

JAERI-M  
91-163

高温工学試験研究炉の減圧事故時の温度分布解析

1991年10月

國富 一彦・中川 繁昭・板倉 洋文\*

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開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減圧事故時の温度分布解析

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

國富 一彦・中川 繁昭・板倉 洋文\*

(1991年9月17日受理)

高温工学試験研究炉 (HTTR : High Temperature Engineering Test Reactor) の安全解析では、1次冷却設備二重管の破断に起因する減圧事故時の原子炉プラントの挙動評価を実施した。

本報は、減圧事故時の炉心、炉内構造物及び原子炉压力容器温度の解析方法、解析モデル、解析条件及び解析結果を示したものである。

減圧事故時の炉心部の温度挙動は、軽水炉に比べて非常に緩慢であることが示された。また、燃料最高温度は、通常運転時の最高温度 (1495°C) を超えないことが分かった。さらに、原子炉压力容器の温度は、最高 529°Cまで上昇するが、構造物の健全性を保つ観点から決定した制限温度 (550°C) を超えないことが分かった。

Thermal Transient Analyses during a Depressurization Accident  
in the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)

Kazuhiko KUNITOMI, Shigeaki NAKAGAWA and Hirohumi ITAKURA\*

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

(Received September 17, 1991)

The behavior of the HTTR (High Temperature Engineering Test Reactor) during a depressurization accident which is caused by a primary pipe rupture was analyzed in a safety analysis.

This paper describes analytical model, analytical condition and analytical results during the depressurization accident. The analytical results proved that thermal transient behavior during the depressurization accident is slower than that of the Light Water Reactor (LWR). It also proved that the maximum fuel temperature does not exceed the initial temperature (1495°C), and the maximum pressure vessel temperature would remain below its limit of 550°C determined for assuring its integrity.

Keywords: HTGR, HTTR, Depressurization Accident, Inherent Safety, Safety Analysis, Thermal and Hydraulic, Pressure Vessel

---

\* CSK Co Ltd.

## 目 次

1. 緒 言 .....	1
2. HTTRの基本構造 .....	2
3. 減圧事故 .....	6
3.1 減圧事故のシーケンス .....	6
3.2 減圧事故評価の手法 .....	6
4. 減圧事故時の温度分布解析 .....	9
4.1 解析コード .....	9
4.2 評価対象 .....	9
4.3 解析対象炉心 .....	10
4.4 解析モデル .....	11
4.5 解析に用いた物性値 .....	21
5. 解析結果 .....	48
5.1 基準炉心燃焼 660日 .....	48
5.2 基準炉心燃焼 0日 .....	49
5.3 燃料限界照射試験(燃焼 660日) .....	51
6. 結 言 .....	83
謝 辞 .....	83
参考文献 .....	83
付録1 配管破断直後の燃料最高温度 .....	84
付録2 炉心拘束機構の温度について .....	86

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Basic Structure of the HTTR .....	2
3. Depressurization Accident .....	6
3.1 Depressurization Accident Sequence .....	6
3.2 Evaluation Method of the Depressurization Accident .....	6
4. Thermal Transient Analyses .....	9
4.1 Analytical Code .....	9
4.2 Evaluation Objects .....	9
4.3 Evaluation Core .....	10
4.4 Analytical Model .....	11
4.5 Thermal Properties for the Analyses .....	21
5. Analytical Results .....	48
5.1 Basic Core (Burn Up 660 Days) .....	48
5.2 Basic Core (Burn Up 0 Day) .....	49
5.3 Fuel Limit Irradiation Test (Burn Up 660 Days) .....	51
6. Conclusions .....	83
Acknowledgement .....	83
References .....	83
Appendix 1 The Maximum Fuel Temperature Immediately after the Pipe Break .....	84
Appendix 2 Temperature of the Core Restraint Mechanism .....	86

## 1. 緒言

日本原子力研究所が開発を進めている高温工学試験研究炉（以下HTTRと称す）は、高温ガス炉技術の基盤を確立し、また、高温照射等の先端的基礎研究を行うための機能を有する高温ガス炉である<sup>(1)(2)</sup>。HTTRは、熱出力30MWでヘリウム（He）ガスを冷却材、黒鉛を減速材としており、最高950℃の高温Heガスを取り出すことができる。また、熱効率が高く、固有の安全性を有する点に特徴がある。

HTTRが固有の安全性に優れているのは、（1）出力密度が小さく熱容量が大きいいため、反応度の異常な上昇や冷却能力の異常な低下などが生じてても、炉心温度の変化が極めて緩慢である、（2）中性子寿命が長く反応度係数が負で大きいため、反応度の異常な上昇や冷却能力の異常な低下が生じてても、出力が急激に上昇しにくい、（3）冷却材として用いているHeガスは、化学的に不活性であり、燃料や構造材との化学的相互作用が少なく放射化されにくいので、従事者の被ばく線量が低く、放射性廃棄物の発生量が少ないためである。

このようなHTTRの施設の妥当性は、安全評価を行うことにより確認した。安全評価を行うに当たっては、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針について」<sup>(3)</sup>を参考とし、これにHTTRの固有の安全特性及び設計上の特徴を考慮して、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」についての評価を行った。

「事故」のなかで、炉心損傷の観点から厳しくなると考えられる典型的な事象は減圧事故である。減圧事故は、1次冷却系の配管破断等の原因により発生し、1次冷却材が破断口より噴出し、1次冷却材圧力が急激に減少する事象である。この場合、炉心の冷却能力が低下して、燃料の温度が上昇するとともに、破断部から侵入する空気により、炉心の黒鉛が酸化される可能性がある。一方、放出された1次冷却材の質量及びエネルギーにより原子炉格納容器の健全性に悪影響を与える可能性がある。

原子炉の健全性を評価する観点からは、減圧事故時の炉心部及び原子炉圧力容器等の温度挙動、黒鉛構造物の酸化挙動を解析しておく必要がある。そこで、減圧事故時の温度挙動を解析により求めた。解析は、2次元非定常伝熱解析コード（TAC-NC）<sup>(4)</sup>により実施した。TAC-NCは、有限差分法により、非定常の温度解析を行うものであり、伝導、放射に加えて減圧事故時に炉心内で発生する自然循環による熱移動を評価することができる。

第2章は、解析の対象となる構造物を中心にHTTRの基本構造を示す。第3章は、減圧事故のシナリオを示す。また、第4章及び第5章は、減圧事故の解析条件、解析モデル及びモデル化の手法及び解析結果を示している。

## 2. H T T R の基本構造

Fig. 2.1は、H T T R 冷却設備の基本フローシートを示したものである。主冷却設備は、1次冷却設備、2次ヘリウム冷却設備及び加圧水冷却設備からなり、原子炉で発生した熱を最終的に加圧水冷却設備の加圧水空気冷却器により大気に放散する。

1次冷却設備は、中間熱交換器（I H X）と1次加圧水冷却器（1次P W C）の2種類の熱交換器を並列に配置し、原子炉で発生した熱を1次P W Cを介して加圧水冷却設備に、またI H Xを介して2次ヘリウム冷却設備に伝達する。

炉容器冷却設備（Vessel Cooling System）は、1次冷却設備の配管破断事故等の減圧事故で、強制循環回路が確保できず補助冷却設備では原子炉を冷却できない場合に用いる設備で、原子炉圧力容器を取り囲むコンクリートの内側に設けた水冷式のパネルにより原子炉を冷却する。なお、通常運転時においても稼働し、コンクリート壁を冷却する。

Fig. 2.2は、H T T R の原子炉本体の構造の概要図を示したものであり、Fig. 2.3に原子炉の水平断面図を示す。原子炉本体は、原子炉圧力容器、炉心、炉内構造物及び反応度制御設備から構成される。炉心は、六角柱状の黒鉛ブロックである燃料体及び制御棒案内ブロックを円柱状に積み上げたものである。ブロックを積み上げた鉛直方向の1列をカラムと呼ぶ。炉心は、30の燃料カラムと7つの制御棒案内カラム及びその外側の15の可動反射体カラムと9つの制御棒案内カラムから構成されている。炉心の中央カラムを第1リング、中央カラムの周囲の6カラムを第2リング、その周囲の12カラムを第3リング、さらにその周囲の18カラムを第4リングと称す。

炉内構造物は、炉心支持鋼構造物、炉心支持黒鉛構造物等から構成される。炉心支持鋼構造物は、炉心重量を支持するための炉心支持板及び炉心支持格子、地震時に炉心の水平方向の変位を拘束するための炉心拘束機構等から構成される。炉心支持黒鉛構造物は、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、炉床部断熱層等で構成され、炉心重量を支持する。

反応度制御設備は、制御棒系、後備停止系及び反応度調節材から構成される。制御棒は、炉心及び可動反射体領域に16対配置され、1対ごとにスタンドパイプ内に設置する制御棒駆動装置の電動機駆動により上下に移動する。原子炉スクラム時には、制御棒は電磁クラッチの切り離しにより、重力によって落下挿入される。

後備停止系は、制御棒のバックアップとして、中性子吸収材である炭化ホウ素ペレットを落下させ、原子炉の停止状態を維持する機能を有する。

1次冷却材は、原子炉圧力容器底部に設けた1次ヘリウムガスノズルと内管との間の環状流路から原子炉圧力容器内に入り、原子炉圧力容器の内壁に沿って上向きに流れ、炉心上部に至る。その後、1次冷却材は、炉心内を下降しながら高温となり、炉心下部の高温プレナムで混合した後、二重管の内管に送られ原子炉圧力容器外へ出る。



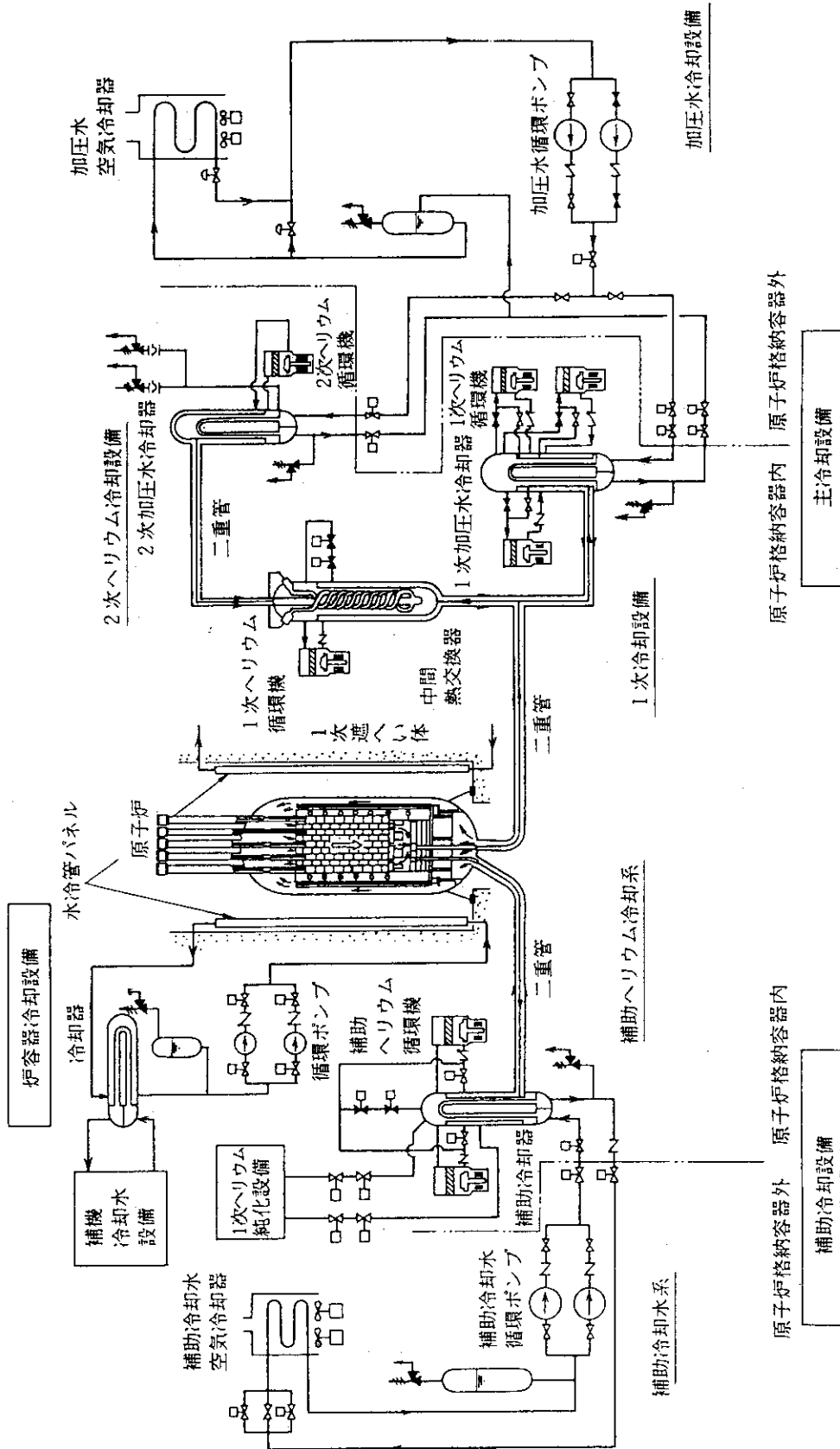


Fig. 2.1 HTTRの基本フローシート

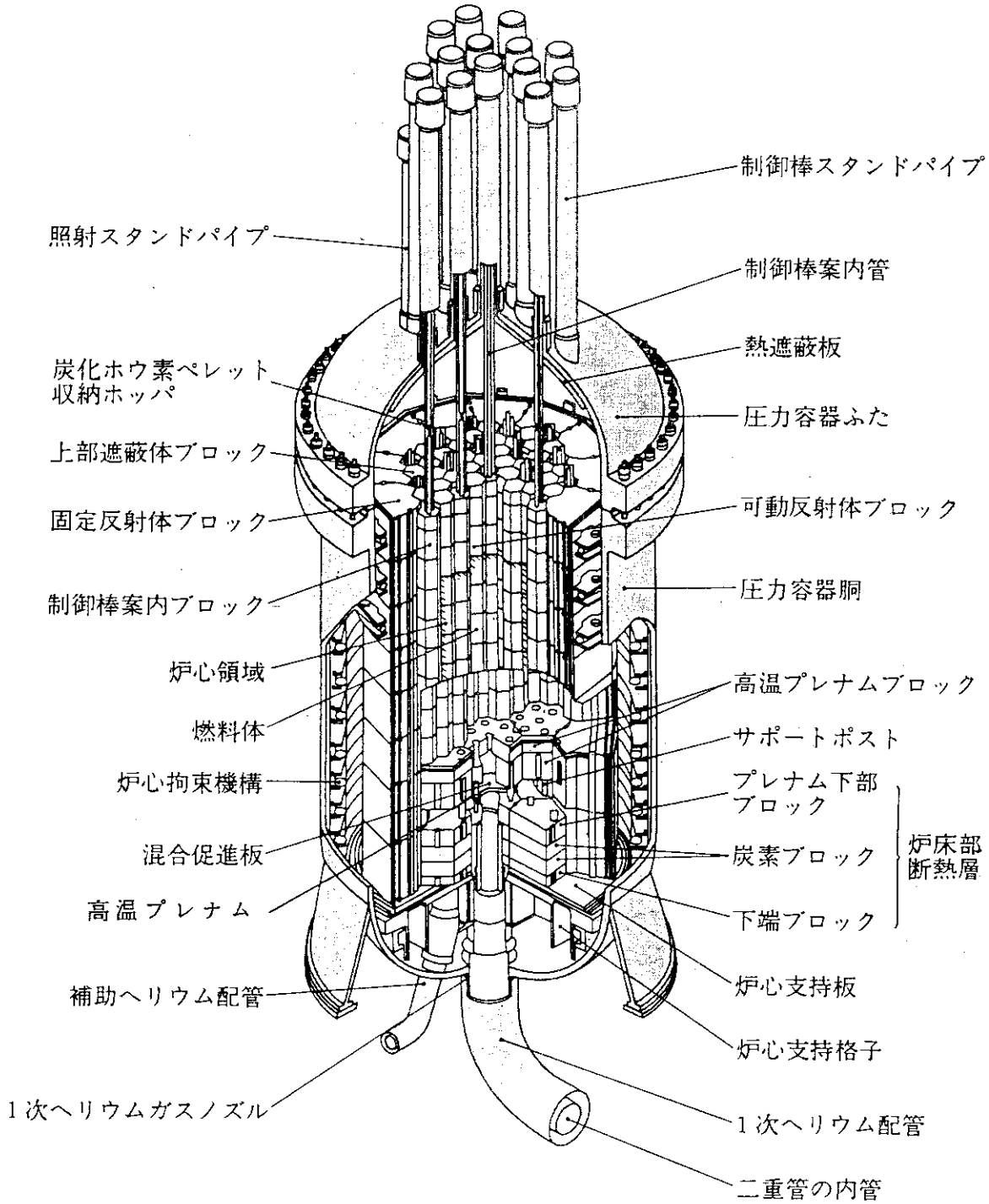


Fig. 2.2 HTTR原子炉本体の構造概要図

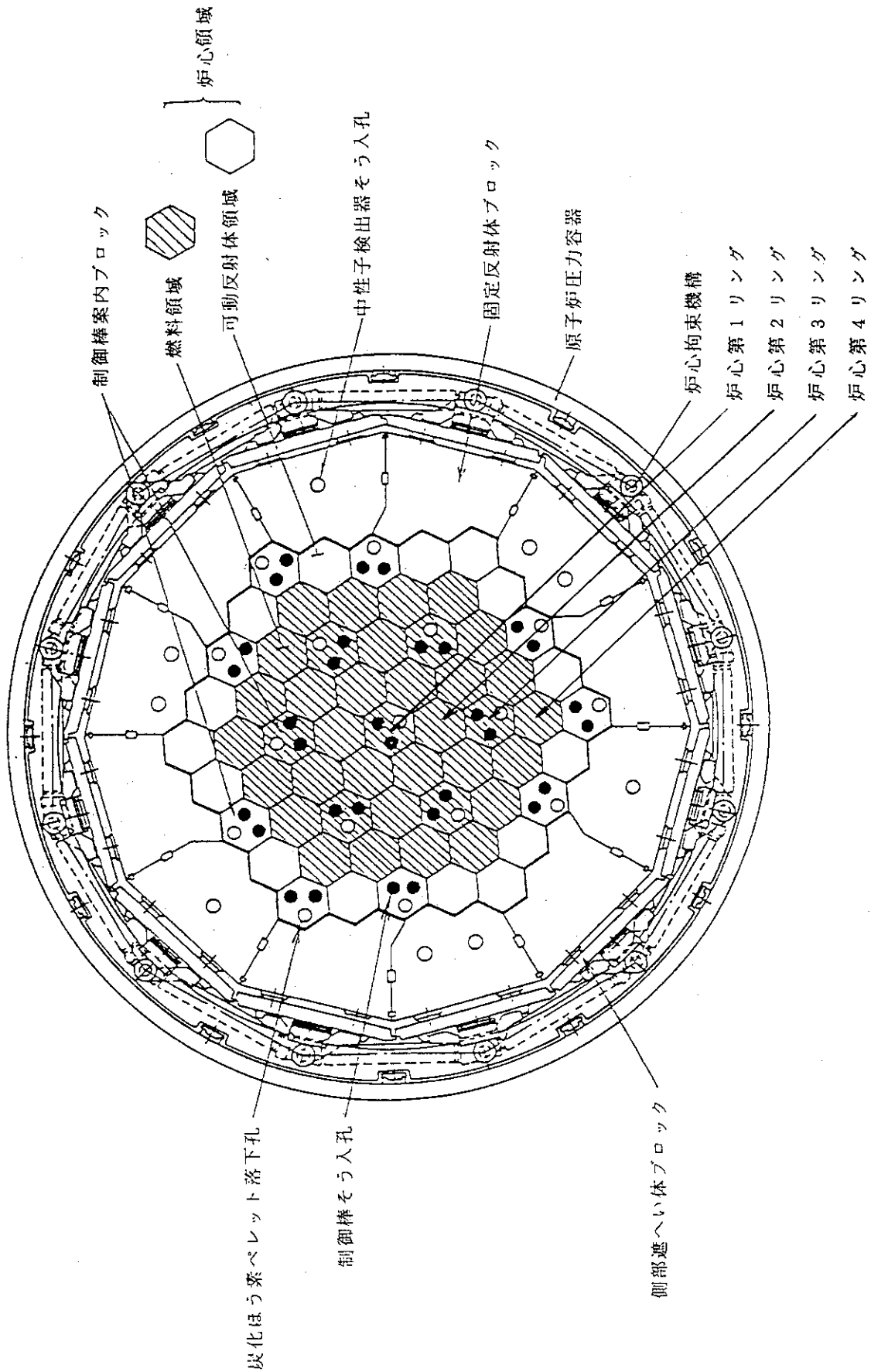


Fig. 2.3 原子炉平断面

### 3. 減圧事故

#### 3. 1 減圧事故のシーケンス

Fig. 3.1は、減圧事故時の事象シーケンスを示したものである。1次冷却設備二重管が破断すると、1次冷却材の圧力の低下により、 $35\text{kg/cm}^2$ に維持されている加圧水の圧力と1次冷却材の差圧が小さくなり、「1次冷却材・加圧水差压低」の原子炉スクラム信号により原子炉は停止する。さらに、「1次冷却材・加圧水差压低」は工学的安全施設作動信号としても用いられており、同信号により原子炉格納容器の隔離弁が閉止する。また、1次冷却材と補助冷却水の差圧の減少も同時に計測され、「1次冷却材・補助冷却材差压低」信号により、補助冷却系（ACS）の起動は阻止される。これは、ACSの起動により炉心内に強制的に空気を吸い込むことを防止し、燃料体及び炉心支持黒鉛構造物の酸化を防ぐためである。

1次冷却材の放出により、原子炉格納容器内の温度及び圧力が上昇する。しかし、原子炉格納容器内のコンクリート構造物に比べて、1次冷却材の熱容量が小さいため、1次冷却材の温度は急速に低下し、原子炉格納容器の内圧も減少する<sup>(2)</sup>。

炉心部には、破断口より空気の侵入が起こり、炉心支持黒鉛構造物、燃料スリーブ等の一部が酸化することになる。

#### 3. 2 減圧事故評価の手法

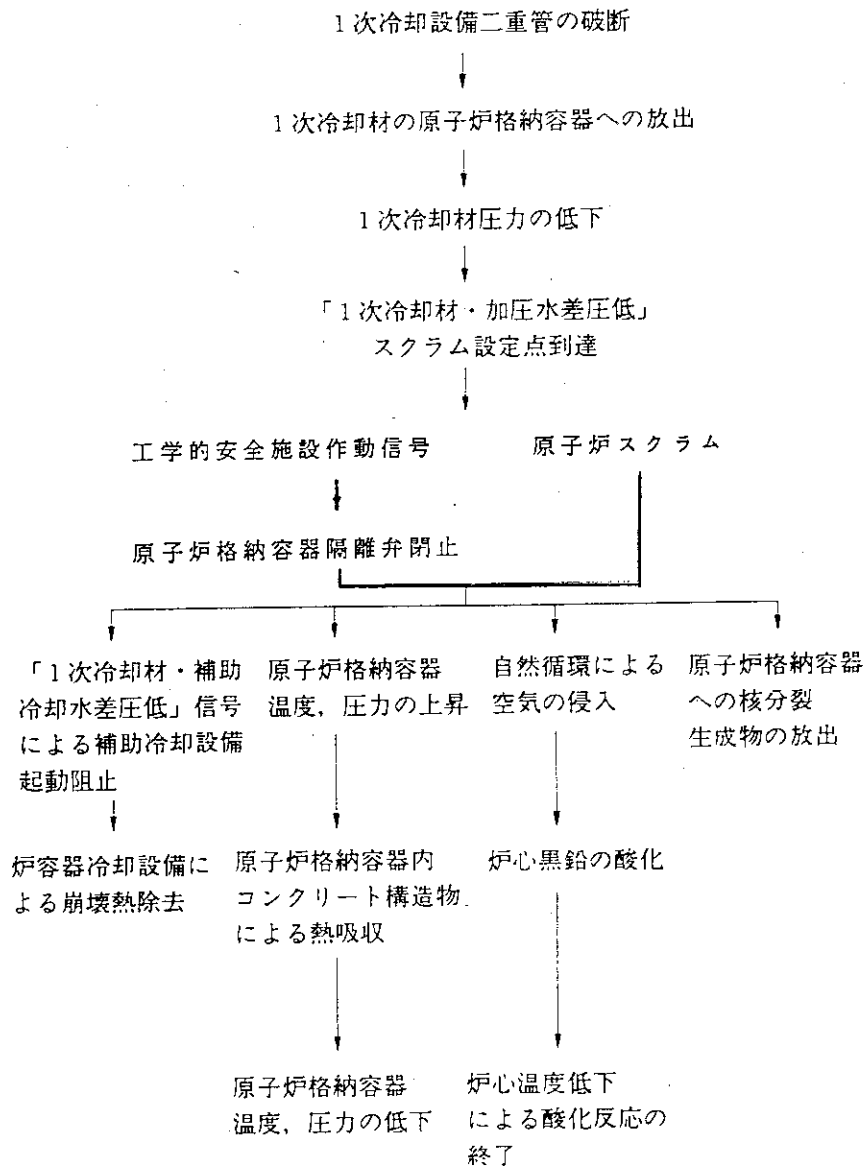
事故評価に用いる解析コードと評価する内容の関係をTable 3.1に示す<sup>(5)</sup>。炉心及び冷却系を含むプラント全体の短期間の挙動は、非定常熱流動解析コードTHYDE-HTGRにより評価する。原子炉圧力容器及び炉心全体の長期間の熱的挙動は、TAC-NCにより評価する。

原子炉格納容器内に放出された1次冷却材の圧力及び温度挙動は、解析コードRATSAM6及びCOMPARE-MOD1により評価する。RATSAM6は、原子炉圧力容器内の空間部分及び冷却材流路をモデル化したもので、1次冷却材の放出時の原子炉圧力容器内各部の温度、圧力挙動及び冷却材の放出挙動を解析する。また、COMPARE-MOD1は、原子炉格納容器内の各コンパートメントとコンパートメント間の流路をモデル化したもので、1次冷却材の原子炉格納容器内での温度及び圧力挙動を解析する。

原子炉に吸い込まれる空気による炉内黒鉛構造物の酸化挙動は、解析コードGRACEにより評価する。なお、吸い込まれる空気の流量は、解析コードTAC-NCにより評価する。

Table 3.1 安全解析に用いるコードの概要

コード名	概 要
THYDE-HTGR	炉心を含む1次冷却設備、2次ヘリウム冷却設備、加圧水冷却設備及び補助冷却設備の過渡熱流挙動を解析する。
TAC-NC	炉心内の強制冷却が喪失したときに、冷却材の密度差に起因して生じる自然循環及びそれに応じた炉心、原子炉压力容器の非定常熱流動を解析する。
RATSAM6	減圧事故時の1次冷却設備の伝熱流動計算を行い、原子炉格納容器内へ放出される冷却材の質量とエネルギーを計算する。
COMPARE-MOD1	減圧事故時の原子炉格納容器の各コンパートメントの圧力及び温度挙動を計算する。
GRACE	減圧事故後に炉内に侵入した空気と炉内黒鉛構造物との酸化反応の解析を行い、流路方向及び半径方向の黒鉛構造物の酸化量分布、気体中の酸素濃度変化等を求める。



本図は、減圧事故の発生から終結までの事象の推移を示したものである。

Fig. 3.1 減圧事故時の事象シーケンス

## 4. 減圧事故時の温度分布解析

### 4. 1 解析コード

温度分布解析に用いるコードは、2次元非定常伝熱解析コードTAC-NC<sup>(4)</sup>である。TAC-NCは伝導、強制対流及び放射による伝熱以外に、自然循環による伝熱を解析することができる。

TAC-NCは、GA(General Atomic)社で開発された2次元伝熱計算コード(TAC-2D)<sup>(6)(7)</sup>を改良したものである。TAC-2Dは、FSV(Fort St Vrain)炉の安全解析に用いた伝熱計算コード(CORCON)と共通のメインプログラム(RAT)から構成されており、RATを汎用コードとして改良したものである。従って、TAC-2DのメインプログラムであるRATについては、FSV炉の安全審査で用いた実績があるので、伝導、対流、放射による伝熱計算の信頼性は十分である。さらに、TAC-2Dは現在米国において設計の進められているMHTGRの安全解析コードとしても用いられている。TAC-NCの自然循環による伝熱計算の妥当性は、HTTRを模擬した実験装置を用いた減圧事故模擬試験と解析との比較により検証した<sup>(8)</sup>。

### 4. 2 評価対象

解析の目的は、減圧事故時の燃料最高温度、炉内構造物及び原子炉压力容器の温度評価である。解析に当たっては、評価対象の温度を保守的に高めに評価できるように、解析条件を選定した。

#### (1) 燃料最高温度

原子炉の運転期間中で、燃料体より発生した熱が、炉心部から原子炉压力容器外部へ最も移動しにくくなる燃焼条件、運転条件、物性値のばらつき等を選び、燃料温度を高めに評価する。

- (i) 燃料体ブロック、制御棒案内ブロック、可動反射体、固定反射体等の黒鉛構造物の熱伝導率を決定するに当り、燃焼日数、燃料体の形状等を考慮し、熱伝導率が最も小さくなる場合を選定する。  
燃焼日数に関しては、黒鉛の熱伝導率が最小になる燃焼660日を解析ケースに選定する。
- (ii) 炉心の燃料体ブロック間の放射伝熱をできるだけ少な目に評価する。従って、燃料体ブロック間には、その上下面間にも側面間にもすき間を想定し、放射率は、運転期間中の最小値を用いる。
- (iii) 自然循環による除熱量が最小になるように、冷却材流路の熱伝達率及び流路の抵抗の不確かさを考慮する。すなわち、自然循環する流体の熱伝達率を最小に、流路の抵抗を最大に見積る。

- (iv) 原子炉圧力容器からVCSへの除熱量は、考えられ得る最小値を用いる。すなわち、原子炉圧力容器の外部の流体の自然対流による除熱は無視し、放射伝熱による除熱のみを考慮する。また、通常運転時のVCSによる除熱量は、原子炉定格出力の1%であったとする。

## (2) 原子炉圧力容器

原子炉の運転期間中で、燃料体より発生した熱が、炉心部から原子炉圧力容器外部へ最も良く移動する燃焼条件、運転条件、物性値のばらつき等を選び、燃料温度を高め評価する。

- (i) 燃料体ブロック、制御棒案内ブロック、可動反射体、固定反射体等の黒鉛構造物の熱伝導率を決定するに当り、燃焼日数、燃料体の形状等を考慮し、熱伝導率が最も大きくなる場合を選定する。  
燃焼日数に関しては、黒鉛の熱伝導率が最大となる燃焼0日を解析ケースに選定する。
- (ii) 炉心部の燃料体ブロック間の放射伝熱をできるだけ多めに評価する。従って、燃料体ブロック間のすき間は、側面間のみにあるものとし、上下間には想定しない。放射率は、運転期間中の最大値を想定する。
- (iii) 自然循環による除熱量が最大になるように、冷却材流路の熱伝達率及び流路の抵抗の不確かさを考慮する。すなわち、自然循環する流体の熱伝達率を最大に、流路の抵抗を最小に見積る。
- (iv) 原子炉圧力容器からVCSへの除熱量は、考えられ得る最小値を用いる。すなわち、原子炉圧力容器の外部の流体の自然対流による除熱は無視し、放射伝熱による除熱のみを考慮する。また、通常運転時のVCSによる除熱量は、原子炉定格出力の1%であったとする。

## (3) 炉内構造物

炉内構造物は、その位置により必ずしもどの条件の場合に、最高温度が発生するか明確でない。従って、燃料最高温度及び原子炉圧力容器の最高温度評価用の条件の双方の温度を比較し、高くなる場合を求める。

### 4. 3 解析対象炉心

解析対象とする炉心は、基準炉心と燃料限界照射試験用炉心とする。基準炉心は、原子炉冷却材出口温度950℃、原子炉出力30MWで、燃料最高温度、原子炉圧力容器温度等の評価において、最も厳しくなる炉心である。

燃料限界照射試験用炉心は、原子炉出口冷却材温度850℃、原子炉出力30MWで、試験用の燃料を最大2000℃まで加熱する炉心である。基準炉心と異なり、試験用燃料及び試験用燃料周囲のドライバー燃料温度の上昇の可能性があるので、解析



対象炉心とする。

照射炉心は、原子炉出口冷却材温度850℃、原子炉出力30MWであり、基準炉心に比べて、燃料、原子炉圧力容器等の温度が高くないので、解析対象炉心とはしない。

#### 4. 4 解析モデル

##### (1) モデル化の特徴

モデル化にあたり考慮する点は以下のとおりである。

- イ. モデル化の範囲は原子炉圧力容器及びその周辺の炉容器冷却設備（VCS）までとする。モデル化する範囲をFig.4.1に示す。
- ロ. 2次元軸対称モデルとする。
- ハ. 炉心の燃料体ブロック内の冷却材流路は、流路面積、流速及び流路圧損を実際の冷却材流路と等価にした流路でモデル化する。
- ニ. 原子炉圧力容器の外表面からの除熱は、冷却パネルへの熱放射を考慮する。対流による除熱は、保守的に無視する。
- ホ. 炉心側部の冷却材流路は、原子炉圧力容器と固定反射体間及び側部遮へい体と固定反射体間の流路とする。
- ヘ. スタンドパイプ、フランジ等の構造物は、原子炉圧力容器の最高温度の発生する位置と十分離れているため、モデル化はしない。
- ト. 原子炉圧力容器の下部のノズルで、配管が完全破断した場合を想定する。

##### (2) 解析用メッシュ図

解析モデルは、配管破断前と破断後の冷却材の流れが異なるため、配管破断後と配管破断前を別にモデル化する。さらに、基準炉心の配管破断後については、燃料最高温度評価用と原子炉圧力容器評価用のモデル化を行う。

配管破断発生前には、1次冷却材は炉側部の冷却材流路（原子炉圧力容器と側部遮へい体間流路、側部遮へい体と固定反射体間流路）を上昇し、原子炉圧力容器上鏡の内部で反転して炉心内に入る。炉心内で加熱された冷却材は、高温プレナム及び出口管を通過して原子炉圧力容器外へ流出する。

配管破断後は、強制冷却のための流路が確保できないため、1次冷却材による炉心の強制冷却は行われない。この場合、原子炉圧力容器下部の破断口の内管側より侵入した気体は、炉心部の冷却材流路を上昇し、上鏡部の内部で反転して、炉側部の冷却材流路を下降して、破断口の外管側から圧力容器外部へ出る。これらの気体の自然循環は、炉心部と炉側部の温度差に起因する気体の密度差により起こる。

配管破断発生前の定常計算用の基準炉心及び燃料限界照射試験用炉心の解析モデルをFigs.4.2～4.3に示す。また、配管破断発生後の解析モデルをFigs.4.4～4.6に示す。

## (3) 冷却材流路

冷却材流路は、炉心部及び炉側部の流路（原子炉压力容器と側部遮へい体間流路、側部遮へい体と固定反射体間流路）からなる。炉側部の流路は、軸対称の円周上の流路であるため、2次元軸対称で流路をモデル化できる。一方、炉心部の流路は、燃料体ブロック内及び制御棒ブロック内の燃料スリーブ及び制御棒の回りの流路である。これらの流路は、原子炉压力容器の中心に対して、同心円上にある流路ではないため、2次元軸対称で流路をモデル化することはできない。そこで、流路数及び流路断面積の等しい等価流路が炉心内に存在するものとした。具体的には、半径方向の各要素に各々2本の等価流路を仮定し（解析メッシュ図 Figs. 4.2～4.6参照）、その流路内の冷却材と構造物の熱交換を考慮する。

ただし、出口管内での低温ヘリウムガスと高温ヘリウムガスの熱交換は、炉心部及び炉側部流路に比べて十分に小さいため、モデル化はしない。破断口の抵抗も、炉心部の冷却材流路の抵抗に比べて十分に小さいため、モデル化しない。また、減圧事故時には、格納容器の空気と放出された1次冷却材が完全混合するとして混合気体の物性値を決定した。流路に関する入力データを Tables 4.1～4.3に示す。

## (i) 熱伝達率

冷却材流路の対流熱伝達率は、炉心熱流動設計データより<sup>(9)</sup>、燃料最高温度評価用と原子炉压力容器の評価用の各々について保守性を考慮して決定した。

燃料最高温度を評価する場合は、炉心部からの熱除去を小さめにするように、熱伝達率の最小値を用いた。また、原子炉压力容器温度を評価する場合は、炉心部からの熱除去を最大とするように、熱伝達率の最大値を用いた。

最小値は、HENDEL (Helium Engineering Demonstration Loop) 1チャンネル実験装置による燃料棒周りの対流熱伝達の実測値を統計処理して得られた最適式に対して、 $2.5\sigma$  (-13%) の下限値である。一方、最大値は、最適式に対しての上限值 (+13%) である。Fig. 4.7に、HENDELでの実測値と解析で用いた値の比較を示す。

燃料最高温度評価用の熱伝達式を(4.1)式に、原子炉压力容器評価用の熱伝達式を(4.2)式に示す。

$$Nu=0.020Re^{0.8}Pr^{0.4}(D_i/D_o)^{-0.16}(T_w/T_b)^{-0.5} \quad (4.1)$$

$$Nu=0.026Re^{0.8}Pr^{0.4}(D_i/D_o)^{-0.16}(T_w/T_b)^{-0.5} \quad (4.2)$$

ここで、 $D_i$ :環状流路の内径

$D_o$ :環状流路の外径

$Nu$ :ヌッセルト数

$Pr$ :プラントル数

$Re$ :レイノルズ数

$T_w$ : 燃料棒または燃料体ブロックの表面温度  
 $T_b$ : ヘリウムガスのバルク温度

層流域となる  $Re$  数 2000 以下の領域では (4.1) 式及び (4.2) 式に  $Re$  数 2000 を代入して得られた一定値を使用する。また、 $T_w$  と  $T_b$  の温度比の指数 -0.5 は、 $T_w$  が  $T_b$  より高い時のみ考慮し、それ以外は 0 とする。

#### ロ. 圧力損失係数

冷却材流路の圧力損失係数は、炉心熱流路設計用のデータ集<sup>(9)</sup>より、燃料最高温度評価用と原子炉圧力容器の評価用の各々について保守性を考慮して決定した。

燃料最高温度評価用には、減圧事故時の自然循環を少なめに評価し、炉心部の崩壊熱が移動しないように、冷却材流路の圧力損失係数が最も大きくなるようにした。従って、冷却材流路の圧力損失係数は、HENDEL 1 チャンネル試験装置で実測値での上限値、すなわち、平滑部の摩擦損失係数とスペーサリブの形状損失係数の和を用いた。圧力容器最高温度評価用には、減圧事故時の自然循環流量を多めに評価し、崩壊熱が圧力容器に伝わるように、平滑部の摩擦損失係数のみを、冷却材流路の圧力損失係数として考慮した。Fig. 4.8 は、HENDEL での実測値と解析に用いた摩擦損失係数の比較を示したものである。

燃料最高温度評価用の圧力損失係数を (4.3) 式及び (4.4) 式に、圧力容器温度評価用の圧力損失係数を (4.5) 式及び (4.6) 式に示す。

$$f = 31/Re \quad (\text{層流域}) \quad (4.3)$$

$$f = 0.102 Re^{-0.25} \quad (\text{乱流域}) \quad (4.4)$$

$$f = 24/Re \quad (\text{層流域}) \quad (4.5)$$

$$f = 0.079 Re^{-0.25} \quad (\text{乱流域}) \quad (4.6)$$

ここで、 $f$ : 圧力損失係数

$Re$ : レイノルズ数

#### (4) 炉心上部プレナムのモデル化

原子炉圧力容器上鏡内の自然対流実験の実験式の熱伝達率を用いる<sup>(10)</sup>。実験はスケールモデルで行っているが、多種の流体を利用することにより、HTTR の原子炉圧力容器と等価な  $Ra$  数の実験も行っている。

解析に用いた  $Nu$  数を (4.7) 式に示す。また、 $Ra$  数の定義を (4.8) に示す。

$$Nu = 0.2357 Ra^{0.242} \quad (4.7)$$

$$Ra = g\beta \Delta T R^3 / \nu \kappa \quad (4.8)$$

ここで、Nu : ヌッセルト数

Ra : レイリー数

g : 重力加速度

$\beta$  : 体膨張率

R : 上鏡部半径

$\nu$  : 動粘性係数

$\kappa$  : 温度伝導率

$\Delta T$  : 上部遮へい体上面と圧力容器上鏡部の平均温度差

### (5) 熱遮へい板のモデル化

原子炉圧力容器上鏡部の内側には、減圧事故時に上鏡部の温度が上昇することを防止するため、Fig. 4.9に示すような、熱遮へい板が設置されている。

熱遮へい板の等価放射率は、各々の熱遮へい板の放射率の運転期間中の最大値と最小値を用いて保守的に決定した。燃料最高温度評価用には、炉心部からの熱移動が最小になるように、熱遮へい板の放射率の運転期間中の最小値を用いた。また、原子炉圧力容器評価用には、炉心部から原子炉圧力容器への熱移動が最大となるように熱遮へい板の運転期間中の最大値を用いた。

熱遮へい板のモデル化は、全ての熱遮へい板間の伝熱量を等価的な2枚の板の間の伝熱量に置き換えて表わす。熱遮へい板のモデル図をFig. 4.10に示す。

12枚の熱遮へい板の伝熱量は、(4.9)式で示される。

$$\begin{aligned}
 Q_{12} &= \frac{\sigma A_{12}}{\frac{1}{\varepsilon} + \frac{1}{\varepsilon} - 1} (T_1^4 - T_0^4) = \frac{\sigma A_{12}}{\frac{1}{\varepsilon} + \frac{1}{\varepsilon} - 1} (T_{i+1}^4 - T_i^4) \\
 &= \frac{\sigma A_{12}}{\frac{1}{\varepsilon} + \frac{1}{\varepsilon} - 1} (T_{12}^4 - T_{11}^4) \quad (4.9)
 \end{aligned}$$

ここで、 $Q_{12}$  : 放射伝熱量 (熱遮へい体が12枚の場合)

$A_{12}$  : 熱遮へい板の伝熱面積 (12枚の部分の面積)

$T_i$  : 熱遮へい板、上部遮へい体または原子炉圧力容器の温度

$\varepsilon$  : 熱遮へい板、上部遮へい体または原子炉圧力容器の放射率

(4.9)式より、 $T_1$ から $T_{11}$ を消去すると、(4.10)式になる。

$$Q_{12} = \frac{\sigma A_{12}}{12 \left( \frac{1}{\varepsilon} + \frac{1}{\varepsilon} - 1 \right)} (T_{12}^4 - T_0^4) \quad (4.10)$$

熱遮へい板が4枚、2枚の部分の伝熱量も同様に示すことができる。等価放射率を  $\varepsilon'$  とすると、伝熱量には(4.11)式の関係が成り立つ。

$$Q_R = \frac{\sigma A}{\frac{1}{\varepsilon} + \frac{1}{\varepsilon'} - 1} (T_{12}^4 - T_0^4) = \frac{\sigma A_{12}}{12 \left( \frac{1}{\varepsilon} + \frac{1}{\varepsilon} - 1 \right)} (T_{12}^4 - T_0^4) \\ + \frac{\sigma A_4}{4 \left( \frac{1}{\varepsilon} + \frac{1}{\varepsilon} - 1 \right)} (T_4^4 - T_0^4) + \frac{\sigma A_2}{2 \left( \frac{1}{\varepsilon} + \frac{1}{\varepsilon} - 1 \right)} (T_2^4 - T_0^4) \quad (4.11)$$

ここで、 $Q_R$  : 全体熱通過率

$A$  : 熱遮へい板の全伝熱面積

$A_4$  : 熱遮へい板の伝熱面積 (4枚の部分の面積)

$A_2$  : 熱遮へい板の伝熱面積 (2枚の部分の面積)

$\varepsilon'$  : 等価放射率

$T_{12} = T_4 = T_2$  のため、等価放射率  $\varepsilon'$  を求めることができる。等価放射率を  $\varepsilon'$  を(4.12)式に示す。

$$\varepsilon' = \frac{1}{12A \left( \frac{2}{\varepsilon} - 1 \right) - (A_{12} + 3A_4 + 6A_2) \left( \frac{1}{\varepsilon} - 1 \right)} \quad (4.12)$$

#### (6) 炉容器冷却設備のモデル化

炉容器冷却設備 (VCS: Vessel Cooling System) は、原子炉圧力容器を外側から放射伝熱により冷却する設備である。VCSは、独立2系統からなり、各系統は、水冷管パネル、循環ポンプ等で構成される。水冷管パネルは、原子炉圧力容器の周囲に配置され、その表面温度は、通常運転時に60℃以下、1系統不作動の場合には、90℃以下に保たれる。また、通常運転時のVCSの除熱量は、原子炉の熱出力の1~2%の間に保たれるように、原子炉圧力容器と水冷管パネルの間には、熱反射板が設けられている。

除熱量の下限値1%は、原子炉圧力容器を冷却するために最低限必要な除熱量として設定されている。一方、除熱量の上限値2%は、原子炉出口温度950℃を達

成するために許容される最大の除熱量として設定されている。

本解析では、燃料温度及び原子炉圧力容器温度を最大に評価するために、通常運転時の原子炉圧力容器からVCSへの除熱量が最小の1%となっていた場合を考慮する。この時の、原子炉圧力容器上鏡、下鏡及び側部からの除熱量の割合は、Table 4.4に示す設計データに従い決定した。なお、原子炉圧力容器外表面での気体の自然対流による除熱は、保守的に無視した。

また、通常運転時の水冷管パネルの表面温度を60℃にするが、減圧事故発生後の冷却管パネルの表面温度は、単一故障として、VCSの1系統不作動を想定して90℃とする。

#### (7) 炉心部の熱伝導率

Fig. 4.11に燃料体ブロックの構造図を示す。また、Fig. 4.12に制御棒案内ブロックの構造図を示す。燃料体ブロック内の燃料棒、冷却材流路等の影響を考慮すると、燃料体ブロックの熱伝導率は、黒鉛単体の熱伝導率と異なる。また、制御棒案内ブロック内の制御棒挿入孔、後備停止系として使用される炭化ほう素ペレットの落下孔等の影響を考慮すると、制御棒案内ブロックの熱伝導率も、黒鉛単体の熱伝導率と異なる。さらに、黒鉛の熱伝導率は、運転期間中の中性子照射量及び温度雰囲気により変化する。従って、燃料体ブロック及び制御棒案内ブロックの等価熱伝導率は、径方向及び軸方向に対して、これらの影響を考慮して求めた。

さらに、求めた各ブロックの等価熱伝導率を用いて、炉心中心部及び炉心周辺部の2領域の軸方向及び径方向の等価熱伝導率を求めた。なお、炉心周辺部にある可動反射体ブロックの熱伝導率は、黒鉛単体の熱伝導率を用いた。

炉心中心部及び炉心周辺部の等価熱伝導率は、これらの領域内にある燃料体ブロック、制御棒案内ブロック及び可動反射体ブロックの個数に応じて、各々ブロックの等価熱伝導率を体積平均することにより求めた。

#### (i) 径方向等価熱伝導率

##### (イ) 計算モデル

対面方向（ブロックの辺と辺を結ぶ方向）及び対角方向（ブロックの頂点を結ぶ方向）に対して、燃料体ブロックの1/4セクション及び制御棒案内ブロックの1/2セクションをモデル化する。モデル図をFig. 4.13に示す。これらのモデルの対面方向及び対角方向について100℃の温度差を付けて温度解析を行い、通過する熱流束と温度差の関係から等価熱伝導率を求めた。

##### (ロ) 径方向等価熱伝導率の計算式

燃料体ブロック及び制御棒案内ブロックの対面方向の径方向等価熱伝導率を(4.13)式及び(4.14)式に示す。また、Fig. 4.14は、計算式に用いる記号及び寸法を示したものである。

$$\lambda_{FB,M} = \frac{Q/2 \cdot l_1}{\Delta T/2 \cdot (l_2 + l_3)/2} \quad (4.13)$$

$$\lambda_{CRB,M} = \frac{Q \cdot l_1}{\Delta T/2 \cdot (l_2 + l_3)} \quad (4.14)$$

ここで、 $\lambda_{FB,M}$  : 燃料体ブロックの対面方向の径方向等価熱伝導率  
 $\lambda_{CRB,M}$  : 制御棒案内ブロックの対面方向の径方向等価熱伝導率  
 $Q$  : ブロック一辺での通過熱量  
 $\Delta T$  : 温度差  
 $l_1$  : ブロックの辺から中心までの距離  
 $l_2$  : ブロックの頂点から中心までの距離  
 $l_3$  : ブロックの一辺の長さの  $1/2$

次に、燃料体ブロック及び制御棒案内ブロックの対角方向の径方向等価熱伝導率を(4.15)式及び(4.16)式に示す。また、Fig. 4.15は、計算式に用いる記号、寸法を示したものである。

$$\lambda_{FB,N} = \frac{Q/2 \cdot (l_2 + l_3)/2}{\Delta T/2 \cdot l_1} \quad (4.15)$$

$$\lambda_{CRB,N} = \frac{Q \cdot (l_2 + l_3)}{\Delta T \cdot l_1} \quad (4.16)$$

ここで、 $\lambda_{FB,N}$  : 燃料体ブロックの対角方向の径方向等価熱伝導率  
 $\lambda_{CRB,N}$  : 制御棒案内ブロックの対角方向の径方向等価熱伝導率  
 $Q$  : ブロックの一辺での通過熱量  
 $\Delta T$  : 温度差  
 $l_1$  : ブロックの辺から中心までの距離  
 $l_2$  : ブロックの頂点から中心までの距離  
 $l_3$  : ブロックの一辺の長さの  $1/2$

Table 4.5は、(4.13)式～(4.16)式から計算される燃料ブロック及び制御棒案内ブロックの径方向等価熱伝導率を、運転期間中の照射量及び照射温度をパラメータとして示したものである。最大値と最小値を求めるに当たっては、黒鉛の熱伝導率のばらつき±20%等を考慮した。

ただし、制御棒案内ブロックの径方向等価熱伝導率の最大値は、制御棒挿入時を考慮して、保守的にブロック全体が黒鉛になっているものとし、黒鉛単体の値を用いた。

次に、炉心中心部及び炉心周辺部の等価熱伝導率を算出する。  
炉心中心部の径方向等価熱伝導率を(4.17)式に示す。

$$\lambda_{FR} = \frac{30}{37} \lambda_{FB} + \frac{7}{37} \lambda_{CRB} \quad (4.17)$$

ここで、  
 $\lambda_{FR}$  : 炉心中心部の径方向等価熱伝導率 (対面方向または対角方向)  
 $\lambda_{FB}$  : 燃料体ブロックの等価熱伝導率 (対面方向または対角方向)  
 $\lambda_{CRB}$  : 制御棒案内ブロックの等価熱伝導率  
 30 : 燃料体ブロックの個数  
 7 : 制御棒案内ブロックの個数

炉心周辺部の径方向等価熱伝導率を(4.18)式に示す。

$$\lambda_{SR} = \frac{9}{24} \lambda_{CRB} + \frac{15}{24} \lambda_{IG} \quad (4.18)$$

ここで、  
 $\lambda_{SR}$  : 炉心周辺部の径方向等価熱伝導率  
 $\lambda_{CRB}$  : 制御棒案内ブロックの等価熱伝導率  
 $\lambda_{IG}$  : 可動反射体ブロックの等価熱伝導率 (黒鉛単体の値)  
 9 : 制御棒案内ブロック個数  
 24 : 可動反射体ブロックの個数

#### ( i i ) 軸方向等価熱伝導率

軸方向の等価熱伝導率は、燃料体ブロックの上下面に占める燃料棒の表面積と黒鉛部の表面積の割合により決定する。炉心中心部の軸方向等価熱伝導率 $\lambda_{FA}$ を(4.19)式に示す。

$$\lambda_{FA} = \frac{30}{37} (0.155 \cdot 10.8 + 0.845 \lambda_{IG}) + \frac{7}{37} 0.682 \lambda_{IG} \quad (4.19)$$

ここで、  
 $\lambda_{FA}$  : 炉心中心部の軸方向等価熱伝導率 (kcal/mh°C)  
 $\lambda_{IG}$  : 黒鉛単体の熱伝導率 (kcal/mh°C)  
 30 : 燃料体ブロックの個数  
 7 : 制御棒案内ブロックの個数  
 0.155 : 燃料体ブロックの上面にしめる燃料棒の表面積の割合  
 0.845 : 燃料体ブロックの上面にしめる黒鉛部の表面積の割合  
 0.682 : 制御棒案内ブロックの上面にしめる黒鉛部の表面積の割合  
 10.8 : 燃料棒の熱伝導率 (kcal/mh°C)

炉心周辺部の軸方向等価熱伝導率は、炉心周辺部の黒鉛の表面積と制御棒挿入



孔の面積比により決定する。炉心周辺部の軸方向等価熱伝導率を(4.20)式に示す。

$$\lambda_{SA} = \frac{9}{24} \cdot 0.682 \lambda_{IG} + \frac{15}{24} \lambda_{IG} \quad (4.20)$$

ここで、 $\lambda_{SA}$ ：炉心中心部の軸方向等価熱伝導率

$\lambda_{IG}$ ：黒鉛単体の熱伝導率

24：可動反射体ブロックの個数

9：制御棒案内ブロックの個数

0.682：制御棒案内ブロックの表面にしめる黒鉛部の表面積の割合

Table4.6及びTable4.7は、(4.17)式から(4.20)式に従って、燃焼0日及び燃焼60日の炉心中心部及び炉心周辺部の等価熱伝導率を示したものである。燃焼0日では、等価熱伝導率を大きめに評価するように黒鉛の熱伝導率のばらつきを考慮した。また、燃焼660日では、等価熱伝導率を小さめに評価するように黒鉛の熱伝導率のばらつきを考慮した。

#### (8) 崩壊熱出力のモデル化

崩壊熱出力については、Shureの式<sup>(11)</sup>の1.2倍にアクチニド崩壊熱を足したものを使用する。

Shureの式を(4.21)式及び(4.22)式に示す。

$$f = \frac{P_d}{P_o} = 1.0 \quad (0 \leq t < 0.1) \quad (4.21)$$

$$f = \frac{A \times t^{-B}}{200} \quad (0.1 \leq t) \quad (4.22)$$

ここで、A, B：時間tの関数として表せる定数

t：原子炉スクラム後の時間

$P_o$ ：定格出力

$P_d$ ：崩壊熱出力

定数A, Bの値は、時間tの範囲に応じて変化する。Table4.8に定数A, Bの値を示す。原子炉出力は、原子炉スクラム後0.1秒間は、定格出力で、原子炉スクラム後0.1秒になると、定格出力の約7%になる。

アクチニド崩壊熱を(4.23)式から(4.25)式に示す<sup>(12)</sup>。

$$\frac{P_{ACT}}{P_o} = \frac{1}{Q} [ F_{29}(t) + F_{39}(t) ] \quad (4.23)$$

$$F_{29}(t) = E_{29} \cdot R e^{-\lambda_1 t} \quad (4.24)$$

$$F_{39}(t) = E_{39} \cdot R \cdot \left\{ \frac{\lambda_1}{\lambda_1 - \lambda_2} e^{-\lambda_2 t} - \frac{\lambda_2}{\lambda_1 - \lambda_2} e^{-\lambda_1 t} \right\} \quad (4.25)$$

ここで、

$P_{ACT}$	: アクチニド崩壊熱	(MeV)
$P_0$	: 原子炉定格出力	(MeV)
$t$	: 原子炉スクラム後の時間	(S)
$Q$	: 1核分裂あたりの放出エネルギー	200 (MeV)
$E_{29}$	: $^{239}\text{U}$ が $\beta$ 崩壊した時の放出エネルギー	0.474 (MeV)
$E_{39}$	: $^{239}\text{Np}$ が $\beta$ 崩壊した時の放出エネルギー	0.419 (MeV)
$\lambda_1$	: $^{239}\text{U}$ の崩壊定数	$4.91 \times 10^{-4} (\text{S}^{-1})$
$\lambda_2$	: $^{239}\text{Np}$ の崩壊定数	$3.41 \times 10^{-6} (\text{S}^{-1})$
$R$	: 原子炉運転中の $^{239}\text{U}$ の生成率	$0.5 \times 1.2$ (燃焼0日) $0.53 \times 1.2$ (燃焼330日) $0.56 \times 1.2$ (燃焼660日)

R値に含まれる1.2は、20%の安全余裕を考慮したものである。

#### (9) 原子炉出力密度

基準炉心燃焼660日、0日、燃料限界照射用炉心（燃焼660日）の炉心出力密度分布をTables 4.9～4.11に示す。

#### (10) 原子炉スクラム時間

減圧事故時の原子炉スクラム時間は、事故発生後15秒として解析した。

Fig. 4.16は、解析コードTHYDE-HTGR<sup>(13)</sup>により解析した減圧事故直後の挙動である。1次冷却材圧力の急激な減少により、「1次冷却材・加圧水差圧低」の原子炉スクラム点に到達するまでの時間は、1次遅れ時間も含めて約2秒である。その後、制御棒の80%の挿入に要する時間は、約11.2秒であり、その両者を加えて保守的に15秒とした。

従って、本解析における発熱量の計算は、減圧事故の発生後15秒間は、定格出力が続き15.1秒で崩壊熱出力へ移行させた。また、冷却材条件の移行は、1次冷却材と外部雰囲気とが瞬時混合するものと仮定し、自然循環が約15.1秒で開始するものとした。

#### (11) 燃料限界照射試験の条件

燃料限界照射試験の条件をTable 4.12に示す。

#### 4. 5 解析に用いた物性値

解析に用いた物性値をTable4.13に示す。Table4.13の物質番号は、Figs.4.2～4.6のメッシュ図中の番号に対応する。放射率は、燃料最高温度評価のためには、炉心からの熱移動が最小になるように運転期間中の最小値を用いる。また、原子炉圧力容器最高温度評価のためには、炉心からの熱移動が最大になるように運転期間中の最大値を用いる。

また、Table4.14は、固定反射体、高温プレナムブロック、プレナム下部ブロック及び下端ブロックに用いるPGX黒鉛と、炭素ブロックに用いるASR-ORBの熱伝導率を示したものである。

Table 4.1 定常運転時の冷却材流量と流路入口冷却材温度

流路位置	対象炉心	流路入口冷却材温度(°C)	冷却材流量合計値(kg/h)
炉心第1リング	基準炉心	—	—
	燃料限界照射試験時	417	31.8
炉心第2リング	基準炉心	417	6612
	燃料限界照射試験時	417	7892
炉心第3リング	基準炉心	417	6612
	燃料限界照射試験時	417	7892
炉心第4リング	基準炉心	417	19837
	燃料限界照射試験時	417	23678
側部固定反射体と側部遮へい体の間の流路	基準炉心	397	18700
	燃料限界照射試験時	397	22680
側部遮へい体と圧力容器の間の流路	基準炉心	397	18700
	燃料限界照射試験時	397	22680

注) リング番号はFig. 2.3 を参照のこと。

Table 4.2 等価流路に関する幾何学的データ

流路位置	流路単位長さ当たりの伝熱面積合計値 $\left(\frac{m^2}{m}\right)$	流路断面積合計値 (m <sup>2</sup> )	流路等価直径 (m)
炉心第1リング (燃料限界照射試験時のみ)	1.414	0.002474	0.007
炉心第2リング	47.90	0.08382	0.007
炉心第3リング	47.90	0.08382	0.007
炉心第4リング	143.7	0.25146	0.007
側部固定反射体と側部遮へい体の間の流路	27.33	0.6833	0.1
側部遮へい体と圧力容器の間の流路	31.69	5.719	0.722

Table 4.3 破断後の圧力とモル分率比

	圧力 (kg/cm <sup>2</sup> a)	ヘリウム/空気混合ガス中のヘリウムガスモル分率
減圧事故	2.5	0.6

Table 4.4 原子炉圧力容器上部、側部及び下部の除熱量の割合と冷却パネル温度

	冷却パネル除熱量補正係数		冷却パネル温度 (°C)	
	燃料温度 評価用	圧力容器温度 評価用	定常時	事故時
上部パネル	1.0	1.0	60	90
側部パネル	0.55	0.17	60	90
下部パネル	1.0	1.0	60	90

Table 4.5 燃料体ブロック、制御棒ブロック及び黒鉛単体の等価熱伝導率

照射履歴 (温度) (照射量)	温度 (°C)	燃料ブロック (kcal/mh°C)		制御棒ブロック (kcal/mh°C)		黒鉛単体 (kcal/mh°C)	
		最大	最小	最大	最小	最大	最小
0 (燃焼 0日)	1400	40.1	14.8	42.9	13.0	42.9	28.6
	1200	40.9	15.6	46.0	13.9	46.0	30.7
	1000	41.8	15.4	50.6	15.4	50.6	33.7
	800	45.0	16.6	57.3	17.4	57.3	38.2
	600	50.0	18.5	67.3	20.3	67.3	44.9
	400	58.8	21.8	81.8	24.7	81.8	54.5
600 °C $6 \times 10^{24}$ 個/m <sup>2</sup> (燃焼 330日)	1400	25.9	9.6	25.5	7.8	25.5	17.0
	1200	25.9	9.6	26.3	8.0	26.0	17.5
	1000	25.0	9.2	27.7	8.4	27.7	18.5
	800	25.0	9.2	29.3	8.9	29.3	19.5
	600	25.7	9.4	31.6	9.6	31.6	21.1
	400	27.2	10.1	34.7	10.5	34.7	23.1
600 °C $13 \times 10^{24}$ 個/m <sup>2</sup> (燃焼 660日)	1400	22.3	8.2	21.3	6.5	21.3	14.2
	1200	22.3	8.2	21.8	6.6	21.8	14.5
	1000	22.2	7.8	22.7	6.9	22.7	15.1
	800	20.8	7.7	23.7	7.2	23.7	15.8
	600	20.9	7.8	25.2	7.6	25.2	16.8
	400	21.8	8.1	27.1	8.2	27.1	18.1
1100 °C $6 \times 10^{24}$ 個/m <sup>2</sup> (燃焼 330日)	1400	37.8	13.9	37.5	1.4	37.5	25.0
	1200	36.2	13.4	39.7	12.0	39.7	26.5
	1000	36.4	13.4	43.0	13.0	43.0	28.7
	800	38.0	14.1	47.7	14.4	47.7	31.8
	600	41.8	15.4	54.2	16.4	54.2	36.1
	400	46.1	17.0	63.4	19.2	63.4	42.3
1100 °C $13 \times 10^{24}$ 個/m <sup>2</sup> (燃焼 660日)	1400	34.4	28.7	33.4	10.2	33.4	22.3
	1200	32.8	27.3	35.1	10.6	35.1	23.4
	1000	32.3	26.9	37.6	11.4	37.6	25.1
	800	33.4	27.8	41.0	12.4	41.0	27.3
	600	35.6	29.7	45.8	13.8	45.8	30.5
	400	38.2	31.8	52.2	15.8	52.2	34.8

Table 4.6 炉心中心部及び炉心周辺部の等価熱伝導率（燃焼 0 日）

項目 温度 (°C)	炉心中心部		炉心周辺部	
	径方向 (kcal/mh°C)	軸方向 (kcal/mh°C)	径方向 (kcal/mh°C)	軸方向 (kcal/mh°C)
400	63.2	68.0	81.8	81.8
500	58.2	62.1	74.6	74.6
600	53.3	56.2	47.3	67.3
700	50.3	52.1	62.3	62.3
800	47.3	48.0	57.3	57.3
900	45.4	45.3	54.0	54.0
1000	43.5	42.6	50.6	50.6
1100	42.6	40.7	48.3	48.3
1200	41.9	38.8	46.0	46.0
1300	41.3	37.6	44.5	44.5
1400	40.6	36.3	42.9	42.9

Table 4.7 炉心中心部及び炉心周辺部の等価熱伝導率（燃焼 660日）

項目 温度 (°C)	炉心中心部		炉心周辺部	
	径方向 (kcal/mh°C)	軸方向 (kcal/mh°C)	径方向 (kcal/mh°C)	軸方向 (kcal/mh°C)
400	8.1	16.1	14.4	15.9
500	8.0	15.6	13.9	15.4
600	7.8	15.0	13.4	14.8
700	7.7	14.6	13.0	14.4
800	7.6	14.2	12.6	13.9
900	7.7	14.0	12.3	13.7
1000	7.6	13.7	12.0	13.3
1100	7.8	13.4	11.8	13.0
1200	7.9	13.2	11.5	12.8
1300	7.9	13.1	11.5	12.7
1400	7.9	12.9	11.3	12.5

Table 4.8 Shuereの式に用いる定数A, Bの値

時間 t の範囲	$0.1 \leq t \leq 10$	$10 \leq t \leq 150$	$150 \leq t < 4 \times 10^6$	$4 \times 10^6 < t < 2 \times 10^8$
A	12.05	15.31	26.02	53.18
B	0.0639	0.1807	0.2834	0.3350

Table 4.9 炉心出力密度分布 (基準炉心燃焼 660日)

リング 段	2	3	4
1	0.045799	0.046743	0.13130
2	0.058437	0.060628	0.164700
3	0.049237	0.050989	0.136790
4	0.033161	0.033161	0.087251
5	0.022175	0.022175	0.057729

注) 初期出力は、いずれの場合も30.75MW

Table 4.10 炉心出力密度分布 (基準炉心燃焼 0日)

リング 段	2	3	4
1	0.031944	0.033058	0.096679
2	0.060489	0.062328	0.170170
3	0.060698	0.057048	0.158590
4	0.033081	0.034271	0.095860
5	0.021392	0.022164	0.062224

注) 初期出力は、いずれの場合も30.75MW



Table 4.11 炉心出力密度分布 (燃料限界照射試験燃焼 660日)

リング 段	1 (内側)	1 (外側)	2	3	4
1	0.0	0.0	0.096679	0.033058	0.096679
2	0.0021	0.0	0.170170	0.062328	0.170170
3	0.0	0.0	0.158590	0.057048	0.158590
4	0.0	0.0	0.095860	0.034271	0.095860
5	0.0	0.0	0.062224	0.022164	0.062224

注) 初期出力は、いずれの場合も30.75MW

Table 4.12 燃料限界照射試験の条件

項 目	内 容
照射試験用試料の装荷位置	中央カラムの上から2段目の位置
試験用燃料の本数	6ピン
試験用燃料の出力	10.5kw/ピン×6ピン
試験用燃料の冷却材流量	5.3kg/h・ピン×6ピン
試験用燃料の外側領域の伝熱条件	試験用燃料の装荷される中央カラム第2段を内側と外側領域に分割する。外側領域は内半径7.6cm, 外半径19.1cmで, 1.8kcal/mh°Cの熱伝導率を持つ領域とする。
原子炉初期出力	30×1.025MWt
出力分布	Table 4.11に示すとおり
試験用燃料の初期温度	2000°C (ノミナル値)

Table 4.13 各物質の物性値 (1/4)

物質番号	材 質	熱伝導率 $\lambda$ (kcal/mh°C)	密度 $\times$ 比熱 $\rho C_p$ (kcal/m³°C)	放 射 率 $\epsilon$	
				燃料最高温度 評価用	圧力容器最高 温度評価用
1	1 — Cr-1Mo 4 原子炉圧力容器等	温度 $t_F$ (°F) $t_F < 540$ ならば $\lambda = 21.5 \times 1.488$ $540 < t_F < 1250$ ならば $\lambda = (-5.2817 \times 10^{-3} t_F$ $+ 24.352) \times 1.488$ $1250 < t_F$ ならば $\lambda = (-9.8 \times 10^{-3} t_F + 30) \times 1.488$	温度 $t_F$ (°F) $\rho C_p =$ STEEL(T) $(-1.8867 \times 10^{-7} t_F + 0.428) \times 0.092903$	0.6*	1.0*
2	SUS304 熱遮へい体	温度 $t_c$ (°C) $\lambda = (0.0125 \times t_c + 11.5) \times 0.8598$	温度 $t_c$ (°C) $\lambda = (2.25 \times 10^{-4} \times t_c + 0.421)$ $\times 0.238846 \times 7890$	0.36	1.0
3	SUS304 ボロン入黒鉛 上部遮へい体	温度 $t_c$ (°C) $\lambda = (0.0125 \times t_c + 11.5) \times 0.8598 \times 0.667$  + $\left[ \begin{array}{l} 25.2 \\ 7.2 \end{array} \right] \times 0.333$ ↳ 圧力容器温度評価用 ↳ 燃料温度評価用	温度 $t_c$ (°C) $\rho C_p = (2.25 \times 10^{-4} \times t_c + 0.421)$ $\times 0.238846 \times 7890 \times 0.667$ + SPGFT(T) $\times 0.333$  SPSFL(T) の 定義は下記のとおり。 SPGFT(T) = $(0.54212 - 2.42667 \times 10^{-6} T -$ $90.2725 \times 1/T - 4.34493 \times 10^4 \times 1/T^2$ $+ 1.59309 \times 10^7 \times 1/T^3 - 1.43688 \times 10^9$ $\times 1/T^4) \times 1750$	0.36	1.0

\*原子炉圧力容器外表面については、この値を用いない。

Table 4.13 各物質の物性値 (2/4)

物質番号	材質	熱伝導率 $\lambda$ (kcal/mh°C)	密度 $\times$ 比熱 $\rho C_p$ (kcal/m°C)	放射率 $\epsilon$	
				燃料最高温度評価用	圧力容器最高温度評価用
4	IG-110 黒鉛 上部及び下部可動 反射体	Table 4.5黒鉛単体参照	$\rho C_p = \text{SPGFT}(T) \times 0.84879$	0.8	1.0
5	燃料 燃料体ブロック 制御棒案内ブロック	Table 4.6~4.7参照	$\rho C_p = \text{SPGFT}(T) \times (0.65606 + 0.08464)$ $+ \text{SPFL}(T) \times 0.1058$ SPFL(T) の 定義は下記のとおり。 温度 T (K) $\text{SPFL}(T) = (0.115689 + 5.38719 \times 10^{-4}$ $\times T - 6.27977 \times 10^{-7} \times T^2$ $+ 3.82411 \times 10^{-10} \times T^3$ $- 1.12556 \times 10^{-13} \times T^4$ $+ 1.27705 \times 10^{-17} \times T^5) \times 2460$	0.8	1.0
6	IG-110 黒鉛 側部可動反射体	Table 4.5黒鉛単体参照	$\rho C_p = \text{SPGFT}(T)$	0.8	1.0
7	PGX黒鉛 高温ブレナムブロック	PGX黒鉛の熱伝導率の表 Table 4.14参照	$\rho C_p = \text{SPGFT}(T) \times 0.887$	0.8	1.0
8	PGX黒鉛 ブレナム下部ブロック 下端ブロック	PGX黒鉛の熱伝導率の表 Table 4.14参照	$\rho C_p = \text{SPGFT}(T)$	0.8	1.0



Table 4.13 各物質の物性値 (4/4)

物質番号	材質	熱伝導率 $\lambda$ (kcal/mh°C)	密度×比熱 $\rho C p$ (kcal/m°C)	放射率 $\epsilon$	
				燃料最高温度 評価用	圧力容器最高 温度評価用
13	1 2 4 Cr-Mo 炉心支持格子	$\lambda = 30.1 \times 0.261$	$\rho C p = 0.11 \times 7850 \times 0.261$	0.6	1.0
14	ダミー物質 原子炉圧力容器外部 雰囲気	径方向 $\lambda = 10000$ 軸方向 $\lambda = 0$	$\rho C p = 10$	0.6	0.6
15	ダミー物質 原子炉圧力容器内部 雰囲気	径方向 $\lambda = 10$ 軸方向 $\lambda = 10000$	$\rho C p = 10$	0.6	1.0

Table 4.14 PGX黒鉛, ASR-ORB炭素材料の熱伝導率

RRPXF = PGX黒鉛の径方向熱伝導率を小さ目に設定 (標準値-9.0 kcal/mh℃)

RRPXP = PGX黒鉛の径方向熱伝導率を大き目に設定 (標準値+9.0 kcal/mh℃)

RAPXF = PGX黒鉛の軸方向熱伝導率を小さ目に設定 (標準値-9.0 kcal/mh℃)

RAPXP = PGX黒鉛の軸方向熱伝導率を大き目に設定 (標準値+9.0 kcal/mh℃)

RASRF = ASR-ORB炭素材料の熱伝導率を小さ目に設定 (標準値-9.0 kcal/mh℃)

RASRP = ASR-ORB炭素材料の熱伝導率を大き目に設定 (標準値+9.0 kcal/mh℃)

(\*) 径方向, 軸方向に共通

温度 (℃)	RRPXF (kcal/mh℃)	RRPXP ( " )	RAPXF ( " )	RAPXP ( " )	RASRF ( " )	RASRP ( " )
100	91.74	109.74	65.52	83.52	6.552	8.352
200	83.28	101.28	58.54	76.54	6.984	8.784
300	75.62	93.62	52.34	70.34	7.344	9.144
400	68.71	86.71	46.87	64.87	7.632	9.432
500	62.54	80.54	42.05	60.05	7.920	9.720
600	57.01	75.01	37.87	55.87	8.136	9.936
700	52.18	70.18	34.31	52.31	8.316	10.12
800	47.89	65.89	31.25	49.25	8.460	10.26
900	44.22	62.22	28.66	46.66	8.568	10.37
1000	41.06	59.06	26.50	44.50	8.640	10.44
1100	38.39	56.39	24.73	42.73	8.712	10.51
1200	36.14	54.14	23.33	41.33		
1300	34.37	52.37	22.18	40.18		
1400	32.95	50.95	21.28	39.28		
1500	31.82	49.82	20.59	38.59		
1600	31.04	49.04	20.02	38.02		

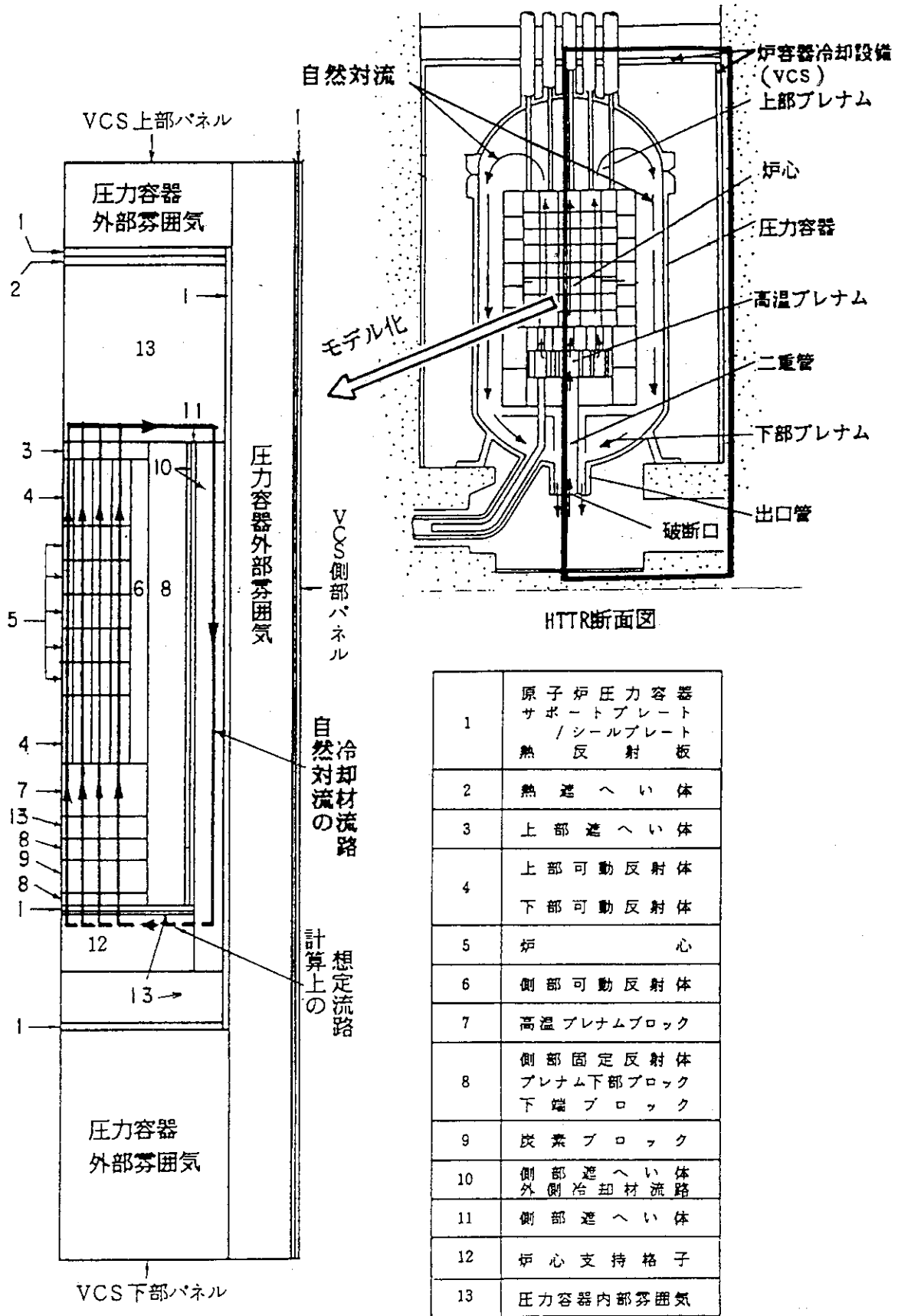


Fig. 4.1 TAC-NC解析モデル図

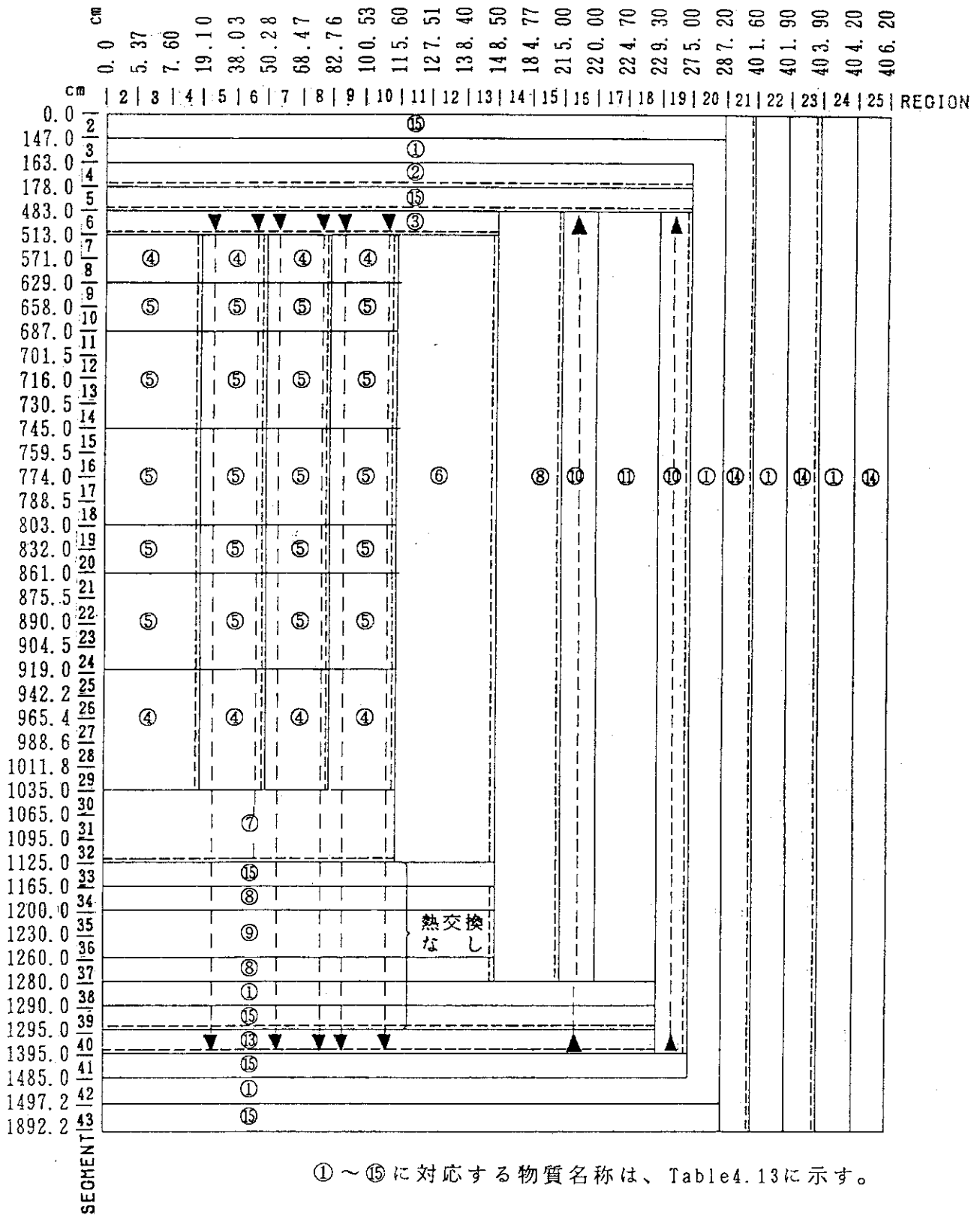


Fig. 4.2 解析メッシュ図 (基準炉心, 定常計算用)



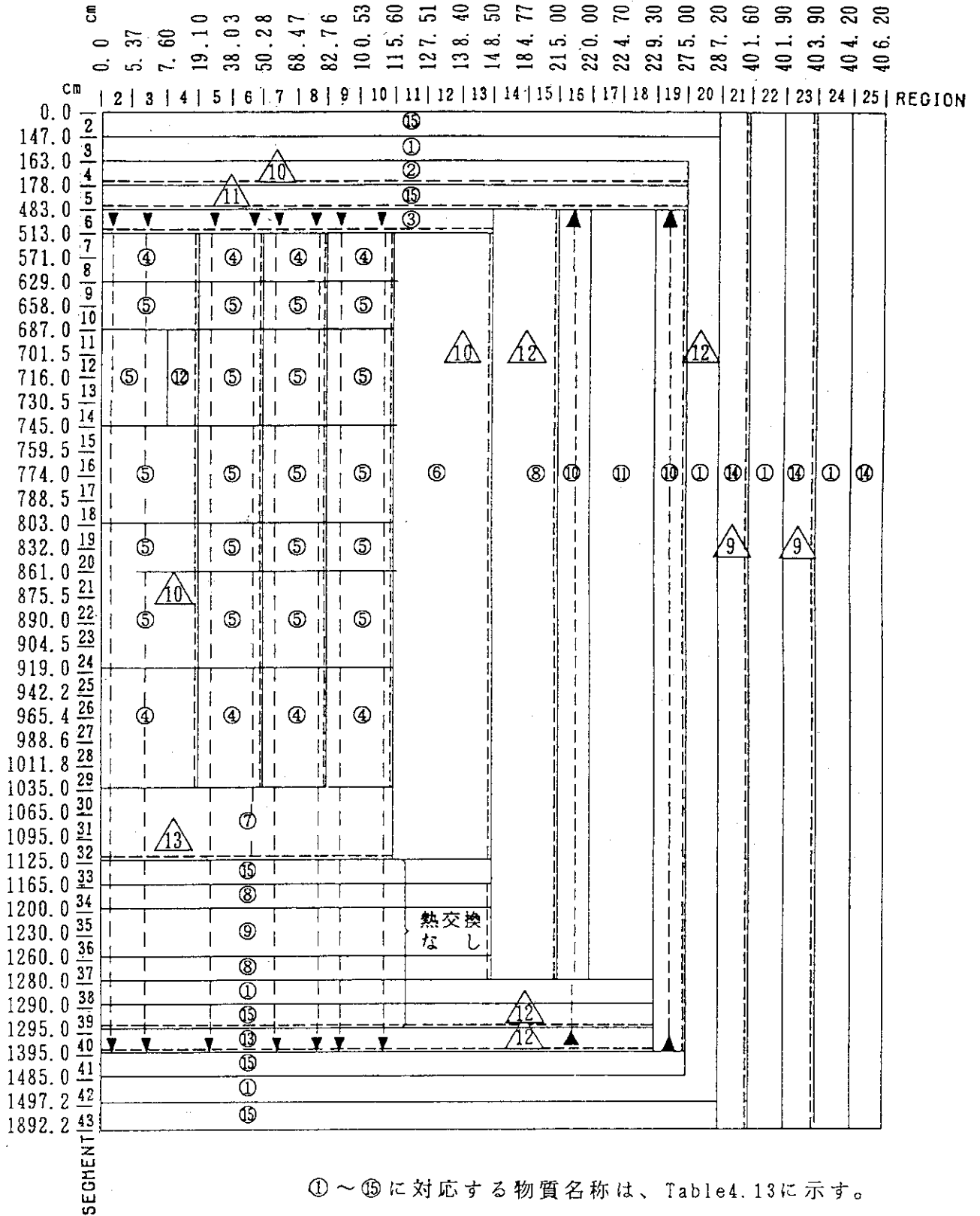
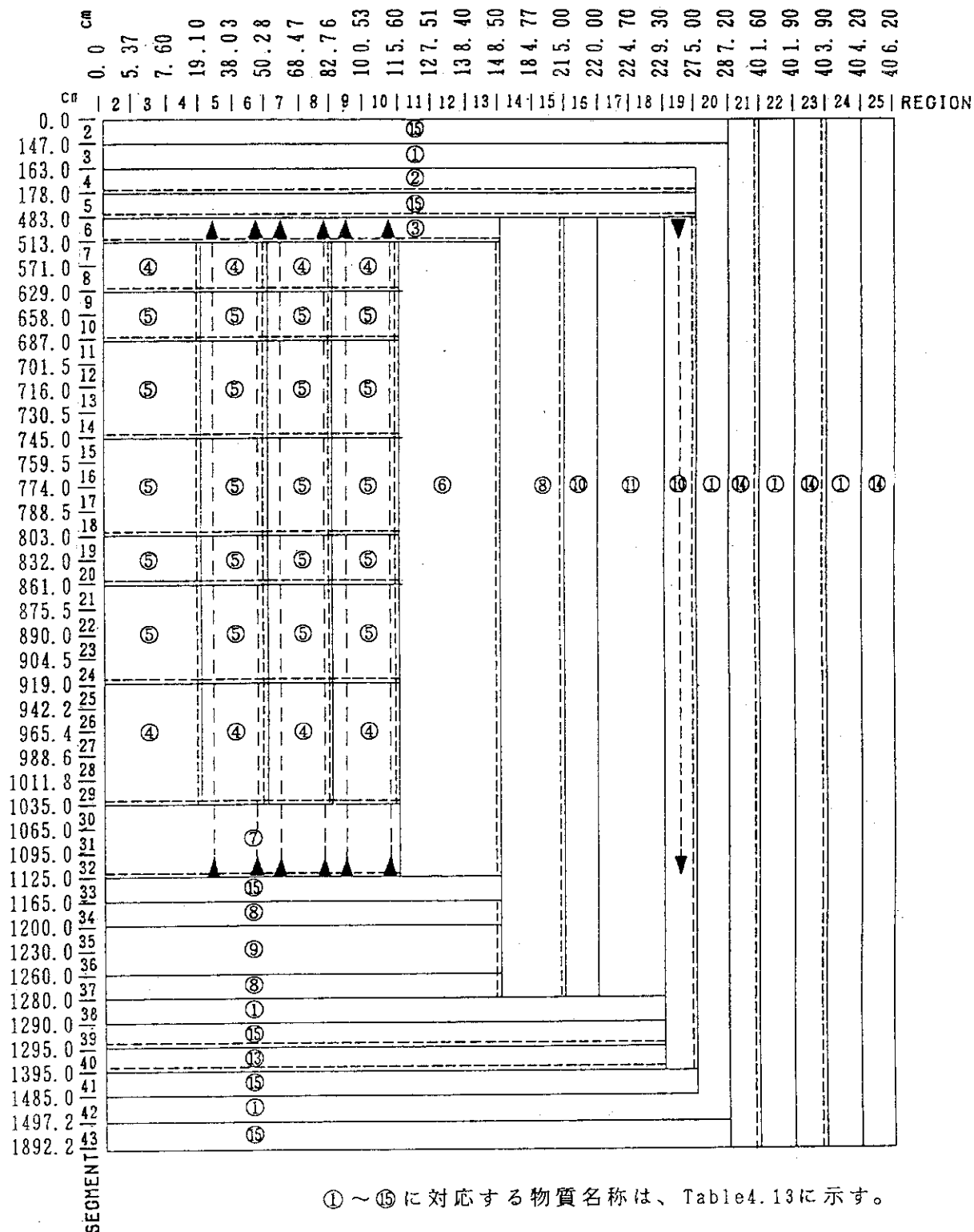


Fig. 4.3 解析メッシュ図 (燃料限界照射試験, 定常計算用)



①～⑮に対応する物質名称は、Table4.13に示す。

Fig. 4.4 解析メッシュ図 (基準炉心, 配管破断後, 燃料最高温度評価用)

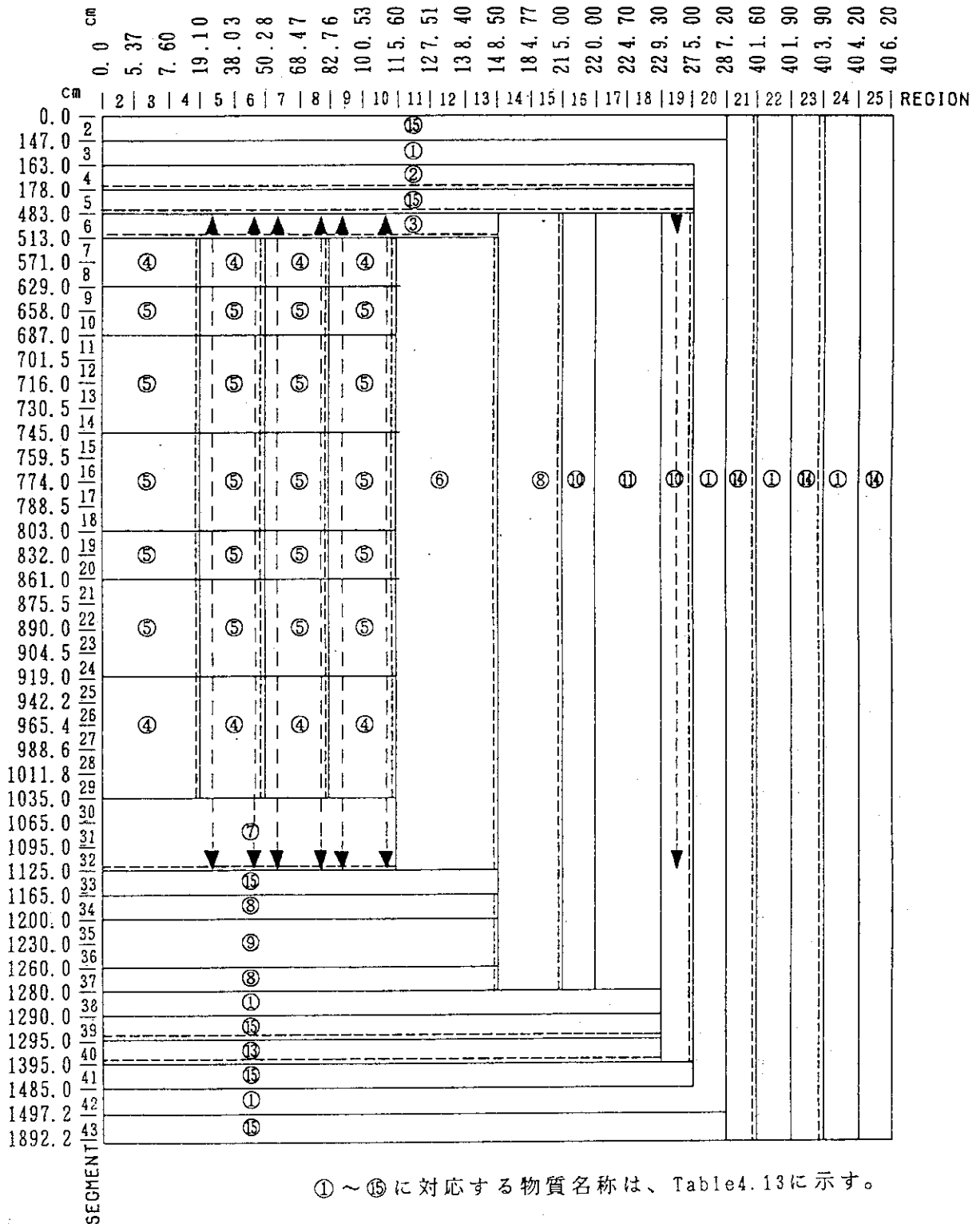


Fig. 4.5 解析メッシュ図 (基準炉心, 配管破断後, 原子炉压力容器評価用)

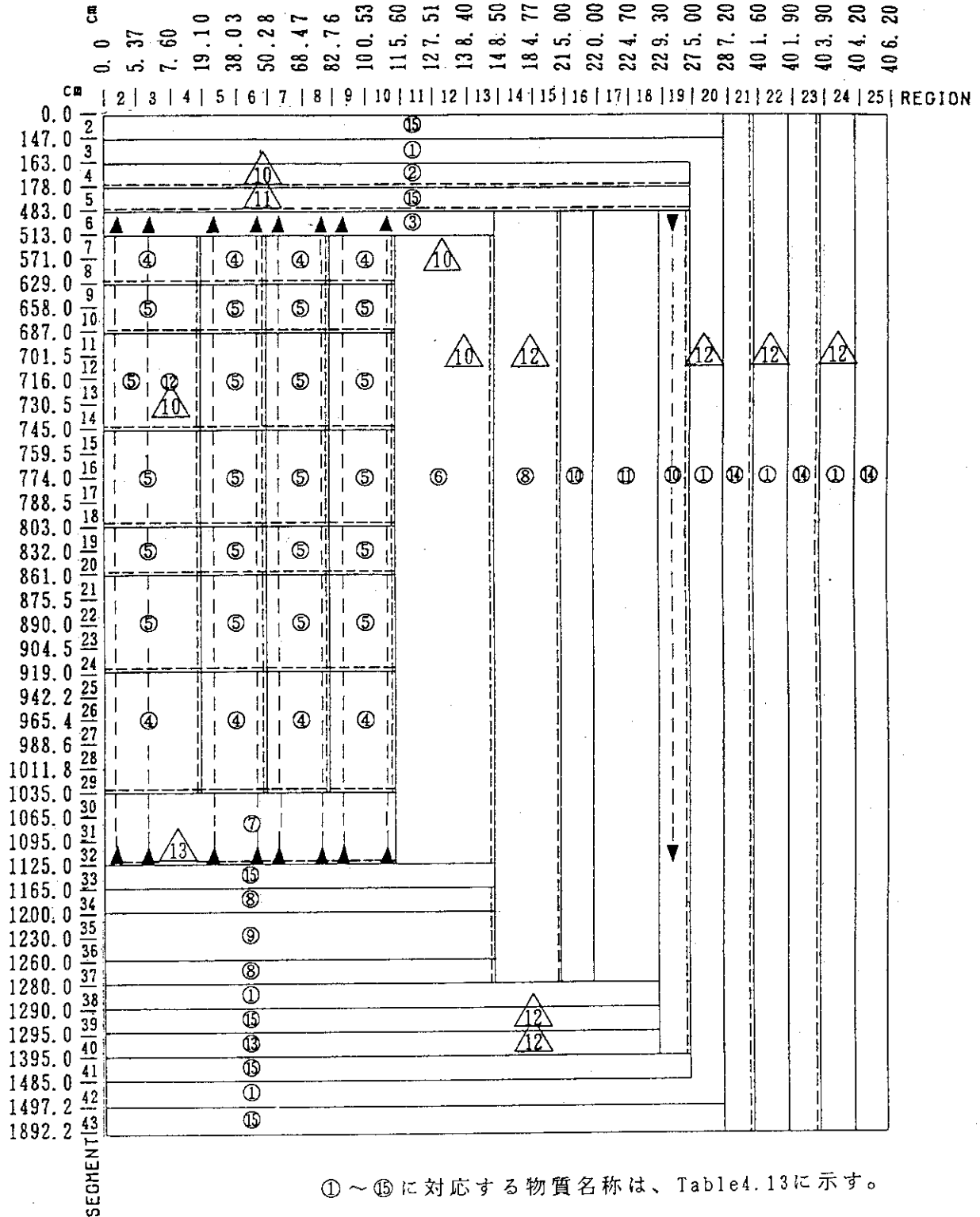


Fig. 4.6 解析メッシュ図 (燃料限界照射試験, 配管破断後)

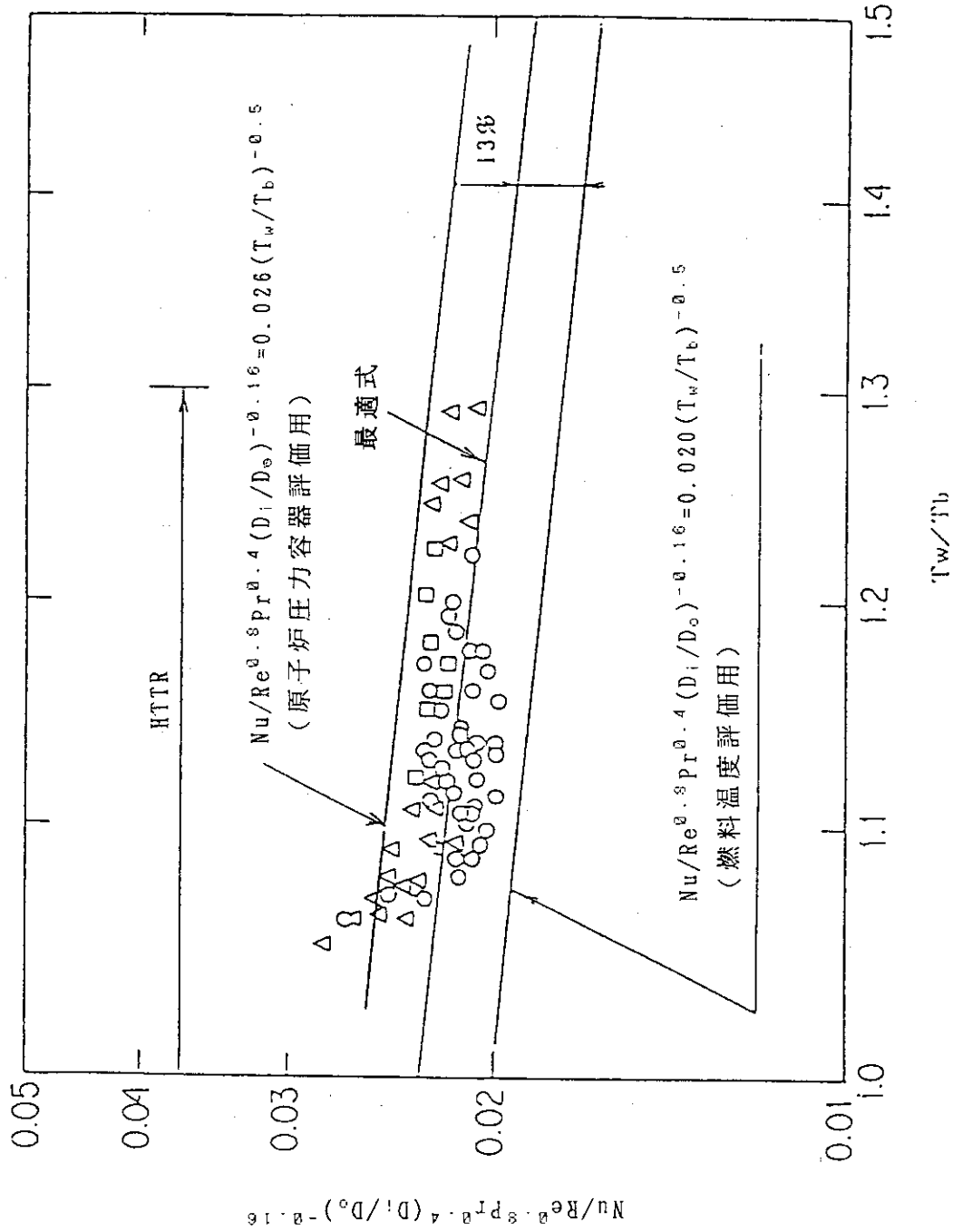


Fig. 4.7 解析に用いた熱伝達率とHENDEL T<sub>1</sub> の実測値の比較

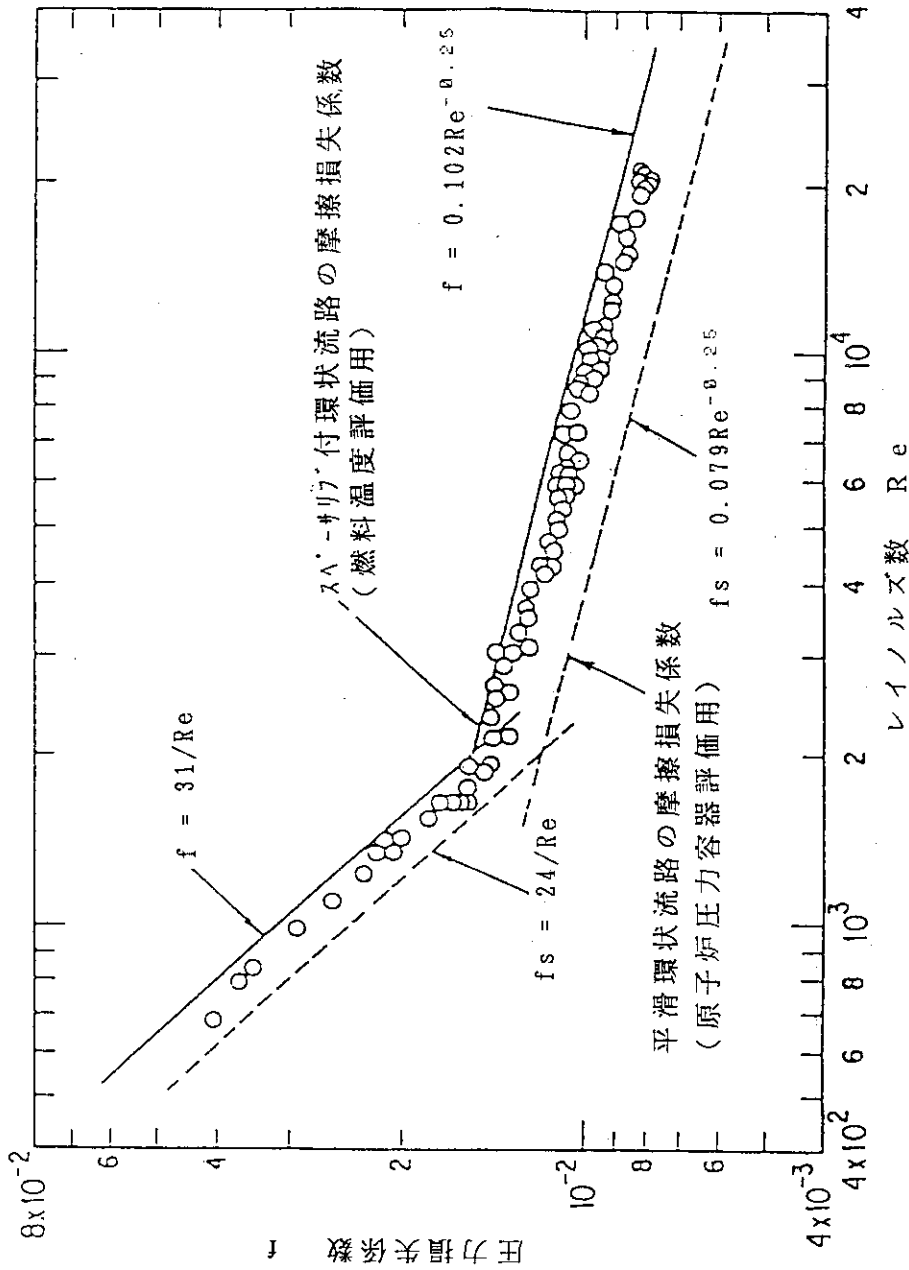


Fig. 4.8 解析に用いた摩擦損失係数とHENDEL T<sub>1</sub>における実測値の比較

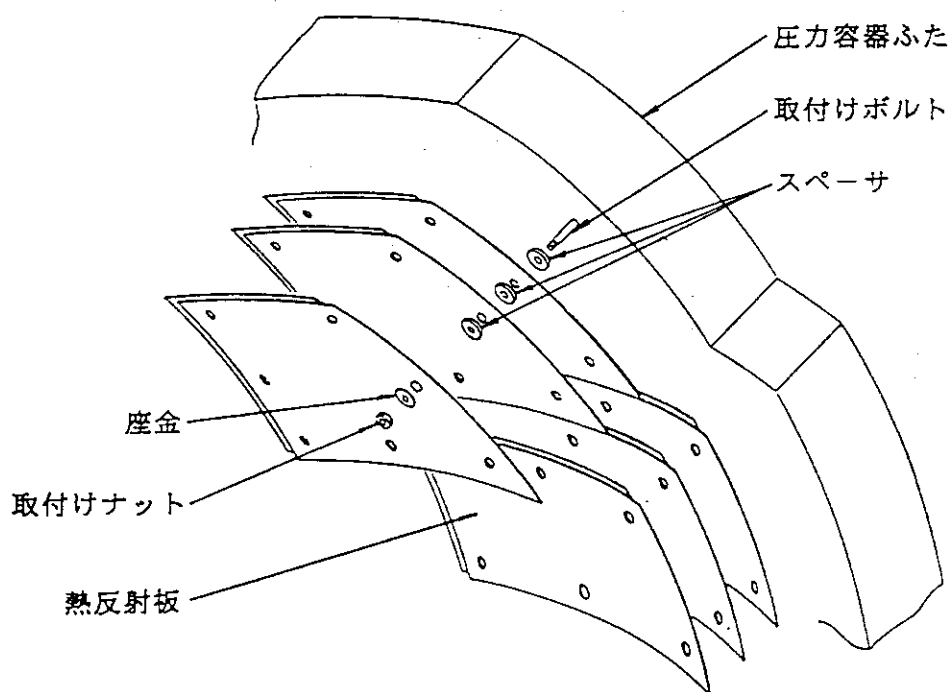
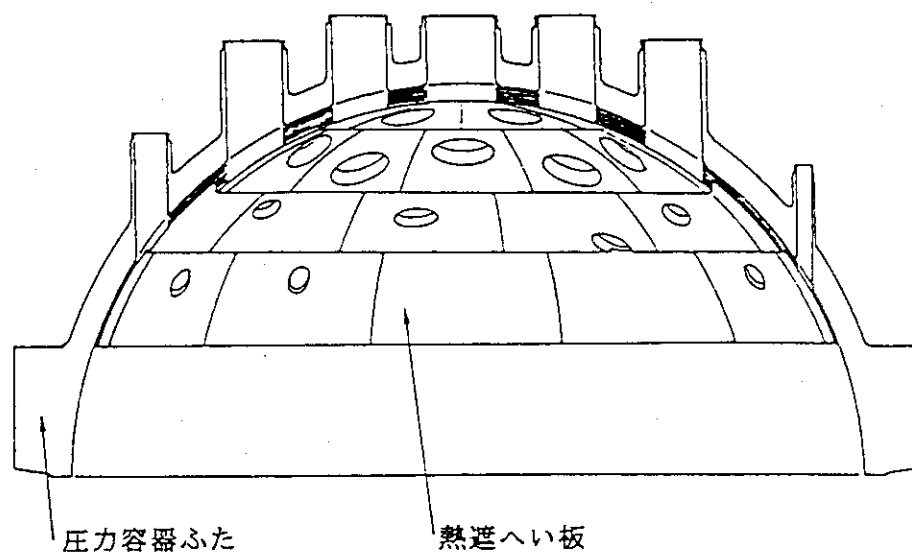


Fig. 4.9 熱遮へい板の構造図

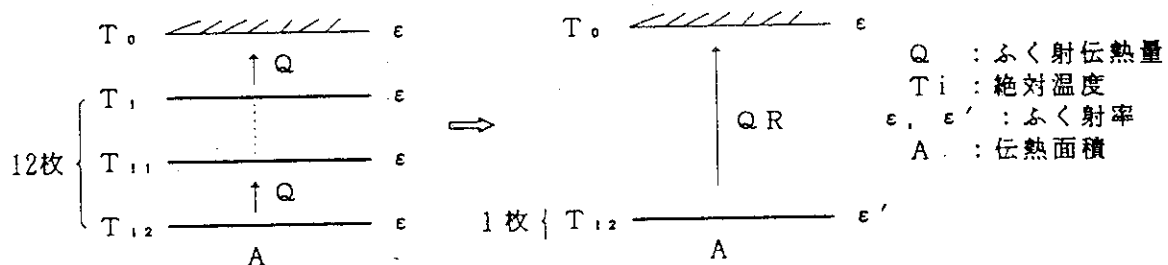


Fig. 4.10 熱遮へい板のモデル化

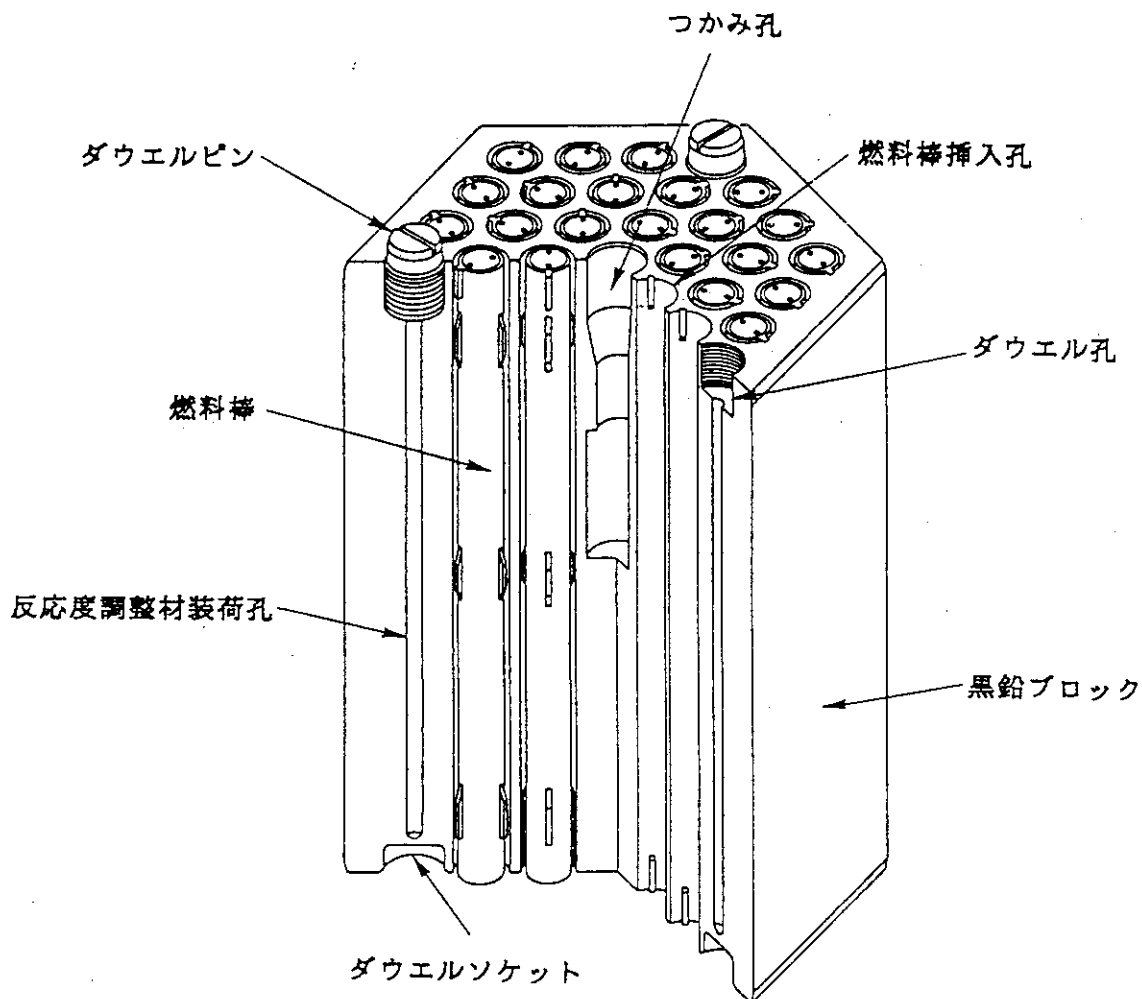


Fig. 4.11 燃料体ブロック構造図



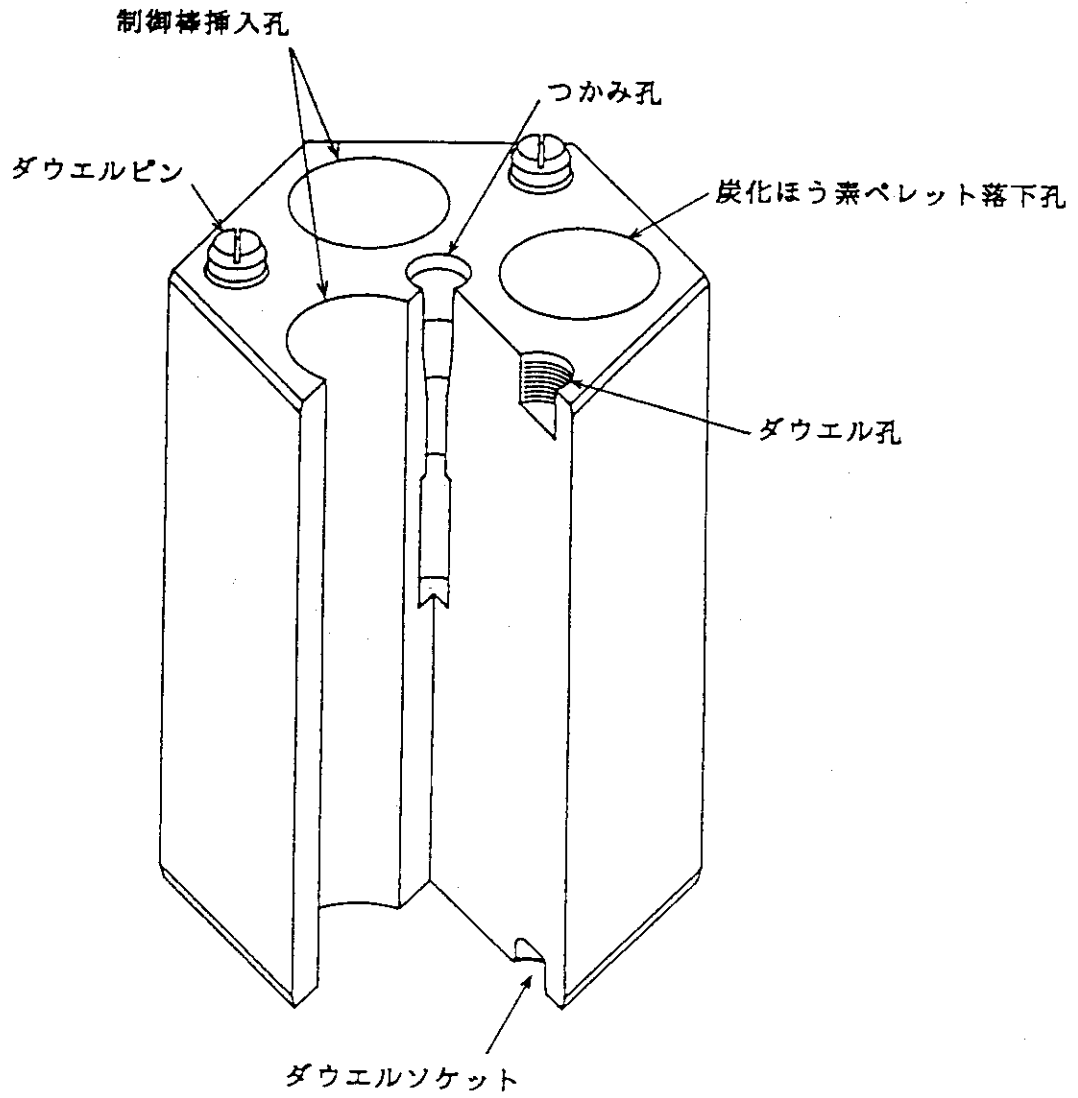


Fig. 4.12 制御棒案内ブロック構造図

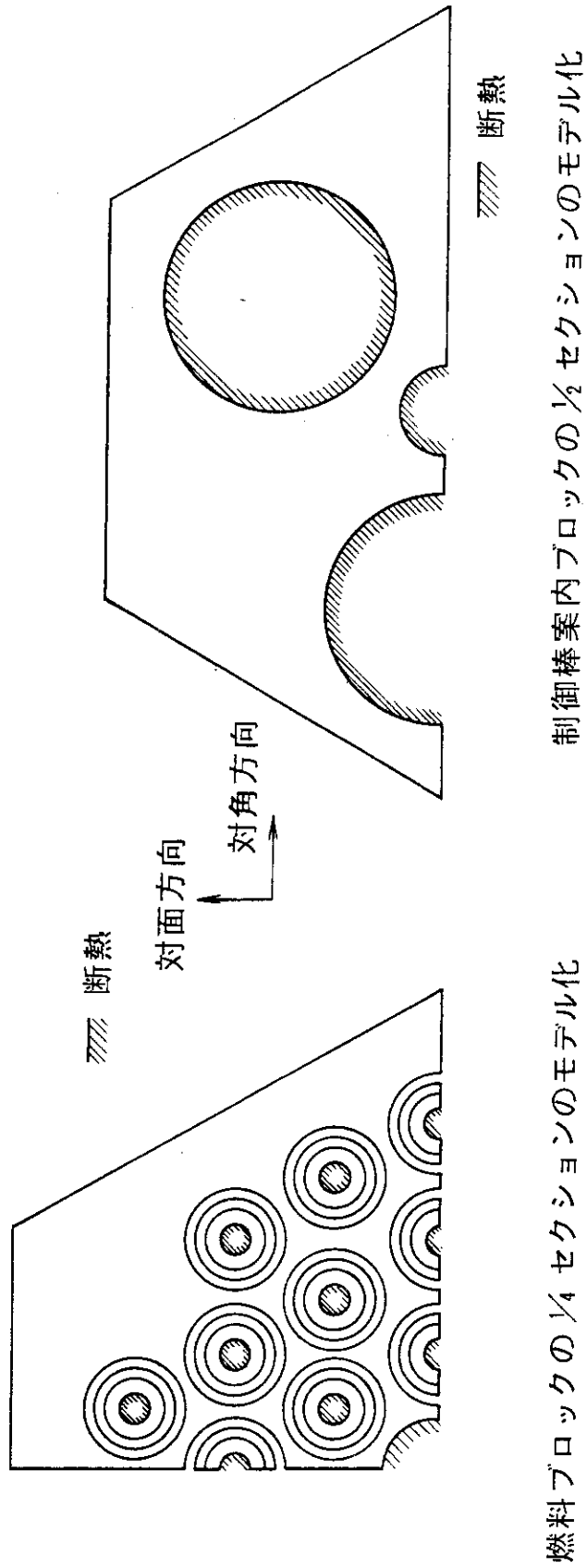


Fig. 4.13 燃料ブロックと制御棒案内ブロックのモデル化

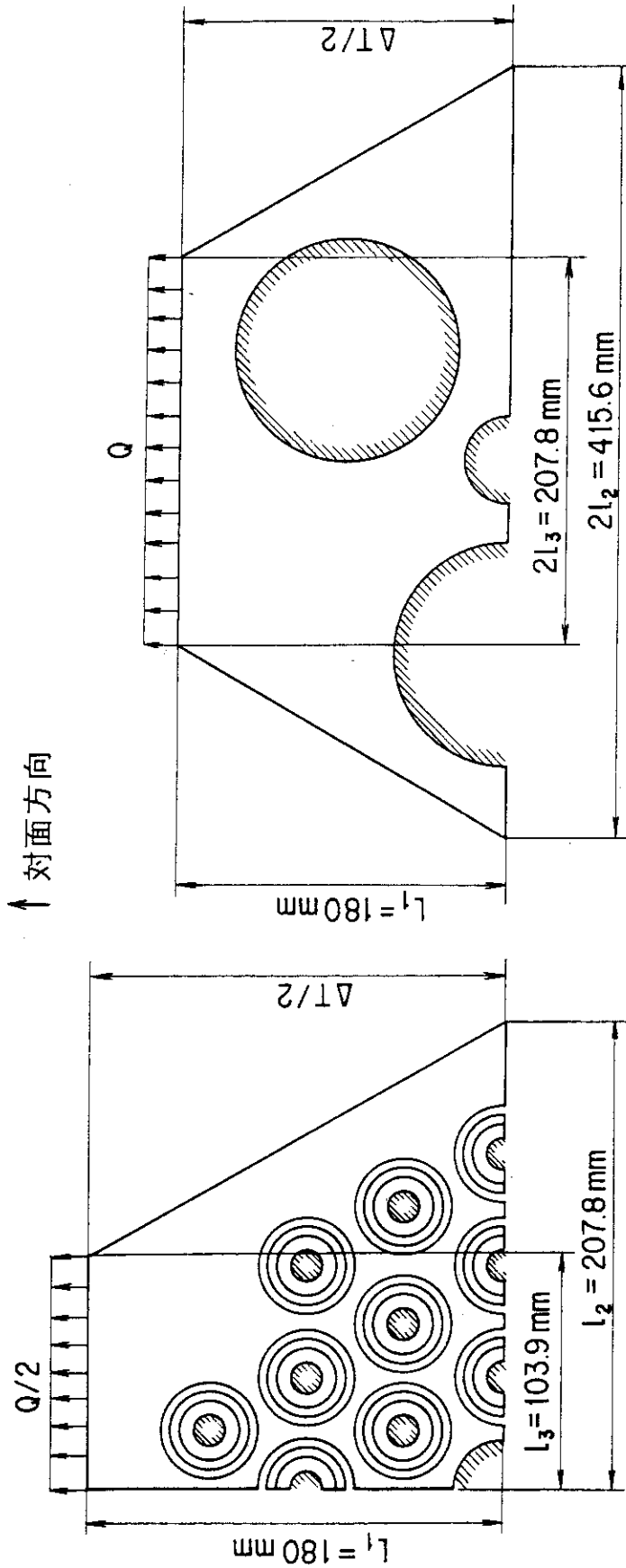


Fig. 4.14 計算式に用いる記号及び数値 (対面方向)

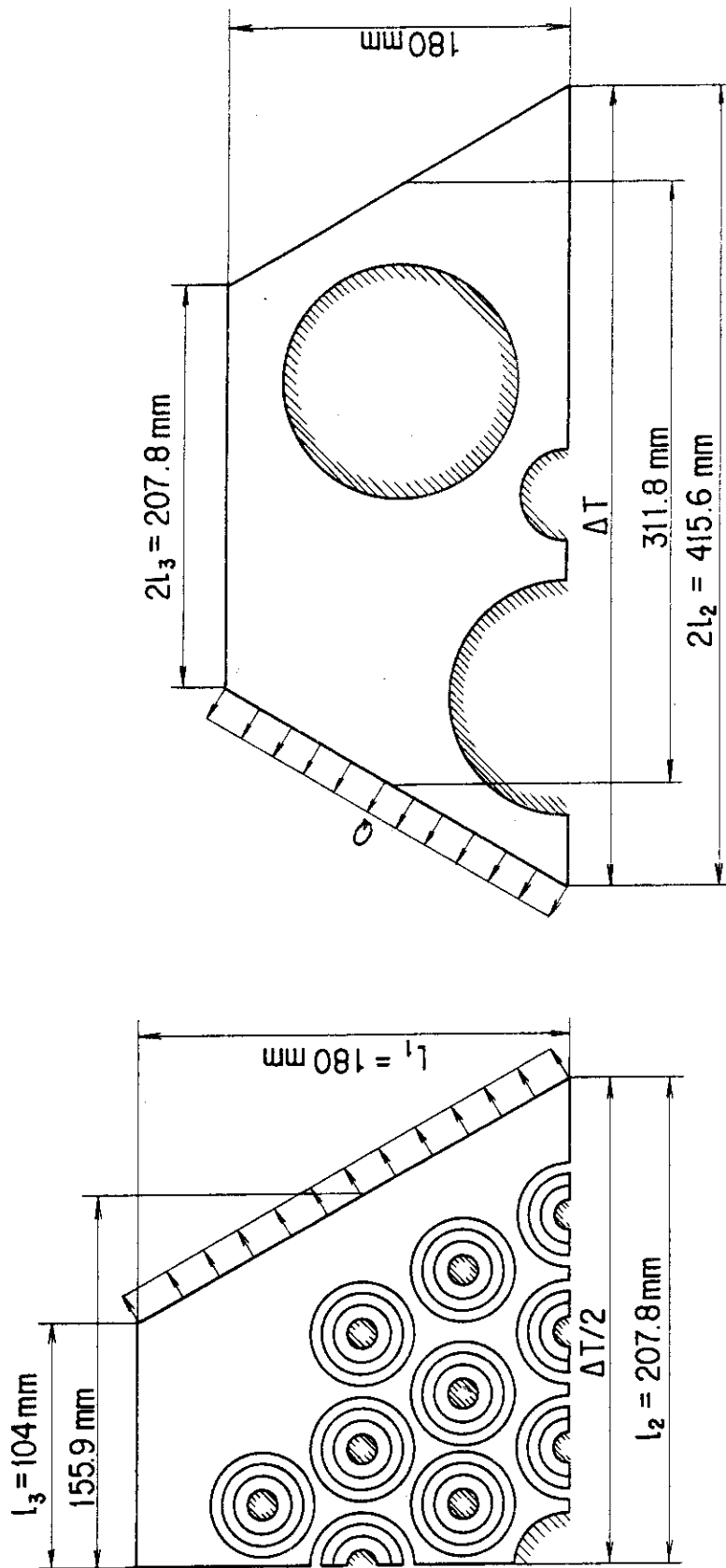


Fig. 4.15 計算式に用いる記号及び数値 (対角方向)

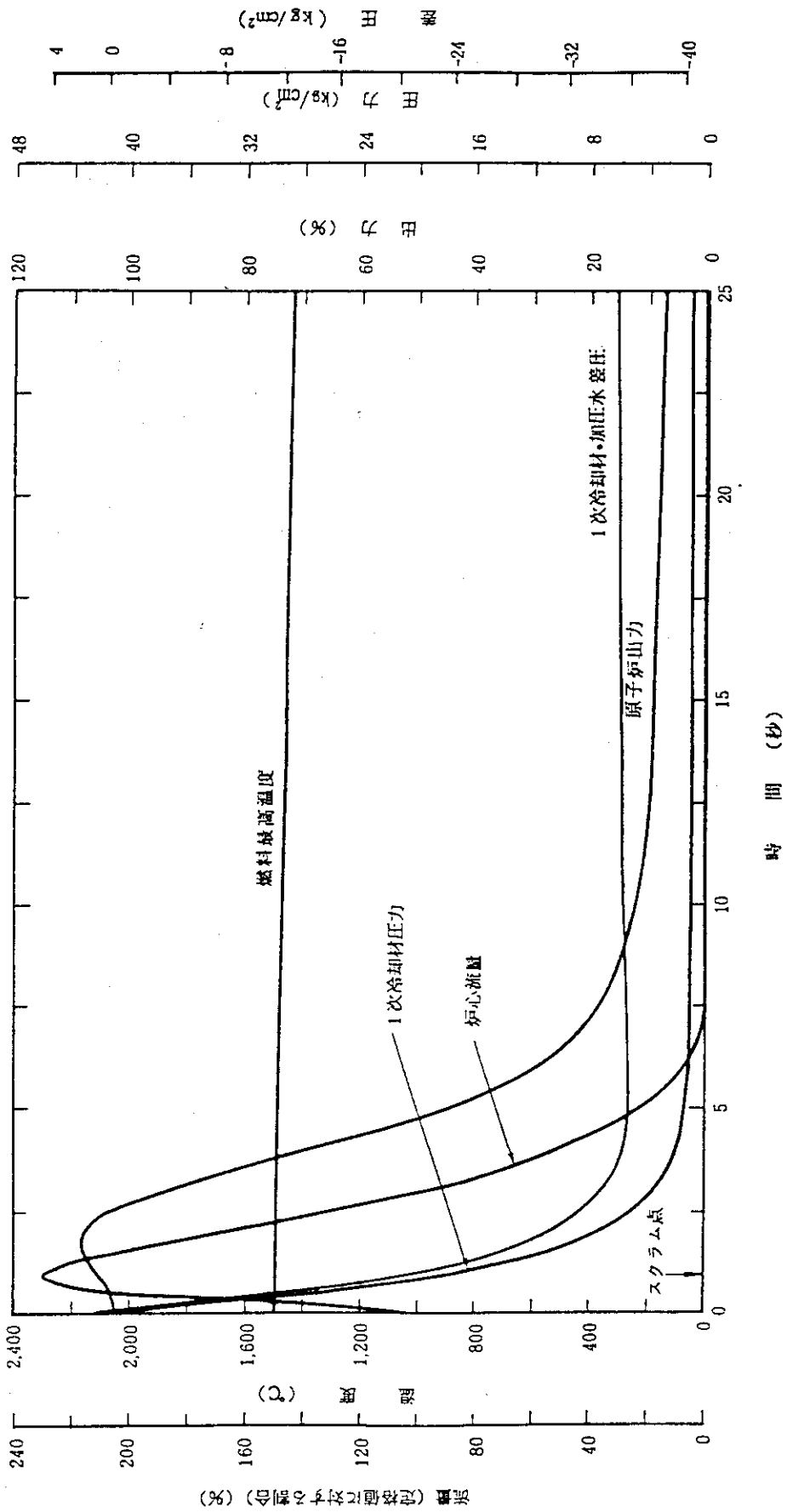


Fig. 4.16 1次冷却設備二重管破断事故時の初期挙動<sup>(2)</sup>

## 5. 解析結果

## 5. 1 基準炉心燃焼660日

## (1) 燃料最高温度及び原子炉压力容器最高温度

Fig. 5.1は事故発生から100時間までの、Fig. 5.2は事故発生から1000時間までの、燃料最高温度、原子炉压力容器側部、下部及び上部の最高温度の時間変化を示したものである。また、Table 5.1は温度分布の時間変化を数値で示したものであり、表中のREGIONとSEGMENTは、それぞれ最高温度の発生する軸方向と半径方向の番号を示している。(番号は、Figs. 4.2~4.6の解析メッシュ図参照)

燃料最高温度は、約10分で燃料体ブロックの温度とほぼ等しくなる。これは、燃料の崩壊熱出力が、燃料棒から燃料体ブロックへの放散熱に比べて十分に小さいためである。これらの温度変化の妥当性は、燃料棒と燃料ブロックを模擬した別モデルにより確認した。検討結果を付録1に示す。

燃料最高温度は、約1495°Cから約1131°Cまで低下した後、崩壊熱により徐々に上昇し、約30時間で約1377°Cとなる。最高温度の発生する位置は、第2リング(位置は、Fig. 2.3参照)の上から3段目の燃料体ブロックの上部である。その後、燃料最高温度は、VCSの除熱により低下し、1000時間後には、約566°Cになる。

原子炉压力容器側部最高温度は、上部、下部に比べて高い。これは、最も高温になる炉内構造物から、半径方向への熱放散が支配的になるためである。しかし、基準炉心燃焼660日では、炉心部の等価熱伝導率が小さいため、燃料体ブロック及び炉内構造物から原子炉压力容器への熱の流れが小さく、原子炉压力容器の温度は、最高でも約389°C以下に保たれる。原子炉压力容器上部及び下部の最高温度は、それぞれ約144°Cと約158°Cにとどまる。

## (2) 炉内構造物温度

Fig. 5.3及びFig. 5.4は、事故発生から100時間及び1000時間の高温プレナムブロック、サポートポスト、炭素ブロック、炉心支持板、側部可動反射体、炉心拘束機構の温度変化を示したものである。ただし、炉心拘束機構は、炉心拘束機構の周りのヘリウムと空気の混合気の温度を示している。また、Table 5.2は、これらの温度と発生する位置を示している。

高温プレナムブロック、サポートポスト、炭素ブロック及び炉心支持板の最高温度は、時間と共に低下し、通常運転時の温度を上回ることはない。一方、側部可動反射体の温度は、一度低下するが再び上昇する。また、炉心拘束機構の温度は、約100時間までは上昇する。これは、崩壊熱及び燃料体ブロック、炉内構造物の残留熱が炉心側部の構造物である側部可動反射体及び炉心拘束機構に移動するためである。

Fig. 5.5及びFig. 5.6は、下部可動反射体、上部可動反射体、上部遮へい体、固

定反射体最上段、固定反射体最下段及び固定反射体最高温度を示したものである。また、Table 5.3は、これらの温度と発生する位置を示している。

下部可動反射体最高温度は、燃料体ブロックからの熱伝導により、8時間で約1122℃まで上昇する。上部可動反射体最高温度は、燃料体ブロックからの熱伝導により、約808℃まで上昇する。固定反射体最高温度は、炉心部および炉内構造物からの熱伝導により4時間で約597℃まで上昇する。

なお、炉内構造物の温度は、燃焼660日の場合が最大となるとは限らないので、燃焼0日との比較を5.2章で示す。

### (3) 原子炉内温度分布の時間変化

Figs. 5.8~5.16は、原子炉圧力容器内部及び外部の等温線分布の時間変化を示したものである。Fig. 5.7は、各構造物の半径方向と軸方向の位置を示している。炉心部で、最高温度の発生する位置は、事故発生直後に冷却材の流れが停止することにより変化するが、その後は、大きく変化はしない。これは、自然循環による熱輸送が熱伝導による熱移動に比べて十分に小さく、炉心の径方向及び軸方向にはほぼ同じ割合で、熱が移動しているためと考えられる。

Fig. 5.17は、燃料体ブロックの上から2段目の下面レベルでの半径方向の温度分布の時間変化を示したものである。1次冷却材による強制循環が停止すると、VCSにより原子炉圧力容器の外部から冷却が行われる。従って、原子炉圧力容器及び炉心の側部領域では、VCSにより温度上昇が抑制されている。しかし、炉心部領域では、炉心部の熱抵抗が大きいため、崩壊熱が炉心部から移動しないため、VCSが作動していても、温度が上昇していることが分かる。

Fig. 5.18は、炉心第2リングの軸方向の温度分布の時間変化を示したものである。炉心部の最高温度の発生する位置は、ほとんど変化していないことがわかる。

### (4) 自然循環流量

Fig. 5.19は、自然循環しているヘリウムと空気の混合気の流量を示している。自然循環流量は、最大約46kg/hであり通常運転時の流量の約0.1%にあたる。自然循環流量が時間とともに上昇しているが、これはヘリウムガスの粘性と密度が時間と共に変化しているためである。

## 5.2 基準炉心燃焼0日

### (1) 燃料最高温度及び原子炉圧力容器最高温度

Fig. 5.20は事故発生から100時間までの、Fig. 5.21は事故発生から1000時間までの、燃料最高温度、原子炉圧力容器側部、下部及び上部の最高温度の時間変化を

示したものである。また、Table 5.4は温度分布の時間変化を示したものであり、表中のREGIONとSEGMENTは、それぞれ最高温度の発生する軸方向と半径方向の番号を示している。（番号は、Figs. 4.2～4.6の解析メッシュ図参照）

燃料最高温度は、約1470℃から低下し、崩壊熱により上昇することはない。これは、燃焼0日の場合、炉心部の等価熱伝導率が大きいため、炉心部に発生した崩壊熱より、炉心側部の構造物を介して熱伝導により、原子炉压力容器に移動する熱量が多いためである。

原子炉压力容器側部最高温度は、上部、下部に比べて高い。原子炉压力容器の上鏡部の下面には、熱遮へい板が設置されており、原子炉压力容器上鏡部への熱移動を防止している。また、下方への熱移動は炭素ブロック層により防止している。従って、炉心内部の高温の構造物から、半径方向への熱放散が支配的になり、原子炉压力容器側部の温度が高くなる。原子炉压力容器側部の温度は、炉心部からの放散熱により上昇し、約20時間で最高約529℃になる。原子炉压力容器上部及び下部の最高温度は、それぞれ約241℃と約249℃にとどまる。原子炉压力容器の温度は、その健全性を保つ観点から決定した制限温度（550℃）を上回ることはない。

## （2）炉内構造物温度

Fig. 5.22及びFig. 5.23は、事故発生から100時間及び1000時間の高温プレナムブロック、サポートポスト、炭素ブロック、炉心支持格子、側部可動反射体、炉心拘束機構の温度変化を示したものである。ただし、炉心拘束機構は、炉心拘束機構の周りのヘリウムと空気の混合気の温度を示している。また、Table 5.5は、これらの温度と発生する位置を示している。

高温プレナムブロック、サポートポスト、炭素ブロック、炉心支持板、側部可動反射体の最高温度は、時間と共に低下し、通常運転時の温度を上回ることはない。また、炉心拘束機構の周囲のヘリウムガスの温度は、約20時間で約554℃まで上昇する。これは、崩壊熱及び燃料体ブロック、炉内構造物の残留熱が炉心側部に移動するためである。

炉心拘束機構の温度は、周囲の雰囲気温度から計算により求めた。これらの結果、炉心拘束機構の温度は、550℃を超えないことがわかった。検討の結果を付録2に示す。

Fig. 5.24及びFig. 5.25は、下部可動反射体、上部可動反射体、上部遮へい体、固定反射体最上段、固定反射体最下段及び固定反射体最高温度を示したものである。また、Table 5.6は、これらの温度と発生する位置を示している。

下部可動反射体最高温度は、熱伝導により側部構造物および炉心支持構造物への熱移動が大きくなるため、徐々に低下する。一方、上部可動反射体最高温度は、燃料体ブロックからの熱伝導により、約611℃まで上昇する。固定反射体最高温度は、炉心部および炉内構造物からの熱伝導により6時間で約626℃まで上昇する。

Table 5.7は、燃焼660日と燃焼0日における炉内構造物の温度の比較をしたものである。炉側部の構造物である炉心拘束機構及び固定反射体は、燃焼0日の方が



温度が高くなる。これは、燃焼0日では、炉心部から炉側部への熱移動が大きい  
ためである。一方、炉心部の構造物である上部可動反射体及び下部可動反射体は、  
燃焼660日の方が高くなる。これは、燃焼660日では、炉心部から炉側部への熱移  
動が小さいためである。

しかし、炉心部と炉側部の中間に位置する構造物である、高温プレナムブロ  
ック、炭素ブロック、炉心支持板等は、炉心部の熱伝導率の影響を微妙に受け、燃  
焼0日に最大温度が発生する場合と燃焼660日に最大温度が発生する場合に分かれ  
ている。

### (3) 原子炉内温度分布の時間変化

Figs. 5.26~5.34は、原子炉圧力容器内部及び外部の等温線分布の時間変化を  
示したものである。Fig. 5.7は、各構造物の半径方向と軸方向の位置を示している。  
炉心部で、最高温度の発生する位置は、事故発生直後に冷却材の流れが停止する  
ことにより変化するが、その後は、大きく変化はしない。これは、自然循環によ  
る熱輸送が熱伝導による熱移動に比べて十分に小さく、炉心の径方向及び軸方向  
にはほぼ同じ割合で、熱が移動しているためと考えられる。

Fig. 5.35は、燃料体ブロックの上から2段目の下面レベルでの半径方向の温度  
分布の時間変化を示したものである。1次冷却材による強制循環が停止すると、  
VCSにより原子炉圧力容器の外部から冷却が行われる。従って、原子炉圧力容  
器及び炉心の側部領域では、VCSにより温度上昇が抑制されている。しかし、  
炉心部領域では、炉心部の熱抵抗が大きいいため、崩壊熱が炉心部から移動しない  
ため、VCSが作動していても、温度が上昇していることが分かる。

Fig. 5.36は、炉心第2リングの軸方向の温度分布の時間変化を示したものであ  
る。炉心部の最高温度の発生する位置は、ほとんど変化していないことがわかる。

### (4) 自然循環流量

Fig. 5.37は、自然循環による炉心部の流量の変化を示している。自然循環流量  
は、最大約27kg/hであり通常運転時の流量の約0.06%にあたる。

## 5. 3 燃料限界照射試験 (燃焼660日)

燃料限界照射試験は原子炉出口冷却材温度850℃で行うため、炉内構造物の温度  
は、基準炉心に比べて低くなる。ここでは、特に試験用燃料及びドライバー燃料  
の温度変化について記載する。

Fig. 5.38は事故発生から100時間までの試験用燃料、試験用燃料の周囲のドラ  
イバ燃料の温度変化を示したものである。また、Fig. 5.39は、ドライバー燃料の最  
高温度を示したものである。Table 5.8は、試験用燃料温度を含めての燃料最高温  
度、原子炉圧力容器の温度の時間変化と発生する位置を示したものであり、表中  
のREGIONとSEGMENTは、それぞれ最高温度の発生する軸方向と半径方向の番号を示

している。(番号は、Figs. 4.2~4.6の解析メッシュ図参照)

試験用燃料最高温度は、約2000℃から約1115℃まで低下した後、崩壊熱により徐々に上昇し、約30時間で約1358℃となる。また、ドライバー燃料最高温度は、第1リングの第3段目の燃料ブロックの上面に発生し、最高で試験用燃料と同じ約1360℃である。

Table 5.1 燃料最高温度及び原子炉压力容器最高温度の時間変化 (基準炉心燃焼 660日)

燃料最高温度				压力容器上部最高温度				压力容器下部最高温度			
TIME (HR) *	TEMP (C)	REGION	SEGMENT	TIME (HR)	TEMP (C)	REGION	SEGMENT	TIME (HR)	TEMP (C)	REGION	SEGMENT
0.0	1131.5	7	24	0.0	137.4	2	33	0.0	145.9	2	42
2.0	1153.4	5	23	2.0	137.5	2	33	2.0	147.3	2	42
4.0	1191.2	5	23	4.0	137.4	2	33	4.0	148.6	2	42
6.0	1227.8	5	23	6.0	137.2	2	33	6.0	149.9	2	42
8.0	1266.4	5	23	8.0	137.0	2	33	8.0	151.2	2	42
10.0	1297.2	5	23	10.0	136.9	2	33	10.0	152.5	2	42
20.0	1372.2	5	23	20.0	136.7	2	33	20.0	156.1	2	42
30.0	1377.2	5	23	30.0	137.1	2	33	30.0	157.4	2	42
40.0	1353.4	5	23	40.0	137.9	2	33	40.0	156.2	2	42
50.0	1321.0	5	23	50.0	137.9	2	33	50.0	156.2	2	42
75.0	1229.7	5	23	75.0	141.8	2	33	75.0	151.0	2	42
100.0	1146.0	5	23	100.0	143.5	2	33	100.0	145.5	2	42
199.9	916.7	5	23	199.9	138.1	2	33	199.9	129.7	2	42
299.9	794.2	5	23	299.9	129.8	2	33	299.9	121.7	2	42
399.9	721.3	5	23	399.9	124.1	2	33	399.9	116.8	2	42
499.9	641.1	5	23	499.9	120.4	2	33	499.9	111.6	2	42
599.9	596.1	5	23	599.9	118.0	2	33	599.9	110.1	2	42
699.9	557.9	5	23	699.9	116.2	2	33	699.9	109.3	2	42
799.9	519.9	5	23	799.9	113.9	2	33	799.9	107.1	2	42
899.9	566.0	5	23	899.9	113.0	2	33	899.9	107.1	2	42
999.9	566.0	5	23	999.9	113.0	2	33	999.9	107.1	2	42

\* 事故発生から10分後の温度を示す。

Table 5.2 炉内構造物の温度変化 (基準炉心燃焼 660日)

高温ブレナムブロック最高温度				炭素ブロック最高温度				側部可動反射体最高温度			
TIME(HR)	TEMP(C)	REGION SEGMENT	TIME(HR)	TEMP(C)	REGION SEGMENT	TIME(HR)	TEMP(C)	REGION SEGMENT	TIME(HR)	TEMP(C)	REGION SEGMENT
0.0	1096.7	30	0.0	720.4	35	0.0	843.8	11	0.0	790.0	29
4.0	1975.9	30	4.0	717.2	35	4.0	790.0	11	4.0	747.6	22
8.0	833.2	30	8.0	680.1	35	8.0	655.7	11	8.0	734.5	19
10.0	784.4	30	10.0	632.8	35	10.0	556.0	11	10.0	737.7	18
30.0	555.0	30	30.0	516.2	35	30.0	489.4	11	30.0	754.5	17
40.0	523.7	30	40.0	489.4	35	40.0	468.4	11	40.0	760.9	16
50.0	487.7	30	50.0	428.2	35	50.0	398.6	11	50.0	749.7	15
75.0	435.3	30	75.0	398.6	35	75.0	327.0	11	75.0	718.5	14
100.0	374.5	30	100.0	327.0	35	100.0	287.7	11	100.0	689.3	14
199.9	299.5	30	199.9	287.7	35	199.9	262.0	11	199.9	567.3	14
399.9	299.5	30	399.9	262.0	35	399.9	246.8	11	399.9	495.9	14
499.9	299.5	30	499.9	246.8	35	499.9	235.7	11	499.9	452.4	13
599.9	299.5	30	599.9	235.7	35	599.9	227.9	11	599.9	424.0	13
699.9	251.4	30	699.9	227.9	35	699.9	222.0	11	699.9	389.6	13
899.9	241.4	30	899.9	222.0	35	899.9	217.5	11	899.9	368.8	13
				213.3	35		213.3	11		361.0	13

サポートポスト最高温度				炉心支持板最高温度				炉心拘束機構最高温度			
TIME(HR)	TEMP(C)	REGION SEGMENT	TIME(HR)	TEMP(C)	REGION SEGMENT	TIME(HR)	TEMP(C)	REGION SEGMENT	TIME(HR)	TEMP(C)	REGION SEGMENT
0.0	924.7	33	0.0	477.1	38	0.0	406.5	19	0.0	429.0	18
2.0	860.8	33	2.0	477.4	38	2.0	477.7	19	2.0	446.4	31
4.0	789.7	33	4.0	477.7	38	4.0	477.7	19	4.0	455.9	30
6.0	733.5	33	6.0	477.1	38	6.0	475.9	19	6.0	461.1	30
10.0	660.0	33	10.0	475.9	38	10.0	463.1	19	10.0	463.6	26
20.0	574.0	33	20.0	463.1	38	20.0	447.2	19	20.0	462.3	20
40.0	503.1	33	40.0	447.2	38	40.0	431.4	19	40.0	468.8	19
50.0	481.7	33	50.0	431.4	38	50.0	416.4	19	50.0	471.7	19
75.0	440.9	33	75.0	416.4	38	75.0	384.4	19	75.0	462.7	19
100.0	410.9	33	100.0	384.4	38	100.0	359.1	19	100.0	467.6	19
199.9	337.4	33	199.9	359.1	38	199.9	326.5	19	199.9	464.7	19
299.9	270.5	33	299.9	326.5	38	299.9	291.7	19	299.9	464.7	19
499.9	242.1	33	499.9	291.7	38	499.9	265.1	19	499.9	464.7	19
599.9	227.8	33	599.9	265.1	38	599.9	251.8	19	599.9	464.7	19
699.9	227.8	33	699.9	251.8	38	699.9	220.6	19	699.9	464.7	19
899.9	218.3	33	899.9	220.6	38	899.9	202.2	19	899.9	464.7	19
				202.2	38			19			

Table 5.3 可動反射体, 固定反射体及び上部遮へい体の温度分布 (基準炉心燃焼 660日)

上部可動反射体最高温度				上部しゝへい体最高温度				固定反射体最下段最高温度			
TIME (HR)	TEMP (C)	REGION	SEGMENT	TIME (HR)	TEMP (C)	REGION	SEGMENT	TIME (HR)	TEMP (C)	REGION	SEGMENT
0.0	433.7	2	8	0.0	416.8	6	6	0.0	421.5	14	37
2.0	457.2	8	8	2.0	407.2	6	6	2.0	426.4	14	37
4.0	496.1	5	8	4.0	400.2	5	6	4.0	433.5	14	37
6.0	532.7	5	8	6.0	393.6	5	6	6.0	439.6	14	37
8.0	566.4	5	8	8.0	393.2	5	6	8.0	444.3	14	37
10.0	596.6	5	8	10.0	393.2	5	6	10.0	447.5	14	37
20.0	709.0	2	8	20.0	410.4	2	6	20.0	448.1	14	37
30.0	768.4	2	8	30.0	436.4	2	6	30.0	437.2	14	37
40.0	796.7	2	8	40.0	457.6	2	6	40.0	423.6	14	37
50.0	807.6	2	8	50.0	472.0	2	6	50.0	410.3	14	37
75.0	799.5	2	8	75.0	486.7	2	6	75.0	381.1	14	37
100.0	722.3	2	8	100.0	484.6	2	6	100.0	358.1	14	37
199.9	654.5	2	8	199.9	436.7	2	6	199.9	300.5	14	37
299.9	576.9	2	8	299.9	394.4	2	6	299.9	267.9	14	37
399.9	523.2	2	8	399.9	366.3	2	6	399.9	246.9	14	37
499.9	497.9	2	8	499.9	347.5	2	6	499.9	232.9	14	37
599.9	475.6	2	8	599.9	334.3	2	6	599.9	223.3	14	37
699.9	459.6	2	8	699.9	324.3	2	6	699.9	216.4	14	37
799.9	446.7	2	8	799.9	316.5	2	6	799.9	211.3	14	37
899.9	436.0	2	8	899.9	310.1	2	6	899.9	207.4	14	37
999.9	427.1	2	8	999.9	304.7	2	6	999.9	204.1	14	37

下部可動反射体最高温度				固定反射体最上段最高温度				固定反射体最高温度			
TIME (HR)	TEMP (C)	REGION	SEGMENT	TIME (HR)	TEMP (C)	REGION	SEGMENT	TIME (HR)	TEMP (C)	REGION	SEGMENT
0.0	1101.2	7	25	0.0	398.5	15	6	0.0	586.7	14	31
2.0	1107.6	5	25	2.0	388.1	14	6	2.0	595.1	14	31
4.0	1117.2	5	25	4.0	382.8	14	6	4.0	597.3	14	30
6.0	1121.6	5	25	6.0	376.9	14	6	6.0	596.8	14	30
8.0	1115.3	5	25	8.0	374.6	14	6	8.0	593.1	14	30
10.0	1094.2	5	25	10.0	375.2	14	6	10.0	587.7	14	30
20.0	951.3	2	25	20.0	381.6	14	6	20.0	576.6	14	20
30.0	889.3	2	25	30.0	381.7	14	6	30.0	584.4	14	19
40.0	842.6	2	25	40.0	388.4	14	6	40.0	586.3	14	18
50.0	760.4	2	25	50.0	402.3	14	6	50.0	584.3	14	16
75.0	701.5	2	25	75.0	401.5	14	6	75.0	548.4	14	16
199.9	556.8	2	25	199.9	368.7	14	6	199.9	467.2	14	16
299.9	432.3	2	25	299.9	336.7	14	6	299.9	412.6	14	14
399.9	403.3	2	25	399.9	326.9	14	6	399.9	377.9	14	14
499.9	368.1	2	25	499.9	289.0	14	6	499.9	355.0	14	14
599.9	335.6	2	25	599.9	274.7	14	6	599.9	337.4	14	13
699.9	334.7	2	25	699.9	269.6	14	6	699.9	331.1	14	13
799.9	333.9	2	25	799.9	265.3	14	6	799.9	311.1	14	13
899.9	333.9	2	25	899.9	265.3	14	6	899.9	305.0	14	13

Table 5.4 燃料最高温度及び原子炉压力容器最高温度の時間変化 (基準炉心燃焼0日)

燃料最高温度				压力容器倒部最高温度			
TIME (HR)	TEMP (C)	REGION	SEGMENT	TIME (HR)	TEMP (C)	REGION	SEGMENT
0.0	1093.6	7	24	0.0	406.9	20	19
1.0	1082.0	23	23	1.0	412.4	20	20
2.0	1065.1	23	23	2.0	429.6	20	20
3.0	1043.1	20	20	3.0	451.0	20	20
4.0	1016.2	20	20	4.0	474.0	20	20
5.0	982.7	10	10	5.0	475.5	20	20
6.0	942.1	10	10	6.0	489.4	20	20
7.0	897.4	10	10	7.0	501.3	20	20
8.0	852.2	10	10	8.0	507.6	20	20
9.0	807.0	10	10	9.0	529.2	20	20
10.0	763.4	10	10	10.0	525.0	20	20
20.0	806.0	15	15	20.0	514.5	20	20
30.0	771.9	15	15	30.0	502.7	20	20
40.0	743.9	15	15	40.0	472.9	20	20
50.0	687.1	15	15	50.0	445.7	20	20
60.0	641.0	15	15	60.0	366.4	20	20
70.0	523.2	15	15	70.0	321.9	20	20
80.0	457.8	14	14	80.0	273.4	20	20
90.0	398.0	14	14	90.0	235.1	20	20
100.0	367.4	14	14	100.0	209.7	20	20
150.0	336.7	14	14	150.0	165.0	20	20
200.0	333.3	14	14	200.0	135.0	20	20
250.0	333.3	14	14	250.0	105.0	20	20
300.0	333.3	14	14	300.0	75.0	20	20
350.0	333.3	14	14	350.0	45.0	20	20
400.0	333.3	14	14	400.0	15.0	20	20
450.0	333.3	14	14	450.0	0.0	20	20
500.0	333.3	14	14	500.0	0.0	20	20
550.0	333.3	14	14	550.0	0.0	20	20
600.0	333.3	14	14	600.0	0.0	20	20
650.0	333.3	14	14	650.0	0.0	20	20
700.0	333.3	14	14	700.0	0.0	20	20
750.0	333.3	14	14	750.0	0.0	20	20
800.0	333.3	14	14	800.0	0.0	20	20
850.0	333.3	14	14	850.0	0.0	20	20
900.0	333.3	14	14	900.0	0.0	20	20
950.0	333.3	14	14	950.0	0.0	20	20
1000.0	333.3	14	14	1000.0	0.0	20	20

燃料最高温度				压力容器下部最高温度			
TIME (HR)	TEMP (C)	REGION	SEGMENT	TIME (HR)	TEMP (C)	REGION	SEGMENT
0.0	240.5	3	3	0.0	249.2	4	4
1.0	240.0	3	3	1.0	249.0	4	4
2.0	239.1	3	3	2.0	248.9	4	4
3.0	238.0	3	3	3.0	248.8	4	4
4.0	236.9	3	3	4.0	248.7	4	4
5.0	235.1	3	3	5.0	248.6	4	4
6.0	233.4	3	3	6.0	248.5	4	4
7.0	231.7	3	3	7.0	248.4	4	4
8.0	230.0	3	3	8.0	248.3	4	4
9.0	228.3	3	3	9.0	248.2	4	4
10.0	226.6	3	3	10.0	248.1	4	4
20.0	225.0	3	3	20.0	248.0	4	4
30.0	223.4	3	3	30.0	247.9	4	4
40.0	221.7	3	3	40.0	247.8	4	4
50.0	220.0	3	3	50.0	247.7	4	4
60.0	218.3	3	3	60.0	247.6	4	4
70.0	216.6	3	3	70.0	247.5	4	4
80.0	215.0	3	3	80.0	247.4	4	4
90.0	213.3	3	3	90.0	247.3	4	4
1000.0	211.7	3	3	1000.0	247.2	4	4
1145.1	145.1	3	3	1145.1	247.1	4	4

\* 事故発生から10分後の温度を示す。



Table 5.5 炉内構造物の温度変化 (基準炉心燃焼0日)

高温プレナムブロック最高温度				皮素ブロック最高温度				燃料可動反射体最高温度					
TIME (HR)	REGION SEGMENT	TEMP (C)	REGION SEGMENT	TIME (HR)	TEMP (C)	REGION SEGMENT	TEMP (C)	REGION SEGMENT	TIME (HR)	TEMP (C)	REGION SEGMENT	TEMP (C)	REGION SEGMENT
0.0	7	1089.7	30	0.0	737.9	2	857.1	11	0.0	857.1	35	29	11
1.0	2	1058.5	30	1.0	736.7	2	736.7	11	1.0	814.4	35	29	11
2.0	3	1010.1	30	2.0	733.9	2	733.9	11	2.0	783.8	35	29	11
3.0	4	951.3	30	3.0	717.7	2	717.7	11	3.0	764.7	35	29	11
4.0	5	890.4	30	4.0	700.2	2	700.2	11	4.0	740.9	35	29	11
5.0	6	829.5	30	5.0	682.4	2	682.4	11	5.0	725.5	35	29	11
6.0	7	768.6	30	6.0	664.4	2	664.4	11	6.0	720.1	35	29	11
7.0	8	707.7	30	7.0	646.4	2	646.4	11	7.0	715.1	35	29	11
8.0	9	646.8	30	8.0	628.4	2	628.4	11	8.0	710.2	35	29	11
9.0	10	585.9	30	9.0	610.4	2	610.4	11	9.0	705.3	35	29	11
10.0	11	525.0	30	10.0	592.4	2	592.4	11	10.0	700.4	35	29	11
20.0	12	464.1	30	20.0	574.4	2	574.4	11	20.0	695.5	35	29	11
30.0	13	403.2	30	30.0	556.4	2	556.4	11	30.0	690.6	35	29	11
40.0	14	342.3	30	40.0	538.4	2	538.4	11	40.0	685.7	35	29	11
50.0	15	281.4	30	50.0	520.4	2	520.4	11	50.0	680.8	35	29	11
75.0	16	220.5	30	75.0	502.4	2	502.4	11	75.0	675.9	35	29	11
100.0	17	159.6	30	100.0	484.4	2	484.4	11	100.0	671.0	35	29	11
199.9	18	98.7	30	199.9	466.4	2	466.4	11	199.9	666.1	35	29	11
299.9	19	37.8	30	299.9	448.4	2	448.4	11	299.9	661.2	35	29	11
399.9	20	21.9	30	399.9	430.4	2	430.4	11	399.9	656.3	35	29	11
499.9	21	16.0	30	499.9	412.4	2	412.4	11	499.9	651.4	35	29	11
599.9	22	10.1	30	599.9	394.4	2	394.4	11	599.9	646.5	35	29	11
699.9	23	5.2	30	699.9	376.4	2	376.4	11	699.9	641.6	35	29	11
799.9	24	0.3	30	799.9	358.4	2	358.4	11	799.9	636.7	35	29	11
899.9	25	0.4	30	899.9	340.4	2	340.4	11	899.9	631.8	35	29	11
999.9	26	0.5	30	999.9	322.4	2	322.4	11	999.9	626.9	35	29	11
1099.9	27	0.6	30	1099.9	304.4	2	304.4	11	1099.9	622.0	35	29	11
1199.9	28	0.7	30	1199.9	286.4	2	286.4	11	1199.9	617.1	35	29	11
1299.9	29	0.8	30	1299.9	268.4	2	268.4	11	1299.9	612.2	35	29	11
1399.9	30	0.9	30	1399.9	250.4	2	250.4	11	1399.9	607.3	35	29	11
1499.9	31	1.0	30	1499.9	232.4	2	232.4	11	1499.9	602.4	35	29	11
1599.9	32	1.1	30	1599.9	214.4	2	214.4	11	1599.9	597.5	35	29	11
1699.9	33	1.2	30	1699.9	196.4	2	196.4	11	1699.9	592.6	35	29	11
1799.9	34	1.3	30	1799.9	178.4	2	178.4	11	1799.9	587.7	35	29	11
1899.9	35	1.4	30	1899.9	160.4	2	160.4	11	1899.9	582.8	35	29	11
1999.9	36	1.5	30	1999.9	142.4	2	142.4	11	1999.9	577.9	35	29	11
2099.9	37	1.6	30	2099.9	124.4	2	124.4	11	2099.9	573.0	35	29	11
2199.9	38	1.7	30	2199.9	106.4	2	106.4	11	2199.9	568.1	35	29	11
2299.9	39	1.8	30	2299.9	88.4	2	88.4	11	2299.9	563.2	35	29	11
2399.9	40	1.9	30	2399.9	70.4	2	70.4	11	2399.9	558.3	35	29	11
2499.9	41	2.0	30	2499.9	52.4	2	52.4	11	2499.9	553.4	35	29	11
2599.9	42	2.1	30	2599.9	34.4	2	34.4	11	2599.9	548.5	35	29	11
2699.9	43	2.2	30	2699.9	16.4	2	16.4	11	2699.9	543.6	35	29	11
2799.9	44	2.3	30	2799.9	0.4	2	0.4	11	2799.9	538.7	35	29	11
2899.9	45	2.4	30	2899.9	0.5	2	0.5	11	2899.9	533.8	35	29	11
2999.9	46	2.5	30	2999.9	0.6	2	0.6	11	2999.9	528.9	35	29	11
3099.9	47	2.6	30	3099.9	0.7	2	0.7	11	3099.9	524.0	35	29	11
3199.9	48	2.7	30	3199.9	0.8	2	0.8	11	3199.9	519.1	35	29	11
3299.9	49	2.8	30	3299.9	0.9	2	0.9	11	3299.9	514.2	35	29	11
3399.9	50	2.9	30	3399.9	1.0	2	1.0	11	3399.9	509.3	35	29	11
3499.9	51	3.0	30	3499.9	1.1	2	1.1	11	3499.9	504.4	35	29	11
3599.9	52	3.1	30	3599.9	1.2	2	1.2	11	3599.9	499.5	35	29	11
3699.9	53	3.2	30	3699.9	1.3	2	1.3	11	3699.9	494.6	35	29	11
3799.9	54	3.3	30	3799.9	1.4	2	1.4	11	3799.9	489.7	35	29	11
3899.9	55	3.4	30	3899.9	1.5	2	1.5	11	3899.9	484.8	35	29	11
3999.9	56	3.5	30	3999.9	1.6	2	1.6	11	3999.9	479.9	35	29	11
4099.9	57	3.6	30	4099.9	1.7	2	1.7	11	4099.9	475.0	35	29	11
4199.9	58	3.7	30	4199.9	1.8	2	1.8	11	4199.9	470.1	35	29	11
4299.9	59	3.8	30	4299.9	1.9	2	1.9	11	4299.9	465.2	35	29	11
4399.9	60	3.9	30	4399.9	2.0	2	2.0	11	4399.9	460.3	35	29	11
4499.9	61	4.0	30	4499.9	2.1	2	2.1	11	4499.9	455.4	35	29	11
4599.9	62	4.1	30	4599.9	2.2	2	2.2	11	4599.9	450.5	35	29	11
4699.9	63	4.2	30	4699.9	2.3	2	2.3	11	4699.9	445.6	35	29	11
4799.9	64	4.3	30	4799.9	2.4	2	2.4	11	4799.9	440.7	35	29	11
4899.9	65	4.4	30	4899.9	2.5	2	2.5	11	4899.9	435.8	35	29	11
4999.9	66	4.5	30	4999.9	2.6	2	2.6	11	4999.9	430.9	35	29	11
5099.9	67	4.6	30	5099.9	2.7	2	2.7	11	5099.9	426.0	35	29	11
5199.9	68	4.7	30	5199.9	2.8	2	2.8	11	5199.9	421.1	35	29	11
5299.9	69	4.8	30	5299.9	2.9	2	2.9	11	5299.9	416.2	35	29	11
5399.9	70	4.9	30	5399.9	3.0	2	3.0	11	5399.9	411.3	35	29	11
5499.9	71	5.0	30	5499.9	3.1	2	3.1	11	5499.9	406.4	35	29	11
5599.9	72	5.1	30	5599.9	3.2	2	3.2	11	5599.9	401.5	35	29	11
5699.9	73	5.2	30	5699.9	3.3	2	3.3	11	5699.9	396.6	35	29	11
5799.9	74	5.3	30	5799.9	3.4	2	3.4	11	5799.9	391.7	35	29	11
5899.9	75	5.4	30	5899.9	3.5	2	3.5	11	5899.9	386.8	35	29	11
5999.9	76	5.5	30	5999.9	3.6	2	3.6	11	5999.9	381.9	35	29	11
6099.9	77	5.6	30	6099.9	3.7	2	3.7	11	6099.9	377.0	35	29	11
6199.9	78	5.7	30	6199.9	3.8	2	3.8	11	6199.9	372.1	35	29	11
6299.9	79	5.8	30	6299.9	3.9	2	3.9	11	6299.9	367.2	35	29	11
6399.9	80	5.9	30	6399.9	4.0	2	4.0	11	6399.9	362.3	35	29	11
6499.9	81	6.0	30	6499.9	4.1	2	4.1	11	6499.9	357.4	35	29	11
6599.9	82	6.1	30	6599.9	4.2	2	4.2	11	6599.9	352.5	35	29	11
6699.9	83	6.2	30	6699.9	4.3	2	4.3	11	6699.9	347.6	35	29	11
6799.9	84	6.3	30	6799.9	4.4	2	4.4	11	6799.9	342.7	35	29	11
6899.9	85	6.4	30	6899.9	4.5	2	4.5	11	6899.9	337.8	35	29	11
6999.9	86	6.5	30	6999.9	4.6	2	4.6	11	6999.9	332.9	35	29	11
7099.9	87	6.6	30	7099.9	4.7	2	4.7	11	7099.9	328.0	35	29	11
7199.9	88	6.7	30	7199.9	4.8	2	4.8	11	7199.9	323.1	35	29	11
7299.9	89	6.8	30	7299.9	4.9	2	4.9	11	7299.9	318.2	35	29	11
7399.9	90	6.9	30	7399.9	5.0	2	5.0	11	7399.9	313.3	35	29	11
7499.9	91	7.0	30	7499.9	5.1	2	5.1	11	7499.9	308.4	35	29	11
7599.9	92	7.1	30	7599.9	5.2	2	5.2	11	7599.9	303.5	35	29	11
7699.9	93	7.2	30	7699.9	5.3	2	5.3	11	7699.9	298.6	35	29	11
7799.9	94	7.3	30	7799.9	5.4	2	5.4	11	7799.9	293.7	35	29	11
7899.9	95	7.4	30	7899.9	5.5	2	5.5	11	7899.9	288.8	35	29	11
7999.9	96	7.5	30	7999.9	5.6	2	5.6	11	7999.9	283.9	35	29	11
8099.9	97	7.6	30	8099.9	5.7	2	5.7	11	8099.9	279.0	35	29	11
8199.9	98	7.7	30	8199.9	5.8	2	5.8	11	8199.9	274.1	35	29	11
8299.9	99	7.8	30	8299.9	5.9	2	5.9	11	8299.9	269.2	35	29	11
8399.9	100	7.9	30	8399.9	6.0	2	6.0	11	8399.9	264.3	35	29	11
8499													





Table 5.7 燃料最高温度及び原子炉压力容器最高温度の時間変化 (燃料限界照射試験燃焼 660日)

燃料最高温度				压力容器上部最高温度				压力容器下部最高温度			
TIME (HR)	TEMP (C)	REGION SEGMENT	REGION SEGMENT	TIME (HR)	TEMP (C)	REGION SEGMENT	REGION SEGMENT	TIME (HR)	TEMP (C)	REGION SEGMENT	REGION SEGMENT
0.0*	1809.2	14	20	0.0	355.4	20	20	0.0	143.1	2	42
1.0	1209.0	14	20	1.0	353.0	20	30	1.0	143.8	2	42
2.0	1118.5	14	20	2.0	351.2	20	30	2.0	144.3	2	42
3.0	1115.1	20	20	3.0	350.6	20	30	3.0	145.1	2	42
4.0	1140.4	18	20	4.0	350.9	20	30	4.0	145.8	2	42
5.0	1166.6	18	20	5.0	351.6	20	30	5.0	146.4	2	42
6.0	1190.1	18	20	6.0	352.7	20	30	6.0	147.1	2	42
7.0	1211.3	18	20	7.0	353.9	20	30	7.0	147.7	2	42
8.0	1230.3	18	20	8.0	355.1	20	30	8.0	148.3	2	42
9.0	1247.3	18	20	9.0	356.3	20	30	9.0	148.9	2	42
10.0	1263.0	17	20	10.0	357.4	20	30	10.0	149.4	2	42
20.0	1348.0	14	20	20.0	361.9	20	28	20.0	152.4	2	42
30.0	1359.8	14	20	30.0	367.1	20	22	30.0	154.1	2	42
40.0	1348.8	14	20	40.0	374.6	20	19	40.0	153.7	2	42
50.0	1321.8	14	20	50.0	372.0	20	19	50.0	152.5	2	42
75.0	1236.8	14	20	75.0	362.5	20	18	75.0	147.5	2	42
100.0	1155.8	14	20	100.0		20	18	100.0	142.5	2	42

\* 事故発生から10分後の温度を示す。

Table 5.8 炉内構造物の温度の比較

部 位 \ 燃焼日数	燃焼 0 日	燃焼 660 日
高温プレナムブロック	1081°C (0 hr)	<u>1097°C</u> (0 hr)
炭素ブロック	<u>738°C</u> (0 hr)	720°C (0 hr)
側部可動反射体	<u>857°C</u> (0 hr)	844°C (0 hr)
サポートポスト	<u>946°C</u> (0 hr)	925°C (0 hr)
炉心支持板	443°C (6 hr)	<u>478°C</u> (4~6hrs)
炉心拘束機構の周囲の雰囲気	<u>554°C</u> (20hr)	472°C (40hrs)
上部可動反射体	611°C (20hr)	<u>808°C</u> (50hrs)
上部遮へい体	454°C (30hr)	<u>487°C</u> (75hrs)
固定反射体	<u>626°C</u> (6 hr)	597°C (4 hrs)
下部可動反射体	1088°C (0 hr)	<u>1122°C</u> (8 hrs)

アンダラインが温度の高い方

( ) 内は減圧事故後、最高温度の発生するまでの時間

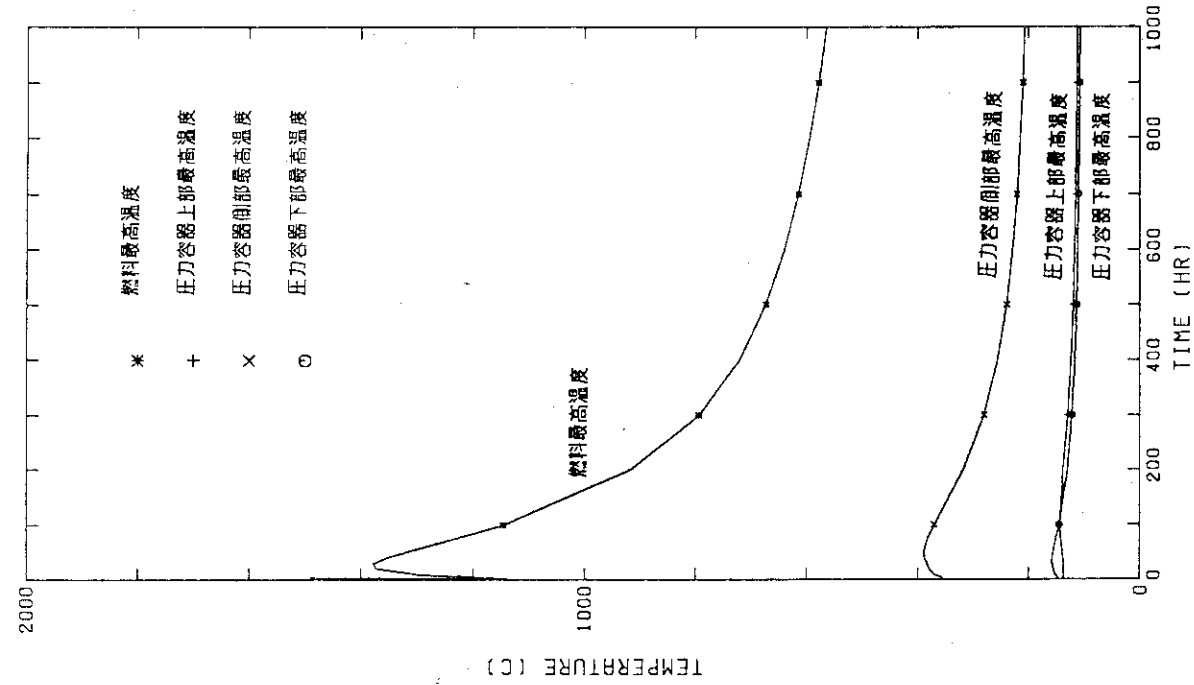


Fig. 5.2 燃料最高温度及び原子炉压力容器最高温度の時間変化  
(基準炉心燃焼 660日) (0~1000時間)

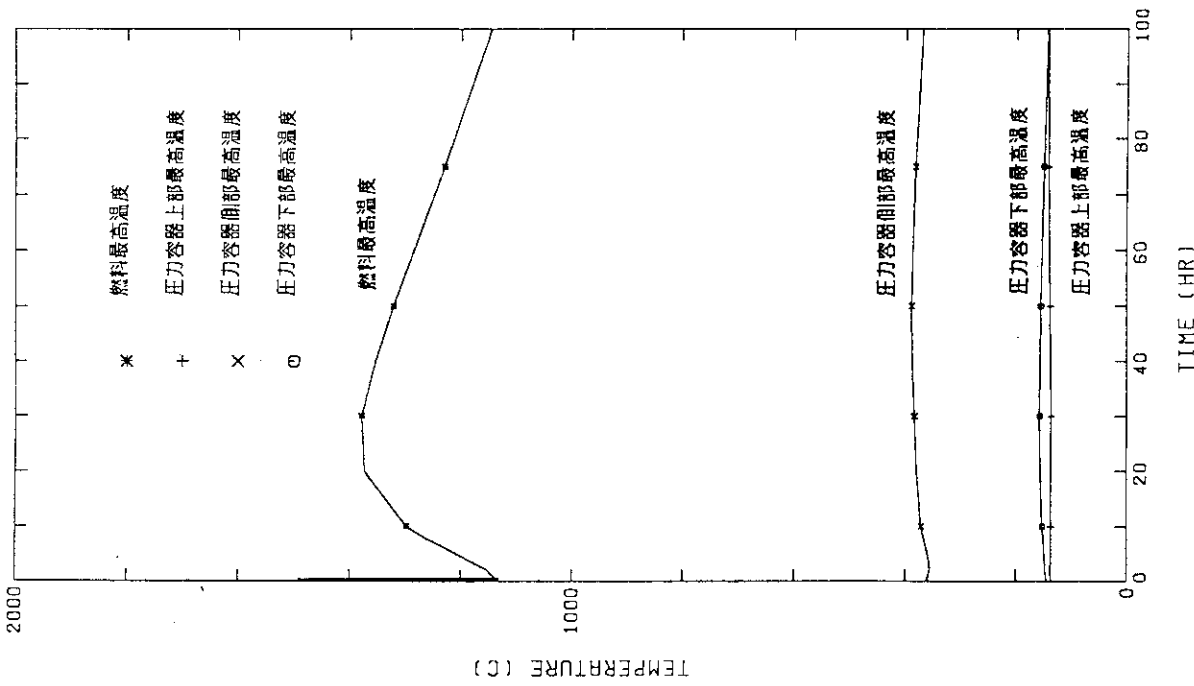


Fig. 5.1 燃料最高温度及び原子炉压力容器最高温度の時間変化  
(基準炉心燃焼 660日) (0~100時間)

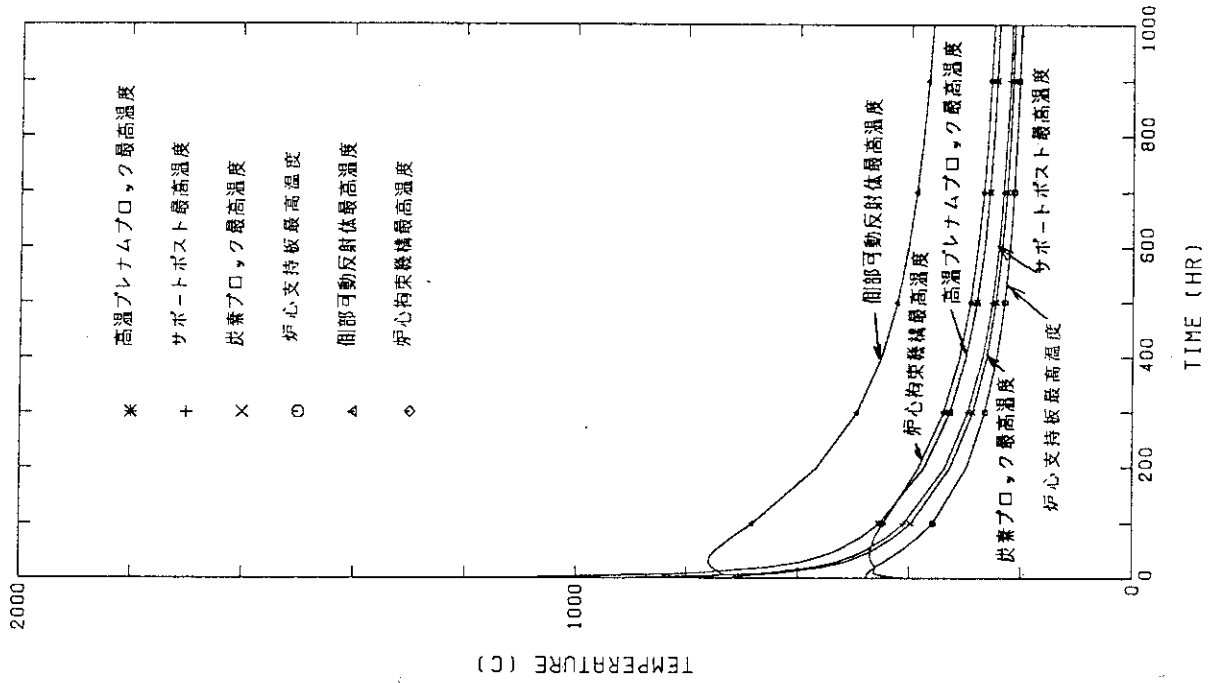


Fig. 5.4 炉内構造物の温度変化 (基準炉心燃焼 660日) (0~1000時間)

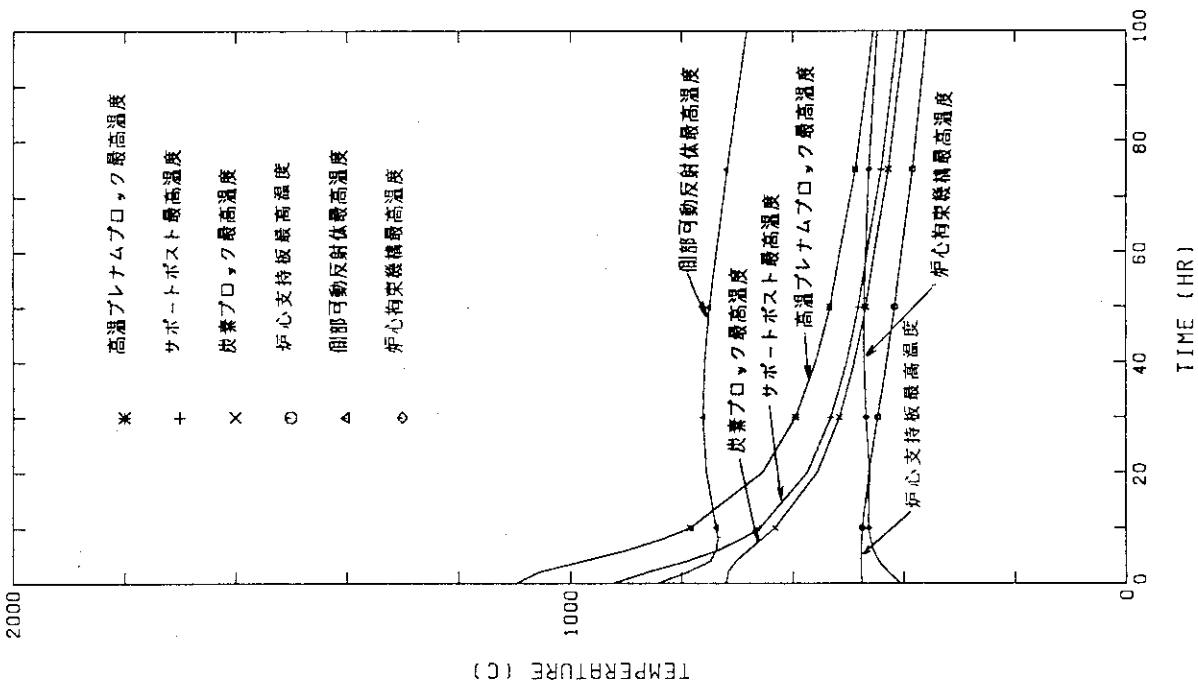


Fig. 5.3 炉内構造物の温度変化 (基準炉心燃焼 660日) (0~100時間)

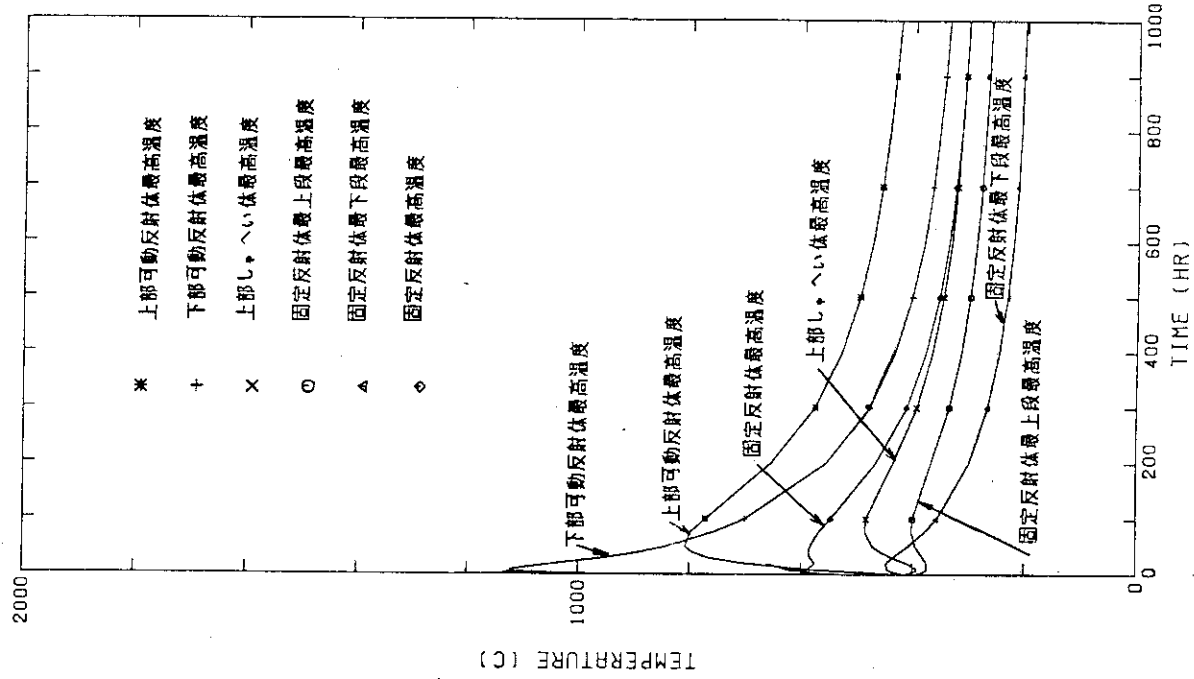


Fig. 5.6 可動反射体、固定反射体及び上部遮へい体の温度変化  
(基準炉心燃焼 660日) (0~1000時間)

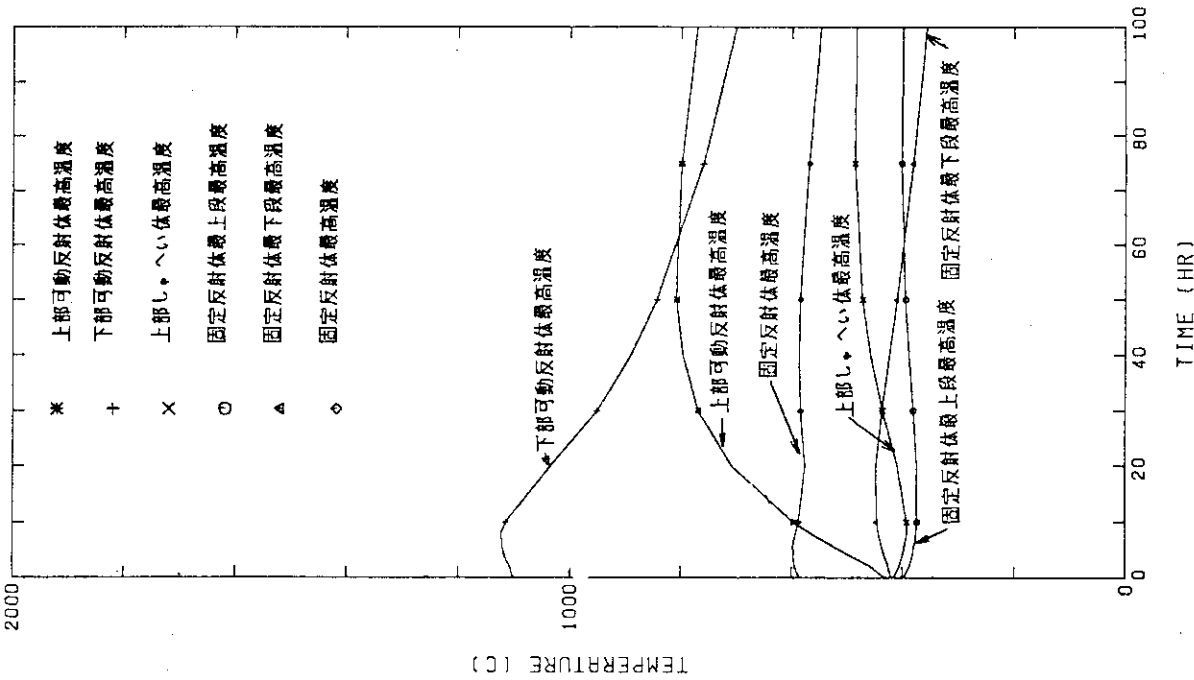


Fig. 5.5 可動反射体、固定反射体及び上部遮へい体の温度変化  
(基準炉心燃焼 660日) (0~100時間)

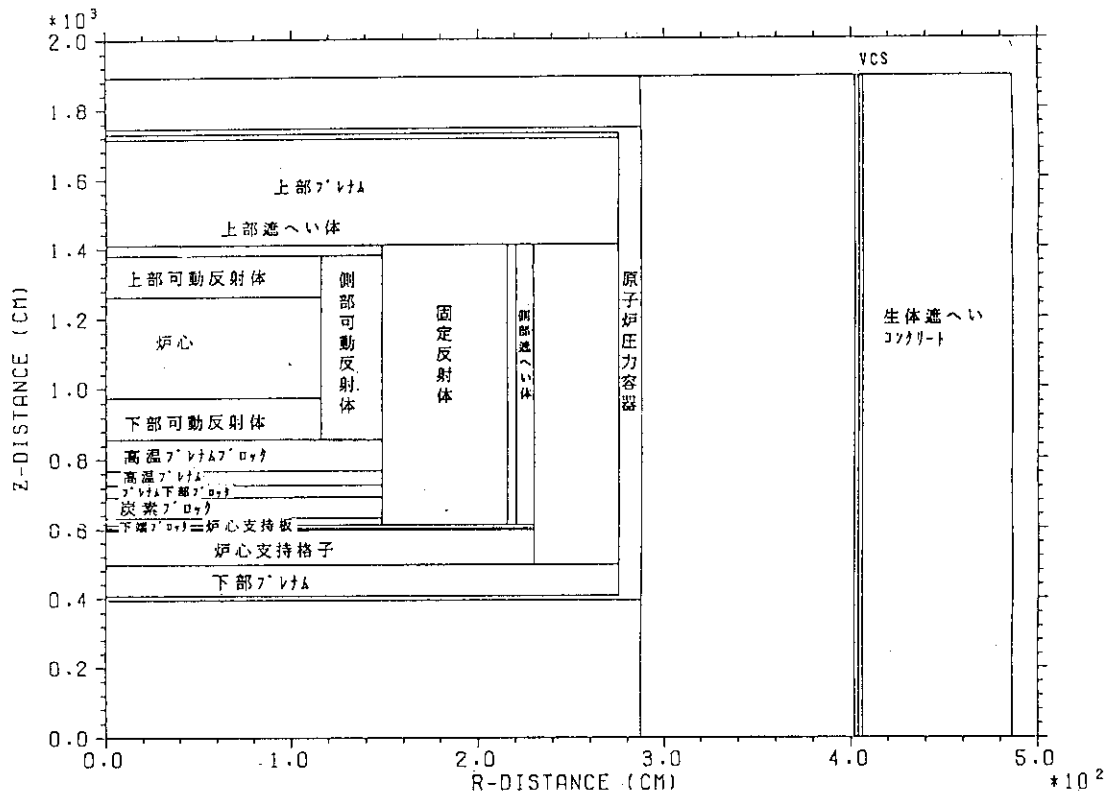


Fig.5.7 各構造物の半径方向と軸方向の位置

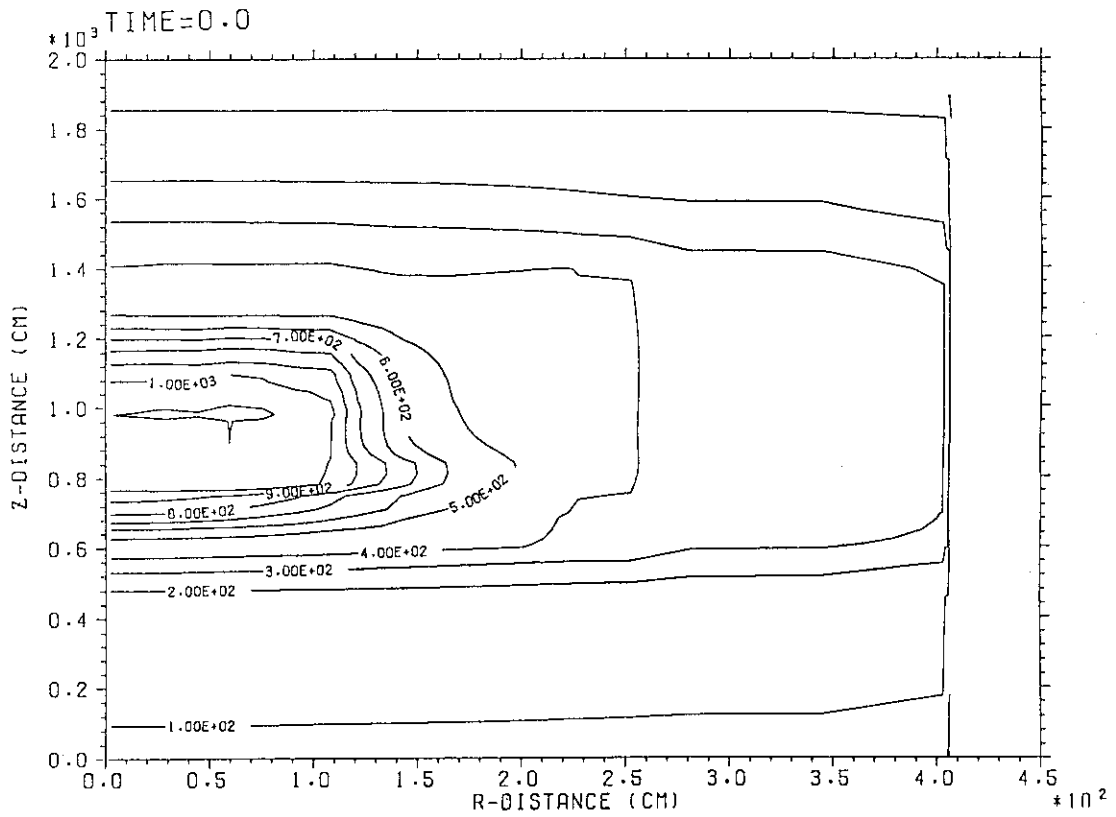


Fig.5.8 減圧事故時の等温線図 (基準炉心燃焼 660日, 事故発生前)

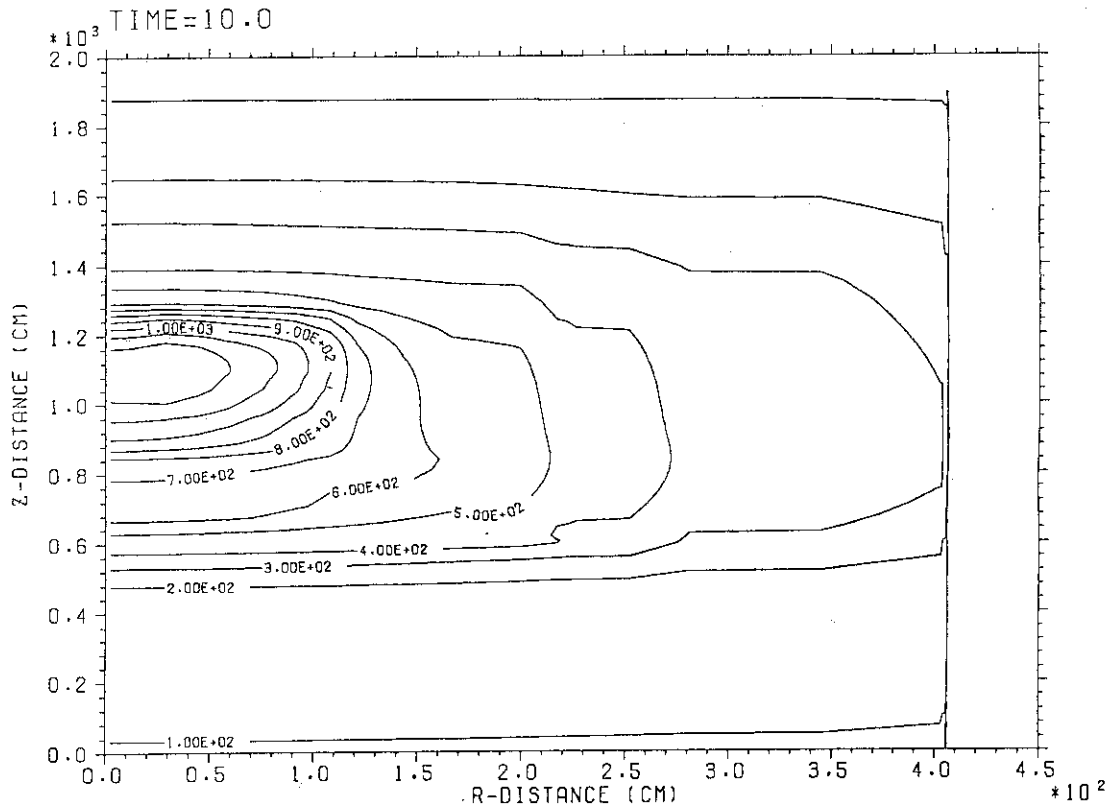


Fig. 5.9 減圧事故時の等温線図 (基準炉心燃焼 660日, 事故発生後10時間)

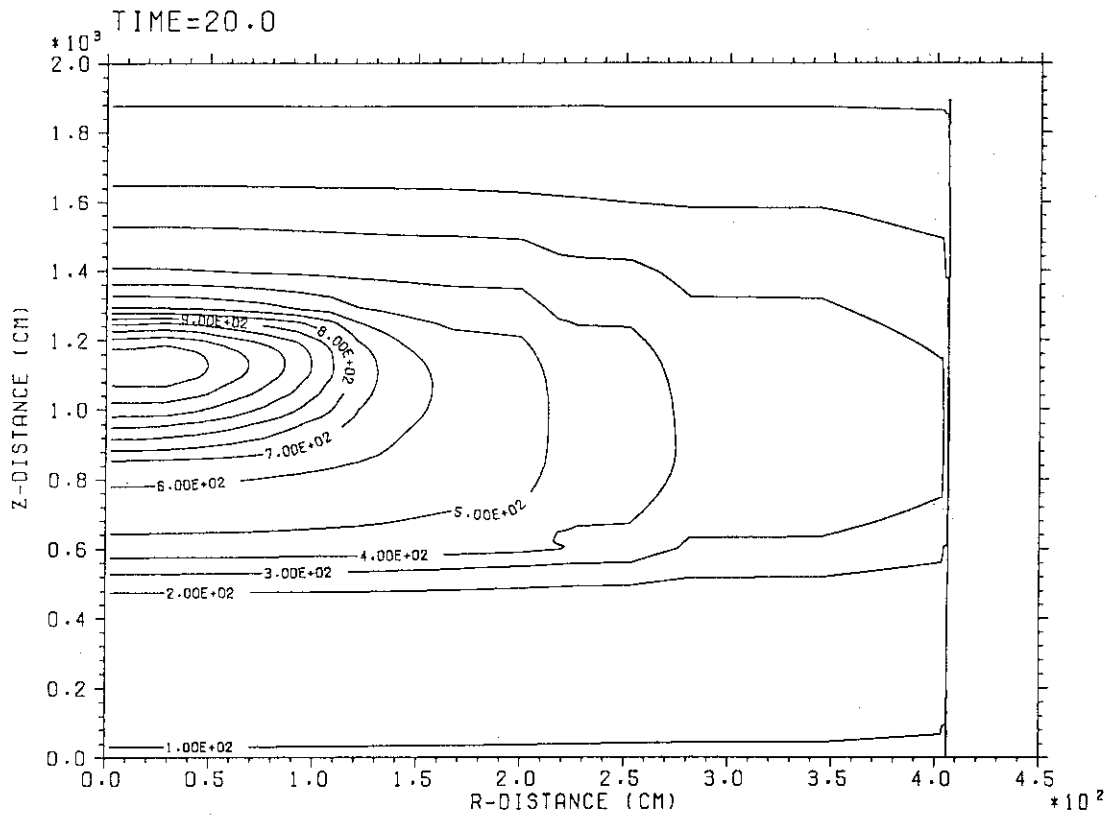


Fig. 5.10 減圧事故時の等温線図 (基準炉心燃焼 660日, 事故発生後20時間)



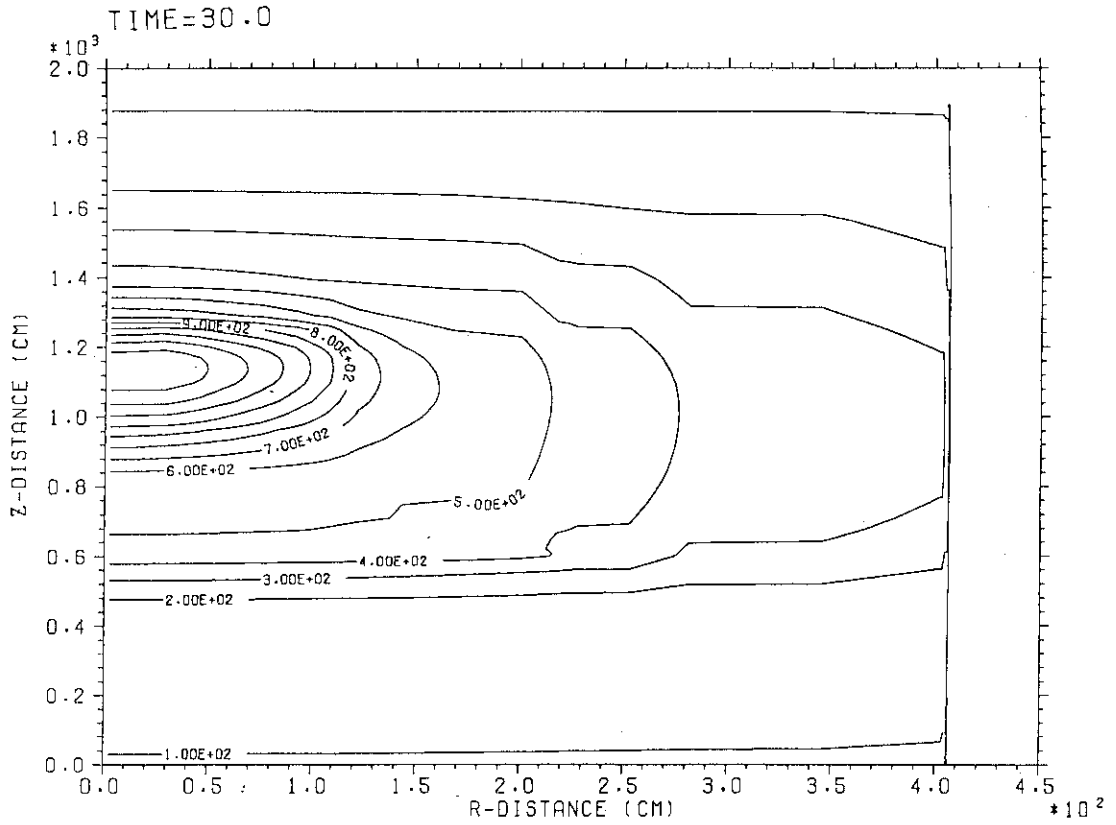


Fig. 5.11 減圧事故時の等温線図 (基準炉心燃焼 660日, 事故発生後30時間)

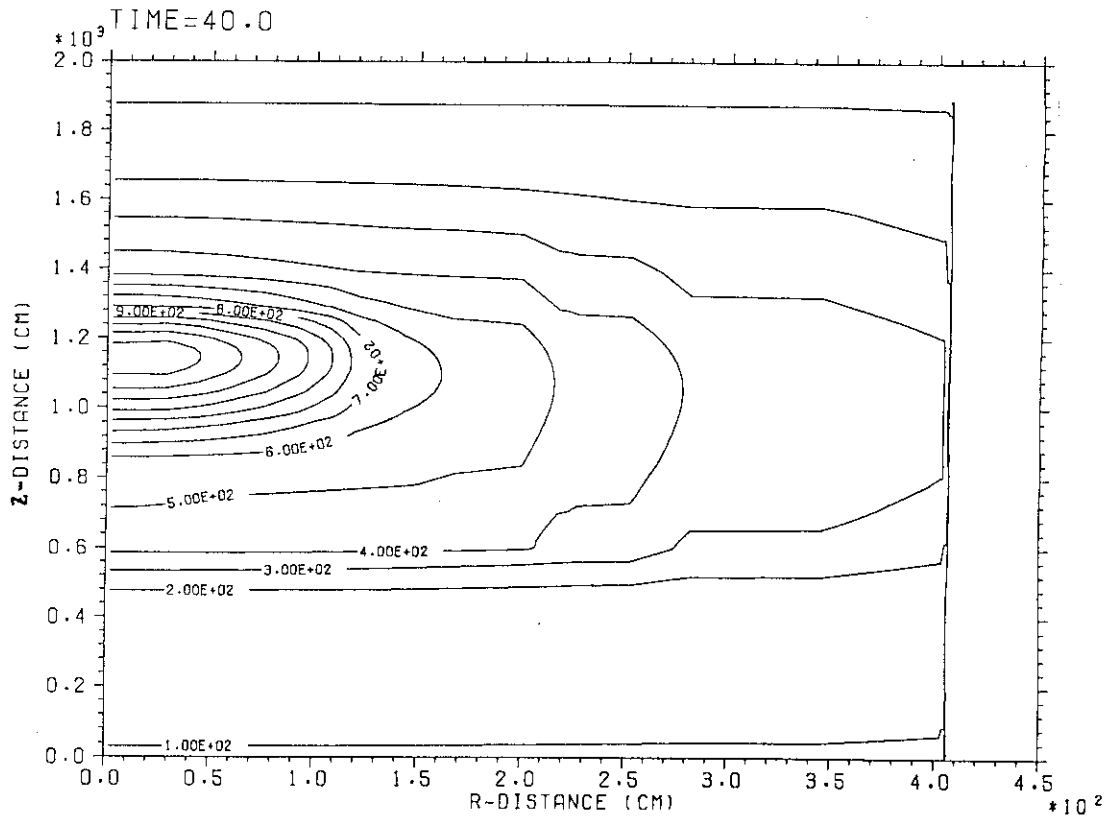


Fig. 5.12 減圧事故時の等温線図 (基準炉心燃焼 660日, 事故発生後40時間)

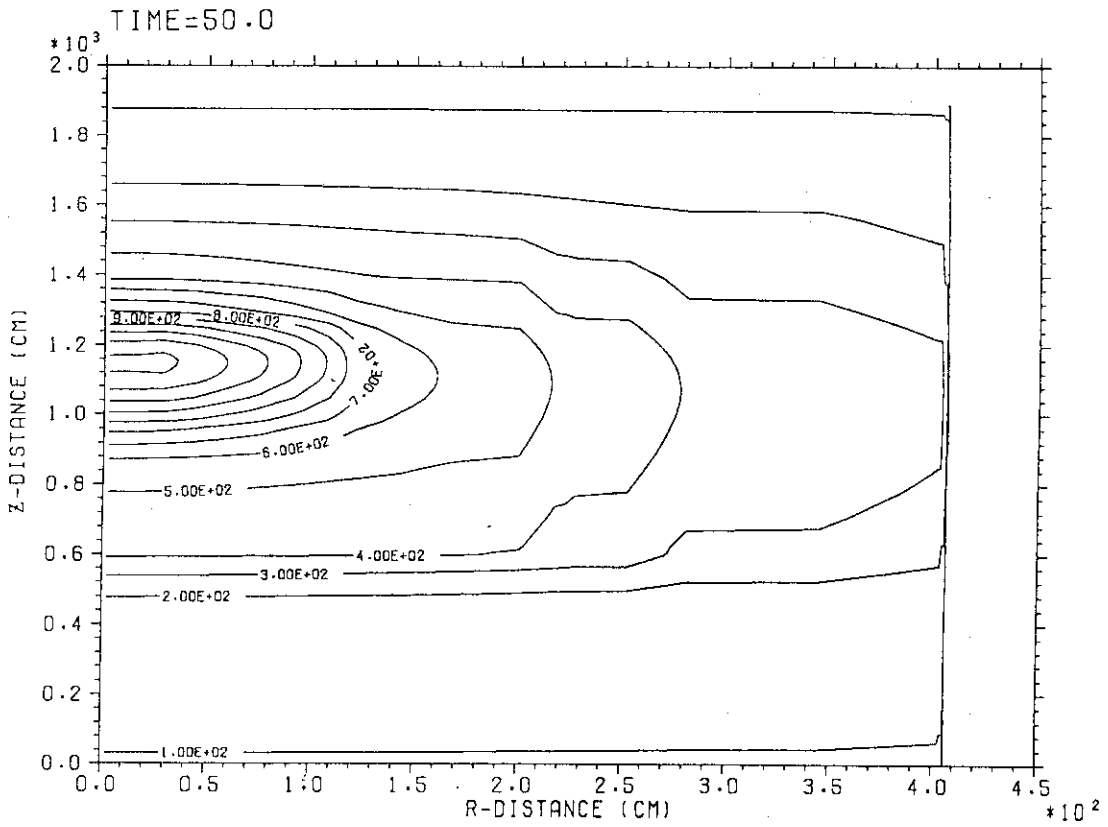


Fig. 5.13 減圧事故時の等温線図 (基準炉心燃焼 660日, 事故発生後50時間)

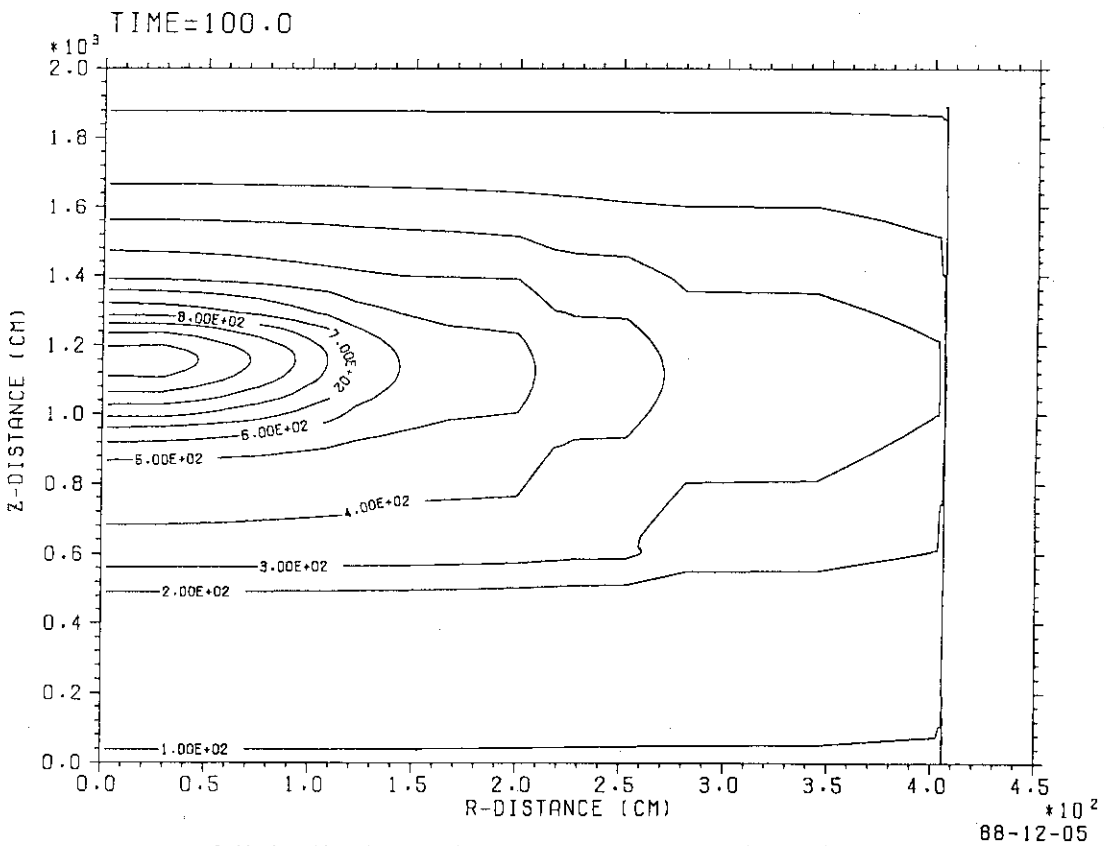


Fig. 5.14 減圧事故時の等温線図 (基準炉心燃焼 660日, 事故発生後 100時間)

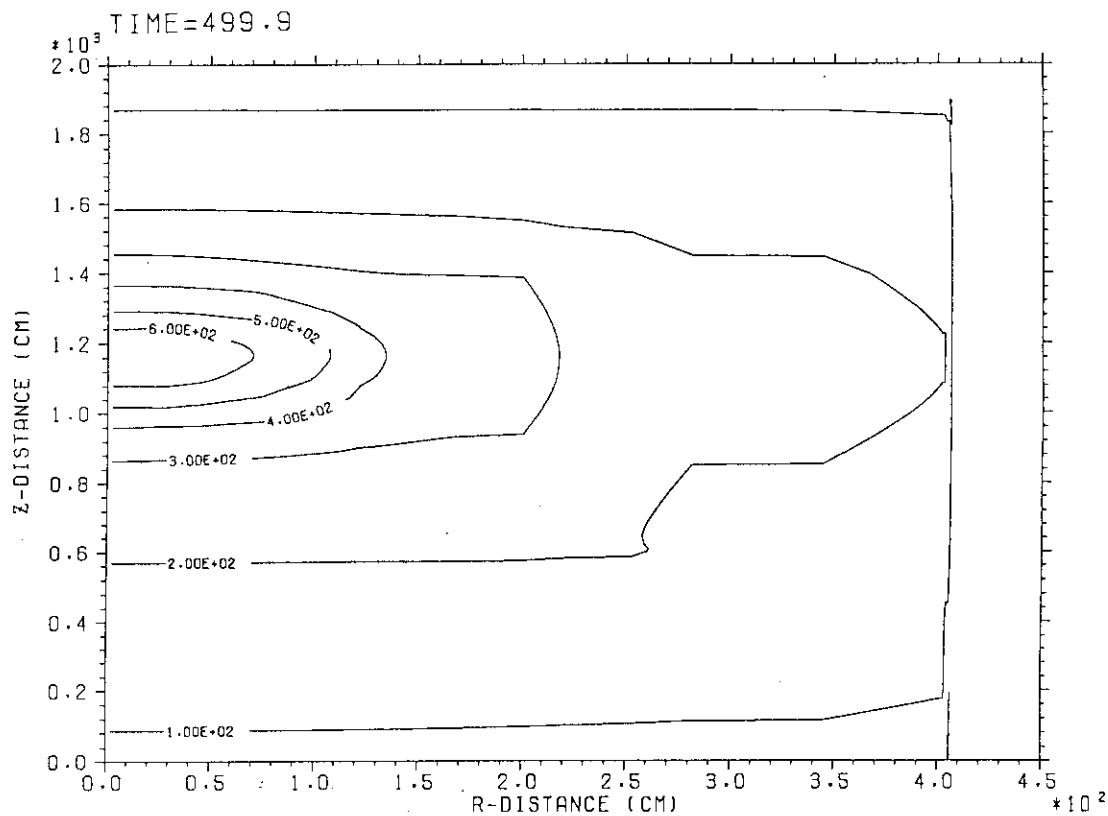


Fig.5.15 減圧事故時の等温線図 (基準炉心燃焼 660日, 事故発生後 500時間)

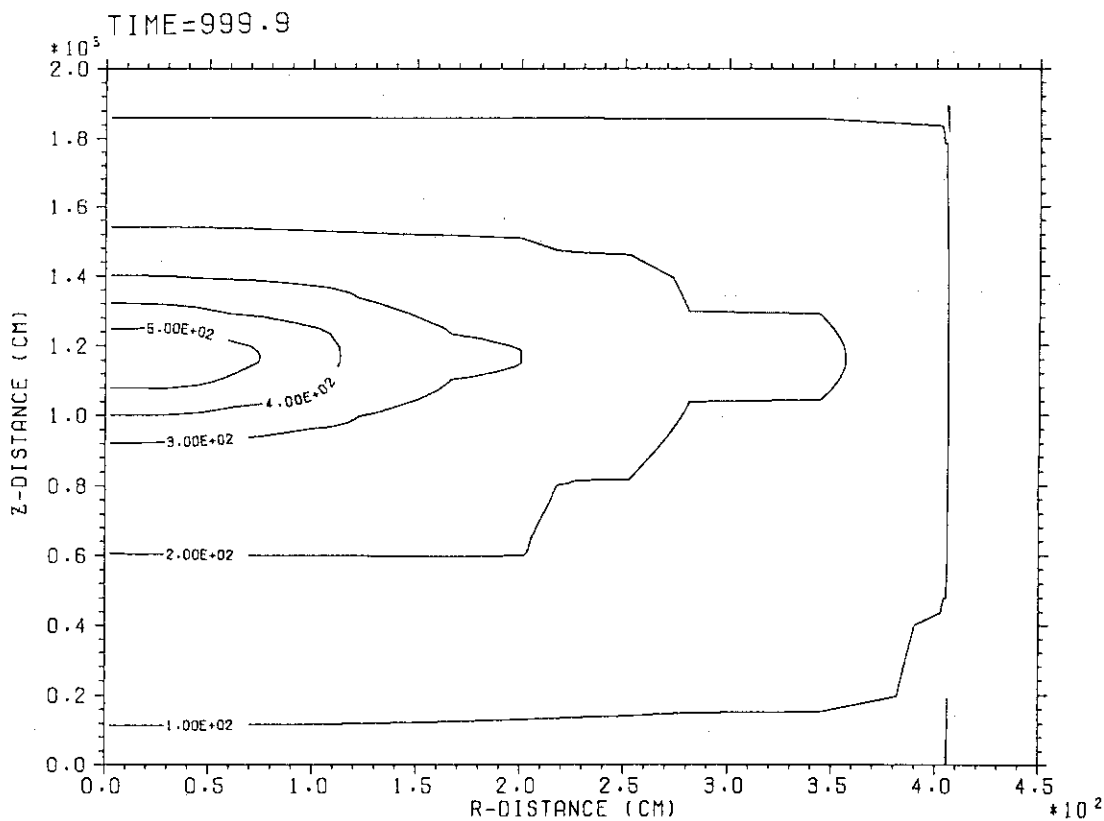


Fig.5.16 減圧事故時の等温線図 (基準炉心燃焼 660日, 事故発生後 1000時間)

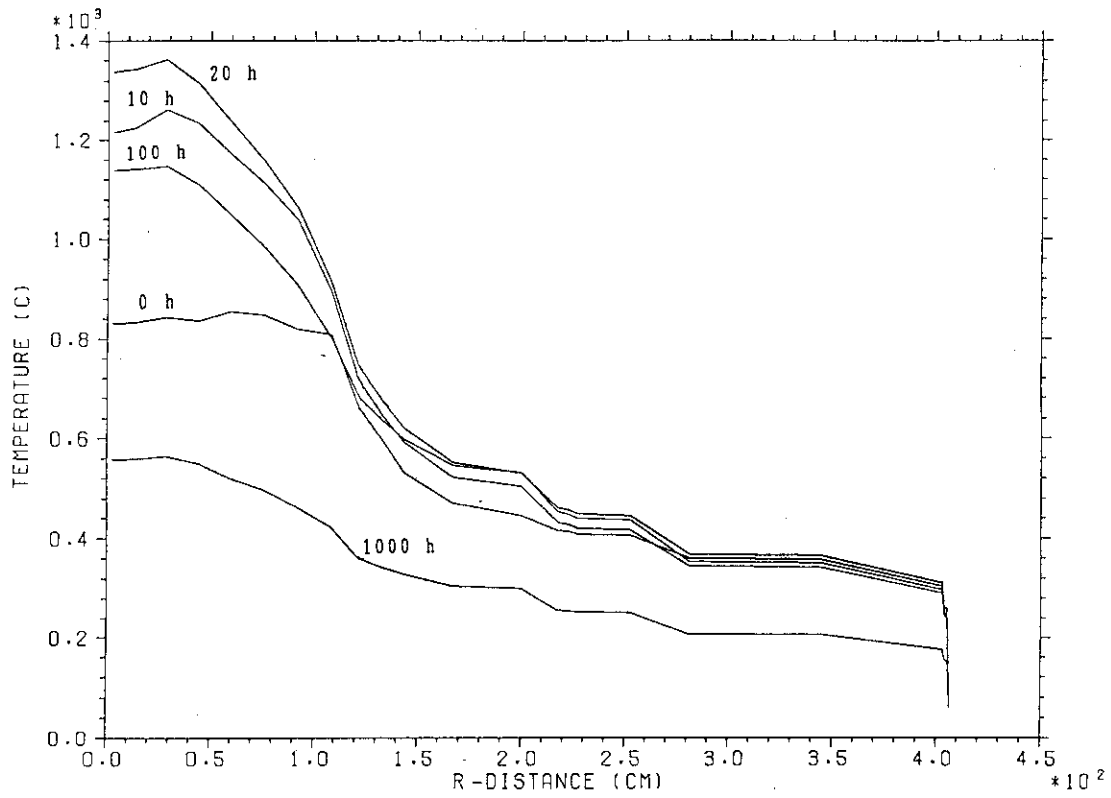


Fig. 5.17 半径方向の温度分布の時間変化  
(基準炉心燃焼 660日, 燃料ブロックの上から2段目の下面)

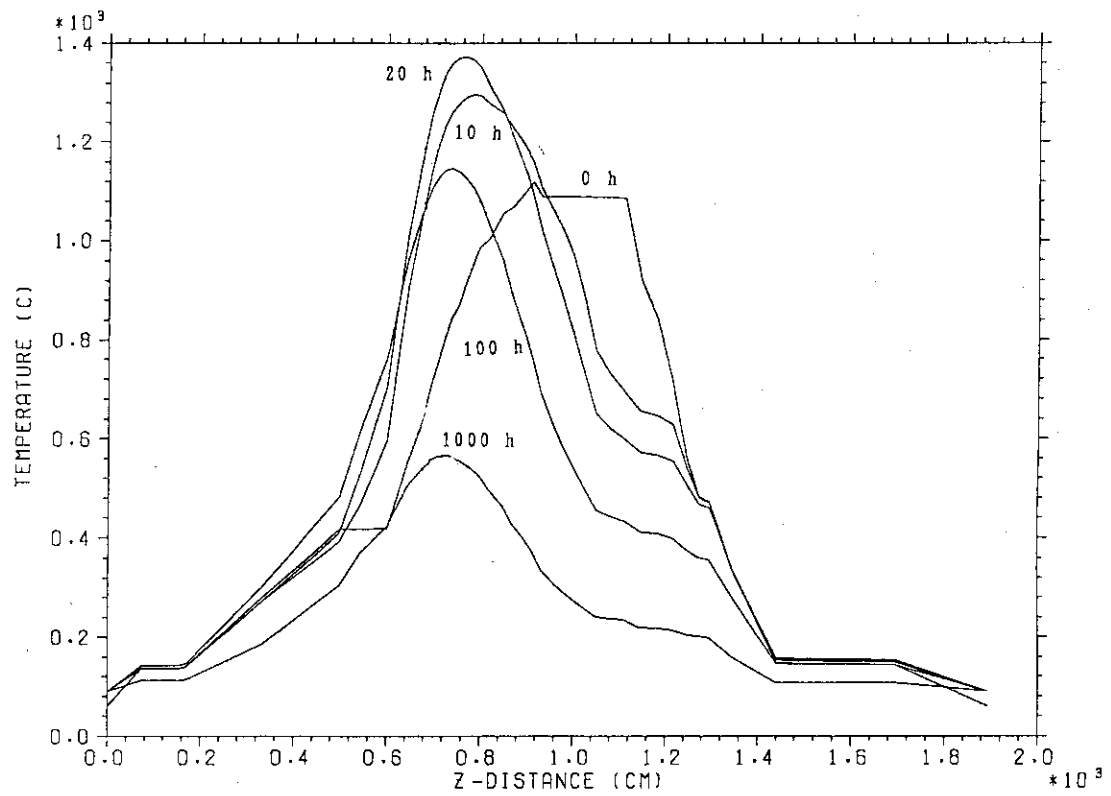


Fig. 5.18 軸方向の温度分布 (基準炉心燃焼 660日, 炉心第2リング)

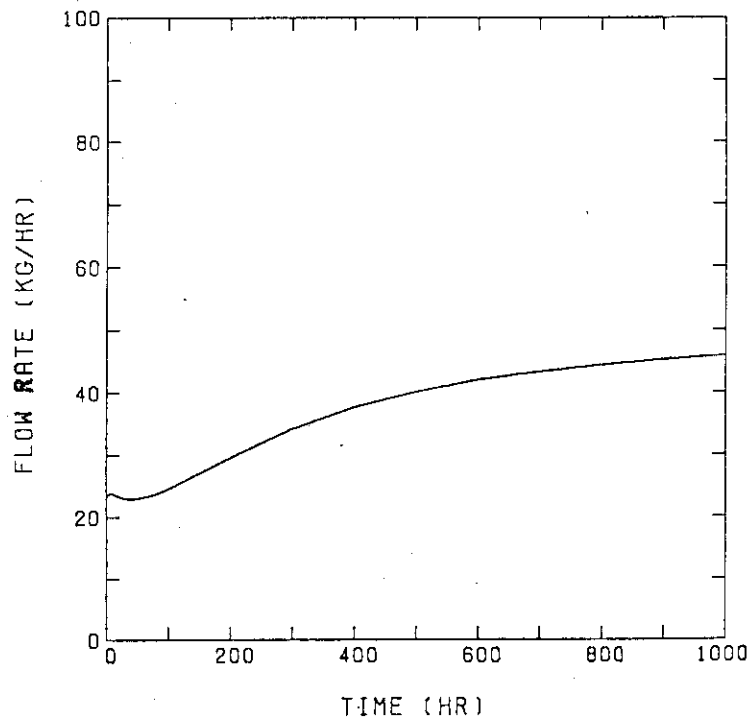


Fig. 5.19 自然循環量の時間変化 (基準炉心, 燃焼 660日)

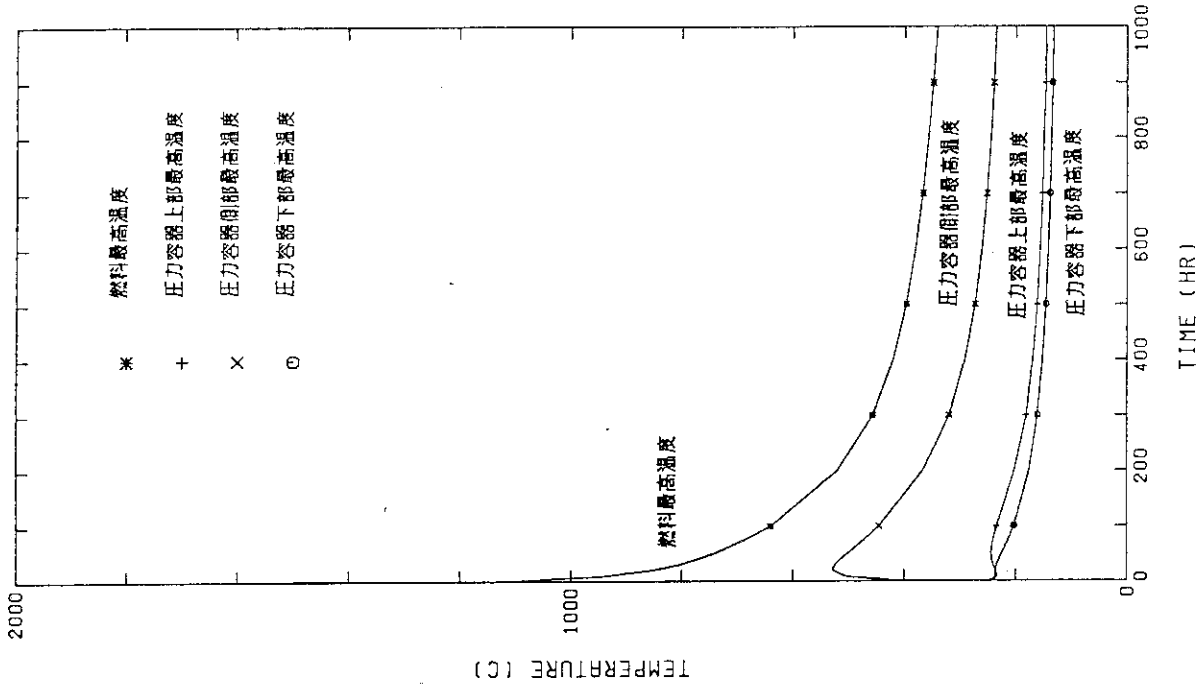


Fig. 5.21 燃料最高温度及び原子炉圧力容器最高温度の時間変化  
(基準炉心燃焼0日) (0~1000時間)

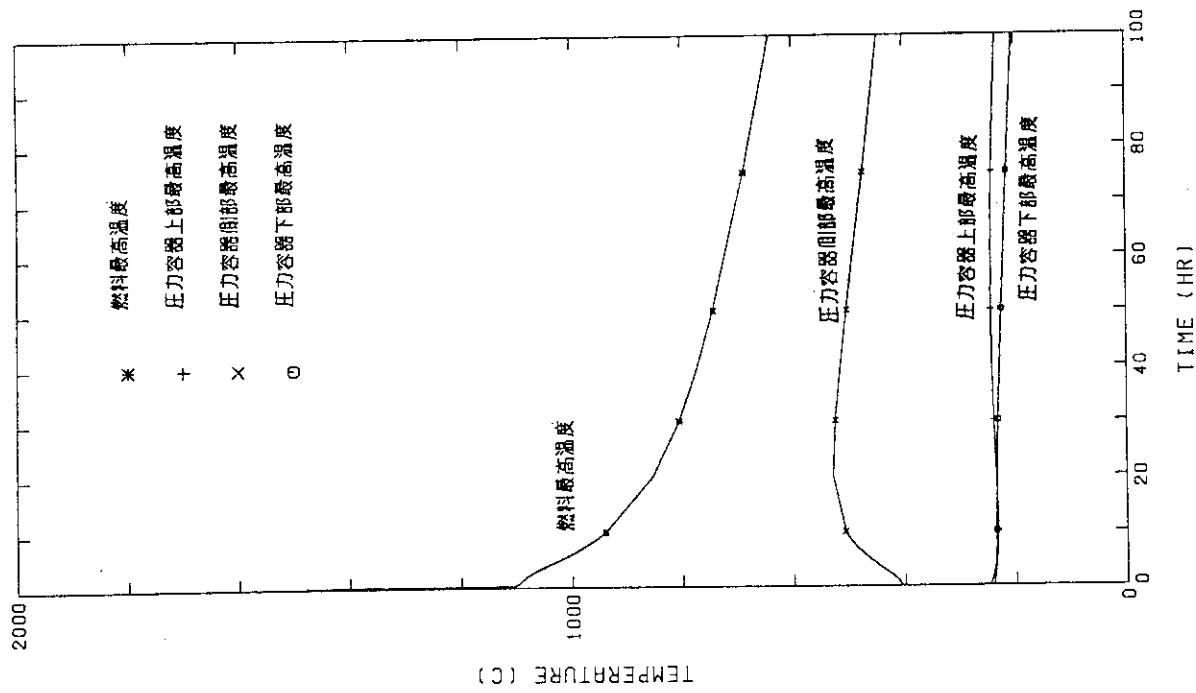


Fig. 5.20 燃料最高温度及び原子炉圧力容器最高温度の時間変化  
(基準炉心燃焼0日) (0~100時間)

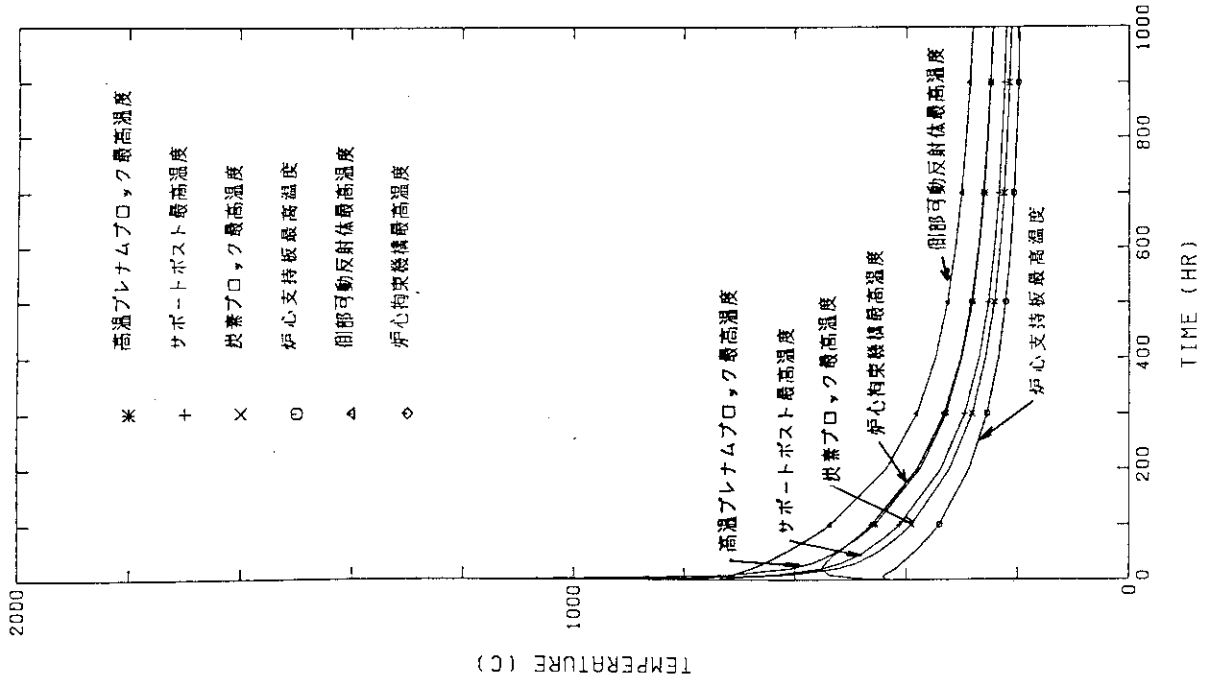


Fig. 5.23 炉内構造物の温度変化 (基準炉心燃焼0日)

(0~1000時間)

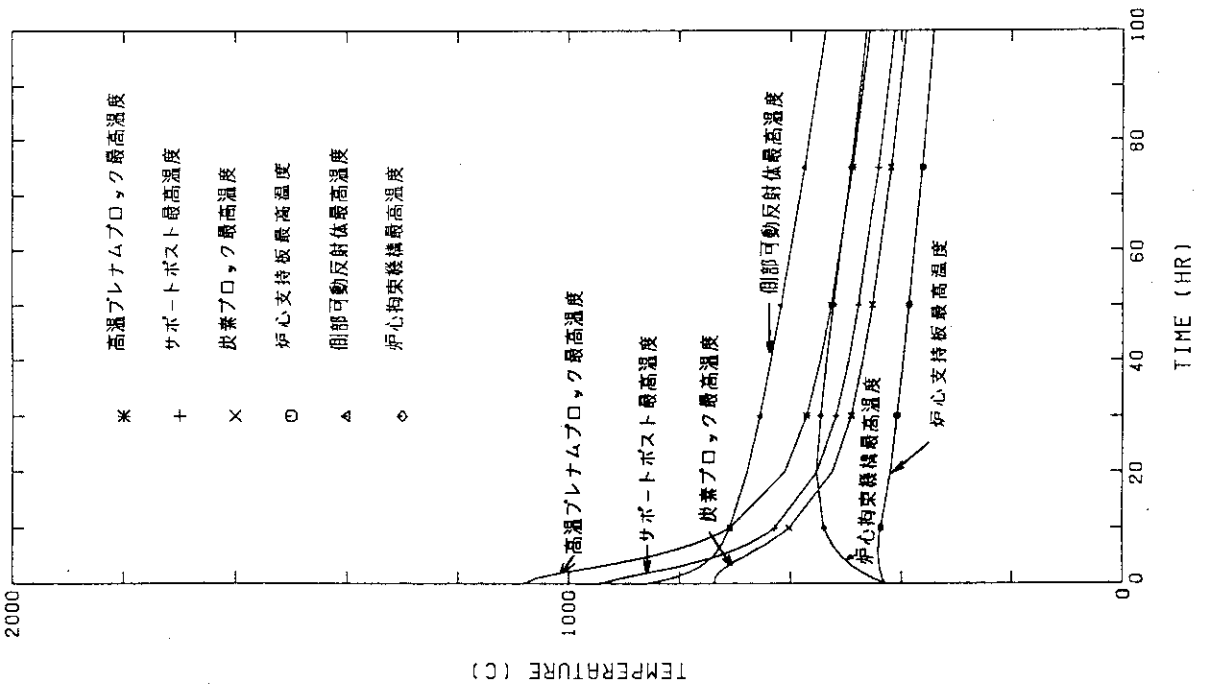


Fig. 5.22 炉内構造物の温度変化 (基準炉心燃焼0日)

(0~100時間)

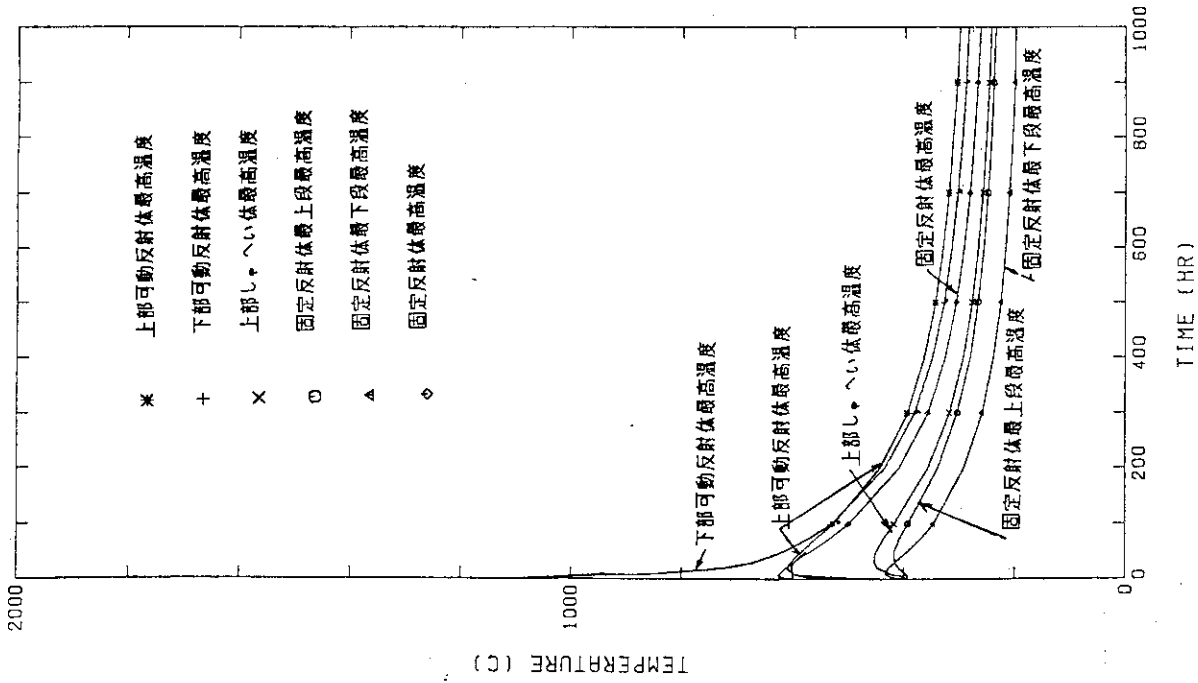


Fig. 5.25 可動反射体、固定反射体及び上部遮へい体の温度変化  
(基準炉心燃焼0日) (0~1000時間)

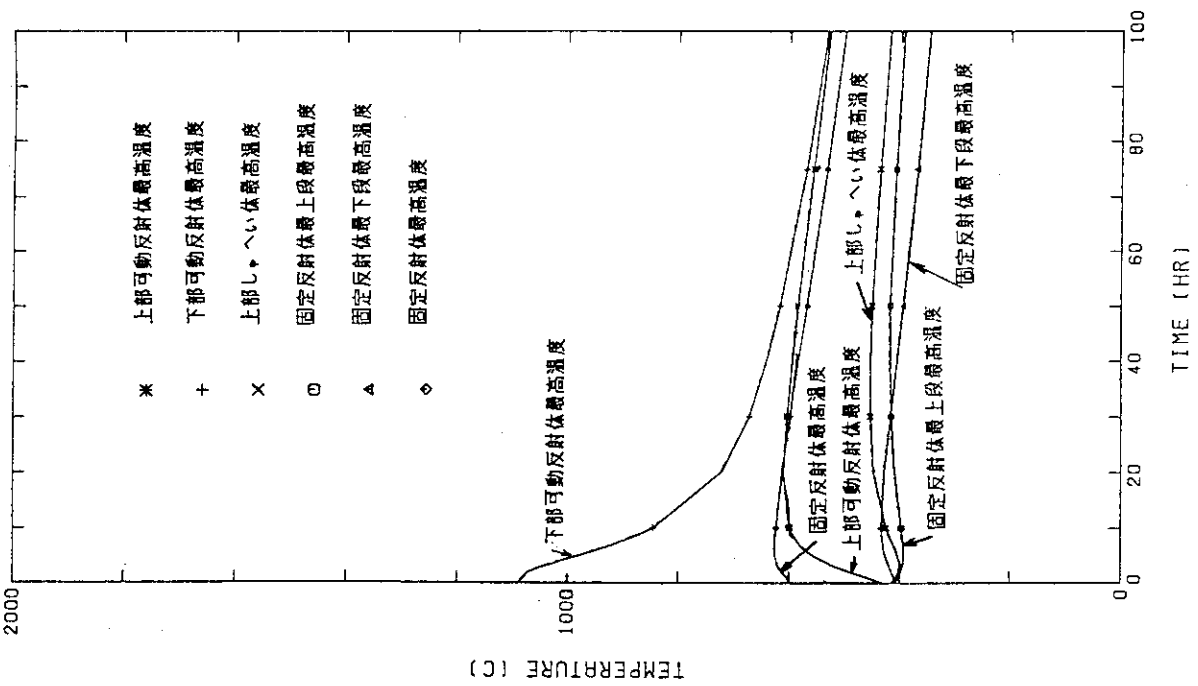


Fig. 5.24 可動反射体、固定反射体及び上部遮へい体の温度変化  
(基準炉心燃焼0日) (0~100時間)



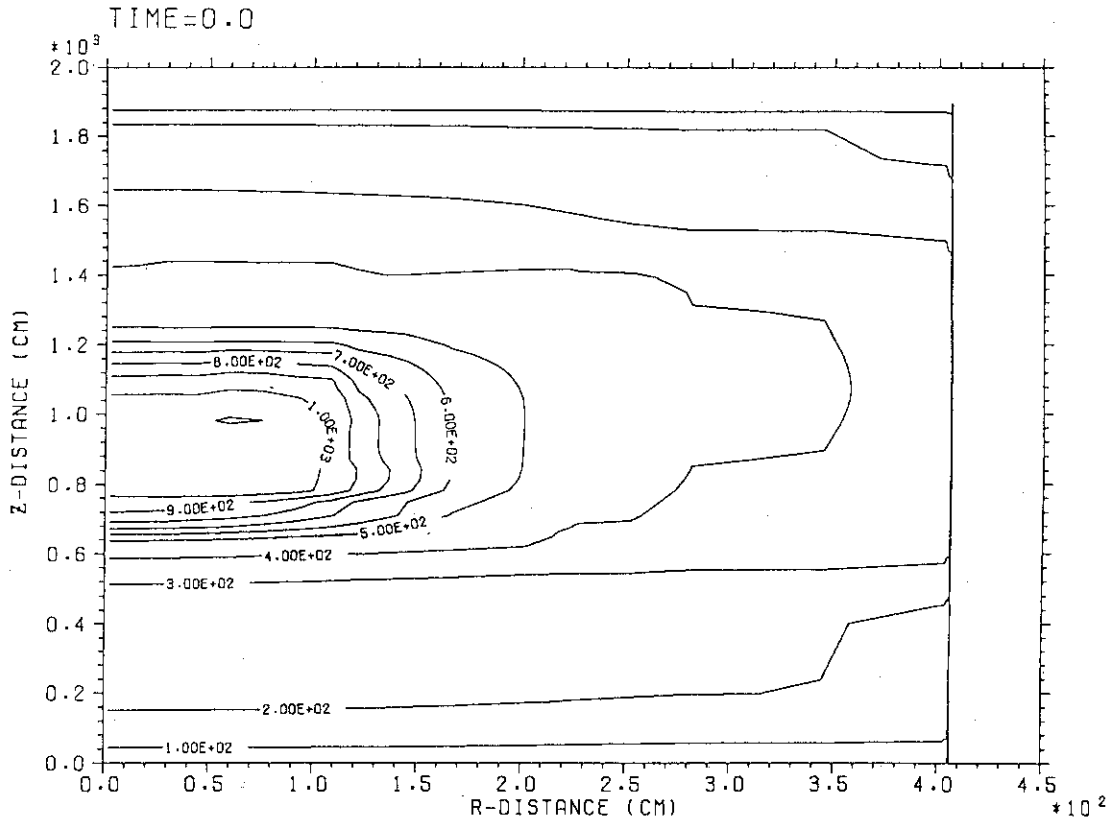


Fig. 5.26 減圧事故時の等温線図 (基準炉心燃焼0日, 事故発生前)

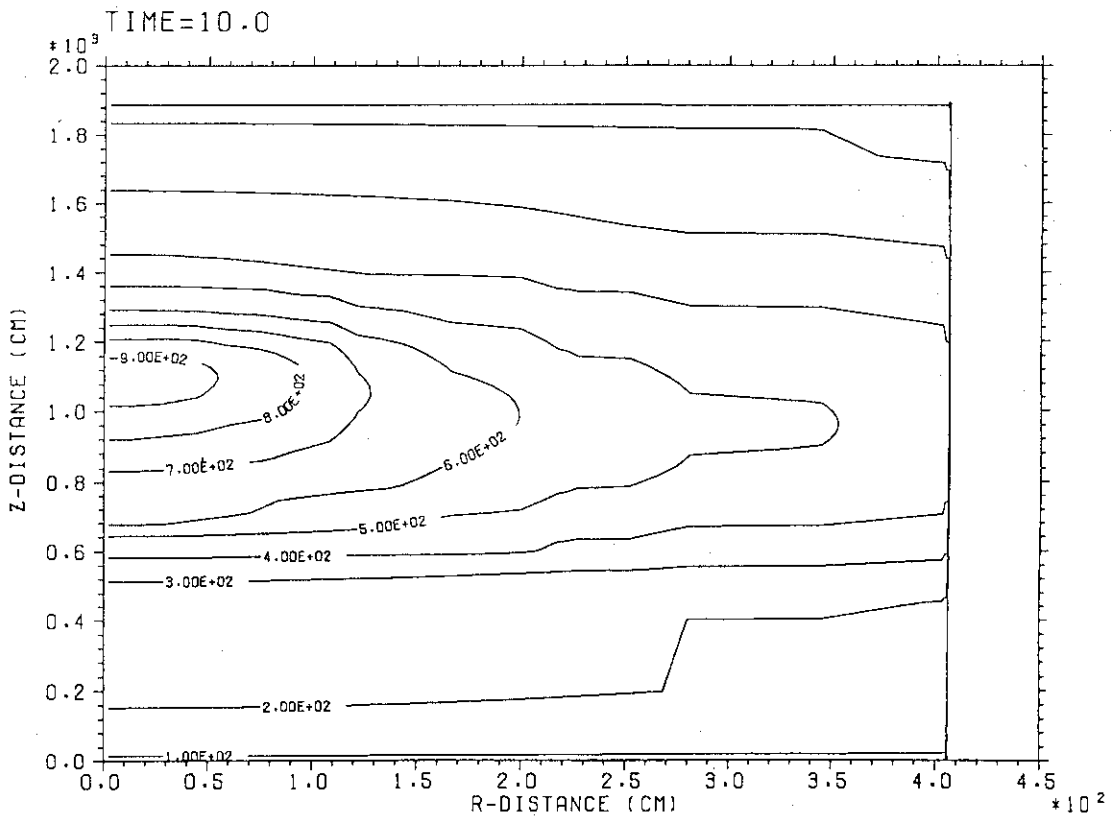


Fig. 5.27 減圧事故時の等温線図 (基準炉心燃焼0日, 事故発生後10時間)

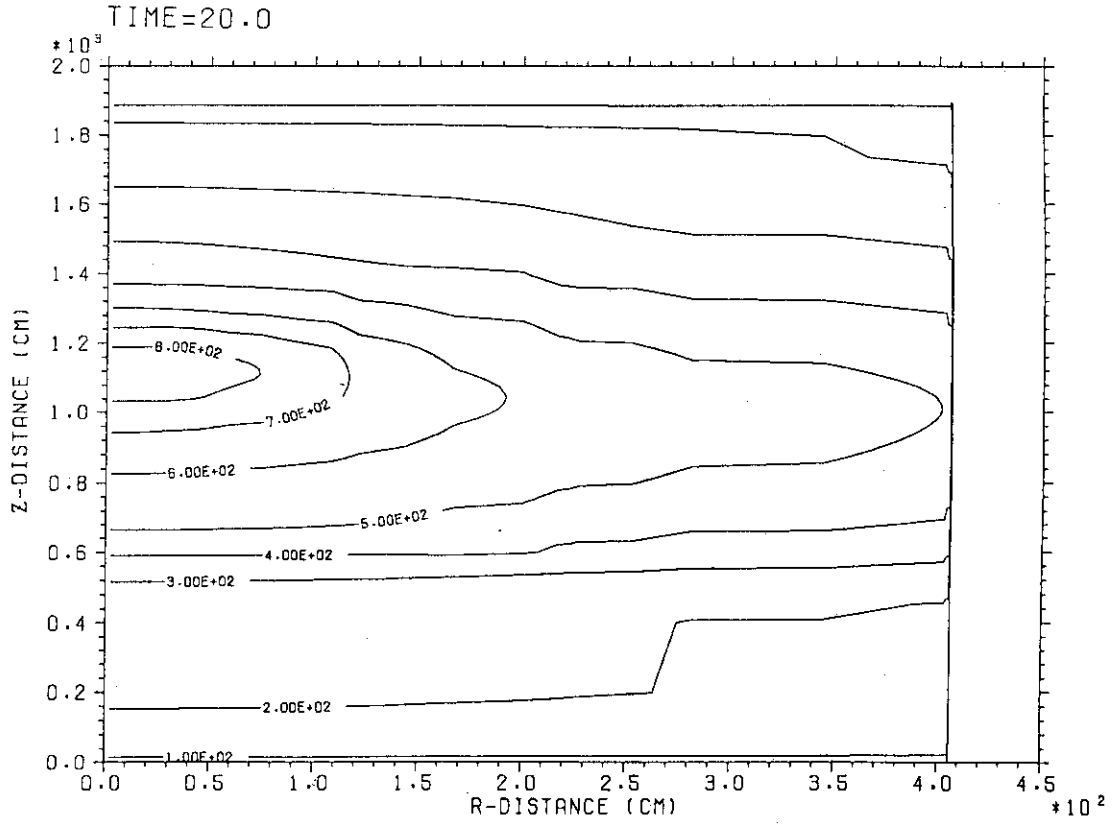


Fig. 5.28 減圧事故時の等温線図 (基準炉心燃焼0日, 事故発生後20時間)

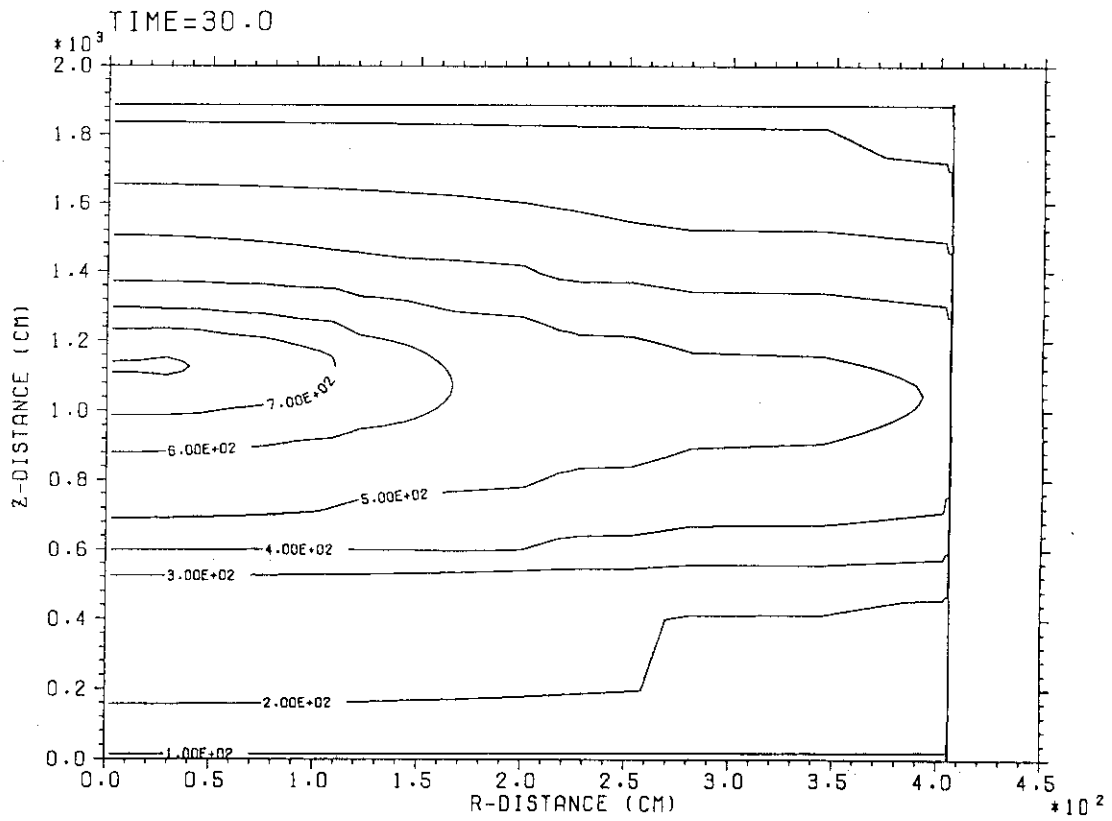


Fig. 5.29 減圧事故時の等温線図 (基準炉心燃焼0日, 事故発生後30時間)

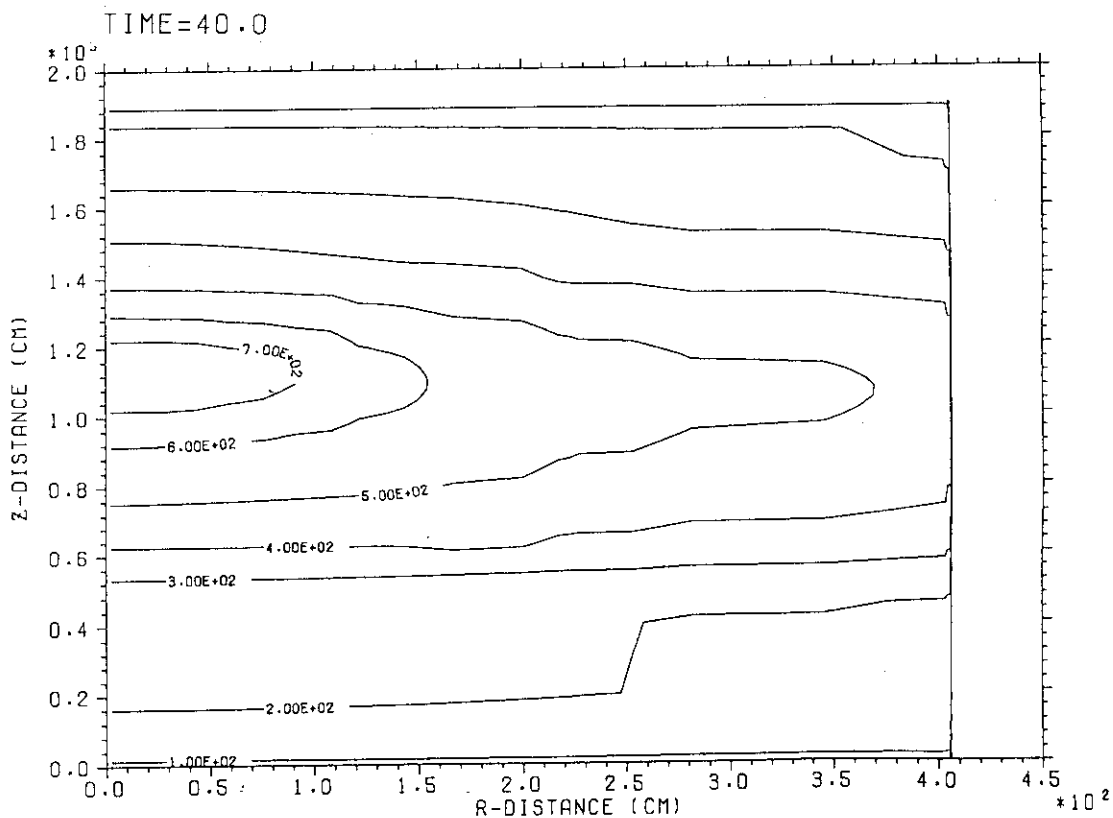


Fig. 5.30 減圧事故時の等温線図 (基準炉心燃焼0日, 事故発生後40時間)

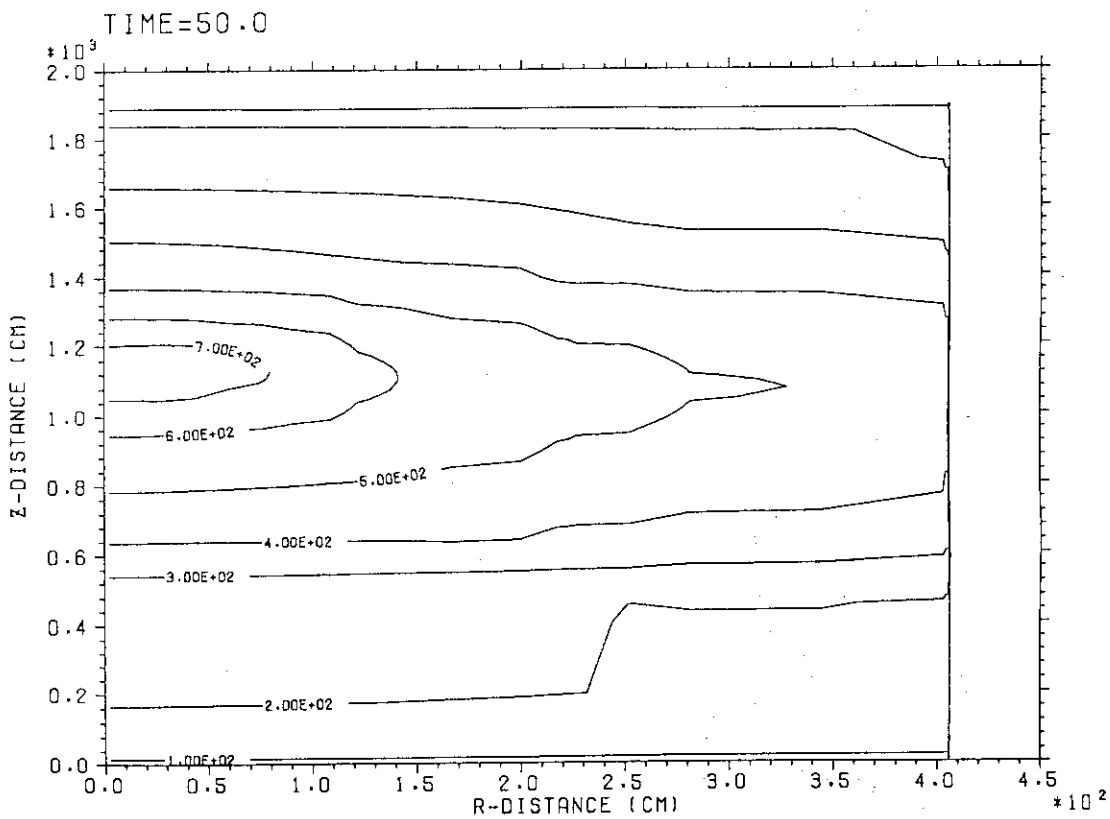


Fig. 5.31 減圧事故時の等温線図 (基準炉心燃焼0日, 事故発生後50時間)

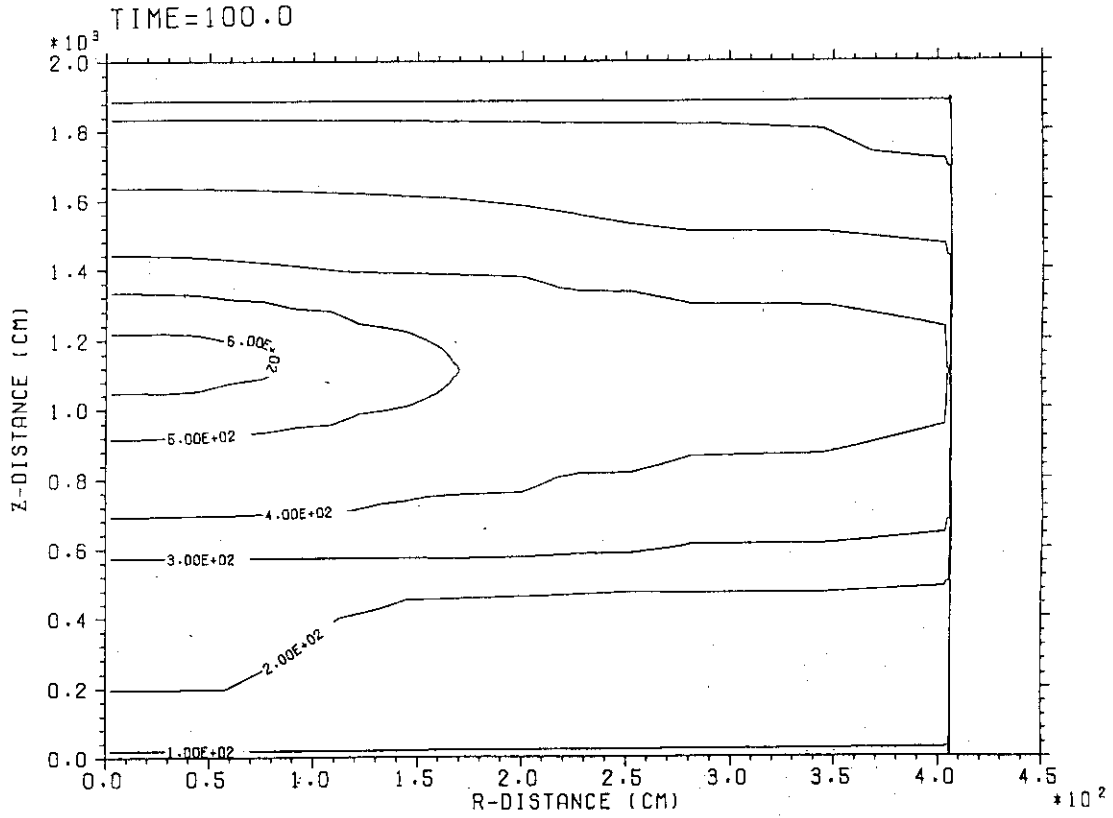


Fig. 5.32 減圧事故時の等温線図 (基準炉心燃焼 0 日, 事故発生後 100 時間)

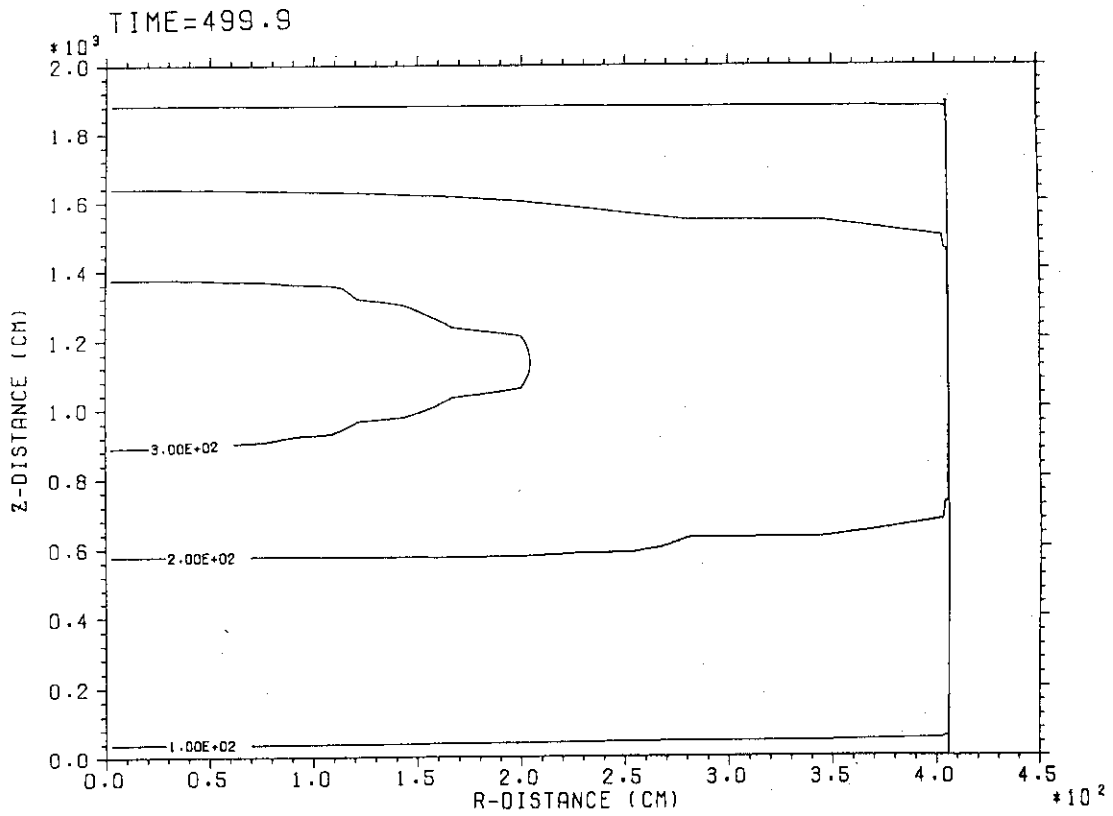


Fig. 5.33 減圧事故時の等温線図 (基準炉心燃焼 0 日, 事故発生後 500 時間)

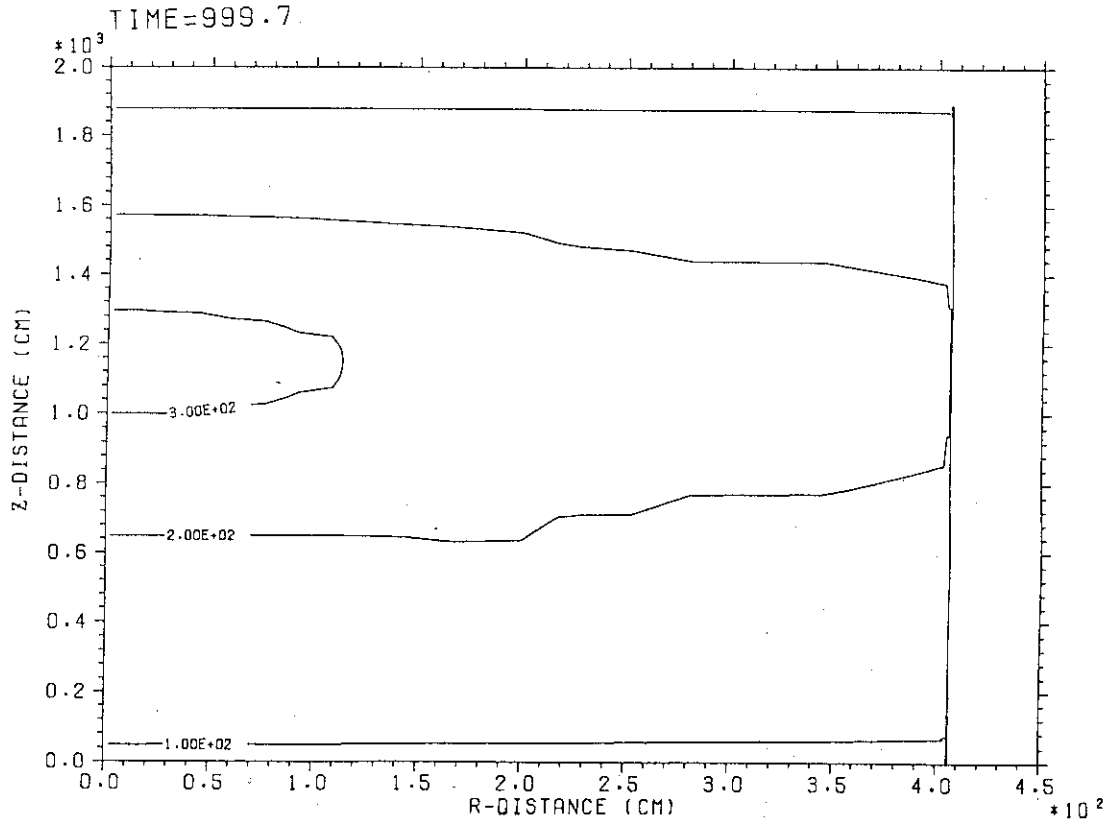


Fig. 5.34 減圧事故時の等温線図 (基準炉心燃焼0日, 事故発生後1000時間)

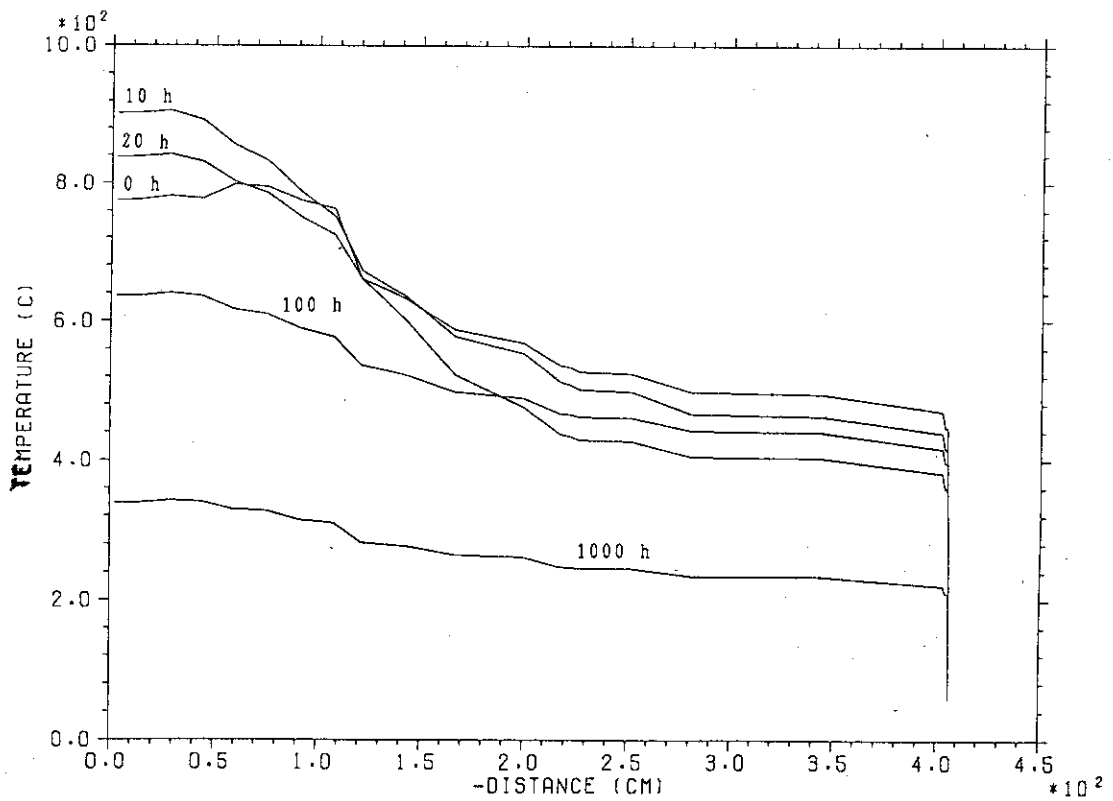


Fig. 5.35 半径方向の温度分布の時間変化  
(基準炉心燃焼0日, 燃料ブロックの上から2段面)

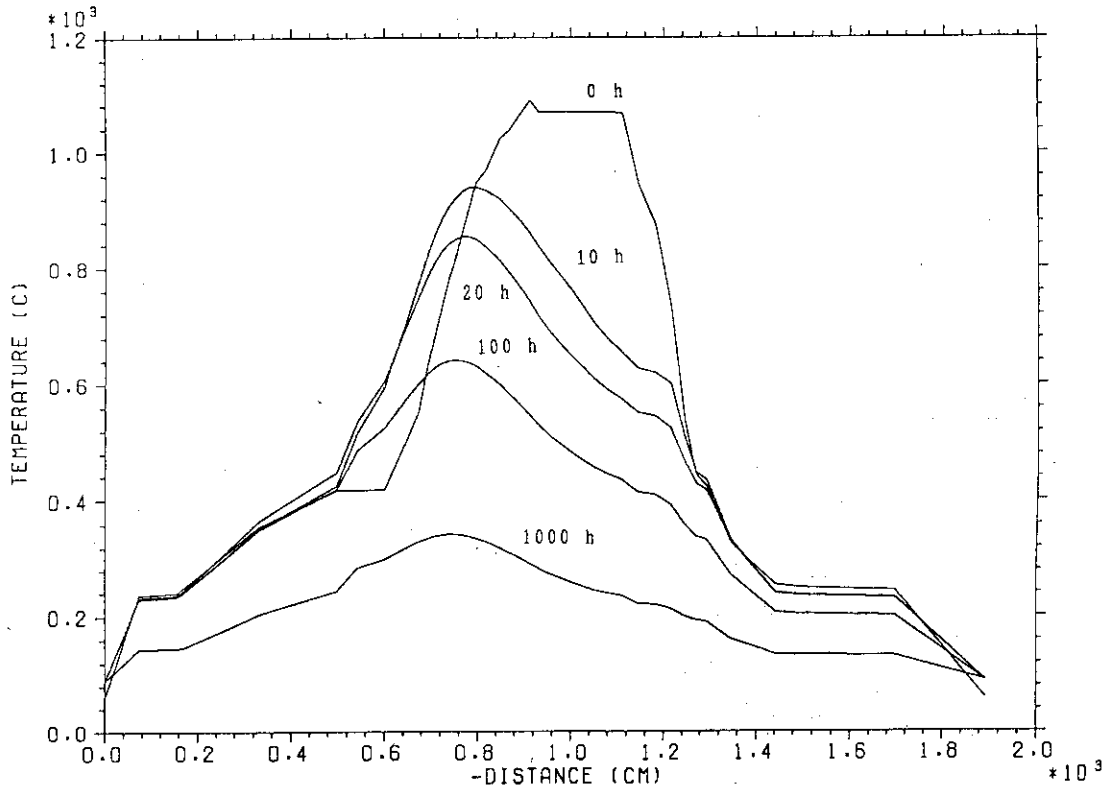


Fig. 5.36 軸方向の温度分布 (基準炉心燃焼0日, 炉心第2リング)

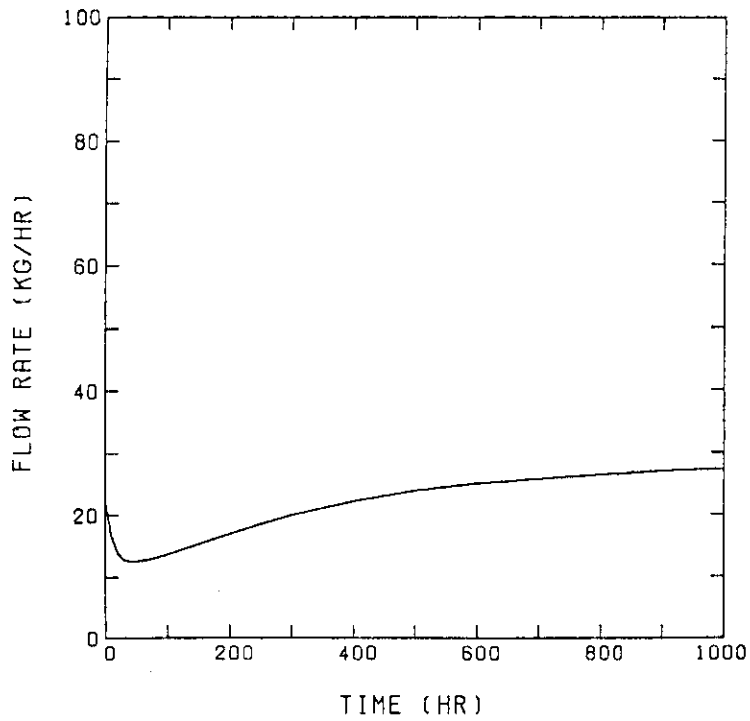


Fig. 5.37 自然循環量の時間変化 (基準炉心, 燃焼0日)

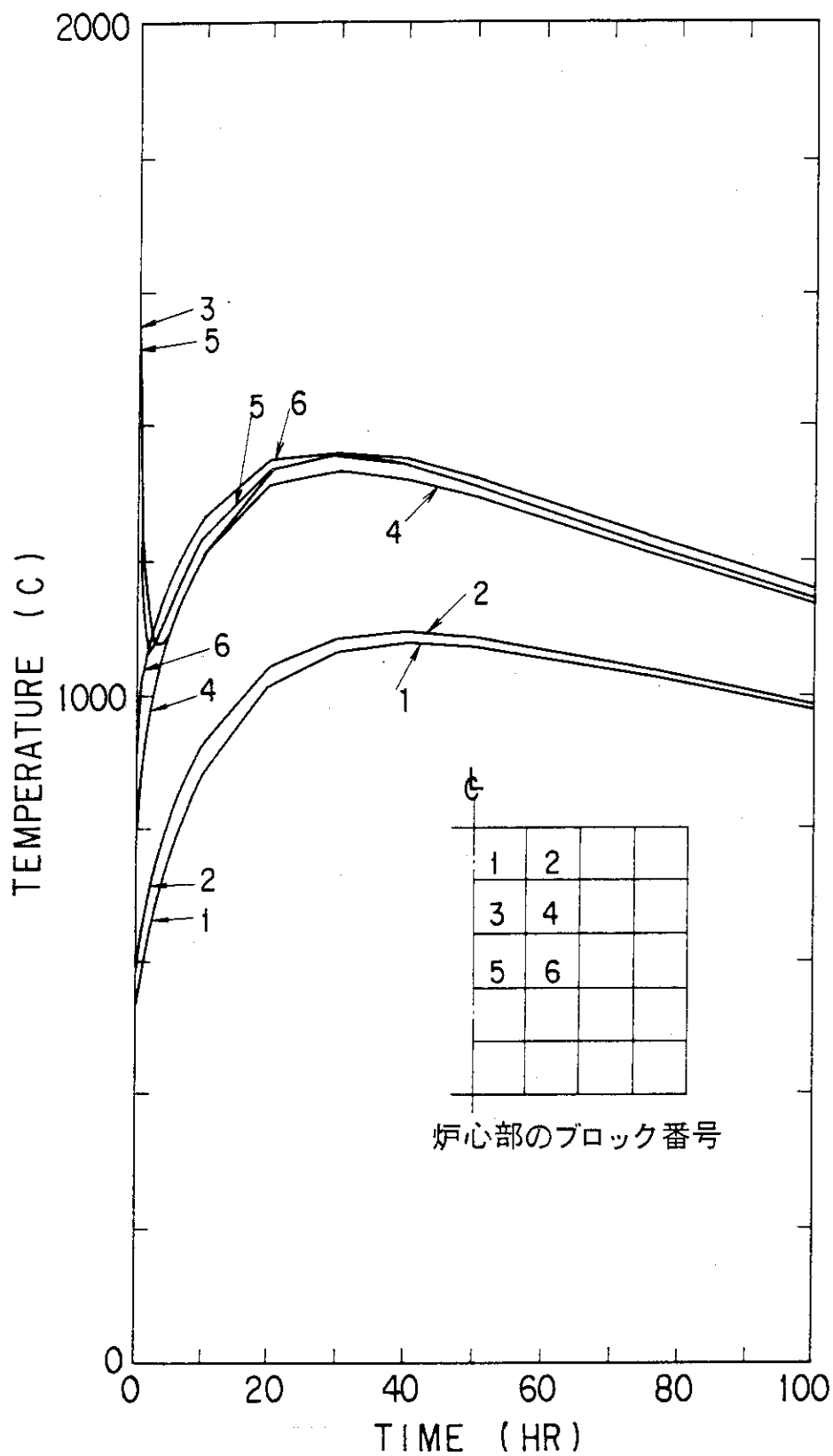


Fig. 5.38 燃料最高温度の時間変化 (燃料限界照射試験燃焼 660日)

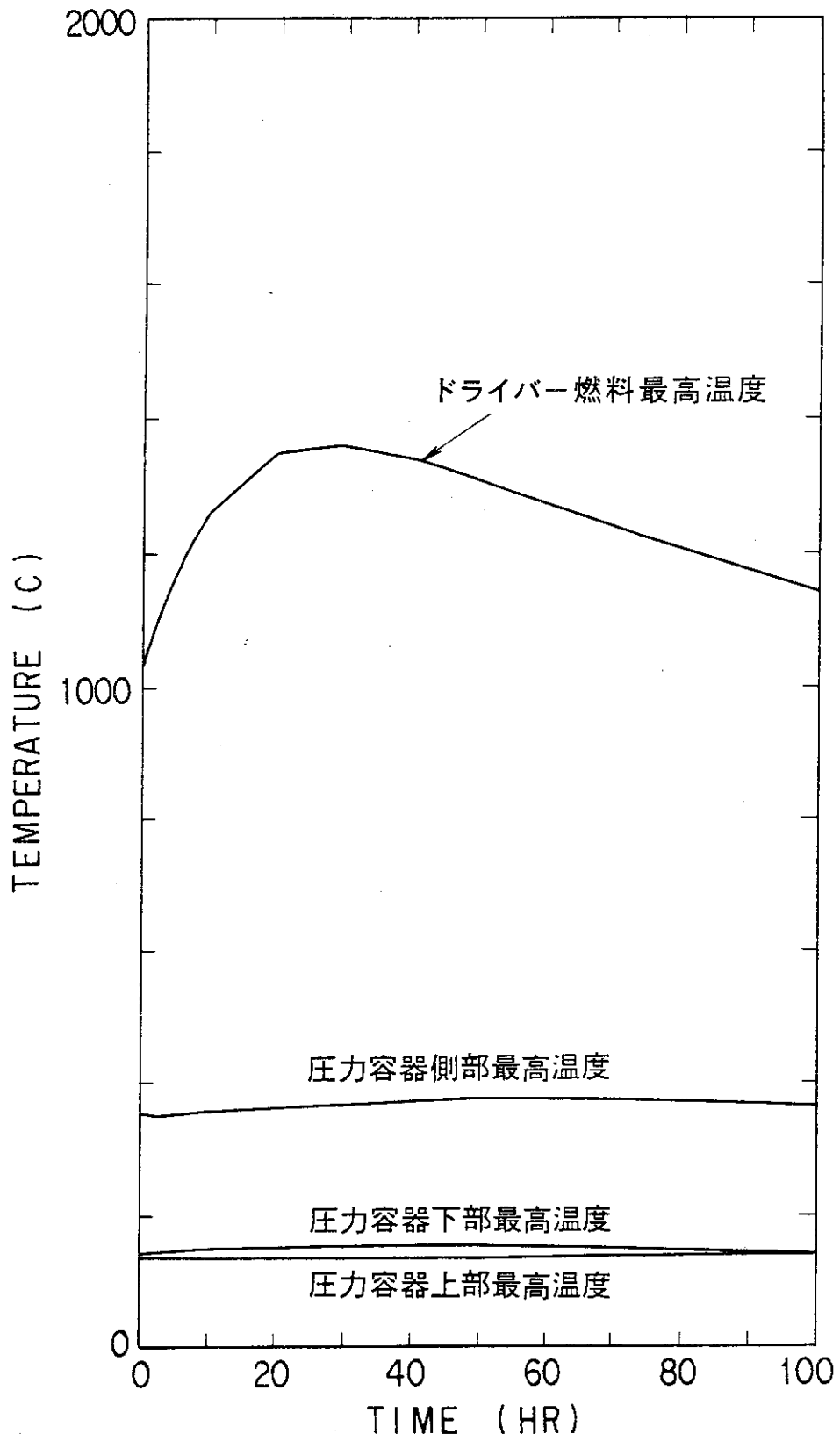


Fig. 5.39 ドライバー燃料の時間変化 (燃料限界照射試験燃焼 660日)



## 6. 結言

H T T R の減圧事故時の温度変化は、軽水炉の事故時の温度変化に比べて緩慢であることが分かった。減圧事故時の燃料最高温度は、通常運転時の最高温度を上回ることはなく、原子炉圧力容器も、制限温度である550°Cを上回ることはない。

このように、1次冷却材による強制冷却が不可能な減圧事故においても、V C S (炉容器冷却設備)による間接冷却により、原子炉の安全性が保たれることが分かった。

これは、H T T R が炉心に熱容量の大きい黒鉛材を用いていること、また、炉心の出力密度が小さいことにより、燃料温度の上昇を抑える働きがあるためである。

## 謝 辞

本報をまとめるに当たり、有益な御助言を頂いた燃料材料工学部界面工学研究室長新藤雅美氏及び高温工学試験研究炉開発部H T T R 計画室長数土幸夫氏に深く感謝します。また、計算に御協力頂いた川崎重工株式会社松木靖夫氏に感謝致します。

## 参考文献

- (1) 原研：高温工学試験研究の現状、(1990)。
- (2) 原研：日本原子力研究所大洗研究所設置許可申請書「H T T R (高温工学試験研究炉) 原子炉施設の設置」、(1989)。
- (3) 科学技術庁：「原子炉安全委員会安全審査指針集」改訂5版、(1989)。
- (4) 国富一彦他：JAERI-M 89-001, (1989)。
- (5) 椎名保顕他：JAERI-M 90-034, (1990)。
- (6) Peterson, J. F. : GA-8868, (1969)。
- (7) Clark, S. S. and Peterson, J. F. : GA-9262, (1969)。
- (8) K, Kunitmi et al. : Energy, vol.16, No.1/2, pp471-480, (1991)。
- (9) 丸山 創他私信
- (10) Y, Shina et al. : Journal of Nuclear Science and Technology, 25[3], pp254-262, (1988)。
- (11) ANS: "Proposed ANS Standard Decay Energy Release Rates Following Shutdown of Uranium-Fueled Thermal Reactors", ANS-5.1, (1971)。
- (12) ANS: "Revised ANS Standard Decay Heat from Fission Products", Nucl. tech, vol.46, (1979)。
- (13) M. Hirano et al. : JAERI-M 90-071 (1990)。

## 6. 結言

H T T R の減圧事故時の温度変化は、軽水炉の事故時の温度変化に比べて緩慢であることが分かった。減圧事故時の燃料最高温度は、通常運転時の最高温度を上回ることはなく、原子炉圧力容器も、制限温度である 550°C を上回ることはない。

このように、1 次冷却材による強制冷却が不可能な減圧事故においても、V C S (炉容器冷却設備) による間接冷却により、原子炉の安全性が保たれることが分かった。

これは、H T T R が炉心に熱容量の大きい黒鉛材を用いていること、また、炉心の出力密度が小さいことにより、燃料温度の上昇を抑える働きがあるためである。

## 謝 辞

本報をまとめるに当たり、有益な御助言を頂いた燃料材料工学部界面工学研究室長新藤雅美氏及び高温工学試験研究炉開発部 H T T R 計画室長数土幸夫氏に深く感謝します。また、計算に御協力頂いた川崎重工株式会社松木靖夫氏に感謝致します。

## 参考文献

- (1) 原研：高温工学試験研究の現状、(1990)。
- (2) 原研：日本原子力研究所大洗研究所設置許可申請書「H T T R (高温工学試験研究炉) 原子炉施設の設置」、(1989)。
- (3) 科学技術庁：「原子炉安全委員会安全審査指針集」改訂 5 版、(1989)。
- (4) 国富一彦他：JAERI-M 89-001, (1989)。
- (5) 椎名保顕他：JAERI-M 90-034, (1990)。
- (6) Peterson, J. F. : GA-8868, (1969)。
- (7) Clark, S. S. and Peterson, J. F. : GA-9262, (1969)。
- (8) K, Kunitmi et al. : Energy, vol.16, No.1/2, pp471-480, (1991)。
- (9) 丸山 創他私信
- (10) Y, Shina et al. : Journal of Nuclear Science and Technology, 25[3], pp254-262, (1988)。
- (11) ANS: "Proposed ANS Standard Decay Energy Release Rates Following Shutdown of Uranium-Fueled Thermal Reactors", ANS-5.1, (1971)。
- (12) ANS: "Revised ANS Standard Decay Heat from Fission Products", Nucl. tech, vol.46, (1979)。
- (13) M. Hirano et al. : JAERI-M 90-071 (1990)。

## 6. 結言

H T T R の減圧事故時の温度変化は、軽水炉の事故時の温度変化に比べて緩慢であることが分かった。減圧事故時の燃料最高温度は、通常運転時の最高温度を上回ることなく、原子炉压力容器も、制限温度である550°Cを上回ることはない。

このように、1次冷却材による強制冷却が不可能な減圧事故においても、V C S (炉容器冷却設備)による間接冷却により、原子炉の安全性が保たれることが分かった。

これは、H T T R が炉心に熱容量の大きい黒鉛材を用いていること、また、炉心の出力密度が小さいことにより、燃料温度の上昇を抑える働きがあるためである。

## 謝 辞

本報をまとめるに当たり、有益な御助言を頂いた燃料材料工学部界面工学研究室長新藤雅美氏及び高温工学試験研究炉開発部H T T R 計画室長数土幸夫氏に深く感謝します。また、計算に御協力頂いた川崎重工株式会社松木靖夫氏に感謝致します。

## 参考文献

- (1) 原研：高温工学試験研究の現状、(1990)。
- (2) 原研：日本原子力研究所大洗研究所設置許可申請書「H T T R (高温工学試験研究炉) 原子炉施設の設置」、(1989)。
- (3) 科学技術庁：「原子炉安全委員会安全審査指針集」改訂5版、(1989)。
- (4) 国富一彦他：JAERI-M 89-001, (1989)。
- (5) 椎名保顕他：JAERI-M 90-034, (1990)。
- (6) Peterson, J. F. : GA-8868, (1969)。
- (7) Clark, S. S. and Peterson, J. F. : GA-9262, (1969)。
- (8) K. Kunitmi et al. : Energy, vol.16, No.1/2, pp471-480, (1991)。
- (9) 丸山 創他私信
- (10) Y. Shina et al. : Journal of Nuclear Science and Technology, 25[3], pp254-262, (1988)。
- (11) ANS: "Proposed ANS Standard Decay Energy Release Rates Following Shutdown of Uranium-Fueled Thermal Reactors", ANS-5.1, (1971)。
- (12) ANS: "Revised ANS Standard Decay Heat from Fission Products", Nucl. tech, vol.46, (1979)。
- (13) M. Hirano et al. : JAERI-M 90-071 (1990)。

付録 1 配管破断直後の燃料最高温度

Fig.A.1に燃料体の周囲の伝熱経路を示す。配管破断が発生すると、「1次冷却材・加圧水差圧低」信号により原子炉はスクラムし、原子炉出力はスクラム後約1分で定格出力の約5%まで低下する。

出力が5%まで低下すると、燃料からの発熱量は、黒鉛スリーブから黒鉛ブロックへの輻射伝熱量の約1/10になる。従って、燃料温度は低下し、黒鉛ブロック温度は上昇する傾向となる。ここで、黒鉛ブロックの熱容量は燃料要素（燃料コンパクト及び黒鉛スリーブ）の熱容量の約4倍であるため、燃料温度は黒鉛ブロック温度に追従して低下する。

事故直後の温度挙動は、単一チャンネルモデルにより確認した。Fig.A.2に単一チャンネルモデルを示す。また、Fig.A.3に燃料最高温度の時間変化を示す。燃料温度は、約10分で約350~400℃低下する。

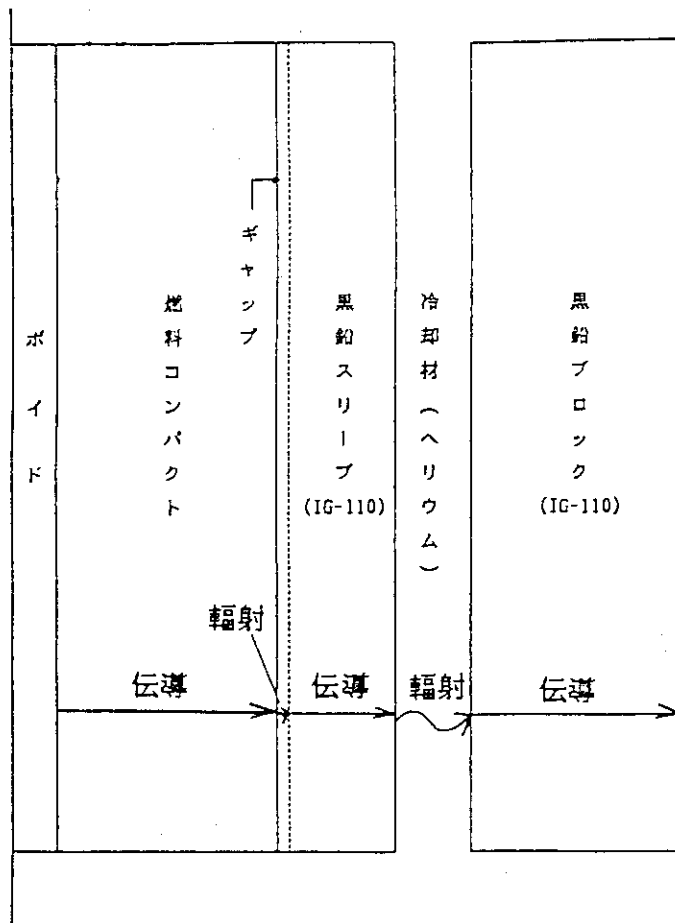


Fig. A.1 減圧事故時の伝熱経路

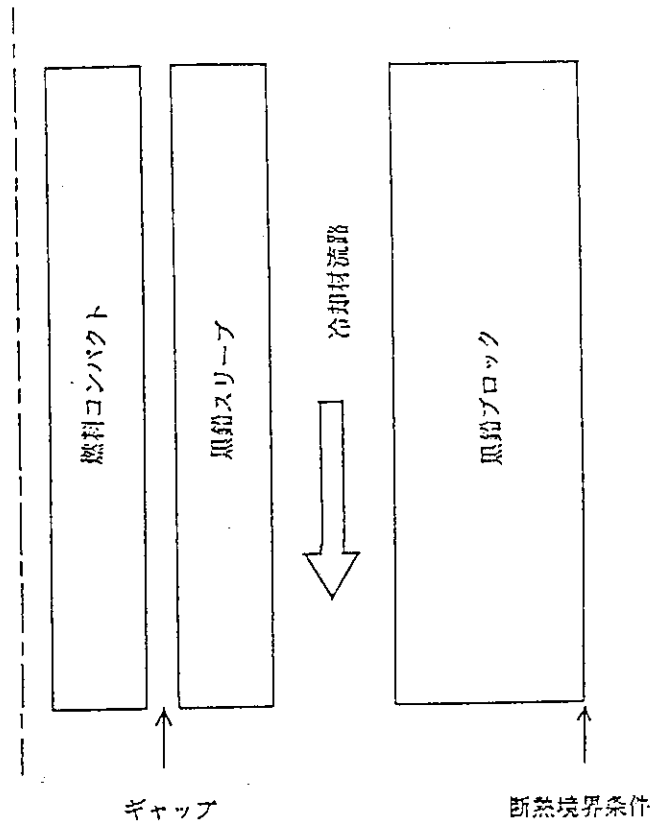


Fig. A.2 単一燃料ピンモデル

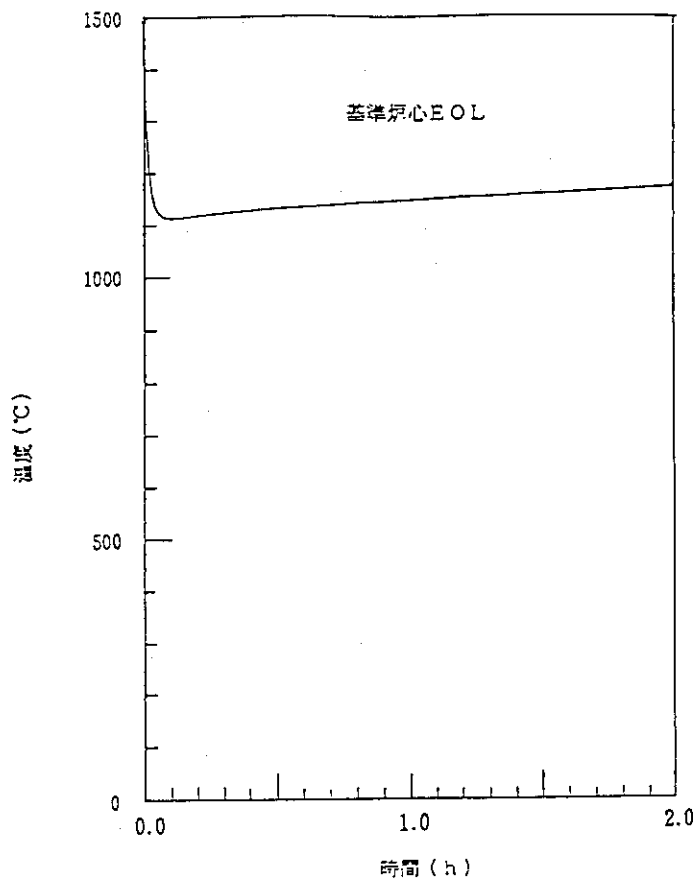


Fig. A.3 減圧事故時の初期燃料温度挙動

## 付録 2 炉心拘束機構の温度について

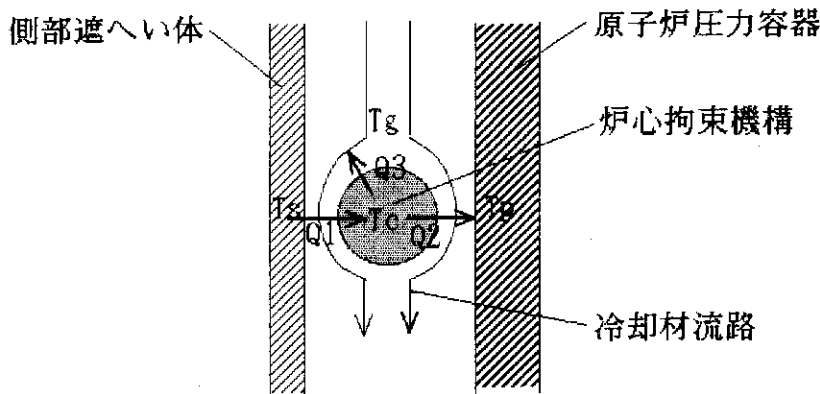
減圧事故時の炉心拘束機構の温度をその周囲の雰囲気温度から計算により求めた。解析手法を以下に示す。

$$Q_1 = \sigma AF \{ (T_s + 273)^4 - (T_c + 273)^4 \} \quad (A.1)$$

$$Q_2 = \sigma AF \{ (T_s + 273)^4 - (T_c + 273)^4 \} \quad (A.2)$$

$$Q_3 = \alpha A (T_c - T_g) \quad (A.3)$$

$$Q_1 = Q_2 + Q_3 \quad (A.4)$$



ここで、A : 伝熱面積

$T_c$  : 炉心拘束機構温度

$T_p$  : 原子炉压力容器温度

$T_s$  : 側部遮へい体温度

$Q_1$  : 側部遮へい体から炉心拘束機構への放射伝熱量

$Q_2$  : 炉心拘束機構から原子炉压力容器への放射伝熱量

$Q_3$  : 冷却材への対流熱伝達量

$\alpha$  : 熱伝達係数

$\sigma$  : ステファンボルツマン定数

熱伝達係数は、以下のように求める。

$$\text{Nu} = 0.24 + 0.56\text{Re}^{0.45} \quad (\text{A.5})$$

$$\alpha = \frac{\lambda \text{Nu}}{d} \quad (\text{A.6})$$

ここで、Re: レイノルズ数

Nu: ヌッセルト数

$\lambda$ : 冷却材の熱伝導率

d: 代表直径 (炉心拘束機構の直径)

(A.1)式から(A.6)式を連立に解いて、炉心拘束機構温度を求めた。計算結果を Table A.1に示す。炉心拘束機構の温度は、減圧事故発生後約20時間で最高の540°Cになるが、制限温度の550°Cを超えることはない。

Table A.1 炉心拘束機構温度

時間 (hr)	SEGMENT 番 号	側部遮へい 体温度 (°C)	圧力容器 側部温度 (°C)	冷却材温度 (°C)	冷却材流量 (kg/h)	炉心拘束 機構温度 (°C)
0.0	19	429.7	406.9	398.3	18700.0	414.8
1.0	23	453.6	411	432.4	22.1897	433.3
2.0	25	472.8	423	447.6	21.6582	449.2
3.0	26	487.8	436	462.0	21.0429	463.3
4.0	26	499.9	450	475.1	20.4061	476.2
5.0	26	510.0	463.7	486.7	19.7777	487.9
6.0	26	518.3	475.2	496.8	19.1727	497.6
7.0	25	525.2	485	505.2	18.5994	505.9
8.0	25	531.1	493.6	512.4	18.0615	513.0
9.0	25	535.9	500.8	518.4	17.5603	518.9
10.0	25	539.8	506.8	523.4	17.0958	523.8
20.0	21	552.4	527	540.3	14.1379	<u>540.0</u>
30.0	20	546.2	524.2	535.4	13.0335	535.4
40.0	19	535.0	513.9	524.5	12.7000	524.7
50.0	19	522.6	502.3	512.5	12.6863	512.6
75.0	18	491.6	472.6	482.1	13.149	482.3
100.0	17	463.4	445	454.4	13.8667	454.4