

J A E R I - M  
90-020

高温工学試験研究炉 (HTTR)  
炉心支持黒鉛構造物の健全性

1990年2月

稻垣 嘉之・伊与久 達夫・豊田 純二  
佐藤 貞夫・塙沢 周策

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, 1990

編集兼発行 日本原子力研究所  
印 刷 ニッセイエプロ株式会社

高温工学試験研究炉（H T T R）

炉心支持黒鉛構造物の健全性

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

稻垣 嘉之・伊与久 達夫・豊田 純二

佐藤 貞夫・塙沢 周策

(1990年1月29日受理)

高温工学試験研究炉（H T T R）の炉心支持黒鉛構造物は、黒鉛ブロック及びポストの積層構造で構成され、炉心を支持するとともに炉心で加熱された冷却材の流路を形成する。炉心支持黒鉛構造物は、原子炉の供用期間中（約20年間）に一度の交換も予定しない永久構造物である。その健全性を維持するために、十分な開発試験に基づいた余裕のある設計を行っており、万一、炉心支持黒鉛構造物の破損あるいは破壊が生じたとしても、原子炉の安全性が確保されることを確認している。また、製作時には厳重な品質管理を行うとともに、供用期間中に目視観察やサーベイランス試験を行い、炉心支持黒鉛構造物の健全性を確認する計画である。

本報は、炉心支持黒鉛構造物の健全性を保証する基本的な考え方について報告するものである。

Structural Integrity of Graphite Core Support  
Structures of HTTR

Yoshiyuki INAGAKI, Tatuo IYOKU, Junji TOYOTA  
Sadao SATO and Shusaku SHIOZAWA

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

(Received January 29, 1990)

The graphite core support structures (GCSSs) of the HTTR (High Temperature Engineering Test Reactor) are an arrangement of graphite blocks and posts that support the core and provide a lower plenum and a hot-leg path for the primary coolant. The GCSSs are designed not to be replaced by new items during plant life time (about twenty years). To maintain structural integrity of the GCSSs, conservative design has been made sufficiently on the basis of structural tests. The present study confirmed that reactor safety was still maintained even if failure and destruction of the GCSSs is supposed to occur. The GCSSs are fabricated under strict quality control and the observation and surveillance programs are planned to examine the structural integrity of the GCSSs during an operation.

This paper describes the concept of design and quality control and summarizes structural tests, observation and surveillance programs.

Keywords: HTTR, Gas-cooled Reactor, Graphite Core Support Structure, Structural Integrity, Design, Quality Control, Surveillance, Safety Function

## 目 次

|                           |    |
|---------------------------|----|
| 1. 緒 言 .....              | 1  |
| 2. 炉心支持黒鉛構造物の構造概要 .....   | 3  |
| 3. 健全性を保証する基本的な考え方 .....  | 9  |
| 3.1 開発試験 .....            | 9  |
| 3.2 設 計 .....             | 13 |
| 3.3 品質管理 .....            | 14 |
| 3.4 供用期間中における検査及び監視 ..... | 14 |
| 4. 破損及び破壊を想定した場合の影響 ..... | 33 |
| 4.1 炉心支持機能 .....          | 33 |
| 4.2 制御棒の挿入性 .....         | 34 |
| 4.3 炉心及び炉内構造物の冷却性 .....   | 36 |
| 4.4 燃料粒子被覆層の破損 .....      | 37 |
| 5. 機能喪失の限界 .....          | 48 |
| 5.1 機能喪失に至る事象 .....       | 48 |
| 5.2 各事象における機能喪失の限界 .....  | 49 |
| 6. 結 言 .....              | 54 |
| 謝 辞 .....                 | 54 |
| 参考文献 .....                | 55 |
| 付録 1 炉内構造物の組立手順 .....     | 56 |
| 付録 2 炉内構造物の荷重伝達経路 .....   | 67 |

## Contents

|  |    |
|--|----|
| 1. Introduction .....  | 1  |
| 2. Outline of graphite core support structures (GCSSs) .....             | 3  |
| 3. Basic concept of assurance for structural integrity<br>of GCSS .....  | 9  |
| 3.1 Structural tests .....   | 9  |
| 3.2 Design .....   | 13 |
| 3.3 Quality control .....  | 14 |
| 3.4 Inspection and monitoring during operation .....                     | 14 |
| 4. Consequences of GCSSs failure and destruction .....                   | 33 |
| 4.1 Core support .....   | 33 |
| 4.2 Insertion of control rod .....                                       | 34 |
| 4.3 Coolability of core and reactor internals .....                      | 36 |
| 4.4 Failure of fuel particle .....                                       | 37 |
| 5. Limit of maintenance of safety functions .....                        | 48 |
| 5.1 Occurrence causing loss of safety functions .....                    | 48 |
| 5.2 Limit of maintenance of safety functions in each<br>occurrence ..... | 49 |
| 6. Conclusion .....  | 54 |
| Acknowledgements .....   | 54 |
| References .....   | 55 |
| Appendix 1 Assembling procedure of reactor internals .....               | 56 |
| Appendix 2 Transmitting path of reactor internals loads .....            | 67 |

## 1. 諸 言

日本原子力研究所で建設を進めている高温工学試験研究炉（High Temperature Engineering Test Reactor, 以下, HTTR）は、ヘリウムガスを冷却材とした原子炉出口温度が約950°Cの高温ガス炉であり、その炉内構造物は、炉心を支持する炉心支持黒鉛構造物及び炉心支持鋼構造物、遮へい体等から構成される。原子炉本体の構造図をFig.1.1に示す。

炉心支持黒鉛構造物は、大型の黒鉛ブロック及びポストの積層構造で構成され、原子炉の供用期間中（約20年間）に一度の交換も予定しない永久構造物であるとともに、原子炉の構造物としては、使用経験の少ない構造物である。炉心支持黒鉛構造物の製作性及び組立性については、HTTRの炉内構造物を模擬したHENDEL炉内構造物実証試験部（T<sub>2</sub>試験部）<sup>(1)(2)</sup>で経験を積んでいる。T<sub>2</sub>試験部では、ヘリウムガス雰囲気中で、最高温度約950°Cの運転を含む6000時間の炉心支持黒鉛構造物の使用実績があり、現時点までは、異常は生じていない。しかし、原子炉供用期間中の長期に亘る健全性については、海外の高温ガス炉の使用例（例えば、米国Fort St. Vrain炉<sup>(3)</sup>、西独AVR炉<sup>(4)</sup>及びTHTR-300炉等であるが、これまで安全上の問題は生じていない）以外にはその使用実績が少ない。

従って、HTTRの炉心支持黒鉛構造物の製作に当たっては、海外の使用例を参考にして、十分な開発試験に基づいた余裕のある設計を行うとともに、製作時には厳重な品質管理を行うことにより、事故時においてもその健全性が確保されるようにしている。また、供用期間中には、テレビカメラ等による炉内の目視観察、サーベイランス試験による材料試験を逐次行い、炉心支持黒鉛構造物の健全性及び黒鉛材料特性の経年変化を監視している。更に、炉心支持黒鉛構造物の破損及び破壊が及ぼす原子炉への影響について検討を行い、万一、破損あるいは破壊が生じたとしても、炉心支持、制御棒の挿入性、炉心及び炉内構造物の冷却性等の炉心支持黒鉛構造物の安全機能並びに炉心形状は維持され、原子炉の安全性が確保されることを確認した。炉心支持黒鉛構造物が破壊した場合に考えられる影響は、炉心内の冷却材の有効流量が減少することである。この影響が大きい場合には、燃料粒子被覆層が破損する可能性があるが、この時には1次冷却材への核分裂生成物の放出量が増加するので、燃料破損検出装置等によって異常を検知し、燃料粒子被覆層の著しい破損が生じる以前に原子炉を安全に停止することができるとともに、炉心支持黒鉛構造物の破壊を間接的に検知することができる。

本報は、炉心支持黒鉛構造物の健全性を保証する上で必要と考えられる開発試験、品質管理、設計手法、供用期間中における検査及び監視方法等の概要について報告するものである。

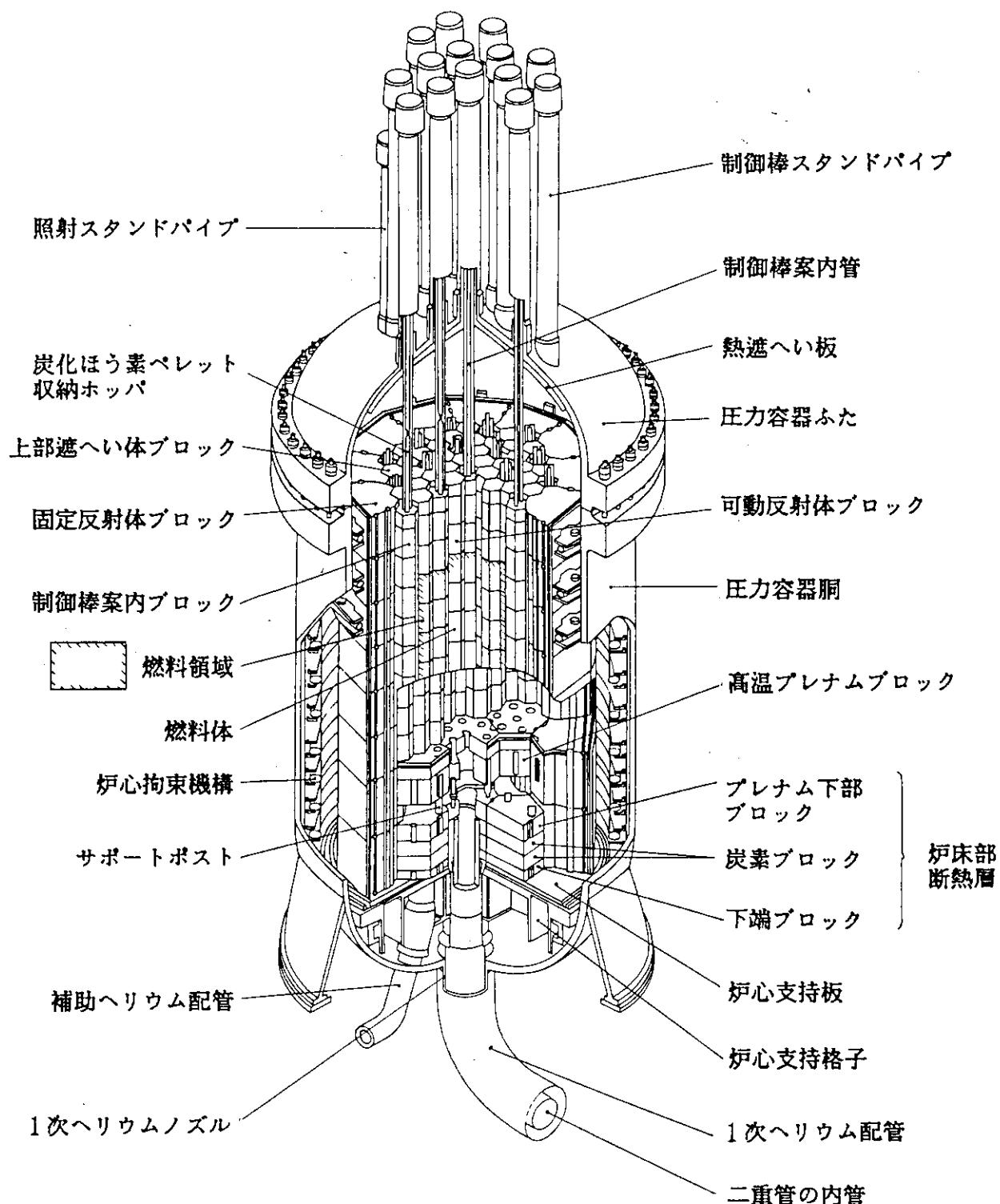


Fig. 1.1 原子炉本体構造説明図

## 2. 炉心支持黒鉛構造物の構造概要

H T T R の炉心を支持する炉心支持黒鉛構造物は、黒鉛ブロックの積層構造からなる炉心を外側から所定の位置に配置し、炉心重量を支持するとともに、中性子漏えい防止、熱遮へい、放射線遮へい等の機能を有するもので、固定反射体ブロック、高温プレナムブロック、サポートポスト、炉床部断熱層等から構成される。炉心支持黒鉛構造物等の炉内構造物の構造説明図を Fig.2.1 に示す。

固定反射体は、周方向12個、高さ方向8段の計96個の黒鉛ブロック（材質：原子炉級準等方性黒鉛、PGX相当品）を組合わせて円筒状の空間を形成し、燃料体の黒鉛ブロック、可動反射体、制御棒案内ブロック等の炉心構成要素、高温プレナムブロック、炉床部断熱層等を収納する。固定反射体ブロックは、構造的一体性を確保するため、上下面及び側面で隣接ブロックとキー結合を行う。更に、その周囲は、炉心拘束機構の拘束バンドにより周方向に緊縛されており、地震時には炉心構成要素の水平方向の変位を拘束するとともに、その水平荷重を炉心拘束機構を経由して圧力容器へ伝達する。隣接する固定反射体ブロックの間にはシール要素を設け、炉心内外の冷却材の圧力差によって生じる低温冷却材の炉心内への漏れ込み量を減少させる構造としている。固定反射体ブロックの構造図を Fig.2.2(a), (b) に示す。

高温プレナムブロックは、PGX相当黒鉛で製作されたシール用ブロック及びキー結合用ブロックからなる2層構造で、炉心領域の下にあり、炉心を支持し、その荷重をサポートポストに伝えるとともに、燃料領域で昇温された冷却材を高温プレナムに導く機能を有する。シール用ブロックの側面には、炉心領域の黒鉛ブロックカラム間ギャップの冷却材の流れ込みを防止するために、シール要素を設ける。キー結合用ブロックは、1個当たり3組のサポートポスト及びポストシートで支持されており、また、側面で隣接ブロックとキー結合を行う。

サポートポスト（材質：原子炉級微粒等方性黒鉛、IG-110相当品）は、高温プレナムブロックを支持し、高温プレナムを形成するもので、その両端はポストシート（材質：IG-110相当黒鉛）と球面で接し、地震力及び熱膨張差による高温プレナムブロック部と炉床部断熱層の水平方向相対変位を、ころがり回転で逃す構造である。

炉床部断熱層は、高温プレナムの下部にあって、炉心重量を炉心支持板等の炉心支持鋼構造物へ伝達するとともに、その高温化を抑制するもので、プレナム下部ブロック（材質：PGX相当黒鉛）、炭素ブロック（材質：ASR-0RB相当炭素）及び下端ブロック（材質：PGX相当黒鉛）の積層構造である。プレナム下部ブロック及び下端ブロックは、側面で隣接ブロックとキー結合を、また、炭素ブロックは、上下面のブロックとダウエル／ソケット結合を行う。

高温プレナムブロックから炉床部断熱層までの構造図を Fig.2.3(a), (b) に示す。また、炉内構造物の組立手順及びその荷重伝達経路を付録1及び付録2に示す。

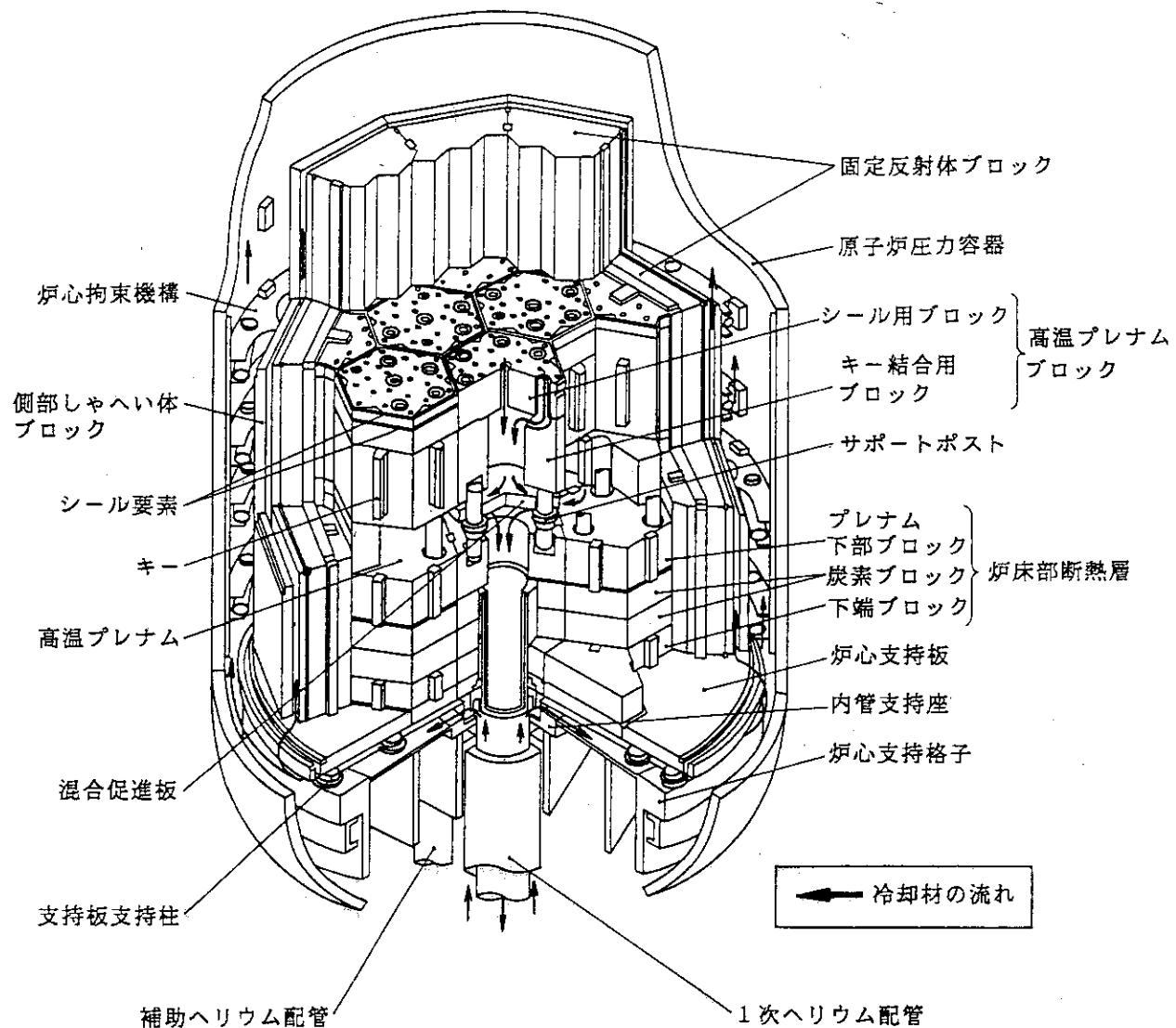


Fig. 2.1 炉内構造物の構造説明図

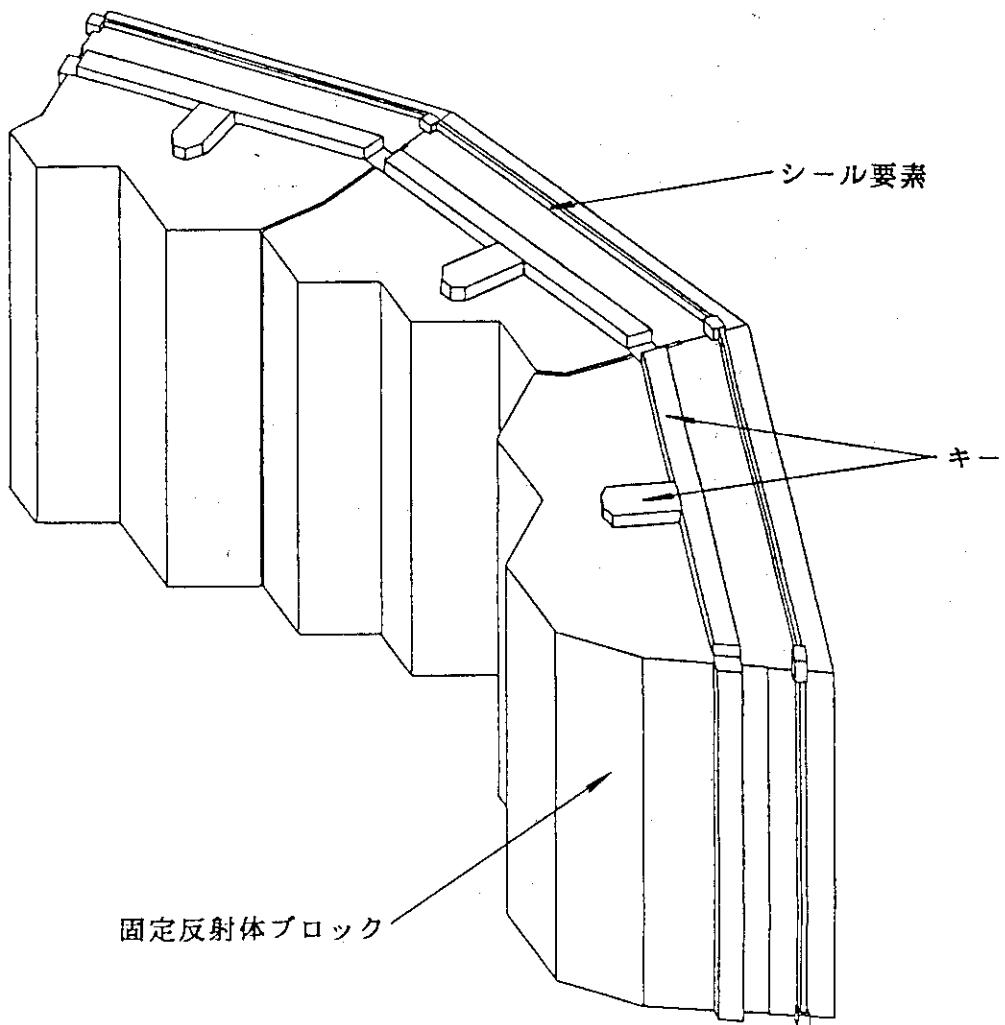


Fig. 2.2(a) 固定反射体構造説明図（炉心側部）

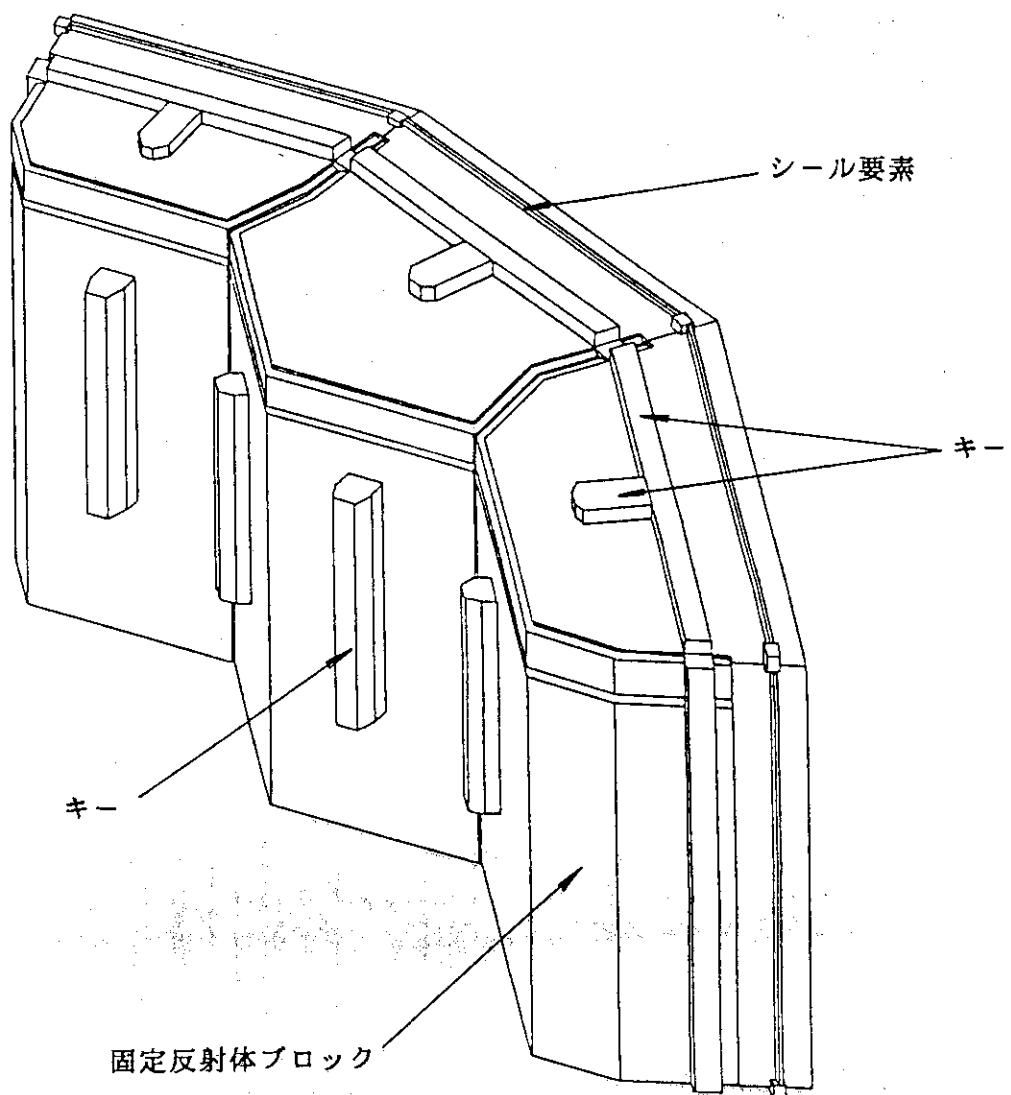


Fig. 2.2(b) 固定反射体構図説明図 (炉心下部)

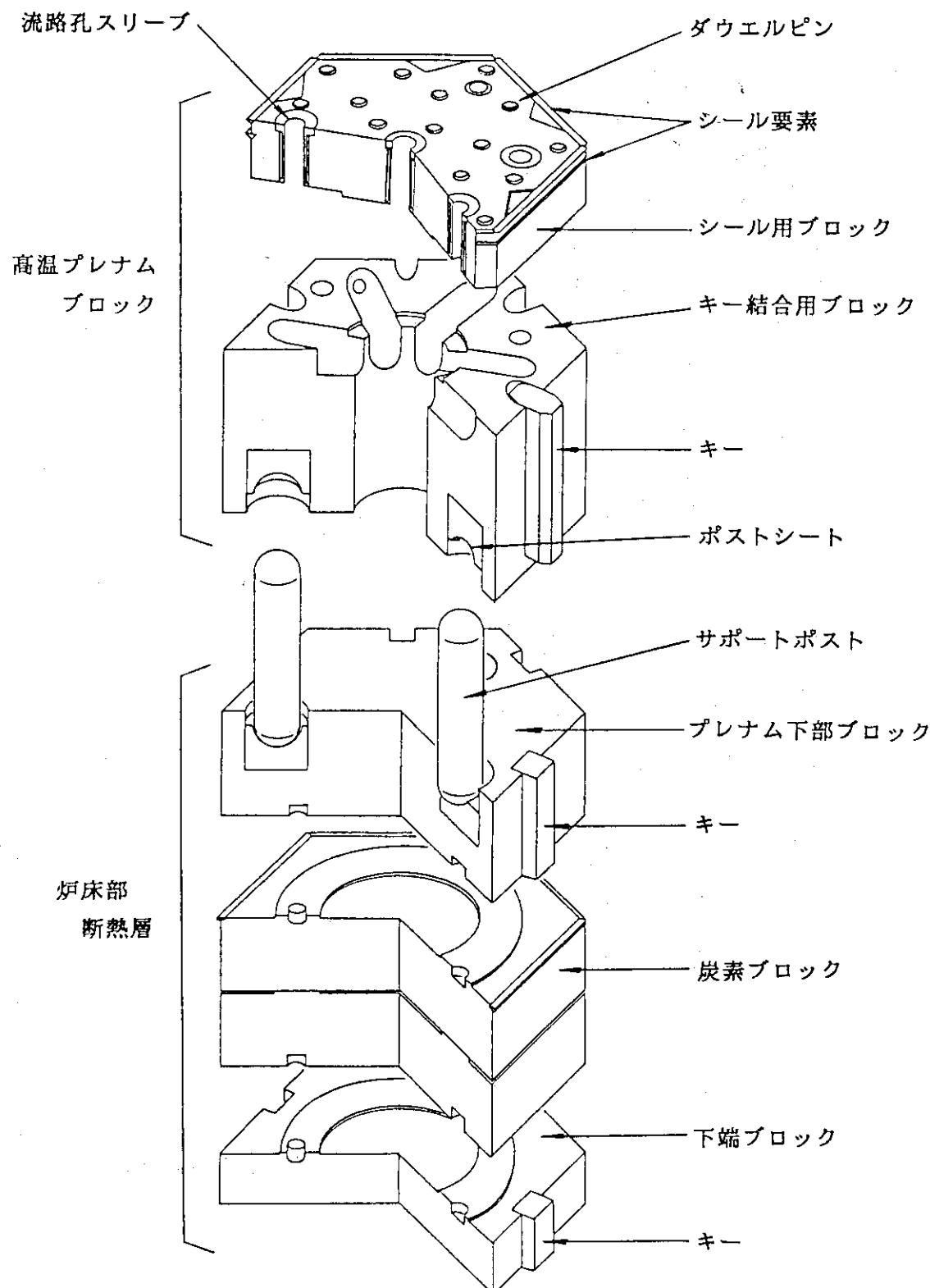


Fig. 2.3(a) 炉床部構成要素の構造説明図（周辺領域）

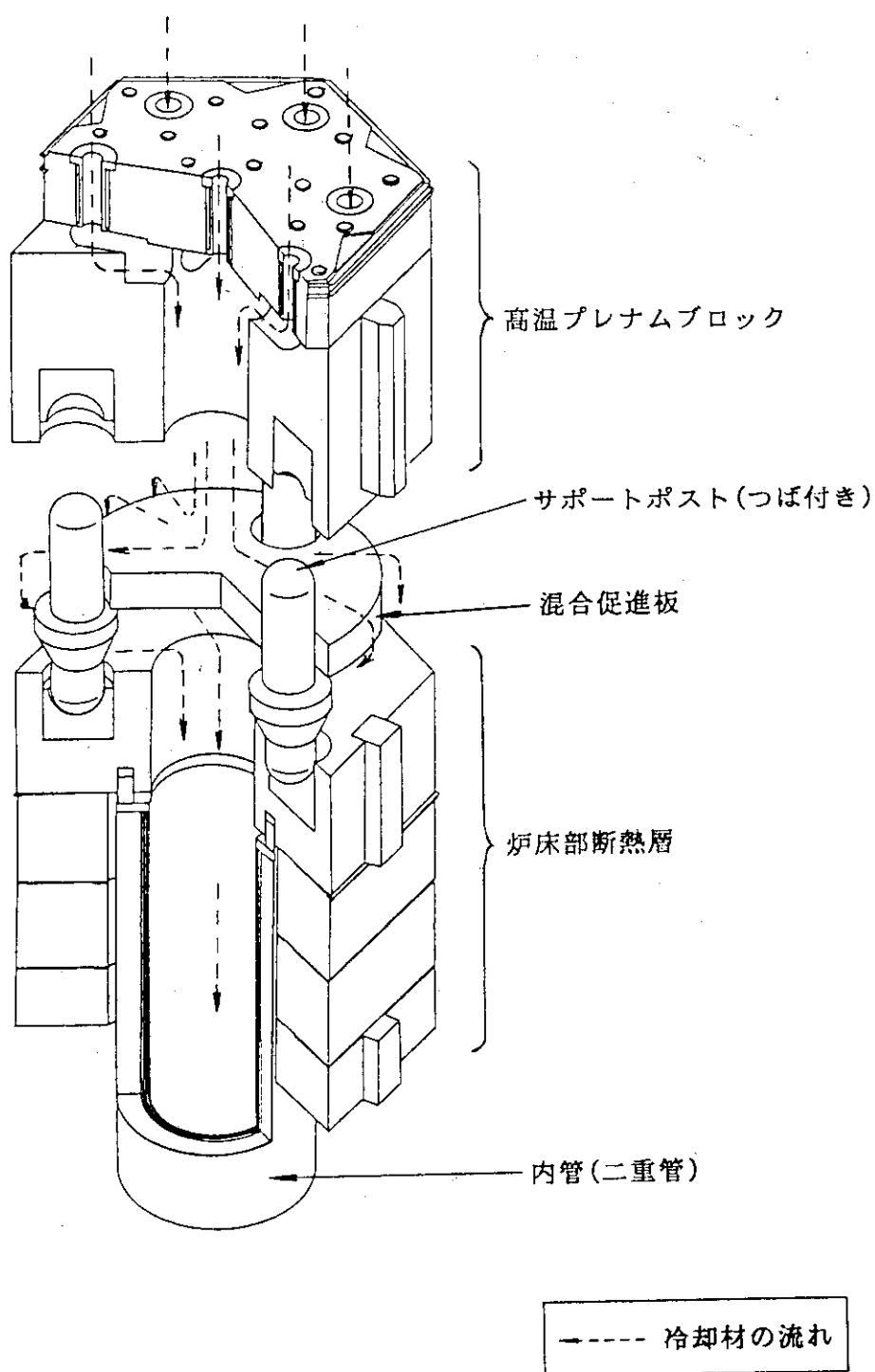


Fig. 2.3(b) 炉床部構成要素の構造説明図（中心領域）

### 3. 健全性を保証する基本的な考え方

H T T R の炉心支持黒鉛構造物に対しては、破損を認めない方針で、十分な開発試験を基盤にした余裕のある設計並びに厳重な品質管理を行うとともに、供用期間中における適切な検査及び監視により、その健全性が保証できると考えられる。

炉心支持黒鉛構造物の健全性保証のための基本的な考え方を Fig.3.1 に示す。

#### 3.1 開発試験

炉心支持黒鉛構造物は、各ブロックをキー及びダウエル / ソケットで結合したガタを有する体系であるため、地震時に発生するブロックの振動により、キー / キー溝部やダウエル / ソケット部に衝撃荷重が作用する。サポートポストは、3 本でキー結合用ブロック 1 個を支持しているので、通常時には 3 本のサポートポストには均一の荷重が作用する。しかし、地震時には、ブロックの振動により、サポートポスト間に不均一荷重が発生し、ブロックを静的に支持した場合よりも大きな荷重が作用する可能性がある。

そこで、炉心支持黒鉛構造物の炉心支持機能及び構造的一体性を確保する上で重要と考えられるサポートポスト及びキー構造について破壊試験を実施し、想定される地震時の荷重に対して健全であることを確認した。また、炉内構造物の耐震試験を行い、地震時の振動特性を明らかにしてその健全性を確認した。

実施した主な開発試験を次に示す。

- ・サポートポストの座屈試験
- ・キー / キー溝破壊試験
- ・ダウエル / ソケット破壊試験
- ・実規模 1 領域耐震実証試験
- ・炉床部振動試験

各試験の概要を以下に述べる。

#### (1) サポートポストの座屈試験<sup>(5)</sup>

炉心の支持機能を確保する上で重要なサポートポストの構造物としての信頼性を確認するために、スケールモデルにより試験を実施した。試験体は、IG-11 黒鉛で製作し、寸法 (D) 25mm (実寸の 1/6), 長さ (L) 100, 150, 200 mm (実寸の 1/6, 1/4, 1/3) である。試験は、Fig.3.2 に示すように試験体に圧縮荷重をかけ、座屈応力を求めた。

Table 3.1 に示すように、地震時にサポートポスト 1 本で 1 領域分の炉心荷重（動的評価で約 8.8 MPa）を支持するという過酷な条件（通常はサポートポスト 3 本で 1 領域分の炉心荷重を支持）を想定しても、本試験で得られたサポートポスト破壊時の平均軸圧縮応力（座屈応力で約 75 MPa）は、設計上想定される地震荷重に対して約 8 倍の余裕があり、サポートポス

トが健全であることを確認した。

#### (2) キー / キー溝破壊試験

炉心支持黒鉛構造物の構造的一体性を確保する上で重要な固定反射体ブロック及びキー結合用ブロックのキー / キー溝構造の耐震強度を測定し、当該部の地震時の構造健全性を確認するために、固定反射体ブロック及び高温プレナムブロックのキー溝部を模擬した実寸大の試験体により試験を実施した。試験体の寸法は、応力解析を実施して、キー溝部周辺の応力が実機と大きな差がないように定めた。なお、キー溝部の材質は PGX 黒鉛、キーの材質は IG-110 黒鉛である。試験体の構造図を Fig.3.3(a), (b) に示す。試験体ブロック両面のキー溝部に挿入したキーにせん断荷重を与える、キー / キー溝の破壊応力を求めた。

Table 3.2 に示すように、本試験で得られたキー / キー溝の破壊応力（約 22 MPa）は、設計上想定される地震時の固定反射体ブロック及び高温プレナムブロックのキー溝部の応力（動的評価で約 2.5 MPa）に対して約 9 倍の余裕があり、キー溝部の健全性を確認した。

#### (3) ダウエル / ソケット破壊試験

炉心支持黒鉛構造物でダウエル / ソケット構造が使用される箇所は、シール用ブロックとキー結合用ブロックの接続部、上下の炭素ブロック間の接続部、炭素ブロックとプレナム下部ブロック及び下端ブロックとの接続部であるが、炉心の構造上特に重要な箇所は、燃料体の黒鉛ブロック及び制御棒案内ブロックの接続部であり、1 個のブロック当たり 3 個 1 組のダウエル / ソケット構造で接続されている。そこで、黒鉛ブロック及び制御棒案内ブロックのダウエル / ソケット構造の破壊試験を実施して、地震時の健全性を確認した。

試験は、黒鉛ブロック及び制御棒案内ブロックを模擬した試験体のダウエルピン側のブロックを固定し、ソケット側のブロックのダウエルピン部にせん断荷重が作用するような負荷をかけ、1 個及び 3 個のダウエル / ソケット構造で行った。負荷速度は、1 個のダウエル / ソケット構造で約 33 N/s、3 個のダウエル / ソケット構造で約 65 N/s とした。

Table 3.3 に示すように、本試験で得られたダウエル / ソケット構造の破壊荷重は、設計上想定される地震時の荷重に比較して十分な余裕があり、ダウエル / ソケット構造が健全であることを確認した。

#### (4) 実規模 1 領域耐震実証試験<sup>(6)</sup>

炉心領域の 7 カラムを 3 本のサポートポストで支持している高温プレナムブロック上に搭載した、実規模 1 領域試験体を用いて耐震試験を行い、炉心部と炉床部の相互干渉特性を明らかにするとともに地震時における黒鉛構造物の健全性を確認した。試験体である炉心領域の 7 カラムは、6 つの燃料体カラムと 1 つの制御棒案内カラムよりなり、各カラムを構成する六角形状の黒鉛ブロック、高温プレナムブロック、サポートポスト等の試験体は、実機を模擬している。試験装置は、試験体を収納する試験容器と、これを支持し、サポートポスト及び試験体の隣接カラムを模擬する側部衝突板により構成している。側部衝突板は、燃料体カラムと側部衝突間のギャップについて各種対応できるようにしている。試験装置の概略構成を Fig.3.4 に、試験条件を次に示す。

##### ① 加振条件

- 加振方向 水平方向、水平 + 垂直方向

- 加振波 掃引正弦波 (1 ~ 6 Hz, 最大 200 Gal)
    - 設計用最強地震 ( $S_1$ )
    - 設計用限界地震 ( $S_2$ )
- 垂直方向については、HTTRの建設予定地で観測された垂直方向地震波を重ねる。

## ② 試験パラメータ

- 側部衝突板のギャップ
- 炉床部の拘束状態
- 制御棒挿入の有無
- 炉心部の重量

本試験では、炉心荷重が高温プレナムブロックの振動挙動（特に衝突荷重）にどのように影響を与えるかを調べるために、黒鉛ブロック段数を上部から順次減らした状態で振動試験を実施した。Fig. 3.5 に本試験より得られた高温プレナムブロック衝突荷重特性を示す。図に示しているように、高温プレナムブロックの最大衝突荷重は、正弦波加振の場合、搭載しているブロック段数に関係しておらず、このことより、キー溝部のひずみが炉心からの干渉されないことがわかる。炉心荷重がサポートポストの振動特性に及ぼす影響については、次項の炉床部振動試験により確認した。また、試験後の目視検査により、黒鉛構造物の破損がなく、その健全性を確認した。

## (5) 炉床部振動試験<sup>[7]</sup>

炉床部の炉心支持機能は、その構造上の特徴から、サポートポスト及びキー結合部の構造健全性が維持されることにより確保される。本試験は、炉床部を構成する構造物（特に、サポートポスト及びキー結合部）のスケール模型の加振試験により、その動的特性やひずみ、各種荷重の大きさなどを測定、分析し、実機設計における評価法の妥当性を検討するとともに、炉床部の耐震性を実証することを目的としたものである。試験体寸法は、相似則に基づき実機の $\frac{1}{5}$ 及び $\frac{1}{3}$ とした。 $\frac{1}{5}$ スケール模型では、高温プレナムブロック、固定反射体ブロック及び炉心拘束機構を対象とし、キー / キー溝部に発生するひずみ、その動的特性等の測定を行った。 $\frac{1}{3}$ スケール模型では、高温プレナムブロック、固定反射体ブロック、サポートポスト、ポストシート及び炉心拘束機構等を対象とし、キー / キー溝部、サポートポスト / ポストシートに作用する荷重及びひずみ、その動的特性等の測定を行った。

$\frac{1}{5}$ スケール模型の試験体は、7個の高温プレナムブロック、12個の固定反射体ブロック及び1層の炉心拘束機構からなり、試験容器に収納した。ブロック間のキー / キー溝間のクリアランスは、3種類のキーを用いることで調整できる構造とした。試験装置の概略構成をFig.3.6に示す。

試験条件を以下に示す。

## ① 加振条件

- 加振方向 水平1方向
- 加振波 掃引正弦波 (2 ~ 50 Hz, 最大 900 Gal)
  - 設計用最強地震 ( $S_1$ )

設計用限界地震 ( $S_2$ )

## ② キー / キー溝クリアランス

- ・実機最小値相当
- ・実機最大値相当
- ・実機最大値の2倍相当

高温プレナムブロック衝突加速度とキー溝部の最大ひずみの関係をFig.3.7に示す。キー溝部の最大ひずみは、キー / キー溝間のクリアランスが広くなる程大きくなる。ここで、高温プレナムブロック衝突加速度とキー溝部の最大ひずみの関係は、前項の実規模1領域耐震試験の結果より、炉心部の搭載荷重による影響はないと考えられる。模擬地震波試験の結果、高温プレナムブロックの衝突加速度は最大で約  $1.0 \times 10^4$  Gal 程度、それに対応する実機最大相当のキー / キー溝間クリアランスでのキー溝部の最大ひずみより計算される発生応力は約 1.5 MPa であり、キー / キー溝破壊試験で得られた破壊応力約 10 MPa に比べて十分小さい値であった。

$\frac{1}{3}$ スケール模型の試験体は、実機の高温プレナムブロック部からサポートポストまでを忠実に模擬したものである。試験装置の概略構成をFig.3.8に示す。ブロック間のキー / キー溝間のクリアランスは、2種類のキーを用いることで、サポートポストにかかる死荷重は、ダミーウェイトにより 30~90 (kg / 領域) の範囲で調整した。本試験により、地震時にサポートポストに作用する垂直荷重の特性を明らかにした。試験条件を以下に示す。

## ① 加振条件

- ・加振方向 水平一次元、水平一次元+垂直方向同時加振
- ・加振波形 揃引正弦波 (2~30 Hz, 最大 540 Gal)

設計用最強地震 ( $S_1$ )設計用限界地震 ( $S_2$ )

H T T R の建設予定地で観測された垂直方向地震波

## ② キー / キー溝クリアランス

- ・実機最小値相当
- ・実機最大値相当

サポートポスト1本に作用する荷重 (F) は、次式で示される。

$$F = W \cdot \alpha \cdot \beta \quad (3.1)$$

ここで、W : 搭載荷重       $\alpha$  : 動的震度       $\beta$  : ポスト1本の荷重分担率

Fig.3.9は、種々の条件での $\alpha$ と $\beta$ の相関関係を示したもので、加速度レベル、搭載荷重、加振方向（水平1軸、水平+垂直）等の各試験パラメータによる区別は行っていない。この図から、種々の条件が変わったとしても、 $\alpha$ 、 $\beta$ の在る範囲は、

$$\alpha \cdot \beta = C \quad (3.2)$$

という曲線にて包絡されている。また、試験条件に対しては、

- ① 搭載荷重が増加するとC値は減少する。
- ② 加速度レベルが増加するとC値も増加する。

③ 加振方向の相違（水平方向のみ、及び水平+垂直方向）によるC値の変化はほとんどない。

等の傾向が見られる。

以上のことから、S<sub>2</sub>地震時の実機相当のC値は、本試験条件の最大搭載荷重(90kg:実機の炉心1カラム分相当の重量で、実機の搭載重量の約1%), S<sub>2</sub>波加振、水平方向加振時のC値を使用すれば、サポートポストに作用する地震時の荷重を大きめに見積ることになり、安全側の評価ができる。Fig.3.10にこの条件下の $\alpha$ と $\beta$ の相関を示す。この図から、C = 1.17であれば $\alpha$ と $\beta$ が包絡されており、サポートポストの地震時垂直荷重は、適切な余裕を持たせて定めることができた。

炉心支持黒鉛構造物の健全性を確保する上で特に重要なサポートポスト、キー結合部及びダウエル/ソケット部については、各々座屈試験及び破壊試験によりその破壊限界を確認し、想定される地震時でも健全であることを確認した。また、炉心支持黒鉛構造物全体の地震時健全性については、炉床部振動試験及び実規模1領域耐震試験により確認するとともに、その振動特性並びに耐震性評価手法を明らかにした。

### 3.2 設 計

炉心支持黒鉛構造物の設計においては、開発試験から得られたデータに基づき、黒鉛材料の特徴を考慮して「高温工学試験研究炉黒鉛構造設計方針」<sup>[8]</sup>(以下、「黒鉛構造設計方針」)を定め、主に以下に示すように十分余裕を持った設計とする。

- ・応力制限において2次応力を1次応力と同等に扱う。
- ・運転状態Ⅲ、Ⅳでも疲労評価を行う。
- ・強度のバラツキが大きいことを勘案して、基準強さを定める。
- ・許容応力を定める安全係数を金属と同程度又はそれ以上とする。
- ・酸化腐食に対して十分な肉厚余裕を考慮する。

また、HTTRにあっては、以下のような理由により炉心支持黒鉛構造物については、初期欠陥の成長を考慮した健全性評価を行う必要はないと考えられる。

- ① 炉心支持黒鉛構造物は、圧力バウンダリを構成するものではないので、万一破損及び破壊が生じたとしても、放射能被ばくのリスクを与えることはない。
- ② 通常時に炉心支持黒鉛構造物に作用する主要な荷重は、炉心搭載荷重であるため、炉心支持黒鉛構造物に生じる応力は主として圧縮応力である。この応力は、その方向にもよるが、一般には、引張応力と比較して初期欠陥を成長させにくい。
- ③ 炉心支持黒鉛構造物に破損及び破壊が生じたとしても、原子炉の未臨界性と炉心の冷却性は確保できる。（なお、これについては、「4.破損及び破壊を想定した場合の影響」で述べる。）

### 3.3 品質管理

素材ブロック及び製品については、「黒鉛構造設計方針」に定めた、主に以下に示すような厳重な検査を行い、品質を保証する。

- ・各素材ブロックについて試験片を取り出し、強度、不純物、物性値等の検査を行う。また、素材ブロックの内部欠陥（き裂、大きな空隙等）について、超音波探傷法等により測定する。なお、強度確認については、強度のバラツキを考慮して、十分な数量について検査する。
- ・製品の表面欠陥については、渦電流探傷法等により測定する。特に、サポートポストは、炉心を支持する上で最も重要な構造物であるため、X線CT検査による内部欠陥の検査も行う。

### 3.4 供用期間中における検査及び監視

後述の「4. 破損及び破壊を想定した場合の影響」に示すように、万一、炉心支持黒鉛構造物が破壊したとしても、炉心支持機能、制御棒の挿入性及び炉心の冷却性が確保されるよう設計しているため、原子炉の安全性は確保される。従って、炉心支持黒鉛構造物が破壊した場合の考えられる影響は、炉心の配列にズレ等が生じ、運転時に炉心内の冷却性が劣化することである。この影響が大きい場合には、燃料粒子被覆層が破損する可能性があるが、この時には1次冷却材への核分裂生成物の放出量が増加するので、1次冷却放射能の検出器、燃料破損検出装置等によって異常を検知し、燃料粒子被覆層の著しい破損が生じる以前に原子炉を安全に停止することができる。

ASME Code Sec. XI<sup>(9)</sup> Div.2 "RULES FOR INSPECTION AND TESTING OF COMPONENTS OF GAS-COOLED PLANTS"によれば、炉心冷却圧力バウンダリ内にあって、圧力バウンダリに対する設計指針を適用されない炉内構造物については、以下の条件のどれかに適合すれば、供用期間中検査（ISI：Inservice Inspection）は必要ないとしている。

- ① 炉心安全系に対する影響がないもの（破壊しても、シャットダウン時の熱除去系、反応度制御系、あるいは侵入化学物質の検出系及び抑制系を損なわないもの）。
- ② 各々に破壊検出能力を有するバックアップ系を有するもの。
- ③ 燃料交換やメンテナンスによって、新しいものと定期的に交換するもの。
- ④ 運転中に監視されているもの。

H T T R の炉心支持黒鉛構造物は、原子炉圧力容器とは異なり圧力バウンダリを構成するものではなく、かつ、上記の①（破壊しても、安全機能を損なわない）を満足している。また、被覆燃料粒子の破損検出等の間接的な手段により、破壊検出能力を有している。

以上のことからH T T R にあっては、炉心支持黒鉛構造物の供用期間中検査は、必要ないと考えられる。しかし、H T T R が我が国最初の高温ガス炉であること、また、研究的要素を持つ原子炉であることに鑑み、構造物の健全性及び能力、構造材の特性を確認するために、その安全上の重要度及び試験検査の必要性等を考慮して、テレビカメラ等による目視検査やサーベイランス試験片による材料試験を供用期間中に行う。また、燃料破損検出装置等によって、燃料粒子被覆

層の破損による1次冷却材への核分裂生成物の放出量を監視する。

以下に、各炉内構造物の供用期間中における検査目的と内容について示す。

#### (1) テレビカメラ等による目視検査

固定反射体ブロック、高温ブレナムブロック、サポートポスト等の目視検査を行うには、燃料体の黒鉛ブロックや可動反射体ブロック等の炉心構成要素を一部炉外へ取り出す必要がある。そこで目視検査は、燃料交換時等に必要に応じて行い、テレビカメラ等は、原子炉圧力容器のスタンダードパイプを経由して、炉内へ挿入する。目視検査方法の概略図をFig.3.11(a), (b)に示す。

炉心側部の固定反射体ブロックについてはその内面を検査し、配列状態のほか、割れ等の異常を調べる。炉床部側部の固定反射体については、シール用ブロックの上面とそれに隣接する固定反射体の上面を検査することでその配列状態を推定する。高温ブレナムブロックについては、シール用ブロックの上面をテレビカメラ等で目視検査し、隣接ブロック間の段差、破損状況及び配列の異常等を調べる。サポートポストについては、破壊状況及び転倒の有無を調べる。炉床部断熱層のブレナム下部ブロックについては、ブロック上面を観察し、破損状況やキー構造の健全性を調べる。炭素ブロックや下端ブロックの異常によって生じる炉心の傾きは、シール用ブロックやブレナム下部ブロックの上面で各ブロック間の段差を観察することで調べる。

#### (2) サーベイランス試験

原子炉の供用期間中における黒鉛材及び炭素材の物性変化及び酸化の状態は、炉心支持黒鉛構造物とほぼ同等の雰囲気（温度、中性子照射量及び酸化雰囲気）中に設置したサーベイランス試験片による材料試験で調べる。材料試験では、ヤング率、熱膨張率、寸法変化、曲げ強度及び圧縮強度等の物性値並びに酸化による減肉等を調べる。

炭素ブロックを高温雰囲気中で使用した結果、熱伝導率が上昇して断熱性能が低下した場合には、炉心支持板の温度が上昇して変形する可能性がある。このため、炭素ブロックの熱伝導率は、重要な測定項目である。

ASME Code Sec. XI Div.2 では、サーベイランス試験片の取り回数は、原子炉の寿命中に4回としており、その時期は以下のとおりである。

第1回： 第1回又は第2回の燃料交換時、あるいは、その間

第2回： 第2回の燃料交換時以降、第4回の燃料交換時までの間

第3回： 第8回又は第9回の燃料交換時以降、あるいは、その間

第4回： 第22回又は第23回の燃料交換時以降、あるいは、その間

HTTRでは、この基準を参考にしてサーベイランス試験片による材料試験は、供用期間中に4回とし、また、その設置位置は、可動反射体ブロック、ブレナム下部ブロック等である。サーベイランス試験の計画概要をTable 3.4に、試験片の設置位置をFig.3.12に示す。

#### (3) 運転中における監視

原子炉の運転中に炉心支持黒鉛構造物が破損及び破壊した場合の影響としては、後述の「4. 破損及び破壊を想定した場合の影響」に示すように、燃料粒子被覆層の破損が考えられる。運転中における燃料粒子被覆層の破損は、1次冷却材中の核分裂生成物（以下、FP）濃度測定によって検知することができ、このFP濃度は、安全保護系とし常時監視している。

現在の安全保護系のFP濃度監視系では、全装荷燃料の0.1%に相当する燃料粒子被覆層が

破損した場合は、十分検知可能である。また、FP濃度監視系とは別に、炉内7領域において燃料粒子被覆層の破損状態を燃料破損検出装置で監視している。この装置によれば、1コンパクト中の全被覆燃料粒子又はそれに相当する数（各領域に装荷された全被覆燃料粒子の約0.1%）の燃料粒子被覆層の破損を検知することができる。従って、燃料粒子被覆層の著しい破損を生じることなく原子炉を安全に停止できる。

更に、燃料破損検出装置と同じ炉内領域において独立に冷却材出口温度を監視しているので、燃料粒子被覆層の破損の主原因となる異常な燃料の温度上昇を間接的に監視していることになる。

もし、FP濃度や冷却材出口温度に異常が生じた場合には原子炉を停止し、その異常が炉心支持黒鉛構造物の破損もしくは破壊によるものと考えられる場合には、テレビカメラ等により目視検査を行う。

以上の検査及び原子炉運転中の監視により、炉心支持黒鉛構造物の異常を検知することができると考えられる。

Table 3.1 サポートポストの座屈試験より求めた座屈応力と評価上の地震荷重の比較（表中の地震時の動的評価荷重は、1領域の荷重をサポートポスト1本で支持するとして評価した値である。）

(単位: MPa)

|                  |      |     |
|------------------|------|-----|
| 試験で求まる座屈応力       | 75   |     |
| 黒鉛構造設計方針で定める許容応力 | 25   |     |
| 地震時の評価荷重         | 静的評価 | 2.9 |
|                  | 動的評価 | 8.8 |

Table 3.2 キー / キー溝の破壊試験より求めた破壊応力と評価上の地震荷重の比較（キー溝部の初期き裂は、高温プレナムブロックにおいてはポイント応力、固定反射体ブロックにおいてはピーク応力（全応力）により各々発生していることから、破壊応力及び許容応力は対応する応力で示している。）

(単位: MPa)

|                  |      | 高温プレナムブロック | 固定反射体ブロック |
|------------------|------|------------|-----------|
| 試験で求まる破壊応力       |      | 10         | 22        |
| 黒鉛構造設計方針で定める許容応力 |      | 3.4        | 4.7       |
| 評価上の応力           | 動的評価 | 1.5        | 2.5       |
|                  | 静的評価 | 2.0        | 2.0       |

Table 3.3 ダウエル / ソケット構造の破壊試験より求めた破壊応力と評価上の地震荷重の比較（ダウエル / ソケット構造の初期き裂は、ポイント応力により発生していることから、許容荷重は、「黒鉛構造設計方針」のポイント応力に対する許容応力より算出した。）

(単位: MPa)

|            | 燃 料 体 |       | 制御棒案内ブロック |
|------------|-------|-------|-----------|
|            | 1ダウエル | 3ダウエル | 3ダウエル     |
| 試験で求まる破壊荷重 | 11.2  | 26.1  | 35.8      |
| 許 容 荷 重    | 4.3   | 10.0  | 13.7      |
| 評価上の応力     | 動的評価  | 約 2.5 | 約 4.9     |
|            | 静的評価  | < 2.5 | < 4.9     |

Table 3.4 サーベイランス試験の計画概要 (1/2)

| 対象部材           | 試験項目  | 目的的  | 形 状                | 試験片<br>員 数                           | 材 質  | 場 所     | 備 考 |
|----------------|---|--|--------------------|--------------------------------------|------|---------|-----|
| 固定反射体          | 物性値<br>①ヤンク率<br>②熱膨張率<br>③寸法変化<br>強度<br>①曲げ強度 | 中性子照射による物性値の変化を監視する。<br>中性子照射による強度の変化を監視する。        | 円柱<br>約φ6×60       | ／120個<br>(30個／回)<br>±120個<br>(30個／回) | PG X | 脚部可動反射体 |     |
|                | 強 度<br>①圧縮強度                                  | 中性子照射による強度の変化を監視する。                                | 円柱<br>約φ6×12       | ／120個<br>(30個／回)<br>±120個<br>(30個／回) |      |         |     |
|                | 物性値<br>①熱伝導率                                  | 中性子照射による熱伝導率の変化を監視する。                              | 円板<br>約φ10×1.5     | ／120個<br>(30個／回)<br>±120個<br>(30個／回) |      |         |     |
| 高温アレナム<br>ブロッカ | 物性値<br>①ヤンク率<br>②熱膨張率<br>③熱伝導率<br>強度<br>①曲げ強度 | 高温及び中性子照射による物性値の変化を監視する。<br>高温及び中性子照射による強度変化を監視する。 | 円柱<br>約φ6×60       | ／120個<br>(30個／回)<br>±120個<br>(30個／回) | PG X | 下部可動反射体 |     |
|                | 強 度<br>①圧縮強度                                  | 高温及び中性子照射による強度変化を監視する。                             | 円柱<br>約φ6×12       | ／120個<br>(30個／回)<br>±120個<br>(30個／回) |      |         |     |
|                | 物性値<br>①熱伝導率                                  | 中性子照射による熱伝導率の変化を監視する。                              | 円板<br>約φ10×1.5     | ／120個<br>(30個／回)<br>±120個<br>(30個／回) |      |         |     |
|                | 表面酸化量   | 1次冷却材による表面酸化を監視する。                                 | 中空円柱<br>φ24(10)×20 | 80個<br>(20個／回)                       |      |         |     |

Table 3.4 サーベイラント試験の計画概要 (2/2)

| 対象部材                    | 試験項目  | 目的的  | 形状             | 試験片員数                                | 材質      | 場所             |         | 備考                   |
|-------------------------|---|--|----------------|--------------------------------------|---------|----------------|---------|----------------------|
|                         |   |  |                |                                      |         | 側部可動反射体        | 下部可動反射体 |                      |
| サポートボスト<br>(ボスト<br>シート) | 物性値<br>①ヤング率<br>②熱膨張率<br>③寸法変化<br>強度<br>①曲げ強度 | 高温及び中性子照射による<br>物性値変化を監視する。<br><br>高温及び中性子照射による<br>強度変化を監視する。  | 円柱<br>約φ6×30   | ✓120個<br>(30個/回)<br>上120個<br>(30個/回) | I G-110 | 側部可動反射体        |         |                      |
| 強度<br>①圧縮強度             | 高温及び中性子照射による<br>強度変化を監視する。                    | 高温及び中性子照射による<br>強度変化を監視する。                                     | 円柱<br>約φ6×12   | ✓120個<br>(30個/回)<br>上120個<br>(30個/回) |         |                |         |                      |
| 物性値<br>①熱伝導率            | 高温及び中性子照射による<br>熱伝導率の変化を監視する。<br><br>。        | 高温及び中性子照射による<br>表面酸化量の変化を監視する。                                 | 円板<br>約φ10×1.5 | ✓120個<br>(30個/回)<br>上120個<br>(30個/回) |         | 下部可動反射体        |         | ①試験片は、黒鉛製のカプセルに収納する。 |
| 表面酸化量                   | 1次冷却材による表面酸化量の変化を監視する。                        | 中空円柱<br>約φ40(00)／<br>φ24(10)×20                                | 80個<br>(20個/回) |                                      |         |                |         |                      |
| 炭素アロック                  | 物性値<br>①ヤング率<br>②熱膨張率<br>③寸法変化<br>強度<br>①曲げ強度 | 高温及び中性子照射による<br>物性値の変化を監視する。<br><br>高温及び中性子照射による<br>強度変化を監視する。 | 円柱<br>約φ9×80   | ✓44個<br>(11個/回)                      | ASR-0RB | プレナム下部<br>アロック |         |                      |
| 強度<br>①圧縮強度             | 高温及び中性子照射による<br>強度変化を監視する。                    | 高温及び中性子照射による<br>強度変化を監視する。                                     | 円柱<br>約φ6×12   | ✓120個<br>(30個/回)                     |         |                |         |                      |
| 物性値<br>①熱伝導率            | 高温及び中性子照射による<br>熱伝導率の変化を監視する。<br><br>。        | 高温及び中性子照射による<br>熱伝導率の変化を監視する。                                  | 円板<br>約φ10×1.5 | ✓120個<br>(30個/回)<br>上120個<br>(30個/回) |         |                |         |                      |

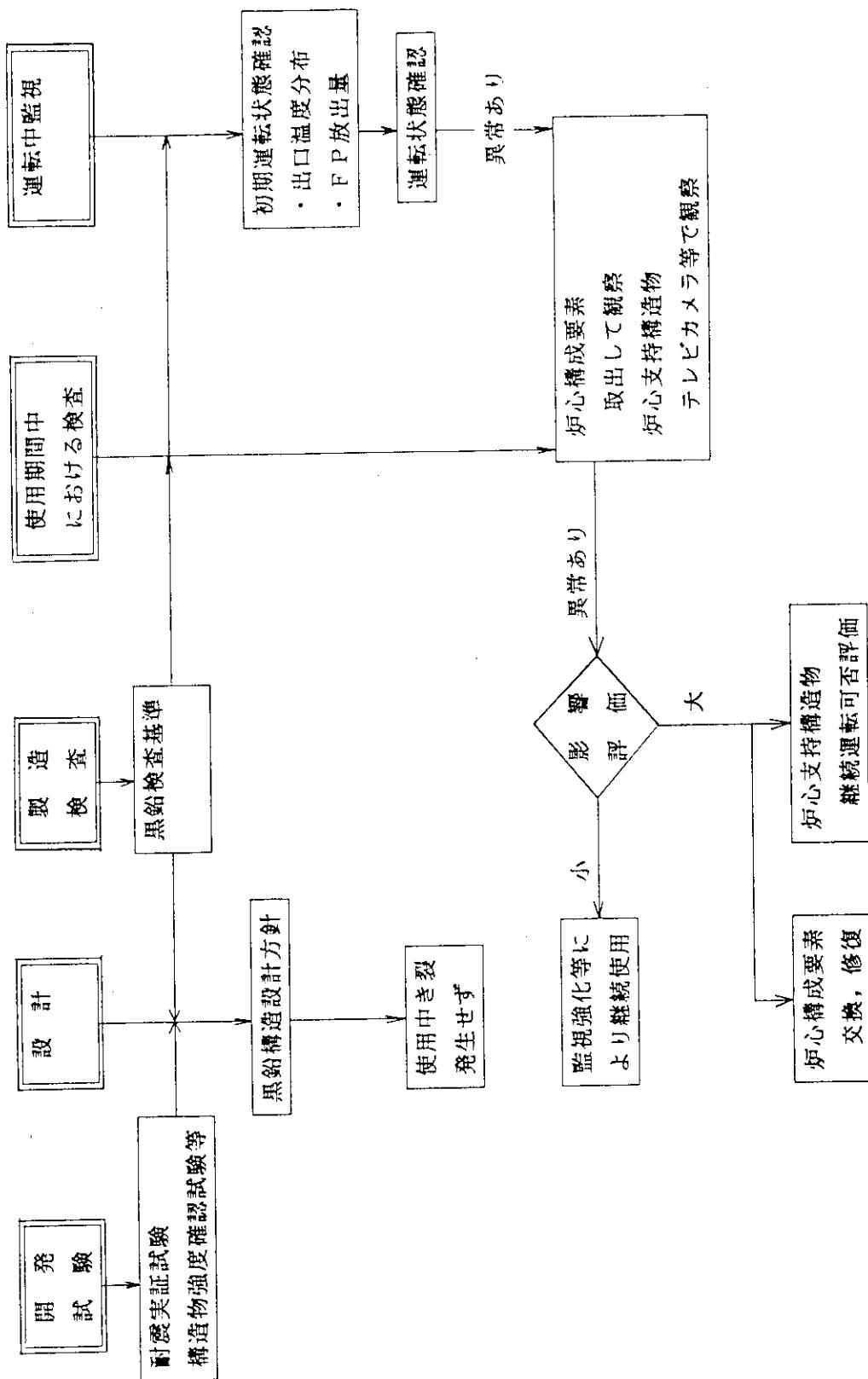


Fig. 3.1 黒鉛構造物の健全性保証の考え方

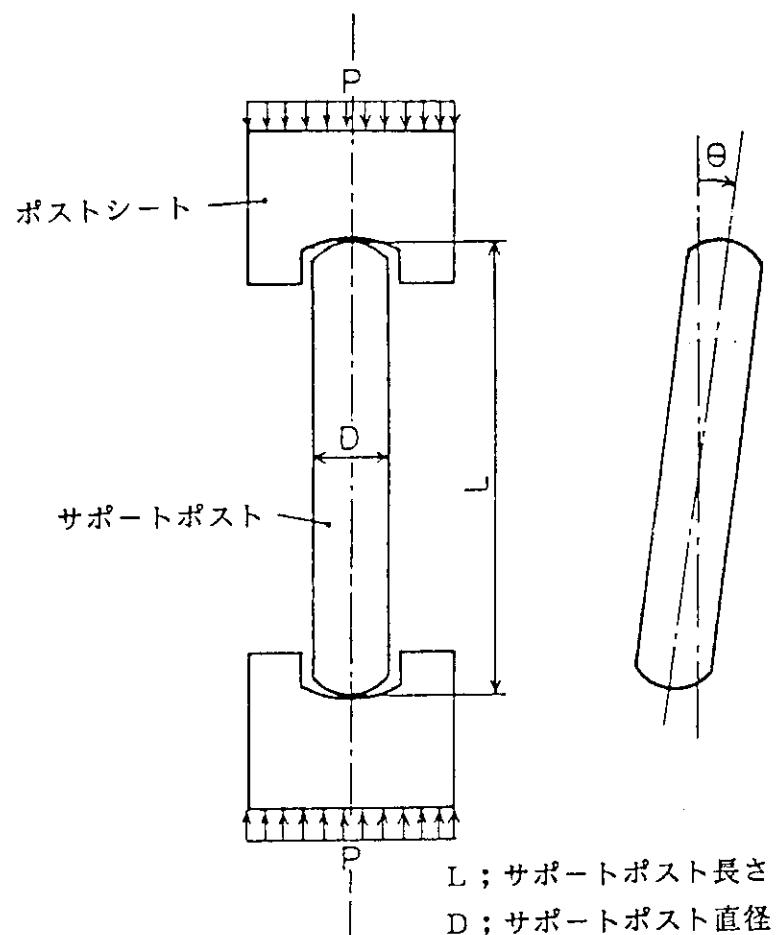


Fig. 3.2 サポートポストの軸圧縮試験概略図<sup>(5)</sup>

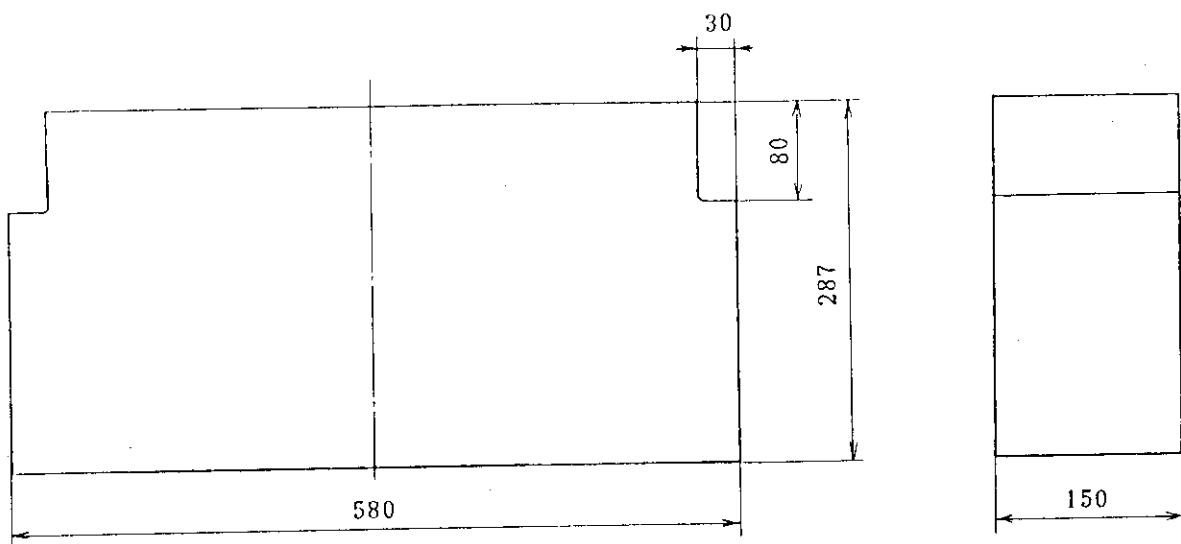


Fig. 3.3(a) 固定反射体ブロックキー / キー溝破壊試験の試験体形状

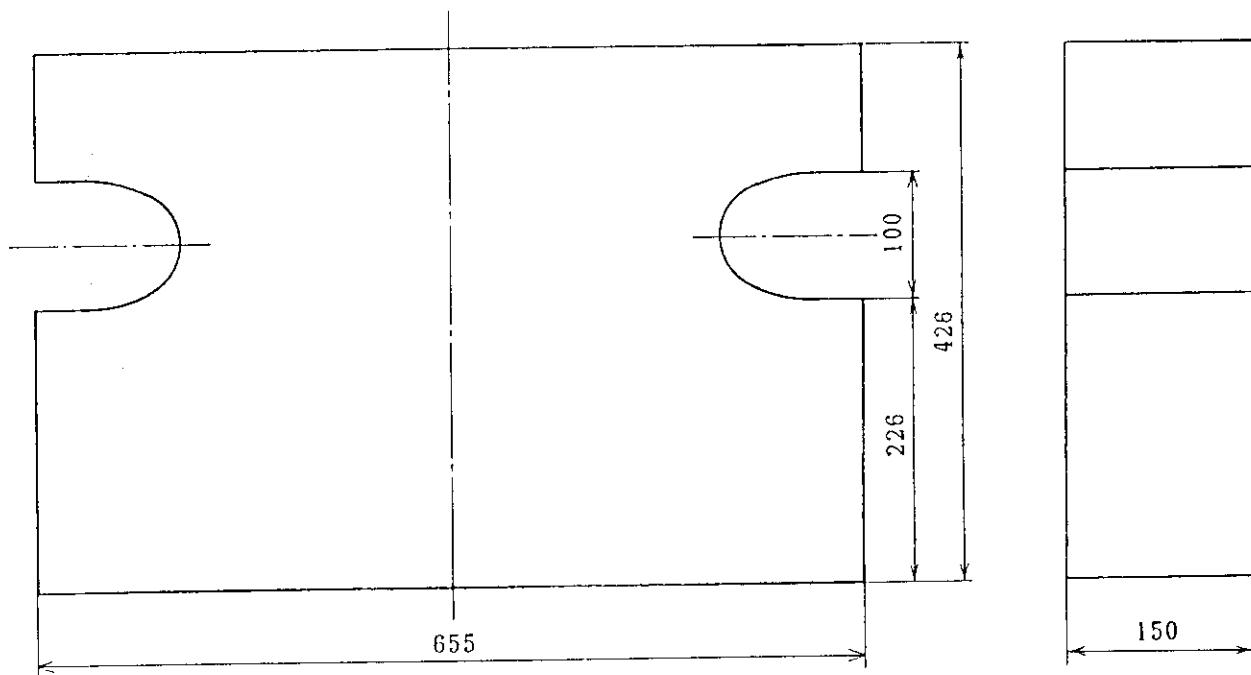


Fig. 3.3(b) 高温プレナムブロックキー / キー溝破壊試験の試験体形状

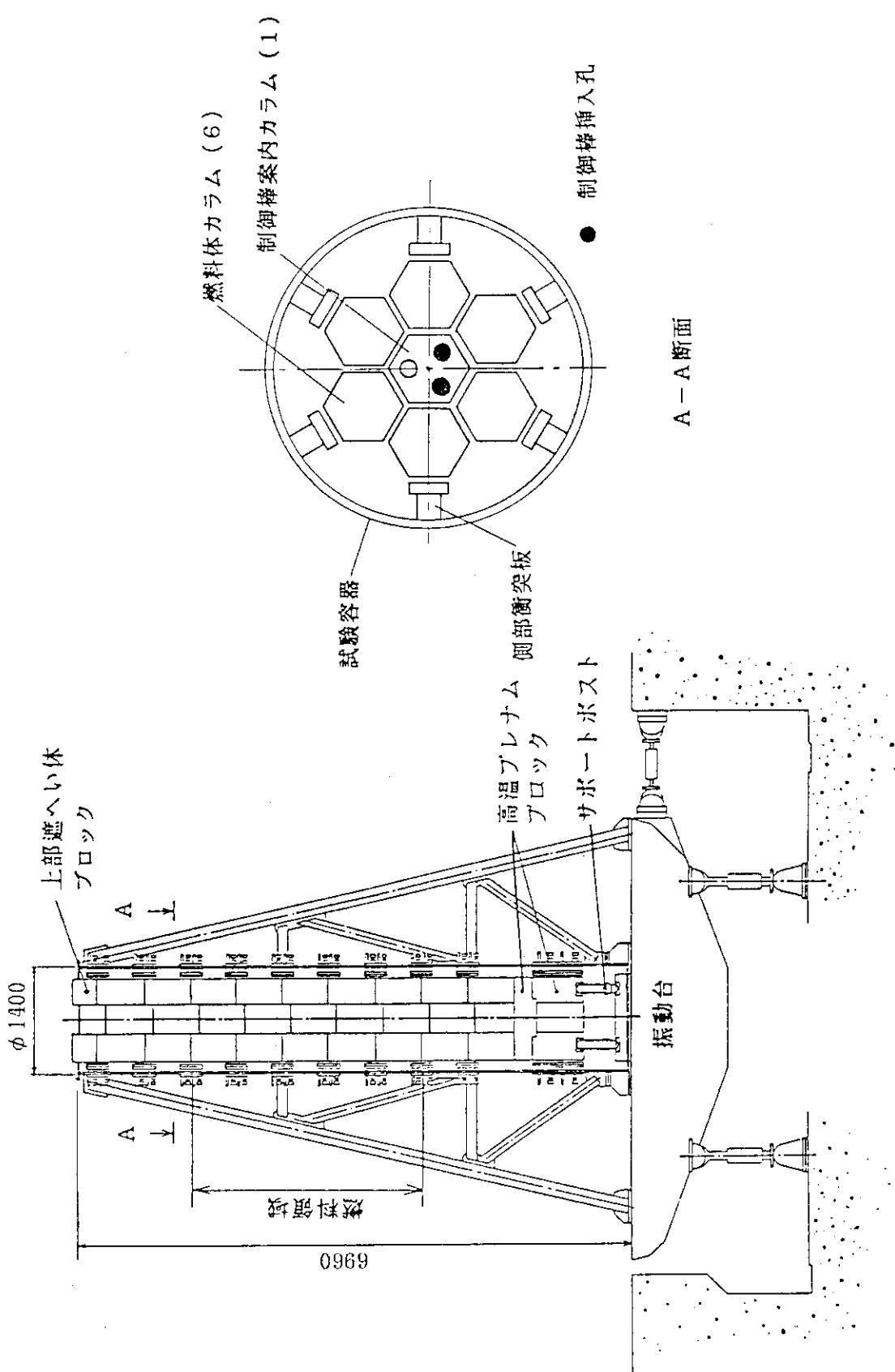
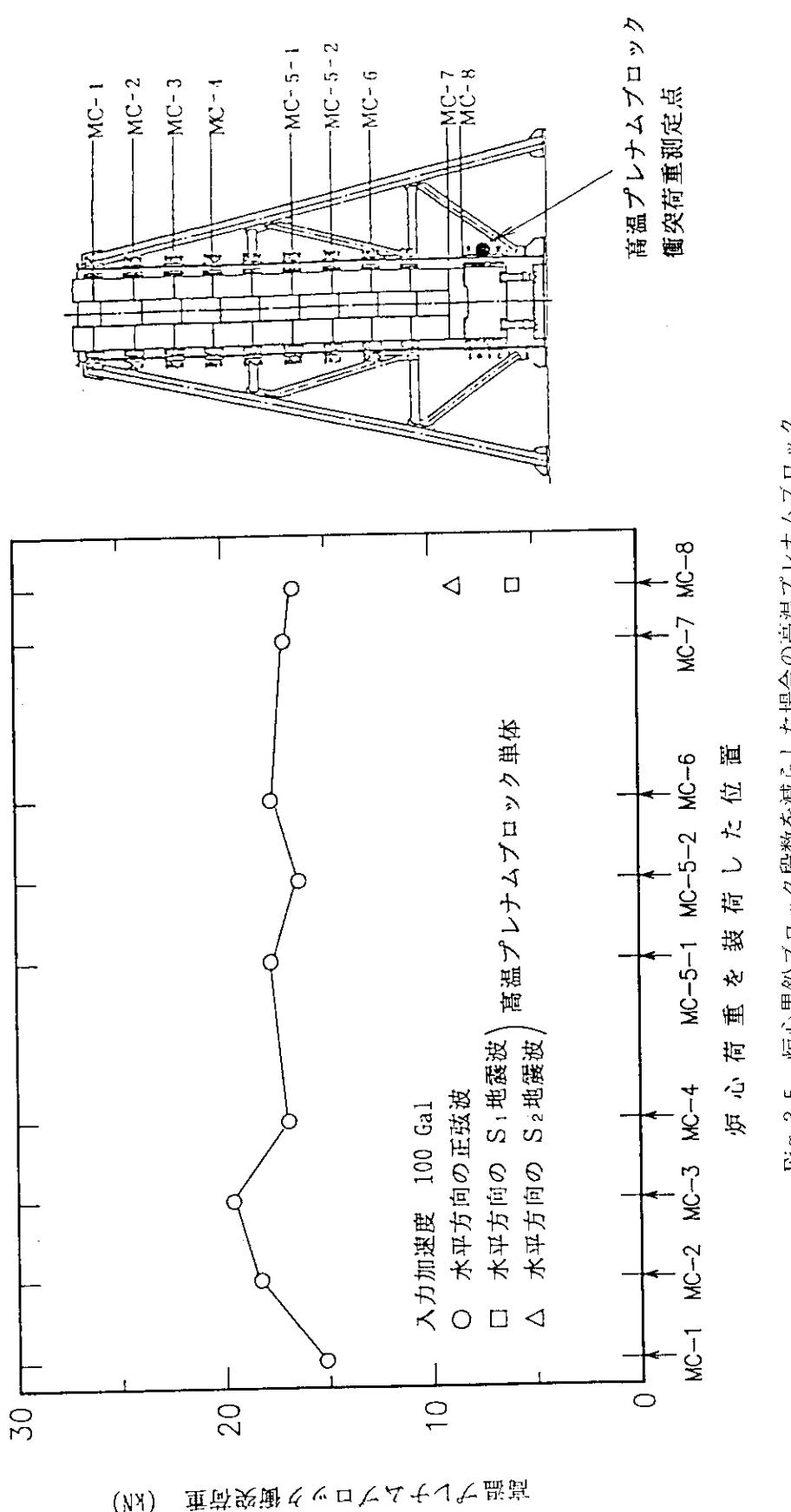
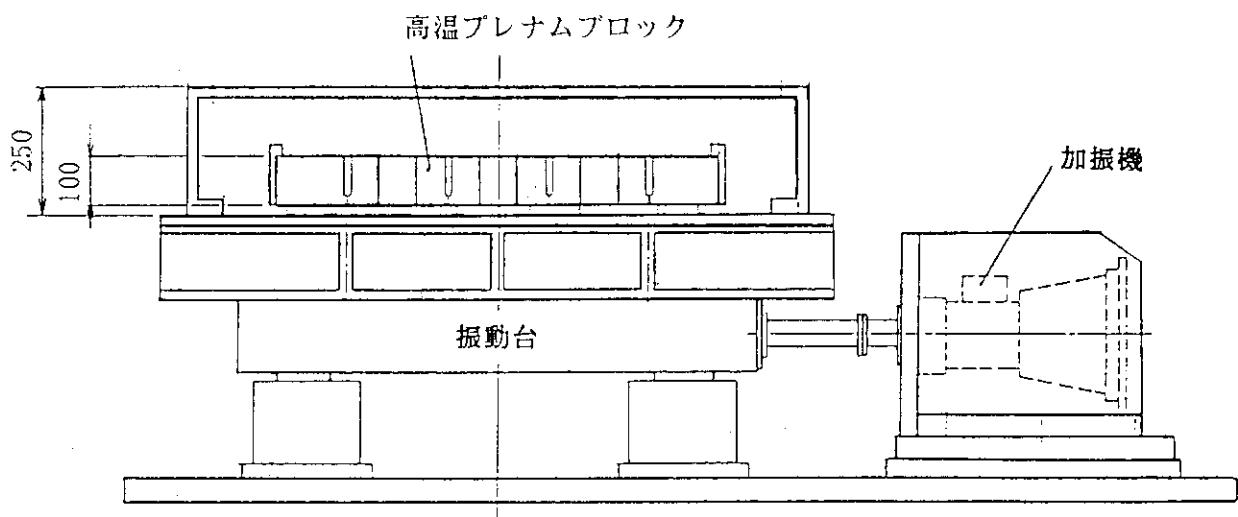
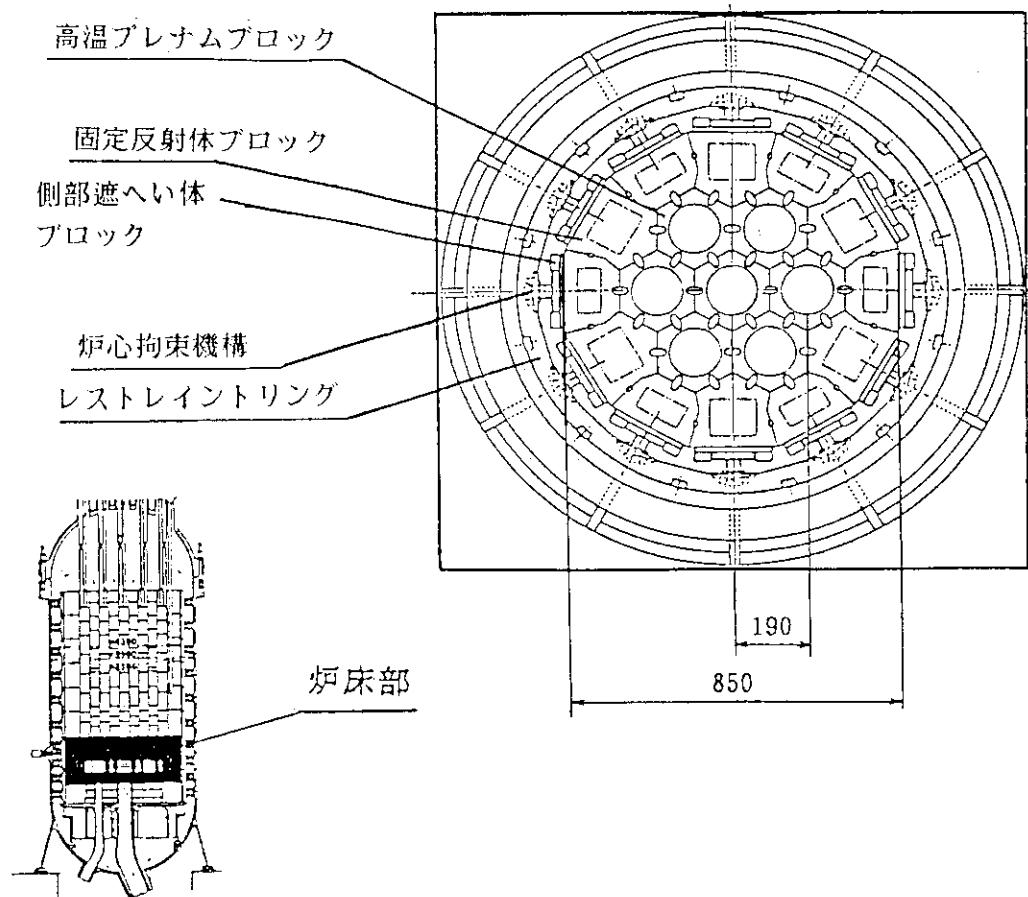


Fig. 3.4 実規模 1 領域耐震実証試験装置の概略構成(6)



Fig. 3.6 炉床部振動試験装置（1/5 スケール模型）の概略構成<sup>(7)</sup>

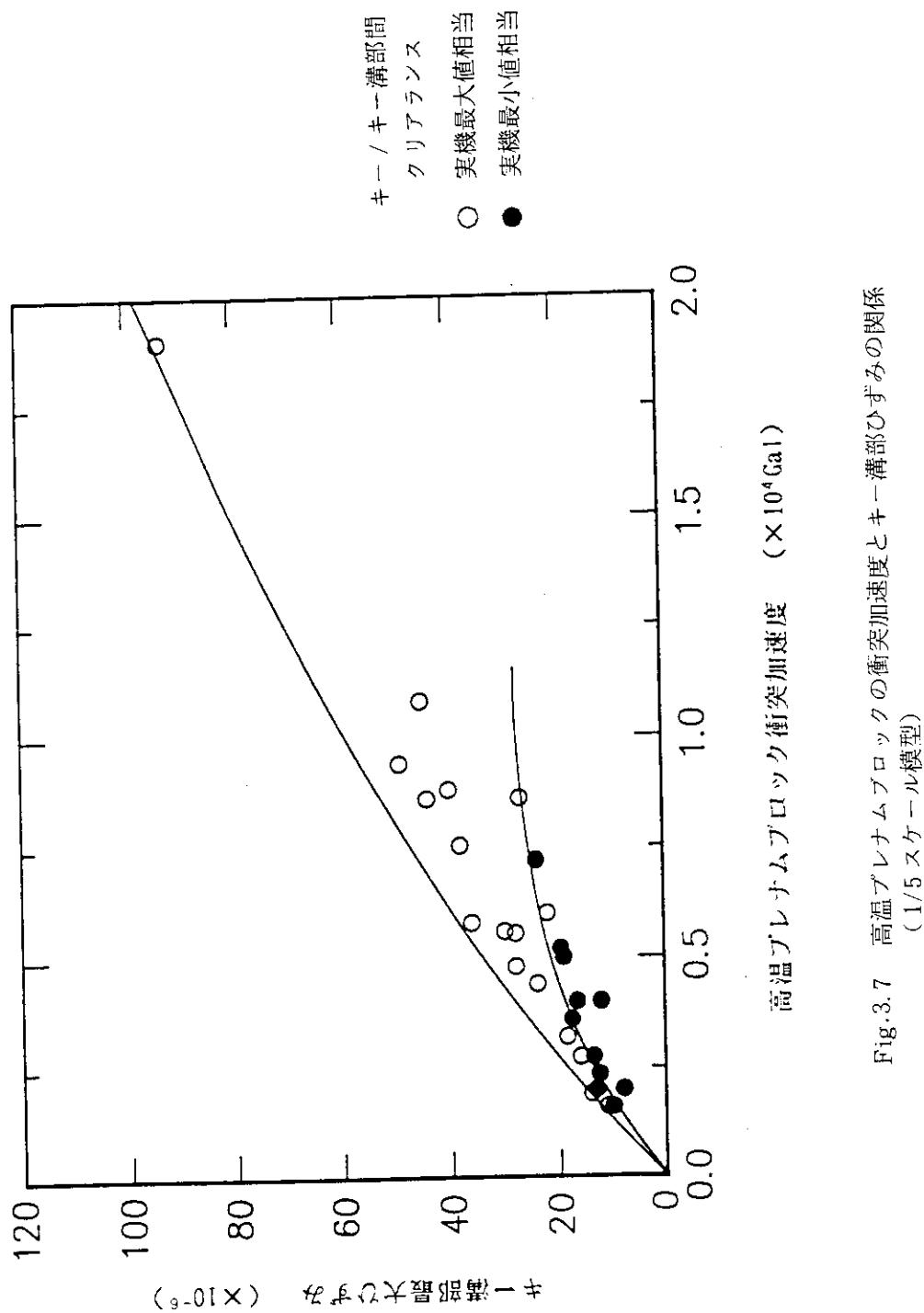


Fig.3.7 高温プレナムロックの衝突加速度とキー溝部ひずみの関係  
(1/5スケール模型)

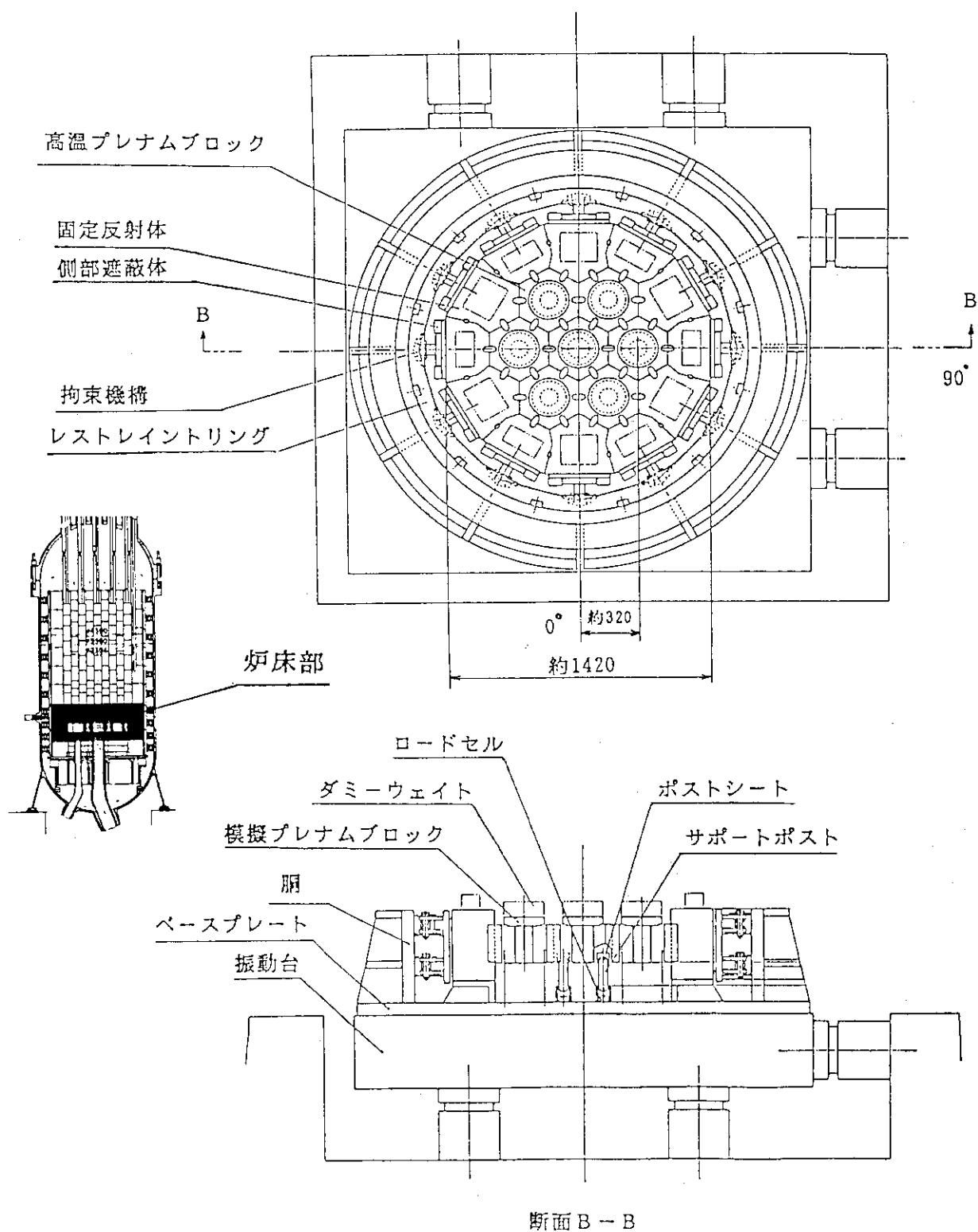
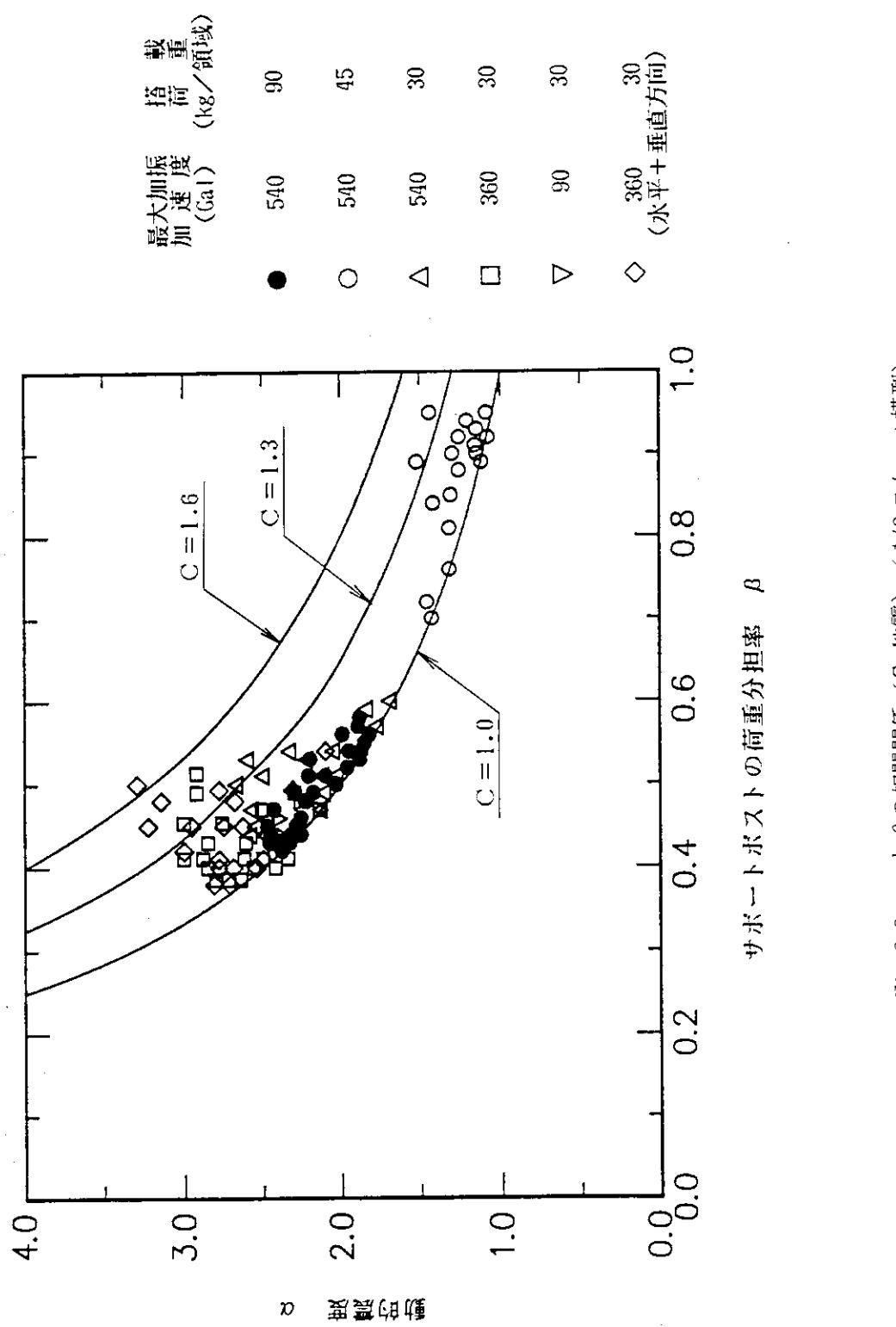


Fig. 3.8 炉床部振動試験装置（1/3 スケール模型）の概略構成<sup>(7)</sup>



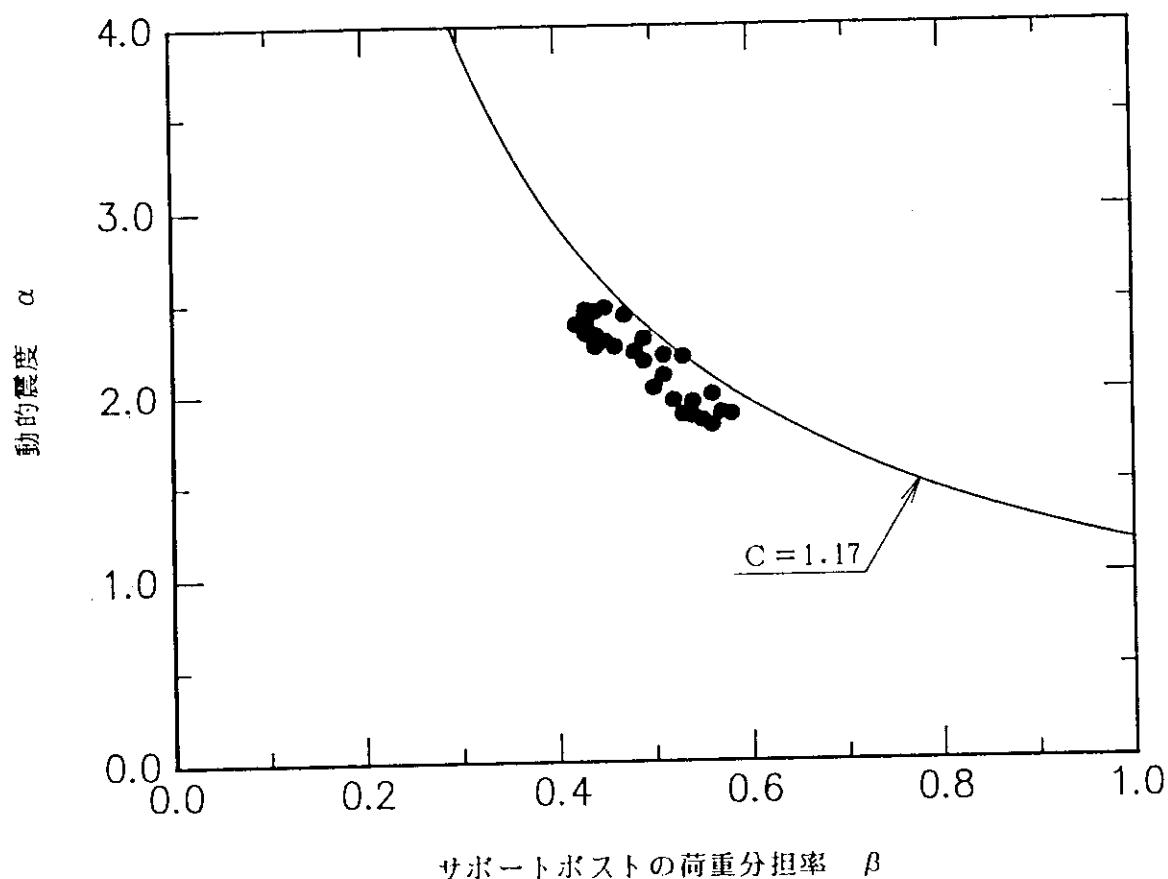


Fig.3.10  $\alpha$  と  $\beta$  の相関関係  
 (S<sub>2</sub>地震, 最大加振加速度: 540 Gal, 搭載荷重: 90 kg / 領域)  
 (1/3スケール模型)

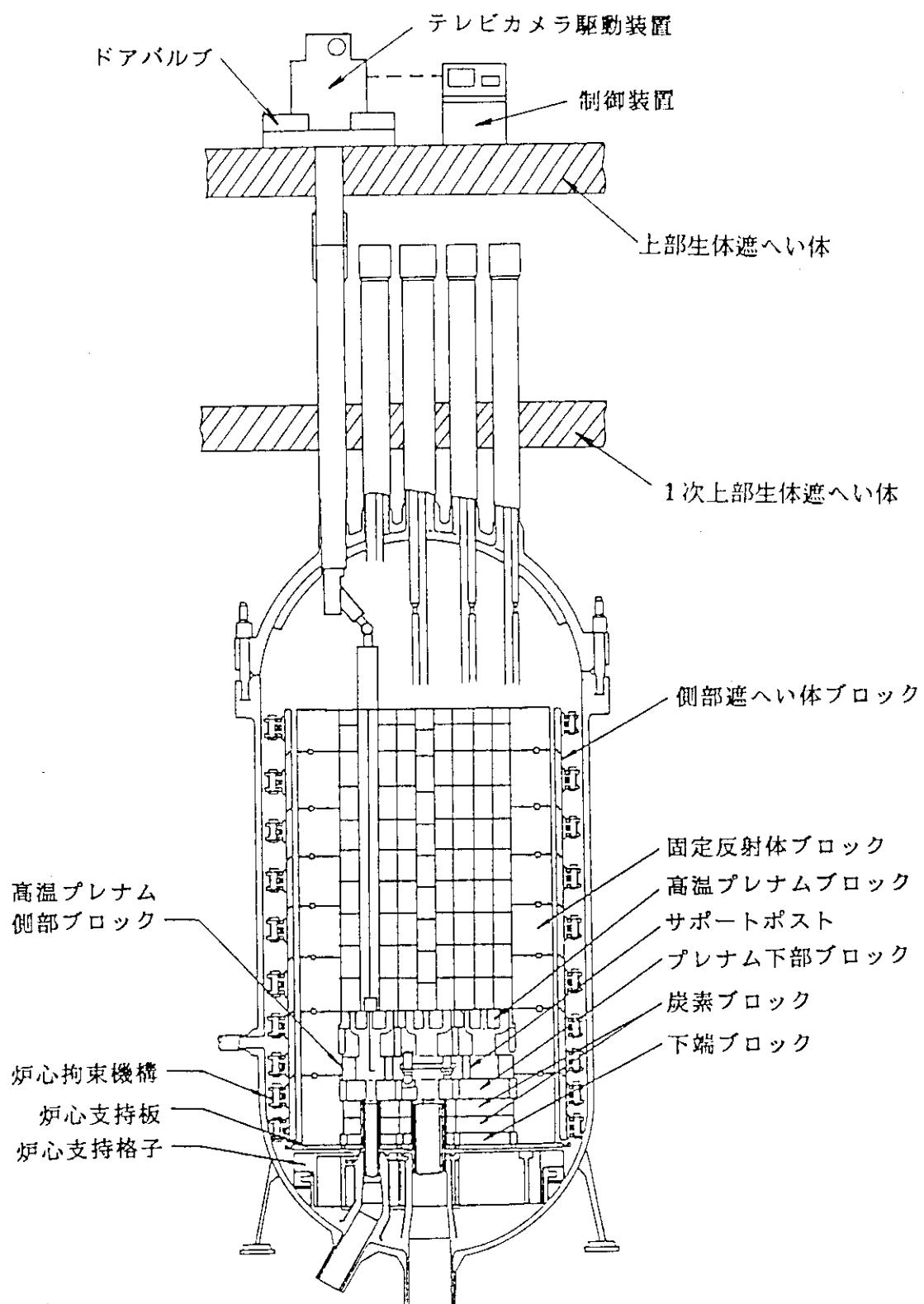


Fig. 3.11(a) テレビカメラ等による目視検査の概略図

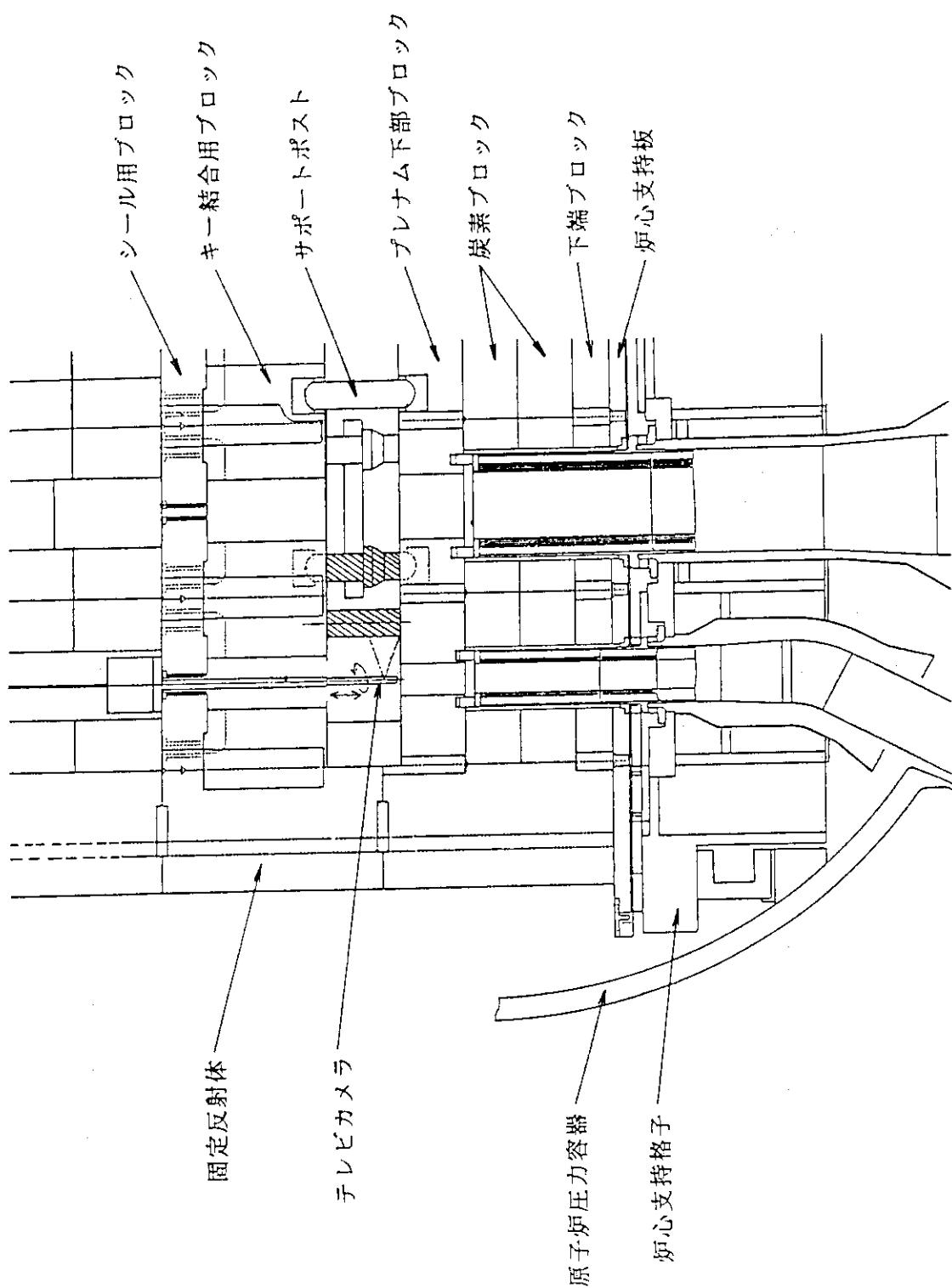


Fig.3.11(b) テレビカメラ等による目視検査の概略図

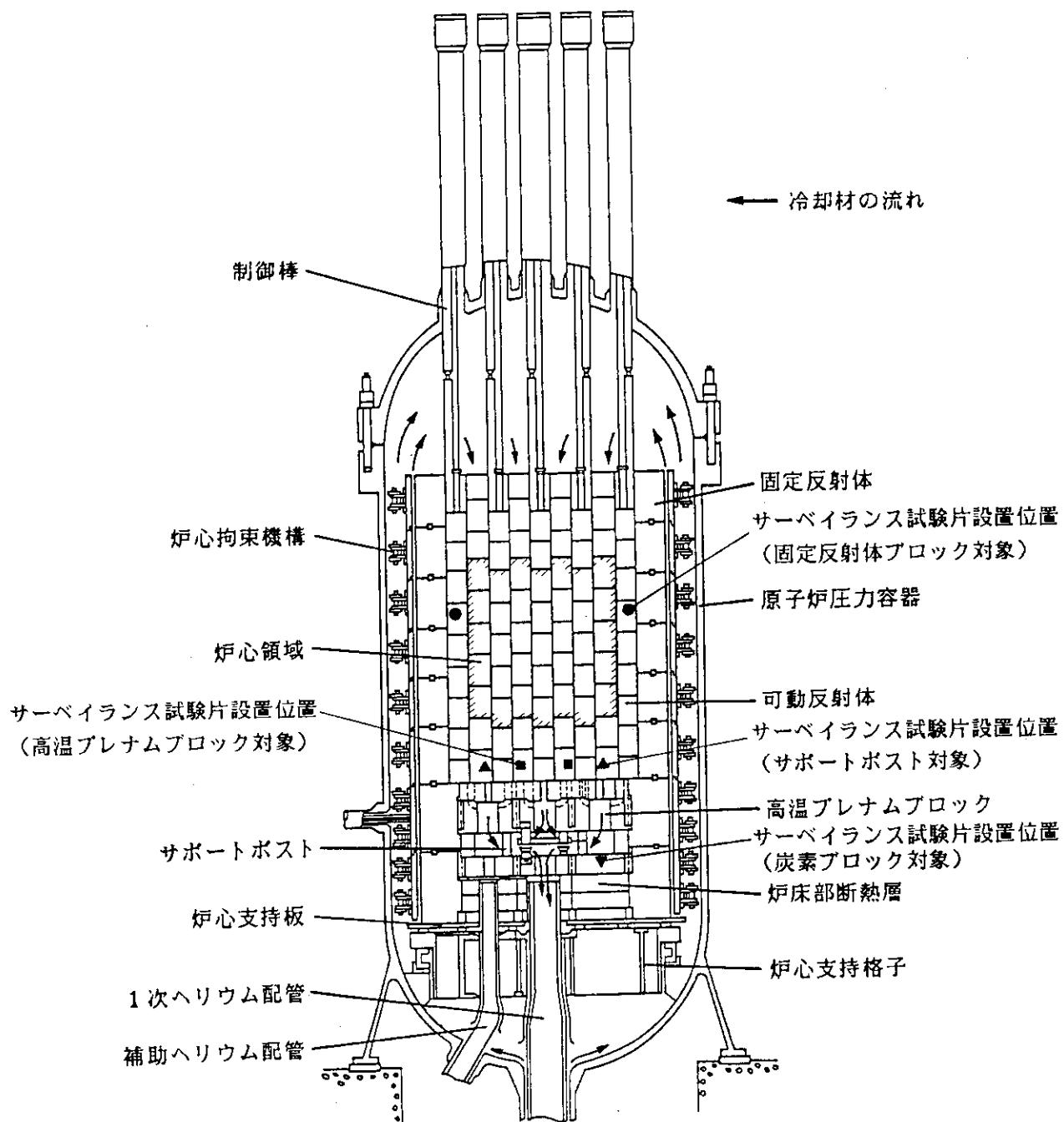


Fig.3.12 サーベイランス試験片の設置位置

## 4. 破損及び破壊を想定した場合の影響

H T T R では、構造物に対して十分余裕を持った設計並びに厳重な品質管理及び適切な供用期間中における検査及び監視を行うので、炉心支持黒鉛構造物が破損することは考え難いが、設計基準を超える事象として、万一、破損あるいは極端な場合として、破壊を想定したとしても黒鉛構造物の破碎までには至らず、炉心の支持、制御棒の挿入及び残留熱等の除去が可能であると考えられる。

万一、炉心支持黒鉛構造物が破壊した場合には、漏れ流れや黒鉛ブロックカラム間の隙間流れ等が増加するため炉心の冷却性能が低下し、燃料粒子被覆層の破損が生じる可能性がある。この場合には、1次冷却材放射能の増加等を検知することにより、燃料粒子被覆層の著しい破損が生じる前に原子炉を安全に停止することができる。

炉心支持黒鉛構造物の破損及び破壊を想定した場合の影響のフローチャートを Fig. 4.1 に示す。

炉心支持黒鉛構造物の破損及び破壊を想定した場合の炉心支持機能、制御棒の挿入性、炉心及び炉内構造物の冷却性、燃料粒子被覆層の破損について以下に考察する。

### 4.1 炉心支持機能

炉心支持黒鉛構造物の炉心支持機能を評価する上で想定できる破壊モードとしては、

- ① 高温プレナムブロック等の黒鉛ブロック自体の破壊
- ② キー結合部（主にキー溝部）の破壊
- ③ サポートポストの支持機能の喪失

等が考えられる。

各破壊モードにおける炉心支持機能について以下に述べる。

#### (1) ブロック自体の破壊

固定反射体ブロック、高温プレナムブロック、炉床部断熱層等の構造物にき裂が発生して破壊すると、一塊の破片はその場に停まるか、一部は落下する可能性がある。破片がその場に停まる場合は、隣接ブロックとのキー結合及び炉心拘束機構により、分割されたブロックの破片は周囲から拘束されるため、破壊前のブロックの形状は維持され、炉心支持機能は維持される。また、落下する可能性のあるものとして、キー結合用ブロック下面部の破片及び固定反射体ブロックの内外面部の破片が考えられる。キー結合用ブロック下面部が破壊した場合には、破片の一部はプレナム下部ブロック上に落下するが、サポートポスト支持部のブロックは塊としてその場所に停まり、炉心重量を直接支持しているシール用ブロックの落下は考えられない。また、固定反射体ブロックの落下は考えられない。また、固定反射体ブロック内外面部が破壊したとしても、落下する破片の形状は外面部においては固定反射体ブロック外面と側部遮へい体ブロック内面までの距離（約 5 cm）、内面部においてはカラム間ギャップの積算量（約 3 cm）により制限され、大きな塊は下に落下しない。

のことより、固定反射体ブロックの破壊により、小さな破片は落下するかもしれないが、ブロック自体はその場所に停まり、かつ隣接ブロックとのキー結合及び炉心拘束機構により固定反射体は一体化されることより炉心形状は維持される。

#### (2) キー結合部の破壊

キー結合部に作用する重要な荷重は地震力であることより、キー結合部の破壊は地震による破壊を想定する。

キー結合部の破壊としては、キーの破壊とキー溝部の破壊に大別される。キーが破壊しても、キーはキー溝部に停まるよう設計してあるので、炉心支持黒鉛構造物の構造的一体性は保持され、炉心支持能力が喪失されることはない。一方、キー溝部が破壊することは、キー / キー溝部破壊試験でみられるようにそのブロック自体がキー溝部を起点に破壊することであり、破片としては大きな塊となる。かつ、破壊する箇所はキー結合部におけるブロック接触面の片面のみでキー結合部におけるブロック相互の接触は維持され、炉心支持黒鉛構造物の配列を乱すことはない。更に、固定反射体は炉心拘束機構により一体化されることより、キー溝部が破壊したとしても、炉心形状は維持される。

#### (3) サポートポストの支持機能の喪失

高温プレナムブロック（キー結合用ブロック）は、3本のサポートポストにより支持されているが、そのうちの一本が支持機能を喪失したと想定しても炉心形状は維持される。これは、Table 4.1 に示すようにサポートポストの設計が、1本でキー結合用ブロックを支持できるようしているためである。荷重条件としては、通常時は搭載荷重と炉心差圧を、地震時は搭載荷重と鉛直地震力を各々考え、更に、原子炉寿命末期を想定して通常時のサポートポストの酸化減肉を考慮している。サポートポストの健全性評価は「黒鉛構造設計方針」に基づいて行っている。

複数のサポートポストが同時に破壊することは考え難く、また、サポートポストの破壊、転倒等に関しては、テレビカメラ等で定期的に観察するため、サポートポストの炉心支持機能は確保される。

## 4.2 制御棒の挿入性

制御棒は、Fig.4.2 に示すような状態の時に挿入出来ない可能性がある。

- ・挿入孔閉塞状態：制御棒挿入孔が黒鉛構造物の破片により閉塞される。
- ・挿入孔屈曲状態：制御棒案内カラムが動き得る水平方向の変位が大きくなり、制御棒挿入傾斜角が、後述する静的挿入性試験より定まる限界挿入傾斜角以上になる。
- ・挿入孔不連続状態：制御棒案内カラム内の挿入孔がブロック間で水平方向に、挿入孔径から制御棒の最外径を引いた値（約 7 mm）以上ずれる。

これらのことより、制御棒の挿入性を評価する上で想定する炉内構造物の破損及び破壊モードとしては、

- ① 炉心支持黒鉛構造物の破壊（挿入孔閉塞状態及び挿入孔屈曲状態）
- ② 炉心拘束機構の破損（挿入孔屈曲状態）

また、炉心構成要素の破壊については、

- ① 制御棒案内ブロックのダウエルピン及びダウエルソケット（以下ダウエル / ソケットという）の破壊（插入孔不連続）

等が考えられる。

地震時に制御棒案内插入孔が屈曲した状態を模擬した条件下で、插入孔傾斜角をパラメータとして制御棒の插入性試験（静的插入性試験）を実施し、問題なく制御棒の挿入・引抜きが可能なことを確認した。試験における插入孔屈曲モードを Fig.4.3 に、試験結果を Table 4.2 に示す。この試験結果より、Fig.4.4 に示すように制御棒要素と制御棒案内ブロックが幾何学的に 3 点当たりが発生しない插入孔傾斜角（約 0.09 rad）まで、制御棒が挿入可能であることがわかった。

以下に、炉心支持黒鉛構造物の破壊、炉心拘束機構の破壊及び制御棒案内ブロックのダウエル / ソケットの破壊を想定した場合の制御棒の插入性について述べる。

#### (1) 炉心支持黒鉛構造物の破壊（插入孔閉塞状態及び插入孔屈曲状態）

制御棒案内カラム最上段の插入孔には制御棒案内管が挿入されているため、黒鉛構造物の破片が插入孔に入ることは考え難い。また、炉心支持黒鉛構造物が破壊したとしても、炉心形状は維持される。炉心支持黒鉛構造物の破壊後に地震が発生した場合、炉心の振動挙動は変化する可能性はあるが、制御棒案内カラムの変位は、カラム間ギャップの積算量以上は動き得ない。即ち、一部の高温プレナムブロック又はサポートポストが破壊したとしても、炉床部全体は、キー結合構造で一体化され、その外周を炉心拘束機構で締め付けていることにより、炉床部全体の炉心下方での支持機能は維持される。また、固定反射体ブロックの一体が破壊した場合、そのブロックの破壊箇所以外はキー結合構造により円筒状に一体化され、その外周を炉心拘束機構により締め付けているため、固定反射体の炉心側部での炉心支持機能は維持される。制御棒案内カラムが、カラム間ギャップの積算量だけ変位した時の插入孔傾斜角を求めるとき約 0.03 rad となり、静的插入試験の結果より、制御棒の插入性は確保される。

#### (2) 炉心拘束機構の破損（插入孔屈曲状態の評価）

炉心拘束機構の拘束バンドが破損した場合、固定反射体ブロックの最大水平方向変位は、ラジアルキー部のクリアランス等の製作誤差を考慮しても約 15mm であり、実際は固定反射体ブロックに設けているキー結合構造により、地震時においてはこの値以下になる。ここで、これ以上はあり得ない極端な場合として、カラム間ギャップの積算量と固定反射体の変位量約 15mm を加算した時の插入孔傾斜角を求めるとき約 0.05 rad となり、静的插入性試験より制御棒は挿入できる。

#### (3) 制御棒案内ブロックのダウエル / ソケットの破壊（插入孔不連続状態の評価）

制御棒案内ブロックのダウエル / ソケットの破壊において、1 個のダウエル / ソケットの破壊であればブロックは水平方向にずれることはないが、3 個のダウエル / ソケットの同時破壊を仮定すると、その箇所で插入孔は水平方向にずれる可能性がある。この場合、上部遮へい体ブロック間のギャップは、原子炉運転時においては、ほぼダウエルとソケット間のクリアランス程度であることより、最大の水平方向のずれは、Fig.4.5 に示すように、ダウエルとソケット間のクリアランスをカラム高さ方向に積算した値（約 3mm）となり、3 組のダウエル / ソケ

ットの同時破壊を仮定しても制御棒は挿入できる。

また、このずれ量に対して制御棒先端のショックアブソーバが、Fig.4.4に示すずれ面上に停まることは、以下の理由によりないと考えられる。

ショックアブソーバの外径は約106mmであり、制御棒最外径より約10mm小さい。また、制御棒案内ブロックの挿入孔両端面部及びショックアブソーバ下端部は面取を施してあるので、水平方向のずれが約7mm以内であれば、ショックアブソーバは、ずれ面上に停まることなく、また、それが7mm以上になることは考え難い。

#### 4.3 炉心及び炉内構造物の冷却性

原子炉の出力運転中に、黒鉛ブロックの破損等が原因で、1次冷却材による冷却性が劣化したり、あるいは冷却が不可能になったとしても、炉心及び炉内構造物等の冷却性が確保されることを、以下に示す解析により確認している。

##### (1) 1次冷却材の冷却性能が低下した場合

この事象については、一例として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〕<sup>(10)</sup>（以下、申請書）添付書類十の「燃料体内冷却材流路閉塞事故」で取扱っている。即ち、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で、燃料体冷却材流路の1流路が閉塞される事象として考えている。この時の燃料体の温度分布状態及び燃料体に及ぼす影響を調べるために、計算コード FLOWNET / TRUMP<sup>(11)</sup>により解析を行っている。

Fig.4.6は、1流路の燃料体内冷却材流路の閉塞により発生する各冷却材流路内の燃料最高温度を示したものである。燃料カラム内の燃料体内冷却材流路のうち、1流路が完全閉塞した場合、閉塞流路内の燃料最高温度は、燃料体の上から3段目の下部で1650°Cまで上昇し、燃料体内の閉塞した流路に隣接する流路内の燃料温度も約1600°Cまで上昇する。この時、その他のカラム内の燃料温度の過度な上昇はない。<sup>(10)</sup>

この事故が万一発生した場合には、1次冷却材の監視計装及び燃料破損検出装置による核分裂生成物の検出によって、運転員が異常を検知して、必要な操作を行うことにより、必要な場合には、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、補助冷却設備の作動により崩壊熱の除去が行われ、炉心に過度の損傷を与えることなく、事故は安全に終止をしているので、著しい被覆燃料粒子の破損は生じないと考えられる。

以上のことから、燃料体内冷却材流路の1流路が完全閉塞したとしても他の燃料体内冷却材流路に及ぼす影響は軽微であるため、この事故が炉心及び炉内構造物の冷却性に悪影響を及ぼすことはない。

##### (2) 1次冷却材による冷却が不可能な場合

この事象については、一例として申請書添付書類十の「1次冷却設備二重管内管破損事故」で取扱われている。即ち、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で、1次冷却設備二重管内管が瞬時に破損し、1次冷却材の一部が破損部を通して中間熱交換器又は1次加圧水冷却器に戻り、炉心をバイパスする事象として考えている。万一、この事故が生じた場合には、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、炉容器冷却設備により残留熱の除去が行われ、

炉心に過度の損傷を与えることなく事故は安全に終止する。

この時の炉容器冷却設備による原子炉圧力容器及び炉内構造物の冷却性を評価するために、原子炉スクラム後の長時間の挙動を計算コードTAC-NC<sup>(2)</sup>で解析を行っている。

Fig.4.7は、原子炉スクラムから長時間の燃料最高温度及び原子炉圧力容器最高温度の時間変化を、Fig.4.8は、各炉内構造物の最高温度の時間変化を示している。燃料最高温度は原子炉スクラム直後に約1135°Cに低下した後、再び上昇するが初期値を上回ることはない。<sup>(10)</sup>また、原子炉圧力容器の最高温度は、原子炉圧力容器側部に生じ、事故後約25時間で約515°Cになるが、制限温度を超えることはない。<sup>(10)</sup>炉内構造物については、炉心拘束機構の温度が約540°Cに上昇するが、その他の炉内構造物は、初期値を上回らない。

この事象の経過は、黒鉛ブロックの破損が原因で1次冷却材による冷却が不可能になった場合と同じであるので、以上のことから、炉心、炉内構造物及び原子炉圧力容器の冷却性が確認された。

以上のことより、炉心支持黒鉛構造物が破損あるいは破壊しても、炉心支持黒鉛構造物に要求される安全機能、即ち、炉心の支持、制御棒の挿入、炉心及び炉内構造物の冷却が可能であり、原子炉の安全性は確保されるとしている。

また、炉心支持黒鉛構造物のその他の安全機能である、

- ・中性子漏えい防止（固定反射体等）
- ・熱遮へい（炭素ブロック等）
- ・放射線遮へい（遮へい体等）

に関しては、炉心支持黒鉛構造物が破損又は破壊しても、その位置に留まっていれば機能は確保できる。

#### 4.4 燃料粒子被覆層の破損

万一、何らかの原因により炉心支持構造物が破壊しても、炉心の維持、制御棒の挿入、炉心及び炉内構造物の冷却は可能であるが、破壊が原因で構造物間の隙間が異常に拡大したり、炉心が傾き、炉心の配列にズレが生じる可能性がある。この場合、運転時に漏れ流れや黒鉛ブロックカラム間の流れが増加するため、炉心内の冷却性が劣化することが考えられ、影響が大きい場合には、燃料温度が上昇して燃料粒子被覆層が破損し、燃料からのFP放出が多くなる可能性がある。

炉心内の冷却性が劣化する原因としては、

- ① 固定反射体ブロック間の漏れ流れの増加
- ② 燃料体の黒鉛ブロック間のクロスフローの増加
- ③ 燃料体の黒鉛ブロックカラム間の隙間流れの増加

等により、燃料棒を冷却する冷却材の有効流量が減少することが考えられる。以下に、各炉心支持黒鉛構造物の破損及び破壊が、炉心内の冷却材の流動特性に及ぼす影響について述べる。

固定反射体ブロックのキー構造等が破壊した場合には、固定反射体ブロックの配列に異常が生じ、結果として炉心配列にズレが生じる可能性がある。この場合には、炉心拘束機構によって拘束されるために固定反射体ブロックの大きな変位は起こり得ないが、運転時に漏れ流れや黒鉛

ブロックカラム間の隙間の流れが増加する。また、炉心側部の固定反射体ブロックの内面が破壊し、その破片がシール用ブロックの上面に落下した場合には、燃料交換時等に黒鉛ブロックが傾く原因となり、クロスフローや黒鉛ブロックカラム間の隙間の流れが増加する。

高温プレナムブロックが破壊したとしても、隣接ブロックとのキー結合によってブロックとしての形状は維持される。万一、キー構造等が破壊した場合には、高温プレナムブロックの配列の異常により、炉心の配列にズレや傾きが生じ、クロスフローや黒鉛ブロックカラム間の隙間の流れが増加する可能性がある。また、シール用ブロックの上面に割れ等が発生した場合には、燃料体の黒鉛ブロックが傾く原因となる。

サポートポストは、高温プレナムブロックを1本で支持できるが、その破壊は、炉心が傾く原因となり、クロスフローや黒鉛ブロックカラム間の隙間の流れが増加する可能性がある。

炉床部断熱層のプレナム下部ブロックのキー構造部が破壊した場合には、地震時にプレナム下部ブロックが想定以上に変動し、その変動がサポートポストや高温プレナムブロックにかかる地震荷重を増大させ、各構造物を破損させる可能性がある。また、下端ブロックのキー構造及び炭素ブロックのダウエル構造等が破壊した場合には、地震時に各ブロックの繰返し衝突により割れや欠け等が進展し、その破片がくさび状に各ブロックの欠け等により生じた隙間に侵入して炉床部断熱層が傾き、結果として炉心が傾く可能性がある。この場合には、クロスフローや黒鉛ブロックカラム間の隙間の流れが増加する可能性がある。

以上に述べたように、炉心支持黒鉛構造物が破損もしくは破壊した場合には、上記の①～③が生じる可能性があり、炉心内の冷却性が劣化して、影響が大きい場合には、燃料温度が上昇して燃料粒子被覆層が破損し、燃料からのFP放出が多くなる可能性がある。

しかし、被覆燃料粒子の場合は軽水炉燃料等とは異なり、燃料粒子被覆層が破損しても、冷却材流路を閉塞するとか、機械的エネルギーを発生することなく、各燃料粒子の被覆層が独立に破損していくもので、いわゆる軽水炉燃料等の破損伝播は考えられない。従って、燃料粒子被覆層が破損しても、他の被覆燃料粒子に悪影響を及ぼすことはない。従って、1次冷却材放射能の検出器、各領域ごとに設けられた高温プレナム部温度計装、燃料破損検出装置等によって異常を検知し、原子炉を安全に停止することができる。また、周辺公衆等に著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

Table 4.1 サポートポストの健全性評価  
(1本のサポートポストで高温ブレナム  
ブロックを支持した場合)

(単位: MPa, +は引張応力; -は圧縮応力)

| 運転状態   |      | 膜応力  | (膜+曲げ)<br>応力 | 全応力   |       | 軸圧縮荷重 | 荷重条件                            |
|--------|------|------|--------------|-------|-------|-------|---------------------------------|
| I & II | 発生応力 | 約 -7 | 約 -10        | 約 -43 | 約 +10 | 約 -7  | 搭載荷重<br>+<br>炉心差圧<br>+<br>通常時酸化 |
|        | 許容値  | -16  | -21          | -56   | +18   | -13   |                                 |
| III    | 発生応力 | 約 -9 | 約 -12        | 約 -46 | 約 +11 | 約 -9  | 搭載荷重<br>+<br>炉心差圧<br>+<br>通常時酸化 |
|        | 許容値  | -31  | -42          | -56   | +18   | -26   |                                 |

## 荷重条件

|       |                 |
|-------|-----------------|
| 搭載荷重  | 約 11 ton (1領域分) |
| 炉心差圧  | 約 1 ton (1領域分)  |
| 地震    |                 |
| 荷重    | 0.36 g          |
| 水平変化  | 約 7 mm          |
| 通常時酸化 | 直径で約 2 mm の減肉   |

Table 4.2 制御棒挿入性試験結果

| 項目<br>実験モード* | 挿入孔傾斜角<br>(rad)       | 挿入の可否 | 挿入抵抗力<br>(N) |
|--------------|-----------------------|-------|--------------|
| I            | 0.0202 <sup>max</sup> | 可     | ≠ 0          |
| II           | 0.0404                | 可     | ≠ 0          |
| III          | 0.0614                | 可     | 5 ~ 10       |
| IV           | 0.0877                | 可     | 5 ~ 10       |

\* Fig. 4.3 を参照

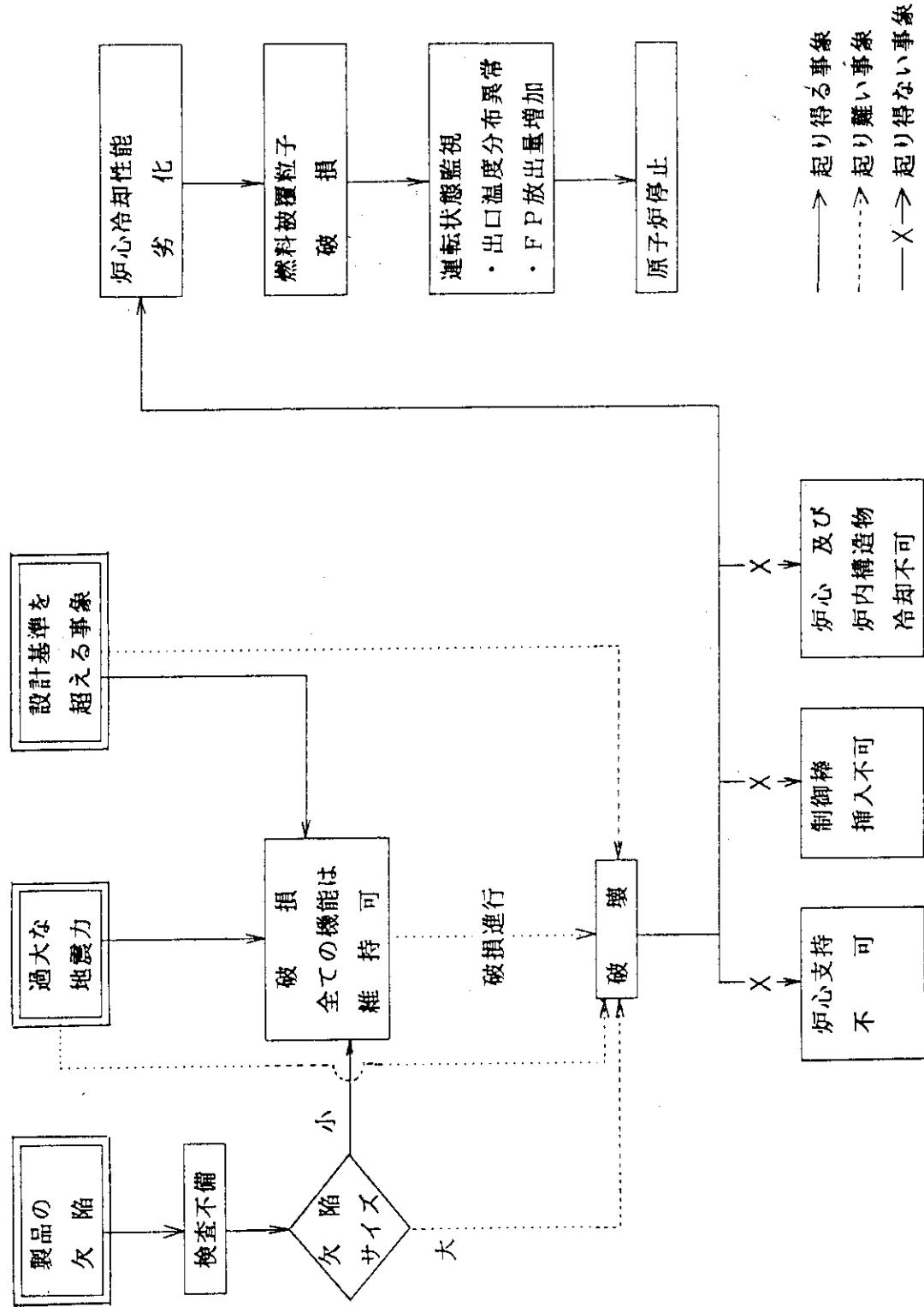


Fig. 4.1 炉心支持黒鉛構造物の破損及び破損を想定した場合の影響

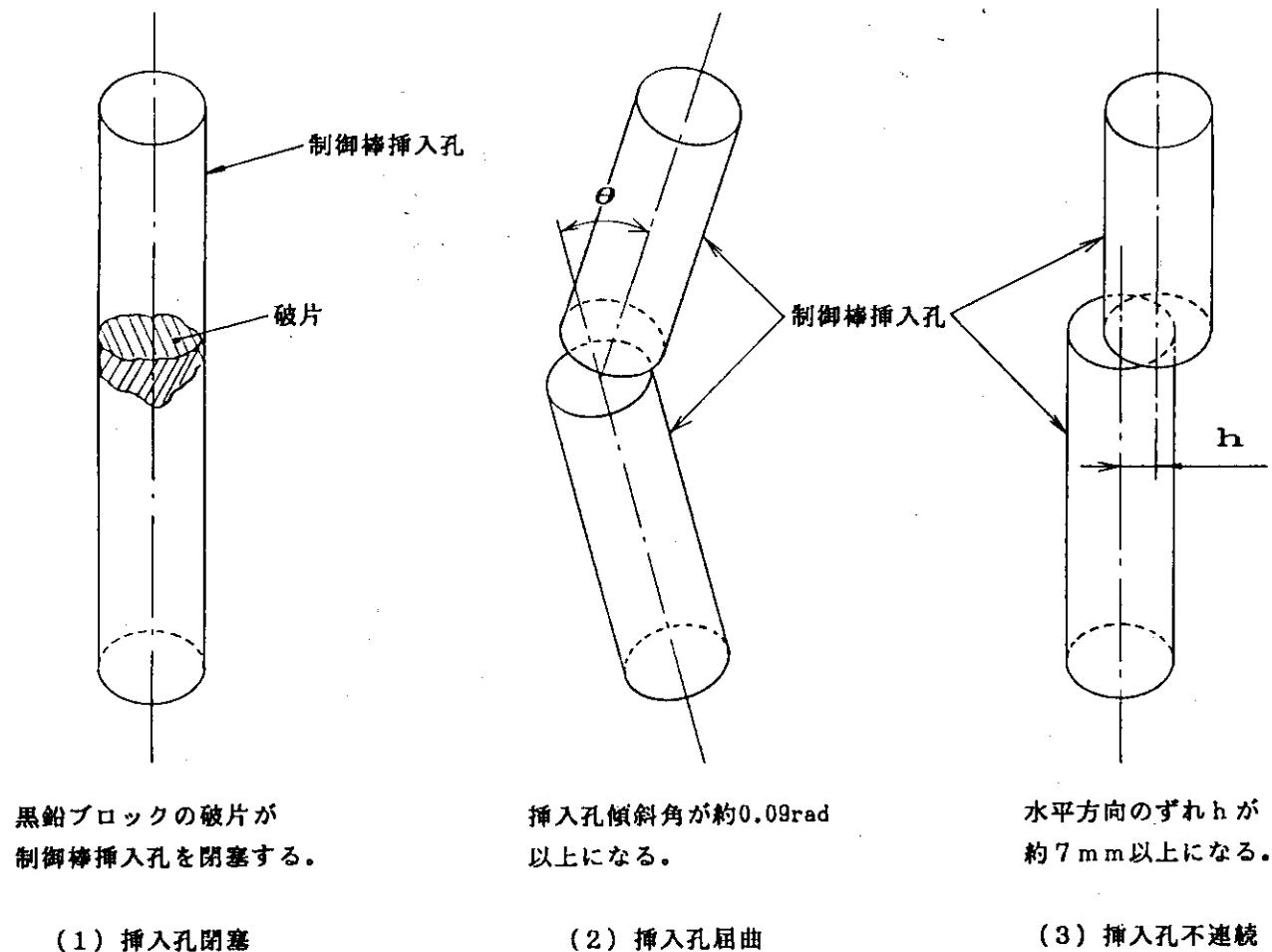


Fig.4.2 制御棒插入性が確保出来なくなる可能性のある挿入孔の状態

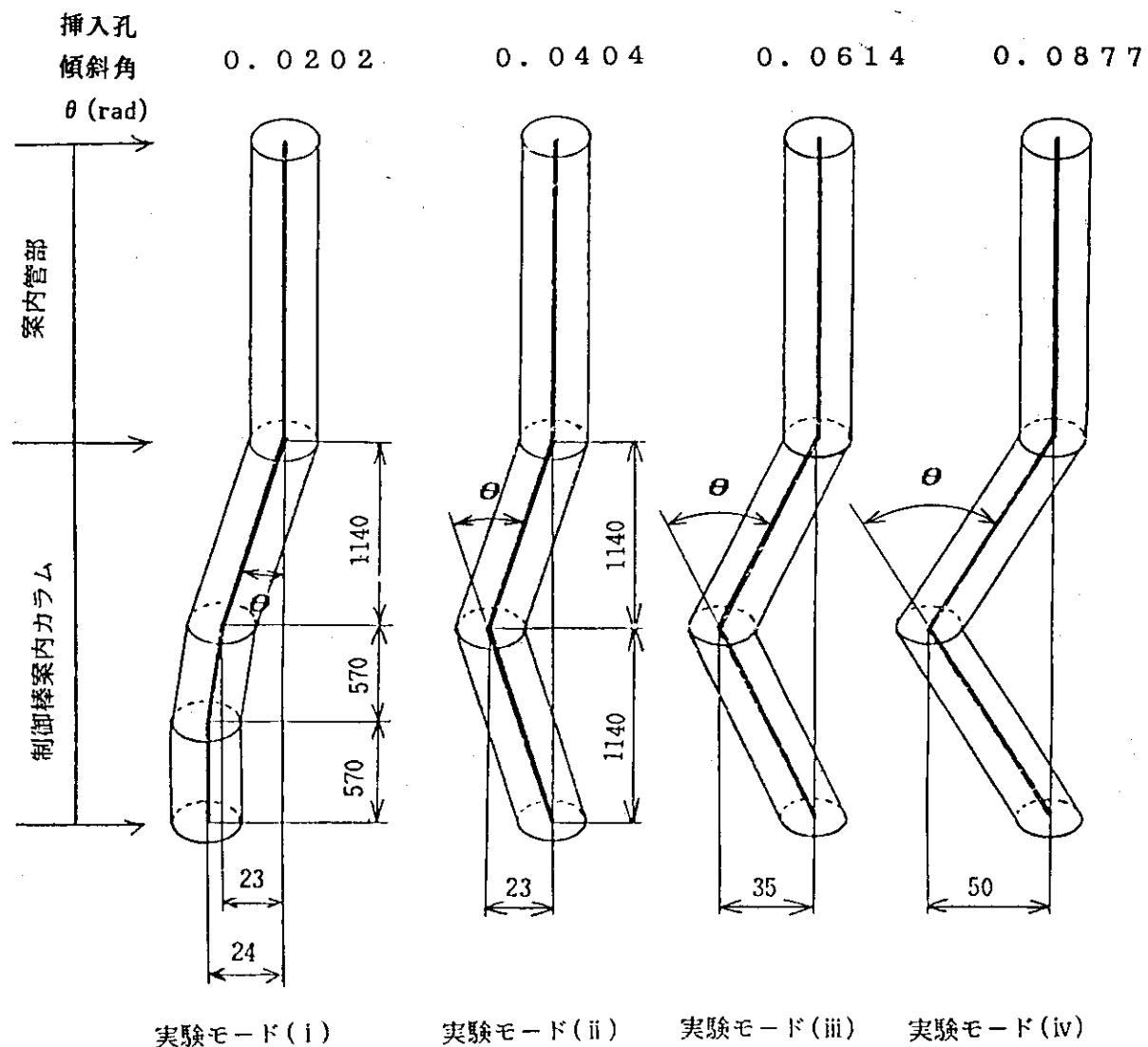


Fig.4.3 制御棒挿入性試験における制御棒案内カラムオフセットモード

$$\theta \doteq 4(D_o - D)/h \text{ (rad)}$$

ここで  $D_o$  : 挿入孔径 ( $=123\text{mm}$ )

$D$  : 制御棒の最外径 ( $=116\text{mm}$ )

$h$  : 制御棒要素長 ( $=304\text{mm}$ )

$\theta$  : 限界挿入孔傾斜角 ( $=0.092\text{rad}$ )

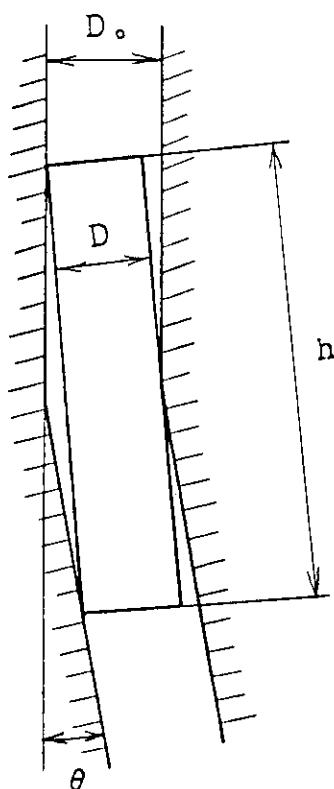


Fig. 4.4 制御棒要素の限界挿入孔傾斜角

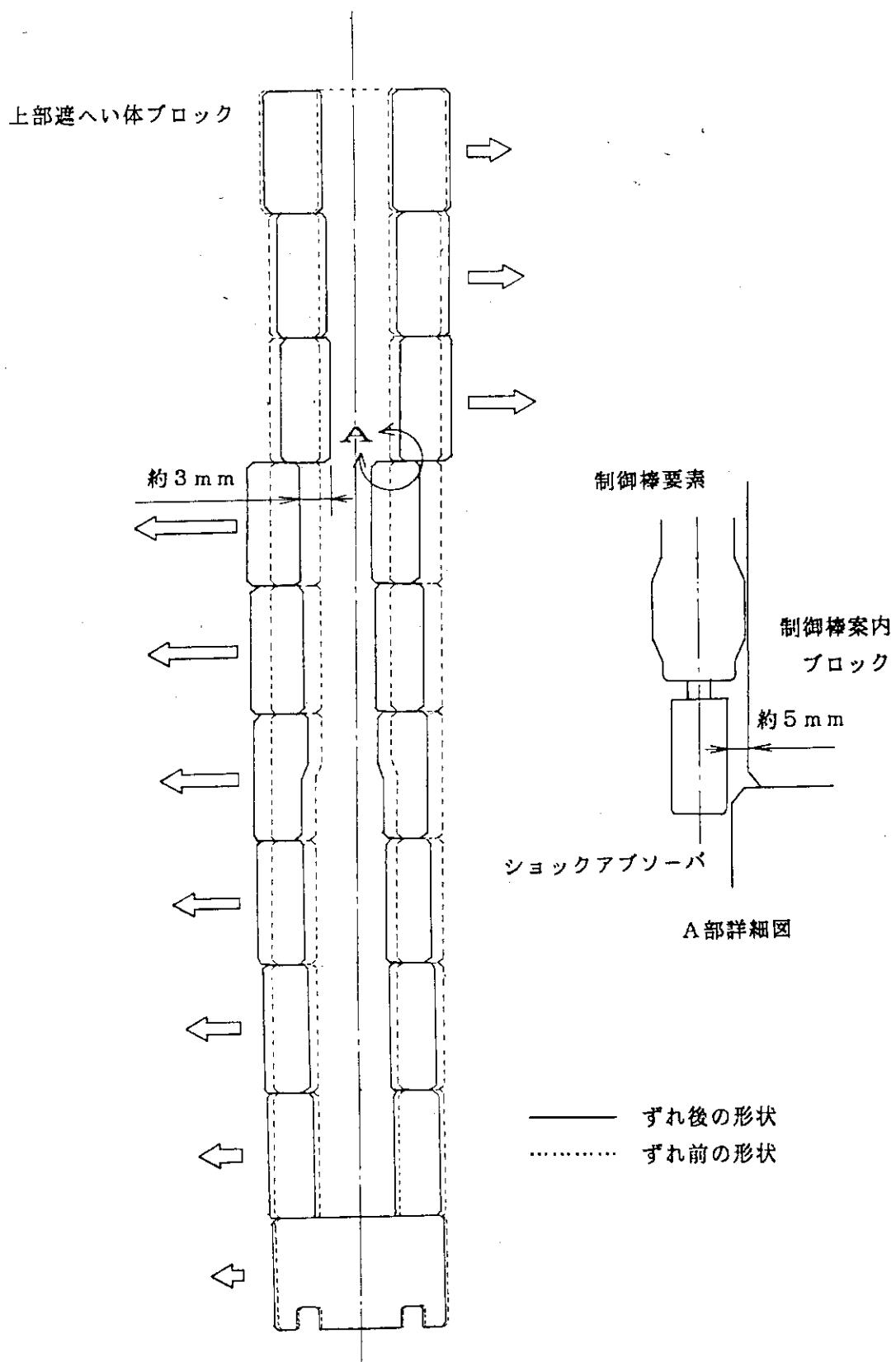


Fig.4.5 制御棒挿入孔ずれの最大値

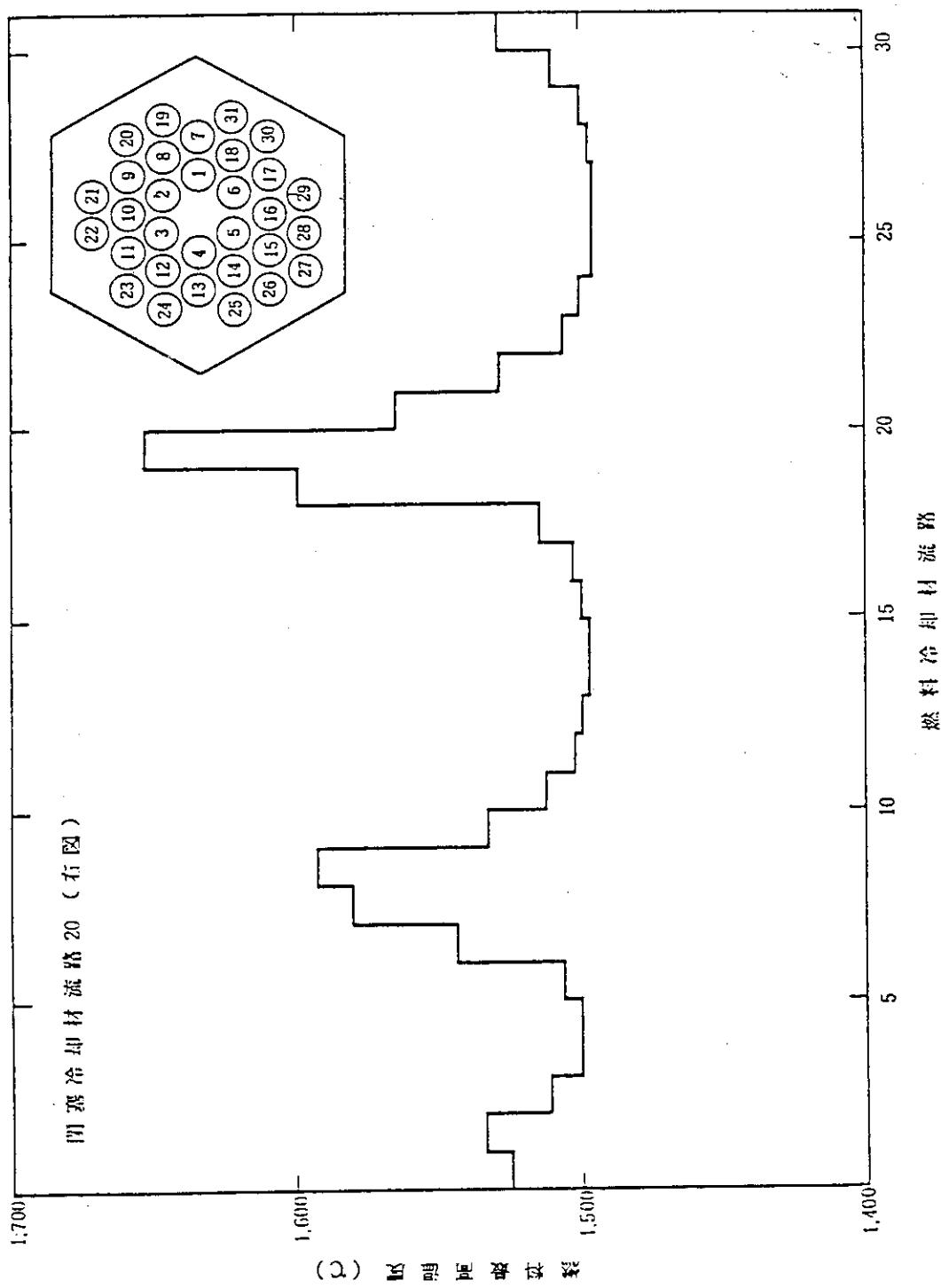


Fig. 4.6 燃料体内冷却材流路閉塞事故時の各冷却材流路内の燃料最高温度(10)

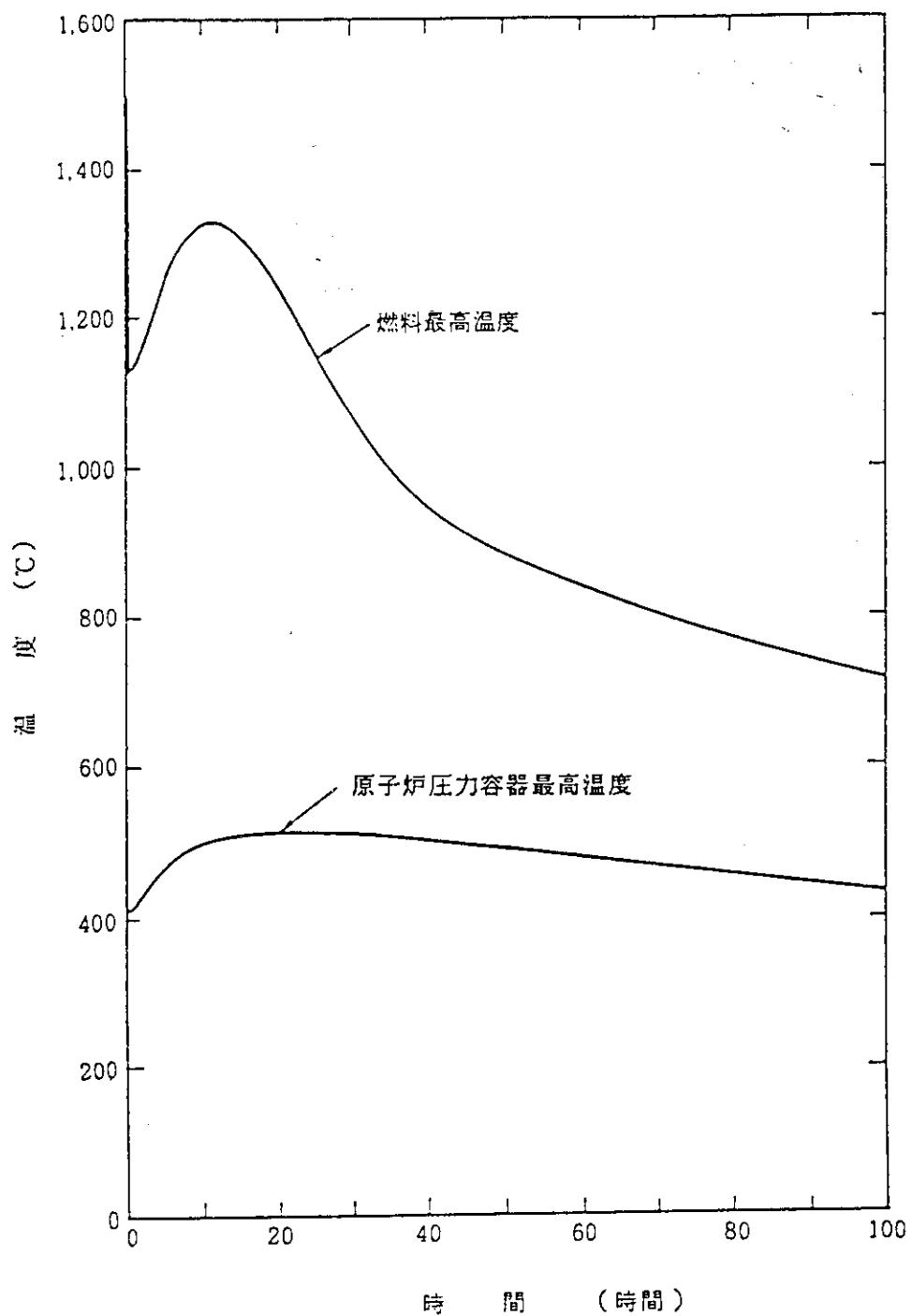


Fig.4.7 炉容器冷却設備で冷却した場合（1次冷却設備二重管内管破損事故）の  
燃料最高温度及び原子炉圧力容器最高温度の時間変化<sup>[10]</sup>

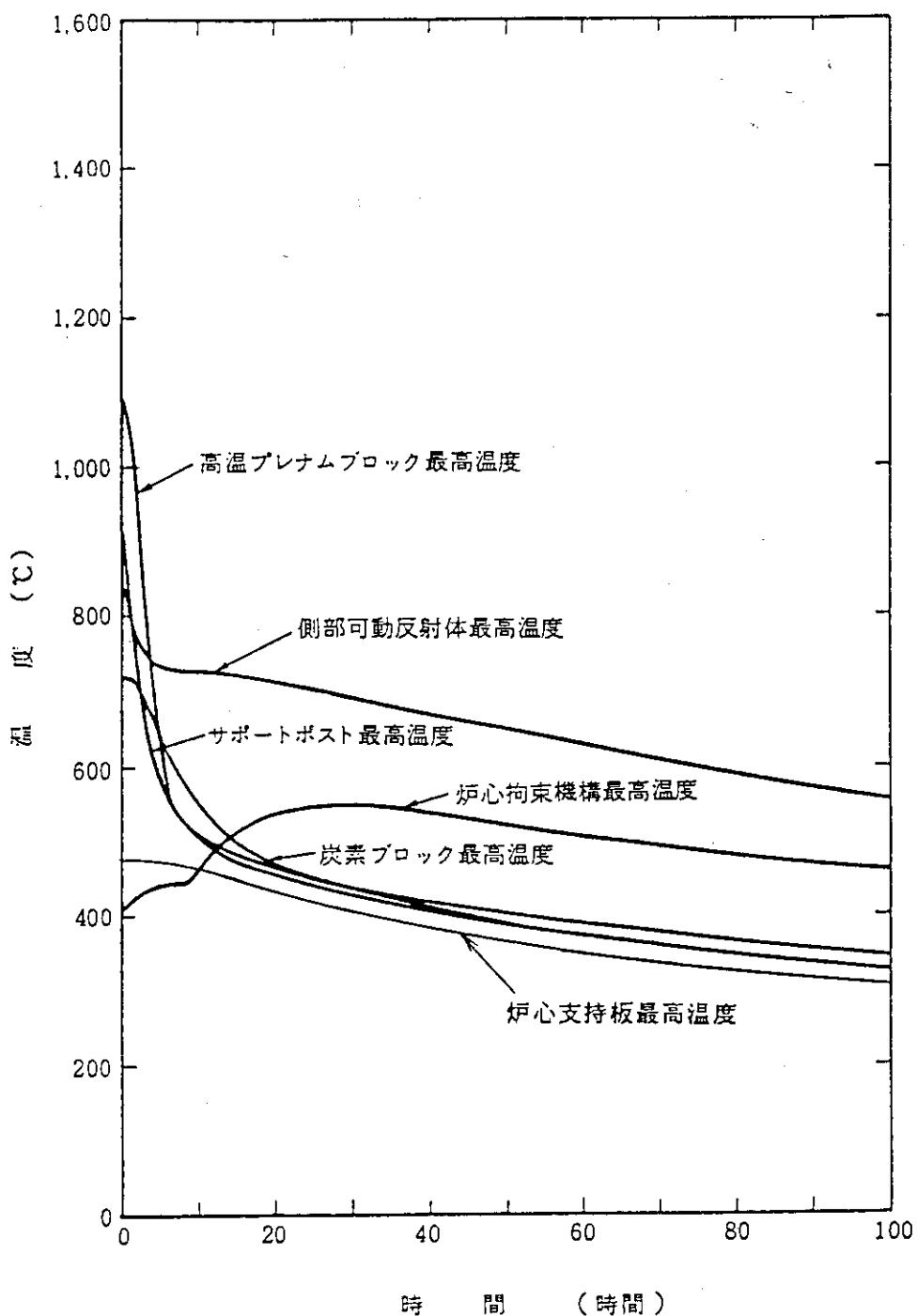


Fig.4.8 炉容器冷却設備で冷却した場合（1次冷却設備二重管内管破損事故）の  
炉内構造物の最高温度の時間変化

## 5. 機能喪失の限界

H T T R では、炉心支持黒鉛構造物に対して十分余裕を持った設計並びに厳重な品質管理及び適切な供用期間中における検査を行うとしているので、想定される運転状態においては、炉心支持黒鉛構造物の破損は考え難く、万一破損あるいは破壊を仮定したとしても、次の主要な機能は維持することができ、炉心支持黒鉛構造物の健全性は確保される。

- ・炉心の支持
- ・制御棒の挿入性
- ・炉心の冷却性

ここでは、設計基準を超える極端な事象を想定して上記の機能が喪失される限界を求め、炉心支持黒鉛構造物の設計余裕を確認する。なお、H T T Rにおいては、炉停止余裕の観点からは、制御棒が挿入されなくても、後備停止系により原子炉の停止及び臨界未満の維持機能は確保できるが、ここでは制御棒の挿入性の喪失により炉心支持黒鉛構造物の機能が喪失したと考える。

### 5.1 機能喪失に至る事象

黒鉛構造物に破壊をもたらす要因としては、以下のことが考えられる。

- ① 過大な荷重
- ② 材料特性の劣化

H T T R の炉心支持黒鉛構造物に作用する主要な荷重は、炉心搭載荷重と地震荷重であり、内圧等は作用しない。従って、上記①で考慮すべき荷重は、地震荷重である。過大な地震力により、固定反射体ブロック、高温プレナムブロック及び炉床部断熱層等の黒鉛ブロックが破壊したとしても、破碎には至らないため、炉心拘束機構等によりブロックの形状及び配列は維持され、これらの構造物の安全機能は確保される。

一方、各々のキー結合用ブロックを支持しているサポートポスト 3 本が全て破壊（座屈）して支持機能を喪失した場合には、キー結合用ブロックから上の炉心 1 領域分が垂直に高温プレナム内へ落下して、炉心全体の配列や制御棒の挿入性等に異常が生じる可能性がある。また、複数箇所で制御棒案内ブロックの 3 個 1 組のダウエル / ソケットが全て破壊した場合には、各段の制御棒案内ブロックの制御棒挿入孔に許容量以上のズレ ( $> 7 \text{ mm}$ ) が生じたり、あるいは制御棒案内ブロックが許容量以上に傾いた場合 ( $> 0.09 \text{ rad}$ ) には、制御棒が挿入できなくなる可能性がある。

なお、炉心の冷却性については、炉心支持黒鉛構造物の炉心支持機能が維持されていれば、1 次冷却材による冷却が不可能な場合でも、炉容器冷却設備により炉心が冷却可能であることを解析（申請書添付書類十の「1 次冷却設備二重管内管破損事故」及び「1 次冷却設備二重管破断事故」）により確認している。<sup>10)</sup>

以上のことより、上記①の「過大な荷重」で考慮すべき事象は、過大な地震力により各々のキ

ー結合用ブロックを支持しているサポートポスト3本が全て破壊した場合、並びに複数箇所での制御棒案内ブロックのダウエル／ソケットが破壊した場合である。

上記②の「材料特性の劣化」となる原因是、温度上昇による強度低下及び酸化腐食による黒鉛構造物の肉べりである。黒鉛材料は、温度が約2500°Cを超えるとその強度が低下する傾向を示すが、HTTRでは黒鉛構造物の温度が2500°Cを超えることはない。従って、考慮すべき事象は、水侵入事故及び空気侵入事故時に生じる酸化腐食による黒鉛構造物の肉べりである。固定反射体ブロック、高温ブレナムブロック及び炉床部断熱層等の黒鉛ブロックは、一部分しかし1次冷却材に触れないために酸化腐食の影響は小さい。しかし、サポートポストは、ほぼ全面にわたって1次冷却材に触れるために酸化腐食の影響は大きく、過大に酸化した場合には強度が低下して、各々のキー結合用ブロックを支持しているサポートポスト3本が全て破壊する可能性がある。

以上のことより、上記②で考慮すべき事象は、水侵入事故及び空気侵入事故時のサポートポストの酸化腐食である。

## 5.2 各事象における機能喪失の限界

炉心支持黒鉛構造物の機能喪失に関して考慮すべき事象、即ち、過大な地震力によるサポートポスト及び制御棒案内ブロックのダウエル／ソケットの破壊、並びに水侵入事故及び空気侵入事故時のサポートポストの過大な酸化腐食における機能喪失の限界について以下に述べる。

### (1) 過大な地震力

#### 1) サポートポストの破壊

サポートポストの座屈試験より座屈荷重を求め、評価上の地震荷重と比較検討してサポートポストが座屈する地震荷重を求めた。試験により求めた座屈荷重及び解析により求めた評価上の地震荷重をTable 5.1に示す。

表に示しているように、サポートポストの座屈荷重（約130 ton）は、評価上の地震荷重（S<sub>2</sub>地震で約15 ton）に対して約8倍の余裕がある。

#### 2) 制御棒案内ブロックのダウエル／ソケットの破壊

制御棒案内ブロックのダウエル／ソケット破壊試験より破壊荷重を求め、評価上の荷重と比較検討して3個1組のダウエル／ソケットを破壊する地震荷重を求めた。試験により求めた破壊荷重及び解析により求めた評価上の荷重をTable 5.2に示す。

表に示しているように、ダウエル／ソケットの座屈荷重（約7000 kg）は、評価上の地震荷重（S<sub>2</sub>地震で約500 kg）に対して約14倍の余裕がある。

万一、サポートポストの座屈及び制御棒案内ブロックのダウエル／ソケットの破壊により制御棒の挿入が不可能になったとしても、後備停止系により炭化ほう素ベレットを炉心内へ落下させることで、原子炉の未臨界性を確保することができる。

### (2) 酸化腐食

酸化腐食で考慮すべき構造物は、前述したようにサポートポストであり、「黒鉛構造設計方針」の運転状態IVに対応した許容応力で評価すると、評価上の地震荷重（S<sub>2</sub>地震）で座屈するサポートポストの限界直径は約80 mmとなる（サポートポストの直径と許容応力の関係は、次

に述べる水侵入事故に関連したFig.5.1に示している。)。

以下に、水侵入事故及び空気侵入事故時のサポートポストの酸化状態について述べる。

### 1) 水侵入事故

#### (a) 設計基準事故

この事故は、申請書添付書類十の「1次加圧水冷却器伝熱管破損事故」で取扱っている。即ち、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で、1次加圧水冷却器の伝熱管が破損し、加圧水が1次加圧水冷却器の1次側に侵入する事象とする。この時の黒鉛構造物の酸化状態を調べるために、計算コードOXIDE-3F<sup>[13]</sup>により解析を行っている。

解析の結果、サポートポストの等価肉べり量は、酸化する前のサポートポスト半径75mmに対して約1mm以下であり、サポートポストの強度低下は無視できる。<sup>[10]</sup>

なお、この事故が万一発生した場合には、原子炉保護設備により原子炉は、自動停止するとともに加圧水冷却設備は隔離され、補助冷却設備が作動して崩壊熱の除去が行われ、炉心に過度の損傷を与えることなく事故は安全に終止する。

#### (b) 設計基準を超える事象

ここでは、設計基準を超える事象として次の2ケースについて検討を行う。

① 過大な水侵入が生じた結果、原子炉がスクラムし、補助冷却設備及び炉容器冷却設備で崩壊熱の除去を行うとする。ここで、過大な水侵入とは、事故の全期間にわたって、酸化反応が飽和する水蒸気量が侵入した場合とする。

② 過大な水侵入が生じたが、原子炉はスクラムしないとする。

以上のケースでは、黒鉛構造物の温度が低下しない②の場合が最も厳しいケースと考えられる。各ケースについての検討結果を以下に述べる。

上記①のケースでは、黒鉛構造物の温度が次第に低下するために、時間の経過とともに酸化反応は減少する。事故時におけるサポートポストの等価肉べり量は、酸化する前の半径75mmに対して約4mmであり、直徑は約142mmとなる。酸化後のサポートポストの構造健全性を評価すると、発生応力は許容値を満足しており、サポートポストは十分な炉心支持能力を有している。<sup>[10]</sup>

上記②のケースでは、黒鉛構造物の温度が低下せず、かつ、十分な水が存在するため、事故の全期間にわたって酸化反応が進行し、サポートポストが肉べりする。従って、時間の経過とともにサポートポストの許容荷重が減少する。Fig.5.1は、サポートポストの直徑及び座屈に対する許容荷重の経時変化を示したものである。図に示しているように、「黒鉛構造設計方針」運転状態IVに対応した許容荷重で評価しても、座屈に至る時間は約130時間後であり、これは事故後に必要な対応をする上で十分な時間である。

### 2) 空気侵入事故

#### (a) 設計基準事故

この事故は、申請書添付書類十の「1次冷却設備二重管破断事故」で取扱っている。即ち、原子炉の出力運転中に、何らかの原因により、1次冷却設備二重管が完全両端破断し、1次冷却材が原子炉冷却材系外に放出され、1次冷却材圧力が急速に減圧する事象(減圧事故)とする。減圧事故が発生すると、炉心の冷却能力が低下して燃料の温度が上昇し、

また、破断部から空気が侵入し、炉心の黒鉛と反応して炉心に悪影響を与える可能性がある。この時の黒鉛構造物の酸化状態を調べるために、計算コード G R A C E<sup>[4]</sup>により解析を行った。

解析の結果、サポートポストの等価肉べり量は、酸化する前の半径75mmに対して約5mmであり、直径は約140mmとなる。酸化後のサポートポストの構造健全性を「黒鉛構造設計方針」に基づいて評価すると、発生応力は許容値を満足しており、サポートポストは十分な炉心支持能力を有している。<sup>[10]</sup>

なお、この事故が万一発生した場合には、原子炉保護設備により原子炉は自動停止するとともに、炉容器冷却設備により炉心の冷却が行われ、炉心に過度の損傷を与えることなく、また、原子炉格納容器に損傷を与えることなく事故は安全に終止する。

#### (b) 設計基準を超える事象

ここでは、設計基準を超える事象として次のケースについて検討を行った。

減圧事故時の酸化の評価では、時間が経過とともに酸化により酸素が消費されるため、次第に空気量が減少するとしているが、このケースでは十分な空気供給があり、時間が経過しても初期の空気とヘリウムの混合比のまま（過大な空気侵入）とし、更に全電源が喪失して炉容器冷却設備による冷却もできないものとした。

検討の結果、サポートポストの温度履歴は、炉容器冷却設備で冷却した場合（上記(a)）とほとんど同じであり、時間の経過とともにサポートポストの温度は低下して酸化反応は減少する。事故時におけるサポートポストの肉べり量は、上記(a)とほぼ同じ量であり、酸化後のサポートポストの構造健全性を評価すると、発生応力は許容値を満足しており、サポートポストは十分な炉心支持能力を有している。

炉心支持黒鉛構造物の機能喪失に至る各事象について検討した結果、サポートポストの破壊荷重は、評価上の地震荷重（S<sub>2</sub>地震）に対して約8倍の余裕がある。また、制御棒案内ブロックのダウエル／ソケットの破壊荷重は、評価上の地震荷重に対して約14倍の余裕があり、このような大きな地震荷重の発生は考えられないので十分な設計余裕があるといえる。サポートポストの酸化腐食については、設計基準を超える苛酷な空気侵入事故を想定しても、炉心支持能力は確保される。また、水侵入事故時には、原子炉がスクラムしないという苛酷な事象を想定しても、サポートポストが機能を喪失するまでの時間は約130時間であり、これは原子炉の運転時に何らかの対応をする上で十分な時間と考えられる。

Table 5.1 サポートポストの座屈荷重と評価上の地震荷重の比較

|            |           |
|------------|-----------|
| 座屈荷重*      | 約 130 ton |
| 評価上の地震荷重** | 約 15 ton  |

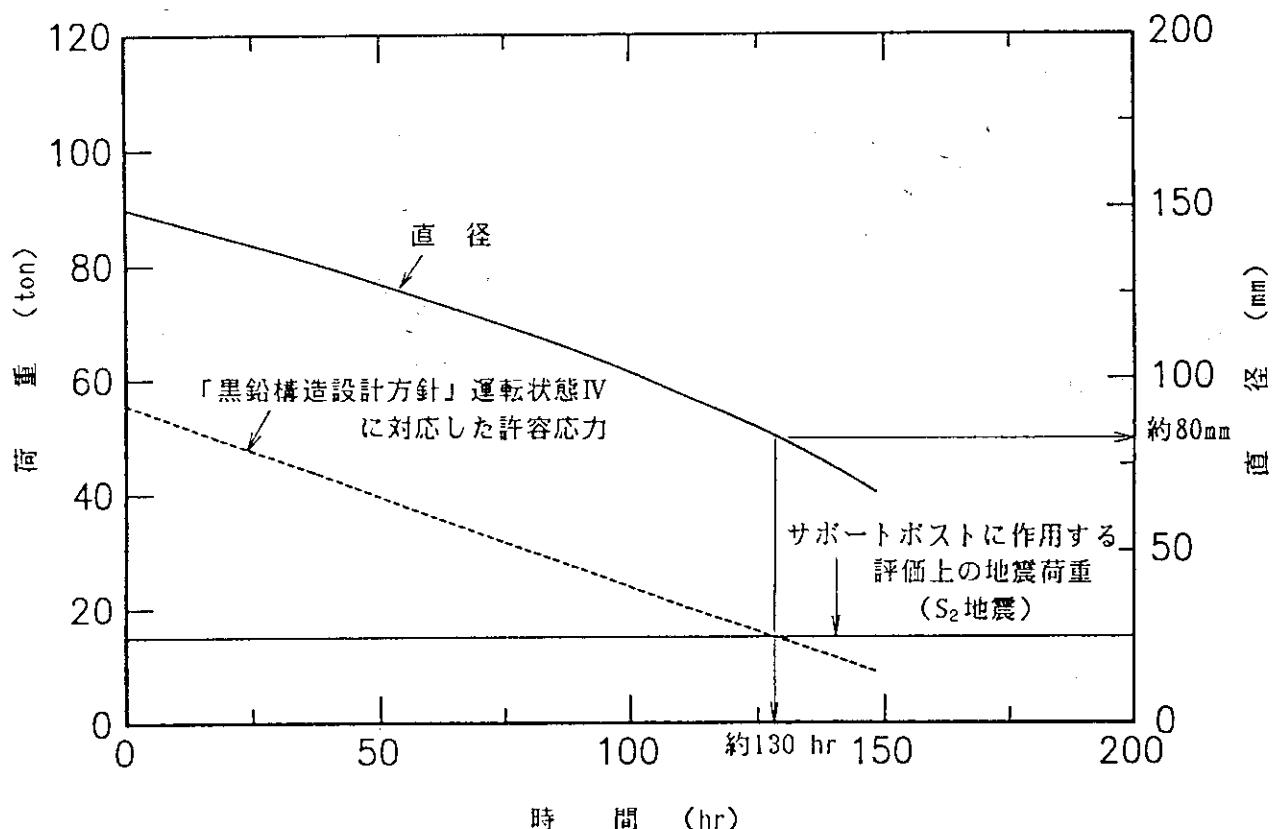
\* スケールモデルの座屈試験より求めた実寸スケールの座屈荷重

\*\* 1領域の荷重をサポートポスト1本で支持するとして評価した値

Table 5.2 制御棒案内ブロックの破壊荷重と評価上の地震荷重の比較

|              |           |
|--------------|-----------|
| 破壊荷重 (3ダウエル) | 約 7000 kg |
| 評価上の地震荷重     | 約 500 kg  |

3個1組のダウエル/ソケットの破壊荷重は、評価上の地震荷重 ( $S_2$  地震) に対して約14倍の余裕となる。



## 解析条件

- ① サポートポストの温度：  
高温試験運転時の温度で一定
- ② 水分量：  
酸化反応が飽和する量
- ③ 地震評価荷重：  
S<sub>2</sub>地震を想定

Fig. 5.1 設計基準を超える水侵入事故時のサポートポストの直径  
及び許容荷重の経時変化

## 6. 結 言

本報告書で述べたように、HTTRの炉心支持黒鉛構造物については、十分な開発試験に基づいた余裕のある設計を行い、また、その製作に当たっては、厳重な品質管理を行うので、供用期間中の破損及び破壊は考え難い。万一、破損あるいは破壊したとしても、炉心の支持、制御棒の挿入、炉心及び炉内構造物の冷却等の安全機能を損なうようなことはない。更に、供用期間中には、適切な検査及び監視を行う予定である。

以上のことから、炉心支持黒鉛構造物の健全性は確保できると考えられる。

## 謝 辞

炉心支持黒鉛構造物の健全性の検討に当たっては検討会を設け、以下の各氏に御協力を頂いた。ここに、各氏に感謝の意を表する。

- ・原研高温工学部 高温材料強度研究室長 奥 達雄
- ・原研高温工学部 HENDEL開発試験室長 宮本 喜晟
- ・原研高温工学部 高温構造工学研究室長 武藤 康
- ・原研高温工学部 高温材料強度研究室 主任研究員 衛藤 基邦
- ・原研高温工学部 HENDEL開発試験室 研究員 井岡 郁夫
- ・原研高温工学部 高温材料強度研究室 研究員 西山 裕孝
- ・富士電気(株) 富士・川重原子力推進本部  
HTRプロジェクト室 主幹技師 井出 朗
- ・富士電気(株) 原子力統括部 課長 小林 修
- ・川崎重工(株) 富士・川重原子力推進本部  
HTRプロジェクト室 多喜川 昇

また、本検討に当たり貴重な御助言を頂いた高温工学試験研究炉開発部次長斎藤伸三氏、同部計画管理室長数土幸夫氏、同部原子炉建設室長田中利幸氏及び同室長代理馬場治氏、事故時の解析で御協力頂いた同室新藤雅美氏及び国富一彦氏、制御棒の静的挿入性試験で御協力頂いた㈱東芝殿、資料のまとめに当たって御協力頂いた同部計画管理室竹口省三氏及び瀬谷東光氏を始め、関係各位に感謝する。

## 6. 結 言

本報告書で述べたように、HTTRの炉心支持黒鉛構造物については、十分な開発試験に基づいた余裕のある設計を行い、また、その製作に当たっては、厳重な品質管理を行うので、供用期間中の破損及び破壊は考え難い。万一、破損あるいは破壊したとしても、炉心の支持、制御棒の挿入、炉心及び炉内構造物の冷却等の安全機能を損なうようなことはない。更に、供用期間中には、適切な検査及び監視を行う予定である。

以上のことから、炉心支持黒鉛構造物の健全性は確保できると考えられる。

## 謝 辞

炉心支持黒鉛構造物の健全性の検討に当たっては検討会を設け、以下の各氏に御協力を頂いた。ここに、各氏に感謝の意を表する。

- ・原研高温工学部 高温材料強度研究室長 奥 達雄
- ・原研高温工学部 HENDEL開発試験室長 宮本 喜晟
- ・原研高温工学部 高温構造工学研究室長 武藤 康
- ・原研高温工学部 高温材料強度研究室 主任研究員 衛藤 基邦
- ・原研高温工学部 HENDEL開発試験室 研究員 井岡 郁夫
- ・原研高温工学部 高温材料強度研究室 研究員 西山 裕孝
- ・富士電気(株) 富士・川重原子力推進本部  
HTRプロジェクト室 主幹技師 井出 朗
- ・富士電気(株) 原子力統括部 課長 小林 修
- ・川崎重工(株) 富士・川重原子力推進本部  
HTRプロジェクト室 多喜川 畿

また、本検討に当たり貴重な御助言を頂いた高温工学試験研究炉開発部次長斎藤伸三氏、同部計画管理室長数土幸夫氏、同部原子炉建設室長田中利幸氏及び同室長代理馬場治氏、事故時の解析で御協力頂いた同室新藤雅美氏及び国富一彦氏、制御棒の静的挿入性試験で御協力頂いた瀬東芝殿、資料のまとめに当たって御協力頂いた同部計画管理室竹口省三氏及び瀬谷東光氏を始め、関係各位に感謝する。

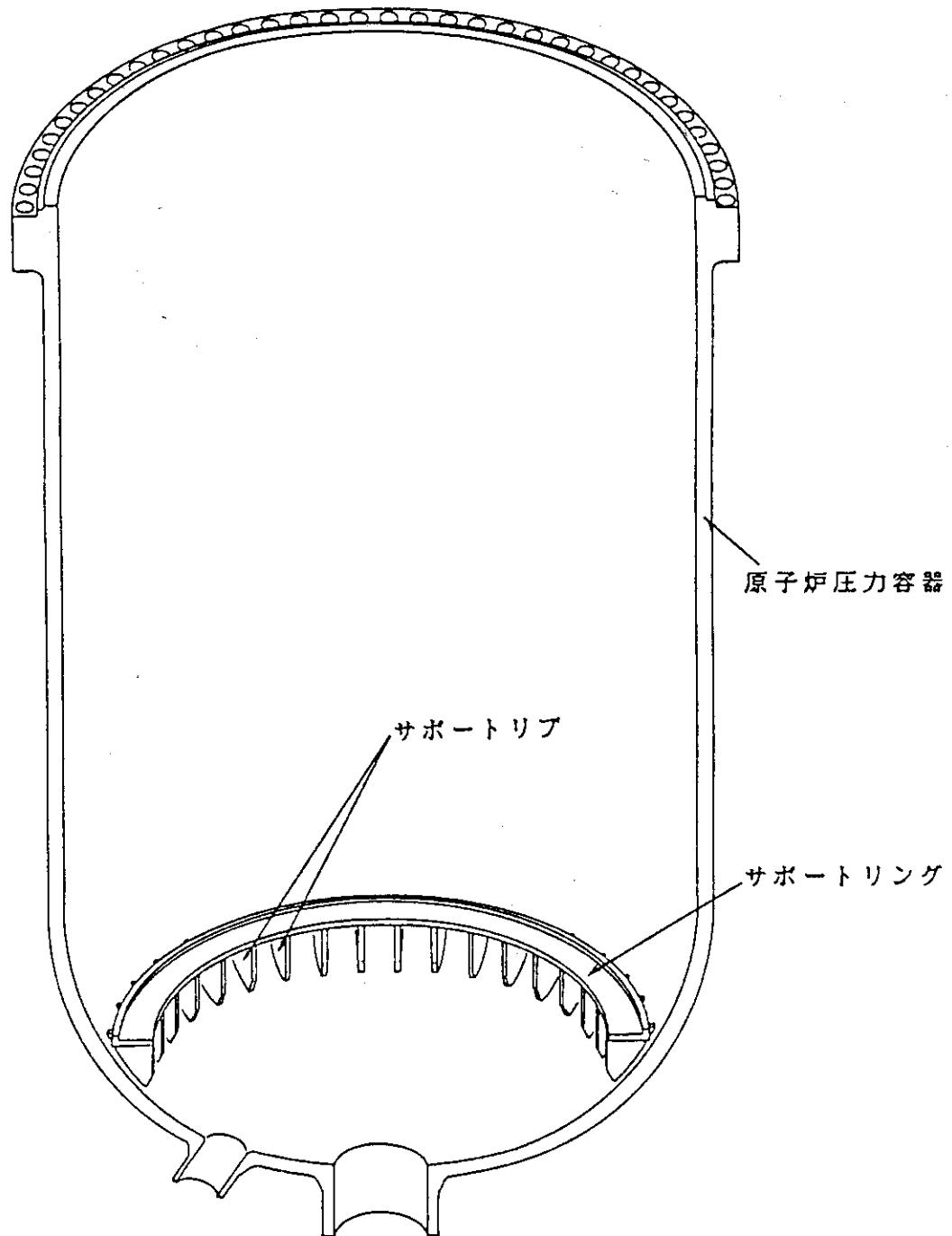
## 参 考 文 献

- (1) 国富 他; 「炉内構造物実証試験部 (HENDEL T2) の建設(I) 試験部の概要と試験体」, 日本原子力学会誌, vol.30, No.4, 333 (1988).
- (2) 稲垣 他; 「炉内構造物実証試験部 (HENDEL T2) の建設(II) 試験装置と開発試験」, 日本原子力学会誌, vol.30, No.5, 427 (1988).
- (3) 例えば, "Fort St. Vrain Nuclear Generating Station, Final Safety Analysis Report", Public Service Company of Colorado (AEC Docket No.50-267).
- (4) 例えば, Knufer, H. ; "Preliminary Operating Experiences with the AVR at an Average Hot-Gas Temperature of 950°C", Nucl. Eng. Des., No.34, 73 (1975).
- (5) 菊地 他; 「サポートポストの圧縮破壊試験」, JAERI-M 9109 (1980).
- (6) Iyoku, T., et.al.; "Seismic Response Analysis for HTTR Core Using SONATINA-2V Code", IAEA Specialist's Meeting on Seismic Behavior of Gas-Cooled Reactor Components, France, 14-16 November 1989.
- (7) Iyoku, T., et.al.; "Seismic Response of HTTR Core Bottom structures", IAEA Specialist's Meeting on Seismic Behavior of Gas-Cooled Reactor Components, France, 14-16 November 1989.
- (8) 「高温工学試験研究炉黒鉛構造設計方針」, JAERI-M 89-006 (1989)
- (9) ASME Code Sec. XI "Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components", ASME (1986).
- (10) 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], 日本原子力研究所 (1989).
- (11) 丸山 他; 「熱流動・熱伝導連成コード FLOWNET/TRUMP の検証」, JAERI-M 88-173 (1988).
- (12) 国富 他; 「高温工学試験研究炉の炉内 2 次元温度分布解析コード TAC-NC とその検証」, JAERI-M 89-001 (1989).
- (13) Peroomian, M.B., et.al.; "OXIDE-3 : A Computer Code for Analysis of Volumes with Heat Sinks Flowing Vents and Doors", LA-7199-MS (1978)
- (14) Kawakami, H. ; "Air Oxidation Behavior of Carbon and Graphite Materials for HTGR", 炭素, No.124, 26 (1986).

## 付録 1 炉内構造物の組立手順

炉内構造物の組立手順図を Fig.A.1 ~ Fig.A.10 に示す。

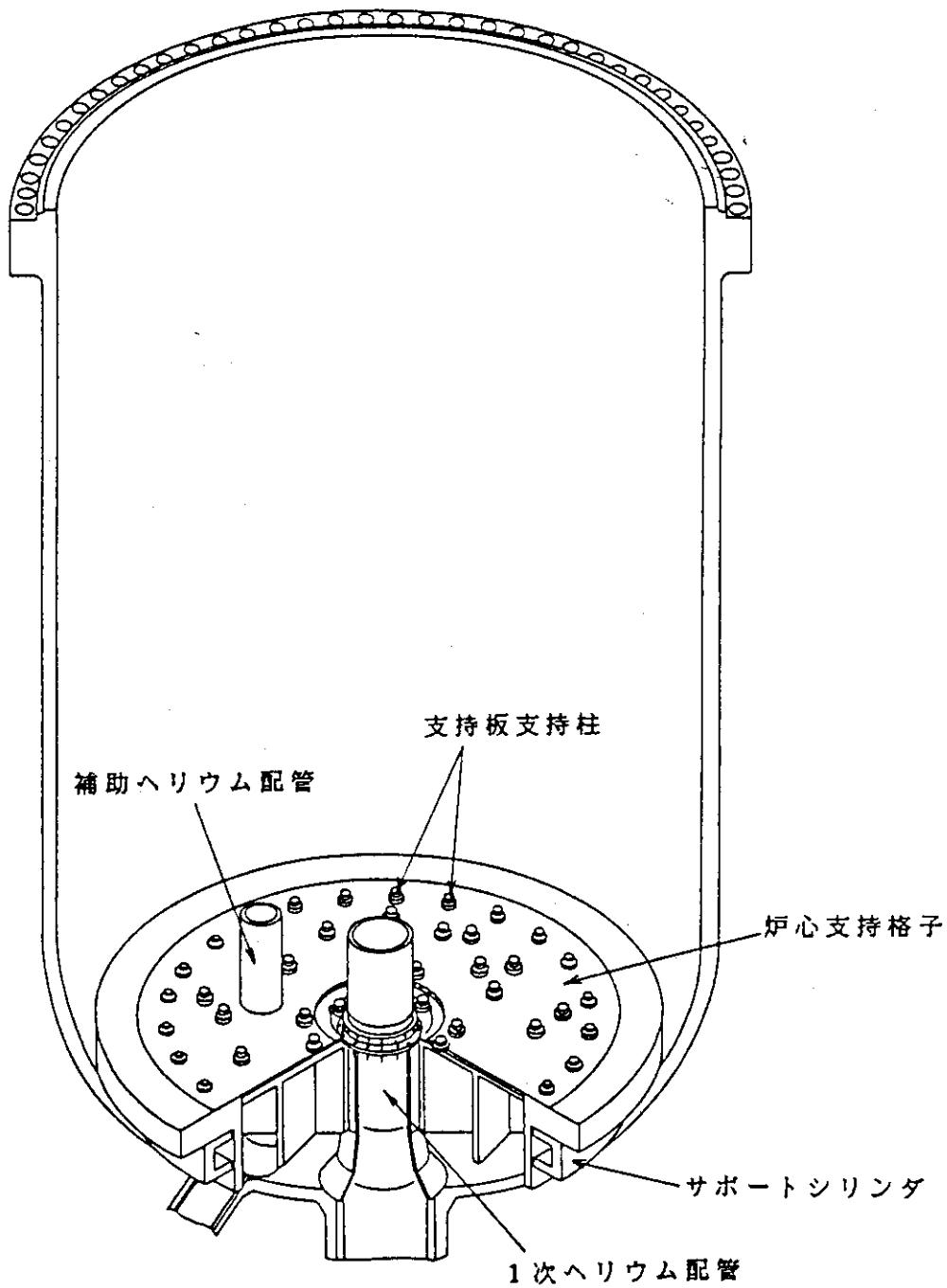
- Fig. A. 1.1 原子炉圧力容器
- Fig. A. 1.2 炉心支持格子の据付け
- Fig. A. 1.3 炉心支持板及び固定反射体（1段目）の据付け
- Fig. A. 1.4 炉床部断熱層の据付け
- Fig. A. 1.5 1段目の側部遮へい体及び炉心拘束機構の据付け
- Fig. A. 1.6 サポートポスト、混合促進板及び高温プレナム側部ブロックの据付け
- Fig. A. 1.7 高温プレナムブロックの据付け
- Fig. A. 1.8 2段目の固定反射体、側部遮へい体及び炉心拘束機構の据付け
- Fig. A. 1.9 全段の固定反射体、側部遮へい体及び炉心拘束機構の据付け
- Fig. A. 1.10 炉心構成要素の据付け（組立完了）



各構造物の接続方法

- ・サポートリブは、原子炉圧力容器に溶接する。
- ・サポートリングは、サポートリブに溶接する。

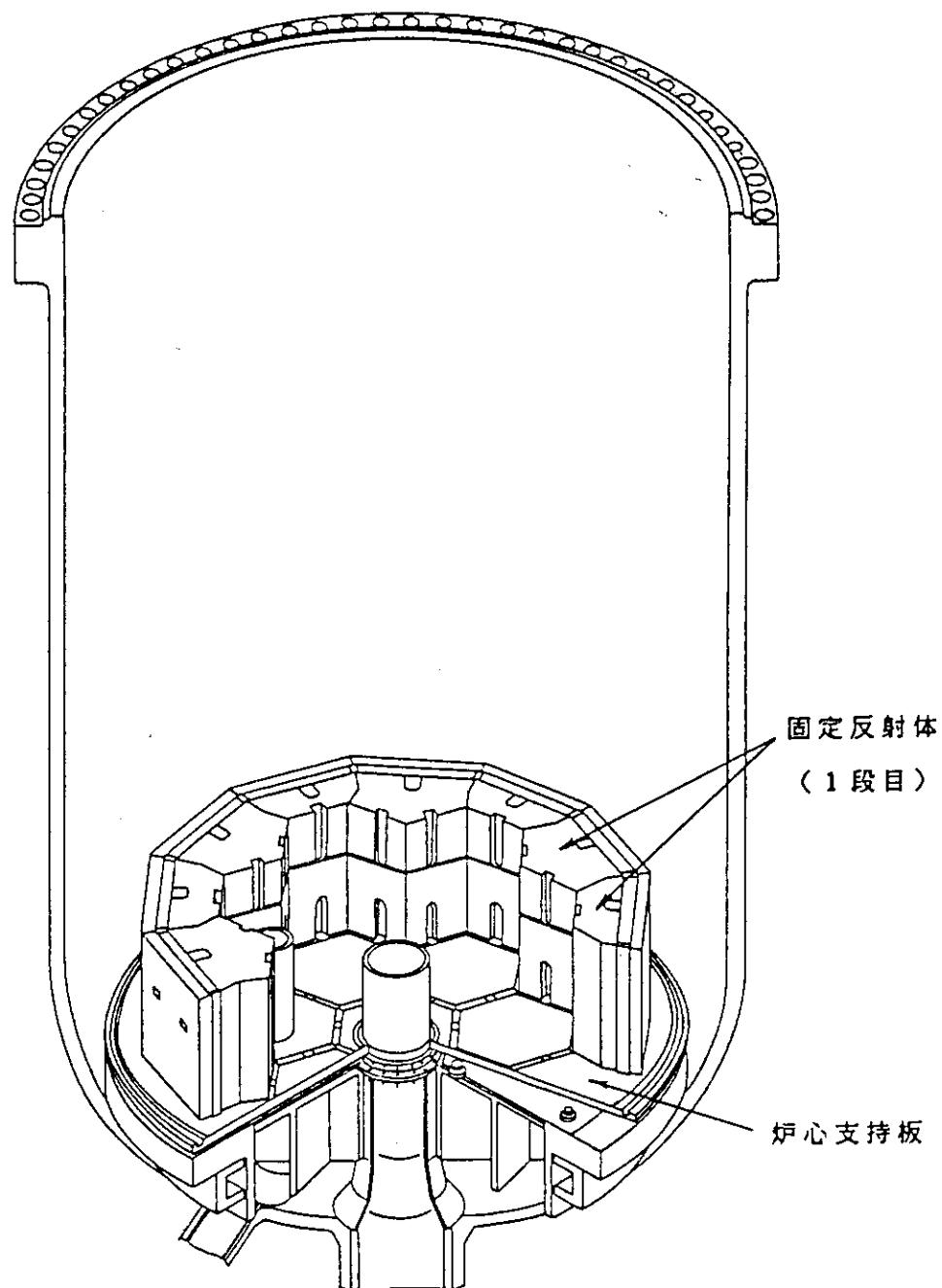
Fig. A. 1. 1 原子炉圧力容器



#### 各構造物の接続方法

- ・サポートシリンダは、サポートリングの上に載せ、キー構造により水平方向の位置決めを行う。
- ・炉心支持格子は、サポートシリンダの上に載せ、キー構造により水平方向の位置決めを行う。
- ・支持板支持柱は、炉心支持格子の上に載せ、はめ合構造により水平方向の位置決めを行う。

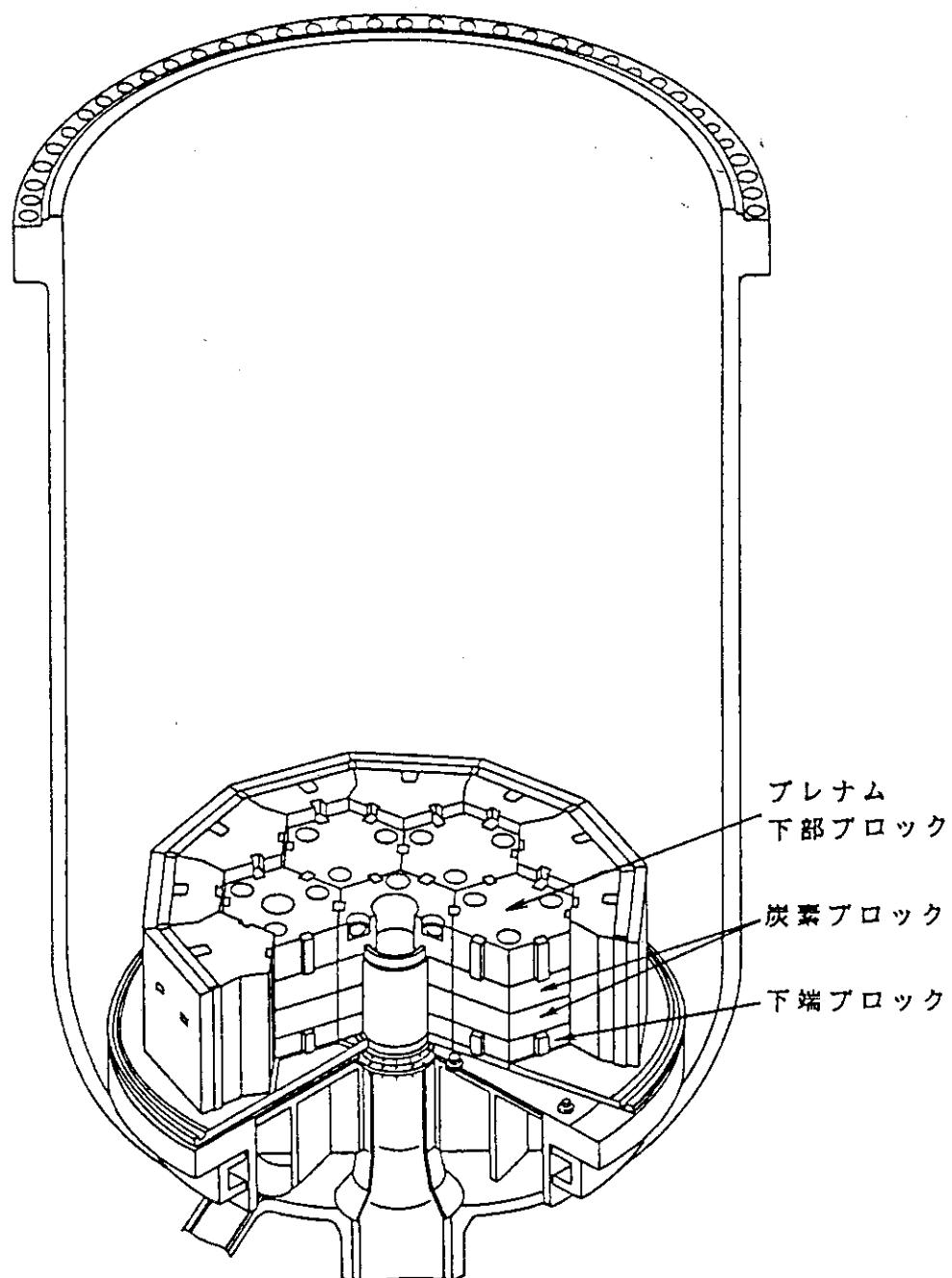
Fig.A. 1.2 炉心支持格子の据付け



## 各構造物の接続方法

- ・炉心支持板は、支持板支持柱の上に載せ、各炉心支持板間のキー構造により水平方向の位置決めを行う。
- ・1段目の固定反射体ブロックは、炉心支持板の上に載せ、各固定反射体ブロック間のキー構造により水平方向の位置決めを行う。

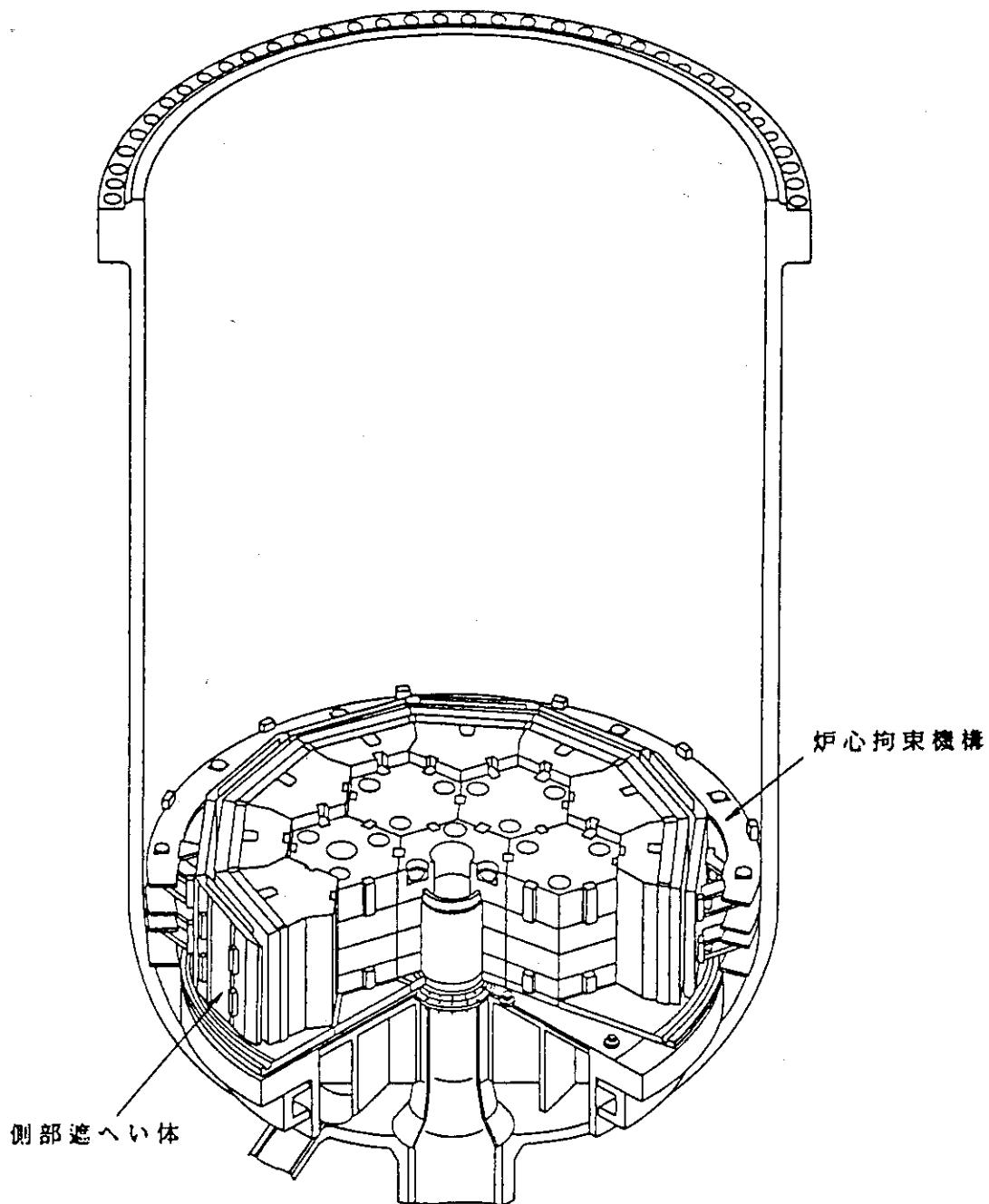
Fig. A. 1.3 炉心支持板及び固定反射体（1段目）の据付け



#### 各構造物の接続方法

- ・下端ブロックは、炉心支持板の上に載せ、各下端ブロック間及び固定反射体ブロックとのキー構造により水平方向の位置決めを行う。
- ・炭素ブロックは下端ブロックの上に載せ、下端ブロック及びプレナム下部ブロックとのダウエル / ソケット構造により水平方向の位置決めを行う。
- ・プレナム下部ブロックは、炭素ブロックの上に載せ、各プレナム下部ブロック間及び固定反射体ブロックとのキー構造により水平方向の位置決めを行う。

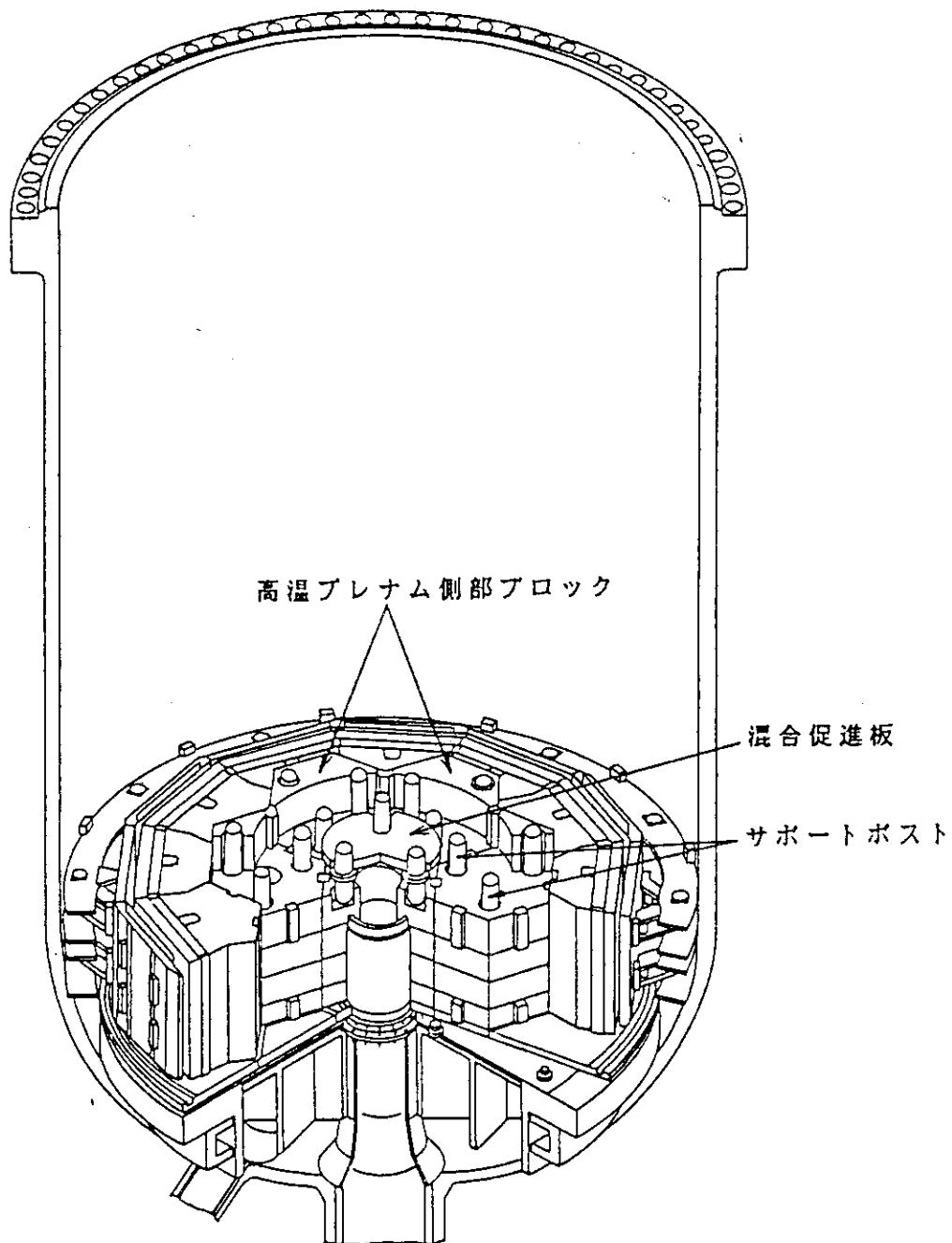
Fig.A.1.4 炉床部断熱層の据付け



## 各構造物の接続方法

- ・側部遮へい体ブロックは、炉心拘束機構により固定反射体ブロックに押しつけられて、側部遮へい体ブロックの脚部と固定反射体ブロック間の摩擦力により接続される。
- ・炉心拘束機構は、そのバンド支えと側部遮へい体ブロック間の摩擦力により接続される。
- ・炉心拘束機構から固定反射体ブロックまでの荷重伝達経路はFig.A.2.3を参照のこと。

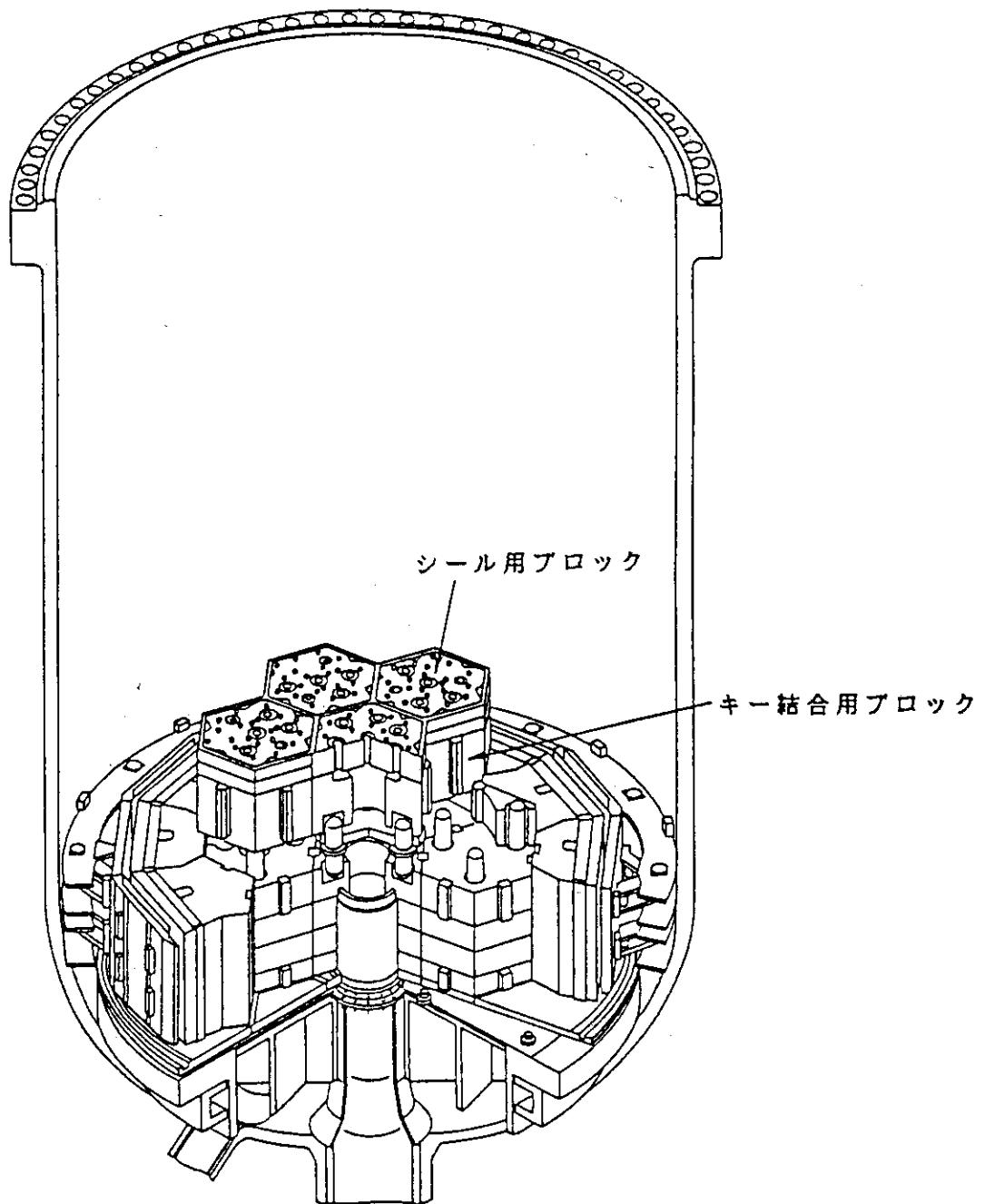
Fig.A.1.5 1段目の側部遮へい体及び炉心拘束機構の据付け



## 各構造物の接続方法

- ・サポートポストは、プレナム下部ブロック内に設置されたポストシートの上に載せる。
- ・混合促進板は、中心領域の3本のサポートポストに設けられた円形のつばの上に載せる。
- ・高温プレナム側部ブロックは、プレナム下部ブロックの上に載せ、各高温プレナム側部ブロック間のキー構造及びプレナム下部ブロックとのダウエル／ソケット構造により水平方向の位置決めを行う。また、キー結合用ブロックとの間に隙間を設け、キー結合用ブロックからの荷重を受けないようにする。

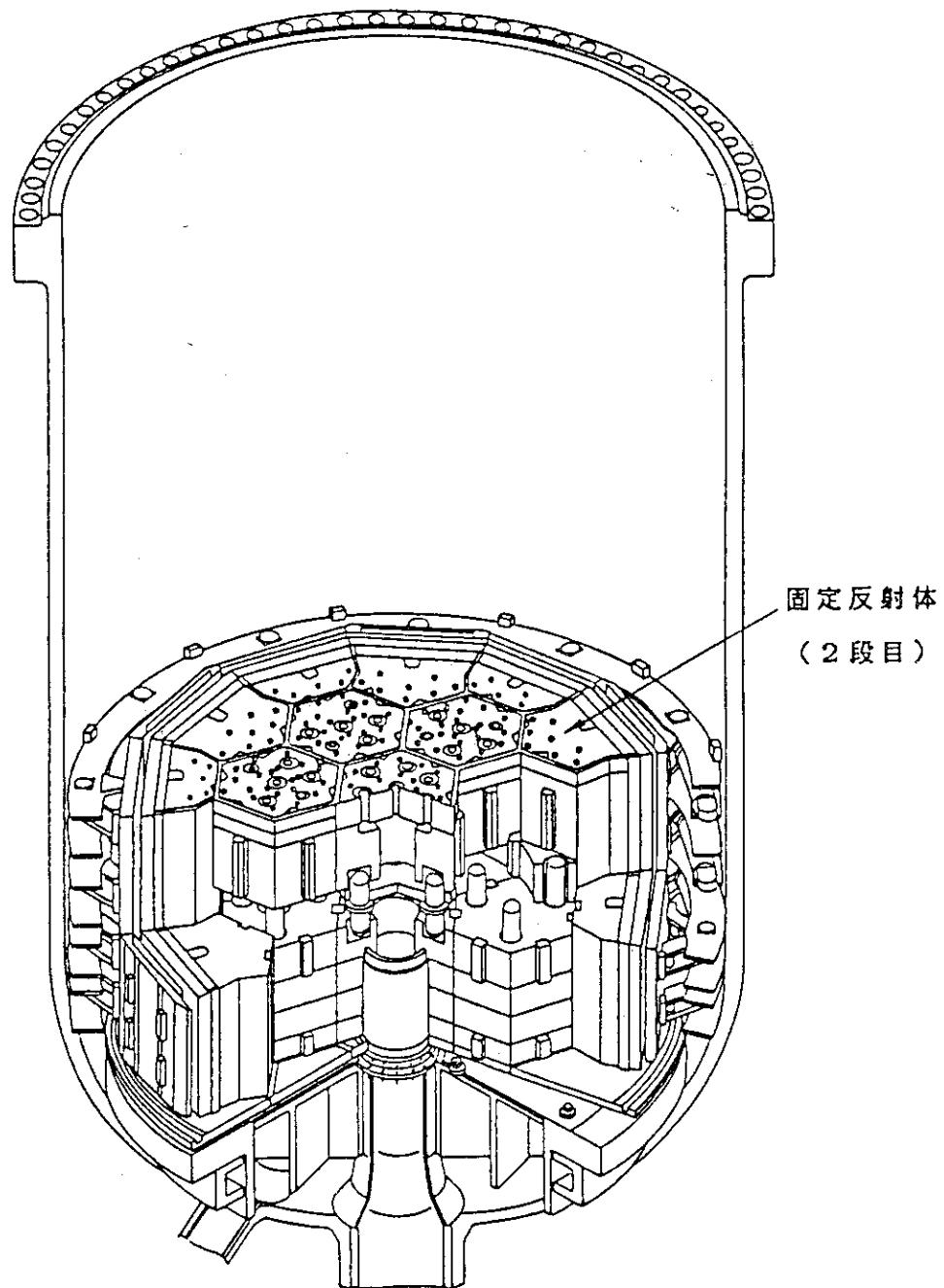
Fig.A.1.6 サポートポスト、混合促進板及び高温プレナム側部ブロックの据付け



#### 各構造物の接続方法

- ・キー結合用ブロックは、ポストシートを介してサポートポストの上に載せ、各キー結合用ブロック間及び2段目の固定反射体ブロックとのキー構造により水平方向の位置決めを行う。
- ・シール用ブロックは、キー結合用ブロックの上に載せ、キー結合用ブロックとのインローニング構造により水平方向の位置決めを行う。

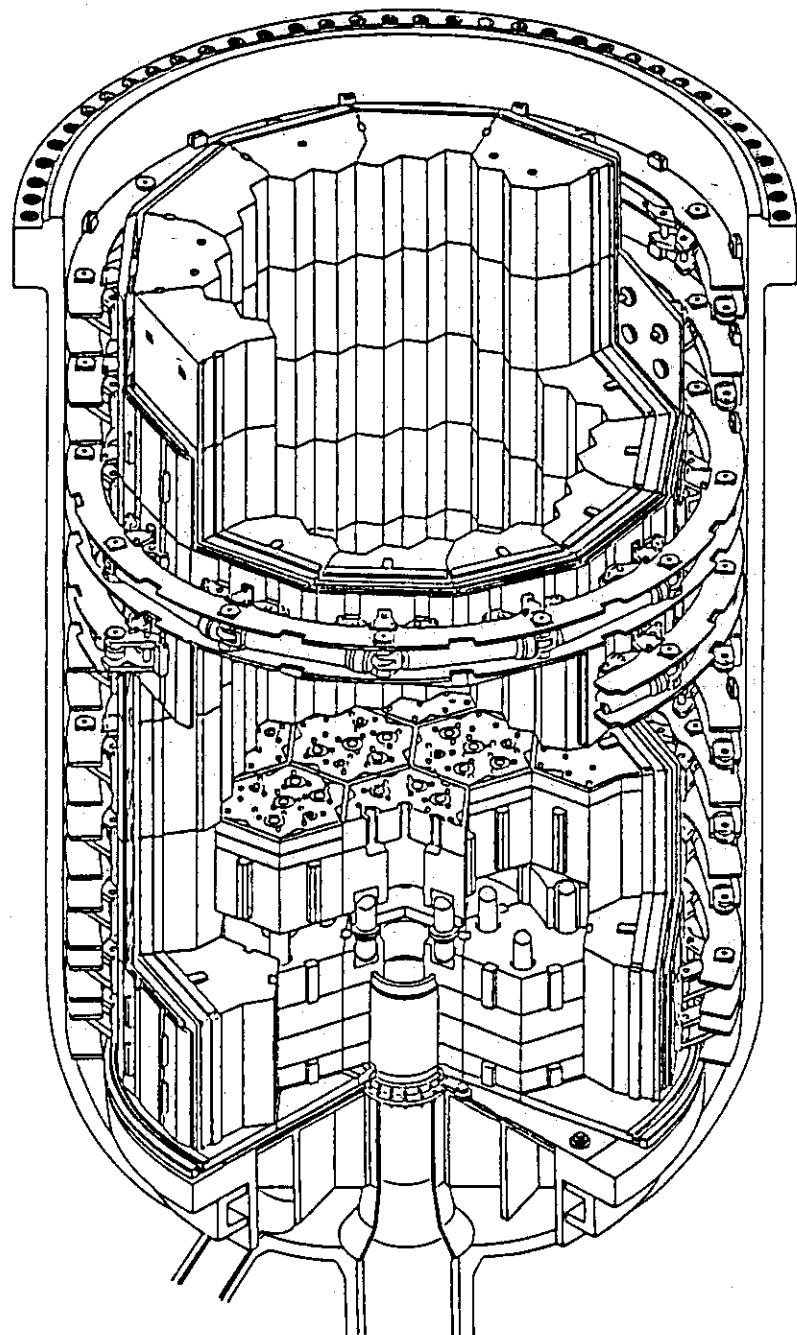
Fig.A.1.7 高温プレナムブロックの据付け



各構造物の接続方法

- 固定反射体の接続については Fig.A.1.3 と同様である。
- 側部遮へい体ブロック及び炉心拘束機構については Fig.A.1.5 と同様である。

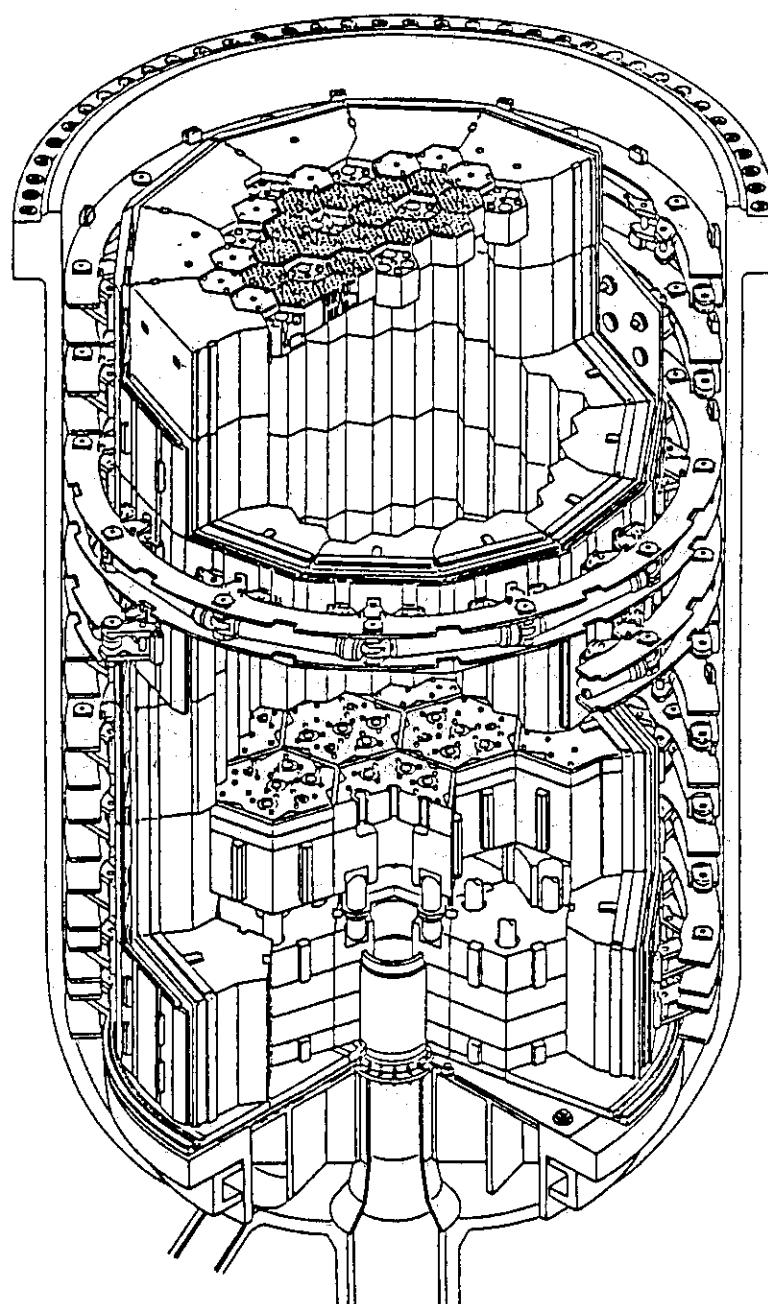
Fig.A.1.8 2段目の固定反射体、側部遮へい体及び炉心拘束機構の据付け



各構造物の接続方法

- 固定反射体の接続方法については Fig.A.1.3 と同様である。
- 側部遮へい体ブロック及び炉心拘束機構については Fig.A.1.5 と同様である。

Fig.A.1.9 全段の固定反射体、側部遮へい体及び炉心拘束機構の据付け



各構造物の接続方法

- 炉心構成要素は、順にシール用ブロックの上に載せ、上下ブロック間のダウエル / ソケット構造により水平方向の位置決めを行う。

Fig.A.1.10 炉心構成要素の据付け（組立完了）

## 付録2 炉内構造物の荷重伝達経路

炉床部断熱層及び固定反射体から原子炉圧力容器までの荷重伝達経路、支持板支持柱の配置、  
炉心拘束機構から固定反射体までの荷重伝達経路に関する図をFig.A. 2. 1～Fig.A. 2. 3に示す。

Fig. A. 2. 1 炉床部断熱層及び固定反射体から原子炉圧力容器までの荷重伝達経路

Fig. A. 2. 2 支持板支持柱の配置図

Fig. A. 2. 3 炉心拘束機構から固定反射体までの荷重伝達経路

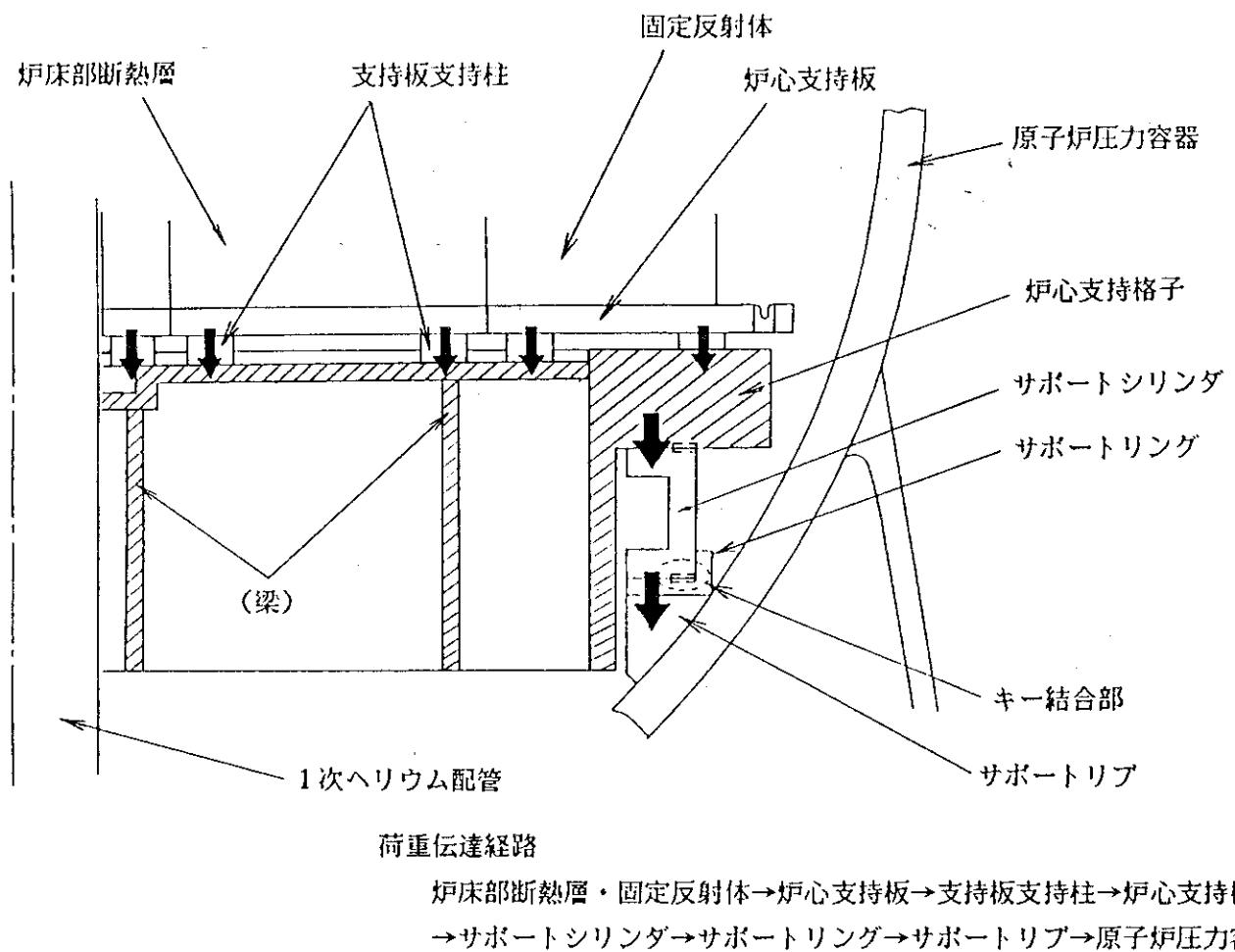


Fig. A. 2.1 炉床部断熱層及び固定反射体から原子炉圧力容器までの荷重伝達経路

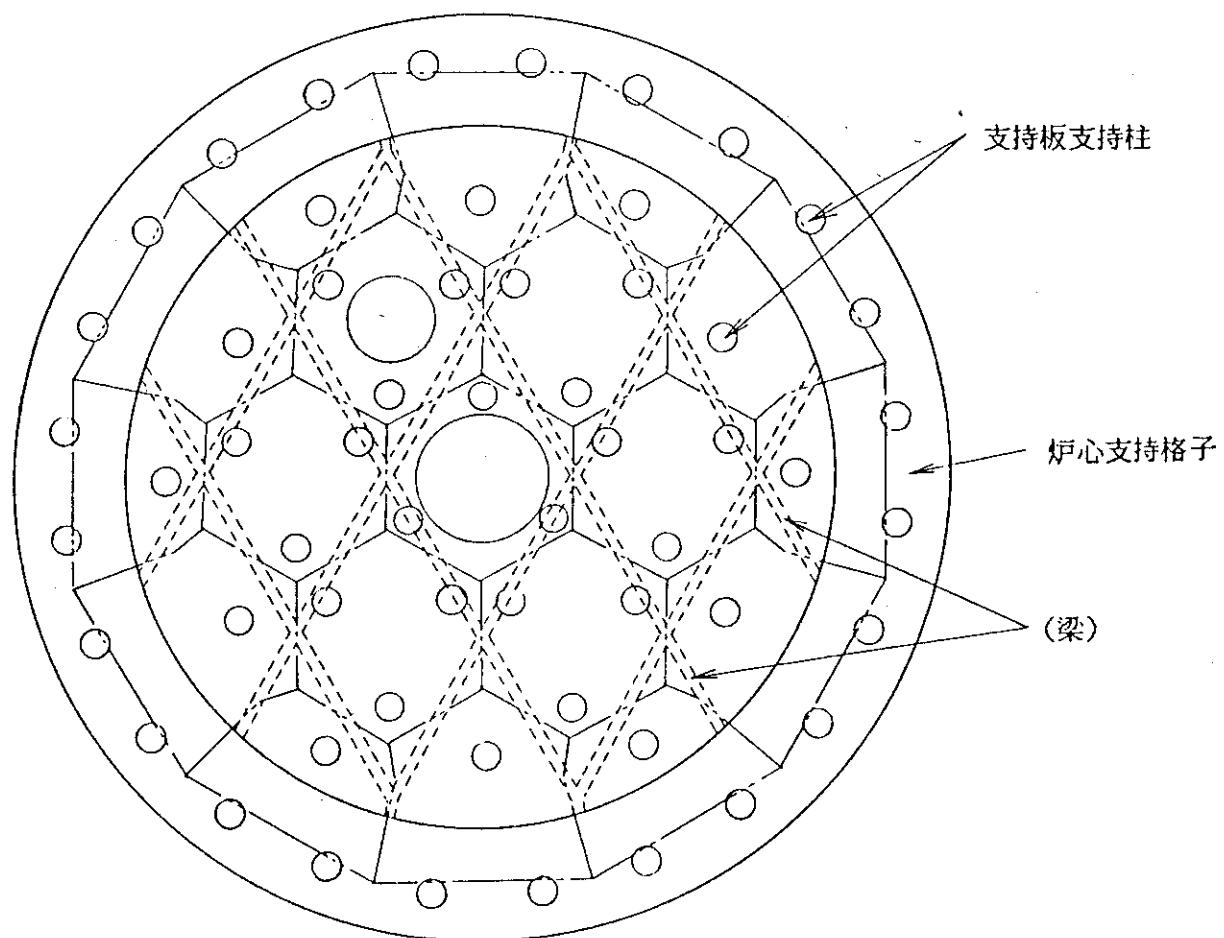


Fig. A. 2.2 支持板支持柱の配置図

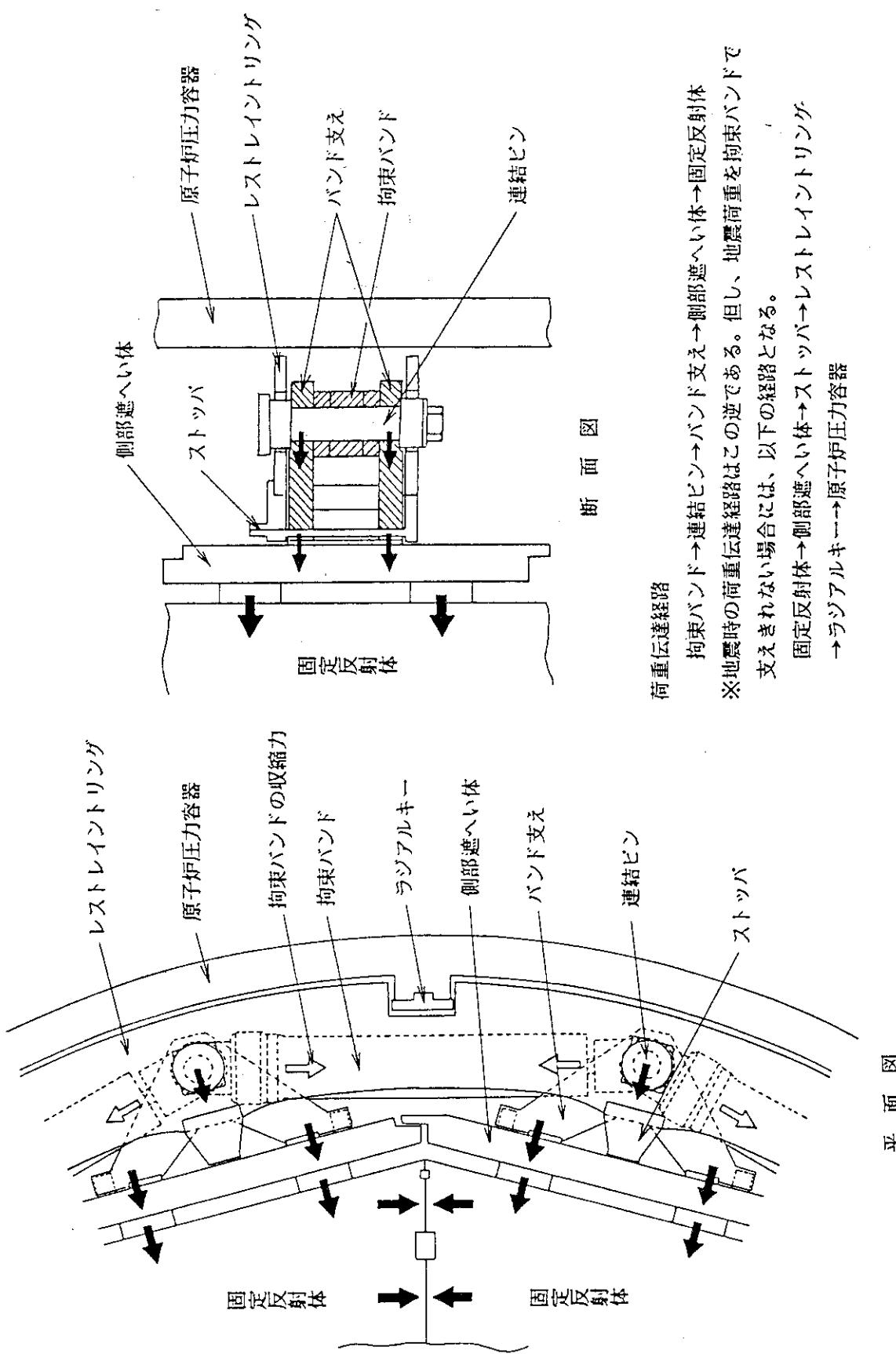


Fig. A. 2.3 炉心拘束機構から固定反射体までの荷重伝達経路