

JAERI-M
91-102

高温工学試験研究炉の黒鉛検査基準

1991年7月

豊田 純二・伊与久達夫・石原 正博
多喜川 昇・塩沢 周策

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。
入手の問い合わせは、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、
お申しこみください。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, 1991

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の黒鉛検査基準

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

豊田 純二・伊与久達夫・石原 正博

多喜川 昇・塩沢 周策

(1991年6月3日受理)

高温工学試験研究炉 (HTTR) の炉心及び炉心支持黒鉛構造物に使用される黒鉛及び炭素材料の検査基準に関しては、国内では一部 J I S 規格等において材料の規格を示したものはあるが、原子炉の主要構造物として規定したものはない。また、外国においても原子炉用構造物として受入れ検査の実績はあるものの明確に基準を設けてはいない。このため、HTTRの黒鉛及び炭素材料の受入れに際して、検査基準を定める必要がある。そこで、原研において所内外の専門家の協力も得て、HTTRの炉心及び炉心支持黒鉛構造物の構造設計の考え方並びに米国の高温ガス炉用黒鉛構造物、国内の黒鉛構造物等に対する検査を参考にHTTRの黒鉛検査基準を策定した。本報告書は、この黒鉛検査基準及びその解説についてまとめたもので、HTTRの黒鉛及び炭素構造物の検査は、本基準に基づいて行う予定である。

An Inspection Standard of Graphite for the High
Temperature Engineering Test Reactor

Junji TOYOTA, Tatsuo IYOKU, Masahiro ISHIHARA
Noboru TAKIKAWA and Shusaku SHIOZAWA

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

(Received June 3, 1991)

With regard to the inspection standard of the graphite and carbon used as the core and core support graphite structural components of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR), there is no domestic standard of graphite as main components of the nuclear reactor unless these material standards are partially provided by JIS etc.. In foreign country, acceptance test for graphite components of nuclear reactor is executed, but no standard is established clearly. Then, it is necessary to prescribe the inspection standard of graphite and carbon for HTTR.

Therefore, inspection standard for HTTR graphite is established considering the structural design concepts of core and core support graphite components of HTTR, graphite structures for High Temperature Gas Cooled Reactor in USA and graphite structures etc. in Japan, also reviewed by the specialists inside and outside JAERI.

This report presents this inspection standard and its explication, and this standard is to be applied the graphite and carbon acceptance tests of HTTR.

Keywords: HTTR, Graphite, Carbon, Acceptance Test Criteria, Gas Cooled Reactor, Brittle Material, Core Component, Core Support Component, Inspection Standard

目 次

1. はじめに	1
2. 高温工学試験研究炉の黒鉛検査基準	2
3. 高温工学試験研究炉の黒鉛検査基準の解説	5
3.1 検査項目について	5
3.2 検査方法及び判定基準について	8
3.3 検査個数について	11
4. 結 言	16
謝 辞	16
付録 1 高温ガス炉用黒鉛の検査項目について	18
付録 2 高温工学試験研究炉用黒鉛材料の選定条件及び特性について	20
付録 3 高温工学試験研究炉の炉心支持黒鉛構造物の健全性保証について	32
付録 4 判定基準の具体的な目安について	54
付録 5 非破壊試験を行う構造物と検査箇所について	60

Contents

1. Introduction	1
2. Inspection Standard of Graphite for the HTTR	2
3. Explication of Inspection Standard of Graphite for the HTTR ...	5
3.1 Inspection Items	5
3.2 Inspection Method and Judgement Criteria	8
3.3 The Inspection Number	11
4. Concluding Remarks	16
Acknowledgements	16
Appendix 1 Inspection Items of Graphite for HTGR	18
Appendix 2 Selection Conditions and Material Properties of Graphite for HTTR	20
Appendix 3 Integrity Assurance for the Core Support Graphite Components of HTTR	32
Appendix 4 Concrete Standard Values of Criteria	54
Appendix 5 Component and its Inspection Location Applied to Non-Destructive Test	60

1. はじめに

高温工学試験研究炉（以下「HTTR」と称す。）の炉心は高温となるため、炉内の構造物には、黒鉛、炭素などを主要材料として使用する。炉心は、六角柱状の黒鉛ブロックである燃料体の黒鉛ブロック、制御棒案内ブロック、可動反射体ブロック等を円柱状に積上げたものである。さらに、炉心を支持し荷重を圧力容器へ伝えるとともに熱遮へい、放射線遮へい等のために、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なる炉心支持黒鉛構造物を設けている。

黒鉛検査基準に関しては、国内では一部JIS規格等において材料の規格を規定したものはあるが、原子炉の主要構造物として規定したものはない。また、外国においても原子炉用構造物として受入れ検査の実績はあるものの明確に基準を定めていない。このため、HTTRの黒鉛及び炭素の受入れに際して、検査基準を定める必要がある。

本報告は、日本原子力研究所にて高温ガス炉臨界実験装置、大型構造機器試験ループ等研究用に製造された黒鉛構造物等の検査を基礎とし、米国の高温ガス炉フォート・セント・ブレイン炉及び国内の東海1号炉用黒鉛構造物等の検査について調査検討し、これらを参考にして、「高温工学試験研究炉の黒鉛検査基準」として規定したものである。また、検査基準の策定に際しては、その基礎となる技術基準あるいは安全設計のための方針、条件等に関する情報が必要となる。このため、本検査基準の策定に際しては、HTTRの炉心及び炉心支持黒鉛構造物の構造設計の考え方並びに炉心支持黒鉛構造物の健全性保証のための基本的考え方を参考にした。

検査項目を規定するに際しては、上記検討に加えて、HTTRの炉特性の確保並びに設計上の要求も考慮した。検査方法に関しては、検査の目的、要求される精度等を勘案して、現在広く用いられている方法を選定した。具体的な判定基準については、設計等により変わり得るものであることから、本文では一般的な表現で規定し、その具体的なものについては解説に示した。検査個数については、通常の検査基準では特に規定していないが、我が国では黒鉛構造物を原子炉に使用した経験に乏しいことを考慮して、検査結果の信頼性を十分確保しつつ、検査の効率を考慮して、検査個数についても規定した。

また、本検査基準を策定するに際して調査した主要な項目については、その内容を本報告書の付録として示す。

2. 高温工学試験研究炉の黒鉛検査基準

本検査基準は、H T T R の炉内に使用される炉心及び炉心支持黒鉛構造物に適用するものである。

本検査基準は、黒鉛及び炭素構造物について品質を保証するために必要な検査項目に対しその検査方法、判定基準及び検査個数を規定したものである。それらを第2.1表に示す。

第 2.1 表 高温工学試験研究炉の黒鉛検査基準 (1 / 3)

検査項目	検査目的	検査方法	判定基準	検査個数	備考
1. 材料検査 1.1 銘柄検査 (1)原料の種類	銘柄を保証する。	原料の種類を保証する書類の確認	実用上、差し支えないこと。	1 試料/検査ロット	
(2)かさ密度	銘柄を保証する。	寸法重量法等	実用上、差し支えないこと。	1 試料/検査ロット	
(3)固有抵抗	銘柄を保証する。	電圧降下法等(室温)	実用上、差し支えないこと。	1 試料/検査ロット	
(4)熱膨張係数	銘柄を保証する。	熱膨張測定装置(室温~400℃)黒鉛(室温~1000℃)炭素	実用上、差し支えないこと。	1 試料/検査ロット	
(5)灰分	銘柄を保証する。	燃焼灰化法等	実用上、差し支えないこと。	2 試料/検査ロット	
(6)曲げ強さ	銘柄を保証する。	3点曲げ試験等(室温)	実用上、差し支えないこと。	1 試料/検査ロット	1 試料から5 試験片を採取する。
(7)組織検査	銘柄を保証する。	光学顕微鏡による組織写真観察	組織上の特徴が見本と著しく異なること。	1 試料/検査ロット	

第 2.1 表 高温工学試験研究炉の黒鉛検査基準 (2 / 3)

検査項目	検査目的	検査方法	判定基準	検査個数	備考
(8)異方比	銘柄を保証する。	α_l/α_T により求める α ; (室温~400℃)での熱膨張係数又は室温での固有抵抗	実用上、差し支えないこと。	1 試料/検査ロット	黒鉛材料に対してのみ実施する。 L:ブロックの軸方向 T:ブロックの径方向
(9)熱伝導率	銘柄を保証する。	レーザフラッシュ法又はコーク法法等(室温)	実用上、差し支えないこと。	1 試料/検査ログ	炭素材料に対してのみ実施する。
1.2 不純物検査 (1)ほう素当量	核的特性を保証する。	化学分析法	設計上の仕様を満たすこと。	1 試料/検査ログ (但し、分析は、各試料をロット単位でまとめて行っても可とする。)	炉心黒鉛構造物に対してのみ実施する。
(2)放射化性不純物	遮へい設計を保証する。	化学分析法	設計上の仕様を満たすこと。	1 試料/検査ログ (但し、分析は、各試料をロット単位でまとめて行っても可とする。)	炉心黒鉛構造物及び炉心側部の固定反射体ブロックのみ実施する。
1.3 機械的強度検査 (1)引張強さ	基準強さ(Su)を保証する。	引張試験(室温)	基準強さを満たすこと。	ログ単位で判定する場合 $n \geq 4$ /検査ログ ロット単位で判定する場合 $n \geq 20$ /検査ロット	強度部材に対してのみ実施する。

第 2.1 表 高温工学試験研究炉の黒鉛検査基準 (3 / 3)

検査項目	検査目的	検査方法	判定基準	検査個数	備考
(2)圧縮強さ	基準強さ(Su)を保証する。	圧縮試験 (室温)	基準強さを満たすこと。	ログ単位で判定する場合 n \geq 2/検査ログ ロット単位で判定する場合 n \geq 10/検査ロット	強度部材に対してのみ実施する。
1.4 高温寸法安定性検査	高温寸法安定性を確認する。	熱膨張測定装置 (1000°C~1150°C)	設計上の仕様を満たすこと。	1 試料/検査ログ	炭素材料に対してのみ実施する。
2. 寸法検査	主要寸法が規定した範囲内にあることを確認することにより、黒鉛及び炭素構造物の設計上の要求を保証する。	パス、マイクロメータ等により測定する。 又、必要に応じて三次元測定機を使用する。	設計上の仕様を満たすこと。	全 数	
3. 外観検査	表面に有害な付着物や傷などが無いことを確認することにより、黒鉛及び炭素構造物の健全性を保証する。	目視等	有害な傷、割れ、欠け付着物及び変色等が無いこと。	全 数	
4. 非破壊検査	黒鉛構造物の健全性を保証する。	超音波探傷検査(内部探傷)、渦流探傷検査(表面探傷)等	設計上有害な欠陥が無いこと。	全 数	高応力状態が想定され、かつ、安全機能上重要な構造物又は部位に対してのみ実施する。

3. 高温工学試験研究炉の黒鉛検査基準の解説

3.1 検査項目について

本検査基準の検査項目は、HTTRの炉心及び炉心支持黒鉛構造物の構造設計の考え方並びに米国フォート・セント・ブレイン炉、我が国の高温ガス炉臨界実験装置（VHTRC）等の原子炉用黒鉛の検査の実績に加えてHTTRの炉特性の確保、設計上の要求等を考慮して規定した。それら検査項目に関し、検査のためのサンプリング時期と黒鉛及び炭素の製造工程の関係を第3.1図に示す。

以下に、本検査基準で規定する検査項目の選定理由を示す。

3.1.1 材料検査

(1) 銘柄検査

HTTRでは、黒鉛構造物としてIG-110又は相当品、PGX又は相当品、炭素構造物としてASR-ORB又は相当品が使用される。

黒鉛及び炭素構造物の構造設計は、上記材料に関する試験研究により取得したデータに基づいて行われる。一方、上記材料は原料の種類、製造工程にも由来する特性値のバラツキがある。そこで、HTTR用として使用する材料が設計上考慮されている範囲内の特性（試験研究により取得したデータと著しく異なること）を有しているかを確認する観点から、以下の銘柄を保証する検査を行う。

- ・原料の種類
- ・かさ密度
- ・固有抵抗
- ・熱膨張係数
- ・灰分
- ・曲げ強さ
- ・組織検査
- ・異方比（黒鉛材料に対してのみ実施）
- ・熱伝導率（炭素材料に対してのみ実施）

黒鉛及び炭素材料の銘柄は、原料の種類並びに熱処理条件でほぼ決定される。従って、黒鉛及び炭素材料の原料の種類を確認するために、原料コークスの種類及び粒径の範囲を検査する。また、製造過程においては、熱処理条件が著しく異なった場合には、一般にかさ密度、固有抵抗、熱膨張係数の値が異なってくるため、これらを検査する。さらに、それらに要求される機能の重要度に鑑み、灰分、曲げ強さ及び組織検査を行う。また、黒鉛材料では、等方性が要求されるので異方比検査を行う。並びに、炭素材料では、断熱性が要求されるので熱伝導率を検査する。

なお、高純度化を施すIG-110黒鉛については、灰分を除く検査項目についてあらかじめ高純度化前後で物性に差がないことが示されれば、高純度化前の粗加工段階で実施してもよい。

(2) 不純物検査

1) ほう素当量

黒鉛材中に含まれる不純物のうち、中性子吸収断面積の大きいほう素等は、HTTRの炉心の核設計上、炉心黒鉛構造物に対しては考慮する必要がある。ここで、炉心支持黒鉛構造物については、ほう素当量換算の不純物による核的影響は小さいので、不純物のほう素当量検査は行わない。

ほう素当量の検査は、加工による汚染はないことより、素材段階で、核的特性を保証するために実施する。

2) 放射化性不純物

遮へい設計は、炉心黒鉛構造物及び炉心支持黒鉛構造物のうち炉心側部の固定反射体ブロックの黒鉛材中に含まれる不純物による放射化効果を考慮している。ここで、炉心支持黒鉛構造物のうち炉床部材料である高温プレナムブロック、炉床部断熱層、サポートポスト及びポストシート及び炉床部側部の固定反射体ブロックについては、燃料領域から離れた位置にあり、不純物による放射化効果は小さいので、不純物検査は行わない。

不純物検査は、加工による汚染はないことより、素材段階で、遮へい設計で設定した不純物による放射化量を上回らないことを確認するために実施する。

(3) 機械的強度検査

機械的強度検査は、基準引張強さ及び基準圧縮強さを保証するために実施する。なお、高純度化を施すIG-110黒鉛については、あらかじめ高純度化前後で強度に差がないことが示されれば、高純度化前の粗加工段階で実施してもよい。

(4) 高温寸法安定性検査

炉床部断熱層は、高温ヘリウム環境下で炉心重量を支持しており、原子炉の寿命期間中高温における寸法安定性が要求される。

そこで、炭素材料については、高温寸法安定性を確認する観点から1000℃から1150℃までの熱膨張係数の測定を行う。但し、炉床部断熱層の黒鉛材料については、熱クリープによる寸法変化は少ないことより、高温寸法安定性を確認する検査は行わない。

3.1.2 非破壊検査

黒鉛構造物の素材及び加工品に対しては、構造物の健全性を保証するため非破壊検査による欠陥検査を行う。

まず、素材の段階としては、表面欠陥はその後の加工により取除かれるため、内部欠陥の検出を目的とした検査を行う。非破壊検査としては黒鉛材料に対する適用性、大型構造物に対する適用性及び比較的検出感度が良く、かつ、作業性に優れた超音波探傷検査又はそれに準ずる検査を採用する。

次に、加工品段階での検査としては、加工品の表層の表面欠陥の検出を目的とした検査を行う。非破壊検査としては、黒鉛材料に対する適用性、大型構造物に対する適用性及び作業性を加味して、渦流探傷検査又はそれに準ずる検査を採用する。

なお、第3.1表には、安全機能及び応力状態等を勘案し定めた非破壊検査を行う構造物と箇所及び検査方法を示す。

また、これらの検査を補充するために、比較的小型の構造物でかつ特に安全機能上重要な部位、例えばサポートポストに対して、放射線透過検査、X線CT検査等を必要に応じて併用する。

3.2 検査方法及び判定基準について

検査方法については、一般的な方法は省き、黒鉛及び炭素材料に対して特に考慮する必要があるもののみ示す。

3.2.1 材料検査

(1) 銘柄検査

1) 原料の種類

確認する項目は、原料コークスの種類（石油系か石炭系）及び粒径の範囲である。検査は、材料検査成績書等の書類の確認により行う。判定基準の「実用上、差し支えないこと」とは、上記の原料コークスの種類及び粒径が従来のもものと著しく異なることをいう。

2) 灰分

JIS R 7202及びJIS R 7223に準拠して行う。判定基準の「実用上、差し支えないこと」とは、灰分が従来のもものと著しく異なることをいう。

3) かさ密度、固有抵抗、熱膨張係数、異方比、曲げ強さ、熱伝導率

「実用上、差し支えないこと」とは、物性値が従来のもものと著しく異なることをいう。

かさ密度、固有抵抗、灰分、曲げ強さ、熱伝導率の具体的な目安値を第3.2表に示す。

(2) 不純物検査

1) ほう素当量

ほう素当量は、分析結果から下表に基づいて算出する。

元 素	ほう素当量換算係数
B	1.00
G d	1.57
S m	0.941
C d	0.855

2) 放射化性不純物

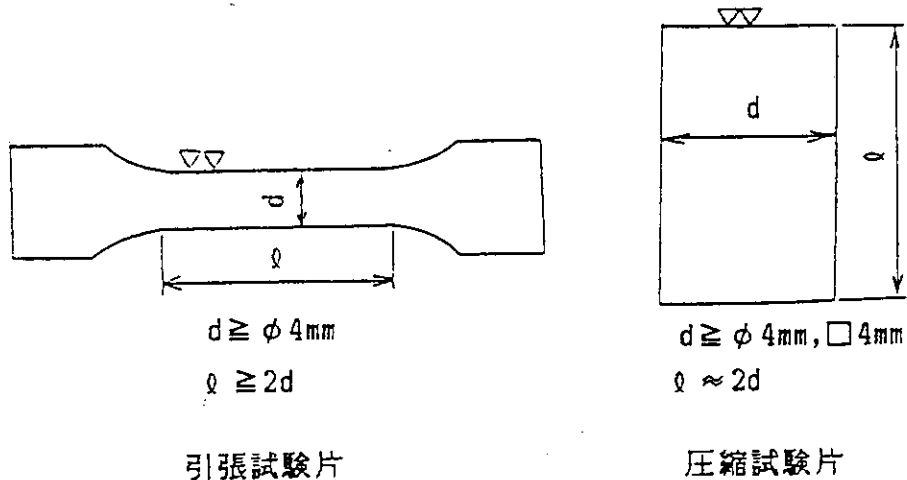
測定元素は、Si、Fe、Al、Ni、V、Ca、Liとする。

(3) 引張強さ、圧縮強さ

引張・圧縮試験を実施する構造物を第3.3表に示す。

引張・圧縮試験はインストロン型万能試験機等を使用し、室温で行う。

試験片の寸法は、下図の大きさを目安とすること。



PGX、ASR-ORB及びその相当材は、高応力状態になる位置が明かに最弱方向、最弱位置（ログの中心部分）になる場合は、原則としてその位置から試験片を採取する。ただし、試験片の採取が不可能な場合には適切な補正を施すものとする。

判定基準は、受入れ試験で得られた平均強さからサンプリングによる誤差を考慮して、材料の99%が基準強さを保証するようにする。

ここで、基準強さの設定法と同じ考え方に基づいた以下の式を用いて判定してもよい。

$$\bar{X} \geq S_u + \left(k_1 + \frac{k_2}{\sqrt{n}} \right) \sigma$$

ここで、 \bar{X} ; 受入れ試験により得られる平均強さ

S_u ; 「黒鉛構造設計方針」で定める基準強さ

k_1 ; 2.326 (材料の99%がSu値を保証するものに相当)

k_2 ; 1.645 (サンプリングによる誤差を考慮し、標本の標準偏差が母集団の標準偏差と同じとした場合の片側95

％の信頼度に相当)

n ; 検査個数

引張試験 ($n \geq 4$, 但し、1 ログ単位で判定する場合)

($n \geq 20$, 但し、1 ロット単位で判定する場合)

圧縮試験 ($n \geq 2$, 但し、1 ログ単位で判定する場合)

($n \geq 10$, 但し、1 ロット単位で判定する場合)

σ ; 検査単位によって定まる標準偏差 (原則的には、あらかじめ別途実施した試験にて定める。但し、それが困難な場合は受入れ試験時に定めてもよい。)

3.2.2 外観検査

割れや欠けの形状や大きさ及び付着物は多種多様であるので、一律に規定を設けないこととし、限界見本等により判断する。

3.2.3 非破壊検査

(1) 素材検査

素材検査においては原則として超音波探傷検査を適用する。なお、放射線透過検査、X線CT検査等を必要に応じて適用しても良い。

判定基準の「設計上有害な欠陥が無いこと」とは、超音波探傷検査においては、ノイズの高さとの比較において、有意な欠陥エコー高さが無いことをいい、また、放射線透過検査、X線CT検査においては、有意な欠陥像が無いことをいう。

(2) 加工品検査

加工品検査においては原則として、渦流探傷検査を適用する。なお、放射線透過検査、X線CT検査等を必要に応じて適用しても良い。

判定基準の「設計上有害な欠陥が無いこと」とは、渦流探傷検査においては、ノイズ出力の高さとの比較において、有意な欠陥信号出力が無いことをいい、また、放射線透過検査、X線CT検査においては、有意な欠陥像が無いことをいう。

なお、非破壊検査を実施するにあたっては、従来の試験研究に用いた検査方法と同等若しくはそれ以上の探傷能力を有する方法を用いること。

3.3 検査個数について

3.3.1 用語の意味

本検査基準の検査個数に使用した用語は、「JIS Z 8101 品質管理用語」を引用したもので、その意味は以下のとおりである。ただし、「検査ログ」は、HTTRの黒鉛及び炭素材料の検査のために定めた。

- 1) 「抜取検査」とは、検査ロットから、あらかじめ定められた抜取検査方式に従って、サンプルを抜き取って試験し、その結果を検査ロット判定基準と比較して、その検査ロットの合否を判定する検査をいう。
- 2) 「全数検査」とは、検査ロット中のすべての検査単位について行う検査をいう。
- 3) 「検査ロット」とは、検査の対象とするロットをいう。ここで、ロットとは、等しい条件下で生産し、又は生産されたと思われる品物の集りをいう。
- 4) 「検査ログ」とは、検査の対象とするログをいう。ここでログとは、構造物に加工する前段階の黒鉛化（高純度化）又は焼成後の素材ブロック1個をいう。
- 5) 「検査単位」とは、検査の目的のために選んだ単位又は単位量をいう。

ここで、「検査ロット」と「検査ログ」の関係は、IG-110黒鉛で約1.0ログ／ロット、PGX黒鉛及びASR-ORB炭素で数ログ／ロットである。

3.3.2 材料検査

(1) 銘柄検査

銘柄検査は、製造工程において異常が生じていないことを確認するのが目的である。よって、従来よりの製造実績等に基づいて同一条件下で製造されたとみなせるロットを検査ロットとし、検査個数は1試料／検査ロットとした。ただし、灰分及び熱伝導率検査は、それらに要求される機能の重要度に鑑み、前者は2試料／検査ロット、後者は1試料／検査ログとした。

(2) 不純物検査

黒鉛構造物のほう素当量及び放射化性不純物は、試料の採取位置によって値が異なることが予想されるので、1検査ロット内で平均的な値となるように1試料／検査ログとして複数箇所から試料採取を行う。ただし、測定は1検査ロット単位で試料をとりまとめて分析しても可とする。

(3) 機械的強度検査

黒鉛及び炭素材料の強度を保証するための検査個数は、検査単位がログの場合 $n \geq 4$ / 検査ログ及び検査単位がロットの場合 $n \geq 20$ / 検査ロットとするのが妥当であると考えられる。しかし、圧縮強さは引張強さに比べ大きく、かつ発生する圧縮応力は許容値に比較して小さいため、引張強さに対する安全率（基準強さ／発生応力）に比べ十分な余裕がある。このことより、圧縮強さの検査個数については、検査単位がログの場合 $n \geq 2$ / 検査ログ及び検査単位がロットの場合 $n \geq 10$ / 検査ロットとした。

第3.1表 非破壊検査を実施する構造物

構造物	非破壊検査		備考
	素材	加工後	
制御棒案内ブロック	U T	E T	E Tはダウエル部近傍のブロック表面について実施する。
シール用高温プレナムブロック	—	E T	E Tはダウエル部近傍のブロック表面について実施する。
キー結合用高温プレナムブロック	—	E T	E Tはキー溝部表面について実施する。
サポートポスト /シート	U T	E T	E Tはポスト・シート接触部のみ実施する。

U T：超音波探傷試験

E T：渦流探傷試験

第3.2表 銘柄検査の判定基準の具体的な目安値

検査項目	単位	IG-110黒鉛	PGX黒鉛	ASR-ORB炭素
かさ密度	g/cm ³	1.74以上	1.68以上	1.62以上
固有抵抗	$\mu\Omega\text{cm}$	1300以下	1550以下	3000~4500
灰分	重量ppm	100以下	7000以下	5000以下
曲げ強さ	kg/cm ²	320以上	70以上	120以上
熱伝導率	Kcal/m·h·°C	— (対象外)	— (対象外)	8.1以下

注) 上記判定基準の具体的な目安値は、検査ロット平均値である。ただし、熱伝導率のみ検査ログ平均値である。

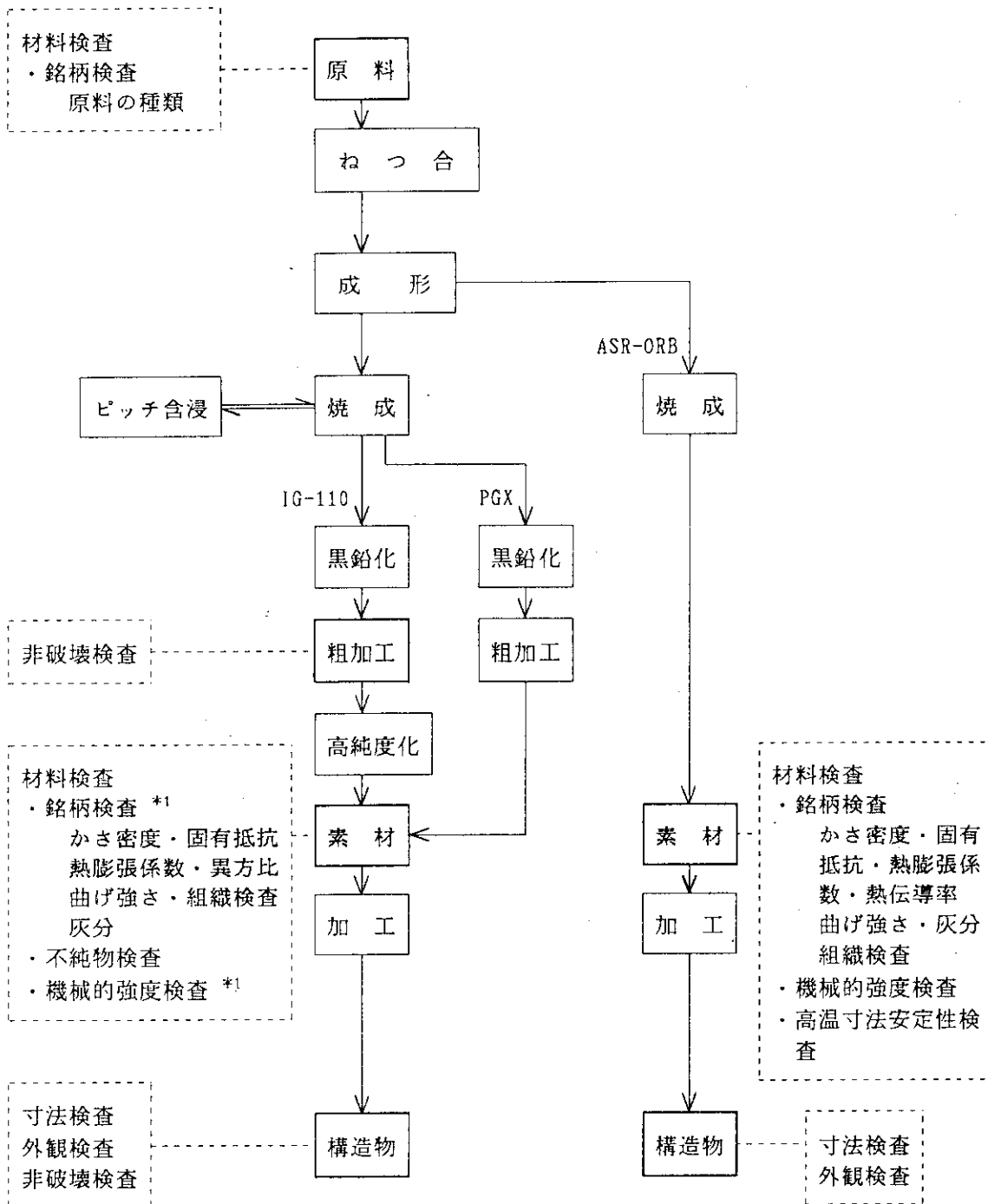
第3.3表 引張・圧縮試験を実施する構造物

炉心支持黒鉛構造物

- 固定反射体ブロック（キーを含む）
- 高温プレナムブロック
 - シール用ブロック
 - キー結合用ブロック（キーを含む）
- サポートポスト及びポストシート
- 炉床部断熱層
 - プレナム下部ブロック
 - 炭素ブロック
 - 下端ブロック

炉心黒鉛構造物

- 燃料体の黒鉛ブロック
- 燃料棒の黒鉛スリーブ
- 制御棒案内ブロック
- 可動反射体ブロック
- ダウエルピン



* 1) 高純度化を施すIG-110黒鉛については、灰分を除く銘柄検査及び機械的強度検査について、あらかじめ高純度化前後でその特性に差がないことが示されれば、粗加工の段階で実施してもよい。

第 3.1 図 黒鉛及び炭素構造物の製造工程と各検査項目のサンプリング時期の関係

4. 結 言

本検査基準は、H T T Rの炉心及び炉心支持黒鉛構造物の構造設計の考え方並びに米国の高温ガス炉用黒鉛構造物、国内の黒鉛構造物等に対する検査の実績に加えてH T T Rの炉特性の確保、設計上の要求等を考慮して策定したものであり、H T T Rの黒鉛構造物等に対する検査は本検査基準に基づいて行う。

一方、H T T Rは、我が国初めての高温ガス炉であり、H T T Rの運転により、我が国における黒鉛構造物等の製造、検査に関する技術も一層向上し、実績も十分蓄積されるものと考ええる。また、今後、黒鉛等に関する研究開発が進み、新しい概念に基づく黒鉛等が開発されることも考えられる。これらの場合には、適切な時点で本検査基準の見直しが必要になると考える。

謝 辞

本報告をまとめるにあたり、有益な御助言を頂いた高温工学試験研究炉開発部 齊藤伸三次長、H T T R原子炉開発室田中利幸室長、高温工学部高温材料強度研究室衛藤基邦室長、荒井長利主任研究員及び具体的な判定基準を定めるにあたり貴重なデータを御提示頂いた富士電機（株）富士・川重原子力推進本部H T Rプロジェクト推進課秋定俊裕課長、東洋炭素（株）品質管理部坂下利雄部長並びに関係各位に深謝致します。

4. 結 言

本検査基準は、H T T Rの炉心及び炉心支持黒鉛構造物の構造設計の考え方並びに米国の高温ガス炉用黒鉛構造物、国内の黒鉛構造物等に対する検査の実績に加えてH T T Rの炉特性の確保、設計上の要求等を考慮して策定したものであり、H T T Rの黒鉛構造物等に対する検査は本検査基準に基づいて行う。

一方、H T T Rは、我が国初めての高温ガス炉であり、H T T Rの運転により、我が国における黒鉛構造物等の製造、検査に関する技術も一層向上し、実績も十分蓄積されるものと考ええる。また、今後、黒鉛等に関する研究開発が進み、新しい概念に基づく黒鉛等が開発されることも考えられる。これらの場合には、適切な時点で本検査基準の見直しが必要になると考える。

謝 辞

本報告をまとめるにあたり、有益な御助言を頂いた高温工学試験研究炉開発部 齊藤伸三次長、H T T R原子炉開発室田中利幸室長、高温工学部高温材料強度研究室衛藤基邦室長、荒井長利主任研究員及び具体的な判定基準を定めるにあたり貴重なデータを御提示頂いた富士電機（株）富士・川重原子力推進本部H T Rプロジェクト推進課秋定俊裕課長、東洋炭素（株）品質管理部坂下利雄部長並びに関係各位に深謝致します。

〔 付 録 〕

付録 1	高温ガス炉用黒鉛の検査項目について -----	18
付録 2	高温工学試験研究炉用黒鉛材料の選定条件及び特性について -----	20
付録 3	高温工学試験研究炉の炉心支持黒鉛構造物の健全性保証について ---	32
別添 1	高温工学試験研究炉の炉心支持黒鉛構造物の供用期間中 における検査について -----	36
別添 2	高温工学試験研究炉の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について -----	40
添付 1	炉心支持機能の維持について -----	45
添付 2	制御棒挿入性の確保について -----	47
添付 3	炉内構造物の冷却性について -----	51
付録 4	判定基準の具体的な目安について -----	54
付録 5	非破壊試験を行う構造物と検査箇所について -----	60

付録1 高温ガス炉用黒鉛の検査項目について

高温ガス炉用黒鉛の検査項目の実態として、HTTRと米国フォート・セント・ブレイン炉及び国内の東海1号炉並びに国内の黒鉛構造物に対する検査項目の比較を付1表に示す。また、他炉にあってHTTRにない検査項目については、その理由を備考に示す。

付1表 原子炉用黒鉛及び炭素の検査項目の比較 (1/2)

検査項目	HTTR	VHTRC	東海1号炉	FSV	HENDEL	他炉等においてHTTRにない理由
1. 素材検査						
1.1 原料の種類	○ (銘柄指定)	○ (銘柄指定)	○ (銘柄指定)	○ (銘柄指定)	○ (銘柄指定)	-----
1.2 不純物 ほう素当量	○	○	○	○		-----
不純物	○	○		○		-----
灰分	○		○	○	○	-----
水分		○				HTTRでは、運転開始前に純化運転を行うため実施しない。
1.3 物性値						
かさ密度	○	○	○	○	○	-----
固有抵抗	○			○	○	-----
熱膨張係数	○					-----
異方比	○					-----
熱伝導率	○(注1)				○(注1)	-----
曲げ強さ	○				○	-----
引張強さ	○	○	○	○		-----
圧縮強さ	○	○		○	○	-----

付1表 原子炉用黒鉛及び炭素の検査項目の比較 (2/2)

検査項目	HTTR	VHTRC	東海1号炉	FSV	HENDEL	他炉等においてHTTRにない理由
弾性係数				○		HTTRでは、かさ密度～曲げ強さまでの各試験全体で銘柄確認する。
真比重		○				VHTRCでは、黒鉛化度の指標として真比重、格子定数を測定している。
格子定数		○				HTTRでは、黒鉛化度の指標として固有抵抗を測定する。
1.4 組織検査	○					-----
2. 寸法検査	○	○	○	○	○	-----
3. 外観検査	○	○	○	○	○	-----
4. 非破壊検査						
超音波探傷	○			○		-----
渦流探傷	○					-----
5. 構造物強度試験		○ (注2)	○ (注3)			HTTRでは、厳密な構造解析に基づいており、重要な荷重については予め設計段階で強度試験を実施しているため本項は実施しない。

(注1) ASR-ORBのみ

(注2) 模擬黒鉛ブロック側面に対して圧縮試験

(注3) 全数黒鉛ブロックに対して引張試験

(注4) HTTR: 高温工学試験研究炉、VHTRC: 高温ガス炉臨界実験装置

FSV: 米国フォート・セント・ブレイン炉、HENDEL: 大型構造機器試験ループ

付録2 高温工学試験研究炉用黒鉛材料の選定条件及び特性について

黒鉛構造物等の使用材料を選定するにあたり、特に考慮した項目は付2.1表に示すように次の通りである。

(1) 炉心黒鉛構造物（燃料体の黒鉛ブロック、制御棒案内ブロック等）

- ・核的に高純度であること
- ・地震時におけるダウエルピン及びダウエルソケットの構造健全性を確保するために高い強度を有すること
- ・減圧事故時における黒鉛スリーブの酸化による減肉を少なくするために耐食性に優れていること
- ・照射寸法変化率が小さい等の照射特性が優れていること

(2) 炉心支持黒鉛構造物

(a) サポートポスト及びポストシート

- ・搭載荷重（炉心及び高温プレナムブロックの重量）が大きく、サポートポストの座屈破壊を防止するために高い強度を有すること
- ・減圧事故時においてサポートポストの酸化による減肉を少なくするために耐食性に優れていること

(b) 固定反射体ブロック、高温プレナムブロック等

- ・組合せブロック面間からの漏れ流量を少なくするとともに、炉心を支持する構造を単純化する等のため、大型の構造物の製作が可能なこと

(c) キー

- ・高温プレナムブロック等の大型構造物間に設ける小型の角棒であるキーは、ブロック相互の変位を拘束するために荷重が作用し、その構造健全性を確保するために高い強度を有すること

(d) 炭素ブロック

- ・断熱特性に優れていること
- ・高温における寸法安定性を有すること

以上の選定条件に基づいて、炉心黒鉛構造物、サポートポスト及びキーには原子炉級微粒等方性黒鉛（IG-110又は相当品）、固定反射体ブロック等の大型の炉心支持黒鉛構造物には原子炉級準等方性黒鉛（PGX又は相当品）及び炉

床部断熱層の炭素ブロックには炭素（ASR-ORB又は相当品）をHTTRの使用材料とした。これらの黒鉛及び炭素の主要な特性を付2.2表に示す。

また、参考として炉内構造物の温度分布と炉心支持黒鉛構造物の高速中性子照射に対する設計上の取扱について以下に示す。

1) 炉内構造物の温度分布

炉内構造物の温度分布（950℃高温試験運転時）を付2.1図に示す。また、各構造物の最高温度を以下に示す。

① 炉心黒鉛構造物

- ・ 燃料体の黒鉛ブロック 1,100℃以下
- ・ 黒鉛スリーブ 1,200℃以下
- ・ 制御棒案内ブロック 1,050℃以下
- ・ 可動反射体ブロック 1,050℃以下

② 炉心支持黒鉛構造物

- ・ 固定反射体 850℃以下
- ・ 高温プレナムブロック 1,000℃以下
- ・ 炭素ブロック 900℃以下

③ 炉心支持鋼構造物

- ・ 炉心支持板 450℃以下
- ・ 炉心支持格子 450℃以下
- ・ 炉心拘束機構 450℃以下

④ 遮へい体

- ・ 上部遮へい体 500℃以下
- ・ 側部遮へい体 500℃以下

2) 炉心支持黒鉛構造物の高速中性子照射に対する設計上の取扱

炉心支持黒鉛構造物の高速中性子照射による物性値の変化は、照射量が少ないため、設計上は無視している。その理由を参考までに以下に示す。

炉心内の各構造物の高速中性子照射量を付2.2図に各々示す。一般に、高速中性子照射による物性値の変化が有意になるのは、 10^{20} n/cm²程度からで、それ以下では実験誤差範囲内で有意な変化を示していない⁽¹⁾⁽²⁾。また、

1.0×10^{20} n/cm²程度では、物性値の変化は、高速中性子照射量に対して、ほぼ比例しており、それ以下の照射量でもこの比例関係は成り立っていると考えられる。

IG-110黒鉛、PGX黒鉛及び他の銘柄黒鉛に対して得られた実験データから、付2.3表に示した高速中性子照射量での主な物性値を評価すると、同表右欄に示す値となる。また、ASR-ORB炭素に関しては、高速中性子照射量が約 $2 \times 1.0 \times 10^{14}$ n/cm² と非常に少ないので、物性値の照射による変化は無視できる程小さいといえる。

以上のことより、炉心支持黒鉛構造物は、高速中性子照射による物性値の変化を無視している。

なお、参考までに、代表的な黒鉛ブロックの熱中性子束と高速中性子束の比（燃料体(1)の高速中性子束で規格化）を付2.3図に示す。

また、黒鉛材料の物性値に及ぼす酸化及び照射の影響の一例を付2.4図～付2.9図に示す。

参考文献

- (1) D.E. Baker, "Graphite as a Neutron Moderator and Reflector Material", Nuclear Engineering and Design 14 (1970) 413-444.
- (2) G.B. Engle, "Assessment of Grade H-451 Graphite for Replaceable Fuel and Reflector Elements in HTGR", GA-A14690 (1977).

付 2.1 表 黒鉛構造物の使用材料を選定するにあたり考慮した項目

項目 黒鉛構造物	高強度	照射特性	耐食性	高純度	大型構造物の 製作性
炉心黒鉛構造物 (黒鉛スリーブ等)	○	○	○	○	
サポートポスト /ポストシート	○		○		
固定反射体ブロック 等の大型構造物					○
キ-	○				

付 2.3 表 炉心支持黒鉛構造物の最大照射量と照射による物性値の変化

材 料 名	寿命末期 最大照射量 (n/cm ² , E>29fJ)	寿命末期における照射による物性値の変化 [*]		
		熱伝導率	寸法変化 の減少	熱膨張係数
IG-110 キ- (固定反射体部)	5×10^{18}	1%以下	$-1 \times 10^{-3}\%$	+0.05%
サポートポスト	5×10^{15}	~0%	~0%	~0%
PGX 固定反射体 ブロック	5×10^{18}	1%以下	$-1 \times 10^{-3}\%$	+0.05%
ASR-ORB 炭素ブロック	2×10^{14}	~0%	~0%	~0%

* 未照射材の物性値に対する変化分

付2.2表 IG-110黒鉛、PGX黒鉛及びASR-ORB炭素の特性値（標準値）

（未酸化材及び未照射材）

	IG-110黒鉛	PGX黒鉛	ASR-ORB炭素
かさ密度** (g*/cm ³)	1.78	1.73	1.65
平均引張強さ** (kg/cm ²)	258	83(径方向) 82(軸方向)	69(径方向) 66(軸方向)
平均圧縮強さ** (kg/cm ²)	784	312(径方向) 330(軸方向)	514(径方向) 591(軸方向)
縦弾性係数** (10 ⁵ kg/cm ²)	0.81	0.66(径方向) 0.52(軸方向)	0.89(径方向) 0.79(軸方向)
($\pm \frac{1}{3}$ Su勾配)***			
(原点勾配)****	1.01	0.81(径方向) 0.65(軸方向)	0.92(径方向) 0.83(軸方向)
平均熱膨張係数 (10 ⁻⁶ /°C)	4.06	2.34(径方向) 2.87(軸方向)	4.40(径方向) 4.89(軸方向)
(20~400°C)			
熱伝導率 (cal/cm·s·°C)	0.19	0.18(径方向) 0.16(軸方向)	0.024
(400°C)			
灰分***** (重量ppm)	100以下	7,000以下	5,000以下
粒径 (μm)	20	800以下	2,000以下

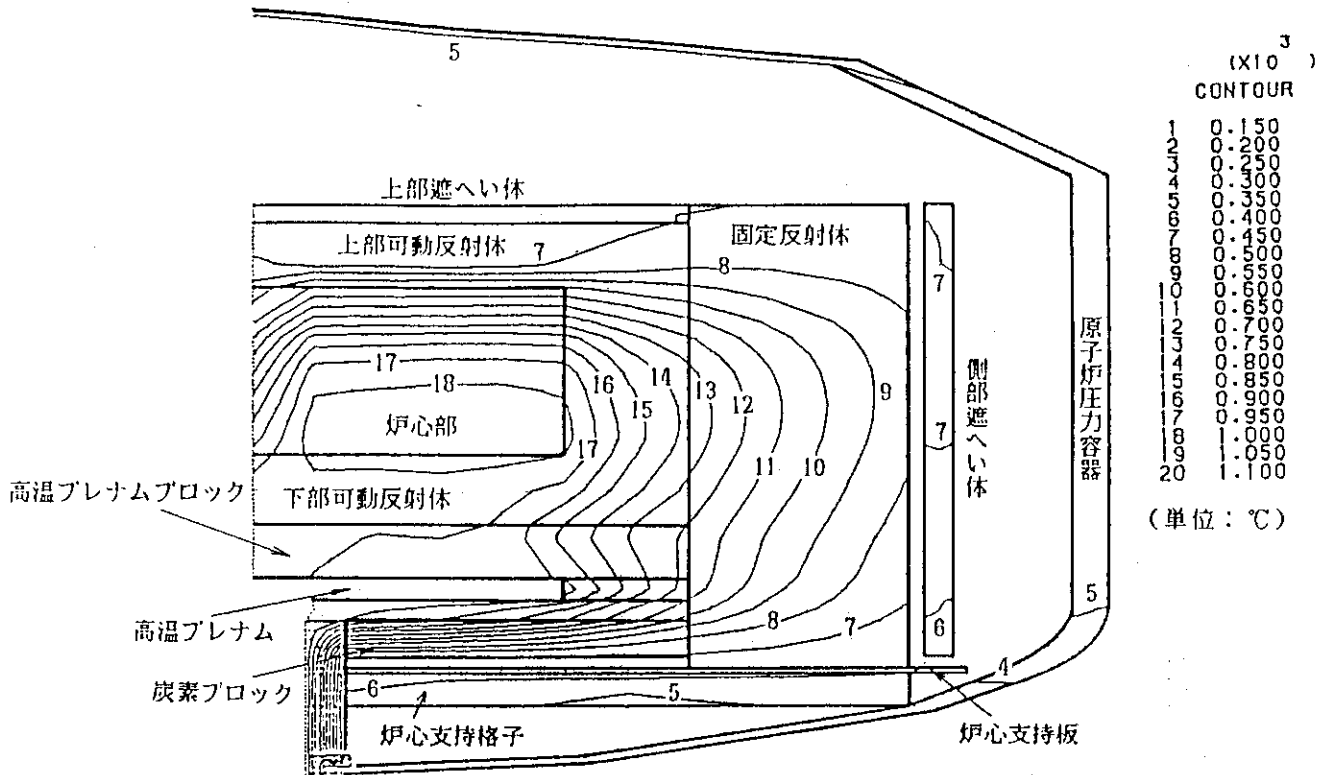
*: 質量の単位

**: 室温での値

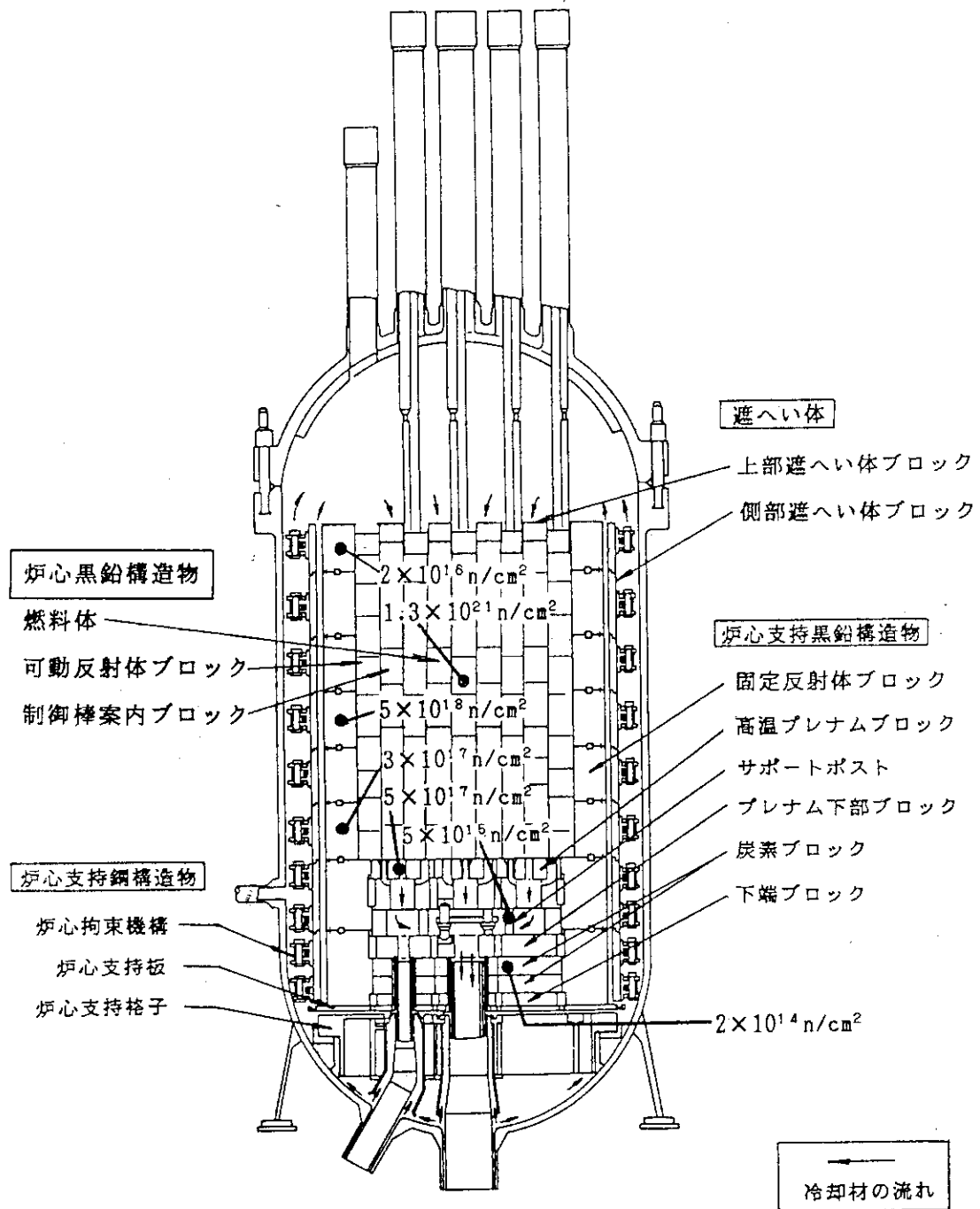
***: 応力-ひずみ曲線における基準引張強さ及び基準圧縮強さの1/3の点を結んだ直線の勾配

****: 引張強さの応力-ひずみ曲線における原点での勾配

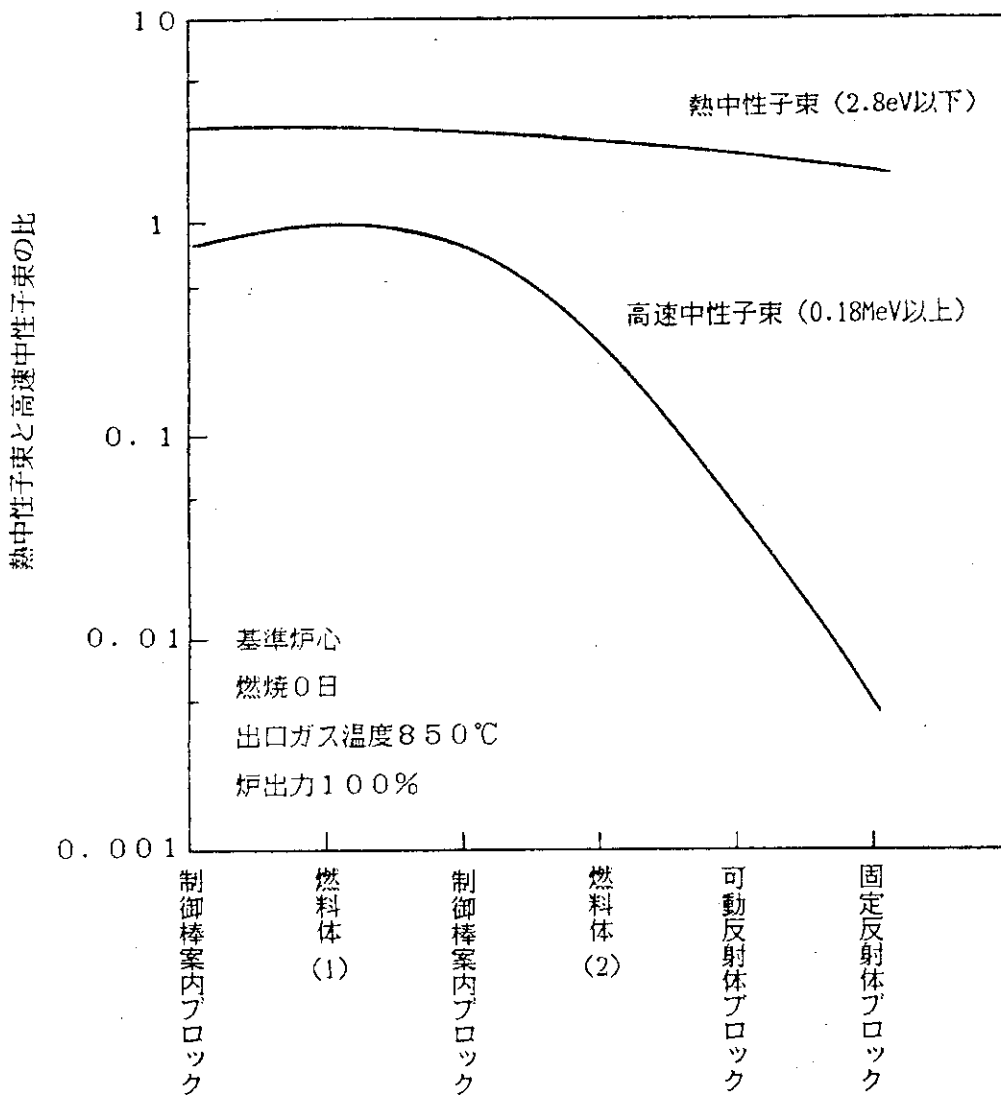
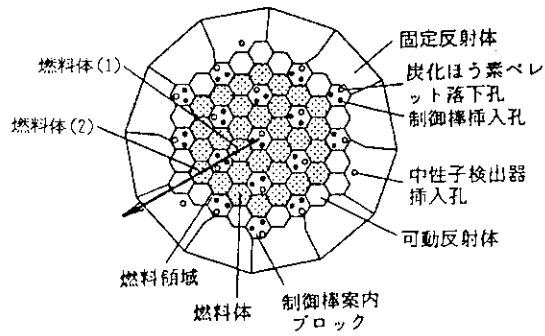
*****: 耐腐食性を必要としない部材には適用しない。



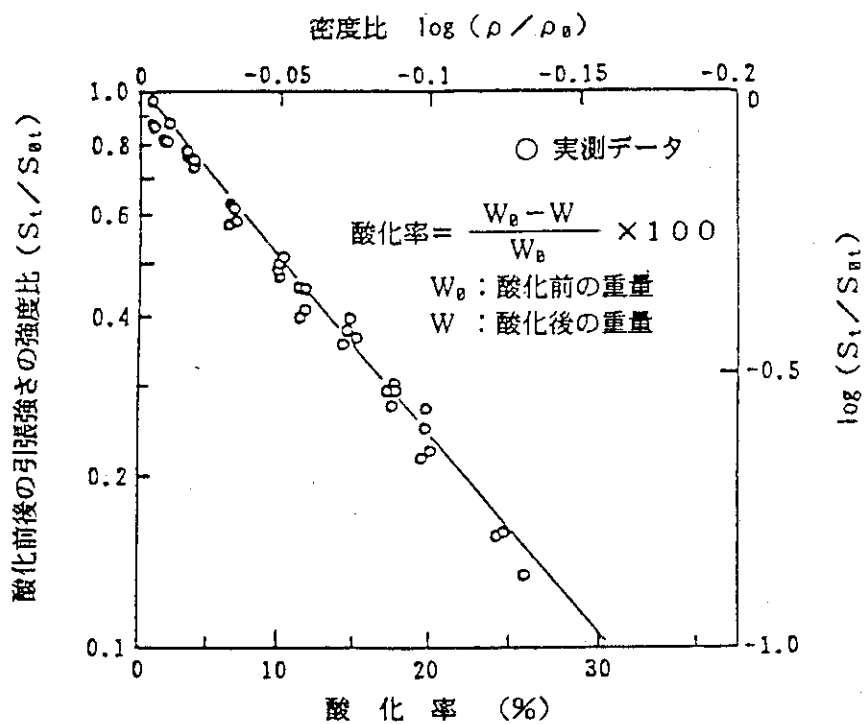
付 2.1 図 炉内構造物の温度分布 (鋼構造物が高温となる 950 °C 運転時燃焼初期)



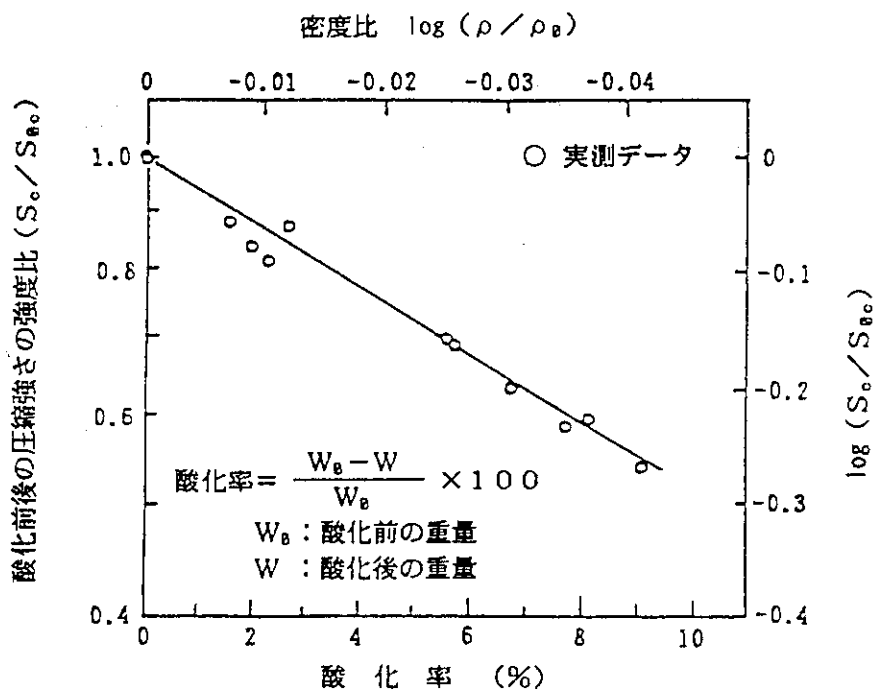
付 2.2 図 炉心支持黒鉛構造物の高速中性子照射量 ($E > 29 \text{ f j}$) の概略値



付 2.3 図 熱中性子束と高速中性子束の比較
(燃料体(1)の高速中性子束で規格化)



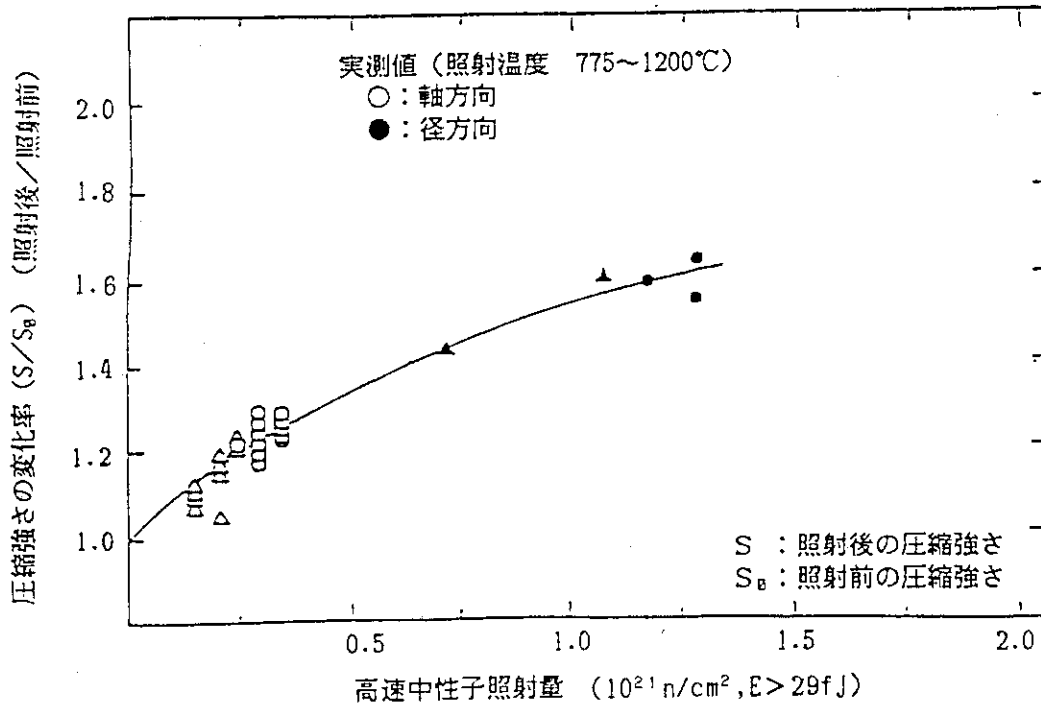
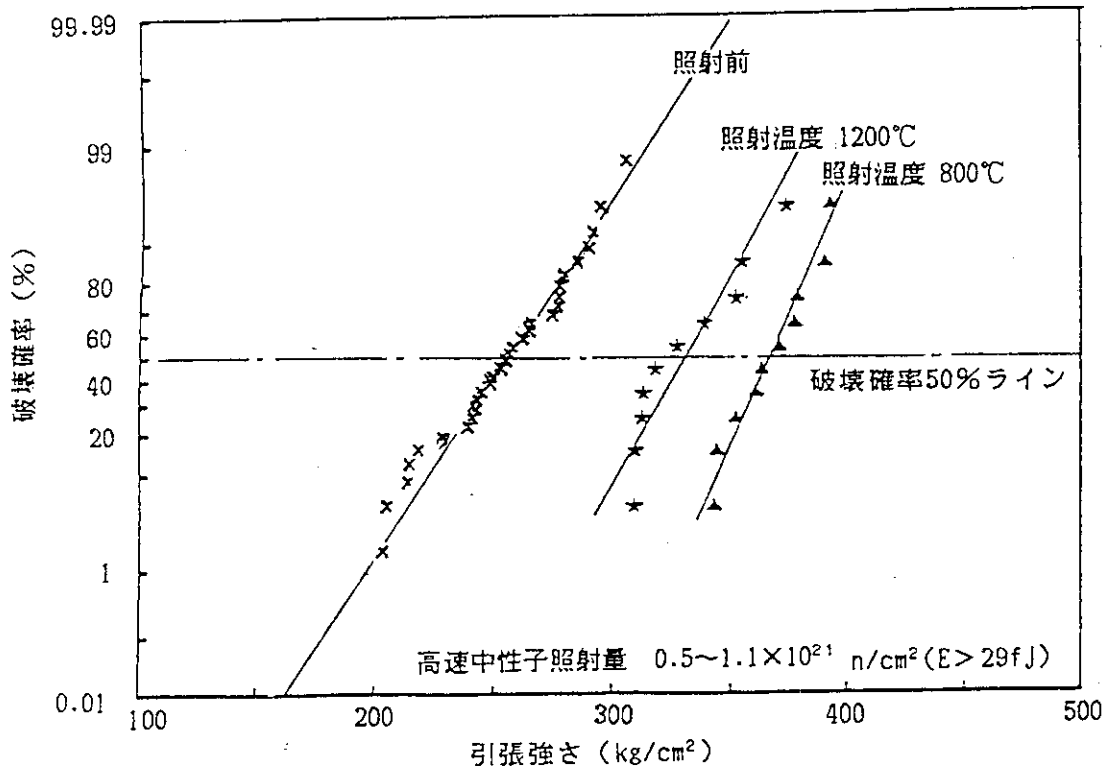
(1) 引張強さ



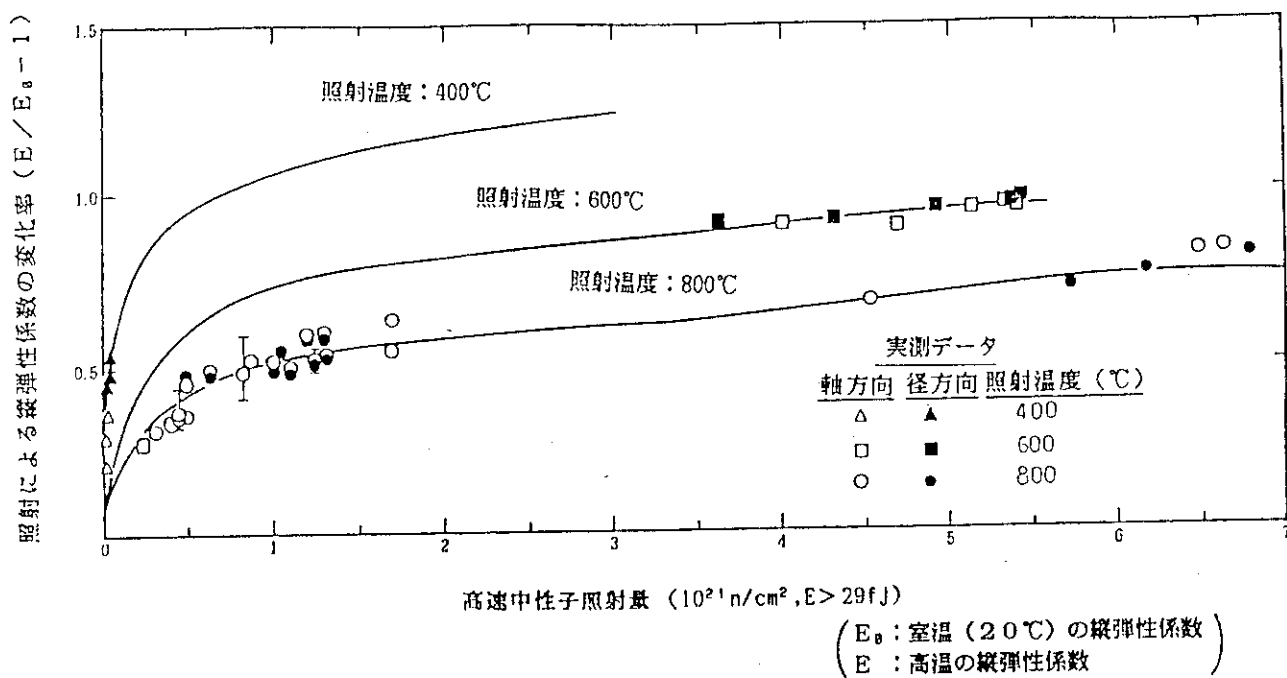
(2) 圧縮強さ

$$\left(\begin{array}{l} S_t, S_c : \text{酸化後の引張及び圧縮強さ} \\ S_{t0}, S_{c0} : \text{酸化前の引張及び圧縮強さ} \\ \rho, \rho_0 : \text{酸化後及び酸化前の密度} \end{array} \right)$$

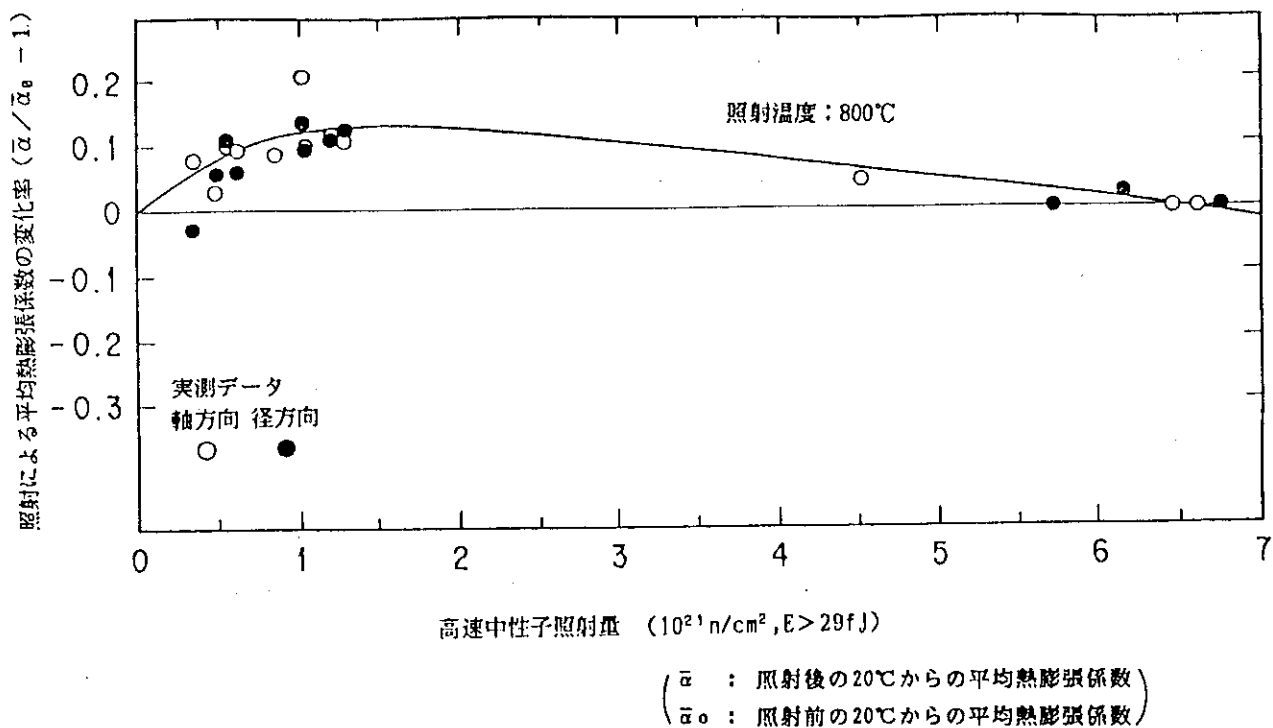
付 2.4 図 1G-110 黒鉛の酸化による強度変化



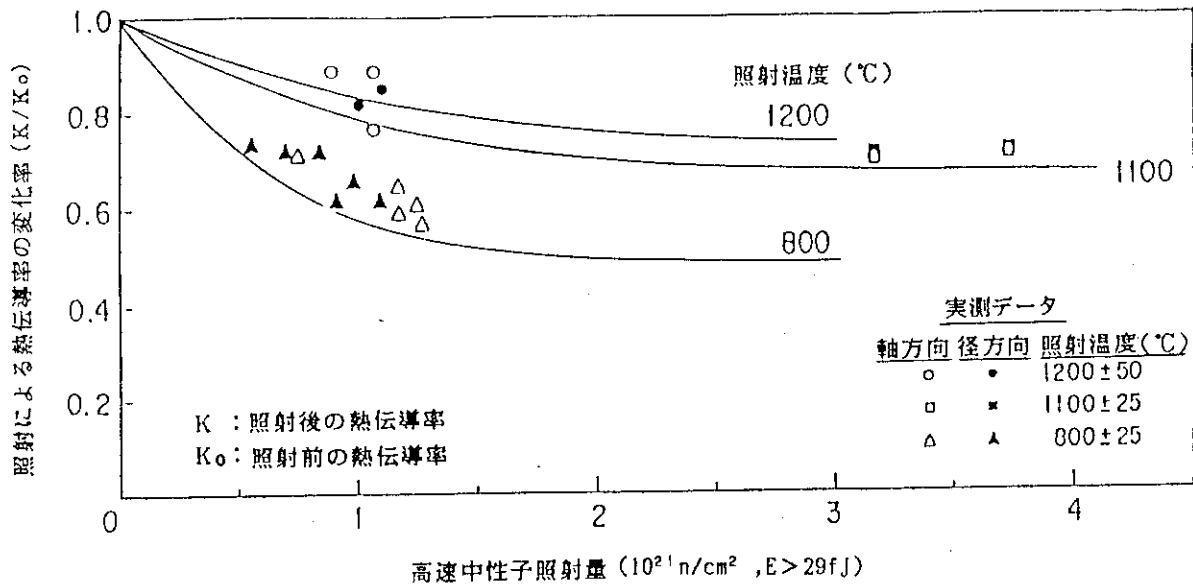
付 2.5 図 1G-110 黒鉛の照射による強度変化



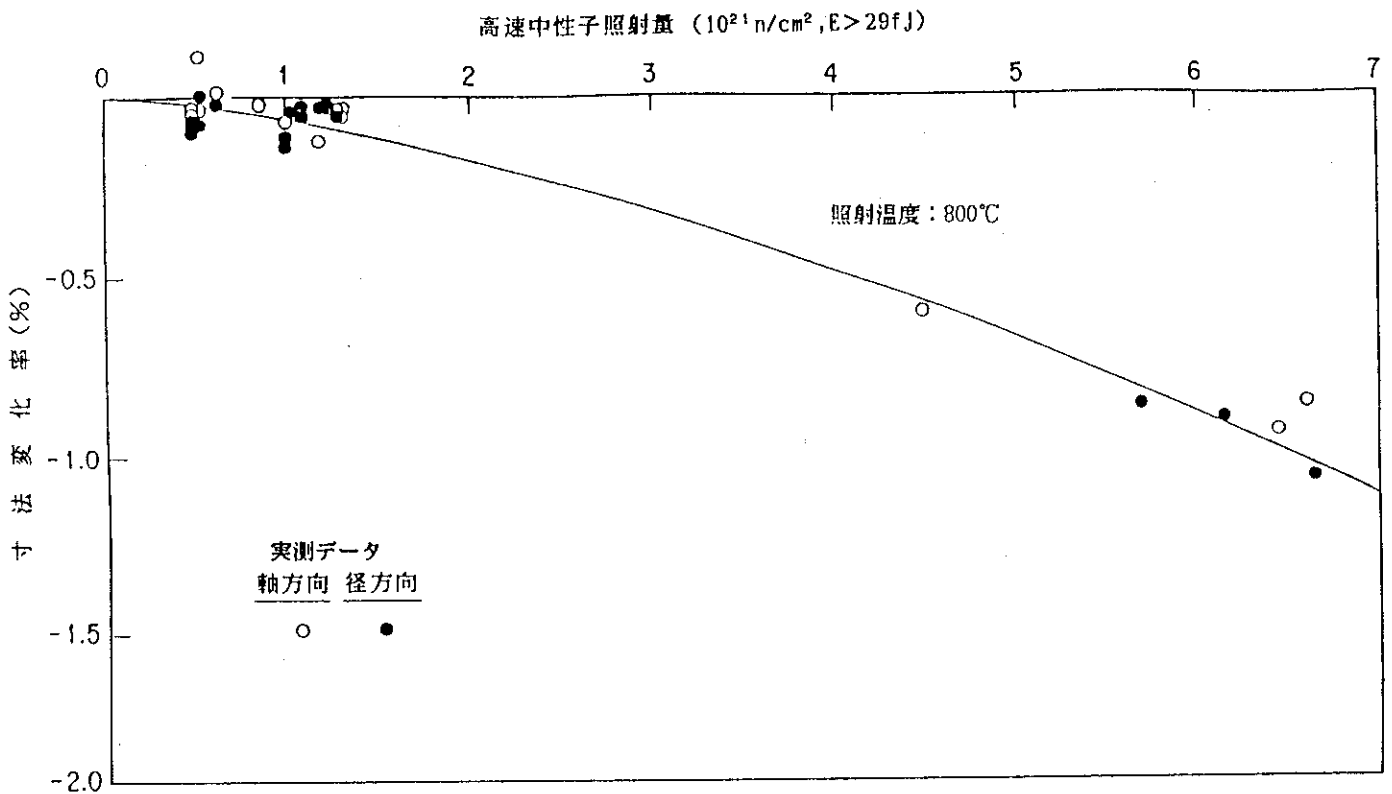
付 2.6 図 1G-110 黒鉛の照射による縦弾性係数の変化率



付 2.7 図 1G-110 黒鉛の照射による平均熱膨張係数の変化率



付 2.8 図 1G-110 黒鉛の照射前後の熱伝導率の変化率 (K/Ko)



付 2.9 図 1G-110 黒鉛の照射による寸法変化率

付録3 高温工学試験研究炉の炉心支持黒鉛構造物の健全性保証について

1. はじめに

H T T Rの炉内構造物は、付3.1図に示すように、炉心を支持するための炉心支持黒鉛構造物、炉心支持鋼構造物、遮へい体等から構成され、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炉内の1次冷却材の流量を適正に配分できる構造である。更に、中性子漏えい防止、熱遮へい、放射線遮へい等ができる構造である。

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黒鉛検査基準に基づいた製品の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、その健全性保証を行う。

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付3.2図に示す。

2. 基本的な考え方

(1) 開発試験

炉心支持黒鉛構造物に関して、主に以下の開発試験を実施して、その健全性及び設計の妥当性を確認している。

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

なお、H T T Rの炉床部構造は、米国Fort St. Vrain炉及び西独THTR-300の設計と類似しており、これまで安全上の問題は生じていない。また、H T T Rの炉心支持黒鉛構造物の製造及び製品検査等については、HENDELで実績を積んでいる。

(2) 設 計

炉心支持黒鉛構造物は、開発試験から得られたデータに基づくとともに、黒鉛材料の特徴を考慮した高温工学試験研究炉・炉心支持黒鉛構造設計方針

に従って、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。

(3) 製造検査

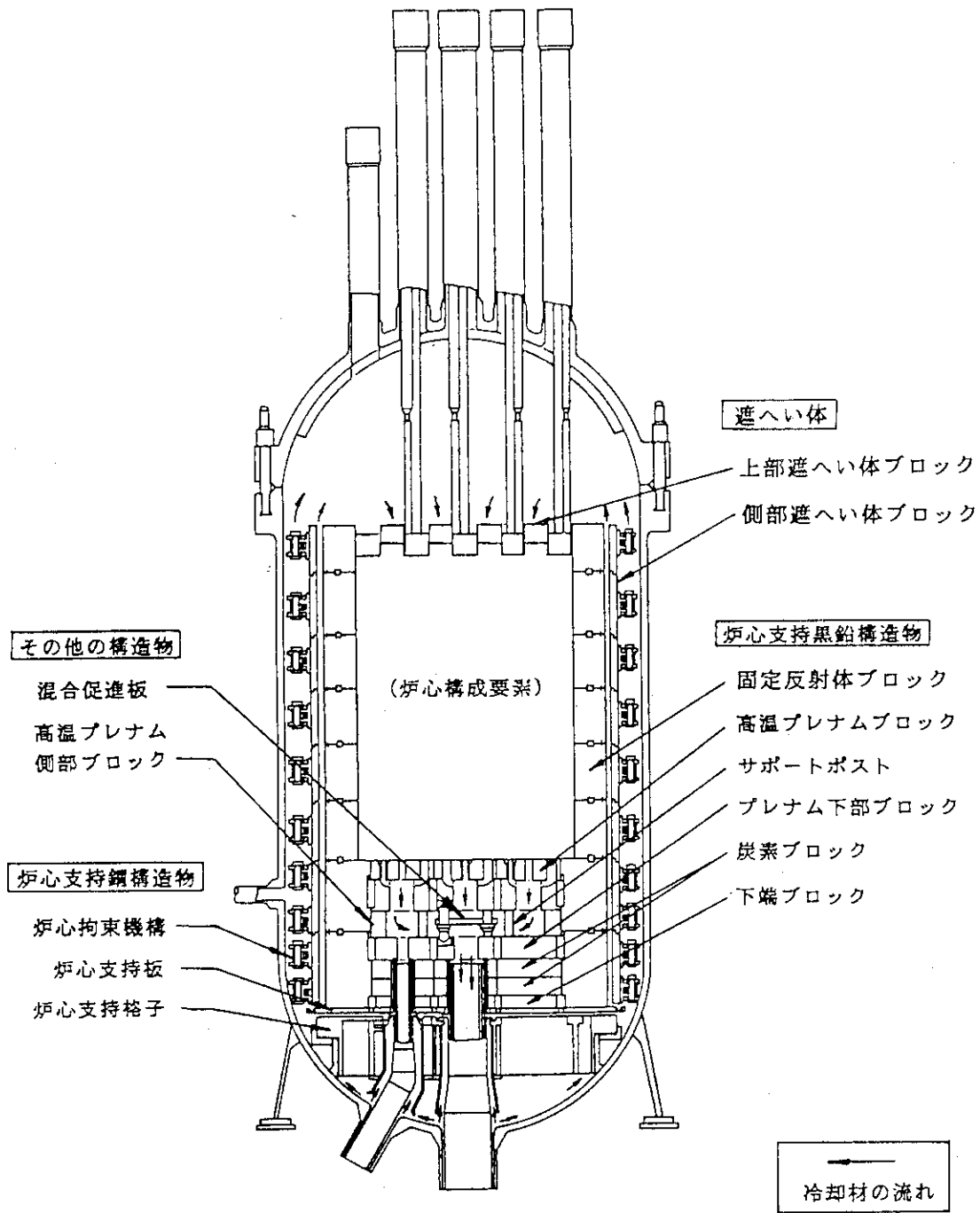
素材ブロック及び製品については、黒鉛検査基準に基づいてその品質を保証する。

- ・ 各素材ブロックについて試験片を取出し、強度、不純物、物性値等の検査を行う。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。
- ・ 構造物の健全性を保証するために非破壊試験による欠陥検査を行う。非破壊試験としては素材及び加工品の段階で、高応力が想定され、かつ、安全機能上重要な構造物及び部位（例えば、サポートポスト及び制御棒案内ブロックのダウエル孔及びダウエルソケット等）に対して各々目的に応じた試験法を用いて実施する。

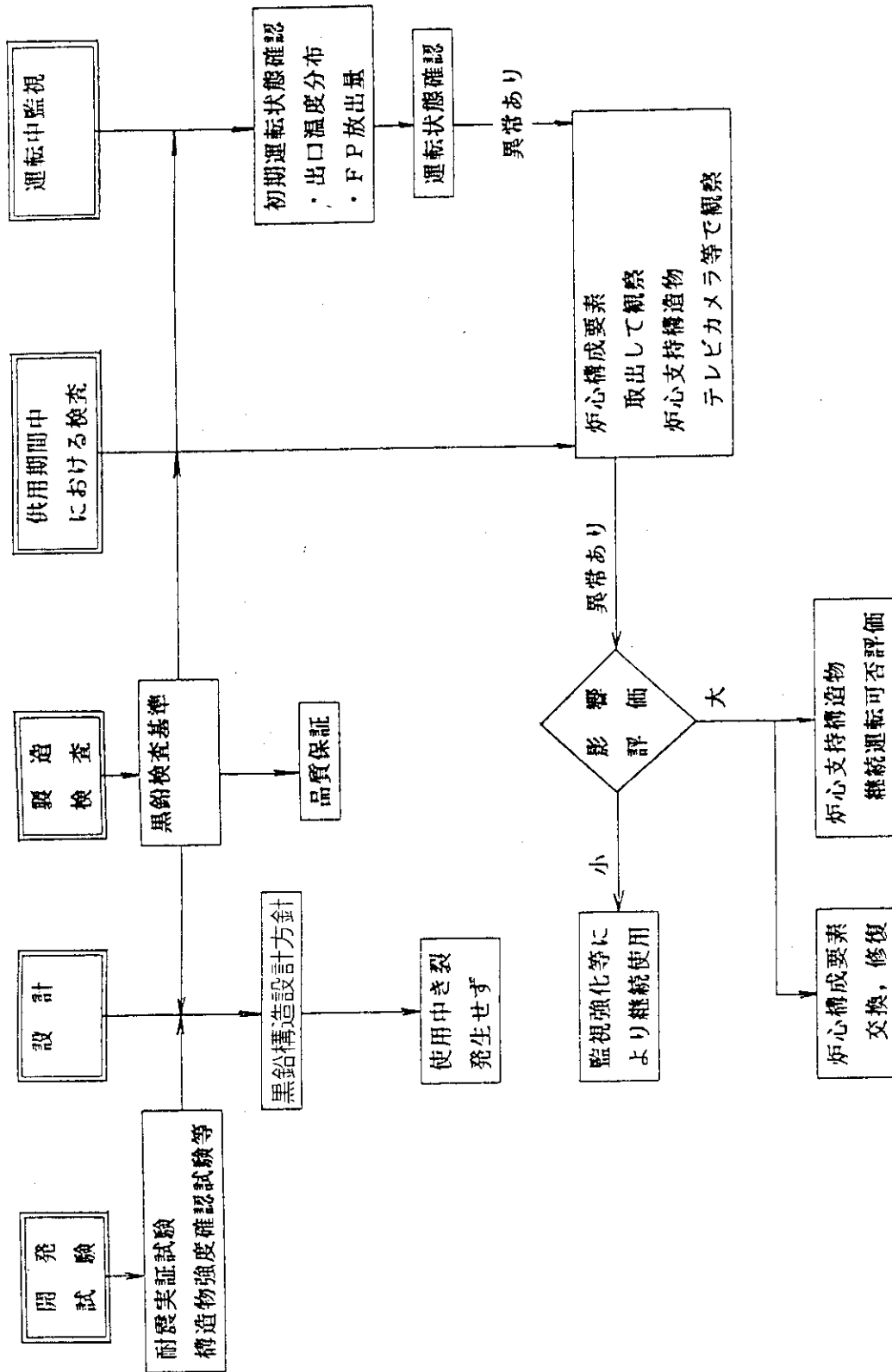
(4) 供用期間中

炉心支持黒鉛構造物の最も重要な安全機能である炉心支持機能に関しては、構造物の破壊によってもその機能を喪失することはないが、構造物の健全性を確認するために、必要に応じてテレビカメラ等による観察及びサーベイランス試験片による材料試験を行う。また、炉心支持黒鉛構造物の破壊等によって生じる可能性のある、炉心内の冷却性の劣化に関しては、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の監視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前に原子炉を安全に停止することができる。

なお、参考までに炉心支持黒鉛構造物の供用期間中における検査の詳細を別添1に示す。高温工学試験研究炉の炉心支持黒鉛の破損及び破壊を想定した場合の影響について別添2に示す。



付 3.1 図 炉内構造物構造説明図



付 3.2 図 黒鉛構造物の健全性保証の考え方

別添1 高温工学試験研究炉の炉心支持黒鉛構造物の供用期間中における 検査について

H T T R においては、炉心支持黒鉛構造物が、万一、破損あるいは破壊したとしても炉心は崩壊することなく、炉心支持黒鉛構造物の安全機能である炉心支持能力は保持され、制御棒の挿入及び残留熱の除去が可能なように設計しているため、原子炉の安全性は確保される。本設計の基本的考え方については、別添2「高温工学試験研究炉の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について」に示す。

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が増加するため炉心の冷却性能が劣化し、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、出口温度分布異常、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。

以上のことからH T T Rにおいては、炉心支持黒鉛構造物が、万一、破損あるいは破壊しても原子炉の安全性は確保され、かつ、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ンドリを構成するものではないため、供用期間中検査は基本的には必要ないと考えている。

しかし、H T T Rが我が国最初の高温ガス炉であることに鑑み、構造物の健全性及び能力を確認するために、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計画している。

テレビカメラ等による黒鉛構造物の目視検査方法の概略図を別1.1図、別1.2図に示す。

各構造物のサーベイランス試験片による材料試験は、以下の通りである。

(1) 固定反射体ブロック

中性子照射の影響等による素材の経年変化については、サーベイランス試験片（材質：PGX 黒鉛）で材料試験を行う。

(2) 高温プレナムブロック

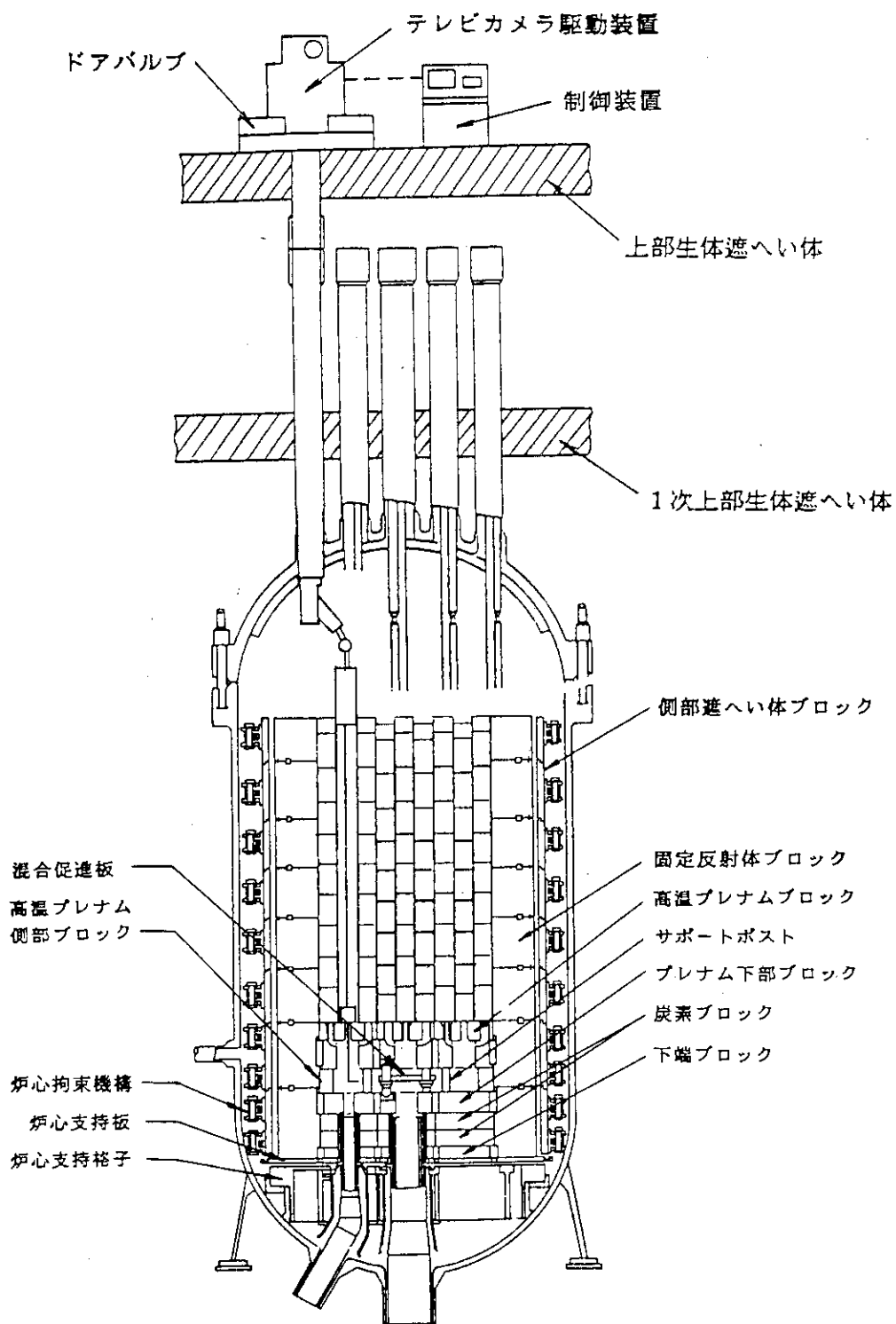
酸化の影響については、サーベイランス試験片（材質：PGX 黒鉛）で材料試験を行う。

(3) サポートポスト

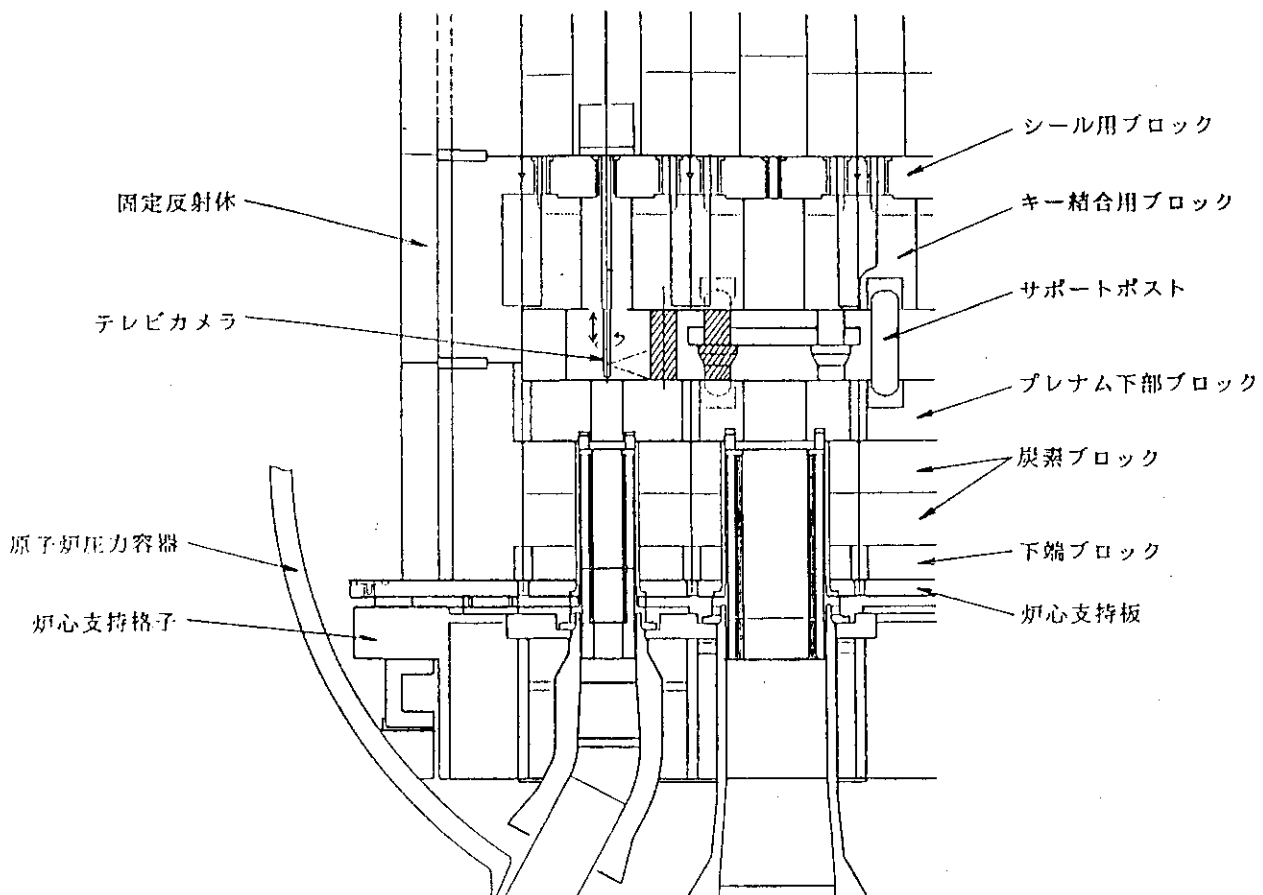
酸化の影響については、サーベイランス試験片（材質：IG-110黒鉛）で材料試験を行う。

(4) 炉床部断熱層

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の経年変化を調べるために、サーベイランス試験片（材質：ASR-ORB 炭素）で材料試験を行う。



別 1.1 図 テレビカメラ等による目視検査の概略図 (その 1)



別 1.2 図 テレビカメラ等による目視検査の概略図 (その2)

別添 2 高温工学試験研究炉の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について

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黒鉛検査基準に基づく品質管理及び適切な供用期間中における検査を行うので、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砕までには至らず、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。

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コラム間の隙間流れ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、出口温度分布異常、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別2.1図に示す。なお、参考までに原子炉本体の構造及び炉床部の構造説明図を別2.2図及び別2.3図に示す。

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、制御棒の挿入性並びに残留熱の除去について以下に述べる。

(1) 炉心支持機能（添付1を参照）

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損又は破壊したとしても破砕までには至らず、隣接ブロックとのキー結合及び炉心拘束機構によりブロックとしての形状は維持され、炉心支持機能は確保できる。また、キー結合部が破壊したとしても、炉心拘束機構等により炉心支持黒鉛持構造物は一体化されるため、炉心支持機能は維持できる。

サポートポストは、1本で高温プレナムブロック（高温プレナムブロック上の炉心黒鉛構造物の重量も含む。）1個を支持できるように設計されている。従って、高温プレナムブロックを支持している3本のサポートポストのうち1本が支持機能を喪失したと想定しても、炉心は崩壊することなく、

制御棒の挿入及び残留熱の除去が可能である。また、サポートポストは十分な強度を確保できるよう設計、品質管理等を行うので、共通要因により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し、異常を認められた場合は適切な処置を施すため、サポートポストの炉心支持機能は確保される。

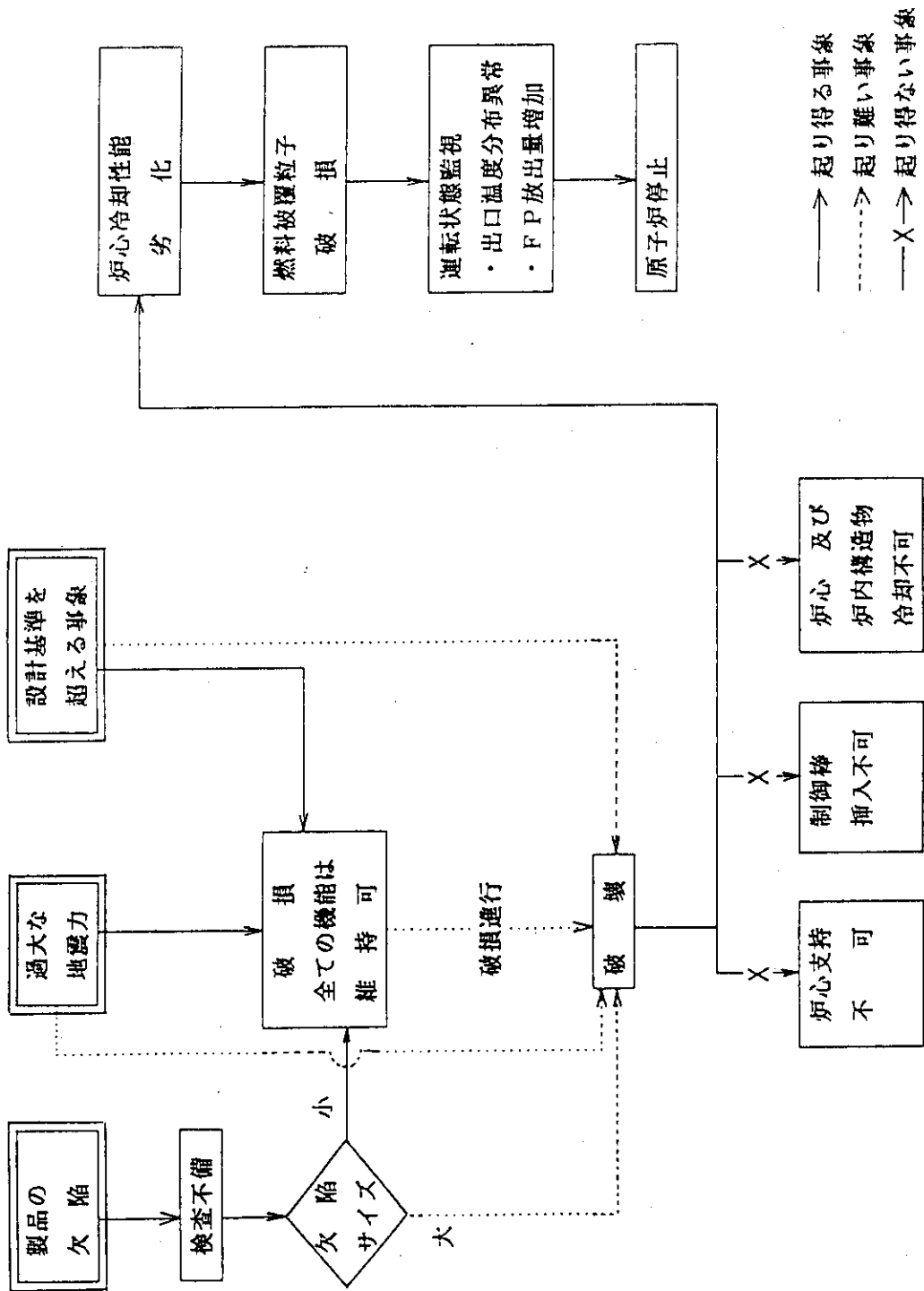
(2) 制御棒の挿入性（添付2を参照）

極端な仮定として、炉心支持黒鉛構造物のき裂が進展して、キー構造を含む構造物の破壊を想定した場合でも、破壊した黒鉛ブロックはその場に留まるとともに炉心拘束機構により炉心支持黒鉛構造物は一体化されるため、炉心の垂直荷重を支持する機能は確保される。更に、このような状態に地震の重ね合わせを考慮しても、炉心の水平方向の変位は炉心拘束機構により制限され、制御棒の挿入性の維持、即ち、原子炉の未臨界性は確保される。なお、黒鉛構造物の破壊に起因した制御棒案内カラムの湾曲等を考慮しても、制御棒が挿入できることを実験等により確認している。

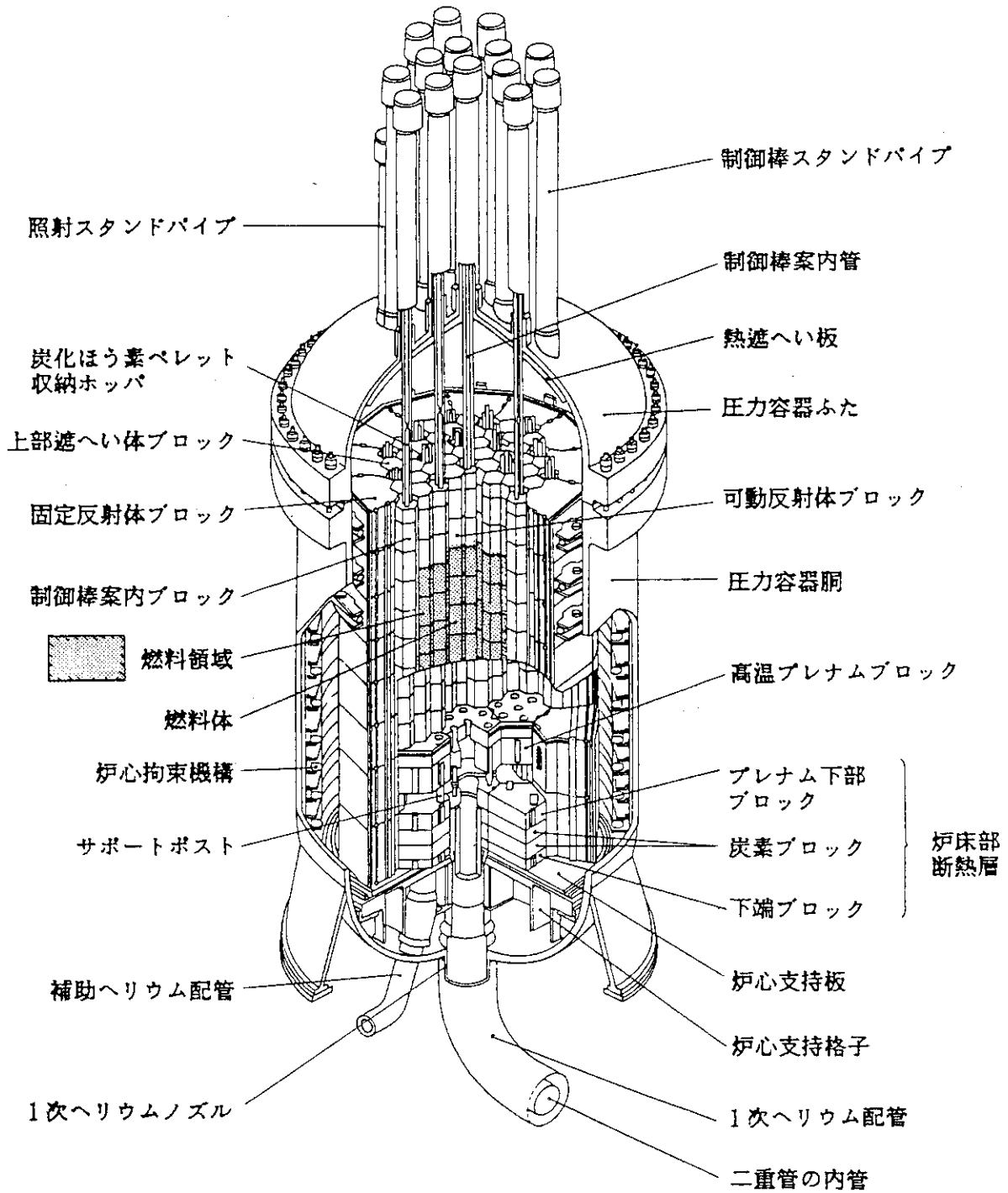
(3) 炉内構造物の冷却性（添付3を参照）

燃料体内の冷却材の流路の一部が閉塞されたと想定しても、残りの冷却材流路に及ぼす影響は軽微であり、崩壊熱の除去が可能である。また、極端な場合として、全流路が閉塞して1次冷却材による炉内構造物の冷却ができなると仮定しても、炉容器冷却設備で崩壊熱及び残留熱の除去が可能である。

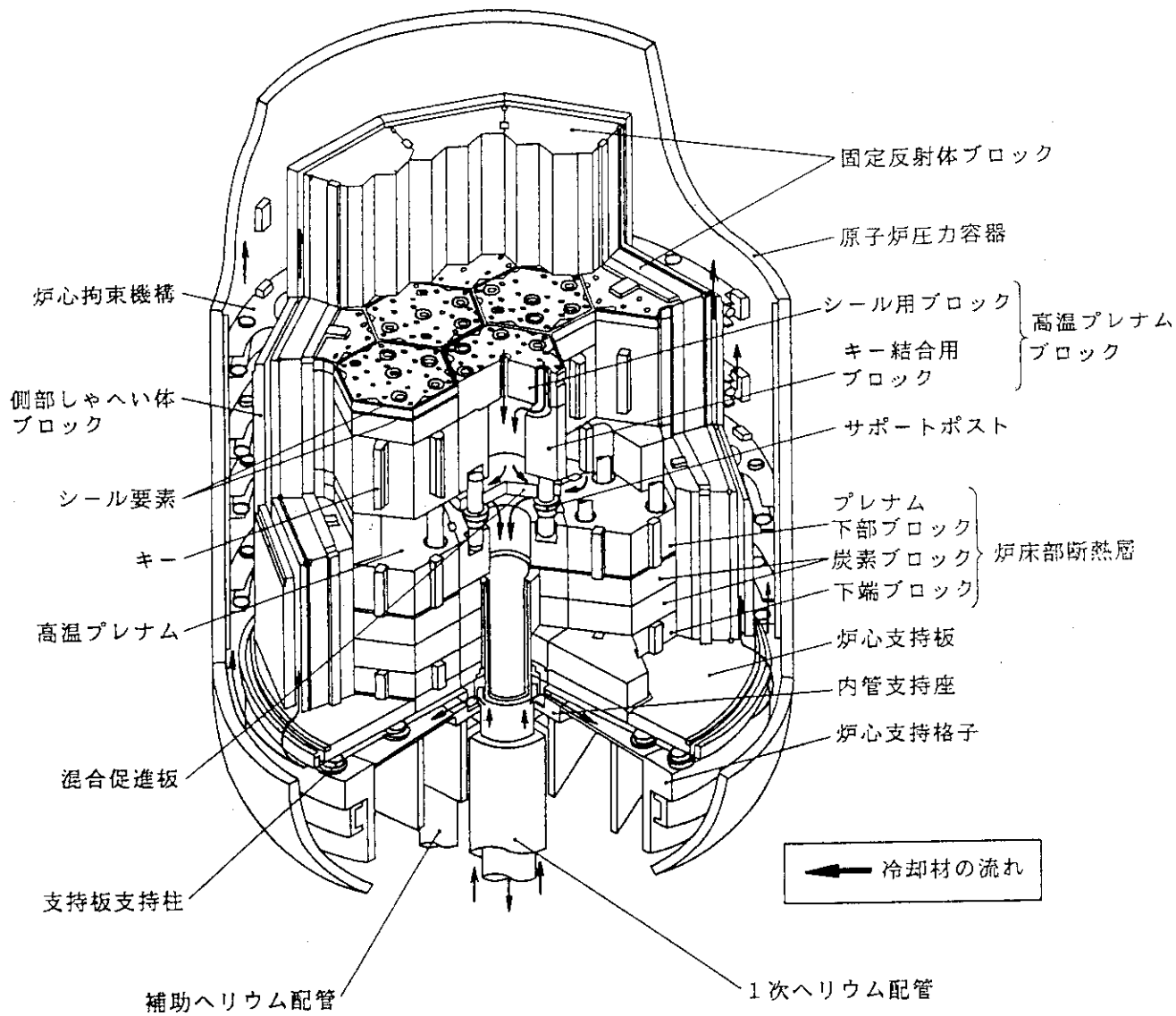
以上のことより、炉心支持黒鉛構造物が破損あるいは破壊しても、炉心支持黒鉛構造物に要求される安全機能、即ち、炉心の支持、制御棒の挿入並びに崩壊熱の除去が可能であり、原子炉の安全性は確保される。



別 2.1 図 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



別 2.2 図 原子炉本体構造説明図



別 2.3 図 炉床部構造説明図

添付1 炉心支持機能の維持について

本添付1は、炉心支持黒鉛構造物が万一破損あるいは極端な場合として破壊を想定した場合でも、炉心支持機能は喪失されず炉心形状は維持されることを示したものである。

1. 想定する破壊モード

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、

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

が考えられる。

2. 炉心支持能力の評価

(1) ブロック自体の破壊

万一、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、破壊前のブロックの形状が維持されることより、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、高温プレナムブロックの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時、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5cm)、内面部においてはカラム間ギャップの積算量(約3cm)により制限され大きな塊は下に落下しない。このことより、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可能性はあるが、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る締付け力により固定反射体は一体化され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主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されているので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と、キー／キー溝破壊試験で見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は3本のサポートポストにより支持されているが、万一、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、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に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（高温プレナムブロック上の炉心黒鉛構造物の重量も含む。）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、さらに、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高温工学試験研究炉・炉心支持黒鉛構造設計方針の考え方に基づいて実施する。

添付 2 制御棒挿入性の確保について

本添付 2 は、炉内構造物等が万一破損あるいは破壊したと想定した場合でも、制御棒は炉心に挿入できることを、制御棒挿入性試験等に基づいて示したものである。

1. 想定する破損

制御棒は添付 2.1 図に示すような状態の時に挿入出来ない可能性がある。

- ① 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。
- ② 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、2 章で述べ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。
- ③ 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。

以上より、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等としては、

- (Ⅰ) 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評価用）
- (Ⅱ) 炉心拘束機構の破損（挿入孔屈曲状態評価用）
- (Ⅲ) 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（以下ダウエル及びソケットという）の破壊（挿入孔不連続評価用）

が考えられる。

2. 静的挿入性試験

地震時に制御棒案内挿入孔が屈曲した状態を模擬した条件下での挿入性試験を実施し、添付 2.2 図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挿入孔傾斜角（約 0.09 rad）まで問題なく制御棒の挿入・引抜きが可能なことを確認している。

3. 制御棒挿入性の評価

- (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の評価）

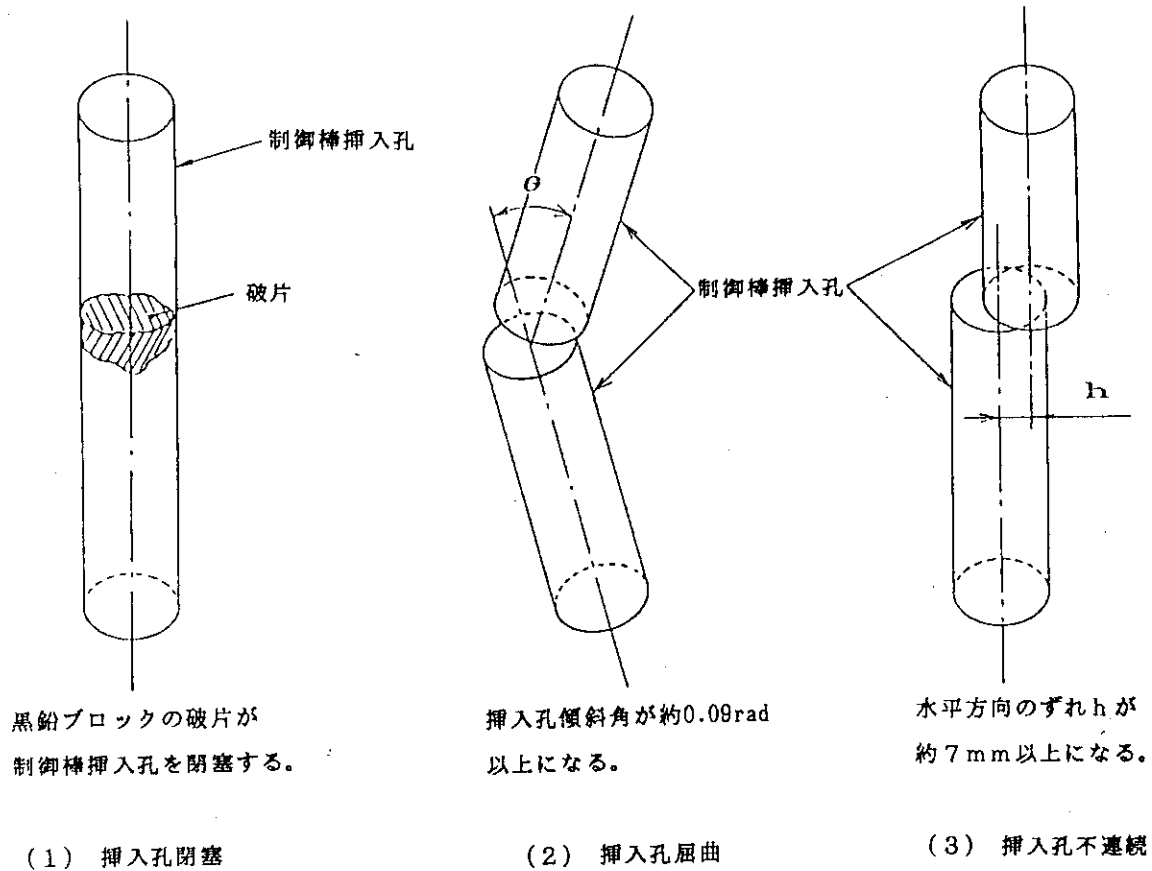
制御棒案内カラム最上段の挿入孔には制御棒案内管が挿入されているため、黒鉛構造物の破片が挿入孔に入ることはあり得ない。また、炉心支持黒鉛構造物が破壊したとしても、炉心形状は維持される。ここで、破壊後地震が発生した場合、炉心の振動挙動は変化する可能性はあるが、制御棒案内カラムの変位はカラム間ギャップの積算量以上は動き得ない。すなわち、一部の高温プレナムブロック又はサポートポストが破壊したとしても、炉床部全体は、キー結合構造で一体化され、その外周を炉心拘束機構で締め付けていることにより、炉床部全体の炉心下方での支持機能は維持される。また、固定反射体ブロックの一体が破壊した場合、そのブロックの破壊箇所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挿入孔傾斜角を求めると約 0.03rad となるが、静的挿入試験より制御棒は挿入できる。

(2) 炉心拘束機構の破損（挿入孔屈曲状態の評価）

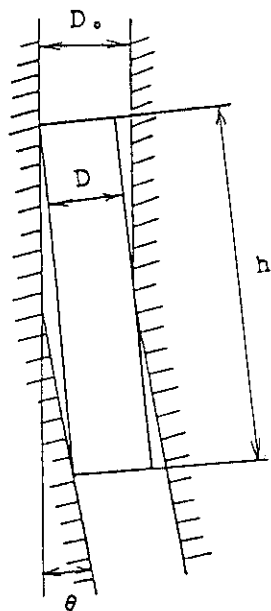
炉心拘束機構の拘束バンドが破損した場合、固定反射体ブロックの最大水平方向変位は、ラジアルキー部のクリアランス等の製作誤差を考慮しても約 15mm であり、実際は固定反射体ブロックに設けているキー結合構造により、地震時においてはこの値以下になる。ここで、これ以上はあり得ない極端の場合として、カラム間ギャップの積算量と固定反射体の変位量約 15mm を加算した時の挿入孔傾斜角を求めると約 0.05rad となるが、静的挿入性試験より制御棒は挿入できる。

(3) 制御棒案内ブロックのダウエル／ソケットの破壊（挿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組のダウエル／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組のダウエル／ソケットの同時破壊を仮定すると、その箇所で挿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、添2-3図に示すとおり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。



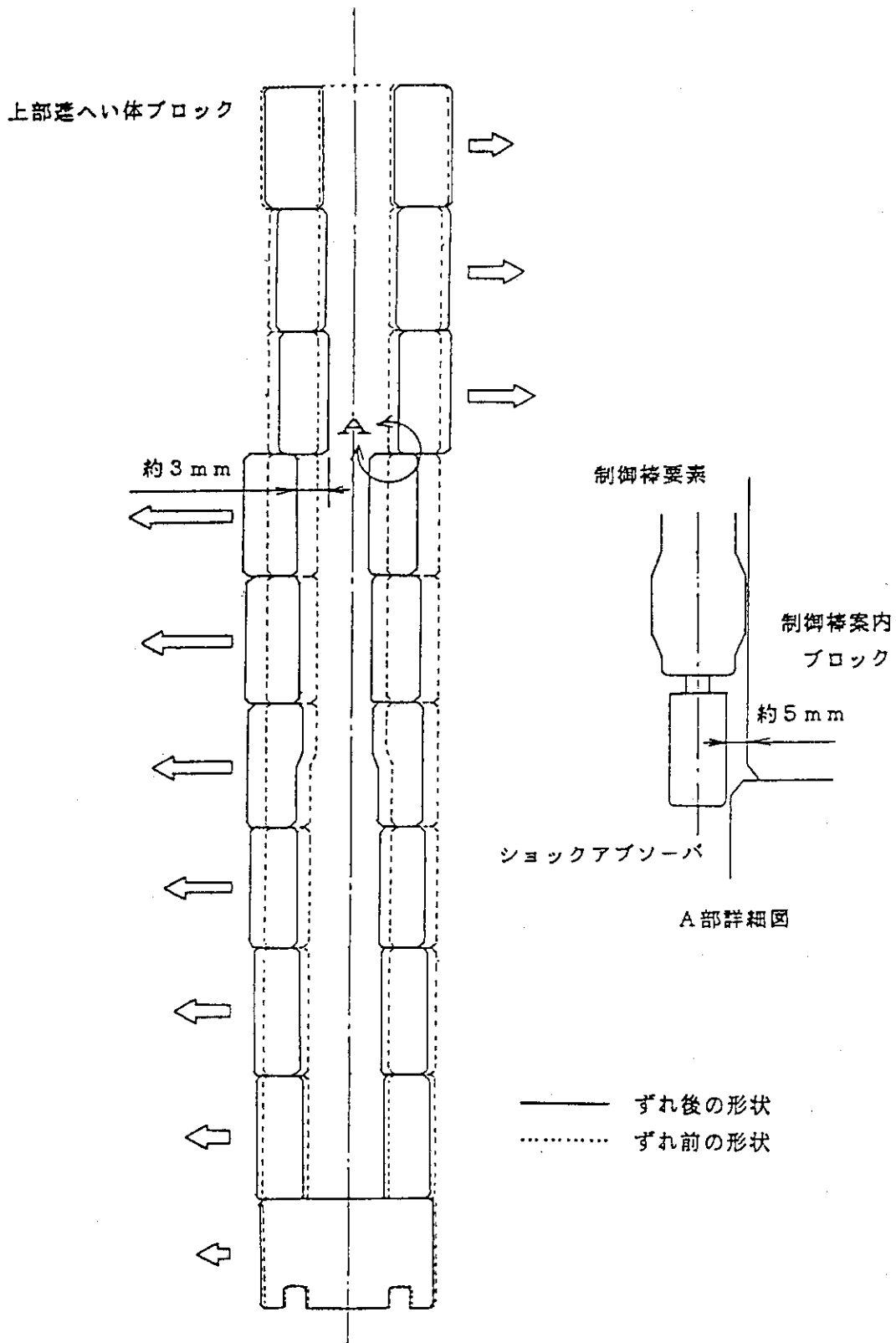
添 2.1 図 制御棒挿入性が確保できなくなる可能性のある挿入孔の状態



$$\theta \approx 4(D_0 - D) / h \text{ (rad)}$$

ここで D_0 : 挿入孔径 (=123mm)
 D : 制御棒の最外径 (=116mm)
 h : 制御棒要素長 (=304mm)
 θ : 限界挿入孔傾斜角 (=0.092rad)

添 2.2 図 制御棒要素の限界挿入孔傾斜角



添2.3図 制御棒挿入孔ずれの最大値

添付3 炉内構造物の冷却性について

本添付3は、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、炉心及び原子炉圧力容器等の冷却性が確保されることを示したものである。

1. 1次冷却材の冷却性が低下した場合

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により解析を行っている。

添付3.1図は、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。第1領域（炉心中心領域）の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1,653℃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1,600℃まで上昇するが、その他の流路内の燃料の温度上昇は小さい。

万一、この事故が発生した場合には、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原子炉は通常停止状態となる。一方、運転員の操作を期待しなくとも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、事故は安全に終止する。従って、著しい被覆燃料粒子の破損は生じない。

また、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はない。各燃料粒子の被覆層が独立に破損していくので、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といえる。

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、この事故が炉心等の冷却性に悪影響を及ぼすことはないといえる。

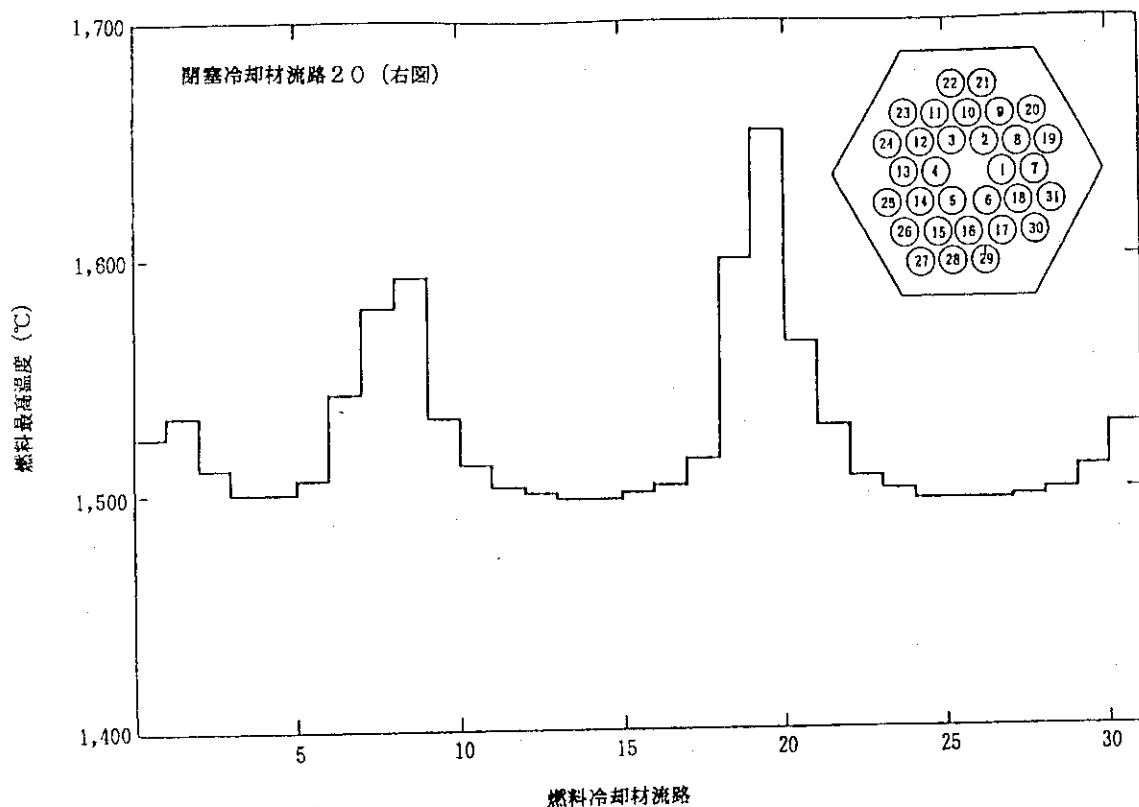
2. 1次冷却材による冷却が不可能な場合

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。

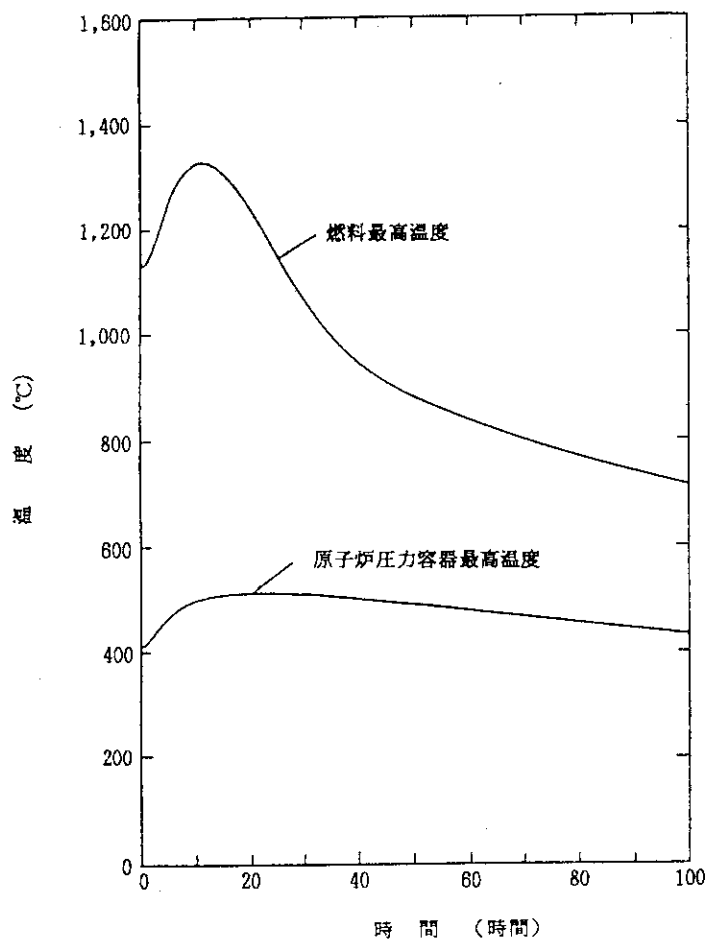
この時の炉容器冷却設備による炉心及び原子炉圧力容器等の冷却性を評価するために、原子炉スクラム後の長時間の挙動を計算コードTAC-NCで解析を行っている。

添3.2図は、一次冷却設備二重管内管が瞬時に完全両端破断し一次冷却材の全流量が破断部を通して中間熱交換器又は一次加圧水冷却器に戻り、炉心流路が無い場合の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示したものである。燃料最高温度は原子炉スクラム直後に約1,135℃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。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℃になるが、制限温度を超えることはない。

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。このことより、1次冷却材による炉心冷却が不可能になった場合でも、炉心及び原子炉圧力容器の冷却性は確保される。



添 3.1 図 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



添 3.2 図 炉容器冷却設備で冷却した場合の燃料最高温度及び原子炉压力容器最高温度の時間変化

付録4 判定基準の具体的な目安について

本文に示した「高温工学試験研究炉の黒鉛検査基準」の判定基準には、設計上の仕様を満たすこと、実用上差し支えないこと等、具体的な数値を記載していない項目が含まれている。これは、将来の原子炉への適用を考慮して、検査基準にある程度の普遍性を持たせるためである。

本付録は、それらの項目を含め、全ての検査項目について、判定基準の具体的な目安を参考のために示したものである。付4.1表に判定基準の具体的な目安を示す。なお、これらの目安の数値等は、現時点におけるHTTRの炉設計に基づく概略値であり、本検査基準を策定する上で参考としたものである。従って、将来のHTTRの「設計及び工事の方法の認可」の申請の際に採用する数値等とは必ずしも同一ではなく、今後の設計及びデータの蓄積等により変更することができるものとする。

付 4.1 表 判定基準の具体的な目安 (1/7)

(1) IG-110 黒鉛

検査項目	判定基準	判定基準の具体的な目安	根 拠
1. 材料検査 1.1 銘柄検査 (1)原料の種類	実用上、差し仕えないこと。	原料コークスの種類(石油系又は石炭系) 原料コークスの粒径の範囲	品質の信頼性(銘柄保証)
(2)かさ密度	実用上、差し仕えないこと。	1.74 g/cm ³ 以上(ロット平均)	品質の信頼性(銘柄保証) 製造メーカーの実績
(3)固有抵抗	実用上、差し仕えないこと。	1300 μΩ cm以下(ロット平均)	品質の信頼性(銘柄保証) 製造メーカーの実績
(4)熱膨張係数 (室温~400℃)	実用上、差し仕えないこと。	3.4~4.6×10 ⁻⁶ /℃(ロット平均)	品質の信頼性(銘柄保証) 製造メーカーの実績
(5)灰 分	実用上、差し仕えないこと。	100重量ppm以下(ロット平均)	高純度化材とする設計上の要求、従来のR&D
(6)曲げ強さ	実用上、差し仕えないこと。	320 kg/cm ² 以上(ロット平均)	品質の信頼性(銘柄保証) 製造メーカーの実績
(7)組織検査	組織上の特徴が見本と著しく異なること。	同左	品質の信頼性(銘柄保証)
(8)異方比	実用上、差し仕えないこと。	1.15以下(ロット平均)	品質の信頼性(銘柄保証) 等方性とする設計上の要求
1.2 不純物検査 (1)ほう素当量	設計上の仕様を満たすこと。	炉心黒鉛構造物に対して ほう素当量 ≤ 1 重量ppm(ロット平均)	高純度化材とする設計上の要求、従来のR&D

付 4.1 表 判定基準の具体的な目安 (2/7)

(1) IG-110 黒鉛(続き)

検査項目	判定基準	判定基準の具体的な目安	根 拠
(2)放射化性 不純物	設計上の仕様を満たすこと。	炉床部以外の材料について付4.2表の数値より著しく超えないこと。 (ロット平均)	高純度化材とする設計上の要求、従来のR&D
1.3 機械的強度 検査 (1)引張強さ	基準強さを満たすこと。	$\bar{X} \geq S_u + (2.326 + 1.645/\sqrt{n}) \sigma$ \bar{X} : 平均強さ、 S_u : 基準強さ n : 検査個数、 σ : 標準偏差	S_u 値は発生応力レベル毎にクラス分を行う。参考までに黒鉛構造設計指針で定められたものを付4.3表に示す。
(2)圧縮強さ	基準強さを満たすこと。		
2. 寸法検査	設計上の仕様を満たすこと。	構造上の要求による	
3. 外観検査	有害な傷、割れ、欠け、付着物及び変色等が無いこと。	割れや欠けの形状や大きさ及び付着物は多種多様であるので、一律に規定を設けないこととし、限界見本等により判断する。	品質の信頼性
4. 非破壊検査	設計上有害な欠陥が無いこと	有意な欠陥エコー高さ及び欠陥信号出力が無いこと。	従来のR&D $\left. \begin{array}{l} S/N比で判断して、 \\ UTの場合 S/N < 4 \\ ETの場合 S/N < 3 \\ であれば十分である。 \\ なお、上記数値を超えた \\ 場合には、有意な欠陥エ \\ コー高さ及び欠陥信号出 \\ 力でないことを示すこと \end{array} \right\}$

付 4.1 表 判定基準の具体的な目安 (3 / 7)

(2) PGX 黒鉛

検査項目	判定基準	判定基準の具体的な目安	根 拠
1. 材料検査 1.1 銘柄検査 (1)原料の種類	実用上、差し仕えないこと。	原料コークスの種類(石油系又は石炭系) 原料コークスの粒径の範囲	品質の信頼性(銘柄保証)
(2)かさ密度	実用上、差し仕えないこと。	1.68 g/cm ³ 以上(ロット平均)	品質の信頼性(銘柄保証) 製造メーカーの実績
(3)固有抵抗	実用上、差し仕えないこと。	1550 μΩcm以下(ロット平均)	品質の信頼性(銘柄保証) 製造メーカーの実績
(4)熱膨張係数 (室温~400℃)	実用上、差し仕えないこと。	1.8~3.4×10 ⁻⁶ /℃(ロット平均)	品質の信頼性(銘柄保証) 従来のR&D及び実績
(5)灰 分	実用上、差し仕えないこと。	7000 重量ppm以下(ロット平均)	品質の信頼性(銘柄保証) 製造メーカーの実績
(6)曲げ強さ	実用上、差し仕えないこと。	70 kg/cm ² 以上(ロット平均)	品質の信頼性(銘柄保証) 製造メーカーの実績
(7)組織検査	組織上の特徴が見本と著しく異ならないこと。	同左	品質の信頼性(銘柄保証)

付 4.1 表 判定基準の具体的な目安 (4 / 7)

(2) PGX 黒鉛 (続き)

検査項目	判定基準	判定基準の具体的な目安	根 拠
(8)異方比	実用上、差し仕えないこと。	1.40以下(ロット平均)	品質の信頼性(銘柄保証)
1.2 不純物検査 (1)放射化性 不純物	設計上の仕様を満たすこと。	炉床部以外の材料について付4.2表の数値より著しく超えないこと。 (ロット平均)	設計上の要求 従来のR&D
1.3 機械的強度 検査 (1)引張強さ	基準強さを満たすこと。	$\bar{X} \geq S_u + (2.326 + 1.645/\sqrt{n}) \sigma$ \bar{X} : 平均強さ、 S_u : 基準強さ n : 検査個数、 σ : 標準偏差	S_u 値は発生応力レベル毎にクラス分を行う。参考までに黒鉛構造設計指針で定められたものを付4.3表に示す。
(2)圧縮強さ	基準強さを満たすこと。		
2. 寸法検査	設計上の仕様を満たすこと。	構造上の要求による	
3. 外観検査	有害な傷、割れ、欠け、付着物及び変色等が無いこと。	割れや欠けの形状や大きさ及び付着物は多種多様であるので、一律に規定を設けないこととし、限界見本等により判断する。	品質の信頼性

付 4.1 表 判定基準の具体的な目安 (5 / 7)

(2) P G X 黒鉛 (続き)

検査項目	判定基準	判定基準の具体的な目安	根 拠
4. 非破壊検査	設計上有害な欠陥が無いこと	有意な欠陥信号出力が無いこと。	従来の R & D S/N 比で判断して、 E T の場合 $S/N < 3$ であれば十分である。 なお、上記数値を超えた 場合には、有意な欠陥信 号出力でないことを示す こと

付 4.1 表 判定基準の具体的な目安 (6 / 7)

(3) A S R - 0 R B 炭素

検査項目	判定基準	判定基準の具体的な目安	根 拠
1. 材料検査 1.1 銘柄検査 (1)原料の種類	実用上、差し仕えないこと。	原料コークスの種類(石油系又は石炭系) 原料コークスの粒径の範囲	品質の信頼性(銘柄保証)
(2)かさ密度	実用上、差し仕えないこと。	1.62 g/cm ³ 以上(ロット平均)	品質の信頼性(銘柄保証) 製造メーカーの実績
(3)固有抵抗	実用上、差し仕えないこと。	$3000 \leq X \leq 4500$ $\mu \Omega \text{ cm}$ (ロット平均)	品質の信頼性(銘柄保証) 製造メーカーの実績
(4)熱膨張係数	実用上、差し仕えないこと。 (室温~1000℃)	$6.5 \times 10^{-6} / ^\circ\text{C}$ 以下(ロット平均)	品質の信頼性(銘柄保証) 従来の R & D 及び実績
(5)灰 分	実用上、差し仕えないこと。	5000 重量ppm以下(ロット平均)	品質の信頼性(銘柄保証) 製造メーカーの実績
(6)曲げ強さ	実用上、差し仕えないこと。	120 kg/cm ² 以上(ロット平均)	品質の信頼性(銘柄保証) 製造メーカーの実績
(7)組織検査	組織上の特徴が見本と著しく 異なること。	同左	品質の信頼性(銘柄保証)

付 4.1 表 判定基準の具体的な目安 (7/7)

(3) ASR-ORB 炭素 (続き)

検査項目	判定基準	判定基準の具体的な目安	根拠
(8) 熱伝導率	実用上、差し仕えないこと。	8.1 kcal/mh°C 以下 (ログ平均)	品質の信頼性 (銘柄保証) 断熱性とする設計上の要求 製造メーカーの実績
1.2 機械的強度 検査			
(1) 引張強さ	基準強さを満たすこと。	$\bar{X} \geq S_u + (2.326 + 1.645/\sqrt{n}) \sigma$ 又: 平均強さ、 S_u : 基準強さ n : 検査個数、 σ : 標準偏差	S_u 値は発生応力レベル毎に クラス分を行う。参考まで に黒鉛構造設計指針で定め たものを付 4.3 表に示す。
(2) 圧縮強さ	基準強さを満たすこと。		
1.3 高温寸法安 定性検査	設計上の仕様を満たすこと。 (1000°C ~ 1150°C)	1050°C 以下で急激な伸びの減少が起こ らないこと	高温寸法安定性の設計上の要 求
2. 寸法検査	設計上の仕様を満たすこと。	構造上の要求による	
3. 外観検査	有害な傷、割れ、欠け、付着 物及び変色等が無いこと。	割れや欠けの形状や大きさ及び付着物は 多種多様であるので、一律に規定を設け ないこととし、限界見本等により判断す る。	品質の信頼性

付4.2表 不純物目安値 (重量 ppm)

元 素	銘 柄	I G - 1 1 0	P G X
S i		4 5	3 8 0
F e		2 0	3 7 0
A l		1 0	3 5
N i		2	8 0
V		2	1 3 0
C a		8	1 6 0
L i		0 . 0 1	0 . 0 5

注) 上記数値を超えた場合には、別途遮へい上問題ないことを示すこと。

付4.3表 黒鉛構造設計方針で定めた基準強さ (Su)

銘 柄		基準引張強さ (kg/cm ²)	基準圧縮強さ (kg/cm ²)
I G - 1 1 0		1 9 8	6 2 6
P G X	軸方向	6 5	2 7 1
	径方向	5 3	2 6 6
ASR-ORB	軸方向	5 0	4 7 9
	径方向	4 9	4 2 4

ただし、機能上の重要度が低くかつ高応力状態にさらされない黒鉛構造物に対しては、実用上差し仕えのない範囲で基準強さを下げること(強度のクラス分け)ができる。また、今後の強度データにより基準強さを変更することもできる。

付録5 非破壊試験を行う構造物と検査箇所について

炉内黒鉛構造物は、十分な信頼性を有する構造解析によって設計されており、これを保証するために十分な受け入れ検査が要求される。

非破壊検査に関しては、構造物の素材欠陥、加工欠陥を排除する目的で、安全上重要で、かつ比較的高応力の発生する機器について超音波探傷（U T）及び渦流探傷（E T）が計画されている。

付5.1表に、検査対象機器とそれぞれの非破壊検査項目を示す。同表中におけるそれぞれの選定の考え方を以下に示す。

- ・安全へのインパクトレベルA及びBの機器に対しては、それぞれの損傷モードを防止するために当該部につき適切な非破壊検査を実施する。
- ・但し、安全へのインパクトレベルBの機器に対しては、設計余裕の大きなもの、あるいは異常が検知でき交換可能なものに限り非破壊検査を実施しない。
- ・安全へのインパクトレベルCの機器に対しては、非破壊検査を実施しない。

ここで、安全へのインパクトレベルは当該機器に必要とされる安全機能、即ち、制御棒挿入性、炉心冷却性、炉心支持機能に対するインパクトから以下のように決めた。

レベルA：構造物機器の損傷が安全機能の喪失に直接つながる可能性があるもの。

レベルB：構造物機器の損傷が安全機能の喪失に間接的につながる可能性があるもの。あるいは上記以外の安全機能（燃料破損）の喪失に直接つながる可能性があるもの。

レベルC：上記以外の構造物

付 5.1 表 炉内黒鉛構造物における非破壊検査の考え方

機器名	耐震クラス	要求機能	主な荷重	損傷モード	安全へのインパクト	安全へのインパクト	設計余裕	交換性	非破壊検査	備考
燃料体 黒鉛ブロック	--- (As相当)	●炉心冷却流路形成 ●燃料棒保持	熱照射荷重	冷却流路間 リガメント部クラック	流路損傷が局所的・限定的 ---検査可能	B	小	可	・素材 (目視) ・加工後 (目視)	E.Tはダウエル部 近傍のフローク表面 について実施 する。
			地震荷重	ダウエル部破壊			流路ワレットにより一部冷却 能力低下---検査可能			
制御棒 案内ブロック	--- (As相当)	●制御棒挿入性の維持	熱照射荷重	挿入孔間 リガメント	損傷は限定的だが、制御棒 挿入性阻害の可能性有	A	大	可	・素材 (目視) UT (加工後) (目視) ET	
			地震荷重	ダウエル部破壊			多数破壊の場合には挿入孔 ワレットにより制御棒挿入性 阻害の可能性有			
可動反射体 ブロック	--- (As相当)	●炉心冷却流路形成 (燃料体カラム上・下 部の可動反射体)	熱照射荷重	冷却流路間 リガメント部クラック	流路損傷が局所的・限定的 ---検査可能	B	有	可	・素材 (目視) ・加工後 (目視)	
			地震荷重	ダウエル部破壊			流路ワレットによる冷却能力低 下は軽微---検査可能			
固定反射体 ブロック	As	●炉心の構造的一体性 の維持	地震荷重	表面ビーク応力 によるキ---満部 破壊	炉心崩壊の可能性無	C	大	不可	・素材 (目視) ・加工後 (目視)	
シ--- 高温プレナム ブロック	As	●炉心重量の支持 ●冷却材流路の形成	熱荷重	冷却流路間 リガメント部クラック	流路損傷が局所的・限定的 炉心支持機能喪失の可能性無	C	有	不可	・素材 (目視) ・加工後 (目視) ET	E.Tはダウエル部 近傍のフローク表 面について実施 する。
			地震荷重	ダウエル部破壊			制御棒挿入性阻害については 軽微で間接的			
キ--- 高温プレナム ブロック	As	同上	地震荷重	表面ビーク応力 によるキ---満部 破壊	炉心支持機能低下については 間接的	B	大	不可	・素材 (目視) ・加工後 (目視) ET	E.Tはキ--- 満部 表面について実 施する。
サポート ポスト	As	同上	搭載荷重 (地震時)	ポスト・シート 接触部破壊	3本とも破壊した場合には炉 心支持機能喪失し、炉心崩壊 の可能性有	A	有	不可	・素材 (目視) UT (加工後) (目視) ET	E.Tは、ポスト ・シート接触部 のみ実施する。
			熱荷重	ビーク応力による 上表面クラック			---			
プレナム 下部ブロック	As	同上	搭載荷重 (地震時)	シート底部圧縮 破壊	炉心支持機能喪失の可能性無	C	大	不可	・素材 (目視) ・加工後 (目視)	