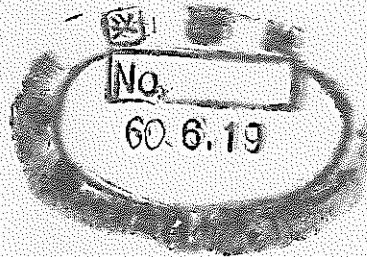


区分変更	
変更理由	—
変更年月日	平成13年7月31日

高速実験炉「常陽」運転経験報告書

—1次オーバフロー系の運転経験—



1985年2月

技術資料コード	
開示区分	レポートNo.
S	N941 85-27
この資料は 図書室保存資料です 閲覧には技術資料閲覧票が必要です	
動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター技術管理室	

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

高速実験炉「常陽」運転経験報告書

1次オーバフロー系の運転経験



伊東秀明，鈴木伸也，永山哲也，原 邦夫，
磯崎和則，星野勝明，黒沢龍一，
村上幸義，光延秀夫，小澤健二，
秋山孝夫，遠藤順一，

要 旨

「常陽」の1次オーバフロー系の運転は，昭和51年2月のナトリウム中総合機能試験に始まり，昭和58年8月の100 MWt 第4サイクル終了までに，約55,000時間の運転実績を得ている。この期間におけるオーバフロー系の機能は十分に仕様を満足するものであった。一方，オーバフロー系の戻り配管部への熱衝撃については，これを避けるための運転手法をこれまでに得た種々の知見に基づいて改良し，熱衝撃を完全に避けることができた。しかし，本運転手法は商用電源喪失で原子炉が停止した場合，その再起動に10～16時間を要するため，効率的なプラント運用を考慮すれば，短時間で再起動し得る系統設備の改造が必要となろう。



NOT FOR PUBLICATION
PNC/TSN941 85-27
Feb. 1985

Experimental Fast Reactor "JOYO" Operation Report

-Operation Results of Primary Overflow System-

H. Itoh, S. Suzuki, T. Nagayama,
K. Hara, K. Hoshino, R. Kurosawa,
Y. Murakami, H. Mitsunobe, K. Ozawa,
T. Akiyama and J. Endo

Abstract

The primary overflow system of Experimental Fast Reactor "JOYO" was operated for about 55,000 hours from the in-sodium functional test in February 1976, to the end of 4 the cycle operation at 100 MWt in August 1984.

During the period, the overflow system was operated satisfactorily for the purpose. In the beginning of the period, however, it was found that a thermal transient condition exceeds a design limit at overflow return pipe while a process to recover the system after the loss of electric power. In order to prevent unnecessary thermal transient, operation procedure and test results were studied and new operation procedure was established. Although the new procedure satisfies the required conditions, it takes 10 to 16 hours to recover the plant in case of loss of electric power. Therefore, for the efficiency of plant operability, the study should be continued.

目 次

1. 緒 言	1
2. オーバフロー系の概要	2
2.1 設備目的	2
2.2 設備概要	2
2.3 機器仕様	2
3. オーバフロー系の運転制御	9
3.1 概 要	9
3.2 流量制御	9
3.3 インターロック	9
4. オーバフロー系の運転・保守・改造実績	13
4.1 運転実績	13
4.2 保守実績	20
4.3 改造実績	24
5. オーバフロー系熱衝撃の経緯と対策	25
5.1 初期の熱衝撃予想と対策	25
5.2 50MW 性能試験時における熱衝撃と対策	25
5.3 75MW 性能試験時における熱衝撃と対策	28
5.4 配管温度挙動測定と検討及び改造	45
5.5 自然循環試験	115
5.6 100 MW 性能試験時における熱衝撃と対策	127
5.7 オーバフロー系熱衝撃の対策と現状	143
6. オーバフロー系の特殊運転経験	149
6.1 電磁ポンプ内ナトリウムガス空洞化フリーズ	149
6.2 電磁ポンプトリップ	159
6.3 100 MW 性能試験	177
7. 結 言	193
8. 謝 辞	194
9. 参考文献	195

表 一 覧

	Page
Table 4.1.1	Total Operation Time of Overflow System 14
表 4.1.1	オーバフロー系運転時間実績
Table 4.1.2	Detail of Unexpected Trip of Overflow System 19
表 4.1.2	オーバフロー系計画外トリップ詳細
Table 4.2.1	Summary Reports of the Maintenance Requests and Abnormality Reports in Overflow System 21
表 4.2.1	修理依頼, 異常報告歴
Table 5.1.1	Presumption of the Thermal Shock of the Safety Vessel Penetrating Part of Return Pipe 29
表 5.1.1	オーバフロー配管安全容器貫通部熱衝撃の推定
Table 5.4.1	Summary List of the Temperature Indication of the Overflow Pipe 62
表 5.4.1	オーバフロー配管温度計状態一覧
Table 5.4.2	Summary List of the Confirmation Test of the Argon Gas Flow Effect with Overflow Pipe 65
表 5.4.2	Arガス流影響確認試験の要約表
Table 5.4.3	Result of the Pipe Temperature Transition after Modification 110
表 5.4.3	改造後の配管温度挙動測定結果
Table 5.4.4	Summary List of the Temperature Indication of the Overflow Pipe after Modification 111
表 5.4.4	オーバフロー配管温度計状態一覧(改造後)
Table 5.7.1	Confirmation Check Sheet before Operation of Overflow System 145
表 5.7.1	オーバフロー系運転前確認チェックシート
Table 6.2.1	Transition of the Primary System at the Overflow EMP Trip 163
表 6.2.1	オーバフロー電磁ポンプトリップ時の経過

写 真 一 覧

Photo. 5.1.1	Safety Vessel Penetration Part of the Return Pipe 27
写真 5.1.1	戻り配管安全容器貫通部外観
Photo. 6.1.1	X-Ray Film for the Residual Sodium Confirmation inside of Overflow EMP Duct 157

写真 6.1.1	電磁ポンプダクト内残留Na確認X線フィルム	
Photo. 6.1.2	External Appearance of Overflow EMP Duct	157
写真 6.1.2	電磁ポンプダクト外観	

図 一 覧

Fig. 2.2.1	Flow Sheet of the Primary Overflow System	3
図 2.2.1	オーバフロー系統図	
Fig. 2.3.1	Schema of the Overflow Tank	7
図 2.3.1	オーバフロータンク構造図	
Fig. 2.3.2	Schema of the Overflow EMP	7
図 2.3.2	オーバフロー電磁ポンプ構造図	
Fig. 3.1.1	Block Diagram of the Flow Controller in Overflow System	11
図 3.1.1	オーバフロー流量制御回路図	
Fig. 3.1.2	Flow Chart of the Flow Controller System in Overflow System	12
図 3.1.2	流量制御フローチャート	
Fig. 5.1.1	Summary Schema of the Safety Vessel Penetration Part of the Return Pipe	26
図 5.1.1	オーバフロー系配管安全容器貫通部概略図	
Fig. 5.3.1	Temperature Transition of Overflow System at Manual Scram Test (at 75 MW, JUL. 24, 1979)	31
図 5.3.1	手動スクラム試験過渡変化図 (75MW, 昭和54年7月24日)	
Fig. 5.3.2	Temperature Transition of Overflow System at Manual Scram Test (at 75 MW, AUG. 7, 1979)	33
図 5.3.2	手動スクラム試験過渡変化図 (75MW, 昭和54年8月7日)	
Fig. 5.3.3	Temperature Transition of Overflow System at Loss of Power Test (at 75 MW, JUL. 30, 1979)	37
図 5.3.3	電源喪失試験過渡変化図 (75MW, 昭和54年7月30日)	
Fig. 5.3.4	Temperature Transition of Overflow System at Loss of Power Test (at 75 MW, AUG. 13, 1979)	41
図 5.3.4	電源喪失試験過渡変化図 (75MW, 昭和54年8月13日)	
Fig. 5.3.5	Temperature Transition of Overflow System at Slow Scram Test (at 75 MW, AUG. 23, 1979)	43
図 5.3.5	調整棒一斉挿入試験時のオーバフロー系各部温度 (75MW)	
Fig. 5.4.1	Arrangement of the Thermocouples for the Temperature Measurement of Overflow Pipe	47

図 5.4.1	配管温度測定用温度計の配置図	
Fig. 5.4.2	Arrangement of the Heaters to the Makeup Pipe	48
図 5.4.2	汲上げ配管ヒータ取付図	
Fig. 5.4.3	Arrangement of the Heaters to the Return Pipe	49
図 5.4.3	オーバフロー配管ヒータ取付図	
Fig. 5.4.4	Temperature Transition of the Makeup Pipe (at the Sodium Charge)	50
図 5.4.4	オーバフロー汲上げラインNa充填時各部温度記録	
Fig. 5.4.5	Temperature Transition of the Return Pipe (at the Sodium Charge)	51
図 5.4.5	オーバフロー戻りラインNa充填時各部温度記録	
Fig. 5.4.6	Temperature Transition of the Return Pipe (at the Sodium Charge)	53
図 5.4.6	オーバフロー戻りラインNa充填時各部温度記録	
Fig. 5.4.7	Temperature Transition of the Makeup Pipe (at the Reactor Power Ascension)	55
図 5.4.7	オーバフロー汲上げ配管温度(出力上昇時)	
Fig. 5.4.8	Temperature Transition of the Return Pipe (at the Reactor Power Ascension)	57
図 5.4.8	オーバフロー戻り配管温度(出力上昇時)	
Fig. 5.4.9	Temperature Transition of the Return Pipe at the Electric Heaters [OFF]	59
図 5.4.9	ヒータ切状態における配管温度	
Fig. 5.4.10	Temperature Transition of the Return Pipe at the Electric Heaters [OFF]	60
図 5.4.10	ヒータ切状態における配管温度	
Fig. 5.4.11	Temperature Transition of the Return Pipe at the Electric Heaters [OFF]	61
図 5.4.11	ヒータ切状態における配管温度	
Fig. 5.4.12	Flow Sheet of the Primary Argon Gas System	64
図 5.4.12	原子炉まわり1次Arガス系統図	
Fig. 5.4.13	Temperature Transition of the Return Pipe (Test II)	69
図 5.4.13	オーバフロー戻り配管温度挙動(試験II)	
Fig. 5.4.14	Temperature Transition of the Return Pipe (Test III)	71
図 5.4.14	オーバフロー戻り配管温度挙動(試験III)	
Fig. 5.4.15	Temperature Transition of the Return Pipe (Test IV)	73
図 5.4.15	オーバフロー戻り配管温度挙動(試験IV)	
Fig. 5.4.16	Temperature Transition of the Return Pipe (Test V)	75

図 5.4.16	オーバフロー戻り配管温度挙動 (試験 V)	
Fig. 5.4.17	Temperature Transition of the Return Pipe (Test V)	77
図 5.4.17	オーバフロー戻り配管温度挙動 (試験 V)	
Fig. 5.4.18	Temperature Transition of the Return Pipe (Test VII)	79
図 5.4.18	オーバフロー戻り配管温度挙動 (試験 VII)	
Fig. 5.4.19	Temperature Transition of the Return Pipe (Test VIII) ...	81
図 5.4.19	オーバフロー戻り配管温度挙動 (試験 VIII)	
Fig. 5.4.20	Pressure Transition of the Cover Gas in the Reactor Vessel (Test I)	83
図 5.4.20	炉容器カバーガス圧力変動 (試験 I)	
Fig. 5.4.21	Pressure Transition of the Cover Gas in the Reactor Vessel (Test II)	85
図 5.4.21	炉容器カバーガス圧力変動 (試験 II)	
Fig. 5.4.22	Pressure Transition of the Cover Gas in the Reactor Vessel (Test III)	87
図 5.4.22	炉容器カバーガス圧力変動 (試験 III)	
Fig. 5.4.23	Pressure Transition of the Cover Gas in the Reactor Vessel (Test IV)	89
図 5.4.23	炉容器カバーガス圧力変動 (試験 IV)	
Fig. 5.4.24	Pressure Transition of the Cover Gas in the Reactor Vessel (Test V)	91
図 5.4.24	炉容器カバーガス圧力変動 (試験 V)	
Fig. 5.4.25	Pressure Transition of the Cover Gas in the Reactor Vessel (Test VI)	93
図 5.4.25	炉容器カバーガス圧力変動 (試験 VI)	
Fig. 5.4.26	Pressure Transition of the Cover Gas in the Reactor Vessel (Test VII, VIII)	95
図 5.4.26	炉容器カバーガス圧力変動 (試験 VII, VIII)	
Fig. 5.4.27	Summary Schema of the Pipe Cooling Phenomena	99
図 5.4.27	配管冷却現象の要因検討まとめ図	
Fig. 5.4.28	Arrangement of the Electric Heaters and Thermocouples ...	102
図 5.4.28	配管ヒータ及び熱電対配置図	
Fig. 5.4.29	Arrangement of the Heaters to the Return Pipe	103
図 5.4.29	オーバフロー戻り配管ヒータ取付図	
Fig. 5.4.30	Arrangement of the Thermocouples for the Pipe Tempera- ture Measurement of Overflow System after Modification ..	104
図 5.4.30	配管温度測定用温度計の配置図 (改造後)	

	Page
Fig. 5.4.31 Comparison of the Temperature Ascend and Descend Characteristics of the Return Pipe before and after Modification	105
図 5.4.31 改造前後におけるヒータ昇降温特性の比較	
Fig. 5.4.32 Temperature Ascending Characteristics of the Return Pipe	107
図 5.4.32 配管の昇温特性	
Fig. 5.4.33 Temperature Descending Characteristics of the Return Pipe	109
図 5.4.33 配管降温特性	
Fig. 5.4.34 Temperature Transition of the Return Pipe at Manual Scram Test (at 50 MW)	113
図 5.4.34 手動スクラム試験時オーバーフロー戻り配管の降温曲線 (50MW)	
Fig. 5.5.1 Temperature Transition of the Return Pipe at Natural Circulation Test D (at 30 MW)	117
図 5.5.1 自然循環試験時戻り配管降温曲線 (試験 D)	
Fig. 5.5.2 Temperature Transition of the Makeup Pipe at Natural Circulation Test D (at 30 MW)	119
図 5.5.2 自然循環試験時汲上げ配管降温曲線 (試験 D)	
Fig. 5.5.3 Temperature Transition of the Return Pipe at Natural Circulation Test E (at 75 MW)	121
図 5.5.3 自然循環試験時戻り配管降温曲線 (試験 E)	
Fig. 5.5.4 Temperature Transition of the Makeup Pipe at Natural Circulation Test E (at 75 MW)	123
図 5.5.4 自然循環試験時汲上げ配管降温曲線 (試験 E)	
Fig. 5.5.5 Comparison with the Return Pipe Temperature of Overflow System and the Outlet Sodium Temperature from the Reactor Vessel	125
図 5.5.5 戻り配管温度と原子炉出口温度変化の比較 (75MW)	
Fig. 5.6.1 Temperature Transition of the Return Pipe at Loss of Power Test (at 100 MW)	129
図 5.6.1 電源喪失試験時戻り配管温度過渡変化図 (100 MW)	
Fig. 5.6.2 Temperature Transition of the Makeup Pipe at Loss of Power Test (at 100 MW)	131
図 5.6.2 電源喪失試験時汲上げ配管温度過渡変化図 (100 MW)	

	Page
Fig. 5.6.3	Temperature Transition of the Return Pipe (after Loss of Power) 133
図 5.6.3	オーバフロー戻り配管温度過渡変化(電喪後再オーバフロー時)
Fig. 5.6.4	Sodium Level in the Reactor at Loss of Power (at 100 MW) 135
図 5.6.4	電喪時の炉容器 Na レベル(100 MW)
Fig. 5.6.5	Temperature Transition of the Return Pipe (after Loss of Power) 137
図 5.6.5	オーバフロー戻り配管温度過渡変化(電喪後再オーバフロー時)
Fig. 5.6.6	Transition of the Overflow System at Manual Scram Test (at 100 MW) 139
図 5.6.6	手動スクラム試験時過渡変化図(100 MW)
Fig. 5.6.7	Temperature Transition of the Return Pipe at Manual Scram Test (at 100 MW) 141
図 5.6.7	手動スクラム試験時戻り配管温度過渡変化図(100 MW)
Fig. 5.6.8	History of the Thermal Shocks to the Overflow System 147
図 5.6.8	オーバフロー系熱衝撃の経緯
Fig. 6.1.1	Preheat System of the Overflow EMP 150
図 6.1.1	オーバフロー電磁ポンプ予熱部分構造図
Fig. 6.1.2	Temperature Transition of the Overflow EMP Duct at the Special Drain 151
図 6.1.2	特殊ドレン時電磁ポンプダクト温度変化(フリーズ)
Fig. 6.1.3	Temperature Transition of the Overflow EMP Duct at the Special Drain 153
図 6.1.3	特殊ドレン時電磁ポンプダクト温度変化(メルト)
Fig. 6.1.4	Argon Gas Flow Transition at the Special Drain 155
図 6.1.4	特殊ドレン時 Ar ガスフロー
Fig. 6.2.1	Flow Sheet of Emergency Makeup Line in the Primary Purification System 165
図 6.2.1	純化系緊急汲上げライン系統図
Fig. 6.2.2	Transition of the Primary System at Overflow EMP Trip (at 75 MW) 167
図 6.2.2	電磁ポンプトリップ時過渡変化図
Fig. 6.2.3	Temperature Transition of the Makeup Pipe of the Overflow System at Emergency Making up Sodium 169
図 6.2.3	緊急汲上げ時汲上げ配管温度変化

	Page
Fig. 6.2.4 Entrance Level of the IHX	171
図 6.2.4 IHX 流入窓レベル図	
Fig. 6.2.5 Arrangement of the Level Indicate Sensors in the Reactor Vessel	173
図 6.2.5 炉容器 Na 液面計の配置	
Fig. 6.2.6. Schema of the Long Range Sodium Level Indicator in the Reactor	174
図 6.2.6 長尺型原子炉容器液面計概略図	
Fig. 6.2.7 Preestimate Curve of the Decay Heat at the Reactor Shutdown	175
図 6.2.7	
Fig. 6.3.1 Sodium Level Ascending Characteristic of Overflow Tank (at 75 MW)	179
図 6.3.1 オーバフロータンク液位増加特性 (75MW)	
Fig. 6.3.2 Sodium Level Ascending Characteristic of Overflow Tank (at 100 MW)	181
図 6.3.2 オーバフロータンク液位増加特性 (100 MW)	
Fig. 6.3.3 Transition of the Overflow System at Loss of Power Test (at 100 MW)	183
図 6.3.3 電源喪失試験時過渡変化図 (100MW)	
Fig. 6.3.4 Temperature Descending Characteristics of the Overflow Tank after the Trip by Loss of Power (at 100 MW)	185
図 6.3.4 電源喪失後オーバフロータンク降温特性 (100MW)	
Fig. 6.3.5 Transition of the Overflow System at Manual Scram Test (at 100 MW)	189
図 6.3.5 手動スクラム試験時過渡変化図 (100 MW)	
Fig. 6.3.6 Transition of the Overflow System at Manual Scram Test (at 100 MW)	191
図 6.3.6 手動スクラム試験時過渡変化図 (100 MW)	

1. 緒 言

「常陽」の1次オーバーフロー系設備は、昭和51年2月18日に実施された電磁ポンプナトリウム中起動試験より100 MW第4サイクル終了の昭和59年8月まで、1次冷却系ドレン期間中を除きほぼ連続的に運転されて来た。

この間、1次主循環ポンプトリップを伴う原子炉スクラム等によりオーバーフロー戻り配管のナトリウムの流れがとぎれた時に、オーバーフロー戻り配管に急激な温度降下が発生していることが判明した。このためオーバーフロー戻り配管において、ナトリウムの流れが跡切れた後、再びオーバーフローによってナトリウムが流れるまでに時間を必要とするため、この間に配管温度が急激に低下すること、及び再オーバーフローする原子炉容器のナトリウム温度が高いことが相まって、配管に過大な熱衝撃が加わることが判明した。よって、これらの対策として、電磁ポンプのインターロック改造、及び運転操作要領上の制限を設け、熱衝撃の発生を極力抑えるようにした。また、昭和56年1月には、オーバーフロー戻り配管保温強化工事が施され、予熱温度の上昇には効果がみられたが、温度降下率を小さくするまでには至らなかった。

この運転期間中の不具合の内、設備構造の特殊性から発生し、かつプラント運転に与える影響の大きなものは、昭和53年10月に発生した誘導電圧調整器（以下IVRと略す。）のコントロールモータの焼付きであった。

本報告書は、「常陽」の100 MW第4サイクル終了までにおけるオーバーフロー系の運転実績・系統の特性・不具合・改造の経緯について述べたものである。

2. オーバフロー系の概要

2.1 設備目的

「常陽」におけるオーバフロー系設備は、原子炉容器内のナトリウム液位を一定に保持する目的で設置され、運転時は炉容器の通常液位 (GL-6100mm) でナトリウムを溢出すると同時に純化された同量のナトリウムを炉容器に汲上げることにより 1 次冷却系の温度、圧力変化による、炉容器の液位変動を補償する。また、ナトリウム充填時には、ナトリウムの充填系としてダンプタンク内ナトリウムを、原子炉容器へ移送する機能を有する。

2.2 設備概要

原子炉容器内ナトリウム液位を、一定位 (GL-6100mm) に保持するため、炉容器に同じレベルのオーバフロー堰板が取付けられ、これを越えるナトリウムは、格納容器地下 2 階に据付けられた 1 次オーバフロータンクへ自由落下する。オーバフロータンク内のナトリウムは 1 次純化系によって常時純化され、その純化されたナトリウムを電磁ポンプによって炉容器に汲上げている。

本設備は次の機器から構成される。

- (1) オーバフロータンク
- (2) オーバフロー電磁ポンプ
- (3) オーバフロー電磁流量計
- (4) 配管及び弁
- (5) 予熱ヒーター及び熱電対 (T/C)

オーバフロー系の系統図を Fig. 2.2.1 に示す。

本系統の機器の内、電磁ポンプ制御機器を除くものは、すべて格納容器床下内に設置されている。格納容器床下雰囲気は原子炉運転中窒素雰囲気になっておりナトリウム漏洩時の火災防止を図っている。

2.3 機器仕様

2.3.1 オーバフロータンク

(1) 機能

- 1) 炉容器、1 次冷却ループ内のナトリウム温度変化 (150℃～500℃) 及び 1 次主循環ポンプの起動停止により生ずる IHX、ポンプ液面の変化に伴う液位の変化を吸収するバツファとなる。

- 記号説明
- Ⓣ 温度計
 - Ⓛ 液面計
 - ⓕ 流量計
 - Ⓟ 圧力計
 - AVR 自動電圧調整器

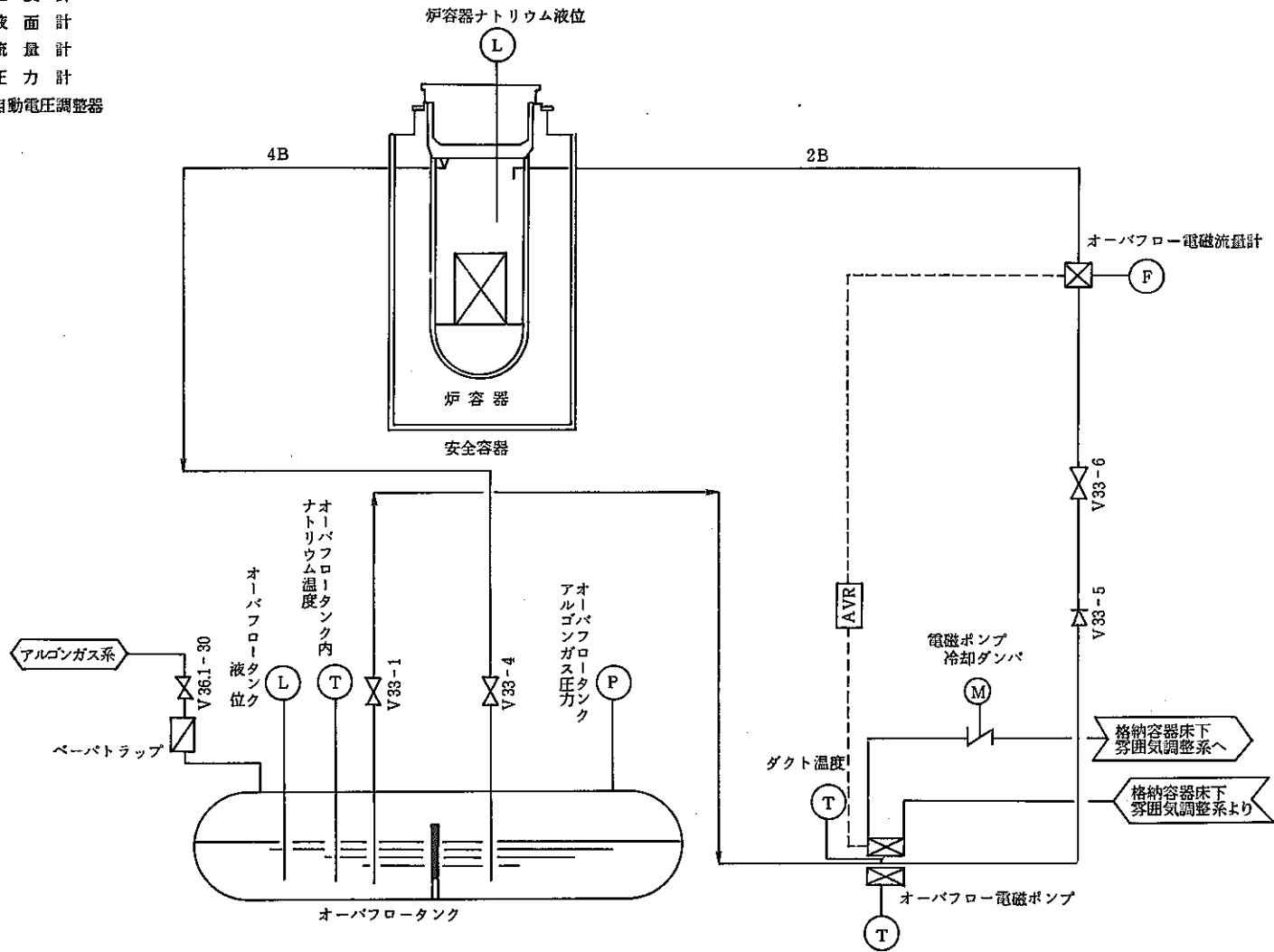


Fig. 2.2.1 Flow Sheet of the Primary Overflow System
(オーバーフロー系統図)

2) 炉容器からオーバフローしたナトリウムを受入れ，純化系で純化されたナトリウムを電磁ポンプに供給する。

(2) 構造

1) 一重構造，横置円筒型

2) 純化効率を上げるためタンク内に貫通孔付仕切板が設けられている。

タンク構造図をFig. 2.3.1に示す。

形式	横置円筒型		
数量	1基		
容積	設計最大		29 m ³
	許容最大（消防法での規制）		23 m ³
主要寸法	内径	3000 mm	
	長さ	4456 mm	
	板厚	14 mm	
主要材質	SUS304		
設計条件	内圧	1.9 kg/cm ² G	at 550℃
	外圧	1.0 kg/cm ² G	at 250℃
容器種別	第1種容器		
耐震設計	Aクラス		

2.3.2 オーバフロー電磁ポンプ

(1) 機能

オーバフロー電磁ポンプは，炉容器ナトリウム液位の一定維持，及びナトリウム充填の際に，ナトリウムをオーバフロータンク又はダンプタンクから炉容器へ移送する役目を持つ。

(2) 構造

フラット・リニア・インダクション型電磁ポンプでナトリウムが流れるダクト本体，励磁用コイルを巻装した固定子及び外枠等から構成される。励磁用コイルは，床下雰囲気調整系から供給される窒素ガスで冷却される。

ダクト本体は，ナトリウム通路を形成する矩形断面形状のポンプダクト，ダクトから固定子への伝熱を防ぎ，同時にダクトの保温を行なう断熱材及び温度検出素子等より構成される。

固定子は、三相誘導電動機の固定子を直線状にして、ダクト本体の両側に対向して置かれた平面状固定子で珪素鋼板鉄心と冷却フィン及び鉄心のスロット内に巻装された三相巻線等から構成される。

外枠は、固定子及びダクト本体の保持を行い、かつ冷却用窒素ガスの通路を形成し、ダクトの熱膨張吸収用ベローズ、及び架台より構成される。

予熱ヒーターは、ポンプダクト両端のデフューザ部に取付けられ、ポンプダクト端部を加熱している。固定子間のダクト部は、コイルに電流を流し、誘導加熱を行うものである。

ポンプ構造図を Fig. 2.4.1 に示す。

形 式	フラット・リニア・インダクション型
流 体	液体ナトリウム
設計温度	550℃
最大流量	15 m ³ /H
常用流量	12 m ³ /H
揚 程	21 m Na at 11 TON/H 500℃
ダクト材質	SUS304
所要動力	180V, 116A, 3φ, 50Hz (最大)
冷却方式	強制ガス冷却

2.3.3 オーバフロー電磁流量計

(1) 機 能

オーバフロー系汲上ナトリウム流量を計測するとともに、その流量信号を電磁ポンプ出口流量調節計に送る。

(2) 構 造

永久磁石式で、オーバフロー系配管と共用するダクト部と、永久磁石を含む磁気回路から構成される。

形 式	永久磁石式
流 体	液体ナトリウム
設計温度	550℃
測定範囲	0 ~ 15 m ³ /H
最高使用圧力	1.9 kg/cm ² G
信号出力	5 mV at 15m ³ /H

2.3.4 配管及び弁類

(1) 配 管

主要材質 SUS304

概略寸法

1) 炉容器オーバフローノズル ~ オーバフロータンク

内 径 4 B

厚 さ 4.0 mm

全 長 約 35 m

2) オーバフロー汲上ノズル ~ 炉容器汲上ノズル

内 径 2 B

厚 さ 3.5 mm

全 長 約 54 m

(2) 弁 類

主要材質 SUS304

数 量 止メ弁 (ベローシール) 3 個

逆止弁 (スイング式) 1 個

寸 法 止メ弁 2 B (2 個) 4 B (1 個)

逆止弁 2 B

2.3.5 予熱ヒーター

(1) 機 能

予熱ヒータは、ナトリウムの凍結を防止するために、機器、配管の予熱を行う。予熱温度は、各々の温度制御範囲の熱電対によって検出され、温度コントローラ (TICS) による予熱ヒータの ON-OFF で制御される。

(2) 構 造

オーバフロー系の予熱ヒーターは、オーバフロータンクに 8 点、汲上配管に 7 点、戻り配管に 5 点、弁に 4 点、電磁ポンプに 2 点、電磁流量計に 1 点の温度計測点を持ち計 27 群のヒーターを制御し予熱コントロールしている。尚、安全容器貫通部付近の汲上、戻り配管には、温度監視目的のため、18 個の T/C が取付けられている。

主要寸法 12 φ

主要材質 シース SUS316TP

芯線 NCHW1

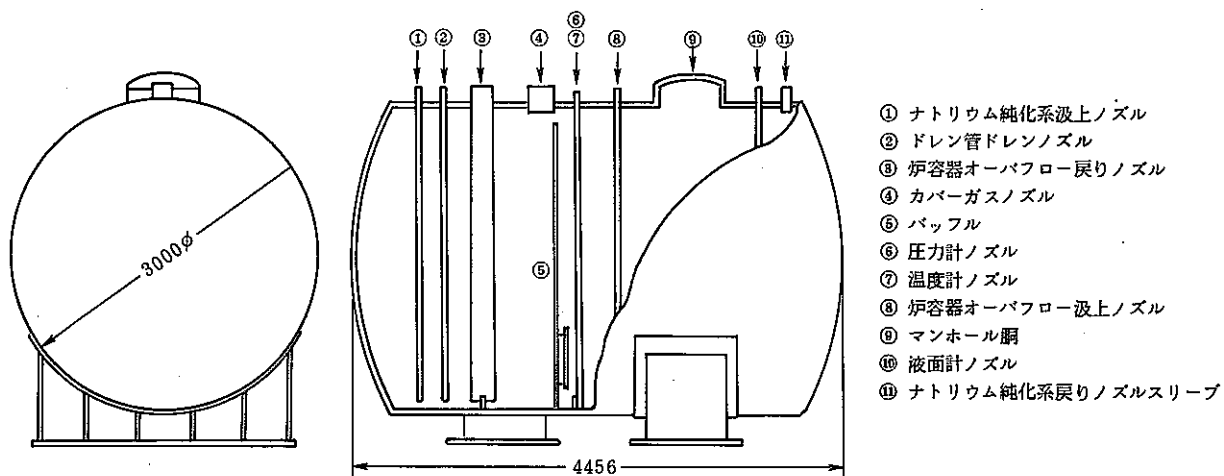


Fig. 2.3.1 Schema of the Overflow Tank
 (オーバーフロータンク構造図)

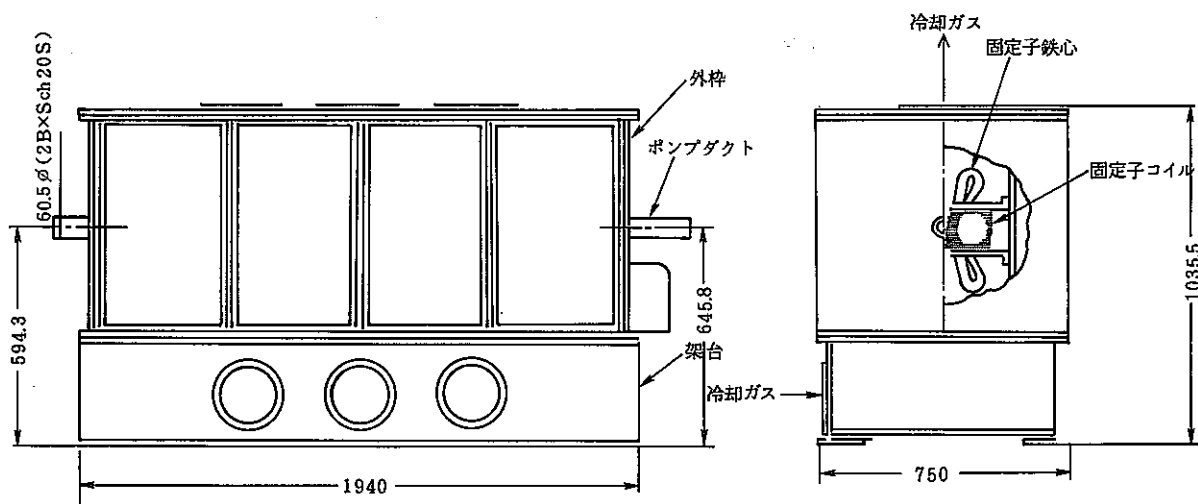


Fig. 2.3.2 Schema of the Overflow EMP
 (オーバーフロー電磁ポンプ構造図)

	絶縁体 酸化マグネシウム
表面電力密度	0.5 ~ 3.55 W/cm ²
定格電圧	AC 100V
端末シール	セラミック

2.3.6 液面計

(1) 機能

オーバフロータンクの液位計測を行い、液位を指示記録するものである。又液位異常時には警報を発する。

オーバフロータンクの液位の変動で1次主冷却系の異常（ナトリウム漏洩等）の有無の判断が行える。

(2) 構造

ステンレス製のプローブと、励磁及び電圧誘導用の1次、2次コイルより構成される。2次コイルに誘起された電圧を変換し記録計に表示、記録する。

型式	誘導連続式
流体	液体ナトリウム
設計温度	700℃
設計圧力	1.9 kg/cm ² G
測定範囲	0 ~ 300 cm
測定精度	± 3%

3. オーバフロー系の運転制御

3.1 概要

オーバフロー系の運転制御対象は、電磁ポンプの汲上ナトリウム流量調整であり、これは電磁ポンプの印加電圧の昇降で制御される。またオーバフロー系がプラント全体に与える最大の波及効果にはオーバフロー電磁ポンプトリップによる制御棒一斉挿入動作がある。これは、ナトリウムの汲上喪失により原子炉容器ナトリウム液位を一定に保持出来なくなる可能性があるため原子炉を停止するものである。

3.2 流量制御

オーバフロー系の汲上げ流量調整は、電磁ポンプに印加する電圧を誘導電圧調整器によって変えることにより行っている。この誘導電圧調整器は Fig. 3.2.1 及び 3.2.2 に示すように、操作スイッチによる「手動」と、流量調節計による「自動」の2つのモードいずれかにより駆動モータ (CM) を作動させて調整される。通常運転中のモードは「自動」により流量一定に制御される。

3.3 インターロック

3.3.1 起動条件

- 電磁ポンプ (EMP) 冷却ガス流量正常……風圧 80mmA_g 以上
- EMP 電圧調整器 (IVR) 下限……… 31V 以下
- EMP 予熱操作 COS 「運転」位置

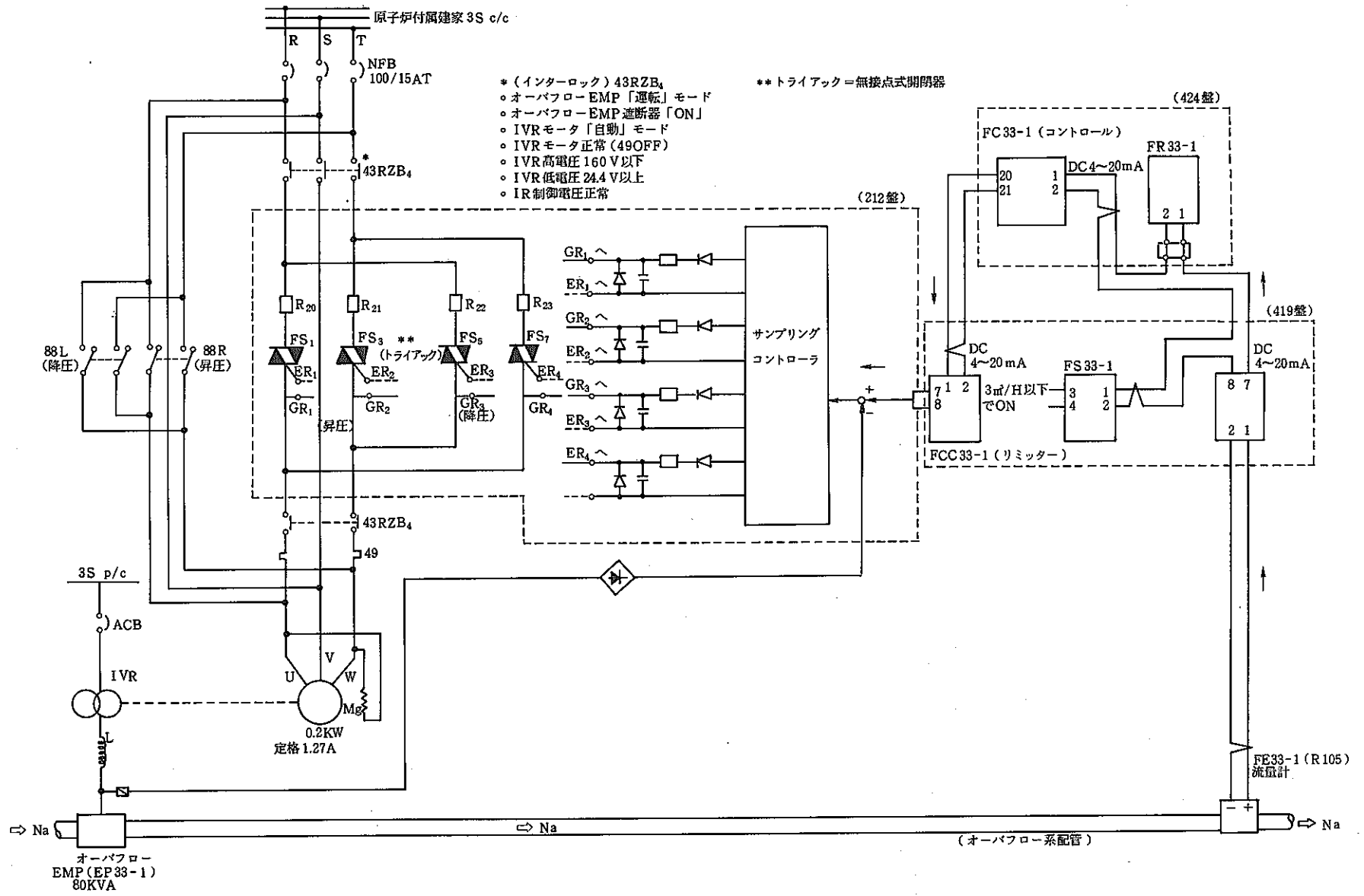
3.3.2 トリップ条件

- 過電流 (51)
- 220V 母線低電圧 (27)
- ポンプナトリウム漏洩 (2 out of 2)
- ポンプダクト温度高々 (550℃)
- ポンプコイル温度高々 (160℃)
- ポンプ印加電圧が 120V 以上となってから 25 秒経過後以降に汲上流量が 3 m³/H 以下となった場合。(流量低)
- 1 次主循環ポンプトリップを伴う原子炉スクラム又は制御棒一斉挿入が発生した時、炉容器液面が - 50mm 以上となった場合。(熱衝撃防止)

3.3.3 ナトリウム漏洩時

1次冷却系Aループナトリウム漏洩(2 out of 33), 1次冷却系Bループナトリウム漏洩(2 out of 37), 原子炉容器ナトリウム漏洩(2 out of 5)いずれかのナトリウム漏洩の警報が発生すると, 原子炉容器液位が通常液位(GL-6100mm)を±0mmとした時, -50mm以上であれば, 1分後に電磁ポンプは自動停止する。また, 10分後に炉容器液位が-50mm以下であれば, 電磁ポンプは自動起動し-50mmまで汲上げ自動停止する。つまりON-OFF運転を繰り返す。運転員の判断で停止する必要があるが, 生じた場合にはポンプインターロックスイッチを手動にすることで停止が可能である。

尚, ナトリウム漏洩発生と同時に1次主循環ポンプはトリップし原子炉はスクラムによって停止する。



- * (インターロック) 43RZB₄
- オーバフロー-EMP「運転」モード
 - オーバフロー-EMP遮断器「ON」
 - IVRモータ「自動」モード
 - IVRモータ正常(49OFF)
 - IVR高電圧 160V以下
 - IVR低電圧 24.4V以上
 - IR制御電圧正常

**トライアック=無接点式開閉器

Fig. 3.1.1 Block Diagram of the Flow Controller in Overflow System
(オーバーフロー流量制御回路図)

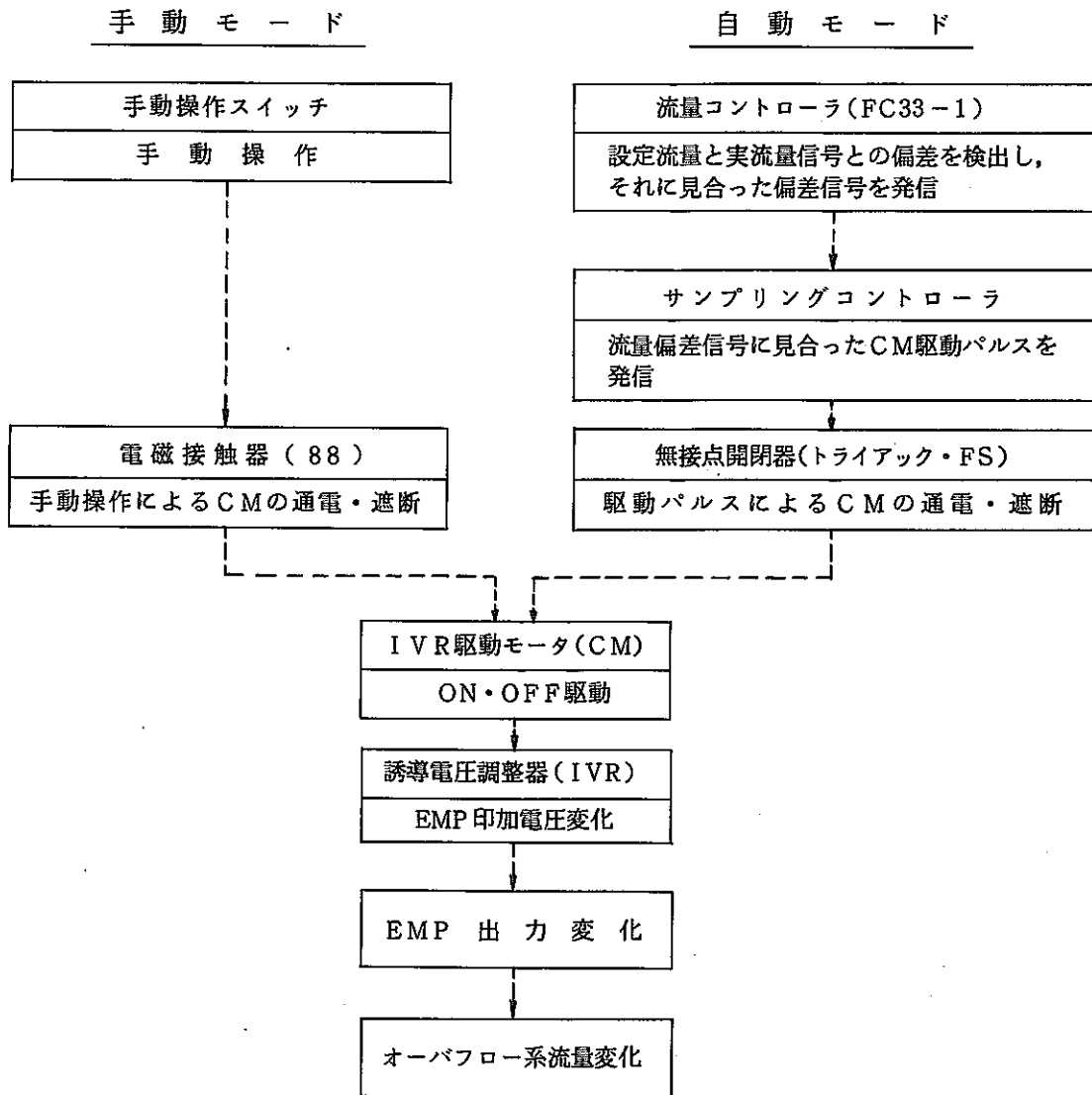


Fig. 3.1.2 Flow Chart of the Flow Controller System in Overflow System
(流量制御フローチャート)

4. オーバフロー系の運転・保守・改造実績

4.1 運転実績

オーバフロー系での動的機器は電磁ポンプのみであることから、ここでは電磁ポンプが運転中であれば系統が運転されているものとする。

本系統は、炉内ナトリウムドレンや、系統メンテナンス（定期検査）時以外は、定常的に運転される系統であり、昭和51年2月の系統ナトリウム充填以後、MK-II 100MW 第4サイクル終了の昭和59年8月までに約55,000時間の運転実績を有する。

この間に計画外のトリップは10回発生し、うち7回が外部電源喪失によるもので、残り3回はそれぞれ、制御電源喪失によるトリップ、瞬時停電による流量低トリップ及び弁誤操作による電磁ポンプへのArガス巻込みによる流量低トリップであった。

オーバフロー系の運転時間実績をTable 4.1.1に計画外トリップの詳細をTable 4.1.2に示す。

Table 4.1.1 Total Operation Time of Overflow System
(オーバーフロー系運転時間実績)

機器名称	月	運転時間 (H)				月間 運転時間 (H, MIN)	積算 運転時間 (H, MIN)	備考
		200	400	600	800			
1次オーバーフロー系 電磁ポンプ 昭和51年 (1976)	1					0°	0°	51年合計 2813°31'
	2					272°18'	272°18'	
	3					154°30'	426°48'	
	4					105°25'	532°13'	
	5					744°	1276°13'	
	6					712°40'	1988°53'	
	7					719°15'	2708°08'	
	8					0°	2708°08'	
	9					0°	2708°08'	
	10					0°	2708°08'	
	11					0°	2708°08'	
	12					105°23'	2813°31'	
1次オーバーフロー系 電磁ポンプ 昭和52年 (1977)	1					547°20'	3360°51'	52年合計 7827°43'
	2					672°	4032°51'	
	3					503°08'	4535°59'	
	4					720°	5255°59'	
	5					743°20'	5999°19'	
	6					720°	6719°19'	
	7					744°	7463°19'	
	8					651°43'	8115°02'	
	9					720°	8835°02'	
	10					744°	9579°02'	
	11					641°54'	10220°56'	
	12					420°18'	10641°14'	

機器名称	月	運 転 時 間 (H)	月間	積算	備 考
			運 転 時 間 (H,MIN)	運 転 時 間 (H,MIN)	
1次オーバーフロー系 電磁ポンプ 昭和53年(1978)	1		131°42'	10772°56'	53年合計 6612°29'
	2		464°	11236°56'	
	3		589°49'	11826°45'	
	4		689°06'	12515°51'	
	5		677°07'	13192°58'	
	6		719°45'	13912°43'	
	7		743°33'	14656°16'	
	8		653°09'	15309°25'	
	9		0°	15309°25'	
	10		497°34'	15806°59'	
	11		720°	16526°59'	
	12		726°44'	17253°43'	
1次オーバーフロー系 電磁ポンプ 昭和54年(1979)	1		540°39'	17794°22'	54年合計 6158°
	2		672°	18466°22'	
	3		369°26'	18835°48'	
	4		657°14'	19493°02'	
	5		743°52'	20236°54'	
	6		716°26'	20953°20'	
	7		743°43'	21697°03'	
	8		723°06'	22420°09'	
	9		357°03'	22779°12'	
	10		0°	22779°12'	
	11		248°16'	23027°28'	
	12		384°15'	23411°43'	

機器名称	月	200	400	600	800	月間 運転時間 (H,MIN)	積算 運転時間 (H,MIN)	備考
1次オーバーフロー系 電磁ポンプ 昭和55年(1980)	1	[Bar chart showing ~740 hours]				741°50'	24153°33'	55年合計 7541°48'
	2	[Bar chart showing ~696 hours]				696°	24849°33'	
	3	[Bar chart showing ~739 hours]				739°25'	25588°58'	
	4	[Bar chart showing ~719 hours]				719°57'	26308°55'	
	5	[Bar chart showing ~744 hours]				744°	27052°55'	
	6	[Bar chart showing ~719 hours]				719°58'	27772°53'	
	7	[Bar chart showing ~716 hours]				716°45'	28489°38'	
	8	[Bar chart showing ~744 hours]				744°	29233°38'	
	9	[Bar chart showing ~720 hours]				720°	29953°38'	
	10	[Bar chart showing ~655 hours]				655°	30608°38'	
	11	[Bar chart showing 0 hours]				0°	30608°38'	
	12	[Bar chart showing ~344 hours]				344°53'	30953°31'	
1次オーバーフロー系 電磁ポンプ 昭和56年(1981)	1	[Bar chart showing ~441 hours]				441°30'	31395°01'	56年合計 7964°17'
	2	[Bar chart showing ~389 hours]				389°04'	31784°05'	
	3	[Bar chart showing ~732 hours]				732°58'	32517°03'	
	4	[Bar chart showing ~720 hours]				720°	33237°03'	
	5	[Bar chart showing ~736 hours]				736°01'	33973°04'	
	6	[Bar chart showing ~695 hours]				695°58'	34669°02'	
	7	[Bar chart showing ~730 hours]				730°26'	35399°28'	
	8	[Bar chart showing ~744 hours]				744°00'	36143°28'	
	9	[Bar chart showing ~597 hours]				597°50'	36741°18'	
	10	[Bar chart showing ~730 hours]				730°55'	37472°13'	
	11	[Bar chart showing ~720 hours]				720°	38192°13'	
	12	[Bar chart showing ~725 hours]				725°35'	38917°48'	

機器名称	月	運 転 時 間 (H)	月間 運転時間 (H, MIN)	積算 運転時間 (H, MIN)	備 考
1次オーバーフロー系 電磁ポンプ 昭和57年(1982)	1		744°	39961°48'	57年合計 4030°06'
	2		301°25'	39963°13'	
	3		1°32'	39964°45'	
	4		0°	39964°45'	
	5		187°38'	40152°21'	
	6		180°32'	40332°53'	
	7		0°	40332°53'	
	8		0° 6'	40332°59'	
	9		705°22'	41038°21'	
	10		744°	41782°21'	
	11		484°16'	42266°37'	
	12		681°17'	42947°54'	
1次オーバーフロー系 電磁ポンプ 昭和58年(1983)	1		735°59'	43683°53'	58年合計 8105°00'
	2		643°08'	44327°01'	
	3		702°48'	45029°49'	
	4		614°58'	45644°47'	
	5		708°31'	46353°18'	
	6		720°	47073°18'	
	7		561°05'	47634°23'	
	8		744°	48378°23'	
	9		720°	49098°23'	
	10		743°56'	49842°19'	
	11		720°	50562°19'	
	12		490°35'	51052°54'	

1次オーバーフロー系 電磁ポンプ 昭和59年(1984)	1						0°	51052°54'	
	2						0°	51052°54'	
	3						436°46'	51489°40'	
	4						719°58'	52209°38'	
	5						744°	52953°38'	
	6						720°	53673°38'	
	7						731°15'	54404°53'	
	8						740°30'	55145°23'	
	9								
	10								
	11								
	12								
	1								
	2								
	3								
	4								
	5								
	6								
	7								
	8								
	9								
	10								
	11								
	12								
機器名称	月	200 400 600 800 運 転 時 間 (H)				月間 運転時間 (H, MIN)	積算 運転時間 (H, MIN)	備 考	

Table 4.1.2 Detail of Unexpected Trip of Overflow System

(オーバフロー系計画外トリップ詳細)

回	年月日	プラント状態	トリップ原因	復旧
1	53. 7. 23 14:56	炉出力 10 MW	落雷による外部電源喪失	15:18 再起動
2	54. 2. 17 14:25	炉出力 50 MW	同上	15:01 再起動
3	54. 6. 18 9:57	炉停止中	6C, 6S 電源喪失(制御用)	10:35 6C, 6S 電源復旧後再起動
4	54. 7. 25 17:57	炉出力 12 MW	落雷による外部電源喪失	18:00 D/G起動充電後再起動
5	54. 8. 18 14:02	炉出力 70 MW	同上	8, 19 01:11 O/Fタンク降温後再起動
6	55. 1. 12 08:34	炉停止中	送電側地絡事故による外部電源喪失	8:40 D/G起動充電後再起動
7	55. 6. 24 14:29	炉出力 67 MW	瞬時停電の電圧変動による流量低インターロック作動	14:31 再起動
8	56. 7. 26 12:01	炉出力 75 MW	弁(V35. 1-7)操作ミスによるArガス巻込	7, 27 01:35 O/Fタンク降温後O/Fタンクを加圧してEMPへNaを充填し、再起動した。
9	58. 2. 18	炉出力 50 MW	落雷による外部電源喪失	2, 19 5:20 O/Fタンク降温後再起動
10	59. 7. 5	炉出力 100 MW	同上	7, 6 2:17 O/Fタンク降温後再起動

4.2 保守実績

4.2.1 修理依頼，異常報告

オーバフロー系関連の修理依頼，異常報告は59年8月末までに，合計21件提出されており，その内訳は，汲上流量調節器（FC33-1）に関するもの6件，オーバフロー系温度計に関するもの2件，オーバフロータンク液面計に関するもの4件，I V R電圧計に関するもの1件，電磁ポンプの自動起動，手動起動不能に関するもの4件，遮断器，リレーの焼損2件，ケーブル接地1件，ポンプダクトの過冷却1件である。

修理依頼，異常報告歴をTable 4.2.1に示す。

Table 4.2.1 Summary Reports of the Maintenance Requests and
Abnormality Reports in Overflow System

(修理依頼, 異常報告歴)

発生年月日	項 目	内 容	原 因 と 処 置
51. 7. 28	1次オーバーフロー系 電磁ポンプ(H33- 28)温度低ANN 発 生	O/F EMP 12m ³ /H定格運転中に 1次予熱ヒータ制御盤故障(オー バフロー系配管弁-1温度低) A NNが発生した。 ヒーターは150℃指示でON状態 であった。	電源喪失予備試験で1次補助電磁ポン プ冷却ダンパを全閉したことによりO/F EMP. 純化系 EMP 冷却ガス流量が増加 し過冷却となりANNに至った。1次補 助電磁ポンプ冷却ガスダンパを“開”とし リセットした。
53. 4. 20	1次オーバーフロータ ンク液面計チャート 送り不良	液面記録計のチャート送りが止ま った。	ドライブモーター交換後良好となった。
53. 4. 27	オーバーフロー流量 コントローラー(FC 33-1)不調	“AUTO”モード運転中12m ³ /Hの セットでIVR電圧が145V以上 昇圧せず12m ³ /H確保することが できない。流量調節計出力は100 %スケールオーバーであった。	流量調節計の出力側にある流量制限用 アナログリミッターの設定値が低かった ため設定変更をした。
53. 6. 7	同 上	同 上	同 上
53. 10. 4	O/F EMP 起動不能	炉容器液位計校正のため停止した 後、再起動操作を行ったが、IVR 電圧が昇圧せず起動しなかった。	IVR駆動モーターが軸受ベアリング部 で焼付きを起こし、IVRの駆動が不能で あった。モーターを交換し良好となった。 焼き付きの原因として、1個のIVR 昇圧用のサイリスタが損傷していたため モーターに異常電圧が加わり加熱したも のと推定された。 (詳細内容は次頁による。)
53. 10. 26	オーバーフロー系流量 調節計(FC33-1) 制御不良	オーバーフロー系汲上げ流量が“AU TO”モード運転中汲上げ流量が不 安定となった。	IVR駆動モーターを調査した結果U- V, V-W間に異常電圧が加わりうなり 音を生じていた。IVRモーター制御回路 の昇圧用サイリスタFS1にブレークオー バ現象が発生し、V相に常時電圧が加わ って異常音を発していたと推定された。 サイリスタFS1, FS3を交換した。
53. 12. 12	オーバーフロータン クNa液面計不良	液面記録計の記録ペンが引っかか りぎみに動くので液面がステップ 状に変化した。	調査した結果異常は認められず、再現 性がなかった。

発生年月日	項 目	内 容	原 因 と 処 置
54. 11. 1	オーバフロー EMP 冷却ダンパ用ケーブル接地	冷却ダンパ点検の際、動力ケーブルのW相が接地しているのを発見した。	ケーブルが端子箱入口ですり切れて接地していた。よってこの部分の養生を行うとともに不良部のケーブルを切りつめて復旧した。
55. 1. 4	オーバフロー系各部 温度記録計不良	全温度指示スケールダウンした。	記録計内部プリント板IC取付ハンダ部において短絡していた。新ICに交換し、ハンダ付けのやり直しにて良好となった。
55. 7. 23	オーバフロー系EMP 自動制御回路リレ 60FP焼損	盤内月例点検時にリレーの60FPの焼損を発見した。	シーケンス改造工事上の誤りによって200V AC a 接点と、100V ACのb接点在同一の端子を共用していたため200V AC電源が100V AC定格のリレーに供給され焼損した。新たなリレーを追加し回路変更を行い良好となった。
55. 12. 10	オーバフロー系EMP IVR電圧計指示 不良	O/F EMP予熱中に中制電圧計指示17V、現場盤電圧計指示50Vと違いが発生した。中制指示が低いので昇圧したところ36Vで上限に達し、1時間後にO/F EMPトリップANNが発生した。	中制指示電圧計用PTのS相ヒューズ切れによって相間バランスが狂い、低い値を示していた。 このためヒューズを交換して正常に復帰した。
56. 2. 18	オーバフロータンク Na 温度記録計チャ ート送り不良	温度記録計のチャート送りが止まった。	チャート駆動モーターの焼き付き。モーター交換後良好となった。
56. 3. 12	オーバフロー電磁ボ ンプ自動起動不可	電源喪失試験時、1次オーバフロー系電磁ポンプがシーケンス通り自動起動しなかった。	自動起動回路のリレーをチェックしたが異常は認められなかった。 再現性試験を行ったが異常は再現されなかった。
56. 3. 23	オーバフロー汲上流 量調節器(FC33- 1)不調	12m ³ /Hの設定でコントローラの出力が十側にオーバースケールした。	流量リミッターの設定不良で現在69%設定を72%(13.5m ³ /H 160V)に調整し良好となった。
56. 9. 21	オーバフロー汲上げ 流量の異常指示	オーバフロー汲上流量記録計の指示が非常用廃ガスコンプレッサー起動時に12m ³ /Hから10.8m ³ /Hに低下した。	非常用廃ガスコンプレッサーを起動し再現性確認したところ流量低下の現象は見受けられなかった。(原因は不明であった)
57. 5. 14	オーバフローEMP 遮断器(352S2)焼	O/F EMPを“予熱”に入れるため遮断器の投入を実施したが“投入”	4S電源(制御電源)切の状態でもO/FEMPの予熱運転を継続するように行った

発生年月日	項目	内容	原因と処置
	損	できなかった。その後、遮断器試験位置にて投入操作を行ったところ遮断器本体で発煙が見られた。	回路のジャンパーミス(27TDのジャンパーをしなかった。)により操作回路に投入信号と遮断信号が同時に印加され遮断器は入、切を頻繁に繰返し駆動モーターに過電流が流れて焼損したものと推定された。 遮断器を予備品と交換し良好となった。
56. 7. 26	Arガス巻込によるオーバーフロー電磁ポンプトリップ	FFD手動ドレン時にオーバーフロー電磁ポンプ吸込側のバルブを間違えて“開”したため、Arガスを巻込流量低にてトリップした。	V35.1-7を全閉にして、冷却系統降温終了後、再起動した。
58. 2. 28	オーバーフローEMP自動起動不能	電源喪失試験時、1次オーバーフロー系電磁ポンプがシーケンス通り自動起動しなかった。	オーバーフローEMP冷却ダンプ回路用リレー60FPYに焼損のあることが発見され、これを予備品と交換した。
58. 4. 27	オーバーフロータンク液面計指示不良	オーバーフロータンク液面計指示が136~0cmの間を2~3回ハンチングした。	同時刻ダンプタンク液面計のJOYDAS継込み作業を実施中であり、この関係で誤って計器配線にさわったものと判明した。
59. 1. 4	オーバーフロータンク液面計指示不良	オーバーフロータンク液面計指示が上昇傾向にあり、流入ライン、V35.1-11, V35.1-4, V35.1-12を閉、Naフリーズしても上昇傾向が止まらない。	液面変換器MAIN AMP.の乗算器(AD530)を予備品と交換した結果正常に復帰した。
59. 1. 29	オーバーフロー汲上流量計異常	オーバーフロー系Naドレン、フリーズ状態にもかかわらず時々流量計が0.2m ³ /H程度を指示する。	同現象は約4Hごとに発生し、これは電磁流量計まわりのヒータのON・OFFと一致している。よってこれはヒータによる影響と考えられたが特に処置はしなかった。
59. 7. 5	オーバーフローEMP自動起動不調	電源喪失時、1次オーバーフロー系電磁ポンプが自動起動しなかった。	再現性試験を行ったが再現されなかった。(原因不明)

4.3 改造実績

オーバフロー系の改造は、熱衝撃対策に関するものが多い。この内熱衝撃対策に関する改造については次章にまとめて記述する。

4.3.1 瞬時停電保護対策シーケンス改造

(1) 経緯

オーバフロー系計装電源は、外部電源喪失時ディーゼル発電機によりバックアップされる非常系4S電源(AC100V)と、蓄電池をバックアップに持つ無停電系6S電源(AC100V)が使用されている。この内4S電源は外部電源の外乱(瞬時停電及び極端な電圧降下)によって影響を受ける。この電源を使用している計器の内特にナトリウム流量計は瞬時停電によって流量指示が大きく減少し、場合によっては3m³/Hの流量低警報が発生した。流量低が発生するとオーバフロー電磁ポンプはインターロックによりトリップに至る。この時原子炉運転中であれば、制御棒一斉挿入によって原子炉は停止することになる。

(2) 対策

瞬時停電発生時において流量計の指示が低下し、流量低となるのは避けられないため、流量低からポンプトリップに移行するシーケンスに25秒の遅延タイマーを追加し、瞬時停電等の電源低電圧発生時は25秒間は流量低によるポンプトリップインターロックをバイパスすることとした。

(3) 改造の結果

改造を実施した結果、その後の瞬時停電及び電源電圧の変動を数多く経験したが、オーバフロー電磁ポンプは一度もトリップに至っていない。

5. オーバフロー系熱衝撃の経緯と対策

オーバフロー系の熱衝撃問題については、昭和51年に問題が指摘されて以来、今までに多くの試験、検討、改造が繰返されてきた。

オーバフロー系の熱衝撃で最も条件の厳しいものは、原子炉容器からオーバフローする戻り配管が安全容器を貫通する部分である。Fig. 5.1.1に戻り配管安全容器貫部の概略図を、Photo. 5.1.1に同部分の外観写真を示す。

本配管貫通部は、戻り配管に補強バンドを溶接し、これにフランジを溶接する構造となっている。このため、急激な温度変化が発生すると補強バンドと戻り配管の間に大きな温度差が発生し、これによる熱膨張のちがいで局所的に過大な応力が発生するものである。

以下これらの問題について順を追って述べる。

5.1 初期の熱衝撃予想と対策

オーバフロー系の熱衝撃問題が判明したのは昭和51年1月であった。この時点では原子炉スクラム等のプラント過渡時において以下の状態が予想された。プラント過渡時に1次冷却系統内のナトリウム熱収縮により原子炉容器内ナトリウムレベルが低下し、オーバフロー戻りラインのナトリウムの流れが一旦跡切れる。この戻り配管の温度低下率は低く、比較的高温度を保つと予想した。一方原子炉容器のナトリウム液位はオーバフロー系の汲上げによって回復し再びオーバフローを開始する。この時の原子炉容器内ナトリウムは冷却系によって十分に冷却されたナトリウムであると予想した。従って比較的高温を維持する戻り配管に低温度のナトリウムが流れるコールドショックが発生するものと考えられた。

これらの対策として、昭和51年12月にスクラム、調整棒一斉挿入(MK-II炉心に移行後は制御棒一斉挿入に変更されている。)発生時には、再オーバフローさせないように原子炉容器ナトリウムレベルが-50mmまで復帰した時点でEMPを停止するようにインターロックを改造した。

5.2 50MW性能試験時における熱衝撃と対策

上記の対策を講じた後50MW性能試験を行った。50MW性能試験中の過渡時のEMP停止はインターロック通り行い、再オーバフローをさせなかった。その後オーバフロー系戻り配管の温度を予熱ヒータ制御用サーモカップル(以下T/Cと略す。)で近似し、原子炉容器出口ナトリウム温度と予熱ヒータ用T/Cの温度差が60℃以内でEMPの再起動を行い、原子炉容器へのナトリウムの汲上げ再オーバフローを行っていた。この時予熱ヒータ制御用T/Cで検

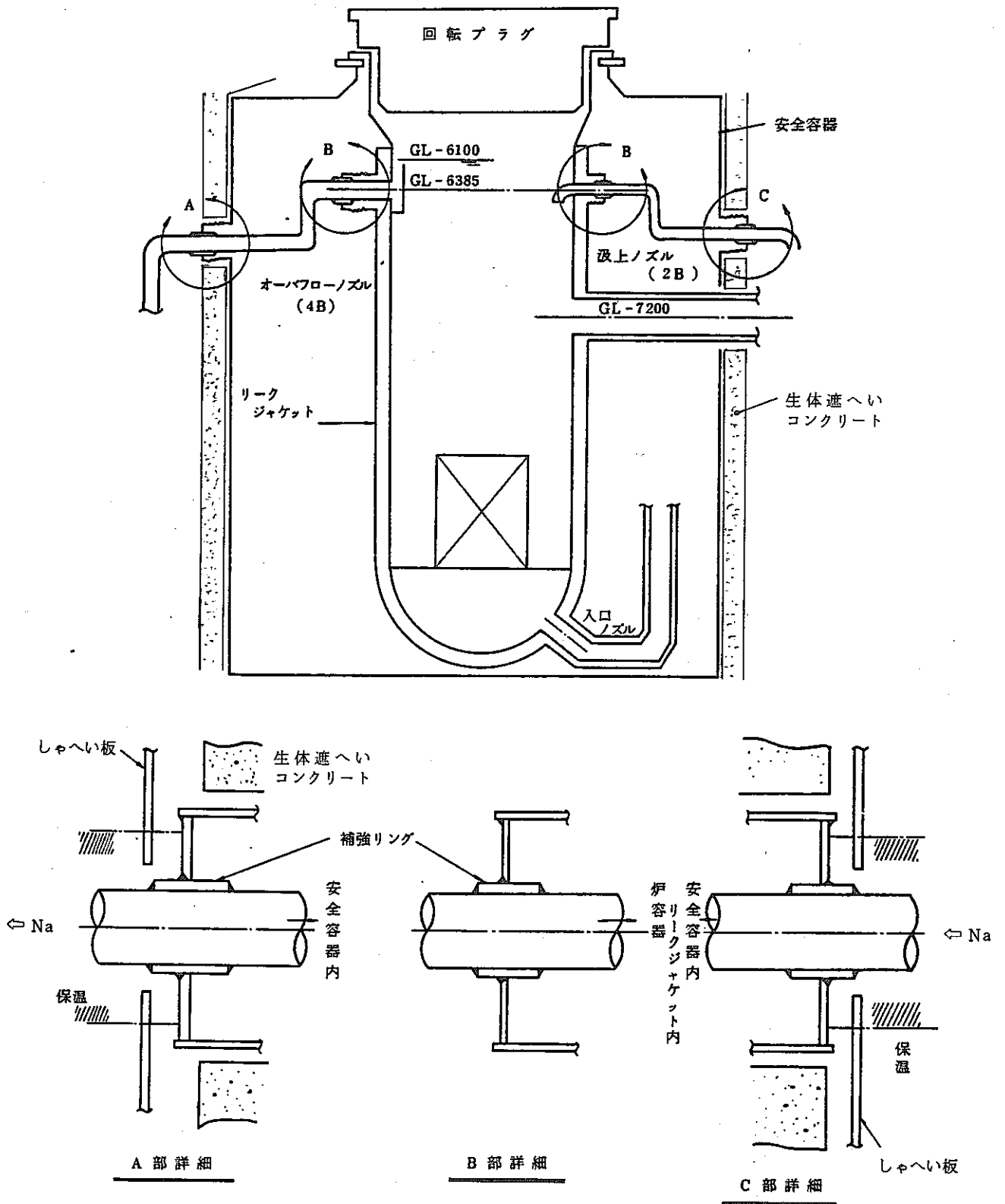
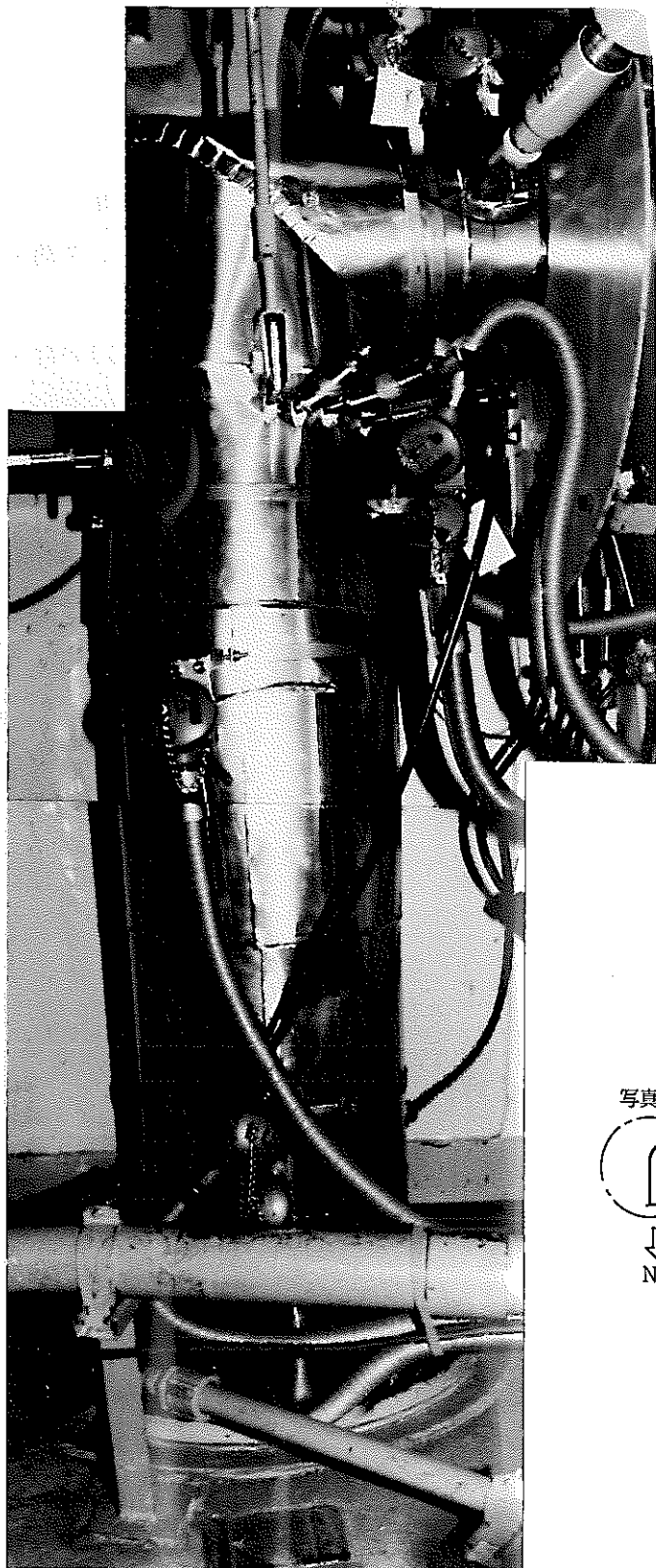


Fig. 5.1.1 Summary Schema of the Safety Vessel Penetration Part of the Return Pipe
 (オーバーフロー系配管安全容器貫通部概略図)



← Na Flow

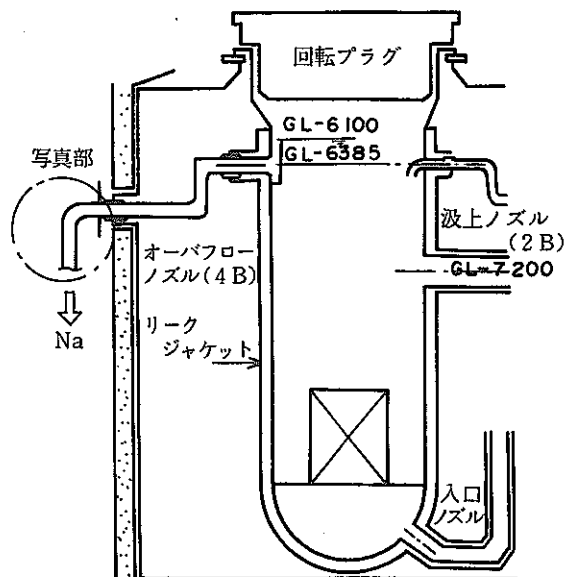


Photo. 5.1.1 Safety Vessel Penetration Part of the Return Pipe
(戻り配管安全容器貫通部外観)

出されたプラント過渡時の戻り配管温度変化率は約 $-1.3^{\circ}\text{C}/\text{MIN}$ ($-80^{\circ}\text{C}/\text{H}$)程度であったために、50MW性能試験中におけるEMPの再起動はそのほとんどが1時間以内に行われていた。

しかし、予熱ヒータ制御用T/Cの指示する温度と通過するナトリウム温度（原子炉出口温度をオーバーフローするナトリウム温度とした場合）に差があることが指摘され、予熱ヒータ制御用T/Cの指示値を実際の戻り配管温度として取扱うには疑問が残った。

このため昭和54年3月に汲上げ配管に1点(D点)、戻り配管に3点(A, B, C)の計4点のメタルタッチ方式の配管温度測定用T/Cを取付けた。

尚、これは後から判明したことであるが、50MW性能試験中に、上記運転方式を用いたことにより、オーバーフロー系戻り配管にはTable 5.1.1に示す熱衝撃の内の多くをこの期間中に生じさせていた。

5.3 75MW性能試験時における熱衝撃と対策

50MW性能試験の後追加された4点のT/Cによって昭和54年7月から開始された75MW性能試験時における各部温度変化が監視された。

5.3.1 75MWスクラム試験

昭和54年7月24日に実施した第1回75MW手動スクラム試験では、オーバーフロー系の運転方式は次のように計画された。すなわちオーバーフローが跡切れた後のオーバーフロー配管の降温率は50MW性能試験の実績から $-1.3^{\circ}\text{C}/\text{MIN}$ ($-80^{\circ}\text{C}/\text{H}$)程度であろうから主冷却系統の大きな降温率によるコールドショックを避けるため、冷却系統温度とオーバーフロー戻り配管温度の温度差が 50°C 以内に縮まるまでは電磁ポンプの間欠運転を行って原子炉容器ナトリウム液位を再オーバーフローしない程度に保つというものであった。この方式による再オーバーフロー可能時間は7.5～15.5時間後と推定された。

Fig. 5.3.1に試験時の各記録を示す。

この試験の結果オーバーフロー戻り配管の降温率は、予想値 $-1.3^{\circ}\text{C}/\text{MIN}$ ($-80^{\circ}\text{C}/\text{H}$)をはるかに上回る $-7.5^{\circ}\text{C}/\text{MIN}$ ($-450^{\circ}\text{C}/\text{H}$, 最大勾配)となり、電磁ポンプの間欠運転の必要はなくなった。また、従来再オーバーフロー時の熱衝撃はコールドショックと考えられていたものが、戻り配管の降温率が大きいことと、再オーバーフローするナトリウム温度が原子炉出口ナトリウム温度よりも高い温度であることからホットショックに転じた。

第1回試験で得られた経験を基に、昭和54年8月7日の第2回75MW手動スクラム試験では、オーバーフロー系インターロックスイッチを「手動」として電磁ポンプを連続運転とした。Fig. 5.3.2に試験時の各記録を示す。

Table 5.1.1 Presumption of the Thermal Shock of the Safety Vessel
Penetrating Part of Return Pipe

(オーバーフロー配管安全容器貫通部熱衝撃の推定)

No.	分類 (名称)	年月日	熱出力 (MW)	再オーバー フロー時間 (分)	オーバーフ ロータンク温 度 (°C)	炉容器出口温度 (°C)		推定ΔT (°C) 推定値
						炉停止前	再オーバ フロー時	
1	電喪スクラム (PT-36)	54. 2. 17	50	50	397	435 →		167
2	電喪スクラム (PT-36)	54. 2. 26	50	22	397	435 →		124
3	電喪スクラム (事故)	53. 7. 23	10	32	350	385 →		120
4	電喪スクラム (PT-36)	53. 4. 27	9	29	350	385 →		120
5	スクラム (PT-32)	53. 6. 2	25	18		403	380	118
6	電喪スクラム (PT-36)	53. 6. 19	25	18	375	400	380	111
7	電喪スクラム (PT-36)	53. 5. 9	9	16	360	385	380	98
8	スクラム (PT-32)	53. 7. 14	50	17		435	370	90
9*	電喪スクラム (PT-36)	54. 7. 30	75	16.5				84
10	スクラム (PT-33)	53. 7. 31	50	13	403	430	390	77
11*	電喪スクラム (事故)	54. 7. 25	10	15				75
12	スクラム (PT-32)	53. 7. 26	50	16		435	363	68
13	主ポンプトリップ (PT-33)	53. 6. 7	25	11	375	403	380	63

注. 1) *印は実測値による

2) ΔTの推定は運転実績より以下の推定式を求めて算出した。

ΔT推定式

(a) 1次主循環ポンプトリップを伴わない原子炉停止時

(温度差) = (1次主冷却系炉容器出口温度 + 20°C) - (該当部配管温度)

(該当部配管温度) = (原子炉停止前1次主冷却系炉容器出口温度) - $\frac{458}{60} \times$ (オーバーフロー中断時間: 分)

(b) 1次主循環ポンプトリップを伴う原子炉停止時

(温度差) = (オーバーフロータンク温度 + 20°C) - (該当部配管温度)

(該当部配管温度) = (原子炉停止前1次主冷却系炉容器出口温度) - $\frac{390}{60} \times$ (オーバーフロー中断時間: 分)

この試験の結果、オーバーフロー戻り配管の降温率は、第1回と同様に大きく、電磁ポンプ連続運転による再オーバーフローは原子炉スクラム後約6分で開始し、この時の戻り配管のホットショックは $+15^{\circ}\text{C}$ であった。また、ナトリウム通過時の戻り配管温度は原子炉出口ナトリウム温度より高いことが確認された。

以上の2回の試験から次の結果を得た。

(1) オーバーフロー戻り配管について

- 1) 再オーバーフロー時のオーバーフロー戻り配管に流れるナトリウム温度は、原子炉出口ナトリウム温度よりも高い。
- 2) オーバーフロー戻り配管の降温率はきわめて大きく最大変化率は $-8^{\circ}\text{C}/\text{MIN}$ ($-480^{\circ}\text{C}/\text{H}$) である。
- 3) 1次主循環ポンプトリップを伴わないスクラム時において、オーバーフロー戻り配管の降温率は大きい、主循環ポンプが運転状態であるため、原子炉容器ナトリウム液位の低下が少ないことによって、炉容器液位の回復に要する時間が少なく再オーバーフローまでの時間が短いこと、及び再オーバーフローしてくるナトリウム温度が、主循環ポンプ100%運転による炉容器内ナトリウムミキシングによってある程度降温されていることから、オーバーフロー戻り配管に生じる熱衝撃は十分に小さい。よって電磁ポンプは連続汲上げ運転とする方が良い。

(2) オーバーフロー汲上げ配管について

オーバーフロー汲上げ配管の降温率は最大で $-5^{\circ}\text{C}/\text{MIN}$ ($-300^{\circ}\text{C}/\text{H}$) であり、電磁ポンプのダクト部降温率 $-6^{\circ}\text{C}/\text{MIN}$ ($-360^{\circ}\text{C}/\text{H}$) よりも小さい。このため過渡時の電磁ポンプ起動による汲上げ配管の熱衝撃を防止するためには、降温率の大きい電磁ポンプの起動制限を守ればよい。

5.3.2 75MW電源喪失試験

昭和54年7月30日に実施した第1回75MW電源喪失試験では、オーバーフロー系の運転制限値は次のように計画された。すなわち、電源復帰後〔原子炉容器出口ナトリウム温度 $+20^{\circ}\text{C}$ 〕 $-$ 〔オーバーフロー戻り配管温度〕 $\leq 60^{\circ}\text{C}$ であれば電磁ポンプを連続運転して再オーバーフローさせるが、条件が成立しない場合は電磁ポンプを停止して冷却系統の降温操作を行い起動条件が成立したのち電磁ポンプを起動し、再オーバーフローさせるという方法であった。

(1) 第1回試験時の経過

非常系電源復帰後、電磁ポンプ自動起動失敗のため手動にて起動し、電源喪失後約5分で定格流量となった。原子炉容器ナトリウム液位は主循環ポンプトリップにて通常値

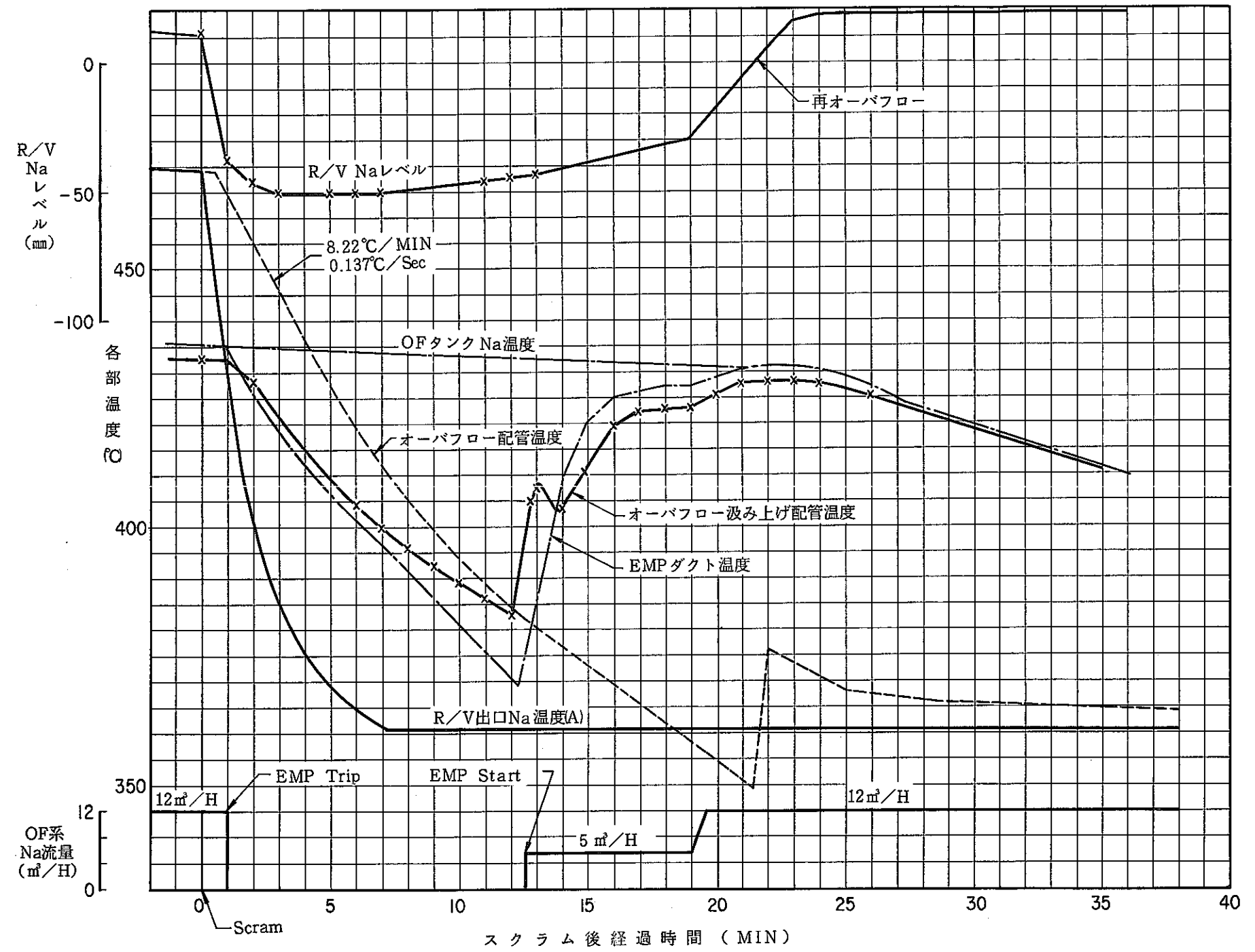


Fig. 5.3.1 Temperature Transition of Overflow System at Manual Scram Test
 (at 75 MW, JUL. 24, 1979)
 (手動スクラム試験過渡変化図(75MW, 昭和54年7月24日))

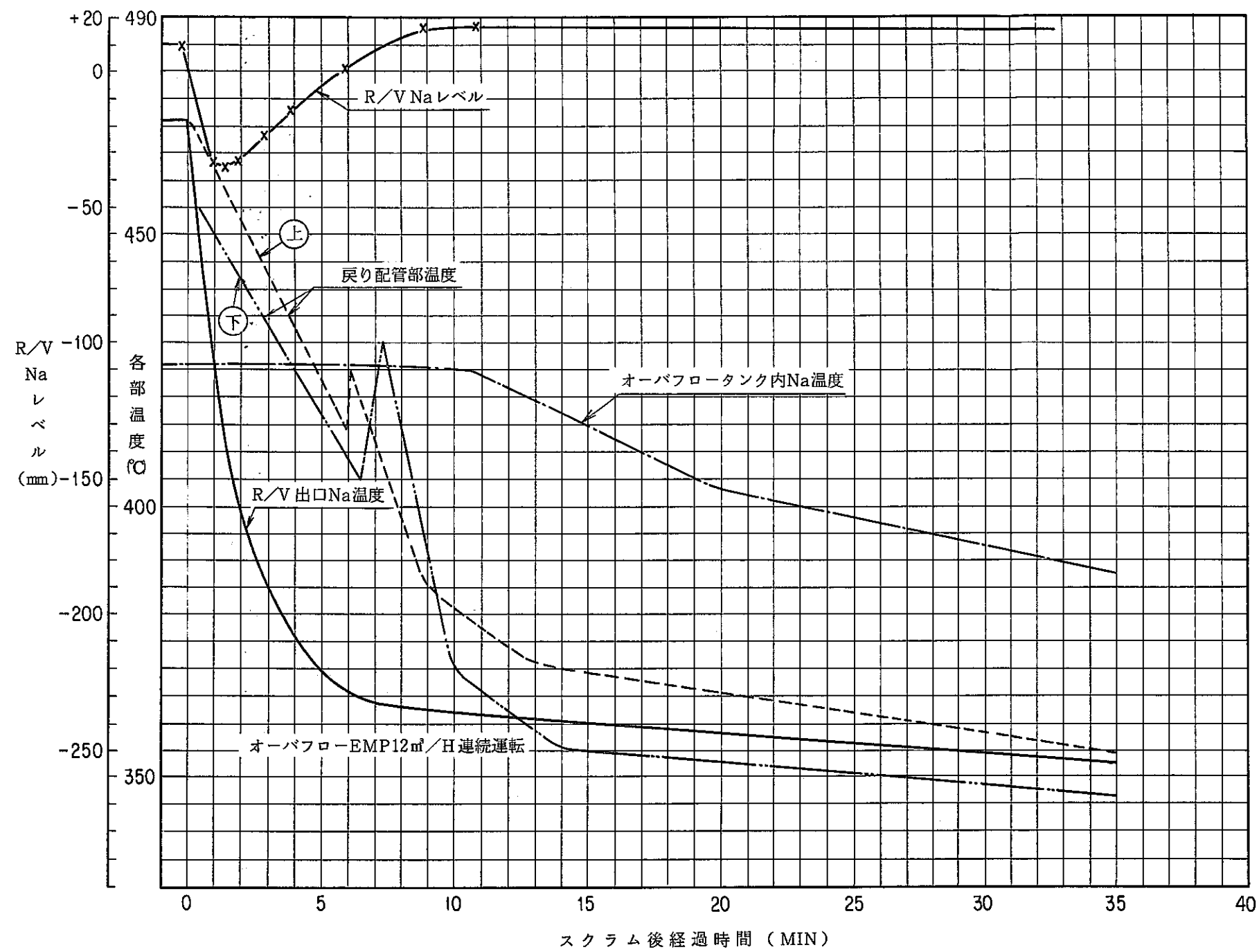


Fig. 5.3.2 Temperature Transition of Overflow System at Manual Scram Test
 (at 75 MW, AUG. 7, 1979)
 (手動スクラム試験過渡変化図(75MW, 昭和54年8月7日))

より最大 -260mm まで低下したのち短時間の内に -220mm まで戻り、そこからオーバーフロー系の汲上げにより徐々に回復した。電源喪失後の再オーバーフローまでには約17分を要し、この時再オーバーフロー直前の時点で配管温度差が前述した運転制限値基準値以内であることを確認し再オーバーフローさせた。しかしこの時実測された温度変化は 85°C であり基準値 60°C を 25°C 超過してしまった。

この現象は、スクラム試験時に得られたデータにより再オーバーフローするナトリウム温度を、原子炉出口温度より 20°C 程度高いと予想した値に対して、さらに高い温度を示した。

この高い温度のナトリウムは、出力運転時の高温ナトリウム及び連続汲上げしていたオーバーフロータンク内ナトリウムが原子炉容器上部に滞溜し、ポニーモータによる低流量運転のため攪拌が促進されず、かつ液面近くにあるディッププレートの余熱を受けたものと推定された。オーバーフロー戻り配管温度の降温率は $-6.5^\circ\text{C}/\text{MIN}$ （最大勾配）でスクラム時の値よりは小さかった。再オーバーフロー時に基準値 60°C 以内を満足させるためには遅くとも電源喪失後11分で再オーバーフローさせなければならず現在のオーバーフロー電磁ポンプの定格流量 $12\text{m}^3/\text{H}$ では実現不可能であることがわかった。

第1回試験で得られた経験を基に、昭和54年8月13日の第2回試験では、非常系電源復帰後、電磁ポンプが自動起動したら原子炉容器ナトリウム液位 -20mm まで汲上げて電磁ポンプを停止して再オーバーフローは行わない。その後冷却システムの降温操作を行い基準温度を満足させたのち電磁ポンプを起動して再オーバーフローさせることとした。

Fig. 5.3.3 に試験時の各記録を示す。

(2) 第2回試験時の経過

非常系電源復帰後電磁ポンプは自動起動した。原子炉容器ナトリウム液位は主循環ポンプトリップにより -270mm まで低下し、その後オーバーフロー電磁ポンプの汲上げで -50mm まで回復した。ここでシーケンス通り一旦電磁ポンプは自動停止したが、ただちに手動起動して原子炉容器液位 -20mm まで汲上げて手動で停止した。この後冷却システムの降温操作を行った結果冷却システム温度が 400°C から 250°C まで低下する間に原子炉容器ナトリウム液位は -20mm から -290mm まで低下した。また、オーバーフロータンクナトリウムの温度は1次純化系流量を定格値の $9\text{m}^3/\text{H}$ から $11\text{m}^3/\text{H}$ に増やすことによつて $-20^\circ\text{C}/\text{H}$ の降温率で低下させた。

以上の結果電源喪失後約8時間で電磁ポンプの再起動条件を満足したため電磁ポンプを起動した。しかし、電磁ポンプ起動直後にオーバーフロー戻り配管温度が急激に約 50°C 低下し、オーバーフロー戻り配管の温度差制限値を超えるため、原子炉容器ナトリウム液位 -50mm で再び電磁ポンプを停止した。再び起動条件の確立を待ったが、オーバーフロ

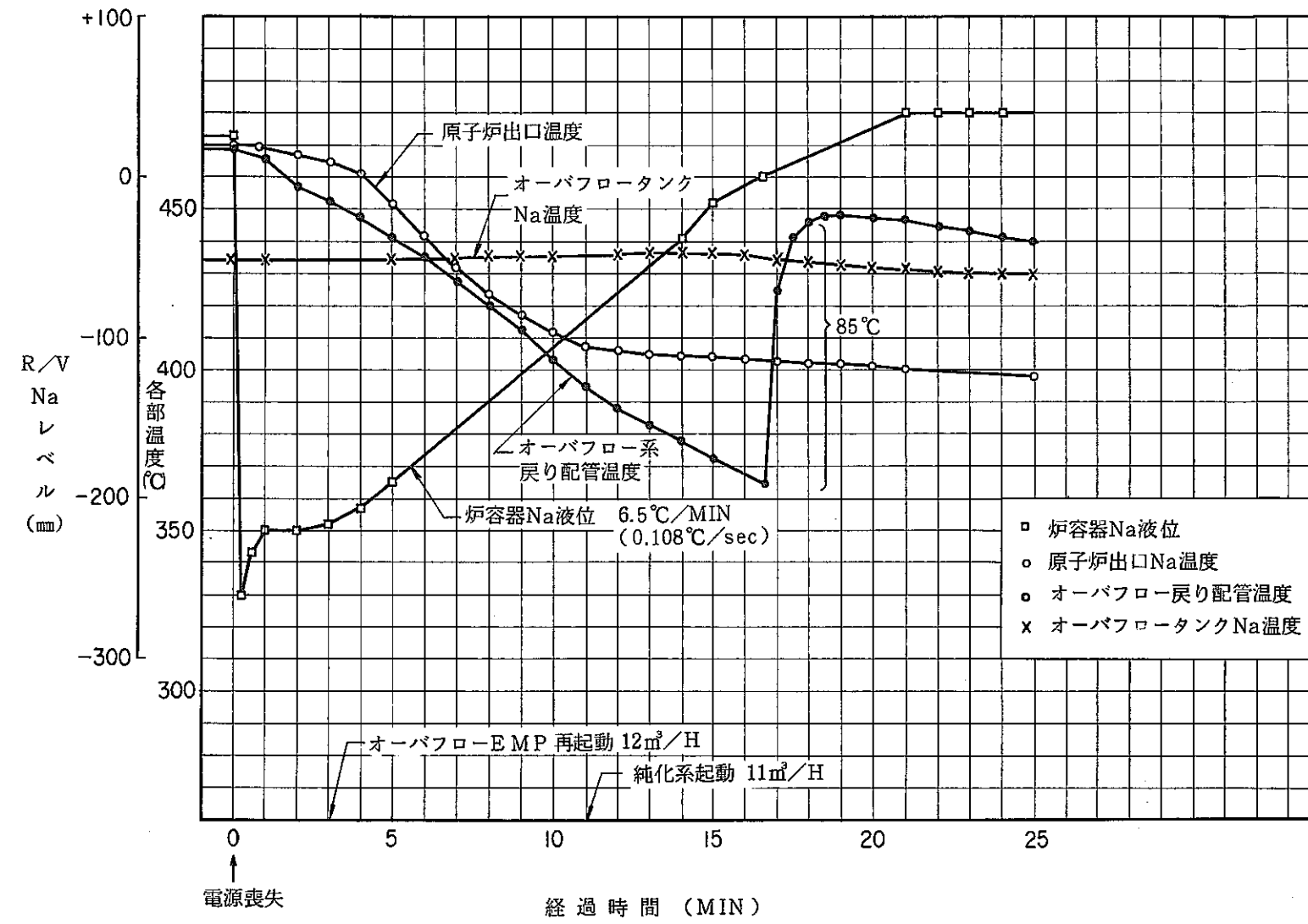


Fig. 5.3.3 Temperature Transition of Overflow System at Loss of Power Test
 (at 75 MW, JUL. 30, 1979)
 (電源喪失試験過渡変化図 (75MW, 昭和54年7月30日))

－戻り配管の予熱ヒータによる昇温が遅いため、冷却系統の温度を230℃まで下げて温度差制限値を満足させた後電磁ポンプを起動して再オーバーフローさせた。

Fig. 5.3.4 に試験時の記録を示す。

以上の2回の試験から以下の結果が得られた。

- 1) 電源喪失時は1次主ポンプトリップのため原子炉容器液位の低下が大きくオーバーフロー系で連続汲上げを行っても再オーバーフローさせるまでに長時間を必要とし、その間にオーバーフロー戻り配管の温度はかなり低下する。従って、戻り配管の熱衝撃を回避するには電源喪失後原子炉容器ナトリウム液位をある程度まで回復させてから系統降温を行い、再起動条件が確立されてから再オーバーフローさせるのが良い。
- 2) オーバーフローするナトリウム温度が、原子炉出口温度より高い原因として考えられるのは、1次主ポンプトリップ後のポニーモータ運転では流量が少ないため原子炉容器内のナトリウムのミキシング効果が小さく、原子炉容器内ナトリウムの上層部には高温ナトリウムが滞溜しているためと推定される。
- 3) 冷却系統降温後のオーバーフロー系再起動時において、電磁ポンプ起動と同時に発生する戻り配管温度の急激な低下の原因としては、系統内のArガスがナトリウムの流れにより移動し、配管を冷却したのではないかと考えられた。

しかし単にナトリウムの流れの影響のみによってこのような冷却効果をもたらす多量のArガスの流れが長時間に亘って存在するとは考え難く他にも原因があるものと考えられた。

5.3.3 75MW調整棒一斉挿入試験

昭和54年8月23日に実施した75MW調整棒一斉挿入試験では、スクラム試験及び電源喪失試験の結果からオーバーフロー電磁ポンプインターロックスイッチは「手動」とし、電磁ポンプは連続運転とした。また、電源喪失試験において冷却系統降温後の電磁ポンプ再起動時にオーバーフロー系戻り配管に急激な温度降下が発生した件について、その原因を追求するためオーバーフロータンク入口弁V33-4の閉状態における温度変化を見ることにした。

(1) 調整棒一斉挿入試験時の結果

調整棒一斉挿入後、電磁ポンプは連続汲上げ運転であったが原子炉容器オーバーフローはナトリウムの熱収縮によって一旦跡切れ約6分後に再オーバーフローを開始した。この時の戻り配管の熱衝撃は約15℃であった。その後V33-4“閉”による影響を見るため電磁ポンプを停止し、V33-4を閉としてから冷却系統の降温を行った。そして、各部温度差制限値が満足されたことを確認したのち、V33-4を開とし電磁ポンプを再起動した。この時の戻り配管の温度降下は、電源喪失試験時の50℃に比べ20℃と小さかった。

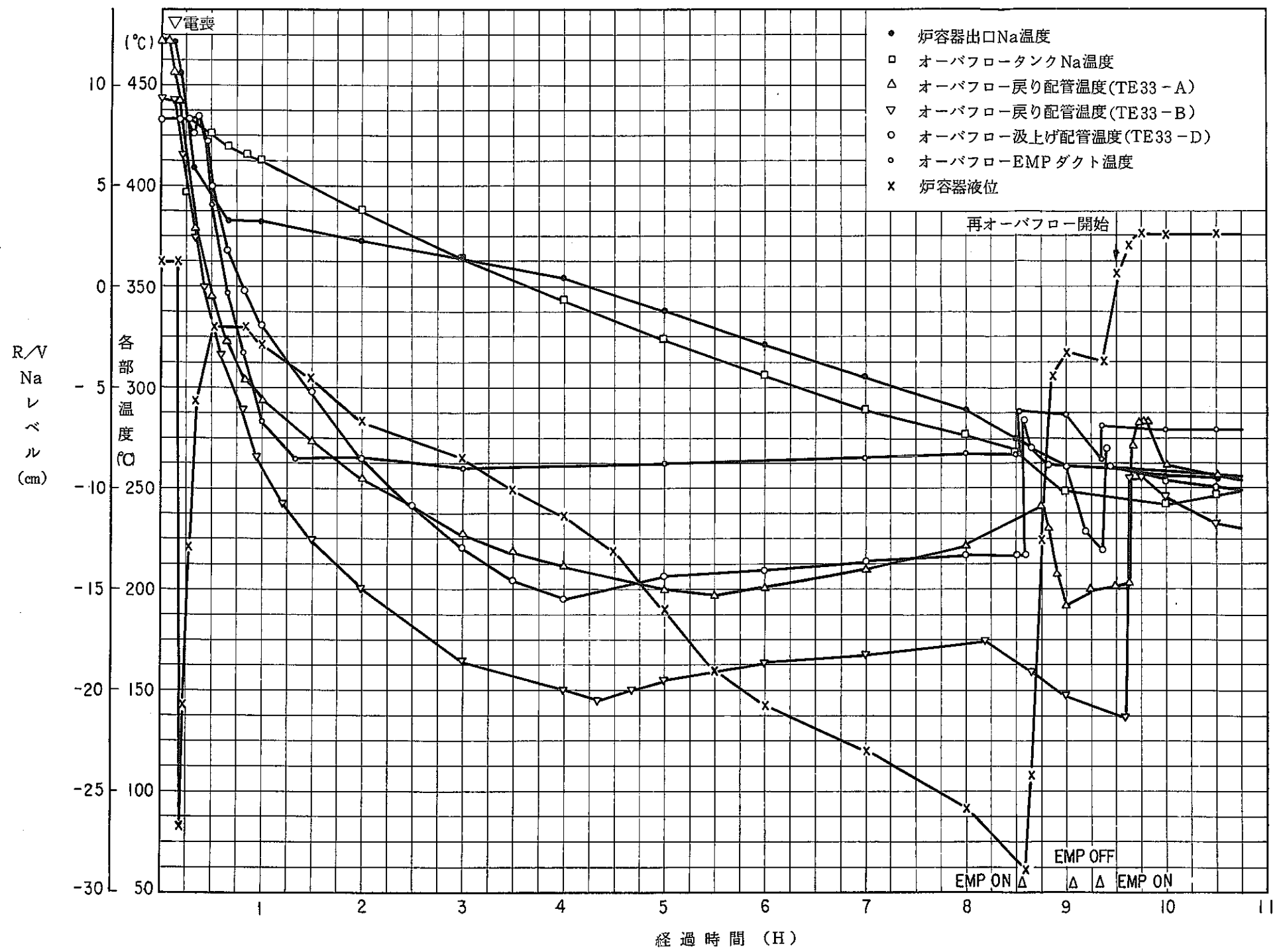


Fig. 5.3.4 Temperature Transition of Overflow System at Loss of Power Test
 (at 75 MW, AUG. 13, 1979)
 (電源喪失試験過渡変化図 (75MW, 昭和54年 8月13日))

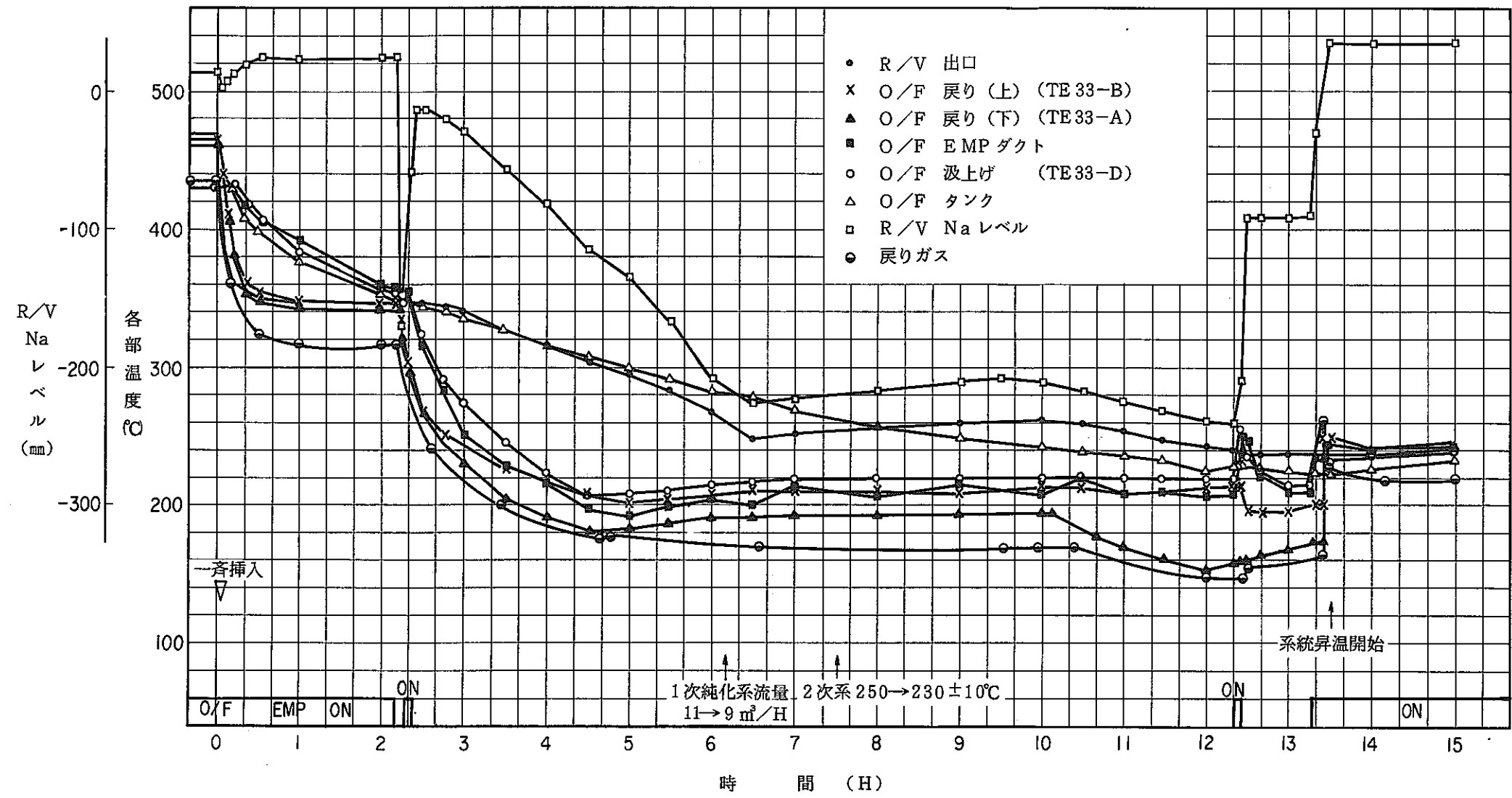


Fig. 5.3.5 Temperature Transition of Overflow System at Slow Scram Test
 (at 75 MW, AUG. 23, 1979)
 (調整棒一斉挿入試験時のオーバーフロー系各部温度 (75MW))

Fig. 5.3.5 に試験時の各記録を示す

以上の試験から、次の結果を得た。

- 1) 調整棒一斉挿入時には、電磁ポンプは連続汲上げとする方が良い。
- 2) 冷却系統降温後の再起動時には、V33-4を閉とすることにより戻り配管温度の変化量が小さくなる。これは配管内のArガス流動が抑制されるためと考えられる。

5.3.4 75MW性能試験の結果により実施した対策

(1) 保温補修，熱電対追加（昭和54年10月）

オーバフロー戻り配管の急激な温度降下を防止するため当該部の保温を補修し、配管温度監視用熱電対8本（E，F，G，H，I，J，K，L点）を追加し、取付けた。

(2) インターロック改造（昭和54年12月）

1次主ポンプトリップを伴わない原子炉スクラム，調整棒一斉挿入では電磁ポンプを連続運転とするように変更した。

本インターロックの改造によってオーバフロー電磁ポンプの運転シーケンスは以下に示す方式となった。

1) 熱衝撃防止インターロック

- ① 1次主循環ポンプトリップを伴う原子炉スクラムが発生した場合、電磁ポンプは原子炉容器ナトリウム液位-50mm (GL-6150mm)まで汲上げた後自動停止し、再オーバフローを阻止する。
- ② 1次主循環ポンプトリップを伴わない原子炉スクラムが発生した場合、電磁ポンプは連続運転を続け、再オーバフローさせる。

尚、本インターロックはこの後改造されることなく現在に至っている。

5.4 配管温度挙動測定と検討及び改造

5.4.1 配管温度挙動測定試験（昭和54年11月～12月）

75MW性能試験後追加された8点を含め合計12本のT/Cによってオーバフロー系配管各部の温度挙動測定を行った。

Fig. 5.4.1に配管温度測定用温度計の配置図，Fig. 5.4.2，5.4.3にヒータ取付図，ヒータ制御用T/C取付図を示す。

Fig. 5.4.4～Fig. 5.4.11にこれらの試験時のデータを示す。

また、Table 5.4.1に配管温度計状態一覧を示す。これらの試験から次の結果を得た。

- (1) ナトリウムドレン時には、予熱設定温度が同じでも配管の長手方向で大きな温度差がある。

- (2) 原子炉運転中の配管温度指示値は，汲上げ配管 (TE33-D) はオーバフロータンクナトリウム温度に，戻り配管 (TE33-A) は原子炉出口主冷却ナトリウム温度によく一致していることから，管内を流れるナトリウム温度をほぼ正確に指示している。また温度変化に対して敏感である。
- (3) 予熱ヒータ制御用 T/C の温度指示値は，配管内ナトリウム温度より 20°C ~ 40°C 低目を指示している。また，温度変化に対する反応も鈍い。
- (4) 原子炉停止状態 (系統温度 250°C) においても電磁ポンプ停止時及び配管内ナトリウム流が跡切れた時の配管降温率は大きく，原子炉出力運転過渡時の大きな降温率とよく一致している。

これらの結果を踏まえて，配管温度挙動の改善を図るために配管保温の強化工事，及び予熱ヒータ制御幅を $\pm 30^{\circ}\text{C}$ から $\pm 10^{\circ}\text{C}$ に縮小することとした。

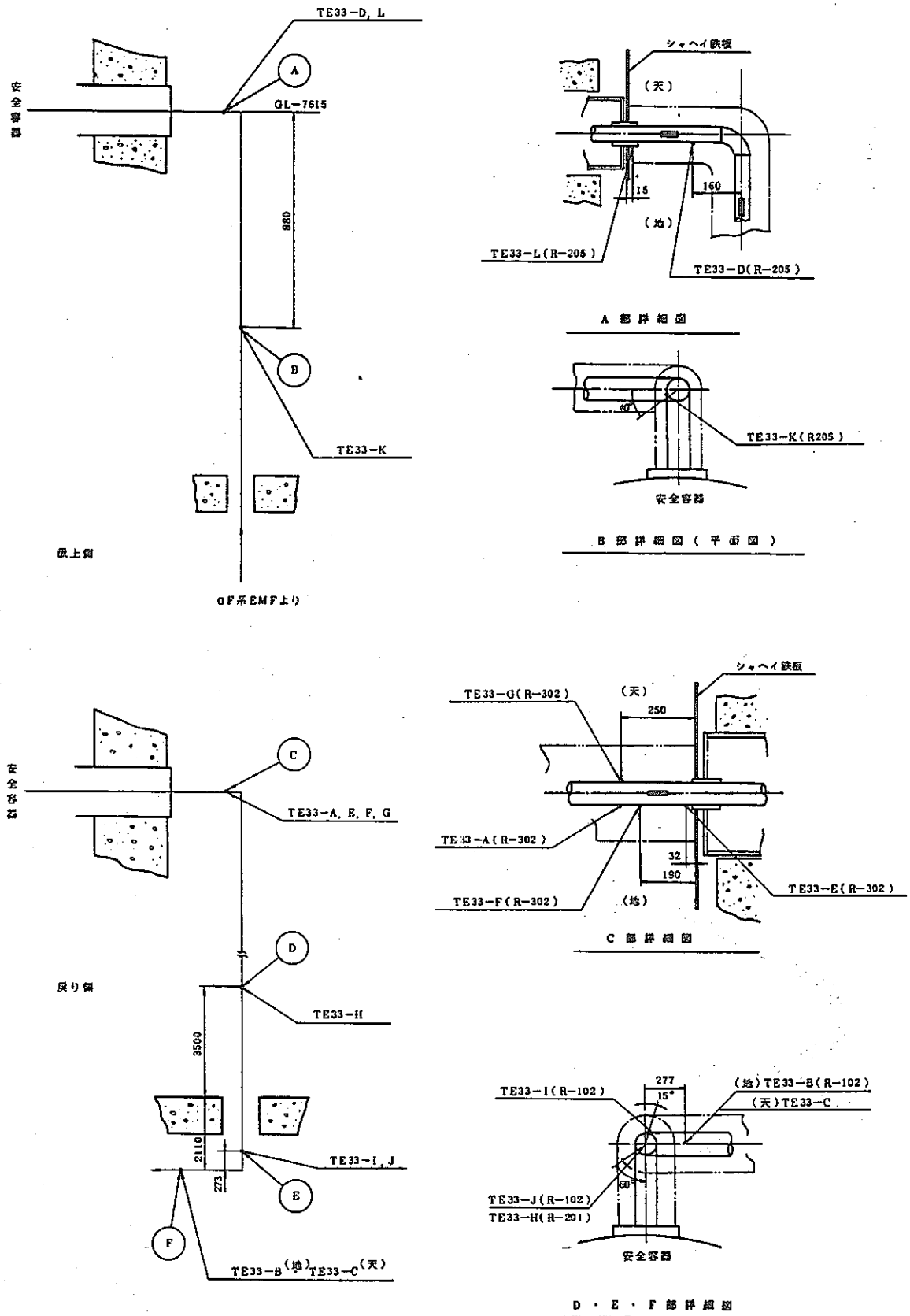


Fig. 5.4.1 Arrangement of the Thermocouples for the Temperature Measurement of Overflow Pipe
(配管温度測定用温度計の配置図)

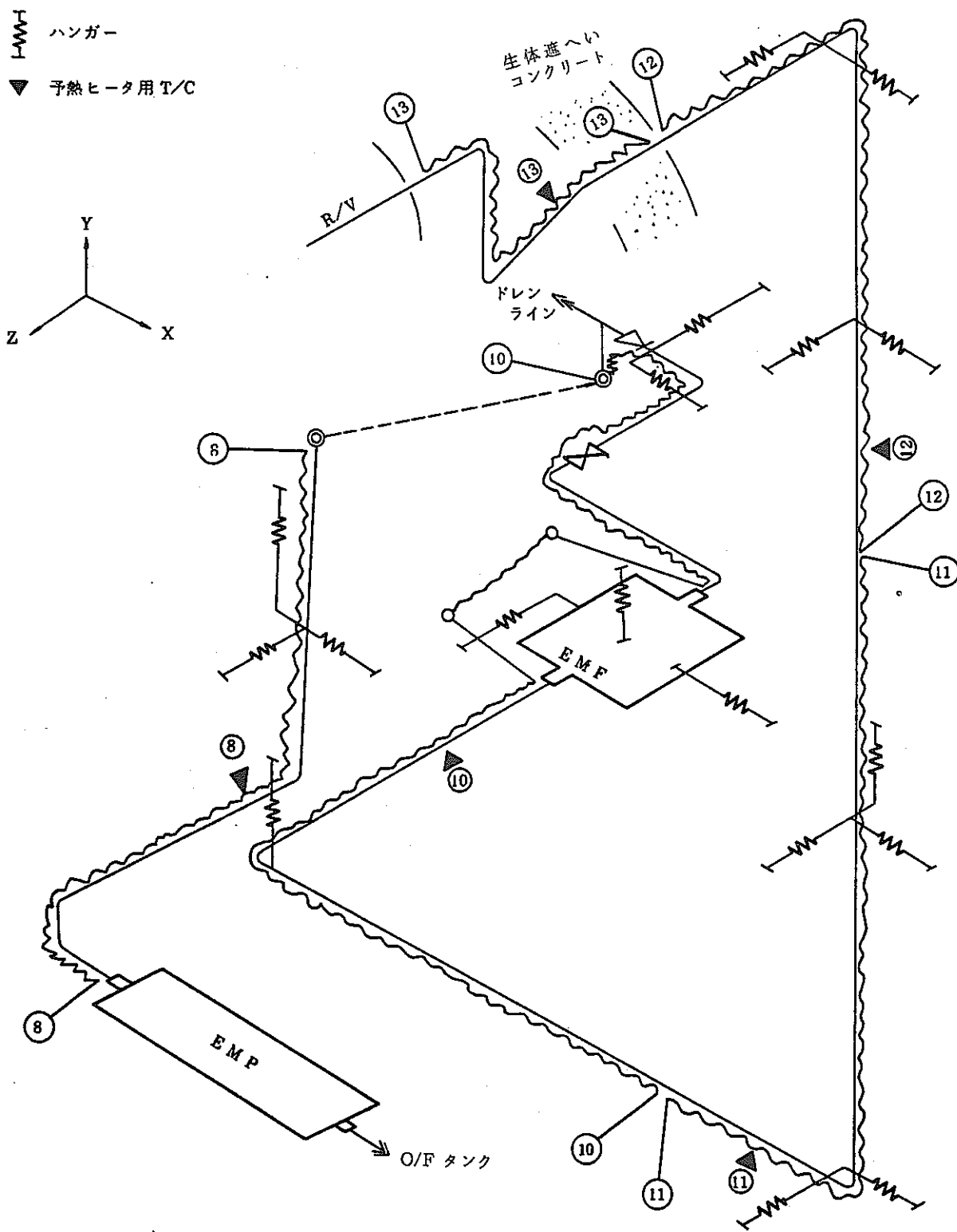


Fig. 5.4.2 Arrangement of the Heaters to the Makeup Pipe
(汲上げ配管ヒータ取付図)

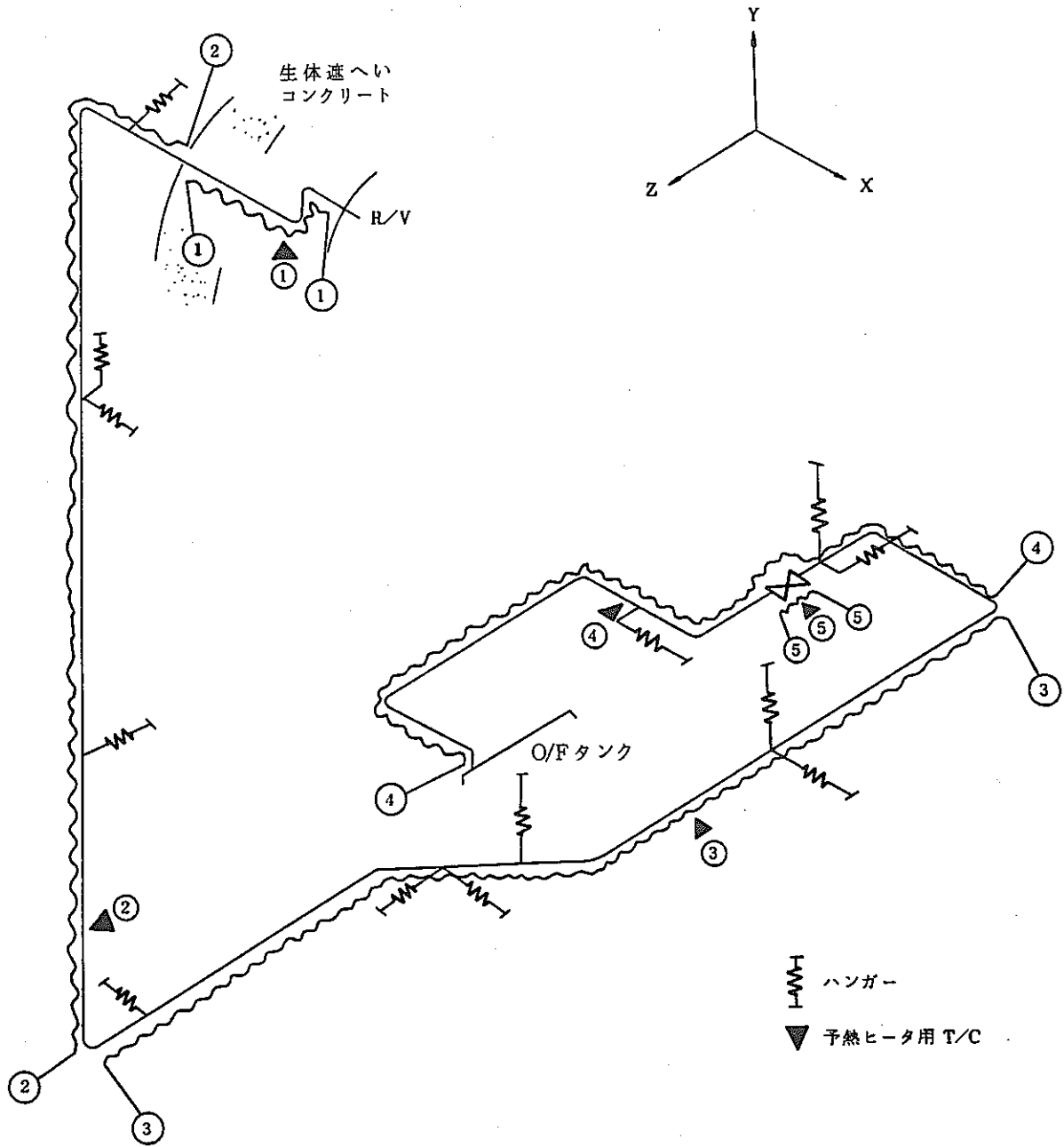


Fig. 5.4.3 Arrangement of the Heaters to the Return Pipe
(オーバフロー配管ヒータ取付図)

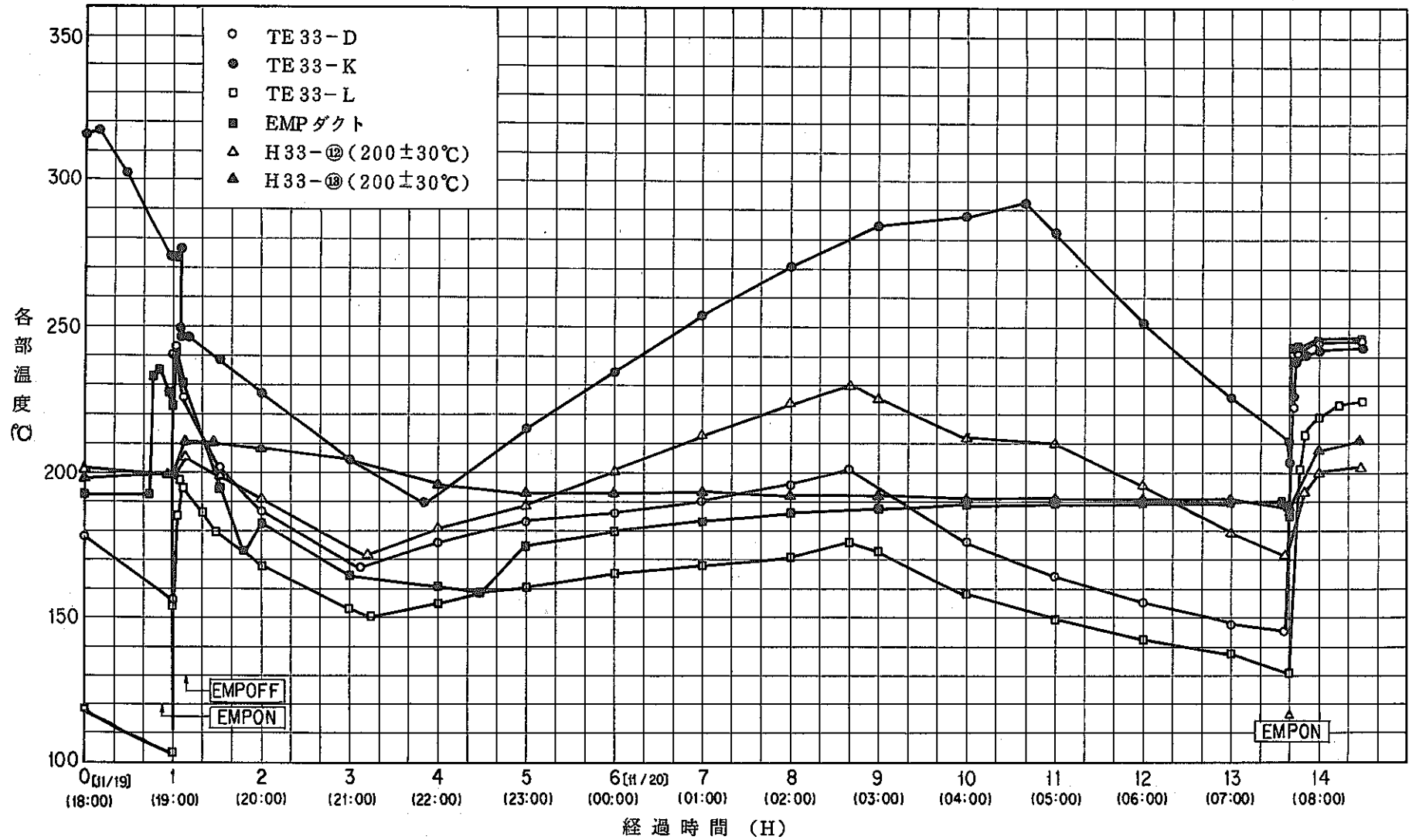


Fig. 5.4.4 Temperature Transition of the Makeup Pipe (at the Sodium Charge)
 (オーパフロー汲上げライン Na 充填時各部温度記録)

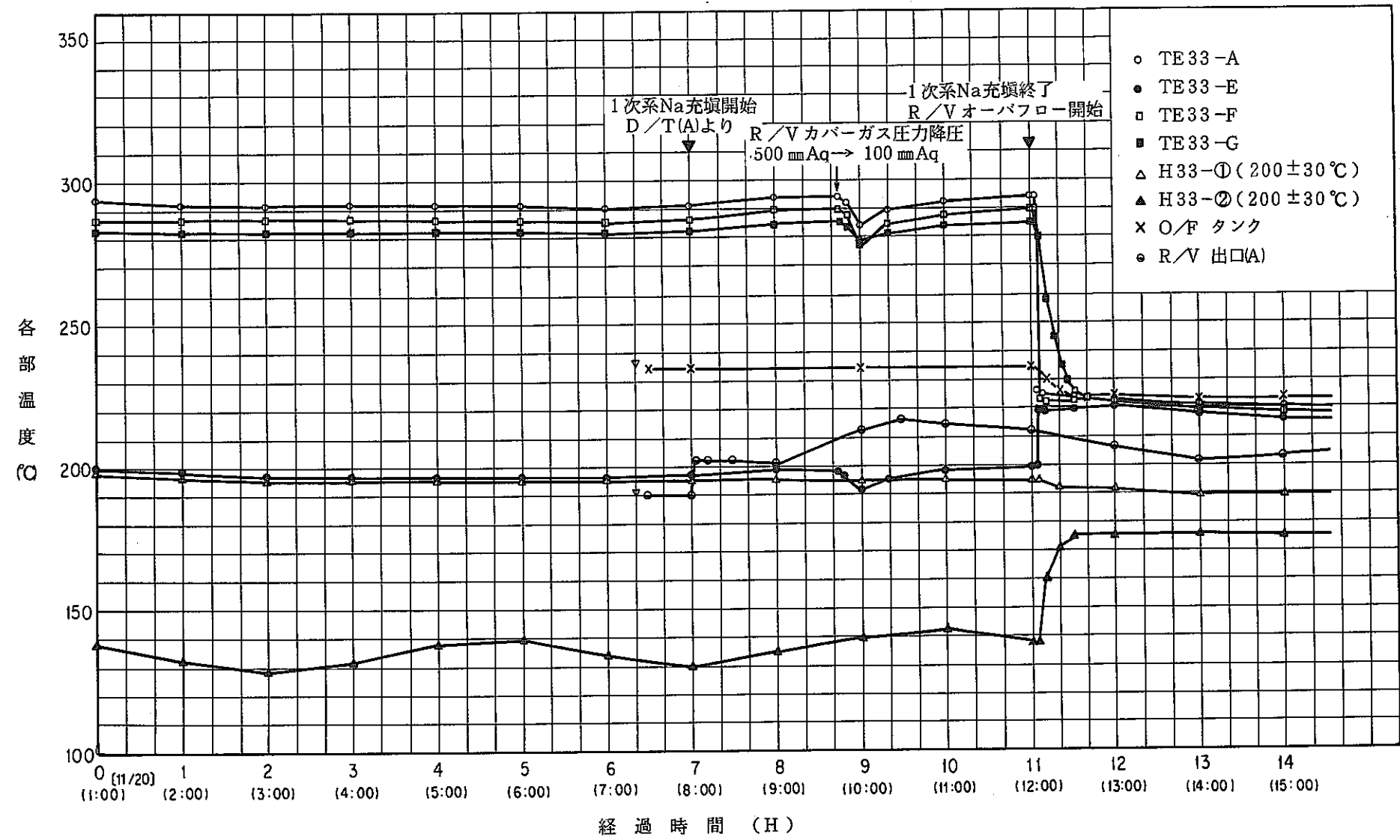


Fig. 5.4.5 Temperature Transition of the Return Pipe (at the Sodium Charge)
 (オーバーフロー戻りラインNa充填時各部温度記録)

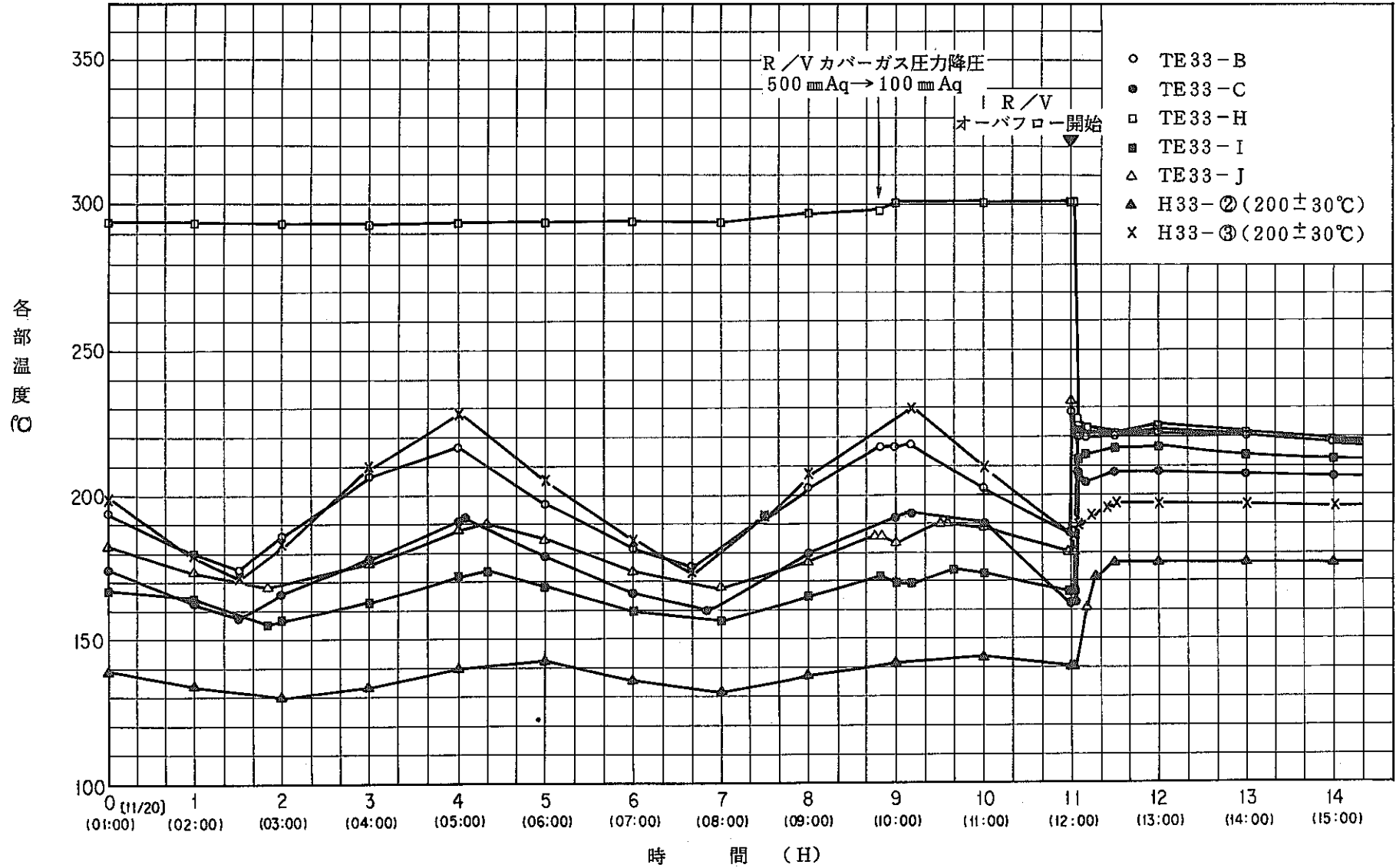


Fig. 5.4.6 Temperature Transition of the Return Pipe (at the Sodium Charge)

(オーバフロー戻りラインNa充填時各部温度記録)

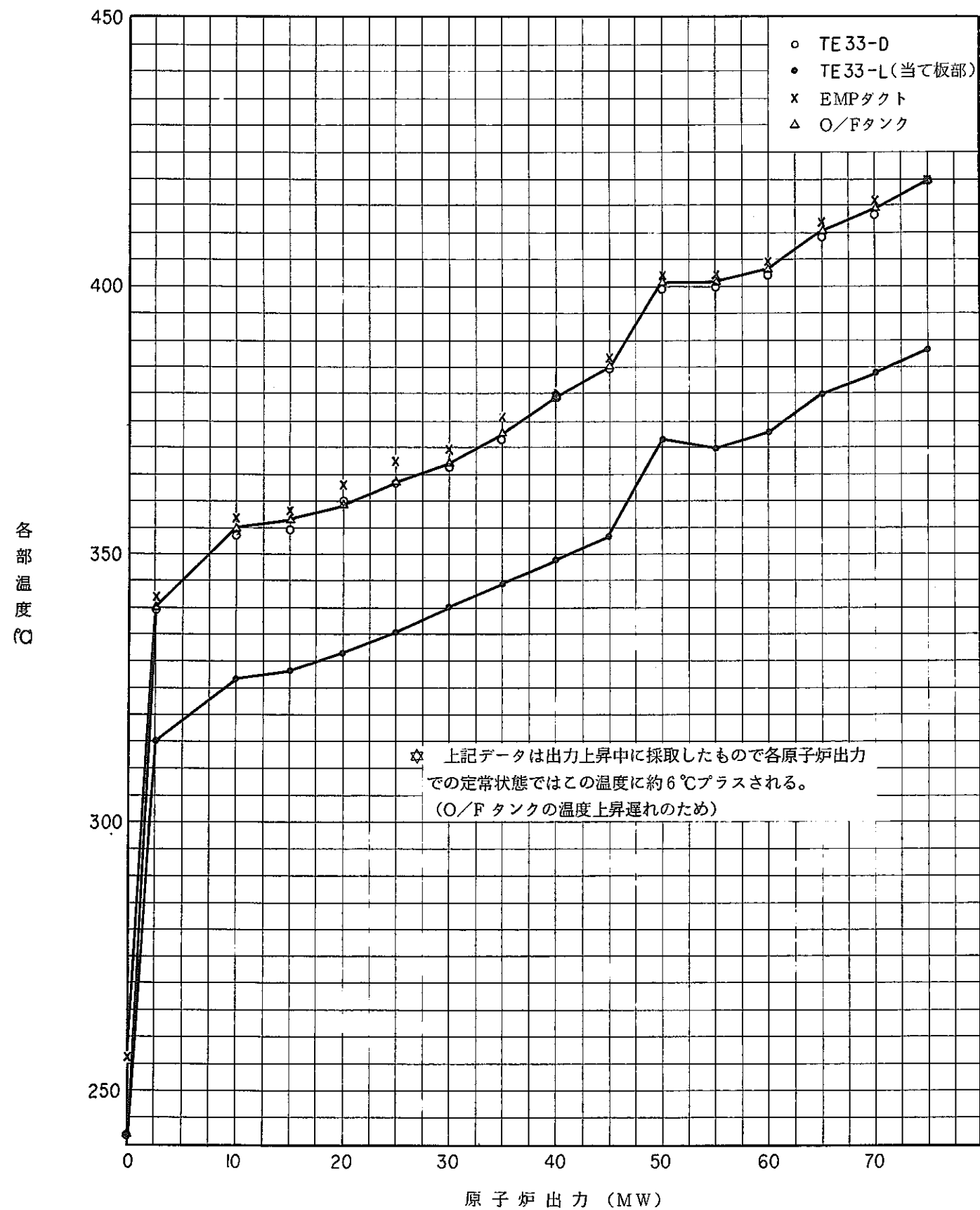


Fig. 5.4.7 Temperature Transition of the Makeup Pipe
(at the Reactor Power Ascension)
(オーバーフロー汲上げ配管温度 (出力上昇時))

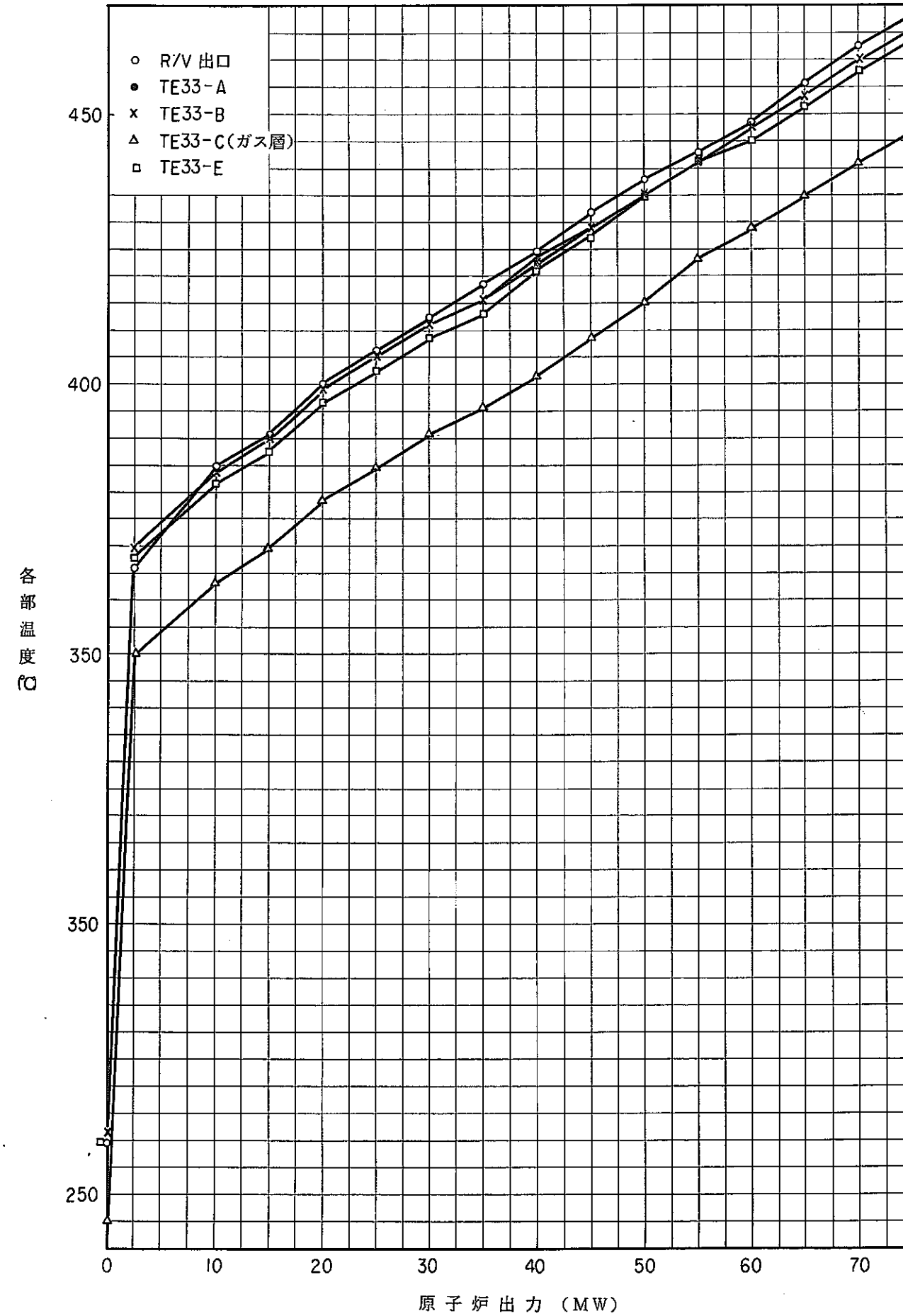


Fig. 5.4.8 Temperature Transition of the Return Pipe (at the Reactor Power Ascension)

(オーバーフロー戻り配管温度 (出力上昇時))

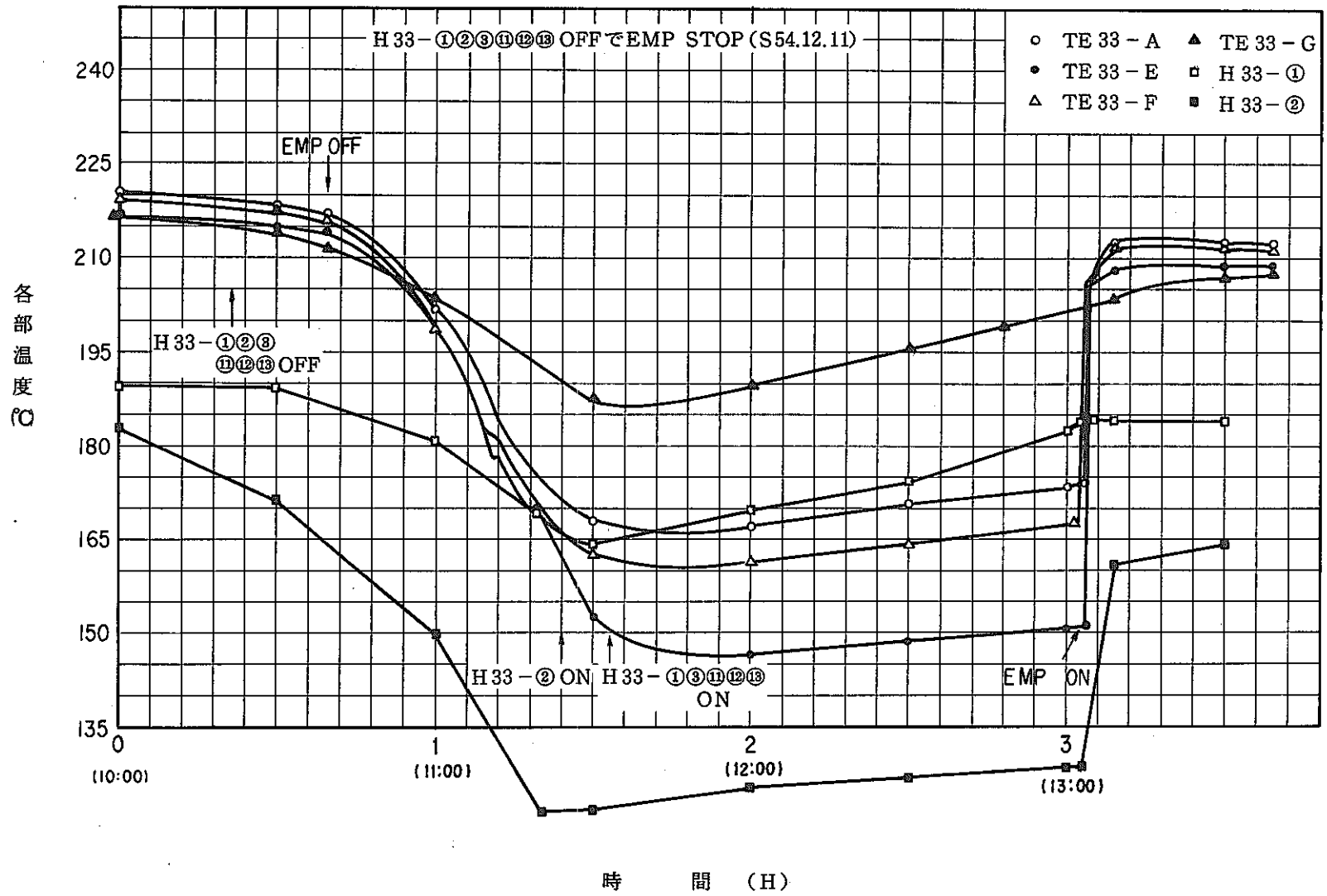


Fig. 5.4.9 Temperature Transition of the Return Pipe at the Electric Heaters [OFF]
 (ヒータ切状態における配管温度)

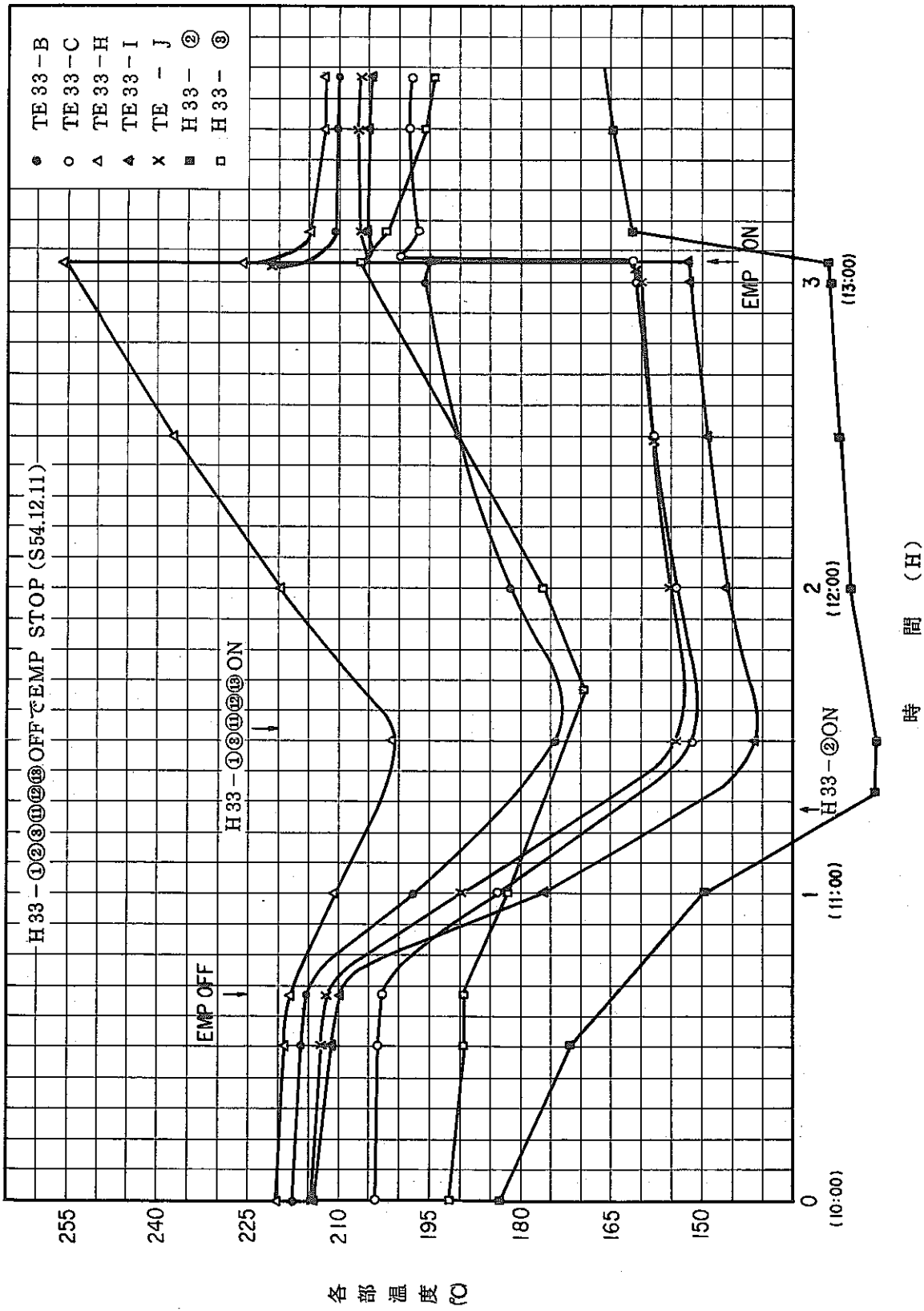


Fig. 5.4.10 Temperature Transition of the Return Pipe at the Electric Heaters [OFF]

(ヒータ切状態における配管温度)

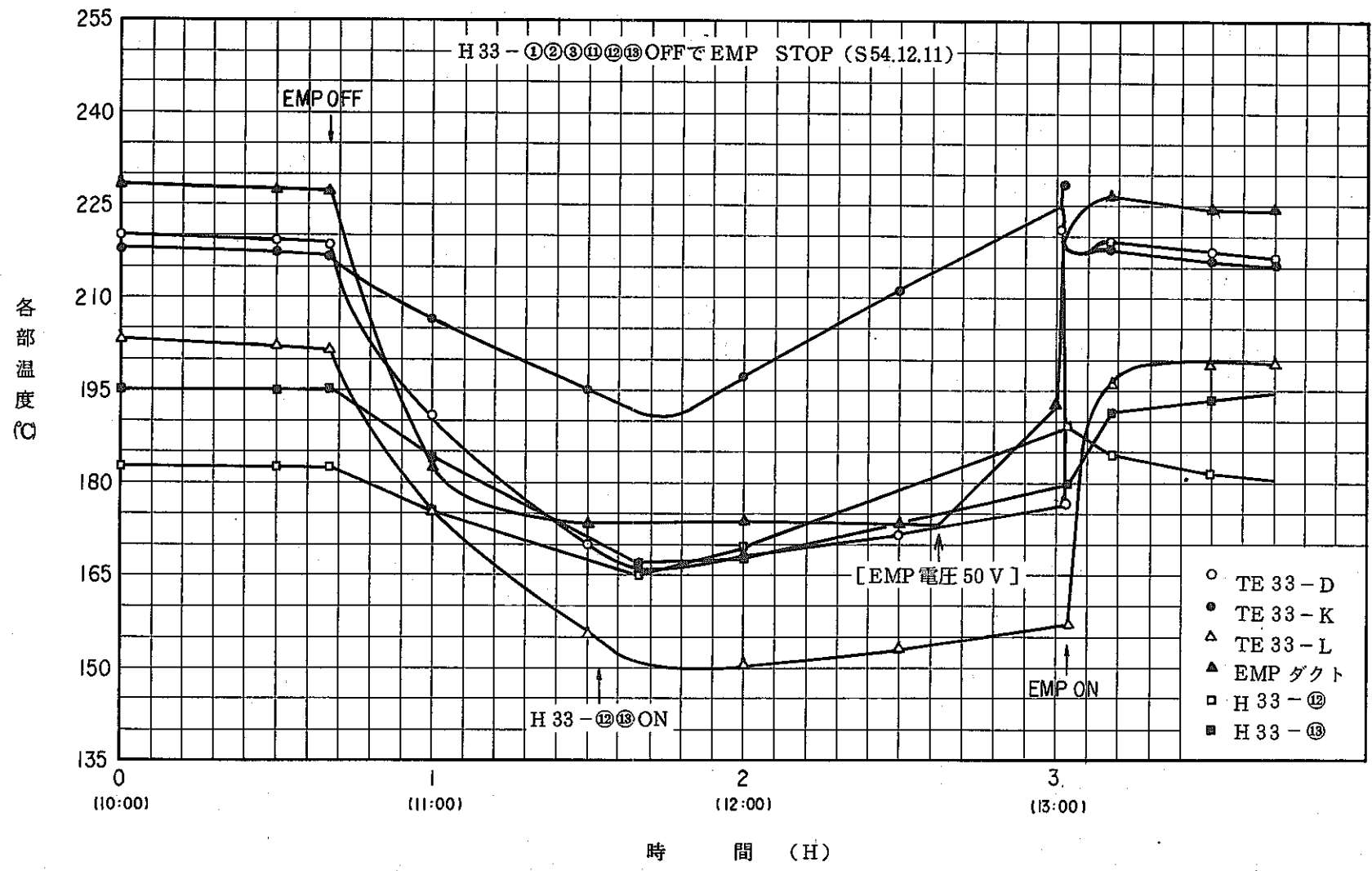


Fig. 5.4.11 Temperature Transition of the Return Pipe at the Electric Heaters [OFF]
 (ヒータ切状態における配管温度)

Table 5.4.1 Summary List of the Temperature Indication of the Overflow Pipe

(オーバフロー配管温度計状態一覧)

	TAG. No.	ヒータ群	定常時(冷却系統Na温度 220℃)	ドレン時(200±30℃)	起動・停止時	温度変化率
オーバフロー戻りライン	TE33-A (水平部・配管下)	H33-②	Na温度とほぼ同温指示。(良好)	H33-②のコントロール不良のため約300℃まで上昇	配管内Na温度に敏感に反応。	大
	TE33-B (水平部・配管下)	H33-③	同上	H33-③のコントロールに合っている。	同上	大
	TE33-C (水平部・配管上)	"	Na温度より約15℃低め指示。これはガス層部にあるためである。	H33-③のコントロールに合っているがその指示は約15℃~20℃低め。	同上	大
	TE33-E (水平部・配管下)	H33-②	Na温度とほぼ同温指示。(良好)	貫通部のすぐ近くにあるため、貫通部への放熱があり約200℃で飽和している。貫通部温度に影響。	同上	大
	TE33-F (水平部・配管下)	"	同上	H33-②のコントロール不良で約300℃まで上昇。	同上	大
	TE33-G (水平部・配管上)	"	同上	同上	Na温度にはあまり敏感に反応はしない。	小
	TE33-H (垂直部)	"	同上	同上	Na温度に敏感である。	大
	TE33-I (垂直部)	"	同上	H33-②と③の間にありH33-③のコントロールの影響を受ける。但し温度は150~170℃の範囲で低め。	同上	大
	TE11-J (垂直部)	H33-②	同上	同上 但し温度は165~190℃の範囲で低め。	同上	大
汲上げライン	TE33-D (水平部・配管下)	H33-⑩	Na温度とほぼ同温指示。(良好)	H33-⑩のコントロールに合っている。但し150℃~200℃の範囲である。	Na温度に敏感である。	大
	TE33-K (垂直部)	H33-⑪	同上	H33-⑪のコントロールに合っているがH33-⑪の昇降率より大きくて190~300℃の範囲である。	同上	大
	TE33-L (貫通部当板部)	H33-⑩	Na温度より約20℃低め指示。これは貫通部当板部にあり、貫通部への放熱の影響であろう。	H33-⑩のコントロールに合っている。但し150~175℃の範囲である。	Na温度にあまり敏感でない	中
ヒータ制御用T/C	H33-① (貫通部内)	-	貫通部内であり予熱N ₂ ガス温度に左右されるがNa温度より約30℃低め指示。	予熱N ₂ ガス温度に左右されて飽和してしまう。	Na温度にあまり敏感でない	-
	H33-②	-	Na温度より30~40℃低め指示。温度計取付不良又は放熱大。	昇温不良で約150℃前後で飽和してしまう。 ヒータ常時ONのまま。	同上	-
	H33-③	-	Na温度より約25℃低め指示。	200±30℃でコントロールしている。良好	同上	-
	H33-⑫	-	Na温度より約40℃低め指示。	200±30℃でコントロールしている。良好	同上	-
	H33-⑬ (貫通部内)	-	貫通部内であり予熱N ₂ ガス温度に左右されるがNa温度より約25℃低め指示。	予熱N ₂ ガス温度に左右されて飽和してしまう。	同上	-
O/F EMPダクト	-	Na温度より約10℃高め、ポンプ誘導加熱。	予熱ON-OFF運転(良好) 電圧40Vで一定温度となる。 電圧50Vで昇温良好。	敏感である。	大	

5.4.2 Arガス流の影響確認試験(昭和55年7月)

オーバフロー戻り配管において、オーバフロー流れが跡切れた後に発生する急激な温度降下について、Arガス流がどのような影響をもたらすか確認試験を行った。

試験の要領は、Fig. 5.4.12に示すArガス系において、オーバフロー戻り配管バルブ(V 33-4)、原子炉容器カバーガス供給バルブ(V 36.1-61)、オーバフロータンクカバーガスラインバルブ(V 36.1-30)の開閉操作により、Arカバーガスの流れをパラメータとして各部温度の降温率を測定した。

これら、試験におけるプラント状態として、原子炉炉容器内のナトリウム液位をオーバフローレベルとほぼ同等位置で実施したため、原子炉容器まわりのArガス系バルブ操作によってArガス圧力変動が生じ、原子炉容器ナトリウム液位が変動してオーバフロー管へ溢出し、各温度記録に多少の外乱を与えた。

本試験の概略要領と各試験結果の要約をTable 5.4.2に、試験時のデータをFig. 5.4.13～Fig. 5.4.26に示す。

これらの試験から次の結果を得た。

- (1) 原子炉容器からのナトリウムオーバフローにおいては原子炉容器のArガス巻き込みが発生している。
 - (2) オーバフロー系を停止した後、Arガスの流れを止める様にバルブを操作すると配管降温率は、TE33-Aにおいて $-1.5^{\circ}\text{C}/\text{MIN}$ から $-0.9^{\circ}\text{C}/\text{MIN}$ に低下した。
 - (3) 炉容器ナトリウムレベルとカバーガス圧力は相互に敏感に影響を与え合う。
- 尚、試験時において再オーバフロー時に戻り配管の下流側T/Cにオーバシュートが発生したのは、予熱ヒータによりかなり高温の状態となった配管にナトリウムが流れるためナトリウムが加熱され、このナトリウム温度を下流側T/Cが検出したためである。

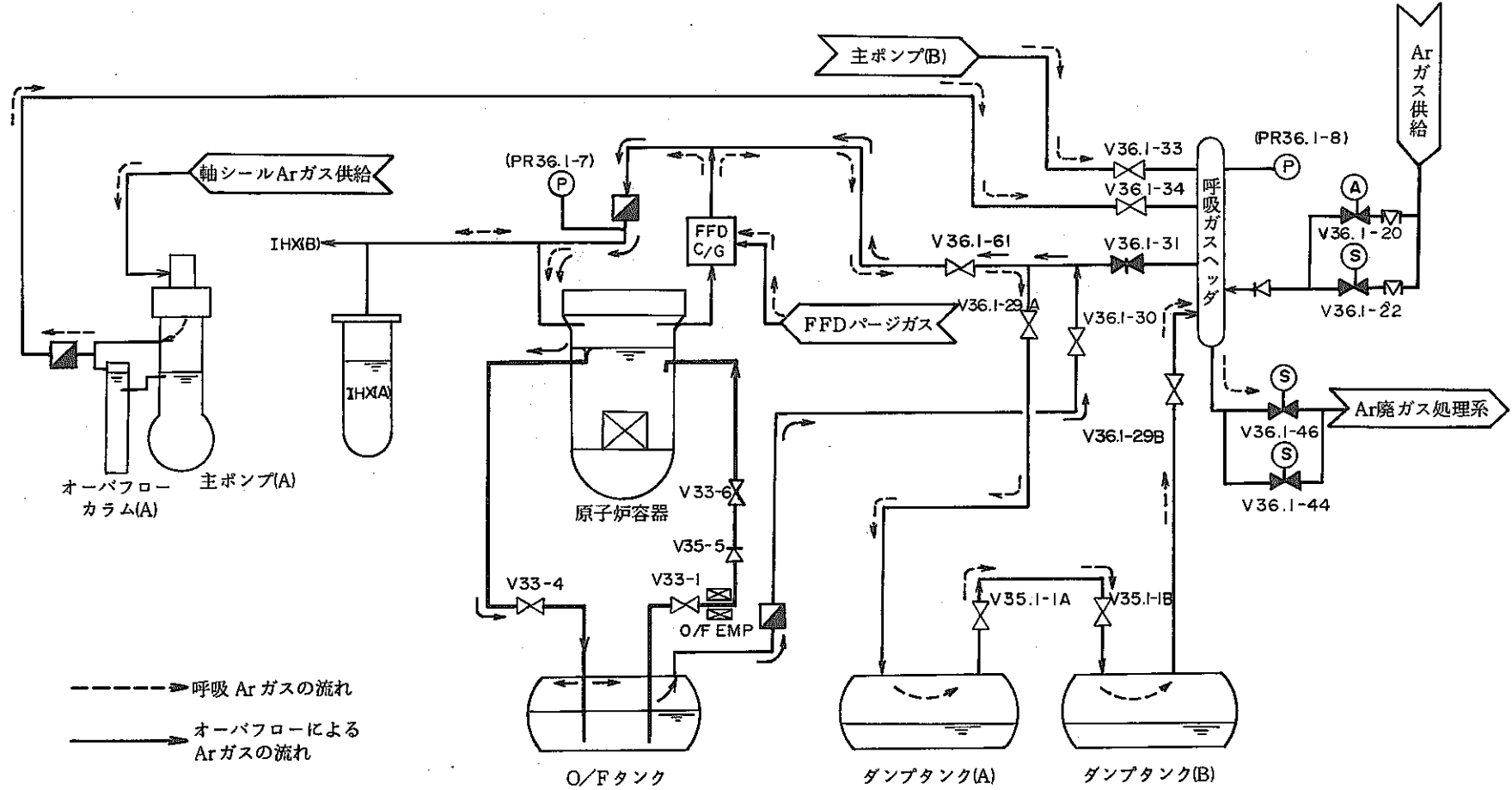


Fig. 5.4.12 Flow Sheet of the Primary Argon Gas System
(原子炉まわり1次Arガス系統図)

Table 5.4.2 Summary List of the Confirmation Test of the Argon Gas Flow Effect with Overflow Pipe

C/G : カバーガス
 R/V : 原子炉容器
 O/F : オーバフロー

(Arガス流影響確認試験の要約表)

試験No.	目的	プラント状態	試験結果																											
試験 I	オーバフロー系, 定格運転時の Ar C/G 巻きみ測定	1次主流量100%, O/F系汲上流量12m ³ /H, V36.1-61 全閉	1. R/Vカバーガス圧は1.5時間で, 40mmA _g → -40mmA _g まで80mmA _g 変動 (Fig. 5.4.20参照) 2. 呼吸ガスヘッダガス圧増大による, R/Vカバーガス降下への影響は少ない。 3. R/Vカバーガス圧力の低下によりオーバフロー系戻りラインによる, カバーガスの巻きこみは存在すると推定される。																											
試験 II	1次主循環ポンプトリップ時, O/F系配管降温曲線測定	1次主ポンプトリップ→ポニー モータ流量 V36.1-61, V33-4, V36.1-30全開, O/F戻り配管ヒータ「OFF」	1. 1次主ポンプトリップ時, カバーガス圧及び呼吸ガスヘッダガス圧のハンチングが測定された。 (Fig. 5.4.21, Fig. 5.4.13参照) 2. 温度低下率 21.3°C/MIN (TE33-E)																											
試験 III	Ar C/G 流れ通常状態でのO/F系配管降温曲線測定	1次主流量20%, O/F EMP トリップ, バルブ全開O/F戻り配管ヒータ「OFF」	1. バルブ (V33-4, V36.1-30, V36.1-61) 閉の場合, カバーガス圧低下 (Fig. 5.4.23参照) 2. 温度低下率 (Fig. 5.4.14, Fig. 5.4.15参照)																											
試験 IV	Ar C/G 流れが, 制限された状態でのO/F系配管降温曲線測定	1次主流量20%, O/F EMP トリップ, V33-4, V36.1-30, V36.1-61 全閉, O/F戻り配管ヒータ「OFF」	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>T/C No.</th> <th>バルブ開</th> <th>バルブ閉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>TE33-A</td> <td>1.5°C/MIN</td> <td>0.9</td> </tr> <tr> <td>E</td> <td>1.9</td> <td>0.9</td> </tr> <tr> <td>F</td> <td>1.5</td> <td>0.9</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td>1.0</td> <td>1.3</td> </tr> <tr> <td>C</td> <td>1.3</td> <td>1.0</td> </tr> <tr> <td>J</td> <td>1.5</td> <td>1.3</td> </tr> <tr> <td>G</td> <td>0.9</td> <td>0.5</td> </tr> <tr> <td>H</td> <td>-0.5</td> <td>0.5</td> </tr> </tbody> </table> <p>オーバフローしている時, ナトリウム流に接している面(配管底部等)の配管温度は, オーバフローが跡切れた後の挙動において, バルブ開閉による影響が大きく出た。</p> 3. バルブ閉の時, オーバフローが跡切れた後にも, TE33-A, E, Fに周期的な「温度上昇現象」が見られた(ナトリウムの溢流と推定されたが試験-IV以外では見られず) (Fig. 5.4.15参照)	T/C No.	バルブ開	バルブ閉	TE33-A	1.5°C/MIN	0.9	E	1.9	0.9	F	1.5	0.9	B	1.0	1.3	C	1.3	1.0	J	1.5	1.3	G	0.9	0.5	H	-0.5	0.5
T/C No.	バルブ開	バルブ閉																												
TE33-A	1.5°C/MIN	0.9																												
E	1.9	0.9																												
F	1.5	0.9																												
B	1.0	1.3																												
C	1.3	1.0																												
J	1.5	1.3																												
G	0.9	0.5																												
H	-0.5	0.5																												

試験No	目 的	プラント状態	試 験 結 果
試験 V	戻り配管ヒータ投入時の配管温度挙動測定	1次主流量20%, O/F EMPトリップ, バルブ全開, O/F戻り配管ヒータ「ON」	<p>1. オーバフローEMP停止, 戻り配管ヒータ「ON」の状態です16時間放置したが, 配管温度は, 特異な挙動を示さなかった。 (Fig. 5.4.16参照)</p> <p>2. 再オーバフロー時, TE33-B, C, Jの指示値に最高50°C近くのオーバシュートが見られた。 (Fig. 5.4.16参照)</p> <p>3. ヒータONの状態です, オーバフローが跡切れた後の配管温度変化率は, 穏やかなものであった。 (Fig. 5.4.17参照)</p> <p>この時の温度変化率は, TE33-A, J, F, E : 約-1°C/MIN TE33-B, G : 約+0.5°C/MIN TE33-H : 約+0.9°C/MIN</p> <p>4. 温度変化率が非常にゆるやかであったため, バルブ開閉の効果は見られないと判断し, バルブ全開での試験は実施しなかった。 (Fig. 5.4.17参照)</p>
試験 VI	オーバフロー系50%流量(6m ³ /H)運転時のAr C/G巻込み測定	1次主流量70%, O/F系汲上流量6m ³ /H, V36.1-61全開	<p>1. 汲上流量6m³/HにおけるR/Vカバーガス圧変化率は28mmA_g/Hであり, 12m³/Hの時の53mmA_g/Hの約1/2である。 (Fig. 5.4.25参照)</p> <p>2. 汲上流量6m³/HにおけるR/Vカバーガス圧は, V36.1-61全開後, 約1時間で減少はなくなり圧力上昇方向へ転じた。 但し, 試験VIの最中, オーバフロータンクナトリウム温度の上昇及び, 呼吸ガスヘッダガス圧の上昇が見られた。(Fig. 5.4.25参照)</p> <p>3. 汲上流量の変更(6m³/H→12m³/H)によりR/V液面が約0.9cm, カバーガス圧が52mmA_g上昇した。 (Fig. 5.4.25参照)</p> <p>4. 汲上流量12m³/Hにおけるカバーガス圧変化率は, 62mmA_g/Hである。 (Fig. 5.4.25参照)</p>
試験 VII	V36.1-61「閉」の状態です, O/F EMPトリップ時の戻り配管温度挙動測定	1次主流量20%, V36.1-61全開→O/F EMPトリップ→C/G圧低下→V36.1-61全開, 戻り配管ヒータ「ON」	<p>1. V36.1-61全開状態です, O/F EMPを停止する事により, R/Vナトリウムレベルは1.2cm(約5分間), カバーガス圧は99mmA_g減少した。 (Fig. 5.4.26参照)</p> <p>2. V36.1-61を閉→開とする事により, ナトリウムレベルは1.9cm減少し, カバーガス圧は, 81mmA_g増加した。 (Fig. 5.4.26参照)</p>

試験No	目的	プラント状態	試験結果																
			<p>3. EMP 停止後 5 分間は配管温度の変化はほとんどなかったが、V36.1-61 を閉→開にした時点から、急低下を開始した。 (Fig. 5. 4.18参照)</p> <p>この時の温度変化率は、(°C/MIN)</p> <table border="1" data-bbox="953 607 1251 904"> <thead> <tr> <th>T/C No</th> <th>温度変化率</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>TE33-A</td> <td>- 2.0</td> </tr> <tr> <td>J</td> <td>- 1.8</td> </tr> <tr> <td>E</td> <td>- 8.8</td> </tr> <tr> <td>F</td> <td>- 2.8</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td>+ 0.5</td> </tr> <tr> <td>G</td> <td>+ 0.3</td> </tr> <tr> <td>H</td> <td>+ 0.9</td> </tr> </tbody> </table> <p>(Fig. 5.4.18参照)</p> <p>5. 各々の配管温度挙動は、オーバフローが跡切れヒータが「ON」の状態での予熱温度が系統 Na 温度より高いものは増加の方向へ低いものは減少の方向へ動き、逆応答は示さなかった。但し、減少の方向へ向いたものは予熱温度以下まで配管温度が低下した。</p>	T/C No	温度変化率	TE33-A	- 2.0	J	- 1.8	E	- 8.8	F	- 2.8	B	+ 0.5	G	+ 0.3	H	+ 0.9
T/C No	温度変化率																		
TE33-A	- 2.0																		
J	- 1.8																		
E	- 8.8																		
F	- 2.8																		
B	+ 0.5																		
G	+ 0.3																		
H	+ 0.9																		
試験 VII	試験VIIの状態における、V33-4 の開閉の効果測定	1次主流量20%, 戻り配管ヒータ「ON」 V36.1-61全閉→O/FE MPトリップ→C/G 圧低下→V36.1-61全開→V33-4全閉	<p>1. 試験VIIと同様に、V36.1-61 全閉状態で O/F EMP を停止する事により R/V Na レベルは 1.7 cm (約6分間)、カバーガス圧は 98 mmAg低下した。(Fig. 5. 4.26参照)</p> <p>2. V36.1-61 を閉→開にする事により、ナトリウムレベルは 1.9 cm減少し、カバーガス圧は、83mmAg増加した。(Fig. 5. 4.26参照)</p> <p>3. 試験VIIと同様に、EMP 停止後約7分間は、配管温度の変化はほとんどなかったが、V36.1-61 を閉→開とした時点から急低下を開始した。これはV36.1-61 を開としたことによりオーバフローが跡切れたためである。 (Fig. 5. 4.19参照)</p> <p>4. V36.1-61 を閉→開にした1分後、V33-4を全閉にしたが、配管温度挙動は試験VIIの時とほとんど変らなかった。 (Fig. 5. 4.19参照)</p>																

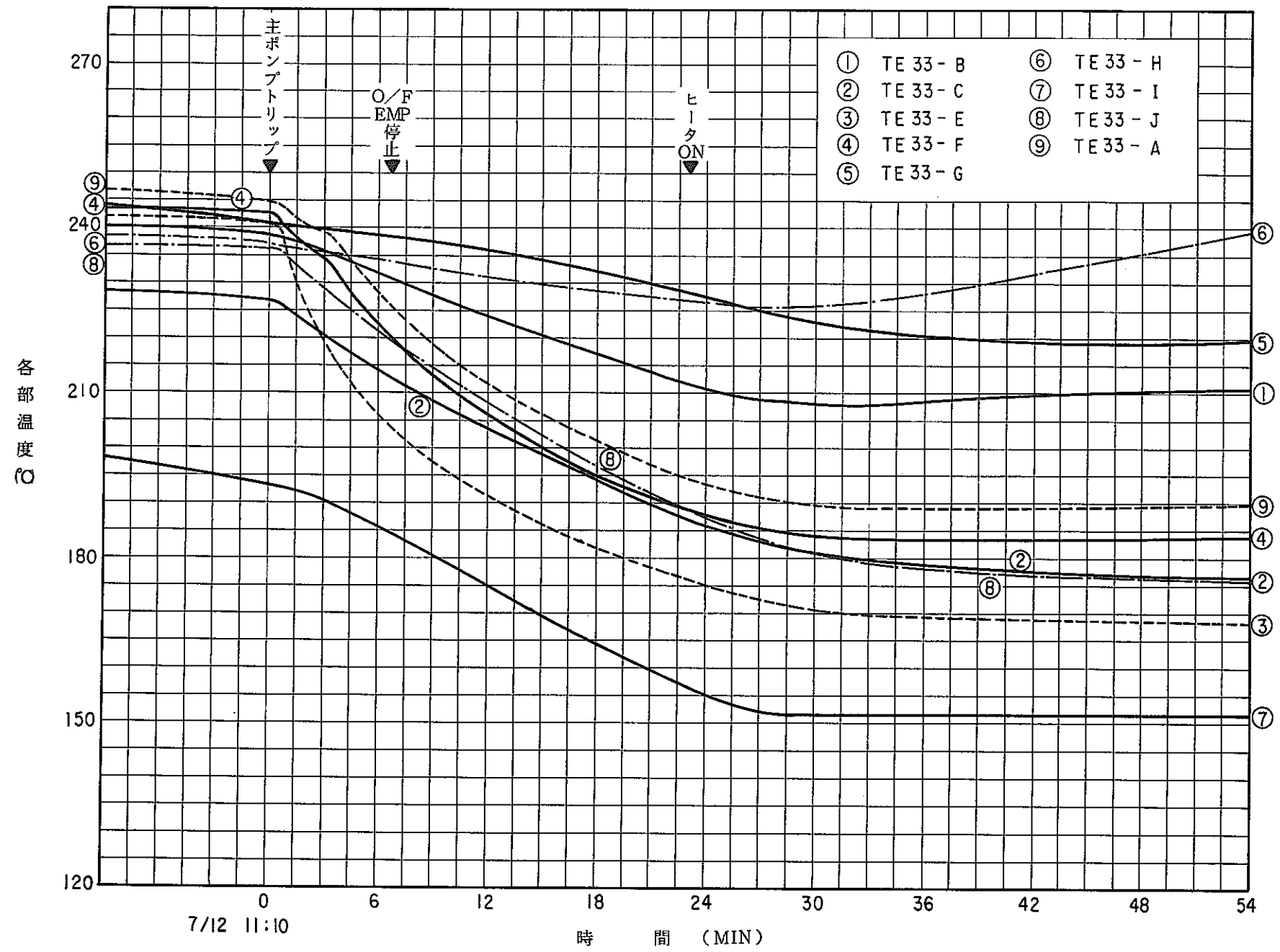


Fig. 5.4.13 Temperature Transition of the Return Pipe (Test II)
(オーバーフロー戻り配管温度挙動 (試験 II))

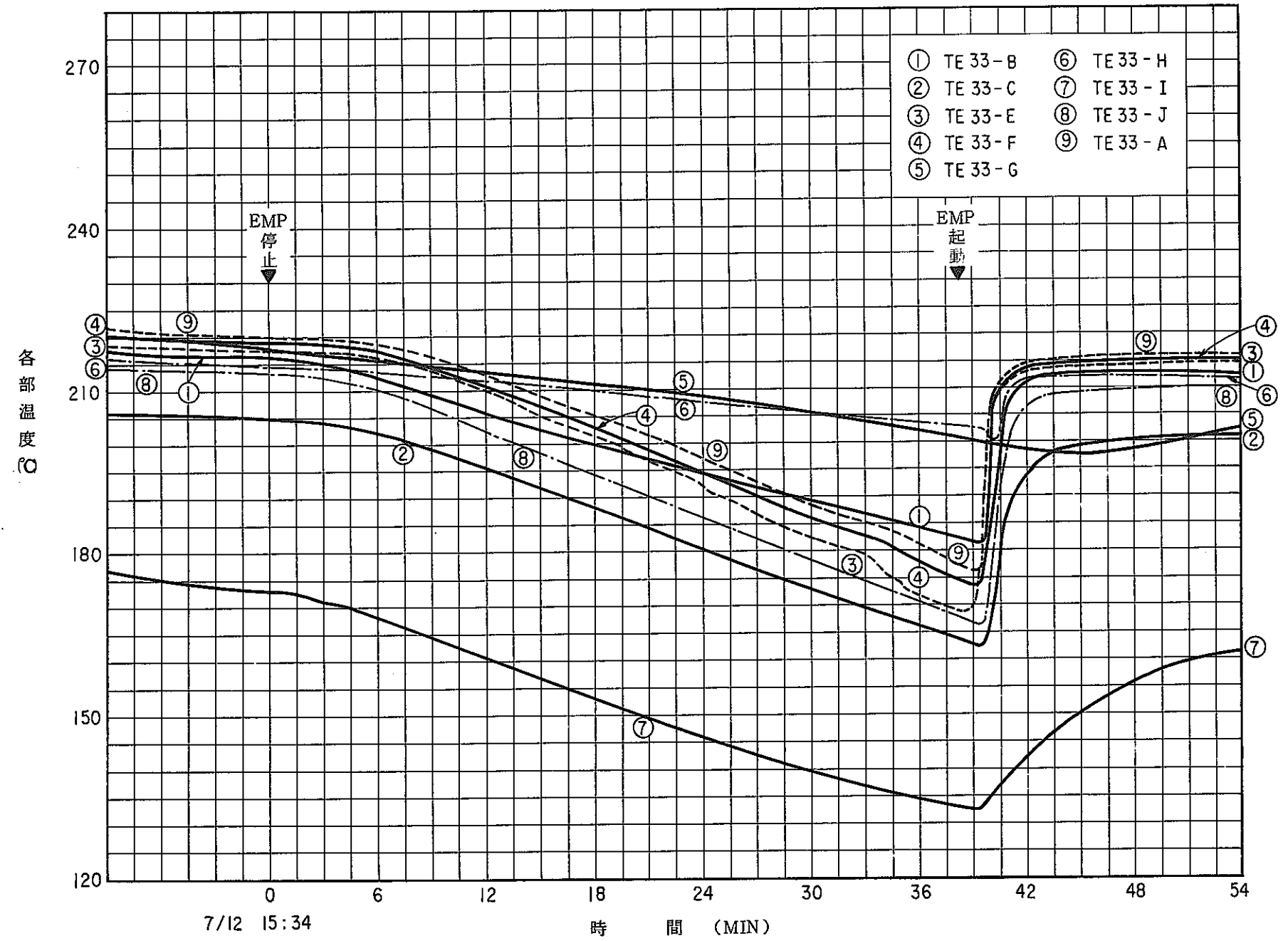


Fig. 5.4.14 Temperature Transition of the Return Pipe (Test III)

(オーバーフロー戻り配管温度挙動 (試験 III))

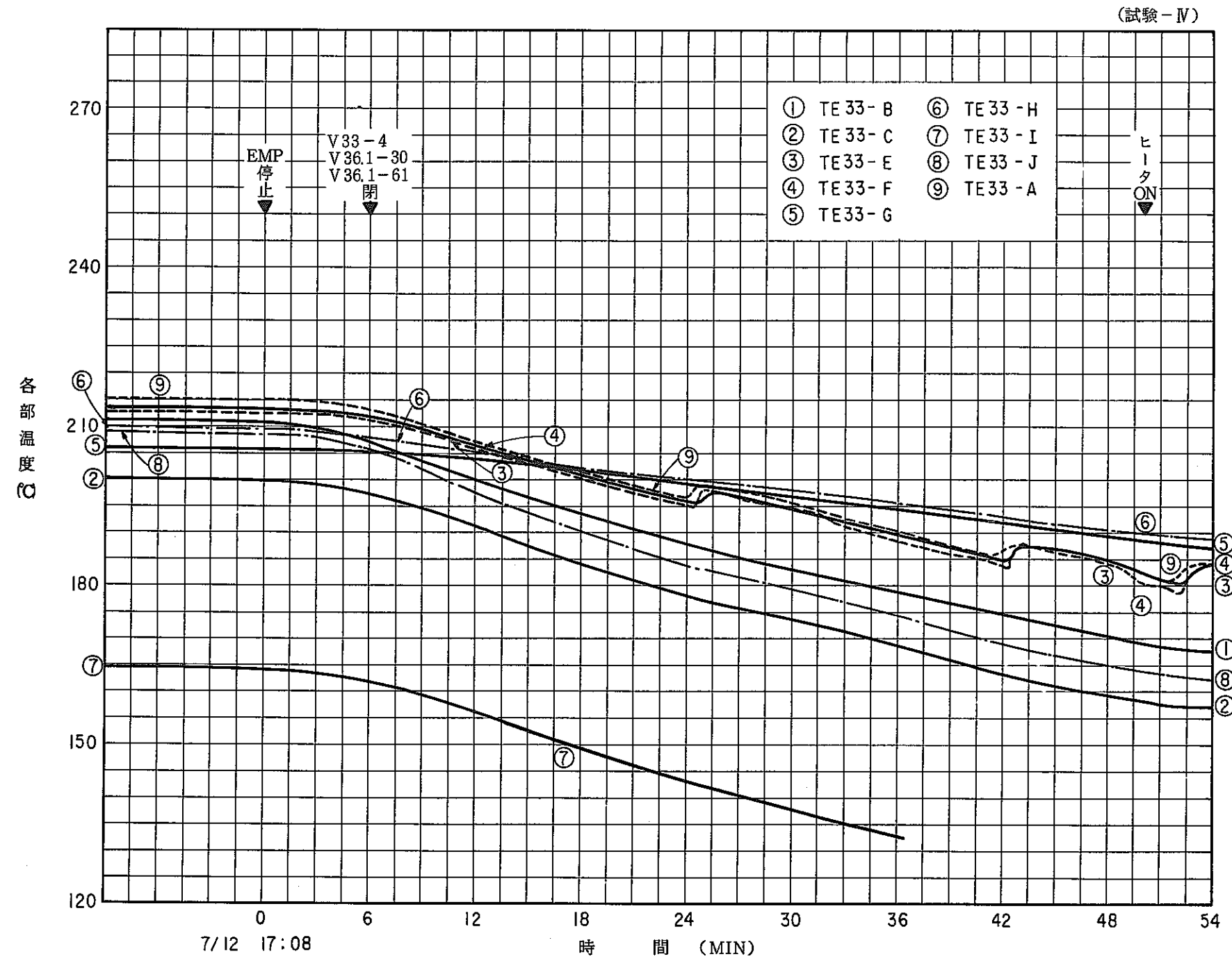


Fig. 5.4.15 Temperature Transition of the Return Pipe (Test IV)
 (オーバーフロー戻り配管温度挙動 (試験 IV))

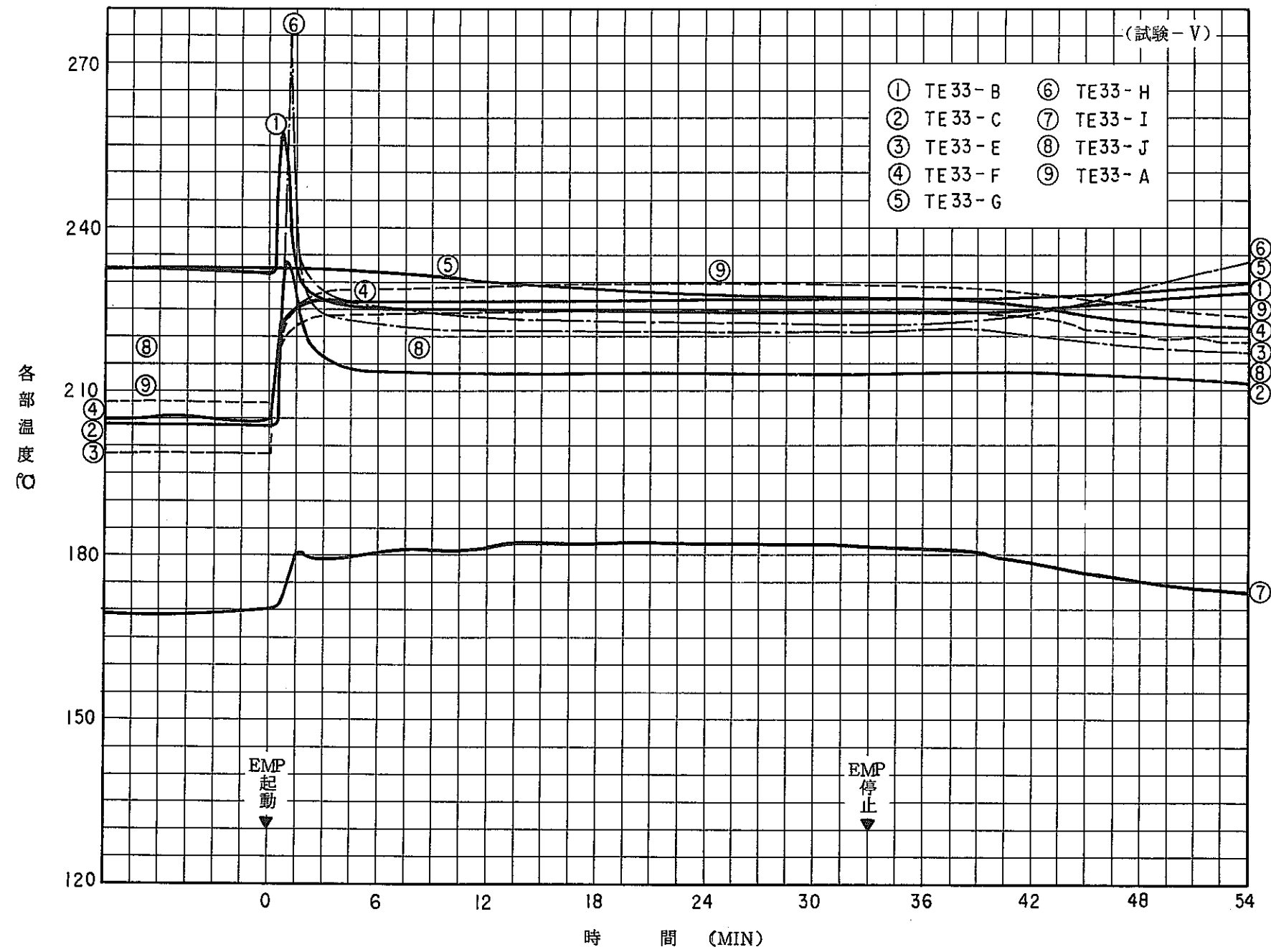


Fig. 5.4.16 Temperature Transition of the Return Pipe (Test V)

(オーバーフロー戻り配管温度挙動 (試験 V))

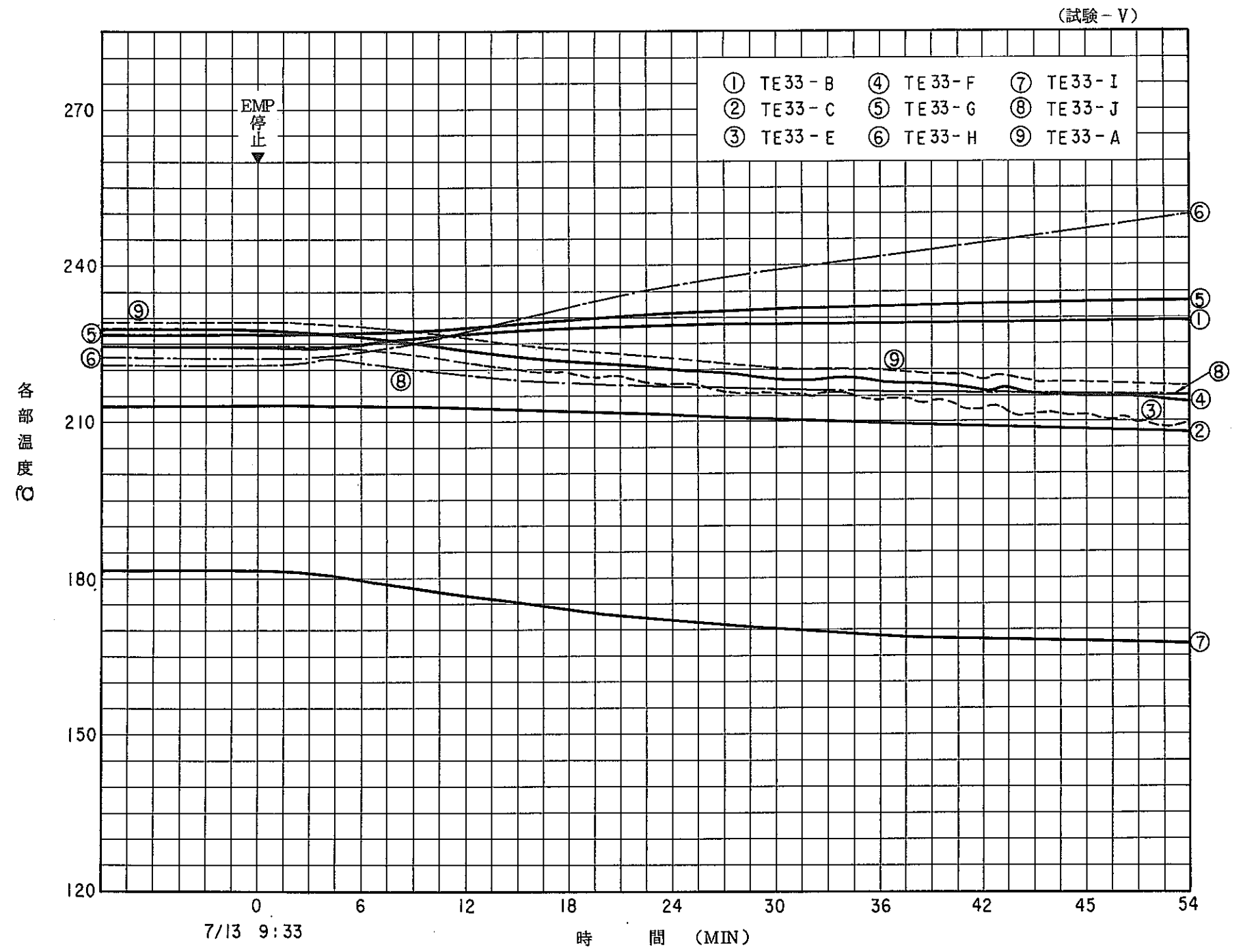


Fig. 5.4.17 Temperature Transition of the Return Pipe (Test V)
 (オーバーフロー戻り配管温度挙動 (試験 V))

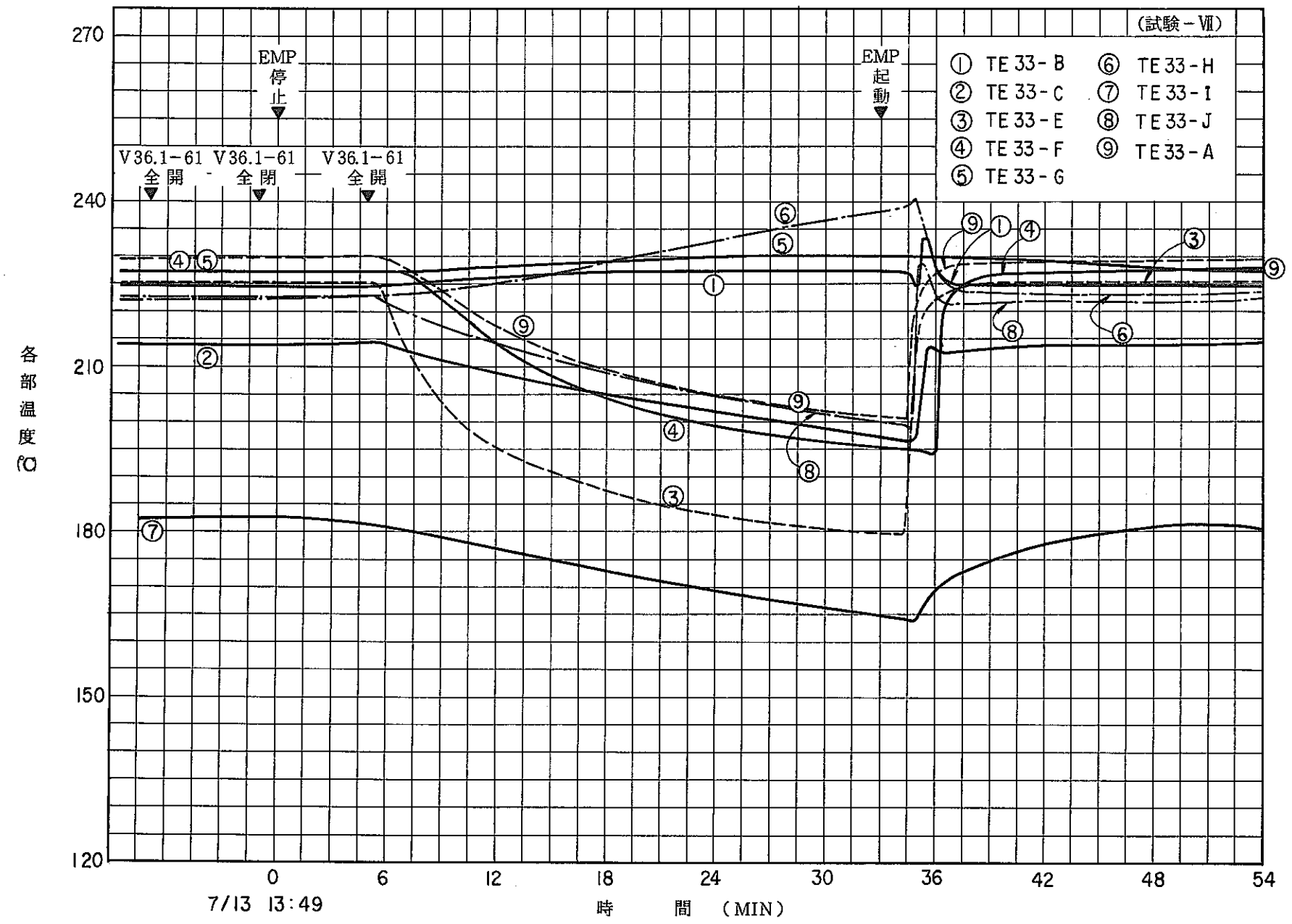


Fig. 5.4.18 Temperature Transition of the Return Pipe (Test VII)
 (オーバーフロー戻り配管温度挙動 (試験 VII))

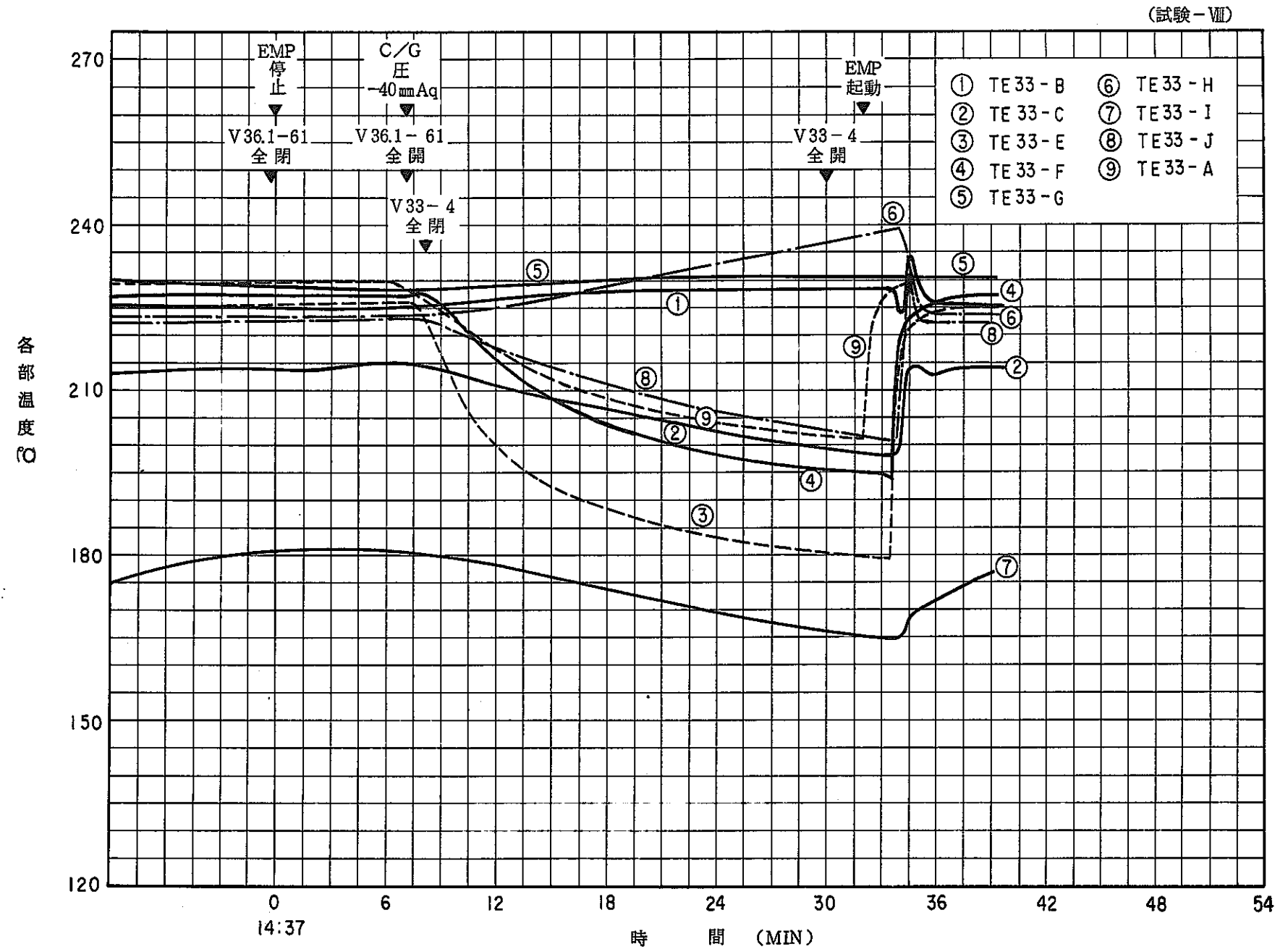


Fig. 5.4.19 Temperature Transition of the Return Pipe (Test VIII)
 (オーバーフロー戻り配管温度挙動 (試験 VIII))

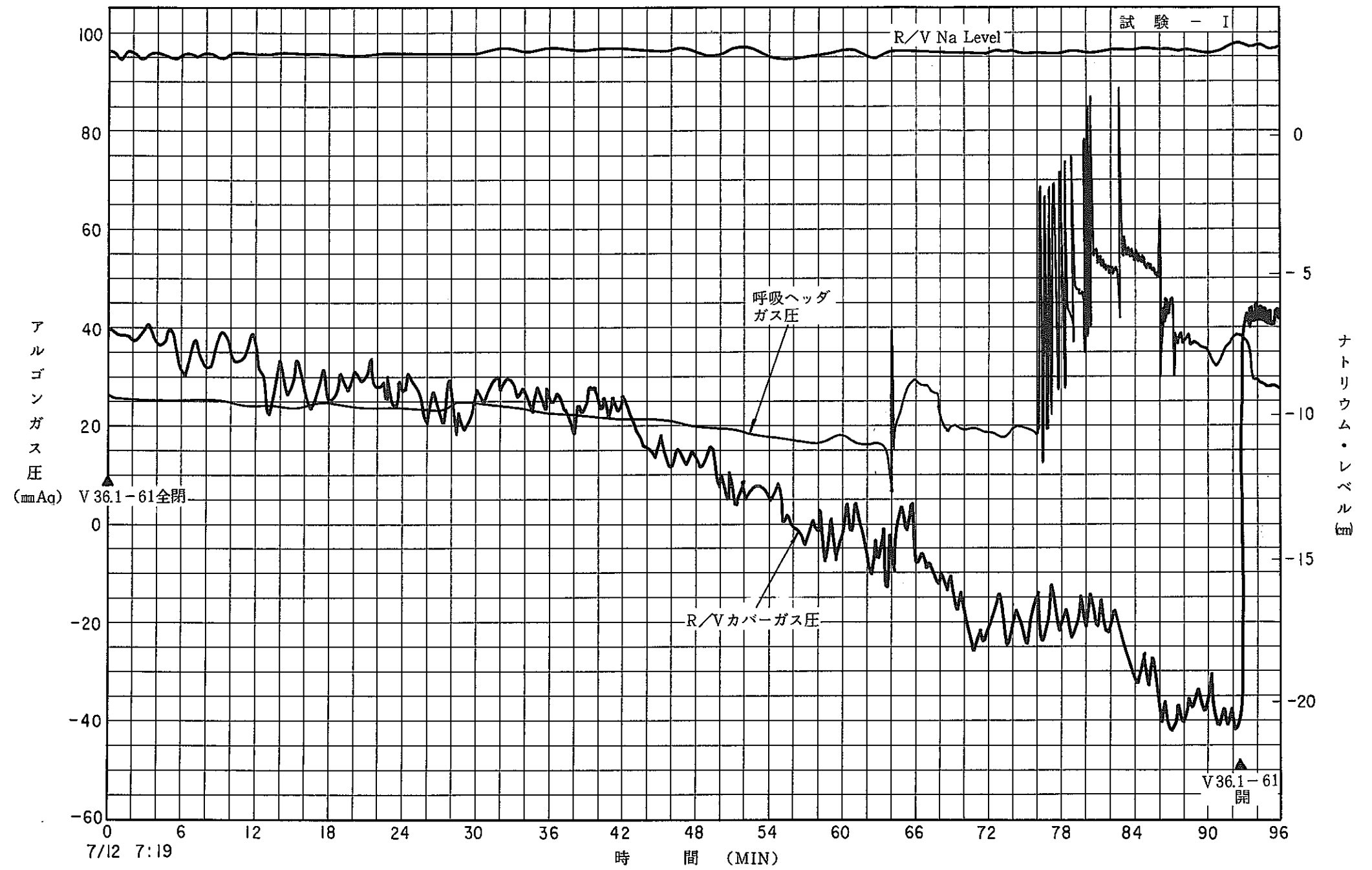


Fig. 5.4.20 Pressure Transition of the Cover Gas in the Reactor Vessel (Test I)
 (炉容器カバーガス圧力変動 (試験 I))

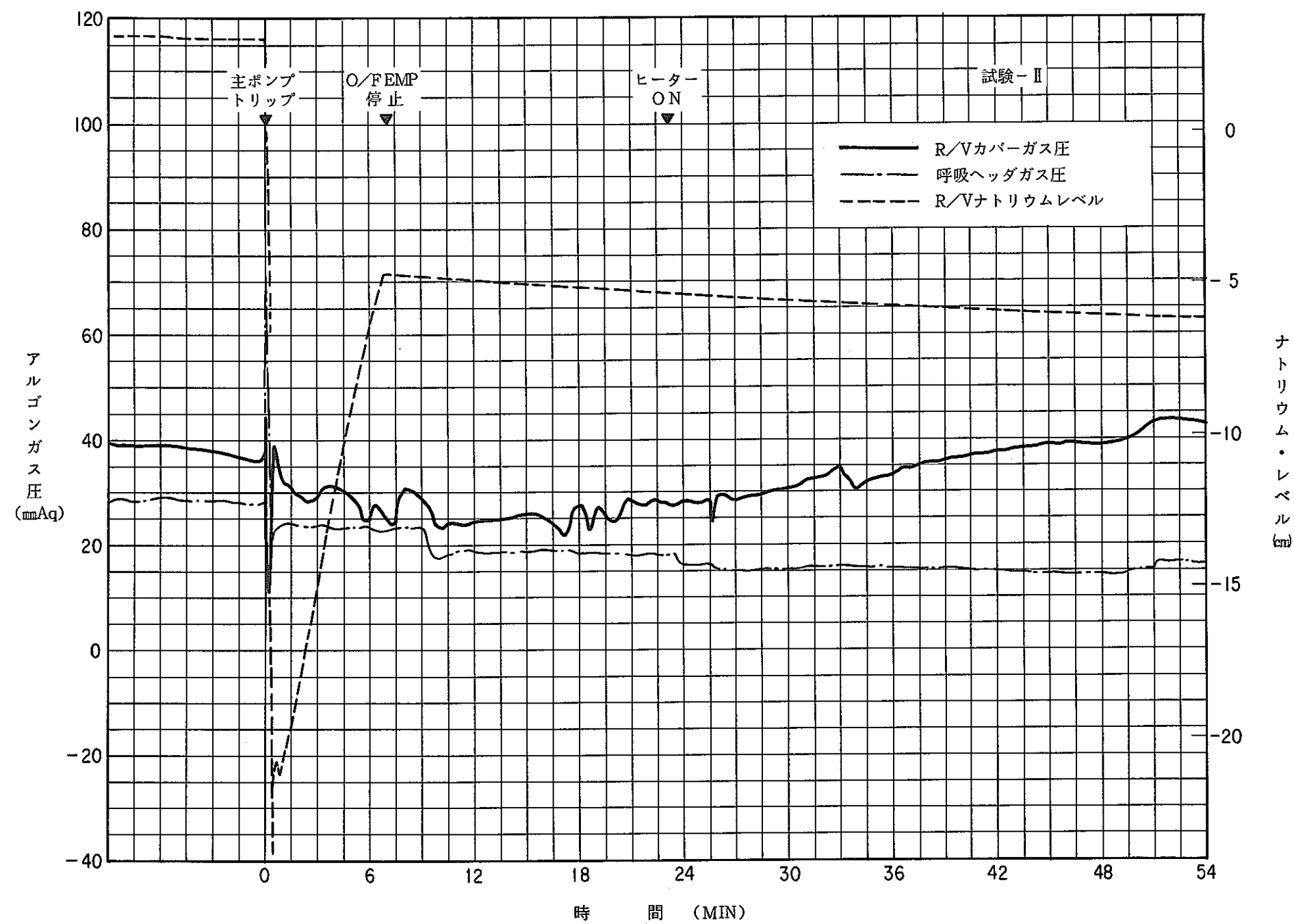


Fig. 5.4.21 Pressure Transition of the Cover Gas in the Reactor Vessel (Test II)
 (炉容器カバーガス圧力変動 (試験 II))

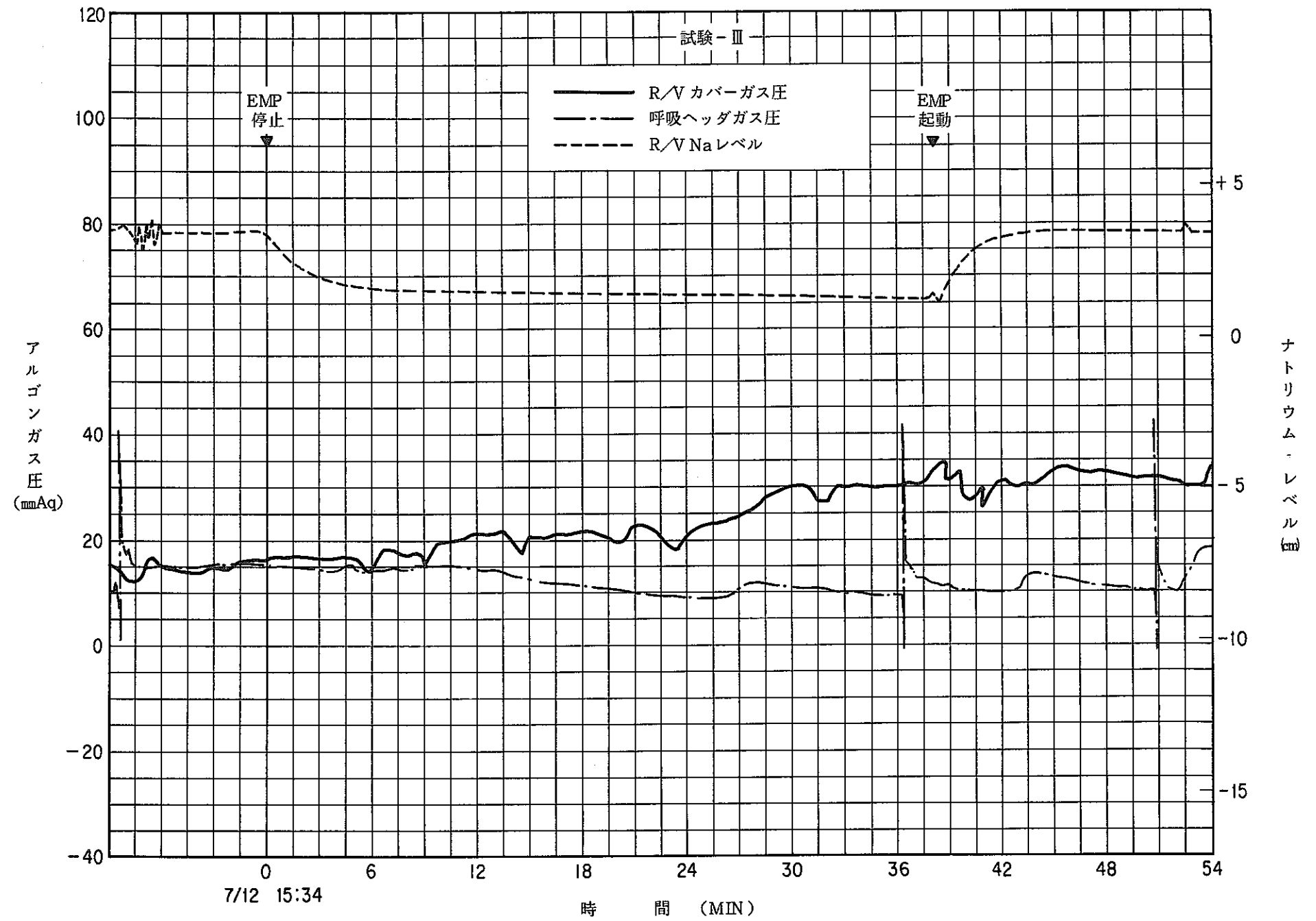


Fig. 5.4.22 Pressure Transition of the Cover Gas in the Reactor Vessel (Test III)
 (炉容器カバーガス圧力変動 (試験 III))

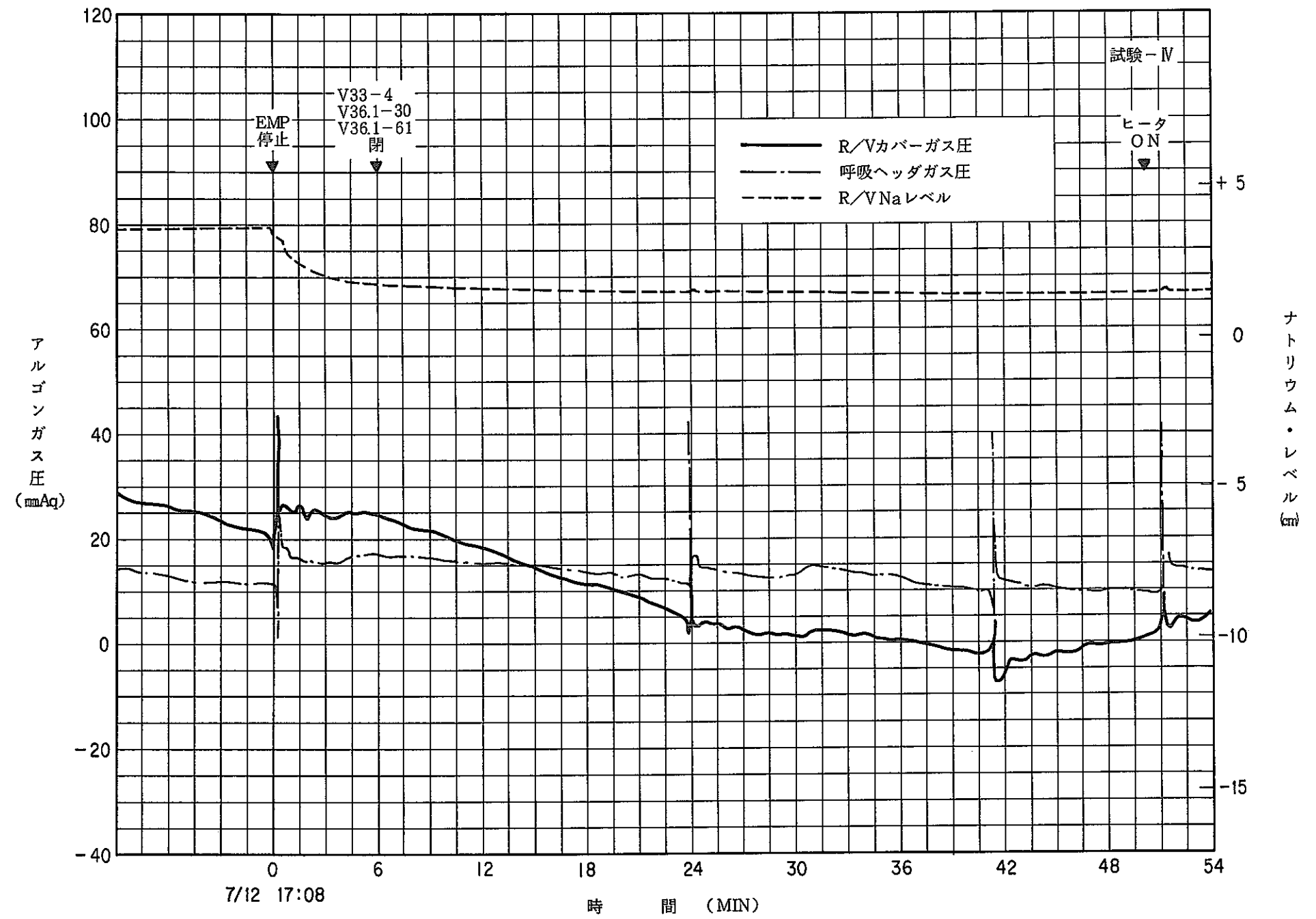


Fig. 5.4.23 Pressure Transition of the Cover Gas in the Reactor Vessel (Test IV)
 (炉容器カバーガス圧力変動 (試験 IV))

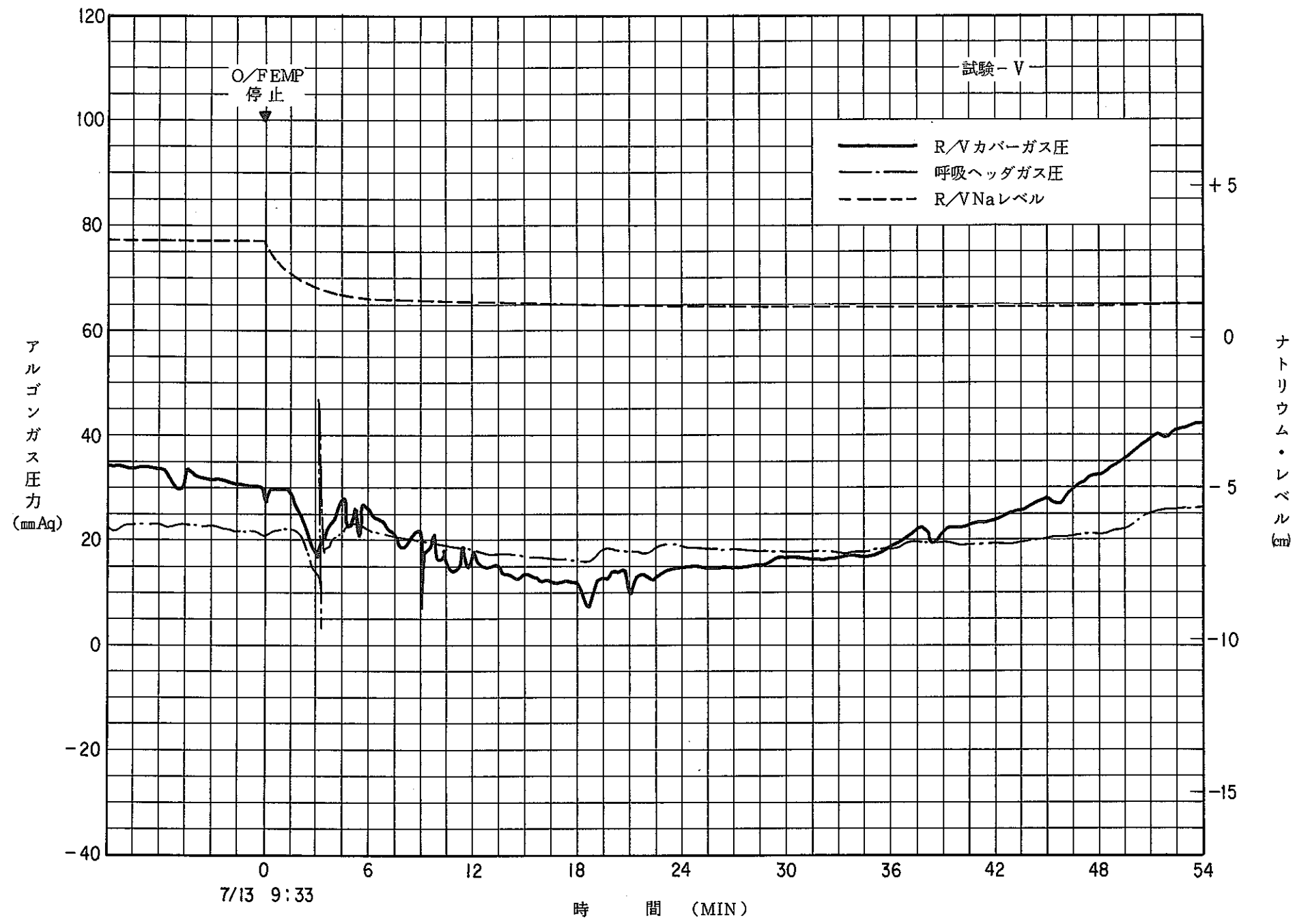


Fig. 5.4.24 Pressure Transition of the Cover Gas in the Reactor Vessel (Test V)
 (炉容器カバーガス圧力変動 (試験 V))

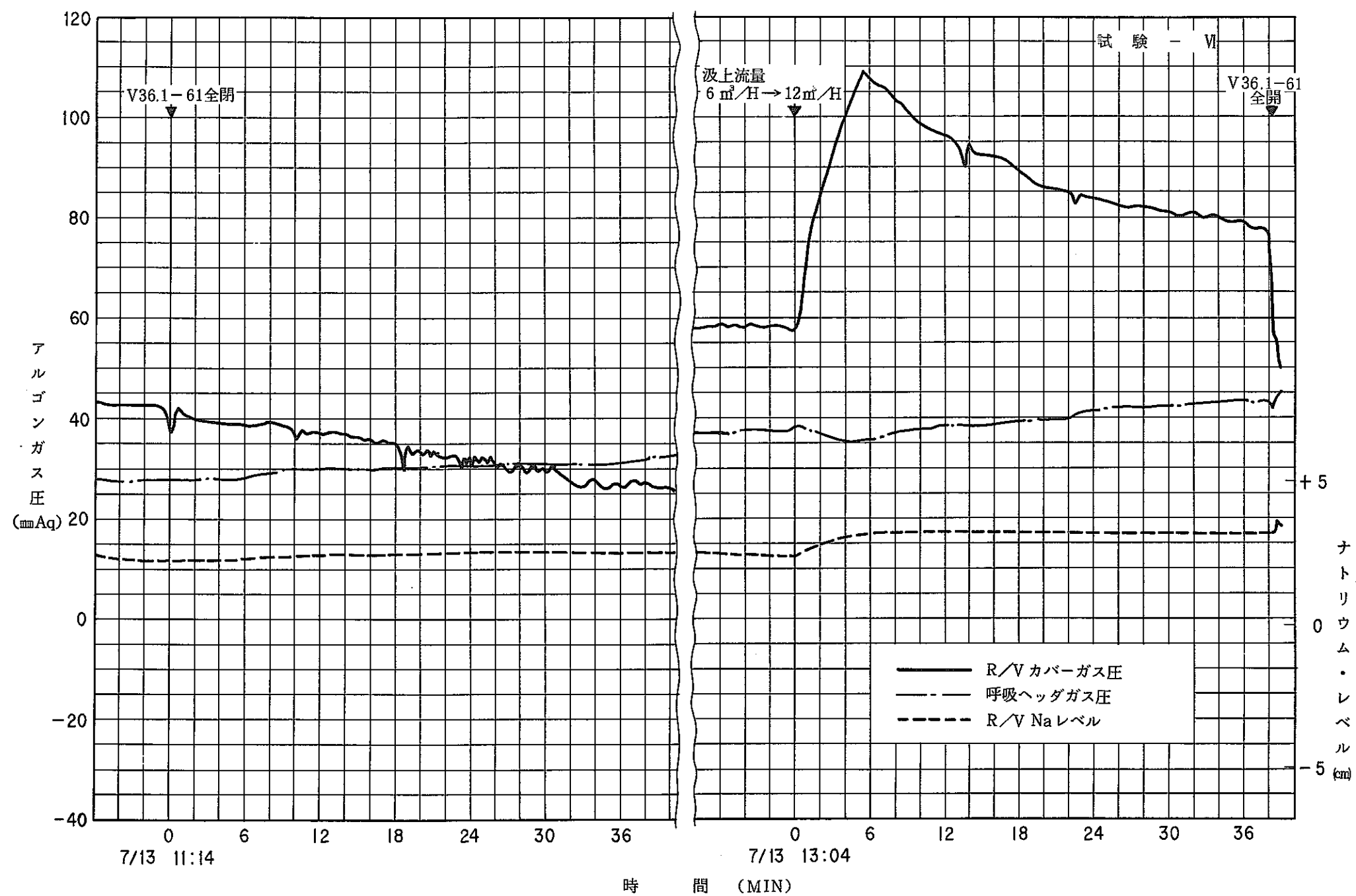


Fig. 5.4.25 Pressure Transition of the Cover Gas in the Reactor Vessel (Test VI)

(炉容器カバーガス圧力変動 (試験 VI))

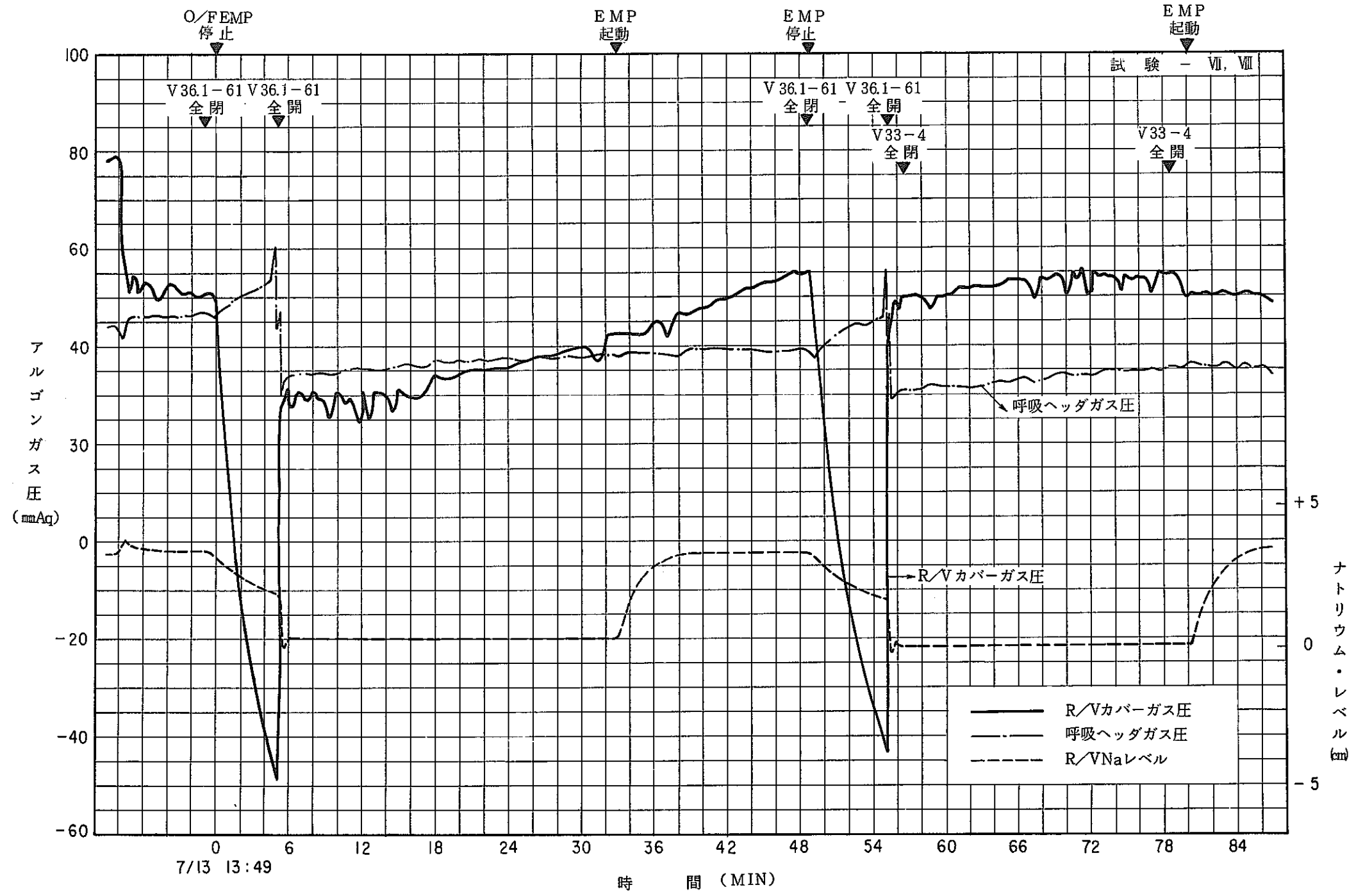


Fig. 5.4.26 Pressure Transition of the Cover Gas in the Reactor Vessel (Test VII, VIII)
 (炉容器カバーガス圧力変動 (試験 VII, VIII))

5.4.3 配管温度挙動の検討

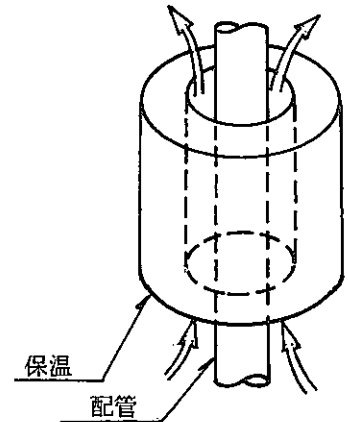
オーバフロー系戻り配管の急激な降温現象についてこれまでに得られたデータを基に検討した。

(1) フィン効果

配管補強バンドに取付けられた仕切板と遮蔽板をフィンと見なして検討したが、降温速度は実測値の方が計算値よりはるかに速く、フィン効果だけでは急激な降温現象を説明することはできなかった。

(2) 煙突効果

配管とその保温材の間を雰囲気ガスが煙突効果によって流れることにより冷却される状態について検討した。しかし、配管の放熱量は配管温度に比例することから、オーバフロー中断初期の急激な降温特性とその後の緩慢な降温を全面的に説明することはできなかった。



(3) ラグ部熱容量効果

A点付近にある熱容量を有するラグに引かれてA点温度が降下すると仮定して検討したが、ラグの持つ熱容量の効果はわずかにラグ付け根部に及ぶだけでありA点への影響は無視できる。

(4) アルゴンガス循環

原子炉容器とオーバフロータンク間にオーバフロー戻り配管を通じてのアルゴンガス循環があるものとし、それによって配管が内面からガス冷却されると仮定して検討した。しかし、十分な冷却が可能となるガス流量を流すためには、原子炉容器とオーバフロータンクの間で500mmA_g以上の差圧を長時間維持する必要がある。現実的に上記のような差圧が発生したと仮定した場合、原子炉容器とオーバフロータンクの均圧は、オーバフロータンクベーパーラップから、V36.1-30、V36.1-61を経由したラインから行われるものと考えられる。よってオーバフロー戻り配管のガス循環は成立しない。

Fig. 5.4.27にこれらの検討を要約した図を示す。

5.4.4 配管保温及びヒータ改造工事（昭和56年1月～2月）

オーバフロー系戻り配管の急激な温度降下防止対策及び配管と配管バンド間に定常的に発生している温度差による熱応力を低減するために、保温の強化とヒータ分割工事を行った。

(1) 保温改良

オーバフロー戻り配管の安全容器貫通部及び遮蔽板部についてフィン効果による放熱

注) 75MW第3サイクル時状況による。

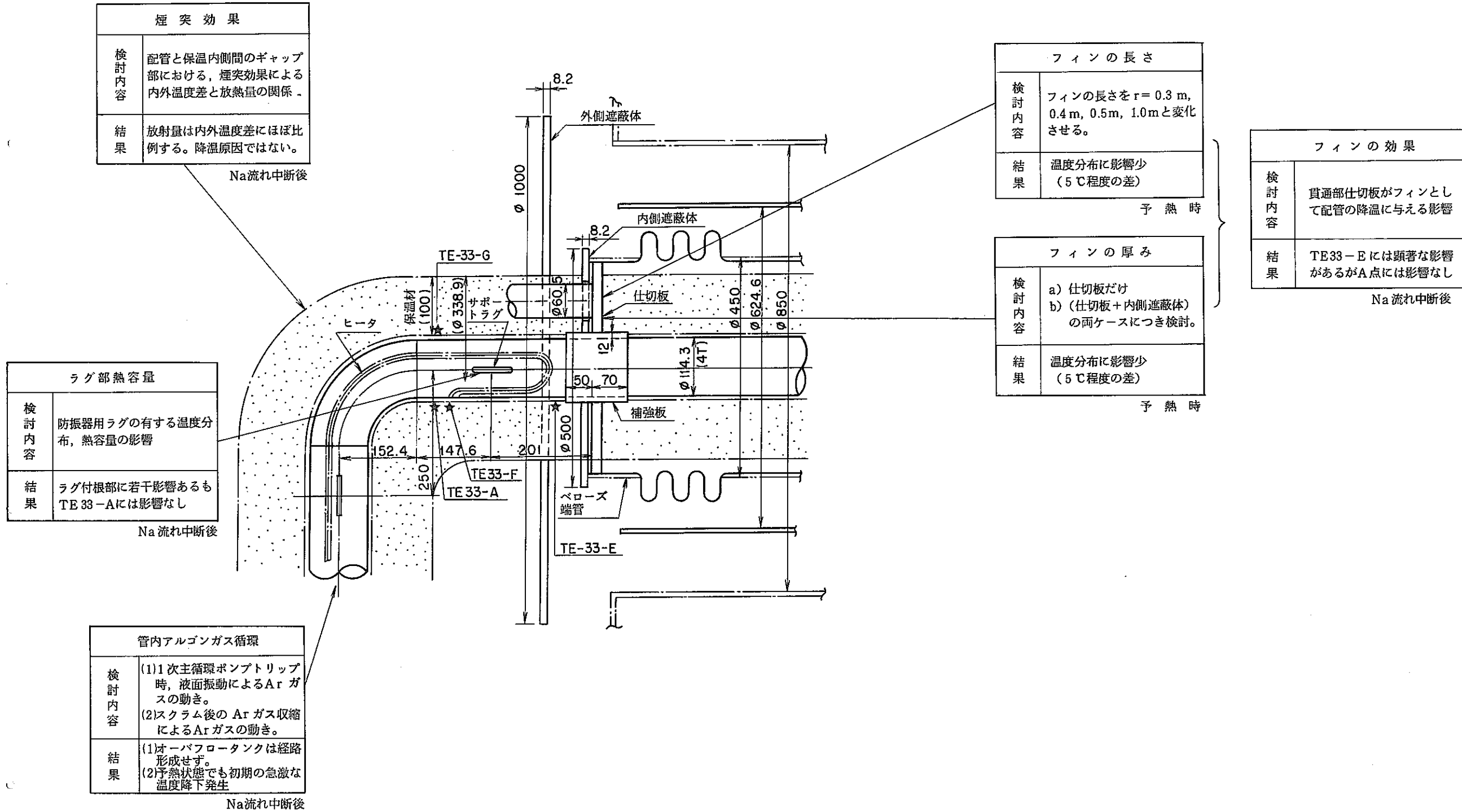


Fig. 5.4.27 Summary Schema of the Pipe Cooling Phenomena

図 5.4.27 配管冷却現象の要因検討まとめ図

を防止するために保温を追加した。

(2) ヒータの改造

熱応力が問題となる戻り配管の安全容器貫通部貫通部まわりのヒータについて、温度制御性を良くするためにヒータを分割すると共に、熱応力が問題となる当板まわりにヒータを巻いた。また煙突効果による冷却効果を抑制するため、垂直配管部に仕切り板を設置した。Fig. 5. 4.28, 5. 4.29に改造後のヒータ配置を示す。

(3) 熱電対追加

構造強度上特に問題となる安全容器貫通当板部を中心として今後の評価検証用データを得るための温度監視用熱電対6本(M, N, O, P, Q, R)を追加しそれまで使用していたB, C, F, G, H, Iの使用を中止した。

Fig. 5. 4.30に改造後の熱電対配置を示す。

5. 4. 5 改造後配管温度挙動測定(昭和56年3月, 5月)

昭和56年1月～2月に実施した保温及びヒータ改造工事後の配管温度挙動測定を実施し、これを改造前と比較した。

これらの試験から、次の結果を得た。

(1) 温態待機状態における挙動

- 1) 保温改良にもかかわらず Fig. 5. 4.31に示すように降温速度はあまり低減されなかった。
- 2) ヒータの強化により、配管の最低温度を30～40℃高めることができた。
- 3) 熱電対の配管への取付方法(パッド付, チップ付)による精度の差は無視しうる。

Fig. 5. 4.32, 5. 4.33に配管昇降温試験の結果を、Table 5. 4.3に改造後の配管温度挙動測定結果の要約を示す。

また、従来からの配管温度計測点と新設したものを含めた各温度応答をTable 5. 4.4にまとめて示す。

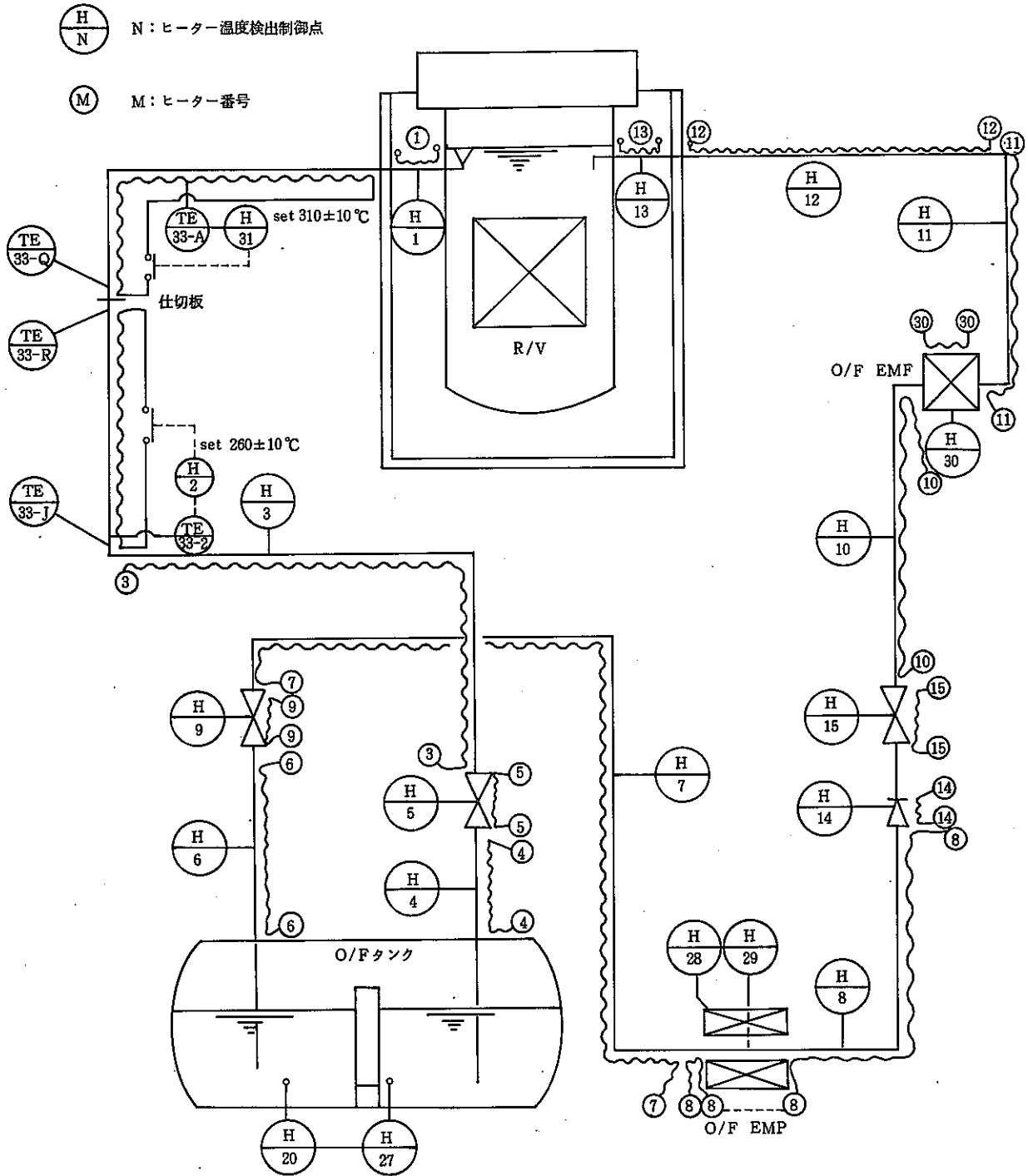


Fig. 5.4.28 Arrangement of the Electric Heaters and ThermoCouples
 (配管ヒータ及び熱電対配置図)

単位：mm

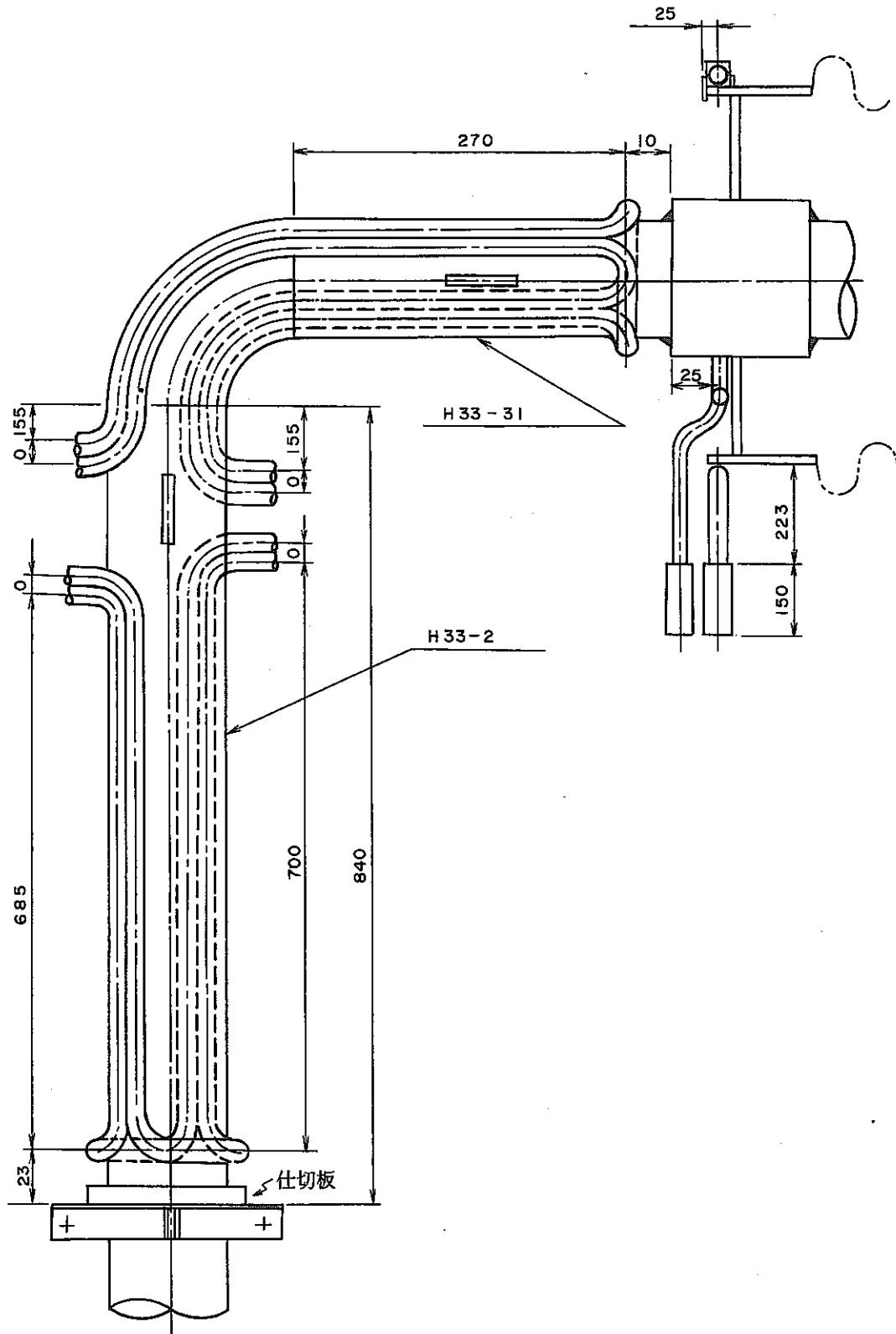


Fig. 5.4.29 Arrangement of the Heaters to the Return Pipe
(オーバフロー戻り配管ヒータ取付図)

注)

TE33-B, C, F, G, H, I点はサーモカップルを現場に残してあるが、中制までの配線を有していない。

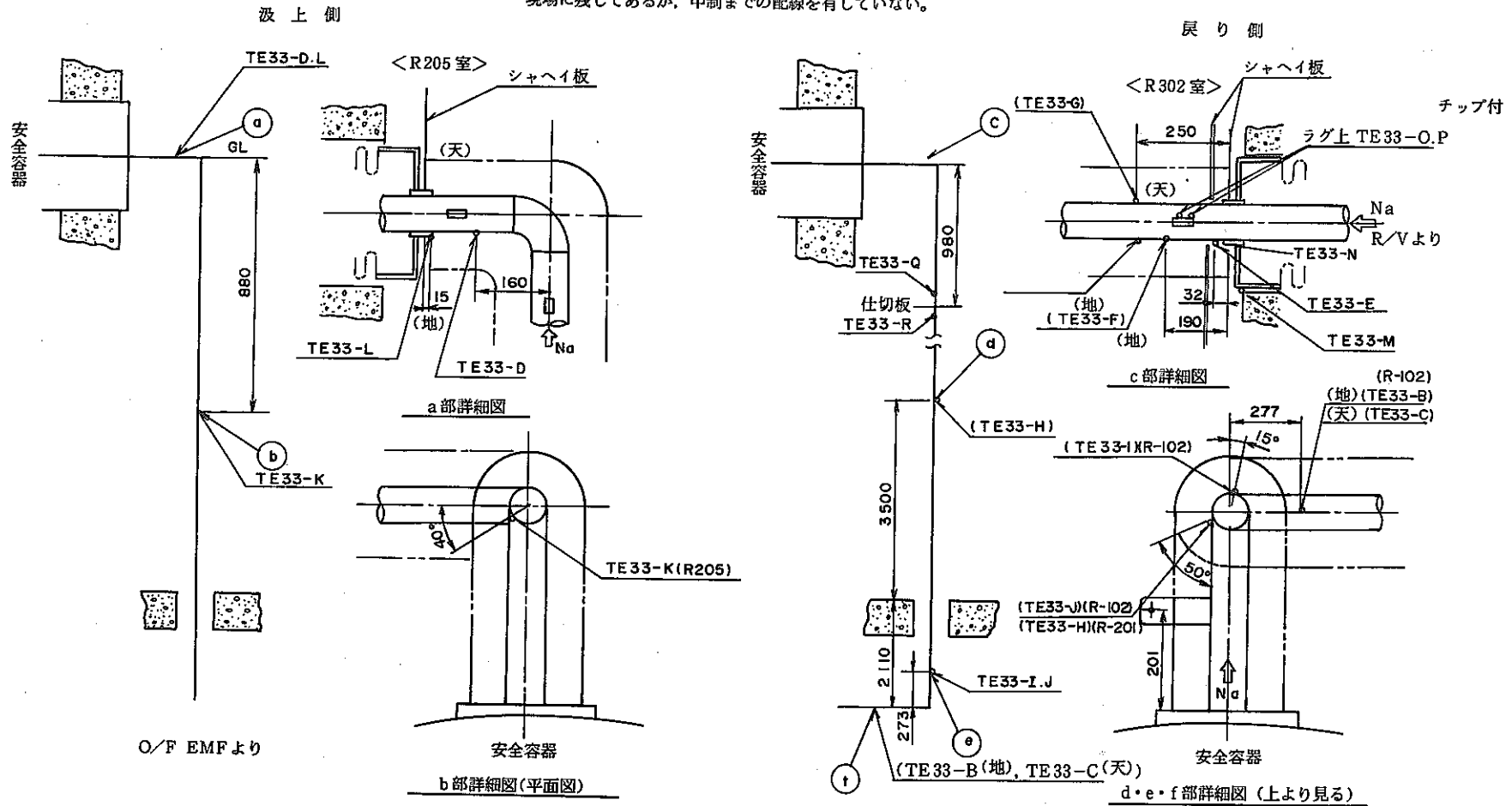


Fig. 5.4.30 Arrangement of the Thermocouples for the Pipe Temperature Measurement of Overflow System after Modification
(配管温度測定用温度計の配置図 (改造後))

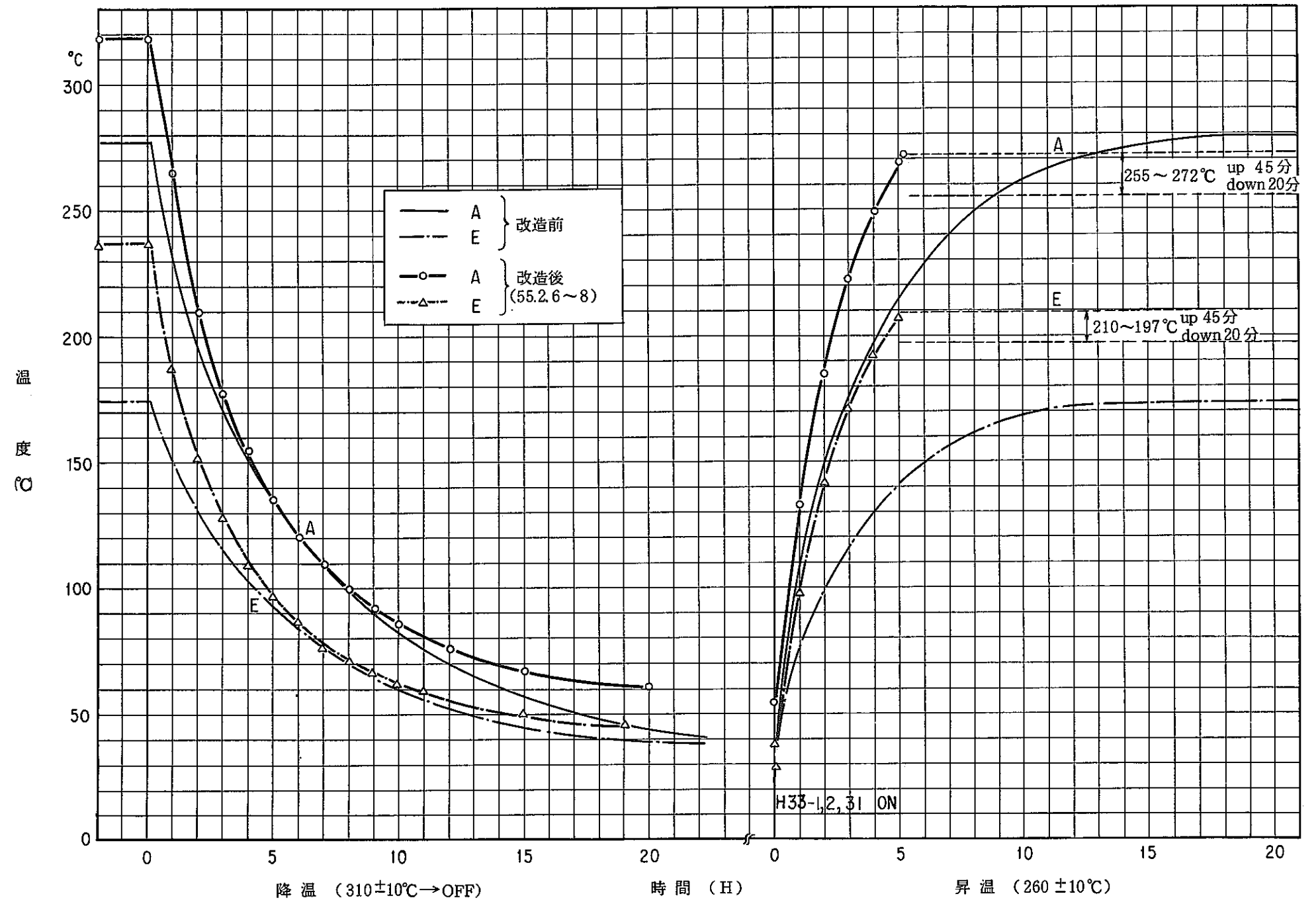


Fig. 5.4.31 Comparison of the Temperature Ascend and Descend Characteristics of the Return Pipe before and after Modification
(改造前後におけるヒータ昇降温特性の比較)

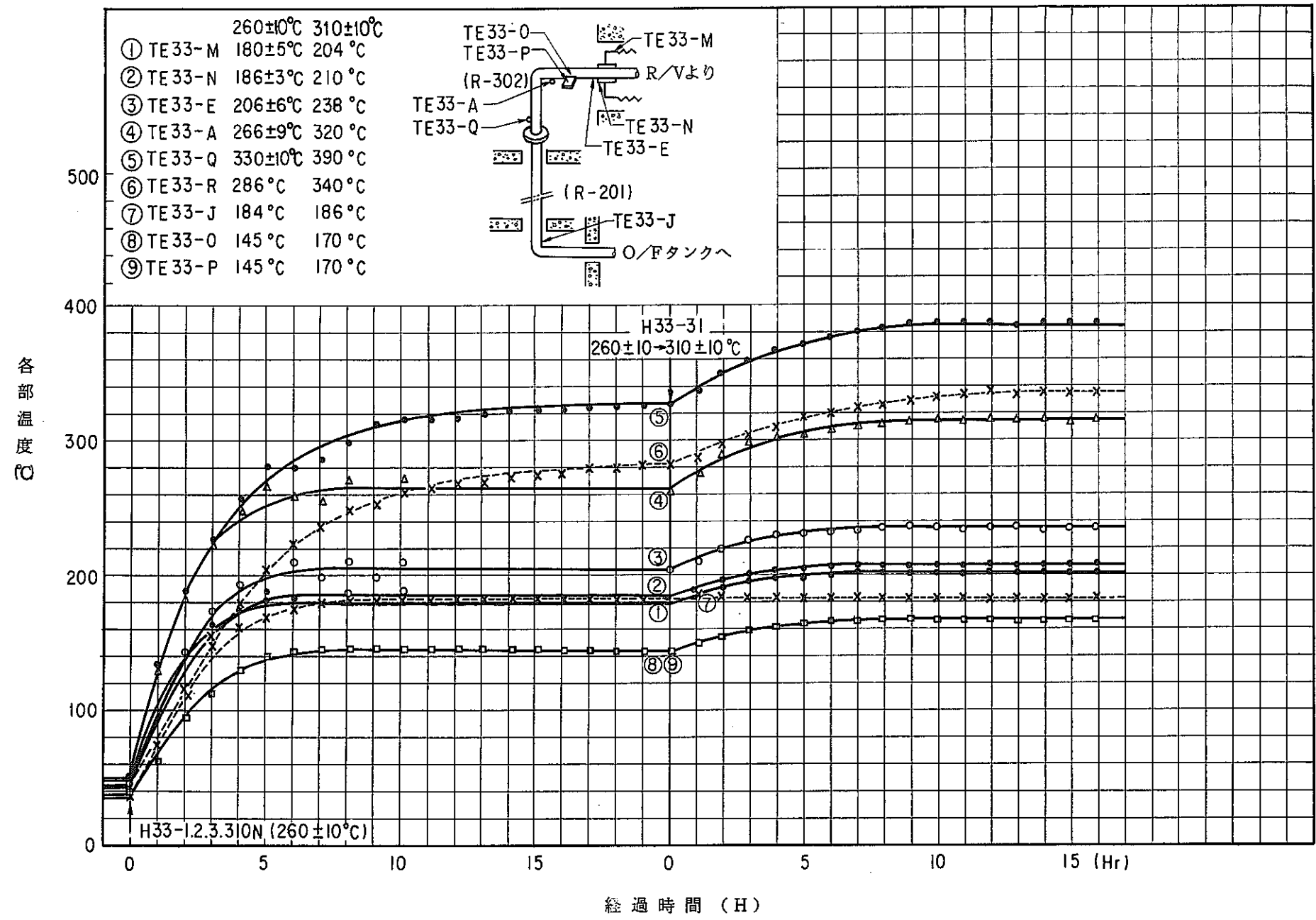


Fig. 5.4.32 Temperature Ascending Characteristics of the Return Pipe
 (配管の昇温特性)

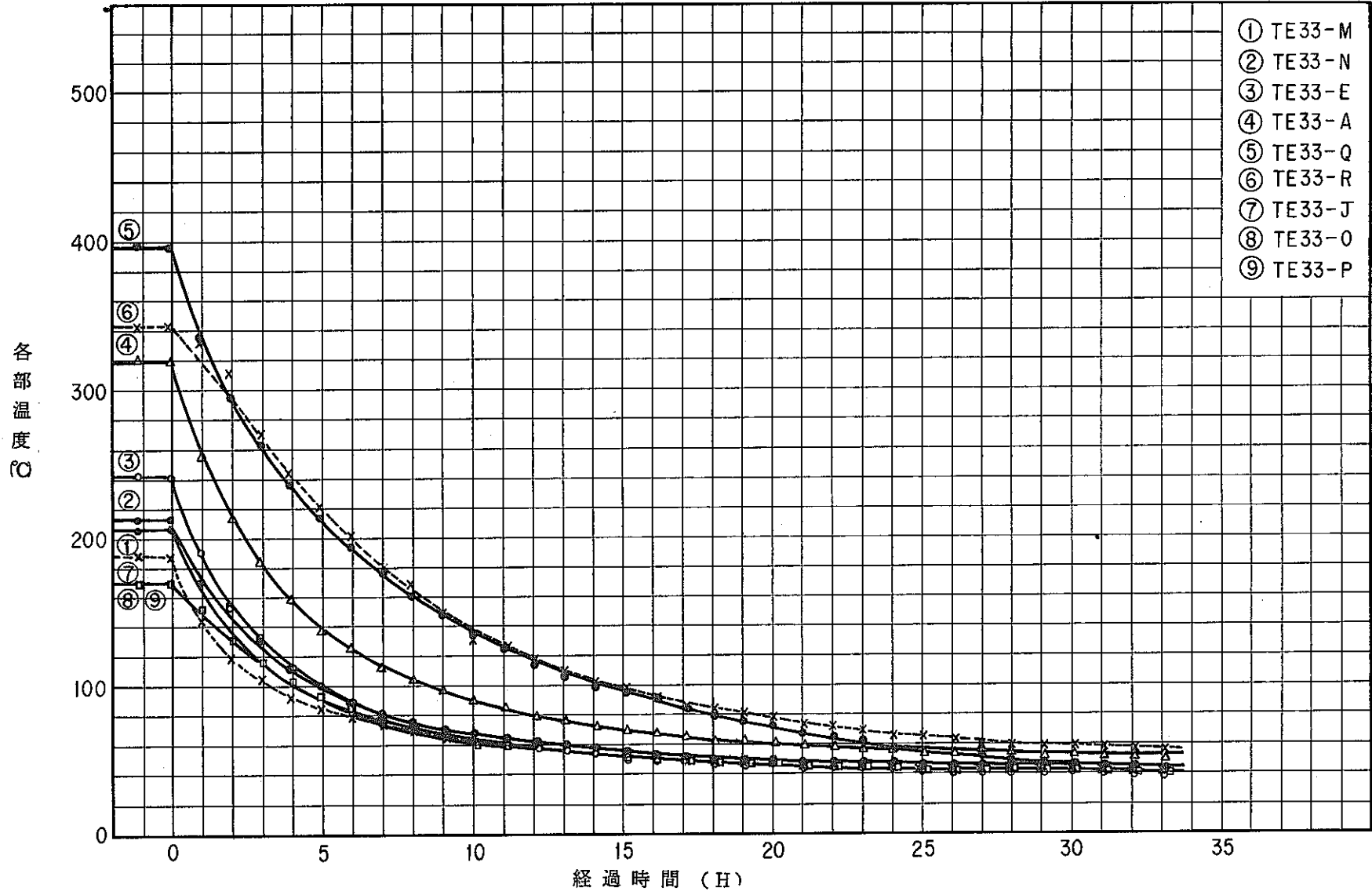


Fig. 5.4.33 Temperature Descending Characteristics of the Return Pipe
(配管の降温特性)

Table 5.4.3 Result of the Pipe Temperature Transition after Modification

(改造後の配管温度挙動測定結果)

プラント 状 態	貫 通 部 温 度 特 性		
	A 点	E 点	N 点
1. ドレン時 a 昇温(260±10℃)	255~272℃の間で ON, OFF (改造前 280℃一定) 昇温速度は, 大幅に改 善された。	195~205℃の間で ON, OFF (改造前 175℃一定) 昇温速度は, 大幅に改 善された。	E点より 15℃低い
b " (310±10℃)	max. 340℃	max. 237℃	max. 210℃
c 降温 (310±10℃ → ヒータ「OFF」)	1時間後 53℃低下 (改造前 48℃, 初期温 度 280℃) 改善は見ら れない。	1時間後 51℃低下 (改造前 25℃/H, 初 期温度 175℃) 改善は 見られない。	1時間後 40℃低下 E点よりゆるやか
2. 定常オーバーフロー時 a Na 200℃ (ヒータ 260±10℃)	210℃一定	205℃一定	197℃一定
b Na 260℃ (ヒータ「OFF」状態)	268℃一定	228℃一定 N点より 10℃低い Naより約 30℃低い	237℃一定
c Na 260℃ (ヒータ 310±10℃)	270℃一定	260℃一定 →ヒータの影響受けや すい	253℃一定
3. 1次主ポンプトリップ 時 (ヒータ 260±10℃)	max. -25℃/10MIN (改造前 -23℃/10MIN)	max. -25℃/10MIN (改造前 -33℃/10MIN) →改造前の A 点に類似	max. -36℃/10MIN 改造前の E 点に類似

Table 5.4.4 Summary List of the Temperature Indication of the Overflow Pipe after Modification

(オーバーフロー配管温度計状態一覧 (改造後))

	TAG. NO.	ヒータ群	定常時 (冷却系統Na温度 220℃ ※240℃)	ドレン時 (ヒータ制御温度 200±30℃ ※260±10℃)	起動・停止時の応答	温度変化率
オ ー バ ー フ ロ ー 配 管 温 度 計 状 態 一 覧 (改 造 後)	TE 33-A (水平配管下)	H 33 -31	Na 温度と同温指示	※H33-31のコントロールに合っている	配管内Na 温度に敏感に反応する	大
	TE 33-B (水平配管下)	H 33 -3	同 上	H33-3のコントロールに合っている。	同 上	大
	TE 33-C (水平配管上)	"	Na 温度より約 15℃低目指示	H33-3のコントロールに合っているが15~20℃低目	同 上	大
	TE 33-E (水平配管下)	H 33 -31	Na 温度とほぼ同温指示	※H33-31のコントロールに合っているが60℃低目	同 上	大
	TE 33-F (水平配管下)	"	同 上	(取外しのためデータ)なし	同 上	大
	TE 33-G (水平配管上)	"	同 上	同 上	Na 温度に敏感でない	小
	TE 33-H (垂直部)	H 33 -2	同 上	同 上	配管内 Na 温度に敏感に反応する	大
	TE 33-I (垂直部)	"	同 上	H33-2と3の間にありH33-3の影響大、但し温度は150~170℃と低目	同 上	大
	TE 33-J (垂直部)	"	同 上	温度は 165~190℃と低目	同 上	大
	TE 33-M (貫通ベネ部)	H 33 -31	※ 200℃と Na 温度より 40℃低目	※H33-31のコントロールに合うが 165~185℃と低め	Na 温度に敏感でない	中
	TE 33-N (水平配管 スリーブ上)	H 33 -31	Na 温度とほぼ同温指示	※H33-31のコントロールに合うが174~184℃と低め安定 A点より75%低い指示	配管内 Na 温度に敏感に反応する	大
	TE 33-O (水平配管リブ上)	H 33 -31	※ 150℃と Na 温度より約 90℃低目	※ 140℃で飽和してしまうA点より 120℃低い指示	配管内 Na 温度の変化に鈍感	小
	TE 33-P (同 上)	"	※ 220℃と Na 温度より約 20℃低目	※ 同 上	同 上	小
	TE 33-Q	H 33 -31	Na 温度とほぼ同温指示	※H33-31に属するがH33-2の影響を受け310~335℃と高目を指示	配管内 Na の温度変化に敏感に反応する	大
	TE 33-R	H 33 -2	同 上	※H33-2が常時ONのため 300℃まで昇温する	同 上	大

	TAG. NO.	ヒータ群	定常時 (冷却系統Na温度 220℃) ※240℃	ドレン時 (ヒータ制御温度 200±30℃) ※260±10℃	起動・停止時の応答	温度 変化率
汲上げライン	TE33-D (水平配管下)	H33-12	※Na温度とほぼ同温の235℃を指示	※H33-12のコントロールに合っているが240~280℃と温度の振巾が大きい。	配管内Na温度に敏感に反応する	大
	TE33-K (垂直部)	H33-11	※Na温度より約15℃低目の225℃を指示	※H33-11が常時ONとなるため340℃まで昇温し高目安定となる。	同上	大
	TE33-L (貫通スリーブ上)	H33-12	※Na温度より約20℃低目の220℃を指示	※H33-12のコントロールに合っているが132~140℃と低目を指示。	同上	中
ヒータ制御T/C	H33-1 (安全容器内)		貫通部内であり予熱N ₂ ガス温度に左右されるがNa温度より30℃低目を指示	予熱N ₂ 系の温度に左右される	Na温度にあまり敏感でない	-
	H33-31		※TE33-Aと隣接するTE33-AJの指示で、TE33-Aと同じ特性を示す。Na温度と合う	※260±10℃でヒータ制御と合っている。	Na温度に敏感に反応する	-
	H33-2		Na温度より30~40℃低目を指示	昇温不良で約150℃前後で飽和してしまう。ヒータは常時ONのまま	Na温度にあまり敏感でない	-
	H33-3		Na温度より約25℃低目を指示	200±30℃でコントロールされている	同上	-
	H33-12		Na温度より約40℃低目を指示	200±30℃でコントロールされている	同上	-
	H33-13		貫通部内であり予熱N ₂ ガス温度に左右されるがNa温度より約25℃低目指示	予熱N ₂ ガス温度に左右され飽和してしまう	同上	-
	O/F EMP ダクト		運転中はポンプ誘導加熱のため約10℃高め	予熱モードで260±10℃ON-OFF(予熱電圧50V)	Na温度に敏感に反応する	大

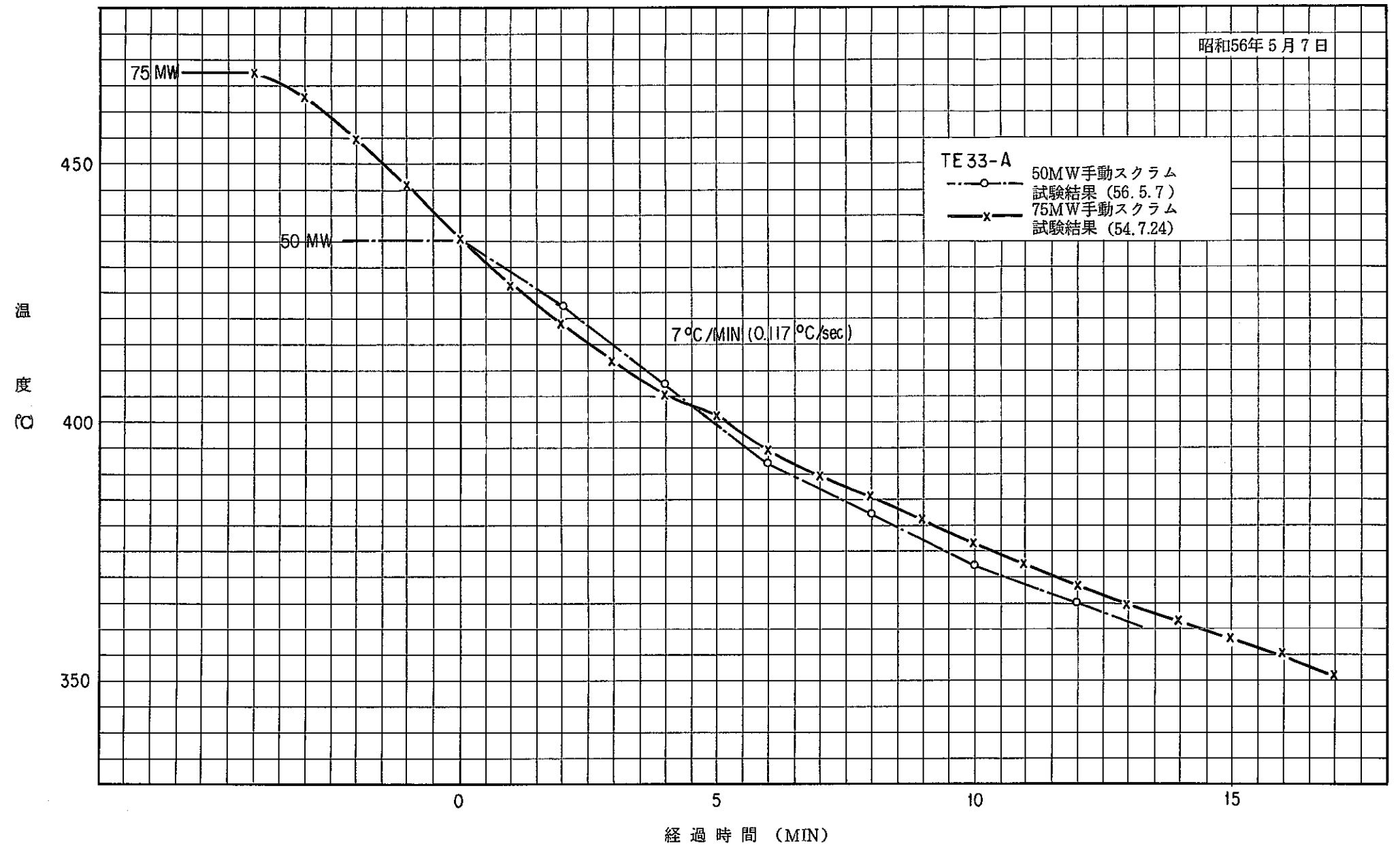


Fig. 5.4.34 Temperature Transition of the Return Pipe at Manual Scram Test (at 50 MW)
 (手動スクラム試験時オーバーフロー戻り配管の降温曲線 (50MW))

(2) 原子炉スクラム時における挙動（昭和56年5月7日）

試験は原子炉出力50MWの状態から原子炉をスクラムさせその後オーバフロー系による原子炉容器ナトリウム汲上げを-2cmまで行ってオーバフロー電磁ポンプを停止した。Fig. 5.4.34に示すように、この試験の結果をオーバフロー戻り配管の温度を代表したTE33-Aで見ると、降温率は約7°C/MIN（約420°C/H）であり、保温改良前の75MW手動スクラム試験時の降温と同様であった。よって保温の改造によっては降温率の低減を図ることはできなかった。

5.5 自然循環試験

昭和56年12月に実施された自然循環試験では、冷却系における自然循環の発生を阻外しないために、試験開始の1次、2次主循環ポンプの停止と同時にオーバフロー電磁ポンプも停止した。これらの試験時においてオーバフロー系配管各部の降温率等を測定した。

5.5.1 30MW自然循環試験（昭和56年12月15日）

この試験より次の結果を得た。

- (1) オーバフロー戻り配管TE33-Aの降温率は75MW電喪試験時の降温率（6.5°C/MIN）を大きく下まわる4.1°C/MINであった。
- (2) オーバフロー汲上げ配管TE33-Dの降温率は75MW電喪試験時の降温率（4.5°C/MIN）と比べてほぼ同様な降温率を示した。
- (3) 戻り配管TE33-Aと汲上げ配管TE33-Dの降温率を比較すると従来の電喪時ではTE33-Aの降温率が大きかったが、本試験においてはこれが接近している。

Fig. 5.5.1, 5.5.2にオーバフロー系各部の降温曲線を示す。

5.5.2 75MW自然循環試験（昭和56年12月23日）

この試験より次の結果を得た。

- (1) オーバフロー戻り配管TE33-Aの温度挙動は30MW自然循環試験と同じ傾向を示し、降温率は5.4°C/MINと小さかった。
- (2) オーバフロー汲上げ配管TE33-Dの降温率は75MW電喪試験時の降温率と比べてほぼ同様であった。
- (3) 戻り配管TE33-Aと汲上げ配管TE33-Dの降温率の比較は30MW自然循環試験と同様に接近している。

Fig. 5.5.3, 5.5.4にオーバフロー系各部の降温曲線を示す。

5.5.3 考 察

自然循環試験の結果の内，オーバフロー戻り配管の降温率が75MWの電喪試験やスクラム試験に比べて明らかに少ないことが特筆される。これは，汲上げ配管の降温率が従来と比較してあまりちがわないことから戻り配管のみに影響する要因の変化として考えるのが適当と思われる。この傾向と同様の傾向を示す試験時のプラントパラメータとして考えられるものは冷却システムの降温率が挙げられる。しかし，戻り配管の大きな降温現象の現象解明に至っていない現状ではこれらの関係を的確に説明することはできない。これらの比較としてFig. 5.5.5に，75MWの電喪，手動スクラム，自然循環試験時における戻り配管T E33-Aと原子炉容器出口温度の過渡変化を示す。

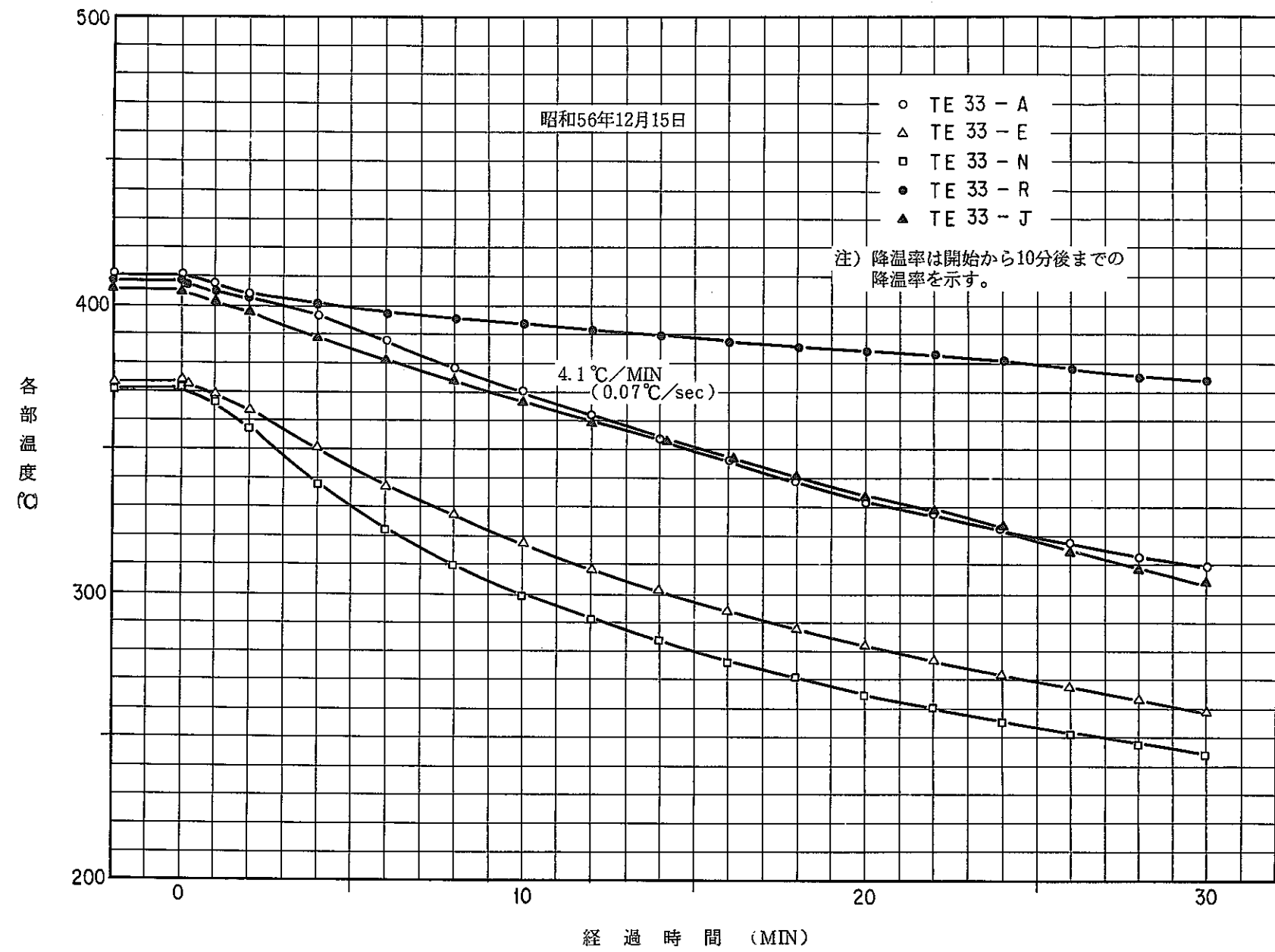
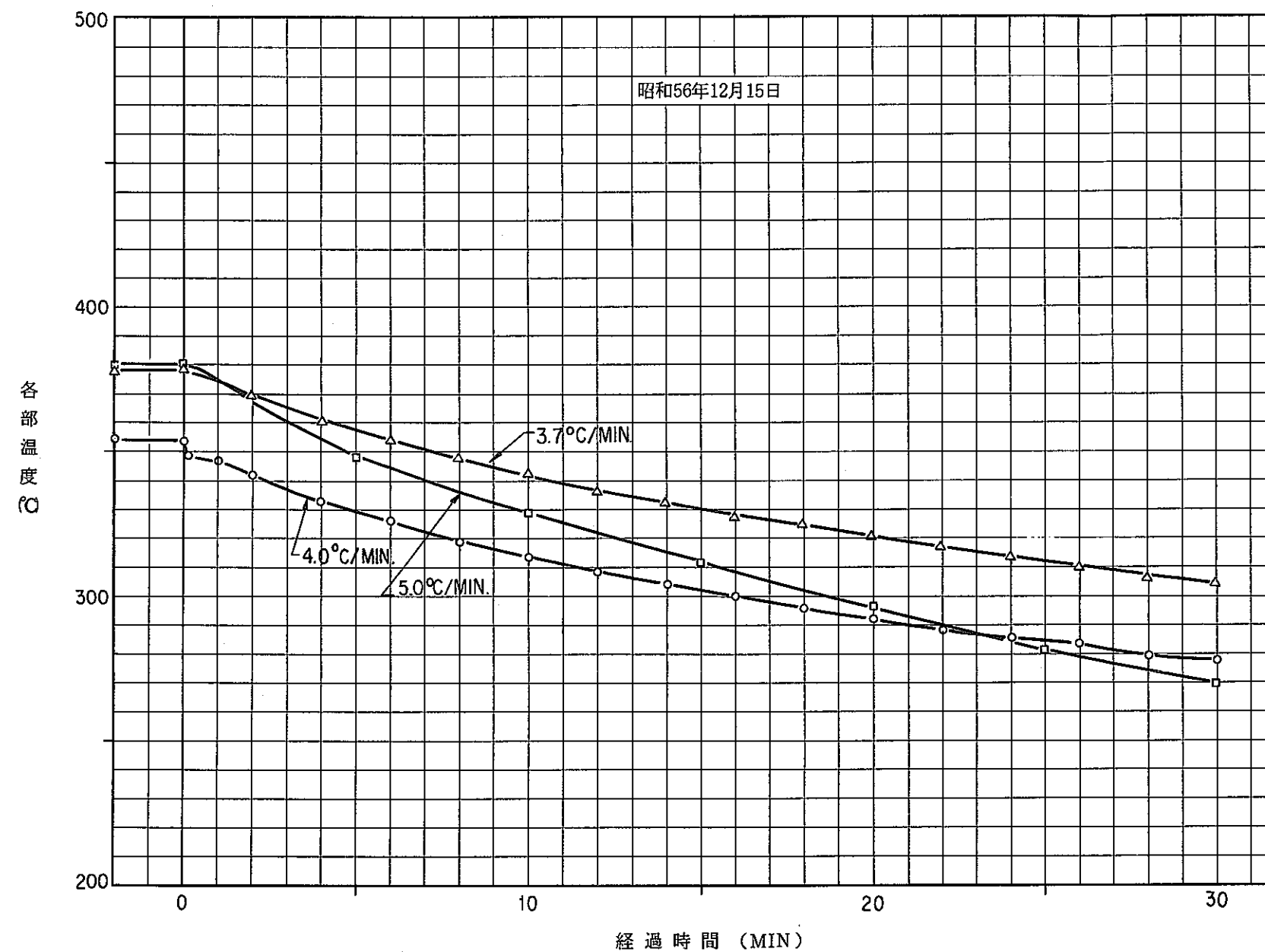


Fig. 5.5.1 Temperature Transition of the Return Pipe at Natural Circulation Test D
(at 30 MW)
(自然循環試験時戻り配管降温曲線 (試験 D))



○ TE 33-L
 △ TE 33-D
 □ EMPダクト
 注) 降温率は開始から10分後までの降温率を示す。

Fig. 5.5.2 Temperature Transition of the Makeup Pipe at Natural Circulation Test D (at 30 MW)
 (自然循環試験時汲上げ配管降温曲線 (試験 D))

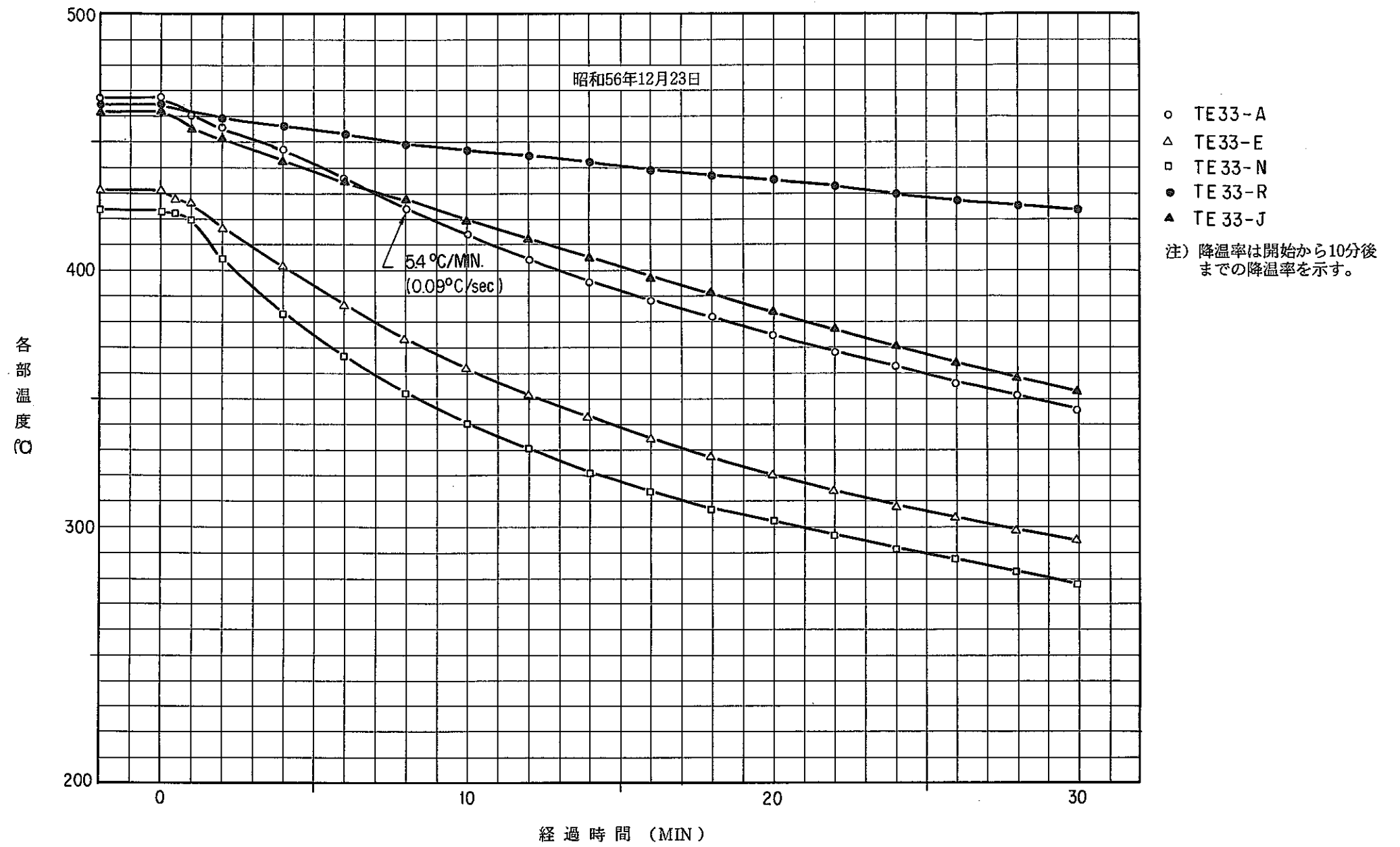


Fig. 5.5.3 Temperature Transition of the Return Pipe at Natural Circulation Test E
(at 75 MW)
(自然循環試験時戻り配管降温曲線 (試験 E))

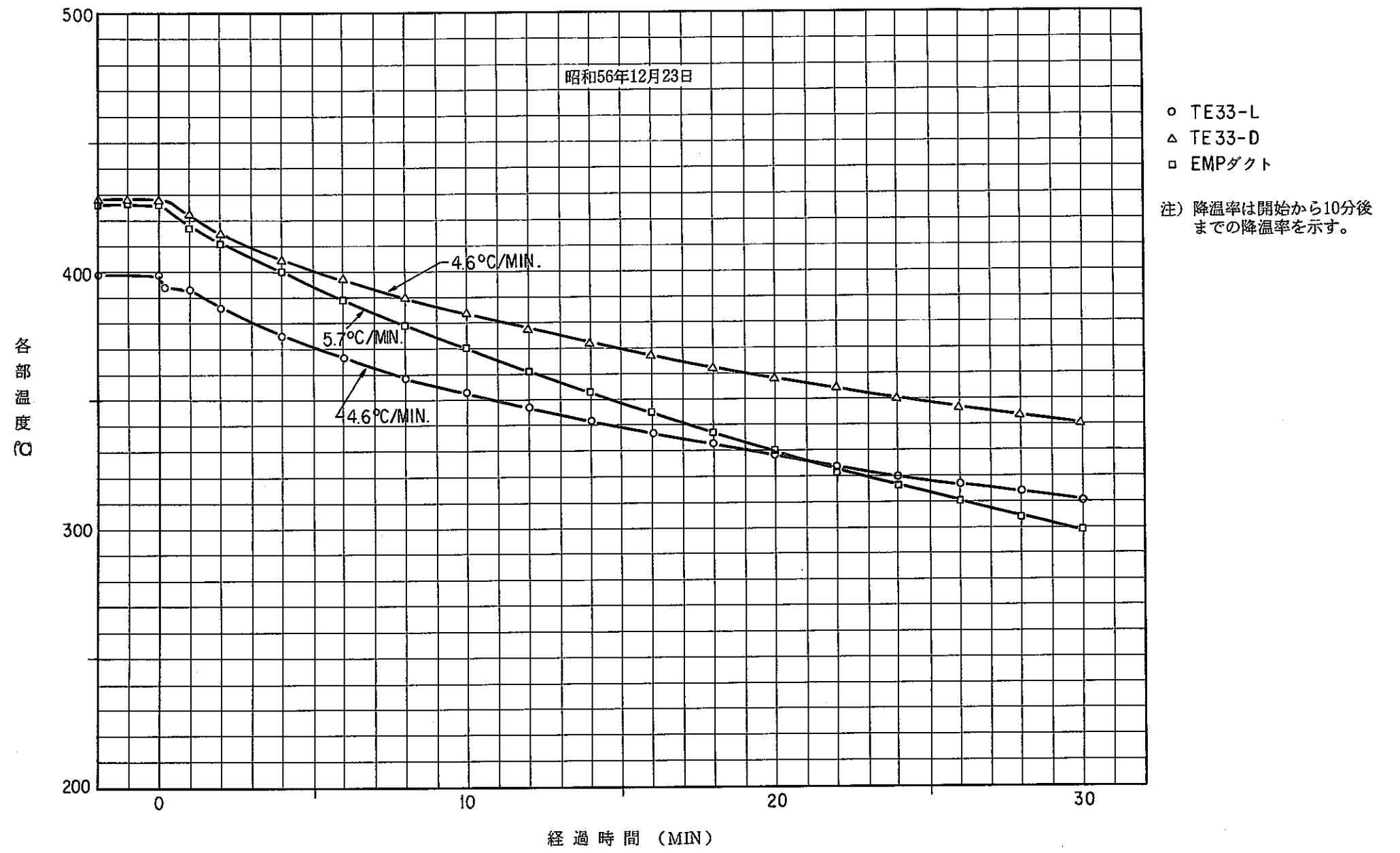


Fig. 5.5.4 Temperature Transition of the Makeup Pipe at Natural Circulation Test E
(at 75 MW)
(自然循環試験時汲上げ配管降温曲線 (試験 E))

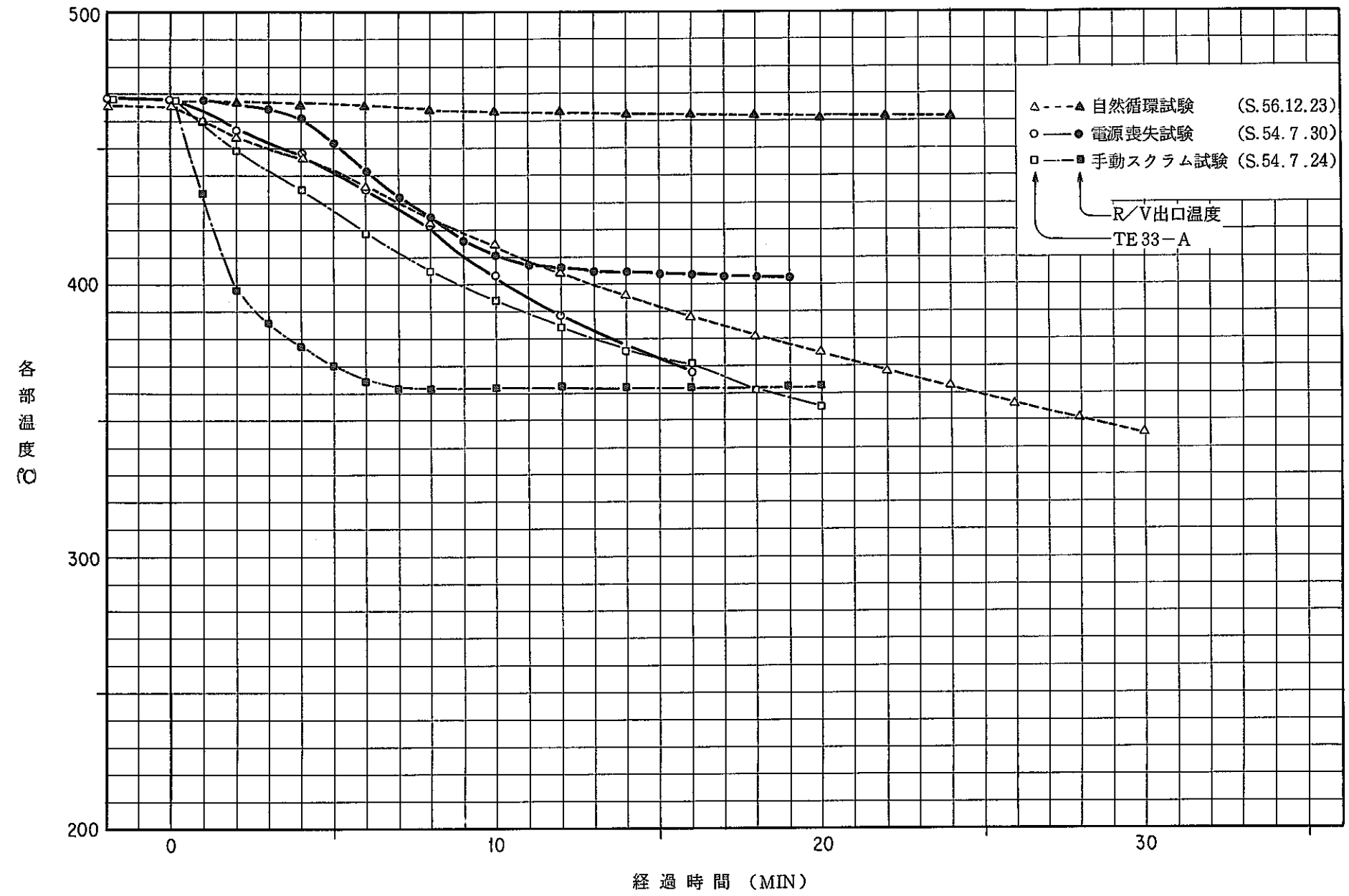


Fig. 5.5.5 Comparison with the Return Pipe Temperature of Overflow System and the Outlet Sodium Temperature from the Reactor Vessel
 (戻り配管温度と原子炉出口温度変化の比較 (75MW))

5.6 100MW性能試験時における熱衝撃と対策

昭和57年は照射炉心移行作業が実施され、原子炉の出力運転は実施されなかった。昭和58年の始めから100MW出力上昇試験が開始され、同年2月から3月にかけて数回の電喪試験が実施された。一方、昭和58年11月30日には100MW手動スクラム試験が実施された。これらの試験中におけるオーバフロー系の運転方式は5.3.4(2)に示す従来の方法と同様とした。

5.6.1 100MW電源喪失試験

100MW電源喪失試験は昭和58年3月18日と3月23日の2回実施された。この内、3月23日の試験時における各温度記録をFig. 5.6.1, 5.6.2に示す。又、系統降温終了後のオーバフロー系再起動時におけるオーバフロー戻り配管の温度記録をFig. 5.6.3に示す。

この試験結果を次に示す。

- (1) 問題となっているオーバフロー戻り配管のナトリウム流れが跡切れた後の降温率は約7°C/MINと従来と同様に大きい。
- (2) 系統降温終了後、オーバフロー電磁ポンプを再起動し、原子炉容器ナトリウムレベルが回復した後にオーバフロータンク入口弁V33-4を開とした時、従来と同様にオーバフロー戻り配管に約50°Cの急激な温度降下が生じる。
- (3) 原子炉容器からのオーバフロー再開時にオーバフロー戻り配管には、主冷却系原子炉出口ナトリウム温度よりも高い温度のナトリウムが流れ、これによって前述(2)で述べた現象とも相俟って、約75°Cのホットショックが戻り配管に生じた。

以上の結果より再オーバフロー時のホットショックについては従来より用いてきた温度差制限値(40°C)を大きく超えるため、今後の対策を含み検討を行った。

最初にオーバフロー電磁ポンプを起動して原子炉容器ナトリウムレベルが-5cmとなった時に戻り配管の温度が急激に低下するのは、オーバフロー戻り配管のオーバフロータンク入口弁V33-4を開とする時に発生している。このことから、V33-4を開としたことによりアルゴンガスの流れが、オーバフロータンクと原子炉容器の間に発生しこのガス流によって戻り配管が冷却されるものと考えられる。(75MW性能試験においては、V33-4を開状態において、EMPを起動した場合においても戻り配管の温度が急激に低下することが報告されている。5.3.3項参照のこと。)

次に再オーバフローするナトリウム温度が原子炉出口ナトリウム温度と比較して30~40°C高い現象については、原子炉容器内のナトリウム熱層化現象がこの時点まで残留している場合と、Fig. 5.6.4に示すように、原子炉容器ナトリウム通常液位に設置されているディッププレートの残留熱によってナトリウムが再加熱される場合の2つの現象が考えられ

る。しかしいずれの場合にしても現段階では確実な現象説明には至っていない。このため再オーバーフロー時のホットショックに関する対策においては、アルゴンガス流による降温現象、ディッププレートによる再加熱の3条件を想定して考えた。

対策としては、従来系統降温終了後のオーバーフロー系再起動時は、オーバーフロー電磁ポンプ起動時において、オーバーフロー戻り配管のTE33-A温度と、主冷却系原子炉出口ナトリウム温度の差が40℃以内であればそのまま再オーバーフローする方法であった。従って今後はオーバーフロー電磁ポンプを再起動し原子炉容器ナトリウム液位が-5 cmまで回復したら、一旦電磁ポンプを停止し、V33-4を開としてオーバーフロー戻り配管のA点温度が降下した後再び回復したことを確認し、この時点で、TE33-Aの温度と主冷却系原子炉出口ナトリウム温度の差が40℃以内であれば、電磁ポンプを起動して再オーバーフローする方式とした。

この方法によると、第1にV33-4を開としたことによって低下したA点の温度がヒータによって加熱されて回復されること。第2に原子炉容器ナトリウム液位が-5 cmまで回復することにより、ディッププレートがナトリウム中に浸漬されるためボニーモータ運転状態でも、多少時間を置けば残留熱が冷却されることを考慮したものである。

本運転方法は昭和59年7月6日に発生した、落雷による外部電源喪失時の再オーバーフローに適用されたが、Fig. 5.6.5に示されるように昭和58年3月18日の電喪時と比較して戻り配管のホットショックはほとんどなくなった。またオーバーフローしてくるナトリウム温度が主冷却系出口ナトリウム温度程度となっていることから、再オーバーフローナトリウム温度が高くなっていた理由はディッププレートによる加熱である可能性が大きいことを示している。

5.6.2 100MW手動スクラム試験

100MW手動スクラム試験は昭和58年11月30日に実施された。

この試験から次の結果を得た。

- (1) スクラム後、ナトリウムオーバーフローが跡切れた後の配管降温率は従来と同様に8℃/MINと大きい。
- (2) スクラム後の再オーバーフローは約6分30秒後であり、この時のホットショックは6℃と、制限値である40℃に比べて十分に低い。従って100MWスクラム時におけるオーバーフロー系の運用は従来通り1次主循環ポンプトリップを伴わないスクラム時は電磁ポンプ連続運転でよいことが確認された。

Fig. 5.6.6, 5.6.7に試験時のデータを示す。

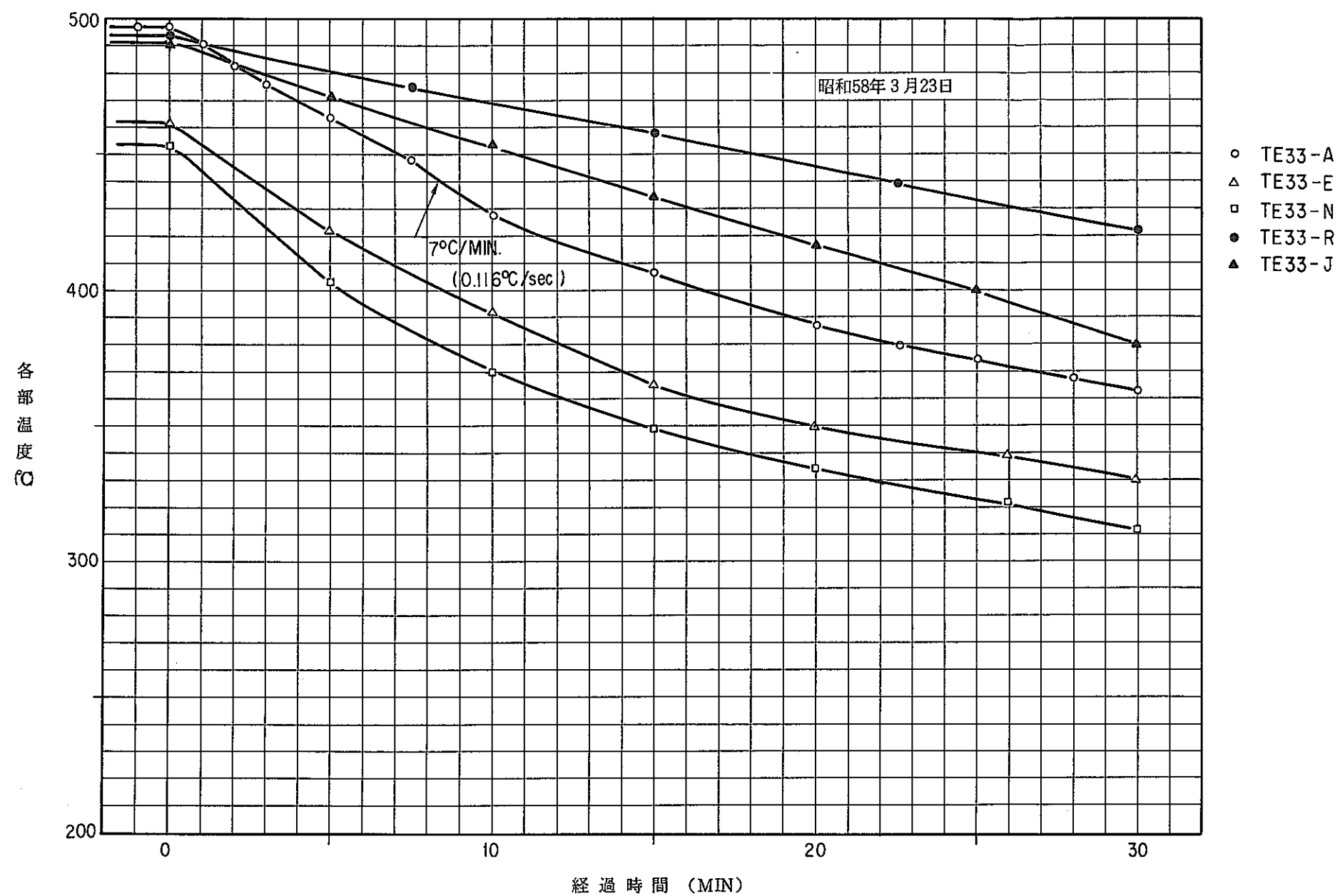


Fig. 5.6.1 Temperature Transition of the Return Pipe at Loss of Power Test (at 100 MW)
(電源喪失試験時戻り配管温度過渡変化図 (100 MW))

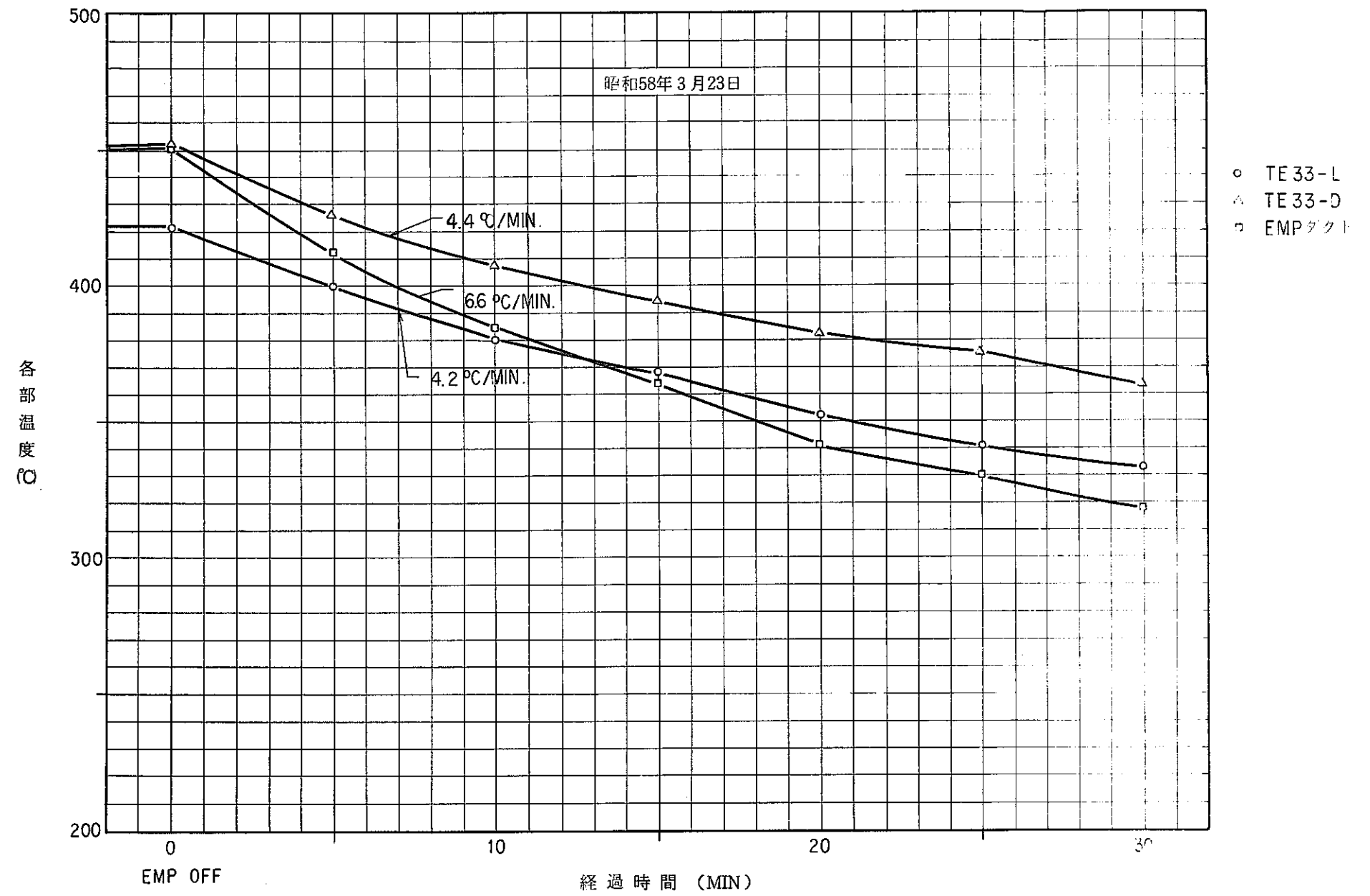


Fig. 5.6.2 Temperature Transition of the Makeup Pipe at Loss of Power Test (at 100 MW)
(電源喪失試験汲上げ配管温度過渡変化図 (100MW))

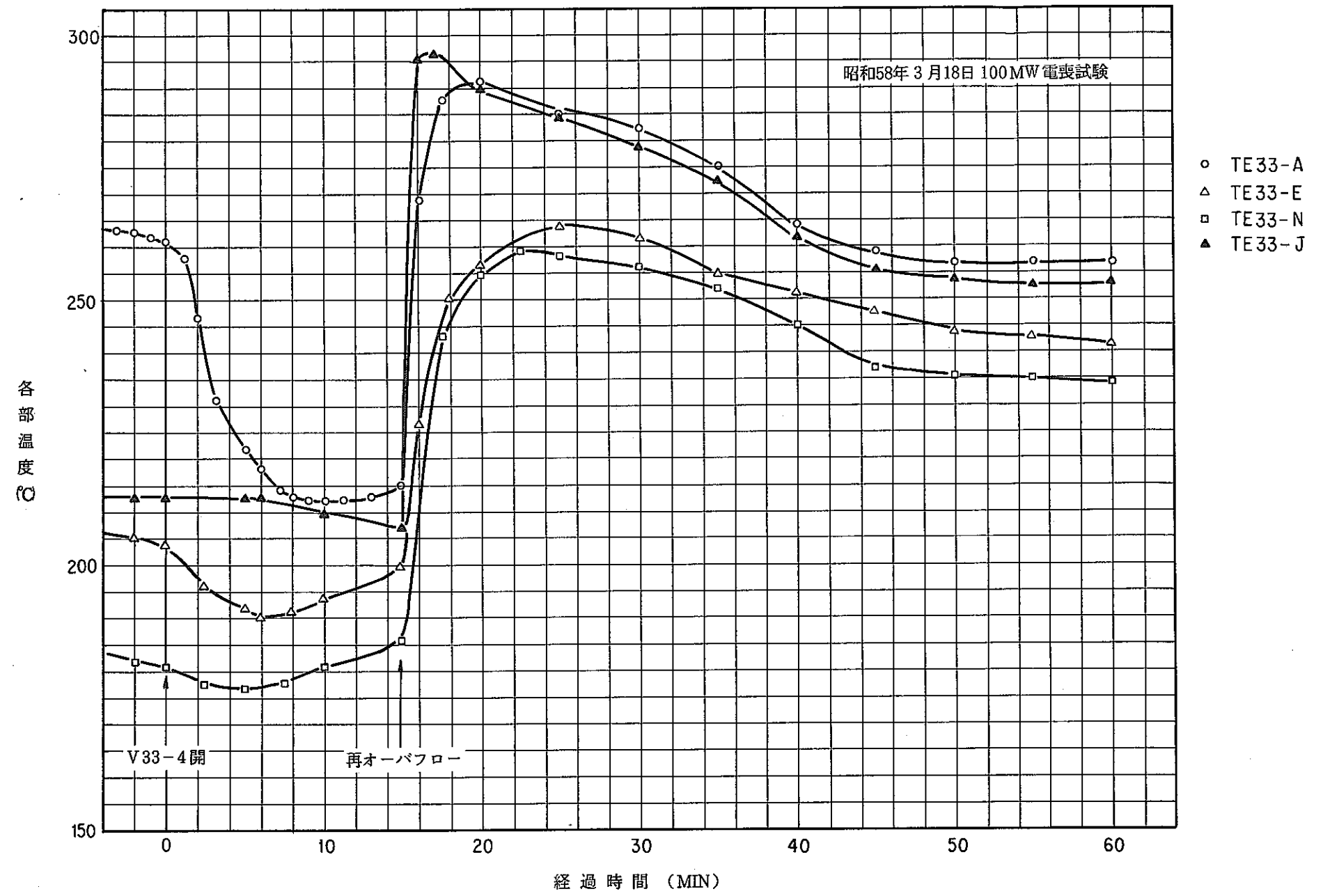


Fig. 5.6.3 Temperature Transition of the Return Pipe (after Loss of Power)
 (オーバフロー戻り配管温度過渡変化 (電喪後再オーバフロー時))

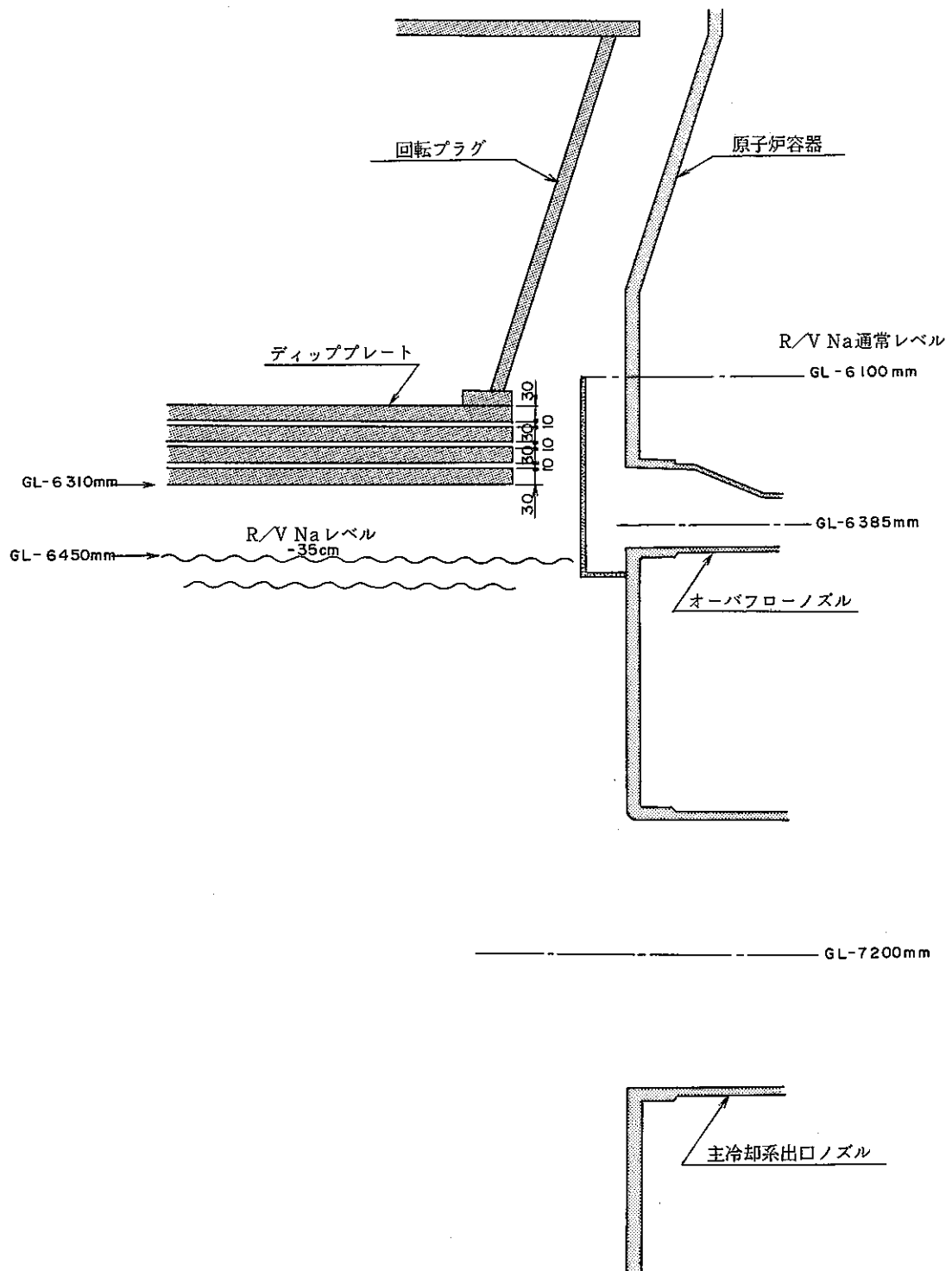


Fig. 5.6.4 Sodium Level in the Reactor at Loss of Power (at 100 MW)
(電喪時の炉容器 Na レベル (100MW))

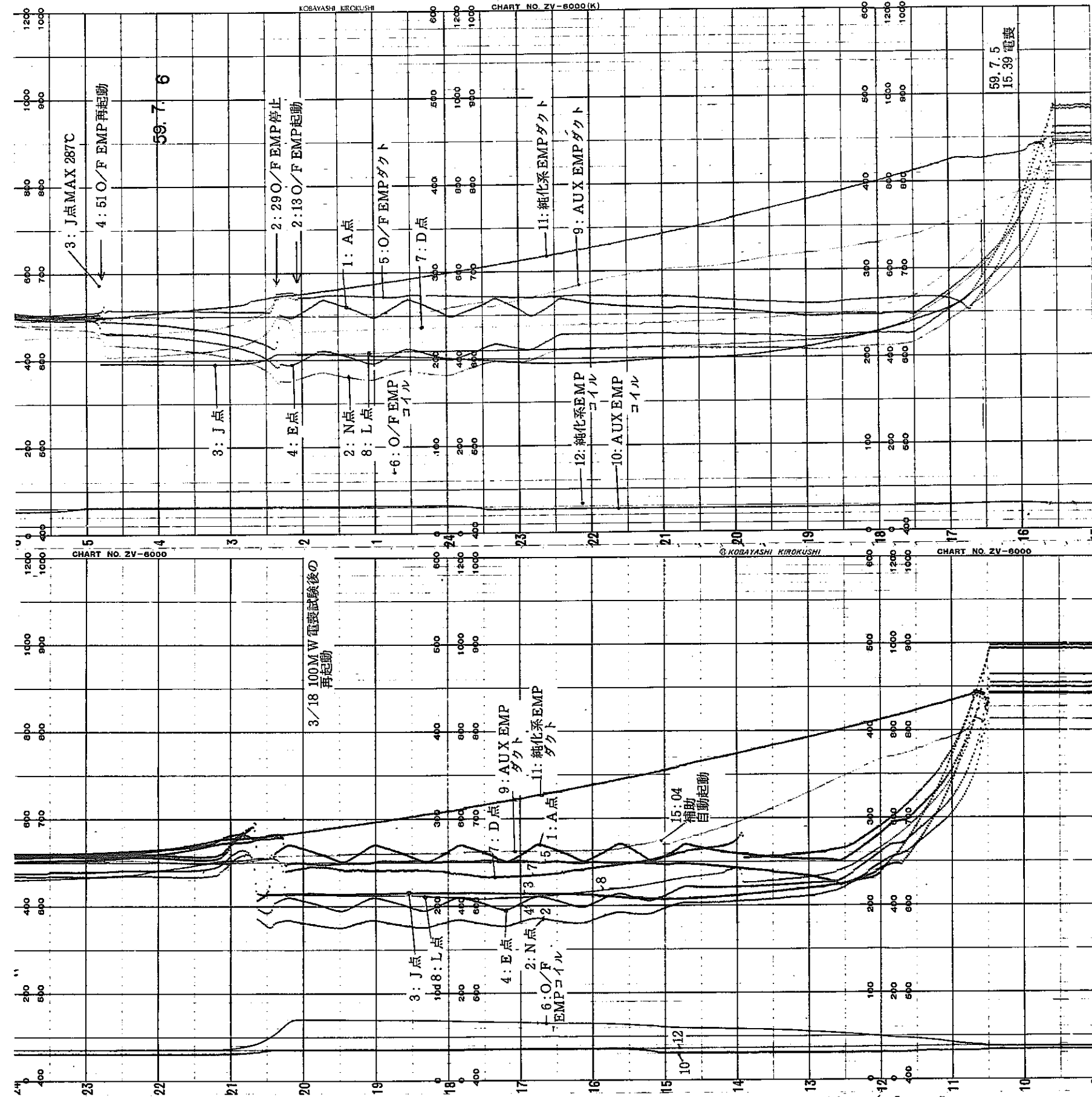


Fig. 5.6.5 Temperature Transition of the Return Pipe (after Loss of Power)

(オーバーフロー戻り配管温度過渡変化 (電喪後再オーバーフロー時))

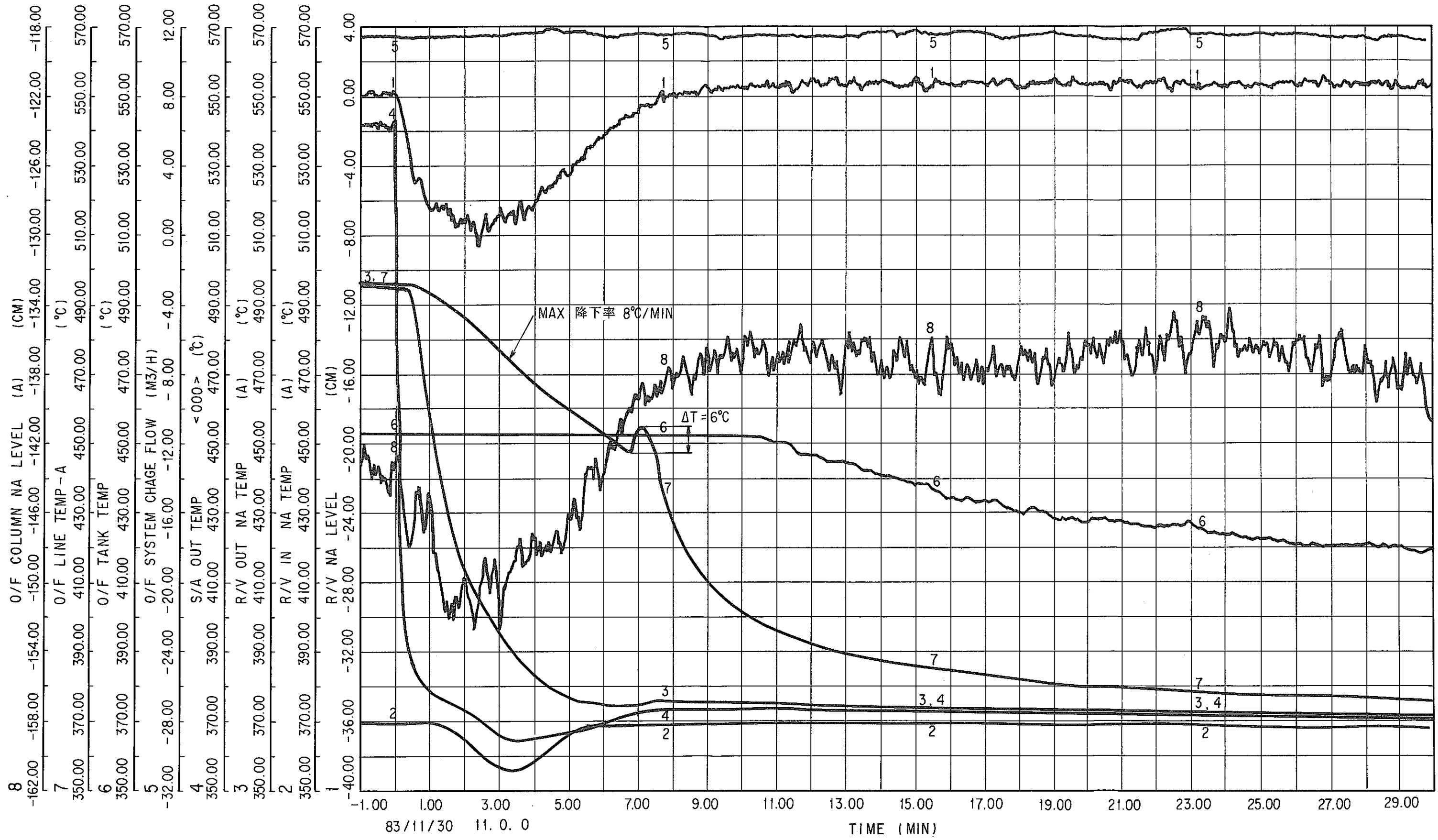


Fig. 5.6.6 Transition of the Overflow System at Manual Scram Test (at 100 MW)

(手動スクラム試験時過渡変化図 (100MW))

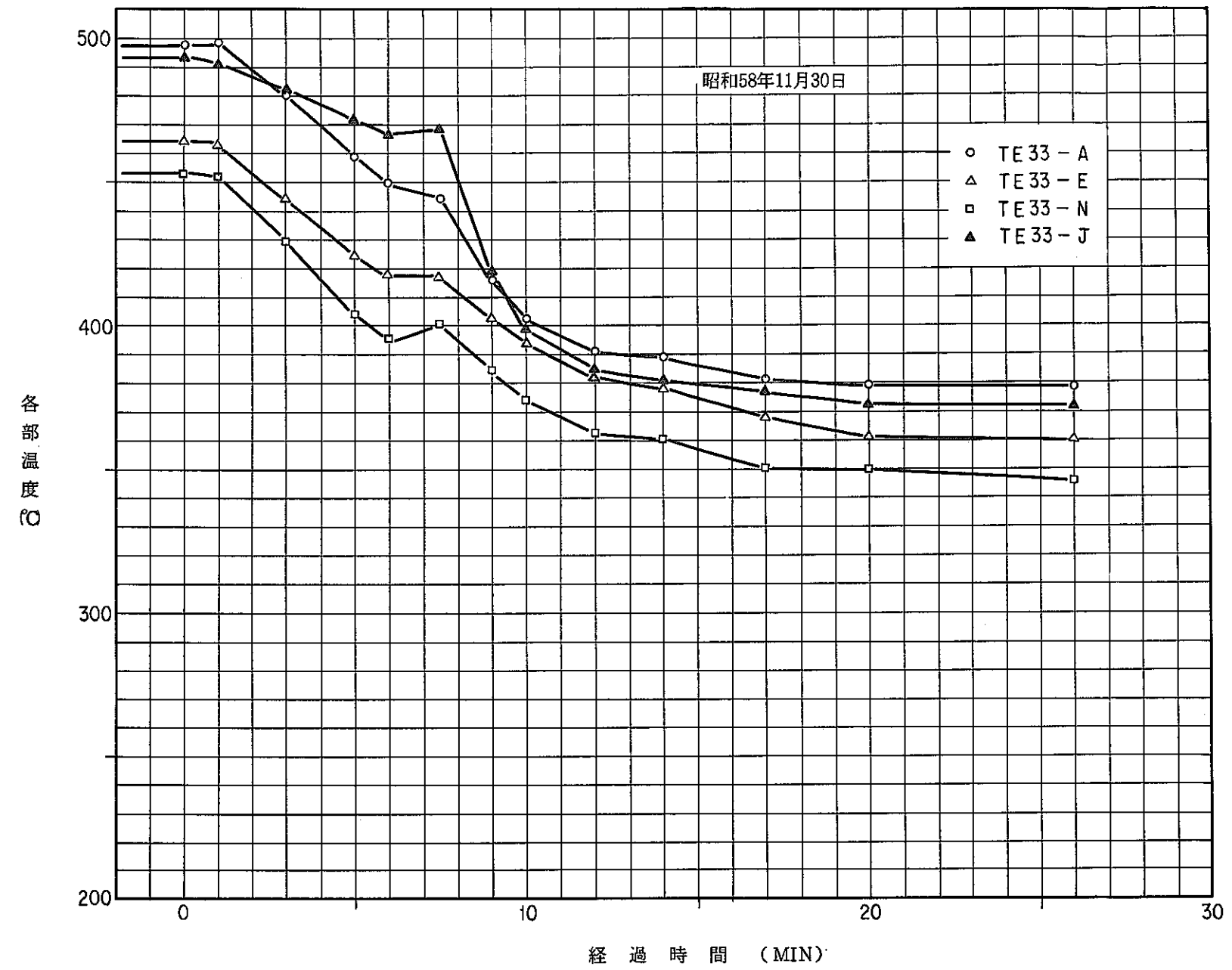


Fig. 5.6.7 Temperature Transition of the Return Pipe at Manual Scram Test (at 100 MW)
 (手動スクラム試験時戻り配管温度過渡変化図 (100MW))

5.7 オーバフロー系熱衝撃の対策の現状

前述したオーバフロー系の熱衝撃問題について、これらを抑制するため現在設けられている制限についてまとめるとともに今後の検討課題について整理する。

5.7.1 運転制限

オーバフロー系の熱衝撃を抑制するために設けられている運転制限のチェックシートを Table 5.7.1 に示す。

(1) 電磁ポンプ起動制限

オーバフロー系電磁ポンプを起動する場合の電磁ポンプに関する制限は、電磁ポンプダクト温度とオーバフロータンクナトリウムとの温度差が 40°C 以内としている。

この制限は、オーバフロー戻り配管の熱衝撃時における応力評価を行い、温度差 60°C では、数百回の熱衝撃が加えられても問題のないことを確認した。しかし、熱衝撃においては 10°C 程度の差が大きな問題となることがあるため過渡的な運転状態で 60°C を運用した場合これを逸脱する恐れがあるため余裕を見て 40°C としたものである。この制限を守ろうとした場合、原子炉出力 100MW で運転中に電磁ポンプ停止となった時は、Fig. 5.6.2の 100MW 電喪時の試験記録に示されるように電磁ポンプダクトは約5分間で 40°C 低下することから、電磁ポンプの再起動制限時間は5分以内で運用される。

(2) 電磁ポンプ起動時の汲上げ配管温度差制限

オーバフロー系電磁ポンプを起動する場合の汲上げ配管の温度に関する制限は、オーバフロータンクナトリウム温度と汲上げ配管安全容器貫通部温度TE33-Lとの温度差を 60°C 以内としている。これは汲上げ配管の安全容器貫通部の熱衝撃を前述5.7(1)と同様の理由により 40°C 以内とするため、上記個所の温度を監視した結果、TE33-Dはナトリウムが流れている状態においてナトリウム温度より 20°C 低い値を指示していることが確認されたことによるものである。

この制限を守ろうとした場合、原子炉出力 100MW で運転中に電磁ポンプ停止となった時は、Fig. 5.6.2の 100MW 電喪時の記録に示されるように、汲上げ配管の降温よりも、電磁ポンプダクトの降温率が大きく、電磁ポンプ再起動の制限には汲上げ配管温度がクリティカルパスとなることはない。

(3) オーバフロー時の戻り配管の温度差制限

原子炉容器からナトリウムをオーバフローさせる場合の戻り配管の温度に関する制限は、オーバフローしてくる原子炉容器内ナトリウム温度と戻り配管安全容器貫通部温度TE33-Aとの温度差を 40°C としている。これは前述5.7(1)と同様の理由によるものである。この制限を守ろうとした場合、原子炉を高出力モードで運転中に、1次主循環ボ

ンプトリップを伴う原子炉スクラムが発生すると原子炉容器の液位低下が大きいため、この液位を回復するのに時間がかかり、この間に戻り配管の温度が降下するため、再オーバーフローさせることは温度差制限値を逸脱することになり不可能である。このため、再オーバーフローを阻止するインターロックとして原子炉容器-5 cmまで液位が回復した時点でオーバーフロー電磁ポンプが停止するシーケンスが組まれている。次にオーバーフロータンク及び冷却系統の降温操作が終了した場合の再オーバーフロー時の制限は、5.6.1で述べたように再オーバーフロー時の原子炉容器上層部のナトリウム温度予想が困難であること及び、戻り配管の温度が複雑な動きをすることから経験的に以下の方法を採用している。

- 電磁ポンプの起動制限が満足したら電磁ポンプを起動して原子炉容器ナトリウム液位を-5 cmまで復帰し、-5 cmとなったら電磁ポンプを停止する。
- オーバーフロー戻りタンク入口弁V33-4を開としてTE33-Aの温度と原子炉出口ナトリウム温度との差が40℃以内となり、かつV33-4を開としてから1時間以上経過していること。
- 電磁ポンプを起動して再オーバーフローする。

5.7.2 懸案事項

オーバーフロー系の熱衝撃については現在までに多くの検討が実施され、これに基づく改造等が実施され、徐々に現象の解明が進められて来た。しかし熱衝撃の発生を防止する手段は確立されたものの、根本的な問題であるオーバーフロー戻り配管の急激な降温現象については、いまだに明確な原因の解明に至っていない。

従って、今後は根本的な問題である急激な降温現象について原因の解明を進め、オーバーフロー系熱衝撃の問題解決を図って行く必要がある。

Fig. 5.6.8に以上第5章で述べたオーバーフロー系熱衝撃の経緯を要約して示す。

Table 5.7.1 Confirmation Check Sheet before Operation of Overflow System

(オーバーフロー系運転前確認チェックシート)

1次オーバーフロー系運転前確認

昭和 年 月 日

当直長	担当者

1. オーバーフローEMP起動時の汲上配管の温度差 (時 分)

オーバーフロータンクまたは ダンプタンク Na 温度 #424 TR33-1 #201 TIS35.1-1A, 1B	オーバーフローEMP ダクト温度 #421 TR33-4 打点5	オーバーフロー汲上配管 L点温度 #421 TR33-4 打点8
① °C	② °C	③ °C

注. ①は汲上げるタンクの温度を記入すること。

$|①-②| = \square < 40^{\circ}\text{C}$ $|①-③| = \square < 60^{\circ}\text{C}$

2. オーバーフロー前の戻り配管の温度差 (時 分)

原子炉容器出口 Na 温度 または、炉容器壁面温度 #424 TR31.1-5A, 5B #416 TR71-135 打点9	オーバーフロー戻り配管 A点温度 #421 TR33-4 打点1
④ °C	⑤ °C

注. ④は1次主ポンプ100%流量時は炉容器出口温度を記入すること。

それ以外時は炉容器壁面温度を記入する。

⑤は炉容器Na液位が-5cm以上に回復し、V33-4を開としてA点温度が一旦低下した後の温度を採取すること。

$|④-⑤| = \square < 40^{\circ}\text{C}$ \rangle いずれも満足すること。
V33-4「開」後1時間経過

注) いずれの条件でも温度記録は残すこと。

この頁はPDF化されていません。

**内容の閲覧が必要な場合は、技術資料管理
担当箇所を参照して下さい。**

6. オーバフロー系の特殊運転経験

オーバフロー系の運転特性についてはすでに高速実験炉「常陽」運転試験報告書「1次オーバフロー系の運転特性」(PNC SN941 80-104)にて報告されている通りである。よって、ここではこの報告書以降に得られた特殊な運転経験等について記す。

6.1 電磁ポンプ内ナトリウムガス空洞化フリーズ

オーバフロー系電磁ポンプはオーバフロータンクの底部レベルと同じ高さに設置されている。このため、電磁ポンプ停止時や冷却系統ナトリウムドレン中においても電磁ポンプダクト部のナトリウムドレンができず、ナトリウムの凍結を防止するために電磁ポンプ自体の誘導加熱によって予熱される。しかし、定期点検時における、予熱電源のない時や、電磁ポンプ本体の点検時においてはナトリウムの凍結は避けられない。その場合、ナトリウムを凍結、または融解させる手順を誤ると、ナトリウムの体積膨張によって肉厚の薄い電磁ポンプダクトを破損する恐れがある。

電磁ポンプの予熱部分構造は Fig. 6. 1. 1 に示す様になっている。

以上の理由により、ダクトの破損の危険を無くし、容易に電磁ポンプダクト内ナトリウムを凍結する方法として電磁ポンプダクト内ナトリウムガス空洞化フリーズ方式(以下チクワドレンと称す。)が提案された。この方式は、オーバフロータンク内のナトリウムレベルを電磁ポンプ吸込配管レベルより下げて、オーバフロータンクからアルゴンガスを加圧し、電磁ポンプから原子炉容器までブローすることにより、電磁ポンプダクト内や、配管内ナトリウム内に空洞を形成しながらアルゴンガスにより冷却凍結するものである。

チクワドレンは現在までに昭和57年7月、昭和59年1月の2回実施された。この時に得られた電磁ポンプダクト温度変化を Fig. 6. 1. 2, 6. 1. 3 に示す。

この時のガスフロー及びヒータの配置図を Fig. 6. 1. 4 に示す。

チクワドレンの運転経験として次の結果を得た。

- (1) チクワドレン終了後の電磁ポンプダクト部はX線写真 Photo. 6. 1. 1 に示されるように、ナトリウムはダクト内に無く、チクワドレンは良好な結果を得られることが確認された。
- (2) チクワドレンの形成は、アルゴンガス流量 $15\text{m}^3/\text{H}$ で約5時間で可能である。
- (3) チクワドレンからの復旧操作は、電磁ポンプ及び配管の予熱を含めて約7時間で完了できる。
- (4) チクワドレンの形成時は、アルゴンガス流路に該当する配管、タンク類のヒータをOFFとしておくことが効果的である。

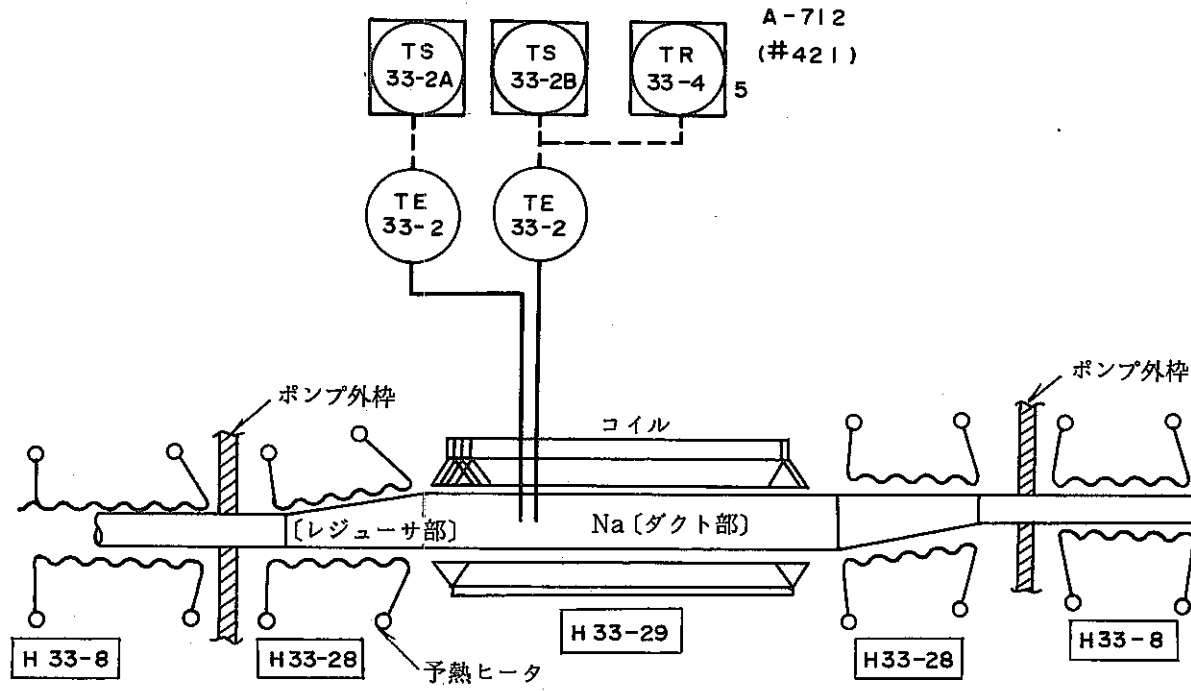


Fig. 6.1.1 Preheat System of the Overflow EMP
 (オーバフロー電磁ポンプ予熱部分構造図)

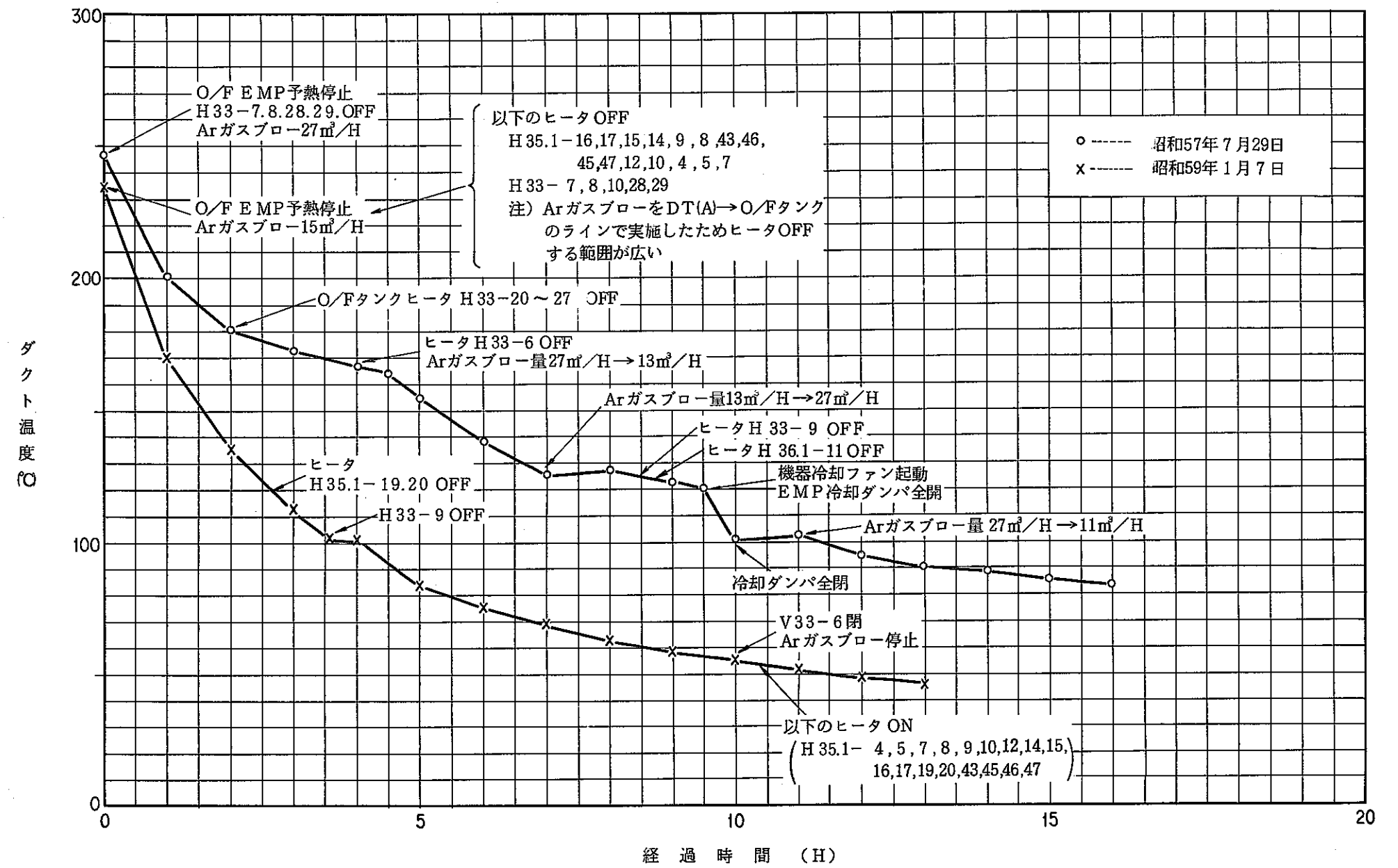


Fig. 6.1.2 Temperature Transition of the Overflow EMP Duct at the Special Drain
 (特殊ドレン時電磁ポンプダクト温度変化 (フリーズ))

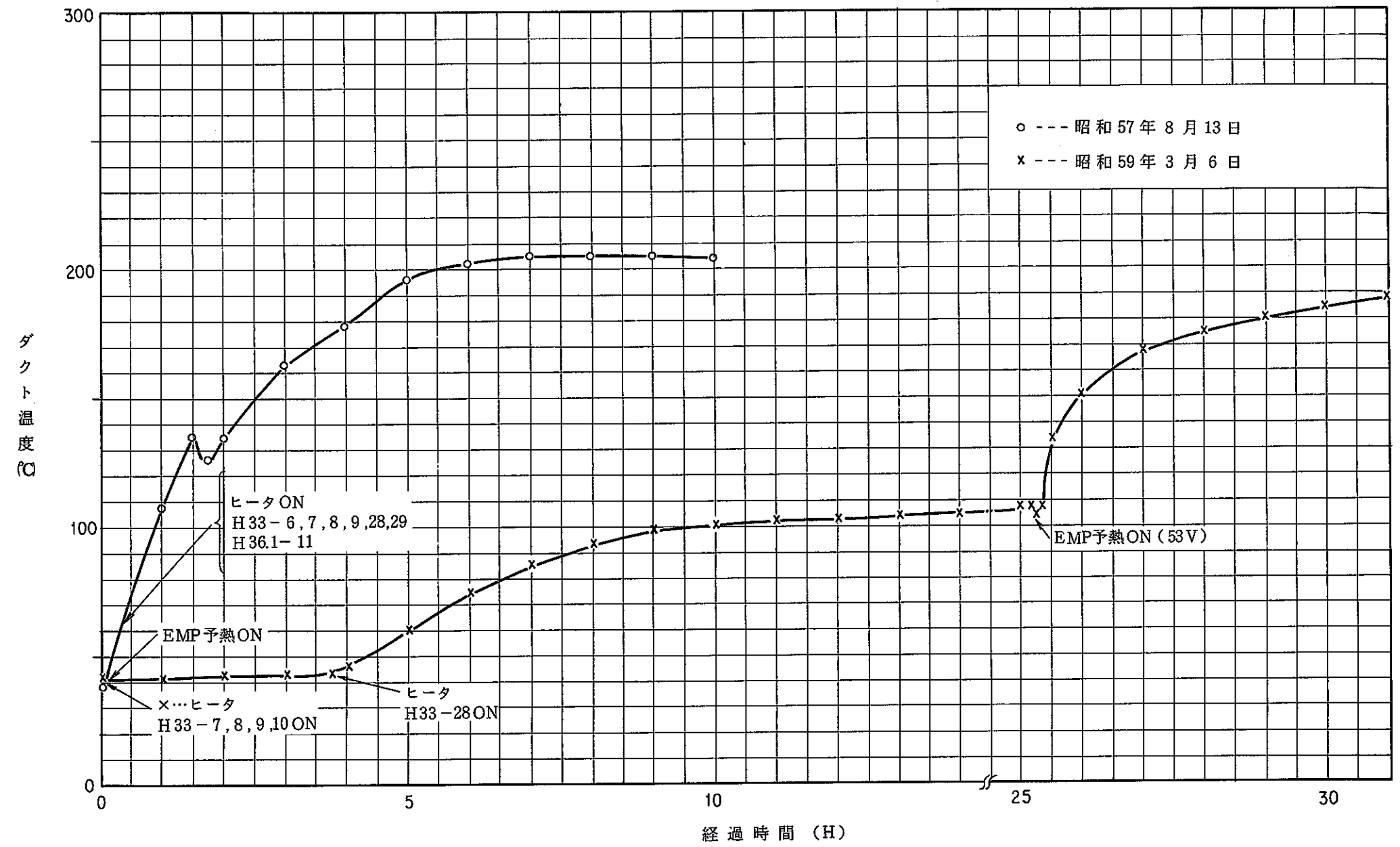


Fig. 6.1.3 Temperature Transition of the Overflow EMP Duct at the Special Drain
 (特殊ドレン時電磁ポンプダクト温度変化 (メルト))

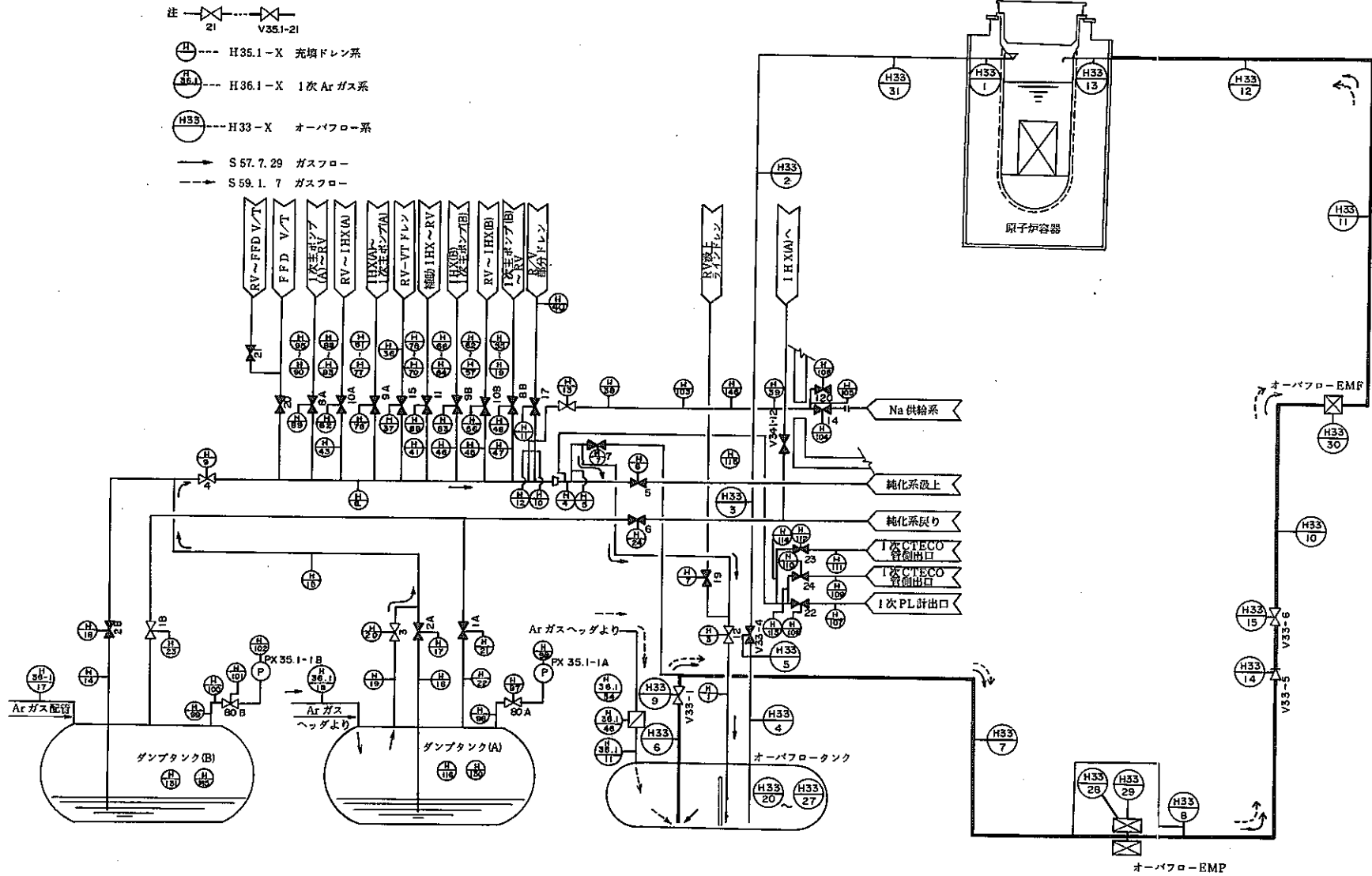


Fig. 6.1.4 Argon Gas Flow Transition at the Special Drain
(特殊ドレン時Arガスフロー)

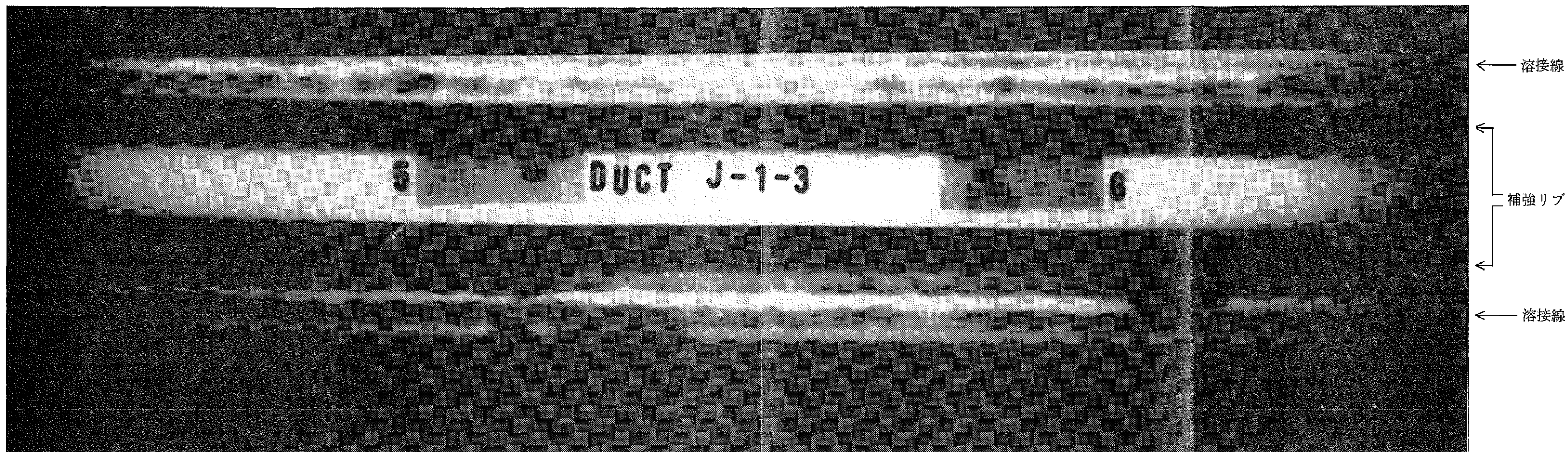


写真 6.1.1 ダクト内残留 Na 確認 X 線フィルム

Photo. 6.1.1 X ray film for the residual sodium confirmation inside of overflow EMP duct

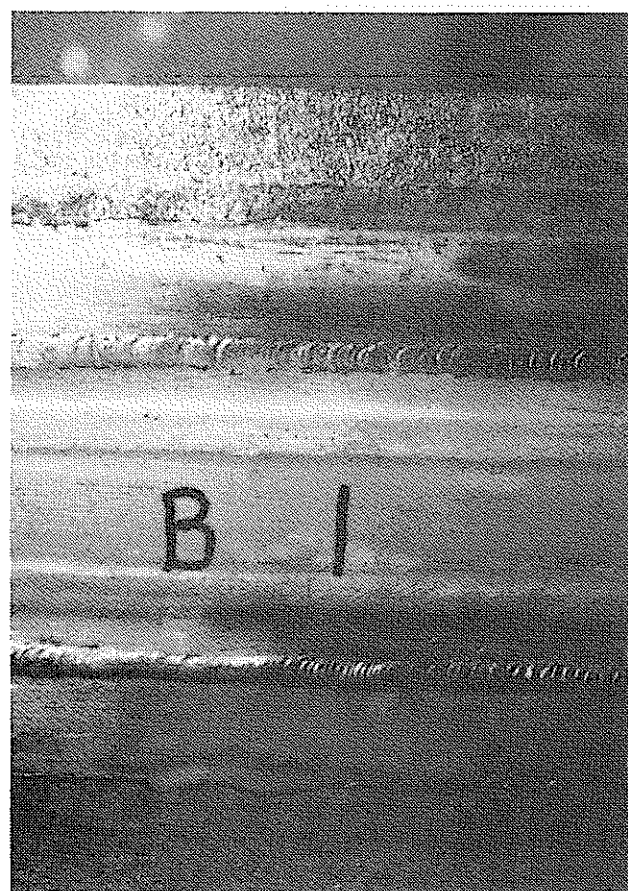


写真 6.1.2 電磁ポンプダクト外観

Photo. 6.1.2 External appearance of overflow EMP duct

6.2 電磁ポンプトリップ

オーバフロー電磁ポンプのトリップは制御棒一斉挿入による原子炉緊急停止項目である。MK-I炉心においては調整棒一斉挿入であったがMK-II炉心では制御棒一斉挿入に変更された。原子炉出力運転中に電磁ポンプトリップが発生し、制御棒一斉挿入が開始されると、原子炉出力低下による冷却系統内ナトリウムの熱収縮から原子炉容器ナトリウム液位が低下して-10 cm 以下となり、1次主循環ポンプトリップ及び原子炉スクラムに至る。その後、電磁ポンプが熱衝撃条件から決まる再起動許容時間以内、(約5分以内)に再起動できなかった場合、冷却系統へのナトリウム汲上げができず、この後の冷却系統降温による熱収縮によって冷却系統のナトリウム液位が低下し、ポニーモータ運転限界値である、IH Xナトリウム流入窓レベル付近まで近づくことが考えられる。

このように、オーバフロー電磁ポンプのトリップがプラントに与える影響は大きい。

原子炉出力75MW運転中においてオーバフロー電磁ポンプトリップが昭和56年7月26日に発生した。

6.2.1 電磁ポンプトリップ時の経過

Table 6.2.1 に電磁ポンプトリップ時における主要な動作、操作を示す。また、Fig. 6.2.1 に1次ナトリウム純化系緊急汲上げラインの系統図を、Fig. 6.2.2 に電磁ポンプトリップ時の過渡変化図を、Fig. 6.2.3 に緊急汲上時汲上配管温度変化を示す。

昭和56年7月26日(75MW出力運転中)当日定例操作となっていた、破損燃料検出設備のベーパーラップに溜ったナトリウムをドレンする操作を行っていた。しかし、この時使用していた操作要領書に誤りがあったため、V35.1-7を開としてしまった。これにより、ドレンヘッド内のArガスが電磁ポンプに吸込まれ、電磁ポンプは流量低のインターロックによりトリップした。

電磁ポンプのトリップにより原子炉保護動作として調整棒一斉挿入が開始された。(MK-I炉心時においては制御棒は安全棒4本と調整棒2本に機能が分けられておりオーバフロー電磁ポンプトリップは最初に調整棒2本の挿入となっていた。)

調整棒一斉挿入により、冷却系統のナトリウムは急激に熱収縮し、原子炉容器液位は約2分後に-10 cm 以下となって「炉容器液位低」により原子炉スクラム、1次主循環ポンプトリップに至った。主循環ポンプトリップにより炉容器液位はさらに急激に低下し、約-32 cm となった。この後、冷却系統温度が徐々に低下するのに伴い、炉容器液位は炉容器液面計の指示下限の-35 cm 以下となって液位監視は、1次主循環ポンプ及びポンプオーバフローコラム液面計により推定することとなった。

この状態から冷却系統降温操作を行った場合、さらにナトリウム液位が低下し、Fig.

6.2.4 に示す IHX のナトリウム流入窓の限界に達する恐れがあったため、1次純化系緊急汲上げラインを使用して炉容器液位-4cmまでナトリウムを汲上げた。この時、Fig. 6.2.3 に示すようにオーバフロー系汲上げ配管には大きな熱衝撃が発生した。

6.2.2 電磁ポンプトリップ時の問題点

(1) ポニーモータの運転限界

前述したように、オーバフロー電磁ポンプトリップ再起動不可状態から原子炉停止、冷却系統降温に至った場合は、冷却系統ナトリウムの熱収縮により液位が低下していく。この液位低下が大きい場合はFig. 6.2.4, 6.2.5 に示す IHX(B)のナトリウム流入窓下端付近までナトリウム液位が低下し、ポニーモータ運転中の循環ポンプBにガス巻込が発生するためポニーモータ停止となる。また、さらに低下するとポニーモータAの停止に至る。75MW出力におけるこの可能性について検討すると次の通りである。

1) 75MW時ポニー運転限界

- ① 電磁ポンプトリップ、調整棒一斉挿入及びこれによる1次主循環トリップによる液位低下は、Fig. 6.2.2 の実績より、原子炉出入口温度のほぼ安定した15分後のデータ-330mmとした。(GL換算 $GL-6100 + (-330) = GL-6430\text{mm}$)
- ② 冷却系統のナトリウム温度は上記より原子炉出口温度 372°Cを用いた。この値の採り方は多少大まかであるが、系統温度を高い側で評価することは、液位低下量を大きく見積ることになり、安全側評価となる。
- ③ 冷却系統降温による系統液位の低下率は、過去の系統降温時の原子炉容器液位低下率の内、原子炉容器ディッププレート以下での実績値を用いた。この値は約 1.8 mm/°Cである。
- ④ 以上により系統温度を 250°Cまで降温した場合の液位低下は次の様に求められる。

$$(372^{\circ}\text{C} - 250^{\circ}\text{C}) \times 1.8\text{mm}/^{\circ}\text{C} = 219.6\text{mm}$$

$$-6430\text{mm} - 219.6\text{mm} = -6649.6\text{mm} (\text{GL}-6649.6\text{mm})$$

よって、IHX(B)の限界GL-6780に対して約130mmの余裕がある。

本評価は、用いたデータが安全側であるため実際にはもっと余裕があるものと考えられる。

2) 100MW時ポニー運転限界

- ① 電磁ポンプトリップによる液位低下は、昭和58年3月18日の電喪試験時に得られたデータを用いて求めた。つまり、3月18日は電喪後の電磁ポンプ起動が遅れたため、この時の炉容器ナトリウムレベルを単純1次主循環ポンプトリップ時の液位低下量とした。この値は-220mmであった。

次に1次主循環ポンプがトリップする時のナトリウムレベルは-100 mmであるから、合計の液位低下量は-320 mmとなる。(GL-6420 mm)

- ② 冷却システムのナトリウム温度は1次主循環ポンプトリップ時の原子炉出口温度を用いるものとし、これは100MW手動スクラム時のデータよりスクラム後1次主循環ポンプがトリップする時間を2分後とし、この間の系統降温実績が約80°Cであることから $500^{\circ}\text{C} - 80^{\circ}\text{C} = 420^{\circ}\text{C}$ とした。この値は75MW時の評価と同様に安全側である。
- ③ 冷却系統降温による系統液位の低下率は75MWと同様に $1.8\text{ mm}/^{\circ}\text{C}$ とした。
- ④ 以上により系統温度を 250°C まで降温した場合の液位低下は次の様に求められる。

$$(420^{\circ}\text{C} - 250^{\circ}\text{C}) \times 1.8\text{ mm}/^{\circ}\text{C} = 306\text{ mm}$$

$$-6420\text{ mm} - 306\text{ mm} = -6726\text{ mm}$$

よって I H X (B) の限界 GL-6780 に対して約 54 mm の余裕がある。

本評価においても用いたデータが安全側であるため液位には余裕があるように思われる。

しかし実際のプラント上では、実データが得られていない面からの不安があり、ポニーモータの限界については十分に注意を払う必要がある。

(2) 液位監視方法

本電磁ポンプトリップにおいて経験したように、オーバフロー電磁ポンプトリップによる原子炉停止時は原子炉容器液位が液面計指示限界以下にスケールアウトする。このため、液位監視は Fig. 6. 2. 5 に示されるように、主循環ポンプ液面計やオーバフローカラム液面計から推定することになる。しかし、これらの液面計指示は、ポンプの運転状態や、系統圧損によって変動するため、その時々原子炉容器液面を求めるのが困難である。

(3) 汲上げ配管の熱衝撃

オーバフロー電磁ポンプがトリップした場合に原子炉容器へのナトリウム汲上用、1次純化系緊急汲上げラインは、総合機能試験当時から原子炉出力運転中の冷却系統高温状態では熱衝撃が発生することがわかっていたため、その使用を制限する提言がされていた。これは、純化系緊急汲上げラインは通常、予熱ヒータによって $200 \pm 10^{\circ}\text{C}$ に予熱されているため、系統ナトリウム高温状態でこのラインを使用すると、低温の緊急汲上げラインに高温のナトリウムが流れるため大きな熱衝撃が発生すると予想されたものである。しかし、現実的に問題となったのは Fig. 6. 2. 3 に示されるように、オーバフロー戻り配管と同じ構造の配管拘束部を有するオーバフロー系汲上げ配管安全容器貫通部において、最初に緊急汲上げラインの低温ナトリウムが流れて冷された後にオーバフロー

タンクの高温ナトリウムが流れることにより、より大きな熱衝撃が発生したことであった。

6.2.3 電磁ポンプトリップ時の対策

(1) 原子炉容器液面計の改造

オーバフロー電磁ポンプトリップの経験から長尺型の原子炉容器液面計の必要性が強く認識された。

このため、長尺型の液面計の設置が決定され、昭和60年度の第5回定検中に据付けられることとなった。

Fig. 6.2.6 に長尺型液面計の概略図を示す。

本液面計は液面計機能の他に熱電対10点、液面計校正用定点コイル等が付加されており、今後この液面計から数多くのデータが得られることが期待されている。

(2) ポニーモータ運転限界について

オーバフロー電磁ポンプトリップ再起動不可状態において原子炉停止に至った場合、純化系緊急汲上げラインを使用しない場合と使用した時は次の運転手順が考えられている。つまり原子炉停止後の冷却系統降温をできる限り遅らせることによって、崩壊熱の減衰を待ち、補助冷却系の除熱能力 2.6 MW 範囲内となってから冷却系統降温を開始するものである。

原子炉停止後の崩壊熱について、Fig. 6.2.6 に示す。LMFBRの崩壊熱エネルギー評価式に関する解析(SN241 80-19)によって求めた結果、2.6 MWに達するのは約2分後である。

しかし、本来の設備の機能から考えると極力ポニーモータ運転によって崩壊熱は除去し、その後補助冷却系へ引継ぐべきであると考えられる。

よって、系統降温については、やはりできるだけ遅延する方向で対処するべきであろう。

Table 6.2.1 Transition of the Primary System at the Overflow EMP Trip
 (オーバーフロー電磁ポンプトリップ時の経過)

時間	現象	確認及び操作
11:55		FFD手動ドレンのため以下の弁を操作した。 (1) V35.1-21 閉 → 開 → 約2分後閉 (2) V35.1-20 閉 → 開 → 約2分後閉 (3) V35.1-7 閉 → 開
12:01	「オーバーフローNa流量低」 「オーバーフローEMPトリップ」 のANN発生 ↓ 調整棒一斉挿入 ↓ 原子炉容器Na液面が熱収縮により急激に低下。	オーバーフローEMP手動起動を試みるが、再起動不可 (流量低クリアできず。)
12:03	「炉容器Na液面低」 (-100mm) ANN ↓ 1次主循環ポンプトリップ ↓ 原子炉スクラム ↓ 炉容器Na液面さらに低下 (-310mm)	
12:05		オーバーフローEMP手動起動を試みるが、再起動不可 (流量低クリアできず。)
	冷却系統温度徐々に低下、これにより炉容器Na液面も低下	
12:50	「炉容器Na液面低低」 (-350mm)のANN発生 補助冷却系自動起動 炉容器Na液面計指示スケール ダウン	1次補助EMP及び2次補助冷却器ブロー自動起動
13:10	1次純化系流量9m ³ /H	1次Na純化系による緊急汲上げを行うこととした。 (1) V33-6 閉 (2) V34.1-11 徐々に開、同時にV34.1-3徐々に閉

時 間	現 象	確 認 及 び 操 作
	<p>オーバーフロー系流量 2.2m³/H となる。</p>	
13:13	<p>「炉容器 Na 液面低低」リセット (-350 mm 復帰)</p>	
13:16		<p>冷却系統降温操作開始</p>
14:44	<p>「炉容器 Na 液面低」リセット (-100 mm 復帰)</p>	
14:45	<p>炉容器 Na 液面が -40mm まで復 帰</p>	<p>1 次 Na 純化系緊急汲上げ停止 (1) V34.1-3 全開 (2) V34.1-11 全閉</p>

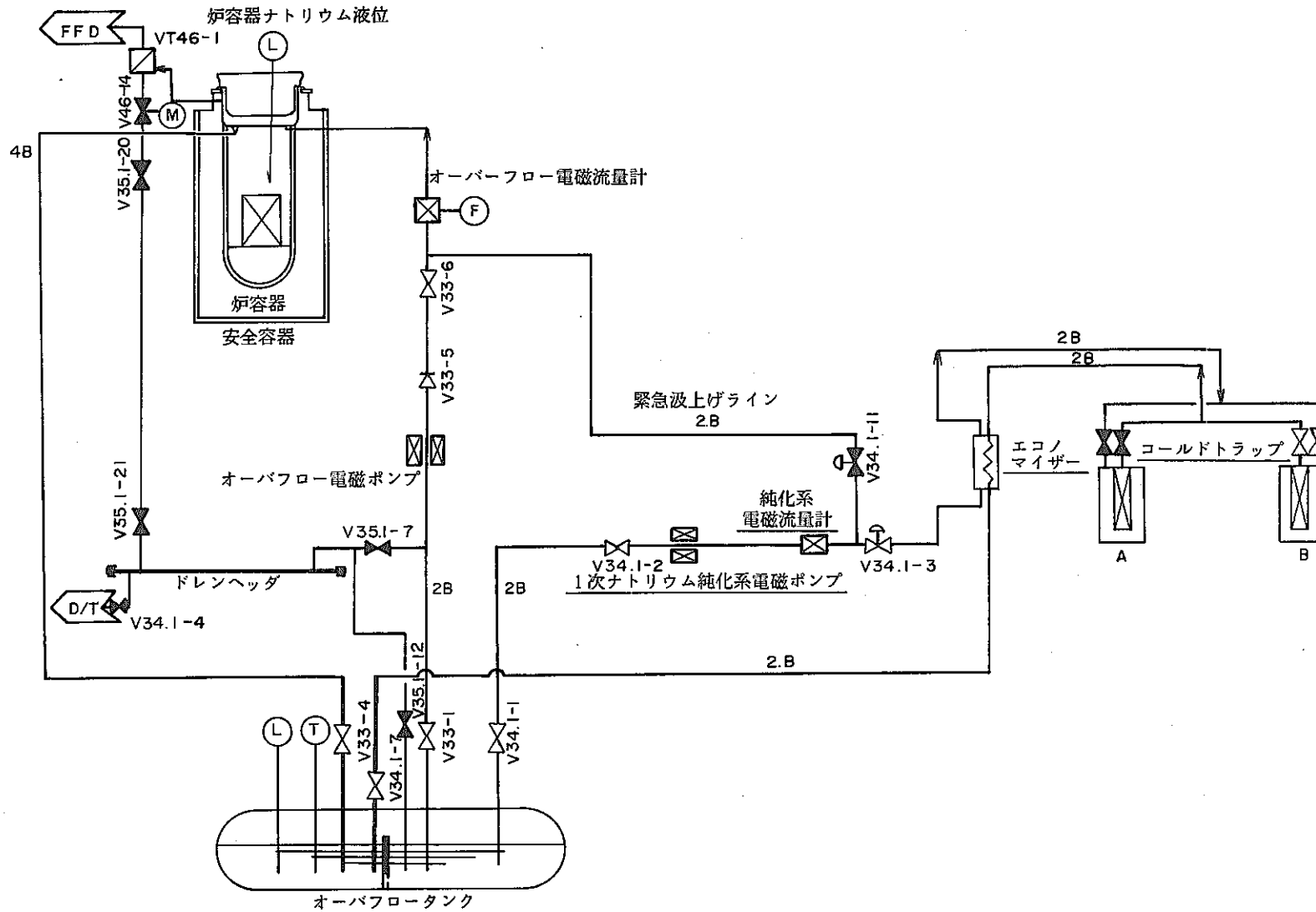


Fig. 6.2.1 Flow Sheet of Emergency Makeup Line in the Primary Purification System
 (純化系緊急汲上げライン系統図)

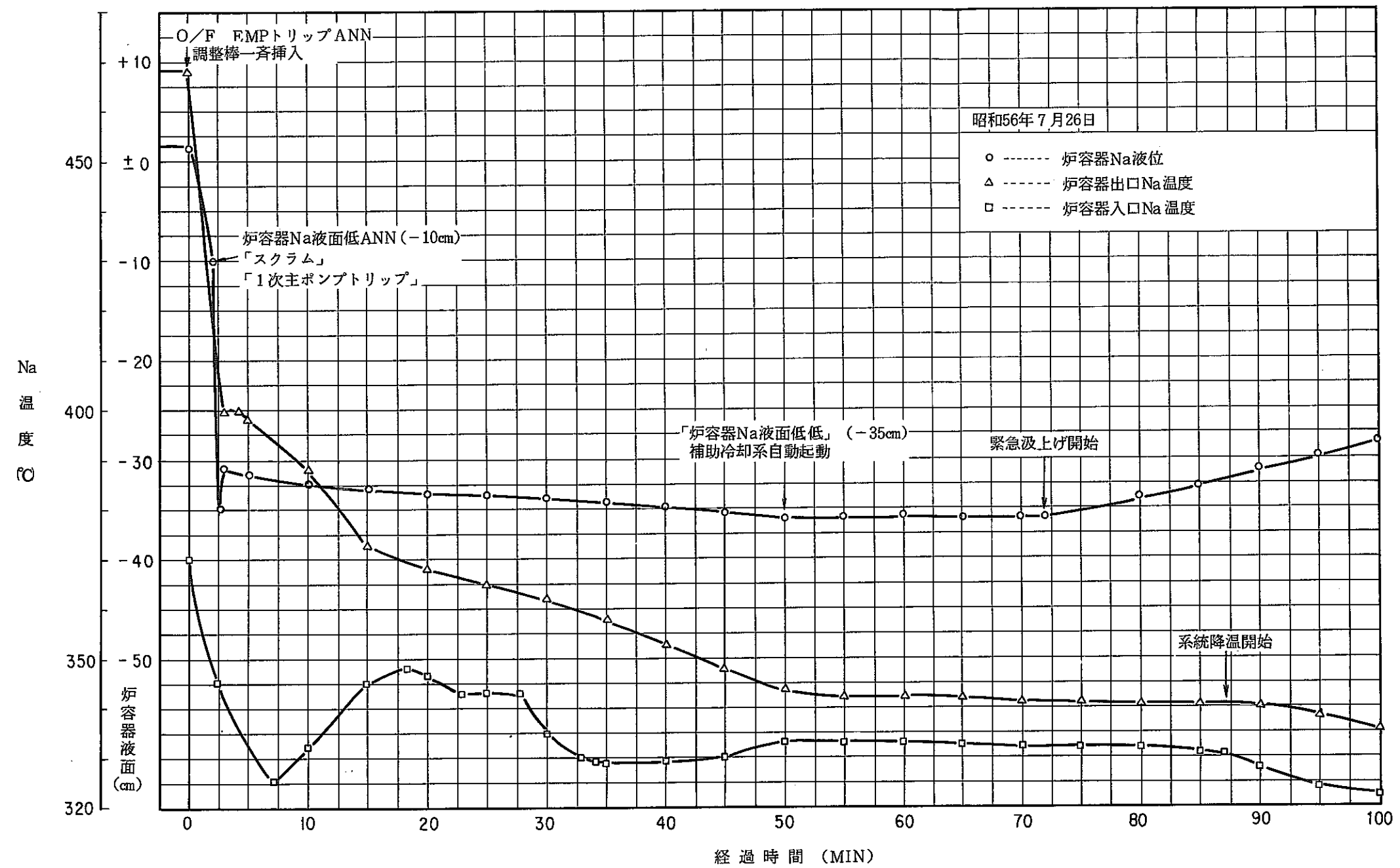


Fig. 6.2.2 Transition of the Primary System at Overflow EMP Trip (at 75 MW)
 (電磁ポンプトリップ時過渡変化図 (75MW))

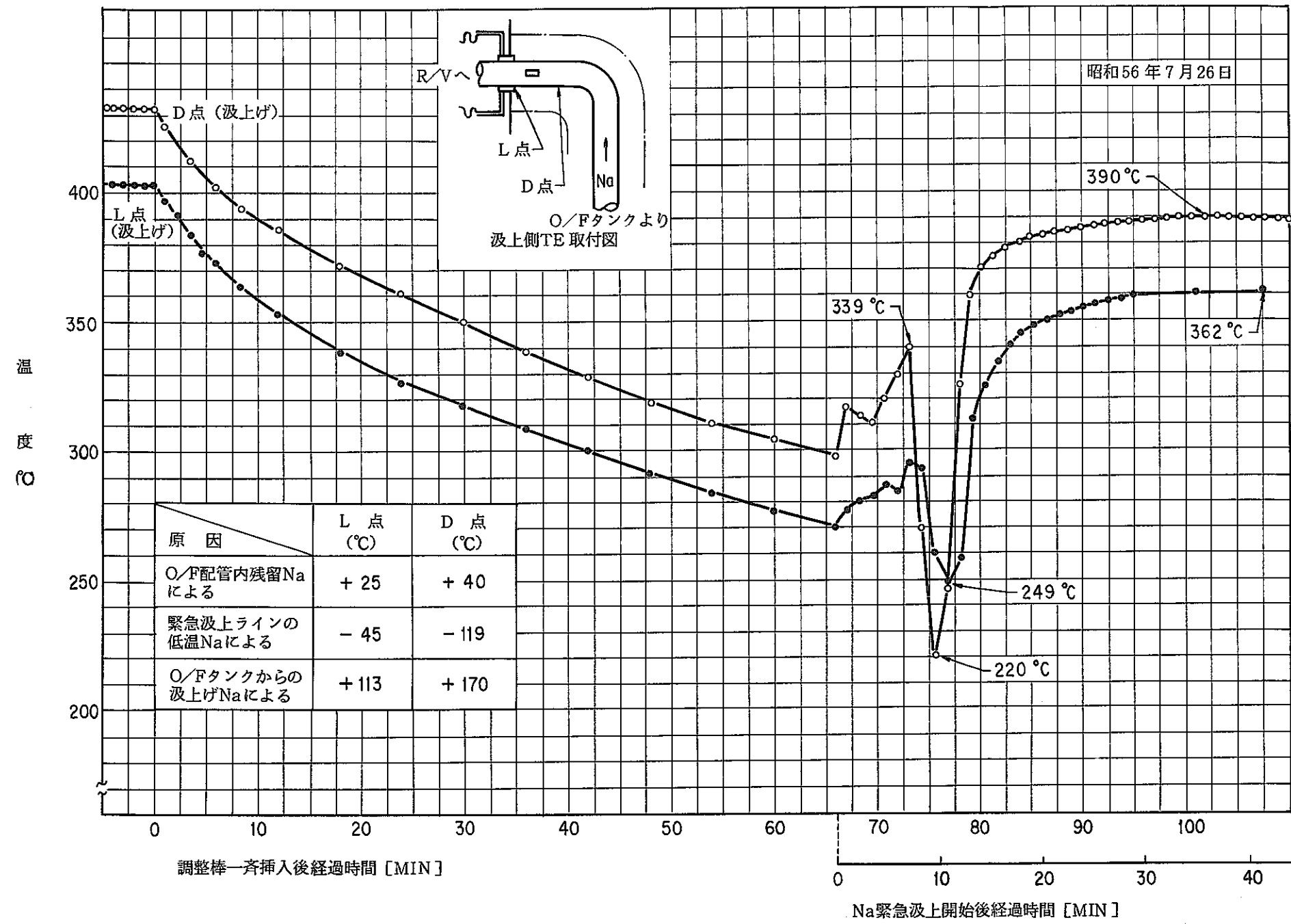


Fig. 6.2.3 Temperature Transition of the Makeup Pipe of the Overflow System at Emergency Making up Sodium
(緊急汲上げ時汲上げ配管温度変化)

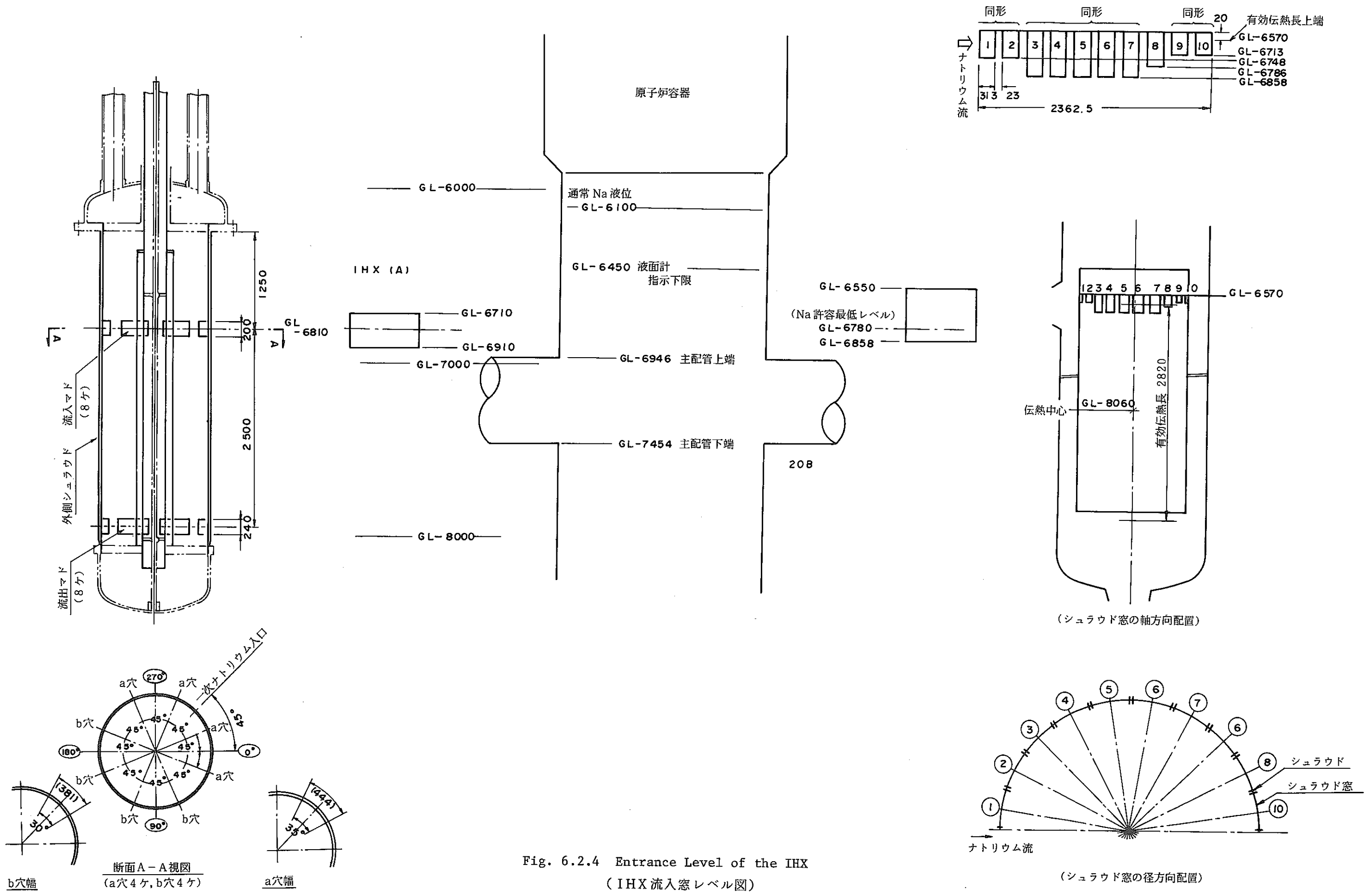


Fig. 6.2.4 Entrance Level of the IHX
(IHX 流入窓 レベル 図)

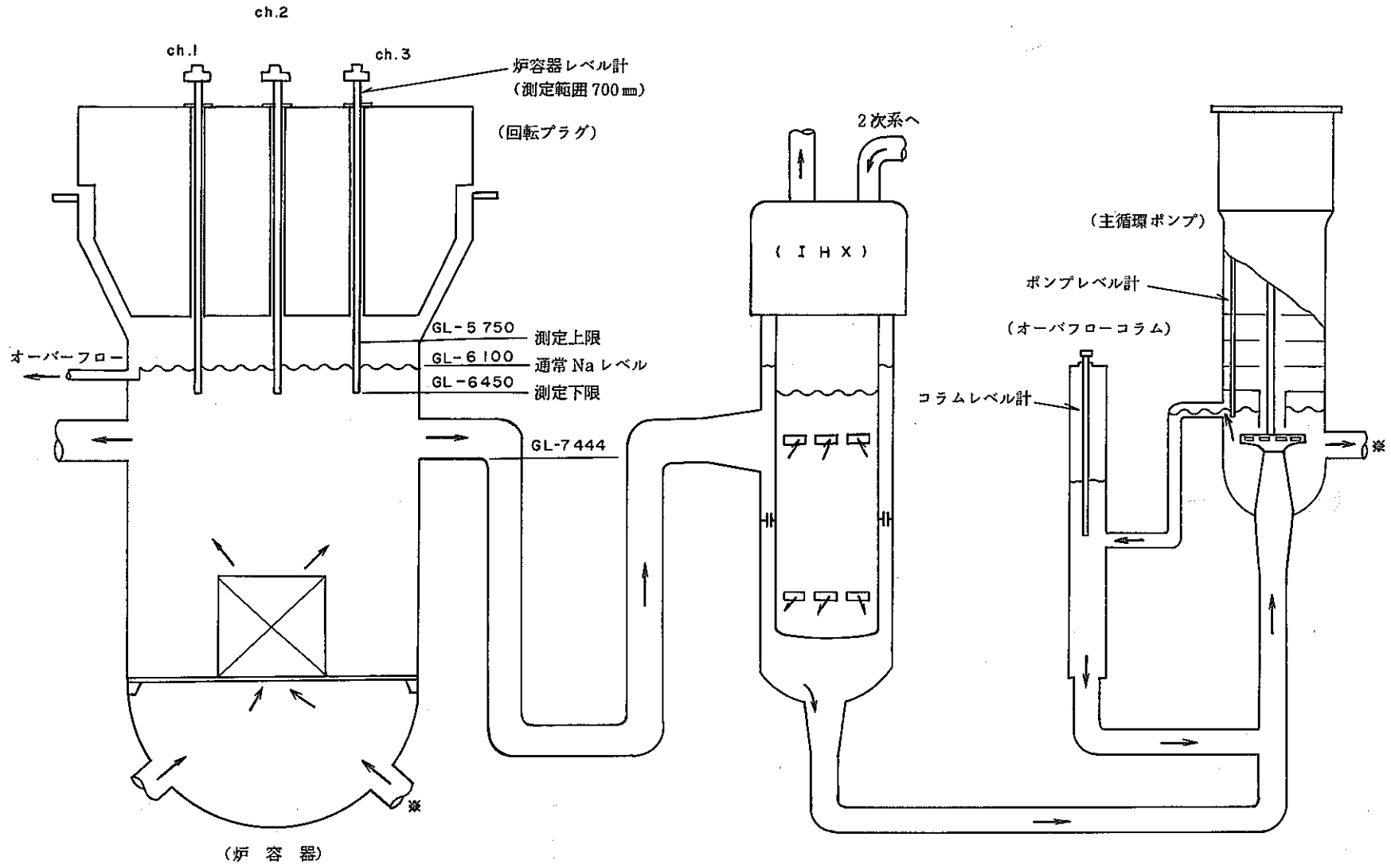


Fig. 6.2.5 Arrangement of the Level Indicate Sensors in the Reactor Vessel
(炉容器 Na液面計の配置)

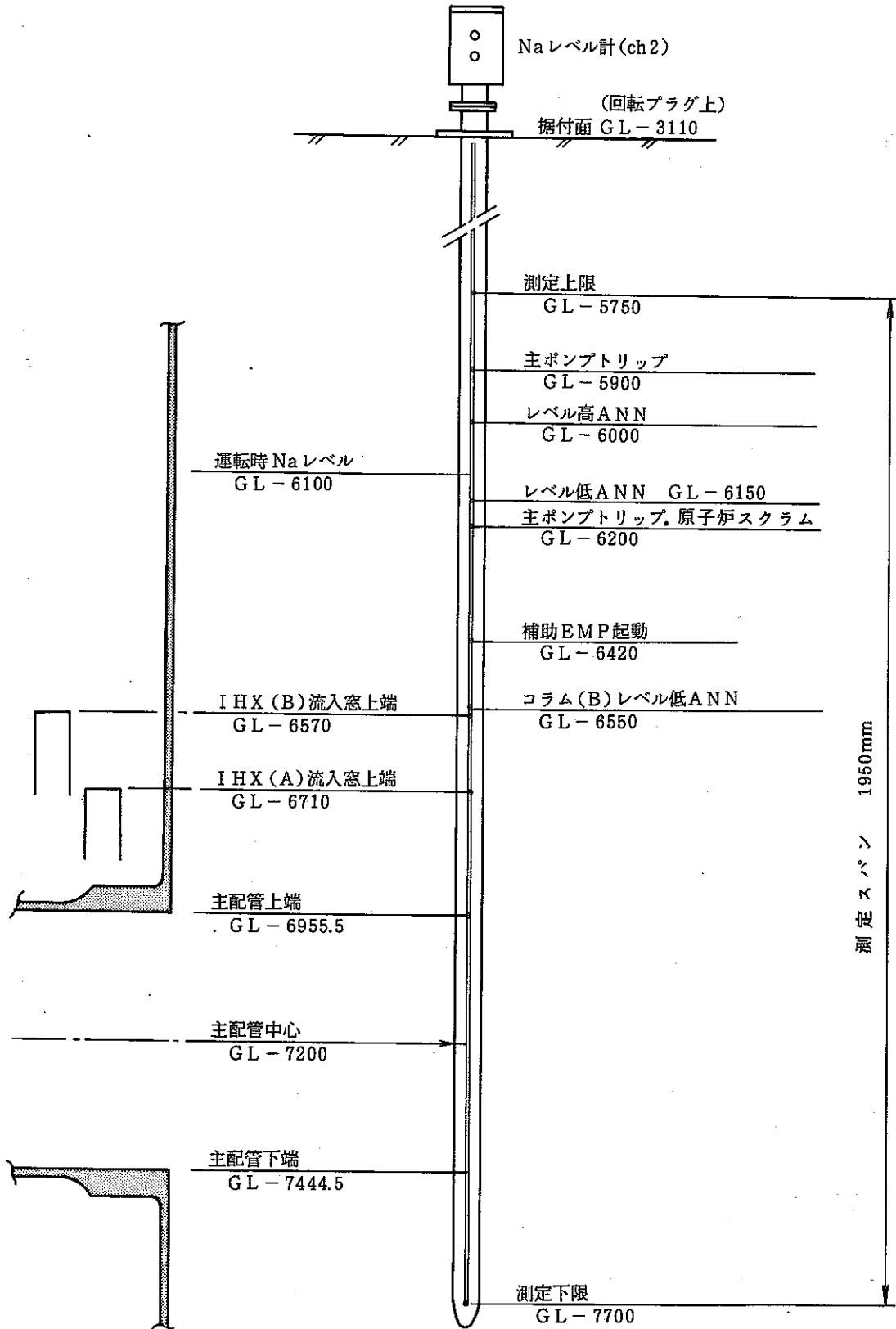


Fig. 6.2.6 Schema of the Long Range Sodium Level Indicator in the Reactor Vessel

(長尺型原子炉容器液面計概略図)

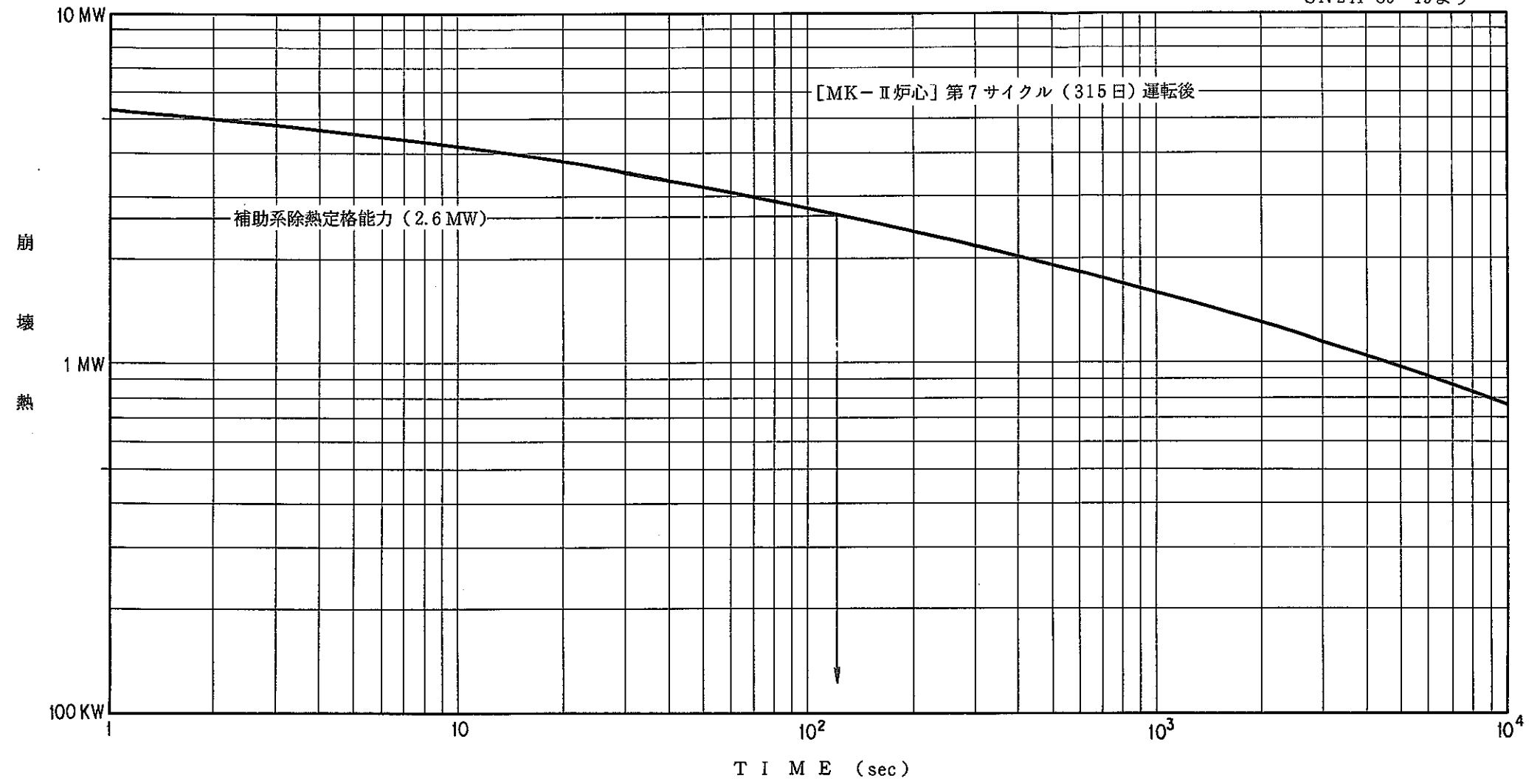


Fig. 6.2.7 Preestimate Curve of the Decay Heat at the Reactor Shutdown
(原子炉停止後の崩壊熱予測)

6.3 100MW性能試験

照射炉心移行に伴う100MW性能試験時において得られたオーバフロー系設備の特性は次の通りである。

6.3.1 オーバフロータンク液位変化

(1) 概要

原子炉出力上昇による冷却系統の昇温により体積膨張した冷却系統内のナトリウムはオーバフロータンクへ流入することによって原子炉容器の液位を一定に維持している。増殖炉心75MWにおける出力上昇によるオーバフロータンクのナトリウム増加量はFig. 6.3.1に示されるようにプラント温態待機状態から75MW出力運転状態までの間に約3.4 m³程度であった。

(2) オーバフロータンクナトリウム増加実績

100MW出力上昇時におけるオーバフロータンク内ナトリウムの増加実績をFig. 6.3.2に示す。図に示されるように75MW出力時より系統温度の上昇が大きかったにもかかわらず増加量は少なく約3.1 m³であった。

(3) 検討

オーバフロータンク内ナトリウムの増加量が、75MW出力上昇時に比較して100MW出力上昇時の方が少なかった原因について検討する。

75MW出力上昇時と100MW出力上昇時における設備の違いを考察すると、それは照射炉心移行に伴うものであると考えられる。つまり、炉心構成でMK-I炉心においては、ブランケット燃料が炉心燃料の周囲に配置されていたため、出力上昇においてこの領域内のナトリウムの体積膨張はあったが、これと比較してMK-II炉心ではブランケット領域がすべてステンレス反射体に置換えられているため、ナトリウムの体積膨張が少ないものと考えられる。

6.3.2 100MW外部電源喪失

100MW外部電源喪失試験におけるオーバフロー系の主要な過渡変化はFig. 6.3.3に示される通りである。この試験より次の結果を得た。

- (1) 電源喪失時の炉容器の液位は約-20 cmまで低下し、オーバフロー電磁ポンプの再起動によって-5 cmまで復帰するには9分50秒を必要とした。
- (2) 電源喪失後のオーバフロータンク降温速度は1次純化系流量を11 m³/Hとした状態において約18°C/Hであり、オーバフロー電磁ポンプ再起動条件は電源喪失後約11時間で成立した。Fig. 6.3.4.にオーバフロータンク降温記録を示す。

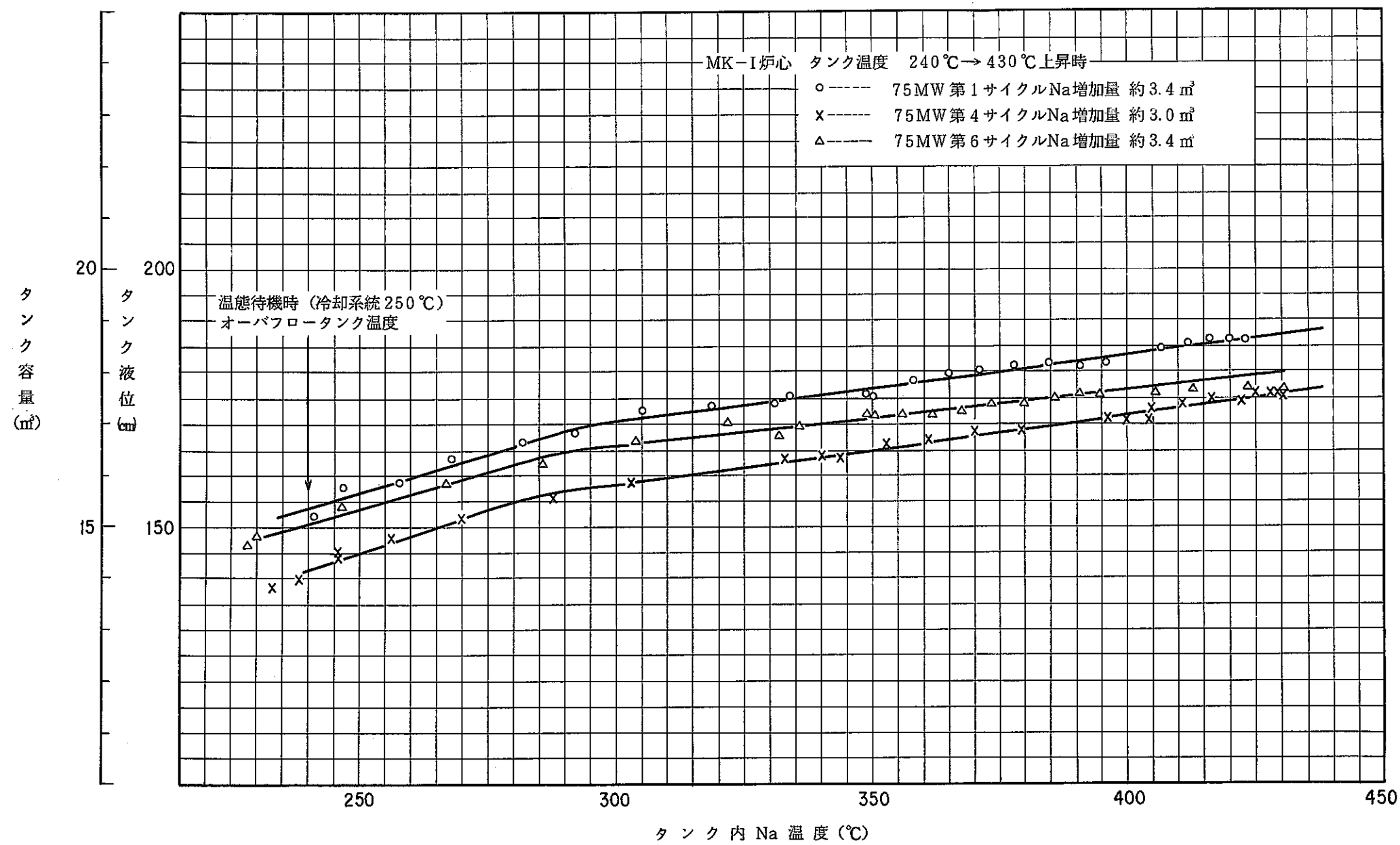


Fig. 6.3.1 Sodium Level Ascending Characteristic of Overflow Tank (at 75 MW)
(オーバーフロータンク液位増加特性 (75MW))

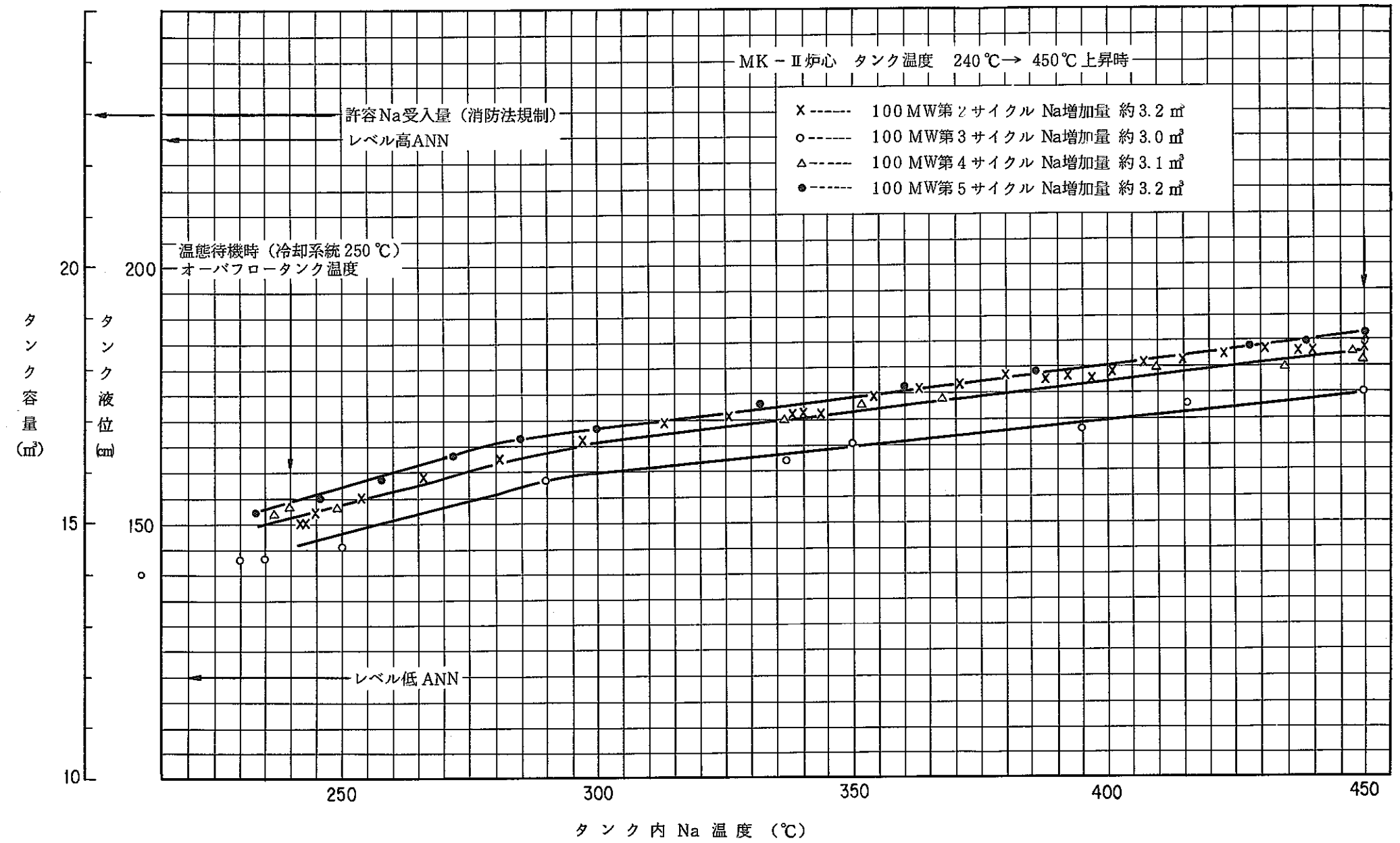


Fig. 6.3.2 Sodium Level Ascending Characteristic of Overflow Tank (at 100 MW)
(オーバフロータンク液位増加特性 (100 MW))

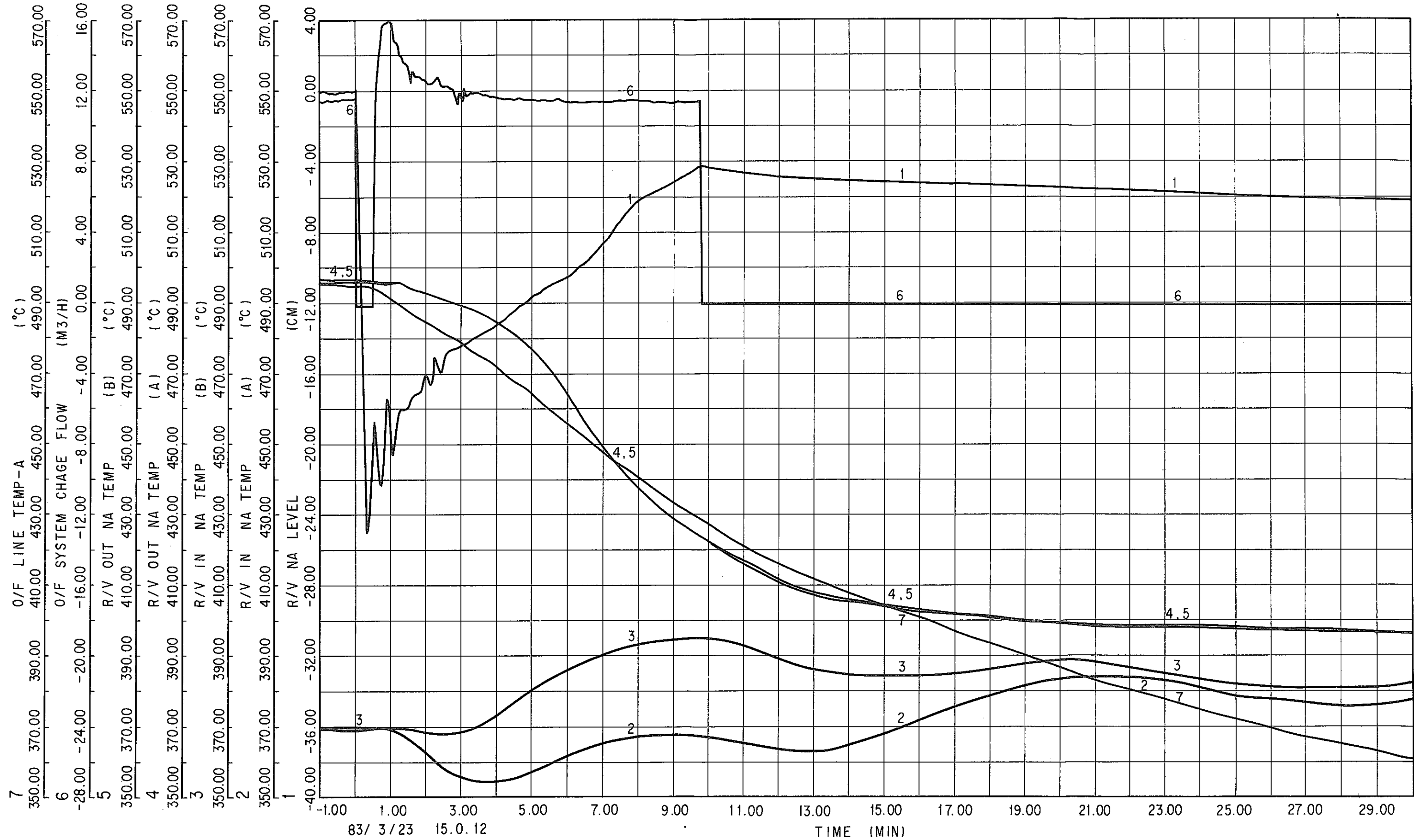


Fig. 6.3.3 Transition of the Overflow System at Loss of Power Test (at 100 MW)

(電源喪失試験時過渡変化図 (100MW))

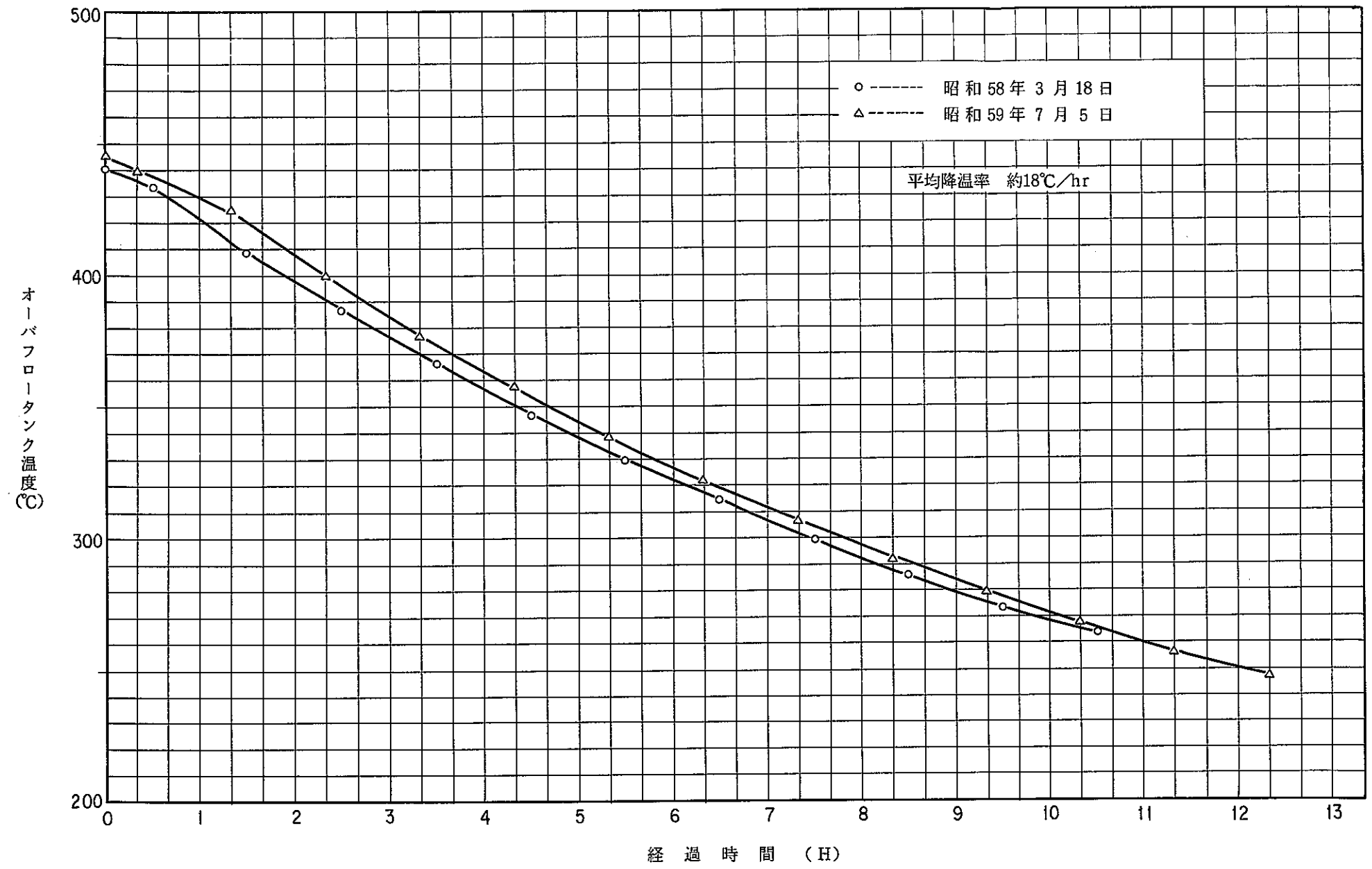


Fig. 6.3.4 Temperature descending Characteristics of the Overflow Tank after the Trip by loss of Power (at 100 MW)
 (電源喪失後オーバーフロータンク降温特性 (100MW))

6.3.3 100MWスクラム(1次主ポンプトリップを伴わないスクラム)

100MW手動スクラム試験におけるオーバフロー系の主要な過渡変化は Fig. 6.3.5, 6.3.6 に示される通りである。この試験より次の結果を得た。

- (1) 手動スクラムによる冷却系統ナトリウム熱収縮による原子炉容器液位低下は、最大で-8.5 cmであり1次主循環ポンプトリップレベルである-10 cmに対して1.5 cmの余裕がある。これにより過渡状態におけるオーバフロー系汲上げ量は、定格の12m³/Hで問題のないことが確認された。
- (2) 原子炉容器の液位は6分50秒で回復し再オーバフローした。この時オーバフロー戻り配管の熱過渡は約5℃であり、1次主循環ポンプトリップを伴わない原子炉スクラム時においてオーバフロー電磁ポンプは連続運転でよいことが確認された。

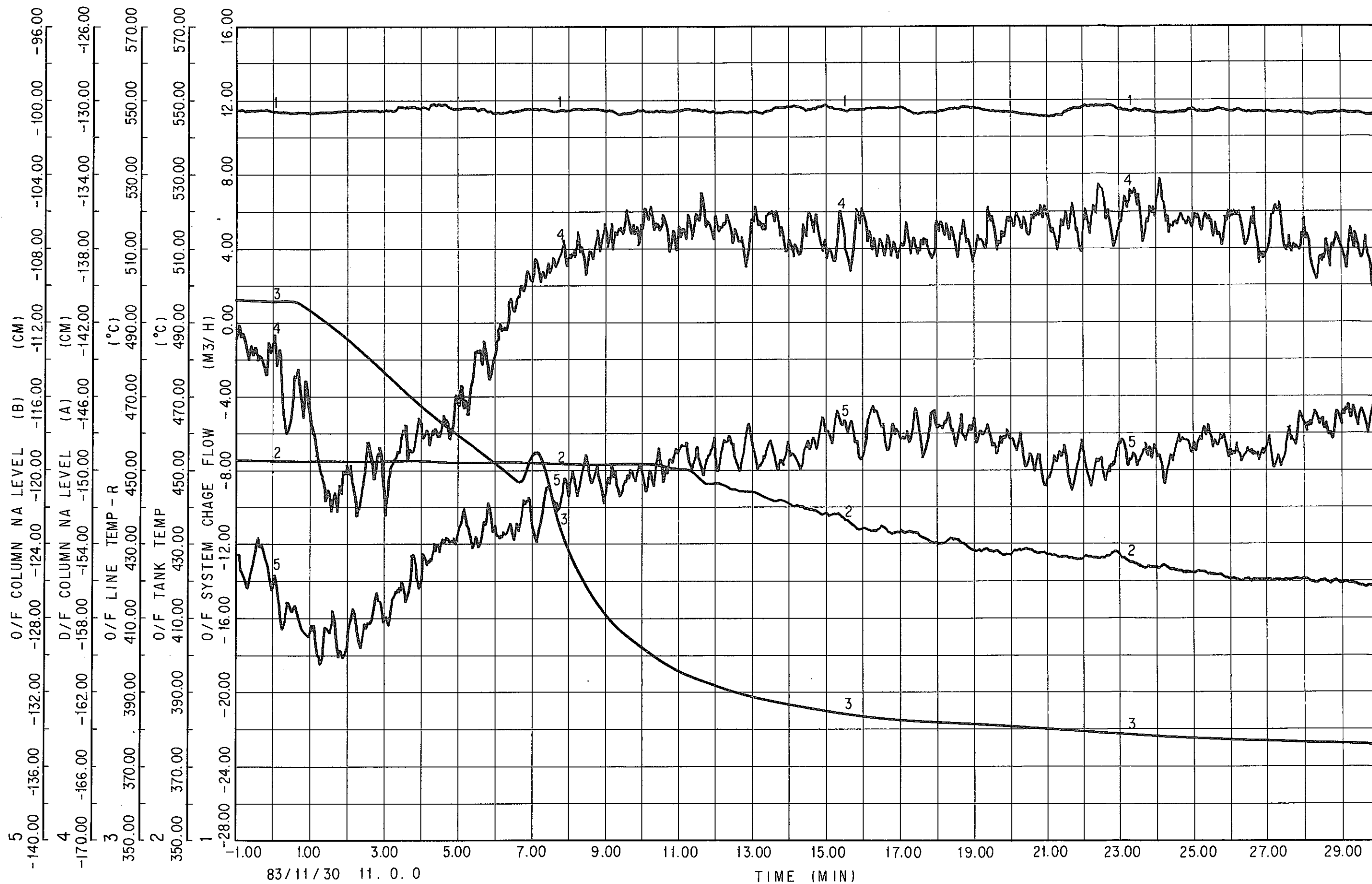


Fig. 6.3.5 Transition of the Overflow System at Manual Scram Test (at 100 MW)

(手動スクラム試験時過渡変化図 (100MW))

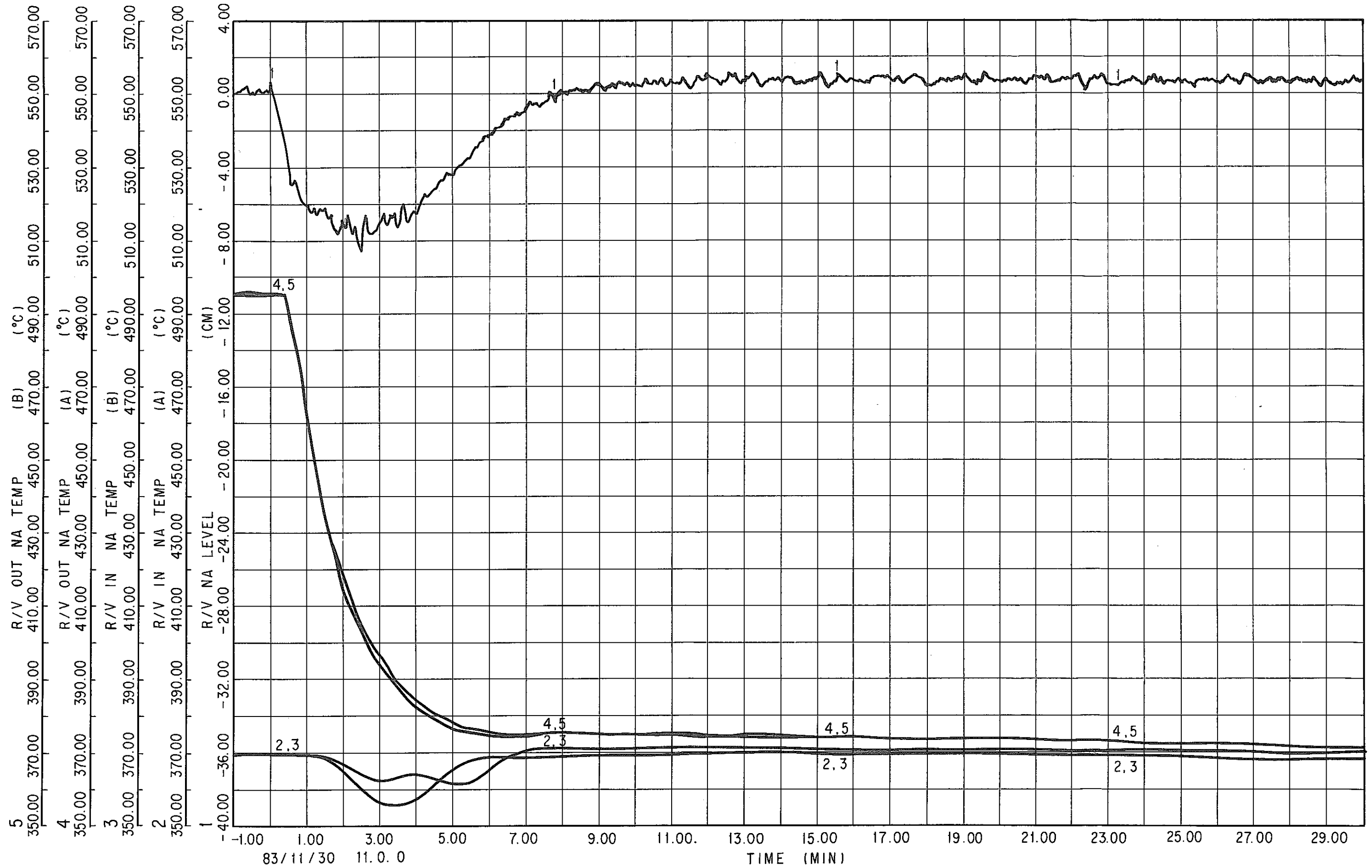


Fig. 6.3.6 Transition of the Overflow System of Manual Scram Test (at 100 MW)

(手動スクラム試験時過渡変化図 (100MW))

7. 結 言

1次オーバフロー系に関する過去8年間の運転実績等についてまとめると以下の通りとなる。

- (1) オーバフロー系の積算運転時間は約55,000時間に達しこの間設備の定常運転は十分に仕様を満足するものであった。
- (2) オーバフロー系のトリップ回数は試験によるものを除き10回発生しているが、電源喪失又は瞬時停電によるものが9回であった。他の1回も他系統の操作ミスによるトリップであり本質的にオーバフロー系の異常からトリップに至ったものはない。
- (3) オーバフロー系として一番大きな問題はオーバフロー配管に生ずる熱衝撃であるが、現在まで熱衝撃を防止する運転手法を確立できた。しかし根本的な問題である戻り配管の大きな降温率については原因の解明には至っておらず、今後とも試験及び検討が必要である。
- (4) オーバフロー電磁ポンプトリップからプラント停止に至る異常が発生した場合、冷却系統のナトリウム液位低下によってボニーモータが運転限界に達する恐れがあるが、運転要領によって回避可能と考えられるため、今後検討を進め確認試験を実施する予定である。
- (5) オーバフロー電磁ポンプトリップによる原子炉容器液面計のスケールダウンの問題から長尺型液面計の設置が決定された。本液面計は、本来の機能の他に熱電対が取り付けられていることから炉内におけるナトリウムの温度分布、過渡変化の部分的な計測が可能となり、これらの機能により原子炉容器内ナトリウムの層化現象の把握や、再オーバフロー直前のナトリウム温度の測定が可能となることから今後のデータに注目していきたい。

8. 謝 辞

本報告書作成に当って多くのデータ，及び助言をいただいた実験炉部技術課員及び原子炉第2課員各位に感謝の意を表します。

9. 参考文献

- (1) PNC ZN941 76-116
高速実験炉「常陽」総合機能試験報告書
オーバフロー系設備に関する試験（ナトリウム中）
- (2) PNC SN941 80-104
高速実験炉「常陽」運転試験報告書
1次オーバフロー系の運転特性
- (3) PNC SN941 80-98
高速実験炉「常陽」1次冷却系統オーバフロ系設備の保守経験
- (4) PNC N941 83-136
高速実験炉「常陽」第3回定期点検報告
オーバフロ系電磁ポンプダクトの検査
- (5) PNC SN241 80-19
LMFBRの崩壊熱エネルギー評価式に関する解析