

JAERI-Tech
98-027



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—

1998年7月

橘 幸男・国富 一彦・本谷 浩二・沢 和弘
竹田 武司・七種 明雄・川路 喆・伊与久達夫

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, 1998

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
－追加昇温防止対策及び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・国富 一彦・本谷 浩二・沢 和弘
竹田 武司・七種 明雄・川路 誠・伊与久達夫

(1998年6月17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。

本報告は、追加昇温防止対策、確認試験結果、確認試験に関する解析結果等についてまとめたものである。定格条件での1次上部遮へい体最高温度は、試験結果の直線外挿では約100°C、有限要素法解析では約85°Cとなり、別途実施している遮へい体の含水量の測定結果とあわせて、定格運転時の遮へい性能を確保できる見通しを得た。

Countermeasure to Prevent Temperature Rise of Primary Upper Shield in HTTR
—Additional Countermeasures and Their Performance Test—

Yukio TACHIBANA, Kazuhiko KUNITOMI, Koji HONTANI, Kazuhiro SAWA,
Takeshi TAKEDA, Akio SAIKUSA, Satoshi KAWAJI and Tatsuo IYOKU

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

(Received June 17, 1998)

During a preliminary no-nuclear heat-up test in the High Temperature Engineering Test Reactor(HTTR), temperatures inside of stand pipes and a primary upper shield increased more than expected. Structures in stand pipes were modified and heat-up test was performed again. The modification decreased the temperaures significantly but not satisfactorily. Thus other countermeasures were considered, temporarily added and their performance was tested in another heat-up test.

This paper describes the additional countermeasures, performance test result, analytical simulation of the test result, etc. Maximum temperature inside of the primary upper shield at full-power operation is estimated to be about 100°C by linear extrapolation of test result and about 85°C by analysis. We conclude from the estimation and measurement of percentage of total moisture content of mortar after being subjected to elevated temperatures that design requirement for radiation shielding perfomance of the primary upper shielding will be met at full-power operation.

Keywords : HTGR, HTTR, Control Rod, Stand Pipe, 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
3. 追加昇温防止対策	10
4. 確認試験	13
4.1 確認試験の概要	13
4.2 試験条件	13
4.3 試験結果	13
5. 1次上部遮へい体温度解析	54
5.1 解析コード	54
5.2 解析モデル	54
5.3 解析結果	54
5.4 原子炉定格運転時1次上部遮へい体温度予測	54
6. 1次上部遮へい体の含水量に関する予備試験	68
6.1 概 要	68
6.2 試験方法	68
6.3 予備試験結果	68
7. 1次上部遮へい体の遮へい性能維持について	71
7.1 採用する昇温防止対策の検討	71
7.2 1次上部遮へい体の遮へい性能維持について	71
8. 結 言	74
謝 辞	74
参考文献	74

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
3. Additional Countermeasures	10
4. Performance Test of Additional Countermeasures	13
4.1 Abstract of Performance Test	13
4.2 Test Condition	13
4.3 Test Result	13
5. Temperature Analysis of Primary Upper Shielding	54
5.1 Code for Analysis	54
5.2 Analysis Model	54
5.3 Result of Analysis	54
5.4 Estimation of Temperature of Primary Upper Shielding at Full-power Operation	54
6. Measurement of Percentage of Total Moisture Content of Mortar for Primary Upper Shielding after Being Subjected to Elevated Temperatures	68
6.1 Abstract	68
6.2 Method of Measurement	68
6.3 Result of Preliminary Measurement	68
7. Maintenance of Shielding Function of Primary Upper Shielding	71
7.1 Additional Countermeasures to be Applied	71
7.2 Maintenance of Shielding Function of Primary Upper Shielding	71
8. Conclusion	74
Acknowledgment	74
Appendix	74

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 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 では、平成 10 年 7 月の臨界を目指して、平成 8 年 11 月から系統別・総合機能試験を開始した。系統別・総合機能試験の一環として、1 次系及び 2 次系の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、昇温の主原因は、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[2][3]、試験結果の外挿及び解析により定格運転時に 1 次上部遮へい体温度の目安値 88°C を満足するという結論は得られなかった。

そこで、追加の昇温防止対策を検討し、仮設の対策を施し確認試験を行った。確認試験は、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）からなる。本報告は、追加の昇温防止対策、確認試験結果、確認試験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、最上部には、制御棒を駆動するモータ、スクラム時に制御棒を自然落下させるための電磁クラッチ等の制御棒駆動装置が納められている。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、断熱材としてアルミナシリカ系の纖維からなる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。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つ（以下、バージガスと称す）。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（グラウト材）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し、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。VCS パネル内の冷却管は、配置設計上密に配置出来ない箇所があり、局的に VCS パネル表面温度が上昇する。これらの箇所については、VCS パネルからの入熱による昇温の可能性がある。

2. 2 状況及び経過

平成 8 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。熱電対を追設し、平成 8 年 3 月に追加試験を行った際の温度分布を Fig. 2.3 に示す。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フ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、バ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）。Fig. 2.4 及び 2.5 に温度特性試験時の温度分布を示す。但し、Fig. 2.6 に試験結果を直線外挿し、定格運転時の 1 次上部遮へい体温度を求め

た結果を示すが、定格運転時の同温度は約 160 °Cとなり、1 次上部遮へい体温度の目安値 88 °C（7 章参照）を満足する見通しは得られなかった。そこで、追加昇温防止対策について検討し、原子炉圧力容器上部のスタンドパイプのうち、特に、中央部のスタンドパイプについて対策を施し、確認試験を実施した。

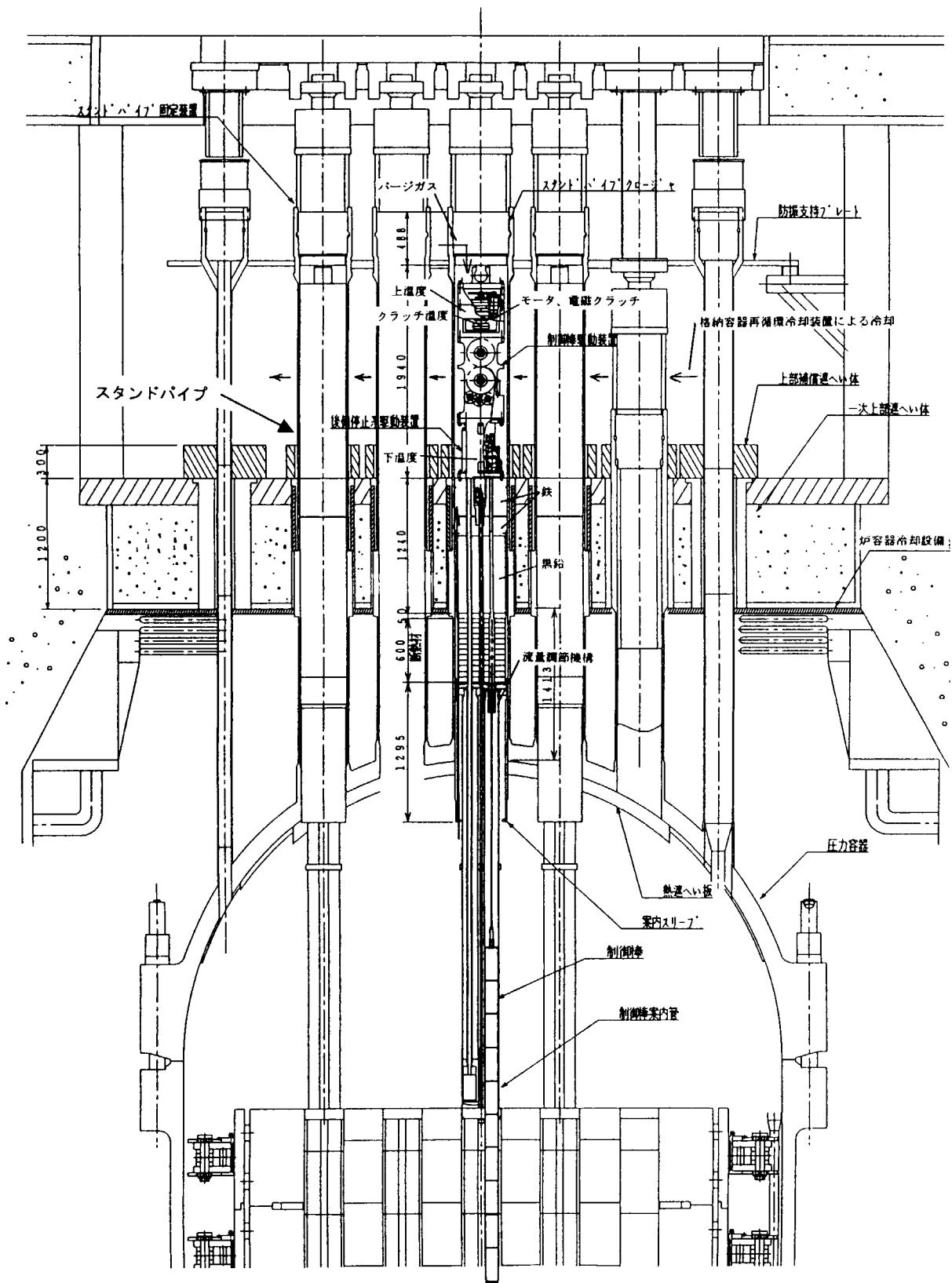


Fig. 2.1 スタンドパイプの構造図

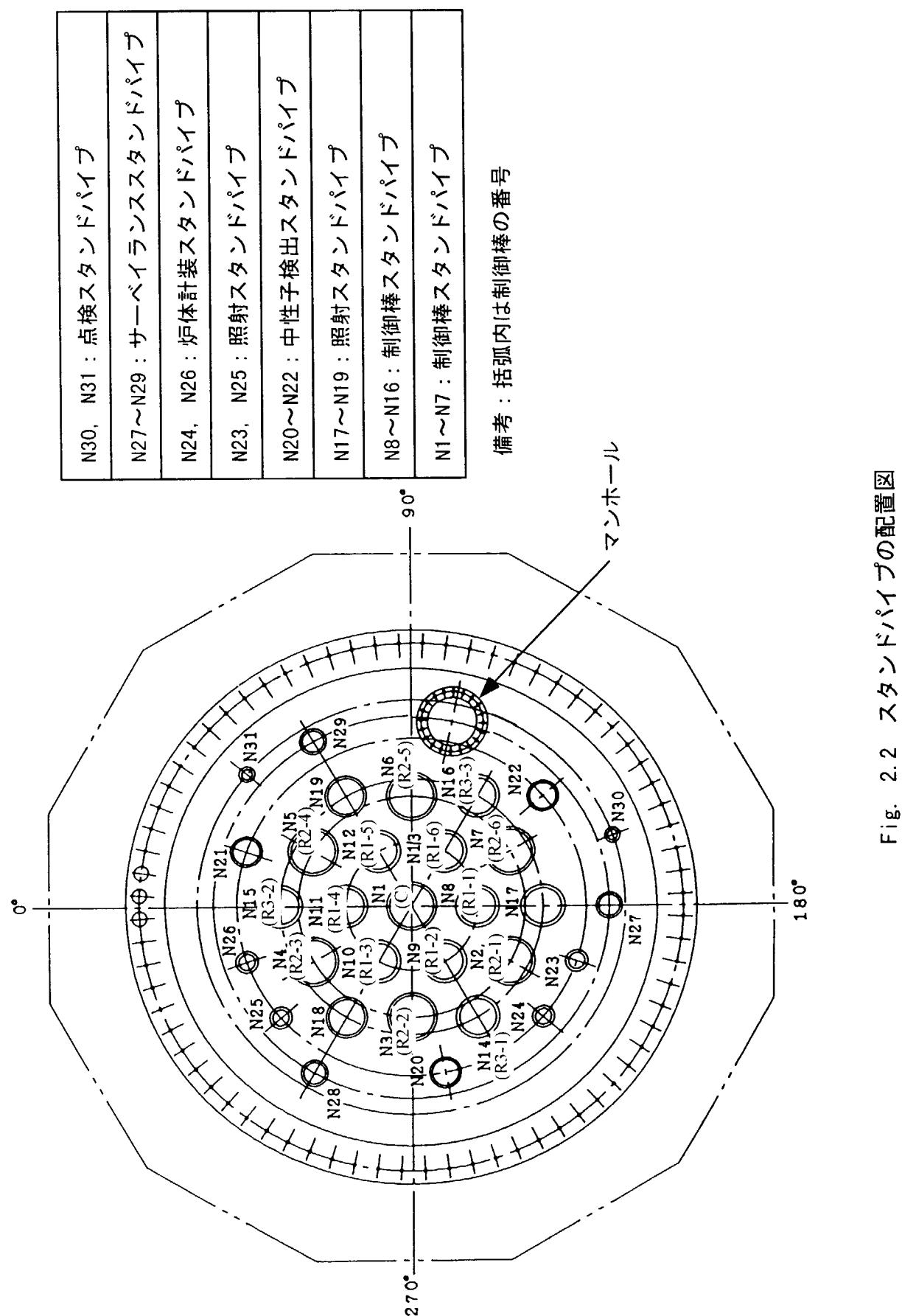
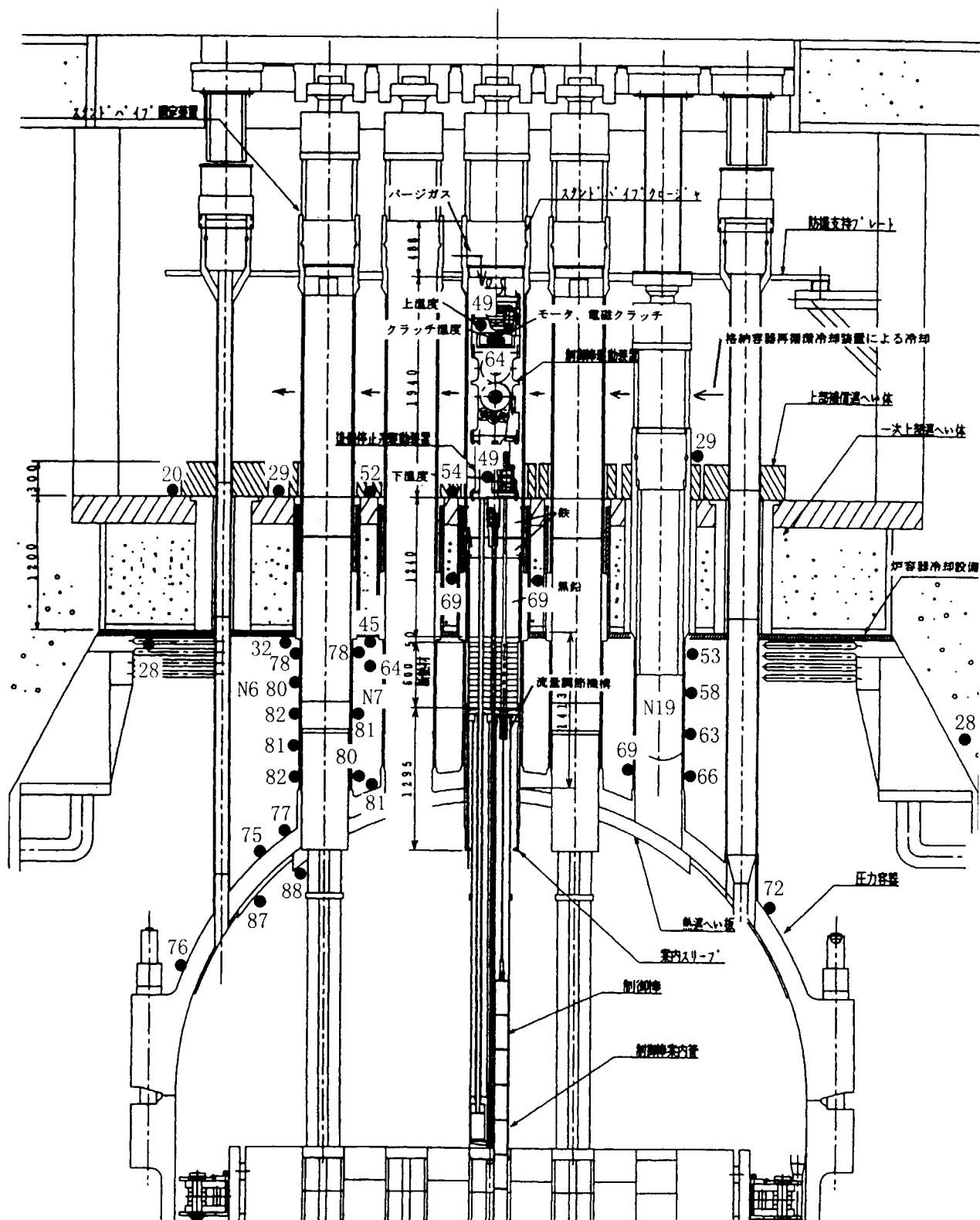
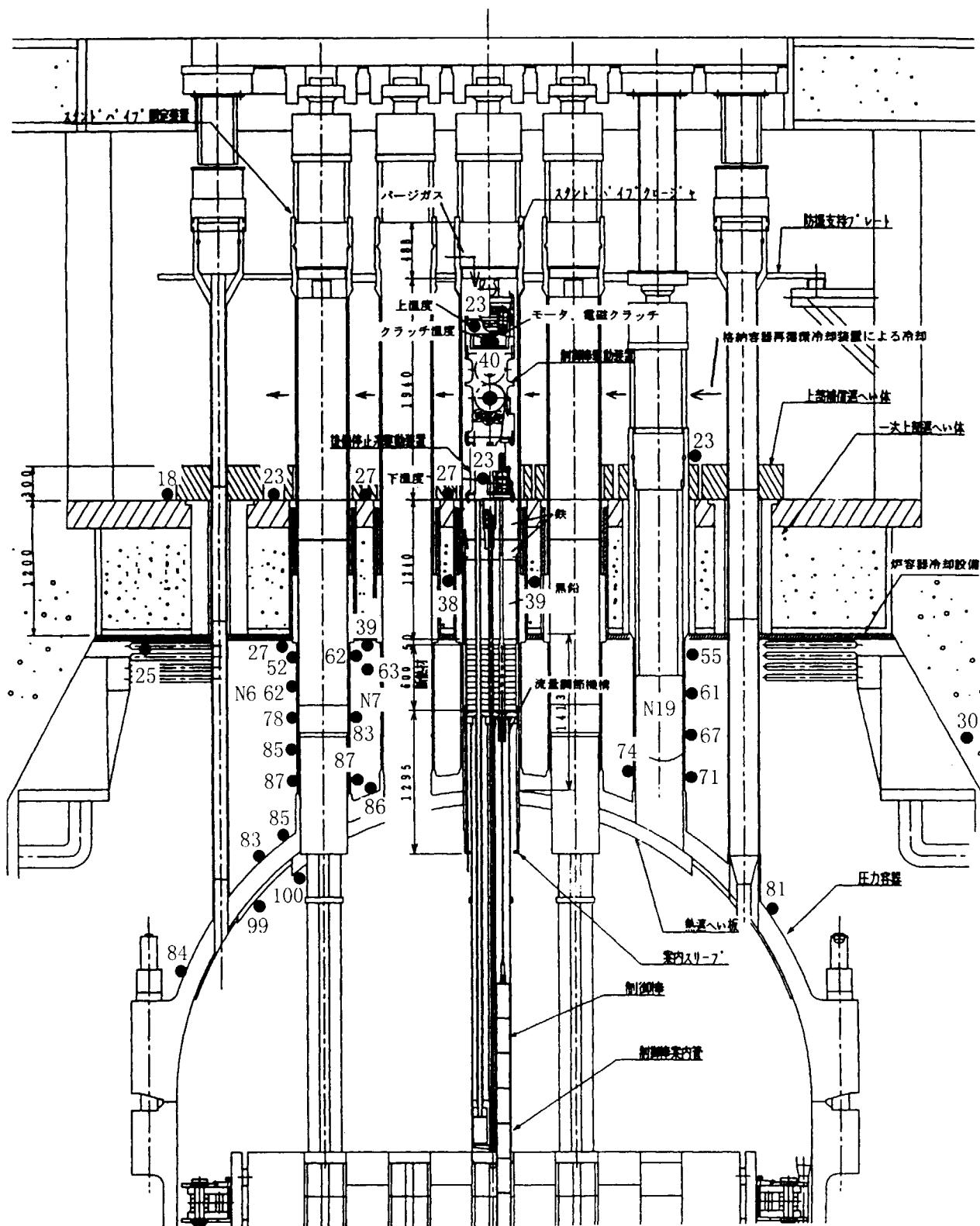


Fig. 2.2 スタンドパイプの配置図



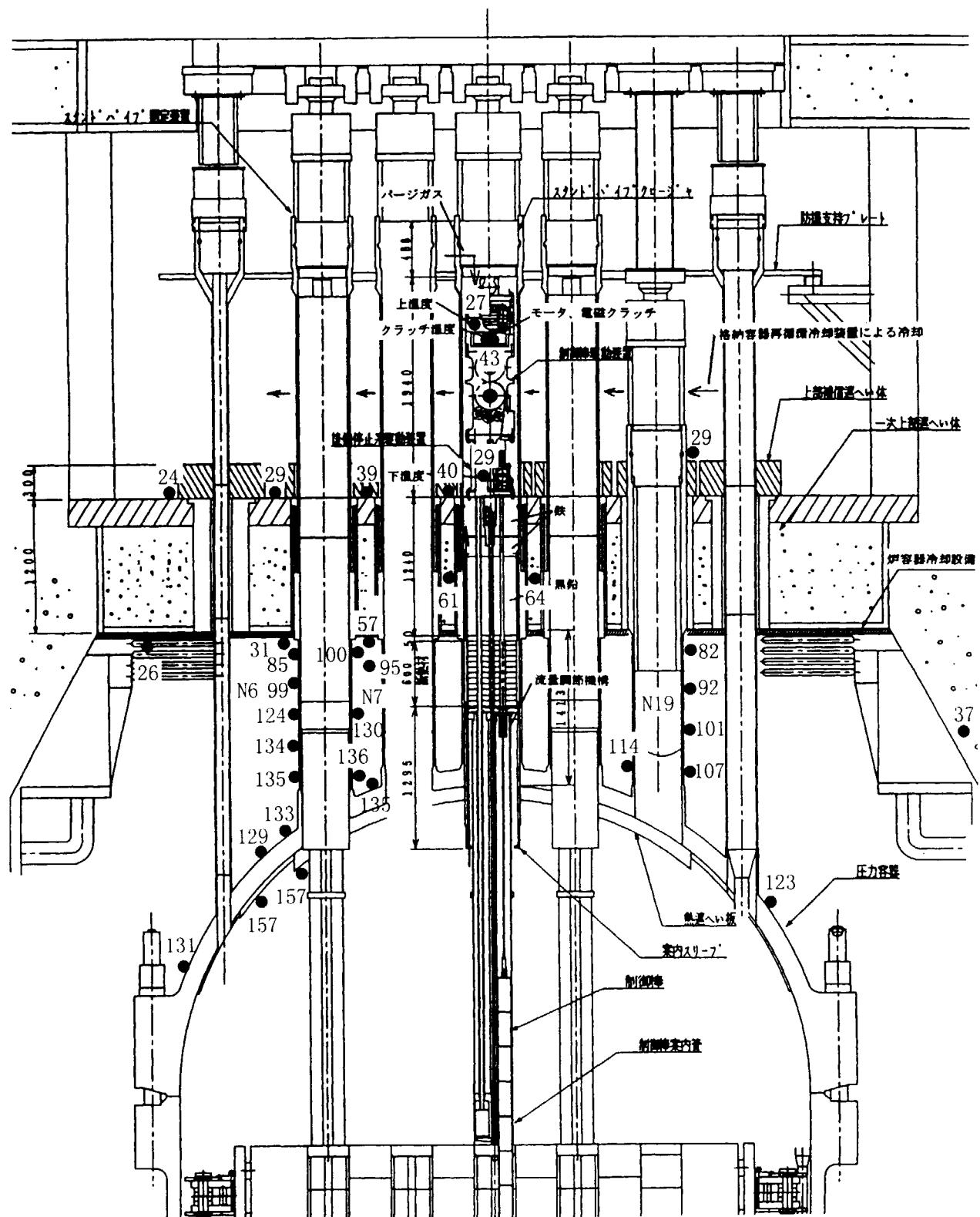
平成9年3月24日8時45分（炉心差圧：8 kPa、冷却材流量：21.4 t/h
 原子炉入口He温度：95°C、原子炉出口He温度：87°C、
 N6：バージガス流量 0g/s、N7：バージガス流量 0g/s）

Fig. 2.3 圧力容器上鏡部、スタンドパイプ及び1次上部遮へい体の温度分布



平成9年9月16日14時（炉心差圧：8 kPa、冷却材流量：20.4 t/h
原子炉入口He温度：107°C、原子炉出口He温度：101°C、
N6：バージガス流量約 2g/s、N7：バージガス流量 0g/s）

Fig. 2.4 圧力容器上鏡部、スタンドパイプ及び1次上部遮へい体の温度分布



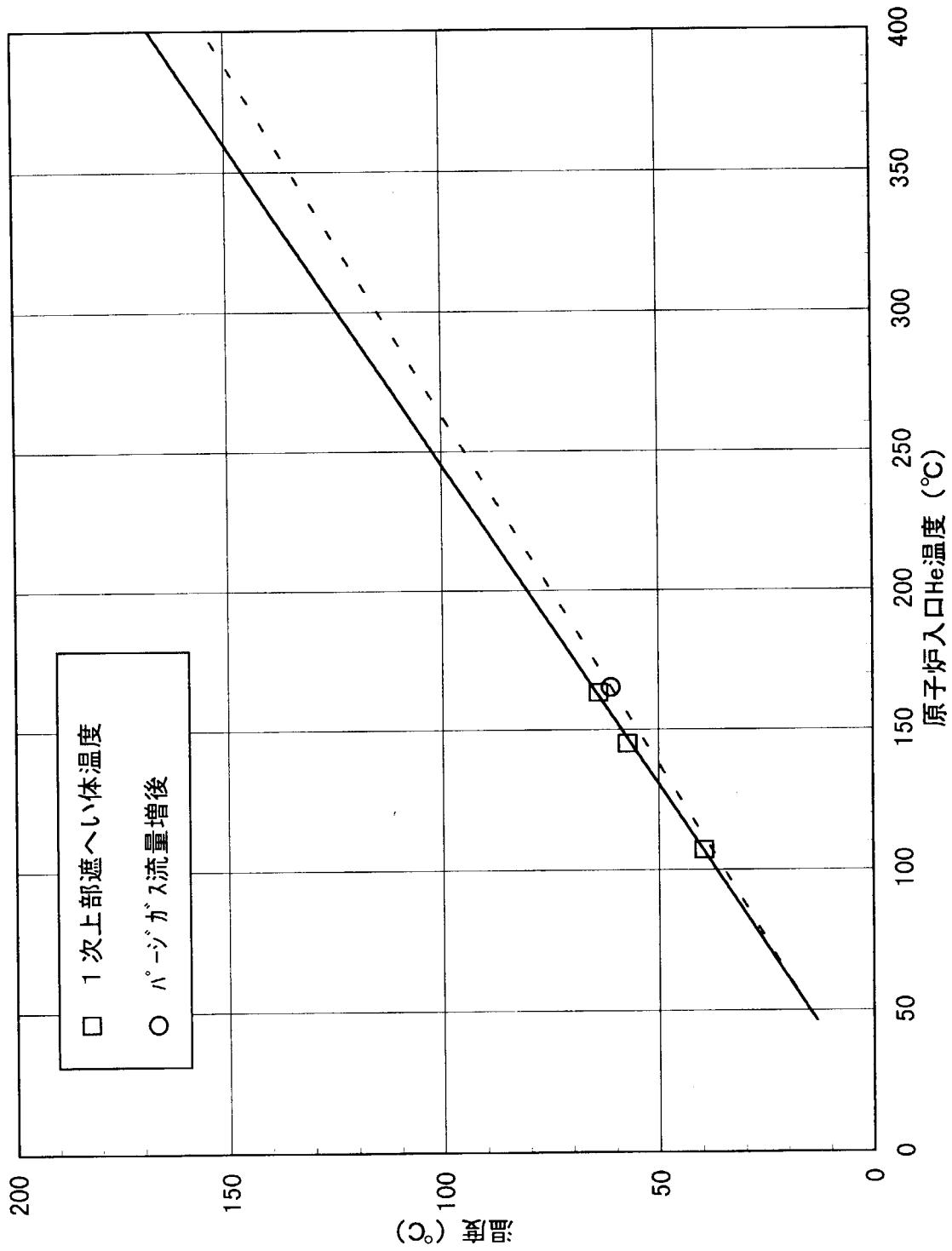


Fig. 2.6 原子炉入口He温度に対する1次上部遮へい体温度
(平成9年9月1次冷却設備温度特性試験時)

3. 追加昇温防止対策

追加昇温防止対策の候補として検討したものと Fig. 3.1 及び以下に示す。図中の番号は、以下の番号と対応している。

① 平編組銅線の設置

スタンドパイプ外表面と VCS パネル表面を平編組銅線（幅：42 mm、厚さ：7 mm、周方向：40 箇所）でつなぎ、スタンドパイプを冷却する。

② 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、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。

③ 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狭隘部）

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。

④ 断熱材の設置（スタンドパイプの下部）

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。

⑤ 各スタンドパイプ間のバージガス流量配分の最適化

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、周辺部制御棒スタンドパイプから中央部制御棒スタンドパイプに、段階的に多くのバージガスが流れるようにすることにより、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。

⑥ 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。

⑦ 偏流抑制スヘーザの設置

平成 9 年 9 月の 1 次冷却設備温度特性試験の試験結果と解析結果を比較したところ、解析によるバージガスの冷却効果は、試験結果よりもかなり大きい結果となった。この一因として、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による熱伝達の低下があることが解析により明らかとなった。また、実際、平成 9 年 9 月の試験

でバージガス流量を増したところ、1次上部遮へい体の周方向温度差が大きくなる結果となり、バージガスの偏流によるものと考えられた。

そこで、バージガスの偏流を抑制するために偏流抑制スペーサを設置する。

⑧ ブースターポンプを用いた空気の吹き込みによる冷却

1次上部遮へい体上部の補償遮へい体の下からスタンドパイプと遮へいリングの隙間に配管を差し込み、ブースターポンプ（プロア）でスタンドパイプ室の空気を吹き込み、スタンドパイプ及び遮へいリングを冷却する。

上記の昇温防止対策のうちどれを採用するかについては、7章で検討する。

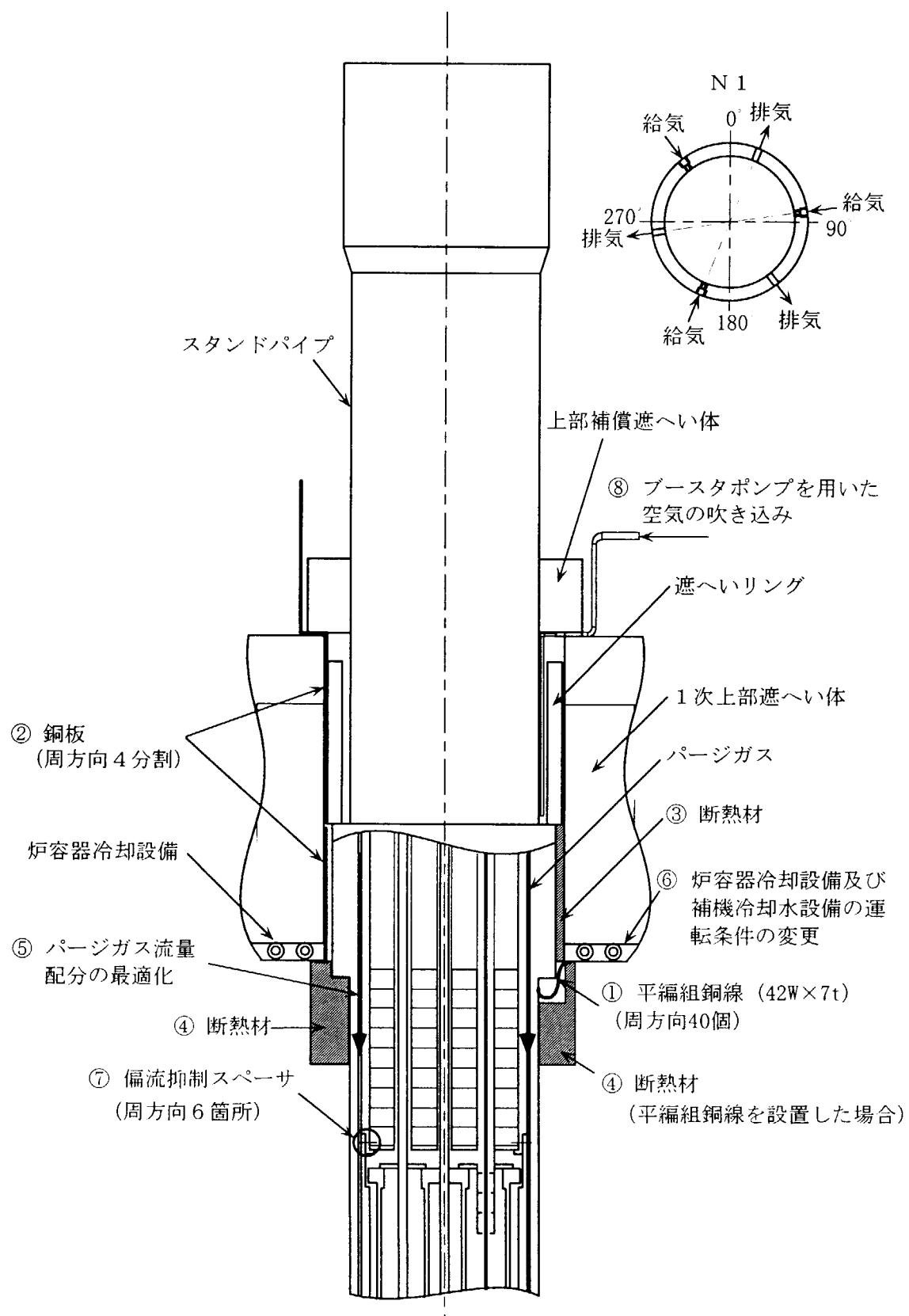


Fig. 3.1 追加昇温防止対策（候補）の概念図

4. 確認試験

4.1 確認試験の概要

確認試験は、平成 10 年 1 月に実施した確認試験 1（1 月 19 日～1 月 27 日）と平成 10 年 3 月に実施した確認試験 2（3 月 10 日～4 月 3 日）からなる。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、昇温防止対策の効果について検討した。確認試験 1 及び確認試験 2 の時点で設置していた仮設の昇温防止対策について Table 4.1 に示す。

4.2 試験条件

確認試験 1 及び確認試験 2 の試験条件を Table 4.2 に示す。確認試験 1 では炉心差圧が約 8 kPa となるように 1 次ヘリウム循環機の回転数を設定し、また、各制御棒スタンドパイプのバージガス流量を均一とした。バージガス総流量は、1 月 25 日に 69 kg/h（スタンドパイプ 1 本あたり約 1.2 g/s）から 102 kg/h（スタンドパイプ 1 本あたり約 1.8 g/s）に変更した。

確認試験 2 では、確認試験 1 よりも高温となるように、炉心差圧を約 24 kPa とした。バージガス流量については、初期は均一としたが、中途で流量配分比を 5 : 3 : 1 (5 : N1 スタンドパイプ、3 : N8～N13 スタンドパイプ、1 : その他の制御棒スタンドパイプ 9 本) に変更した（3 月 16 日に変更）。また、炉容器冷却設備及び補機冷却水設備の運転条件について、上部 VCS パネル流量を 6.5 ton/h から 9.3 ton/h に、補機冷却水温度を "17°C～30°C に制限" から "17°C～20°C に制限" に変更した（3 月 18 日に変更）。さらに、ブースタポンプを起動し、スタンドパイプと遮へいリングの間に空気を吹き込みその効果を調べた（3 月 31 日に起動）。最後に炉心差圧を約 8 kPa とし降温した。

4.3 試験結果

4.3.1 確認試験 1 の結果

確認試験 1 での原子炉入口 He 温度等の各温度の時間経過を Fig. 4.1 に示す（Fig. 4.1 中の上部雰囲気温度及び下部雰囲気温度は、それぞれ、Fig. 2.1 中の上温度及び下温度に対応する）。1 次上部遮へい体温度の最高値は、原子炉入口 He 温度が 94 °C の時、33.4 °C であった。Fig. 4.1 には、平成 9 年 9 月の 1 次冷却設備の温度特性試験時の原子炉入口 He 温度及び 1 次上部遮へい体温度の時間変化を実線で同時に示す。1 次冷却材圧力及び流量の時間変化を Fig. 4.2 に示す。

定常時（バージガス流量変更前及び変更後）のスタンドパイプ外表面、1 次上部遮へい体及び炉室空気雰囲気温度の温度分布を Fig. 4.3 に示す。定常時のスタンドパイプ室床温度分布を Fig. 4.4 に示す。スタンドパイプ室側のスタンドパイプ外表面温度分布を Fig. 4.5 に示す。

4.3.2 確認試験 2 の結果

確認試験 2 での原子炉入口 He 温度等の各温度の時間経過を Fig. 4.6 に示す。1 次冷却材圧力及び流量の時間変化を Fig. 4.7 に示す。バージガス流量及び温度の時間変化を Fig. 4.8 に示す。

定常時のスタンドパイプ外表面、1 次上部遮へい体及び炉室空気雰囲気温度の温度分布を Fig. 4.9 及び Fig. 4.10 に示す。定常時のスタンドパイプ室床温度分布を Fig. 4.11～Fig. 4.13 に示す。スタンドパイプ室側のスタンドパイプ外表面温度分布を Fig. 4.14 及び Fig. 4.15 に示す。Fig. 4.9～Fig. 4.15 の試験条件については、Table 4.3 参照。

確認試験 2 の定常時の 1 次上部遮へい体温度を Table 4.3 に示す。原子炉入口 He 温度が、195°C の時、1 次上部遮へい体温度は 54.2°C であった。原子炉入口 He 温度が 195°C 定常時の確認試験 2 の結果の概要を Table 4.4 及び以下にまとめて示す。

① オフセット上部 1 次上部遮へい体側温度

- ・ N1 スタンドパイプ周りの温度と N12 スタンドパイプ中心側温度はほぼ等しい (54～55 °C)。
- ・ 対策を施していない N6 スタンドパイプ内側温度は、上記の温度より約 20°C 高い (74°C)。N12 スタンドパイプ外側温度 (59°C) は、N6 スタンドパイプ内側からの入熱の影響を受けていると考えられる。

② オフセット上部スタンドパイプ側温度

- ・ N1 スタンドパイプ周り約 65°C、N12 スタンドパイプ周り約 75°C、N6 スタンドパイプ周り約 86°C である。

③ オフセット下部スタンドパイプ温度

- ・ N1 スタンドパイプ周り約 80°C、N12 スタンドパイプ周り約 102°C、N6 スタンドパイプ周り約 110°C である。N1 スタンドパイプと N12 スタンドパイプのオフセット下部温度差は約 20°C ある (オフセット上部スタンドパイプ側温度差は約 10°C) が、1 次上部遮へい体の温度差 (上記①) はほとんどない。これは、銅板の効果であると考えられる。

4.3.3 確認試験結果のまとめ

確認試験 1 及び 2 の 1 次上部遮へい体温度と原子炉入口 He 温度の関係を Fig. 4.16 に示す。同図には、平成 9 年 9 月の 1 次冷却設備温度特性試験 (昇温試験) 時の関係を同時に示す。確認試験 2 では、原子炉入口 He 温度 168°C の状態で 1 次上部遮へい体温度は 47.8°C となり、平成 9 年 9 月の 1 次冷却設備温度特性試験時に較べて約 16°C 低減できた。

確認試験 2 の定常時の結果 (Fig. 4.16 中の黒丸) を定格運転条件 (原子炉入口 He 温度 395°C) まで直線外挿した結果を Fig. 4.17 に示す。熱伝導による伝熱が支配的な場合は、1 次上部遮へい体温度は原子炉入口 He 温度に対して線形に増加すると予測される。直線外挿からは、定格運転時の 1 次上部遮へい体温度は約 100°C となる。

4.3.4 昇温防止対策の効果について

(1) 平編組銅線 (+断熱材③④) と銅板 (+断熱材④) の効果の比較

平成 10 年 3 月 16 日 9:00 (バージガス流量均一条件) の N1 スタンドパイプオフセット下部温度と N12 スタンドパイプオフセット下部温度を比較すると (Table 4.5 参照)、N1 の平均温度は 86.2°C であるのに対し、N12 の平均温度は 95.7°C であり、スタンドパイプの冷却には平編組銅線が効果的である。また、N12 の平均温度 (95.7°C) は、対策を施していない N6 スタンドパイプオフセット下部の平均温度の 93.3°C よりも高い結果となっている。輻射の効果が小さい温度領域では、スタンドパイプ下部の断熱材が逆効果となる可能性がある。

Table 4.5 のオフセット上部 1 次上部遮へい体側温度を比較すると N1 温度平均値が 56.9°C であるのに対し、N12 温度平均値は 54.0°C であることから、1 次上部遮へい体の冷却には平編組銅線よりも銅板の方が効果的であることがわかる。つまり、平編組銅線でスタンドパイプを冷却し、間接的に 1 次上部遮へい体の昇温を抑制する効果よりも、銅板で直接 1 次上部遮へい体を冷却する効果の方が大きい。銅板は、原子炉入口温度 170°C の場合、対策を施していない N6 スタンドパイプの最高温度と比較すると約 9°C (平均値では約 5°C) の 1 次上部遮へい体温度の低減効果がある。

原子炉入口 He 温度 195°C の場合、N1 スタンドパイプ (平編組銅線設置) には、N12 スタンドパイプ (銅板設置) の約 1.7 倍のバージガスを流したため、オフセット上部 1 次上部遮へい体側温度の平均値は、N1 の 54.6°C に対し N12 は 56.6°C と N1 の方が低くなっている (Table 4.4 参照)。しかしながら N12 の外側温度 59.0°C は (内側温度は 54.2°C)、対策を施していない外側の N6 スタンドパイプ等廻りの 1 次上部遮へい体温度 (N6 中心側温度 : 74.1°C) の影響を受けていると考えられることから、バージガスを約 3.8 g/s 流した場合の平編組銅線の効果は、バージガスを約 2.3 g/s 流した銅板の効果とほぼ同等である。

Table 4.5 の N1 スタンドパイプの結果では、オフセット上部 1 次上部遮へい体側平均温度とスタンドパイプ側平均温度の差が 17.6°C であるのに対し、N6 のそれは 13.7°C (中心側は 8°C) となっており、スタンドパイプオフセット部と 1 次上部遮へい体間の狭隘部の断熱材は、約 4°C (最高約 10°C) の効果がある。但し、断熱材の影響によりスタンドパイプ側温度は、N6 よりも N1 の方が約 2°C 高い。

N12 スタンドパイプの同温度差 (平均値) は、17.4°C であることから、銅板は、断熱材と同等の輻射抑制効果がある。但し、銅板の放射率は酸化等により大幅に増加するため、長期間使用することを考えると銅板の内側 (スタンドパイプ側) に断熱材 (③) を設置すべきである。

(2) 断熱材 (スタンドパイプの下部)

前述のように、輻射の効果が小さい温度領域では、スタンドパイプ下部の断熱材は逆

効果となる可能性がある。しかしながら、定格運転時には原子炉圧力容器上鏡からスタンドパイプへの輻射による入熱の抑制効果が期待できる。

(3) 各スタンドパイプ間のバージガスの流量配分

Table 4.3 に示すように、バージガスの流量配分を均等から 5:3:1 に変更したところ、1 次上部遮へい体温度は 5°C ($55.7 \rightarrow 50.7^{\circ}\text{C}$) 低下した。

(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

Table 4.3 に示すように、炉容器冷却設備 (VCS) の上部パネル流量を約 6.5 ton/h から約 9.3 ton/h に増加し、補機冷却水温度を 20°C 以下に制限したところ、1 次上部遮へい体温度は、3°C ($50.7 \rightarrow 47.8^{\circ}\text{C}$) 低下した。

(5) 偏流抑制スペーサ

Table 4.4 に示すように、N1 スタンドパイプのオフセット下部温度は、約 15°C の温度差があり、偏流抑制スペーサの効果はほとんどない。

(6) ブースターポンプを用いた空気の吹き込みによる冷却

Table 4.3 に示すように、ブースターポンプによる給気を行ったところ、1 次上部遮へい体温度は、1°C ($54.2 \rightarrow 53.3^{\circ}\text{C}$) 低下した。ブースターポンプの出口空気温度が約 45°C まで上昇したこともあるが、今回の確認試験の温度条件ではその効果は小さかった。

(7) 追加昇温防止対策全体の効果

Table 4.4 の N1 と N6 スタンドパイプのオフセット上部 1 次上部遮へい体側平均温度を比較すると、原子炉入口温度 195°C の時、追加昇温防止対策全体で 1 次上部遮へい体温度を約 14°C (最高約 20°C) 低減する効果があることがわかる。これは、バージガスを約 3.8 g/s 流した場合の平編組銅線+断熱材③④の効果であるが、上述のようにバージガスを約 2.3 g/s 流した場合の銅板+断熱材④の効果も同等である。

Table 4.1 確認試験のための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. 3.1 参照。

* : スタンドパイプ全体を断熱材で覆った。

Table 4.2 確認試験の試験条件

項目	確認試験 1	確認試験 2
炉心差圧	8 kPa	24 kPa 及び 8kPa
バージガス流量配分	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 4.3 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)	バースタボンプによる給気	1次上部遮へい体温度 (°C)	備考 (温度分布)
1	170	均等	約 6.5	17°C～30°C	なし	55.6	Fig.4.9, Fig.4.11, Fig.4.14
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	Fig.4.9 (括弧内), Fig.4.12, Fig.4.14 (括弧内)
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	Fig.4.10, Fig.4.13, Fig.4.15
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

Table 4.4 確認試験 2 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 195°C の時)

単位 : °C

	N1	N12	N6	N19
オフセット上部 1 次上部遮 へい体側	0° : 55.0 (54.2)* 120° : 55.0 (54.2) 240° : 53.8 (53.7) 平均値 : 54.6 (54.0)	外側 (60°) : 59.0 中心側 (240°) : 54.2 平均値 : 56.6	外側 (90°) : 63.1 中心側 (270°) : 74.1 平均値 : 68.6	外側 (60°) : 51.2
オフセット上部ス タンドパイプ 側	0° : 71.7 120° : 63.7 240° : 60.6 平均値 : 65.3	中心側 (240°) : 74.8	外側 (90°) : 86.9 中心側 (270°) : 85.6	外側 (60°) : 57.2
オフセット下部	0° : 88.3 60° : 82.9 120° : 76.2 180° : 73.5 240° : 75.7 300° : 83.4 平均値 : 80.0	0° : 109.2 60° : 106.3 120° : 99.0 180° : 94.8 240° : 99.1 300° : 105.1 平均値 : 102.3	0° : 109.9 90° : 109.5 180° : 110.6 270° : 111.7 平均値 : 110.4	180° : 74.3 300° : 73.7 平均値 : 74.0
対策	平編組銅線 オフセット部断熱材 オフセット下部断熱材 偏流抑制スペーサ	銅板 オフセット下部断熱材	なし	照射スタンドパイプ オフセット下部断熱材
ページガス流 量比	5	3	1	—

*: 括弧内は 1 次上部遮へい体温度

Table 4.5 確認試験 2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 170°C (ページガス流量配分均等) の時)

単位 : °C

	N1	N12	N6	N19
オフセット上部 1 次上部遮 へい体側	0° : 56.2 (55.1)* 120° : 57.6 (55.6) 240° : 56.8 (55.1) 平均値 : 56.9 (55.3)	外側 (60°) : 54.5 中心側 (240°) : 53.4 平均値 : 54.0	外側 (90°) : 53.6 中心側 (270°) : 63.3 平均値 : 58.5	外側 (60°) : 44.9
オフセット上部ス タンドパイプ側	0° : 77.4 120° : 73.9 240° : 72.3 平均値 : 74.5	中心側 (240°) : 71.4	外側 (90°) : 73.1 中心側 (270°) : 71.3 平均値 : 72.2	外側 (60°) : 50.5
オフセット下部	0° : 89.9 60° : 87.3 120° : 84.7 180° : 84.4 240° : 83.8 300° : 86.9 平均値 : 86.2	0° : 99.4 60° : 98.9 120° : 95.1 180° : 91.6 240° : 92.8 300° : 96.1 平均値 : 95.7	0° : 92.8 90° : 93.5 180° : 93.5 270° : 93.3 平均値 : 93.3	180° : 65.7 300° : 65.4 平均値 : 65.5
対策	平編組銅線 オフセット部断熱材 オフセット下部断熱材 偏流抑制スペーサ	銅板 オフセット下部断熱材	なし	照射スタンドパイプ オフセット下部断熱材
ページガス流 量比	1	1	1	—

*: 括弧内は 1 次上部遮へい体温度

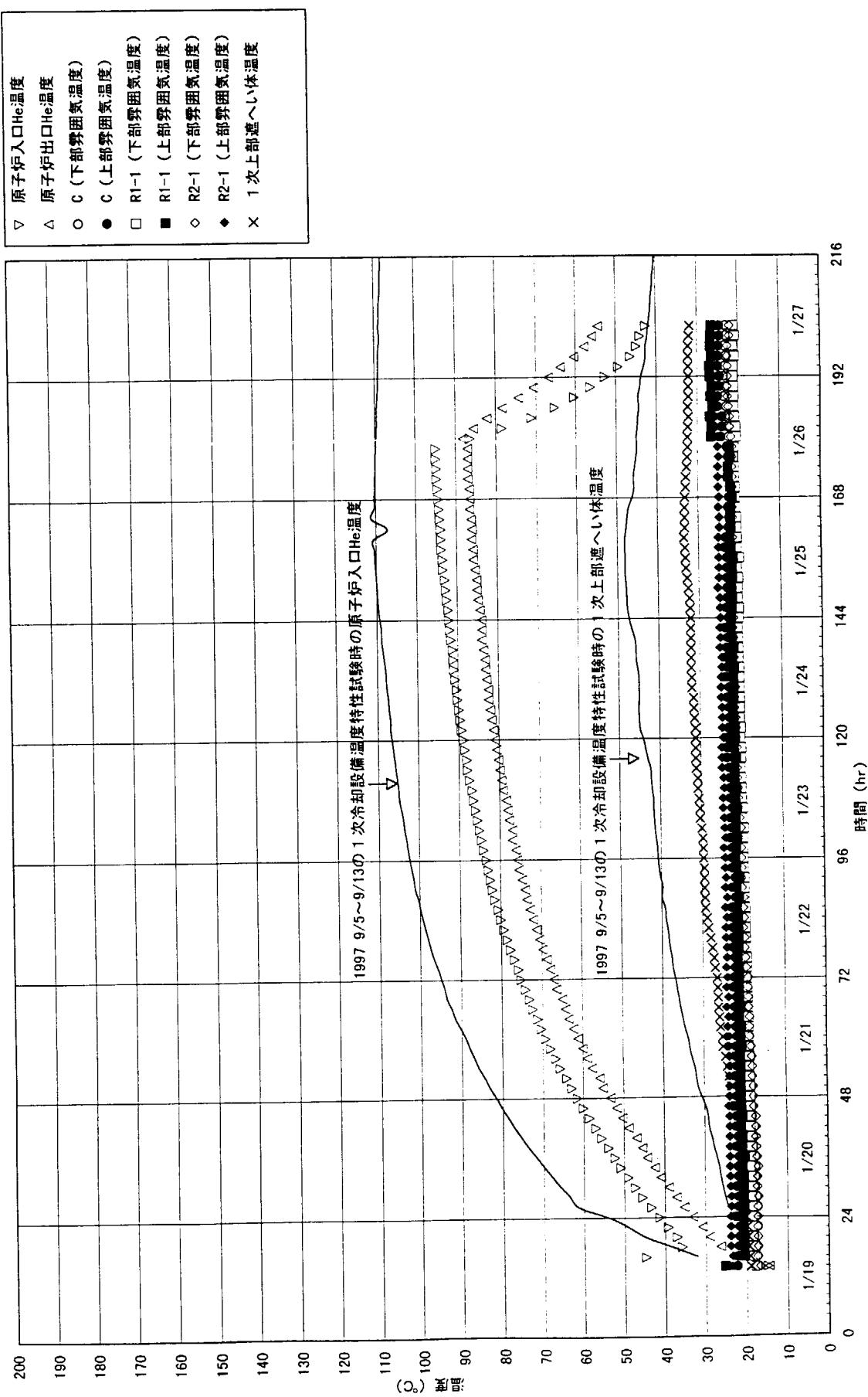


Fig.4.1 1次冷却設備温度特性試験（確認試験1）時の温度変化

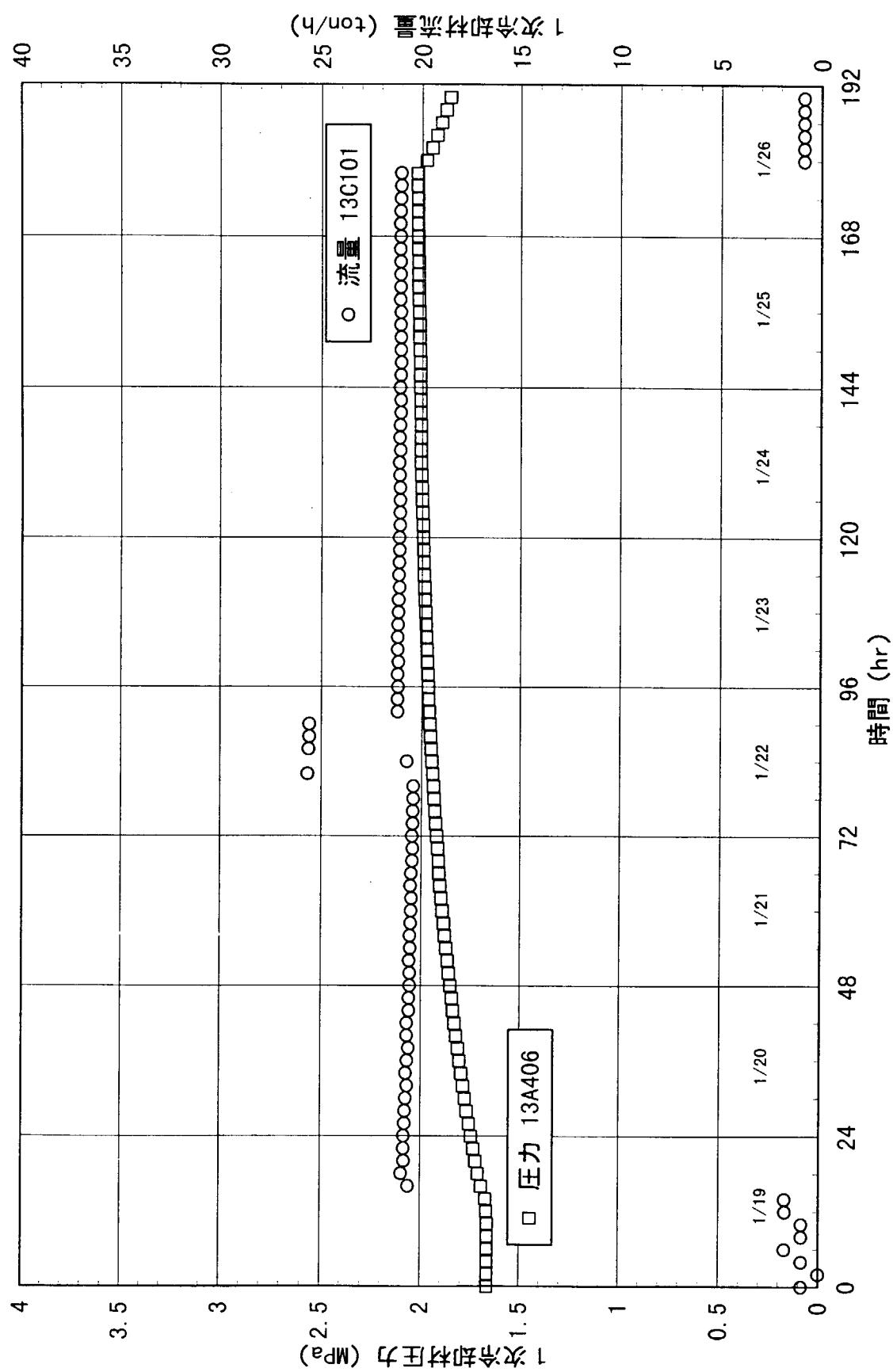


Fig. 4.2 1次冷却材圧力及び流量の時間変化（確認試験 1）

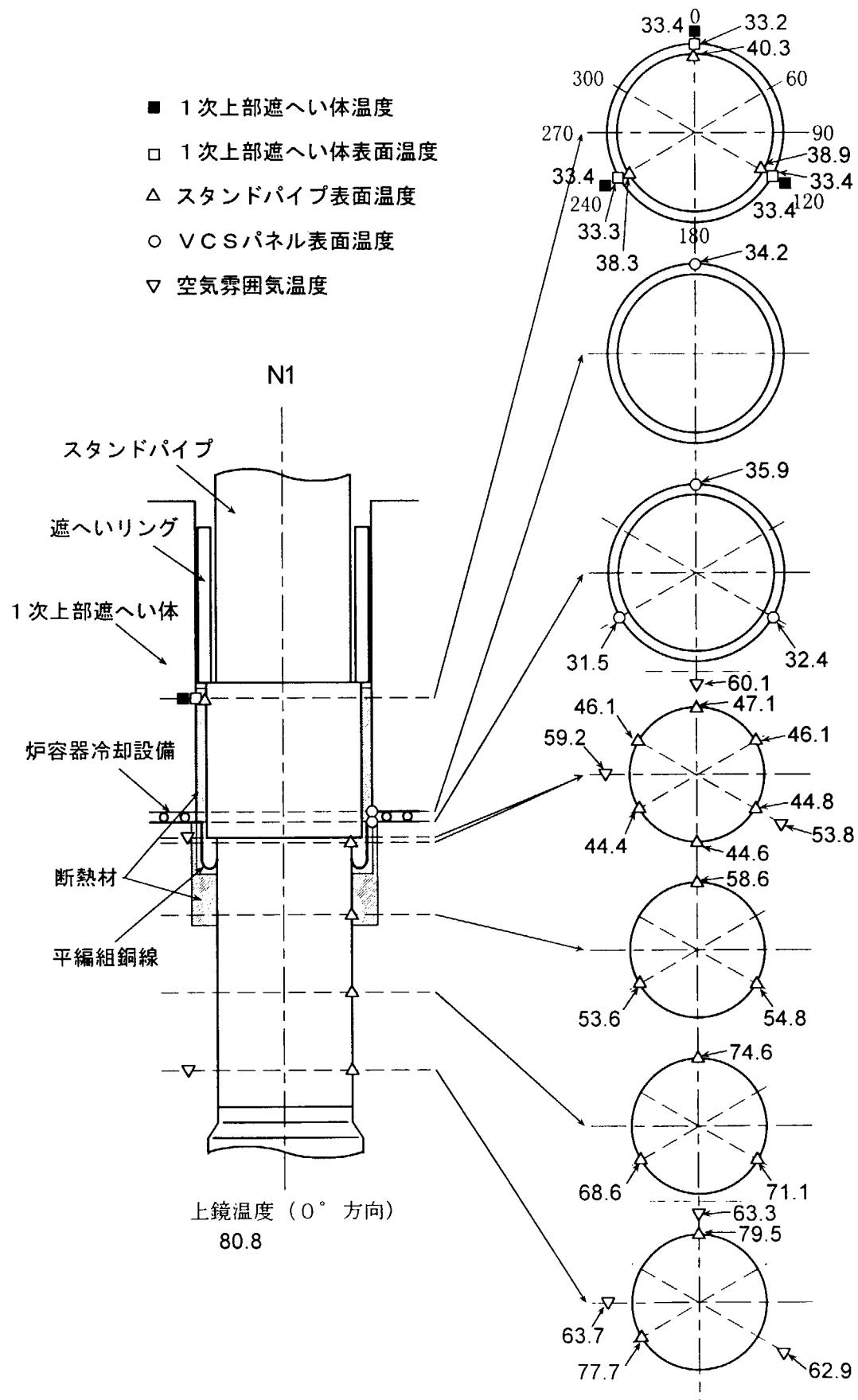


Fig.4.3(1/5) 温度測定結果 (N 1) (平成10年1月25日 14:30、原子炉入口He温度 : 94°C)

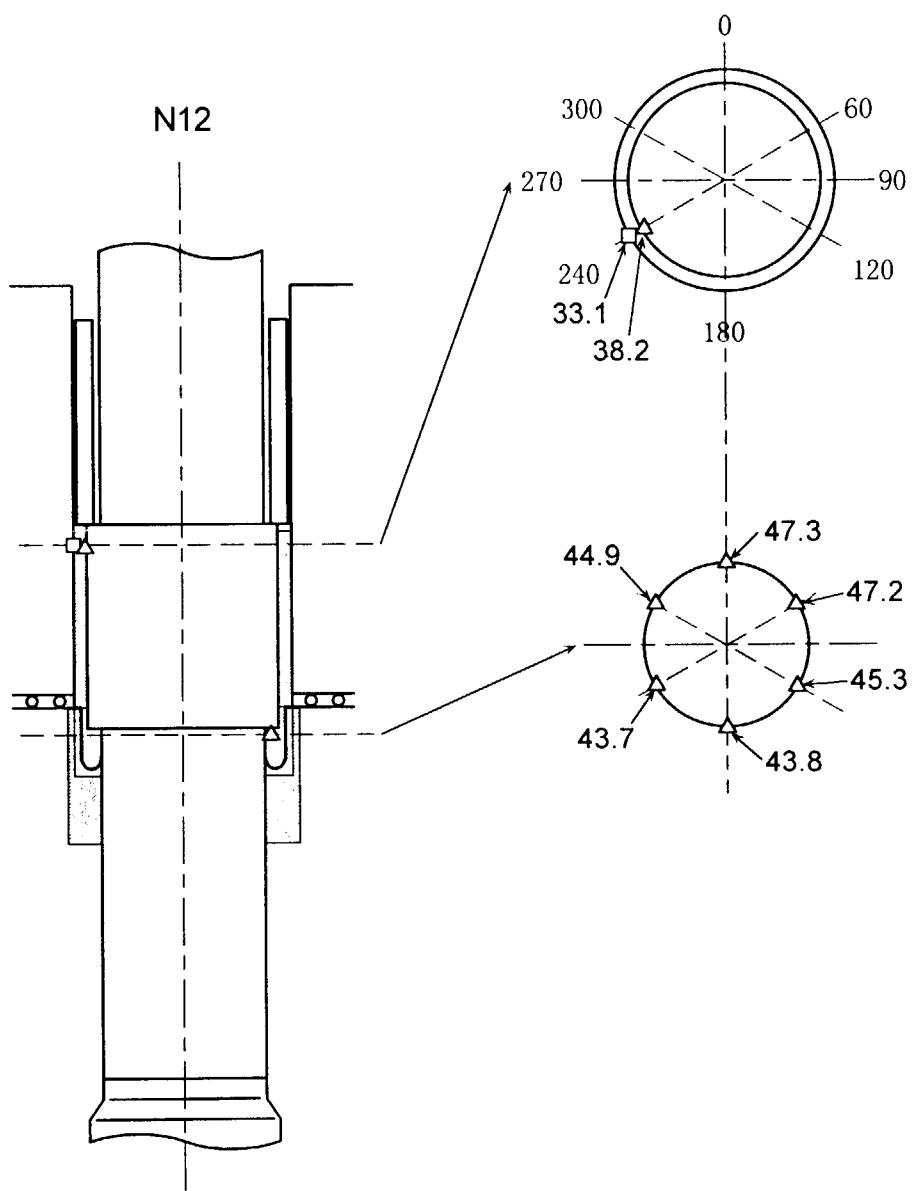


Fig.4.3(2/5) 温度測定結果 (N 12) (平成10年1月25日 14:30、原子炉入口He温度 : 94°C)

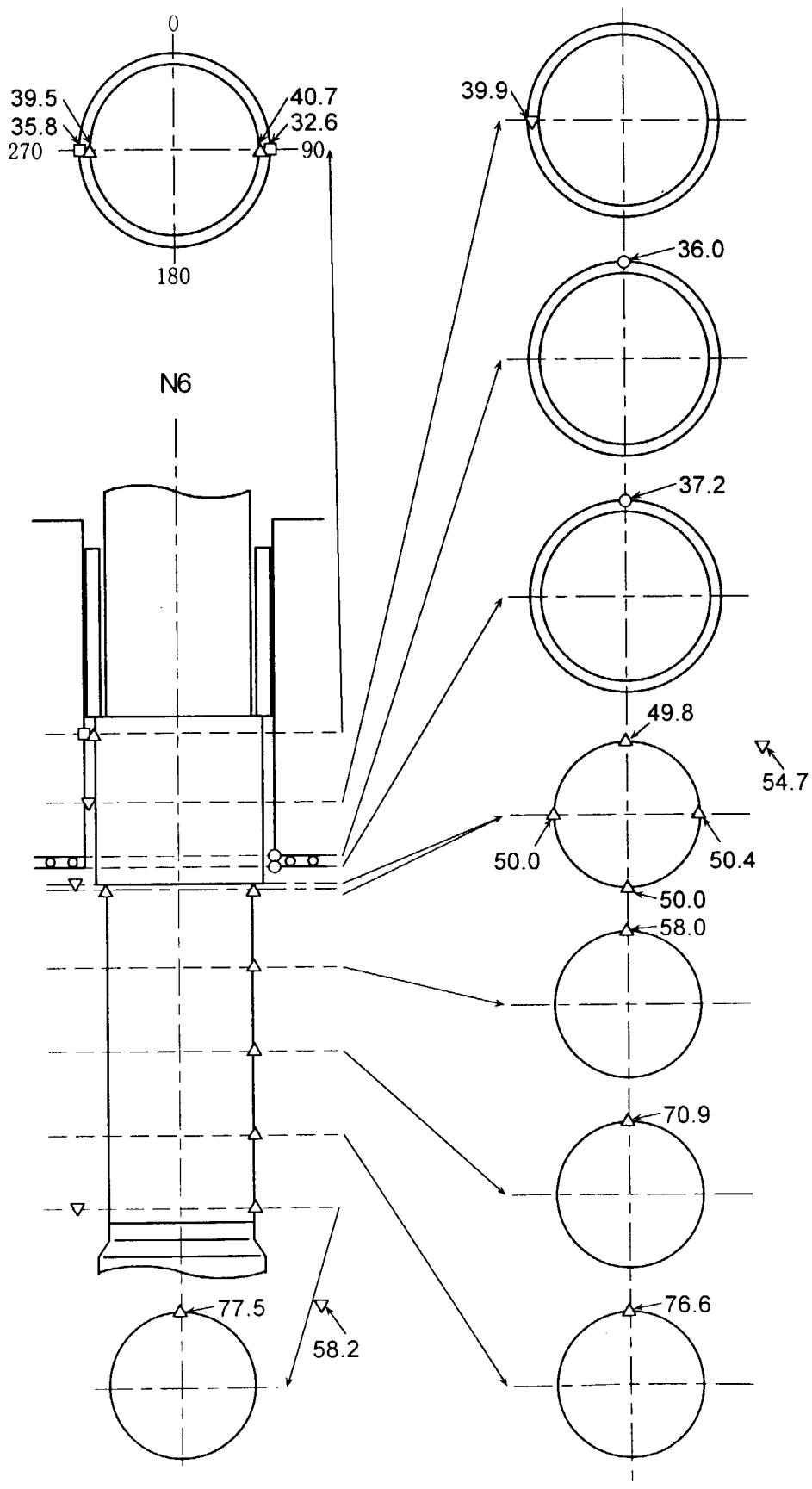


Fig.4.3(3/5) 温度測定結果 (N 6) (平成10年1月25日 14:30、原子炉入口He温度 : 94°C)

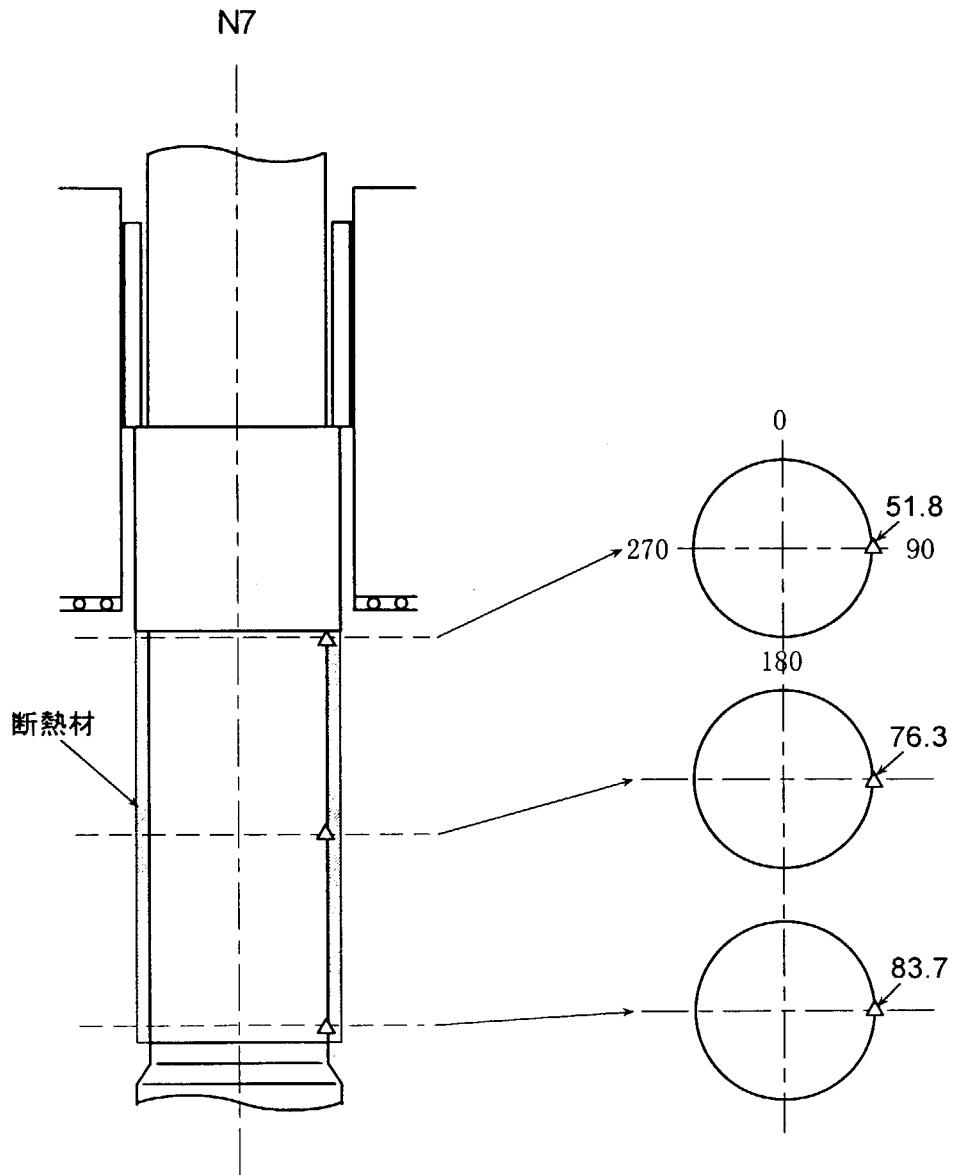


Fig.4.3(4/5) 温度測定結果 (N 7) (平成10年1月25日 14:30、原子炉入口He温度 : 94°C)

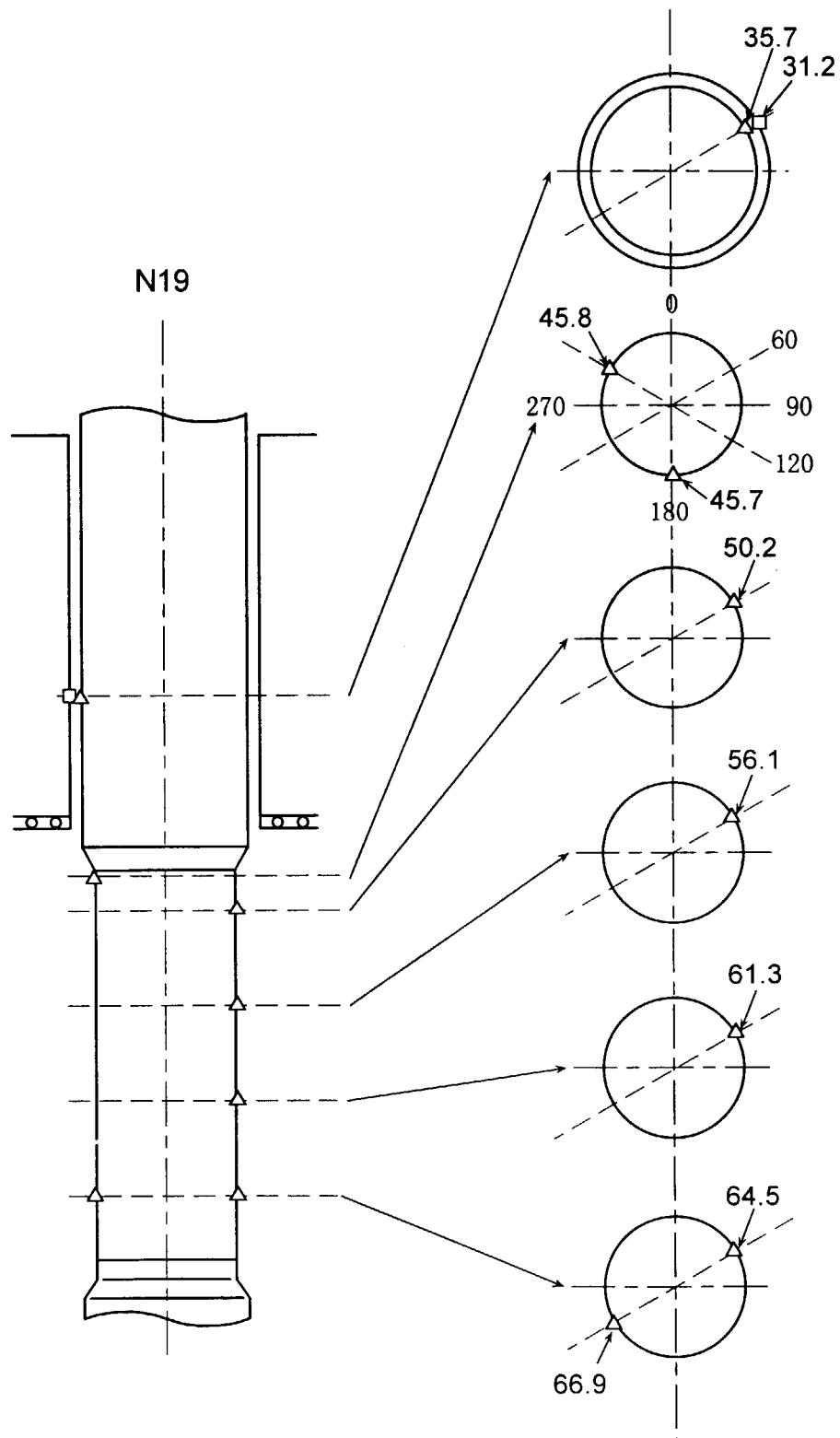


Fig.4.3(5/5) 温度測定結果 (N19) (平成10年1月25日 14:30、原子炉入口He温度 : 94°C)

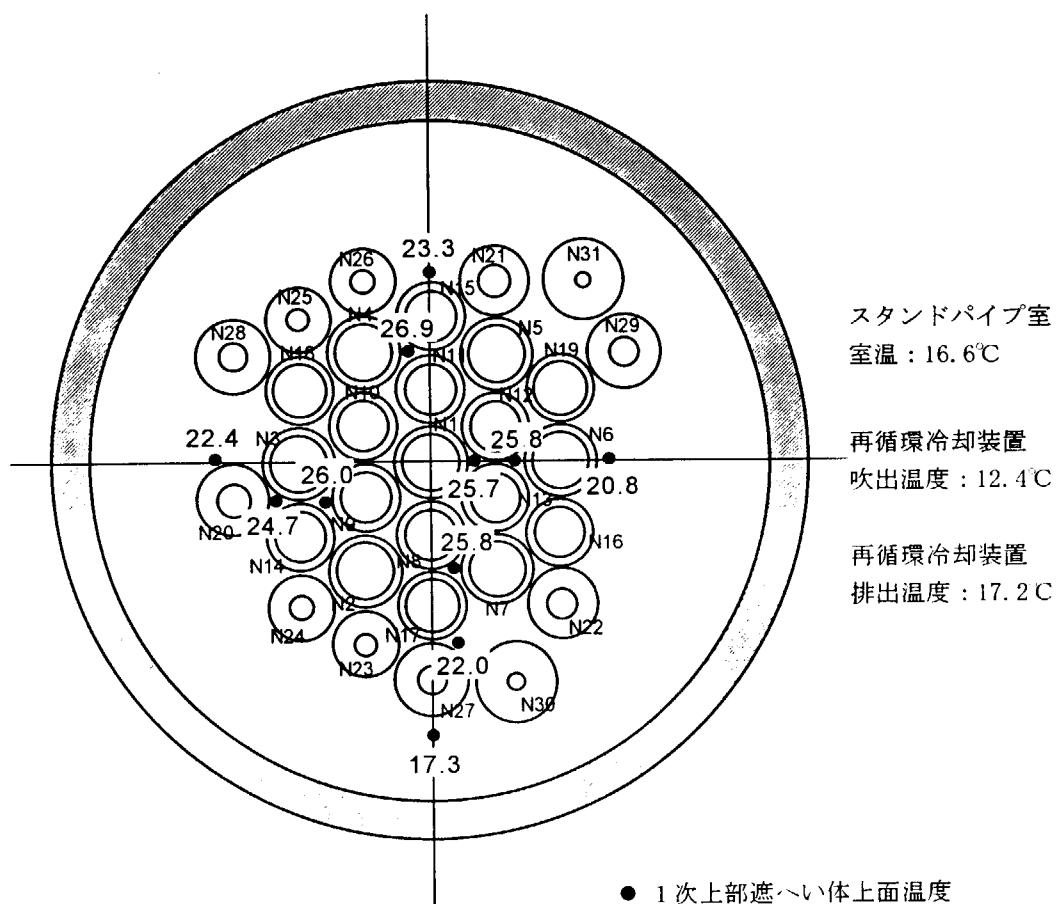


Fig.4.4 温度測定結果（平成10年1月25日 14:30、原子炉入口He温度 : 94°C）

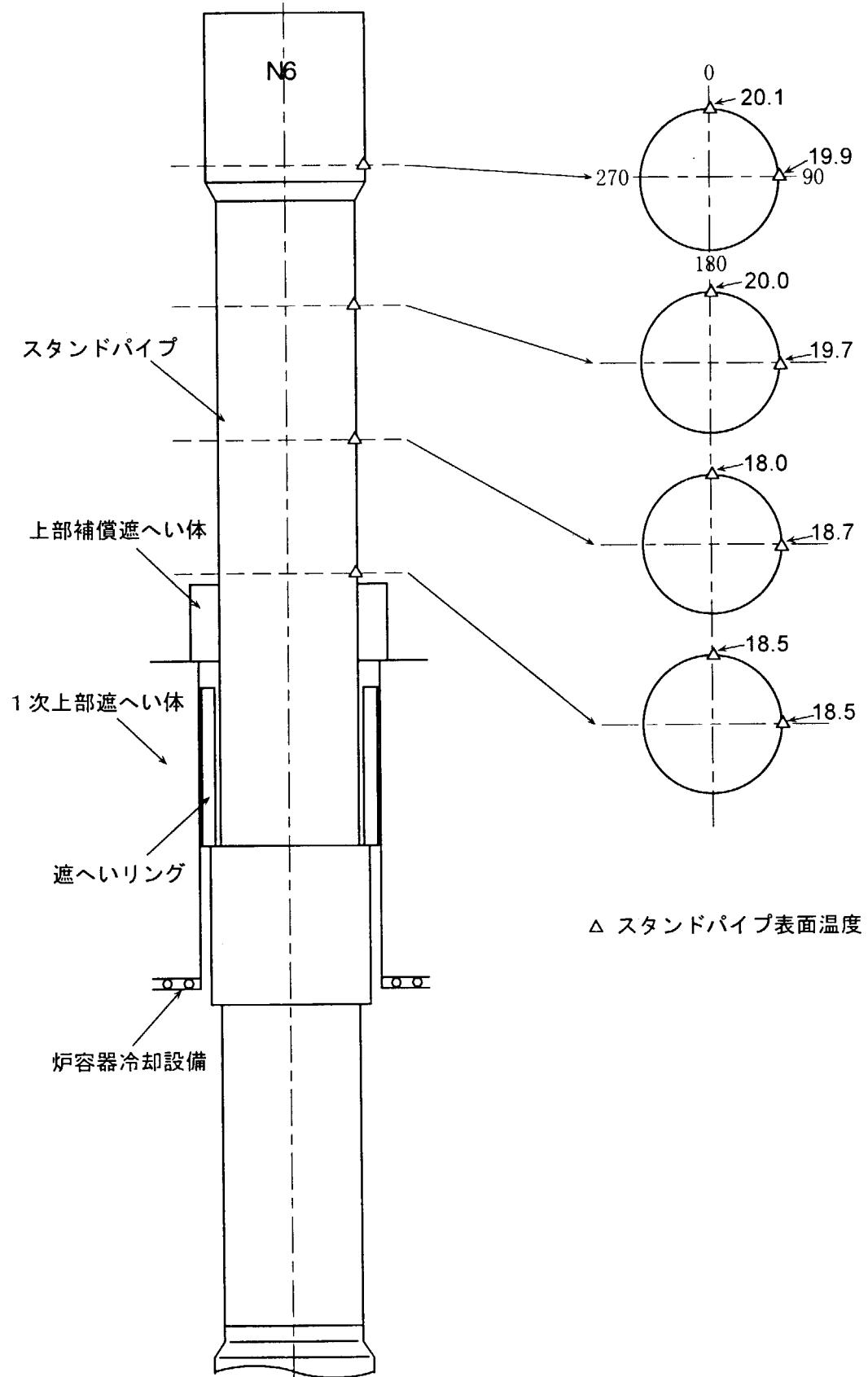


Fig.4.5(1/2) 温度測定結果 (N 6) (平成10年1月25日 14:00、原子炉入口He温度 : 94°C)

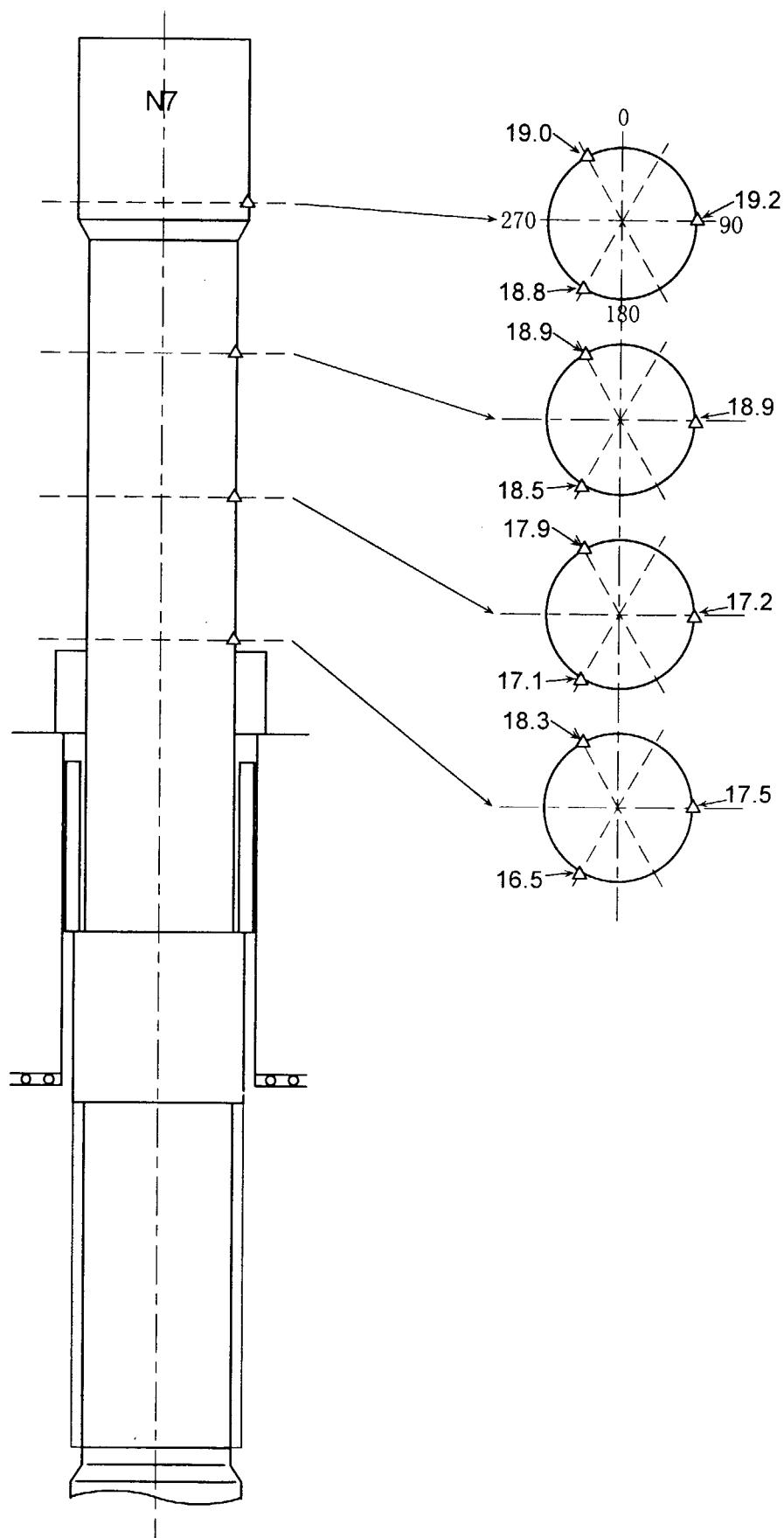


Fig.4.5(2/2) 温度測定結果 (N 7) (平成10年1月25日 14:00、原子炉入口He温度 : 94°C)

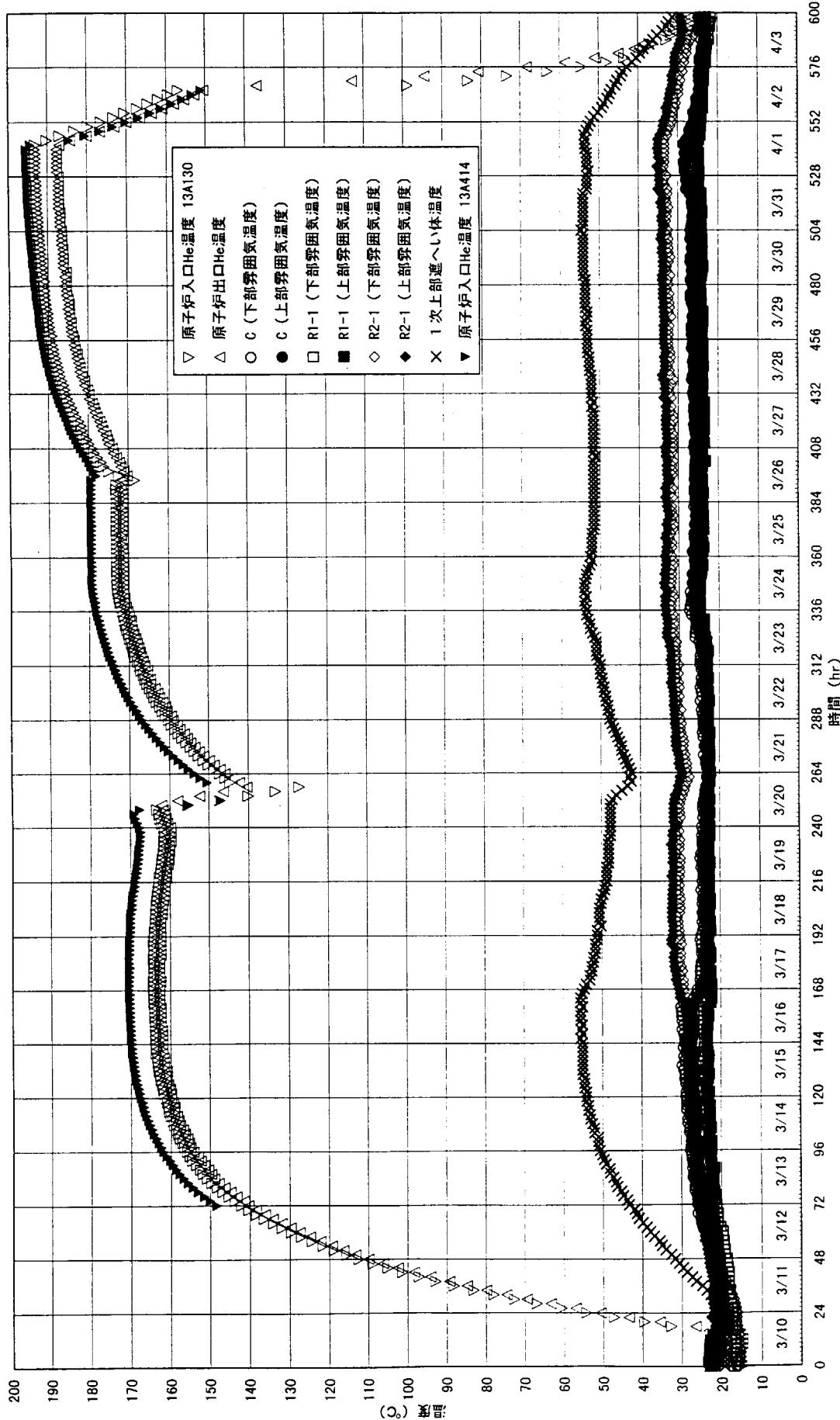


Fig.4.6 1次冷却設備温度特性試験（確認試験2）時の温度変化

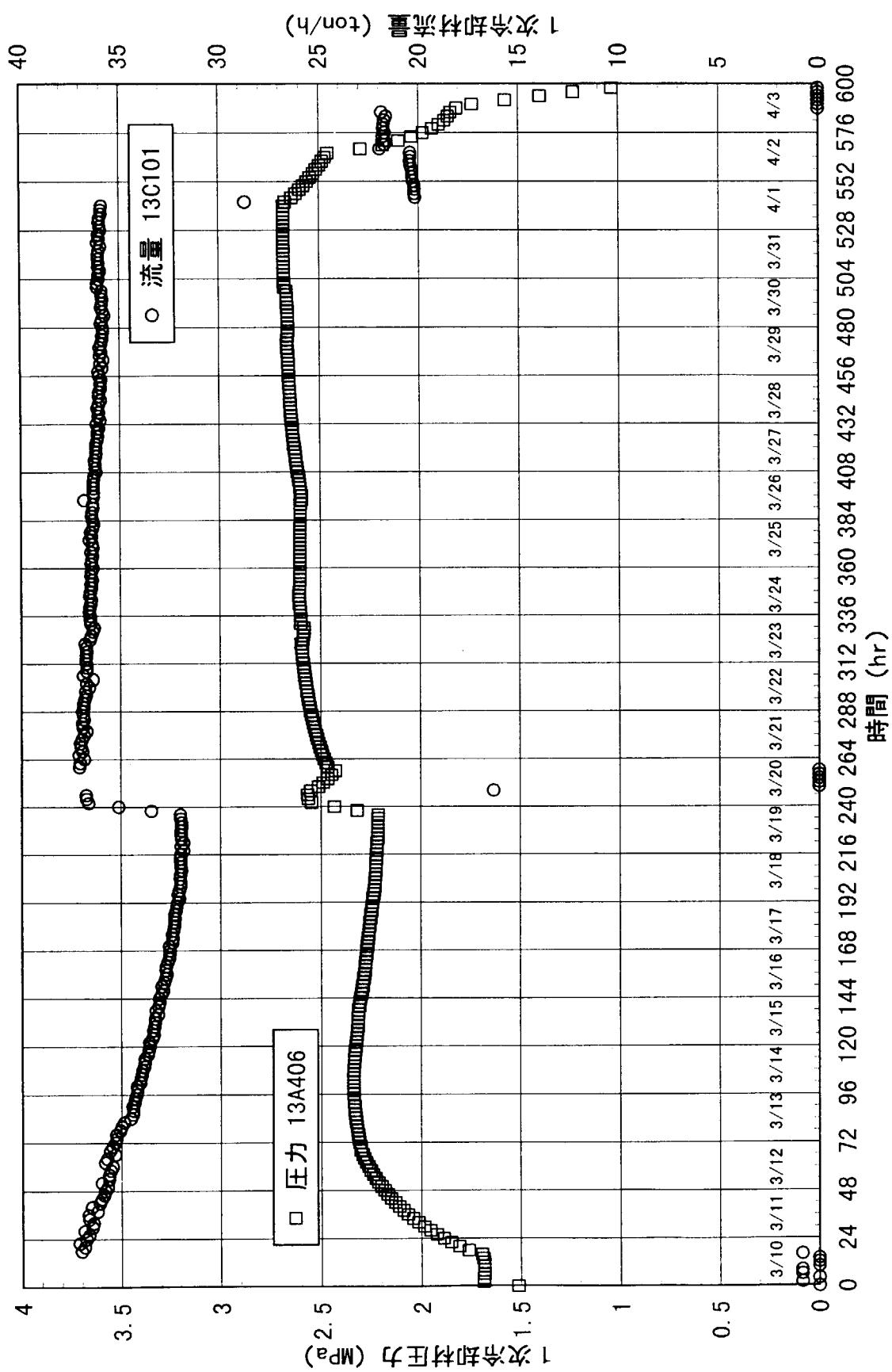


Fig. 4.7 1次冷却材圧力及び流量の時間変化（確認試験2）

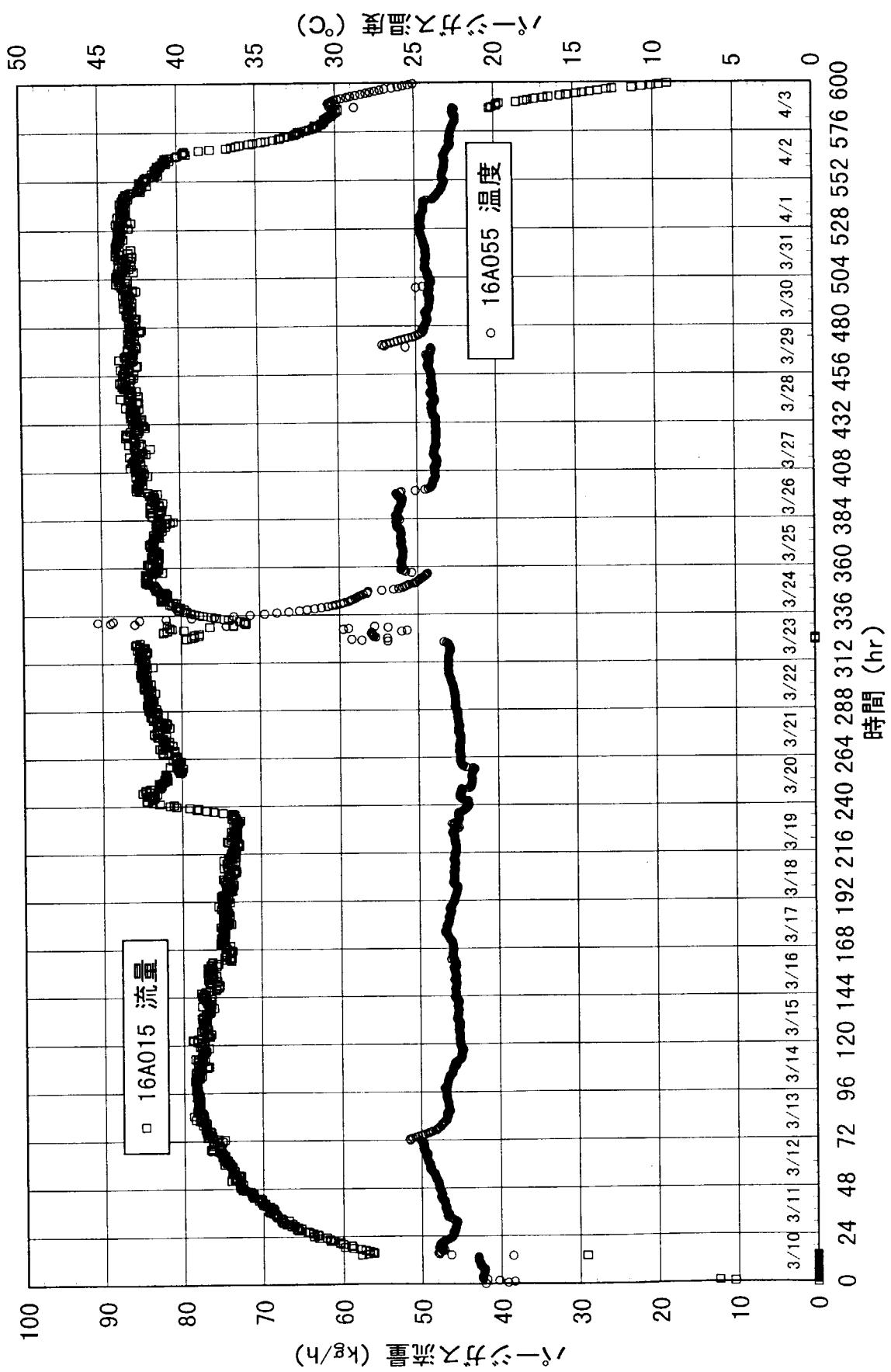


Fig.4.8 ノーリジガス総流量及び温度の時間変化（確認試験2）

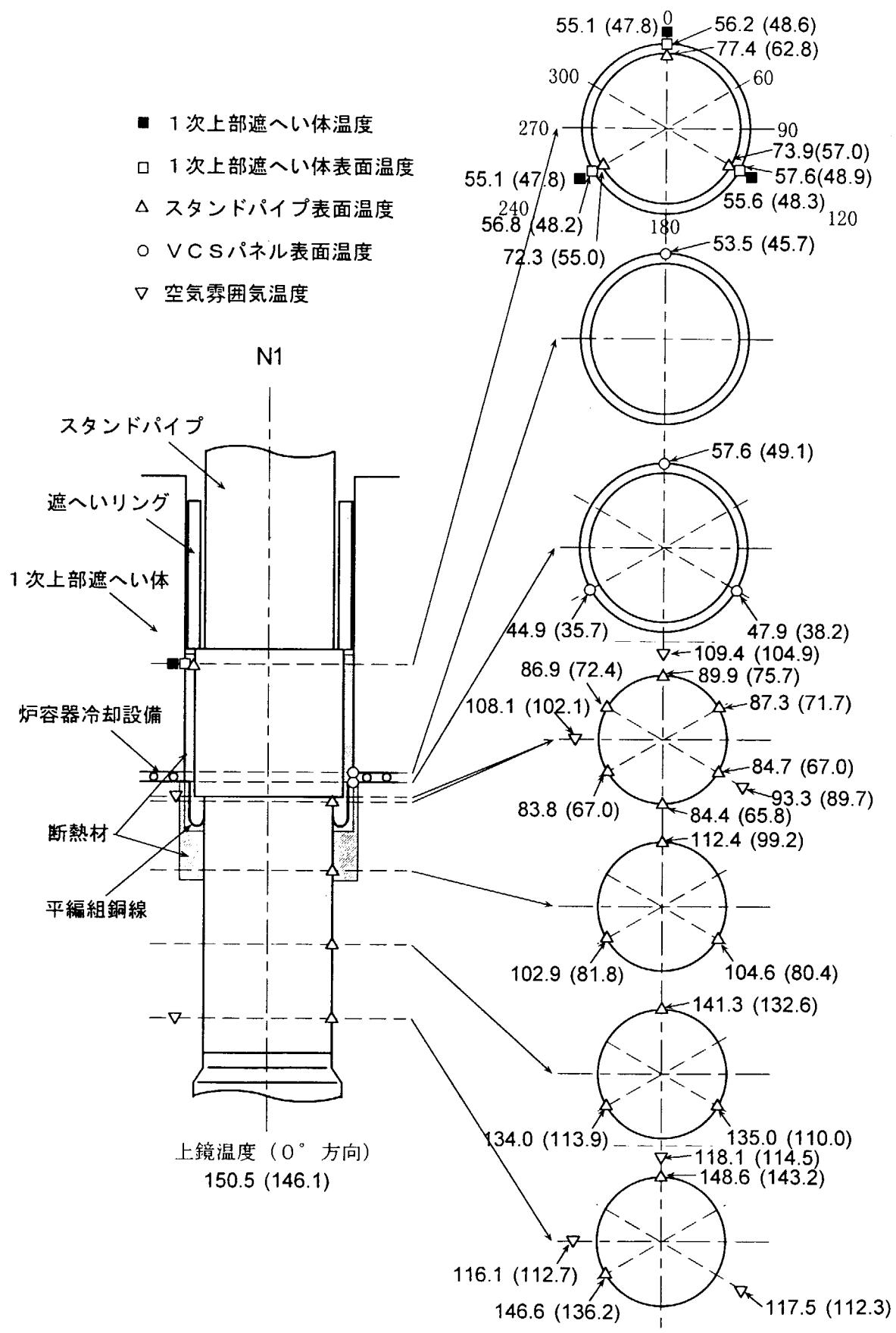


Fig.4.9(1/5) 温度測定結果 (N 1) (平成10年3月16日 9:00、原子炉入口He温度 : 170°C、
(括弧内 : 3月19日 18:00、原子炉入口He温度 : 168°C))

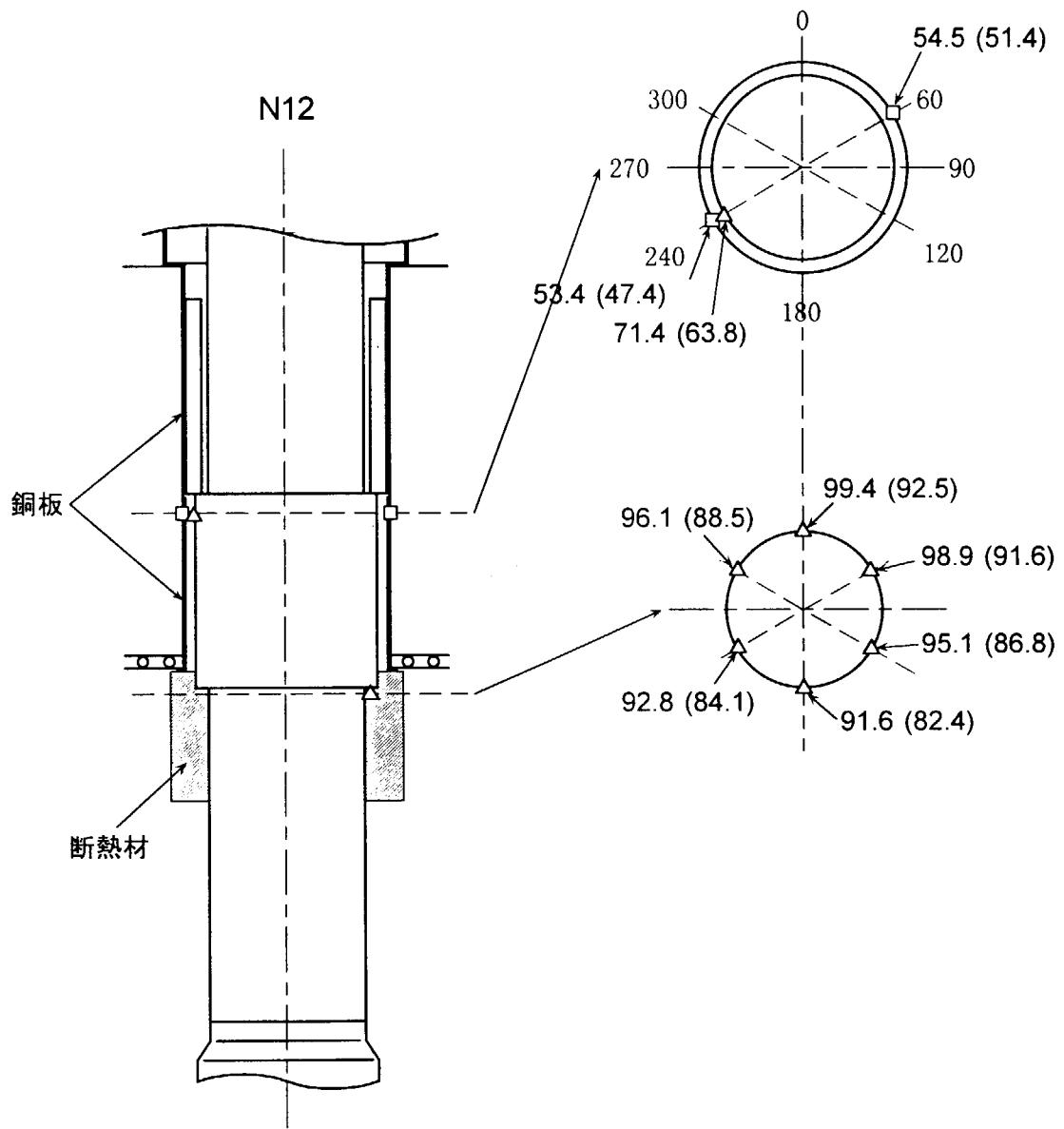


Fig.4.9(2/5) 温度測定結果 (N12) (平成10年3月16日 9:00、原子炉入口He温度 : 170°C、
(括弧内 : 3月19日 18:00、原子炉入口He温度 : 168°C))

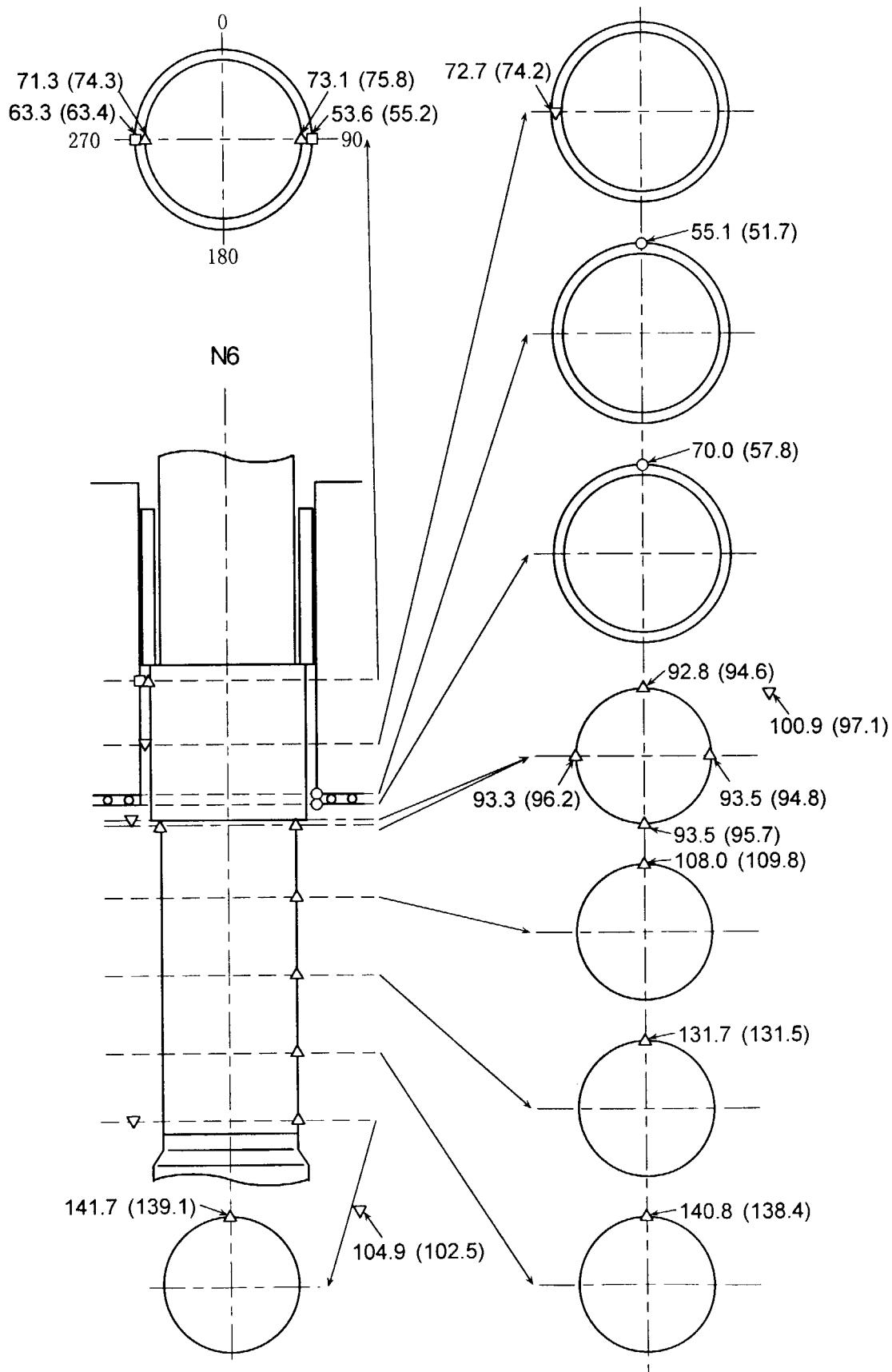


Fig.4.9(3/5) 温度測定結果 (N 6) (平成10年3月16日 9:00、原子炉入口He温度 : 170°C、
括弧内 : 3月19日 18:00、原子炉入口He温度 : 168°C)

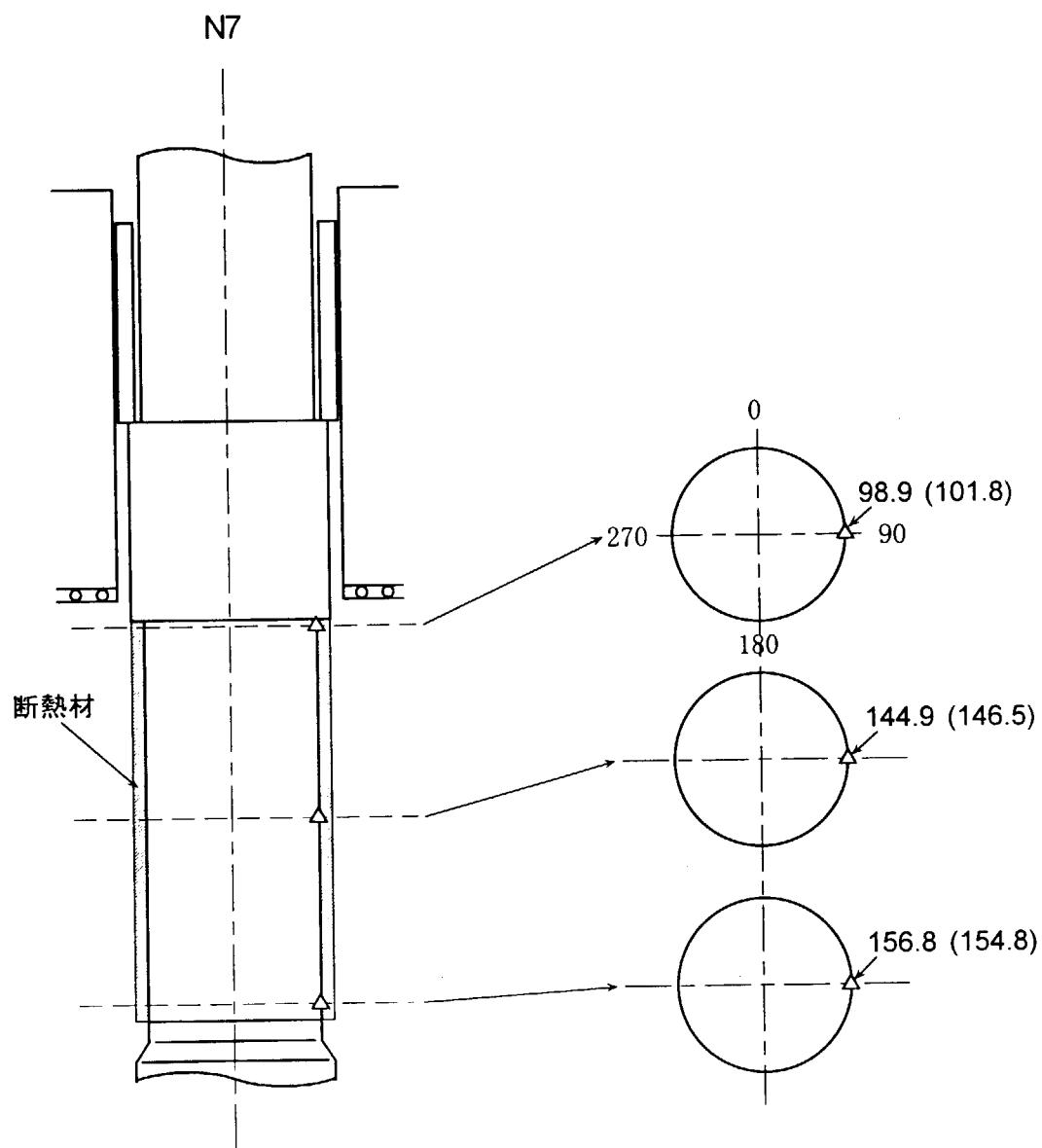


Fig.4.9(4/5) 溫度測定結果 (N 7) (平成10年3月16日 9:00、原子炉入口He温度 : 170°C、
(括弧内 : 3月19日 18:00、原子炉入口He温度 : 168°C))

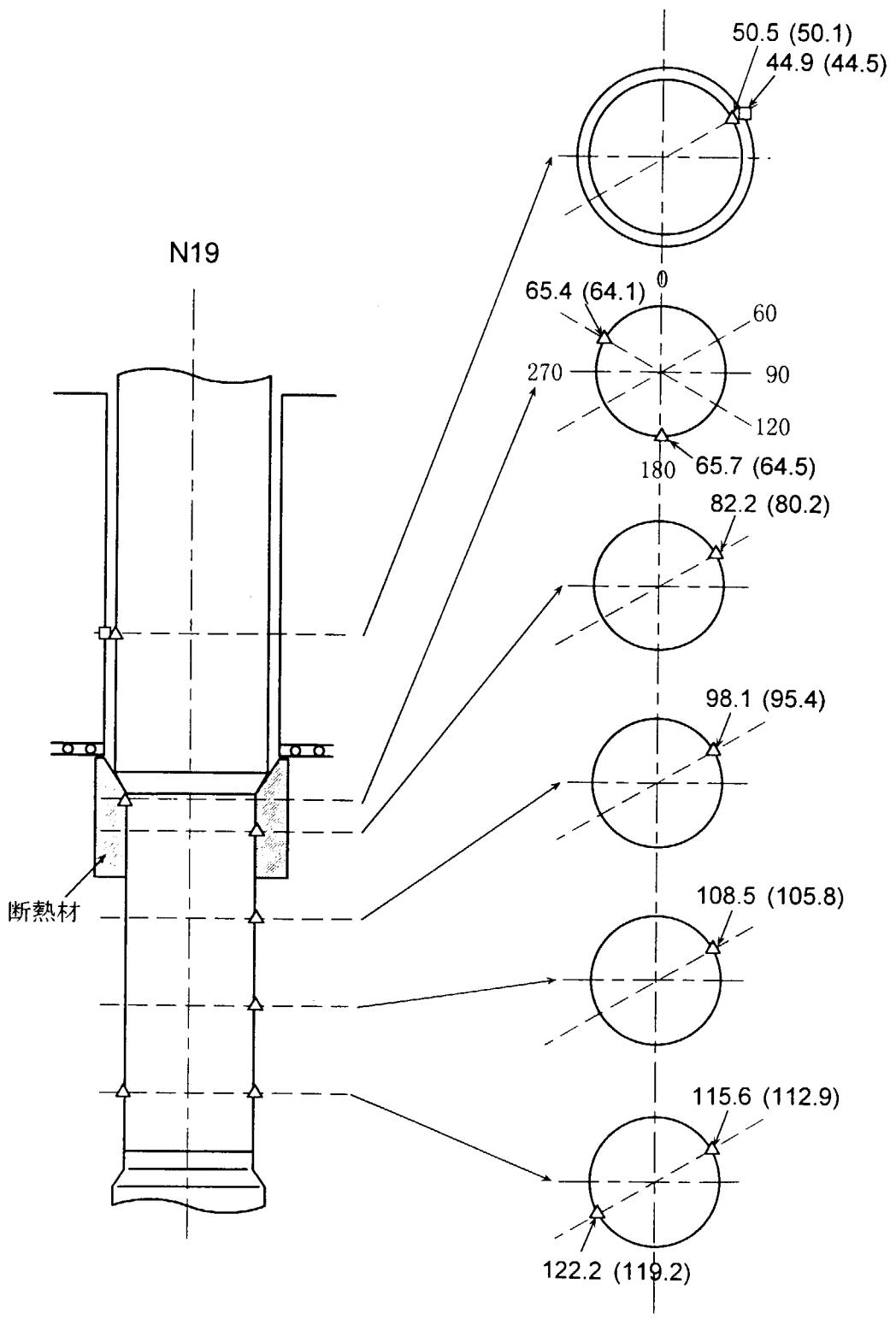


Fig.4.9(5/5) 温度測定結果 (N19) (平成10年3月16日 9:00、原子炉入口He温度 : 170°C、
(括弧内 : 3月19日 18:00、原子炉入口He温度 : 168°C))

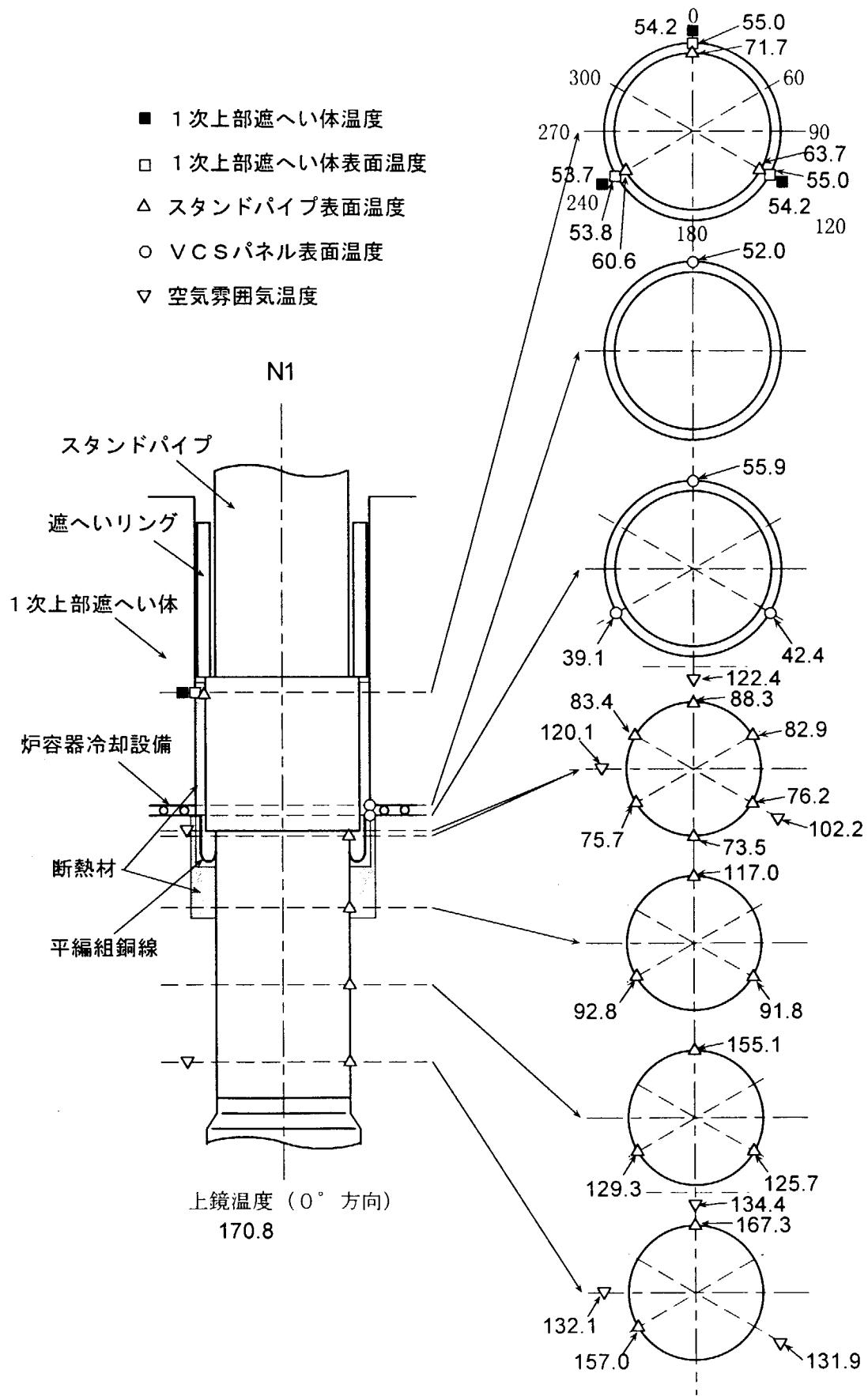


Fig.4.10(1/5) 温度測定結果 (N 1) (平成10年3月31日 10:00、原子炉入口He温度 : 195°C)

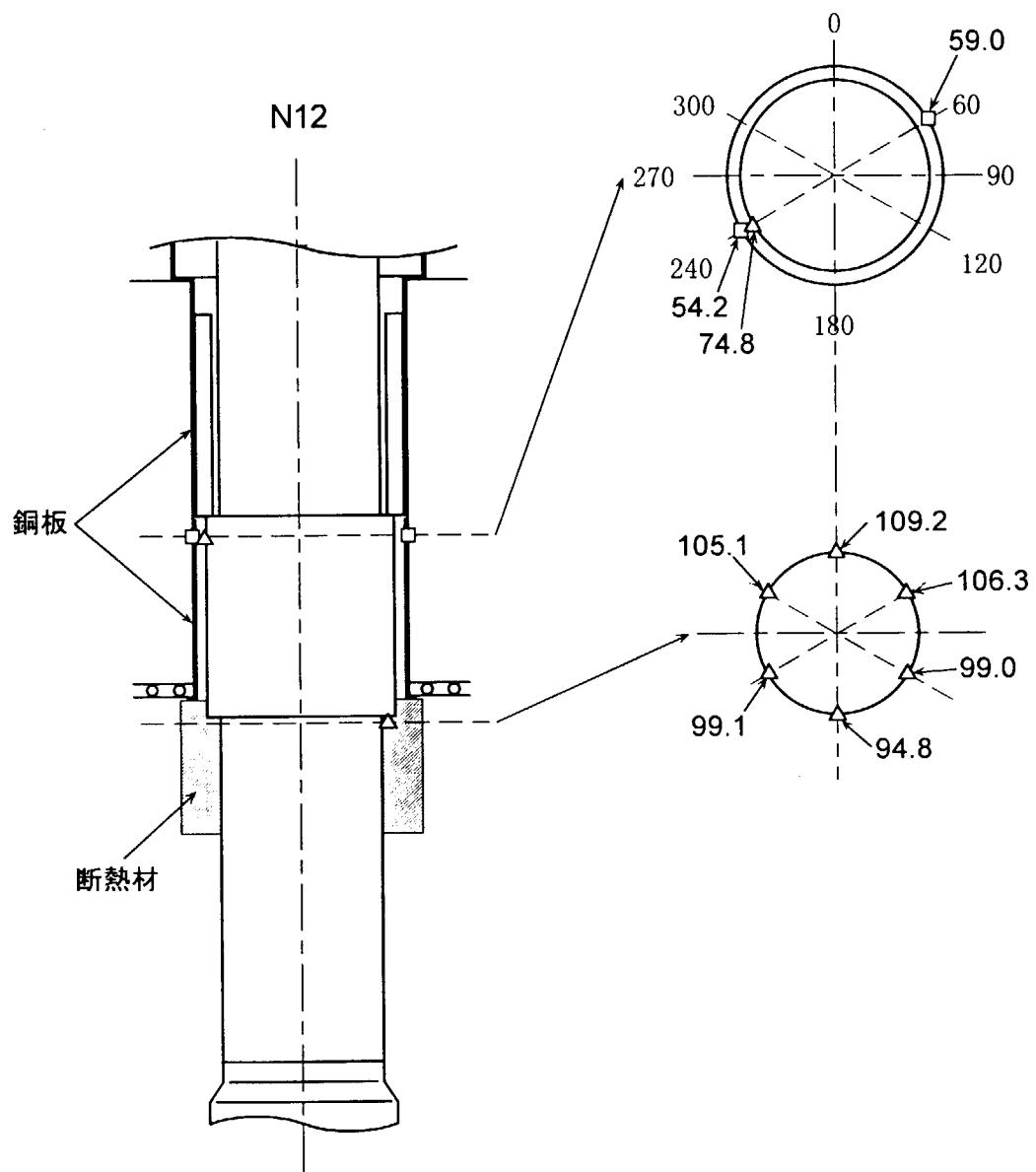


Fig.4.10(2/5) 溫度測定結果 (N12) (平成10年3月31日 10:00、原子炉入口He温度 : 195°C)

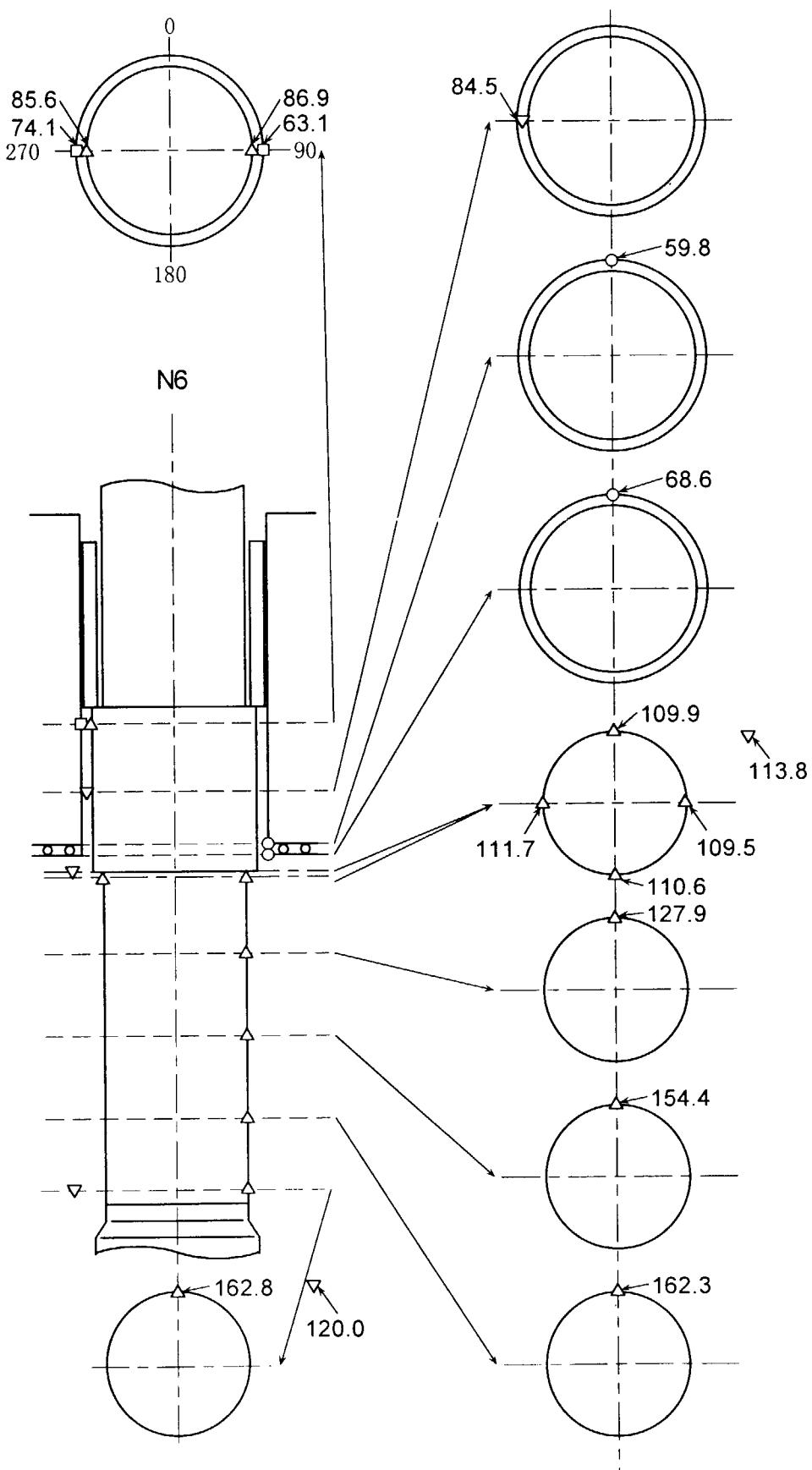


Fig.4.10(3/5) 温度測定結果 (N 6) (平成10年3月31日 10:00、原子炉入口He温度 : 195°C)

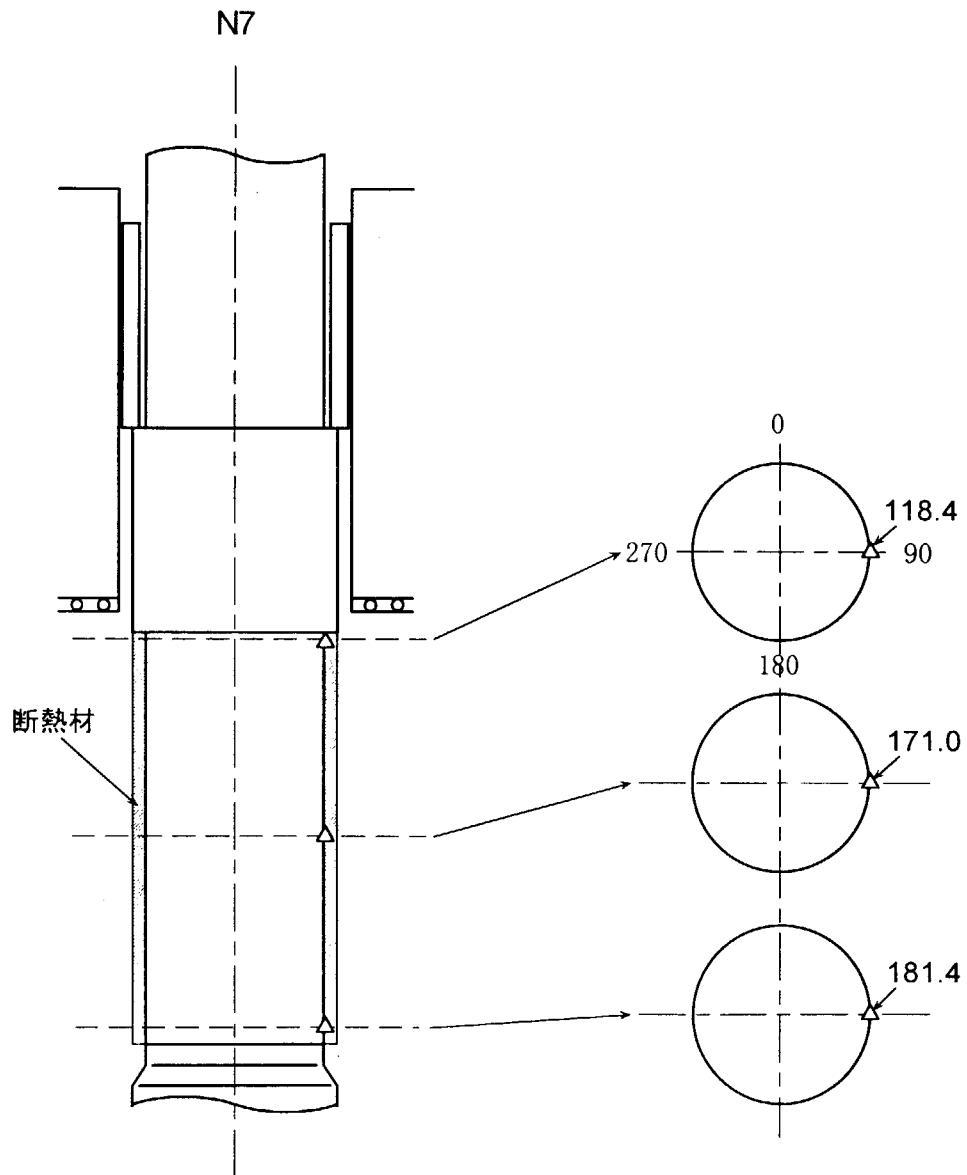


Fig.4.10(4/5) 温度測定結果 (N 7) (平成10年3月31日 10:00、原子炉入口He温度 : 195°C)

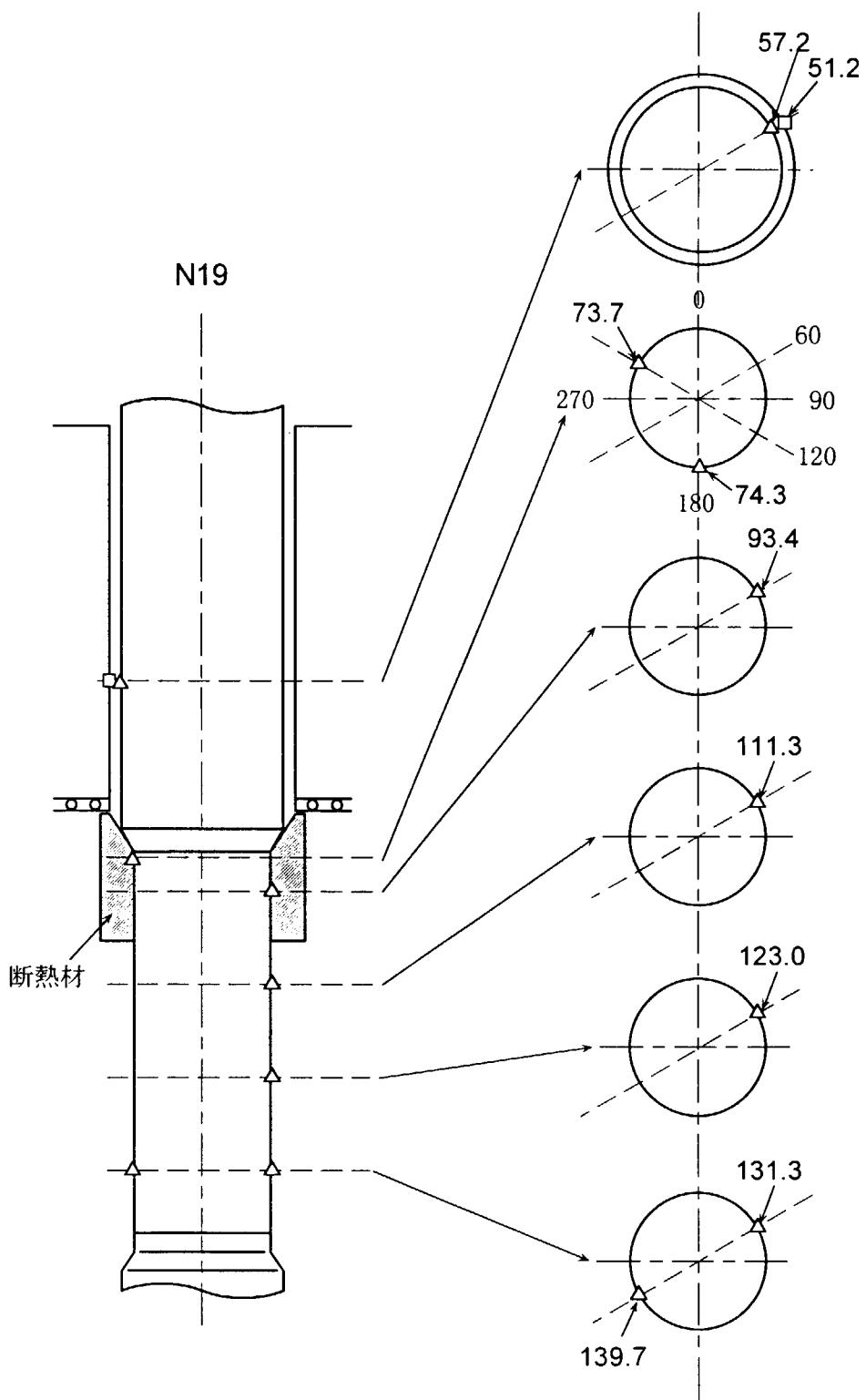


Fig.4.10(5/5) 温度測定結果 (N19) (平成10年3月31日 10:00、原子炉入口He温度 : 195°C)

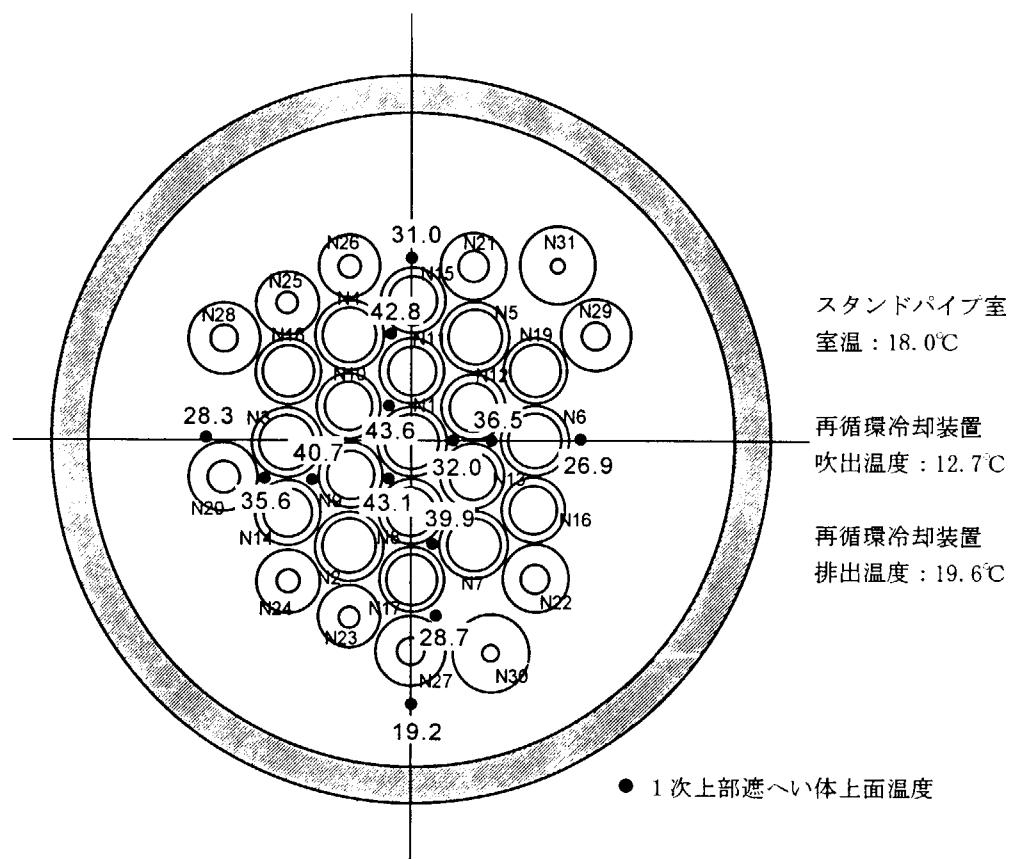


Fig.4.11 温度測定結果（平成10年3月16日 9:00、原子炉入口He温度 : 170°C）

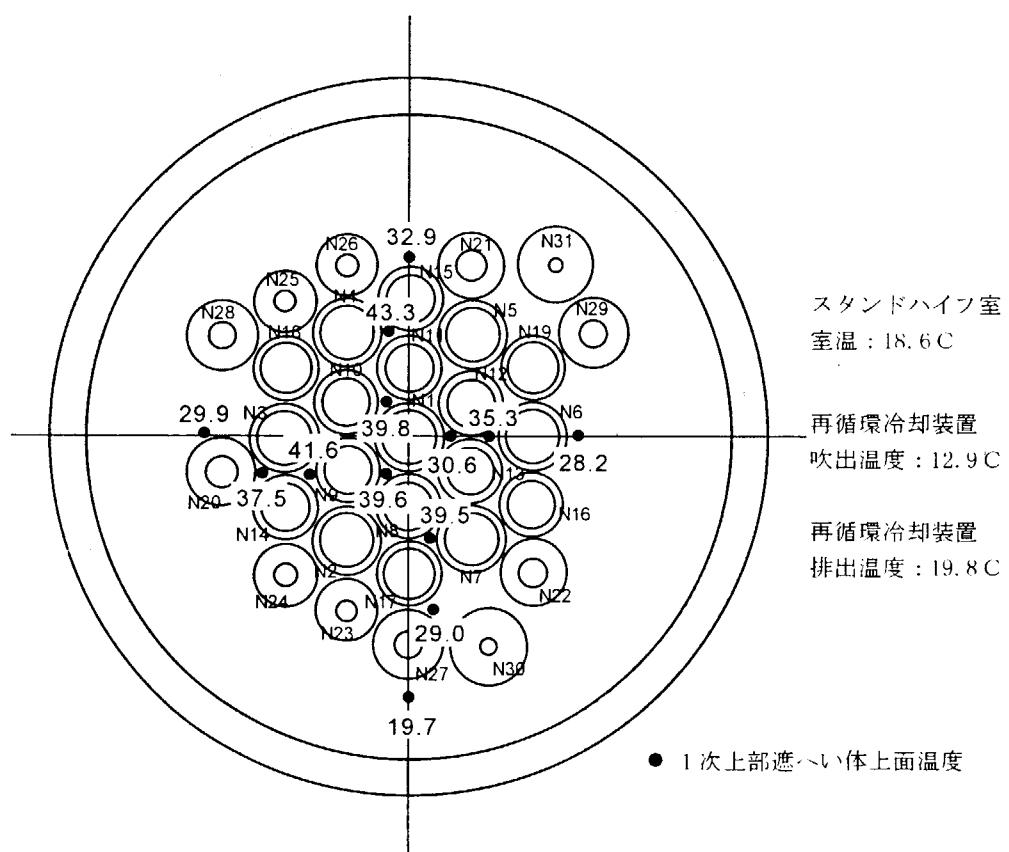


Fig.4.12 温度測定結果（平成10年3月19日 18:00、原子炉入口He温度 : 168°C）

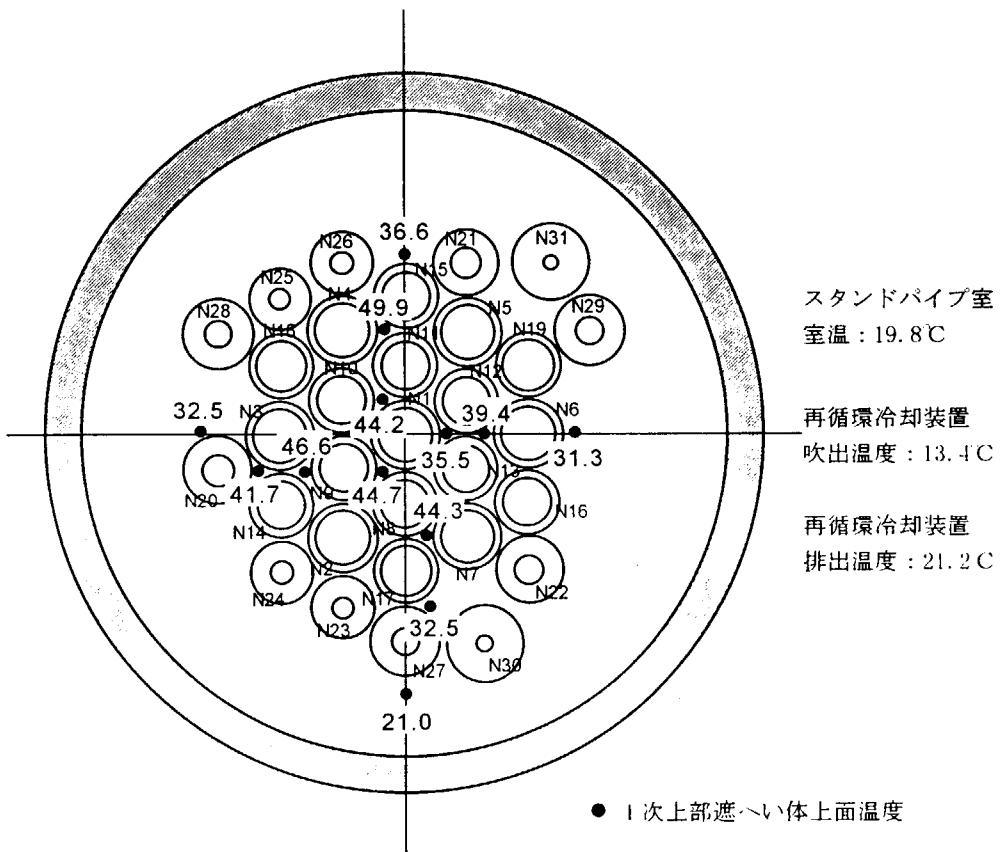


Fig.4.13 温度測定結果（平成10年3月31日 10:00、原子炉入口He温度：195°C）

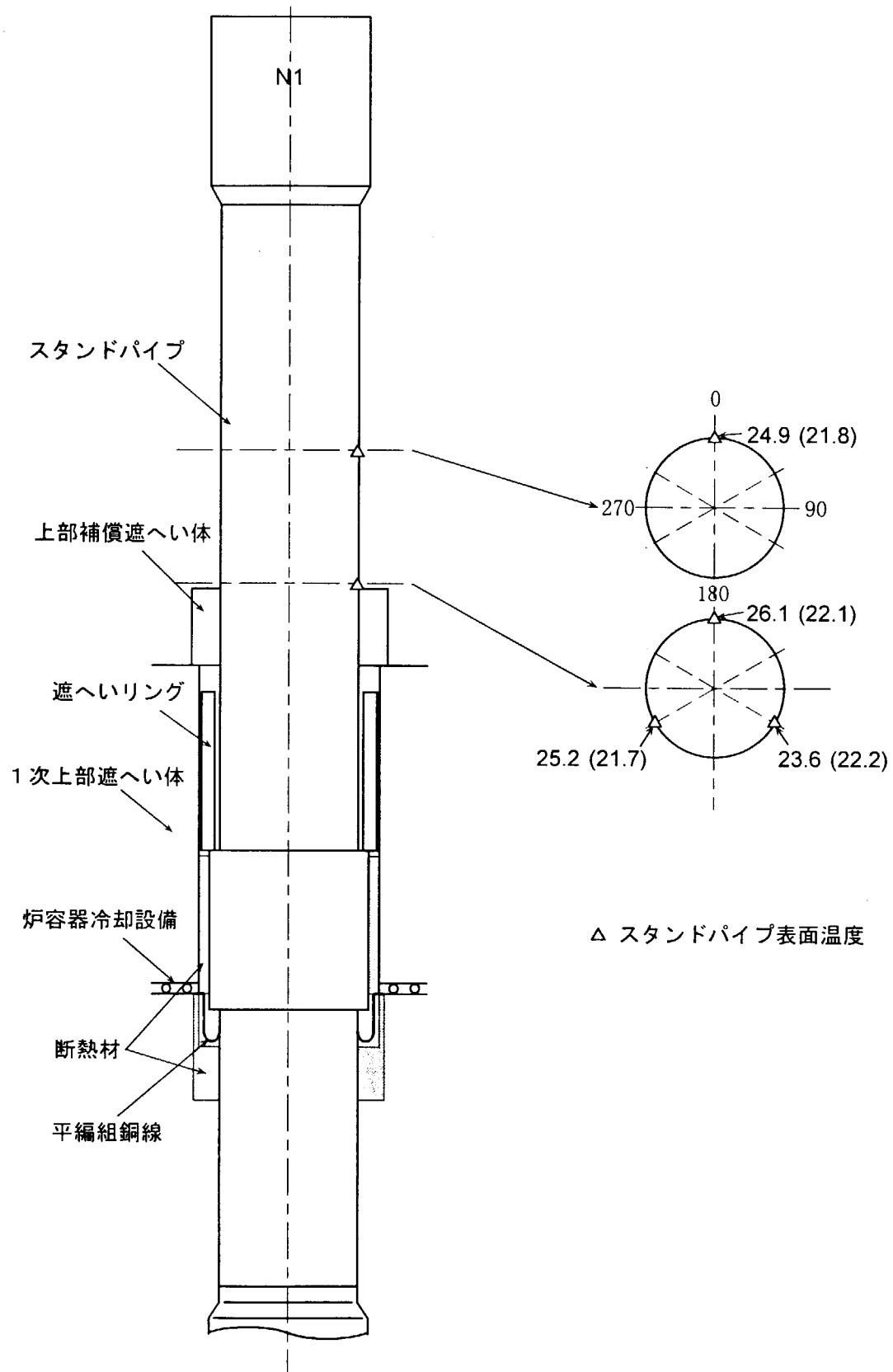


Fig.4.14(1/3) 温度測定結果 (N 1) (平成10年3月16日 9:00、原子炉入口He温度 : 170°C、
(括弧内 : 3月19日 18:00、原子炉入口He温度 : 168°C))

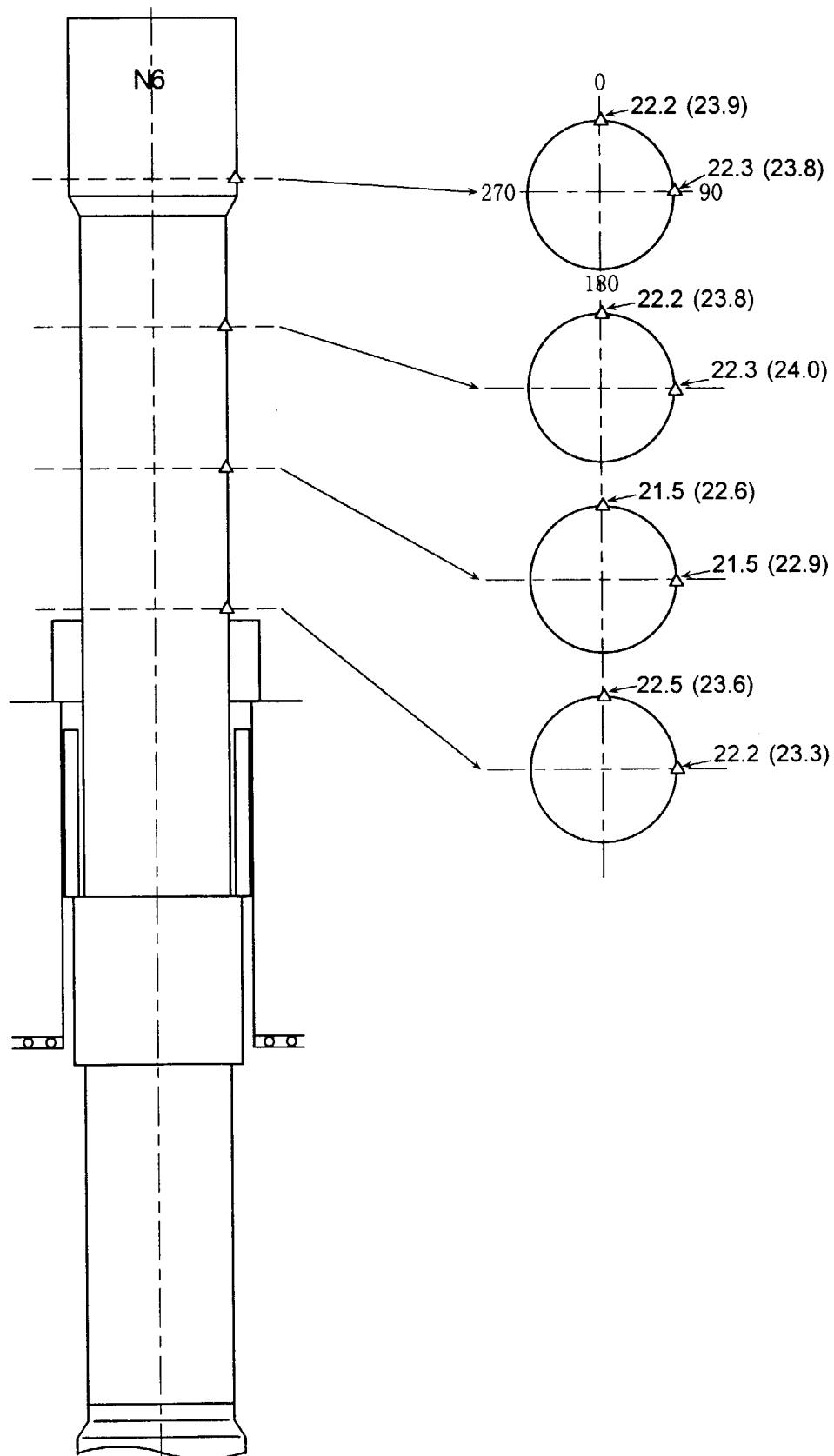


Fig.4.14(2/3) 温度測定結果 (N 6) (平成10年3月16日 9:00、原子炉入口He温度 : 170°C、
括弧内 : 3月19日 18:00、原子炉入口He温度 : 168°C))

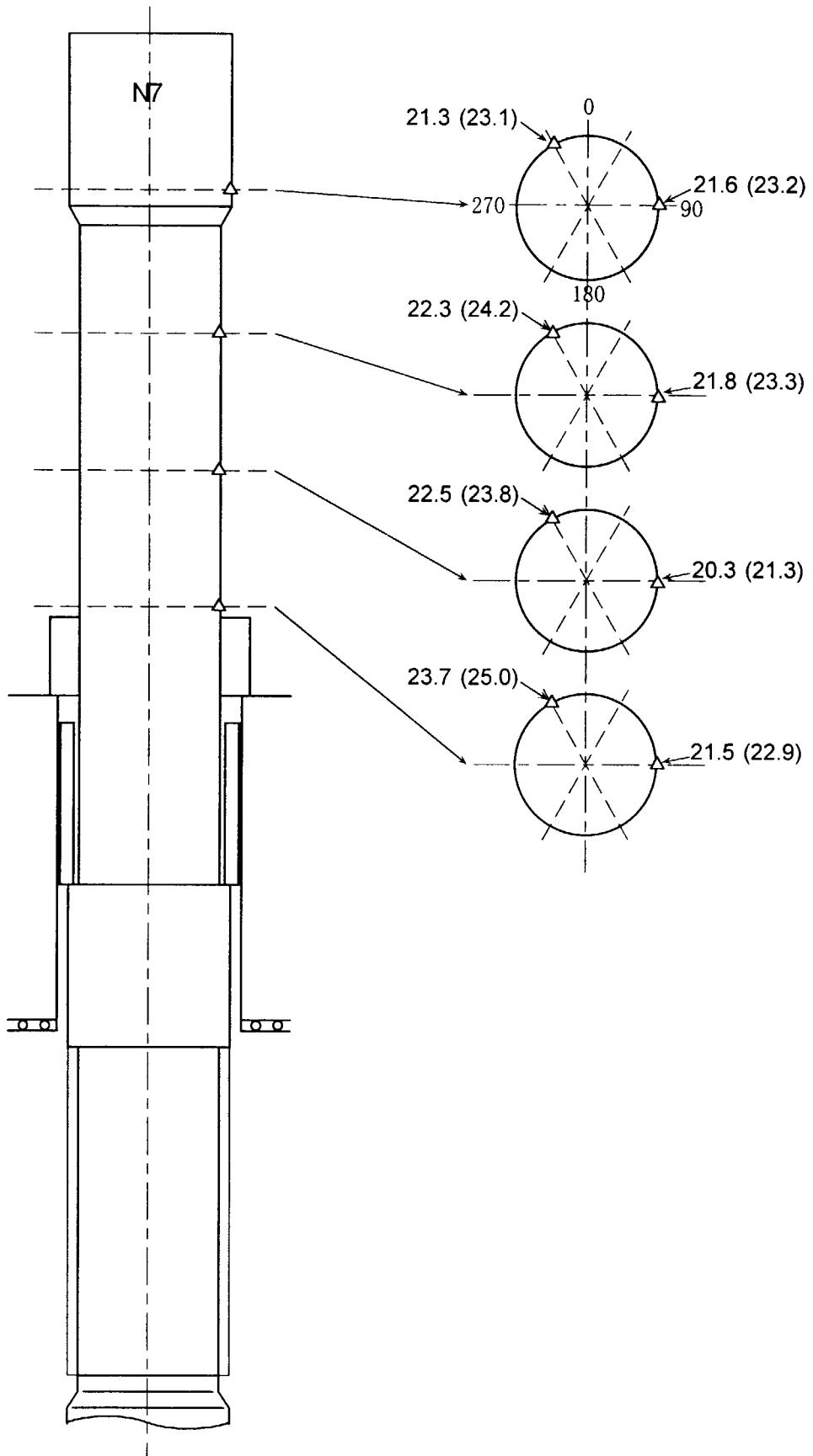


Fig.4.14(3/3) 温度測定結果（N 7）（平成10年3月16日 9:00、原子炉入口He温度：170°C、
(括弧内：3月19日 18:00、原子炉入口He温度：168°C)）

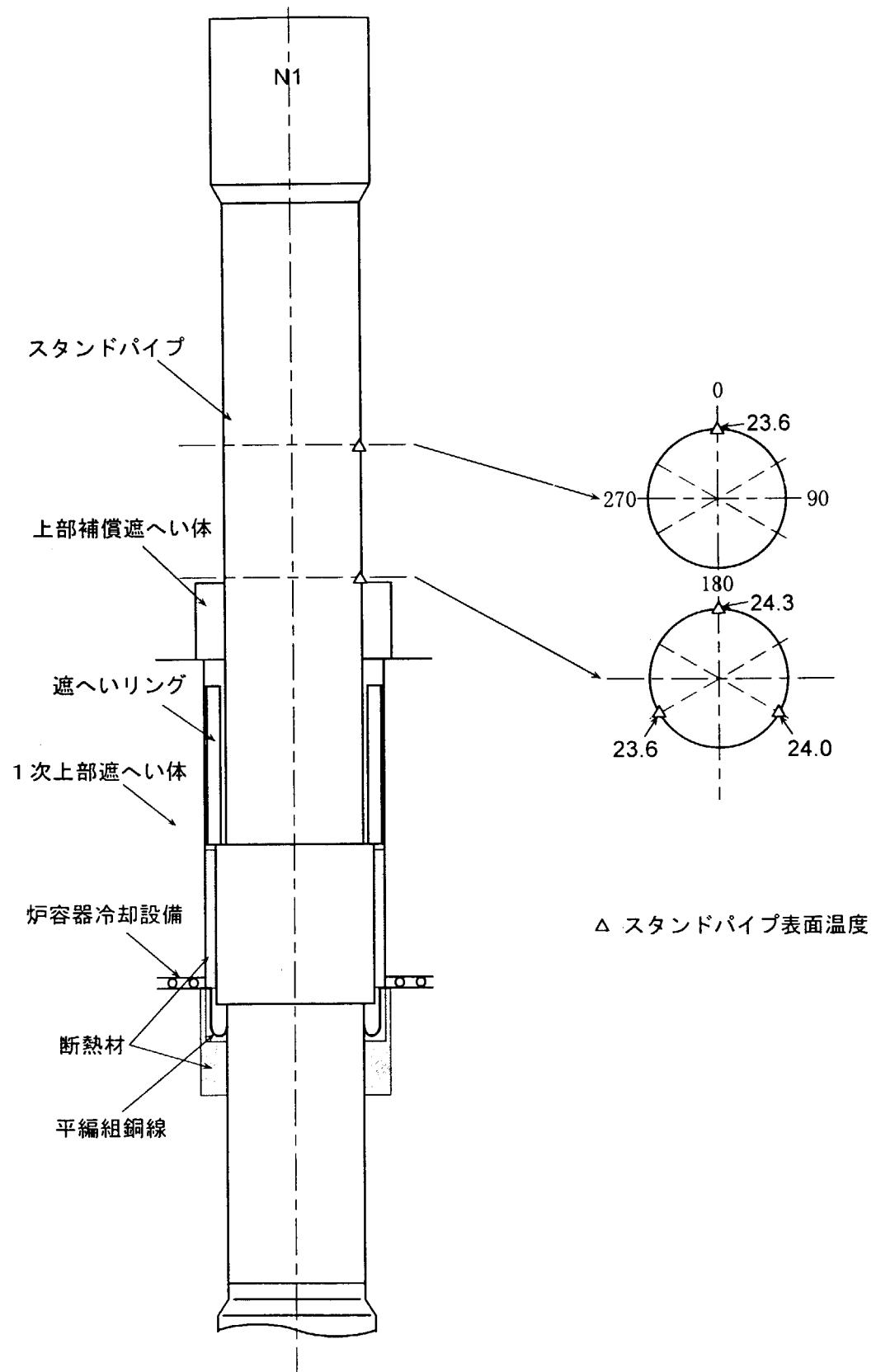


Fig.4.15(1/3) 温度測定結果 (N 1) (平成10年3月31日 10:00、原子炉入口He温度 : 195°C)

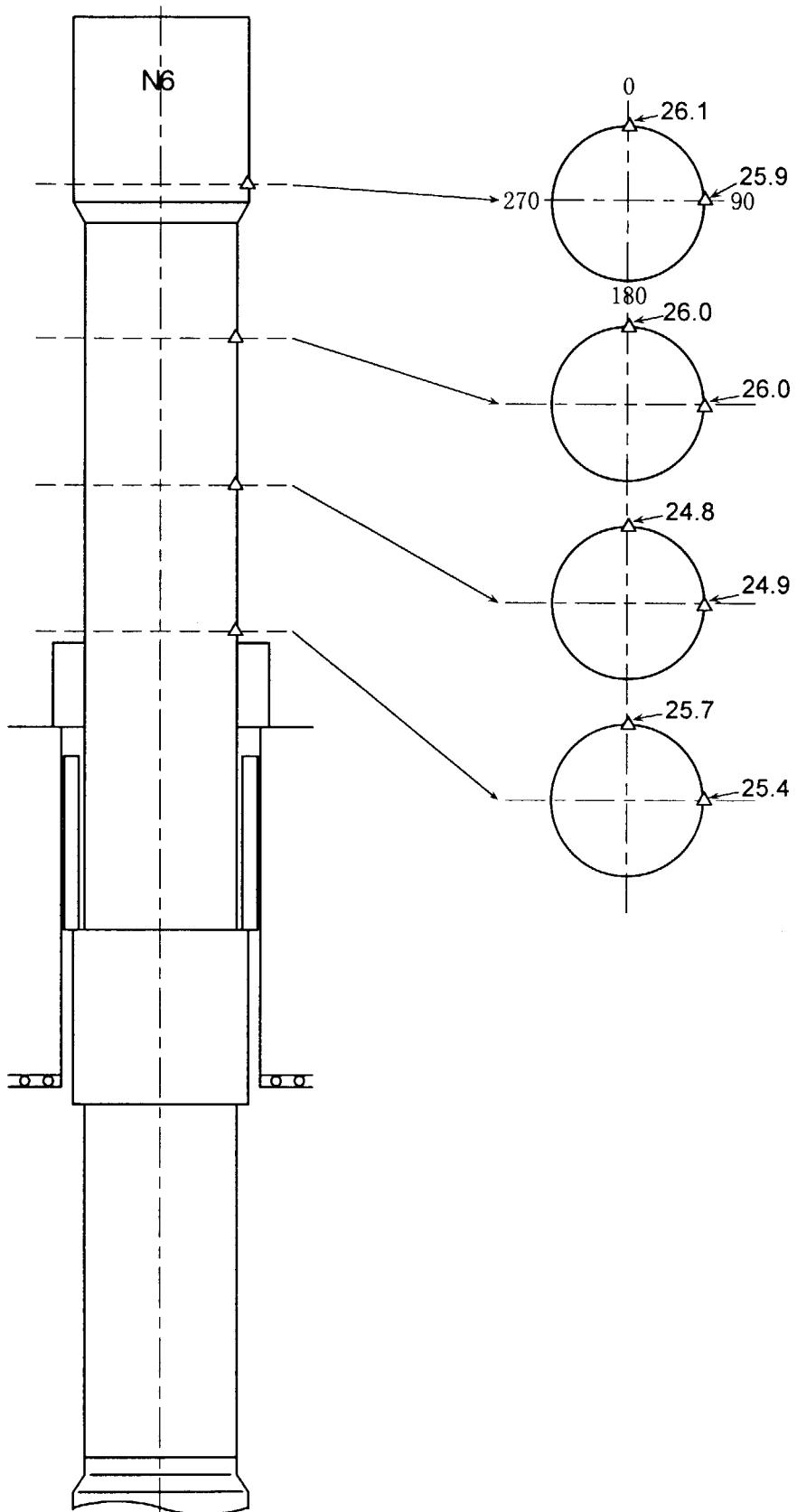


Fig.4.15(2/3) 温度測定結果 (N 6) (平成10年3月31日 10:00、原子炉入口He温度 : 195°C)

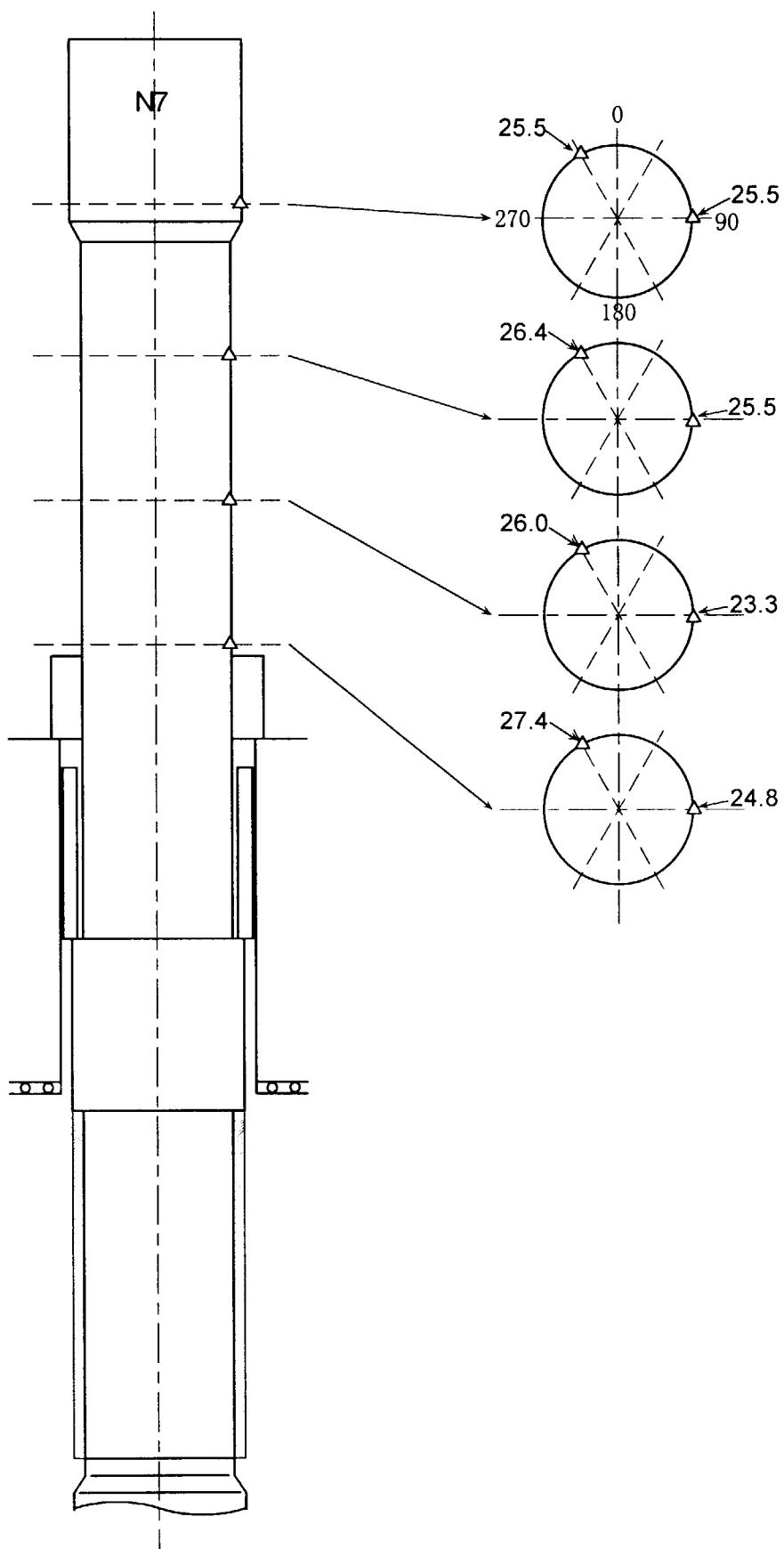


Fig.4.15(3/3) 温度測定結果 (N 7) (平成10年3月31日 10:00、原子炉入口水温度 : 195°C)

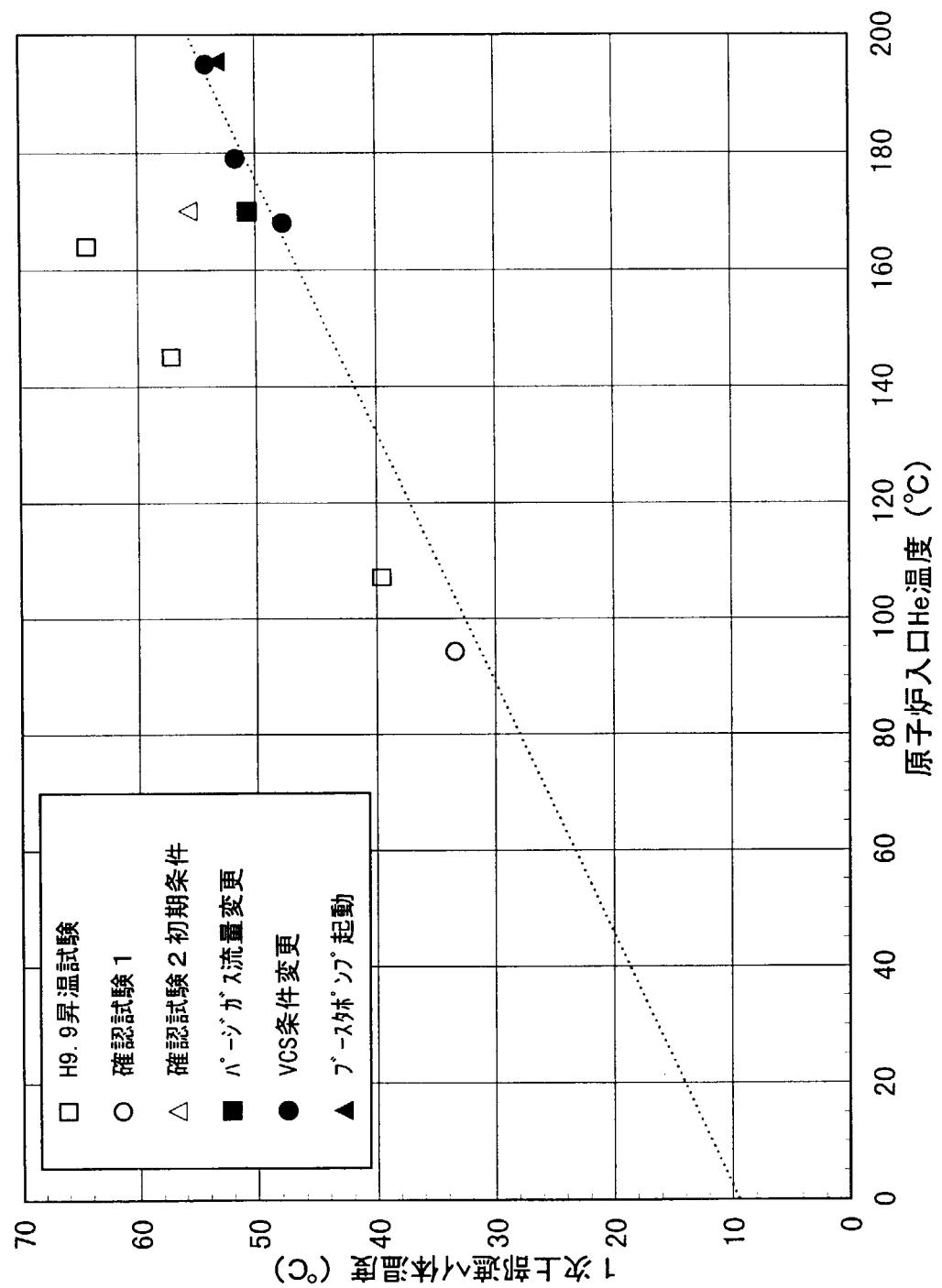


Fig. 4.16 1次上部遮へい体温度と原子炉入口He温度の関係

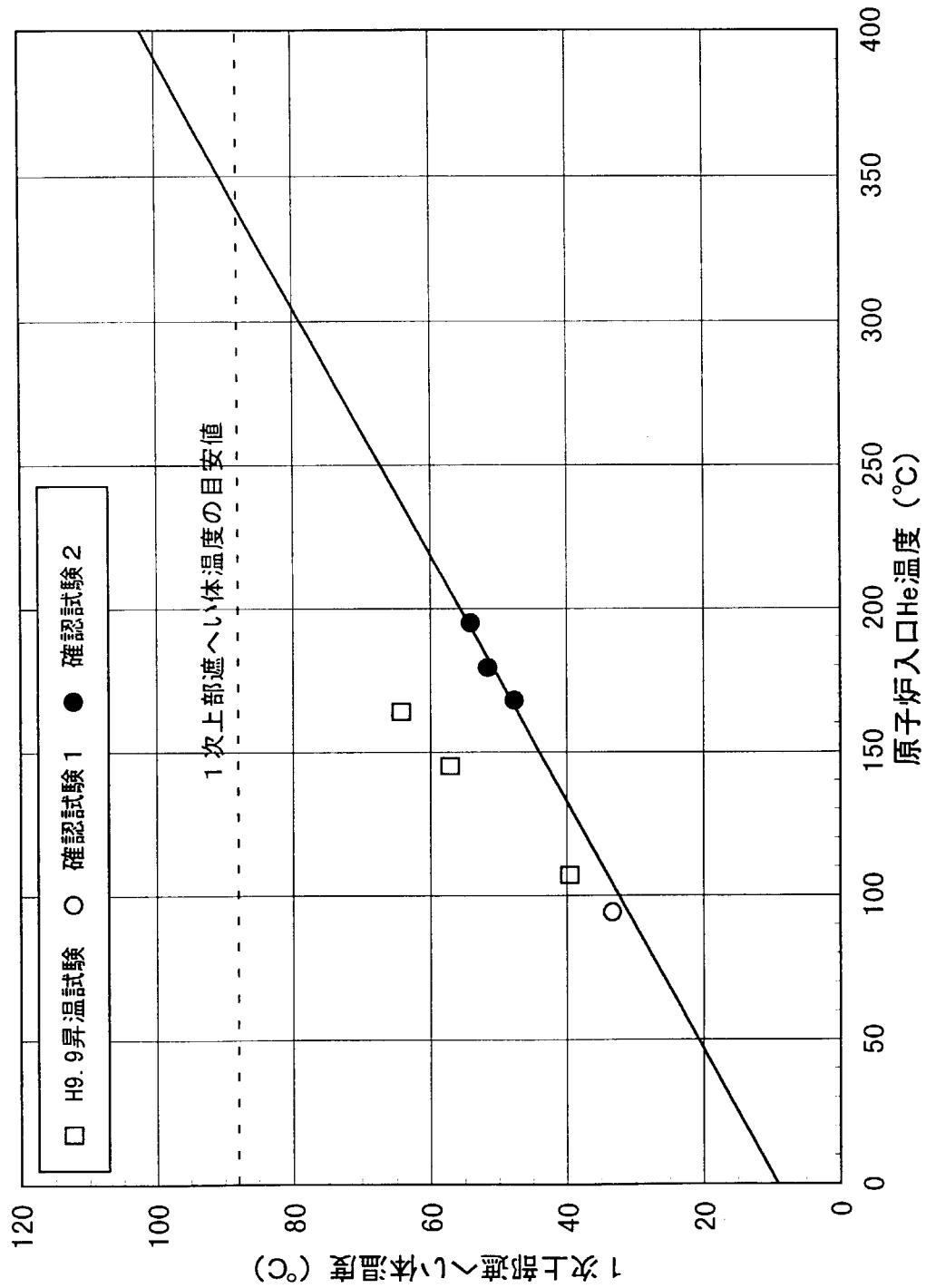


Fig. 4.17 確認試験 2 の結果に基づく 1 次上部遮へい体温度の外挿

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[4]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 T₂) 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。要素は 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、スタンドパイプの内面に沿ってヘリウムガス流路を設け、スタンドパイプ上部から下部へのバージガス流れによる熱輸送が評価できるようにした。計算対象としているスタンドパイプは N1 であり、平編組銅線と断熱材を設置している。

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 2 の原子炉入口 He 温度 170°C (Table 4.3 の No. 2) 及び 195°C (Table 4.3 の No. 5) の時点に関する温度解析を実施した。Fig. 5.3 及び Fig. 5.4 にそれぞれ 170°C 及び 195°C での詳細解析の条件を示す。また境界条件は各部の温度が最も高い 0° 方向の温度を用いた。各部のヘリウム流量は簡易流配計算の結果を用いた。

解析の結果を Fig. 5.5 (原子炉入口 He 温度 170°C) 及び Fig. 5.6 (原子炉入口 He 温度 195°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 5%，制御棒駆動装置断熱材熱伝導率を 20 倍、平編組銅線熱伝導率を 0.1 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 節の解析はこれらの物性値を用いた。

5. 4 原子炉定格運転時 1 次上部遮へい体温度予測

Fig. 5.7 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 2 の測定値より外挿した値を用いた。解析の結果を Fig. 5.8 及び Fig. 5.9 に示す。1 次上部遮へい体最高温度の最確値 (ノミナル値) は 86.4°C となった。但し、バージガス流量の他、境界条件に不確定性があるため、例えば、バージガス流量について 0.5 g/s 相当から 0.1 g/s 相当までの変動を想定すると、Fig. 5.9 に示すように 1 次上部遮へい体温度は約 75°C から約 95°C まで変動することからわかるように、最悪の場合は、1 次上部遮へい体温度が 100°C を超える可能性がある。

また、1 次上部遮へい体の γ 発熱 (2×10^5 W/cc) を考慮しても温度上昇は 0.2～0.5°C 程

度であり、ほとんど影響はないといえる。

なお、銅板+断熱材のケースについての解析は未実施であるが、前章で述べたように他の条件が同じ場合は、銅板+断熱材は、平編組銅線+断熱材よりも効果的であることから、銅板+断熱材の場合の定格運転時の予測温度は、86.4°Cよりも低下すると考えられる。

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KK 「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、 雰囲気等に左右され 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)	热伝導率(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 ²)	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		
⑪ Heガス (⑩の1000倍)	20	130	同左	伝熱概論 付録
	60	143		
	100	155		
	150	170		
	200	184		
	250	197		
	300	211		
	350	224		
	400	236		
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		

Table5.2 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
		ε_1	ε_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

Table5.3 S/P内部構造物の発熱条件

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

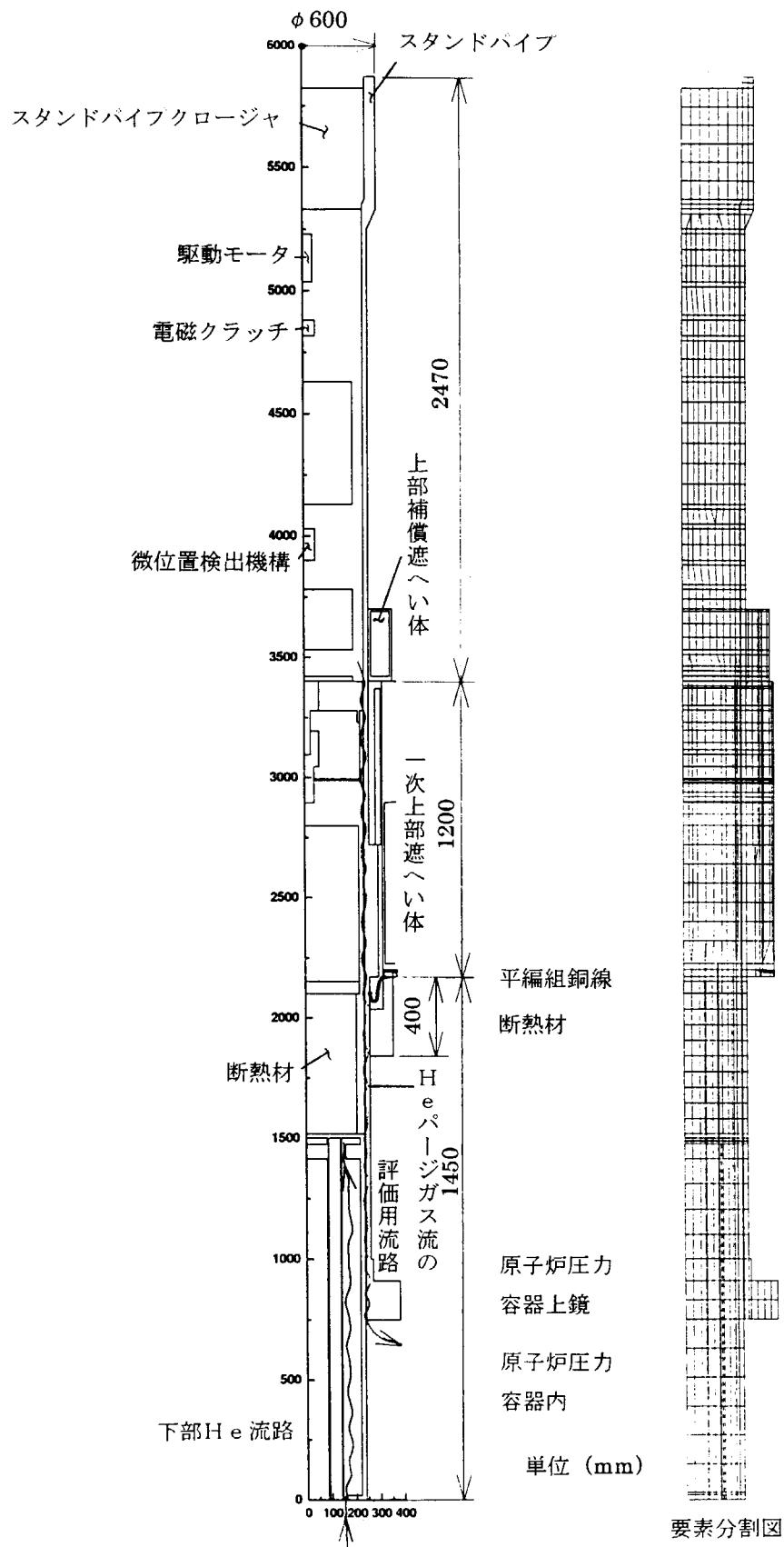


Fig.5.1 解析用構造モデル

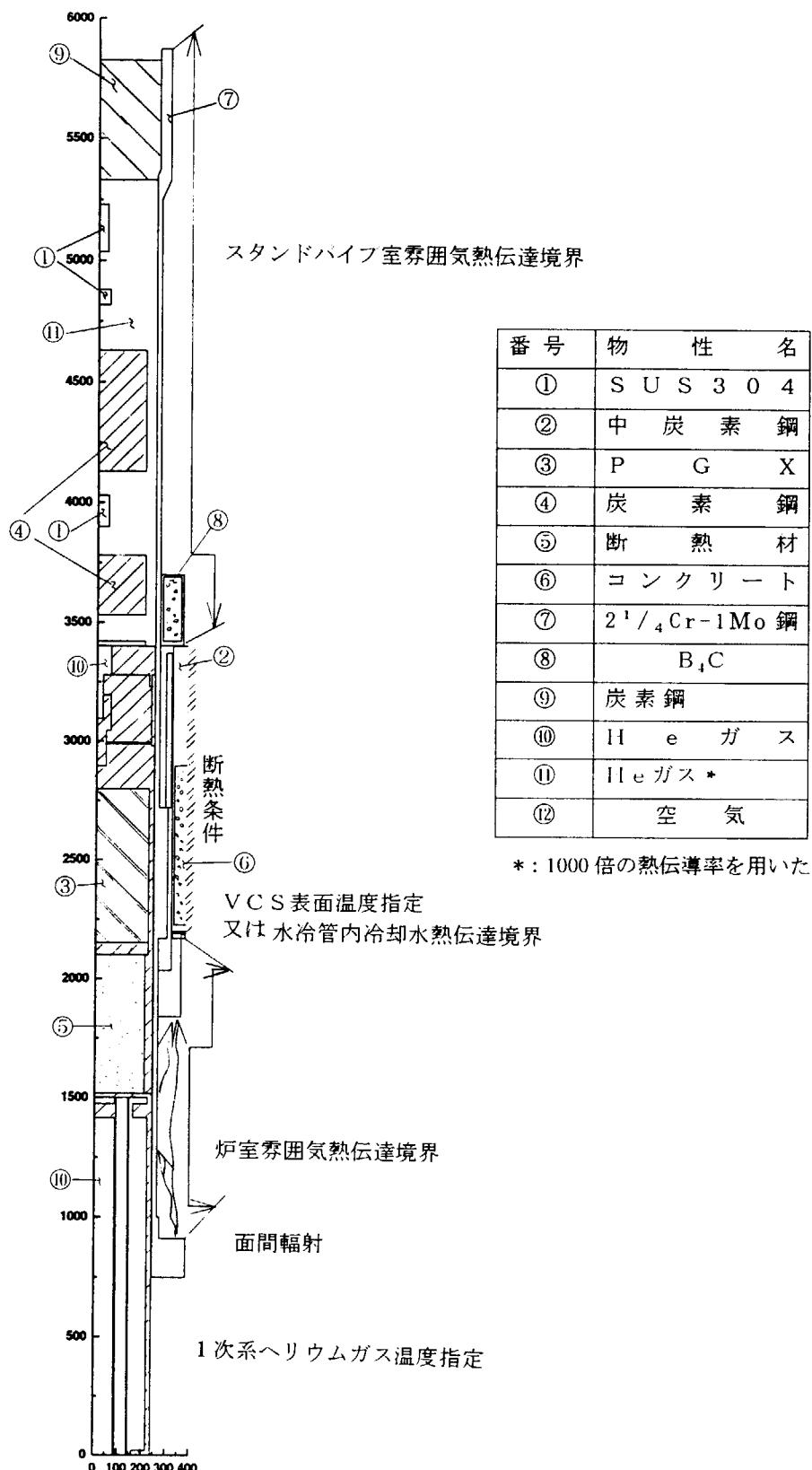


Fig. 5.2 スタンドパイプ部の構成部材

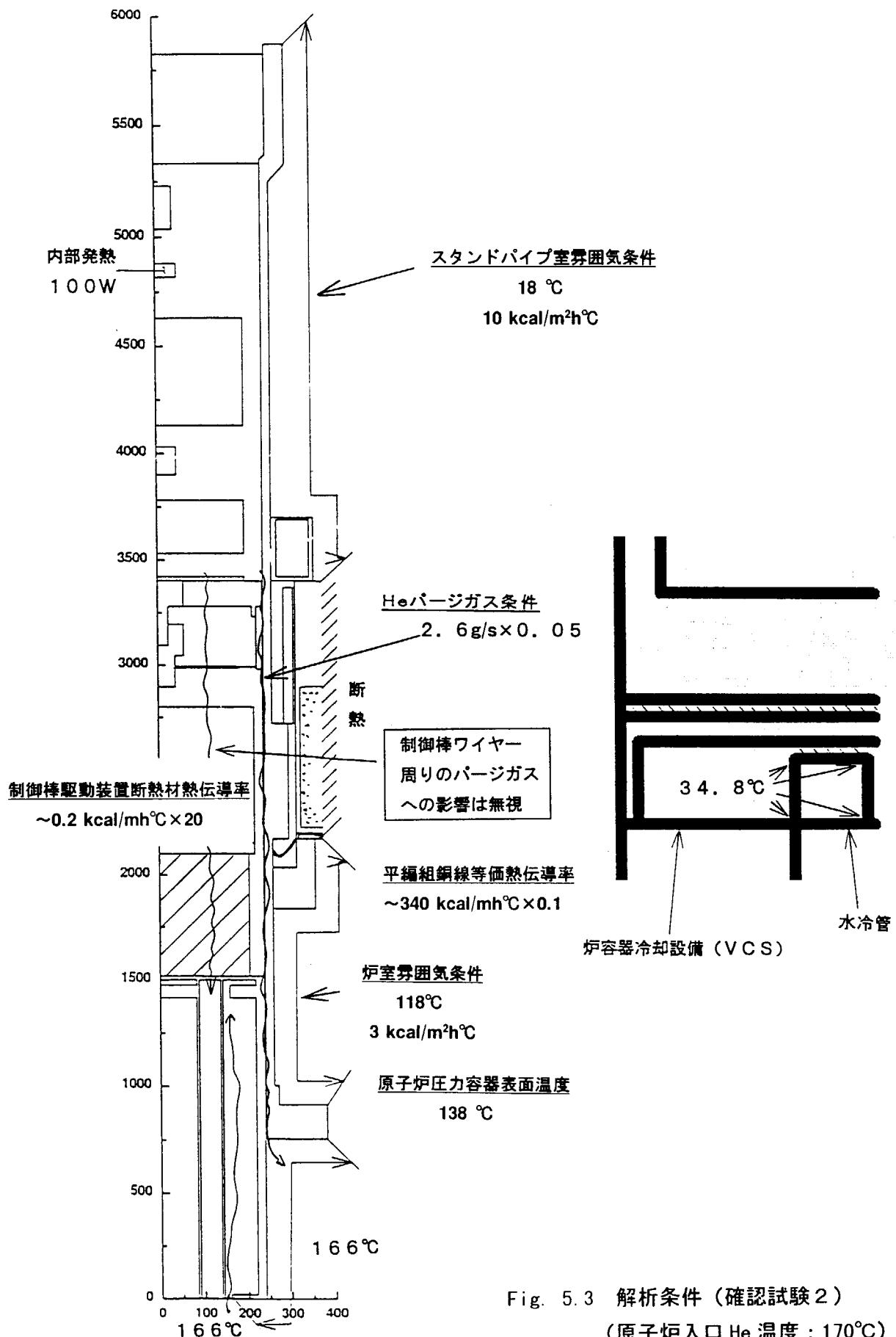
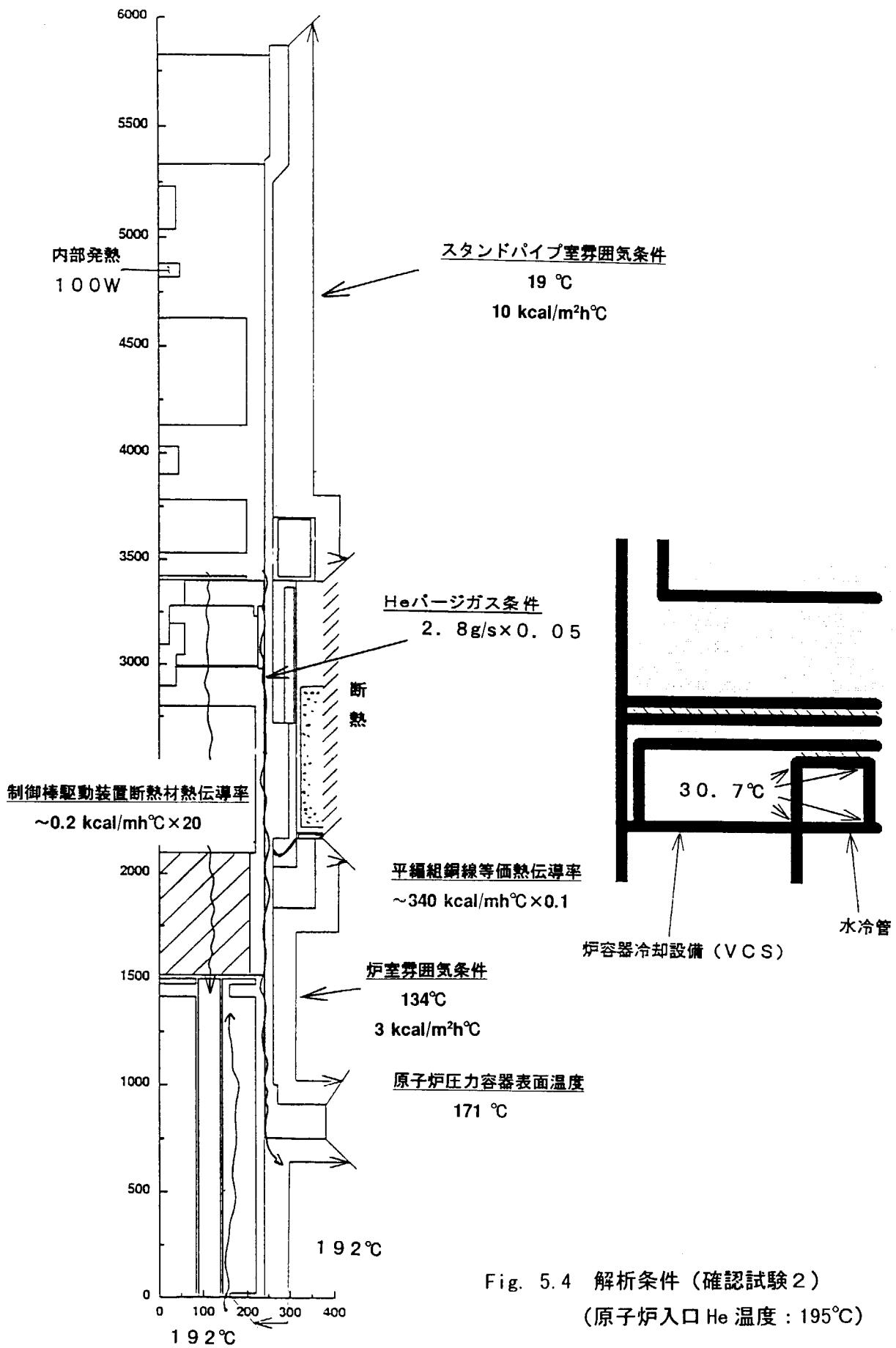


Fig. 5.3 解析条件（確認試験 2）
(原子炉入口 He 温度 : 170°C)



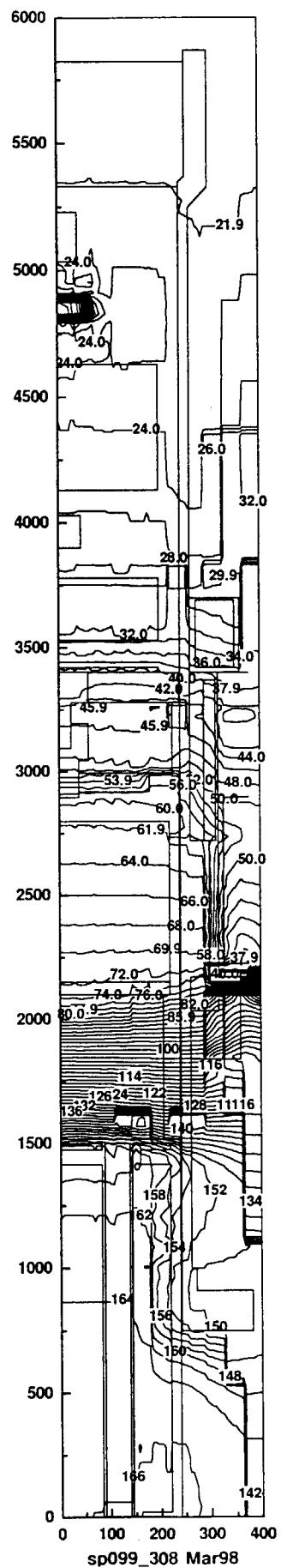


Fig. 5.5 解析結果（確認試験 2）
 (原子炉入口 He 温度 : 168°C)

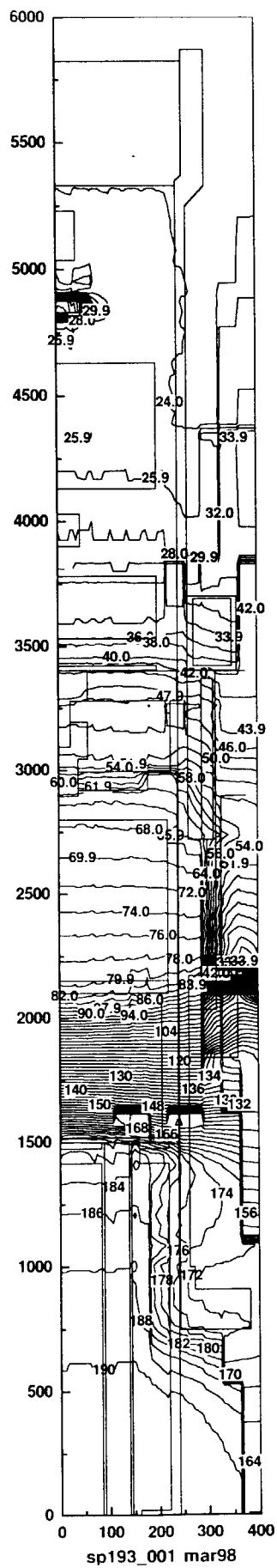


Fig. 5.6 解析結果（確認試験2）
 (原子炉入口 He 温度 : 195°C)

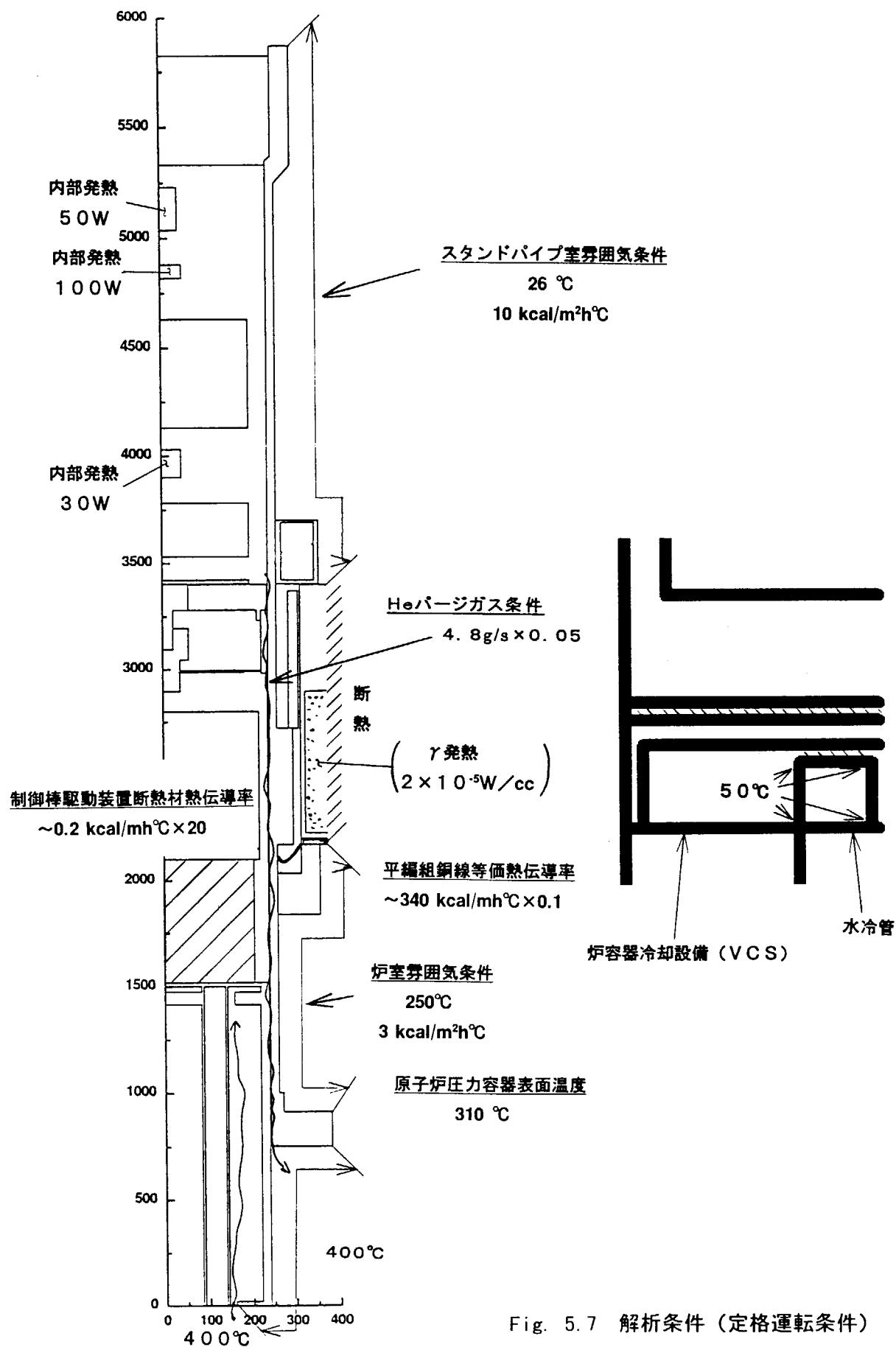


Fig. 5.7 解析条件 (定格運転条件)

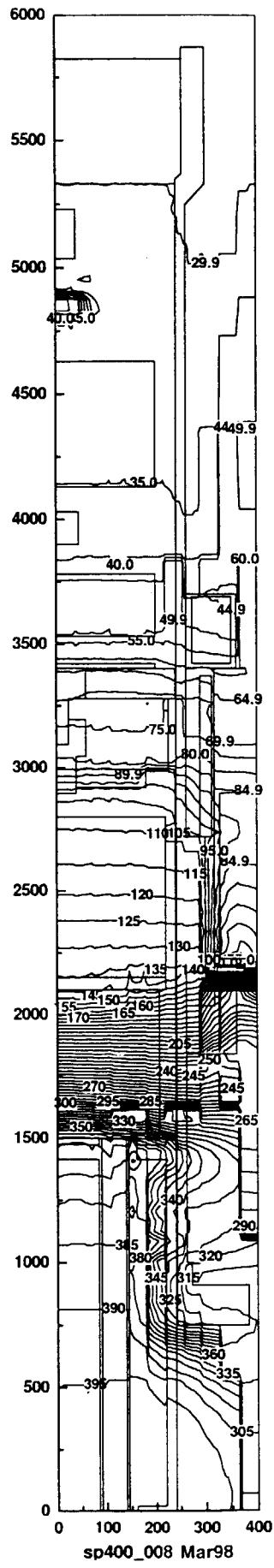


Fig. 5.8 解析結果（定格運転条件）

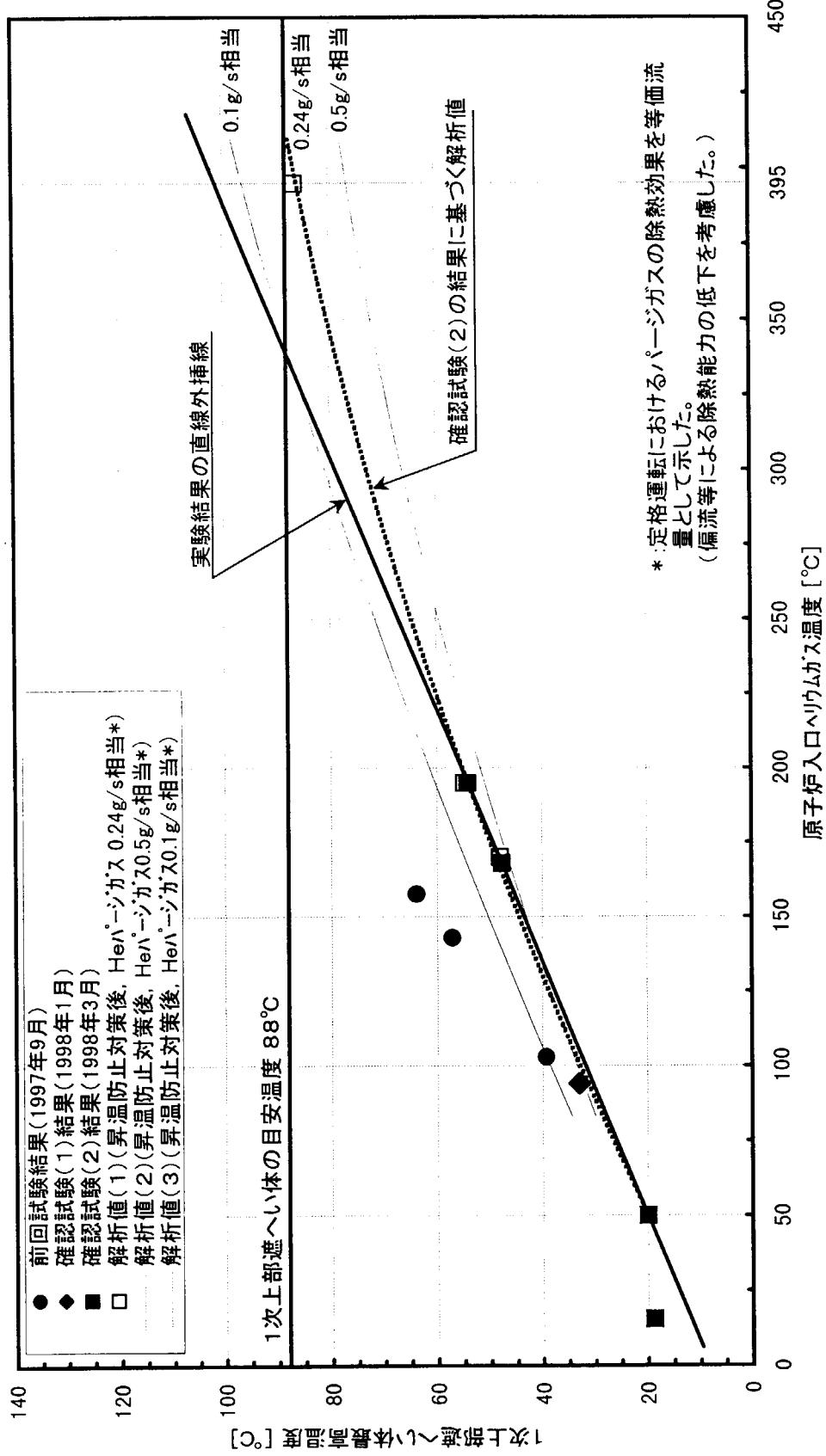


Fig. 5.9 1次上部遮へい体温度予測

6. 1 次上部遮へい体の含水量に関する予備試験

6. 1 概要

HTTR の 1 次上部遮へい体は、鉄枠中に遮へい体であるコンクリート（グラウト材（NS-GP））を封入したものである。1 次上部遮へい体の主な機能は、燃料取扱フロア、スタンダパイプ室等の線量当量率が遮へい区分を満足するよう、炉心からの中性子及びガンマ線を遮へいすることである。温度が上昇した場合に特に重要なのは、中性子遮へいに大きな影響を与えるグラウト材中の水の含有量（含水量）である。遮へい評価に当たっては、グラウトの密度を 2.1g/cm^3 、含水率 3.71wt\% （水素の原子数密度で約 8 at\% 、水素重量比で約 0.4 wt\% ）とし、含水量として 78kg/m^3 を用いている。

1 次上部遮へい体の含水量が遮へい評価で用いた値を満足できることを確認するための試験を実施している。ここでは、試験の方法とともに、予備試験の結果を示す。

6. 2 試験方法

試験方法を以下に示す。

- ① コンクリート（グラウト材）の材料は、HTTR 建設工事に使用したものと同一とし、練混ぜ方法も同様の方法で行う。練上がり状態は、充填性能（J ロート試験）及び練り上げ比重を確認することで行う。供試体寸法は以下の 2 種類である。
 - ・直径 100mm 、高さ 200 mm
 - ・直径 150mm 、高さ 300 mm
- ② 4 週間の養生後、乾燥炉中で供試体が一定重量（重量変化が 2 日で 1 g 以下）になるまで乾燥する（乾燥単位容積質量試験）。乾燥温度は、 65°C 、 90°C 、 110°C 、 140°C 、 175°C とする。各温度について、各試供体寸法毎に 3 本づつ試験を行う。
乾燥した供試体を粉碎、縮分し、 700°C で強熱減量試験を行い、残存する結合水量（含水量）を求める。

6. 3 予備試験結果

含水量の見極めを早くつけるために、養生期間を 1 週間と短縮し、乾燥単位容積質量試験及び強熱減量試験を行った。

乾燥単位容積質量試験による密度変化を Fig. 6.1 に示す。計算に使用した密度である 2.1g/cm^3 を上回ることが分かった。

密度及び含水率から評価した含水量（計算上は水素の原子数密度に相当する）を Fig. 6.2 に示す。計算に使用した含水量である 78kg/m^3 を十分上回る結果が得られた。

予備試験結果から、1 次上部遮へい体中の含水量は、 110°C において遮へい計算に使用した値を満足する見通しを得た。今後、試験を継続するとともに、結果の詳細な評価を行い報告する。

加熱による密度変化

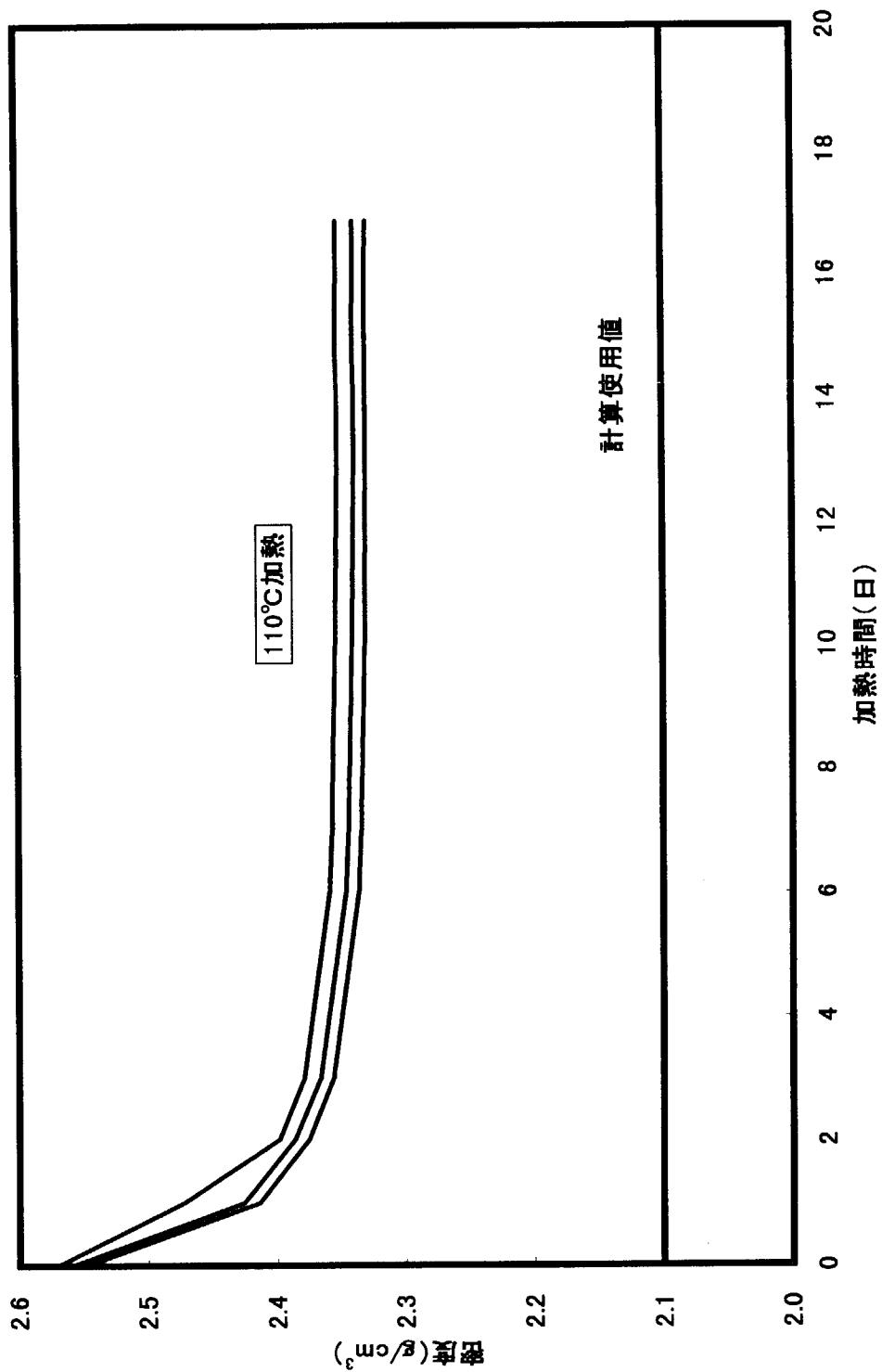


Fig. 6.1 加熱試験結果

含水量測定結果(110°C加熱後試料)

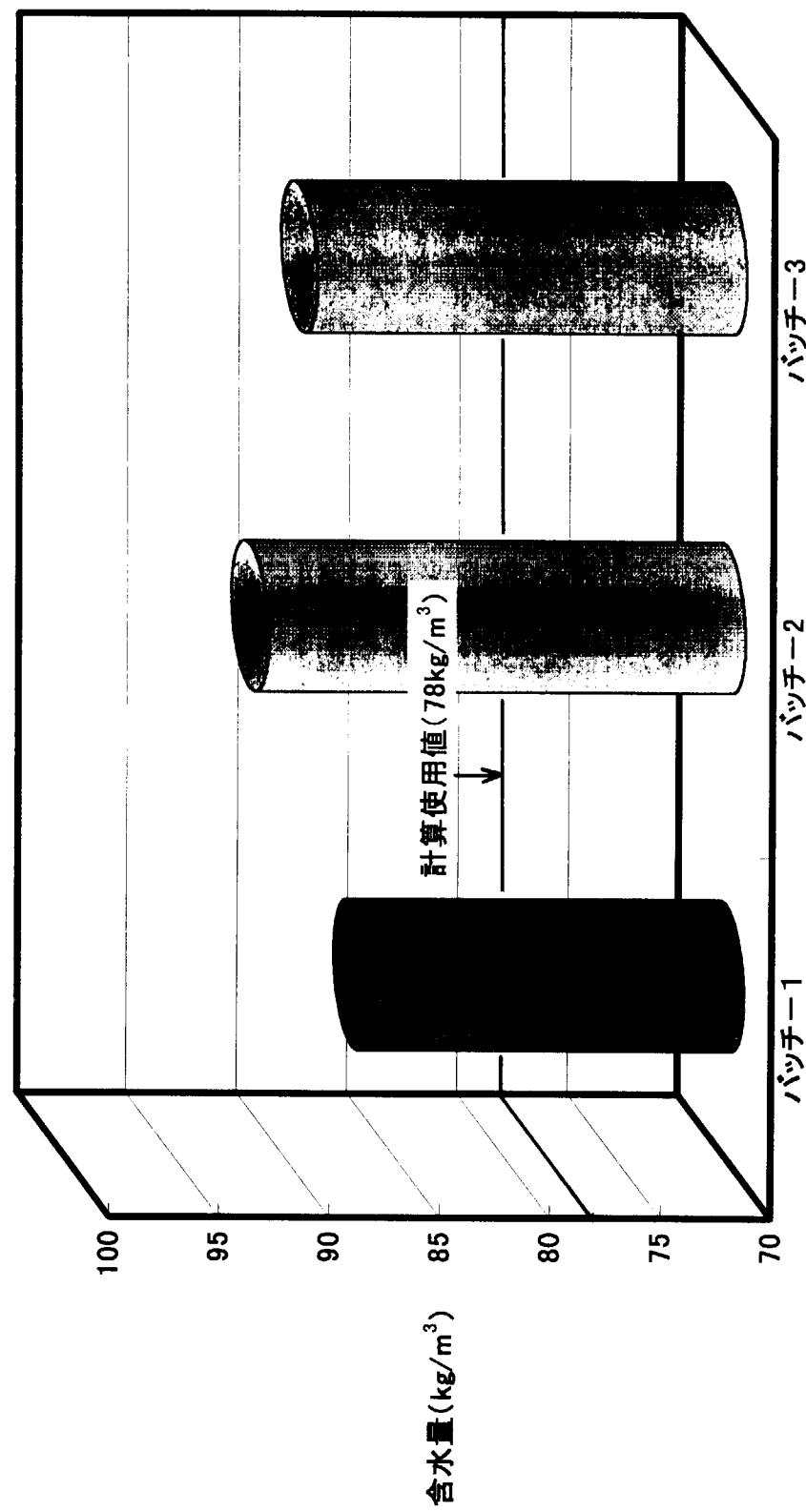


Fig. 6.2 含水量測定結果

7. 1 次上部遮へい体の遮へい性能維持について

7. 1 採用する昇温防止対策の検討

4章で述べたように、他の条件が同じ場合は、昇温防止対策のうち銅板（+断熱材④）が、平編組銅線（+断熱材③④）よりも効果的であることから銅板+断熱材を昇温防止対策として採用する。

断熱材③については、確認試験では、銅板と組合せていないが、銅板表面の経年変化による放射率の低下を考慮し採用する。

各スタンドパイプ間のバージガスの流量配分の最適化は、バージガス流量を増加すれば1次上部遮へい体温度が低下し、効果的であることから採用する。しかしながら、1次上部遮へい体中央部（制御棒スタンドパイプ（16本）の貫通部）の温度を出来る限り均一にするため、定格運転時の各スタンドパイプのバージガス流量配分比をどのように設定するかは、今後、解析及び確認試験によりさらに検討する必要がある。

炉容器冷却設備及び補機冷却水設備の運転条件の変更は効果的であるので、可能な範囲で採用する（夏期は、補機冷却水温度を20°C以下に制限できない可能性が高い）。補機冷却水温度は、現在、手動で冷却塔のファンをON/OFFすることで調節している。冷却水温度を17°C～20°C程度の狭い温度幅で調節するためには、今後、自動運転化を検討していく必要がある。

偏流抑制スペーサは、その効果が認められないため採用しない。

ブースターポンプを用いた空気の吹き込みによる冷却は、定格運転時にはある程度その効果が期待できるが、大幅な設備変更となるため経済性等の観点から採用しない。

以上をまとめると採用する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. 7.1に示す。

- ① 銅板の設置
- ② 断熱材（③④）の設置
- 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
- 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

7. 2 1次上部遮へい体の遮へい性能維持について

コンクリートの構造強度に関連した材料特性が、温度による影響を受けて著しく劣化することがないよう、日本建築学会発行の原子炉建屋構造設計指針同解説では、コンクリートの温度制限値（長時間）は、一般部分65°C、配管貫通部などの局部90°Cと定められている（1次上部遮へい体中央部のスタンドパイプが多数貫通している部分は局部に相当する）しかしながら、1次上部遮へい体のコンクリート（グラウト材）は、鋼製の枠内に充填されており荷重を支持していないため、その構造強度は問題とならず遮へい機能のみが問題となるため上記の指針は適用されない。

1次上部遮へい体の遮へい機能に関する基準を遮へい設計と施工・建設の2つに分けた時、後者に対する基準としては、コンクリートの遮へい構造体の建設及びこの種の構造物特有の問題に対する設計上の必要条件を勧告した ANSI N101.6-1972 Concrete Radiation Shields がある。一方、前者（遮へい体）に対する基準は現在のところ定められていない。

そこで、1次上部遮へい体の遮へい設計は、日本原子力学会発行の「遮へい設計基準等に関する現状調査報告書」[5]に従うこととした。同報告書には、中性子遮へいに対する推奨温度条件として、普通及び重コンクリートに対して 88°C、蛇紋岩コンクリートに対しては 425°C することが示されている。これらを参考とし、HTTR の1次上部遮へい体の設計では、88°C を目安値（推奨温度）とし設計に採用している。しかしながら、遮へい性能を維持する観点からは、燃料取扱フロアの設計基準線量当量率を満足すればよく、制限温度は特に設けていない。

1次上部遮へい体の設計においては推奨温度を守るべく設計上の工夫を行い、定格運転時の1次上部遮へい体最高温度は、4, 5章に示したように、試験結果の直線外挿で約 100°C、解析による最確値（ノミナル値）で約 85°C となると予測している。

また、万一1次上部遮へい体温度が 110°C 程度の高温となつたとしても、遮へい性能が担保できることを示すために、6章に示したように、1次上部遮へい体の含水量に関する試験を実施している。

これらの結果から、追加昇温防止対策を施すことにより、定格運転時の遮へい性能を満足できると考えているが、今後、追加昇温防止対策を施工した後、さらに、確認試験を行い、1次上部遮へい体の温度を確認し、必要な場合は、所要の対策を講じる計画である。

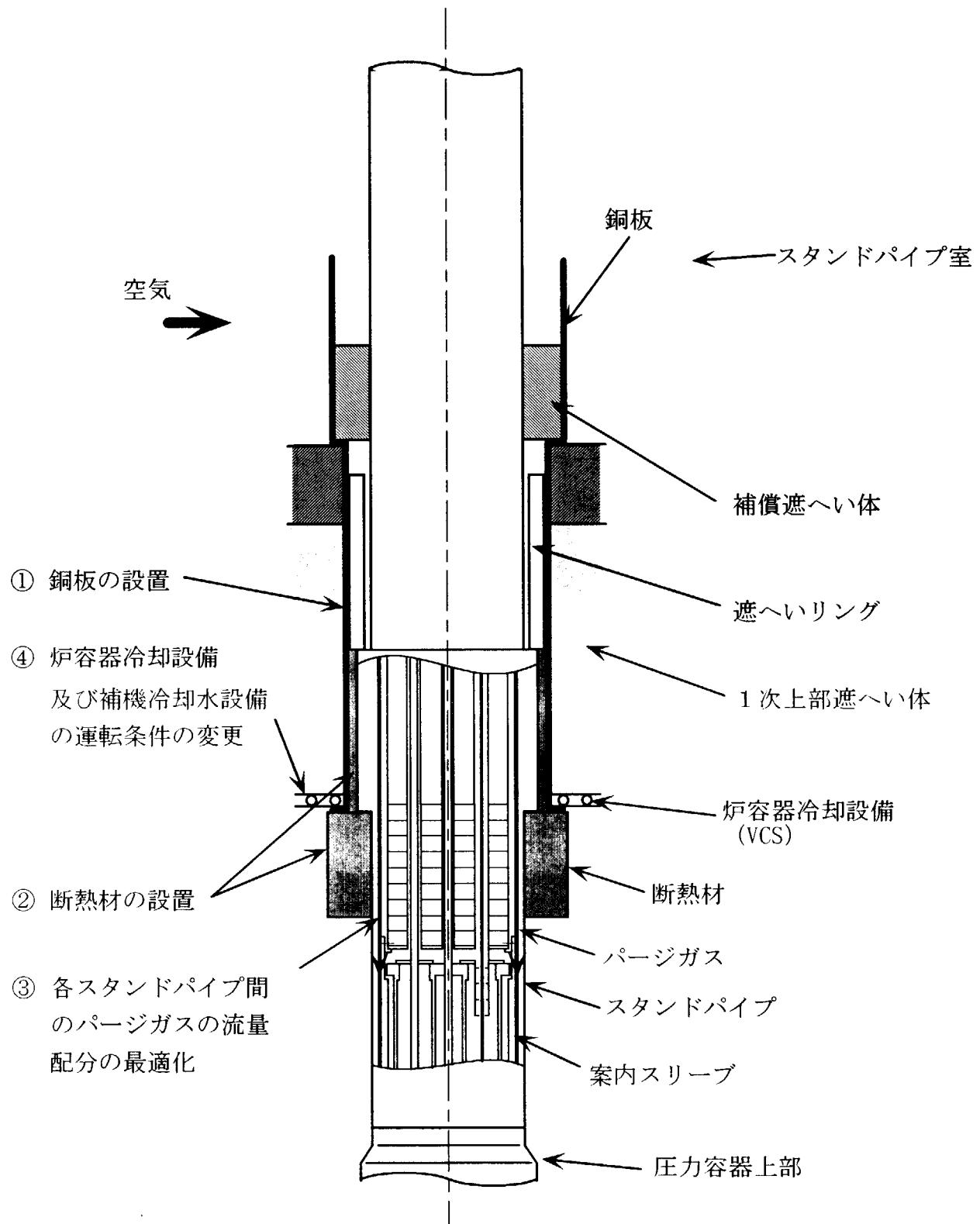


Fig. 7.1 採用する昇温防止対策の概念図

8. 結 言

追加昇温防止対策を検討し、各スタンドパイプに仮設の対策を施し、確認試験を実施した結果、原子炉入口温度 168°C の状態で 1 次上部遮へい体温度は 47.8°C となり、前回の平成 9 年 9 月の 1 次冷却設備温度特性試験時に較べて約 16°C 低減できた。原子炉入口温度が最高値 (195°C) となった時の 1 次上部遮へい体温度は、54.2°C であった。

追加昇温防止対策としては、①銅板の設置、②断熱材の設置、③各スタンドパイプ間のページガスの流量配分の最適化、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の 4 つを採用する計画である。

定格運転条件での 1 次上部遮へい体温度は、試験結果の直線外挿では約 100°C、有限要素法解析では約 85°C と予測される。また、1 次上部遮へい体コンクリート（グラウト材）と同等の方法で製造した供試材を 110°C で放置した後の含水量を測定した結果、遮へい計算使用値 78 kg/m³ を上回る結果を得た。

これらの結果から、追加昇温防止対策を施すことにより、定格運転時の遮へい性能を満足できると考える。

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、高温工学試験研究炉開発部田中利幸部長、大久保実次長、HTTR 技術開発室茂木春義室長、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 城 他, 私信.
- (4) 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.
- (5) 日本原子力学会 遮蔽工学ワーキング・グループ 「遮蔽工学」 研究専門委員会, 遮蔽設計基準等に関する現状調査報告, 1977.

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 ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	N·m
功率、放射束	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	A·s
電位、電圧、起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラード	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジemens	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
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
照度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	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 ¹⁸	エクサ	E
10 ¹⁵	ペタ	P
10 ¹²	テラ	T
10 ⁹	ギガ	G
10 ⁶	メガ	M
10 ³	キロ	k
10 ²	ヘクト	h
10 ¹	デカ	da
10 ⁻¹	デシ	d
10 ⁻²	センチ	c
10 ⁻³	ミリ	m
10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ⁻¹⁸	アト	a

(注)

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

圧	MPa(=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
1	10.1972	0.224809			
9.80665	1	2.20462			
4.44822	0.453592	1			
1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²	
6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1	

粘度 1 Pa·s(N·s/m²) = 10 P(ボアズ)(g/(cm·s))

動粘度 1 m²/s = 10⁴ St(ストークス)(cm²/s)

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 ³ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft · lbf	eV
	1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸
	9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹
	3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸
	1.60218 × 10 ⁻¹⁹	1.63377 × 10 ⁻²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁹	1

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad
	1	2.70270 × 10 ⁻¹¹		1	100
	3.7 × 10 ¹⁰	1		0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 ⁻⁴	1

1 cal = 4.18605 J(計量法)
= 4.184 J(熱化学)
= 4.1855 J(15 °C)
= 4.1868 J(国際蒸気表)
仕事率 1 PS(仏馬力)
= 75 kgf·m/s
= 735.499 W

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—