

分置

原子炉容器上部プレナム温度評価試験(I)

40%出力試験定常時および過渡時温度測定結果

1996年5月

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせください。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター システム開発推進部・技術管理室

Enquires about copyright and reproduction should be addressed to: Technology Management Section O-arai Engineering Center, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 4002 Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-Ibaraki, Ibaraki-ken, 311-13, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)

原子炉容器上部プレナム温度評価試験(I) ～40%出力試験定常時および過渡時温度測定結果～

土井 穎浩*、村松 寿晴*、榎木 孝介**

要 旨

高速炉のスクラム過渡時に発生する温度成層化現象は、構造材に熱応力を与えるため、温度成層界面の特徴を評価することは機器の構造健全性および安全性の観点から重要である。本報告は、高速増殖原型炉「もんじゅ」における40%出力定常時、および40%出力定常時からのスクラム過渡時の上部プレナム内軸方向温度測定結果により、成層界面の特徴を評価したものである。

定常時の測定結果からは、上部プレナム内の軸方向温度分布および温度変動を評価した。軸方向各位置の温度は、内筒取付台と炉心頂部間では約410°Cと温度が低く、下部および上部フローホール間付近では約480°C、上部フローホールより上方では約490°Cで、定常時に温度成層界面が形成されている。また、下部および上部フローホール付近の温度変動(RMS値)はそれぞれ約1.6°C、2.0°Cである。この温度変動の原因は、温度の異なる冷却材が混合することによる発生すると考えられる。

過渡時の測定結果からは各時刻の上部プレナム内軸方向位置における温度降下率、温度勾配および成層界面上昇速度を評価した。原子炉スクラム後の温度降下率は、炉心出口附近では約5.0°C/sec、フローホール付近では約1.5°C/secであり、上部フローホールより上方の領域の温度降下率は最大約0.3から0.4°C/secである。温度勾配は原子炉スクラムから約120秒後の成層界面形成初期で約160°C/m、原子炉スクラムから約180秒後の温度勾配は約90°C/mである。また、原子炉スクラムから600秒後の温度勾配は約45°C/mである。原子炉スクラムから約1800秒以降の内筒頂部付近の温度勾配は、原子炉スクラム後約4800秒で約170°C/mである。成層界面上昇速度は、原子炉スクラム後120秒から600秒の間では約1.0m/h、原子炉スクラム後600秒以降では約0.6m/hであった。また、内筒頂部付近の成層界面位置の変化量は、原子炉スクラムから4800秒後と7800秒後で約150mmあり、成層界面上昇速度は約0.2m/hである。

* 大洗工学センター 基盤技術開発部 热流体技術開発室

**高速増殖炉もんじゅ建設所 プラント第2課

Thermal Stratification Tests in Monju Upper plenum (I)

- Temperature Distributions under Normal and Scram Conditions with 40% power operation -

Yoshihiro Doi*, Toshiharu Muramatsu*, Kousuke Kunoki**

Abstract

Thermal stratification phenomena are observed in an upper plenum of liquid metal fast breeder reactors (LMFBRs) under reactor scram conditions, which give rise to thermal stress on structural components. Therefore it is important to evaluate characteristics of phenomena in the design of the internal structure in an LMFBR plenum. To evaluate the thermal stratification characteristics of the prototype fast breeder reactor, MONJU, axial temperature distributions were measured with a thermocouple tree installed into the upper plenum for normal and scram conditions with 40% power operation.

The axial temperature distribution for the normal operation showed thermal stratification phenomena that temperatures were about 410°C under the level of the fuel subassembly top, about 480°C around the level of the flow holes and about 490°C above the level of the upper flow holes. Temperature fluctuations were observed at the levels of the lower flow and upper flow holes. RMS (Root Mean Square) of fluctuation at the lower and upper flow holes were 1.6 °C and 1.5°C , respectively.

Based on the temperature histories of the upper plenum during scram conditions, temperature decreasing rate, temperature gradient and rising rate of stratification interface were evaluated. The temperature decreasing rates were about 5.0 °C/sec at the core outlet, 2.0 °C/sec around the level of flow holes and from 0.3 to 0.4 °C/sec at the top of the inner barrel. The temperature gradients were about 160 °C/m, 90 °C/m, 45 °C/m and 170 °C/m at the time of 120 sec, 180 sec, 600 sec and 4800 sec from the reactor scram, respectively. The rising rate of stratification interface is about 1.0 m/h for the period from 120 sec to 600 sec with the onset of reactor scram. On the other hand, the rising rate is about 0.6 m/h after 600 sec from the scram. The rising rate at the top of the inner barrel is 0.2 m/h for the period from 4800 sec to 7800 sec from the scram.

* Thermalhydraulic Research Section, Advanced Technology Division, OEC, PNC

** Operations Engineering Section 2, Monju Construction Office, PNC

目 次

第1章 緒 言	1
第2章 測定装置および試験条件	2
2.1 上部プレナム構造	2
2.2 熱電対プラグ	2
2.3 熱電対の計測誤差	2
2.4 試験条件	3
第3章 測定結果	4
3.1 定常時温度分布	4
3.2 原子炉スクラム時温度分布	5
第4章 考 察	8
4.1 定常時の温度変動	8
4.2 原子炉スクラム後の温度降下率	9
4.3 最大温度勾配	10
4.4 成層界面上昇速度	11
第5章 結 言	12
謝 辞	14
参考文献	15
付 錄 不確かさ区間の算出	51

表リスト

Table 2.1 热電対設置位置	16
Table 2.2 測定ケース番号と測定開始時プラント状態	18
Table 3.1 900 秒間の温度平均値と温度変動	19
Table 付 1.1 不確かさ区間	53

図リスト

Fig. 2.1 原子炉容器構造概念図	21
Fig. 2.2 热電対プラグの形状と热電対配置	22
Fig. 3.1 上部プレナム内温度の時間変化(定常時 900 秒間)	23
Fig. 3.2 热電対の周方向設置方位による温度指示値の比較	26
Fig. 3.3 热電対の周方向設置方位による周波数の比較	26
Fig. 3.4 热電対の周方向設置方位による温度測定頻度の比較	27
Fig. 3.5 上部プレナム内軸方向温度分布(定常運転時)	28
Fig. 3.6 上部プレナム内軸方向温度分布(原子炉スクラム前 300 秒間)	29
Fig. 3.7 原子炉スクラム後の 1 次主冷却系ナトリウム流量の時間変化 (原子炉スクラムから 100 秒間)	30
Fig. 3.8 原子炉スクラム後の原子炉容器出口ナトリウム温度の時間変化 (原子炉スクラムから 9000 秒間)	30
Fig. 3.9 原子炉スクラム後の燃料集合体出口温度の時間変化 (原子炉スクラムから 300 秒間)	31
Fig. 3.10 原子炉スクラム後の流量および温度変化(原子炉スクラムから 9000 秒間)	32
Fig. 3.11 原子炉スクラム後の流量および温度変化(原子炉スクラムから 1000 秒間)	32
Fig. 3.12 原子炉スクラム後の流量および温度変化(原子炉スクラムから 100 秒間)	33
Fig. 3.13 各位置での温度の時間変化(原子炉スクラム 300 秒前から 3600 秒間)	34
Fig. 3.14 各位置での温度の時間変化(原子炉スクラムから 28500 秒間)	37

Fig. 3.15 ナトリウム液位の時間変化(原子炉スクラムから 7200 秒間)	40
Fig. 3.16 上部プレナム内軸方向温度分布の時間変化 (原子炉スクラムから 600 秒間)	41
Fig. 3.17 上部プレナム内軸方向温度分布の時間変化 (原子炉スクラムから 3600 秒間)	41
Fig. 3.18 上部プレナム内軸方向温度分布の時間変化 (原子炉スクラムから 6000 秒間)	42
Fig. 3.19 上部プレナム内軸方向温度分布の時間変化 (原子炉スクラムから 18000 秒間)	42
Fig. 3.20 1 次主冷却系ナトリウム流量、炉心出口温度、下部フローホール付近温度 (TE3) および上部フローホール付近温度 (TE13) の時間変化	43
Fig. 3.21 内筒取付台、炉心頂部間温度 (TE1) およびナトリウム液面近傍温度 (TE29) の時間変化	44
Fig. 3.22 1 次主冷却系流量(A ループ)の流量変動の周波数特性	44
Fig. 3.23 上部フローホール付近 (TE13) の温度変動の周波数特性	45
Fig. 3.24 下部フローホール付近 (TE3) の温度変動の周波数特性	45
Fig. 3.25 各位置での温度降下率	46
Fig. 3.26 上部フローホールより下方の軸方向温度分布 (原子炉スクラムから 180 秒間)	47
Fig. 3.27 上部フローホールより上方の軸方向温度分布 (原子炉スクラムから 600 秒間)	48
Fig. 3.28 内筒頂部より上方の軸方向温度分布 (原子炉スクラムから 17400 秒間)	49
Fig. 3.29 原子炉スクラムからの各時刻における最大温度勾配	49
Fig. 3.30 上部フローホール付近の成層界面位置の時間変化	50
Fig. 3.31 内筒頂部付近の成層界面位置の時間変化	50

第1章 緒 言

原子炉容器上部プレナム内の温度成層化現象は、高速炉のスクラム過渡時に高温の冷却材に満たされた上部プレナム内に炉心からの低温ナトリウムが流れ込むことにより発生する。炉心からの低温ナトリウムは、その慣性力が負の浮力効果よりも小さい場合、上部プレナム内の下層に低温ナトリウムの領域を、上層に高温ナトリウムの領域を生じ、その境界に温度成層界面を形成する。この温度成層界面では軸方向に温度勾配が大きく、時間とともに界面の位置が変化するため構造材料に熱応力を与える。このため、温度成層界面の挙動や特徴を把握することは機器の構造健全性および安全性評価の観点から重要である。

温度成層界面の挙動を評価するため、これまでに作動流体にナトリウムや水を用いた試験が実施され、多次元熱流動解析による評価が行われた⁽¹⁾⁽²⁾。特に、熱伝導の影響が支配的とならない程度の大型ナトリウム試験として、PLANDTL-DHX による温度成層化試験⁽³⁾が実施され、多次元熱流動解析コード AQUA の検証⁽⁴⁾が行われた。

本報告では、高速増殖原型炉「もんじゅ」において行われた原子炉容器上部プレナム温度評価試験による温度分布測定結果を用いて、温度成層界面の挙動および特徴を評価する。

第2章 測定装置および試験条件

2.1 上部プレナム構造

Fig. 2.1 に「もんじゅ」原子炉容器構造概念図を示す。上部プレナム部は内径 7060mm の原子炉容器内に内径 6520mm の内筒が設置され、その中心に炉心上部機構を有する構造であり、炉心頂部からナトリウム液面までの高さは 6000mm である。内筒には炉心頂部から高さ方向に 650mm、1620mm の位置に直径 92mm のフローホールがそれぞれ 48 個、24 個設けられている。

2.2 热電対プラグ

Fig. 2.2 に上部プレナム内に設置した熱電対プラグの形状と熱電対の配置を示す。熱電対プラグは直径約 200mm の円筒に 38 本の熱電対を設置したものである。熱電対の取り付け位置を Table 2.1 に示す。熱電対プラグに取り付けられた熱電対の規格は K(CA)、0.75 級（旧規格表記；現行規格のクラス 2）、シングル、 ϕ 1.6mm シース (SUS316)、非接地型である。その応答特性は、別途実施された試験⁽⁵⁾により 57 ± 9 ms (63.2% 応答) と推定されている。熱電対プラグは「もんじゅ」のナトリウム透視装置用プラグ孔を用いて上部プレナム内に据え付けられた。この時の据え付け方位は 305° であり、内筒内壁と熱電対プラグとの間隙は約 10cm(117mm)である。

熱電対プラグに設置された熱電対からの起電力は、本測定用に設置されたデータ収録装置により物理量に変換され収録された。また、しゃへいプラグ、炉心上部機構、炉容器壁および炉内構造物の温度はもんじゅの中央計算機により測定され、原子炉容器液位、原子炉容器出入口温度、炉心出口温度および流速はプロセスデータサーバ (MIDAS) により測定された。

2.3 热電対の計測誤差

熱電対プラグに設置された 37 本 (CH2 は故障のため 38 本中 37 本が有効) の熱電対により測定された温度の不確かさ区間(Uncertainty interval)⁽⁶⁾は、核加熱実施前のナトリウム温度約 200°C 一定の条件において 0.1 秒間隔で 1 時間 (3600 秒間) 測定された温度データにより評価した（付録参照）。熱電対プラグに設置された熱電対で計測された温度の系統誤差は、燃料集合体出口温度と熱電対プラグにより測定された温度がランダム誤差（統計誤差）の範囲で等しいことから「原子炉容器下部プレナム内冷却材混合効果確認試験の結果速報」⁽⁹⁾より負の側に 0°C、正の側に 2.1°C とした。

評価された不確かさ区間は 37 本の熱電対について負の側に約 1°C、正の側に約 3°C である。なお、JIS で規格された熱電対の許容差^{(7), (8)}は測定温度 -40°C 以上 333°C 未満については $\pm 2.5^\circ\text{C}$ 、333°C 以上 1200°C 未満については $\pm 0.0075t$ (t は温度 (°C)) である。

2.4 試験条件

熱電対プラグによる上部プレナム内温度分布の測定は、もんじゅ出力試験期間中の 40% 出力について、定常時と過渡時にそれぞれ 1 回づつ実施した。定常時は平成 7 年 11 月 30 日に 0.1 秒間隔で 4 時間 (14400 秒間) 測定されたものである (測定ケース番号 ST40-1)。過渡時は同年 12 月 1 日に 40% 出力運転からのトリップ試験の際に 0.1 秒間隔で 8 時間 (28800 秒間) 測定された (試験ケース番号 TR40-1)。定常時と過渡時の測定ケース番号と計測開始時刻および計測開始時の主なプラント状態を Table 2.2 に示す。

第3章 測定結果

3.1 定常時温度分布

(1) 温度変動の特徴

定常時の測定ケース番号 ST40-1 における上部プレナム内温度の測定開始から 15 分 (900 秒) 間の時間変化を Fig. 3.1 に示す。15 分 (900 秒) 間の温度平均値と温度変動の+側の最大値と-側の最大値を Table 3.1 に示す。Fig. 3.1 の各グラフは、TE1 は炉心頂部よりも下方レベル、TE30、TE3 から TE7 は下部フローホール付近、TE8 から TE13、TE31 は上部フローホール付近、TE14 から TE17、TE32 から TE36 は内筒頂部より下方、TE18 から TE22 は内筒頂部付近の温度をそれぞれ示している。また、TE23 から TE29 は内筒頂部より上方のプレナム内温度を示すものである (Fig. 2.2 参照)。軸方向の各位置では、温度および温度の変動幅はそれぞれ異なった値を示している。

Fig. 3.2 は熱電対の周方向設置方位の影響を評価するため、方位が異なる 2 本の熱電対に対して温度測定結果を比較したものである。熱電対 TE3 と TE30 はそれぞれ軸方向位置が Na 液面から -5350mm と -5400mm のもので、軸方向高さの差は 50mm と小さく、周方向方位がそれぞれ 0 度、120 度 (炉心方向を 0 度とし、時計周りに角度を取る場合) と異なる位置に設置されている。Fig. 3.3 は TE3 と TE30 の温度測定信号を周波数分析し比較したものである。炉心方向 (0 度) の TE3 と 120 度方向の TE30 のスペクトルには大きな違いが見られない。Fig. 3.4 は 15 分 (900 秒) 間に測定した温度の頻度分布を示すものである。TE3 と TE30 の平均温度はそれぞれ 479.4°C、480.2°C、頻度分布の広がりは TE3、TE30 共に平均値に対して約 ±2.5°C であり、平均温度と頻度分布に関しては TE3 と TE30 で大きな差を生じていない。このことから、温度変動の周期、平均温度および頻度分布に関して周方向設置位置による影響は小さいことが確認された。

(2) 軸方向温度分布

Fig. 3.5 は測定開始から 15 分 (900 秒) 間の温度の時間平均値による軸方向温度分布を示し、図中のバーは Table 3.1 に示した温度変動の+側の最大値と-側の最大値の幅を示したものである。同図では設置方向の異なる熱電対もあわせて示してある。各位置での温度は内筒取付台と炉心頂部間では約 410°C と低く、フローホール付近では約 480°C、フローホールより上方では約 490°C でほぼ一定である。

内筒取付台と炉心頂部間で温度が低いのは、100% 出力からの手動トリップ事象に対する解析⁽⁴⁾で予測されているように、プランケット燃料から流出した低温のナトリウムが内筒取付台と炉心頂部間に滞留するためと考えられる。また、測定結果は上部フローホール位置より上側ではほぼ等温となっているものの、その下側領域では定常的な温度成層を生じている。この温度成層は、同解析結果によれば、プランケット燃料集合体および反射体から流出した低温の冷却材が、密度差によって上部プレナム内下側領域に滞留

し、この低温冷却材がフローホールを通って定常に上部プレナム外（内筒壁外側）に排出されることにより発生するものと考えられている。

Fig.3.5に温度変動の+側の最大値と-側の最大値を示したが、下部および上部フローホール付近では温度の変動が約3℃から9℃と大きく、フローホールより上方での温度変動は3℃よりも小さい。この温度変動の大きさの違いは、下部および上部フローホール付近では、炉心燃料からの高温ナトリウムとブランケット燃料からの低温ナトリウムが混合されるために温度変動が大きくなり、上部フローホールより上方では温度差が小さいために温度変動が小さくなつた結果と考えられる。

3.2 原子炉スクラム時温度分布

3.2.1 原子炉スクラム前の温度分布

Fig.3.6は原子炉スクラム前5分(300秒)間の温度の時間平均値による軸方向温度分布を示し、図中のバーは温度変動の最大値と最小値の区間を示したものである。温度は炉心頂部付近で約410℃、フローホール付近で約480℃、また、フローホールより上方では約490℃でほぼ一定であり、定常時の測定ケース番号ST40-1による測定結果と大きな相違は見られなかった。

3.2.2 原子炉スクラム後の温度分布

(1) 1次主冷却系ナトリウム流量、炉心出口温度および原子炉容器出口ナトリウム温度

Fig.3.7および3.8にA、BおよびCループについて原子炉スクラム後の1次主冷却系ナトリウム流量および原子炉容器出口ナトリウム温度の時間変化をそれぞれ示す。1次主冷却系ナトリウム流量、原子炉容器出口ナトリウム温度とともに原子炉スクラムからの時刻に対して同様な推移を示しており、ループ間の差異はほとんど見られない。

Fig.3.9は原子炉スクラムから5分(300秒)間における各燃料集合体の出口温度の時間変化を示すものである。内側炉心、外側炉心およびブランケット部で原子炉スクラム直後の温度はそれぞれ異なっているが、約100秒後には各燃料集合体出口温度はほぼ同じとなり、その後の時間変化にも顕著な相違は見られない。

Fig.3.10、3.11および3.12に原子炉スクラムによる1次主冷却系ナトリウム流量(Aループ、BループおよびCループの平均値)、炉心出口温度(MIDAS測定チャンネル番号; 1A1)および原子炉容器出口ナトリウム温度(Aループ、BループおよびCループの平均値)の時間変化を示している。Fig.3.10は原子炉スクラムから9000秒までの流量および温度の時間変化を示すものである。原子炉スクラム直後に炉心出口温度が急激に低下するのに対して、原子炉容器出口ナトリウム温度は時間遅れをもって低下する。これは原子炉容器出口ナトリウム温度の測定位置が、出口ノズルから約22mm下流側に設置されているためである。

原子炉スクラム後約15分(900秒)から20分(1200秒)では、炉心出口ナトリウ

ム温度はほぼ一定値となるが、その後は緩やかな温度低下傾向を示す。約 20 分 (1200 秒) を過ぎた時刻からは、炉心出口ナトリウム温度と原子炉容器出口ナトリウム温度は同様の温度低下を示し、約 8000 秒後にはほぼ同じ温度となる。

Fig.3.11 は原子炉スクラムから約 17 分 (1000 秒) までの時間変化を、Fig.3.12 は原子炉スクラムから約 2 分 (100 秒間) の温度変化を示している。1 次主冷却系のナトリウム流量は、原子炉スクラムにより急激に低下し、原子炉スクラム後約 40 秒でボニーモータに引き継がれた後、一定の流量で推移している。原子炉スクラムにより炉心出口温度が急激に低下するまでの時間は、1 次主冷却系のナトリウム流量がボニーモータに引き継がれるのとほぼ同時刻の約 40 秒で、その後は緩やかな温度降下となる。原子炉容器出口ナトリウム温度は原子炉スクラム後の約 100 秒間においては、ほとんど温度低下しておらず、その後の温度低下も炉心出口温度の低下率に比して緩やかである。

(2) 上部プレナム内温度変化

スクラム過渡時の測定ケース (TR40-1) における上部プレナム内温度の時間変化を Fig.3.13 と 3.14 に示す。Fig.3.13 は原子炉スクラム時から約 1 時間 (3600 秒) の温度変化を示し、Fig.3.14 は原子炉スクラム時から約 8 時間 (28500 秒) の温度変化を示している。Fig.3.13 および 3.14 の TE1 は炉心頂部よりも下方レベル、TE30、TE3 から TE7 は下部フローホール付近、TE8 から TE13、TE31 は上部フローホール付近、TE14 から TE17、TE32 から TE36 は内筒頂部より下方、TE18 から TE22 は内筒頂部付近の温度をそれぞれ示している。また、TE23 から TE29 は内筒頂部より上方のプレナム内温度を示すものである (Fig.2.2 参照)。

原子炉スクラム後の上部フローホールの上方付近までの領域 (熱電対番号 TE1 から TE13) の温度は約 10 分 (600 秒) の間に約 480°C から約 370°C まで急激に低下している。これに対して、上部フローホールより上方の領域 (熱電対番号 TE34 から TE36) は、時間遅れを伴う比較的緩慢な温度変化を示す。また、内筒頂部付近より上方 (熱電対番号 TE18 から TE29) の温度低下が始まるのは、原子炉スクラムから約 15 分 (900 秒) 以降で、その温度低下は非常にゆっくりしている。原子炉スクラム後、約 15 分 (900 秒) から約 20 分 (1200 秒) で下部および上部フローホール高さ付近の温度が一定の温度となっているが、これは(1)で述べた炉心出口温度が一定温度となることに対応するものと考えられる。

上部プレナム内温度がほぼ均一になるのは、内筒頂部よりも下側のレベル (熱電対番号 TE1 から TE22) では原子炉スクラムから約 2 時間 (7200 秒) 後であり、上部プレナム内全体の温度が均一化するのは約 4 時間 (14400 秒) 後である。

ナトリウム液面近傍の熱電対 TE29 で測定される温度は他と異なった時間変化を示している。これはナトリウム液面の高さが Fig.3.15 に示すように、原子炉スクラムによ

り変化するためである。原子炉スクラムから約1時間（3800秒）後のナトリウムの液位低下は約150mmのため、TE29はカバーガス中に露出する。また、ナトリウム液面位置は約2時間後（7000秒）に定常運転状態から約250mm低下している。

(3) 軸方向温度分布

Fig. 3.16、3.17、3.18および3.19に原子炉スクラムからの上部プレナム内軸方向温度分布の時間変化を示す。温度成層化現象は内筒頂部より下側の領域と上側の領域でその特徴が異なる。

・内筒頂部より下方での温度成層化現象

Fig. 3.16 は原子炉スクラムから 10 分間（600秒間）の温度変化を示したものである。原子炉スクラムに伴なって温度の低下した炉心からのナトリウムがフローホールに向かうため、同レベル付近の温度は炉心出口温度に近づいて行く。約 120 秒後には下部フローホールと上部フローホールの中間部付近で急峻な温度勾配を生じ、温度成層界面が形成し始める。下部フローホールと上部フローホールの中間部付近の温度は時刻が進むと共に均一化する方向に向かい、約 5 分（300秒）後には上部フローホールよりも下側の領域はほぼ均一な温度となる。この後、上部フローホールのレベルより上方で明確な温度成層が形成される。

Fig. 3.17 に原子炉スクラムから 1 時間（3600秒間）の軸方向温度分布の時間変化を示す。原子炉スクラムから約 10 分（600秒）以降の成層界面下端位置は上部フローホール近傍にあり、その上昇速度は非常に遅い。約 30 分（1800秒）後から約 1 時間（3600秒）後までは上部フローホールよりも上方の軸方向温度勾配はほぼ一定のまま推移している。

Fig. 3.18 は、原子炉スクラムから 100 分間（6000秒間）の軸方向温度分布の時間変化を示している。約 1 時間（3600秒）後には上部プレナム内の温度成層は解消する方向に向かい、約 70 分（4200秒）後には明確な温度成層界面は見られなくなる。

・内筒頂部より上方での温度成層化現象

Fig. 3.16 より内筒頂部付近の温度は原子炉スクラムから約 10 分（600秒）後では定常時からほとんど変化していないが、Fig. 3.17 に示す約 30 分（約 1800秒）後には内筒頂部付近で温度の成層化が見られ時刻の進展とともに温度勾配が急峻となる。

Fig. 3.19 は原子炉スクラムから 5 時間（18000秒間）の軸方向温度分布の時間変化を示している。原子炉スクラムから約 2 時間（7200秒）後には、内筒頂部より下方の上部プレナム内の温度成層はほぼ完全に解消するが、内筒頂部より上方には明確な温度成層が残っている。

第4章 考 察

4.1 定常時の温度変動

(1) 温度変動の大きさ

定常時の測定ケース(ST40-1)における1次主冷却系ナトリウム流量、炉心出口温度、下部フローホール付近の熱電対TE3および上部フローホール付近の熱電対TE10における温度の時間変化をFig.3.20に示す。同図は測定開始から360秒間の時間変化である。ナトリウム流量の平均流量は $3320.5(\text{m}^3/\text{h})$ であり、平均流量のRMS値は $37.5(\text{m}^3/\text{hr})$ で平均流量の1.1%である。炉心出口温度にはほとんど変動がなく 513°C 一定で、そのRMS値は 0.1°C である。一方、熱電対番号TE3(下部フローホール付近)とTE10(上部フローホール付近)の温度は、それぞれ平均温度が 479.2°C と 482.9°C であり、RMS値は 1.6°C と 1.5°C である。

Fig.3.21に内筒取付台と炉心頂部間に設置された熱電対TE1と、ナトリウム液面近傍に設置された熱電対TE29の温度指示値の時間変化を示す。平均温度はそれぞれ、 413.4°C と 489.1°C であり、RMS値は 0.8°C と 0.4°C である。

下部フローホール付近のTE3および上部フローホール付近のTE10の温度変動量は、炉心出口温度の変動量、内筒据付台と炉心頂部間のTE1およびナトリウム液面近傍のTE29の温度の変動量に比べて大きい。また、100%出力からの手動トリップに対する解析⁽⁹⁾では、フローホール付近に複数の循環渦の発生が予測されている。このことから、定常時に下部フローホールと上部フローホール付近で生じる温度変動は、炉心部からの高温ナトリウムとブランケット部からの低温ナトリウムとの混合により生じるものと考えられる。

(2) 温度変動の周波数

Fig.3.22は1次主冷却系流量(Aループ)の流量変動に対して周波数分析を行った結果である。周波数は温度の測定間隔を1秒とし、測定時間2時間(7200秒)分の7200個の測定データにより評価した。流量変動のパワースペクトルは約 0.06Hz 付近にピークが見られる。

Fig.3.23は上部フローホール付近の熱電対TE10での温度変動に対して周波数分析を行った結果である。周波数は温度の測定間隔を1秒とし、測定時間4時間(14400秒)分の14400個の測定データにより評価した。上部フローホール付近のTE10において、温度変動のパワースペクトルが大きいのは、周波数が約 0.01Hz より小さい範囲であり、周期にして約100秒の温度変動である。

一方、Fig.3.24は下部フローホール付近の熱電対TE3の温度変動に対して上部フローホール付近の熱電対TE10と同様の測定時間により周波数分析を行った結果である。下部フローホール付近のTE3において温度のパワースペクトルが大きいのは、周波数が約

0.01Hz より小さい範囲である。パワースペクトルの大きさは、0.01Hz より下側では下部フローホール付近の TE3 の方が、上部フローホール付近の TE10 よりも小さくなっている。

1 次主冷却系流量の変動に対して炉心出口温度はほとんど変化していないこと、および 1 次主冷却系流量の周波数ピークとフローホール付近の温度変動の周波数ピークが異なることから、上部および下部フローホール付近で生じる温度変動は、温度の異なる冷却材が混合することによる発生するものと考えられる。また、下部フローホールと上部フローホールの周波数特性を比較すると、上部フローホール付近 (TE10) での約 0.005Hz のピークを除いては、ほぼ同様の傾向である。上部フローホール、下部フローホール付近で生じる温度変動の周期はいずれも約 100 秒と長いが、この理由については今後、解析等による評価を行う予定である。

4.2 原子炉スクラム後の温度降下率

Fig. 3.25 は原子炉スクラム後の炉心出口温度と熱電対番号 TE1、TE3、TE7、TE10、TE16 および TE22 の温度降下率を、最大の温度降下率を生じる時刻の前後約 5 分 (300 秒) 間に対して示したものである。TE1 は炉心頂部付近、TE3 は下部フローホール付近、TE7 は下部および上部フローホールの中間付近、TE10 は上部フローホール付近、TE16 は内筒頂部よりも下側を代表する温度測定点として選定した。また、TE22 は内筒頂部より 100mm 上方の高さに設置された熱電対である。(Fig. 2.2 参照)

炉心出口では原子炉スクラムから約 15 秒後に最大の温度降下率を示し、その温度降下率は約 5°C/sec である。原子炉スクラムから約 15 秒以降では、温度低下率は非常に小さくなり、約 40 秒後の温度降下率は約 0.3°C/sec である。内筒取付台と炉心頂部間の熱電対 TE1 では原子炉スクラム初期の温度が低いため、大きな温度降下を生じず、約 0.4°C/sec の温度降下率である。一方、下部フローホール付近の熱電対 TE3 の温度降下率は、原子炉スクラムから約 15 秒後に約 2.5°C/sec である。下部フローホールと上部フローホールの中間付近の熱電対 TE7 の最大の温度降下率は原子炉スクラムから約 70 秒後で 2°C/sec、上部フローホール付近の熱電対 TE10 の温度降下率は原子炉スクラムから約 90 秒後で 2°C/sec である。このことから、温度降下率は時間とともに低下し、軸方向の位置が高くなるにつれて小さくなることがわかる。

一方、上部フローホールより上側の熱電対 TE16 および熱電対 TE22 では大きな温度降下は生じず、その温度降下率は約 0.3°C/sec から約 0.4°C/sec である。

温度降下率が時間と共に振動しながら低下するのは、100%出力からの手動トリップ事象に対する解析⁽⁴⁾の上部プレナム内速度分布および温度分布図から推定すれば、温度勾配を保ったまま成層界面が上下に振動するためである。

4.3 最大温度勾配

温度勾配については、上部フローホール高さより下方の領域と上部フローホール高さより上方の領域に分けて評価する。また、内筒頂部付近の温度勾配についても評価する。

(1) 上部フローホールより下方における温度勾配

上部フローホールより下方において急峻な温度勾配を生じるのは、原子炉スクラムから約180秒の間である。Fig.3.26は上部フローホールより下方の軸方向温度分布を示す。上部フローホール高さより下側で温度成層が生じるのは、原子炉スクラム後約40秒であり、この時刻は炉心出口温度の急激な低下が終了する時刻に対応している。この温度成層が明確な界面を形成するのは原子炉スクラムから約2分(120秒)後である。原子炉スクラム後の3分(180秒間)において、最も急峻な温度勾配を生じるのは原子炉スクラムから約2分(120秒)後、すなわち成層界面形成初期であり、その温度勾配は約 $160^{\circ}\text{C}/\text{m}$ である。

(2) 上部フローホールより上方における温度勾配

上部フローホールより上方において最大温度勾配を生じるのは、原子炉スクラム後3分(180秒)から10分(600秒)の間である。Fig.3.27は上部フローホールより上方の軸方向温度分布を示すものであり、最大温度勾配と最大温度勾配を生じる軸方向の位置は時間とともに変化している。原子炉スクラム後3分(180秒)での最大温度勾配は約 $110^{\circ}\text{C}/\text{m}$ 、最大温度勾配を生じる位置はナトリウム液面からの高さ-3950mm(TE13)から-3700mm(TE34)であるのに対して、原子炉スクラム後10分(600秒)での最大温度勾配は約 $45^{\circ}\text{C}/\text{m}$ でその位置は、ナトリウム液面からの高さ-2950mm(TE15)から-2700mm(TE35)である。

(3) 内筒頂部付近での最大温度勾配

内筒頂部付近での温度成層は内筒頂部付近(ナトリウム液面からの高さ-1150mm; TE21)の温度低下とともに形成される。Fig.3.28に原子炉スクラム後約5時間(17400秒)の内筒頂部より上方の軸方向温度分布を示す。原子炉スクラムから約30分(1800秒)後に形成される内筒頂部付近の成層界面内における温度勾配は、原子炉スクラム後約1時間50分(6600秒)で最大となる。最大温度勾配とその軸方向位置は時間とともに変化し、原子炉スクラム後30分(1800秒)での最大温度勾配は約 $75^{\circ}\text{C}/\text{m}$ 、その位置はナトリウム液面からの高さ-1050mm(TE22)から-950mm(TE23)であるのに対して、原子炉スクラム後1時間20分(4800秒)での最大温度勾配は約 $170^{\circ}\text{C}/\text{m}$ 、その位置はナトリウム液面からの高さ-950mm(TE23)から-850mm(TE24)である。その後もほぼ同じ温度勾配であり、最大温度勾配を生じる軸方向位置は時間の経過とともに上昇する。

Fig. 3.29 に(1)上部フローホールより下方、(2)上部フローホールより上方および(3)内筒頂部付近での最大温度勾配の時間変化をまとめる。同図より内筒にフローホールを設置したことにより、原子炉スクラム初期の温度勾配は約 $160^{\circ}\text{C}/\text{m}$ よりも小さく抑えられ、最も急峻な温度勾配を生じるのは、原子炉スクラムから 30 分 (1800 秒) 以降の内筒頂部付近であることがわかる。

4.4 成層界面上昇速度

Fig. 3.30 および 3.31 に、上部フローホール付近および内筒頂部付近の成層界面位置の時間変化をそれぞれ示す。成層界面の位置は、その界面付近の上方と下方の 2 つの温度勾配の傾きが交差する位置と定義した。

Fig. 3.30 の上部フローホール付近の成層界面位置の時間変化では、原子炉スクラム後 2 分 (120 秒) から 10 分 (600 秒) では成層界面の軸方向への移動量は約 130mm であり、上昇速度に換算して約 1.0m/h である。一方、原子炉スクラム後 10 分 (600 秒) 以降では 10 分 (600 秒) 後から 70 分 (4200 秒) 後までの軸方向の移動量は約 600mm であり、成層界面上昇速度は約 0.6m/h である。上昇速度は原子炉スクラムから約 10 分 (600 秒) 後以降はほぼ一定で推移する。軸方向の領域によって成層界面の上昇速度は異なっている。この理由は、温度成層界面が下部フローホールと上部フローホール間にある原子炉スクラム後約 2 分 (120 秒) から約 10 分 (600 秒) の 8 分間では、100%出力からの手動トリップ事象に対する解析⁽⁴⁾で予測されたように、成層界面がポンモータにより上部プレナムへ供給される冷却材により押し上げられるからであると推定される。これに対して、成層界面位置が上部フローホールより上側に存在する原子炉スクラム後 10 分間 (600 秒) 以降では、炉心からフローホールに向かう流れは減少し、成層界面の上昇に対して流動の影響が小さくなるためと考えられる。

Fig. 3.31 の内筒頂部付近の成層界面位置の時間変化では、原子炉スクラムから 1 時間 20 分 (4800 秒) 後と 2 時間 10 分 (7800 秒) 後の成層界面位置の変化は約 190mm であり、成層界面上昇速度は約 0.2m/h と遅くなる。この理由は、内筒頂部付近では炉心からの流れが成層界面の上昇にはほとんど寄与せず、熱伝導により温度成層が解消していくためであると考えられる。

第5章 結 言

高速増殖原型炉「もんじゅ」の原子炉容器上部プレナム温度評価試験結果を用いて、温度成層界面の特徴を評価した。

[定常時測定結果]

- (1)軸方向温度分布：定常時の上部プレナム内軸方向温度は、内筒取付台と炉心頂部間で約410°C、下部および上部フローホール間付近で約480°Cであり、定常時に温度成層界面が形成されている。
- (2)温度変動：下部および上部フローホール付近の温度変動のRMS値はそれぞれ約1.6°C、1.5°Cである。下部および上部フローホール付近の温度変動の原因是、温度の異なる冷却材が混合することにより発生するものと考えられる。

[過渡時測定結果]

- (1)炉心出口温度：1次主冷却系のナトリウム流量は、原子炉スクラムにより急激に低下し、原子炉スクラム後約40秒で一定流量となる。炉心出口温度は原子炉スクラムから約40秒で急激に低下し、その後は緩やかな温度降下となる。
- (2)軸方向温度分布：上部フローホール付近までの領域では温度は約10分(600秒)の間に約480°Cから約370°Cまで低下する。上部フローホールより上方の領域での温度変化は、時間遅れを伴った比較的緩慢なものである。また、内筒頂部付近より上方の温度低下が始まるのは原子炉スクラムから約15分(900秒)経過以降で、その温度低下は非常にゆっくりしたものである。また、上部プレナム内の温度がほぼ均一になるのは原子炉スクラムから約4時間(14400秒)後である。
- (3)温度降下率：上部プレナム内の各位置における最大の温度降下率は、炉心出口付近では約5°C/sec、フローホール付近では約2°C/secである。また、上部フローホールより上方の領域の温度降下率は最大約0.3から0.4°C/secである。
- (4)温度勾配：原子炉スクラム後の上部プレナム内の温度勾配は、成層界面形成初期の原子炉スクラムから約2分(120秒)後で約160°C/mである。原子炉スクラムから3分(180秒)後の最大温度勾配は約110°C/m、原子炉スクラムから10分(600秒)後の最大温度勾配は約45°C/mである。また、原子炉スクラムから約30分(1800秒)以降に形成される内筒頂部付近の温度勾配は、原子炉スクラム後約1時間20分(4800秒)で約170°C/mである。
- (5)成層界面上昇速度：原子炉スクラム後2分(120秒)から約10分(600秒)間での成層界面上昇速度は、約1.0m/h、原子炉スクラム後10分(600秒)以降の成層界面上昇速度は約0.6m/hである。この上昇速度の相違は、原子炉スクラムから約2分(120秒)から10分(600秒)の間では、成層界面がポンモータにより上部プレナムへ供給される

冷却材により押し上げられるためと考えられるのに対し、原子炉スクラム後 600 秒以降では、炉心からフローホールに向かう流れは減少し、成層界面の上昇に対して流動の影響が小さくなるためであると考えられる。また、内筒頂部付近の成層界面位置の時間変化は、原子炉スクラムから 1 時間 20 分 (4800 秒) 後と 2 時間 10 分 (7800 秒) 後で約 190mm あり、成層界面上昇速度は約 0.2m/h である。

原子炉容器上部プレナム温度評価試験による温度分布測定結果を用いて 40%出力定常時の温度変動および過渡時の温度降下率、温度勾配および成層界面上昇速度を評価した。今後は多次元熱流動解析コード AQUA により 40%出力定常時および過渡時の解析を行い、本測定結果との比較を実施し、温度成層化特性の解析手法の高度化ならびに実験検証の蓄積を図る予定である。

謝　　辞

本測定結果のデータ処理にあたり、収録したバイナリーデータのアスキー形式への変換に関して協力いただいた熱流体技術開発室の飯田 将男研究員に感謝いたします。

参考文献

- (1) Y.Ieda et al.: Experimental and analytical studies of the thermal stratification phenomenon in the outlet plenum of fast breeder reactors, Nuclear Engineering and Design 120 (1990) 403-414
- (2) N.Tanaka et al : Prediction method for thermal stratification in a reactor vessel, Nuclear Engineering and Design 120 (1990) 395-402
- (3) 桃井 一光 他、PLANRTL-DHX 装置による上部プレナム温度成層化ナトリウム試験、PNC ZN9410 94-292、1994年10月
- (4) T.Muramatu, H.Ninokata, Investigation of turbulence modelling in thermal stratification analysis, Nuclear Engineering and Design 150 (1994) 81-93
- (5) 荒井 真伸、SST：熱電対プラグ用 ϕ 1.6mm 熱電対の応答特性、もんじゅテクニカルメモ ES-06-021、平成6年7月4日
- (6) 日本機械学会訳、ASME Performance Test Codes, Supplement of Instruments and Apparatus, Part 1, Measurement Uncertainty, ANSI/ASME PTC19.1-1985
- (7) 日本工業規格、温度測定法－電気的方法、JIS Z 8704、1993
- (8) 日本工業規格、シーズ熱電対、JIS C 1605、1995
- (9) 村松 寿晴、単層多次元コード AQUA による高速原型炉「もんじゅ」炉内熱流動解析(V) 定格負荷運転状態からの手動トリップ事象の解析、PNC ZN9410 92-322、1992年10月

Table 2.1 热電対設置位置(1/2)

熱電対番号 (CH)	設置位置 (EL.) [mm]	通常時 Na 液面 からの高さ [mm]	取り付け場所	備考
TE 1	27000	-6050	Na 中炉心側	F/A 頂部 EL27050
TE 2	27350	-5700		故障
TE 3	27700	-5350	Na 中炉心側	内筒フローホールレベル
TE 4	27890	-5160	"	
TE 5	28080	-4970	"	
TE 6	28270	-4780	"	
TE 7	28370	-4680	"	
TE 8	28470	-4580	"	
TE 9	28570	-4480	"	
TE 10	28670	-4380	"	内筒フローホールレベル
TE 11	28770	-4280	"	
TE 12	28870	-4180	"	
TE 13	29100	-3950	"	
TE 14	29600	-3450	"	
TE 15	30100	-2950	"	
TE 16	30600	-2450	"	
TE 17	31100	-1950	"	
TE 18	31600	-1450	"	
TE 19	31700	-1350	"	
TE 20	31800	-1250	"	
TE 21	31900	-1150	"	内筒頂部
TE 22	32000	-1050	"	
TE 23	32100	-950	"	
TE 24	32200	-850	"	
TE 25	32300	-750	"	
TE 26	32400	-650	"	
TE 27	32500	-550	"	
TE 28	32700	-350	"	
TE 29	32900	-150	"	
TE 30	27650	-5400	右回り 120 度方向	TE 3 -50mm
TE 31	28620	-4430	"	TE 9 +50mm
TE 32	29850	-3200	"	TE 14 +250mm

Table 2.1 热電対設置位置(2/2)

热電対番号 (CH)	設置位置 (EL) [mm]	通常時 Na 液面 からの高さ [mm]	取り付け場所	備考
TE 33	30850	-2200	"	TE 16 +250mm
TE 34	29350	-3700	右回り 240 度方向	TE 13 +250mm
TE 35	30350	-2700	"	TE 15 +250mm
TE 36	31350	-1700	"	TE 17 +250mm
TE 37	33300	250	カバーガス空間中	
TE 38	33550	500	"	

Table 2.2 測定ケース番号と測定開始時プラント状態

測定ケース番号	ST40-1	TR40-1
定常時/過渡時	定常時	過渡時
測定日	平成 7 年 11 月 30 日	平成 7 年 12 月 1 日
測定開始時刻	14 時 00 分 00 秒	13 時 30 分 00 秒
測定時間(時間)	4	8
測定間隔(秒)	0.1	0.1
測定開始時プラント状態		
1. 1 次主冷却系 Na 流量 (m ³ /h)		
A ループ	3360	3360
B ループ	3280	3290
C ループ	3260	3260
2. 原子炉容器 Na 入口温度(℃)		
A ループ	359	358
B ループ	362	362
C ループ	360	359
3. 原子炉容器 Na 出口温度(℃)		
A ループ	485	485
B ループ	483	483
C ループ	484	484
4. 炉心出口最高温度 (℃)	513	513
炉内位置	1A1	1A1
5. 炉心出口最低温度 (℃)	427	427
炉内位置	9F1	9F1

注) 4. および 5. の炉心出口最高、最低温度および流速は以下の測定チャンネルにおける値を参考までに示すものである。

チャンネル番号 ; 400, 401, 422, 423, 424, 425, 426, 427, 428, 429, 430, 431, 432, 433

Table 3.1 900 秒間の温度平均値と温度変動(1/2)

Na 液面から の高さ (mm)	熱電対番号 (-)	平均温度 (°C)	最大値 (°C)	最小値 (°C)	温度変動 +側(°C)	温度変動 -側(°C)	軸方向位置
-6050	TE1	413.8	419.4	409.6	5.6	4.2	燃料頂部
-5400	TE30	480.2	485.5	470.6	5.3	9.6	
-5350	TE3	479.4	483.8	464.9	4.4	14.5	下部 F/H
-5160	TE4	482.3	485.5	475.8	3.3	6.5	
-4970	TE5	483.3	486.1	479.2	2.8	4.1	
-4780	TE6	483.0	486.1	477.5	3.1	5.5	
-4680	TE7	483.0	486.1	476.3	3.1	6.7	
-4580	TE8	483.1	486.7	474.0	3.6	9.0	
-4480	TE9	482.7	485.5	474.6	2.8	8.1	
-4430	TE31	484.3	487.8	478.6	3.5	5.7	
-4380	TE10	483.3	487.8	474.6	4.5	8.7	上部 F/H
-4280	TE11	483.3	487.8	475.2	4.5	8.1	
-4180	TE12	483.5	488.4	475.8	4.9	7.7	
-3950	TE13	485.5	491.8	476.3	6.3	9.2	
-3700	TE34	488.0	491.3	485.0	3.4	3.0	
-3450	TE14	490.2	494.1	483.8	3.9	6.5	
-3200	TE32	489.5	493.0	486.1	3.4	3.5	
-2950	TE15	491.6	493.5	488.4	2.0	3.2	
-2700	TE35	490.7	492.5	489.0	1.8	1.7	
-2450	TE16	490.6	492.4	488.4	1.8	2.2	
-2200	TE33	491.3	493.0	489.0	1.7	2.3	
-1950	TE17	490.2	492.4	488.4	2.2	1.8	
-1700	TE36	491.1	491.9	490.2	0.8	0.9	
-1450	TE18	489.6	491.8	487.8	2.2	1.8	
-1350	TE19	489.8	491.8	488.4	2.1	1.4	
-1250	TE20	489.5	491.2	488.4	1.7	1.2	
-1150	TE21	489.3	493.0	486.1	3.6	3.3	内筒頂部
-1050	TE22	489.2	492.4	485.5	3.2	3.7	
-950	TE23	489.1	490.1	487.2	1.0	1.9	
-850	TE24	489.3	490.7	487.8	1.4	1.5	
-750	TE25	489.2	491.8	486.1	2.6	3.1	

Table 3.1 900 秒間の温度平均値と温度変動(2/2)

Na 液面から の高さ (mm)	熱電対番号 (-)	平均温度 (°C)	最大値 (°C)	最小値 (°C)	温度変動 +側 (°C)	温度変動 -側 (°C)
-650	TE26	489.3	490.7	487.8	1.3	1.5
-550	TE27	489.3	490.7	487.2	1.4	2.0
-350	TE28	489.1	491.8	486.7	2.7	2.5
-150	TE29	489.1	491.2	486.7	2.1	2.5
						Na 液面近傍

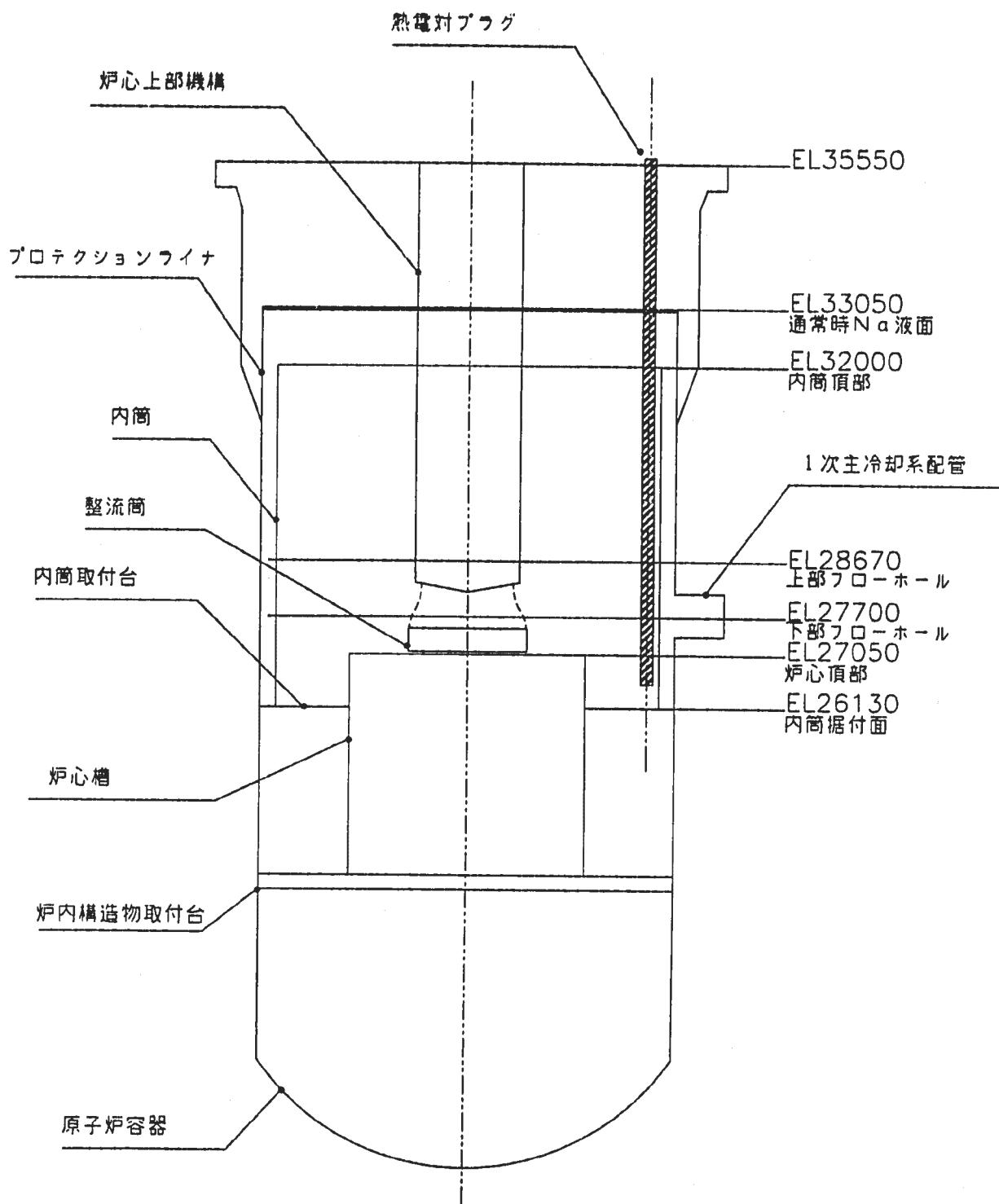


Fig. 2.1 原子炉容器構造概念図

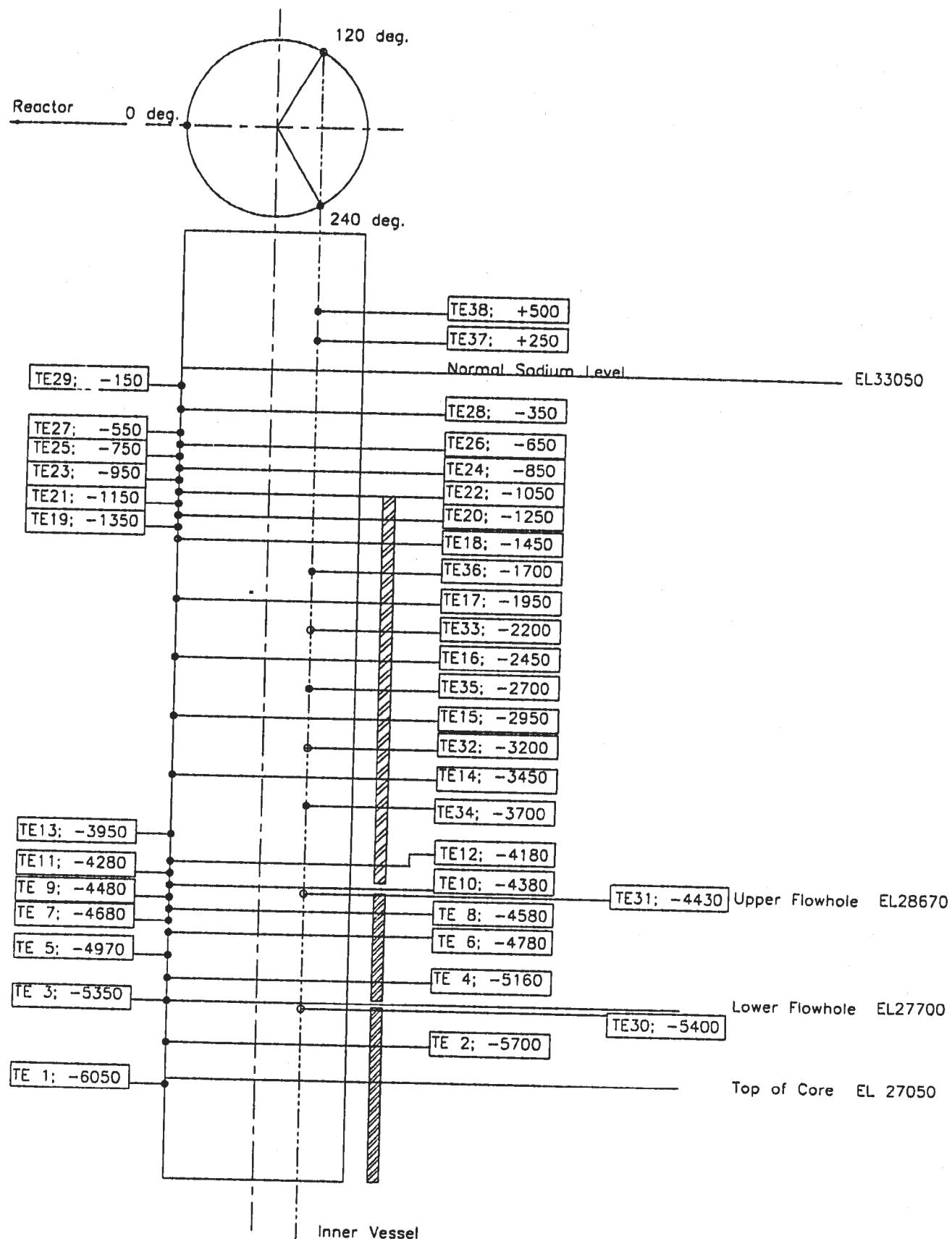


Fig. 2.2 热電対プラグの形状と热電対配置

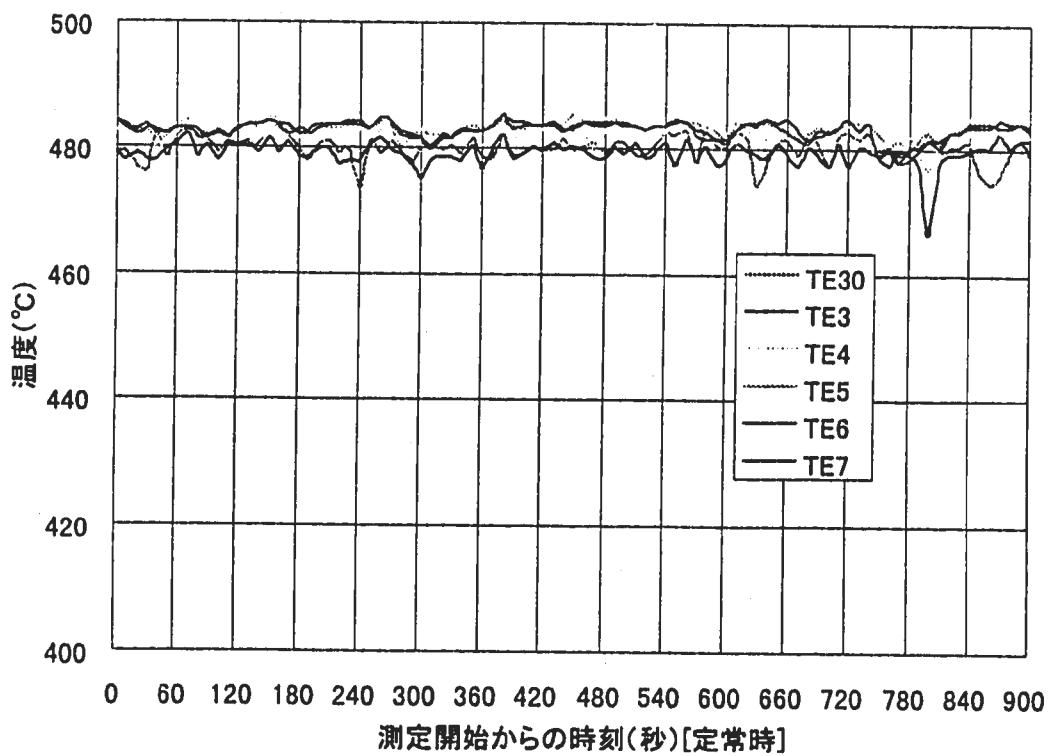
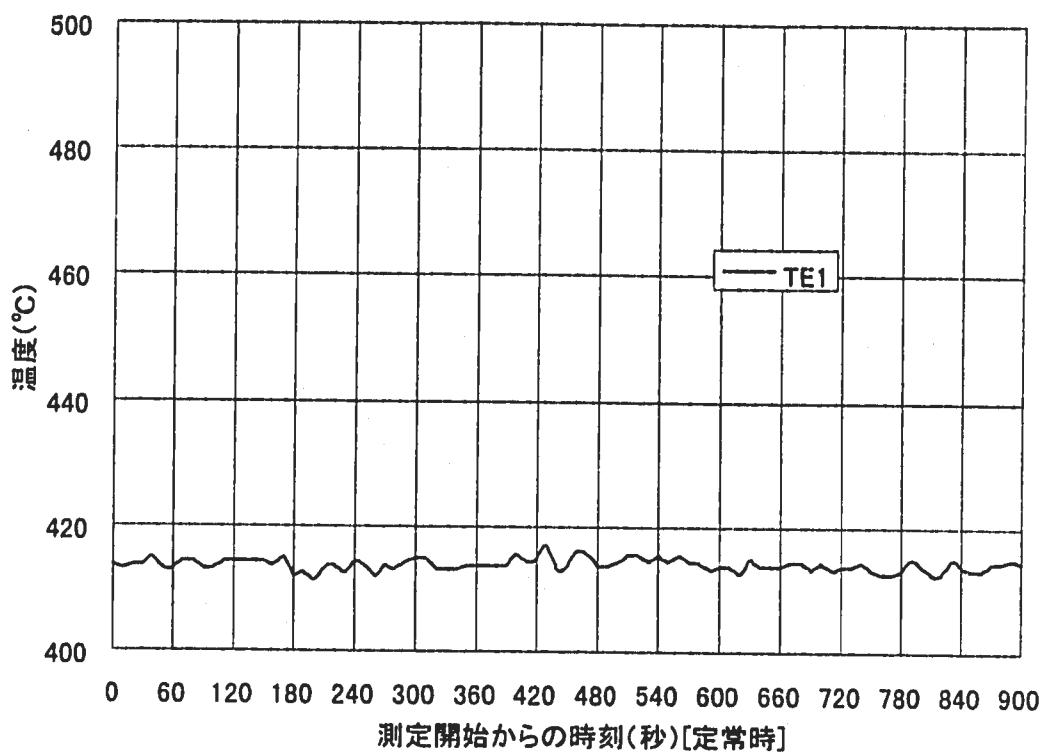


Fig. 3.1 上部プレナム内温度の時間変化（定常時 900 秒間）(1/3)

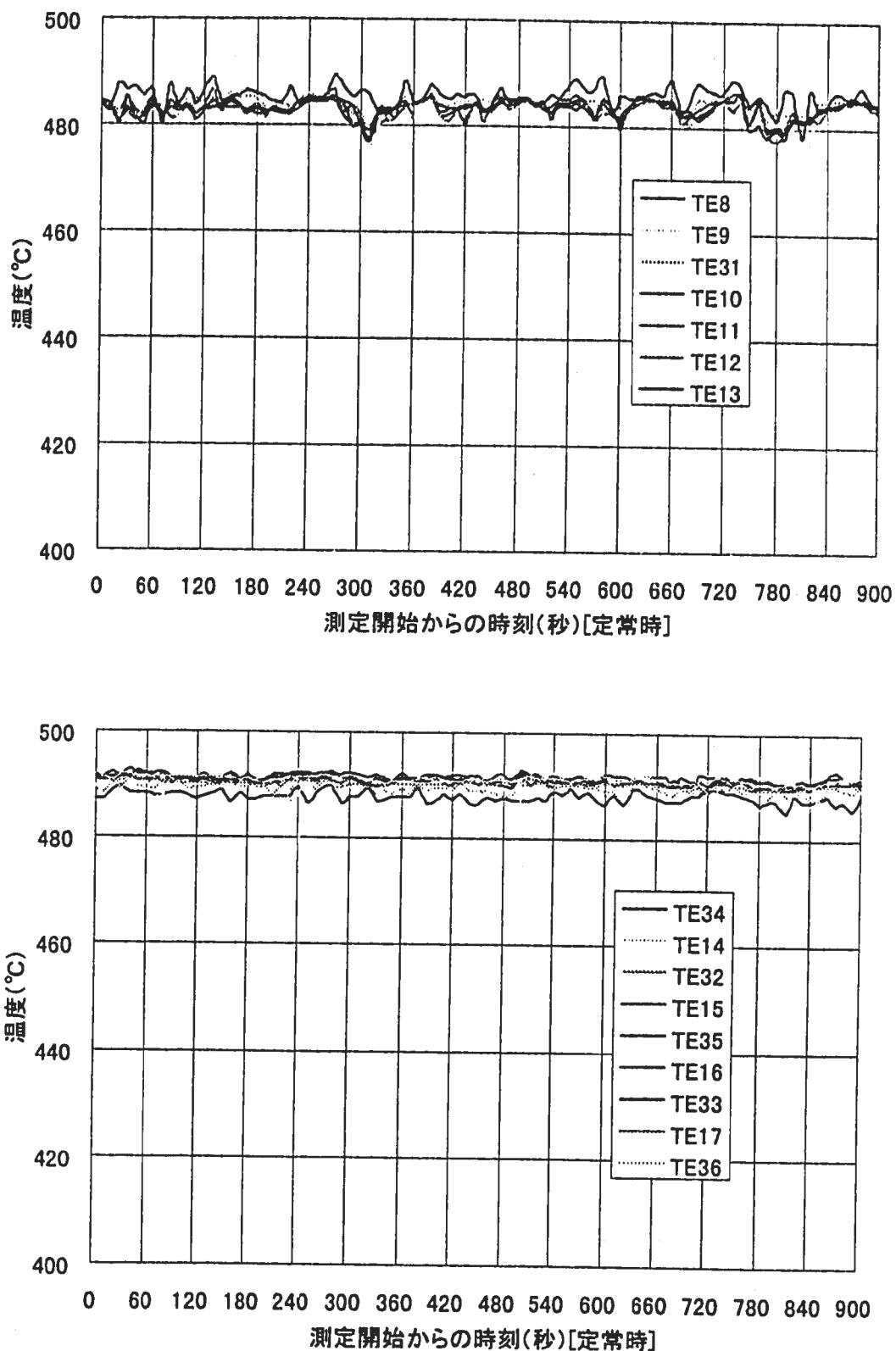


Fig. 3.1 上部プレナム内温度の時間変化 (定常時 900 秒間) (2/3)

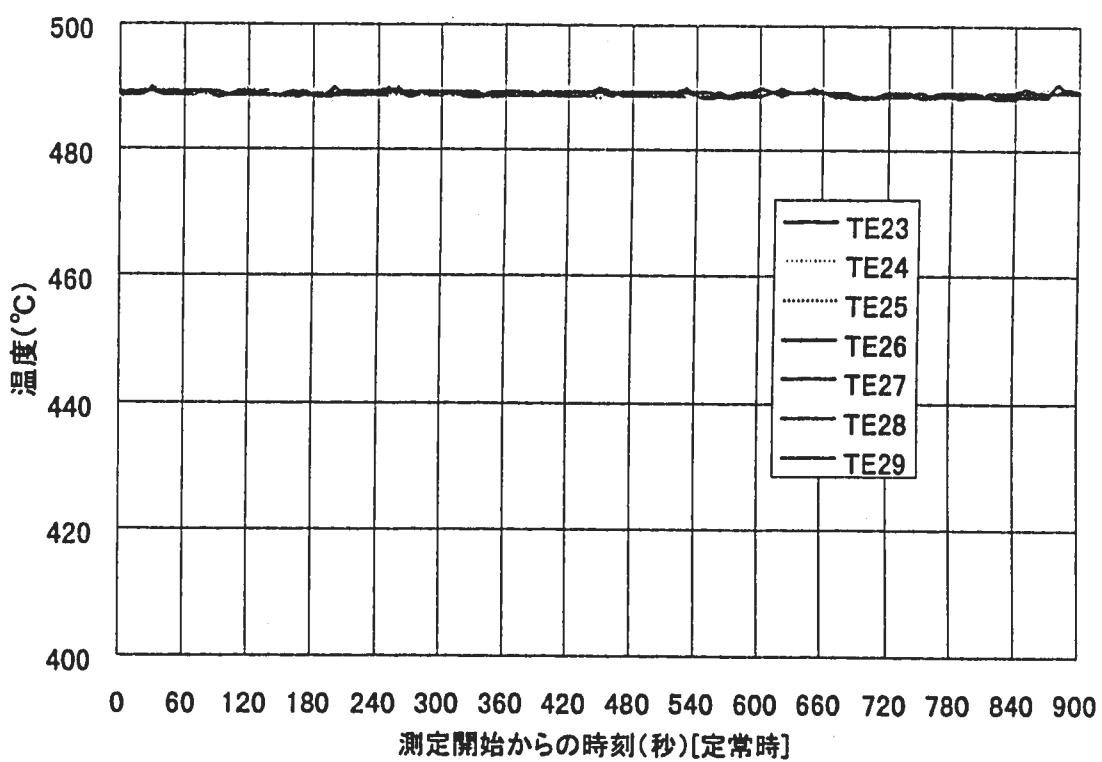
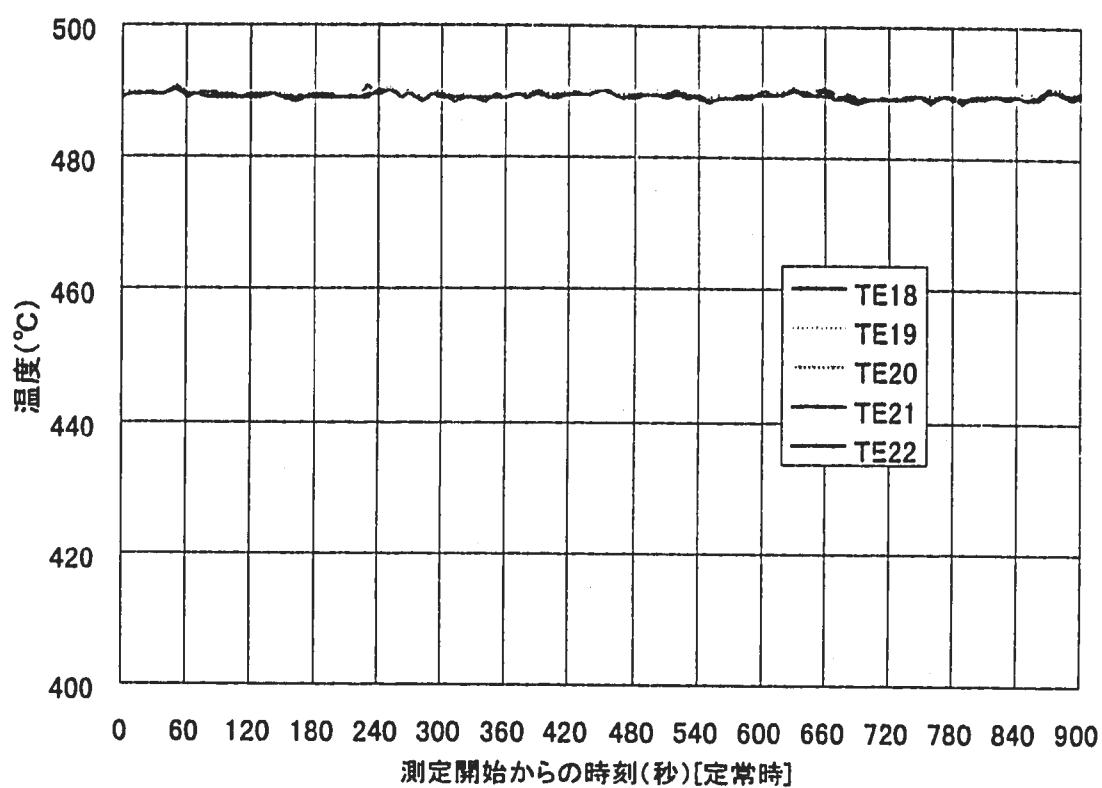


Fig. 3.1 上部プレナム内温度の時間変化（定常時 900 秒間）(3/3)

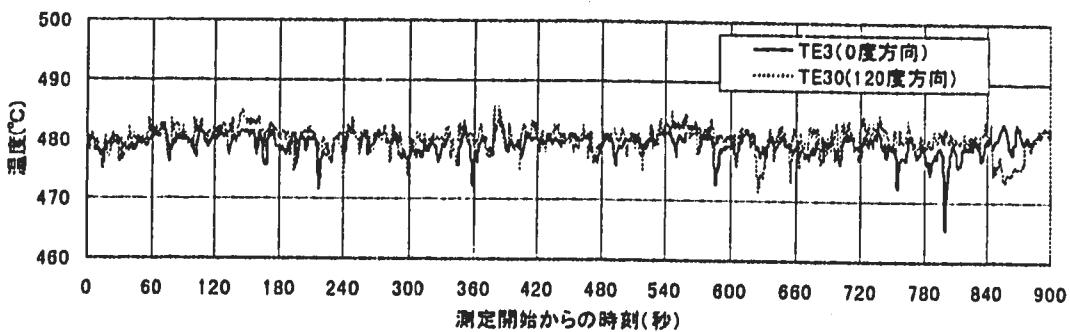


Fig. 3.2 热電対の周方向設置方位による温度指示値の比較

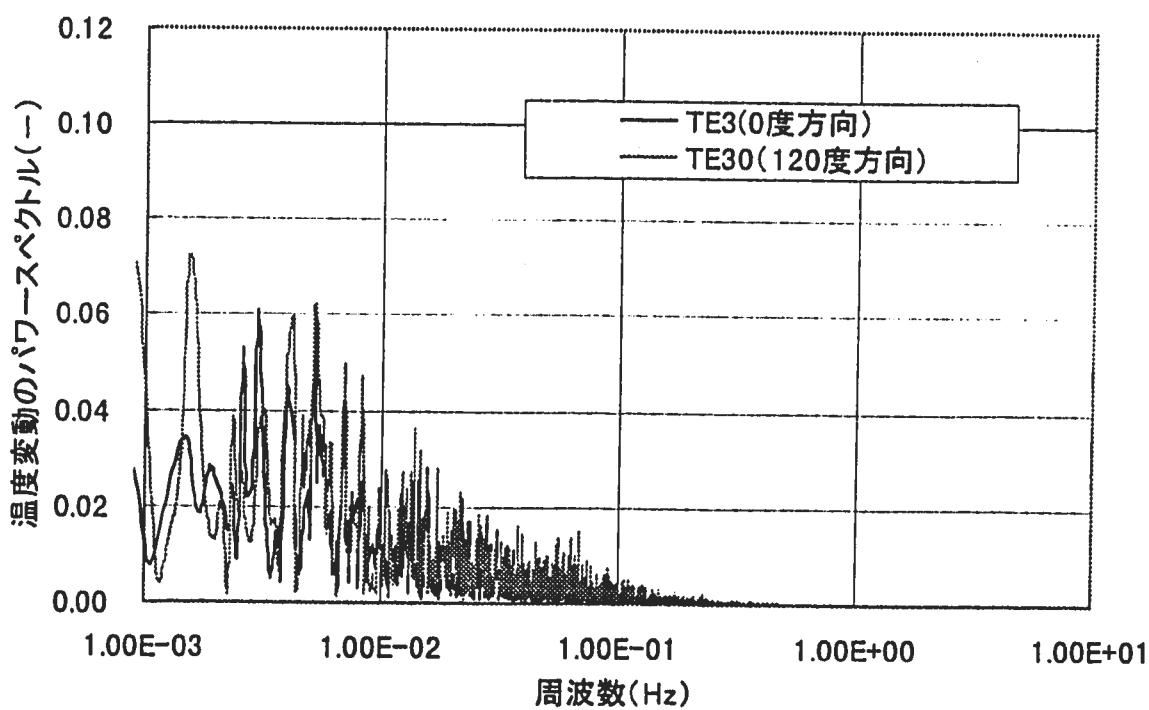


Fig. 3.3 热電対の周方向設置方位による周波数の比較

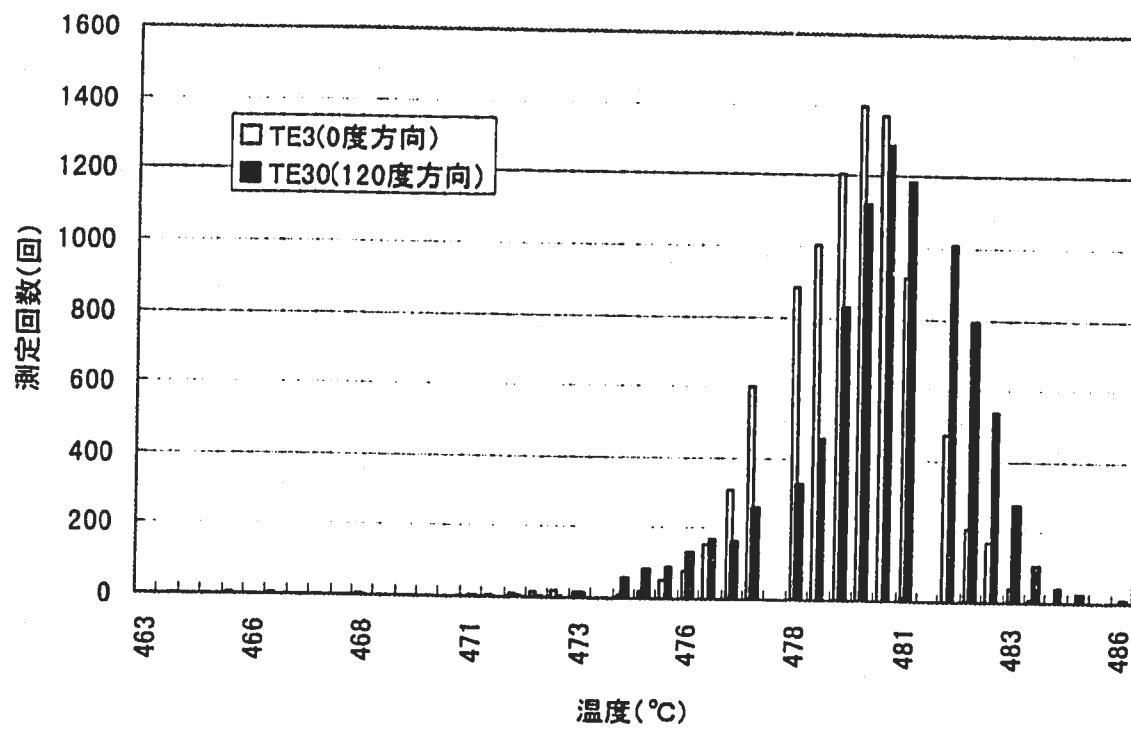


Fig. 3.4 热電対の周方向設置方位による温度測定頻度の比較

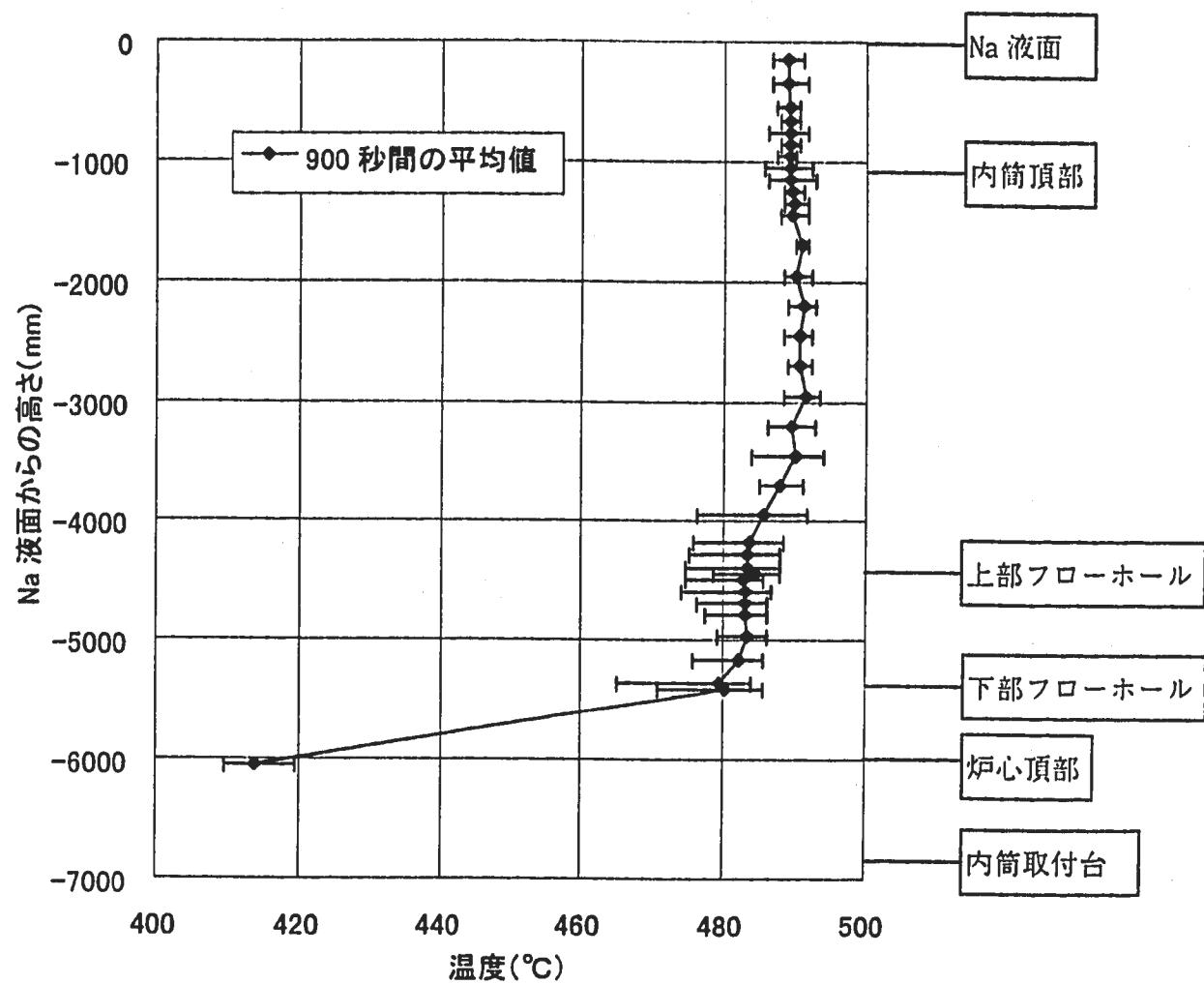


Fig. 3.5 上部プレナム内軸方向温度分布（定常運転時）

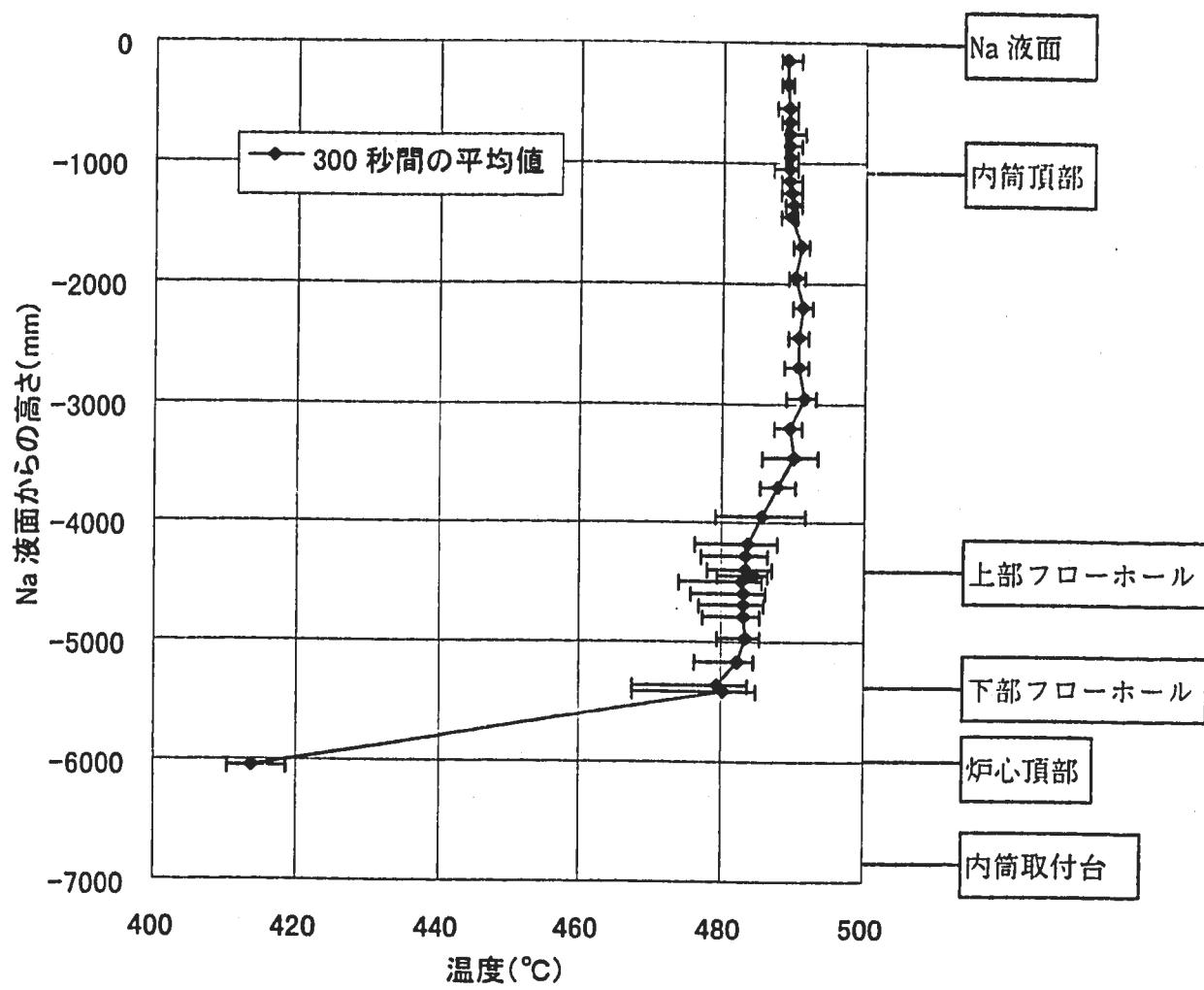


Fig. 3.6 上部プレナム内軸方向温度分布（原子炉スクラム前 300 秒間）

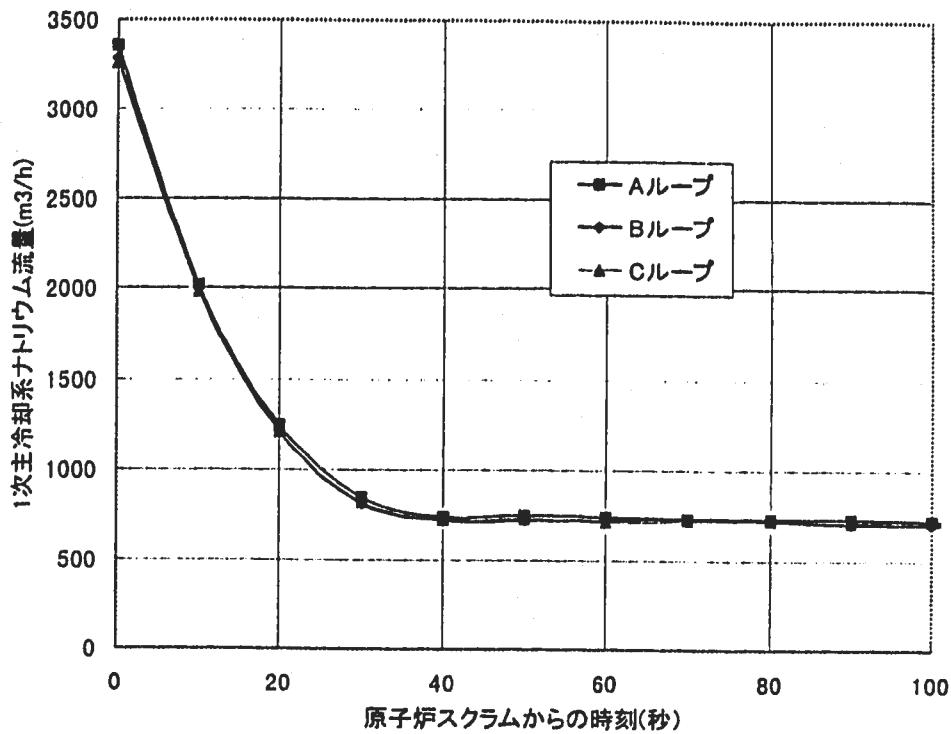


Fig. 3.7 原子炉スクラム後の1次主冷却系ナトリウム流量の時間変化
(原子炉スクラムから100秒間)

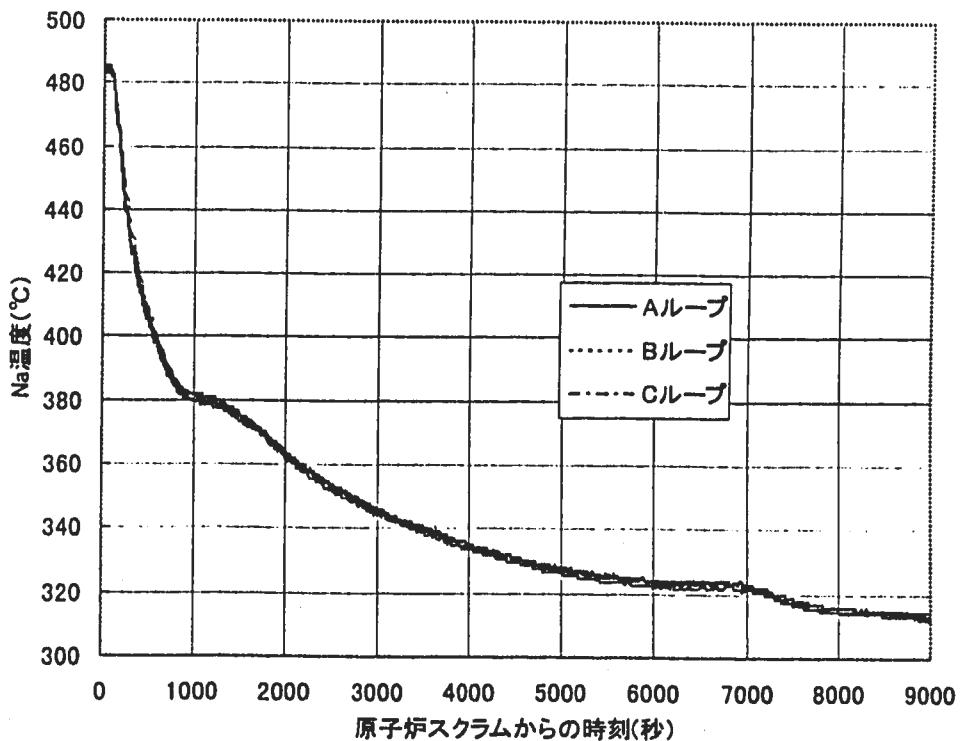


Fig. 3.8 原子炉スクラム後の原子炉容器出口ナトリウム温度の時間変化
(原子炉スクラムから150分(9000秒)間)

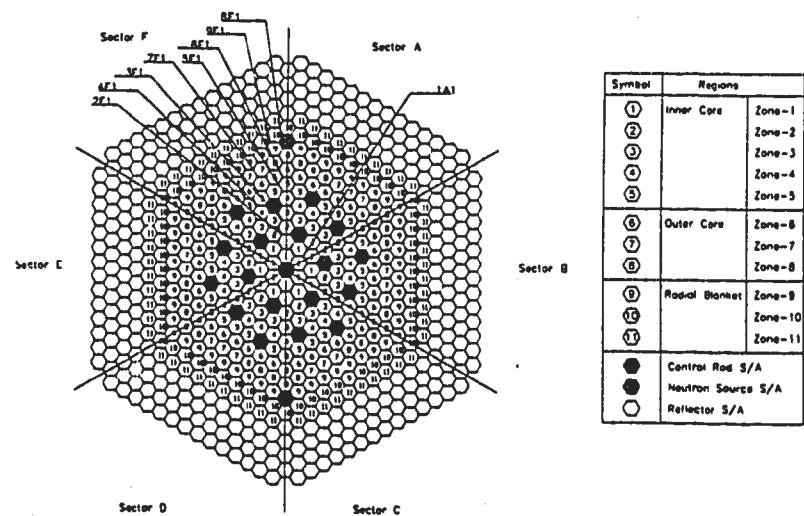
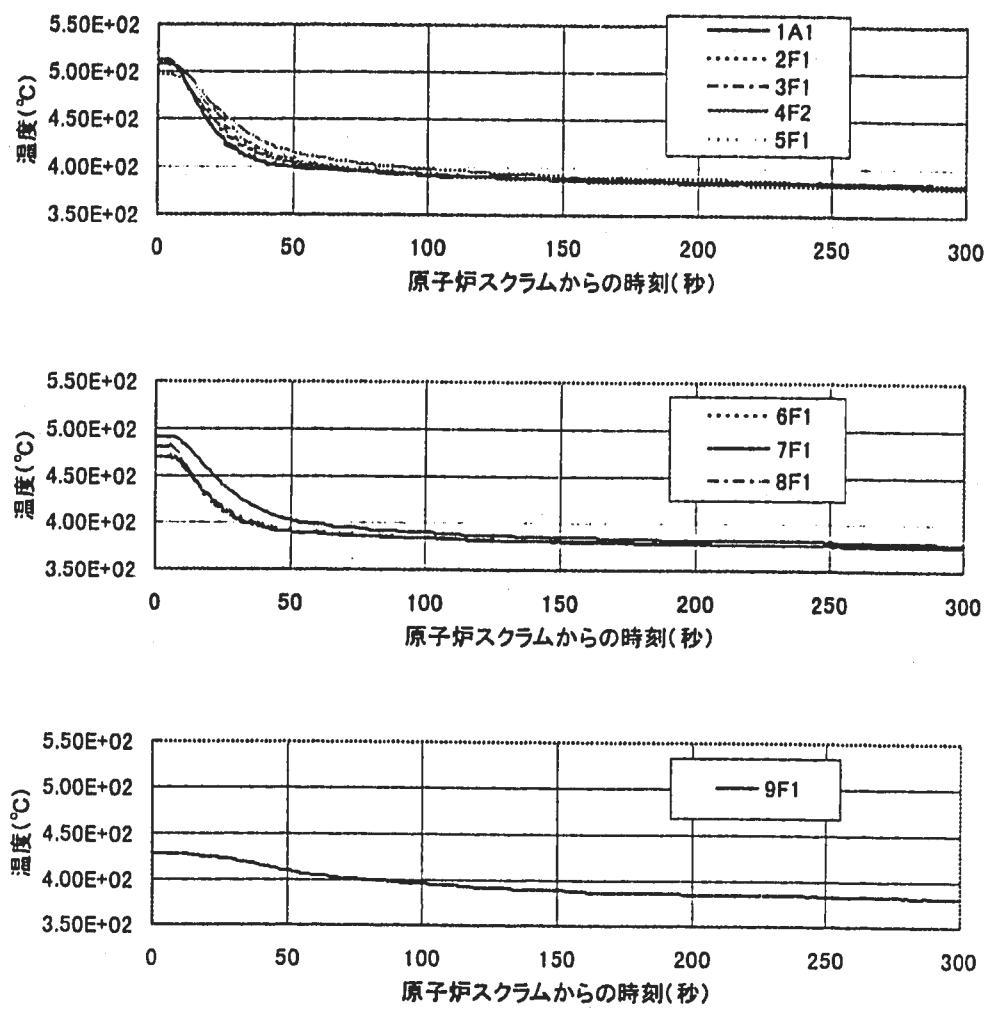
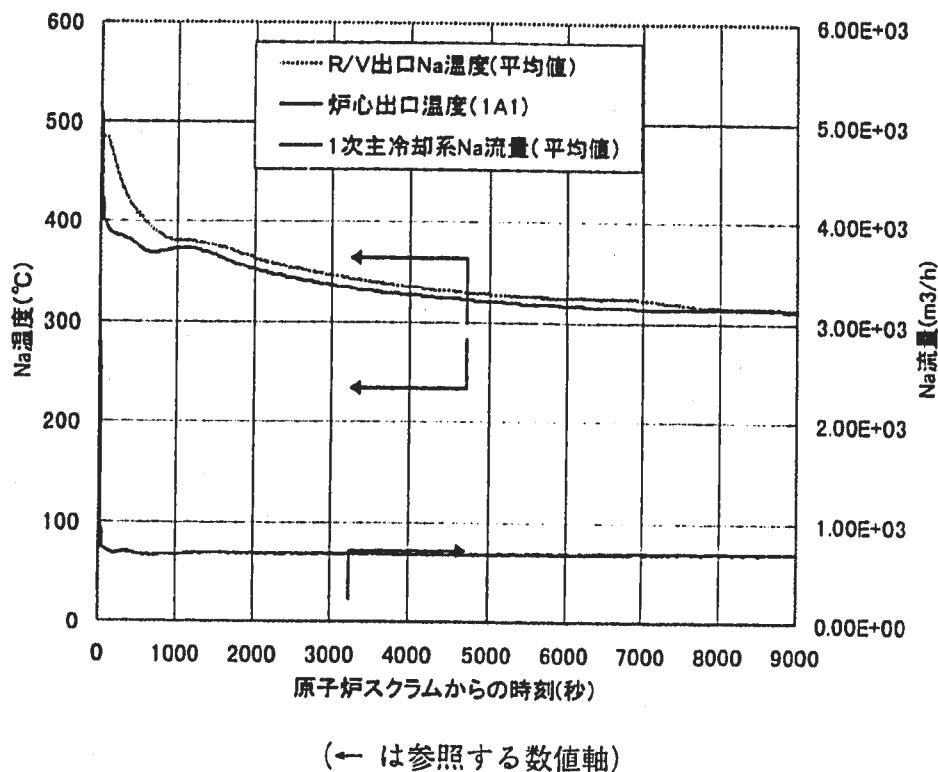
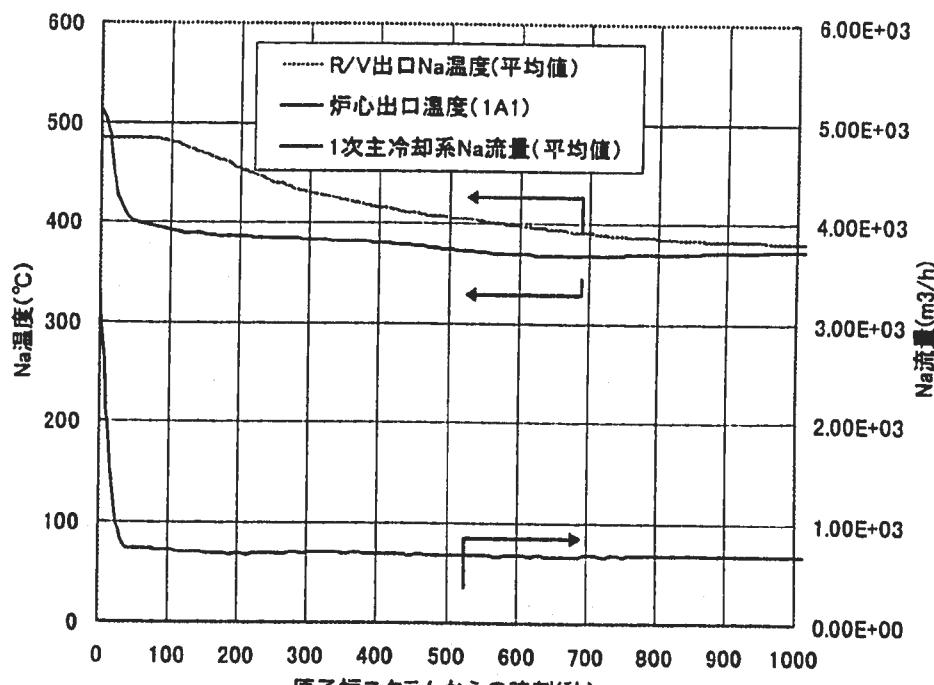


Fig. 3.9 原子炉スクラム後の燃料集合体出口温度の時間変化
(原子炉スクラムから 300 秒間)



(← は参考する数値軸)

Fig. 3.10 原子炉スクラム後の流量および温度変化 (原子炉スクラムから 9000 秒間)



(← は参考する数値軸)

Fig. 3.11 原子炉スクラム後の流量および温度変化 (原子炉スクラムから 1000 秒間)

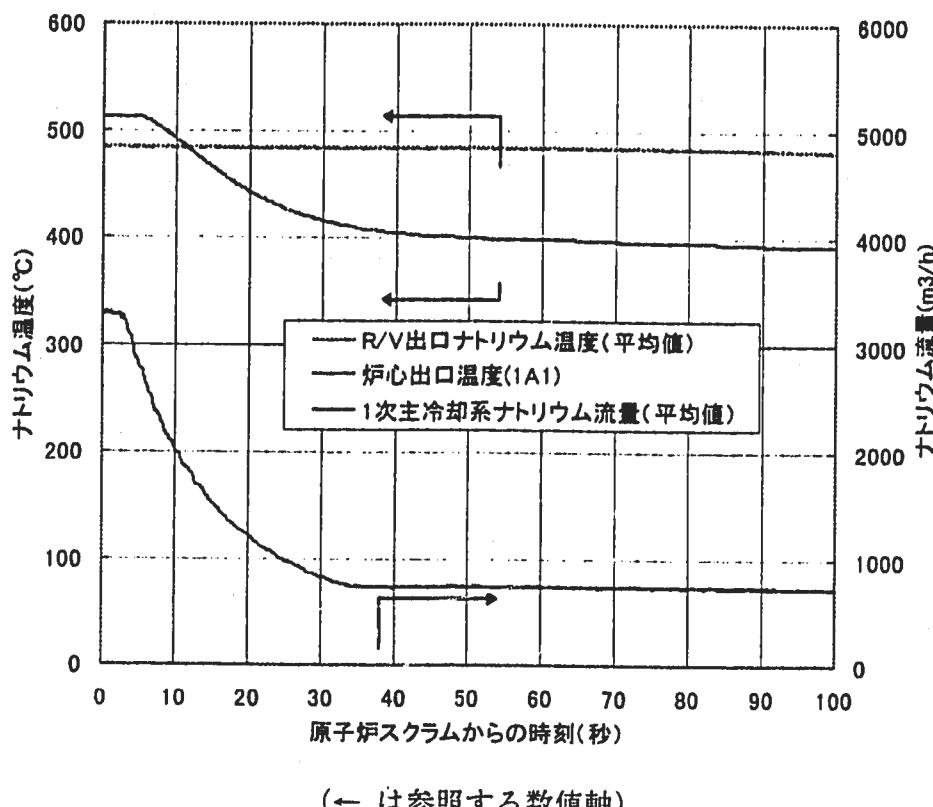


Fig. 3.12 原子炉スクラム後の流量および温度変化 (原子炉スクラムから 100 秒間)

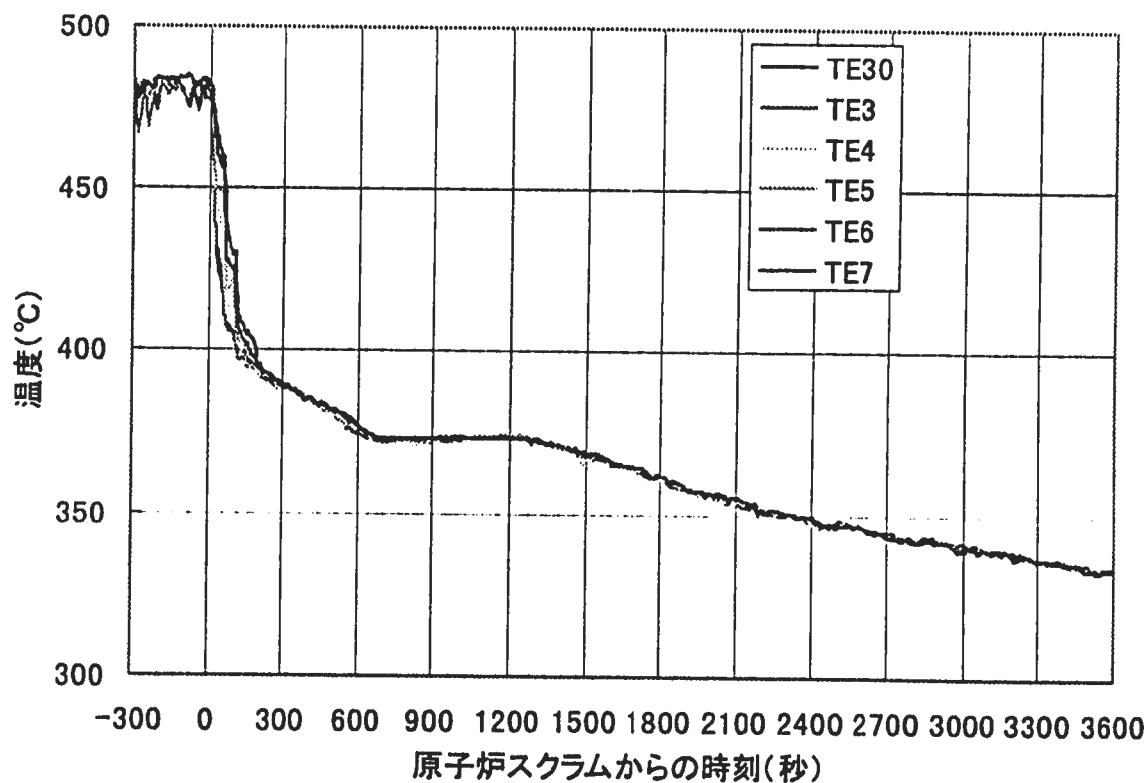
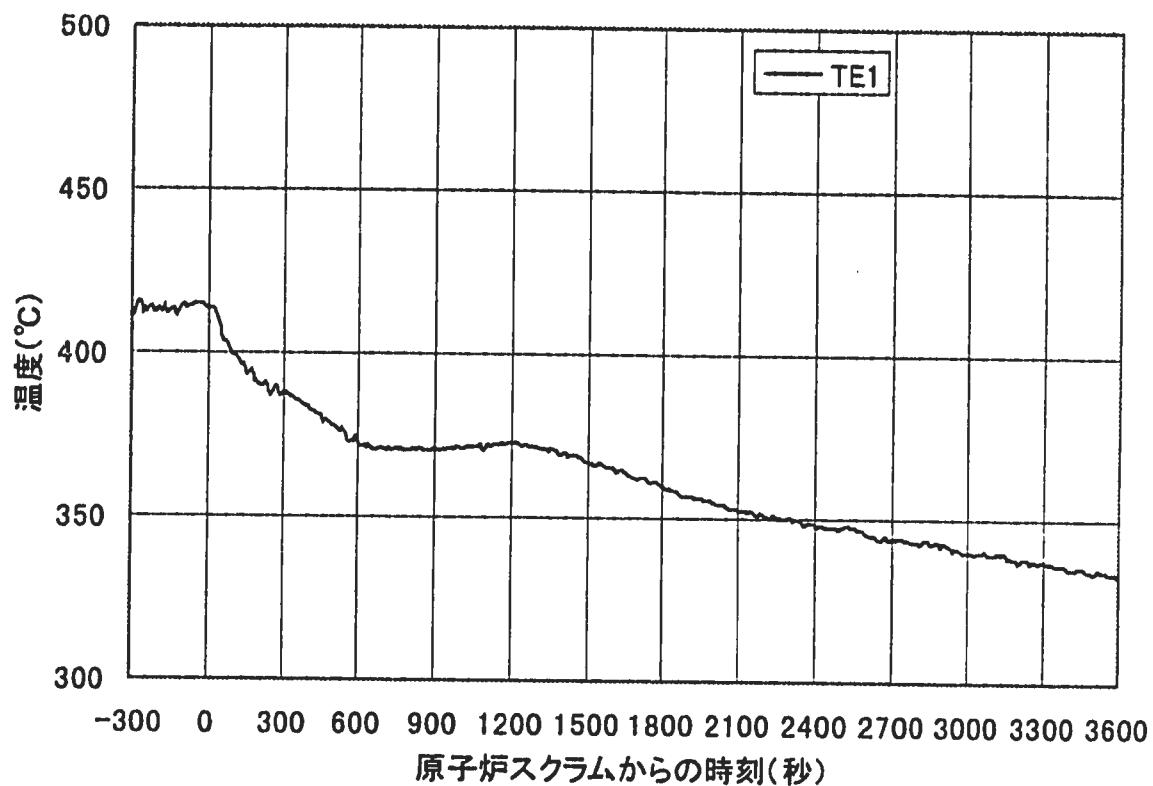


Fig. 3.13 各位置での温度の時間変化（原子炉スクラム 300 秒前から 3600 秒間）(1/3)

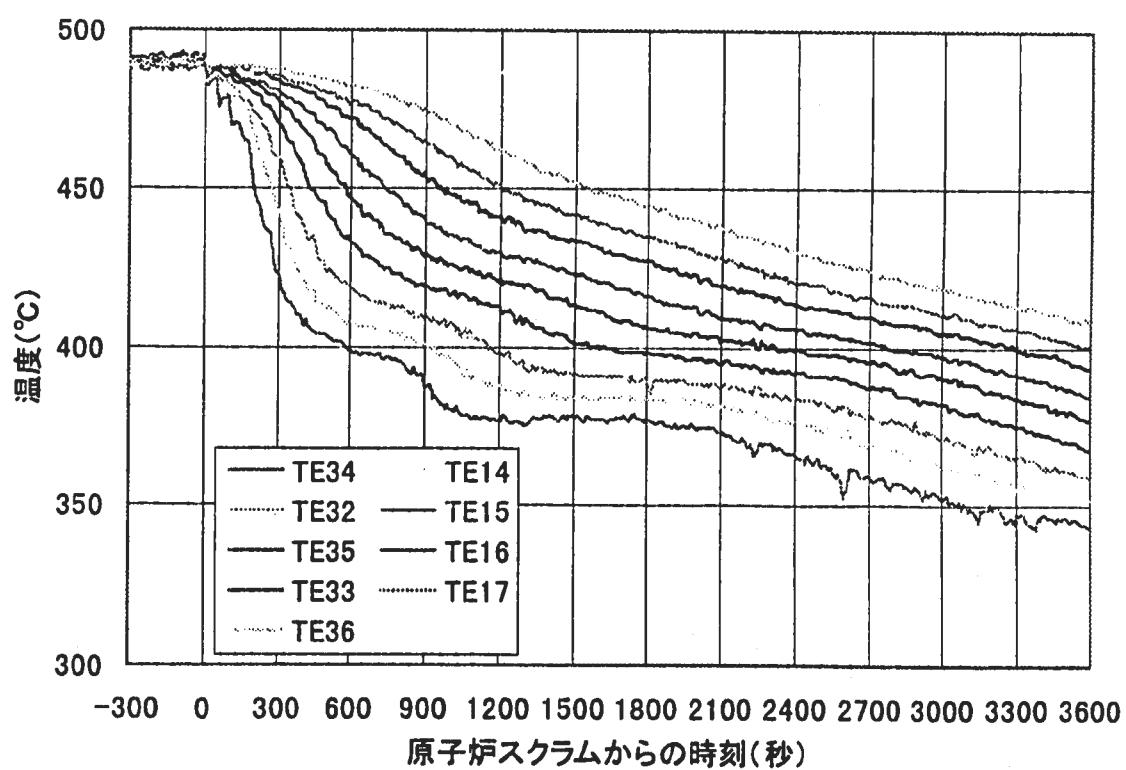
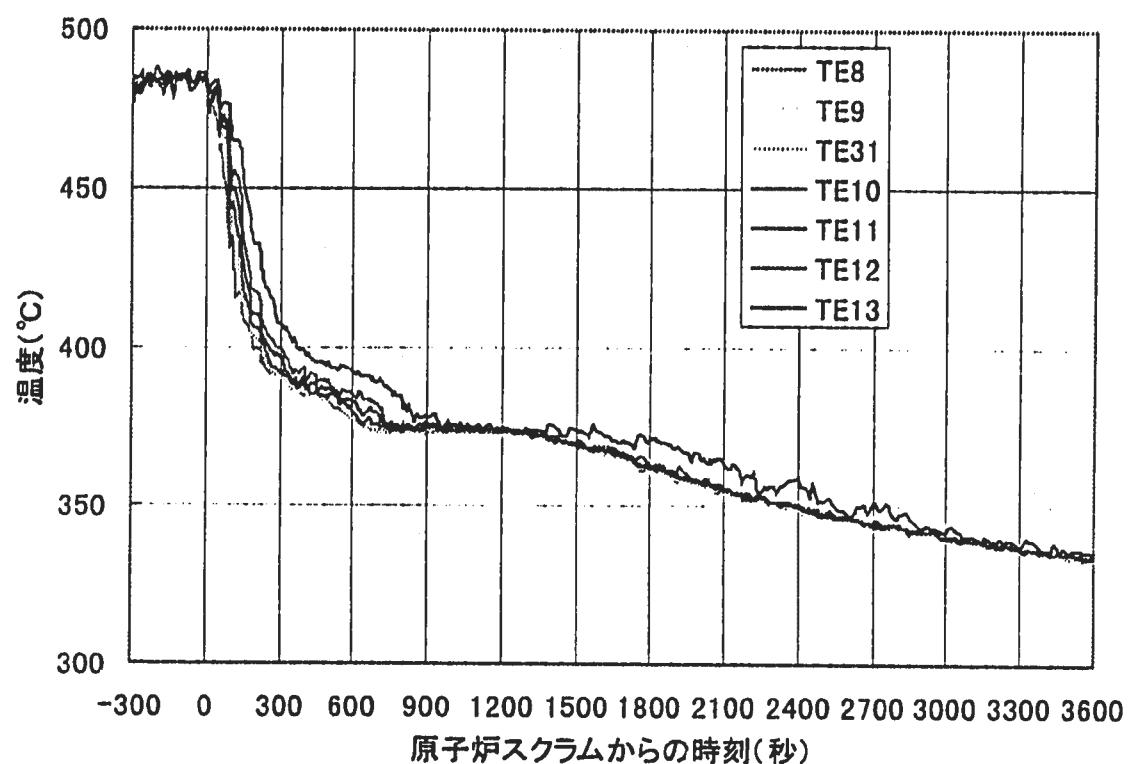


Fig. 3.13 各位置での温度の時間変化（原子炉スクラム 300 秒前から 3600 秒間）(2/3)

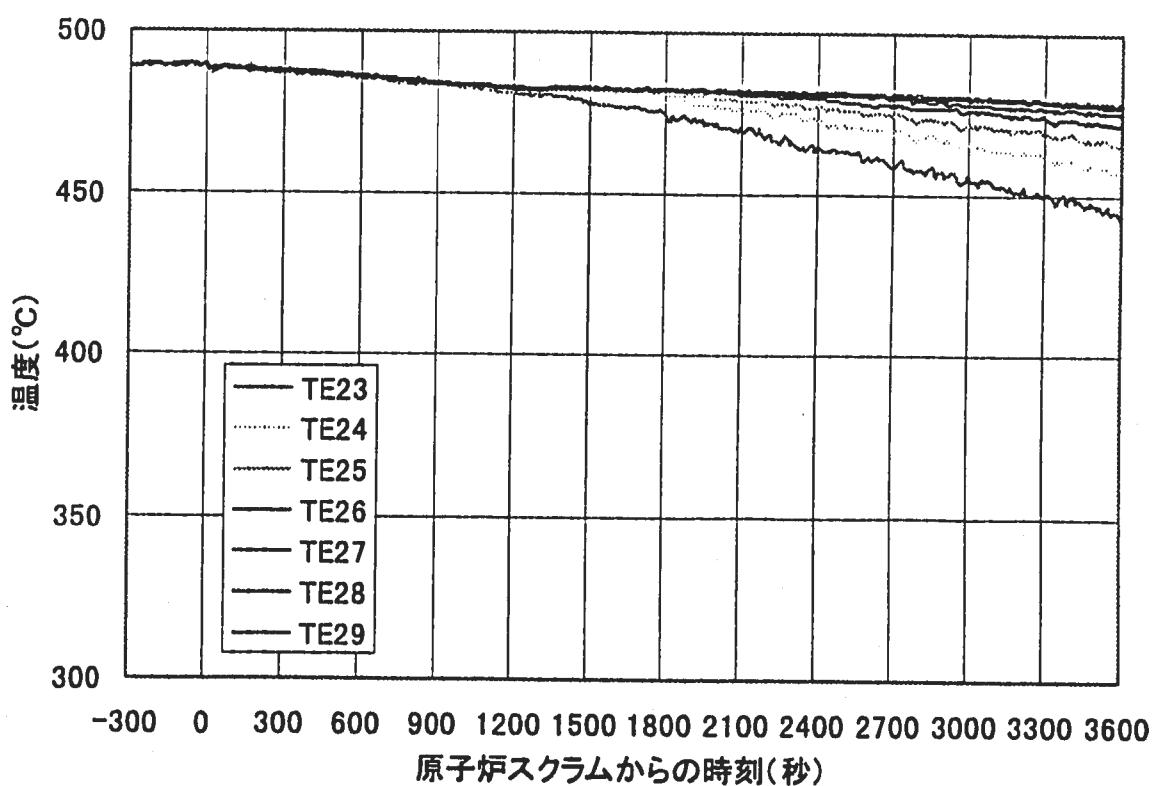
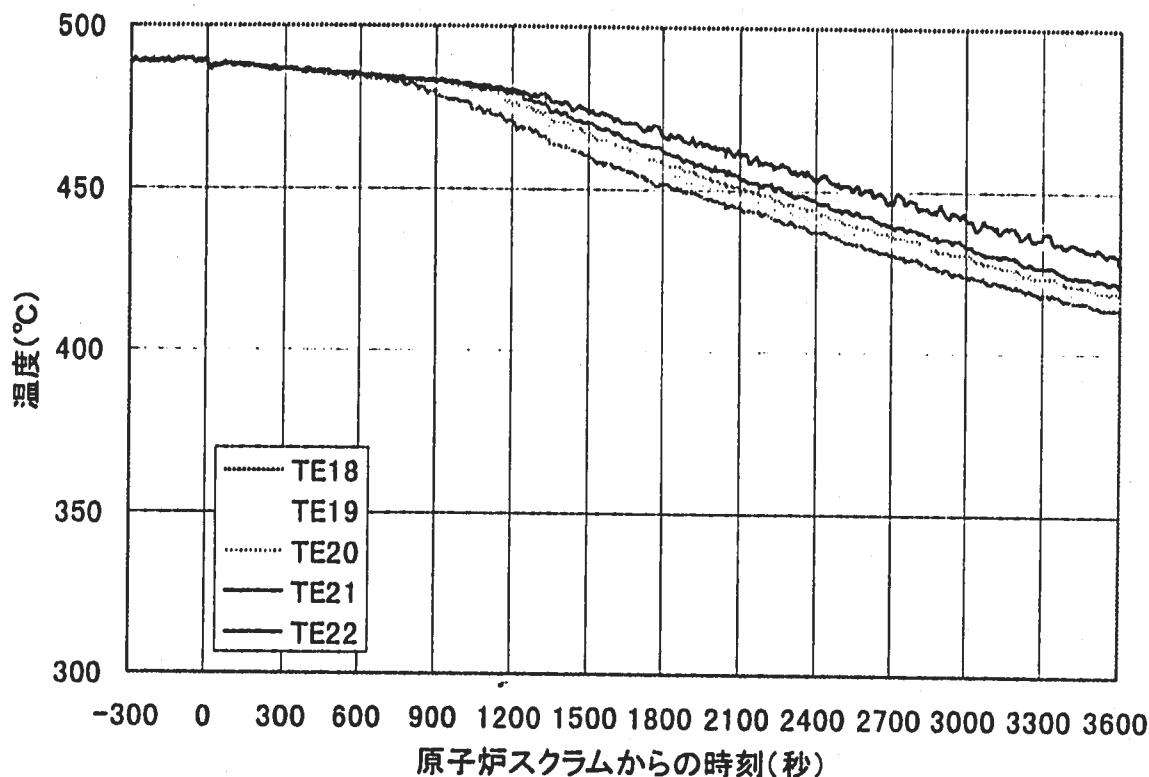


Fig. 3.13 各位置での温度の時間変化（原子炉スクラム 300 秒前から 3600 秒間）(3/3)

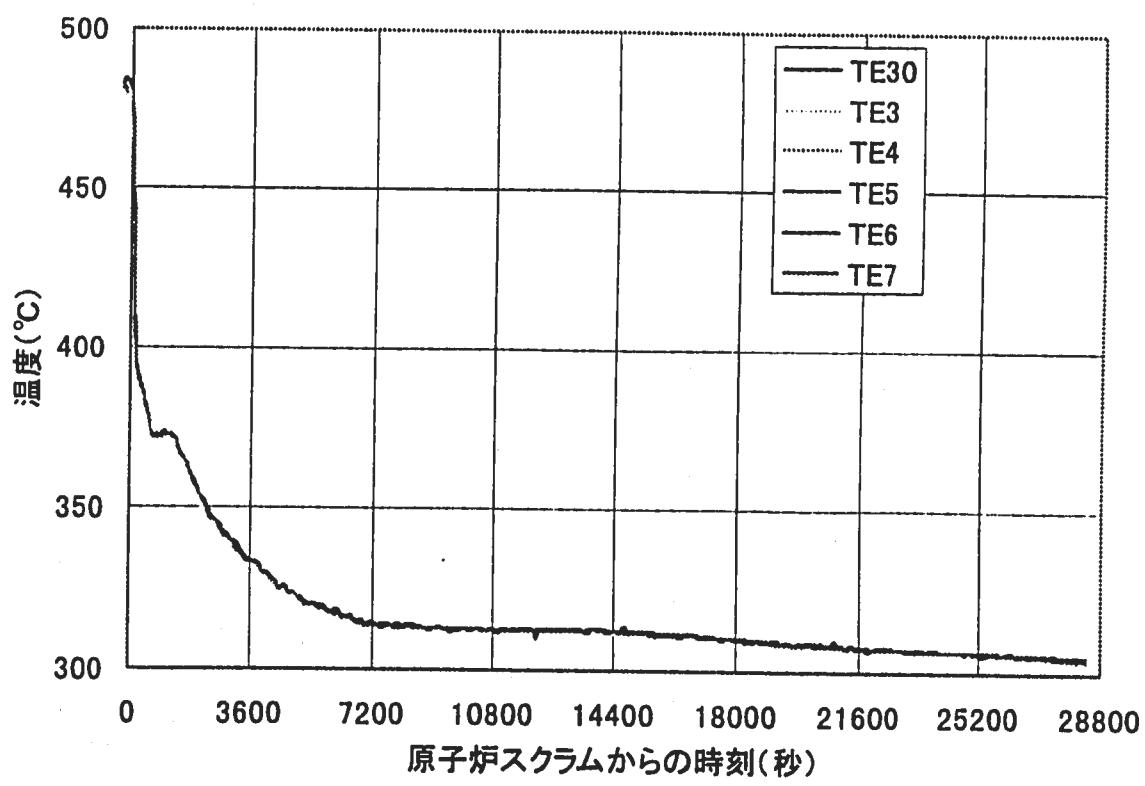
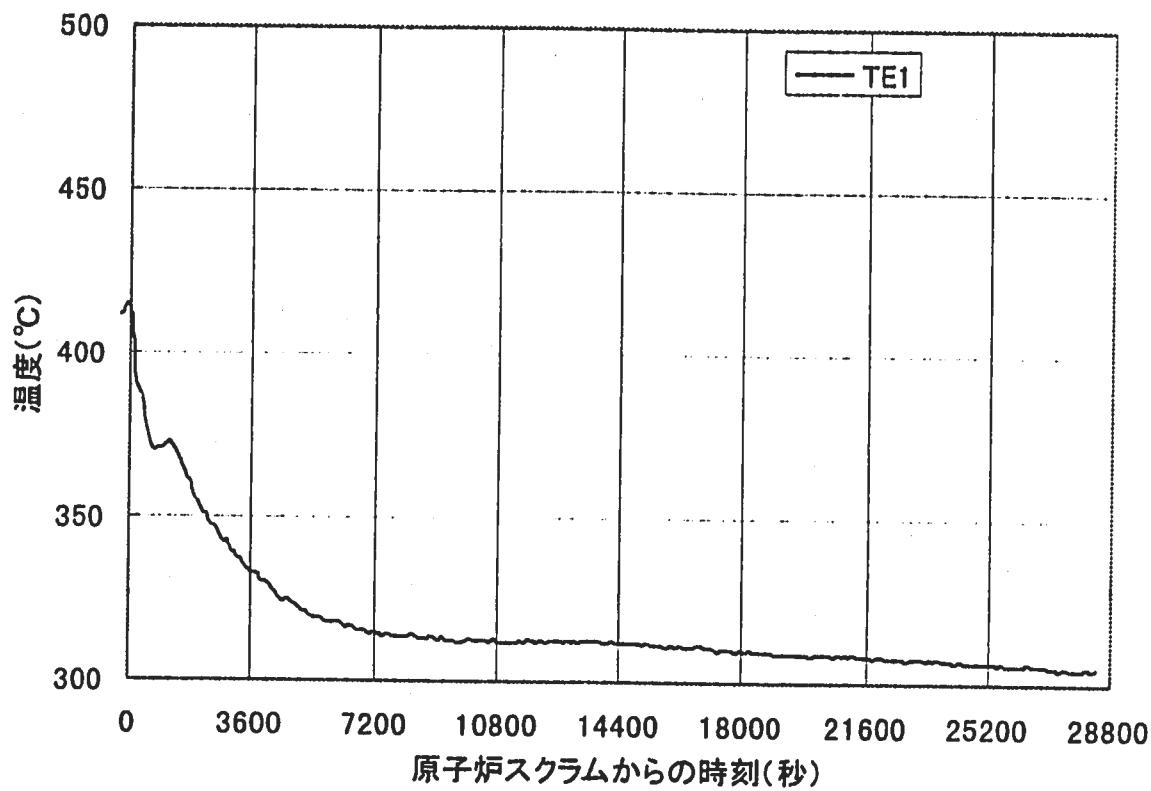


Fig. 3.14 各位置での温度の時間変化（原子炉スクラムから 28500 秒間）(1/3)

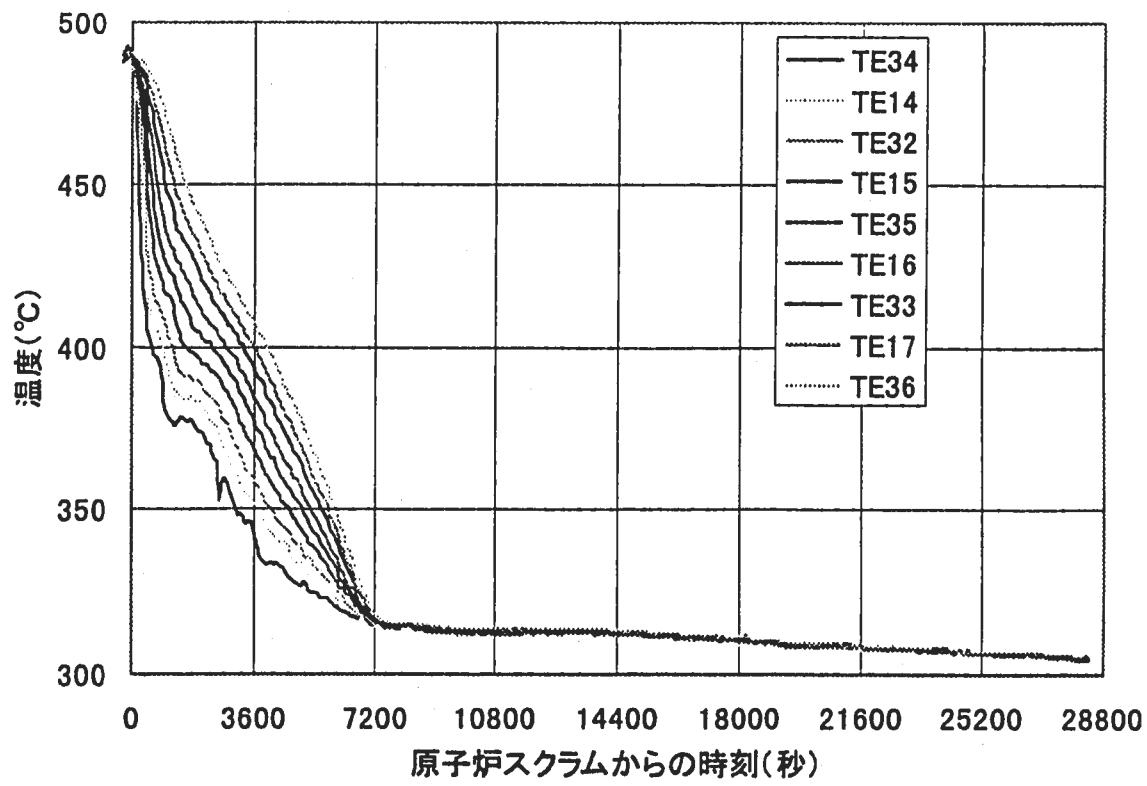
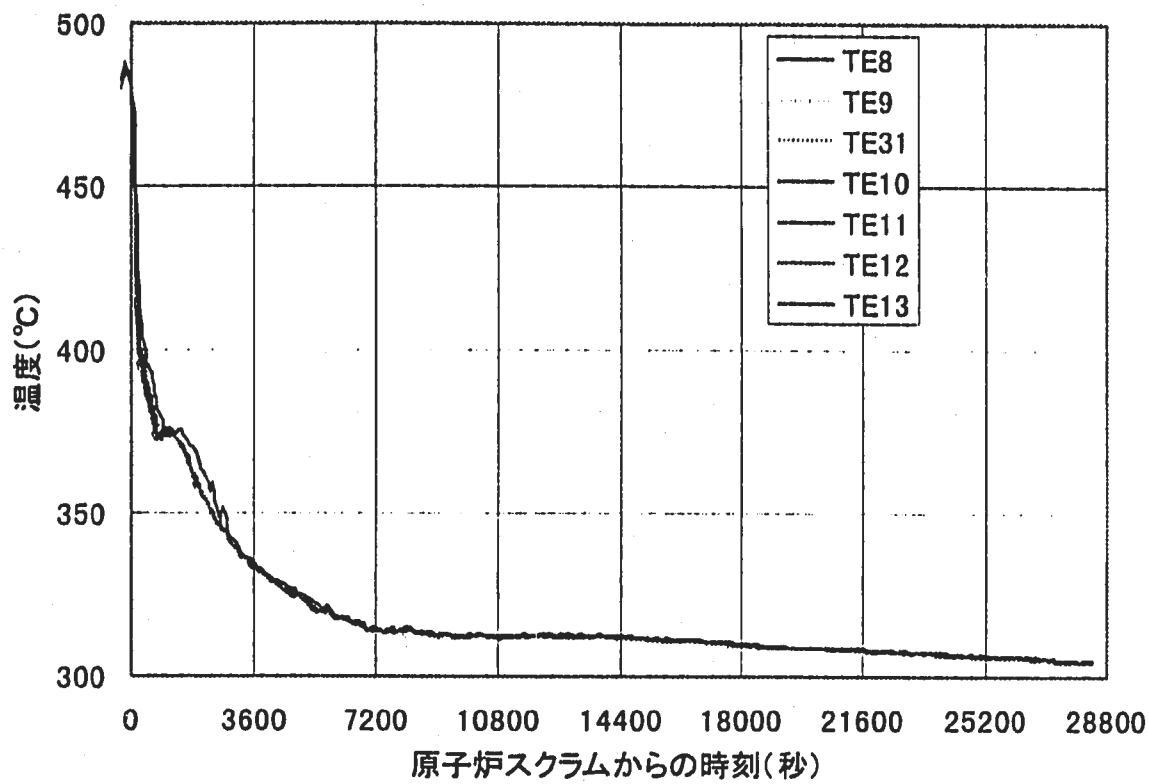


Fig. 3.14 各位置での温度の時間変化（原子炉スクラムから 28500 秒間）(2/3)

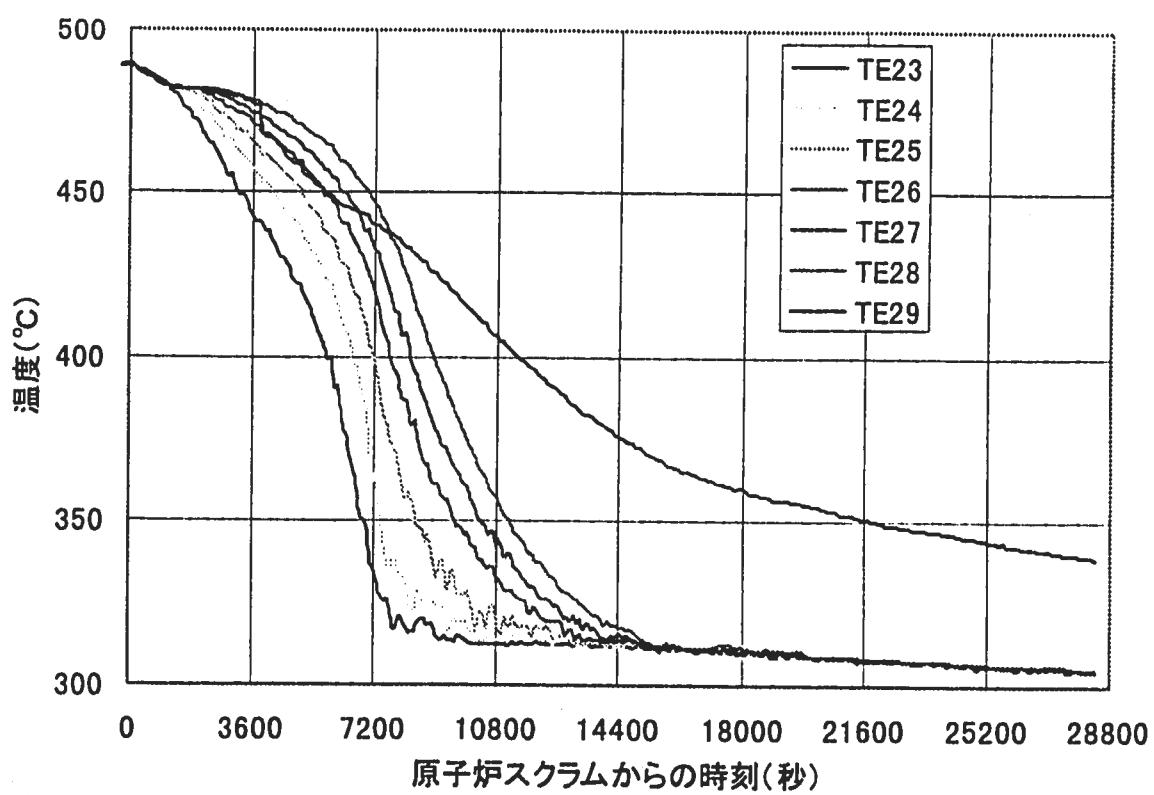
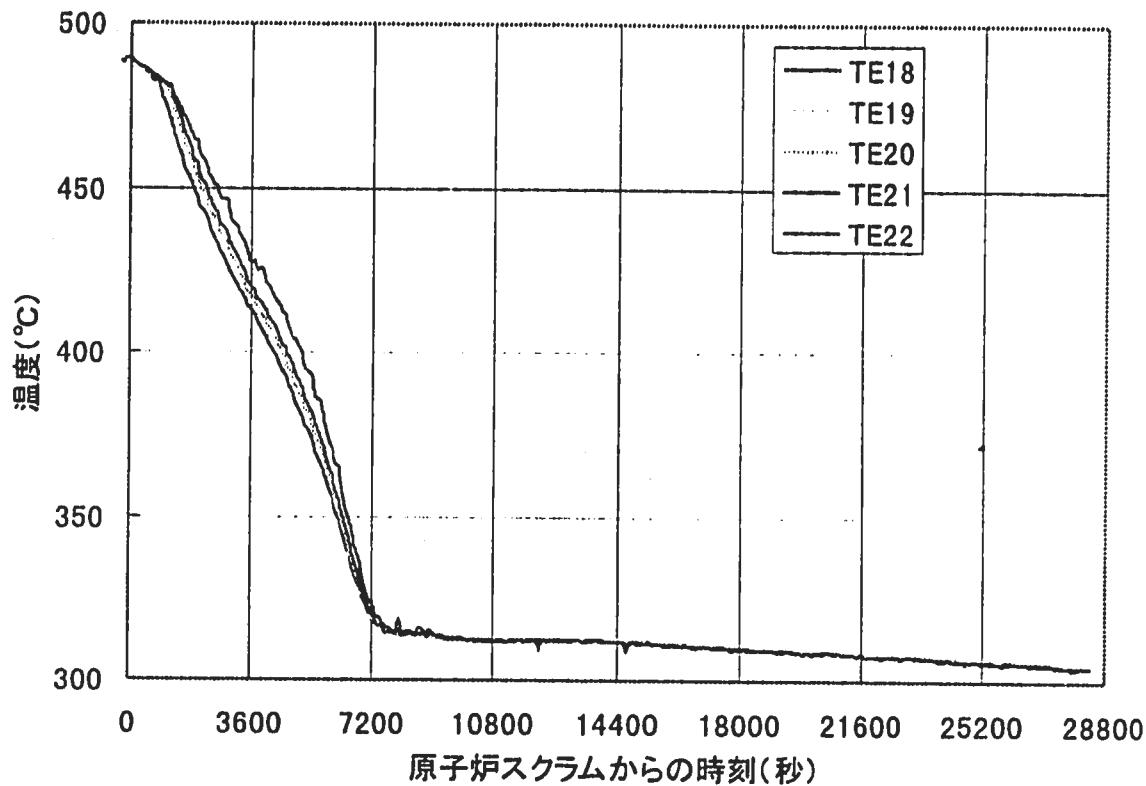


Fig. 3.14 各位置での温度の時間変化（原子炉スクラムから 28500 秒間）(3/3)

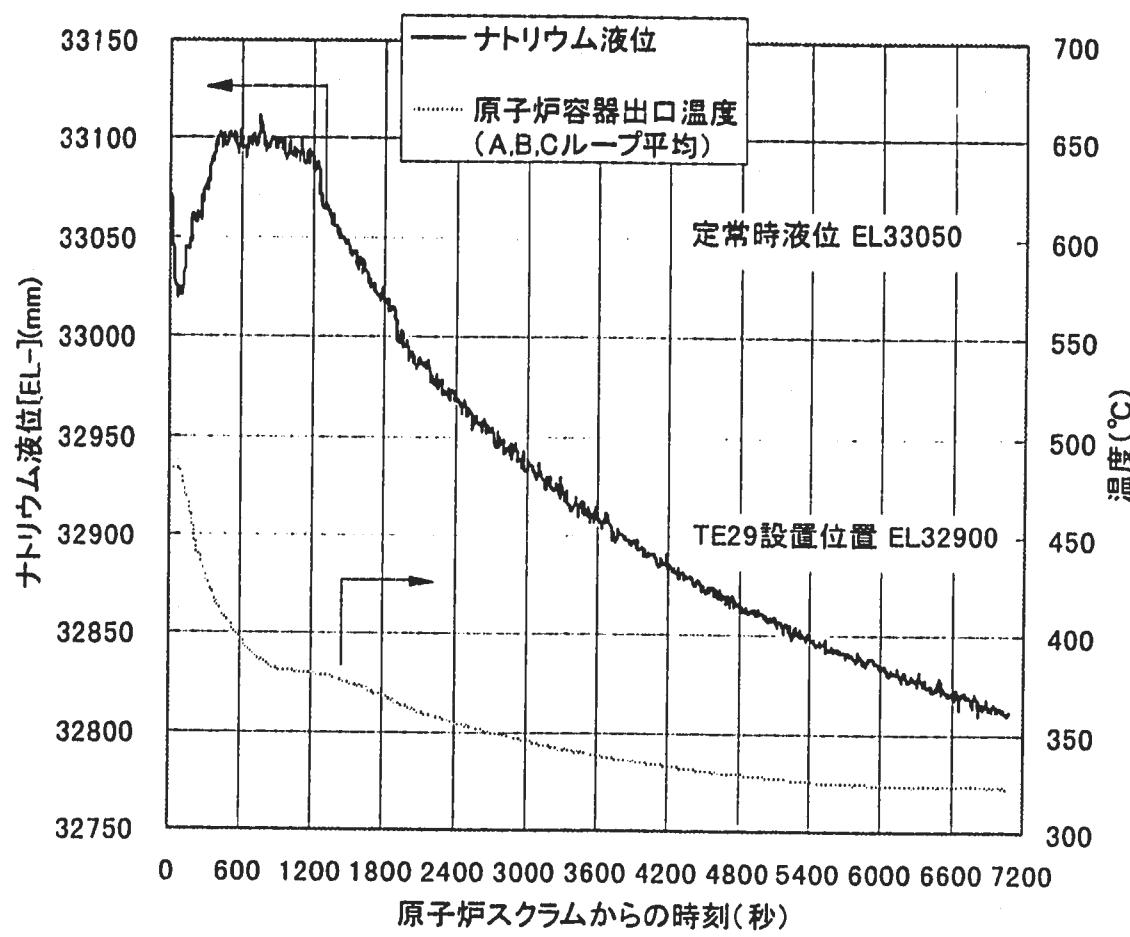


Fig. 3.15 ナトリウム液位の時間変化 (原子炉スクラムから 7200 秒間)

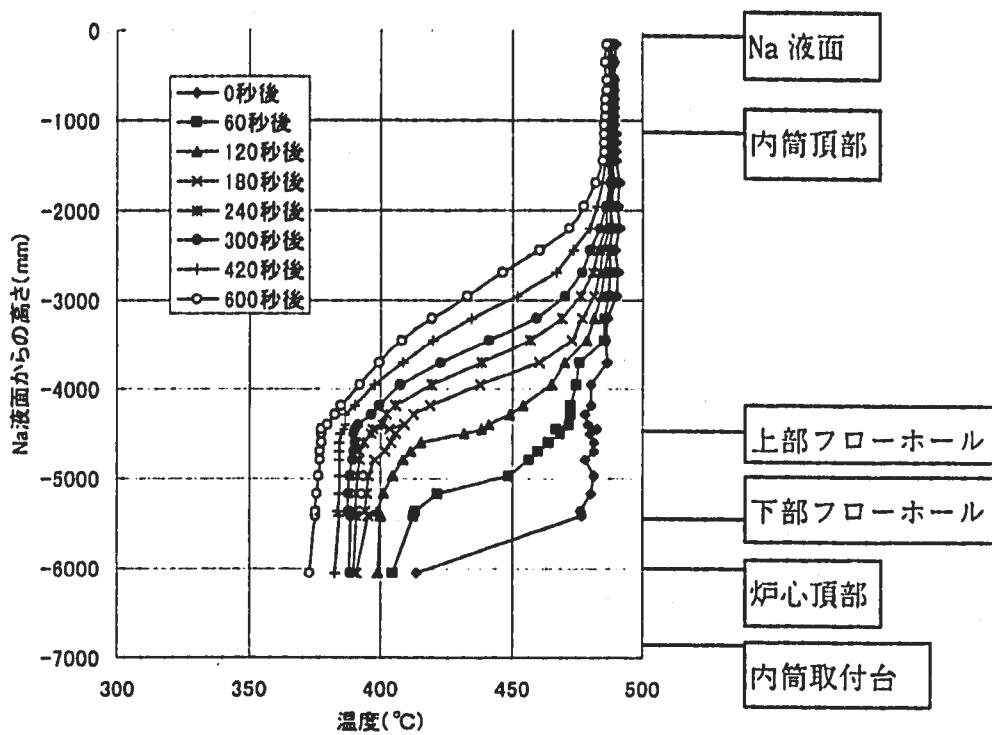


Fig. 3.16 上部プレナム内軸方向温度分布の時間変化（原子炉スクラムから 600 秒間）

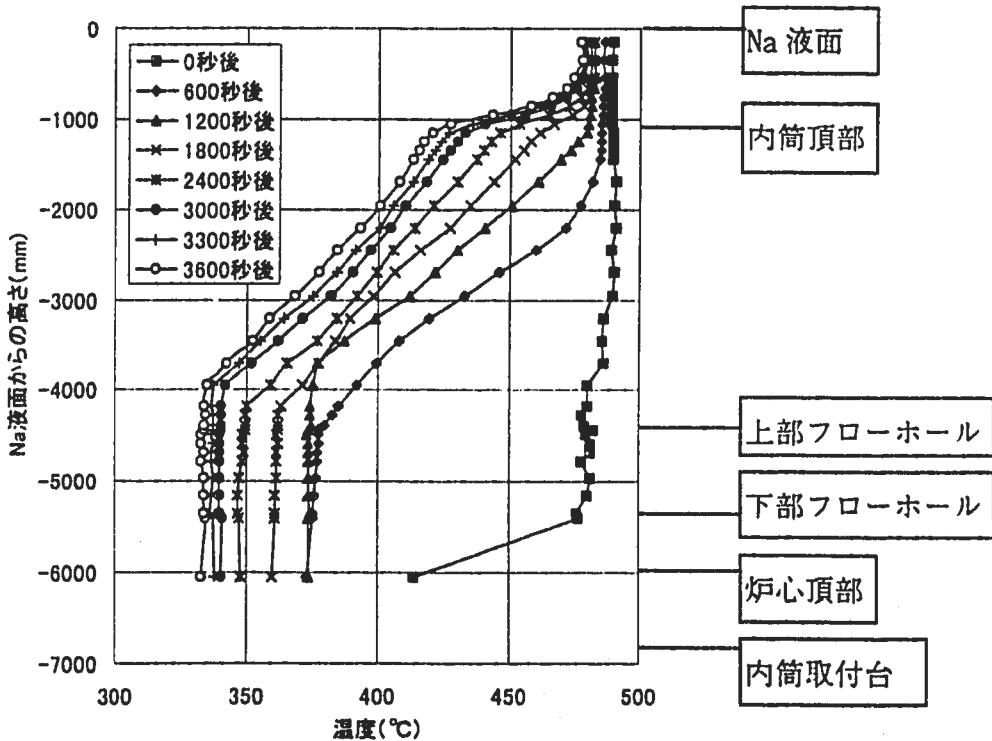


Fig. 3.17 上部プレナム内軸方向温度分布の時間変化（原子炉スクラムから 3600 秒間）

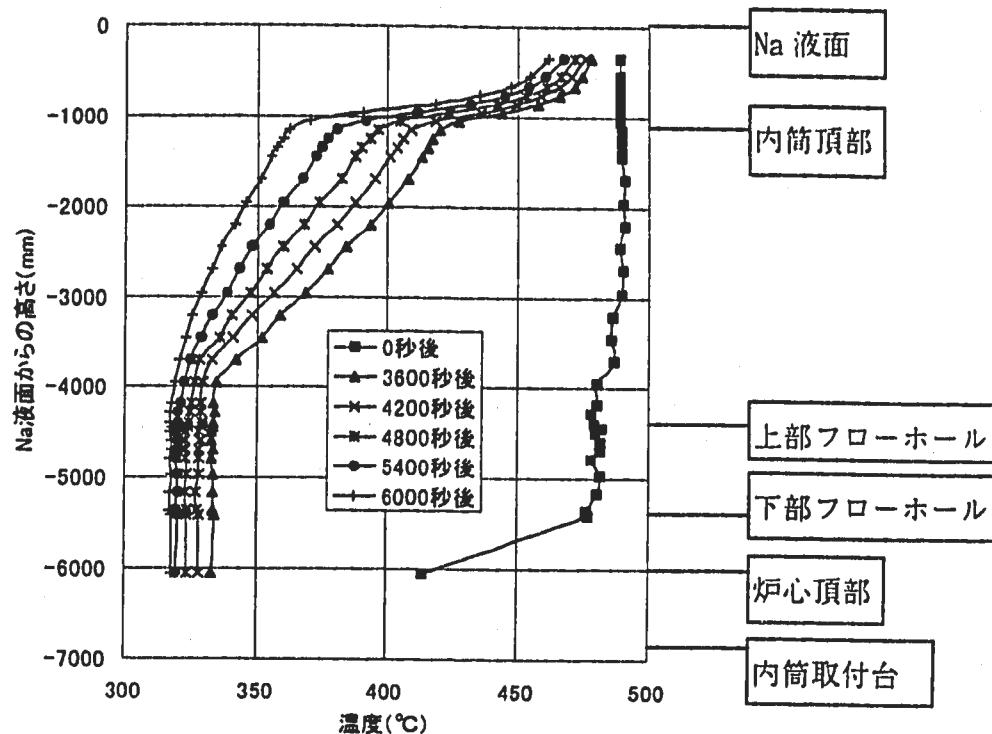


Fig. 3.18 上部プレナム内軸方向温度分布の時間変化（原子炉スクラムから 6000 秒間）

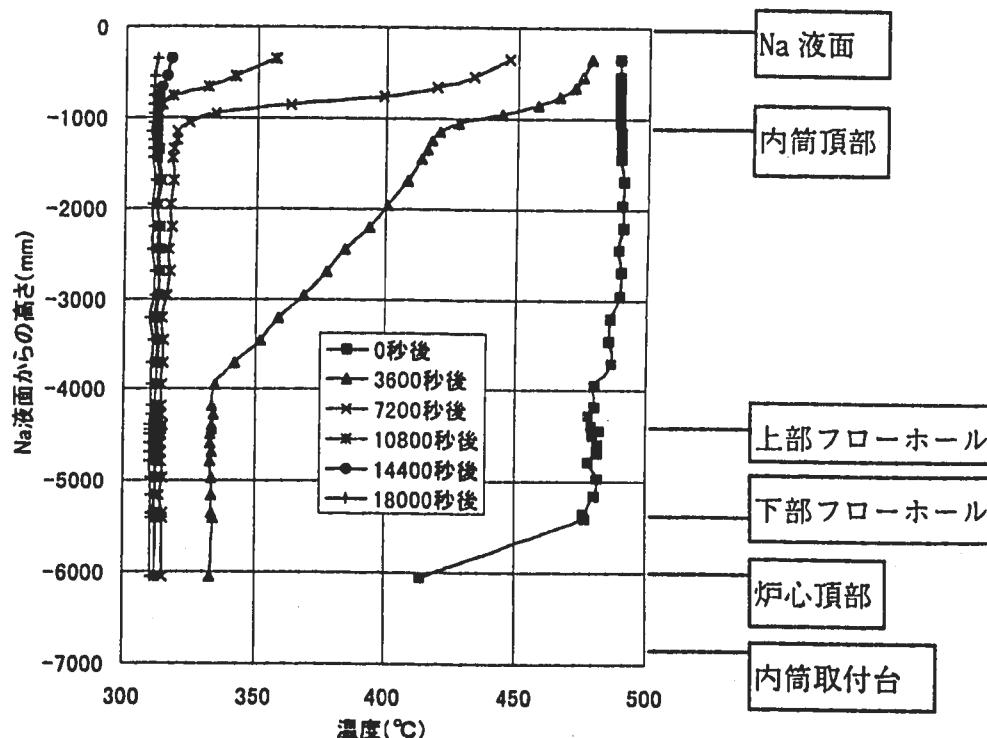


Fig. 3.19 上部プレナム内軸方向温度分布の時間変化（原子炉スクラムから 18000 秒間）

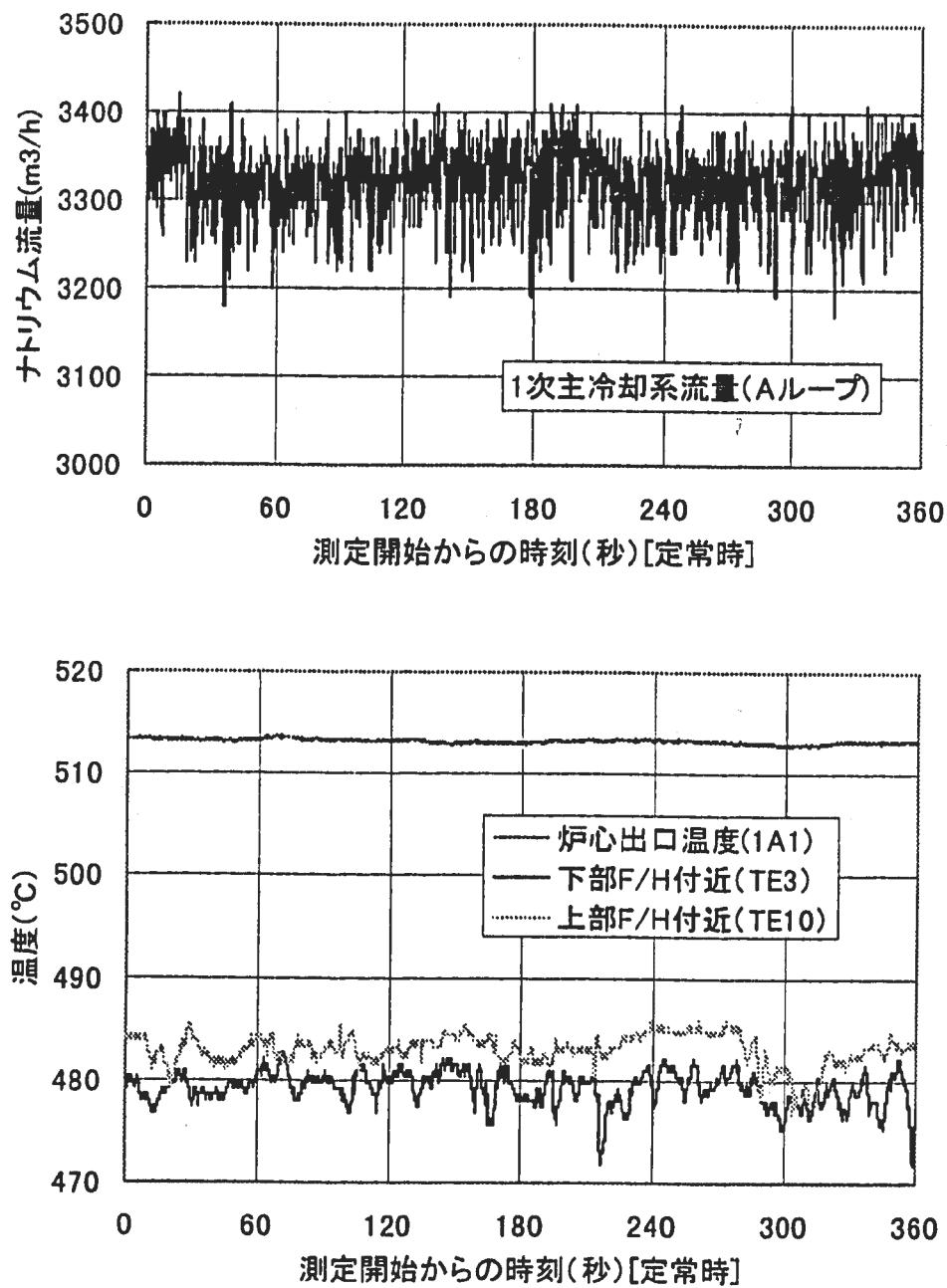


Fig. 3.20 1次主冷却系ナトリウム流量、炉心出口温度、下部フローホール付近温度 (TE3)
および上部フローホール付近温度 (TE13) の時間変化

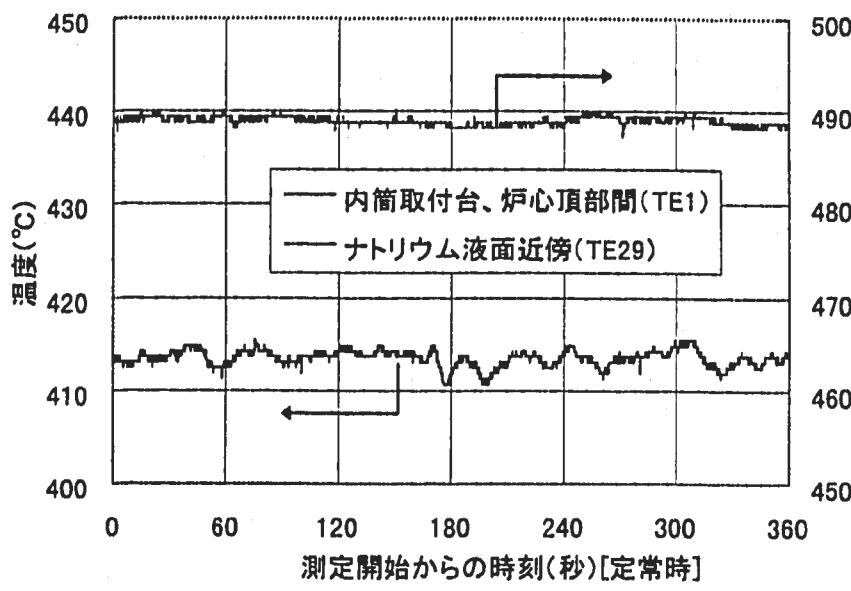


Fig. 3.21 内筒取付台、炉心頂部間温度 (TE1) およびナトリウム液面近傍温度 (TE29) の時間変化

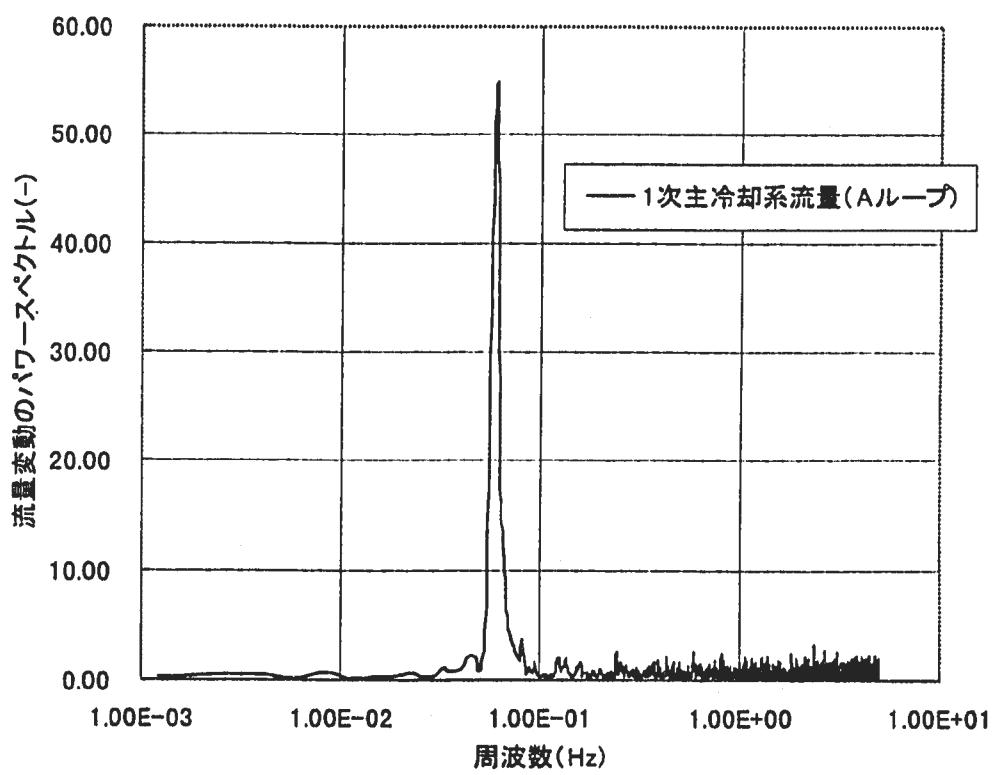


Fig. 3.22 1次主冷却系流量 (A ループ) の流量変動の周波数特性

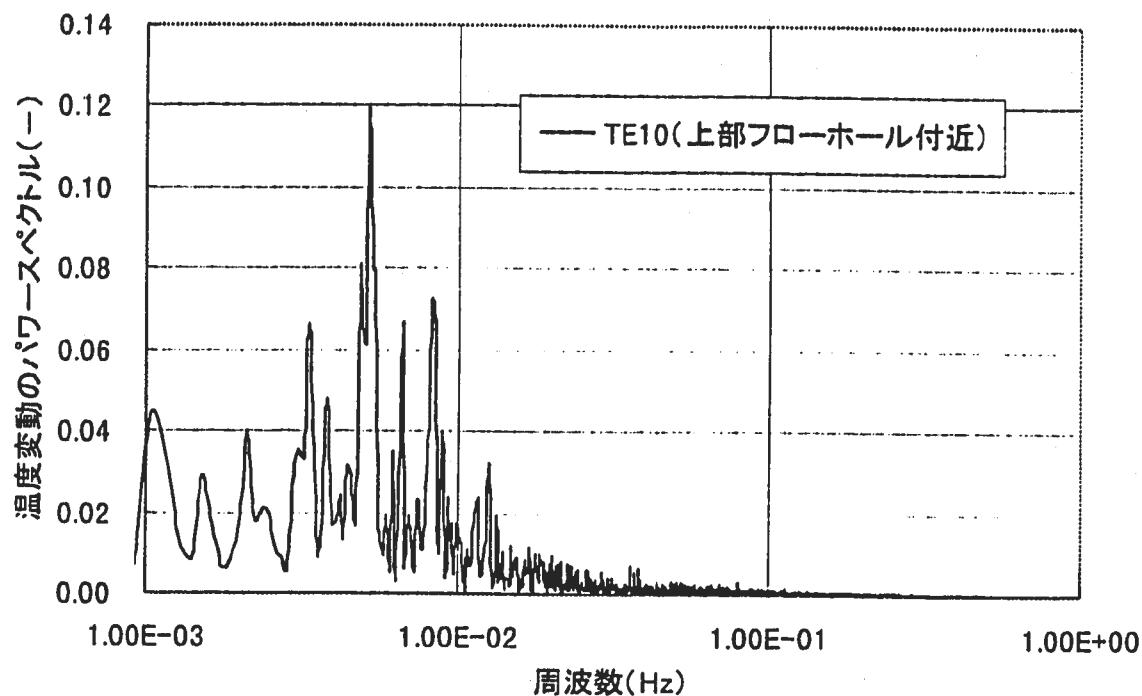


Fig. 3.23 上部フローホール付近 (TE10) の温度変動の周波数特性

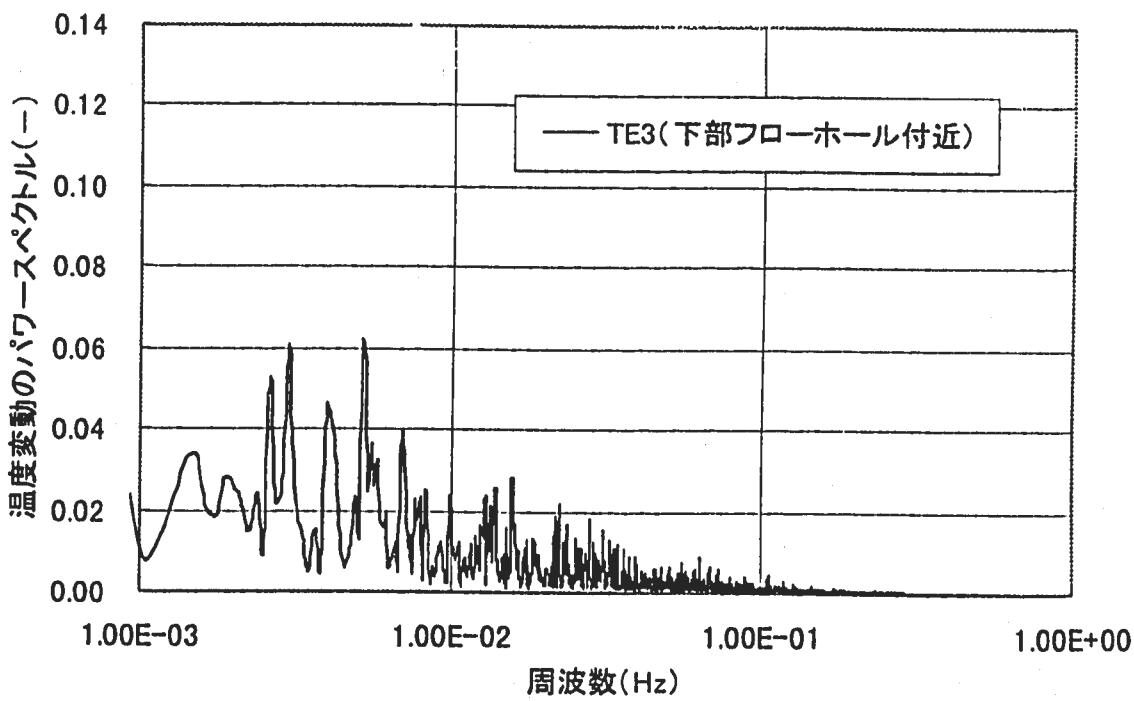


Fig. 3.24 下部フローホール付近 (TE3) の温度変動の周波数特性

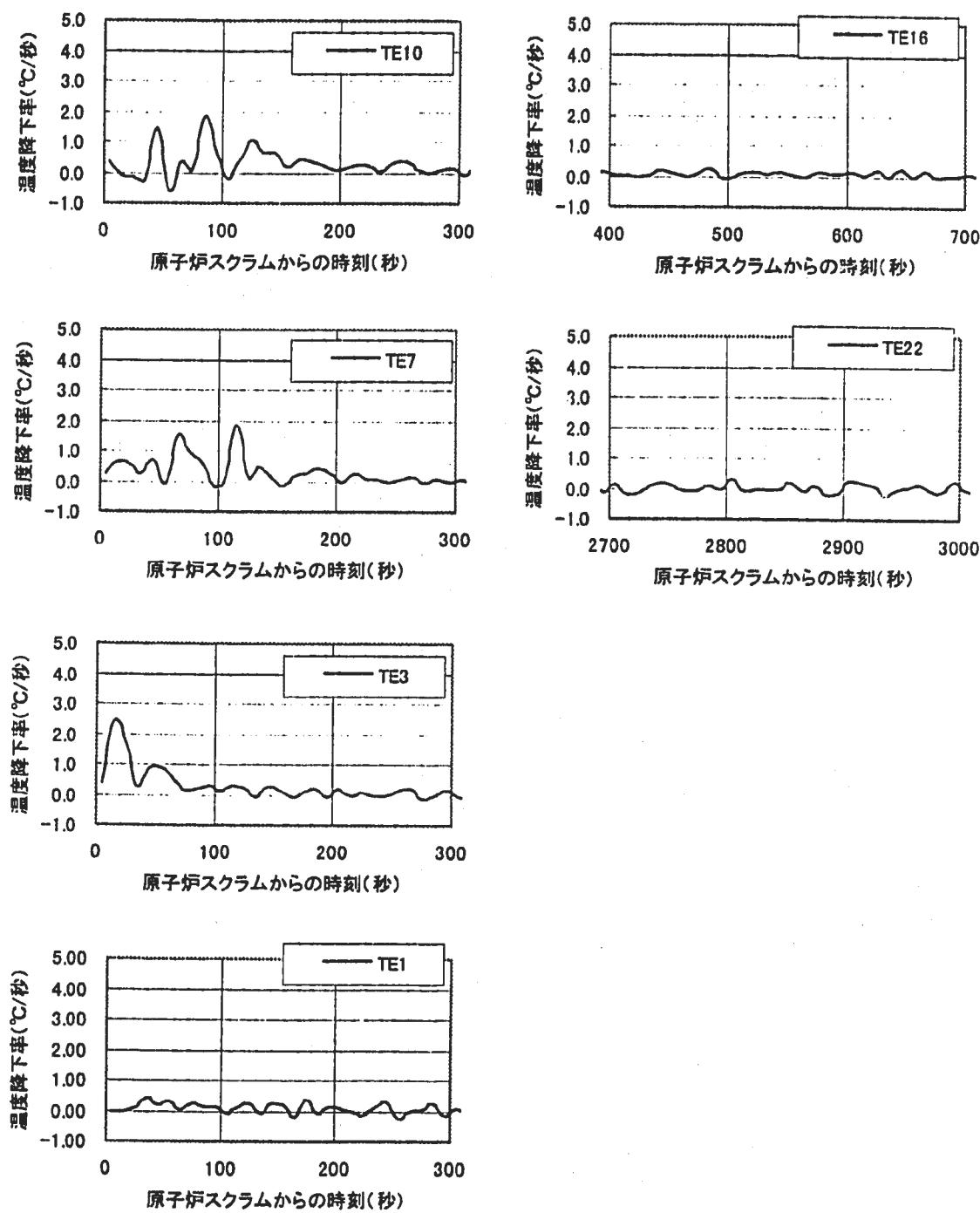


Fig. 3.25 各位置での温度降下率

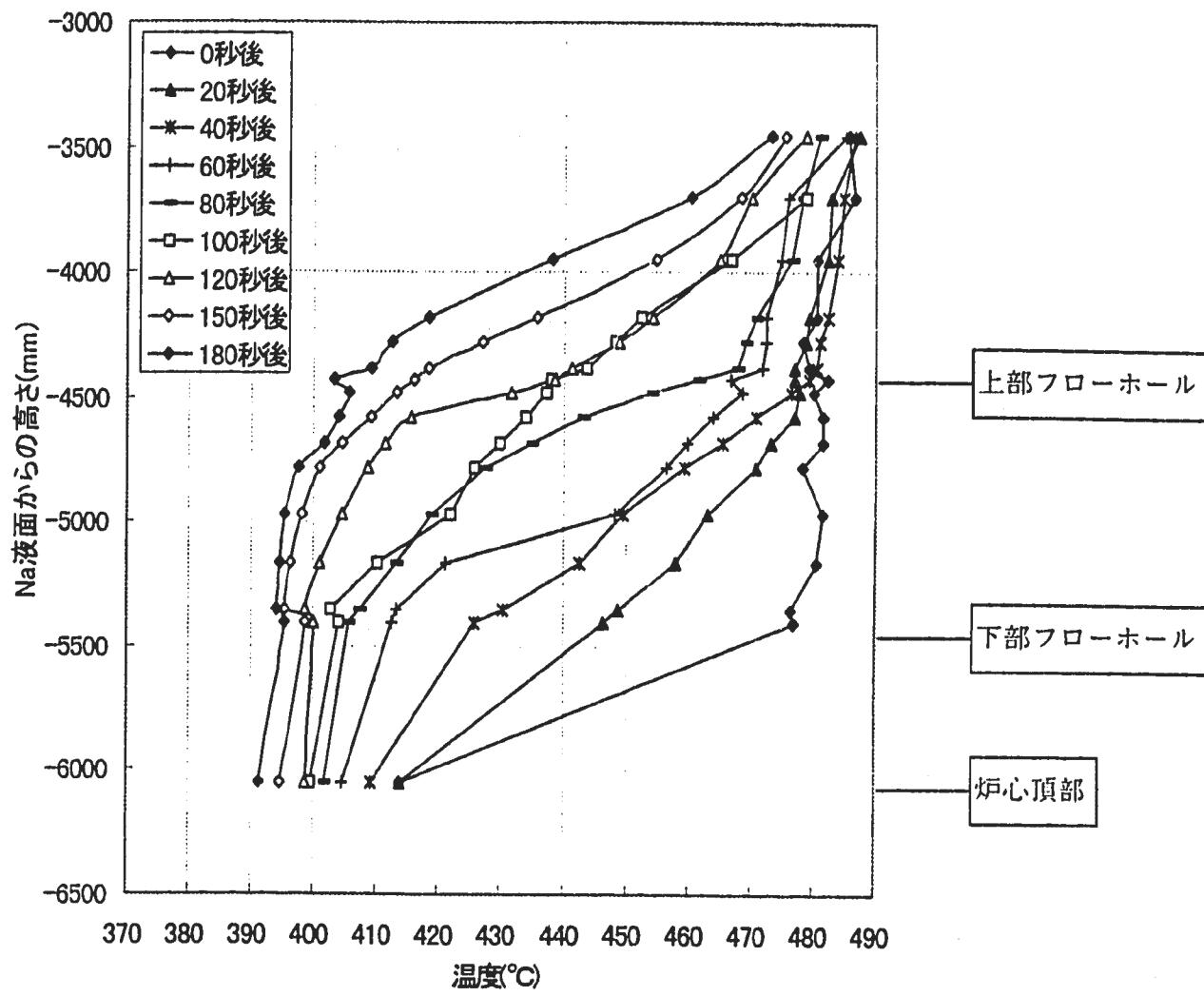


Fig. 3.26 上部フローホールより下方の軸方向温度分布 (原子炉スクラムから 180 秒間)

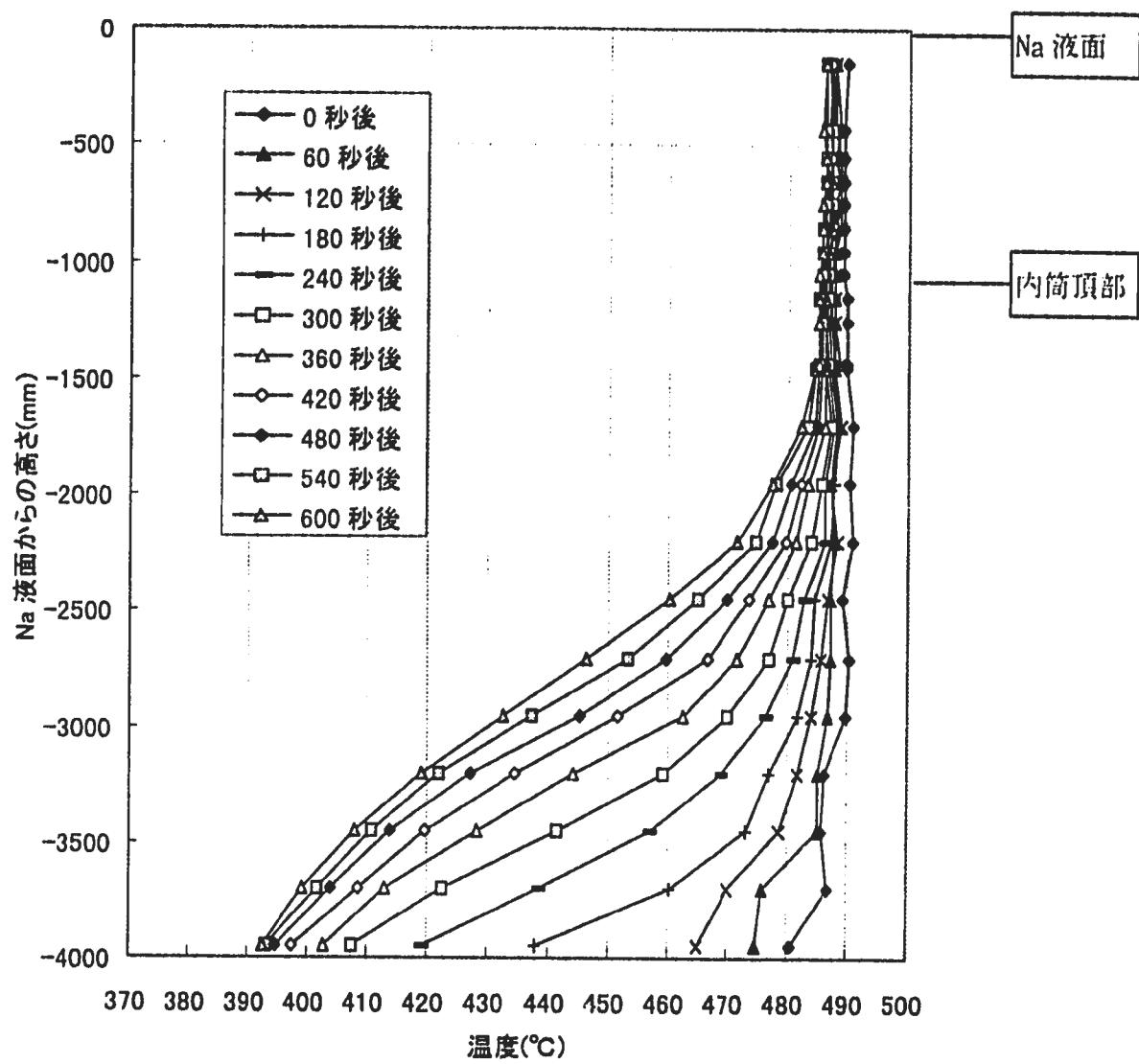


Fig. 3.27 上部フローホールより上方の軸方向温度分布（原子炉スクラムから 600 秒間）

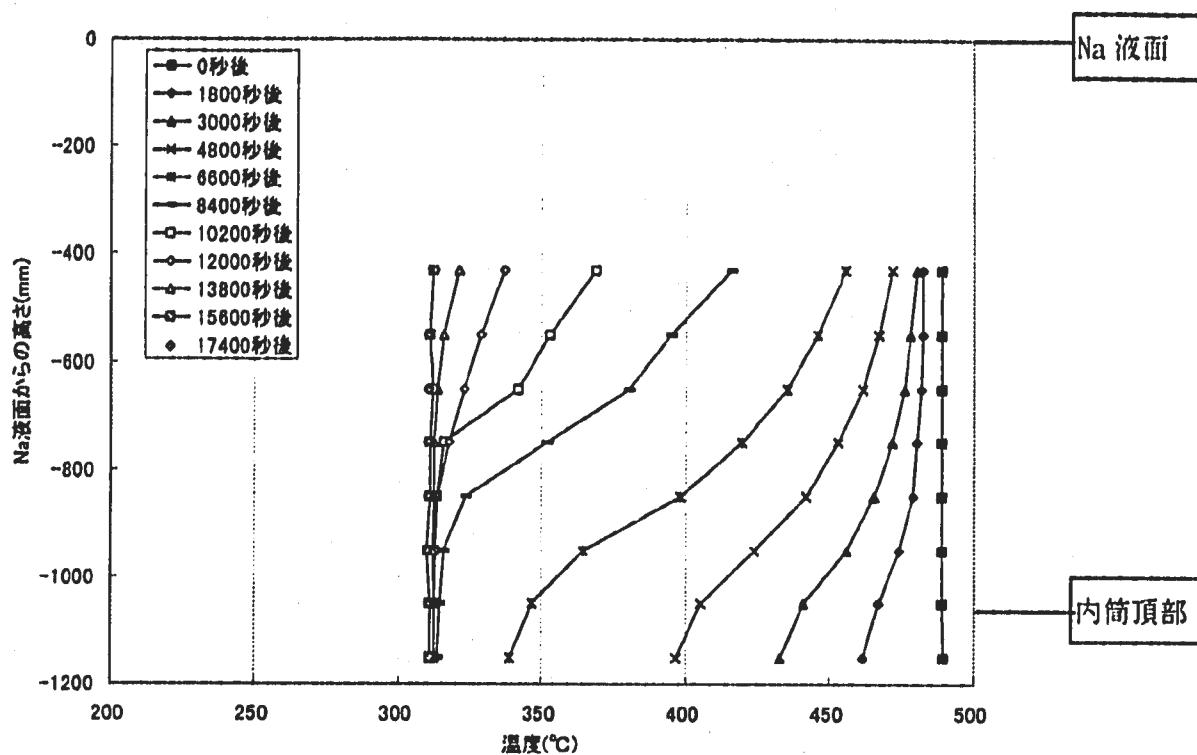


Fig. 3.28 内筒頂部より上方の軸方向温度分布（原子炉スクラムから 17400 秒間）

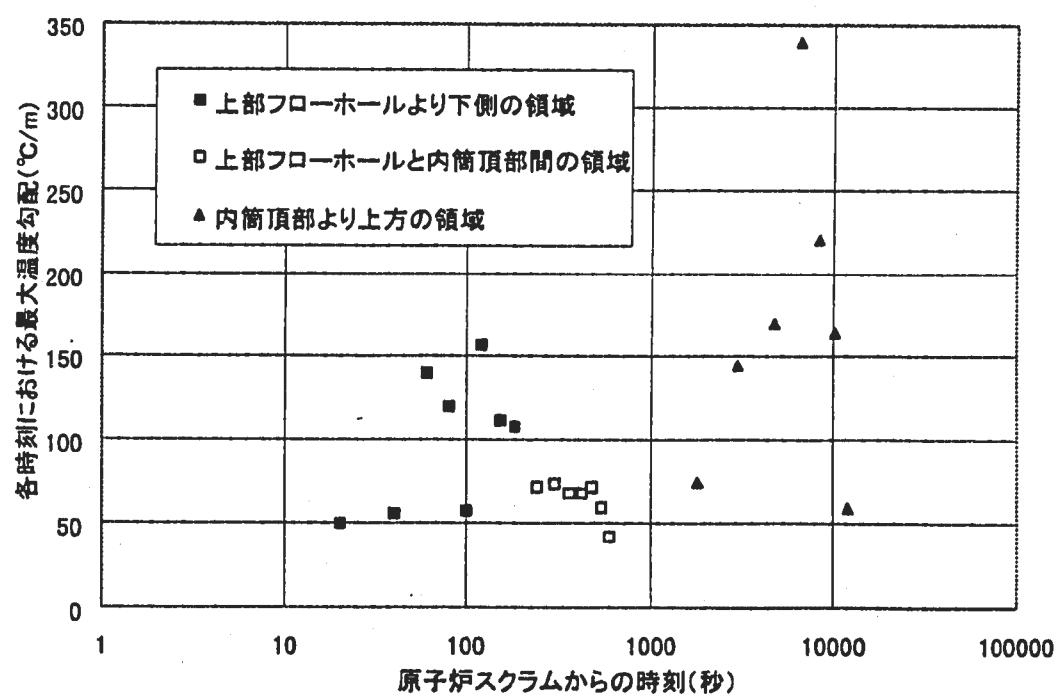
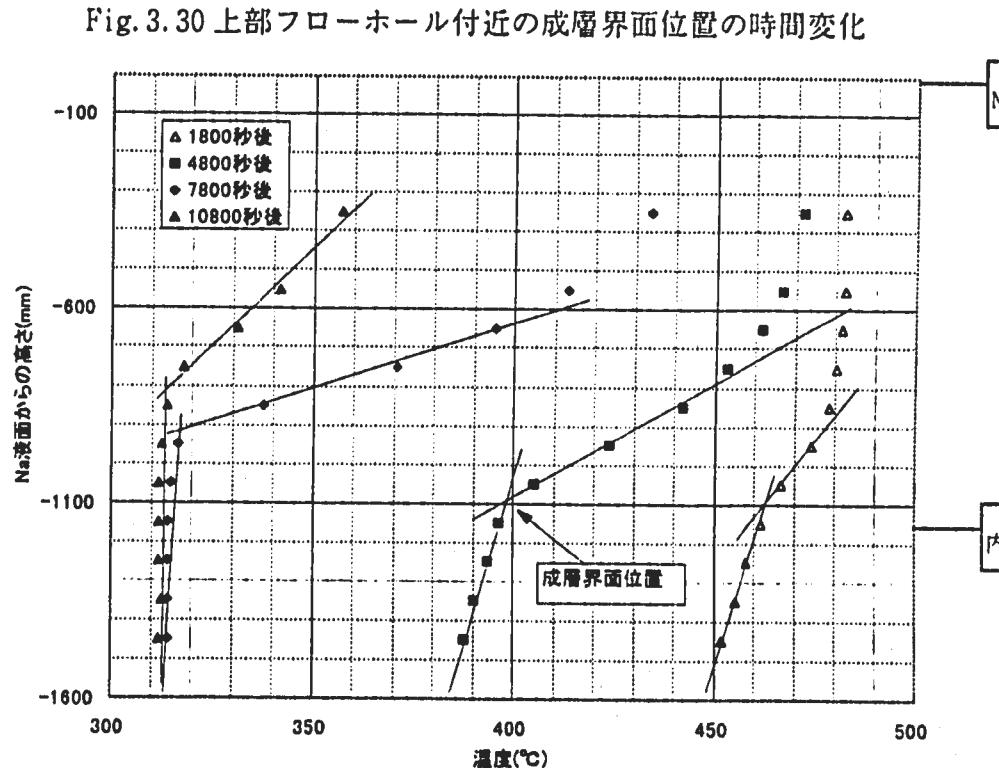
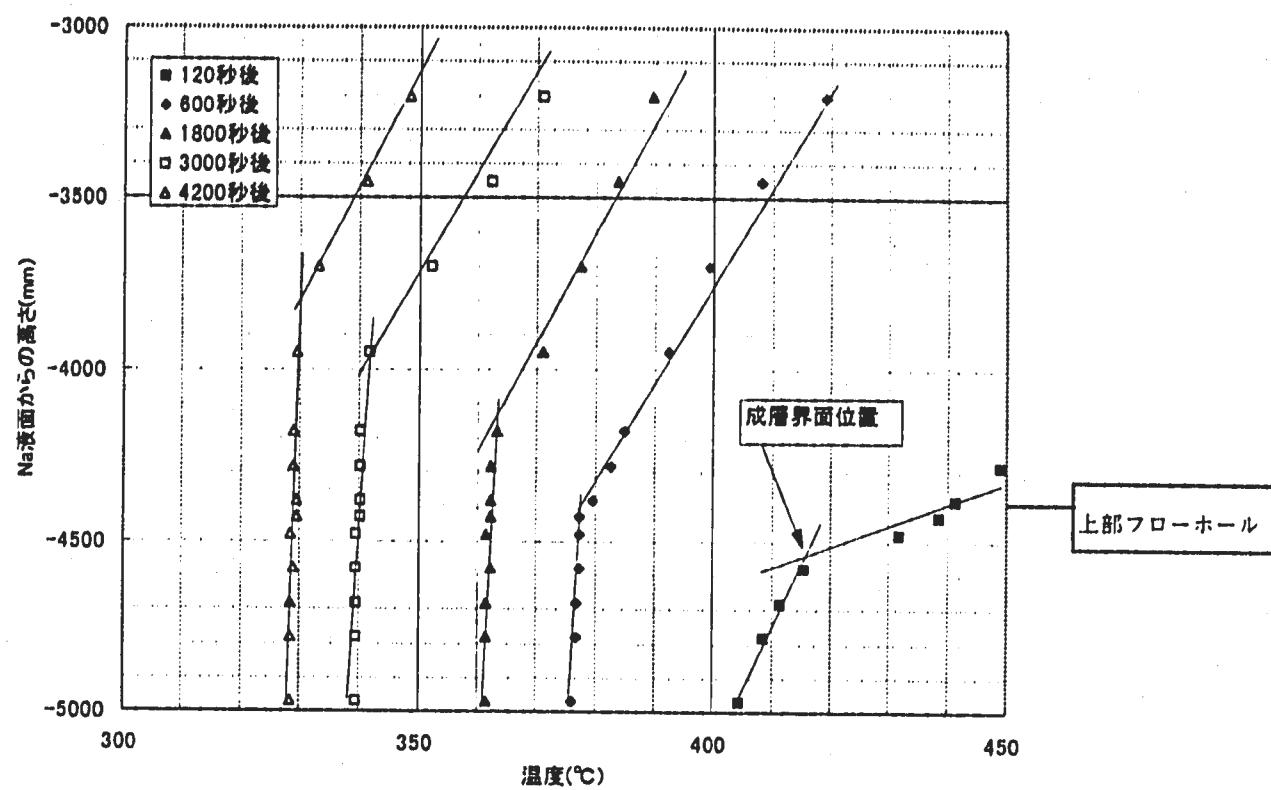


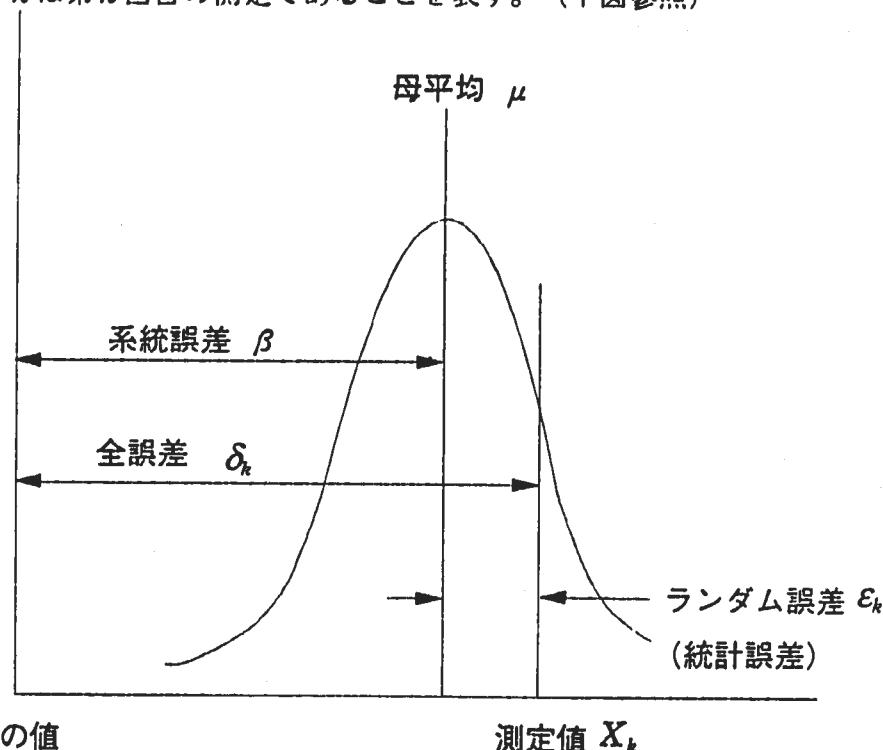
Fig. 3.29 原子炉スクラムからの各時刻における最大温度勾配



付録 不確かさ区間の算出

(1) 測定誤差

測定における全誤差(Total Error) δ_k は系統誤差 (Systematic Error) β とランダム誤差 (Random Error) (または統計誤差) ε_k を含んでいる。すなわち、 $\delta_k = \beta + \varepsilon_k$ である。ここに添字 k は第 k 回目の測定であることを表す。(下図参照)



(2) ランダム誤差 (統計誤差)

標準偏差 σ はランダム誤差 ε_k の確立分布の指標であり、以下の式で与えられる。

$$\sigma = \left[\frac{\sum_{k=1}^N (X_k - \bar{X})^2}{N-1} \right]^{1/2} \quad (\text{付 1})$$

ここに N は測定回数、 \bar{X} は測定値 X_k の平均値である。0.1 秒間隔で 3600 秒間測定された各熱電対の平均値と標準偏差 σ を Table 付 1.1 に示す。

(3) 系統誤差

系統誤差 β の上限に対する推定値である正確度 B は「原子炉容器下部プレナム内冷却材混合効果確認試験の結果速報」⁽⁹⁾の測定結果から原子炉容器入口温度を基準として

$$B^+ = 2.1^\circ\text{C}$$

$$B^- = 0^\circ\text{C} \text{ とする。}$$

(4) 不確かさ区間

不確かさ区間 (Uncertainty Interval) U_{RSS} は 95% 包括度に対して

$$U_{RSS} = [B^2 + (t\sigma)^2]^{1/2} \text{ で与えられる。}$$

t は 95% 信頼度で試料数が大きい場合に 2 と近似できるので、

$$U_{RSS} = [B^2 + (2\sigma)^2]^{1/2} \text{ と表せる。}$$

本測定結果に対しては正確度 B が非対象であるから、

$$U_{RSS}^+ = [B^{+2} + (2\sigma)^2]^{1/2}$$

$$U_{RSS}^- = [B^{-2} + (2\sigma)^2]^{1/2}$$

となる。Table 付 1.1 に各熱電対に対する不確かさ区間 U_{RSS} を示す。

Table 付 1.1 不確かさ区間

熱電対番号	平均値 (°C)	標準偏差の2倍 2σ (-)	不確かさ区間 U_{RSS^-} (°C)	不確かさ区間 U_{RSS^+} (°C)	備考
TE1	201.87	0.98	0.98	2.32	
TE2					故障
TE3	201.90	0.87	0.87	2.27	
TE4	201.79	0.85	0.85	2.26	
TE5	201.90	0.93	0.93	2.30	
TE6	201.73	0.87	0.87	2.27	
TE7	201.81	0.88	0.88	2.28	
TE8	201.85	0.86	0.86	2.27	
TE9	201.71	0.87	0.87	2.27	
TE10	202.06	1.05	1.05	2.35	
TE11	202.06	0.82	0.82	2.25	
TE12	202.07	0.82	0.82	2.25	
TE13	202.19	0.79	0.79	2.25	
TE14	202.42	0.81	0.81	2.25	
TE15	202.63	0.76	0.76	2.23	
TE16	202.17	0.80	0.80	2.25	
TE17	202.18	0.81	0.81	2.25	
TE18	202.03	0.84	0.84	2.26	
TE19	201.93	0.87	0.87	2.27	
TE20	201.88	0.88	0.88	2.28	
TE21	201.84	1.00	1.00	2.33	
TE22	201.80	0.92	0.92	2.29	
TE23	201.78	0.86	0.86	2.27	
TE24	201.94	0.84	0.84	2.26	
TE25	201.87	0.97	0.97	2.31	
TE26	202.03	0.81	0.81	2.25	
TE27	201.94	0.85	0.85	2.27	
TE28	201.97	0.89	0.89	2.28	
TE29	201.86	0.87	0.87	2.27	
TE30	202.05	0.87	0.87	2.27	
TE31	201.99	0.87	0.87	2.27	
TE32	202.15	0.95	0.95	2.30	
TE33	202.56	0.76	0.76	2.23	
TE34	202.23	0.88	0.88	2.28	
TE35	202.55	0.71	0.71	2.22	
TE36	202.54	0.71	0.71	2.22	