574	-0,706	-1,007	-1,325	-1,645	-2,168	-2,749
48,00	-0,831	-0,690	-0,766	-0,675	-0,598	-0,730	-1,036	-1,356	-1,668	-2,183	-2,751
49,00	-0,876	-0,716	-0,806	-0,710	-0,623	-0,754	-1,065	-1,387	-1,691	-2,196	-2,751
50,00	-0,924	-0,742	-0,648	-0,747	-0,649	-0,778	-1,095	-1,416	-1,712	-2,208	-2,750
51,00	-0,976	-0,768	-0,891	-0,785	-0,675	-0,802	-1,124	-1,445	-1,731	-2,218	-2,745
52,00	-1,032	-0,795	-0,935	-0,823	-0,702	-0,827	-1,153	-1,473	-1,750	-2,227	-2,739
53,00	-1,092	-0,822	-0,980	-0,863	-0,730	-0,852	-1,181	-1,500	-1,768	-2,234	-2,730
54,00	-1,157	-0,848	-1,027	-0,904	-0,758	-0,878	-1,210	-1,525	-1,784	-2,239	-2,719
55,00	-1,228	-0,875	-1,074	-0,945	-0,788	-0,905	-1,239	-1,550	-1,799	-2,243	-2,707
56,00	-1,303	-0,901	-1,123	-0,988	-0,819	-0,934	-1,267	-1,574	-1,812	-2,246	-2,692
57,00	-1,385	-0,927	-1,172	-1,032	-0,850	-0,963	-1,296	-1,595	-1,825	-2,245	-2,676
58,00	-1,474	-0,953	-1,223	-1,076	-0,884	-0,994	-1,324	-1,615	-1,833	-2,243	-2,657
59,00	-1,570	-0,979	-1,274	-1,122	-0,919	-1,027	-1,353	-1,633	-1,843	-2,240	-2,637
60,00	-1,673	-1,005	-1,326	-1,168	-0,955	-1,061	-1,381	-1,650	-1,850	-2,233	-2,614

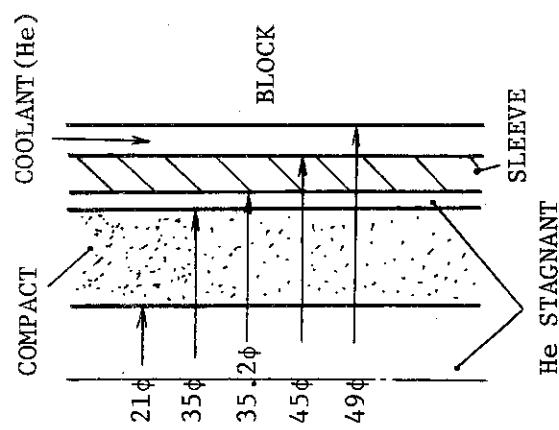


Fig. 4.3 Geometry of the fuel rod

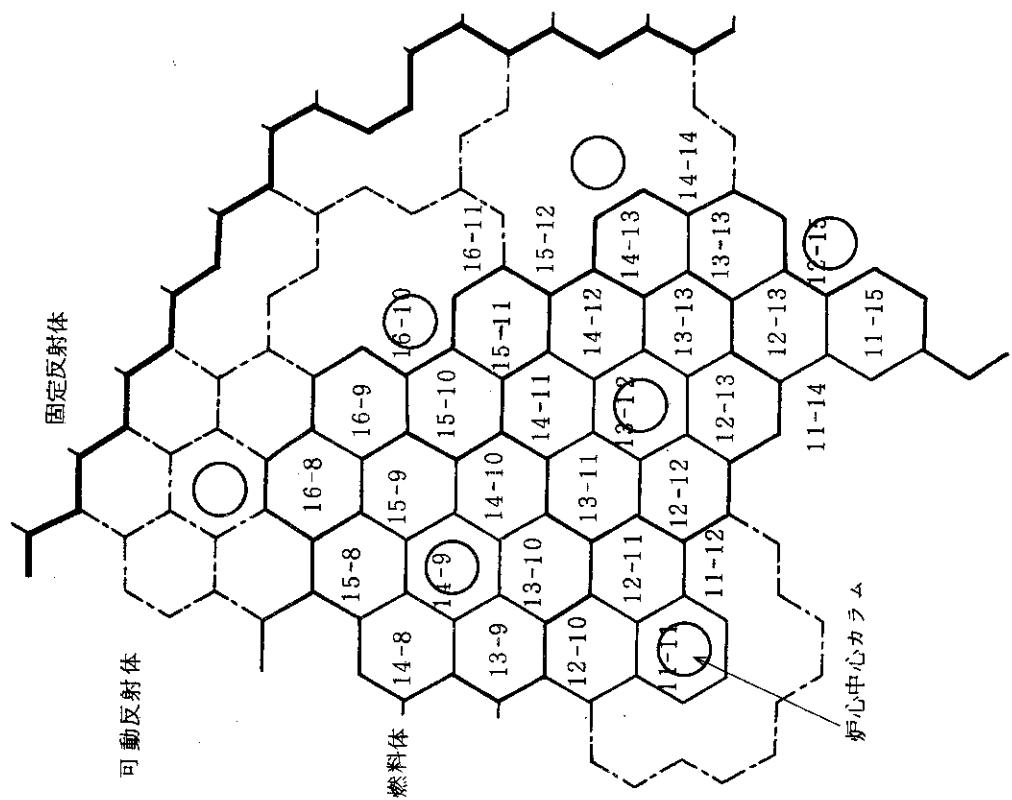


Fig. 4.1 Horizontal layout of the Mk-II core

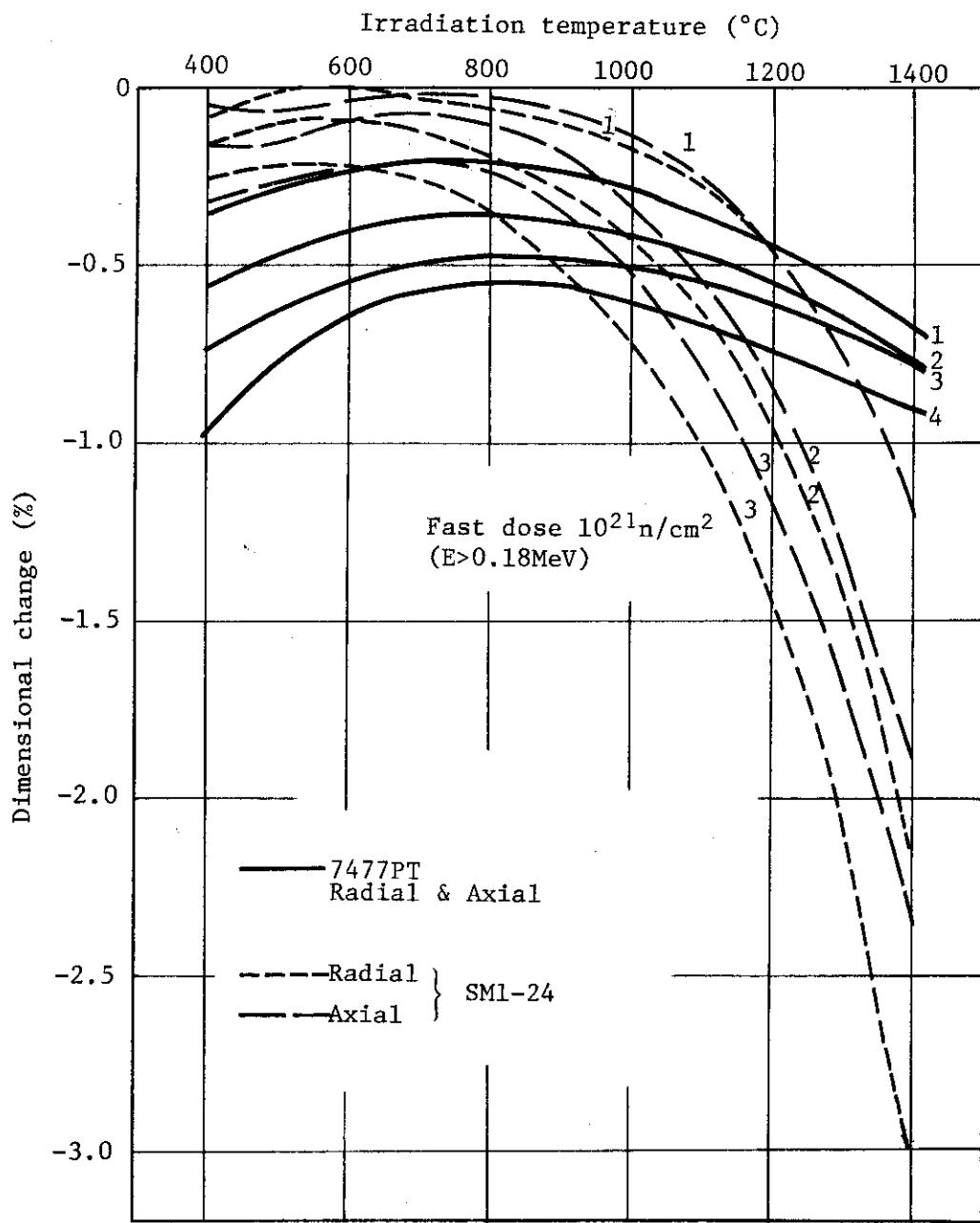


Fig. 4.2 Assumed fast neutron-induced dimensional changes of 7477PT and SM1-24 graphites

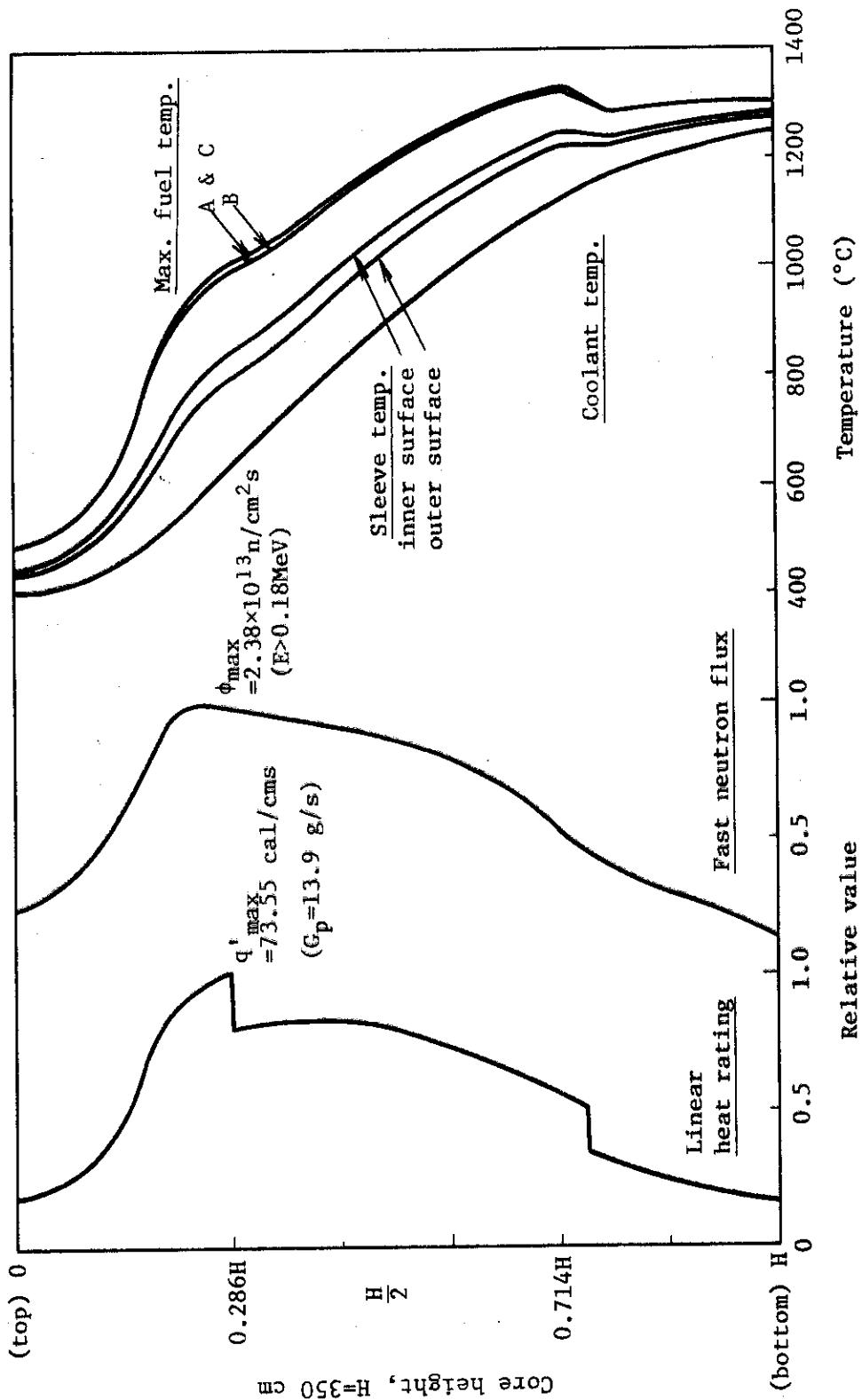


Fig. 4.4 Fuel rod irradiation conditions at zero burnup in the Mark-III core

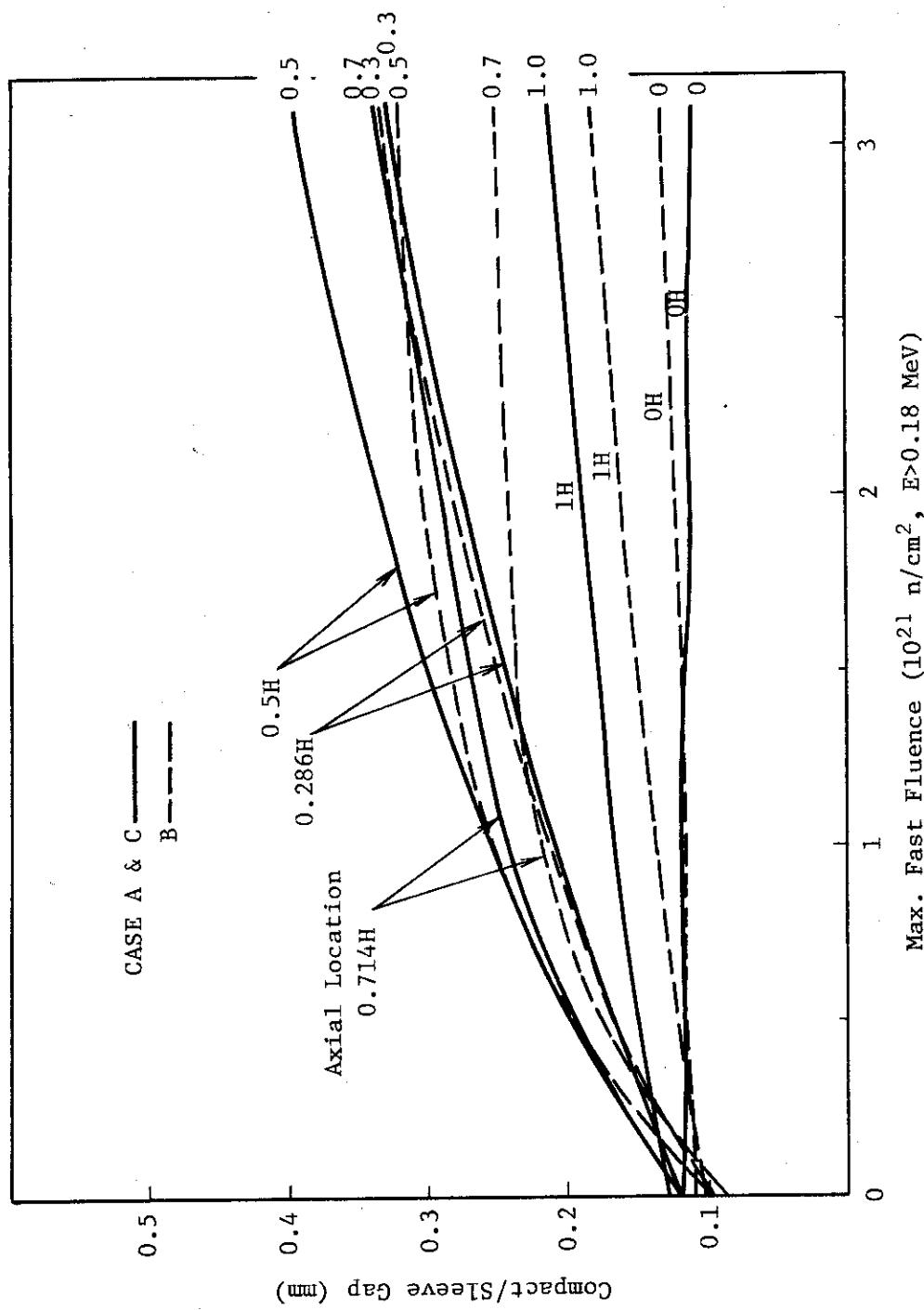


Fig. 4.5 Variation of the compact/sleeve gap during irradiation

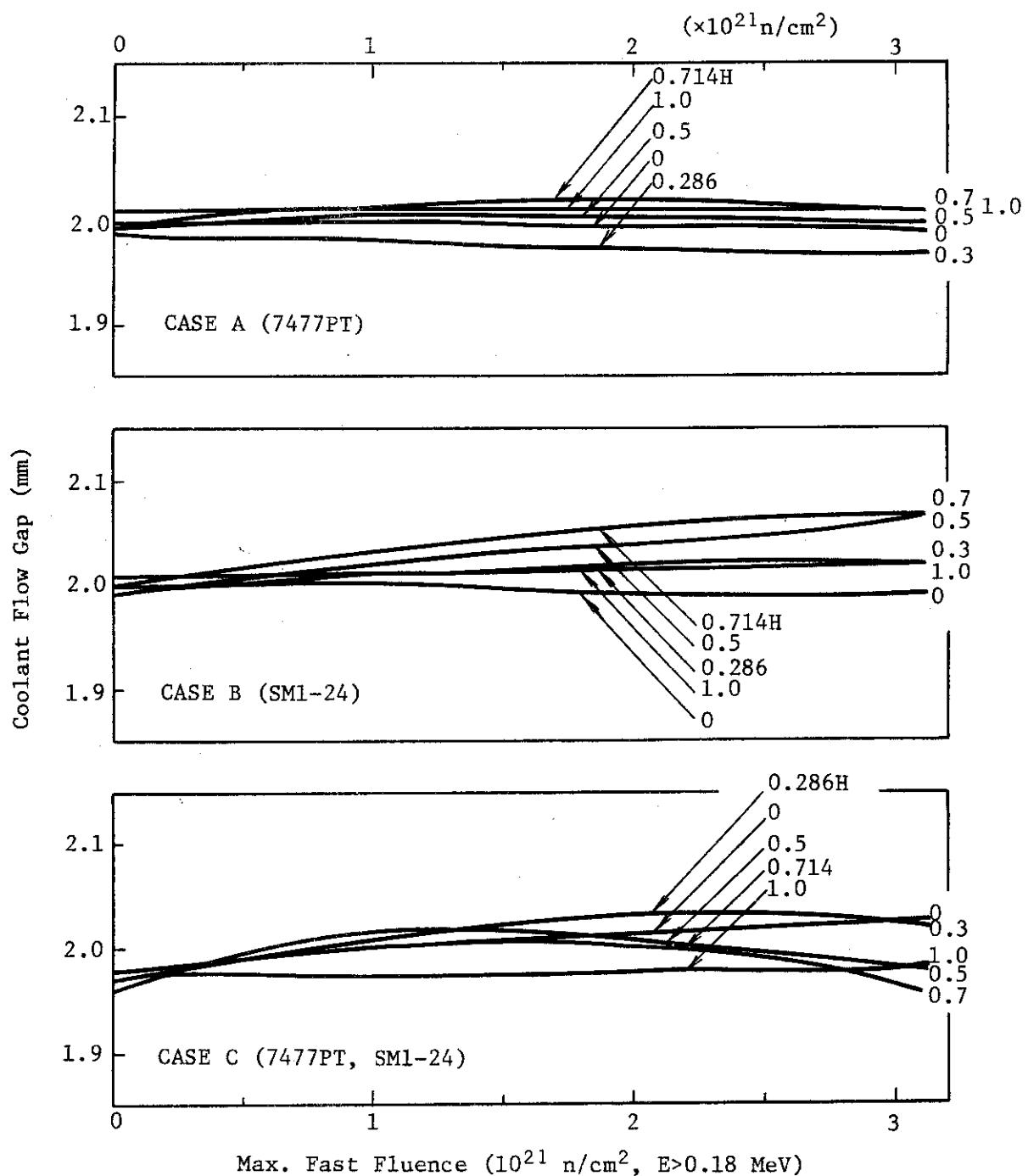


Fig. 4.6(a) Variation of the flow gap during irradiation, comparison of graphites

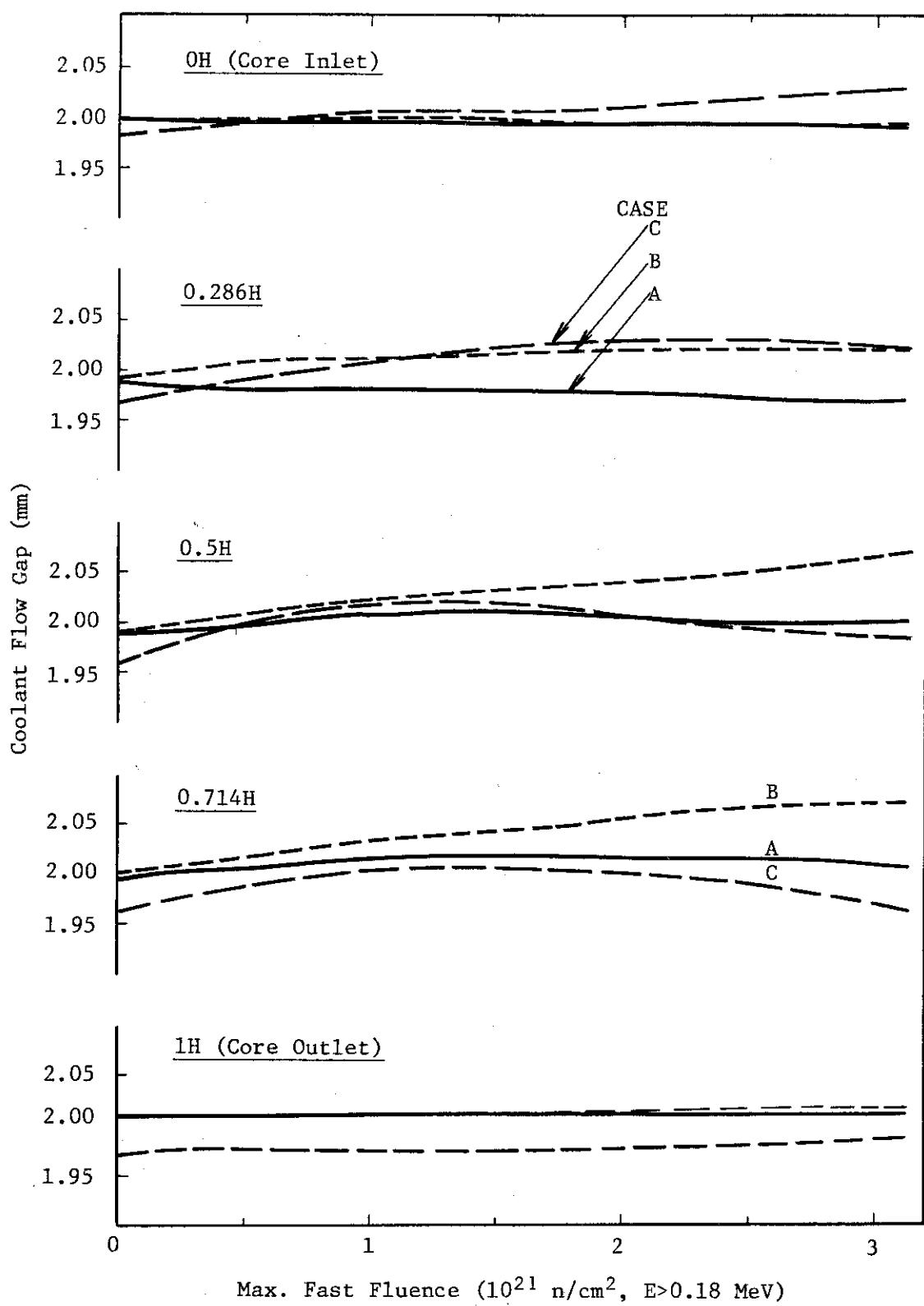


Fig. 4.6(b) Variation of the flow gap during irradiation, comparison of axial locations

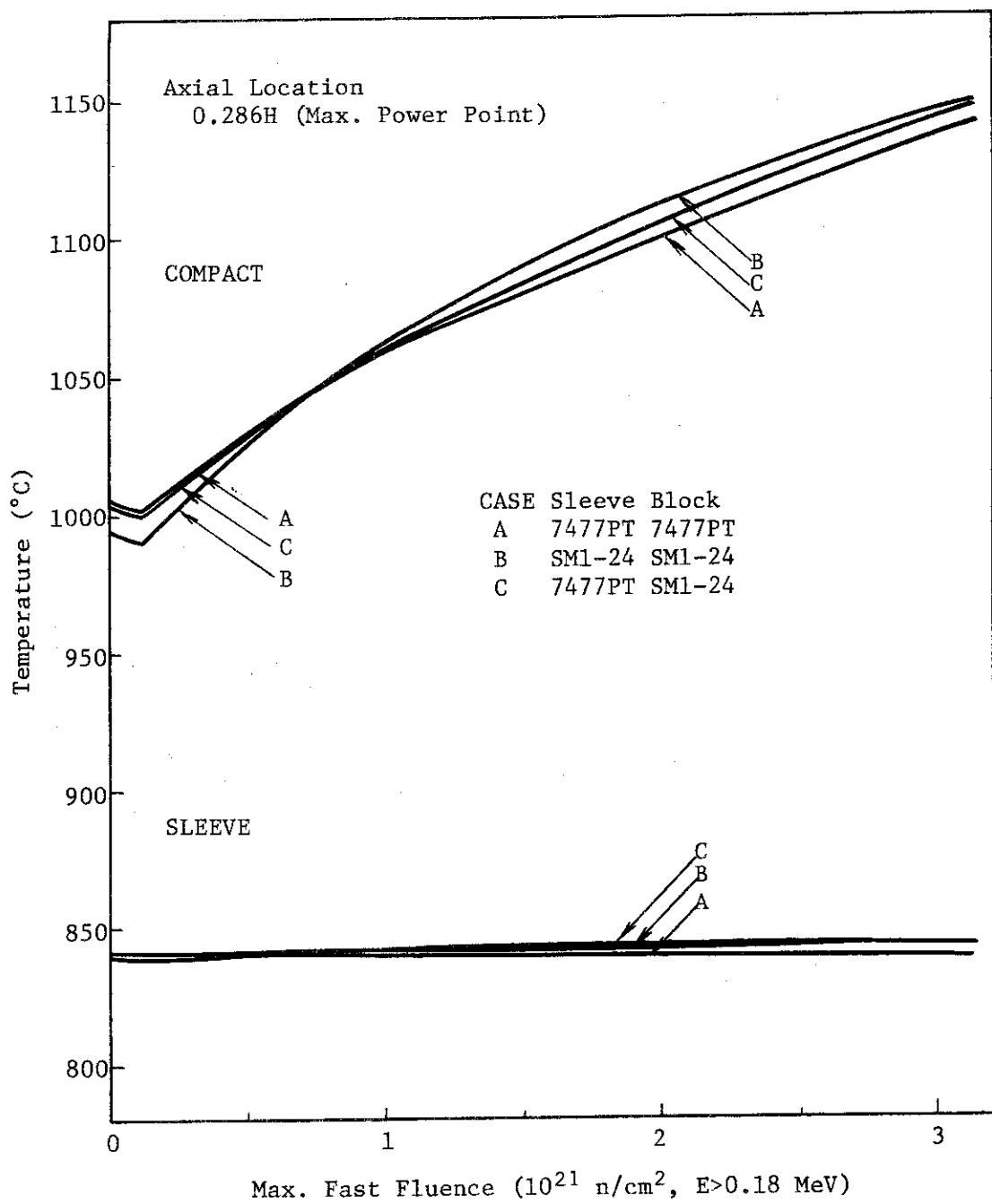


Fig. 4.7(a) Variation of maximum temperatures of the fuel compact and sleeve, axial location 0.286H

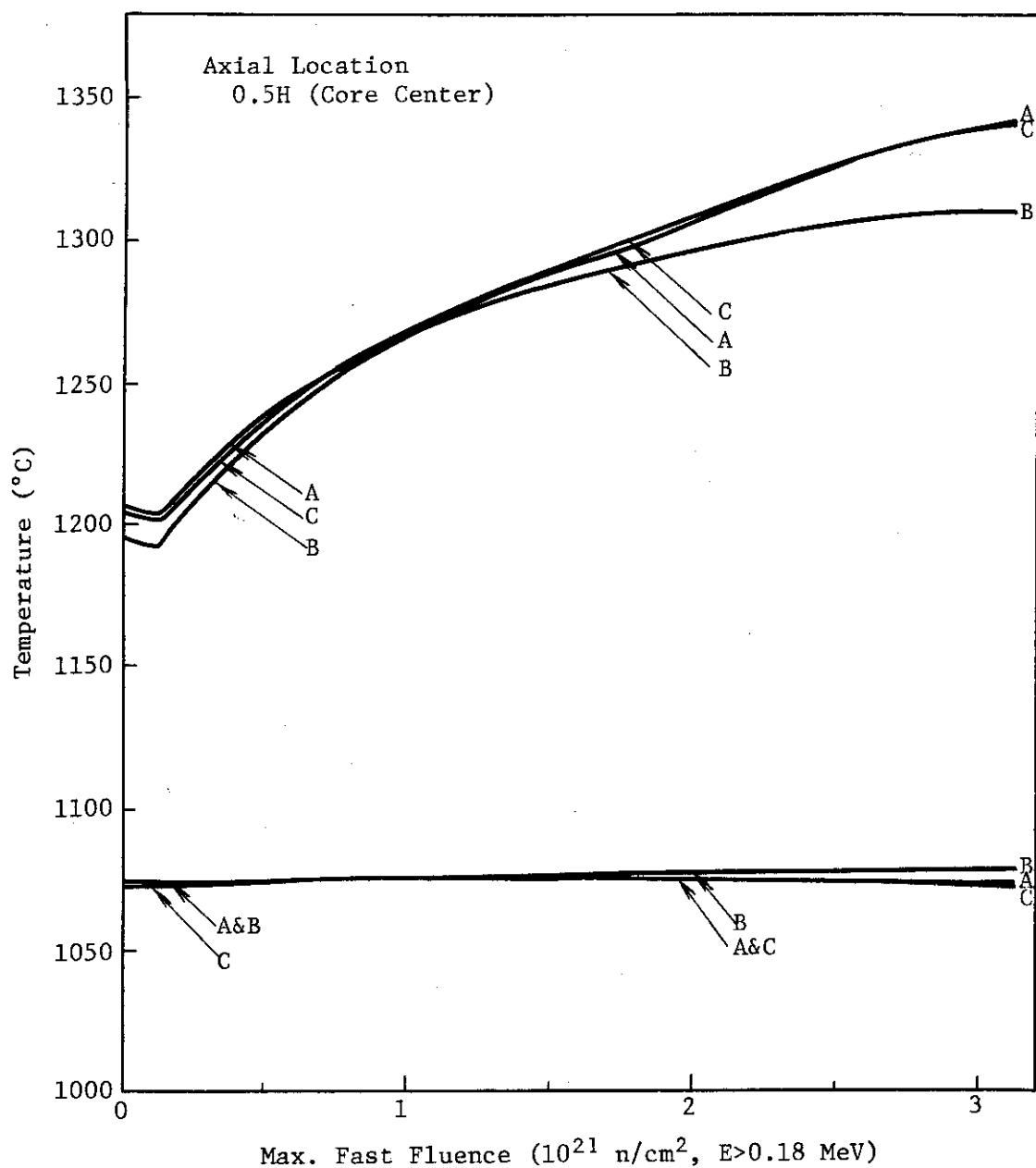


Fig. 4.7(b) Variation of maximum temperatures of the fuel compact and sleeve, axial location 0.50H

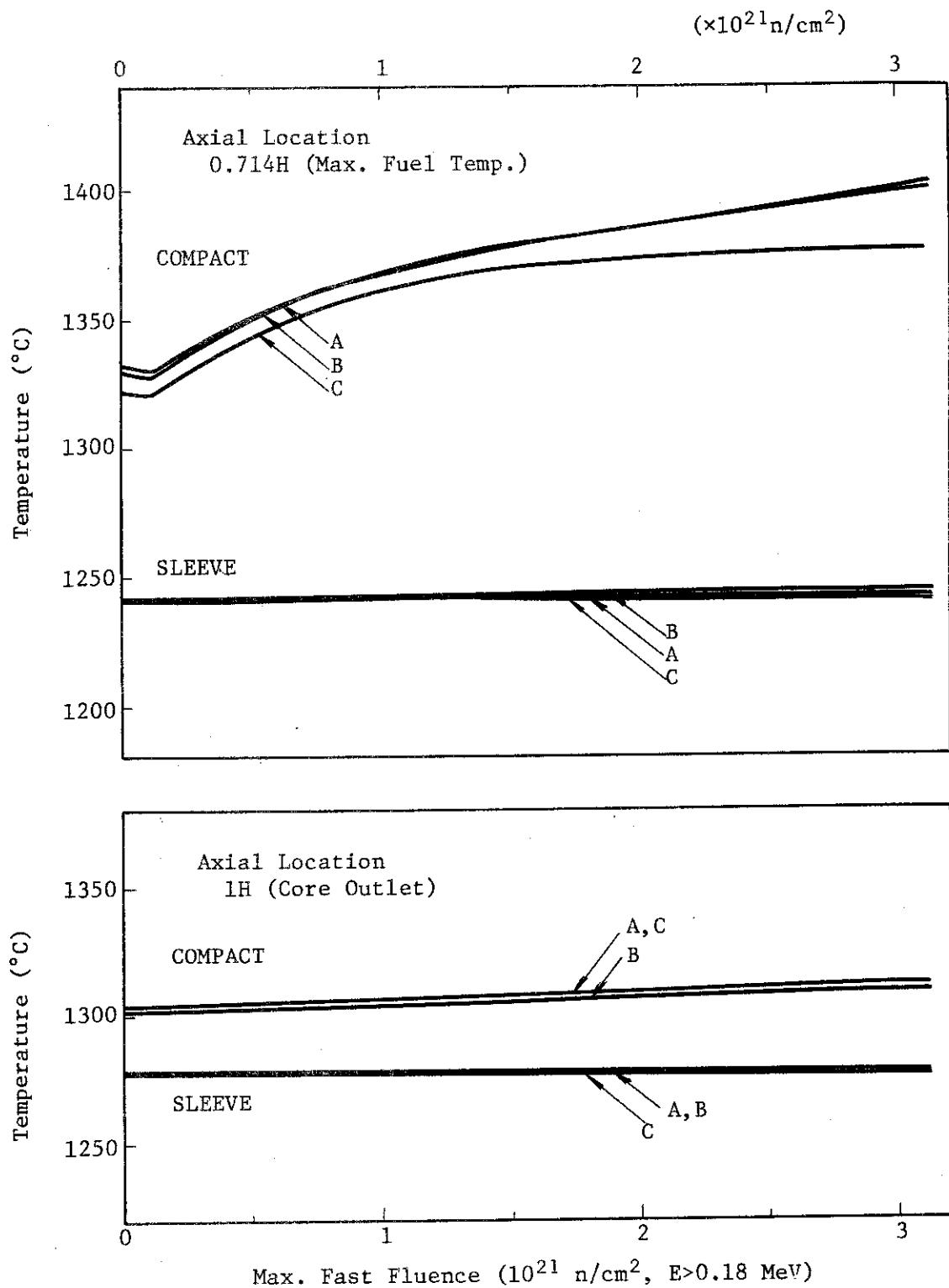


Fig. 4.7(c) Variation of maximum temperatures of the fuel compact and sleeve, axial location 0.714H and 1H

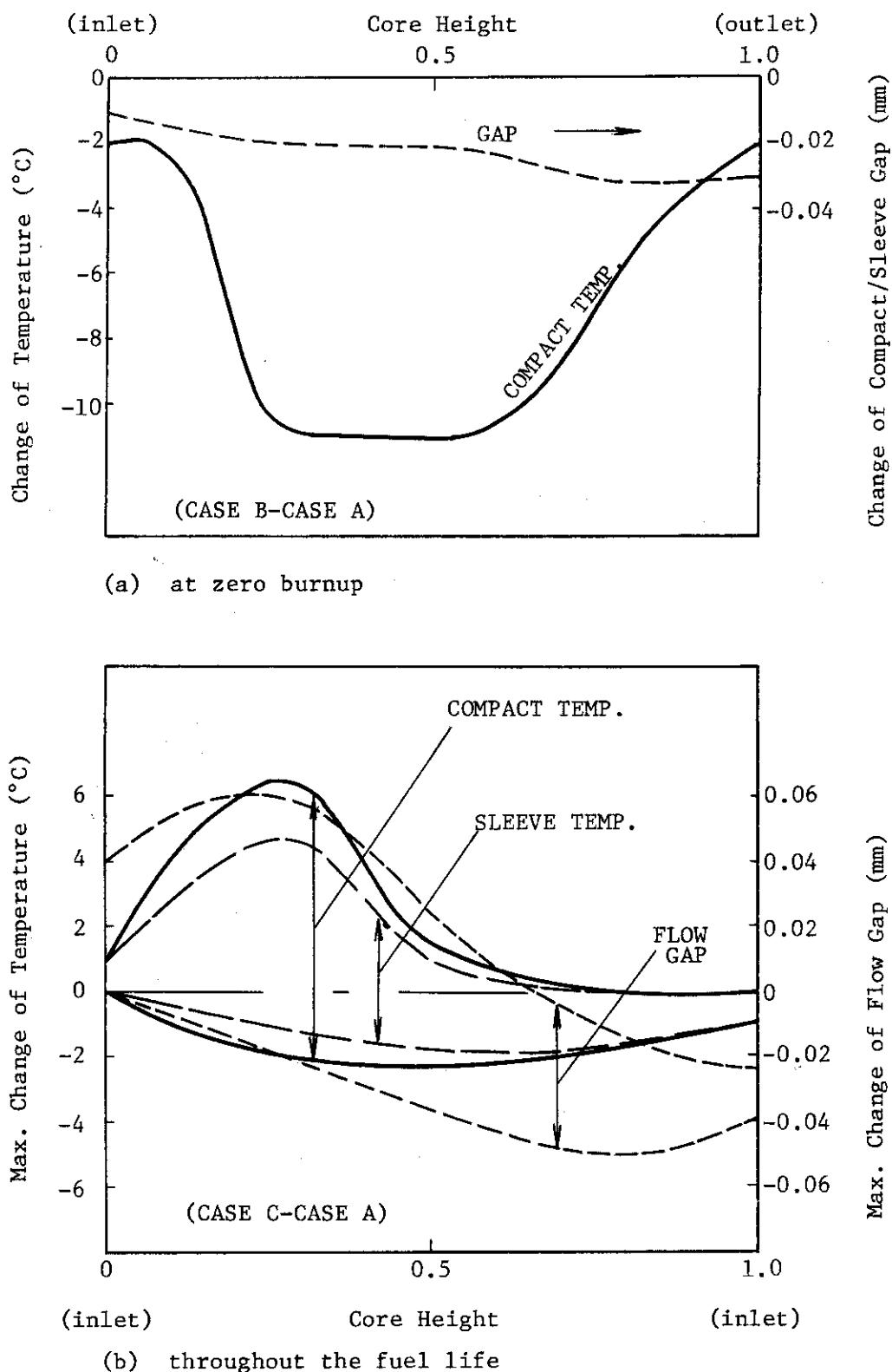


Fig. 4.8 Effect of compact/sleeve gap and flow gap on fuel temperatures

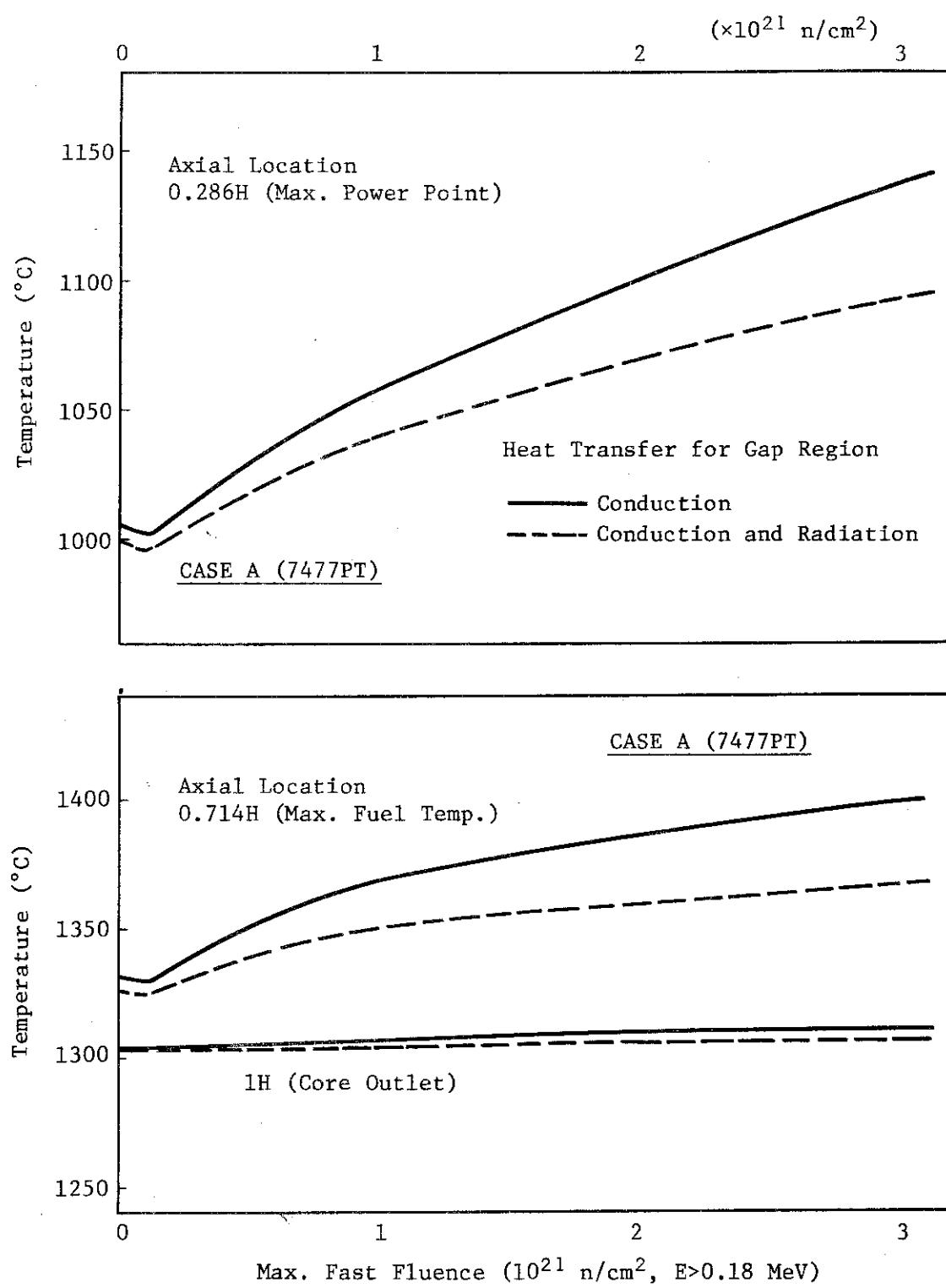


Fig. 4.9 Effect of radiation heat transfer in compact /sleeve gap on maximum fuel temperature

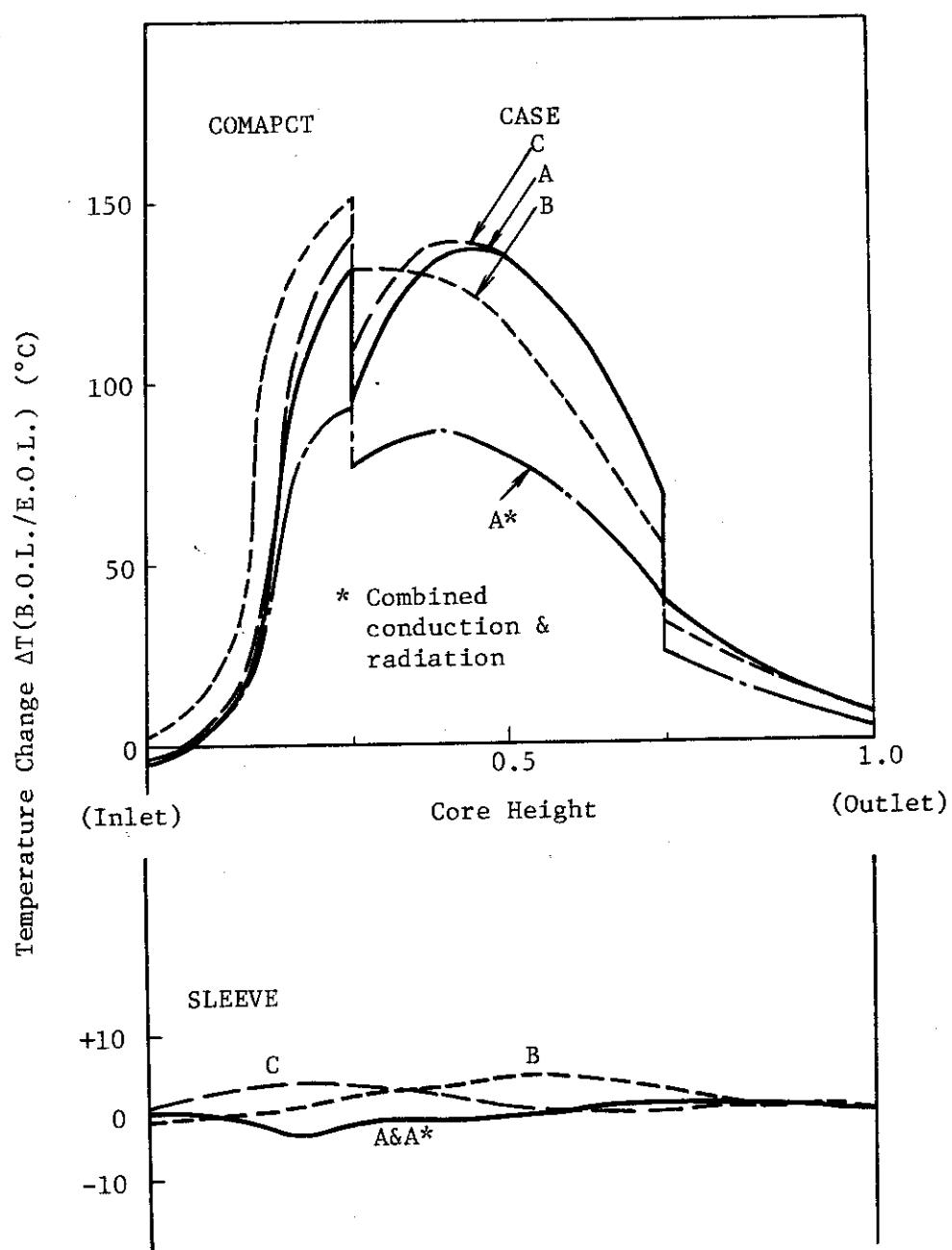


Fig. 4.10 Changes of compact and sleeve temperatures from BOL to EOL

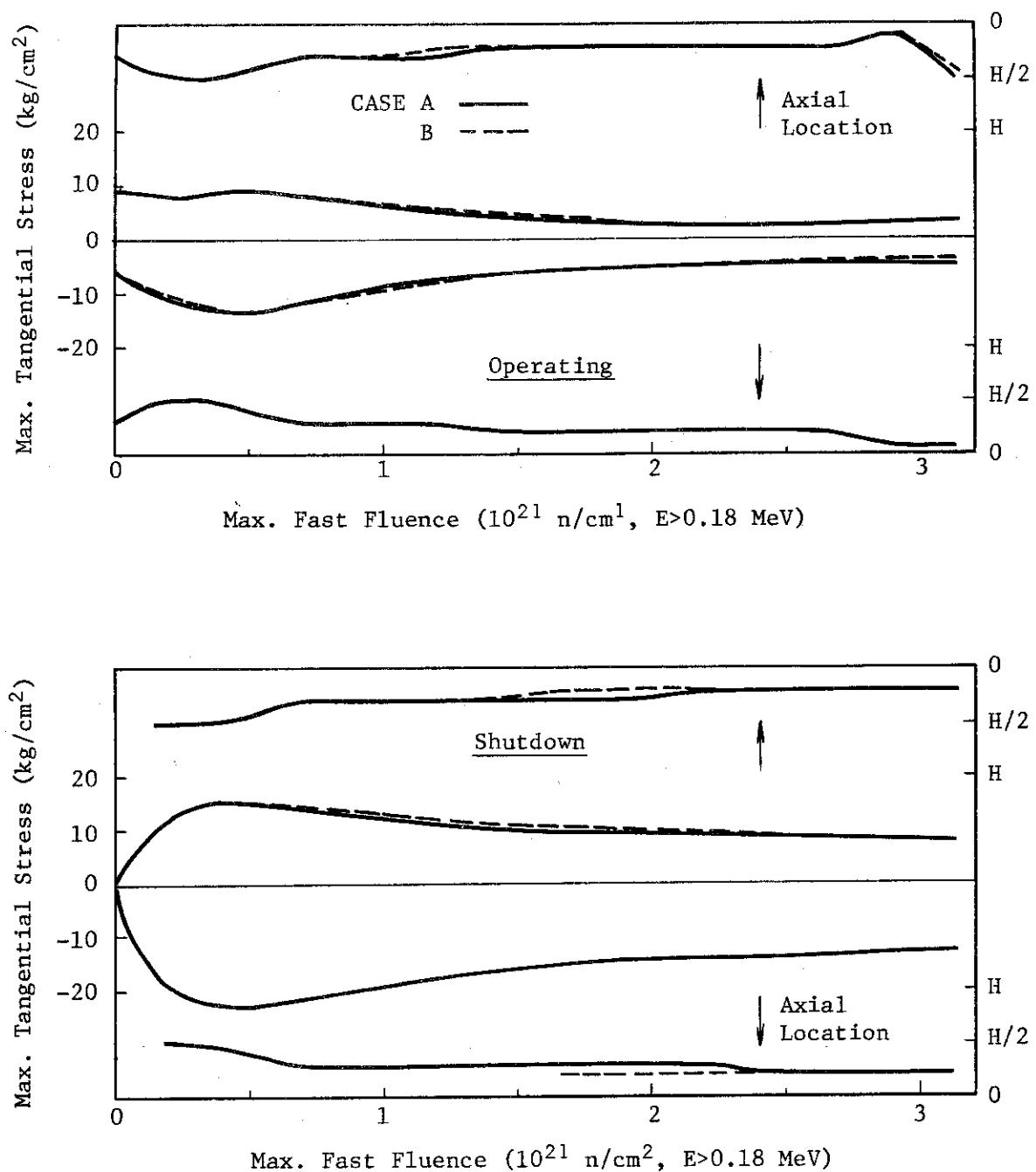


Fig. 4.11 Variations of maximum tangential stresses of the compact

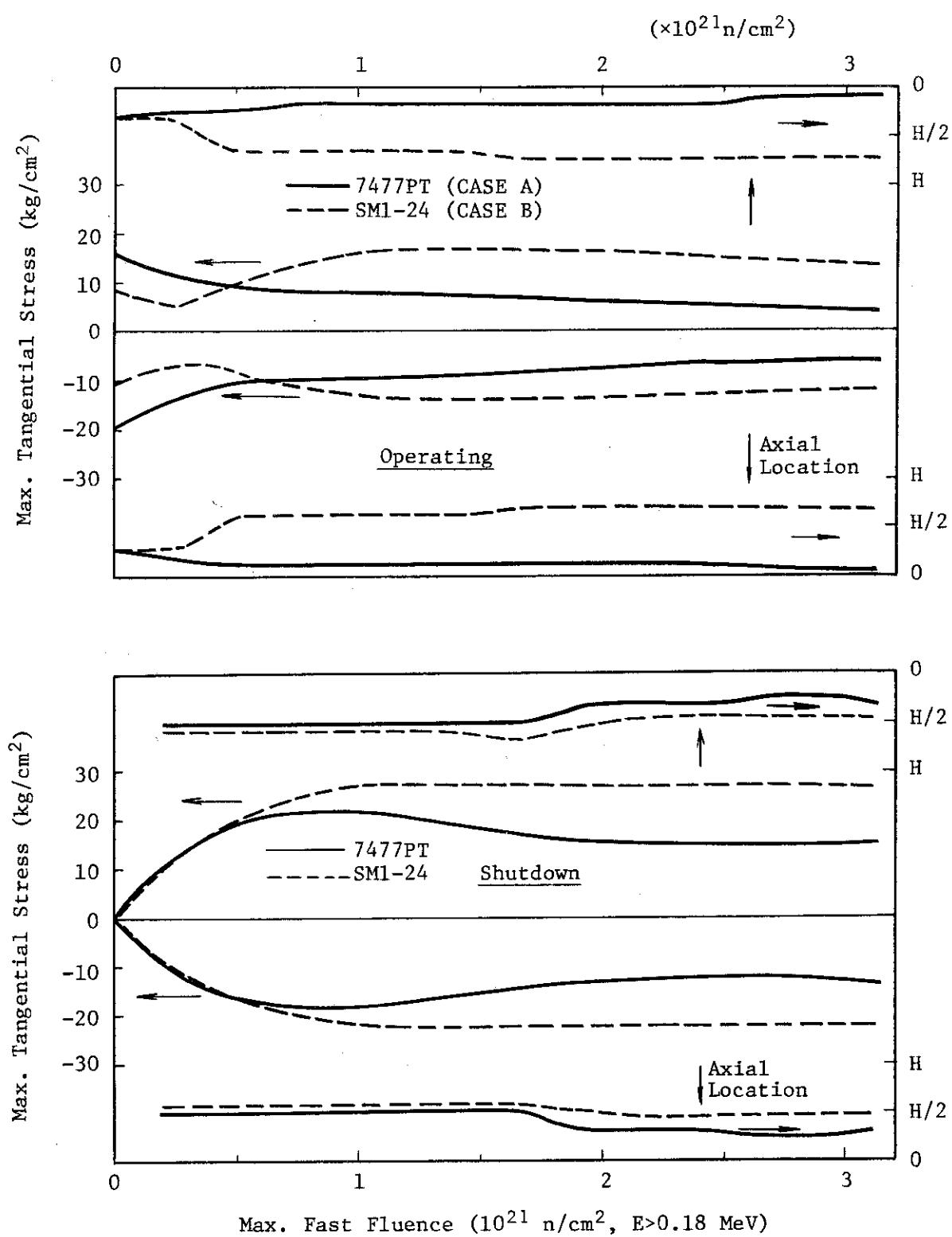


Fig. 4.12 Variations of maximum tangential stresses of the sleeve

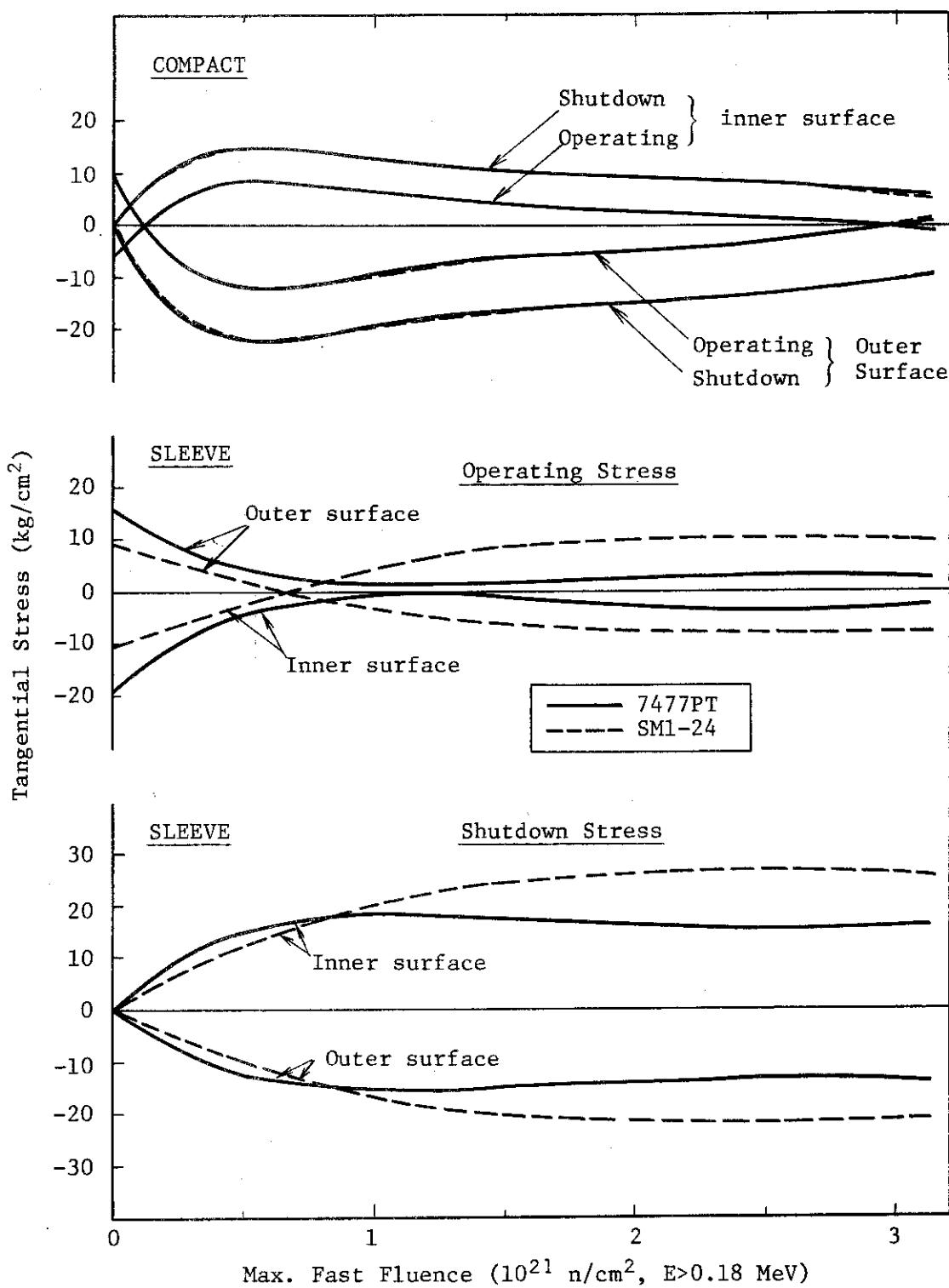


Fig. 4.13 Variations of tangential stresses of the fuel rod at a core height 0.286H

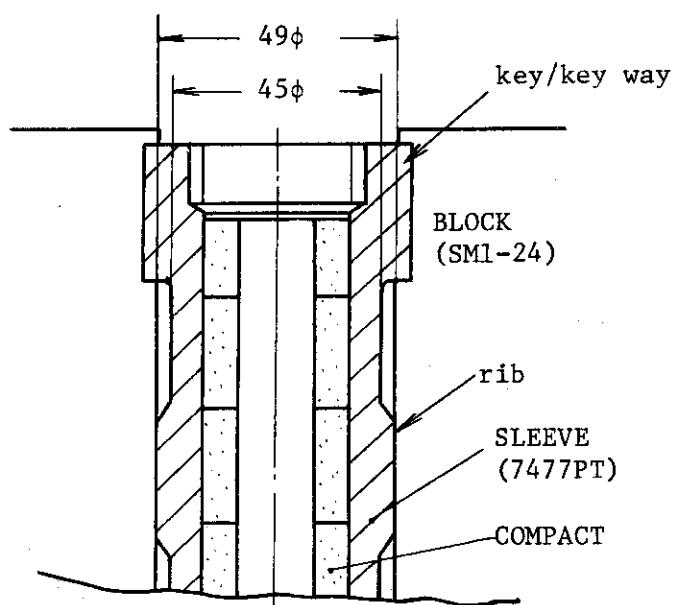


Fig. 4.14 Top section of the fuel rod inserted and supported in the coolant hole

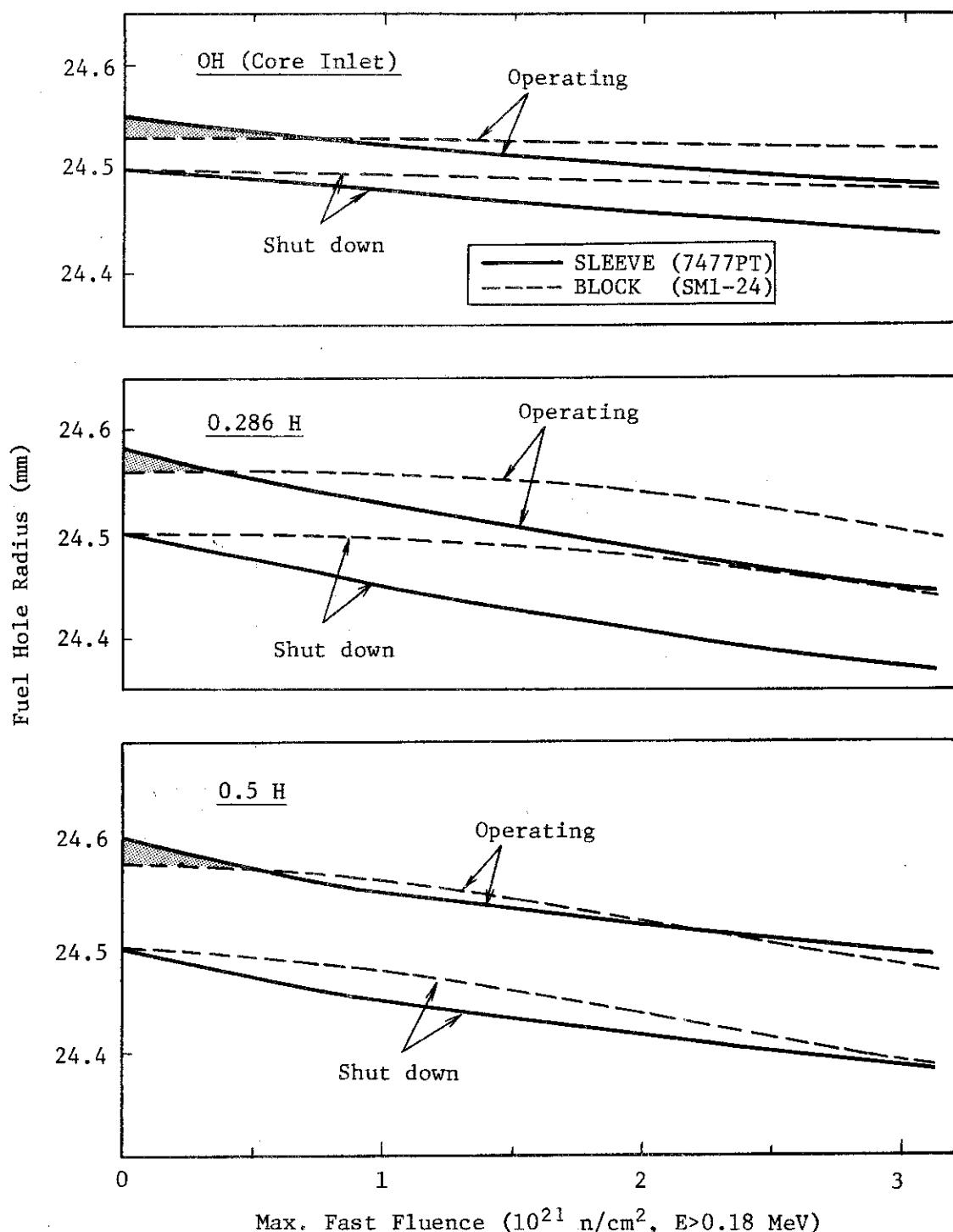


Fig. 4.15(a) Dimensional changes of the rod/block connection,  
axial location OH, 0.286H and 0.5H

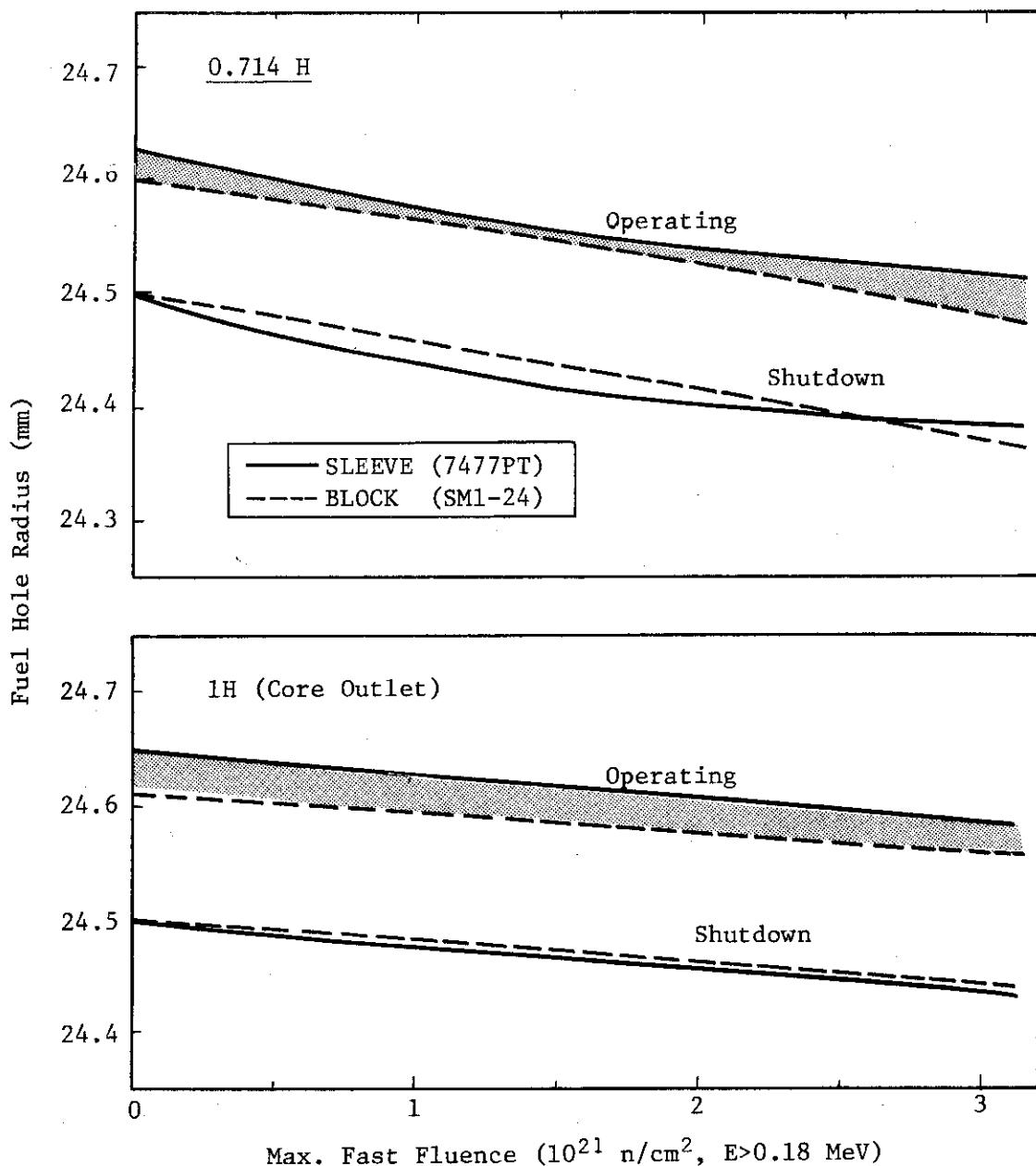


Fig. 4.15(b) Dimensional changes of the rod/block connection,  
axial location 0.714H and 1H

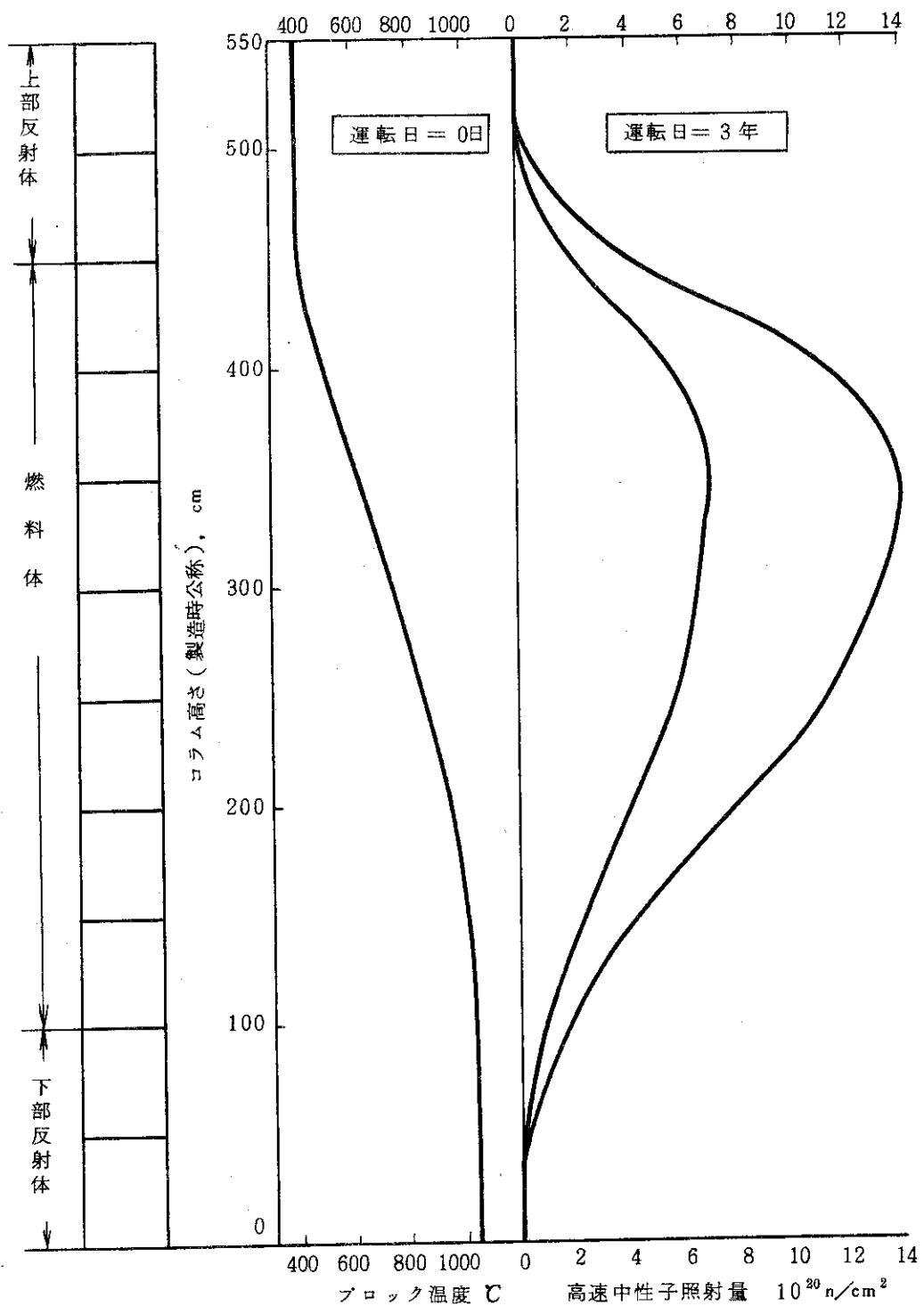
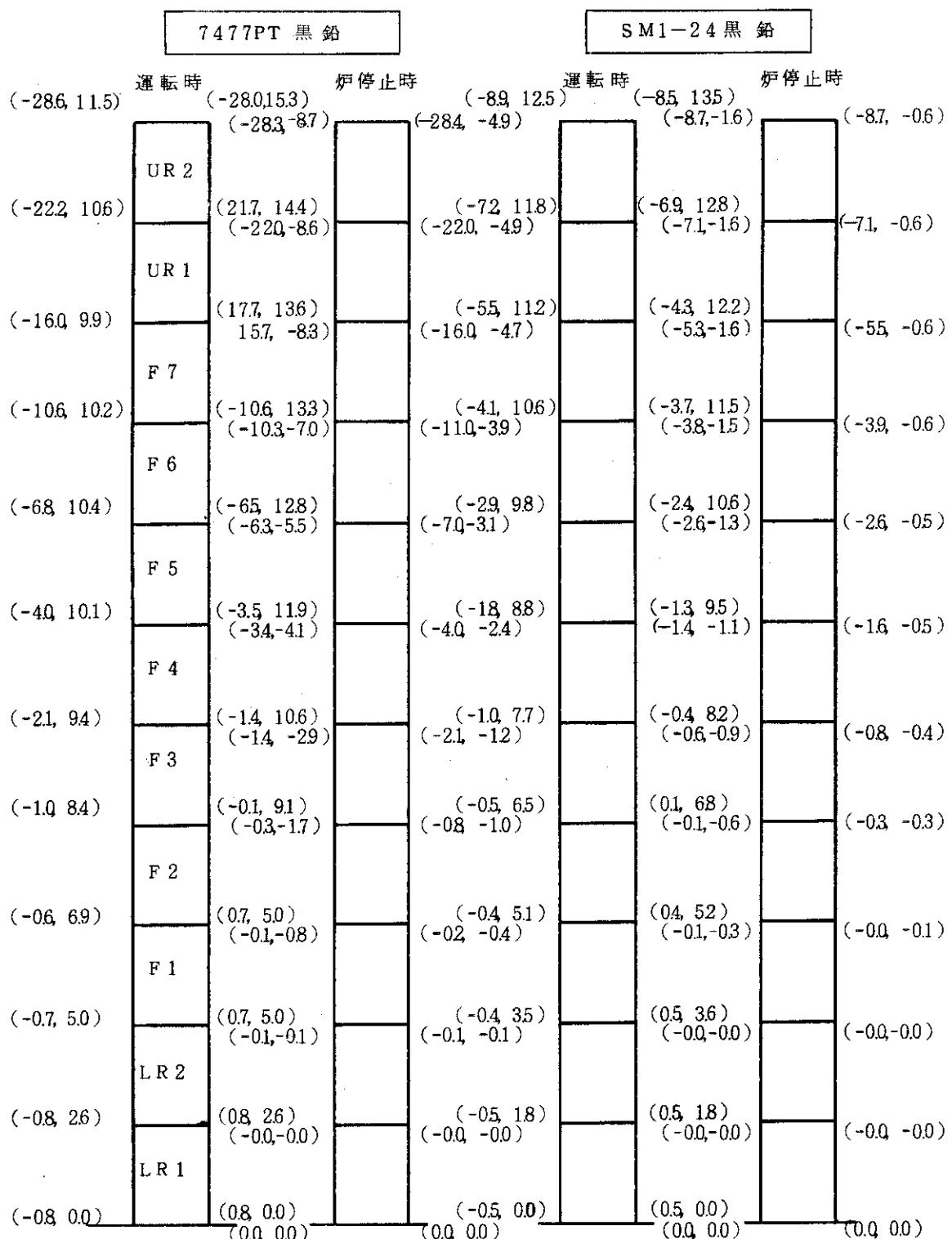


Fig 4.1.6 Irradiation conditions of the fuel column  
(Mark-II core, column number 15-10)



X; 炉心平面内の変位, X < 0 は炉中心方向を示す。  
 (X, Z) Z; 炉心高さ方向の変位

Fig. 4.17 Free fuel column bowing after 600-day irradiation

## 5. 炉心支持黒鉛構造物等の黒鉛材料の想定

実験炉炉心の下部には高温プレナム部構造物、断熱構造物が、また周辺部には固定反射体が配置される。これらの構造物は、炉心荷重の支持、炉心構造物の配列維持、圧力容器内の流量配分制御、鋼構造物に対する断熱保護など、原子炉の安全な運転のための重要な機能を課せられている。従来の設計検討では、これらの構造物は主として黒鉛材料の採用が想定されてきたが、具体的な材料の選定は為されていない。そこで、今回の材料検討の一課題として、各構造物に想定され得る種々の候補材料の材質特性を調査することとした。また、参考のために、GA 設計大型 HTGR の使用予定材料も調査した。

### 5.1 炉心支持構造黒鉛の銘柄調査

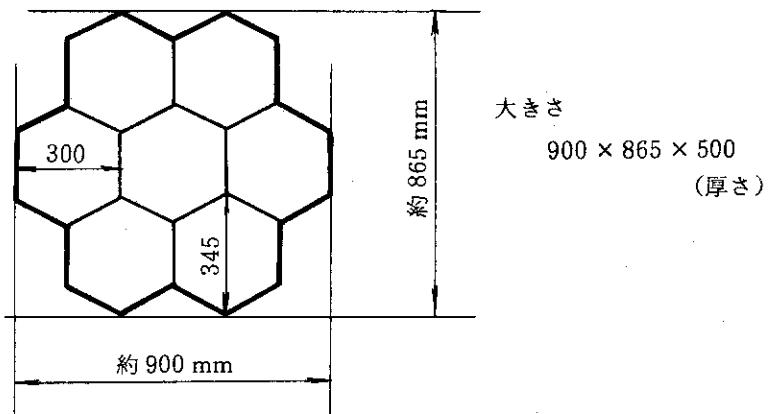
基本概念設計の段階までにおいて、炉心支持構造材についてはこれまで詳細な検討がおこなわれてこなかった。Fig. 5.1 に炉心支持構造部の概略図<sup>(5-1)</sup>を示した。PCRV を用いた高温ガス炉 (G. A. 社の設計) と本 V. H. T. R. ではその構造は異っている。

ここでは、V. H. T. R. の炉心支持方法における支持ブロック、支持台(柱)および支持床にどの様な持質をもつ材料を使用すればよいか、又その様な材料は実際にあるか(市場調査等を含めて)等を中心に下記の資料により調査し、今後の検討資料を用意した。

- CARBON AND GRAPHITE HANDBOOK (C. L. MANTELL)
- CARBON AND GRAPHITE (Roskill Information Services LTD.)
- SAMMIT P. S. A. R. Sec. M., Appendix F
- 原子力ハンドブック(材料編)
- 機械工学便覧(第5版 工業材料編)
- 機械工業ハンドブック
  - 業工学ハンドブック
  - 業データブック(1961~1962)
  - 耐火物工学(吉木文平著)
  - 続・高温材料工学
  - 耐火物・断熱材(工業化学全書)

#### 5.1.1 炉心支持ブロックおよび支持柱

炉心支持ブロックは、燃料取扱い領域に対応した7個の燃料ブロックを支え(下図参照)、冷却材を一ヶ所にまとめる機能がある。



炉心支持柱はブロックを支持し、高温ガスプレナムを形成し、炉心支持床の上に置かれている。炉心支持ブロックおよび支持柱は、一般に黒鉛が使用されているが、問題は上記の様な大きさの黒鉛ブロック製造が可能かどうかということである。

Table 5.1にSUMMIT炉の例、GAPHITE HANDBOOKに出ていたものおよび炉心に使用予定のもの、日本炭素製品メーカーのカタログなどについてまとめた。炉心支持柱は素材サイズの点では問題ない。燃料体用の黒鉛を使用することも考えられる。支持ブロック用黒鉛については、UCCの銘柄の中に素材サイズ上合格するものが若干あるようであるが、現在製造され得るかどうか不明である。これらの黒鉛は、元来るつば、鋳型、ダイスとして使用されるものであって、原子炉に使用するためには更に製造上の改良が必要とされよう。いづれにしても国産品は見当らない。

### 5.1.2 炉心下部断熱構造

炉心支持床の構造材に要求される主な特性は

1. 高温での圧縮強度が高いこと
2. 断熱特性が優れていること
3. 熱膨張が炉心支持ブロックとあまり異ならないこと

等である。これらの特性を満足する構造材として、基本概念設計の段階までは炭素レンガ（ブロック）を使用する設計になっているが、現時点では詳しい検討をするデータがそろっていない。ここではこれらの事を考慮して、上記特性を満足する様な構造材を見つけ出す為に、耐火材、耐火断熱材について調査を行った。この結果をTable 5.2に示した。

### 5.2 FS V炉用候補材料の素材特性

GA社のHTGR原型炉 Fort St. Vrain炉の炉心支持構造部は、鋼製圧力容器を使用する本実験炉のそれとは若干異なるが、使用材料に関しては良く類似している。すなわち、支持ブロック、支持ポスト、支持シートには黒鉛を、断熱床には炭素ブロックを想定している。GA社では、これらの構造物に対する複数の候補銘柄について素材特性を詳しく測定している。<sup>(5-2)</sup> 本節では、この測定結果を参照し、それと同等の銘柄の本実験炉への適応を検討する。

C. Meyers ら<sup>(5-2)</sup>は、Table 5.3に示すような各構造物に対する候補銘柄について、以下

のような材料特性を測定している。

かさ密度

熱膨張係数 (22~1000°C)

熱伝導率 (22~800°C)

引張強さ, 破壊ひずみ, ヤング率 ( $E_T$ )

圧縮強さ

曲げ強さ, ヤング率 ( $E_F$ )

動的ヤング率 ( $E_D$ )

支持ブロックと床断熱材についての測定結果の概略は以下の通りである。

(1) かさ密度 (Table 5.4 参照)

a) PGX 黒鉛は 1.7 g/cc 以上が可能

b) B 205 炭素は約 1.5 g/cc

CBN 黒鉛は約 1.7 g/cc

(2) 热膨張係数 (Fig. 5.2~Fig. 5.4 参照)

a) PGX 黒鉛は  $\alpha$  (22-1000)  $\approx 3.5 \times 10^{-6} \text{ } \text{C}^{-1}$

ただし,  $\alpha$  (22-400)  $\approx 2.2 \times 10^{-6} \text{ } \text{C}^{-1}$  であり, SM 1-24 の  $\alpha$  (22-400)  $\approx 3.7 \times 10^{-6} \text{ } \text{C}^{-1}$  より小さい。

b) B 205 炭素は  $\alpha$  (22-1000)  $\approx 6.3 \times 10^{-6} \text{ } \text{C}^{-1}$  であり, 黒鉛より相当大きい。

CBN 黒鉛は  $\alpha$  (22-1000)  $\approx 4.2 \times 10^{-6} \text{ } \text{C}^{-1}$  でやや小さい。

(3) 热伝導率 (Fig. 5.5, Fig. 5.6 参照)

低密度黒鉛または炭素の熱伝導率の温度依存性は小さい。B 205 炭素は 0.01 cal/cm sec °C 以下, CBN 黒鉛は 0.05 cal/cm sec °C 以下。

(4) 圧縮強さ

a) PGX 黒鉛は 480 kg/cm<sup>2</sup> (//) 以上。

b) B 205 炭素は 1200 kg/cm<sup>2</sup> (//) 以上, CBN 黒鉛は 900 kg/cm<sup>2</sup> (//) 以上。

いずれも異方性は小さい。

(5) 引張強さ (UTS) と引張破壊ひずみ ( $\epsilon_F$ )

a) PGX 黒鉛は UTS 100 kg/cm<sup>2</sup> 以上,  $\epsilon_F$  0.1 以上 (異方性大きい)

b) B 205 炭素は UTS 150 kg/cm<sup>2</sup> 以上,  $\epsilon_F$  0.15 % 以上

CBN 黒鉛は UTS 130 kg/cm<sup>2</sup> 以上,  $\epsilon_F$  0.2 % 以上。

(6) ヤング率 ( $E_D$ )

a) PGX 黒鉛は  $E_D \approx 0.75 \times 10^5$  (//),  $0.86 \times 10^5$  (⊥) kg/cm<sup>2</sup>。

b) B 205 炭素は  $E_D \approx 1.1 \times 10^5$  (//),  $1.15 \times 10^5$  (⊥) kg/cm<sup>2</sup>

CBN 黒鉛は  $E_D \approx 0.89 \times 10^5$  (//),  $1.3 \times 10^5$  (⊥) kg/cm<sup>2</sup>。

これらの測定結果を参考しつつ本実験炉への適応について考えてみる。

(1) 支持ブロック

素材寸法は 1000 φ × 600 L mm であるから, 異方性, 均質性の点から考えて型込材が好ましい。PGX 相当品を想定すると,

- i) かさ密度 1.70 g/cc 以上が可能
- ii) 強度も静荷重に関しては問題ない
- iii) 熱膨張が SM 1-24 より小さいので、据付時のブロック間水平ギャップの設定に注意を要する。

#### (2) 断熱ブロック

材料としては炭素ブロック (B 205相当) または低密度黒鉛ブロック (CBN相当) が考えられ得る。

- i) 常温での静荷重に対して両者とも採用可
- ii) 热伝導率では約 5倍の差がある
- iii) 炭素の熱膨張は黒鉛より相当大きい
- iv) 炭素ブロックは最終焼成温度近くの運転温度で荷重軟化 (クリープ) が起り得ることが知られているので注意を要する。

### 5.3 固定反射体の材料想定

固定反射体用の黒鉛材料についての最大の問題点は大型の素材ブロックが必要となることである。基本概念設計の構造サイジングによれば、素材ブロックとして 900 φ × 600 H mm のサイズが要求される。現段階として具体的な銘柄を選定できる情報を得ていない、また、ほぼ同サイズのブロックが炉心支持ブロック用として必要である、などから考えて、固定反射体用の黒鉛素材は支持ブロック用素材と同じと考えて良い。素材特性からみて GLC 社製の PGX に類似する相当品などが考えられる。

Table 5.1 Survey of graphites for core support structures

参考資料類 メー カー 等	SUMMIT および FULTON *1 P. S. A. R.		「CARBON AND GRAPHITE HANDBOOK」 より Union Carbide Corp.		基本概念設計書		「黒業データーパック」の炭素製品		
	支持ブロック	支持ボスト *2	AGOT	AGA	ATL	準等方性黒鉛	微細粒等方性黒鉛	日本電極㈱	東海電機製造㈱
						SM-2 4	7 4 7 PT	高炉用 カーボンブロック	原子炉用黒鉛
嵩密度 (g/cc)	1.6~1.75	1.65~1.75	1.65~1.70	1.65	1.70~1.78	1.8	1.75 (1.74)	1.60以上	1.70
圧縮強度 (kg/cm <sup>2</sup> )	平行 460 垂直 460	560 560	420 420	180 180	380 380	650 650	1000 (800) (850)	350以上	450
引張強度 (kg/cm <sup>2</sup> )	平行 100 垂直 100	140 140	100 90	36 30	100 90	190 190	(200) (200)	50以上	150 120
ヤング率 (×10 <sup>5</sup> kg/cm <sup>2</sup> )	平行 0.84 垂直 0.63	1.0 0.81	1.49 1.11	0.64 0.82	1.23~1.28 1.14~1.24	0.9 1.0	1.4 (0.98) (0.99)	350以上	1.0 0.8
熱膨張係数 (×10 <sup>-6</sup> /℃)	平行 3.0 垂直 1.6	2.2 3.42	2.2 3.8	2.0 2.3	2.36~2.72 2.43~3.76	3.5 3.1	5.5 (3.35) (3.45)	50以上	2.4 3.2
燃伝導率 (cal/cm s °C)	平行 0.18 垂直 0.35	0.28 0.214	2.3 1.4	0.3 0.28	0.27~0.35 0.26~0.29	0.34 0.37	0.22 (0.12) 0.22 (0.12)	350以上	0.39 0.33
最大寸法 (単位 mm)	230×500×600 330φ×360 360φ×380 420φ×360	300×300×1300 410×410×1300	300×300×1300 410×410×1300	1150φ×2800 760φ~1270φ	500×500×1800 600×760×1900 760φ~1270φ	380φ×1000 470×160×110	350φ×500 500×600 ×(1000~2000)	350以上	450以上
その他の	0.006 in (0.15 mm) の微細粒子を molded 成型加工したもの。	0.03 in (0.76 mm) の粒子を押し出し成 型したもの。	0.5 in (1.27 mm) の粒子を押し出し成 型加工。	0.03 in (0.76 mm) の粒子を押し出し成 型加工。	Anglo Great Lakes Corp. 石油コークス系 型込み	Le Carbone Lorraine 石油コークス系 型込み	原研国産 1号炉用反射材 での測定値	原研国産 1号炉用反射材 富士電機 - 立教大学 TRI 6A 炉用軸中性子往 来臨界実験装置用減速材 ないしペデルタル東工大 核分裂実験装置用黒鉛, 反射材素子等計 100 ton に近い実績をもつ。	

\*1 PSAR 本文から引用であり、特定期材に対するものではない。  
\*2 SUMMIT P. S. A. R. の記述

でUnion Carbide Co. のATJ 級  
又はそれと同等のものとして、  
「CARBON AND GRAPHITE  
HANDBOOK」より ATJ のサイズ  
を調べた。

備考

Table 5.2 Survey of carbons for core insulation structures

参考資料種類 製造メーカ等	炭素レンガ		粘土質レンガ		特殊耐火レンガ		JIS R 2611で規定されたC類 第3種(C3)の耐火断熱レンガ		窒化素(Si <sub>3</sub> N <sub>4</sub> )シリコンナイトライド									
	基本概念設計 書より抜粋 Steel Co 英での試験結果	「耐火物工業」 The United Steel Co 英で 「機械工学便 覧」より抜粋	Mahla 社 (ドイツ)	九州耐火煉瓦株式会社 東京高級炉材株式会社 美濃窯業(株)	CARBOLI GHTDB	SINTAX	ALUCON	耐火度 SK 40 (1920°C)	耐火度 SK 26-27 (1580-1610)	耐火度 SK 38以上 (1840°C)	最高安全使用温 度 1800°C	最高安全使用温 度 1500°C	最高使用温度 1850°C 常用使用温度 1800°C	耐火度 SK 38以上 (1840°C)	伊賀窯業 USIC C 級	日ノ丸窯業 USIC	イソライト工業 伊賀窯業	日本電工(株) 書より抜粋
耐火度 使用融点等	耐火度 SK 42以上 (2000°C)	耐火度 SK 42以上 (2000°C)	耐火度 SK 40 (1920°C)	耐火度 SK 26-27 (1580-1610)	耐火度 SK 38以上 (1840°C)													
圧縮強度 kg/cm <sup>2</sup>	7.50 8.50	6.90 (at 20°C)	1.10~3.30 6.0 9.0 (at 20°C)	5.00 6.00 1.000 1.000	7.00 5.00 1.000 1.000	3.00 5.00 1.200 1.000	1.000 1.000 1.200 1.000	1.000 1.000 1.200 1.000	1.000 1.000 1.200 1.000	1.000 1.000 1.200 1.000	1.000 1.000 1.200 1.000	1.000 1.000 1.200 1.000	1.000 1.000 1.200 1.000	1.000 1.000 1.200 1.000	1.000 1.000 1.200 1.000	1.000 1.000 1.200 1.000	1.000 1.000 1.200 1.000	
熱伝導率 cal/cm sec °C	0.011 0.014	0.0055 0.0094 (at 1000°C)	0.0012 0.0016 (at 200°C)	0.0076 0.0016 (at 350°C)											0.007 (at 700°C)	0.0011 (at 350°C)	0.0012 (at 350°C)	
熱膨張係数 ×10 <sup>-6</sup> /°C	5.5	20~1000°C 0.65%	5.4		at 1000°C 0.48~0.52%	at 1000°C 0.4~0.5%	at 1000°C 0.4~0.5%	at 1000°C 0.4~0.5%	at 1000°C 0.4~0.5%	at 1000°C 0.4~0.5%	at 1000°C 0.4~0.5%	at 1000°C 0.4~0.5%	at 1000°C 0.4~0.5%	at 1000°C 0.4~0.5%	at 1000°C 0.4~0.5%	at 1000°C 0.4~0.5%	at 1000°C 0.4~0.5%	
比重 g/cc	1.78	1.51 1.8	1.3 1.8	0.95 1.05	3.05 3.15	2.05 2.10	2.05 2.10	2.05 2.10	2.05 2.10	2.05 2.10	2.05 2.10	2.05 2.10	2.05 2.10	2.05 2.10	2.05 2.10	2.05 2.10		
その他の 特性	曲げ強度 kg/cm <sup>2</sup>	引張強度 (1.0kg/cm <sup>2</sup> ) 1500~1700°C 急熱急冷に対する 低抵抗是非常に 強い。	引張強度 (1.0kg/cm <sup>2</sup> ) 170kg/cm <sup>2</sup> 550°Cで空気 で酸化される。	荷重軟化点 (2.0kg/cm <sup>2</sup> ) 1600°C以上 ジルコニン粒子 が球状に均一 分布し1300°C 前後の急熱急 冷に対し非常 に強いスパー ル性がある。	荷重軟化点 (2.0kg/cm <sup>2</sup> ) 1350°C以上 耐火度が低い 割合には高温 での粘性が高 い。	荷重軟化点 (2.0kg/cm <sup>2</sup> ) 1450°C以上 耐火度が低い 割合には高温 での粘性が高 い。	荷重軟化点 (2.0kg/cm <sup>2</sup> ) 1350°C以上 耐火度が低い 割合には高温 での粘性が高 い。	荷重軟化点 (2.0kg/cm <sup>2</sup> ) 1450°C以上 耐火度が低い 割合には高温 での粘性が高 い。	荷重軟化点 (2.0kg/cm <sup>2</sup> ) 1450°C以上 耐火度が低い 割合には高温 での粘性が高 い。	荷重軟化点 (2.0kg/cm <sup>2</sup> ) 1450°C以上 耐火度が低い 割合には高温 での粘性が高 い。	荷重軟化点 (2.0kg/cm <sup>2</sup> ) 1450°C以上 耐火度が低い 割合には高温 での粘性が高 い。	荷重軟化点 (2.0kg/cm <sup>2</sup> ) 1450°C以上 耐火度が低い 割合には高温 での粘性が高 い。	荷重軟化点 (2.0kg/cm <sup>2</sup> ) 1450°C以上 耐火度が低い 割合には高温 での粘性が高 い。	荷重軟化点 (2.0kg/cm <sup>2</sup> ) 1450°C以上 耐火度が低い 割合には高温 での粘性が高 い。	荷重軟化点 (2.0kg/cm <sup>2</sup> ) 1450°C以上 耐火度が低い 割合には高温 での粘性が高 い。	荷重軟化点 (2.0kg/cm <sup>2</sup> ) 1450°C以上 耐火度が低い 割合には高温 での粘性が高 い。		
備考	炭素質耐火物は次の2種類に大別される。 1) 結晶質の天然黒鉛 2) 非結晶質の炭素、コークス類、人造黒鉛		一般に耐火度は高く、中性であり、化学的侵食によく耐え理想的耐火材であるが空気中では高温で容易に酸化消耗する。		石英が主体のコランダム( $\alpha$ -Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> )とジルコニア(ZrO <sub>2</sub> )を主成分として結合剤にAl <sub>2</sub> O <sub>3</sub> -SiO <sub>2</sub> 系原料と若干の鉱化剤を配合し、高压成形高温焼成。		酸化焰で焼成を行い炭化ケイ素粒子を高粘性の高ケイ酸ガラスでフィルムしたものを支柱および支材はトンネル窯に使用。		使用温度を高く、强度を大とするためにコランダム( $\alpha$ -Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> )を主体とした中空球よりもついている。		セラミックス耐熱衝撃性、熱間強度、耐食性に優れている。		複雑な形状のものでの製作可能な寸法精度が良い、		炉床用。		1350kg/cm <sup>2</sup>	

Table 5.3 Tests performed (a) on candidates for core support components (5-2)

Core-Support Component	Candidate Grade (c)	Manufacturer (b)	Raw Stock Dimensions (in.)		Test Parameter Measured					
			42 D	42 D by	UTS	UCS	MOR	E	CTE	K <sub>0</sub>
BLOCKS:	HIM	GLCC								
	MHIM	GLCC								
	PGX	UCC	23 L		X	X	X	X	X	
POSTS:	H249	GLCC	6 D		X	X	X	X	X	
	H359	GLCC	by		X	X	X	X	X	
	H271 (c)	GLCC	42 L							
SEATS & INSERTS:	ATJ (d)	UCC			X	X	X	X	X	
	H205	GLCC	7½ D by 8 L		X	X	X	X	X	
	ATJ (e)	UCC	8½ D by 4 L		X	X	X	X	X	
BASE:	B205	GLCC	7½ D		X	X	X	X	X	
	TS574	UCC	by							
	TS835	UCC	6 L		X	X	X	X	X	
	CEN	UCC			X	X	X	X	X	

NOTES: (a) Tests performed under this program indicated by "X" for each grade.

(b) GLCC - Great Lakes Carbon Co.; UCC - Union Carbide and Chemical

(c) Initially selected grade for evaluation, replaced subsequently by other alternates from same manufacturer. H271 replaced by H249 and H359; H359 eliminated in favor of H249 on basis of preliminary tensile screening tests.

(d) ATJ round-molded bar stock, ~9" x 12".

(e) ATJ rectangular-molded bar stock, 8" x 18" x 50".

Table 5.4 Results of bulk density measurements<sup>(5-2)</sup>

<u>Grade Designation</u>		<u>No. of Samples</u>	<u>Mean Value (gms/cc.)</u>	<u>Standard Deviation</u>	<u>Range</u>
ATJ-1	(   & $\perp$ )	12	1.784	$\pm 0.024$	(1.731- (1.818
ATJ-2	(X, Y & Z)	18	1.765	$\pm 0.114$	(1.650- (2.162
B205	(   & $\perp$ )	10	1.518	$\pm 0.004$	(1.514- (1.526
CBN	(   & $\perp$ )	12	1.710	$\pm 0.009$	(1.696- (1.722
H205	(   & $\perp$ )	12	1.747	$\pm 0.060$	(1.563- (1.803
H249	(   & $\perp$ )	9	1.876	$\pm 0.004$	(1.871- (1.882
H359	(   & $\perp$ )	8	1.740	$\pm 0.013$	(1.725- (1.754
MHLM	(   & $\perp$ )	12	1.816	$\pm 0.042$	(1.685- (1.836
PGX	(   & $\perp$ )	12	1.773	$\pm 0.020$	(1.732- (1.793
TS-835	(X, Y & Z)	7	1.885	$\pm 0.060$	(1.824- (2.014

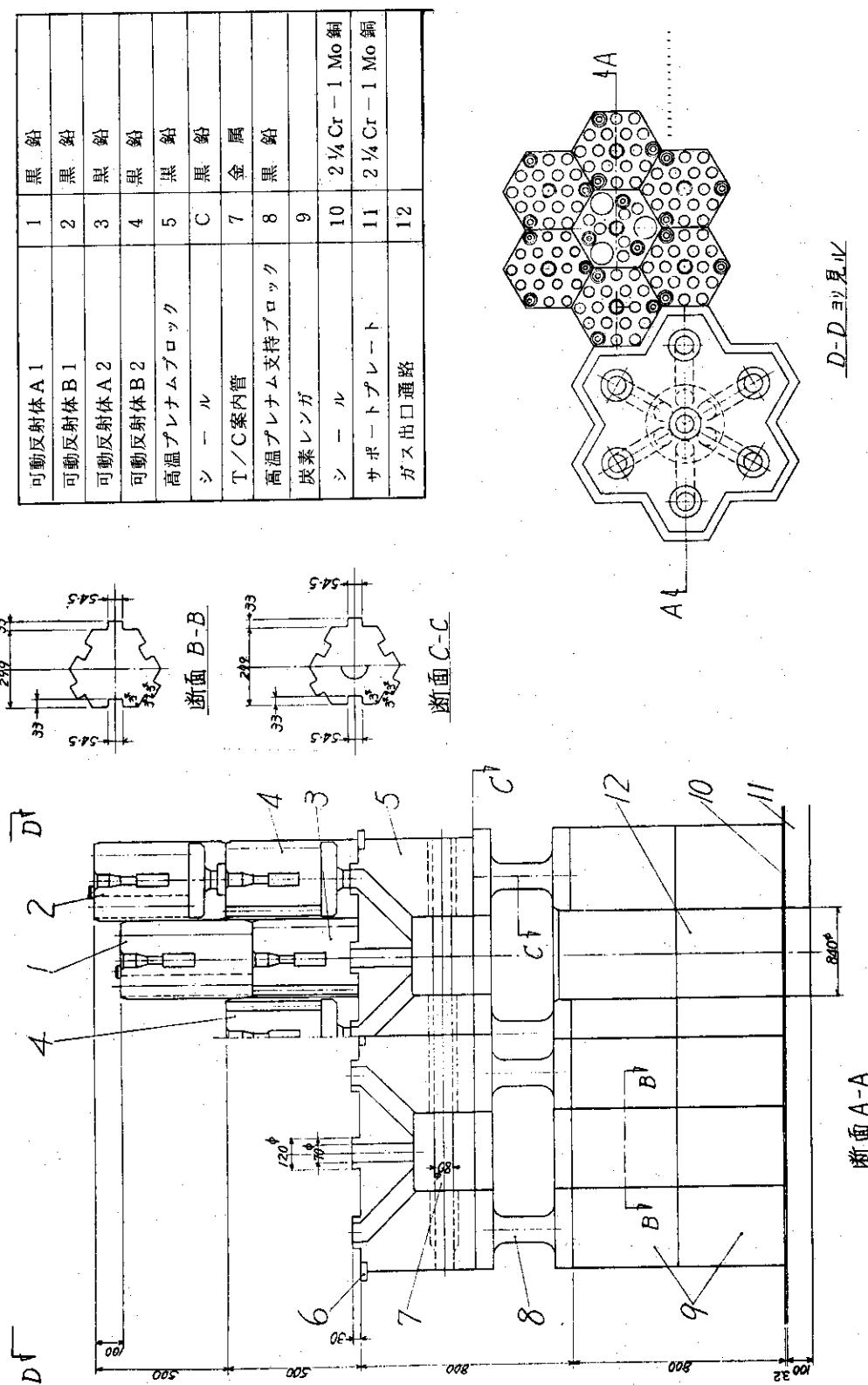


Fig. 5.1 Core support structures of the VHTR

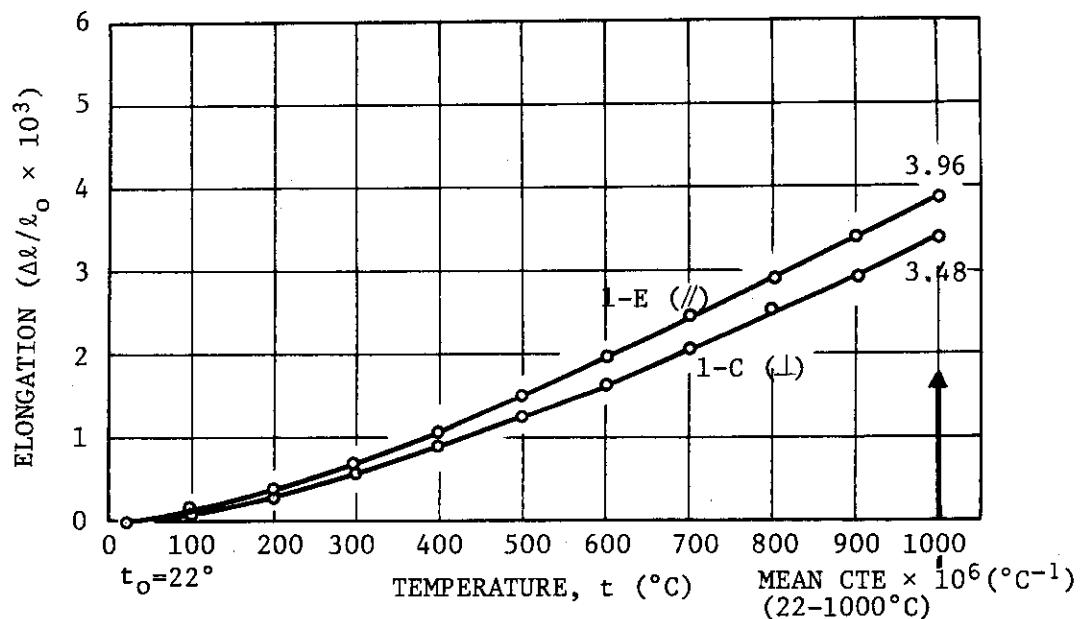


Fig. 5.2 Linear thermal expansion of PGX graphite, 1-C ( $\perp$ ) and 1-E ( $\parallel$ )<sup>(5-2)</sup>

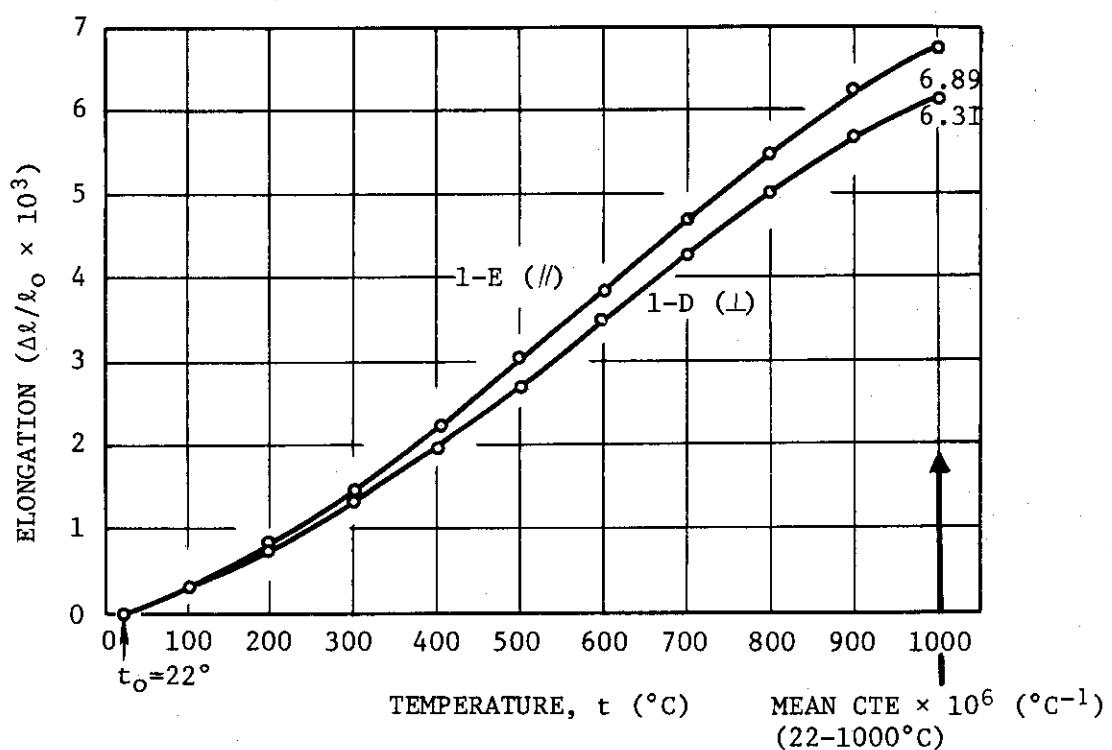


Fig. 5.3 Linear thermal expansion of B205 carbon, 1-D ( $\perp$ ) and 1-E ( $\parallel$ )<sup>(5-2)</sup>

## 6. 反応度制御用材料の材料想定

実験炉の反応度制御用材料としては、制御棒用環状ペレット、可燃性毒物細棒、後備停止用ボールがある。これらは、B<sub>4</sub>C粉末と黒鉛粉末とからなる焼結体（ホウ素入り黒鉛）が想定されている。しかし、この種の材料の製造および試験は、本実験炉開発計画においても、また我が国の他の諸機関においても未着手の段階にある。

当面の設計検討において、最も重要と思われる点は、制御棒用環状ペレットの製造可能性と炉内高温照射下での挙動である。すなわち、ホウ素含有率と環状ペレットの成形性、高温健全性との関係を知ること、また、照射に伴う寸法変化挙動を知ることである。

これらの知見を得るために、諸外国の（主としてGA社）HTGR開発研究の中で、どのような製造法によってどのようなボロン入り黒鉛が製造されて来たか、また、それらについてどのような材料特性が把握されているかを調査した。

この他、可燃性毒物、後微停止系素子の設計例をまとめた。

制御棒用のホウ素入りコンパクトの製造例とそれについての材料特性の測定範囲をTable 6.1に示す。成形法として型押式と型込式がある。それについて照射前特性と照射後特性の一覧をTable 6.2, Table 6.3に示す。これらのコンパクトの製造に使用された素材の化学分析の一例を<sup>(6-1) (6-2)</sup> Table 6.4に、温間プレス法の製造プロセス概念<sup>(6-1)</sup>をFig. 6.1に示す。これらの製造例を見る限り製造上特別の問題があるとは考えられない。概略的には燃料コンパクトを成形する方法と大同小異である。

ホウ素入りコンパクトの炉内条件での使用の際に問題となることは、制御棒シース管との化学反応、高温照射下での寸法の安定性であろう。前者は成形法と関係ないであろう。後者は、焼成温度や成形法によって異った挙動を示す。Fig. 6.2に型込材、Fig. 6.3に型押材の寸法変化挙動を示す。この調査の範囲内で、ホウ素入りコンパクトの諸元および使用条件を設定するすれば以下のようなである。

### 製造諸元

ホウ素含有率	30~40 wt %
寸 法	
円環コンパクト	外径／内径／長さ
型 込	84／52／76 mm
型 押	58／33／420 mm
中実コンパクト	外 径 / 長 さ
型 込	20~25/12~51 mm
かさ密度	1.6~1.9 g/cm <sup>3</sup>

### 使用諸元

照射温度	~700°C以下
------	----------

高速中性子照射量  $\sim 6 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$  ( $E > 0.18 \text{ MeV}$ )

なお、GA社の HTGR の設計では、シース材の化学反応や照射による延性、強度などの観点から、照射量を  $3.6 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$  ( $E > 0.18 \text{ MeV}$ ) に制限している。

可燃性毒物棒と後備停止系素子の設計例を Table 6.5 に示す。これらについては製造上特別の問題はないと考えられる。

Table 6.1 Various boronated graphite samples hitherto fabricated and irradiated

Material Graphite Filler	Extruded Materials				Warm Pressed Materials			
	(6-3)(6-4) BNL(Gatesetal)	(6-1)(6-2) GA (Stansfield)	(6-5) GA(Goeddel)	(6-1)(6-2) GA(Stansfield)	(6-1)(6-2) GA(Stansfield)	(6-1)(6-2) GA(Stansfield)	(6-1)(6-2) GA(Stansfield)	(6-5) GA(Goeddel)
	Petroleum Coke	Peach Bottom absorber	Petroleum Coke (Sponge type)	Petroleum Coke (Sponge type)	Vrain absorber	GP38(Needle Coke)	GP38(Needle Coke)	Vender Material
B <sub>4</sub> C Powder		(20~200μm)						
Binder	Pitch		Pitch(10w/o)	Coaltar Pitch (15w/o)	Coaltar Pitch (15w/o)			Coaltar Pitch
<sup>10</sup> B Enrichment	Natural	Natural	Natural	Natural	Natural			91% <sup>10</sup> B enrich
Heat Treatment °C	2450	2,200(0, 5Hr)	1,400	1,000(2Hr)	2,000(2Hr)	2,000(2Hr)	2,000(2Hr)	850, >2,700
Bulk Density g/cm <sup>3</sup>		1.6~1.7	1.75~1.95	1.68~1.77	1.68~1.77	1.60	1.70~1.91	1.45~1.75
Boron Content wt-% B	6.17~8.25	28	20~40	21~35	21~35	43	7.1~7.5	0.2~3.0
Vol-% B <sub>4</sub> C g/cm <sup>3</sup> B		26		20~33	20~33	40		
Specimen Size mm Sample	Prismatic 152×152×152	Annular 57OD/32ID×420	Cylindrical ~15φ×15	Cylindrical 25φ×12	Cylindrical 10φ×15φ×15	Cylindrical 50ID/83OD×76		Cylindrical 20φ×51
Test Piece	Cylindrical 11φ×18	Cylind & Pris(ETR) 10φ×15.45×10×15	Cylindrical 25φ×12	Prismatic 5×5×10×15	Cylindrical 5×5×10×15	Cylindrical 10φ×15	Cylindrical 10φ×15	Cylindrical 20φ×51
Irradiation Reactor	Hanford, ETR	ETR PBR	GETR	ETR	ETR	ETR	ETR	ETR
Temperature °C	260~540	650~550±150 ~790	350, 700	650±100	650±100	700~730	700~730	650±100
Fast Dose 10 <sup>21</sup> n/cm <sup>2</sup> (E>0.18MeV)	0.3~2.1	2.0~6.1 1.2	2.4	2.5~7.3	2.5~7.3	4.8~5.9	4.8~5.9	3.8~4.7
Thermal Dose 10 <sup>21</sup> n/cm <sup>2</sup> (E 0.4eV)	2.5~0.3	1.5~3.5	2.4	1.5~3.7	1.5~3.5	2.0~2.7	2.0~2.7	1.8~2.0
Thermal/Fast Ratio	8.3 & 0.07	0.75~0.57	1.0	0.6~0.51	0.6~0.48	0.42~0.46	0.42~0.46	0.47~0.43

Table 6.2 Physical properties of some extruded boronated graphites

	BNL (6-3)(6-4)				Peach Bottom Absorber (6-1)(6-2)	
Heat Treatment Temp. °C	<2450	≥2450	<2450	≥2450	2200	2200
Preirrad. Density, g/cm <sup>3</sup>						
Boron Content, wt-% B	6.17~8.25	6.42~8.09	6.17~8.25	6.42~8.09	1.60	1.60
Specimen, mm	11Φ×18	11Φ×18	11Φ×18	11Φ×18	28	28
Total Fast Fluence, 10 <sup>21</sup> n/cm <sup>2</sup>	0.3	0.3	1.0~2.1	1.0~2.1	5×10 <sup>14</sup>	5×10 <sup>14</sup>
Total Thermal Fluence, 10 <sup>21</sup> n/cm <sup>2</sup>	2.5	2.5	0.07~0.15	0.07~0.15	5.6~6.1	2.0~2.5
Specimen Irradiation Temp., °C	~370~500	~370~500	~300~500	~300~500	3.0	3.5
<sup>10</sup> B Isotope Burnup, % Depletion	~50	~50			53~92	58~62
Dimensional Change During Irrad. Relative to Forming Direction, %	-0.4 ~-0.6	-0.2 ~+1.8	~-1.0~1.6	~-1.2~1.7	-0.21~0.52	-0.35~0.51
(//) (⊥)	-0.02~+0.6	+0.02~+2.8	~-0.3~0.4	~-0.3~0.8	+0.62	+1.43~+1.76
Coef. of Thermal Exp. Relative to Forming direction, 10 <sup>-6</sup> °C <sup>-1</sup>						
Preirrad (//)	1.3~2.2	1.3~1.7			3.68	3.68
(⊥)	3.5~4.4	1.7~1.6			4.70	4.70
Postirrad (//)	2.0~2.6	~3.0			5.34	5.04
(⊥)	5.3~6.0	3.2~4.0			5.70	6.62
Thermal Conductivity to Forming Direction, Cal/cms°C						
Preirrad (//)	0.2 ~0.28	0.13~0.22				
(⊥)	0.14~0.21	0.13~0.20			0.065~0.120	0.065~0.120
Postirrad (//)	0.015~0.025	0.01~0.02				
(⊥)	0.01~0.02	~0.01			0.009~0.012	0.009~0.012
Room Temperature Compressive Strength, kg/cm <sup>2</sup>						
Preirrad (//)	316~330	188~197				
(⊥)	281~337	162~176			387	387
Postirrad (//)	612~682	316~478			360	360
(⊥)	504~668	281~429				
Room Temperature Tensile Strength, kg/cm <sup>2</sup>						
Preirrad (//)					232	232
(⊥)					129	129
Postirrad (//)						
(⊥)						
Elastic modulus, 10 <sup>5</sup> kg/cm <sup>2</sup>						
Preirrad (//)	0.22~0.25	0.17~0.18				
(⊥)	0.18~0.26	0.15~0.20				
Postirrad (//)	0.27~0.34	~0.18				
(⊥)	0.27~0.36	0.17~0.18				

Table 6.3 Physical properties of some warm-pressed boronated graphites (6-1) (6-2)

	Post St. Virgin Absorber	Post St. Virgin Absorber					
Heat Treatment Temp. °C	2000	1000	1000	1000	2000	2000	1400
Preirrad Density, g/cm <sup>3</sup>	1.60	1.77	1.77	1.68	1.68	1.68	1.75±1.95
Boron Content, wt-% B	4.3	22	22	34	34	34	20±4.0
Specimen, mm	10φ×15	5×5×14	5×5 (10)×14	5×10×14	5×10×14	5×10×14	25φ×12
Total Fast Fluence, 10 <sup>21</sup> n/cm <sup>2</sup>	4.80±5.87	7.5	2.5±3.5	7.3	7.0±7.3	3.0±3.5	1~2.4
Total Thermal Fluence, 10 <sup>21</sup> n/cm <sup>2</sup>	2.0±2.7	3.7	1.5	3.5	3.5	1.5	1~2.4
Specimum Irradiation Temp. °C	700±730	675±700	625±750	700±725	700±725	675±850	350, 700
10 <sub>B</sub> Isotope Burnup % Depletion	32±80		30±80	~70		35±76	
Dimensional Change During Irrad. Relative to Forming Direction %	+1.72±2.18 (1)	+5.21±7.57 +0.37±1.00	+2.35±42.81 +1.53±3.04	+5.34±6.10 -0.58±0.91	+4.10±44.65 ~11.60	+0.418±0.585 +0.418±0.585	+1.5±4.5 ~0.3
Coeff. of Thermal Exp. Relative to Forming Direction 10 <sup>-6</sup> °C <sup>-1</sup>							
Preirrad (//)	4.83	5.57	5.57	6.32	6.32	5.30	
(1)	4.58	4.29	4.29	4.70	4.70	3.82	
Postirrad (//)	6.78	8.54	8.17	7.14	7.14	9.01	
(1)	6.56	3.76	5.25	4.60	4.60	4.84	
Thermal Conductivity to Forming Direction Cal/cms °C							
Preirrad (//)							
(1)	0.02	~0.054					
Postirrad (//)							
(1)	0.0085±0.012						
Room Temperature Compressive Strength							
Preirrad (//)	4.22						
(1)							
Postirrad (//)	268						
(1)							
Room Temperature Tensile Strength kg/cm <sup>2</sup>							
Preirrad (//)	35						
(1)	70						
Postirrad (//)							
(1)							
Elastic Modulus 10 <sup>5</sup> kg/cm <sup>2</sup>							
Preirrad (//)	0.35						
(1)							
Postirrad (//)							
(1)							

Table 6.4 Chemical composition of raw materials<sup>(6-1) (6-2)</sup>

ここに示す分析例は、O. M. stansfied らの実験において使われた代表的な材料のものである。

## A) 黒鉛紛末

石油ユーク系 (メッシュ-50 + 200 u.s.)		ニードルコーク系 GP 38 (製造元より購入 < 48 μm)	
B	< 0.5 ppm	C	99.88 wt %
Ba	< 0.5 "	Fe	400 ppm
Mg	< 0.5 "	V	100 ppm
Si	< 10 "	Si	400 ppm
Ti	2 ppm	ash	-0.10 wt %
V	10 "		
Zr	60 "		

B) 炭化ボロン粒子 Technical grade (Commercial) B<sub>4</sub>C

(メッシュ-40 + 50, -50 + 70, -70 + 140 US, 50 ~ 400 μm)

B	69	wt %
B <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	1 ~ 3	"
C	Bal.	"
Fe	0.80	"

## C) 結合材 (コールタールピッチ粒子, メッシュ-30 us)

C	99.96 wt %	Mn	< 10 ppm	Mo	6 ppm
ash	0.07 "	Pb	60 "	Ni	< 4 "
		Si	40 "	Ca	60 "
		Al	40 "	Fe	20 "
		Bi	6 "	Na	200 "
				Ti	4 "

Table 6.5 Design data of burnable poison rods and  
reserve shutdown elements for HTGRS

## Burnable poison rod

	第2次 予備設計	基 本 概 念 設 計	Summit	F. S. V	Peach Bottom
材 質 (吸収体)		B <sub>4</sub> C + 黒鉛 焼結体	B <sub>4</sub> C + 黒鉛 焼結体	B <sub>4</sub> C + 黒鉛 焼結体	天然ホウ素
密 度		1.9 g/cm <sup>3</sup>			
ボロン濃度		0.77 w/o	5 w/o	5 w/o	1.1 kg を炉心全体に 使用
形 状		中実棒	中実棒	中実棒	中実棒
寸 法		8 mm $\phi$	10mm $\phi$ × 748 mm	< 12.3mm $\phi$	21.8mm $\phi$ × 51.3mm

## Reserve shutdown element

	第2次 予備設計	基 本 概 念 設 計	Summit	F. S. V
材 質 (吸 収 体)		B <sub>4</sub> C + 黒鉛 焼結体	B <sub>4</sub> C + 黒鉛 焼結体	B <sub>4</sub> C + 黒鉛 焼結体
密 度				
ボロン濃度		3 w/o	40 w/o	20/40 w/o
形 状	球	球	球	球
寸 法		10 mm $\phi$		12.25 mm $\phi$

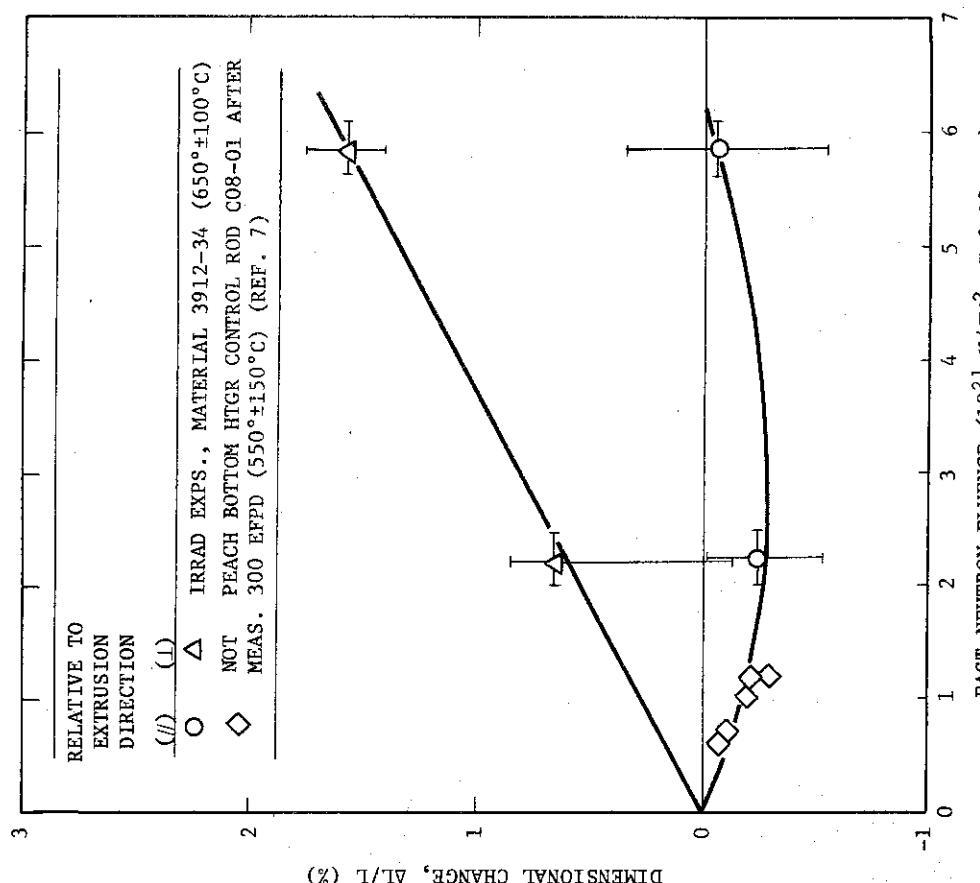
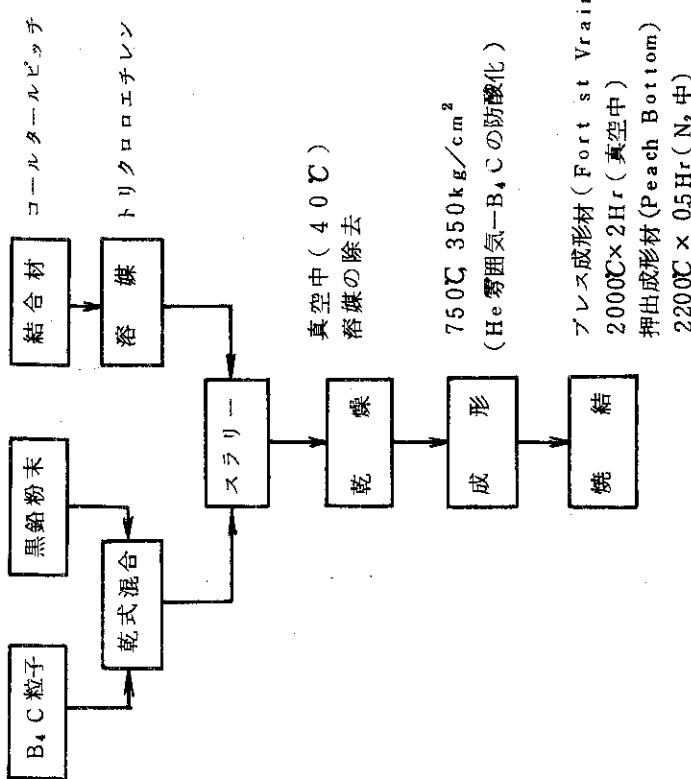


Fig. 6.1 Fabrication process of boronated graphite(6-1)

Fig. 6.3 Irradiation-induced dimensional change in extruded boronated graphite containing 27 vol-% Ba<sub>4</sub>C. Specimens were heat treated at 2200°C(6-2)

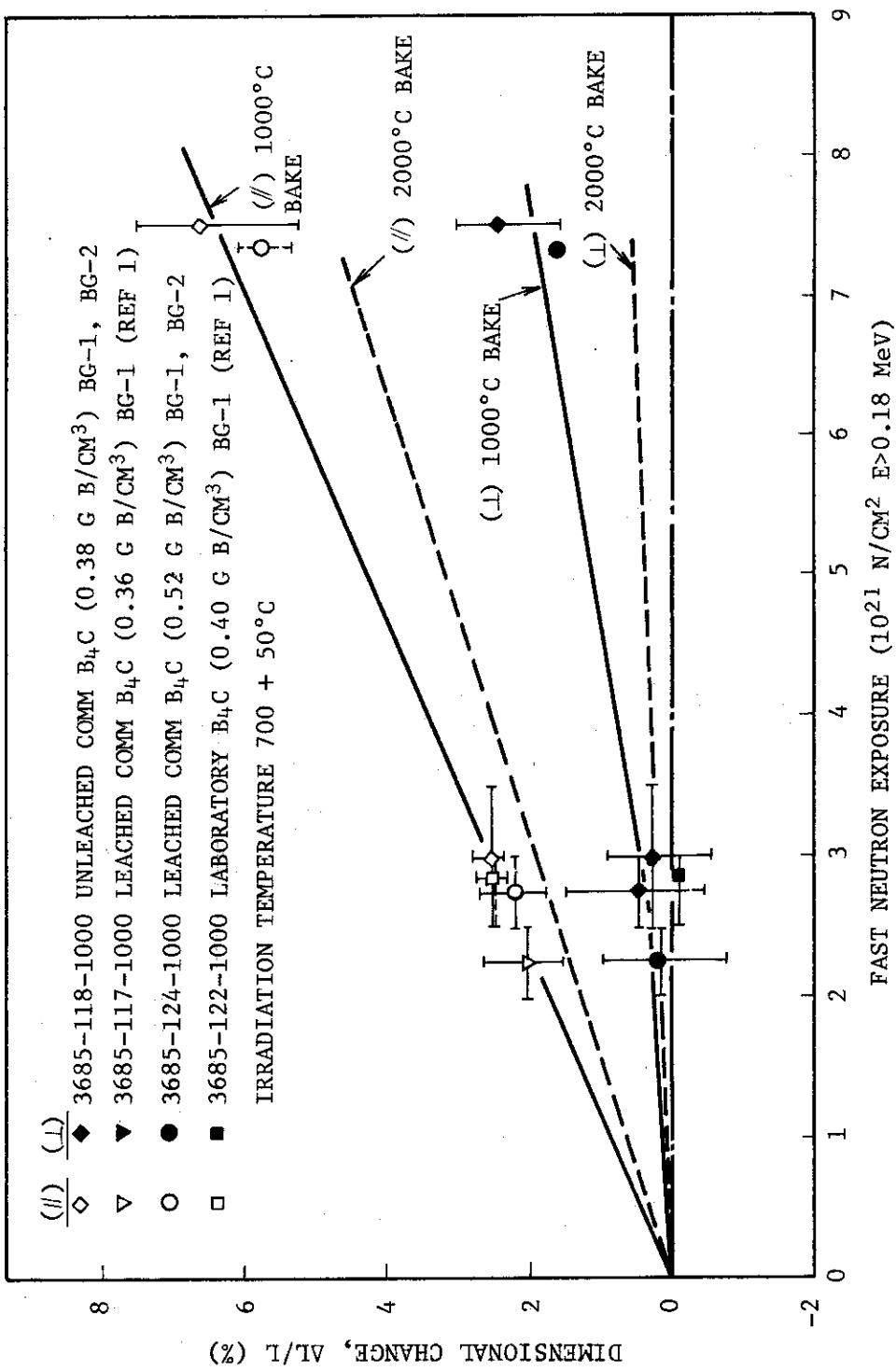


Fig. 6.2 Irradiation-induced dimensional change of warm-pressed boronated graphite (6-1)

## 7. あとがき

多目的高温ガス実験炉の参考設計炉心 Mk - III の基本諸元の選定のために、燃料・黒鉛材料に対する設計基準の検討を行った。この検討は、燃料・黒鉛材料に関する現状での諸研究による知見と、それらに対する設計上の要求とを比較対照し、現実的な両者の調和点としての材料仕様、安全基準、設計評価法の策定を含んでいる。

この検討による一つの結果として、燃料体に関する安全基準を Table 7.1 に示す。この安全基準は種々の検討によって定量化が可能となったものであるが、今後の材料試験の結果を反映させて、より合理的なものに改訂していく必要があろう。

本検討の内容を振り返ってみると、設計上の安全余裕を考慮した上でもなお“確かなこと”を言える範囲が比較的少なく、また“確かなこと”を言おうとする際に諸外国のデータに相当依存していること、を痛感せざるを得ない。第1章まえがきに述べたように、構造物の設計基準を確実なものにして行くためには、具体的な仕様の構造物について“何がどうなるか”を明らかにすることが必要不可欠であると考える。そのような試験の結果を得て、再度本報告書の内容について、検討の範囲を広めかつ充実させていきたい。

表 7.1 燃料体設計の指針、基準

項目	指針または基準	備考
(1) 被覆燃料粒子 破損率	(a) 照射によって発生する機械的破損は、無視し得る程度に小さいこと (プラント状態 I, および II)*  (b) アメーバ破損粒子は全炉心粒子の 1 % 以下とする (プラント状態 I および II)*	SiC 層の許容応力を 0 kg/cm <sup>2</sup> とする。  燃料核移動距離が 30 μ 以上に達したものを破損とみなす。
(2) 燃料コンパクトの応力	熱応力、照射応力に対する許容応力を以下の値とする (プラント状態 I および II)*  引張応力 30 kg/cm <sup>2</sup>	
(3) 黒鉛スリープ、 ブロックの応力	1 次応力、2 次応力に対する許容応力を以下の値とする。 (プラント状態 I および II)*  1 次応力 引張 35 kg/cm <sup>2</sup> 圧縮 165 kg/cm <sup>2</sup> 2 次応力 引張 50 kg/cm <sup>2</sup> 圧縮 350 kg/cm <sup>2</sup>	

\* プラント状態 I 通常運転中に計画または考慮されている事象

プラント状態 II 通常運転としては計画されていない事象であるが、原子炉寿命期間中に比較的しばしば起るものと予想される事象

## 謝　　辞

本研究は多目的高温ガス実験炉第1次概念設計のために、昭和50年2月より原研において実施された Mk - III炉心設計作業の一部に含まれるものである。この Mk - III炉心の設計は、前多目的炉設計研究室長下川純一氏をはじめ多数の当研究室員、外来および協力研究員によって進められた。また、本報告書に述べた幾つかの検討について、当研究所の黒鉛材料研究室および燃料照射研究室の多くの方々に有益な助言をいただいた。これらの方々に深甚なる感謝の意を表したい。

## 参考文献

- (1-1) 下川純一, 他 “多目的高温ガス実験炉基本概念設計”, JAERI-M 6141 (1975)
- (1-2) 青地哲男, 他 “多目的高温ガス実験炉の炉心参考設計 Mark-III”, JAERI-M 6895 (1976)
- (1-3) 青地哲男, 他 “多目的高温ガス実験炉第1次概念設計”, JAERI-M 6845 (1976)
- (2-1) 岩本多実, 他 “被覆燃料粒子の照射挙動試験(II) (71F-7A キャプセルによる JMTR 照射)”, JAERI-M 6717 (1976)
- (2-2) L.W. Graham, H. Hick "Performance Limits of Coated Particle Fuel"  
BNES Int. Conf. on Nuclear Fuel Performance, Paper 39 (1973)
- (2-3) J.B. Sayers, et al. "Coated Particle Fuels for Low Enriched Fuel Cycle HTR" ibid, Paper 32 (1973)
- (2-4) T.B. Lindemer, R.A. Olstad "HTGR Fuel Kernel Migration Data for the Th-U-O Systems as of April 1, 1976" ORNL-TM-4493 (1974)
- (2-5) J.P. Audebeau, et al. "Quality Management for HTR Fuels",  
BNES Int. Conf. on Nuclear Fuel Performance, Paper 14 (1973)
- (2-6) T. Arai "MICROS-2: A Computer Program for Predicting the Mechanical Behaviors of Coated Fuel Particles during Irradiation (Revised)", JAERI-M5848 (1974)
- (2-7) J.L. Kaae, et al. "Dimensional Changes Induced in Poorly Crystalline Isotropic Carbons by Irradiation", Carbon vol. 10. p.561 (1972)
- (2-8) K.S.B. Rose, "Coated Particle Fuels", J. Inst. Nucl. Eng. p.95 (1971)
- (2-9) M.R. Everett et al. "Dimensional and Physical Property Changes of High Temperature Reactor Graphites Irradiated at Temperatures in the Range 600-1200°C" Carbon vol. 19 p.417 (1971)
- (2-10) T.D. Gulden et al., "Present Thorium Cycle Fuel Concepts and Performance Limitations", GA-A12877 (1974)
- (3-1) 青地哲男, 他 “多目的高温ガス炉の参考炉心設計 Mark-III”, JAERI-M 6895 (1976)
- (4-1) 動力炉開発・安全性研究管理部 (1975)
- (4-2) 荒井長利, 佐藤貞夫 “高温ガス炉用多重殻型燃料体の照射に伴う温度および応力変化の解析: 計算コード MULSHES” JAERI-M 5513 (1973)
- (5-1) 下川純一, 他 “多目的高温ガス実験炉基本概念設計” JAERI-M 6141 (1975)
- (5-2) C. Meyers, K. Koyama "Evaluation of Candidate Graphite (and Carbon) for PSC Core-support Applications", GAMD-8371 (1968)
- (6-1) O.M. Stansfield "Neutron Irradiation Effect in Boronated Graphite, Hafnated Graphite, B<sub>4</sub>C, and HfC", GA-A 10648 (1971)
- (6-2) O.M. Stansfield "Irradiation-Induced Dimensional Change in HTGR Control Materials", GA-A 12035 (1972)

- (6-3) J.M. Davidosor, L.O. Gates "Boronated Graphite Irradiation Studies, Final Report of Irradiation Experiments Conducted in a Hanford Reactor", BNWL-96 (1965)
- (6-4) L.O. Gates, R. Neidner "Boronated Graphite Irradiation Studies, Summary Report of Thermal-neutron-shielded Experiments Conducted in the ETR", BNWL-161 (1965)
- (6-5) W.V. Goeddel "Development and Evaluation of B<sub>4</sub>C-Graphite Control-rod Materials for the HTGR", GA-2827 (1962)