

JAERI - M

89-161

高温工学試験研究炉用燃料の設計方針、
製作性及び総合的健全性評価

1989年10月

林 君夫・塩沢 周策・沢 和弘・佐藤 貞夫
丸山 創・小林 紀昭・福田 幸朔

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

JAERI-M レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合せは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokaimura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1989

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷株

高温工学試験研究炉用燃料の設計方針、製作性及び総合的健全性評価

日本原子力研究所大洗研究所高温工学試験研究炉開発部

林 君夫・塩沢 周策・沢 和弘・佐藤 貞夫

丸山 創・小林 紀昭⁺・福田 幸朔⁺

(1989 年 9 月 29 日受理)

本報告は、高温工学試験研究炉（ H T T R ）の安全設計のため、燃料の設計方針、製作性及び総合的健全性評価について述べたものである。燃料は、使用期間中に生じうる種々の劣化を考慮しても健全性を失うことのないよう設計した。燃料の初期（ 製造時 ）破損率は十分低い値を達成しており、燃料の製造経験は全炉心装荷を行うのに十分である。本評価の結果は、燃料粒子被覆層の破損、燃料コンパクト、燃料棒及び燃料体の熱的、機械的健全性の点から見て、燃料の総合的健全性が十分確保できることを示した。

Design Criteria, Production and Total Integrity Assessment
of Fuels of the High Temperature Engineering Test Reactor

Kimio HAYASHI, Shusaku SHIOZAWA, Kazuhiro SAWA
Sadao SATO, Soh MARUYAMA, Fumiaki KOBAYASHI⁺ and Kousaku FUKUDA⁺

Department of HTTR Project
Oarai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received September 29, 1989)

This report describes the design criteria, production and total integrity of the HTTR fuels for the safety design of the reactor. The fuels were designed so that they should not lose their integrity even though taking account of various kinds of possible deteriorations during reactor service. Sufficiently low values of initial (as-produced) fuel failure fractions have been achieved, and experience of fuel production is enough for full core loading. Results of the present assessment have shown that total integrity of the fuels will be maintained successfully in terms of coating failure of the fuel particles, thermal and mechanical performance of the fuel compacts, graphite sleeves and fuel assemblies.

Keywords: Safety, Fuel, HTTR, Design, Production, Integrity,
Coated Fuel Particle, Failure, Graphite

⁺ Department of Fuels and Materials Research

目 次

1. はじめに	1
2. 高温工学試験研究炉(HTTR)及び燃料の概要	2
2.1 高温工学試験研究炉の概要	2
2.2 燃料の概要	3
3. 燃料の設計方針及び解析方法	18
3.1 用語の定義	18
3.2 燃料の設計方針及び適合のための設計方針	18
3.3 解析方法	21
4. 燃料の製作性及び初期(製造時)破損率	23
4.1 製造工程	23
4.2 品質管理	24
4.3 製造実績及び製造能力	29
4.4 燃料の初期(製造時)破損率	29
5. 高温試験運転を制限する理由	49
5.1 燃料核の移動	49
5.2 黒鉛ブロックの照射応力	50
5.3 まとめ	50
6. 燃料の健全性に関する総合評価	54
6.1 評価結果の要約	54
6.2 燃料コンパクトと黒鉛スリーブの機械的相互作用	56
6.3 黒鉛スリーブの熱・照射応力解析	56
6.4 炉心構成要素と固定反射体の機械的相互作用	57
6.5 燃料体の輸送時及び取扱時健全性	58
謝 辞	71
文 献	71
付録1 海外における高温ガス炉開発の経緯と現状	72
付録2 燃料の製造及び破損率に関する補足	82

Contents

1. Introduction	1
2. Outline of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) and its fuels	2
2.1 Outline of HTTR	2
2.2 Outline of fuels	3
3. Design criteria for fuels and methods for analyses	18
3.1 Definition of terms	18
3.2 Design criteria for fuels and their application	18
3.3 Methods for analyses	21
4. Production of fuels and initial (as-produced) failure fractions	23
4.1 Production process	23
4.2 Quality control	24
4.3 Production results and capacity	29
4.4 Initial (as-produced) failure fractions of fuels	29
5. Causes for limiting the high-temperature test operation	49
5.1 Kernel migration	49
5.2 Irradiation-induced stress in graphtie block	50
5.3 Summary	50
6. Assessment of total integrity of fuels	54
6.1 Summary of assessment results	54
6.2 Mechanical interaction between fuel compact and graphite sleeve	56
6.3 Analyses on thermal and irradiation-induced stresses in graphite sleeve	56
6.4 Mechanical interaction between core components and permanent reflectors	57
6.5 Integrity of fuel assemblies during transportation and handling	58
Acknowledgements	71
References	71
Appendix 1 History and status of development of high temperature gas-cooled reactors in overseas countries	72
Appendix 2 Supplements on fuel production and failure fraction ...	82

1. はじめに

本報告書は、現在、原研で建設準備を進めている試験研究用の高温ガス炉である高温工学試験研究炉 (High Temperature Engineering Test Reactor, 以下 HTTR) の燃料の安全設計のうち、燃料の設計方針、製作性、及び燃料体の健全性の総合評価について述べるものである。

高温ガス炉は、耐熱性にすぐれた被覆粒子燃料及び黒鉛製構造材料及び不活性の単相気体である He ガスを用いるため、高温での高い健全性及び安全性を有している。また、核的にも安定性を有するという特徴を持っている。海外では、付録 1 に示すように、西独、米国、英国及びソ連において高温ガス炉の研究開発が行われてきており、最近では中国においても西独との協力のもとに試験炉を建設する計画がある。

一方、国内では、原研を含む研究開発機関及び関連企業において約 20 年間にわたって高温ガス炉の研究開発が行われてきた。HTTR は、これまでに蓄積した高温ガス炉の要素技術を集大成し高温ガス炉の技術基盤を確立すると共に、将来の実用化に向けた高温ガス炉技術の高度化及び高温に関する先端的基礎研究を実施するという目的を持っている。

本報告では、以下の第 2 章に HTTR 及びその燃料の概要について述べる。燃料については、燃料体の炉心内配置、主要設備（被覆燃料粒子、燃料要素、黒鉛ブロック等）の概要等について述べる。第 3 章では、燃料の設計方針について HTTR 全体の設計方針との関連及び適合のための設計方針並びに、安全解析の方法について示す。第 4 章では、燃料の健全性評価との関連で燃料の製作及び品質管理の方法、並びに製造実績及び製造能力の概要について述べると共に、健全性に關係の深い燃料の初期（製造時）破損率について述べる。第 5 章では、HTTR の定格運転（冷却材出口温度 850 °C）のほかに、高温試験運転（同 950 °C）を行うにあたっての制限を燃料の破損及び黒鉛ブロックの照射応力の点から検討を行う。第 6 章では、第 3 章の燃料の設計方針及び解析方法に対応して、その評価結果（総合的健全性評価）について述べる。

なお、燃料の健全性評価のうち、A 型燃料体の通常運転時の健全性及び許容設計限界については、これに関する試験及び評価が広範かつ詳細にわたることから、別報告⁽¹⁾とする。なお、本報告書の第 6 章では、この別報告に述べる内容も含めて、燃料体の健全性についての総合評価を行う。

2. 高温工学試験研究炉(HTTR)及び燃料の概要

2.1 高温工学試験研究炉の概要⁽²⁾⁽³⁾

(1) はじめに

HTTR(高温工学試験研究炉)原子炉施設は、これまでに蓄積した高温ガス炉の要素技術を集大成し、これらの実証試験及び総合性能試験を行うことにより、高温ガス炉の技術基盤を確立するとともに、将来の実用化に向けた高温ガス炉技術の高度化及び高温に関する先端的基礎研究を実施するための、低濃縮二酸化ウラン被覆粒子燃料を用いる黒鉛減速ヘリウムガス冷却型炉である。

原子炉の熱出力は 30 MW とし、原子炉出口冷却材温度は、定格運転時には 850 °C、高温試運転時には 950 °C とする。また、原子炉出口冷却材温度 850 °C の運転において、各種の照射試験及び高温ガス炉固有の安全性を実証するための特殊運転を実施する。

なお、高温熱利用技術については、運転実績を積んだ後適当な時期に設置許可の変更申請を行い、中間熱交換器に熱利用系の試験部を取り付けて実証試験を行うことを計画しており、さらには、運転経験や技術開発の成果を踏まえ、炉心を高出力密度、高燃焼度の高性能炉心に変更して、将来の高温ガス炉のための炉心高性能化に関する各種試験を行うことを計画している。

(2) HTTR における試験研究の目的

HTTR は、我が国のエネルギー源の多様化、安定確保などに極めて重要な意義をもつ高温ガス炉の技術基盤の確立と高度化のための試験研究並びに高温に関する先端的基礎研究に使用するものである。これらの主要な試験研究の目的は次のとおりである。

(i) 高温ガス炉技術基礎の確立

核・熱・動特性、プラント運転制御特性、燃料燃焼特性、核分裂生成物の放出挙動等に関する研究を行い、高温ガス炉のシステムとしての総合特性を把握するとともに、原子炉出口冷却材温度が 950 °C の高温試験運転を行い、原子炉外への安定な高温の熱の取出しに関する技術基盤を確立する。

(ii) 高温ガス炉技術の高度化

高温ガス炉の高性能化及び経済性の向上を目指して、高温ガス炉技術の高度化を図るために、要素技術の高度化、炉心特性の高性能化、高温熱利用技術の確立と熱効率の向上等の研究を行うとともに、高温ガス炉固有の安全性の実証試験を行う。

(iii) 高温に関する先端的基礎研究

1000 °C 程度までの高温下で材料照射試験、原子炉計装技術の開発、トリウム燃料に関する基礎研究、核融合炉に関する開発研究、放射線化学に関する試験研究等の先端的基礎研究を行う。

(3) 設計の概要

HTTR の設計の基本的要件⁽³⁾のうち、燃料に特に関連の深いものは以下のものである。

- a) 原子炉出力は 30 MW とし、冷却材の原子炉出口温度は、定格運転時 850 °C、高温試験運転時 950 °C とする。
- b) 燃料は、低濃縮ウランを用いたピン・イン・ブロック型とする。炉心の燃料は、試験燃料体を除き原則として全数一括で交換する。
- c) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、それぞれ燃料粒子被覆層の破損を十分許容しうる小さな値に制限するとともに、1 次冷却材中の放射能量を制限するよう設計する。
- d) 高性能燃料の開発を目指した試験燃料棒の照射試験、燃料の破損限界を調べる燃料限界照射試験、高温かつ大型試料の照射等の照射試験及び高温ガス炉固有の安全性を調べるために特殊運転が行える設計とする。

(4) HTTR の基本仕様

HTTR の基本仕様を Table 2.1 に示す。また、原子炉建家の概要を Fig. 2.1 に、原子炉本体の構造を Fig. 2.2 に示す。

2.2 燃料の概要⁽²⁾⁽³⁾

(1) はじめに

HTTR の炉心は、六角柱状の黒鉛ブロックである燃料体、制御棒案内ブロック、可動反射体ブロック及び試験燃料用ブロックから構成し、これらの炉心構成要素を円柱状に積上げたものである。ブロックを積上げた軸方向の 1 列をカラムと称する。炉心は合計 61 カラムからなり、Fig. 2.2 及び Fig. 2.3 に示すように、燃料体を含む燃料領域及びその外側を囲む可動反射体領域に分けられる。なお、炉心構成要素は、上・下部でダウエルピン及びタウエルソケット（以下、それぞれを「ダウエル」と「ソケット」という。）等により水平方向の位置決めを行っているのみの自立型であり、炉内構造物と機械的な結合は行っていない。

燃料体には A 型燃料体及び B 型燃料体があり、更に B 型燃料体には B - 1 型、B - 2 型及び B - 3 型燃料体の 3 種類がある。B 型燃料体は、燃料照射試験時に A 型燃料体の一部と交換して、試験燃料体として使用する。

炉心には、燃料体として A 型燃料体のみを用い照射試験を行わない炉心（以下「基準炉心」）と照射試験（試験燃料体を装荷しての燃料照射試験、反射体領域での材料・燃料照射試験及び中央カラムでの燃料限界照射試験）を行う炉心（以下「照射炉心」）がある。

なお、燃料交換は、試験燃料体を除き、原則として全炉心同時取替方式によって行う。

(2) 燃料体の概要

A 型燃料体は、燃料棒を黒鉛ブロック内に挿入するピン・イン・ブロック型である。燃料棒は、二酸化ウランの燃料核を熱分解炭素層等で四重に被覆した被覆燃料粒子を、黒鉛と炭素の混合物からなる素地（以下、「黒鉛素地」という。）に分散した、中空円柱形状の燃料コンパクトを黒鉛スリーブに挿入し、上端又は上下端を黒鉛端栓で閉じたものである。

B 型燃料体は、A 型燃料体と同じ外形寸法を有する六角柱状の黒鉛ブロックに、試験用の燃料棒を挿入するピン・イン・ブロック型である。B 型燃料体は被覆燃料粒子を除き、A 型燃料

体と同一構造である。

燃料体の水平方向の位置決めは、ダウエルピン及びダウエルソケット（以下、それぞれを「ダウエル」と「ソケット」という。）により行う。

(3) 主要設備の仕様

燃料要素及び燃料体の仕様の概略を Table 2.2 に示す。

(4) 主要設備

主要設備については、以下のように定めた。

(i) 被覆燃料粒子

被覆燃料粒子は、Fig. 2.4 に示すとおり、燃料核を熱分解炭素等で四重に被覆したものである。燃料粒子被覆層は、内側から順に低密度熱分解炭素（第 1 層）、高密度熱分解炭素（第 2 層）、SiC（B - 2 型燃料体の粒子では、ZrC）（第 3 層）、高密度熱分解炭素（第 4 層）を材料とし、燃料核で発生する核分裂生成物の放出を防止する。各燃料体ごとの被覆燃料粒子の仕様の相違を Table 2.3 に示す。

(ii) 燃料要素

燃料要素のうち、燃料棒は Fig. 2.4 に示すとおり、黒鉛スリーブ内に燃料コンパクトを挿入し、黒鉛端栓でねじ止めをする。燃料コンパクトの上下部には、炭素製の緩衝板を挿入する。燃料コンパクトと黒鉛スリーブとの間には、運転中の相互作用を避けるため、直径約 0.25 mm のギャップを設ける。

燃料コンパクトは、被覆燃料粒子を黒鉛素地に分散させた中空の円柱形状である。黒鉛素地は、天然黒鉛粉末及び人造黒鉛粉末を、それぞれ約 80 % 及び約 20 % の割合で混合して、バインダのフェノール樹脂を添加し焼成したものであり、バインダの一部は炭素化する。

黒鉛スリーブの材料には、機械的性質、照射特性及び腐食特性に優れた高純度の原子炉級微粒等方性黒鉛（IG-110 相当）を使用する。IG-110 黒鉛の主要な特性を Table 2.4 に示す。

燃料棒には、Fig. 2.6 に示すとおり、上部に回り止め用のリブを、側部に偏心防止用のスペーサを設ける。

(iii) 燃料体（黒鉛ブロック）

A 型及び B 型燃料体は、Fig. 2.6 に示すとおり、対面間距離約 360 mm、高さ約 580 mm の六角柱状の黒鉛ブロック及び燃料棒から構成する。黒鉛ブロックには、炉心最外周カラムの A 型燃料体では 31 箇所、最外周カラム以外の燃料体では 33 箇所の燃料棒挿入孔を設ける。黒鉛ブロックの上部には、燃料体の取扱いのためのつかみ孔を設ける。

黒鉛ブロックの上面にダウエルを設け、黒鉛ブロックの下面に設けたソケットにより、水平方向の位置決めを行う。ダウエル孔の底部には、反応度調整材を装荷するための孔を設ける。

燃料棒及び燃料球は、1 次冷却材により除熱される。黒鉛ブロックには、原子炉級微粒等方性黒鉛（IG-110 相当）を使用する。

(5) 燃料の製作及び品質管理

燃料体の製作及び品質管理については、第 4 章に詳細に示す。

製造工程の段階では、製造工程書類と品質保証計画によって、設計仕様書を満たしていることの確認及び燃料の品質保証のための非破壊及び破壊試験を行う。破壊試験には、金相試験、密度測定、化学分析、強度試験、燃料粒子被覆層の破損率測定等がある。

製造後の燃料要素及び黒鉛ブロックの全数について、寸法検査及び外観検査を行うとともに、燃料体の完成品については、燃料要素が正しく装荷されていることの確認を目視検査によって行う。

(6) 燃料の誤装荷対策

燃料要素の黒鉛ブロックへの装荷及び燃料体の炉心への装荷に関しては、誤装荷を避けるため十分な注意を払うとともに、燃料受入れから燃料装荷まで、保管場所、装荷手順、装荷位置等の確認を多重に行うことにより、更に次の対策を講じる。

- イ. 各燃料棒、燃料体には識別番号、記号等の刻印を付すことにより、それぞれが十分識別できるようにする。
- ロ. 各濃縮度ごとに、燃料体の黒鉛ブロックのダウエルの頂部の形状、寸法、マーキングを変えること等により、濃縮度が容易に判別できるようにする。
- ハ. 燃料棒に取付けるリブ、下部スペーサ等を濃縮度ごとに異なる形状、寸法、位置とし、黒鉛ブロックの縦溝、突起等をそれぞれ対応させた構造とする。なお、1燃料体内の燃料棒の濃縮度は全て同一である。
- ニ. 各新燃料体を貯蔵ラックに保管する場合、原則として、炉心1カラムごとに1つの貯蔵ラックに燃料体を保管する。燃料体を原子炉に装荷する場合、燃料交換機により、原則として、原子炉内の1カラム分の燃料体を取除いた後、新燃料体を1カラムごとに炉心に装荷する。従って、1燃料体だけが炉心内の他のカラムに誤装荷される可能性はない。

(7) 高温試験運転期間の範囲

原子炉出口冷却材温度は、定格 850 °C であるが、原子炉外への安定な高温の熱の取出しに関する技術基盤を確立するため、950 °C の高温試験運転を実施する。

高温試験運転の期間は、第3章に示す設計方針を満足するよう、1燃焼サイクルにおける高温試験運転の積算運転日数の範囲を定める。詳細は第5章に示す。ただし、高温試験運転のみを実施する場合は、積算運転日数を最大 330 日とする。

高温試験運転期間を上記のように定める理由は、運転履歴を考慮した燃料粒子被覆層の劣化、黒鉛ブロックに発生する照射応力の増加等を所定の範囲内とし、十分安全余裕を持って燃料体の健全性を確保するためである。

Table 2.1 Main specifications of HTTR.

	主 要 項 目	主 要 仕 様
1	原子炉熱出力	30MW
2	原子炉出口冷却材温度	定格運転時は850°C(高温試験運転時は950°C)
3	原子炉入口冷却材温度	395°C
4	燃 料	低濃縮二酸化ウラン・被覆粒子－黒鉛分散型
5	燃料体形式	ブロック型燃料体
6	冷却材の流れ(炉心内)	下向流
7	原子炉圧力容器	鋼製
8	主冷却回路数	1ループ
9	熱交換方式	中間熱交換方式及び加圧水熱交換方式並列負荷
10	1次冷却設備圧力	40kg/cm ² G
11	2次冷却設備圧力	ヘリウムの場合1次冷却設備圧力より高くする。 水の場合1次冷却設備圧力より低くする。
12	格納方式	鋼製格納容器
13	プラントの寿命	20年

Table 2.2 Specifications of HTTR fuels. (1/3)

(1) 燃料要素		A型燃料体	B - 1型及びB - 2型燃料体	B - 3型燃料体
燃料要素形式	被覆燃料粒子	燃料棒	燃料棒	燃料棒
粒子形式	4重被覆型	4重被覆型	4重被覆型	4重被覆型
粒子直径	約 920 μm	約 940 μm	約 830 μm	約 830 μm
燃料核	UO ₂	UO ₂	(U, Th)O ₂ (Th/U比 約 4)	(U, Th)O ₂ (Th/U比 約 4)
材質	UO ₂	UO ₂	理論密度の約 95 %	理論密度の約 95 %
密度	約 600 μm	約 600 μm	約 570 μm	約 500 μm
直 径				
被覆層材質, 厚さ				
第 1 層	低密度熱分解炭素 約 60 μm	低密度熱分解炭素 約 80 μm	低密度熱分解炭素 約 60 μm	低密度熱分解炭素 約 60 μm
第 2 層	高密度熱分解炭素 約 30 μm	高密度熱分解炭素 約 30 μm	高密度熱分解炭素 約 30 μm	高密度熱分解炭素 約 30 μm
第 3 層	炭化けい素 約 25 μm	炭化けい素 約 35 μm	炭化けい素 約 35 μm	炭化けい素 約 30 μm
第 4 层	高密度熱分解炭素 約 45 μm	高密度熱分解炭素 約 40 μm	高密度熱分解炭素 約 40 μm	高密度熱分解炭素 約 45 μm
ウラン 235 濃縮度	約 3 ~ 10 wt% (平均 約 6 wt%)	約 5 wt%	約 20 wt%	約 20 wt%

Table 2.2 Specifications of HTTR fuels. (2/3)

A型及びB型燃料体	
燃料コンパクト	中空円柱
構 造	黒鉛・炭素混合体(黒鉛素地)
材 質	約30 vol% (A型, B-3型)
粒 子 充 填 率	約35 vol% (B-1型, B-2型)
寸 法	外径 約26 mm, 内径 約10 mm 燃料コンパクト1個の高さ 約39 mm 燃料部有効長さ 約546 mm (燃料コンパクト14個)
黒鉛スリーブ	円 筒
構 造	黒 鉛
材 質	外径 約 34 mm
寸 法	厚さ 約 4 mm 厚さ 約 580 mm
(2) 燃料体	燃料コンパクトと黒鉛スリーブのギャップ幅(直径) 約 0.25 mm
燃料体形式	ピン・イン・プロック型
燃料体形状	六角柱状ブロック
ブロック寸法	約 360 mm
対面間距離	

Table 2.2 Specifications of HTTR fuels. (3/3)

A型及びB型燃料体	
高さ	約 580 mm
燃料棒挿入孔径	約 41 mm
ブロック間ピッチ	約 362 mm
ブロック材質	黒鉛 (IG-110相当)
燃料体当たり燃料要素数	33 (ただし、燃料領域最外周は 31)
(3) その他の構造	<ul style="list-style-type: none"> • 反応度調整材装荷孔をブロックに設ける。 • ブロック水平方向位置決めのため、ブロックにダウエル及びシケットを、 それぞれ 3 個設ける。

Table 2.3 Difference in specifications of coated fuel particles
for A- and B-type fuel assemblies.

	燃料核	第1層	第2層	第3層	第4層	粒子直径
A型	UO_2 $600 \mu\text{m}$	低密度熱分解炭素 $60 \mu\text{m}$	高密度熱分解炭素 $30 \mu\text{m}$	SiC $25 \mu\text{m}$	高密度熱分解炭素 $45 \mu\text{m}$	$920 \mu\text{m}$
B-1型	UO_2 $570 \mu\text{m}$	低密度熱分解炭素 $80 \mu\text{m}$	高密度熱分解炭素 $30 \mu\text{m}$	SiC $35 \mu\text{m}$	高密度熱分解炭素 $40 \mu\text{m}$	$940 \mu\text{m}$
B-2型	UO_2 $570 \mu\text{m}$	低密度熱分解炭素 $80 \mu\text{m}$	高密度熱分解炭素 $30 \mu\text{m}$	ZrC $35 \mu\text{m}$	高密度熱分解炭素 $40 \mu\text{m}$	$940 \mu\text{m}$
B-3型	$(\text{U},\text{Th})\text{O}_2$ (Th/U比 約4) $500 \mu\text{m}$	低密度熱分解炭素 $60 \mu\text{m}$	高密度熱分解炭素 $30 \mu\text{m}$	SiC $30 \mu\text{m}$	高密度熱分解炭素 $45 \mu\text{m}$	$830 \mu\text{m}$

Table 2.4 Main properties of IG-110 and PGX graphites
and ASR-ORB carbon.

(未照射材)

	IG-110黒鉛	PGX黒鉛	ASR-ORB炭素
かさ密度*	(g/cm ³)	1.78	1.73
平均引張強さ*	(kg/cm ²)	258	83(T) 69(L)
平均圧縮強さ*	(kg/cm ²)	784	312(T) 514(L)
繊弾性係数*	(kg/cm ²)	0.85×10^5 (T)	0.66×10^5 (T) 0.89×10^5 (L)
$\frac{1}{3}$ Su勾配**			
平均熱膨張係数 (20~400°C)	(10 ⁻⁶ /°C)	3.99(T) 4.14(L)	2.34(T) 2.87(L)
熱伝導率 (400°C)	(kcal/m·s·°C)	1.9×10^{-2} (T)	1.8×10^{-2} (T) 2.4×10^{-3} (L)
灰 分	(ppm)	100以下	1,500以下
粒 径	(μm)	20(平均)	800以下
			1,000以下

* : 室温での値

** : 応力-歪曲線における引張及び圧縮基準強さの1/3の点を結んだ直線の勾配

T : 素材の長軸方向に垂直な方向 (径方向)

L : 素材の長軸方向に平行な方向 (軸方向)

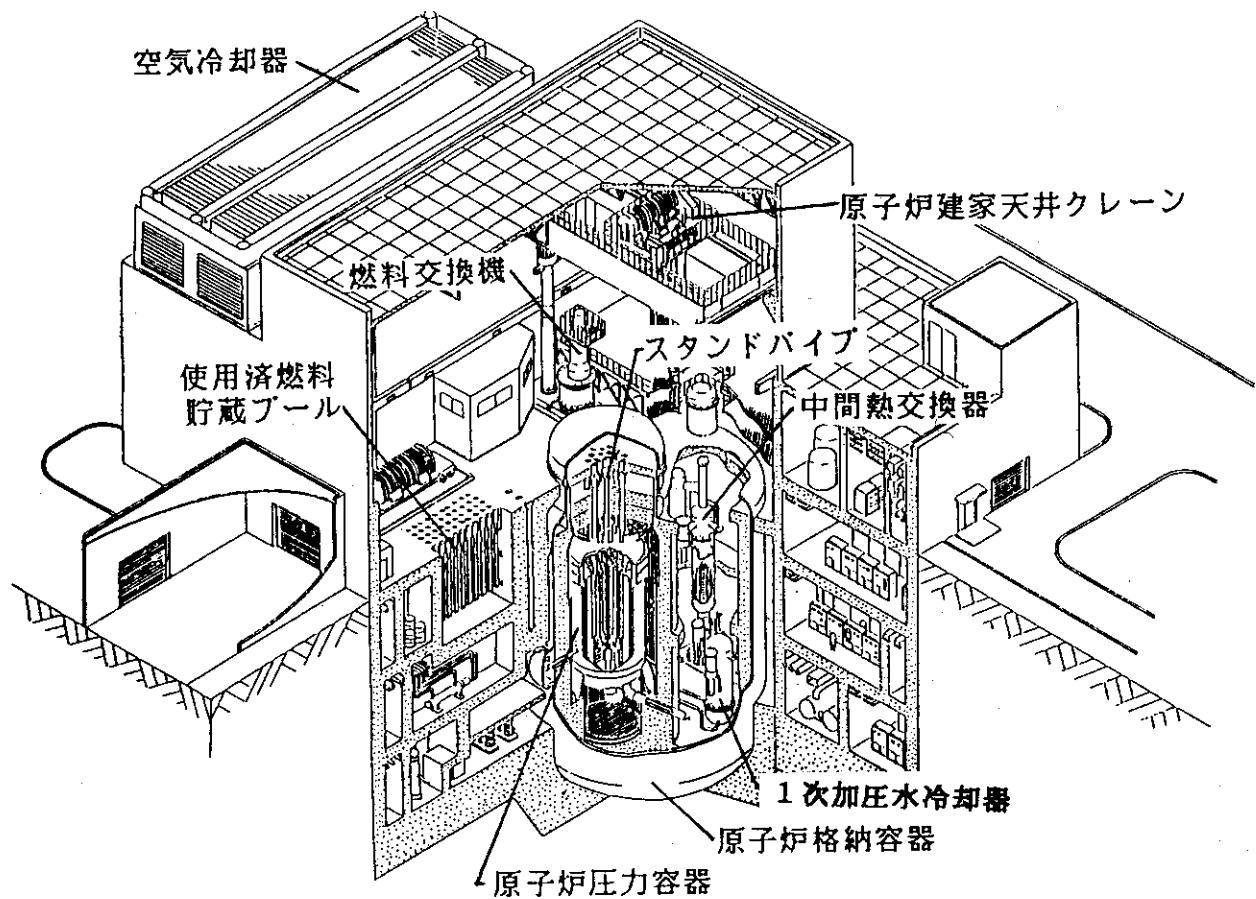


Fig. 2.1 Bird's-eye view of reactor building of HTTR.

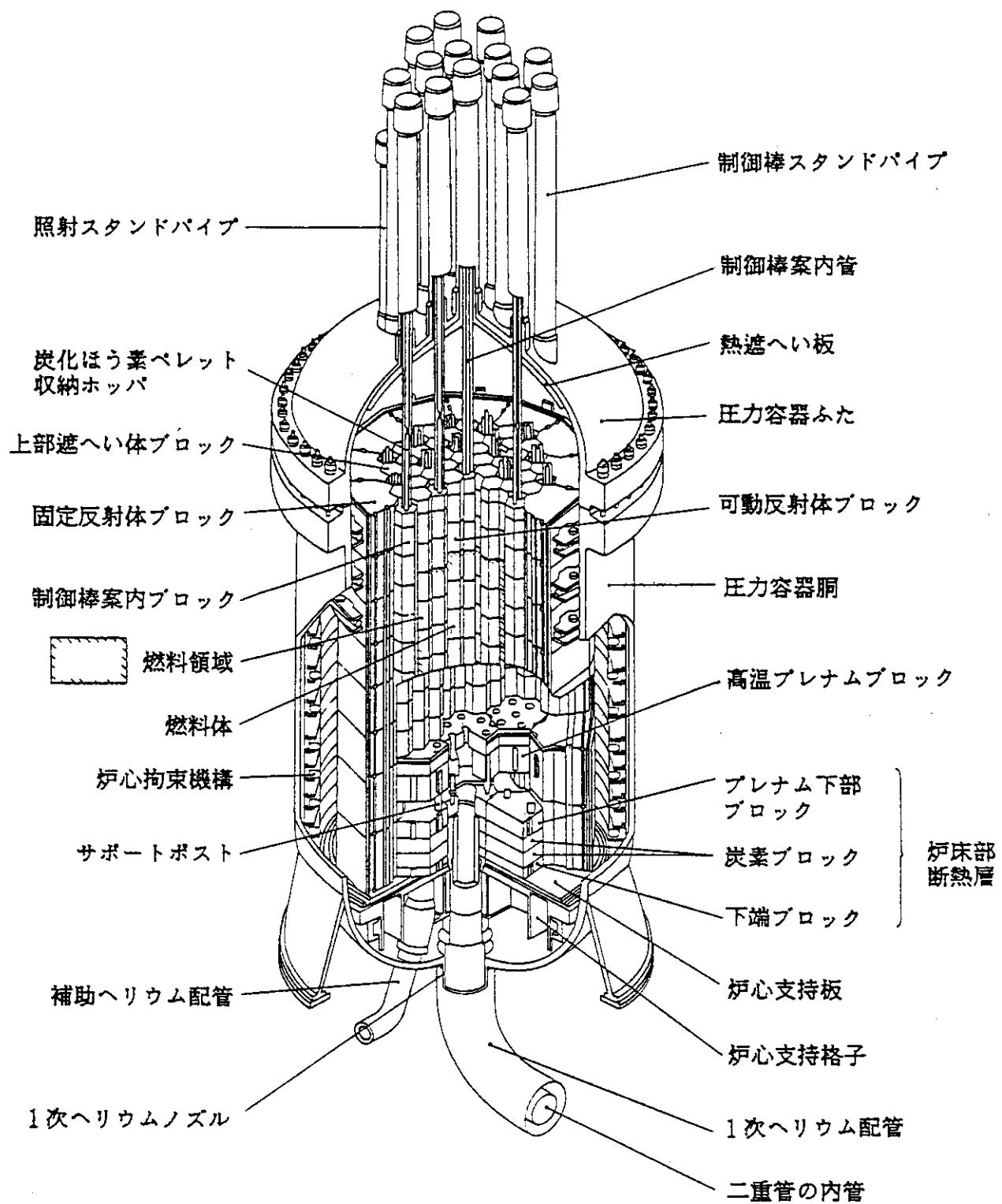


Fig. 2.2 Structure of HTTR.

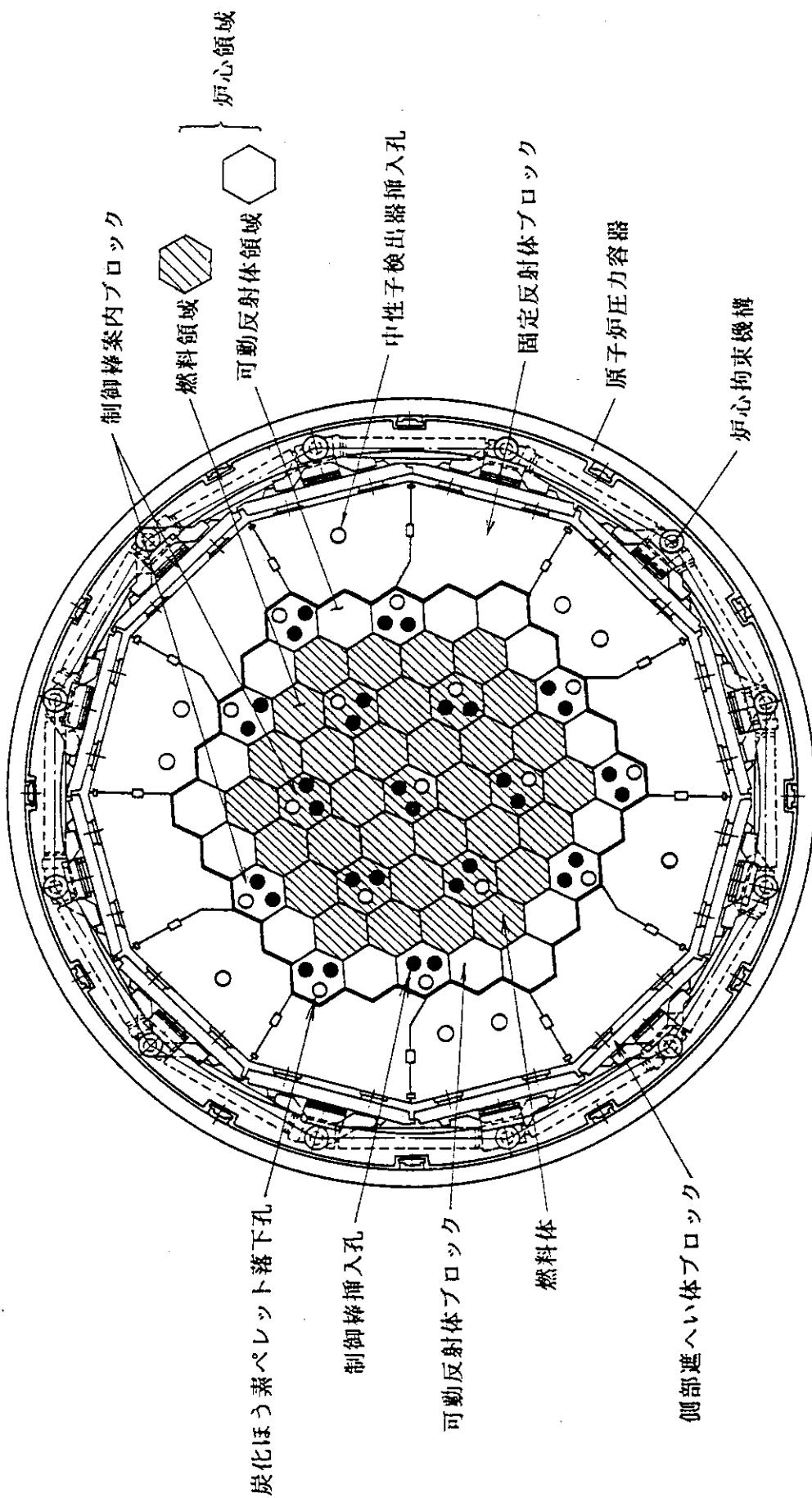


Fig. 2.3 Plan view of HTTR.

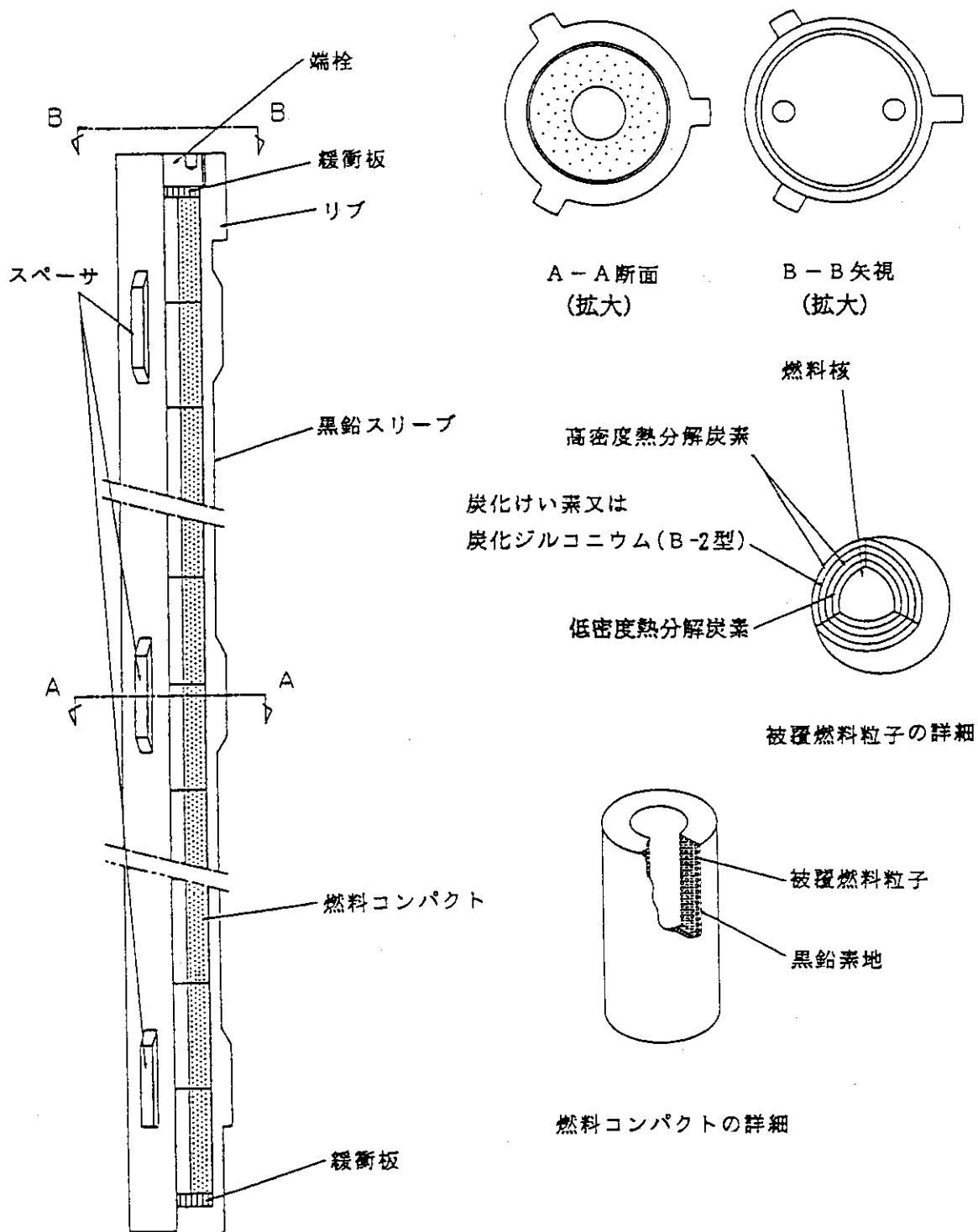


Fig. 2.4 Structure of fuel element.

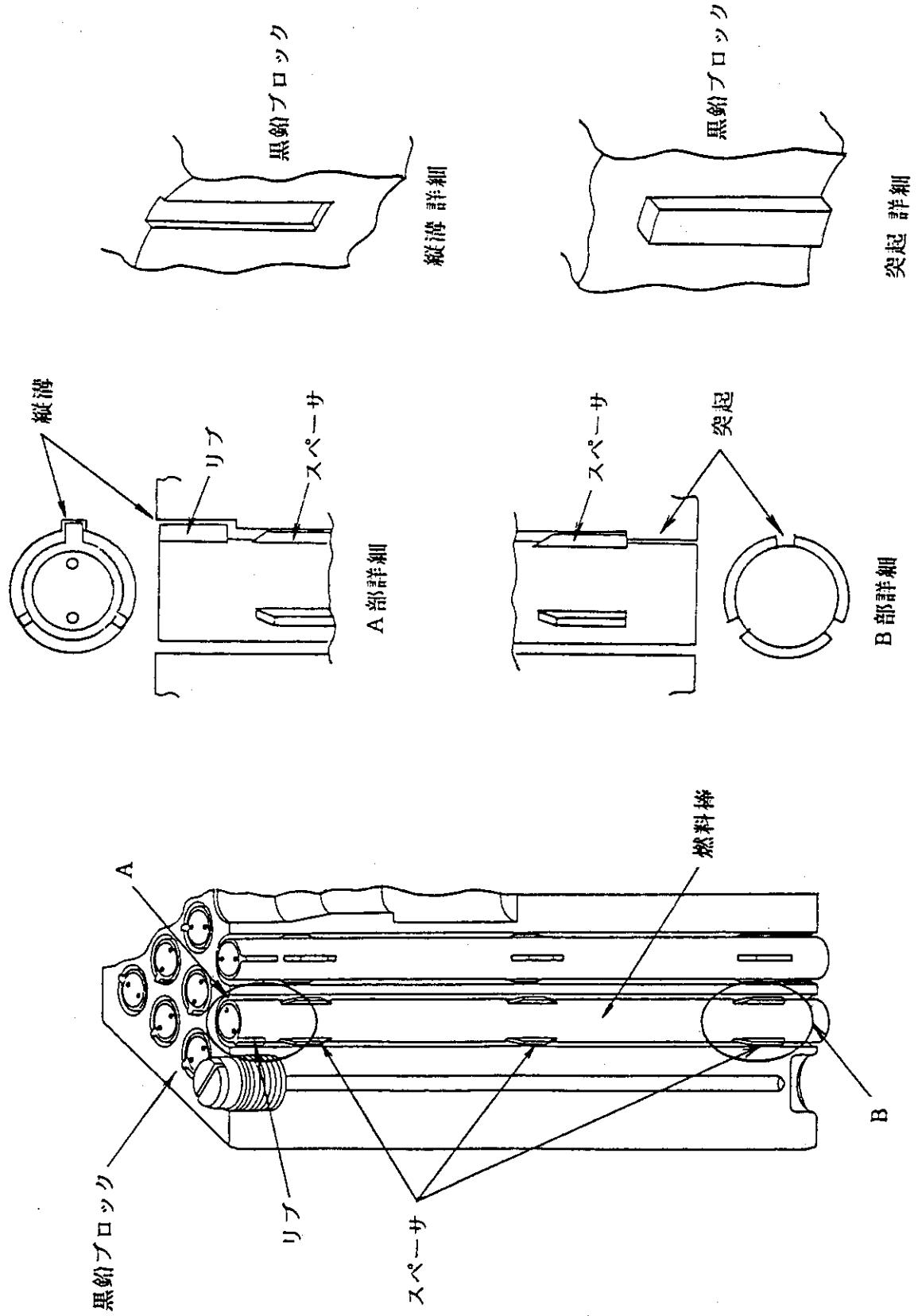


Fig. 2.5 Schematic drawing of holding method of fuel element in graphite block.

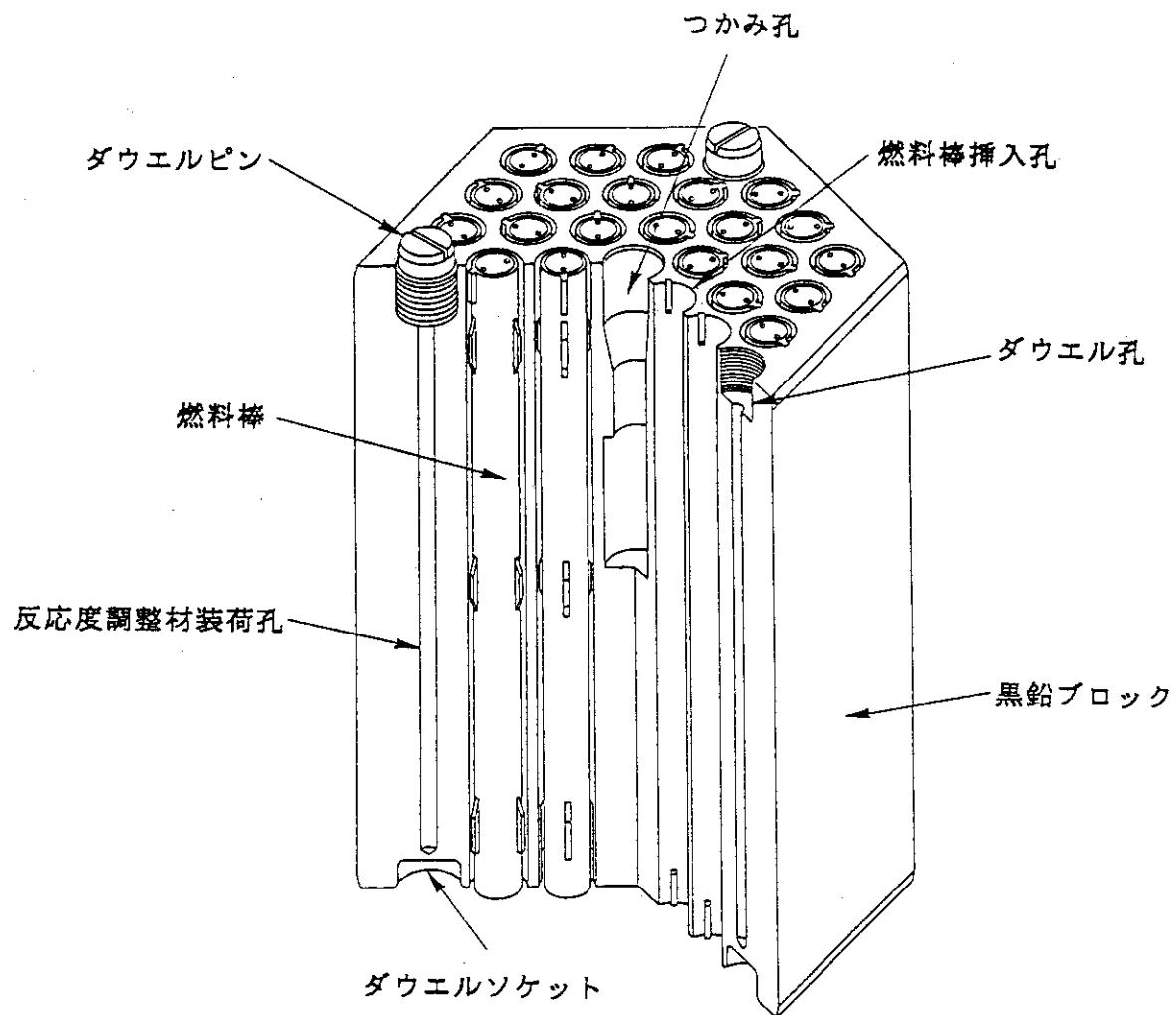


Fig. 2.6 Structure of fuel assembly.

3. 燃料の設計方針及び解析方法

3.1 用語の定義

HTTRの設計に使用する用語のうち、燃料設計に関連したものの定義は以下のとおりである。

- (1) 「燃料の許容設計限界」とは、原子炉の設計と関連して、燃料の損傷が安全上許容される程度であり、かつ、継続して原子炉の運転をすることができる限界をいう。
- (2) 「通常運転」とは、計画的に行われる起動、停止、出力運転、燃料取替等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるものをいう。
- (3) 「異常状態」とは、通常運転を逸脱させるような、何らかの外乱が原子炉施設に加えられた状態であって、運転時の異常な過渡変化及び事故をいう。
- (4) 「運転時の異常な過渡変化」とは、原子炉施設の寿命期間中に予想される単一の機器の故障若しくは誤動作又は運転員の単一誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態をいう。
- (5) 「事故」とは、「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるものをいう。

3.2 燃料の設計方針及び適合のための設計方針

燃料の設計にあたっては、次の安全設計方針を適用する。⁽³⁾

- 方針 1 準拠規格及び基準
- 方針 6 環境条件に対する設計上の考慮
- 方針 9 信頼性に関する設計上の考慮
- 方針 11 炉心設計
- 方針 12 燃料設計

各方針及び適合のための設計方針を以下に示す。

方針 1. 準拠規格及び基準

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、設計、材料の選定、製作及び検査について、それらが、果たすべき安全機能の重要度を考慮して適切と認められる規格及び基準によるものであること。

(適合のための設計方針)

燃料の設計、材料の選定、製作及び検査については、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」、「原子炉の設置、運転等に関する規則等の規定に基づき、許容被曝線量等を定める件」等の法令、規格及び基準等に基づくとともに、「試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する総理府令」(第11号、昭和62年)、「日本工業規格

(JIS)」等の法令、規格及び基準等に準拠する。

また、黒鉛ブロック及び黒鉛スリーブには、「高温工学試験研究炉黒鉛構造設計方針」⁽⁴⁾を適用する。

方針 6. 環境条件に対する設計上の考慮

1. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能が期待されているすべての環境条件に適合できる設計であること。
2. 高温の冷却材に直接接する構築物は、その安全機能が期待されている全ての使用条件における温度において、十分な強度、耐食性及び安定性を維持し、必要な機能を保持する設計であること。

(適合のための設計方針)

燃料の設計条件を設定するに当たっては、通常運転時及び異常状態時に想定される各種の環境条件（圧力、温度、湿度、放射線等）を考慮し、十分安全側の条件を与えるとともに、必要に応じて、それらの変動時間、繰返し回数等の過渡条件を設定し、材料の疲労、クリープ、劣化等に対しても、十分な余裕をもって、機能を維持できるように設計する。

また、適切な材料選定を行うことにより、その安全機能が期待されている全ての使用条件における温度に対して、十分な強度、耐食性及び安全性を有し、必要な機能を保持するように考慮する。このため、炉心の運転温度及び圧力条件下で、燃料要素の被覆部の材料である黒鉛及び黒鉛殻並びに1次冷却材（ヘリウムガス）に対して化学的に安定であるとともに、耐熱及び耐照射特性に優れたUO₂及び(U, Th)O₂（被覆燃料粒子の燃料核）、熱分解炭素、炭化けい素及び炭化ジルコニウム（燃料粒子被覆層）及び黒鉛を用いる。

また、黒鉛ブロック並びに黒鉛スリーブの材料は、原子炉における使用条件で十分な強度、耐熱性、耐食性及び耐放射線性を有する原子炉級微粒等方性黒鉛（IG-110相当）を用いる。

方針 9. 信頼性に関する設計上の考慮

1. 安全機能を有する構築物、系統及び機器はその安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計であること。
2. 重要度の特に高い安全機能を有する系統については、その構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮して、多重性又は多様性及び独立性を有する設計であること。
3. 前項の系統は、その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、商用電源系が利用できない場合にも、その系統の安全機能が達成できるような設計であること。

(適合のための設計方針)

燃料体は、現在利用し得る最高の水準で、かつ、確立された設計、製造及び試験の技術並びに運転管理により、合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持するように設計する。

被覆燃料粒子からの核分裂生成物の放出を少なくするため、燃料粒子被覆層の初期（製造時）

破損率は、貫通破損率及び炭化けい素層又は炭化ジルコニウム層破損率の和で、0.2%以下とする。燃料粒子被覆層の破損率は、金被覆燃料粒子数に対する燃料粒子被覆層の破損している被覆燃料粒子数の比率で表わす。

方針 11. 炉心設計

1. 原子炉の炉心は、それに関連する原子炉冷却系、原子炉停止系、計測制御系及び安全保護系の機能とあいまって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることのない設計であること。
2. 原子炉の炉心を構成する燃料要素以外の構成要素及び原子炉容器内で炉心近辺に位置する構成要素は、通常運転時及び異常状態時において、原子炉の安全停止及び炉心の冷却を確保し得る設計であること。

(適合のための設計方針)

1. 原子炉の炉心は、それに関連する原子炉冷却系、原子炉停止系、安全保護系を含む計測制御系統施設の機能とあいまって、運転時の異常な過渡変化時において、被覆燃料粒子被覆層の有意な破損及びPdによる炭化けい素層の腐食や燃料核の移動による被覆燃料粒子被覆層の著しい劣化を生じさせないため、燃料最高温度が1,600°Cを超えないようにする。
燃料最高温度が1,600°Cを超えるおそれがある場合には、原子炉出力等の監視による安全保護系の動作により、原子炉を自動的に停止するように設計する。
また、運転時の異常な過渡変化時において、燃料最高温度が1,600°Cを超えないようにするとともに、通常運転時においても被覆燃料粒子被覆層の破損率を十分許容し得る小さな値に制限するため、通常運転時における熱的制限値を定め、これを超えないように設計する。
2. 燃料要素以外の炉心を構成する要素及び炉心近辺に位置する炉内構造物は、通常運転時及び異常状態時において、原子炉の安全停止及び炉心の冷却を確保し得るように、次の方針に基づき設計する。
 - (1) 燃料要素以外の炉心を構成する要素（黒鉛ブロック、制御棒案内ブロック、可動反射体ブロックなど）及び炉心を支持する構造物（高温プレナムブロック、サポートポスト、炉心支持格子、固定反射体ブロック、炉心拘束機構など）は、通常運転時及び異常状態時において、炉心の変位等により制御棒の挿入性を阻害しないように、また、炉心の冷却を確保できるようにする。
 - (2) 制御棒、通常運転時及び異常状態時における機械荷重、温度、温度勾配を考慮しても、破壊又は過度の変形により炉心内への挿入が阻害されないようにする。

方針 12. 燃料設計

1. 燃料体は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の劣化等を考慮しても、その健全性を失うことがない設計であること。
2. 燃料体は、輸送及び取扱中に破損等を生じない設計であること。

(適合のための設計方針)

燃料体は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の劣化等を考慮しても、その構成要素である燃料要素及び黒鉛ブロックが十分な強度を有し、その機能が保持されるように、次の方針により設計する。

(i) 燃料要素

燃料要素は、核分裂生成物の生成及び放出、熱膨張、照射クリープ等を考慮し、健全性が確保されるように設計する。このため燃料要素は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、次の方針を満足するように設定する。

- イ. 被覆燃料粒子からの核分裂生成物の放出を少なくするため、被覆燃料粒子被覆層（以下、「燃料粒子被覆層」という。）の初期（製造時）破損率は、貫通破損率及び炭化けい素層（SiC層）又は炭化ジルコニウム層（ZrC層）破損率の和で0.2%以下とする。
- ロ. 運転中に発生する燃料粒子被覆層の破損は、十分許容しうる小さな値に制限する。
- ハ. 運転時の異常な過渡変化時において、燃料粒子被覆層の著しい劣化を生じさせないため、燃料最高温度は1,600°Cを超えないこととする。
- 二. 燃料コンパクトは、熱的効果及び照射効果に対して割れ、欠け等が生じないようにする。
- ホ. 燃料要素は、熱膨張及び照射変形等による割れ、欠け等の発生により、構造健全性が保持し得なくなるような燃料コンパクトと黒鉛スリーブの機械的相互作用がおこらないようとする。
- ヘ. 被覆コンパクトは、熱的効果及び照射効果等に対して割れ、欠け等が生じないようにする。

(ii) 燃料体（黒鉛ブロック）

- イ. 燃料体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に加わる荷重に対して、十分な強度を有し、その健全性が保持できる設計とする。

このため、黒鉛ブロックに作用する荷重に、ブロック内の温度差に起因した熱膨張差、照射変形差等による発生等による発生応力を考慮して、「黒鉛構造設計方針」⁽⁴⁾に定められた許容応力以下となるようにする。

また、黒鉛ブロックは事故時において、冷却形状が維持できなくなるような損傷がない設計とする。

- ロ. 燃料体の黒鉛ブロック同士及び他の炉心構成要素との隙間は可能な限り小さくし、燃料体及び制御棒の冷却に直接寄与しない炉心構成要素及び炉内構造物間の隙間を流れる計画外の冷却材流量を少なくする。

- ハ. 燃料体は、通常の輸送及び取扱時に受ける荷重に対して、割れ、欠け等が生じないよう十分な強度を有する設計とする。

3.3 解析方法

燃料要素及び燃料体の設計解析は以下の方法により行う。

(i) 燃料要素

- イ. 初期（製造時）破損率は、燃料の受入れ検査時に、抜取りによる破壊検査によって確認する。
 - ロ. 運転中の燃料粒子被覆層の破損機構としては、これまでの国内外における燃料に関する試験結果に基づき、核分裂生成物の Pd による SiC 層の腐食及び燃料核の移動による破損⁽¹⁾を考慮する。詳細は別報告⁽¹⁾に述べる。
 - ハ. 通常運転時の燃料最高温度の評価は、申請書⁽³⁾添付書類八「3.4.5 热流力設計の内容及び評価」に示す方法により行う。また、運転時の異常な過渡変化時に、燃料最高温度が 1,600 °C を超えないことの確認は、添付書類十「2. 運転時の異常な過渡変化の解析」に示す方法により行う。
- ニ. 燃料要素の構造健全性の確認は、次の方法により行う。
- (イ) 燃料コンパクトに割れ欠け等が生じない等の構造健全性は、試験データにより確認する。
 - (ロ) 黒鉛スリーブと燃料コンパクトの機械的相互作用に関しては、初期ギャップ、熱膨張及び照射効果を考慮して寸法変化を計算し、照射期間における両者間のギャップが確保されることを確認する。
 - (ハ) 黒鉛スリーブの健全性評価では、熱膨張、照射変形等を考慮して、「黒鉛構造設計方針」に基づいて応力を評価し、許容応力以下であることを確認する。
 - (ii) 燃料体（黒鉛ブロック）
 - イ. 原子炉内における燃料体の健全性評価は、黒鉛ブロック内の温度差による熱膨張差、照射変形差等を考慮して、「黒鉛構造設計方針」⁽⁴⁾に基づいて応力を評価し、許容応力以下であることを確認する。
 - ロ. 燃料体の寸法と配列は、受入れ検査により確認する。
 - ハ. 通常の輸送及び取扱時に受ける荷重に対して、十分な強度を有することを解析又は実験により確認する。

4. 燃料の製作性及び初期(製造時)破損率

HTTRに使用する燃料体の製作及び品質管理の方法について、以下の4.1節及び4.2節にその概要を示す。また、4.3節で製造実績及び製造能力について、4.4節で燃料の初期(製造時)破損率について示す。

4.1 製造工程

燃料の製造は、①被覆燃料粒子の製造、②燃料要素の製造、③燃料体の製作・組立の3つの工程に大別できる。被覆燃料粒子の製造工程の概略をFig.4.1に、燃料要素及び燃料体の製造工程の概略をFig.4.2に示す。

これらの製造工程について以下に示す。

(1) 被覆燃料粒子の製造工程

イ. 燃料核の製造

燃料核は、次の方法により製造する。

所定の濃縮度の原料八三酸化ウラン(U_3O_8)粉末を硝酸に溶解し、硝酸ウラニル水溶液とする。この硝酸ウラニル水溶液に粘度、表面張力等の調整のために添加剤を添加し、アンモニア水中に滴下してゲル球とした後、洗浄・乾燥を行い、球状の重ウラン酸アンモニウム(ADU)粒子とする。ADU粒子は、空気中低温(約450°C)で焙焼して UO_3 粒子とし、還元雰囲気において、高温(約1300～1700°C)で焼結して高密度の UO_2 燃料核とする。

ロ. 被覆燃料粒子の製造

被覆燃料粒子は、燃料核に第1層から第4層までの被覆を施して製造する。燃料核への被覆は、次の方法により行う。

燃料核を流動床内に装填し、粒子を流動させた状態で所定の温度まで昇温した後、層ごとに異なった反応ガスを系内に導入して熱分解させ、燃料核の表面に順次蒸着して被覆層を形成させる。第1層の低密度熱分解炭素層の被覆は、アセチレン(C_2H_2)ガスを反応ガスとし、約1200°Cで行う。第2層の高密度熱分解炭素層は、プロピレン(C_3H_6)を反応ガスとし、約1400°Cで被覆する。第3層の炭化けい素(SiC)層は、メチルトリクロロシラン(CH_3SiCl_3)を反応ガスとし、約1600°Cで被覆する。第4層の高密度熱分解炭素層は、第2層とほぼ同じ条件で被覆する。

(2) 燃料要素の製造工程

イ. 燃料コンパクトの製造

黒鉛粉末にバインダーと溶剤を加えて混合し、真空乾燥後、微粉砕して粒度を調整し原料粉末とする。この原料粉末を被覆燃料粒子上に溶剤で湿らせながらオーバーコートしてオーバーコート粒子を作製し、乾燥後に温間プレスすることにより所定の寸法及びウラン

量を有する成型品とする。

温間プレス成型品を不活性ガス雰囲気中で低温（約800°C）で予備焼成を行い、更に真空中で高温（約1800°C）で焼成し、燃料コンパクトを製造する。

ロ. 構成部品の製作

原子炉級等方性黒鉛素材から機械加工により、黒鉛スリーブ、端栓等を製作する。また、緩衝板は、次の手順により製作する。

合成纖維原糸を織布を製造する。これを低温度で焼成して炭素化し、最後に高温（約2000°C）で熱処理を行い、黒鉛フェルトとする。

一方、合成纖維原糸を炭素化し、高温で処理して製作した高強度炭素糸を用いて、黒鉛フェルトを縫合し、所定の形状の緩衝板とする。

ハ. 燃料棒の組立

燃料コンパクトを所定の長さ及びウラン量を有するスタックに編成する。その後、底付き又は底なしの黒鉛スリーブ内に下部緩衝板、燃料コンパクトスタック及び上部緩衝板を挿入し、その上部又は上・下部に端栓をねじ込み、燃料棒とする。

(3) 燃料体の製作・組立

イ. 黒鉛ブロック、ダウエルピンの製作

原子炉級等方性黒鉛素材から機械加工により、黒鉛ブロック、ダウエルピンを製作する。

ロ. 反応度調整材の製造

微粒の炭化ほう素と黒鉛粉末を混合焼成して、所定の寸法及びほう素を有する反応度調整材とする。

ハ. 燃料体の組立

燃料の濃縮度に対応した黒鉛ブロックの反応度調整材装荷孔に所定の反応度調整材を装填し、上端をダウエルピンで栓をする。

この黒鉛ブロックに所定の濃縮度の燃料棒を挿入して燃料体とする。

4.2 品質管理

製造工程中、原材料及び各部品について、必要な化学分析、強度試験、寸法及び外観検査、燃料粒子被覆層の破損率測定等を行い、厳重に品質管理をする。

製造工程の段階では、製造工程書類と品質保証計画によって、設計仕様書を満たしていることの確認及び燃料の品質保証のための検査を行う。

製造後の燃料要素及び黒鉛ブロックの全数について、寸法検査及び外観検査を行うとともに、燃料体の完成品については、燃料要素が正しく装荷されていることの確認を目視検査によって行う。

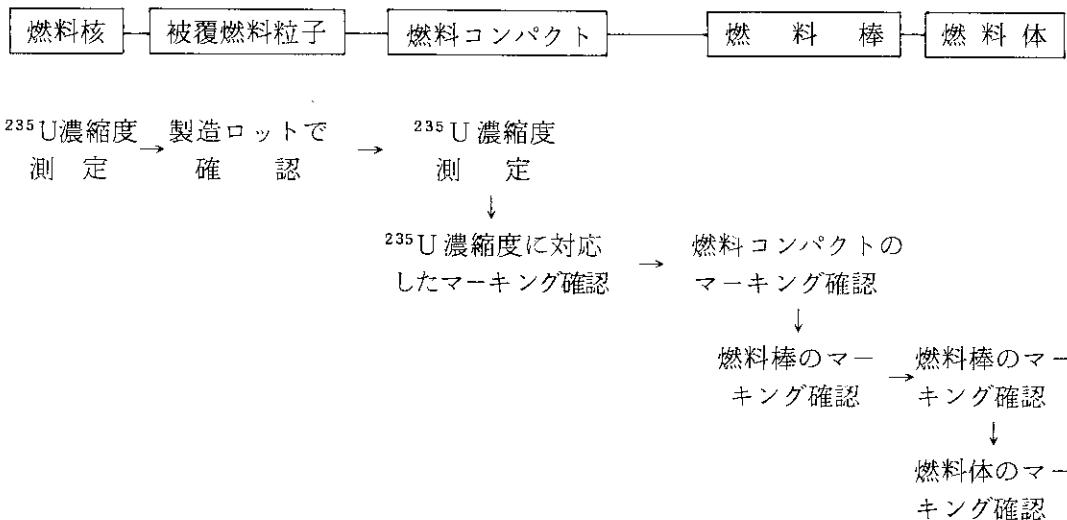
Fig.4.3に燃料の製造工程における検査項目を、Table 4.1及びTable 4.2に各々これらの検査方法及び検査個数を示す。

(1) 検査の考え方

Table 4.1に示した検査項目のうち、主要なものに対する検査の考え方は、以下のとおりである。

イ. ^{235}U 濃縮度検査

HTTRでは、 ^{235}U 濃縮度の異なった燃料を装荷する予定であり、燃料核から燃料体までの製造工程全体にわたって、厳格な濃縮度管理が要求される。製造工程に沿った濃縮度管理の方法を以下に示す。



濃縮度の測定は、燃料核及び燃料コンパクトに対して、 γ 線法又は質量分析法で行う。燃料棒及び燃料体の組立時の濃縮度管理上の過誤を避けるため、次のような方法で検査を行う。燃料棒については、燃料棒の組立時に、燃料コンパクトのマーキングと燃料棒のマーキングが符合することを確認することにより、濃縮度を保証する。燃料体については、燃料体の組立時に、燃料棒のマーキングと黒鉛ブロックのマーキングが符合することを確認することにより、濃縮度を保証する。更に、燃料棒の上部に設ける回転防止リブの形状を濃縮度ごとに変化させ、特定の濃縮度の燃料棒は特定の黒鉛ブロックにしか挿入できない構造とする。

ロ. ウラン量検査

γ 線法によって、燃料コンパクト全数についてウラン量を測定し、記録する。ウラン量を記録した燃料コンパクトは、各々が識別できる状態で保管する。燃料棒のウラン量は、装荷する燃料コンパクトの記録をもとに算出し、これを記録した後、各々が識別できる状態で保管する。更に、燃料体のウラン量は、装荷する燃料棒の記録をもとに算出し、これを記録すると共に燃料体の管理をマーキングにより行う。

ハ. 不純物検査

燃料核から燃料コンパクトまでの不純物は、燃料コンパクトで検査する。黒鉛スリーブ、端栓、黒鉛ブロック及びダウェルピンについての不純物検査は、黒鉛材料の検査の中で行う。反応度調整材については、不純物による核的影響及び燃料体への化学的影响は小さいので、不純物検査は行わない。

ニ. O/U比検査

燃料は、製造工程において数回の高温過程を経るため、O/U比は、燃料核と燃料コン

パクトでは異なる可能性がある。従って、O/U比の検査は、最後の高温過程を経た燃料コンパクトの段階で行う。

ホ. 寸法に係る検査

全ての燃料体の構成部品について、原則として全数検査とする。ただし、燃料核から被覆燃料粒子までの製造工程での検査は、検査の対象となる個数が非常に多いので、抜取検査とする。また、緩衝板については、その製造上の特徴から許容寸法公差に対してバラツキの小さいものが作られるので、抜取検査によって行う。

ヘ. 外観検査

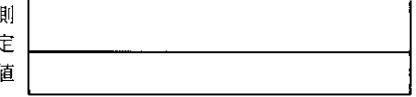
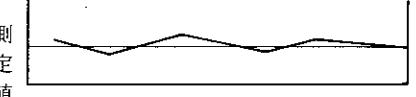
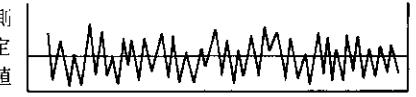
全ての燃料体の構成部品について、原則として全数検査とする。ただし、燃料核及び燃料粒子被覆層については、製造工程で有害な割れ、欠けなどの欠陥があれば、燃料核の真球度、被覆燃料粒子の外観あるいはSiC層破損率などの検査でチェックできるので、外観検査は行わない。また、被覆燃料粒子の外観検査は、検査の対象となる個数が非常に多いので抜取検査とする。

(2) 検査個数の考え方

Table 4.2 に示した検査個数を定める考え方は、以下のとおりである。

検査対象の数量が多い燃料核、燃料粒子被覆層及び被覆燃料粒子を除き、原則として、全ての非破壊検査項目は全数検査とする。ただし、製造方法からみて、あらかじめ決められた品質水準に十分達し得ると考えられる燃料コンパクトの黒鉛素地密度、被覆燃料粒子充填率及び緩衝板の寸法に関しては抜取検査とする。

抜取検査の際の検査ロット又は製造バッチ当たりの検査個数は、バラツキの程度により以下の3種類に分類した。

検査データのバラツキの程度		検査項目	検査ロット又は製造バッチあたりの検査個数
A	測定値 	燃料核の ²³⁵ U濃縮度、被覆燃料粒子の外観、原料黒鉛粉末の種類、バインダの種類、燃料コンパクトの不純物、燃料コンパクトの ²³⁵ U濃縮度、燃料コンパクトのO/U比、緩衝板の不純物、緩衝板の素材の種類、反応度調整材の素材の種類	1試料
B	測定値 	燃料核の真球度、燃料核の密度、燃料粒子の被覆層密度、燃料粒子被覆層の光学的異方性因子、燃料コンパクトのマトリックス密度、被覆燃料粒子充填率、緩衝板の寸法、反応度調整材のほう素量	3～10試料
C	測定値 	燃料核の直径、被覆燃料粒子の直径、燃料粒子被覆層厚さ、燃料コンパクトの露出ウラン率、燃料コンパクトのSiC層破損率	検査ロットの判定基準を統計的に保証するのに必要な数

(3) 検査方法

Table 4.1 に示す検査方法の中から、HTTR 燃料に特徴的な幾つかの検査法について以下に示す。

イ. 自動粒径測定装置による被覆燃料粒子の寸法検査

自動粒径測定装置（以下、「PSA」（Particle Size Analyzer）と略す。）は、燃料核及び被覆燃料粒子の直径、真球度等の測定に用いられる装置で、球状の被覆燃料粒子の寸法を速やかに、かつ精度良く測定するためにオーストリアで開発されたものである。

検査は、粒子に光を当て、その光量の変化から粒子寸法を測定する。まず、直径既知で真球に近い標準粒子についてスリット通過時の光量の変化をフォトダイオードで測定する。次いで、試料の光量変化を測定し、この両者の比較から直径を求める。

Fig. 4.4 に PSA 法による燃料核直径の測定概念を示す。

ロ. 光学的異方性測定装置による光学的異方性因子の検査

被覆燃料粒子の高密度熱分解炭素層（第 2 層及び第 4 層）の結晶配向性は、照射健全性の上で等方的である必要がある。

光学的異方性測定装置は、高密度熱分解炭素の結晶の配向性の程度を測定するために、西独で開発されたものである。結晶子の配向性は、熱分解炭素の蒸着面を基準とした光学的異方性因子（以下、「OPTAF」（Optical Anisotropy Factor）と略す。）によって表示することができる。

検査は、研磨した燃料粒子被覆層に直線偏光を照射し、最大反射強度と最小反射強度を測定する。OPTAF は、この最大及び最小反射強度の比として得られる。

ハ. 水銀ピクノメータ法による密度検査

水銀ピクノメータは、燃料核及び燃料粒子被覆層の密度を求めるため、体積を水銀に置換させて測定する装置である。

水銀ピクノメータによる燃料核の体積の測定法の測定概念を Fig. 4.5 に、測定手順を以下に示す。

- ① 燃料核試料の重量を予め天秤等で測定しておく。
- ② 燃料核をピクノメータに入れて真空引きする。
- ③ 容器全体を傾けて毛細管下端を水銀液内に浸した後、リーク孔を大気に開放し、容器下部の水銀を毛細管からピクノメータに流入させる。
- ④ ピクノメータを取り出してその重量を測定する。
- ⑤ 試料をピクノメータに入れずに②から④を行う。
- ⑥ 上記の④の重量から燃料核試料の重量を減じたものと、⑤の重量との差によって、燃料核の排除した水銀の重量を得る。これより水銀の密度（既知）を用いて燃料核の体積を算出する。①で求めた燃料核の重量を燃料核の体積で除して、密度を得る。

この方法により、燃料核及び被覆燃料粒子の密度を精度よく測定することができる。

ニ. 電気解碎・硝酸浸出法による露出ウラン率検査（貫通破損率検査）⁽⁵⁾

電気解碎・硝酸浸出法は、燃料コンパクト内の燃料粒子被覆層の貫通破損率として使用される露出ウラン率を測定するためのものである。

露出ウラン率は、燃料コンパクト中の全ウラン量に対する露出ウラン量の比と定義する。ここで、露出ウラン量とは、貫通破損した被覆燃料粒子中のウラン量と、黒鉛素地中に含まれる汚染ウラン量の和である。これら各々のウラン量をコンパクト中の全ウラン量で除したものを、それぞれ貫通破損率及び汚染率という。即ち、

$$\text{露出ウラン率} = \text{貫通破損率} + \text{汚染率}$$

である。従って、貫通破損率は、測定された露出ウラン率から汚染率を減じたものである。しかし、一般には、汚染率のみを求めるることは困難であること、汚染ウランからも核分裂生成物は放出されることから、実際には露出ウラン率をもって貫通破損率としている。なお、汚染率は通常、 10^{-4} 以下であり（ 10^{-4} は、A型燃料体の燃料コンパクトに含まれる全粒子数約13,000個のうち1個以上の被覆燃料粒子が破損しているときにはほぼ対応する）、コンパクト単位の露出ウラン率が 10^{-4} より十分小さいときは、露出ウラン率と貫通破損率とはほぼ一致する。一方、露出ウラン率が 10^{-4} より十分小さいときは、被覆層破損ではなく、汚染のみと判断できる。

検査は、硝酸溶液中で燃料コンパクトを電気化学的に破碎し、被覆燃料粒子と黒鉛素地中に分離した後、硝酸溶液に露出ウランを溶出させ、これを化学分析法によって定量し、露出ウラン量を求める。

ホ. 燃焼・硝酸浸出法によるSiC層破損率検査

SiC層の破損した被覆燃料粒子（以下、「SiC層破損粒子」という。）とは、SiC層は破損しているが、最外被覆層である高密度熱分解炭素層（第4層）は破損しておらず、貫通破損には至っていないものである。

SiC層破損率は、燃料コンパクト中の全ウラン量に対する燃料コンパクト中のSiC層破損粒子中のウラン量の比と定義する。

検査は、燃料コンパクトを空気中で燃焼し、黒鉛マトリックス及び被覆燃料粒子最外被覆層（第4層）を除去した後、硝酸溶液でウランを溶出させ、これを化学分析法によって定量する。

浸出されたウラン量には、SiC層破損粒子の燃料核中のウラン量のほかに、上記の露出ウラン量が含まれている。そこで、上で溶出させたウラン量を燃料コンパクト中の全ウラン量で除したもの（これを「燃焼・酸浸出率」とする）から露出ウラン率を減じることにより、SiC層破損率が求められる。即ち、

$$\text{SiC層破損率} = \text{燃焼・酸浸出率} - \text{露出ウラン率}$$

である。

(4) 製造バッチ及び検査ロット

製造バッチは、1製造工程で1回に処理する量である。また、検査ロットは、検査の対象とするロットで、等しい条件下で製造された製品の集りである。

燃料核から被覆燃料粒子を経て、燃料コンパクトを製造するまでの製造バッチと検査ロットの大きさの関係をTable 4.3に示す。

4.3 製造実績及び製造能力

燃料の製造実績については、文献(6)に詳細に記述されている。その概要を以下に示す。

Table 4.4 は第1次～第11次 OGL-1 燃料体用燃料の製造実績を示したものである。燃料の仕様は、Table 4.5 に示した設計仕様に対応している。Table 4.5 から分かる様に、被覆燃料粒子については HTTR 設計仕様は第1次概念設計仕様（略称 Mk-Ⅲ）と同一である。

燃料コンパクト及び燃料棒については、両者の寸法仕様は異なっているが、これは本質的に重要でない。これは、Table 4.4 に示すように、HTTR の仕様（外径 26 mm, 内径 10 mm, 長さ 39 mm）に近い小型コンパクト（外径 24 mm, 内径 8 mm, 長さ 36 mm）に加えて、第1次概念設計仕様の大型コンパクト（外径 36 mm, 内径 18 mm, 長さ 36 mm）の製造実績があるが、製造時品質、照射試験結果ともに両者に有意な差が見られない⁽⁶⁾からである。

Table 4.4 に示すように、第1次～第11次 OGL-1 燃料体用燃料の製造における燃料コンパクトの総数は 539 であり、そのうち 448 個が照射試験に供され、残りが炉外試験用となっている。このほかにも、密封キャップセル及びスイープガスキャップセル照射用に被覆燃料粒子及び燃料コンパクトが製造されている。現在までの研究用燃料コンパクトの総製造個数は 1800 個以上である⁽⁶⁾。

これらは、製造時の品質を統計的に処理する点から見ても十分な量である。その例として、Fig. 4.6 a 及び Fig. 4.6 b に各々燃料核の直径及び密度の測定値の分布を示す。直径は X 線ラジオグラフィ及び PSA 法（4.2 節の(3) 1. に記述）で測定したものであり、密度は水銀ピクノメータ法（4.2 節(3)ハ. に記述）で測定したものである。いずれも仕様に対して良好な結果が得られていることがわかる。

これに加えて、高温ガス炉臨界実験装置（VHTRC）用として、昭和 59 年度から 61 年度にかけて、260 kg U を 12360 個の燃料コンパクトに加工した実績がある。また、製造規模は、昭和 56 年度より 200 kg U／年の能力を有しており⁽⁶⁾、今後 400 kg U／年の規模に拡張する計画となっている。

以上のことより、製造実績、製造能力とともに HTTR 炉心燃料の製造のために十分であると言える。

4.4 燃料の初期（製造時）破損率

3.2 節で述べたとおり、設計方針 9 では、被覆燃料粒子からの核分裂生成物の放出を少なくするため、被覆燃料粒子の被覆層の初期（製造時）破損率を、貫通破損率及び SiC 層又は ZrC 層（以下、「第3層」という。）の破損率の和で 0.2 % 以下に制限する。このように設定している根拠について以下に述べる。

(1) 基本的考え方

燃料の初期（製造時）破損に対する基本的な考え方は、以下のとおりである。

HTTR 燃料では、核分裂生成物の放出を防ぐ機能を、主として燃料粒子被覆層に持たせており、燃料粒子被覆層が健全であれば、燃料からの核分裂生成物の放出は無視できる程度に低い。

燃料設計においては、初期（製造時）の燃料粒子被覆層の破損は皆無にすることが原則であ

ると考えられる。しかし、被覆燃料粒子は微小な球であり、炉心全体に装荷される数は、約10億個に達するため、初期（製造時）の燃料粒子被覆層の破損を全くゼロにすることはできない。また、HTTR燃料は、初期に燃料粒子被覆層の破損があっても、そのことによって他の被覆燃料粒子が影響を受け、燃料粒子被覆層が破損することは考え難い。

従って、初期（製造時）の燃料粒子被覆層の破損率は、周辺被ばく線量が十分低く抑制される範囲で、合理的に達成できる限り小さくすることを基本的考え方とする。

(2) 製造実績

現在までの製造実績をFig. 4.7に示す。本図より分かるように貫通破損率の平均値は約 5×10^{-5} 、SiC層破損率の平均値は約 5×10^{-4} であり、その比は約1:10である。

貫通破損率及びSiC層の破損率の和を0.2%以下に制限するために、この比を用いて仮に貫通破損率を 1.5×10^{-4} 以下、SiC層破損率を 1.5×10^{-3} 以下とした場合の合格率は、80~90%程度と見積られる。また、仮に制限値をそれぞれ1桁下げる場合、合格率は10~20%程度まで悪くなる。

(3) 周辺公衆の被ばく線量

HTTRの通常運転時における気体廃棄物中の放射性希ガスからの γ 線による全身被ばく線量を、燃料粒子被覆層の破損率の関数として表わしたものとFig. 4.8に示す。本図に示すように、燃料粒子被覆層の破損率が1%以下であれば、周辺公衆への被ばく線量は十分小さく抑制される。

なお、HTTRの被ばく線量評価においては、破損率を1%として計算する。

(4) 他炉の制限値

他の高温ガス炉の燃料設計における燃料粒子被覆層破損率の制限値の比較をTable 4.6に示す。本表にみられるように、各炉によって考え方や制限値に差はあるものの、おおむね同程度である。

(5) まとめ

以上のことから、初期（製造時）の燃料粒子被覆層の破損率を合理的に達成できる限り小さくすることとし、貫通破損率及び第3層の破損率の和で0.2%以下と設定することは、妥当である。

Table 4.1 Items and methods for quality control
of HTTR fuels.(1/5)

(1) 燃料核

検査項目	検査方法
^{235}U 濃縮度	γ 線法又は質量分析法
直 径	自動粒径測定装置, X線ラジオグラフ法又は金相試験
真球度	自動粒径測定装置, X線ラジオグラフ法又は金相試験
密 度	水銀ピクノメータ法等

(2) 燃料粒子被覆層

検査項目	検査方法	
被覆層厚さ (第1層～第4層)	自動粒径測定装置, X線ラジオグラフ法又は金相試験	
密 度	第1層	水銀ピクノメータ法等
	第2層	浮遊沈降法
	第3層	浮遊沈降法
	第4層	液体置換法又は浮遊沈降法
光学的異方性因子 (第2層, 第4層)	光学的異方性測定装置	

(3) 被覆燃料粒子

検査項目	検査方法
直 径	自動粒径測定装置, X線ラジオグラフ法又は金相試験
外 觀	目 視

Table 4.1 Items and methods for quality control
of HTTR fuels. (2/5)

(4) 燃料コンパクト

検査項目	検査方法
不純物	化学分析法
^{235}U 濃縮度	γ 線法又は質量分析法
O/U比	酸化重量法、ポーラログラフ法 又は比色法
原料黒鉛粉末の種類	ミルシート確認
バインダの種類	ミルシート確認
ウラン量	γ 線法
露出ウラン率	電気解砕・硝酸浸出法
SiC破損率	燃焼・硝酸浸出法
粒子充填率	計算法
マトリックス密度	計算法
主要寸法	マイクロメーター、ノギス等
外観	目視
マーキング	目視

Table 4.1 Items and methods for quality control
of HTTR fuels.(3/5)

(5) 黒鉛スリーブ

検査項目	検査方法
黒鉛の種類	ミルシートの確認
主要寸法	ノギス、マイクロメータ、ゲージ法等
真直度	定盤法等
外観	目視

(6) 端栓

検査項目	検査方法
黒鉛の種類	ミルシートの確認
主要寸法	ノギス等
外観	目視

(7) 緩衝板

検査項目	検査方法
素材の種類	ミルシートの確認
不純物	化学分析法
主要寸法	ノギス等
外観	目視

Table 4.1 Items and methods for quality control
of HTTR fuels.(4/5)

(10) 黒鉛ブロック

検査項目	検査方法
黒鉛の種類	ミルシートの確認
主要寸法	ノギス、マイクロメータ等
直角度	ゲージ等
外観	目視

(11) 反応度調整材

検査項目	検査方法
素材の種類	ミルシートの確認
主要寸法	ノギス等
ほう素量	化学分析法等
外観	目視

(12) 燃料体

検査項目	検査方法
^{235}U 濃縮度	目視
部品構成検査	目視
外観	目視
ウラン量	計算法

Table 4.1 Items and methods for quality control
of HTTR fuels.(5/5)

(8) 燃料棒

検査項目	検査方法
ウラン量	計算法
全長	ノギス等
スタック長さ	ノギス、ゲージ等
表面汚染	スミヤ法
外観	目視
^{235}U 濃縮度	目視
部品構成検査	目視
マーキング	目視

(9) ダウェルピン

検査項目	検査方法
黒鉛の種類	ミルシートの確認
主要寸法	ノギス等
外観	目視

Table 4.2 Number of specimens in quality control of HTTR fuels.(1/2)

検査対象	検査項目	検査個数	備考	
燃料核	^{235}U 濃縮度	1試料／検査ロット	同じ溶解ウラン原液から製造した燃料核の製造バッチ間のバラツキは非常に小さく、全ての製造バッチの値は1試料の結果で代表させる。	
	直 径	50粒子以上／検査ロット		
	真球度	3試料／検査ロット	1試料は100粒子以上。	
	密 度	3試料／検査ロット	1試料は1 g以上。	
燃料粒子被覆層	被覆層厚さ	50粒子以上／検査ロット		
	密度(第1, 4層)	3試料／検査ロット	第1層(水銀ピクノメータ法)及び第4層(液体置換法)の1試料は4 g以上。第4層(浮遊沈降法)の1試料は10粒子以上。	
	密度(第2, 3層)	3試料／検査ロット	1試料は10粒子以上。	
	光学的異方性因子	1試料／検査ロット	1試料は5粒子以上。	
被覆燃料粒子	直 径	50粒子以上／検査ロット		
	外 観	1試料／検査ロット	1試料は2000粒子以上。	
燃料コンパクト	不純物	1試料／検査ロット		
	^{235}U 濃縮度	1試料／検査ロット	「燃料核 ^{235}U 濃縮度」に同じ。	
	O/U比	1試料／検査ロット	酸化重量法は1試料4 g以上、ポーラログラフ法及び比色法は0.2 g以上。(いずれも燃料核重量)	
	原料黒鉛粉末の種類	1試料／製造バッチ		
	バインダの種類			
	ウラン量	全数		
	露出ウラン率	n個／検査ロット		
	SiC層破損率	nは検査ロットを設計仕様値の信頼限界で保証する数。		
	粒子充填率	3試料／検査ロット		
	マトリックス密度			
	主要寸法	全数		
	外 観			
	マーキング			
黒鉛スリーブ	黒鉛の種類	1試料／製造バッチ		
	主要寸法	全数		
	真直度			
	外 観			

Table 4.2 Number of specimens in quality control of HTTR fuels.(2/2)

検査対象	検査項目	検査個数	備考	
端栓	黒鉛の種類	1試料／製造バッチ		
	主要寸法	全数		
	外観			
緩衝板	素材の種類	1試料／製造バッチ		
	不純物			
	主要寸法	10個／製造バッチ		
	外観	全数		
燃料棒	ウラン量	全数		
	全長			
	スタック長さ			
	表面汚染率			
	外観			
	^{235}U 濃縮度			
	部品構成検査			
	マーキング			
ダウエルピン	黒鉛の種類	1試料／製造バッチ		
	主要寸法	全数		
	外観			
黒鉛ブロック	黒鉛の種類	1試料／製造バッチ		
	主要寸法	全数		
	直角度			
	外観			
反応度調整材	素材の種類	1試料／製造バッチ		
	主要寸法	全数		
	ほう素量	3試料／製造バッチ		
	外観	全数		
燃料体	^{235}U 濃縮度	全数		
	部品構成検査			
	外観			
	ウラン量			

Table 4.3 Production batch and quality control lot in production of fuel compacts.

製造バッチ及び検査ロットの大きさ	製造バッチ及び検査ロットの目安量
<p>溶解ウラン原液</p> <p>燃料核 製造</p> <p>被覆燃料粒子 製造</p> <p>燃料 コンパクト 製造</p> <p>混合</p>	<p>1 製造バッチ：1回に製造する量。</p> <p>1 検査ロット：同一バッチの溶解ウラン原液を原料とし、同じ方法で製造した燃料核を混合した量。</p> <p>1 製造バッチ：1回に製造する量。</p> <p>1 検査ロット：同一性能を保証された燃料核を原料とし、同じ方法で製造した被覆燃料粒子を混合した量。</p> <p>1 製造バッチ：焼成炉で1回に処理される量。</p> <p>1 検査ロット：同一性能を保証された被覆燃料粒子を原料とし、同じ方法で製造した燃料コンパクトを混合した量。</p> <p>1 製造バッチのU量： 約2kg。</p> <p>1 検査ロットのU量： 約9～20kg。</p> <p>1 製造バッチのU量： 約2～3kg。</p> <p>1 検査ロットのU量： 約9～12kg。</p> <p>1 製造バッチの燃料コンパクト数：約200～300個。</p> <p>1 検査ロットの燃料コンパクト数：約700～800個</p>

Table 4.4 Summary of fabrication of OGL-1 fuel elements⁽⁶⁾.

番号	製造年度 (納入)	燃料設計 仕様	流動床被 覆能力 (g)	燃料名称および納入量		ウラン 濃縮度 (%)	コンパクト 寸法 (mm)
				被覆粒子	コンパクト		
第1次	昭和 51年	予備設計	小型 500	75OPC 1~3 各100g 合計300g	75OP 1~3 照射用54個 炉外品6個 合計60個	1.2	外径24, 内径8, 長さ40
第2次	昭和 52年	第1次概念 設計 (MK-III)	小型 500	76OPC 1~5 各50g 合計250g	76OP 1~5 照射用60個 炉外品10個 合計70個	1.2	外径24, 内径8, 長さ36
第3次	昭和 53年	同上	小型 500	77OPC 1~7,M*1 77OPCMを 100g	77OP 照射用20個 炉外品5個 合計25個	1.2	外径36, 内径18, 長さ36
第4次	昭和 54年	同上	小型 500	78OPC 1~5,M*1 78OPMを 100g	78OP 照射用60個 炉外品10個 合計70個	19.5	外径24, 内径8, 長さ36
第5次	昭和 55年	同上	小型 500	79OPC 1~5,M*1 79OPCMを 100g	79OP 照射用60個 炉外品10個 合計70個	19.5	外径24, 内径8, 長さ36
第6次	昭和 56年	詳細設計-I (燃料はMK -IIIと同じ)	小型 500	80OPC 1~5,M*1 80OPCMを 100g	80OP 照射用20個 炉外品5個 合計25個	19.5	外径36, 内径18, 長さ36
第7次	昭和 57年	詳細設計-II (燃料はMK -IIIと同じ)	小型 500	81OPC 1~5,M*1 81OPCMを 100g	81OP 照射用20個 81OPD 照射用40個 炉外品各8個	19.5	外径24, 内径8, 長さ36
第8次	昭和 58年	同上	小型 500	82OPC 1~5, M*1 82OPC M 100g 82OPB(BI SO) 450g	82OP 照射用18個 82OPM 照射用2個 炉外品10個	19.5	外径36, 内径18, 長さ36
第9次	昭和 59年	同上	大型 量産 2000	83OPC 200g	83OP 照射用20個 炉外品8個 合計28個	19.5	外径24, 内径18, 長さ36
第10次	昭和 60年	同上	大型 量産 2000	84OPC 200g	84OP 照射用20個 炉外品5個 合計25個	19.5	外径36, 内径18, 長さ36
第11次	昭和 61年	同上	大型 量産 2000	85OPC 200g	85OP 照射用54個 炉外品10個 合計64個	19.5	外径24, 内径8, 長さ40

* 1 Mは複数個の製造バッチを1個のロットにまとめたもの。たとえば78OPCの項で1~5は製造バッチが5個あることを示しており、それを1個のロットにまとめて78OPC Mとして燃料コンパクトを製造したことを表している。

Table 4.5 Specifications for HTGR fuel designs at JAERI⁽⁶⁾.

		予備設計仕様	概念設計仕様	HTTR設計仕様
被 覆 燃 料 粒 子	1. 燃料核			
	材質	UO ₂	UO ₂	UO ₂
	直 径 (μm)	500	600	600
	密 度 (%理論密度)	95 *	95	95
	2. 被覆層			
	被覆型式	TRISO	TRISO	TRISO
	被覆層材質			
	第1層	低密度 PyC	低密度 PyC	低密度 PyC
	第2層	PyC	PyC	PyC
	第3層	SiC	SiC	SiC
	第4層	PyC	PyC	PyC
	被覆層厚さ (μm)			
	第1層	40	60	60
	第2層	30	30	30
	第3層	25	25	25
	第4層	45	45	45
	3. 被覆燃料粒子直徑 (μm)	780	920	920
燃料 コ ン パ ク ト	1. 尺 法 (mm)			
	内 径	8.0	18.0	10.0
	外 径	24.0	36.0	26.0
	長 さ	40.0	36.0	39.0
	2. 粒子充填率 (%)	22 *	30	30
燃 料 棒	1. スリーブ寸法 (mm)			
	内 径	24.3	36.3	26.25
	外 径	34.0	46.0	34.0
	長 さ	500	555 (500)	577
	2. コンパクト数／燃料棒	12 (10)	15	14 *
燃 料 ブ ロ ッ ク	1. 尺 法 (mm)			
	対面間距離	299	299	360
	長 さ	500	570	580
	燃料棒挿入孔直徑	37	50	41
	2. 燃料棒本数	36	12	33 (31)

* 文献(6)から訂正した。

Table 4.6 Comparison of design criteria of fuel failure fraction for various high-temperature gas-cooled reactors.

		H T T R			米国高温ガス炉			西独高温ガス炉		
		F S V	M H T G R	T H T R	(U, Th)O ₂	U O ₂	T h C _z	(U, Th)C _z	T h O ₂	T R I S O
① 被覆燃料粒子形態 燃料核	U O ₂									
	T R I S O (四重) ビン・イン・プロック									
② 燃料体形態										
	マルチ・ホール	マルチ・ホール	マルチ・ホール	マルチ・ホール	ボール	ボール	ボール	ボール	ボール	ボール
貫通破損率	(最大値)	(最大値)	(最大値)	(最大値)	(平均値)	(平均値)	(平均値)	(平均値)	(平均値)	(平均値)
	1. 5×10^{-4}	3×10^{-3}	2×10^{-5}	5×10^{-4}	5×10^{-6}	5×10^{-4}	5×10^{-6}	5×10^{-4}	5×10^{-6}	5×10^{-6}
S i C破損率	1. 5×10^{-3}	3×10^{-3}	4×10^{-5}	4×10^{-5}	-----	-----	-----	-----	-----	6×10^{-5}

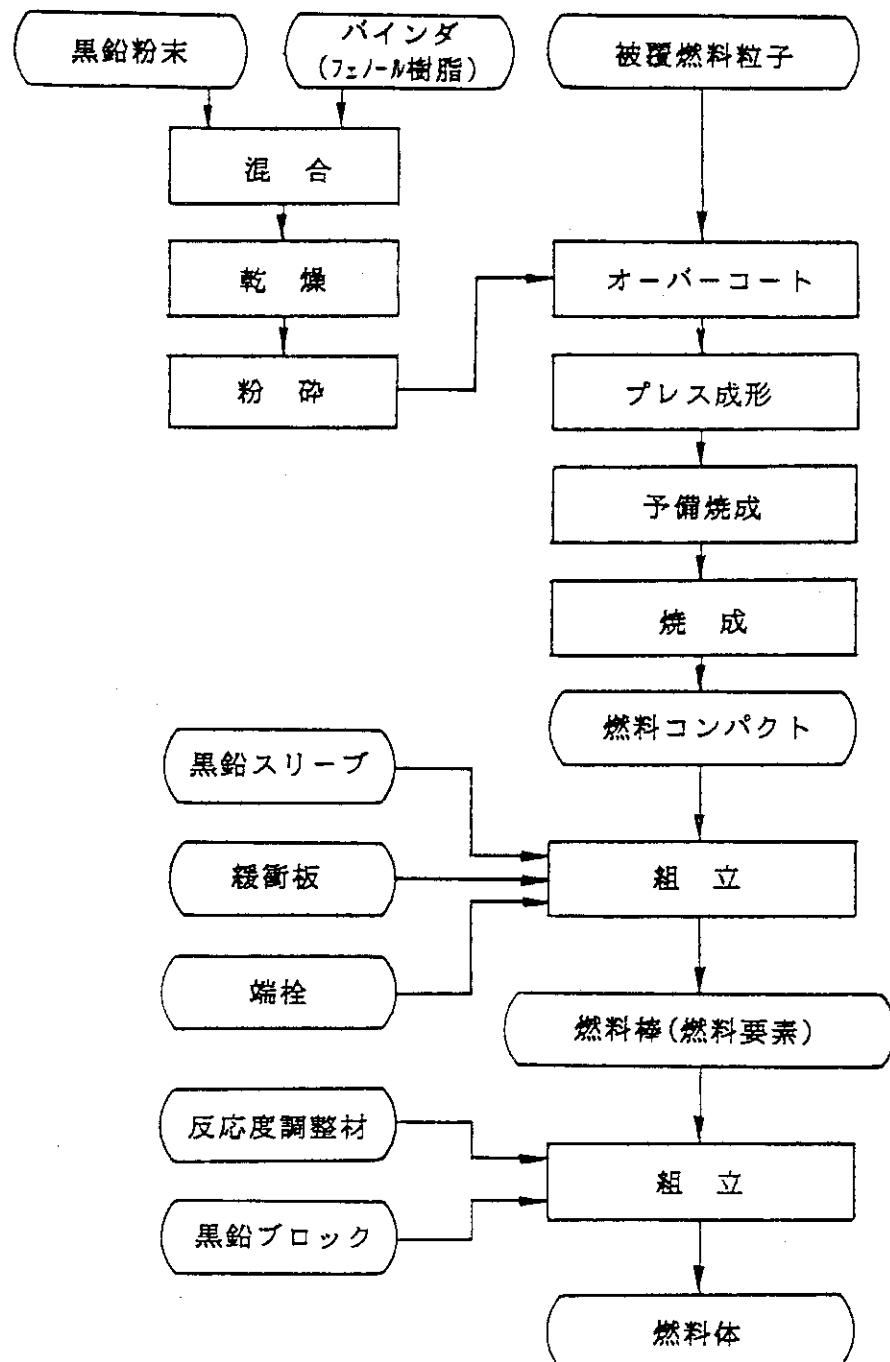


Fig. 4.1 Production process of fuel elements and fuel blocks of HTTR.

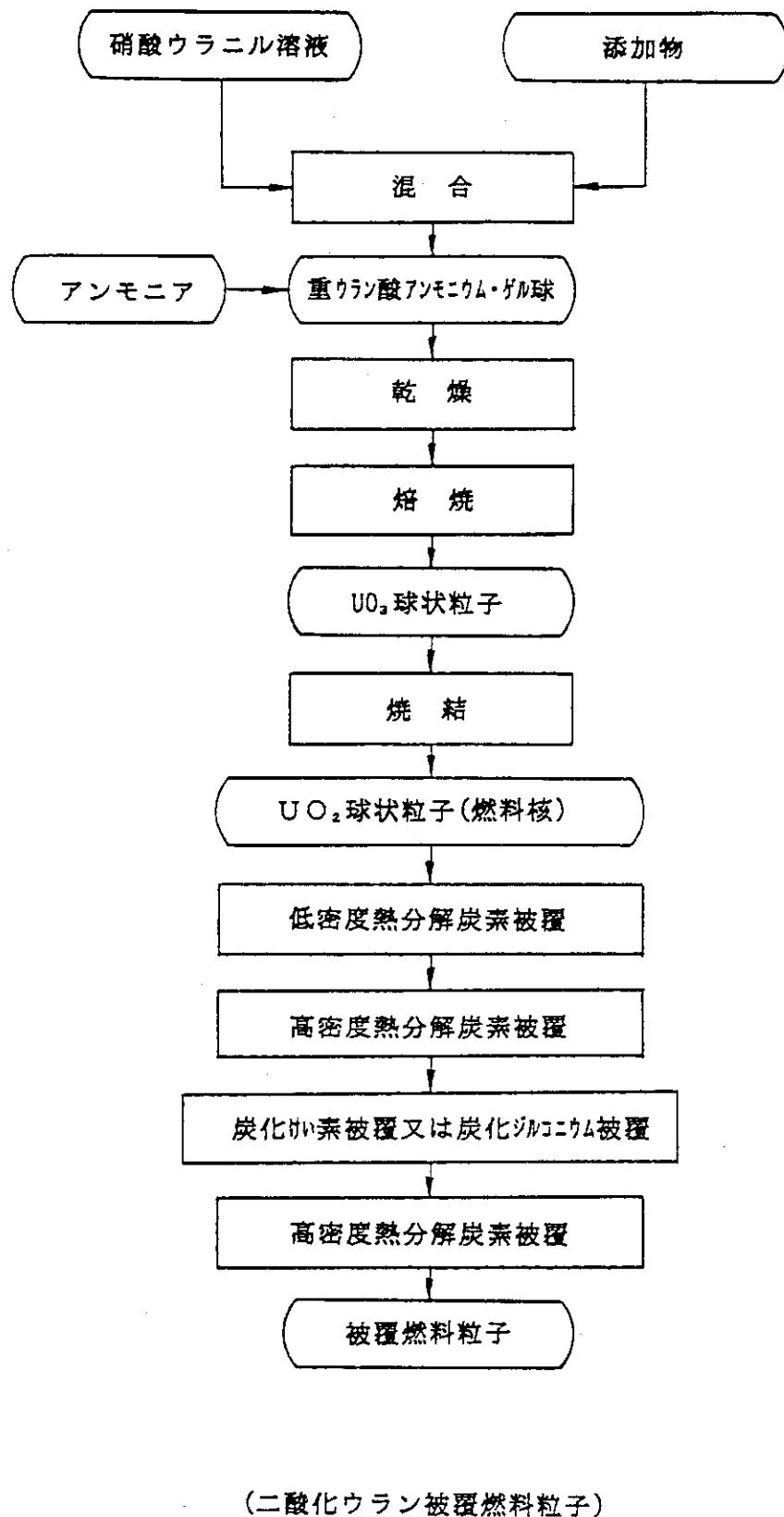


Fig. 4.2 Production process of coated fuel particles with UO_2 kernels.

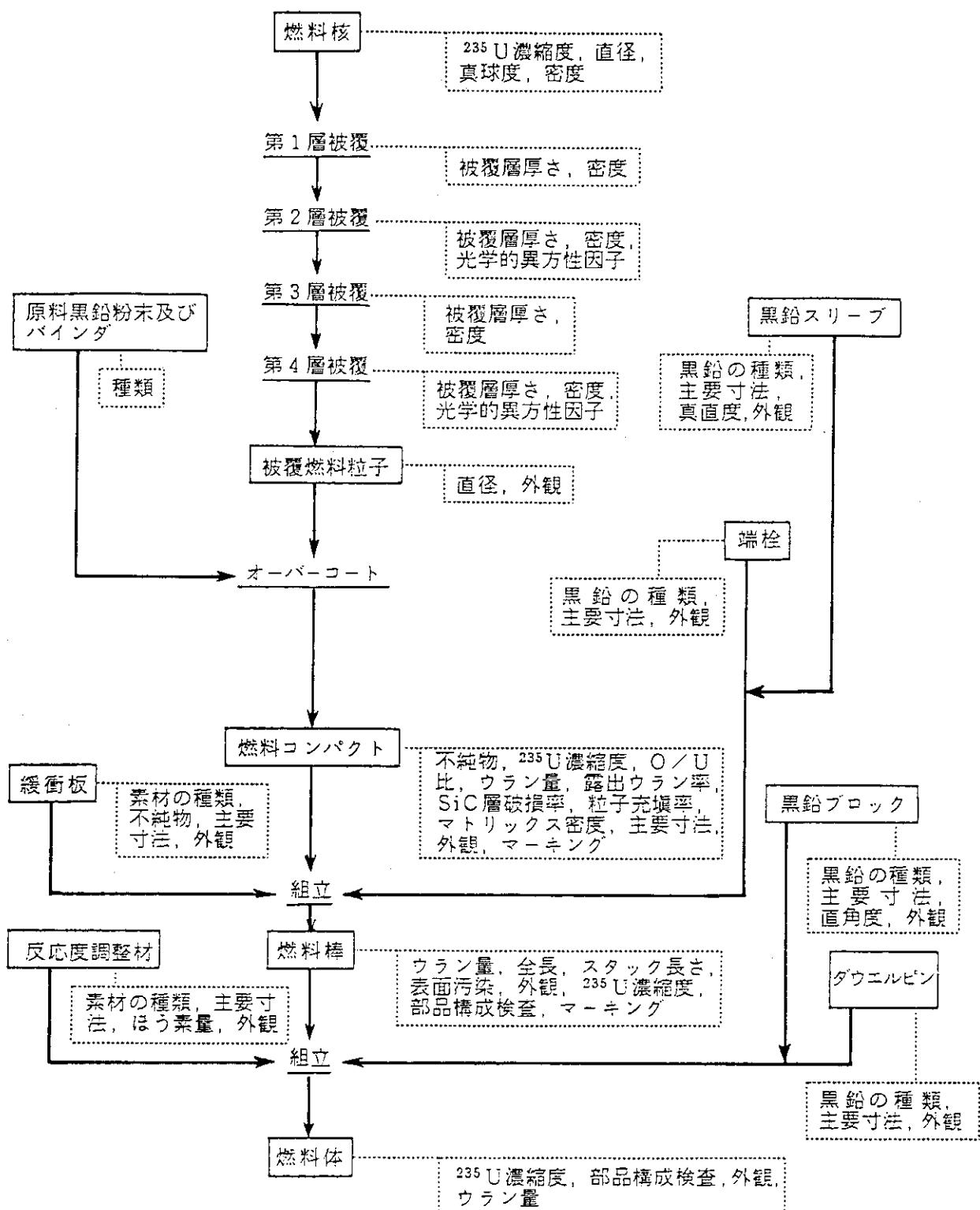


Fig. 4.3 Items and procedures for quality control in production of HTTR fuels.

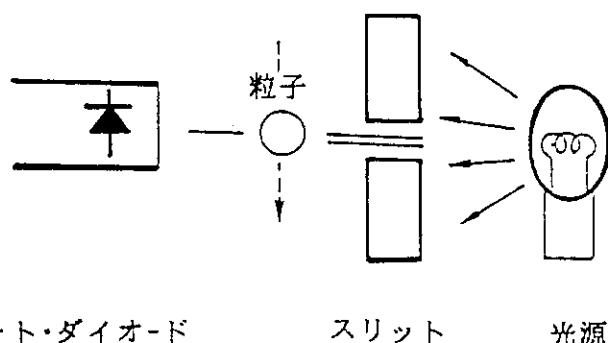


Fig. 4.4 Measurement of fuel kernel diameter by particle size analyzer (PSA).

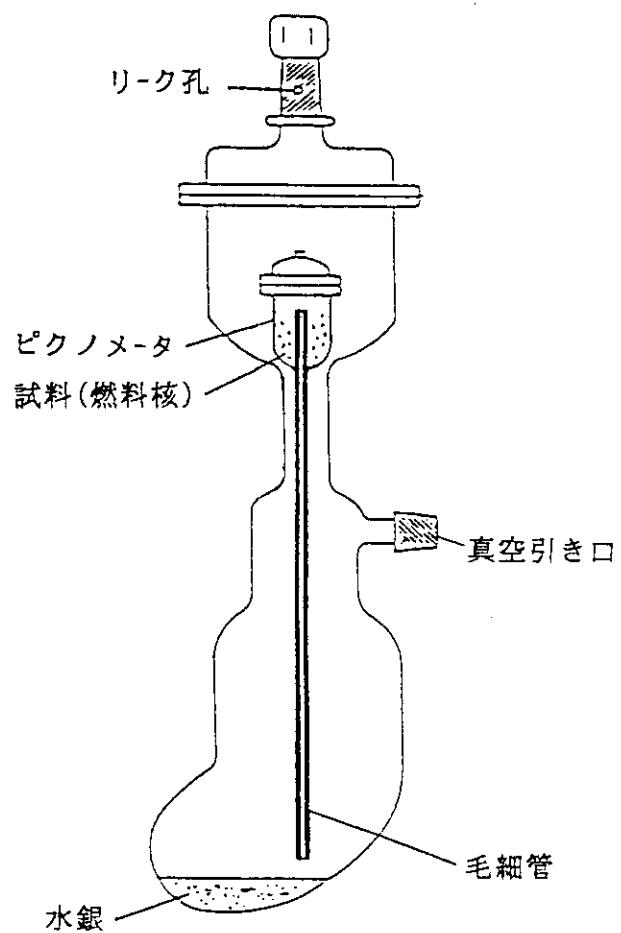


Fig. 4.5 Mercury pycnometer for measuring density of fuel kernels.

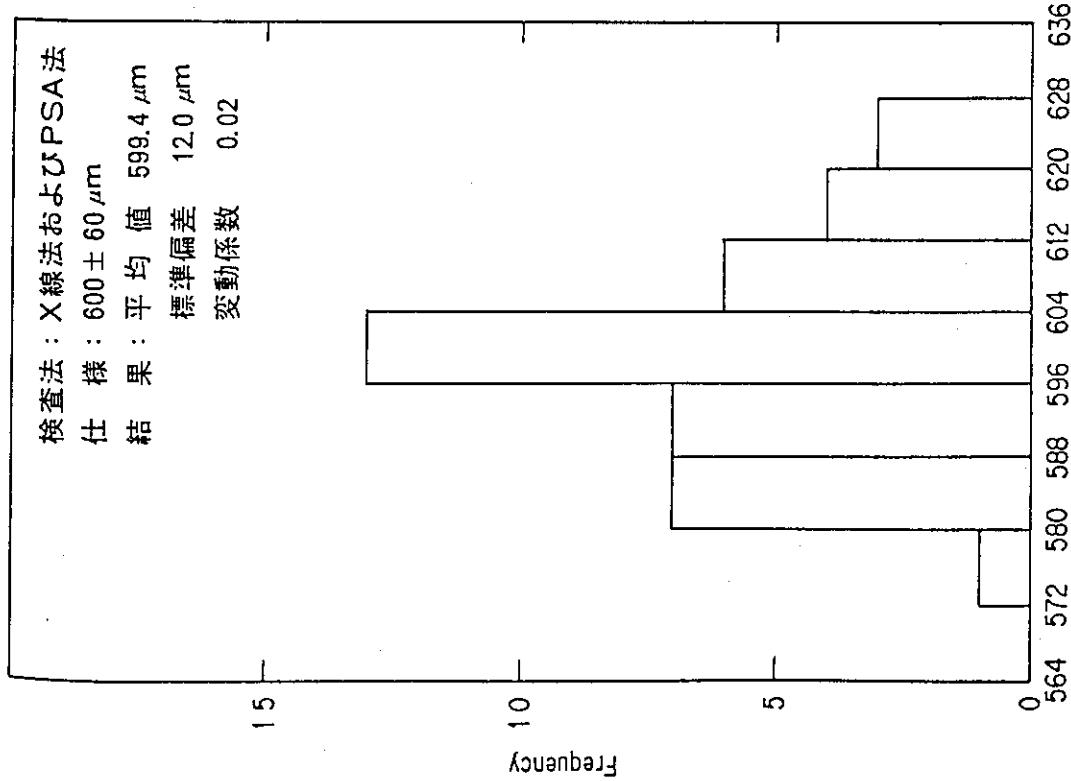


Fig. 4.6a Histogram of mean diameter of UO₂ kernel (6).

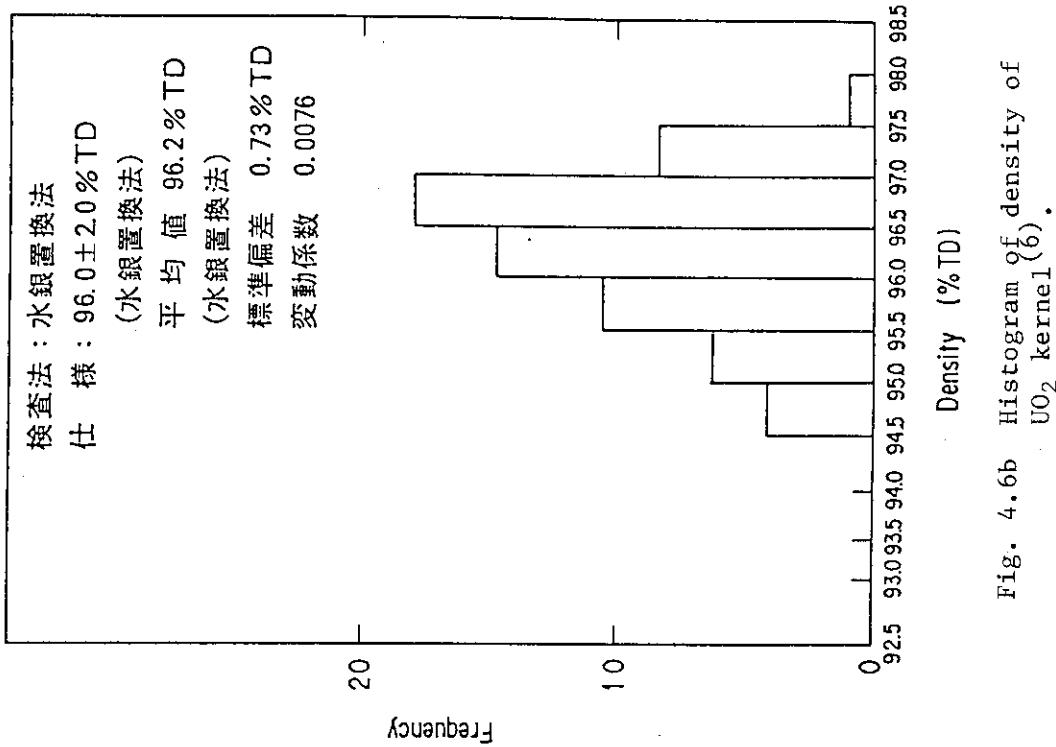


Fig. 4.6b Histogram of density of UO₂ kernel (6).

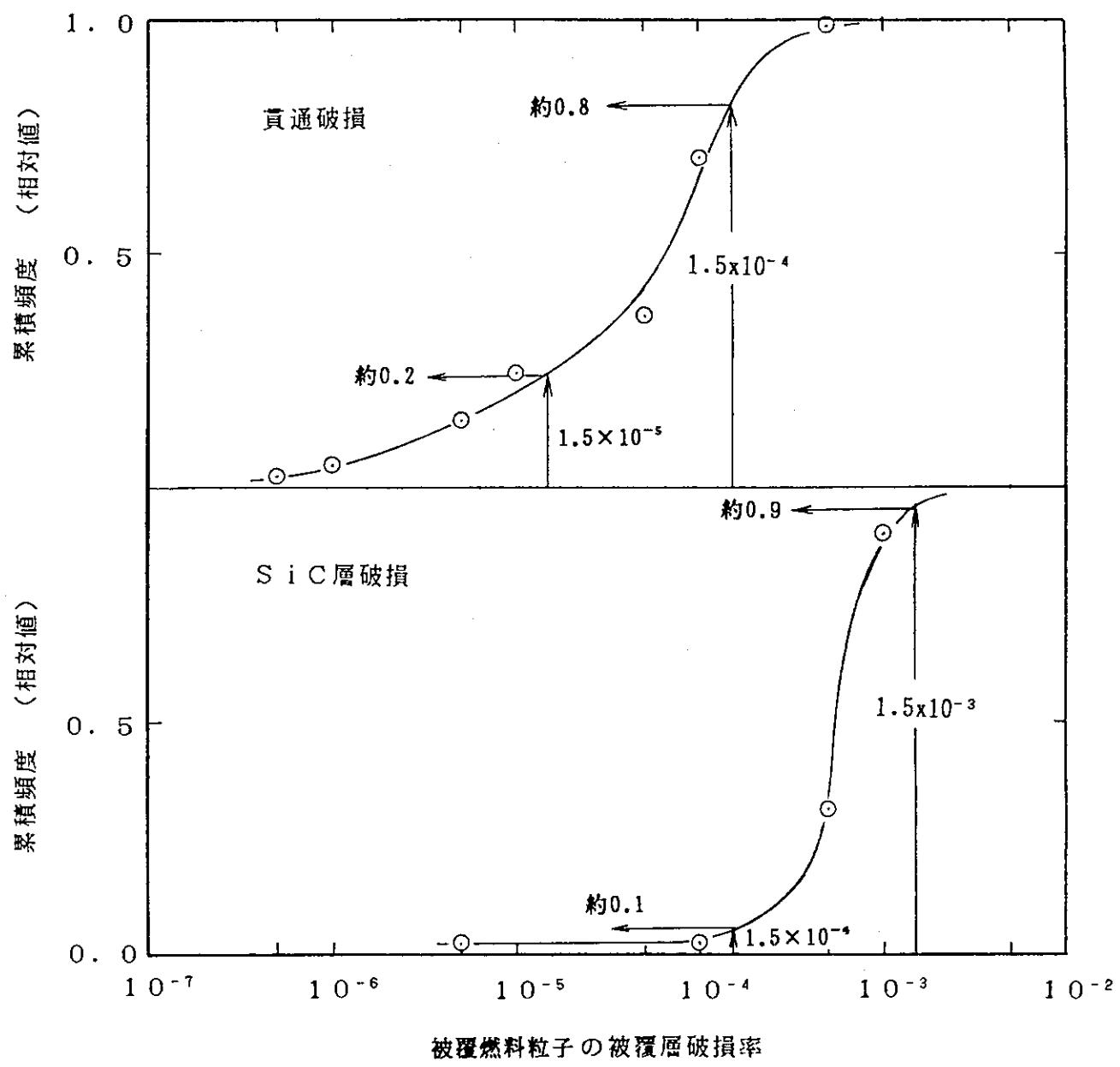


Fig. 4.7 Accumulated frequency of fuel failure fraction
of coated fuel particles.

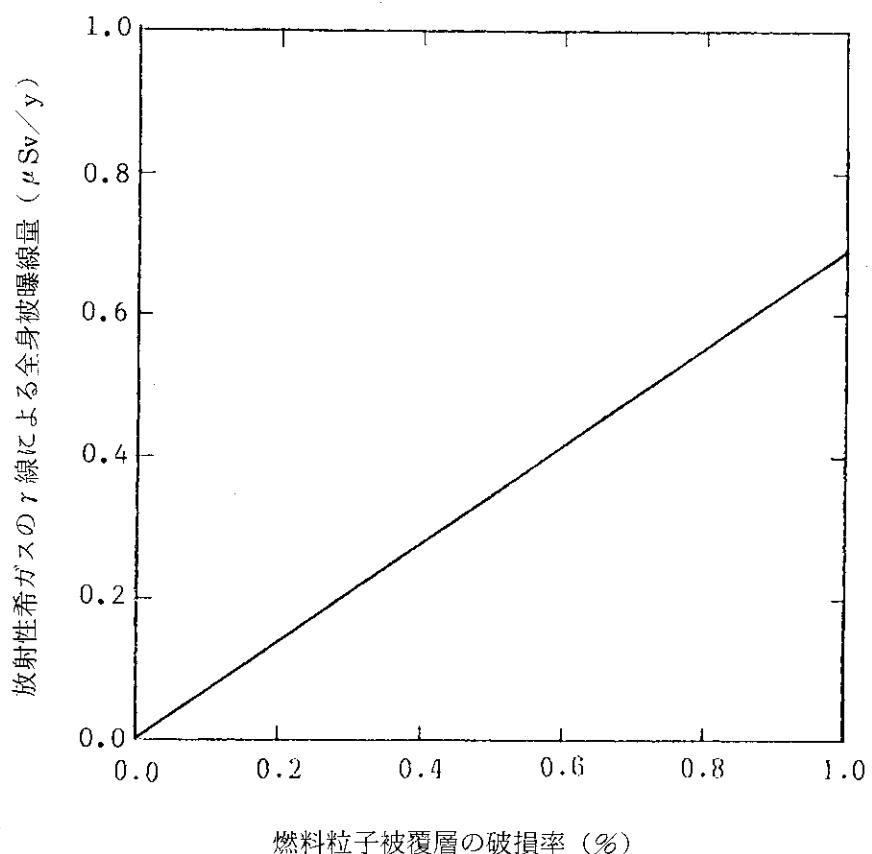


Fig. 4.8 Relationship between through-coating failure fraction of coated fuel particles and the dose equivalent by external gamma ray exposure during normal operation of HTTR.

5. 高温試験運転を制限する理由

HTTRでは、十分安全余裕をもって燃料体の健全性を確保するために、1燃焼サイクル（照射試験燃料体を除き、原則として660日燃焼後一括交換とする。）における高温試験運転期間をFig. 5.1に示す範囲とする。高温試験運転に関連して、燃料体の健全性確保上留意すべき項目は、

- ① 通常運転における熱的制限値
- ② PdによるSiC層の腐食による燃料粒子被覆層の劣化
- ③ 燃料核の移動による燃料粒子被覆層の劣化
- ④ 黒鉛ブロックに発生する照射応力

である。高温試験運転期間は、これら全ての項目によって制限されるが、最終的にFig. 5.1の範囲を決めている項目は、③、④である。以下、③、④を対象として、高温試験運転期間を制限する理由について説明する。

5.1 燃料核の移動

燃料核の移動は、燃料核が照射下で温度勾配の方向に沿って、燃料粒子被覆層の中に食い込んでいくものである。

燃料核の核移動速度は、温度と温度勾配によって決まり、一般に温度が高く、かつ温度勾配が大きいほど、核移動速度は大きくなる。HTTRの設計では、実験データに基づいて核移動距離を評価しているが、燃焼日数と最大核移動距離の関係はFig. 5.2のようになる。この図は、高温試験運転のみを行う場合(A)、照射炉心のみで運転を行う場合(B)、及び基準炉心で高温試験運転を行わない場合(C)、についての最大核移動距離を示したものであるが、種々の組合せ運転を行う場合は、各々の運転パターンでの燃焼日数における最大核移動距離を加算すれば、合計の最大核移動距離が求まる。ここで、高温試験運転時に最大核移動距離が大きくなるのは、燃料最高温度が高くなるためである。また、照射炉心(Fig. 5.2中の直線B)の方が高温試験運転を行わない基準炉心(Fig. 5.2中の直線C)より核移動距離が大きくなるのは、照射炉心の方が燃料最高温度が高いことの理由による。

高温試験運転期間の制限にあっては、燃料粒子被覆層の運転に伴う破損を極力小さくするため、最大核移動距離を約55μm以下となることを目安としている。これは、第3層までの燃料粒子被覆層厚さのノミナル値は約90μmであるが、製作公差^{*}、燃料受入れ時の判定基準などを考慮して、十分燃料粒子被覆層の破損率を小さくなるよう配慮したためである。

以上のことより、燃料核移動の観点からは、高温試験運転期間はFig. 5.2より以下になる。

* 現状での製作公差：第1層 ± 12 μm

(標準偏差) 第2層 ± 2 μm

高温試験運転のみを行う場合	約 500 日以下	
基準炉心のみで運転を行う場合	約 220 日以下	合計燃焼日数
		660 日
基準炉心及び照射炉心で運転を行う場合	約 110 日以下	合計燃焼日数
		660 日

5.2 黒鉛ブロックの照射応力

燃料体の黒鉛ブロックには、通常時に黒鉛ブロック内の温度差に起因する熱応力の他、照射による寸法変化及びクリープ変形による歪に起因する応力（照射応力）が発生する。運転中の熱応力は、クリープ現象により運転に伴って減少するため、運転初期が最も厳しくなる。一方、照射による寸法変化及び照射クリープ変形は、照射に伴って大きくなるため、照射応力は、運転末期の原子炉停止時に最も厳しくなる。更に、高温試験運転時の方が、黒鉛ブロックの温度及び黒鉛ブロック内の温度差が大きくなるため、照射応力は増加する。

黒鉛ブロックの材料であるIG-110黒鉛の運転状態Ⅰ、Ⅱの膜応力制限に対する許容引張応力は、「黒鉛構造設計方針」⁽⁴⁾では、未照射材で約66 kg/cm²であり、照射により強度は増加する。また、異常状態時に、通常運転時に発生する照射応力を重ね合わせるべき主要な応力として、原子炉スクラム等に伴う熱過渡時の熱応力があり、この応力は、最大でも約30 kg/cm²である。従って、HTTRでの黒鉛ブロックの健全性評価においては、設計及び工事の方法の認可申請や黒鉛材料の強度試験の判定基準を考慮して、通常運転時の照射応力を約33 kg/cm²以下となることを目安としている。

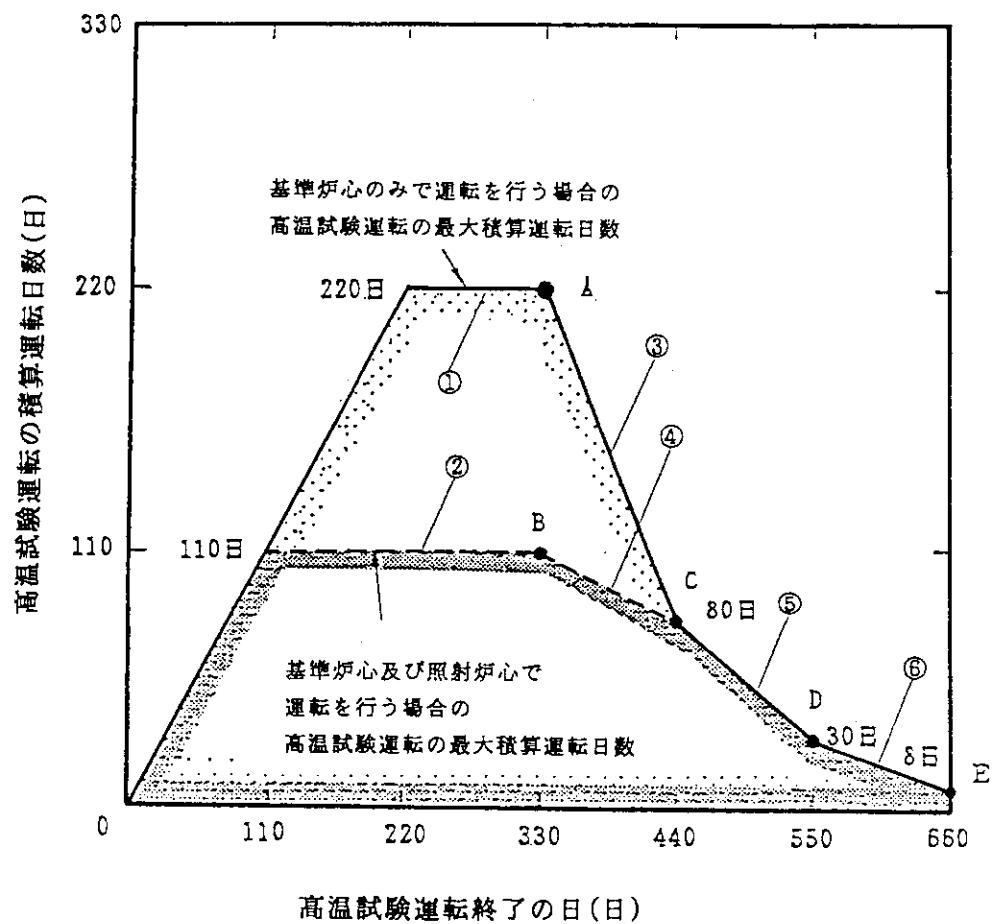
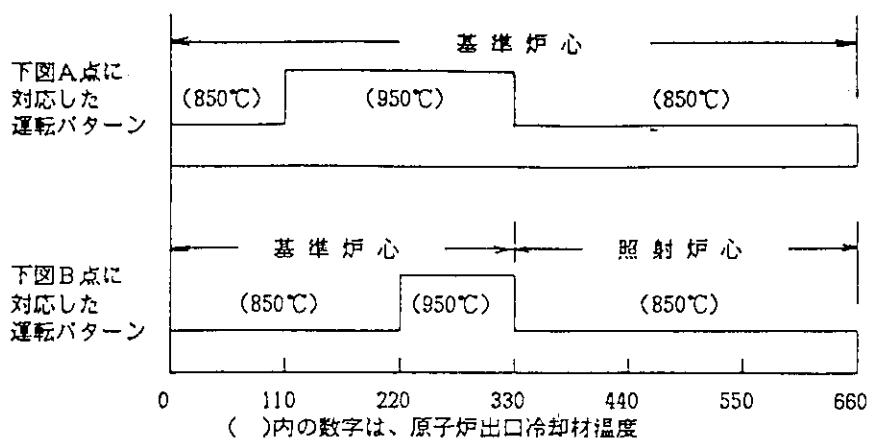
Fig.5.1に示したA、B、C、D点は、この照射応力の制限から定まったものである。これらの点に対応した運転ケース並びに高温試験運転のみを行う場合及び高温試験運転を行わない場合の発生応力をFig.5.3に示す。本図に示すとおり、高温試験運転を行わない場合を除いて、最大照射応力は、全て約30 kg/cm²になっている。なお、発生応力として膜応力のみを対象としているが、膜応力以外の（膜+曲げ）応力及び全応力は、各々の許容応力に対して小さい。

以上のことより、黒鉛ブロックの照射応力の観点からは、高温試験運転期間は、高温試験運転のみを行う場合は約330日以下、その他の場合はFig.5.1に示したA、C、D点以下となる。なお、Fig.5.1中のE点もやはり黒鉛ブロックの照射応力の制限から定まったものである。

5.3 まとめ

以上述べたような理由で、高温試験運転の期間をFig.5.1のように定める。なお、Fig.5.1に示す①及び②の線は燃料核の移動、③、④、⑤及び⑥の線は、黒鉛ブロックの照射応力、並びに高温試験運転のみを行う場合の330日の制限は、黒鉛ブロックの照射応力から定まるものである。

【運転パターンの例】



(但し、高溫試験運転のみを行う場合は、最大330日とする。)

図中のA, B, C, D点は、それぞれFig.5.3に示した
解析ケースA, B, C, Dに対応した運転ケース

Fig. 5.1 Limitation of the high-temperature test operation period of HTTR.

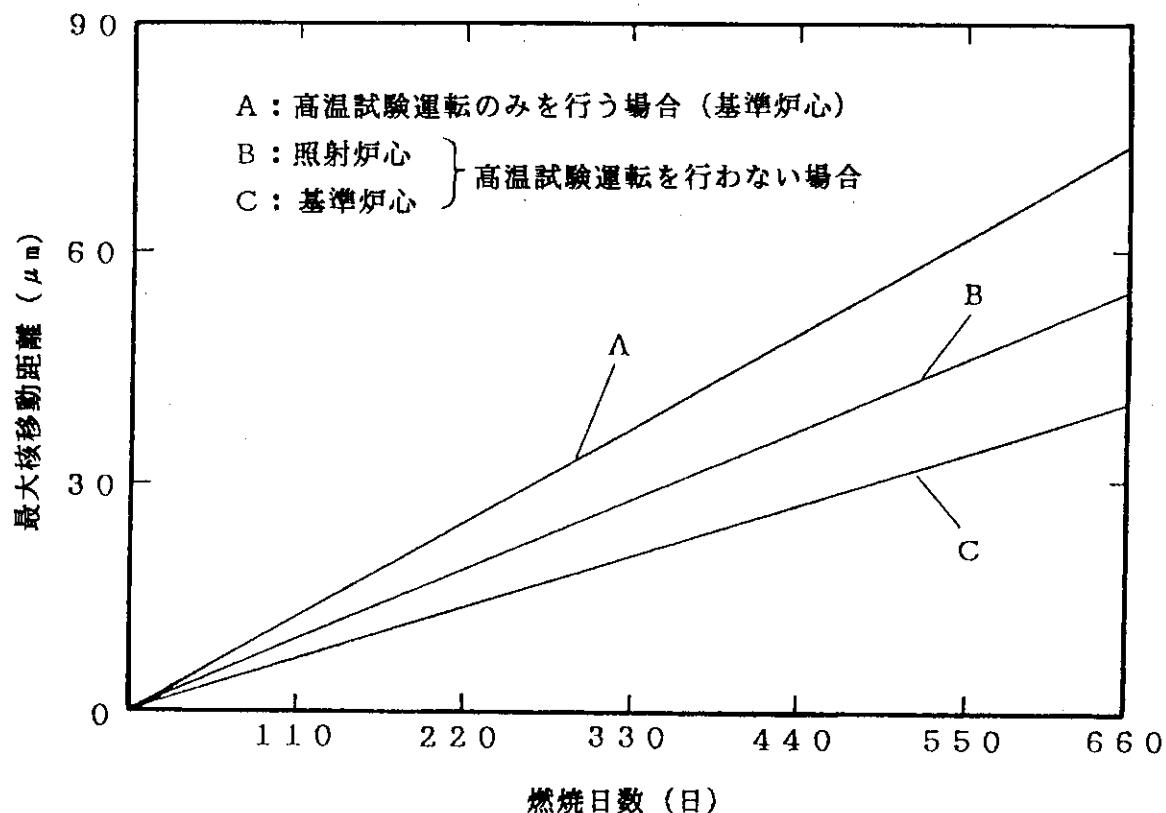
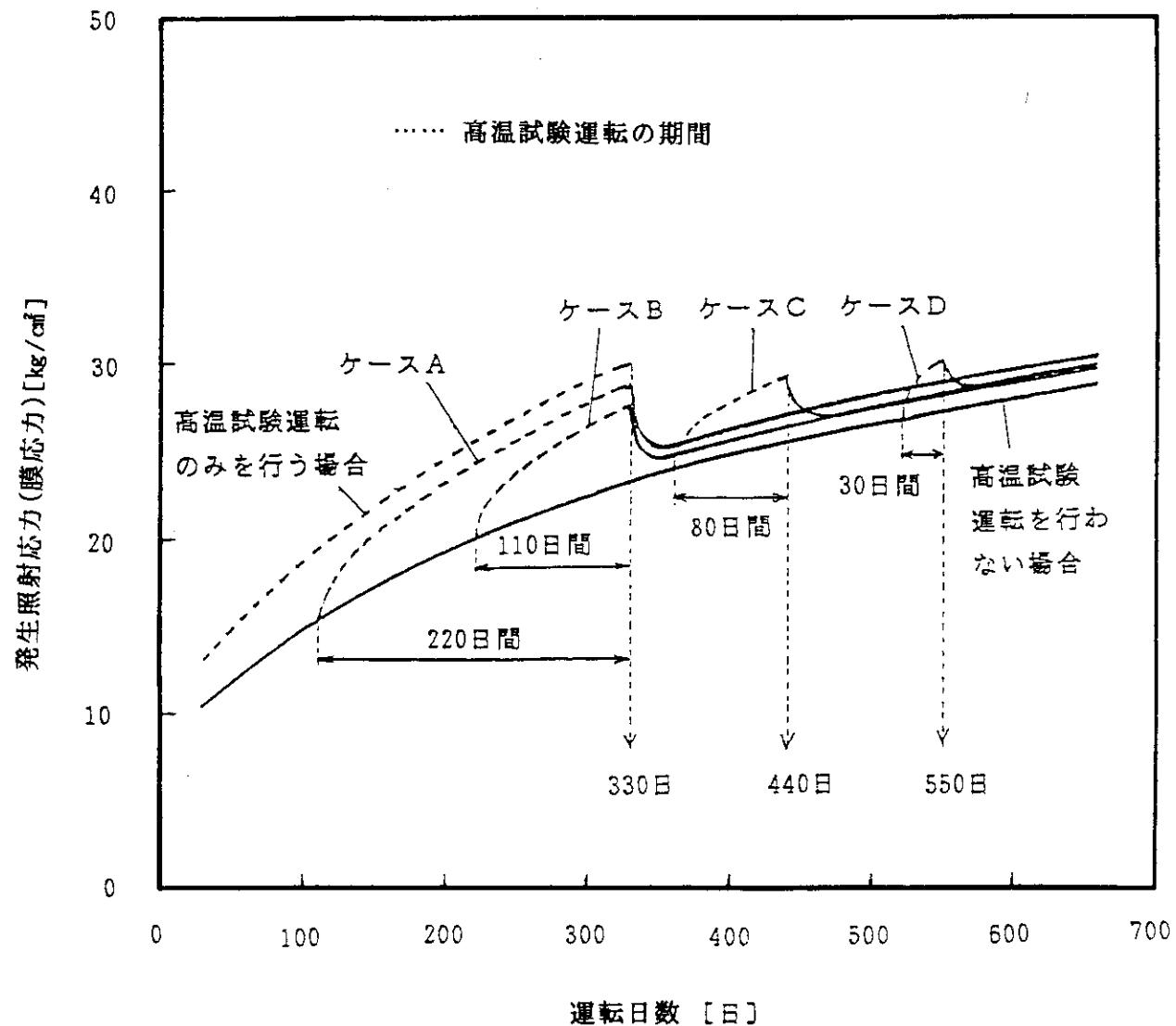


Fig. 5.2 Relationship between operation period and kernel migration distance.



・炉心最外周3段目ブロック

- ・ケースA, B, C, Dは、高温試験運転を行う場合で、Fig. 5.1に示したA, B, C, Dの運転ケースに対応

Fig. 5.3 Change of irradiation-induced stress (membrane stress) in graphite block with increasing operation period.

6. 燃料の健全性に関する総合評価

第3章に述べたように、3.2節に示した設計方針に基づき、3.3節に示した解析方法を採用した。そして、第2章に示したように燃料の主要設備（被覆燃料粒子、燃料コンパクト等）の仕様を定めた。

本章では、燃料の主要設備についての健全性の総合的評価を行う。

なお、通常運転時の燃料の健全性及び燃料の許容設計限界については、別報告に詳細に記述する⁽¹⁾。本章では、その結果を含めて総合的評価を行う。6.1節に評価結果をまとめ、6.2節～6.5節に評価結果の詳細を示す。

6.1 評価結果の要約

(1) 構成材料

被覆燃料粒子の燃料核の材料 (UO_2 及び $(\text{U}, \text{Th})\text{O}_2$)、燃料粒子被覆層の材料（熱分解炭素、炭化けい素及び炭化ジルコニウム）及び燃料部の黒鉛素地は、炉心の運転温度及び圧力条件下で、燃料要素の被覆部の材料である黒鉛及び黒鉛殻並びに1次冷却材（ヘリウムガス）に対して化学的に安定であるとともに、耐熱及び耐照射性に優れている。

黒鉛ブロック並びに黒鉛スリーブの材料である原子炉級微粒等方性黒鉛（IG-110相当）は、原子炉における使用条件で十分な強度、耐熱性、耐食性及び耐放射線性を有する。

(2) 被覆燃料粒子の照射実績

A型燃料体の被覆燃料粒子と同一の仕様の国産被覆燃料粒子は、JRR-2, JMTRでFig.6.1に示す範囲での照射試験を行い、十分な性能及び健全性が確認されている。

(3) 燃料要素

イ. 燃料粒子被覆層の初期（製造時）破損率は、最近の製造実績に基づけば、貫通破損率は 10^{-5} のオーダー、SiC層破損率は 10^{-4} のオーダーであり、実際の製造においても設計方針を満足しうると判断できる（4.4節参照）。

ロ. PdによるSiC層の腐食及び燃料核移動については、次のように評価した⁽¹⁾。

高温試験運転を考慮したPdによるSiC層の腐食距離が厳しくなるのは、Fig.5.1に示すB点の場合で約 $11 \mu\text{m}$ 程度であり、SiC層厚さ $25 \mu\text{m}$ に比して小さい値である。また、同様に、燃料核の移動距離が厳しくなるのは、同図に示すA点及びB点の場合で約 $55 \mu\text{m}$ 程度であり、第3層までの被覆層の厚さ $90 \mu\text{m}$ に比して小さい値である。更に、実際の運転を模擬した条件下での実験（OGL-1照射試験）によると、核分裂生成物の放出率は運転期間中ほぼ一定であり⁽¹⁾⁽⁶⁾、照射中の有意な燃料粒子被覆層の破損はないことが確認されている。

以上のことにより、運転中に発生する燃料粒子被覆層の有意な破損はないと評価できる。

ハ. 運転時の異常な過渡変化時における燃料最高温度は、 $1,600^\circ\text{C}$ を超えることはない（申

請書⁽³⁾添付書類十を参照）。1,600 °C以下における燃料粒子被覆層の健全性は試験により実証している⁽¹⁾⁽⁶⁾。

ニ、A型燃料体の燃料要素とほぼ同一の仕様の燃料要素についての照射試験実績より、燃料コンパクトの構造健全性は、使用条件において十分確保できる⁽¹⁾⁽⁶⁾。

ホ、燃料コンパクトは熱的効果及び照射効果を考慮しても、黒鉛スリーブとのギャップ幅は確保され、構造健全性が保持し得なくなるような黒鉛スリーブとの機械的相互作用はない（6.2節）。

ヘ、黒鉛スリーブ中の熱応力及び照射応力は、高温試験運転を考慮しても「黒鉛構造設計方針」に定めた許容応力以下であり、黒鉛スリーブの構造健全性は確保できる（6.3節）。

(4) 燃料体

イ、黒鉛ブロックには、通常時に黒鉛スリーブと同様に、熱応力及び照射応力が発生する。これらの応力は、高温試験運転を考慮しても燃焼期間を通じて許容応力以下であり、黒鉛ブロックの健全性は維持できる。高温試験運転を実施する場合の最も厳しいケースを含めて照射応力（膜応力）の燃焼による変化の評価結果をFig. 5.3に示した（5.2節）。

また、事故時における黒鉛ブロックの温度は、2,500 °Cを超えることがないので、黒鉛ブロックの機械的強度は確保される。更に、事故時に黒鉛ブロックに有意な機械的荷重も作用する事がないので、黒鉛ブロックの構造健全性は確保でき、炉心の冷却形状は維持できる。

ロ、原子炉停止時の燃料体カラム間の隙間は、据付後の初期において1 mm以上あり、黒鉛ブロックは、燃焼とともに寸法収縮するので、燃料交換を行うのに十分な隙間を確保している。また、通常運転時においては、隣合う燃料体は熱膨張、寸法公差、物性値誤差等を考慮しても押合うことはなく、かつ、固定反射体を押下げることはない（6.4節）。

ハ、燃料取扱時の燃料交換機による荷重は、最大でも6 G程度である。また、輸送時には必要に応じてショックアブソーバ等を設けることなどにより、燃料体に加わる荷重が6 G以下になることを目標にする。以上のことにより、燃料体は通常の輸送及び取扱時に受ける荷重に対して、十分な強度を有している（6.5節）。

(5) まとめ

以上より、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における燃料（A型燃料体）の健全性、及び事故時における黒鉛ブロックの構造健全性は保たれる。

6.2 燃料コンパクトと黒鉛スリーブの機械的相互作用

HTTRの使用条件下での燃料コンパクト及び黒鉛スリーブの物性値を比較すると、熱膨張率は、Fig. 6.2に示すように黒鉛スリーブ（IG-110）の方が大きく、また、高速中性子の照射による寸法変化（収縮する方向）は、Fig. 6.3に示すように燃料コンパクトの方が大きい。従って、燃焼に伴い燃料コンパクトと黒鉛スリーブとの間のギャップ幅は広がる方向にあることから、全燃焼期間を通して両者の有意な機械的相互作用はないと考えられる。

また、OGL-1 等の燃料要素の照射試験において、燃料コンパクトが黒鉛スリーブを押抜けた兆候は観察されず、試験後に燃料コンパクトが黒鉛スリーブから抜けなくなるといったことはないことがからも、燃料コンパクトが黒鉛スリーブを押抜けすることはないと見える。

6.3 黒鉛スリーブの熱・照射応力解析

(1) はじめに

黒鉛スリーブは、通常運転時に高速中性子の照射により寸法変化を示すとともに、低温状態においても照射によるクリープ現象を生ずる。このため、炉停止時にはこれらの残留ひずみに起因する照射応力が発生し、その影響は照射量の増加とともに大きくなる。また、運転中には黒鉛スリーブの外面の He ガス温度に対して燃料コンパクトの温度が高いため、黒鉛スリーブの内外面の温度差に起因する熱応力が生ずる。このため、黒鉛スリーブの設計では、これらの照射応力及び熱応力を考慮した熱・照射応力解析を実施し、黒鉛スリーブの構造健全性を確認している。

本資料は、黒鉛スリープの熱・照射応力解析による強度評価結果に基づき、黒鉛スリープの健全性を示したものである。

(2) 黒鉛スリーブの熱・照射応力解析方法

1) 应力解析方法

黒鉛スリーブ内に生ずる全ひずみは、機械的荷重による弾性ひずみ及び熱膨張による熱ひずみ、照射による遷移及び定常クリープひずみ、照射寸法変化による照射ひずみの和として求め、線形粘弾性解析により黒鉛スリーブ内の応力を算出する。

2) 温度条件

黒鉛スリーブ内の温度分布は、燃料コンパクトの出力密度及び黒鉛スリーブ外面のガス温度より定まる。燃料コンパクトの出力密度は、炉心燃焼特性解析結果を用い、黒鉛スリーブ外面温度は、炉心熱流動解析結果を用いた。

(3) 評価結果

1) 運転時熱・照射应力

黒鉛スリープの構造健全性を確認するため、次に示す保守的な条件により、熱照射応力解析を実施した。

- ・原子炉運転状態 高温試験運転 660 日（保守的仮定）
 - ・高速中性子照射量 炉心内の最大値

- ・コンパクト出力密度 炉心内の最大値
 - ・黒鉛スリーブ外面ガス温度 コンパクト出力密度最大を与える位置の冷却材温度
- 熱照射応力の解析結果を Table 6.1 に示す。熱・照射応力は「黒鉛構造設計方針」⁽⁴⁾で定める許容値を十分下回っている。

2) 炉停止時照射応力

照射による残留ひずみにより生じる照射応力は、運転初期にはゼロであるが、照射とともに増大し、寿命末期において最大となる。運転時の熱照射応力解析と同一の条件により寿命末期照射応力を求めると、最大応力は 19 kg/cm^2 となり、「黒鉛構造設計方針」⁽⁴⁾で定める許容値を十分下回っている。

(4) まとめ

以上の評価結果により、黒鉛スリーブの熱照射応力は、温度条件を保守的に設定した場合も、許容応力に対して十分な安全余裕がある。したがって、黒鉛スリーブの健全性は、十分保たれると判断できる。

6.4 炉心構成要素と固定反射体の機械的相互作用

(1) 初期据付時のギャップ幅

通常運転における炉心構成要素の黒鉛ブロック（以下、「黒鉛ブロック」という）、固定反射体ブロック及び高温プレナムブロックの熱膨張を考慮して、Table 6.2 に示すような初期据付時のカラム間ギャップ幅を定めている。カラム間ギャップ幅の最小値は、炉停止時に黒鉛ブロックの交換が行えるように約 1 mm を確保している。各ギャップの位置を Fig. 6.4 及び Fig. 6.5 に示す。

(2) 通常運転時のカラム間ギャップ幅

通常運転におけるカラム間ギャップ幅は、Table 6.2 に示した初期据付時のカラム間ギャップ幅に基づいて、黒鉛ブロック、固定反射体ブロック及び高温プレナムブロックの熱膨張を考慮して計算している。通常運転におけるカラム間ギャップ幅の公称値及び誤差を考慮した値の最小値は、それぞれ第 2 表のようになる。なお、下記の公称ギャップ幅の算出にあたっては、黒鉛ブロック、固定反射体ブロック及び高温プレナムブロックの温度は、ギャップ幅を小さく評価するように保守的な値を用いている。

カラム間ギャップ幅の評価にあたり、以下の誤差を考慮している⁽⁷⁾。

- a. I G - 110 熱膨張率誤差
- b. P G X 熱膨張率誤差
- c. 黒鉛ブロック寸法公差
- d. 固定反射体ブロック寸法公差

Table 6.3 に示すように全てのギャップにおいてギャップ幅が正であることから、通常運転において、炉心構成要素が固定反射体を押抜げることはない。

6.5 燃料体の輸送時及び取扱時健全性

(1) はじめに

燃料体は輸送時及び取扱時に側部に荷重が加わることが想定されるが、必要に応じてショックアブソーバ等を設けることなどにより、燃料体に加わる荷重が 6 G 以下になることを目標にする。この場合、構造上最も厳しい事象は、黒鉛ブロックの側部に 6 G の集中荷重が作用した場合である。このため、燃料体の設計ではこの事象を想定した弾性応力解析を実施し、黒鉛ブロックの構造健全性を確認している。

本資料は、燃料体の黒鉛ブロックの応力解析による強度評価結果に基づき、黒鉛ブロックの輸送時及び取扱時の健全性を示したものである。

(2) 応力解析方法

1) 解析モデル

解析モデルは黒鉛ブロックの水平断面の 1/2 領域を用いた。境界条件及び荷重条件を Fig. 6.6 に示す。

2) 解析手法

有限要素法による静弾性解析である。

(3) 評価結果

応力解析結果を Fig. 6.7 に示す。黒鉛ブロックの側部に対し 6 G の集中荷重が作用した場合においても、発生応力の最大値は 6.5 kg/cm^2 であり、「黒鉛構造設計方針」⁽⁴⁾で定める許容値を十分下回っている。

(4) まとめ

以上の評価結果により燃料体の輸送時及び取扱時の応力は、荷重条件が最も厳しい場合も許容応力に対して十分な安全余裕がある。従って燃料体の健全性は十分保たれると判断できる。

Table 6.1 Results of calculation of thermal and irradiation-induced stresses in graphite sleeve.

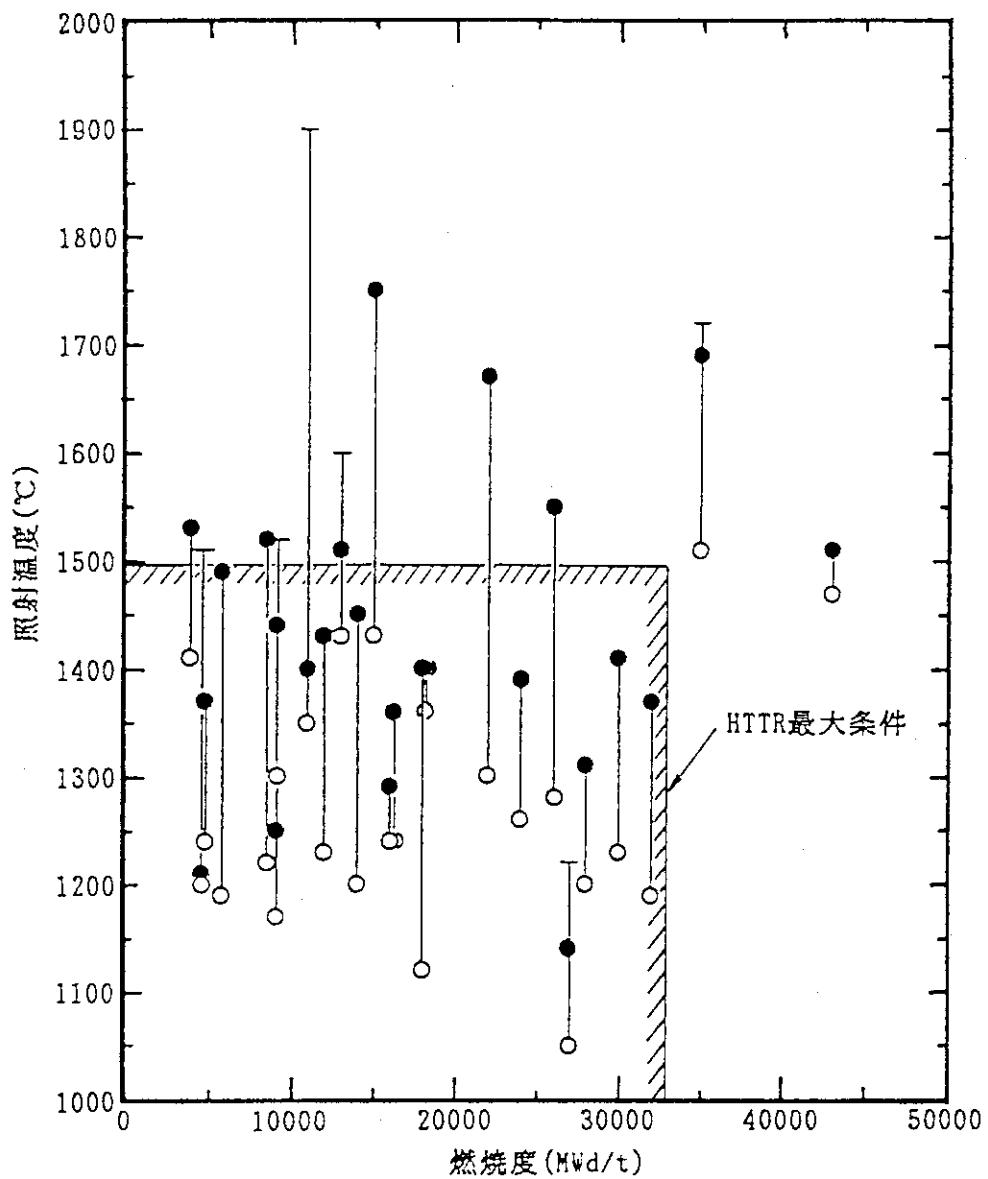
照射日数 (日)	応力発生位置	運転時応力 (kg/cm ²)	炉停止時応力 (kg/cm ²)
0	黒鉛スリーブ内面	-8.4	—
	黒鉛スリーブ外面	7.0	—
660	黒鉛スリーブ内面	10.4	18.8
	黒鉛スリーブ外面	-8.6	-15.6

Table 6.2 Initial gaps between columns.

カラム間ギャップ	初期値
高温プレナムブロック間の カラム間ギャップ δ_{out}	約 4.2 mm
固定反射体と高温プレナムブロック上カラムの間のギャップ δ_R	約 2.2 mm
領域内部ギャップ (高温プレナム ブロック上カラム) δ_{in}	約 1.7 mm
固定反射体上カラムと固定 反射体の間のギャップ δ_{IR}	約 1.0 mm

Table 6.3 Gaps between columns during high-temperature test operation.

カラム間ギャップ	通常運転時の最小値(公称値)	同左 (誤差を考慮)
高温プレナムブロック間の カラム間ギャップ δ_{out}	約 0.85 mm	約 0.03 mm
固定反射体と高温プレナムブロック上カラムの間のギャップ δ_R	約 0.53 mm	約 0.12 mm
領域内部ギャップ(高温プレナム ブロック上カラム) δ_{in}	約 0.77 mm	約 0.06 mm
固定反射体上カラムと固定 反射体の間のギャップ δ_{IR}	約 0.53 mm	約 0.18 mm



┌─────────┐
 └.....トランジエント最高温度.....┘
 ┌.....サイクル最高温度.....┐
 └.....照射期間平均温度.....┘ ホットスポットにおける温度

Fig. 6.1 Range of irradiation tests of fuels for HTTR
(fuel compacts of A type fuel assembly).

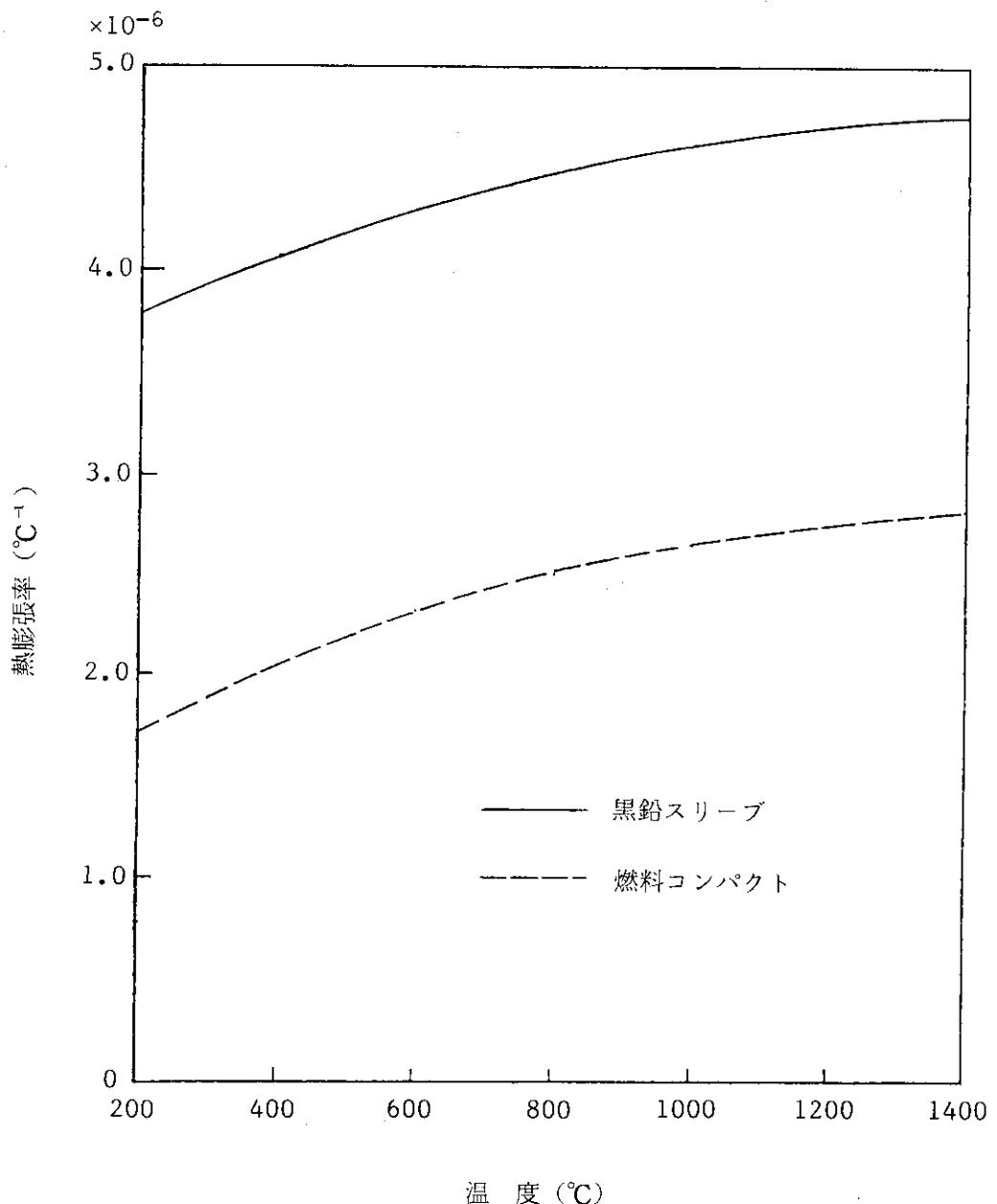


Fig. 6.2a Thermal expansivities of graphite sleeve (IG-110) and fuel compact (unirradiated).

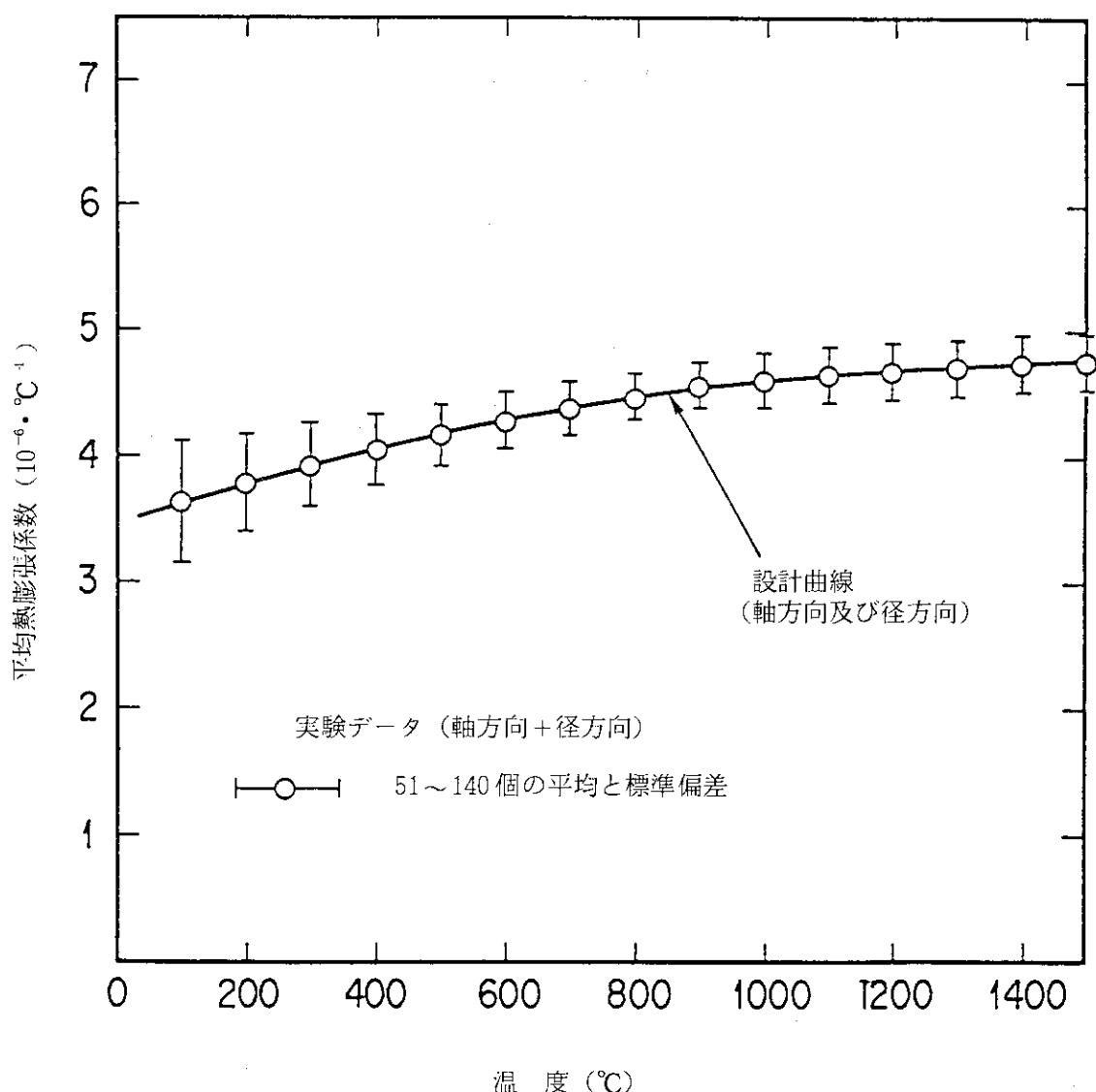


Fig. 6.2b Average thermal expansivity of IG-110 graphite.

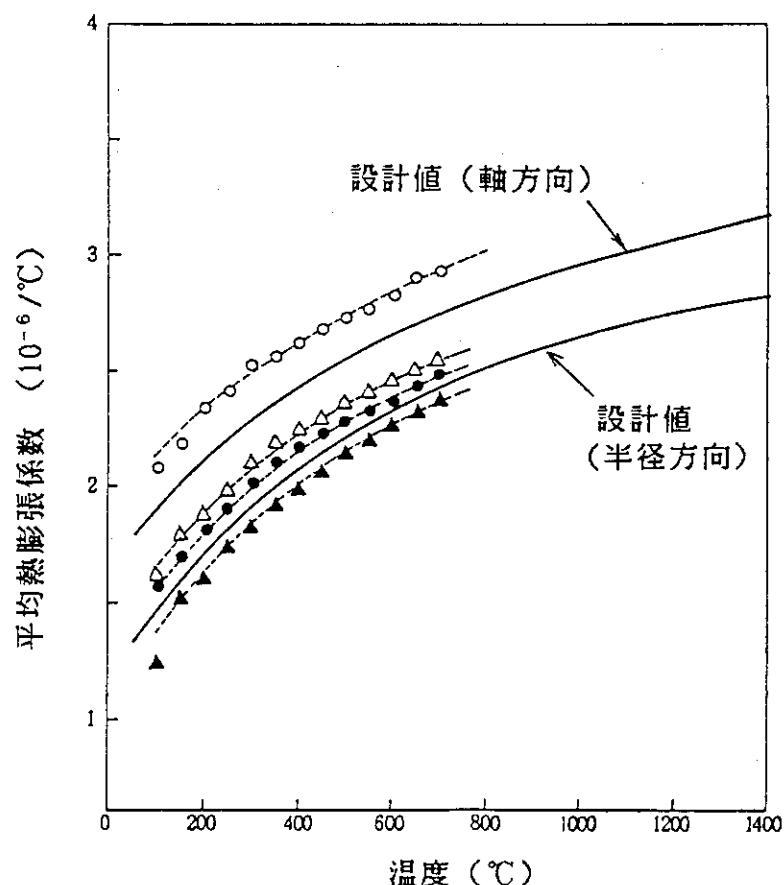


Fig. 6.2c Average thermal expansivity of fuel compact.

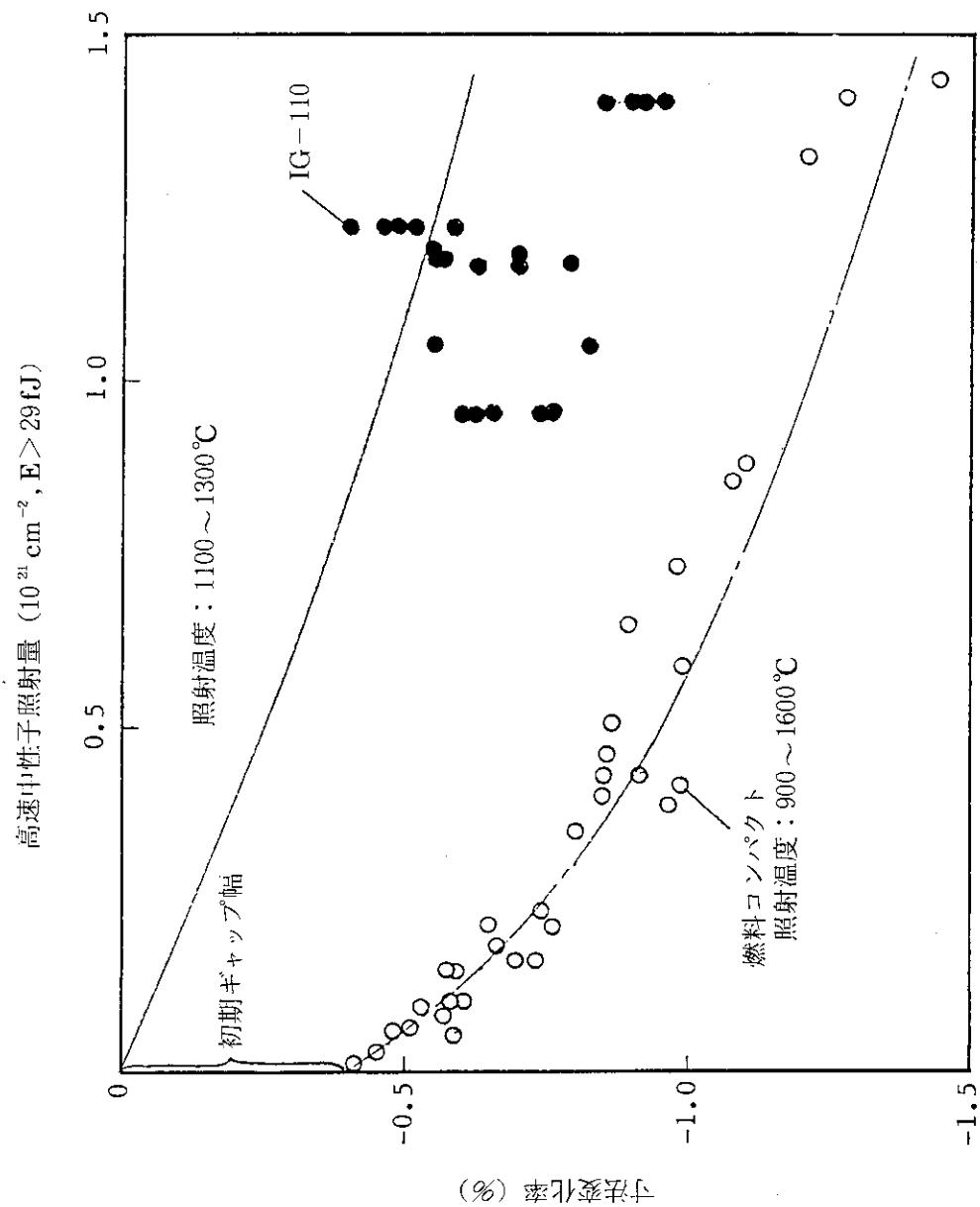


Fig. 6.2d Irradiation-induced dimensional changes of IG-110 graphite and fuel compacts.

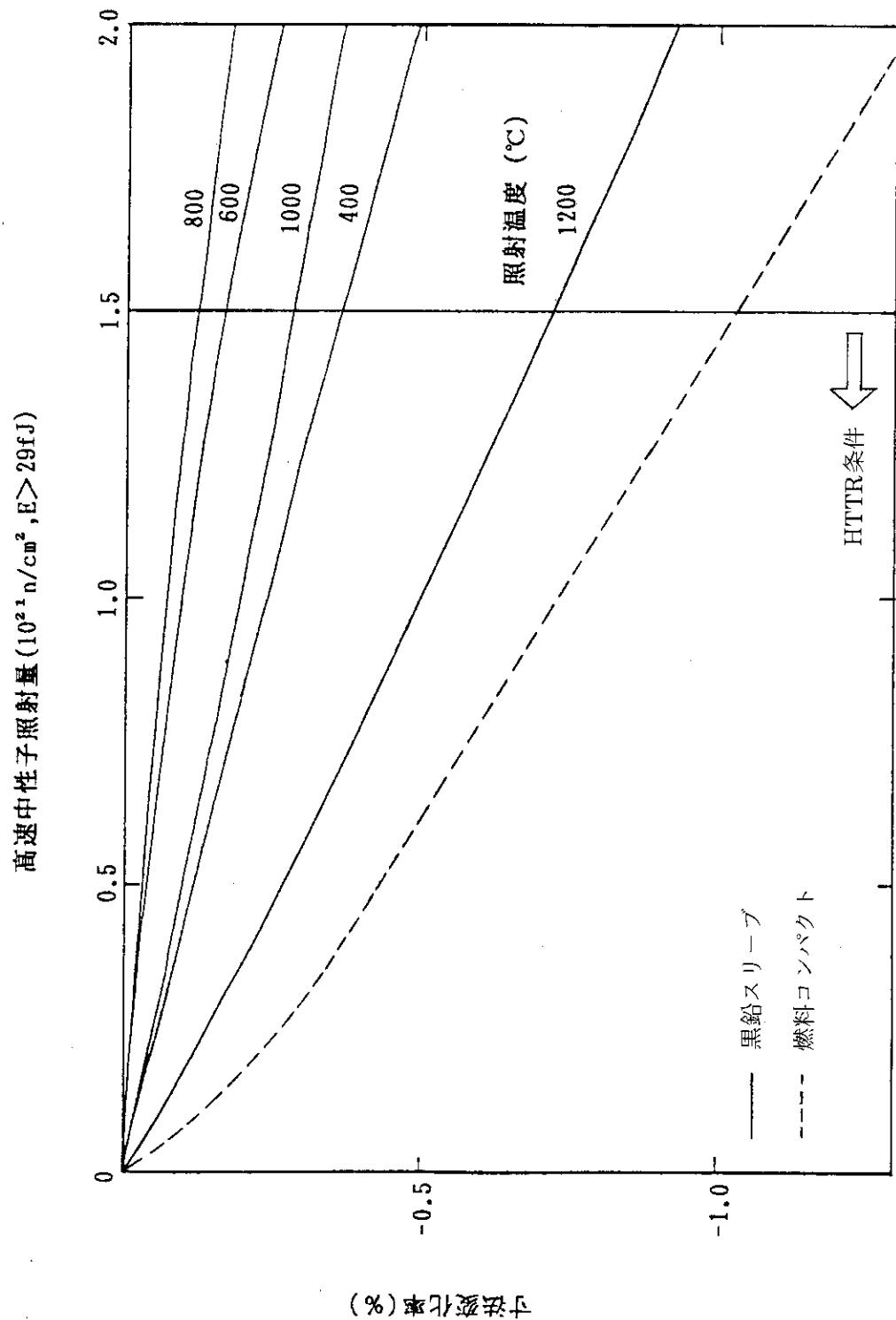


Fig. 6.3 Irradiation-induced dimensional changes of graphite sleeve and fuel compact.

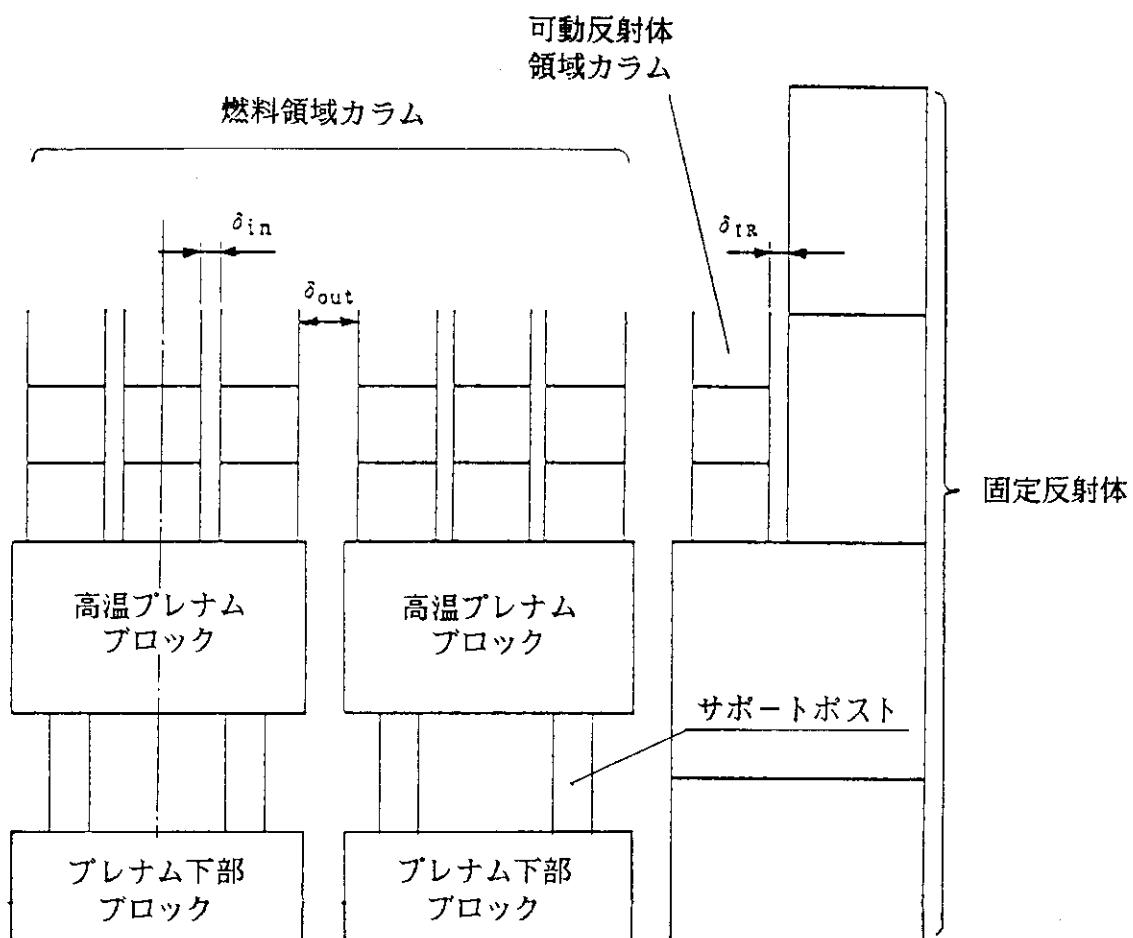


Fig. 6.4 Positions of column gaps in HTTR core.

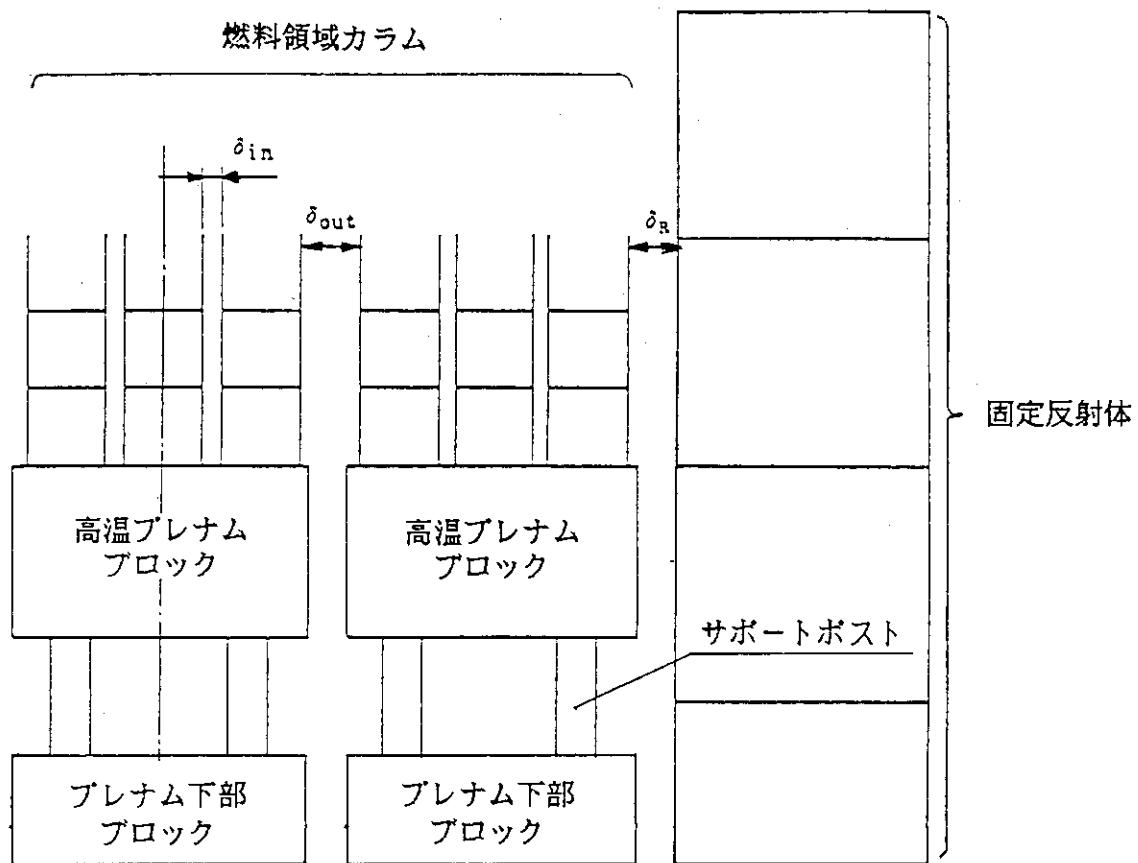


Fig. 6.5 Positions of column gaps in HTTR core.

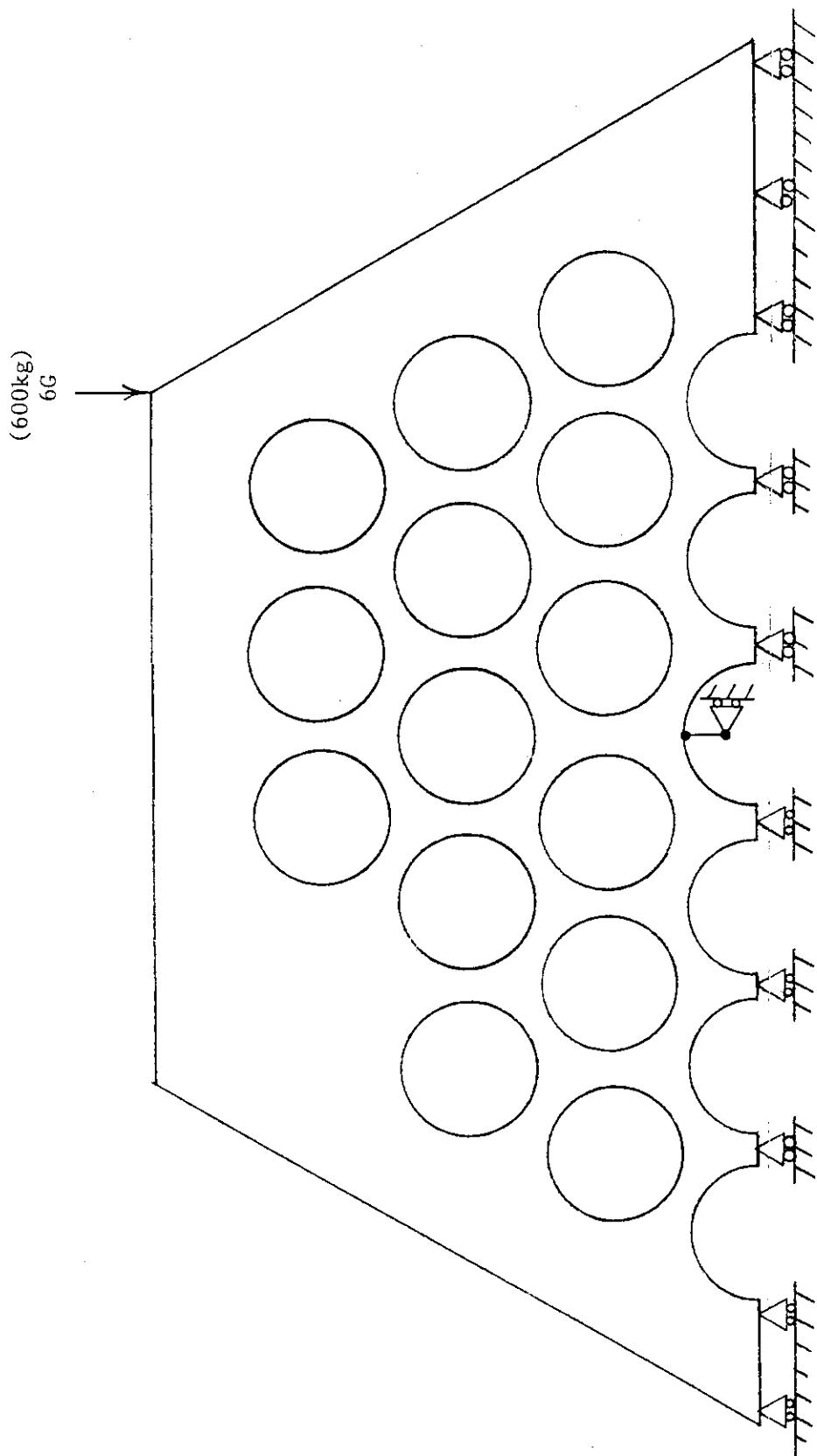


Fig. 6.6 Stress analysis model for integrity of fuel assembly during transportation.

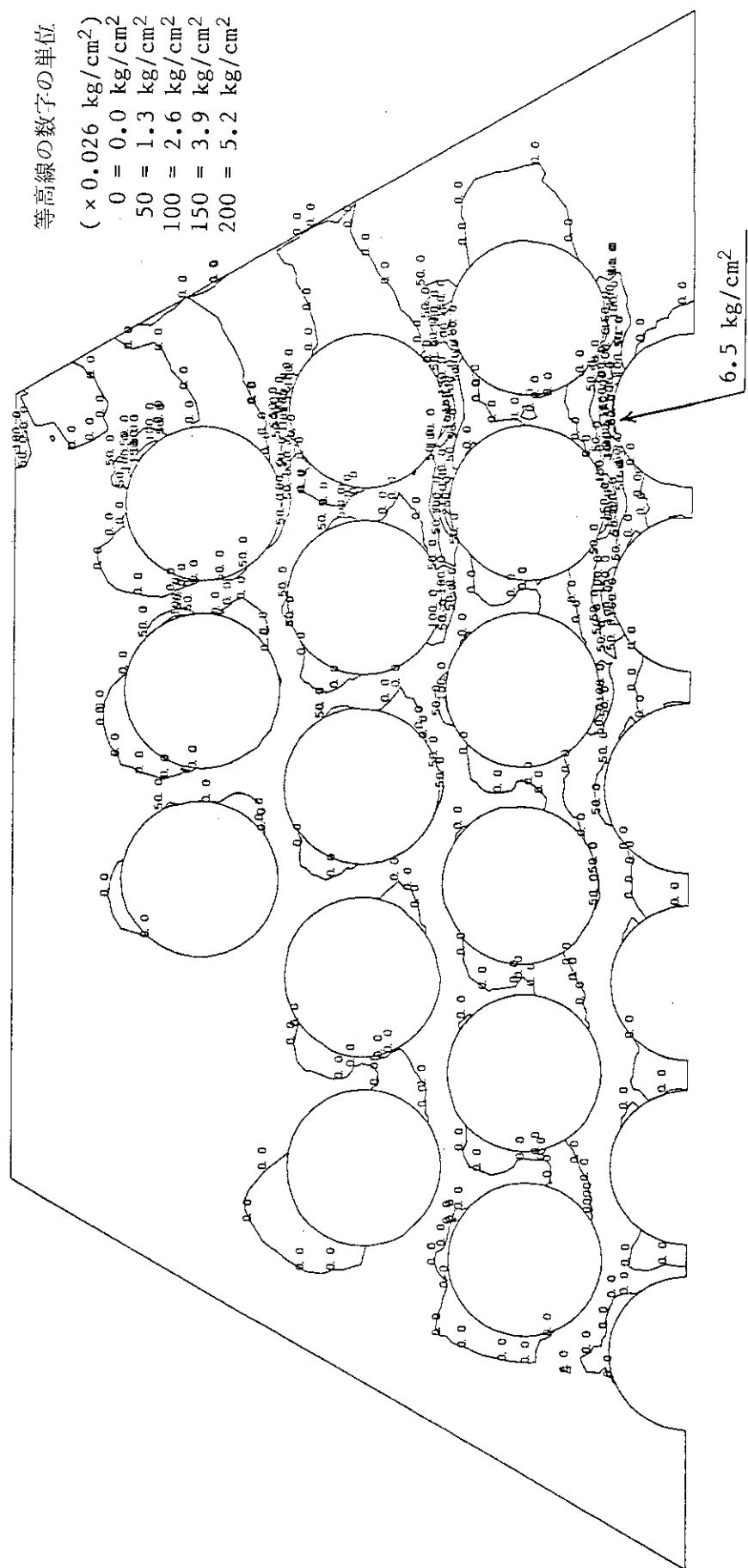


Fig. 6.7 Results of stress calculation (contour lines of maximum main stress).

謝 辞

本報告書の作成にあたっては、高温工学試験研究炉開発部原子炉建設室及び計画室の方々から資料の提供、教示及び協力を頂いた。特に、数土幸夫計画室長には安全審査の過程で多くの貴重な助言を頂き、また竹口省三氏及び瀬谷東光氏には、資料作成のための助言及び協力を頂いた。原子燃料工業（株）の鈴木信幸氏には、燃料の製造及び品質管理について教示を頂いた。本報告書の作成にあたり、高温工学試験研究炉開発部斎藤伸三次長及び田中利幸原子炉建設室長には激励を頂いた。以上の方々に深く感謝いたします。

文 献

- (1) 林 君夫, 沢 和弘, 塩沢周策, 福田幸朔, “高温工学試験研究炉用燃料の健全性の評価と許容設計限界” JAERI-M 89-162 (1989).
- (2) 櫻戸裕二, 溝尾宣辰, 玉井忠治, 大西信秋, 二村嘉明, 塩沢周策, “原子炉を利用した燃料・材料の照射技術の現状と将来”, 日本原子力学会誌 31 (1989). pp. 742 - 772.
- (3) 日本原子力研究所, “日本原子力研究所大洗研究所原子炉設置変更許可申請書〔HTTR(高温工学試験研究炉) 原子炉施設の設置〕”, 1989.
- (4) 大洗研究所高温工学試験研究炉設計室, 東海研究所高温工学部, 東海研究所燃料・材料工学部, “高温工学試験研究炉の黒鉛構造設計方針”, JAERI-M 89-006 (1989).
- (5) 小林紀明, 福田幸朔, “高温ガス炉燃料コンパクトの電気解碎-硝酸浸出法による露出ウラン率検査法”, JAERI-M 87-023 (1987).
- (6) 福田幸朔, 他, “高温ガス炉用燃料に関する試験研究”, JAERI-M 89-007 (1989); 燃料の製造実績は p.p. 13 - 42.
- (7) 丸山 創, 他, “高温工学試験研究炉の炉内流量配分計画と評価”, JAERI-M 88-145 (1988).

謝 辞

本報告書の作成にあたっては、高温工学試験研究炉開発部原子炉建設室及び計画室の方々から資料の提供、教示及び協力を頂いた。特に、数土幸夫計画室長には安全審査の過程で多くの貴重な助言を頂き、また竹口省三氏及び瀬谷東光氏には、資料作成のための助言及び協力を頂いた。原子燃料工業（株）の鈴木信幸氏には、燃料の製造及び品質管理について教示を頂いた。本報告書の作成にあたり、高温工学試験研究炉開発部斎藤伸三次長及び田中利幸原子炉建設室長には激励を頂いた。以上の方々に深く感謝いたします。

文 献

- (1) 林 君夫, 沢 和弘, 塩沢周策, 福田幸朔, “高温工学試験研究炉用燃料の健全性の評価と許容設計限界” JAERI-M 89-162 (1989).
- (2) 榎戸裕二, 溝尾宣辰, 玉井忠治, 大西信秋, 二村嘉明, 塩沢周策, “原子炉を利用した燃料・材料の照射技術の現状と将来”, 日本原子力学会誌 31 (1989). pp. 742 - 772.
- (3) 日本原子力研究所, “日本原子力研究所大洗研究所原子炉設置変更許可申請書〔HTTR(高温工学試験研究炉)原子炉施設の設置〕”, 1989.
- (4) 大洗研究所高温工学試験研究炉設計室, 東海研究所高温工学部, 東海研究所燃料・材料工学部, “高温工学試験研究炉の黒鉛構造設計方針”, JAERI-M 89-006 (1989).
- (5) 小林紀明, 福田幸朔, “高温ガス炉燃料コンパクトの電気解碎-硝酸浸出法による露出ウラン率検査法”, JAERI-M 87-023 (1987).
- (6) 福田幸朔, 他, “高温ガス炉用燃料に関する試験研究”, JAERI-M 89-007 (1989); 燃料の製造実績は p.p. 13 - 42.
- (7) 丸山 創, 他, “高温工学試験研究炉の炉内流量配分計画と評価”, JAERI-M 88-145 (1988).

付録 1 海外における高温ガス炉開発の経緯と現状

高温ガス炉は、燃料要素として被覆燃料粒子、減速材として黒鉛、1次冷却材としてヘリウムガスを用いて、原子炉出口冷却材温度の高温化を目指して開発された原子炉であり、炉心構造からみれば、西独で開発されたペブルベッド型と米国で開発されたブロック型に大別される。

1. 西 独

西独では、高温ガス炉（球状燃料（ペブルベッド）型）に関し、これまでのところ、主として、高効率発電を目的とした研究開発が行われてきたが、一方、核熱の直接利用を目的とする開発にも力を入れてきている。

(1) 発電炉の開発

イ) 実験炉：AVR

まず、高効率発電については、蒸気タービン発電用実験炉AVR（熱出力46 MWe, 電気出力13 MWe, 燃料：高濃縮ウラン／トリウム）を開発し、同炉は、1967年から送電を開始し、高い稼働率で順調に運転された。

AVRは、直径6cmの球状燃料約10万個を炉心に有し、蒸気発生器は鋼製の原子炉容器の中で炉心上部に位置している。

設計上は炉心出口温度が850°Cとされたが、当初の運転は650°Cで行われ、その後運転経験を積み重ね、1974年には炉心出口冷却材温度950°C、タービン供給蒸気温度505°Cを達成している。1978年には蒸気発生器の故障により、一時運転を停止したが、1979年に再起動され、炉心出口冷却材温度850°C程度で順調に運転が続けられた。1988年に安全性試験を行った後、1988年12月31日に運転を停止した。長年にわたる運転経験を通じて、高温条件下における実験炉構成機器の挙動、球状燃料の照射挙動、原子炉冷却材のヘリウムガスの循環を止める安全性試験などの貴重な設計データ、技術経験等が蓄積された。

ロ) 原型炉：THTR-300

また、AVRの継続プロジェクトとして、AVRの大型化及びトリウム燃料の使用を目的とした蒸気タービン発電用原型炉THTR(300 MWe, 原子炉出口冷却材温度750°C, タービン供給蒸気温度530°C, 燃料：高濃縮ウラン／トリウム, プレストスコンクリート圧力容器を使用)が、1971年に着工された。その後、許認可に関する基準強化と技術的実証を求める手続き等のため、工期が遅延したが、1983年8月から燃料初装荷を開始し、1986年9月には全出力運転に成功した。その後、燃料取出管等の改造を行っている。

ハ) 実用炉の標準化計画：HTR-500とHTRモジュール

THTRの後継プロジェクトとしては、BBC／HRB社のHTR-500(電気出力550 MWe)とKWU／INTERATO社のHTRモジュール(熱出力200 MWe／モジュール)の2炉型が検討されている。これらの計算は、政府の援助なしに民間ベースで進められている。いずれも中小型炉を指向しており、西独における原子力市場の需要を反映し、プロセス蒸気併給を目

標としている。

HTR-500は、西独のエネルギー関連産業（電力、ガス、石炭、その他）から構成されるAHR(Arbeitsgemeinschaft Hochtemperatur Reaktor)グループにより検討が進められ、現在、サイトとは関係なく概念設計に対する安全審査が行われている。この炉は、軽水炉より発電コストが安いと試算されている。建設発注は、THTR-300の本格的運転実績を見て、経済性を踏まえて決定されるが、1991年着工、1996年完成とされている。

HTRモジュールは、高温ガス炉の優れた特性（固有の安全性）を考慮し、炉心寸法、出力密度、炉心構成、圧力容器構造等を工夫したものであり、1982年以降、設計研究を中心に行われておらず、HTR-500と同様に1987年5月から概念設計に対する安全審査が行われており、1989年末に安全審査が公表され、建設の具体化は1990年以降と計画されている。

(2) 核熱利用炉の開発

一方、核熱の直接利用については、上述したAVRとTHTRの建設及び運転の経験を継承発展させ、直接核熱を産業用の熱源として利用しようというものである。

核熱の直接利用の原型炉建設については、現在、PNP計画が立てられ、国内から産出される褐炭の水添ガス化(HKV)及び石炭の水蒸気ガス化(WKV)を主目的として、HTR-500の延長上にある原型炉PNP-500(熱出力500MWt、原子炉出口冷却材温度950°C)の開発から始めるという構想になっている。研究開発としては、材料、コンポーネント開発(改善器、熱交換器、ガス化炉等)、プロセス実証試験等が行われており、HKV及びWKVの各プロセスについて、セミテクニカルプラントあるいはパイロットプラントにより運転試験が行われている。また、同計画では核熱の直接利用を目指すため、我が国同様、高温ヘリウムガスの中間熱交換器の研究開発がとりわけ重視され、大型高温機器試験ループ(KVK)による実証試験が行われている。しかし、これら研究開発を集大成するPNP-500の建設決定の時期は、今世紀末と予想されている。

なお、PNP計画の他に、核熱の直接利用を行う設計研究が、HTRモジュール炉(熱出力170MWt)によるプロセスヒート利用についてKWU/INTERATOM社、並びにHTR-500をベースにした熱出力500MWt及び1000MWtプラントによるプロセス利用についてBBC/HRB社を中心に進められている。

また、これらの計画に関連して、核熱エネルギーの有望な遠隔地輸送技術の開発も進められている。この輸送技術は、核熱エネルギーを一旦化学物質(還元ガス)に変換し、それを輸送し、輸送地において熱に再変換しようというものである。現在同技術については、パイロットプラントEVA/ADAM(II)による試験が行われている。

2. 米国

米国では、高温化による発電効率の向上を目指して、高温ガス炉の開発が行われてきた。

イ) 実験炉：ピーチボトム炉

まず、GAT社が、蒸気タービン発電用実験炉ピーチボトム炉（40 MWe，原子炉出口冷却材温度 728 °C，タービン供給蒸気温度 538 °C，燃料：棒状，高濃縮ウラン／トリウム）を建設し，同炉は，1967 年から運転を始め，所期の目的を達成して，1974 年に運転を終了した。

ロ) 原型炉：フォート・セント・ブレイン炉 (FSV炉)

更に，同社は，世界で最初の高温ガス原型炉として，蒸気タービン発電用原型炉フォート・セント・ブレイン炉（330 MWe，原子炉出口冷却材温度 775 °C，タービン供給蒸気温度 538 °C，燃料：ブロック型，高濃縮ウラン／トリウム）を建設し，同炉は1974 年に臨界に達した。しかし，出力上昇の過程で，ヘリウム循環機シール水の 1 次系への漏れ等により，かなり長期間低出力運転を行った。その後，設計に改良を加えることにより，これらのトラブルは克服され，1979 年からコロラド電力会社による 70 %出力の営業運転が行われており，1981 年 11 月には，試験的に 100 %の出力運転に成功している。

ハ) モジュラー炉：MHTGR

1984 年から，議会技術評価局 (OTA) 作成の“不確実性時代の原子力”等を受けて，議会主導型で DOE が高温ガス炉開発の再検討を始めた。高温ガス炉に対する需要を調査した結果によれば，200 ~ 500 MWe の中小型炉であり，また安価なプロセス蒸気の需要が大きいことが明らかとなった。この場合，高温ガス炉の固有の安全性を最大限に活用し，プラントの設計，運転管理等の大幅な合理化を図ったモジュラー炉 MHTGR を炉型として選定することとした。1985 年になって，350 MWt のブロック型燃料を使用するプリズマティック炉心（環状炉心）が候補炉心として選定され，現在，概念設計を基に NRC のレビューを受けている。建設計画は民間 (GCRA：ガス冷却炉協会) の主導で立案されており，予備設計が 1988 年 12 月から開始され 1992 年着工，1996 年完成となっている。

3. 英 国

英国では，OECE/NEA の国際プロジェクトとして，ユーラトム，北欧 3 カ国，イス，オーストリアの 11 カ国の参加を得て，高温ガス実験炉：ドラゴン炉（20 MWt）を英國原子力公社ウィンフリス研究所に建設し，同炉は 1964 年に臨界になって以来，1976 年 3 月まで運転された。

同プロジェクトでは，低濃縮ウラン，高濃縮ウラン，トリウムについてそれぞれ，棒状，中空筒状，球状等の各種の燃料について種々の照射試験が行われ，この結果，被覆燃料粒子の直径，被覆層の厚さ，重金属含有量等に関する最適範囲，燃料からの FP 放出量等に多くの知見が得られたほか，炉心核設計，ヘリウムガスの流動特性等，高温ガス炉の設計に不可欠な多くの知識が集積された。

これらの成果は，米国のピーチボトム炉及び西独の AVR の建設に反映された。

4. 中 国

中国における高温ガス炉開発は，1975 年から 1978 年の間転換炉として検討が進められた。その後，1984 年から，中国産の石油が重質油であるため，地下の重質油層に高温，高圧の蒸気を注入して軽質油化し回収するための熱源とする高温ガス炉の適用性に関するフィージビリティスタ

ディが西独との協力の下に進められている。ペブルベッド燃料で炉心を構成した Module - 200 (熱出力 200 MWt, 原子炉出口温度 750 °C, プロセス供給蒸気温度 540 °C) 及び Module - 500 (熱出力 500 MWt, 原子炉出口温度 750 °C, プロセス供給蒸気温度 535 °C) の検討を行っているが, 1988 年になって 10 MW Test - Module Reactor を西独との共同プロジェクトとして建設することとなった。

この炉は, 热出力 10 MWt, 原子炉出口冷却材温度 700 °C, 冷却材圧力 30 atg で, 炉心はペブルベッド型, 冷却系配置は Side by side 型である。設計, 建設には約 5 年を要するとしている。

5. ソ連

ソ連の高温ガス炉の開発は発電に加えてアンモニア製造の観点からも研究開発が進められている。

これまで, ペブルベッド燃料で炉心を構成した実験炉 VGR-50 の検討を進めてきたが, 1988 になってこのプロジェクトを中止し, 西独から VTR-M (200 MWt) を輸入し, Moscow に近い Dimitrovograd に建設すると発表した。建設は西独の設計技術と建設経験によって行われ, 当初の原子炉出口冷却材温度は 700 °C であるが, ソ連と西独の協同研究によって 950 °C も達成している。また, VTR-M と合わせて, より大型の VG-400 の建設も進め, いずれも 1996 年の完成を目指している。

Table A 1.1 に海外における高温ガス炉開発の状況及び開発計画をまとめて示す。また, 主要な海外炉の断面図を Fig.A.1 から Fig.A.5 に示す。

Table A1.1 Status and plan of development of major HTGR's.

原子炉名(国名)	利用目的(出力)	燃料形式	濃縮度	原子炉号	冷却温度(℃)	1960	65	70	75	80	85	90	95	2000
HTR (日本)	先端的試験研究炉 (30MWe)	ブロック	低濃縮 (約6%)ケラ		950									
AVR (西独)	発電用実験炉 (46MWe, 15MWe)	ペブル	高濃縮 (約93%) ケラントリウム		950 (既に削 除してか)									
THTR-300 (西独)	発電用原型炉 (750MWe, 300MWe)	ペブル	高濃縮 (約93%) ケラントリウム		750									
FSV炉 (米国)	発電用原型炉 (842MWe, 330MWe)	ブロック	高濃縮 (約93%) ケラントリウム		775									
計 画	HTR-500 (西独)	熱電併給実用炉 (1380MWe, 550MWe)	ペブル	低濃縮 (約9%)ケラ	700									
MHTGR (米国)	中小規模発電用実用炉 (350MWe, 140MWe)	ブロック	低濃縮 (約20%) ケラントリウム		687									
中 VTR-M (ソ連)	試験炉 (10MWe)	ペブル	低濃縮 (約8%)ケラ		700その他950									
	試験炉 (200MWe, 80MWe)	ペブル	低濃縮 (約8%)ケラ		700その他950									

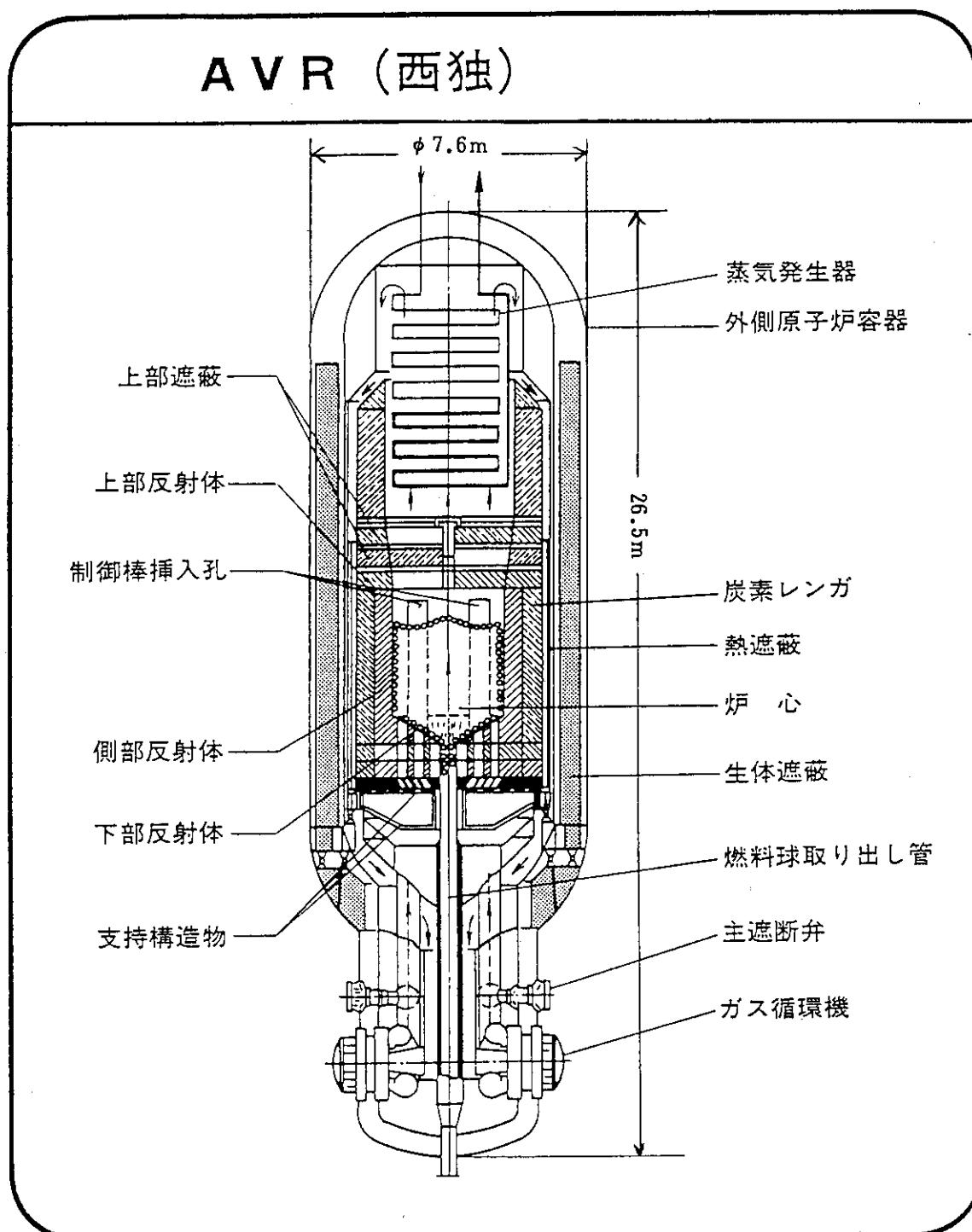


Fig. A1.1 AVR (Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor)
in Federal Republic of Germany.

T H T R - 3 0 0 (西独)

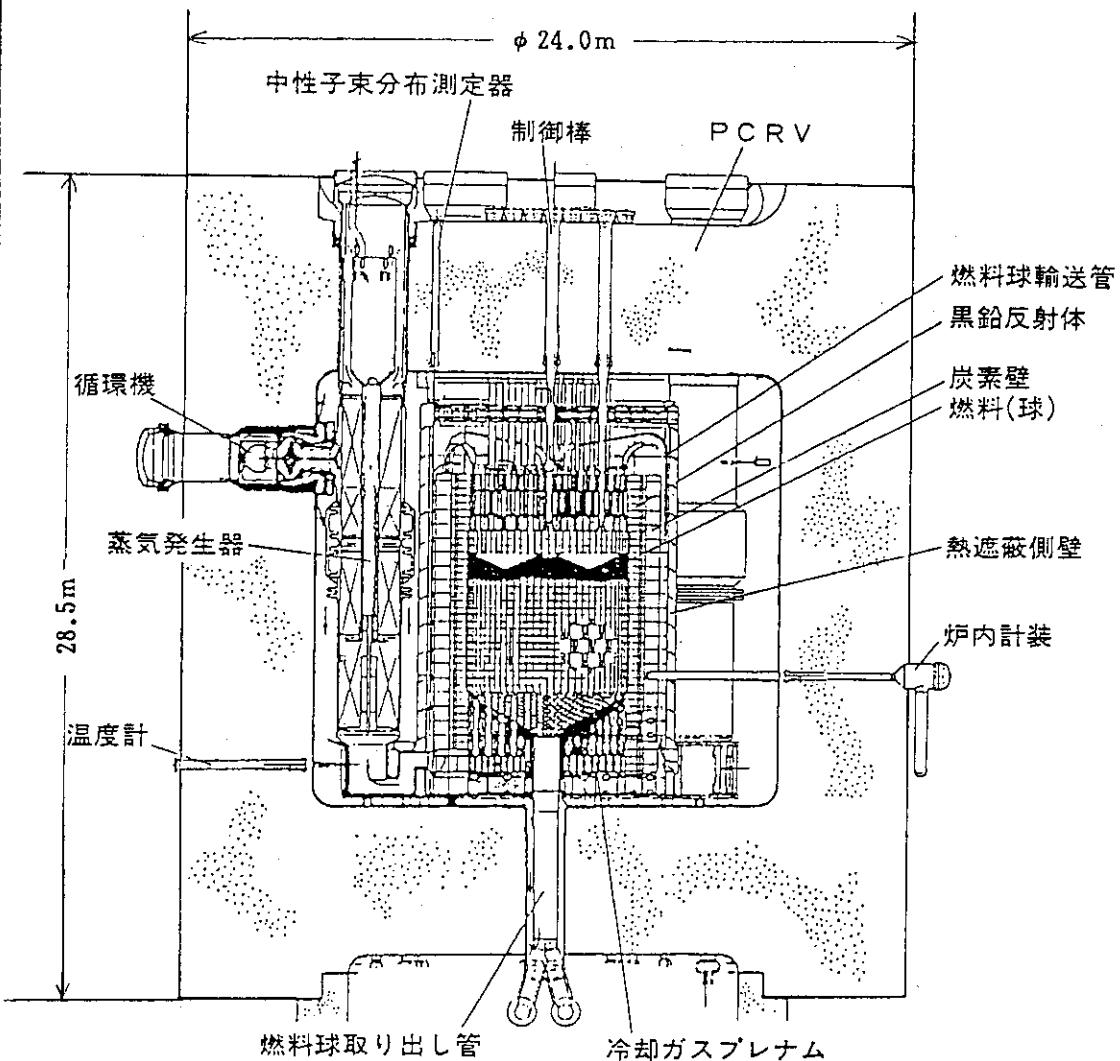


Fig. A1.2 THTR (Thorium Hochtemperatur Reactor)
in Federal Republic of Germany.

HTR-500 (西独)

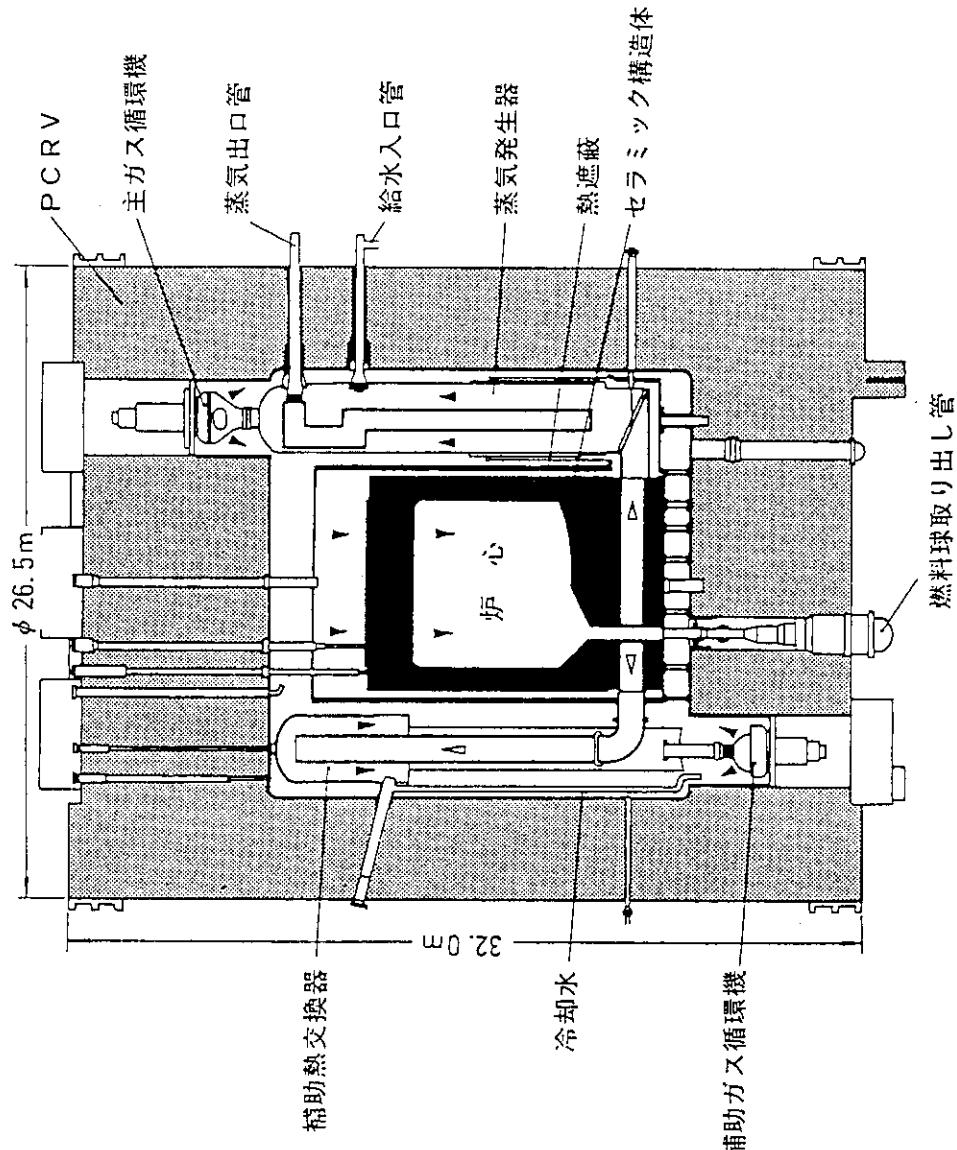


Fig. A1.3 HTR-500 (Hochtemperatur Reaktor-500) in Federal Republic of Germany.

フォート・セント・
ブレイン炉（米国）

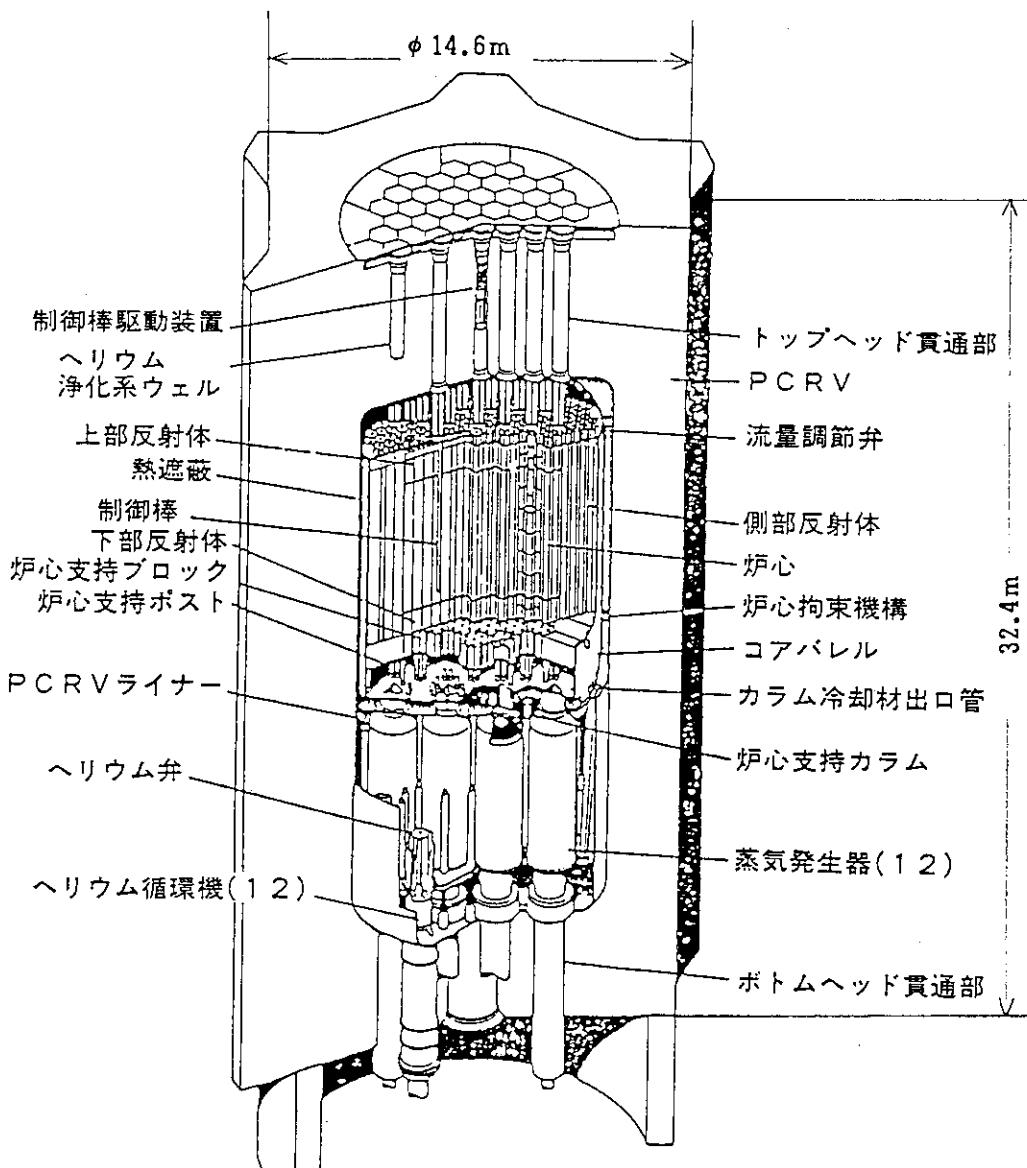


Fig. Al.4 Fort St. Vrain reactor in the United States.

MHTGR (米国)

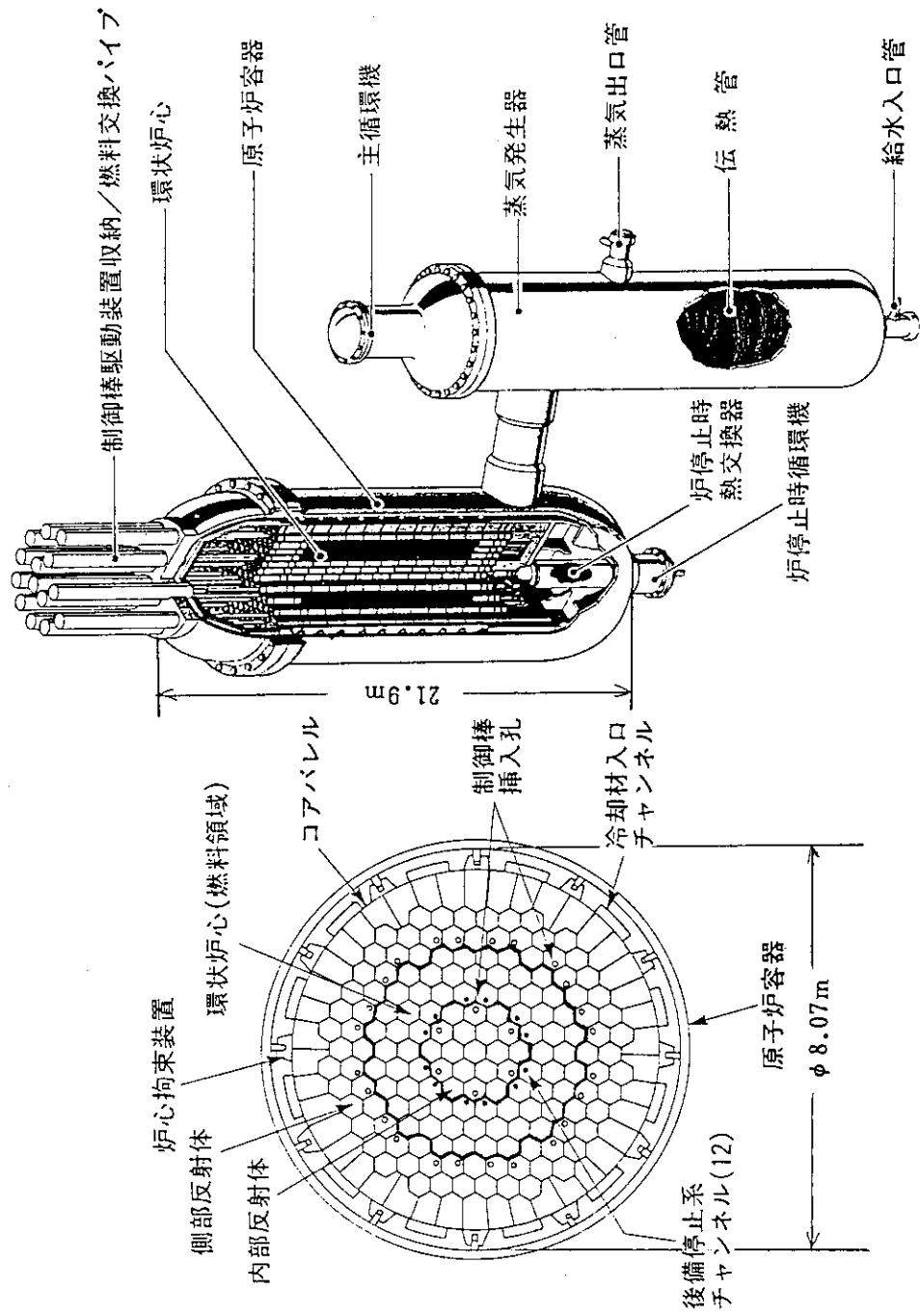


Fig. A1.5 Modular High Temperature Gas-cooled Reactor (MHTGR) in the United States.

付録2 燃料の製造及び破損率に関する補足

第4章に記述した燃料の製造、品質管理及び燃料破損率に関する補足を以下に示す。なお、項目のリストを以下にまとめて示す。

- (A) 燃料コンパクトの物性及びバインダの種類について
- (B) 被覆燃料粒子の燃料核及び被覆層の密度測定について
- (C) 燃料粒子被覆層の密度測定について
- (D) 燃料粒子被覆層の貫通破損率を1%にしたときの放出率について
- (E) 被覆評価の観点から、運転上、燃料粒子被覆層の破損率を1%としている内訳及び根拠

〔A〕燃料コンパクトの物性及びバインダの種類について

・燃料コンパクト（未照射材）の主な物性値

比 熱	約 0.33 cal/g・K (1,500 °C)
密 度（平均）	約 2.5 g/cm ³ (室温)
平均熱膨張係数	軸方向 約 2.1×10^{-6} K ⁻¹ (200 °C) 径方向 約 1.7×10^{-6} K ⁻¹ (200 °C)
破壊応力（圧縮）	約 15 MPa～約 25 MPa (室温)
熱伝導率	約 0.2 W/cm・K (1,000 °C)

・バインダの種類

熱硬化性のフェノール樹脂

〔B〕被覆燃料粒子の燃料核及び被覆層の密度測定について

測定精度及び製造仕様の目安を以下に示す。

対 象	測 定 方 法	測 定 精 度 (g/cm ³)	仕 様 の 目 安 値 (g/cm ³)
燃料核	水銀置換法等	0.05	10.41 ± 0.3
第1層	水銀置換法等	0.05	1.10 ± 0.15
第2層	浮遊沈降法*	0.01	1.85 ± 0.1
第3層	浮遊沈降法*	0.005	3.18 以上
第4層	液浸置換法又は 浮遊沈降法*	0.02	1.85 ± 0.1

*被覆層を分離して測定する。その他のものについては、粒状形状で測定する。

ここで、測定精度は、同一試料の繰返し測定又は同一バッチからの複数試料の測定結果に基づく、概略 2σ (σ : 標準偏差) 値である。なお、水銀置換法及び液浸置換法に関しては、基本的には重量測定であるため、絶対値の誤差は、表に示した測定精度に比して小さい。ちなみに、1試片の重量は約 4 g である。浮遊沈降法に関しては、密度が既知のもので較正を行うので、絶対値の誤差は表に示した測定精度に比して小さい。

[C] 燃料粒子被覆層の密度測定について

(1) 第 1 層及び第 4 層

水銀置換法、液浸置換法等によって粒子形状のものを用いて体積及び重量の差から密度を求める。関連粒子の重量及び体積を Table A. 2.1 に示す。

このように、多数の粒子 (4 g 以上) を試料とすることによって、精度良く密度を測定することができる。

(2) 第 2 層及び第 3 層

被覆層を分離採取して浮遊沈降法により測定する。

第 2 層の採取は、Fig.A 2.1 に示すように、第 2 層まで被覆した粒子を樹脂に埋込み、固化した後、研磨して、燃料核及び第 1 層を除去することによって行う。この時、顕微鏡観察によって、第 1 層が完全に除去できたことを確認したうえで、N, N-ジメルホルムアミド等の溶剤によって、樹脂と試料の分離を行う。

第 3 層の採取は、Fig.A 2.2 に示すように、被覆燃料粒子を機械的に破碎した後、空気中で燃焼させることによって熱分解炭素層を除去し、更に、硝酸によって酸化ウランを溶解し、残渣となった SiC 試片を採取するという方法によって行う。

これらの方法によって、第 2 層及び第 3 層の試料は他の成分と混じりあうことなく採取できる。

[D] 燃料粒子被覆層の貫通破損率を 1 % にしたときの放出率について

燃料粒子被覆層の貫通破損率を 1 % としたときの全炉心平均での核分裂生成物の放出率は、以下のようになる。

$$\text{Kr-88 の放出率 } ((R/B) \text{ 値}) = 5.35 \times 10^{-4}$$

(R/B) 値の計算は、高温試験運転時 (原子炉出口冷却材温度 950 °C) の燃料温度を用いており、燃料温度は、系統的及び統計的な工学的安全係数を考慮して計算する。放出率の計算においては、破損率は炉心内で均一分布とし、炉心内の空間的な温度分布を考慮する。

健全粒子からの核分裂生成物の放出は無視できるので、貫通破損粒子からの核分裂生成物の平均放出率は、 5.35×10^{-2} となる。

〔E〕被曝評価の観点から、運転上、燃料粒子被覆層の破損率を1%としている内訳及び根拠
燃料粒子被覆層の破損率1%の内訳は以下のとおりである。

① 初期（製造時）破損率 ^{*1}	0.2 %
② 原子炉の運転中の追加破損率 ^{*2}	0.2 %
③ その他の予期せぬ運転中の破損率 ^{*2}	0.6 %
	合計 1.0 %

*1 貫通破損率とSiC層破損率の和

*2 炉心平均の貫通破損率

それぞれの設定根拠は、以下のとおりである。

- ① 本文4.4節に示した。
- ② PdによるSiC層の腐食、燃料核の移動及び内圧の上昇による破損の他、製造時の欠陥等による運転中の破損を想定している。0.2%の値は、これまでの研究開発の結果を勘案し、初期（製造時）破損と同程度になるように定めた。
- ③ 我が国最初の高温ガス炉であることを勘案して定めた。但し、急激に破損することはなく、破損伝播も考え難いことから運転は継続できるものとする。

Table A2.1 Weight and volume per coated fuel particle and those per specimen (4 grams).

	粒子1個の*1 重量 (mg)	試料重量*2 (g)	粒子1個の*1 体積(10^{-4} cm 3)	試料体積*2 (cm 3)
燃料核	1.18	4.00	1.13	0.38
第1層	0.09	0.31	0.82	0.28
燃料核+第1層	1.27	4.31	1.95	0.66
燃料核+第1層+第2層+第3層	1.53	3.54	2.99	0.69
第4層	0.20	0.46	1.08	0.25
被覆燃料粒子	1.73	4.00	4.08	0.94

*1 寸法及び密度の仕様の中心値から計算

*2 燃料核及び被覆燃料粒子の重量を4 gとした時の値

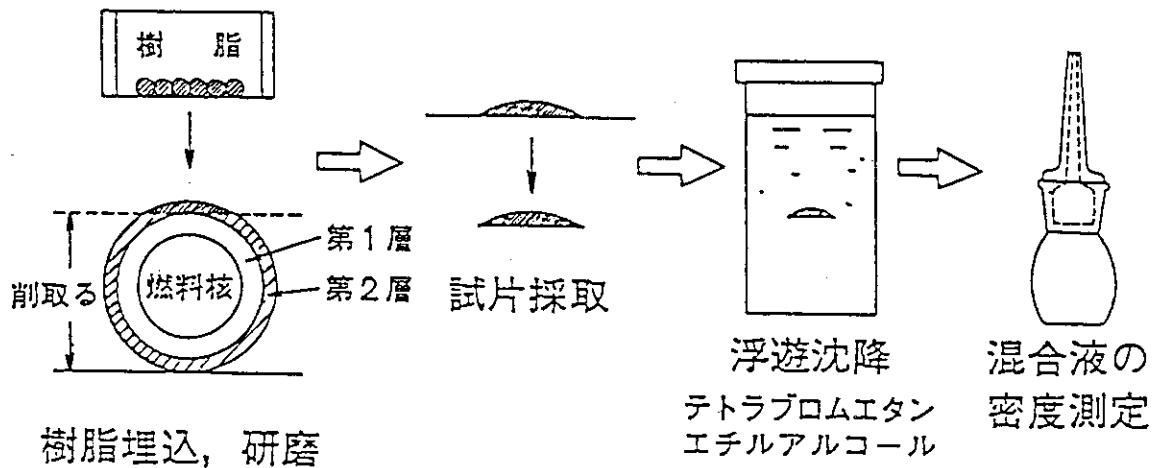


Fig. A2.1 Measurement of density of second layer of coated fuel particle by sink-float method.

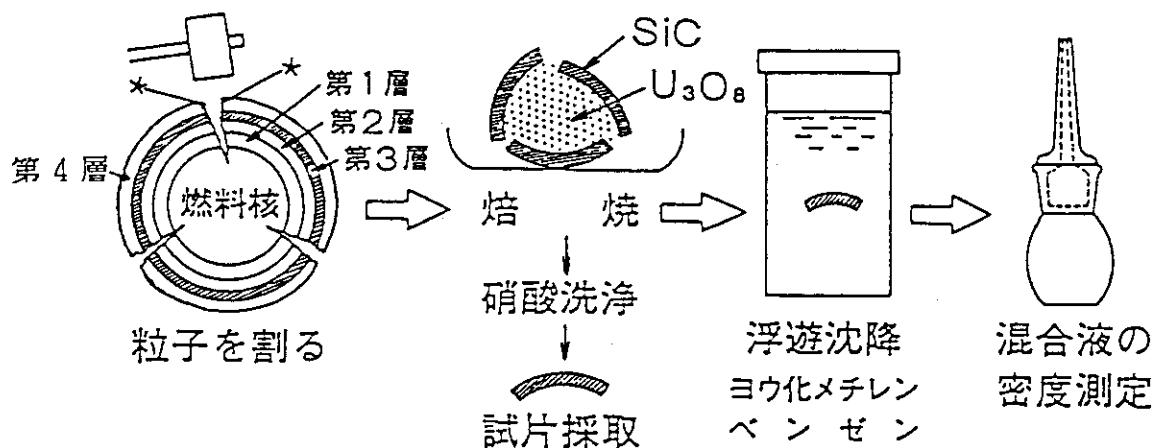


Fig. A2.2 Measurement of density of third layer of coated fuel particle by sink-float method.