

JAERI-Tech

97-046



改良船用炉MRXのLOCA時の格納容器圧力  
及び炉心冠水維持機能解析

1997年9月

楠 剛・大久保哲朗\*・頼経 勉・安達雅樹・石田紀久

日本原子力研究所  
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。  
入手の問合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1997

編集兼発行 日本原子力研究所  
印 刷 日立高速印刷株式会社

## 改良船用炉MRXのLOCA時の格納容器圧力及び炉心冠水維持機能解析

日本原子力研究所東海研究所原子力船研究開発室

楠 剛・大久保哲朗\*・頼経 勉

安達 雅樹・石田 紀久

(1997年8月27日受理)

水張格納容器及び自然循環方式の崩壊熱除去設備による受動的な安全設備を備えた改良船用炉MRXについて、原子炉冷却剤喪失事故時の原子炉容器と格納容器が均圧する時点の比較的短期の挙動解析を軽水炉過渡解析コードRELAP5/MOD2により行った。解析では、格納容器圧力が設計圧力を上回ることなく炉心冠水を維持することが可能な格納容器気相部初期体積に関する運転範囲を明らかにするため、配管の破断位置、格納容器気相部初期体積等をパラメータとした。その結果、格納容器気相部初期体積は基準値 $30\text{ m}^3$ を中心に $26\sim 37\text{ m}^3$ の範囲内（格納容器： $11.5\text{ m}\sim 11.8\text{ m}$ ）にあれば上記条件はみたされることを明らかにした。長期冷却については、非常用崩壊熱除去系統及び非常用格納容器水冷却系統の性能が炉心冠水維持、格納容器圧力抑制及び炉心の冷却のために妥当なものであることを明らかにした。

Analysis of Core Flooding Capability and Containment Vessel Pressure  
during LOCA on Advanced Marine Reactor MRX

Tsuyoshi KUSUNOKI, Tetsurou OOKUBO \* , Tsutomu YORITSUNE  
Masaki ADACHI and Toshihisa ISHIDA

Office of Nuclear Ship Research and Development  
Tokai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received August 27, 1997)

Using a light water reactor transient analysis code RELAP5/MOD2, LOCA analyses in relatively early phase including a pressure balance phase between the pressure vessel and the containment were carried out on an Advanced Marine Reactor (MRX) which employs a water filled containment vessel and a natural convection type decay heat removal system as a passive safety system. The changed parameters of the analyses were a location of pipe ruptuer, the initial gaseous volume of the containment vessel and so forth in order to survey the operable range of the water level in the containment to keep the core flooding and suppress the containment vessel pressure under a design pressure during LOCAs. The analytical results showed that the operable range of initial gaseous volume of the containment vessel was  $26 \sim 37 \text{ m}^3$  (water level of the containment : 11.5 to 11.8m) around the reference volume  $30 \text{ m}^3$ . As for the long term cooling, it is confirmed that the capabilities of EDRS (Emergency Decay Heat Removal System) and CWCS (Containment Water Cooling System) are suitable to keep the core flooding and suppress the containment vessel pressure even during the long term cooling after LOCA.

Keywords: Water Filled Containment Vessel, Passive Safety, Marine Reactor, MRX,  
LOCA, Core Flooding, Long Term Cooling

---

\* Ishikawajima-Harima Heavy Industries Co., Ltd.

## 目 次

1. 緒言 .....	1
2. 水張格納容器の概要と LOCA 時の事象の推移 .....	2
3. RELAP5 コードによる格納容器気相部初期体積の設定解析 .....	2
3.1 解析の目的及び解析条件 .....	2
3.2 解析結果 .....	5
4. 集中定数系による長期冷却時の炉心冠水機能確認解析 .....	9
5. 考察 .....	12
6. 結論 .....	13
謝 辞 .....	13
参考文献 .....	14

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Outline of Water Filled Containment Vessel and Transition of Phenomenon during LOCA .....	2
3. Surveying Analyses of Initial Gaseous Volume of the Containment Vessel by RELAP5 Code .....	2
3.1 Purpose of Analysis and Analysis Condition .....	2
3.2 Results of the Analyses .....	5
4. Confirmatory Analysis of Core Flooding Capability during Long Term Cooling by Point Analytical Model .....	9
5. Discussions .....	12
6. Conclusions .....	13
Acknowledgment .....	13
References .....	14

## 1. 緒言

日本原子力研究所では、経済性、信頼性の向上を目指した改良船用炉MRX<sup>1),2),3)</sup>の設計研究を進めてきた。MRXには水張格納容器方式が採用されており、本方式は経済性並びに安全性及び信頼性の向上に以下のように寄与する。

### (1) 経済性の向上

経済性の向上は、原子炉部分の小型・軽量化及び設備の簡素化によって達成される。とりわけ、船用としては、船体の体積及び重量に対する比率を小さくすることで大きな経済的な効果が得られる。水張格納容器の採用は大幅な放射線遮蔽体の削減を可能とする。また、水張格納容器と自然循環を利用した崩壊熱除去設備との組み合わせにより、系統の簡素化と構成機器の削減ができるので、経済性を向上させることができる。

### (2) 安全性及び信頼性

MRXの原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付属する機器等は陸上発電炉と同様に、全て格納容器バウンダリ内に閉じ込められているので、原子炉冷却材喪失事故(以下、LOCAと記す)の発生は格納容器内に限定される。LOCA時には水張格納容器が冷却材の流出量を制限し炉心の冠水を維持するとともに、自然循環を利用した単純な系統により崩壊熱を除去するので、高い安全性と信頼性を確保しながら通常の発電用原子炉が設置している非常用炉心注水系を削除することが出来る。なお、LOCAには分類されない格納容器外での一次冷却材の流出を伴う配管破断では、炉心冠水維持に必要な水量を原子炉容器に残して原子炉圧力バウンダリを隔離することができる。

水張格納容器方式の一体型炉では、水張格納容器と自然循環を利用した崩壊熱除去系統とを組み合わせることにより、安全性を損なうことなく系統の簡素化が可能となり、信頼性の向上も図られた。本方式によるLOCA時の安全確保は、格納容器を高圧に耐える耐圧構造としておき、放出される一次冷却材により上昇した格納容器と原子炉容器を均圧させて炉心の露出前に一次冷却材の流出を停止させ、炉心冠水を維持することにより達成される。すなわち、初期格納容器気相部体積が大きすぎると原子炉容器と格納容器が均圧して一次冷却材の流出が停止するまでに炉心が露出してしまう。逆に、初期気相部体積が小さすぎると、格納容器の到達圧力が非常に高くなる。このため水張格納容器の設計では、LOCA時に、炉心の冠水が維持されることと、格納容器の到達圧力を同時に精度良く評価することが必要である。現在の、MRXの格納容器の設計圧力は4MPaであり、現設計圧力に基づく容器厚さを想定して遮蔽設計を実施している。

本報告書は、LOCA時の水張格納容器が炉心冠水維持機能を発揮するための条件及び格納容器の到達圧力について汎用熱水力計算コードRELAP5/MOD2<sup>4)</sup>を用いて検討した結果及び簡易計算により長期冷却時の炉心冠水維持の可能性を評価した結果を記す。

## 2. 水張格納容器の概要と LOCA 時の事象の推移

水張格納容器を採用した改良船用炉 MRX の概念図を図 2.1 に、主要目を表 2.1 に示す。一体型炉である MR X では、加圧器、蒸気発生器、一次冷却材ポンプが原子炉容器に組み込まれている。一次冷却系統に大口径の配管はなく、最大口径配管の内径は約 50mm である。原子炉容器は、断熱機能及び漏洩監視機能を持った水密容器に覆われ、水を充填した格納容器内に設置される。格納容器内には、原子炉容器の他に、水密容器、再生熱交換器、スプレイポンプ、スプレイ調整弁、加圧器安全弁、加圧器逃がし弁、配管、計測機器等が配置される。通常運転時には、格納容器内の圧力は約 0.1MPa、温度は約 55℃ 以下に制御されている。

水張格納容器を用いた原子炉プラントで LOCA が発生した場合には、事象は以下のような経過をたどる。

一次冷却材圧力バウンダリの破損により、一次冷却水が原子炉容器から流出する。原子炉容器からの流出状態は、原子炉容器の混合水位が破断箇所より高い場合には二相流に、低くなれば蒸気の単相流になる。一次冷却材の流出により、原子炉容器の圧力は低下して格納容器の圧力は上昇するので、ある圧力で両容器の圧力が均圧し、破断口からの流出は人為的な操作を伴わずに停止する。炉心冠水のためには、炉心水位が船体傾斜を考慮した炉心上端より高くなければならない。炉心にて発生する崩壊熱は、非常用炉心冷却系統(EDRS)を介して格納容器水に伝えられ、次に、非常用格納容器水冷却系統(CWCS)を介して大気に伝えられる。これら 2 つの自然循環を使用した冷却系統により、炉心の冠水を維持しながら、崩壊熱を除去する。

## 3. RELAP5 コードによる格納容器気相部初期体積の設定解析

### 3.1 解析の目的及び解析条件

#### (1) 解析の目的

汎用熱水力計算コード RELAP5/MOD2 により比較的短期間を対象とした LOCA 解析を行い、炉心冠水維持機能が確保され、格納容器最高圧力が設計圧力を下回る格納容器気相部の初期体積を明らかにすることを目的とする。圧力容器と格納容器が均圧して以降の長期冷却時の炉心冠水維持と格納容器圧力の抑制については第 4 章で扱うこととする。炉心冠水維持機能の判定条件は以下の通りである。

- ① 原子炉容器水位が炉心上端より 0.5 m 以上高いこと。
- ② 格納容器の到達圧力が設計圧力である 4MPa 以下となること。

①は船用炉プラントとしての利用から 30 度の定傾斜時にも原子炉容器水位が炉心上端を上回る条件である。原子炉容器水位は、一次水の流出による質量の減少量及びエネルギーの減少量、崩壊熱によるエネルギーの増加量、EDRS によるエネルギーの減少量により決まる。格納容器圧力は、一次水の流入による質量の増加量及びエネルギーの増加量、EDRS によるエネルギー

## 2. 水張格納容器の概要と LOCA 時の事象の推移

水張格納容器を採用した改良船用炉 MRX の概念図を図 2.1 に、主要目を表 2.1 に示す。一体型炉である MR X では、加圧器、蒸気発生器、一次冷却材ポンプが原子炉容器に組み込まれている。一次冷却系統に大口径の配管はなく、最大口径配管の内径は約 50mm である。原子炉容器は、断熱機能及び漏洩監視機能を持った水密容器に覆われ、水を充填した格納容器内に設置される。格納容器内には、原子炉容器の他に、水密容器、再生熱交換器、スプレイポンプ、スプレイ調整弁、加圧器安全弁、加圧器逃がし弁、配管、計測機器等が配置される。通常運転時には、格納容器内の圧力は約 0.1MPa、温度は約 55℃ 以下に制御されている。

水張格納容器を用いた原子炉プラントで LOCA が発生した場合には、事象は以下のような経過をたどる。

一次冷却材圧力バウンダリの破損により、一次冷却水が原子炉容器から流出する。原子炉容器からの流出状態は、原子炉容器の混合水位が破断箇所より高い場合には二相流に、低くなれば蒸気の単相流になる。一次冷却材の流出により、原子炉容器の圧力は低下して格納容器の圧力は上昇するので、ある圧力で両容器の圧力が均圧し、破断口からの流出は人為的な操作を伴わずに停止する。炉心冠水のためには、炉心水位が船体傾斜を考慮した炉心上端より高くなければならない。炉心にて発生する崩壊熱は、非常用炉心冷却系統(EDRS)を介して格納容器水に伝えられ、次に、非常用格納容器水冷却系統(CWCS)を介して大気に伝えられる。これら 2 つの自然循環を使用した冷却系統により、炉心の冠水を維持しながら、崩壊熱を除去する。

## 3. RELAP5 コードによる格納容器気相部初期体積の設定解析

### 3.1 解析の目的及び解析条件

#### (1) 解析の目的

汎用熱水力計算コード RELAP5/MOD2 により比較的短期間を対象とした LOCA 解析を行い、炉心冠水維持機能が確保され、格納容器最高圧力が設計圧力を下回る格納容器気相部の初期体積を明らかにすることを目的とする。圧力容器と格納容器が均圧して以降の長期冷却時の炉心冠水維持と格納容器圧力の抑制については第 4 章で扱うこととする。炉心冠水維持機能の判定条件は以下の通りである。

- ① 原子炉容器水位が炉心上端より 0.5 m 以上高いこと。
- ② 格納容器の到達圧力が設計圧力である 4MPa 以下となること。

①は船用炉プラントとしての利用から 30 度の定傾斜時にも原子炉容器水位が炉心上端を上回る条件である。原子炉容器水位は、一次水の流出による質量の減少量及びエネルギーの減少量、崩壊熱によるエネルギーの増加量、EDRS によるエネルギーの減少量により決まる。格納容器圧力は、一次水の流入による質量の増加量及びエネルギーの増加量、EDRS によるエネルギー



ギの増加量、CWCS によるエネルギーの減少量と格納容器内の混合の程度によって決まる。この複雑な体系における LOCA 時の挙動を検討するために(2)に示すプラント過渡解析プログラムを用いた解析を行った。

## (2) 使用した解析プログラム及びノーディング

解析には、原子炉プラントの全体挙動が扱えるプラント過渡解析プログラム RELAP5/MOD2 を用いた。RELAP5/MOD2 は、原子炉出力挙動を 6 群の遅発中性子及び反応度帰還効果を含む 1 点近似中性子動特性、燃料棒の熱的特性を一次元熱伝導方程式、原子炉容器、1 次冷却材配管、加圧器及び 1 次冷却材ポンプを含む 1 次冷却系全体及び蒸気発生器の熱水力学の挙動をいわゆる 2 流体モデルにより模擬する。また、制御棒制御系、主蒸気ダンプ制御系、給水制御系、加圧器圧力制御系などの制御系、安全保護系、工学的安全施設及び格納容器水の挙動についても模擬が可能である。

解析に用いたノード分割を図 3.1 に示す。ノード番号 100 番台は原子炉容器を、200 番台は二次系を、300 番台は EDSR を、400 番台は格納容器を示している。格納容器のノーディングを細密にすると、非現実的な圧力ピークの発生により計算ができなくなる等の計算上の不具合が生じるが、本解析で採用した比較的大きなノードの分割では比較的安定に計算が実行できた。このようなノーディングでは、格納容器へ流入した一次水は、格納容器水中にてほぼ完全に凝縮する。設計では、破断が想定される配管を格納容器水面より十分に低い場所に配置し、必要に応じて邪魔板を設け凝縮を促進させる等の手段を講じている、また、筆者らは、水張格納容器を模擬した小型の実験装置を用いて、高温・高圧水を低圧のサブクール水中に放出し、減圧沸騰に生じた蒸気が周囲のサブクール水と接触して凝縮する現象について実験を行い、数十 cm 程度の距離でほぼ完全な凝縮が得られることを確認した。従って、今回のノーディングにて妥当な解析結果が得られると考えられる。

## (3) 初期定常運転条件

解析では、初期原子炉出力として設計原子炉熱出力に定常運転出力決定に際して生じる熱校正の誤差及び定常運転時の誤差を考慮して 102% とした。また、1 次冷却材平均温度初期値は、定格値に定常運転時の誤差を考慮して 292.2℃ とした。格納容器水温度は運転範囲の上限に計器誤差を考慮して 60℃ とした。

## (4) 原子炉のスクラム動作及び工学的安全施設の動作

本 LOCA 解析では、原子炉保護設備のスクラム信号として「原子炉圧力低」（設定値 9.8 MPa）を用いた。緊急停止動作の応答時間遅れとしては、原子炉圧力がトリップ状態に達した時点から、制御棒クラスタが制御棒駆動装置を離れ挿入を始めるまでの時間をとり、2.0 秒とした。制御棒クラスタ挿入開始から全ストロークの 85% 挿入までの時間は 1.6 秒とした。なお、最大反応度値を有する制御棒クラスタ 1 本が全引き抜き位置にあるものとした。

工学的安全施設作動信号の作動信号として「原子炉圧力低」（設定値 8.8 MPa）を用いた。

応答時間遅れとしては、「原子炉圧力低」信号発生から EDRS 隔離弁の開放と格納容器の隔離を行うシーケンス開始までの時間をとり 2.0 秒とした。以上をまとめて表 3.1 に示す。

#### (5) 反応度係数及び制御棒反応度

減速材密度係数及びドップラ出力係数ならびに制御棒反応度をそれぞれ表 3.2～3.4 に示す値を用いた。

#### (6) 作動を仮定する EDRS 系統数及び CWCS 系統数

EDRS は 3 系統で構成され 1 系統で 100% の容量を有する。EDRS については、EDRS 自体の配管破断が生じた場合に残り 2 系統のうち的一方に単一故障を想定して、1 系統で 100% の容量を与えた。CWCS は 4 系統で構成され 3 系統で 100% の容量を有する。静的機器である CWCS についても事故発生後 24 時間以降の長期冷却にも同系統を使用するので、単一故障を想定した。安全評価では、結果が最も厳しくなるように、系統の不作動を仮定しなければならない。しかし、EDRS 及び CWCS の作動系統を変化させた予備的な LOCA 解析の結果、これら系統の作動数は長期冷却時の圧力及び温度の変化には影響があるが、LOCA 事象の比較的初期に両容器が均圧する時の圧力に対する影響は小さいことが分かった。本解析では、EDRS の作動系統を 2 系統、CWCS の作動系統を 3 系統とした。

#### (7) 均圧する圧力に影響を与えるパラメータ

計算にて変化させるパラメータは、表 3.5(a) に示す一次冷却系の配管破断高さと同表 (b) に示す格納容器気相部空間体積とした。パラメータの選定理由を次に示す。

均圧する圧力に影響を与えるパラメータは以下の通りと考えられる。

- ① 初期格納容器気相部体積
- ② 一次冷却系の配管破断位置
- ③ 破断場所が水密容器内か水密容器外か
- ④ 破断口径及び破断状況

まず、初期の格納容器気相部体積が変わると、格納容器に流入した一次水による気相部空間の圧縮の程度が変わり均圧圧力が変化する。炉心冠水維持と格納容器圧力を設計圧力以下に抑制できる初期格納容器気相部体積を求めることは、今回の解析の目的の一つであるので解析のパラメータとした。初期の気相部空間が大きいほど均圧圧力は低くなる傾向となる。次に、一次冷却系の配管破断高さが変わると、原子炉容器からの流出状態が二相流から蒸気単相へ変わる時期が変化して均圧圧力が変化する。これも解析のパラメータとして、図 3.1 の左端に示すような 3 種類の高さを選定した。3 番目は配管破断場所が水密容器内か水密容器外かの影響である。水密容器は 0.5MPa に設定された安全弁（ラプチャディスク）を有した冷態時の気相部体積は約 4.5m<sup>3</sup> の容器である。炉心冠水維持の観点からは、水密容器内で配管破断が生じ容器内の気相部空間の体積も含めた格納容器上部の気相部空間に一次水が流入する場合もしくは水密容器外で破断が生じて水密容器が圧力により潰れた場合に

流出量が多くなるので厳しい。一方、格納容器の到達圧力の観点からは水密容器外で破断が生じて水密容器が壊れず、水密容器内への流出がない場合が厳しい。しかし、この影響は最終的には、格納容器気相部空間体積の影響として扱うことができるので①に含めて考えることとした。4番目の破断口径及び破断体様は、最大口径配管（内径：50mmとする）の両端完全破断を仮定した。予備解析として破断口径を10mm,30mm,50mmとした解析を実施したところ均圧する圧力はほぼ同じであり、破断口径が小さい場合には非常に長い計算時間を要するので50mmの破断口径を選択した。破断体様についても、破断面積が大きくなるように両端完全破断を仮定した。

## 3.2 解析結果

### (1)代表ケース

代表的な解析結果を図3.2(a)~(f)に示す。配管の破断位置は非常用崩壊熱除去系統の低温側配管で、初期格納容器気相部体積は35m<sup>3</sup>のケースである。

原子炉圧力は(c)に示すように配管破断と同時に急激に低下し、原子炉は「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、その後さらに低下を続け、非常用炉心冷却設備作動信号の設定値に達する。(a)に示すように、制御棒クラスタの挿入により負の反応度が添加されて原子炉出力は急激に低下する。一次冷却材炉心入口温度及び出口温度、燃料被覆管表面温度、一次冷却材炉心流量、格納容器水温度を(b)に示す。原子炉容器圧力が低下するので1次冷却材は減圧沸騰し、炉心入口及び炉心出口の1次冷却材温度は原子炉容器の飽和温度となる。燃料被覆管は1次冷却材により常に冷却が維持されているので、被覆管表面温度は1次冷却材温度と同様の傾向で下降する。一次冷却材の炉心流量は、原子炉トリップに伴い1次冷却材ポンプが停止して急速に低下するが、炉心の発熱とEDRSによる除熱に起因して生じる1~2%程度の自然循環流量が確保される。格納容器水温度は初期の60℃から約145℃まで上昇する。原子炉圧力、破断流量、格納容器圧力を(c)に示す。原子炉圧力は1次冷却材の流出により下降するが、格納容器圧力は上昇する。原子炉圧力と格納容器圧力は約1900秒で均圧し、EDRS及びCWCSの効果により3000秒以降は徐々に低下する。格納容器の最高圧力は約1.3MPaである。1次冷却材の流出は、原子炉圧力と格納容器圧力が均圧するとほぼ停止する。破断流量の積分値と炉心上端からの原子炉容器水位を(d)に示す。原子炉容器から格納容器に流出する1次冷却材の総質量は、約26tonである。原子炉容器の最低水位は、炉心上端から約1mであり、炉心冠水は維持される。非常用崩壊熱除去系統(EDRS)除熱量、非常用格納容器冷却系統(CWCS)除熱量、炉心崩壊熱を(e)に示す。EDRS除熱量は概ね崩壊熱を上回り原子炉容器内を有効に冷却する。また、CWCS除熱量は約4000秒時点で崩壊熱とほぼ等しくなる。CWCSの除熱量は、格納容器水温度と外気温度で定義される設計値(図4.3参照)と良く一致するが、EDRSの除熱量は2,000~3,000秒の間について、設計値(図4.2参照)に対して75%程度とやや少なくなっている。これは、EDRSの流動の変動によるものと考えられる。破断口からみた格納容器水位と格納容器気相部体積を(f)に示す。破断口からみた格納容器水位は一次水の流入により上昇する。格納容器気相部体積は、格納容器に

流入した一次水による窒素ガスの圧縮を主たる要因として、約 1800 秒時点で原子炉容器からの流出が停止するまで減少する。

## (2)破断位置の影響

変化させるパラメータとして配管破断位置と格納容器の初期気相部体積を 3.1 (7) で選定した。格納容器の初期気相部体積は、運転において制御することができるが、配管の破断位置は任意に選ぶことができないので、結果が最も厳しくなる場合を想定しなければならない。そこで、はじめに、配管の破断位置の影響を調べた。配管破断位置を表 3.5 及び図 3.3 に示すように 4 種類に変化させた場合の解析結果を図 3.4~3.7 に示す。また、破断位置と格納容器最高圧力との関係を図 3.8 に示す。格納容器の初期気相部体積は、いずれのケースでも  $25\text{m}^3$  とした。

### ①格納容器気相部へ直接に原子炉一次系の蒸気が噴出した場合

後の計算との比較のために、実際の水張格納容器方式の一体型炉では起こり得ない格納容器気相部へ直接に原子炉一次系加圧器気相部の蒸気が噴出した場合の計算を図 3.4 に示す。このケースでは、格納容器圧力は約 400 秒時点で  $6.0\text{MPa}$  程度まで上昇する。均圧後、両容器の圧力は、格納容器壁面での凝縮、格納容器水の混合、CWCS による除熱の効果により緩やかに低下する。格納容器気相部への直接流入は、従来の乾式格納容器と似た挙動を示し、気相部体積の小さい水張格納容器方式では圧力は非常に高くなる。このような事態を避けるために、一次冷却材配管は十分に凝縮が期待できる位置に配置する必要がある。

### ②加圧器安全弁が破断した場合

加圧器安全弁が破断し、一次系の蒸気が格納容器水中に噴出した場合の解析結果を図 3.5 に示す。このケースでは一次水の流出が破断直後からほぼ蒸気単相となるために、質量当たり持ち出すエネルギーが大きい。このため、原子炉容器圧力は速やかに低下する。また、格納容器側からみれば、持ち込まれる質量は少なく、持ち込まれたエネルギーは格納容器水の温度上昇に費やされるので圧力上の程度は小さい。結果として、格納容器の均圧圧力は  $2.0\text{MPa}$  程度と低くなる。

### ③EDRS 高温側配管が破断した場合

EDRS 高温側配管が破断した場合の解析結果を図 3.6 に示す。破断位置を原子炉容器側からみた場合の位置を図 3.1 に示し、格納容器側からみた場合の位置を図 3.3 に示す。高温側の配管破断は、図 3.1 のノード 171 と 320 の間で配管が破断した場合を想定する。破断が生じると、ノード 171 を通って格納容器へ直接流出するパス（高温側パスと呼ぶ）と、ノード 182 から EDRS の配管を通して流出するパス（低温側パスと呼ぶ）が形成される。原子炉容器水位が、高温側ノズルより高い場合には、高温側パスからも低温側パスからも一次水が放出される。原子炉容器水位が高温側ノズルを下回り低温側ノズルより高い場合には、高温側パスからは蒸気単相で、低温側パスからは二相流で一次水が放出される。原子炉容器水位が低温側ノズルをも下回った場合には、両方のパスから蒸気単相で一次水が

放出される。原子炉容器の圧力は蒸気単相での放出量が多いほど大きく低下し、二相流の放出では単位時間の低下量は小さい。(c)に見られるように、原子炉圧力の低下は約 200 秒以降で破断流量は低下しているのも関わらず大きくなる。これは、原子炉容器からの流出状態が二相流から蒸気の単相流に変化したことによる。一方、流出一次水が十分に凝縮するようなノード分割としているので、格納容器の圧力上昇は二相流での流入の場合に大きくなる。図 3.6(c)の格納容器圧力上昇は、図 3.5(c)の全時間帯でほぼ蒸気単相での放出の場合に比べて大きい。均圧圧力は約 4.1MPa に達した。

#### ④ EDRS 低温側配管が破断した場合

EDRS 低温側配管が破断した場合の解析結果を図 3.7 に示す。破断位置を原子炉容器側からみた場合の位置を図 3.1 に示し、格納容器側からみた場合の位置を図 3.3 に示す。低温側の配管破断は、図 3.1 のノード 182 と 332 の間で配管が破断した場合を想定する。事象の推移は③と同様であるが、高温側パスの抵抗が③の場合に比べて大きく、低温側パスの抵抗が③の場合に比べて小さくなり、均圧圧力は約 4.4MPa とやや高くなった。これは、両パスの抵抗が変化したために、低温側パスからの流出が相対的に多くなったためと考えられる。

以上①～④の結果を格納容器最高圧力についてまとめて図 3.8 に示す。図からも明らかのように格納容器水中にて一次水の十分な凝縮が期待できる場合には、破断位置が低いほど均圧する格納容器圧力が高くなることが分かった。また、①及び②のケースで原子炉容器の水位が計算終了時間で低下を続けているために定量的な比較はできないが、定性的には破断位置が低いほど最低水位も低くなる傾向にあると判断できる。従って、格納容器気相部体積の設定に関する検討は、格納容器最高圧力の観点からも、原子炉容器最低水位の観点からも最も厳しくなると判断できる EDRS 低温側配管が破断した場合を想定して実施する。

### (3) 格納容器気相部体積の設定

破断高さを EDRS 低温側配管として、格納容器気相部体積を表 3.5 に示す 6 段階に変化させて解析を行った。解析結果を図 3.2、3.7、3.9～3.12 に示す。また、格納容器最高圧力と原子炉容器最低水位について整理した結果を図 3.13 に示す。

#### ① 格納容器気相部体積 20m<sup>3</sup>の場合

格納容器気相部体積が 20m<sup>3</sup>の場合の計算結果を図 3.9 に示す。気相部体積が 20m<sup>3</sup>と小さい場合には格納容器圧力は 6.3MPa まで上昇する。一方、原子炉容器の最低水位は炉心上端から 2.6m であり、十分に余裕がある。(d)の原子炉容器内水位及び破断流量積分値に見られるように、このケースでは約 400 秒の均圧後まもなく格納容器から原子炉容器への逆流が生じている。400 秒以降 2,000 秒まで、EDRS の除熱量は崩壊熱を上回っており、原子炉容器圧力は低下傾向にあると推定できる。一方、格納容器側では、CWCS による除熱量を上回る EDRS による入熱があるために圧力は上昇する方向にある。2,000 秒時点では、格納容器から原子炉容器への逆流を伴い両容器の圧力が均圧していると考えられる。

②格納容器気相部体積  $25\text{m}^3$  の場合

格納容器気相部体積が  $25\text{m}^3$  の場合の計算結果を図 3.7 に示す。格納容器の最高圧力は  $4.4\text{MPa}$  まで上昇し設計圧力  $4\text{MPa}$  をわずかに上回る。原子炉容器の最低水位は炉心上端から  $2.0\text{m}$  であり、十分に余裕がある。このケースでも(d)の原子炉容器内水位及び破断流量積分値より約  $500$  秒以後に格納容器から原子炉容器への逆流が生じていることが分かる。

③格納容器気相部体積  $26\text{m}^3$  の場合

格納容器気相部体積が  $26\text{m}^3$  の場合の計算結果を図 3.10 に示す。格納容器の最高圧力は  $3.9\text{MPa}$  で設計圧力をわずかに下回る。原子炉容器の最低水位は炉心上端から  $1.9\text{m}$  であり、十分に余裕がある。格納容器から原子炉容器への逆流発生時期は格納容器気相部体積  $25\text{m}^3$  の場合よりやや遅れて  $550$  秒頃となる。

④格納容器気相部体積  $30\text{m}^3$  の場合

格納容器気相部体積が  $30\text{m}^3$  の場合の計算結果を図 3.11 に示す。格納容器の最高圧力は  $2.0\text{MPa}$  で十分に設計圧力を下回る。原子炉容器の最低水位は炉心上端から  $1.4\text{m}$  であり、十分に余裕がある。格納容器から原子炉容器への明確な逆流は確認できなくなる。

⑤格納容器気相部体積  $35\text{m}^3$  の場合

格納容器気相部体積が  $35\text{m}^3$  の場合の計算結果を図 3.2 に示す。このケースは他のケースに比べて長い期間について計算を行った。格納容器の最高圧力は  $1.2\text{MPa}$  で十分に設計圧力を下回る。原子炉容器の最低水位は炉心上端から  $1.0\text{m}$  となり、 $0.5\text{m}$  の制限にかなり近くなる。 $3000$  秒以後、(c)の一次系圧力と格納容器圧力が低下を始める頃に、(d)の原子炉容器水位がわずかに上昇に転じているが、格納容器から原子炉容器への明確な逆流は確認できない。

⑥格納容器気相部体積  $40\text{m}^3$  の場合

格納容器気相部体積が  $40\text{m}^3$  の場合の計算結果を図 3.12 に示す。このケースは最も長い期間について計算を行った。格納容器の最高圧力は  $0.9\text{MPa}$  で十分に設計圧力を下回る。原子炉容器の最低水位は炉心上端から  $0.6\text{m}$  であり、制限条件である  $0.5\text{m}$  に対して余裕が小さい。

以上①～⑥の結果を格納容器最高圧力と原子炉容器水位について図 3.13 に示す。図の(a)より、初期の格納容器気相部体積が小さいほど格納容器最高圧力が高くなり、 $26\text{m}^3$  未満では格納容器の設計圧力である  $4\text{MPa}$  を越える。図の(b)より初期の格納容器気相部体積が大きいほど原子炉容器の最低水位は低くなり、 $41\text{m}^3$  以上では炉心冠水維持ができなくなる。従って、格納容器の気相部体積は  $26\sim 41\text{m}^3$  範囲で制御する必要がある。但し、3.1(7)で検討したように、原子炉容器最低水位を評価するにあたっては、LOCA時に水密容器が潰れることを考慮して、格納容器上部気相体積と水密容器内の気相体積の合計を  $41\text{m}^3$  未満とする必要がある。現在の設計で冷態時の水密容器内の気相体積は  $4.5\text{m}^3$  と見積もっている。一方、格納容器の最高圧力を評価する場合は、水密容器が壊れないことを仮定するので格納容器上

部気相体積を  $26 \text{ m}^3$ 以上とすれば良い。以上のことから、これらの条件を満足する格納容器上部の気相部体積は  $26 \sim 36.5 \text{ m}^3$ であり、気相部体積の基準値は  $30 \text{ m}^3$ と設定すれば良いことがわかった。また、これに相当する格納容器水位は  $11.67 \text{ m}$ を基準値として  $11.52 \text{ m} \sim 11.77 \text{ m}$  ( $-0.15 \sim +0.1 \text{ m}$ )であり、通常運転時に水位はこの範囲内に制御する必要がある。

#### 4. 集中定数系による長期冷却時の炉心冠水機能確認解析

LOCA時に、炉心冠水維持機能を満たしつつ、格納容器の最高圧力を設計圧力である  $4 \text{ MPa}$ 以下に抑制するためには、通常運転時における格納容器上部の気相部体積を  $26 \sim 36.5 \text{ m}^3$ に制御すれば良いことが分かった。RELAP5/MOD2による解析には非常に長時間を要するため、均圧までの計算はRELAP5/MOD2を用いて行い、その後の長期冷却時に格納容器圧力の抑制及び炉心の冠水が継続するかについての検討は簡易モデルを用いて行うこととする。

##### (1) 定性的な格納容器圧力の抑制及び長期冷却時に炉心の冠水持続の評価

まず、格納容器圧力の抑制及び長期冷却時に炉心の冠水持続について定性的な評価を行う。原子炉容器から格納容器への一次冷却材の流出は、両容器の圧力が等しくなった時点で一度停止する。原子炉容器内では炉心から崩壊熱( $Q_{DH}$ )が発生しており、一方、EDRSにより熱が奪われる。原子炉容器から格納容器への質量の移動がない場合には、崩壊熱とEDRSによる除熱( $Q_{EDRS}$ )のバランスにより原子炉容器の圧力は上昇または低下する。格納容器へはEDRSにより熱が与えられる一方でCWCSにより除熱( $Q_{CWCS}$ )が行われ、両者のバランスにより格納容器の圧力が上昇または低下する。これらの関係を整理して表4.1に示す。

##### ① No.1~3 ( $Q_{DH} > Q_{CWCS}$ )

表に示すように  $Q_{DH} > Q_{CWCS}$ の条件では、原子炉容器を含む格納容器系全体としてのエネルギー量が増加するために、圧力は長期的には上昇する。従って、No.1~3の条件が持続されることは許容されない。

##### ② No.4 ( $Q_{EDRS} > Q_{CWCS} > Q_{DH}$ )

$Q_{EDRS} > Q_{CWCS} > Q_{DH}$ なる条件では、格納容器圧力は上昇の傾向を示すが、原子炉容器圧力が低下傾向にあり、格納容器から原子炉容器への冷却材の流れが生じる。この結果、格納容器圧力はほぼ原子炉容器圧力と等しく維持される。格納容器系全体のエネルギー量は減少方向にあり、格納容器から原子炉容器への流れにより原子炉水位も上昇するので、この条件では格納容器圧力の抑制及び長期冷却時に炉心の冠水が持続される。ただし、原子炉水位低下の定量的な評価が必要である。

##### ③ No.5 ( $Q_{CWCS} > Q_{DH} > Q_{EDRS}$ )

$Q_{CWCS} > Q_{DH} > Q_{EDRS}$ なる条件では、原子炉容器圧力が増加し、格納容器圧力が低下するため、原子炉容器から格納容器への冷却材の流れが継続的に生じる。この結果、原子炉容器水位の継続的な低下を招くので、この条件では長期冷却時に炉心の冠水が維持され

部気相体積を  $26 \text{ m}^3$ 以上とすれば良い。以上のことから、これらの条件を満足する格納容器上部の気相部体積は  $26 \sim 36.5 \text{ m}^3$ であり、気相部体積の基準値は  $30 \text{ m}^3$ と設定すれば良いことがわかった。また、これに相当する格納容器水位は  $11.67 \text{ m}$ を基準値として  $11.52 \text{ m} \sim 11.77 \text{ m}$  ( $-0.15 \sim +0.1 \text{ m}$ )であり、通常運転時に水位はこの範囲内に制御する必要がある。

#### 4. 集中定数系による長期冷却時の炉心冠水機能確認解析

LOCA 時に、炉心冠水維持機能を満たしつつ、格納容器の最高圧力を設計圧力である  $4 \text{ MPa}$ 以下に抑制するためには、通常運転時における格納容器上部の気相部体積を  $26 \sim 36.5 \text{ m}^3$ に制御すれば良いことが分かった。RELAP5/MOD2 による解析には非常に長時間を要するため、均圧までの計算はRELAP5/MOD2 を用いて行い、その後の長期冷却時に格納容器圧力の抑制及び炉心の冠水が継続するかについての検討は簡易モデルを用いて行うこととする。

##### (1) 定性的な格納容器圧力の抑制及び長期冷却時に炉心の冠水持続の評価

まず、格納容器圧力の抑制及び長期冷却時に炉心の冠水持続について定性的な評価を行う。原子炉容器から格納容器への一次冷却材の流出は、両容器の圧力が等しくなった時点で一度停止する。原子炉容器内では炉心から崩壊熱( $Q_{DH}$ )が発生しており、一方、EDRS により熱が奪われる。原子炉容器から格納容器への質量の移動がない場合には、崩壊熱とEDRSによる除熱( $Q_{EDRS}$ )のバランスにより原子炉容器の圧力は上昇または低下する。格納容器へはEDRSにより熱が与えられる一方でCWCSにより除熱( $Q_{CWCS}$ )が行われ、両者のバランスにより格納容器の圧力が上昇または低下する。これらの関係を整理して表4.1に示す。

##### ① No.1~3 ( $Q_{DH} > Q_{CWCS}$ )

表に示すように  $Q_{DH} > Q_{CWCS}$ の条件では、原子炉容器を含む格納容器系全体としてのエネルギー量が増加するために、圧力は長期的には上昇する。従って、No.1~3の条件が持続されることは許容されない。

##### ② No.4 ( $Q_{EDRS} > Q_{CWCS} > Q_{DH}$ )

$Q_{EDRS} > Q_{CWCS} > Q_{DH}$ なる条件では、格納容器圧力は上昇の傾向を示すが、原子炉容器圧力が低下傾向にあり、格納容器から原子炉容器への冷却材の流れが生じる。この結果、格納容器圧力はほぼ原子炉容器圧力と等しく維持される。格納容器系全体のエネルギー量は減少方向にあり、格納容器から原子炉容器への流れにより原子炉水位も上昇するので、この条件では格納容器圧力の抑制及び長期冷却時に炉心の冠水が持続される。ただし、原子炉水位低下の定量的な評価が必要である。

##### ③ No.5 ( $Q_{CWCS} > Q_{DH} > Q_{EDRS}$ )

$Q_{CWCS} > Q_{DH} > Q_{EDRS}$ なる条件では、原子炉容器圧力が増加し、格納容器圧力が低下するため、原子炉容器から格納容器への冷却材の流れが継続的に生じる。この結果、原子炉容器水位の継続的な低下を招くので、この条件では長期冷却時に炉心の冠水が維持され



ない。

④ No.6 ( $Q_{CWCS} > Q_{EDRS} > Q_{DH}$ )

$Q_{CWCS} > Q_{EDRS} > Q_{DH}$ なる条件では、原子炉容器圧力と格納容器圧力がともに低下する。格納容器系全体の内部エネルギーも減少方向にあるので、格納容器圧力が上昇することはない。しかし、原子炉容器水位の増減に関しては、原子炉容器圧力と格納容器圧力の低下のバランスにより決まるので、ある程度、定量的な評価を要する。

上記の考察より、長期的な格納容器圧力の抑制はNo.4及びNo.6の条件で達成させることが明らかとなった。すなわち、下記の条件である。

$$Q_{CWCS}, Q_{EDRS} > Q_{DH}$$

RELAP5による解析の結果では、LOCA発生後の約4,000秒以降では、崩壊熱が低下し、EDRS及びCWCSの除熱が安定した時点では、上記の条件が得られている。

一方、均圧後の長期的な炉心冠水の維持はNo.4の条件では達成され、No.6の条件では定量的な評価を必要とすることが分かった。そこで、次に、長期的な炉心冠水の維持について保守的な評価となるよう仮定を設けて簡易モデルを用いる。

(2) 集中定数系モデルによる長期冷却時の炉心冠水機能の検討

長期冷却時の炉心冠水機能を評価するために、RELAP5/MOD2により求めた均圧時点を初期状態として、これに引き続く挙動を原子炉容器及び格納容器をそれぞれ1点で近似した簡易モデルにて検討する。検討の対象として、初期格納容器上部の気相部体積が基準値30m<sup>3</sup>の状態で開催中にLOCAが発生し、水密容器が圧力により破壊される事象を想定する。この場合、有効な格納容器気相体積は34.5m<sup>3</sup>となるが、今回の検討では、この条件に最も近い格納容器の初期気相部容積が35m<sup>3</sup>、EDRS低温側配管破断、EDRS 2系統作動、CWCS 3系統作動、外気温度35℃の場合のRELAP5/MOD2による解析結果の均圧時の状態を初期状態とする。EDRS及びCWCSの作動数を変更した他の2ケースについては5章で考察する。

評価は炉心の冠水が維持される原子炉圧力及び格納容器温度で記述される炉心冠水限界曲線と、簡易計算により得られる原子炉圧力及び格納容器温度を比較することにより行う。本条件での計算結果を○印で図4.4にプロットした。図の横軸は格納容器水の温度で、縦軸は圧力容器及び格納容器の圧力を示す。各プロットは後述の仮定を用いて集中定数系モデルにより計算した格納容器水温度と原子炉容器圧力である。図中の炉心冠水限界曲線の右側または下側では炉心の冠水が維持される。従って、同図は炉心の冠水が維持されることを示している。以下に検討の過程を記述する。

まず、図中の炉心冠水限界曲線の求め方を示す。原子炉容器及び格納容器の状態は以下のように仮定した。

- 1) 原子炉容器が飽和状態にあり、1温度で近似する。
- 2) 当該圧力条件下で炉心冠水に必要な量を残して一次水は格納容器に流出している。

3) 格納容器圧力は原子炉容器圧力と均圧している。

4) 格納容器水温は1温度で近似する。

上記の条件より、図4.5に流れを示す計算より原子炉圧力に対して炉心冠水維持が可能な格納容器水温度が求められる。すなわち、仮定した原子炉圧力に対応する飽和水密度より、炉心冠水に最小限必要な一次水の質量が求められる。初期の一次水保有水量と最小限必要な一次水の量より流出可能な水量が得られ、流出可能な水量と格納容器の初期の保有水量より、流出後の格納容器保有水量が決まる。格納容器の体積、保有水量、窒素ガスの量が決まれば、原子炉容器と圧力が等しくなるための格納容器水温度が一点求められる。このときの原子炉容器圧力と格納容器水温をプロットしたものが炉心冠水限界曲線である。

炉心冠水曲線は、格納容器温度がある圧力容器圧力に対して得られる格納容器温度以上であれば、常に炉心の冠水が維持されることを示している。従って、原子炉容器及び格納容器圧力と格納容器水温度のみから炉心の冠水を議論することができる。ここでは、実際の原子炉容器の水位変化を無視して、原子炉容器圧力及び格納容器圧力を下記の仮定を用いて計算した。すなわち、

1) 計算の起点を汎用熱水力解析プログラム RELAP5/MOD2 を用いた計算の均圧点とする。(図3.2 (c)参照、約1.2MPaで均圧)

2) 設計に用いた崩壊熱(図4.1)、EDRSによる除熱性能(図4.2)、CWCSにより除熱性能(図4.3)を用いる。

3) 原子炉容器は飽和状態にあり、温度を1点で代表する。

4) 格納容器圧力は原子炉容器圧力と均圧している。

5) 格納容器水温は一温度で近似する。

6) 原子炉容器から格納容器への流出はなく、EDRSによる除熱のみによって原子炉容器圧力は低下する。

7) 格納容器水温へのEDRSによる放熱及びCWCSにより除熱を考慮して温度変化を計算する。

原子炉容器圧力及び格納容器水温度は下記の式で求めた。

$$\frac{dP_{PV}}{dt} = \frac{\partial P_{PV}}{\partial h} \cdot \Delta h$$

$$\therefore \Delta h = \frac{(Q_{DH} - Q_{EDRS}) \cdot \Delta t}{M_{eq}}$$

$$\frac{dT_{CV}}{dt} = \frac{(Q_{EDRS} - Q_{CWCS}) \cdot \Delta t}{C_p \cdot M_{CV}}$$

$P_{PV}$  : 原子炉容器圧力[MPa]

$\Delta h$  : 原子炉容器からの移動エネルギー[kJ/kg]

$\Delta t$  : 時間[sec]

$P_{eq}$  : RELAP5/MOD2により求めた均圧圧力[MPa]

$Q_{DH}$  : 崩壊熱[kW]

$Q_{EDRS}$	: EDRSによる除熱量[kW]
$M_{eq}$	: 原子炉容器内冷却材質量[kg]
$T_{CV}$	: 格納容器水温[K]
$Q_{CWCS}$	: CWCSによる除熱量[kW]
$C_p$	: 比熱[kJ/kg·K]
$M_{CV}$	: 格納容器内冷却材質量[kg]

図 4.4 には各プロットの間隔は 1,000 秒で、100,000 秒までの計算結果を示している。図に○印で示された EDRS 2 系統、CWCS 3 系統作動の場合の結果より現設計にて炉心冠水が十分に維持できると考えられる。○印と同じ EDRS 及び CWCS 3 の作動数を仮定した RELAP5/MOD2 の計算結果を同図の●印で示した。簡易計算の結果は、格納容器水温度の上昇が大きく、圧力容器圧力の低下が大きいことから、EDRS の能力が RELAP5/MOD2 の解析に比べてやや大きく評価されていると考えられるが、格納容器水温度が過渡的に上昇する様子は再現されている。簡易モデルが各容器を 1 点で近似しているのに対し、RELAP5/MOD2 では容器内を分割して扱っていることに加えて、RELAP5/MOD2 が EDRS の流体の流動を扱っておりこの変動により EDRS の除熱量が変動するのに対し、簡易モデルでは単純に温度差によって除熱量を決めているために両者の計算結果に差が生じていると考えられる。しかし、このような差にもかかわらず、簡易モデルにより均圧後の格納容器水温度と圧力の挙動が再現されており、本モデルにより検討が可能であると考えられる。本解析結果から、EDRS 2 系統、CWCS 3 系統の作動を仮定した場合には、格納容器の状態が炉心冠水曲線より右下に常に位置することから炉心冠水が維持されることがわかる。EDRS の能力を変化させた検討は 5 章にて行う。

## 5. 考察

設計においては原子炉容器から格納容器に流入する冷却材の一部が格納容器気相部へ到達を考慮する可能性があれば、格納容器の設計圧力を高くする必要があり、評価も複雑となる。そこで、配管から水面までの距離を十分にとり、バフフルプレート等により凝縮を促進させる等の設計上の対応を施している。Luken ら<sup>6)</sup>は、高温・高圧水をサブクール水中に放出し非常に良い凝縮が得られることと、邪魔板により凝縮距離を短くできることを示した。著者らの小型実験装置による同種の実験からも、格納容器の到達圧力は、蒸気の完全凝縮及び気相部の断熱圧縮を仮定した場合の計算値と大きく変わらないことが明らかとなった。従って、今回の RELAP5/MOD2 による解析で用いた流入セルでほぼ完全に凝縮するようなノーディングは適当と考えられる。解析の結果、炉心冠水と格納用容器圧力抑制が可能な格納容器水位は、基準値を 11.67 m として、11.52~11.77m の範囲内に制御する必要があることが明らかとなった。この格納容器水位の制御は、加圧器水位計測設備及び充填・抽出設備の設計により実現が可能であることの見通しを得ている。

$Q_{EDRS}$	: EDRSによる除熱量[kW]
$M_{eq}$	: 原子炉容器内冷却材質量[kg]
$T_{CV}$	: 格納容器水温[K]
$Q_{CWCS}$	: CWCSによる除熱量[kW]
$C_p$	: 比熱[kJ/kg·K]
$M_{CV}$	: 格納容器内冷却材質量[kg]

図 4.4 には各プロットの間隔は 1,000 秒で、100,000 秒までの計算結果を示している。図に○印で示された EDRS 2 系統、CWCS 3 系統作動の場合の結果より現設計にて炉心冠水が十分に維持できると考えられる。○印と同じ EDRS 及び CWCS 3 の作動数を仮定した RELAP5/MOD2 の計算結果を同図の●印で示した。簡易計算の結果は、格納容器水温度の上昇が大きく、圧力容器圧力の低下が大きいことから、EDRS の能力が RELAP5/MOD2 の解析に比べてやや大きく評価されていると考えられるが、格納容器水温度が過渡的に上昇する様子は再現されている。簡易モデルが各容器を 1 点で近似しているのに対し、RELAP5/MOD2 では容器内を分割して扱っていることに加えて、RELAP5/MOD2 が EDRS の流体の流動を扱っておりこの変動により EDRS の除熱量が変動するのに対し、簡易モデルでは単純に温度差によって除熱量を決めているために両者の計算結果に差が生じていると考えられる。しかし、このような差にもかかわらず、簡易モデルにより均圧後の格納容器水温度と圧力の挙動が再現されており、本モデルにより検討が可能であると考えられる。本解析結果から、EDRS 2 系統、CWCS 3 系統の作動を仮定した場合には、格納容器の状態が炉心冠水曲線より右下に常に位置することから炉心冠水が維持されることがわかる。EDRS の能力を変化させた検討は 5 章にて行う。

## 5. 考察

設計においては原子炉容器から格納容器に流入する冷却材の一部が格納容器気相部へ到達を考慮する可能性があれば、格納容器の設計圧力を高くする必要があり、評価も複雑となる。そこで、配管から水面までの距離を十分にとり、バフフルプレート等により凝縮を促進させる等の設計上の対応を施している。Lukenら<sup>6)</sup>は、高温・高圧水をサブクール水中に放出し非常に良い凝縮が得られることと、邪魔板により凝縮距離を短くできることを示した。著者らの小型実験装置による同種の実験からも、格納容器の到達圧力は、蒸気の完全凝縮及び気相部の断熱圧縮を仮定した場合の計算値と大きく変わらないことが明らかとなった。従って、今回の RELAP5/MOD2 による解析で用いた流入セルでほぼ完全に凝縮するようなノーディングは適当と考えられる。解析の結果、炉心冠水と格納用容器圧力抑制が可能な格納容器水位は、基準値を 11.67 m として、11.52~11.77m の範囲内に制御する必要があることが明らかとなった。この格納容器水位の制御は、加圧器水位計測設備及び充填・抽出設備の設計により実現が可能であることの見通しを得ている。

EDRS 及び CWCS の作動数は均圧後の原子炉容器水位及び原子炉容器圧力に影響を及ぼす。4章の長期冷却の検討では、EDRS 2 系統作動、CWCS 3 系統作動、外気温度 35℃ の場合の計算結果を示したが、炉心冠水維持及び原子炉容器圧力の評価の観点からは、他の組み合わせの場合の方が厳しい結果を与える可能性がある。そこで、極端なケースとして格納容器への熱付与が最も大きくなるケース A (EDRS3 系統作動、CWCS 3 系統作動、外気温度 35℃ の場合) と、格納容器からの熱除去が最も大きくなるケース B (EDRS1 系統作動、CWCS4 系統作動、外気温度-50℃ の場合) の長期冷却時の計算を、4 章(2)に示した方法と同じ方法で行った。計算結果を図 4.4 の△及び□で示す。ケース B の場合に炉心冠水限界曲線に近づいたが、現在の各冷却系統の設計能力ではいずれのケースでも炉心冠水限界曲線に対して余裕がある。3.2.(1)に示したように RELAP5 による解析では EDRS の除熱量が過渡的に設計値の 75% 程度となる場合があったので、ケース B 条件にて EDRS の除熱量が常に設計値の 75% の能力しか発揮しないと仮定した場合(ケース B')の計算を行った。計算結果を図 4.4 に◇で示す。図より EDRS の除熱量を極端に小さく仮定すると、炉心冠水曲線に対しては十分な余裕があるが、過渡的な圧力の上昇が生じることがわかる。

上記のように、現在の EDRS 及び CWCS の能力にて、いずれの場合にも炉心冠水に対しては十分な余裕があることが確認された。圧力容器圧力に関しても、両系統が設計値通りの性能を発揮すれば、極端な圧力上昇は生じない。今後、模擬格納容器の到達圧力及び原子炉容器水位を更に精度良く評価するためには、自然循環を利用した EDRS の高精度な性能評価ならびに模擬格納容器の三次元性を模擬できる大型実験装置による実証試験が必要である。

## 6. 結論

水張格納容器の重要な機能である LOCA 時の炉心冠水維持機能を発揮するための条件及び格納容器の到達圧力について汎用熱水力計算コード RELAP5/MOD2 を用いた計算及び簡易モデルによる計算を行い検討した。以下の主要な結論を示す。

- ① LOCA 時に炉心冠水維持機能を発揮し、かつ格納容器最高圧力を現設計の 4MPa 以下に抑制できる格納容器の初期気相部体積は 26~36.5 m<sup>3</sup> である。これより基準値は 30 m<sup>3</sup> とした。この許容される気相部体積に相当する格納容器水位は 11.52~11.77 m であり、基準値を 11.67m とすれば、-0.15~+0.1m の範囲で水位を制御して運転を行えば安全を確保できる。
- ②簡易計算により長期冷却時の炉心冠水限界と長期冷却時の圧力容器圧力と格納容器水温度挙動のを求め、これらの比較から長期冷却時に格納容器圧力の抑制及び炉心冠水が維持できる見通しを得た。

## 謝 辞

本研究に際して、有益な助言をいただいた、落合政昭受動的安全炉研究室長(前船用炉設計研究室長)及び星薦雄原子力船研究開発室長に感謝いたします。

EDRS 及び CWCS の作動数は均圧後の原子炉容器水位及び原子炉容器圧力に影響を及ぼす。4章の長期冷却の検討では、EDRS 2 系統作動、CWCS 3 系統作動、外気温度 35℃ の場合の計算結果を示したが、炉心冠水維持及び原子炉容器圧力の評価の観点からは、他の組み合わせの場合の方が厳しい結果を与える可能性がある。そこで、極端なケースとして格納容器への熱付与が最も大きくなるケース A (EDRS3 系統作動、CWCS 3 系統作動、外気温度 35℃ の場合) と、格納容器からの熱除去が最も大きくなるケース B (EDRS1 系統作動、CWCS4 系統作動、外気温度-50℃ の場合) の長期冷却時の計算を、4 章(2)に示した方法と同じ方法で行った。計算結果を図 4.4 の△及び□で示す。ケース B の場合に炉心冠水限界曲線に近づいたが、現在の各冷却系統の設計能力ではいずれのケースでも炉心冠水限界曲線に対して余裕がある。3.2.(1)に示したように RELAP5 による解析では EDRS の除熱量が過渡的に設計値の 75% 程度となる場合があったので、ケース B 条件にて EDRS の除熱量が常に設計値の 75% の能力しか発揮しないと仮定した場合(ケース B')の計算を行った。計算結果を図 4.4 に◇で示す。図より EDRS の除熱量を極端に小さく仮定すると、炉心冠水曲線に対しては十分な余裕があるが、過渡的な圧力の上昇が生じることがわかる。

上記のように、現在の EDRS 及び CWCS の能力にて、いずれの場合にも炉心冠水に対しては十分な余裕があることが確認された。圧力容器圧力に関しても、両系統が設計値通りの性能を発揮すれば、極端な圧力上昇は生じない。今後、模擬格納容器の到達圧力及び原子炉容器水位を更に精度良く評価するためには、自然循環を利用した EDRS の高精度な性能評価ならびに模擬格納容器の三次元性を模擬できる大型実験装置による実証試験が必要である。

## 6. 結論

水張格納容器の重要な機能である LOCA 時の炉心冠水維持機能を発揮するための条件及び格納容器の到達圧力について汎用熱水力計算コード RELAP5/MOD2 を用いた計算及び簡易モデルによる計算を行い検討した。以下の主要な結論を示す。

- ① LOCA 時に炉心冠水維持機能を発揮し、かつ格納容器最高圧力を現設計の 4MPa 以下に抑制できる格納容器の初期気相部体積は 26~36.5 m<sup>3</sup> である。これより基準値は 30 m<sup>3</sup> とした。この許容される気相部体積に相当する格納容器水位は 11.52~11.77 m であり、基準値を 11.67m とすれば、-0.15~+0.1m の範囲で水位を制御して運転を行えば安全を確保できる。
- ②簡易計算により長期冷却時の炉心冠水限界と長期冷却時の圧力容器圧力と格納容器水温度挙動のを求め、これらの比較から長期冷却時に格納容器圧力の抑制及び炉心冠水が維持できる見通しを得た。

## 謝 辞

本研究に際して、有益な助言をいただいた、落合政昭受動的安全炉研究室長(前船用炉設計研究室長)及び星薦雄原子力船研究開発室長に感謝いたします。

EDRS 及び CWCS の作動数は均圧後の原子炉容器水位及び原子炉容器圧力に影響を及ぼす。4章の長期冷却の検討では、EDRS 2 系統作動、CWCS 3 系統作動、外気温度 35℃ の場合の計算結果を示したが、炉心冠水維持及び原子炉容器圧力の評価の観点からは、他の組み合わせの場合の方が厳しい結果を与える可能性がある。そこで、極端なケースとして格納容器への熱付与が最も大きくなるケース A (EDRS3 系統作動、CWCS 3 系統作動、外気温度 35℃ の場合) と、格納容器からの熱除去が最も大きくなるケース B (EDRS1 系統作動、CWCS4 系統作動、外気温度-50℃ の場合) の長期冷却時の計算を、4 章(2)に示した方法と同じ方法で行った。計算結果を図 4.4 の△及び□で示す。ケース B の場合に炉心冠水限界曲線に近づいたが、現在の各冷却系統の設計能力ではいずれのケースでも炉心冠水限界曲線に対して余裕がある。3.2.(1)に示したように RELAP5 による解析では EDRS の除熱量が過渡的に設計値の 75% 程度となる場合があったので、ケース B 条件にて EDRS の除熱量が常に設計値の 75% の能力しか発揮しないと仮定した場合(ケース B')の計算を行った。計算結果を図 4.4 に◇で示す。図より EDRS の除熱量を極端に小さく仮定すると、炉心冠水曲線に対しては十分な余裕があるが、過渡的な圧力の上昇が生じることがわかる。

上記のように、現在の EDRS 及び CWCS の能力にて、いずれの場合にも炉心冠水に対しては十分な余裕があることが確認された。压力容器圧力に関しても、両系統が設計値通りの性能を発揮すれば、極端な圧力上昇は生じない。今後、模擬格納容器の到達圧力及び原子炉容器水位を更に精度良く評価するためには、自然循環を利用した EDRS の高精度な性能評価ならびに模擬格納容器の三次元性を模擬できる大型実験装置による実証試験が必要である。

## 6. 結論

水張格納容器の重要な機能である LOCA 時の炉心冠水維持機能を発揮するための条件及び格納容器の到達圧力について汎用熱水力計算コード RELAP5/MOD2 を用いた計算及び簡易モデルによる計算を行い検討した。以下の主要な結論を示す。

- ① LOCA 時に炉心冠水維持機能を発揮し、かつ格納容器最高圧力を現設計の 4MPa 以下に抑制できる格納容器の初期気相部体積は 26~36.5 m<sup>3</sup> である。これより基準値は 30 m<sup>3</sup> とした。この許容される気相部体積に相当する格納容器水位は 11.52~11.77 m であり、基準値を 11.67m とすれば、-0.15~+0.1m の範囲で水位を制御して運転を行えば安全を確保できる。
- ②簡易計算により長期冷却時の炉心冠水限界と長期冷却時の压力容器圧力と格納容器水温度挙動のを求め、これらの比較から長期冷却時に格納容器圧力の抑制及び炉心冠水が維持できる見通しを得た。

## 謝 辞

本研究に際して、有益な助言をいただいた、落合政昭受動的安全炉研究室長(前船用炉設計研究室長)及び星薦雄原子力船研究開発室長に感謝いたします。

参考文献

- 1 原子力船研究開発室、「改良船用炉MRXの工学設計」、JAERI-Tech (投稿中)
- 2 Yamaji.A, et al, : “Core Design and Safety System of Advanced Marine Reactor MRX”, ICONE-3, Kyoto, Japan, p1029, (Apr.23-27, 1995)
- 3 星、「原子力船「むつ」の新たな出発、IV. 今後の原子力船の研究開発」、原子力工業、42(2)、(1996)
- 4 Dimenna R.A.et.al., “RELAP5/MOD2 Models and Correlations”, NUREG/CR-5194 EGG-2531, (1988)
- 5 頼経、他、「サブクール水中への高温高圧水放出時の凝縮実験(2)」、日本原子力学会 1995 年秋の大会、東海村、E33、(Oct., 1995)
- 6 Luken R.C.and Leeman C.A., “Vapor Suppression Test Program Report”, BAW-1258, (August, 1962)



表 2.1 改良船用炉 MRX(100MWt)の主要目

原子炉出力	100MWt
炉形式	一体型加圧水炉
一次冷却水運転圧力	12MPa
一次冷却水運転温度	290℃ (炉心入口/出口 282.5/297.5℃)
一次冷却水流量	4,500t/h
炉心	
等価直径/有効高さ	1,492mm / 1,400mm
235 U濃縮度	4.3 重量%
被覆材の種類	ジルカロイ-4
燃料棒外径	約 9.5 mm
燃料装荷量	6.326t
燃料集合体数	19 体
制御棒駆動機構	
型式	原子炉容器内装式
基数	13 基
加圧器	
型式	内装電熱式
基数	1
蒸気発生器	
型式	ヘリカルコイル貫流式
基数	2
蒸気圧力	4MPa
蒸気温度	289℃
蒸気流量	168.2t/h
給水温度	185℃
伝熱管外径	19mm
伝熱管本数	388 本
伝熱管長さ	約 42m/本
伝熱管材質	インコロイ 800

表 2.1 改良船用炉 MRX(100MWt)の主要目

一次冷却水ポンプ	
型式	横置軸流型キャンドモータポンプ
基数	2
原子炉容器	
最高使用圧力	13.7MPa
最高使用温度	320℃
内径／高さ	3.7m/9.7m
格納容器	
型式	原子炉容器水漬式
最高使用圧力	4MPa
内径／高さ	7.3/13.2 m

表3.1 解析に使用した信号の設定値及び応答時間

項目	使用した信号	設定値	応答時間(s)
原子炉スクラム信号	原子炉圧力低	10MPa	2.0
非常用冷却設備作動信号	原子炉圧力低	9MPa	2.0
原子炉格納容器隔離信号	原子炉圧力低	9MPa	2.0

表3.2 密度反応度係数

密度割合 ( $\rho/\rho_0$ )	反応度(% $\Delta k/k$ )
0.1	-47.7449
0.2	-38.0270
0.3	-29.8336
0.4	-23.0310
0.5	-17.3839
0.6	-12.6621
0.7	-8.6903
0.8	-5.3239
0.9	-2.4547
1.0	0.0
1.1	2.1185

\*12MPa, 563.5 K(290°C)のときを  $\rho_0$

表3.3 ドップラー反応度係数

燃料温度 (K)	反応度(% $\Delta k/k$ )
300.0	1.5303
600.0	0.5538
900.0	0.0
1200.0	-0.7844

表 3.4 制御棒反応度

挿入割合 (%)	反応度 (% $\Delta k/k$ )
0	0
10	0.36593
20	4.69755
30	10.87003
40	14.70839
50	17.52425
60	19.25547
70	20.45348
80	21.27151
90	21.86003
100	22.17669

表 3.5 解析条件一覧

## (a) 破断位置による整理

破断位置	原子炉容器水面-配管ノズルの距離	格納容器水面-破断口の距離	初期格納容器気相部体積 (圧力: 0.1MPa)	破断配管	参照図番号
格納容器気相部	気相部	気相部直接	25m <sup>3</sup>	I.D. 50mm	図 3.4
加圧器安全弁配管	気相部	0.65m	25m <sup>3</sup>	I.D. 50mm	図 3.5
非常用崩壊熱除去系統高温側配管	1.3 m	4.1m	25m <sup>3</sup>	I.D. 50mm	図 3.6
非常用崩壊熱除去系統低温側配管	2.0 m	4.9m	25m <sup>3</sup>	I.D. 50mm	図 3.7

## (b) 初期格納容器気相部容積による整理

初期格納容器気相部体積 (圧力: 0.1MPa)	破断位置	破断配管	参照図番号
20m <sup>3</sup>	非常用崩壊熱除去系統低温側配管	I.D. 50mm	図 3.9
25m <sup>3</sup>	非常用崩壊熱除去系統低温側配管	I.D. 50mm	図 3.7
26m <sup>3</sup>	非常用崩壊熱除去系統低温側配管	I.D. 50mm	図 3.10
30m <sup>3</sup>	非常用崩壊熱除去系統低温側配管	I.D. 50mm	図 3.11
35m <sup>3</sup>	非常用崩壊熱除去系統低温側配管	I.D. 50mm	図 3.2
40m <sup>3</sup>	非常用崩壊熱除去系統低温側配管	I.D. 50mm	図 3.12

表 4.1 均圧後の格納容器圧力及び原子炉水位の変化と EDRS 及び CWCS の能力の関係

No	関係	各容器 圧力挙動	流れの方向	格納容器 圧力維持	原子炉容器 水位確保	評価
1	$Q_{DH} > Q_{EDRS} > Q_{CWCS}$	P <sub>CV</sub> : 上昇 P <sub>PV</sub> : 上昇 E : 増加	不明	不可	不可	不可
2	$Q_{DH} > Q_{CWCS} > Q_{EDRS}$	P <sub>CV</sub> : 降下 P <sub>PV</sub> : 降下 E : 増加	PV → CV	不明	不可	不可
3	$Q_{EDRS} > Q_{DH} > Q_{CWCS}$	P <sub>CV</sub> : 上昇 P <sub>PV</sub> : 降下 E : 増加	PV ← CV	不可	可	不可
4	$Q_{EDRS} > Q_{CWCS} > Q_{DH}$	P <sub>CV</sub> : 上昇 P <sub>PV</sub> : 降下 E : 減少	PV ← CV	不明	可	可
5	$Q_{CWCS} > Q_{DH} > Q_{EDRS}$	P <sub>CV</sub> : 降下 P <sub>PV</sub> : 上昇 E : 減少	PV → CV	可	不可	不可
6	$Q_{CWCS} > Q_{EDRS} > Q_{DH}$	P <sub>CV</sub> : 降下 P <sub>PV</sub> : 降下 E : 減少	不明	可	不可	条件に よる

P<sub>CV</sub>: 格納容器圧力P<sub>PV</sub>: 原子炉圧力容器圧力

E : 格納容器全体での保有エネルギー

PV : 原子炉容器

CV : 格納容器

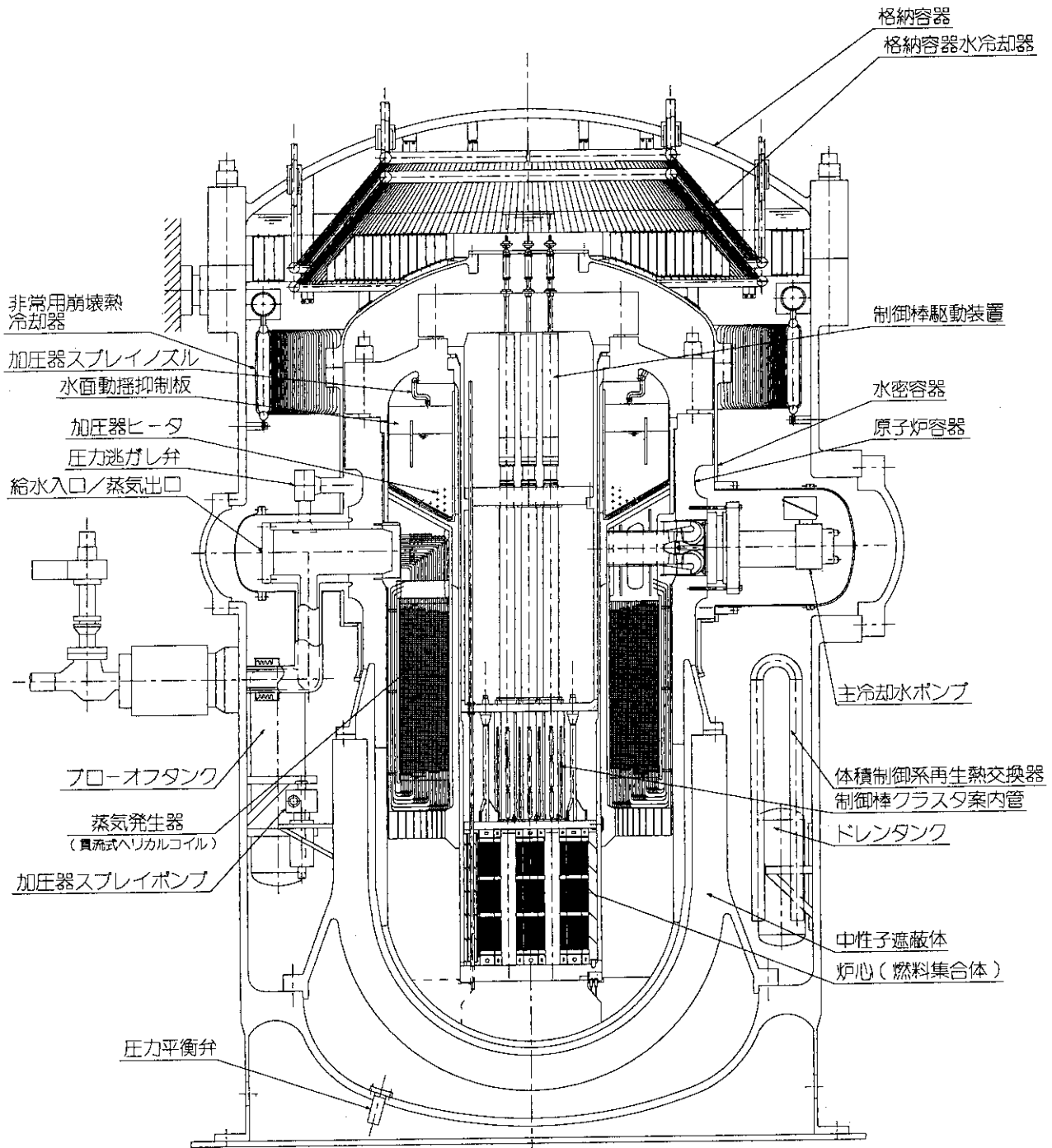


図 2.1 改良船用炉 MRX(100MWt)の概念図

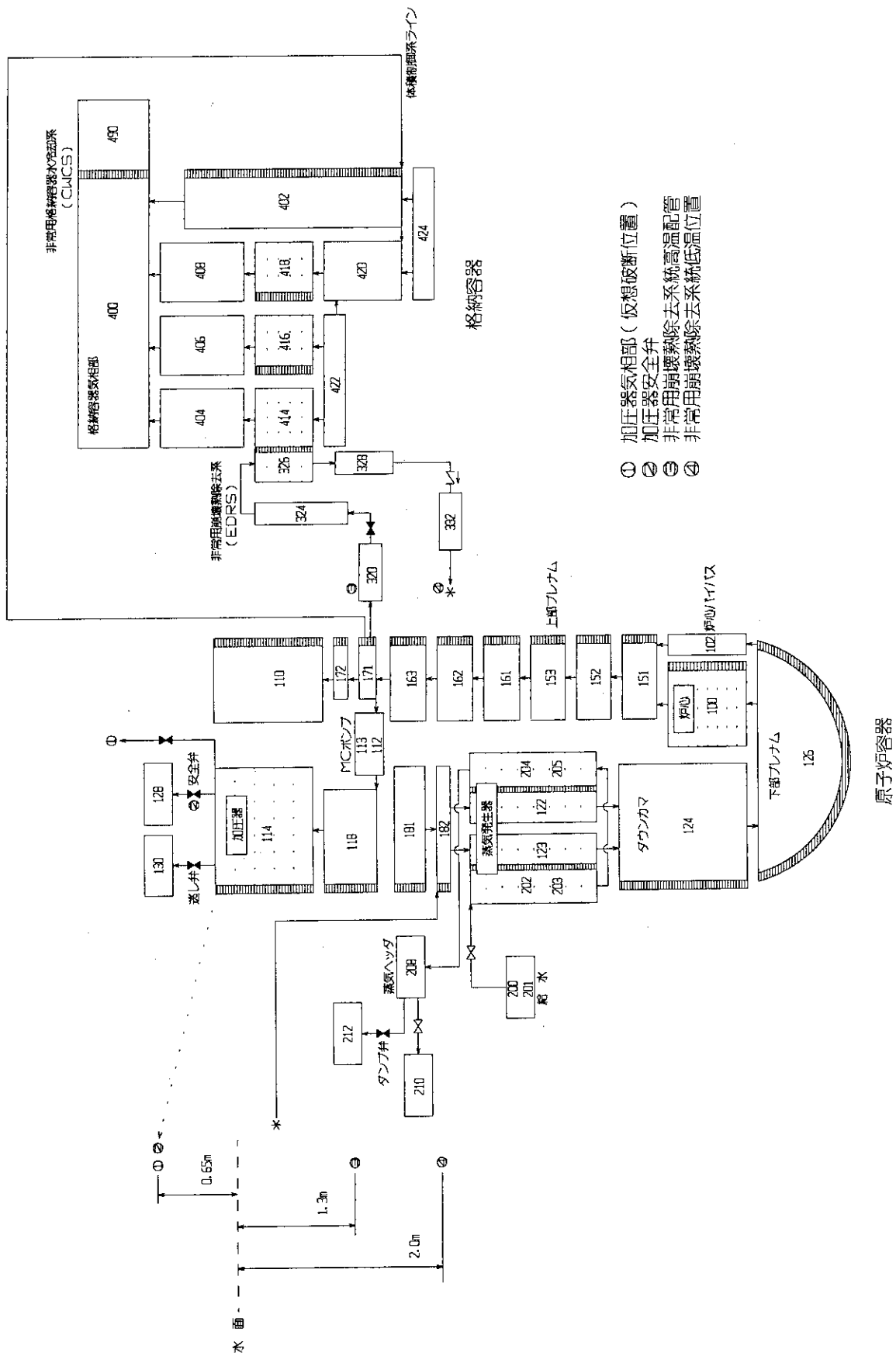
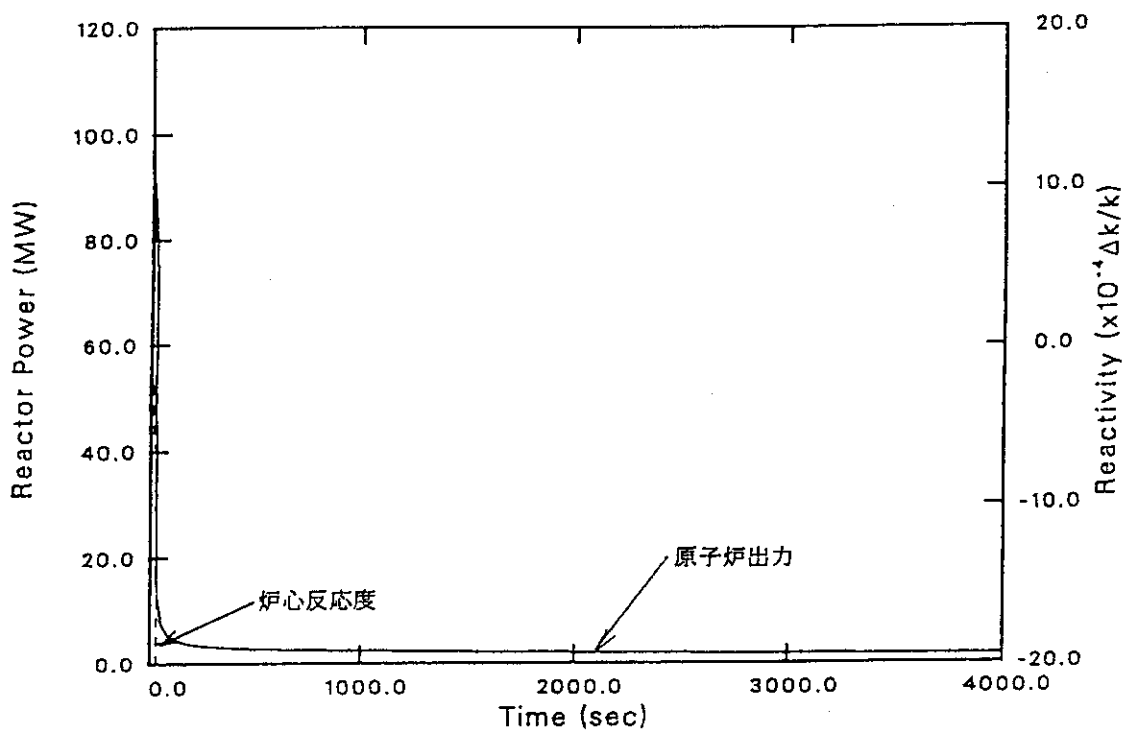
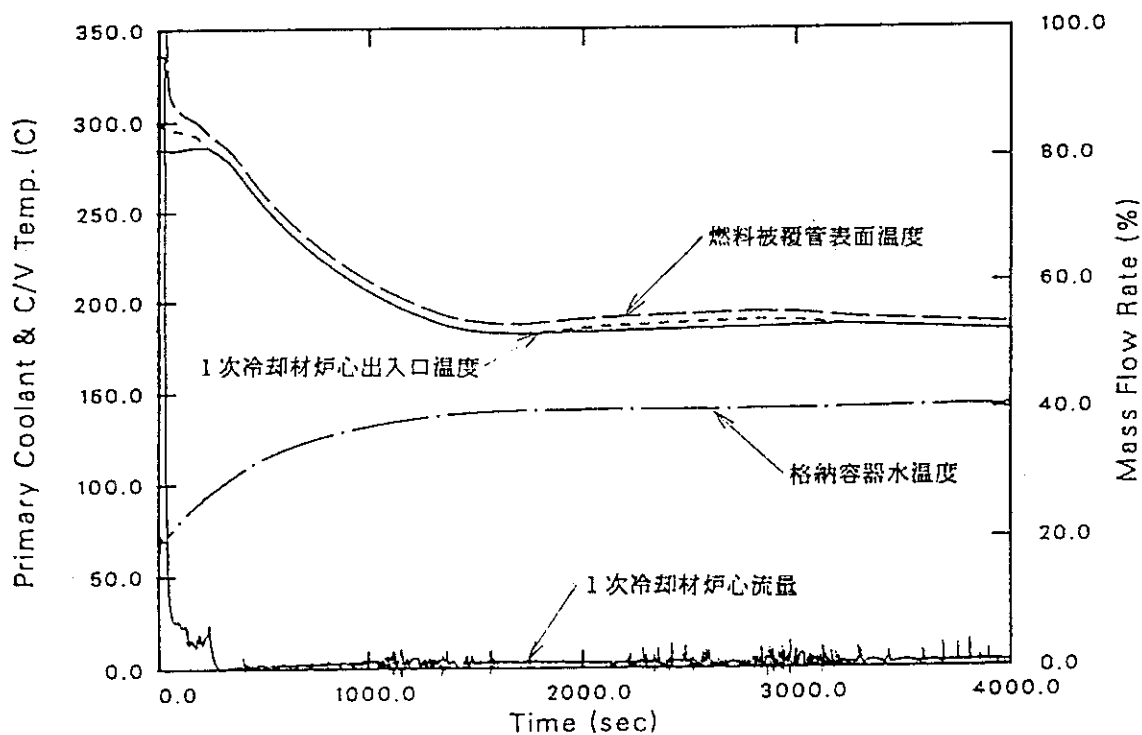


図 3.1 LOCA 解析ノードディング図



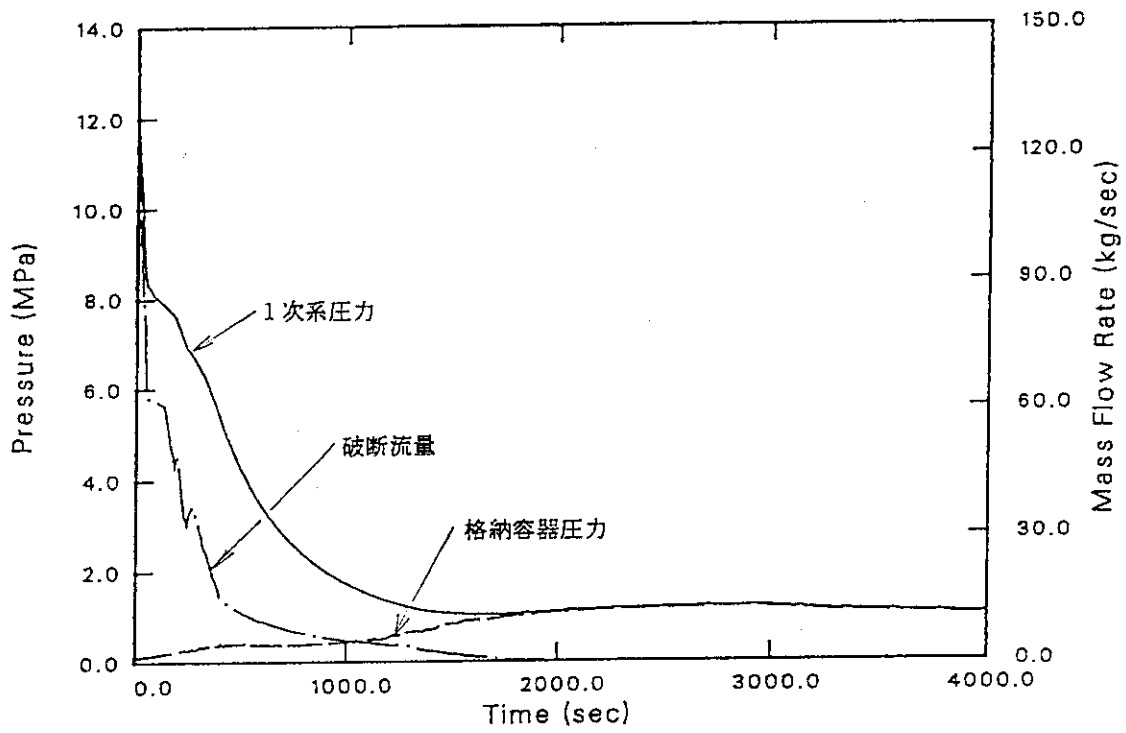


(a)原子炉出力及び炉心反応度

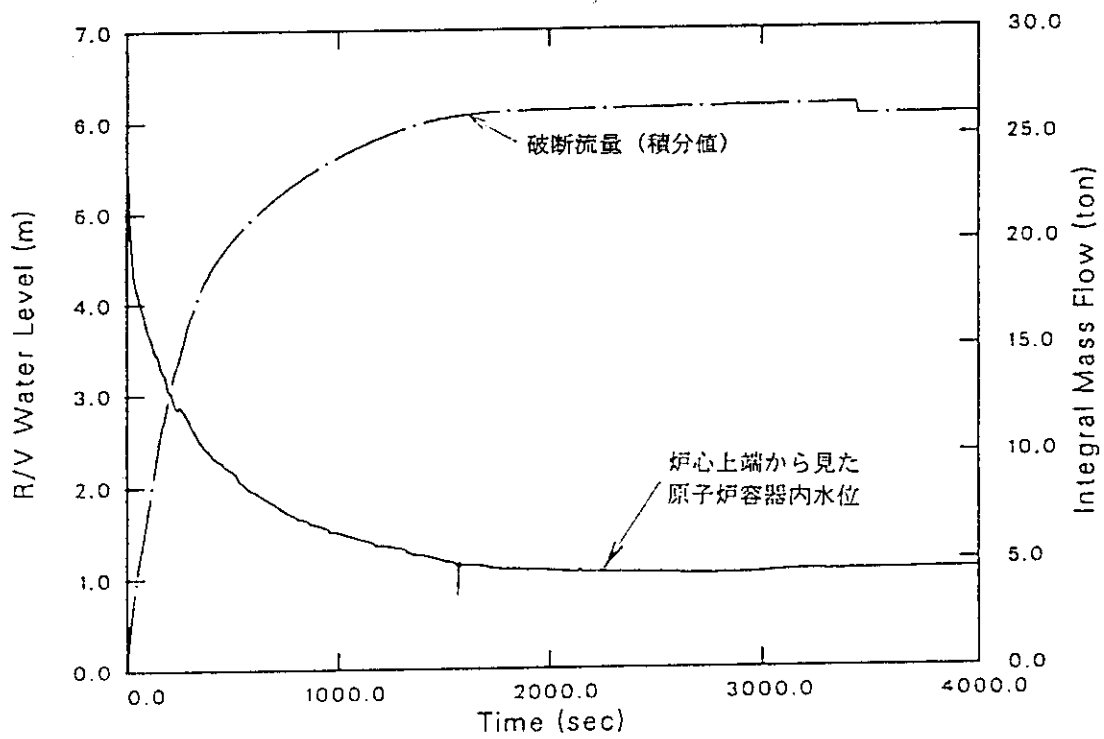


(b)炉心関連パラメータ及び格納容器水温度

図 3.2 LOCA 解析結果 (破断位置；非常用崩壊熱冷却系統低温側配管、初期格納容器気相部容積；35m<sup>3</sup>)

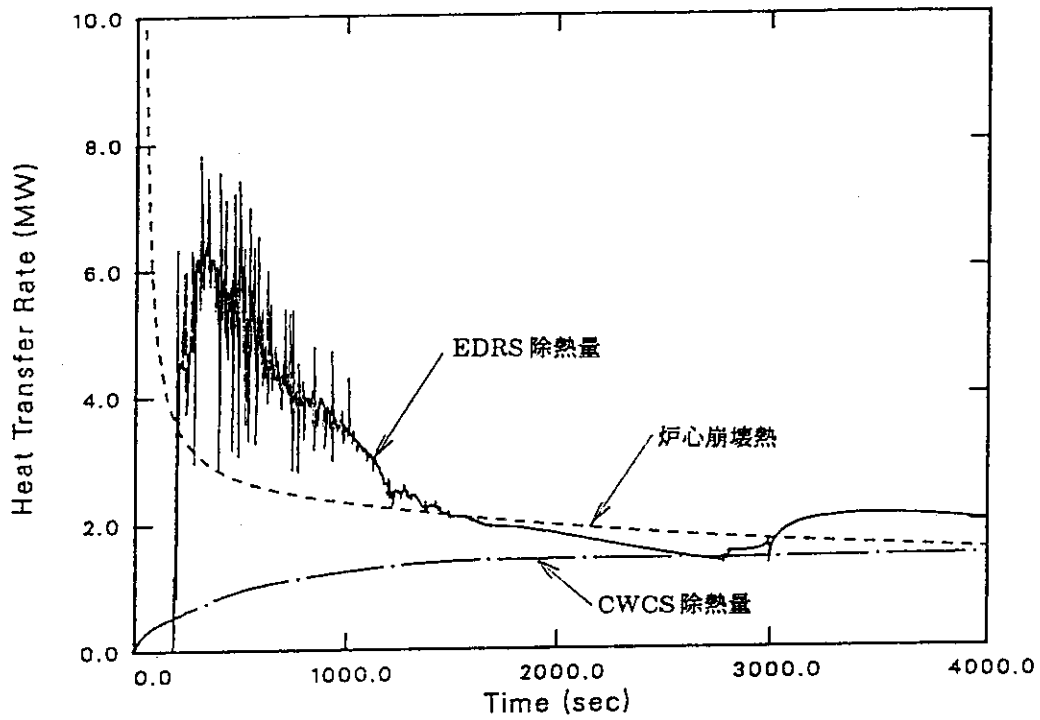


(c)破断流量及び圧力

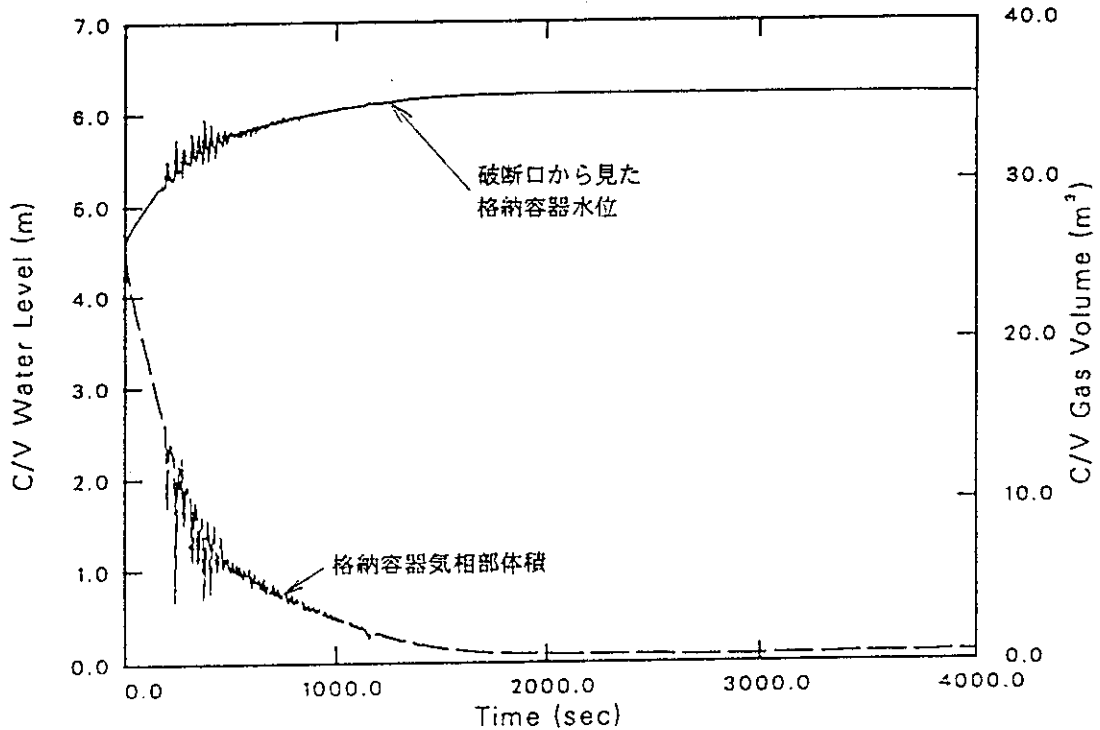


(d)原子炉容器水位及び破断流量 (積分値)

図 3.2 LOCA 解析結果 (破断位置; 非常用崩壊熱冷却系統低温側配管、初期格納容器気相部容積; 35m<sup>3</sup>)



(e) 炉心崩壊熱及び除熱量



(f) 格納用機器相部体積及び格納容器水位

図 3.2 LOCA 解析結果 (破断位置; 非常用崩壊熱冷却系統低温側配管、初期格納容器気相部容積; 35m<sup>3</sup>)

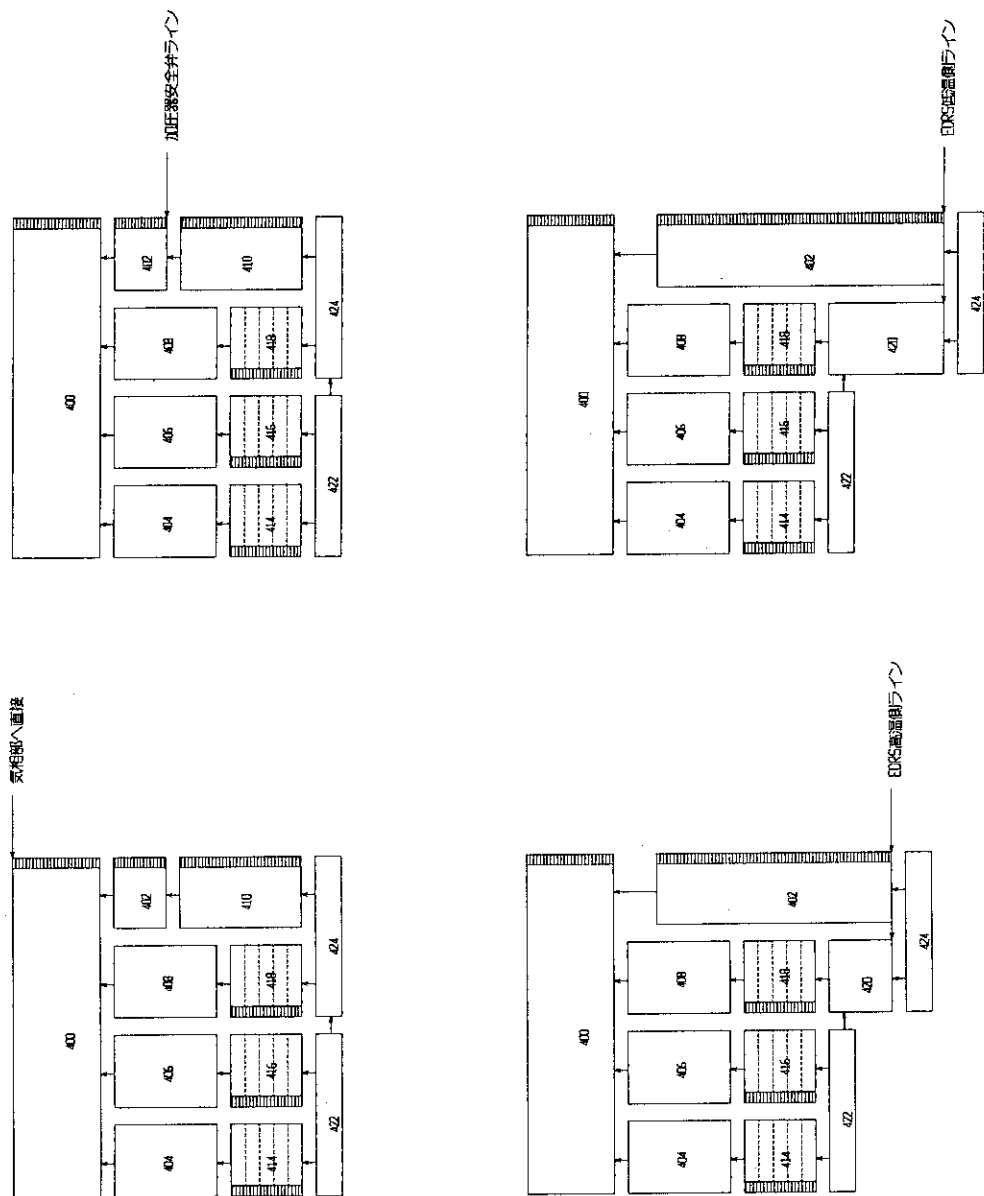
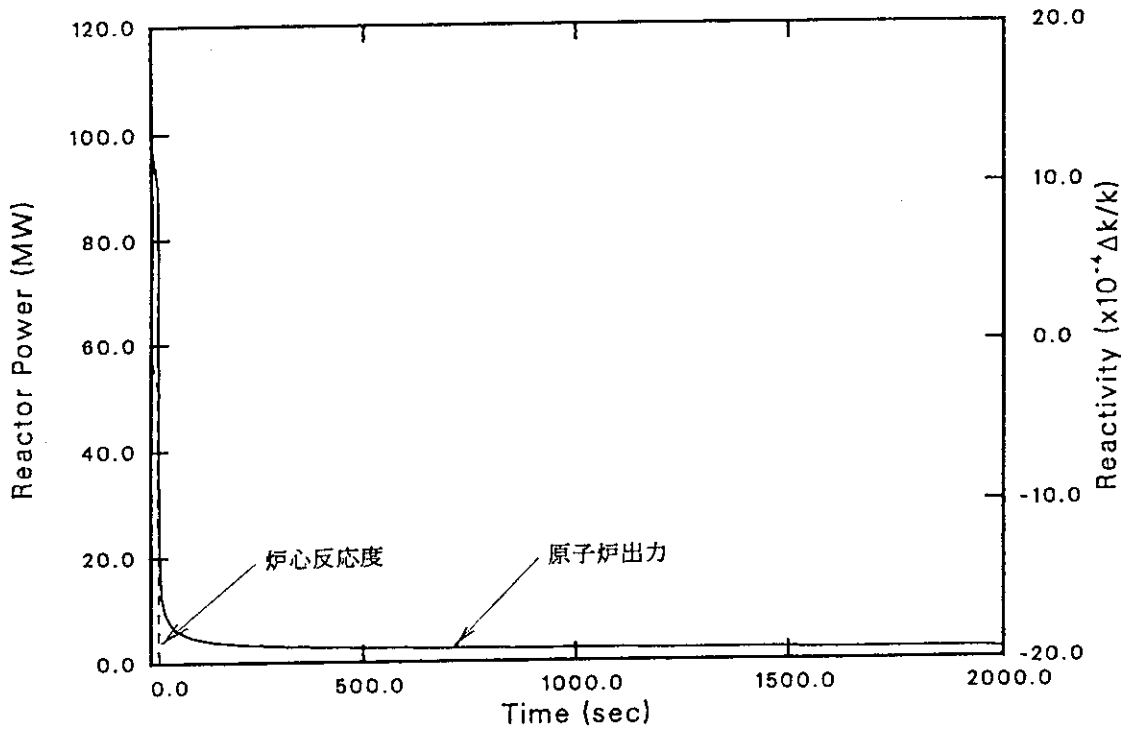
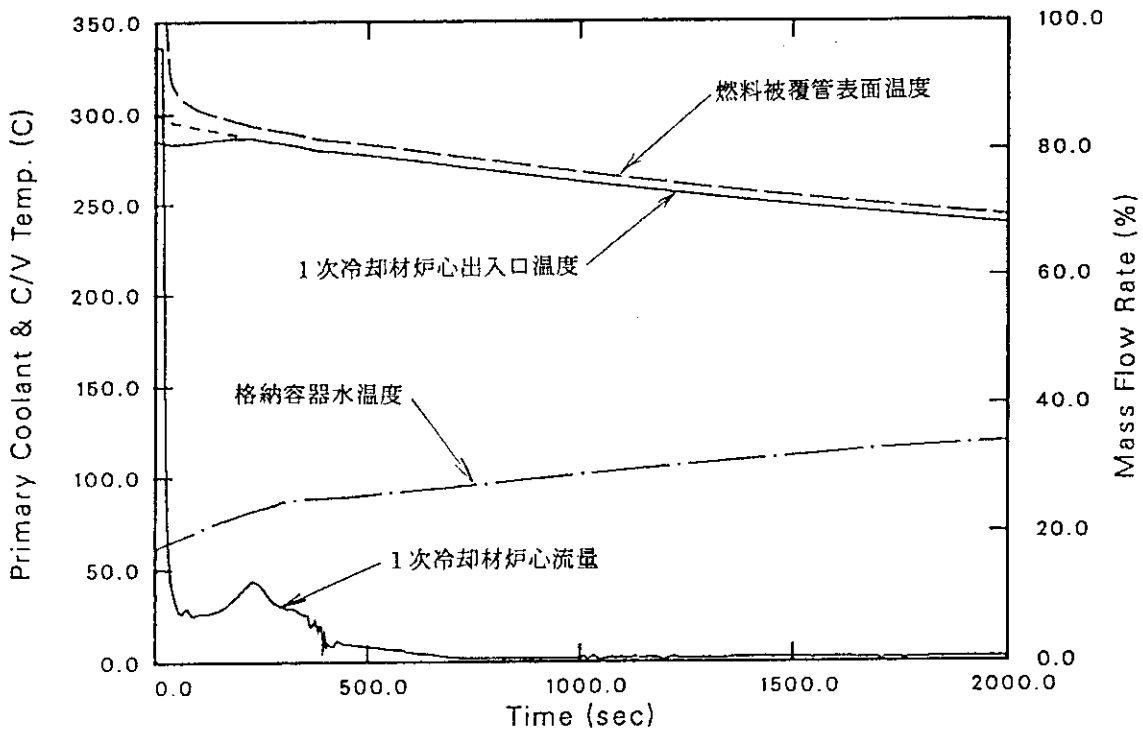


図 3.3 解析にて破断を想定した位置

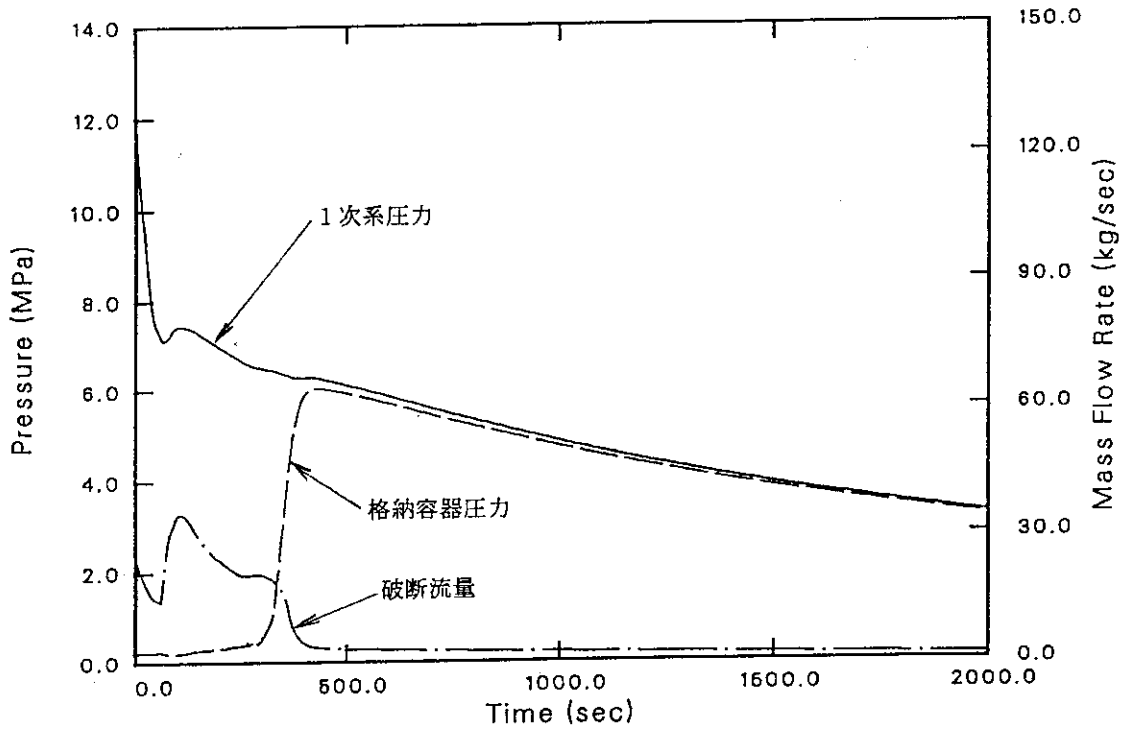


(a)原子炉出力及び炉心反応度

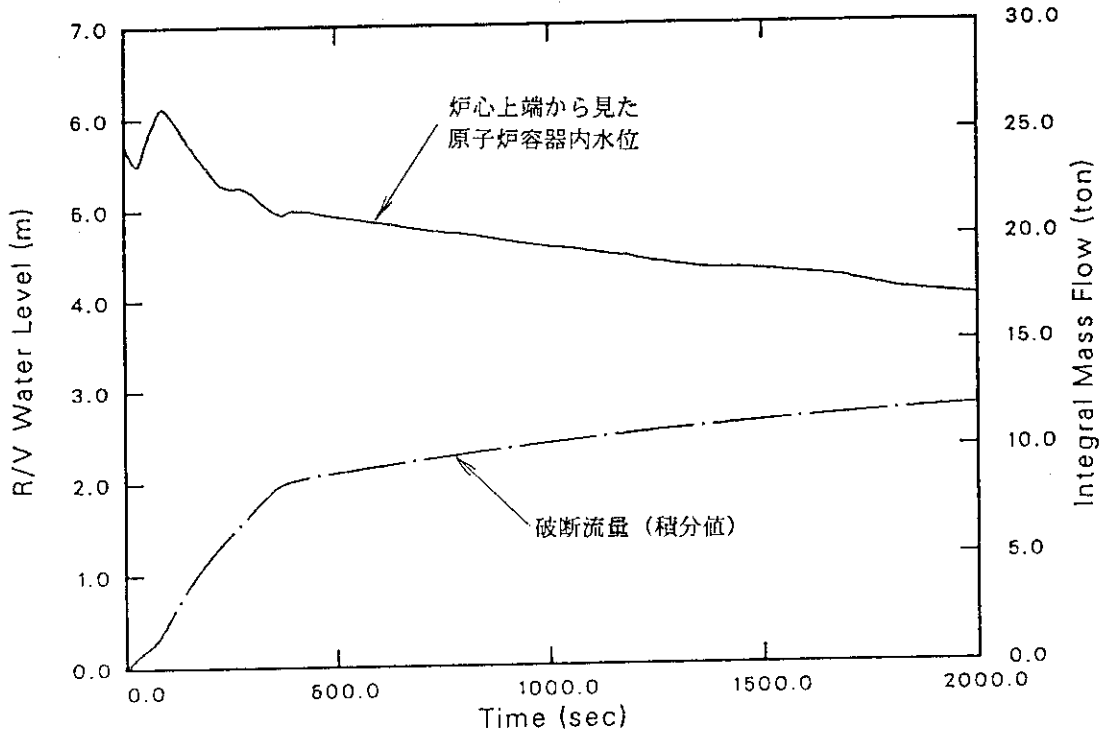


(b)炉心関連パラメータ及び格納容器水温度

図 3.4 LOCA 解析結果 (破断位置; 格納容器相部への直接放出、 初期格納容器気相部容積; 25m<sup>3</sup>)

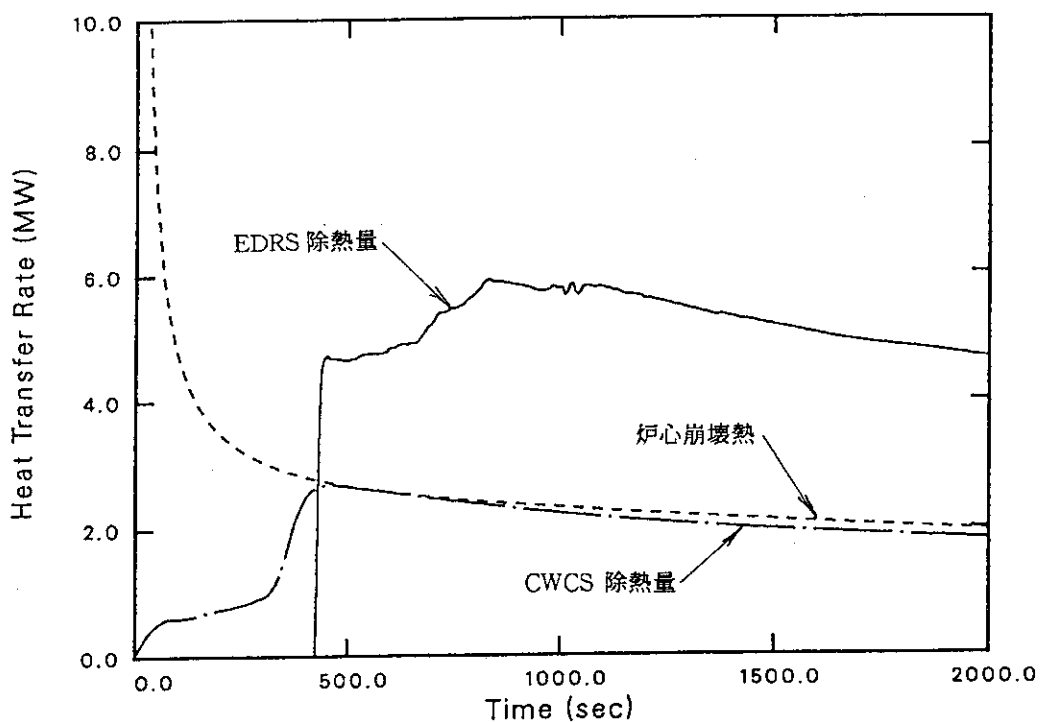


(c)破断流量及び圧力

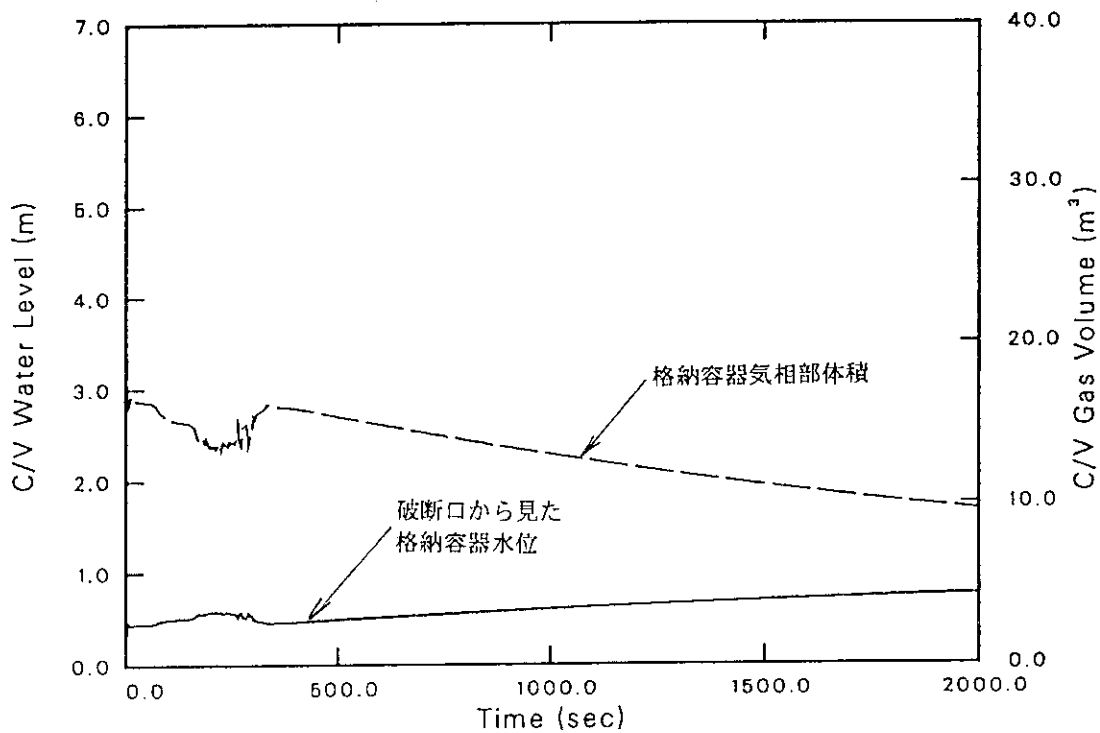


(d)原子炉容器水位及び破断流量 (積分値)

図3.4 LOCA 解析結果 (破断位置; 格納容器相部への直接放出、 初期格納容器気相部容積; 25m<sup>3</sup>)

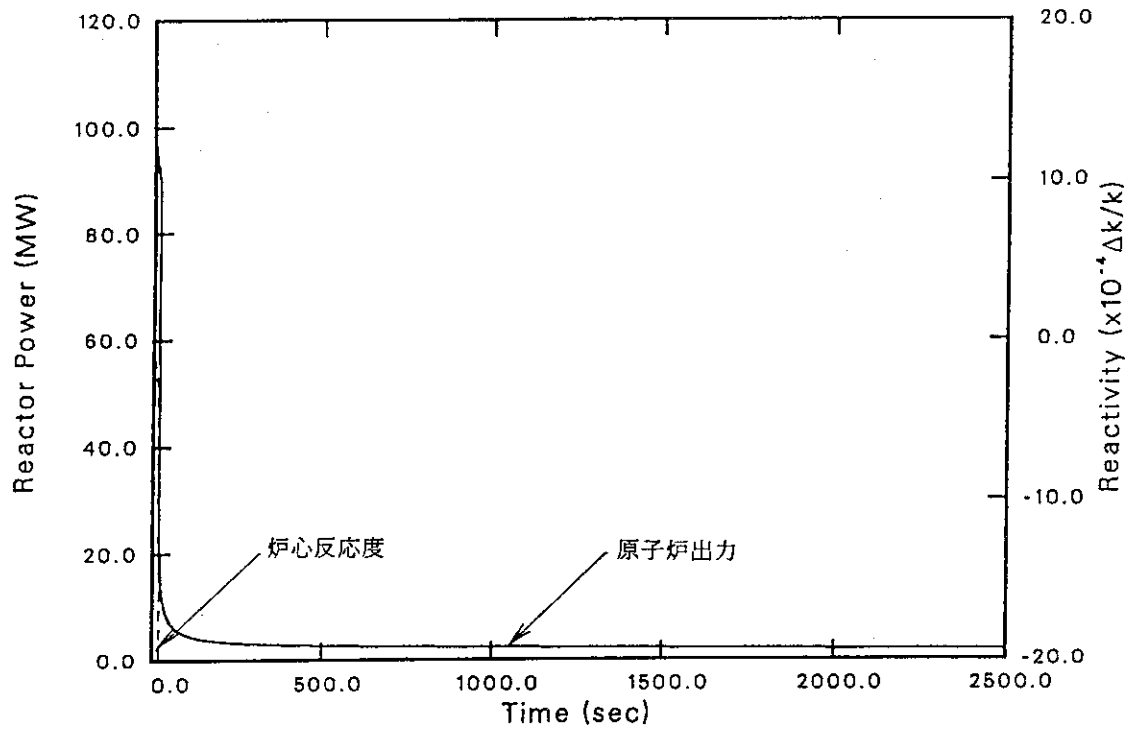


(e) 炉心崩壊熱及び除熱量

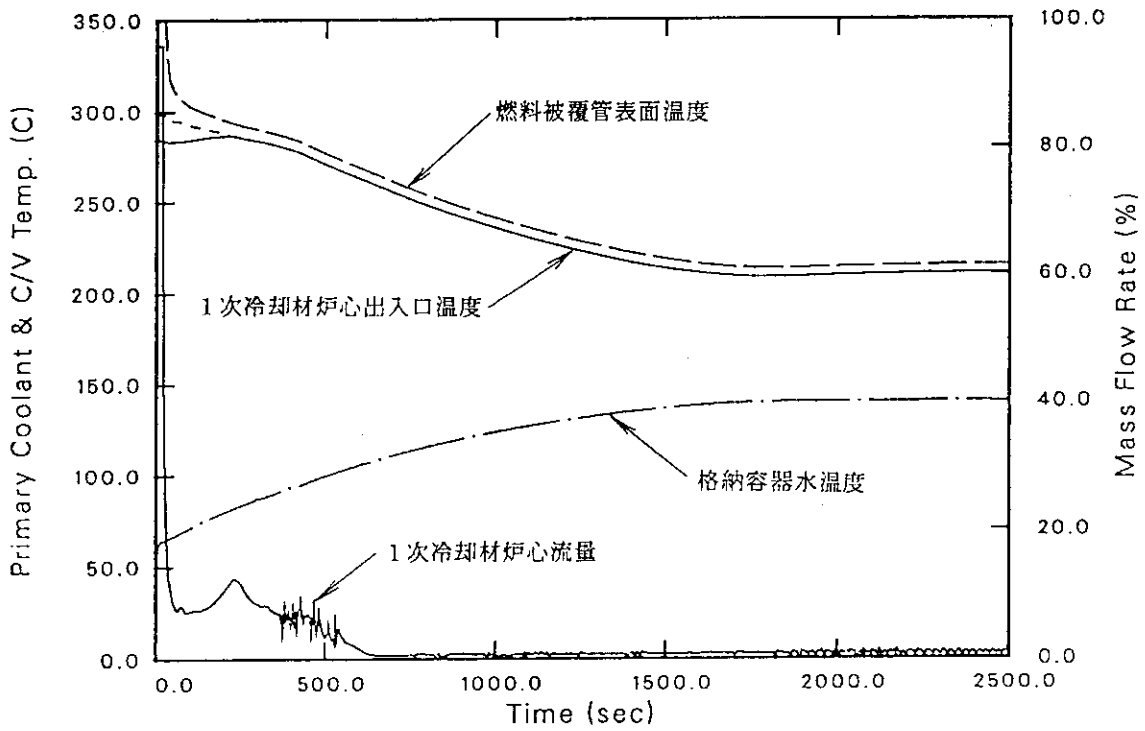


(f) 格納用機器相部体積及び格納容器水位

図 3.4 LOCA 解析結果 (破断位置; 格納容器相部への直接放出、初期格納容器気相部容積; 25m<sup>3</sup>)



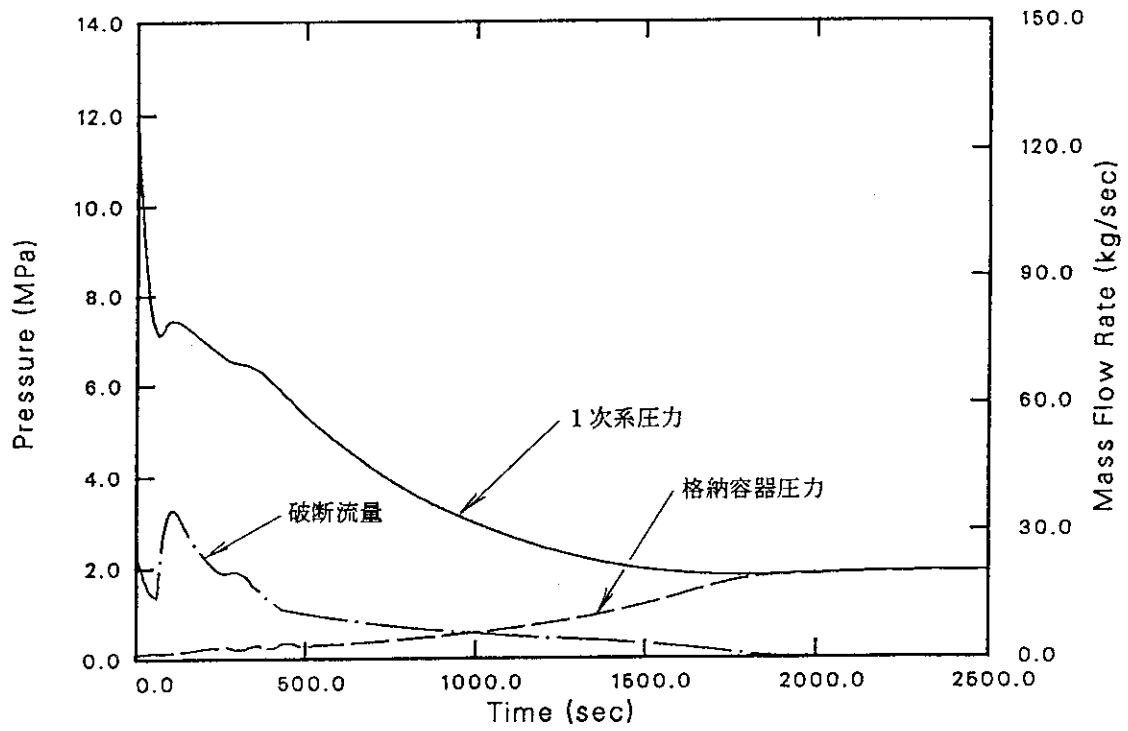
(a) 原子炉出力及び炉心反応度



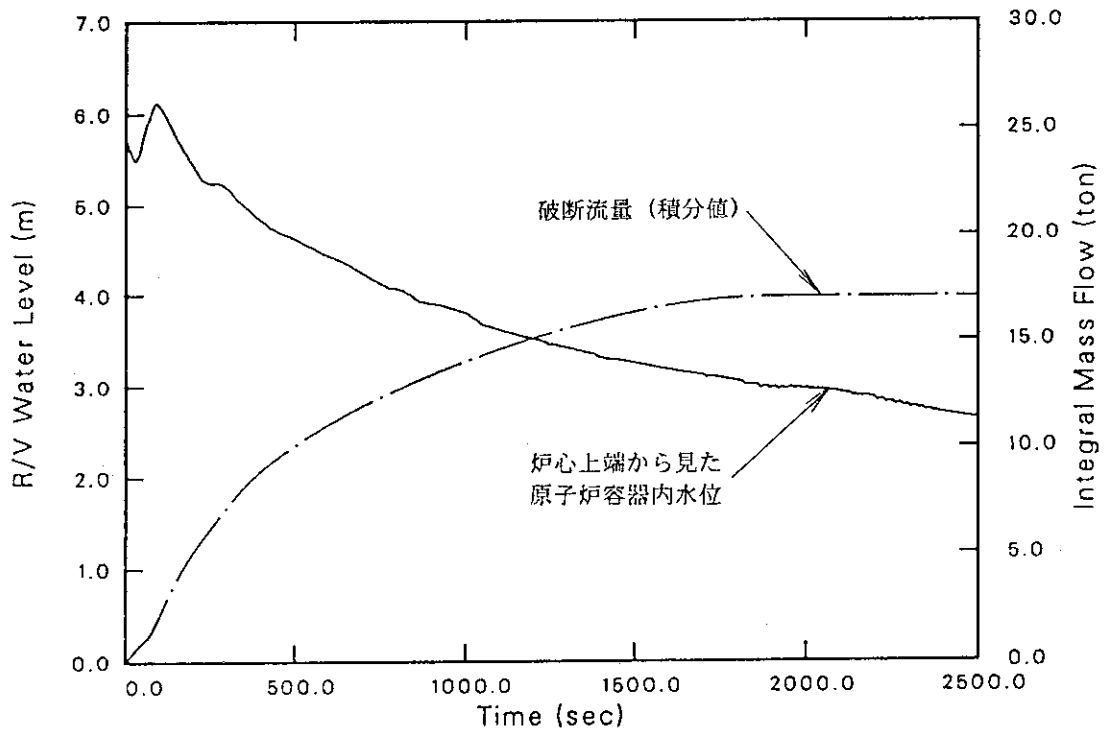
(b) 炉心関連パラメータ及び格納容器水温度

図 3.5 LOCA 解析結果 (破断位置 ; 加圧器安全弁配管、 初期格納容器気相部容積 ; 25m<sup>3</sup>)



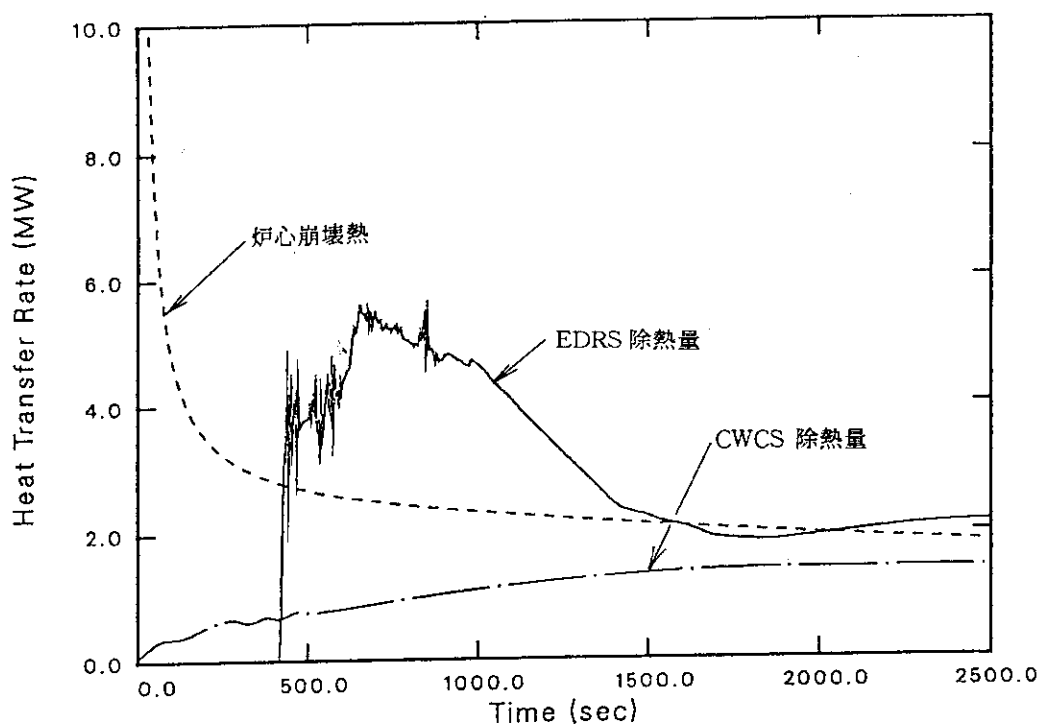


(c)破断流量及び圧力

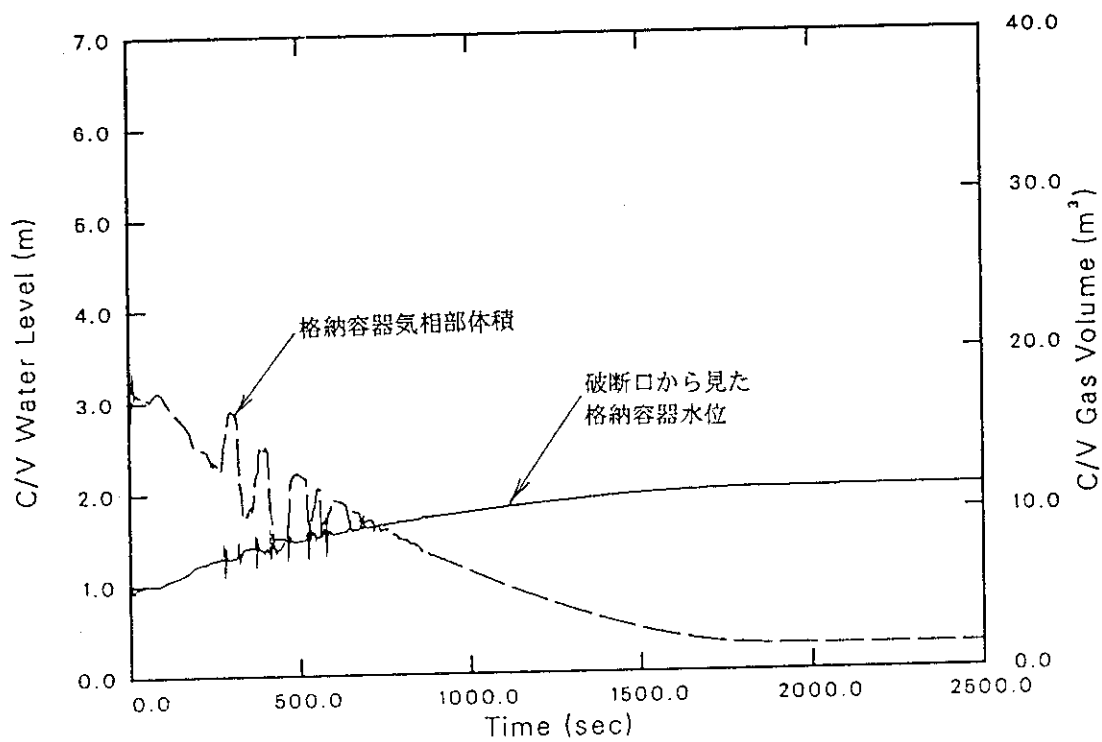


(d)原子炉容器水位及び破断流量 (積分値)

図 3.5 LOCA 解析結果 (破断位置 ; 加圧器安全弁配管、 初期格納容器気相部容積 ; 25m<sup>3</sup>)

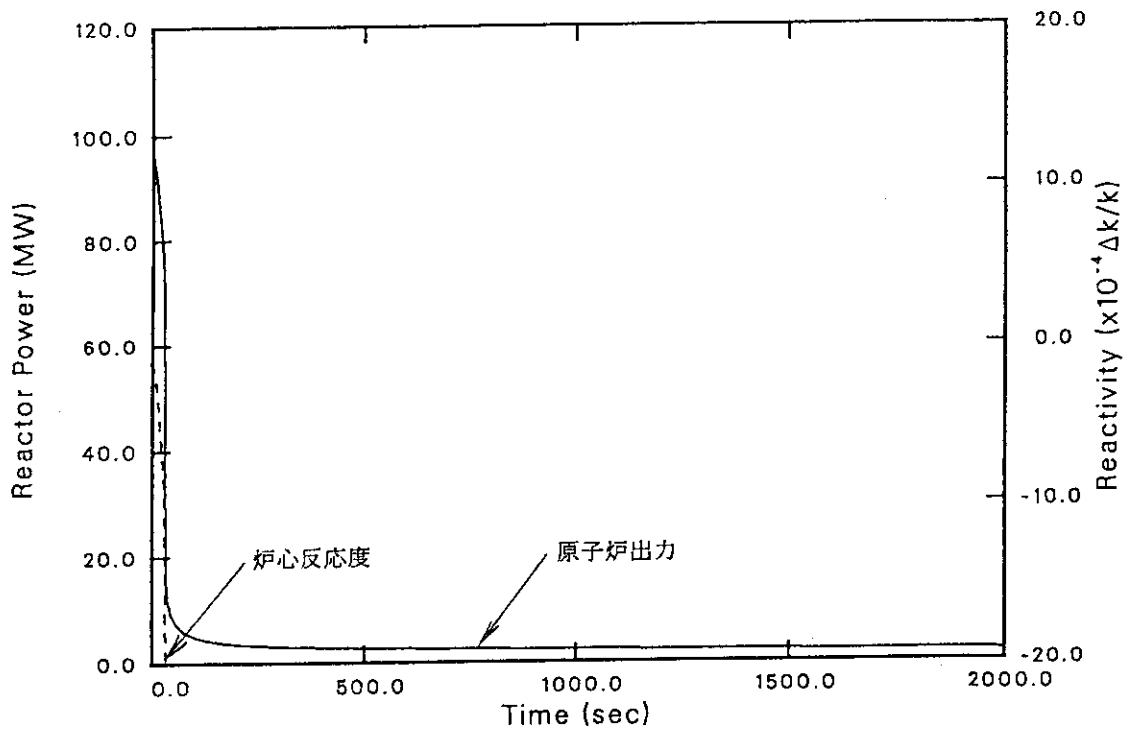


(e) 炉心崩壊熱及び除熱量

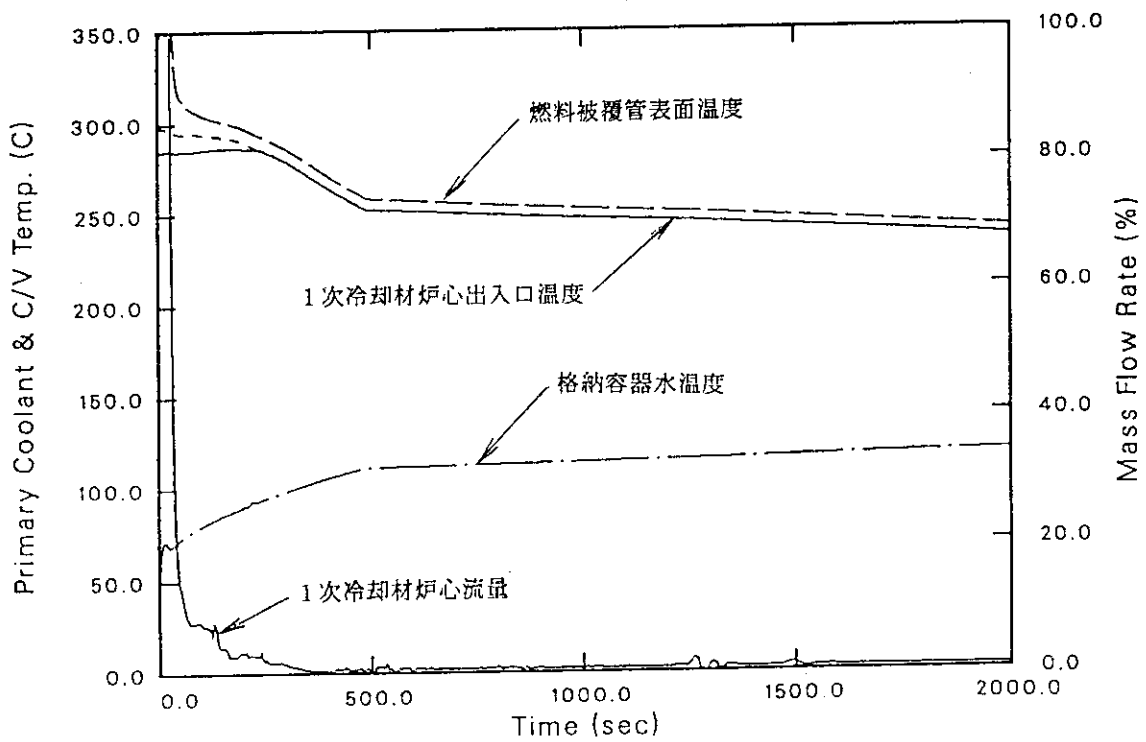


(f) 格納用機器相部体積及び格納容器水位

図 3.5 LOCA 解析結果 (破断位置 ; 加压器安全弁配管、 初期格納容器気相部容積 ; 25m<sup>3</sup>)

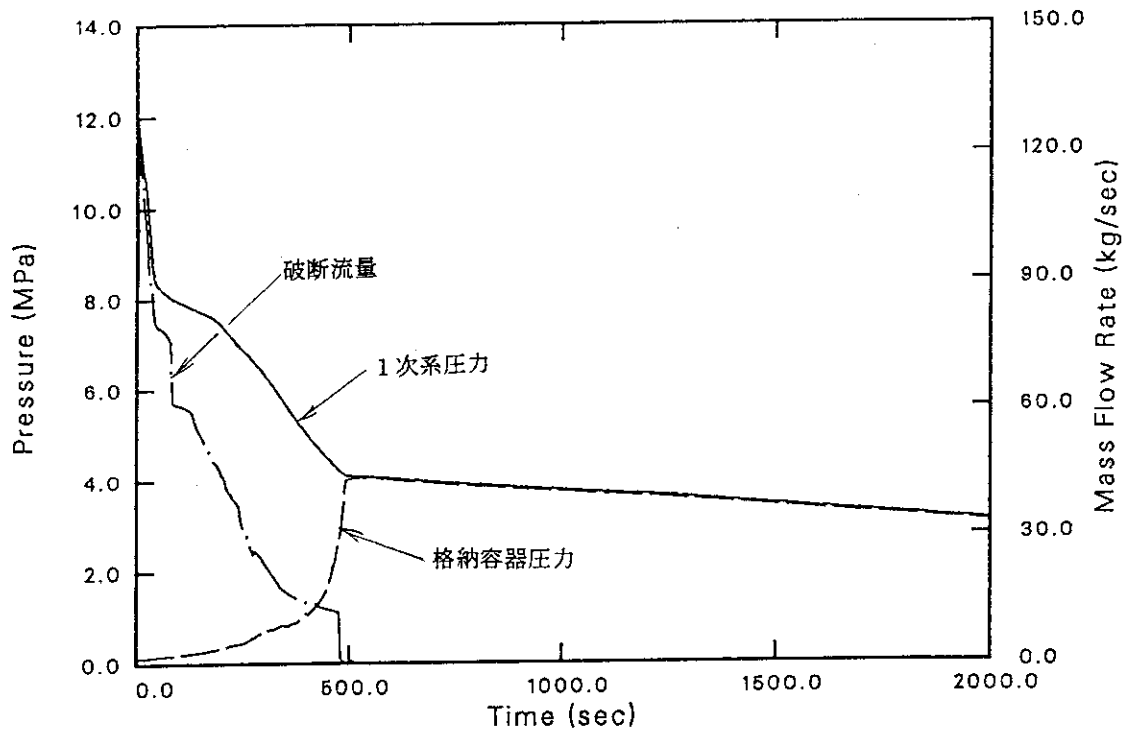


(a)原子炉出力及び炉心反応度

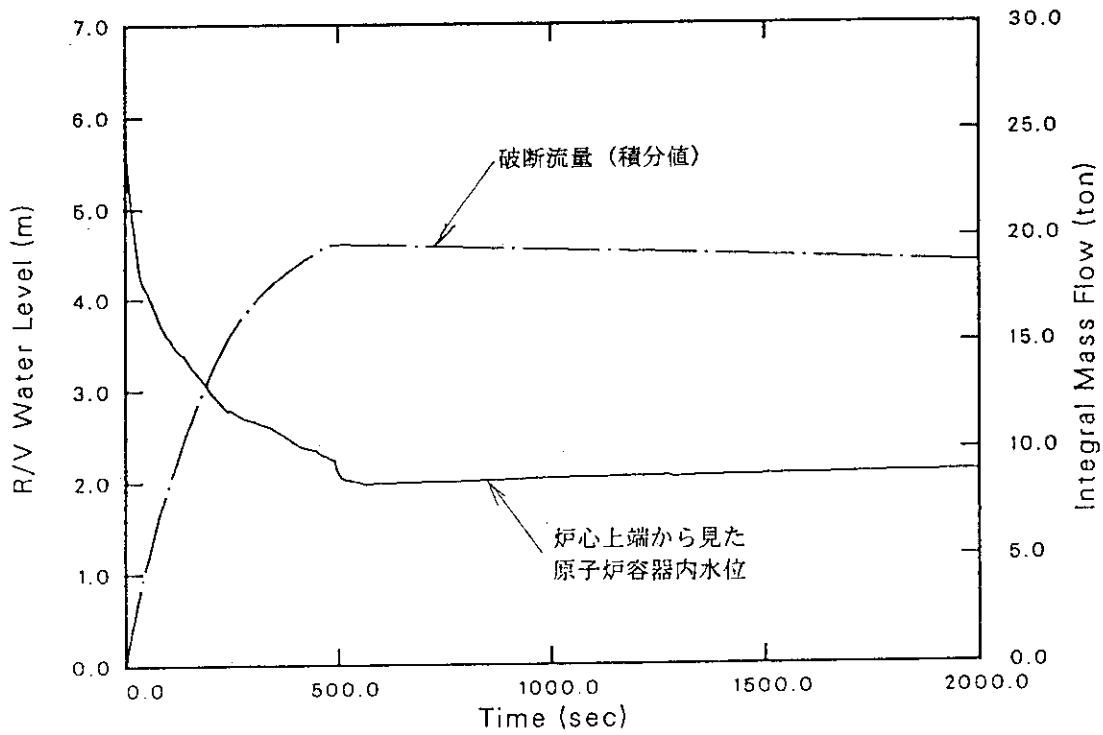


(b)炉心関連パラメータ及び格納容器水温度

図3.6 LOCA 解析結果 (破断位置；非常用崩壊熱冷却系統高温側配管、初期格納容器気相部容積； $25\text{m}^3$ )



(c)破断流量及び圧力



(d)原子炉容器水位及び破断流量 (積分値)

図 3.6 LOCA 解析結果 (破断位置 ; 非常用崩壊熱冷却系統高温側配管、初期格納容器気相部容積 ; 25m<sup>3</sup>)

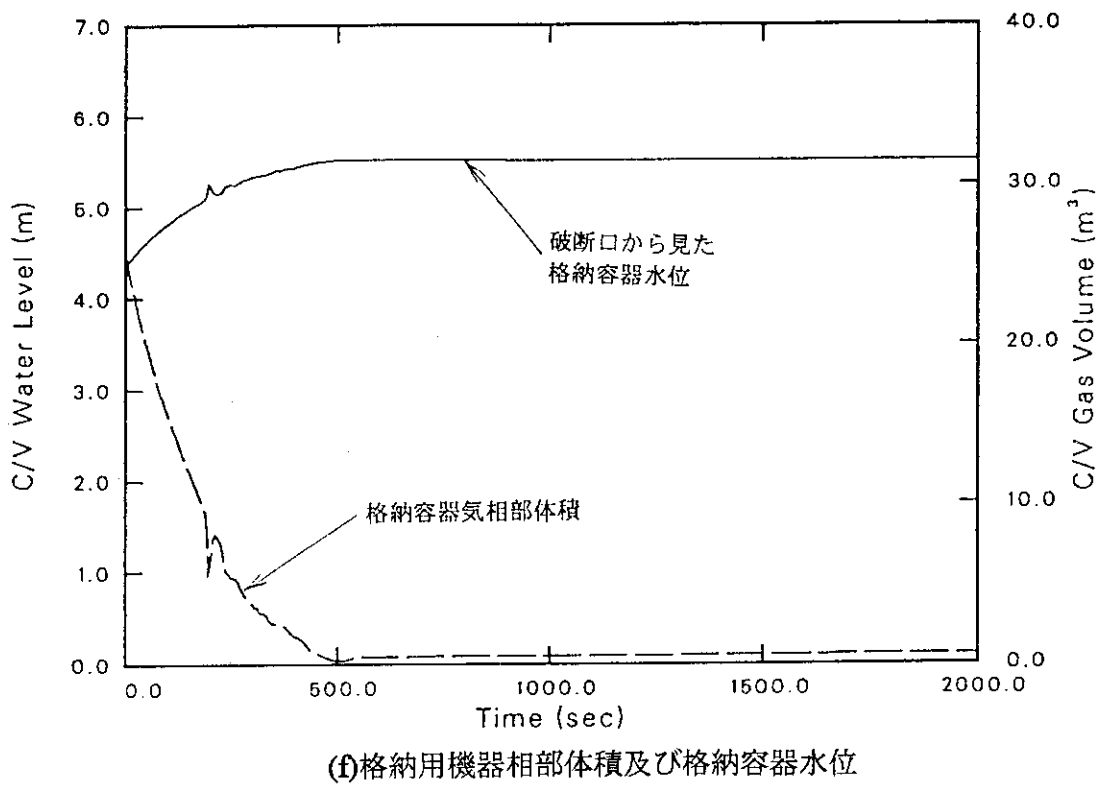
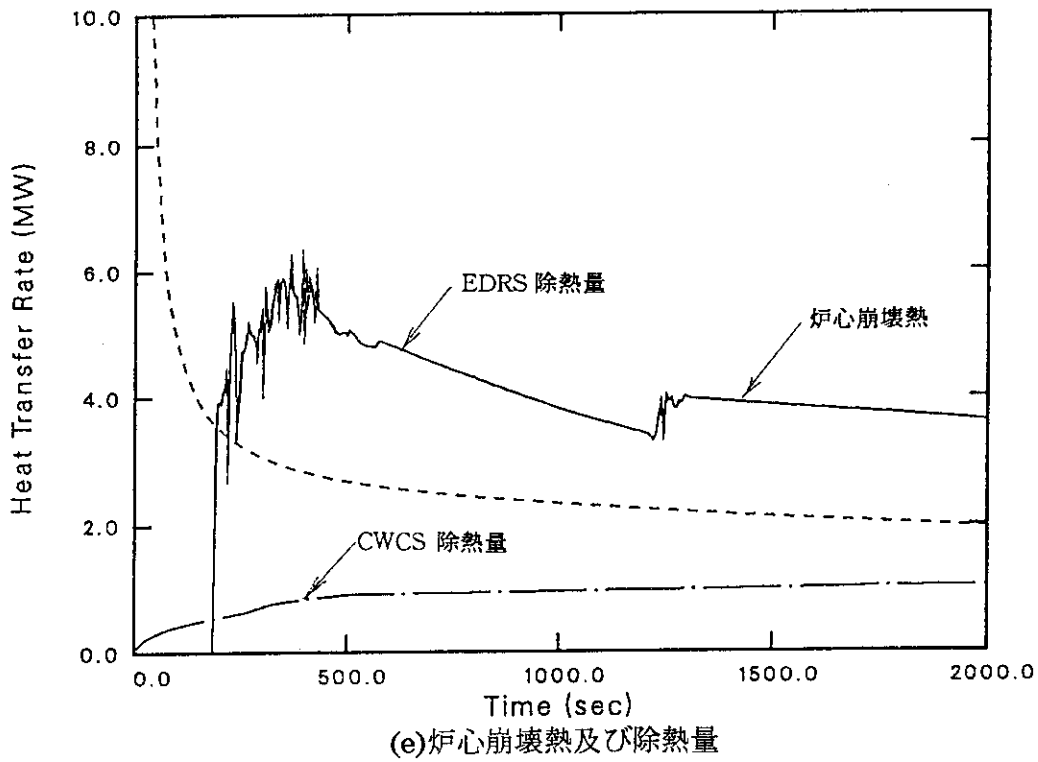
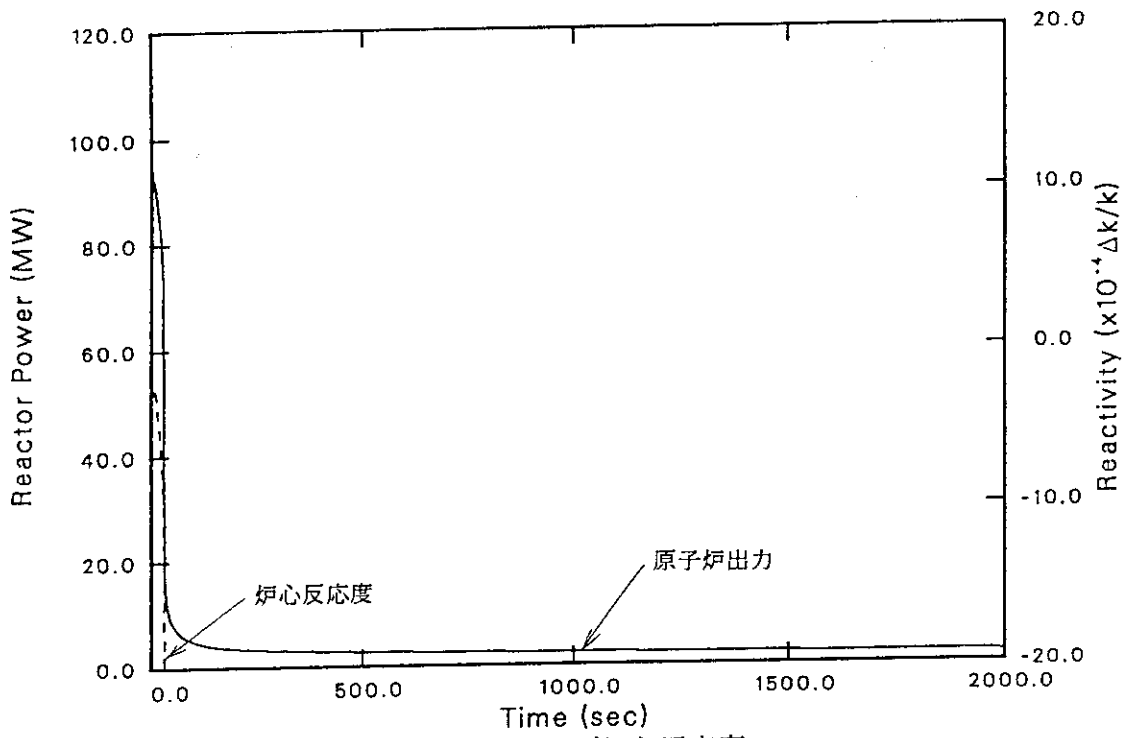
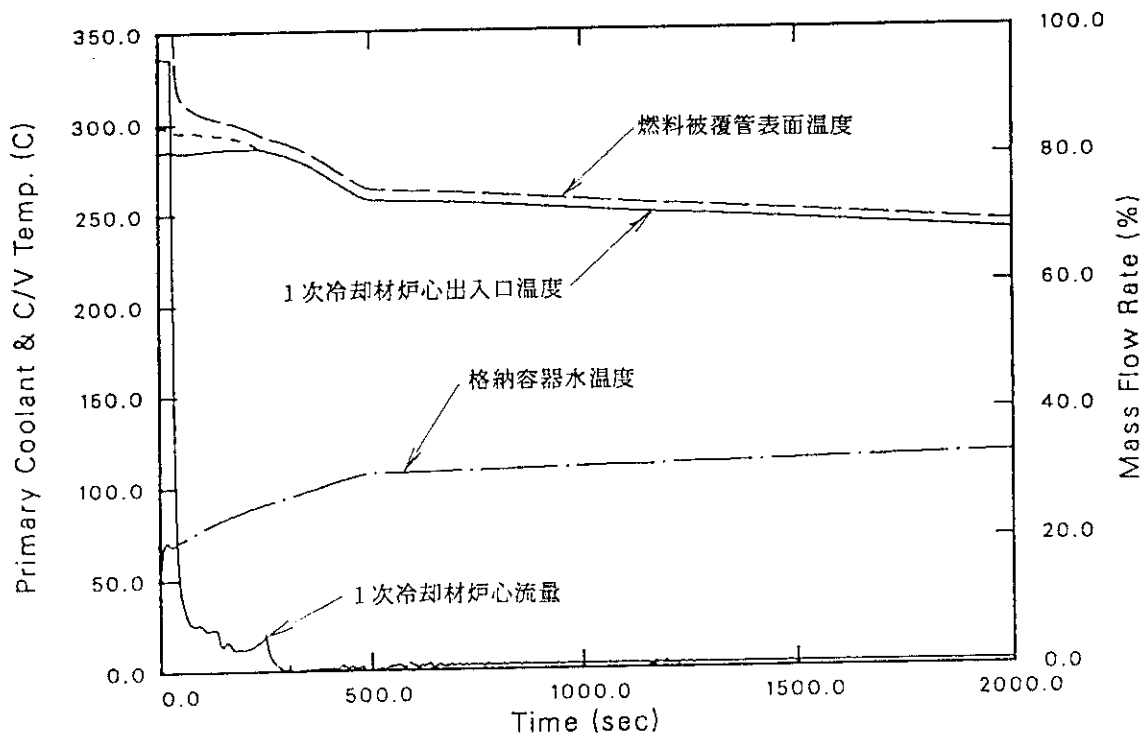


図 3.6 LOCA 解析結果 (破断位置; 非常用崩壊熱冷却系統高温側配管、初期格納容器気相部容積; 25m<sup>3</sup>)

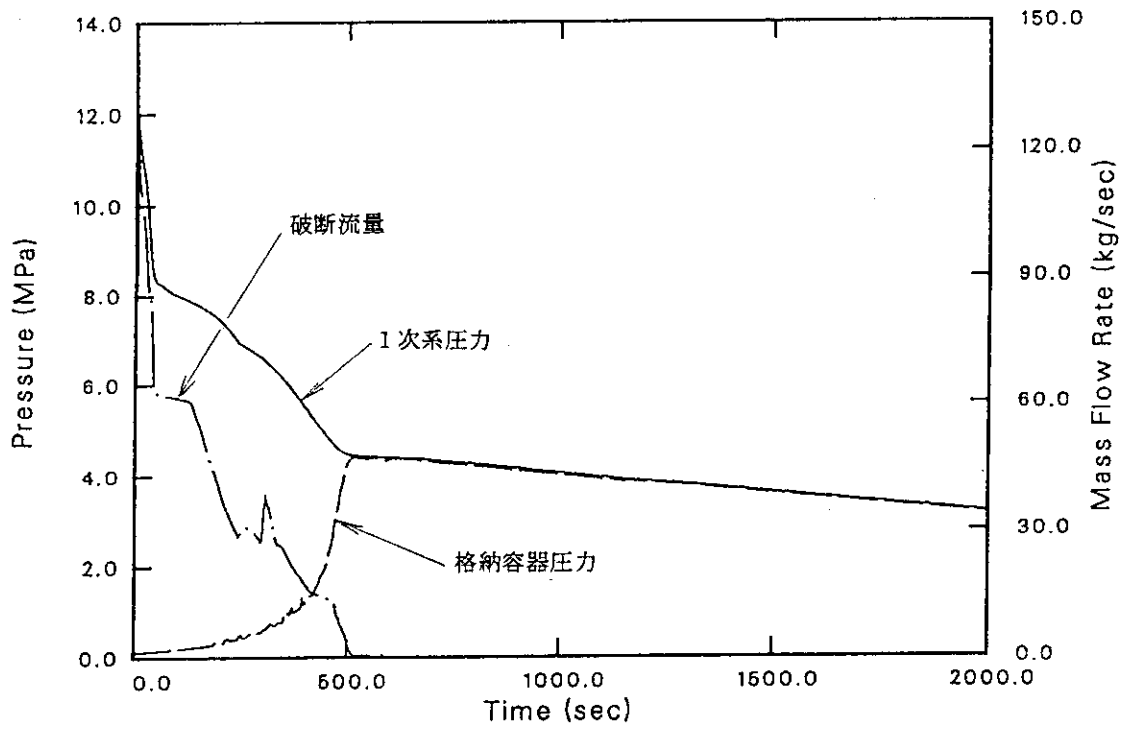


(a)原子炉出力及び炉心反応度

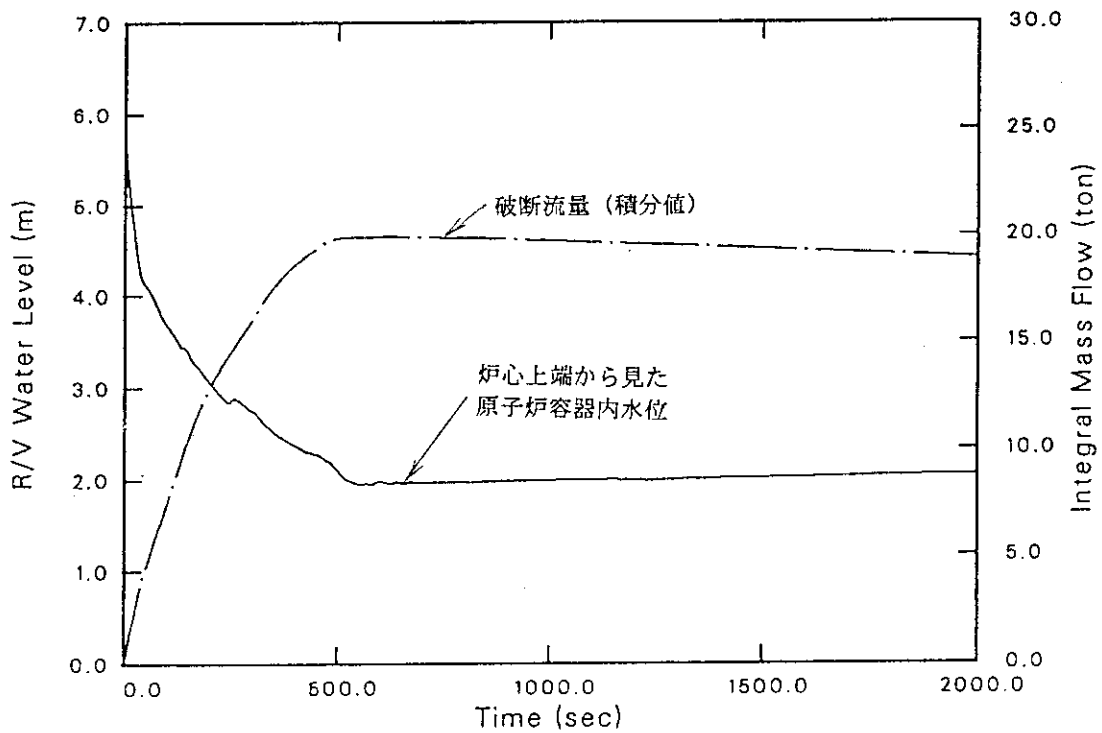


(b)炉心関連パラメータ及び格納容器水温度

図3.7 LOCA解析結果 (破断位置；非常用崩壊熱冷却系統低温側配管、初期格納容器気相部容積；25m<sup>3</sup>)

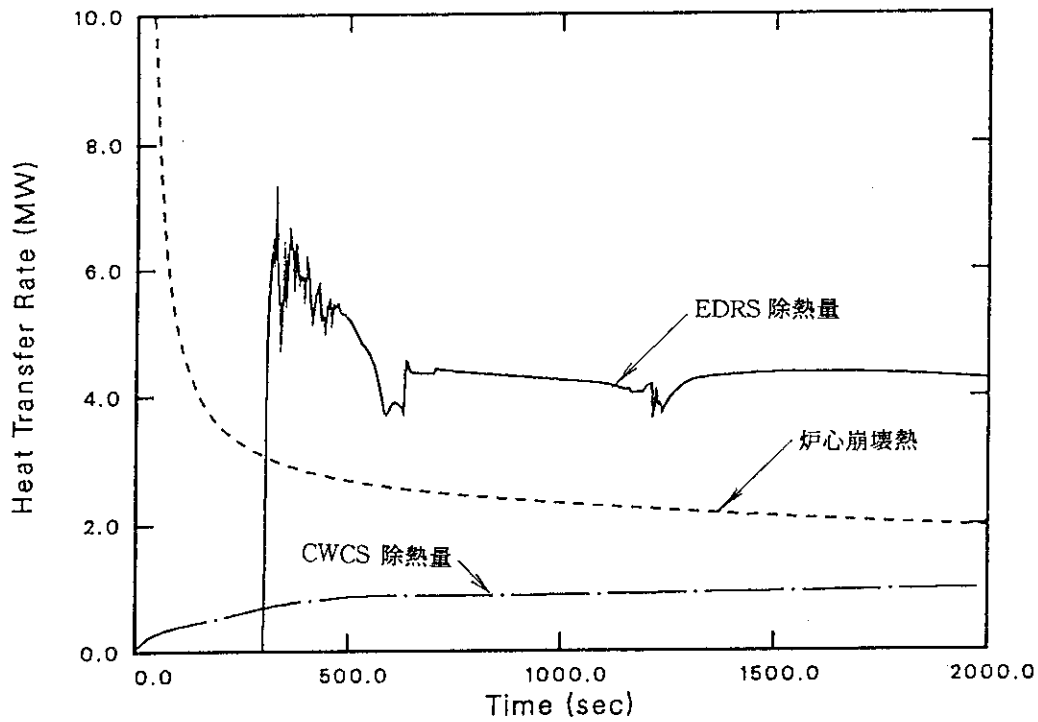


(c)破断流量及び圧力

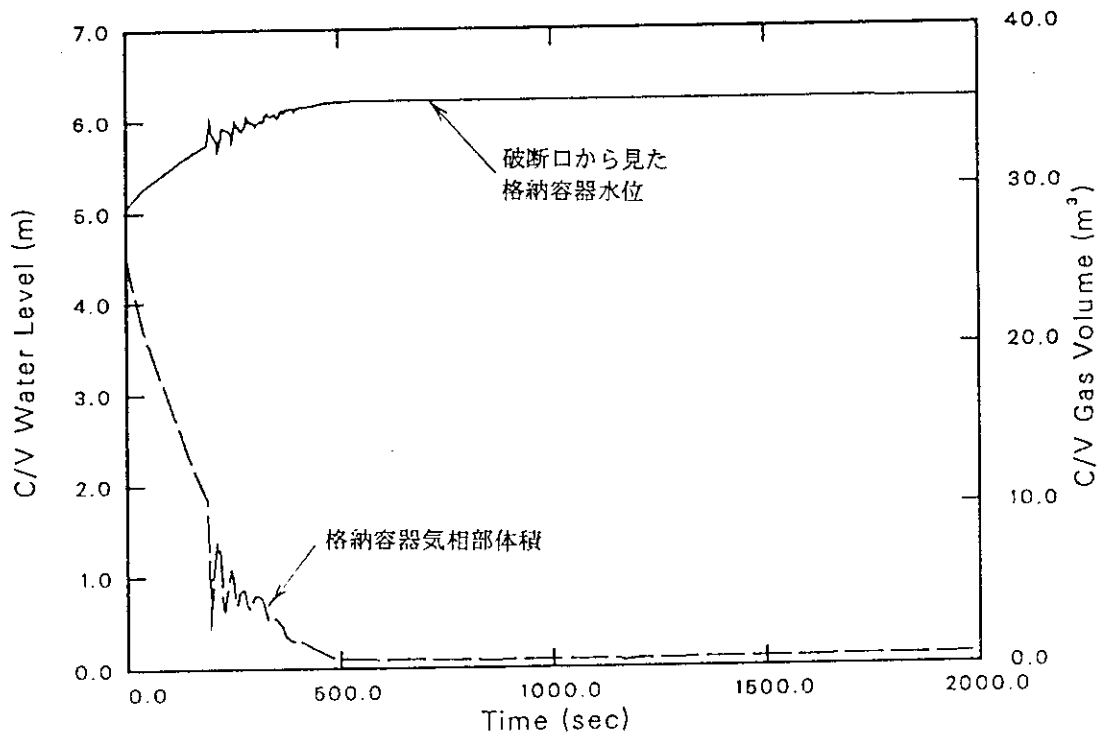


(d)原子炉容器水位及び破断流量 (積分値)

図 3.7 LOCA 解析結果 (破断位置 ; 非常用崩壊熱冷却系統低温側配管、 初期格納容器気相部容積 ; 25m<sup>3</sup>)



(e) 炉心崩壊熱及び除熱量



(f) 格納用機器相部体積及び格納容器水位

図 3.7 LOCA 解析結果 (破断位置; 非常用崩壊熱冷却系統低温側配管、初期格納容器気相部容積; 25m<sup>3</sup>)



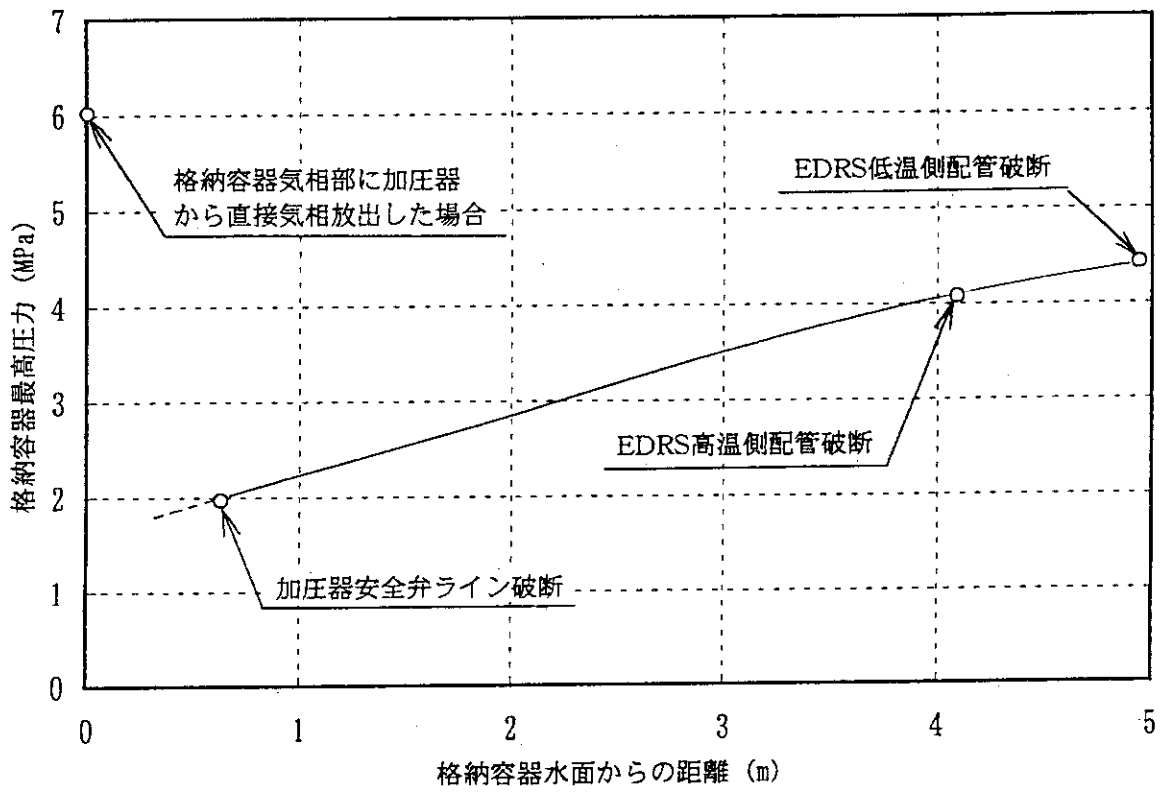
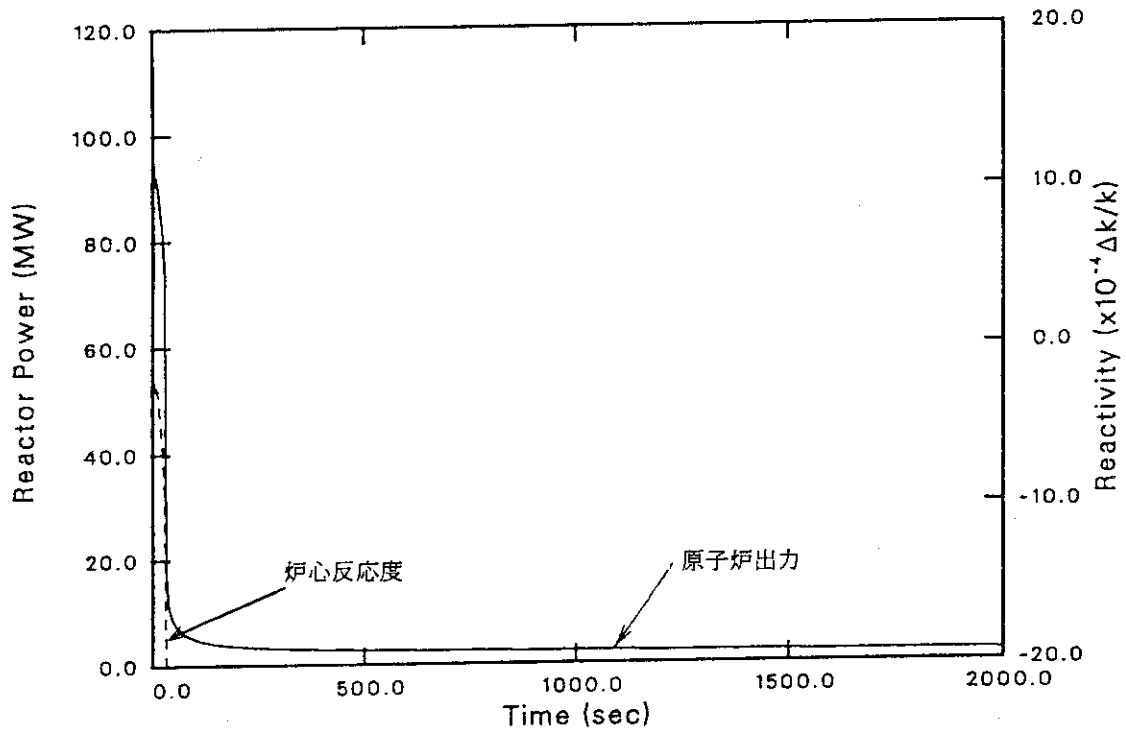
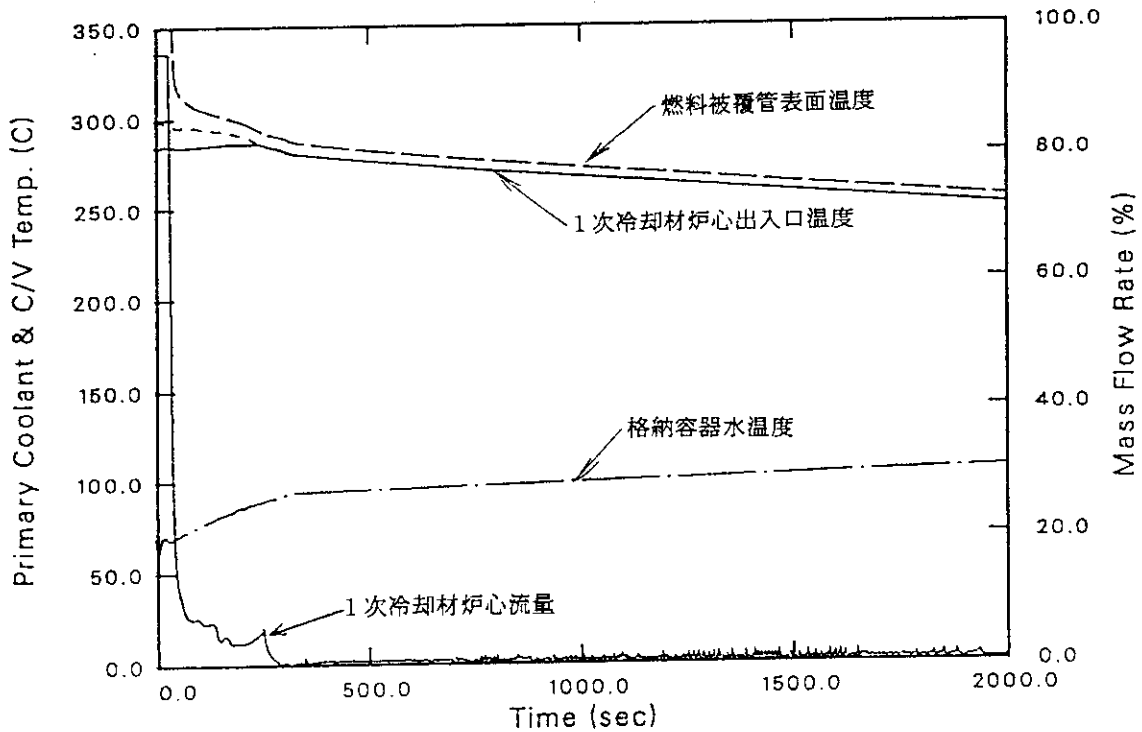


図 3.8 均圧する圧力に対する破断位置の影響

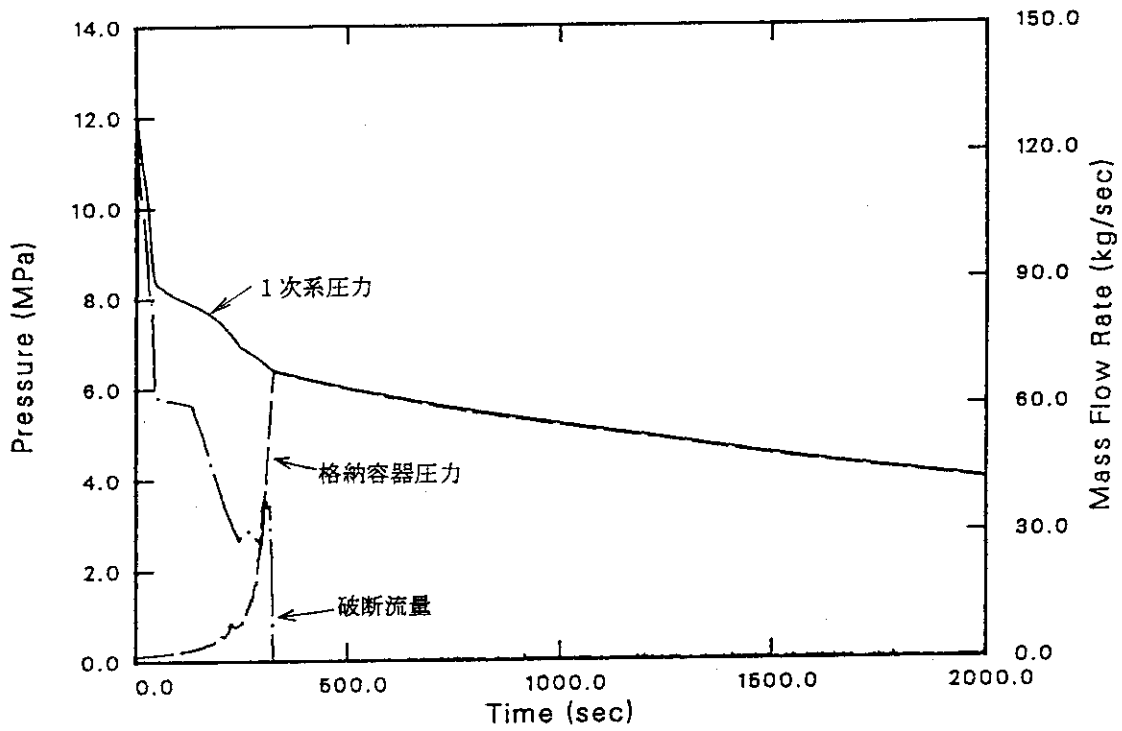


(a)原子炉出力及び炉心反応度

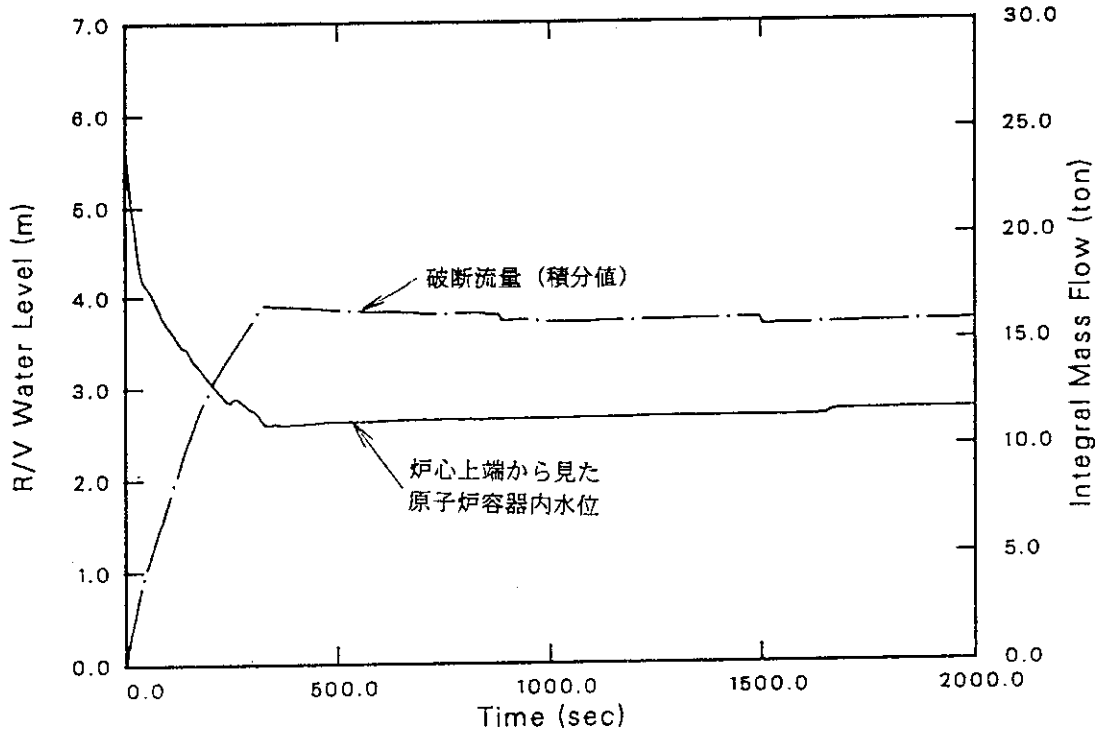


(b)炉心関連パラメータ及び格納容器水温度

図 3.9 LOCA 解析結果 (破断位置；非常用崩壊熱冷却系統低温側配管、初期格納容器気相部容積； $20\text{m}^3$ )

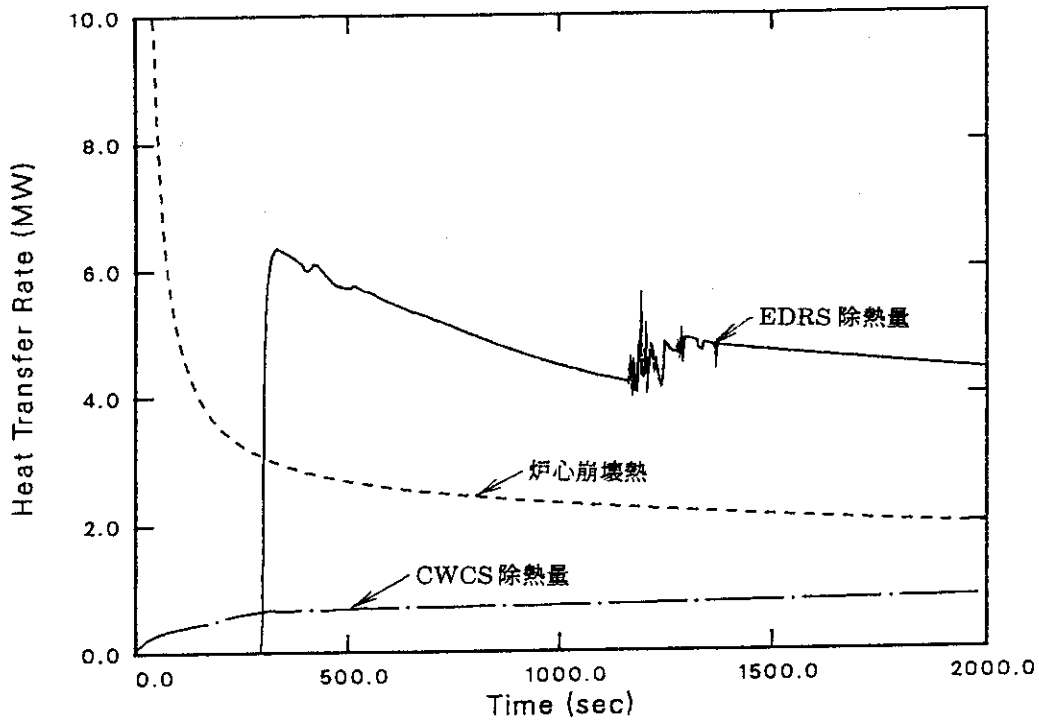


(c)破断流量及び圧力

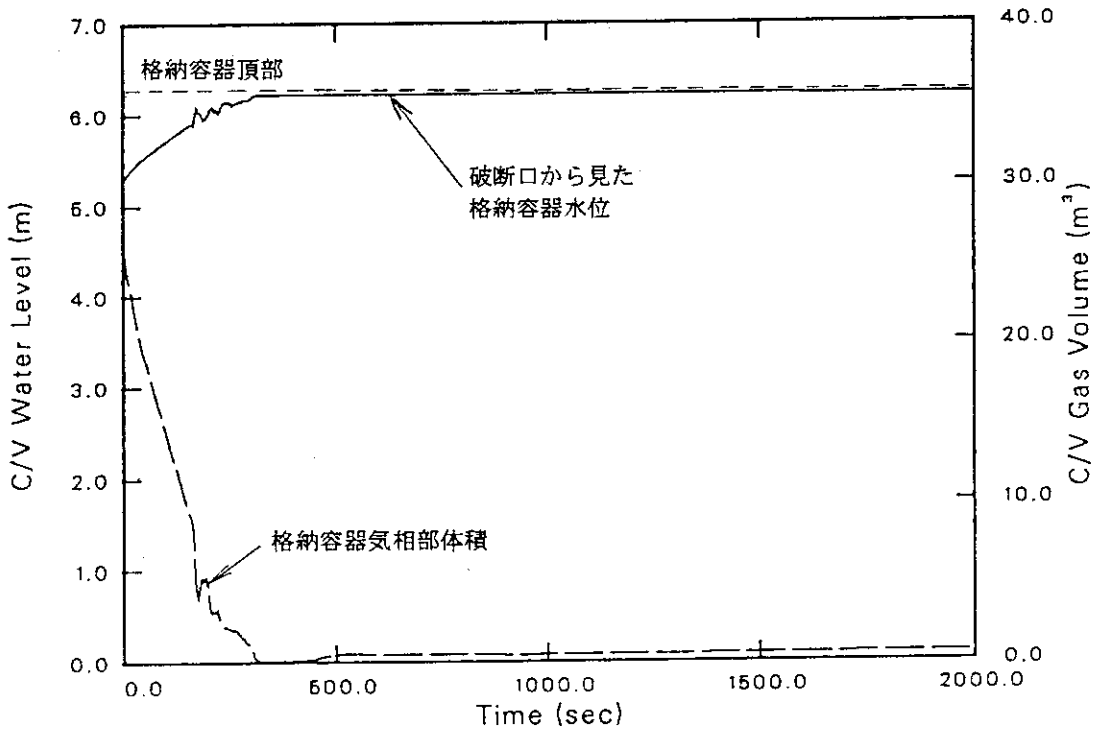


(d)原子炉容器水位及び破断流量 (積分値)

図 3.9 LOCA 解析結果 (破断位置; 非常用崩壊熱冷却系統低温側配管、初期格納容器気相部容積; 20m<sup>3</sup>)

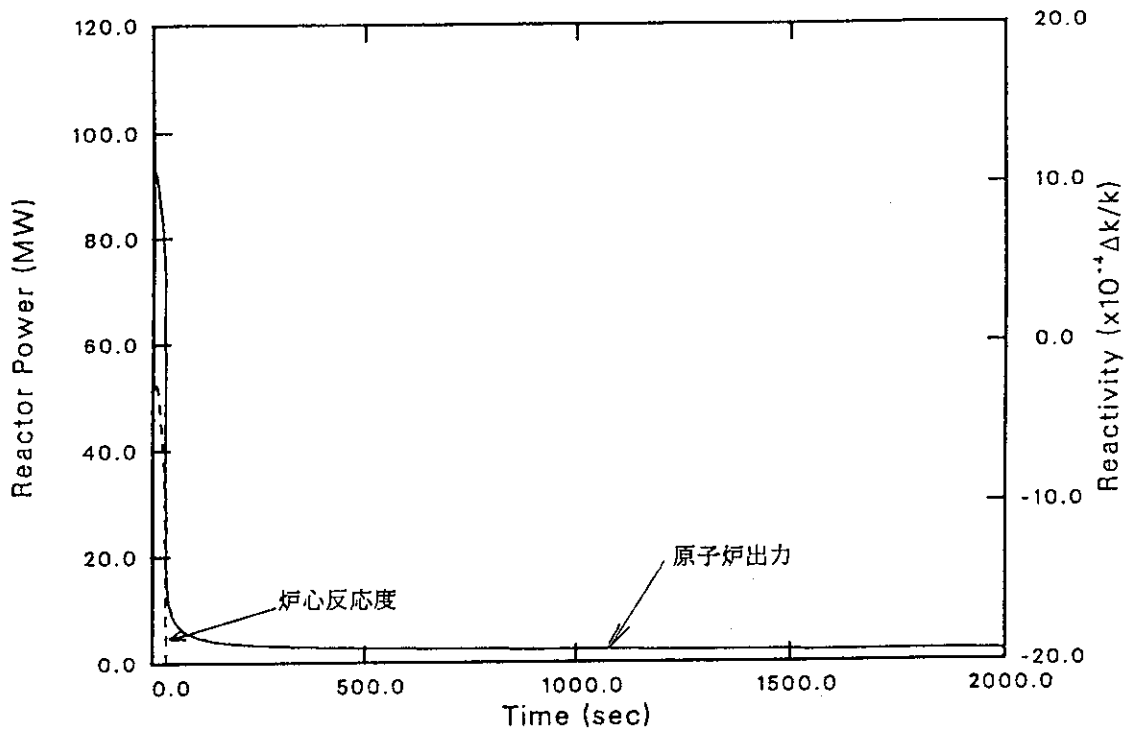


(e) 炉心崩壊熱及び除熱量

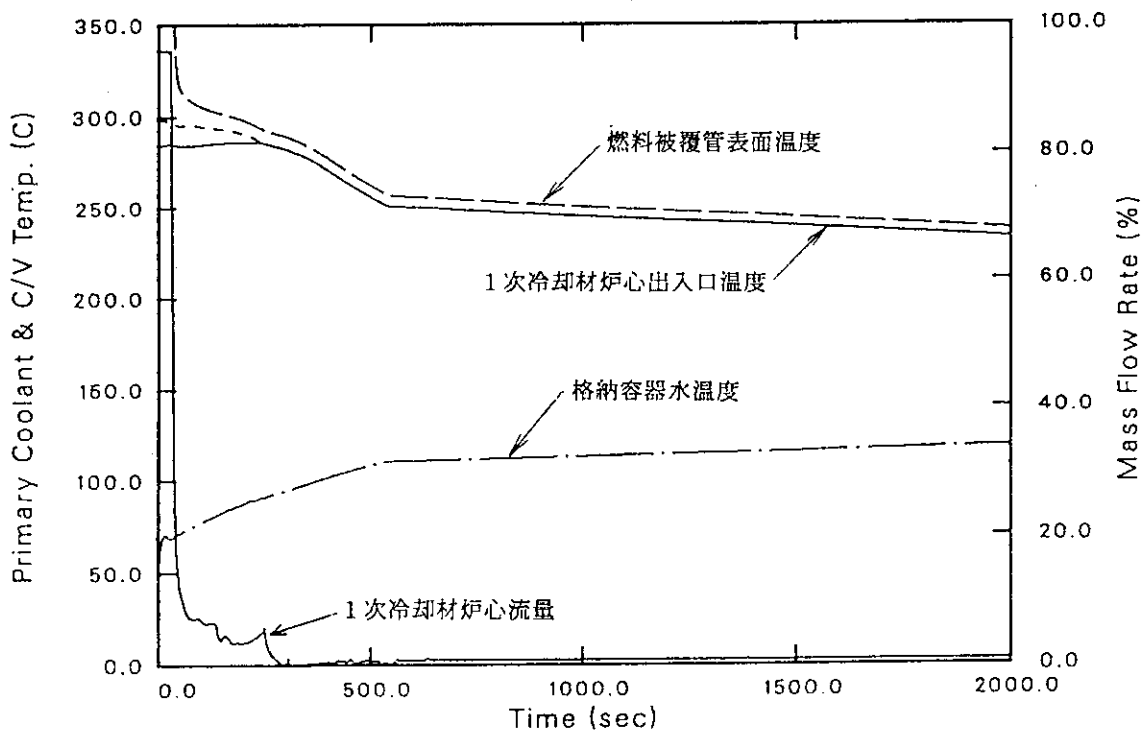


(f) 格納用機器相部体積及び格納容器水位

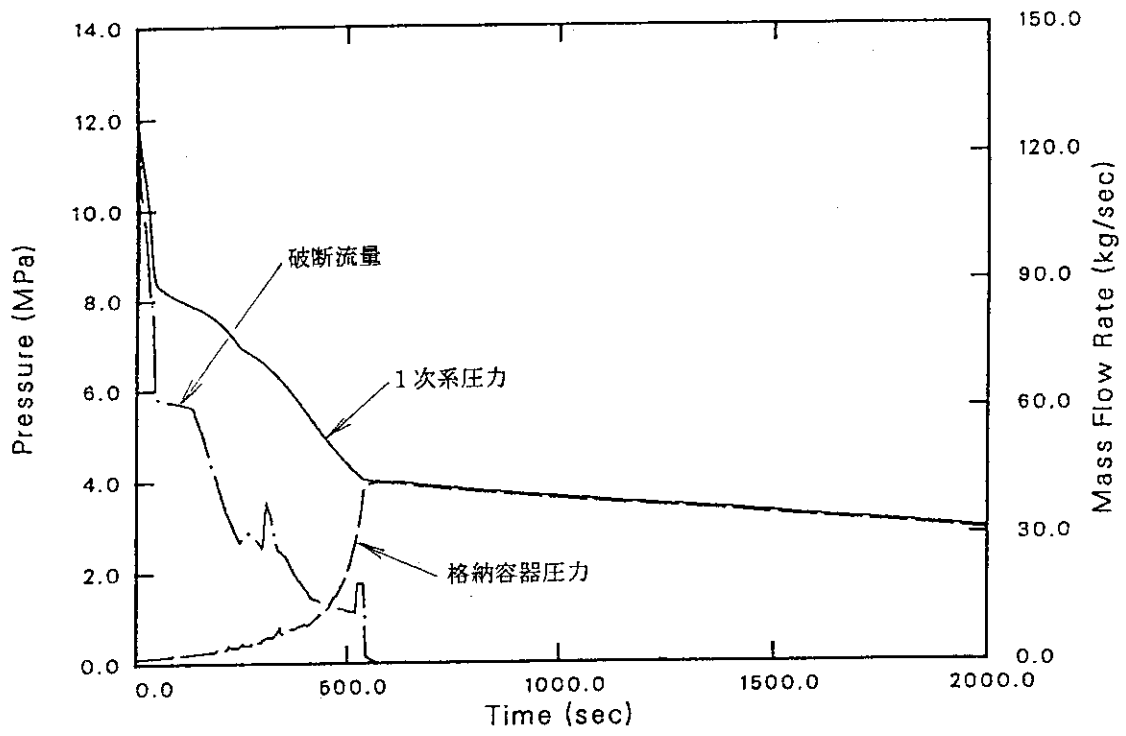
図 3.9 LOCA 解析結果 (破断位置; 非常用崩壊熱冷却系統低温側配管、初期格納容器気相部容積; 20m<sup>3</sup>)



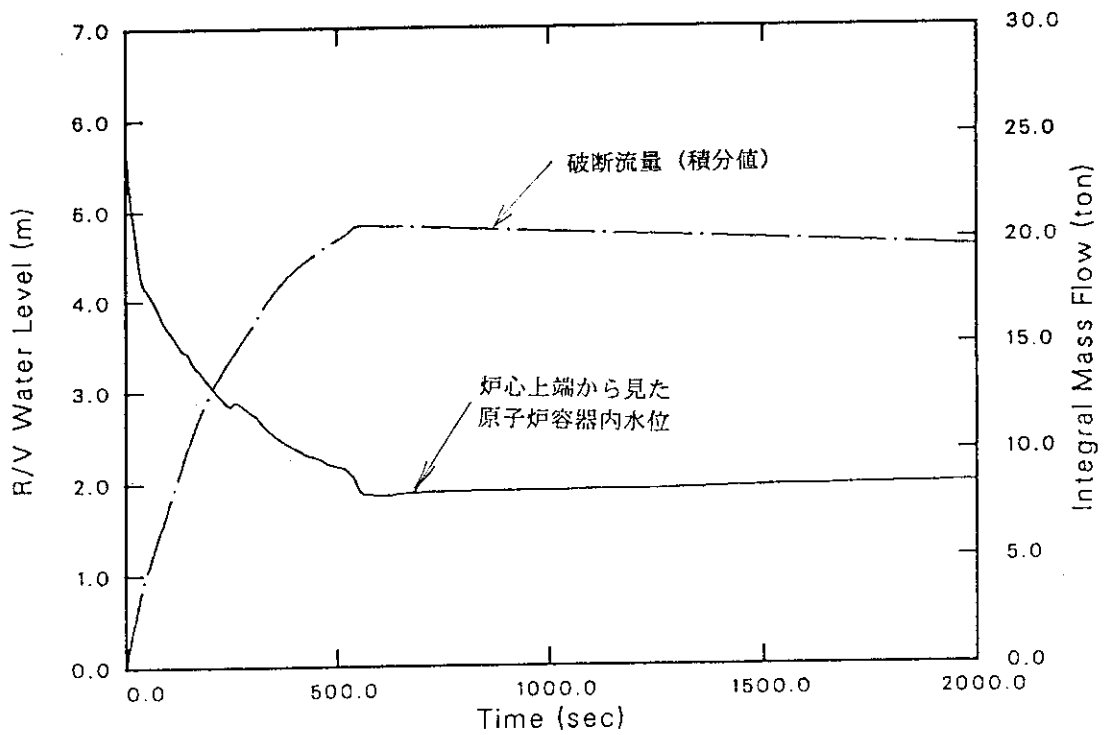
(a)原子炉出力及び炉心反応度



(b)炉心関連パラメータ及び格納容器水温度

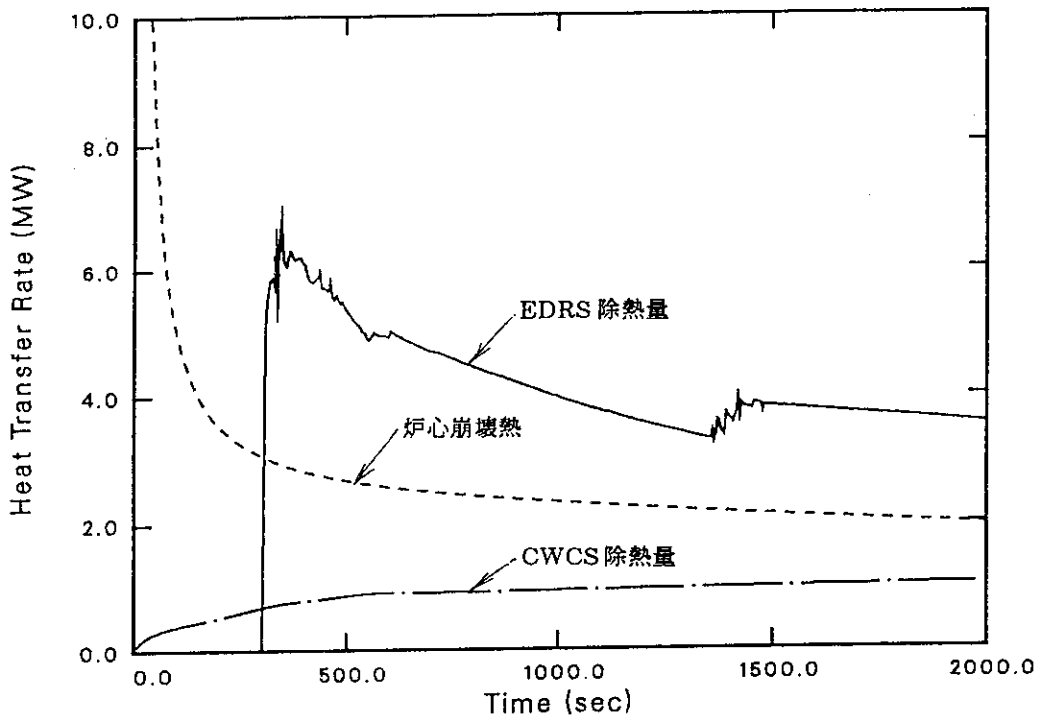


(c)破断流量及び圧力

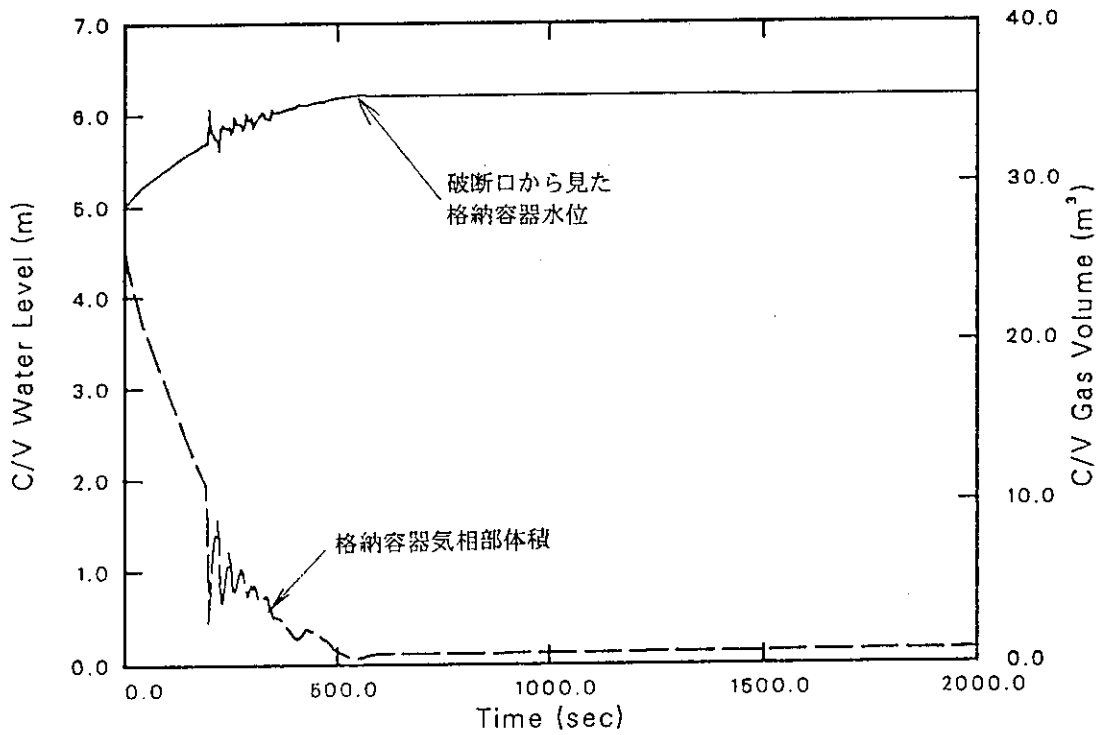


(d)原子炉容器水位及び破断流量 (積分値)

図 3.10 LOCA 解析結果 (破断位置; 非常用崩壊熱冷却系統低温側配管、初期格納容器気相部容積; 26m<sup>3</sup>)

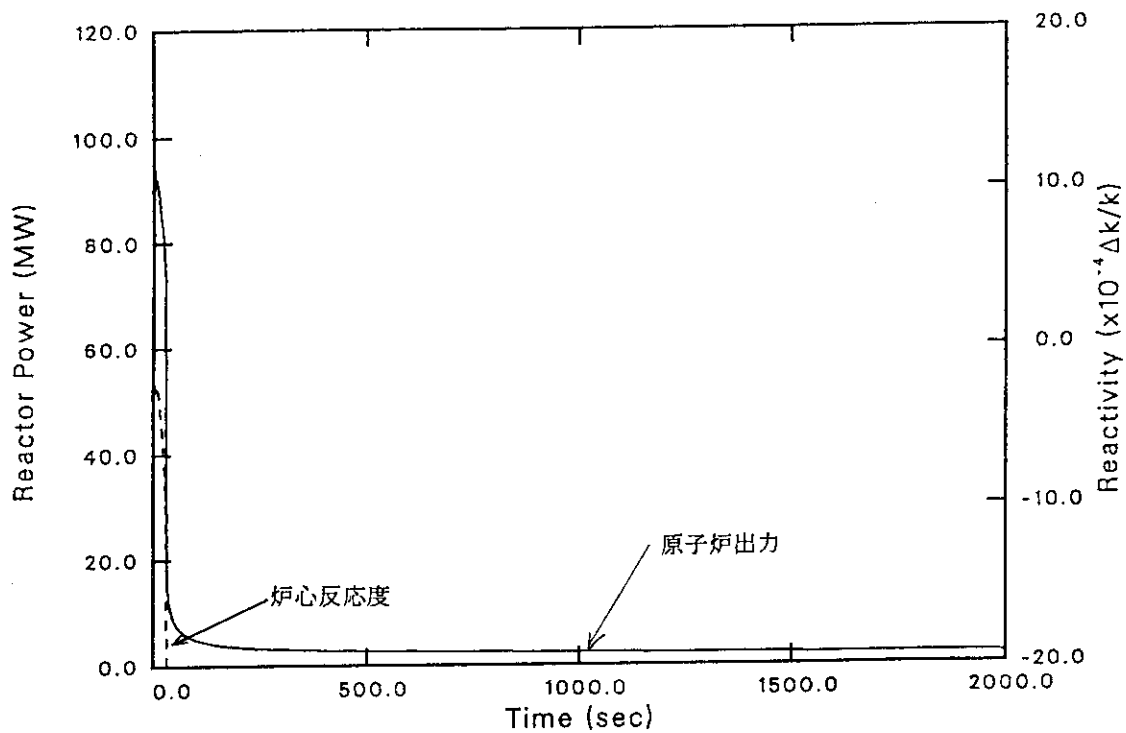


(e) 炉心崩壊熱及び除熱量

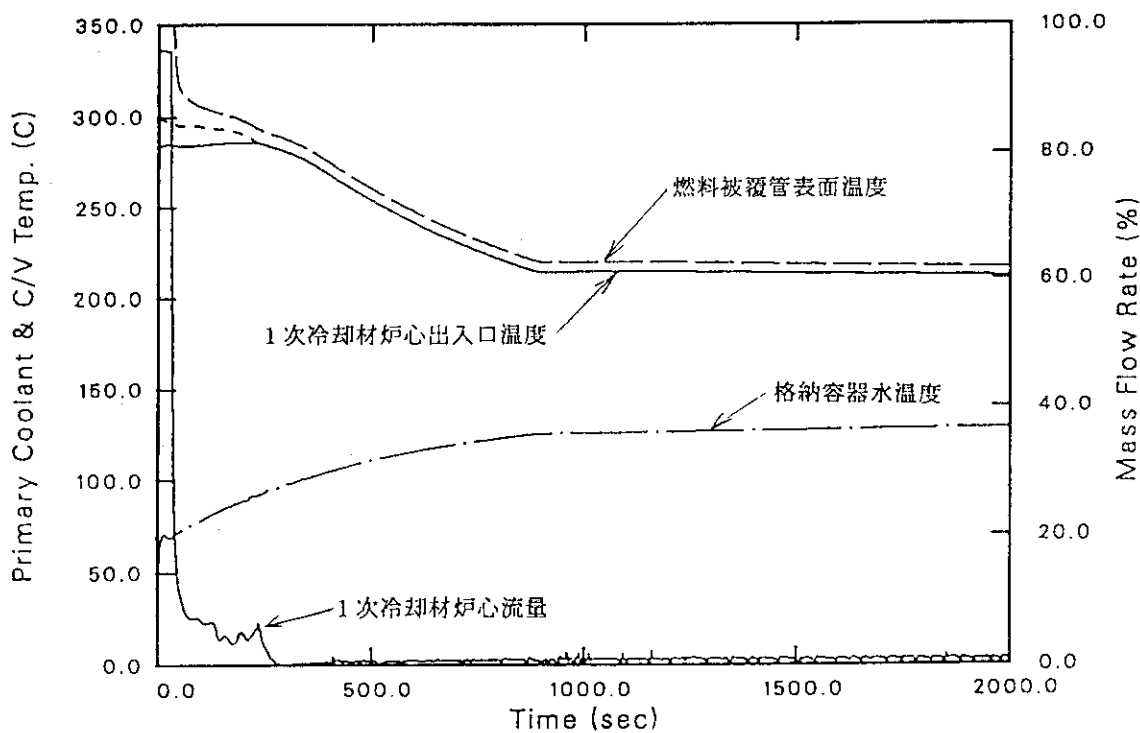


(f) 格納用機器相部体積及び格納容器水位

図 3.10 LOCA 解析結果 (破断位置; 非常用崩壊熱冷却系統低温側配管、初期格納容器気相部容積; 26m<sup>3</sup>)



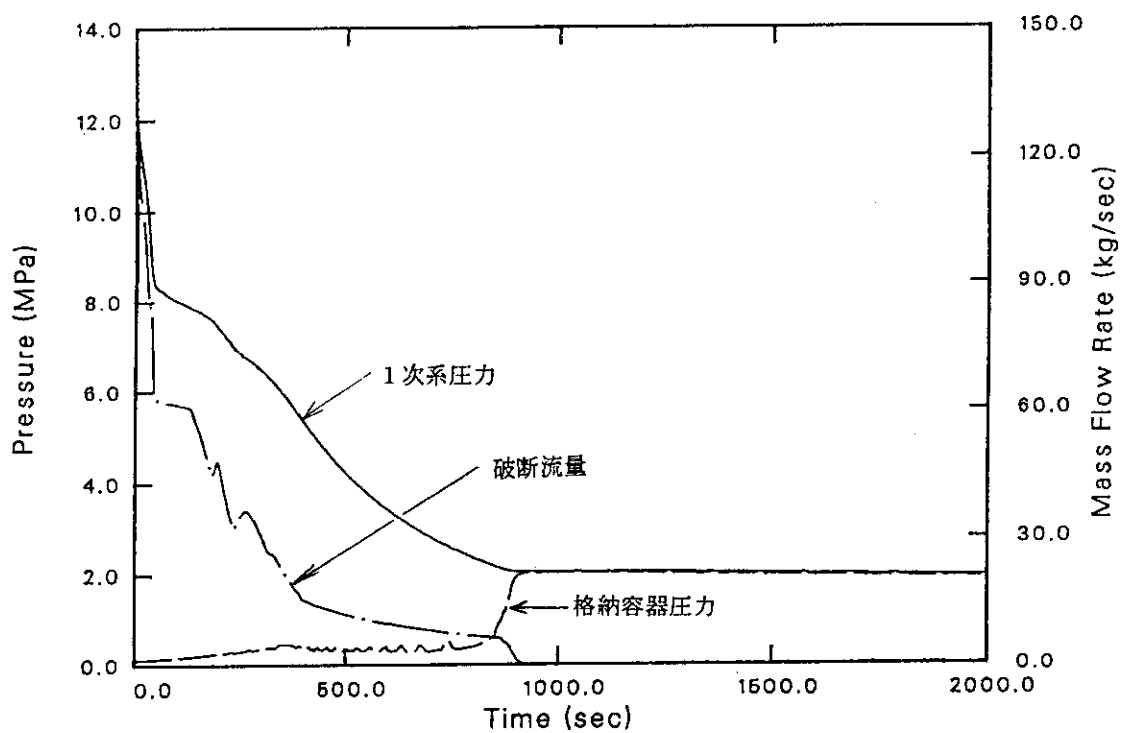
(a)原子炉出力及び炉心反応度



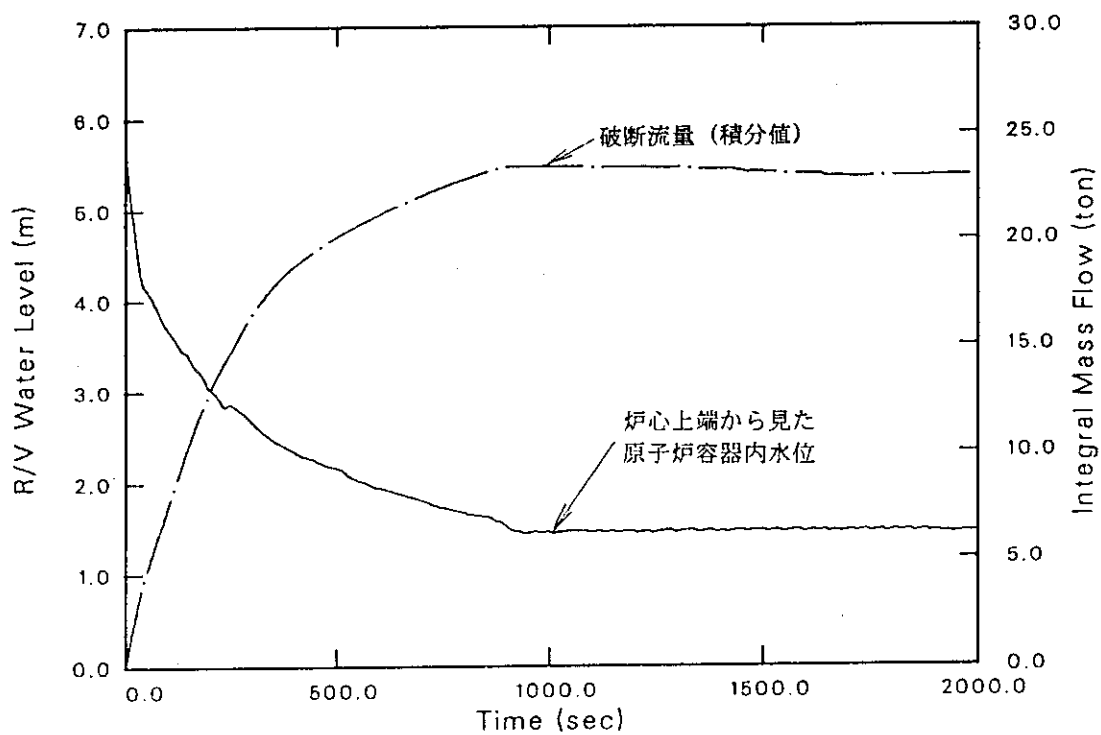
(b)炉心関連パラメータ及び格納容器水温度

図3.11 LOCA 解析結果 (破断位置；非常用崩壊熱冷却系統低温側配管、初期格納容器気相部容積；30m<sup>3</sup>)



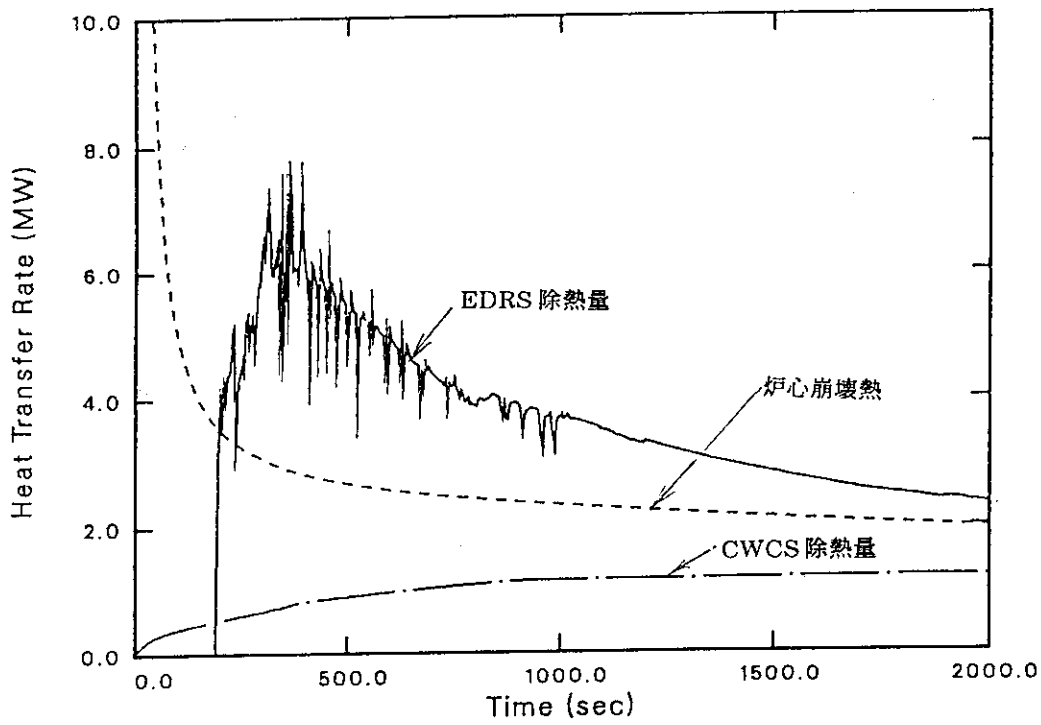


(c)破断流量及び圧力

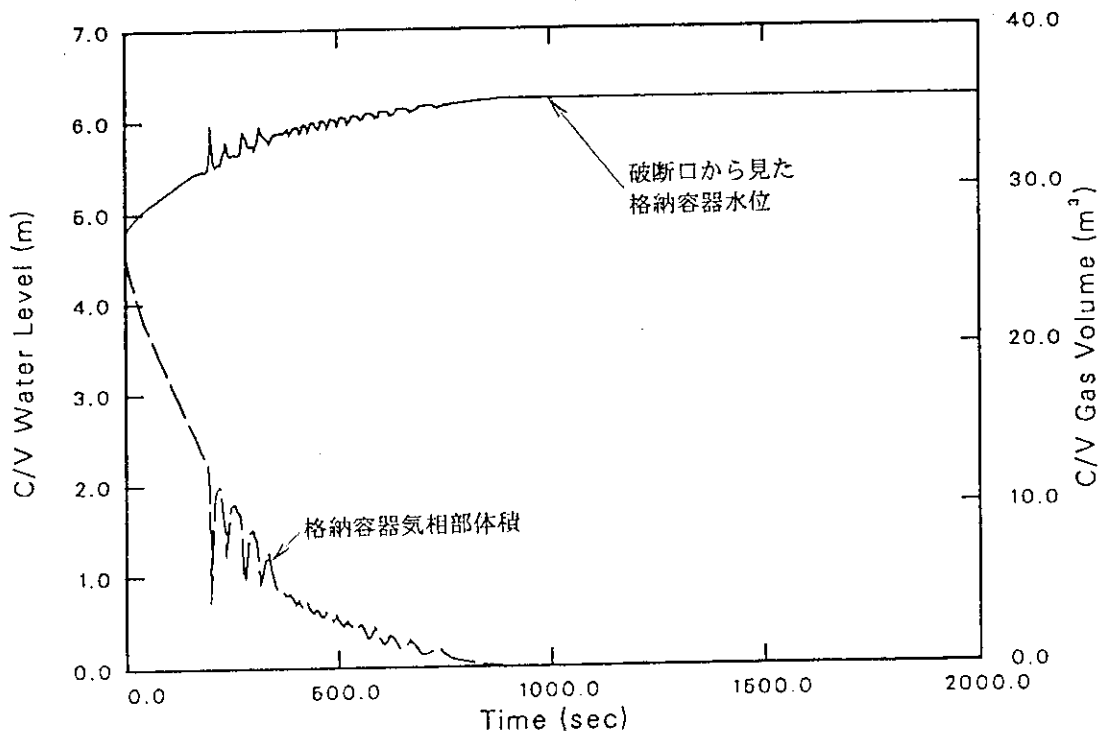


(d)原子炉容器水位及び破断流量 (積分値)

図3.11 LOCA 解析結果 (破断位置; 非常用崩壊熱冷却系統低温側配管、初期格納容器気相部容積; 30m<sup>3</sup>)

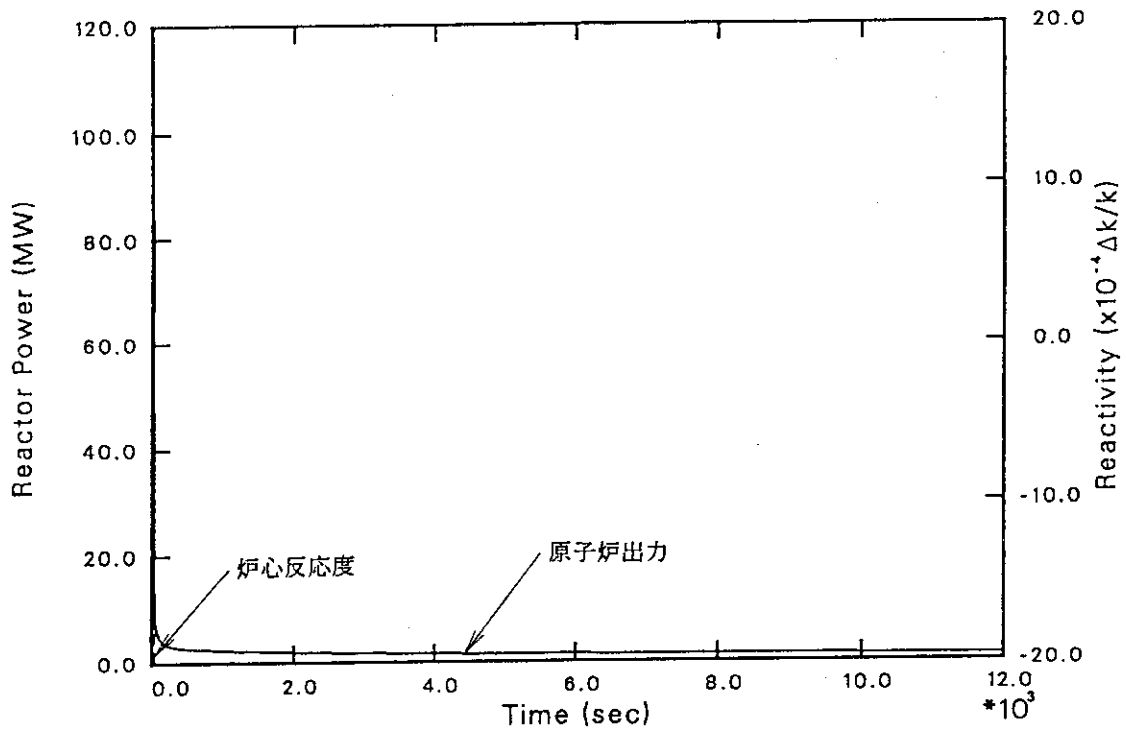


(e) 炉心崩壊熱及び除熱量

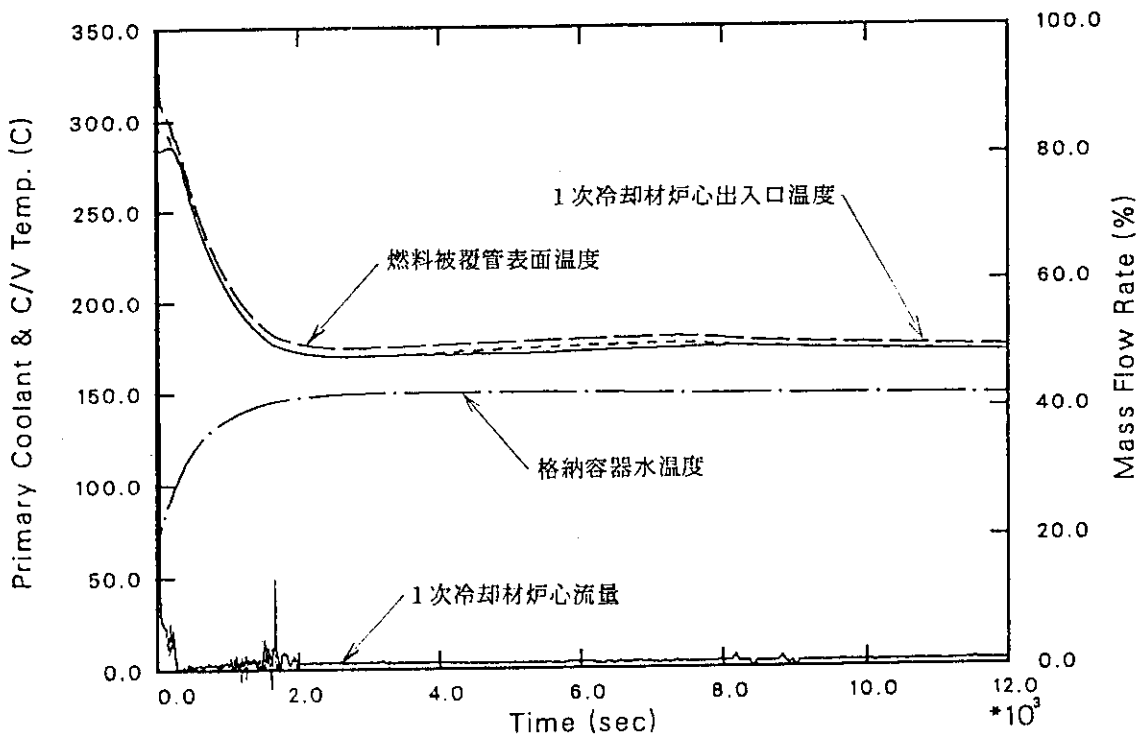


(f) 格納用機器相部体積及び格納容器水位

図 3.11 LOCA 解析結果 (破断位置; 非常用崩壊熱冷却系統低温側配管、初期格納容器気相部容積; 30m<sup>3</sup>)

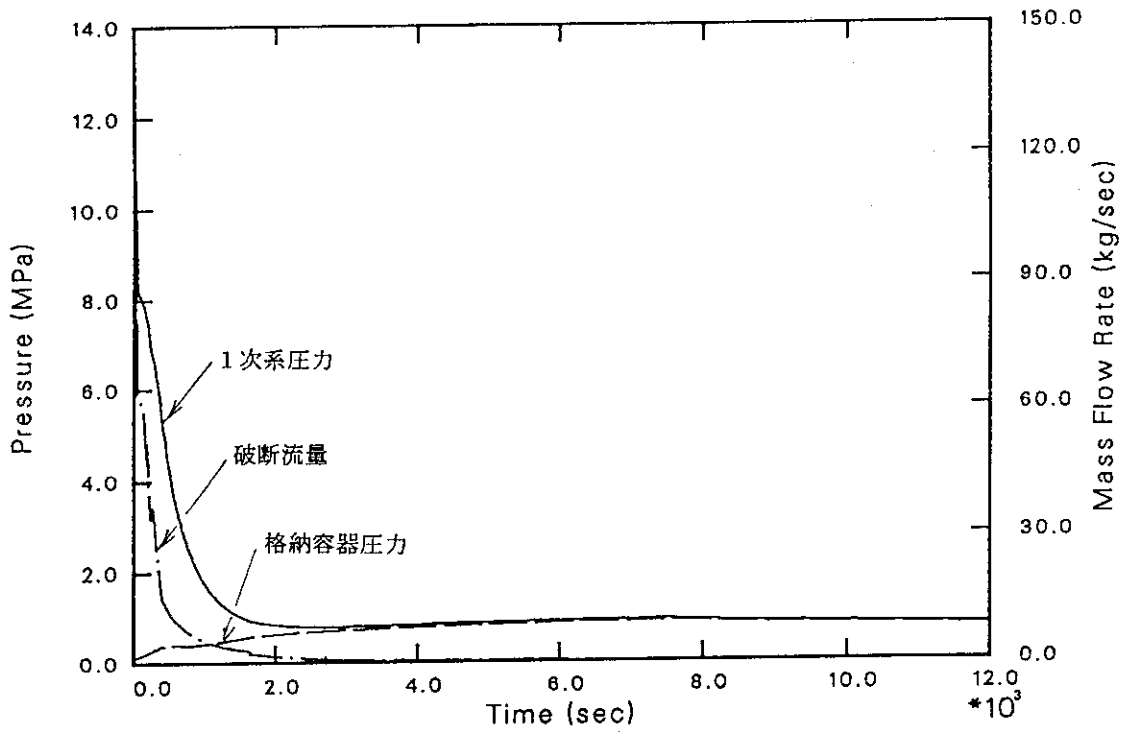


(a)原子炉出力及び炉心反応度

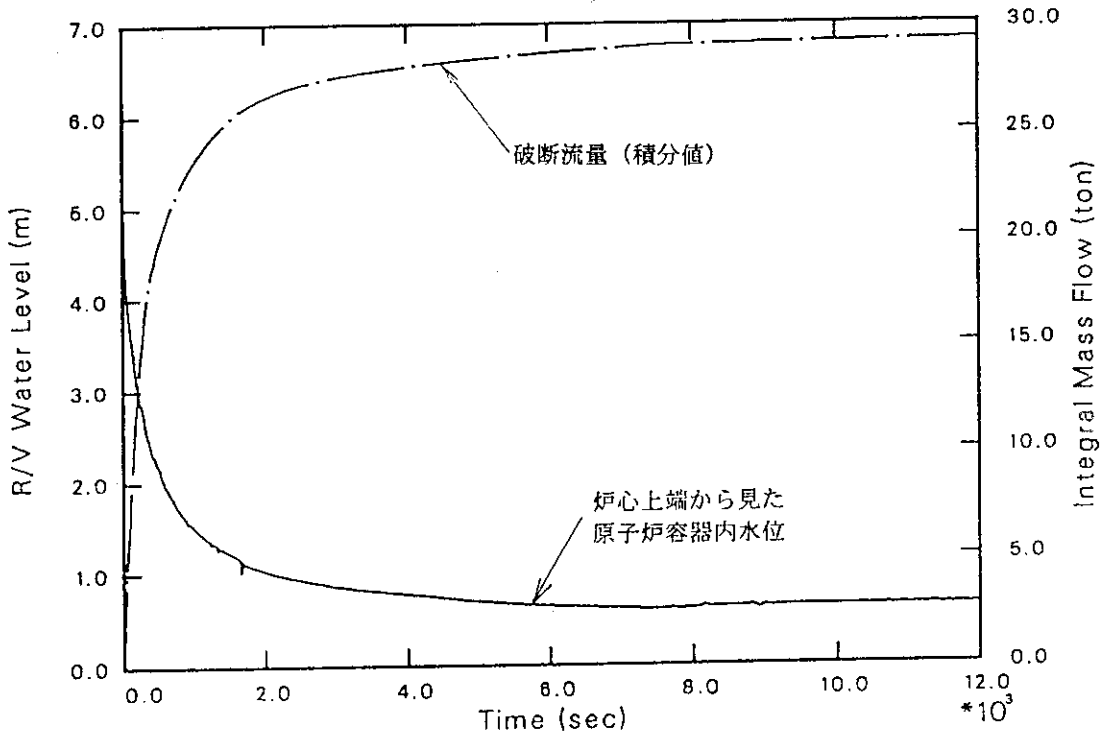


(b)炉心関連パラメータ及び格納容器水温度

図 3.12 LOCA 解析結果 (破断位置; 非常用崩壊熱冷却系統低温側配管、 初期格納容器気相部容積; 40m<sup>3</sup>)

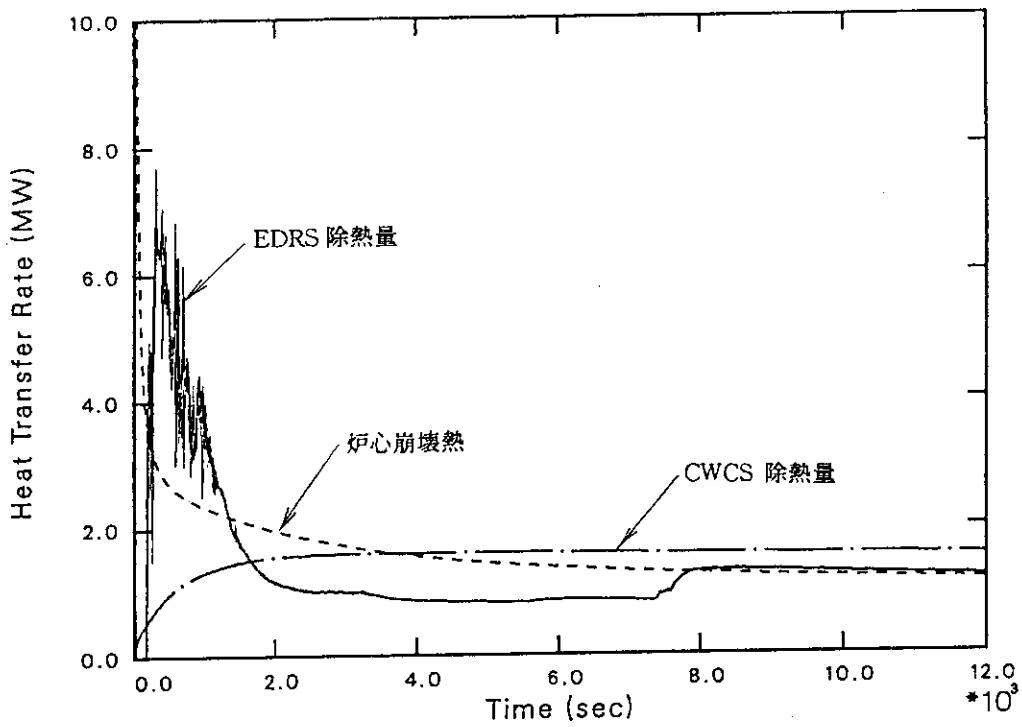


(c)破断流量及び圧力

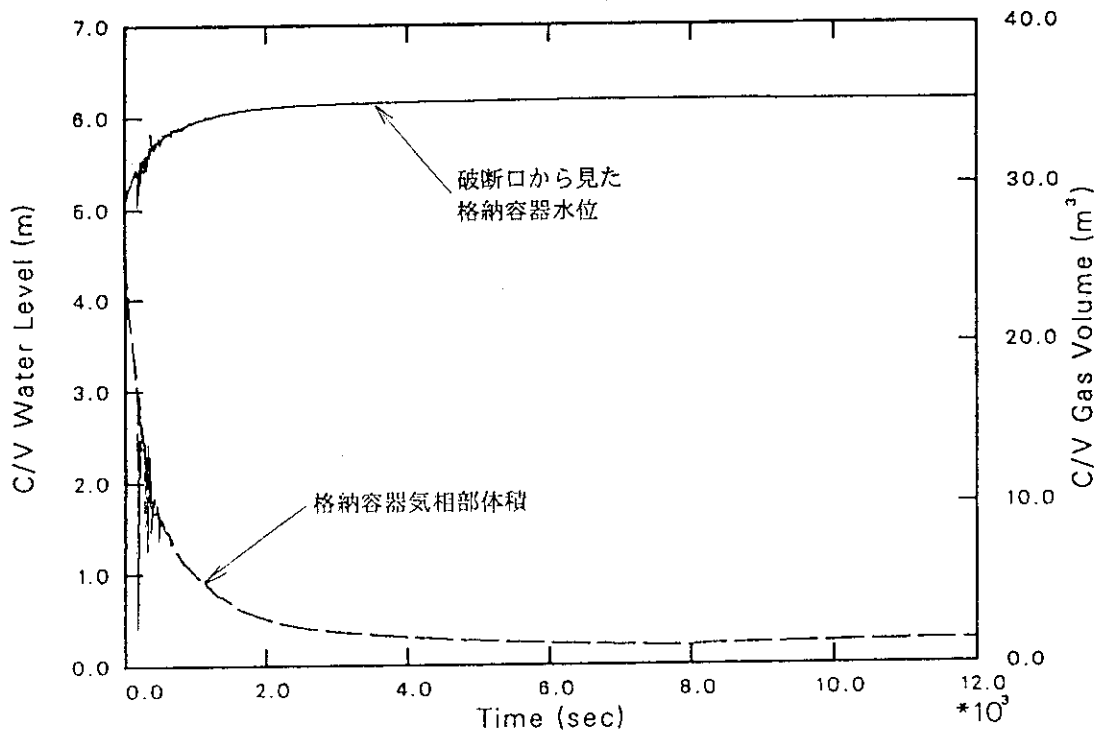


(d)原子炉容器水位及び破断流量 (積分値)

図 3.12 LOCA 解析結果 (破断位置; 非常用崩壊熱冷却系統低温側配管、初期格納容器気相部容積; 40m<sup>3</sup>)

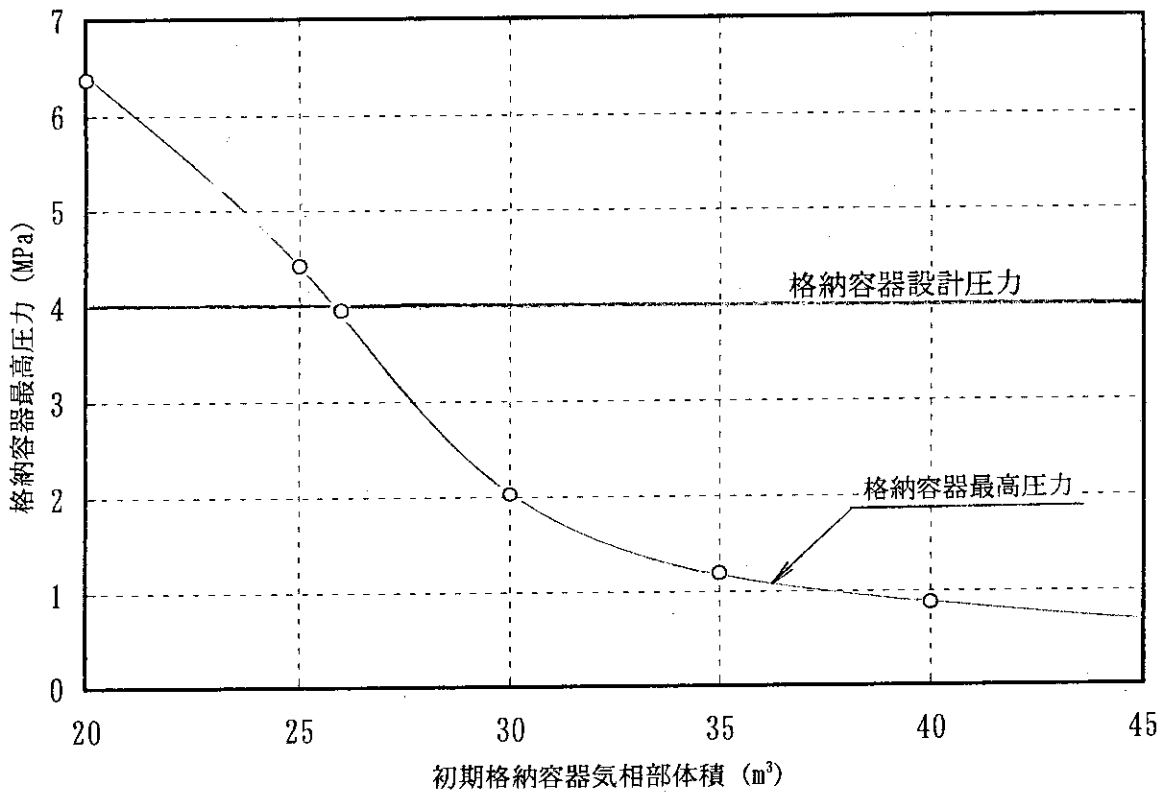


(e) 炉心崩壊熱及び除熱量

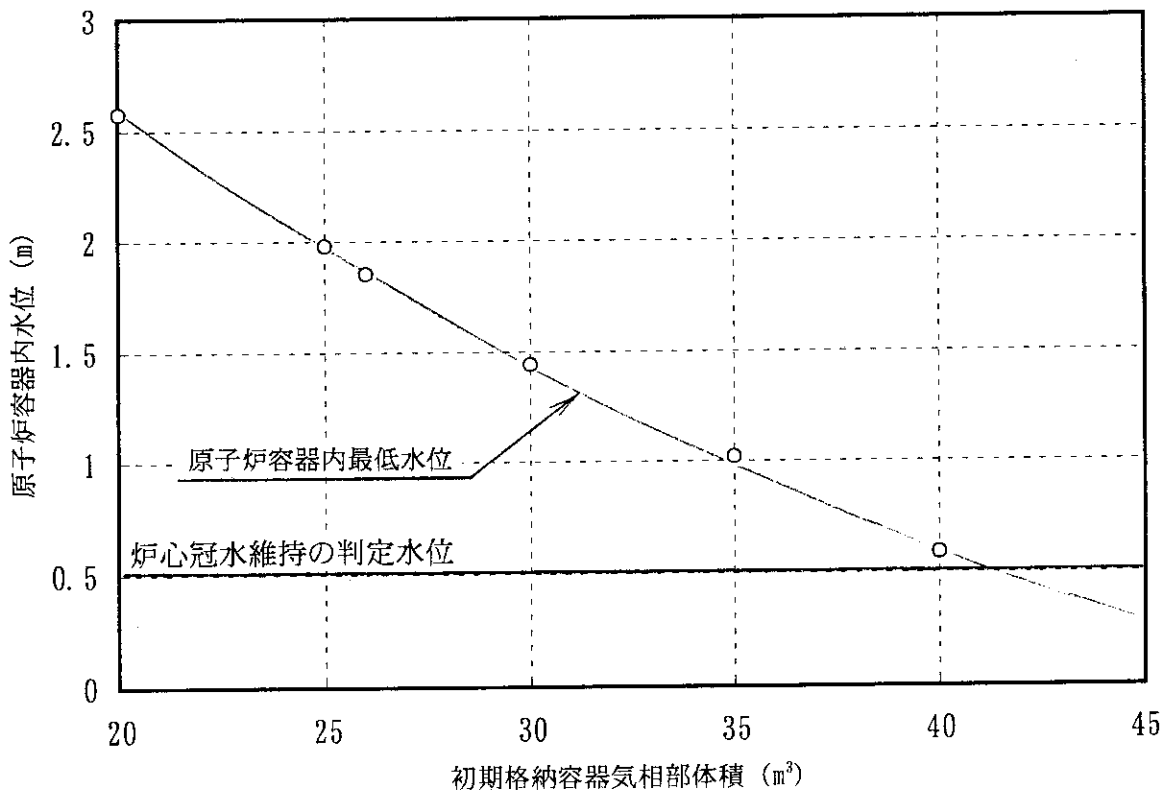


(f) 格納用機器相部体積及び格納容器水位

図 3.12 LOCA 解析結果 (破断位置; 非常用崩壊熱冷却系統低温側配管、初期格納容器気相部容積; 40m<sup>3</sup>)



(a) 格納容器最高圧力と初期格納容器気相部体積



(b) 原子炉容器水位と初期格納容器気相部体積

図 3.13 初期格納容器気相部体積の適正範囲

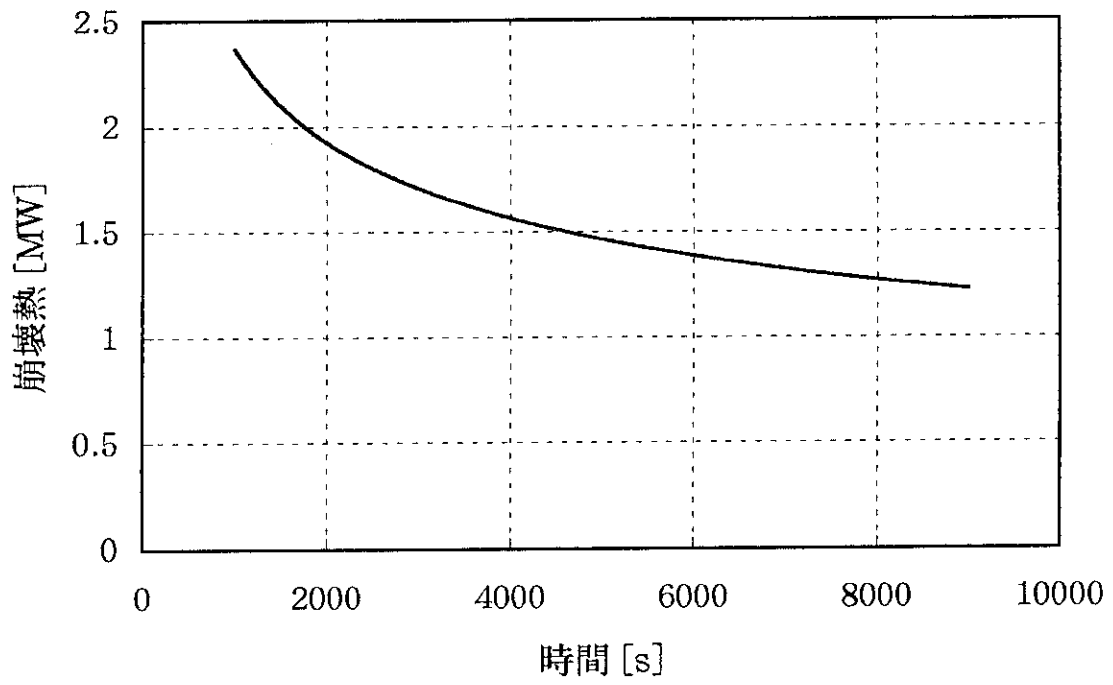


図 4.1 崩壊熱曲線

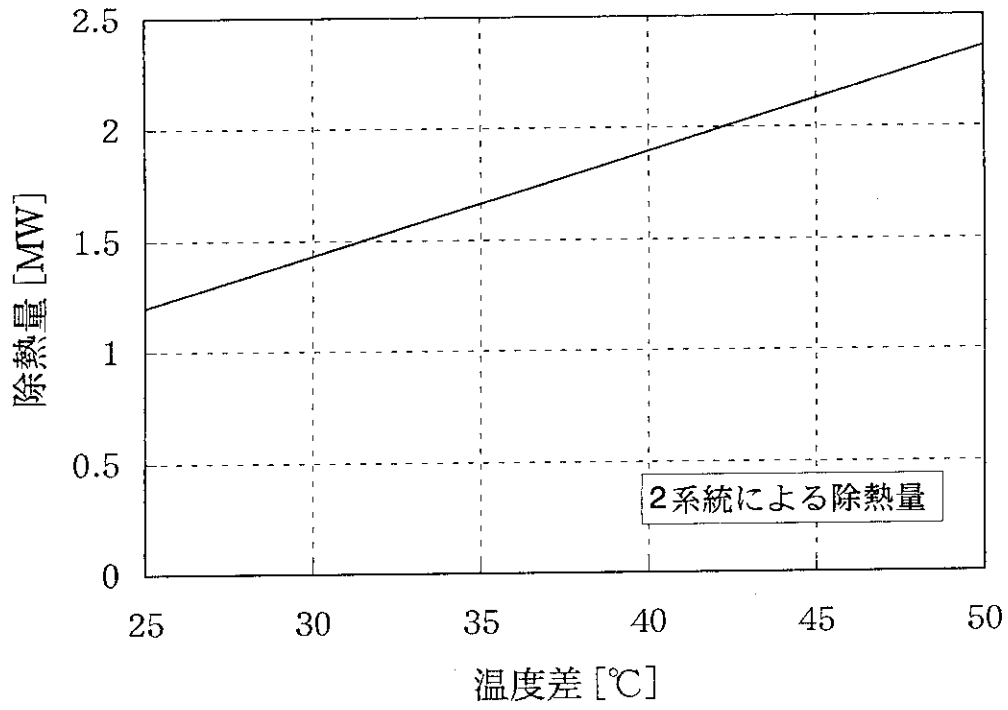


図4.2 EDRSの性能

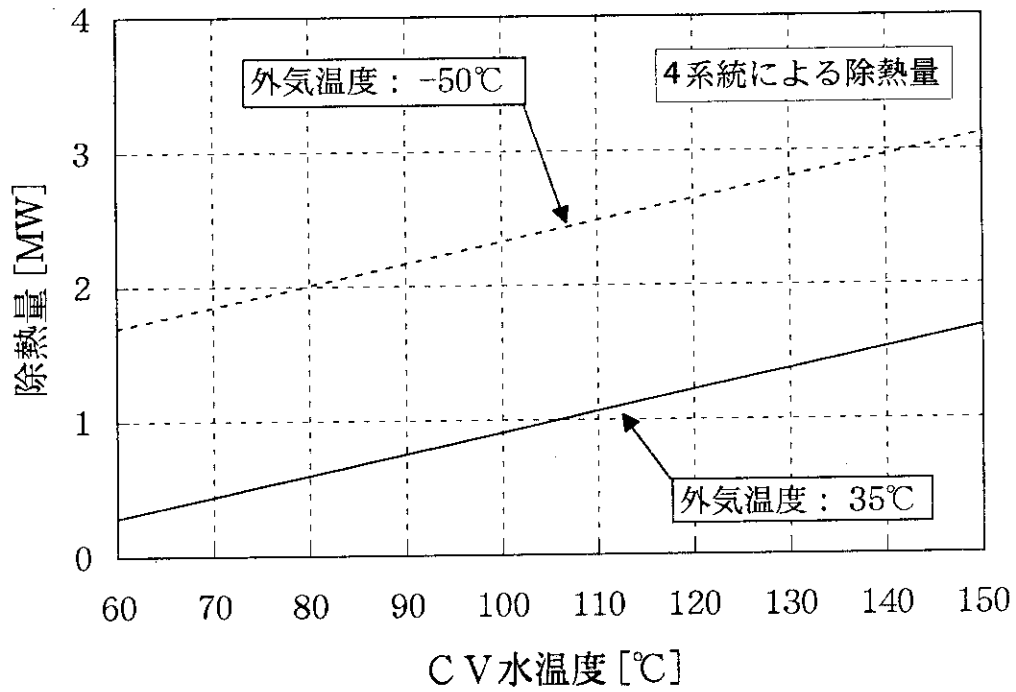


図4.3 CWCSの性能



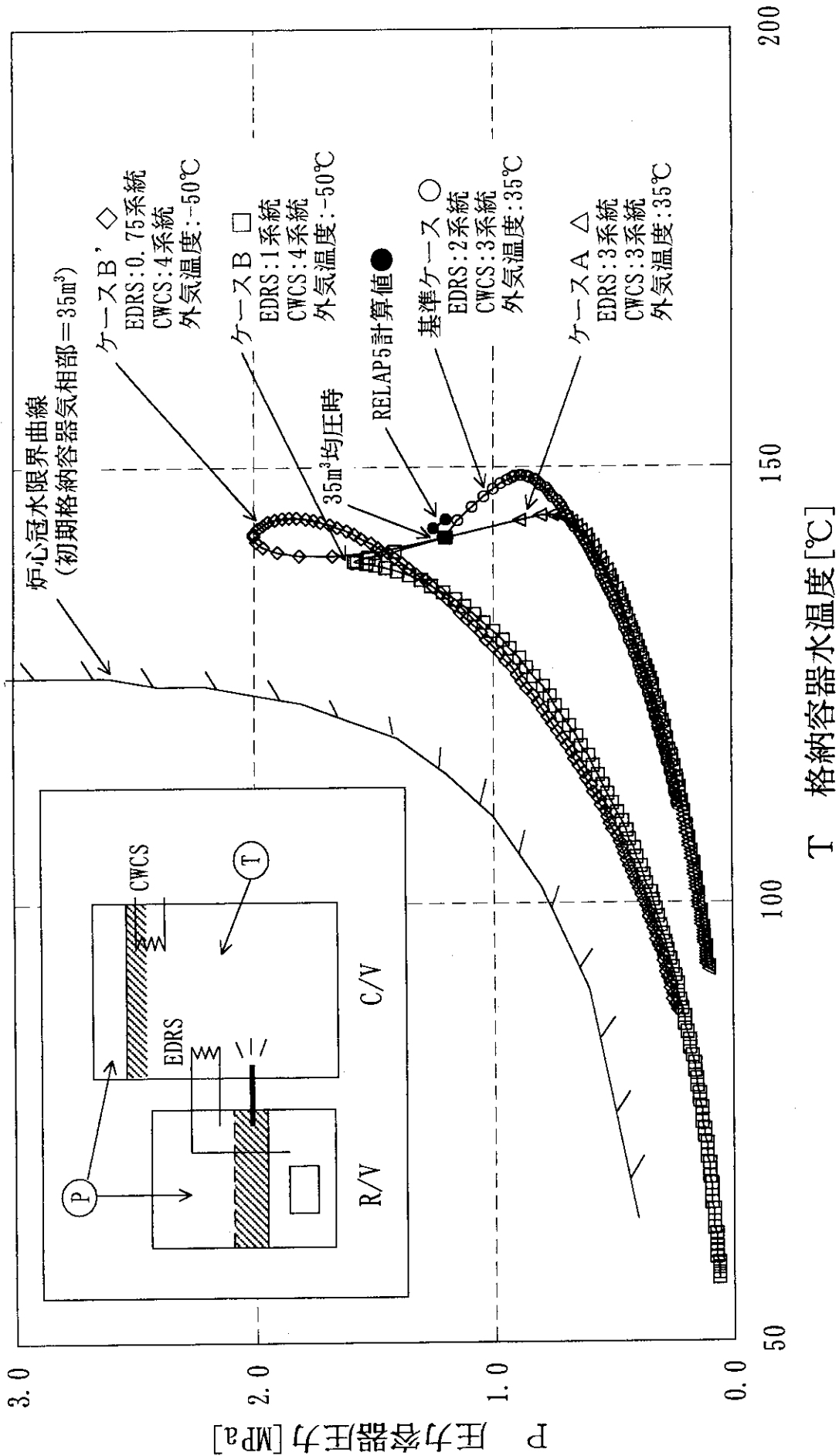


図 4.4 長期冷却時の圧力 (压力容器) と温度 (格納容器) 変化

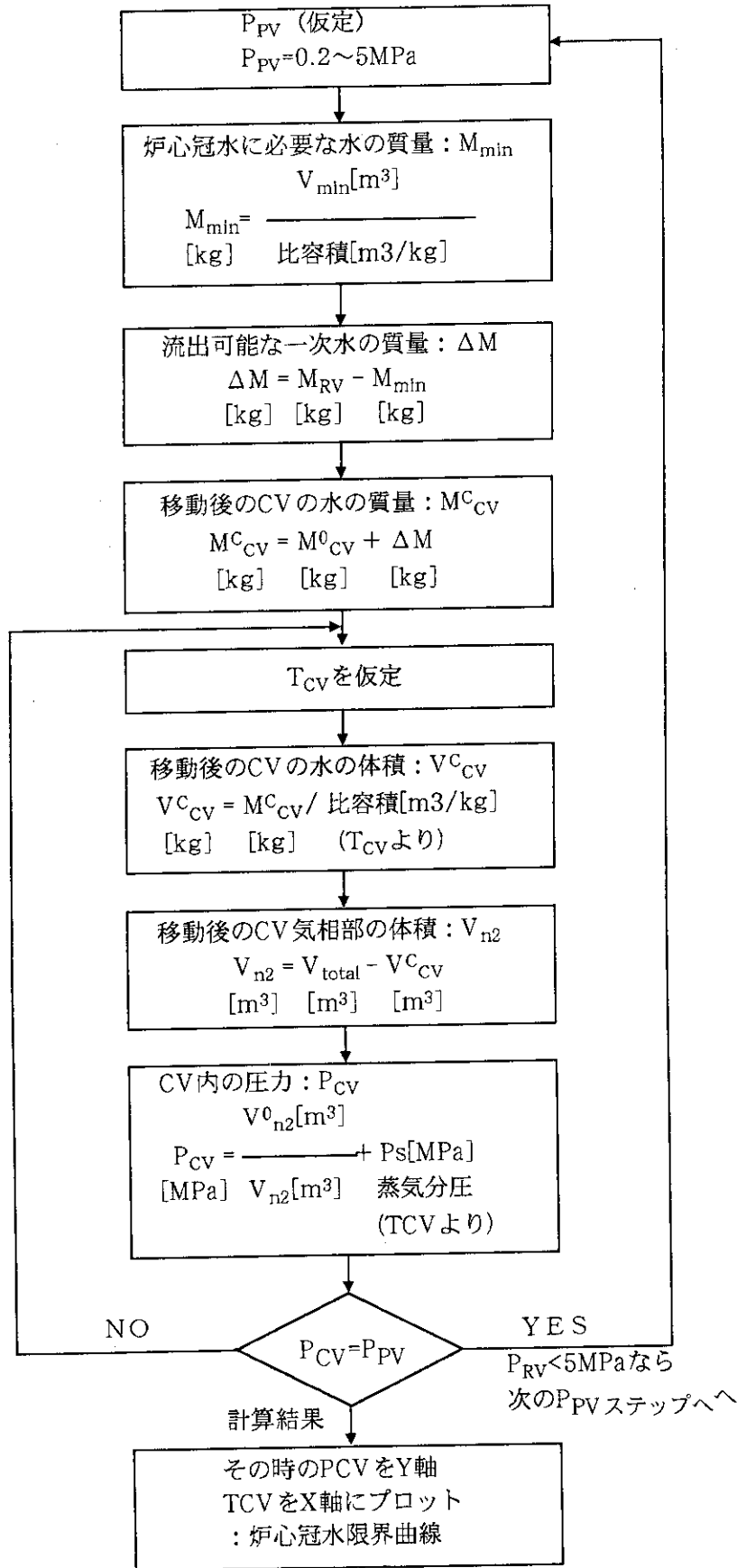


図 4.5 炉心冠水限界曲線の求め方