



JAERI-Tech  
2000-026

JP0050347



高温工学試験研究炉の1次上部遮へい体の昇温防止対策  
—実機炉心における確認試験結果について—

2000年3月

橘 幸男・本谷浩二・小嶋崇夫・竹田武司  
江森恒一・猿田 徹・伊与久達夫・国富一彦

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 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。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2000

編集兼発行 日本原子力研究所

高温工学試験研究炉の1次上部遮へい体の昇温防止対策  
－実機炉心における確認試験結果について－

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

橋 幸男・本谷 浩二・小嶋 崇夫・竹田 武司  
江森 恒一・猿田 徹・伊与久達夫・国富 一彦

(2000年2月8日受理)

高温工学試験研究炉において、非核加熱で1次ヘリウムガスを昇温する試験を実施中にスタンドパイプ内雰囲気及び1次上部遮へい体の温度が想定以上に上昇した。スタンドパイプ内構造物の一部構造変更を行い再度昇温したところ、温度は大幅に低下したが十分ではなかった。そこで、追加の昇温防止対策について検討し、仮設の対策を施し、確認試験を実施した。さらに、確認試験結果から決定した昇温防止対策を所定のスタンドパイプに設置する本設の対策工事を実施し、その後、確認試験を再度実施し、昇温防止対策の効果について最終的に確認した。

本報告は、再度実施した確認試験の結果及び昇温防止対策の効果についてまとめたものである。有限要素法解析の結果、定格条件での1次上部遮へい体最高温度は、確認試験と同条件で 67°C、実機ページガス流量配分条件で 75°C となり、1次上部遮へい体の設計温度 88°C を満足できる見通しを得た。

Countermeasure to Prevent Temperature Rise of Primary Upper Shield in HTTR

- Performance test of countermeasures under actual core configuration -

Yukio TACHIBANA, Kouji HONTANI, Takao KOJIMA, Takeshi TAKEDA

Kohichi EMORI, Tohru SARUTA, Tatsuo IYOKU and Kazuhiko KUNITOMI

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

(Received February 8, 2000)

During a preliminary no-nuclear heat-up test in the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR), temperatures inside of standpipes and a primary upper shielding increased more than expected. Structures in standpipes were modified and heat-up test was performed again. The modification decreased the temperatures significantly but not satisfactorily. Thus other countermeasures were considered, temporarily added and their performance was tested in another heat-up test. From the test result, the additional countermeasure was finally determined and permanently installed to appropriate standpipes. Then heat-up test was conducted again and effect of the countermeasure was finally demonstrated.

This paper describes result of the heat-up test as well as the effect of the countermeasure. Finite element analysis of the primary shielding temperature showed that its maximum temperature at rated operation reaches 67 °C at the condition of purge gas flow rate equivalent to the heat-up tests, and 75 °C at the flow rate condition of the purge gas proposed in this paper. We conclude from the temperature analysis that design temperature of the primary upper shielding, that is 88 °C, should be observed at full-power operation.

Keywords: HTGR, HTTR, Control Rod, Standpipe, Primary Shielding, Heat Transfer

## 目 次

1. 緒 言 .....	1
2. 状況及び経緯 .....	2
2. 1 スタンドパイプ及び1次上部遮へい体の構造 .....	2
2. 2 状況及び経過 .....	2
2. 3 升温防止対策 .....	3
2. 4 確認試験1及び2の結果 .....	3
3. 確認試験3 .....	14
3. 1 確認試験3の概要 .....	14
3. 2 試験条件 .....	14
3. 3 試験結果 .....	14
4. 1次上部遮へい体の升温防止対策の効果について .....	35
4. 1 升温防止対策及び実機炉心と模擬炉心の差の効果 .....	35
4. 2 パージガスの効果 .....	35
5. 1次上部遮へい体温度解析 .....	44
5. 1 解析コード .....	44
5. 2 解析モデル .....	44
5. 3 解析結果 .....	44
5. 4 原子炉定格運転時1次上部遮へい体温度予測 .....	45
6. 結 言 .....	60
謝 辞 .....	60
参考文献 .....	61

## Contents

1 . Introduction .....	1
2 . Status and Circumstances .....	2
2 . 1 Structures of Stand Pipe and Primary Upper Shielding .....	2
2 . 2 Status and Circumstances .....	2
2 . 3 Additional Countermeasure to Prevent Temperature Rise .....	3
2 . 4 Result of Performance Test 1 and 2 .....	3
3 . Performance Test 3 .....	14
3 . 1 Abstract of Performance Test 3 .....	14
3 . 2 Test Condition .....	14
3 . 3 Test Result .....	14
4 . Effect of Additional Countermeasure .....	35
4 . 1 Effect of Countermeasure and Difference between Actual and Dummy Core .....	35
4 . 2 Effect of Purge Gas .....	35
5 . Temperature Analysis of Primary Upper Shielding .....	44
5 . 1 Code for Analysis .....	44
5 . 2 Analysis Model .....	44
5 . 3 Result of Analysis .....	44
5 . 4 Estimation of Temperature of Primary Upper Shielding at Full-Power Operation ..	45
6 . Conclusion .....	60
Acknowledgment .....	60
References .....	61

## 1. 緒 言

高温工学試験研究炉 (High Temperature Engineering Test Reactor : 以下、HTTRと称す) は、原子炉出力 30 MW、原子炉出口ヘリウムガス温度最高 950°C の高温ガス炉であり、高温ガス炉の技術基盤の確立、高度化、先端的基礎研究のための試験研究に供される。HTTR の系統別・総合機能試験の一環として、平成 9 年 2 月に 1 次系及び 2 次ヘリウム系のヘリウム循環機を入熱源として、1 次ヘリウムガスを昇温する試験（1 次冷却設備の温度特性試験）を実施したところ、原子炉圧力容器頂部にあるスタンドパイプの内部雰囲気温度及びその周囲の 1 次上部遮へい体温度が予想以上に上昇した。追加試験及び解析から、昇温の主原因是、スタンドパイプの内壁に沿って上昇するヘリウムガスの漏れ流れ（以下、バイパス流れと称す）であることが判明した。そこで、バイパス流れを原理的に防止する対策を検討し、スタンドパイプ内の補修工事を実施した（平成 9 年 8 月に終了）[1]。

平成 9 年 9 月に再度、1 次冷却設備の温度特性試験を実施したところ、対策により 1 次上部遮へい体の昇温はかなり抑制されたが、定格運転時に 1 次上部遮へい体温度の設計温度 88°C を満足するという結論は得られなかった[2][3]。そこで、追加の昇温防止対策を検討し、仮設の対策を施し確認試験（確認試験 1（平成 10 年 1 月に実施）及び確認試験 2（平成 10 年 3 月に実施））を実施した。確認試験結果をもとに昇温防止対策を決定した[4]。

HTTR は平成 10 年 11 月 14 日に初臨界を達成し、平成 10 年 12 月に実機燃料の装荷を完了した。その後、決定した昇温防止対策を施工し、平成 11 年 6 月に再度確認試験を実施した（確認試験 3）。

本報告は、実機炉心において本設の昇温防止対策施工後に実施した確認試験 3 の結果、確認試験 3 に関する解析結果等についてまとめたものである。

## 2. 状況及び経緯

### 2. 1 スタンドパイプ及び1次上部遮へい体の構造

スタンドパイプは、Fig. 2.1 に示すように、原子炉圧力容器の頂部にあり、制御棒駆動装置等が納められている。スタンドパイプの配置を Fig. 2.2 に示す。制御棒駆動装置の下部には、遮へい体として黒鉛と鉄、アルミナシリカ系の断熱材（カオウール）が設置されている。スタンドパイプの上端は、取り外しが可能なクロージャにより塞がれているが、クロージャの側部からは、常時ヘリウムガスが、スタンドパイプ内に流れ込み、駆動装置をクリーンな雰囲気に保っている（以下、ページガスと称す）。スタンドパイプが貫通する1次上部遮へい体の上部の空間をスタンドパイプ室、下部を炉室と呼んでおり、運転中、炉室はほぼ密閉された空間となっている。スタンドパイプ室には、格納容器再循環冷却装置により、20 °C前後の空気が送り込まれ、スタンドパイプの外壁が冷却される。また、コンクリートを鉄枠で覆った構造である1次上部遮へい体の下面には、炉容器冷却設備（Vessel Cooling System : VCS）の冷却パネル（以下、VCS パネルと称す）があり、1次上部遮へい体の冷却を行う。1次上部遮へい体は、スタンドパイプからの入熱により温度上昇するが、炉容器冷却設備及び格納容器再循環冷却装置により冷却される。

### 2. 2 状況及び経過

平成 9 年 2 月に、1 次系のヘリウム循環機 4 台（加圧水冷却器用 3 台、中間熱交換器用 1 台）及び 2 次ヘリウム系のヘリウム循環機 1 台を入熱源として、系統の昇温特性等を確認する 1 次冷却設備の温度特性試験を実施したところ、原子炉入口ヘリウムガス温度約 110°C の状態でスタンドパイプ内部の上部雰囲気温度の警報（60°C）が発報したため、全ての循環機を停止し、試験を中断した。また、中央のスタンドパイプ周辺の 1 次上部遮へい体温度が約 75°Cまで上昇した。平成 9 年 3 月に実施した追加試験と解析により、温度上昇の主要因はバイパス流れによる熱の輸送であると結論づけた。そこで、原子炉圧力容器内の上部プレナム部と制御棒のワイヤロープ貫通部の圧力差を極力小さくし、ページガスの流れによりバイパス流れを防止する対策を考案し、スタンドパイプ内の補修工事を実施した（平成 9 年 8 月に終了）。

平成 9 年 9 月に再度、1 次冷却設備の温度特性試験を実施したところ、対策により 1 次上部遮へい体の昇温はかなり抑えることが出来た（1 次上部遮へい体温度は、原子炉入口ヘリウムガス温度が 107°C のとき約 40°C）。しかしながら、試験結果の直線外挿では、定格運転時の 1 次上部遮へい体温度は約 160 °Cとなり、1 次上部遮へい体温度の設計温度 88 °Cを満足する見通しは得られなかった。そこで、追加の昇温防止対策を検討し、仮設の対策を施した状態で、確認試験（確認試験 1（平成 10 年 1 月に実施）及び確認試験 2（平成 10 年 3 月に実施））を行い、その効果を調べた。確認試験 1 及び 2 の結果をもとに恒久的に設置する昇温防止対策を決定した。

HTTR 実機燃料の装荷完了（平成 10 年 12 月）後、決定した昇温防止対策を所定のスタンドパイプに設置する工事を行い、平成 11 年 6 月に再度確認試験を実施した（確認試験 3）。確認試験 3 では、ヘリウム循環機入熱により 1 次冷却材を最高約 213°C まで昇温した。

## 2. 3 昇温防止対策

前報[4]で述べたように、採用した昇温防止対策は以下の 4 つである。これらの昇温防止対策の概念図を Fig. 2.3 に示す。

### ① 銅板の設置

炉室側から、4 分割の銅板（厚さ：約 3 mm）をスタンドパイプと 1 次上部遮へい体の間に差込み、下端は VCS パネル表面に接触させることで銅板を冷却し、1 次上部遮へい体を冷却する。また、スタンドパイプ室側からも 4 分割した銅板を遮へいリングと 1 次上部遮へい体の間に差込み、上端はスタンドパイプ室内に直立させ、格納容器再循環冷却装置による冷却で銅板を冷却し、1 次上部遮へい体を冷却する。スタンドパイプ室側の銅板の設置状況を Fig. 2.4 に示す。

### ② 断熱材の設置

スタンドパイプオフセット部と 1 次上部遮へい体間の隙間に断熱材（マイクロサーム）を設置し、スタンドパイプから 1 次上部遮へい体への輻射による入熱を抑制する。

炉室内のスタンドパイプ表面（VCS パネル下面位置から約 400 mm の範囲）に断熱材（カオウール）を設置し、原子炉圧力容器ふた半球鏡及びスタンドパイプ下部からスタンドパイプ上部（制御棒駆動機構の断熱材の位置）への輻射による入熱を抑制する。断熱材の設置状況を Fig. 2.5 に示す。

### ③ 各スタンドパイプ間のバージガスの流量配分の最適化

各制御棒スタンドパイプ内を流れるバージガスの流量配分を変更し、スタンドパイプが林立している 1 次上部遮へい体中央部の温度がほぼ均一となるようにする。

### ④ 炉容器冷却設備及び補機冷却水設備の運転条件の変更

炉容器冷却設備のうち上部パネルを流れる冷却水量を増し、また、補機冷却水設備の冷却水温度を低く制限することで炉容器冷却設備の冷却水温度を下げ、炉容器冷却設備の除熱能力を向上させ、1 次上部遮へい体を冷却する。

上記の③のバージガスの流量配分の最適化については、4.2 節で詳しく述べる。なお、上記の④のうち上部パネルの冷却水量の増加については、その効果が小さいことから、実施しないこととした。④のうち補機冷却水設備の冷却水温度の制限については、必要に応じて実施する計画である。

## 2. 4 確認試験 1 及び 2 の結果

確認試験 1（平成 10 年 1 月に実施）及び確認試験 2（平成 10 年 3 月に実施）の結果に

については、前報[4]で詳細に述べたが、ここでは、後述の確認試験 3 の結果との比較のために簡単に紹介する。確認試験 1 及び 2 は、実機燃料を装荷する以前の試験であり、炉心に模擬燃料体が装荷された状態での試験である。循環機昇温により、確認試験 1 では 1 次冷却材を約 95°Cまで、確認試験 2 では約 195°Cまで昇温した。確認試験 1 及び 2 時に設置されていた仮設の昇温防止対策を Table 2.1 及び Fig. 2.6 に、確認試験 1 及び 2 の試験条件を Table 2.2 に示す（仮設の昇温防止対策の詳細については前報[4]参照）。

確認試験 1 及び 2 の試験結果を、それぞれ Table 2.3 及び Table 2.4 に示す。確認試験 1 で、原子炉入口 He 温度が 94°C（最高値）の時、1 次上部遮へい体温度は 33.4°Cであり、確認試験 2 で、原子炉入口 He 温度が 195°C（最高値）の時、1 次上部遮へい体温度は 54.2°Cであった。

Table 2.1 確認試験 1 及び 2 時に設置していた仮設の昇温防止対策

スタンドパイプ番号	確認試験 1	確認試験 2
N1	平編組銅線 (①) 断熱材 (③, ④) 偏流抑制スペーサ (⑦)	平編組銅線 (①) 断熱材 (③, ④) 偏流抑制スペーサ (⑦) ブースタポンプによる空気の吹き込み (⑧)
N8～N11, N13	平編組銅線 (①) 断熱材 (③, ④)	平編組銅線 (①) 断熱材 (③, ④)
N12	平編組銅線 (①) 断熱材 (③, ④)	銅板 (②) 断熱材 (④)
N2～N5	なし	断熱材 (④)
N6	なし	なし
N7	断熱材 (④) *	断熱材 (④) *
N14～N31	なし	断熱材 (④)

備考 括弧内の番号については、Fig. 2.6 参照。

\* : スタンドパイプ全体を断熱材で覆った。

Table 2.2 確認試験 1 及び 2 の試験条件

項目	確認試験 1	確認試験 2
炉心差圧	8 kPa	24 kPa 及び 8kPa
ページガス流量配分	均等	均等及び 5:3:1
上部 VCS パネル冷却水流量	6.5 ton/h	6.5 ton/h 及び 9.3 ton/h
補機冷却水温度	17°C～30°C	17°C～30°C 及び 17°C～20°C
ブースタポンプの起動	なし	なし及びあり

Table 2.3 確認試験 1 の定常時の 1 次上部遮へい体温度

No.	原子炉入口 He 温度 (°C)	バージガス流量配分	上部 VCS 流量 (ton/h)	補機冷却水温度 (°C)	バースタボンブによる給気	1 次上部遮へい体温度 (°C)
1	94	均等	約 6.5	17°C~30°C	なし	33.4

Table 2.4 確認試験 2 の定常時の 1 次上部遮へい体温度

No.	原子炉入口 He 温度 (°C)	バージガス流量配分	上部 VCS 流量 (ton/h)	補機冷却水温度 (°C)	バースタボンブによる給気	1 次上部遮へい体温度 (°C)
1	170	均等	約 6.5	17°C~30°C	なし	55.6
2	170	5:3:1	約 6.5	17°C~30°C	なし	50.7
3	168	5:3:1	約 9.3	17°C~20°C	なし	47.8
4	179	5:3:1	約 9.3	17°C~20°C	なし	51.7*
5	195	5:3:1	約 9.3	17°C~20°C	なし	54.2
6	196	5:3:1	約 9.3	17°C~20°C	あり	53.3

\* : バージガス温度が他より 3~4°C 高い

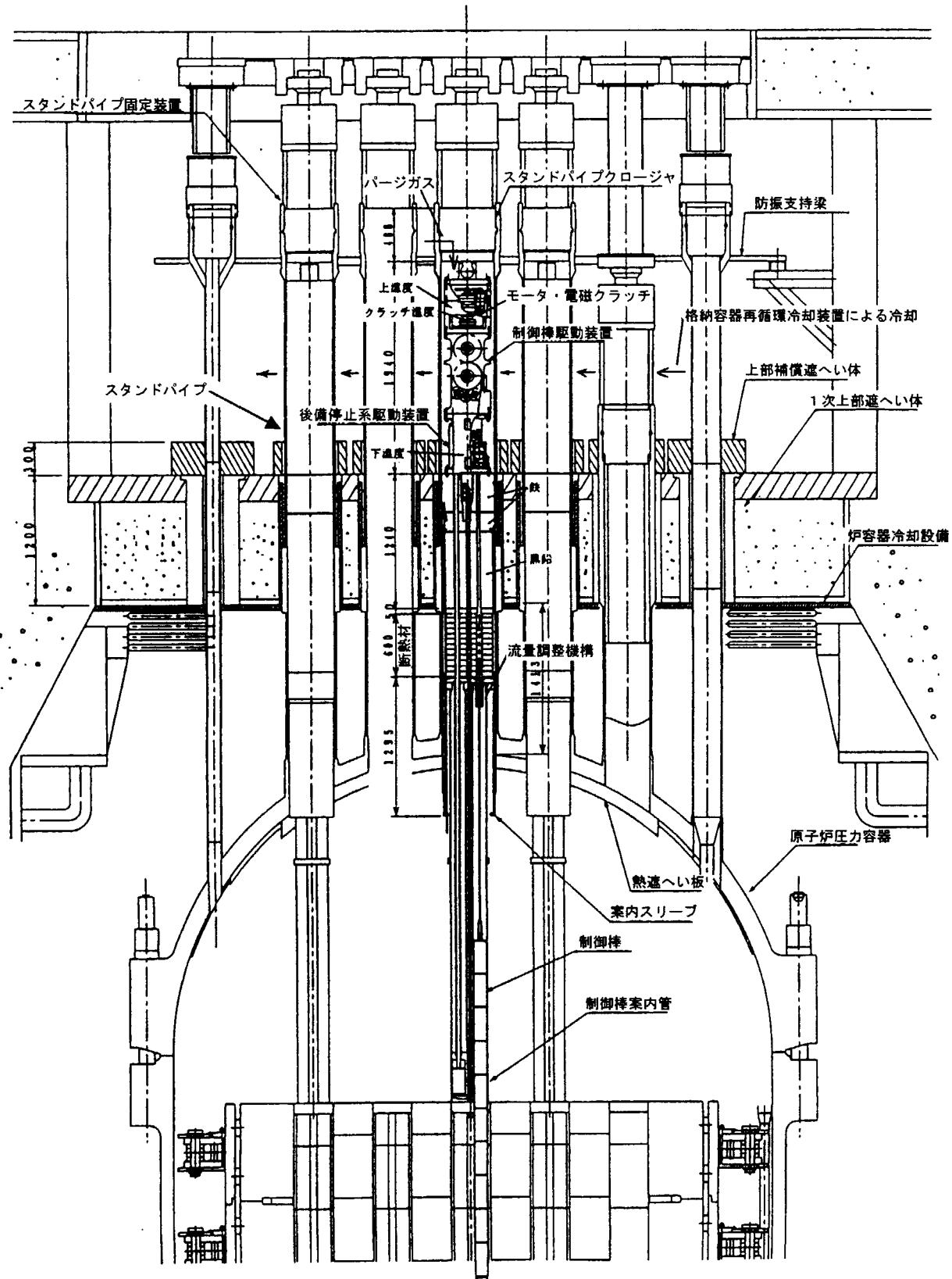


Fig. 2.1 制御棒スタンドパイプ内構造物の構造

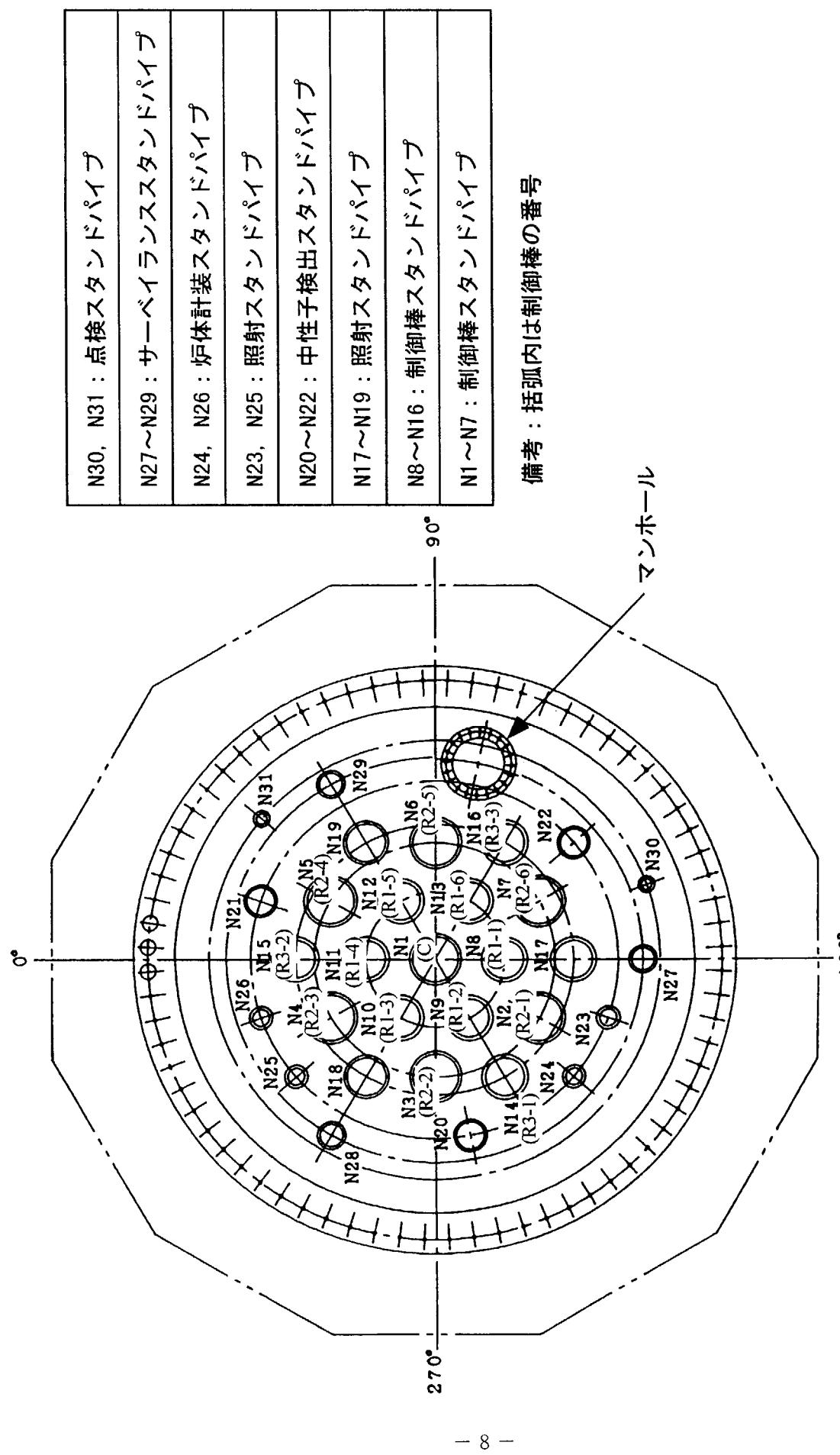


Fig. 2.2 スタンドパイプの配置図

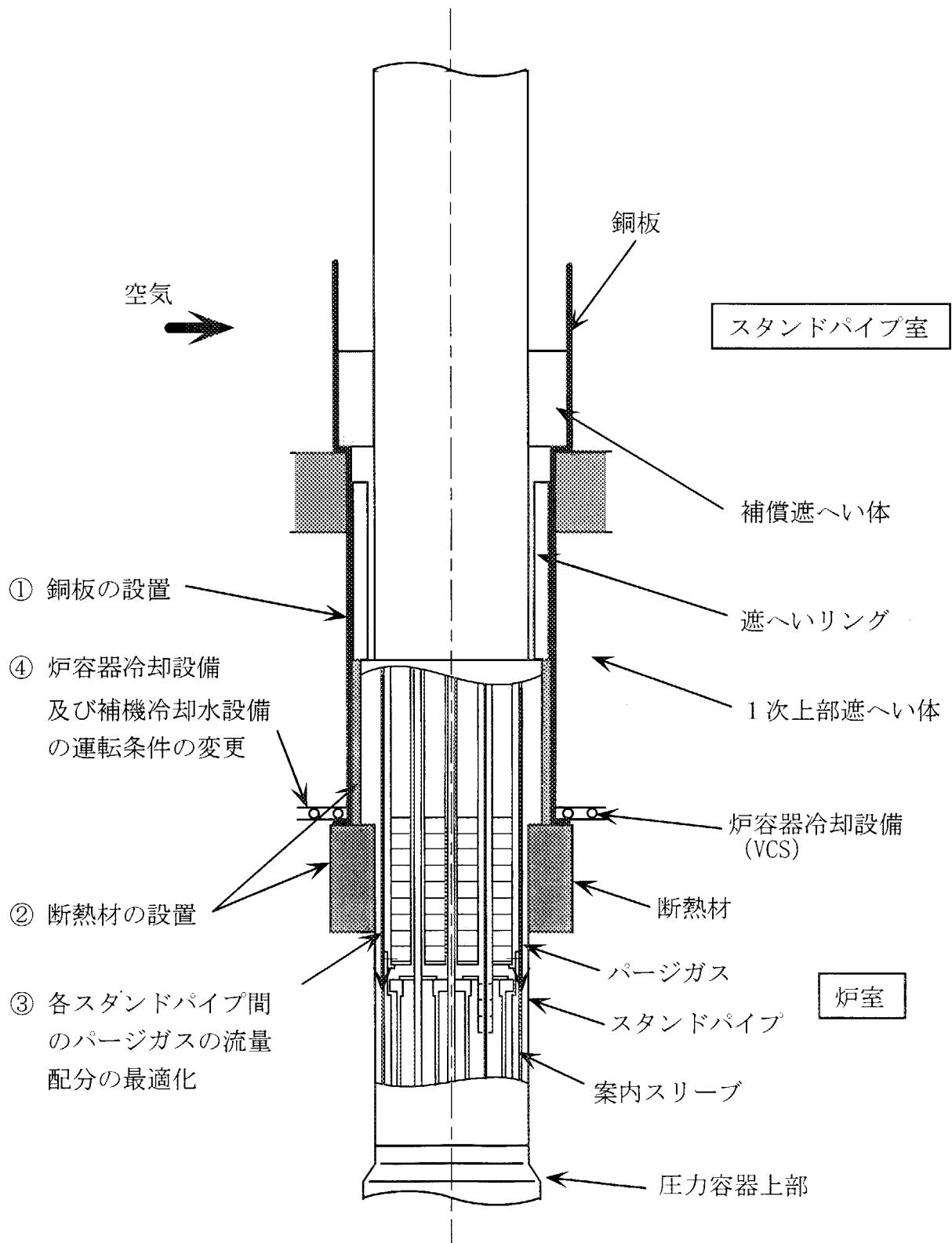


Fig. 2.3 昇温防止対策の概念図

This is a blank page.

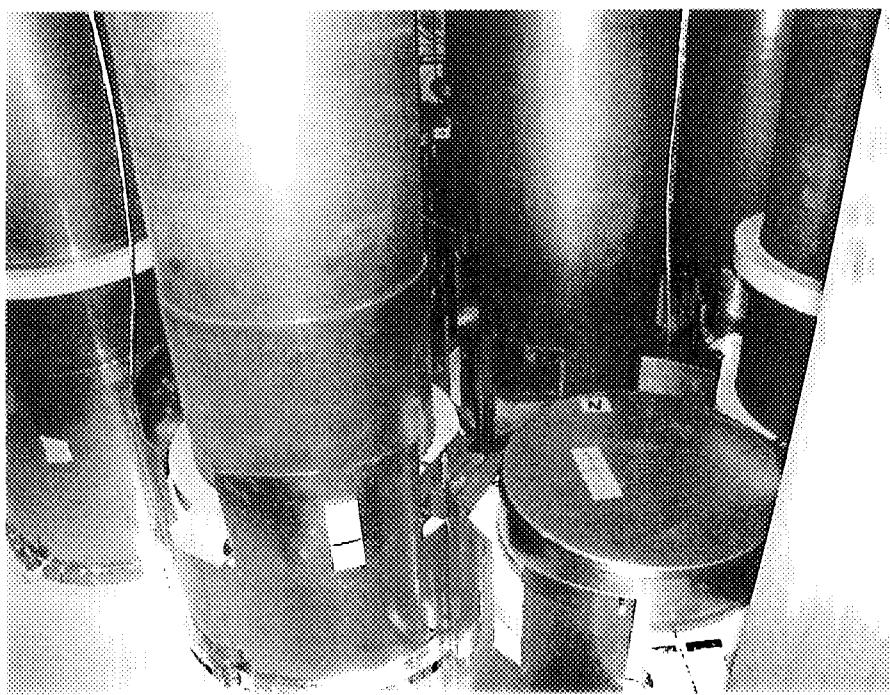


Fig. 2.4 銅板の設置状況（スタンドパイプ室）

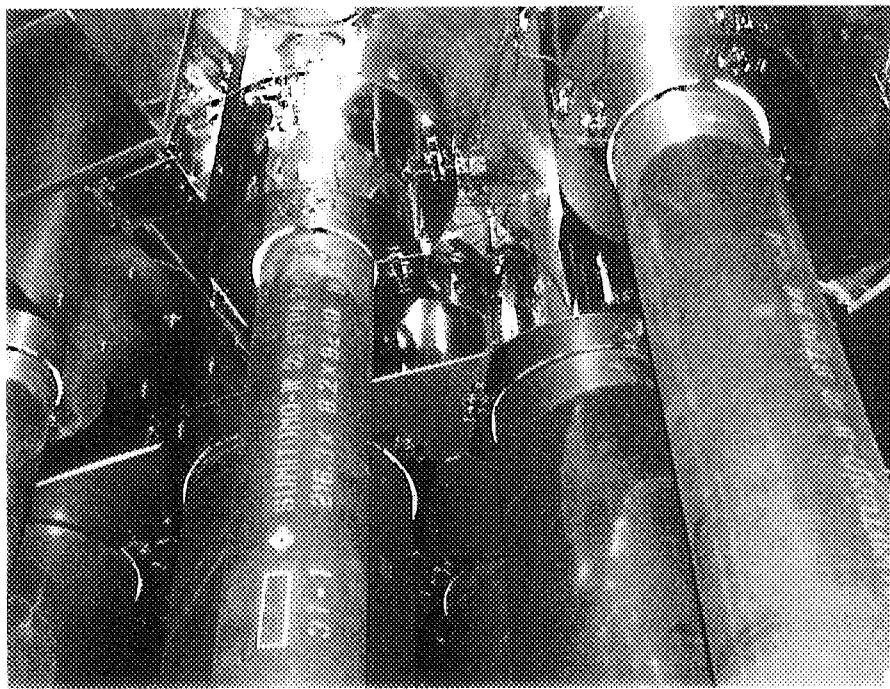


Fig. 2.5 断熱材の設置状況（炉室）

This is a blank page.

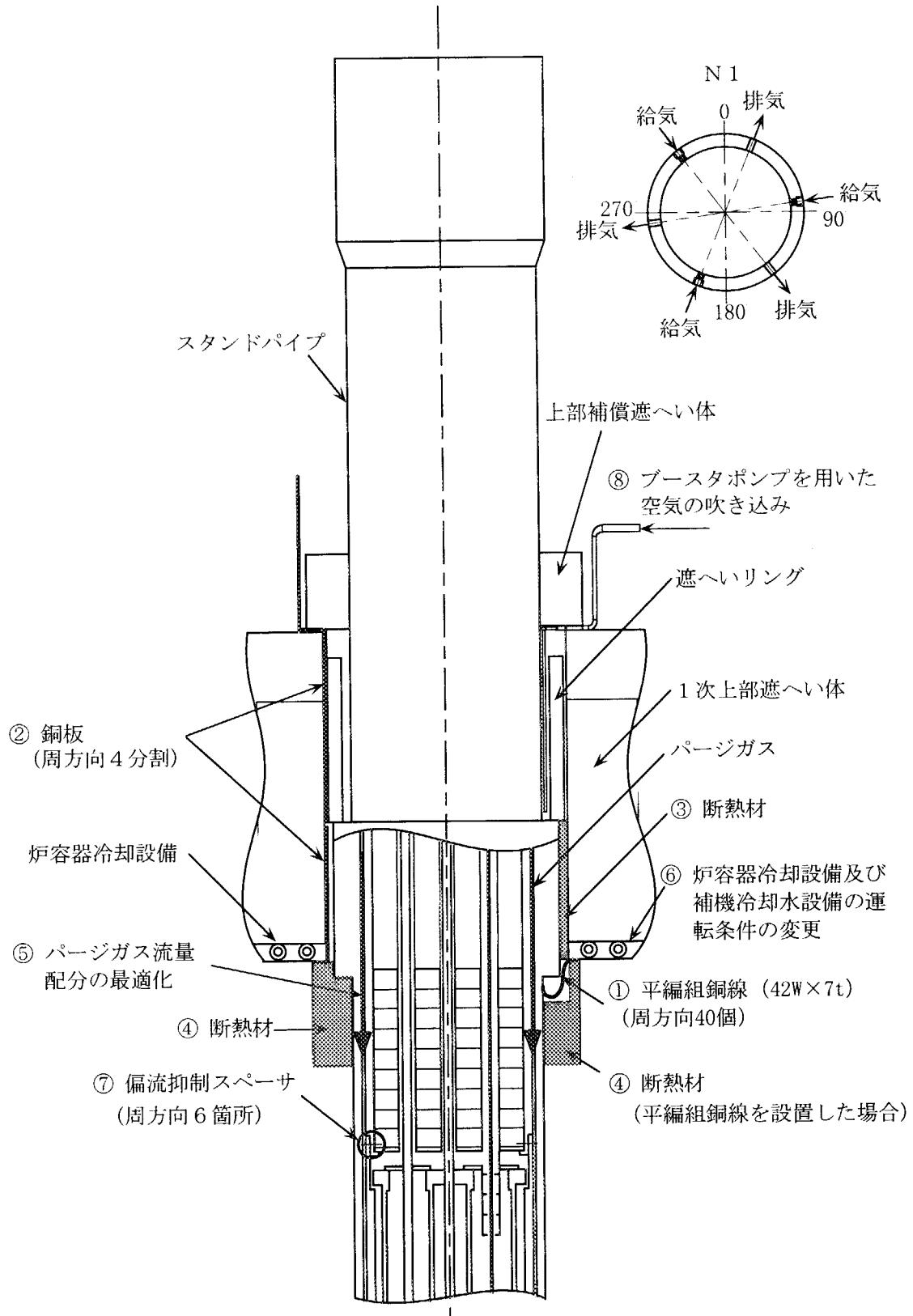


Fig. 2.6 確認試験 1 及び 2 時に設置していた昇温防止対策の概念図

### 3. 確認試験 3

#### 3. 1 確認試験 3 の概要

確認試験 3 は、平成 11 年 5 月 10 日～7 月 10 日に実施されたが、本章では、このうち 1 次上部遮へい体昇温防止対策確認試験（6 月 1 日～6 月 19 日）の結果について示す。確認試験 3 は、1 次上部遮へい体昇温防止対策確認試験以外の試験を含むが、本報告では、以後、特に断らない限り、1 次上部遮へい体昇温防止対策確認試験を確認試験 3 と称す。確認試験 3 では、循環機昇温により 1 次冷却材を最高 213°C まで昇温した。

#### 3. 2 試験条件

確認試験 3 の試験条件を Table 3.1 に示す。確認試験 3 の初期条件は、確認試験 2 の試験条件（Table 2.2 参照）と同様とした。但し、炉心の違い（確認試験 2 は模擬燃料体の炉心、また、確認試験 3 は実機燃料体の炉心）により炉心差圧及び 1 次冷却材流量が異なる。試験実施が 6 月であるため、補機冷却水温度を 17°C～20°C に制限することは出来なかつた（次節の Fig. 3.4 参照）。また、ページガスの効果を調べるために、制御棒スタンドパイプのページガス流量をスタンドパイプ 1 本あたり最大約 3.8 g/s から最小約 0.3 g/s まで、段階的に変更する試験を実施した。

#### 3. 3 試験結果

確認試験 3 での原子炉入口 He 温度等の各温度の時間経過を Fig. 3.1 に示す。平成 11 年 6 月 1 日に昇温を開始し、6 月 8 日に原子炉入口 He 温度が 213°C に到達した。その後、ページガス流量を段階的に減少する試験を実施し、データを取得した。原子炉入口 He 温度 170°C 近辺での定常データを取るために、6 月 14 日に循環機を停止し降温した。原子炉入口 He 温度 175°C での定常データ取得（6 月 17 日）後、補機冷却水温度の影響を調べる試験を実施した。

1 次冷却材圧力及び流量の時間変化を Fig. 3.2 に示す。1 次冷却材流量は、定格流量 (44.6 t/h : 一定値) であり、1 次冷却材圧力は、1 次冷却材温度の変動につれて変化する。ページガス流量及び温度の時間変化を Fig. 3.3 に示す。ページガス温度は 6 月 5 日～6 日を除き、26～30°C の範囲に保たれている。ページガス流量は、1 次冷却材圧力の変動につれて変化する。また、補機冷却水温度及び炉容器冷却水パネル入口温度の時間変化を Fig. 3.4 に示す。

確認試験 3 の定常時の 1 次上部遮へい体温度を Table 3.2 に示す。確認試験 2 と同条件の試験では、原子炉入口 He 温度が、213°C の時、1 次上部遮へい体温度は 39.9°C であった。

定常時のスタンドパイプ外表面、1 次上部遮へい体、炉室空気雰囲気温度等の温度分布を Fig. 3.5～Fig. 3.8 に示す。Fig. 3.5～Fig. 3.8 の試験条件については、Table 3.2 参照。また、定常時の各スタンドパイプのオフセット部温度を Table 3.3～Table 3.6 に示す。Fig. 3.5～Fig.

3.8 及び Table 3.3～Table 3.6 より、原子炉入口 He 温度 213°C の共通の条件で、バージガス流量を減じると全ての測定点の温度が上昇することがわかる。1 次上部遮へい体温度に及ぼすバージガスの効果については、4.2 節でさらに詳しく述べる。

Table 3.1 確認試験 3 の試験条件

項目	確認試験 3
炉心差圧	実機炉心条件（約 6 kPa）
バージガス流量	16～87 kg/h
バージガス流量配分	均等及び 5:3:1
上部 VCS パネル冷却水流量	約 6.5 ton/h 及び約 9.3 ton/h
補機冷却水温度	17°C～20°C（目標）

Table 3.2 確認試験3における定常時の1次上部遮へい体温度

No.	原子炉入口 He 温度 (°C)	1 次冷却材 圧力 (MPa)	バージガス総 流量 (kg/h)	バージガス 流量配分	上部 VCS 流量 (ton/h)	補機冷却水 温度 (°C)	1 次上部遮へい 体温度 (°C)	温度分布	備考 (日時)
1	129	2.24	75.6	5:3:1 <sup>1</sup>	9.3/9.0 <sup>2</sup>	19.2/18.5 <sup>3</sup>	28.5	—	6/1 5:00
2	213	2.73	87.3	5:3:1	6.6/6.5	19.7/22.1	39.9	Fig. 3.5	6/8 13:00
3	213	2.73	86.8	均等	6.6/6.7	18.9/20.1	43.8	Fig. 3.6	6/10 10:00
4	213	2.73	47.5	均等	6.6/6.6	20.1/22.4	49.1	Fig. 3.7	6/12 12:00
5	213	2.72	15.8	均等	6.7/6.7	21.3/23.3	55.4	Fig. 3.8	6/14 12:00
6	175	2.53	77.3	5:3:1	6.6/6.6	21.2/23.5	37.4	—	6/17 10:00

\*1 : 5:N1、3:N8~N13、1:N2~N7, N14~N16 (スタンドバイブ番号については Fig. 2.2 参照)

\*2 : 左側 : A 系統流量、右側 : B 系統流量

\*3 : 左側 : A 系統温度、右側 : B 系統温度

Table 3.3 確認試験 3 における各スタンドパイプのオフセット部の温度比較  
(原子炉入口温度 : 213°C、バージガス総流量 : 87 kg/h)

単位 : °C

	N1	N8	N6
オフセット上部 1 次上部遮へい体側	0° : - (39.9)* 120° : - (38.4) 240° : - (39.9) 平均値 : - (39.4)	0° : 40.3 120° : 40.0 240° : 41.7 平均値 : 40.7	30° : 43.1 150° : 45.5 270° : 42.9 平均値 : 43.8
オフセット上部スタンドパイプ側	0° : 60.2 120° : 50.0 240° : 51.4 平均値 : 53.9	0° : 57.8 120° : 66.9 240° : 64.9 平均値 : 63.2	30° : 76.9 150° : 75.9 270° : 71.7 平均値 : 74.8
オフセット下部	0° : 87.8	0° : 77.0	0° : 99.3
バージガス流量比	5 (全流量の 5/32)	3 (全流量の 3/32)	1 (全流量の 1/32)

\*: 括弧内は 1 次上部遮へい体温度

Table 3.4 確認試験 3 における各スタンドパイプのオフセット部の温度比較  
(原子炉入口温度 : 213°C、バージガス総流量 : 87 kg/h)

単位 : °C

	N1	N8	N6
オフセット上部 1 次上部遮へい体側	0° : - (43.8)* 120° : - (41.8) 240° : - (43.3) 平均値 : - (43.0)	0° : 43.3 120° : 40.9 240° : 42.8 平均値 : 42.3	30° : 41.3 150° : 43.1 270° : 41.7 平均値 : 42.0
オフセット上部スタンドパイプ側	0° : 72.5 120° : 66.5 240° : 66.5 平均値 : 68.5	0° : 68.0 120° : 74.7 240° : 73.0 平均値 : 71.9	30° : 69.4 150° : 68.1 270° : 63.0 平均値 : 66.8
オフセット下部	0° : 101.3	0° : 88.9	0° : 91.2
バージガス流量比	1 (全流量の 1/16)	1 (全流量の 1/16)	1 (全流量の 1/16)

\*: 括弧内は 1 次上部遮へい体温度

Table 3.5 確認試験 3 における各スタンドパイプのオフセット部の温度比較  
(原子炉入口温度 : 213°C、バージガス総流量 : 47 kg/h)

単位 : °C

	N1	N8	N6
オフセット上部 1 次上部遮へい体側	0° : - (49.1)* 120° : - (47.6) 240° : - (48.6) 平均値 : - (48.4)	0° : 48.3 120° : 45.0 240° : 47.3 平均値 : 46.9	30° : 44.1 150° : 46.6 270° : 46.2 平均値 : 45.6
オフセット上部スタンドパイプ 側	0° : 81.5 120° : 77.7 240° : 77.4 平均値 : 78.9	0° : 79.4 120° : 83.5 240° : 82.0 平均値 : 81.6	30° : 77.6 150° : 76.8 270° : 73.1 平均値 : 75.8
オフセット下部	0° : 110.4	0° : 101.7	0° : 100.3
バージガス流量比	1 (全流量の 1/16)	1 (全流量の 1/16)	1 (全流量の 1/16)

\*: 括弧内は 1 次上部遮へい体温度

Table 3.6 確認試験 3 における各スタンドパイプのオフセット部の温度比較  
(原子炉入口温度 : 213°C、バージガス総流量 : 16 kg/h)

単位 : °C

	N1	N8	N6
オフセット上部 1 次上部遮へい体側	0° : - (55.4)* 120° : - (54.0) 240° : - (55.0) 平均値 : - (54.8)	0° : 54.6 120° : 50.4 240° : 52.9 平均値 : 52.6	30° : 47.9 150° : 51.0 270° : 51.6 平均値 : 50.2
オフセット上部スタンドパイプ 側	0° : 91.1 120° : 89.1 240° : 88.9 平均値 : 89.7	0° : 93.1 120° : 95.2 240° : 93.4 平均値 : 93.9	30° : 87.0 150° : 86.7 270° : 83.6 平均値 : 85.8
オフセット下部	0° : 119.3	0° : 118.1	0° : 110.7
バージガス流量比	1 (全流量の 1/16)	1 (全流量の 1/16)	1 (全流量の 1/16)

\*: 括弧内は 1 次上部遮へい体温度

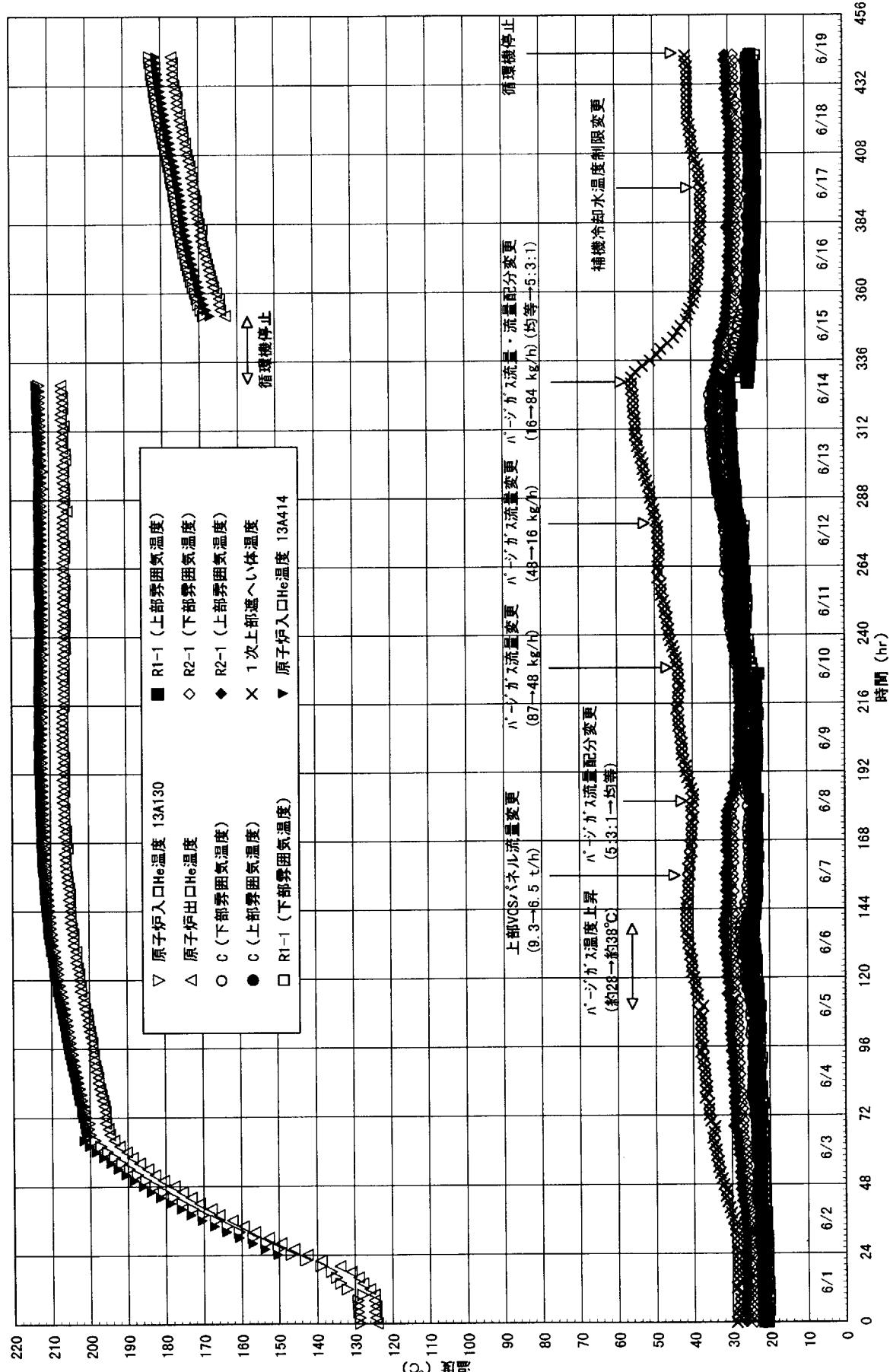


Fig. 3.1 確認試験 3 時の温度変化

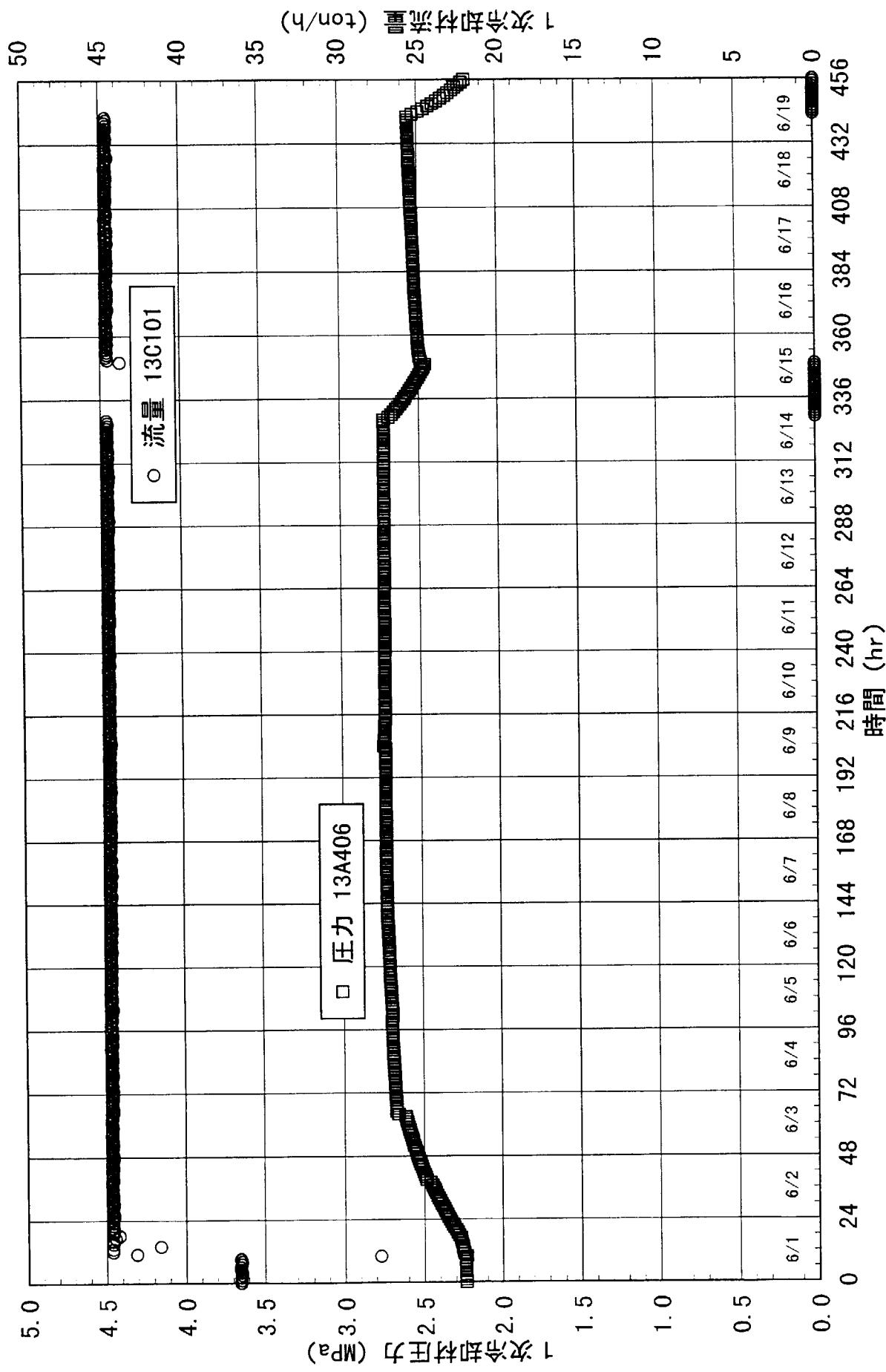


Fig. 3.2 1次冷却材圧力及び流量の時間変化（確認試験3）

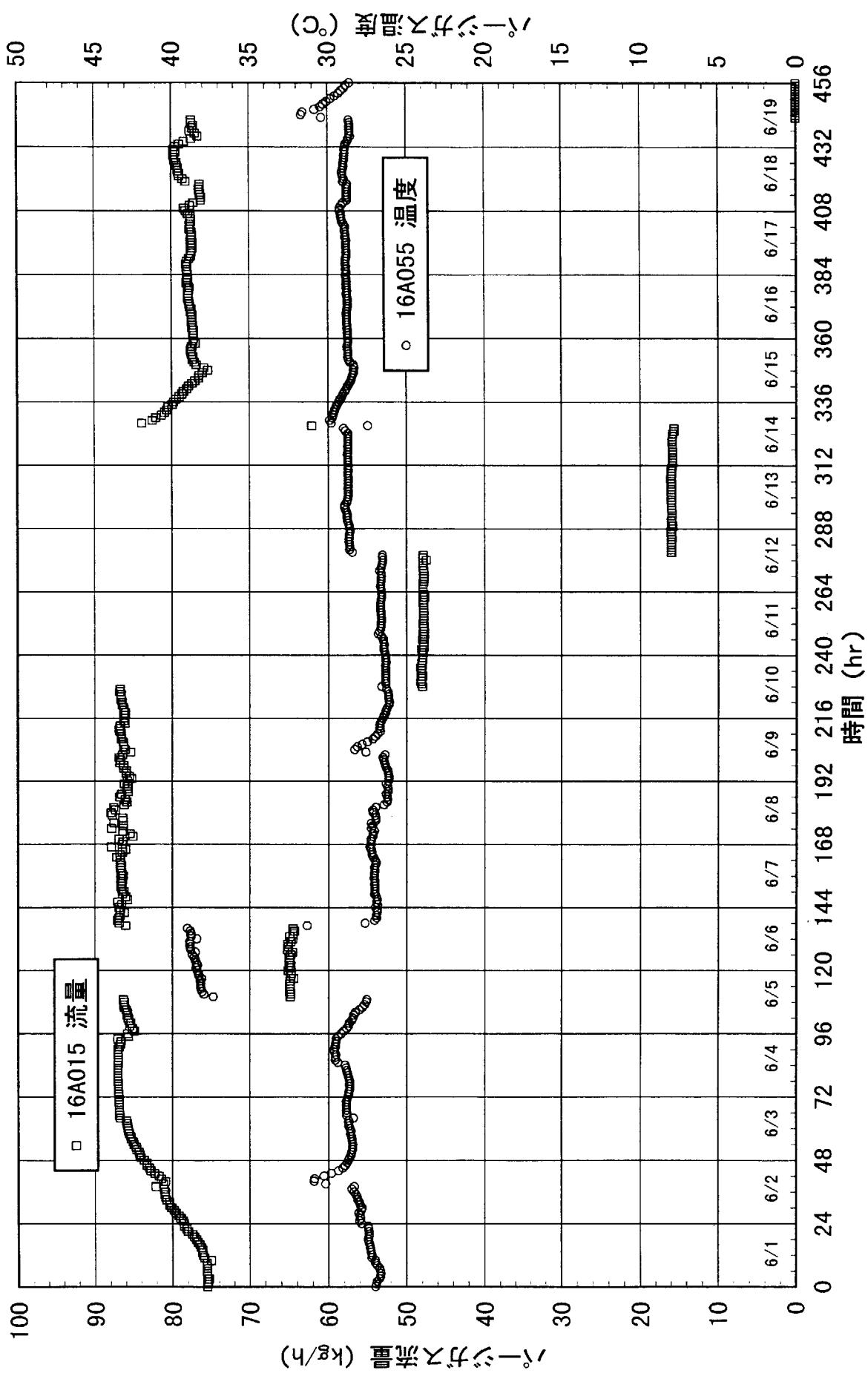
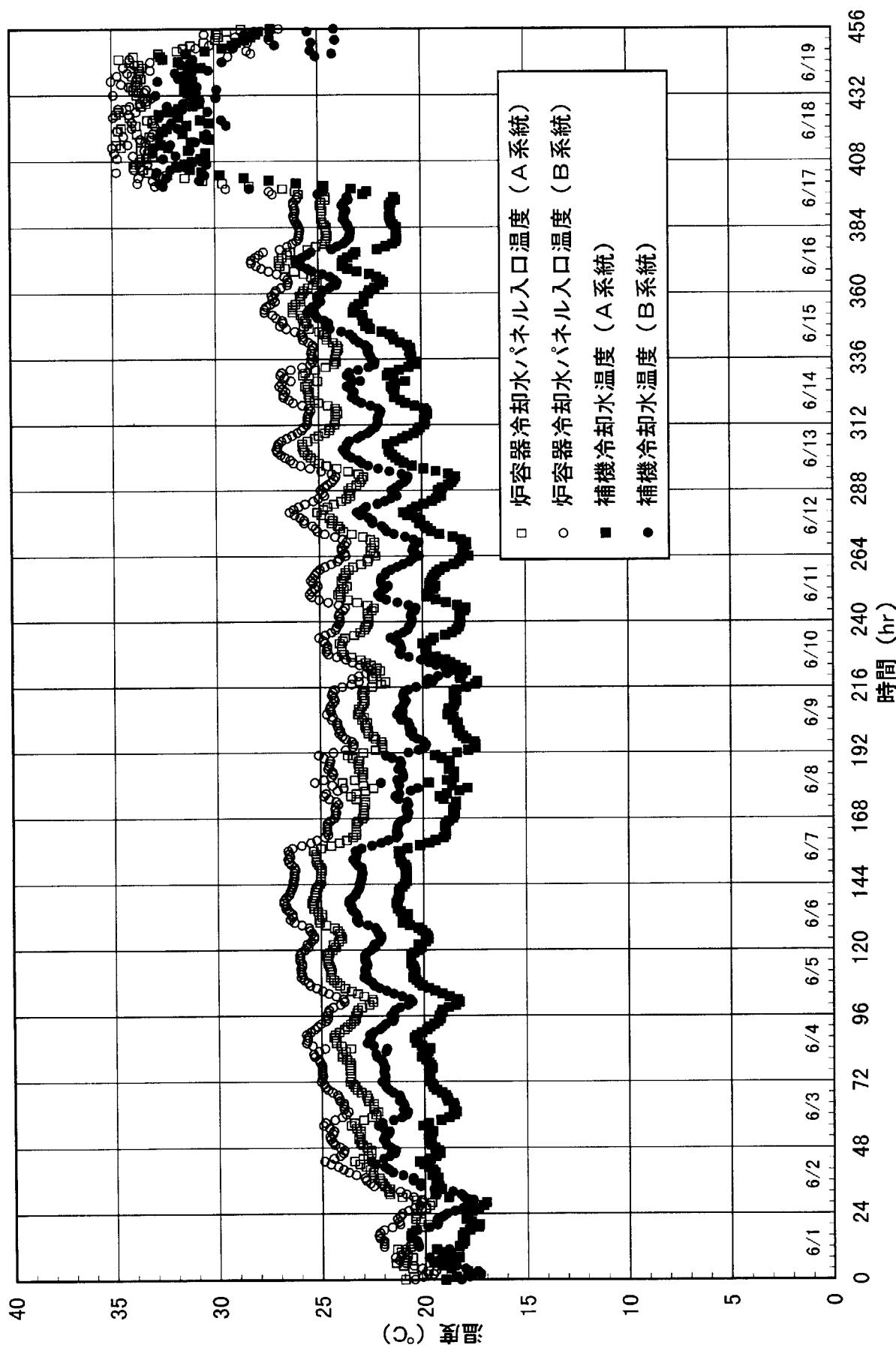


Fig. 3.3 パージガス総流量及び温度の時間変化（確認試験 3）



- 1次上部遮へい体温度
- 銅板外表面（1次上部遮へい体側）温度
- △ スタンドパイプ表面（一部断熱材内表面）温度
- × 貫通孔プラグ温度
- ▽ 炉室空気雰囲気温度

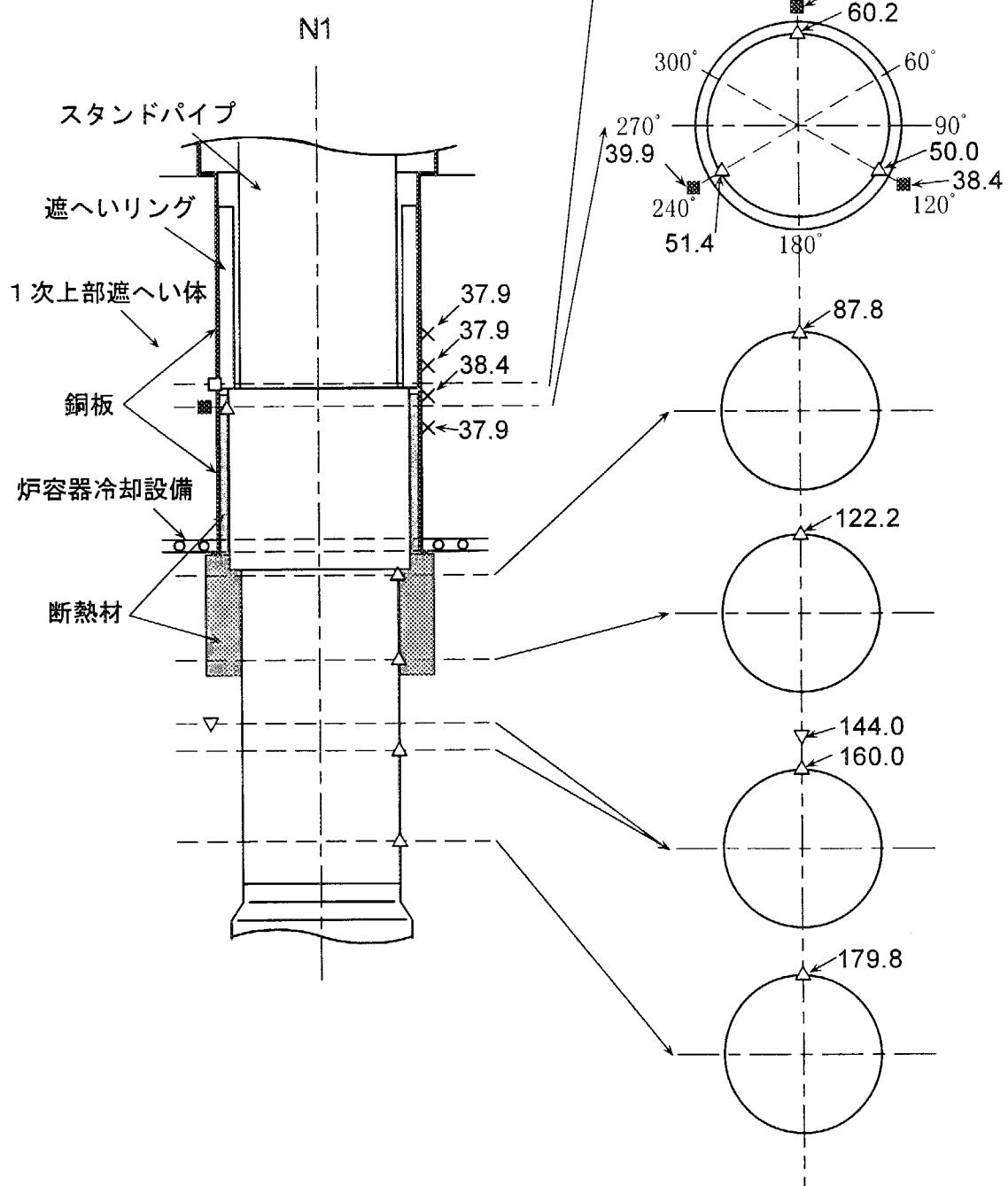


Fig. 3.5 (1/3) 温度測定結果 (N 1) (平成11年6月8日 13:00、原子炉入口He温度 : 213°C)

- 1次上部遮へい体表面（銅板外表面（1次上部遮へい体側））温度
- △ スタンドパイプ表面（一部断熱材内表面）温度
- × 貫通孔プラグ温度

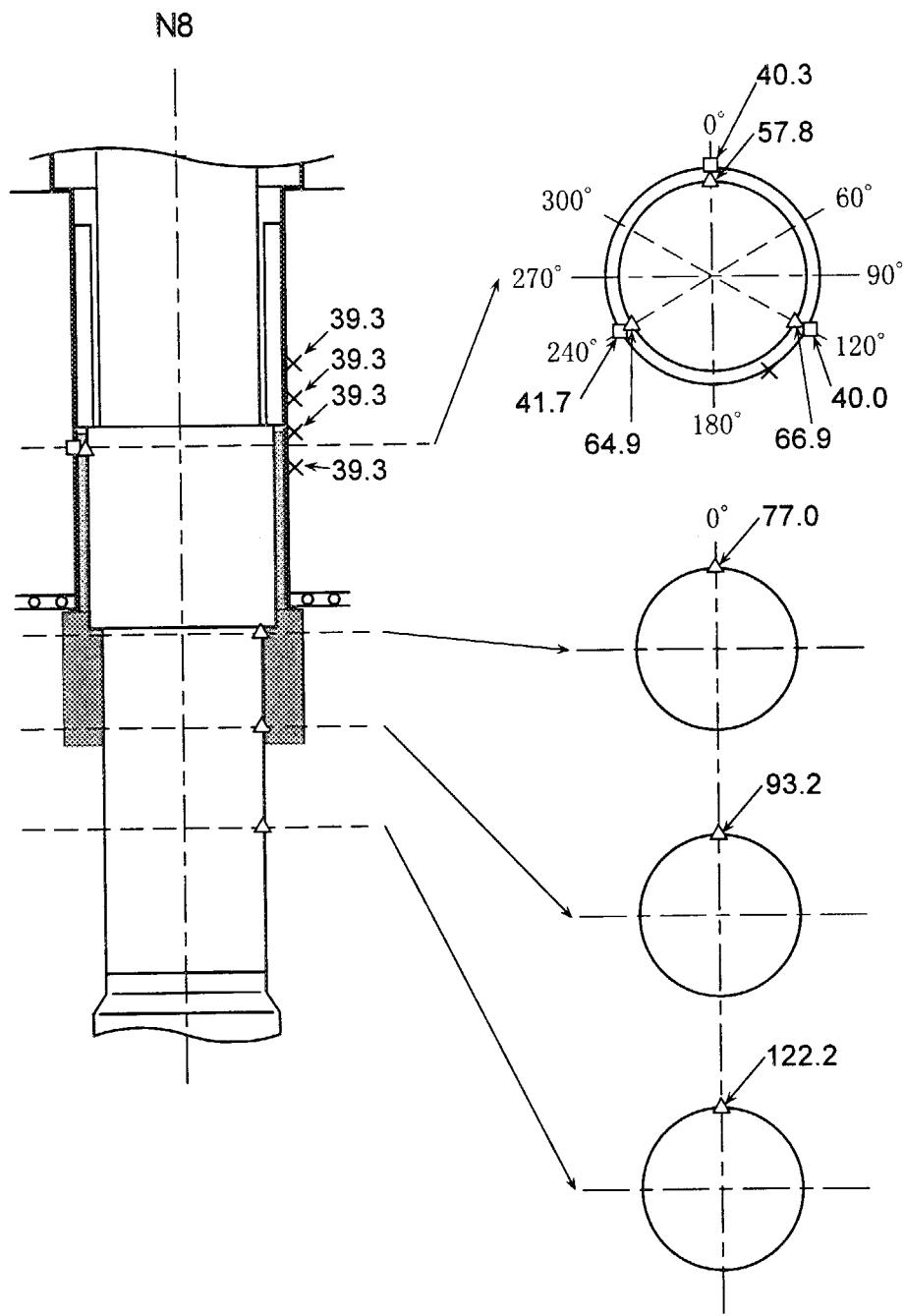


Fig. 3.5 (2/3) 溫度測定結果 (N8) (平成11年6月8日 13:00、原子炉入口He温度 : 213°C)

- 1次上部遮へい体表面（銅板外表面（1次上部遮へい体側））温度
- △ スタンドパイプ表面（断熱材内表面）温度
- × 貫通孔プラグ温度

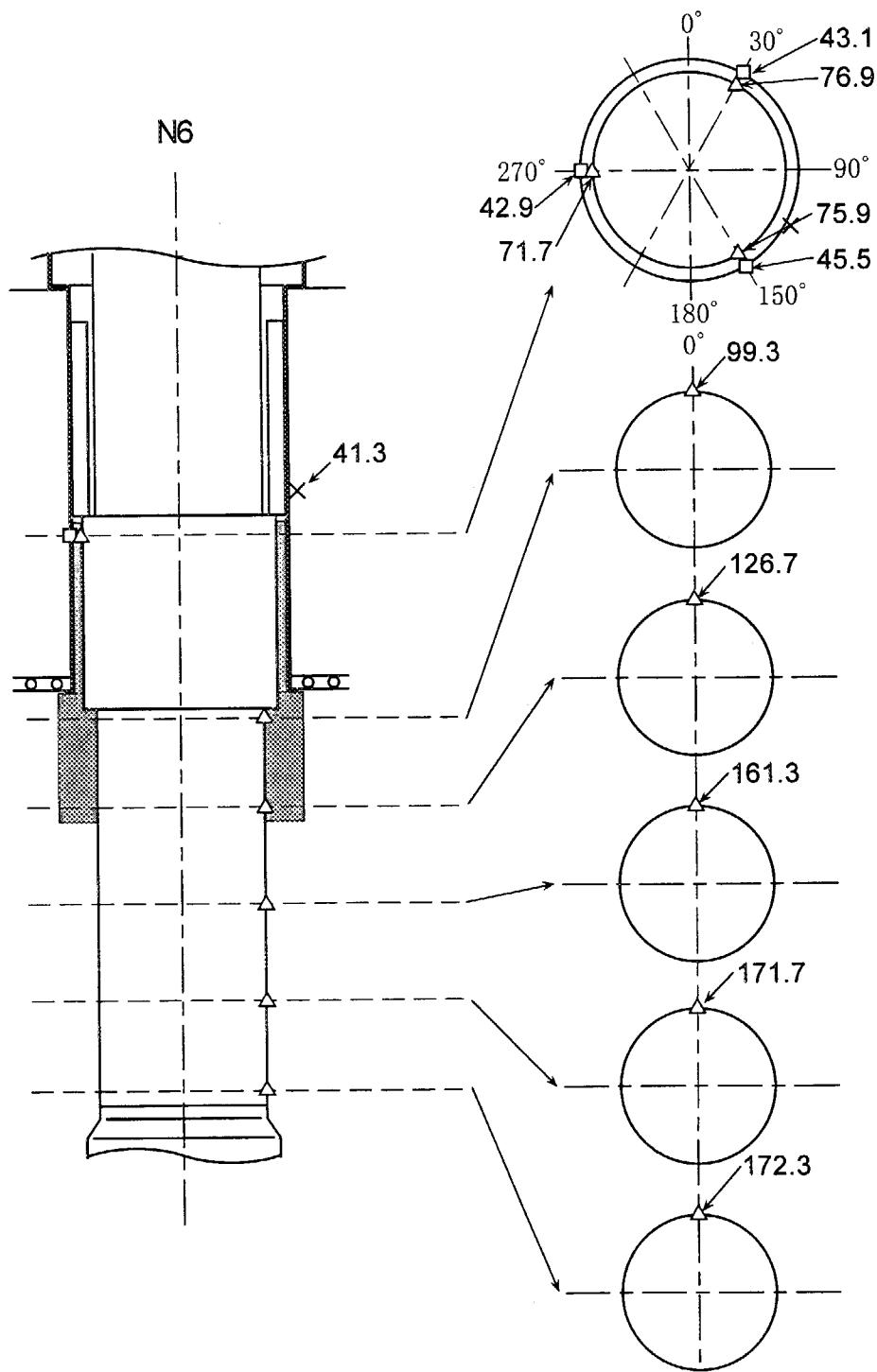


Fig. 3.5 (3/3) 温度測定結果 (N 6) (平成11年6月8日 13:00、原子炉入口He温度 : 213°C)

- 1次上部遮へい体温度
- 銅板外表面（1次上部遮へい体側）温度
- △ スタンドパイプ表面（一部断熱材内表面）温度
- × 貫通孔プラグ温度
- ▽ 炉室空気雰囲気温度

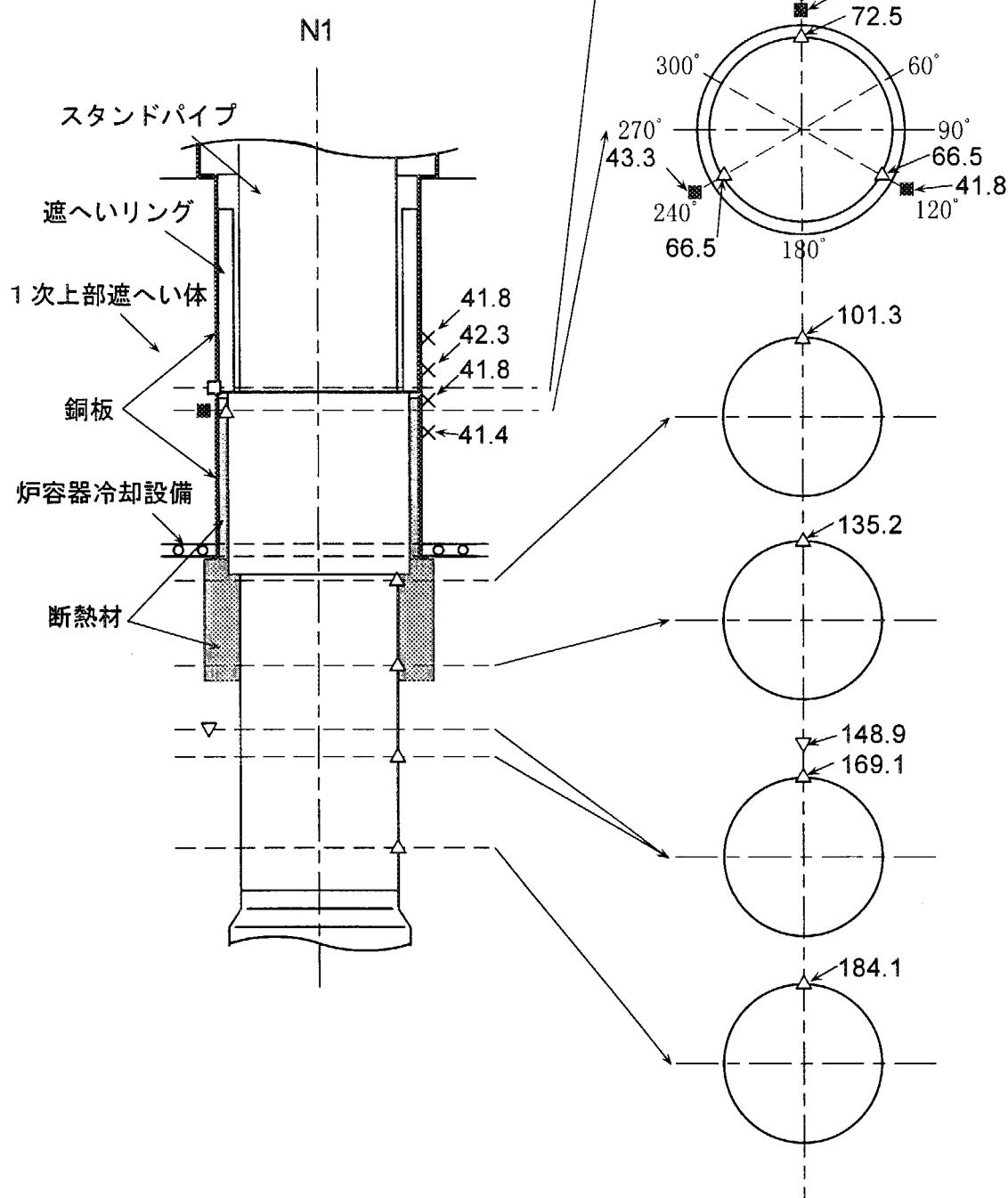


Fig. 3.6 (1/3) 温度測定結果 (N 1) (平成11年6月10日 10:00、原子炉入口He温度 : 213°C)

- 1次上部遮へい体表面（銅板外表面（1次上部遮へい体側））温度
- △ スタンドパイプ表面（一部断熱材内表面）温度
- × 貫通孔プラグ温度

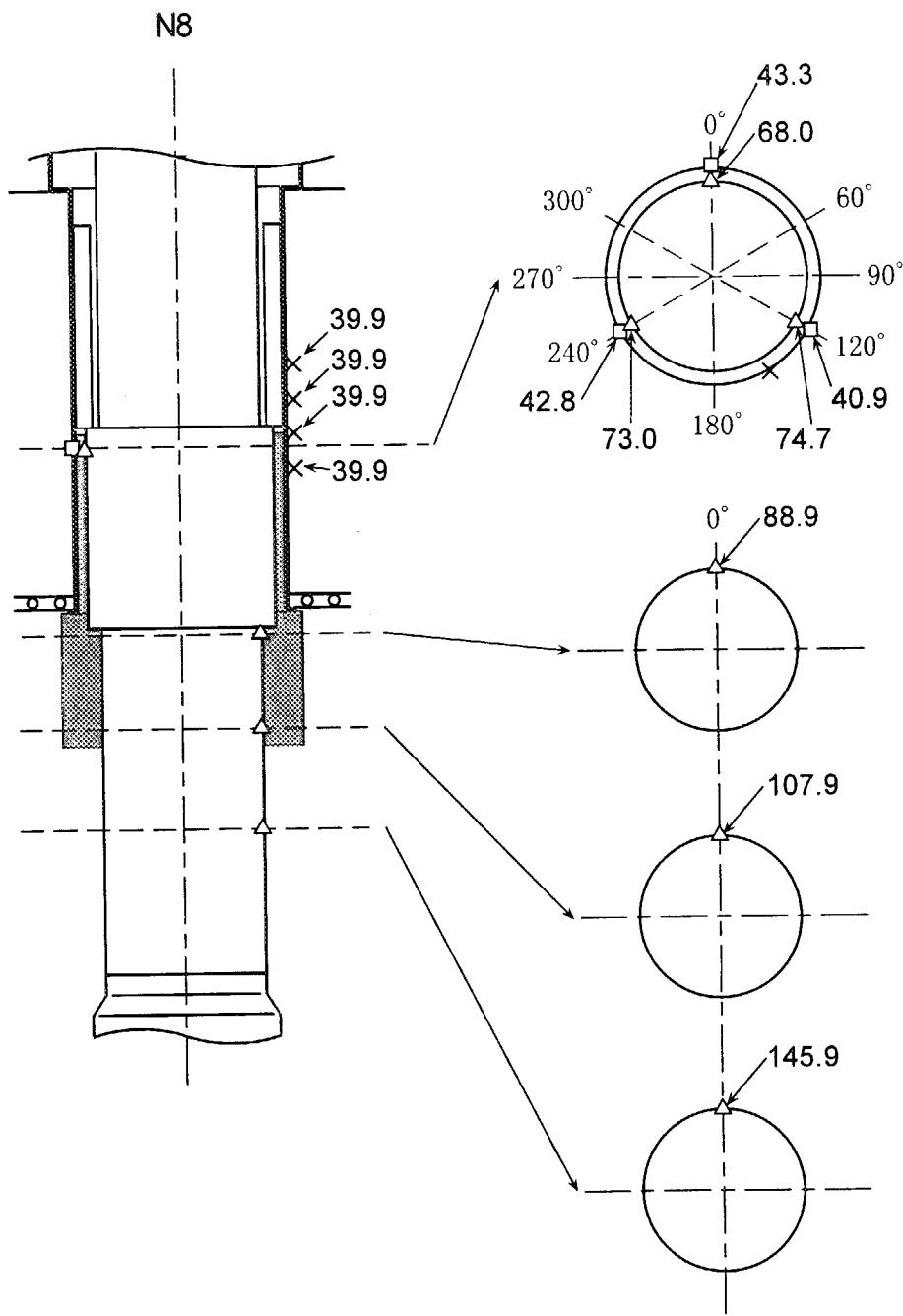


Fig. 3.6 (2/3) 温度測定結果 (N 8) (平成11年6月10日 10:00、原子炉入口He温度 : 213°C)

- 1次上部遮へい体表面（銅板外表面（1次上部遮へい体側））温度
- △ スタンドパイプ表面（断熱材内表面）温度
- × 貫通孔プラグ温度

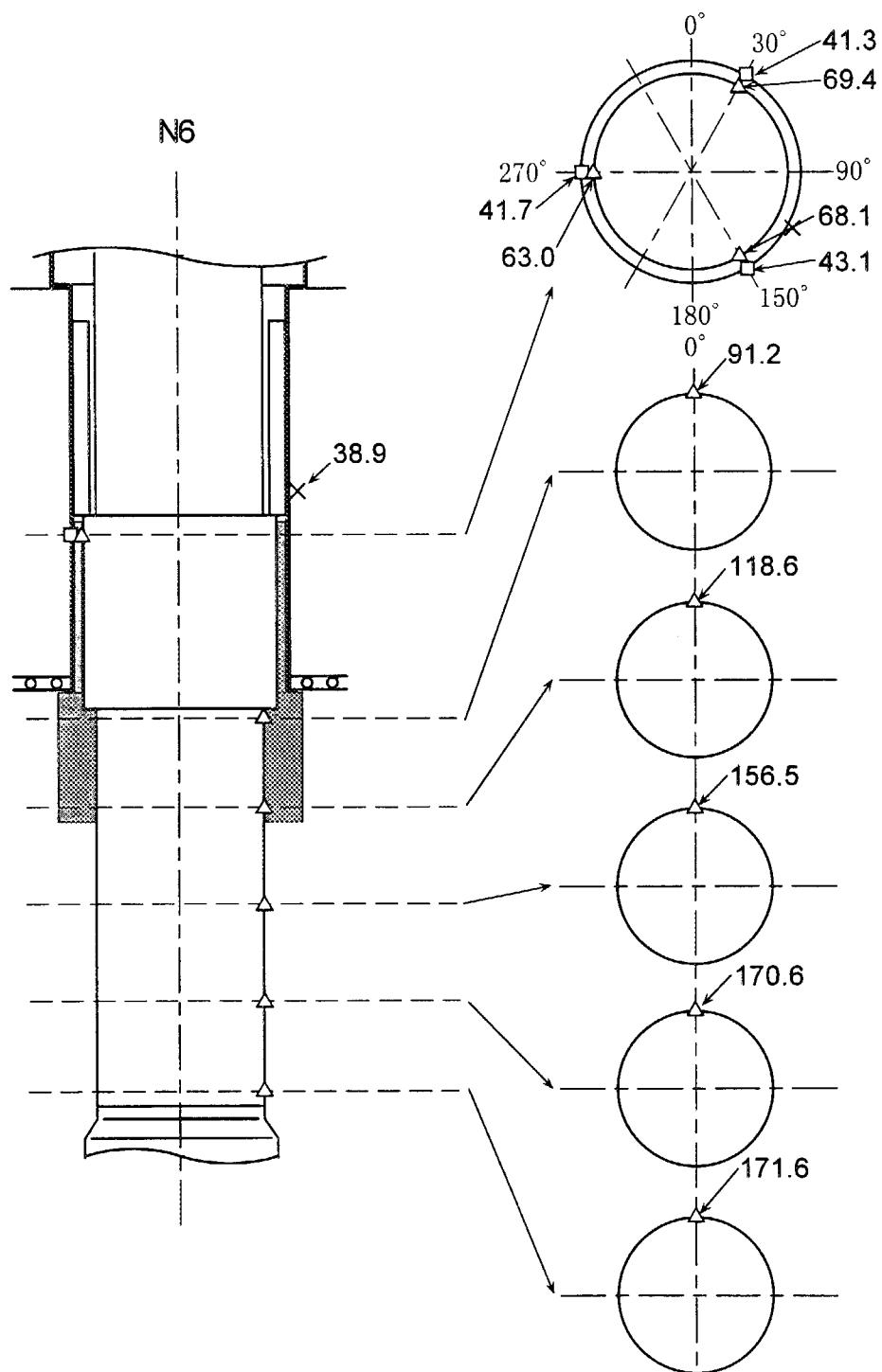


Fig. 3.6 (3/3) 溫度測定結果 (N 6) (平成11年6月10日 10:00、原子炉入口He温度 : 213°C)

- 1次上部遮へい体温度
- 銅板外表面（1次上部遮へい体側）温度
- △ スタンドパイプ表面（一部断熱材内表面）温度
- × 貫通孔プラグ温度
- ▽ 炉室空気雰囲気温度

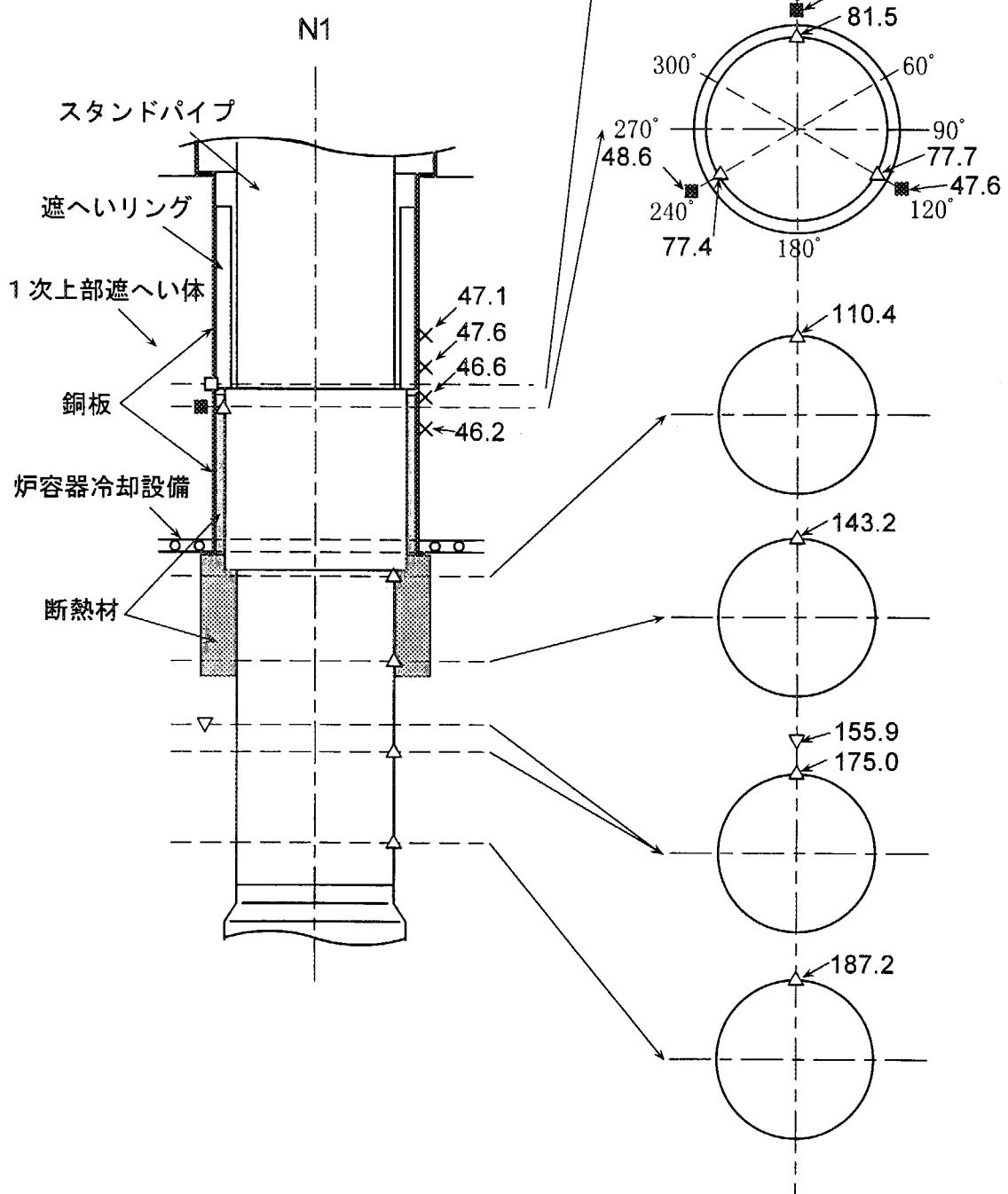


Fig. 3.7 (1/3) 温度測定結果 (N 1) (平成11年6月12日 12:00、原子炉入口He温度 : 213°C)

- 1次上部遮へい体表面（銅板外表面（1次上部遮へい体側））温度
- △ スタンドパイプ表面（一部断熱材内表面）温度
- × 貫通孔プラグ温度

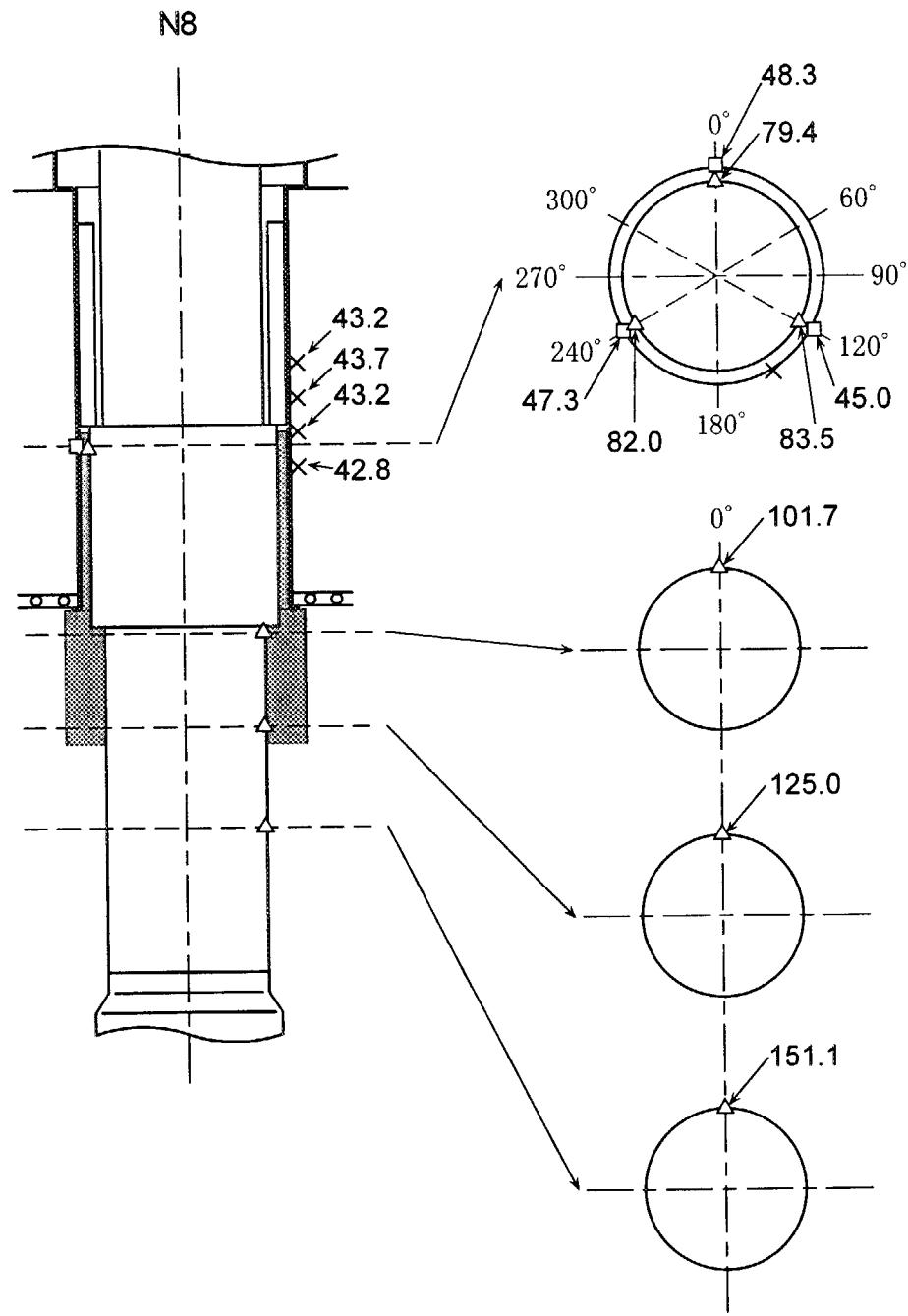


Fig. 3.7 (2/3) 温度測定結果 (N 8) (平成11年6月12日 12:00、原子炉入口He温度 : 213°C)

- 1次上部遮へい体表面（銅板外表面（1次上部遮へい体側））温度
- △ スタンドパイプ表面（断熱材内表面）温度
- × 貫通孔プラグ温度

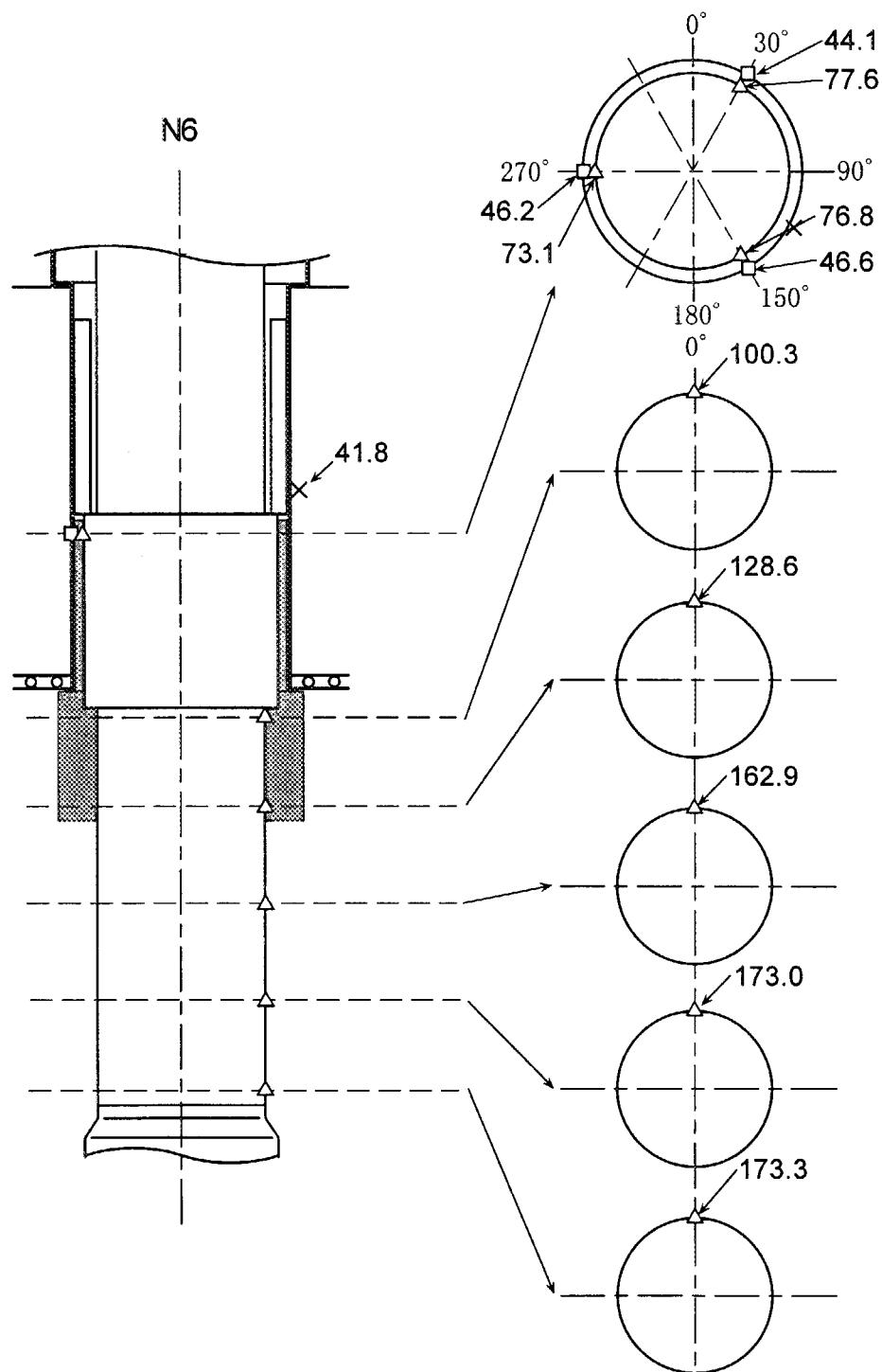


Fig. 3.7 (3/3) 温度測定結果 (N 6) (平成11年6月12日 12:00、原子炉入口温度 : 213°C)

■ 1次上部遮へい体温度

□ 銅板外表面（1次上部遮へい体側）温度

△ スタンドパイプ表面（一部断熱材内表面）温度

× 貫通孔プラグ温度

▽ 炉室空気雰囲気温度

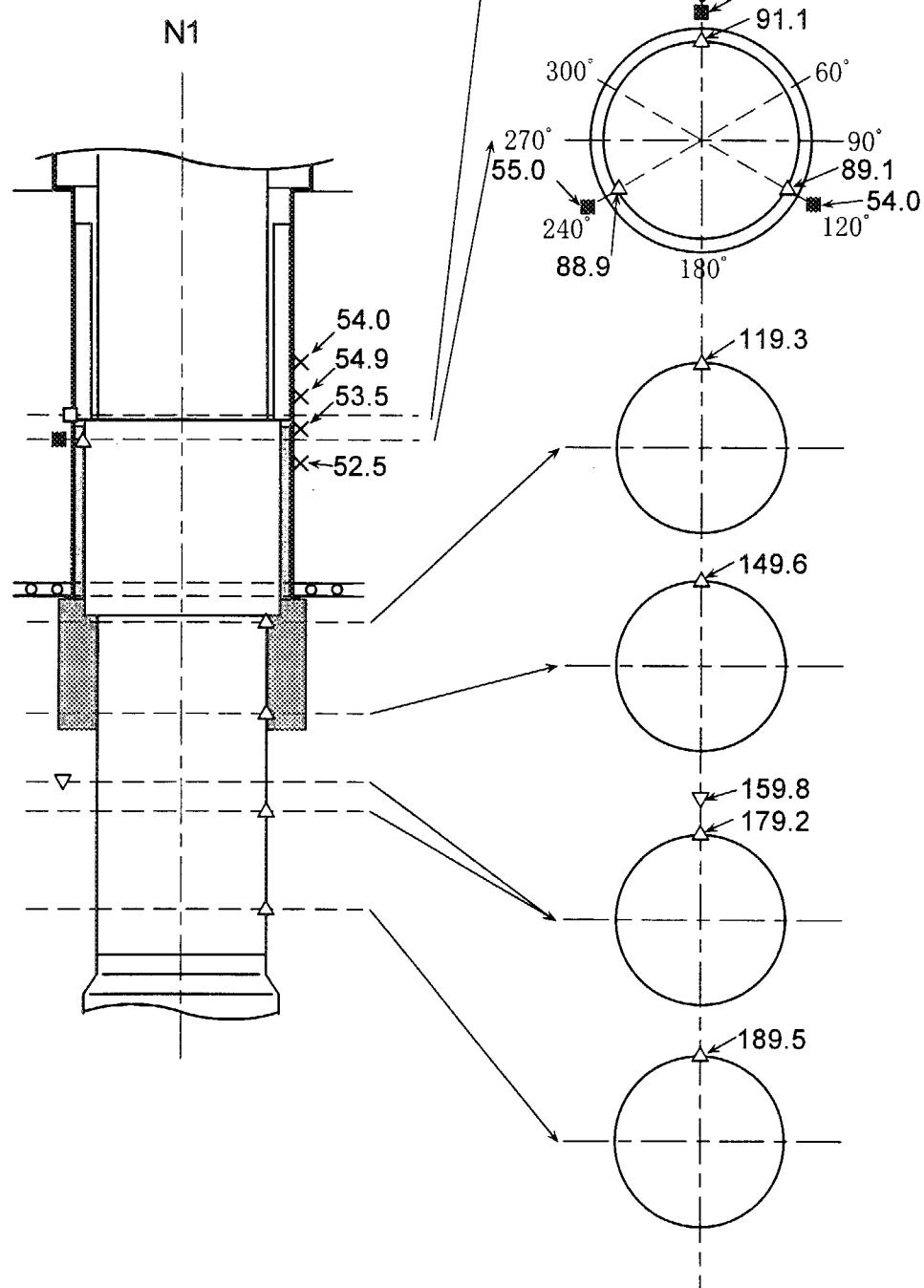


Fig. 3.8 (1/3) 温度測定結果（N 1）（平成11年6月14日 12:00、原子炉入口He温度：213°C）

□ 1次上部遮へい体表面（銅板外表面（1次上部遮へい体側））温度

△ スタンドパイプ表面（一部断熱材内表面）温度

× 貫通孔プラグ温度

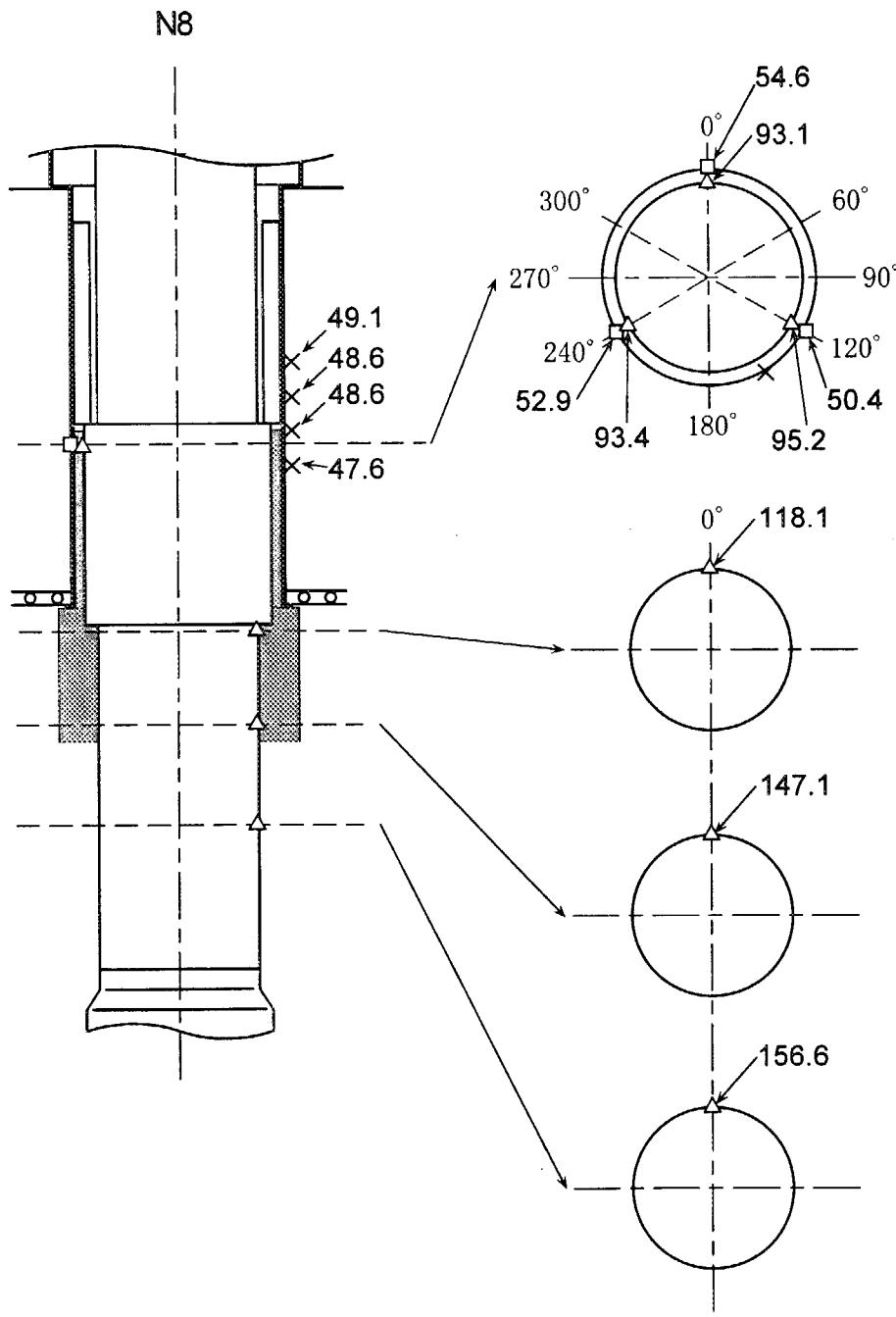


Fig. 3.8 (2/3) 温度測定結果 (N 8) (平成11年6月14日 12:00、原子炉入口He温度 : 213°C)

- 1次上部遮へい体表面（銅板外表面（1次上部遮へい体側））温度
- △ スタンドパイプ表面（断熱材内表面）温度
- × 貫通孔プラグ温度

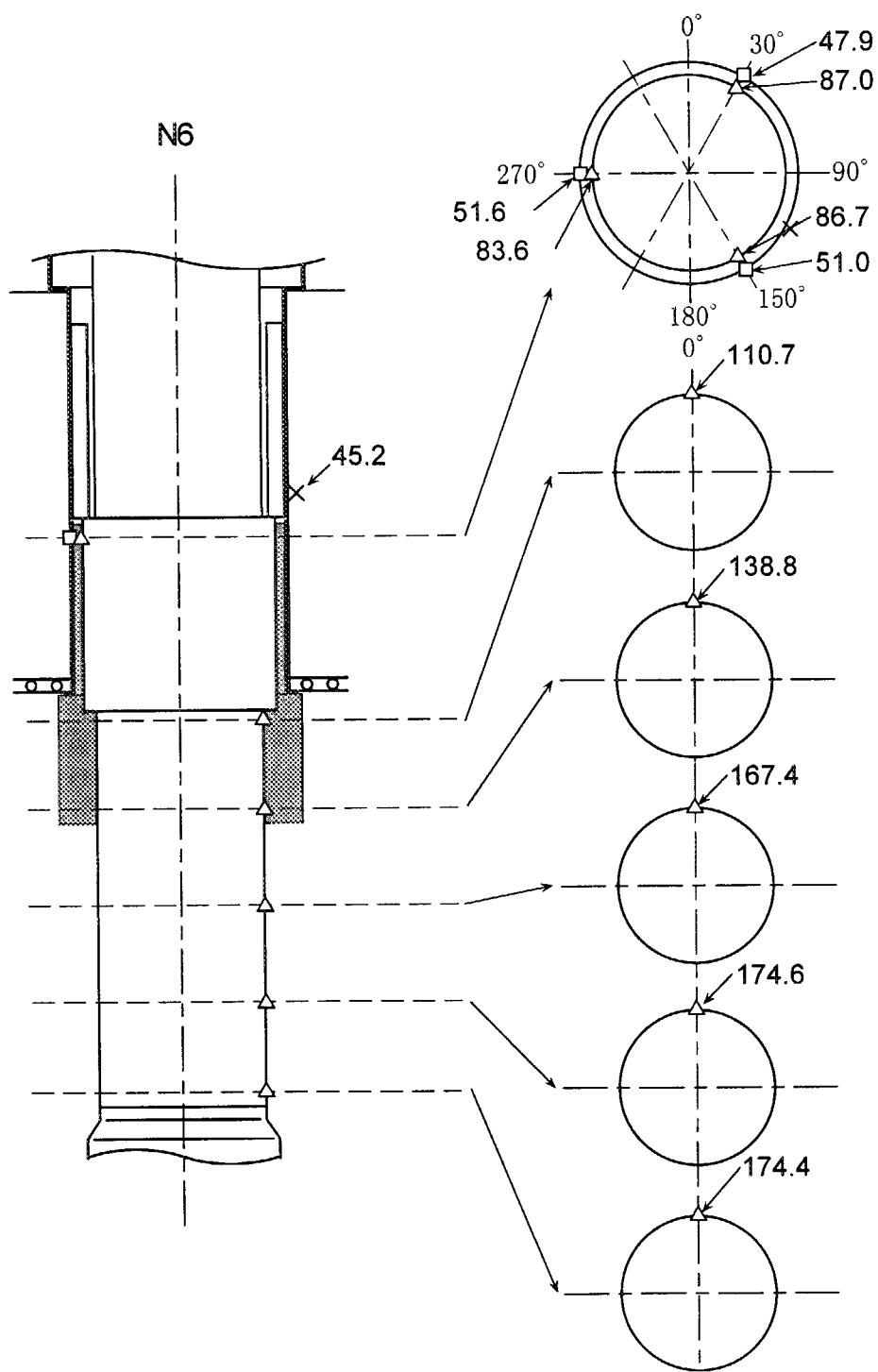


Fig.3.8 (3/3) 温度測定結果 (N 6) (平成11年6月14日 12:00、原子炉入口He温度 : 213°C)

## 4. 1 次上部遮へい体の昇温防止対策の効果について

### 4. 1 昇温防止対策及び実機炉心と模擬炉心の差の効果

確認試験 2 と確認試験 3 の温度測定結果の比較を Table 4.1 に示す。この結果から、原子炉入口 He 温度 195°Cにおける、1 次上部遮へい体の昇温防止対策の効果をまとめると以下のようになる。確認試験 2 と確認試験 3 では、試験条件が若干異なるため、Table 4.1 では、試験条件の差異分の補正を行った。

- ① N6 スタンドパイプの対策なし（確認試験 2）と対策あり（確認試験 3）の結果から、昇温防止対策全体の効果（実機炉心と模擬炉心の差を含む）は、約 31°C（原子炉入口 He 温度 195°Cの時）である。
  - ② N8 スタンドパイプ（確認試験 3）と N12 スタンドパイプ（確認試験 2）の結果から（両者とも対策あり）、模擬炉心と実機炉心の差による効果は、約 15°C（原子炉入口 He 温度 195°Cの時）である。
- 確認試験 2 は実機燃料装荷前、確認試験 3 は実機燃料装荷後の試験である。実機燃料装荷前の炉心には、実機燃料体の代わりに模擬燃料体が装荷されていた。模擬燃料体、実機制御棒案内ブロック等で構成される模擬炉心は、実機燃料装荷後の実機炉心と比較して、燃料領域の流動抵抗が大きいため、制御棒領域に実機炉心の場合の 2 倍程度の 1 次冷却材が流れることから、制御棒スタンドパイプの温度が上昇し、また、バージガスのアニュラス部（スタンドパイプ内面と制御棒案内管の狭隘部）流量が低下することにより 1 次上部遮へい体温度が上昇する[2]。
- ③ ①と②の差の約 16°Cが、昇温防止対策（銅板+断熱材）の効果である。
  - ④ N1 スタンドパイプの温度差（約 19°C）と N8 スタンドパイプ及び N12 スタンドパイプの温度差（約 15°C）の差（約 4°C）が、銅板と平編組銅線の効果の差である。

以上を Fig. 4.1 に図示する。

### 4. 2 バージガスの効果

1 次上部遮へい体温度に及ぼすバージガス流量の効果を Fig. 4.2 に示す。バージガスなしの場合とバージガスを 4 g/s 程度流した場合（スタンドパイプ 1 本あたり）では、約 20°C の温度差を生じる（原子炉入口 He 温度 213°Cの時）。バージガスによる冷却効果は 4 g/s 程度でほぼ飽和しており、これ以上流しても冷却効果の向上は期待できない。

原子炉入口 He 温度と 1 次上部遮へい体温度の関係（バージガス流量をパラメータとしたもの）を直線外挿したものを Fig. 4.3 に示す。直線外挿においては、バージガス流量条件 3.8 g/s の 3 点の近似直線上で、1 次上部遮へい体温度が昇温前温度（24°C）となる点（原子炉入口 He 温度 90°C、1 次上部遮へい体温度 24°Cの点）を原点とした。定格運転時（原子炉入口 He 温度約 395°C）に 1 次上部遮へい体の設計温度 88°Cに対して、十分な余裕を保つためには、Fig. 4.3 の 1.5 g/s 相当（1 次冷却材圧力 2.7 MPa の時の値）のバージガスを

流す必要があると考えられる。この場合、原子炉入口温度 213°C の時の 1 次上部遮へい体温度は約 44°C である。

Fig. 4.4 にバージガス総流量 87 kg/h、各スタンドパイプ均等配分時の貫通孔プラグ温度分布を示す。貫通孔プラグは、据付時の他の機器との取り合いから 1 次上部遮へい体に設けられた凹部を遮へいするためのプラグであり、1 次上部遮へい体温度とほぼ等しい温度を示す。Fig. 4.4 には同時に、スタンドパイプ室内の格納容器再循環冷却装置の吹き出し口と吸い込み口の配置を示すが、吹き出し口に近い側（風上側）の貫通孔プラグ温度は、吸い込み口に近い側（風下側）の温度よりも、明らかに低い結果となっている。Fig. 4.5 及び Fig. 4.6 にバージガス流量と貫通孔プラグ温度の関係を示すが、Fig. 4.5 で貫通孔プラグ温度を約 44°C（原子炉入口 He 温度 213°C の時）にするためには、N1、N10、N12 スタンドパイプについては、1.5 g/s 程度のバージガスを流す必要があるのに対して、N8 スタンドパイプについては、その半分の 0.75 g/s 程度のバージガスを流せば十分であることが分かる。同様に Fig. 4.6 から、N4、N15 スタンドパイプについては、約 1.5 g/s、N2、N6 スタンドパイプについては、約 0.75 g/s のバージガス流量を流せば、貫通孔プラグ温度を 44°C 以下に保つことが出来ることが分かる（原子炉入口 He 温度 213°C の時）。

従って、Fig. 4.4 の風上側のスタンドパイプ（N2, N3, N6, N7, N8, N9, N13, N14, N16）に 0.75 g/s 相当（定格運転時：1.1 g/s）、風下側のスタンドパイプ（N1, N4, N5, N10, N11, N12, N15）に 1.5 g/s 相当（定格運転時：2.2 g/s）のバージガス流量配分とすれば、定格運転時に 1 次上部遮へい体温度がほぼ均一な分布となり、また、設計温度 88°C を十分満足する結果となると推定される。なお、有限要素解析コードを用いた、本バージガス流量配分における定格運転時の 1 次上部遮へい体温度の予測結果を次章に示す。上記のバージガス流量配分条件の場合、定格運転時（1 次冷却材圧力：3.9 MPa）及び低温時（1 次冷却材圧力：1.7 MPa）のバージガス総流量は、それぞれ、約 90 kg/h 及び約 40 kg/h となる。

Table 4.1 確認試験 2 と確認試験 3 の温度測定結果の比較

スタンダードパイプ番号	N1	N8	N12	N6
確認試験 2 時の対策	平編組銅線+断熱材	-	銅板+断熱材	断熱材（下部のみ）
確認試験 3 時の対策	銅板+断熱材	銅板+断熱材	-	銅板+断熱材
確認試験 2 時の温度 (He 温度 195°C)	54.1°C (遮へい体) (平均値)	-	54.2°C (遮へい体表面) (中央側) ①	74.1°C (遮へい体表面) (中央側)
確認試験 3 時の温度 (He 温度 213°C)	39.4°C (遮へい体) (平均値)	40.7°C (遮へい体表面) (平均値)	-	43.8°C (遮へい体表面) (平均値)
スタンダードパイプ室冷却の補正 (N8 と N12) *1	-	+3°C	-	-
VCS 入口温度補正*2	-2°C	-2°C	-	-2°C
確認試験 3 時の温度 (補正後(上記 2 件))	37.4°C	41.7°C	-	41.8°C
確認試験 3 時の温度 (195°Cへの補正後) *3	35.4°C	39.1°C ②	-	39.2°C
確認試験 2 と 3 の温度差	18.7°C	-	15.1°C (①-②)	34.9°C
スタンダードパイプ室冷却の補正 (N1 への補正) *4	-	-	0°C	-4°C
確認試験 2 と 3 の温度差 (最終結果)	18.7°C	-	15.1°C	30.9°C

(備考) \*1 : N8 スタンダードパイプ (以下、sp) は N12sp よりも風上側にあり、スタンダードパイプ室内での冷却効果が高いため補正した。

\*2 : 確認試験 2 時は、確認試験 3 時よりも VCS 冷却水温度が低いため補正した。

\*3 : 原子炉入口 He 温度 213°C (確認試験 3) から、195°C 条件 (確認試験 2) へ内挿した (90, 24) を原点とする直線内挿)。

\*4 : N6sp は、スタンダードパイプ室内で格納容器再循環冷却装置の吹き出し口側にあり、N1sp、N12sp よりも冷却されたため、N1sp 条件にあわせるために補正した。

(注記) ページガス流量配分は、N1sp : 5、N8sp 及び N12sp : 3、N6sp : 1 である。

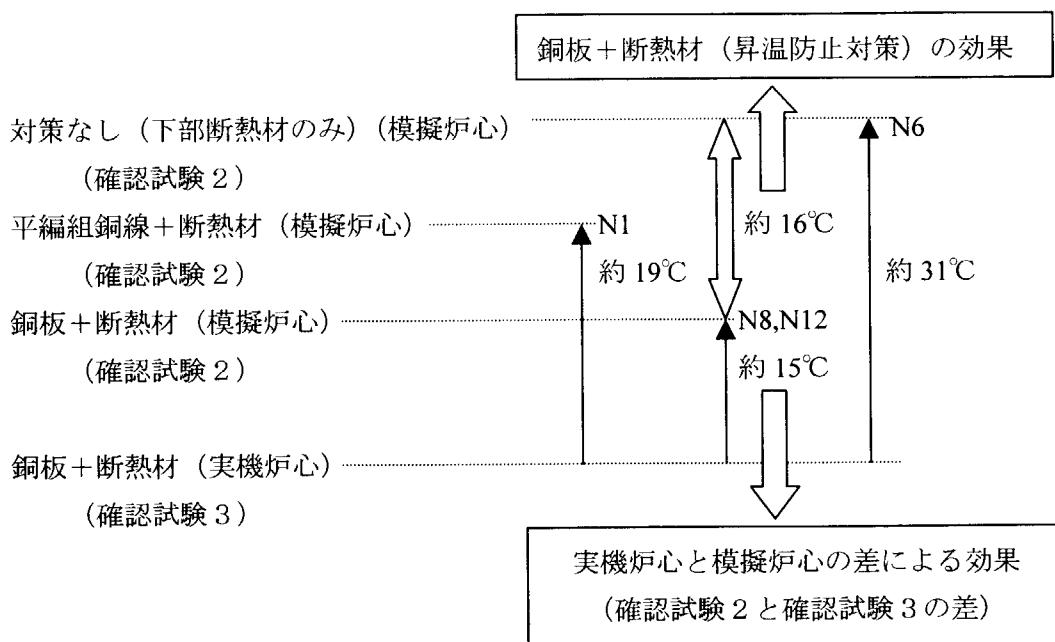


Fig. 4.1 昇温防止対策及び実機炉心と模擬炉心の差の効果

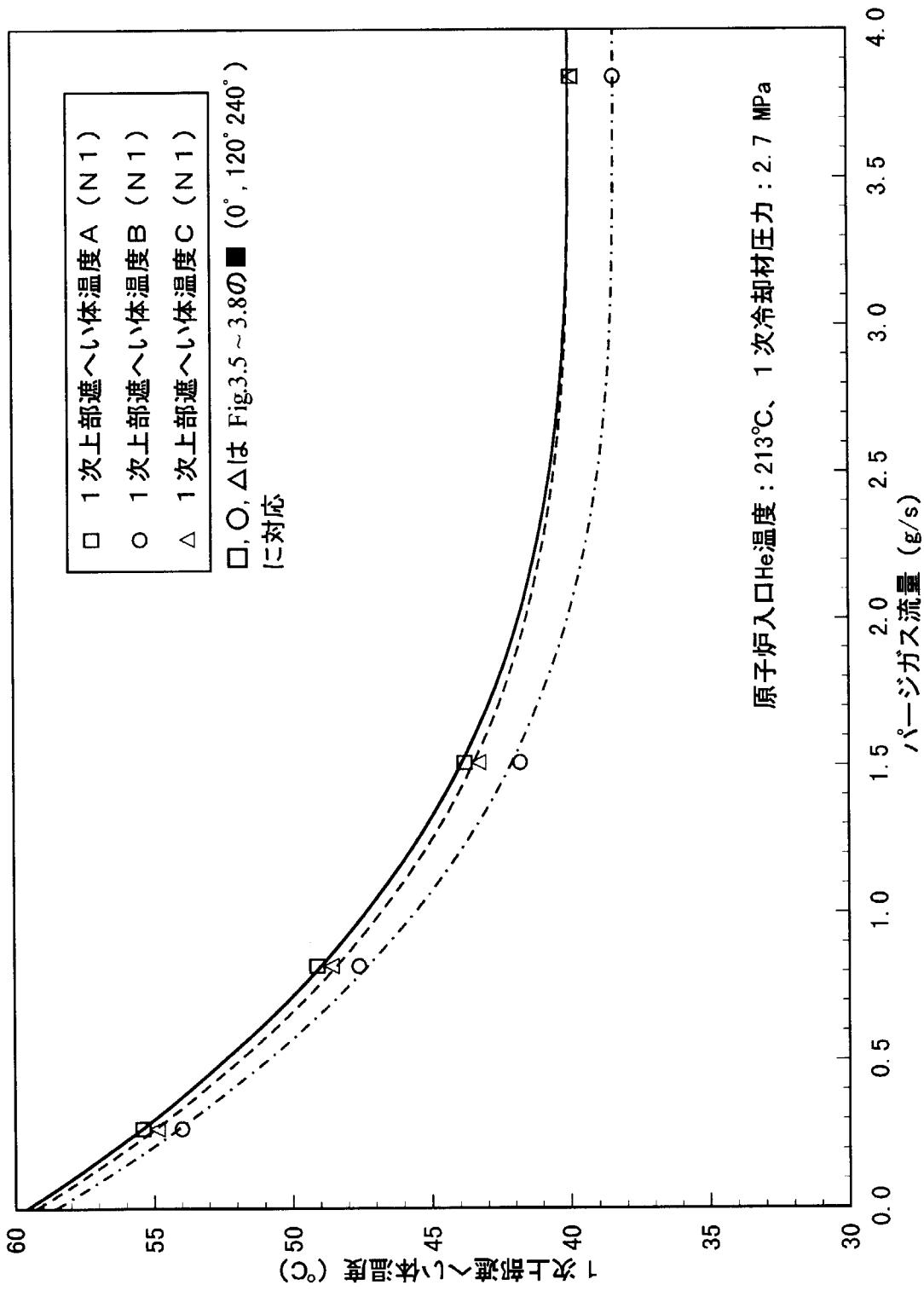


Fig.4.2 パージガス流量と1次上部遮へい体温度の関係

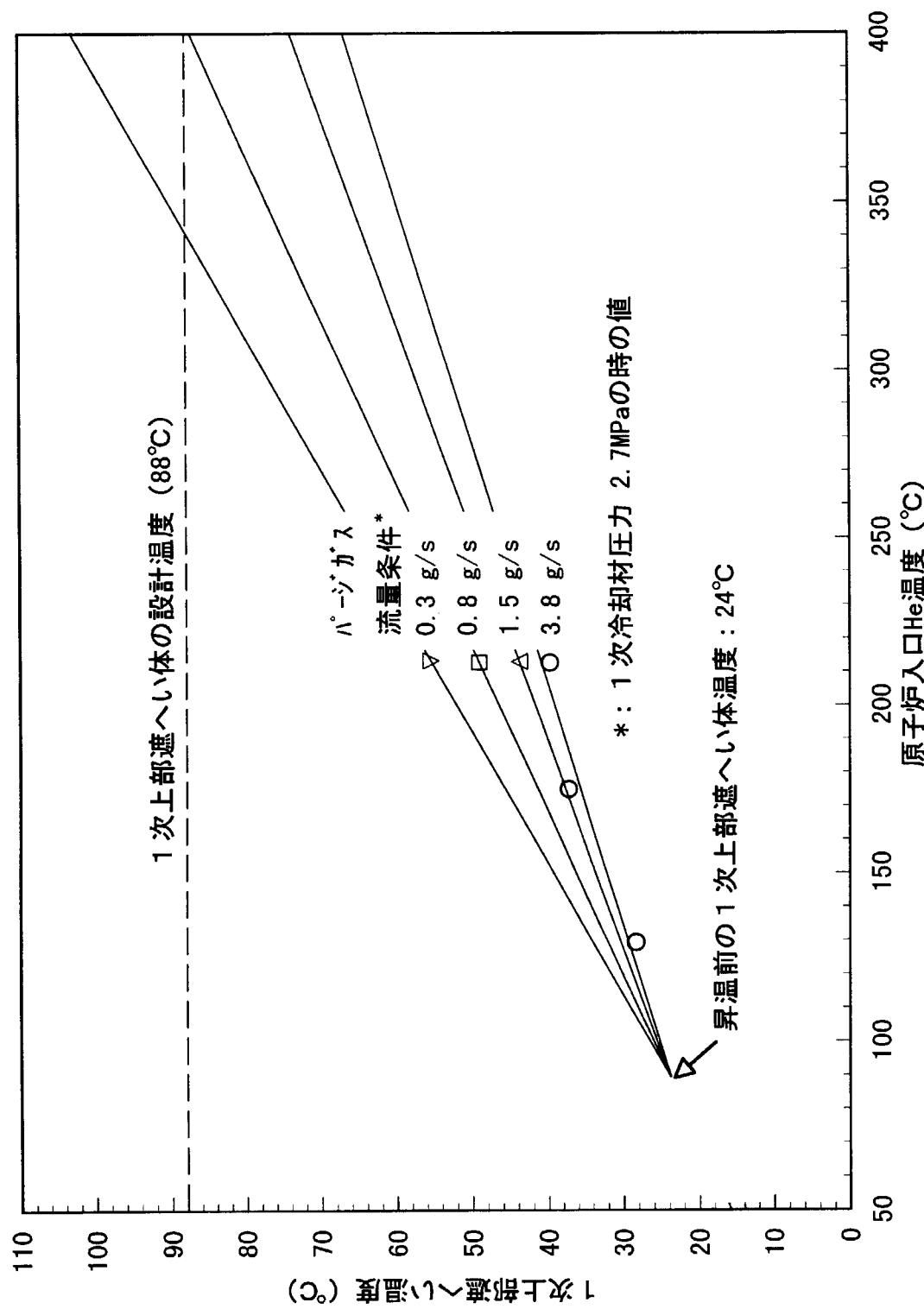


Fig. 4.3 1次上部遮へい体温度と原子炉入口He温度の関係に及ぼすノーリジガス流量の効果

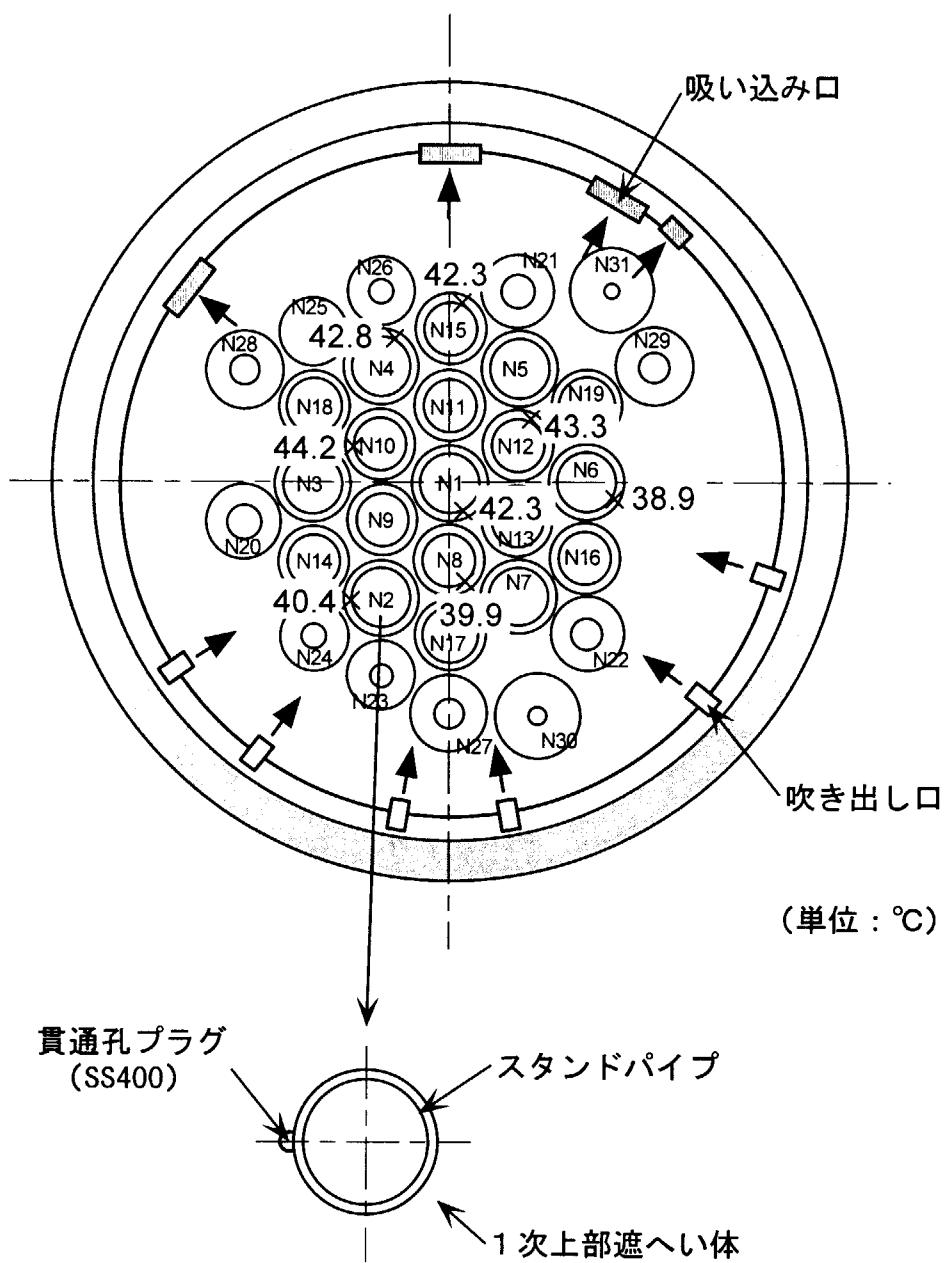


Fig.4.4 貫通孔プラグ温度 (平成11年6月10日 10:00、原子炉入口He温度 : 213°C  
バージガス流量配分 : 均等、バージガス流量 : 87 kg/h)

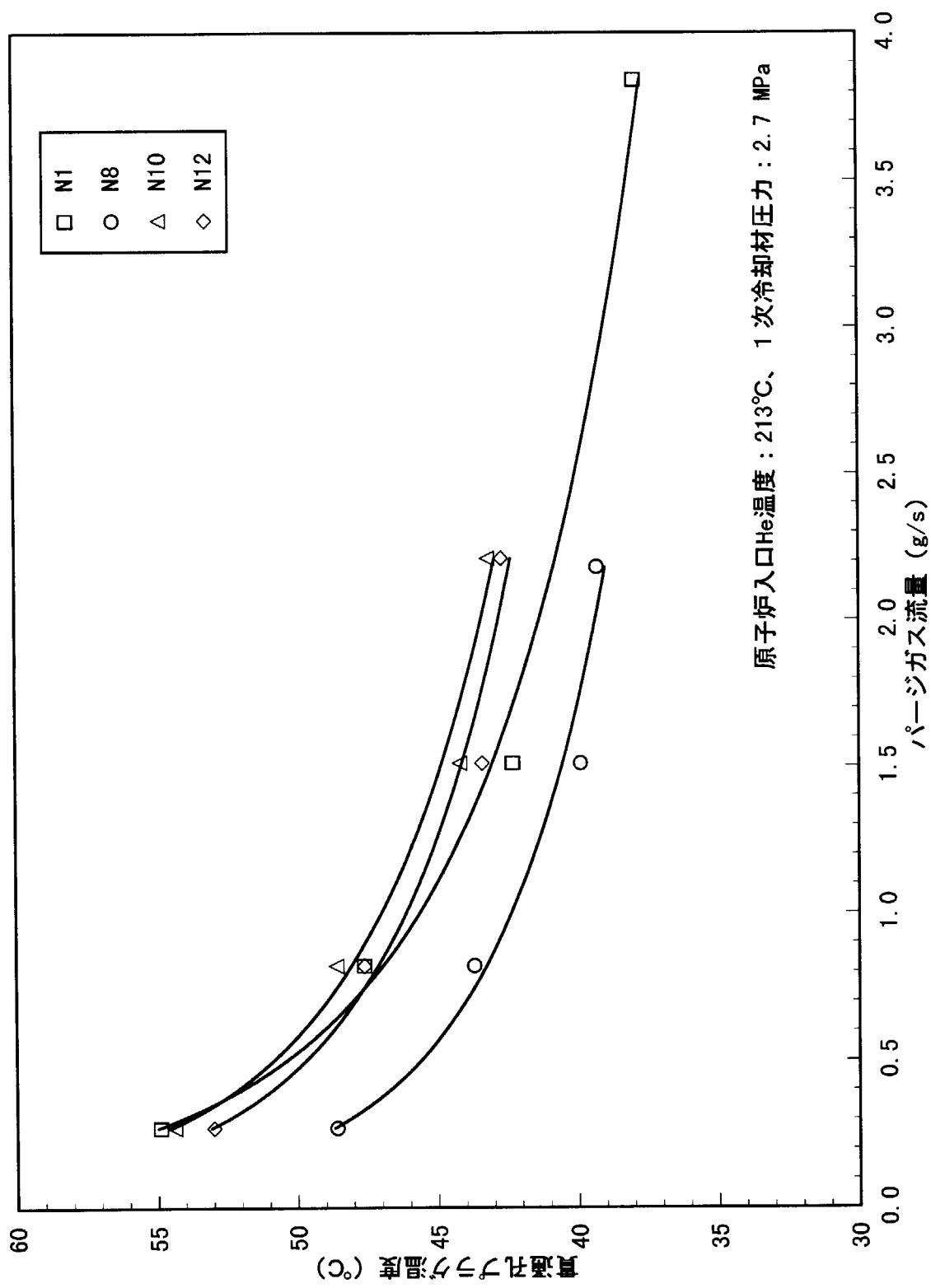


Fig. 4.5 ノズル入口ガス流量と貫通孔プラグ温度の関係（その1）

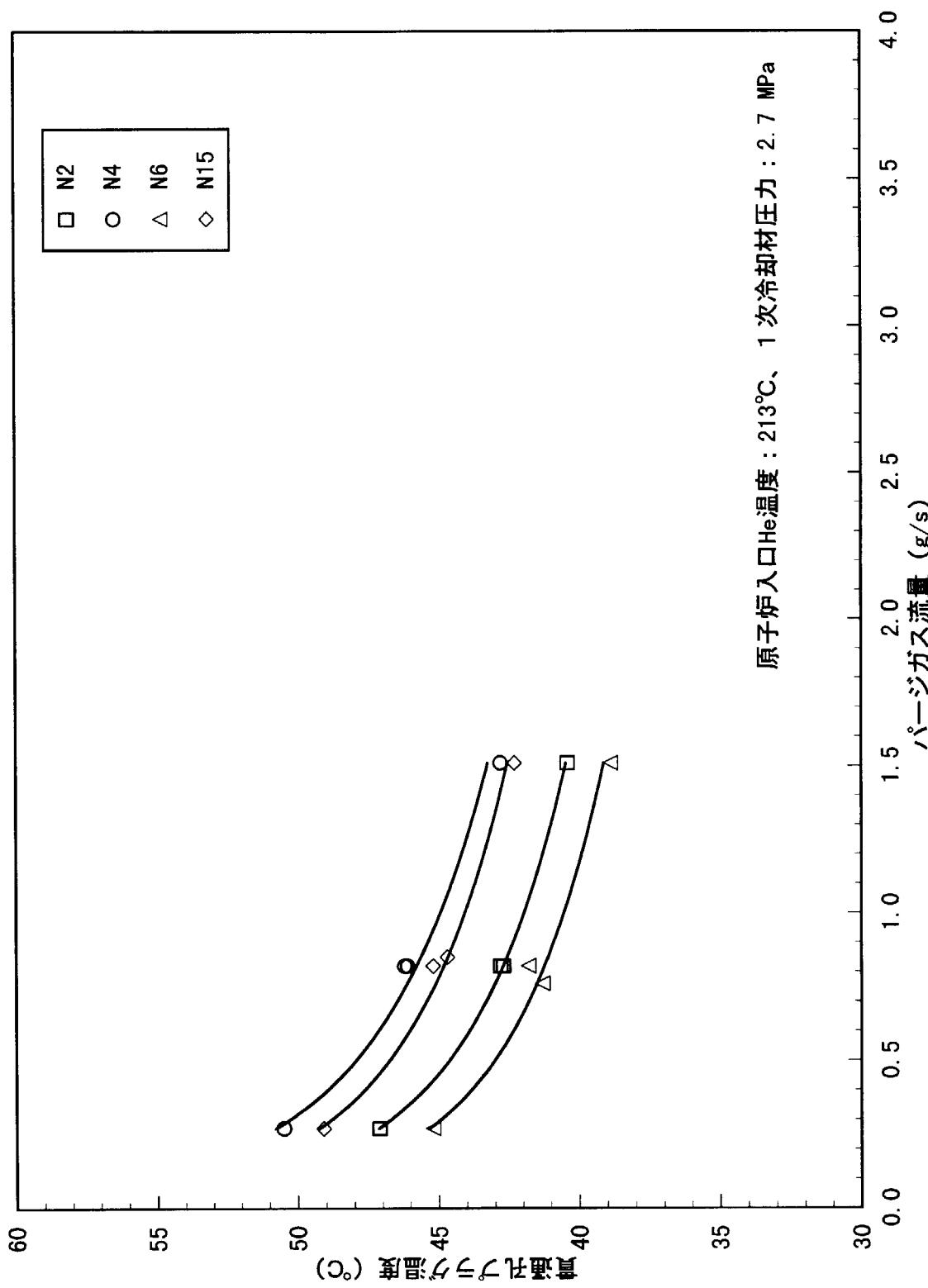


Fig. 4.6 パージガス流量と貫通孔プラグ温度の関係（その2）

## 5. 1 次上部遮へい体温度解析

### 5. 1 解析コード

有限要素法を用いた汎用伝熱解析コード SSPHEAT[5]を用いる。SSPHEAT の検証は 1000°C、4.0 MPa の高温 He を取り出すことのできる大型機器実証試験装置（HENDEL T<sub>2</sub>）の実験結果との比較で実施されている。

### 5. 2 解析モデル

解析モデルを Fig. 5.1 に示す。原子炉圧力容器の上鏡部からスタンドパイプの頂部までを 2 次元軸対称にモデル化した。解析モデルは熱伝導、熱伝達、輻射及びヘリウムの熱輸送を考慮しており、要素は熱伝達のための 4 節点四角形要素（要素数約 1750）、3 次元 2 節点輻射要素（要素数約 50）を用いた。また、スタンドパイプ上部から下部へのバージガス流れ及び 1 次冷却材の流れのヘリウム流路について 3 次元 2 節点熱・流路要素（要素数約 75）及び 3 次元 2 節点熱伝達要素（要素数約 170）を用いた。計算対象としているスタンドパイプは N1 である。

ここで、スタンドパイプ部の構成部材とその物性値は Fig. 5.2 及び Table 5.1～5.3 に示す通りである。

### 5. 3 解析結果

確認試験 3 の原子炉入口 He 温度 129°C (Table 3.2 の No. 1)、175°C (Table 3.2 の No. 6) 及び 213°C (Table 3.2 の No. 2) の時点に関する温度解析を実施した。Fig. 5.3、Fig. 5.4 及び Fig. 5.5 にそれぞれ 129°C、175°C 及び 213°C での詳細解析の条件を示す。各部のヘリウム流量は簡易流配計算（計算方法については[2]参照）の結果を用いた。

解析の結果を Fig. 5.6 (原子炉入口 He 温度 129°C)、Fig. 5.7 (原子炉入口 He 温度 175°C) 及び Fig. 5.8 (原子炉入口 He 温度 213°C) に示す。各部の境界条件、物性値について He バージガス流量を実流量の 30%、制御棒駆動装置断熱材熱伝導率を 20 倍とすることで測定値にもっともよく一致する結果となった。5.4 節の解析にはこれらの物性値を用いた。なお、各部の境界条件、物性値の感度については、文献[6]に示した。

前報[4]で示した確認試験 1 及び 2 に基づく温度解析においては、He バージガス流量を実流量の 5 % とすることで、測定値にもっともよく一致する結果を得た。スタンドパイプ内面と制御棒案内管の狭隘部（アニュラス部）を流れるバージガスの冷却効率が 5 % あるいは 30% しかないことの理由については、スタンドパイプと制御棒案内管の芯ずれによるバージガスの偏流、アニュラス部の局所的な高温の冷却材の吹き上がりによる影響等が考えられる。前述のように、確認試験 2 までは、炉心は模擬炉心であったが、実機炉心の状態での確認試験 3 では、冷却効率は確認試験 2 の 5 % から 30% まで増加した。この増加の原因は、模擬炉心の場合と比較して実機炉心では制御棒領域の冷却材流量が約 1 / 2 となる

ことから[2]、アニュラス部の局所的な冷却材の吹き上がりの効果が減少したものと考えている。

#### 5. 4 原子炉定格運転時 1 次上部遮へい体温度予測

Fig. 5.9 に原子炉定格運転時の境界条件を示す。境界条件は確認試験 3 の測定値より外挿した値を用いた。解析の結果を Fig. 5.10 及び Fig. 5.11 に示す。1 次上部遮へい体最高温度の予測値は 67°C となり、1 次上部遮へい体の設計温度 88°C を十分満足する結果となった。

Fig. 5.11 には同時に、4.2 節で提案したパージガス流量配分条件での 1 次上部遮へい体温度解析結果を示す。この場合、1 次上部遮へい体最高温度の予測値は 75°C となり、上記と較べて 8°C 高い結果となったが、1 次上部遮へい体の設計温度 88°C を十分満足している。

Table 5.1(1/2) 解析で使用する物性の熱伝導率

品番 品名	温度 (°C)	熱伝導率(Kcal/mh°C)		備考
		径方向	軸方向	
① SUS304	20	13.4	同左	新日鐵㈱ 「ステンレス鋼技術 データ集」Vol. 1
	100	14.0		
	250	15.2		
	500	19.0		
② 中炭素鋼	27	44.3	同左	伝熱工学資料第4版
	227	44.3		
③ PGX	25	89.7	80.3	JAERI-M 91-154
	50	87.7	78.3	
	100	84.0	74.5	
	150	80.0	70.9	
	200	76.9	67.5	
	250	73.7	64.3	
	300	70.5	61.3	
	350	67.6	58.5	
	400	64.8	55.9	
④ 炭素鋼	0	44.6	同左	鉄鋼材料便覧 日本金属学会 日本鉄鋼協会編
	100	43.6		
	200	41.4		
	300	42.8		
	400	36.0		
⑤ 断熱材	0	0.185	同左	カオウール
	100	0.255		
	200	0.320		
	300	0.375		
	400	0.430		
⑥ コンクリート	20	2.0	同左	骨材の種類、配合、 空気等に左右される ため平均値とする
	300	2.0		
⑦ 2 1/4Cr-1Mo鋼	0	31.30	同左	ASME sec III Division 1
	50	31.38		
	100	31.73		
	150	31.99		
	200	31.99		
	250	31.99		
	300	31.56		
	350	31.03		
	400	29.81		

Table 5.1(2/2) 解析で使用する物性の熱伝導率

品番 品名	温度 (°C)	熱伝導率(Kcal/mh°C)		備考
		径方向	軸方向	
⑧ B+C	20	25.2	} 同左	私信
	300	25.2		
⑨ 炭素鋼 (S35C)	27	37.0	} 同左	伝熱工学資料第4版
	227	33.2		
⑩ Heガス (40kg/cm <sup>2</sup> )	20	0.130	} 同左	丸山他、私信
	60	0.143		
	100	0.155		
	150	0.170		
	200	0.184		
	250	0.197		
	300	0.211		
	350	0.224		
	400	0.236		
	20	130		
⑪ Heガス (⑩の1000倍)	60	143	} 同左	
	100	155		
	150	170		
	200	184		
	250	197		
	300	211		
	350	224		
	400	236		
	20	130		
⑫ 空気	0	0.0207	} 同左	伝熱概論 付録
	40	0.0234		
	100	0.0272		
	140	0.0297		
	200	0.0332		
	250	0.0359		
	300	0.0386		

Table 5.2 热放射を考慮する領域及び热放射率

No.	領域名 (面1) (面2)	热放射率		形態係数
		$\epsilon_1$	$\epsilon_2$	
①	S/P外表面↔上部補償遮蔽体 S/P外表面↔一次上部遮蔽体	0.6	0.6	1.0
②	S/P外表面↔一次上部遮蔽体下面	0.6	0.6	0.03
③	R P V上鏡↔一次上部遮蔽体下面	0.6	0.6	0.05
④	R P V上鏡↔ S/P外表面	0.6	0.6	0.01~0.06

Table 5.3 S/P内部構造物の発熱条件

機器名	発热量(W)	発熱密度(kcal/mm <sup>3</sup> h)
駆動モータ	50	$4.3869 \times 10^{-5}$
電磁クラッチ	100	$1.7734 \times 10^{-4}$
微位置検出器	30	$9.3450 \times 10^{-5}$

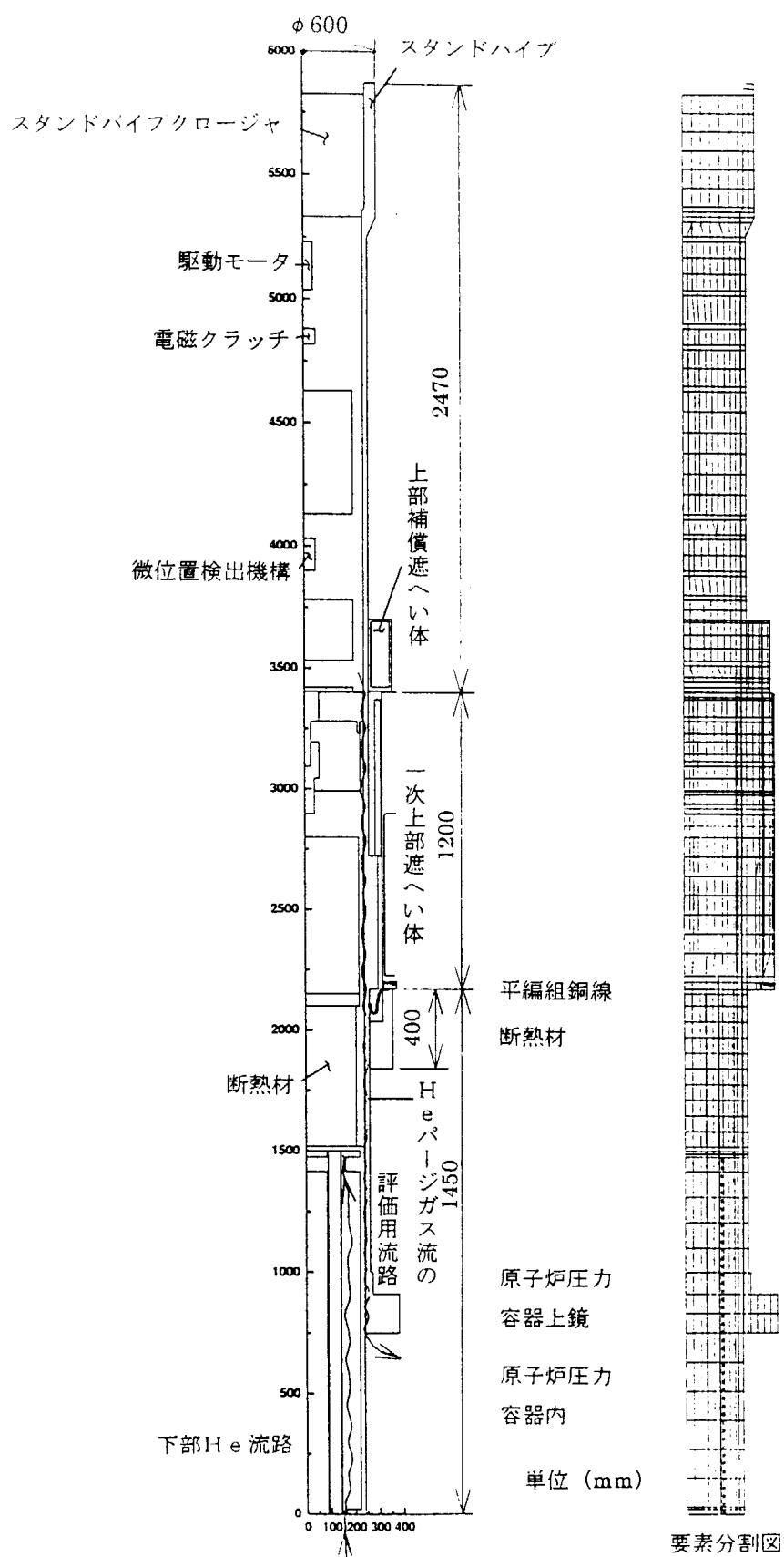


Fig.5.1 解析用構造モデル

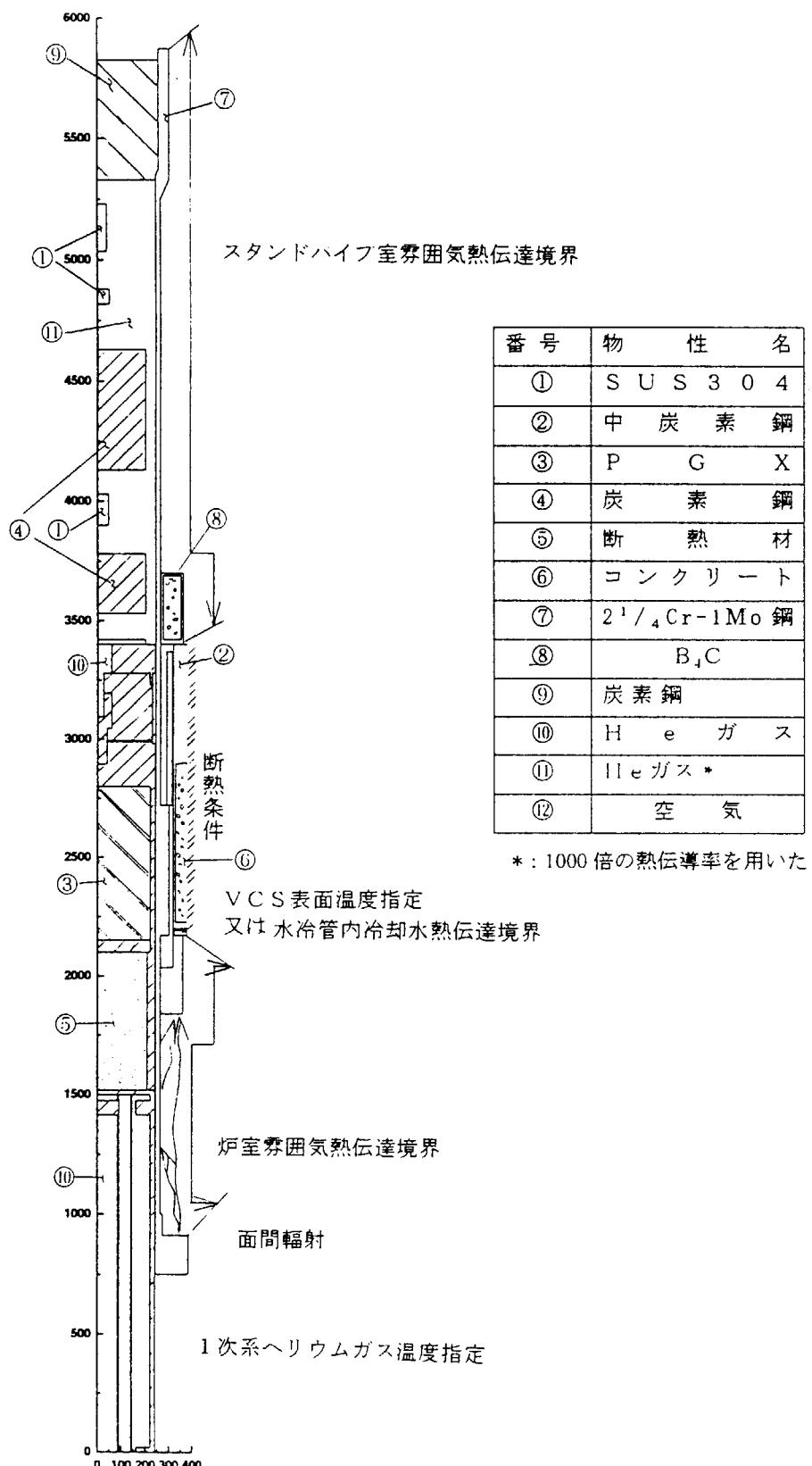


Fig. 5.2 スタンドパイプ部の構成部材

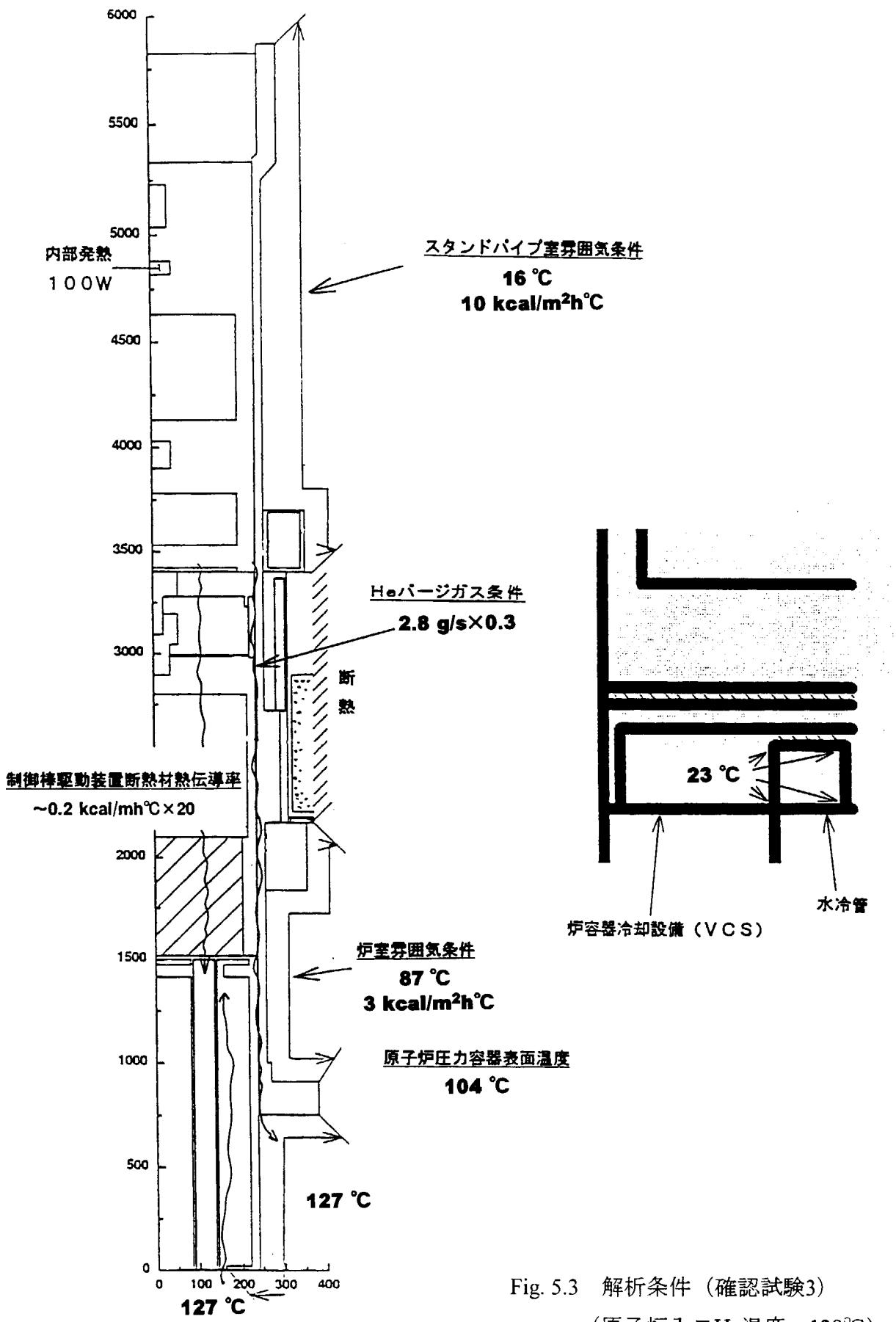


Fig. 5.3 解析条件（確認試験3）  
(原子炉入口He温度 : 129°C)

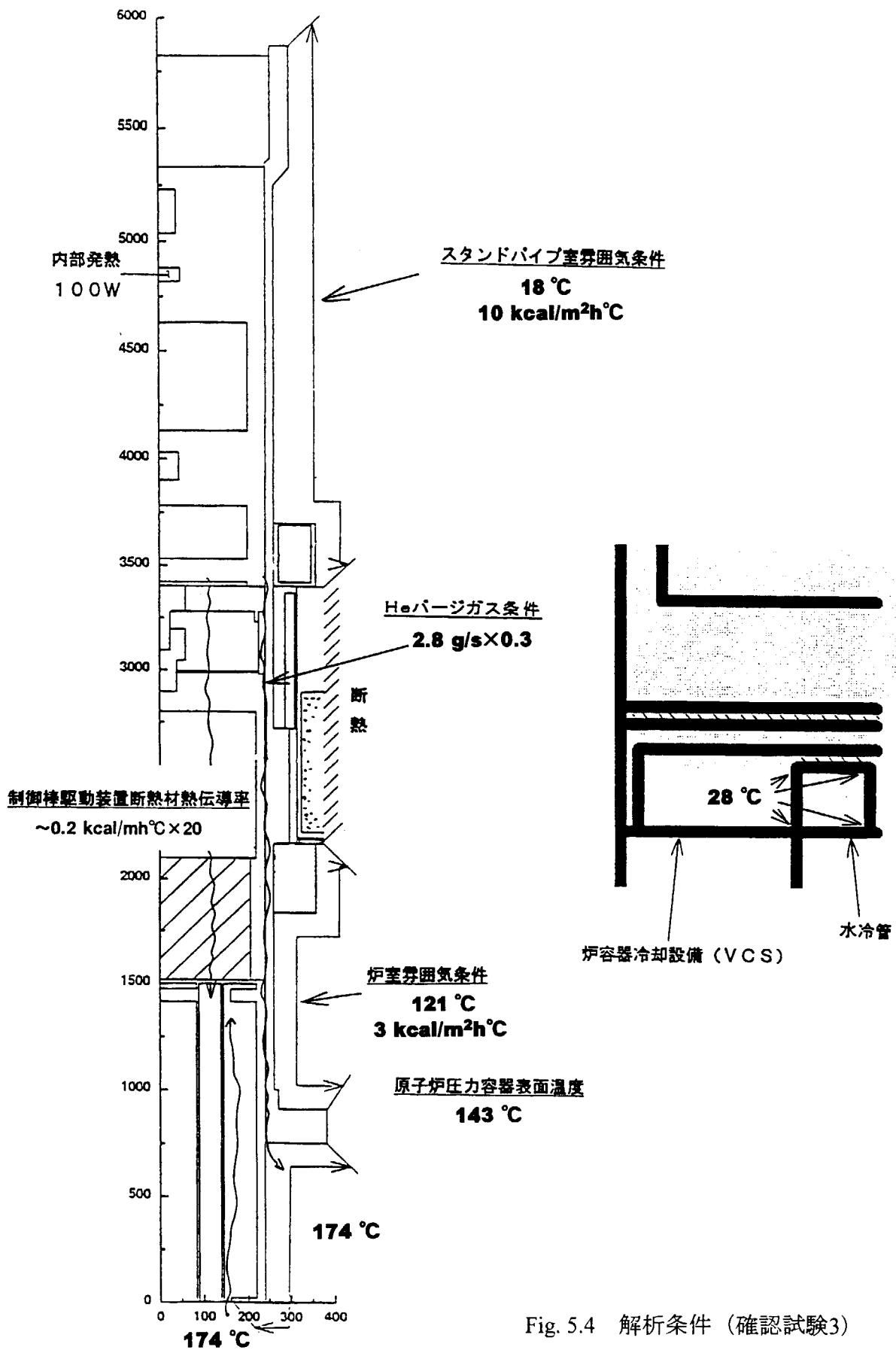


Fig. 5.4 解析条件 (確認試験3)

(原子炉入口He温度 : 175°C)

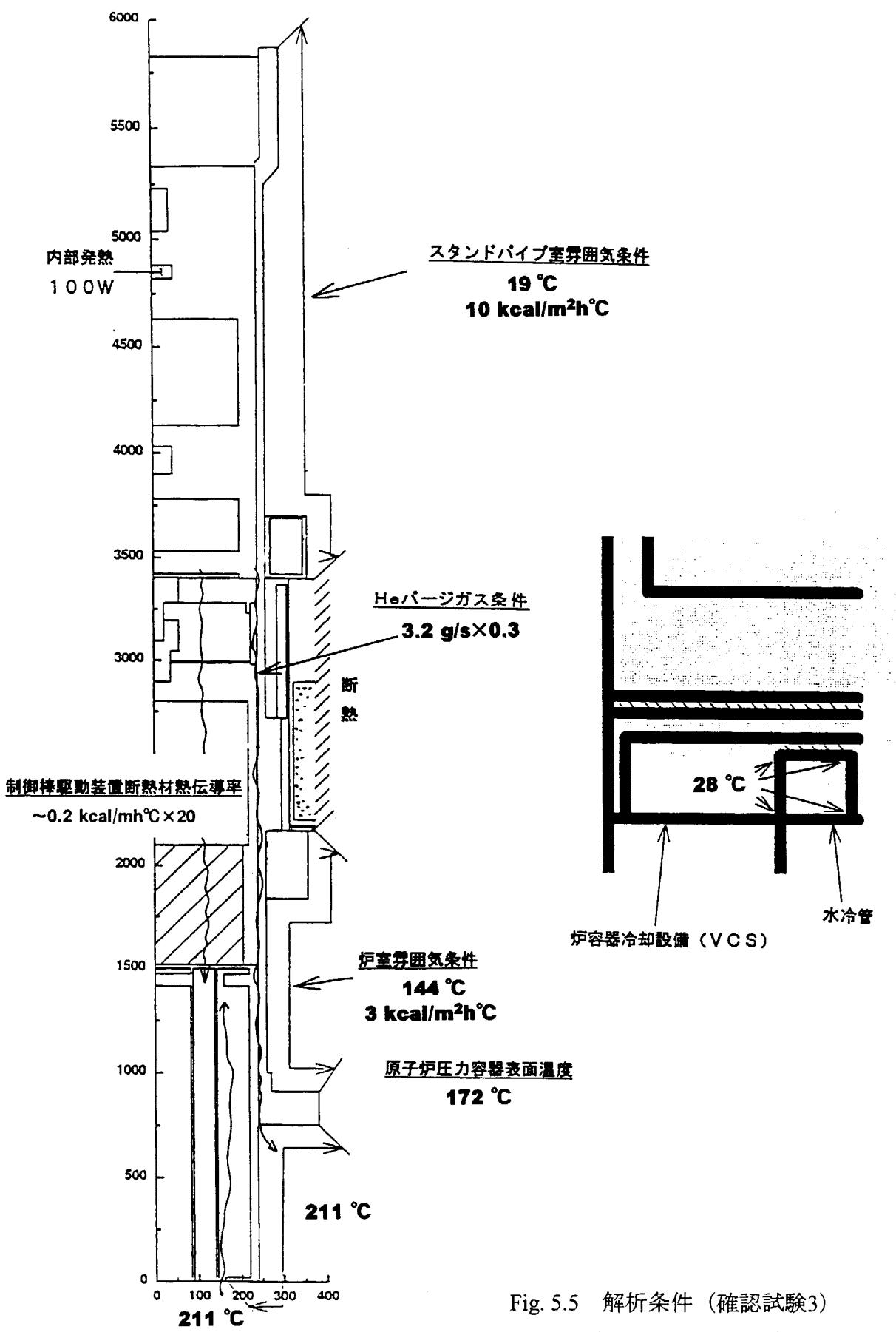


Fig. 5.5 解析条件 (確認試験3)  
(原子炉入口He温度 : 213°C)

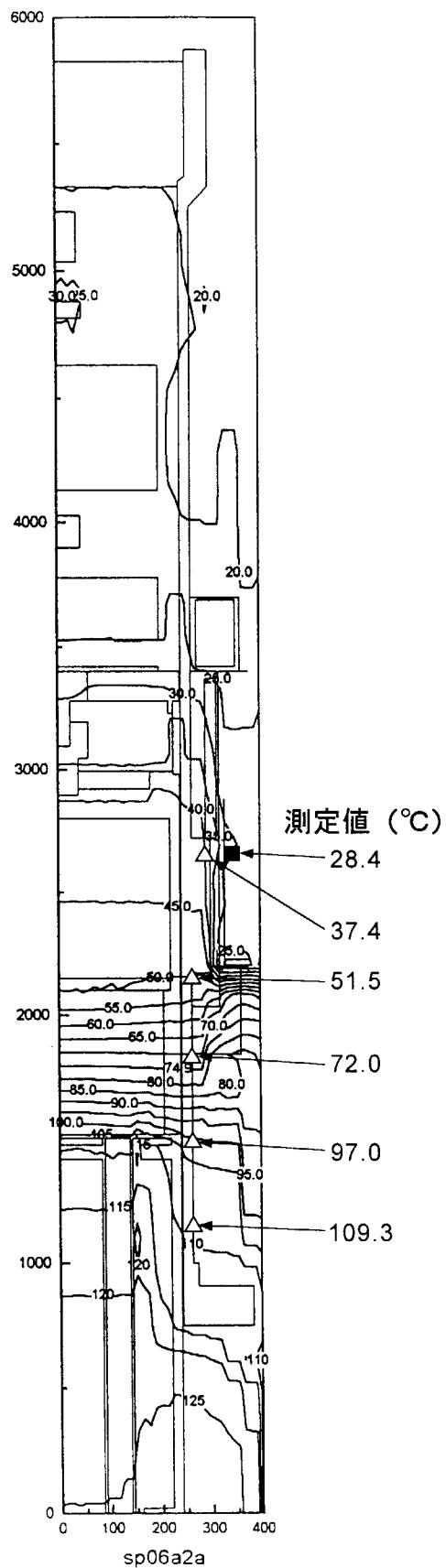


Fig. 5.6 解析結果（確認試験3）（原子炉入口He温度：129°C）

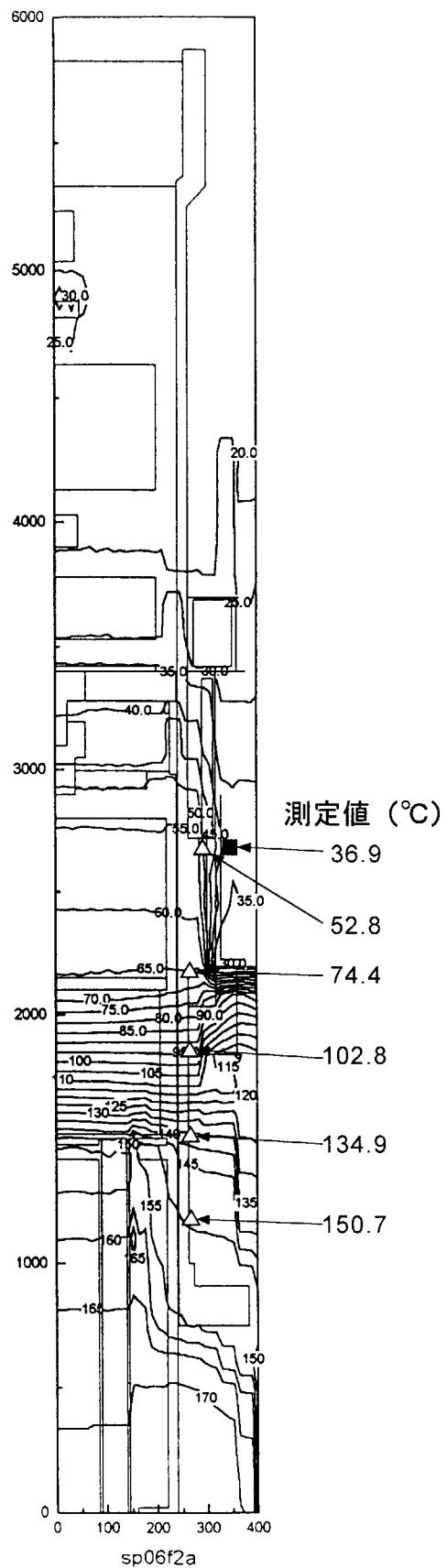


Fig. 5.7 解析結果（確認試験3）（原子炉入口He温度：175°C）

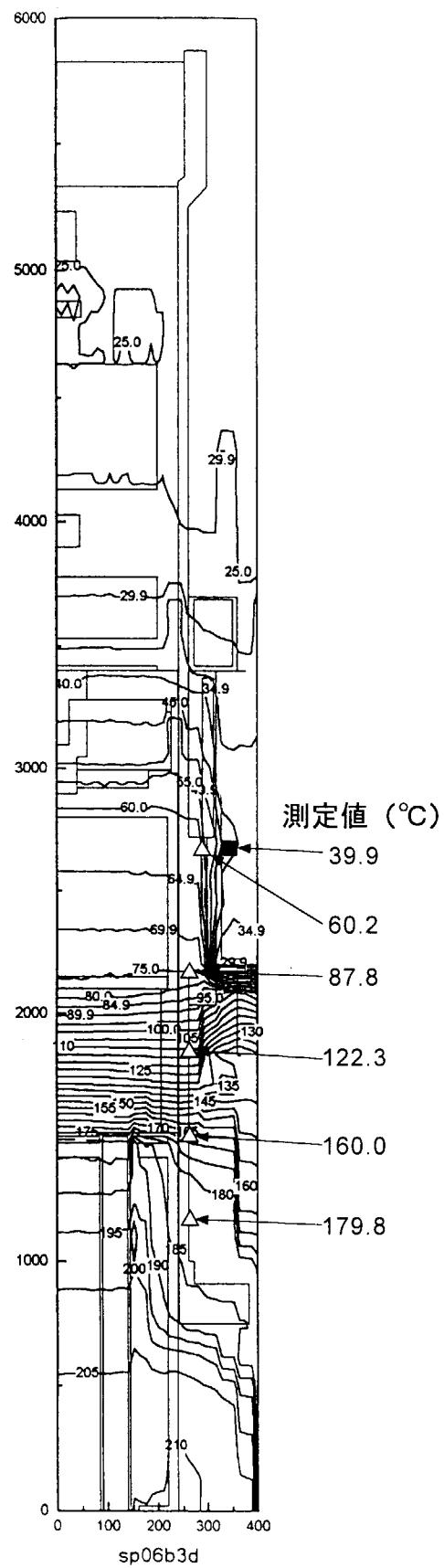


Fig. 5.8 解析結果（確認試験3）（原子炉入口He温度：213°C）

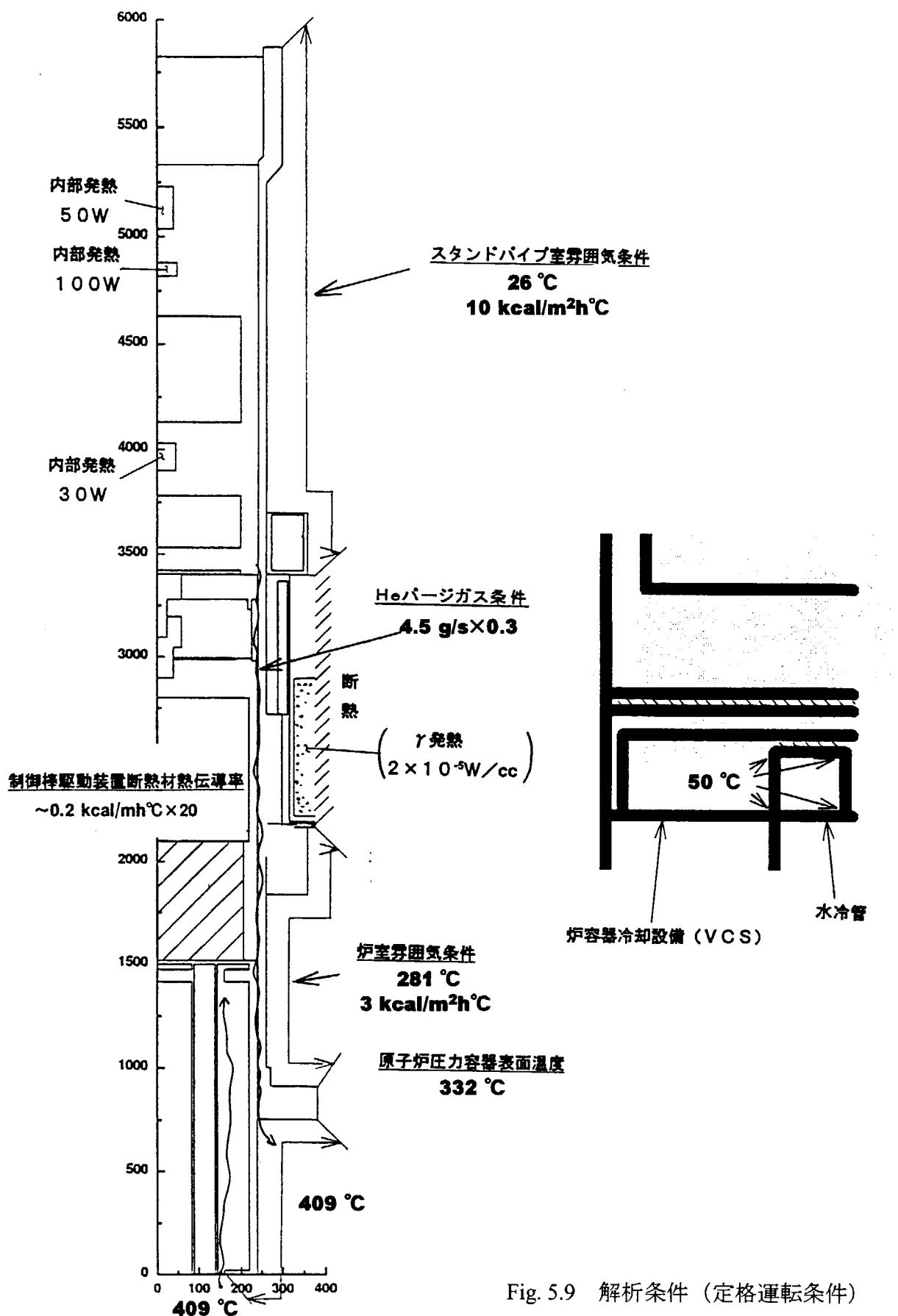


Fig. 5.9 解析条件（定格運転条件）

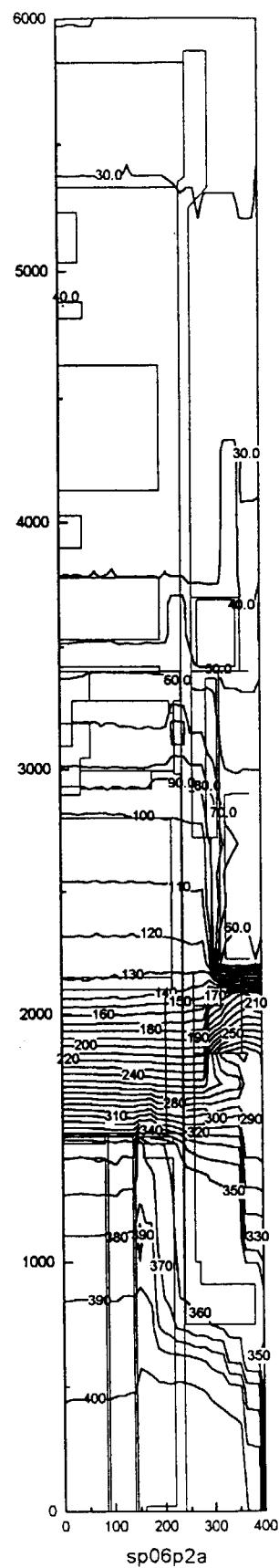


Fig. 5.10 解析結果（定格運転条件）

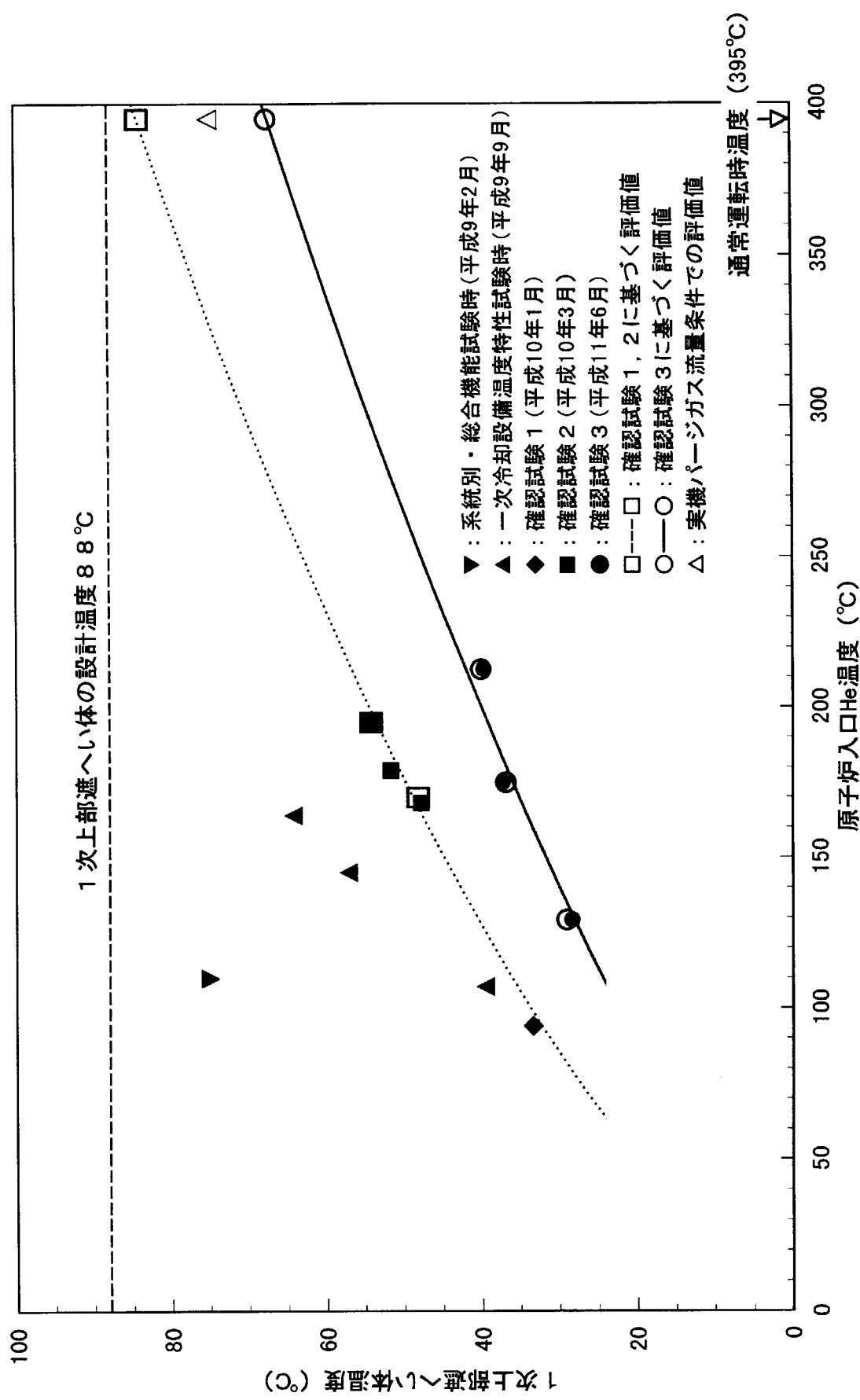


Fig. 5.11 原子炉入口He温度と1次上部遮へい体温度の関係

## 6. 結 言

前報で決定した追加昇温防止対策を所定のスタンドパイプに恒久的に設置し、かつ、実機燃料を炉心に装荷完了した状態で、確認試験3を実施し、昇温防止対策の効果を最終的に確認した。

確認試験3の結果、原子炉入口 He 温度 213°Cの状態で1次上部遮へい体温度は 40°Cとなり、確認試験2の結果と比較して約 15°C低下した（原子炉入口 He 温度 195°Cでの比較）。これは、実機炉心と模擬炉心の差によるものであり、追加昇温防止対策（銅板及び断熱材の設置）自体の1次上部遮へい体温度低減効果は約 16°C（原子炉入口 He 温度 195°Cの時）であることがわかった。

定格運転条件での1次上部遮へい体温度は、有限要素法解析により 67°Cと予測される。また、提案した実機バージガス流量配分条件では 75°Cとなり、1次上部遮へい体の設計温度 88°Cを十分満足する結果となった。

これらの結果から、定格運転時に1次上部遮へい体の設計温度 88°Cを満足できる見通しを得た。最終的には、出力上昇試験において、定格運転時に1次上部遮へい体コンクリートの最高温度が 88°C以下であることを確認する。

## 謝 辞

確認試験の試験データを取得いただいた高温工学試験研究炉開発部 HTTR 試験室の関係各位に感謝いたします。また、田中利幸大洗研究所長、高温工学試験研究炉開発部馬場治部長、大久保実次長、HTTR 計画室茂木春義室長、核熱利用研究部高温機器開発試験室小川益郎室長、熱利用技術研究室秋野詔夫室長他、核熱利用研究部の方々には多大な助言をいただきました。ここに深く感謝の意を表します。

また、HTTR 安全性確認専門部会において、貴重なご助言、ご指摘を下さった専門委員の方々に感謝いたします。

## 参考文献

- (1) 国富 一彦 他, 高温工学試験研究炉のスタンドパイプ及び1次上部遮へい体の昇温防止対策, JAERI-Tech 97-040, 1997.
- (2) 橘 幸男 他, 私信.
- (3) 川路 喆 他, 私信.
- (4) 橘 幸男 他, 高温工学試験研究炉の1次上部遮へい体の昇温防止対策－追加昇温防止対策及び確認試験結果について－, JAERI-Tech 98-027, 1998.
- (5) 井岡 郁夫 他, HENDEL 炉内構造物実証試験部 ( $T_2$ ) 3次元熱伝導解析コード (SSPHEAT), JAERI-M 88-032, 1988.
- (6) 本谷浩二 他, 私信

This is a blank page.

# 国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s <sup>-1</sup>
压力、応力	ニュートン	N	m·kg/s <sup>2</sup>
エネルギー、仕事、熱量	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>
エネルギー、放射束	ジュール	J	N·m
電気量、電荷	ワット	W	J/s
電位、電圧、起電力	クロントン	C	A·s
静電容量	ボルト	V	W/A
電気抵抗	アーティム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束密度	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束度	ルーメン	lm	cd·sr
放熱能	ルクス	lx	lm/m <sup>2</sup>
吸収線量	ベクレル	Bq	s <sup>-1</sup>
線量当量	グレイ	Gy	J/kg
	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分、時、日	min, h, d
度、分、秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 <sup>18</sup>	エクサ	E
10 <sup>15</sup>	ペタ	P
10 <sup>12</sup>	テラ	T
10 <sup>9</sup>	ギガ	G
10 <sup>6</sup>	メガ	M
10 <sup>3</sup>	キロ	k
10 <sup>2</sup>	ヘクト	h
10 <sup>1</sup>	デカ	da
10 <sup>-1</sup>	デシ	d
10 <sup>-2</sup>	センチ	c
10 <sup>-3</sup>	ミリ	m
10 <sup>-6</sup>	マイクロ	μ
10 <sup>-9</sup>	ナノ	n
10 <sup>-12</sup>	ピコ	p
10 <sup>-15</sup>	フェムト	f
10 <sup>-18</sup>	アト	a

(注)

1. 表1～5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。

2. 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。

3. barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。

4. EC閣僚理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

## 換算表

力	N(=10 <sup>5</sup> dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa}\cdot\text{s} (\text{N}\cdot\text{s}/\text{m}^2) = 10 \text{ P(ポアズ)} (\text{g}/(\text{cm}\cdot\text{s}))$$

$$\text{動粘度 } 1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St(ストークス)} (\text{cm}^2/\text{s})$$

圧力	MPa(=10 bar)	kgf/cm <sup>2</sup>	atm	mmHg(Torr)	lbf/in <sup>2</sup> (psi)
力	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 <sup>3</sup>	145.038
	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 <sup>-4</sup>	1.35951 × 10 <sup>-3</sup>	1.31579 × 10 <sup>-3</sup>	1	1.93368 × 10 <sup>-2</sup>
	6.89476 × 10 <sup>-3</sup>	7.03070 × 10 <sup>-2</sup>	6.80460 × 10 <sup>-2</sup>	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J(-10 <sup>7</sup> erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft · lbf	eV	1 cal = 4.18605 J(計量法)
	1	0.101972	2.77778 × 10 <sup>-7</sup>	0.238889	9.47813 × 10 <sup>-4</sup>	0.737562	6.24150 × 10 <sup>18</sup>	= 4.184 J(熱化学)
	9.80665	1	2.72407 × 10 <sup>-6</sup>	2.34270	9.29487 × 10 <sup>-3</sup>	7.23301	6.12082 × 10 <sup>19</sup>	= 4.1855 J(15 °C)
	3.6 × 10 <sup>6</sup>	3.67098 × 10 <sup>5</sup>	1	8.59999 × 10 <sup>5</sup>	3412.13	2.65522 × 10 <sup>6</sup>	2.24694 × 10 <sup>25</sup>	= 4.1868 J(国際蒸気表)
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 <sup>-6</sup>	1	3.96759 × 10 <sup>-3</sup>	3.08747	2.61272 × 10 <sup>19</sup>	仕事率 1 PS(仏馬力)
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 <sup>-4</sup>	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 <sup>21</sup>	= 75 kgf·m/s
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 <sup>-7</sup>	0.323890	1.28506 × 10 <sup>-3</sup>	1	8.46233 × 10 <sup>18</sup>	= 735.499 W
	1.60218 × 10 <sup>-19</sup>	1.63377 × 10 <sup>-20</sup>	4.45050 × 10 <sup>-26</sup>	3.82743 × 10 <sup>-20</sup>	1.51857 × 10 <sup>-22</sup>	1.18171 × 10 <sup>-19</sup>	1	

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad	照射線量	C/kg	R	線量当量	Sv	rem
	1	2.70270 × 10 <sup>-11</sup>		1	100		1	3876		1	100
	3.7 × 10 <sup>10</sup>	1		0.01	1		2.58 × 10 <sup>-4</sup>	1		0.01	1

(86年12月26日現在)

高温工学試験研究炉の一次上部遮へい体の昇温防止対策  
—実機炉心における確認試験結果について—