

JAERI - M  
90-195

HTTRの1次冷却設備配管破断事故に関する安全解析

1990年10月

丸山 創・岡本 太志・中川 繁昭・新藤 雅美

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。

入手の間合わせは、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、お申しこしてください。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）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

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

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1990

編集兼発行 日本原子力研究所  
印刷 いばらき印刷㈱

HTTRの1次冷却設備配管破断事故に関する安全解析

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  
丸山 創・岡本 太志・中川 繁昭・新藤 雅美

(1990年10月16日受理)

高温工学試験研究炉 (HTTR) の安全評価において重要な1次冷却設備の配管破断事故が原子炉に与える影響を評価するため、二重管破断事故及び内管破損事故について破断 (破損) 面積をパラメータとした感度解析並びに評価を実施した。その結果、二重管の大破断 (完全両端破断) が炉心の損傷の観点から最も厳しく、また、内管破損については原子炉压力容器温度に及ぼす影響 (温度) の観点から大破断 (完全両端破断) の場合が最も厳しくなることが判った。

Safety Analysis for Pipe Rupture Accidents  
of Primary Cooling System for HTTR

So MARUYAMA, Futoshi OKAMOTO, Shigeaki NAKAGAWA and Masami SHINDO

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

(Received October 16, 1990)

In order to evaluate the magnitude of the effects on the integrity of the reactor facility due to the pipe rupture accidents of the primary cooling system, which are important in the safety evaluation of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR), safety evaluation was performed concerning with the area of rupture for the failure of the co-axial double pipe and the inner pipe of the primary cooling system.

It was found through the present work that a double-ended rupture of the co-axial double pipe was the severest from a viewpoint of the core damage in the failure of the co-axial double pipe and a double-ended rupture of the inner pipe was the severest from a viewpoint of the effect on the reactor vessel (reactor vessel temperature) in the failure of the inner pipe, respectively.

Keywords: HTTR, Safety Assessment, Pipe Rupture Accident, Rupture of Co-axial Double Pipe, Failure of Inner Pipe, Safety Analysis

## 目 次

1. はじめに .....	1
2. 1次冷却設備二重管破断事故 .....	9
2. 1 1次冷却設備二重管の完全両端破断事故の解析 .....	9
2. 2 1次冷却設備二重管の内外管の中小破損事故の検討 .....	12
2. 3 まとめ .....	13
3. 1次冷却設備二重管内管破損事故 .....	22
3. 1 1次冷却設備二重管内管の完全両端破断事故の解析 .....	22
3. 2 1次冷却設備二重管内管の小破損事故の解析 .....	23
3. 3 まとめ .....	24
4. 結 論 .....	30
謝辞 .....	31
参考文献 .....	31
付録 黒鉛材料の高温強度について .....	32

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Rupture of co-axial double pipe in primary cooling system .....	9
2.1 Analysis on double-ended rupture of co-axial pipe .....	9
2.2 Study of medium and small area rupture of co-axial double pipe .....	12
2.3 Conclusions .....	13
3. Failure of inner pipe of co-axial double pipe in primary cooling system .....	22
3.1 Analysis on double-ended rupture of inner pipe for co-axial double pipe .....	22
3.2 Analysis on small area rupture of inner pipe for co-axial double pipe .....	23
3.3 Conclusions .....	24
4. Summary .....	30
Acknowledgements .....	31
References .....	31
Appendix Strength of graphite at high temperature .....	32

## 1. はじめに

高温工学試験研究炉（HTTR）は、現在日本原子力研究所で建設準備が進められている熱出力 30 MWの黒鉛減速ヘリウムガス冷却炉であり、高温ガス炉技術の高度化及び高温に関する先端的研究を実施するための研究炉である<sup>(1)、(2)</sup>。

原子炉の基本仕様を第1.1表に、原子炉本体の縦断面図及び水平断面図を第1.1図及び第1.2図に示す。原子炉は原子炉圧力容器、燃料体、反射体、炉内構造物、制御棒等から構成される。炉心は、燃料カラム30カラムと制御棒案内カラム7カラムにより構成され、その外周を可動反射体及び大型の固定反射体ブロックにより囲まれている。燃料体はピン・イン・ブロック型であり、第1.3図に示すように被覆燃料粒子を黒鉛粉末に分散して焼結した燃料コンパクトを黒鉛スリーブに収めた燃料棒を黒鉛ブロックの中の燃料棒挿入孔に挿入したものである<sup>(3)、(4)</sup>。なお、炉心構成には試験用燃料体を装荷しない基準炉心と、試験用燃料体を最大3体まで装荷した照射炉心とがある。

冷却系は、第1.4図に示すように主冷却設備、補助冷却設備、圧力容器の外部から冷却する炉容器冷却設備により構成される。主冷却系は、中間熱交換器及び1次加圧水冷却器により構成され、原子炉からの950°Cの1次冷却材は、高温二重配管の内管側を流れて原子炉から中間熱交換器及び1次加圧水冷却器に輸送され、約400°Cまで冷却された後、内管と外管の間を流れ再び原子炉へ戻る。原子炉の運転には、この中間熱交換器と1次加圧水冷却器とを並列に運転する並列運転と、1次加圧水冷却器単独で運転する単独運転の場合がある。原子炉で発生した熱は、2次ヘリウム冷却設備あるいは加圧水冷却設備を経て、最終的には加圧水冷却設備の空気冷却器から大気に放散される。炉容器冷却設備は、配管破断事故のような主冷却設備及び補助冷却設備の循環経路を確保できない事故の場合に、圧力容器の外部より炉心の冷却を行うために用いる。

HTTRの安全評価に当たっては「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を参考とし、これにHTTR固有の特性及び設計上の特徴を考慮して評価を行う必要がある。HTTRでは、HTTRの安全評価の判断基準で考慮している判断項目①燃料温度、②炉心の損傷、③原子炉冷却材圧力バウンダリの温度、④原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、⑤原子炉格納容器にかかる圧力及び⑥周辺公衆に対する放射線被ばくのリスク毎に、それぞれの項目に影響を与える異常事象を摘出し、異常事象毎に結果が最も厳しくなる事象を代表事象として選定した<sup>(2)</sup>。事故事象の代表事象を第1.2表に示す。

HTTRの特徴の一つに1次冷却設備に二重管を使用していることが挙げられる。二重管に係る異常事象としては、1次冷却材が系外へ放出する二重管破断及び1次冷却材の一部が炉心をバイパスする二重管の内管破損が考えられる。

本報告書は、HTTRの安全評価において、第1.3表に示す事故の判断基準の観

点から1次冷却設備の配管破断事故の代表事象の選定に資するため、二重管破断事故及び内管破損事故について破断（破損）面積をパラメータとして感度解析並びに評価を実施し、原子炉施設に与える影響を定量的に評価した結果をまとめたものである。

第1.1表 基本仕様

項 目	仕 様
原子炉熱出力	30 MW
冷却材	ヘリウムガス
原子炉入口／出口冷却材温度	395 / 850～950 °C
1次冷却材圧力	4 MPa
炉心構造材	黒鉛
炉心有効高さ	2.9 m
炉心等価直径	2.3 m
出力密度	2.5 MW/m <sup>3</sup>
燃 料	二酸化ウラン・被覆粒子／黒鉛分散型
ウラン濃縮度	3～10 % (平均6%)
燃料体形式	ブロック型
原子炉圧力容器	鋼製 (2- $\frac{1}{4}$ Cr-1Mo鋼)
主冷却回路	1ループ (中間熱交換器及び加圧水冷却器)

第1.2表 HTTRの事故の代表事象

(1) 燃料体内冷却材流路閉塞事故
(2) 1次冷却設備二重管内管破損事故
(3) 2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損事故
(4) 2次ヘリウム冷却設備二重管破断事故
(5) 加圧水配管破断事故
(6) 1次冷却設備二重管破断事故
(7) 1次加圧水冷却器伝熱管破損事故
(8) 1次ヘリウム純化設備破損事故
(9) 気体廃棄物処理設備破損事故
(10) 照射試験装置スweepガス配管破損事故
(11) 燃料限界照射試料の冷却材流路閉塞事故
(12) スタンドパイプ破損事故
(13) その他 (地震、火災、台風、洪水等)

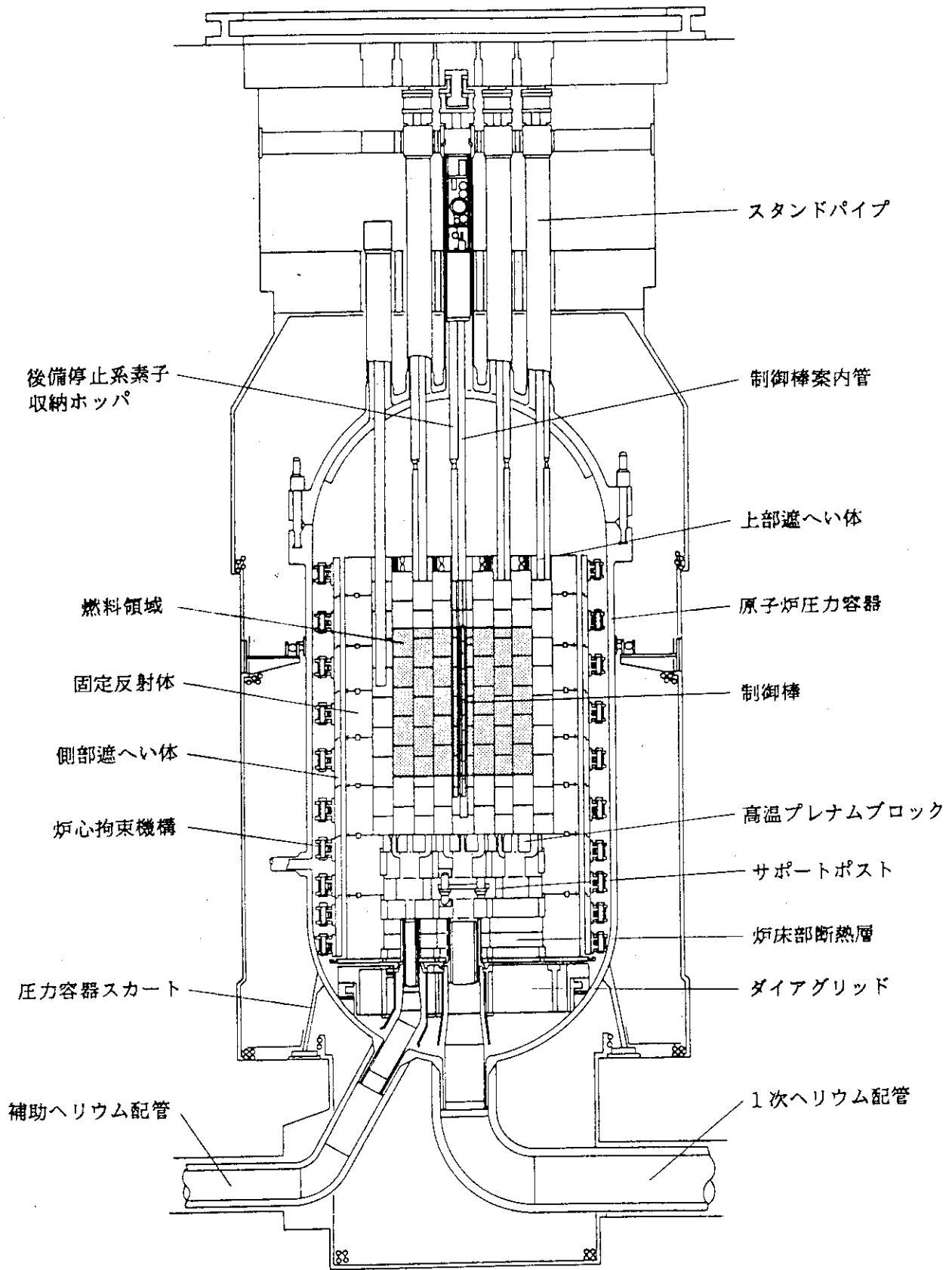


第1.3表 事故の判断基準

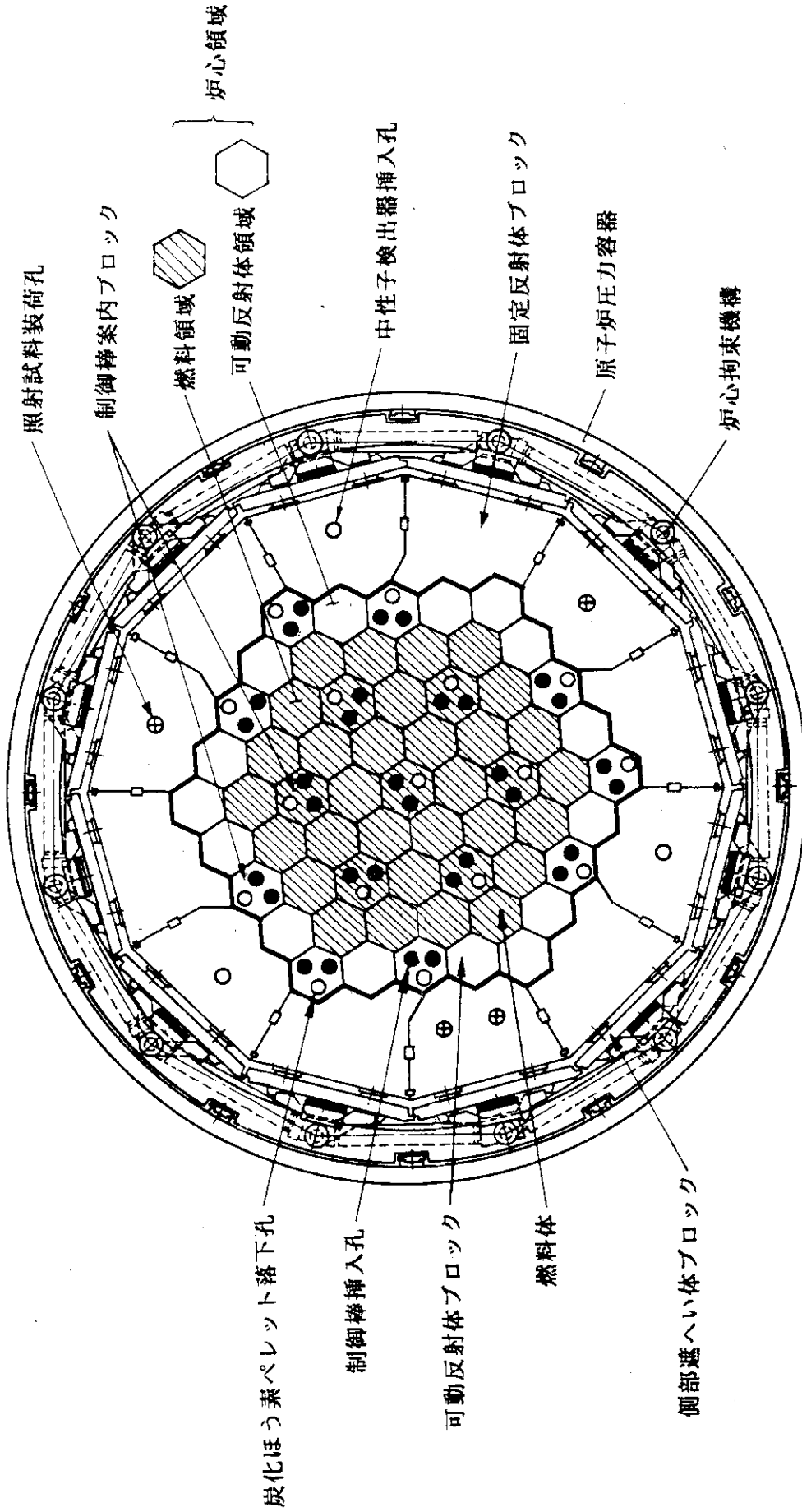
- (1) 炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。（\*）
- (2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次冷却材と2次ヘリウム冷却材とのバウンダリを除き1次冷却設備の最高使用圧力の1.2倍以下とし、1次冷却材と2次ヘリウム冷却材とのバウンダリにあっては、バウンダリを破損させないこと。
- (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は、次の値を超えないこと。
- a. 原子炉圧力容器、1次系主配管等で、2 1/4 Cr-1Mo鋼NT材を使用する箇所 550°C
  - b. 1次加圧水冷却器伝熱管等で、オーステナイト系ステンレス鋼を使用する箇所 650°C
  - c. 中間熱交換器等で、ニッケル基耐食耐熱超合金を使用する箇所 1000°C
- (4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器バウンダリの最高使用圧力以下であること。
- (5) 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

(\*) 判断基準の具体的な目安としては、炉心の黒鉛構造物の酸化による損傷に注目し、サポートポストの残存等価直径（80mm以上）及び黒鉛スリーブ底板の残存等価厚さ（5mm以上）を定めている。

なお、燃料温度は判断基準にはないが、燃料最高温度も参考として評価している。

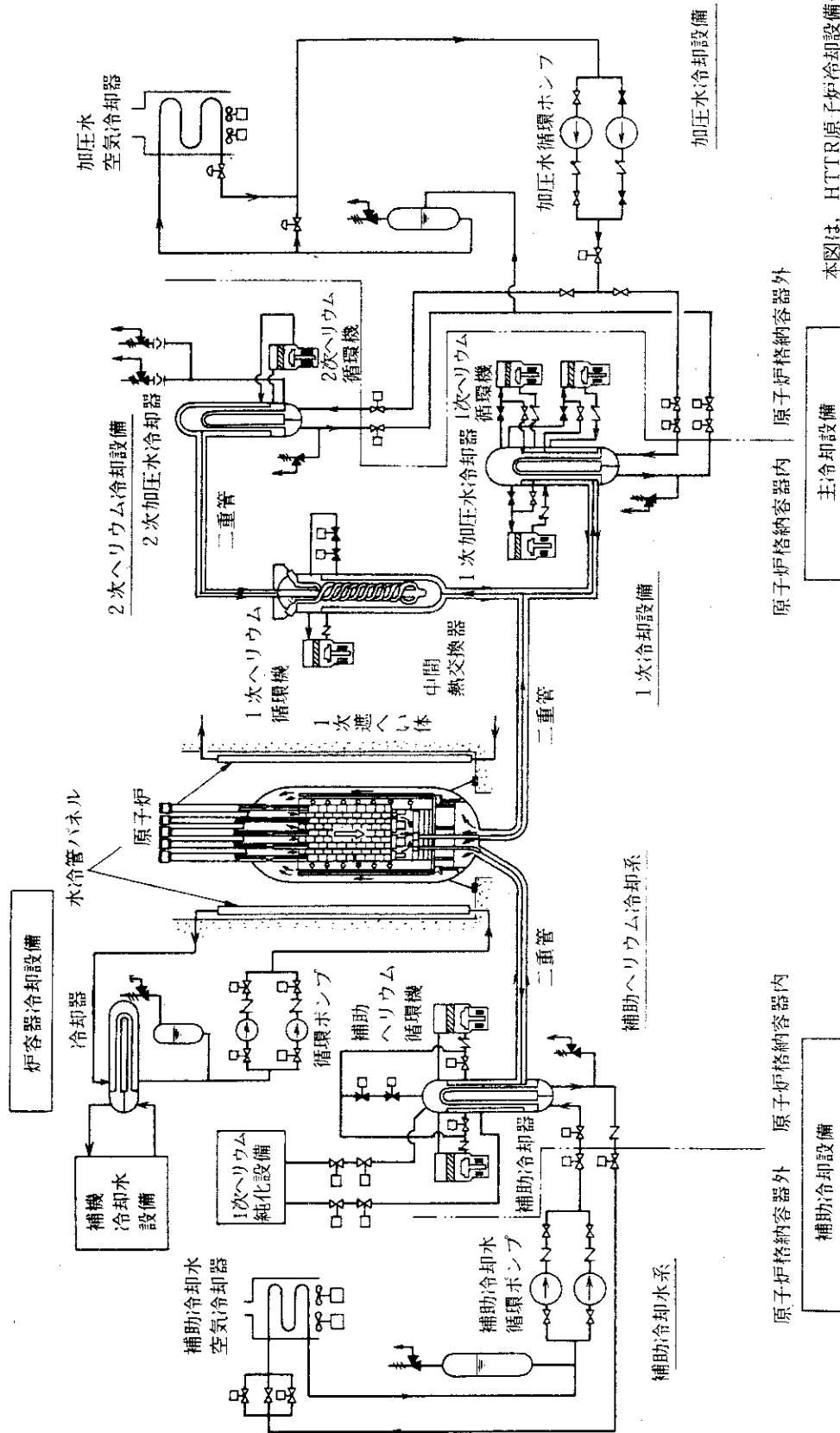


第1.1図 原子炉縦断面図



第1.2図 原子炉平断面図





本図は、HTTR原子炉冷却設備の系統構成を示す。原子炉冷却設備は、通常運転時に原子炉を冷却する主冷却設備並びに原子炉スクラム時に原子炉を冷却する補助冷却設備と炉容器冷却設備から成る。

第1.4図 原子炉冷却設備系統図

## 2. 1次冷却設備二重管破断事故

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で、1次冷却設備二重管が破損し、1次冷却材が系外に放出され、1次冷却材圧力が急速に減圧する事象(減圧事故)である。

減圧事故が発生すると、炉心の冷却能力が低下して燃料の温度が上昇し、また、破断部から空気が侵入し、炉心の黒鉛と反応して炉心に悪影響を与える可能性がある。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。

ここでは、燃料温度、原子炉圧力容器温度、原子炉格納容器にかかる圧力、黒鉛構造物の酸化の観点から、完全両端破断と内外管の同時中小破損の場合について検討を行った。

### 2.1 1次冷却設備二重管の完全両端破断事故の解析

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次冷却設備が瞬時に完全両端破断し、1次冷却材が急速に減圧する事故である。

#### (1) 燃料最高温度及び原子炉圧力容器温度の評価

##### (a) 解析条件

事故直後の挙動は、計算コード THYDE-HTGR<sup>(5)</sup>により解析する。また、原子炉スクラム後の長時間の挙動は、計算コード TAC-NC<sup>(6)</sup>により解析する。

解析では、実際より十分厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- 事故発生時の原子炉は、基準炉心の並列運転状態にあるものとし、原子炉出力は誤差を考慮して定格の 102.5 %とする。
- 1次冷却設備二重管が原子炉圧力容器出入口ノズル部近傍で完全両端破断するものとする。
- 反応度係数としては、原子炉の到達出力が最大となるように、誤差を考慮した最小値を用いる。
- 原子炉スクラムは、原子炉保護設備の「1次冷却材・加圧水差圧低」信号によるものとする。
- 原子炉スクラム後の温度評価については、評価対象ごとに最も温度が高くなる燃焼日数で事故が起こるものとする。従って、燃料温度を計算するに当たっては、炉心を構成する黒鉛の熱伝導率として、炉心からの熱放散の小さい燃焼末期の値を使用する。

また、原子炉圧力容器の温度を計算するに当たっては、炉心を構成

する黒鉛の熱伝導率として、原子炉压力容器への熱放散の大きい燃焼初期の値を使用する。

- f. 商用電源は使用できないものとする。
- g. 単一故障の仮定として、炉容器冷却設備の1系統が不作動とする。

#### (b) 解析結果

事故後 25 秒までのプラントの挙動を、第2.1図に示す。事故後、1次冷却材圧力は急速に減圧し、約 0.9 秒で「1次冷却材・加圧水差圧低」信号の原子炉スクラム点に達し、原子炉は自動停止する。この時、燃料最高温度は初期値を上回ることなく徐々に低下する。

原子炉スクラムから長期間の燃料最高温度及び原子炉压力容器最高温度を、第2.2図に示す。燃料最高温度は原子炉スクラム直後に約 1,135 °C に低下した後、再び上昇するが初期値を上回ることはない。また、原子炉压力容器の最高温度は、原子炉压力容器側部に生じ、事故後約 20 時間で約 530 °C になるが、判断基準の 550 °C を超えることはない。

### (2) 原子炉格納容器にかかる圧力の評価

#### (a) 解析条件

事故後の原子炉格納容器内へ放出される質量とエネルギーは、計算コード RATSAM6<sup>(7)</sup> により解析し、原子炉格納容器内の圧力及び温度挙動は、計算コード COMPARE-MOD1<sup>(8)</sup> により解析する。

解析では、実際より十分厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- a. 事故発生時の原子炉は、基準炉心の並列運転状態にあるものとし、原子炉出力は誤差を考慮して定格の 102.5 % とする。
- b. 1次冷却設備二重管が原子炉压力容器出入口ノズル部近傍で完全両端破断するものとする。
- c. 原子炉格納容器内圧を計算する場合は、放出された冷却材からの熱吸収体としては、放出された冷却材と接するコンクリートのみとし、熱吸収を保守的に小さく見積もるため、熱伝達率は 5 kcal/m<sup>2</sup>・h・°C、また、コンクリートの熱伝導率は 1.2 kcal/m・h・°C とする。
- d. 原子炉格納容器からの漏えいによる内圧の低下はないものとする。

#### (b) 解析結果

原子炉格納容器の内圧挙動を第2.3図に示す。

1次冷却材の放出により、原子炉格納容器の内圧は約9秒で約 4.7 kg/cm<sup>2</sup> に上昇するが、その後時間とともに低下する。

原子炉格納容器及び原子炉格納容器雰囲気温度を第2.4図に、また、原子炉格納容器内のコンクリート温度を第2.5図に示す。

原子炉格納容器雰囲気の最高温度は、約1秒後に約 390 °C、約1,000 秒

後に 100 °C以下となり、時間とともに低下する。

この時、原子炉格納容器温度は約 85 °Cまで上昇する。また、コンクリートの温度は約 100 °Cまで上昇するが、その後時間とともに低下する。

### (3) 炉内黒鉛構造物の酸化評価

#### (a) 解析条件

事故発生後、原子炉格納容器内の空気は、拡散により破断口から原子炉圧力容器内へ侵入し、自然循環が発生する。発生した自然循環による炉内への空気侵入量は TAC-NC により解析する。

黒鉛構造物の酸化は、黒鉛構造物の温度が低いと反応速度は遅いが、構造物内部まで酸素が侵入し、黒鉛と反応するために内部で密度減少が生じ、黒鉛材の強度が低下する。一方、高温になるにつれて反応速度は早くなるが、酸化は黒鉛構造物表面に限定された肉べりとなり、黒鉛構造物の荷重支持能力が低下する。ここで、黒鉛構造物がどれだけ酸化されたかを示すものとして、黒鉛構造物の酸化による重量減少をそれと等価な肉べり量に換算した等価肉べり量を用いる。黒鉛構造物の酸化解析は、計算コード GRACE<sup>(9)</sup>により解析する。

解析では、実際より十分厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- a. 事故発生時の原子炉は、サポートポストの解析については基準炉心の並列運転状態とし、黒鉛ブロックの解析については照射炉心の並列運転状態とする。
- b. 混合気体の侵入は、事故後時間遅れをもって発生することを考慮し、評価対象物ごとに最も厳しくなる時間遅れを用いて解析する。
- c. 黒鉛と酸素の反応速度は、黒鉛の種類により異なるため、使用黒鉛材料について実施した酸化試験より、各黒鉛の反応速度の上下限値を定め、評価すべき黒鉛構造物の酸化量が多くなるように使いわけると。具体的には、対象とする黒鉛の反応速度は上限値を、それ以外の黒鉛の反応速度は下限値を使用する。
- d. 黒鉛材中の酸素の拡散係数は、黒鉛構造物の酸化量が多くなるように、十分保守性を持った値とする。
- e. 黒鉛と酸素の反応により、二酸化炭素と一酸化炭素が生成される。解析では、黒鉛酸化量を多めに見積もるように、黒鉛と酸素の反応により生成されるガスは全て一酸化炭素とする。これは、生成ガスの燃焼可能性を評価する点からも厳しい仮定である。

#### (b) 解析結果

事故後、炉心部を上向きに自然循環流れが形成され、空気とヘリウムからなる混合気体が原子炉圧力容器内へ侵入する。この時、炉心支持黒鉛構



造物及び炉心黒鉛構成要素は、混合気体中の酸素により酸化腐食される。

酸化されるサポートポストの胴部表面からの酸化率分布を第2.6図に示す。酸化によるサポートポストの等価肉べり量は約 6 mmとなるが、サポートポストの残存等価直径は約 138 mmあるので、サポートポストは十分な炉心支持能力を有している。また、黒鉛スリーブ底板の等価肉べり量は黒鉛スリーブ底板の厚さ 10 mmに対して約 3.6 mmであり、残存等価厚さは約 6.4 mmを有しているため、燃料コンパクトが高温プレナム部に落下することはない。

なお、炉心燃料と同じく厚さ 10 mmの黒鉛スリーブ底板を有する燃料限界照射試料は、酸化後でも約 6.6 mmの底板の厚さを有しており、燃料試料を保持するに必要な強度を有している。

また、一酸化炭素の濃度と燃焼範囲の関係を第2.7図に示す。減圧事故後、原子炉格納容器内の酸素が全て黒鉛との酸化に消費され、一酸化炭素が発生したとしても、可燃性ガスの濃度は燃焼範囲外にある。

## 2.2 1次冷却設備二重管の内外管の中小破損事故の検討

1次冷却設備二重管の内外管の同時中小破損は考えがたいが、仮に、内外管の同時中小破損を仮定した場合でも、以下に述べるように、両端完全破断の場合に比較して結果が厳しくなることはないと判断できる。

### (1) 燃料最高温度

1次冷却材が系外に放出される事象の燃料温度はスクラム直前に最高となる。従って、1次冷却設備二重管の中小破損が発生した場合、外管破損の結果から、二重管の大破断と比較してスクラムまでの時間が若干長くなるが、燃料最高温度の有意な上昇はないと判断できる。

例えば、1次冷却設備の中小漏えいの場合について原子炉スクラム点に達するまでの時間と燃料最高温度をまとめると第2.1表のようになる。第2.1表は、中小漏えい時の冷却材流出面積を二重管破断時の冷却材流出面積に対する割合として結果を整理したものである。同表より、1次冷却設備二重管の中小破損が生じて、燃料最高温度に有意な上昇はないと判断できる。

また、第2.1表の破損面積より更に小さな漏えい面積の場合（微小漏えい）、例えば、冷却材流出面積比が約0.015%（管径約 10 mmの配管破損に相当）の場合、原子炉スクラムまでの時間は約4分であり、燃料最高温度は約 1515℃まで上昇し、燃料最高温度は大破断の場合より高くなる。しかし、この場合スクラム後一定期間（1次冷却材圧力が約 27 kg/cm<sup>2</sup>に低下し、補助冷却設備起動阻止信号が発信するまで）、補助冷却設備による除熱が期待できるので、空気が侵入して酸化が開始するまでには燃料最高温度は低下し、炉心損傷の観点からも大破断より厳しくなることはない。

## (2) 原子炉压力容器温度

1次冷却設備二重管の中小破損が発生した場合、(1)で述べたように燃料最高温度はほとんど上昇しないので、原子炉の保有熱は大破断時とほとんど同じである。また、微小漏えいのようにスクラム時間が長くなる場合、原子炉の保有熱が増加すると予想されるが、スクラム後一定期間、補助冷却設備による除熱が期待できるため、炉容器冷却設備による除熱開始時点までの原子炉保有熱は大破断時とほとんど同じである。従って、原子炉压力容器の温度は大破断時の結果と有意な差はないと判断できる。

## (3) 原子炉格納容器にかかる圧力

原子炉格納容器へ放出された冷却材の熱は、時間遅れを伴ってコンクリート構造物へ移動する。冷却材の放出速度が大きい方が放出後のガス温度が高いため、原子炉格納容器の圧力は、大破断時の方が高いと判断できる。

## (4) 黒鉛酸化

1次冷却設備二重管の中小破損が発生した場合、(1)で述べたように燃料最高温度はほとんど上昇しないこと、また、空気の侵入速度は、中破損ではほとんど変わらず、小破損では破断口での抵抗により小さくなることから、酸化は大破断に比較して厳しくなることはないと判断できる。また、微小漏えいのようにスクラム時間が長くなる場合、スクラム後一定期間、補助冷却設備による除熱が期待できるので、空気が侵入して酸化が開始するまでには、燃料最高温度は低下すること及び破断口が小さいため二重管破断のように自然循環により多量の空気侵入が生ずるとは考えがたいことから、酸化は大破断に比較して厳しくなることはないと判断できる。

## 2.3 まとめ

1次冷却設備二重管の内外管の同時中小破損が発生したとしても、燃料最高温度はほとんど上昇せず、また、空気の侵入速度は中破損ではほとんど変わらず、小破損では破断口の抵抗により小さくなることから、黒鉛構造物の酸化量は完全両端破断事故時の酸化量を上回ることはない。また、原子炉压力容器最高温度及び原子炉格納容器にかかる圧力についても、完全両端破断時の結果を上回ることはない。

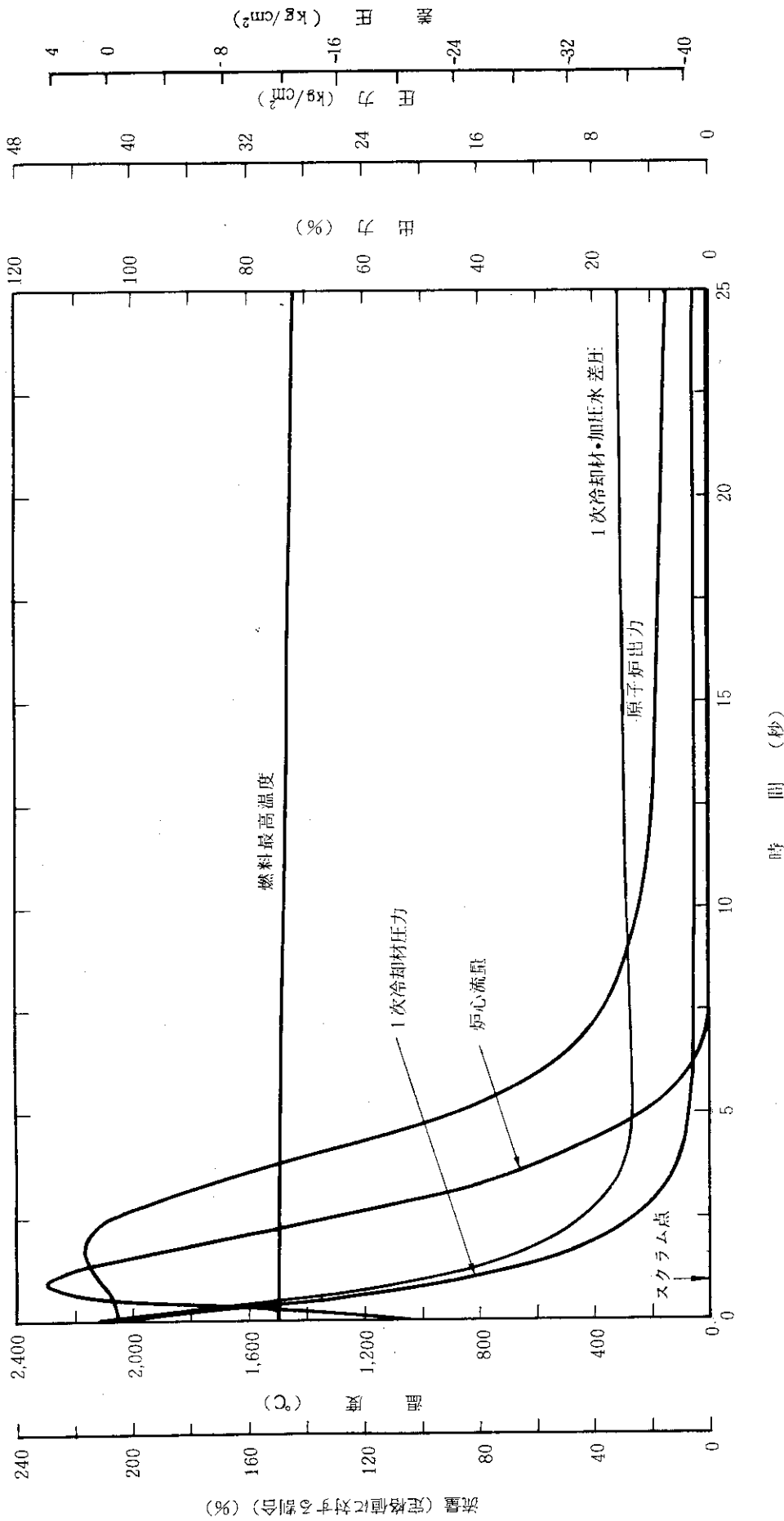
従って、1次冷却設備二重管破断事故の代表事象としては、炉心損傷、原子炉压力容器温度、原子炉格納容器にかかる圧力の観点から破断口径は、二重管の大破断（完全両端破断）を仮定する。

第2.1表 1次冷却設備の中小漏えい時のスクラム時間と燃料最高温度

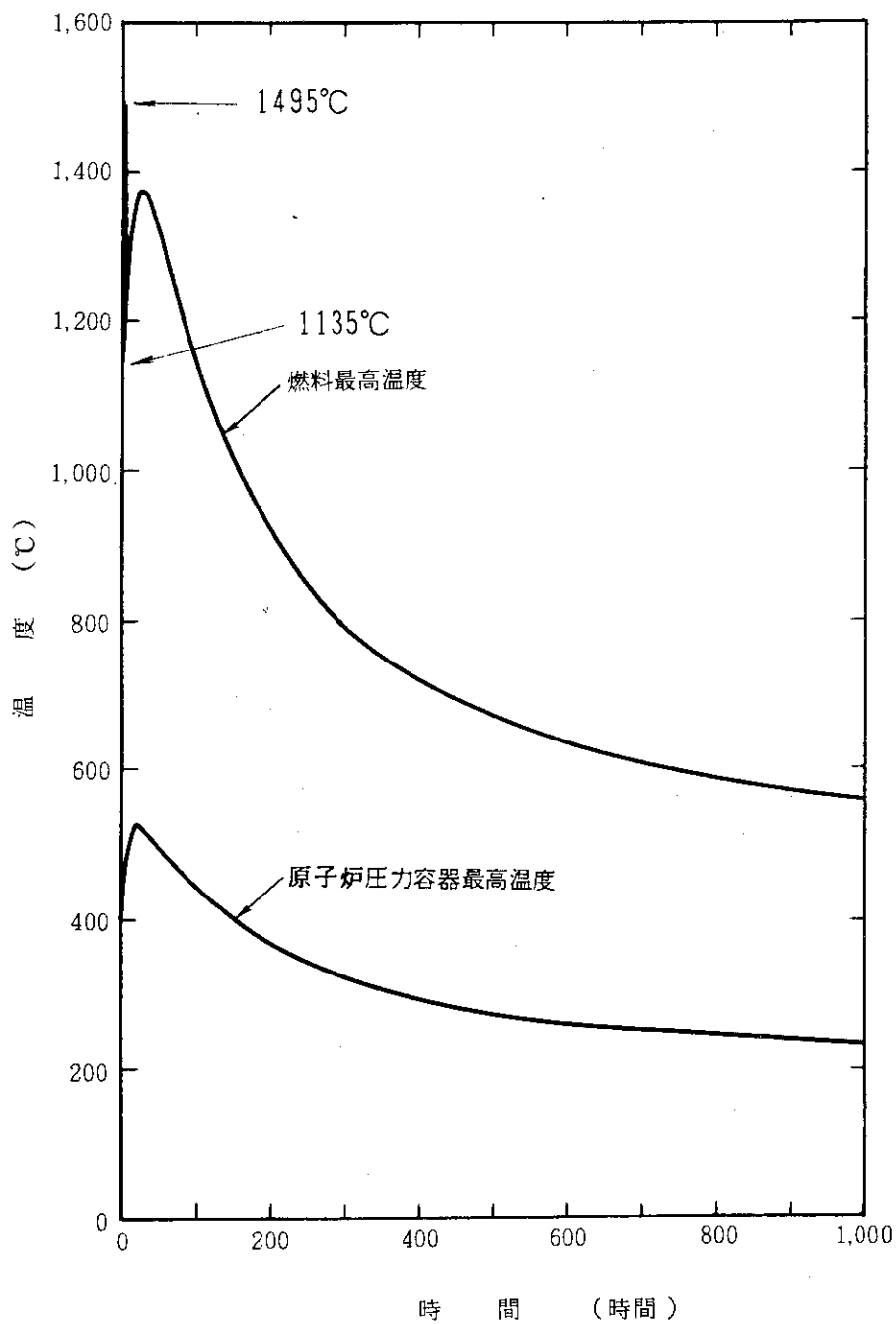
漏えい面積比(*) (口径)	約45% (約48cmφ)	約25% (約28cmφ)	約1% (約7.5cmφ)
安全保護系信号	「1次冷却材・加圧水差圧低」		
原子炉スクラム 点に達するまで の時間	約1.5秒	約1.6秒	約7秒
燃料最高温度	1495°C(**)	1495°C(**)	約1496°C

(\*) 二重管破断事故時の冷却材流出面積(約60cmφ)に対する  
中小漏えい時の冷却材流出面積の比

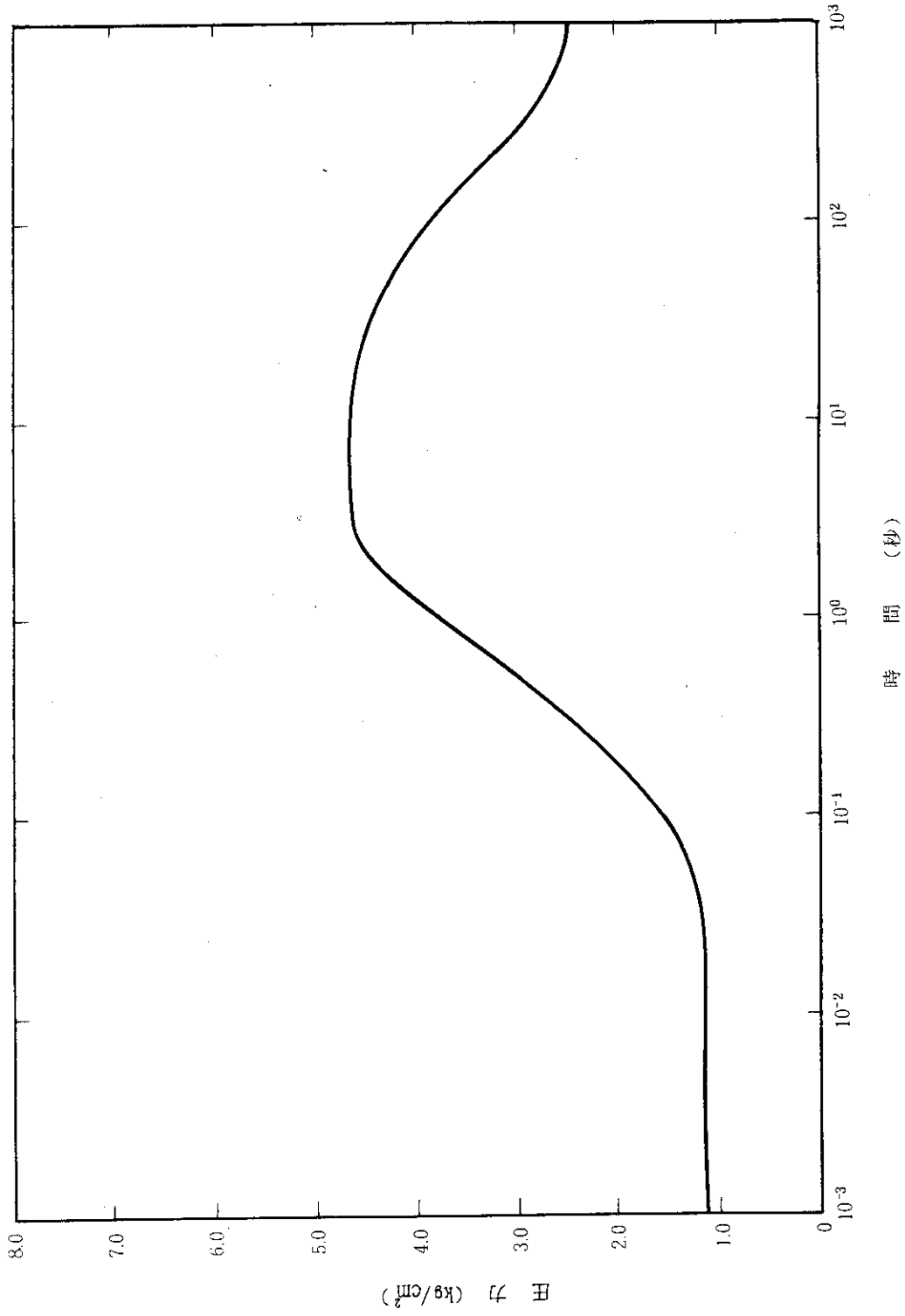
(\*\*) 初期値(1495°C)を上回らない。



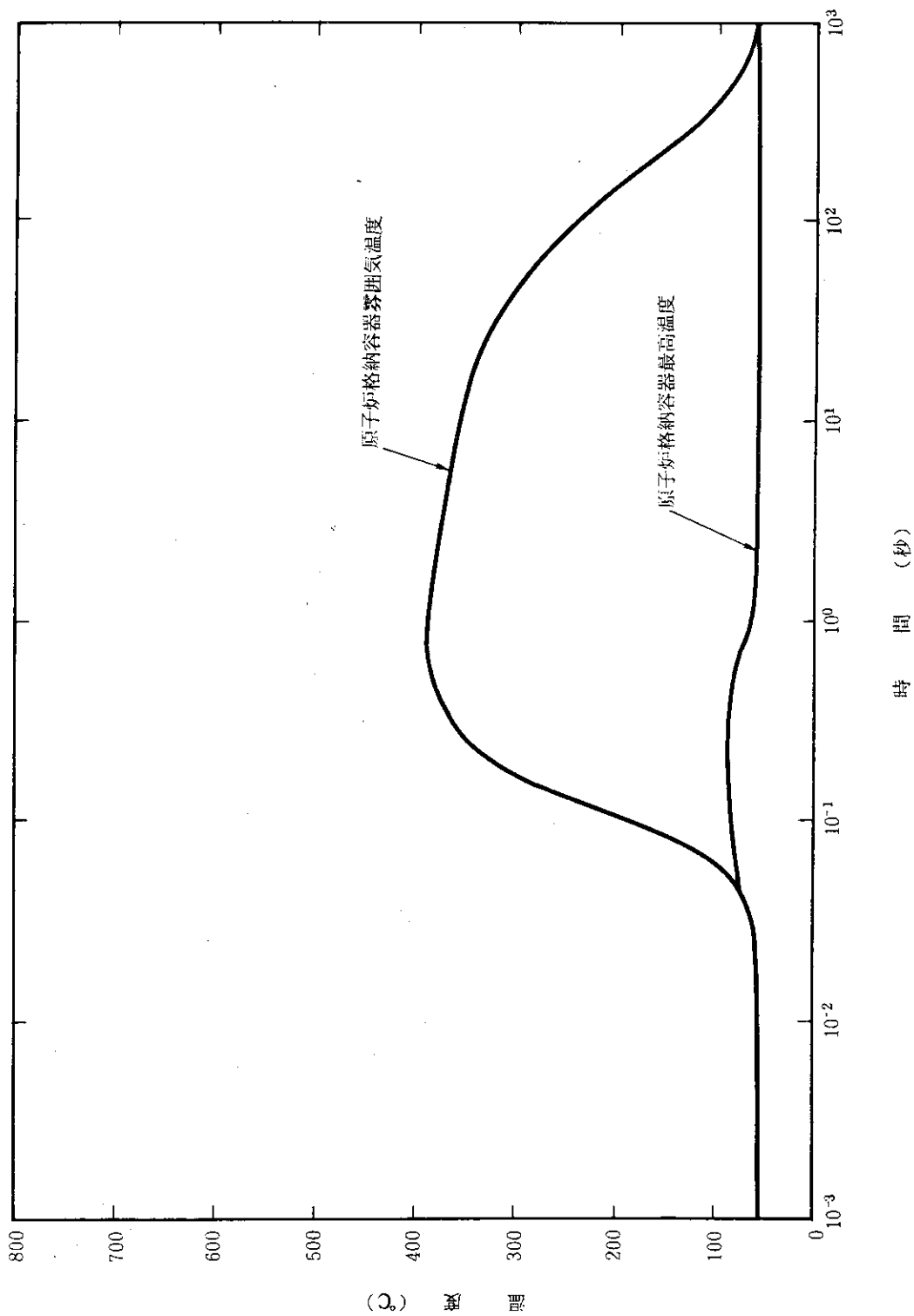
第2.1図 1次冷却設備二重管の完全両端破断(1)  
(原子炉出力及び燃料最高温度等の短時間挙動)



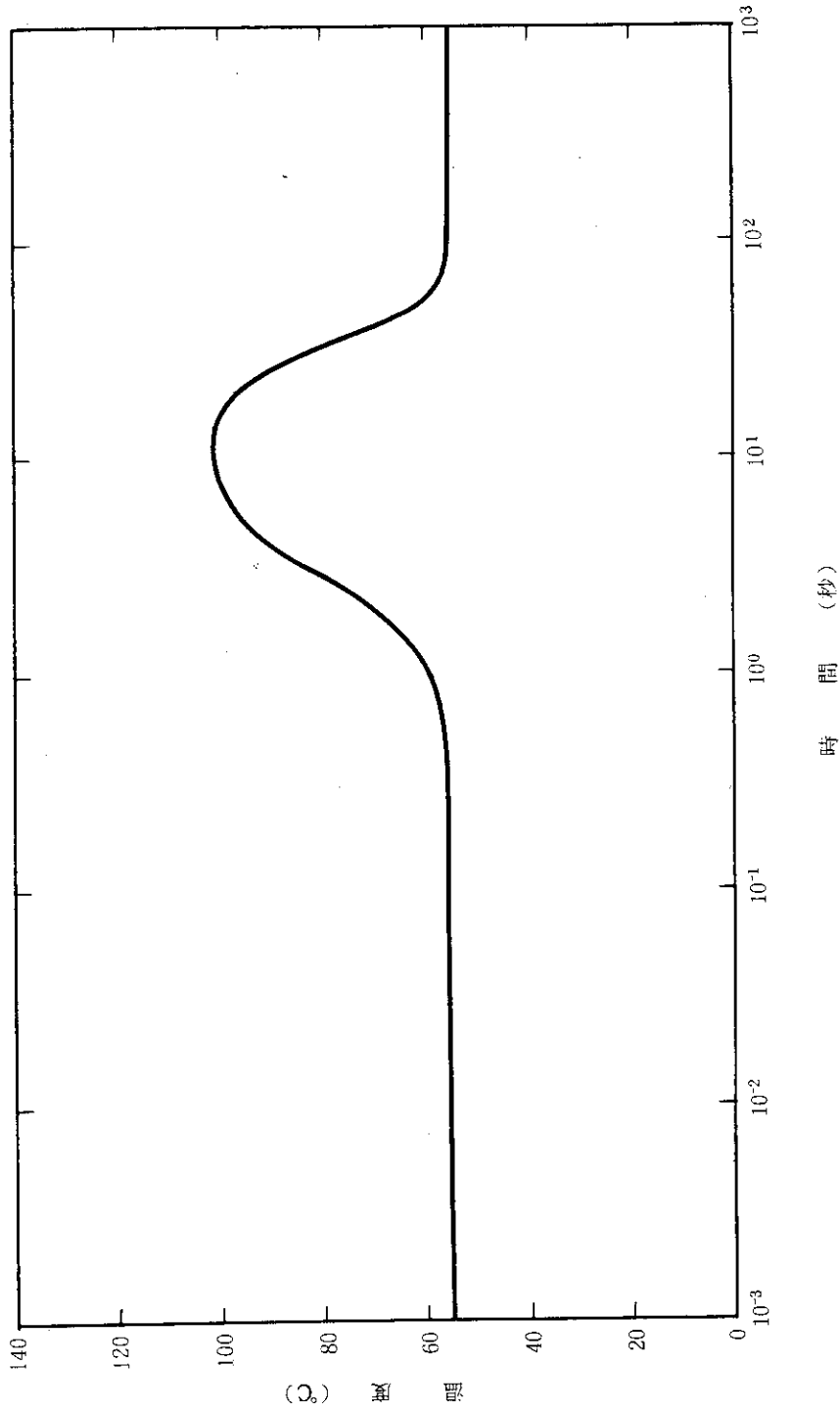
第2.2図 1次冷却設備二重管の完全両端破断(2)  
 (燃料最高温度及び原子炉压力容器最高温度の長時間挙動)



第2.3図 1次冷却設備二重管の完全両端破断(3)  
(原子炉格納容器内圧力の挙動)

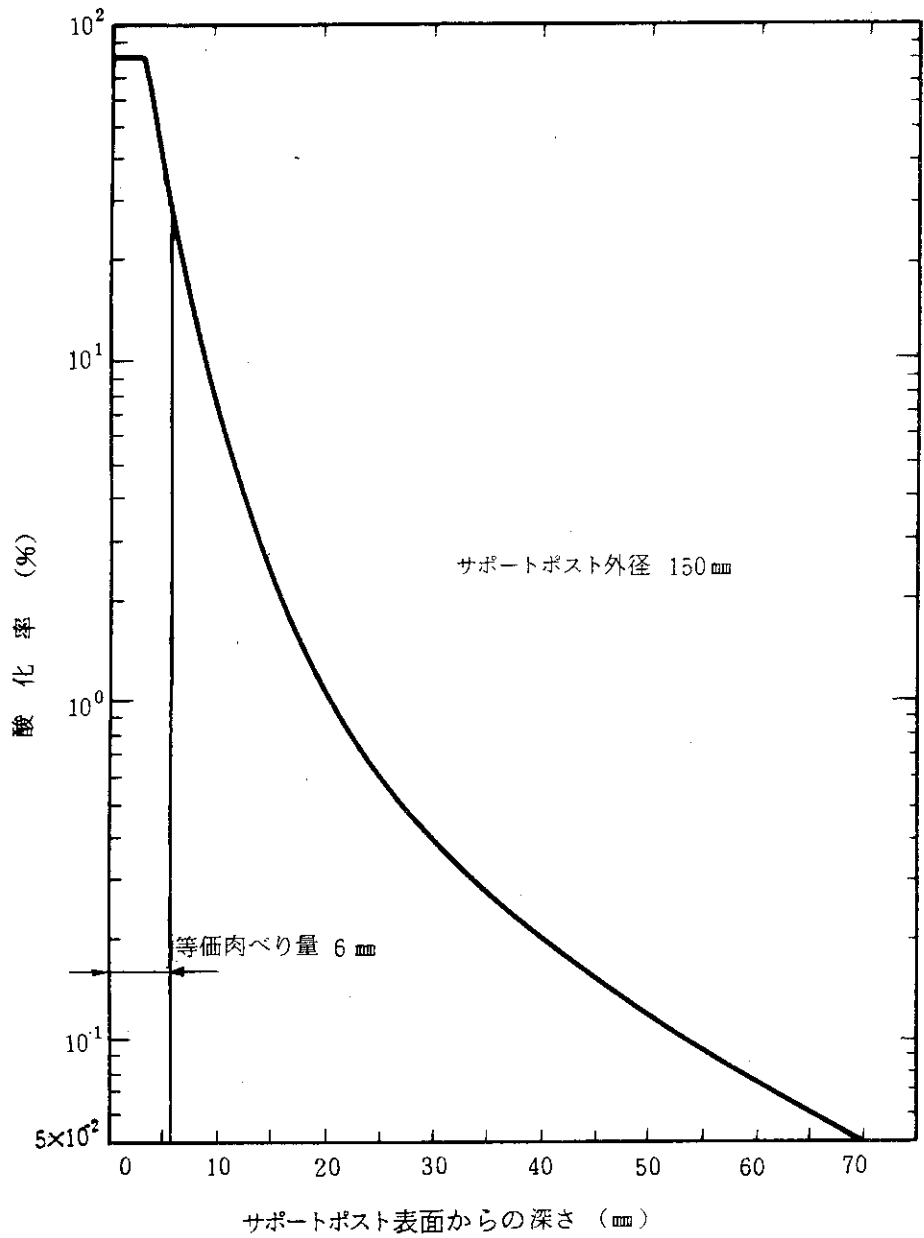


第2.4図 1次冷却設備二重管の完全面端破断(4)  
 (原子炉格納容器温度及び原子炉格納容器内雰囲気温度の挙動)

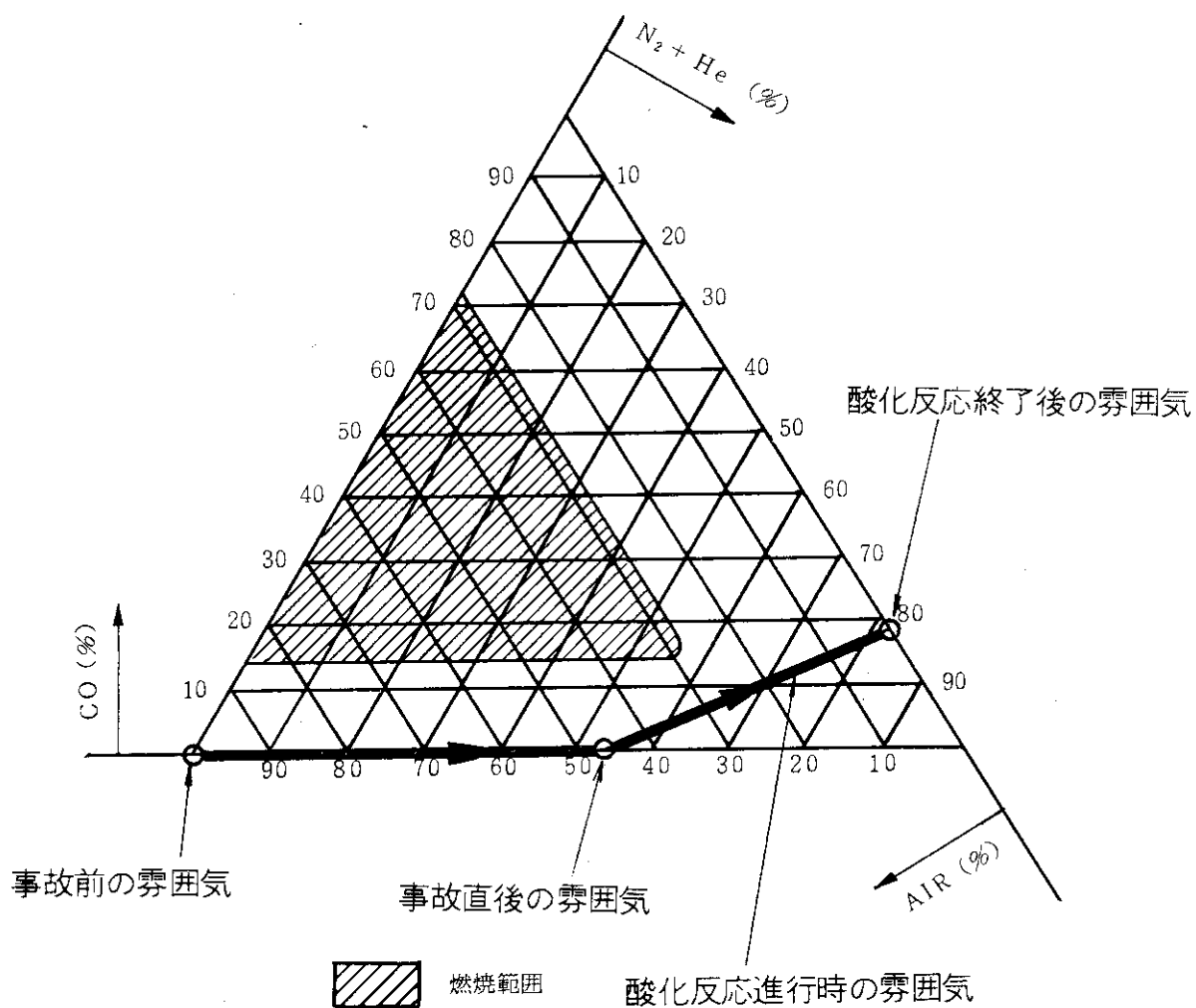


第2.5図 1次冷却設備二重管の完全両端破断(5)  
(コンクリート表面温度の挙動)





第2.6図 1次冷却設備二重管の完全両端破断(6)  
(サポートポスト表面からの酸化深さ)



第2.7図 1次冷却設備二重管の完全両端破断(7)  
 (原子炉格納容器内の一酸化炭素濃度と燃焼範囲の関係)

### 3. 1次冷却設備二重管内管破損事故

この事故は、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り、炉心をバイパスする事象である。炉心流量が減少すると、炉心冷却能力が低下して燃料温度が上昇し、燃料の破損が生じる可能性がある。

ここでは、燃料温度及び原子炉圧力容器温度の観点から、内管の完全両端破断の場合と小破損の場合について検討を行った。

#### 3.1 1次冷却設備二重管内管の完全両端破断事故の解析

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で、1次冷却設備二重管内管が瞬時に完全両端破断し、1次冷却材が炉心を完全にバイパスする場合を想定する。

##### (a) 解析条件

事故直後の解析は、計算コード THYDE-HTGR により行う。また、原子炉スクラム後の長時間の解析は計算コード TAC-NC により行う。

解析では、実際より十分厳しい結果を得るために、解析条件を次のように仮定する。

- a. 事故発生時の原子炉は、基準炉心の並列運転状態にあるものとし、原子炉出力は誤差を考慮して定格の 102.5 %とする。
- b. 原子炉圧力容器内で内管が完全両端破断するものとする。
- c. 原子炉スクラムは、原子炉保護設備の「炉心差压低」信号によるものとする。
- d. 原子炉スクラム後の温度評価については、評価対象ごとに最も温度が高くなる燃焼日数で事故が起こるものとする。従って、燃料温度を計算するに当たっては、炉心を構成する黒鉛の熱伝導率として、炉心からの熱放散の小さい燃焼末期の値を使用する。また、原子炉圧力容器の温度を計算するに当たっては、炉心を構成する黒鉛の熱伝導率として、原子炉圧力容器への熱放散の大きい燃焼初期の値を使用する。
- e. 原子炉がスクラムするまでは、原子炉出力を一定とする。
- f. 商用電源は使用できないものとする。
- g. 単一故障の仮定として、炉容器冷却設備の1系統が不作動とする。

##### (b) 解析結果

1次冷却設備二重管内管が完全破断した場合の事故後 40 秒までのプラントの挙動を第3.1図に示す。事故後、破断部を通る流れが発生し、炉心を流れる冷却材流量は急速に減少し、約 0.7 秒で「炉心差压低」信号の原子炉スク

ラム点に達し、原子炉は自動停止する。

この際、燃料最高温度は初期値を上回ることなく、徐々に低下する。

原子炉スクラムから約 100 時間の燃料最高温度及び原子炉圧力容器最高温度を、第3.2図に示す。燃料最高温度は原子炉スクラム直後に約 1,135 °Cに低下した後、再び上昇するが、初期値を上回ることはない。また、原子炉圧力容器の最高温度は、原子炉圧力容器側部に生じ、事故後約 25 時間で約 515 °Cまで上昇するが、判断基準の 550 °Cを超えることはない。更に、1次冷却材圧力は、事故後約 35 時間で約 45.9 kg/cm<sup>2</sup>まで上昇するに留まる。

### 3.2 1次冷却設備二重管内管の小破損事故の解析

1次冷却設備二重管内管に破損が生じた時、破損位置にかかわらず検知できるのは「炉心差圧低」信号のみである。本事象が発生した時、「炉心差圧低」信号の設定値近傍まで炉心差圧が低下し（「炉心差圧低」信号設定値に相当する炉心流量は約80%）、原子炉がスクラムされない場合が燃料最高温度評価の観点から最も厳しくなる。従って、1次冷却設備二重管内管の小破損の解析条件としては「炉心差圧低」信号の設定値近傍まで炉心差圧が低下し、原子炉がスクラムされずに整定する場合を想定する。

#### (a) 解析条件

事故の解析は、計算コード THYDE-HTGR により行う。

解析では、実際より十分厳しい結果を得るため、解析条件を次のように仮定する。

- a. 事故発生時の原子炉は、基準炉心の並列運転状態にあるものとし、原子炉出力は誤差を考慮して定格の 102.5 %とする。
- b. 1次冷却設備二重管内管の小破損により1次冷却材の一部が炉心をバイパスし、「炉心差圧低」信号の設定値近傍まで炉心差圧が低下するものとする。
- c. 炉心の発熱量を大きめに評価するため、原子炉出力を一定とする。

#### (b) 解析結果

1次冷却設備二重管内管の小破損が生じた場合のプラントの挙動を第3.3図、第3.4図及び第3.5図に示す。事故後、破損口を通して1次冷却材の一部が炉心をバイパスして流れるので、炉心流量は定格時の約 80 %まで低下するが、「炉心差圧低」信号の設定値に達しないので原子炉はスクラムされず整定する。

この際、燃料最高温度は徐々に上昇し、約 1715 °Cに整定する。また、1次冷却材圧力、1次加圧水冷却器伝熱管最高温度及び中間熱交換器伝熱管最高温度は、いずれも初期値を上回らない。

### 3.3 まとめ

1次冷却設備二重管内管の小破損が発生すると、原子炉はスクラムすることなく整定し、燃料最高温度は約 1715 °Cとなり、1次冷却設備二重管内管の完全両端破断時の燃料最高温度（初期値を上回らない）より高くなる。しかし、この程度の温度上昇では黒鉛構造物の強度は低下することはない（付録参照）、炉心を構成する黒鉛構造物が損傷に至ることはない。従って、1次冷却設備二重管内管の代表事象としては炉心損傷の観点からは選定せず、原子炉压力容器温度の観点から内管の破損口径としては内管の大破断（完全両端破断）を仮定する。

なお、異常事象の中で燃料最高温度が最も高くなる事象が1次冷却設備二重管内管の小破損である。その根拠は以下の通りである。

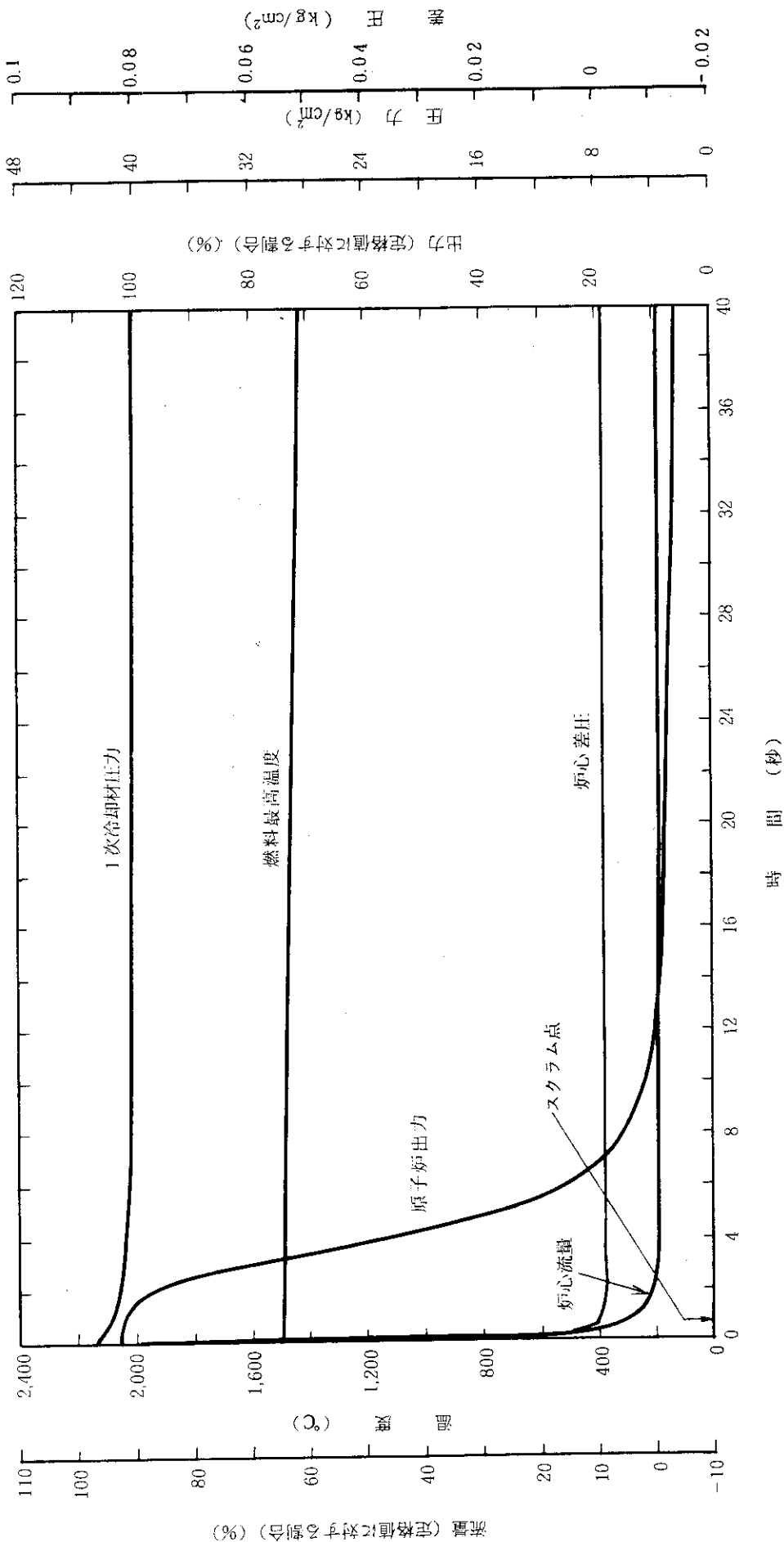
燃料温度上昇の要因としては、

- ① 出力の上昇
- ② 炉心流量の減少

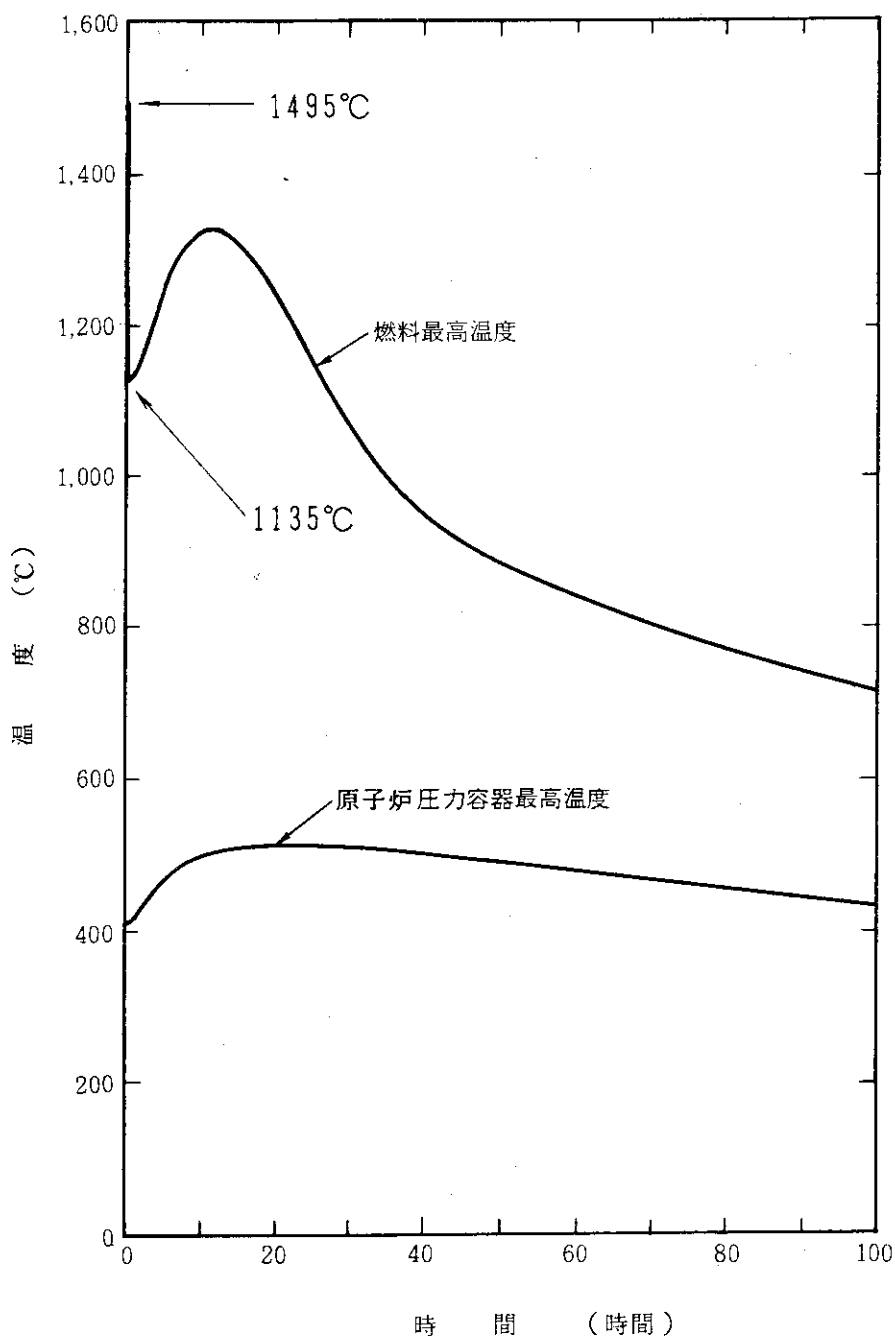
の二つがあり、いずれの場合も原子炉スクラムに至らず、事象が整定する場合が最も厳しくなる。

出力の上昇に関しては、運転時の過出力防護、即ち「出力領域中性子束高」原子炉スクラム信号（安全解析に用いる設定値；112 %）により、燃料最高温度は1600°Cを超えないよう防護されている。また、炉心流量の減少に関しては、内管破損以外の場合は、「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」（安全解析に用いる設定値；88 %）あるいは「中間熱交換器1次冷却材流量低」（安全解析に用いる設定値；88 %）原子炉スクラム信号により、前述の内管小破損により生ずる炉心流量低下（「炉心差圧低」信号設定値に相当する炉心流量は約80 %）より少ない炉心流量に整定することはないので、1715 °Cより高くなることはない。

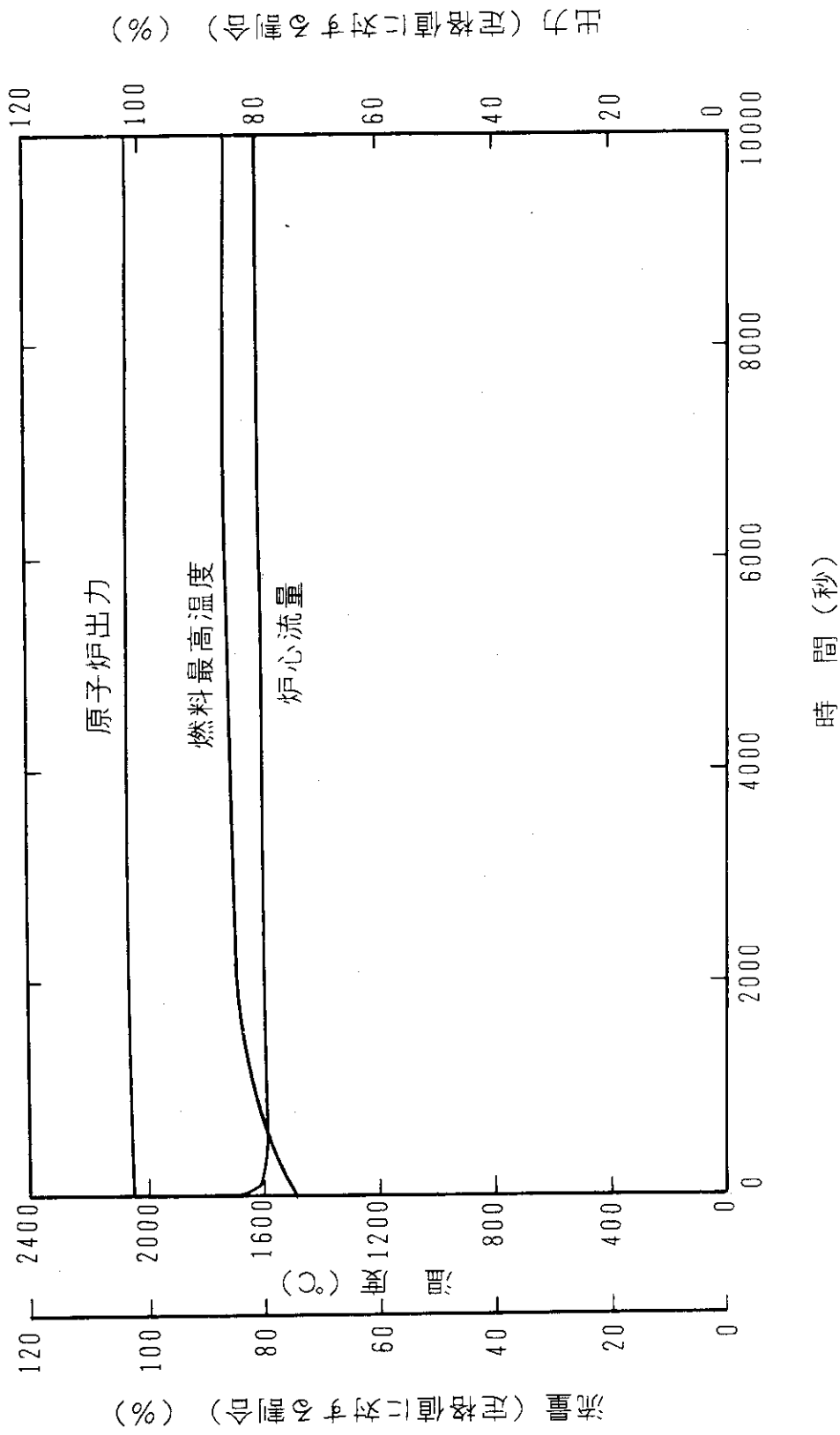
従って、異常事象の中で1次冷却設備二重管内管の小破損時の燃料最高温度約1715 °Cを超える事象はない。



第3.1図 1次冷却設備二重管内管の完全両端破断(1)  
(原子炉出力及び燃料最高温度等の短時間挙動)

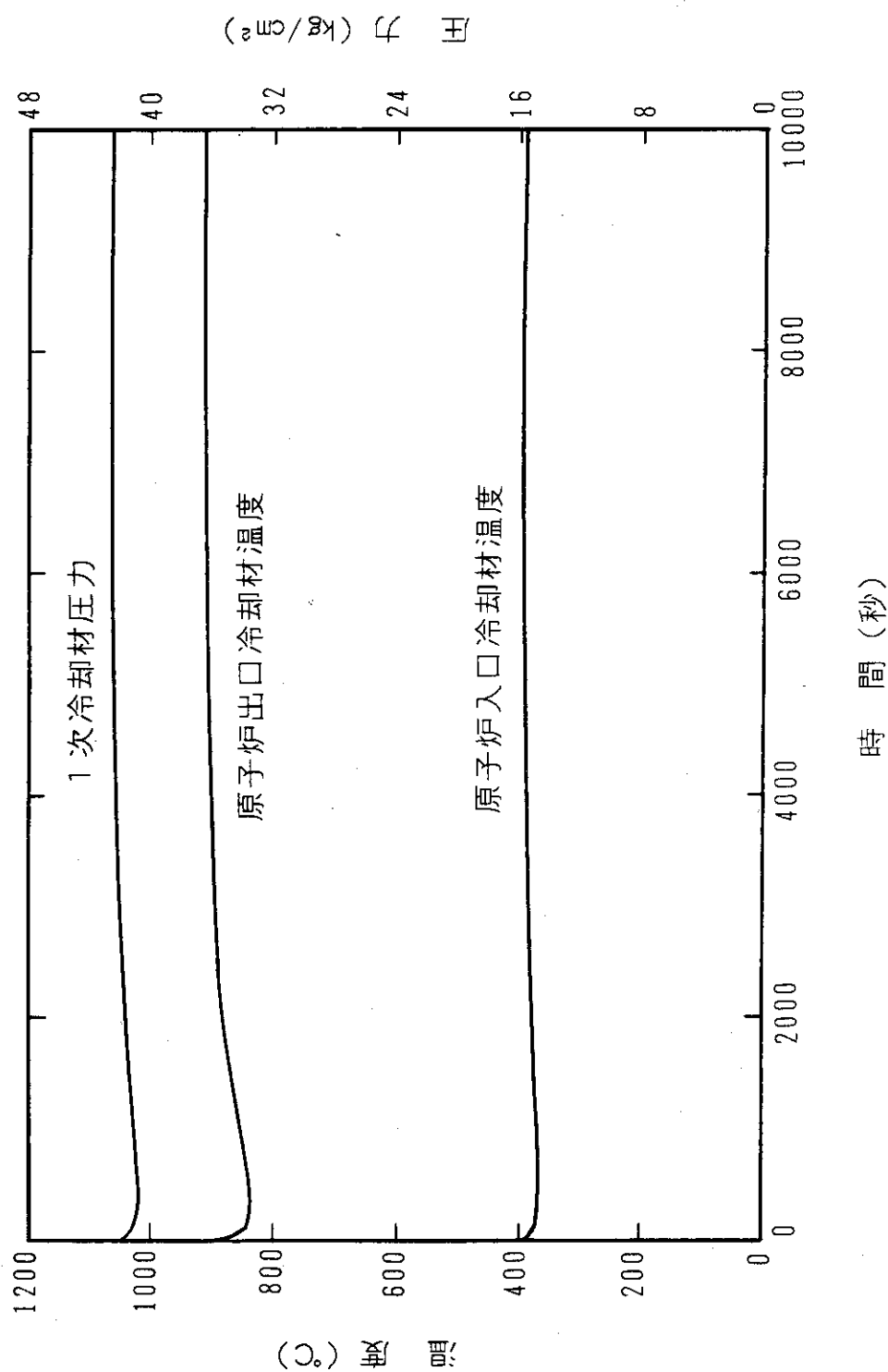


第3.2図 1次冷却設備二重管内管の完全両端破断(2)  
 (燃料最高温度及び原子炉圧力容器最高温度の長時間挙動)

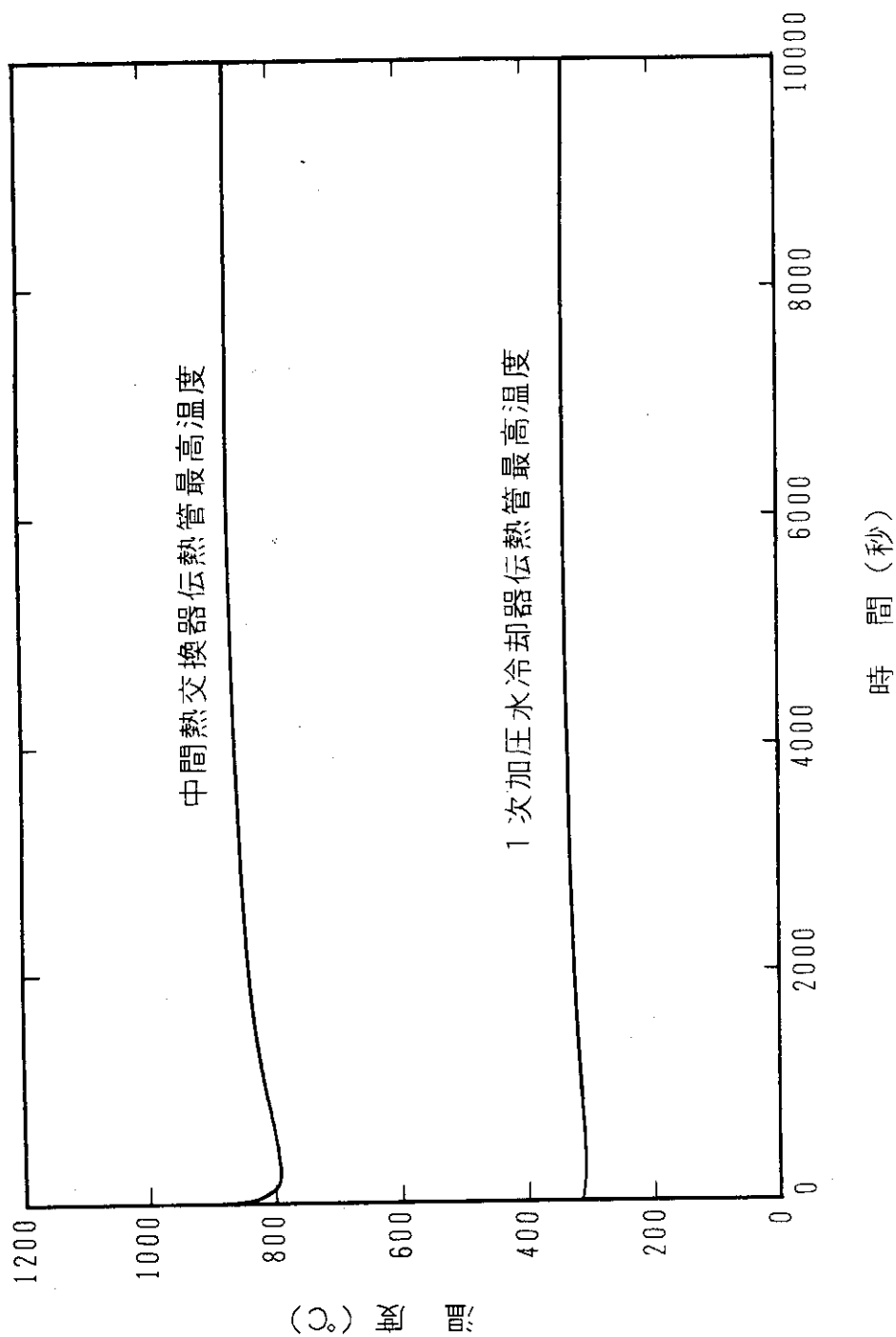


第3.3図 1次冷却設備二重管内管の小破損(1)  
(原子炉出力及び燃料最高温度等の短時間挙動)





第3.4図 1次冷却設備二重管内管の小破損(2)  
(原子炉出入口冷却材温度及び1次冷却材圧力の挙動)



第3.5図 1次冷却設備二重管内管の小破損(3)  
(熱交換器の伝熱管最高温度の挙動)

## 4. 結 論

HTTRの安全評価において、1次冷却設備の配管破断事故の代表事象の選定に資するため、二重管破断事故及び内管破損事故に関して破断面積をパラメータとした感度解析並びに評価を実施した。

その結果、1次冷却設備二重管破断事故は、炉心損傷、原子炉压力容器温度、原子炉格納容器にかかる圧力の観点から大破断時（完全両端破断）が代表事象として選定される。また、1次冷却設備二重管内管破損事故は、小破損の場合、燃料最高温度は約 1715 °Cまで上昇するが、黒鉛構造物の健全性の観点からは炉心損傷に至ることはないので、事故時の判断基準である炉心損傷の観点からは選定する必要はなく、原子炉压力容器温度の観点から大破断（完全両端破断）が代表事象として選定される。

なお、燃料最高温度に関しては、1次冷却設備二重管内管の小破損における約 1715 °Cが、HTTRで想定される事象のうちで最高である。

## 謝 辞

本報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齋藤伸三次長、HTTR原子炉開発室田中利幸室長、HTTR計画室数土幸夫室長並びに関係各位に深謝致します。

## 参考文献

- (1) 日本原子力研究所、「高温ガス炉研究開発の現状」、1989.
- (2) 日本原子力研究所、「日本原子力研究所大洗研究所原子炉設置変更許可申請書 [HTTR (高温工学試験研究炉) 原子炉施設の設置]」、平成元年2月 (平成元年11月一部補正)
- (3) 林 他、「高温工学試験研究炉用燃料の設計方針、製作性及び総合的健全性評価」、JAERI-M 89-161 (1989).
- (4) 林 他、「高温工学試験研究炉用燃料の健全性の評価と許容設計限界」、JAERI-M 89-162 (1989).
- (5) Asahi, Y., et al., "THYDE-P2: RCS (Reactor-Coolant System) Analysis Code", JAERI 1300 (1986)
- (6) 国富 他、「高温工学試験研究炉の炉内2次元温度分布解析コード TAC-NC とその検証」、JAERI-M 89-001 (1989)
- (7) Deremer, R.K., et al., "RATSAM: A Computer Program to Analyze the Transient Behavior of the HTGR Primary Coolant System during Accidents", GA-A 13705 (1977)
- (8) Gido, R.G., et al., "COMPARE-MOD1: A Code for the Transient Analysis of Volumes with Heat Sinks Flowing Vents and Doors", LA-7199-MS (1978)
- (9) Kawakami, H., "Air Oxidation Behavior of Carbon and Graphite Materials for HTGR", 炭素, 1986 (no.124), 26

## 謝 辞

本報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齋藤伸三次長、HTTR原子炉開発室田中利幸室長、HTTR計画室数土幸夫室長並びに関係各位に深謝致します。

## 参考文献

- (1) 日本原子力研究所、「高温ガス炉研究開発の現状」、1989.
- (2) 日本原子力研究所、「日本原子力研究所大洗研究所原子炉設置変更許可申請書 [HTTR (高温工学試験研究炉) 原子炉施設の設置]」、平成元年2月 (平成元年11月一部補正)
- (3) 林 他、「高温工学試験研究炉用燃料の設計方針、製作性及び総合的健全性評価」、JAERI-M 89-161 (1989).
- (4) 林 他、「高温工学試験研究炉用燃料の健全性の評価と許容設計限界」、JAERI-M 89-162 (1989).
- (5) Asahi, Y., et al., "THYDE-P2: RCS (Reactor-Coolant System) Analysis Code", JAERI 1300 (1986)
- (6) 国富 他、「高温工学試験研究炉の炉内2次元温度分布解析コード TAC-NC とその検証」、JAERI-M 89-001 (1989)
- (7) Deremer, R.K., et al., "RATSAM: A Computer Program to Analyze the Transient Behavior of the HTGR Primary Coolant System during Accidents", GA-A 13705 (1977)
- (8) Gido, R.G., et al., "COMPARE-MOD1: A Code for the Transient Analysis of Volumes with Heat Sinks Flowing Vents and Doors", LA-7199-MS (1978)
- (9) Kawakami, H., "Air Oxidation Behavior of Carbon and Graphite Materials for HTGR", 炭素, 1986 (no.124), 26

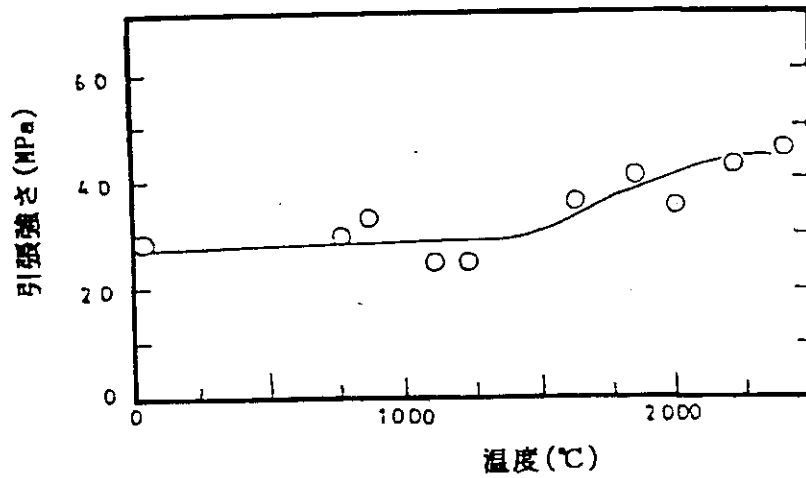
## 付録 黒鉛材料の高温強度について

一般に、黒鉛材料の強度は室温から約2500°Cまでの温度範囲では、温度の上昇とともに強度が増加する。IG-110黒鉛の強度の温度依存性を第A-1図に示す<sup>(1)</sup>。この高温での強度増加について、以下に示す理論的な説明がなされている<sup>(2)(3)</sup>。

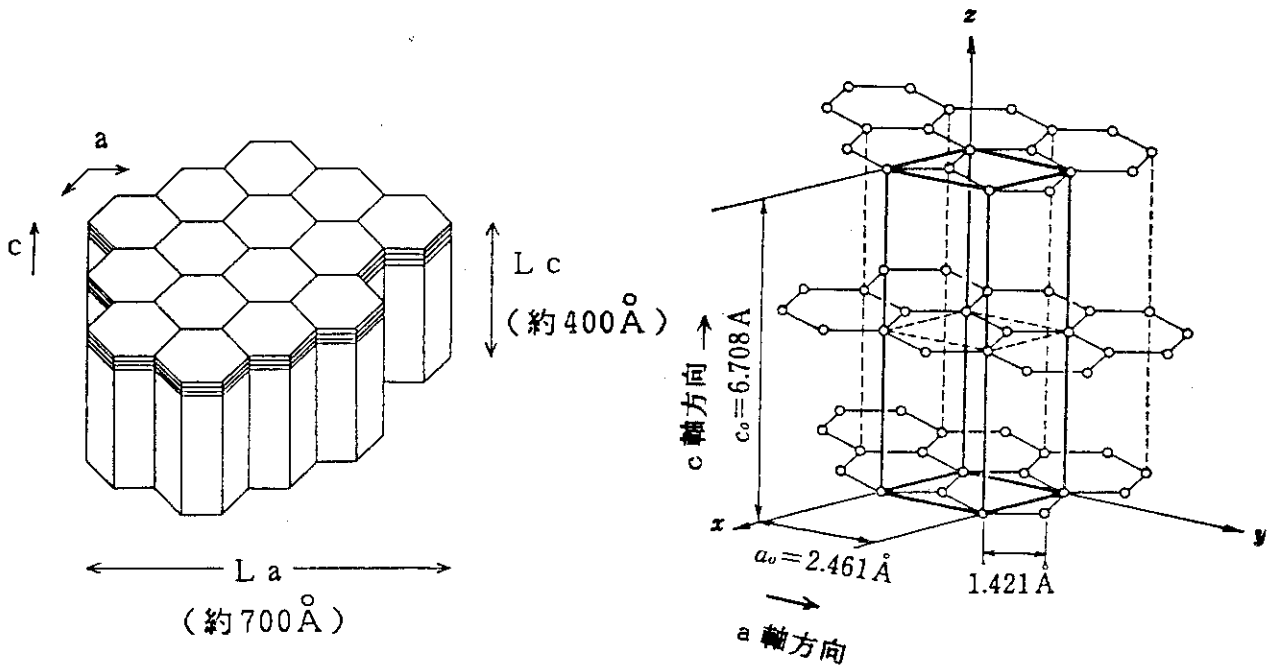
- (1) 黒鉛の結晶構造は第A-2図に示す通りであり、熱膨張がa軸方向とc軸方向で異方性を示すため、塑性変形の自由な高温（2500°Cから3000°C）で黒鉛化した多結晶質黒鉛は、室温に冷却されると結晶格子相互の干渉のため自由に収縮できず、残留応力を生じたり、Mrozowski crack と呼ばれる微小クラックを生ずる。高温においては、この残留応力が除荷されたり、微小クラックが閉じていくため、強度が室温に比べ増加する。
- (2) 黒鉛材料は高温になるにつれて塑性変形量が増加し、破断ひずみが増加する。高温においては、応力が集中した領域ではこの塑性挙動による応力緩和が期待でき、強度が室温に比べ増加する。

## (参考文献)

- (1) 佐藤 他、「黒鉛及び炭素繊維／炭素複合材料の高温における強度と破壊靱性」、日本材料強度学会誌、vol.20, No.3, pp.99-114(1985)。
- (2) 水島、岡田、「炭素材料」、共立出版(株)
- (3) 炭素材料学会出版委員会、「改訂炭素材料入門」、炭素学会(1984)



第A-1図 IG-110黒鉛の高温における引張強さの変化



- ここで  $a_0$  ; 格子定数 (網平面方向)  
 $c_0$  ; 格子定数 (網面外方向)  
 $a$  ; 六方晶網平面方向  
 $c$  ; 六方晶網面外方向  
 $L_c$  ; 結晶子の厚み  
 $L_a$  ; 結晶子の広がり

第A-2図 黒鉛の結晶構造