

もんじゅPRA—プラント応答定量評価

PLOHSとLORL時のメンテナンス冷却系の利用

1988年6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)

もんじゅ PRA—プラント応答定量評価

PLOHSとLORL時のメンテナンス冷却系の利用

山口 彰¹ 長谷川俊行²

要 旨

原子炉スクラムを伴う荷重事故には、除熱失敗（PLOHS）と液位確保失敗（LORL）がある。これらの事故の進展は緩慢であるため、メンテナンス冷却系（MCS）を利用すれば炉心溶融を回避できる。本研究では、MCSによる除熱の成立性を検討し、もんじゅPRAに適用できる除熱の成功基準を求めた。そのためにMCSを起動する時のプラント応答解析を、除熱喪失場所、健全なループ数、除熱喪失時刻、MCS起動時刻をパラメータとして、SSC-Lによって実施した。

解析の結果、①崩壊熱除去系で除熱喪失する場合には、2ループ以上健全ならば炉停止直後からMCSによって崩壊熱除去が可能であること、②2時間以上崩壊熱を除去していれば、その後に主冷却系から冷却材が全く供給されなくなったとしてもMCSのみによって除熱可能であること、③オーバーフロー汲み上げ失敗によるLORLは、MCSによって炉心溶融を回避できること等が示された。MCSを荷重事故時に使用する場合の熱荷重による配管破損についても検討した結果、MCS配管の構造設計の安全裕度が十分にあるため、構造健全性は維持されることが示された。

以上の解析結果に基づき、MCSの利用によりPLOHSとLORL時に炉心溶融を回避する成功基準と、MCSの活用を考慮した崩壊熱除去成功と原子炉容器液位確保成功のイベントツリーを提案した。

1 大洗工学センター安全工学部原子炉工学室

2 カストマエンジニアーズ株式会社

THE PLANT THERMOHYDRAULIC ANALYSIS FOR THE MONJU PRA STUDY

Recovery from PLOHS or LORL Using the Maintenance Cooling System

Akira Yamaguchi¹, Toshiyuki Hasegawa²

Abstract

In this study, decay heat removal capability of the Maintenance Cooling System (MCS) of Monju has been investigated with respect to protected accidents. The protected accidents of the Liquid Metal Fast Breeder Reactors (LMFBRs), such as Protected Loss-of-Heat-Sink (PLOHS) or Loss-of-Reactor-Level (LORL), are of great importance from the viewpoint of the annual frequency of core damage. The progression of the protected accidents is mild in general because reactor decay heat can be dispersed from the core by natural circulation.

The decay heat for Monju is to be removed by the Intermediate Reactor Auxiliary Cooling system (IRACS). It is essential to keep the intactness of coolant flow path from the reactor core to the heat sink and the availability of heat sink itself. If the either of them is degraded, it is taken for granted that protected slow meltdown follows. However, the reactor core can be prevented from any damage or meltdown if the decay heat can be removed through MCS.

The plant thermohydraulics of the proected accidents is analyzed using SSC-L to develop success criteria in the decay heat removal by the MCS. Parametric calcutations are performed with respect to: available heat capacity in the heat transport system, cooling time before the loss-of-heat-sink and MCS starting time.

It has been found, for example, that 1) MCS can remove the decay heat immediately after the reactor shutdown if heat capacity of more than two main coolant loops is available; 2) after two hours cooling time by natual circulation, MCS can remove the decay heat even if no coolant flow is assumed in all the main heat transport system; 3) LORL caused by the failure in sodium make-up can be recovered by the MCS operation. In the PLOHS condition, the coolant temperature may exceed conservative design limit of the MCS piping. However,

1 O-arai Engineering Center, Reactor Engineering Section.

2 Customer Engineers Company

the conservativeness of the design limit and the method of qualification make compensation for the deterioration in structural strength.

Finally, the system event tree for the decay heat removal and maintenance of the primary sodium inventory have been proposed based on the proposed success criteria for recovering from core damage.

目次

表リスト	vi
図リスト	vi
1 序論	1
1-1 本研究の意義と目的	1
1-2 検討の着眼点	2
1-3 もんじゅPRAにおけるプラント熱流動応答解析	4
2 MCSの解析モデル	9
2-1 MCSの設計方針と設備仕様	9
2-2 MCSの概要とモデル化	9
(1)主冷却系配管	9
(2)主冷却系の流動特性	10
(3)熱交換器の伝熱特性	11
(4)SSC-Lによるモデル化と入力データ	11
3 MCSによる崩壊熱除去解析	38
3-1 もんじゅの崩壊熱除去機能	38
3-2 IRACS断熱PLoHS時のMCSによる除熱の解析	44
(1)30分後にMCSを起動する場合	44
(2)MCS起動までの時間余裕の検討	45
(3)MCSによって除熱するために必要なループ数の検討	46
3-3 IHX断熱PLoHS時のMCSによる除熱の解析	57
3-4 IRACS空気冷却器出口止め弁開失敗時のMCSによる除熱の解析	65
3-5 原子炉容器液位確保失敗時のMCSによる崩壊熱除去の解析	69
3-6 MCS起動時の熱過渡の検討	72
3-7 崩壊熱除去成功基準のまとめ	75
4 MCSの活用方法の検討	84
4-1 MCS起動時の留意点	84
(1)電源の必要性	84

(2) MCS の除熱容量	84
(3) MCS の構造健全性	84
(4) MCS 漏洩の検討	86
4-2 MCS 運用を考慮したPLOHS のイベントツリー	87
(1) 1次系と2次系の熱容量が利用できる場合	87
(2) 1次系の熱容量のみが利用できる場合	87
(3) 原子炉容器の熱容量のみが利用できる場合	88
4-3 MCS 運用を考慮したLORL のイベントツリー	88
5 結論	96
6 謝辞	98
7 参考文献	99
付録 MCS 配管と冷却材の熱伝達率簡易評価	100

表リスト

第2章

表2-1	メンテナンス冷却系設備の設備仕様	12
表2-2	メンテナンス冷却設備の運転状態と待機状態	12
表2-3	MCS 1次系配管の形状	13
表2-4	MCS 2次系配管の形状	14
表2-5	電磁ポンプ及び弁の圧損特性	15
表2-6	もんじゅメンテナンス冷却系のSSC-L入力データ	16

第3章

表3-1	PLOHSの事象進展 (IRACS空気冷却器断熱条件)	46
表3-2	PLOHSの事象進展 (IHX断熱条件)	58
表3-3	MCS冷却材の最大温度上昇率	77

第4章

表4-1	原子炉容器内のナトリウムインベントリ	90
------	--------------------	----

図リスト

第1章

図1-1	高速炉事故事象分類	6
図1-2	ガードベッセル内冷却材漏洩のイベントツリー	7
図1-3	プラント応答定量評価の位置づけ	8

第2章

図2-1	メンテナンス冷却設備系統説明図	23
図2-2	MCS 1次系配管ノード分割	24
図2-3	MCS 2次系配管ノード分割	24
図2-4	MCS 1次系配管アイソメ図 (図2-4 a~d)	25

図2-5 MCS 2次系配管アイソメ図(図2-5a~f)	27
図2-6 MCS循環ポンプの特性	30
図2-7 MCS中間熱交換器の圧力損失計算値	31
図2-8 MCS空気冷却器の圧力損失	32
図2-9 MCS中間熱交換器の伝熱特性	33
図2-10 MCS空気冷却器の伝熱特性	34
図2-11 直接炉心冷却系モデル	35
図2-12 SSC-LのMCS入力データ	36
<u>第3章</u>	
図3-1 もんじゅ崩壊熱除去系の系統図	41
図3-2 もんじゅの原子炉崩壊熱	42
図3-3 もんじゅの崩壊熱除去機能のイベントツリー	43
図3-4 原子炉出力相対値の過渡変化	47
図3-5 原子炉容器主冷却系出入口の冷却材温度	47
図3-6 1次主冷却系IHX出入口の冷却材温度	48
図3-7 2次主冷却系IHX出入口の冷却材温度	48
図3-8 IRACS空気冷却器出入口のナトリウム温度	49
図3-9 原子炉容器上部プレナムと下部プレナムの冷却材温度	49
図3-10 1次MCSの冷却材温度分布	50
図3-11 2次MCSの冷却材温度分布	50
図3-12 2次MCS空気冷却器出入口の空気温度	51
図3-13 MCS冷却材流量	51
図3-14 全炉心流量	52
図3-15 主冷却系流量	52
図3-16 IRACS断熱によるPLoHS事故の解析結果;原子炉容器出入口温度	53
図3-17 IRACS断熱によるPLoHS事故の解析結果;MCS除熱量	54
図3-18 MCS起動時刻とRV出口最高温度の関係	55
図3-19 MCS起動時刻とRV出口最高温度到達時刻の関係	55
図3-20 主冷却系ループ数とRV出口最高温度の関係	56

図3-21 主冷却系ループ数とRV出口最高温度到達時刻の関係	56
図3-22 原子炉容器主冷却系出入口の冷却材温度	59
図3-23 1次主冷却系IHX出入口の冷却材温度	59
図3-24 原子炉容器上部プレナムと下部プレナムの冷却材温度	60
図3-25 1次MCSの冷却材温度分布	60
図3-26 2次MCSの冷却材温度分布	61
図3-27 2次MCS空気冷却器出入口の空気温度	61
図3-28 MCS冷却材流量	62
図3-29 全炉心流量	62
図3-30 1次主冷却系流量	63
図3-31 MCS起動時刻とRV出口最高温度の関係	64
図3-32 MCS起動時刻とRV出口最高温度到達時刻の関係	64
図3-33 原子炉容器上部プレナムと下部プレナムの冷却材温度	67
図3-34 主冷却系流量	67
図3-35 2次主冷却系比流量と冷却材最高温度の関係	68
図3-36 冷却時間とRV出口最高温度の関係	71
図3-37 冷却時間とRV出口最高温度到達時刻の関係	71
図3-38 MCSのポンプとファンの起動方法	78
図3-39 MCS1次系の冷却材温度(ケース1)	79
図3-40 MCS2次系の冷却材温度(ケース1)	79
図3-41 MCSの冷却材流量(ケース1)	80
図3-42 MCS1次系の冷却材温度(ケース2)	80
図3-43 MCS2次系の冷却材温度(ケース2)	81
図3-44 MCSの冷却材流量(ケース2)	81
図3-45 MCS1次系の冷却材温度(ケース3)	82
図3-46 MCS2次系の冷却材温度(ケース3)	82
図3-47 MCS冷却材の流量(ケース3)	83

第4章

図4-1	MCSまわりのエレベーション配置図	91
図4-2	1次応力の制限に関する信頼度評価結果	93
図4-3	崩壊熱除去機能のイベントツリー	94
図4-4	原子炉容器液位確保のイベントツリー	95

1 序論

1 - 1 本研究の意義と目的

高速増殖炉原型炉「もんじゅ」の確率論的リスクアセスメント（PRA）のために「高速増殖炉システム安全解析」が進められてきており、これまでに、もんじゅ起因事象の総合評価と定量化[1]、もんじゅプラントのイベントツリー／フォールトツリーの作成及び定量化、故障データベースの構築、共通原因故障、人的因子、火災などによる相互干渉効果も含めた定量評価、不確定性解析が実施してきた[2]。このイベントツリーの定量化によって得られる全炉心溶融確率を分析すれば、リスクの観点から重要な事象シーケンスを摘出することができる。

さて、イベントツリーの構築を行なうためには、各起因事象に引き続いての事象進展の分析がなされなければならない。そして、その起因事象に対するプラント熱流動応答解析の結果に基づいて、事象進展防止の成功基準を決定することにより、炉心溶融確率の定量化を一層現実的に行なうことが可能となる。さらに、炉心損傷の物理過程を解析してリスクを定量化するためには、プラント熱流動応答解析の結果より炉心損傷過程の初期条件を定義する必要がある。

このような目的のために「もんじゅ」のプラント熱流動応答評価研究を実施している。その評価の対象としている高速炉の事故事象分類を、図1-1に示す。本研究では、その中から崩壊熱除去機能の喪失（PLOHS:Protected Loss-of-Heat-Sink）と原子炉容器液位確保失敗（LORL:Loss of Reactor Level）に着目して、プラント応答解析を実施した。解析では「もんじゅ」のメンテナンス冷却系（MCS）による崩壊熱除去の成立性を検討している。その解析結果に基づいて、本来は崩壊熱除去系ではないMCSを起動することによって、PLOHSとLORL事故の進展を防止し、終息に導くことが可能であるかを検討した。

本報告書の第2章では、MCSの概要とSSC-Lによる解析モデル化を示す。第3章では解析結果とMCSによる崩壊熱除去の成功基準を示す。特にMCSを起動するための時間余裕や起動時の熱過渡に關しても検討した。プラント熱流動応答解析にはSSC-Lを利用している。MCSの解析モデルとしては直接炉心冷却系（DRACS）モデル[3]を利用した。第4章では、事故時のMCSによる崩壊熱除去の運用方法の検討、構造健全性の検討、MCS漏洩の検討、及び崩壊熱除去機能と原子炉容器液位確保機能のイベントツリーの改訂案を示した。第5章には結論を述べる。

1-2 検討の着眼点

PLOHSとLORLは、いわゆるスクラム成功事故に分類され、一般に、事象の進展は緩慢であると考えられているが、少なくとも発生頻度の観点からは無視することはできない。両者はきわめて類似したシーケンスであり、いずれの場合にも原子炉はスクラムし、崩壊熱レベルにある。炉心で発生する崩壊熱をヒートシンクにまで輸送できず、崩壊熱除去系を利用できないという点では、同等であり、現象論的には何れも除熱源喪失事象であると考えられる。ただし、システム工学的には、PLOHSは崩壊熱除去機能の失敗であり、LORLは液位確保機能の失敗であり、関係する安全系は異なっている。

PLOHSの場合には、崩壊熱除去系が機能しないにしても、主冷却系の冷却材循環によってある程度の炉心流量は確保できる。一方、LORLでは、液位確保失敗するため、1次主冷却系配管から原子炉容器へ冷却材が供給されず、炉内自然循環によってのみ炉心を冷却することができる。熱容量の観点からは、PLOHSでは原子炉容器と主冷却系の熱容量が利用できるが、LORLでは原子炉容器の熱容量のみしか利用できない点が基本的に異なっている。

このように、PLOHSとLORLの共通点は、崩壊熱除去系を利用できないことと発熱は崩壊熱レベルにあるということである。従って、小容量であっても代替崩壊熱除去手段があれば事故を終息させることが可能である。MCSはこのような代替崩壊熱除去手段としてきわめて有望であると考えられる。

ここで、重要な点は、いかほどの除熱性能があればその代替崩壊熱除去手段となり得るかである。原子炉崩壊熱は時間とともに変化していくため、崩壊熱除去に必要な除熱容量も時間とともに変化する。MCSの定格除熱容量は、およそ5.3MWであり、これは炉停止の20時間後の崩壊熱レベルと等しい。この理由により、システム解析においては、原子炉停止後20時間以降に限ってMCSによる崩壊熱除去が可能であるという仮定を用いている。この仮定を認めるならば、原子炉停止後20時間までは崩壊熱除去系である補助炉心冷却系（IRACS）のみによって除熱されなければ崩壊熱除去成功と判断されない。一方、炉停止後20時間以降においては、IRACSまたはMCSのいずれかによって除熱することができれば、崩壊熱除去成功と判断される。ところで、短期崩壊熱除去と長期崩壊熱除去の定義を区別している20時間という数字は飽くまでも崩壊熱レベルがMCSの定格除熱容量に一致する時刻であるにすぎないことに注意すべきである。すなわち、20時間とは、MCSによって除熱可能となる時刻の最小値（成功基準）を表わしていない。

崩壊熱除去機能の信頼度の評価精度を一層向上させるためには、必要除熱容量をより現実的に評価すること、崩壊熱の時間曲線に比例するような時間の関数かテーブルの形で与えることが必要である。崩壊熱除去性能の時間依存性をイベントツリーに反映させる方法は、実機プラントを対象としている大規模イベントツリーをより複雑化し、記憶容量や計算時間の観点からは不利となる。

一例として、ガードベッセル内冷却材漏洩のイベントツリーを図1-2に示す。ここでは、崩壊熱除去のヘッディングは短期崩壊熱除去と長期崩壊熱除去に分類され、時間によって必要崩壊熱除去性能が減少することが考慮されている。短期崩壊熱除去とは原子炉停止後20時間以内、長期崩壊熱除去とは同じく20時間以後における崩壊熱除去と定義されている。電源がない場合は、MCSが利用できないため、短期と長期の区別はなく、必要除熱容量の時間依存性は考慮されていない。従って、イベントツリーはシーケンス5と6に分岐しているのみで単純である。一方、電源がある（時間依存性を考慮している）場合にはイベントツリーはシーケンス1から5に分岐し、複雑になっている。一層、精度を向上させるためには、崩壊熱除去成功基準の時間依存性をより厳密なものとするほかはないが、崩壊熱除去のヘッディングは全ての起因事象のイベントツリーに現れるため、これ以上複雑化することは得策ではない。

そこで、プラント応答を解析して崩壊熱除去成功基準をより現実的に分析することにより、崩壊熱除去性能の信頼性を精度良く計算することを目指すこととする。例えば、炉停止の何時間後からであればMCSによる崩壊熱除去が可能であるかを評価し、直ちに除熱可能であるとの結果を得たならば、イベントツリーを簡素化し、かつ信頼度評価の精度向上が可能である。炉停止直後からは除熱できない場合には、それぞれの起因事象毎に、炉停止の何時間後からであれば除熱可能であるかを評価し、成功基準を見直すことができる。

ところで、MCSは、PLOHS時のみでなくLORL時の対策としても有効に利用できる可能性がある。図1-2に示されるガードベッセル内冷却材漏洩の場合には、(1)ガードベッセルの健全性が損なわれた場合、(2)ポンプトリップに失敗した場合、(3)カバーガス隔離に失敗した場合、(4)オーバーフロー汲み上げに失敗した場合に、原子炉容器液位が出口ノズル以下に低下するので、LORLに分類される。この事象では、主冷却系配管中にカバーガスが混入して冷却材経路が分断されるため、IRACSによる崩壊熱除去が不可能になる。

このとき、(1)の原子炉容器ガードベッセルの健全性が損なわれた場合と、(2)のポンプトリップ失敗の場合、(3)のカバーガス隔離に失敗した場合は、冷却材漏洩を制限することができないために短時間の内にLORLに至るシーケンスであり、直ちに原子炉容器液位が出口ノズル以下に低下す

る。従って、MCSを利用することは不可能であろう。これを以下では短期型LORLと称する。

(4)のシーケンスでは冷却材の温度が十分に低下して200°C程度になった後に冷却材がシュリンケージしてLORLになる。従って、崩壊熱レベルも十分に下がっているものと予想される。この状況においては、MCSを活用することができれば多くの事象シーケンスでは除熱に成功できると判断される。このシーケンスではLORLに至るまでに長い時間がかかることから、以下では長期型LORLと称する。

以上に述べた点に着目して、本来は崩壊熱除去系ではないMCSによる崩壊熱除去の成立性を検討することにより、PLOHSとLORL時のリカバリー操作の成功基準を提案する。

1-3 もんじゅPRAにおけるプラント熱流動応答解析

本章の最後にもんじゅPRAの全体の枠組みの中におけるプラント応答評価研究の位置づけと役割について述べる。PRAで検討される広範な起因事象の進展の分析が現実的になされなければならないが、このような目的で詳細なプラント応答評価が実施されているわけではない。そこで、これまでに安全審査や設計評価の段階で実施してきた、比較的安全裕度が大きいと考えられる解析結果を利用している。

許認可におけるプラント応答解析は、設計基準範囲内の事象を対象とし、その目的は、解析結果がその不確定性を考慮しても十分に保守性を備えていることを確認することである。一方、確率論的安全評価では、想定され得る全ての事故想定をカテゴリー化して、その事象推移を現実的に評価することを目的とする。様々な不確定性は各パラメータを確率変数として取り扱うことによって考慮される。このように、プラント応答解析の解析手段や方法、分析評価は、その目的によって異なると考えられる。

許認可のための解析のような安全裕度の大きいプラント応答解析結果に基づいて炉心損傷確率を評価した場合には、その結果は過大評価になりがちである。従って、確率論的安全評価において、リスクの観点から重要な事象シーケンスを摘出するためには、これらの過大な保守性を分析した後に最も確からしい評価を与えておくことが前提になる。これにより、ある起因事象の事故への進展を防止するために、現実的にとりうる対策を検討するための材料を提供し、緊急時の操作手順の検討等に利用することもできる。

以上に述べたような理由から、システム解析の結果を承けて、リスクの観点から重要な事象シー

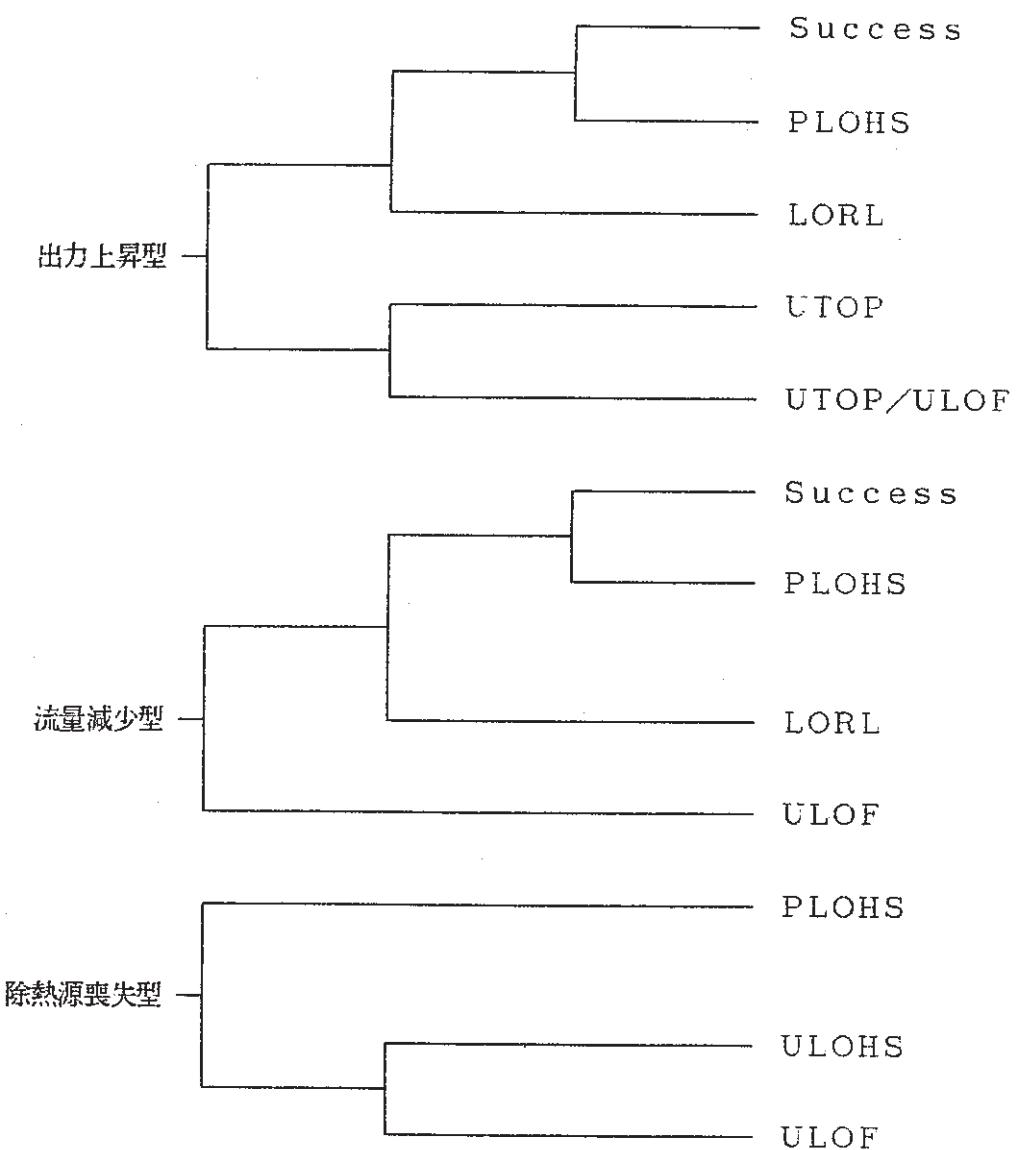
ケンスに対して、現実的な仮定の基にプラント応答を詳細評価することが要請される。

もんじゅPRAにおけるプラント応答評価研究の位置づけを図1-3に示す。プラント応答評価研究では、システム解析より得られるイベントツリーや事故シーケンスの定量化結果を承けて、リスクの観点から重要であると判断される事象を中心として事象進展を解析する。その解析結果に基づいて得られる、事故の拡大防止成功の判断基準やイベントツリーの改訂に関する提言はシステム解析へとフィードバックされ、イベントツリーの定量化が再び、より詳細に行われることになる。一方、起因事象が発生した後の事象の進展の分析の結果は、燃料が破損するとか、あるいは静的な冷却材バウンダリが破損するなどによって、物質の移動が開始するときの初期条件を与える。これらの情報は炉心損傷過程の解析あるいは格納容器応答解析に対する入力情報を提供する。すなわち、プラント応答評価研究の目的は、以下のようにまとめられる。

- (1)各種起因事象に対する事象進展の初期過程の解析手法の開発・整備
- (2)高速増殖原型炉「もんじゅ」のプラント熱流動応答の定量評価
- (3)事故の拡大防止成功の判断基準の詳細検討
- (4)以上の結果に基づくイベントツリーの再検討
- (5)炉心損傷解析に必要な情報の提供

解析手段としては、プラント動特性解析コードSSC-Lを用いる。SSC-Lは、高速炉の安全評価のための各種解析モデルを備えており[3]、事故の初期過程におけるプラント熱流動応答を詳細に定量化し、事故時の事象推移をより精度良く評価することができる。その結果を用いれば、イベントツリーを再検討し、炉心溶融確率を再評価することが可能となり、リスクに寄与する重要な事象シーケンスとその寄与度が明らかになる。詳細な解析では、システム解析によってリスクに対する寄与が無視できないことが明らかにされた事象シーケンスの全てを評価の対象とする。

起因事象	原子炉の核的停止	炉心冷却流量の確保	除熱源の確保	事故分類
------	----------	-----------	--------	------

**Note**

PLOHS : Protected Loss-of-Heat-Sink

LORL : Loss-of-Reactor-Level

UTOP : Unprotected Transient Overpower

ULOFS : Unprotected Loss-of-Flow

ULOHS : Unprotected Loss-of-Heat-Sink

図1-1 高速炉事故象分類

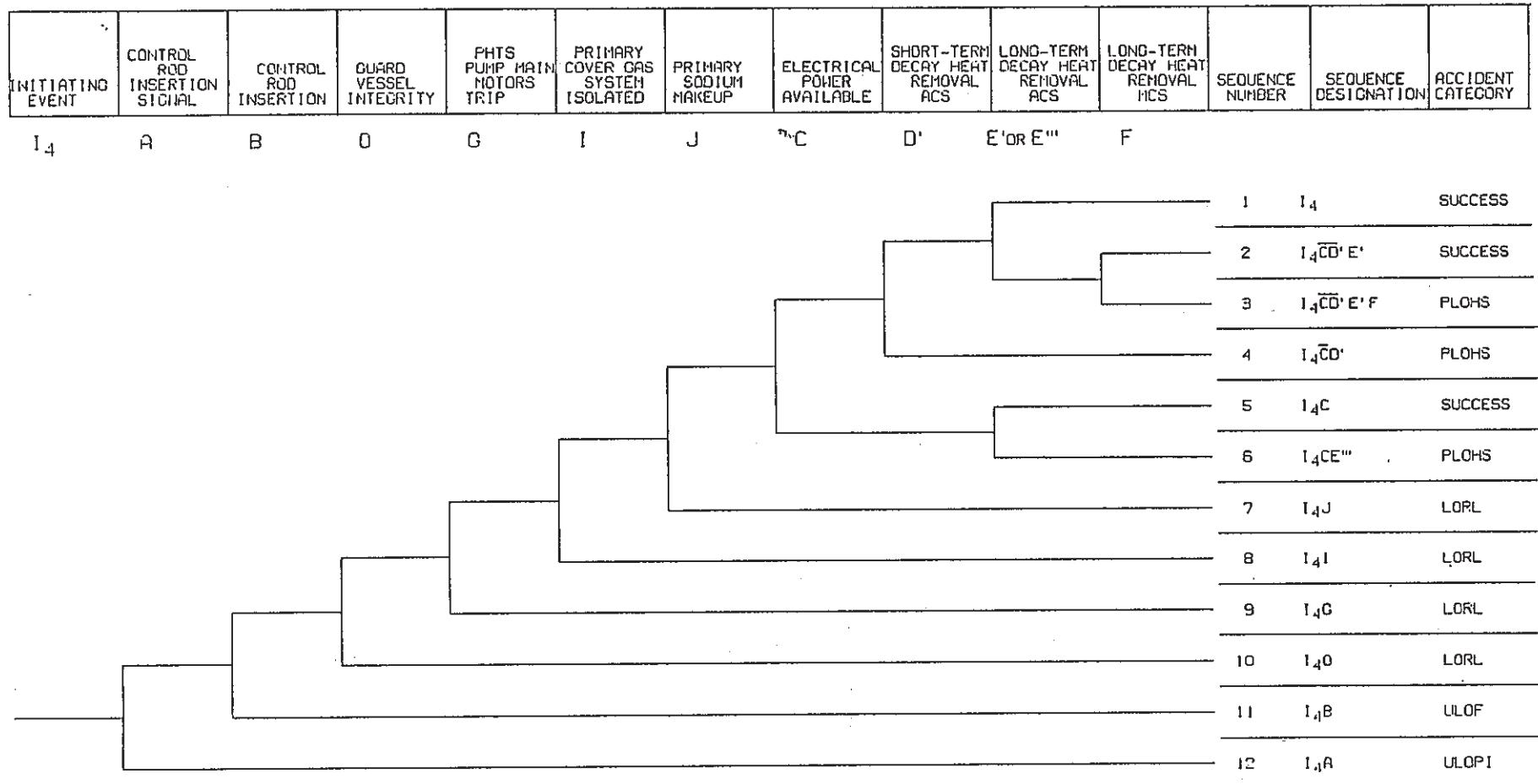


図1-2 ガードベッセル内冷却材漏洩のイベントツリー

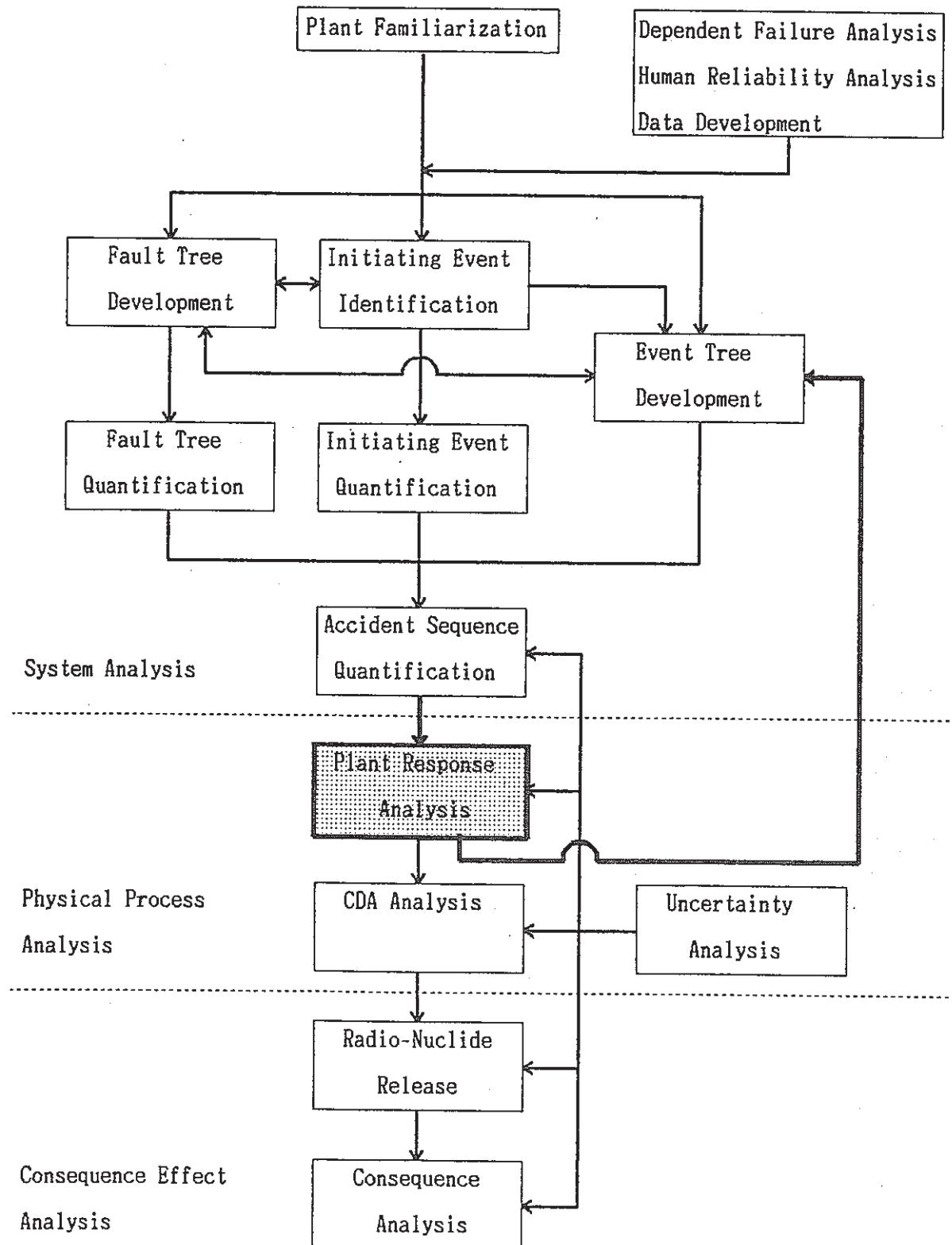


図1-3 プラント応答定量評価の位置づけ

2 MCS の角率モデル

2-1 MCS の設計方針と設備仕様

MCS 設備[4]は 1 次主冷却系設備等のメンテナンス時、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱を除去するために使用される。1 次メンテナンス冷却系は熱交換器を介して崩壊熱を 2 次メンテナンス冷却系に伝達する。2 次メンテナンス冷却系ではその崩壊熱を空気冷却器を介して大気中に放熱する。MCS の設計方針は、

- (1) MCS で故障、破損事故が起こった場合でも原子炉停止の機能及び補助冷却設備による崩壊熱除去の機能が失われることがないようにする、
 - (2) 1 次主冷却系等のメンテナンス時に炉心からの崩壊熱を除去することが可能な設計とする、
- である。

図 2-1 に、もんじゅのメンテナンス冷却系 (MCS) の概略図を示す。MCS は原子炉容器上部プレナムから高温の冷却材を取り出して、下部プレナムに戻す形式のものである。MCS は、図 2-1 に示されるように、1 次及び 2 次 MCS 配管、中間熱交換器、空気冷却器、空気冷却器用送風機、1 次及び 2 次 MCS 循環ポンプ、2 次 MCS 膨張タンク、及び補助設備で構成されている。ナトリウムを収納する機器、配管の外面には、予熱・保温のための電気ヒータ及び保温材が設置される。表 2-1 に MCS 設備の設備仕様[4]を示す。表 2-2 にはメンテナンス冷却系の運転状態と待機状態の流量と温度条件を示す。待機時には、原子炉容器入口止め弁を閉じることによって、1 次系は流量がない状態に維持される。2 次系では、空気冷却器においてナトリウムの凍結を防止するために 10.3 kg/sec (30.1 %) に流量が維持される。除熱容量は MCS 定格運転条件で 5.3 MW であり、これは原子炉停止後 20 時間の崩壊熱レベルに相当する。SSC-L では補助設備と 2 次 MCS 膨張タンク以外の全ての機器がモデル化されている。

2-2 MCS の概要とモデル化

(1) 主冷却系配管

図 2-2 に MCS 1 次系配管のノード分割を示す。図 2-3 には 2 次 MCS 配管のノード分割を示す。これらの図から分かるように 1 次系ホットレグは 7 ノード 6 配管要素に、1 次系コールドレグ

は16ノード15配管要素にそれぞれ分割されている。従って、1次系は23ノード21配管要素に分割されている。2次系は、ホットレグが12ノード11配管要素に、コールドレグは13ノード12配管要素に、それぞれ分割されている。従って、2次系は25ノード23配管要素に分割されている。各節点は水平配管と垂直配管の交点、あるいは配管内径が変化する点に設定されている。

図2-4(a)～(d)にはMCS1次系配管のアイソメ図[5]を示す。図2-4(a)は原子炉容器貫通部から中間熱交換器までのホットレグ配管を示す。図2-4(b)は中間熱交換器から循環ポンプAまで、図2-4(c)は循環ポンプAから循環ポンプBまでのコールドレグ配管を示す。図2-4(d)は循環ポンプBから原子炉容器貫通部までの配管である。この間には逆止弁が設置されており、MCS配管破損やサイホンによって原子炉容器から冷却材が逆流することを防止している。図2-5(a)～(f)には、同様にMCS2次系配管のアイソメ図を示す。図2-5(a)は中間熱交換器から格納容器貫通部までの2次系ホットレグ配管を示す。図2-5(b)は格納容器貫通部から空気冷却器までのホットレグ配管を示す。図2-5(c)は空気冷却器の伝熱管を示す。図2-5(d)は空気冷却器から循環ポンプまで、図2-5(e)は循環ポンプから格納容器貫通部までのコールドレグ配管を示す。図2-5(f)は格納容器貫通部から中間熱交換器までのコールドレグ配管である。

表2-3(a)にはMCS1次系の原子炉容器から中間熱交換器までのホットレグの各配管要素の長さ、高低差、内径、断面積、最高使用温度を示す。中間熱交換器から原子炉容器までのコールドレグ配管については、表2-3(b)に示す。表2-4(a)には2次系ホットレグ配管(中間熱交換器から空気冷却器)の各配管要素の長さ、高低差、内径、断面積、最高使用温度を示す。空気冷却器から中間熱交換器までのコールドレグ配管については、表2-4(b)に示す。これらの表から、MCS配管の使用温度は原子炉容器接続部周辺では550°C、その他では300°Cから320°Cであることが分かる。

(2)主冷却系の流動特性[5]

表2-5に1次及び2次MCSの電磁ポンプと電磁流量計および弁の圧損特性を示す。図2-6にはMCS循環ポンプの特性を示す。図中には定格時の条件も示している。図2-7にはMCS中間熱交換器の各部の圧力損失の計算値を1次系と2次系に関して示す。図2-8にはMCS空気冷却器の圧力損失特性をナトリウム側と空気側に関して示す。

(3)熱交換器の伝熱特性[5]

図2-9にMCS中間熱交換器の伝熱特性を示す。図2-10にはMCS空気冷却器の伝熱特性を示す。

(4)SSC-Lによるモデル化と入力データ

図2-11にはSSC-Lの直接炉心冷却系モデルによるMCSのモデル化を示す。このモデルでは1次系、2次系、空気側に対して運動量の保存則が解かれる。1次系と2次系では重力圧損、摩擦圧損、形状圧損、加速圧損を考慮し、電磁ポンプもモデル化されている。空気流量を求める際にはファン、スタック、ダンパーがモデル化されている。原子炉容器からMCSへの出口の圧力は、炉容器の液位とカバーガス圧力に応じて決まる。MCS配管から原子炉容器への入口の圧力は、主冷却系と炉心各流路チャンネルにおける運動量保存則とを連立させて解くことにより求められている。従って、主冷却系との相互作用が考慮されている。

表2-6にSSC-LによるMCSのモデル化に必要な入力データの説明を示す。表中には典型的な入力データの例も示している。「もんじゅ」のMCS解析に用いた入力データの値は図2-12に示す。配管系の形状データなどについては表2-6には書ききれないため、図2-12に示している。

表2-1 メンテナンス冷却系設備の設備仕様

冷却材		ナトリウム、空気
1次メンテナンス冷却系循環流量		1.24×10^5 kg/hr
2次メンテナンス冷却系循環流量		1.23×10^5 kg/hr
2次メンテナンス冷却系空気冷却器用送風機吐出容量		1500 Nm ³ /min
メンテナンス時1次冷却材温度	原子炉容器出口	200 °C
	原子炉容器入口温度	250 °C以下
1次メンテナンス冷却系中間熱交換器基數		1
1次メンテナンス冷却系循環ポンプ基數		2
2次メンテナンス冷却系空気冷却器基數		1
2次メンテナンス冷却系空気冷却器用送風機基數		2
2次メンテナンス冷却系循環ポンプ基數		2

表2-2 メンテナンス冷却系設備の運転状態と待機状態

		運転状態	待機状態
1次メンテナンス冷却系循環流量		34.44 kg/sec	0 kg/sec
2次メンテナンス冷却系循環流量		34.17 kg/sec	10.28 kg/sec
2次メンテナンス冷却系空気冷却器空気流量		20.56 kg/sec	0 kg/sec
メンテナンス時1次冷却材温度	ホットレグ	244 °C	200±30 °C
	コールドレグ	200 °C	200±30 °C
メンテナンス時2次冷却材温度	ホットレグ	233 °C	200±30 °C
	コールドレグ	189 °C	200±30 °C
メンテナンス時空気温度	空気冷却器出口	142 °C	undefined
	空気冷却器入口	40 °C	40 °C

表2-3 MCS 1次系配管の形状

(a) 原子炉容器－中間熱交換器

要素	節点		長さ (m)	高低差 (m)	内径 (m)	断面積 (m ²)	最高使用温度 (°C)
1	1	2	11.481	0.0	0.1023	8.22E-3	550
2	2	3	0.85	0.0			
3	3	4	5.129	-5.129	0.1552	1.89E-2	320
4	4	5	3.827	0.0			
5	5	6	2.523	-2.523			
6	6	7	10.632	0.0			
合計			34.442	-7.652			

(b) 中間熱交換器－原子炉容器

要素	接点		長さ (m)	高低差 (m)	内径 (m)	断面積 (m ²)	最高使用温度 (°C)
1	1	2	0.5	-0.5	0.1552	1.89E-2	300
2	2	3	4.763	0.0			
3	3	4	1.365	-1.365			
4	4	5	1.05	0.0			
5	5	6	7.1	0.0			
6	6	7	0.839	0.0			
7	7	8	3.756	3.756			
8	8	9	4.3	0.0			
9	9	10	1.176	1.176		0.1063	8.87E-3
10	10	11	1.9	0.0			
11	11	12	9.806	9.806			
12	12	13	1.17	0.0			
13	13	14	9.193	0.0	0.1023	8.22E-3	550
14	14	15	1.83	-1.83			
15	15	16	0.953	0.0			
合計			49.701	11.043			

表2-4 MCS 2次系配管の形状

(a) 中間熱交換器-空気冷却器

要素	節 点		長 さ (m)	高 低 差 (m)	内 径 (m)	断面積 (m ²)	最高使用温度 (°C)
1	1	2	0.794	0.27	0.1063	8.87E-2	320
2	2	3	3.756	0.0			
3	3	4	0.845	0.845			
4	4	5	3.945	0.0			
5	5	6	3.901	0.0	0.1063	8.87E-2	300
6	6	7	1.072	1.072			
7	7	8	13.050	0.0			
8	8	9	4.228	4.228			
9	9	10	1.300	0.0			
10	10	11	8.550	8.012			
11	11	12	7.090	0.0			
合計			48.531	14.427			

(b) 空気冷却器-中間熱交換器

要素	節 点		長 さ (m)	高 低 差 (m)	内 径 (m)	断面積 (m ²)	最高使用温度 (°C)
1	1	2	5.836	0.0	0.1063	8.87E-2	300
2	2	3	5.173	-5.173			
3	3	4	0.800	0.0			
4	4	5	2.032	-2.032			
5	5	6	0.800	0.0			
6	6	7	12.726	0.0			
7	7	8	2.489	-2.489			
8	8	9	13.900	0.0			
9	9	10	1.055	-1.055			
10	10	11	3.981	0.0			
11	11	12	10.464	0.0			320
12	12	13	0.143	-0.143			
合計			59.399	-10.892			

表2-5 電磁ポンプ及び弁の圧損特性

(1) 電磁ポンプ及び電磁流量計

	圧 損	備 考	n
1次メンテナンス系EMP	0.4 kg/cm ²	於 124t/h	1.75
2次メンテナンス系EMP	0.65 kg/cm ²	於 124t/h	1.75
電 磁 流 量 計	0.045kg/cm ²	電磁圧損のみ	1.0

$$\Delta P = \Delta P_0 \times \left(\frac{W}{W_0} \right)^n$$

(2) 弁の圧損特性

名 称	L/D	個 数	定格運転時圧損
炉容器出口止弁 (6Bグローブ弁)	340/1個	2 個	0.21kg/Cm ² (124t/h: f=0.016)
炉容器入口止弁 (4Bグローブ弁)	340/1個	2 個 (バイパス弁を除く)	1.03kg/Cm ² (124t/h: f=0.017)
炉容器入口止弁 (4B)	135/1個	1 個	0.21kg/Cm ² (124t/h: f=0.017)

$$\Delta P = f \cdot \frac{L}{D} \cdot \frac{\gamma V^2}{2g}$$

表2-6 もんじゅメンテナンス冷却系のSSC-L入力データ

L1DRAC		直接炉心冷却系(DRACS)モデルのオプション L1DRAC=0 : DRACSループ無し L1DRAC=1 : DRACSループ有り	1
F1DLOP		DRACSのループ数(全ループ対称と仮定しており、 非対称ループの解析はできない)	1.0
S1DRCS	sec	DRACSループを起動する時刻。DRACSループを起動させない方法は、ここで十分に大きい値を入力するか L1DRAC=0とするか、何れかを選択する。	1800.0
T1NAIR	K	定格時(崩壊熱除去運転時)の1次系ホットレグ(中間熱交換器入口)の温度	517.15
T1NAOR	K	定格時(崩壊熱除去運転時)の1次系コールドレグ(中間熱交換器出口)の温度	473.15
W1NAR	kg/sec	定格時(崩壊熱除去運転時)の1次系ナトリウム流量	34.44
T1NKCR	K	定格時(崩壊熱除去運転時)の2次系コールドレグ(中間熱交換器入口)の温度	462.15
T1NKR	K	定格時(崩壊熱除去運転時)の2次系ホットレグ(中間熱交換器出口)の温度	506.15
W1NKR	kg/sec	定格時(崩壊熱除去運転時)の2次系ナトリウム流量	34.17
T1AIR	K	定格時(崩壊熱除去運転時)の空気冷却器入口空気温度	313.15
T1AOR	K	定格時(崩壊熱除去運転時)の空気冷却器出口空気温度	415.15
W1AR	kg/sec	初期条件での(待機運転時)の空気冷却器空気流量	20.56

表2-6 (続き)

T1NAI	K	初期条件での（待機運転時）の1次系ホットレグ（中間熱交換器入口）の温度。負値を入力すれば上部プレナムの温度とする。	473.15
T1NAO	K	初期条件での（待機運転時）の1次系コールドレグ（中間熱交換器出口）の温度。負値を入力すれば下部プレナムの温度とする。	473.15
W1NA	kg/sec	初期条件での（待機運転時）の1次系ナトリウム流量	0.0
T1NKC	K	初期条件での（待機運転時）の2次系コールドレグ（中間熱交換器入口）の温度	473.15
T1NKH	K	初期条件での（待機運転時）の2次系ホットレグ（中間熱交換器出口）の温度	473.15
W1NK	kg/sec	初期条件での（待機運転時）の2次系ナトリウム流量	10.3
T1AI	K	初期条件での（待機運転時）の空気冷却器入口空気温度	313.15
T1AO	K	初期条件での（待機運転時）の空気冷却器出口空気温度	313.15
T1ST	K	初期条件での（待機運転時）の空気冷却器スタック出口空気温度	313.15
W1A	kg/sec	初期条件での（待機運転時）の空気冷却器空気流量	0.0
Z1UPL	m	炉心出口(ZETCOR)からDRACSループへの入口までの相対高さ（上向きを正とする）。自然循環力の計算に使用する。	-0.275
Z1NAH	m	DRACSループへの入口から中間熱交換器入口までの高低差。自然循環力の計算に使用する。	-4.07

表2-6 (続き)

Z1DHX	m	中間熱交換器1次側での入口と出口の高低差。自然循環力の計算に使用する。	3.40
Z1NAC	m	中間熱交換器出口からDRACSループからの出口までの高低差。自然循環力の計算に使用する。	0.54
Z1LPL	m	炉心入口(Z6BCOR)からDRACSループからの出口までの相対高さ(下向きを正とする)。自然循環力の計算に使用する。	4.09
Y1NAH	m	1次系ホットレグの全配管長。摩擦圧損の計算に使用する。	38.022
Y1NAC	m	1次系コールドレグの全配管長。摩擦圧損の計算に使用する。	61.491
X1NA	m	1次系配管の内直径。摩擦圧損の計算に使用する。	0.1023
N1EMPD		1次系電磁ポンプヘッドの時刻歴データの数	4
T1EMPD (K)	sec	1次系ポンプヘッドを定義する時刻データ。 (K=1,N1EMPD)。	9999.0
P1EMPD (K)		1次系ポンプヘッドの定格値に対する相対値 (K=1,N1EMPD)	1.0
P1FCD	N/m ²	1次系流量調節機構の圧力損失。	0.0
F1DRK	m ⁻⁴	DRACS 1次系の形状圧力損失係数または圧力損失。 F1DRK>0 : 圧損が未知で圧損係数が既知の場合。 $\Delta P = f W^2 / 2 \rho$ (N/m ²) のfを入力する。 F1DRK=0 : 定格運転時の流量と温度から圧損を計算し、ポンプ吐出圧との差からfを決定する。 F1DRK<0 : ΔP が既知の場合であり、 $-\Delta P$ を入力する。fは上式より計算される。	0.0

表2-6 (続き)

P1REFP	N/m ²	定格運転時の1次系電磁ポンプ吐出圧。F1DRK≠0の場合にはfあるいは△Pを用いて計算される。	211327
Z1NKH	m	中間熱交換器2次側出口から空気冷却器ナトリウム入口(ホットレグ側)までの高低差。自然循環力の計算に使用する。	15.651
Z1NHX	m	空気冷却器ナトリウム側での入口と出口の高低差。自然循環力の計算に使用する。	2.20
Z1NKC	m	空気冷却器ナトリウム側出口から中間熱交換器2次側入口(コールドレグ側)までの高低差。自然循環力の計算に使用する。	17.281
Y1NKH	m	2次系ホットレグの全配管長。摩擦圧損の計算に使用する。	48.531
Y1NKC	m	2次系コールドレグの全配管長。摩擦圧損の計算に使用する。	64.999
X1NK	m	2次系配管の内直径。摩擦圧損の計算に使用する。	0.1023
N2EMPD		2次系電磁ポンプヘッドの時刻歴データの数	4
T2EMPD (K)	sec	2次系ポンプヘッドを定義する時刻データ。 (K=1, N2EMPD)。	9999.0
P2EMPD (K)		2次系ポンプヘッドの定格値に対する相対値 (K=1, N2EMPD)。	1.0
F1DRNK	m ⁻⁴	DRACS2次系の形状圧力損失係数または圧力損失。 F1DRNK>0 : 圧損が未知で圧損係数が既知の場合。 $\Delta P = f W^2 / 2 \rho \quad (N/m^2)$ のfを入力する。 F1DRNK=0 : 定格運転時の流量と温度から圧損を計算し、ポンプ吐出圧との差からfを決定する。	0.0

表2-6 (続き)

	N/m ²	F1DRNK<0 : ΔP が既知の場合であり、 $-\Delta P$ を入力する。fは上式より計算される。	
P2REFP	N/m ²	定格運転時の2次系電磁ポンプ吐出圧。F1DRK≠0の場合にはfあるいは ΔP を用いて計算される。	352878
A1DHX	m ²	中間熱交換器胴側(1次側)流路断面積	0.11
X1DHSL	m	中間熱交換器胴側(1次側)等価水力直径	0.029
Y1KNI	m	中間熱交換器伝熱チューブの内直径	0.0191
Y1KNO	m	中間熱交換器伝熱チューブの外直径	0.0217
C1NTB	m	中間熱交換器伝熱チューブの本数	174
STAUN	sec	中間熱交換器胴側(1次側)の時定数 (=1次側容積/1次側体積流量率)	31.6
STAUK	sec	中間熱交換器チューブ側(2次側)の時定数 (=2次側容積/2次側体積流量率)	14.778
Y1DHTB	m	中間熱交換器伝熱チューブの長さ	3.830
Z1STAK	m	空気冷却器スタック高さ。自然循環送風ヘッドの計算に使用する。	15.1
A1STAK	m ²	空気冷却器スタック内流路断面積。	3.61
N1FANH		空気冷却器ファン送風ヘッドの時刻歴データの数	4
T1FANH (K)	sec	空気冷却器ファン送風ヘッドを定義する時刻データ (K=1, N1FANH)。	99999.
P1FANH (K)	N/m ²	空気冷却器ファン送風ヘッドの定格値に対する相対値 (K=1, N1FANH)。	1.0

表2-6 (続き)

F1STAK	N/m ²	空気冷却器の空気側圧力損失係数または圧力損失。 F1STAK>0 : 圧損が未知で圧損係数が既知の場合。 $\Delta P = f W^2 / 2 \rho A^2$ (N/m ²) のfを入力する。(A=A1STAK) F1STAK=0 : 定格運転時の流量と温度から圧損を計算し、ファンの送風ヘッドとの差からfを決定する。 F1STAK<0 : ΔP が既知の場合であり、 $-\Delta P$ を入力する。fは上式より計算される。	0.0
P2FANO	N/m ²	定格運転時の空気冷却器ファンの送風ヘッド。ただしF1STAK=0の場合のみ入力すればよい。他の場合にはサブルーチンSTAK1Sで計算される。	0.0
A1NHTB	m ²	空気冷却器伝熱チューブの総断面積(伝熱チューブ1本当り断面積×伝熱チューブの本数)	0.0251
X1NHTB	m	空気冷却器伝熱チューブの内直径	0.0276
S1TAU	sec	空気冷却器チューブ側(ナトリウム側)の時定数 (=2次側容積/2次側体積流量率)	18.668
Y1NHTB	m	空気冷却器伝熱チューブの長さ	22.23
N1DAMP		空気冷却器ダンパーの数(N1DAMP=N1DCOS+N1DFIN)	8
N1DCOS		空気冷却器粗調整ダンパーの数	6
N1DFIN		空気冷却器微調整ダンパーの数	2
R1AREA		空気冷却器ダンパー全閉時の全開時に対する流路断面積の相対値	0.05
R1DCOS		空気冷却器粗調整ダンパーの開度(0<R1DCOS<1)	1.0
R1DFIN		空気冷却器微調整ダンパーの開度(0<R1DFIN<1)	1.0

表2-6 (続き)

L1DRCS		DRACS 1 次系ループホットレグ配管のメッシュ分割数。	6
N1DRCS		DRACS 1 次系ループ全配管のメッシュ分割数。	21
L2DRCS		DRACS 2 次系ループホットレグ配管のメッシュ分割数。	11
N2DRCS		DRACS 2 次系ループ全配管のメッシュ分割数。	23
G1DRCS (K,J)	■ ■ ■	DRACS 1 次系ループ配管系の形状データ。 (J = 1, N1DRCS) K=1 : 配管の肉厚 K=2 : 配管メッシュの長さ K=3 : 配管メッシュの高低差	省略
G2DRCS (K,J)	■ ■ ■	DRACS 2 次系ループ配管系の形状データ。 (J = 1, N2DRCS) K=1 : 配管の肉厚 K=2 : 配管メッシュの長さ K=3 : 配管メッシュの高低差	省略

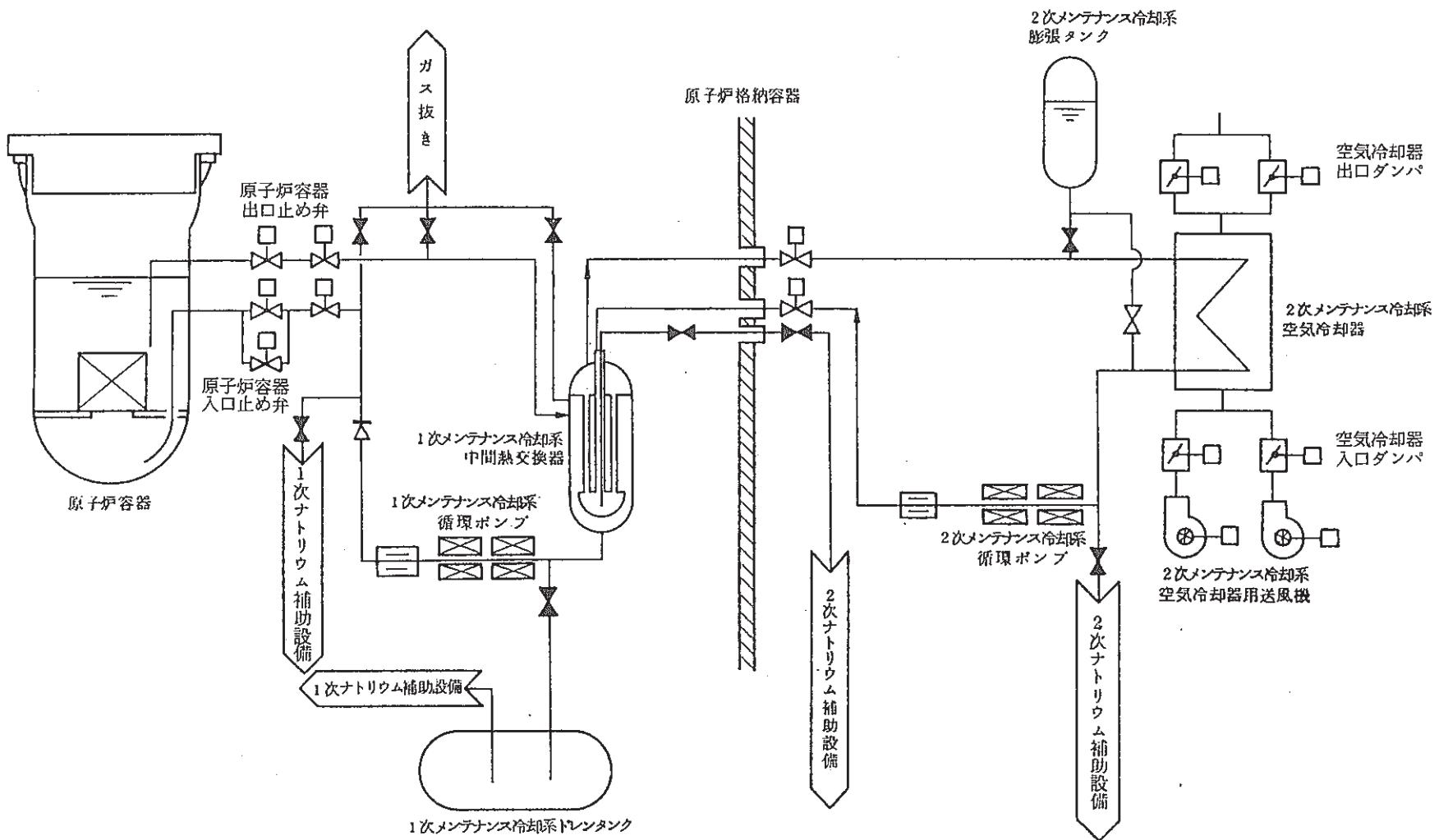


図2-1 メンテナンス冷却系設備系統説明図

3.1 計算用系統図

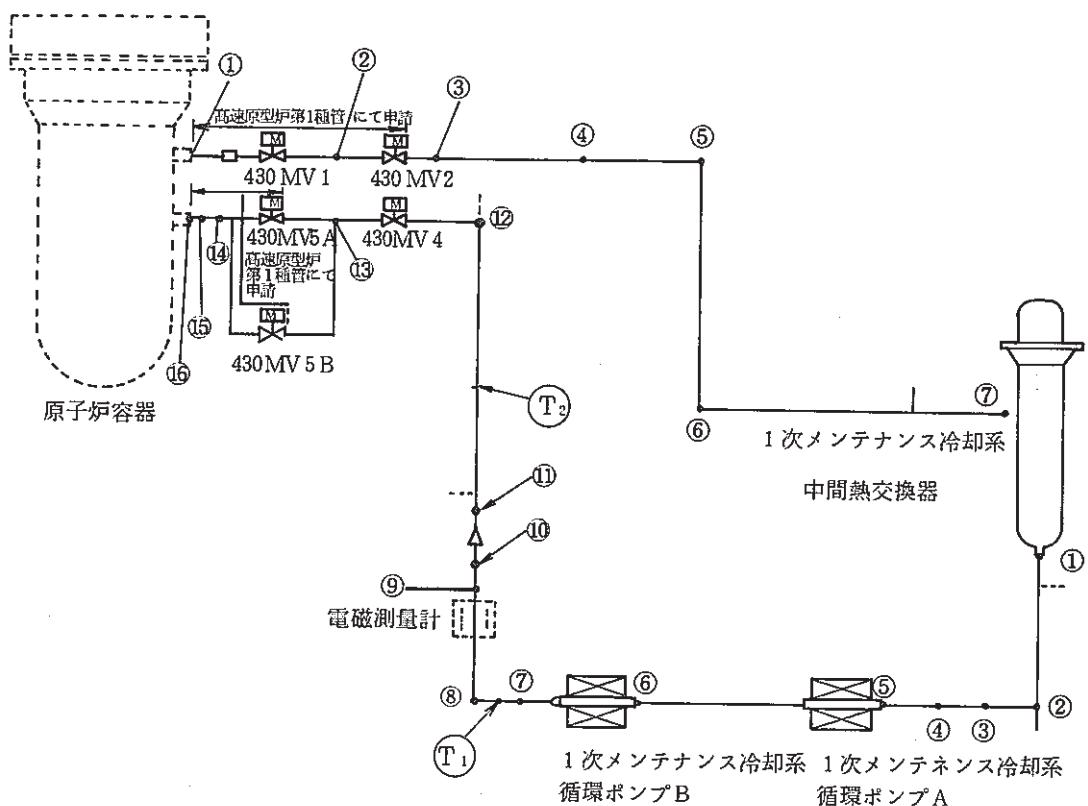


図2-2 MCS 1次系配管ノード分割

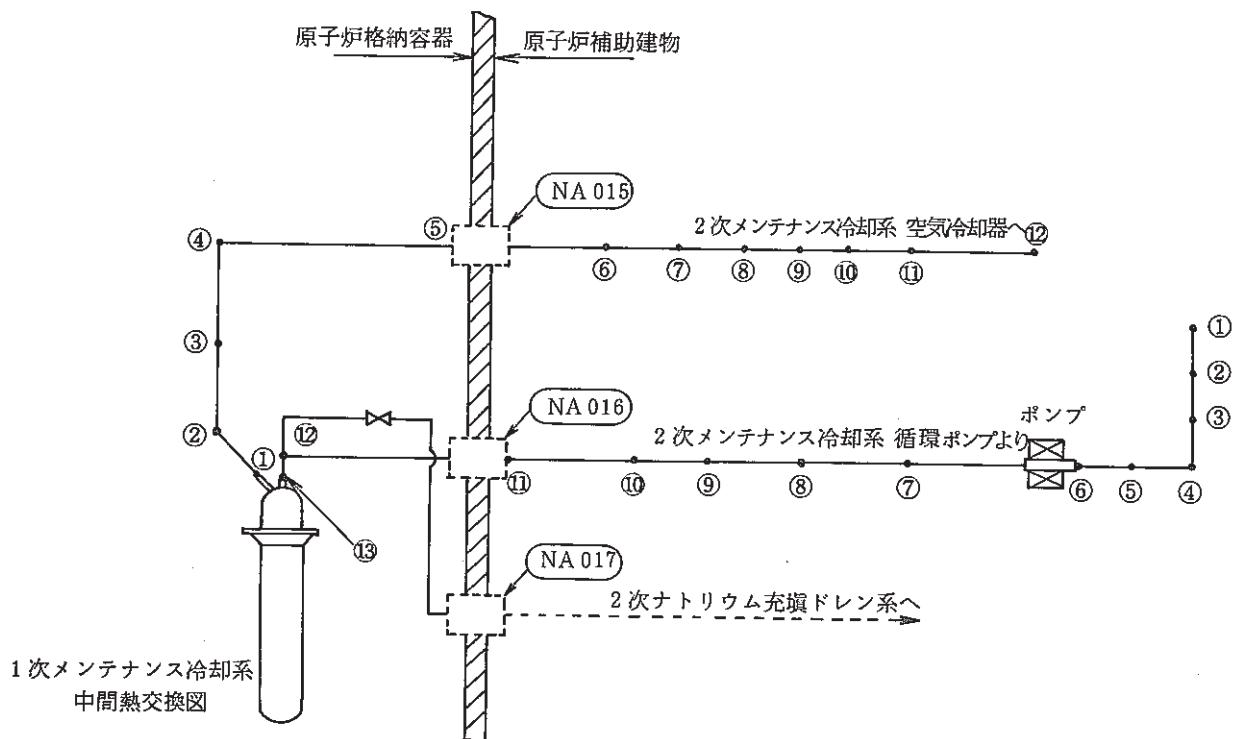


図2-3 MCS 2次系配管ノード分割

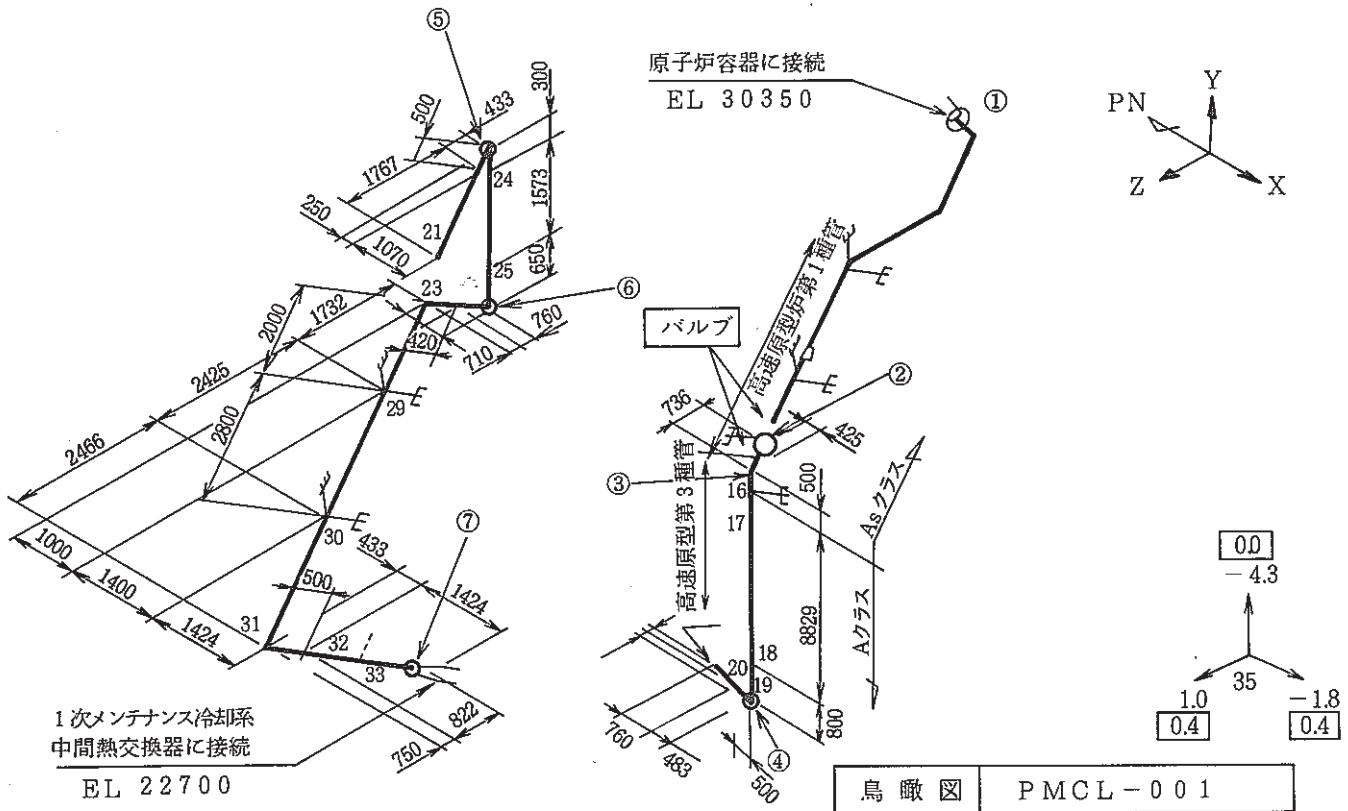


図2-4 (a) MCS 1次系配管アイソメ図(原子炉容器-中間熱交換器)

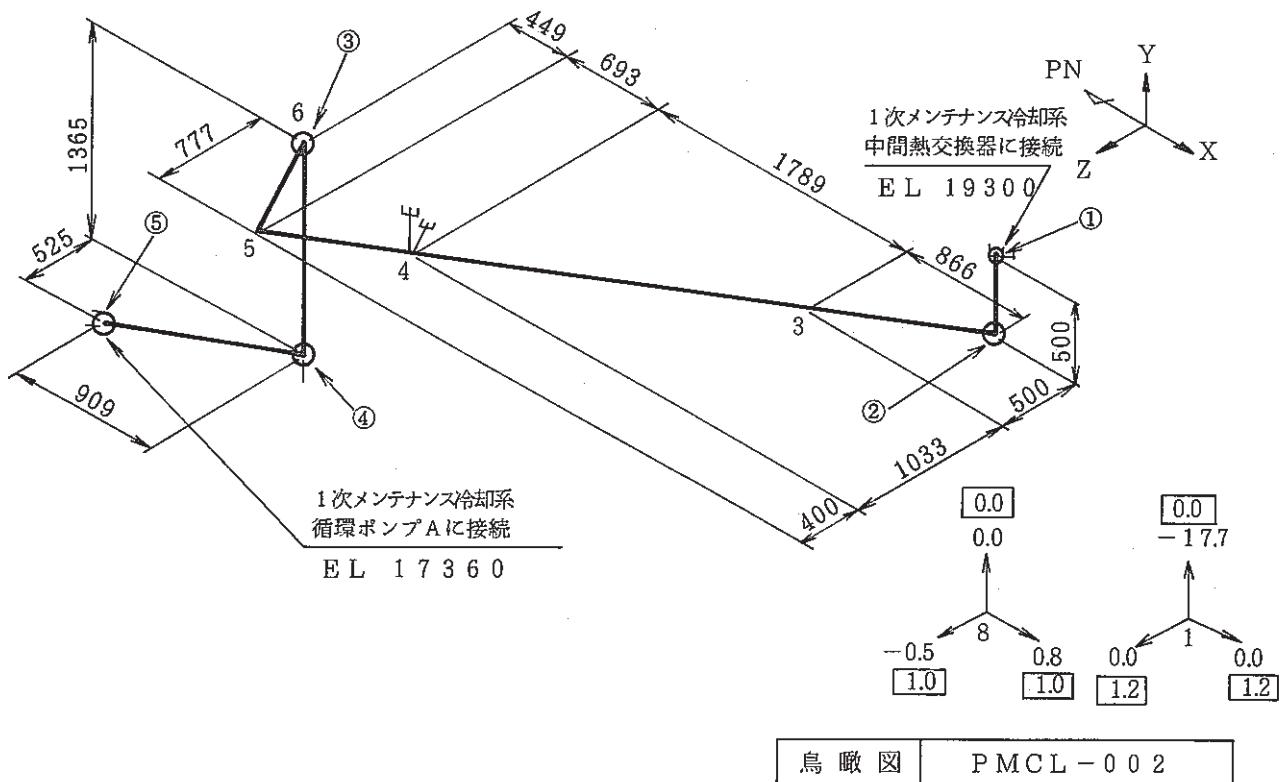


図2-4 (b) MCS 1次系配管アイソメ図(中間熱交換器-循環ポンプA)

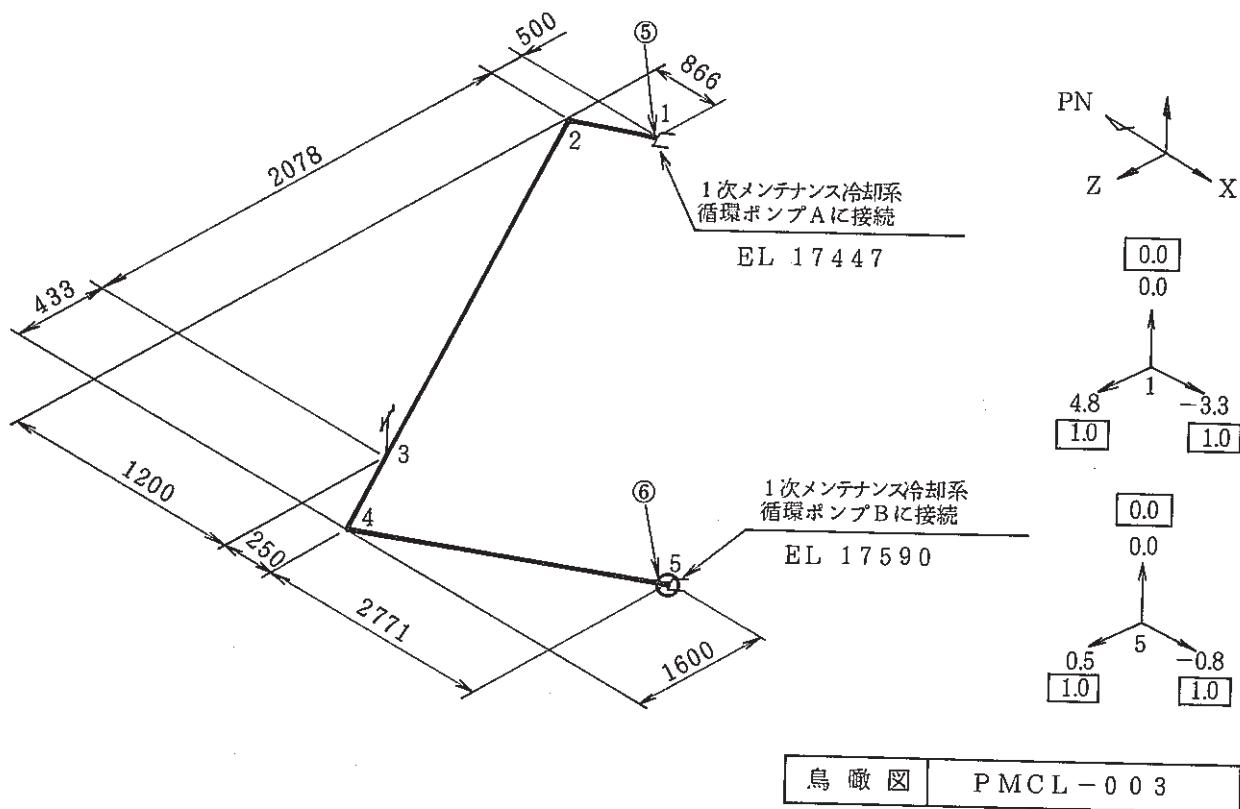


図2-4 (c) MCS 1次系配管アイソメ図 (循環ポンプA-循環ポンプB)

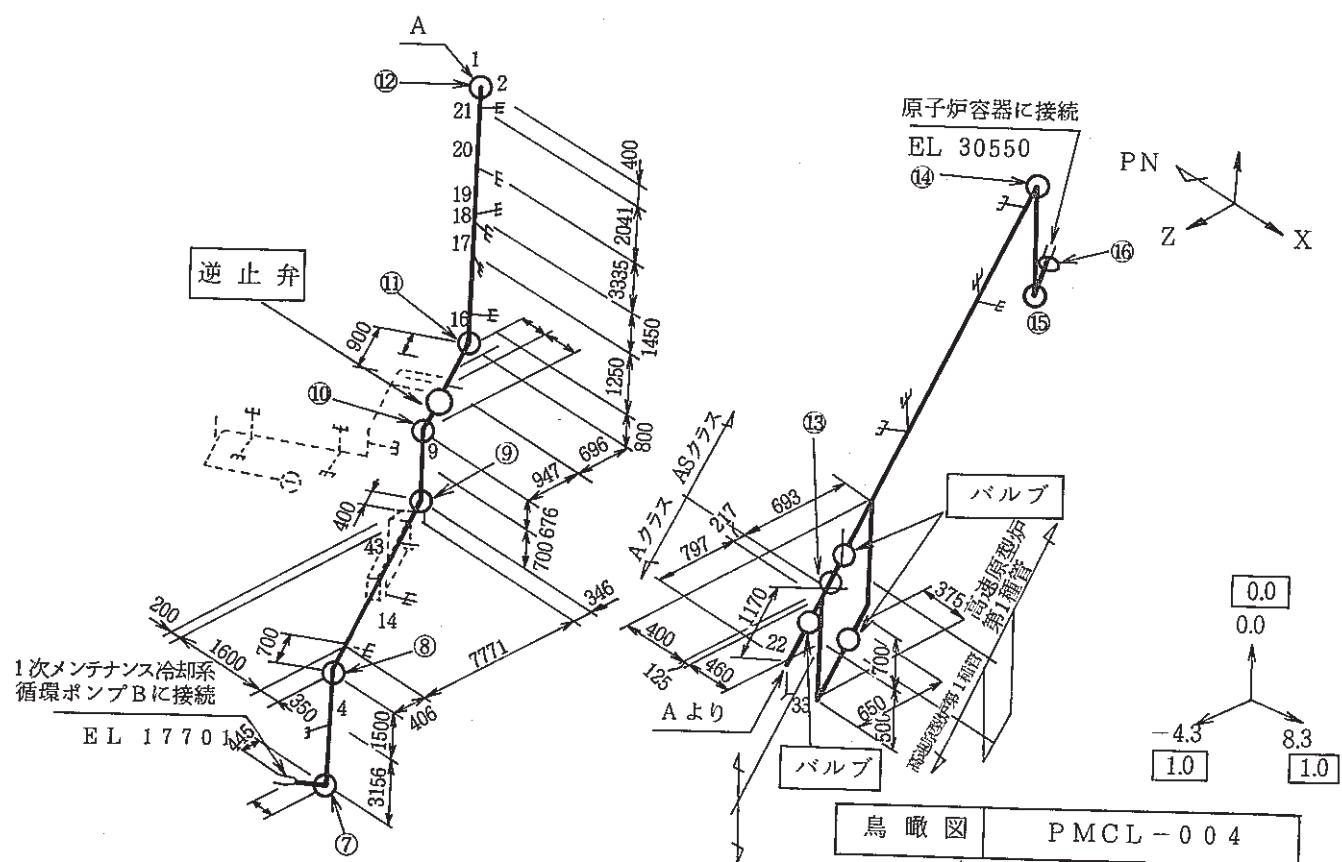


図2-4 (d) MCS 1次系配管アイソメ図 (循環ポンプB-原子炉容器)

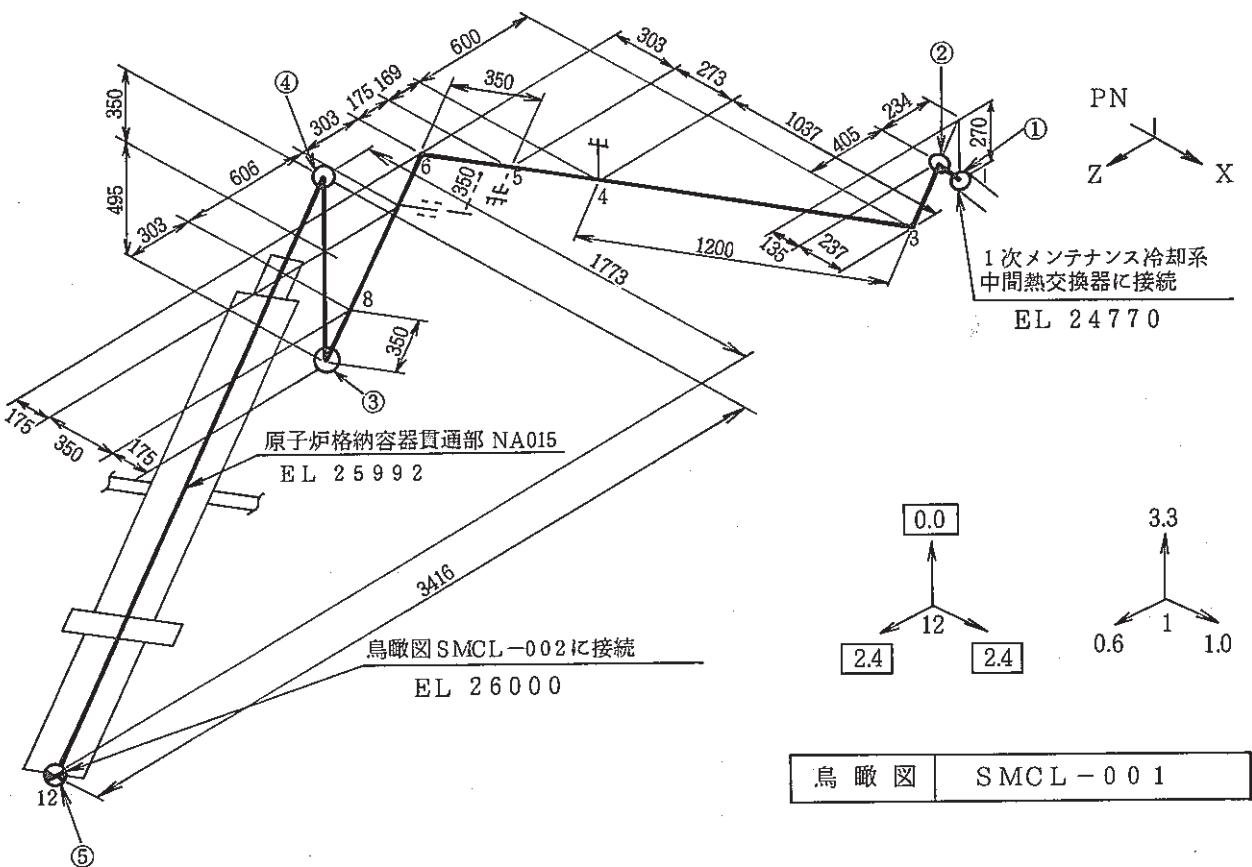


図2-5(a) MCS 2次系配管アイソメ図(中間熱交換器—原子炉格納容器貫通部)

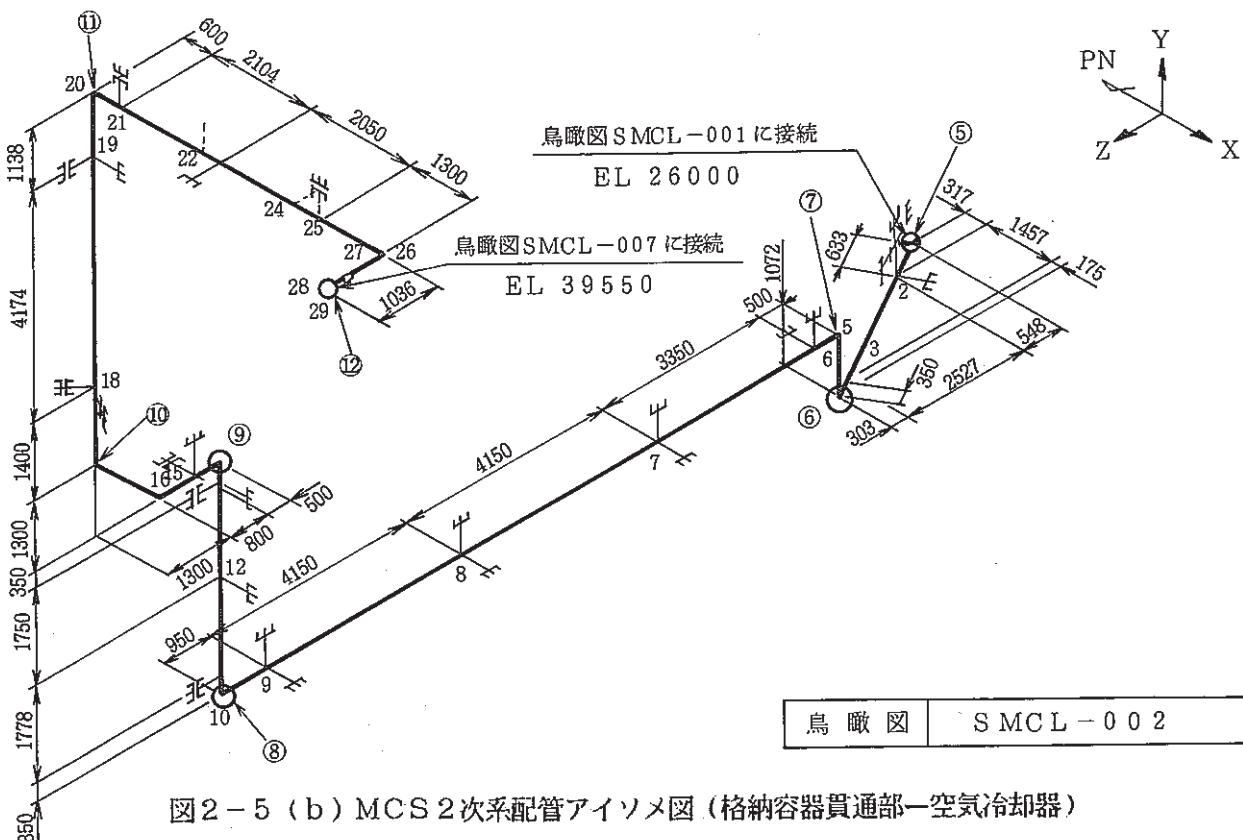


図2-5(b) MCS 2次系配管アイソメ図(格納容器貫通部一空気冷却器)

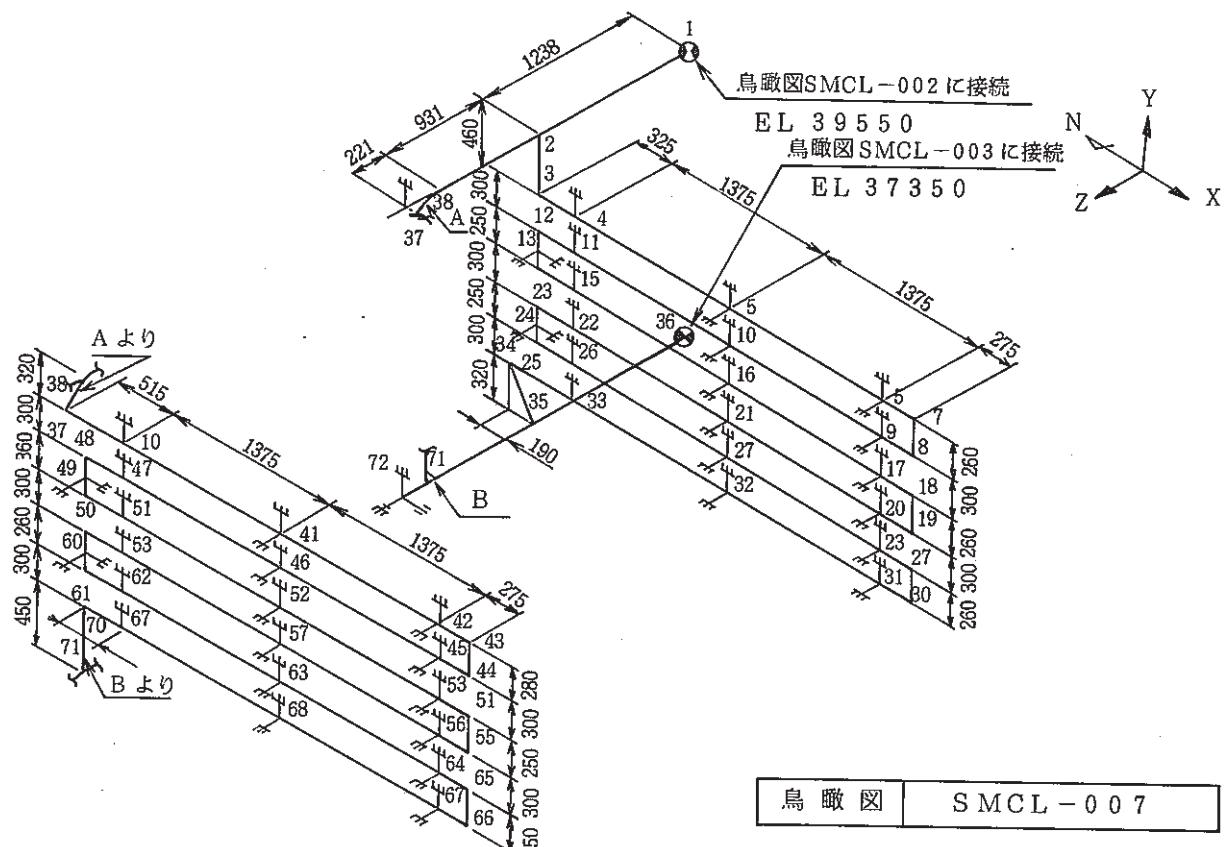


図2-5 (c) MCS 2次系配管アイソメ図 (空気冷却器)

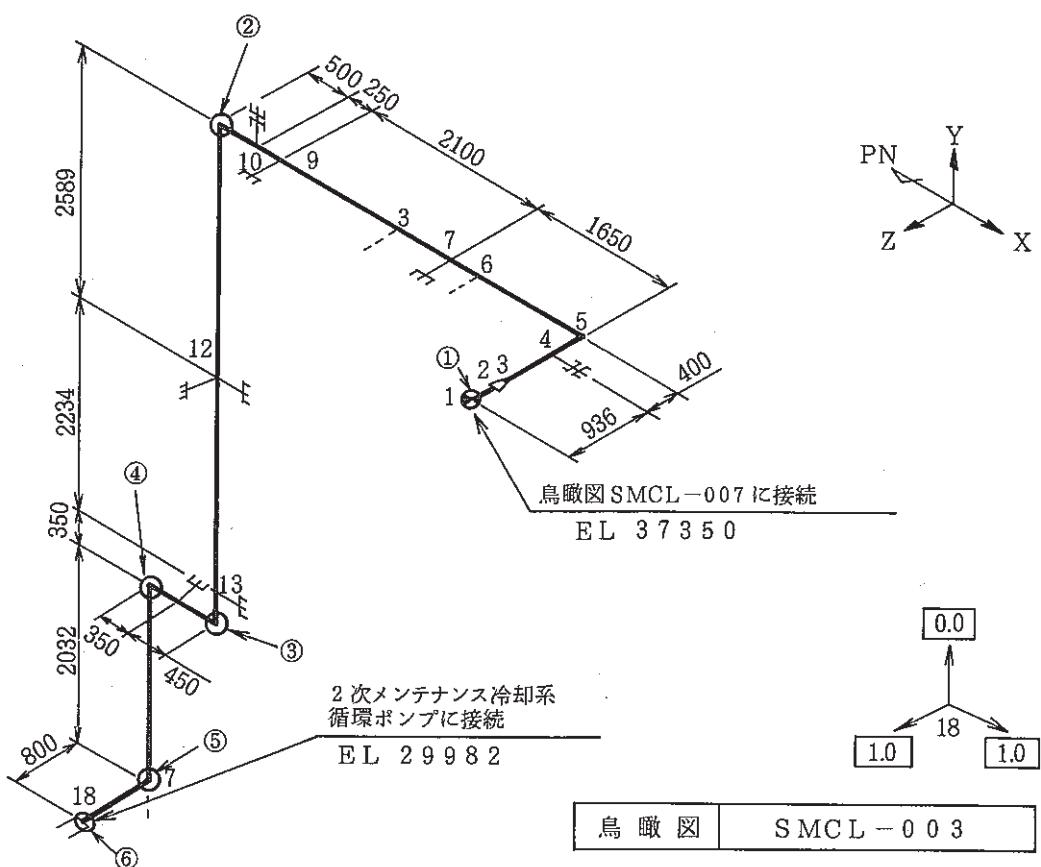


図2-5 (d) MCS 2次系配管アイソメ図 (空気冷却器一循環ポンプ)

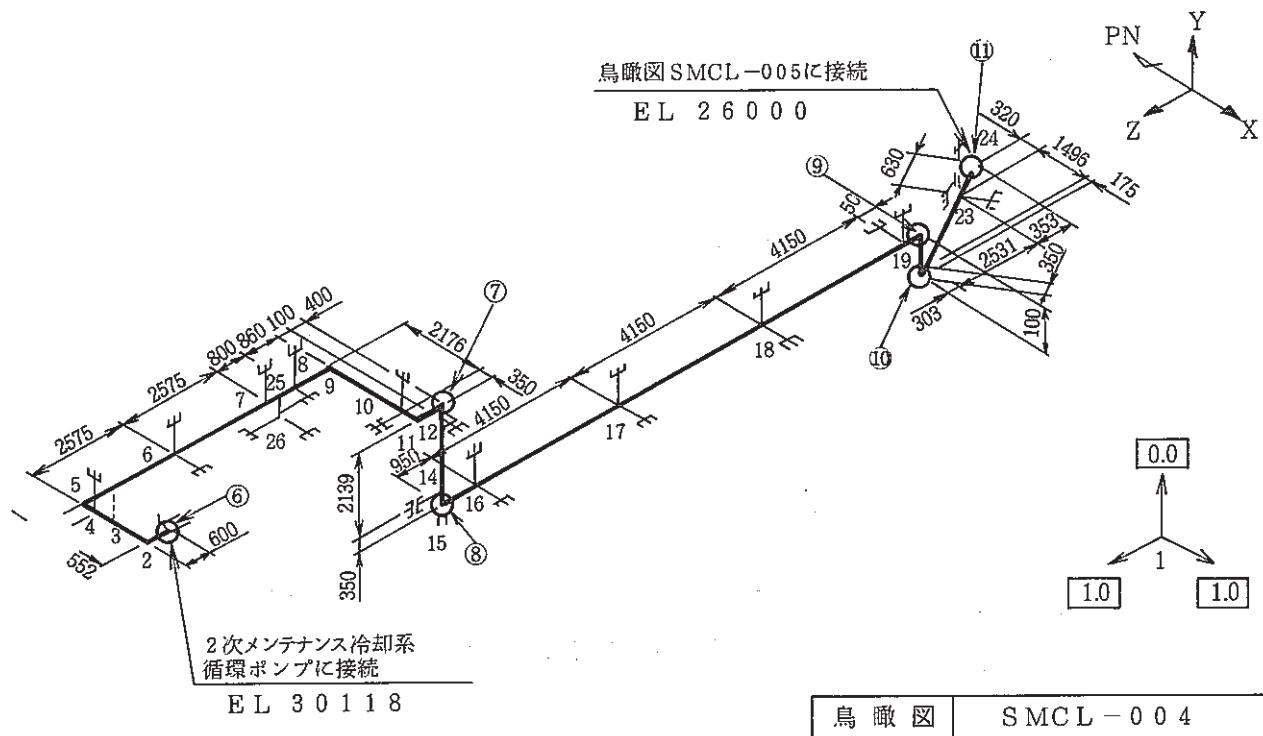


図2-5(e) MCS 2次系配管アイソメ図(循環ポンプ一格納容器貫通部)

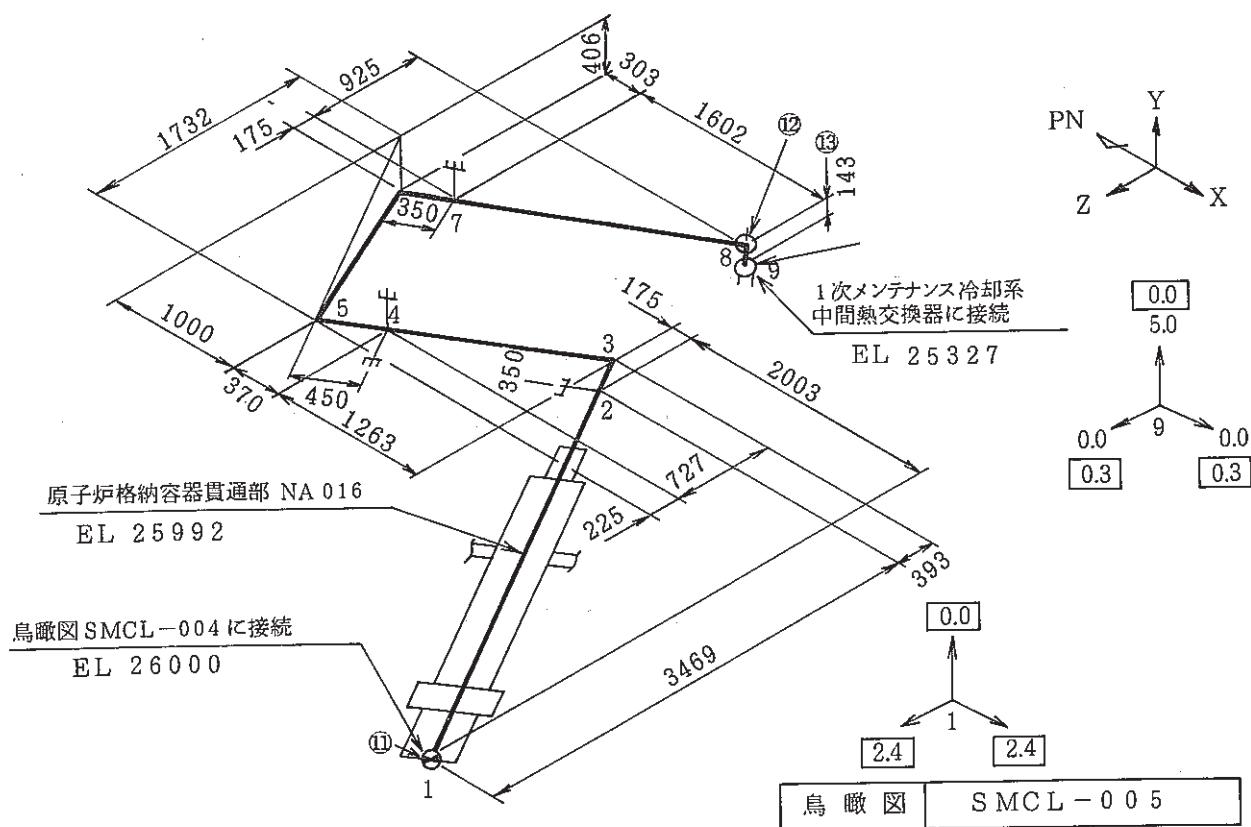
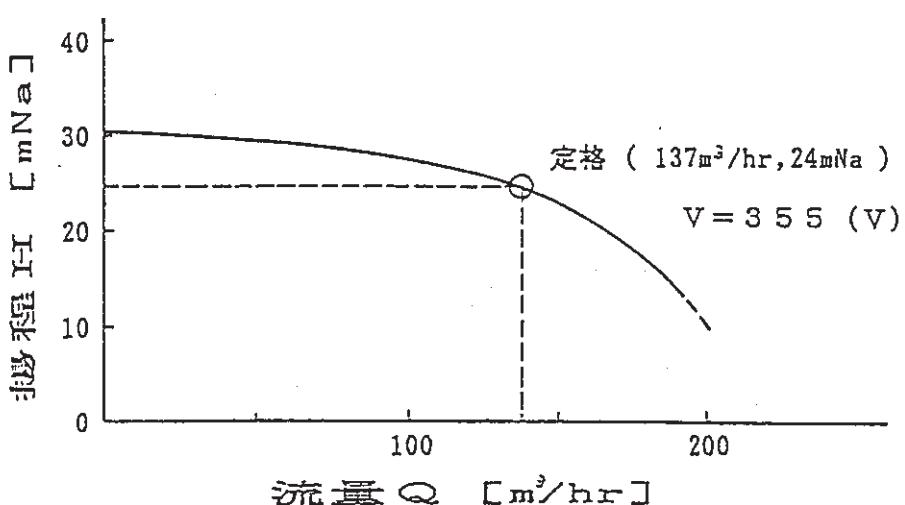
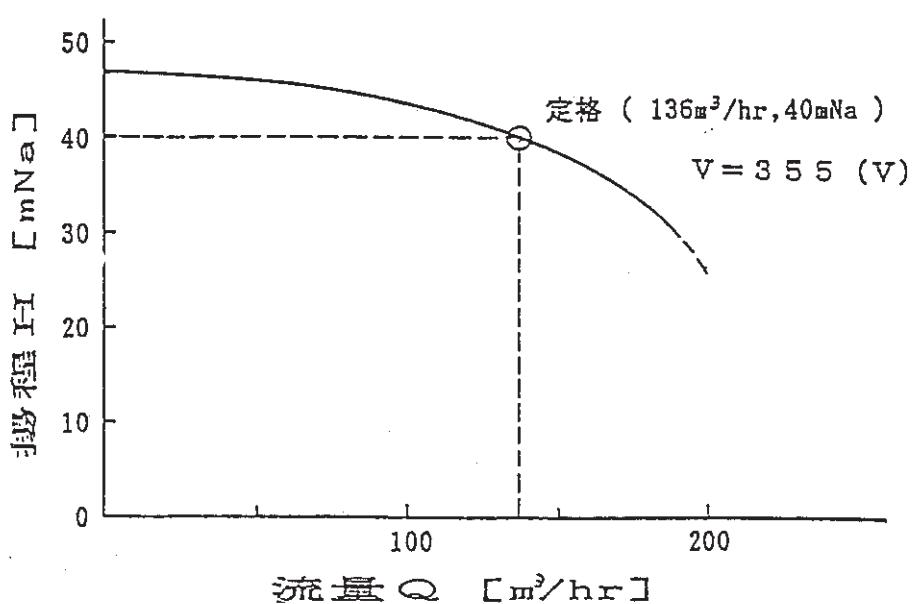


図2-5(f) MCS 2次系配管アイソメ図(格納容器貫通部一中間熱交換器)

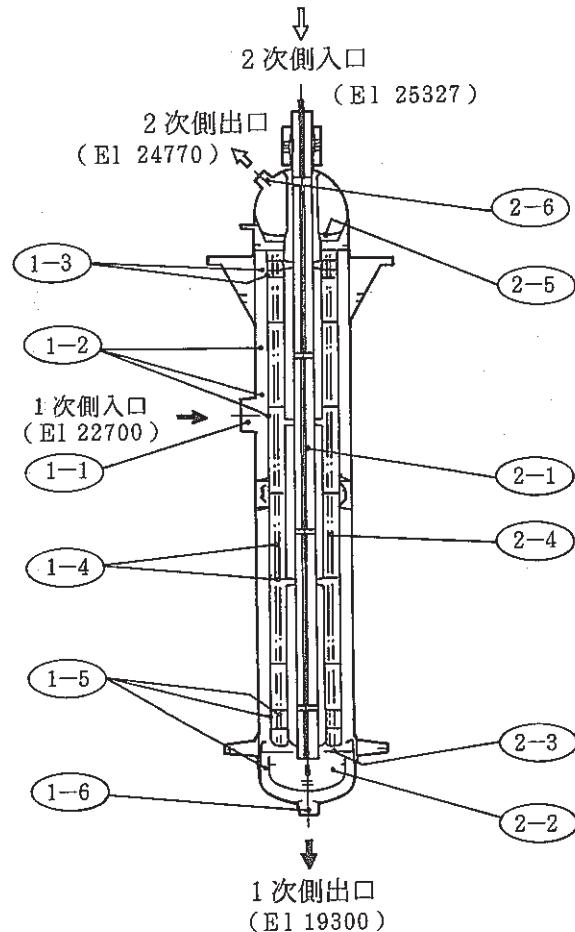


(a) 1次メンテナンス冷却系循環ポンプの特性（1台当たり）



(b) 2次メンテナンス冷却系循環ポンプの特性

図2-6 MCS循環ポンプの特性

1次側(調側)圧力損失(単位 kg / cm²)

No.	部 位	圧 力 損 失 計 算 式	圧力損失
(1-1)	入口ノズル	(ii) 拡大損失 ΔP_e	0.003
(1-2)	入口アニュラス	(ii) 拡大損失 ΔP_e (iii) 縮小損失 ΔP_c (V) 曲り損失 ΔP_m	0.003
(1-3)	入口管部クロスフロー	(iii) 縮小損失 ΔP_c (iv) 管群クロスフロー損失 ΔP_{cross} (V) 曲り損失 ΔP_m	0.002
(1-4)	管束部パラレルフロー	(i) 管摩擦損失 ΔP_t (ii) 拡大損失 ΔP_e (iii) 縮小損失 ΔP_c	0.012
(1-5)	出口管部クロスフロー	(ii) 拡大損失 ΔP_e (iv) 管群クロスフロー損失 ΔP_{cross} (V) 曲り損失 ΔP_m	0.003
(1-6)	出口ノズル	(iii) 縮少損失 ΔP_c (V) 曲り損失 ΔP_m	0.010
	合 計 値		0.003

2次側(資側)圧力損失(単位 kg / cm²)

No.	部 位	圧 力 損 失 計 算 式	圧力損失
(2-1)	2次側下降管	(i) 管摩擦損失 ΔP_t	0.022
(2-2)	2次側下部プレナム	(ii) 拡大損失 ΔP_e	0.020
(2-3)	伝熱管入口	(iii) 縮小損失 ΔP_c	0.001
(2-4)	伝燈管	(i) 管摩擦損失 ΔP_t	0.014
(2-5)	伝熱管出口	(ii) 拡大損失 ΔP_e	0.003
(2-6)	出口ノズル	(iii) 縮小損失 ΔP_c	0.071
	合 計 値		0.131

圧力損失計算箇所

図2-7 MCS中間熱交換器の圧力損失計算値

管側（ナトリウム側）圧力損失（単位kg/cm²）

No.	部 位	圧 力 損 失 計 算 箇 所	圧 力 損 失
(1-1)	入口分配管	(i) 質摩擦損失 (ii) 流路変化による損失	0.045
(1-2)	伝熱管	(i) 質摩擦損失 (ii) 流路変化による損失	0.200
(1-3)	出口集合管	(i) 質摩擦損失 (ii) 流路変化による損失	0.030
			0.275 (合計値)

胴側（空気側）圧力損失（単位kg/cm²）

No.	部 位	圧 力 損 失 計 算 箇 所	圧 力 損 失
(2-1)	整流板	(ii) 流路変化による損失	0.001
(2-2)	予熱ヒータ	(iii) 予熱ヒータ部損失	0.001
(2-3)	伝熱管	(iv) 管群部損失	0.002
			0.004 (合計値)

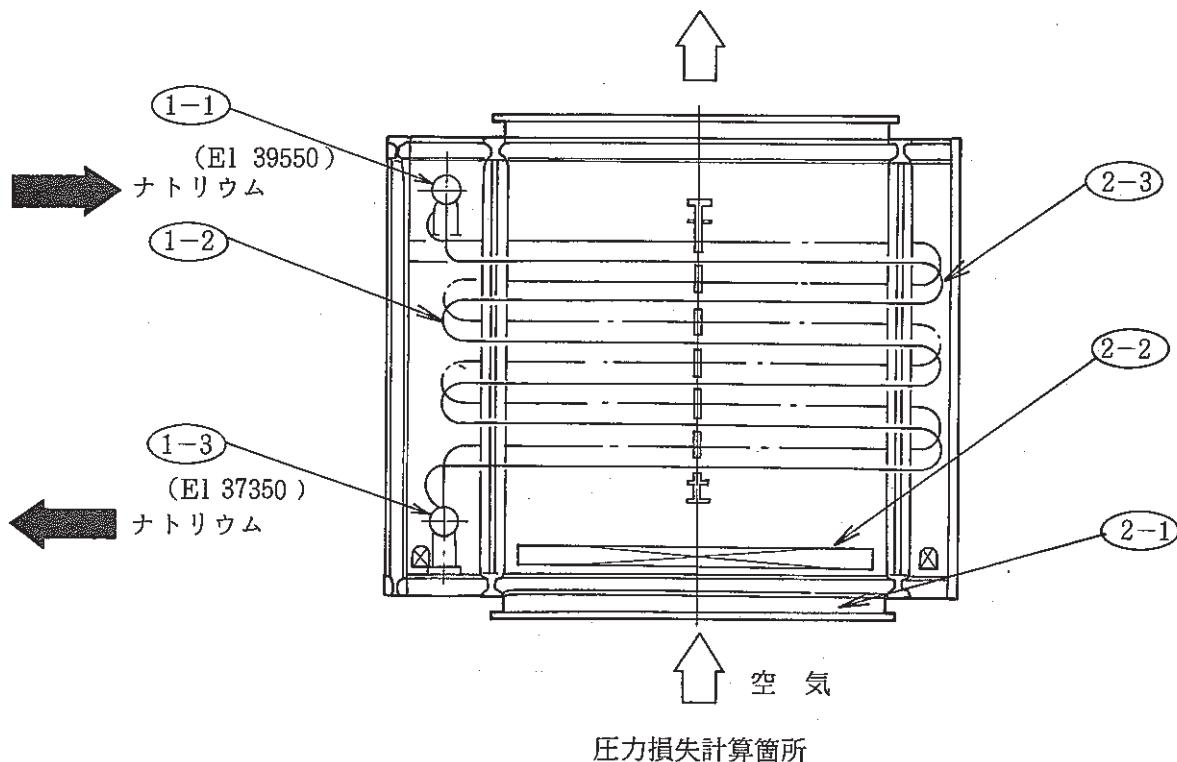


図2-8 MCS空気冷却器の圧力損失

伝熱計算結果一覧表

熱伝達率 1 次側 (胴 側)	kcal /m ² h ℃	1.05×10^4
2 次側 (管 側)	kcal /m ² h ℃	1.93×10^4
伝 热 管 热 抵 抗	m ² h ℃ / kcal	8.88×10^{-5}
汚 れ 係 数	m ² h ℃ / kcal	4×10^{-6}
熱 貨 流 率	kcal /m ² h ℃	4.05×10^3
対 数 平 均 温 度 差	℃	10
必 要 値 傳 热 面 積	m ² / 個	42.5
必 要 值 傳 热 長 さ	m	3.59
設 計 採 用 値 傳 热 面 積	m ² / 個	45.0
設 計 採 用 値 傳 热 長 さ	m	3.83 *

*: 伝熱無効部長さ 0.06 (m) を含む。

	1 次側 (胴 側)	2 次側 (管 側)
容 量 (設計熱交換量)	kcal /h /個	1.72×10^6
流 量	t /h /個	1.24×10^2
入 口 温 度	℃	244
出 口 温 度	℃	200
入 口 プ レ ナ ム 容 積	m ³	0.48
出 口 プ レ ナ ム 容 積	m ³	0.34
伝 热 管 本 数	本	-
		174

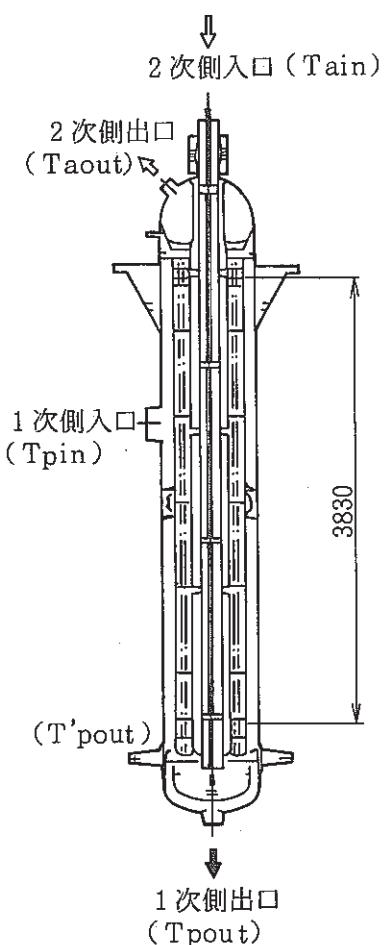
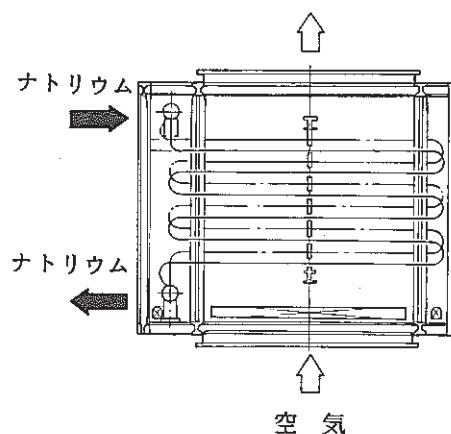


図2-9 MCS中間熱交換器の伝熱特性

		管 側 (ナトリウム側)	胴 側 (空 気 側)
容 量 (設計除热量)	kcal/h/ 個		1.72×10^6
流 量	t/h/個	1.23×10^2	7.40×10^1
入 口 温 度	℃	233	40
出 口 温 度	℃	189	142



伝熱計算結果一覧表

熱伝達率	管 側 (ナトリウム側)	kcal / $m^2 h \text{ } ^\circ\text{C}$	2.34×10^4
	胴 側 (空 気 側)	kcal / $m^2 h \text{ } ^\circ\text{C}$	39.6
伝 热 管 热 抵 抗	$m^2 h \text{ } ^\circ\text{C} / \text{kcal}$		2.17×10^{-3}
汚 れ 係 数	$m^2 h \text{ } ^\circ\text{C} / \text{kcal}$		4×10^{-4}
熱 貨 流 率	kcal / $m^2 h \text{ } ^\circ\text{C}$		30.3
対 数 平 均 温 度 差	℃		117.6
必 要 値	伝 热 面 積	m^2	483
設 計 採 用 値	伝 热 面 積	m^2	533
伝 热 管 本 数	本		42

図2-10 MCS空気冷却器の伝熱特性

基礎式

- (1) 1次系流量 運動量保存則
重力圧損, 摩擦圧損, 形状圧損, 加速圧損, 電磁ポンプ
- (2) 2次系流量 運動量保存則
重力圧損, 摩擦圧損, 形状圧損, 加速圧損, 電磁ポンプ
- (3) 空気流量 運動量保存則
ファン, スタック, 自然通風, ダンパー
- (4) DRACS出入口圧力
- (5) 配管系のエネルギー式
- (6) 中間熱交換器伝熱式
- (7) 空気冷却器伝熱式

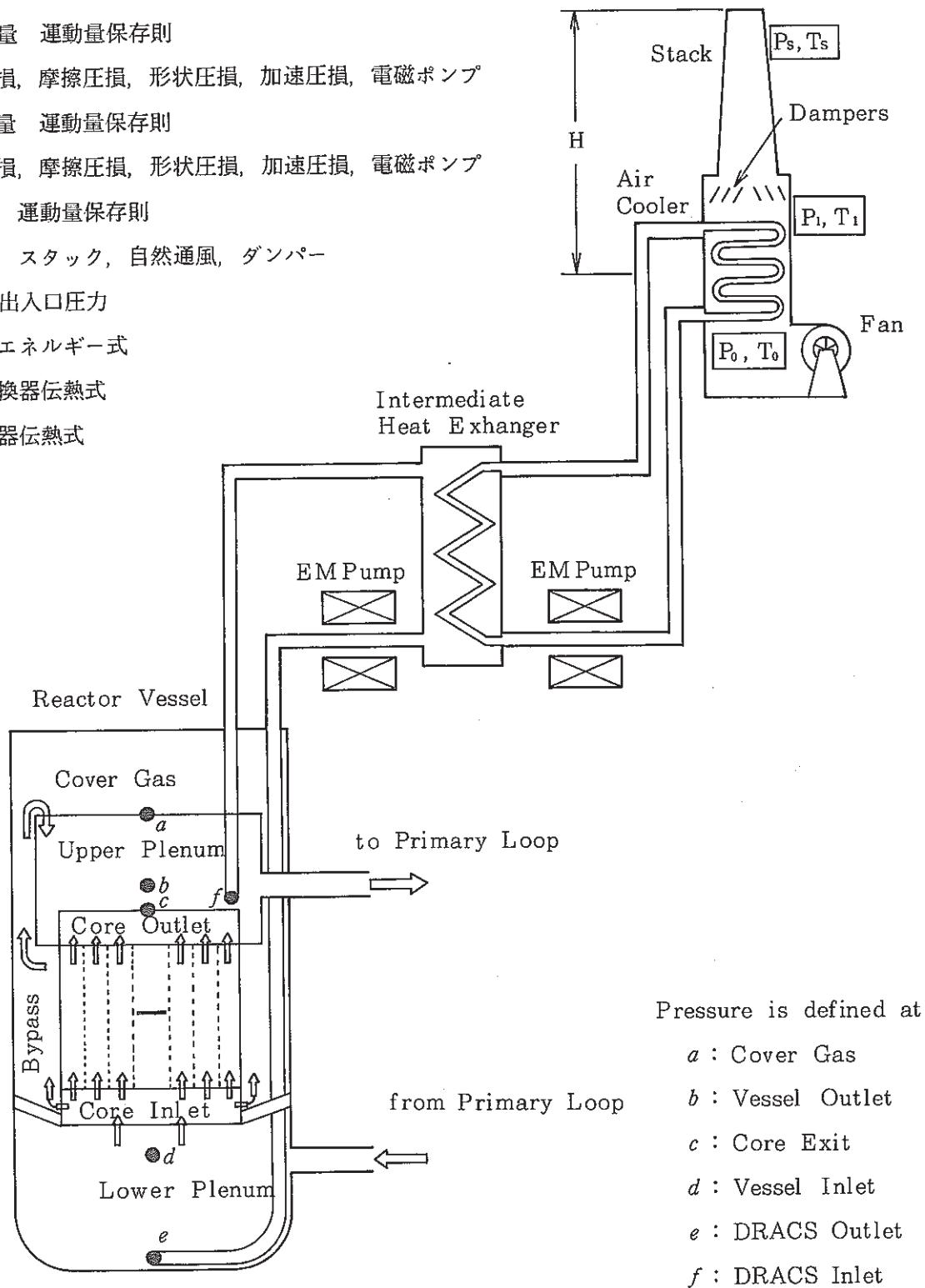


図2-11 直接炉心冷却系モデル

```

&DRACS
L1DRAC =1,
F1DLOP=1.0,
S1DRCS=999999.0,
T1NKR=506.15,
T1NKCR=462.15,
W1NKR=34.17,
T1NAIR=517.15,
T1NAOR=473.15,
Y1KNI=0.0191,
Y1KND=0.0217,
C1NTB=174.0,
STAUN=31.60,
STAUK=14.7778,
S1TAU=18.668,
Z1UPL=-0.275,
Z1LPL=4.09,
Z1DHX=3.40,
Y1NAH=38.022,
Y1NAC=61.491,
Z1NAH=-4.07,
Z1NAC=0.54,
X1NA=0.1023,
X1DHSL=0.029,
N1EMPD=4,
P1EMPD=0.0,0.1,1.0,1.0,
T1EMPD=0.0,1.0,120.0,999999.0,
P1REFP=211327.0,
N2EMPD=4,
P2EMPD=0.0, 0.0,     1.0,     1.0,
T2EMPD=0.0, 5.0,   120.0, 999999.0,
P2REFP=352878.0,
A1DHX=0.11,
P1FCD=0.0,
W1NAR=34.44,
Z1STAK=15.1,
A1STAK=3.61,
F1DRK=0.0,
F1STAK=-392.0,
W1AR=20.56,
T1A1R=313.15,
T1AOR=415.15,
N1DAMP=8,
N1DCQS=6,
N1DFIN=2,
R1AREA=0.05,
R1DFIN=1.0,
R1DCOS=1.0,
N1FANH=4,
P1FANH=0.0, 0.0,     1.0,     1.0,
T1FANH=0.0, 10.0,   120.0, 999999.0,
Y1DHTB=3.830,
Z1NKH=15.651,
Z1NKC=17.281,
Z1NHX=2.20,
Y1NKC=64.999,
Y1NKH=48.531,
Y1NHTB=22.23,
X1NK=0.1023,
X1NHTB=0.0276,
A1NHTB=0.025128
T1NKH=473.15,
T1NKC=473.15,
T1AI=313.15,
T1AO=313.15,
T1ST=313.15,
W1NK=10.3,
W1A=0.0,
W1NA=0.0,
T1NAI=473.15,
T1NAO=473.15,
P2FANO=0.0,
F1DRNK = 0.0,

```

図2-12 SSC-LのMCS入力データ

```

L1DRCS=6,
N1DRCS=21,
L2DRCS=11,
N2DRCS=23,
G1DRCS(1,1)=0.821942E-2,11.481,0.0,
G1DRCS(1,2)=1.891792E-2,0.850,0.0,
G1DRCS(1,3)=1.891792E-2,5.129,-5.129,
G1DRCS(1,4)=1.891792E-2,3.827,0.0,
G1DRCS(1,5)=1.891792E-2,2.523,-2.523,
G1DRCS(1,6)=1.891792E-2,10.632,0.0,
G1DRCS(1,7)=1.891792E-2,0.500,-0.5,
G1DRCS(1,8)=1.891792E-2,4.763,0.0,
G1DRCS(1,9)=1.891792E-2,1.365,-1.365,
G1DRCS(1,10)=1.891792E-2,1.050,0.0,
G1DRCS(1,11)=1.891792E-2,7.100,0.0,
G1DRCS(1,12)=0.887476E-2,0.839,0.0,
G1DRCS(1,13)=0.887476E-2,3.756,3.756,
G1DRCS(1,14)=0.887476E-2,4.300,0.0,
G1DRCS(1,15)=0.887476E-2,1.176,1.176,
G1DRCS(1,16)=0.887476E-2,1.900,0.0,
G1DRCS(1,17)=0.887476E-2,9.806,9.806,
G1DRCS(1,18)=0.887476E-2,1.170,0.0,
G1DRCS(1,19)=0.821942E-2,9.193,0.0,
G1DRCS(1,20)=0.821942E-2,1.830,-1.830,
G1DRCS(1,21)=0.821942E-2,0.953,0.0,
G2DRCS(1,1)=0.887476E-2,0.794,0.270,
G2DRCS(1,2)=0.887476E-2,3.756,0.0,
G2DRCS(1,3)=0.887476E-2,0.845,0.845,
G2DRCS(1,4)=0.887476E-2,3.945,0.0,
G2DRCS(1,5)=0.887476E-2,3.901,0.0,
G2DRCS(1,6)=0.887476E-2,1.072,1.072,
G2DRCS(1,7)=0.887476E-2,13.050,0.0,
G2DRCS(1,8)=0.887476E-2,4.228,4.228,
G2DRCS(1,9)=0.887476E-2,1.300,0.0,
G2DRCS(1,10)=0.887476E-2,8.550,8.012,
G2DRCS(1,11)=0.887476E-2,7.090,0.0,
G2DRCS(1,12)=0.887476E-2,5.836,0.0,
G2DRCS(1,13)=0.887476E-2,5.173,-5.173,
G2DRCS(1,14)=0.887476E-2,0.800,0.0,
G2DRCS(1,15)=0.887476E-2,2.032,-2.032,
G2DRCS(1,16)=0.887476E-2,0.800,0.0,
G2DRCS(1,17)=0.887476E-2,12.726,0.0,
G2DRCS(1,18)=0.887476E-2,2.489,-2.489,
G2DRCS(1,19)=0.887476E-2,13.900,0.0,
G2DRCS(1,20)=0.887476E-2,1.055,-1.055,
G2DRCS(1,21)=0.887476E-2,3.981,0.0,
G2DRCS(1,22)=0.887476E-2,10.464,0.0,
G2DRCS(1,23)=0.887476E-2,0.143,-0.143
&END

```

図2-12 (続き)

3 MCSによる崩壊熱除去解析

3-1 もんじゅの崩壊熱除去機能

図3-1にもんじゅのシステム図を示す。崩壊熱除去系としては、補助炉心冷却系が蒸気発生器と並列に設置されている。このようなシステムにおける崩壊熱除去機能喪失事象は空気冷却器における除熱失敗（空気流量喪失等）と中間熱交換器における除熱失敗（2次系流量喪失等）に大別されると考えられる。前者は、2次系までは異常がなく、3次系（水蒸気系および空気系）が故障している事象（空気冷却器ベンチ開失敗等）の全てを安全側に包絡する。後者は、2次系以後に異常がある事象（空気冷却器出口止め弁開失敗や2次系ポンプスティック等）の全てを安全側に包絡している。また全ループ同時にこれらの事故想定を行っていることにより、地震などの共通原因故障をも包絡していると考えられる。

このようなPLOHsを想定すれば、冷却材の温度は時間とともに徐々に上昇していき、いずれ冷却材が沸騰するに至るか、あるいは高温条件下で構造材の強度低下によって、冷却材バウンダリが破損することが予想される。ただし、冷却材バウンダリ破損の条件（時間と場所）を特定する事は困難であるため、設計条件において規定されている『冷却材の最高温度を650°C以下に維持すること』を崩壊熱除去成功の判断基準とする。

図3-2にはもんじゅの崩壊熱の時間変化と崩壊熱除去系の除熱能力とを示す。IRACSでは強制循環で1ループ当たり15MW、自然循環でおよそ3.5MWの除熱能力がある。ただし、この数字はシステムの温度などに依存するため、常にこの値で一定であるというわけではない。序論述べたように、MCSの除熱量はおよそ5.3MWであり、炉停止の後20時間における崩壊熱レベルと同等である。この理由により、従来よりシステム解析においてMCSは炉停止後20時間以降に限って利用できるとされていた。崩壊熱除去系の使命時間は1ヶ月と仮定され、この時点における崩壊熱レベルは約1MWである。

システム解析において使用されている崩壊熱除去機能のイベントツリーを図3-3に示す。電源が存在する場合には、崩壊熱除去のためにIRACSの強制循環と自然循環が使える。MCSの強制循環は、原子炉停止後20時間以降に利用できると仮定している。従って、イベントツリーは時間的に2つのフェーズに分けて定義されている。炉停止後20時間以内の短期崩壊熱除去としてIRACSによる強制循環と自然循環との両方に失敗すればシーケンス4となりPLOHsに分類さ

れる。強制循環か自然循環のいずれかによって短期崩壊熱除去に成功すれば、次に長期崩壊熱除去が行われる。炉停止後20時間以降の長期崩壊熱除去では、IRACSの強制循環と自然循環、及びMCSによる強制循環の全てに失敗した場合に限ってPLOHSに分類される。そのほかの場合にはサクセスになる。

一方、電源がない場合には強制循環除熱は利用できないため、IRACSの長期崩壊熱除去が成功した場合に限ってサクセスとなる。従って、20時間を境として成功基準が変化することなく、単純なイベントツリーとなる。IRACSによる自然循環除熱は炉停止直後から利用できる。1ループ以上が利用可能であることが成功基準である。

本章では、利用できるシステムの熱容量の観点からPLOHS事故を分類し、それぞれに対して、MCSを活用することによって除熱成功に導く条件を解析により求めた。この分析によって、MCSの運用による除熱成功基準を求め、現実的な崩壊熱除去イベントツリーを得ることができる。検討した項目は以下の通りである。

(1) 原子炉容器、1次系、及び2次系の熱容量が利用できるPLOHS (IRACS断熱を仮定)

時にMCSで除熱できる条件

①MCS起動までの時間余裕

②利用できる主冷却系ループ数と冷却材最高温度の関係

(2) 原子炉容器、及び1次系の熱容量が利用できるPLOHS (IHX断熱を仮定) 時に、MCSで除熱できる条件

①MCS起動までの時間余裕

②冷却時間と冷却材最高温度の関係

(3) 共通原因故障によるIRACS空気冷却器出口止め弁開失敗時にMCSで除熱できる条件

(4) 原子炉容器のみの熱容量が利用できるPLOHS (主冷却系ループ喪失を仮定) 時に、MCSのみによって除熱できる条件、(例えばLORL時)

(5) MCS起動時の熱過渡とその緩和対策

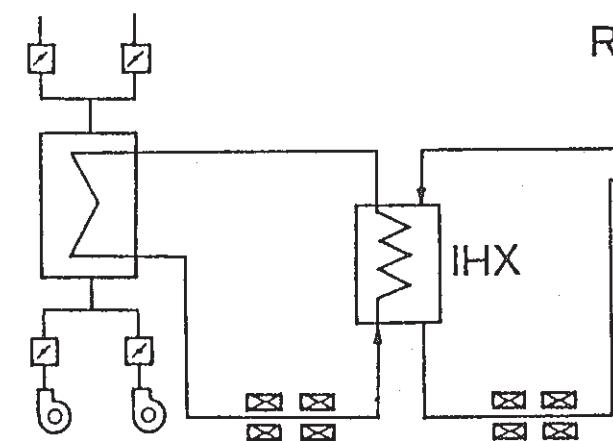
PLOHSに至るシーケンスは無数にあり、起因事象によって利用できるループ数や系統数が異なってくる。一方、利用できる熱容量によって、崩壊熱除去成功か不成功かの判断も異なってくる。従って、炉心溶融発生頻度の評価精度を上げようとするならば、PLOHSをいくつかのカテゴリ

に分類してそれについて成功基準を定義すればよい。

Intermediate Reactor Auxiliary Cooling System (IRACS)

Maintenance Cooling System
(MCS)

Air Cooler



Reactor Vessel

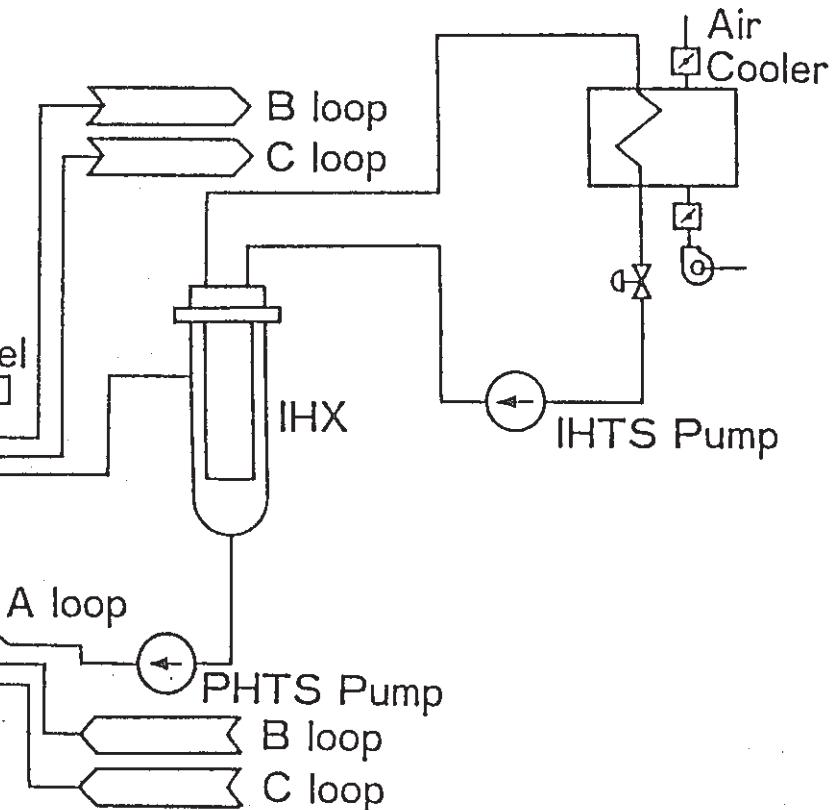


図3-1 もんじゅ崩壊熱除去系の系統図

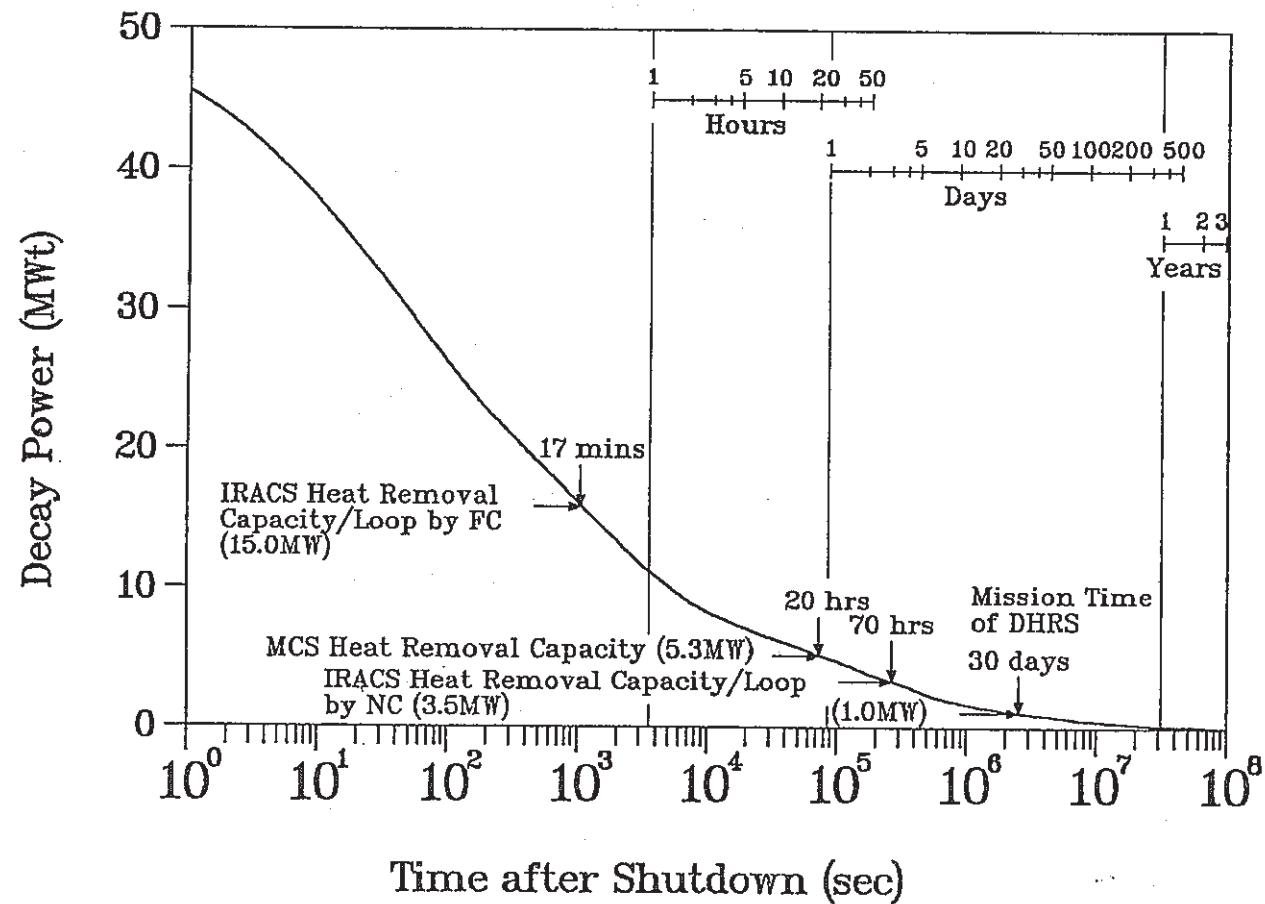


図3-2 もんじゅの原子炉崩壊熱

電源の存在	ACSによる 短期崩壊熱 除去	ACSによる 長期崩壊熱 除去	MCSによる 長期崩壊熱 除去	シーケンス 番号	事故分類
-------	-----------------------	-----------------------	-----------------------	-------------	------

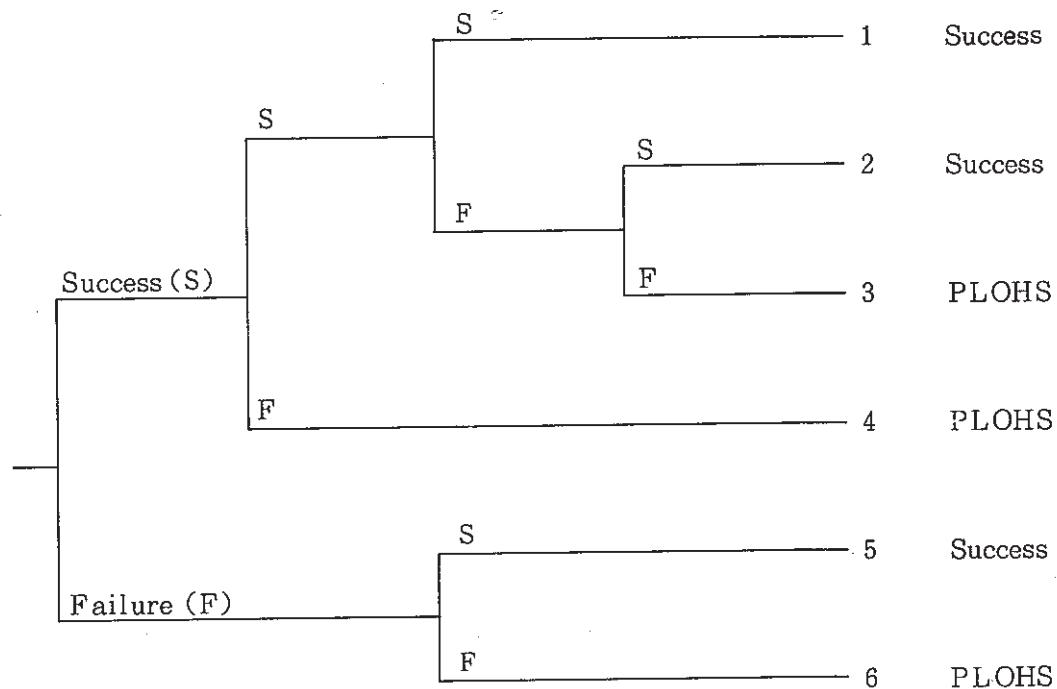


図3-3 もんじゅの崩壊熱除去機能のイベントツリー

3-2 IRACS断熱PLOHS時のMCSによる除熱の解析

(1) 30分後にMCSを起動する場合

表3-1に事象の進展を示す。起因事象は、電源喪失等が発生した場合に想定される1次及び2次主冷却系ポンプの同時トリップである。それに引き続き、1次主冷却系ポンプ回転数低のスクラム信号が発生し、原子炉は自動スクラムするものとする。起因事象の発生と同時に、水・蒸気系への除熱は行われないものと仮定する。スクラム信号発生後93秒の時間遅れをもって過熱器出口に設けられている止め弁が閉となり、同時にIRACS空気冷却器出口止め弁が開となる。空気冷却器の起動には失敗し、空気は伝熱部に供給されないものとする。すなわち空気冷却器における除熱量は無いものと仮定する。電源系は30分の時間余裕を見れば回復できると一般に考えられていることから、起因事象の発生後30分(1800秒)でMCSを起動させることができると仮定する。

図3-4以降に解析結果を示す。解析時間は40時間である。

図3-4には原子炉出力を示す。PLOHSの場合には崩壊熱レベルは数時間で1%以下のレベルにまで低下する。

図3-5には原子炉容器の主冷却系出入口における冷却材温度を示す。冷却材温度は19.3時間までは徐々に上昇するが、その後には低下し始める。この低下開始時刻は、崩壊熱レベルがMCSの除熱能力と一致する時刻にほぼ等しい。20時間以上の輸送遅れをもって原子炉容器出口温度の変化が入口温度に現れているのは、後で図3-15に示されるように、この事象では1次系冷却材流量は定格値の0.1%以下に低下し、冷却材の一巡時間は定格時の1000倍以上に達しているためである。従って、原子炉容器入口温度は原子炉容器出口温度の最高値と同程度の値に達するまでは上昇し続ける。

図3-6には、IHXの1次系出入口の冷却材温度を示す。1時間から2時間にかけてIHX出口(コールドレグ)温度が入口(ホットレグ)温度を上回っている。また36時間以降もコールドレグ温度がホットレグ温度を上回っている。

図3-7にはIHXの2次系出入口冷却材温度を、図3-8にはIRACSの出入口のナトリウム温度を示す。IRACSでは除熱が行われていないので2次系はループ全体にわたってほとんど等温となっている。従って自然循環力は、きわめて小さい。

図3-9には原子炉容器上部プレナムと下部プレナムの冷却材温度を示す。上部プレナムは上部高温領域と下部高温領域の2領域でモデル化されている。ただし、初期の数分間のコールドショック

クで低温の冷却材が炉心から上部ブレナムに流出する時間を除いては上部ブレナム温度は等温であると考えてよい。上部ブレナムと下部ブレナムの温度差はおよそ120～130°C程度である。

図3-10には1次MCSの炉容器出入口、MCS中間熱交換器出入口の冷却材温度を示す。図3-11には2次MCSの中間熱交換器出入口と空気冷却器出入口の冷却材温度を示す。図3-12にはMCS空気冷却器出入口の空気温度を示す。入口温度は入力により40°Cに固定されている。図3-13にはMCSの1次系、2次系、空気の冷却材流量を示す。いずれも強制循環であるため、ほぼ一定値となっている。

図3-14には炉心の冷却材流量を示す。およそ33kg/secの流量のうち、30kg/secはMCSによって供給されている。PLOHS時には自然循環力が小さいことに加えて、MCSのポンプ駆動力が主冷却系に対しては流量を抑制する方向に作用しているため、1次系流量は1ループ当たり1kg/sec(0.77%)となっている。

図3-15には1次系と2次主冷却系の冷却材流量を示す。2次系流量は、1時間から3時間程度までは0近傍で振動し、順流と逆流とが交互に現れる。その後、ほぼ一定の流量となるが、ヒートシンクがないためにおよそ3.9時間には停止している。1次系流量は一定である。

図3-16に原子炉容器出入口の冷却材温度を、MCSを起動する場合(図3-5)としない場合とを比較して示している。MCSを起動しない場合にはホットレグとコールドレグの冷却材温度は40から50°Cの差を維持したまま徐々に上昇し、およそ3.2時間後に冷却材が沸騰を始める。一方、30分後にMCSを起動した場合にはおよそ2.0時間後に原子炉容器出口の冷却材温度は最高値60.4°Cに到達し、その後は減少を開始する。従って、MCSを30分後に起動すれば崩壊熱除去成功の判断基準を満足する。

図3-17にはMCSによる除熱量の時間変化を示す。MCS起動時にはおよそ5.0MWであるが、その後冷却材の温度が上昇するのに併せて、最高では6.3MW程度にまで達する。重要な点は、PLOHS事故時には冷却材温度の上昇とともに、熱交換器における除熱量が増加し、崩壊熱除去系の定格除熱容量を上回る熱を除去できるということである。当然、冷却材の温度が下がつていけば、定格条件を下回る除熱量に低下することになる。

(2)MCS起動までの時間余裕の検討

次に、MCSを起動するための時間的余裕の検討を行う。図3-18にMCS起動時刻と原子炉容器出口最高温度の関係を示す。この図から、冷却材最高温度が650°Cを越えるのはおよそ5時

間以降にMCSを起動した場合に限られることが分かる。従って、本節の解析では、MCSの起動時刻を30分と仮定したが、それよりも遅れても、少なくとも4時間以内に起動すれば除熱可能である。図3-19には原子炉容器出口温度が図3-18に示される最高値に到達する時刻とMCSの起動時刻の関係を示している。MCSを遅く起動すれば最高温度に到達する時刻は早くなっていく。なおMCSを起動しない場合には、7.5時間後に冷却材最高温度は650°Cに到達する。

(3) MCSによって除熱するために必要なループ数の検討

図3-20には利用できる主冷却系ループ数と冷却材最高温度の関係を示す。この場合にはIRACSにおいて除熱が行われないため、利用できるループとはそのループの1次系と2次系の熱容量が利用できることを意味している。図3-20から2ループが利用できる場合には冷却材温度を630°C以下に制限することができるが、1ループのみしか利用できない場合には冷却材の最高温度は670°C近くにまで達する。図3-21には、その最高温度に到達する時刻を示す。

以上の検討から、2ループ以上健全ならば炉停止直後からMCSによって除熱できる。MCSを起動するときの時間余裕は十分にあると判断される。

表3-1 PLOHSの事象進展 (IRACS空気冷却器断熱条件)

時刻(Sec)	事象
0.0	主冷却系ポンプトリップ、給水喪失 (SG除熱停止)
0.94	1次ポンプ回転数低のスクラム信号
1.97	原子炉スクラム
93.94	SG止め弁閉、AC出口止め弁閉、空気流量喪失(IRACS除熱停止)
1800.0	MCS起動

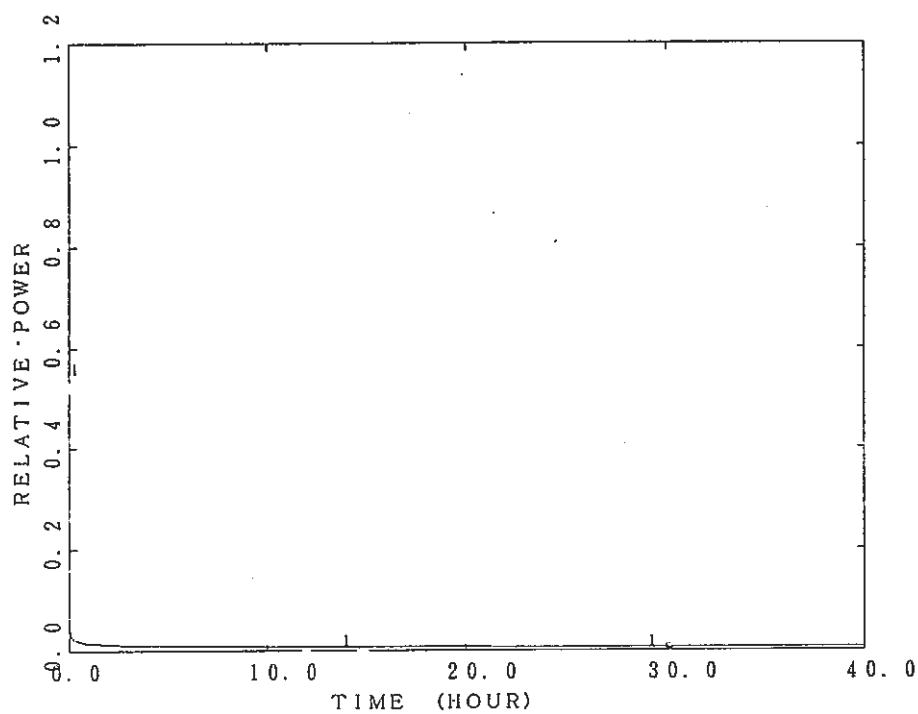


図3-4 原子炉出力相対値の過度変化

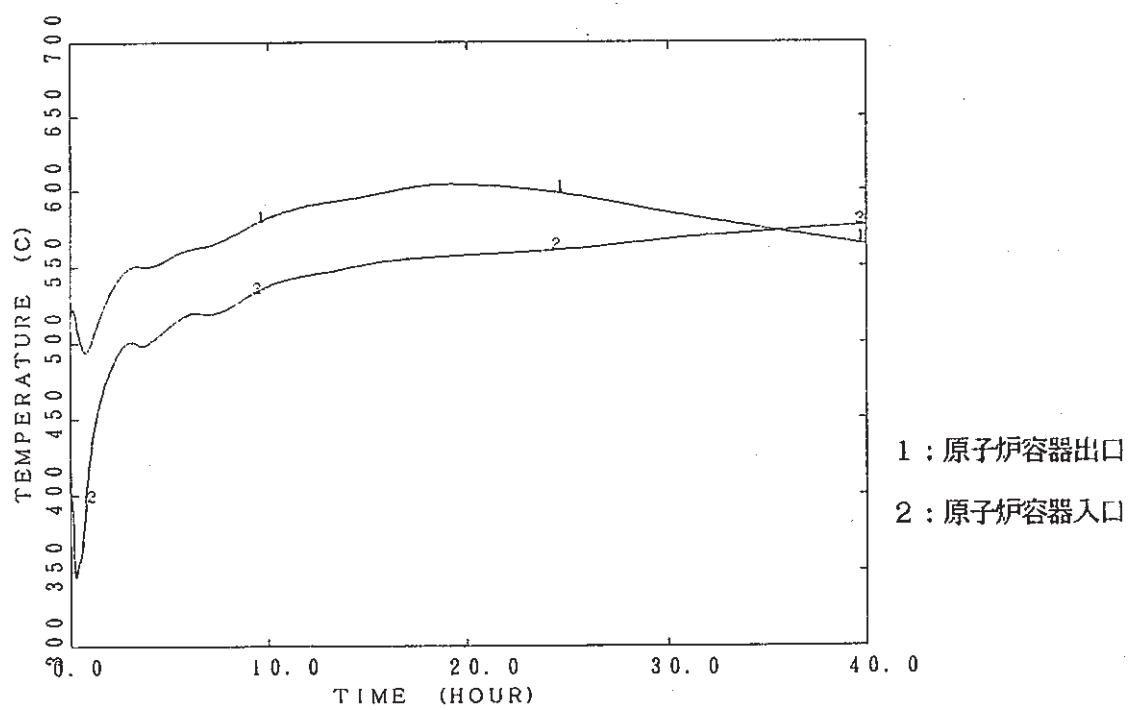


図3-5 原子炉容器主冷却系出入口の冷却材温度

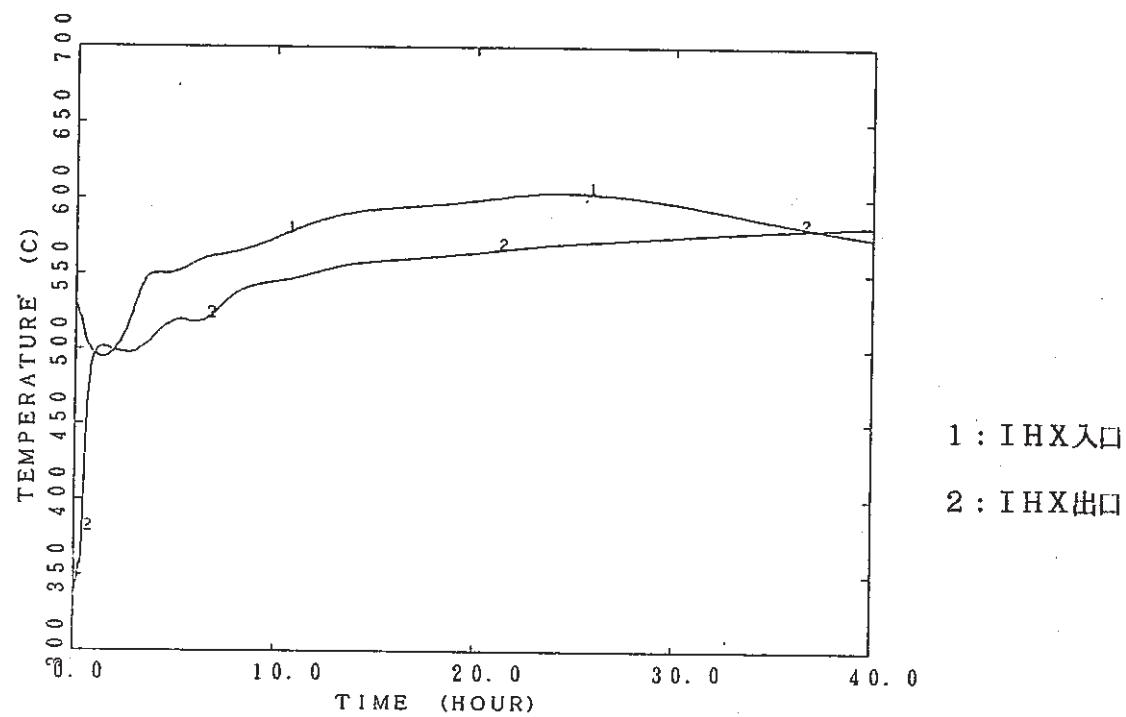


図3-6 1次主冷却系IHX出入口の冷却材温度

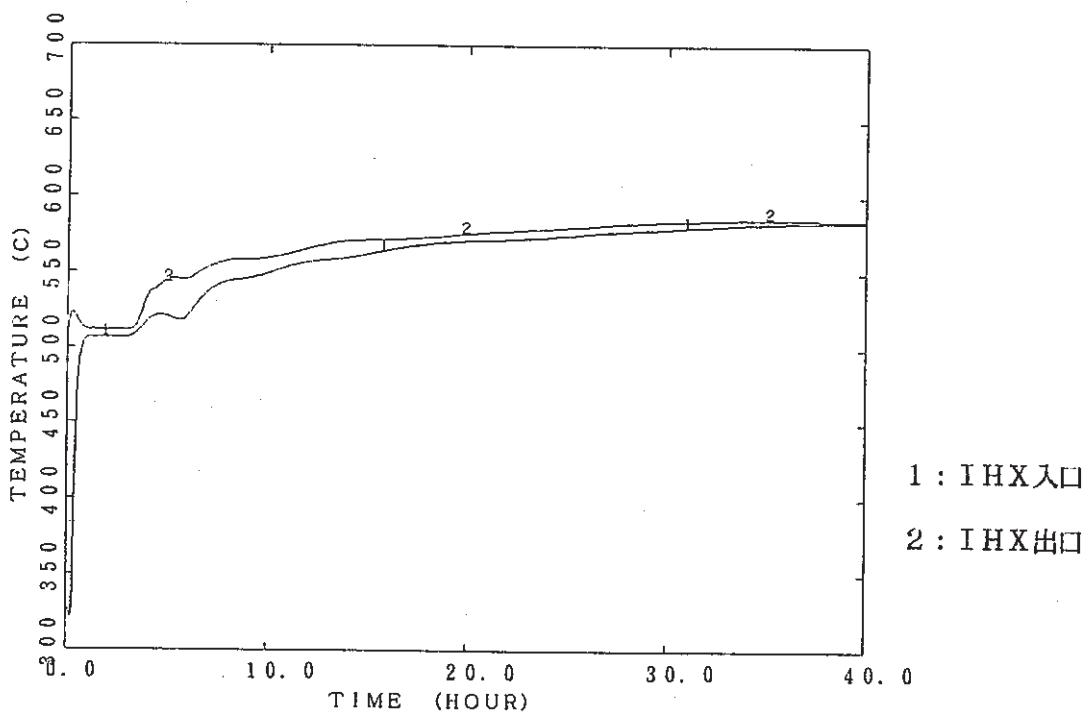


図3-7 2次主冷却系IHX出入口の冷却材温度

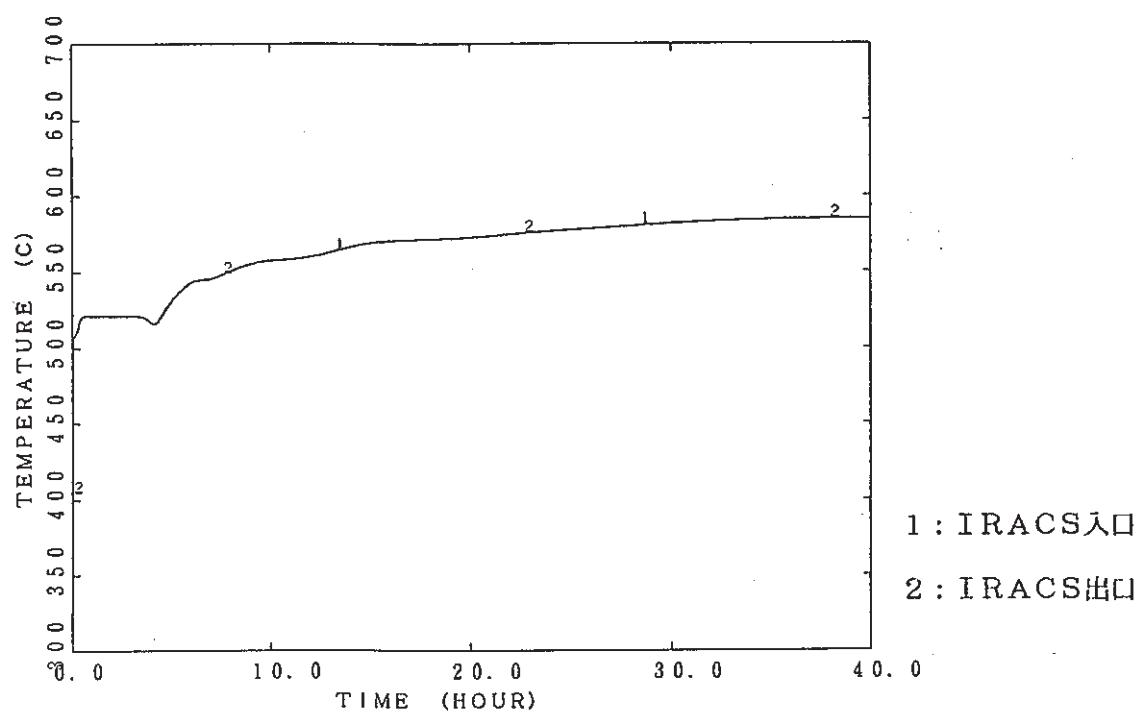


図3-8 IRACS空気冷却器出入口のナトリウム温度

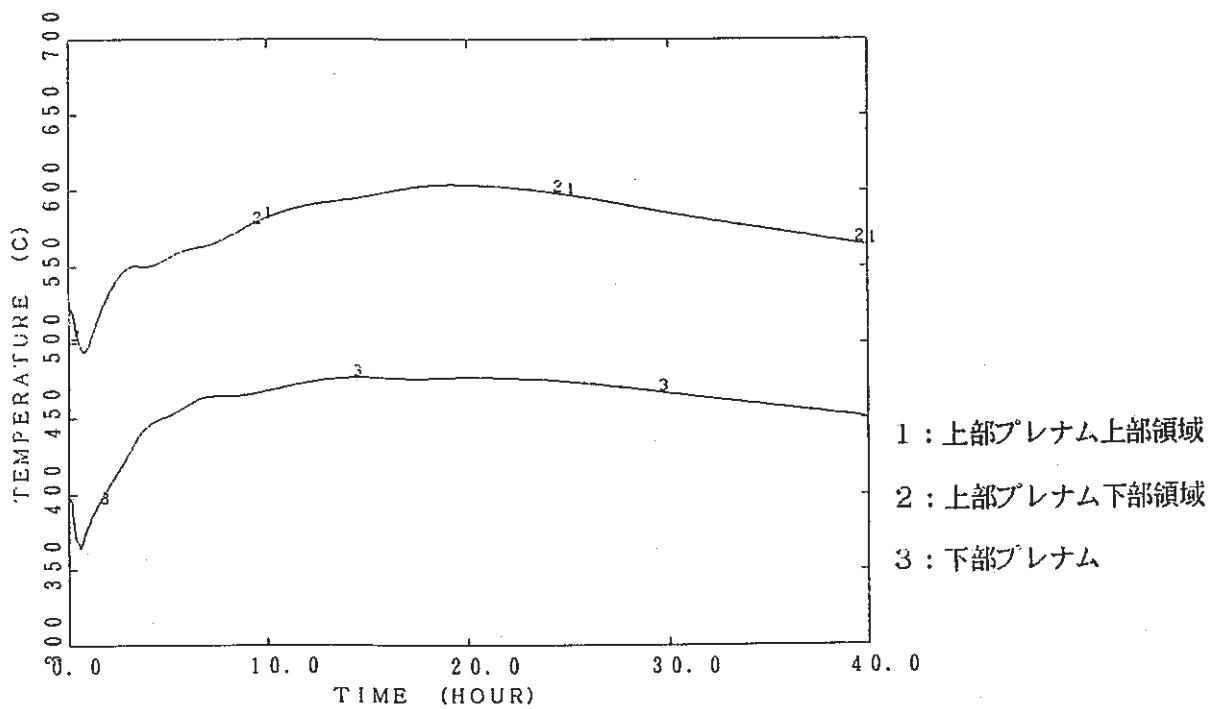


図3-9 原子炉容器上部プレナムと下部プレナムの冷却材温度

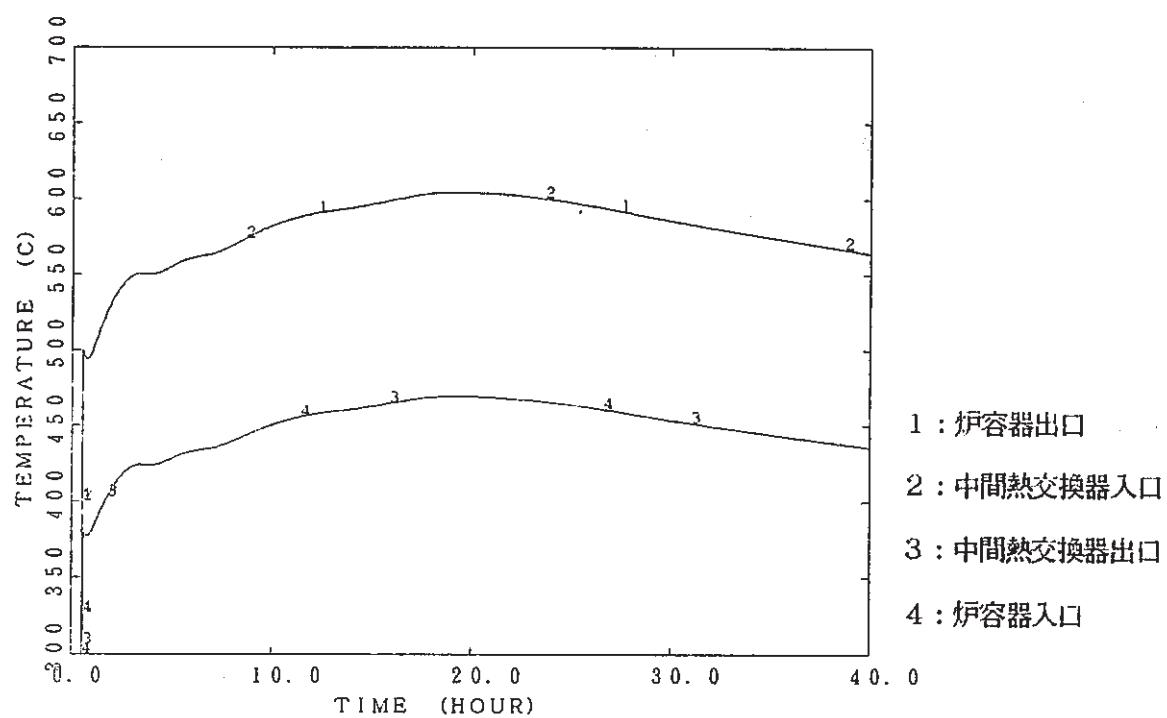


図3-10 1次MCSの冷却材温度分布

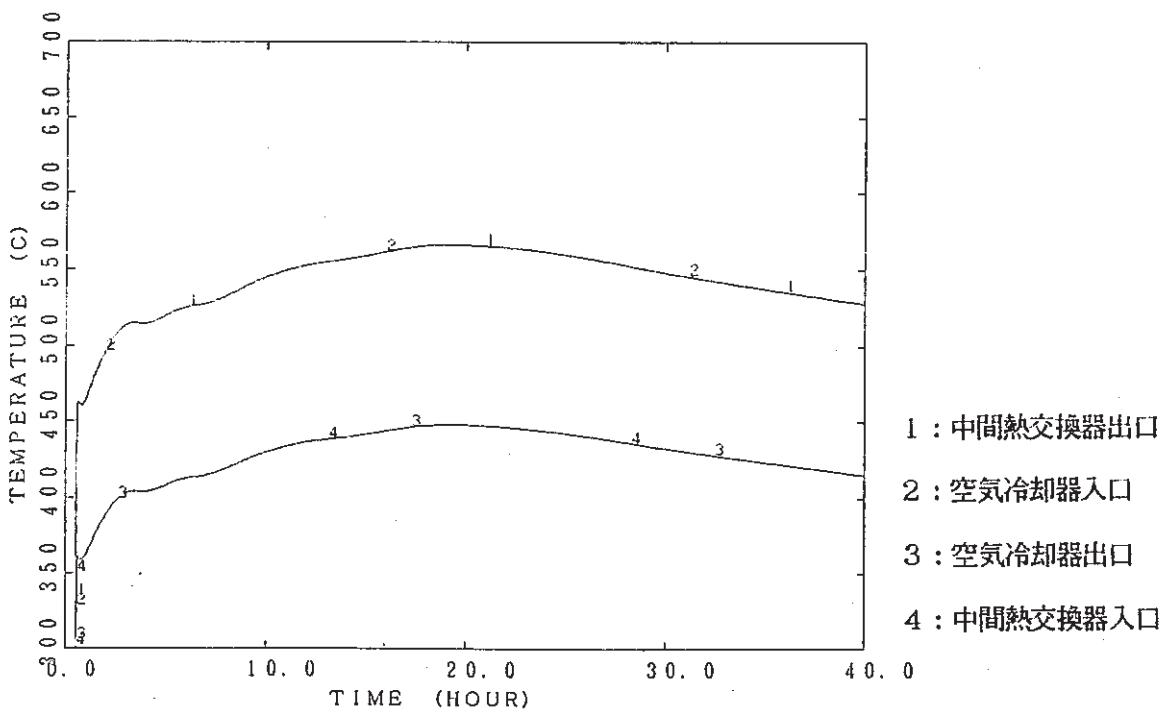


図3-11 2次MCSの冷却材温度分布

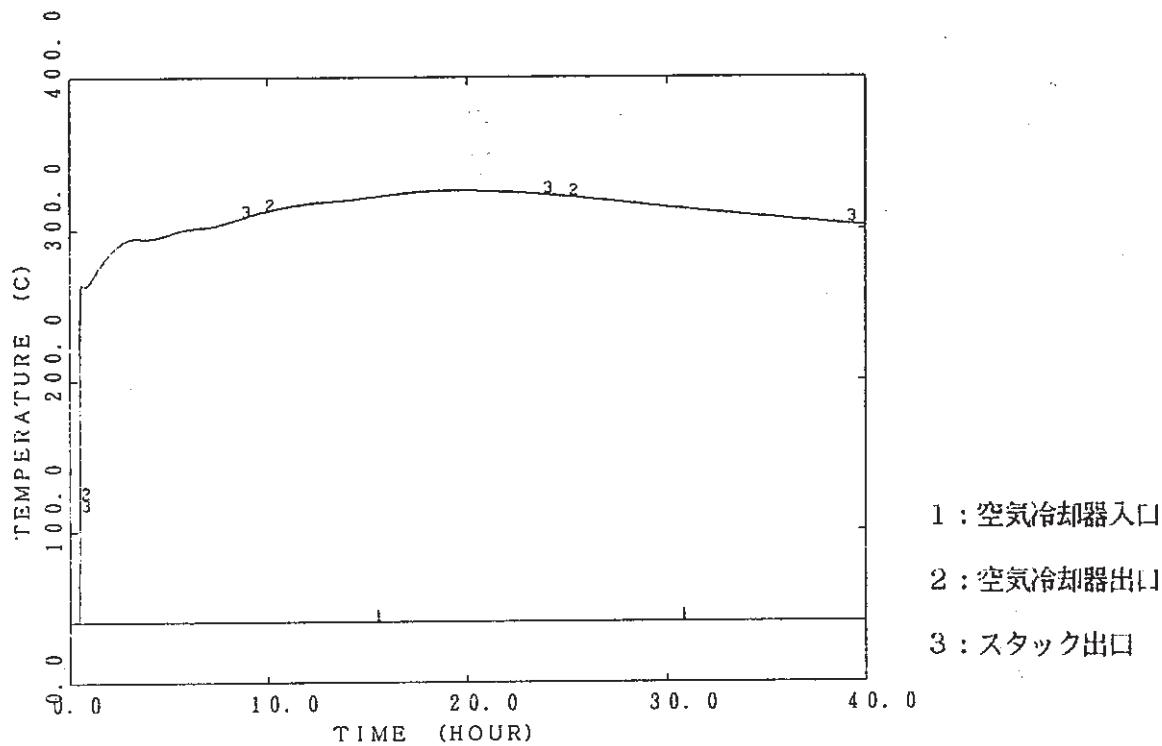


図3-12 2次MCS空気冷却器出入口の空気温度

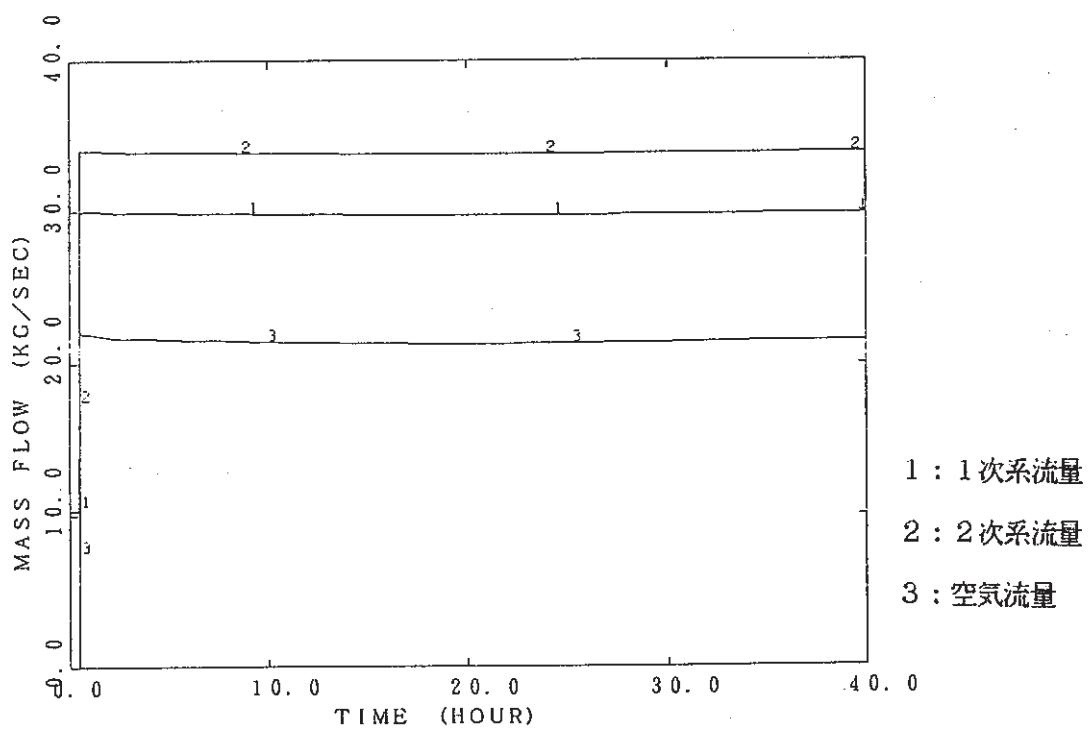


図3-13 MCS冷却材流量

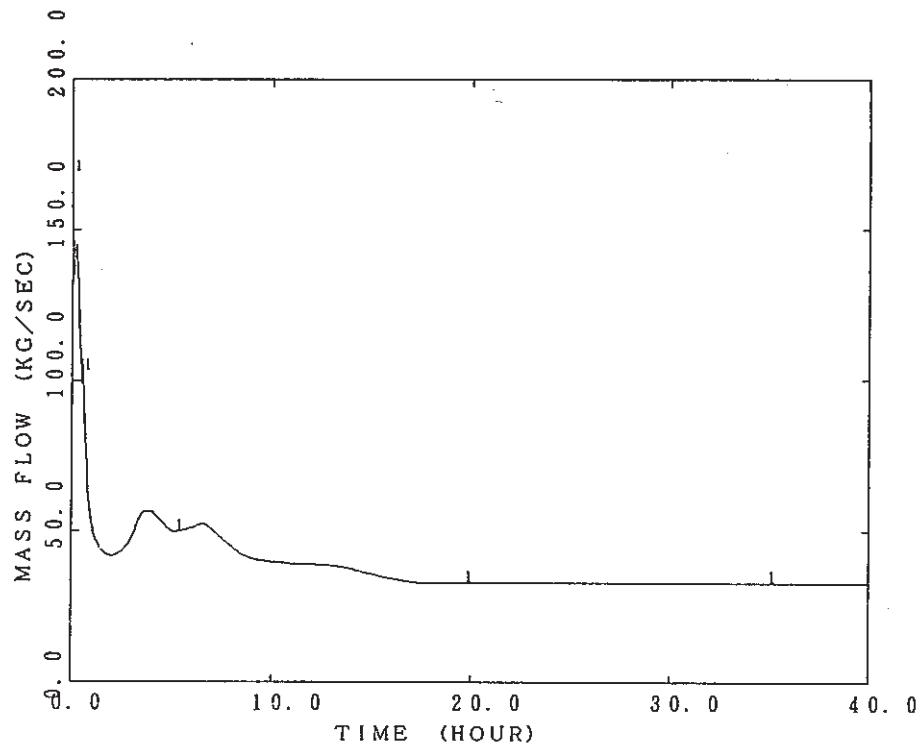


図3-14 全炉心流量

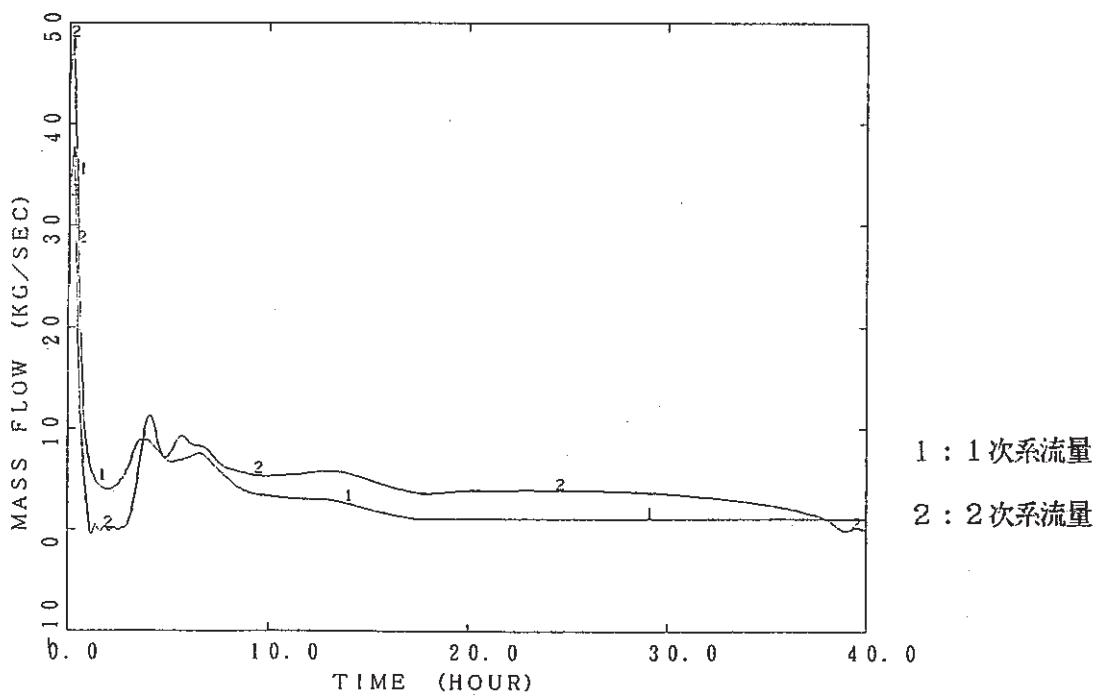


図3-15 主冷却系流量

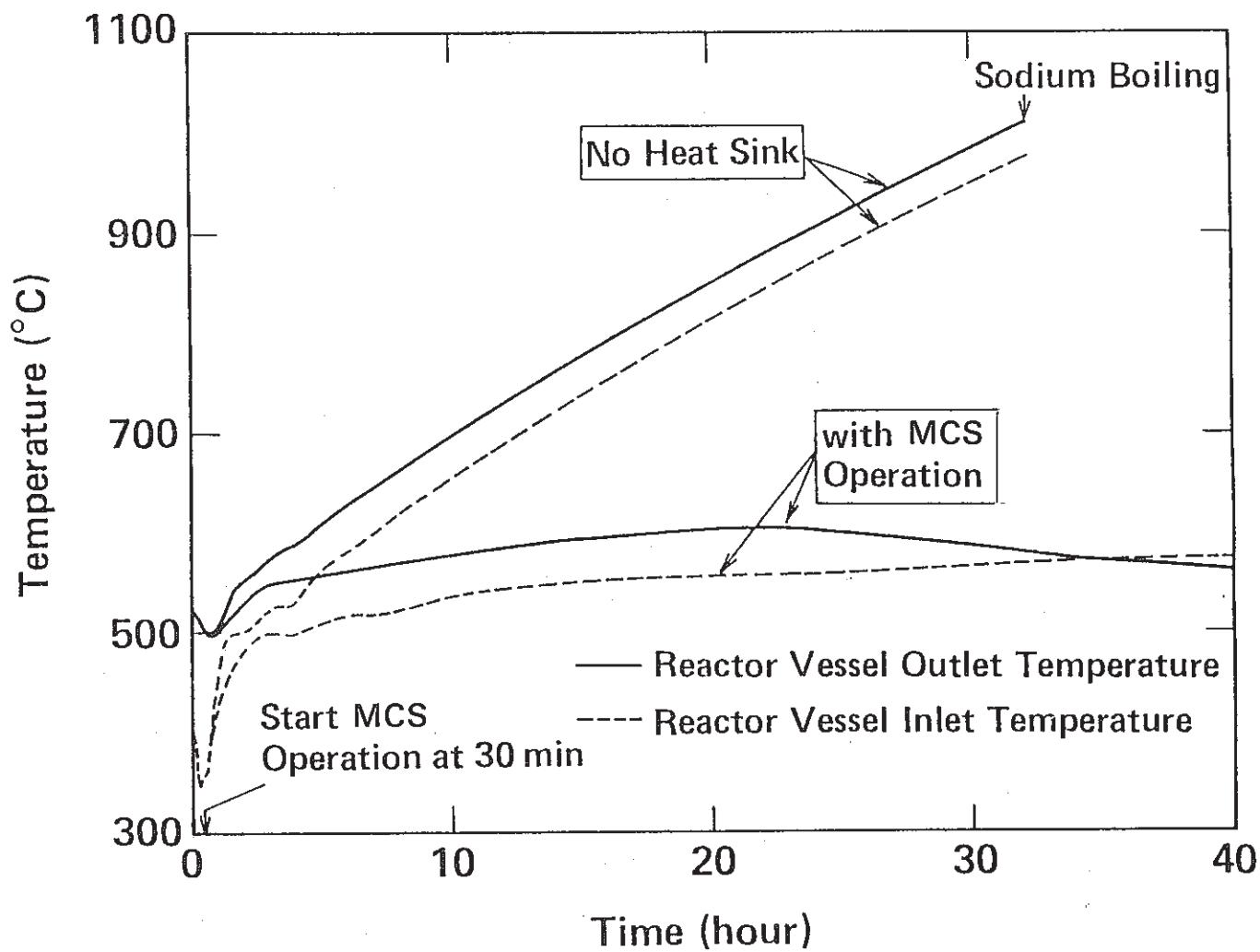


図3-16 IRACS断熱によるPLOH事故の解析結果：MCSを起動する場合としない場合の、原子炉容器出入口温度の比較。

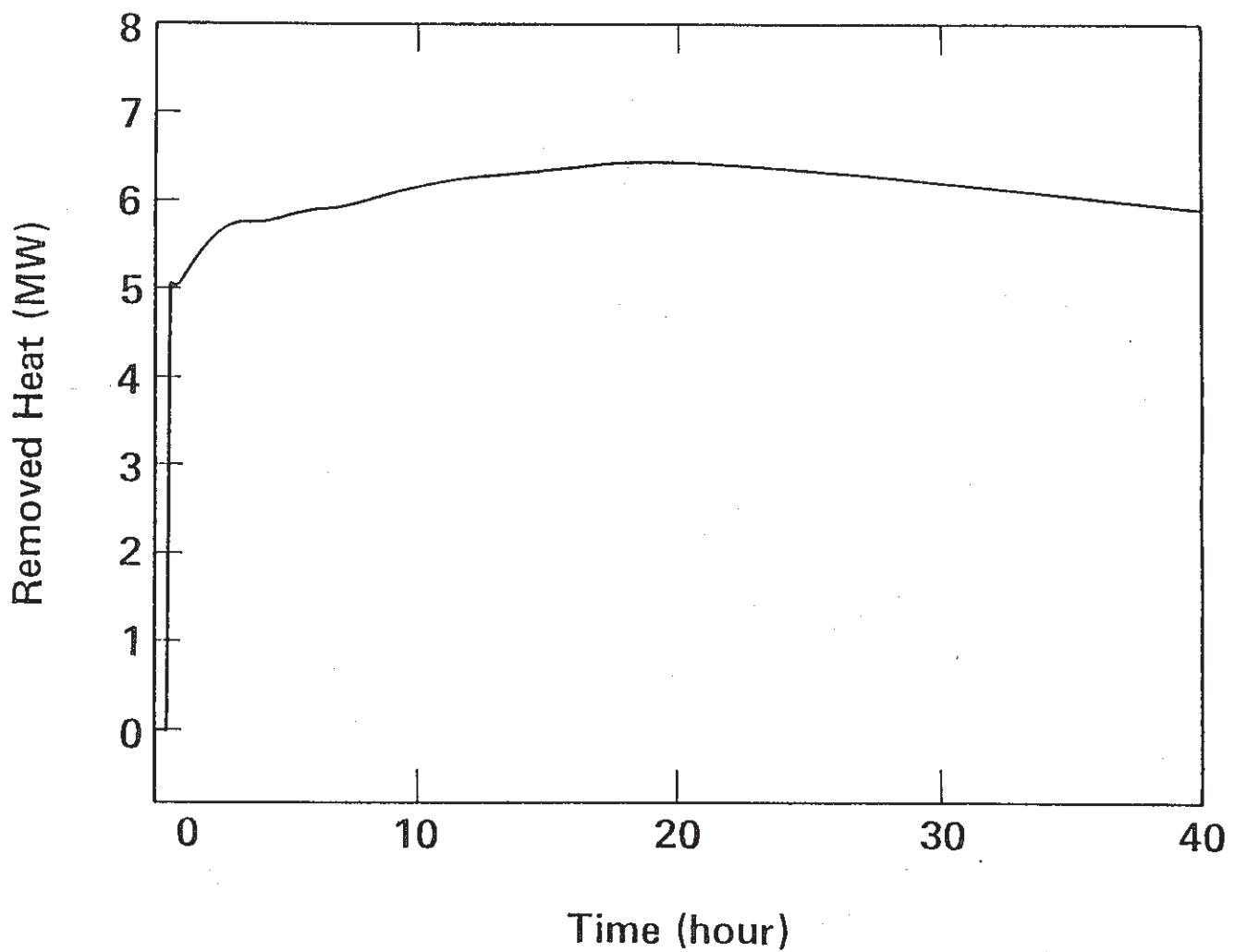


図3-17 IRACS断熱によるPLOHS事故の解析結果：MCSを起動
した場合の、除熱量の変化。

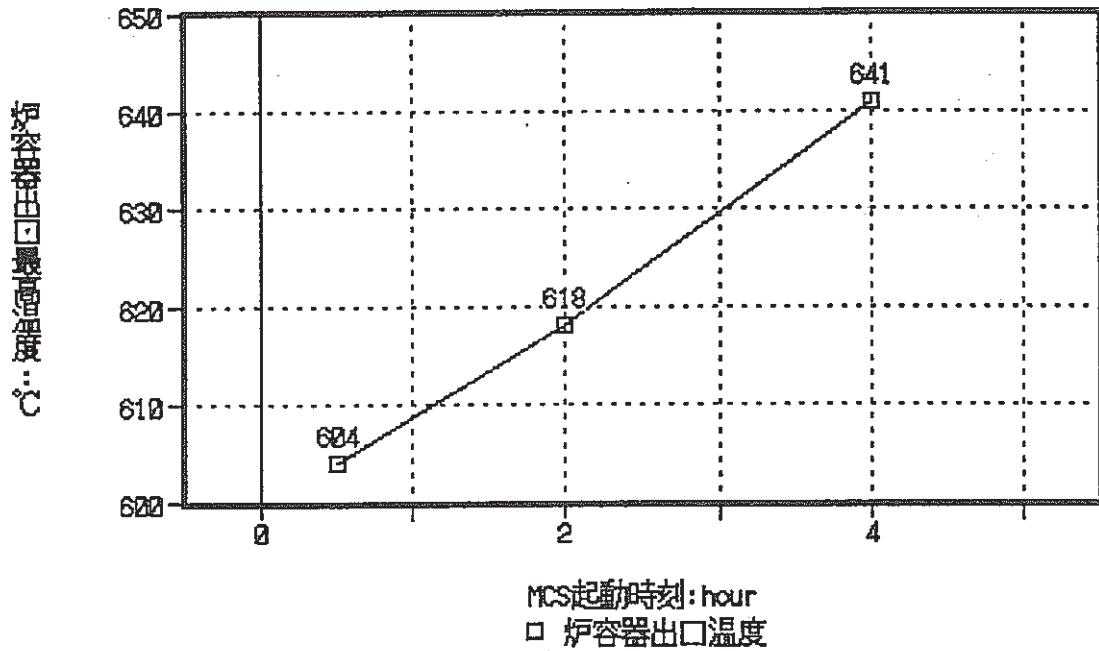


図 3-18 MCS起動時刻とRV出口最高温度の関係

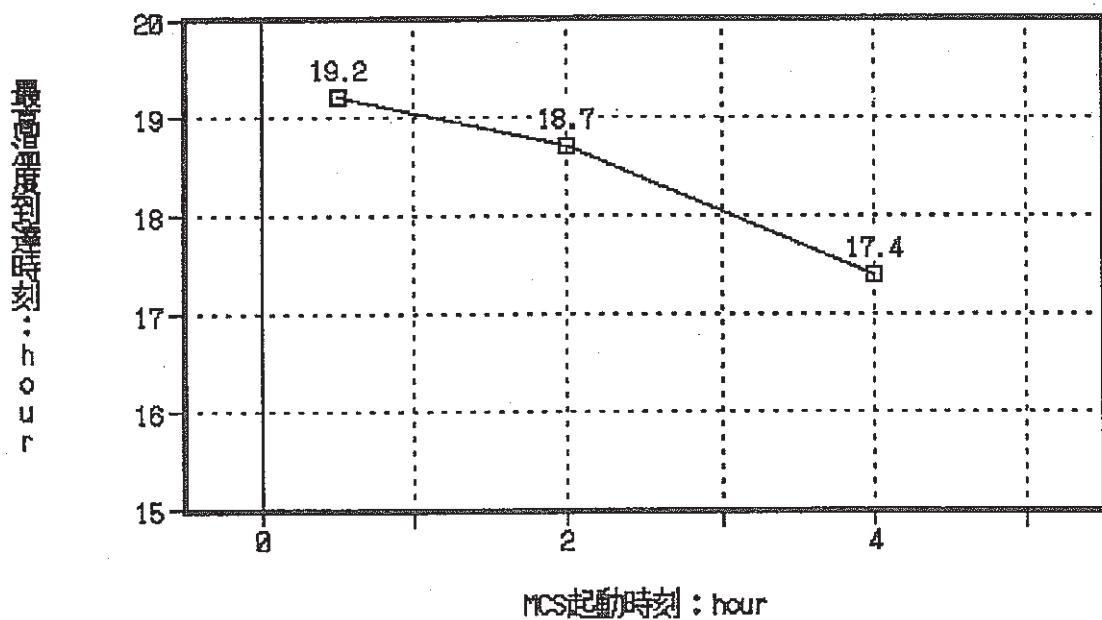


図 3-19 MCS起動時刻とRV出口最高温度到達時刻の関係

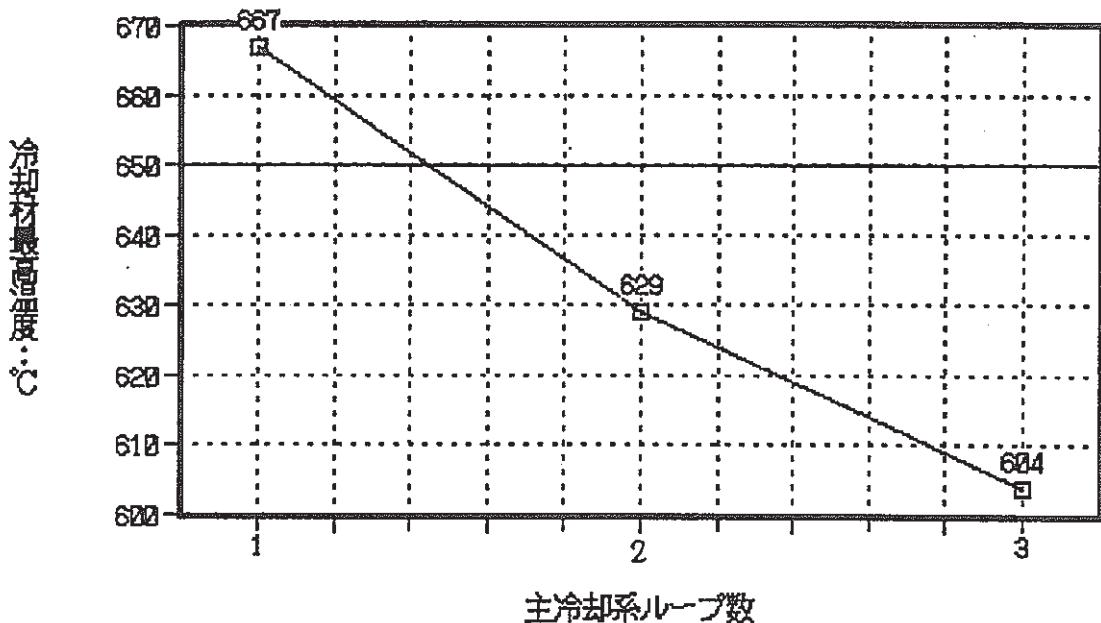


図3-20 主冷却系ループ数とRV出口最高温度の関係

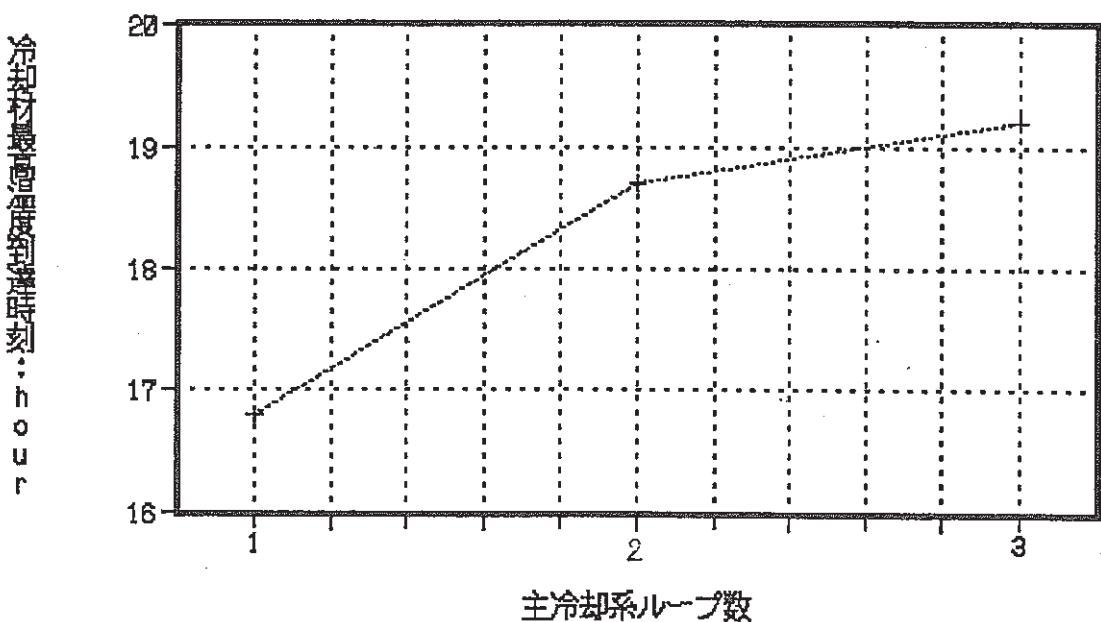


図3-21 主冷却系ループ数とRV出口最高温度到達時刻の関係

3-3 IHX断熱PLOHs時のMCSによる除熱の解析

表3-2に事象の進展を示す。起因事象は時刻0における1次主冷却系ポンプのトリップである。それと同時に中間熱交換器において1次主冷却系から2次主冷却系へ熱除去されないと仮定する。1次主冷却系ポンプ回転数低によってスクラム信号が発生し、原子炉は自動スクラムするものとする。3-2節に述べた解析と同様に、起因事象の発生後30分(1800秒)でMCSを起動できると仮定する。従って、3-2節の解析結果と本節の解析結果との差は、2次系の熱容量が利用できるか否かのみである。

図3-22に原子炉容器主冷却系出入口の冷却材温度を示す。原子炉容器の入口の温度は出口温度に比べておよそ20時間の時間遅れがある。原子炉容器出口における最高温度は、15.2時間において663°Cに達している。従って、IHX断熱PLOHsにはMCSを30分後に起動したとしても、3-1節に述べた崩壊熱除去成功の判断基準を満足しない。

図3-23にはIHXの出入口温度を示す。IHX出入口温度でおよそ10時間の時間遅れがある。

図3-24には、原子炉容器の上部プレナムと下部プレナムの冷却材温度を示す。図3-25には1次MCSの冷却材温度、図3-26には2次MCSの冷却材温度をそれぞれ示す。図3-27にはMCS空気冷却器の出入口とスタック出口における空気温度を示す。図3-28にはMCS1次系と2次系および空気の流量を示す。

図3-29には全炉心流量、図3-30には1次主冷却系の流量を示す。30分においてMCSが起動した瞬間に、炉心の冷却材流量は増加する。一方、MCS電磁ポンプによって、原子炉容器下部プレナムは加圧される。そこで、主冷却系には負の駆動力が作用するため、1次主冷却系の流量は大きく低下する。10時間以降は炉心流量が33kg/sec、主冷却系流量は1ループ当たりほぼ1kg/secで一定値となる。

図3-31にはMCSを起動する時刻と炉容器出口最高温度の関係を示す。この図から、MCSを起動する時刻を早めたとしてもわずかに650°Cを越えることが分かる。従って、起動時間を起因事象発生直後としても、崩壊熱除去成功の判断基準を満足しない。図3-32にはMCS起動時刻と冷却材最高温度到達時刻との関係を示す。IRACS断熱の場合に比べればおよそ4時間早くなるが、何れにしても15時間程度は冷却材温度は上昇し続けることになる。

本節で示した結果から、IHXで断熱を仮定する場合には、例えMCSを起動しても仮定された

崩壊熱除去成功の判断基準を満足することはできないことが示される。ただし、判断基準に大きく違反しているわけではないので、その判断基準が保守性をもって十分条件として策定されていることを考えれば冷却材バウンダリは健全であると予想される。高温における冷却材バウンダリの構造健全性の問題の不確定性は大きく、本研究の範囲を越えるのでこれ以上言及しない。しかし、崩壊熱除去系の性能や信頼度を議論する上では解決されるべき重要な問題であることに間違いない。

表3-2 PLOHSの事象進展 (IHX断熱条件)

時刻(Sec)	事象
0.0	1次主冷却系ポンプトリップ、2次系流量喪失(IHX除熱停止)
0.94	1次ポンプ回転数低のスクラム信号
1.97	原子炉スクラム
1800.0	MCS起動

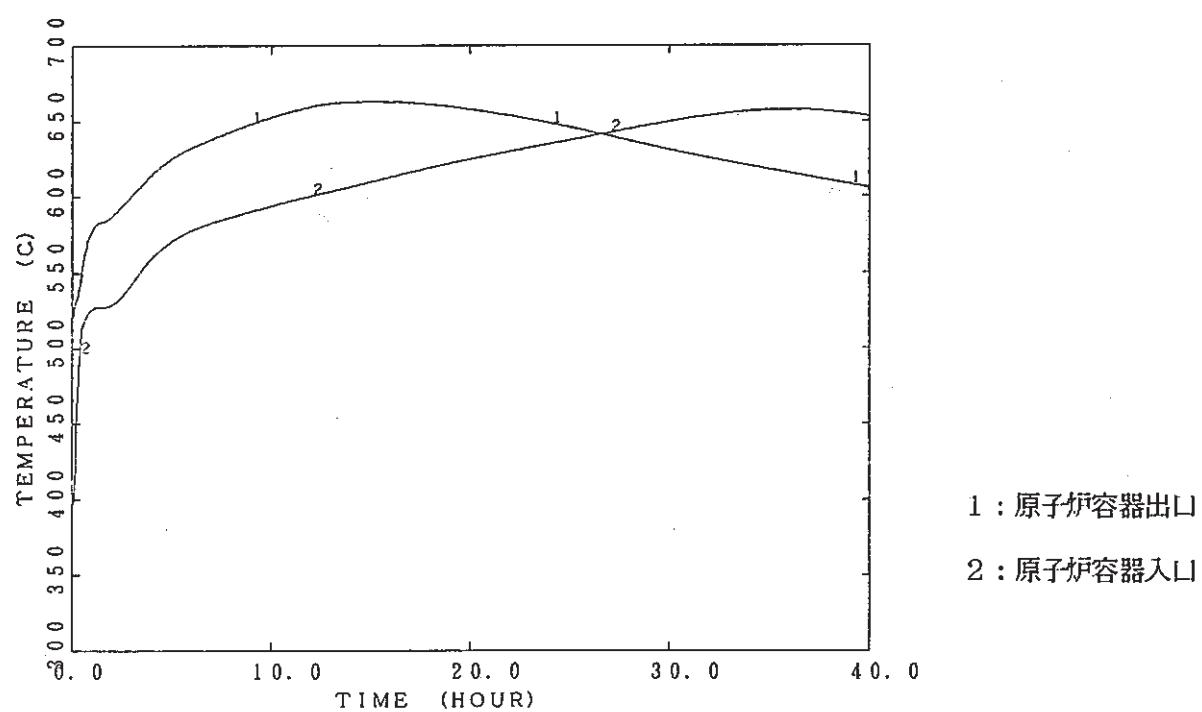


図3-22 原子炉容器主冷却系出入口の冷却材温度

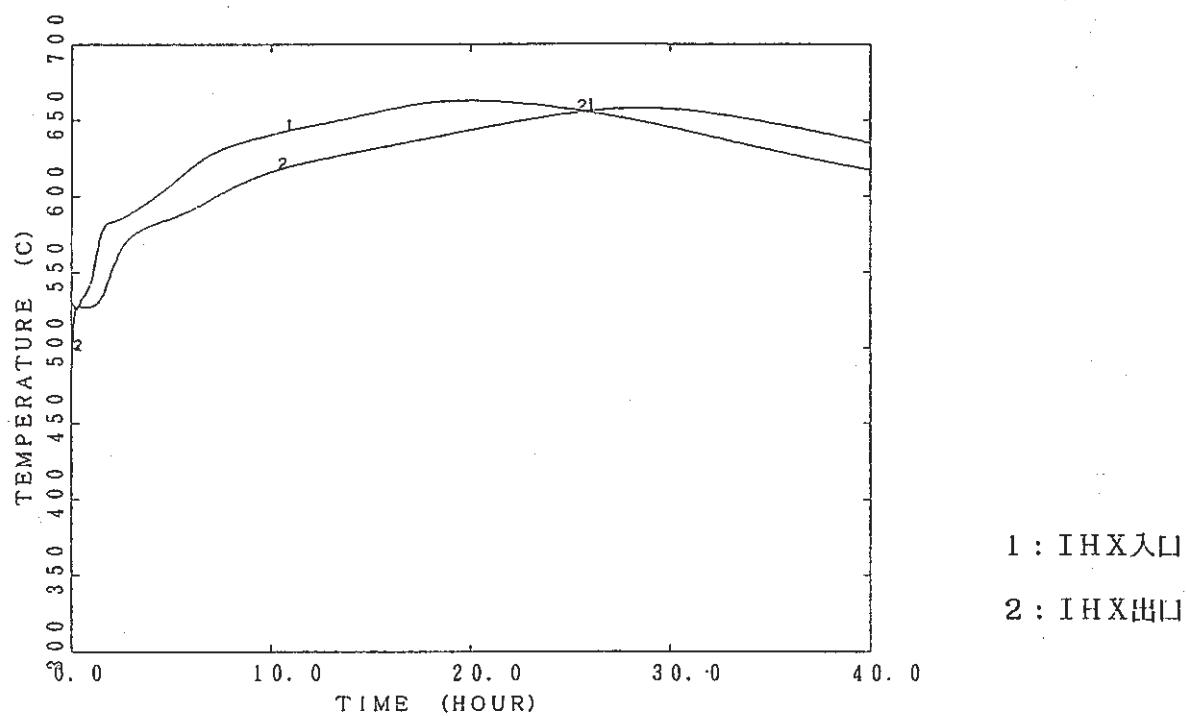


図3-23 1次主冷却系IHX出入口の冷却材温度

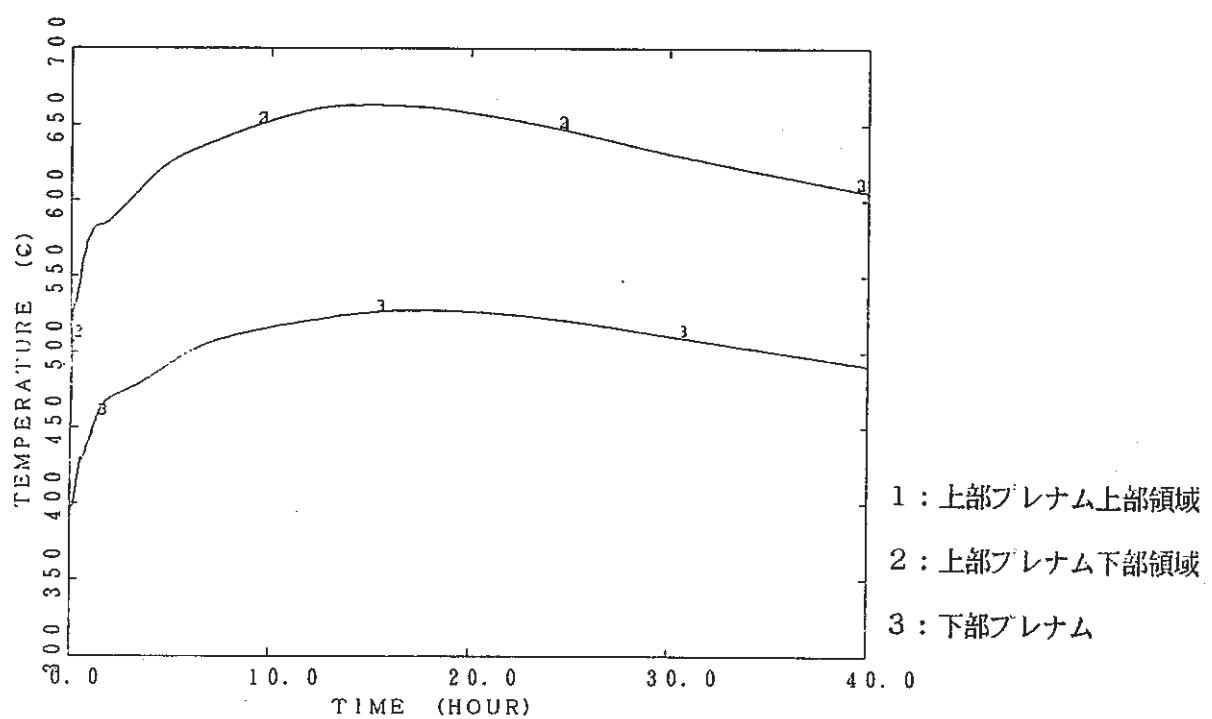


図3-24 原子炉容器上部プレナムと下部プレナムの冷却材温度

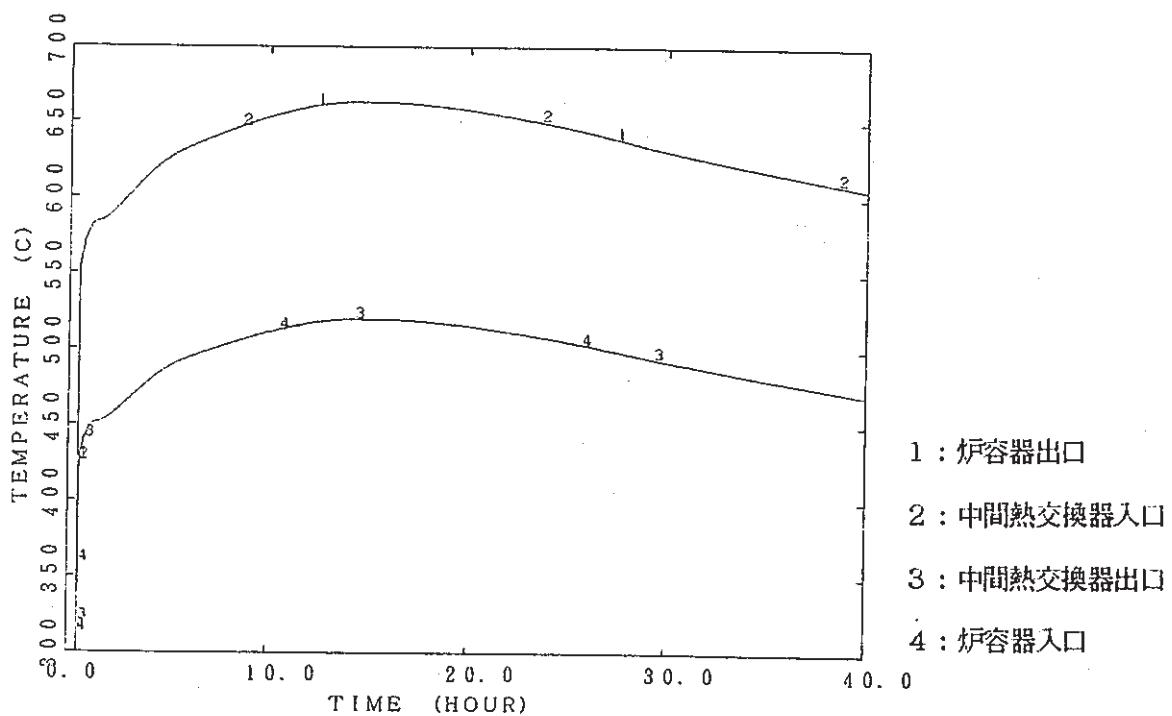


図3-25 1次MCSの冷却材温度分布

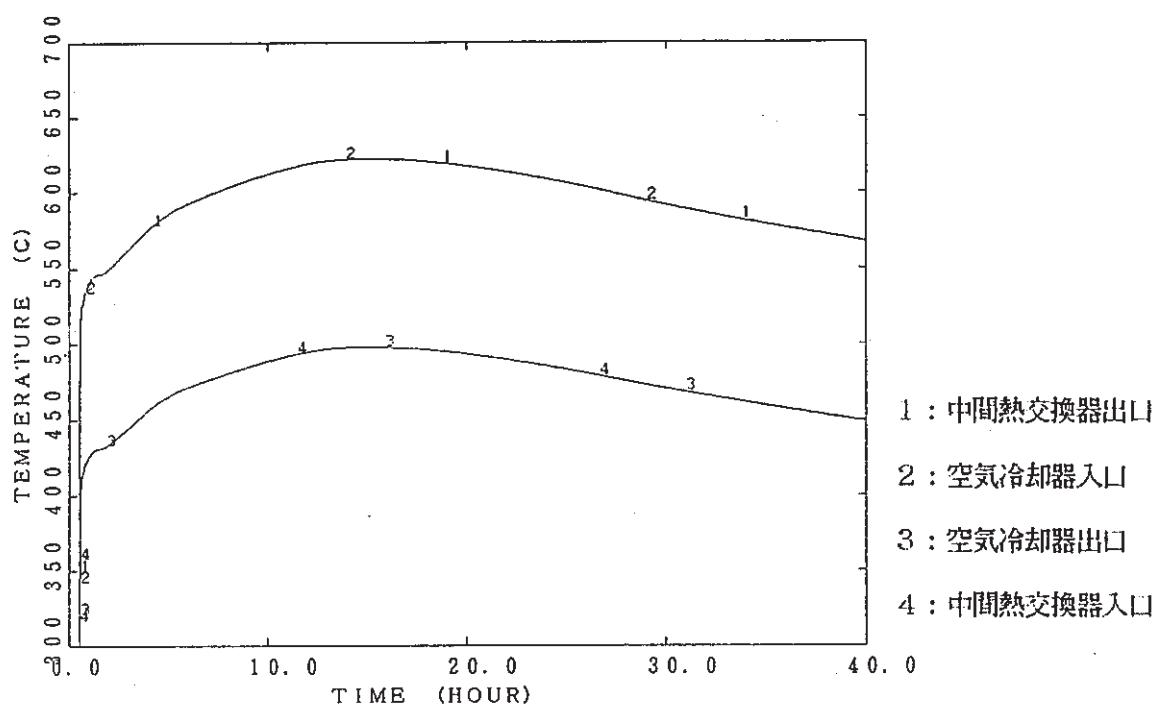


図3-26 2次MCSの冷却材温度分布

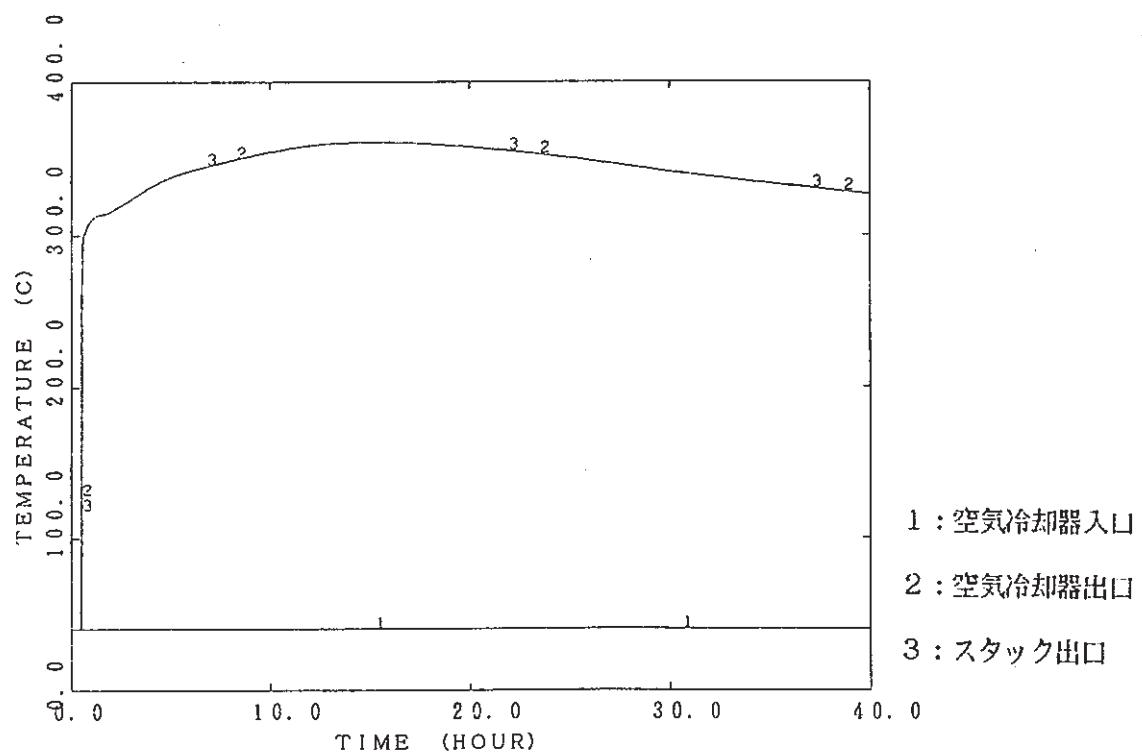


図3-27 2次MCS空気冷却器出入口の空気温度

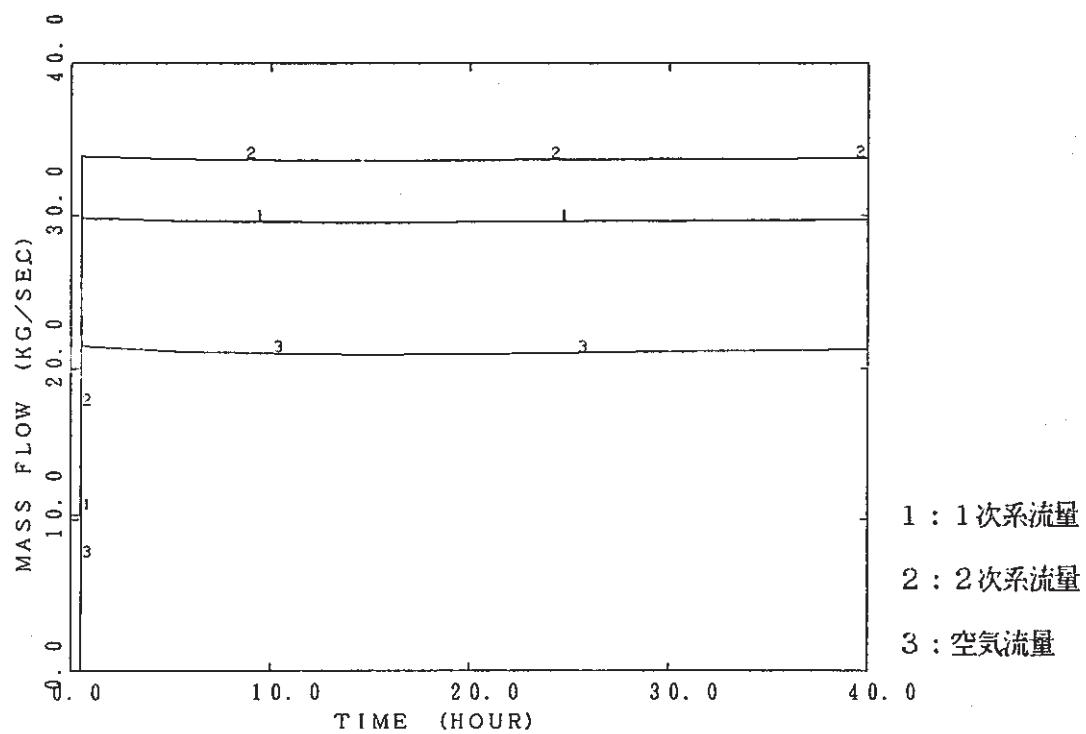


図3-28 MCS冷却材流量

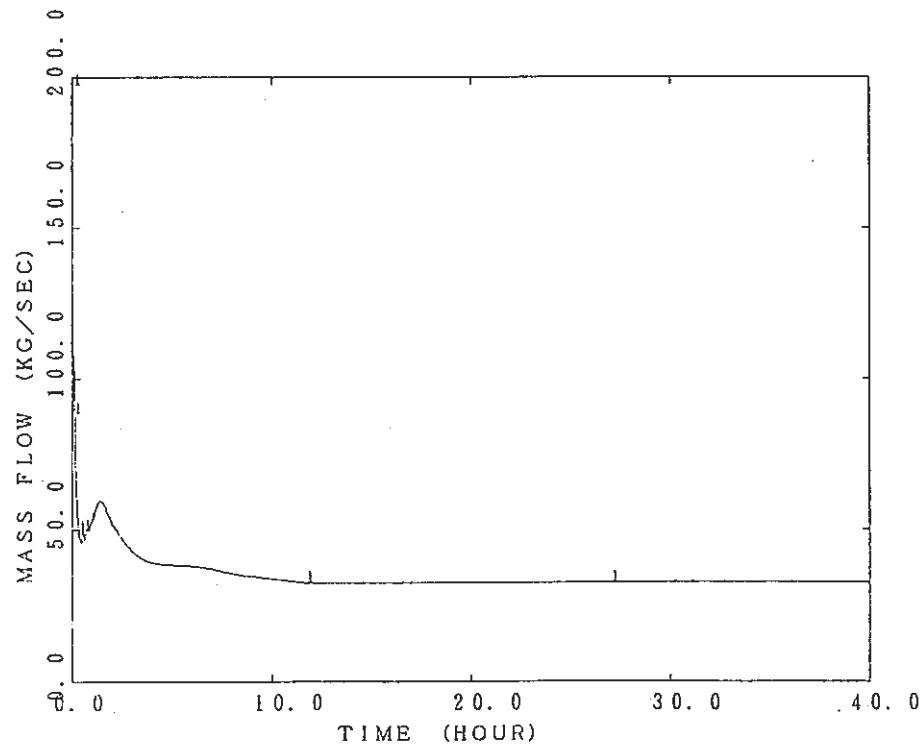


図3-29 全炉心流量

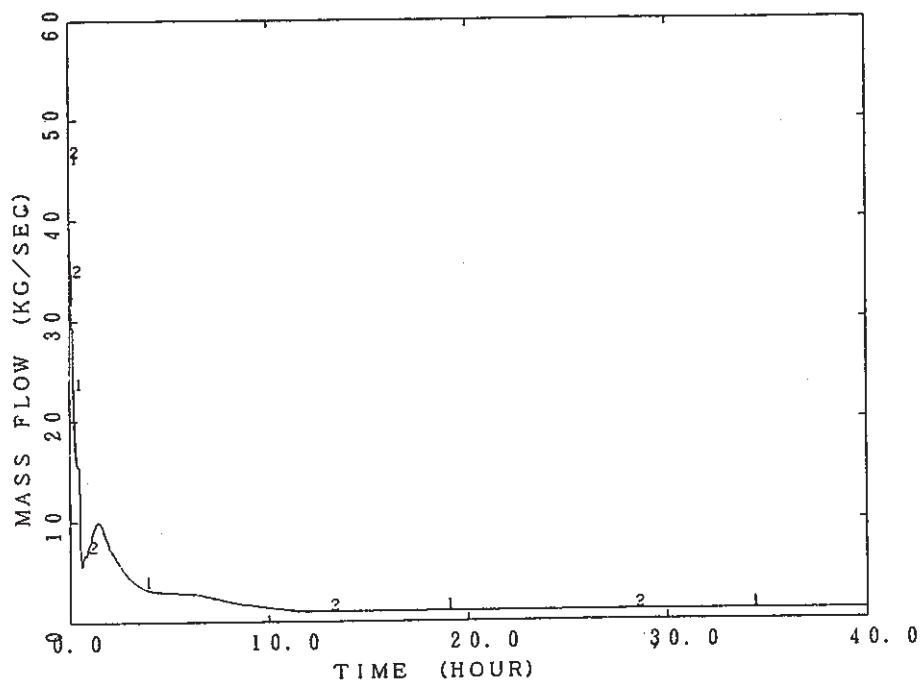


図3-30 1次主冷却系流量

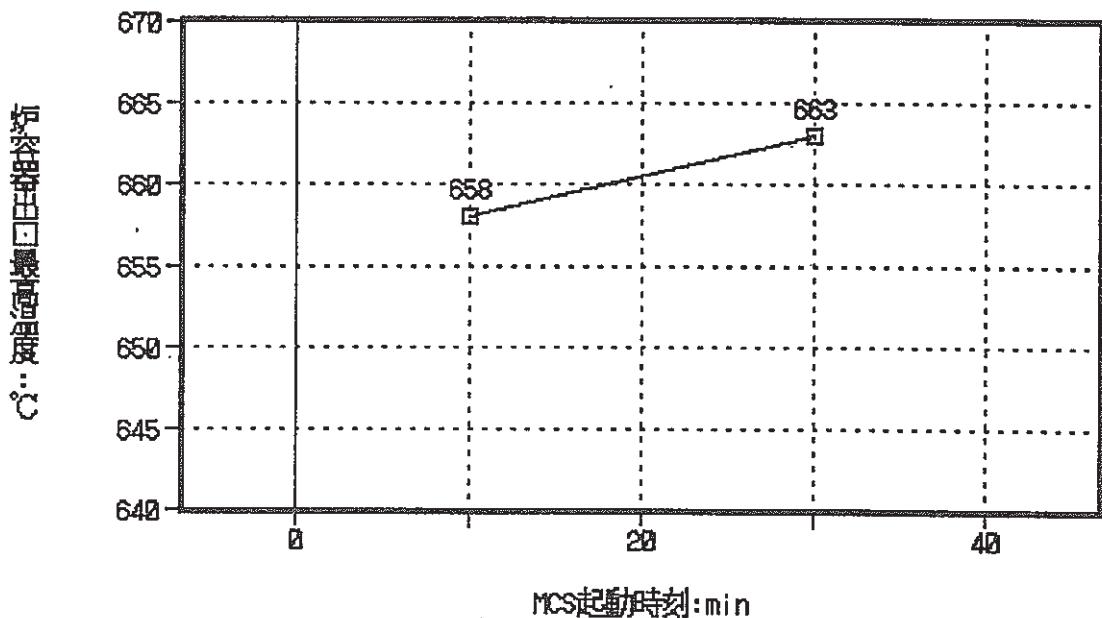


図3-31 MCS起動時刻とRV出口最高温度の関係（IHX断熱条件）

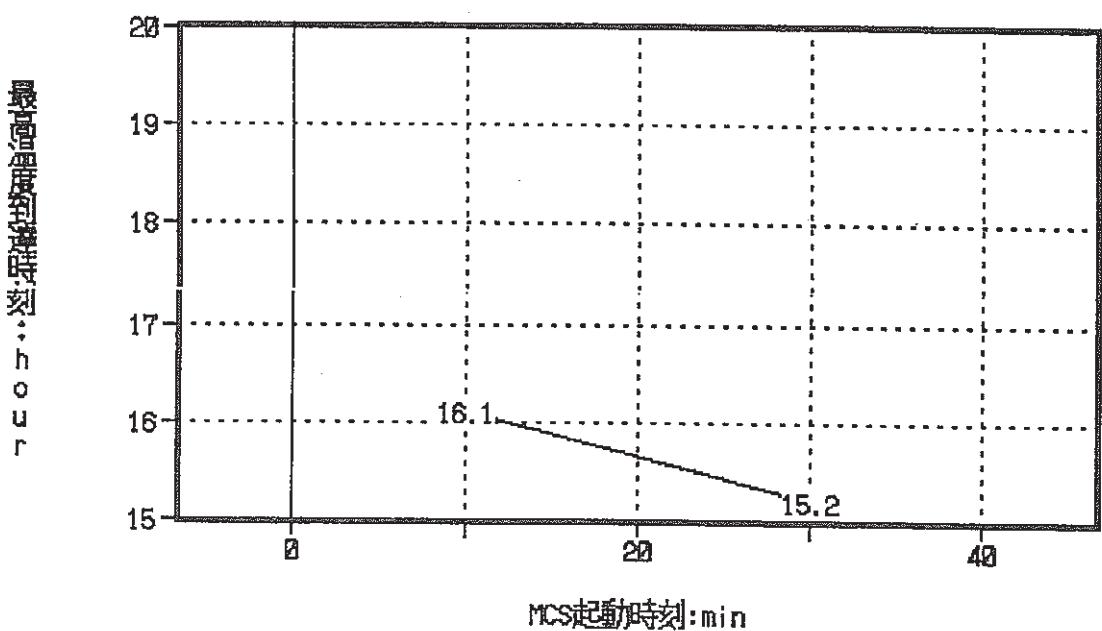


図3-32 MCS起動時刻とRV出口最高温度到達時刻の関係

3-4 IRACS空気冷却器出口止め弁開失敗時のMCSによる除熱の解析

システム解析の結果によれば、PLOHSに至るもっとも重要な素事象はIRACSの空気冷却器（AC）出口止め弁の共通原因故障による開失敗である。これにより、2次系全ループに冷却材が流れなくなるためPLOHSとなる。このPLOHSは、IHXで断熱するPLOHSに分類するのが保守的であり、適当である。ところが、AC出口止め弁開失敗によって2次系に冷却材が全く流れなくなるわけではないのは、以下に説明するとおりである。

IRACSのラインには、通常運転時の空気冷却器凍結防止の目的で出口止め弁バイパス弁が設置されており、その開度は常に50%に維持されている。従って、IRACSのAC出口止め弁開失敗という事態においてもAC出口止め弁バイパス弁は50%の開度にあり、圧力損失は大きいにしても冷却バスは存在する。従って、流量が少ない条件下ではあるが、2次系の熱容量を利用できる。

3-2節の解析で、2次系の熱容量を利用できれば、冷却材の温度は650°Cを十分に下回ることが示されており、また3-3節の解析で2次系の熱容量が全く利用できなければ冷却材の温度は663°Cまで上昇することが示されている。ここに示した事象は両者の中間に位置するわけである。そこで本節では、IRACSの空気冷却器（AC）出口止め弁の共通原因故障による開失敗事象において、通常運転時のままの条件（すなわち3ループともAC出口止め弁閉、バイパス弁50%開）で、MCSを30分後に起動すれば除熱できるかを検討した。

図3-33に原子炉容器上部プレナムと下部プレナムの冷却材温度を示す。冷却材最高温度は13.5時間で、612°Cと、前述した崩壊熱除去成功の判断基準を満足していることが分かる。図3-34に1次主冷却系と2次主冷却系の冷却材流量を示す。2次主冷却系では、IRACSのAC出口止め弁開失敗により、圧力損失が大きめで大きく、従って、冷却材流量は0.5kg/sec程度であり、ほとんど流れていない。また、流量が変動しにくく、ほとんど一定値であり、IHXにおける除熱量は大きく変動しない。従って、1次系の流量が変動すると、IHXの1次側出口温度がそれと併せて変化する。その結果、1次系の自然循環力あるいは流量が変動する。

図3-35に2次系比流量と冷却材最高温度の関係を示す。2次系流量は、初期の流量変動が静定した後の準定常値をとっている。AC出口止め弁開のケースは3-2節に示した解析結果である。2次系流量が0のケースは3-3節に示した解析結果によっており、IHXで断熱とした仮想的な条件である。本節の解析結果では、2次系流量は定格値の0.05%程度である。これは流速に換

算すれば数mm/secであり、通常の自然循環除熱で得られる流量のさらに100分の1程度に過ぎない。図3-35は、2次系流量が、少なくとも0.05%であれば、2次系の熱容量が利用できる場合と冷却材温度は大きく変わらないことを示している。

このように、共通原因によるIRACS空気冷却器出口止め弁開失敗時にIHXから2次系に全く熱が伝わらないと仮定することは、保守的な結果を与えはするが、除熱性能を著しく過小評価していることになる。圧力損失は大きいにしても、冷却材が流れる経路が存在している限り、2次系の熱容量の一部は利用できる。従って、炉停止直後からMCSによって除熱可能である。

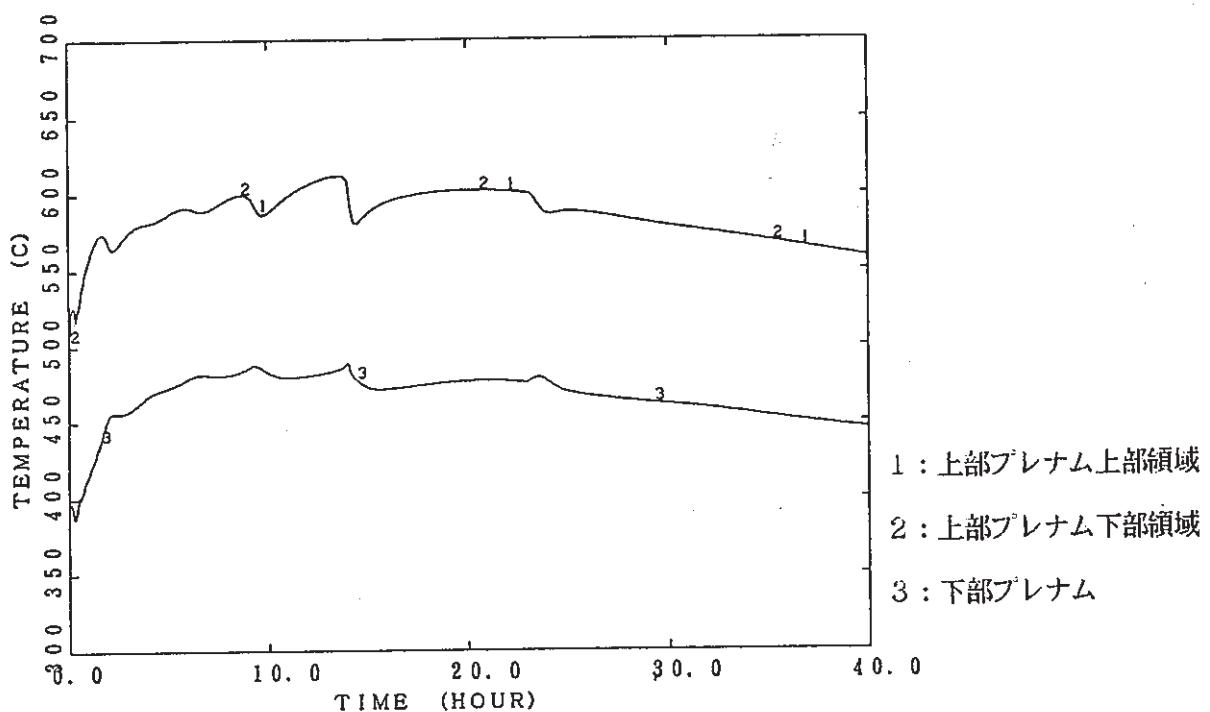


図3-33 原子炉容器上部プレナムと下部プレナムの冷却材温度

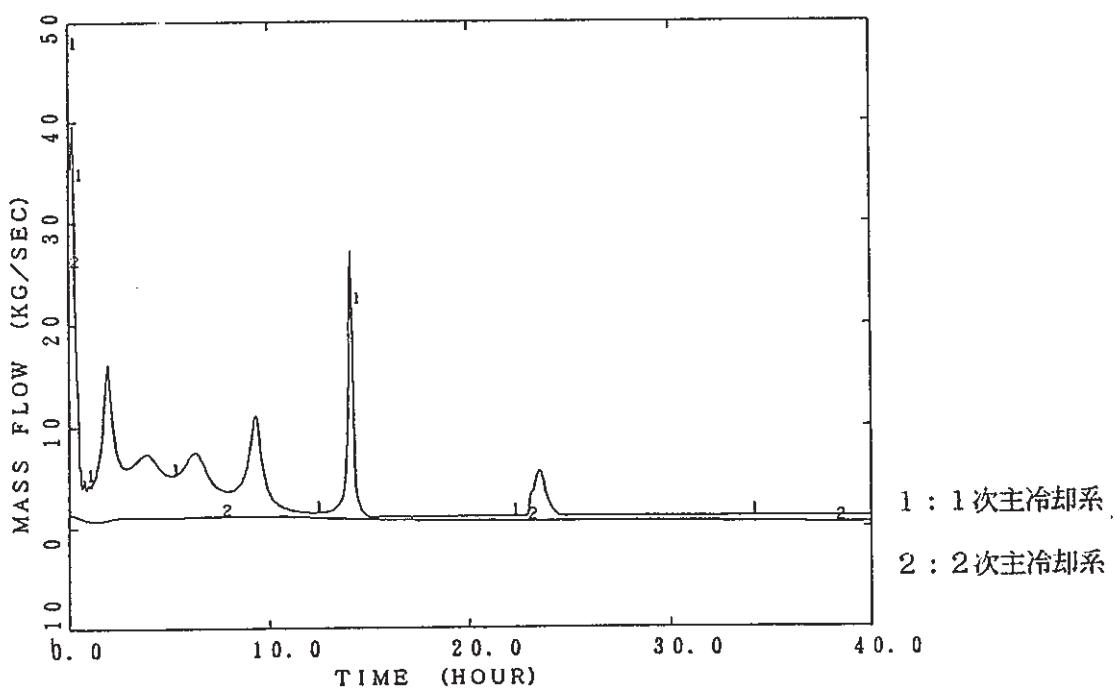


図3-34 主冷却系流量

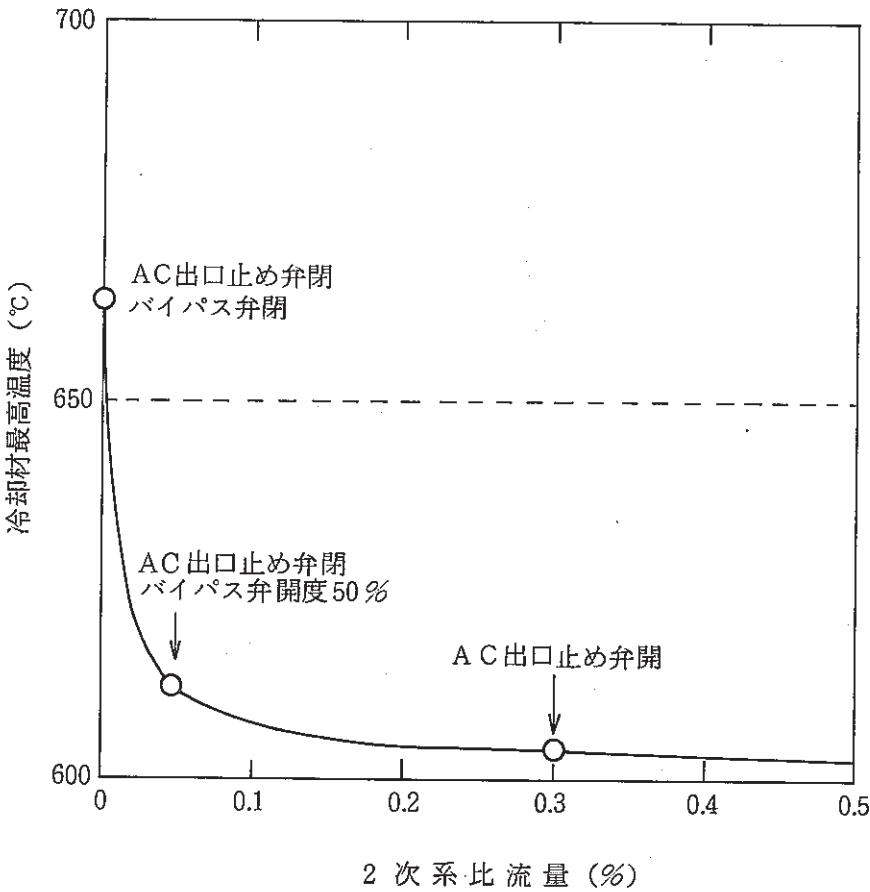


図3-35 2次主冷却系比流量と冷却材最高温度の関係

3-5 原子炉容器液位確保失敗時のMCSによる崩壊熱除去の解析

3-2節及び3-3節でそれぞれ、1次系と2次系の熱容量が利用できるPLOHS、1次系のみの熱容量が利用できるPLOHS時にMCSを起動することによって、除熱に成功する条件を検討してきた。本節では、主冷却系が全く利用できず、原子炉容器の熱容量のみしか利用できない場合の、MCSによる除熱する成功基準を検討する。主冷却系の流量は0とする。この想定は、例えば原子炉容器冷却材液位が出口ノズル以下に低下するなどによって、原子炉容器が主冷却系から分離されてしまうような事象（LORL）に対応している。

原子炉停止後、直ちに冷却材流量を停止してしまう場合には燃料ビンそのものを冷却するに十分な炉内自然循環流量が確保されないため、冷却材は沸騰すると予想される。そこで、原子炉停止後に、いくらかの冷却時間を与え、その後に主冷却系流量を停止するものと仮定する。主冷却系流量の停止と同時にMCSの起動を仮定する。冷却時間とは原子炉停止後にIRACSによる崩壊熱除去が行われている時間である。

IRACSによる除熱が行われている間は、徐々に冷却材の温度は低下するが、どの程度まで低下するかは、強制循環／自然循環、除熱ループ数などの条件によって異なってくる。そこで、簡単のため、原子炉容器の出入口温度は定格時と同じまま維持されると仮定する。すなわち、崩壊熱と同じだけの除熱が行われると仮定した。参考のために、3ループ自然循環により1時間の除熱（冷却時間）が行われると仮定したケースも解析した。

図3-36には原子炉冷却時間と冷却材最高温度の関係を示す。この図から1時間の冷却時間では冷却材最高温度は666°Cに達している。すなわち、650°Cを越えるため崩壊熱除去成功の判断基準を満足しない。しかし、2時間の冷却時間を仮定すれば、冷却材最高温度は645°Cとなり、除熱成功の判断基準を満足することが分かる。少なくともこの図から、1時間の冷却時間を増加すれば、冷却材最高温度は20度低下することが分かる。従って、図3-31と比較すれば、IHX断熱条件の場合には、1時間の冷却時間をとれば、MCSによって除熱可能であろう。3ループ自然循環で1時間除熱するとすれば、定格温度に1時間維持した場合に比べて、冷却材最高温度は6°C低くなっている。従って、ここに示した2時間の冷却時間という成功基準は3ループ自然循環による冷却時間に対応すると考えてよい。図3-37には冷却材温度が最高値に達する時間を示す。

本節の解析結果は原子炉停止直後の崩壊熱レベルを想定している。すなわち、主冷却系が何等かの原因によって全ループ喪失しているような事象に相当する。具体的には、1次系全ループに起因

するPLOHsや短期型のLORLに対応している。長期型LORLではさらに崩壊熱は小さく、システム温度は低いので、MCSは起因事象発生後、冷却時間なしで直ちに利用できる。

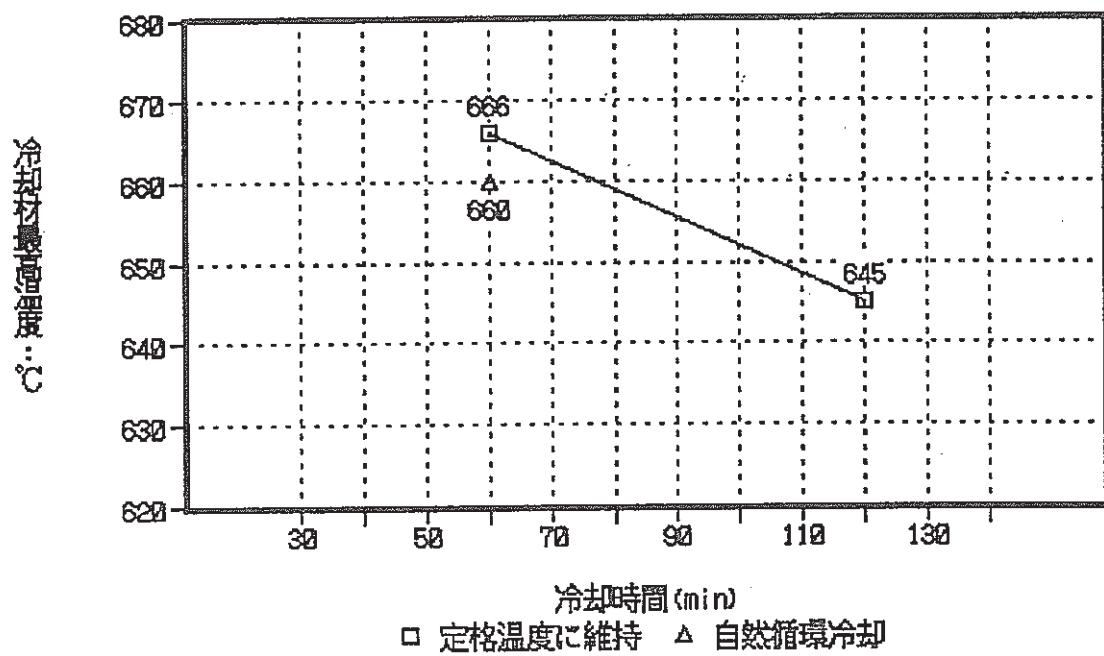


図 3-36 冷却時間と R V 出口最高温度の関係

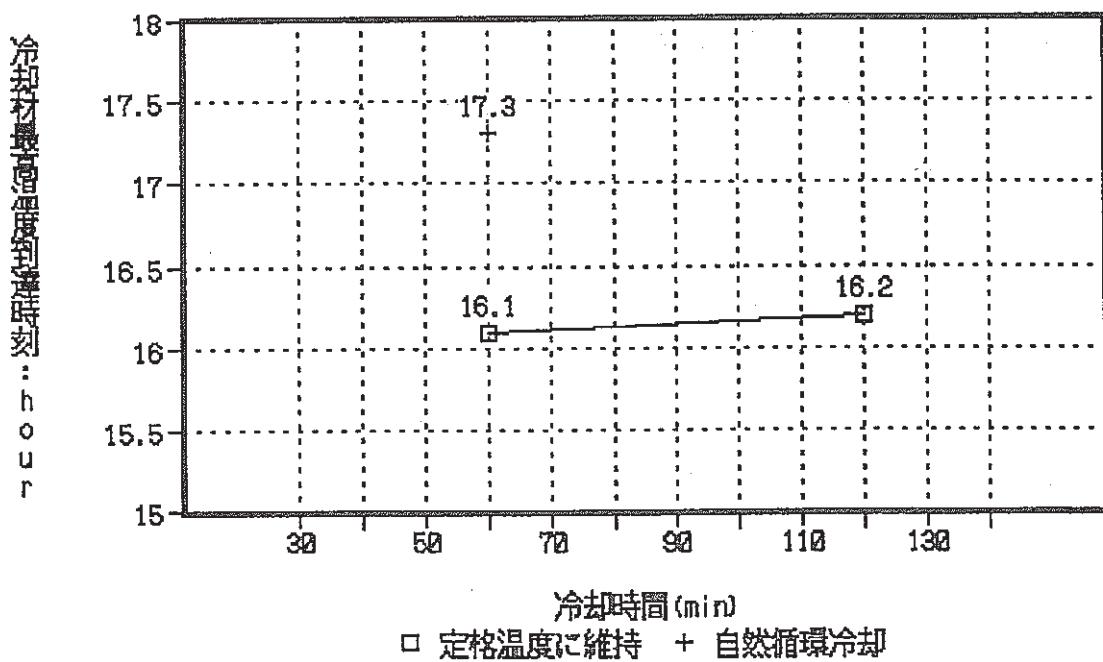


図 3-37 冷却時間と R V 出口最高温度到達時刻の関係

3 - 6 MCS起動時の熱過渡の検討

第2章に述べたように、MCS配管の最高使用温度は、1次系ホットレグで320°Cから550°C、コールドレグでは300°Cから500°Cである。従って、炉停止直後からMCSを利用する場合には、この最高使用温度を越えることになるため、クリープ破損の可能性を検討しておくべきであろう。また、表2-2に示されるように待機時には200°C前後に維持されているMCSが短時間の内に500°C前後に上昇するため、冷却材の温度上昇率が大きくなつて、熱応力による大変形や疲労損傷が懸念される。高温におけるMCS構造機器の健全性については第4章で考察することとし、本節ではMCS起動時の配管に対する熱過渡を解析する。

これまでに示した解析では、1次系、2次系、空気系共に瞬時（1秒間）にポンプとファンの吐出ヘッドが定格値に達すると仮定している。以下では、これをケース1と称する。それに対して、熱過渡を緩和させるために、ポンプとファンを長い時間かけて起動するケースを解析している。2分間かけて行う場合をケース2とする。さらに、ケース3として5分間かけて行う場合も解析した。ケース1からケース3までのポンプとファンの起動方法を図3-38に示す。

ケース1の解析結果を図3-39から図3-41に示す。図3-39にMCS1次系冷却材温度、図3-40にMCS2次系冷却材温度、図3-41に冷却材流量をそれぞれ示す。1次系と2次系のコールドレグ温度が当初低下するのは、空気冷却器に高温のナトリウムが到達する前に空気流量が増加するためである。

ケース2の解析結果を図3-42から図3-44に示す。図3-42にMCS1次系冷却材温度、図3-43にMCS2次系冷却材温度、図3-44に冷却材流量をそれぞれ示す。

ケース3の解析結果を図3-45から図3-47に示す。図3-45にMCS1次系冷却材温度、図3-46にMCS2次系冷却材温度、図3-47に冷却材流量をそれぞれ示す。

各ケースの冷却材温度上昇率を表3-3に示す。表3-3には、1次系のホットレグ、コールドレグ、2次系のホットレグ、コールドレグをそれぞれ各1点で代表させる1点近似モデルによる解析結果も示している。ただし、1点近似モデルでは、輸送時間遅れが考慮されない、熱過渡が配管系全体で平均化されることにより、温度上昇率を過小評価するなどの問題点がある。1点近似では最大で10°C/secであった温度上昇率は、ケース1では1次系IHX入口で瞬間最大値で35.7°C/secにまで上昇する。ただし、ケース2、3の結果から分かるように電磁ポンプを5分間かけて起動すれば、10°C/sec程度まで低減される。なお、3-2節の計算結果から分かるように、MC

Sを起動する場合の時間余裕は十分にある。従って、電磁ポンプでは電圧を変えることによって吐出圧を容易に制御できるため、温度上昇率に限って言えばさらに小さくすることが可能である。

次に、冷却材と配管壁の熱伝達を計算して、配管壁の温度を簡易評価する。配管壁と雰囲気は断熱と仮定すると、エネルギーの式は

$$MC \frac{dT_w}{dt} = (UA) (T_c - T_w) \quad (1)$$

ただし、MとCはそれぞれ配管壁の質量と比熱、UAは熱伝達率と伝熱面積の積、 T_c は冷却材温度、 T_w は配管壁温度である。ここで

$$UA = 2\pi \Delta x / \left\{ \frac{1}{r_i h} + \frac{1}{k} \frac{r_o + r_i}{2r_i} \right\} \quad (2)$$

$$M = 2\pi \Delta x (r_o^2 - r_i^2) \quad (3)$$

が成立する。ここで、hは対流熱伝達率、kは配管壁の熱伝導度である。(1)式は

$$C (r_o^2 - r_i^2) \frac{dT_w}{dt} = (T_s - T_w) / \left\{ \frac{1}{r_i h} + \frac{1}{k} \frac{r_o + r_i}{2r_i} \right\} \quad (4)$$

となる。

付録により係数を求めれば

$$\frac{dT_w}{dt} = 962.6 (T_c - T_w) \quad (5)$$

冷却材の温度上昇率を α とすれば、

$$T_c = T_c(t=0) + \alpha t \quad (6)$$

従って、(5)式の解は

$$T_w = T_c(t=0) + \alpha t - \alpha \{1 - \exp(-963t)\} / 963 \quad (7)$$

$$\frac{dT_w}{dt} = \alpha - \alpha \exp(-963t) \quad (8)$$

従って、 $\alpha = 10^\circ\text{C/sec}$ として(8)式を(5)式に代入すれば、 $t = 0.01$ 秒では既に

$$T_w - T_c = 0.01^\circ\text{C} \quad (9)$$

となる。(8)式の右辺はすぐに α と等しくなるため配管壁の温度は内部冷却材と等しいと仮定してもよい。

最後に、PLOHS時の高温条件でMCSを起動する場合の支配的な破損モードを検討する。熱過渡は電磁ポンプの起動方法を工夫することによって緩和される。この様な状況では、構造物のある程度の変形を許容していることになるが、現実的には、ひずみが生じたとしてもバウンダリが破損する事がなければ冷却経路は維持されている。配管系の変形を許容すれば、熱応力は緩和されるので問題となる。このような高温条件でMCSを使用するときの静的破損モードとしては、クリープ破損が最も重要である。PLOHSは運転状態IVを越える設計基準外事象であり、PLOHS時にMCSを起動する場合の構造健全性を評価することは容易ではないが、4-1節でクリープ破損の可能性について議論する。

以上をまとめれば、MCSを瞬時に起動するのではなく、徐々に時間をかけて起動すれば熱過渡はかなり緩和される。例えば、5分かけて直線的に流量を増加すれば、温度上昇率は最大値となる1次系ホットレグ配管で13.5°C/secである。他の場所では5°C/sec以下となる。

3 - 7 崩壊熱除去成功基準のまとめ

本章に述べた解析結果から以下の崩壊熱除去成功基準が得られる。

(1) IRACSで全く除熱されないPLoHS事象では、1次系、2次系共に冷却バスが確保されていれば、30分後にMCSを起動したとしても、冷却材温度は高々604°Cに制限できる。従って、崩壊熱除去成功の判断基準を満足する。このとき、MCSを起動するために、少なくとも4時間以上の時間余裕がある。その判断基準を満足するに必要な主冷却系ループ数は2ループである。2ループが利用できるとき、冷却材温度は629°Cに制限される。

(2) IHXで全く除熱されないPLoHS事象では、30分後にMCSを起動させた場合にでも冷却材温度は最高で663°Cに達する。従って、冷却材温度を650°C以下に制限するという除熱成功の判断基準を満足しない。MCSの起動時刻を10分としても冷却材最高温度は657°Cに達し、崩壊熱除去成功の判断基準を満足しない。

(3)主冷却系に冷却材が全く流れない事象では、2時間以上の冷却時間があればMCSのみによって冷却材の最高温度を645°Cに制限することが可能である。従って、崩壊熱除去成功の判断基準を満足する。この結果から、IHX断熱条件においては1時間の冷却時間ががあれば、崩壊熱除去成功の判断基準を満足するものと推定される。

(4)PLoHSの発生頻度に対する寄与が最大である、IRACSの空気冷却器出口止め弁の共通原因による開失敗時に、バイパス弁（開度50%）の流路バスを利用して除熱する解析を行った。開度50%とはバイパス弁の操作を何もしない場合に相当する。その結果、2次系には0.05%しか冷却材が流れないと拘らず、冷却材の最高温度は612°Cにとどまって、(1)のIRACS断熱条件と近い結果となる。従って、IRACSの空気冷却器出口止め弁の開失敗では、炉停止直後からMCSによる崩壊熱除去が可能である。

(5)MCSを利用して崩壊熱除去を行う場合に、その起動時の配管系の熱過渡を解析した。5分間かけてMCSを起動すれば、冷却材の温度上昇率はMCS1次系ホットレグで13.5°C/sec、

その他の場所では $5^{\circ}\text{C}/\text{sec}$ 以下になる。起動方法によってはさらに冷却材の温度上昇率を低減することも可能である。一方、PLOH S時にMCSを起動する場合には、MCS配管の冷却材温度は設計で規定されている最高使用温度を超過するため、クリープ破損の恐れがある。クリープ破損の可能性については4-1節で検討する。

表 3-3 MCS 冷却材の最大温度上昇率

	最大温度上昇率 (°C / sec)				最高温度 (°C) (**)
	1点近似	Case 1	Case 2	Case 3	
1 次 系 I H X 入口	—(*)	35.7	17.1	13.5	500
I H X 出口	2.3	2.9	2.7	2.0	373
炉容器入口		2.8	2.5	1.9	
2 次 系 I H X 出口	10.0	13.5	8.9	4.9	462
A C 入口		13.2	9.0	4.9	
A C 出口	5.4	4.3	2.7	2.1	354
I H X 入口		4.2	2.7	2.0	

(*) 瞬時に、炉容器上部プレナムの冷却材が MCS 1次系ホットレグ配管中を満たすと仮定している。

(**) MCS 起動後10分間の最高温度である。

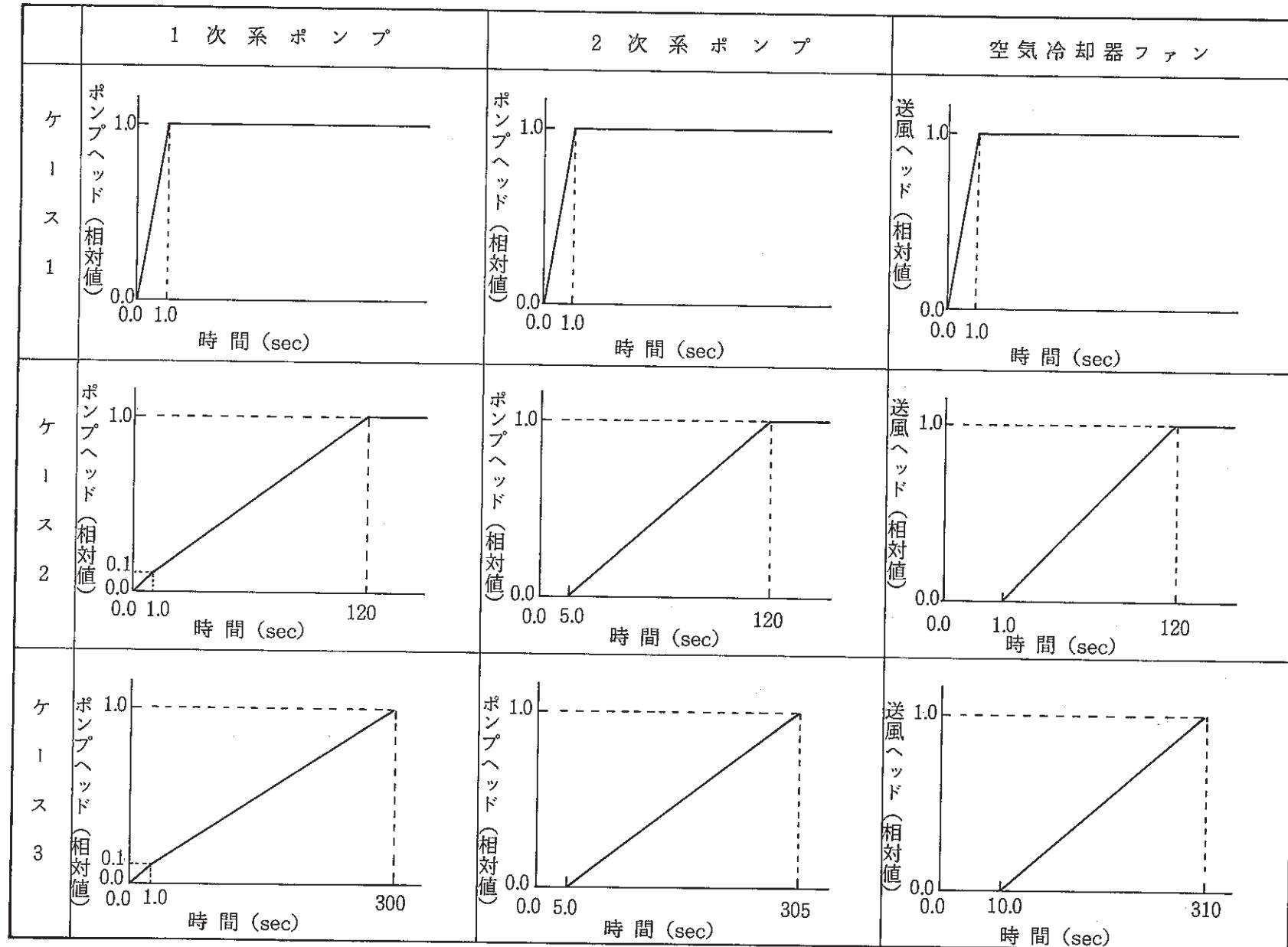


図3-38 MCSのポンプとファンの起動方法

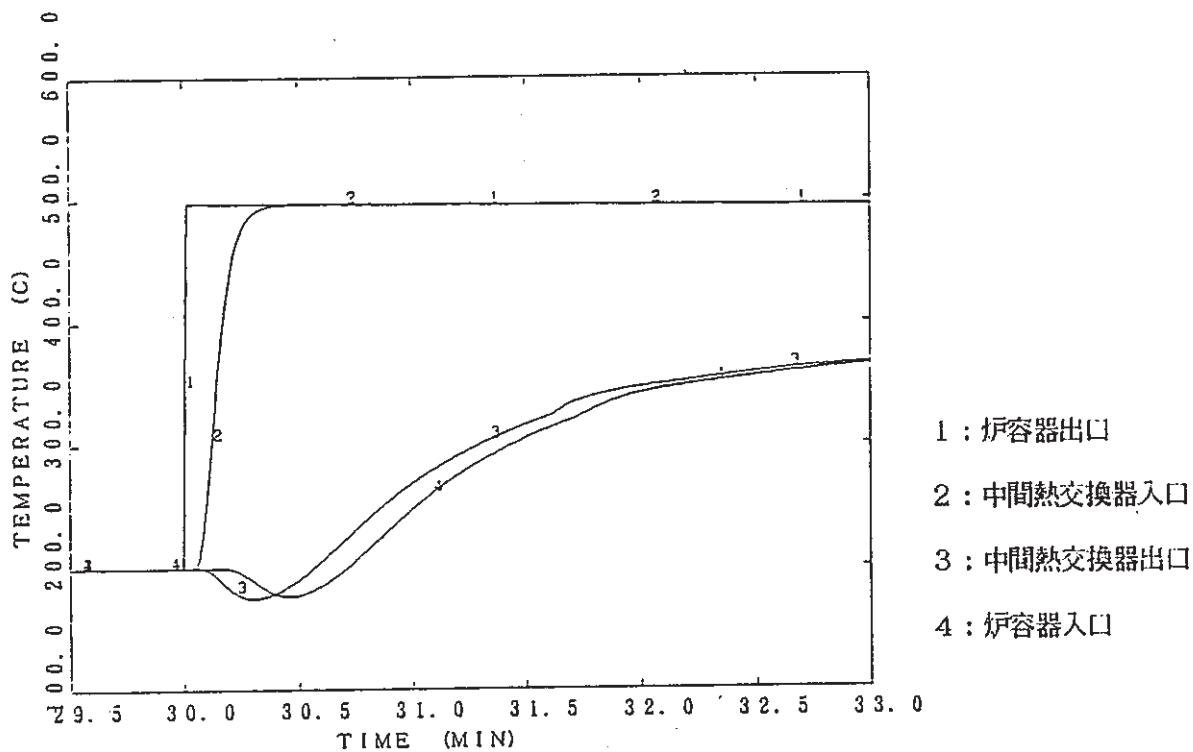


図3-39 MCS 1次系の冷却材温度（ケース1）

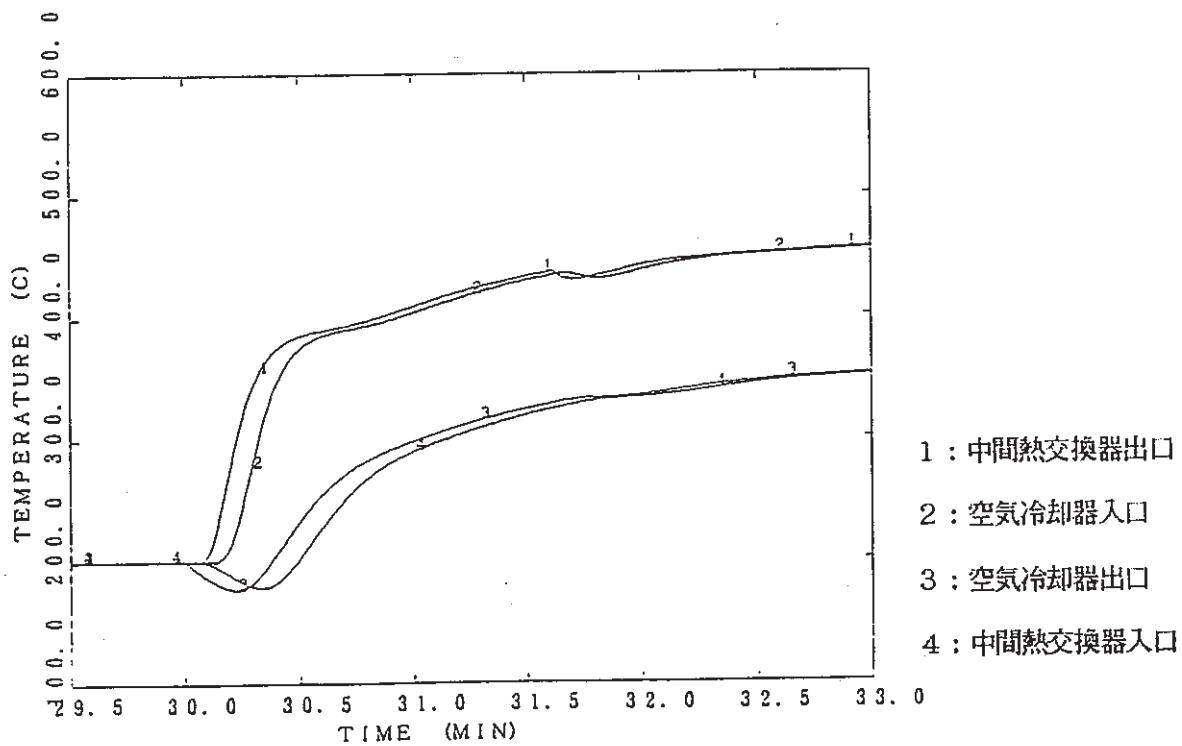


図3-40 MCS 2次系の冷却材温度（ケース1）

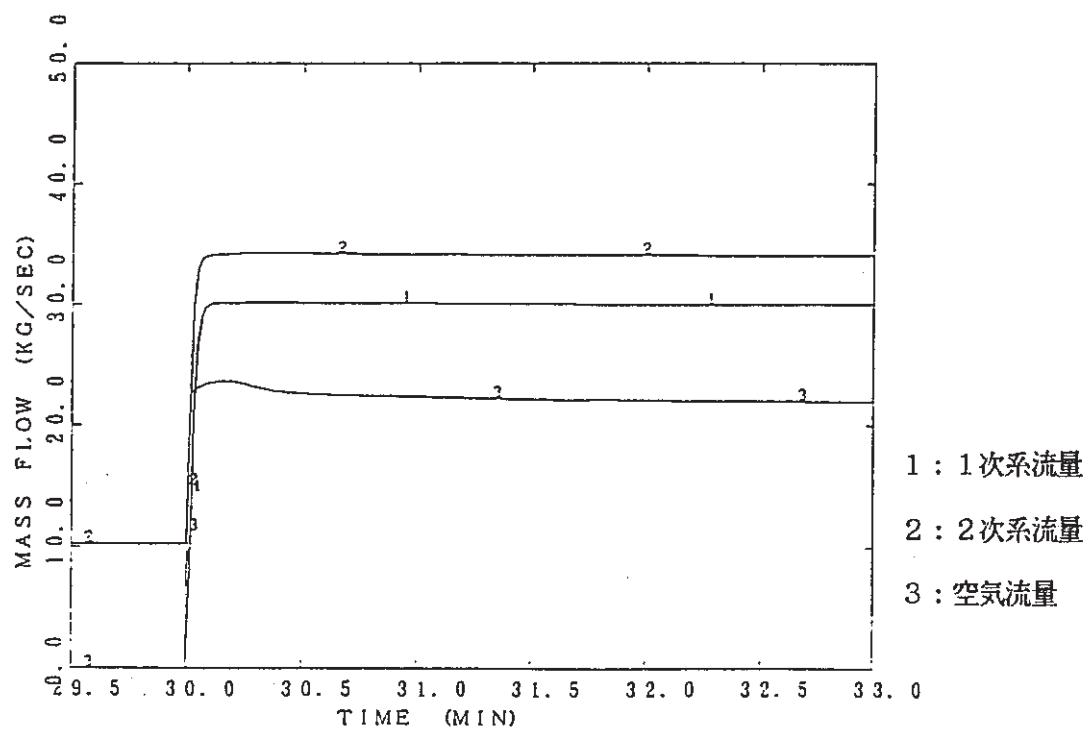


図3-41 MCS冷却材流量(ケース1)

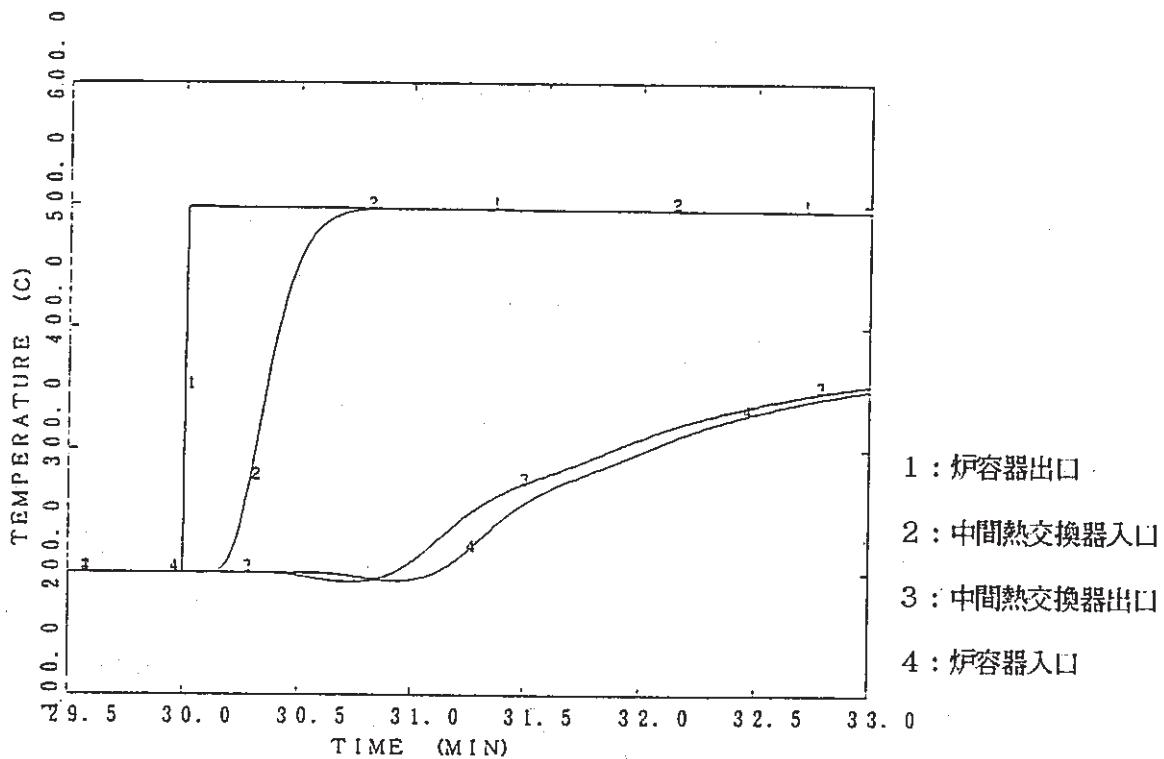


図3-42 MCS 1次系の冷却材温度(ケース2)

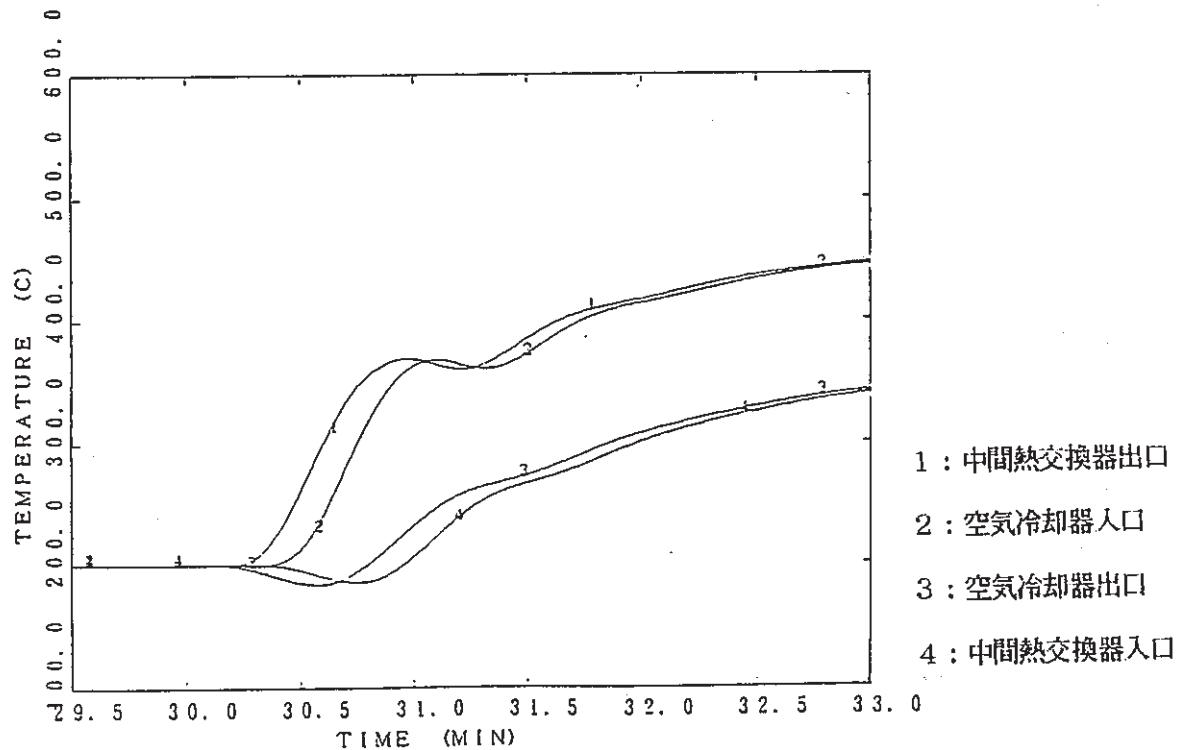


図3-43 MCS 2次系の冷却材温度（ケース2）

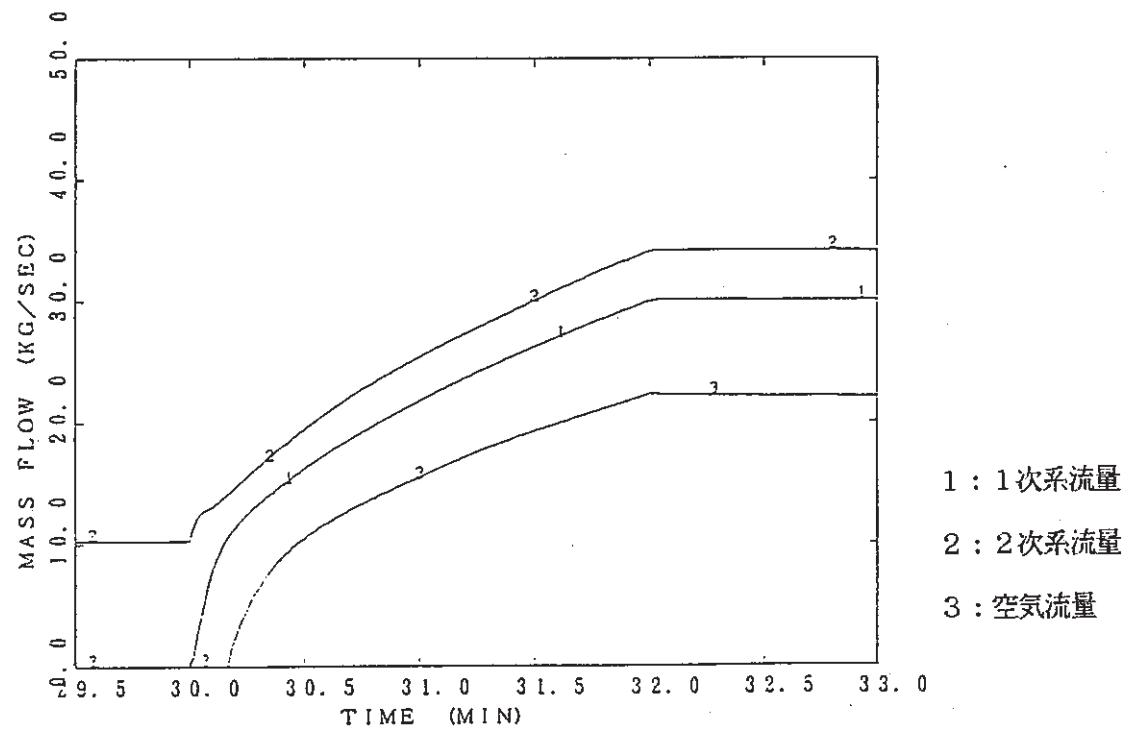


図3-44 MCS冷却材流量（ケース2）

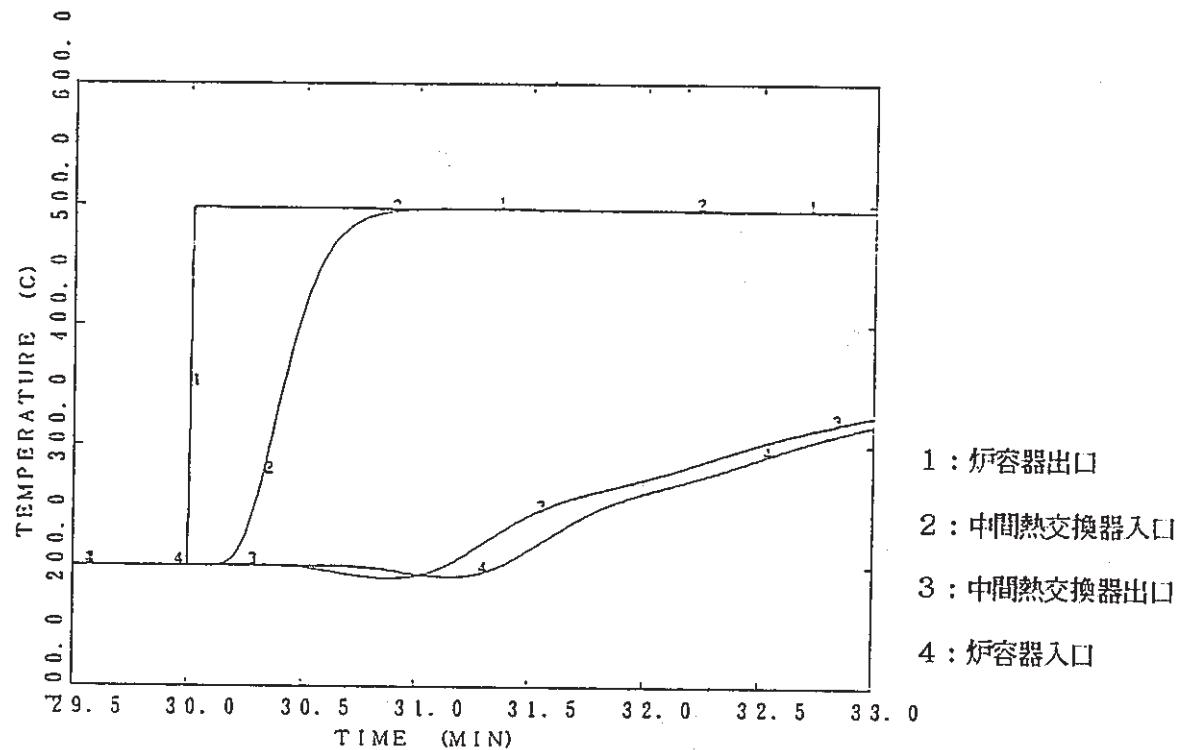


図3-45 MCS 1次系の冷却材温度（ケース3）

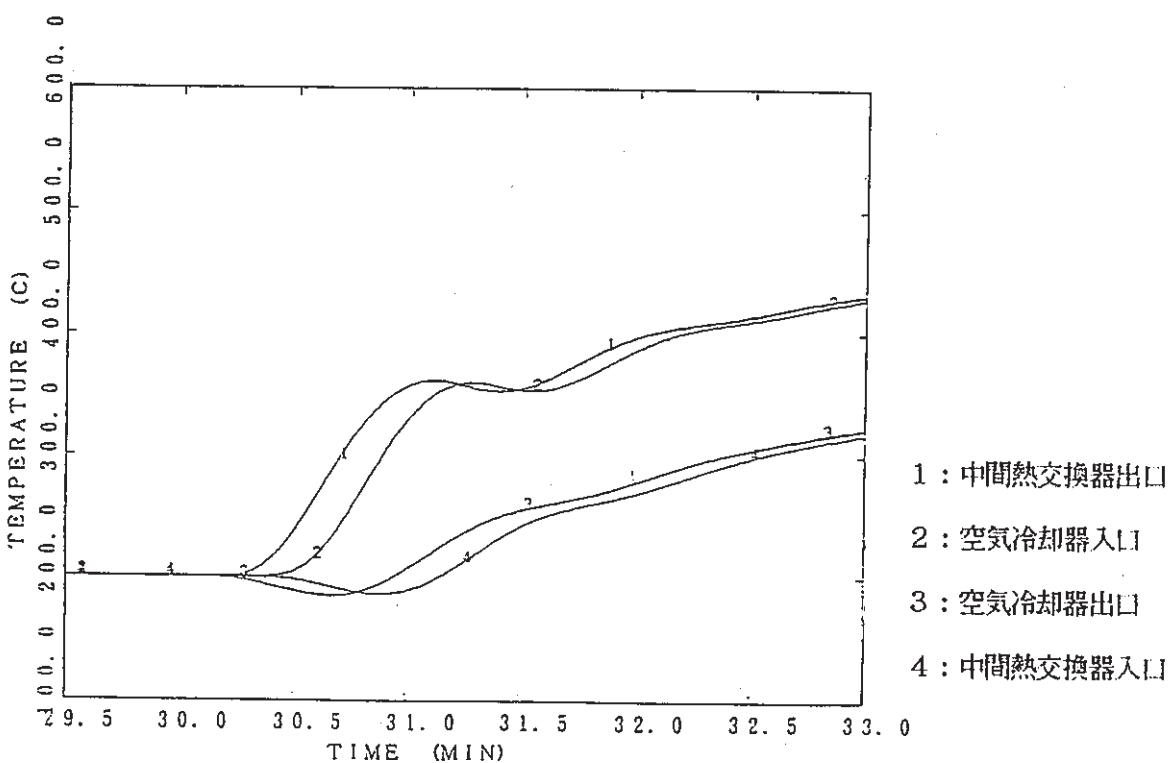


図3-46 MCS 2次系の冷却材温度（ケース3）

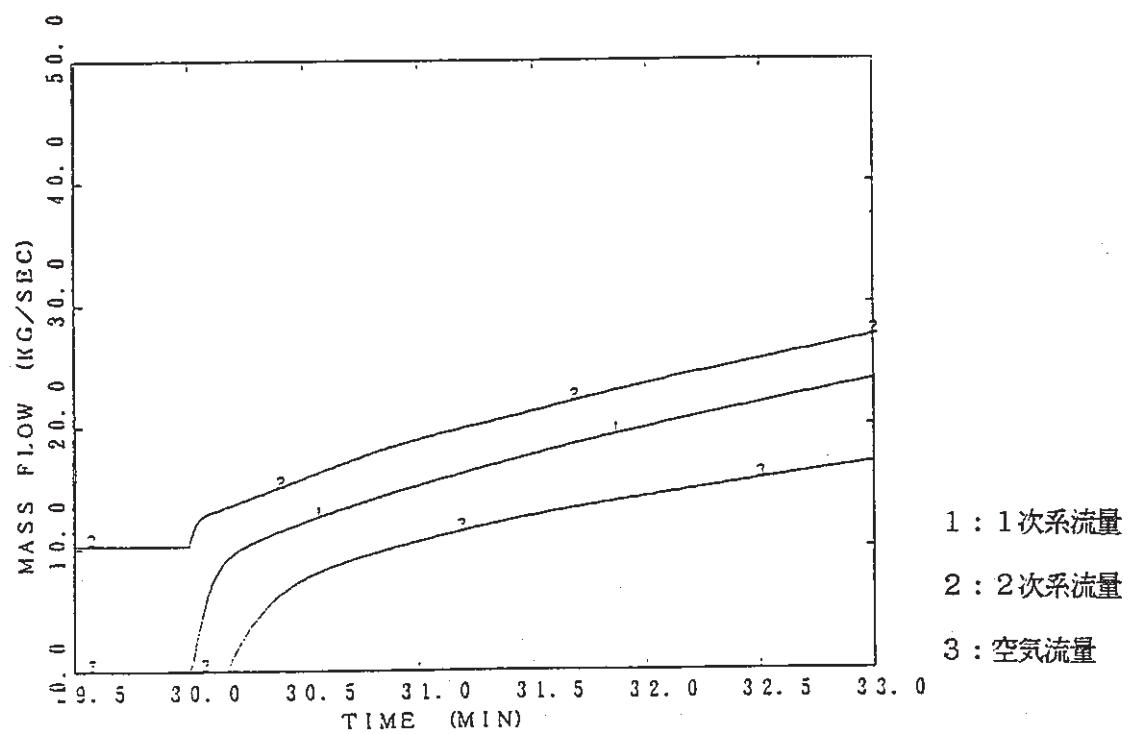


図3-47 MCS冷却材の流量(ケース3)

4 MCS の活用方法の検討

4-1 MCS 起動時の留意点

本節には、スクラムを伴う苛酷事故時にMCSの起動するための必要条件と、起動する場合の問題点を述べる。必要条件は崩壊熱除去のイベントツリーを決定するときに考慮される。

(1) 電源の必要性

図4-1にMCSの各機器と原子炉容器の高低の関係を示す。この図から明らかのように炉心の伝熱中心よりも中間熱交換器の伝熱中心が低くなっている。従って、自然循環で炉心を除熱することは不可能であり、強制循環によってのみしか熱を除去できないことが分かる。2次系では、中間熱交換器と空気冷却器の伝熱中心差がおよそ17mあり、自然循環が可能である。従って、MCSを起動する場合には電源が利用できることが必要条件である。

(2) MCS の除熱容量

MCS除熱量は強制循環の場合に定格運転時出力の0.7%に過ぎない。一方、崩壊熱レベルは炉停止直後にはおよそ6%であり、0.7%に低下するのは炉停止後20時間である。従って、およそ20時間以内にMCSのみによって崩壊熱除去するときには、崩壊熱が除熱量を上回ることになる。その差に相当する熱量がシステムに蓄積され、冷却材温度は上昇する。炉停止の30分後にMCSを起動させたとすれば、ホットレグの温度は70°Cあまり上昇する。3章の解析結果によれば、炉停止後4時間以内にMCSを起動させねば除熱可能である。すなわち、炉停止後4時間分の崩壊熱はシステムに吸収することができる。

このように、冷却材の温度が高ければ、空気冷却器における除熱量は定格値よりも増加することと、システムの熱容量によって温度上昇が吸収されることにより、炉停止直後から除熱できることが示されているが、MCS起動直後から冷却材温度が低下しはじめるのは炉停止後20時間以後に起動した場合に限られる。

(3) MCS の構造健全性

もんじゅのMCSは崩壊熱除去系ではないため、配管の最高使用温度は表2-3と表2-4に示

されるように300°Cから550°Cである。従って、PLOHS時にMCSを起動するとすれば、冷却材温度がこの最高使用温度を越えること、起動時の熱過渡が厳しいことが懸念される。それに対してLORLでは冷却材温度は十分に低下しているため、このような問題は生じない。

MCSを起動するときに生じる熱過渡に対しては、数分以上の時間をかけて徐々に電磁ポンプを起動すれば、短期熱応力が許容されるまで熱過渡を緩和することが可能であることが、3章の解析から示される。従って、主たる破損モードはクリープ破断であると考えられる。以下では短期荷重制限と長期荷重制限とに含まれている安全裕度を検討する。

MCS配管の材料はSUS304ステンレス鋼である。MCS配管の短期荷重に対する強度は、材料の引張強さと降伏応力から定まり、短期荷重制限を規定する設計応力強さ S_m は、300°Cにおいて11.7kg/mm²、650°Cにおいて9.0kg/mm²である[6]。従って、300°Cにおける強度に比較すれば650°Cにおける短期荷重に対する強度は23%低下していることになる。

高温条件においてはクリープの影響が無視できない領域であるため、長期荷重も制限される。長期荷重に対する強度は材料のクリープ挙動から定まり、長期荷重制限を規定する S_t 値は負荷時間30時間に対して425°Cでは15.0kg/mm²、650°Cにおいては8.9kg/mm²である。従って、425°Cにおける強度に比較すれば650°Cにおける長期荷重に対する強度は41%低下していることになる。なお、炉停止の20時間以後には崩壊熱レベルは十分にMCS除熱容量を下回っていることから、30時間650°Cの環境にあることを仮定すれば十分に保守的である。

ところで、これらの許容値には、多くの要因による安全余裕が含まれていると考えられる。一例を挙げれば、クリープ挙動に関しては、650°C、30時間に対して S_t 値は8.9kg/mm²とされているが、クリープ破断応力強さは15.0kg/mm²である。従って、許容 S_t 値のおよそ1.7倍の荷重でなければ、設計基準で規定されているクリープ破断荷重に達しないことになる。図4-2に1次応力の制限に関する信頼度評価結果[7]を示す。図4-2は1%クリープ歪、第3期クリープ開始時間、クリープ破断時間について実測値と制限値との比を示したものである。クリープ破断時間について言えば、破損確率が50%になるのは、1次応力制限に記述されている時間の300倍である。そして高温構造設計方針を満足するべく設計されたMCS配管では、そのクリープ破断の確率は10⁻⁵をはるかに下回っていることが分かる。また、引張強さや降伏応力といった量は実測値の95%信頼下限値に設定されているので、短期荷重制限にも安全余裕が含まれていることは明らかである。

一方、応力の解析手法そのものにも、設計計算を簡素化することによる不確定性を十分に包絡す

るだけの安全裕度が考慮されている。評価結果そのものについては、もんじゅの強度計算書[8]に、MCS配管が構造設計方針に与えられる応力制限を満足することが示されている。設計条件や運転状態Ⅲ若しくはIVで解析された応力強さと、設計基準に与えられる許容応力強さとを比較すれば、何れの評価箇所においても2倍程度以上の安全余裕があることが分かる。

このように、構造設計基準及び、強度の評価の双方に安全裕度が含まれている。冷却材温度がMCS配管の最高使用温度を越えることによって材料強度は低下するが、以上に述べてきた安全裕度はこの強度低下を補償できると考えられる。従って、PLOHS時にMCSを使用することにより、最高使用温度を越え、熱荷重によって変形することは想定できるであろうが、冷却材バウンダリは破損に至ることはないと判断される。

(4) MCS漏洩の検討

PLOHS時にMCSを起動した場合には冷却材温度がMCS配管の最高使用温度を越えると考えられるため、MCS配管からの冷却材漏洩が生じた場合について若干の検討を行う。

図4-1からわかるようにMCS 1次系配管は、炉心よりも低い箇所を引き回されている部分があるため、MCS配管の破損が低い位置で生じ、MCSの隔離に失敗し、かつ逆止弁が機能しない条件では、サイホン現象によって原子炉容器の冷却材が汲み出される可能性がある。MCSコールドレグ側の配管は原子炉容器底部に達しているため、破損場所によっては、炉心全体が露出することも考え得る。

PLOHSあるいはLORL時にMCSを起動する場合には、もともと崩壊熱除去系で除熱できない条件下にあるわけであるから、MCS隔離に成功したとしても失敗したとしても、スクラムを伴ったゆっくりした炉心溶融（Protected Core Meltdown）となることに変わりはない。MCS隔離に成功するか失敗するかによって、炉心が溶融したときに、周囲に冷却材が存在しているか（MCS隔離成功）、存在していないドライ状態にあるか（MCS隔離失敗）が異なると考えられる。

原子炉容器の冷却材が汲み出されるときの所要時間を概算する。表4-1に原子炉容器内のナトリウムインベントリを示す[9]。MCSの1次系電磁ポンプの定格流量は3.4kg/secである。従って、上部プレナムのナトリウムが電磁ポンプの定格強制循環によって全て汲み出されるまでにおよそ100分かかる。また、原子炉容器内の冷却材を全て汲み出すまでには200分かかる。サイホンによる汲み出しの速度はポンプの定格流量よりは遅い流速であろうから、この数倍の時間がかかると考えられる。従って、MCS配管破損後、炉心が露出するか炉内自然循環バスがきれるまで液位

が低下するには少なく見積っても1時間はかかる。

結論として、MCS運転中にMCS配管に破損が生じた場合には、MCS隔離に成功すれば、MCSを起動しない場合と同じ事象推移をたどる。すなわち、冷却材のさらなる温度上昇と1次冷却材バウンダリの破損による炉心溶融となり、PLOHSに帰着する。MCS隔離に失敗した場合には、原子炉容器の冷却材は数時間の内に汲み出されるため、原子炉容器や主冷却系配管は破損しないうちに炉心が露出すると予想される。

4-2 MCS運用を考慮したPLOHSのイベントツリー

(1) 1次系と2次系の熱容量が利用できる場合

3章に示したように、2ループ以上の主冷却系の熱容量が利用できるならば、原子炉停止の直後からMCSによって除熱可能である。図4-3に、従来のイベントツリー(図4-3a)と3章で求めた成功基準に基づくイベントツリー(図4-3b)を示す。イベントツリーは大幅に簡素化されているだけでなく、IRACSによる短期崩壊熱除去のヘッディングの分岐確率が、成功が1、失敗が0となり、シーケンス4の確率が0になる。主冷却系の熱容量が利用できるような起因事象では、図4-3aのイベントツリーを図4-3bのものと置き換えることができる。

また、PLOHSの発生確率に対する寄与が最大である空気冷却器の出口止め弁開失敗事象の解析結果によれば、この事象に対して何の操作もしなくとも、3ループの熱容量が利用できるならば、除熱できることが示されている。従って、この場合にも図4-3bのイベントツリーを利用できる。

全ての起因事象にわたって図4-3bのイベントツリーを用いれば、イベントツリー定量化的計算が簡素化されるのみでなく、短期崩壊熱除去にMCSを利用できるため、炉心溶融の発生頻度が大幅に低減される。

(2) 1次系の熱容量のみが利用できる場合

1次系の熱容量のみが利用できるときには、自然循環または強制循環によって1時間以上冷却できることを仮定すれば、その後はMCSのみによって除熱できる。このような事象の例としては、共通原因による2次系の異常が挙げられる。

この場合には図4-3aのイベントツリーを用いて、1時間以内を短期崩壊熱除去、1時間以後を長期崩壊熱除去と定義すればよい。短期崩壊熱除去の定義が、従来より用いていた20時間以内

に代わって1時間以内となったことにより、炉心溶融の発生頻度が大幅に低減される。

(3)原子炉容器の熱容量のみが利用できる場合

主冷却系から原子炉容器に冷却材が全く供給されずに、原子炉容器の熱容量のみしか利用できない場合には、冷却時間が2時間であれば、その後はMCSのみによって除熱できる。このような事象の例としては、共通原因による1次系の異常が挙げられる。

この場合には図4-3aのイベントツリーを用いて、2時間以内を短期崩壊熱除去、2時間以後を長期崩壊熱除去と定義すればよい。短期崩壊熱除去の定義が、従来より用いていた20時間以内に代わって2時間以内となったことにより、炉心溶融の発生頻度が大幅に低減される。

4-3 MCS運用を考慮したLORLのイベントツリー

原子炉容器液位が出口ノズル以下に低下すれば、主冷却系には冷却材が流れなくなる。その後に、冷却材の温度が上昇することによって、液位が出口ノズル上に回復したとしても、カバーガスが主冷却系配管中に混入し、冷却材流路は切断されたままとなる。図4-1に示されるように、MCS配管の入口は原子炉容器出口ノズルよりもおよそ1m低く、炉心上端よりもさらに低い位置にある。従って、原子炉容器液位が原子炉容器出口ノズルを下回ったとしても、MCS配管への入口ノズルは露出しない。従って、MCSループは気体が混入することなく、炉心冷却可能な状態にある。

ただし、上部プレナムからMCS配管入口ノズルへの流路バスは、原子炉容器内筒のフローホールを経由している。従って、原子炉容器液位が内筒フローホールの位置以上に維持されていることが、MCSで除熱する必要条件である。既に述べたように、長期型のLORLでは、冷却材のシリンケージがその原因である。LORLの発生以後は除熱されないため、それ以上液位が低下することはなく、むしろ温度上昇とともに液位も上昇していく。従って、内筒フローホールから冷却材がオーバーフローしてMCS入口配管ノズルに冷却材を供給することができる。故に、MCSを使用すれば、長期型のLORL時に炉心から熱を除去することが可能である。

図4-4にガードベッセル内漏洩のイベントツリー（図1-4参照）から原子炉容器液位確保成功に関わる部分を抽出したものを示す。図4-4aは従来のイベントツリーである。図4-4bはMCSをLORLに対して利用することを考慮して提案されるイベントツリーである。ハッチングを施したヘッディングは新規に追加したものである。図4-4では「電源の存在」と「MCSによ

る崩壊熱除去」の2つのヘッディングを追加している。そしてその両方に成功した場合に限って成功に至る。

4-2節に述べたように、主冷却系が全く利用できないとしても、2時間以上の冷却時間を確保できるならば、MCSのみによって除熱可能である。しかし、ガードベッセル健全性喪失と1次系ポンプトリップ失敗による短期型のLORLでは、2時間の冷却時間を確保することは不可能であると考えられる。従って、MCSによる回復操作を考慮しないものとする。

オーバーフロー系汲み上げ失敗によってLORLになるシーケンス（長期型LORL）では、LORLに至るのは炉停止の20時間程度後であり、冷却材の温度が200°C程度まで低下している。その理由は、以下に述べるとおりである。長期型LORLシーケンスでは、高温状態では冷却材液位は出口ノズル以上にある。ところが、冷却材温度が低下するにつれて冷却材がシュリンケージし、その結果、液位が出口ノズル以下に低下する。よって、この場合にはMCSを起動することによる熱過渡もないし、冷却材温度が設計温度条件を越えることもなく、MCSを活用するにあたって何ら問題は生じない。すなわちMCSを起動することによって、LORLを終息させることが可能である。

表4-1 原子炉容器内のナトリウムインベントリ

場所	容積(m^3)	温度(°C)	質量(tan)	汲出し時間(min)
上部ブレナム	252.8	825	208.6	101.1
炉心	6.0	841	5.0	2.4
中間洞ブレナム	70.0	856	59.9	29.0
高圧ブレナム	5.0	856	4.3	2.1
低圧ブレナム	4.3	856	3.7	1.8
下部ブレナム	143.3	856	122.7	59.4
1次MCS	3.0	841	2.5	1.2
合計	484.4		406.7	197.0

冷態停止時の容積より算出している

出典 PNC ZJ 278-83-05-(9) もんじゅ安全審査関連設計・解析等（57年度）設計検討書第9分冊、

昭和58年3月

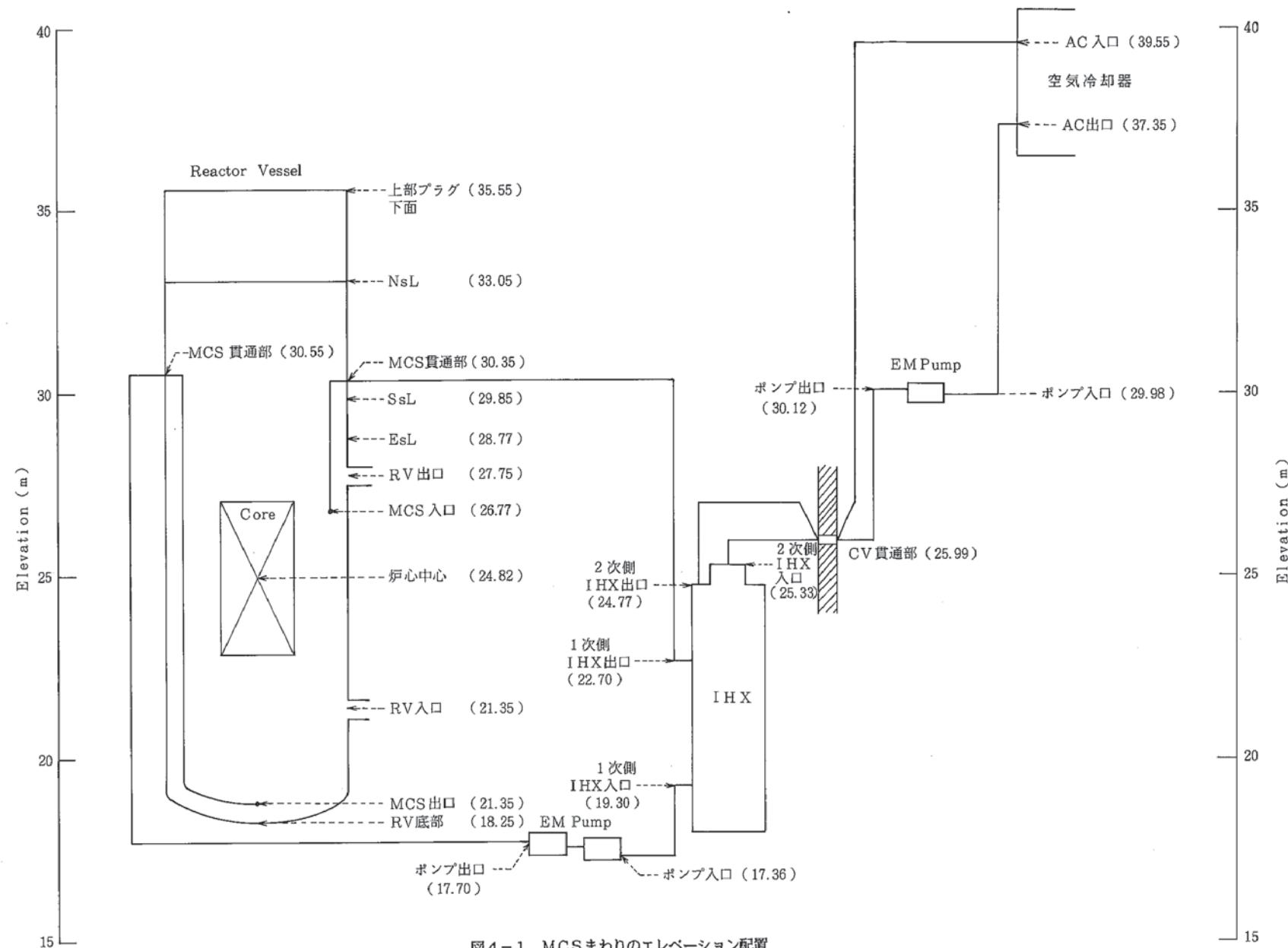


図4-1 MCSまわりのエレベーション配置

1次応力の制限に関する信頼度評価

- 1次応力の制限に関する信頼度は下記の通り。

$\left. \begin{array}{l} 1\% \text{クリープひずみ到達時間 } t_{1\%} \text{ については } 95\% \text{ 以上} \\ \text{第3期クリープ開始時間 } t_3 \text{ については } 99.9\% \text{ 以上} \\ \text{クリープ破断時間 } t_R \text{ については } 99.999\% \text{ 以上} \end{array} \right\}$

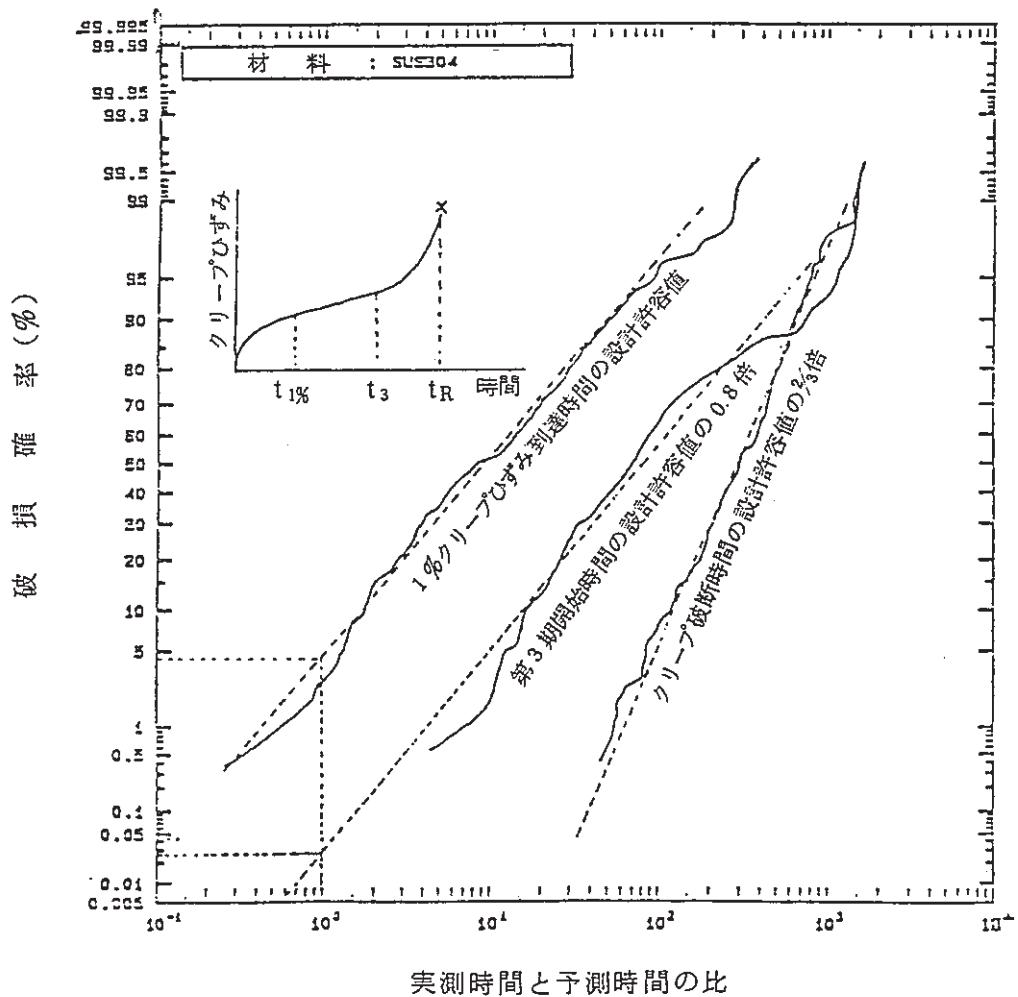
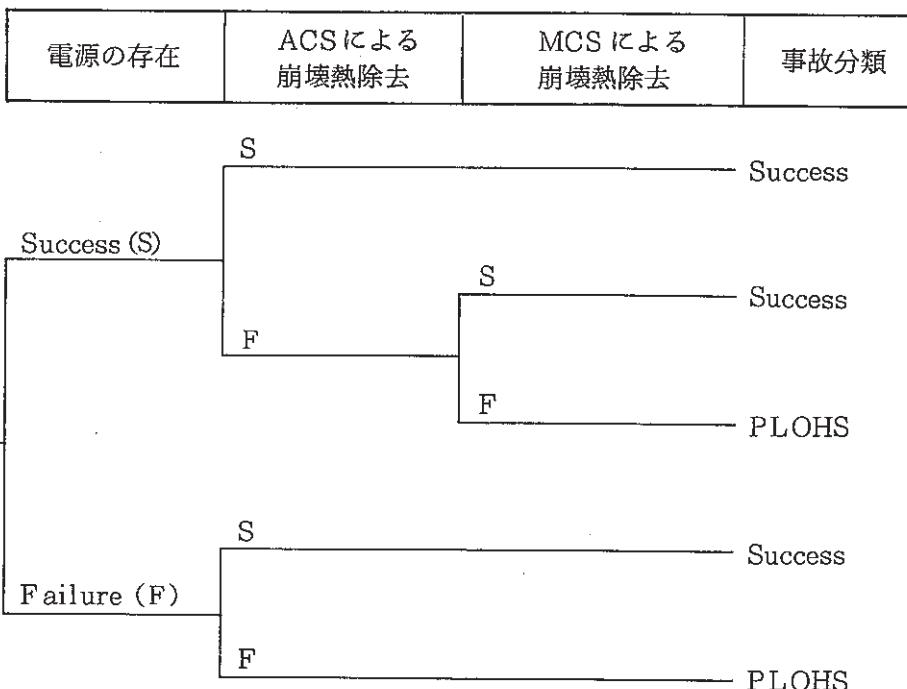
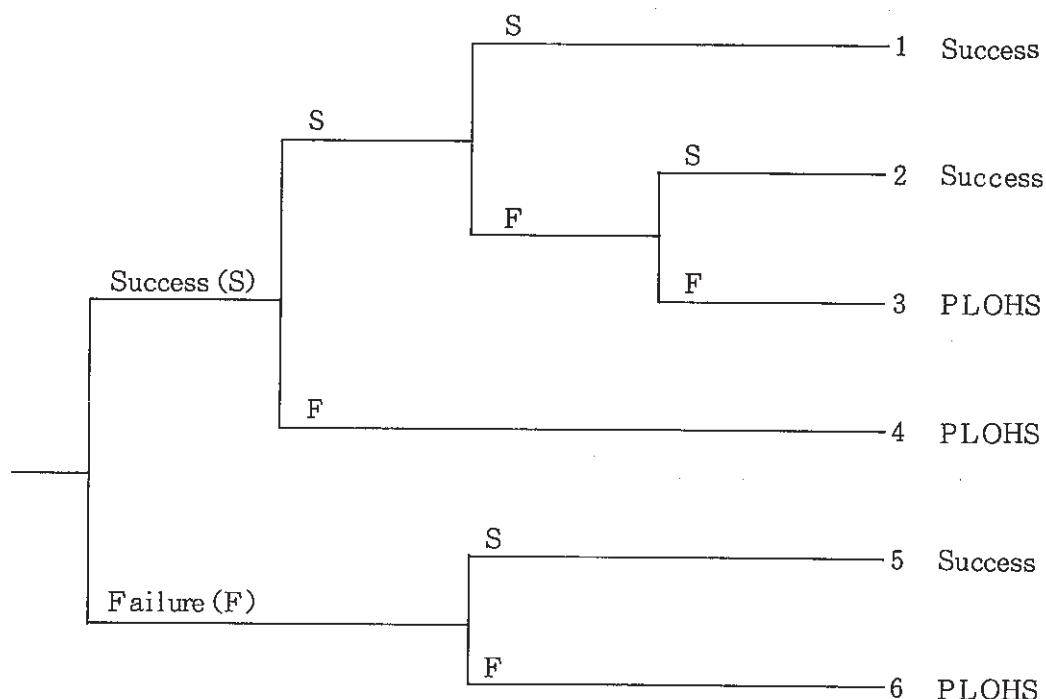


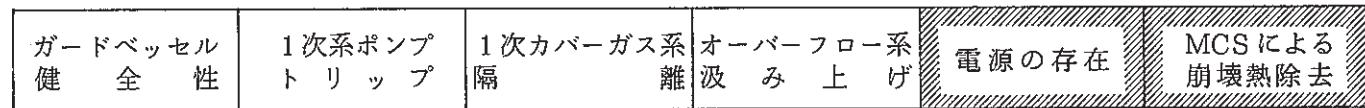
図4-2 一次応力の制限に関する信頼度評価結果

電源の存在	ACSによる 短期崩壊熱 除去	ACSによる 短期崩壊熱 除去	MCSによる 長期崩壊熱 除去	事故分類
-------	-----------------------	-----------------------	-----------------------	------

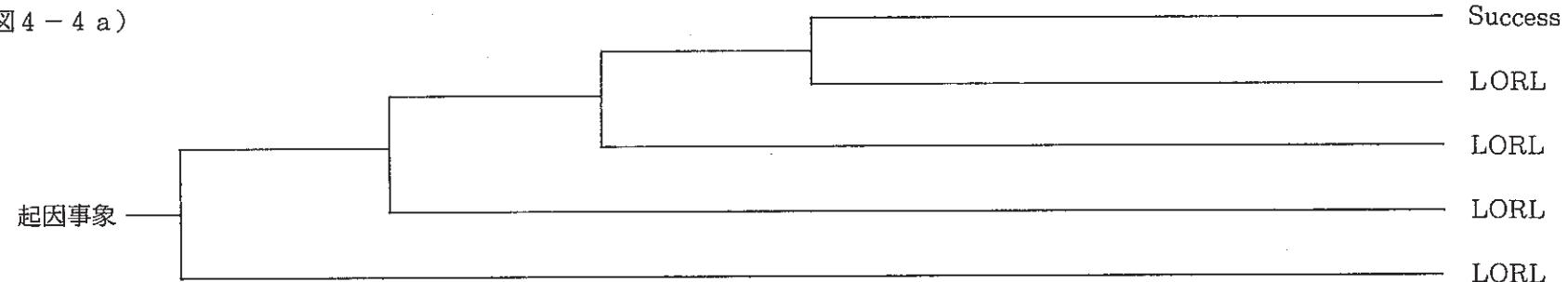


(図4-3 a)

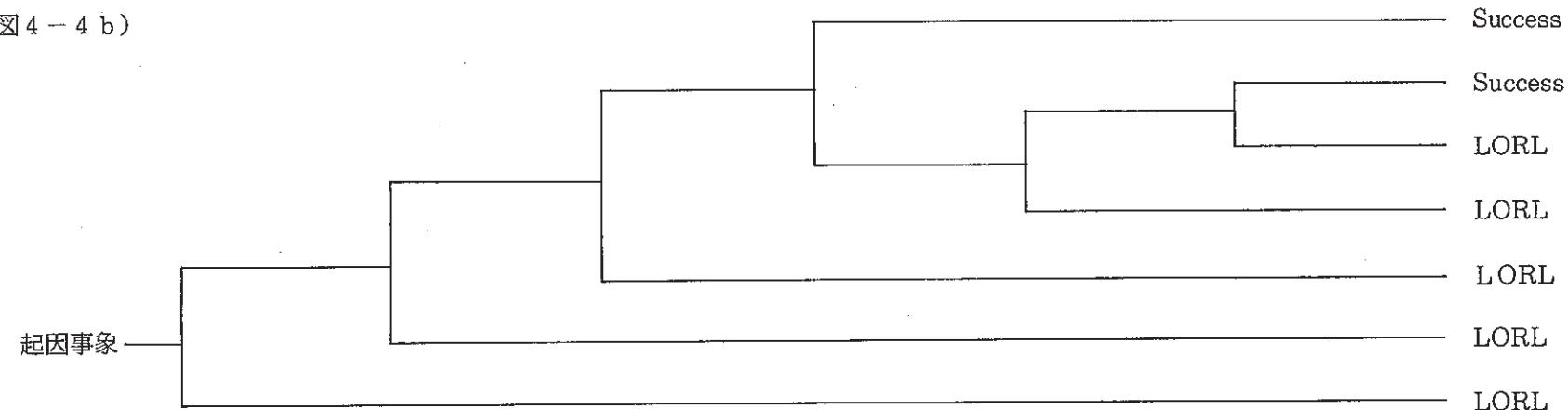
図4-3 崩壊熱除去機能のイベントツリー



(図4-4 a)



(図4-4 b)



(a) 従来のイベントツリー

(b) MCSを考慮したイベントツリー

5 結論

本研究により得られた結論は以下の通りである。

(1) ①原子炉容器と1次及び2次主冷却系の熱容量が利用できる場合、②原子炉容器と1次主冷却系のみの熱容量が利用できる場合、③原子炉容器のみの熱容量が利用できる場合に分類して、MCSによる崩壊熱除去の成功基準を求めた。ここで、冷却時間とは、冷却材温度を定格運転時の温度に維持している時間と定義している。このためには、自然循環ならば3ループ、強制循環ならば1ループ以上で十分である。

①原子炉容器と1次及び2次主冷却系の熱容量が利用できる場合には、主冷却系が2ループ以上健全、すなわち、2ループ以上の熱容量を利用できるならば、原子炉停止直後からMCSを利用して崩壊熱除去することが可能である。このとき、原子炉停止後4時間以内にMCSを起動すれば崩壊熱除去成功の判断基準を満足する。従って、イベントツリーを大幅に簡略化できるだけでなく、炉心溶融発生頻度の評価値は低減される。

②原子炉容器と1次主冷却系のみの熱容量が利用できる場合、原子炉停止直後にMCSを起動したとしても崩壊熱除去成功の判断基準を満足することはできない。ただし、1時間の冷却時間ががあれば崩壊熱除去成功の判断基準を満足する。

③原子炉容器のみの熱容量が利用できる場合には、2時間の冷却時間ががあれば崩壊熱除去成功の判断基準を満足する。

(2)特に、PLOHSの発生頻度に対する寄与が最も大きい、共通原因故障によるIRACS空気冷却器出口止め弁開失敗時にMCSを起動する解析を実施したところ、MCSを起動することによって、崩壊熱除去が可能であるとの結論を得た。2次主冷却系の流量はきわめて微少ではあるが、炉停止直後からMCSによる崩壊熱除去が可能である。

(3) PLOHS時にMCSを起動する場合の熱過渡の検討を実施した。MCS配管の構造設計には安全余裕が含まれているため、MCS配管は高温状態にも耐えられるものと判断される。また、電磁ポンプの起動をゆっくりとすることにより、MCS起動時の熱過渡を緩和することが可能である。従って、有効なPLOHSの回避手段としてMCSを利用できると考えられる。仮にMCS配管が破損したとしてもMCS配管隔離弁によって隔離が可能である。

(4)原子炉容器液位が主冷却系の出口ノズルの高さ以下に低下したとしても、2時間以上の冷却時間があればMCSによって崩壊熱除去することが可能である。長期型のLORLにおいては冷却材は低温であり、MCS起動時の熱過渡も厳しくはないことから、LORL時の修復操作としてMCSを使用する上で問題は生じない。これにより、LORLによって炉心溶融に至る確率は大幅に減少するものと考えられる。一方、短期型のLORLでは、2時間の冷却時間を確保することは困難であり、MCSによる除熱は不可能と考えられる。

(5)PLOHSあるいはLORL時にMCSを起動した場合に、MCS配管の破損を仮定する。このとき、MCSの隔離に失敗した場合には、破損場所によってはサイホン現象によって原子炉容器の冷却材が汲み出される可能性がある。この場合には、数時間後に、原子炉容器や主冷却系配管が破損しないうちに炉心全体が露出すると予想される。MCS隔離に成功した場合には、冷却材のさらなる温度上昇と1次冷却材バウンダリの破損によるスクランムを伴ったゆっくりした炉心溶融（Protected Core Meltdown）となり、PLOHS型の推移をたどる。

(6)以上の成功基準等をもとに、MCSの活用を考慮した崩壊熱除去成功と原子炉容器液位確保成功のイベントツリーを提案した。

6 謝辞

本研究で使用したMCSモデルの開発にあたり、米国ブルックヘブン国立研究所のB. C. Chan氏に助言を頂きました。動力炉建設運転本部機械課の井上課長代理と研究開発本部安全グループの相澤主任研究員には、もんじゅのメンテナンス冷却系の設計情報を教えて頂きました。原子炉工学室の柴室長、二ノ方室長代理には、有益な助言や激励を頂きました。ここに感謝の意を表します。

7 参考文献

- [1] 相澤清人 他、 “もんじゅ起因事象の総合評価と定量化”、 PNC ZJ299 84-08(6)TR、 1984年9月。
- [2] Energy Incorporated, “Monju Probabilistic Risk Assessment”, PNC ZJ2283 86-001, Feb. 1986.
- [3] 山口彰 他、“SSC-L：ループ型高速炉システムコード モデル開発・改良と利用マニュアル”、 PNC N9410 87-143, 1987年10月。
- [4] 動力炉核燃料開発事業団、“高速増殖炉もんじゅ発電所 原子炉設置許可申請書 添付書類八”、 昭和55年12月。
- [5] 中井、“メンテナンス冷却系動特性解析条件について” PRA-095, 1986年5月。
- [6] PNC N241 84-08(2) 高速原型炉高温構造設計方針 材料強度基準等、昭和59年9月。
- [7] PNC SN241 85-08 解説 高速原型炉高温構造設計方針 材料強度基準等、昭和60年3月。
- [8] PNC SN2720 86-003 高速増殖炉もんじゅ発電所 工事計画認可申請書 第4回申請分昭和61年4月。
- [9] PNC ZJ 278-83-05-(9) もんじゅ安全審査関連設計・解析等（57年度）設計検討書第9分冊、昭和58年3月。

付録 MCS 配管と冷去材の熱伝達率簡易評価

(1)配管の内径 r_i と r_o は

$$r_i = 0.05 \text{ m}$$

$$r_o = 0.055 \text{ m}$$

(2)SUS管の物性値

$$C_p = 600 \text{ J/kgK} \quad : \text{比熱}$$

$$k = 20 \text{ W/mK} \quad : \text{熱伝導率}$$

(3)ナトリウムの流速

流量を 30 kg/sec とすれば、およそ

$$V = 4.5 \text{ m}$$

(4)ナトリウムの物性値

$$k_{Na} = 65 \text{ W/mK} \quad : \text{熱伝導率}$$

$$\mu = 2.84 \times 10^{-4} \text{ kg/m.sec} \quad : \text{粘性係数}$$

$$\nu = 3 \times 10^{-7} \text{ m}^2/\text{sec} \quad : \text{動粘性係数}$$

$$C_s = 1260 \text{ J/kgK} \quad : \text{比熱}$$

(5)熱伝達率の簡易評価

$$Re = DV/\nu = 1.5 \times 10^6$$

$$Pr = C_s \mu / k_{Na} = 0.0055$$

$$Nu = 6.0 + 0.025 (\phi Re Pr)^{0.8} \quad : \text{Aokiの式 for } Re > 3000$$

$$\text{where } \phi = 0.014(1 - \exp(-71.8\chi))/\chi$$

$$\chi = 1/Re^{0.45} Pr^{0.2}$$

$$\text{従って, } Nu = 35.8$$

$$h = (k_{Na}/2r_i) Nu = 2.33 \times 10^4 \text{ W/m}^2\text{K}$$

以上の結果より、3-5節(4)式の左辺の係数は

$$C(r_o^2 - r_i^2) = 0, 315$$

(4)式の右辺の係数は

$$1/\{\frac{1}{r_i h} + \frac{1}{k} - \frac{r_o + r_i}{2r_i}\} = 303, 2$$