

分置

平成4年度大型高速炉設計研究

— 60万kWe級プラントの熱過渡解析 —

1993年4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)

平成4年度大型高速炉設計研究

— 60万kWe級プラントの熱過渡解析 —

大滝 明*, 仲井 悟*, 田辺 裕美*

要 旨

平成4年度の大型高速炉設計研究の一環として、実証炉規模の60万kWe級プラントを対象に動特性解析を実施し、各種異常事象に伴う熱過渡特性を定量的に把握した。解析ケースは「もんじゅ」熱過渡解析における事象IIIおよび本プラント特有の水系再循環系故障の5事象を想定し、モジュール型汎用プラント動特性解析コードSuper-COPDを用いて解析を行った。また、「もんじゅ」熱過渡解析結果との照合により改善が必要な熱過渡について緩和策を検討・立案し、その有効性を解析的に確認した。各解析ケースにおける概要を以下に示す。

- 1) 1次主循環ポンプ軸固着では、事故ループの2次系ホットレグに ΔT 約145°Cのコールドショックが観測された。この温度落差は安全保護系の動作時間や2次系流量半減時間の短縮、ポンプモータ流量の見直し等により「もんじゅ」を下回る ΔT 約60°Cまで軽減できた。
- 2) 2次主循環ポンプ軸固着では「もんじゅ」と比較し有意な温度変化の相違がないことを確認した。
- 3) 主給水管破損および主蒸気管破損では、各配管破損から20分程度経過した後に2次系コールドレグ部が約435°Cと高温になることが判明した。これはホットレグ温度相当のナトリウムが補助冷却系(ACS)流量の約1.5倍の流量でSG出口から2次系コールドレグ配管に流れ込むために発生しており、SG側ナトリウム流量を5.75%から0.6%に変更した結果解消され、「もんじゅ」とほぼ同様の結果を得た。
- 4) 再循環系は原子炉トリップ時の熱過渡を緩和し、且つプラントの早期再起動を容易に行う目的で設けられている。この再循環系の故障を想定した解析では、故障ループのSG出口ナトリウムが給水温度相当まで低下し、プラント全体の温度が急速に低下する。この対策として「SG出口ナトリウム温度低」信号により故障ループのSG給水を遮断するシステムインターロックを講じることで急速な温度低下を回避できる見通しを得た。

*) 機器構造開発部 機器システム開発室

April 1993

Design Study on Large scale FBR**Plant Thermal Transient Analysis on 600MWe Class Plant in FY1992**

Akira Ohtaki, Satoru Nakai, Hiromi Tanabe

Abstract

A plant thermal transient analysis on 600MWe class plant in FY1992 was carried out. A module integrated plant dynamics analysis code Super-COPD was used for the analysis and five analysis cases were chosen to evaluate the plant dynamics characteristics. Four of cases were from Monju operation mode III and one was water/steam re-circulation system failure. A plant system to mitigate thermal transient were examined and evaluated.

Followings are summary of each case:

1) Primary main pump stick

A temperature drop of 145 deg occurred in intermediate heat transfer system(IHTS) cold leg. By decreasing the safety system operation time, secondary pump flow coast down time and secondary loop pony motor flow, the temperature drop was decreased to 60 deg that is smaller than that of Monju.

2) Secondary main pump stick

There were no significant differences between this plant and Monju.

3) Main steam and feed water pipe rupture

Twenty minutes after the rupture, a temperature rise to 435 deg in IHTS cold leg. This was caused by large sodium flow rate in steam generator so that hot leg temperature flew down through steam generator to the cold leg without heat exchange. This temperature raise was cleared by decreasing the sodium flow rate in the steam generator.

4) Water/steam re-circulation system failure

The objective of this system is to mitigate the thermal transient and shorten the plant restart. On the contrary, in case of failure, steam generator exit sodium temperature dropped rapidly to feed water temperature and also whole plant temperature decreased rapidly. The new interlock which cuts the feed water with a low signal of steam generator exit sodium temperature, can mitigate this temperature drop.

Systems and Components Development Section

平成4年度 大型高速炉設計研究
— 60万kWe級プラントの熱過渡解析 —

目次

1. はじめに	1
2. 解析体系	2
2.1 対象プラント	2
2.2 原子炉冷却系	2
2.3 水・蒸気系	3
2.4 基本運用方法	3
2.5 解析事象	4
3. 解析方法	11
3.1 コードの概要	11
3.2 計算体系	11
3.2.1 ナトリウム系流動計算	11
3.2.2 ナトリウム系熱計算	11
3.2.3 水・蒸気系流動計算	12
3.2.4 水・蒸気系熱計算	12
3.2.5 制御系および安全保護系	13
3.3 システム入力データ	13
3.4 計算結果出力点	14
4. 熱過渡解析	39
4.1 1次主冷却系循環ポンプ軸固着 (PPS)	39
4.1.1 PPSの概要	39
4.1.2 PPS解析条件	39
4.1.3 PPS解析結果	40
4.2 2次主冷却系循環ポンプ軸固着 (SPS)	42
4.2.1 SPSの概要	42
4.2.2 SPS解析条件	42
4.2.3 SPS解析結果	43

4.3 主給水管破損事故 (WPR)	43
4.3.1 WPRの概要	43
4.3.2 WPR解析条件	44
4.3.3 WPR解析結果	45
4.4 主蒸気管破損事故 (SPR)	46
4.4.1 SPRの概要	46
4.4.2 SPR解析条件	46
4.4.3 SPR解析結果	47
4.5 再循環系故障 (RT)	48
4.5.1 RTの概要	48
4.5.2 RT解析条件	48
4.5.3 RT解析結果	49
4.6 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較	51
4.7 解析結果の整理	52
5. 考察 (熱過渡緩和策の検討)	90
5.1 検討方針	90
5.2 誘発原因と対応策	91
5.3 熱過渡緩和の試行結果	92
5.3.1 2次主冷却系運用の改訂	92
5.3.2 RTの低温防止対策	94
6. おわりに	109
謝辞	112
参考文献	113

図表リスト

〔 表 〕

表2.1	プラント主要目	5
表2.2	設計変更前後の主冷却系配管長	2
表2.3	蒸気発生器主要目	6
表3.1	計算モジュール一覧	15
表3.2	平衡サイクル末期崩壊熱（定格出力に対する割合）	16
表3.3	定格出力時ヒートバランス	17
表3.4	水・蒸気系機器配管暫定仕様	18
表4.7	熱過渡解析結果の整理	89

〔 図 〕

図2.1	プラント基本構成概念図	7
図2.2	中間熱交換器構造図	8
図2.3	蒸気発生器構造図	9
図2.4	水・蒸気系構成概念図	10
図3.1	1次系／2次系流動計算モジュール構成図	19
図3.2(1/3)	ナトリウム系熱計算モジュール構成図（Aループ）	20
図3.2(2/3)	ナトリウム系熱計算モジュール構成図（Bループ）	21
図3.2(2/3)	ナトリウム系熱計算モジュール構成図（Cループ）	22
図3.3	水／蒸気系流動計算基本体系	23
図3.4	水／蒸気系流動計算基本体系（主蒸気配管破損事象解析体系）	24
図3.5(1/3)	水／蒸気系熱計算体系（Aループ）	25
図3.5(2/3)	水／蒸気系熱計算体系（Bループ）	26
図3.5(3/3)	水／蒸気系熱計算体系（Cループ）	27
図3.6(1/3)	水／蒸気系熱計算体系（主蒸気配管破損事象解析体系、Aループ）	28
図3.6(2/3)	水／蒸気系熱計算体系（主蒸気配管破損事象解析体系、Bループ）	29
図3.6(3/3)	水／蒸気系熱計算体系（主蒸気配管破損事象解析体系、Cループ）	30
図3.7(1/3)	空気冷却器出口ナトリウム止弁制御回路モデル図（Aループ）	31
図3.7(2/3)	空気冷却器出口ナトリウム止弁制御回路モデル図（Bループ）	32

図3.7(3/3) 空気冷却器出口ナトリウム止弁制御回路モデル図 (Cループ)	33
図3.8 空気冷却器出口ナトリウム温度制御回路モデル図 (崩壊熱除去運転時)	34
図3.9(1/2) 空気冷却器制御モード切替シーケンス回路 (その1)	35
図3.9(2/2) 空気冷却器制御モード切替シーケンス回路 (その2)	36
図3.10 60万KWe大型FBRプラント安全保護系モデル図	37
図3.11 計算結果出力点	38
図4.1.1 1次主冷却系循環ポンプ軸固着事象推移シーケンス	53
図4.1.2 1次系冷却材駆動源ヘッド境界条件 (PPS解析)	54
図4.1.3 2次系冷却材駆動源ヘッド境界条件 (PPS解析)	55
図4.1.4 給水流量境界条件 (PPS解析)	56
図4.1.5(1/2) PPS流動計算結果 (事故ループ)	57
図4.1.5(2/2) PPS流動計算結果 (健全ループ)	58
図4.1.6(1/2) PPS冷却系温度応答 (事故ループ)	59
図4.1.6(2/2) PPS冷却系温度応答 (健全ループ)	60
図4.2.1 2次主冷却系循環ポンプ軸固着事象推移シーケンス	61
図4.2.2 1次系冷却材駆動源ヘッド境界条件 (SPS解析)	62
図4.2.3 2次系冷却材駆動源ヘッド境界条件 (SPS解析)	63
図4.2.4 給水流量境界条件 (SPS解析)	64
図4.2.5(1/2) SPS流動計算結果 (事故ループ)	65
図4.2.5(2/2) SPS流動計算結果 (健全ループ)	66
図4.2.6(1/2) SPS冷却系温度応答 (事故ループ)	67
図4.2.6(2/2) SPS冷却系温度応答 (健全ループ)	68
図4.3.1 1次系/2次系冷却材駆動源ヘッド境界条件 (WPR解析)	69
図4.3.2(1/2) WPR流動計算結果 (事故ループ)	70
図4.3.2(2/2) WPR流動計算結果 (健全ループ)	71
図4.3.3(1/2) WPR冷却系温度応答 (事故ループ)	72
図4.3.3(2/2) WPR冷却系温度応答 (健全ループ)	73
図4.4.1 給水流量境界条件 (SPR解析)	74
図4.4.2 1次系/2次系冷却材駆動源ヘッド境界条件 (SPR解析)	75
図4.4.3 SPR流動計算結果 (代表Aループ)	76
図4.4.4 SPR冷却系温度応答 (代表Aループ)	77
図4.5.1(1/2) RT流動計算結果 (事故ループ)	78

図4.5.1(2/2) R T流動計算結果(健全ループ)	79
図4.5.2(1/2) R T冷却系温度応答(事故ループ)	80
図4.5.2(2/2) R T冷却系温度応答(健全ループ)	81
図4.6.1 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較(PPS:事故ループIHX2次側)	82
図4.6.2 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較(PPS:事故ループIHX1次側)	82
図4.6.3 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較(PPS:健全ループIHX2次側)	83
図4.6.4 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較(PPS:健全ループIHX1次側)	83
図4.6.5 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較(SPS:事故ループIHX2次側)	84
図4.6.6 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較(SPS:事故ループIHX1次側)	84
図4.6.7 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較(SPS:健全ループIHX2次側)	85
図4.6.8 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較(SPS:健全ループIHX1次側)	85
図4.6.9 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較(WPR:事故ループIHX2次側)	86
図4.6.10 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較(WPR:事故ループIHX1次側)	86
図4.6.11 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較(WPR:健全ループIHX2次側)	87
図4.6.12 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較(WPR:健全ループIHX1次側)	87
図4.6.13 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較(SPR:IHX2次側)	88
図4.6.14 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較(SPR:IHX1次側)	88
図5.3.1 運転モードとSG入口ナトリウム流量の対応	96
図5.3.2 崩壊熱除去運転移行シーケンス	97
図5.3.3(1/2)熱過渡緩和策の試行結果その1(PPS:IHX2次側)	98
図5.3.3(2/2)熱過渡緩和策の試行結果その1(PPS:SGナトリウム側)	99
図5.3.4(1/4)熱過渡緩和策の試行結果その2(SPR:SGナトリウム側)	100
図5.3.4(2/4)熱過渡緩和策の試行結果その2(SPR:IHX2次側)	101
図5.3.4(3/4)熱過渡緩和策の試行結果その2(SPR:IHX1次側)	102
図5.3.4(4/4)熱過渡緩和策の試行結果その2(SPR:炉心出入口)	103
図5.3.5 系統運用改訂後の大型炉と「もんじゅ」のIHX2次側応答	104
図5.3.6(1/4)熱過渡緩和策の試行結果その3(RT:SGナトリウム側)	105
図5.3.6(2/4)熱過渡緩和策の試行結果その3(RT:IHX2次側)	106
図5.3.6(3/4)熱過渡緩和策の試行結果その3(RT:IHX1次側)	107
図5.3.6(4/4)熱過渡緩和策の試行結果その3(RT:炉心出入口)	108

1. はじめに

平成4年度の大型高速炉設計研究では、建設主体が進める実証炉設計を支援する目的で、実用炉への展望を見通したプラント概念の構築にむけて実証炉規模の60万KWe級プラントおよび実用炉規模の130万KWe級プラントを対象とする研究が展開された。

本設計研究の特徴は、建設費の低減を最優先課題とし、設備・機器の仕様選定において小型化および簡素化を積極的に採用していることである。機器の小型化や簡素化を指向した場合、一般的に冷却材の過渡温度変化（熱過渡）条件が厳しくなる傾向がある。特に高速炉の機器設計では、運転性能の充足と共に高度な安全性が要求されることから、前述の熱過渡に起因した熱応力に対する構造健全性の成立を見通すことが重要となる。また、構造健全性の成立は機器設計の充足条件と同時に、本設計研究で最優先課題としている建設費低減の実現性を判断する重要な目安でもある。したがって、プラント設計仕様や運転事象、系統運用方法等に依存する冷却材の熱過渡特性を適切に予測し、構造健全性評価に反映する必要がある。

一方、積極的に構造健全性の成立を図る対策も必要である。その有力な方策として、系統運用の改善による熱過渡の緩和は、高温強度に優れた構造材料や耐力をもつ構造形状の採用と共に効果が期待できる対策の一つである。系統運用の検討では、熱過渡の規模と熱応力の定量的関係が定め難い現状においては、「もんじゅ」熱過渡条件を暫定的な制限条件とすることが妥当と考える。

本報では、60万KWe級高速炉プラントを対象として、「もんじゅ」の運転状態Ⅲに該当する代表事象を想定したプラント全系の動特性解析を実施し、構造健全性評価に反映する熱過渡特性を定量的に把握した。また、熱過渡緩和を目的とする系統運用の最適化を図り、その有効性を解析的に評価した。

なお、本件は平成4年度の大型高速炉設計研究の一環として実施した成果をまとめたものである。

2. 解析体系

2.1 対象プラント

本報での解析対象は、技術開発部プラント工学室が中心となって検討した「平成3年度大型高速炉設計研究」⁽¹⁾のプラント体系である。本プラントは、混合酸化物燃料を使用する原子炉容器上部流出入配管方式のループ型高速増殖炉であり、電気出力が約60万KW（熱出力160万KW）クラスのものである。熱輸送系は1次系および2次系、水・蒸気系が各々3系統で構成されており、2次系には中間系分岐型補助炉心冷却系（IRACS）を、水・蒸気系には再循環システムを備えている。本プラントの基本仕様を表2.1に、基本系統を図2.1に示す。なお、詳細は前出の成果報告書に記載されており、次項では平成3年度における主な設計変更の概要を示す。

2.2 原子炉冷却系

1次系と2次系では、主冷却系配管の引廻し構造および配管長が見直され、中間熱交換器（IHX）と蒸気発生器（SG）については設計仕様の具体化が図られた。各変更内容は、以下の通り。

(1) 主冷却系配管長

平成2年度暫定値⁽²⁾と平成3年度設計値を表2.2に示す。

表2.2 設計変更前後の主冷却系配管長

対象範囲		平成2年度 暫定値(m)	平成3年度 設計値(m)
1次系	H/L	13.5	11.9
	X/L	16.0	14.3
	C/L	32.0	31.6
2次系	H/L	25.0	34.5
	X/L	17.0	24.5
	C/L	20.0	24.5
備考	H/L：ホットレグ配管 X/L：クロスオーバーレグ配管 C/L：コールドレグ配管		

(2) IHX

IHXは平成2年度までの基本仕様と同様に、管内1次/管外2次の縦置無液面型シェル・アンド・チューブ方式を採用している。平成3年度では、大幅な形状変更はないが、上部プレナム整流構造やサポート構造等の詳細化が図られたことにより、IHX全体の設計仕様が具体化した。また、伝熱部の仕様についても最適化が施され、その結果として伝熱管本数が5250本から4920本に、伝面裕度が約10%から約5%程度に各々変更になった。

なお、平成3年度版のIHX構造を図2.2に示す。

(3) SG

SGは、伝熱管にMod.9Cr-1Mo鋼を用いた一体貫流型ヘリカルコイル型で、ナトリウムノズルを上部鏡板に集約した上部流出入構造を基本仕様としている。平成3年度の検討では、従来の無液面型から、胴を約6m上部に延ばし約40m³のカバーガス空間を設けた有液面型に変更となった。また、この変更により胴およびプレナム等の各部寸法が見直された。

SGの全体構造を図2.3に、設計主要目を表2.3に示す。

2.3 水・蒸気系

水・蒸気系の系統構成を図2.4に示す。本系統の特徴は、プラント・トリップ後の熱過渡緩和および早期再起動を図るため、最新火力発電プラントで実績をもつ再循環システムを採用していることである。本システムは気水分離器(W S)と同ドレンタンク(W S D T)、再循環ポンプ(R C P)等で構成され、プラント・トリップ時にSGから発生する二相流をW Sで分離し、その飽和水(154atg, 約343℃)をW S D Tにドレンした後にR C PでSG給水側へ戻して熱回収するシステムである。本システムによりトリップ後もSG低負荷運転が容易に行え、さらに高温待機状態あるいは低温停止状態から出力運転への円滑な移行が可能となる。

2.4 基本運用方法

再循環システムの導入により、2次主冷却系循環ポンプトリップ後のポニーモータ運転流量およびSG給水流量の計画値が変更になった。

トリップ後の2次系ポニーモータ運転流量は、平成2年度の暫定値4.35%から1次系と同様に9.5%とし、その内訳についてはI R A C Sは従来通り3.75%、SG側ナトリウム流量は0.6%から5.75%に増大を計っている。なお、流量半減時間は、従来の暫定値6.2秒のままである。一方、再循環システムを運用する際のSG給水流量は、原子炉停止後20秒で41%流量まで低下し、その後41%一定流量を計画している。

2.5 解析事象

本報での解析事象は、プラント工学室の指定に基づいて選定した。主な解析事象は、前章で既述した通り「もんじゅ」熱過渡解析で運転事象Ⅲに分類された事象群から、以下の代表事象を選択した。

1) ループ間非対象運転事象

- ① 1次主冷却系循環ポンプ軸固着（略称：PPS）
- ② 2次主冷却系循環ポンプ軸固着（略称：SPS）

2) ループ間対象運転事象

- ① 主給水管破損（略称：WPR）
- ② 主蒸気管破損（略称：SPR）

また、本プラント特有の運転事象として、再循環システム内のポンプやバルブ、計測器の故障あるいは誤作動がもたらすコールドショックを想定した再循環システム故障（略：RT）も解析対象とした。

表2.1 プラント主要目

項目	仕様	備考
原子炉出力	熱出力 160万kWt 電気出力 約60万kWe	実用炉出力規模： 60～150万kWe
炉型	ループ型、3ループ (原子炉容器上部流出入配管方式)	
原子炉出口温度	530℃ 蒸気条件：483℃、154kg/cm ²	
炉心	均質炉心、混合酸化物中空燃料 燃焼度(取出平均)：約9万MWd/t 材料：改良オーステナイト鋼(PNC1520)	ラッパ管材料としてフェライト鋼(PNC-FMS)をバックアップとする。
運転期間	12ヵ月/サイクル プラント寿命 40年	
増殖比	約1.20 / 約1.05(基底増殖)	基底増殖炉心は径ブランケットなし
原子炉容器	材料：SUS316LCN鋼 炉壁保護：起動時液位変動抑制システム+熱遮蔽板	
炉心上部機構	単円筒型 燃料交換時引抜き	炉容器径の縮小、基本構造の単純化、サーマル ストライビング対策構造の簡素化
1次主循環ポンプ	単段片吸込み、コールドレグ	
中間熱交換器	管内1次/管外2次、無液面	
1次冷却材漏洩事故対策	長円形ガードベッセル (内部に充填材設置)	単純形状化
蒸気発生器	一体貫流ヘリカルコイル型 伝熱管材料：改良9Cr-1Mo鋼	
原子炉停止機構	主炉停止系、 後備炉停止系	(SASSの有効性検討)
崩壊熱除去系	補助炉心冷却系(IRACS)	
燃料取扱設備	可変アームバンタグラフ、フィン付ポット、 インセルクレーン	UIS引き抜き方式と整合する設備の簡素化
使用済燃料貯蔵設備 (減衰待ち貯蔵)	空冷保持筒内貯蔵 (通常時強制通風、事故時自然通風)	搬出待ち貯蔵の分離、 冷却の信頼性確保
原子炉格納施設	構成簡型アニュラス付 (下部補助建屋埋込み一体型)	二重格納施設を形成
耐震設計	「もんじゅ」サイト条件 深く埋没した耐震建屋	高地震地帯設置可能

表 2. 3 蒸気発生器主要目

項目		単位	仕様	
方式		-	一体貫流方式ヘリカルコイル型	
基数 (1 ループ当り)		基	1	
交換熱量 (1 ループ当り)		MWt	533.3	
定 格	圧力	ナトリウム側	kg/cm ²	—
		水・蒸気側	kg/cm ²	162 (蒸気出口)
運 転	温度	ナトリウム側	°C	505 / 325
		水・蒸気側	°C	240 / 488
条 件	流量	ナトリウム側	t/h	8355
		水・蒸気側	t/h	865
構 造 主 要 目	伝熱管材質		-	Mod. 9Cr-1Mo
	伝熱管外径/肉厚		mm	31.8 / 3.5
	伝熱管本数		本	361
	コイル径 (最外層)		mm	2.8
	有効伝熱面積		m ²	3505
	有効伝熱部高さ		m	14.7

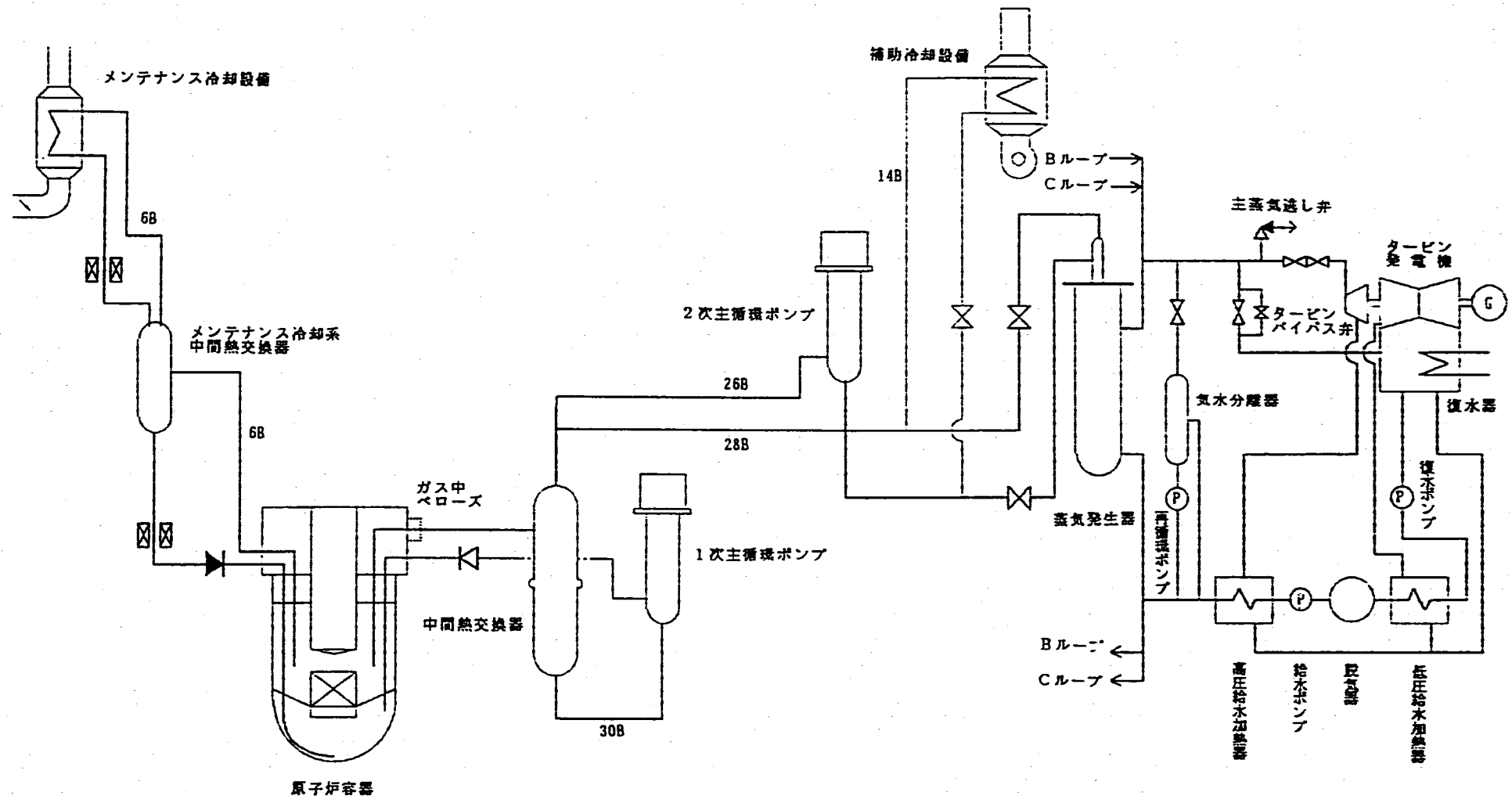


図 2. 1 プラント基本構成概念図

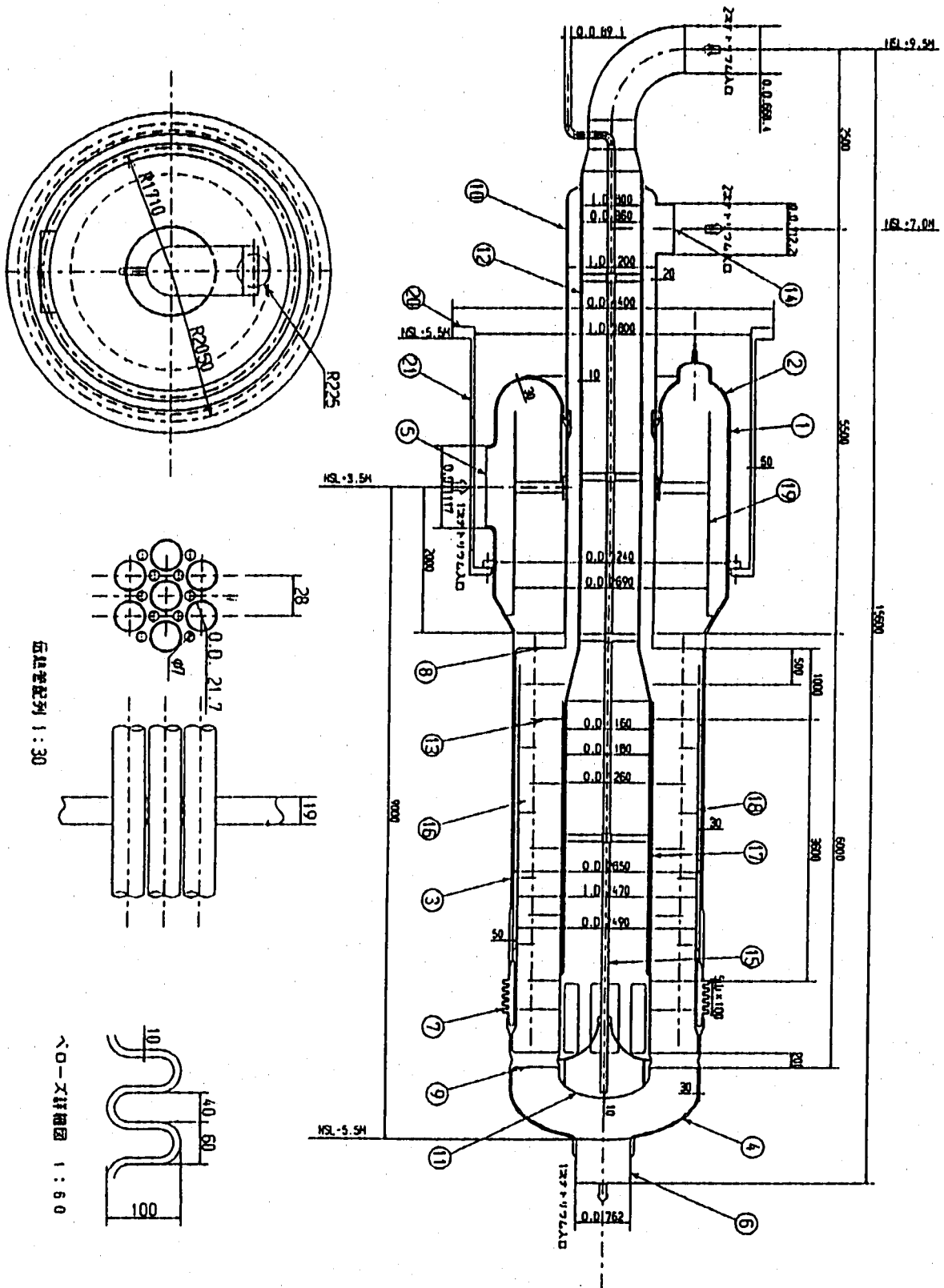
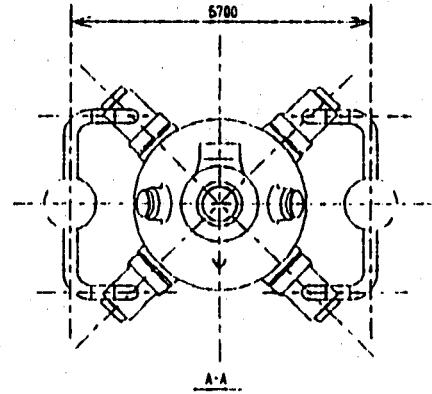
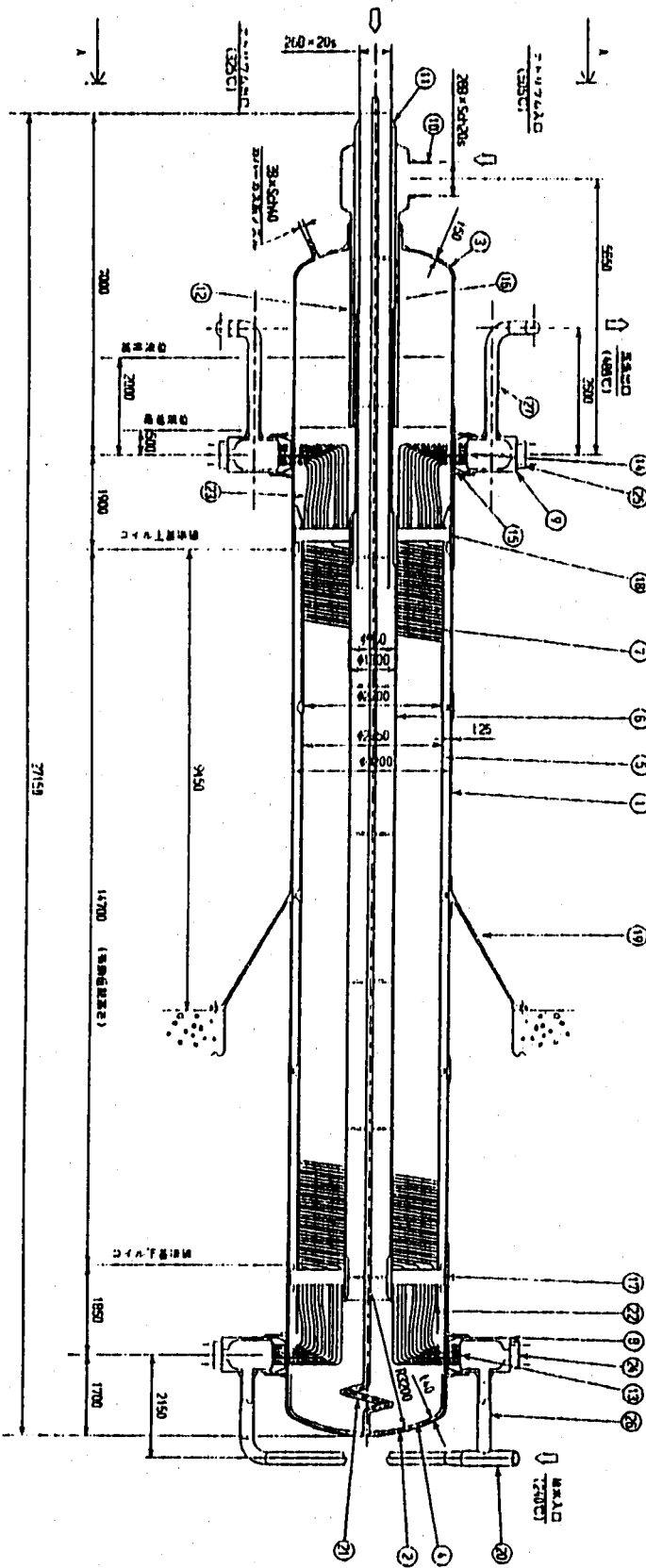


図 2. 2 中間熱交換器構造図



主要部品一覧				
番号	名称	数量	材質	備考
1	本体胴	1	Mod. DCr-1Mo	
2	下部巻板	1	Mod. DCr-1Mo	
3	上部巻板	1	Mod. DCr-1Mo	
4	ライナ	1	Mod. DCr-1Mo	
5	シュラウド	1	Mod. DCr-1Mo	
6	内筒	1	Mod. DCr-1Mo	
7	伝熱管 (コイル部)	361	Mod. DCr-1Mo	φ31.8×13.5
8	給水入口ヘッダ	4	Mod. DCr-1Mo	
9	蒸気出口ヘッダ	4	Mod. DCr-1Mo	
10	ナトリウム入口管台	1	316FR	288×Sch20s
11	ナトリウム出口管台	1	316FR	260×Sch20s
12	ナトリウム入口分配構造	1	316FR	
13	給水入口管板	4	Mod. DCr-1Mo	
14	蒸気出口管板	4	Mod. DCr-1Mo	
15	船室巻板	8式	SUS304	
16	ナトリウム上昇管	1	316FR	260×Sch20s
17	内筒構造下部支持梁	8	Mod. DCr-1Mo	
18	内筒構造上部支持梁	8	Mod. DCr-1Mo	
19	本体支持スカート	1	Mod. DCr-1Mo	
20	給水入口パイプヘッダ	1式	Mod. DCr-1Mo	12B×Sch160
21	蒸気出口パイプヘッダ	1式	Mod. DCr-1Mo	12B×Sch160
22	伝熱管入口連結管	361	Mod. DCr-1Mo	
23	伝熱管出口連結管	361	Mod. DCr-1Mo	
24	給水入口閉止蓋	4	Mod. DCr-1Mo	
25	蒸気出口閉止蓋	4	Mod. DCr-1Mo	
26	給水入口連結管	4	Mod. DCr-1Mo	12B×Sch160
27	蒸気出口連結管	4	Mod. DCr-1Mo	12B×Sch160
28	蒸気出口管台	2	Mod. DCr-1Mo	200×Sch40

図 2. 3 蒸気発生器構造図

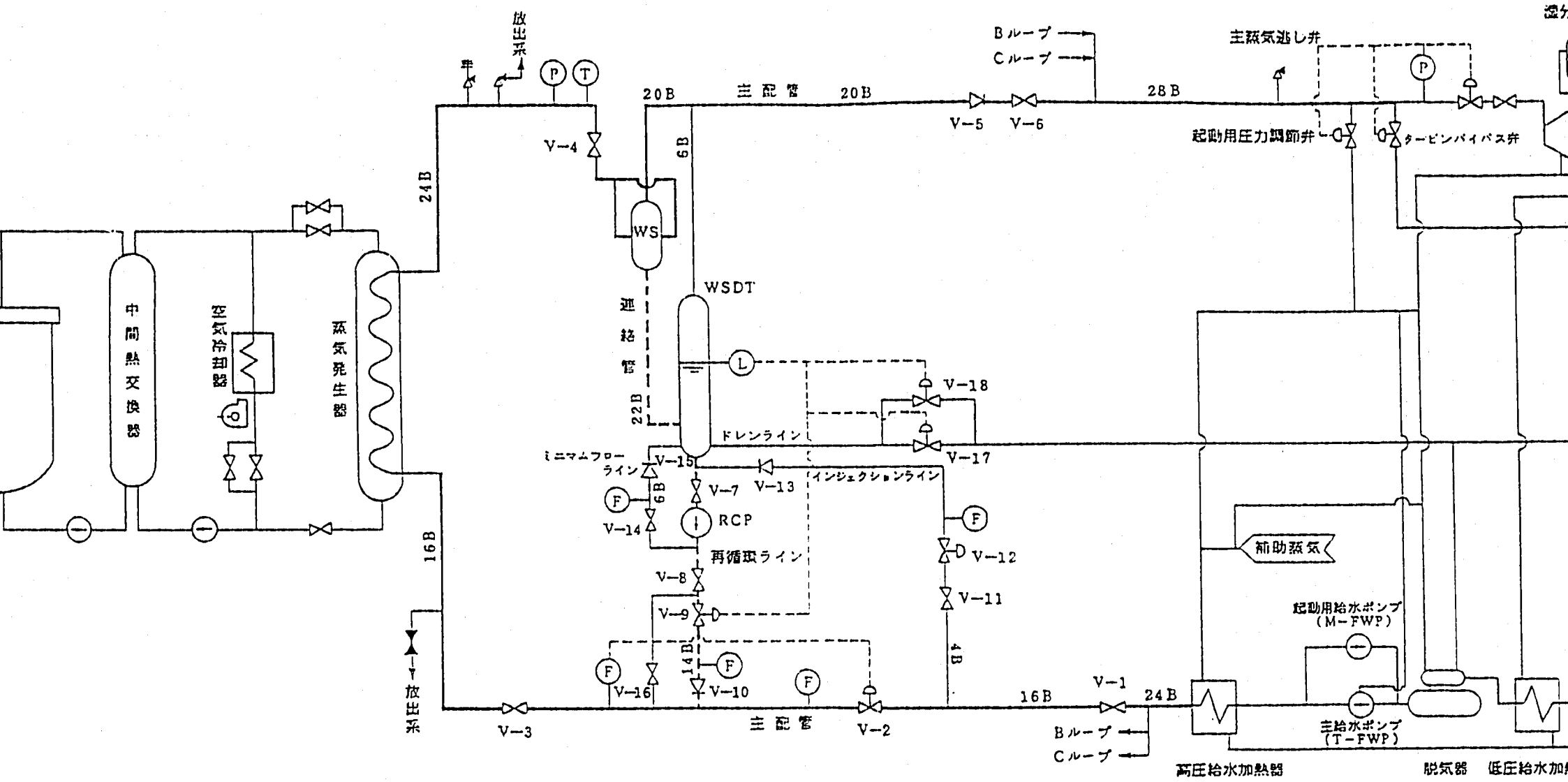


図 2. 4 水・蒸気系構成概念図

3. 解析方法

3.1 コードの概要

解析に使用した計算コードは、機器システム開発室が開発しているモジュール型汎用プラント動特性解析コードSuper-COPD^(3,4,5,6)である。本コードは、FBR原型炉「もんじゅ」用に開発したプラント動特性解析コードCOPDを基に、計算モデルのモジュール構造化および熱流動計算モデルの汎用化を施して種々のプラント概念への適用を図っている。本コードでは、各種計算モデルはそれぞれ独立した小コードとして機能する計算モジュールに分割しており、表3.1に示す計算モジュール群から単一あるいは複数個のモジュールを選択し、それらのインターフェースを入力データで指定することにより解析の目的に応じた計算体系を効率的に構成することができる。また本コードの計算機能はCOPDの最新バージョンを網羅し、更に将来炉への対応として直接炉心冷却系(DRACS)や蒸気発生器共用型崩壊熱除去系(SGAHRS)、直管型SG等のモデルを追加している。

3.2 計算体系

前出の各種計算モジュールで構成したプラント全系解析用の計算体系を図3.1～図3.10に示す。各図に示した計算体系の概要は以下の通り。

3.2.1 ナトリウム系流動計算〔図3.1〕

フローネットワークは平成3年度の系統降温特性解析⁽⁷⁾と同様に閉ループで構成した。各系内の流量は、ポンプから冷却材に伝達される駆動源ヘッドを境界条件として与え、各流路上の圧力損失およびバルブ抵抗係数等から定まる圧力分布に基づいて計算する。また流路上のバルブ抵抗係数は、各バルブに該当するVVモジュールで計算される。

3.2.2 ナトリウム系熱計算〔図3.2(1/3)～図3.2(3/3)〕

1次系および2次系の各モジュール構成は平成3年度解析条件と同一である。各々の計算モジュールの境界条件および計算結果は、隣合うモジュールが共用するプール変数を介して伝達される。このプール変数の番号は任意に付番でき、前記図において丸で囲んだプール変数番号は温度を、同様に六角形で囲んだプール変数番号は自然循環力を格納するものとして表記方法を変えている。また同図では、温度および自然循環力以外の格納情報として炉心崩壊熱、流体密度(添字:R)およびエンタルピ(添字:H)等がある。

3.2.3 水・蒸気系流動計算

(1) 基本体系〔図3.3〕

同図は、再循環システムを含むSG廻りの水・蒸気系設備を解析対象とする各ループ毎のフローネットワーク構成である。フローネットワーク上の流動計算は、一般的にはエネルギー保存式および質量保存式、運動量保存式を連立して解いて行う。しかし本解析実施段階では、計算に必要な特性データ（循環ポンプ、弁）や設計データ（配管、流量制御系、液位制御系）が得られていないことから三保存式に基づく計算は行わずに、循環ポンプおよび流量調節弁が系統計画に則した流量制御を行うものとして、前出の図3.3に示す方法で各流路における流量を計算した。この模擬的な流動計算はCLモジュールで行った。

なお、本計算体系は暫定的なものであるが、再循環システムからプラント全系に波及する熱過渡緩和効果ならびに高温保持効果の把握を目的とした場合、現時点では概ね妥当な計算体系といえる。

(2) 主蒸気管破損事象解析体系〔図3.4〕

同図は、各ループ毎のSG入口給水配管から3ループ合流直後の主蒸気配管までを計算対象とするフローネットワーク構成である。標記事象では、圧力分布の急速な変化に伴って、配管およびSG伝熱管における内部保有水の流量分布や温度、相状態が著しく変化するため、前記の基本体系とは別に三保存式に基づく計算体系（FMモジュール）を用いた。

蒸気配管の破断部についてはVVモジュールを適用し、同モジュールに与える開口面積を時系列のテーブル・データで瞬時に変化させて模擬している。また、VVモジュールの圧損計算では、過熱蒸気を臨界流で扱うものとした。

なお、本計算体系の境界条件は、開口面積の他に給水流量および給水エンタルピがあり、開口面積と同様に時系列のテーブル・データで与える。

3.2.4 水・蒸気系熱計算

(1) 基本体系〔図3.5(1/3)～図3.5(3/3)〕

流路上の分岐部や合流部、WSおよびWSDT等の機器は、一般的にFMモジュール内のボリューム要素としてエネルギー保存を計算する。しかし前記3.2.3(1)項でも述べた通り、基本体系下では模擬的な流動計算を採用しているためボリューム要素が使えない。したがって基本体系に対応した熱計算モジュール構成では、HCモジュールを流路の分岐部や合流部、

このHCモジュールは復水器や給水加熱器、給水脱気器等のように凝縮を伴う飽和二相の熱交換器を対象としており、機器の流入蒸気や流入水は完全混合もしくは熱交換により飽和平衡状態にあるとの仮定で質量保存およびエネルギー保存を集中系で扱っている。

WSおよびWSDTに適用している。

(2) 主蒸気管破損事象解析体系〔図3.6(1/3)～図3.6(3/3)〕

各モジュール構成図はループ毎に分けているが、各ループの蒸気配管および内部流体は、図3.6(1/3)に示したNa7圧力ノードならびにNa7ボリューム要素で熱流力上のカップリングが図られている。

なおプール変数の添字としてSは過熱度(°C)、Lは領域長さ(m)、Aは開口面積(m²)を表す。

3.2.5 制御系および安全保護系

制御系および安全保護系として、以下の制御回路ならびにシーケンス回路をモデル化した。

- ① 空気冷却器出口ナトリウム止弁制御回路〔図3.7(1/3)～図3.7(3/3)〕
- ② 空気冷却器出口ナトリウム温度制御回路〔図3.8〕
- ③ 空気冷却器制御モード切換シーケンス回路〔図3.9(1/2)～図3.9(2/2)〕
- ④ 安全保護系〔図3.10〕

3.3 システム入力データ

本解析に使用したシステム入力データは、既解析^{(2)・(7)}で用いた設計データのうち、原子炉トリップ後の熱過渡応答および高温保持等への影響が大きいと推定される設計データについて、平成3年度設計研究成果⁽¹⁾に基づいて改訂している。以下に、データ変更要否の検討結果ならびに改訂の概要を示す。

(1) 炉心崩壊熱

長期の系統温度の変化に影響することから新データに変更する。平成3年度の解析では、「もんじゅ」設計で使用した低燃焼度初装荷炉心100%定格出力到達直後の崩壊熱を採用したが、本解析では平衡サイクル末期の崩壊熱(ノミナル値)に改訂している。改訂後の炉心崩壊熱データを表3.2に示す。

(2) 冷却系ヒートバランス

平成3年度に主蒸気条件が設計変更されており、トリップ後の水・蒸気系の熱過渡に影響を及ぼすため新データに改訂している。設計変更後の定格時ヒートバランスを表3.3に示す。

(3) 2次主冷却系配管長さ

既に2.2項で述べた通り、2次系主配管の引き廻し長さが62mから83.5mに設計変更されたが、冷却系全体のナトリウム・インベントリの観点からは影響が小さいと考えられるのでデータは改訂しない。

(4) 中間熱交換器

同じく2.2項で既述した通り伝熱管の本数と長さに変更になっているが、伝熱管の内外径ならびに配列ピッチ、ヒートバランス等が変わっていないことから伝熱性能は同一と考えられるため、データは改訂していない。

(5) 蒸気発生器

主蒸気条件の設計変更のため新データに改訂している。

(6) 水・蒸気系

再循環システムをはじめ、高圧給水加熱器出口からタービンバイパスに至るまでの機器・配管のシステム入力値は、表3.4に示す暫定値をレファレンスとして用いている。

3.4 計算結果出力点

「もんじゅ」熱過渡解析に準拠した出力項目を図3.11に示す。同図中の温度は各部位における流体温度であり、一次応答遅れをもつ測定温度と異なることを確認のため述べておく。また、流量も同様である。

表3.1 計算モジュール一覧

名称	機能	備考
KN	原子炉核計算	核計算モジュール
RF	原子炉簡易熱計算	熱計算モジュール
RX	原子炉詳細熱計算	〃
HX	中間熱交換器熱計算	〃
AC	空気冷却器熱計算	〃
SG	蒸気発生器熱計算	〃
PC	空冷復水器熱計算	〃
MN	完全混合、ミキシングティ要素計算	〃
LN	ナトリウム系配管要素熱計算	〃
LS	水/蒸気系配管要素熱計算	〃
LW	原子炉容器下部プレナム熱計算	〃
UP	原子炉容器上部プレナム熱流動計算	熱流動計算モジュール
FM	水/蒸気系流動計算	〃
FN	ナトリウム系流動計算	流動計算モジュール
FS	ナトリウム系簡易流動計算	〃
FA	空気系流動計算	〃
CR	制御棒の計算	動的機器モジュール
CK	逆止弁の計算	〃
PP	循環ポンプの計算	〃
VA	ダンパ、ベーンの計算	〃
VV	各種弁の計算	〃
CL	制御系の計算	制御系/安全保護系 モジュール
LG	安全保護系の計算	

表3.2 平衡サイクル末期崩壊熱（定格出力に対する割合）

時間（秒）	崩壊熱ノミナル（%）
1	5.6221
2	5.6497
3	5.1354
4	4.9834
5	4.8537
6	4.7477
7	4.6525
10	4.4402
20	4.0139
30	3.7705
40	3.5979
50	3.4674
60	3.3609
70	3.2726
100	3.0710
200	2.7052
300	2.5154
400	2.3807
500	2.2786
600	2.1951
700	2.1215
1000	1.9638
2000	1.6141
3000	1.4259
4000	1.2923
5000	1.2088
6000	1.1407
7000	1.0953
10000	1.0040

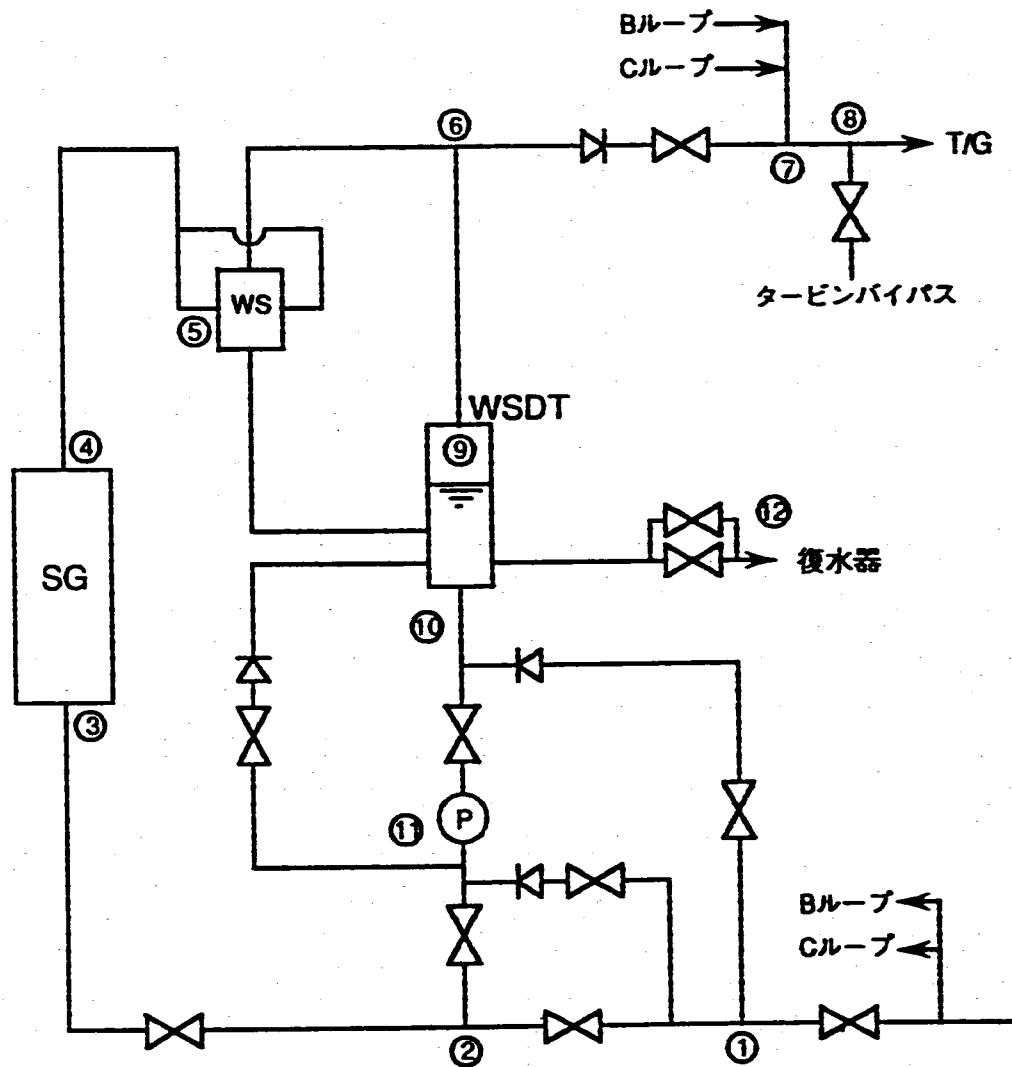
A=FP崩壊熱×中性子捕獲効果補正係数、B=アクチニド崩壊熱 として
崩壊熱ノミナル値=A+B

表3.3 定格出力時ヒートバランス

項 目		数 値
熱出力／電気出力		160万kW／約60万kW
1 次 冷 却 系	ループ数	3 (ループ)
	ホットレグ温度	530 (°C)
	コールドレグ温度	380 (°C)
	冷却材流量	10080 t/hr (ループ当り)
2 次 冷 却 系	ループ数	3 (ループ)
	ホットレグ温度	505 (°C)
	コールドレグ温度	325 (°C)
	冷却材流量	8355 t/hr (ループ当り)
水 蒸 気 系	SG出口蒸気条件	163 ata / 488 (°C)
	SG入口給水条件	175 ata / 240 (°C)
	給水流量	863 t/hr (ループ当り)
	タービン入口蒸気条件	155 ata / 483 (°C)

表3.4 水/蒸気系機器配管暫定仕様

機器/配管	呼径	内径(mm)	長さ(m)	容積(m ³)
主給水配管 ①~②	16B	314.4	15	1.165
SG入口給水配管 ②~③	16B	314.4	15	1.165
SG出口蒸気配管 ④~⑤	24B	475.6	20	3.553
蒸気配管(1) ⑤~⑥	20B	400.0	10	1.275
蒸気配管(2) ⑥~⑦	20B	400.0	50	6.283
主蒸気配管 ⑦~⑧	28B	551.2	50	11.931
再循環ライン(1) ⑨~⑩	14B	275.6	20	1.193
再循環ライン(2) ⑪~⑫	14B	275.6	10	0.5966
RCP極小ライン ⑪~⑨	6B	114.2	15	0.1536
インジェクションライン ⑨~⑫	4B	65.6	10	0.0338
WSDTドレンライン ⑨~⑫	14B	275.6	10	0.5966
再循環ライン(3) ⑤~⑨	22B	478.8	20	3.601
WSDT蒸気配管 ⑨~⑥	6B	112.4	15	0.1488
WS ⑤	—	750.0	4	1.7700
WSDT ⑨	—	750.0	15	6.6300
RCP ⑩	—	—	—	含配管



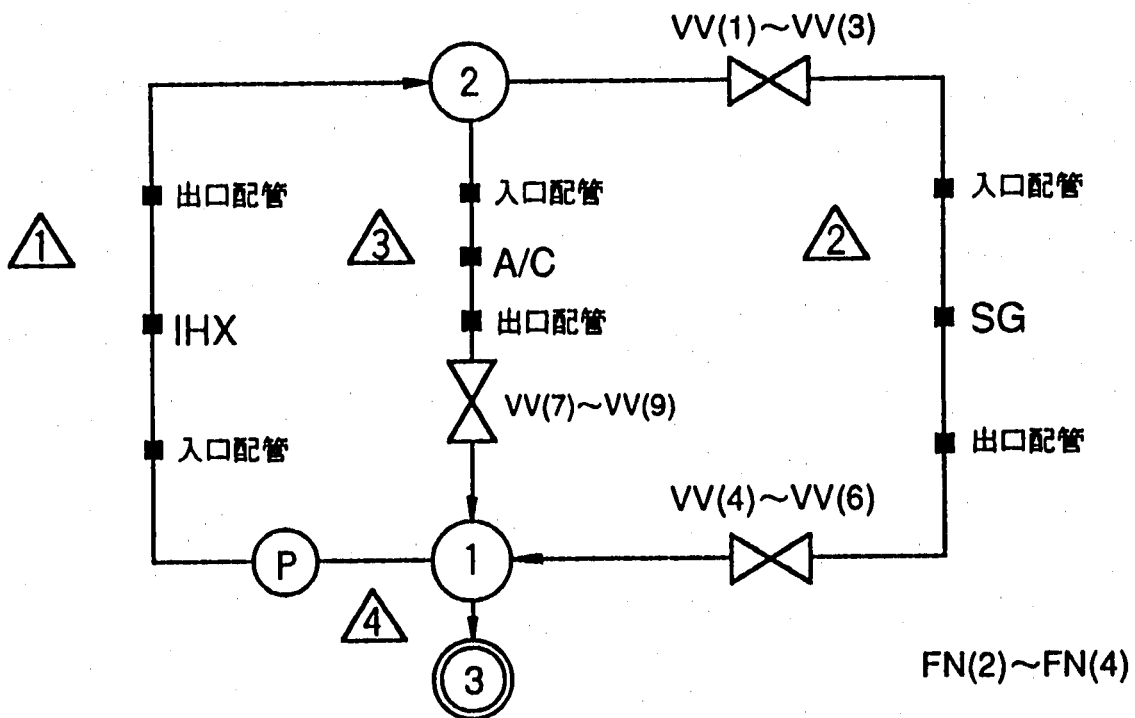
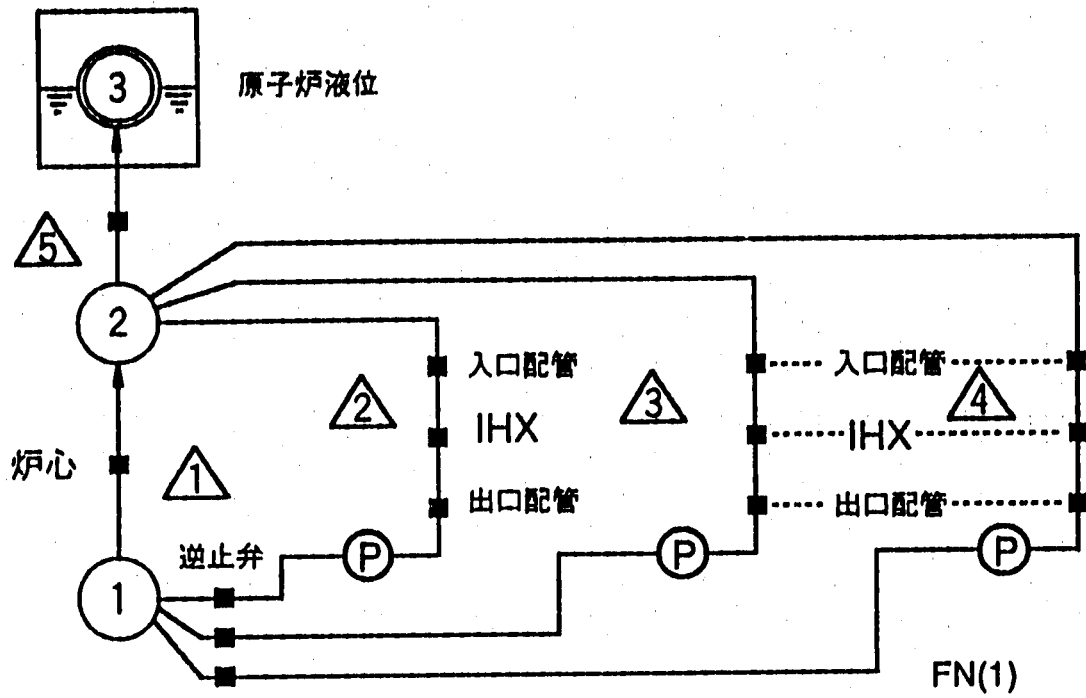


図3.1 1次系/2次系流動計算モジュール構成図

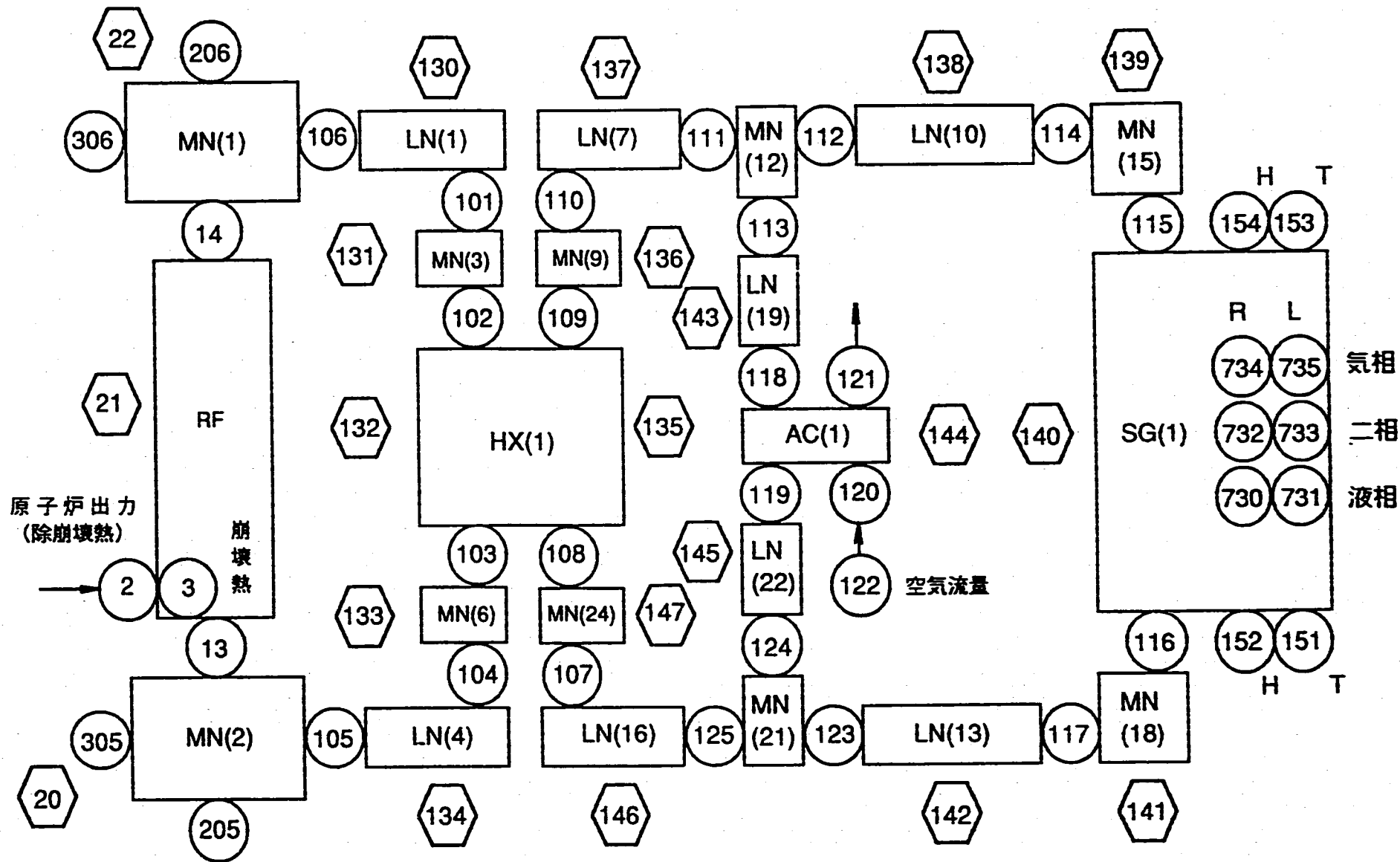


図3.2(1/3) ナトリウム系熱計算モジュール構成図 (Aループ)

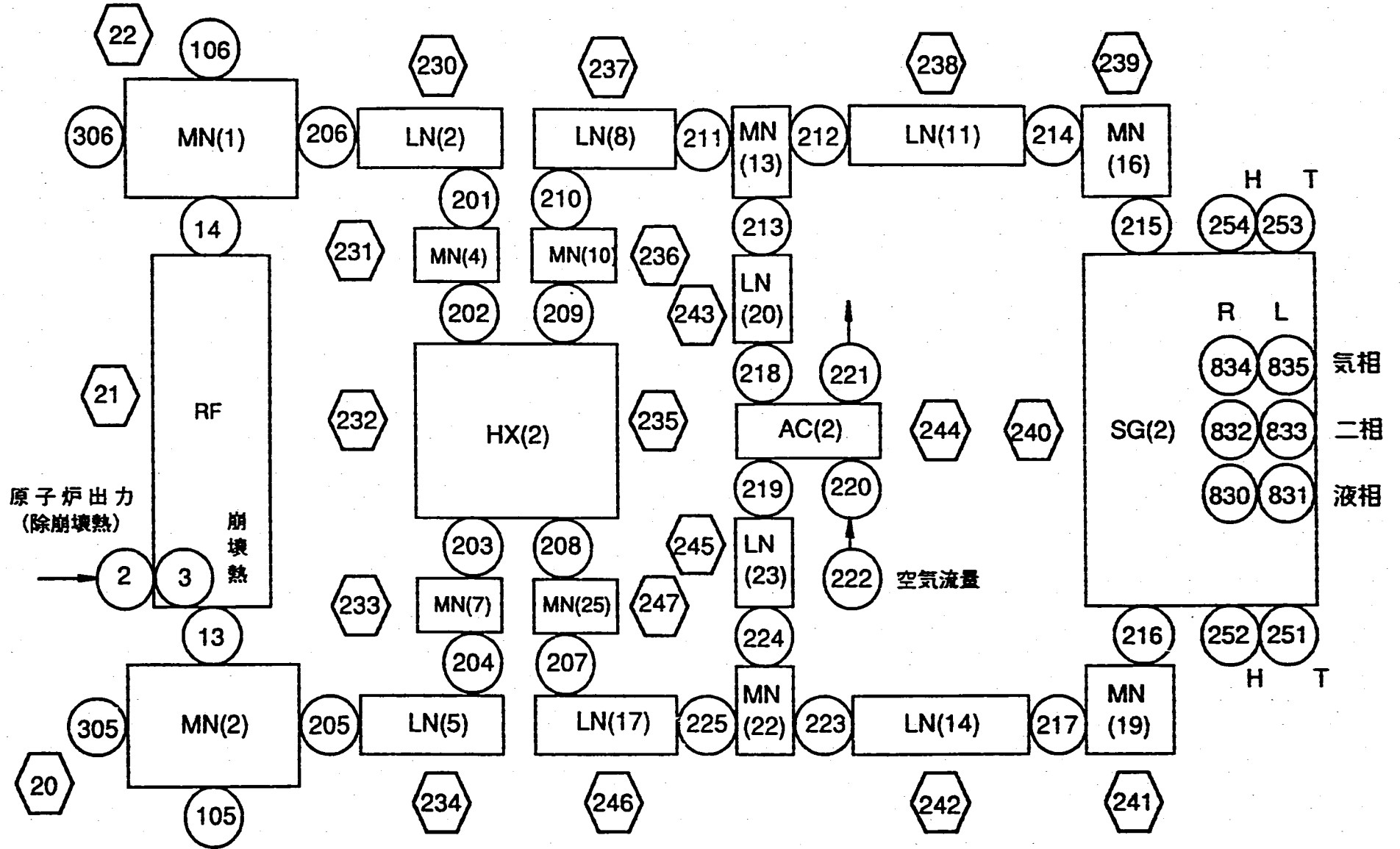


図3.2(2/3) ナトリウム系熱計算モジュール構成図 (Bループ)

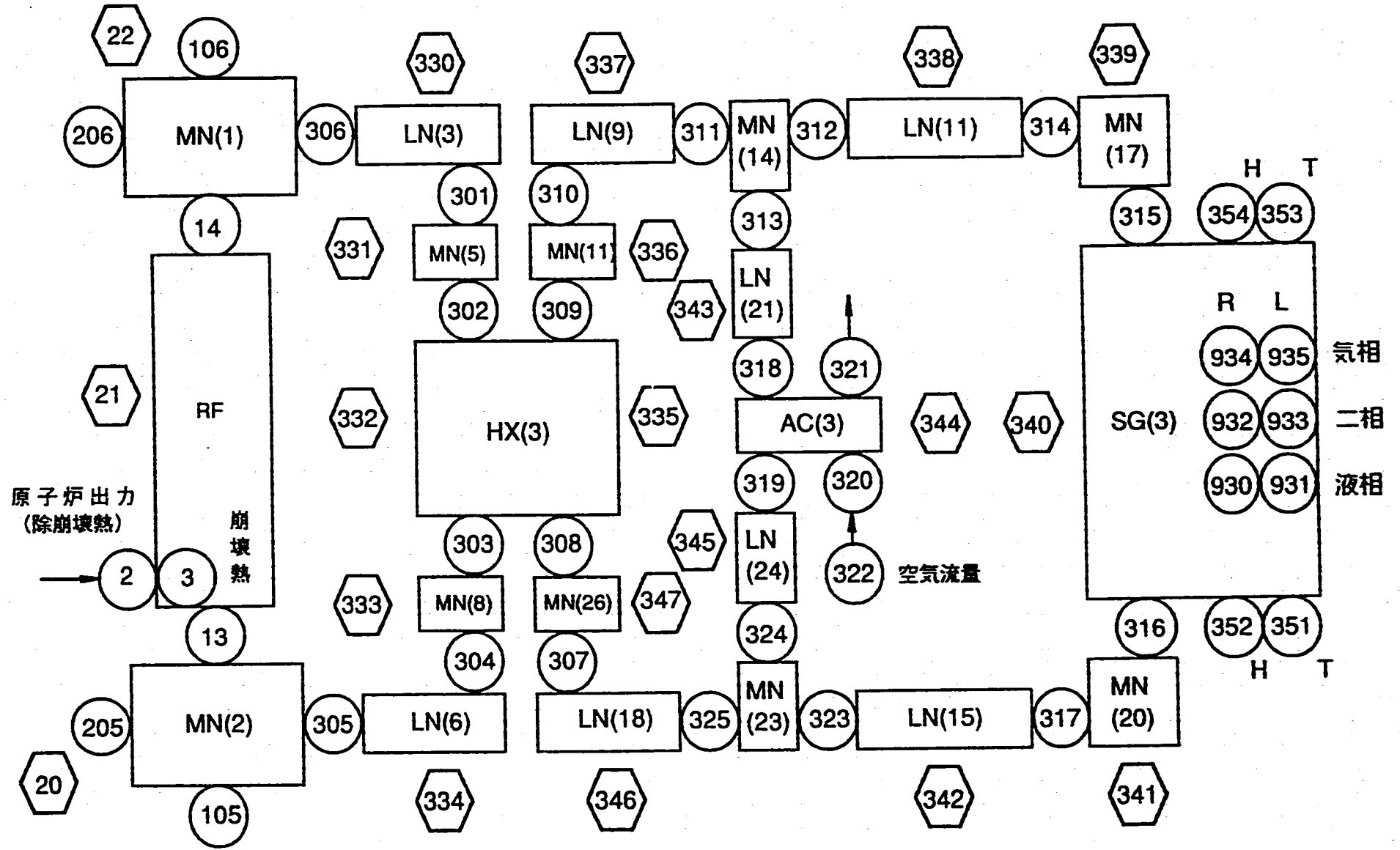
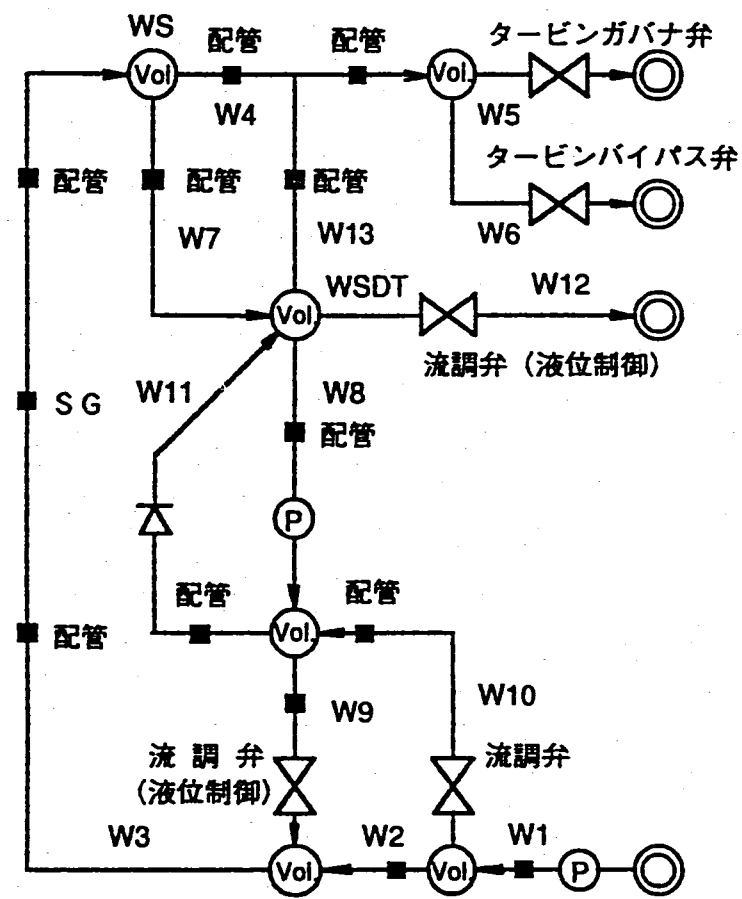


図3.2(3/3) ナトリウム系熱計算モジュール構成図 (Cループ)



- ⊙ ; 圧力バウンダリ
- ; 流路圧損要素
- ⊙(Vol) ; 圧力ノード (ボリューム要素)

〔給水流量計算方法；系統設計、運転制御の計画に従って模擬計算を行う〕

- 1) 原子炉トリップ時のSG給水流量W3の制御目標値は W_r が設定され、W3は W_r と同一の流量がSGに供給されるものとする。
- 2) SG出口蒸気が2相流となり、WSDTに飽和水がダンプされる状態では、WSDTの液位を所定レベルに維持するよう再循環ポンプが起動されるとともに、再循環ラインに設置された調節弁により液位制御が行われ、W9が増大する。但し、W9は再循環ポンプの性能から約40%流量以上は流れない。
- 3) W9の増大によりW3が W_r よりも上回るとその偏差によって給水流調弁が絞られW2は停止する。
- 4) 以上から、SGの給水流量W3は次の連続式から計算する。

$$W3 = W2 + W9$$

$$W2 = W_r - W9 \quad \text{但し、} W2 \geq 0$$

$$W9 = f(t) ; \text{WSDTの液位が一定になるような流量} = W7$$

$$W_r ; \text{計画流量を与える。}$$
- 5) W10は流調弁により所定の流量に維持されるとし、計画流量を与える。
- 6) W4とW7は汽水分离器で気液分離され、それぞれ蒸気と水の流量として計算する。
- 7) 主蒸気の流量は次の静的関係式により計算する。

$$W4 = W5 + W6$$
- 8) W11は再循環ポンプの起動により所定の計画流量が流れるものとして与える。
- 9) 再循環ポンプ流量は次の関係式により計算する。

$$W8 = W9 + W11$$
- 10) W12はWSDTの液位を所定のレベルに一定になるような流量として計算する。

〔原子炉トリップ時SG給水流量計画曲線〕
 W_r ; 給水流量制御目標値=最低流量パターン

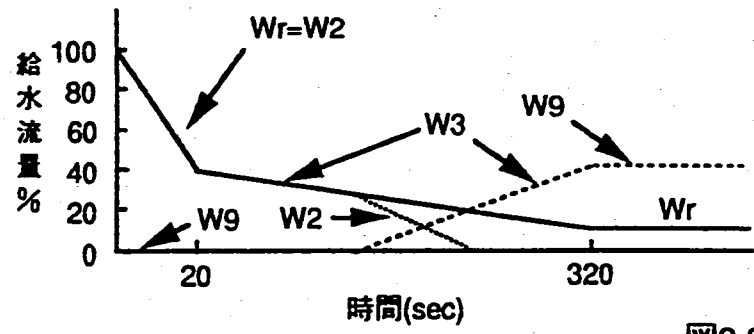


図3.3 水/蒸気系流動計算基本体系

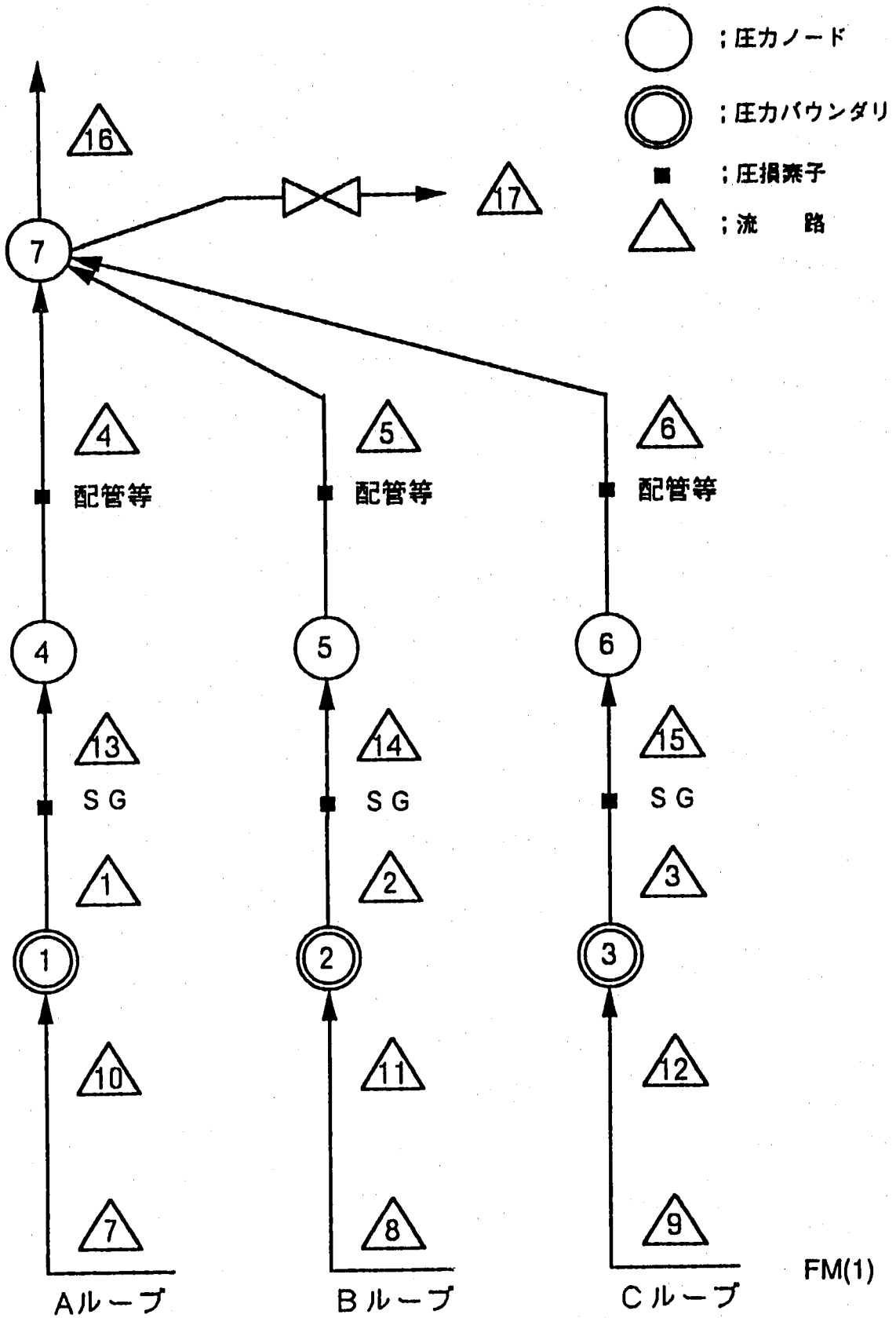


図3.4 水/蒸気系流動計算体系 (主蒸気管破損事象解析体系)

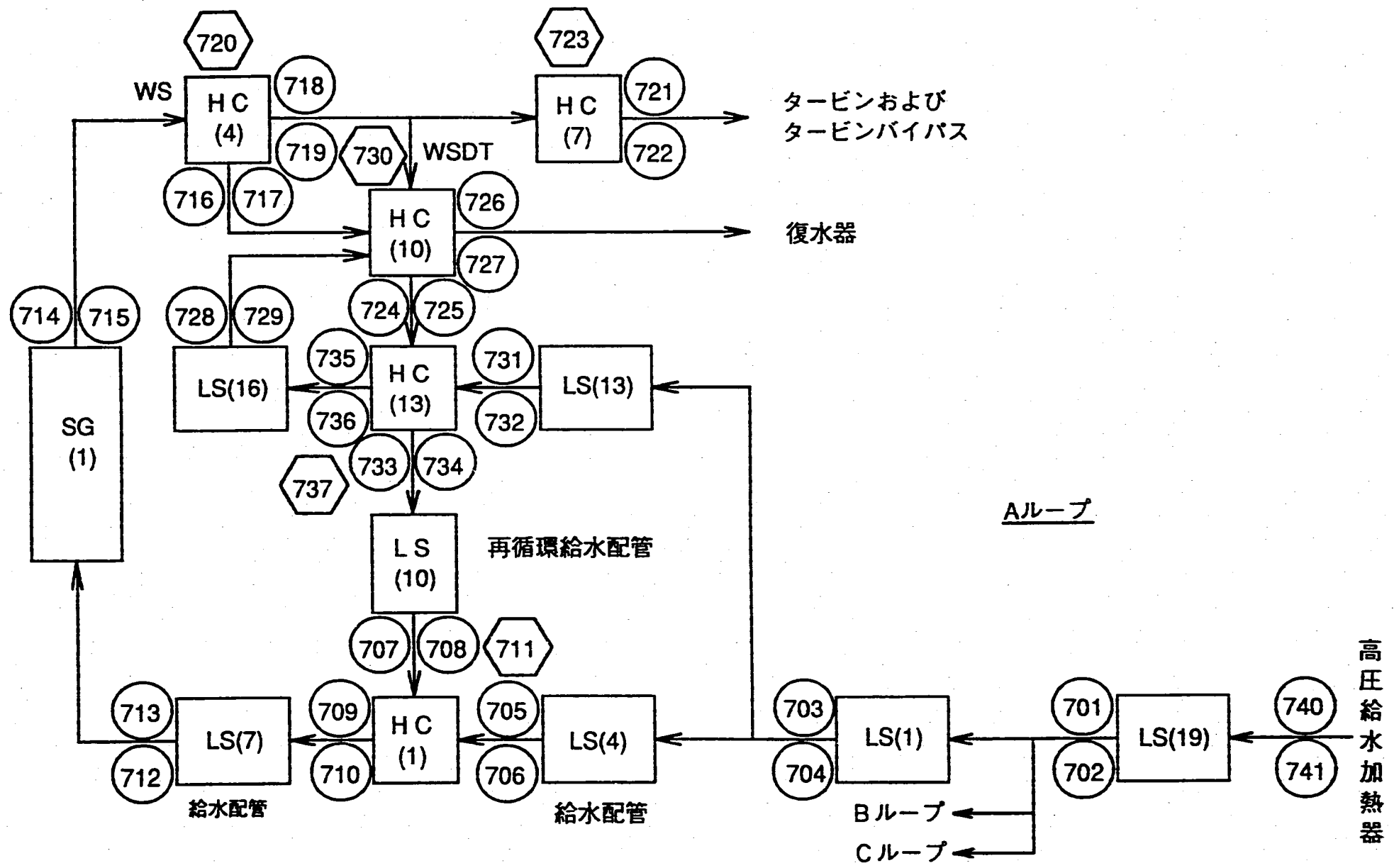


図3.5(1/3) 水/蒸気系熱計算基本体系 (Aループ)

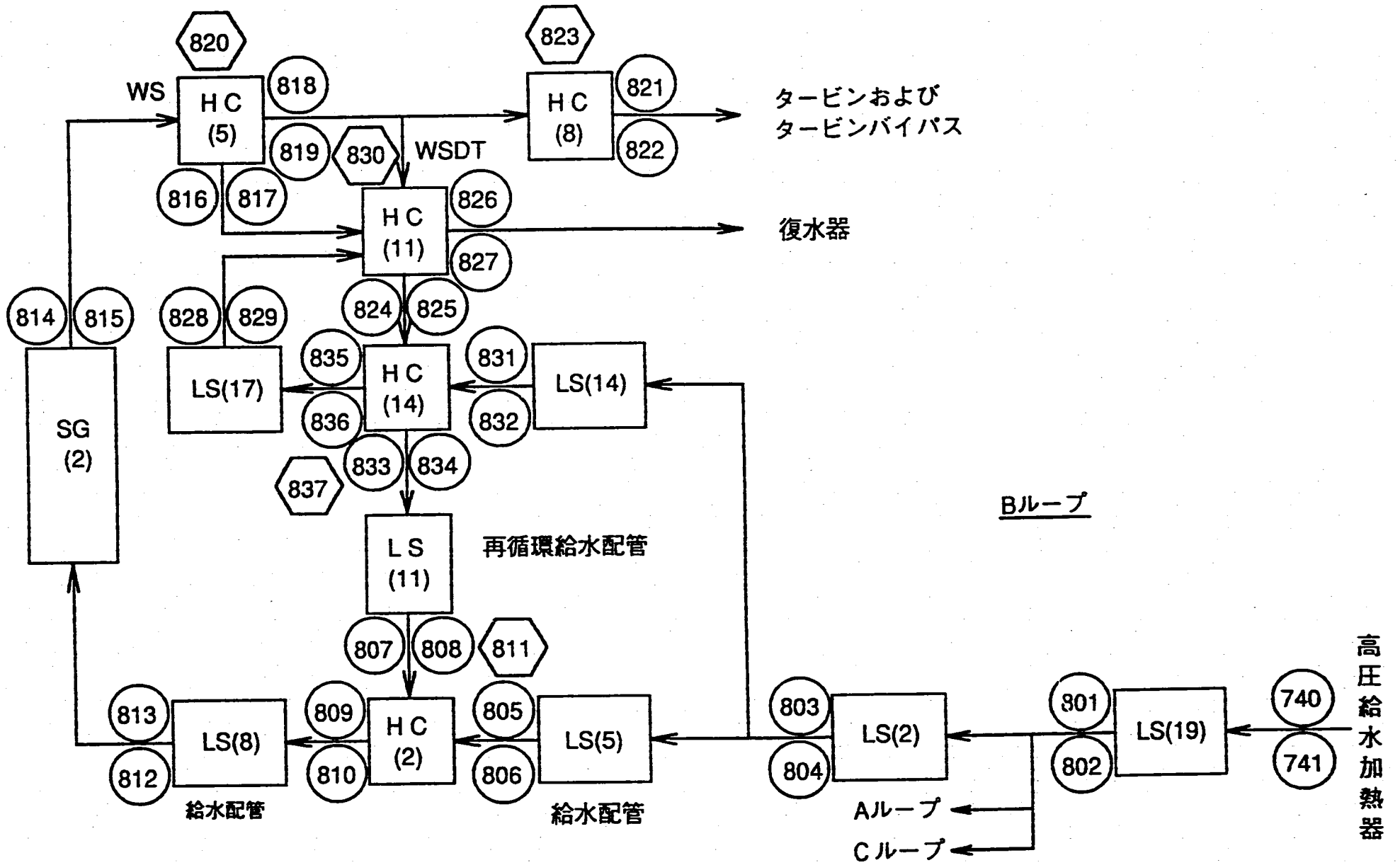


図3.5(2/3) 水/蒸気系熱計算基本体系 (Bループ)

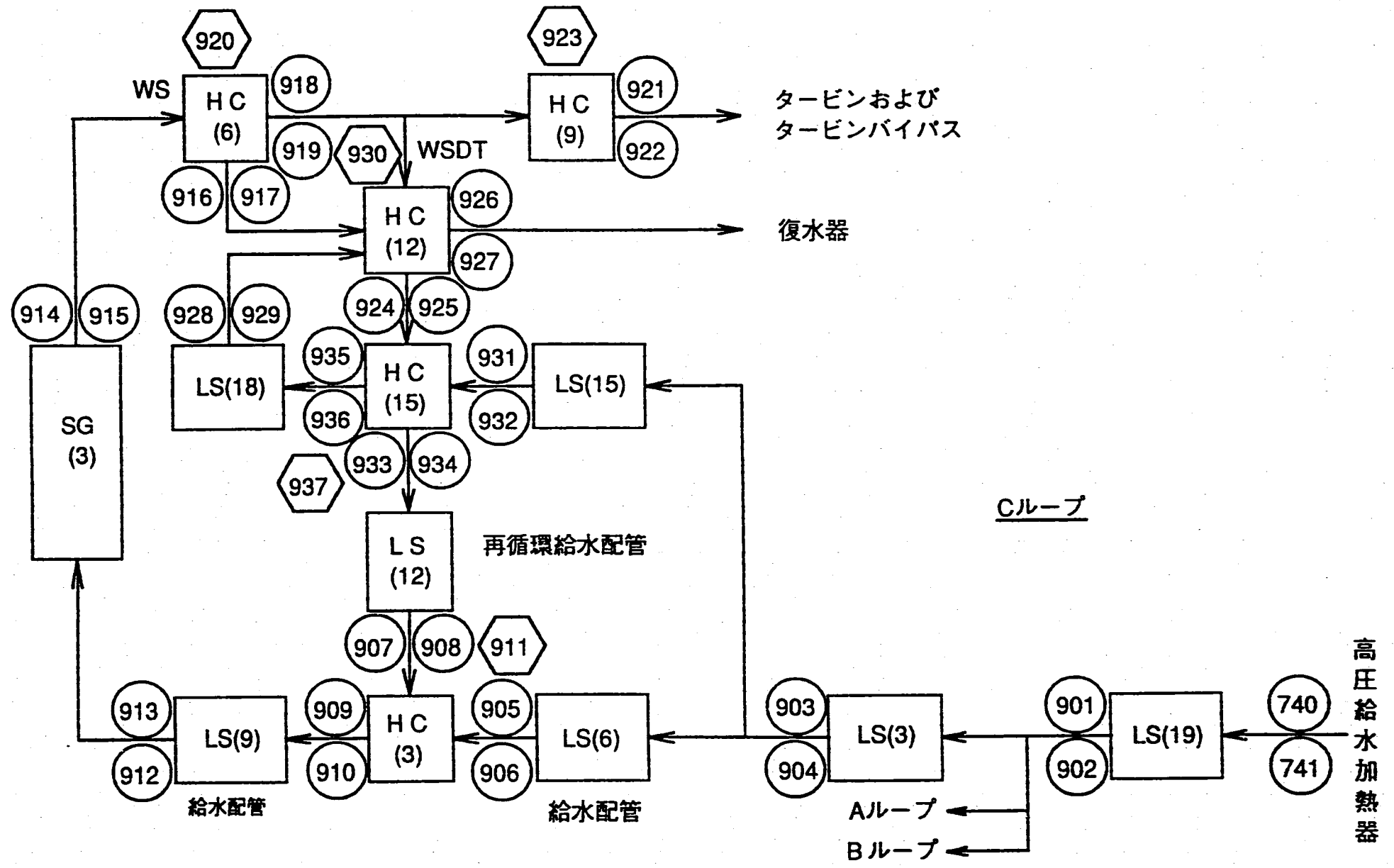


図3.5(3/3) 水/蒸気系熱計算基本体系 (Cループ)

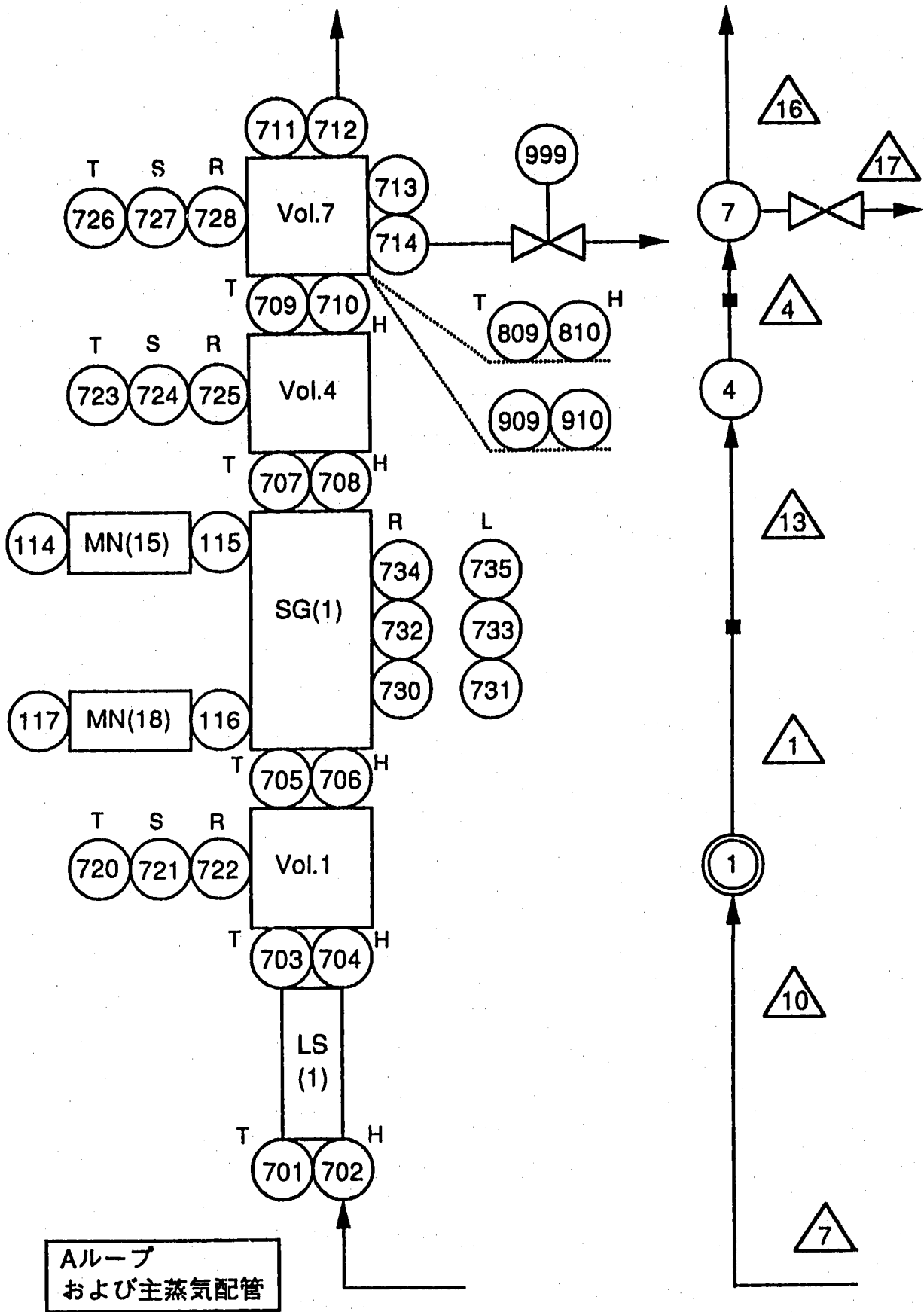


図3.6(1/3) 水／蒸気系熱計算体系（主蒸気管破損事象解析体系）

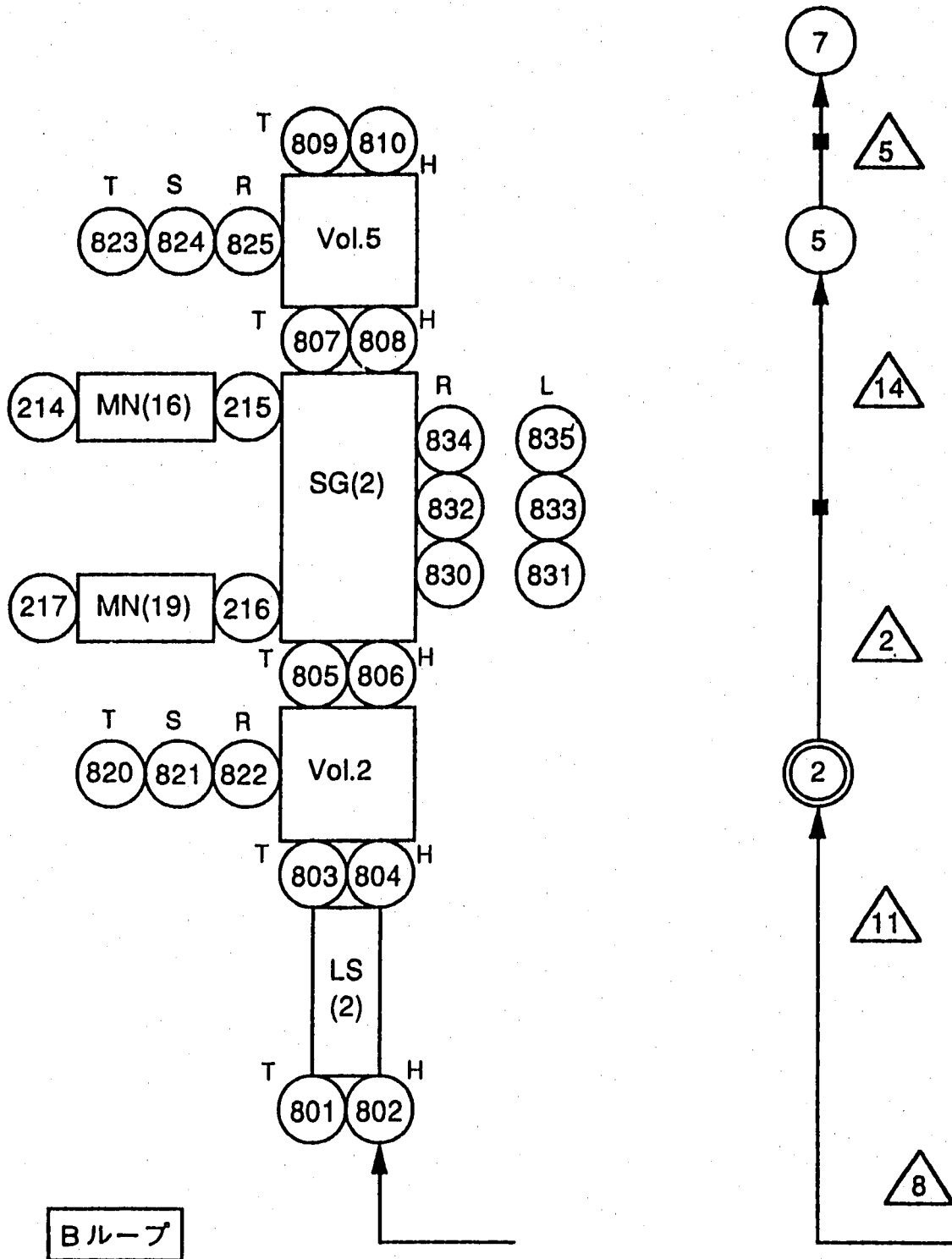


図3.6(2/3) 水/蒸気系熱計算体系 (主蒸気管破損事象解析体系)

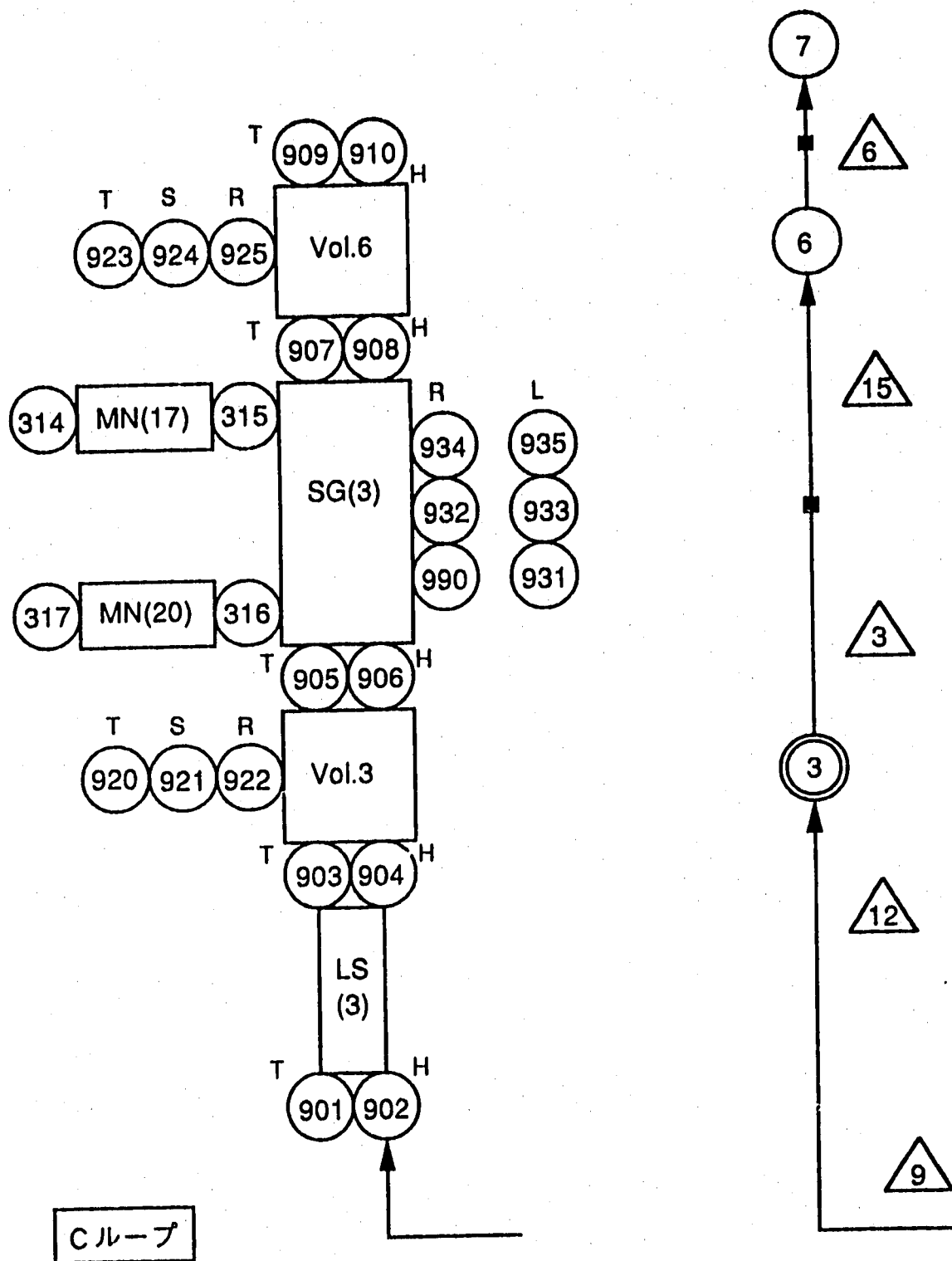


図3.6(3/3) 水/蒸気系熱計算体系 (主蒸気管破損事象解析体系)

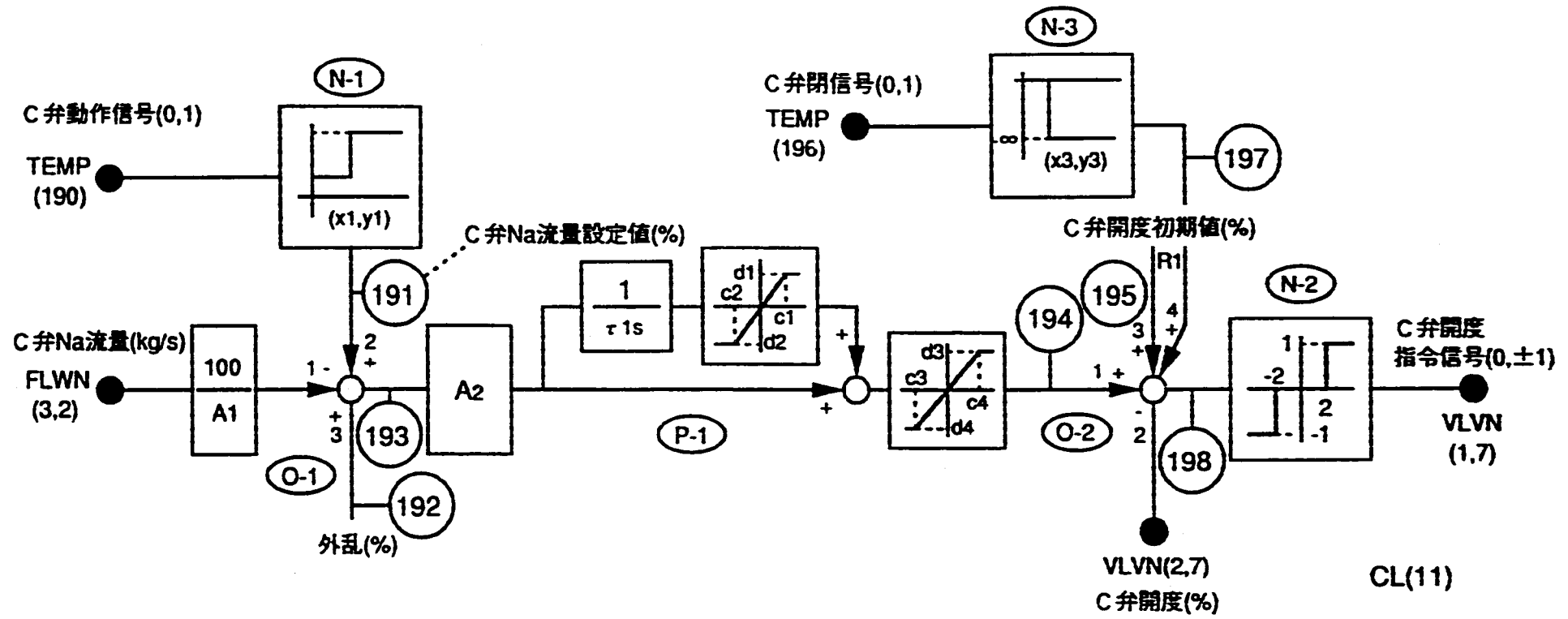


図3.7(1/3) 空気冷却器出口ナトリウム止弁制御回路モデル図 (Aループ)

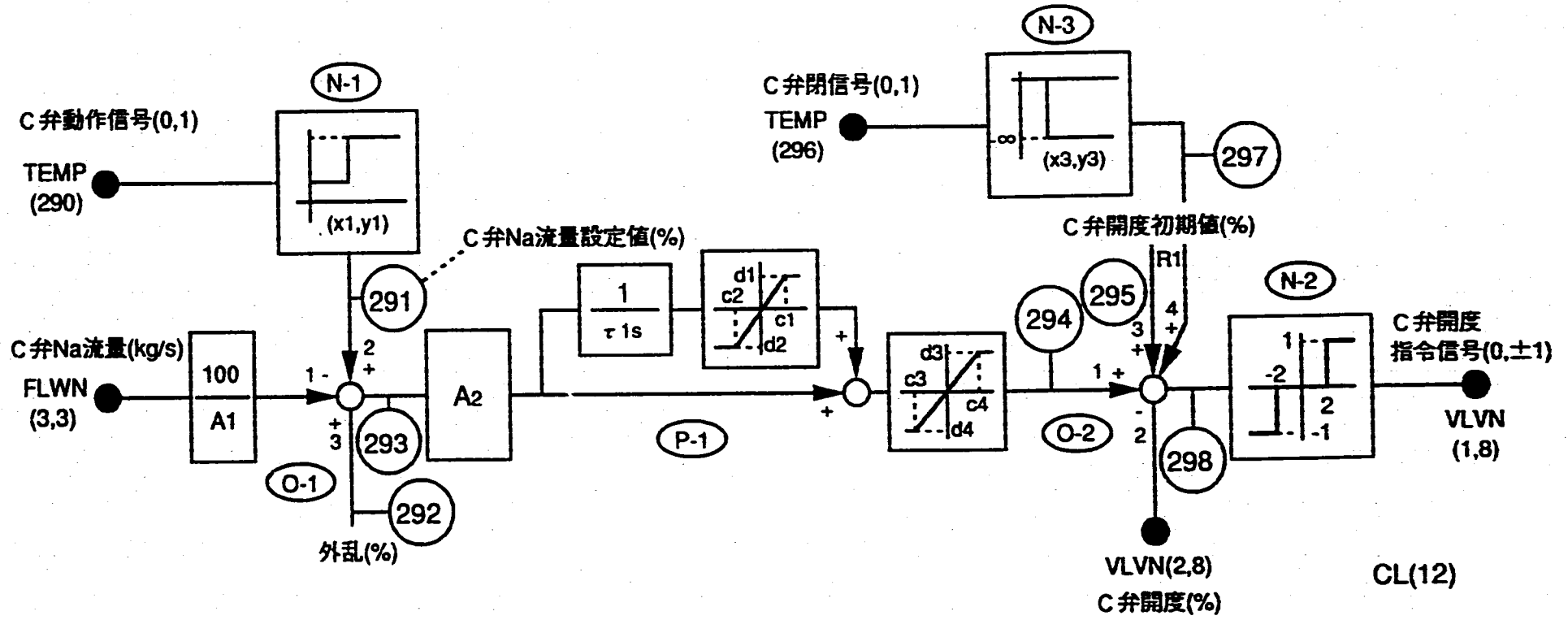


図3.7(2/3) 空気冷却器出口ナトリウム止弁制御回路モデル図 (Bループ)

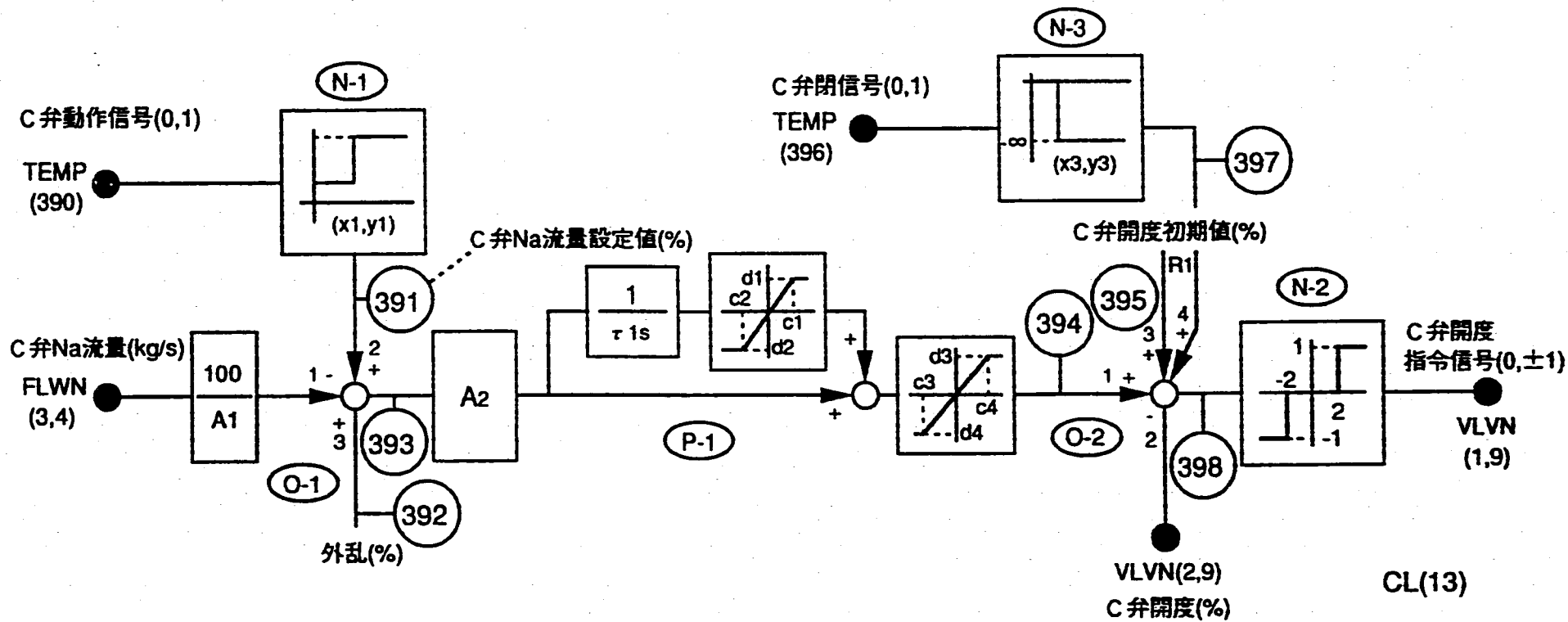


図3.7(3/3) 空気冷却器出口ナトリウム止弁制御回路モデル図 (Cループ)

1331

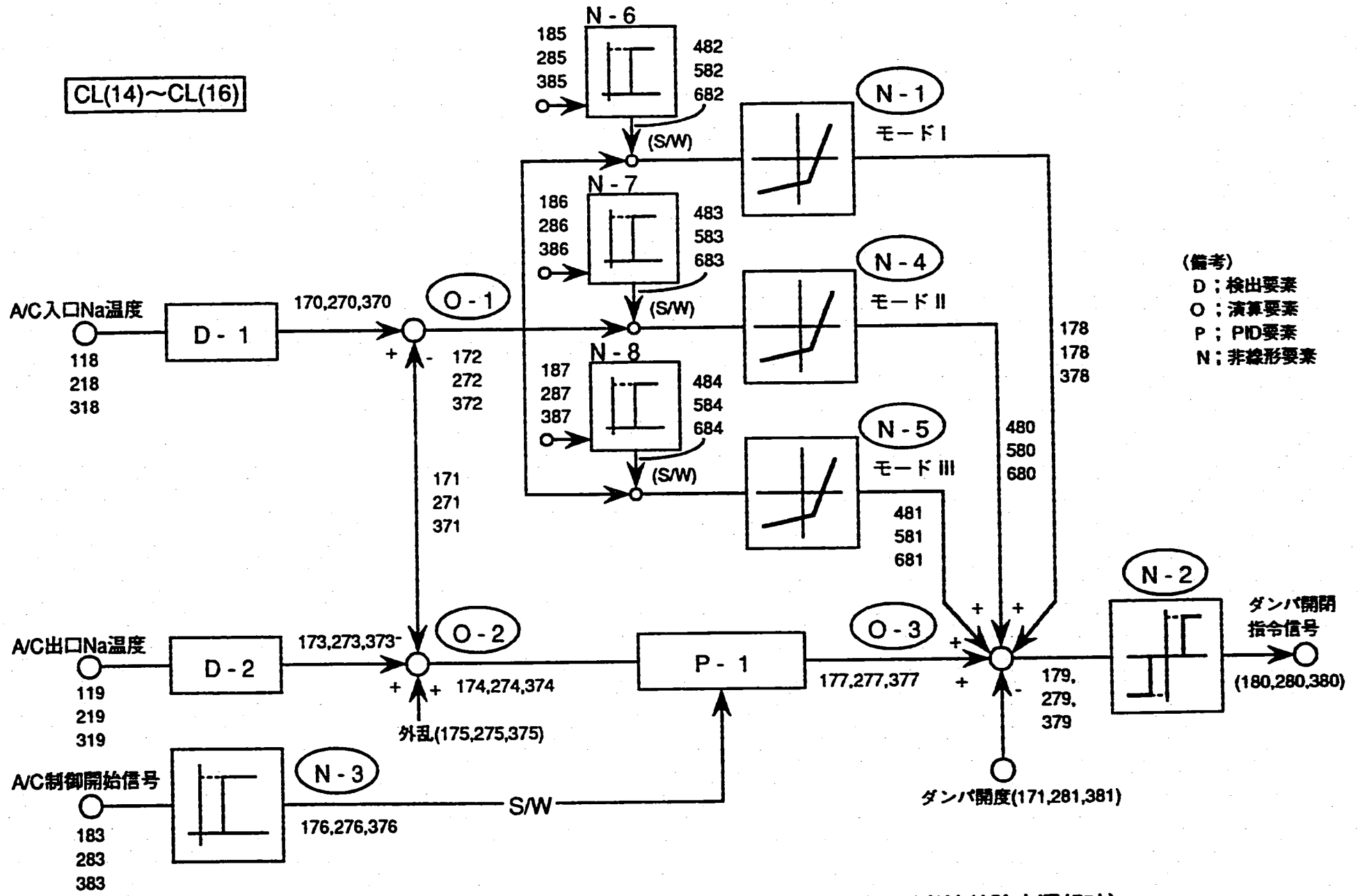


図3.8 空気冷却器出口ナトリウム温度制御回路モデル図 (崩壊熱除去運転時)

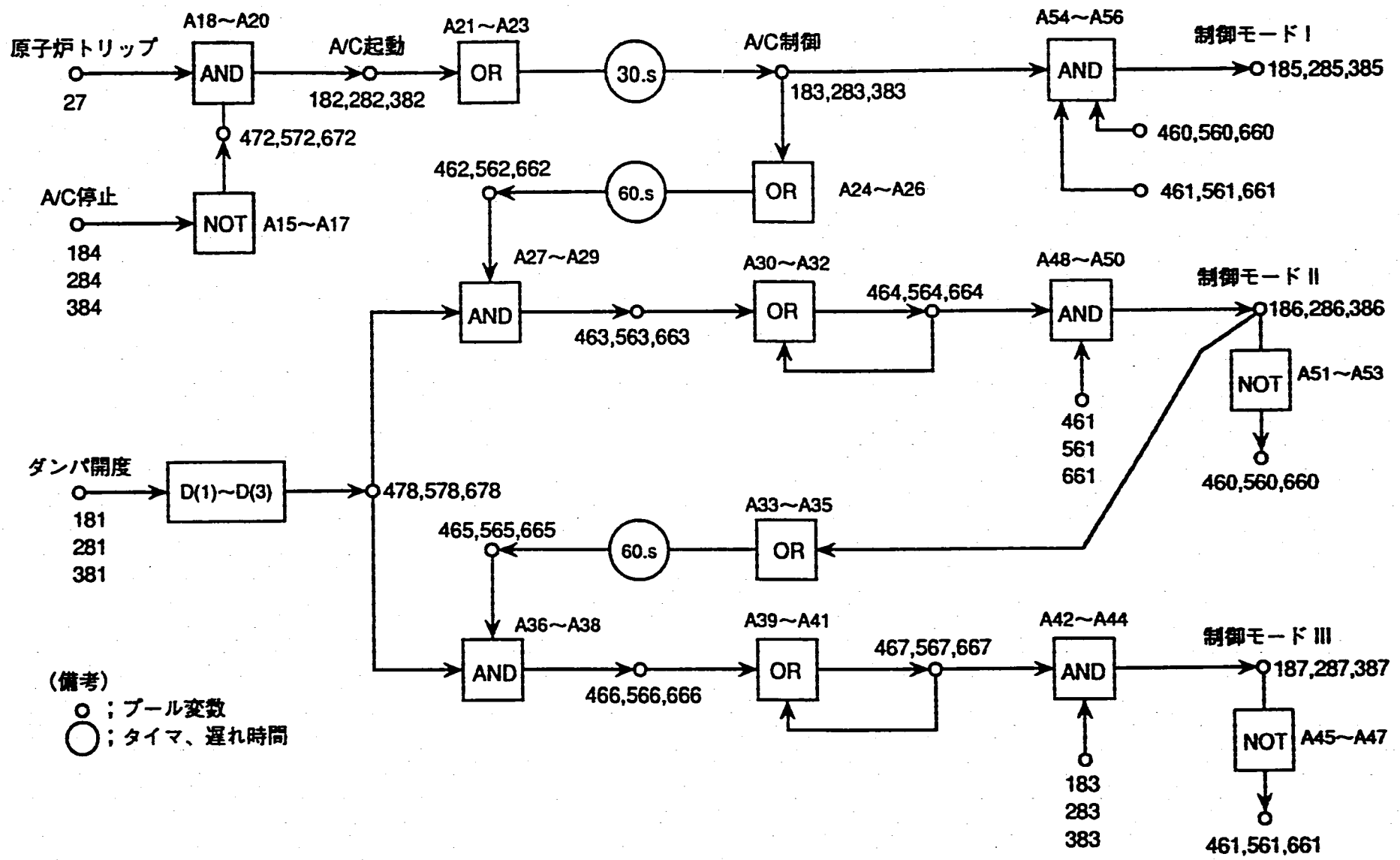


図3.9(1/2) 空気冷却器制御モード切替シーケンス回路 (その1)

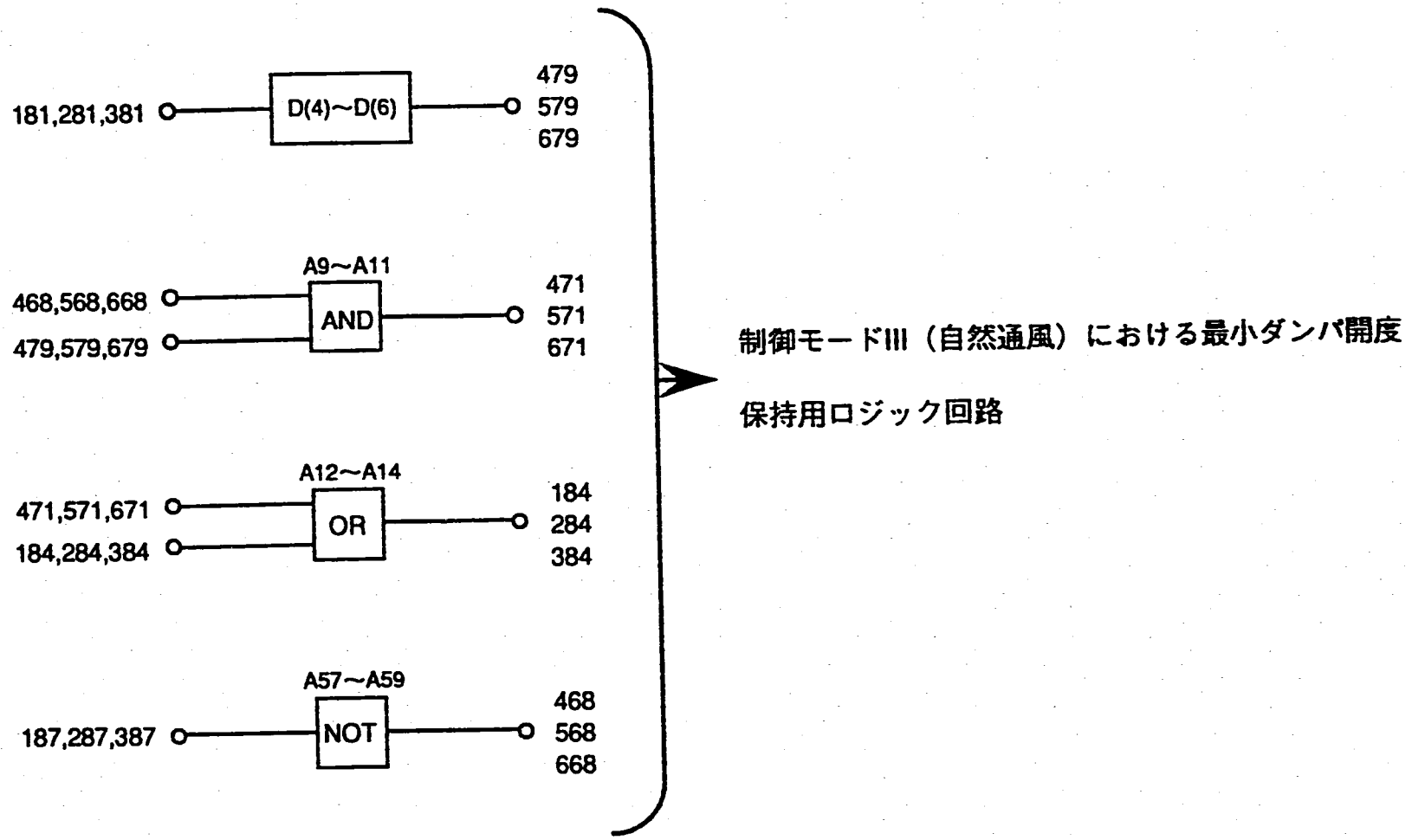


図3.9(2/2) 空気冷却器制御モード切替シーケンス回路 (その2)

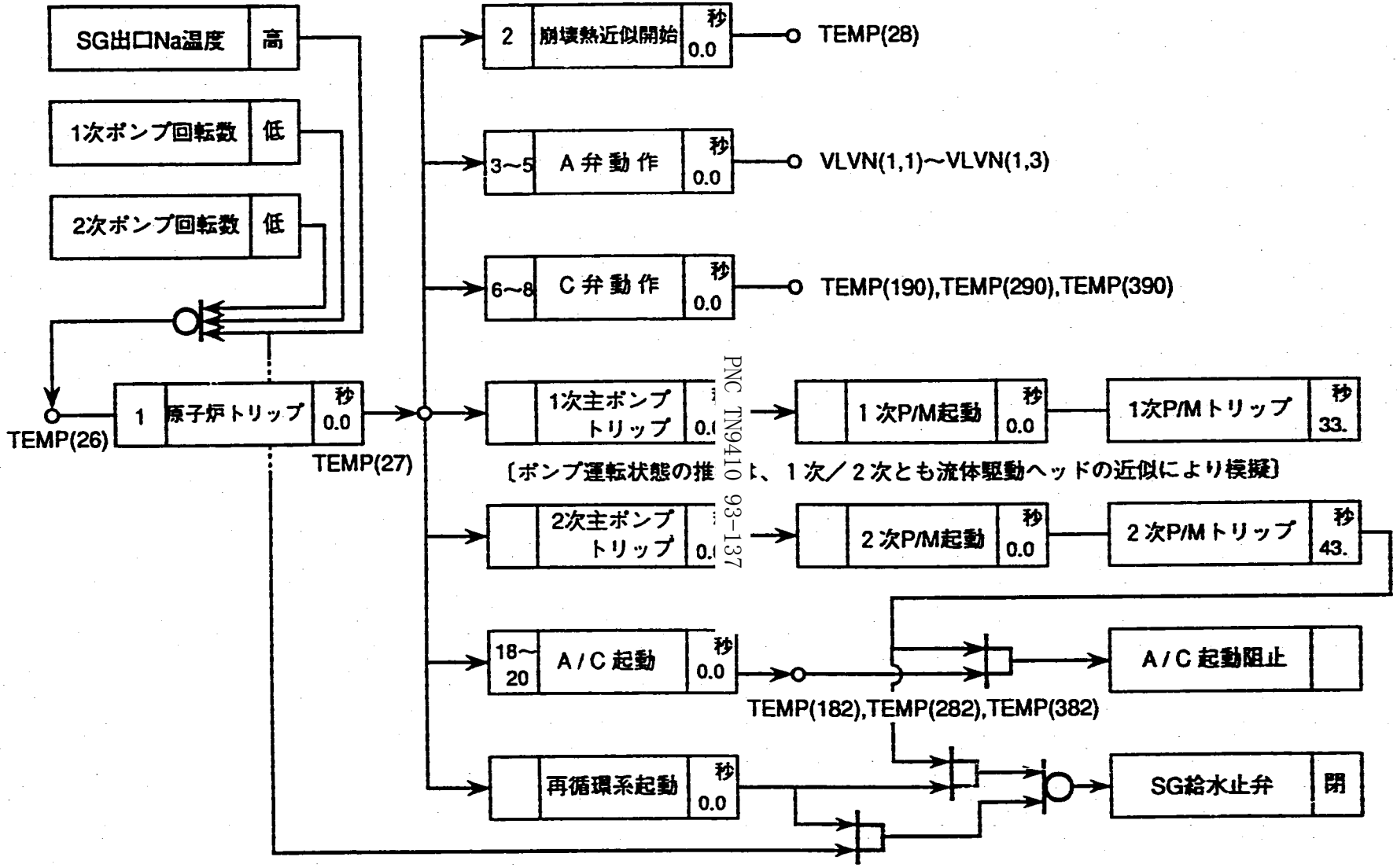
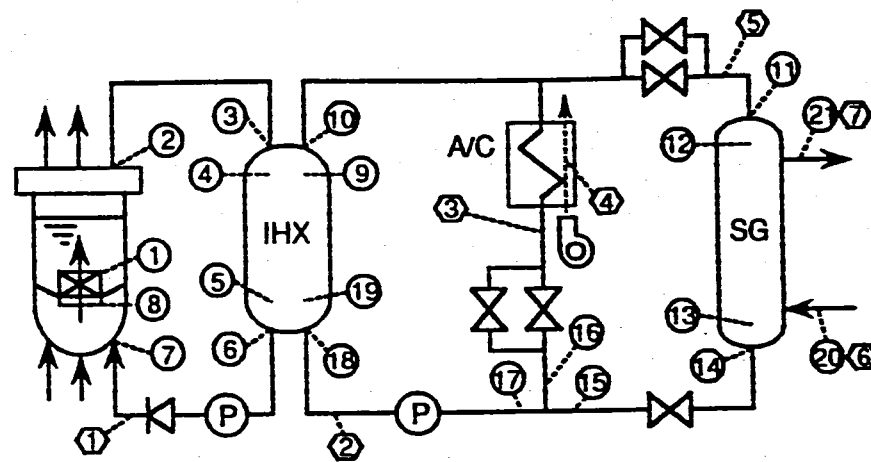


図3.10 600 kW大型FBRプラント安全保護系モデル図

< 温度 >

- ① : T1 炉心出口温度
- ② : T2 原子炉容器出口温度 (ノズル)
- ③ : T3 中間熱交換器1次側入口温度 (ノズル)
- ④ : T4 中間熱交換器1次側伝熱部入口温度
- ⑤ : T5 中間熱交換器1次側伝熱部出口温度
- ⑥ : T6 中間熱交換器1次側出口温度 (ノズル)
- ⑦ : T7 原子炉容器入口温度 (ノズル)
- ⑧ : T8 炉心入口温度
- ⑨ : T9 中間熱交換器2次側伝熱部出口温度
- ⑩ : T10 中間熱交換器2次側出口温度 (ノズル)
- ⑪ : T11 蒸気発生器入口温度 (ノズル)
- ⑫ : T12 蒸気発生器伝熱部入口温度
- ⑬ : T13 蒸気発生器伝熱部出口温度
- ⑭ : T14 蒸気発生器出口温度 (ノズル)
- ⑮ : T15 ミキシングティ入口温度 (蒸気発生器)
- ⑯ : T16 ミキシングティ入口温度 (空気冷却器)
- ⑰ : T17 ミキシングティ出口温度
- ⑱ : T18 中間熱交換器2次側入口温度 (ノズル)
- ⑲ : T19 中間熱交換器2次側伝熱部入口温度



出力位置

- ⑳ : T20 蒸気発生器入口給水温度
- ㉑ : T21 蒸気発生器出口蒸気温度

< 流量 >

- ① : G1 1次主冷却系ナトリウム流量
- ② : G2 中間熱交換器2次系ナトリウム流量
- ③ : G3 空気冷却器ナトリウム流量
- ④ : G4 空気冷却器空気流量
- ⑤ : G5 蒸気発生器ナトリウム流量
- ⑥ : G6 蒸気発生器入口給水流量
- ⑦ : G7 蒸気発生器出口蒸気流量

図3.11 計算結果出力点

4. 熱過渡解析

本章では、これまで解析対象として既述した60万kWe級高速炉プラントの熱過渡解析条件および解析結果について述べる。解析事象は「もんじゅ」熱過渡解析で運転事象Ⅲに分類された事象群から4ケース、本プラント特有の運転事象1ケースを代表事象として選択した。なお、選択した解析事象を以下に示すと共に、それぞれの運転事象の解析内容を各項目毎に述べる。

- (1) 1次主冷却系循環ポンプ軸固着〔「もんじゅ」共通事象〕
- (2) 2次主冷却系循環ポンプ軸固着〔「もんじゅ」共通事象〕
- (3) 主給水管破損〔「もんじゅ」共通事象〕
- (4) 主蒸気管破損〔「もんじゅ」共通事象〕
- (5) 再循環系故障〔本プラント特有事象〕

4.1 1次主冷却系循環ポンプ軸固着（PPS）

4.1.1 PPSの概要⁽⁸⁾

本事象は原子炉出力運転中に1次主冷却系循環ポンプの1台が回転軸のかじり等の機械的原因で停止し、1次系冷却材流量の喪失に至る事象である。

1ループの1次系冷却材流量が喪失すると炉心各部の温度が上昇し、炉心の安全な冷却ができなくなる可能性がある。この場合、安全保護系の動作により原子炉は自動停止し、健全ループでは補助冷却設備による崩壊熱除去運転および再循環系による熱過渡緩和運転に移行して事故が安全に終止する。

4.1.2 PPS解析条件

(1) 想定条件

定格出力運転状態でAループの1次主冷却系循環ポンプに軸固着が発生し、ポンプ回転数が瞬時にゼロとなる状況を想定する。

(2) 事象推移シーケンス

PPS発生から崩壊熱除去運転までの経過を図4.1.1に示す。また、同図の概略は以下の通りである。

原子炉は、Aループ1次主冷却系循環ポンプ軸固着のため「1次主冷却系循環ポンプ回転数低」信号により自動停止する。その後、事故ループでは2次主冷却系循環ポンプがボニー

モータ相互トリップインターロックにより停止し、更に補助冷却設備および再循環系も停止に至る。一方、健全ループでは1次系および2次系の循環ポンプがボニーモータ運転に引き継がれ、補助冷却設備ならびに再循環系がそれぞれ機能する。

なお解析では、機器動作およびインターロック動作の応答遅れ時間は無いものとして考え、時間遅れの要因はシーケンス上のタイマに限定し、その設定値には「もんじゅ」採用値¹⁹⁾を適用した。

(3) 境界条件

以下のプロセス量の経時変化を入力値として与えた。

- ① 1次系冷却材駆動源ヘッド〔図4.1.2〕
- ② 2次系冷却材駆動源ヘッド〔図4.1.3〕
- ③ SG給水流量〔図4.1.4〕

4.1.3 PPS解析結果

事故ループならびに健全ループの流動計算結果を図4.1.5に、同様に冷却系全体の温度応答を図4.1.6に示す。また、これらの計算結果に見るPPSの特徴を以下に列記する。

(1) 事故ループ流動計算結果〔図4.1.5(1/2)〕

- ① 1次主冷却系流量は急激に低下し、健全ループのフォーミングヘッドにより逆流する。この逆流は健全ループのフローコストダウンに伴って軽減されるが、約0.02%程度の逆流が計算終了まで継続している。
- ② IHX 2次系流量は2次主循環ポンプの主モータトリップによりフローコストダウンを開始し、更にボニーモータ相互トリップによって2次系のボニーモータも停止するため約0.08%程度まで低下している。
- ③ 補助冷却設備は原子炉トリップ信号で一旦は起動するが、2次主ポンプのボニーモータトリップ信号によって運転阻止のインターロックが動作し、ナトリウム側および空気側とも待機状態に復帰した。
- ④ 原子炉トリップを起点にSG入口給水流量は再循環系の運転計画に従って減少したが、2次主ポンプのボニーモータトリップ信号によりSG給水隔離が動作し、急速に0%まで低下している。

(2) 健全ループ流動計算結果〔図4.1.5(2/2)〕

- ① ボニーモータ引継完了後の1次主冷却系流量は、3ループ運転時の計画流量(9.5%)に対して約1.3倍の12.3%で静定した。この流量増加は、3ループ運転を想定した流体駆動源ヘッド(ポンプヘッドに相当)と2ループ運転によって低下した系統圧損がバランス

した結果である。なお2ループ運転による系統圧損の低下は、冷却材流量が3ループ運転時の約86%にとどまった炉内流動に起因する。

- ② 2次主冷却系ならびに水・蒸気系の各流路では、原子炉トリップ時の標準的な流動応答を示している。

(3) 事故ループ冷却系温度応答〔図4.1.6(1/2)〕

- ① 原子炉容器入口ノズル温度(⑦)は、下部プレナム内の冷却材が1次主冷却系の逆流によって入口ノズル側に流出するため炉心入口温度(⑧)に等しくなる。また、炉心入口温度は健全ループから流入した冷却材が下部プレナム内で混合され緩やかな温度変化となる。一方、原子炉容器出口ノズル温度(②)は、ホットレグ配管中の冷却材が原子炉容器側に逆流することから殆ど変化しない。
- ② IHX廻りでは、1次系および2次系の各ホットレグ側に急速な温度低下が生じている。この温度低下の原因は、第一に1次系流量の急激な減少がIHX2次側への伝熱量の低下をもたらしたこと、第二に系統間における流動停止時間の大幅な相違がIHX2次側への低温冷却材の流入さらにはIHX本体の低温化を促したことが考えられる(図中⑨、⑩)。この他にIHX1次側伝熱部入口温度(④)の低下は、IHX内部の低温冷却材が1次系の逆流によって入口側に流出したことが起因している。
- ③ SG入口ノズル部(⑪)の急速な温度低下は、IHX2次側から流れ出た冷却材が輸送遅れ時間を経てSG入口側に到達したために発生し、ポニーモータ停止後は微少流量のため緩やかな低下となっている。SG伝熱部入口温度(⑫)は、SGに流入した冷却材が入口プレナム内で混合され緩やかな温度変化となる。

(4) 健全ループ冷却系温度応答〔図4.1.6(2/2)〕

- ① 原子炉トリップから約300秒までの間に1次系コールドレグ(図中⑤~⑦)では一時的な温度降下が、IHX2次側出口(図中⑨、⑩)では温度上昇が発生している。この温度変化は、定格運転条件で設計したIHXの伝熱面積が原子炉トリップ時には過剰になり、各出口流体が伝熱管を介して対向する入口流体の熱的影響を強く受けることに起因する。
- ② SGからIHXまでの2次系コールドレグ(図中⑬~⑱)に発生した温度興復は、再循環運転移行時に見られる本プラント特有の温度応答である。この再循環移行時の温度変動はSG給水入口(⑳)およびSG蒸気出口(㉑)で最も厳しく、ナトリウム側ではSGからIHX、さらには原子炉容器へと伝搬していく過程で減衰し、最終端の炉心入口(⑧)には殆ど影響を及ぼしていないことが判る。

4.2 2次主冷却系循環ポンプ軸固着 (SPS)

4.2.1 SPSの概要⁽⁶⁾

原子炉出力運転中に2次主冷却系循環ポンプの1台が回転軸のかじり等の機械的原因で停止し、2次系冷却材流量の低下ならびに該当ループの除熱能力が喪失する事故である。

2次系冷却材流量が低下するとIHXの1次側出口ナトリウム温度が上昇し、延いては原子炉容器入口ナトリウム温度が上昇するため炉心の安全な冷却ができなくなる可能性がある。この場合、安全保護系の動作により原子炉は自動停止し、健全ループでは補助冷却設備による崩壊熱除去運転および再循環系による熱過渡緩和運転に移行して事故が安全に終止する。

4.2.2 SPS解析条件

(1) 想定条件

定格出力運転状態でAループの2次主冷却系循環ポンプに軸固着が発生し、ポンプ回転数が瞬時にゼロとなる状況を想定する。

(2) 事象移行シーケンス

SPS発生から崩壊熱除去運転までの経過を図4.2.1に示す。また、同図の概略は以下の通りである。

原子炉は、Aループ2次主冷却系循環ポンプ軸固着のため「2次主冷却系循環ポンプ回転数低」信号により自動停止する。事故ループでは、2次系循環ポンプがボニーモータ運転に失敗し、同ポンプの「回転数低々」信号により補助冷却設備の起動阻止およびSG給水止め弁閉止に至る。また、ボニーモータ運転に移行した1次系循環ポンプは、ボニーモータ相互トリップインターロックシーケンスにより停止する。一方、健全ループでは1次系と2次系の循環ポンプがボニーモータ運転に引き継がれ、補助冷却設備ならびに再循環系がそれぞれ機能する。

なお、機器動作およびインターロック動作の応答遅れ時間はPPS解析と同様に無いものとして考え、同じく時間遅れの要因もシーケンス上のタイマに限定し、設定値に「もんじゅ」採用値を適用した。

(3) 境界条件

以下のプロセス量の経時変化を入力値として与えた。

- ① 1次系冷却材駆動源ヘッド〔図4.2.2〕
- ② 2次系冷却材駆動源ヘッド〔図4.2.3〕
- ③ SG給水流量〔図4.2.4〕

4.2.3 S P S解析結果

事故ループならびに健全ループの流動計算結果を図4.2.5に、同じく冷却系全体の温度応答を図4.2.6に示す。また、これらの計算結果に見るS P Sの特徴を以下に列記する。

(1) 事故ループ流動計算結果〔図4.2.5(1/2)〕

- ① S P S発生後の2次系流量は流体慣性の減衰によって徐々に低下し、200秒前後には概ね流動停止に至っている。また、空気冷却器ナトリウム流量の僅かな増加は、SG入口止弁（A弁）が閉じたためである。
- ② 1次系流量は1次主循環ポンプの主モータトリップによりフローコストダウンを開始し、更にポニーモータ相互トリップによる1次系ポニーモータの停止および健全ループのフォーミングヘッドによって急速に低下している
- ③ 給水流量は境界条件に従った応答を示している。

(2) 健全ループ流動計算結果〔図4.2.5(2/2)〕

- ① フローコストダウン完了後の1次系流量は、事故ループの1次主循環ポンプ停止に伴う炉内流動圧損の低下によって9.5%から12.3%に増加している。
- ② 各2次系流量および空気冷却器空気流量、SG入口給水流量はプラント運転計画通りの応答を示している。

(3) 事故ループ冷却系温度応答〔図4.2.6(1/2)〕

冷却系全般の温度変動は炉心出口温度（①）を除けば比較的安定している。S P Sの特有をしいて挙げれば、I H X 1次側出口（図中⑤、⑥）とI H X 2次側出口（図中⑨、⑩）に発生したステップ状の温度上昇である。これは2次系の流量低下が先行したために、I H X 2次側出口温度は同1次側入口温度に誘引されて上昇し、同1次側出口温度はI H X 1次側から同2次側への伝熱量の低下に伴って上昇している。

(4) 健全ループ冷却系温度応答〔図4.2.6(2/2)〕

S P S特有の温度応答は発生していない。S P S発生から約600秒までの間、各系統のコールドレグに発生している温度変化は、主循環ポンプのポニーモータ運転ならびに水・蒸気系の再循環運転移行に伴うものであり、本プラント固有の温度応答といえる。

4.3 主給水管破損事故（W P R）

4.3.1 W P Rの概要⁽⁶⁾

原子炉出力運転中に何らかの原因で主給水ポンプとSG間の主給水配管が破損し、SGへの給水流量が低下する事故である。この様な状況では水・蒸気系の運転が継続できないためSGでの除熱能力が低下し、延いては原子炉容器入口ナトリウム温度の上昇によって炉心の

安全な冷却が困難になる可能性がある。この場合、原子炉は「SG出口ナトリウム温度高」信号により自動停止し、補助冷却設備による崩壊熱除去運転に移行する。

4.3.2 WPR解析条件

(1) 想定条件

定格出力運転状態でAループのSG入口給水配管のギロチン破断を想定する。

(2) 事象推移シーケンス

水・蒸気系では、給水管破損から原子炉トリップに至るまでに以下の過渡事象が予想されるが、解析時の給水流量は事故ループでは瞬時0%、健全ループでは原子炉トリップまで定格流量を維持するものとした。なお、インターロック動作については前出の図3.10を参照されたい。

① 事故ループ

- a) SG伝熱管内部保有水の減少および逆流
- b) 給水流量の一時的な増大（但し、SG本体には流入しない）
- c) SG出口蒸気圧力の急速な低下および同蒸気温度の低下

② 健全ループ

- a) 給水流量の一時的な減少（事故ループとの相互干渉による）
- b) SG出口蒸気温度制御に伴う給水流量の頻繁な調節

(3) 境界条件

以下のプロセス量の経時変化および計算条件を入力値として与えた。

① 給水流量

前項(2)で既述したように事故ループは瞬時0%、健全ループは原子炉トリップに至るまで定格流量を維持し、原子炉トリップを起点に-20%/secの変化率で0%に達するものとした。ここで原子炉トリップ時間は事故ループにおける「SG出口ナトリウム温度高」信号の検出時間に等しく、この検出時間（1次遅れ時定数30秒の測定器で警報設定値に到達するまでの経過時間）を事前解析でもとめて設定した。なお解析の結果、347℃⁽⁹⁾の警報設定値に達するまでの経過時間は約27.5秒であった。

② SG給水温度/同エンタルピ〔定格運転条件で一定〕

③ SG断熱計算

伝熱管と管内流体の伝熱計算は、以下のタイムスケジュールで断熱計算に移行する。

- a) 事故ループ 0.01 秒
- b) 健全ループ 32.52 秒

④ 1次系/2次系冷却材駆動源ヘッド〔図4.3.1〕

4.3.3 WPR解析結果

事故ループならびに健全ループの流動計算結果を図4.3.2に、同様に冷却系全体の温度応答を図4.3.3に示す。また、これらの計算結果に見るWPRの特徴を以下に列記する。

(1) 事故ループ流動計算結果〔図4.3.2(1/2)〕

事故ループのSG入口給水流量は、給水管破損を想定した境界条件に従って瞬時に0%まで低下している。計算開始から27.5秒後には「SG出口ナトリウム温度高」信号による原子炉トリップが発生し、各ループの1次系および2次系ではフローコストダウン後に9.5%流量で定常状態に到達した。

(2) 健全ループ流動計算結果〔図4.3.2(2/2)〕

健全ループの給水流量は安全保護系のSG給水隔離条件が成立したため急速に低下している。1次系および2次系の冷却材流量は事故ループと同様の応答を示している。

(3) 事故ループ冷却系温度応答〔図4.3.3(1/2)〕

① SG出口およびミキシングティ入口（SG側）の各温度（⑬～⑮）は、SGの除熱能力喪失により約60秒足らずの間にステップ状に120℃～160℃程度上昇し、その後も緩やかな上昇を続けて計算開始から約1000秒でピークを迎えて徐々に低下している。

② ミキシングティの入口ノズルでは、SG側からホットレグ相当のナトリウムが流入し、一方の補助冷却設備側からは概ね325℃に制御された空気冷却器出口ナトリウム（⑯）が流れ込むため、最大で190℃程度の温度差が発生している。

③ ミキシングティ出口温度（⑰）は、前記の如くSG側とACS側で温度が異なるナトリウムの入口流量配分に比例した温度応答を示している。また、ミキシングティの下流に位置するIHX2次側入口部の各温度（⑱、⑲）も同様である。

④ 1次系コールドレグ（⑥～⑦）の温度上昇は2次系に比べ緩やかである。しかしながら、ここで発生した温度上昇は輸送遅れ時間を経て炉心出入口（⑧、①）に伝搬するため、炉容器下部プレナムでは定格条件を越える温度状態が継続し、炉容器上部プレナムでは炉心出口温度が原子炉容器出口温度を一時的に上回る応答をもたらしている。

(4) 健全ループ冷却系温度応答〔図4.3.3(2/2)〕

① 2次系コールドレグにおける各部の温度応答は、冷却材の輸送遅れによる時間差を有するものの、SG給水隔離を起点とする温度上昇が約1000秒から1200秒まで継続し、その後は事故ループと等しい温度勾配で徐々に低下している。この温度応答は、SG内部および2次系ホットレグの冷却材が輸送遅れ時間を経てSG出口側に流出するため生じている。

② フローコーストダウン後のIHX1次側出口温度(⑤, ⑥)は、低流量時のIHX伝熱特性によってPPSおよびSPSと同様に一旦低下し、その後IHX2次側入口温度(④, ⑦)に追従する応答を示している。また原子炉容器入口(⑦)でも同様の応答が見られ、IHX2次側入口温度が減衰することなく原子炉容器入口まで到達しているのが判る。

4.4 主蒸気管破損 (SPR)

4.4.1 SPRの概要⁽⁸⁾

原子炉出力運転中に何らかの原因でSGとタービン間の主蒸気配管が破損し、蒸気の流出を伴う事故である。この様な状況では水・蒸気系の運転が継続できないためSGの除熱能力が低下し、延いては原子炉容器入口ナトリウム温度の上昇により炉心の安全な冷却ができなくなる。この場合、原子炉は「SG出口ナトリウム温度高」信号により自動停止し、補助冷却設備による崩壊熱除去運転に移行する。

4.4.2 SPR解析条件

(1) 想定条件

定格出力運転状態において、3ループ合流直後の主蒸気配管でギロチン破断を想定する。

(2) 事象推移シーケンス

当該事象によって主給水ポンプ駆動用蒸気が喪失するためSG給水流量が低下し、終局的には「SG出口ナトリウム温度高」で原子炉トリップに至る。インターロック動作については、前出の図3.10を参照されたい。

(3) 境界条件

① 給水流量

主蒸気管破損から原子炉トリップまでの65.6秒間は暫定的に「もんじゅ」解析値⁽⁸⁾を採用し、原子炉トリップ以降は0%一定とした。図4.4.1にSPR解析時の流量条件を示す。

② 給水温度/同エンタルピ〔定格運転条件で一定〕

③ 主蒸気配管破断部開口面積

流路断面積に相当する開口面積を以下のタイムスケジュールで与えた。

時間(sec)	0.0	0.01	0.1	1.0E+5
面積(m ²)	0.0	0.0	0.2386	0.2386
備考	0.01秒と0.1秒の間では直線近似をとる			

④ 1次系/2次系冷却材駆動源ヘッド

各ループとも、図4.4.2のように原子炉トリップ(65.6秒)を起点とするコストダウンカーブを境界条件とした。

4.4.3 SPR解析結果

本想定事象に伴う過渡応答は各ループで対称に発生することからAループを代表とする。

(1) 流動計算結果〔図4.4.3〕

- ① SG入口給水流量は、給水流量境界条件に配管内部保有水の減圧沸騰分の流量が加わるため入力値よりも緩やかに減少し、流量喪失までの時間も僅かに長い応答を示している。
- ② 主蒸気管破損後のSG出口蒸気流量は急速に上昇し、本解析では定格流量の約1.9倍に達した。その後は伝熱管内部保有水の減少および水・蒸気側の減圧に伴って低下している。
- ③ 1次系および2次系の各冷却材流量は、「SG出口ナトリウム温度高」による原子炉トリップのため65.6秒を起点にコストダウンしている。また、2次系では補助冷却設備の起動により空気冷却器出口ナトリウム流量および同空気流量が立ち上がっている。

(2) 冷却系温度応答〔図4.4.4〕

- ① SG出口蒸気温度(㉑)は、主蒸気管破損直後にはSG出口蒸気流量の増加により一時的に低下するが、同蒸気流量の減少に伴って伝熱管入口ナトリウム温度(㉒)に追従する変化を示している。
- ② SG入口給水温度(㉓)は約60秒までの間はほぼ一定を保っているが、それ以降では給水配管内の保有水が減圧沸騰を生じるため急速に低下している。
- ③ SG出口ナトリウム温度(㉔、㉕)はSG出口蒸気流量の増加ならびに2次系のフローコストダウンによって一旦低下した後、SG出口蒸気流量の減少とSG入口側から高温のナトリウムが輸送遅れ時間を経て到達するため急速に約500℃まで上昇している。この高温状態はWPRとほぼ同様に約1000秒まで続き、その後は徐々に低下している。
- ④ ミキシングティの入口ノズルでは、SG側からホットレグ相当のナトリウムが流入し、一方の補助冷却設備側からは概ね325℃に制御された空気冷却器出口ナトリウム(㉖)が流れ込むため、最大で175℃程度の温度差が発生している。
- ⑤ ミキシングティ出口温度(㉗)は、前記の如くSG側とACS側で温度が異なるナトリウムの入口流量配分に比例した温度応答を示している。また、ミキシングティの下流に位置するIHX2次側入口部の各温度(㉘、㉙)も同様である。
- ⑥ IHX1次側出口温度(㉚、㉛)は、IHX2次側入口(㉘、㉙)における温度降下と低流量時のIHX伝熱特性によって一旦低下しているが、IHX2次側入口温度が他の解

析事象に比べ急速に後上昇している影響で落ち込みが小さい。しかしながら、その後の上昇による最高温度は他の解析事象より高く、約440℃まで上昇している。

- ⑦ また、原子炉容器入口温度(⑦)は冷却材の輸送遅れ時間を経てIHX1次側出口と同等の変化を示している。

4.5 再循環系故障(RT)

4.5.1 RTの概要

RTは本設計研究プラント特有の運転事象であり、予想される主な異常はRCPあるいはWSDT液位計の故障、V7～V9(前出の図2.4を参照)の誤閉等である。これらの故障や誤動作等は何れの場合もWSDTからSG給水配管に導く再循環流量を低下させ、この減少分を補う形で高圧給水加熱器からの給水が継続する。その結果、SG出口ナトリウム温度の急激な低下、更にはプラント全体の温度降下が急速に進行することが予想される。

4.5.2 解析条件

(1) 想定条件

定格出力運転状態での原子炉トリップから高温待機運転への移行過程で、Aループの再循環系故障を想定する。なお、高圧給水加熱器出口給水温度には、以下の想定に基づいた解析条件を与えるものとする。

① 正常運転時

平成3年度の検討⁽¹⁾では、高圧給水加熱器からSGと再循環系インジェクションラインに供給する給水温度は終始240℃一定である。このように給水温度を終始一定とした背景には次の様な給水設備が確立していることを前提にしている。

a) 高温待機移行時

脱気器は内部保有水の温度が著しく変化しない程度の容量をもち、且つ主蒸気配管内の生蒸気およびタービン抽出蒸気を利用できる補助設備が施されている。また、これらの設備は、高温待機移行時の高圧給水加熱器出口給水温度を240℃に保持できる熱容量を備える。

b) 高温待機移行後

供給先が再循環系インジェクションラインに限定されるため給水流量が定格時の2%程度にとどまることから、高圧給水加熱器はSGで発生する蒸気(飽和蒸気)の熱回収で計画温度が維持できる。

② 故障時

Aループの再循環系が故障した場合、同ループのSG給水は高圧給水加熱器側から供給す

ることになる。このため高圧給水加熱器側の給水流量は定格時の約16%、全ループの再循環系が正常に作動した場合の約8倍となる。一方、SGから回収する熱量の低下も考えられることから、高圧給水加熱器で給水温度を240°Cに維持することが困難になるものと推察される。

水・蒸気系の設備設計がなされていない段階で、給水温度が240°Cに維持可能か否かを検討するのは無意味に近い。本解析では先に述べた推察に基づいて計画温度を維持できないものとした。

(2) 事象推移シーケンス

原子炉トリップ後、健全ループは計画通りにSGと再循環系の閉ループ運転に移行する。Aループは既述したように、高圧給水加熱器からの給水を継続する。

(3) 境界条件

① 高圧給水加熱器出口給水温度/同エンタルピ

前項(1)の想定に基づき、「もんじゅ」蒸発器の起動時給水条件(195°C)を下限温度とした。また高圧給水加熱器出口給水温度の経時変化は、平成3年度の検討ケースA⁽¹⁾に従うものとした。計画した給水温度と時間の関係を以下に示す。

経過時間 (sec)	0	15	1.0E+5
給水温度 (°C)	240	195	195

② SG給水流量

事故ループおよび健全ループの各SG給水流量は、再循環系運用時の系統計画に基づいて次の通りとした。

経過時間 (sec)	0	20	1.0E+5
給水流量 (%)	100	41	41

4.5.3 RT解析結果

ここではプラント全般の過渡応答について記す。

(1) 流動計算結果

事故ループと健全ループの各系統流量は、図4.5.1(1/2)および図4.5.1(2/2)に示す通り対称的に変化している。また、両ループの流量応答と最終流量は基本事象である「原子炉手動トリップ」に等しい。

(2) 事故ループ冷却系温度応答〔図4.5.2(1/2)〕

- ① 原子炉容器出口からSG入口までの各ホットレグ温度は、これまで計算した解析事象の中で最も早く低下しており、コールドレグ温度を見てもループ全体の低温化が急速に進行しているのが判る。
- ② SG入口給水温度(㉑)は輸送遅れ時間を経て約80秒後に195℃まで低下し、その温度条件で終止している。一方、SG蒸気出口側(㉒)は約120秒から約450秒までの330秒間は再循環条件(154atg, 343℃)を維持し、その後はSG内部温度の低下に伴って徐々に温度が下がっている。
- ③ 再循環系が正常に機能した場合のSG出口ナトリウム温度(㉓, ㉔)は、再循環運転移行時に一旦低下した後SG入口給水温度の上昇に伴って回復し、再循環運転が確立した状態では約340℃で準定常に至る。しかし、本ループでは再循環系故障によりSG給水温度が前述の通り195℃で終止し、更にナトリウム側と給水側の流量比が1.4:1(定格出力運転時は9.7:1)と極めて小さいため、SG出口およびSG内部のナトリウム温度がほぼSG入口給水温度まで低下して準定常状態に達している。
- ④ ミキシングティの入口ノズルでは、SG側(㉕)からSG給水温度相当のナトリウムが流入し、一方の補助冷却設備側からは概ね325℃に制御された空気冷却器出口ナトリウム(㉖)が流れ込み、約135℃の温度差が計算終了まで継続している。
- ⑤ ミキシングティ出口温度(㉗)は、SG側とACS側から異なる温度で流入するナトリウムの流量割合に比例した温度応答を示している。
- ⑥ IHX2次側入口部の各温度(㉘, ㉙)は、輸送遅れ時間を経てミキシングティ出口と同様に変化している。

(3) 健全ループ冷却系温度応答〔図4.5.2(2/2)〕

- ① コールドレグ温度は再循環運転時の準定常温度を辛うじて維持しているが、原子炉容器出口からSG入口までのホットレグ温度は事故ループと同様に変化しており、冷却系の急速な低温化は否めない。
- ② SG蒸気出口側(㉒)は約120秒後に二相流となり、SG伝熱部入口ナトリウム温度(㉒)が343℃を下回ってから約500秒経過した2900秒まで再循環条件を維持し、その後は徐々に低下している。
- ③ SG入口給水温度(㉑)は240℃から195℃まで一旦低下しているが再循環系による熱回収で上昇し、約400秒後に再循環条件に達している。再循環運転が確立した後、主給水ラインからの断続的な注水により一時的に320℃程度まで低下するがSG出口と同様に約2900秒まで再循環条件を維持している。

4.6 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較

共通事象に対するIHX廻りの温度応答の比較結果を以下に記す。

(1) PPS

① 事故ループ

2次側出入口ノズル部の冷却材温度の経時変化を図4.6.1に示す。同図では大型炉の入口温度が緩やかに低下しているものの両プラントには有意な差はない。また、両プラントではPPS発生直後に出口温度が急速に低下しているが、温度落差および変化率が大きい大型炉に対してはコールドショックを緩和する対策が必要と考えられる。

1次側出入口ノズル部の冷却材温度の経時変化を図4.6.2に示す。入口温度の低下速度の差異は、健全ループのフォーミングヘッドによって逆流している1次系冷却材流量の差に起因する。出口温度はコールドレグ配管内の温度が一様な冷却材が流入するため殆ど変化していない。

② 健全ループ

2次側出入口ノズル部の冷却材温度の経時変化を図4.6.3に示す。入口温度の変動原因は双方のプラントで次のように異なる。「もんじゅ」解析結果では、約900秒までの温度変動はACS起動によって発生し、その後の変動はSG出口冷却材が輸送遅れ時間を経てIHXに流入したことが起因している。大型炉の場合は再循環運転移行に伴う温度変動であるが、約900秒以降は再循環運転の確立により安定している。また、両プラントの出口温度はほぼ同様の応答を示している。なお大型炉の出口温度の低下が先行している原因は、フローコストダウン後の1次系と2次系の流量比(1.6:1)が「もんじゅ」(2.5:1)に比べて小さいためである。一般的に流量比が大きいと2次側出口温度は1次側入口温度に近づき、流量比が小さいと1次側出口温度が2次側入口温度の影響を受けて低くなる傾向をもつ。

1次側出入口ノズル部の冷却材温度の経時変化を図4.6.4に示す。先ず目につくところでは、出口側の温度落差はほぼ同程度であるが、その後の温度上昇は再循環系を運転している大型炉の方が低く抑えられている。一方、双方の入口温度は約800秒までほぼ同様に低下し、その後「もんじゅ」側の温度低下が緩やかになったため徐々に差が拡大している。

(2) SPS

① 事故ループ

2次側出入口ノズル部の冷却材温度の経時変化を図4.6.5に示す。同図では双方の入口側は定格温度を維持し、出口側についても有意な差はない。

1次側出入口ノズル部の冷却材温度の経時変化を図4.6.6に示す。両プラントの入口温度は、IHX1次側入口プレナム内の冷却材が微少流量で逆流するため殆ど変化しない。出口

温度については、SPS発生から1次系主循環ポンプ停止までの応答が異なる点を除いては大幅な差はない。

② 健全ループ

2次側出入口ノズル部の冷却材温度の経時変化を図4.6.7に、1次側出入口ノズル部の冷却材温度の経時変化を図4.6.8に示す。各図中の温度応答は前記(1)②項のPPSとほぼ同様である。

(3) WPR

① 事故ループ

2次側出入口温度の経時変化を図4.6.9に示す。同図では、大型炉の入口温度および出口温度が「もんじゅ」より高い温度で推移している。特にWPRで一旦上昇した入口温度を例にすると、「もんじゅ」解析結果はACSの起動によって約350℃まで回復しているが、大型炉は僅か405℃程度にとどまり再び緩やかに上昇している。このように2次系の温度降下が緩やかな原因は、ポニーモータ運転流量の約60%をSG側に供給していることから、ホットレグの高温流体がSGを経由してコールドレグに流れ込むためである。

1次側出入口温度の経時変化を図4.6.10に示す。大型炉の1次側出口温度は2側入口温度とほぼ同様に上昇し、「もんじゅ」に比べ長い時間に渡って定格温度を越えている。

② 健全ループ

2次側入口温度の経時変化を図4.6.11に示す。大型炉の入口温度はACSを起動しているにもかかわらず、SGを介してコールドレグに流入するホットレグ流体の影響により徐々に上昇し、事故ループと同様に出入口の温度分布が逆転した後に低下している。

1次側出口温度の経時変化を図4.6.12に示す。1次系冷却材流量のコーストダウンに伴う出口温度の低下は両プランでほぼ相似である。その後、大型炉の出口温度はIHX2次側入口温度とほぼ同様に上昇し、事故ループと同様に長時間に渡って定格温度を越えている。

(4) SPR

2次側出入口温度の経時変化を図4.6.13に、1次側出入口温度の経時変化を図4.6.14に示す。各図中の温度応答は前記(3)①項のPPSとほぼ同様である。

4.7 解析結果の整理

本設計研究プラントにおける熱過渡の発生部位・形態・発生原因を、前記4.1項から4.5項までに既述した各運転事象の解析結果や「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較結果に基づいて整理した。その整理結果を表4.7に示す。なお、同表に記載した熱過渡は構造健全性の観点より検討が必要と考えられる。

Aループ1次主循環ポンプ軸固着

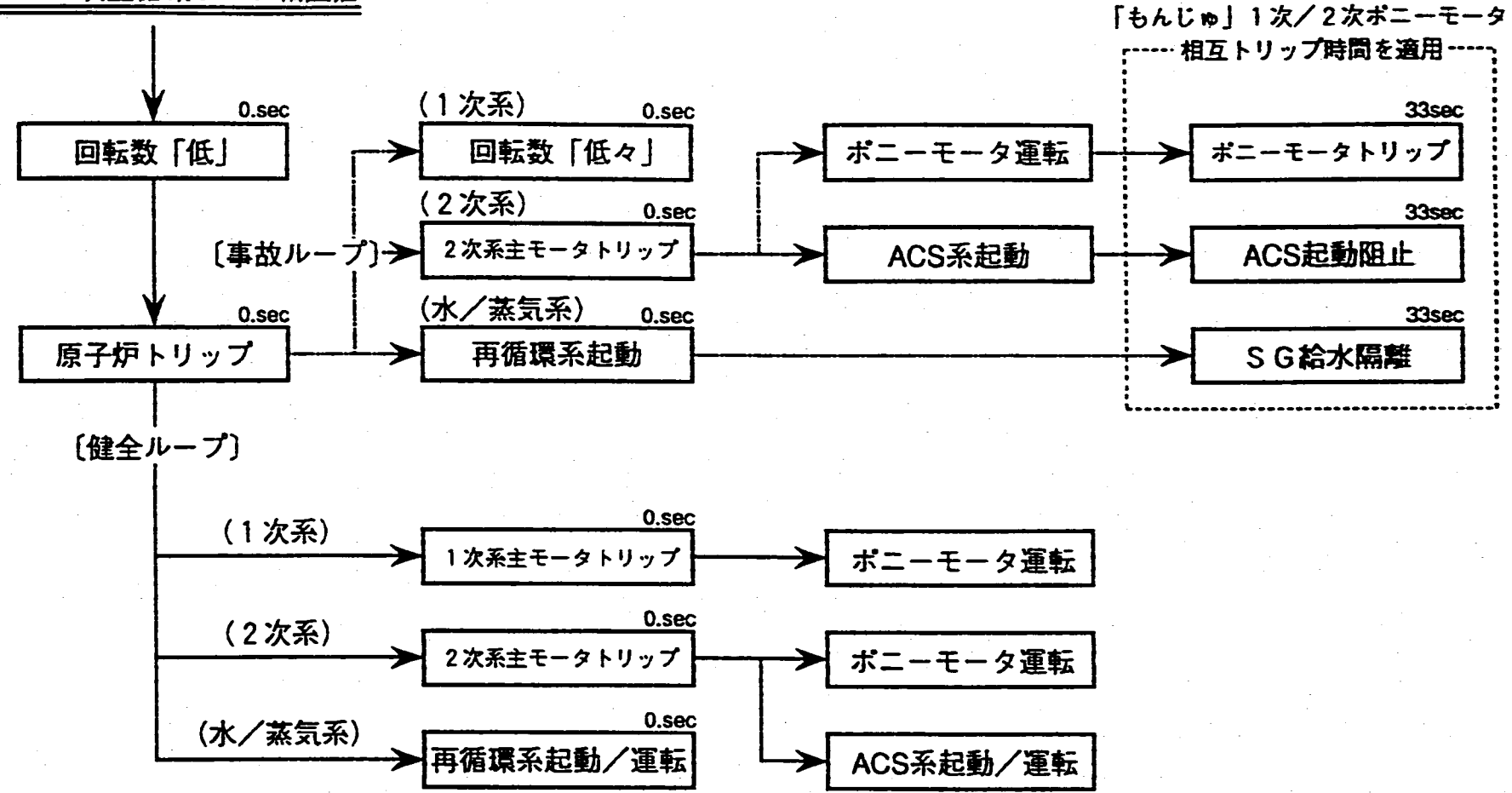


図4.1.1 1次主冷却系循環ポンプ軸固着事象推移シーケンス

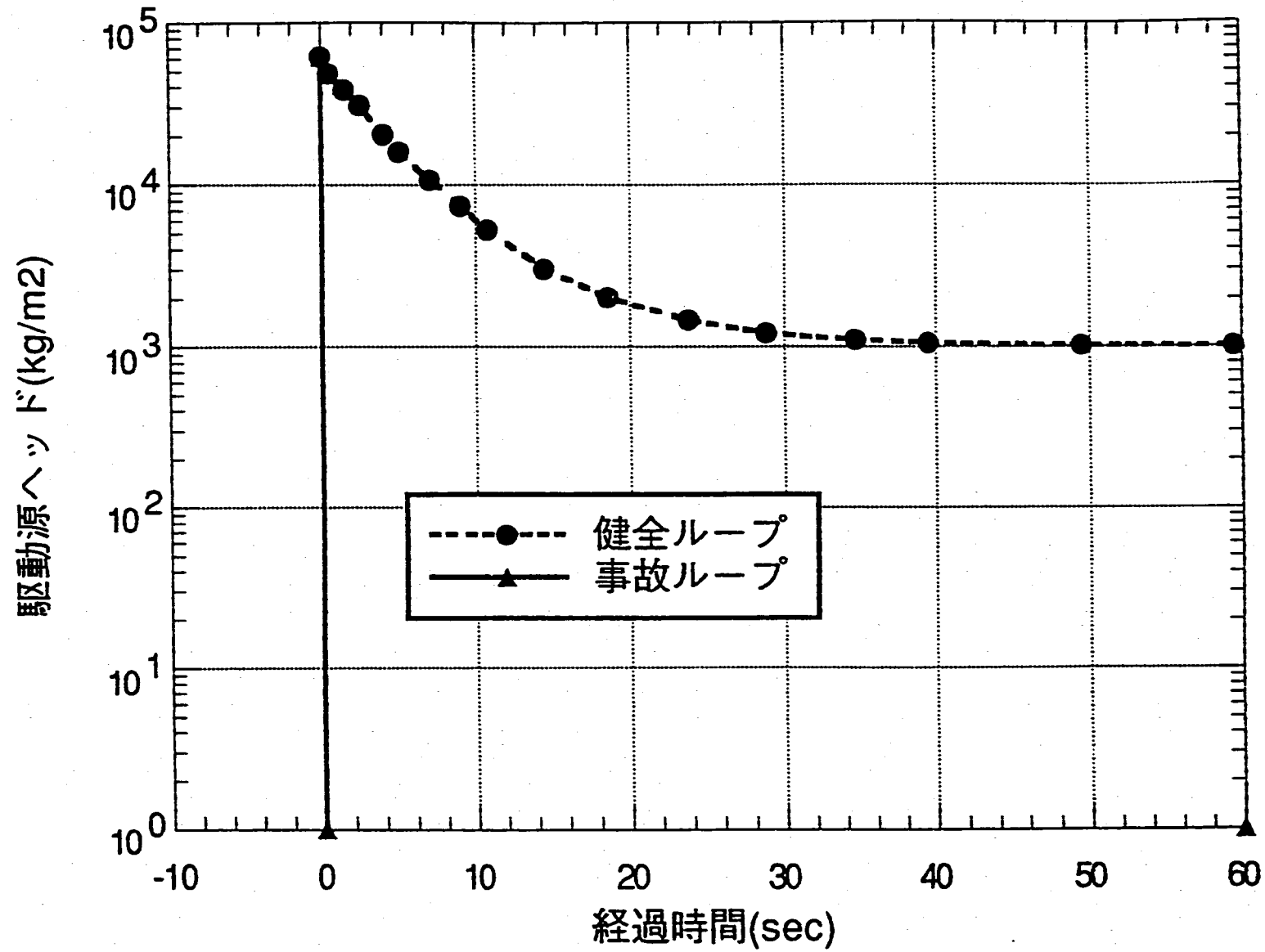


図4.1.2 1次系冷却材駆動源ヘッド境界条件 (PPS解析)

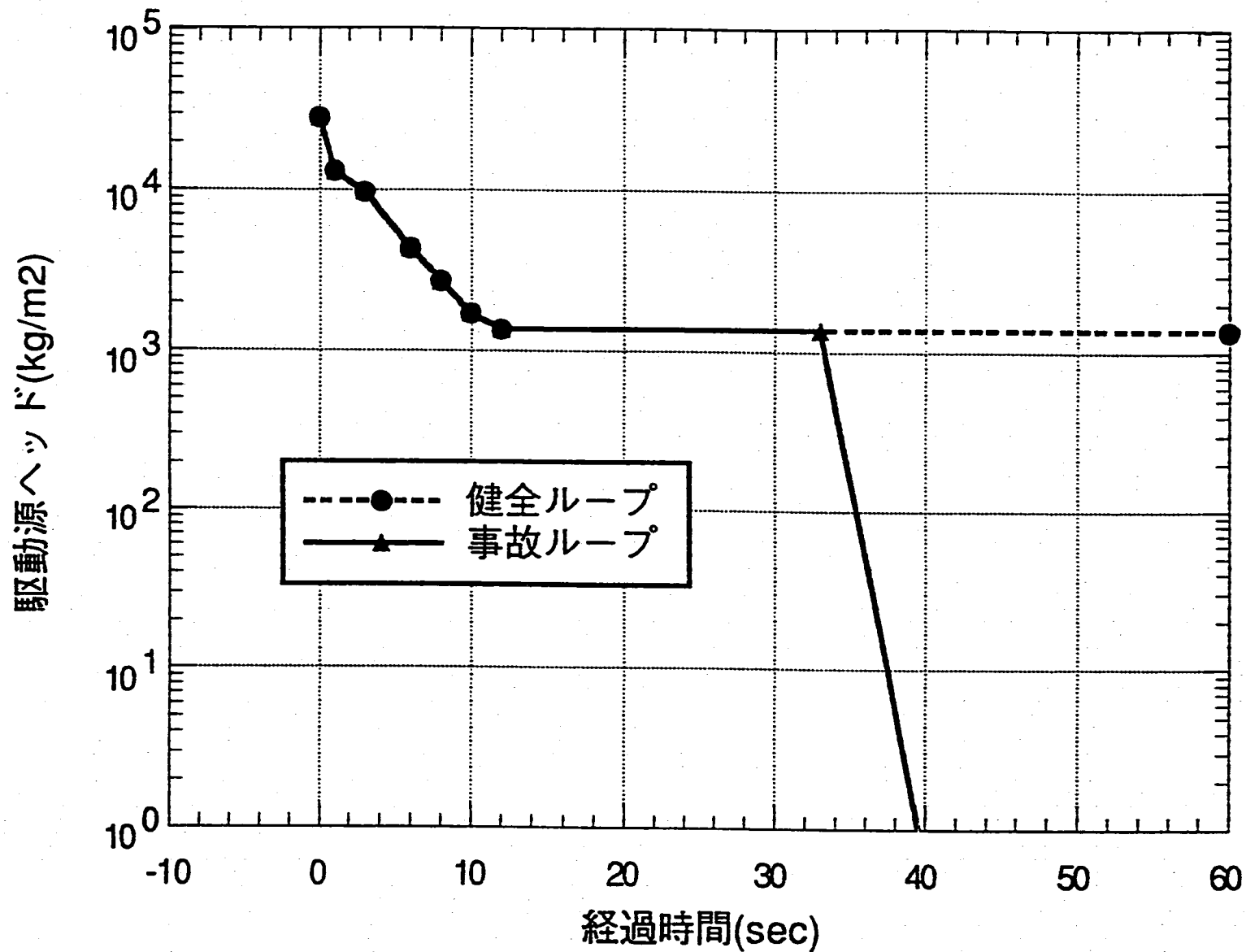


図4.1.3 2次系冷却材駆動源ヘッド境界条件 (PPS解析)

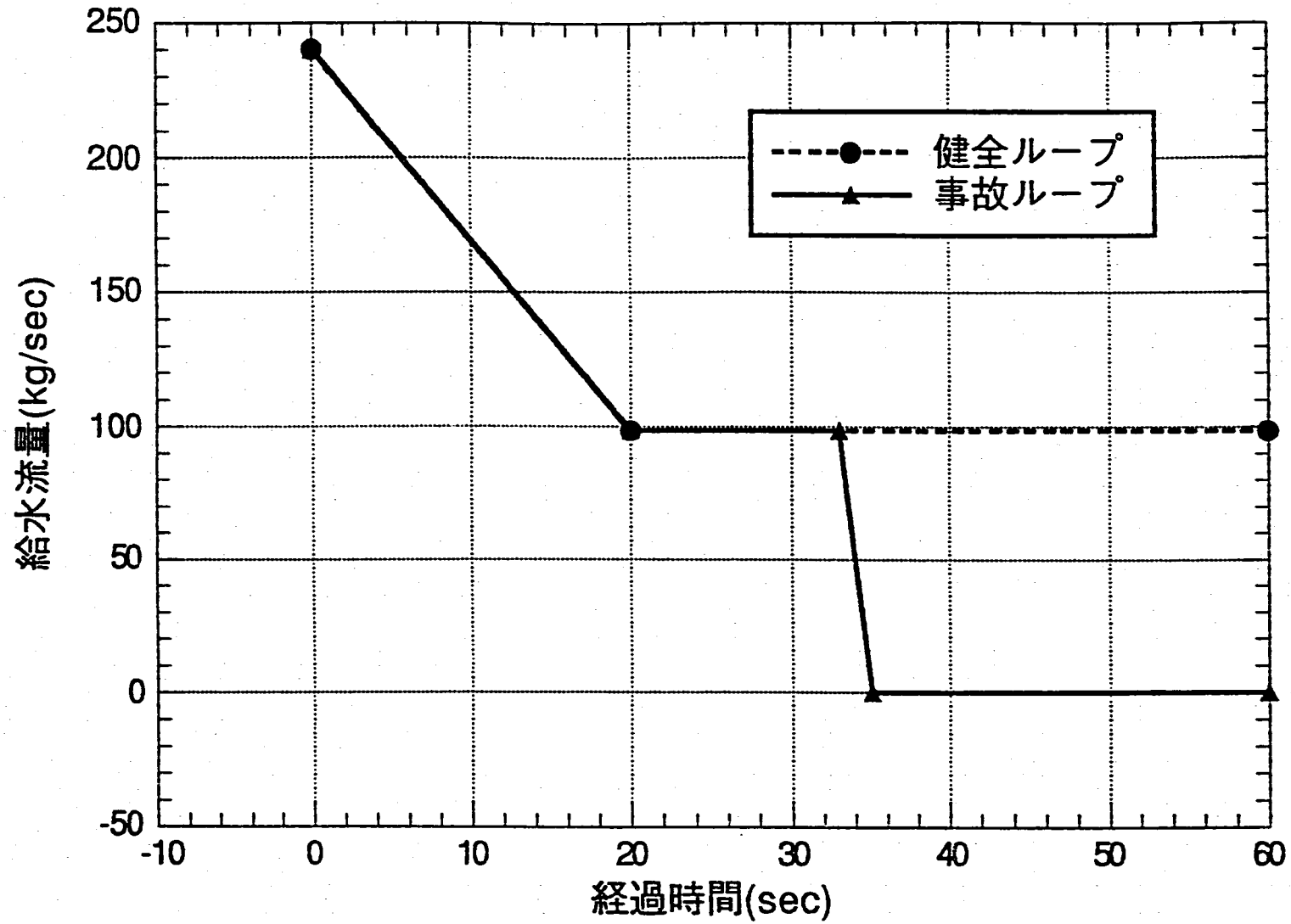
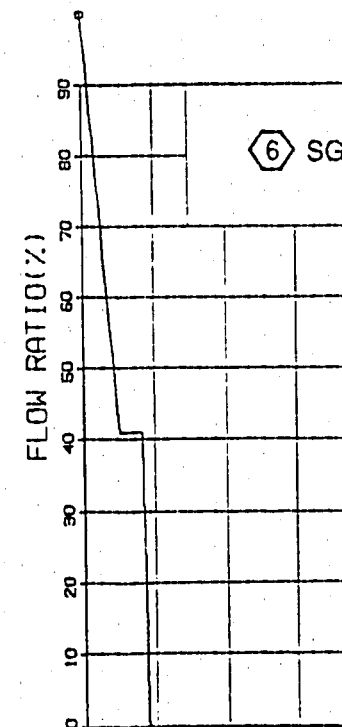
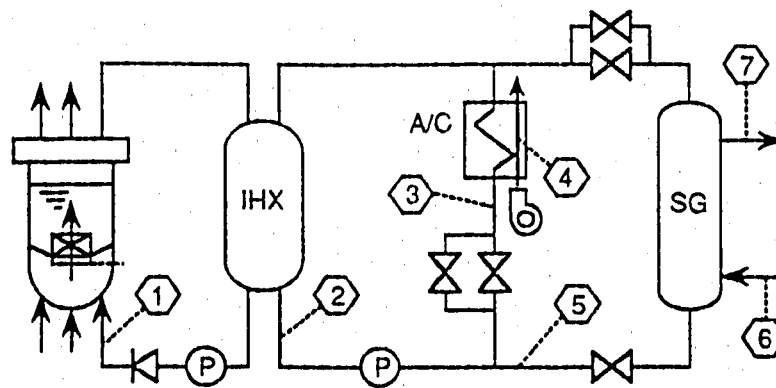
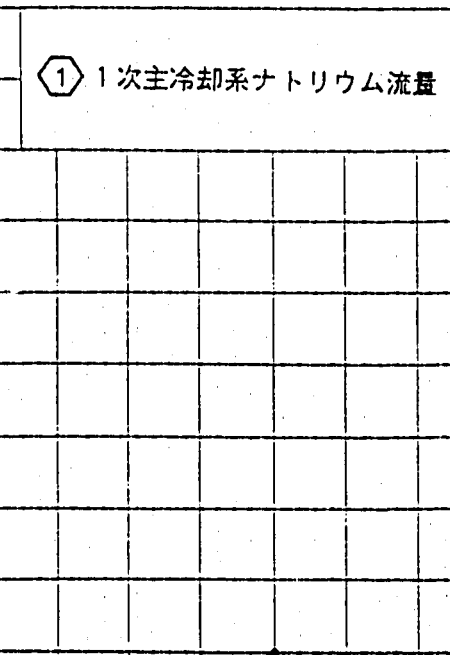
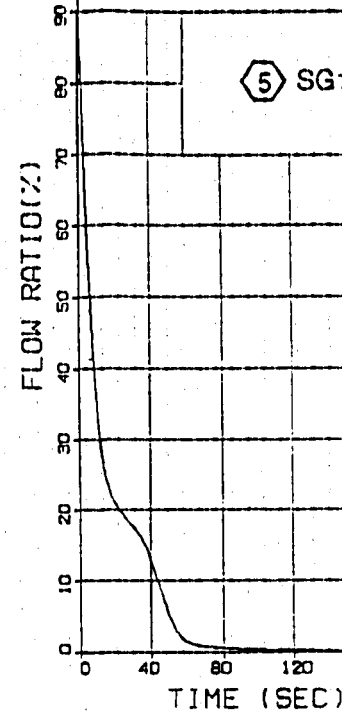
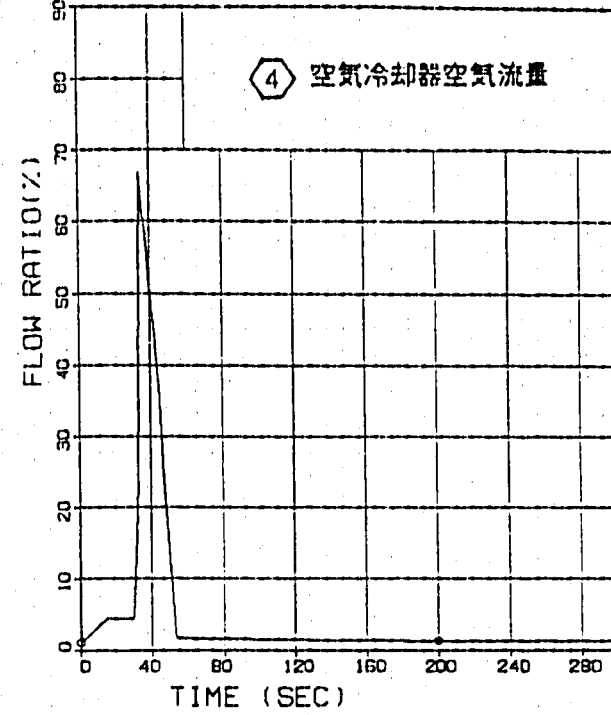
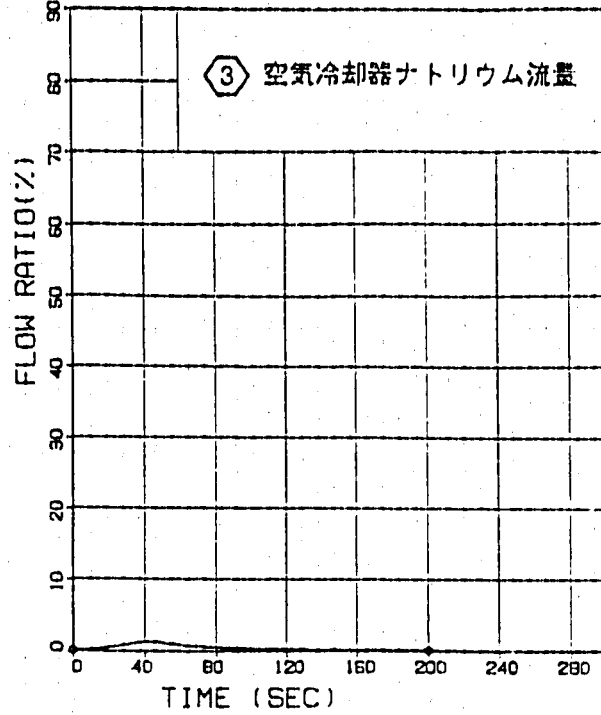
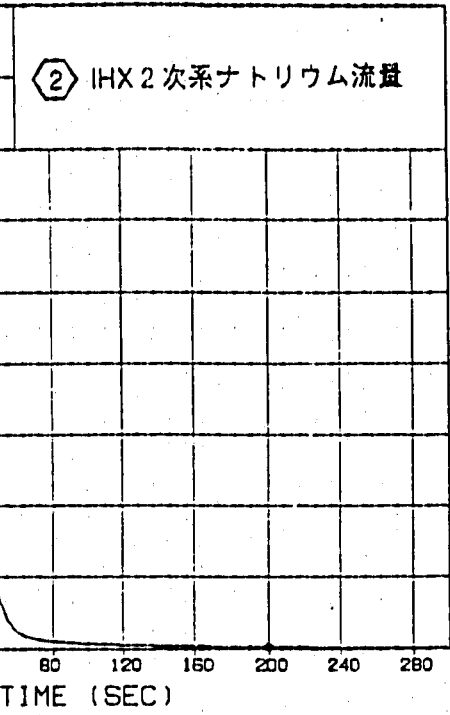
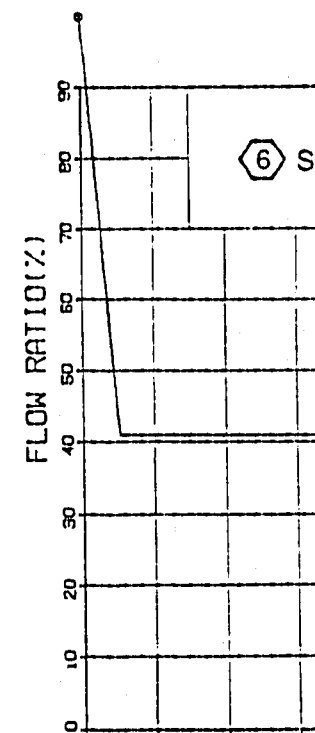
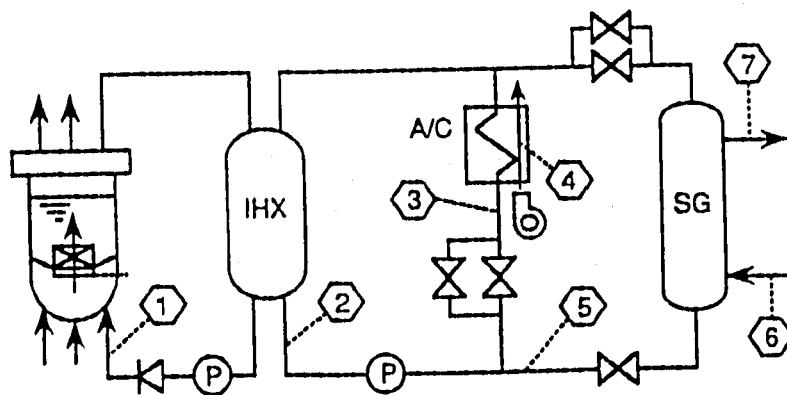
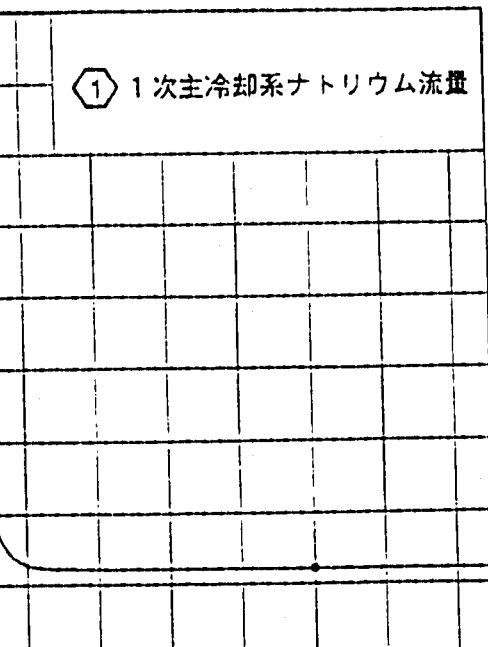
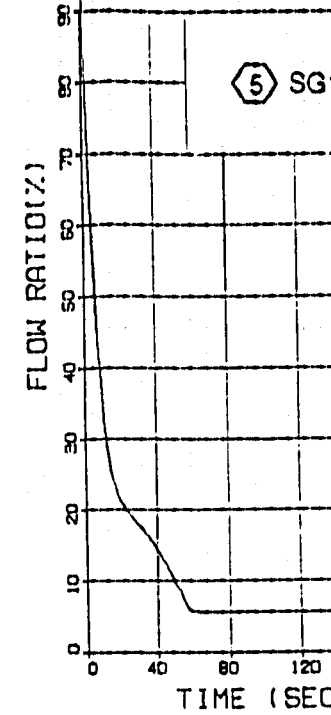
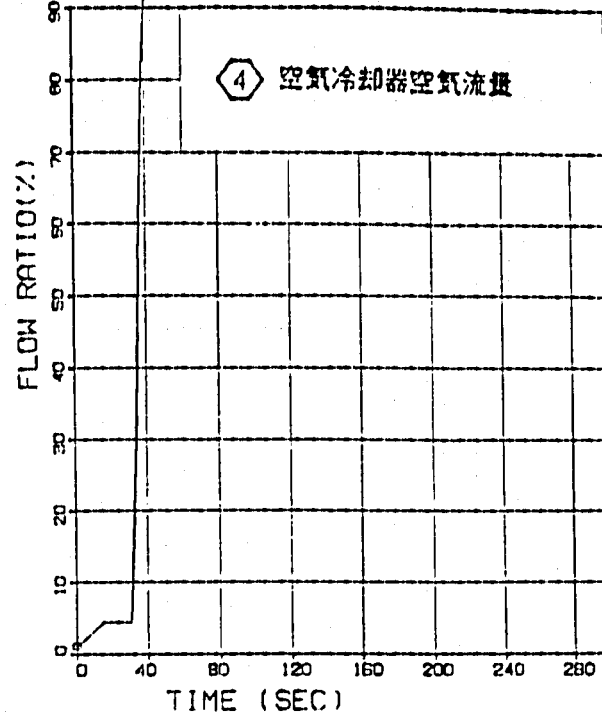
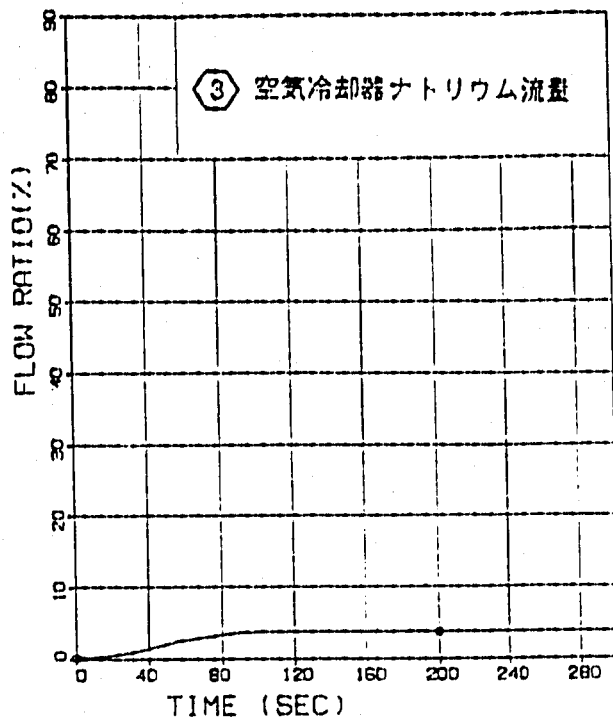
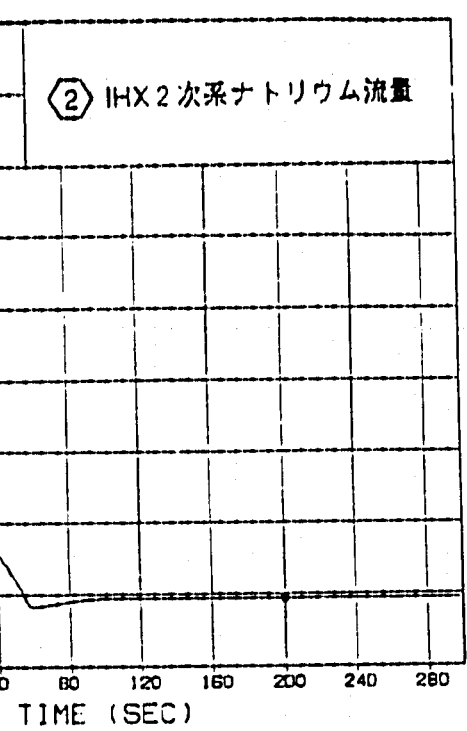
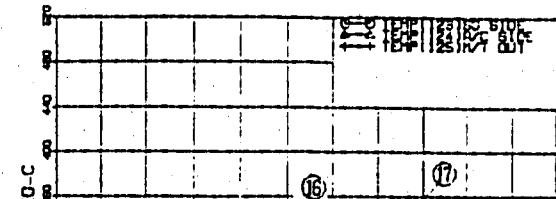
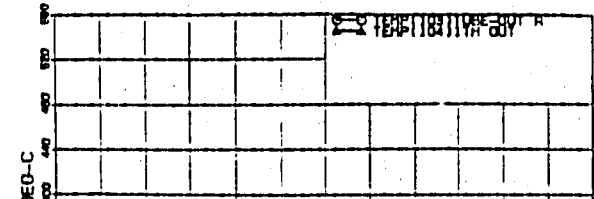
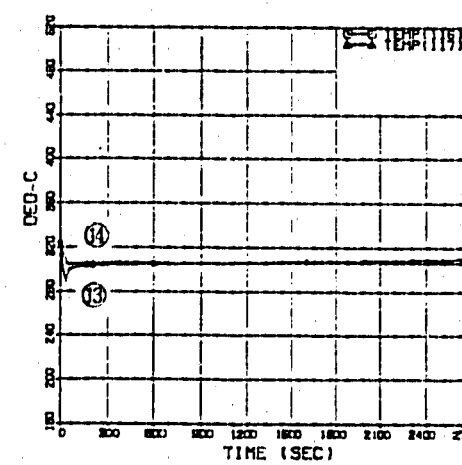
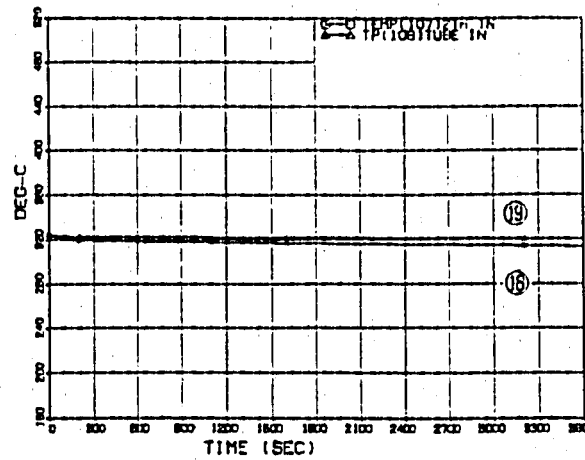
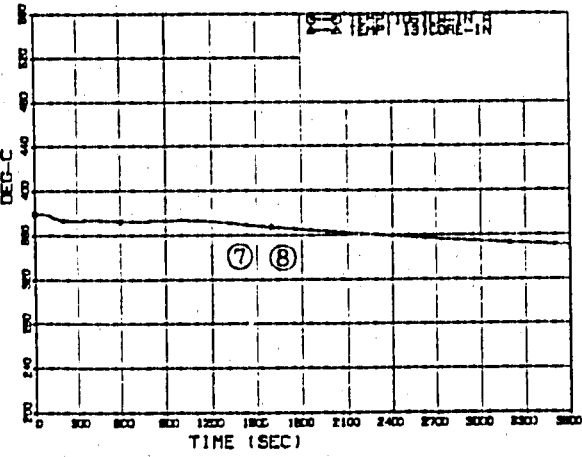
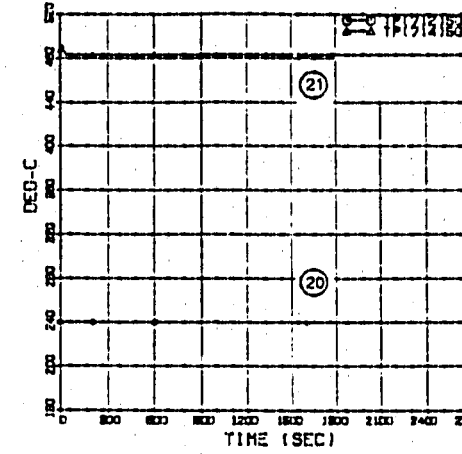
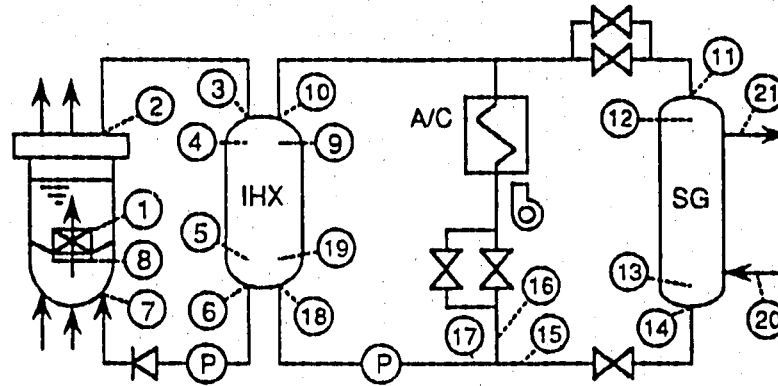
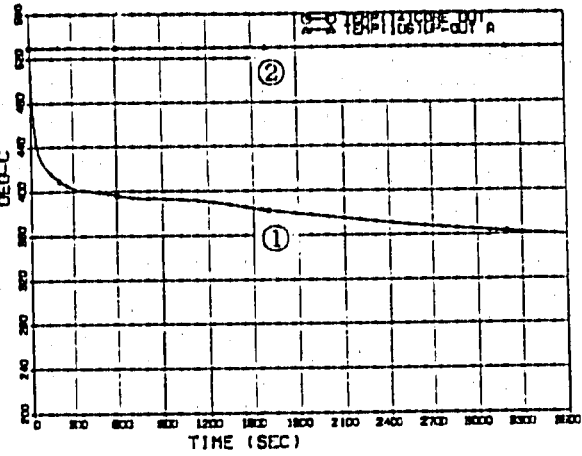
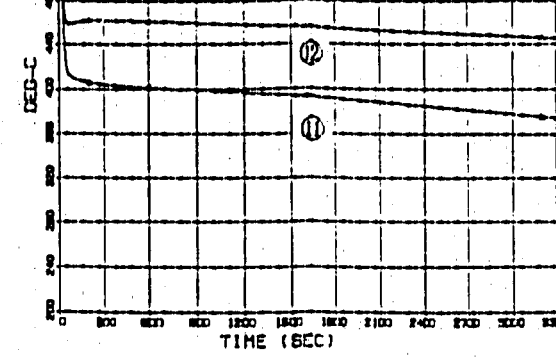
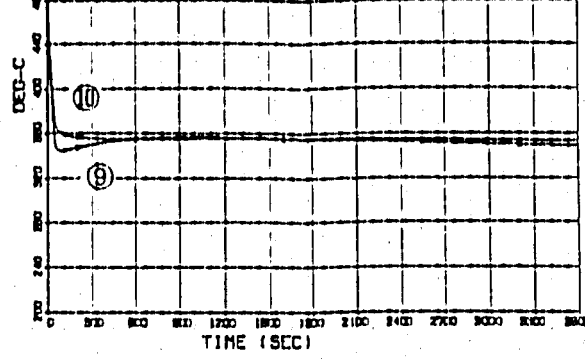
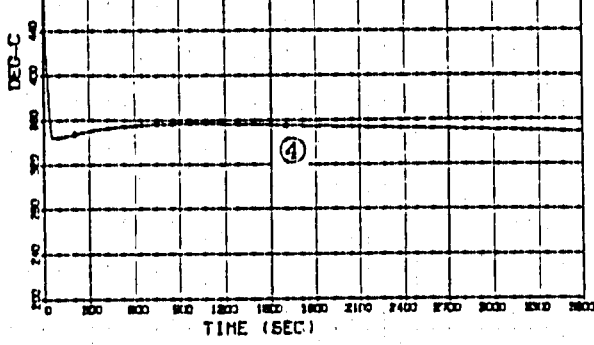
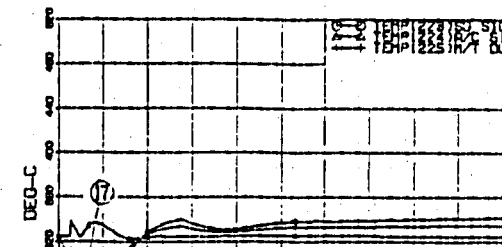
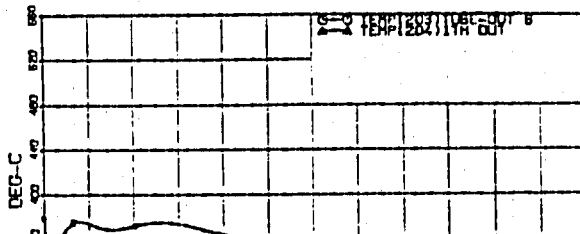
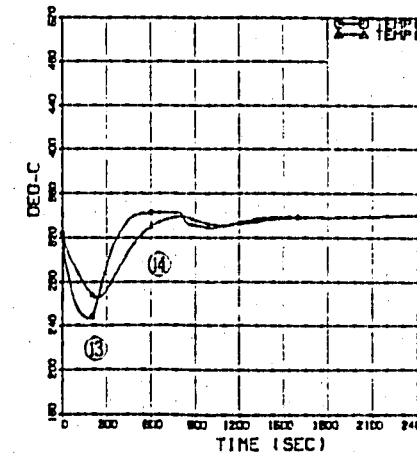
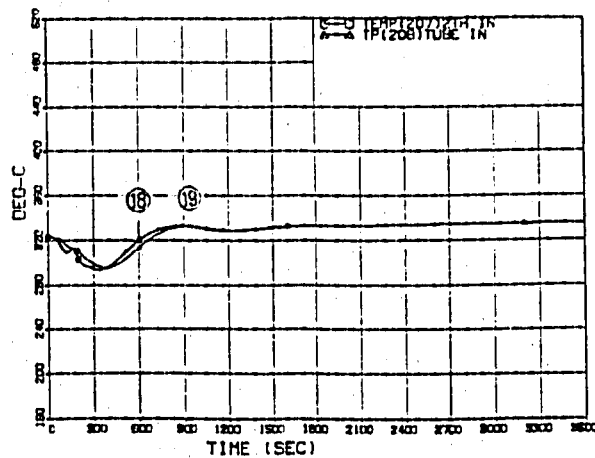
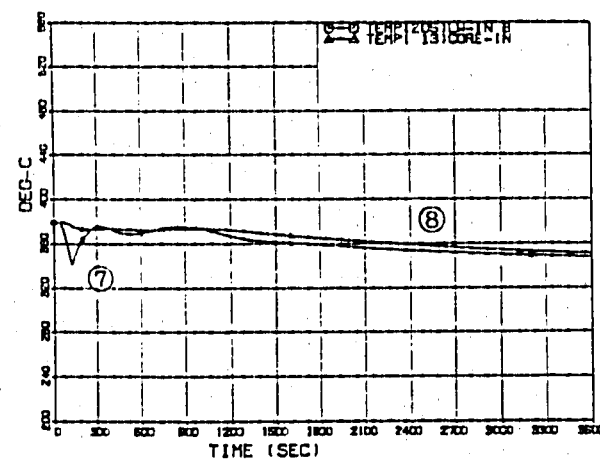
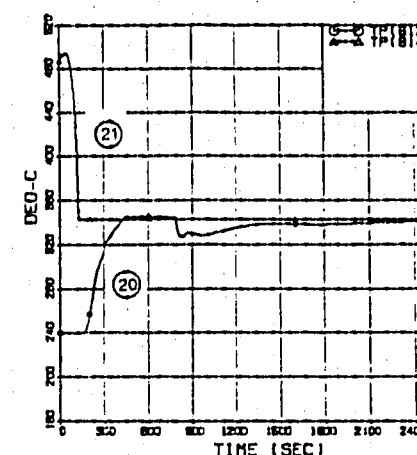
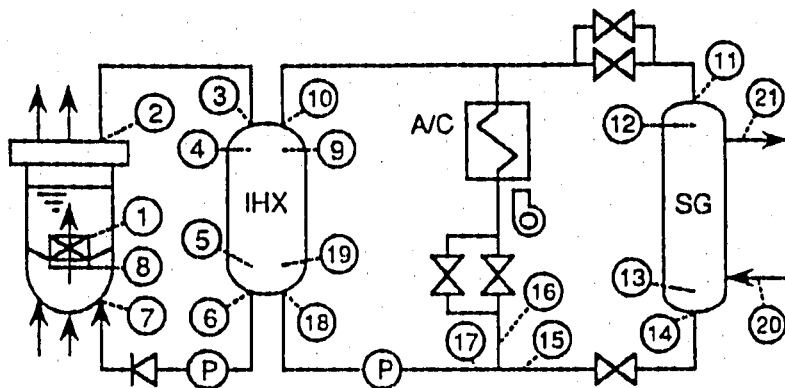
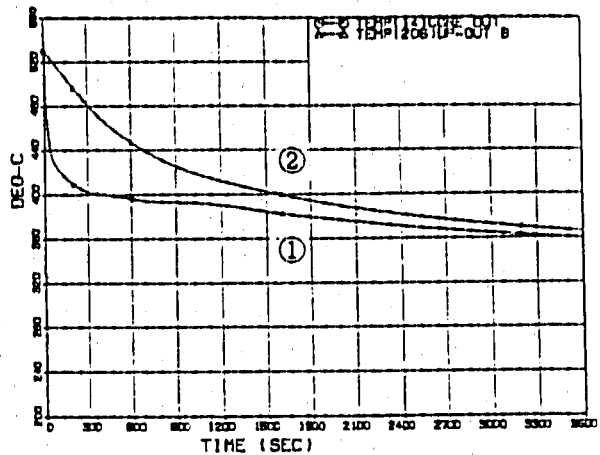
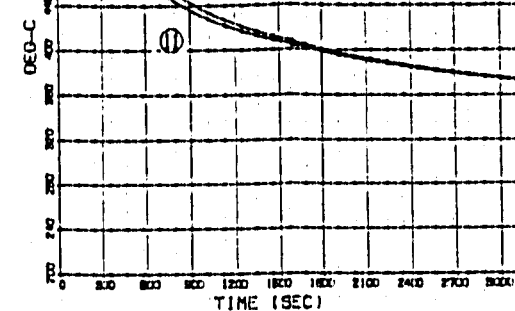
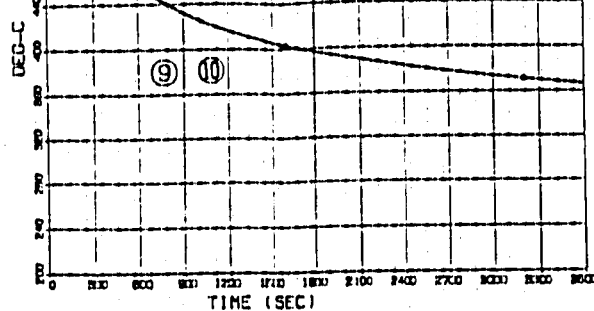
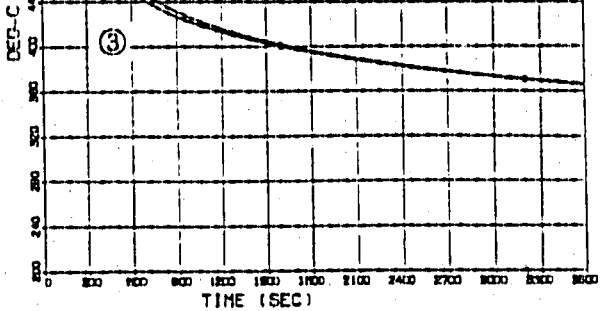


図4.1.4 給水流量境界条件 (PPS解析)









Aループ 2次主循環ポンプ軸固着

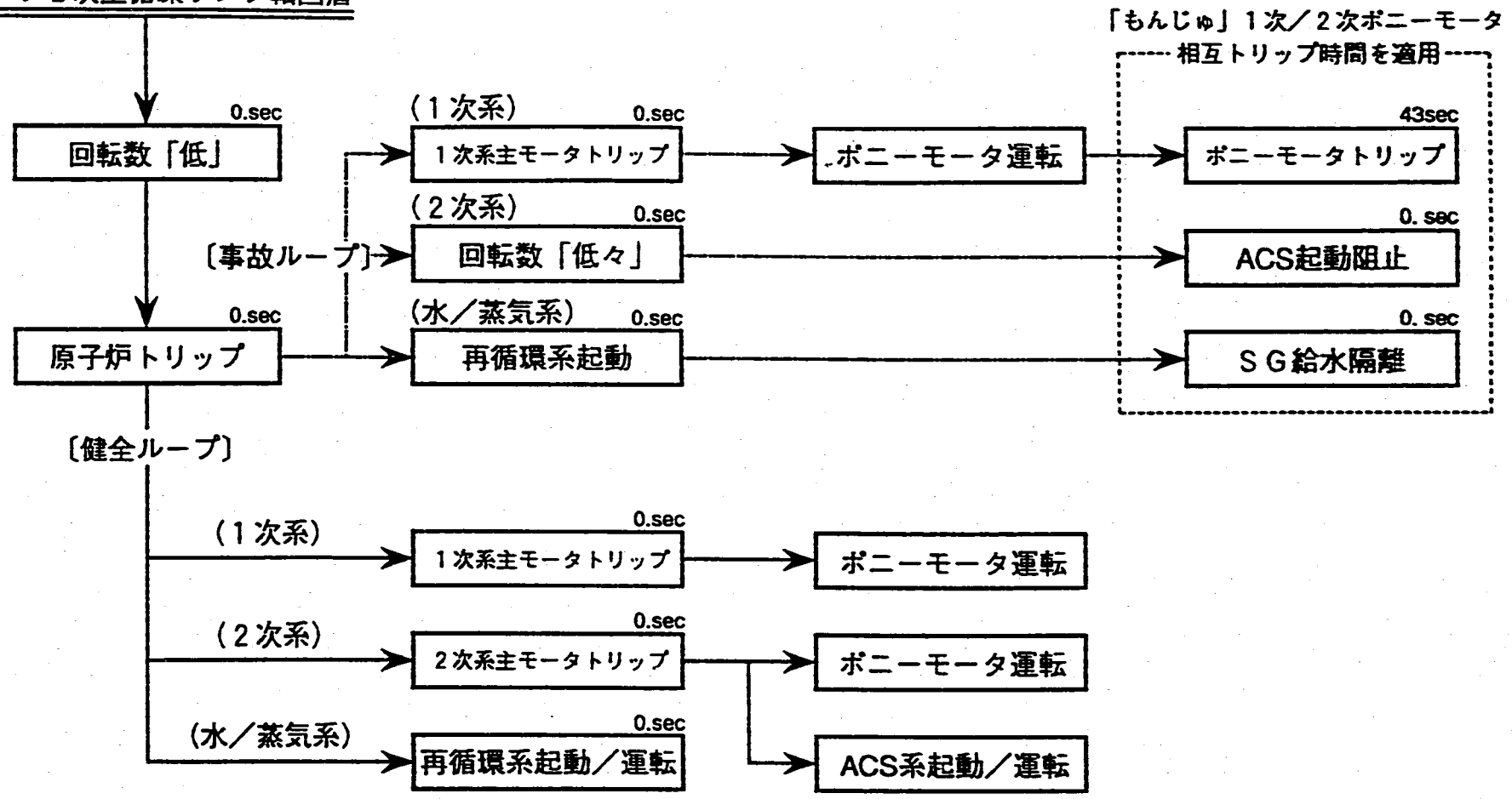


図4.2.1 2次主冷却系循環ポンプ軸固着事象推移シーケンス

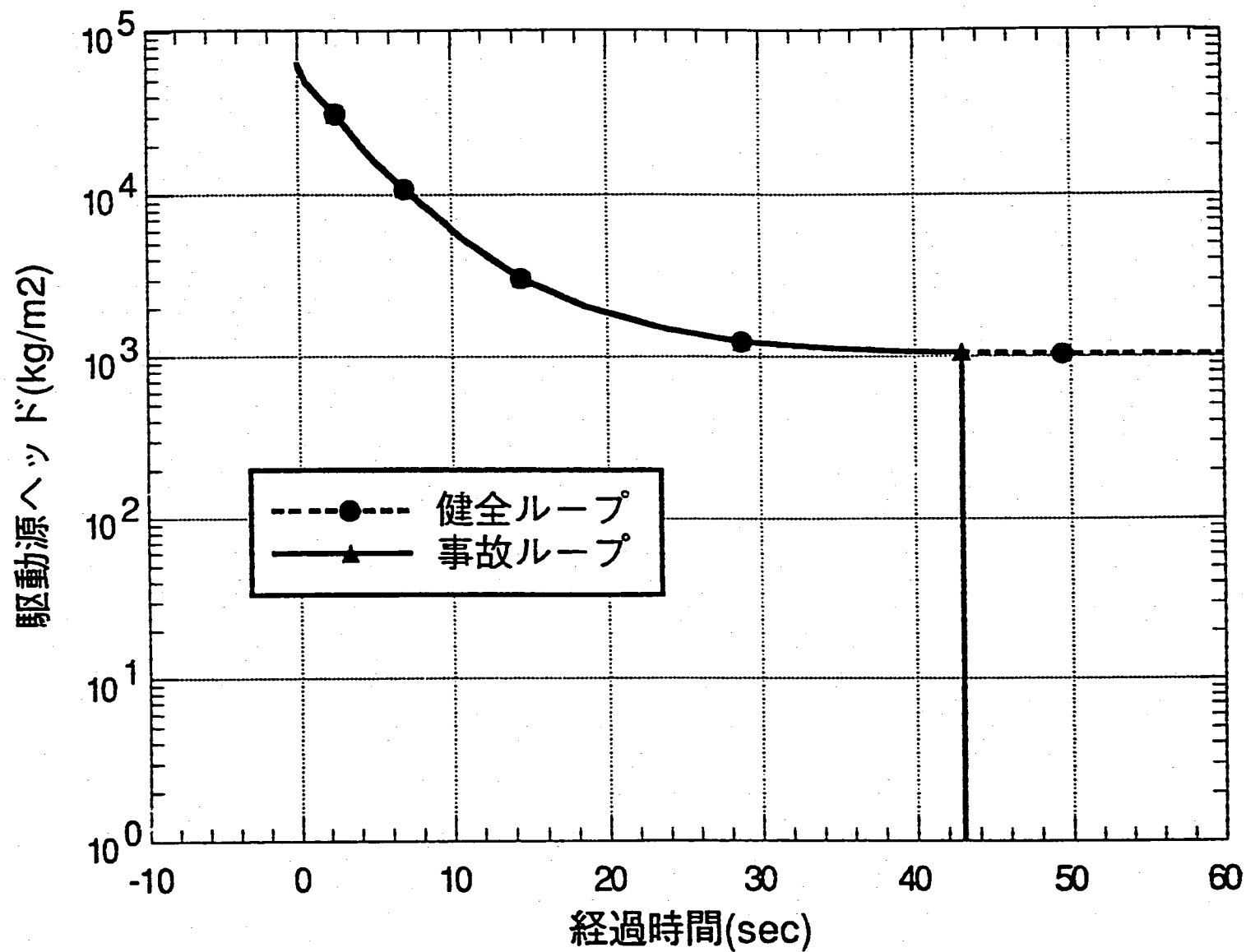


図4.2.2 1次系冷却材駆動源ヘッド境界条件 (SPS解析)

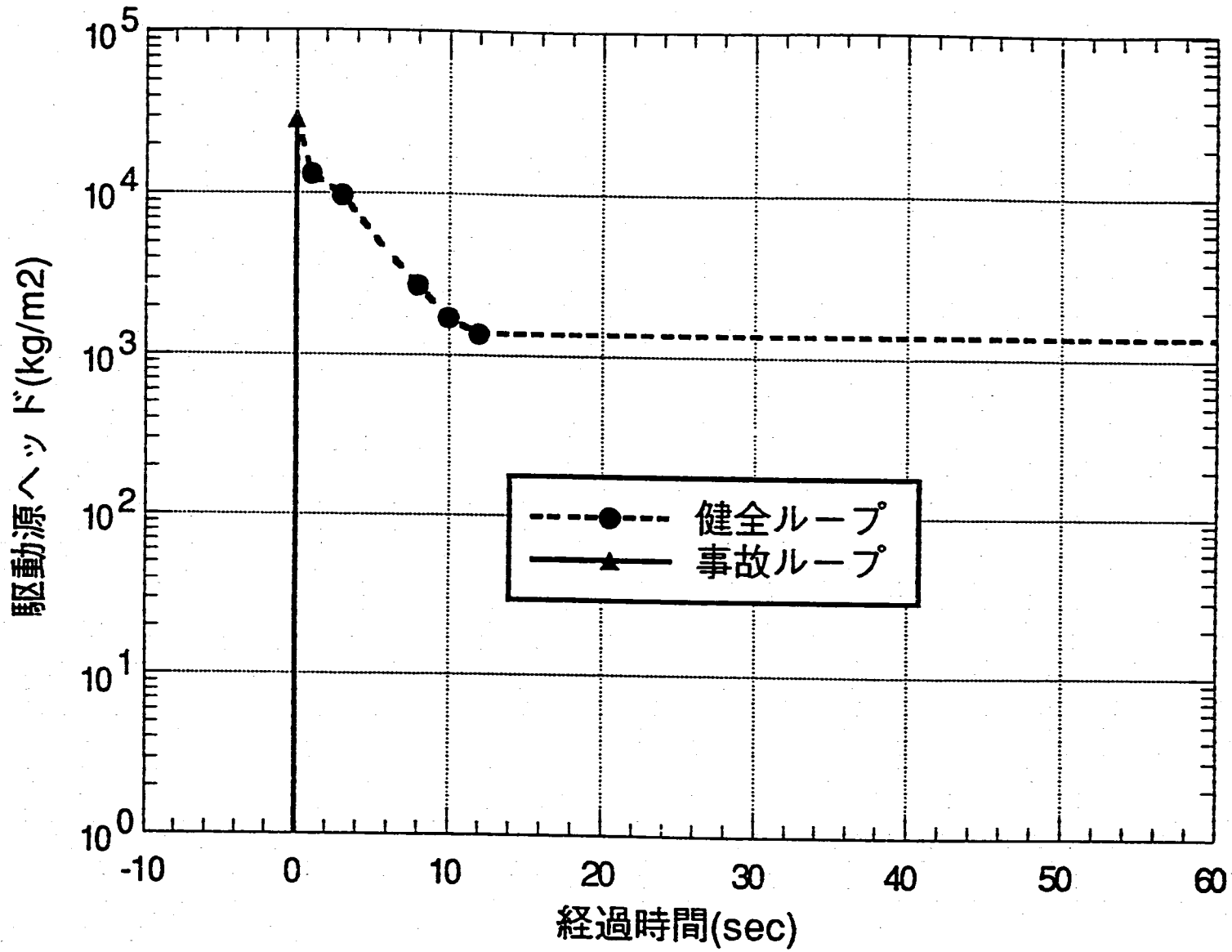


図4.2.3 2次系冷却材駆動源ヘッド境界条件 (SPS解析)

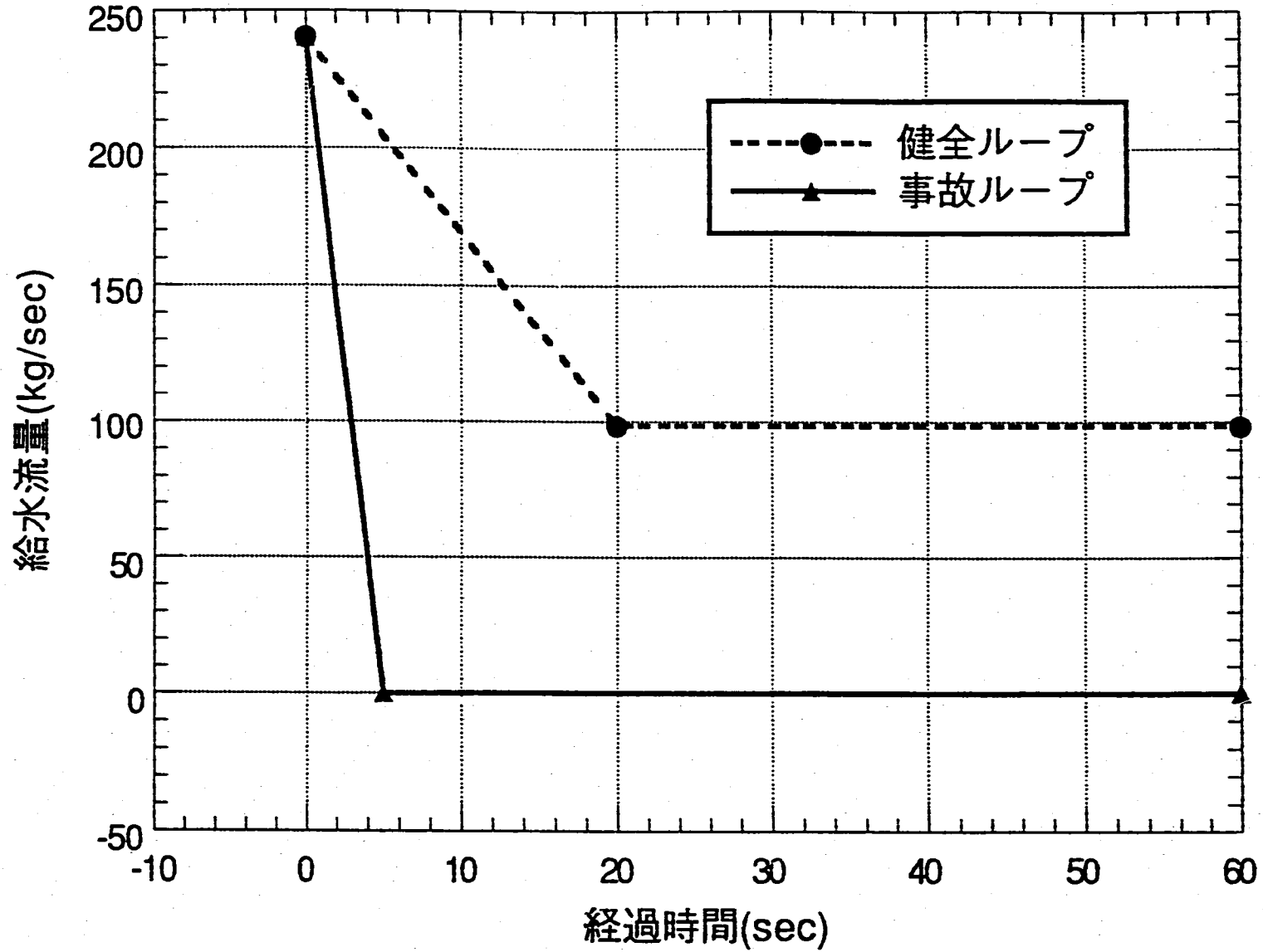
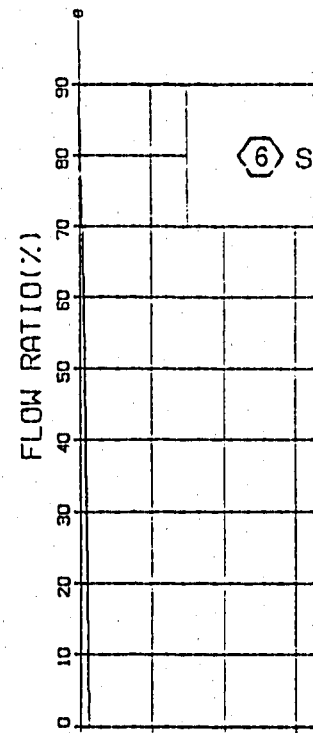
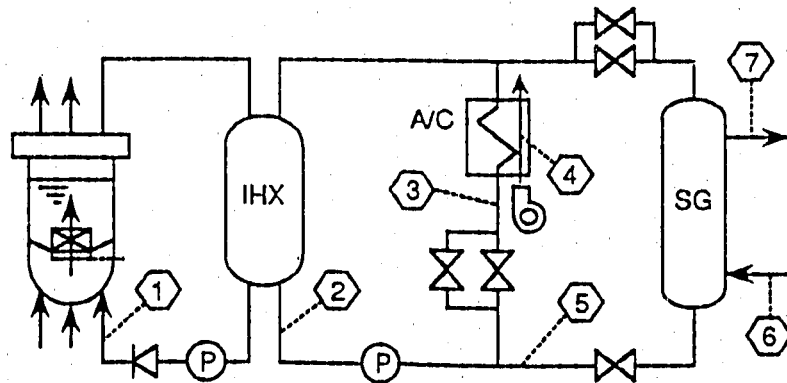
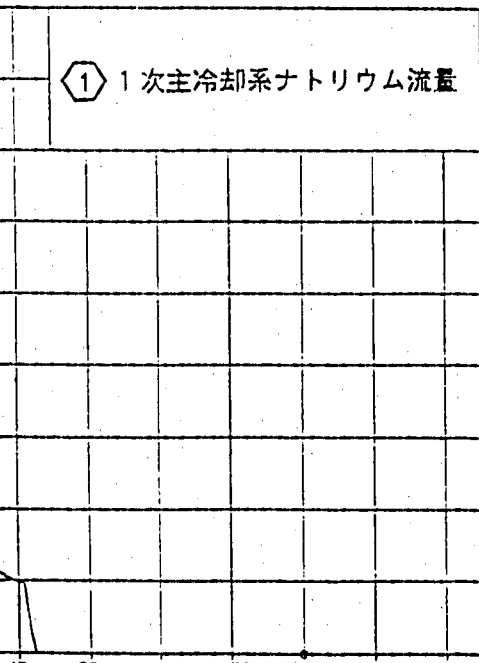
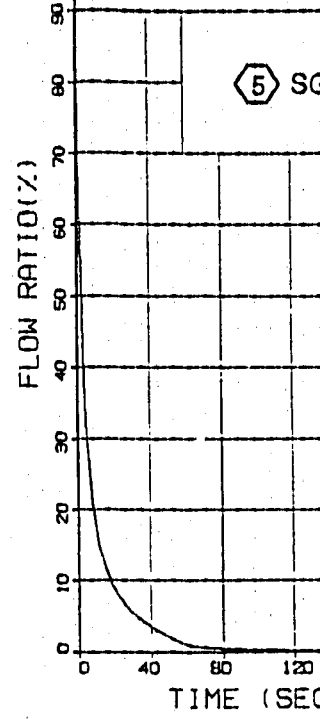
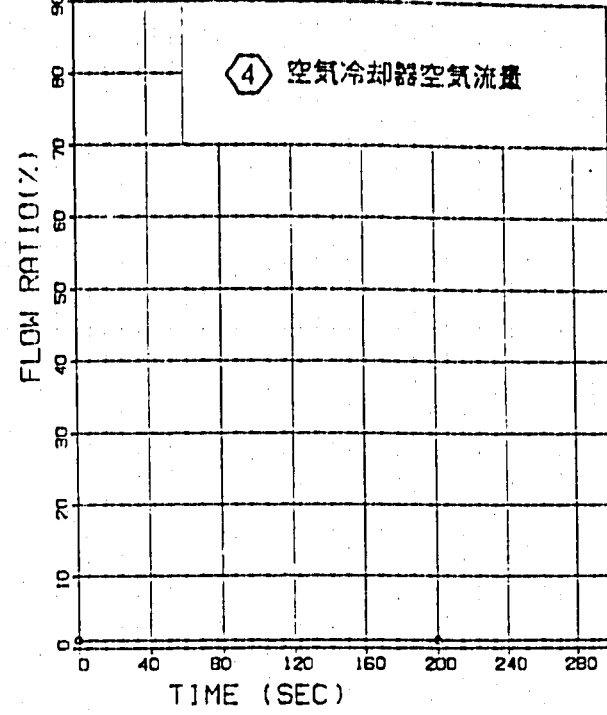
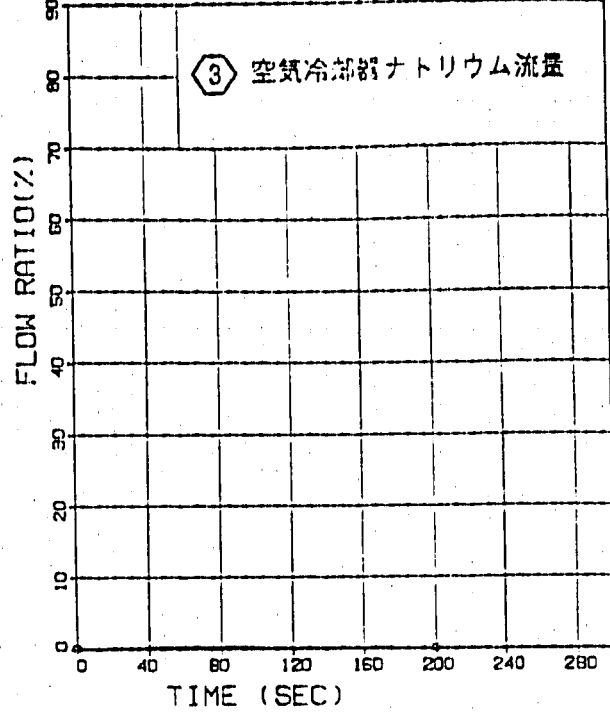
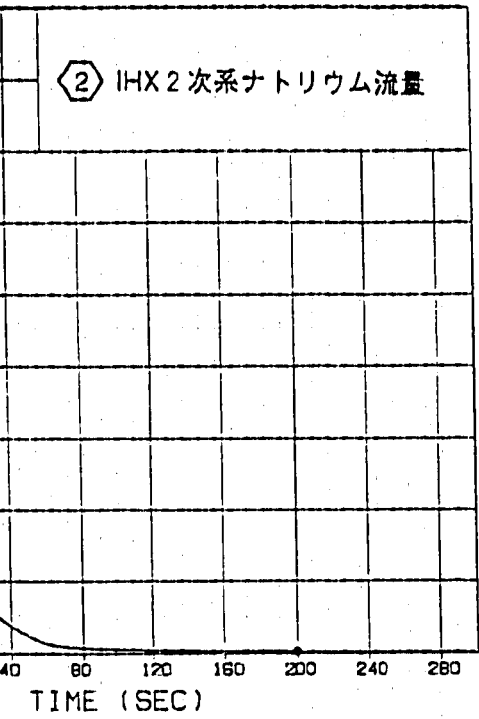


図4.2.4 給水流量境界条件 (SPS解析)



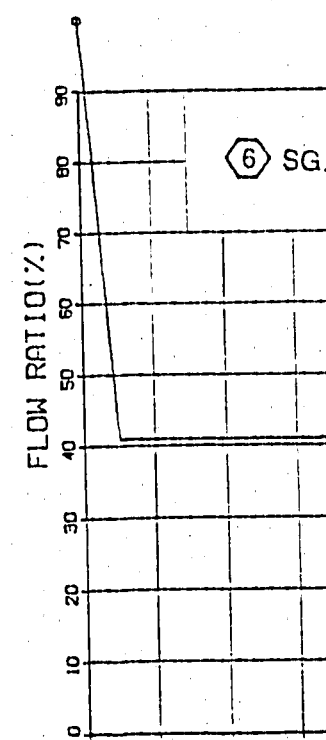
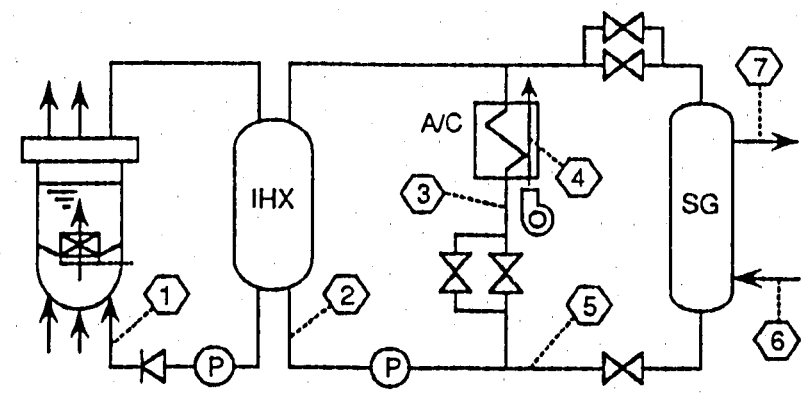
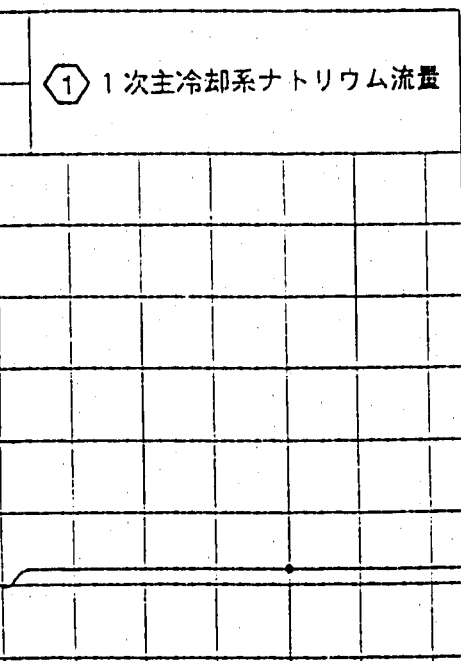
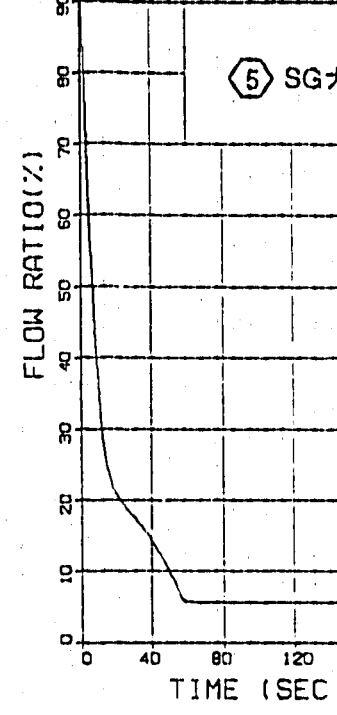
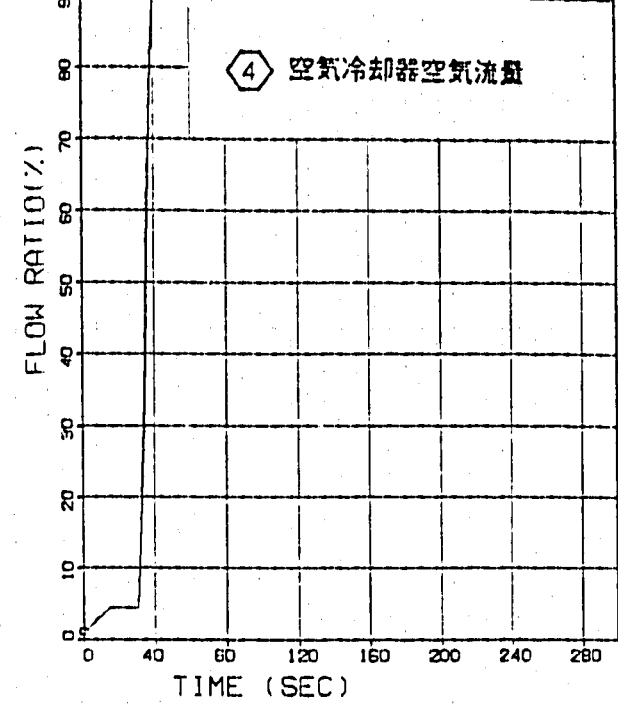
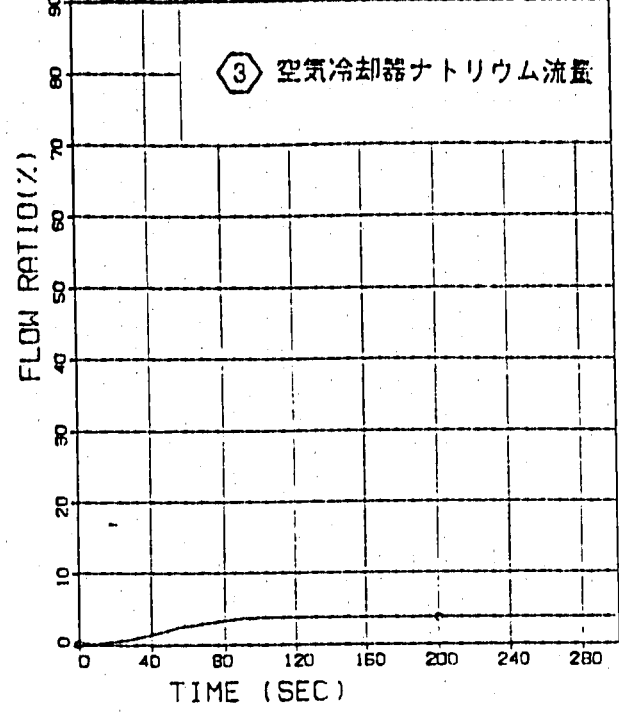
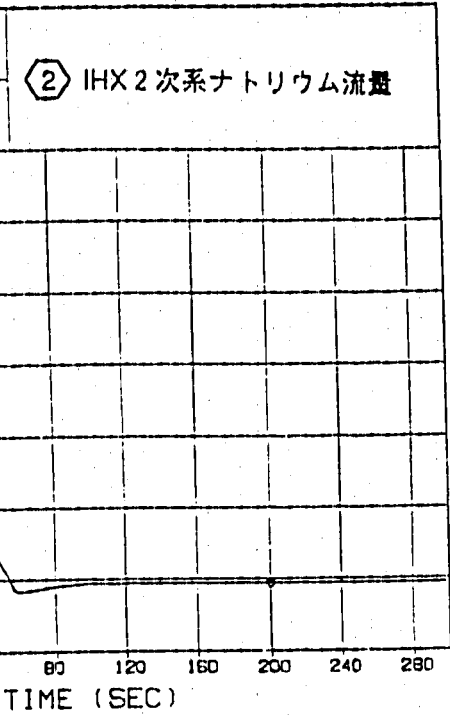
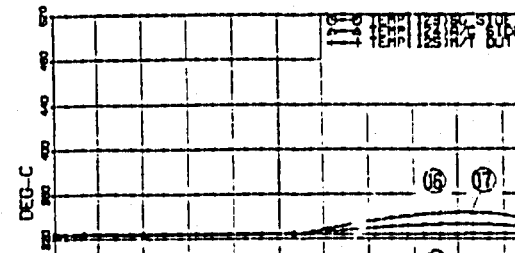
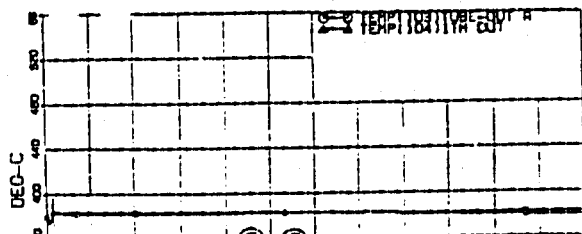
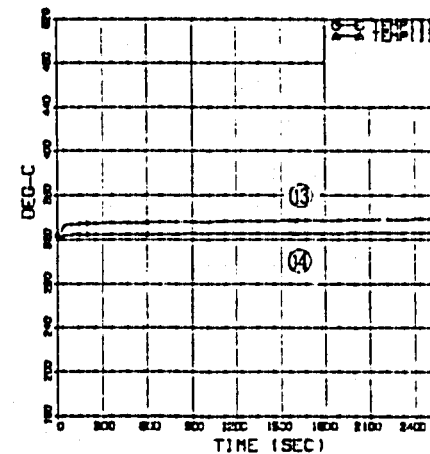
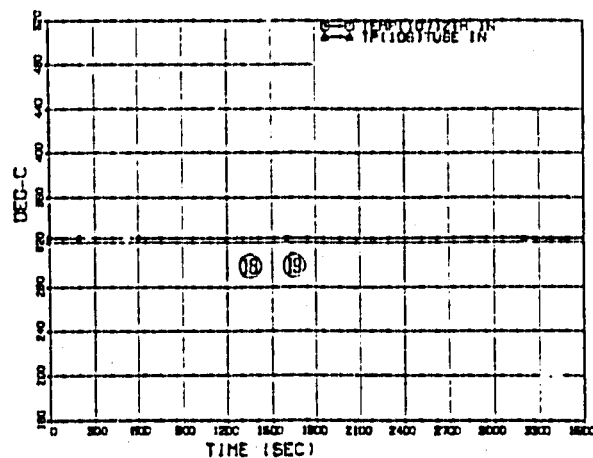
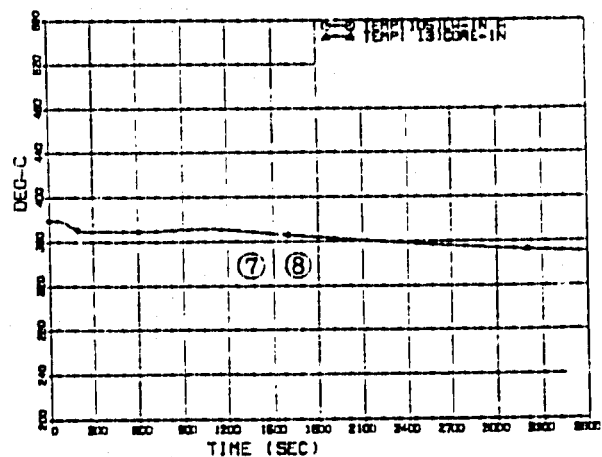
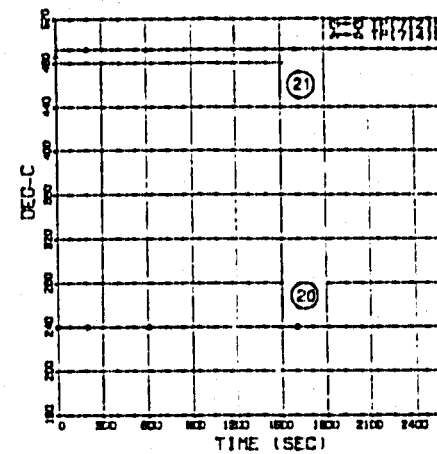
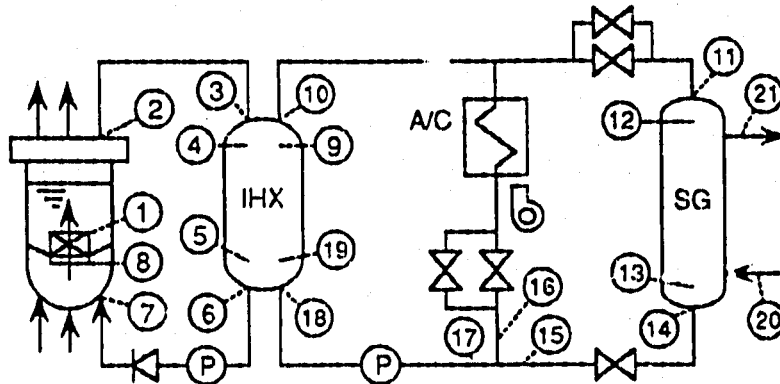
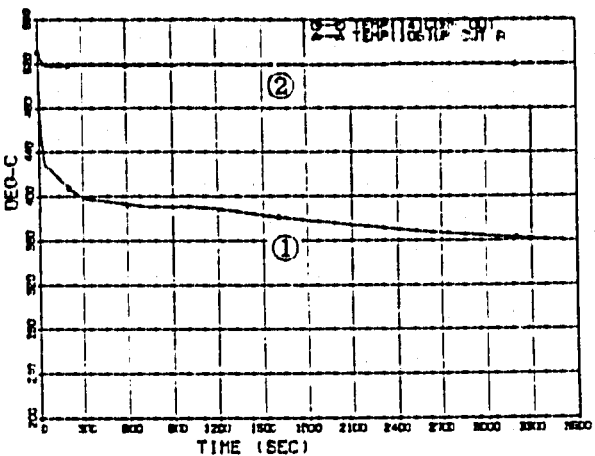
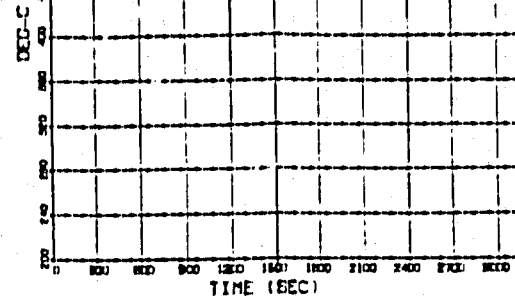
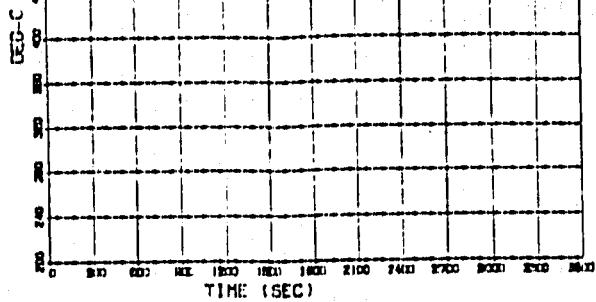
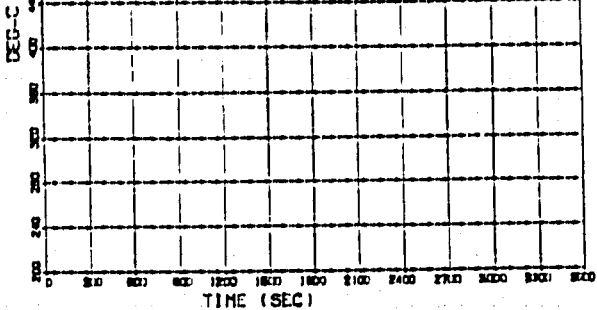
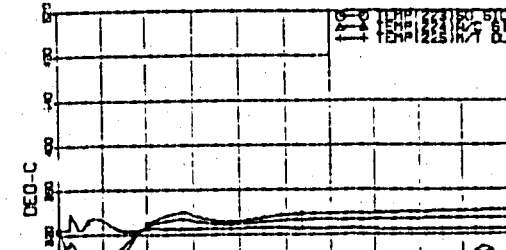
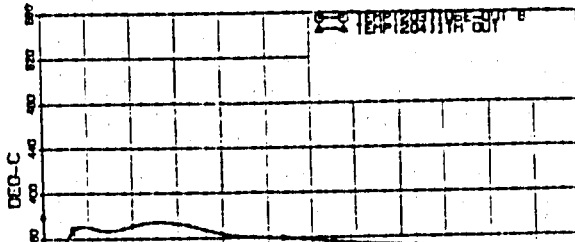
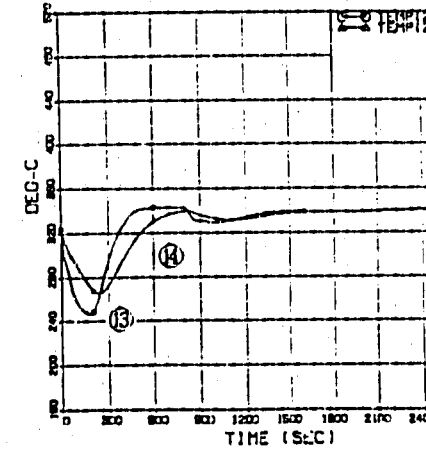
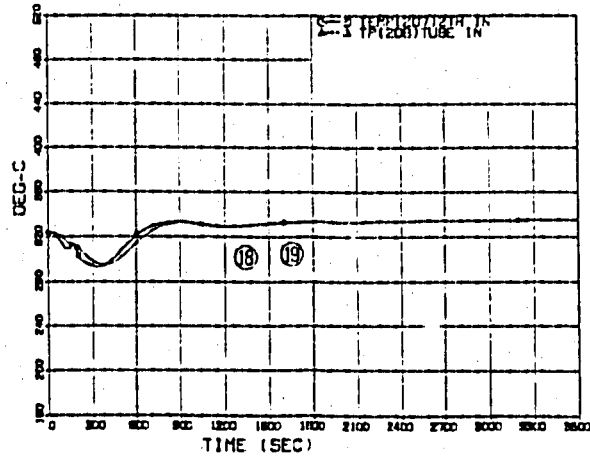
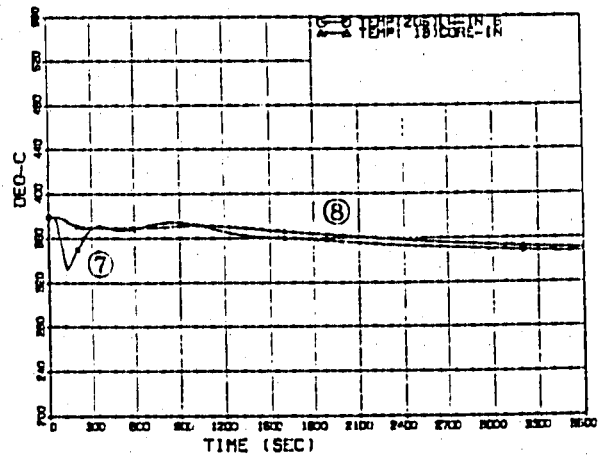
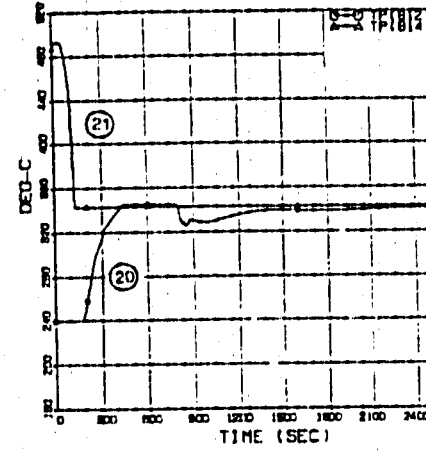
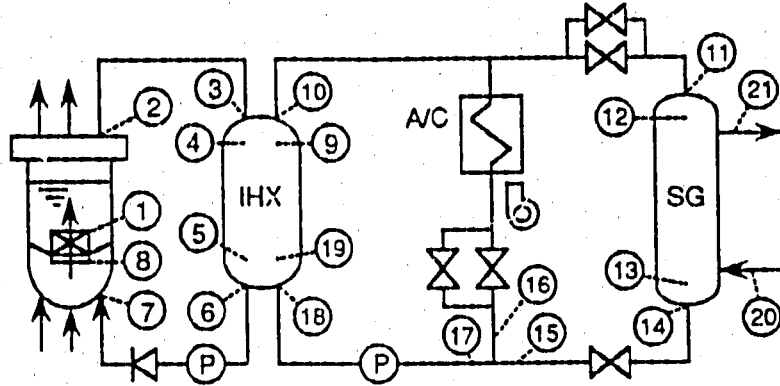
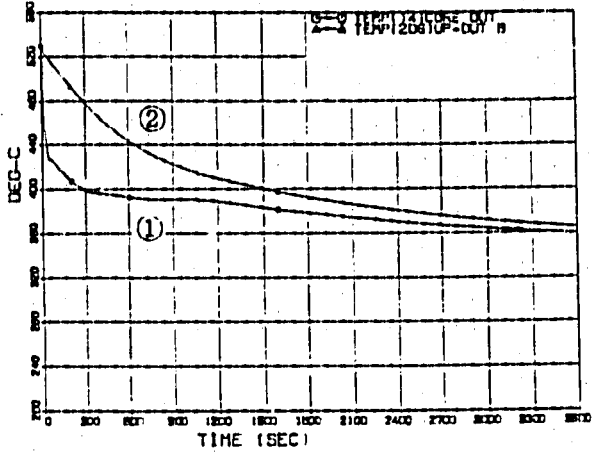
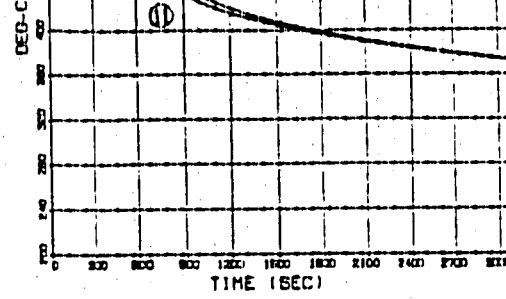
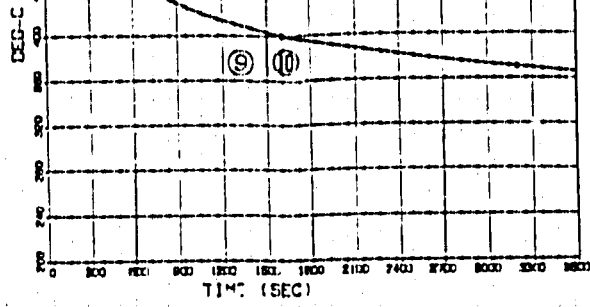
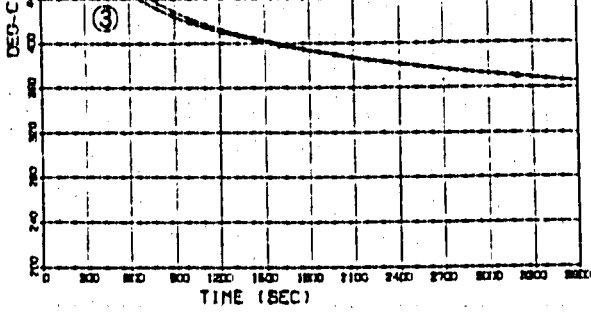


図4.2.5(2/2) SPS 流動計算結果 (健全ループ)





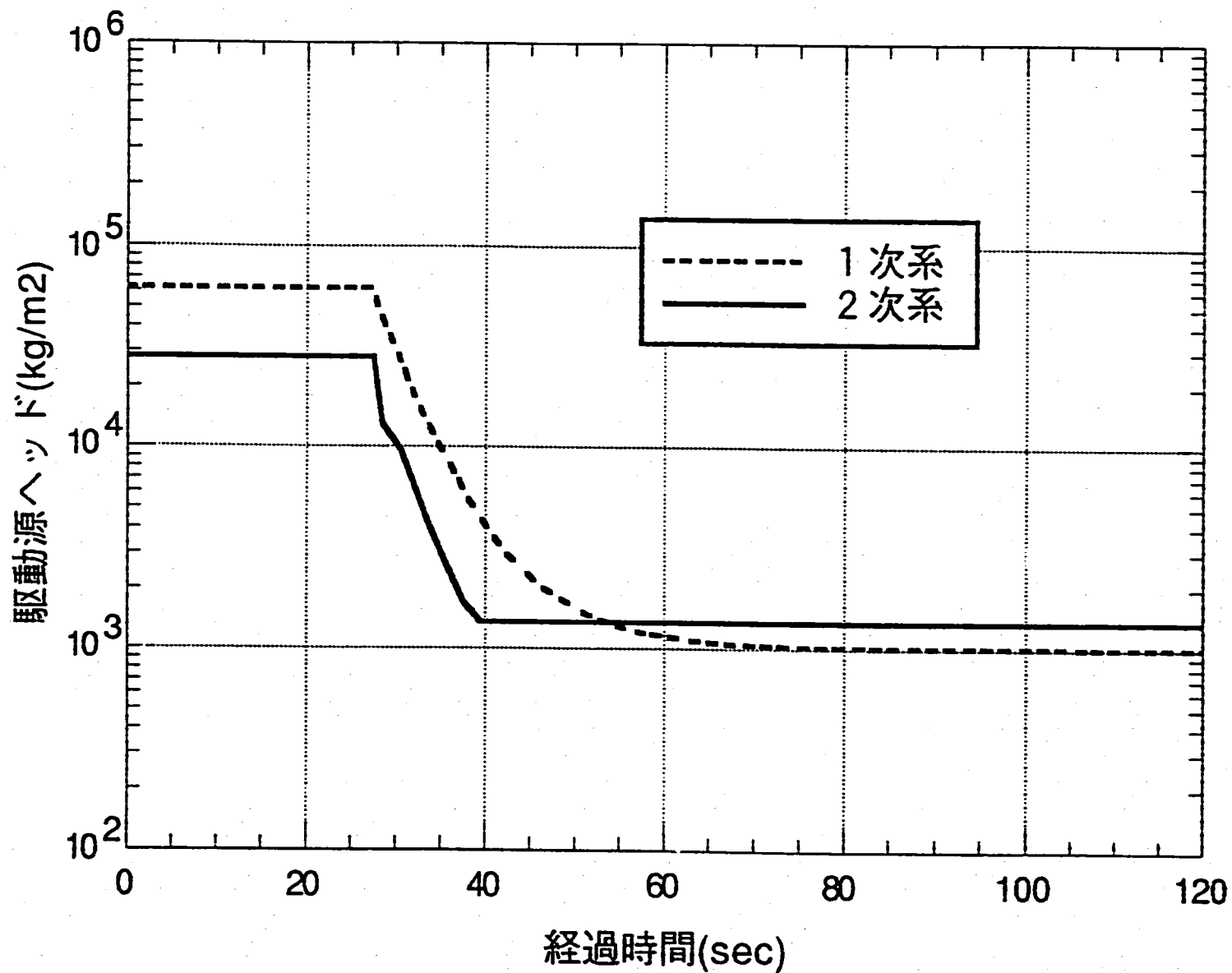
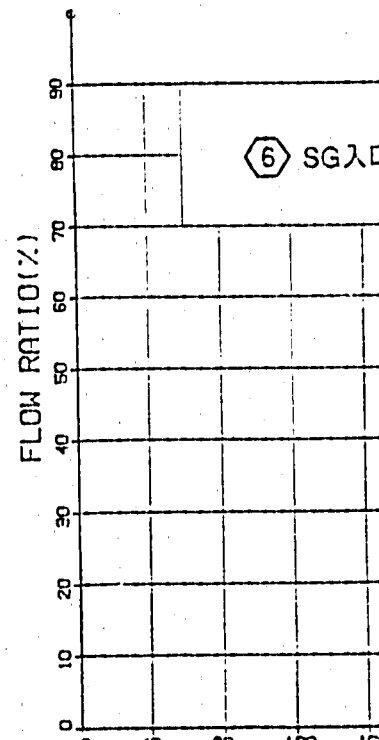
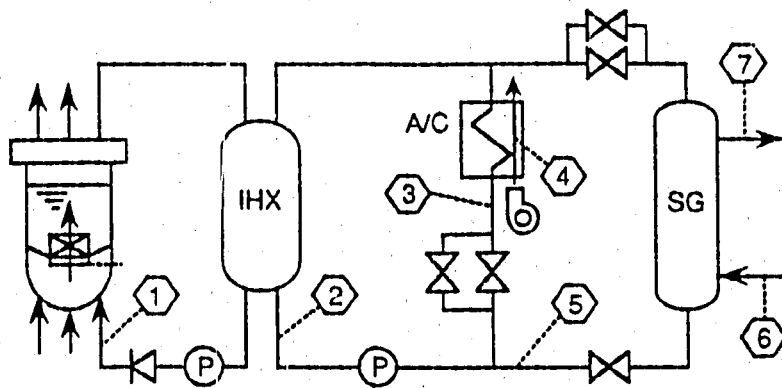
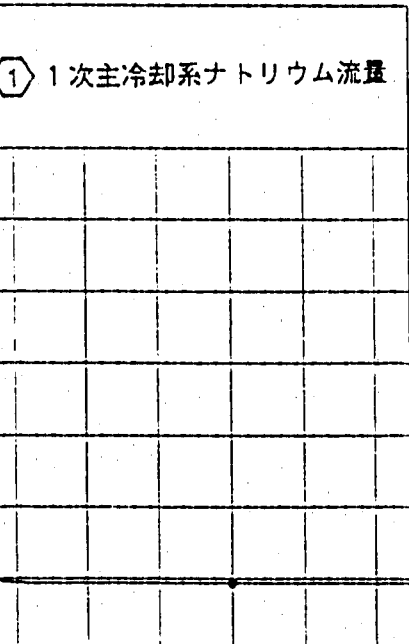
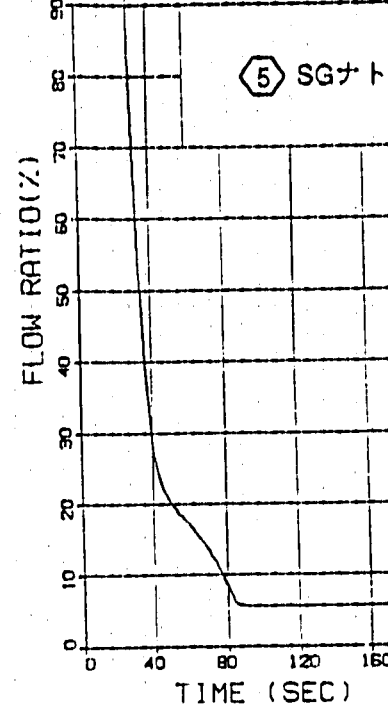
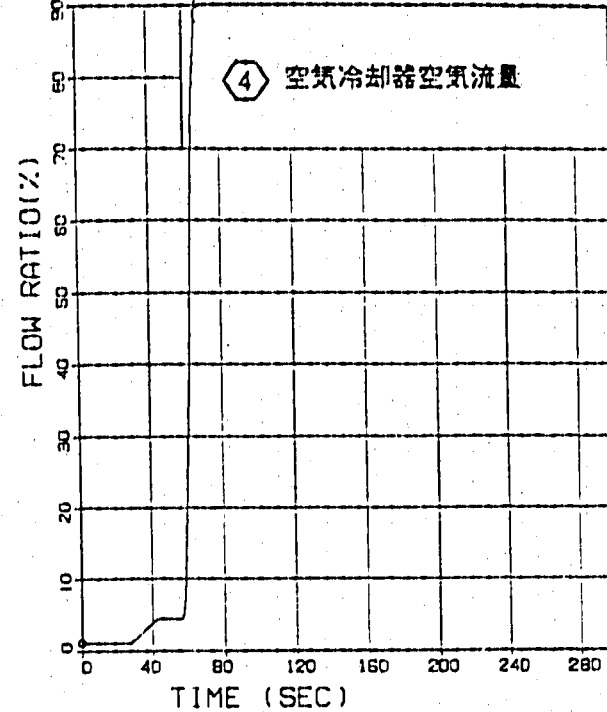
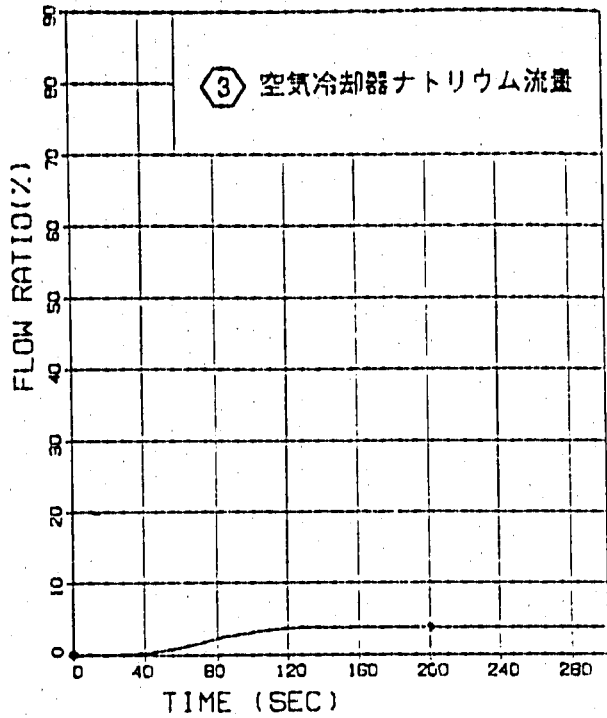
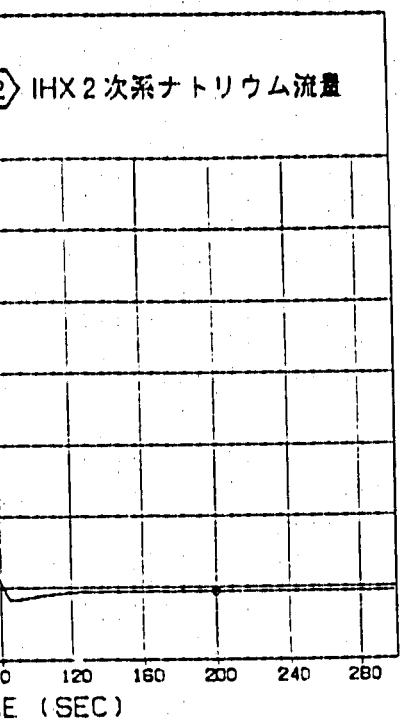
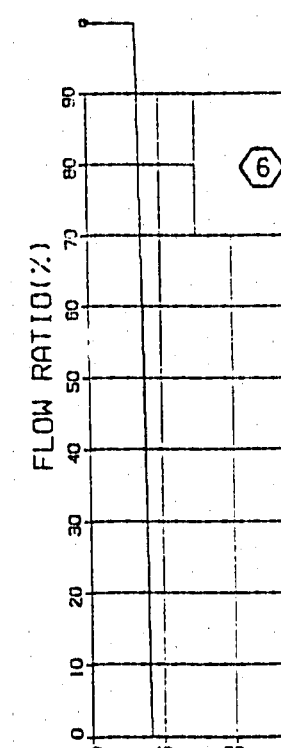
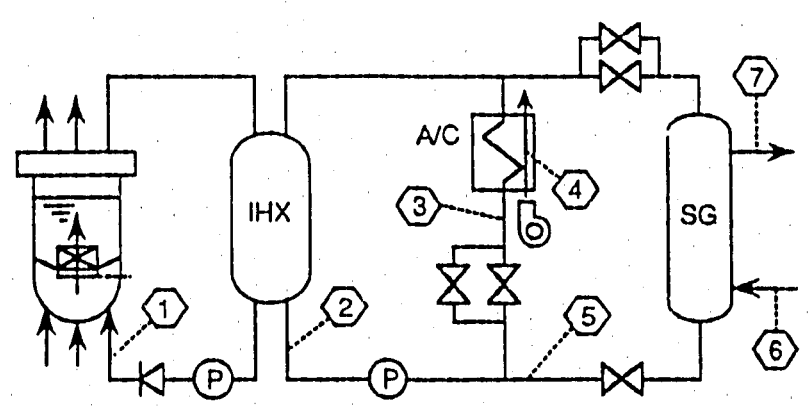
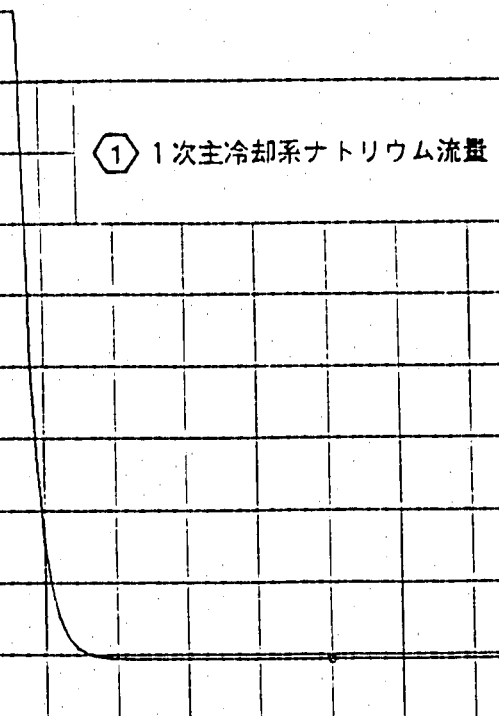
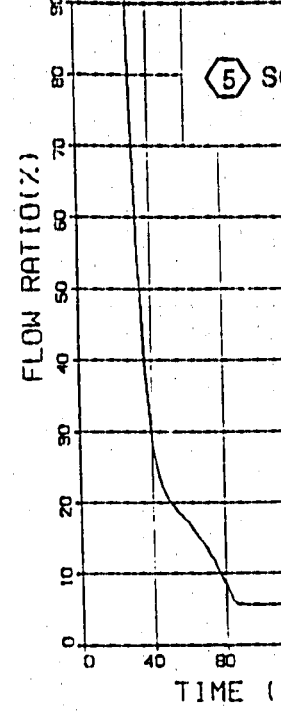
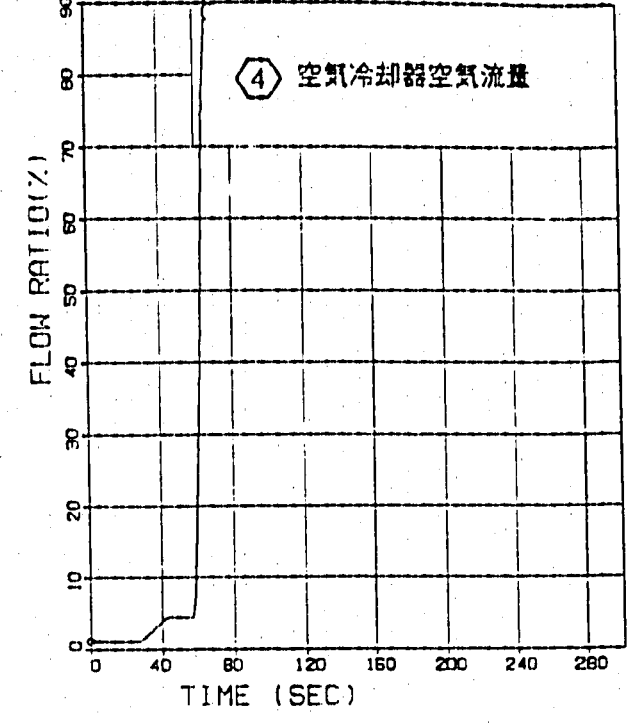
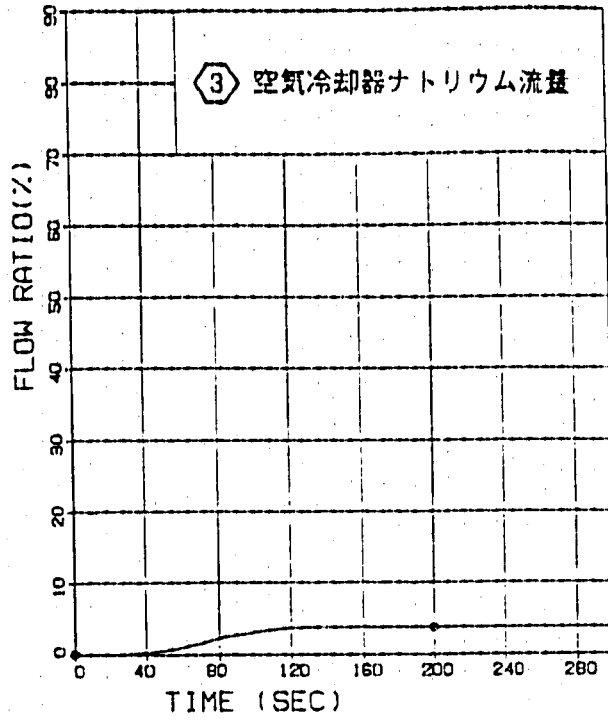
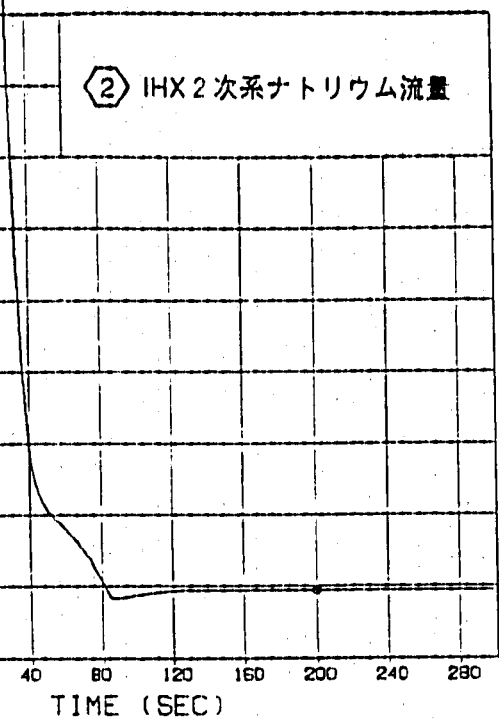
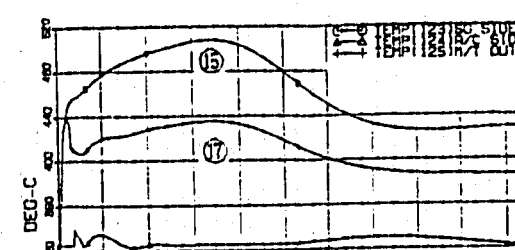
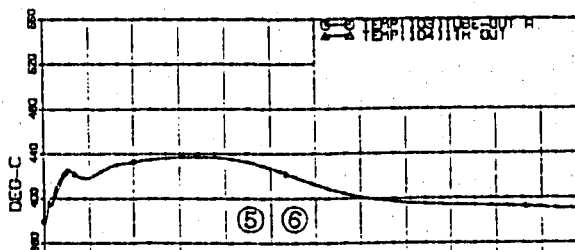
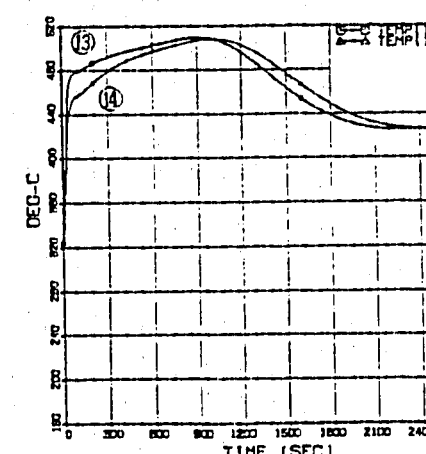
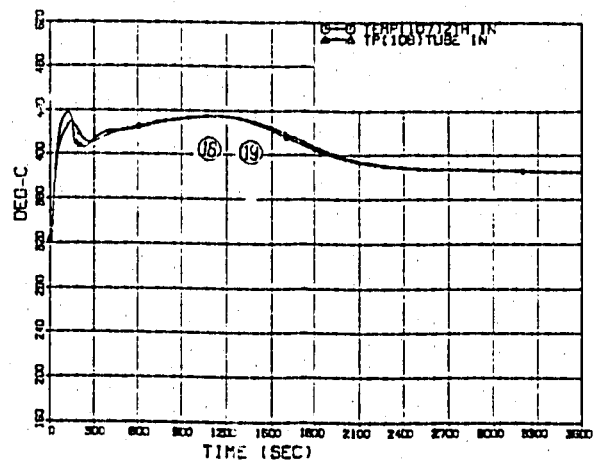
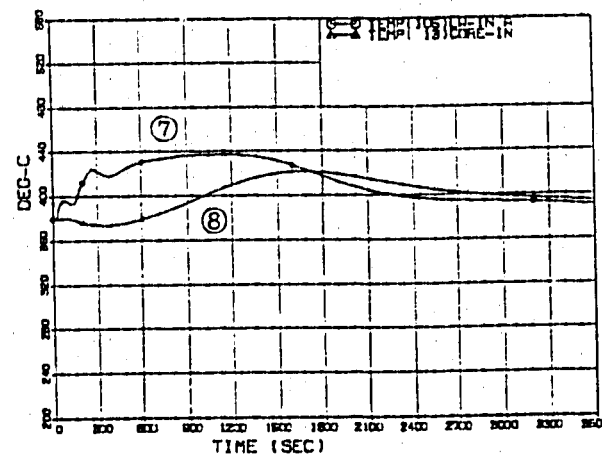
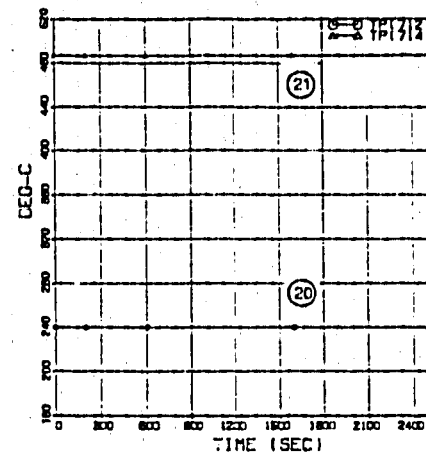
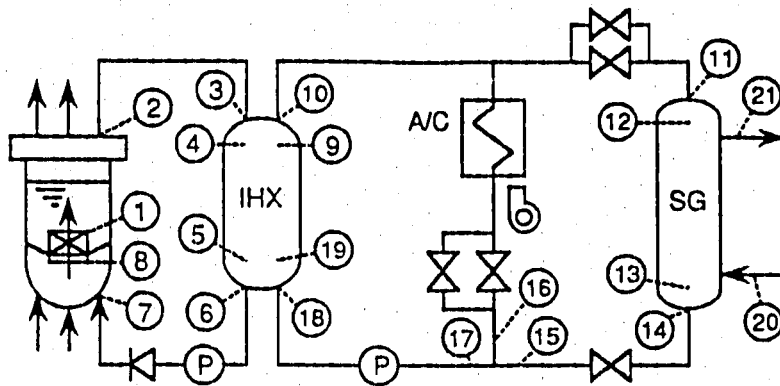
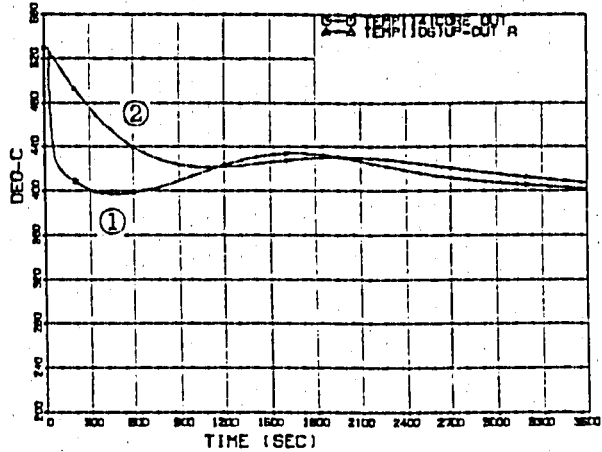
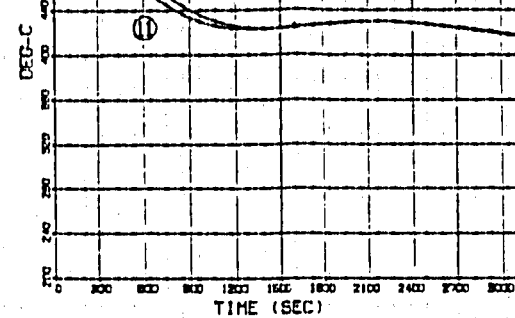
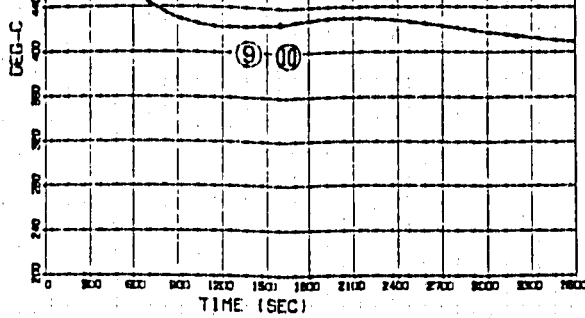
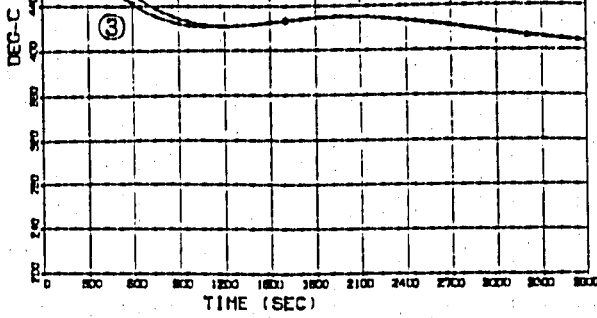
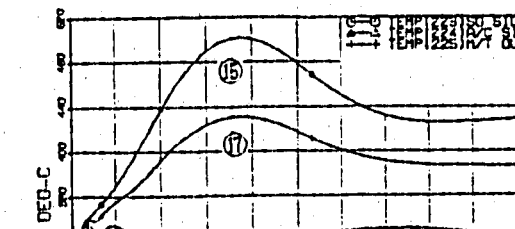
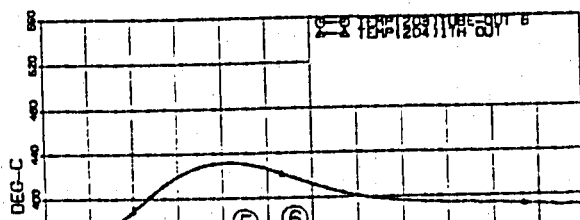
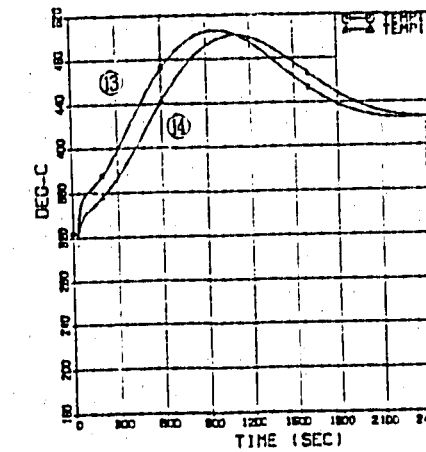
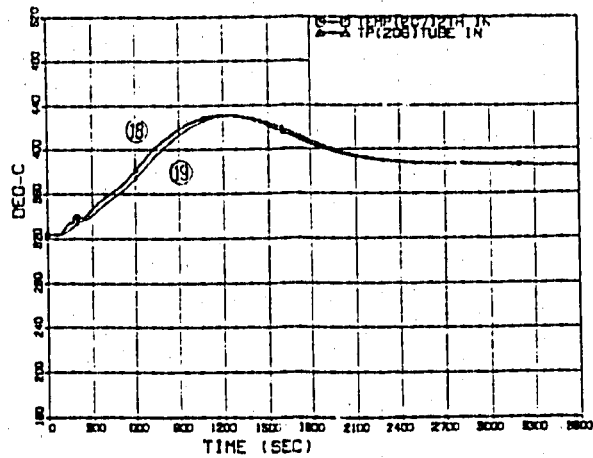
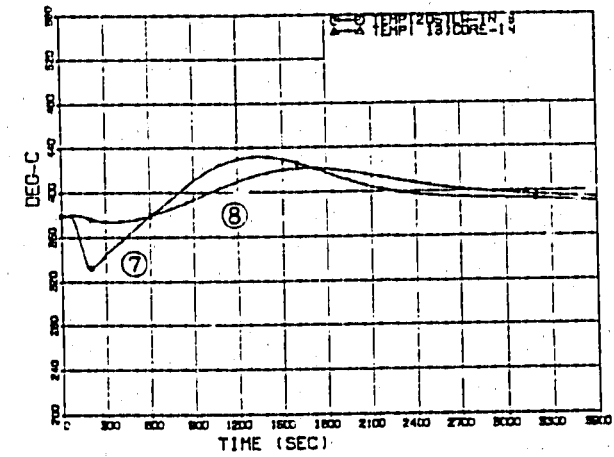
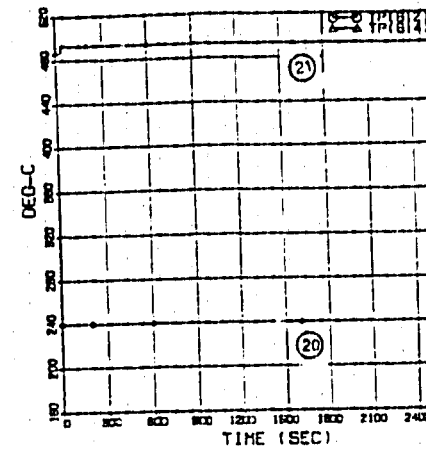
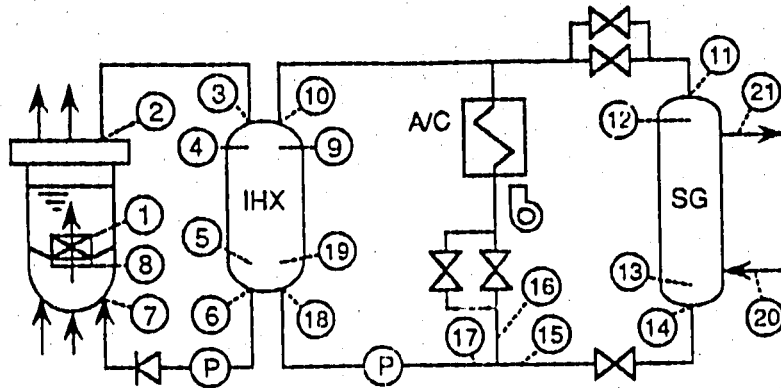
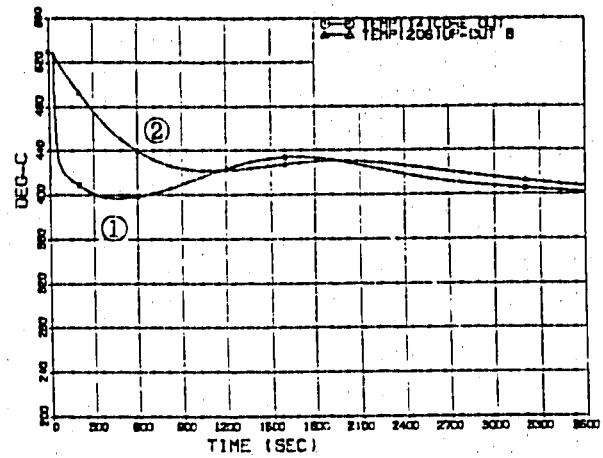
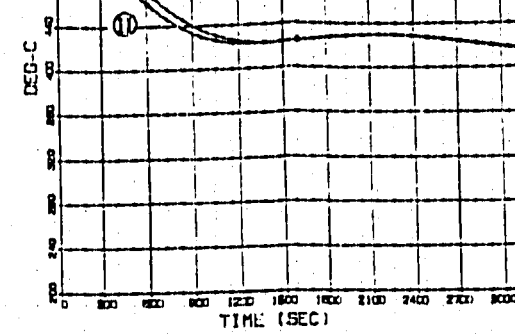
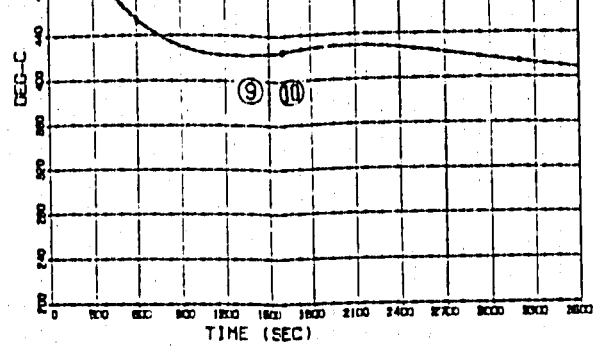
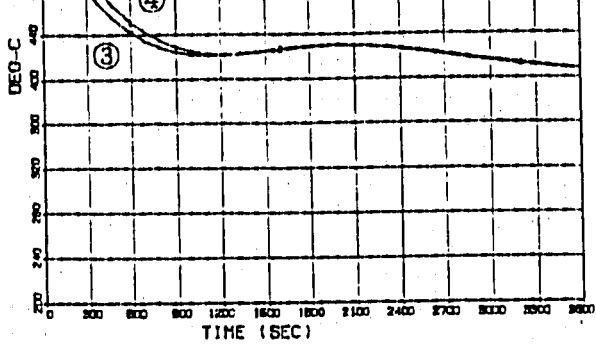


図4.3.1 1次系/2次系冷却材駆動源ヘッド境界条件(WPR解析)









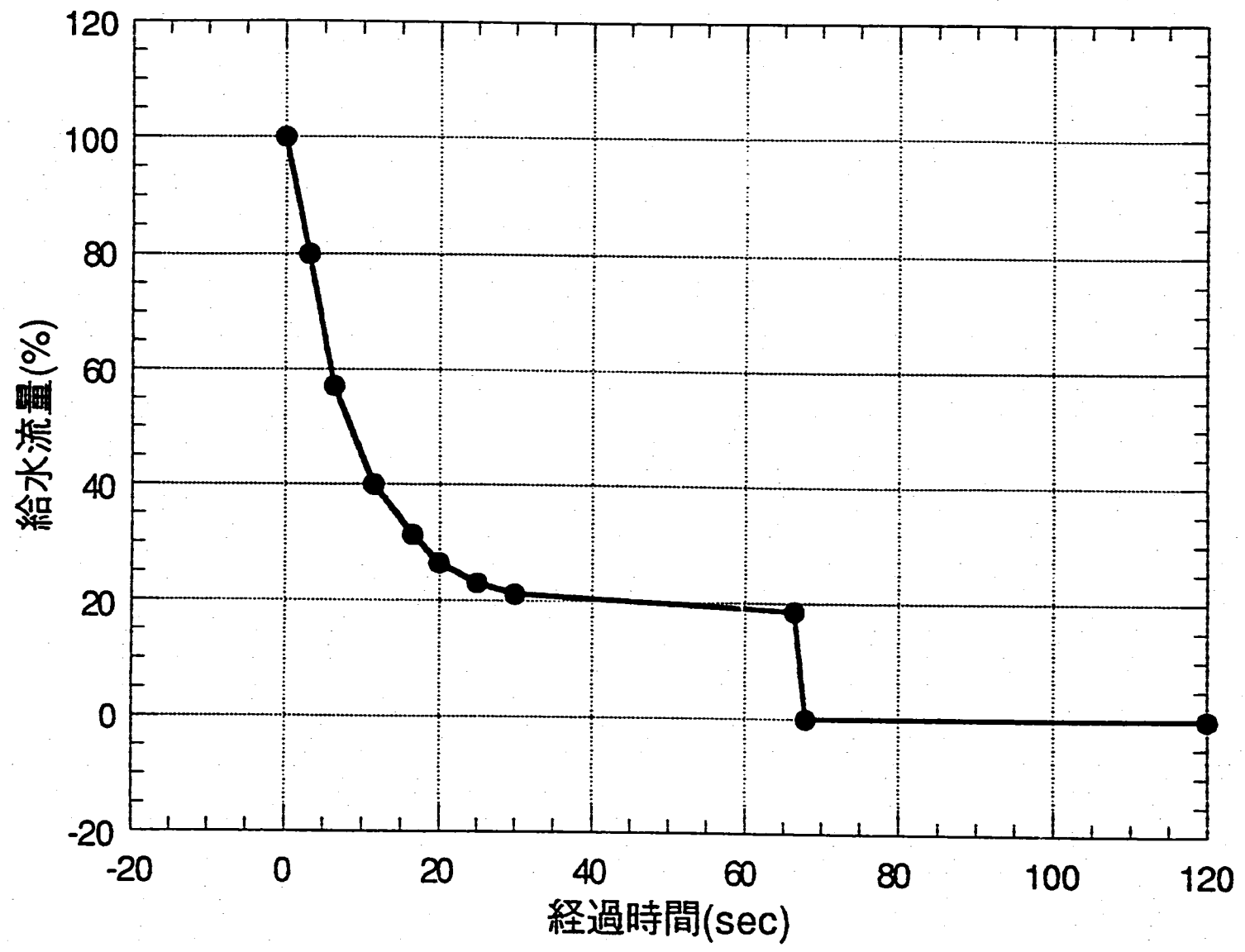


図4.4.1 給水流量境界条件(SPR 解析)

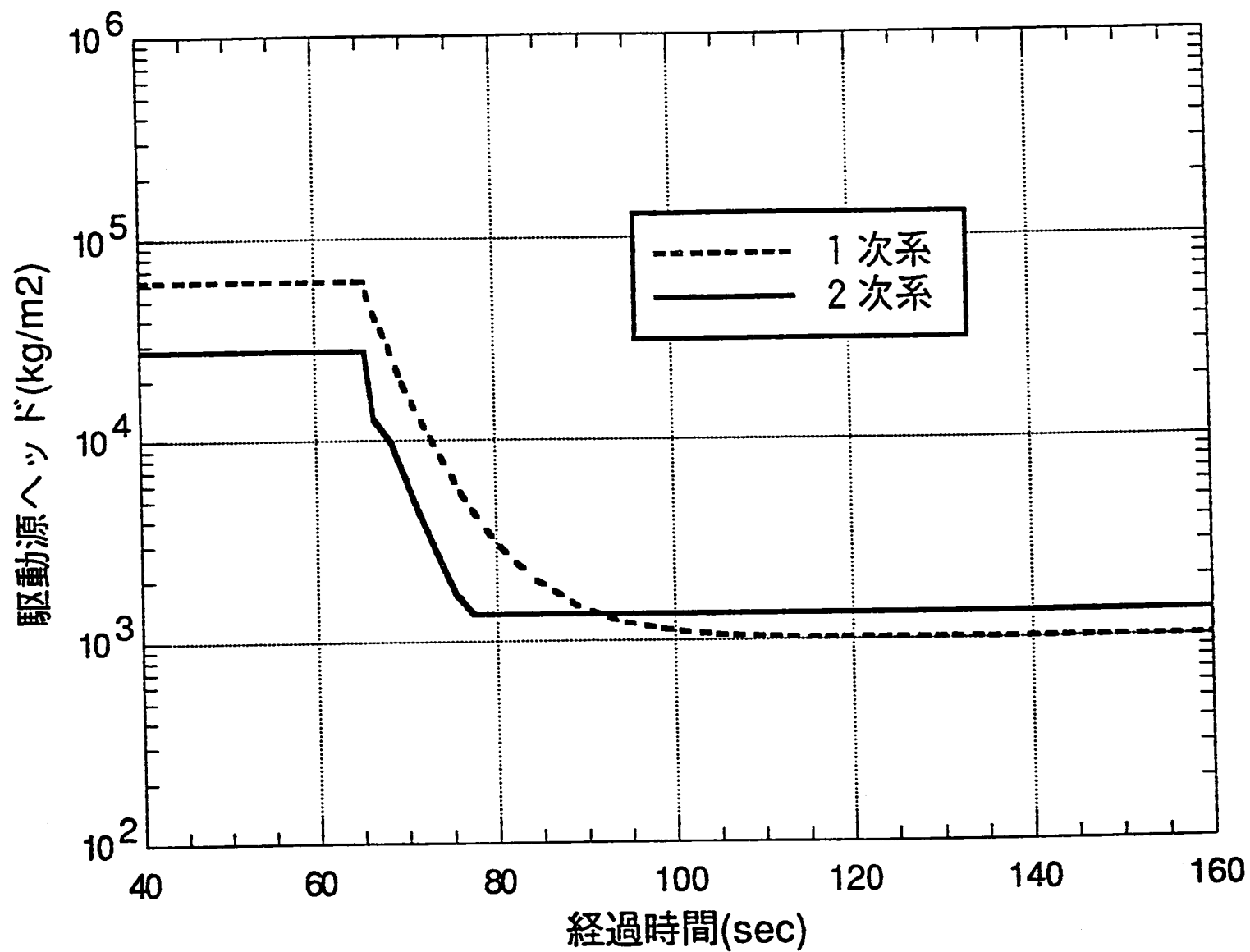
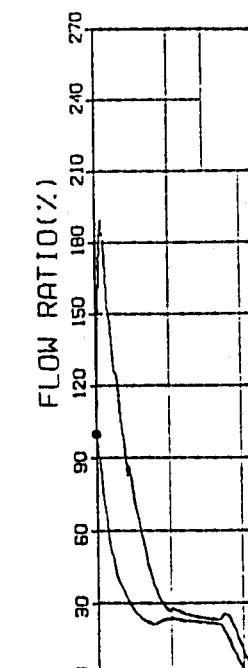
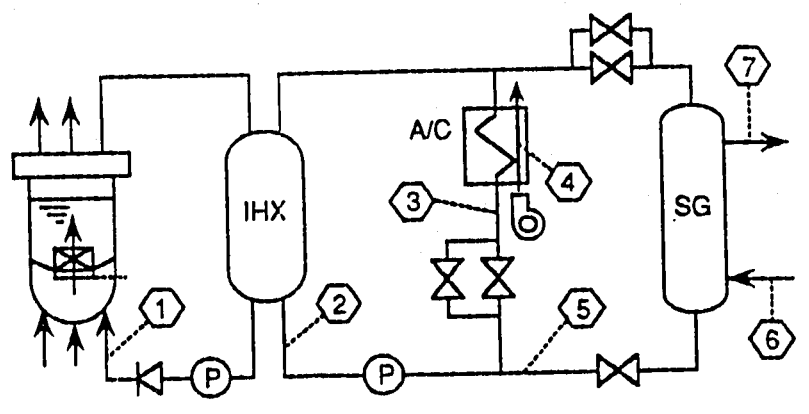
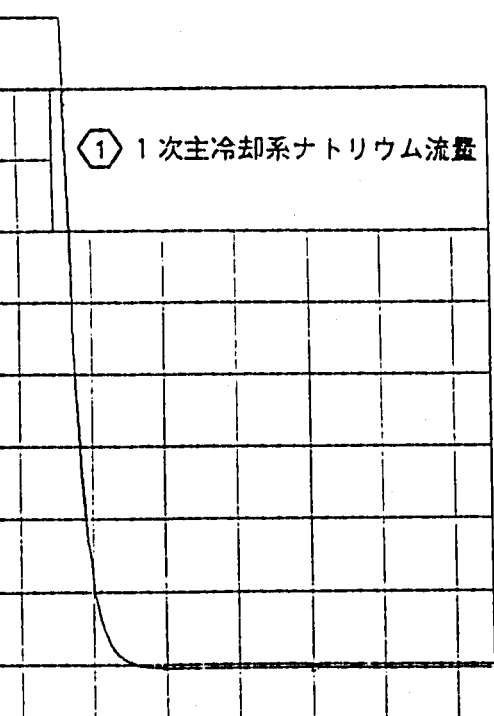
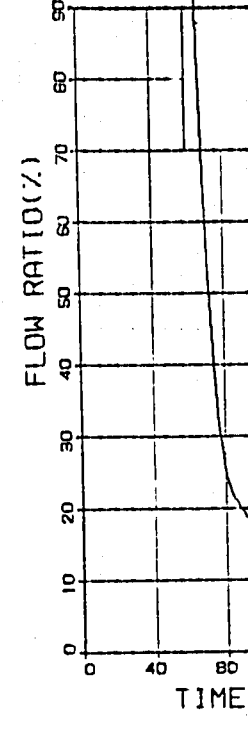
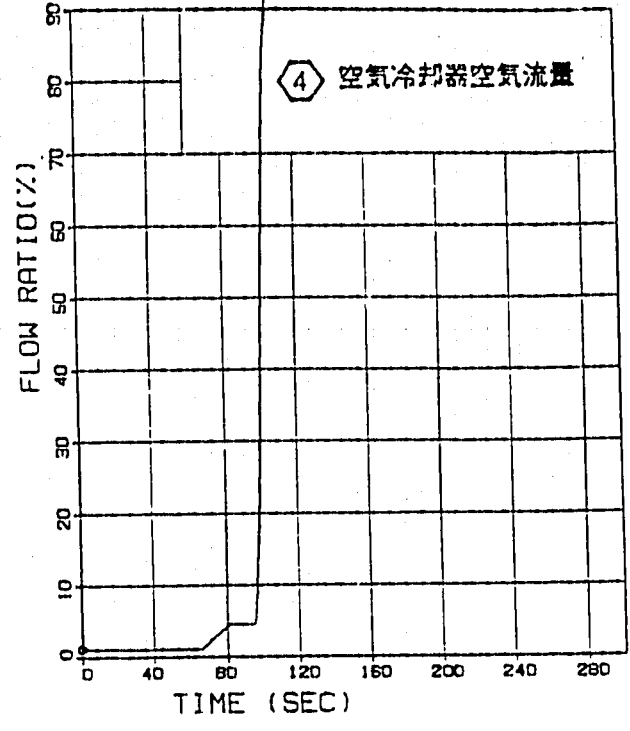
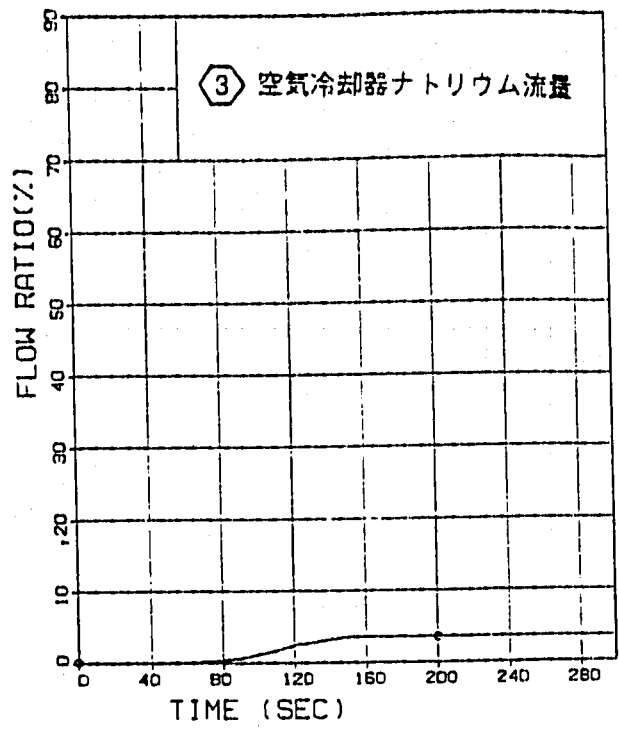
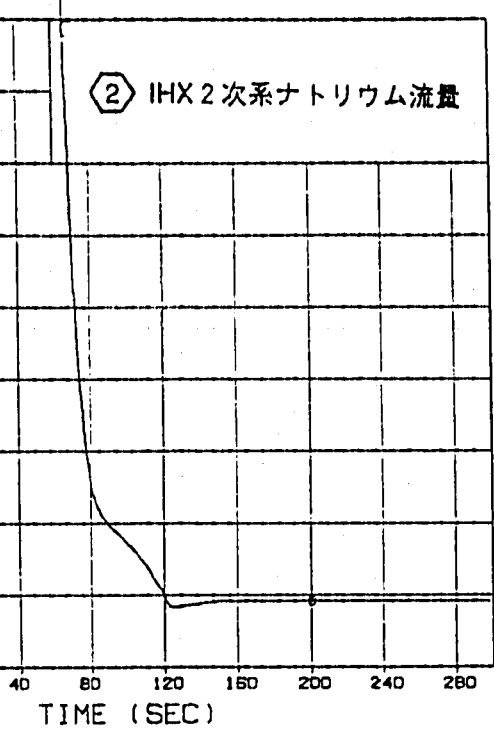
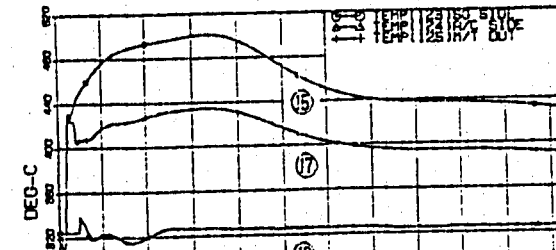
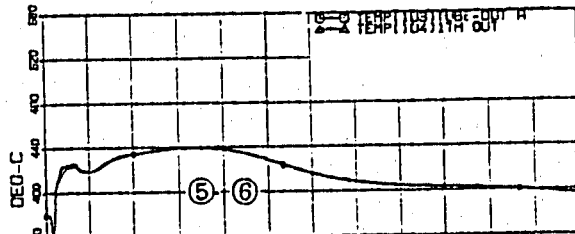
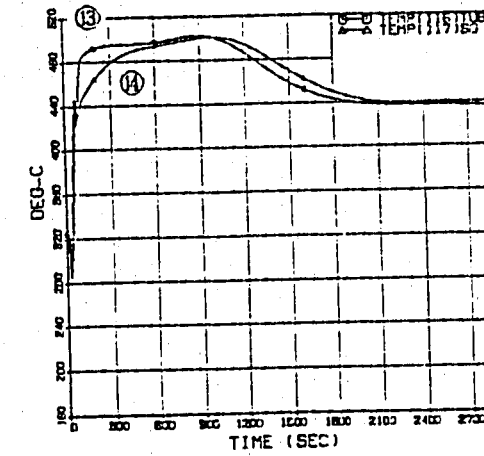
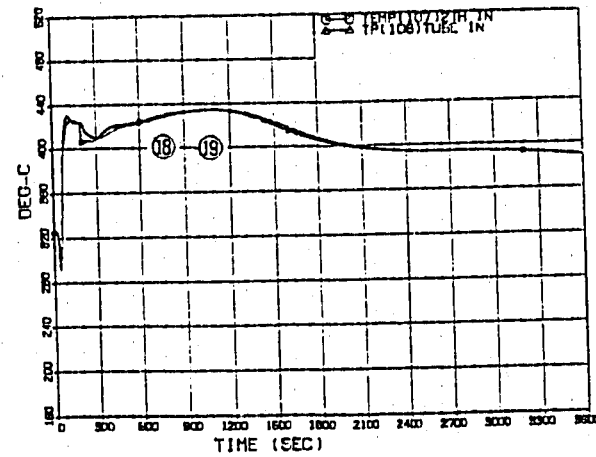
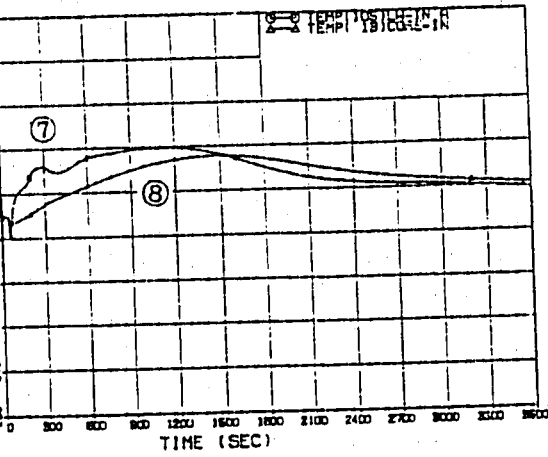
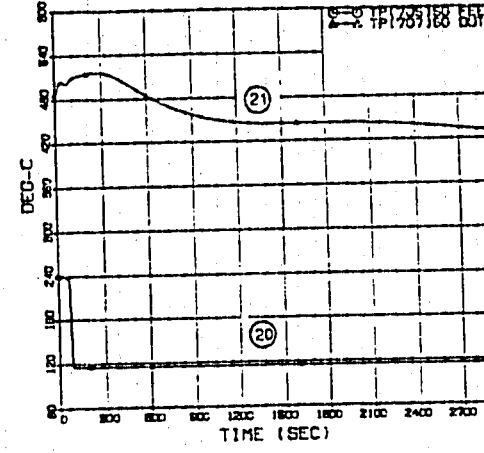
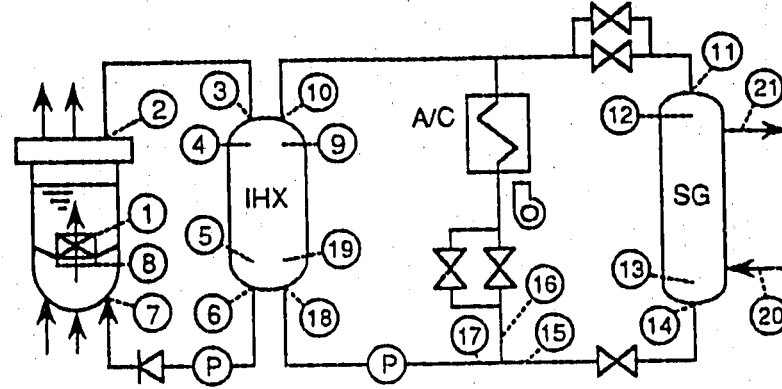
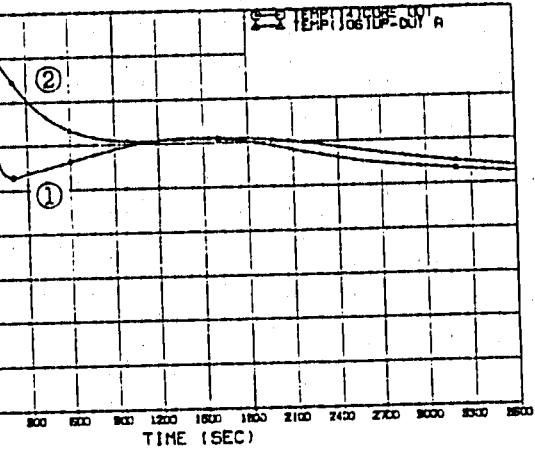
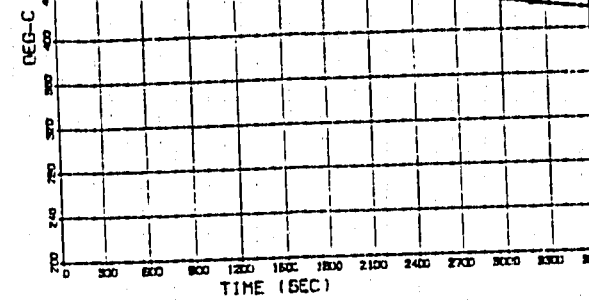
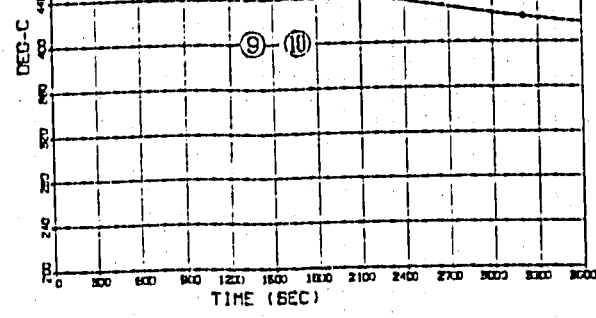
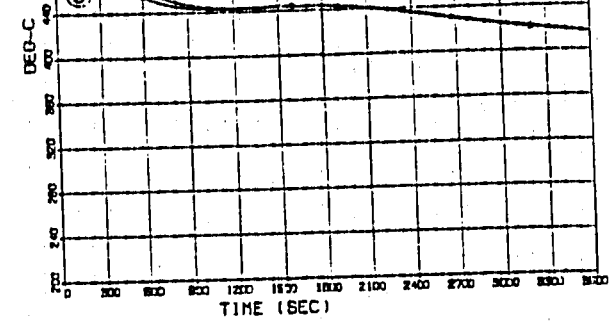
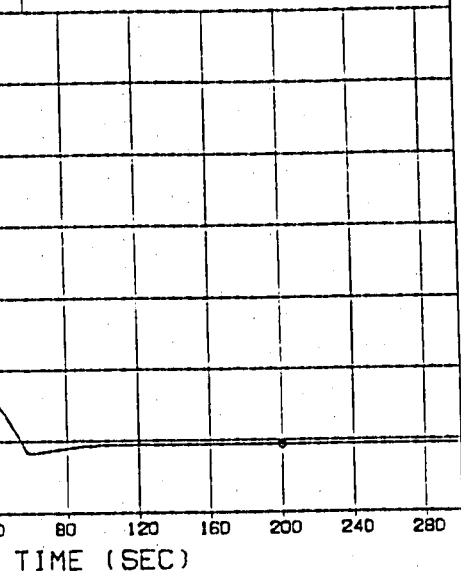


図4.4.2 1次系/2次系冷却材駆動源ヘッド境界条件(SPR解析)

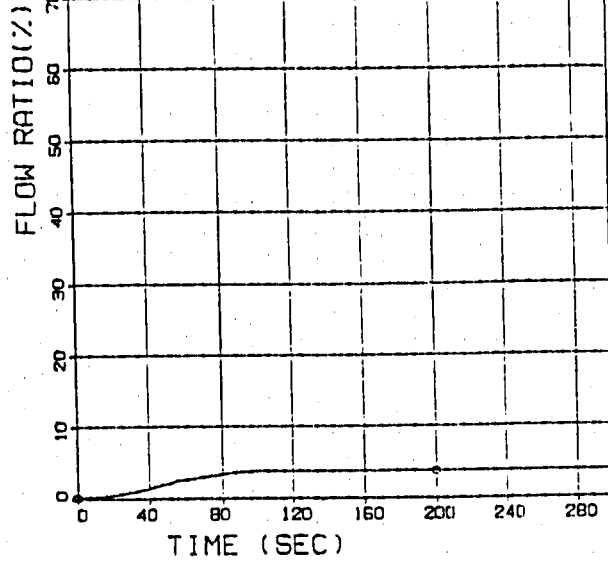




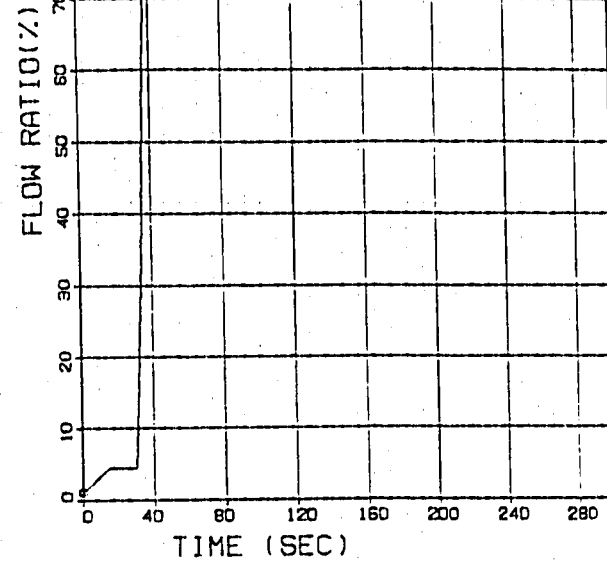
② IHX 2次系ナトリウム流量



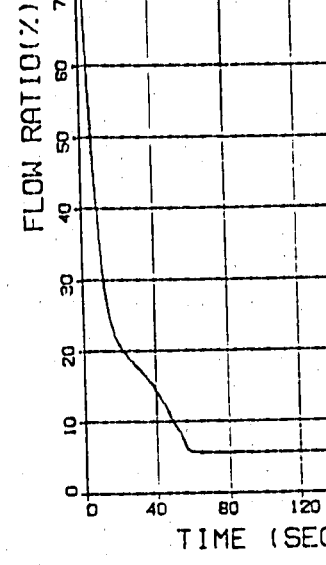
③ 空気冷却器ナトリウム流量



④ 空気冷却器空気流量



⑤ SG



① 1次主冷却系ナトリウム流量

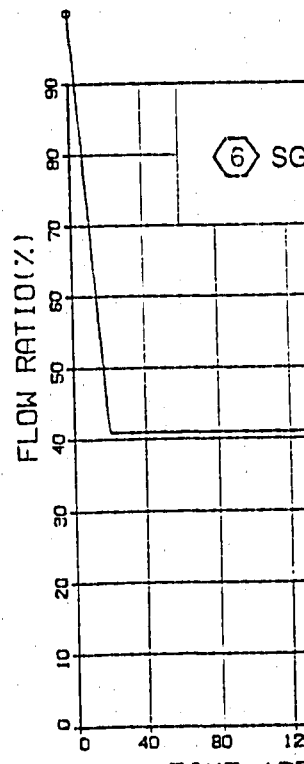
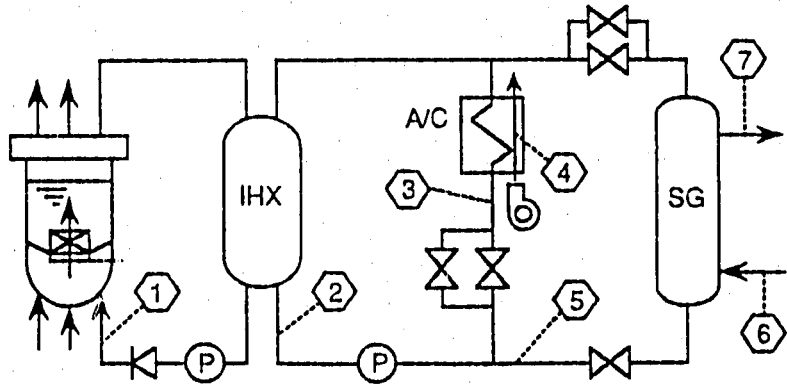
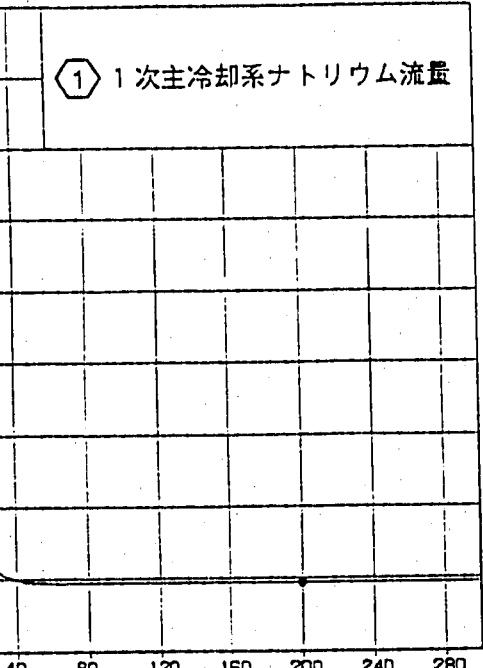
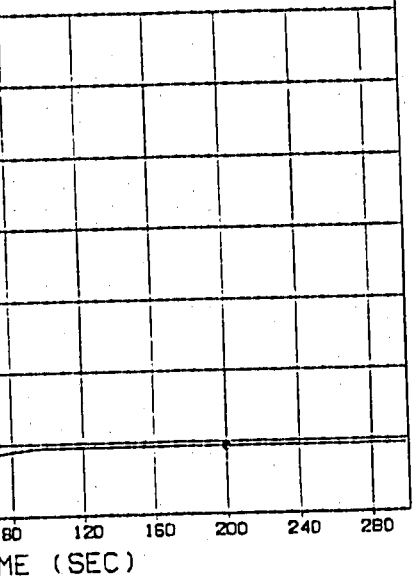
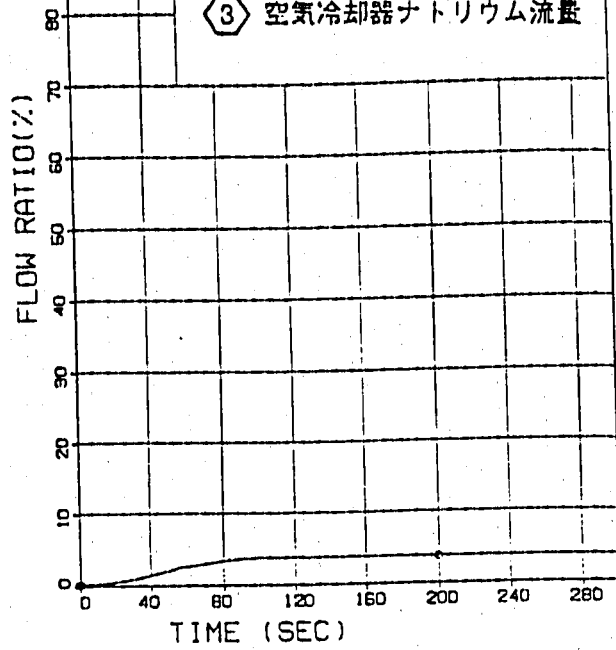


図4.5.1(1/2) RT 流動計算結果 (事故ループ)

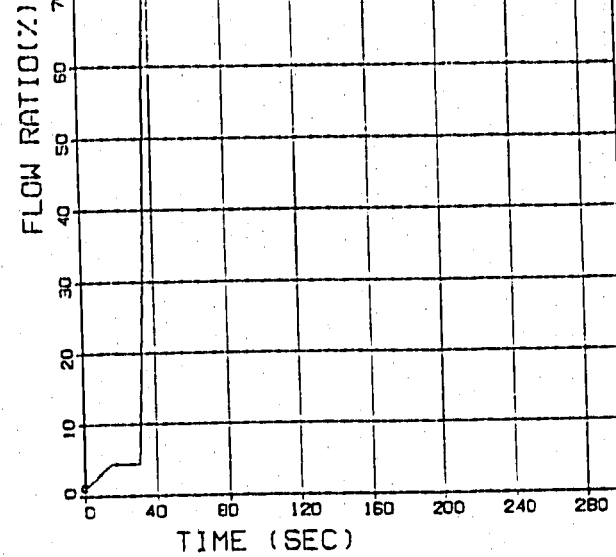
② IHX 2次系ナトリウム流量



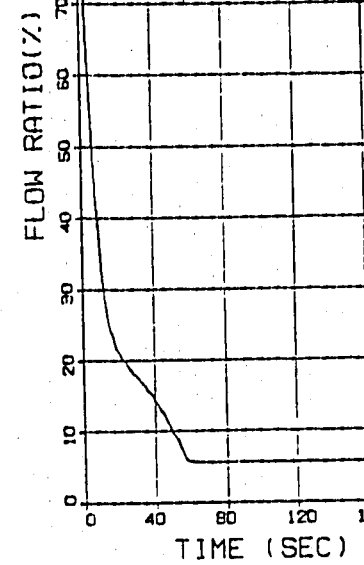
③ 空気冷却器ナトリウム流量



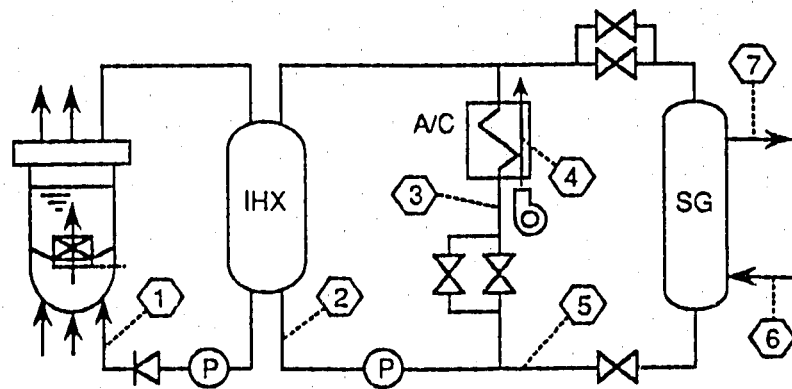
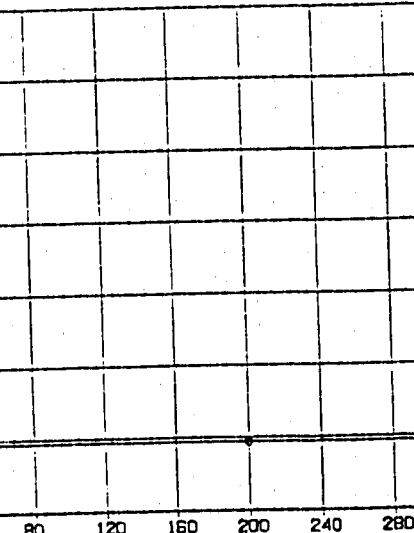
④ 空気冷却器空気流量



⑤ SGナト



① 1次主冷却系ナトリウム流量



⑥ SG入

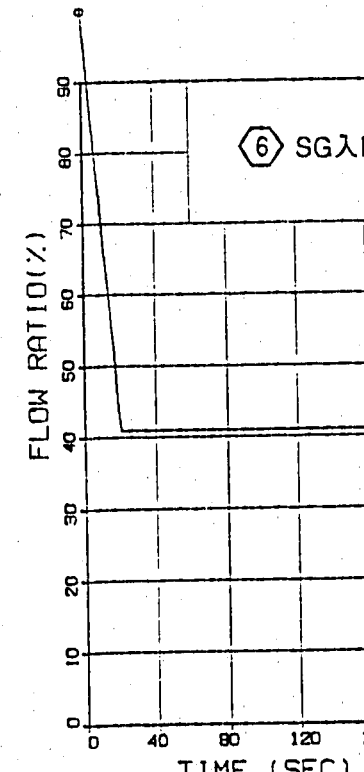
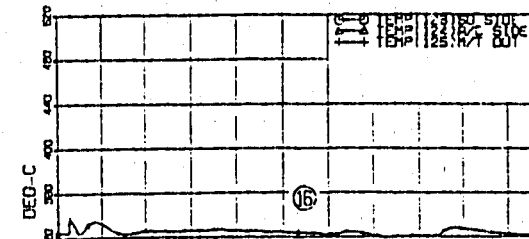
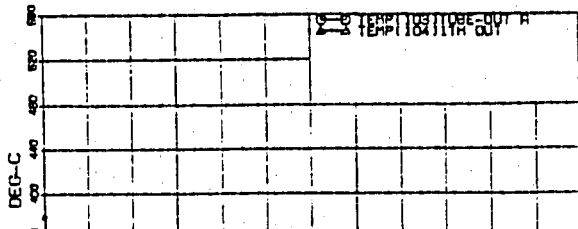
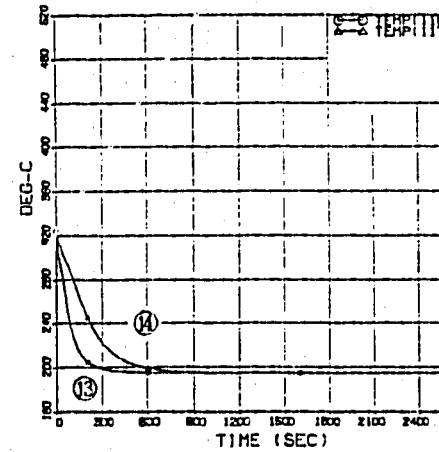
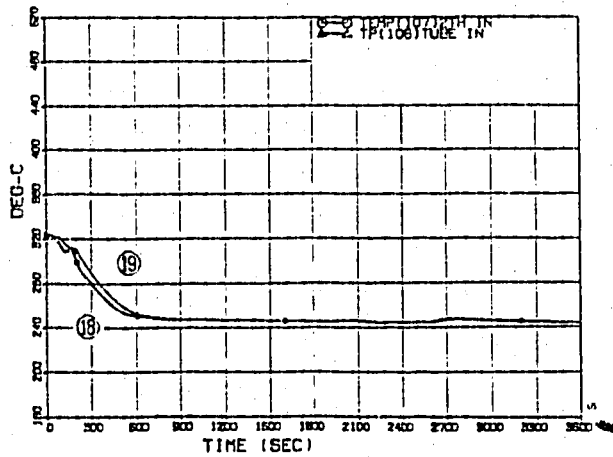
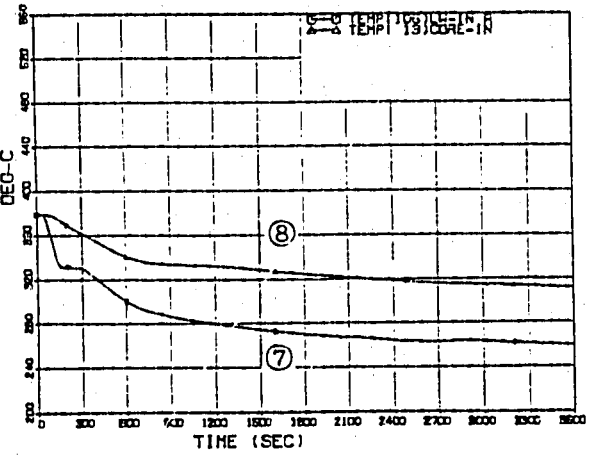
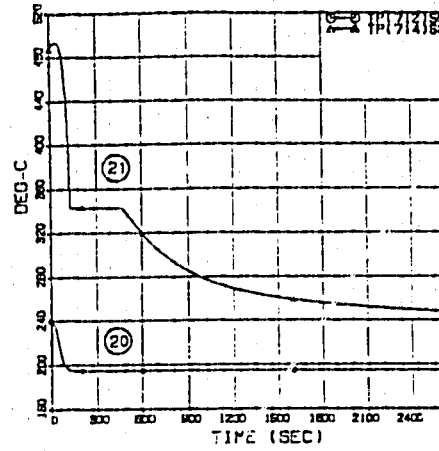
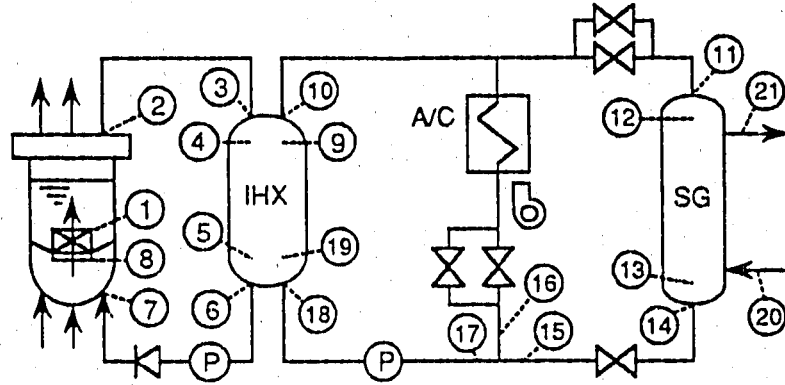
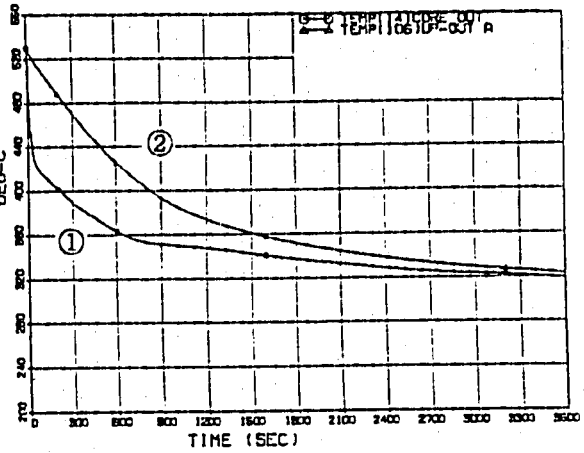
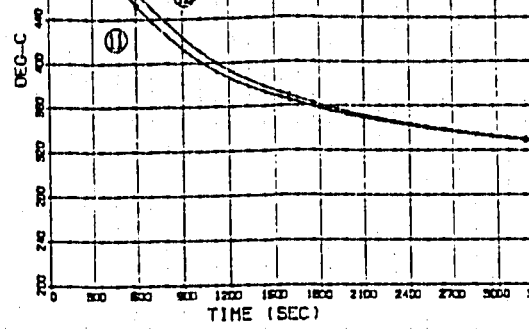
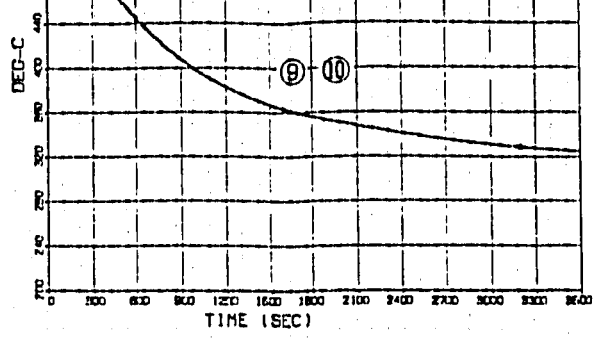
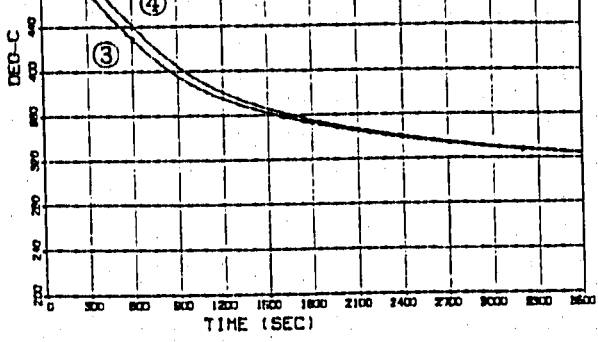
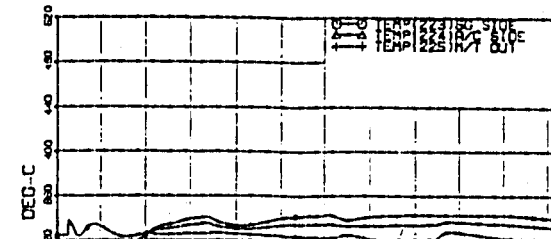
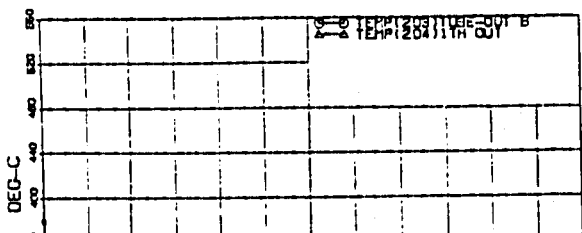
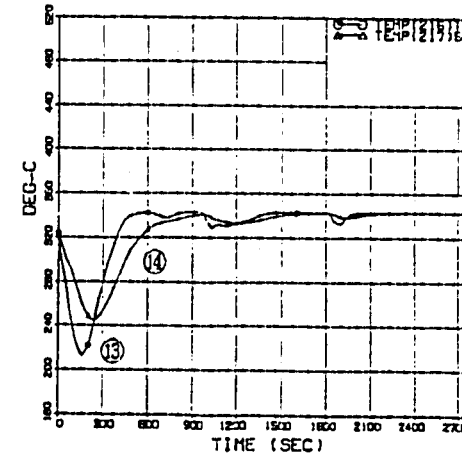
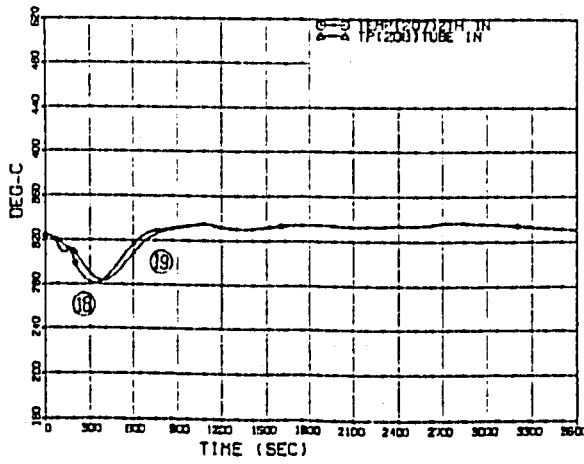
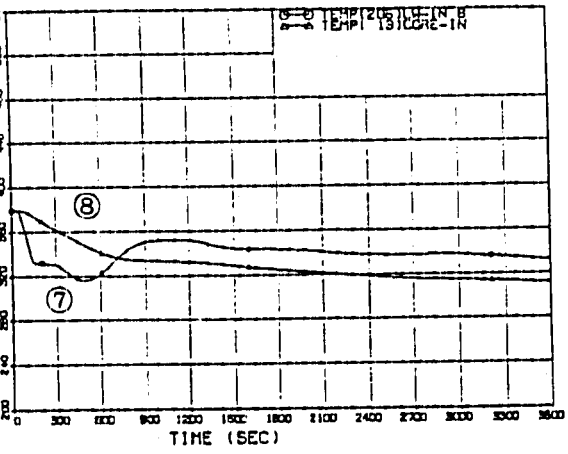
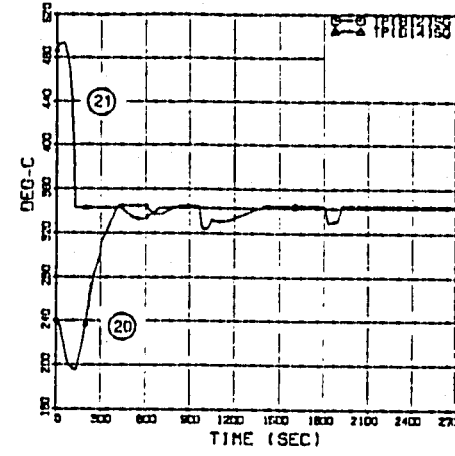
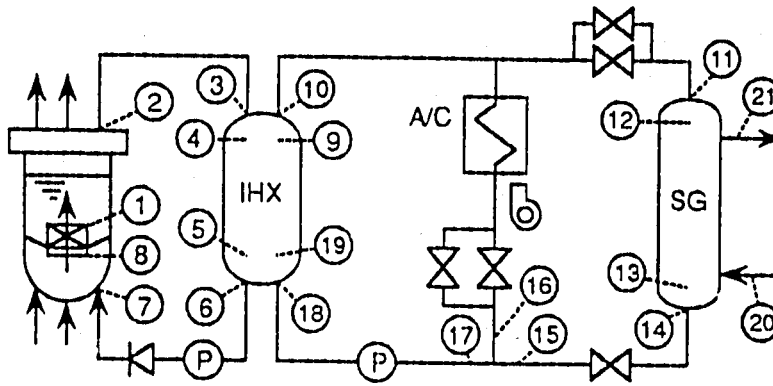
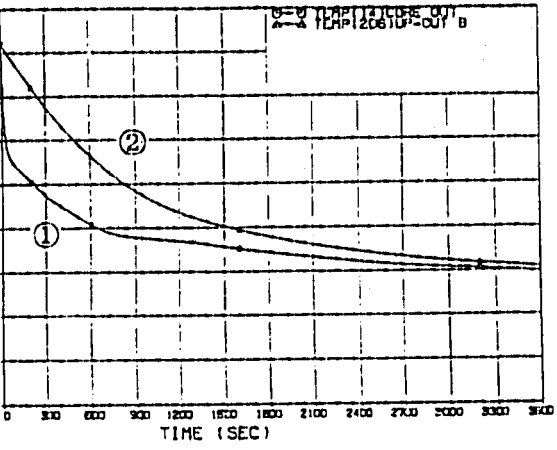
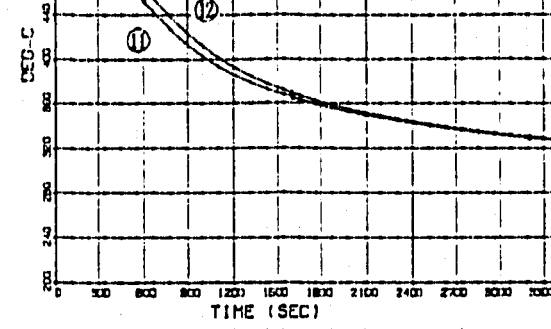
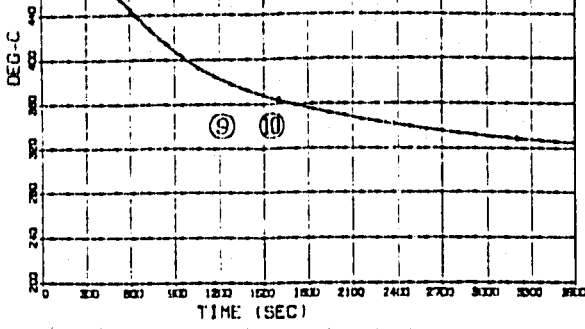
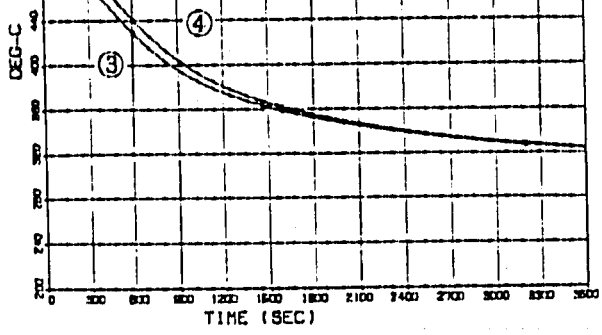


図 5-11(2) 計算結果 (割合)





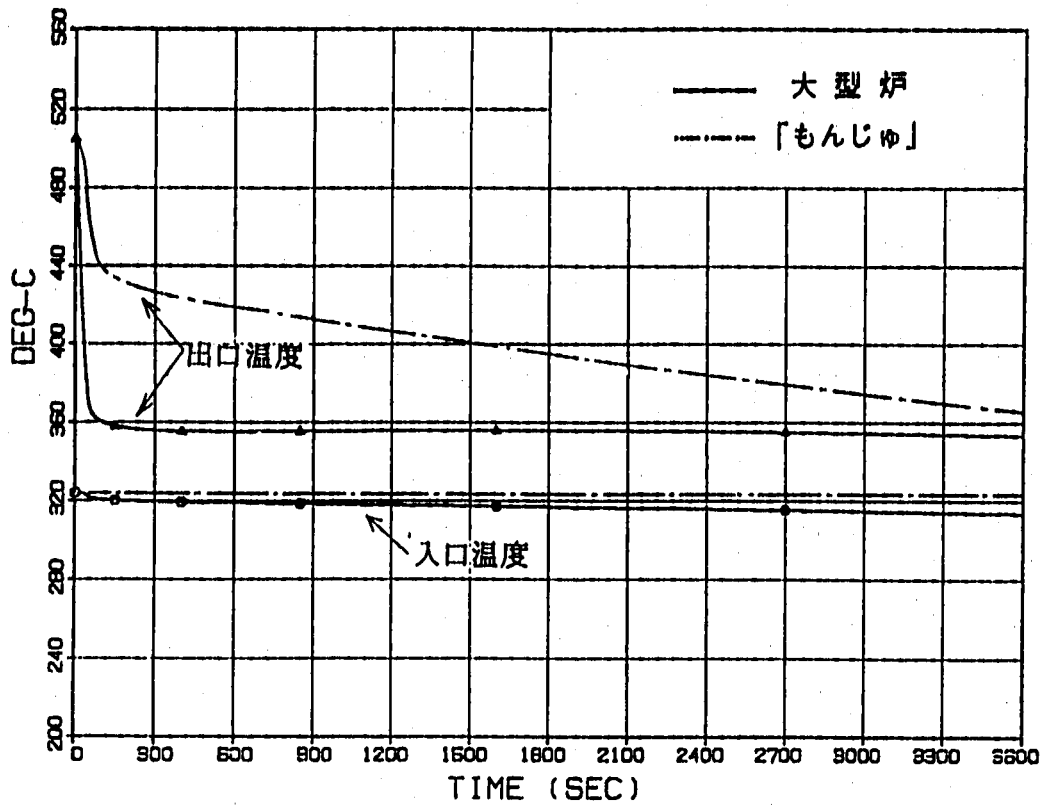


図4.6.1 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較 (PPS：事故ループIHX 2次側)

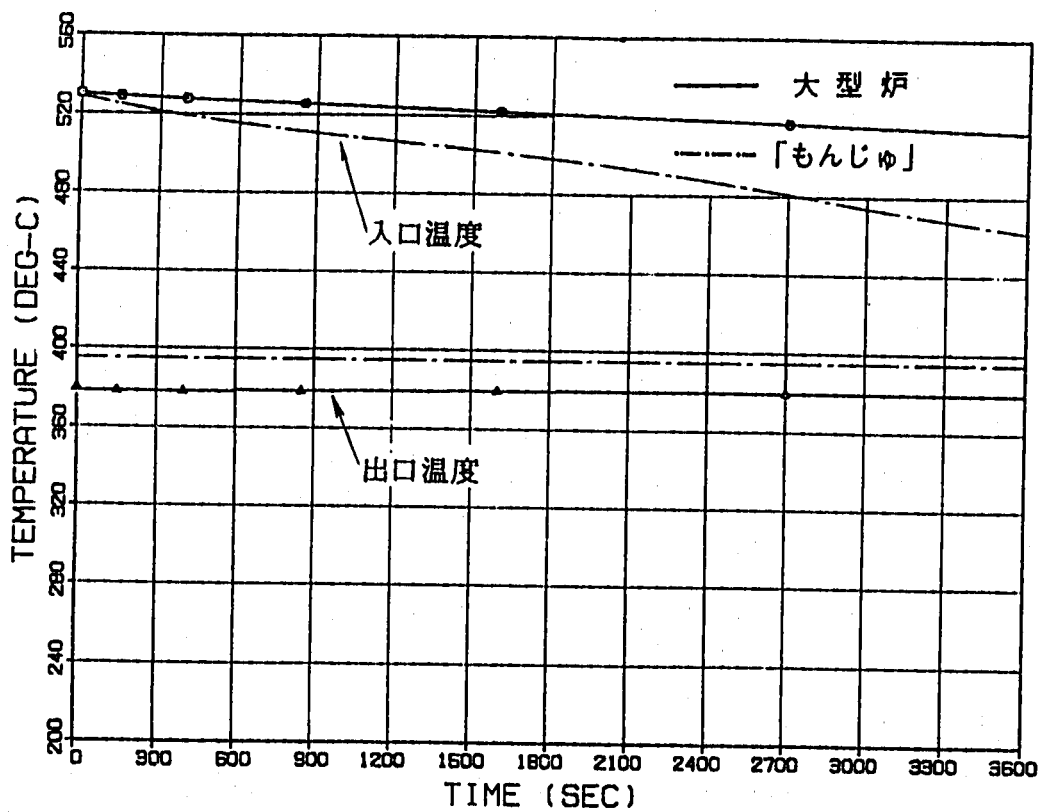


図4.6.2 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較 (PPS：事故ループIHX 1次側)

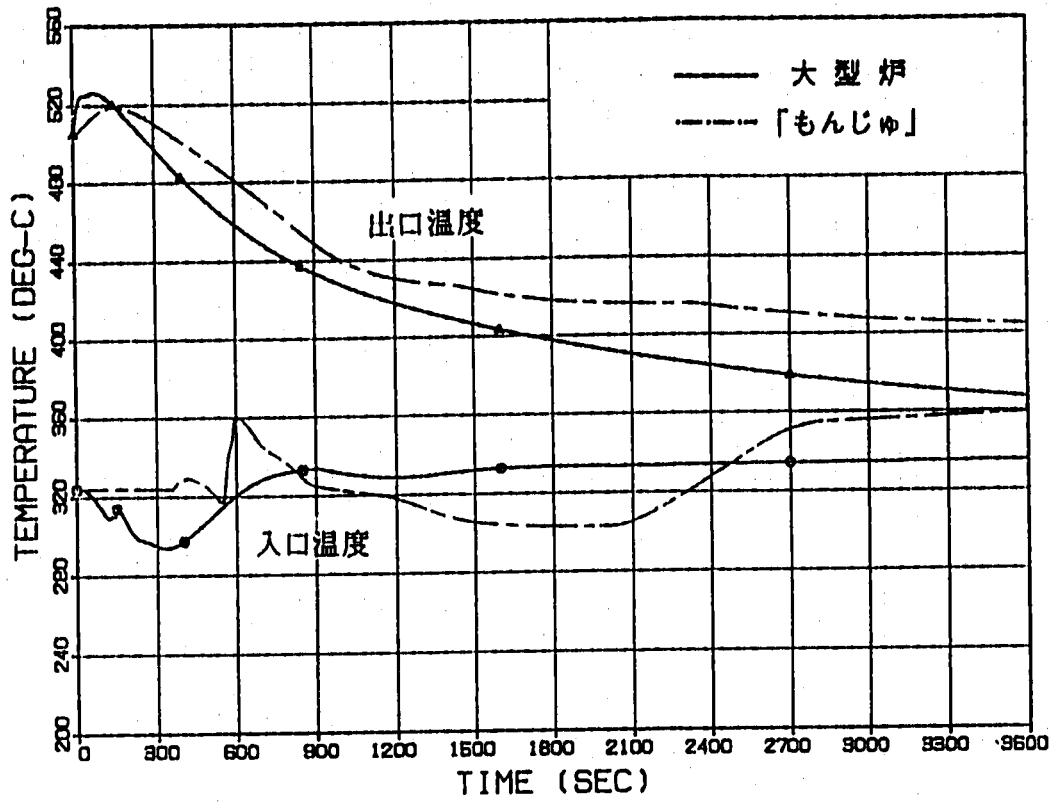


図4.6.3 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較 (PPS：健全ループIHX 2次側)

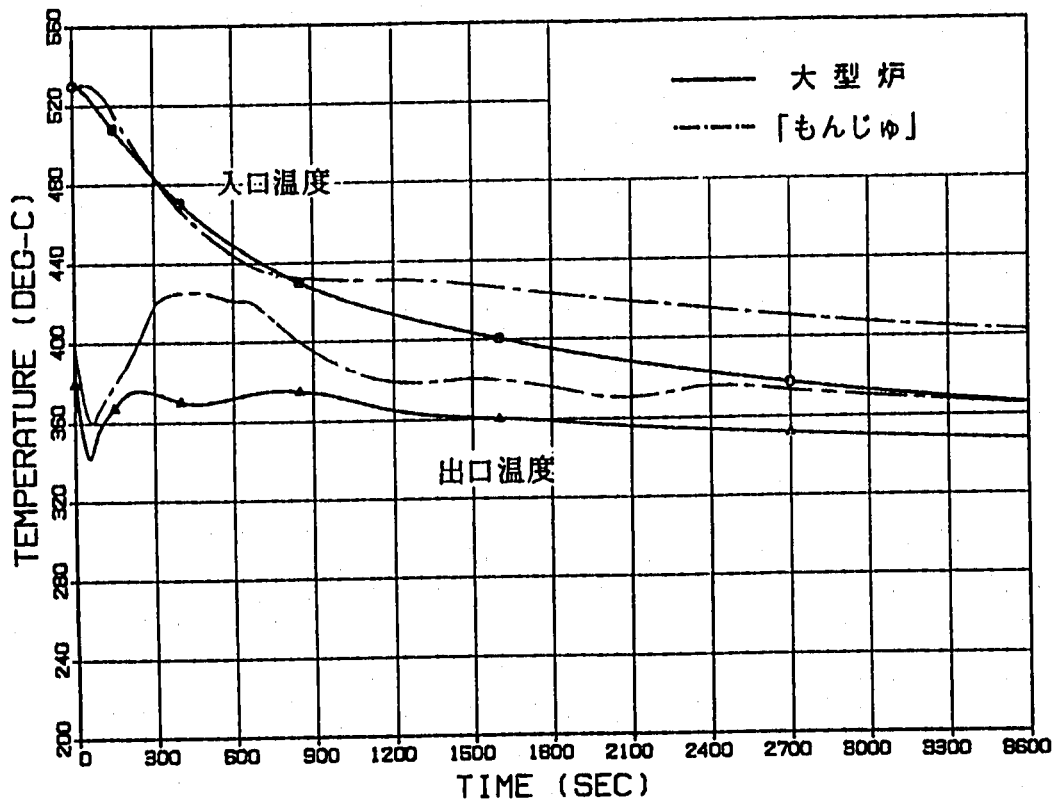


図4.6.4 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較 (PPS：健全ループIHX 1次側)

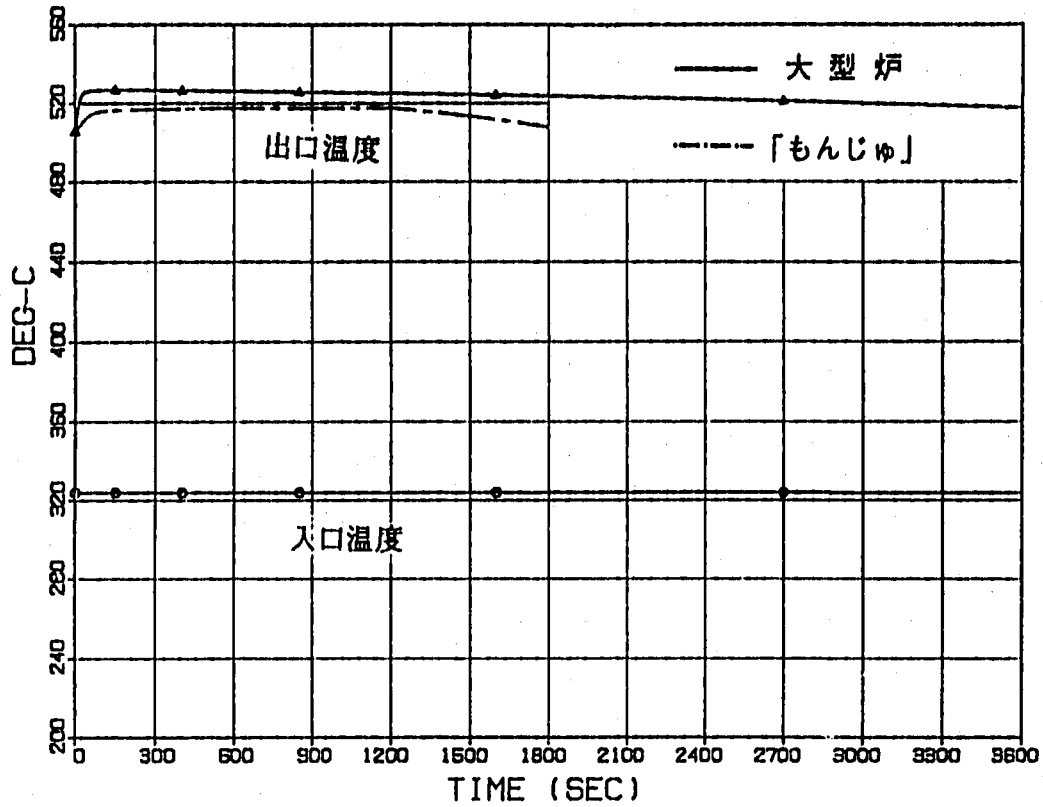


図4.6.5 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較 (SPS：事故ループIHX 2次側)

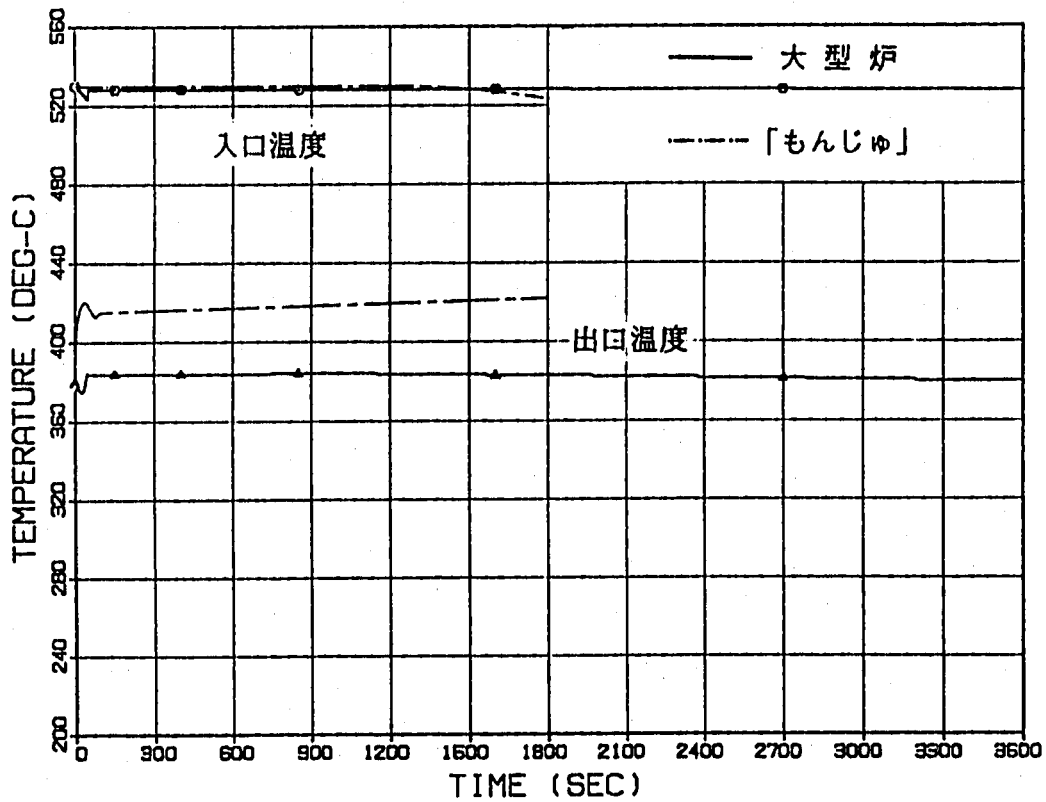


図4.6.6 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較 (SPS：事故ループIHX 1次側)

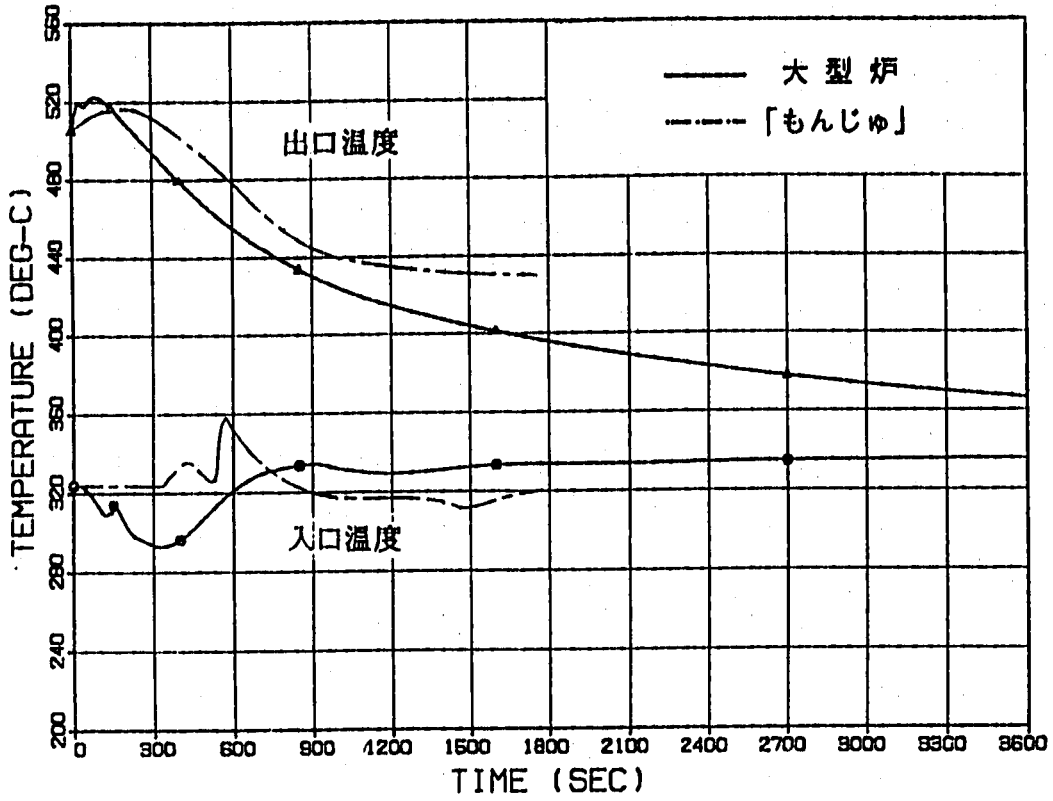


図4.6.7 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較 (SPS : 健全ループIHX 2次側)

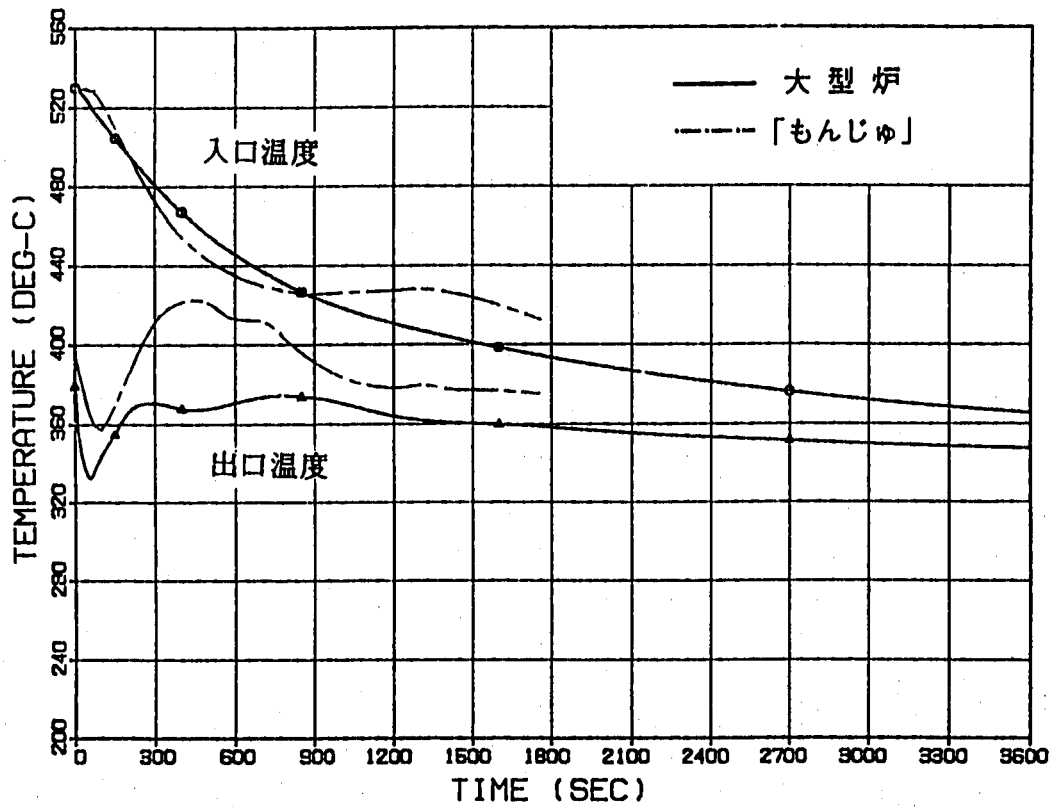


図4.6.8 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較 (SPS : 健全ループIHX 1次側)

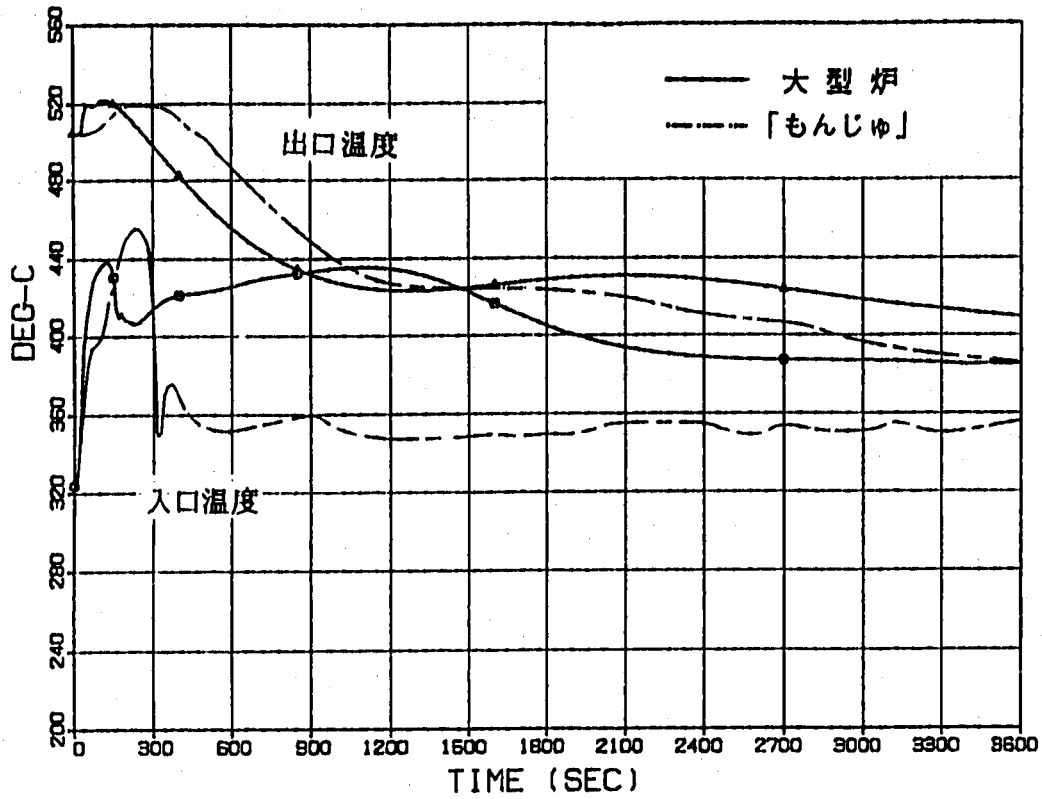


図4.6.9 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較 (WPR：事故ループIHX 2次側)

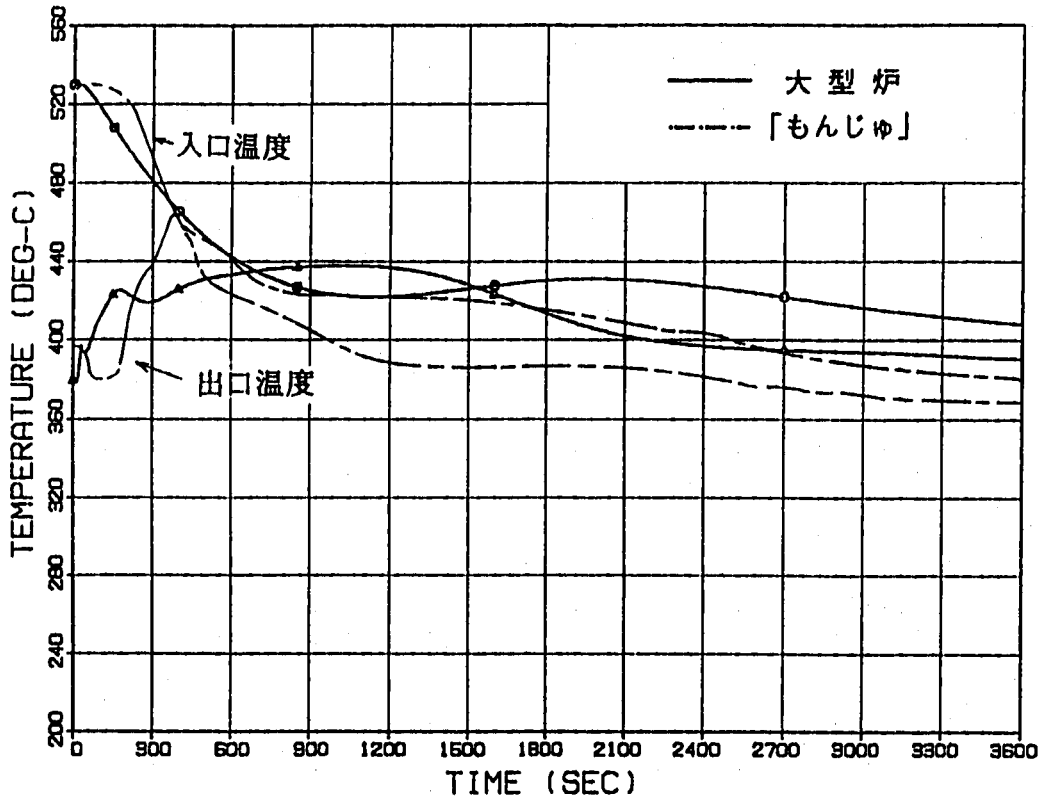


図4.6.10 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較 (WPR：事故ループIHX 1次側)

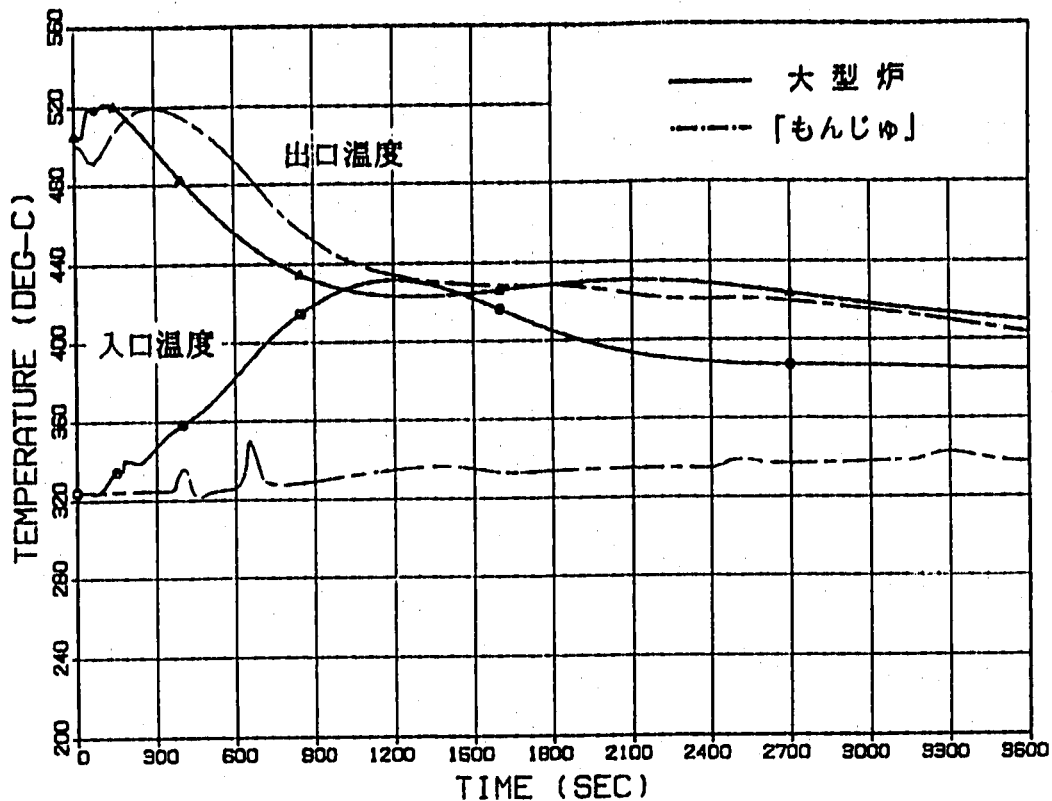


図4.6.11 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較 (WPR：健全ループIHX 2次側)

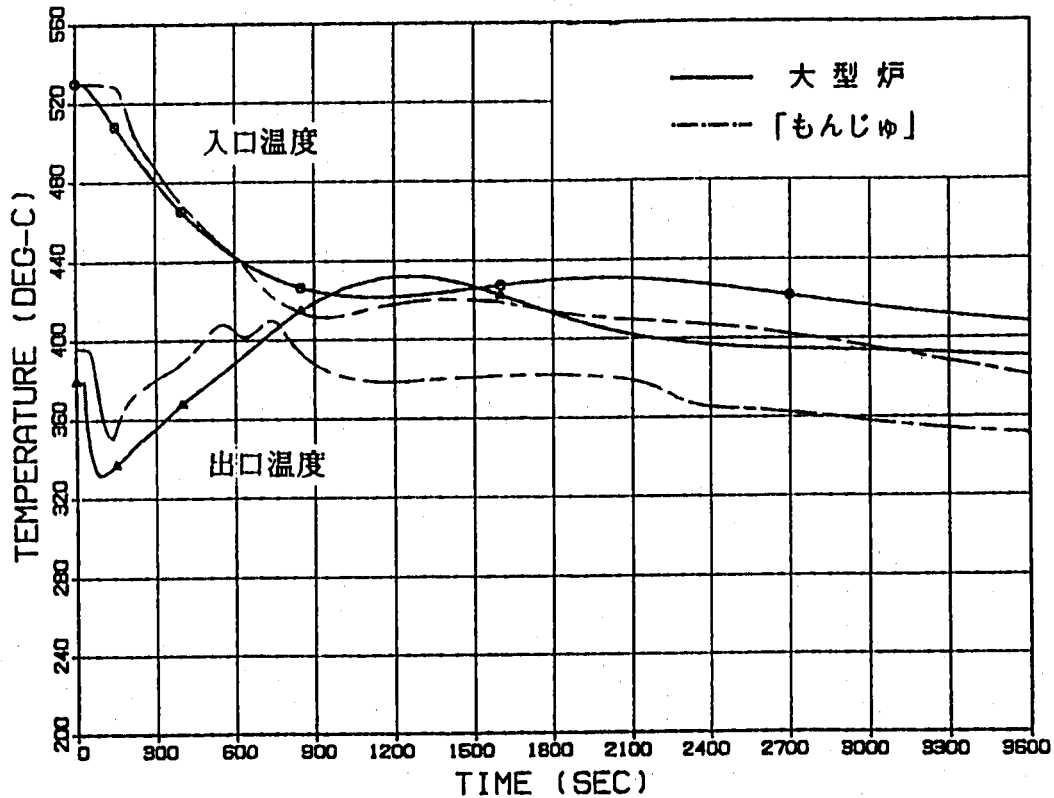


図4.6.12 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較 (WPR：健全ループIHX 1次側)

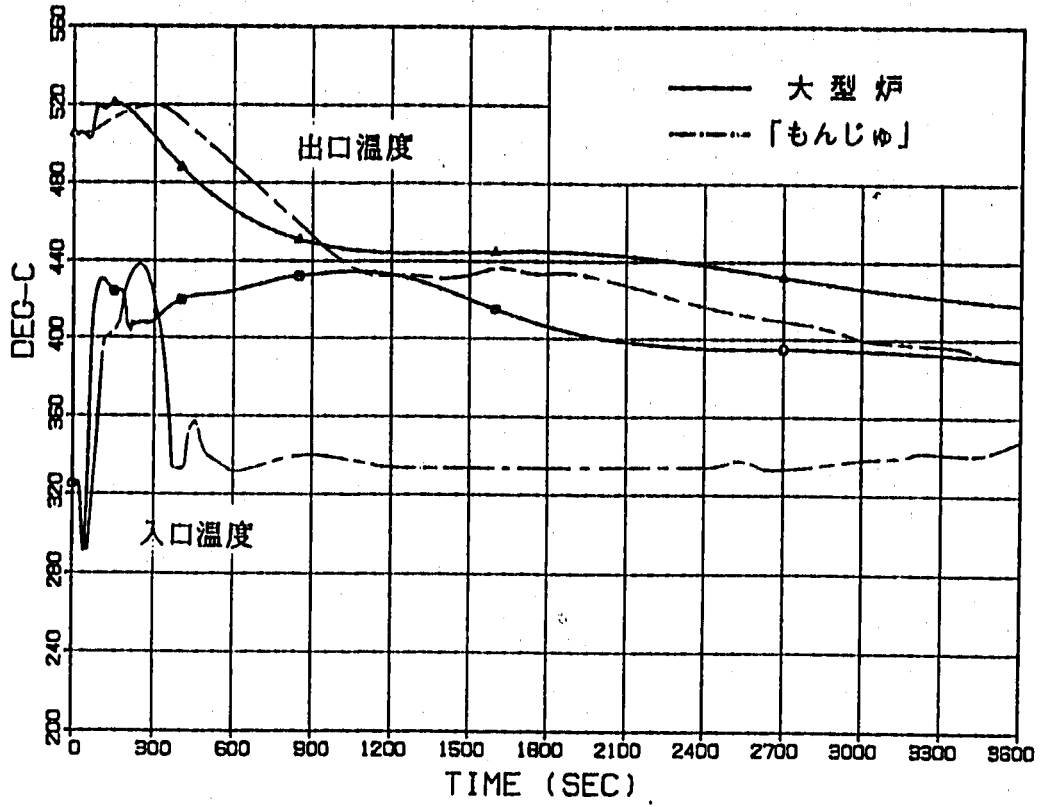


図4.6.13 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較 (SPR : IHX 2次側)

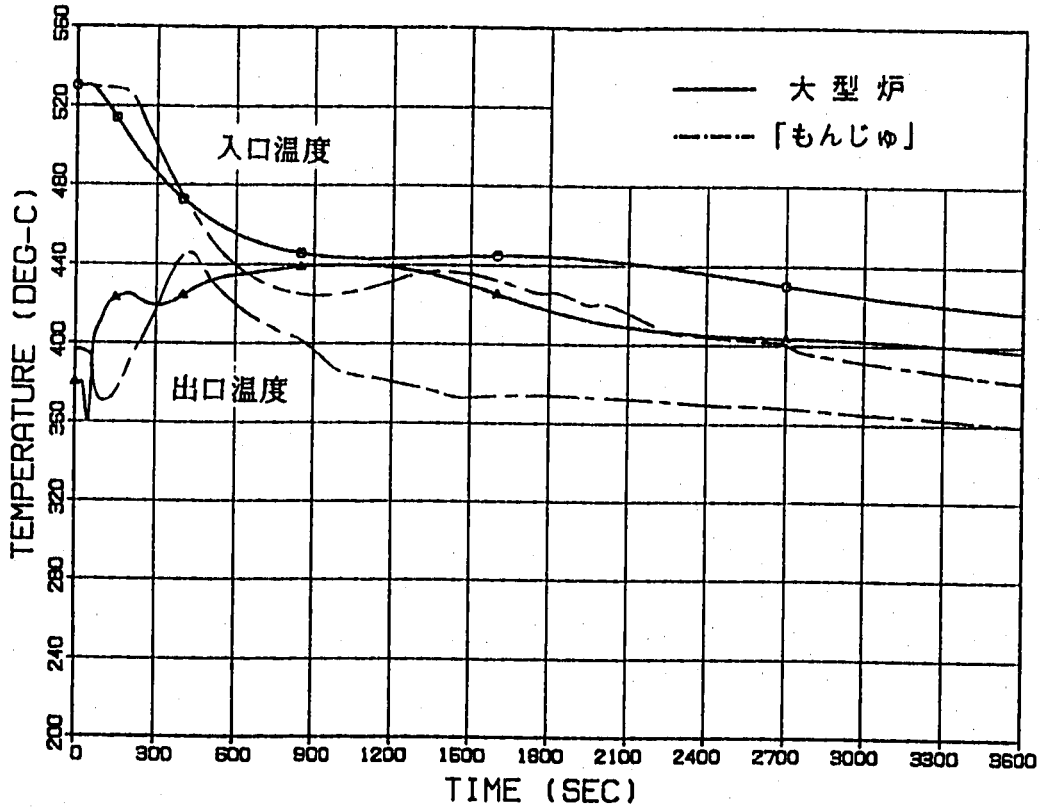


図4.6.14 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較 (SPR : IHX 1次側)

表4.7 熱過渡解析結果の整理

解析事象	構造健全性の観点で留意が必要な部位	熱過渡の形態	推定原因
PPS	IHX 1次側伝熱部入口 (④) IHX 2次側伝熱部出口 (⑨) IHX 2次側出口ノズル (⑩) SG入口ノズル (⑪)	コールドショック	①1次系流量の急減によるIH X 2次側への伝熱量の低下。 ②系統間における流動停止時間の大幅な差異。 これらがIH X 2次側への低温流体の流入、更にはIH X 本体の低温化を促進した。IH X 1次側伝熱部入口の温度低下には前記原因の他に1次系の逆流が関与している。
SPS	特記点なし	特記点なし	特記点なし
WPR	SG伝熱部出口 (⑬) SG出口ノズル (⑭) ミキシングティ IH X 2次側入口ノズル (⑯) IH X 2次側伝熱部入口 (⑰)	ホットショック	給水流量の急激な低下による除熱源の喪失が起因する。 また、事故ループおよび健全ループで高温状態が継続する原因として、次の要因が挙げられる。 ①ボニーモータ流量の60%を除熱能力が無いSGに供給することから、ホットレグの高温流体がコールドレグに流れ込むため。 ②ACS制御にもんじゅと同一方式を採用しているため、前記原因によりコールドレグ温度が高くてもA/C出口温度(目標:325℃)で除熱量が抑制される。
SPR	同上	ホットショック	
RT	SG伝熱部出口 (⑬) SG出口ノズル (⑭) ミキシングティ	コールドショック	SG給水温度の低下は要因の一つであるが、最大の原因は再循環系が機能しない状況でSGへの給水を継続する点にある。

5. 考察 (熱過渡緩和策の検討)

5.1 検討方針

熱過渡の緩和策は、次の考え方に基づいて検討した。

- (1) 検討対象は前出の表4.7に記載した熱過渡とし、再循環系の正常動作に伴う温度変動は対象に含めない。
- (2) ハード面では、設計仕様は変更しないで軽微な機器の追加にとどめる。
- (3) ソフト面では、機器の運転特性および系統運用の適正化を図る。

5.2 誘発原因と対応策

プラントに発生する熱過渡は、各運転事象の引き金になった一次的な原因とは別に、系統設計と系統運用のミスマッチにより二次的に誘発される場合がある。

ここでは、これまで述べた解析結果で明らかになった熱過渡の誘発原因と、その対応策の検討項目について記す。

(1) P P S について

① 誘発原因

P P S で発生したコールドショックは、冷却材輸送時間と2次系の流動停止時間のミスマッチが誘発したと考える。

本プラントの熱輸送系は、機器のコンパクト化や配管長の短縮化を積極的に導入しているため、冷却材の一巡時間が「もんじゅ」に比べ短くなっている。とくに2次系ではその傾向が顕著であり、例えばI H X 2次側の通過時間は「もんじゅ」の約1/3に、同様にI H X 出口からS G 入口までの輸送時間は約1/4程度に短縮されている。

一方で主循環ポンプの流量半減時間やボニーモータ相互トリップ時間は、「もんじゅ」設計値を本解析の暫定的に採用している。その結果、冷却材の輸送時間に比べ2次系の流動停止時間が長くなり、2次系コールドレグの温度が低い冷却材はI H X 2次側を満たし、更にホットレグ配管を経てS G に流入して各機器にコールドショックをもたらしたものと推定する。

② 対応策

流動停止時間の適正化を図るため、以下の設定値や特性値を見直す必要がある。

- a) 2次主冷却系循環ポンプ流量半減時間
- b) P P S 発生後の2次系ボニーモータ流量

- c) ボニーモータ相互トリップ時間
- d) A弁およびC弁の開閉速度

(2) WPRおよびSPRについて

① 誘発原因

標記事象でSG出口ナトリウム温度が急速に上昇した原因は、給水配管または蒸気配管の破断によりSGへの給水機能が停止したためである。その後、2次系コールドレグが高温状態に至った原因はホットレグの高温流体が除熱能力を失ったSGを經由してコールドレグに流れ込むためであるが、これを助長した最大の要因はボニーモータ流量の約60%をSGに供給する系統運用方法にある。

本プラントのボニーモータ運転流量は再循環系の導入に伴って4.35%（平成2年度暫定値）から9.5%に見直され、内訳としてACS側は従来通り3.75%、SG側は0.6%から5.75%に増大が図られた。しかし、このボニーモータ運転流量ならびに流量配分は再循環系の正常な運用を想定した計画値であり、WPRやSPRのように水・蒸気系が機能しない状況では再循環系は起動できないことから、「もんじゅ」の前例に倣ってSG側ナトリウム流量を抑制した系統運用が望ましい。

② 対応策

再循環系が運用できない場合、SG側のナトリウム流量を自動的に抑制するシステムインターロックを新設すると共に、以下の設定値や特性値を見直す必要がある。

- a) 2次系ボニーモータ運転流量
- b) A弁最小開度
- c) 2次主冷却系循環ポンプ流量半減時間
- d) A弁およびC弁開閉速度

(3) RTについて

① 誘発原因

今回の計算では、RTの終局を確認するため当該事象に関わるシステムインターロックは講じていない。その結果、事故ループの2次系コールドレグを起点とする冷却材温度の急速な低下は、輸送遅れ時間を経て1次系さらには原子炉容器へと伝搬し、延いては健全ループを含むプラント全体にまで波及した。

② 対応策

一般的にはサブシステムの異常が上位のシステムにもたらす影響度を勘案し、二次的に派生する異変を最小限にとどめるためにシステムインターロックを施す。RTの解析結果では、再循環系の故障による熱的な影響がプラント全体にまで波及しており、当該事象に

対するシステムインターロックが必要不可欠であることが判る。また、システムインターロックに期待する機能は、325℃からSG給水温度相当まで低下するSG出口ナトリウム温度で異常を検知し、出力運転時と同様に高圧給水加熱器から供給しているSGへの給水を遮断する。その後は、WPRおよびSPRと同様に2次系コールドレグのホットショックを回避するため、SGナトリウム流量を抑制してシステムの安定を図るものとする。

5.3 熱過渡緩和の試行結果

ここでは、前項で述べた対応策の試行結果について記す。紹介する計算結果は、主循環ポンプや弁の運転特性値、インターロック設定時間等についてパラメータサーベイを実施した中で比較的良好なケースに限定する。

5.3.1 2次主冷却系運用の改訂

(1) 対象とする運転事象 PPS、SPS、WPR、SPR、RT（二次事象）

(2) 改訂内容

a. SGミニマムフロー弁（略称F弁）の新設

取付位置を図5.3.1に示す。

b. SGナトリウム流量の変更

各運転モードにおける計画流量を前出の図5.3.1に示す。

c. 「SG入口ナトリウム止め弁バイパス弁（E弁）閉止」条件の追加

以下のOR条件でE弁が閉止するものとした。

- ・「2次主冷却系循環ポンプボニーモータトリップ」信号
- ・「SG出口ナトリウム温度高」信号と「SG給水止弁閉止」信号のAND条件

d. 2次主冷却系循環ポンプ流量半減時間の変更

変更前：6.2秒、 変更後：4秒

e. 崩壊熱除去運転移行シーケンスの変更

崩壊熱除去運転に関わる機器の動作時間を図5.3.2に示す通り変更した。

f. 2次系ボニーモータ相互トリップ時間の変更

変更前：33秒、 変更後：15秒

g. ACS起動後A/C出口ナトリウム温度制御系内部制御定数の変更

(3) 試行結果

前項の熱過渡緩和策を施したPPSおよびSPRの計算結果と、システム運用改訂前の計算結果ならびに「もんじゅ」解析結果との比較を行った。その比較結果を以下に記す。

① PPSに対する効果

IHX 2次側出入口ナトリウム温度の経時変化を図5.3.3(1/2)に、同じくSG出入口ナトリウム温度を図5.3.3(2/2)に示す。各図では、系統運用改訂後のIH X 2次側出口とSG入口のコールドショックが約90°C程度緩和されている。またコールドレグの温度変化も軽減されており、熱過渡緩和効果が顕著に現れている。

② SPRに対する効果

a) SG出入口ナトリウム温度応答〔図5.3.4(1/4)〕

系統運用改訂後のSG入口温度は上昇時のピークが改訂前に比べて約5°C程度高いが、900秒以降の降温過程ではほぼ一定速度で低下しており、改訂前のような鈍化は見られない。またSG出口部では、温度上昇のピークが約500°Cから約430°Cに軽減され、その後の温度降下も緩やかな応答に改善されている。

b) IH X 2次側出入口ナトリウム温度〔図5.3.4(2/4)〕

2次系冷却材流量を9.5%から4.35%に変更した影響で2次側出口温度のピークは改訂前より約5°C程度高目になったが、初期状態からの上昇幅は最大でも25°Cに留まることから大きな問題には至らないと考える。

2次側入口温度の応答は約150秒までは大差ないが、原子炉トリップ後に2次系の主流路をSG側からACS側へ切り換えたため回復に向かい、1200秒の時点でほぼ準定常状態(約330°C)に達している。

c) IH X 1次側出入口ナトリウム温度〔図5.3.4(3/4)〕

改訂後の1次側入口温度は約500秒の時点からほぼ一定速度で低下し、1400秒以降では改訂前より約15°C程度下回っている。また1次側出口温度は、2次側冷却材流量を変更した影響でピーク値が改訂前より約50°C程度高くなり、その後は2次側入口温度の低下に伴って徐々に回復している。

d) 炉心出入口ナトリウム温度〔図5.3.4(4/4)〕

系統運用改訂後において、IH X 1次側出口部で冷却材温度が一時的に約470°Cまで上昇した影響については、変動幅が炉容器下部プレナム内のミキシング作用によって軽減されるため、炉心出入口のピーク値を見ると改訂前と大差がないことから炉心冷却への実害は無いと思われる。

③ 「もんじゅ」熱過渡解析結果との比較

図5.3.5に、PPSおよびSPRにおける大型炉と「もんじゅ」のIH X 2次側出入口温度の経時変化を示す。同図において、PPSではホットレグのコールドショックが、SPRではコールドレグのホットショックがほぼ「もんじゅ」並に緩和されているのが判る。

5.3.2 R Tの低温化防止対策

(1) 対象とする事象 R T (一次事象)

(2) 改訂内容

「SG出口ナトリウム温度低」信号によりSG給水止め弁を閉止するインターロックを追加した。温度検出器の1次遅れ時定数ならびにインターロック設定値は、暫定的に以下の通りとした。

- a. 1次遅れ時定数 30秒〔「もんじゅ」2次系用熱電対ウエル相当〕
- b. 設定値 270℃〔再循環系起動時の下限温度-10℃〕

(3) 試行結果

a) SG出入口ナトリウム温度応答〔図5.3.6(1/4)〕

SG給水流量は前述のインターロックにより約167秒の時点でゼロとなる。しかし、SG出口ナトリウム温度は伝熱部のナトリウムが輸送遅れ時間を経て出口側に達するため約240℃まで低下し、250秒前後に漸く上昇している。また約820秒までほぼ一定していた上昇速度が減速した原因は、「SG出口ナトリウム温度高」信号によるインターロック動作でSGナトリウム流量が5.75%から0.7%まで低下したためである。ここで、一見過大に映る温度上昇速度はナトリウム流量変更前で約0.22 [°C/sec]、変更後では約0.03 [°C/sec]であり、「もんじゅ」のWPRにおける温度上昇速度3.7 [°C/sec] (温度変化幅115℃) と比べ1桁から2桁程度低い。

b) IHX2次側出入口ナトリウム温度〔図5.3.6(2/4)〕

SG出口ナトリウムの温度変動は325℃に制御されたACS出口ナトリウムとのミキシングにより著しく軽減され、IHX2次側入口部ではRTによる最低温度は約280℃、SG給水停止に伴う温度上昇のピークは約340℃にとどまる。また約970秒前後に生じた10℃程度の温度低下は、SGナトリウム流量の減少によるミキシングティ出口部の温度低下が冷却材輸送遅れ時間を経てIHX2次側入口部に到達したためである。

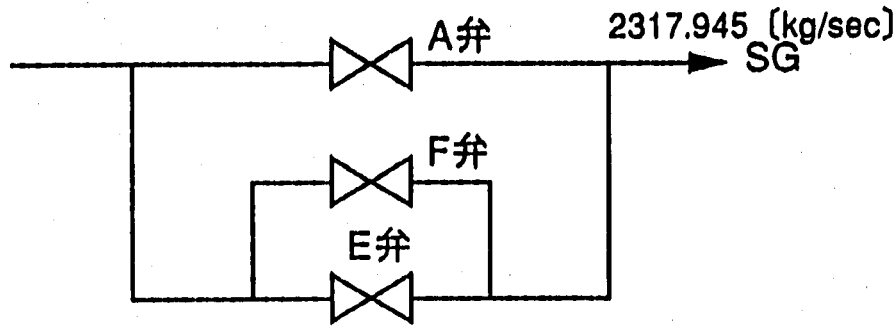
IHX2次側出口部の温度応答については、2次系の流量半減時間を6.2秒から4秒に変更した影響で上昇時のピーク値が改訂前より約5℃程度高くなっている。その後の降温状態では低温化防止対策の効果が徐々に現れている。

c) IHX1次側出入口ナトリウム温度〔図5.3.6(3/4)〕

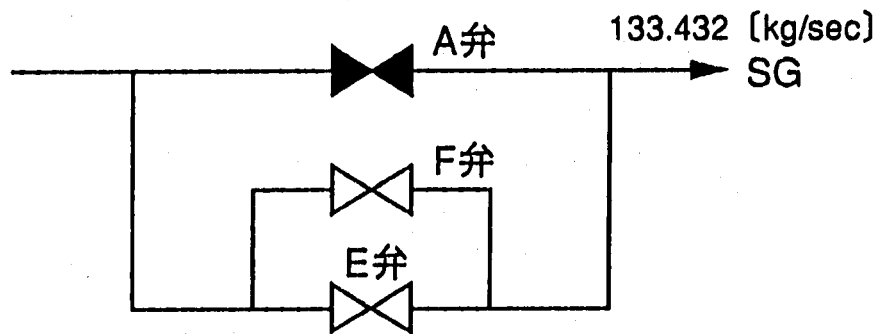
1次側入口部では、2次系のホットレグと同様に低温化防止対策の効果が徐々に現れている。また出口部については、約820秒を起点とする急速な温度上昇を除けば所期の目標は達成されたといえる。この温度上昇は、「SG出口ナトリウム温度高」により2次側のナトリウム流量が9.5%から4.35%に低下したことが原因となっている。

d)炉心出入口ナトリウム温度〔図5.3.8(4/4)〕

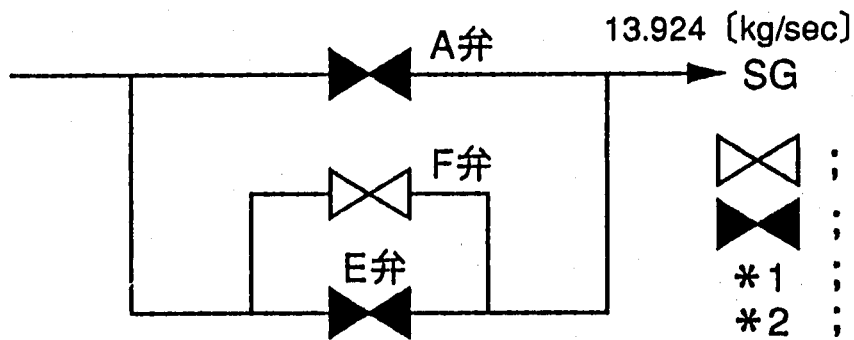
低温化防止対策を施す前の炉心出入口温度は、健全ループから流れ込む冷却材によって比較的高い状態に保たれており、対策を講じて回復できた温度は約30℃程度にとどまる。反面、観測部が炉心であることや健全ループへの影響を考えると妥当な範囲と受けとめられる。




〔出力運転時〕



〔手動トリップ, PPS*1, SPS*1, RT*1〕



-  ; 開状態
-  ; 閉状態
- *1 ; 健全ループ
- *2 ; 事故ループ

〔 PPS*2, SPS*2, WPR, SPR, RT*2 〕

図5.3.1 運転モードとSG入口ナトリウム流量の対応

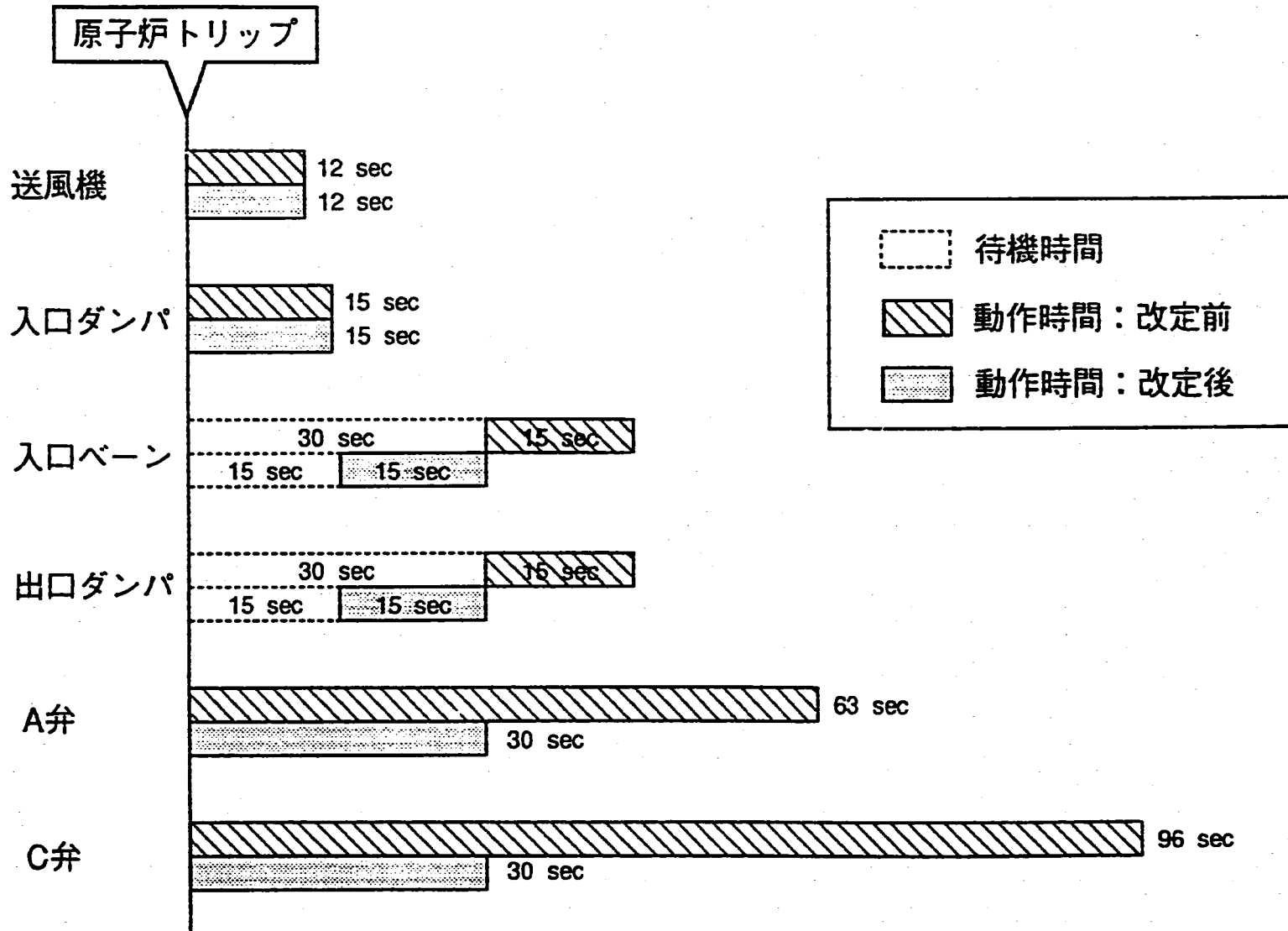


図5.3.2 崩壊熱除去運転移行シーケンス

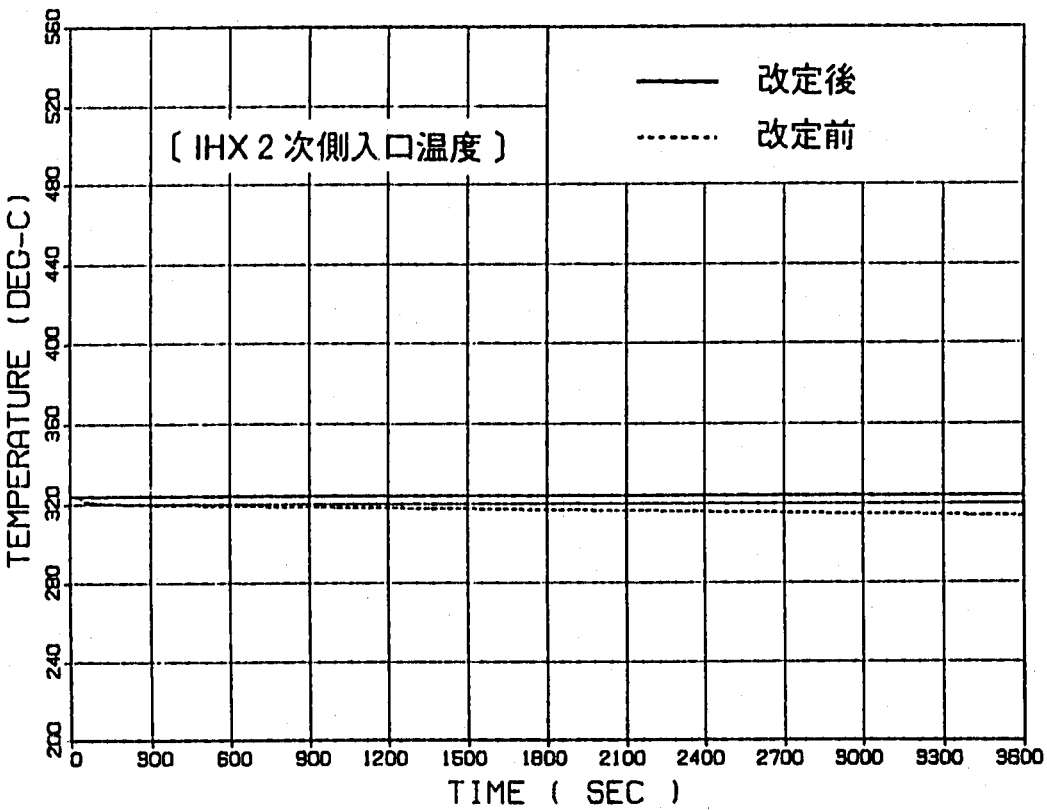
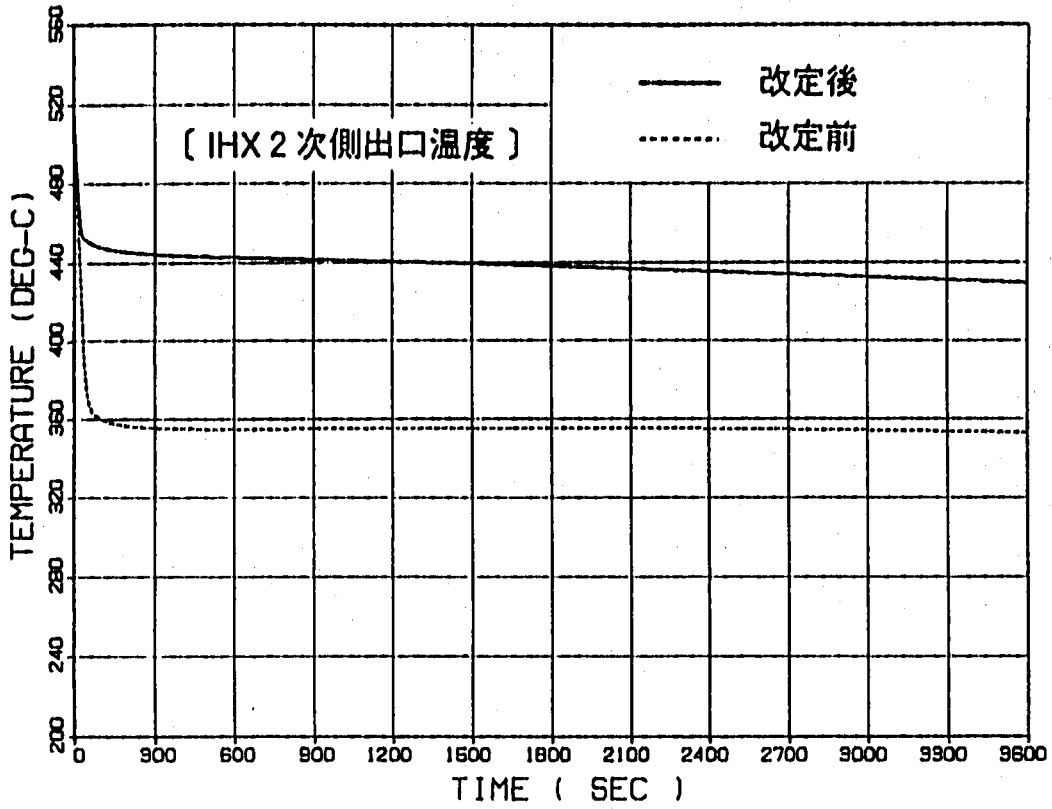


図5.3.3(1/2) 熱過渡緩和策の試行結果その1 (PPS : IHX 2次側)

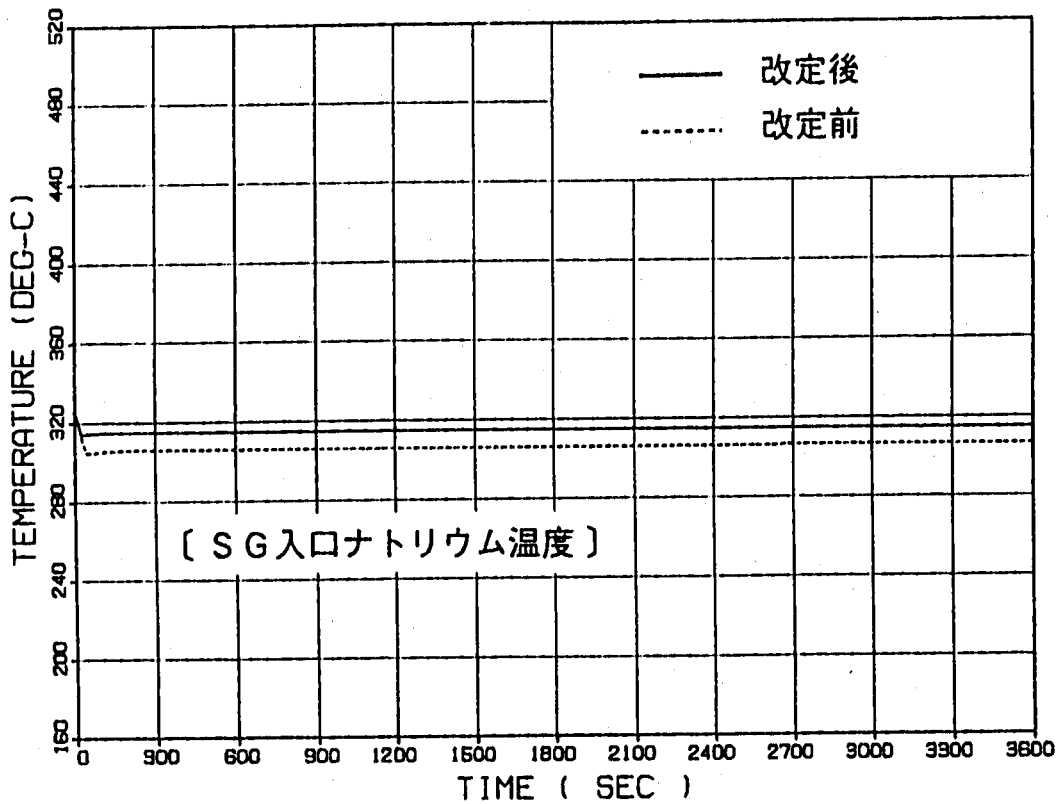
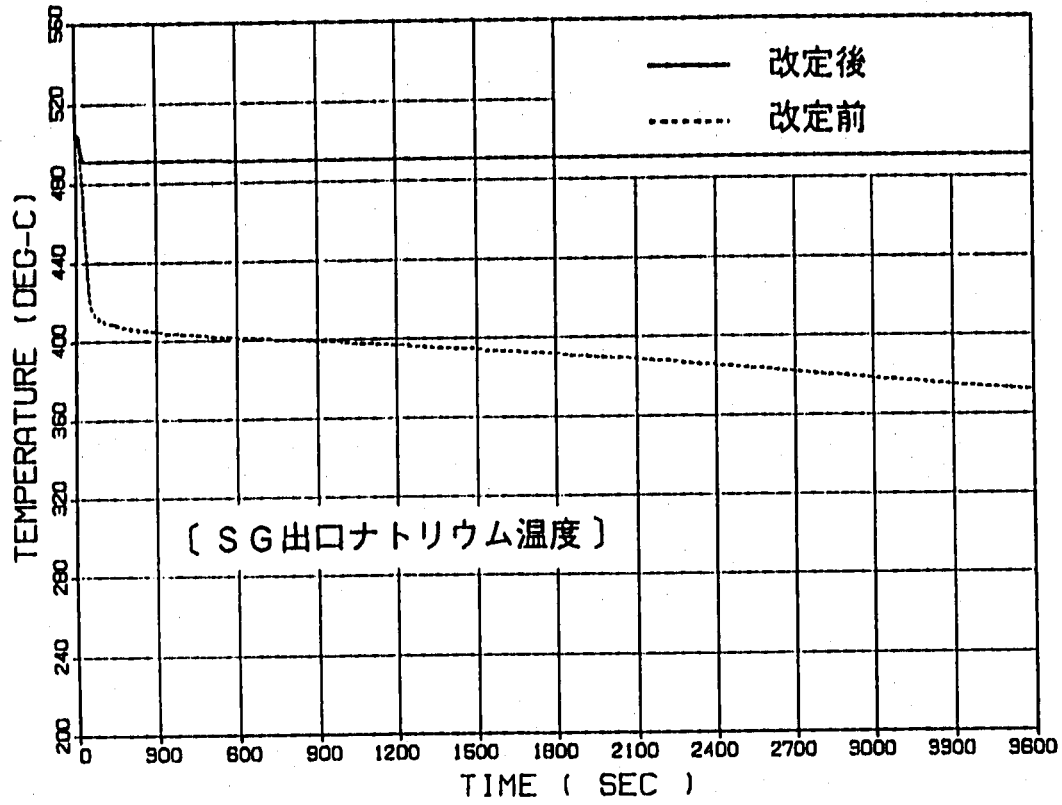


図5.3.3(2/2) 熱過渡緩和策の試行結果その1 (PPS : SGナトリウム側)

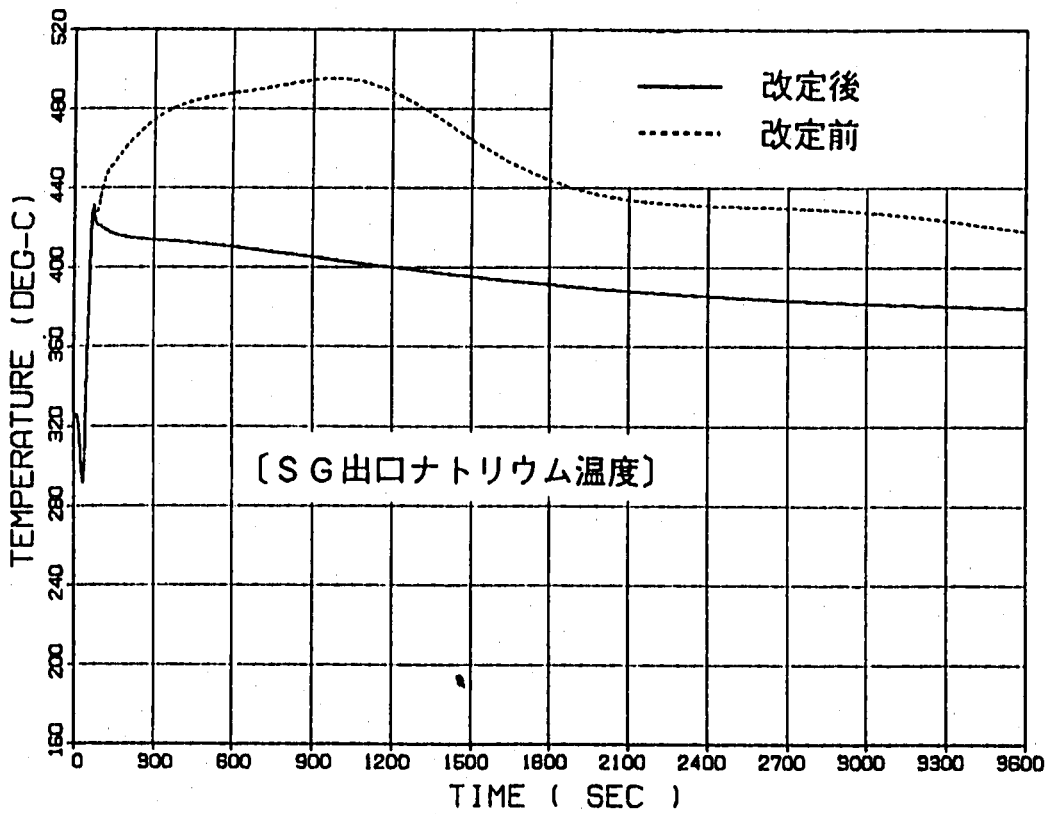
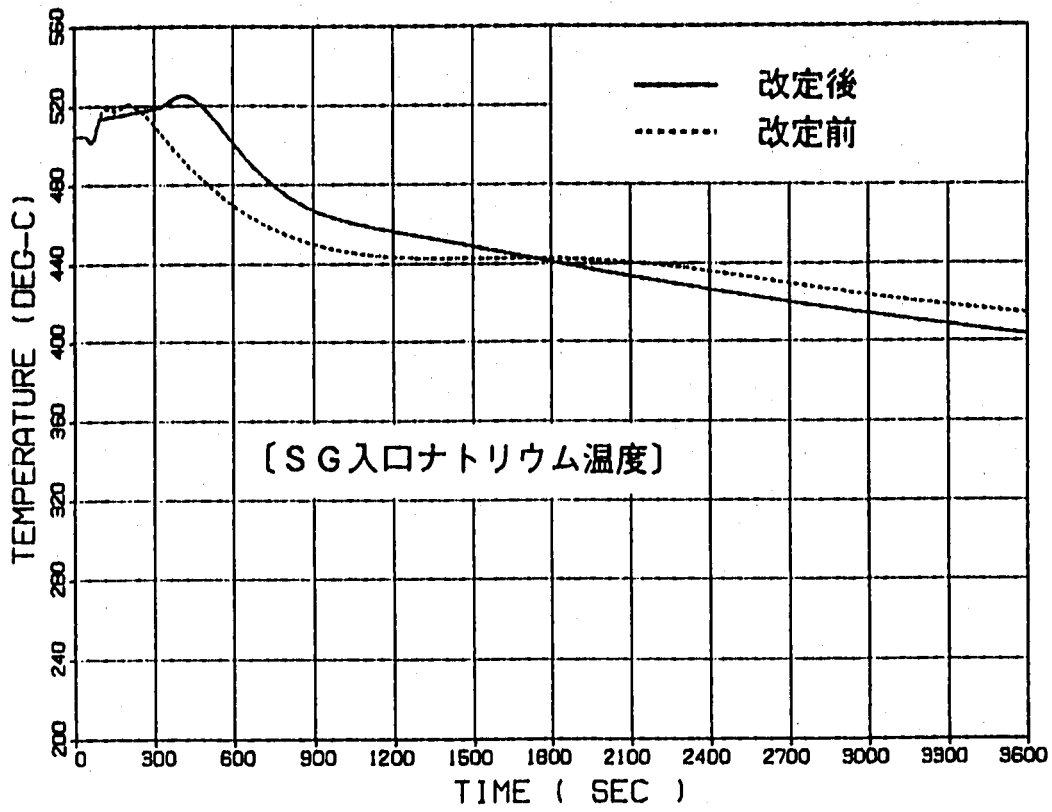


図5.3.4(1/4) 熱過渡緩和策の試行結果その2 (SPR : SGナトリウム側)

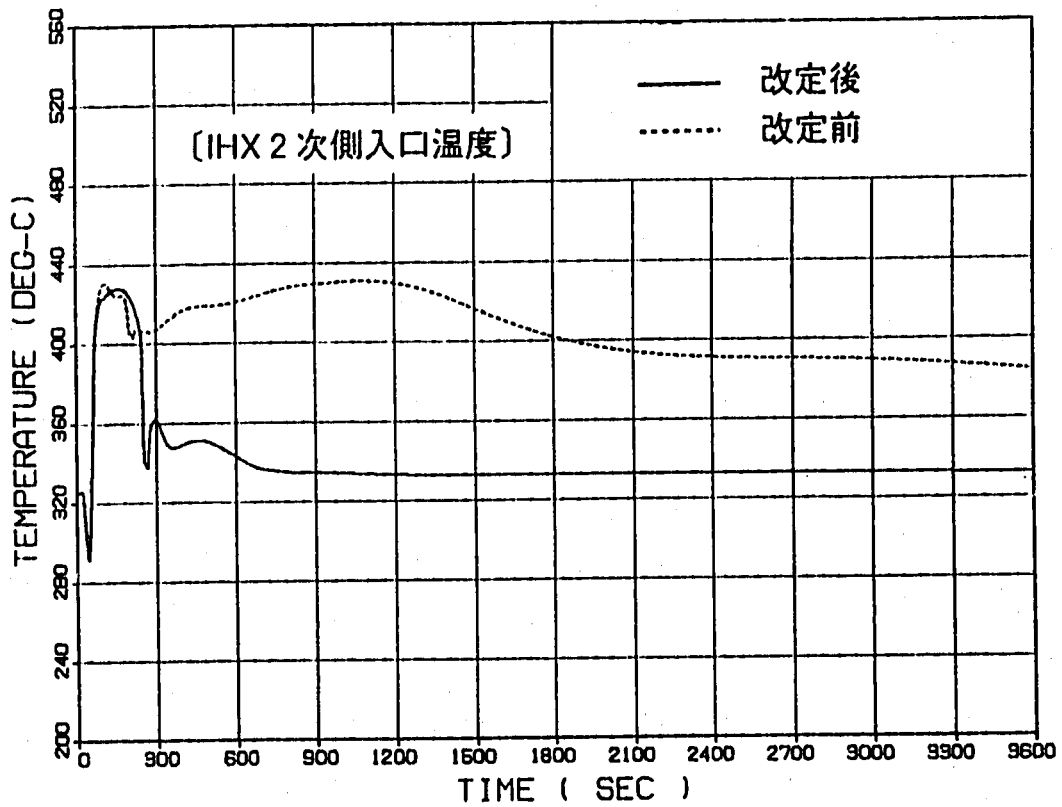
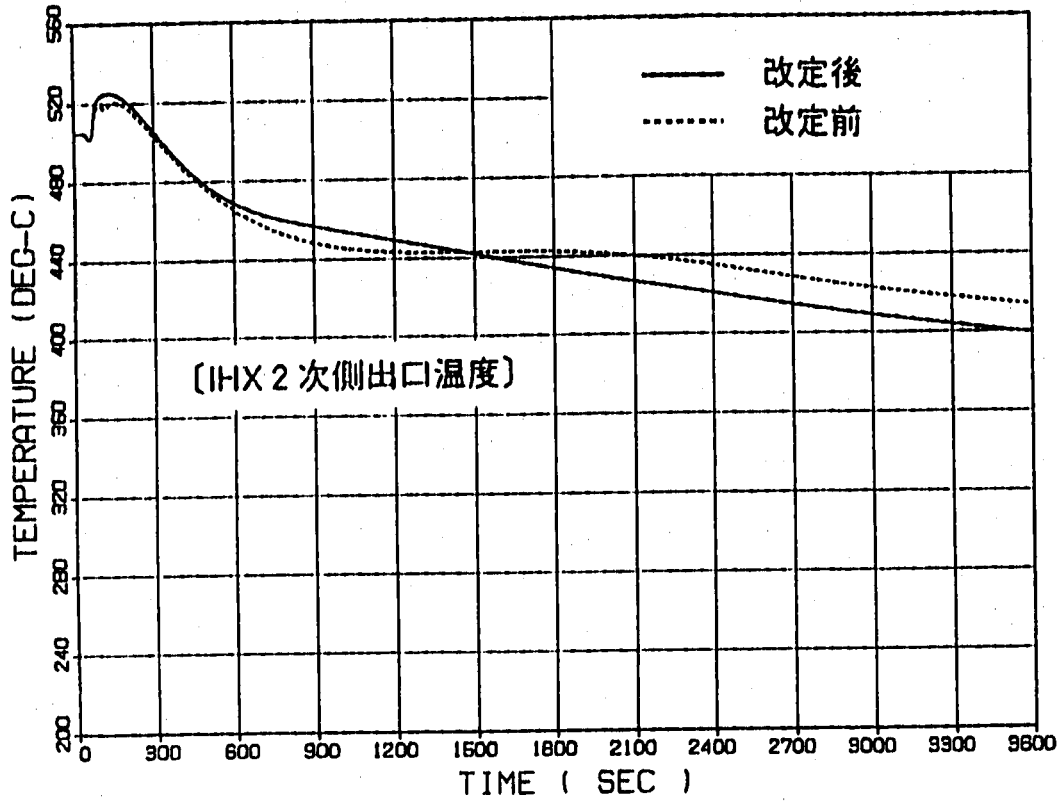


図5.3.4(2/4) 熱過渡緩和策の試行結果その2 (SPR : IHX 2次側)

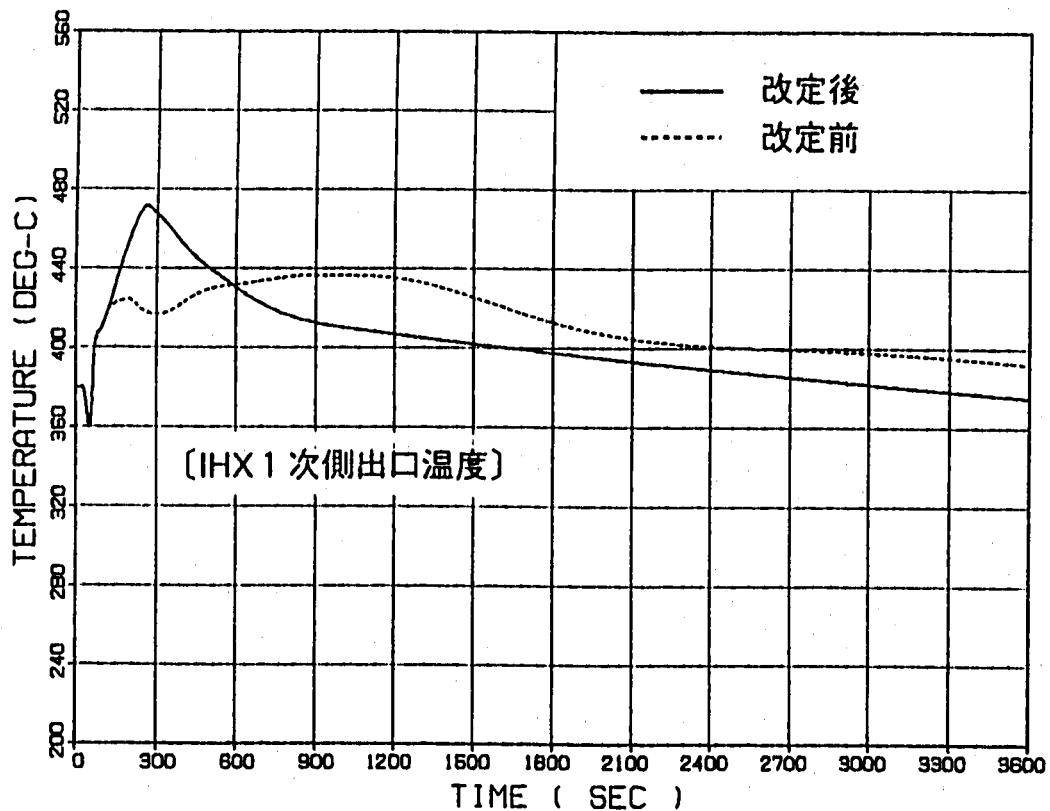
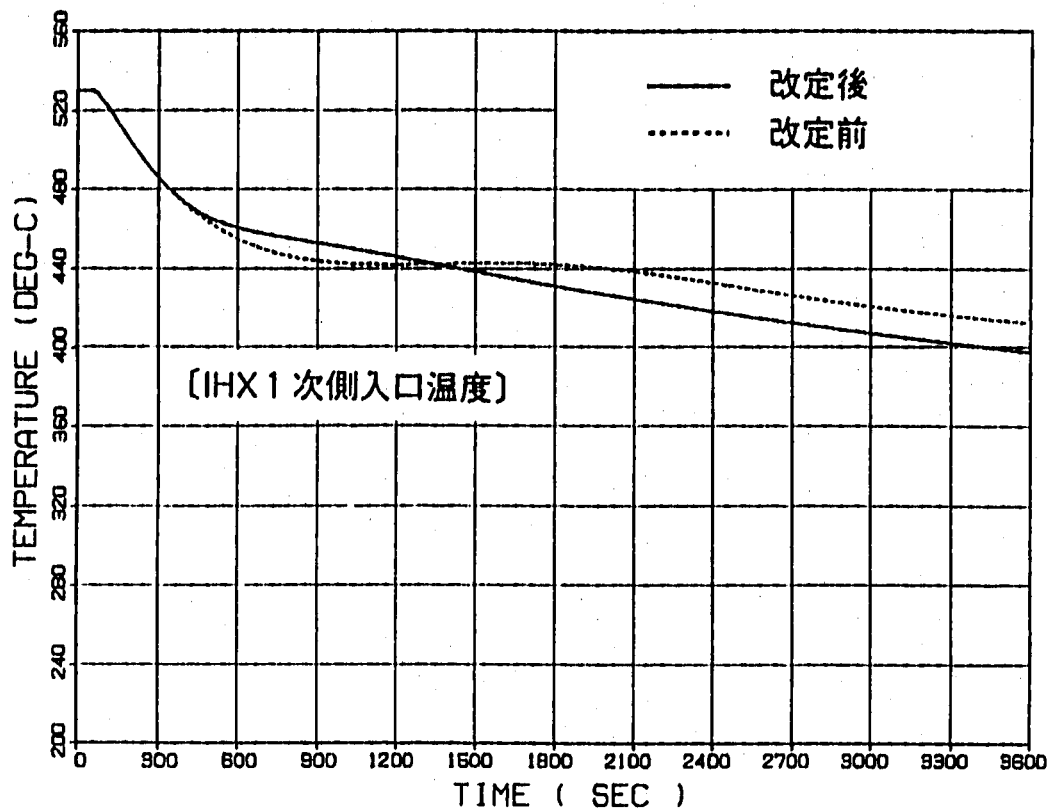


図5.3.4(3/4) 熱過渡緩和策の試行結果その 2 (SPR : IHX 1 次側)

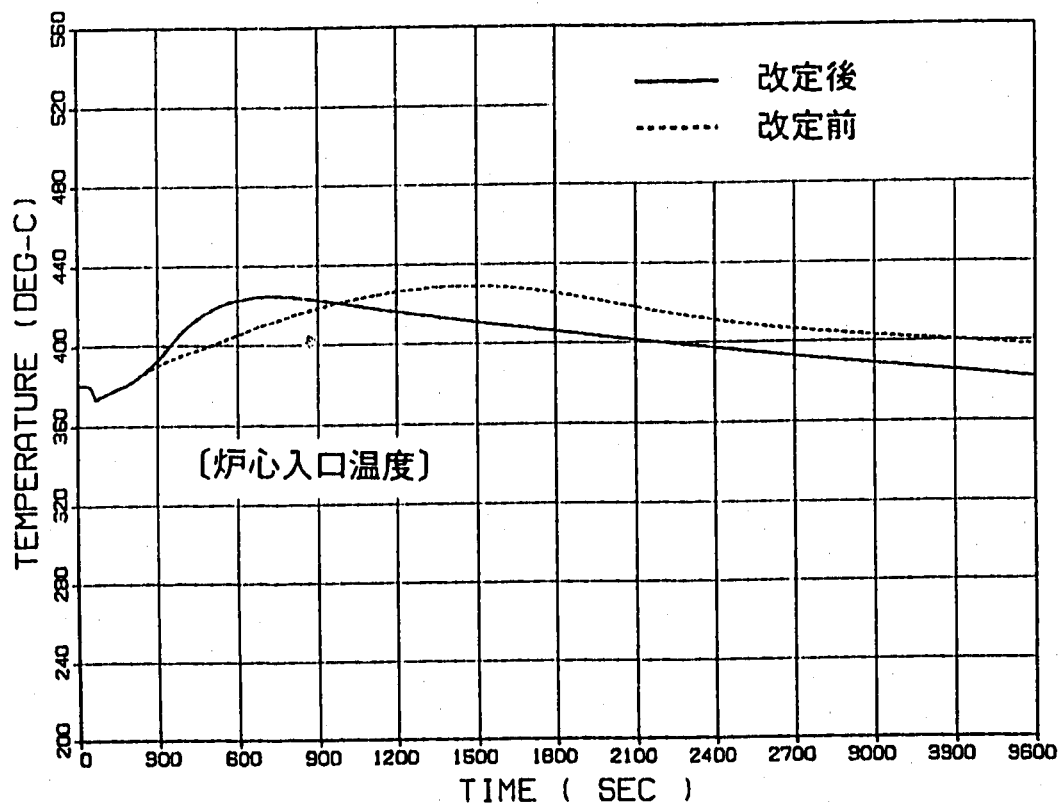
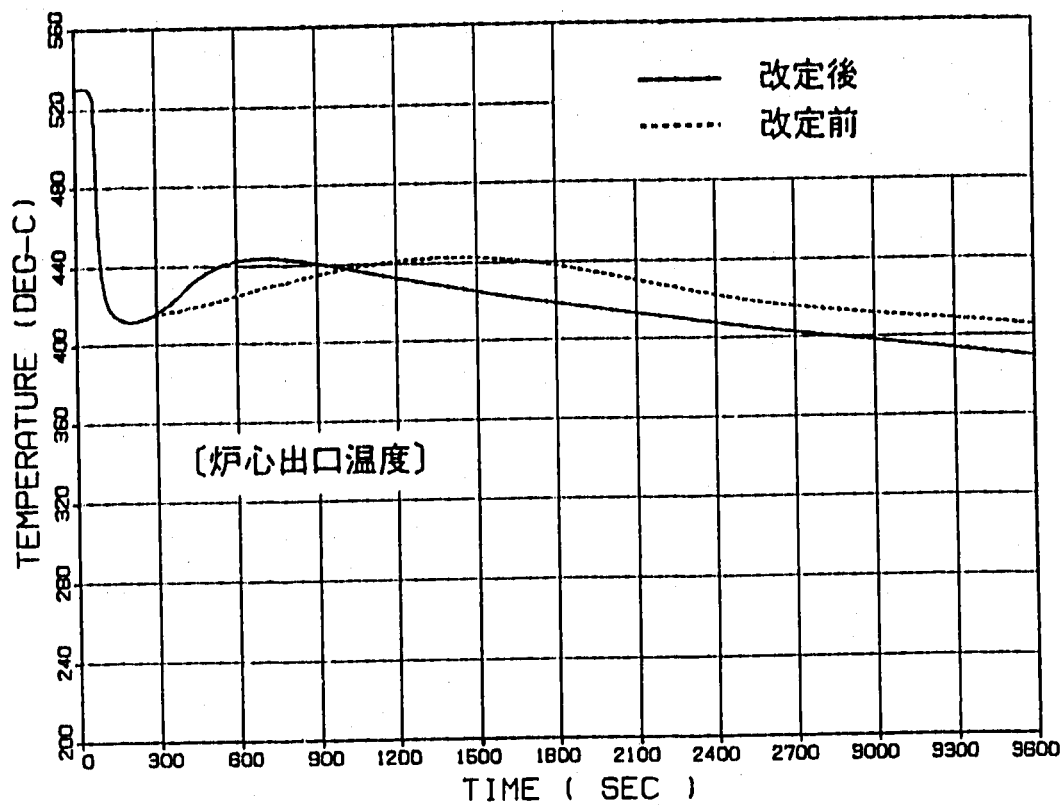


図5.3.4(4/4) 熱過渡緩和策の試行結果その2 (SPR：炉心出入口)

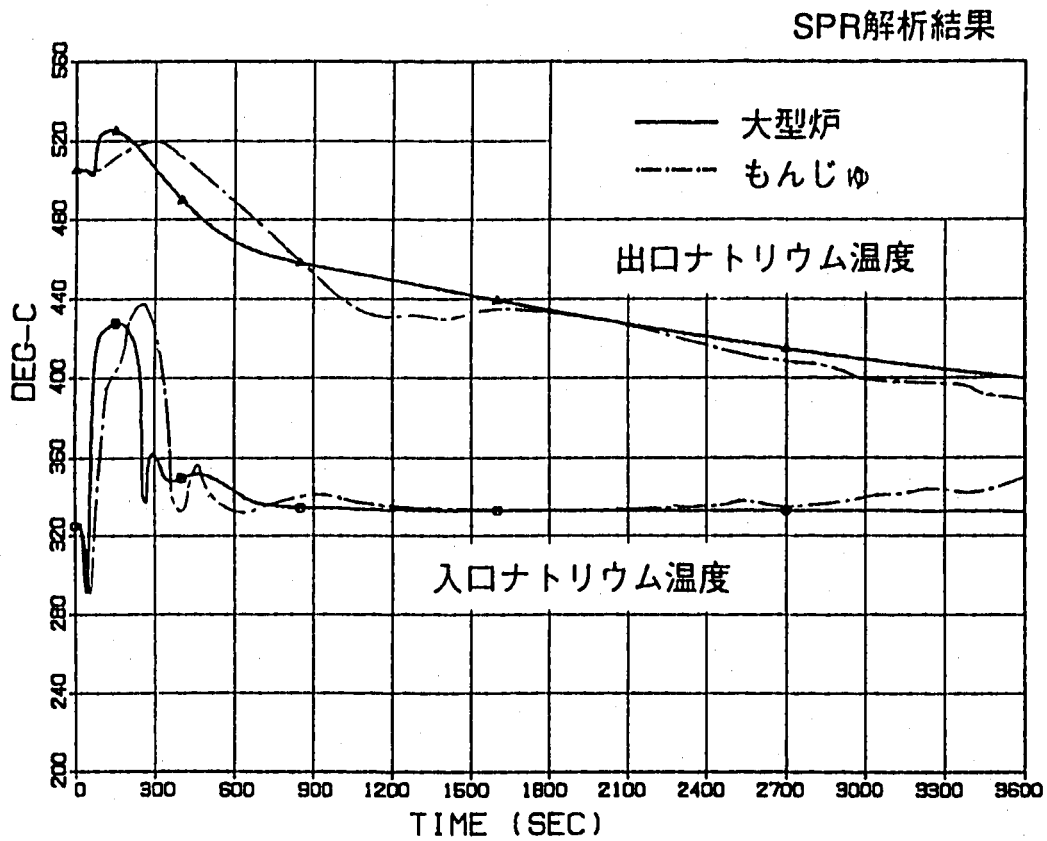
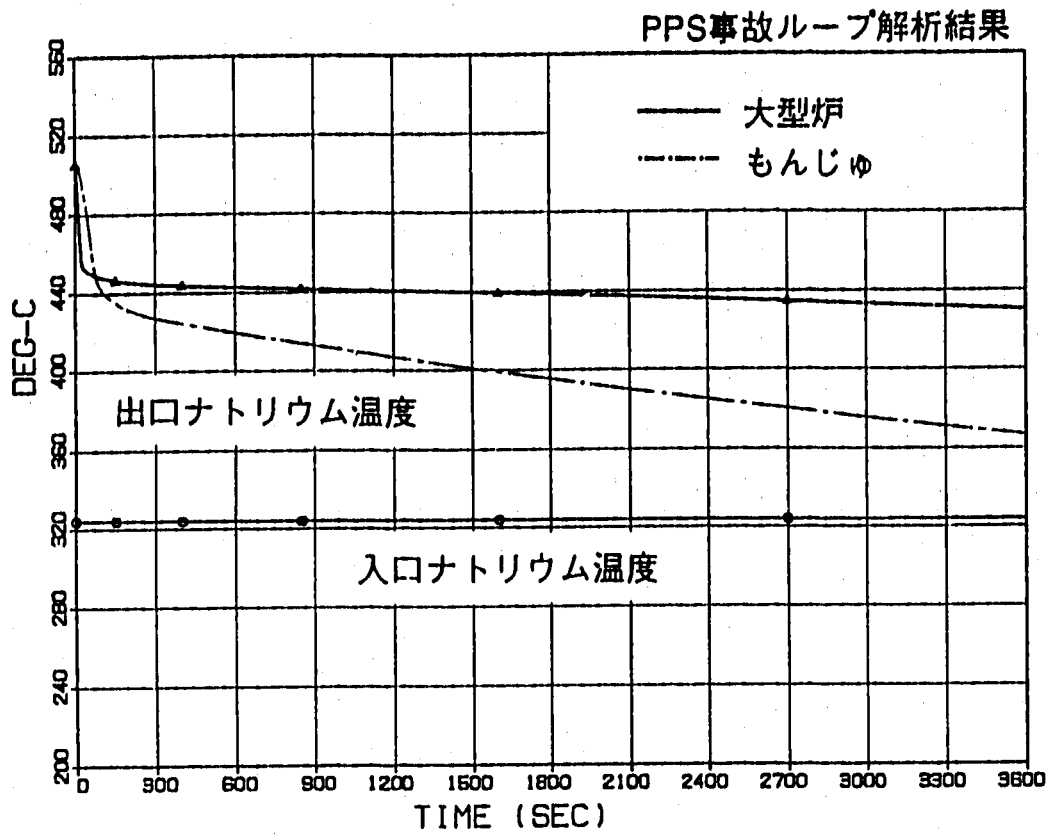


図5.3.5 系統運用改定後の大型炉と「もんじゅ」のIHX 2次側温度応答

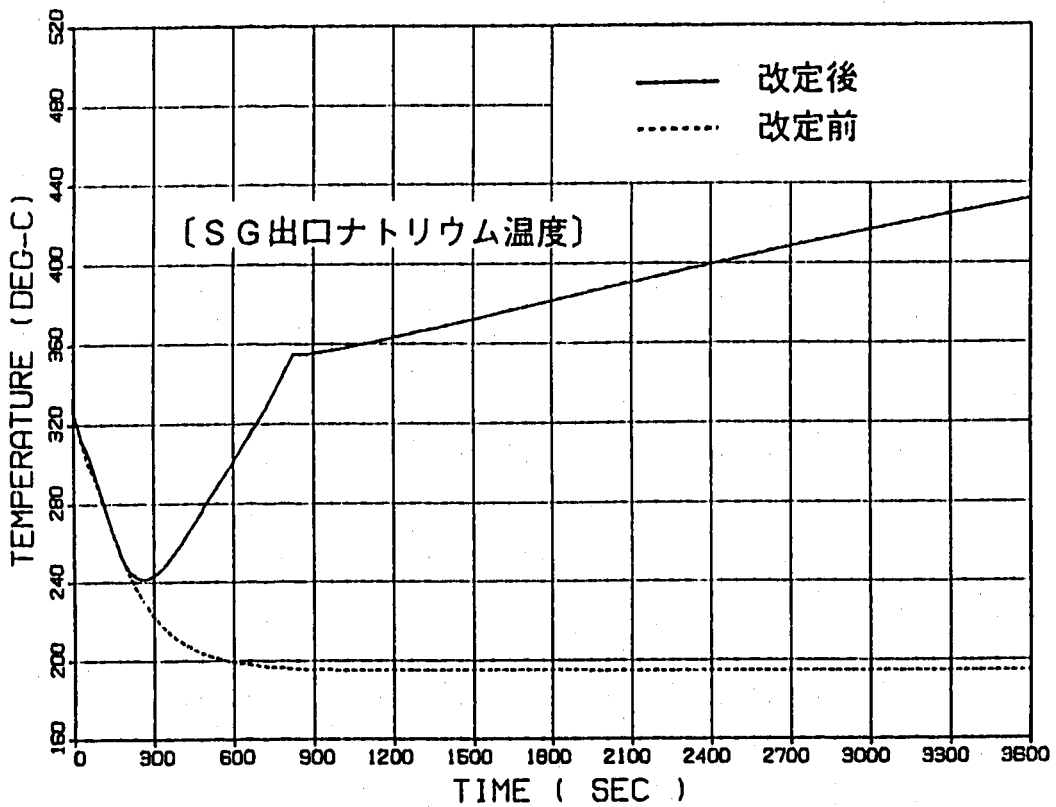
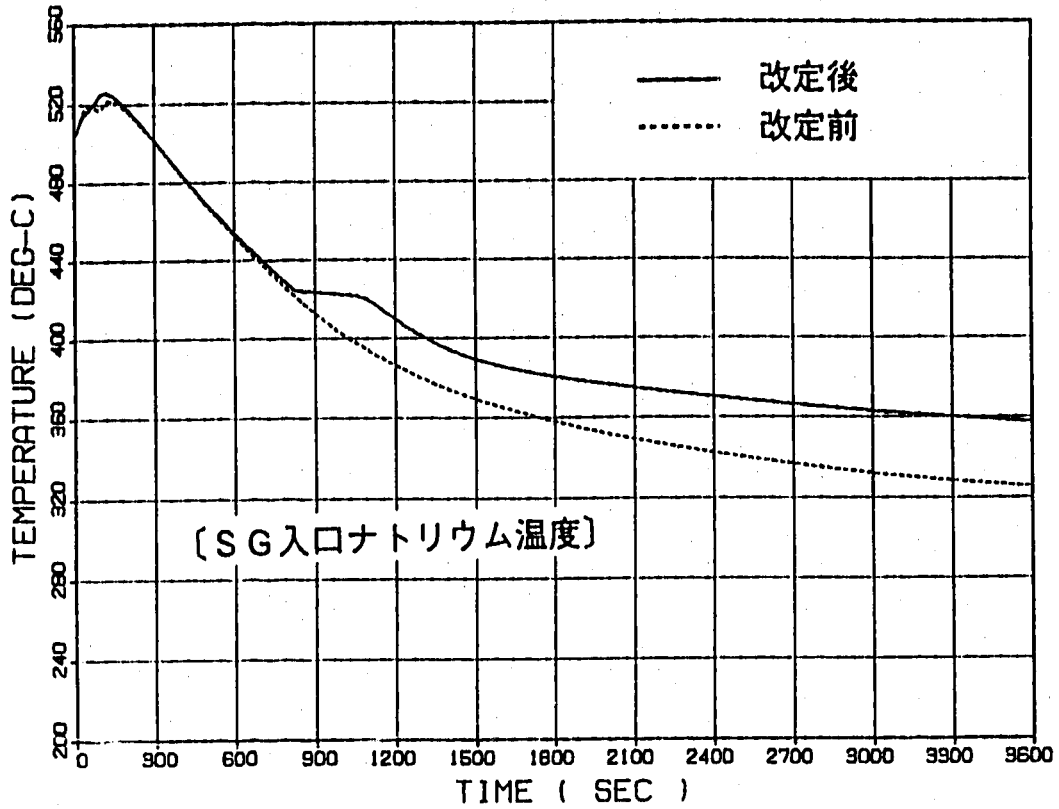


図5.3.6(1/4) 熱過渡緩和策の試行結果その3 (RT : SGナトリウム側)

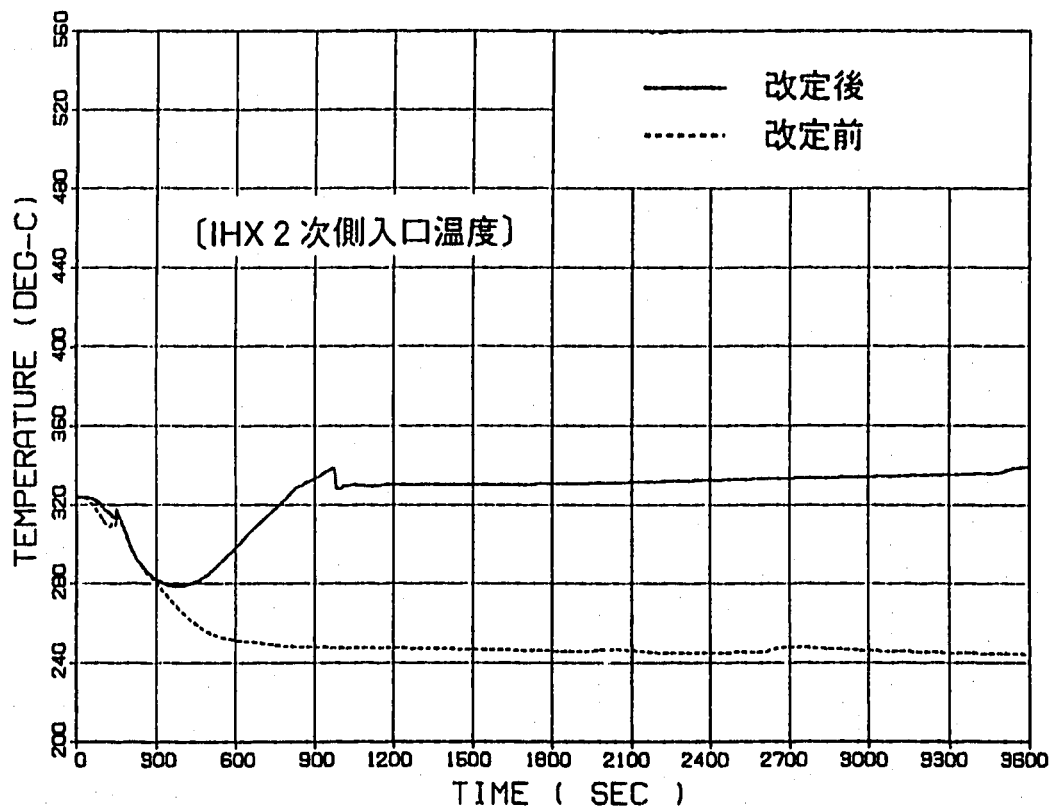
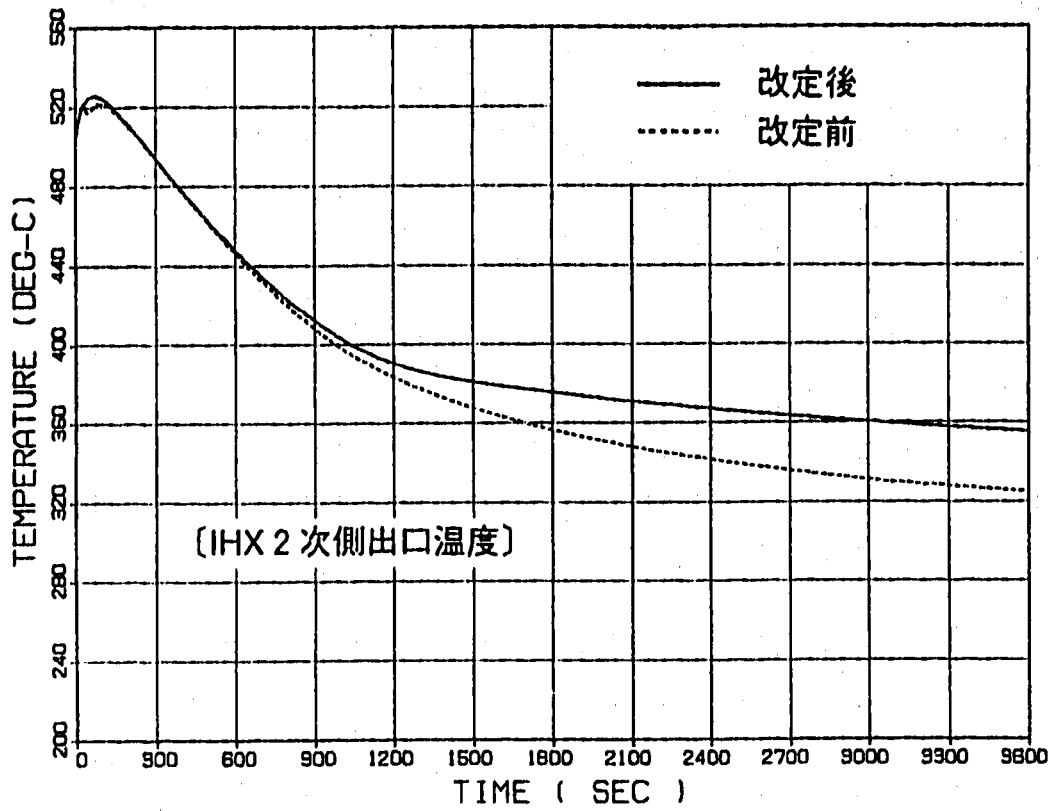


図5.3.6(2/4) 熱過渡緩和策の試行結果その3 (RT : IHX 2次側)

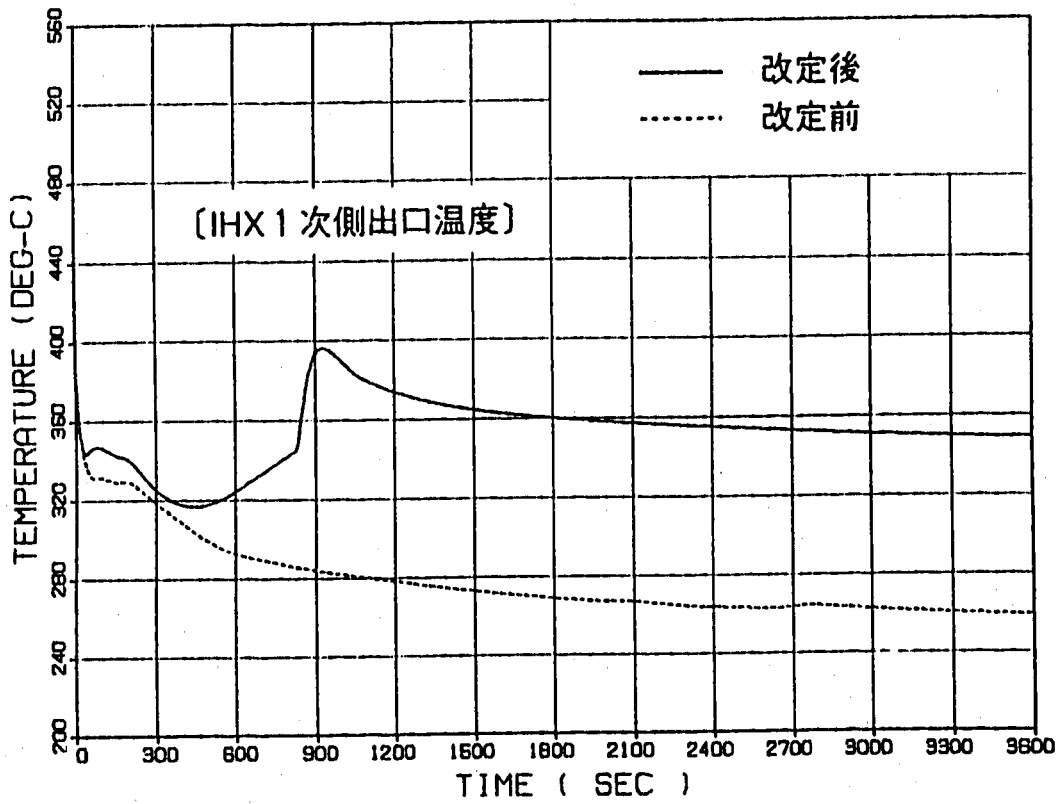
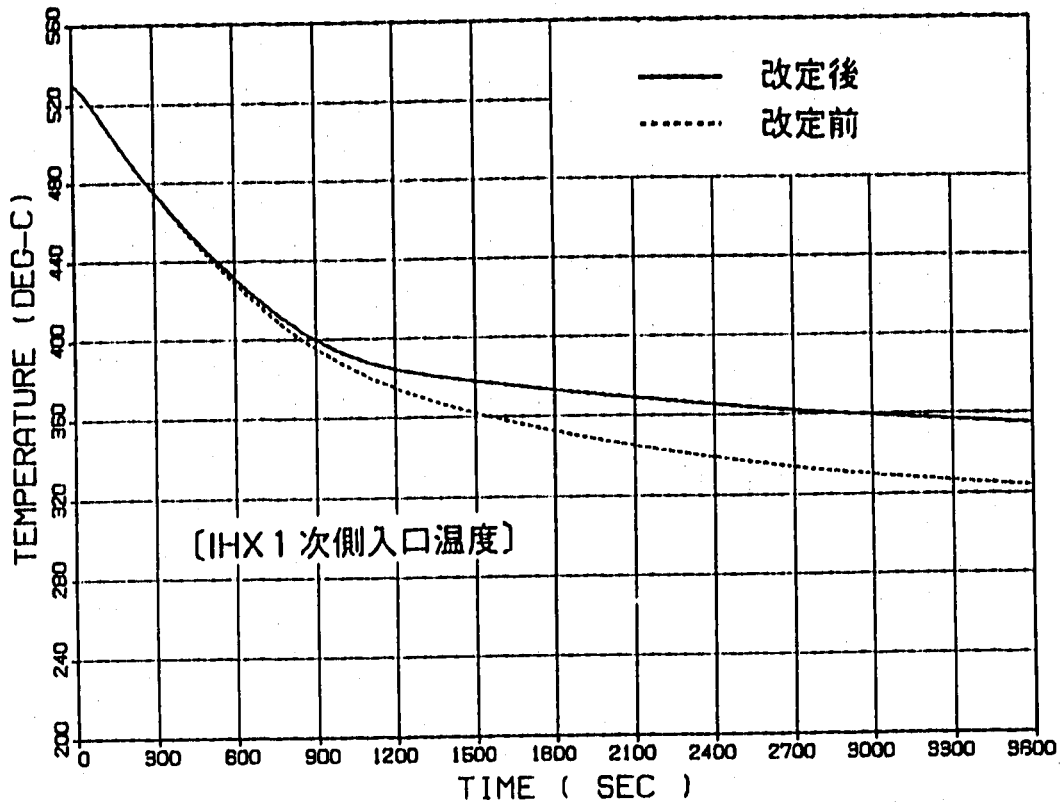


図5.3.6(3/4) 熱過渡緩和策の試行結果その3 (RT: IHX 1 次側)

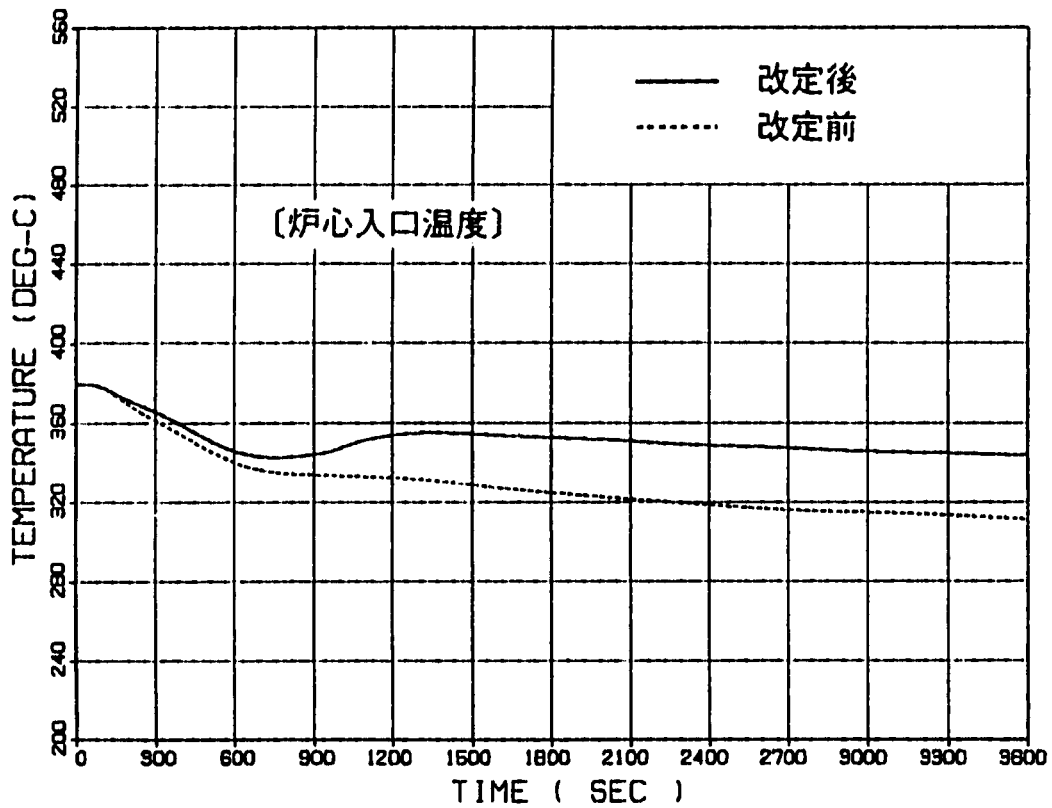
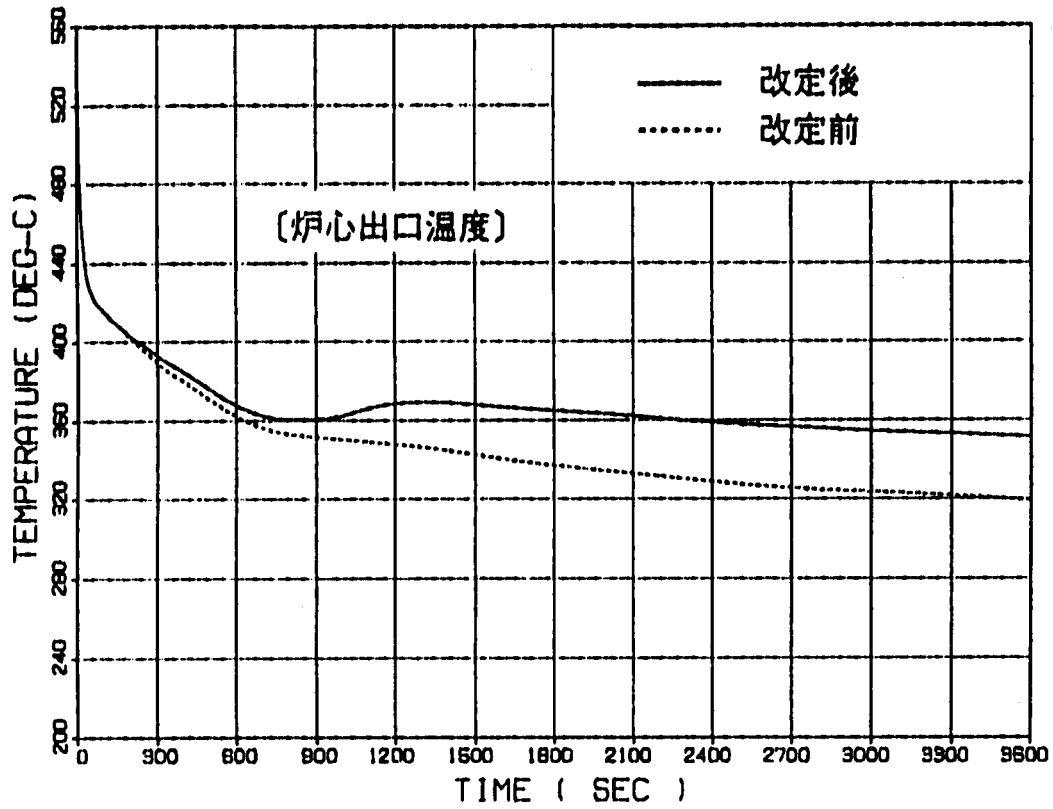


図5.3.6(4/4) 熱過渡緩和策の試行結果その3(R T : 炉心出入口)

6. おわりに

平成4年度の大型炉高速炉設計研究の一環として、実証炉規模の60万KWe級プラントを対象に「もんじゅ」の運転状態Ⅲに該当する異常事象と本プラント特有の運転事象を想定したプラント動特性解析を実施し、各代表事象における熱過渡特性を定量的に把握した。また、本解析結果と「もんじゅ」熱過渡解析結果の照合により構造健全性の観点で改善が必要と考えられる温度応答については、誘発原因および緩和策を検討・立案し、その有効性を解析的に確認した。

しかしながら、本プラントの制御系あるいは弁やポンプ等に関わるシステムパラメータの詳細はまだ固まっていないため、本解析に使用したこれらのデータは平成3年度までの暫定値をベースに一部修正を加えたものである。今後、詳細なシステムパラメータやシステムの運用方法が固まり次第適宜入力データを改訂し、再計算を行う必要がある。以下では、現状の解析結果をまとめ、今後の指針を述べる。

(1) 熱過渡解析結果

① 1次主冷却系循環ポンプ軸固着解析 (PPS)

本解析では、事故ループの2次系ホットレグに急峻で温度落差が大きいコールドショックが観測された。とくにIHX2次側出口部の温度低下 ($\Delta T = 145^{\circ}\text{C}$) は「もんじゅ」のノミナル解析値 ($\Delta T = 65^{\circ}\text{C}$) を遙かに上回るものであった。しかしながら、この温度落差はインターロックシーケンスの改訂、2次系の流量半減時間の短縮 (6.2秒から4秒) やポニーモータ流量の変更 (9.5%から4.35%) 等により $\Delta T = 60^{\circ}\text{C}$ まで軽減できた。

また、再循環系が確立した健全ループでは、各部の温度変化は「もんじゅ」より小さく、しかも2系統による崩壊熱除去運転を強いられても着実に系統温度が低下することが確認できた。

② 2次主冷却系循環ポンプ軸固着解析 (SPS)

事故ループでは、SPS発生直後にIHX2次側出口温度が初期状態からステップ状に約 20°C 程度上昇する点を除いては、殆ど温度変化は見られない。また、「もんじゅ」との比較では有意な温度差がないことを確認した。一方、健全ループの温度変化はPPSとほぼ同様であった。

③ 主給水管破損解析 (WPR)

事故ループでは、SGの除熱能力喪失によるコールドレグの1次ピークは「もんじゅ」に

比べ約20°C～30°C程度低目であった。その後、本プラントではホットレグ温度相当のナトリウムがACS流量の約1.5倍の流量でSG出口から2次系コールドレグ配管に流れ込むため、2次ピークが発生することが判明した。この2次ピークは、健全ループでは1次ピークとして現れ、各々のループでWPR発生から20分程度経て最高温度(約435°C)に到達し、「もんじゅ」との間に約105°Cの温度差をもたらすことが確認された。

④ 主蒸気管破損解析 (SPR)

当該事象による温度応答は、SPR発生直後に1次系および2次系のコールドレグ温度が一旦20°C～30°C程度低下する点を除けば、前記WPRの事故ループとほぼ同様である。また、WPRと同一原因で発生した2次ピークは、SG給水停止後のSG側ナトリウム流量を5.75%から0.6%(平成2年度暫定値)に変更した結果解消され、「もんじゅ」とほぼ同様の温度応答が得られた。一方、IHX2次側流量が9.5%から4.35%に減少した影響によりIHX1側出口の1次ピーク値は「もんじゅ」ノミナル解析値(約445°C)を越えて約470°Cまで上昇した。この温度上昇による影響として、炉心出口では1次ピーク到達時間が半減して700秒前後に早まったが、ピーク値はこれまでと同じく約445°C程度にとどまっており、炉心冷却へのインパクトは小さいと考える。しかしながら構造健全性への影響については、IHX1次側出口や主循環ポンプの各ノズル、遮蔽ブラグ貫通配管のシール構造等を対象に熱応力評価が必要であろう。

なおSPRで試行した熱過渡緩和策は、WPRでもほぼ同様の効果が得られるものと推定する。

⑤ 再循環系故障解析 (RT)

再循環系は原子炉トリップ時の熱過渡を緩和し、且つプラントの早期再起動を容易に行う目的で設けられ、トリップ後のSG低負荷運転に用いる系統である。この再循環系の故障を想定したRT解析では、サブシステムの異常処置が長引いた場合には本来の目的が果たせないばかりか、故障ループのSG出口ナトリウムが給水温度相当(本解析では「もんじゅ」の蒸発器起動時給水温度195°Cを採用)まで低下し、終局的にはプラント全体に急速な低温化をもたらすことが判明した。また、同結果に基づいて二次的な異変を回避するシステム・インターロックについて検討し、その一例として「SG出口ナトリウム温度低(設定値270°C)」信号により故障ループのSG給水を遮断する方策の有効性を試計算で確認した。

(2) 熱過渡緩和に伴う運転条件の改訂内容

前項で述べた熱過渡緩和策として変更したシステムパラメータの設定値や運転条件等を以下に記す。なお、各改訂内容は「もんじゅ」熱過渡条件を目安とした暫定値であり、本プラ

ントとしての熱過渡制限条件が確定した時点で感度解析等により見直しを図る必要がある。

- ① 2次主冷却系循環ポンプ流量半減時間 4秒 (8.2秒)
- ② SG給水停止時のSGナトリウム流量 0.6% (5.75%)
- ③ シーケンス動作時間
 - a) 2次系ボニーモータ相互トリップ時間 15秒 (33秒)
 - b) 空気冷却器入口ベーン開動作遅れ時間 15秒 (30秒)
 - c) 空気冷却器出口ダンバ開動作遅れ時間 15秒 (30秒)
 - b) 蒸気発生器入口止め弁閉動作時間 30秒 (63秒)
 - c) 空気冷却器出口止め弁開動作時間 30秒 (93秒)
- ④ 空気冷却器出口ナトリウム温度制御系定数 $P=0.5$ (0.2)
- ⑤ SGミニマムフロー弁 (F弁) の新設
- ⑥ インターロックシーケンスの追加
 - a) 「SG入口ナトリウム止め弁バイパス弁 (E弁) 閉止」
 - b) 「SG出口ナトリウム温度低」条件によるSG給水遮断

謝 辞

本報告書の作業を遂行するにあたり終止貴重な助言を頂いたプラント工学室一宮担当役、同黒木副主任研究員（現、三菱原子力工業㈱）に謝意を表す。

参考文献

- [1] 林、永田ほか、「大型高速炉設計研究成果報告書-60万kWe級プラントの設計研究-」
PNC ZN9410 92-137

- [2] 大滝、「大型高速炉設計研究上期報告（5）-熱過渡解析条件の検討（その1）-
冷却系統設備・機器仕様の検討結果と動特性解析用データの作成・整備」
PNC SN410 91-088

- [3] 仲井、岩崎ほか、「モジュール型プラント動特性解析コードの開発
- Super-COPDコードの開発 -」
PNC SN9410 88-077

- [4] 仲井、岩崎ほか、「モジュール型プラント動特性解析コードSuper-COPD
-コードシステム解説書-」
PNC N9410 88-019

- [5] 仲井、岩崎ほか、「モジュール型プラント動特性解析コードSuper-COPD
-コード使用説明書-」
PNC N9520 89-001

- [6] 大滝、大平、「動燃技法Na76-コンピュータ利用技術特集-
P.27-36（プラント動特性解析コードSuper-COPDの開発）」
TN1340 90-004

- [7] 大滝、「大型FBR設計研究（平成3年度上期）
-高温待機状態の成立性に関する系統降温特性調査結果-」
PNC ZN9410 92-032

- [8] FBEC、「プラント熱過渡解析結果説明資料」
E35-978-14-R0