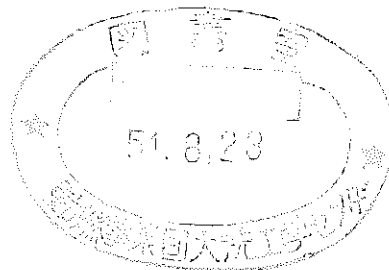


T N 241 71-17

区 分 交 更	
変更履歴番号	110
決裁年月日	平成 13 年 11 月 30 日

高速実験炉二次系配管破断事故解析



(囑託) 齋 藤 伸 三

技術資料コード	
開示区分	レポート No.
	N/241 71-17
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	

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)

まえがき

高速実験炉「常陽」は、昭和45年2月12日付をもって設置許可証が交付されたが、其後の設計のつめ並びに設計合理化作業の進展に伴ない、設計変更を行なうことが必要となったので主として2次冷却系機器配管材質、制御棒、燃料貯蔵設備の3点に関する変更許可申請を昭和45年11月16日に行なった。

これに従い、原子炉安全専門審査会内に第74部会が設置され、この変更申請に関する安全審査が行なわれたが、その過程で2次冷却系の破断事故解析が必要となったので、動燃の囑託であり又前回の「常陽」の安全審査の際には種々の事故解析を実施して「常陽」の解析に精通している斉藤伸三氏にこの解析作業を依頼することとなった。

本報告書はこの2次冷却系破断事故解析の結果をまとめたものである。なおこの解析結果を第74部会に説明した後、昭和46年3月25日付をもって今回の設計変更が許可されている。

46年4月

高速増殖炉開発本部

苫米地 顕 記

要 旨

1. 緒 言
2. 計 算 方 法
3. 使 用 定 数
4. 計 算 結 果
5. あ と が き

要 旨

高速実験炉において冷却系2回路中，1回路の二次系配管が瞬時破断した場合について，原子炉入口温度高による調整棒一斉挿入，二次系流量低による調整棒一斉挿入をそれぞれ独立に考慮して解析を行なった。前者の場合は約5.4秒後に調整棒が挿入され，炉心出口ナトリウム温度の上昇は最高5.7℃であり，後者の場合は約5.2秒後に調整棒が挿入され，温度上昇は最高3.9℃であった。

いずれの場合も原子炉に対する影響は問題とならない程度に抑えられることが知れた。

1. 緒 言

高速実験炉の二次系配管の材質をSUS32からフェライト鋼に変えるに際し、原子力委員会の安全審査部会より二次系配管の瞬時破断事故を想定するよう要求された。これに基づき高速実験炉の現設計において冷却系二回路中一回路の二次系破管が瞬時破断した場合を想定し解析を行なった。

この場合、破断事故は二次系の流量計、一次系の原子炉入口における温度計等により異常を検出され、スロースクラム（調整棒一斉挿入）される。本解析はこの各々の場合について独立に計算を行ない、炉心その他各部の温度上昇がどの程度であり、どちらのスロースクラムの方が有効であるか評価したものである。計算に際しては事故を最も非安全側に評価するため、二次系の破管破断によりその回路の中間熱交では全く熱交換が行なわれないものとし、又、流量計によるスロースクラムの場合破断は流量計の出口で起ったものと仮定した。したがって、この場合流量計による流量は二次系のナトリウムが無くなるまで正常な値を指示していることになり、スクラムは約50秒遅れることになる。

計算は冷却系2回路を模擬した高速炉プラント動特性解析コード“PLANT 1”^{*}を若干改良して行なった。

2. 計算方法

計算には冷却系2回路を模擬した高速炉プラント動特性解析コード“PLANT 1”を若干改良して、これを用い行なった。主な改良点は次の4点である。

- (1) 中間熱交、最終熱交前後に混合プレナムを付け加えた。（第1図参照）
- (2) 炉心熱特性計算に最高チャンネルを加えた。
- (3) 二次系流量が零の場合は一次系に関しては輸送遅れとして計算するようにした。

上記3点の計算式等は以前のもので全く同様でJAERI-memo 4071 に記述されている通りである。

- (4) ランプ状に負の反応度が挿入されるスロースクラムを加えた。又原子炉入口温度によってもスクラムトリップをするようにした。

*) J A F R I - m e m o 4 0 7 1

3. 使用定数

現在，一番新しいものを用いた。主要なものは以下の通りである。

炉 心

出 力	5 0 MW	(9 3. 6 %)
	(但し，最高チャンネル	5 5 MW × P. F.)
集合体本数	6 7	
集合体当りピン本数	9 1	
冷却材流速	5 m/sec	
ドップラー係数 ($T \frac{dk}{dT}$)	- 1. 0 × 1 0 ⁻⁸	Δk/k
被覆材膨張係数	- 1. 0 × 1 0 ⁻⁷	Δk/k/°C
冷却材 "	- 5. 0 × 1 0 ⁻⁶	"
構造材 "	- 7. 0 × 1 0 ⁻⁶	"
β	5. 0 × 1 0 ⁻⁸	
∂T	2. 0 × 1 0 ⁻⁷	sec
スロースクラム条件 挿入速度	1 ℄/sec	
継続時間	1 0 0 秒	

中間熱交

有効長	2. 7 3 m
1 次側実効体積	1 9. 5 1 m ³
入口配管径	5 0. 8 cm
" 流 速	1. 7 5 m/sec
伝熱管本数	1 8 1 2
伝熱管内径	1. 9 8 cm
" 外 径	2. 2 2 cm
2 次側入口配管径	3 0. 5 cm
" 流 速	4. 7 3 m/sec

最終熱交

伝熱管本数	1 6 0
" 外 径	4. 2 7 cm

伝熱管厚	0.2 cm
" 有効長	4.8 m
ナトリウム流速	1.88 m/sec
空気 "	12.4 m/sec
" 体積流量	117.3 m ³ /sec
" 入口温度	30 °C
伝熱管ピッチ	8.6 cm
" 有効段数	4
" フィン高さ	1.6 cm
" フィン数/長	197 1/m
" " 厚	0.16 cm

混合部体積 (第1図と対応)

混合部 1	20	<i>m³</i>
2	0.895	
3	1.689	
4	0.902	
5	0.972	
6	0.204	
7	0.204	
8	0.512	
9	0.374	
10	24.5	
11	9.5	

配管長 (第1図と対応)

1	29	<i>m</i>
2	25.4	
3	33.9	
4	20.7	
5	39.3	
6	15.6	

(左右同値)

4. 計算結果

(1) 原子炉入口温度変による調整棒一斉挿入の場合

破断側の中間熱交では熱交換が行なわれないので、そのループの原子炉入口温度は配管による輸送遅れ、各部に於ける混合遅れを経て上昇する。いま、通常時 370°C に対し、 385°C まで上昇した場合、これを熱電対で検出し調整棒一斉挿入を行なうものとする。その遅れ時間は10秒とする。解析結果は第2図～第5図に示す通りであり、熱電対は破断事故後約44秒で 385°C を検出し、54秒後から100秒間調整棒一斉挿入が行なわれる。出力はその以前より少々低下するが、これは炉心入口ナトリウム温度が上昇し、全体的にナトリウム温度が上昇することによる負のフィードバックに起因する。燃料温度には上昇は見られない。炉心出口ナトリウム温度は入口温度上昇の影響を受けて上昇し、スクラム後は低下する。この間の温度上昇の最大値は 5.7°C であり、最高チャンネルでは 4.2°C である。炉心入口ナトリウム温度は破断側では原子炉出口ナトリウムが冷却されずに戻ってくるため、約40秒後から急速に上昇し、約 403°C に達する。その後、原子炉出口温度の僅かな上昇の影響を受けつ更に 1°C 程度上昇した後、スロースクラムの影響により低下する。破断側の中間熱交の入口温度は原子炉出口温度の上昇の影響が破断事故後85秒で最高 2.5°C の温度上昇となって現われる。中間熱交出口温度は熱除去が行なわれないため急激に上昇し、約40秒後には完全に初期の中間熱交入口温度の 435°C に達する。原子炉入口温度（混合プレナム前）もその影響で急激に上昇するが約35秒遅れる。非破断側（ループL）の応答は全般に穏やかで原子炉出口ナトリウム温度上昇の影響が相応の時間遅れと伝熱特性により現われるが数 $^{\circ}\text{C}$ 程度である。

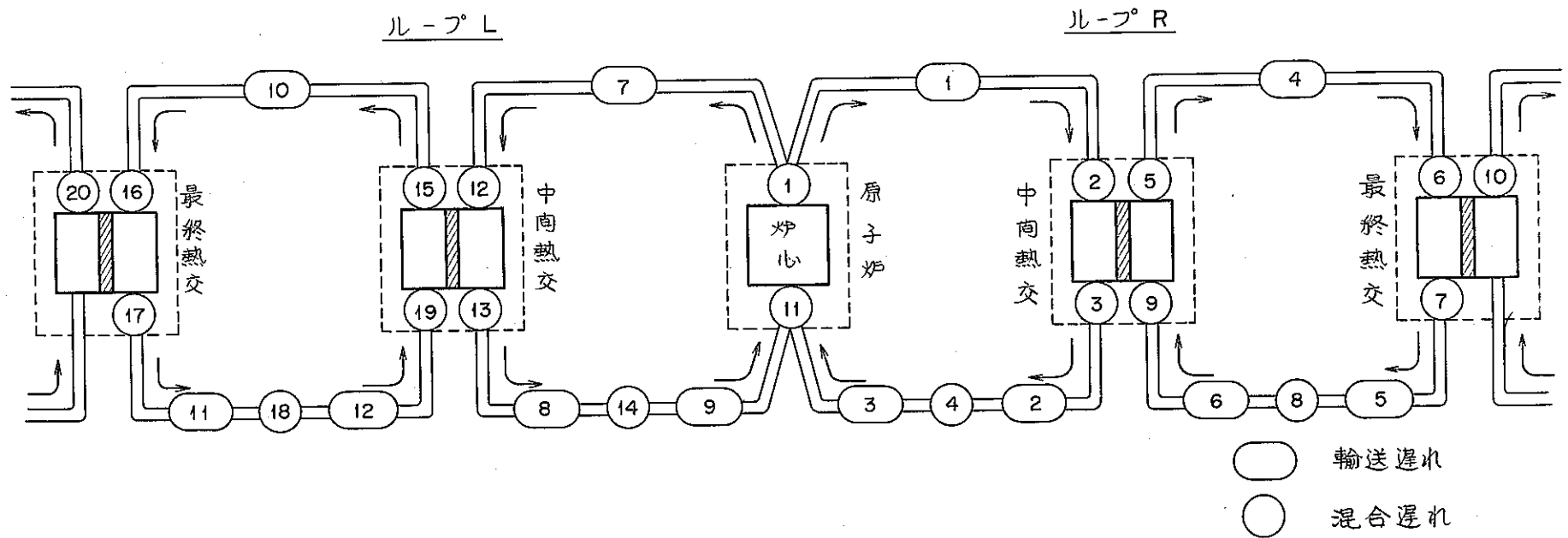
(2) 二次系流量低による調整棒一斉挿入の場合

二次系の流量をコールド・レグのポンプ出口において測定しているが、定格流量の80%以下となった場合には調整棒一斉挿入動作が行なわれる。いま、最悪の場合を想定して流量計の出口において破断事故が発生したと考えると、二次系の残留ナトリウム量がポンプによって汲み出されるまで流量計によるトリップが行なわれず相当スロースクラムが遅れることが考えられる。この間の時間は最大50.9秒と見積られ、流量計によるスクラム遅れ1秒と併せて51.9秒後にスロースクラムが開始する設定する。したがって、前記の原子炉入口温度高による場合よりも約2秒スロースクラムが早くなり、各部の過渡特性は第6図～第9図に示す如く前記の場合と極めて類似する。ただし、スロースクラムが少々早いため、温度の上昇は前記の場合よりも僅かに低い。炉心出口ナトリウム温度では 5.7°C に対し 3.9°C 、中間熱交入口温度では 2.5°C に対し 1.4°C である。

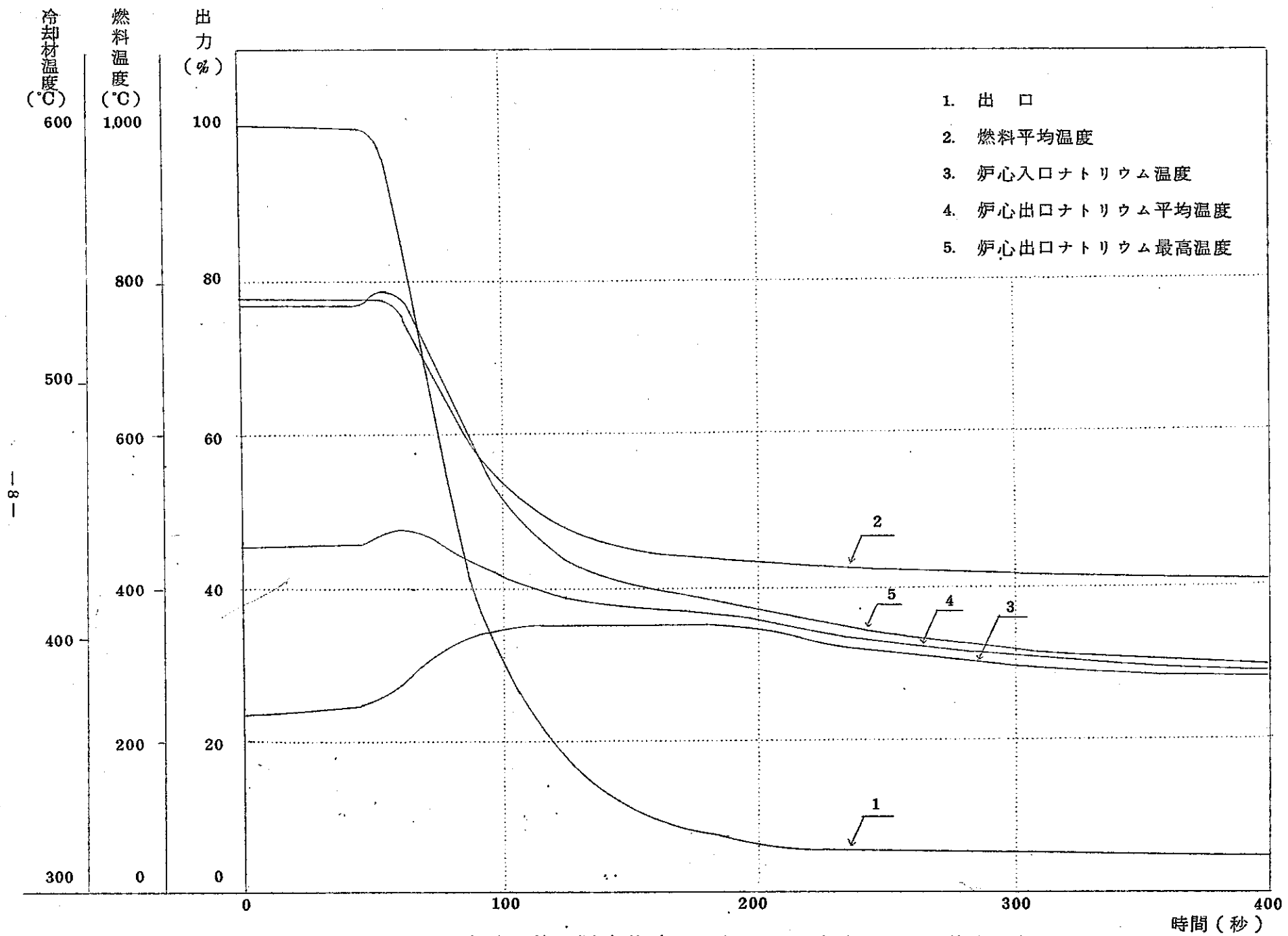
5. あとがき

1 ループの二次系配管破断事故について、二次系の流量低によるスロースクラム及び原子炉入口温度高によるスロースクラムの2ケースに関して解析を行なったが、その結果はほとんど変わらなかった。これは、原子炉入口温度の上昇に関して混合ブレナムの作用が大きく、温度上昇を穏やかにしているためで、単なる配管の輸送遅れのみを考慮した場合とが相異である。

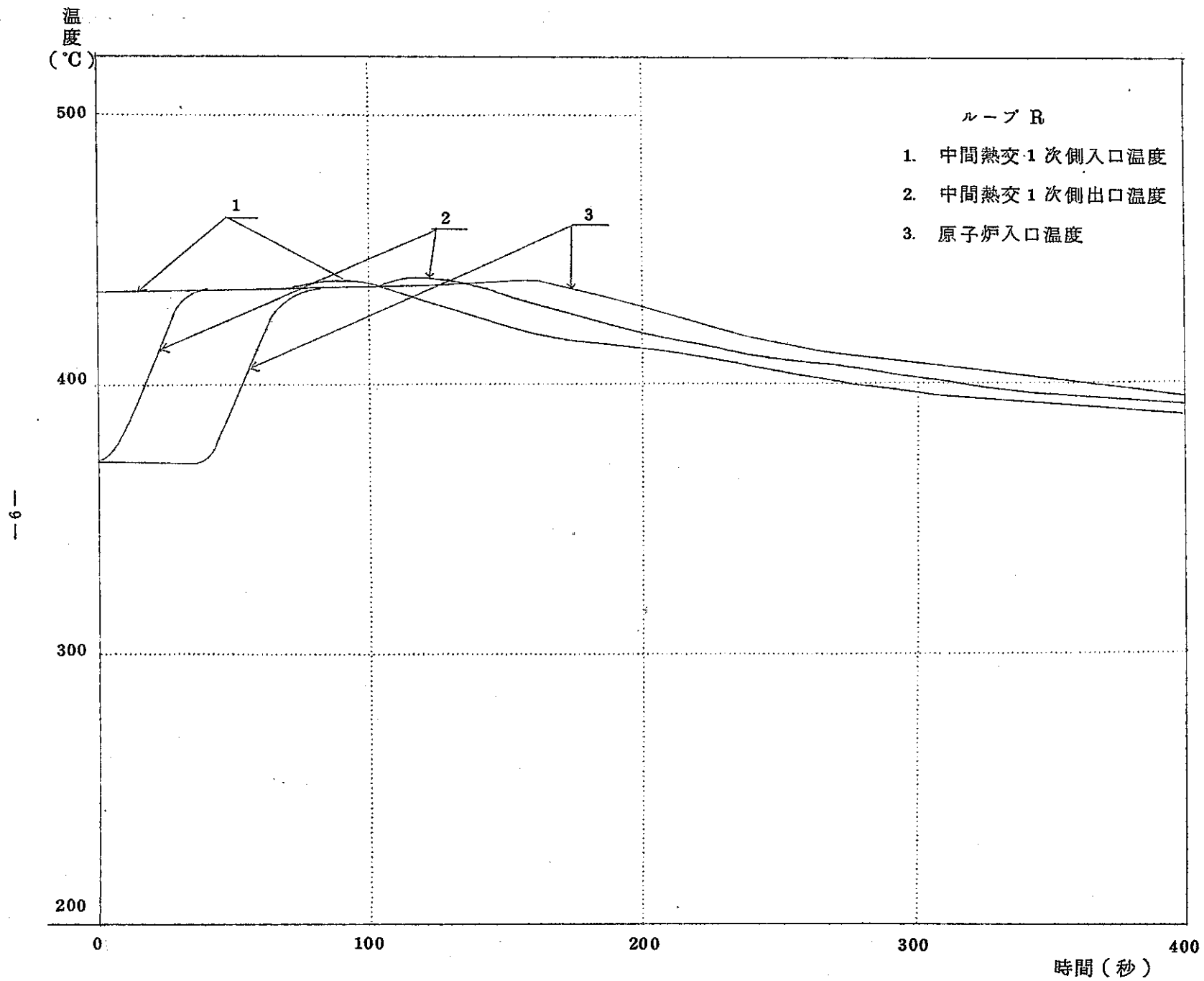
なお、出力、ベリオド、原子炉ナトリウム温度等によるスクラムはこの解析結果から作動しないことが知れる。



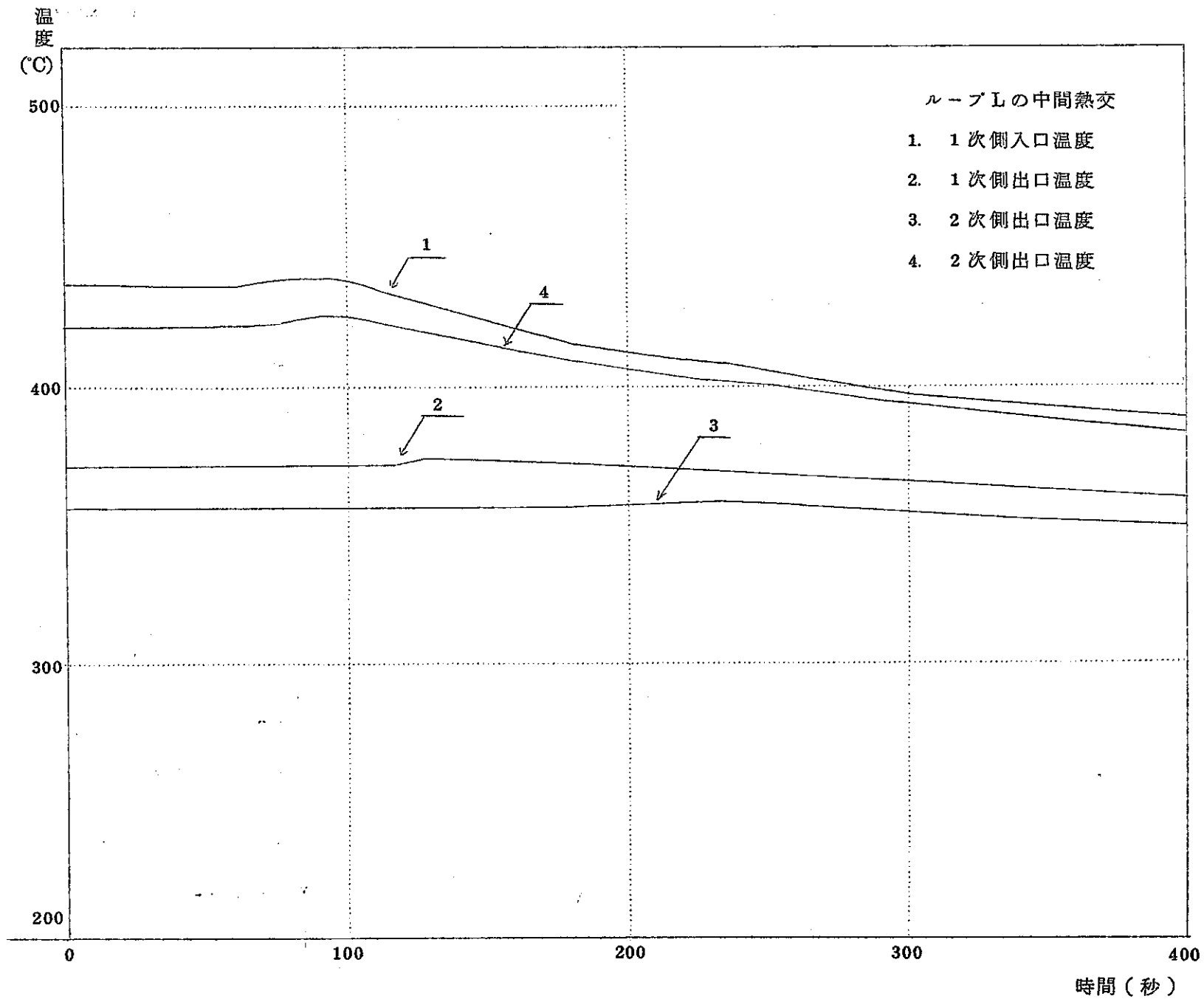
第1図 PLANT I コードシミュレーションモデル概略図



第 1.3.5 図 二次系配管破断事故。(原子炉入口温度高による調整棒一斉挿入, 1)

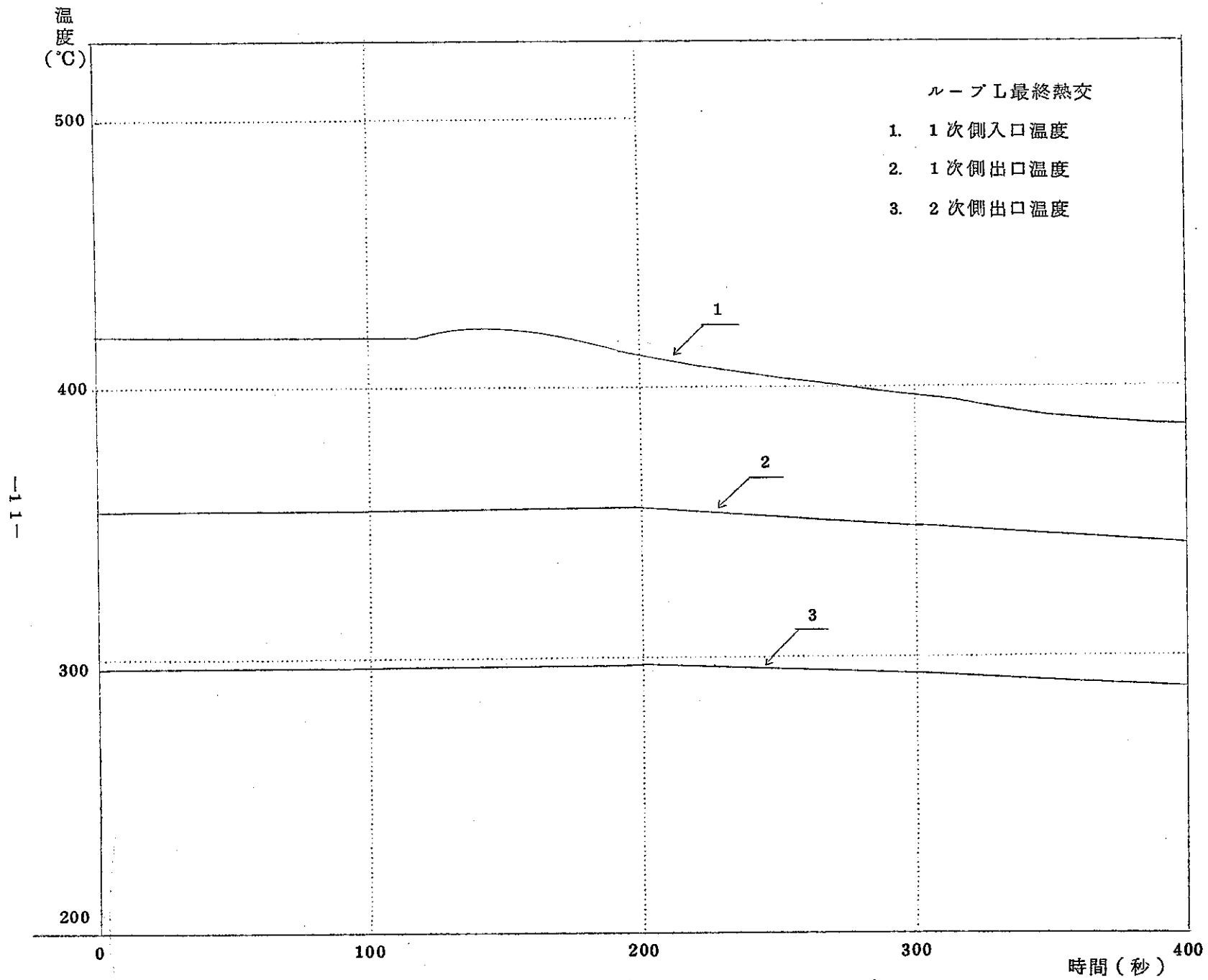


第 1.3.6 図 二次系配管破断事故 (" 2)

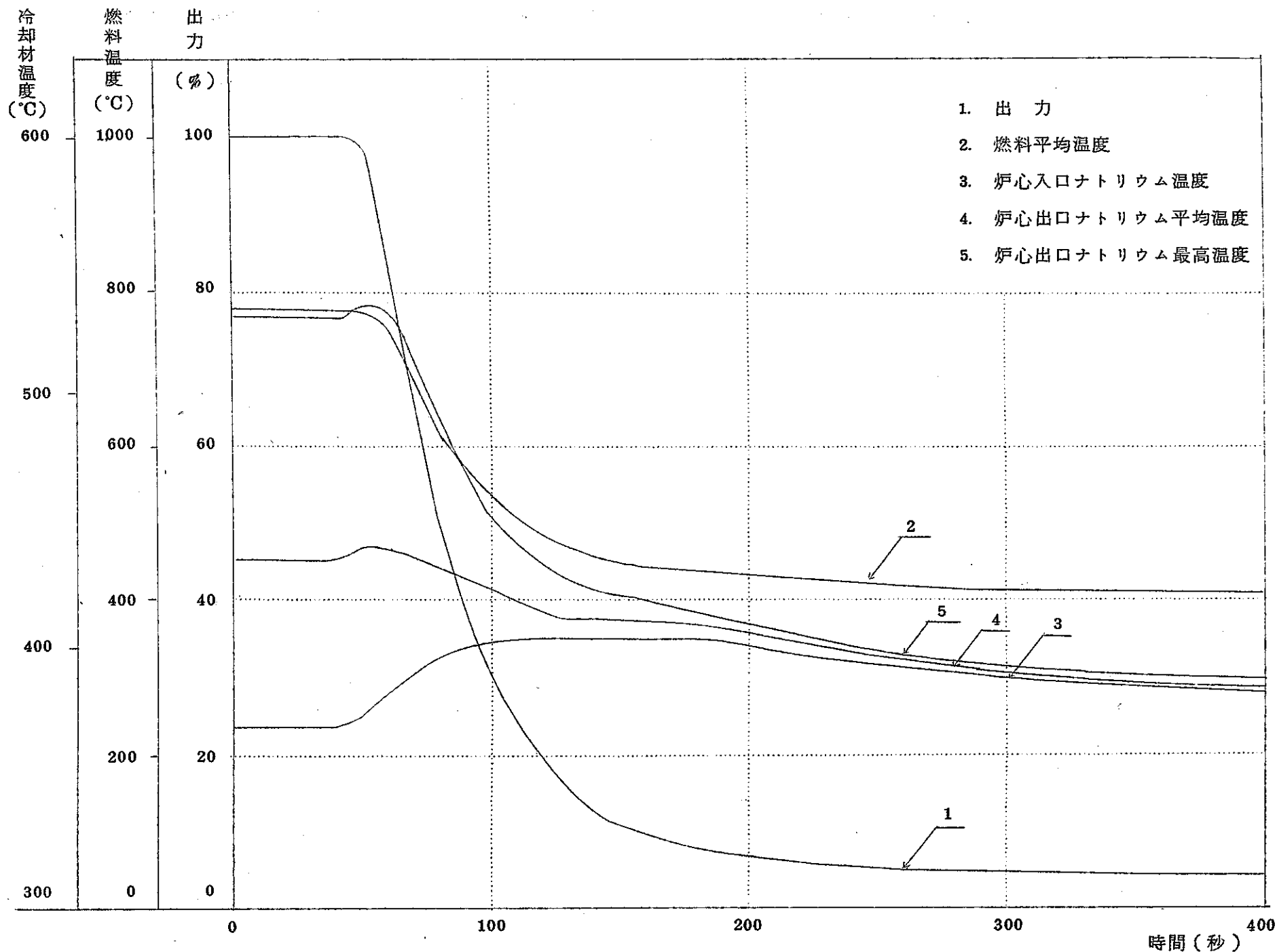


—10—

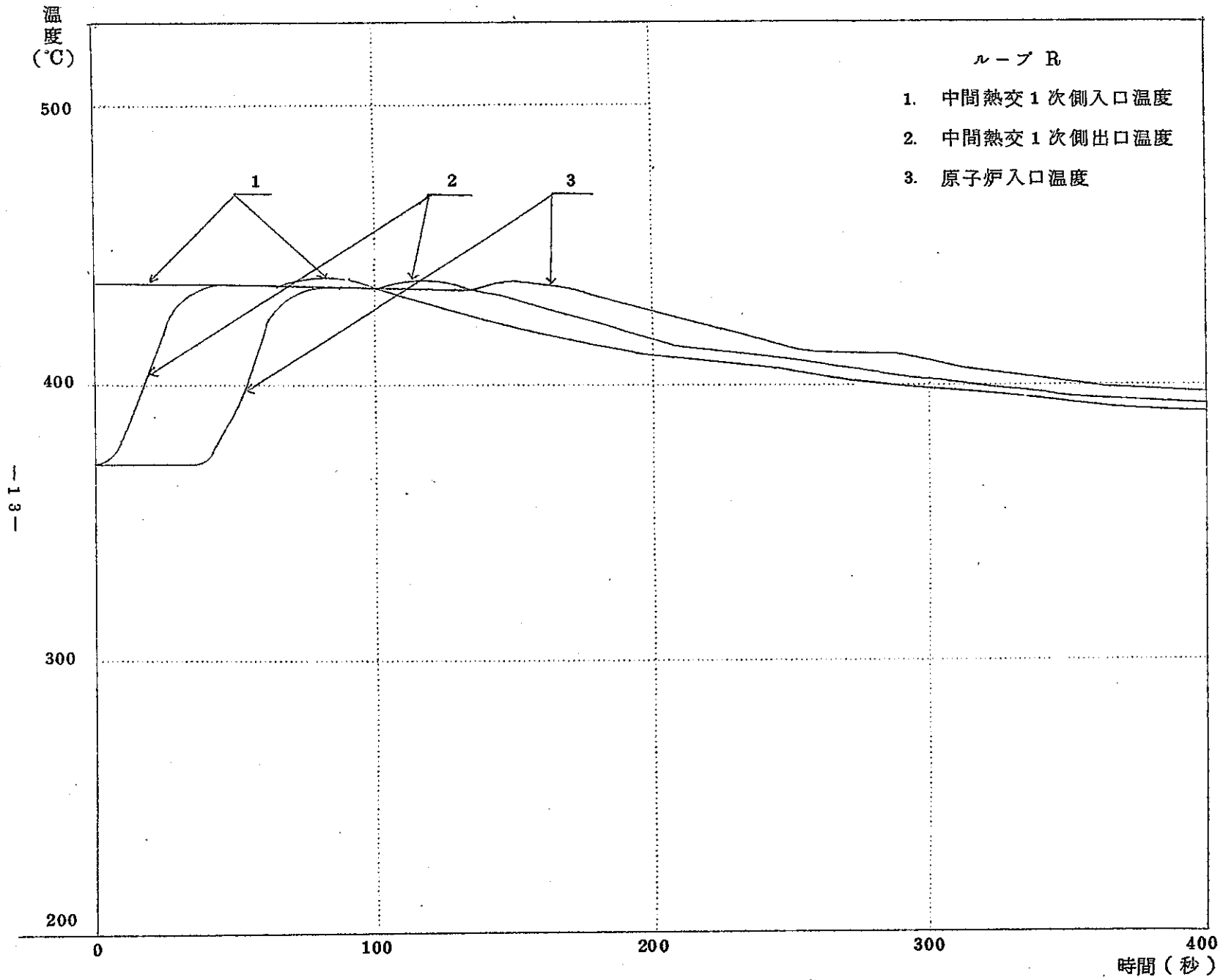
第 1. 3. 7 図 二次系配管破断事故 (" 3)



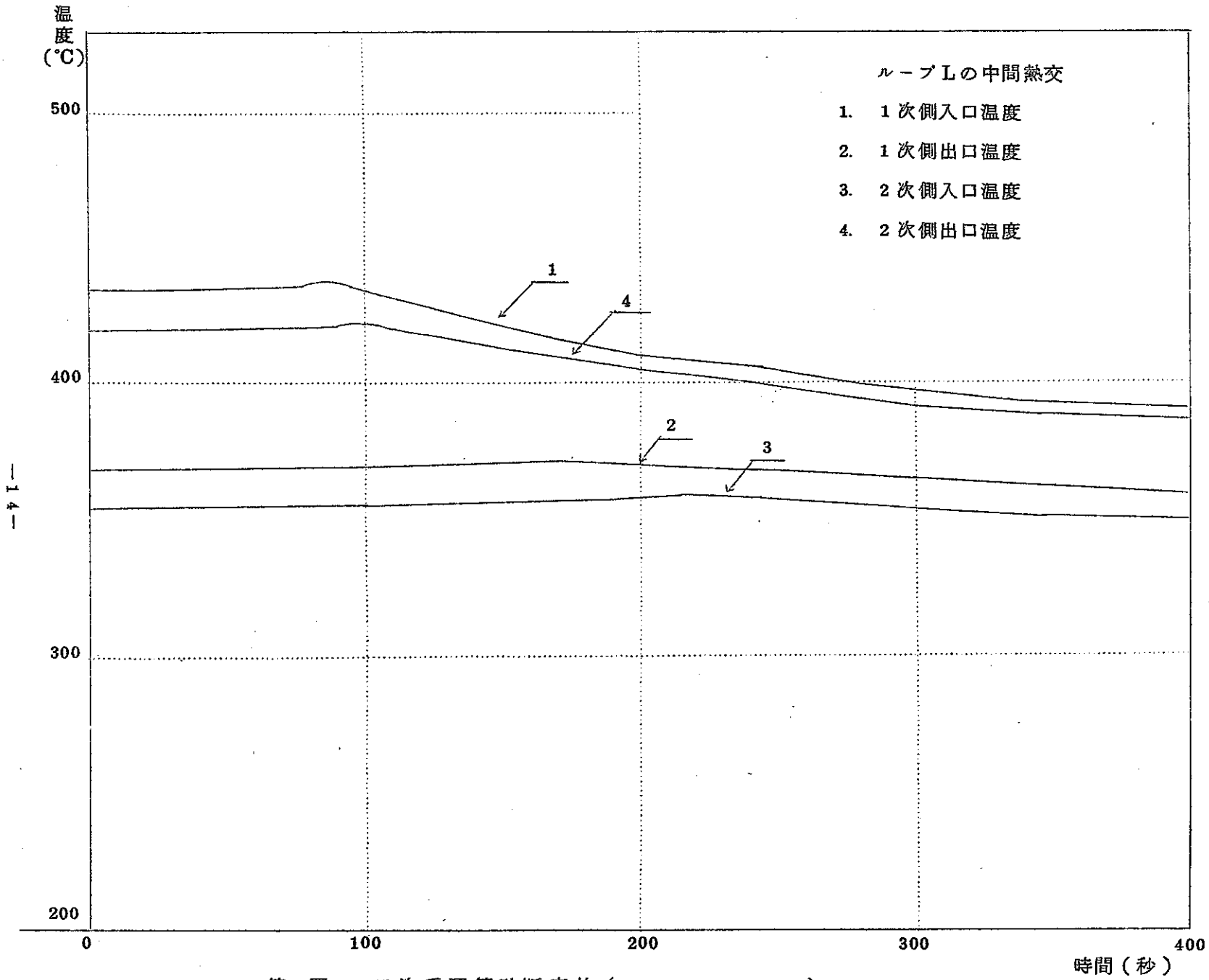
第 1.3.8 図 二次系配管破断事故 (" 4)



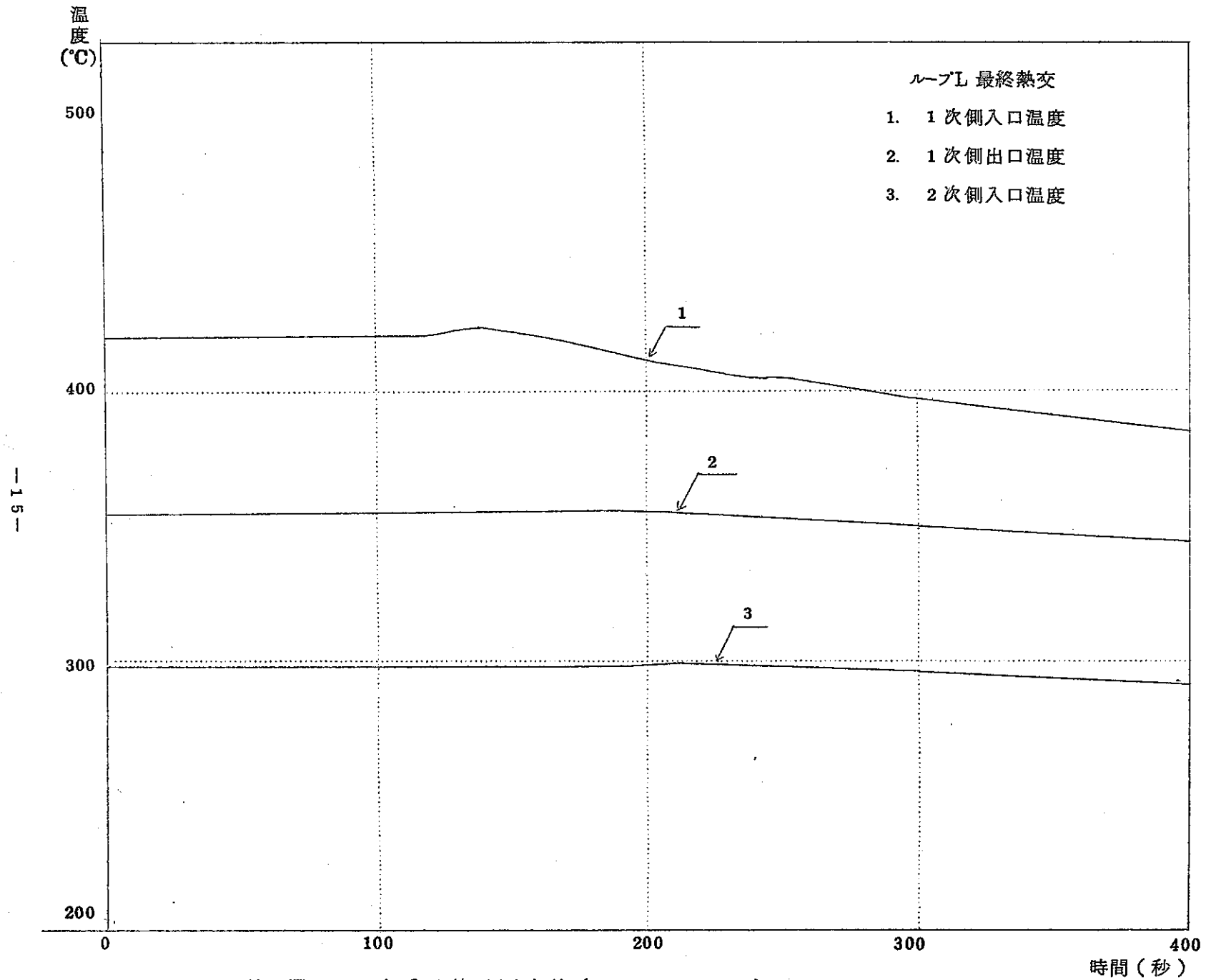
第6図 二次系配管破断事故 (二次系流量低による調整棒一斉挿入, 1)



第 7 図 二次系配管破断事故 (" 2)



第 8 図 二次系配管破断事故 (" 3)



第9図 二次系配管破断事故 (" 4)