

高速増殖大型炉の設計主要目に関する研究(Ⅱ)

1次冷却材漏洩事故時におけるプラント過渡応答の評価

1988年8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)

高速増殖大型炉の設計主要目に関する研究(II)

1次冷却材漏洩事故時におけるプラント過渡応答の評価

藤井 正¹⁾ , 家田 芳明¹⁾
田村 政昭¹⁾ , 森山 正敏¹⁾
中西 征二¹⁾ , 谷山 洋¹⁾

要 旨

高速増殖大型炉の設計主要目に関する研究(II)の一環として、60年度要素技術設計研究(II)のループ型プラントを対象に、高速炉システムコードSSC-Lを用いて、1次冷却材漏洩事故時のプラント挙動を解析し、冷却材漏洩が炉心冷却に与える影響を評価した。

得られた結論は次のとおりである。

- (1)原子炉入口ノズル部近傍のコールドレグ配管において、破壊力学的手法を活用して合理化された想定漏洩口 1cm^2 からの漏洩を想定した場合、漏洩流量は、破損直後最大 3.6kg/sec 、ボニーモータ(PM)運転状態の300秒の時点では 0.9kg/sec に達する。
- (2)起因事象である漏洩口 1cm^2 からの漏洩に加え、単一故障として非常用ディーゼル発電機1基の起動失敗を想定し、2ループにおいてPM引継に失敗した場合、被覆管最高温度は 758°C となり、炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ十分な冷却が可能である。
- (3)漏洩口合理化の影響を比較するため、「もんじゅ」での想定漏洩口 $\frac{1}{4}\text{D}\cdot\text{t}$ (本解析では 25cm^2)に拡大した場合、被覆管最高温度は漏洩口 1cm^2 の場合に比べ、 5°C 程度の上昇にとどまる。
- (4)立地評価のソースタームの設定根拠を得ることを目標に、炉心冷却を阻害する条件の重ね合わせとして、漏洩事故ループ以外の3ループでのPM引継失敗を想定した場合には、被覆管最高温度は 847°C (漏洩口 1cm^2)、 854°C (漏洩口 25cm^2)となり、「もんじゅ」の運転時の異常な過渡変化時の燃料被覆管破損制限温度 830°C を上回る結果となった。

しかし、設計基準事象の被覆管破損評価手法の保守性から判断すると、内圧破損には至らないことが考えられ、また燃料溶融や、炉心部のナトリウム沸騰も生じない。

このように、現在想定している漏洩口 1cm^2 という条件下においては、1次冷却材漏洩事故が、炉心冷却に与える影響は小さく、事故を安全に収束できる見通しが得られた。また設計基準事象を超えた条件での解析結果から、ソースターム量としては燃料被覆管のある割合の破損に伴うギャップ中インベントリにとどまるものと考えられる。

1) 大洗工学センター 技術開発部プラント工学室

Study on the Main Design Parameters of Large Scale Fast Breeder Reactor(II)

Evaluation of the Plant Transient Behavior at the Loss of Primary Piping Integrity Accident

Tadashi FUJII¹⁾, Yoshiaki IEDA¹⁾
Masaaki TAMURA¹⁾, Masatoshi MORIYAMA¹⁾
Seiji NAKANISHI¹⁾, and Hiroshi TANIYAMA¹⁾

Abstract

As a series of the Study on the Main Design Parameters of Large Scale Fast Breeder Reactor(II) in 1987, the transient behavior at the loss of primary piping integrity accident of the loop-type plant of the Key Technological Design Study(II) in 1985 was analyzed by the FBR system code SSC - L, and then the effects of the coolant leakage on the core coolability were evaluated.

(1) In case of the leakage from a crack opening area of 1cm², which was rationalized by fracture mechanics, at the cold leg piping near the inlet nozzle of the reactor vessel, the maximum leak mass flow rate was immediately reached to 3.6kg/sec after pipe break, and the saturated leak mass flow rate was reached to 0.9kg/sec at 300sec in the pump pony motor driving condition.

(2) In case of the leakage from 1cm² area as the originated event, with failure of the succeed of pony motor driving in two-loops due to failure of the starting of a emergency diesel generator as the single-failure criteria, the maximum cladding temperature was reached to 758°C, therefore the reactor core was not damaged seriously, and the core coolability was secured sufficiently.

(3) In order to compare the effects of the rationalization of crack opening area, in case of the enlargement of the leakage area from 1cm² to $\frac{1}{4}D \cdot t$ (25cm² in this analysis), which was assumed in prototype reactor "MONJU", the maximum cladding temperature was increased only about 5°C compared with that of the 1cm² area.

(4) Taking aim to get the setting ground of the source terms on the located evaluation, as a superposition of the obstruct condition on the core coolability, in case of the failure of the succeed of pony motor driving in three-loops except the accident loop, the maximum cladding temperature was reached to 847°C (1cm² area), and reached to 854°C (25cm² area) respectively, so both results were exceeded 830°C, which was set up as the restriction temperature in the abnormal transient condition of "MONJU". However, it is considered that the cladding burst are not occurred because of the conservativeness of the cladding burst evaluation technique for design basis events, moreover fuel melting and sodium boiling are not occurred.

Thus, it was found that the loss of primary piping integrity accident under the condition which had been assumed the leakage from a crack opening area of 1cm² was little affected to the core coolability, and the accident could be converged safely. Further, from the results of beyond design basis events condition, it is considered that the quantity of the source term was restricted the inventory in the fuel gap due to some proportion of burst cladding.

1) Plant Engineering Office, Technology Development Division, O-arai Engineering Center, PNC

目 次

要 旨
表一覧表
図一覧表
記号及び略号の説明

1.はじめに	1
2.1次冷却材漏洩事故時のプラント過渡応答の評価	2
2.1 60年度要素技術設計研究(II)プラントの概要	2
2.2 検討方法	16
2.3 解析結果及び検討	26
3.まとめ	66
4.謝 辞	67
5.参考文献	68

表一覧表

表2-1	60年度要素技術設計研究(II)プラントの主要目	4
表2-2	1次冷却材漏洩事故標準ケースの解析条件	23
表2-3	1次冷却材漏洩事故解析結果	61

図一覧表

図2-1	定格運転時のヒート・バランス	7
図2-2	炉心配置図	8
図2-3	燃料集合体構造図	9
図2-4	原子炉構造図	10
図2-5	1次冷却系機器高低図	11
図2-6	IHX構造図	12
図2-7	2次冷却系機器高低図	13
図2-8	SG構造図	14
図2-9	A/C構造図	15
図2-10	重大事故(1次冷却材漏洩事故)のソーススター評価の流れ(案)	22
図2-11	熱輸送系解析モデル	24
図2-12	水・蒸気系解析モデル	25
図2-13	プラント各部の挙動[PM2台引継失敗、漏洩口 1cm^2]	28
図2-14	プラント各部の挙動[PM2台引継失敗、漏洩口 25cm^2]	37
図2-15	プラント各部の挙動[PM3台引継失敗、漏洩口 1cm^2]	47
図2-16	プラント各部の挙動[PM3台引継失敗、漏洩口 25cm^2]	53
図2-17	事故時の被覆管最高温度、炉心流量	62
図2-18	照射済燃料被覆管の急速加熱時内圧破損温度	63
図2-19	破損限界温度の温度上昇率への依存性	64
図2-20	被覆管許容限界温度線図(Life Fraction Rule適用)	65

記号及び略号の説明

記号	説明	単位
A	流路断面積	(m ²)
L	流路長さ	(m)
P	圧力	(Pa)
t	時間	(sec)
W	流量	(kg/sec)
ρ	密度	(kg/m ³)

略号 説明

A/C	: Air Cooler	空気冷却器
C/L	: Cold Leg	冷却系コールドレグ配管
D/G	: Diesel Generator	非常用ディーゼル発電機
F/C	: Forced Circulation	強制循環除熱
H/L	: Hot Leg	冷却系ホットレグ配管
IRACS	: Intermediate Reactor Auxiliary Cooling System	2次系共用型補助炉心冷却系
N/C	: Natural Circulation	自然循環除熱
PM	: Pony Motor	ポニーモータ
R/V	: Reactor Vessel	原子炉容器
X/L	: Crossover Leg	冷却系クロスオーバーレグ配管

1. はじめに

1次冷却材漏洩事故は、原子炉出力運転中に、原子炉冷却材バウンダリとなる1次系配管が何らかの原因で破損し、高速増殖炉の大きな特徴である冷却材ナトリウムが漏洩する事象である。

配管破損の形態としては、1次冷却系配管において、き裂状の漏洩口を想定している。

この事故によって、事故ループの1次系流量、及び炉心流量が減少するため、炉心部の冷却が阻害される可能性がある。

また漏洩したナトリウムの顯熱、及び燃焼熱によって、原子炉容器及び1次冷却系を収容している窒素セルの雰囲気温度あるいはライナの温度が上昇し、ライナに悪影響を与える可能性がある。これにより窒素セル内の内圧及び温度が上昇し、漏洩したナトリウムとともに放出された放射性物質の一部が、格納施設外へ漏洩する可能性がある。

このように、1次冷却材漏洩事故は、事故の影響が他の事象に比べて大きく、高速増殖炉においては、立地評価の代表事象となりうる事故である。また冷却材ナトリウムの有する化学的活性度がもとになり、公衆の被曝が生ずることのないように、事故の拡大防止のため多くの設備対応がなされている。

大型炉の設計研究では、原型炉「もんじゅ」における想定漏洩口 $\frac{1}{4}D \cdot t$ (D : 配管の直径、 t : 配管の肉厚) から、破壊力学的手法の活用¹⁾によって、大幅に合理化された 1cm^2 という漏洩口が想定されている。このように事故想定を合理化することにより、対応設備の軽減化を目指している。

そこで、60年度要素技術設計研究(II)におけるループ型プラント(電気出力 1000MWe 、4ループ構成)を対象に、以下の観点から1次冷却材漏洩事故時の挙動を解析した。

①SSC-Lコードにより、プラント過渡応答の評価を行い、冷却材漏洩が炉心冷却に与える影響を調べる。また、立地評価のソースタームの設定根拠を得ることを目標とする。

②CONTAINコードにより、漏洩ナトリウムの影響評価、及び大気中への放射性物質放出量の評価を行い、対応設備の合理化方策を検討する。

本研究は、このうちの項目①についての評価結果について述べたものである。なお項目②については、安全工学部プラント安全工学室で解析が実施されており、その評価結果については、別途報告される²⁾。

2. 1次冷却材漏洩事故時のプラント過渡応答の評価

2.1 60年度要素技術設計研究(II)プラントの概要

まず解析対象とした、60年度要素技術設計研究(II)のループ型プラントの概略について述べる。なお表2-1に、プラントの主要目を、図2-1に、定格運転時のヒート・バランスを示す。

(1)炉心、及び原子炉構造

図2-2～図2-4は、炉心配置図、燃料集合体構造図、及び原子炉構造図を示したものである。

炉心型式は、均質2領域で、内側炉心燃料集合体数223体、外側炉心燃料集合体数132体となっており、燃料ビン径は7.5mmである。また燃料集合体の圧力損失は3.5kg/cm²以下となっている。

原子炉容器は、原型炉「もんじゅ」並みの炉容器に、1000MWeの炉心を収めることを目標に、直径8.0m、全高15.75mとなっている。

(2)1次冷却系

図2-5は、1次系主要機器の高低図を示したものである。

1次冷却系は、4ループで構成され、炉心で発生した熱を、中間熱交換器(IHX)を介して2次冷却系に伝える。また1次冷却系は、原子炉出力運転時から崩壊熱除去運転時全てにわたり運転される。通常の崩壊熱除去運転は、主循環ポンプのボニーモータ(PM)運転による強制循環であるが、自然循環でも除熱できるよう、IHX伝熱中心高さは、炉心より約5.2m高くなっている。

主配管は、IHXフローティングサポート方式による配管引廻しを採用しており、原子炉建屋のコンパクト化を図っている。配管口径は、ホットレグ(H/L):40B、クロスオーバレグ(X/L):38B、コールドレグ(C/L):32Bである。C/L配管は、主循環ポンプを固定しているので、通常引廻しによる熱変位吸収を行う。

図2-6に、IHX構造図を示す。IHXは、豎置無液面平行向流型で、シェル側を1次Naが、チューブ側を2次Naが流れる。また定格交換熱量は、650MWt基である。フローティングサポート位置は、上部ブレナム部とし、原子炉冷却材バウンダリから外している。

主循環ポンプは、単段片吸込型でC/Lに設置される。ナトリウム軸受等からの内部リークナトリウムは、本体内で吸込側に戻す構造とし、オーバーフローコラムを用いない。

逆止弁は、チルチング型で主循環ポンプ吐出側高所水平配管部に設置される。

(3)2次冷却系、及び水・蒸気系

図2-7～図2-9は、2次系機器高低図、蒸気発生器(S/G)構造図、及び空気冷却器(A/C)構造図を示したものである。

SG型式は、ヘリカル・コイル方式一体貫流型で、シェル側を2次Naが、チューブ側を水・蒸気が流れ、定格交換熱量は、650MWt基である。なお通常の炉停止時には、再循環モードとなり、水・蒸気系による崩壊熱除去を行う。

また給水喪失事故のように、SGによる崩壊熱除去ができない過渡時・事故時には、2次系C/Lに設けられた切換弁を閉として流路を切換え、崩壊熱除去系に選定したIRACS(Intermediate Reactor Auxiliary Cooling System:2次系共用型補助炉心冷却系)を起動する。

IRACSの型式は、物量の削減、及び2次系C/Lのホットショック緩和を重要視し、C/Lに設置したSG直列型である。このため、SGでは除熱は行わず、単なるナトリウム流路バスとしている。

除熱容量は、安全評価上最も厳しくなる1ループ強制循環除熱をサイジング条件と想定し、30MWt/ループに設定されている。

なお60年度要素技術設計研究(II)では、非常用ディーゼル発電機(D/G)を2基設置し、非常用動力源として2系統に分離した安全系電源を用意している。

(4)格納施設等

本プラントでは、「もんじゅ」で採用されている1次系主要機器用のガードベッセルの機能を、建物コンクリート表面に貼ったライナ(セルライナ)が兼用しているため、1次系主要機器の多くの部分は、ライナ付きコンクリートピットに埋めこまれた形となっている。セルライナと、機器との間隙は窒素が充填され、いわゆる窒素セル構造となっており、漏洩ナトリウムの体積制限を行う。

なお、原子炉格納施設は、鋼製格納容器を削除した合理化格納施設としてコンファインメント方式を採用している。

表2-1 60年度要素技術設計研究(II)プラントの主要目(1)

要 目	仕 様	備 考
[プラント全般]		
電気出力(発電端)	1000MWe	
原子炉熱出力	2600MWt	
原子炉型式	Pu, U混合酸化物燃料 Na冷却高速中性子炉	
プラント型式	ループ型	
主冷却系ループ数	4	
原子炉出入口温度	500°C / 360°C	
運転サイクル	365日(運転)	
設備利用率	85%	
設計寿命	30年	
[炉心・燃料]		
炉心型式	均質2領域	
炉心高さ/等価直径	1000mm / 約3300mm	
炉心燃料集合体数(内/外)	223体 / 132体	
燃料要素外径	7.5mm	
要素数/集合体	271本	
炉心燃料集合体全長	4300mm	
最大線出力	430W/cm	
燃料集合体圧損	3.5 kg/cm ²	
スペーサ型式	ワイヤー	
径プランケット集合体数	150体	
燃料要素外径	14.2mm	
要素数/集合体	91本	
制御棒数(主/後備)	18体 / 6体	
中性子遮蔽体数	505体	
IVS数	149体	

表2-1 60年度要素技術設計研究(II)プラントの主要目(2)

要 目	仕 様	備 考
[原子炉構造・燃料取扱系]		
炉容器(径/全高)	8000Φ / 15750h	
炉容器肉厚	上部胴(30), 中間胴(40), 下部胴(50), 下部鏡板部(75)	
炉心支持方式	縦流入形ハイドロリック ホールドダウン	
炉容器支持方式	上部吊り下げ下部振止め	
遮蔽プラグ型式	2重回転プラグ	
遮蔽プラグ厚さ	3000mm	
安全容器型式、内径	セルライナ方式、8600Φ	
炉心上部機構	3分割型炉心上部機構	
炉内燃料交換方式	固定オフセットアーム	
炉外出入方式	ツインチェンバー型出入機	
燃料交換取扱容量	1本/パケット	
格納施設内移送方式	シート&移送セル	
使用済燃料貯蔵	IVS方式及び水プール	
使用済燃料洗浄方式	ガス洗浄	
[熱輸送系]		
1次系H/L / C/L温度	500°C / 360°C	
1次主循環流量/ループ	1.31×10^4 t/h	
1次系配管材質	オーステナイトステンレス鋼	
1次系配管口径、肉厚	H/L (40B, 20.6t) X/L (38B, 20.6t) C/L (32B, 12.7t)	
2次系H/L / C/L温度	470°C / 310°C	
2次主循環流量/ループ	1.14×10^4 t/h	
2次系配管材質	2½Cr - 1Mo鋼	
2次系配管口径、肉厚	32B, 17.4t	

表2-1 60年度要素技術設計研究(II)プラントの主要目(3)

要 目	仕 様	備 考
中間熱交換器型式	豎置無液面平行向流	
配置、交換熱量	分散配置 / 650MWt	自然循環確保(炉心との伝熱中心差5.2m)
1次系配管引廻し方式	IHXフローディング サポート方式	
1次主循環ポンプ型式	単段片吸込	オーバーフローコラム無し
設置場所、揚程	C/L, 90mNa	
2次主循環ポンプ型式	単段片吸込	膨張タンク一体型
設置場所、揚程	C/L, 45mNa	
1次系カバーガス圧	5400±400mmAq	
2次系カバーガス圧	1500mmAq	
1次系液面制御方式	成行き	オーバーフロー系削除
2次系液面制御方式	成行き	
逆止弁型式、設置場所	チルティング型 C/L水平配管部	
SG型式	無液面ヘリカルコイル 一体貫流型 通常時 , 一体貫流方式 起動停止時 , 再循環方式	常用系としてトリップ後、 水・蒸気系による崩壊熱除去 を行い、通水待機状態へ移行する。
給水温度	210°C	
主蒸気タービン型式	TC4F-41"	回転数1500rpm
主蒸気タービン入口条件	102atg / 450°C	
タービン熱効率	38.5%	
補助炉心冷却方式	IRACS	SG直列、C/L設置
IRACS除熱容量	30MWt×4系統	IHXとA/C間自然循環確保
漏洩ナトリウム抑制対策	ガードベッセル兼用 セルライナ方式	
格納施設	建屋一体型コンクリート 格納施設	
系統分離方式	2+2	

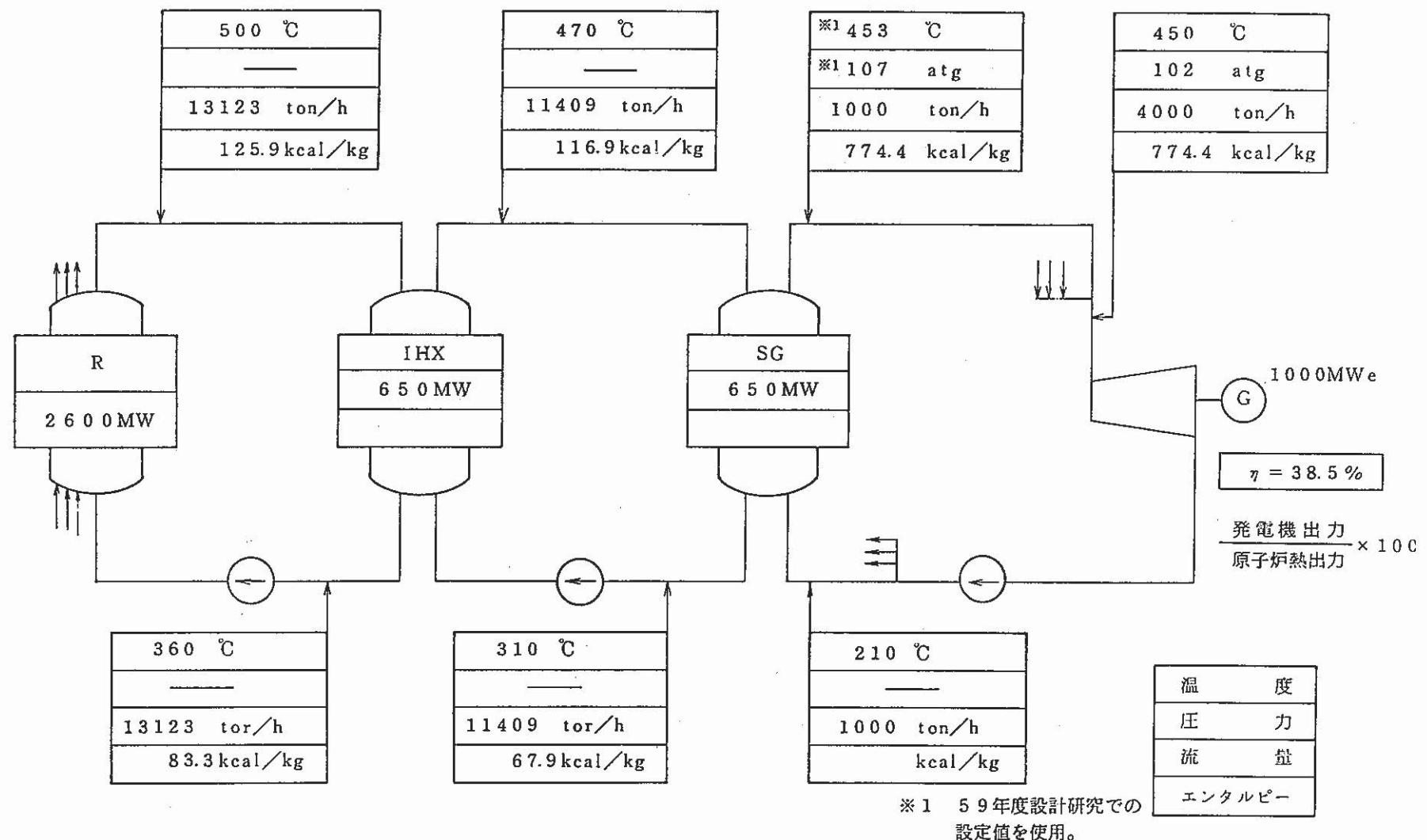
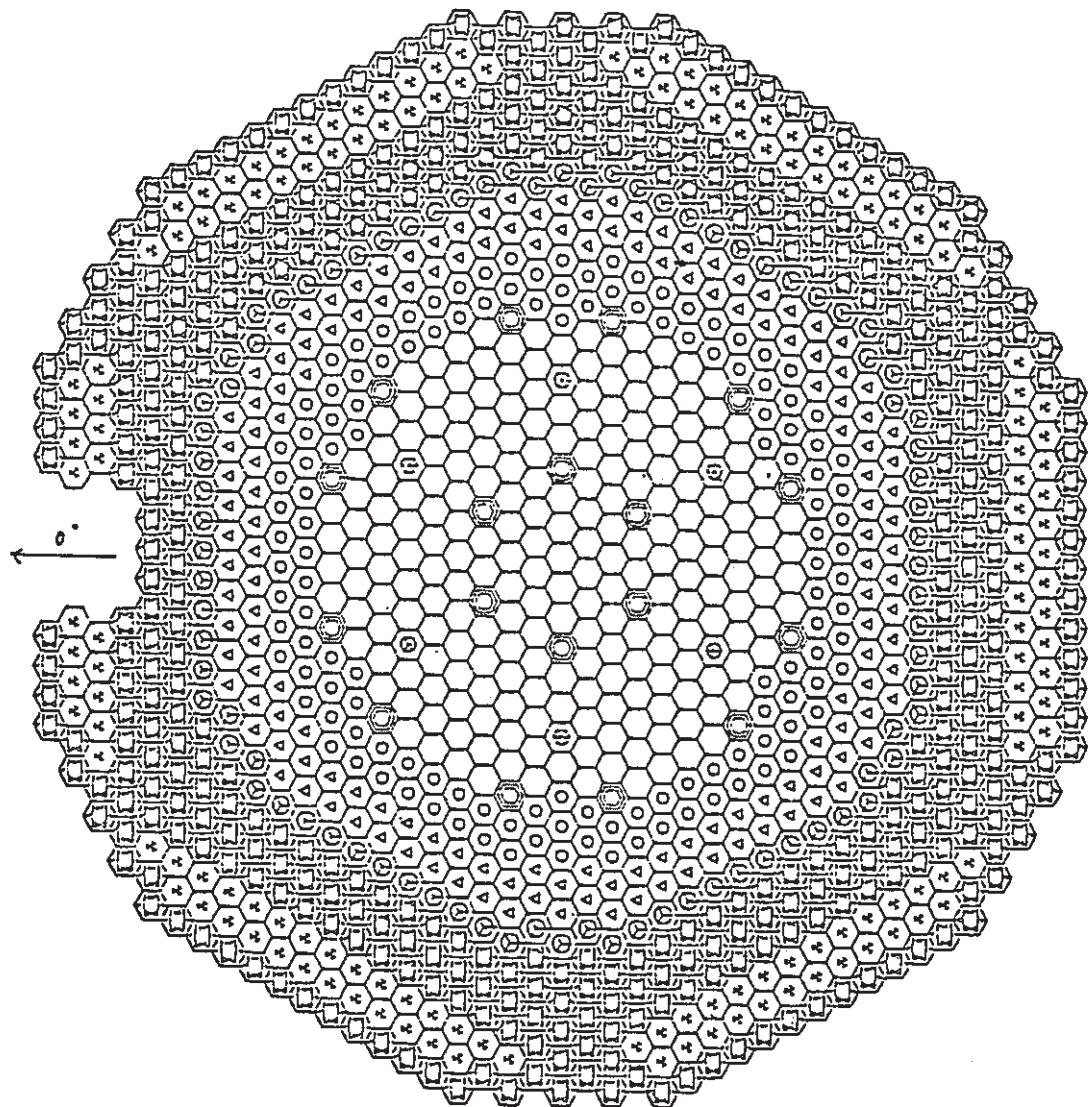


図2-1 定格運転時のヒート・バランス



○ 165.8mm

○ - 内側炉心	(223)
○ - 外側炉心	(132)
○ - 径方向ブランケット	(150)
○ - 主炉停止系制御棒	(18)
○ - 後備炉停止系制御棒	(6)
○ - 中性子遮蔽体(SUS)	(84)
○ - 中性子遮蔽体(B_4C)	(421)
○ - IVS	(149)
	合計
	1183

図2-2 炉心配置図

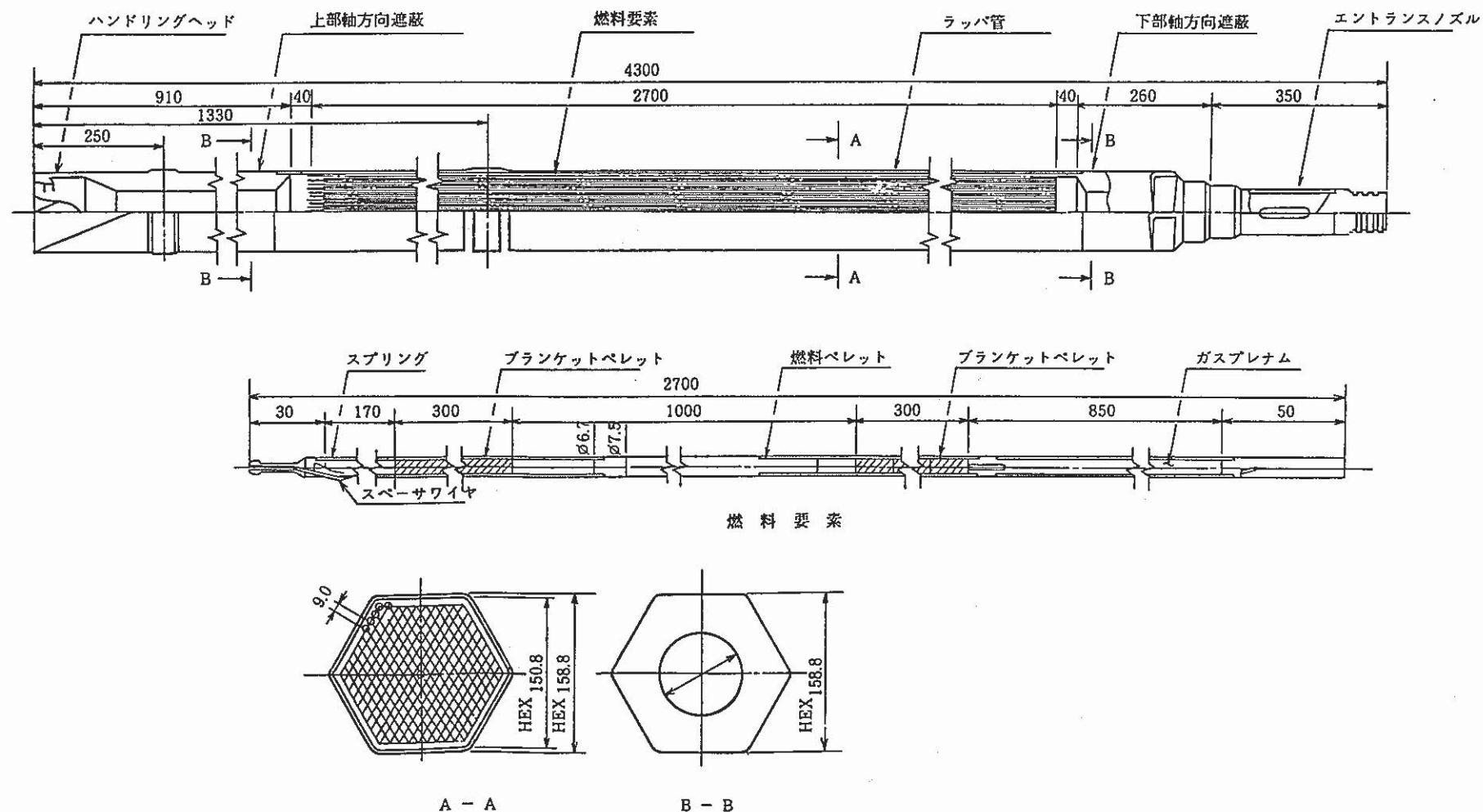


図2-3 燃料集合体構造図

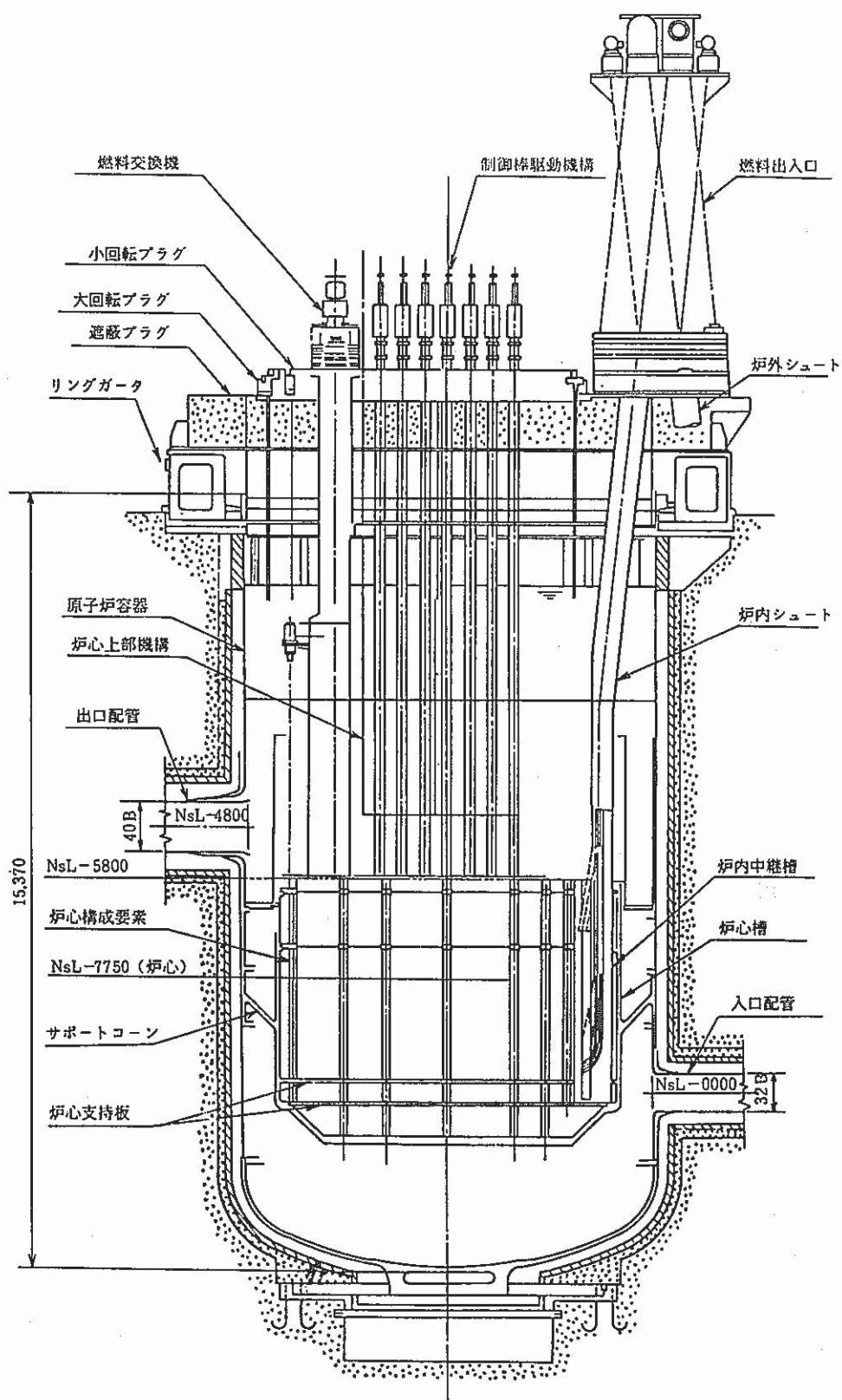
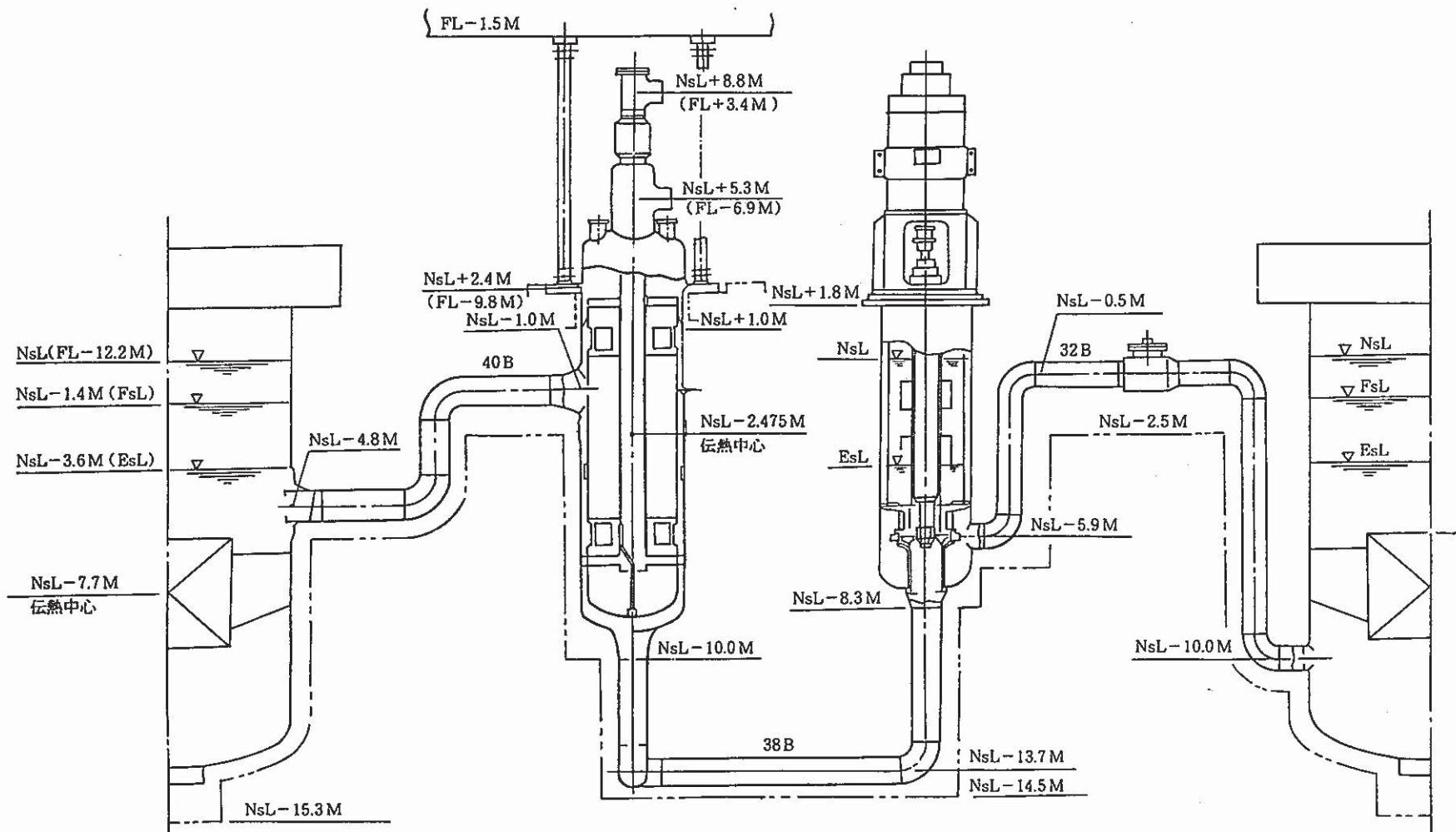


図2-4 原子炉構造図

- 11 -



原子炉容器

中間熱交換器

1次主循環ポンプ

原子炉容器

図2-5 1次冷却系機器高低図

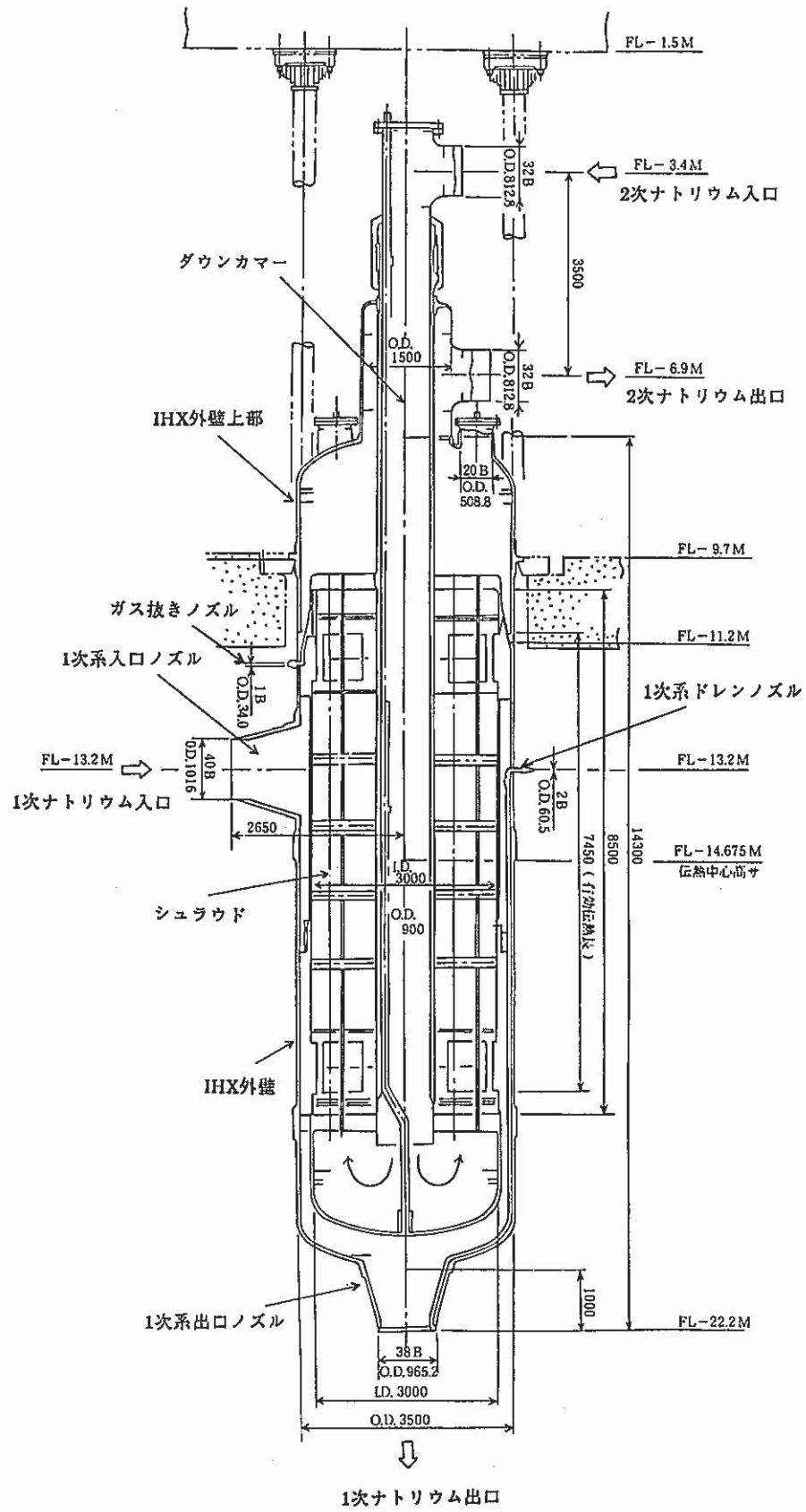


図2-6 IHX構造図

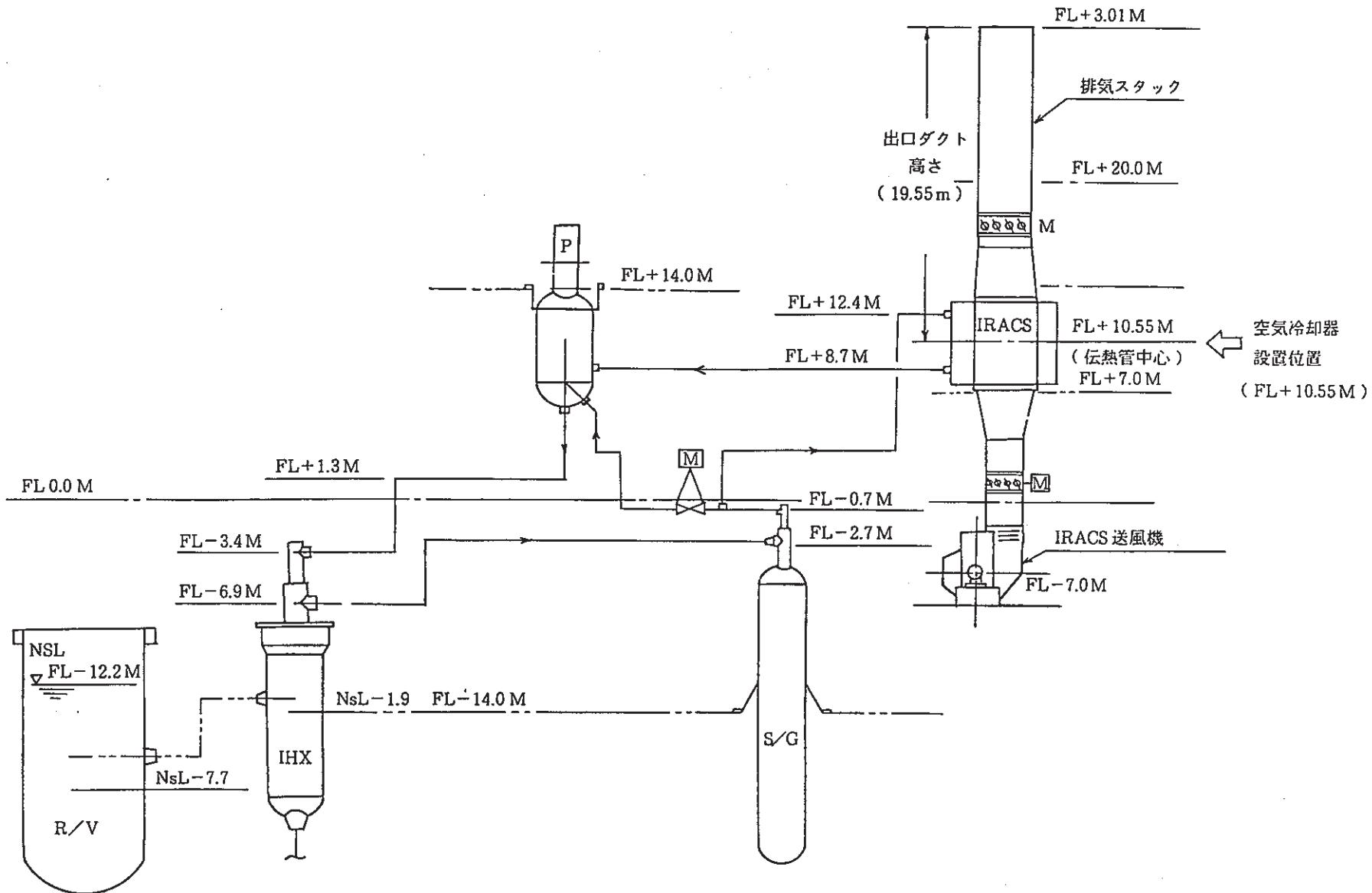
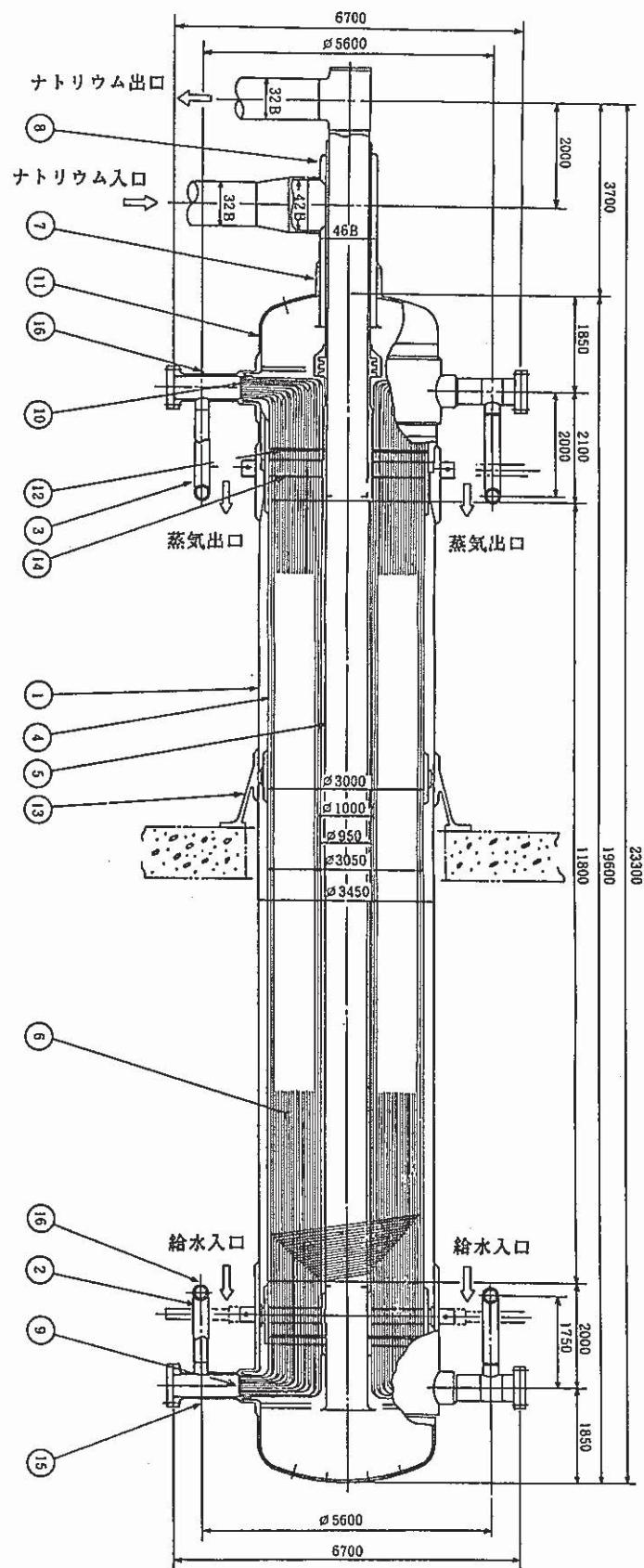


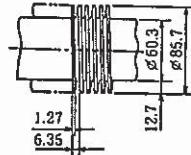
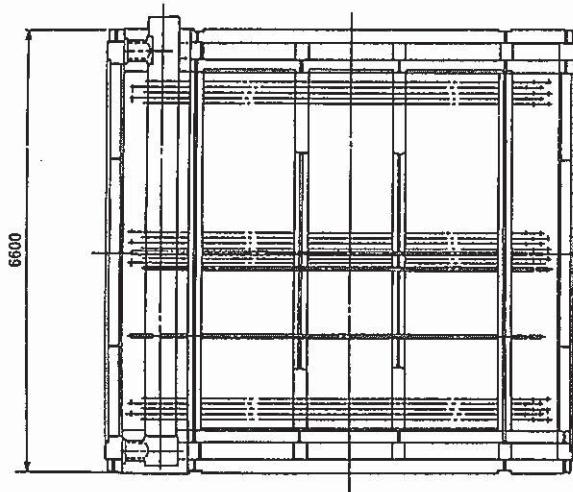
図2-7 2次冷却系機器高低図



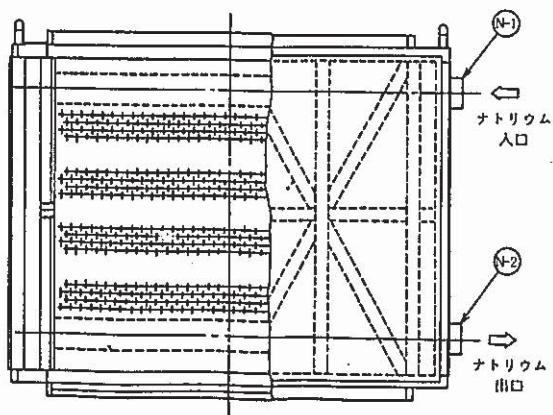
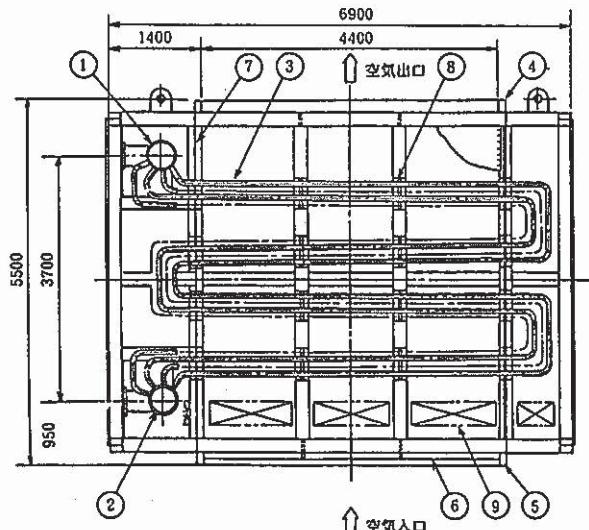
設	計	仕様
形 式	計	ヘリカルコイル一体貫流型
具 数	計	1基／1ループ
交換熱量	計	650 MWt
伝熱面積	計	3270 m ²
設計圧力	耐	13 kg/cm ² g
	管	130 kg/cm ² g
設計温度	耐	490 °C
	管	485 °C

品番	名 称	材 質	目数	備考
16	空気抜き用ノズル	SFVAF22B	1式	
15	ドレンノズル	SFVAF22B	1式	
14	伝熱管サポート	SGMV 4	1式	
13	本体支持スカート	"	1式	
12	ナトリウム分配装置	SCMV 4	1式	
11	熱遮蔽	SUS304	1式	
10	蒸気出口管板	SFVAF22B	4	
9	給水入口管板		4	
8	ナトリウム出口ノズル		1	
7	ナトリウム入口ノズル	SFVAF22B	1	
6	伝熱管	SCMV-4	420	21列
5	内部シラウド	SCMV-4	1式	
4	外部シラウド	STPA 24	1式	
3	蒸気出口配管	STPA 24	1式	
2	給水入口配管	SCMV-4	1式	
1	胴 体		1式	

図2-8 SG構造図



伝熱管外観図 1/2



設計仕様		
形 式	フィンチップ強制対流式	
設 置	4 / 4ループ	
熱 交 換 面	30 MW/m ² /基	
最 高 使用 壓 力	内 壓 6 kg/cm ² 外 壓 1 kg/cm ²	
最 高 使用 温 度	内圧時 330 °C 外圧時 100 °C	
材 質	SUS316TB	
伝 热 管	外 径 60.3 mm 管 壁 厚 2.9 mm 本 数 134 本 有効フィン付部伝熱管長さ 16 m 有効伝熱面積 2400 m ²	
サ イ ナ ジ ン グ 部 件	管側 流量 6.0 × 10 ³ kg/h 入口温度 470 °C 出口温度 364 °C 管側入口温度 40 °C 管側出口温度 200 °C	

N-2	ナトリウム出口	18 B	1	SUS316TP
N-1	ナトリウム入口	18 B	1	SUS316TP
番号 名 称 呼び径 個数 材質 備考				
ノズルリスト				

9	予熱ヒート	1式	-	
8	伝熱管サポート	1式	SUS304	
7	グリット	1式	"	
6	管流版	1	"	
5	下部フランジ	1	"	
4	上部フランジ	1	SUS304	
3	フィン付伝熱管	134	SUS316TB	
2	出口集合管	1	SUS316TP	
1	入口分配管	1	SUS316TP	
番号 品名 呼び径 材質 備考				

図2-9 A/C構造図

2.2 検討方法

(1) 解析の目的

第1章でも述べたように、本解析の目的は、大型炉で想定されている漏洩口 1cm^2 からの冷却材漏洩が、炉心冷却に与える影響を評価するものである。また現在暫定的に設定されている立地評価のソースタームについては、その設定根拠が不十分である。このため、図2-10に示すように、「各種事故での1次冷却材漏洩事故の想定(想定漏洩口 1cm^2 からの漏洩)に、炉心の除熱を阻害するような条件を付加した想定」での解析により、ソースタームの設定根拠を得ることを目標とした。

そこで、前節で述べた60年度要素技術設計研究(II)プラント(以下60年度設計プラントと略す)を対象に、以下に示す解析条件にしたがって、1次冷却材漏洩時のプラント挙動を解析した。

(2) 解析条件

まず標準ケースでの解析条件を表2-2に示す。解析では、実際よりも十分に厳しい結果を得るために、次のような理由に基づき、主要な条件を設定している。

- a) 事故発生時の初期状態は、定格時の計測誤差を考慮し、原子炉初期出力102%、1次系H/L温度502°C、C/L温度362°Cとする。
- b) 配管の破損位置は、原子炉容器入口ノズル付近(炉容器上流1.0m)とする。
破損位置を原子炉容器入口ノズル付近としたのは、漏洩口の内側圧力が最も高く、最大の流出速度を与えるためである。
- c) 起因事象としては、上記b)の配管破損位置において、 1cm^2 の漏洩口から、冷却材が流出するものとする。
- d) 安全保護系信号としては、セル内漏洩Na液位高(炉容器液位 -13cm、漏洩量 6.5m^3)とした。
(なお想定漏洩口からの冷却材流出量より考えると、スクラム設定レベルに達するまではかなりの時間を要することから、計算の初期状態をスクラム・レベルに設定している。)
- e) 原子炉トリップ後、崩壊熱除去モードに移行するとともに工学的安全施設が作動する。工学的安全施設とは、『原子炉施設の破損、故障等に起因して燃料の破損等による多量の放射性物質の放散の可能性がある場合に、これらを抑制または防止するための機能を備えるよう設計された施設』である。FBRでは、液位保持のためのガードベッセル及び格納施設等がこれに相当し、崩壊熱除去系は安全上重要な系統の一部として位置づける。(この考え方には、今後の検討を要する。なお「もんじゅ」では崩壊熱除去系を工学的安全施設としている。)
軽水炉の安全審査指針によれば、工学的安全施設の作動に際しては、次の点を考慮する必要がある。
 - 1)外部電源に期待しない。
 - 2)非常用電源を含めた動的機器及び想定する静的機器の单一故障を考慮する。

これを、本解析に適用すると

- i)原子炉トリップと同時に、外部電源喪失を考慮する。
- ii)单一故障として、非常用電源1基の起動失敗を適用する。(結果に及ぼす影響が大きいものとして選定)

この場合、工学的安全施設の单一故障として1系統機能喪失を、崩壊熱除去系の单一故障として1系統の除熱能力喪失を想定するよりも、非常用電源1台の起動失敗のほうが厳しくなる。これは前述のように、60年度設計では非常用D/Gを2基設け、非常用動力源として2系統分離しているためである。

したがって单一故障条件として、D/G1基の起動失敗を選定した場合、起動失敗したD/Gより受電している2ループにおいて、ボニーモータ(PM)による1次、2次主循環ポンプの低速運転への引継が失敗するものとする。

なおPM引継に失敗したループにおいては、A/Cダンパの手動操作により、自然通風除熱が可能であるとしている。

f) 事故シーケンスは、まず時刻 $t=5\text{sec}$ において、配管が破損し、冷却材漏洩が開始するとした。この冷却材漏洩開始と同時に、原子炉トリップ信号が発生し、原子炉はスクラムされ、1次系/2次系の主循環ポンプはトリップするものとしている。起動に成功したD/Gより受電している2ループでは、PMによる主循環ポンプの低速運転に引継がれ、直ちにIRACS除熱へ移行する。この際、SGのブロー除熱は期待しないものとする。

なお漏洩ループの同定には、かなりの時間(24時間程度)を要することから、漏洩ループのPMは停止しないものとし、厳しい漏洩流量を想定する。

この標準ケースに対し、次のパラメータの影響についても追加ケースとして評価した。

g) 漏洩口合理化の影響を比較するため、「もんじゅ」での想定漏洩口 $\frac{1}{2}D \cdot t$ (1次系C/Lでは 25cm^2)に拡大する。

h) 炉心の除熱を阻害するような条件を重ね合わた想定での解析の1ケースとして、漏洩ループ以外の3ループにおいてPM引継失敗を想定する。

したがって、解析パラメータとして漏洩口(1cm^2 or 25cm^2)、及びPM引継失敗ループ数(2 or 3)を考慮し、合計4ケースの挙動について解析した。

(3)解析コード

今回の1次冷却材漏洩事故解析には、高速炉システムコードSSC-L^{3)~4)}を使用した。SSC-Lコードは、米国のブルックヘブン国立研究所(BNL)で開発されたSSC(Super System Code)のループ型バージョンで、1981年に動燃事業団に導入された。以来、大洗工学センター安全工学部原子炉工学室において、「常陽」、「もんじゅ」、及び高速増殖実証炉にSSC-Lを適用することを目指して、各種モデルの開発や改良、検証が継続実施されている。

SSCコードの主な特徴は、次のような点である。

- ①プラント機器を任意に構成できる。
- ②計算時間が短い。
- ③検証実績が多い。
- ④高速炉のほとんど全ての事故・事象に適用できる。
- ⑤多種多様なプラントに適用できる。
- ⑥炉心から水・蒸気系に至るプラントシステム全体をモデル化している。
- ⑦1次熱輸送系を除き、プール型バージョンであるSSC-Pと計算モジュールを共有している。

このように、SSCコードは、その汎用性が大きな特徴となっており、高速炉を開発している各国でも広く使用されている。

コードの保守・管理を担当している原子炉工学室においては、ループ型炉に関しては、SSC-Lを詳細システムコードとして位置づけ、今後の「もんじゅ」や、実証炉の安全設計や評価の中心となる解析ツールとして考えている。この方針に基き、SSC-Lコードを大型炉の安全評価に適用することとし、「もんじゅ」の1次冷却材漏洩事故解析等の知見を有する原子炉工学室の協力を得て、本解析を実施した。

(4) 解析モデル

SSC-Lコードは、基本的には炉内の核熱流動、1次/2次熱輸送系の伝熱流動、水・蒸気系の伝熱流動、崩壊熱除去系の伝熱流動、及びプラント保護系/制御系の挙動を解析する計算モジュール^{3)~4)}に大別される。したがって、プラント全体の過渡時・事故時の挙動を解析するには、各モジュールごとに、対象とする機器・システムの入力データを作成し、必要な計算モジュールを組み合せることになる。以下、プラント各部のモデル化について簡単に説明する。

a) 炉心部モデル(VESSELモジュール)

解析モデルでは、炉心部のチャンネルを、流量配分にあわせて次のように分割した。

内側炉心	4 (集合体49体+30体+114体+30体)
外側炉心	4 (集合体36体+30体+36体+30体)
径プランケット	3 (集合体42体+30体+78体)
制御棒	1 (主炉停止系18体+後備停止系6体)
遮蔽体	1 (SUS84体+B ₄ C421体)
炉心バイパス	1 (IVS149体含む)
計	14

各チャンネルにおける軸方向分割数を14、また燃料ペレット径方向分割数を4とした。

上部プレナム、下部プレナムについては、ともに1次元モデルとして扱っている。構造材熱容量として、下部プレナムでは(炉内構造物+ラッパ管下部)、上部プレナムでは(炉心上部機構+内筒)を考慮している。

なお、SSC-Lに新たに追加された集合体内、及び集合体間熱移行は考慮していない。

b)熱輸送系モデル(NALOOPモジュール)及び崩壊熱除去系モデル(ACSモジュール)

図2-11は、1ループ分の熱輸送系解析モデルを示す。1次系は、H/L、IHX1次側、X/Lに加え、C/Lを逆止弁の前後で2分割し、全部で5PIPE(SSC-Lにおける流路パスをPIPEと呼ぶ)とする。なおIHXの伝熱部は、代表伝熱管1本で模擬しており、軸方向には25分割、径方向には4節点(2次系冷却材、伝熱管、1次系冷却材、シェル壁)とし外胴との熱交換も考慮している。

2次系は、IRACSへの分岐を含め、7PIPEとした。なお現状のSSC-Lコードは、「もんじゅ」で採用している並列型IRACSをモデル化しているため、解析モデル上は、本設計での直列型IRACSとは異なっている。しかし、解析条件で述べたように、SGでの除熱は考慮しないため、流路をSG側から、IRACS側へ切り替えることにより、直列型IRACSについても適用できる。

A/Cの伝熱管は、20分割され、空気側の入口温度・流量を境界条件として、最終的な除熱源となるIRACSの特性が計算される。

c)水・蒸気系モデル(STMGENモジュール)

図2-12は、水・蒸気系の解析モデルを示したものである。今回の解析モデルでは、給水加熱器出口から、給水ヘッダ、SG、蒸気ヘッダ、主蒸気出口までを扱っている。水・蒸気側では、入口条件として給水温度・流量、出口条件として主蒸気圧力を与え、熱交換部では2次冷却系からの入口条件が与えられる。

60年度設計は、4ループ構成であるが、熱輸送系、水・蒸気系、及び崩壊熱除去系の解析にあたっては、漏洩ループ(1)、健全ループ(1)、PM引継失敗ループ(2)というようにループの重みづけを行い、3系統(例. SG-A～SG-C)にモデル化し、同一挙動を示すループについては対称性を考慮して計算エリアの有効活用を図っている。

d)その他

核計算に必要な炉心動特性パラメータ(遅発中性子組数、崩壊定数、即発中性子寿命)や、制御棒挿入特性等のデータも入力としてあたえる。

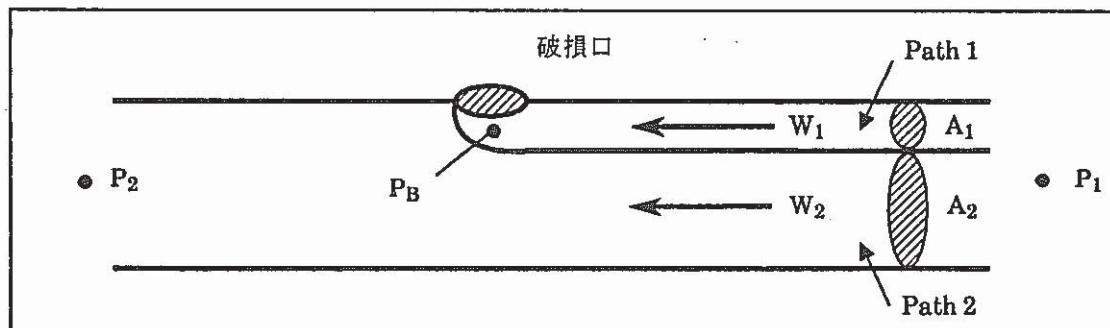
また崩壊熱の経時変化を、炉心部、径プランケット部の2領域について、ORIGEN-79コードで計算した。しかし、初期の崩壊熱がFPGSコード等に比べ、やや過少評価しているため、工学的判断により1.3倍したものを使用している。

なお60年度設計で検討不十分な点(熱伝達係数、圧損係数、炉心部の各チャンネルごとの反応度係数等)については、原子炉工学室で実施している「もんじゅ」解析データに準拠して、入力データの作成を行った。

(5)配管破損モデルの改良

これまでのSSC-Lでは、今回想定した 1cm^3 のような小漏洩の場合には、タイム・ステップが非常に小さくなり、ほとんど解析できなかったが、原子炉工学室で新たに配管破損モデルの改良⁹⁾が行われた。以下、その概要を述べる。

配管破損部の圧力の評価については、従来のfree jet/confined flow モデル⁹⁾を使用し、Pathを下図のように定義する。



Path1,2の運動方程式は、

$$\sum_1 \left(\frac{L}{A_1} \right) \frac{dW_1}{dt} = P_1 - P_B - \Delta P_1 \quad (2.1)$$

$$\left\{ \sum_1 \left(\frac{L}{A_2} \right) + \sum_2 \left(\frac{L}{A} \right) \right\} \frac{dW_2}{dt} = P_1 - P_2 - \Delta P_1 - \Delta P_2 \quad (2.2)$$

ここで、L:配管長さ(m)、A:配管流路断面積(m^2)、PB:破損部圧力(Pa)、P1,P2:破損部上流側パイプの入口、下流側パイプの出口圧力(Pa)、W:流量(kg/sec)である。

今、Path1とPath2の共存する区間では、流速が等しいと仮定すると、

$$\frac{W_1}{\rho A_1} = \frac{W_2}{\rho A_2} \quad \rho: \text{密度 } (\text{kg/m}^3)$$

故に、

$$\sum_1 \left(\frac{L}{A_1} \right) = \sum_1 \left(\frac{L}{A} \right) \times \frac{W_1 + W_2}{W_1} \quad (2.3)$$

$$\sum_1 \left(\frac{L}{A_2} \right) = \sum_1 \left(\frac{L}{A} \right) \times \frac{W_1 + W_2}{W_2} \quad (2.4)$$

式(2.3)、(2.4)を、式(2.1)、(2.2)に代入して、

$$\frac{dW_1}{dt} = (P_1 - P_B - \Delta P_1) / \sum_1 \left(\frac{L}{A} \right) \times \frac{W_2}{W_1 + W_2} \quad (2.5)$$

$$\frac{dW_2}{dt} = (P_1 - P_2 - \Delta P_1 - \Delta P_2) / \left\{ \sum_1 \left(\frac{L}{A} \right) \times \left(1 + \frac{W_1}{W_2} \right) + \sum_2 \left(\frac{L}{A} \right) \right\} \quad (2.6)$$

実際のプログラムでは、式(2.5)と(2.6)を辺々加えた式と、式(2.6)、すなわち $W_1 + W_2$ と W_2 について解くようにすることで、小漏洩時のプラント挙動が従来の数十分の一以下の計算時間で解析できるようになった。

旧モデルで、タイム・ステップが小さくなつた要因は、漏洩流量の絶対変化に対して、漏洩口が小さいときは P_B の変化が大きくなり、流量の微係数が大きく変化したためである。新モデルでは、式(2.5)からわかるように、 $W_1 / (W_1 + W_2)$ を乗じてあるので、 W_1 の微係数の変化は小さくなり、また W_2 については、式(2.6)からわかるように P_B は現れないため、タイム・ステップを大きくとれるようになった。

また漏洩流量がある値(入力によって与える)以下になった場合には、漏洩終了とみなし、破損していない時の方程式群を解くように変更された。

このような解析モデルの変更に伴つて、小漏洩モデル使用のオプションデータの追加、ならびに漏洩口を含むPIPE5(1次系C/Lの逆止弁→炉容器入口)のノード分割を、漏洩口がノードの境界になるように入力データの変更を行つた。

なお本モデルの詳細については、参考文献(5)を参照されたい。

(6)評価項目

事故の判断基準としては、『炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ十分な冷却が可能であること』とし、「もんじゅ」における運転時の異常な過渡変化時の判断基準である、i)被覆管肉厚中心温度が、830°Cを超えないこと、ii)炉心ナトリウム温度が、沸点以下であることを参考として使用する。

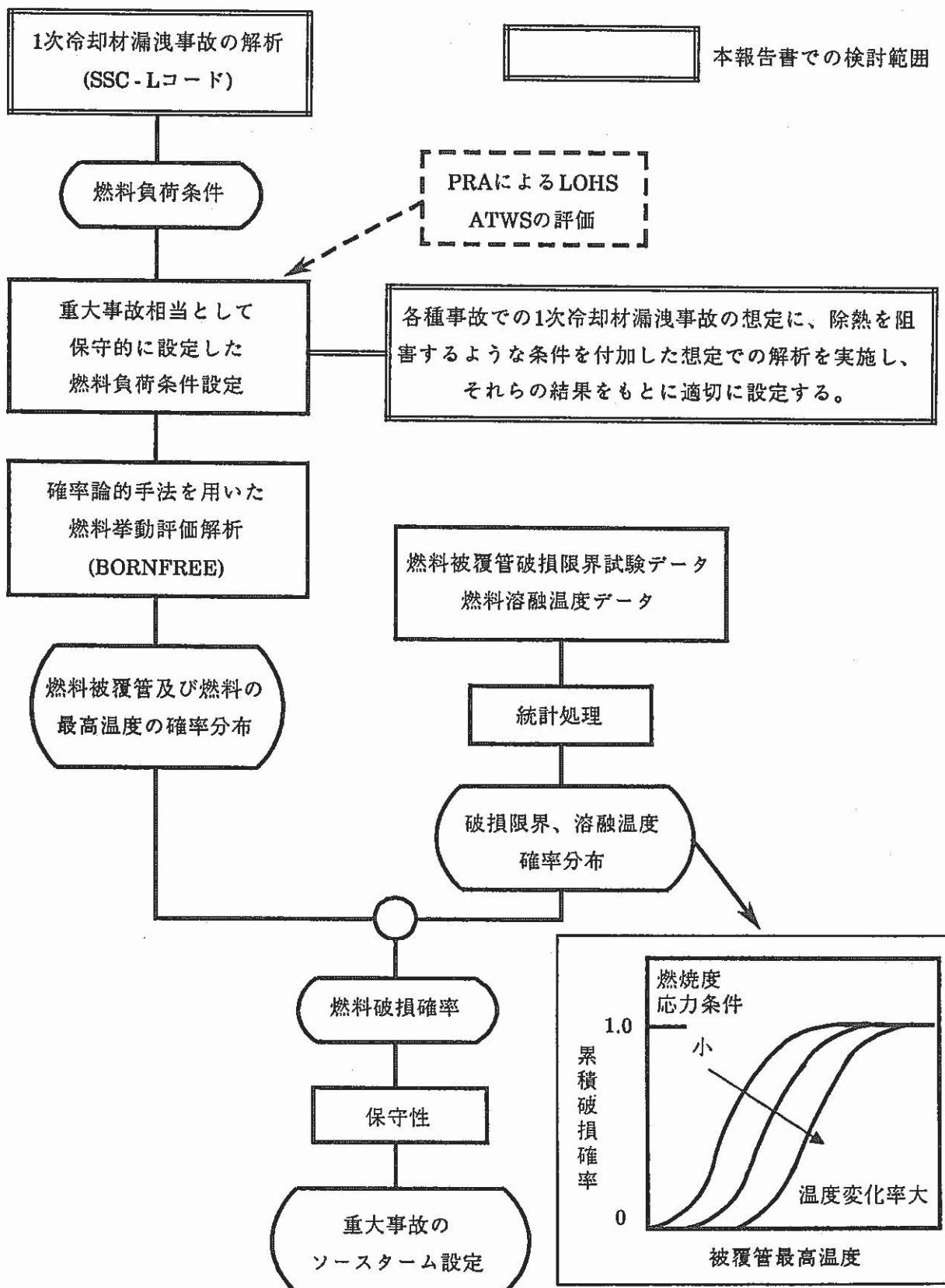
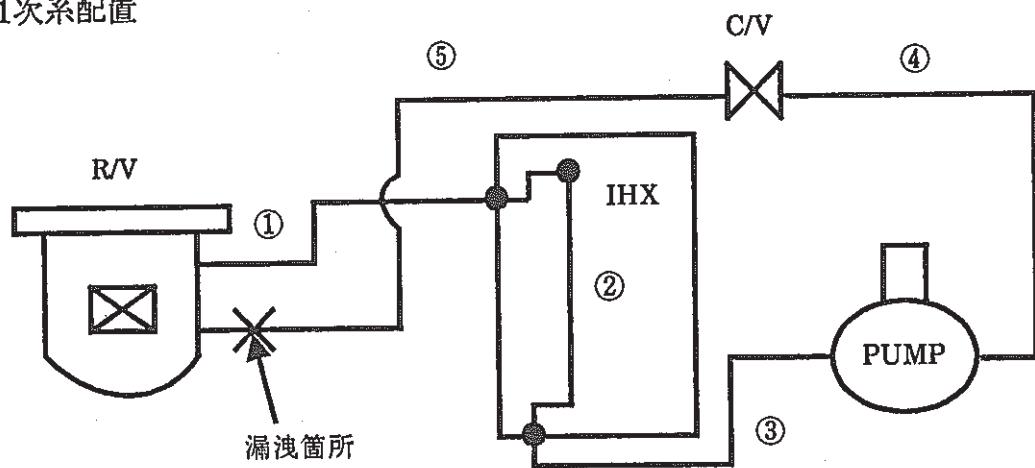


図2-10 重大事故(1次冷却材漏洩事故)のソーススタークム評価の流れ(案)
(主に、燃料破損率からの裏付け)

表2-2 1次冷却材漏洩事故標準ケースの解析条件

項 目	設 定 条 件
事象の想定条件	原子炉冷却材バウンダリの配管が破損し、1次冷却材が漏洩することにより炉心の冷却に影響を与える。
单一故障条件	補助冷却系…非常用ディーゼル発電機の起動失敗によって、2系統のボニーモータ引継失敗
破損位置	原子炉容器入口ノズル部
想定漏洩口	1cm ²
外部電源喪失の考慮	原子炉トリップ信号発生と同時に外部電源喪失を考慮する。(SGによる除熱は考慮しない。直ちにIRACSを起動する。)
安全保護系信号	原子炉トリップ信号 ・セルライナ内漏洩Na液位高(漏洩量 6.5 m ³) 補助冷却設備起動信号 ・SG出口Na温度高(便宜上、原子炉トリップと同時とする。)
原子炉初期出力	定格出力の102%(熱出力較正誤差を考慮)
崩壊熱出力	ORIGEN-79コードの計算値×1.3
燃料-被覆管ギャップの熱伝達率	500Btu/hr·ft ² ·F (=2840W/m ² ·°C)
1次冷却材初期温度 H/L / C/L	502°C / 362°C(温度計測誤差を考慮)
カバーガス初期圧力 カバーガス初期有効体積	5800 mmAq(上限値) 277.5 m ³
1次系ポンプGD ²	10000 kg·m ² (暫定値)
2次系ポンプGD ²	2500 kg·m ² (暫定値)
1次系ボニーモータ流量	定格10%流量
2次系ボニーモータ流量	定格 7%流量

a)1次系配置



b)2次系配置

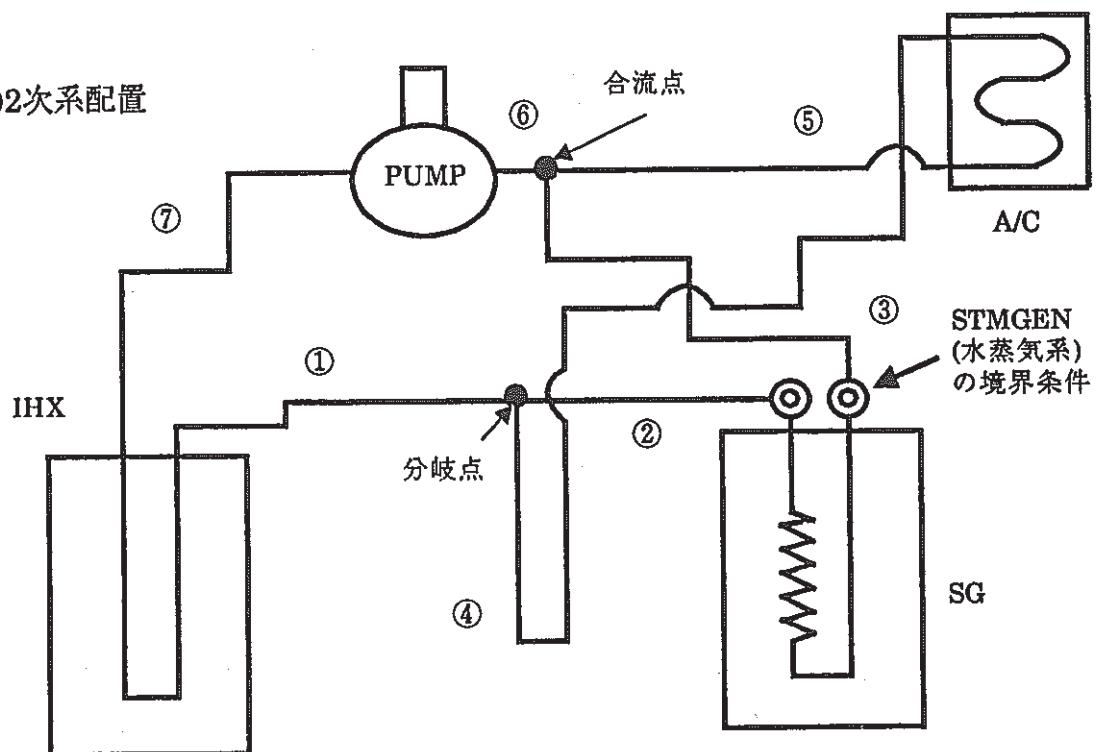
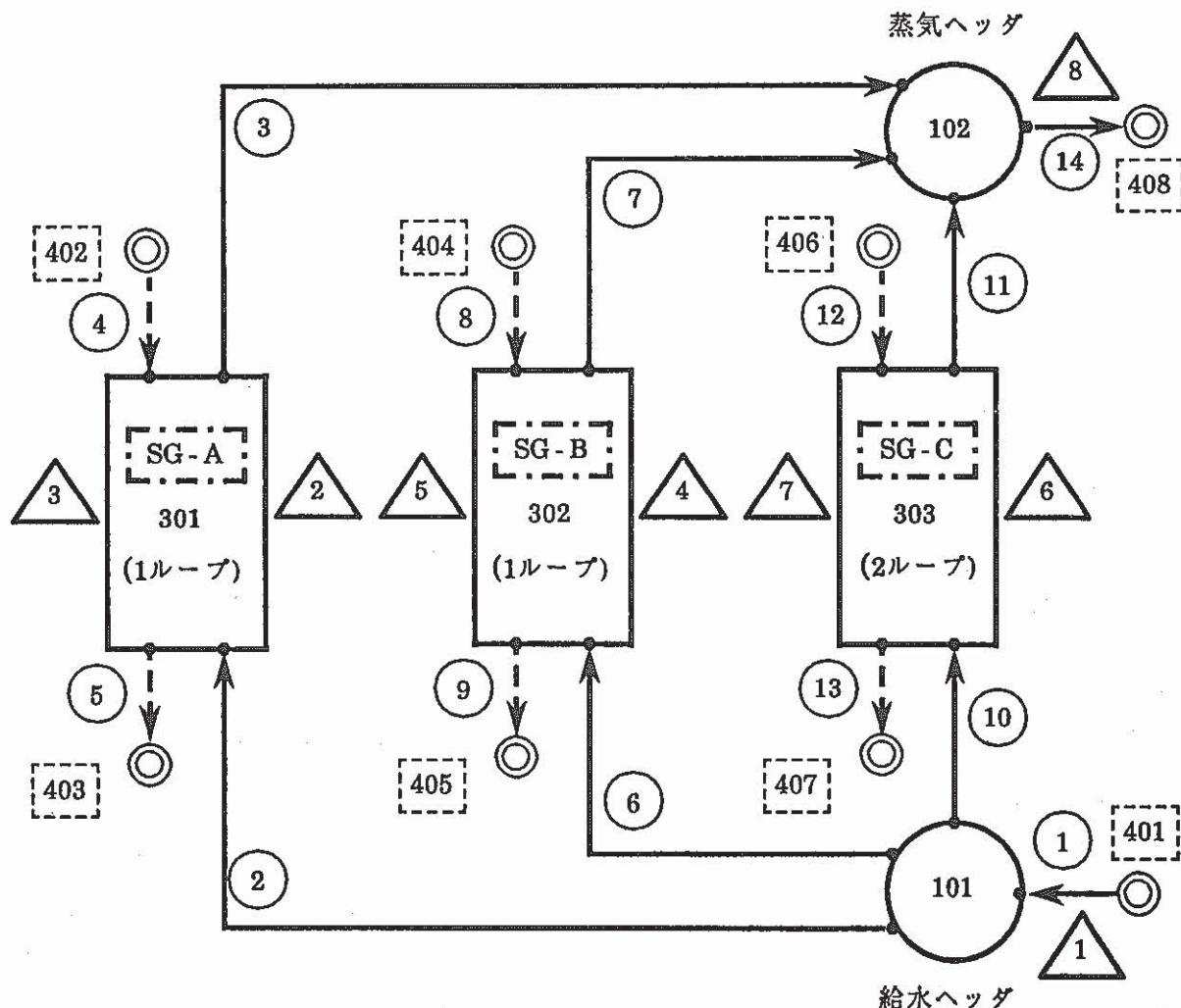


図2-11 热輸送系解析モデル
(図中の数字はpipe番号)



パイプ ① ~ ⑯

ボリューム 101, 102 → 水・蒸気流路

熱交換器 301, 302, 303 → Na流路

バウンダリ ① ~ ⑯
[401] ~ [408]

フロー セグメント ① ~ ⑮

図2-12 水・蒸気系解析モデル

2.3 解析結果及び検討

(1) ポニーモータ(PM)引継2台失敗

標準ケースである漏洩口 1cm^2 の場合のプラント各部の挙動を、図2-13(1)~(9)に示す。また漏洩口合理化の影響を比較するために実施した、「もんじゅ」での想定レベル(1次系C/Lの $\frac{1}{4}\text{D}\cdot\text{t}$)に相当する漏洩口 25cm^2 の場合のプラント各部の挙動を、図2-14(1)~(9)に示す。

図2-13、及び図2-14は、炉心部の燃料集合体出口ピーク温度が現れた後、事象の収束方向がある程度明確となる300秒までの挙動を示している。

図中のLOOP1が、漏洩事故ループ、LOOP2が、健全ループ、LOOP3が、単一故障として非常用D/G1基の起動失敗により、PM引継に失敗した2ループを表している。LOOP1、LOOP2は、PMが作動する強制循環(F/C)除熱、一方LOOP3は、PM引継には失敗したが、IRACSダンパを手動操作により開とし、空気側を自然通風とした自然循環(N/C)除熱が可能であるとしている。

図2-13(1)、及び図2-14(1)は、炉心出力、全炉心冷却材流量、破損口からの漏洩流量、及び炉容器下部/上部プレナム温度の変化を示したものである。

事故シーケンスより、時刻 $t=5.0\text{秒}$ で、1次系C/L配管が炉容器上流1mの地点で破損し、それと一緒に原子炉がスクラムし、また1次/2次主循環ポンプもトリップすると想定している。

したがって炉心出力は、制御棒操作により崩壊熱出力レベルにまで低下する。また全炉心冷却材流量も、主循環ポンプのフローコーストダウンにより低下する。100秒以降は、F/C 2ループのPM流量(1ループの定格10%流量)に加え、PM引継に失敗したN/C 2ループでの自然循環流量(1ループの定格4%流量)が立ち上がってくるため、全炉心冷却材流量としては、炉心部の定格約7%流量が確保できている。

配管が破損した直後、漏洩流量(プロット図③)は、漏洩口 1cm^2 の場合 3.6kg/sec 、漏洩口 25cm^2 の場合 42.5kg/sec のピーク値を示す。その後、主循環ポンプのフローコーストダウンに伴い、冷却系の圧力が低下するため、急激に漏洩流量も低下し、30秒以降ではほぼ一定値に達している。300秒の時点における漏洩流量は、漏洩口 1cm^2 で 0.9kg/sec (漏洩ループの0.3%流量)、漏洩口 25cm^2 で 22.0kg/sec (漏洩ループの7.6%流量)となる。

評価の対象としている、炉心部の温度・流量変化を図2-13(2)、及び図2-14(2)に示す。プロット図⑤、⑥は、内側炉心、外側炉心の各チャンネルの集合体出口温度を示したもので、原子炉スクラムにより10秒すぎに一旦下がったのち、崩壊熱出力/流量のバランスにしたがって70秒あたりでピーク値を示す。

今回の解析では、プロット図⑤からわかるように、内側炉心の第3チャンネルが最高温度を示している。この第3チャンネルにおける燃料最高温度は、それぞれ 626.3°C (漏洩口 1cm^2)、 628.9°C (漏洩口 25cm^2)となり、また被覆管最高温度は、それぞれ 597.3°C (漏洩口 1cm^2)、 600.4°C (漏洩口 25cm^2)と、漏洩口を $\frac{1}{4}\text{D}\cdot\text{t}$ に拡大した場合でも、両ケースの最高温度に顕著な差が生じないことがわかる。

しかし、このような炉心部の温度変化は、炉上部プレナムの熱容量によって緩和されるため、炉上部プレナムの温度変化としては、 $20\sim30^\circ\text{C}$ の変動で収まっている。

各ループごとの挙動は、以下のようになっている。

図2-13(3)、及び図2-14(3)は、炉容器出入口温度の変化を示したものである。F/CモードにあるLOOP1、及びLOOP2では、IHX2次側入口温度の上昇により、炉容器入口温度が上昇している。一方N/CモードにあるLOOP3では、LOOP1、LOOP2に比べ冷却材流量が少ないため、IHX1次側の出

入口温度差で除熱量をかせぐようになるため、LOOP1、LOOP2に比べると、炉容器出入口の温度差が大きくなっている。

図2-13(4)、及び図2-14(4)は、IHX2次側出入口温度の変化を示したものである。LOOP1、及びLOOP2におけるIHX2次側入口温度は、A/Cでの強制循環除熱が確立される60~70秒あたりまで上昇し、それ以降は低下する傾向にある。LOOP3では、LOOP1、LOOP2に比べ、A/Cでの自然循環除熱が確立するまでの時間を要するため、IHX2次側入口温度は300秒の時点でも上昇傾向にある。

図2-13(5)、及び図2-14(5)は、A/CNa側出入口温度の変化を示したものである。IRACS切換弁の作動により、A/C伝熱管に470°C(2次系H/L温度)という高温の冷却材が流入してくるため、A/CNa出口温度は、急激に450°Cあたりまで上昇するが、それ以降はA/Cの胴側を流れる空気により冷却されるため徐々に低下している。LOOP3は、A/C除熱量が他の2ループに比べ小さく、出入口温度差の違いとして表れている。

同様に図2-13(6)、及び図2-14(6)は、A/C空気側出入口温度の変化を示したものである。なお空気入口温度は、40°C一定としている。LOOP1、LOOP2では、IRACS起動と同時にA/C空気出口温度が220°Cあたりまで急激に低下しているのがわかる。LOOP3では、空気流量が少ないため280°Cあたりで落ち着いている。またスタック温度は、N/Cモードのみ計算されるので、スタック容積分の遅れをもって、A/C空気出口温度の変化に追従している。

300秒の時点における各ループの除熱量は、漏洩口1cm²、25cm²いずれの場合でも、LOOP1、LOOP2は約32MWt、LOOP3は約8.8MWtとなり、漏洩口の大きさ、及び漏洩の有無がIRACS除熱特性に与える影響は、ほとんどみられないことがわかる。

図2-13(7)~(8)、及び図2-14(7)~(8)は、1次冷却材、2次冷却材、及び空気流量の変化を示したものである。

LOOP1、LOOP2における1次系流量は、主循環ポンプのフローコーストダウンに従って低下するが、約30秒でPMによる低速回転に引継がれており、それ以降は定格の約10%流量に維持される。なお事故ループにおける漏洩流量が微小であるため、LOOP1とLOOP2の流量差は、ほとんどない。一方LOOP3は、PM引継に失敗するため、1次系流量は低下し続け、約60秒あたりでほぼ0となるが、A/Cの自然通風除熱が確立されてくるため、定格の約4%流量が確保できる。

また2次系流量も、LOOP1、LOOP2ではPM引継により定格の約7%流量に維持され、空気流量は、IRACS起動信号により、送風機から185kg/secの流量が与えられる。一方LOOP3は、ダンバの手動操作により、A/Cの自然通風量が33kg/sec(定格の約18%流量)にまで達するため、2次系流量も定格の約4%流量が確保できる。

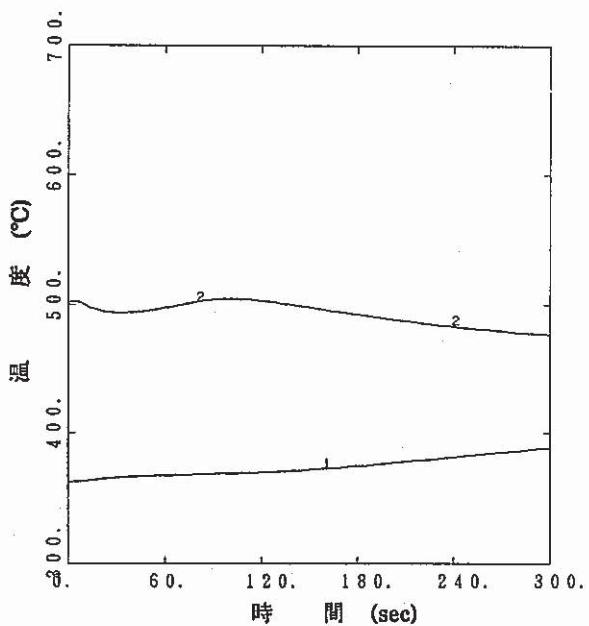
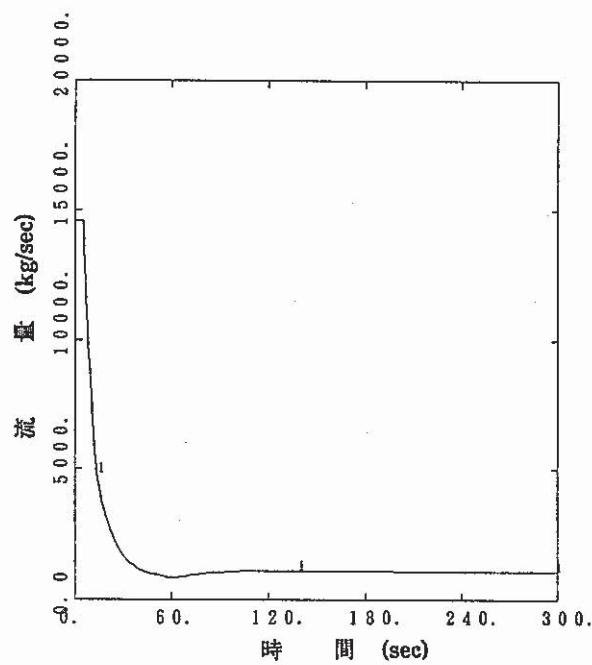
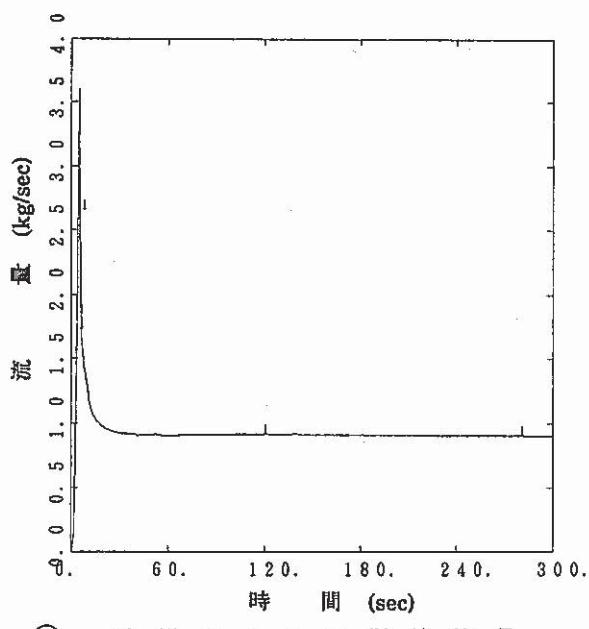
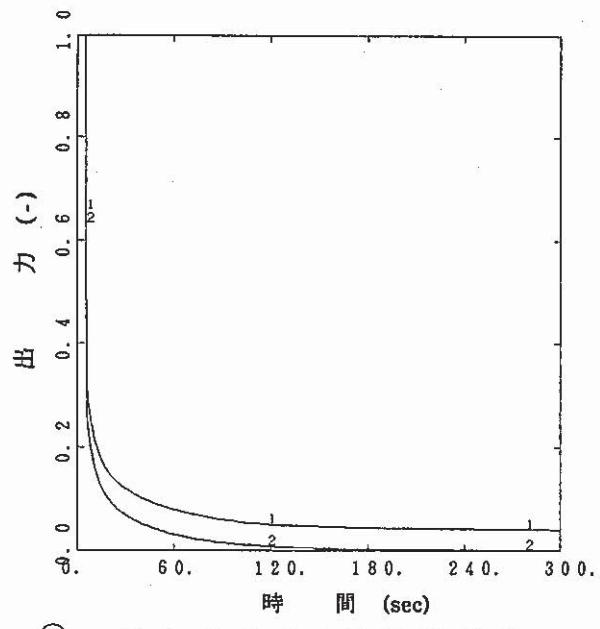
図2-13(9)、及び図2-14(9)は、炉容器冷却材液位、ガードベッセル冷却材液位、及び炉容器カバーガス圧力の変化を示したものである。

炉容器冷却材液位は、原子炉スクラムにより30秒あたりまで一旦低下したのち、漏洩が継続しているため徐々に低下している。しかし、エマージェンシー・レベル(EsL=NsL-3.6m)以上に維持され、冷却材の循環に支障をきたすことはない。また漏洩流量が微少なため、ガードベッセルでの液位も変化がないことがわかる。カバーガス圧力も、漏洩継続により徐々に低下する傾向にある。

なお300秒以降の挙動については、図2-13(1)、及び図2-14(1)に示すように、300秒の時点における全炉心流量(漏洩口1cm²: 定格7.2%流量、漏洩口25cm²: 定格7.1%流量)が、崩壊熱出力(定格の3.9%)を上回っており、崩壊熱除去には十分な裕度があると考えられるため、事故を安全に収束できるものと思われる。

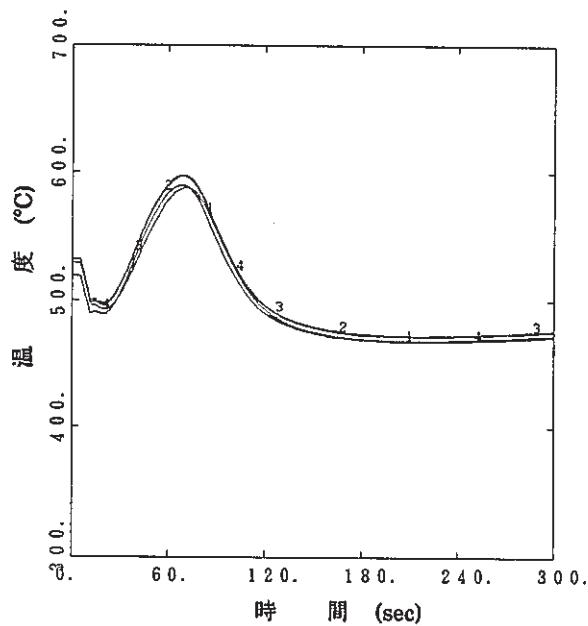
SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (TWO PONY METER FAILED) CASE01 (1CM²)

88-07-18 PL.1

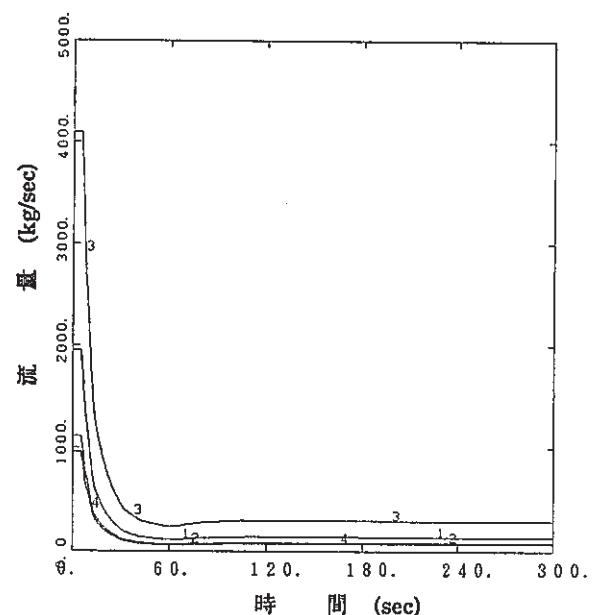
図2-13 プラント各部の挙動[PM2台引継失敗、漏洩口1cm²] (1)

SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (TWO PONY METER FAILED) CASE01 (1CM²)

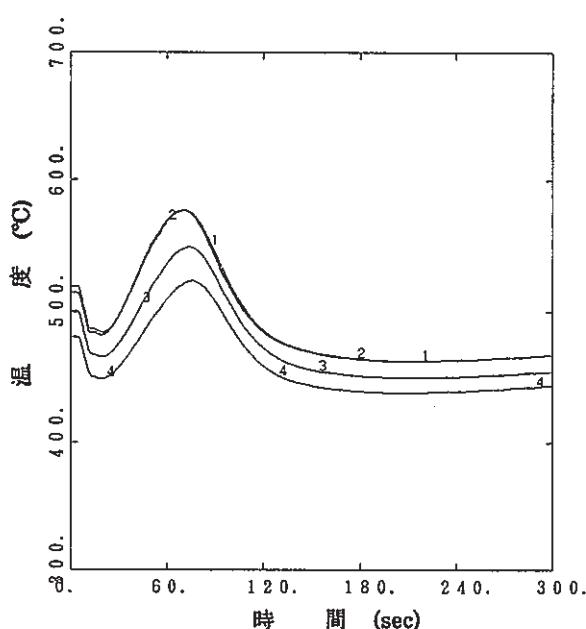
88-07-18 PL.2



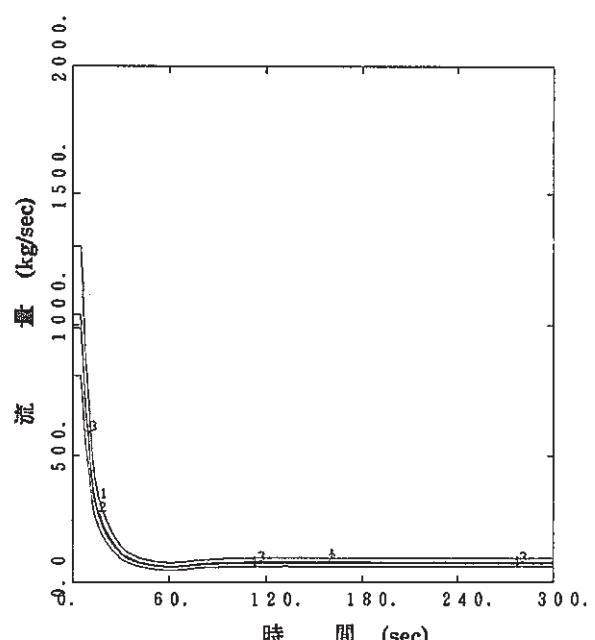
⑤ 内側炉心集合体出口温度
(炉心チャンネル1~4)



⑦ 内側炉心集合体流量
(炉心チャンネル1~4)



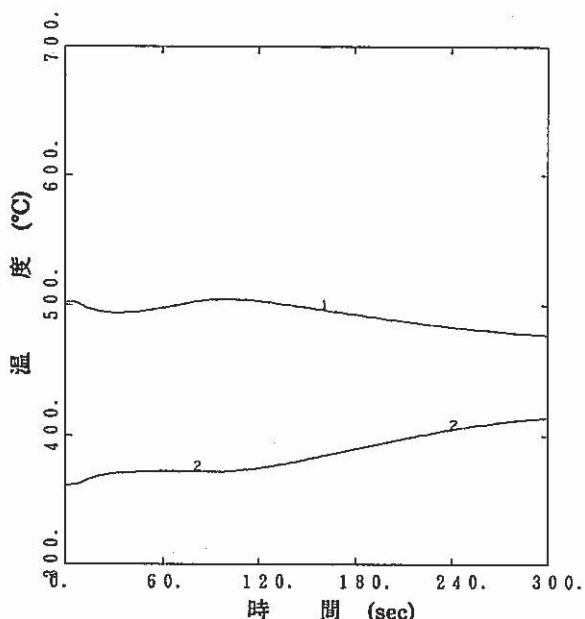
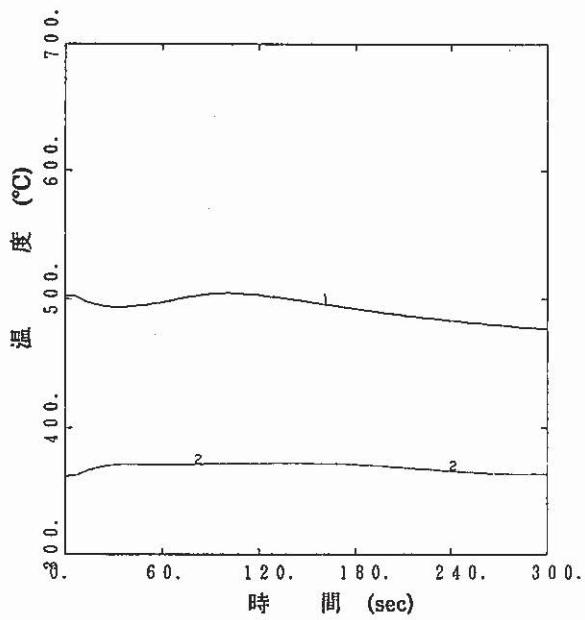
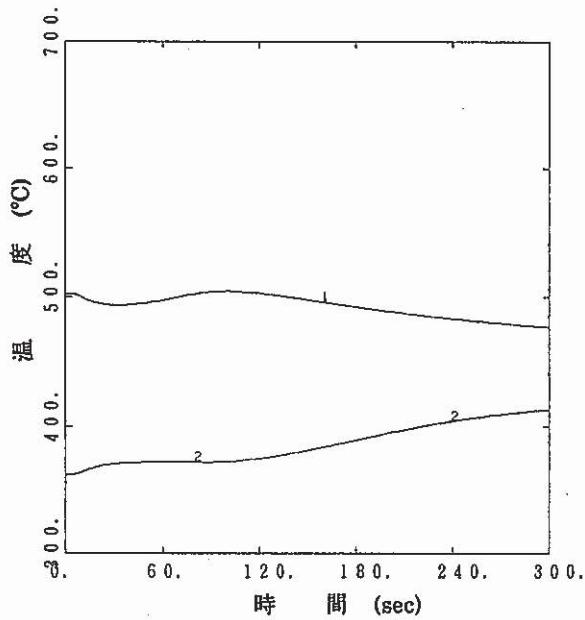
⑥ 外側炉心集合体出口温度
(炉心チャンネル5~8)



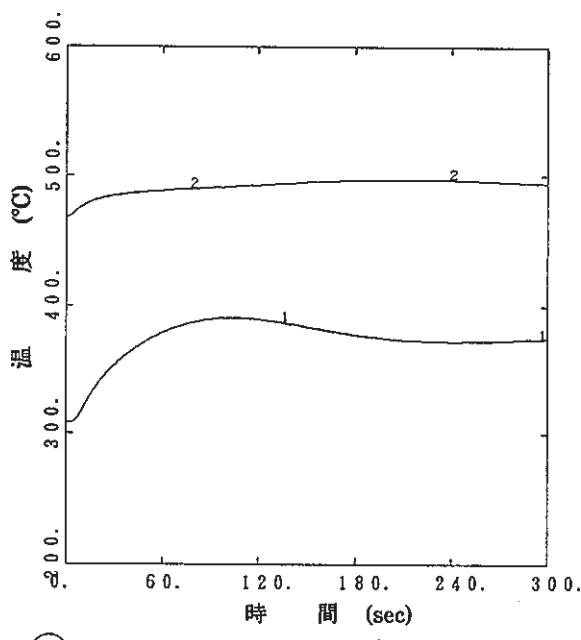
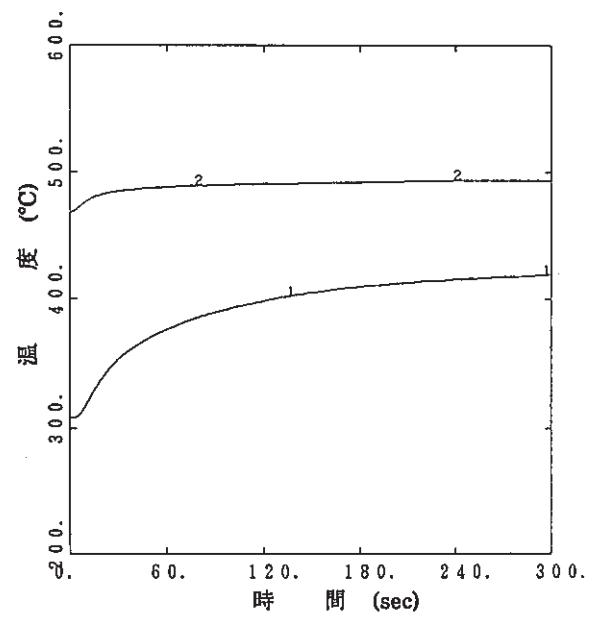
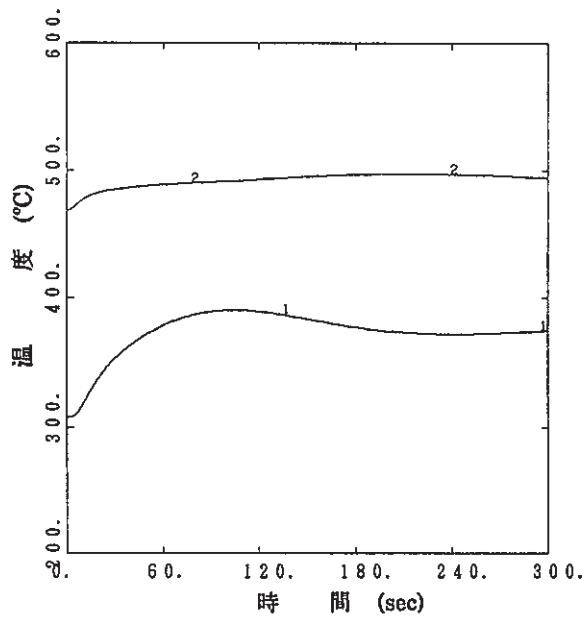
⑧ 外側炉心集合体流量
(炉心チャンネル5~8)

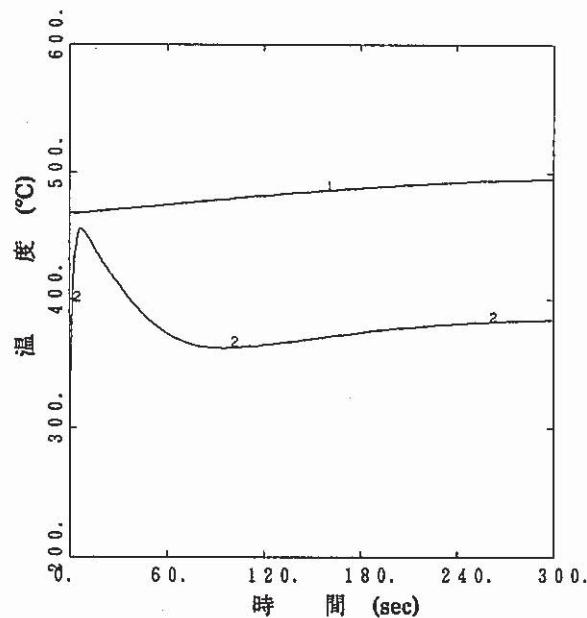
図2-13 プラント各部の挙動[PM2台引継失敗、漏洩口1cm²] (2)

SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (TWO PONY METER FAILED) CASE01 (1CM2) 88-07-18 PL.1

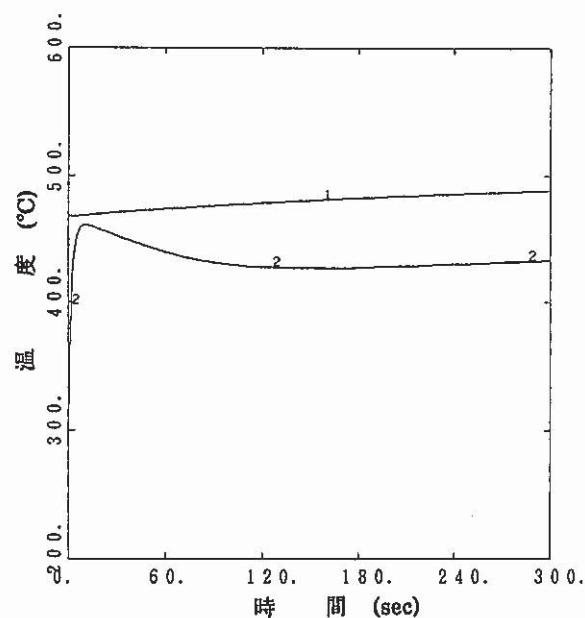
図2-13 プラント各部の挙動[PM2台引継失敗、漏洩口1cm²] (3)

SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (TWO PONY METER FAILED) CASE01 (1CM2) 88-07-18 PL.2

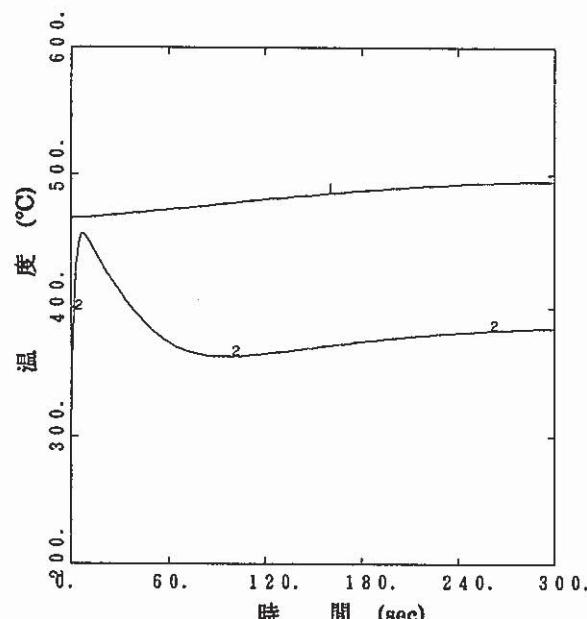
図2-13 プラント各部の挙動[PM2台引継失敗、漏洩口1cm²] (4)

SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (TWO PONY METER FAILED) CASE01 (1CM²) 88-07-18 PL.3

(15) A/C Na側出入口温度(LOOP1)



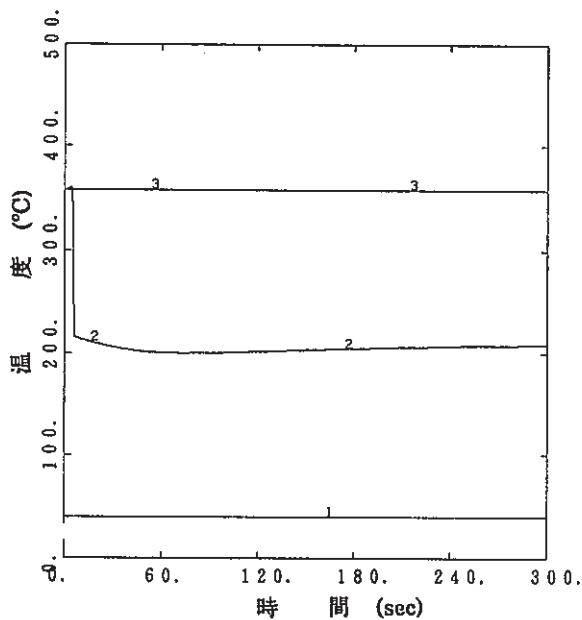
(17) A/C Na側出入口温度(LOOP3)



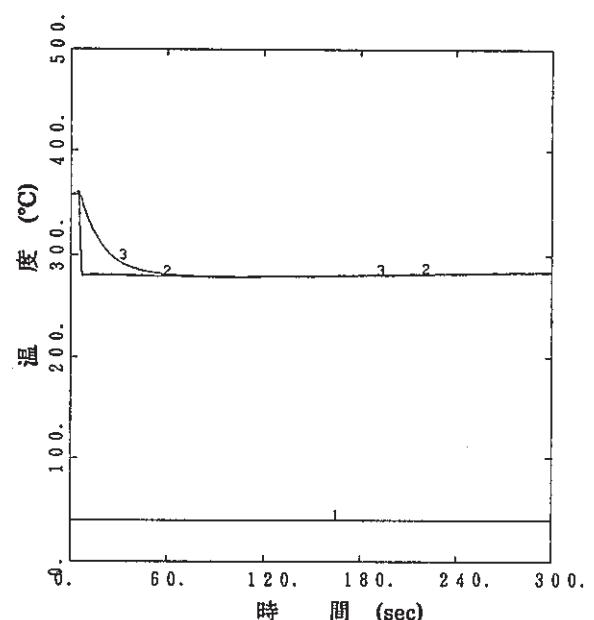
(16) A/C Na側出入口温度(LOOP2)

図2-13 プラント各部の挙動[PM2台引継失敗、漏洩口1cm²] (5)

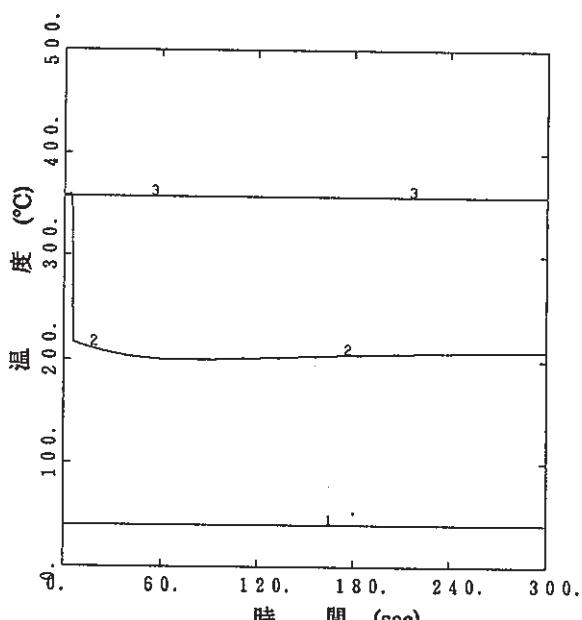
SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (TWO PONY METER FAILED) CASE01 (1CM²) 68-07-18 PL.4



(18) A / C 空気側出入口
スタック温度 (LOOP 1)



(20) A / C 空気側出入口
スタック温度 (LOOP 3)

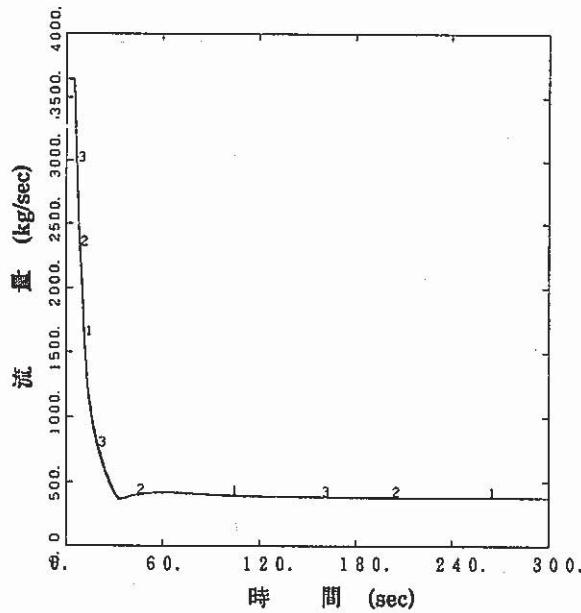
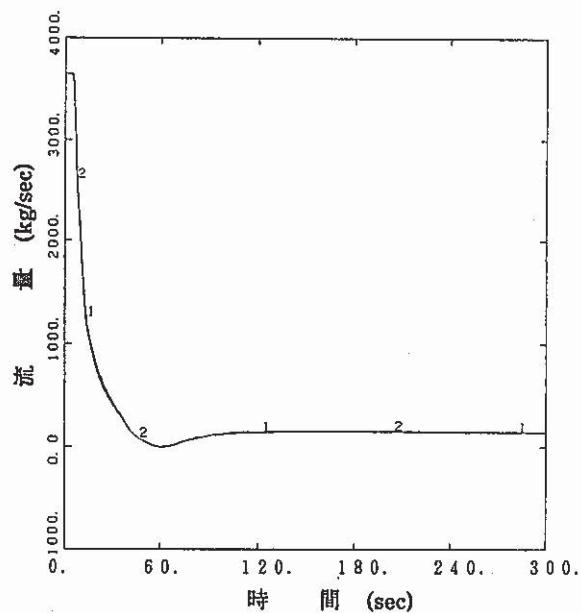


(19) A / C 空気側出入口
スタック温度 (LOOP 2)

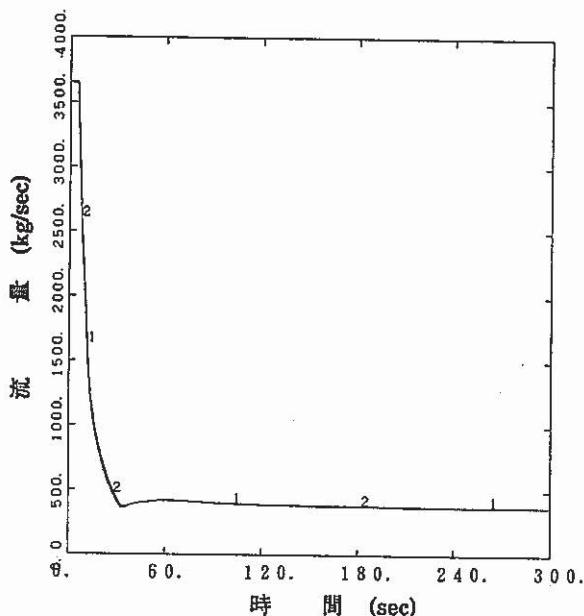
図2-13 プラント各部の挙動[PM2台引継失敗、漏洩口1cm²] (6)

SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (TWO PONY METER FAILED) CASE01 (ICM2)

88-07-18 PL.5

(21) 炉容器出口 / ポンプ出口
破損口下流側流量 (LOOP1)

(23) 炉容器出口/ポンプ出口流量 (LOOP3)

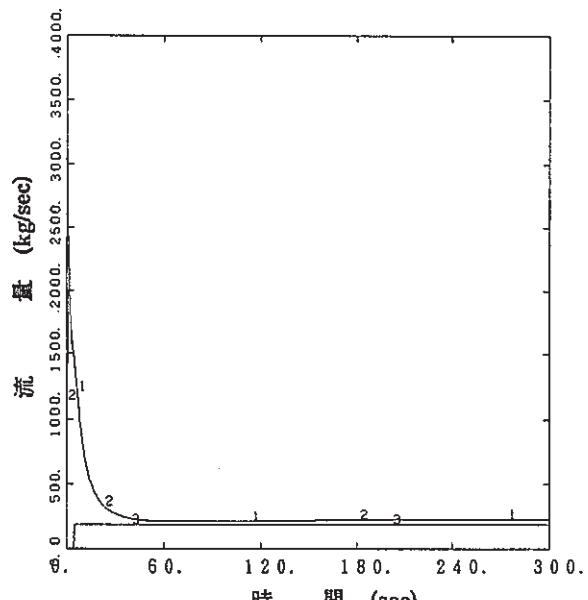
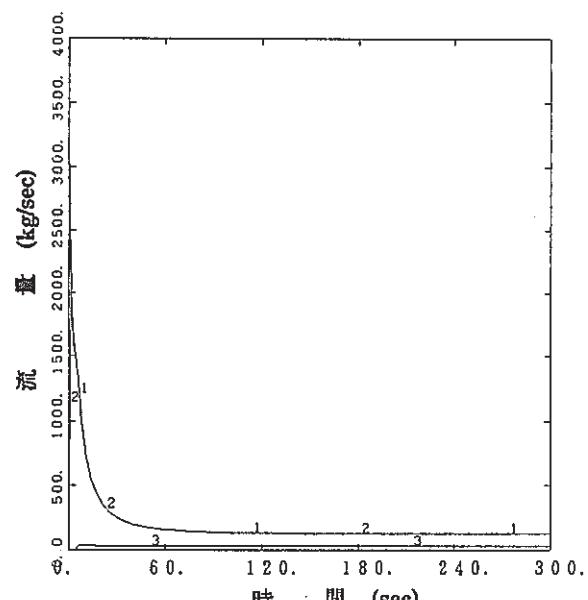
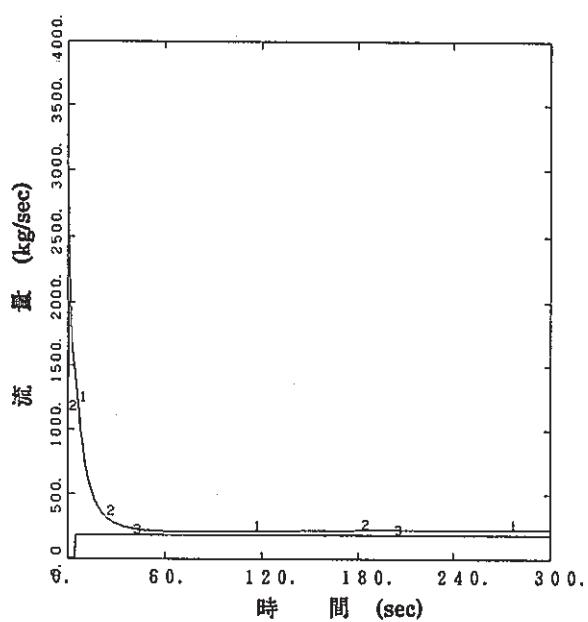


(22) 炉容器出口/ポンプ出口流量 (LOOP2)

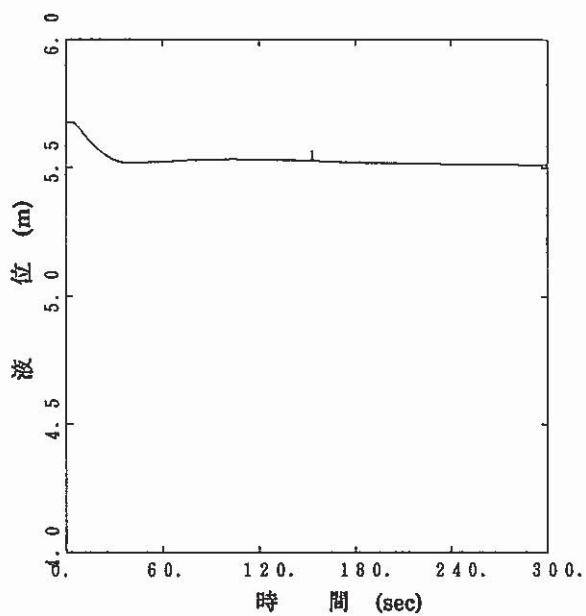
図2-13 プラント各部の挙動[PM2台引継失敗、漏洩口1cm²] (7)

SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (TWO PONY METER FAILED) CASE01 (1CM²)

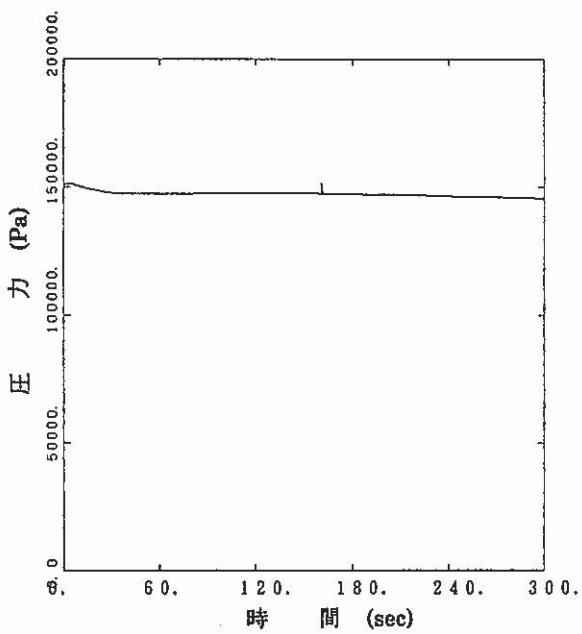
88-07-18 PL.6

(24) IHX 2次Na/IRACSNa側
空気流量 (LOOP 1)(26) IHX 2次Na/IRACSNa側
空気流量 (LOOP 3)(25) IHX 2次Na/IRACSNa側
空気流量 (LOOP 2)図2-13 プラント各部の挙動[PM2台引継失敗、漏洩口1cm²] (8)

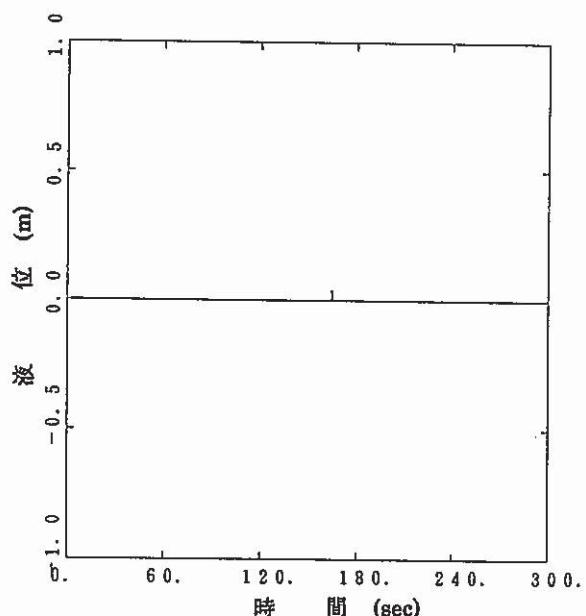
SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (TWO PONY METER FAILED) CASE01 (ICM2) 88-07-18 PL.7



(27) 原子炉容器冷却材液位

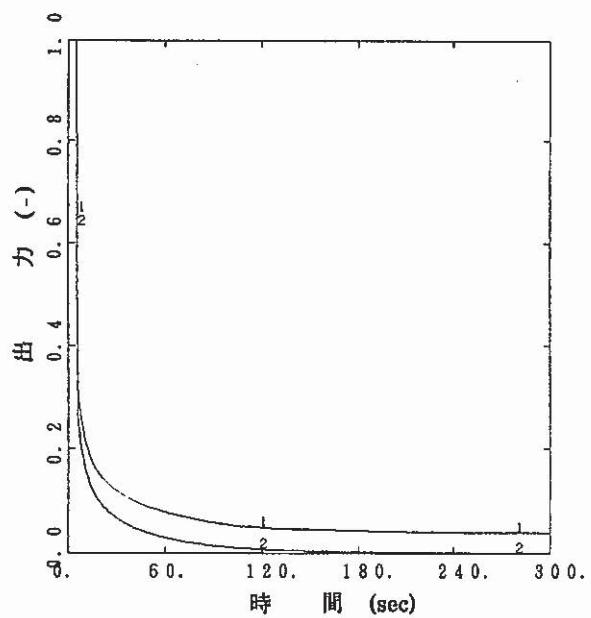


(28) 原子炉容器カバーガス圧

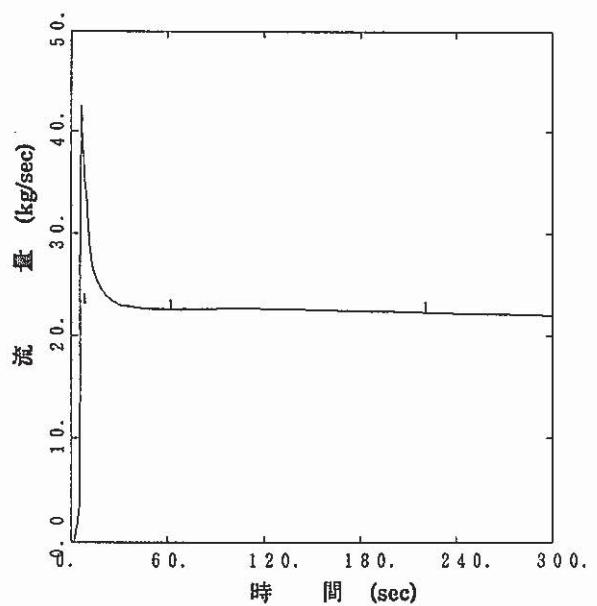


(29) ガードベッセル冷却材液位

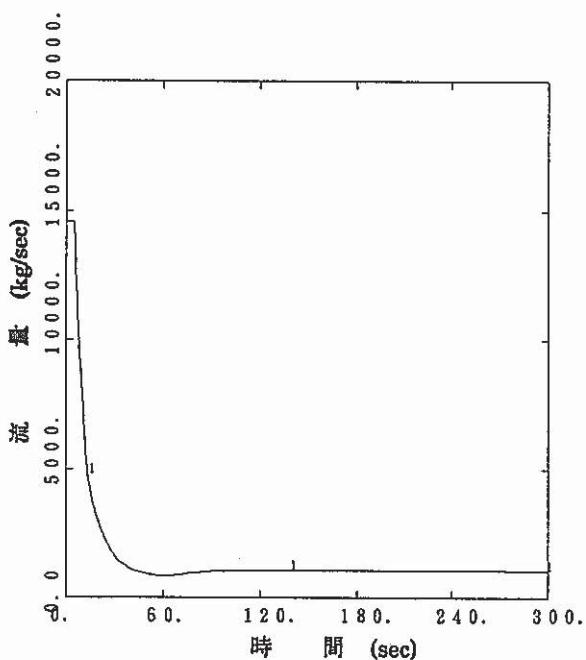
図2-13 プラント各部の挙動[PM2台引継失敗、漏洩口1cm²] (9)

SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (TWO PONY METER FAILED) CASE02 (25CM²) 88-07-18 PL.1

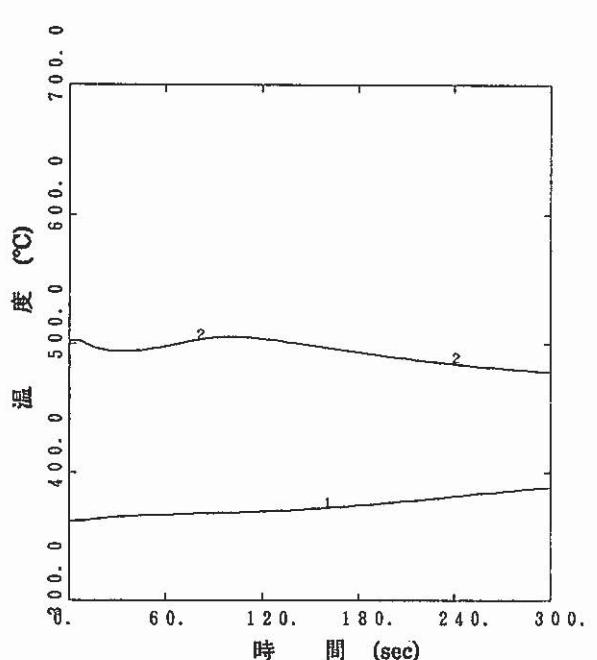
① 炉心全出力 / 核分裂出力



③ 破損口からの漏洩流量

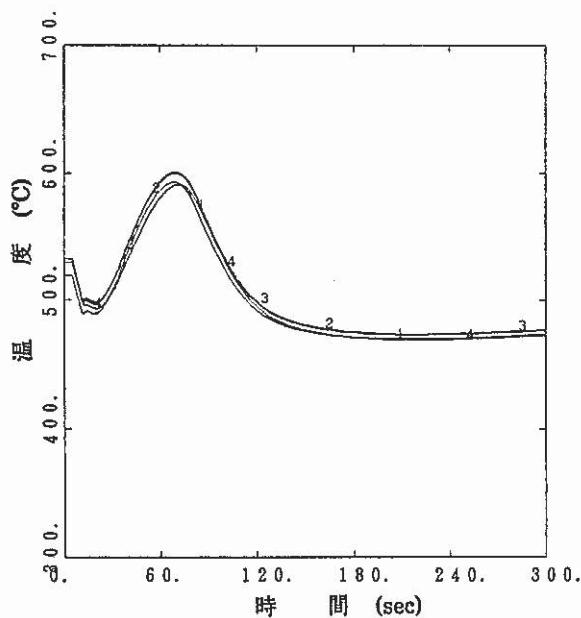
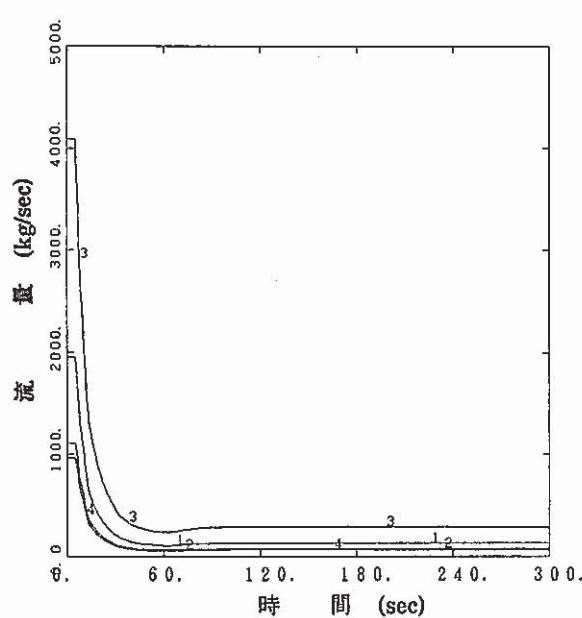
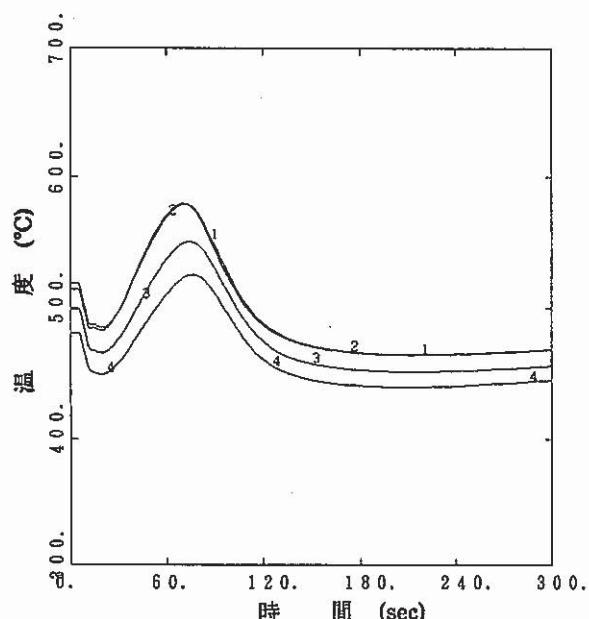
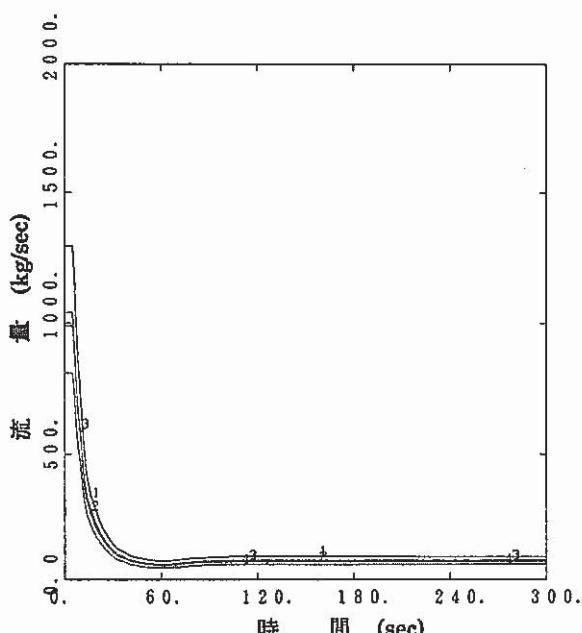


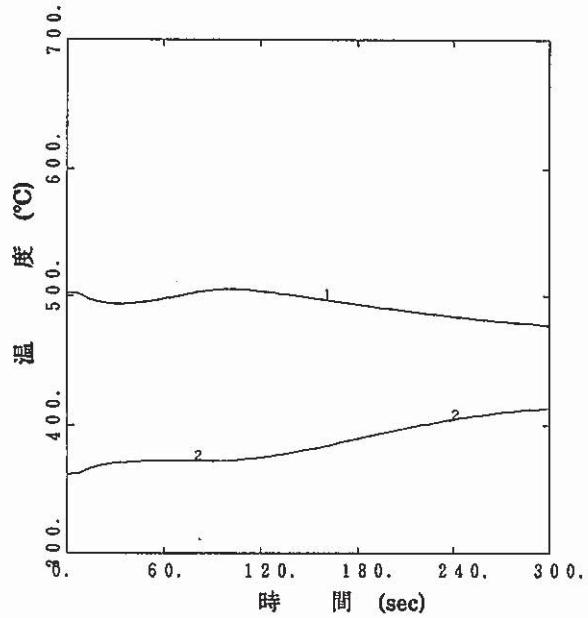
② 全炉心冷却材流量



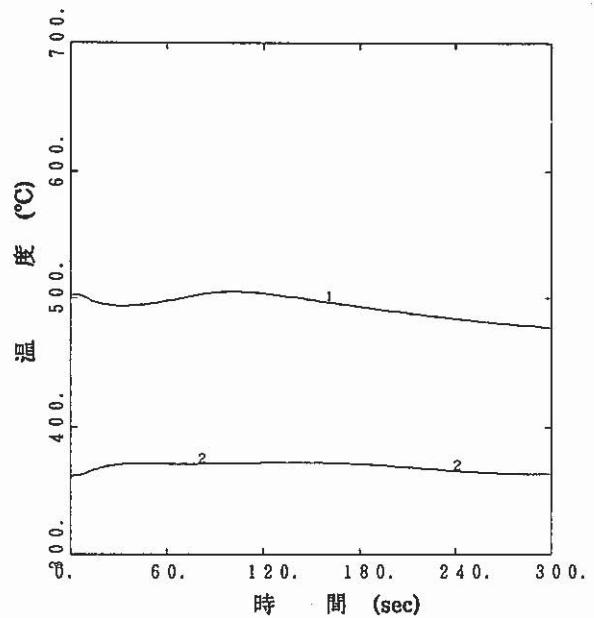
④ 原子炉容器下部/上部プレナム温度

図2-14 プラント各部の挙動[PM2台引継失敗、漏洩口25cm²] (1)

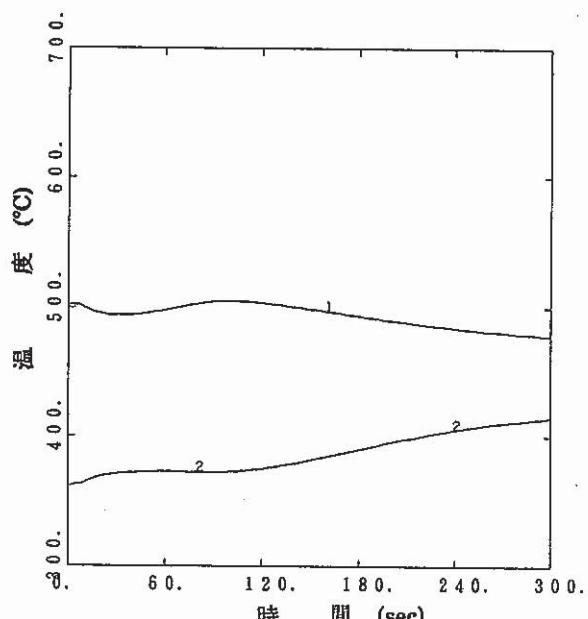
FIG. ⑤ 内側炉心集合体出口温度
(炉心チャンネル1~4)FIG. ⑦ 内側炉心集合体流量
(炉心チャンネル1~4)FIG. ⑥ 外側炉心集合体出口温度
(炉心チャンネル5~8)FIG. 8 外側炉心集合体流量
(炉心チャンネル5~8)図2-14 プラント各部の挙動[PM2台引継失敗、漏洩口25cm²] (2)

SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (TWO PONY METER FAILED) CASE02 (25CM²) 88-07-18 PL.1

(9) 炉容器出入口温度 (LOOP 1)



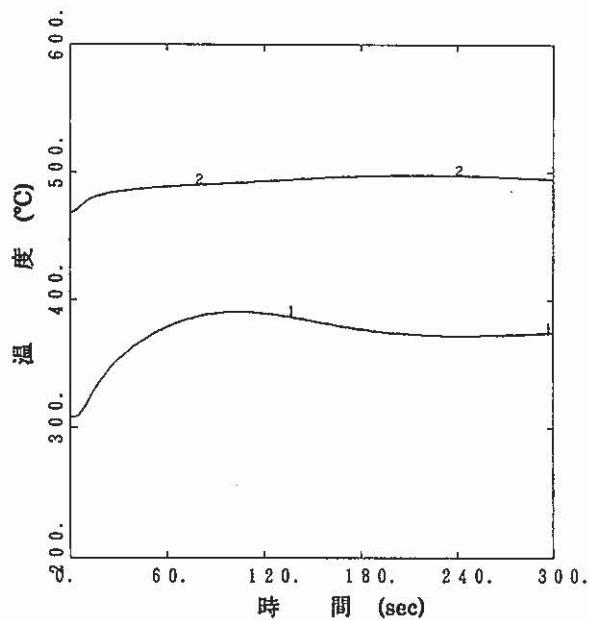
(11) 炉容器出入口温度 (LOOP 3)



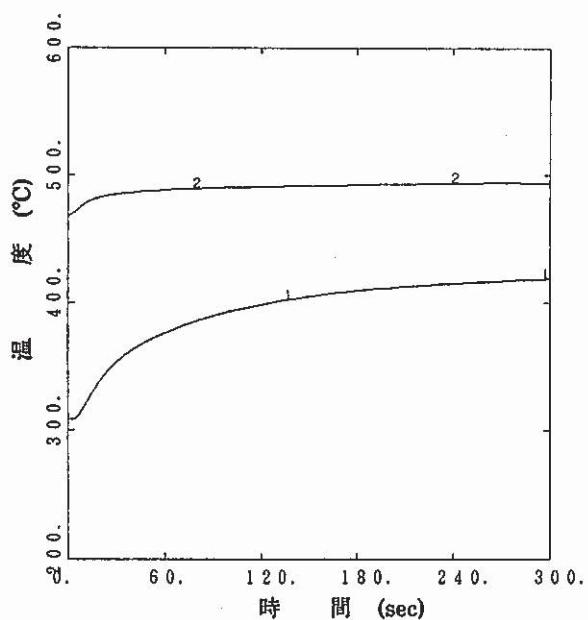
(10) 炉容器出入口温度 (LOOP 2)

図2-14 プラント各部の挙動[PM2台引継失敗、漏洩口25cm²] (3)

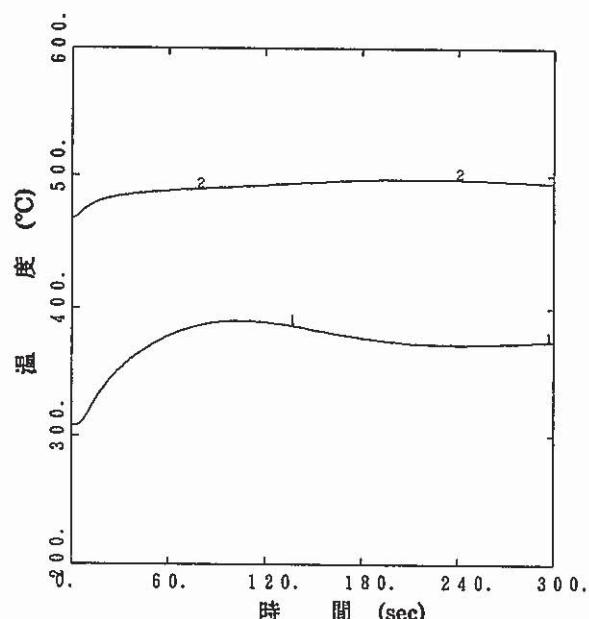
SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (TWO PONY METER FAILED) CASE02 (25CM²) 88-07-18 PL.2



(12) IHX2次側出入口温度(LOOP1)



(14) IHX2次側出入口温度(LOOP3)

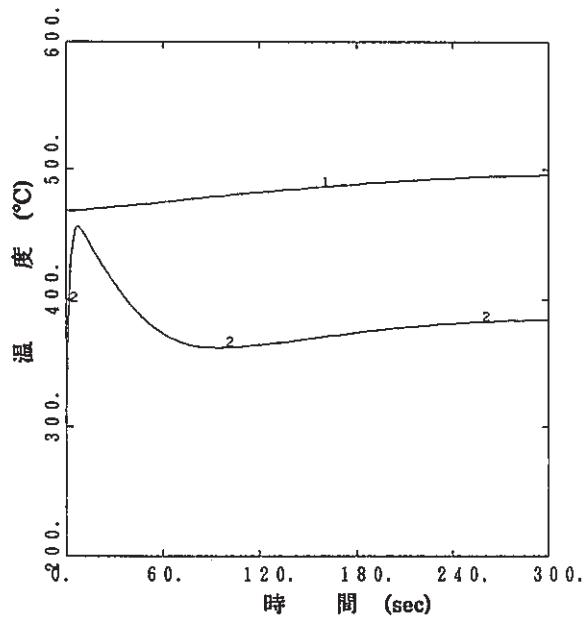


(13) IHX2次側出入口温度(LOOP2)

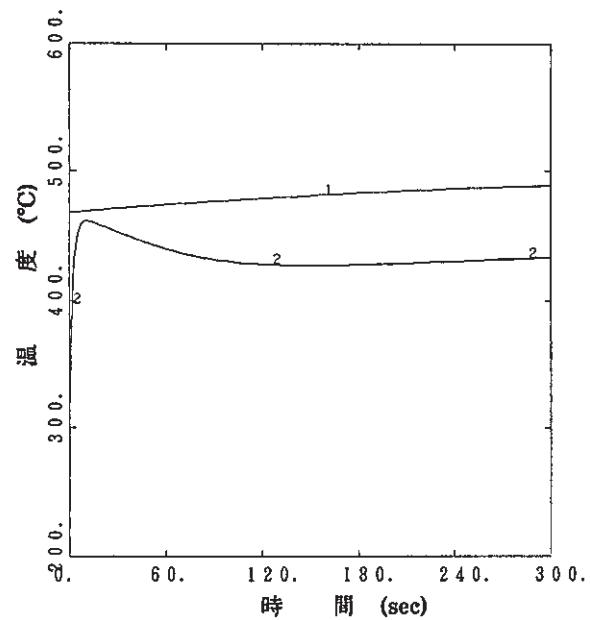
図2-14 プラント各部の挙動[PM2台引継失敗、漏洩口25cm²] (4)

SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (TWO PONY METER FAILED) CASE02 (25CM²)

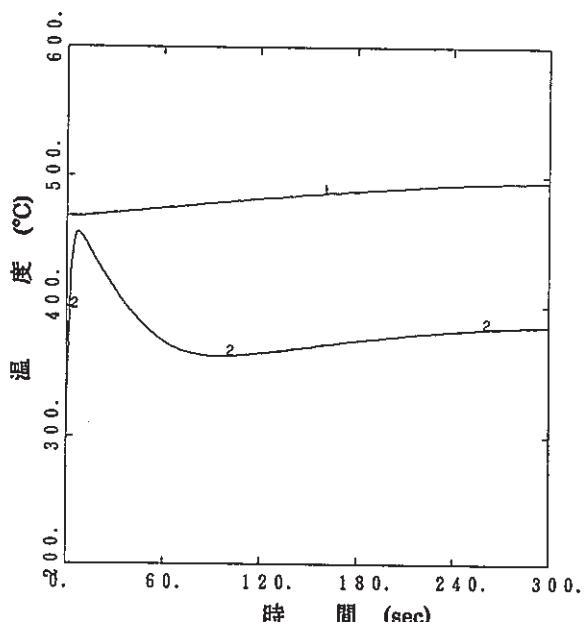
88-07-18 PL.3



(15) A/CNa側出入口温度(LOOP1)

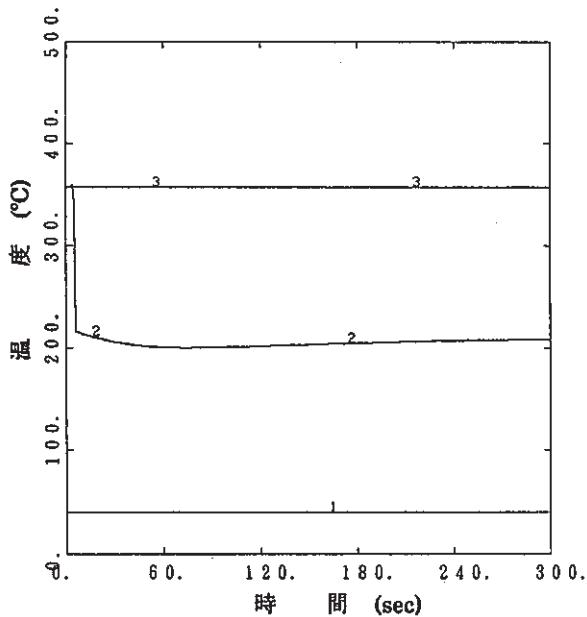
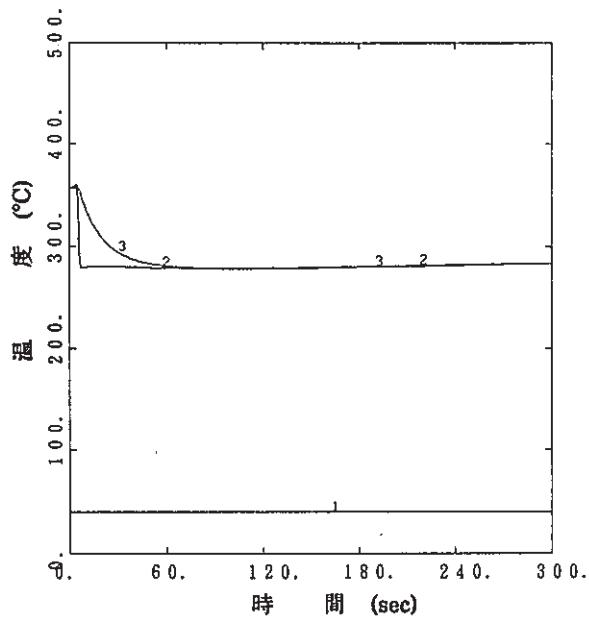
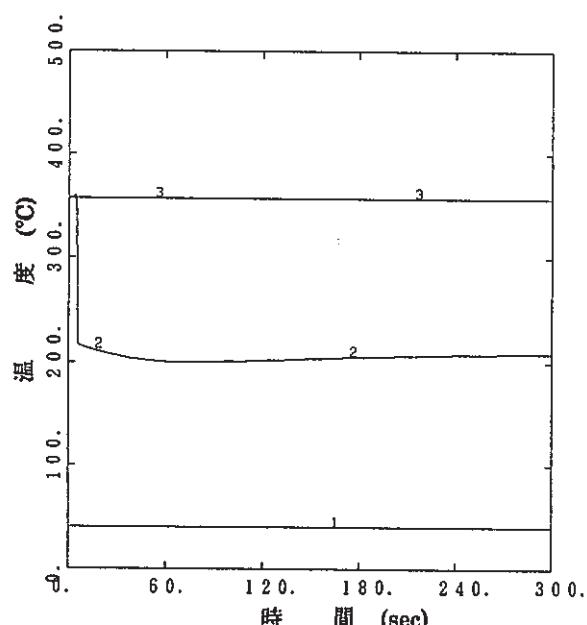


(17) A/CNa側出入口温度(LOOP3)



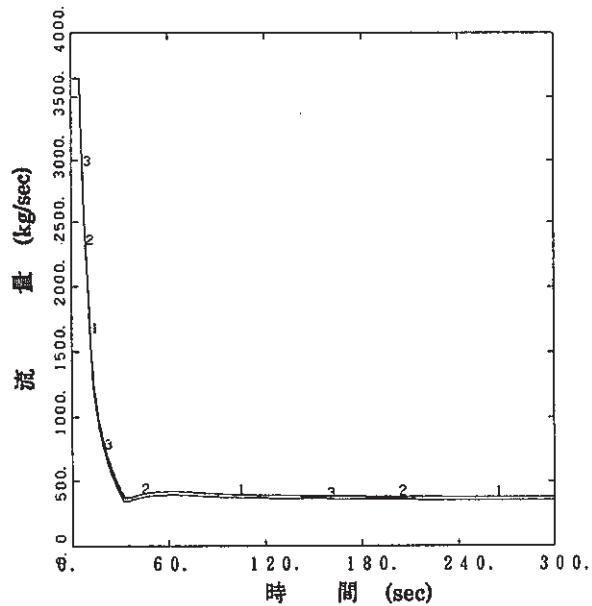
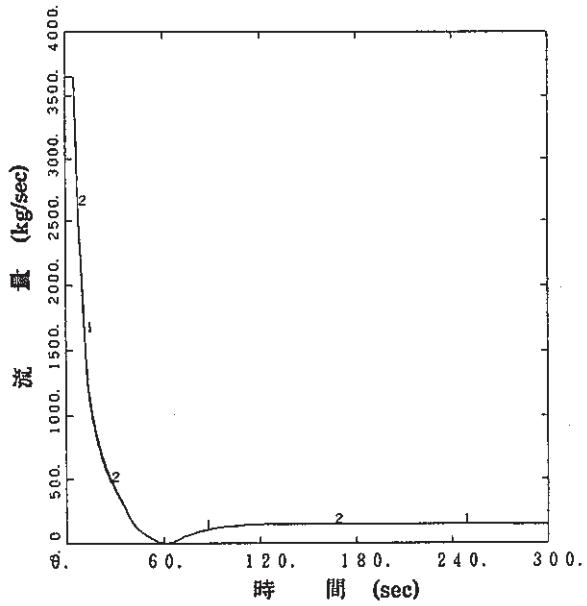
(16) A/CNa側出入口温度(LOOP2)

図2-14 プラント各部の挙動[PM2台引継失敗、漏洩口25cm²] (5)

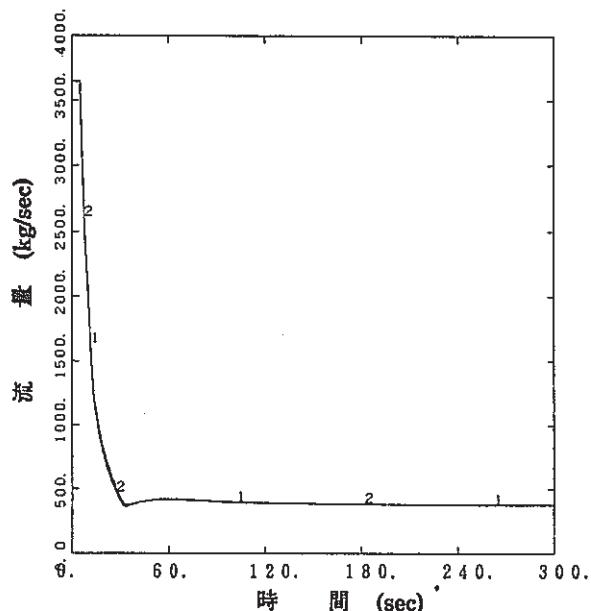
SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (TWO PONY METER FAILED) CASE02 (25CM²) 88-07-18 PL.4(18) A / C 空気側出入口
スタック温度 (LOOP 1)(20) A / C 空気側出入口
スタック温度 (LOOP 3)(19) A / C 空気側出入口
スタック温度 (LOOP 2)図2-14 プラント各部の挙動[PM2台引継失敗、漏洩口25cm²] (6)

SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (TWO PONY METER FAILED) CASE02 (25CM²)

88-07-18 PL.5

(21) 炉容器出口 / ポンプ出口
破損口下流側流量 (LOOP1)

(23) 炉容器出口/ポンプ出口流量 (LOOP3)

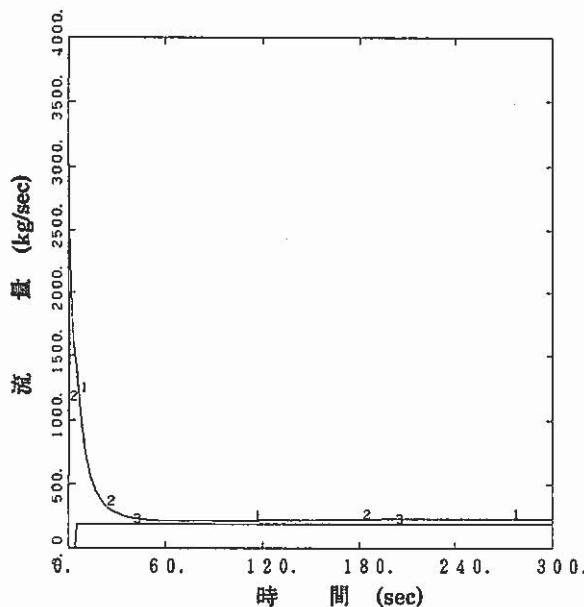
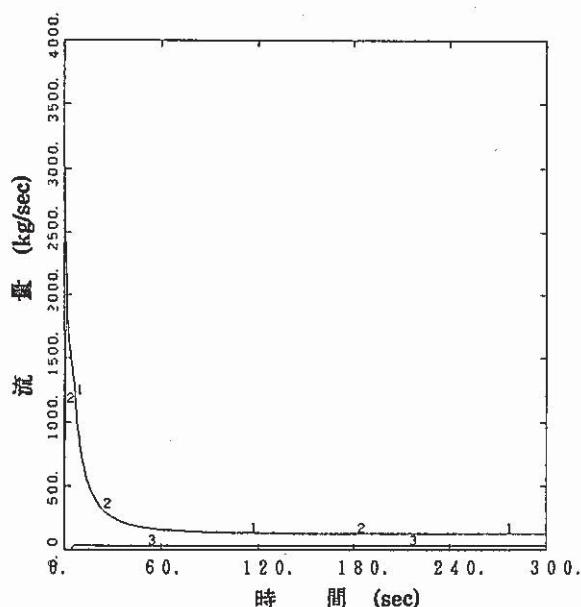
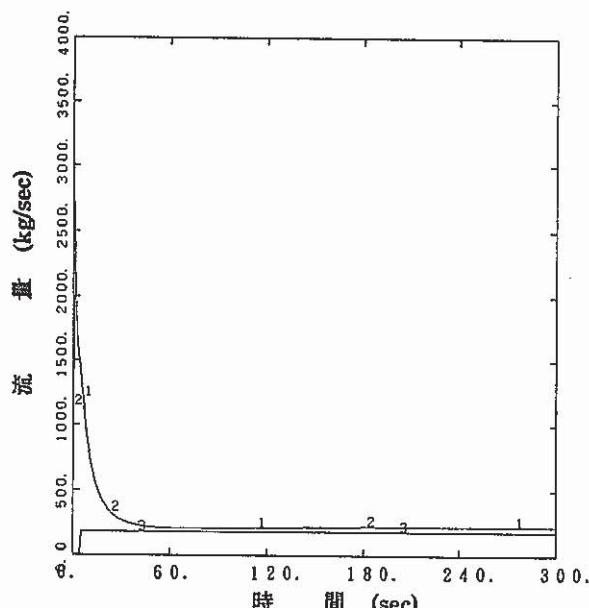


(22) 炉容器出口/ポンプ出口流量 (LOOP2)

図2-14 プラント各部の挙動[PM2台引継失敗、漏洩口25cm²] (7)

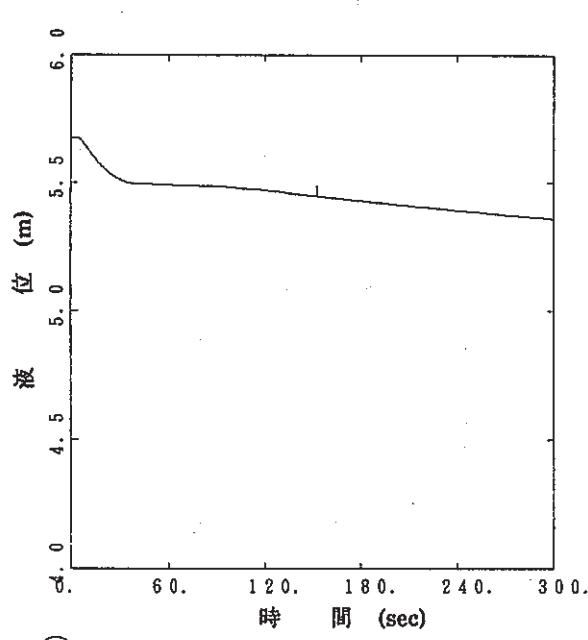
SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (TWO PONY MOTOR FAILED) CASE02 (25CM²)

88-07-18 PL.6

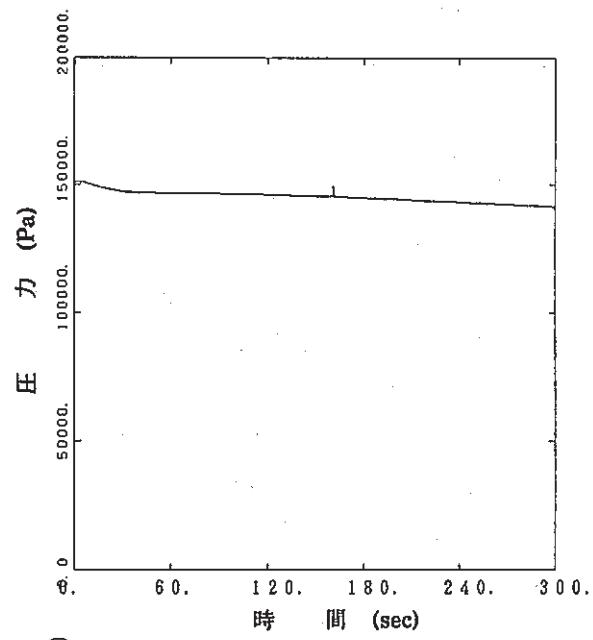
(24) IH X 2 次 Na / IRAC S Na 側
空氣流量 (L O O P 1)(26) IH X 2 次 Na / IRAC S Na 側
空氣流量 (L O O P 3)(25) IH X 2 次 Na / IRAC S Na 側
空氣流量 (L O O P 2)図2-14 プラント各部の挙動[PM2台引継失敗、漏洩口25cm²] (8)

SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (TWO PONY METER FAILED) CASE02 (25cm²)

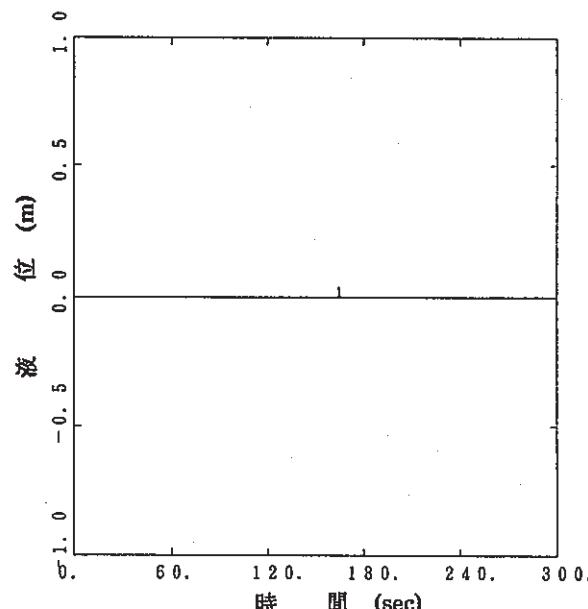
88-07-18 PL.7



(27) 原子炉容器冷却材液位



(29) 原子炉容器カバーガス圧



(28) ガードベッセル冷却材液位

図2-14 プラント各部の挙動[PM2台引継失敗、漏洩口25cm²] (9)

(2) ポニーモータ(PM)引継3台失敗

さらに立地評価のソースタームを設定するための根拠を得ることを目標に、「各種事故での1次冷却材漏洩事故の想定に、炉心の除熱を阻害するような条件をの重ね合わせた想定での解析」の一つとして、漏洩ループ以外の3ループの全てがPM引継に失敗したケースを評価した。

想定漏洩口 1cm^2 の場合のプラント各部の挙動を、図2-15(1)~(6)に示す。また漏洩口 25cm^2 の場合のプラント各部の挙動を、図2-16(1)~(6)に示す。

図2-15、及び図2-16は、前項の解析と同様300秒までの挙動を示している。図中のLOOP1が、漏洩事故ループ、LOOP2がPM引継失敗ループを表している。漏洩事故ループであるLOOP1は、PMが作動する強制循環(F/C)除熱、LOOP2は、PM引継には失敗したが、空気側を自然通風とした自然循環(N/C)除熱が可能であるとしている。

図2-15(1)、及び図2-16(1)は、炉心出力、全炉心冷却材流量、破損口からの漏洩流量、及び炉容器下部/上部プレナム温度の変化を示したものである。

事故シーケンスは、前項の解析と同じであるため、炉心出力は、定格出力レベルから崩壊熱レベルにまで低下している。また全炉心冷却材流量は、定格流量から、主循環ポンプのフローコーストダウンにより低下している。しかし、漏洩事故ループ以外の3ループにおいて、PM引継失敗を想定しているため、前項の解析条件に比べ炉心冷却が厳しく(F/Cモード1ループ→N/Cモード)、全炉心流量は前項の解析より低くなり、100秒以降は、炉心部の定格約6%流量となっている。

プロット図③に示す漏洩流量は、事故ループの漏洩口面積に支配されるため、ピーク値 3.6kg/sec (漏洩口 1cm^2)、 42.5kg/sec (漏洩口 25cm^2)、及び主循環ポンプのフローコーストダウン後における一定値 0.9kg/sec (漏洩口 1cm^2)、 22.1kg/sec (漏洩口 25cm^2)とも、それぞれ前項の解析結果と一致している。

評価の対象とした、炉心部の温度・流量変化を図2-15(2)、及び図2-16(2)に示す。

第3チャンネルにおける燃料最高温度は、それぞれ 676.8°C (漏洩口 1cm^2)、 680.9°C (漏洩口 25cm^2)となり、また被覆管最高温度は、それぞれ 650.3°C (漏洩口 1cm^2)、 654.7°C (漏洩口 25cm^2)と、前項の結果に比べ、炉心冷却材流量が低下しているため、 50°C 以上の温度上昇となった。

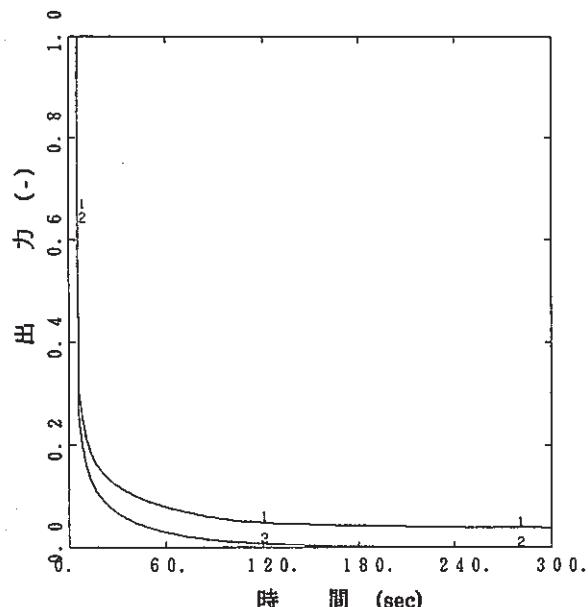
各ループごとの挙動は、前項の解析条件より、F/Cモード1ループがN/Cモードとなることに伴って、除熱容量が減少するため、冷却系の温度レベルが上昇する以外は、ほとんど前項と同様の挙動を示す。

300秒の時点における各ループのA/C除熱量は、LOOP1で約 32.7MWt 、LOOP2は約 8.9MWt と、前項の結果を僅かに上回った。

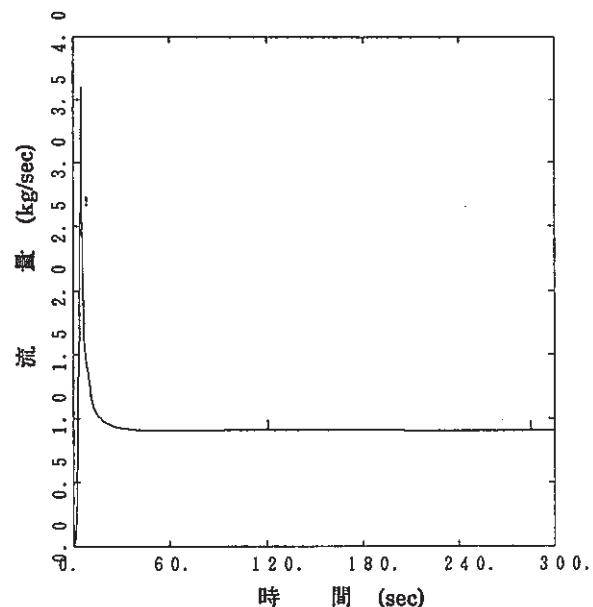
図2-15(5)、及び図2-16(5)は、1次冷却材、2次冷却材、及び空気流量の変化を示す。

冷却系の圧力バランスが、前項の場合と異なるため、各ループとも、わずかに流量が増加している。この場合でもLOOP2は、A/Cの自然通風(定格の約18%流量)により、自然循環除熱が確立されたため、1次系/2次系とも定格の約4%流量が確保できる。

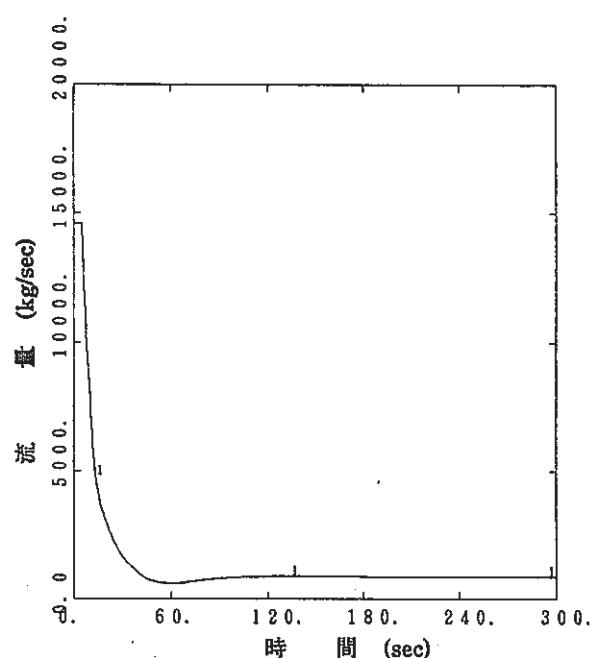
なお300秒以降の挙動については、図2-15(1)、及び図2-16(1)に示すように、300秒の時点における全炉心流量(漏洩口 1cm^2 : 定格5.9%流量、漏洩口 25cm^2 : 定格5.8%流量)が、崩壊熱出力(定格の3.9%)を上回っており、崩壊熱除去にはまだ裕度があると考えられるため、事故を安全に収束できるものと思われる。

SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (THREE PONY METER FAILED) CASE03 (1CM²) 88-07-18 PL.1

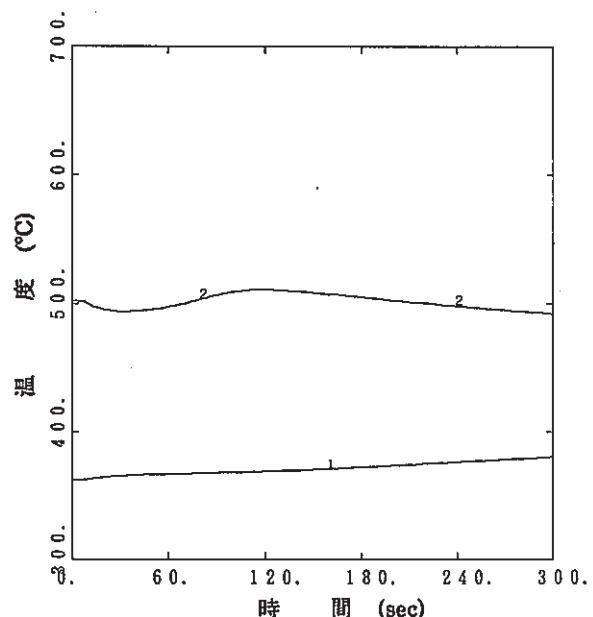
① 炉心全出力 / 核分裂出力



③ 破損口からの漏洩流量



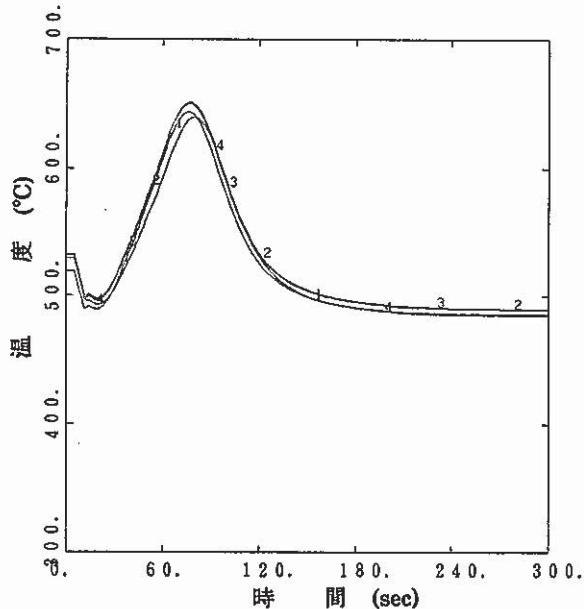
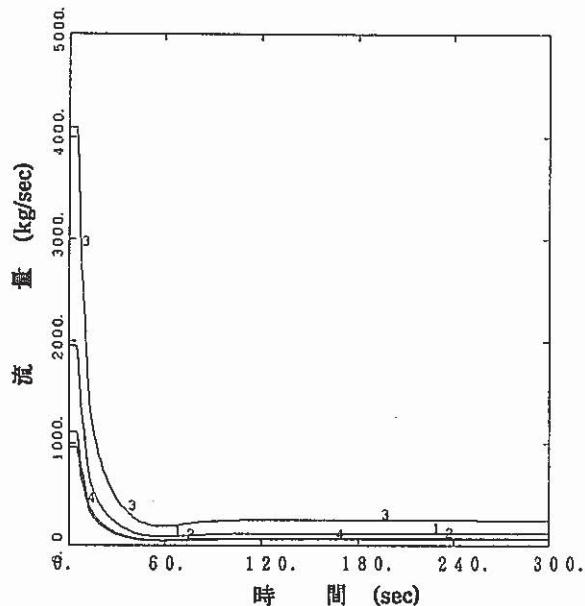
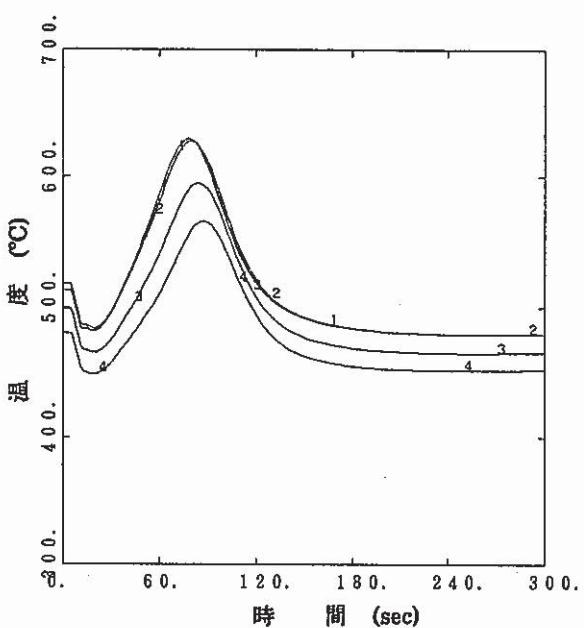
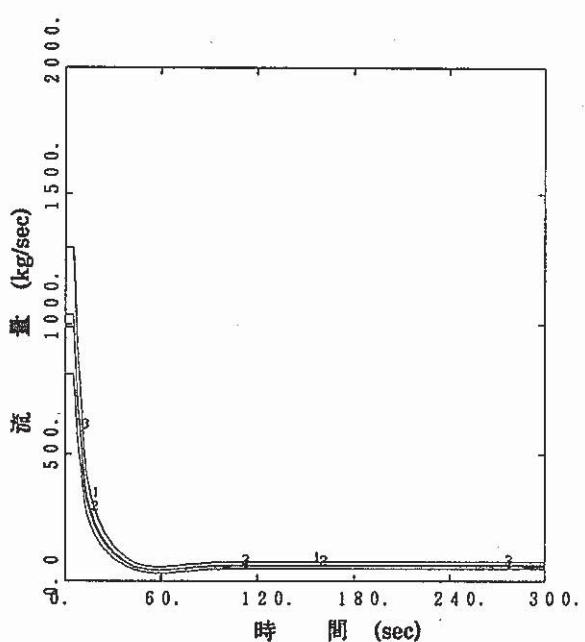
② 全炉心冷却材流量

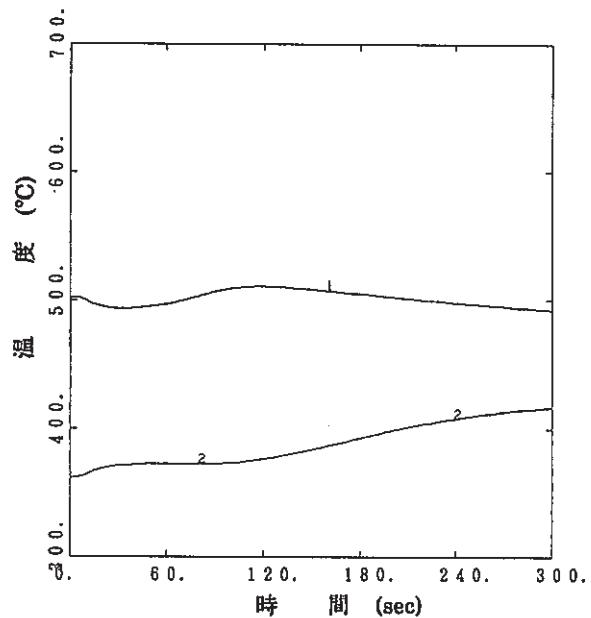


④ 原子炉容器下部/上部プレナム温度

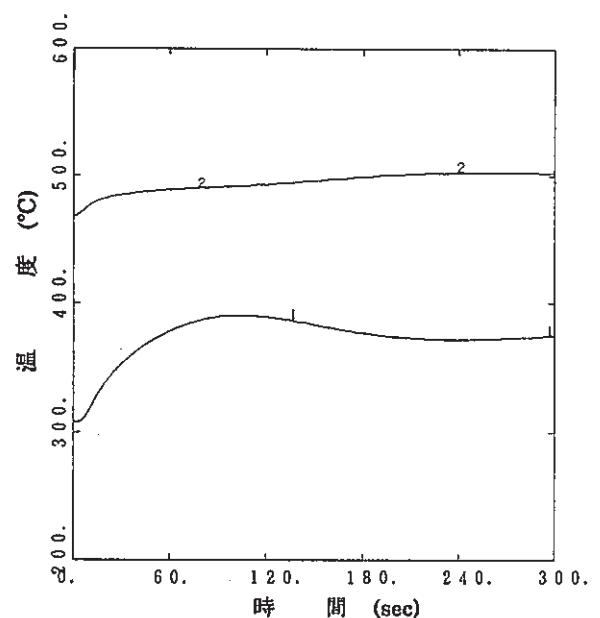
図2-15 プラント各部の挙動[PM3台引継失敗、漏洩口1cm²] (1)

SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (THREE PONY METER FAILED) CASE03 (ICM2) 88-07-18 PL.2

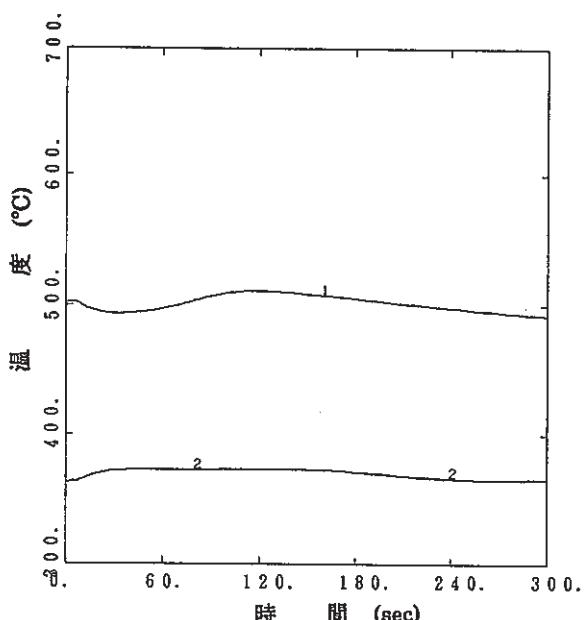
(5) 内側炉心集合体出口温度
(炉心チャンネル1~4)(7) 内側炉心集合体流量
(炉心チャンネル1~4)(6) 外側炉心集合体出口温度
(炉心チャンネル5~8)(8) 外側炉心集合体流量
(炉心チャンネル5~8)図2-15 プラント各部の挙動[PM3台引継失敗、漏洩口1cm²] (2)

SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (THREE PONY METER FAILED) CASE03 (1CM²) 88-07-18 PL.3

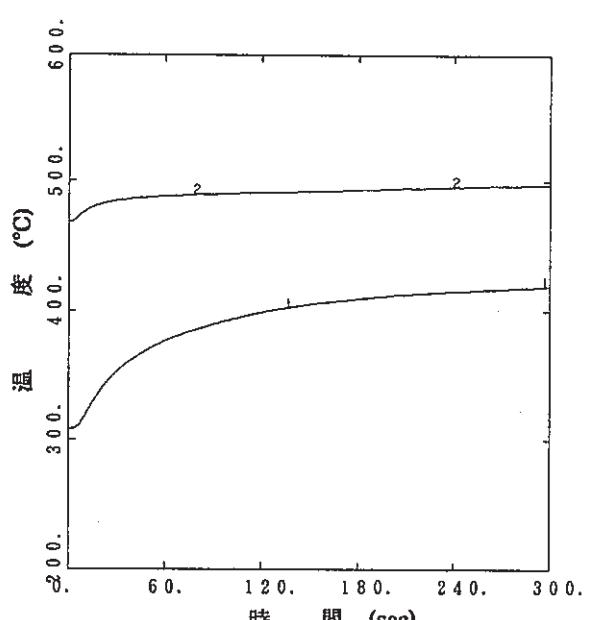
(9) 炉容器出入口温度 (LOOP 1)



(11) IHX2次側出入口温度 (LOOP 1)



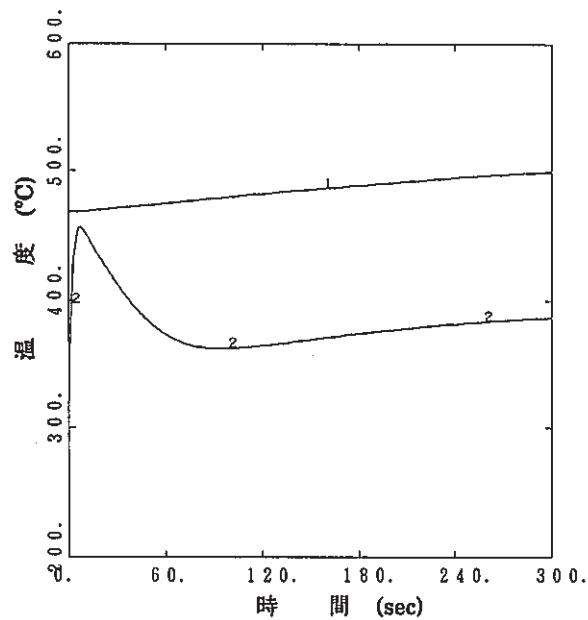
(10) 炉容器出入口温度 (LOOP 2)



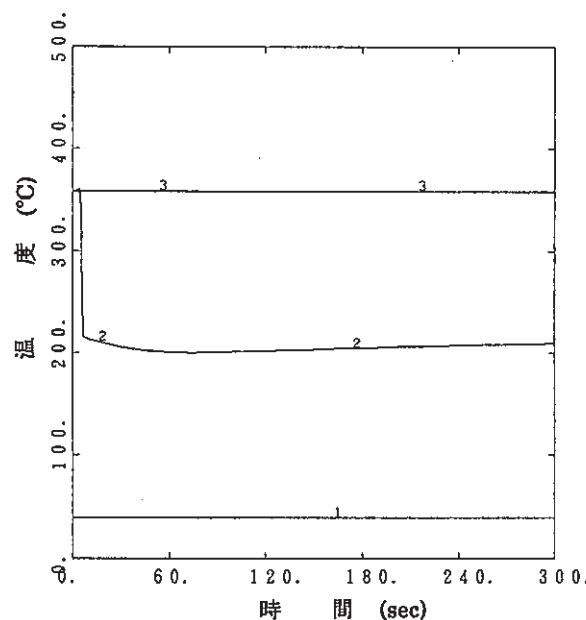
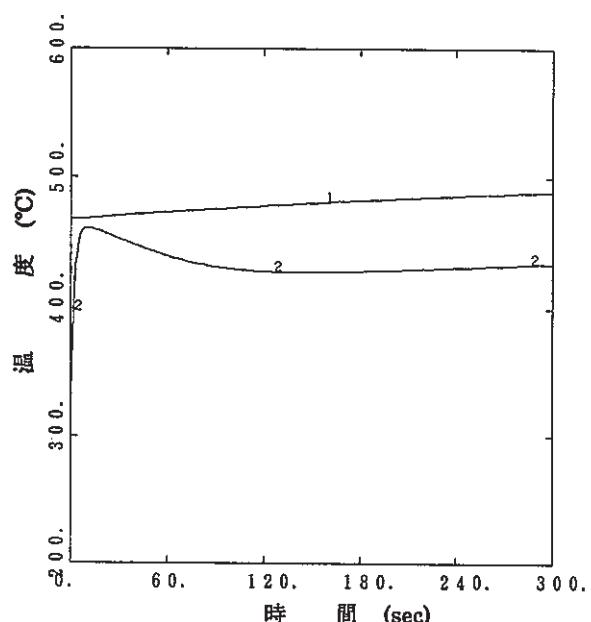
(12) IHX2次側出入口温度 (LOOP 2)

図2-15 プラント各部の挙動[PM3台引継失敗、漏洩口1cm²] (3)

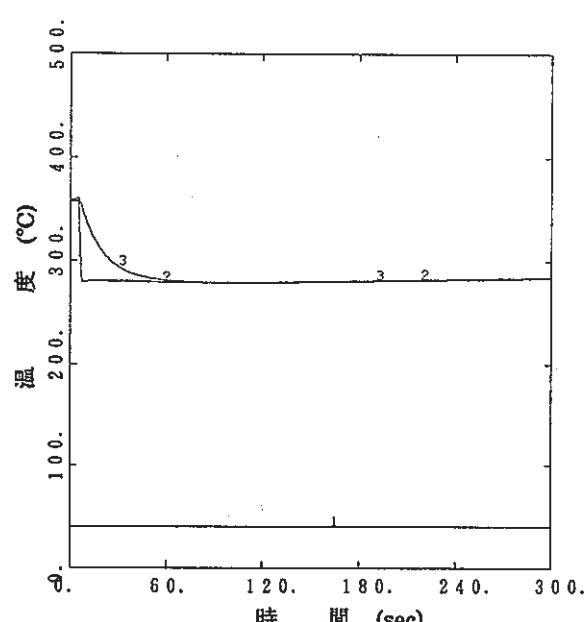
SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (THREE PONY METER FAILED) CASE03 (ICM2) 88-07-18 PL.4

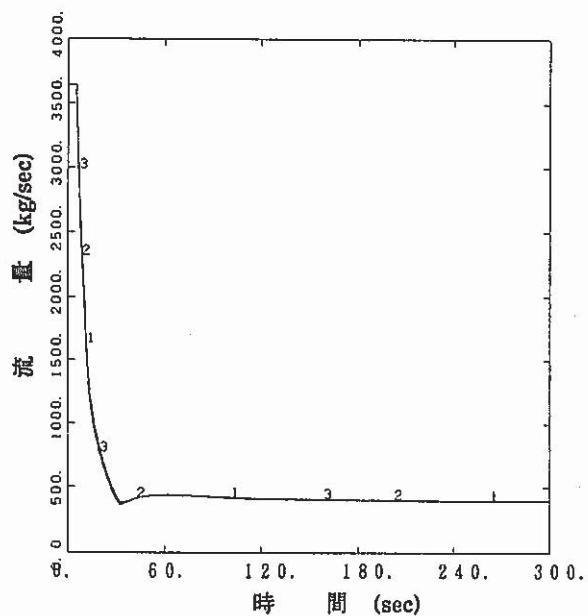
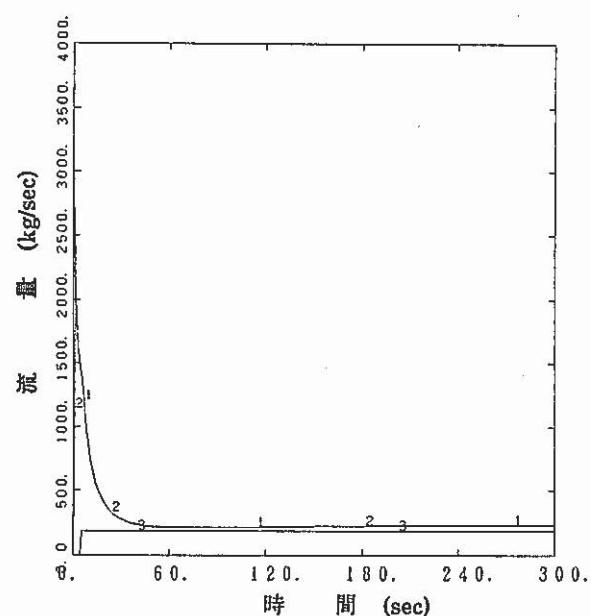
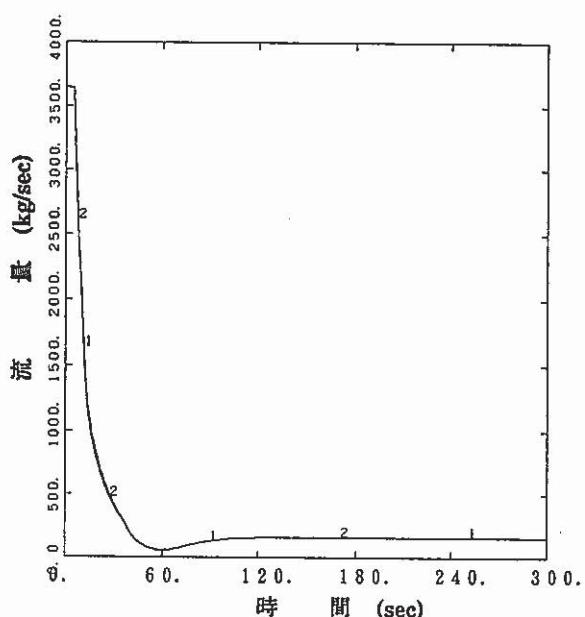


(13) A/C Na側出入口温度(LOOP1)

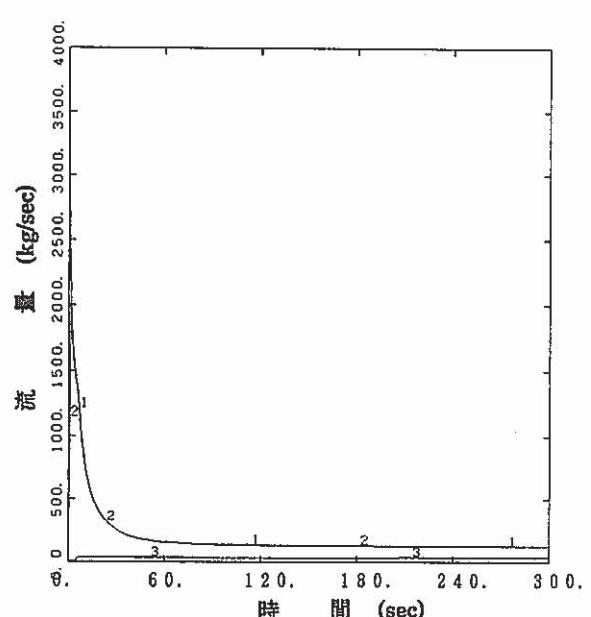
(15) A/C 空気側出入口
スタック温度(LOOP1)

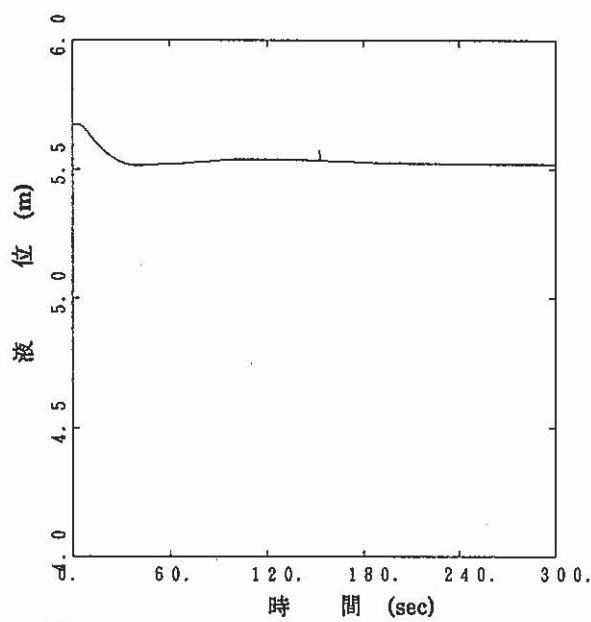
(14) A/C Na側出入口温度(LOOP2)

(16) A/C 空気側出入口
スタック温度(LOOP2)図2-15 プラント各部の挙動[PM3台引継失敗、漏洩口1cm²] (4)

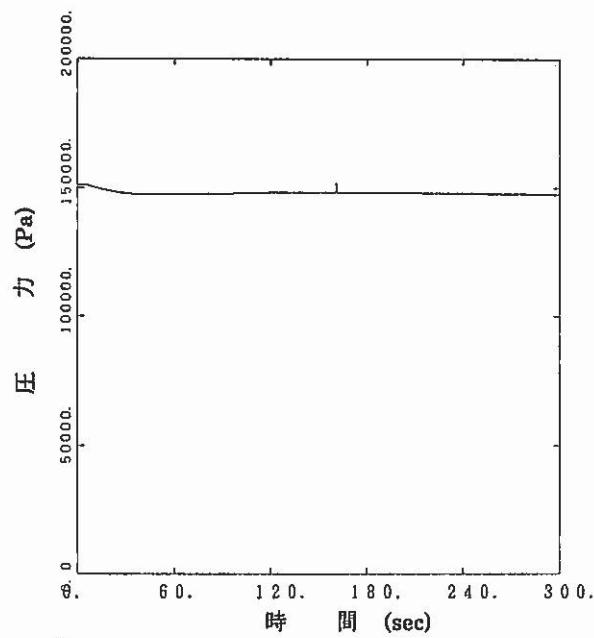
SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (THREE PONY MOTOR FAILED) CASE03 (1CM²) 88-07-16 PL.5(17) 炉容器出口 / ポンプ出口
破損口下流側流量 (LOOP1)(19) IHX2次Na / IRACSNa側
空気流量 (LOOP1)

(18) 炉容器出口 / ポンプ出口流量 (LOOP2)

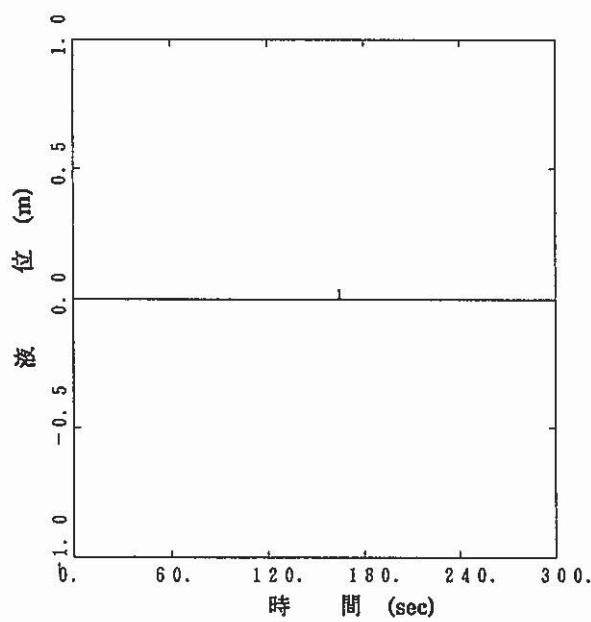
(20) IHX2次Na / IRACSNa側
空気流量 (LOOP2)図2-15 プラント各部の挙動[PM3台引継失敗、漏洩口1cm²] (5)

SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (THREE PONY METER FAILED) CASE03 (1CM²) 88-07-18 PL.6

(21) 原子炉容器冷却材液位

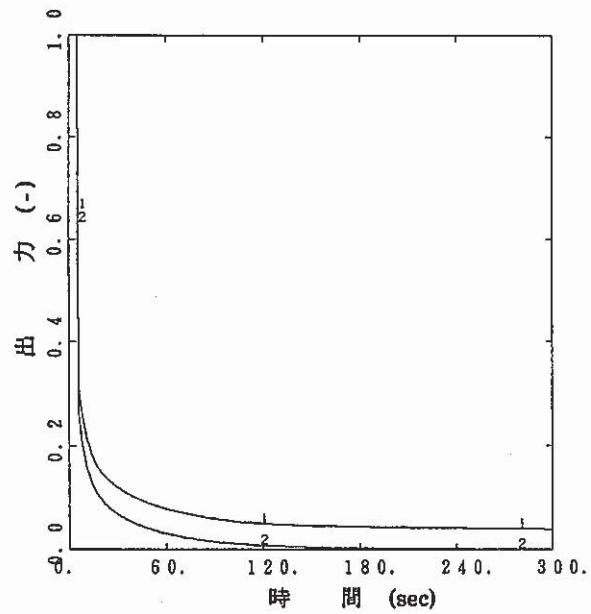


(23) 原子炉容器カバーガス圧

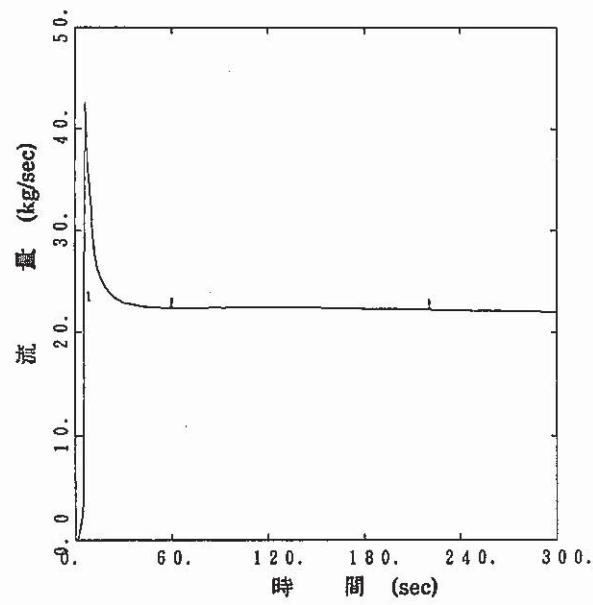


(22) ガードベッセル冷却材液位

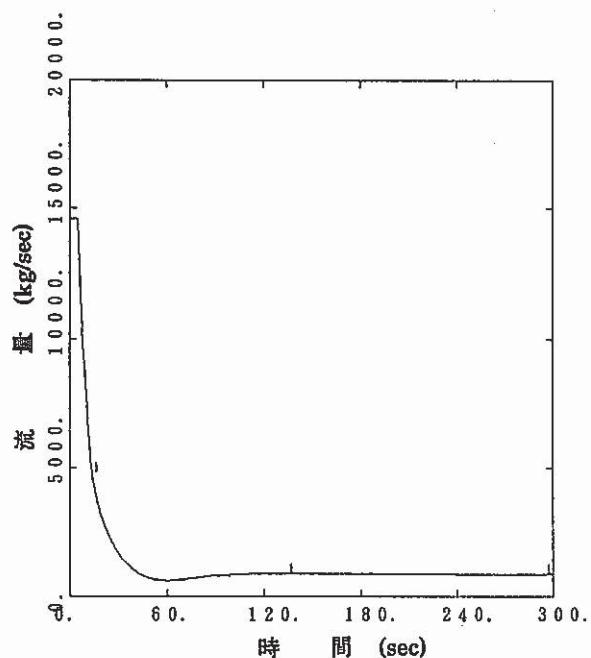
図2-15 プラント各部の挙動[PM3台引継失敗、漏洩口1cm²] (6)

SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (THREE PONY METER FAILED) CASE04 (25CM²) 88-07-18 PL.1

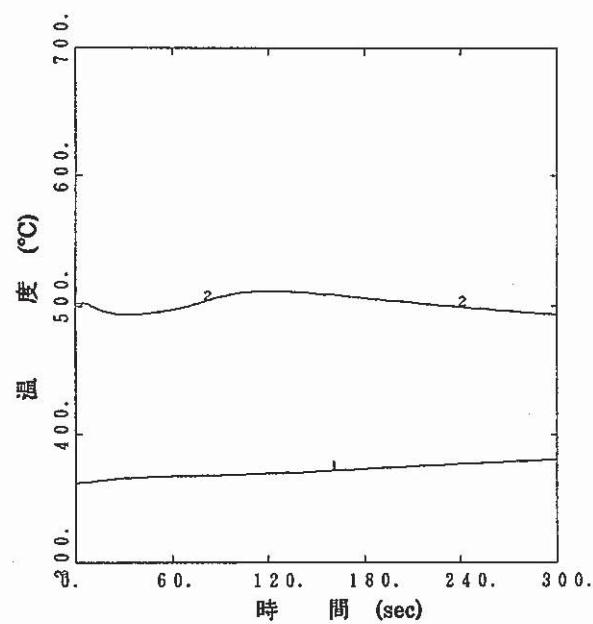
① 炉心全出力 / 核分裂出力



③ 破損口からの漏洩流量

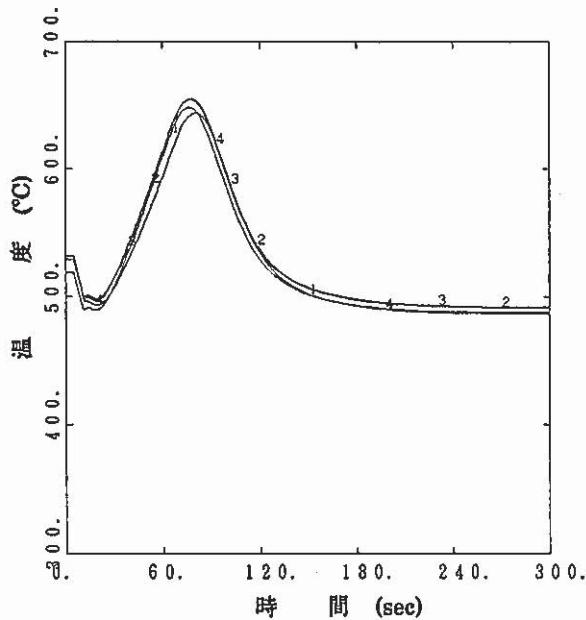
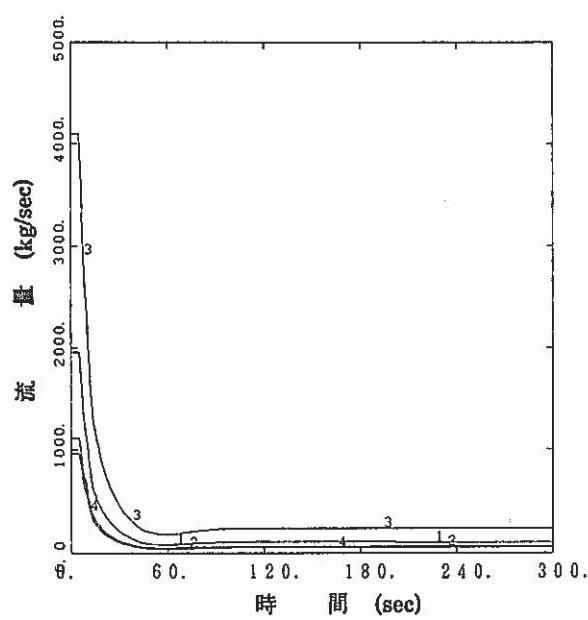
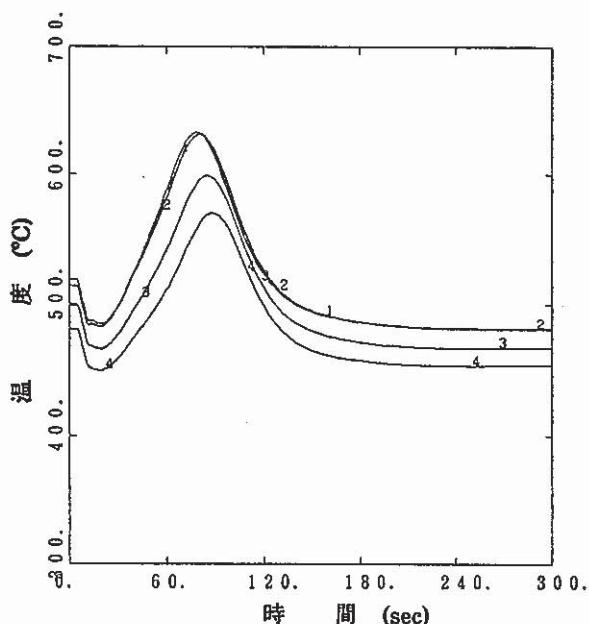
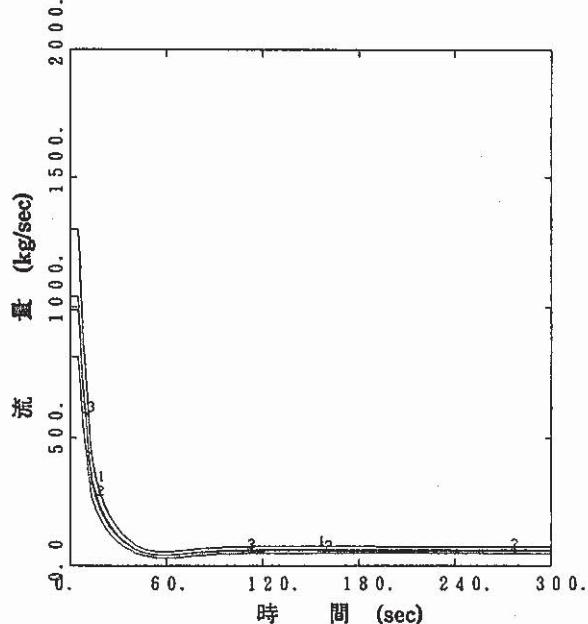


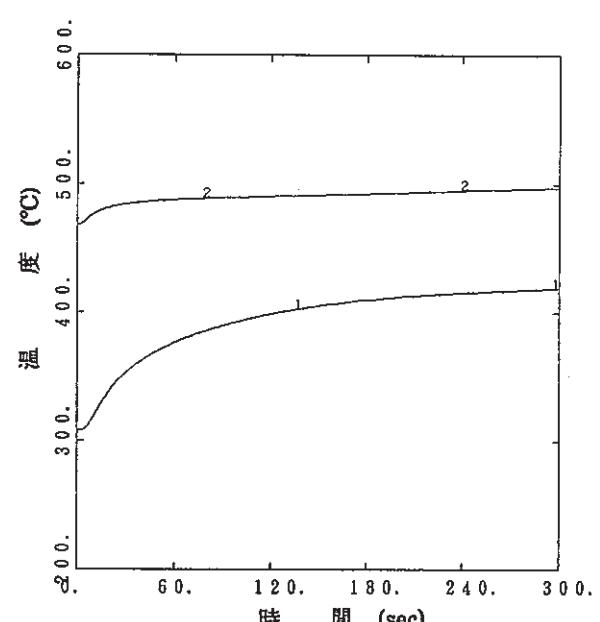
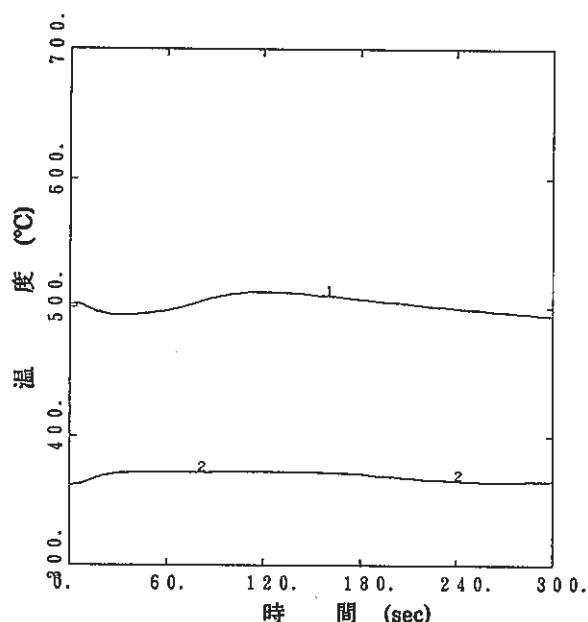
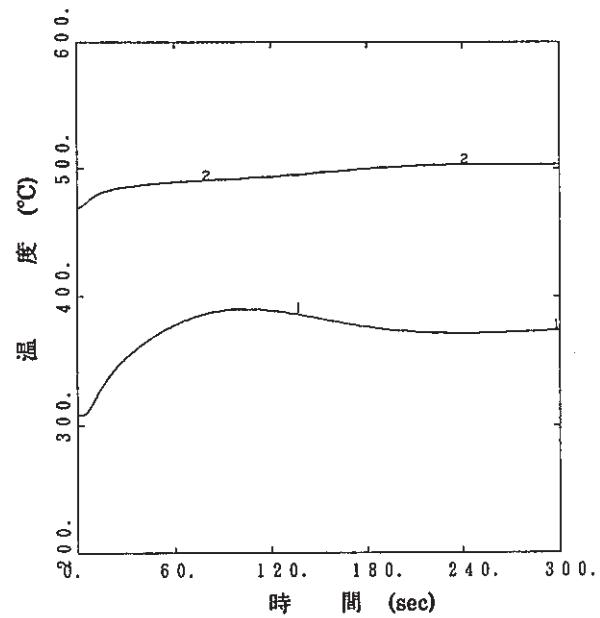
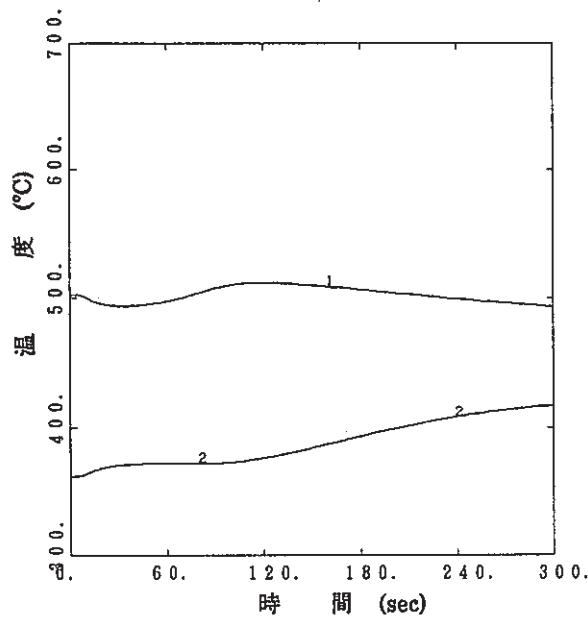
② 全炉心冷却材流量

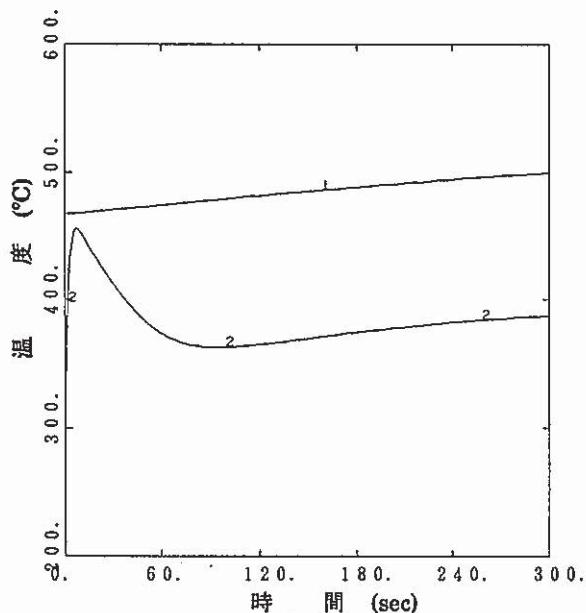


④ 原子炉容器下部/上部プレナム温度

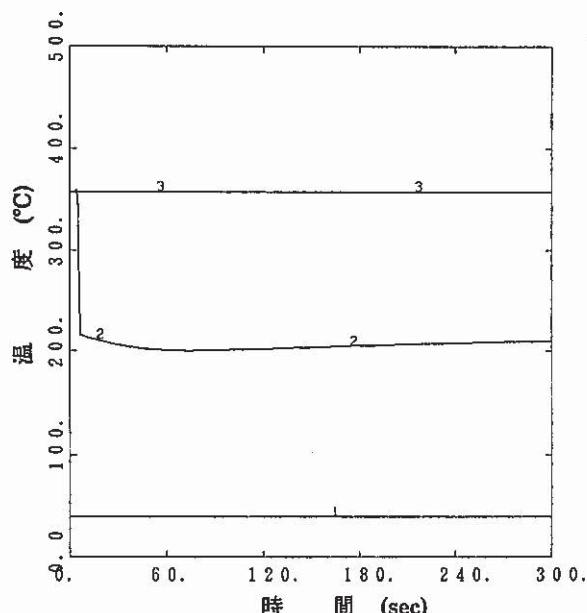
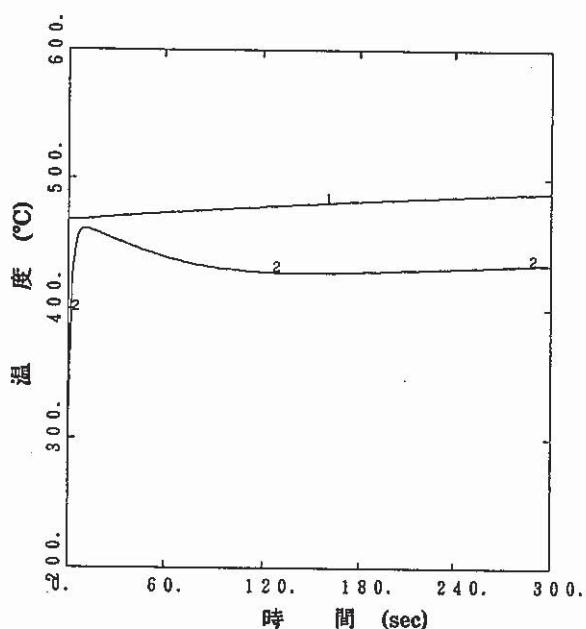
図2-16 プラント各部の挙動[PM3台引継失敗、漏洩口25cm²] (1)

SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (THREE PONY METER FAILED) CASE04 (25CM²) 88-07-18 PL.2(5) 内側炉心集合体出口温度
(炉心チャンネル1~4)(7) 内側炉心集合体流量
(炉心チャンネル1~4)(6) 外側炉心集合体出口温度
(炉心チャンネル5~8)(8) 外側炉心集合体流量
(炉心チャンネル5~8)図2-16 プラント各部の挙動[PM3台引継失敗、漏洩口25cm²] (2)

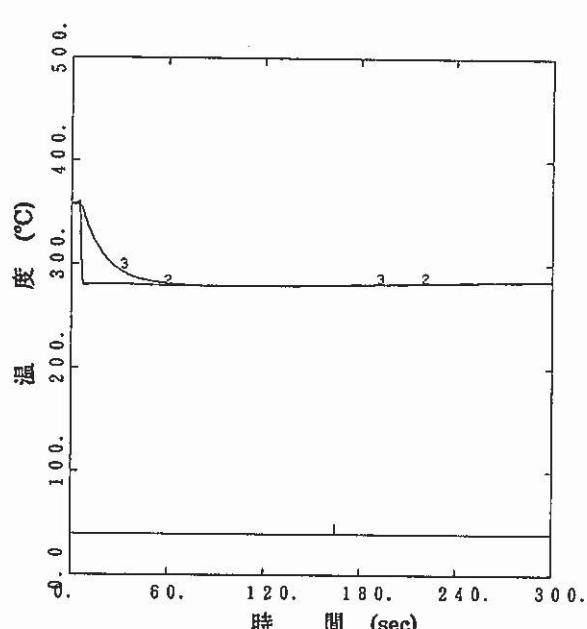
SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (THREE PONY METER FAILED) CASE04 (25CM²) 88-07-18 PL.3図2-16 プラント各部の挙動[PM3台引継失敗、漏洩口25cm²] (3)

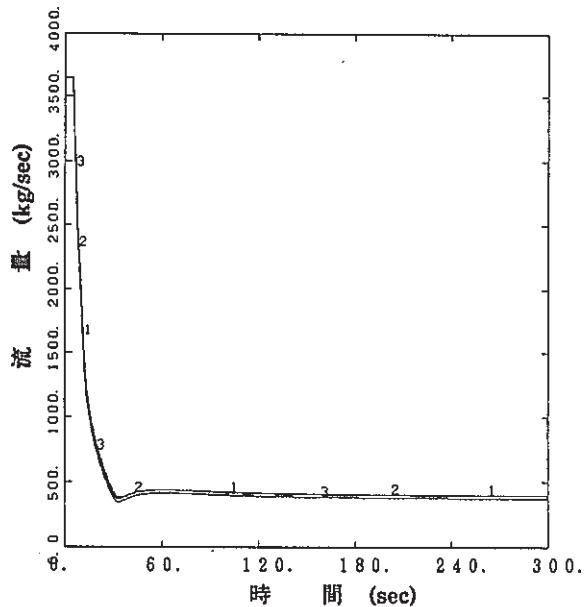
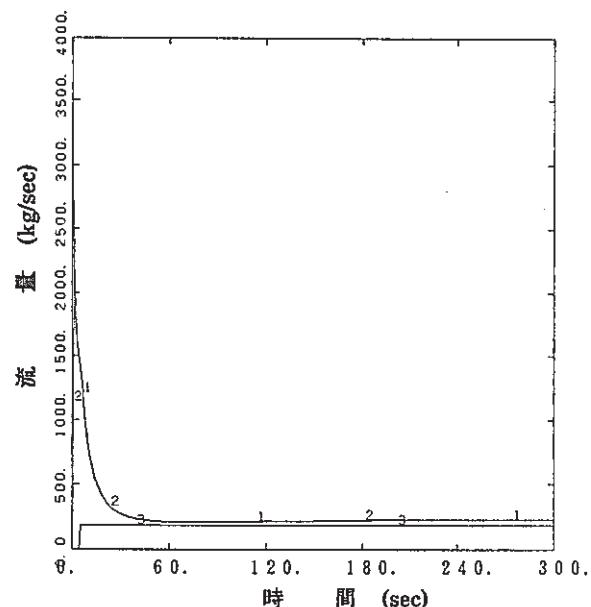
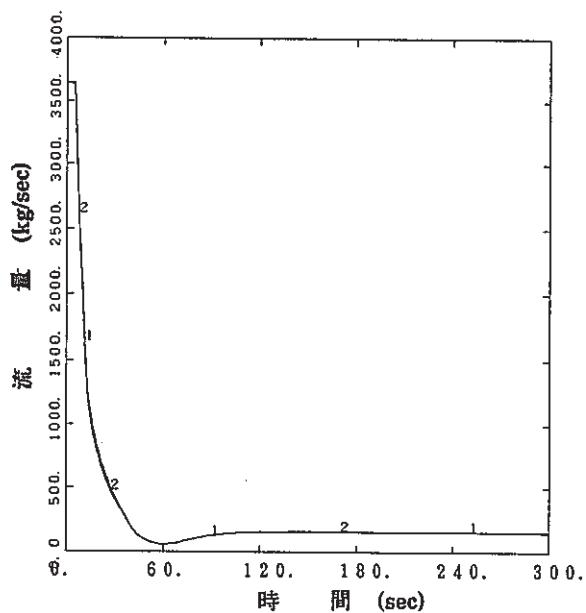
SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (THREE PONY METER FAILED) CASE04 (25CM²) 88-07-18 PL.4

(13) A/C Na側出入口温度(LOOP1)

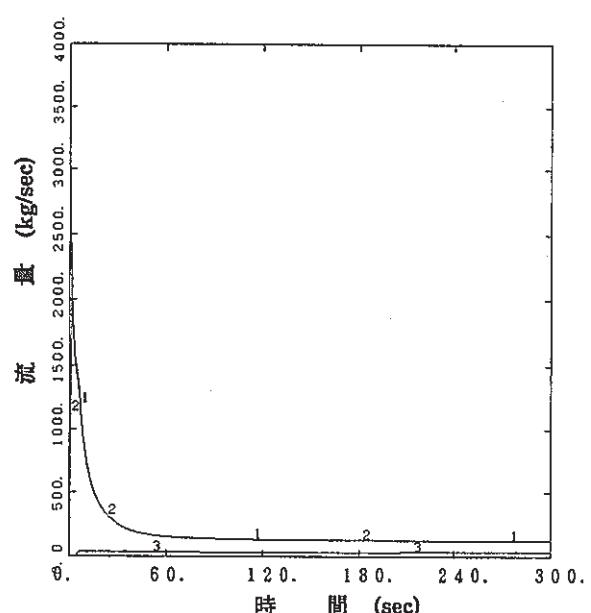
(15) A / C 空気側出入口
スタック温度(LOOP1)

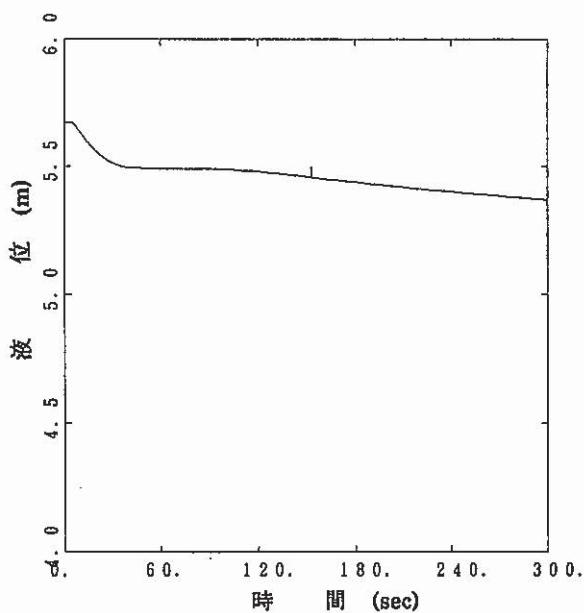
(14) A/C Na側出入口温度(LOOP2)

(16) A / C 空気側出入口
スタック温度(LOOP2)図2-16 プラント各部の挙動[PM3台引継失敗、漏洩口25cm²] (4)

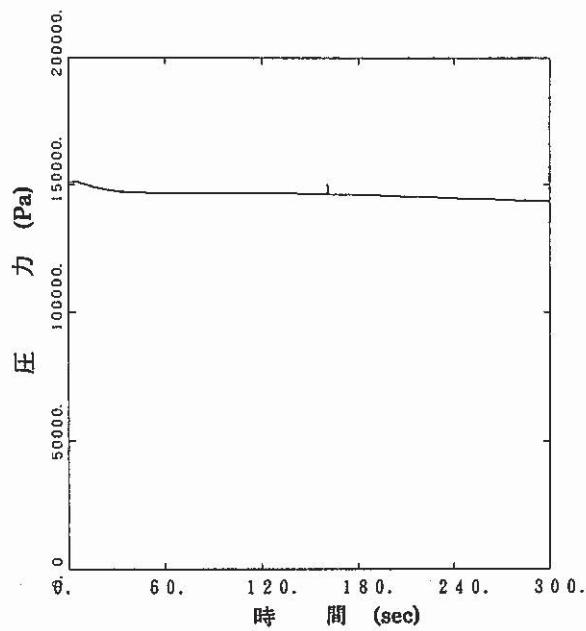
SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (THREE PONY MOTOR FAILED) CASE04 (25CM²) 88-07-18 PL.5(17) 炉容器出口 / ポンプ出口
破損口下流側流量 (LOOP1)(19) IHX2次Na / IRACSNa側
空気流量 (LOOP1)

(18) 炉容器出口 / ポンプ出口流量 (LOOP2)

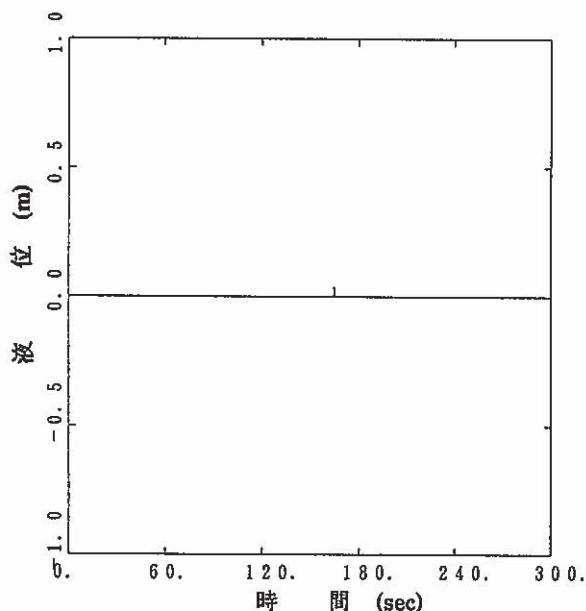
(20) IHX2次Na / IRACSNa側
空気流量 (LOOP2)図2-16 プラント各部の挙動[PM3台引継失敗、漏洩口25cm²] (5)

SSC-L OUTPUT: SCRAM BY LEAK AT VESSEL INLET (THREE PONY METER FAILED) CASE04 (25CM²) 88-07-18 PL.6

(21) 原子炉容器冷却材液位



(23) 原子炉容器カバーガス圧



(22) ガードベッセル冷却材液位

図2-16 プラント各部の挙動[PM3台引継失敗、漏洩口25cm²] (6)

(3)結果のまとめ

本解析の4ケースにおける、解析結果(被覆管最高温度、漏洩流量、炉心流量、及び各ループの流量)のまとめを、表2-3、図2-17に示す。

冷却材漏洩が炉心冷却に与える影響評価の1番目の項目として、まず全炉心体系での被覆管最高温度を求めた。全炉心体系での被覆管最高温度は、前項の事象1(PM引継失敗2台)、及び事象2(PM引継失敗3台)の各ケースの結果に、定格時のH.S.F.(Hot Spot Factor)を乗じた温度として定義している。

定格時のH.S.F.は、

60年度設計での定格時被覆管最高温度	650°C
60年度設計での原子炉入口温度	360°C
本解析の第3チャンネル定格時被覆管温度	532°C

より、

$$H.S.F. = \frac{650°C - 360°C}{532°C - 360°C} = 1.686 \quad (2.7)$$

となる。この定格時のH.S.F.が過渡時にも保存されると仮定すると、全炉心体系での被覆管最高温度T_{H.S.F.}は、次式であたえられる。

$$T_{H.S.F.} = (T_{3max} - 360°C) \times H.S.F. + 360°C \quad (2.8)$$

ここで、T_{3max}は、過渡時の第3チャンネルの被覆管最高温度である。(なお原子炉がトリップし、主循環ポンプもフローコーストダウンした後は、流量再配分により、炉心部の径方向温度分布が平坦化する。したがって低流量時のH.S.F.は、定格時の値よりも低下することが考えられ、本解析での被覆管最高温度は保守側の結果を示すものである。)

式(2.8)に、過渡時の第3チャンネルの被覆管最高温度を代入した結果、事象1(PM引継失敗2台)の場合では、757.8°C(漏洩口1cm²)、763.0°C(漏洩口25cm²)となり、「もんじゅ」の運転時の異常な過渡変化時の被覆管最高温度の制限値830°Cには至らない。

しかし、事象2(PM引継失敗3台)の場合には、846.6°C(漏洩口1cm²)、854.0°C(漏洩口25cm²)となり、制限温度830°Cを上回る結果となった。

また2番目の評価項目として、炉心ナトリウム最高温度が沸点(約890°C)を上回るかどうかについては、第3チャンネルにおける燃料頂上部でのナトリウム最高温度が、被覆管最高温度とほぼ等しいことから、上記の全炉心体系での被覆管最高温度とほぼ等しいと考えられる。したがって、いずれのケースも、炉心ナトリウムの沸騰には至らないことがわかった。

なお、時刻t=300秒の時点における、炉心流量は、事象1(PM引継失敗2台)では、定格の7.1~7.2%流量、事象2(PM引継失敗3台)では定格の5.8~5.9%流量が、確保できており、この時の崩壊熱出力(定格の約4%出力)を上回っているため、300秒以降の炉心冷却には、十分裕度があることがわかる。

以上述べてきたように、標準ケースとした漏洩口1cm²、PM引継失敗2台の場合には、被覆管最高温度は757.8°Cと、「もんじゅ」の制限温度を上回ることはなく、炉心ナトリウムも沸騰には至らず、事故を安全に収束できることがわかった。

また漏洩口を「もんじゅ」で想定した $\frac{1}{4}D \cdot t (= 25\text{cm}^2)$ のレベルまで拡大しても、被覆管最高温度

は763.0°Cと漏洩口1cm²の場合に比べ、5°C程度の上昇にとどまっており、漏洩口を「もんじゅ」並みとしても炉心冷却に及ぼす影響は小さいことがわかった。

さらに、「各種事故での1次冷却材漏洩事故の想定に、炉心の除熱を阻害するような条件をの重ね合わせた想定での解析」の一つとして、漏洩事故ループ以外の3ループにおいて、PMの引継失敗を想定した場合(設計基準条件をやや超えた解析条件)には、被覆管最高温度は、それぞれ846.6°C(漏洩口1cm²)、854.0°C(漏洩口25cm²)と、いずれも参考のために使用した「もんじゅ」の運転時の異常な過渡変化時の制限温度830°Cを上回る結果となり、この場合被覆管がどの程度破損するかを評価した。

まず「もんじゅ」での被覆管破損の判断基準である830°Cの根拠^⑨について調査した。本解析のような冷却能力低下型事象での破損形態としては、被覆管温度が急激に上昇し、F.P.ガスによる内圧破損が支配的となる。このため、HEDL(FFTF材)、及び燃料材料開発部(「常陽」材)では、急速加熱試験を実施しており、初期内圧、及び被覆管温度上昇率をパラメータに破損温度が調べられた。

図2-18は、その試験結果と、温度上昇率10°C/secの場合の破損温度の95%信頼幅下限値を示したものである。これより破損温度は、1)内圧による応力が大きくなるに従って低下する、2)温度上昇率が大きくなるに従って上昇する傾向にあること、また破損温度下限値が実測データに比べ十分保守側の評価となっていることがわかる。運転時の異常な過渡変化のうち、被覆管温度の上昇が比較的大きい事象においては、温度上昇率は10°C/secを下廻ることはないことから、図2-19に示すように、温度上昇率10°C/secにおける破損温度下限値880°Cに対して約50°Cの工学的裕度を見込み830°Cとしている。このように、830°Cという制限値には、かなりの裕度が見込まれており、本解析での最高温度854°Cは、この裕度の範囲内にあること、及びH.S.F.の保守性も考慮すると、設計基準条件をやや超えた解析条件でも、被覆管の内圧破損には至らないと考えられる。

また現在被覆管最高温度の評価手法の見直しがおこなわれており、燃料材料開発部では、Life Fraction Rule^⑩を提案している。図2-20は、Life Fraction Ruleを適用した被覆管許容限界温度線図を示したもので、「もんじゅ」での評価基準から、限界温度をかなり上昇可能であるという知見が得られている。(本解析での温度上昇率は、約5°C/secであり、フープ応力を10kg/mm²と仮定すると制限温度は約970°Cとなり、新評価手法を採用すれば、本解析の最高温度でも、被覆管は内圧破損には至らないものと考えられる。)

このように、漏洩事故ループ以外の3ループのPM引継失敗というかなり厳しい想定を行っても、燃料被覆管が破損し炉心から大量のF.P.が放出されるような、重大な炉心損傷までには至らないと判断される。さらに、本ケースでも、炉心ナトリウムは沸騰には至らず、炉心冷却には問題ないことがわかった。

したがって、解析当初の目標であった、重大事故のソースターム設定の根拠を得るという観点から言えば、設計基準事象(想定漏洩口1cm²、PM引継失敗2台)にさらにいくつかの除熱を阻害する事象を重ね合わせる必要がある。しかし、設計基準事象を超えた上記の結果から判断すれば、ソースターム量としては、燃料被覆管のある割合の破損に伴うギャップ中インベントリにとどまるものと考えられる。

なお今後のR&D課題としては、被覆管最高温度の評価のため、1)実証炉条件での急速加熱試験データの取得による、制限温度830°Cの見直し、2)流量再配分効果を考慮した、低流量時のH.S.F.の評価方法の検討などが挙げられる。

表2-3 1次冷却材漏洩事故解析結果

事象	漏洩口	被覆管最高温度*	最大漏洩流量	漏洩流量 at 300sec
(1)PM引継 失敗2台	1cm ²	757.8°C	3.6kg/sec	0.90kg/sec
	25cm ²	763.0°C	42.5kg/sec	22.0kg/sec
(2)PM引継 失敗3台	1cm ²	846.6°C	3.6kg/sec	0.91kg/sec
	25cm ²	854.0°C	42.5kg/sec	22.1kg/sec

(*定格時のH.S.F. = 1.686を乗じた温度)

事象	炉心流量*	LOOP	1次系流量*	2次系流量*	空気流量*
(1)-1cm ²	7.22%	1	10.39%	7.13%	100%
		2	10.39%	7.13%	100%
		3	3.98%	3.94%	17.92%
(1)-25cm ²	7.11%	1	10.42%	7.16%	100%
		2	10.42%	7.16%	100%
		3	3.98%	3.94%	17.93%
(2)-1cm ²	5.92%	1	10.84%	7.23%	100%
		2	4.22%	4.01%	17.93%
(2)-25cm ²	5.80%	1	10.86%	7.23%	100%
		2	4.25%	4.01%	17.93%

(*各流量はt=300秒の時点)

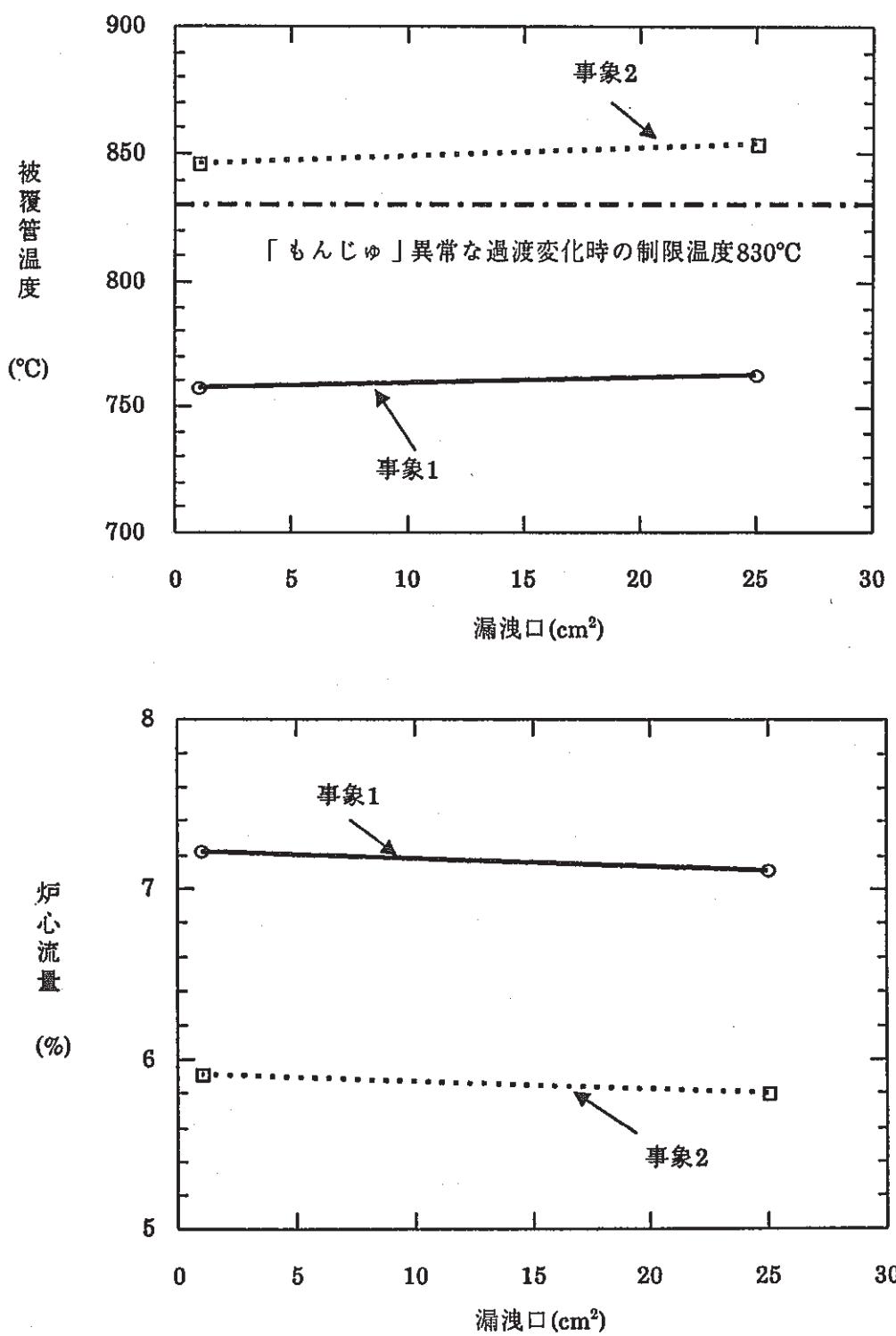


図2-17 事故時の被覆管最高温度、炉心流量*
(*炉心流量 at 300秒)

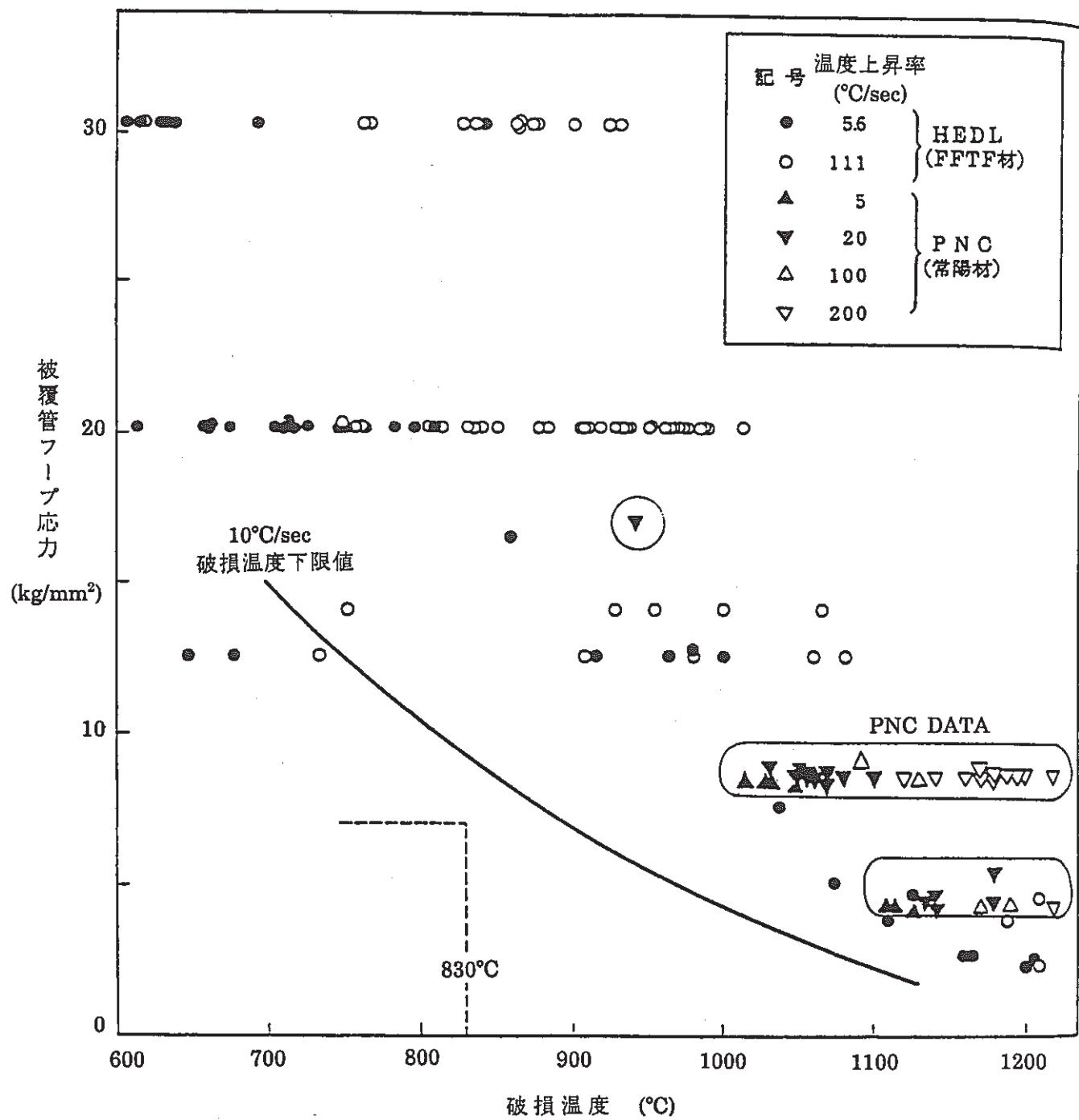


図2-18 照射済燃料被覆管の急速加熱時内圧破損温度

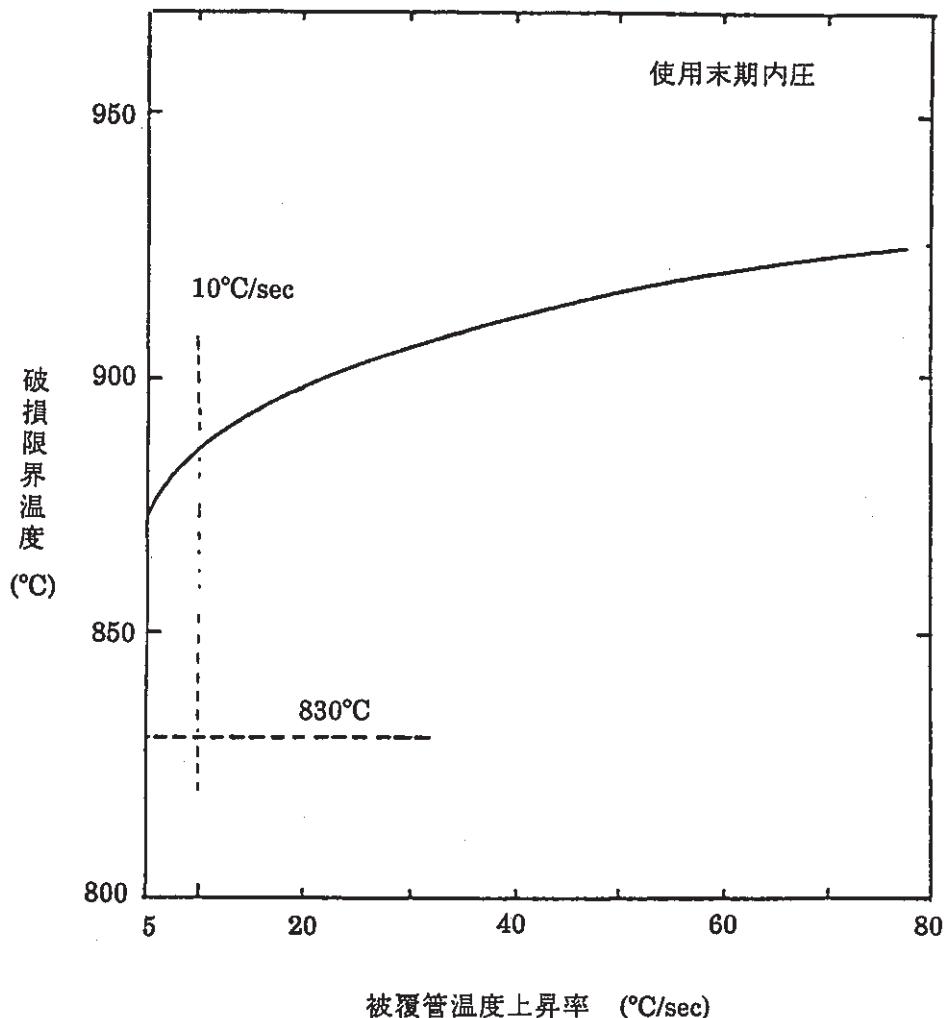


図2-19 破損限界温度の温度上昇率への依存性

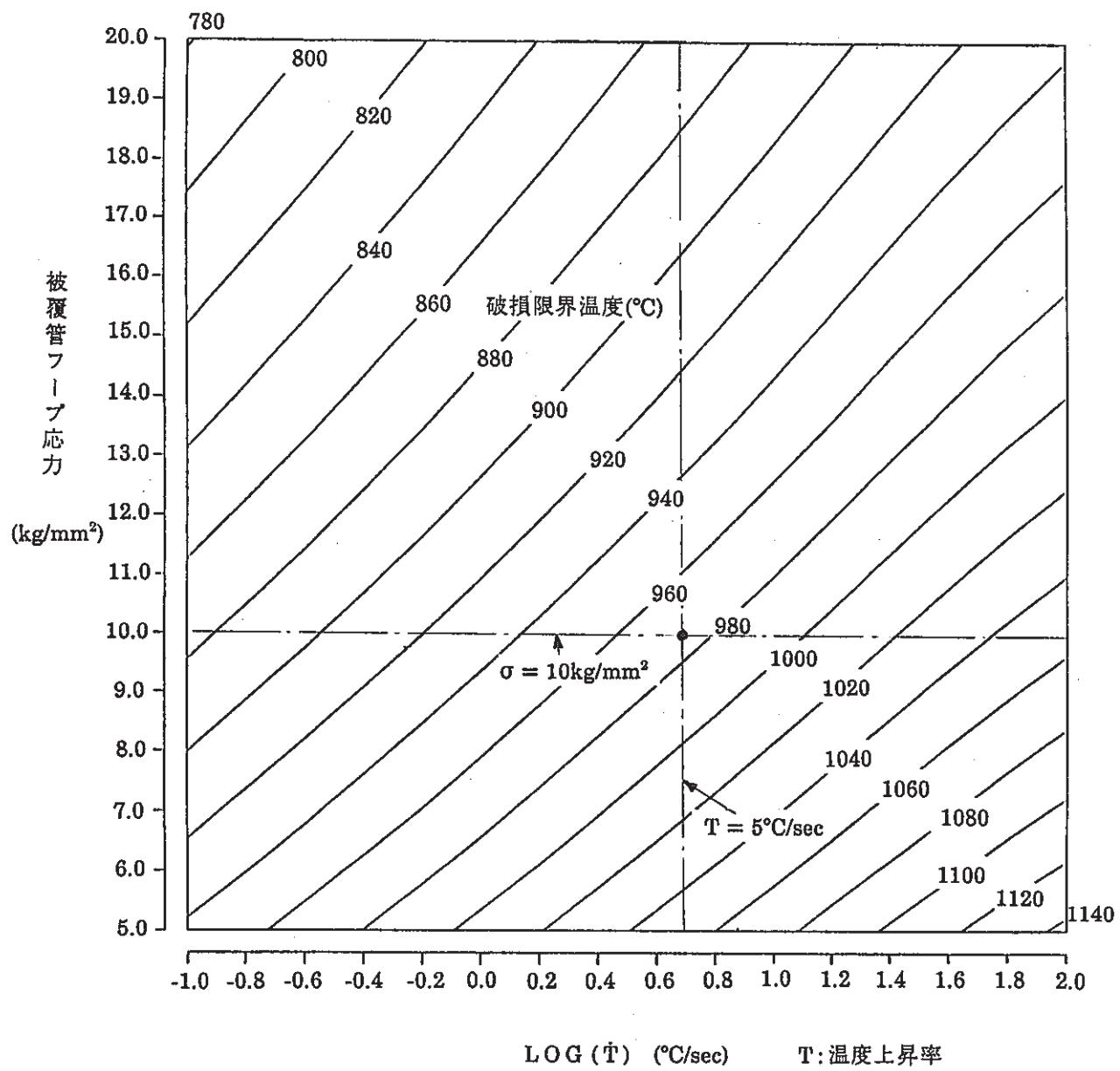


図2-20 被覆管許容限界温度線図(Life Fraction Rule 適用)

3. まとめ

高速増殖大型炉の設計主要目に関する研究(II)の一環として、60年度要素技術設計研究(II)のループ型プラントを対象に、高速炉システムコードSSC-Lを用いて、1次冷却材漏洩事故時のプラント挙動を解析し、冷却材漏洩が炉心冷却に与える影響を評価した。

得られた結論は次のとおりである。

(1)原子炉入口ノズル部近傍のC/L配管において、破壊力学的手法を活用して合理化された想定漏洩口 1cm^2 からの漏洩を想定した場合、漏洩流量は、破損直後最大 3.6kg/sec (約 13t/h)、ボニーモータ(PM)運転状態の300秒の時点では 0.9kg/sec (約 3.2t/h)に達する。

(2)起因事象である漏洩口 1cm^2 からの漏洩に加え、単一故障として非常用ディーゼル発電機1基の起動失敗を想定し、2ループにおいてPM引継に失敗した場合、被覆管最高温度は 758°C となり、炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ十分な冷却が可能である。

(3)漏洩口合理化の影響を比較するため、「もんじゅ」での想定漏洩口 $\frac{1}{4}\text{D}\cdot\text{t}$ (本解析では 25cm^2)に拡大した場合、被覆管最高温度は 763°C と漏洩口 1cm^2 の場合に比べ、 5°C 程度の上昇にとどまり、漏洩口を「もんじゅ」での想定レベルまで拡大しても、炉心冷却に及ぼす影響は小さい。

(4)立地評価のソースタームの設定根拠を得ることを目標に、炉心冷却を阻害する条件の重ね合わせとして、漏洩事故ループ以外の3ループでのPM引継失敗を想定した場合には、被覆管最高温度は 847°C (漏洩口 1cm^2)、 854°C (漏洩口 25cm^2)となり、「もんじゅ」の運転時の異常な過渡変化時の燃料被覆管破損制限温度 830°C を上回る結果となった。

しかし、設計基準事象の被覆管破損評価手法の保守性から判断すると、内圧破損には至らないことが考えられ、また燃料溶融や、炉心部のナトリウム沸騰も生じない。

このように、現在想定している漏洩口 1cm^2 という条件下においては、1次冷却材漏洩事故が、炉心冷却に与える影響は小さく、事故を安全に収束できる見通しが得られた。また設計基準事象条件を超えた条件での解析結果から、ソースターム量としては燃料被覆管のある割合の破損に伴うギャップ中インペントリにとどまるものと考えられる。

なお今回の解析作業を通して、SSC-Lコードを大型炉用のプラント動特性・安全解析ツールとして整備することができ、今後さらに有効活用を図る予定である。

謝　　辞

本研究を実施するにあたって、安全工学部原子炉工学室の山口彰研究員には、SSC - Lコードの改良作業の実施に加え、最新バージョンの使用法について多くの助言を頂きました。

また株式会社東芝、及び日本原子力事業(株)には、入力データ作成に協力して頂きました。
ここに謝意を表します。

参考文献

- (1) 渡士 克己 他,「高速増殖大型炉の設計主要目に関する研究(I) クリープ疲労き裂進展速度支配パラメータ計算手法の検討と計算の実施」,PNC SN9410 87-171,1987年10月
- (2) 広井 博 他,「高速増殖大型炉の設計主要目に関する研究(II) 1次冷却材漏洩事故解析におけるパラメータサーベイ」,PNC SN9410 88-078,1988年7月
- (3) G. J. Guppy , "Super System Code (SSC , Rev. 2) An Advanced Thermo - Hydraulic Simulation Code for Transient in LMFBRs , " , NUREG/CR - 3169 , BNL - NUREG - 51650 , April , 1983
- (4) 山口 彰 他,「SSC-L;ループ型高速炉システムコード」,PNC N9410 87-143,1987年10月
- (5) 山口 彰 他,「SSC-Lの配管破損モデルの改良と1次系主冷却系配破損事故の解析」,内部資料(PNC Report 予定) 1987年10月
- (6) プラント工学室編,「高速増殖大型炉の設計主要目に関する研究 昭和61年度成果報告会資料集」,PNC N9440 87-006,P578~596,1987年8月