

# 重金属冷却炉の崩壊熱除去特性解析

—鉛、鉛-ビスマス、ナトリウム冷却炉の比較評価—

(研究報告)

2000年4月

核燃料サイクル開発機構  
大洗工学センター

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村村松 4 番地 4 9

核燃料サイクル開発機構

技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:

Technical Cooperation Section,

Technology Management Division,

Japan Nuclear Cycle Development Institute

4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184,

Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

2000

JNC TN9400 2000-033  
2000年4月

## 重金属冷却高速増殖炉の崩壊熱除去特性解析

—鉛、鉛一ビスマス、ナトリウム冷却炉の比較評価—

(研究報告)

堺 公明\*, 岩崎 隆\*\*, 大島宏之\*, 山口 彰\*

### 要 旨

サイクル機構では、高速増殖炉の実用化戦略調査研究として、多様な冷却材を対象とした幅広い実用化像に関する設計研究を進めている。その一環として、本研究では、鉛及び鉛一ビスマス合金を冷却材とする重金属冷却炉を対象として、重要な熱流動評価項目である崩壊熱除去特性について、ナトリウム冷却炉と比較し、冷却材の相違に基づく崩壊熱除去特性を比較整理することを目的としている。

鉛及び鉛一ビスマスの重金属冷却材は、空気及び水と化学的に不活性であることから、経済性に優れた2次系削除のプラント概念が多く提案されている。本解析では、2次系削除プラントを等価的な比較対象プラントとして設定し、ナトリウム、鉛及び鉛一ビスマス冷却材について Super-COPD コードによる崩壊熱除去特性解析を実施し、それらのプラント動特性の相違について比較した。また、鉛冷却大型ループ型炉として最適化された設計概念を対象として、崩壊熱除去特性解析を実施した。

その結果、一般的な特性として、重金属冷却材は伝熱面の酸化膜形成及び腐食等による伝熱への影響について今後確認が必要であるものの、崩壊熱除去特性に関しては、重金属冷却材は冷却性に優れたナトリウムと同等な除熱能力を有し、特に、受動的崩壊熱除去特性である自然循環特性に優れた能力を有することが明らかになった。

---

\*大洗工学センター システム技術開発部 热流体技術開発グループ、\*\*原子力システム株式会社

Decay heat removal analyses on the heavy liquid metal cooled fast breeding reactor  
-Comparisons of the decay heat removal characteristics on Lead, Lead-Bismuth and  
Sodium cooled reactors-

Takaaki Sakai\*, Takashi Iwasaki\*\*, Hiroyuki Ohshima\*, Akira Yamaguchi\*

Abstract

The feasibility study on several concepts for the commercial fast breeder reactor(FBR) in future has been conducted in JNC for the kinds of possible coolants and fuel types to confirm the direction of the FBR developments in Japan. In this report, Lead and Lead-Bismuth eutectic coolants were estimated for the decay heat removal characteristics by the comparison with sodium coolant that has excellent features for the heat transfer and heat transport performance.

Heavy liquid metal coolants, such as Lead and Lead-Bismuth, have desirable chemical inertness for water and atmosphere. Therefore, there are many economical plant proposals without an intermediate heat transport system that prevents the direct effect on a reactor core by the chemical reaction between water and the liquid metal coolant at the hypocritical tube fairer accidents in a steam generator.

In this study, transient analyses on the thermal-hydraulics have been performed for the decay heat removal events in "Equivalent plant" with the Lead, Lead-Bismuth and Sodium coolant by using Super-COPD code. And a resulted optimized lead cooled plant in feasibility study was also analyzed for the comparison.

In conclusion, it is become clear that the natural circulation performance, that has an important roll in passive safety characteristic of the reactor, is more excellent in heavy liquid metals than sodium coolant during the decay heat removal transients. However, we need to confirm the heat transfer reduction by the oxidized film or the corrosion products expected to appear on the heat transfer surface in the Lead and Lead-Bismuth circumstance.

---

\*Thermal-Hydraulic Research Group of System Engineering Division in Oarai Engineering Center

\*\*Nuclear Energy System Inc.

## 目 次

1. 緒 言 .....	1-1
1.1 研究の位置付け .....	1-1
1.2 重金属冷却炉について .....	1-1
2. 重金属冷却炉に関する既存設計について .....	2-1
2.1 既存設計炉 .....	2-1
2.2 調査結果 .....	2-1
2.3 崩壊熱除去系について .....	2-1
2.4 自然循環性 .....	2-2
2.5 まとめ .....	2-2
3. 鉛及び鉛－ビスマス合金の物性値について .....	3-1
3.1 物性データ .....	3-1
3.2 物性 fitting 式 .....	3-1
3.3 S-COPD コードへの物性値の組込み .....	3-1
3.4 まとめ .....	3-1
4. 等価プラント解析モデル及び解析条件 .....	4-1
4.1 対象プラントシステム .....	4-1
4.2 重金属冷却炉とナトリウム冷却炉の等価プラント条件について .....	4-1
4.3 解析モデル .....	4-2
4.4 解析ケース .....	4-3
4.5 解析条件 .....	4-3
4.6 重金属炉の熱伝達係数について .....	4-4
4.7 まとめ .....	4-6

5. 等価プラント解析結果及び考察 .....	5-1
5.1 解析結果 .....	5-1
5.2 比較評価 .....	5-1
5.3 無次元数による比較 .....	5-3
5.4 まとめ .....	5-5
6. 鉛冷却最適化プラントに関する崩壊熱除去特性解析 .....	6-1
6.1 概要 .....	6-1
6.2 解析対象プラント .....	6-1
6.3 鉛冷却最適化プラントに関する崩壊熱除去特性解析条件 .....	6-2
6.4 解析結果 .....	6-4
6.5 等価プラント解析結果との比較 .....	6-6
6.6 まとめ .....	6-7
7. 結言 .....	7-1
参考文献 .....	R-1
謝辞 .....	R-2
付録 A 等価プラント解析結果 .....	A-1
付録 B 鉛冷却大型炉解析モデル及びプール変数一覧 .....	B-1

## 表 リスト

- 表 2.2-1 各種炉型調査結果(BREST-300)  
表 2.2-2 各種炉型調査結果(BREST-1200)  
表 2.2-3 各種炉型調査結果(LCFBR)  
表 2.2-4 各種炉型調査結果(SWBR-75)  
表 2.2-5 各種炉型調査結果(ANGSTREM)  
表 2.2-6 各種炉型調査結果(PEACER)  
表 2.3-1 重金属炉既存設計の冷却系に関する比較  
表 3.2-1 鉛物性値に関する fitting 式  
表 3.2-2 鉛一ビスマス合金物性値に関する fitting 式  
表 4.1-1 比較用2次系削除大型炉主要目  
表 4.2-1 重金属冷却炉及びナトリウム冷却炉の等価プラントの設定方針  
表 4.6-1 重金属炉の無次元数比較(炉心ベース)  
表 5.2-1 Comparisons of system parameter for Sodium, Lead and Lead-Bismuth reactor  
表 5.3-1 重金属とナトリウム冷却炉のグラスホフ数比較  
表 6.2-1 鉛冷却最適化プラント炉心主要目  
表 6.2-2 鉛大型炉 冷却系主要目表  
表 6.5-1 Comparisons of system parameter for Sodium and Lead Reactor

## 図 リ ス ト

- 図 3.2-1 Pb 物性 fitting 式と参照データ  
図 3.2-2 Pb-Bi 物性 fitting 式と参照データ  
図 3.3-1 鉛及び鉛-ビスマス合金の物性ルーチンの組込み  
図 4.1-1 2次系削除大型炉プラント概略図(1500MWe)  
図 4.1-2 2次系削除大型炉プラント崩壊熱除去系概略図  
図 4.3-1 主冷却系熱計算モデル  
図 4.3-2 崩壊熱除去系熱計算モデル  
図 4.3-3 原子炉熱計算モデル  
図 4.3-4 流動計算モデル  
図 4.3-5 崩壊熱除去2次ナトリウム系流動計算モデル  
図 4.3-6 主冷却系電磁ポンプフローコーストダウン模擬制御系  
図 4.3-7 C-RHRS AC 空気流量制御系 CL(5)  
図 4.3-8 D-RHRS AC 空気流量制御系 CL(7)  
図 4.3-9 安全保護系  
図 4.6-1 液体金属に関する円管内熱伝達  
図 4.6-2 円管に関する直交外部流れの熱伝達に関するナトリウムと鉛-ビスマスの比較  
図 4.6-3 鉛-ビスマス冷却材の熱伝達係数に対する含有酸素濃度の影響  
図 5.1-1 重金属とナトリウム冷却炉の強制循環による崩壊熱除去特性の比較  
図 5.1-2 重金属とナトリウム冷却炉の自然循環に関する崩壊熱除去特性の比較  
図 5.2-1 重金属冷却材とナトリウム冷却材の強制循環流量比較－等価プラント－  
図 5.2-2 重金属冷却材とナトリウム冷却材の自然循環流量比較－等価プラント－  
図 5.2-3 主冷却系循環ポンプのポンプヘッドの時間変化  
図 5.2-4 重金属冷却炉に関する崩壊熱と除熱量の関係  
図 6.2-1 大型ループ式鉛冷却炉冷却系統概念図  
図 6.2-2 原子炉構造概念図  
図 6.2-3 SG・ポンプ合体機器構造概念図  
図 6.3-1 鉛冷却大型炉解析モデル図  
図 6.3-2 手動トリップ条件でのシーケンス  
図 6.3-3 全電源喪失時のシーケンス

- 図 6.3-4 手動トリップ解析ケース
- 図 6.4-1 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性(ケース A) 1/4
- 図 6.4-2 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性(ケース A) 2/4
- 図 6.4-3 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性(ケース A) 3/4
- 図 6.4-4 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性(ケース A) 4/4
- 図 6.4-5 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性(ケース B) 1/2
- 図 6.4-6 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性(ケース B) 2/2
- 図 6.4-7 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性(ケース C) 1/3
- 図 6.4-8 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性(ケース C) 2/3
- 図 6.4-9 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性(ケース C) 3/3
- 図 6.4-10 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性(ケース D) 1/8
- 図 6.4-11 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性(ケース D) 2/8
- 図 6.4-12 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性(ケース D) 3/8
- 図 6.4-13 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性(ケース D) 4/8
- 図 6.4-14 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性(ケース D) 5/8
- 図 6.4-15 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性(ケース D) 6/8
- 図 6.4-16 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性(ケース D) 7/8
- 図 6.4-17 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性(ケース D) 8/8
- 図 6.4-18 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性(ケース E) 1/8
- 図 6.4-19 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性(ケース E) 2/8
- 図 6.4-20 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性(ケース E) 3/8
- 図 6.4-21 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性(ケース E) 4/8
- 図 6.4-22 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性(ケース E) 5/8
- 図 6.4-23 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性(ケース E) 6/8
- 図 6.4-24 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性(ケース E) 7/8
- 図 6.4-25 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性(ケース E) 8/8

## 1. 緒 言

### 1.1 研究の位置付け

サイクル機構では高速増殖炉(以下、FBRと示す)の実用化見通しをできるだけ早期に提示する観点から、平成11年7月より電気事業者を中心とする国内外の関係機関と協力し、実用化戦略調査研究に着手した<sup>[1]</sup>。実用化調査研究は、「安全性の確保」を前提に将来の基盤電源と比肩しうる「経済性」、「ウラン資源の有効利用」、「放射性廃棄物による環境負荷の低減」、「核拡散抵抗性の確保」の5つを開発目標とし、核燃料サイクルと整合した魅力ある実用化像の構築を目的としている。

調査研究のフェーズ1では、ナトリウム、重金属（鉛、鉛一ビスマス合金）ガス（炭酸ガス、ヘリウムガス）及び水の多様な冷却材と、酸化物、金属、窒化物等の燃料形態の中から、FBRサイクルの実用化像となり得る冷却材と燃料形態の combination を幅広く検討し、開発目標への適合性と技術的成立性を評価する。

そのため、熱流体技術開発グループでは、プラント成立上重要な様々な熱流動現象について各種冷却材に関する相互比較を実施し、有望概念の選定に資するとともに、各概念にクリティカルパスとなる熱流動現象を明らかにする研究を進めている。

本報告では、重要な熱流動評価項目である崩壊熱除去特性について、鉛及び鉛一ビスマス合金を冷却材とする重金属冷却炉を対象として、ナトリウム冷却炉との比較評価を実施した結果について報告する。

### 1.2 重金属冷却炉について

熱流動特性に関して、重金属冷却炉は、実用化戦略調査研究において目標とする「安全性の確保」と「経済性」の観点で、それぞれ大きなメリットとなる可能性を有している。鉛及び鉛一ビスマス合金の重金属冷却材は、空気及び水と化学的に不活性であることから、冷却材漏洩時の燃焼を考慮する必要はなく、既存の設計例でも2次冷却系削除の経済性の高いシステムが一般的となっている。ロシアにおいて提案されている BRST-300<sup>[2]</sup>は、冷却材喪失、火災、水素爆発、燃料破損等が放射性物質の放出にただちに繋がらない概念として固有安全性が強調されている。一方で、鉛冷却材は凝固温度（融点）が高く(327°C)、高温環境でのメンテナンス性等に課題がある。通常時の炉心入口温度 420°C(BREST-300 設計)に対して凝固温度との温度差が小さく、冷却材凍結事故について十分な準備が必要である。鉛一ビスマス合金は鉛と物性は大きく異なるが、凝固温度が低い(125°C)ことから、比較的広い温度範囲で利用可能である。

重金属冷却材の熱容量は、同容積のナトリウムに対して、約1.2~1.5倍程度あり、熱過渡としては、比較的緩やかな温度変化特性を示す。ただし、鉛の密度はナトリウムの1.2倍であることから、冷却材重量の大きさが構造上のデメリットになっている。したがって、プラントの最適化では、プレナム、配管等における冷却材容積の低減が重要となる。

同様に、重金属冷却材は熱容量が大きいことから、炉心の出入口温度差が同じであれば、ナトリウム冷却炉よりも冷却材の循環速度が小さな条件のヒートバランスとなる。崩壊熱除去に関する受動的安全性として、自然循環除熱能力の評価は重要である。重金属炉は、温度に対する密度差が大きく、ナトリウムよりも比較的大きな自然循環能力を有している。しかしながら、自然循環流量は、一巡の圧力損失特性とのバランスで決まることから、検討するシステムに依存した評価が必要である。また、重金属は、流体慣性が大きいことから、フローコーストダウンはより緩やかとなる一方で、事故後に立ち上がる自然循環パスでは、循環流量の立ち上がりが遅くなる場合がある。

以上のような重金属冷却材の熱流動特性に関して、より定量的に冷却材の相違に基づく崩壊熱除去特性の変化について検討を行うため、等価的なプラントを設定して動特性解析を実施し、強制循環及び自然循環時の流量、温度変化の比較評価を行う。

## 2. 重金属冷却炉に関する既存設計について

### 2.1 既存設計炉

重金属冷却炉に関する崩壊熱除去特性を比較評価する観点から、既存の設計例についてシステムの比較を実施する。比較対象とする炉型は、

#### (1)鉛冷却炉

- ・ BREST-300 (ロシア)
- ・ BREST-1200 (ロシア)
- ・ LCFBR (JAERI)

#### (2)鉛一ビスマス冷却炉

- ・ SWBR-75 (ロシア)
- ・ ANGSTREM(ロシア)
- ・ 鉛一ビスマス冷却炉 (米、MIT, INEEL)
- ・ PEACER(韓国、ソウル大)

であり、冷却系統及び崩壊熱除去系を中心に比較を実施する。

### 2.2 調査結果

別途実施した調査作業より、上記のそれぞれの設計例について表 2.2-1～表 2.2-6 に示す。炉型は BREST-300, BREST-1200、及び PEACER はループ型、JAERI の LCFBR, SWBR-75 及び鉛一ビスマス冷却炉 (米、MIT, INEEL) はタンク型である。

いずれも 2 次系削除型であり、蒸気発生器が 1 次冷却系に設置されている。ただし、鉛一ビスマス冷却炉 (米、MIT, INEEL)<sup>[3]</sup> は、1 次冷却材の鉛一ビスマスから 2 次系冷却材としてヘリウムへ熱交換しタービンを廻すシステムも検討が行われている。

### 2.3 崩壊熱除去系について

表 2.3-1 に、各炉の冷却系統に関する比較表を示す。既存設計例における重金属冷却炉の崩壊熱除去系は様々であり、BREST-300/1200 は、通常時は、SG2 次側の水によって除熱し、緊急時には空気冷却器による崩壊熱除去を行う。また、原子炉容器空気冷却器 (RVACS) が設置されており、補助的な冷却に用いることが可能である。また、JAERI の LCFBR は、タンク型の炉容器内に設置された SG のヘリカルコイル伝熱管の上部に一部崩壊熱除去のための PRACS 領域が設けられており除去を行う。ただし、崩壊熱除去系の 2 次系媒体に水冷却材を用いていることから、過冷却による鉛の凍結を避けるために、水配管にはヒータが設けられている。SVBR-75 は、通常のター

ビンバイパスとは別に、SG の 2 次側に独立したコンデンサを有する ICS(Independent cooling system)を設けており、さらに、特徴的である点として、原子炉容器周りに水冷の炉容器冷却ジャケットを有している。これは、PHRS(Passive heat removal system)と呼ばれ、1 次系鉛一ビスマス冷却材の低温側(275°C)流れの一部を炉容器壁側へ流し、炉容器の外側に設置した水冷ジャケットによって除熱を行う。PHRS は、全ての 2 次系機能が失われた仮想事故を対象としており、そのような場合でも炉心が損傷せず、重大な事故に至ることがないように設置されている。水冷ジャケットタンク内の水は約 100m<sup>3</sup>であり、さらに熱交換器によって冷却され、3 次系媒体を介して空気冷却器によって大気へ繋ぐシステムとなっている。275°C の 1 次系鉛一ビスマス冷却材を炉壁と保護容器を通して水冷ジャケットの水が冷却しており、仮想事故時には、水冷ジャケットの水は沸騰する。この水の沸騰によって 3 日間の除熱が可能としている。ただし、これは BDBA であり、事故後の再利用性は考慮されていない。

#### 2.4 自然循環性

BREST-300 及び 1200 は、自然循環流量が定格の 10%以上確保される。これは、鉛の温度に対する密度変化量が大きいことのみによるものではなく、炉心特性として、冷却材/燃料容積比を 2 以上と大きくとることが可能であるため、燃料ピッチが広く、低圧損の炉心が達成されていることが大きく影響している。さらに、炉容器のプレナム深さが大きく、自然循環流量に配慮した設計になっている。また、ループ型であるが、炉容器プレナムと SG 及びポンプは短尺の水平配管で接続されており、一巡圧損を低下させることに寄与している。PEACER についても同様に、炉心と SG の伝熱中心差 4.5m の条件で定格の 10%流量の自然循環による崩壊熱除去が可能であることが示されている。

#### 2.5 まとめ

重金属冷却炉に関する崩壊熱除去特性を比較評価する観点から、既存の設計例についてシステムの比較を実施した。重金属炉の崩壊熱除去系は、炉心の特性及び冷却材の密度変化特性から比較的自然循環力を得られやすい条件であり、ナトリウム冷却炉と比較しても、より受動的特性を高めたプラント概念が可能と考えられる。ただし、鉛冷却炉については、2 次冷却材の過冷却による凍結事故についてマイナス要因の懸念がある。

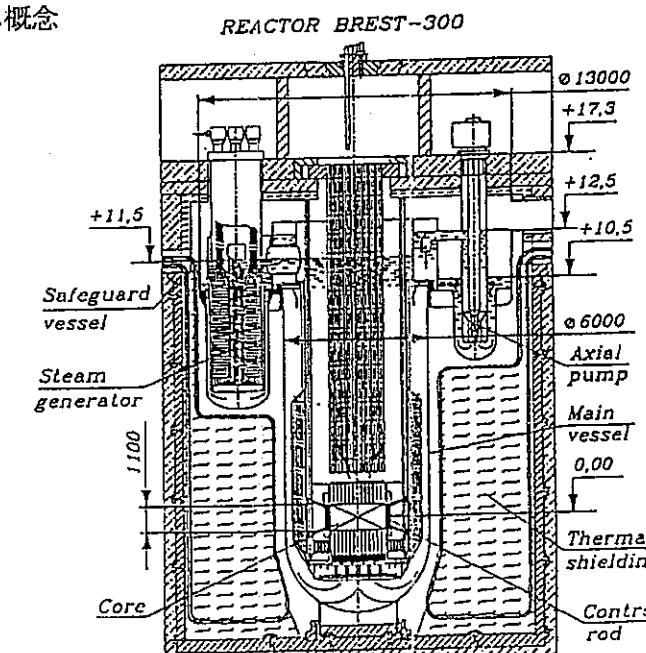
表 2.2-1 各種炉型調査結果 (BREST-300)

炉型名称	BREST-300	作動流体	鉛
<b>1. 全般</b>			
冷却材としての鉛の特徴（高沸点、中性子の低減速／吸収能、不活性）を活用し、これに熱伝導性の良い窒化物燃料を組み合わせることで固有の安全性を高め、さらに経済性および環境負荷（放射性廃棄物）の観点からも有効とされる高速炉プラント概念が検討されている。出力規模は、300MWe、600MWe、1200MWe と 3 種類あるが、このうち 300MWe プラント (BREST-300) が現状最も詳細に検討されているようである。			
<b>2. システムの概要と主要な仕様</b>			
(1) 原子炉および原子炉構造			
炉心は窒化物燃料（ダクトレス）で構成されており、表中に示すように冷却材／燃料容積比が 2 以上と冷却材比率が高く、冷却材流速も 1.8m/s と低く抑えられている。これは、鉛の中性子減速／吸収に対する特徴を活用することで冷却材路面積を拡大し（流速の低減）、ポンプの設計を適正化していることによるものと推定される。原子炉容器のプレナム深さは、通常これが燃料長さを基準にして決定されることから考えるとかなり深めの設計となっている。これは表中に記載したように自然循環力確保の観点を重視した結果のようである。			
(2) 主冷却系			
中間冷却系は存在しない、いわゆる 2 次系削除の概念である。SG は 8 基、冷却材循環ポンプは 4 基設置されており、1 次冷却材流量は 1m³/s/基、合計で 4m³/s（約 40ton/s）となる。冷却材は SG プレナム液位より約 2m 高い位置に設定されているポンプのプレナム液位（圧力チャレンバー）まで押し上げられ、そこから自由落下で炉心へ流入する。			
(3) 崩壊熱除去系			
SG2 次側に空気冷却器を設置する「AHE (Air Heat Exchanger)」と呼ばれるシステムが設置されている。さらに、これとは別に原子炉容器廻りに空冷用の配管を設置し、自然通風による除熱を確保するバックアップシステムも設置されている。除熱量は前者が最大 14MW、後者が 3.5MW（原子炉容器温度：450°C）となっている。この 3.5MW は全出力の 0.5% に相当する。			
(4) その他			
旧ソ連 (USSR) では、潜水艦において鉛-ビスマスを使用した原子炉運転の経験を有している。しかしながら、ビスマスが極めて稀少であること、および Bi <sup>209</sup> の放射化によって揮発性放射性物質である Po <sup>210</sup> が発生することから、より良い冷却材候補として鉛が選択されているようである。			
<b>3. 引用文献</b>			
[1] E. O. Adamov et al., "PROGRESS IN LEAD-COOLED FAST REACTOR DESIGN", ANP'92 vol.III(1992)			
[2] E. Adamov et al., "The next generation of fast reactors", Nucl. Sci. & Design 173(1997)			
[3] E. Adamov et al., "CONCEPTUAL DESIGN OF BREST-300 LEAD-COOLED FAST REACTOR"			

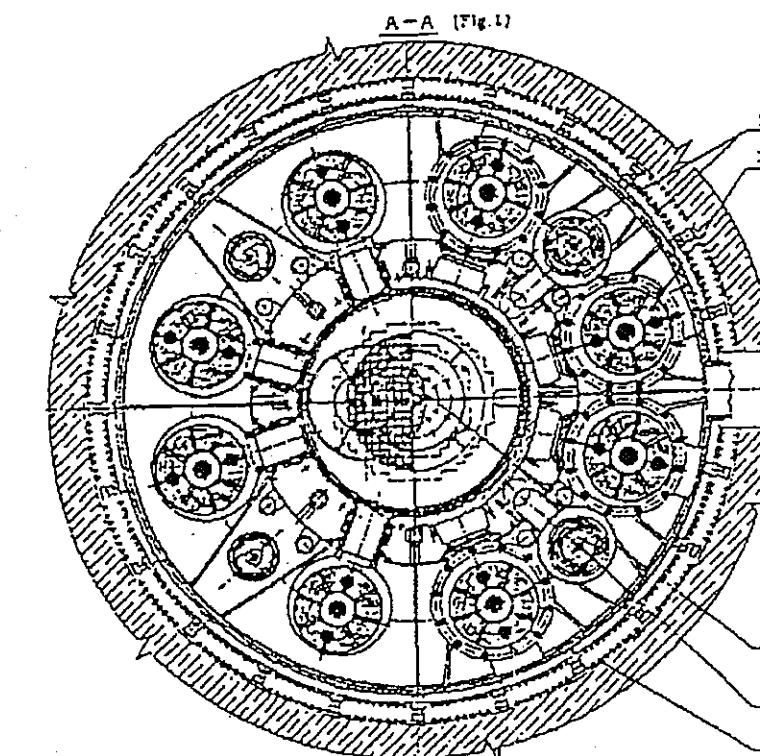
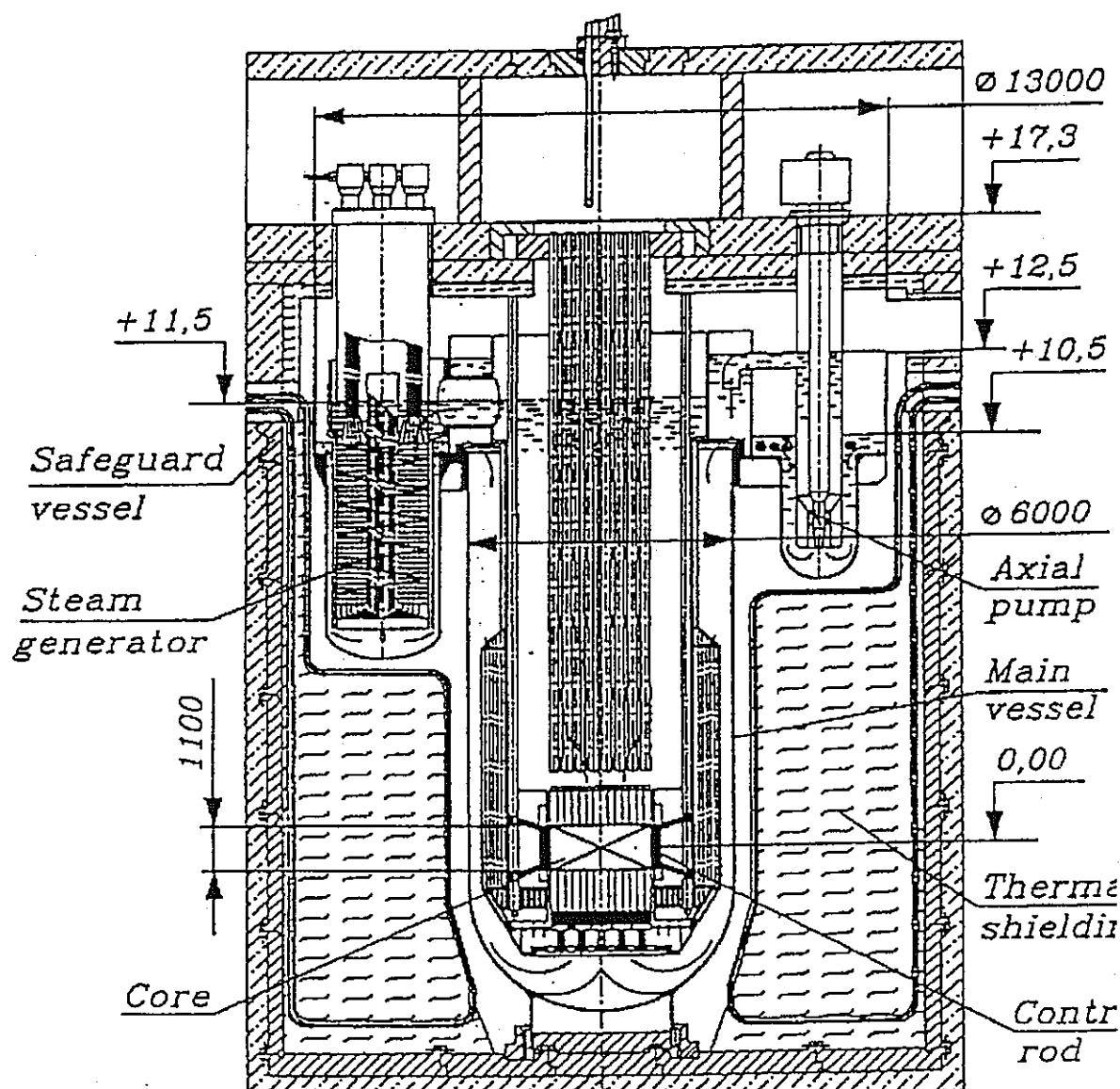
(添付表) 主要な仕様

項目	仕 様	備 考
熱／電気出力	700MWe/300Mwe	
ループ数	4 (SG : 8 基、ポンプ : 4 基)	
ヒートバランス ① 1 次系 ② 2 次系 ③ 主蒸気系	出入口温度 : 540°C / 420°C、流量 : 4m³/s なし 出入口温度 : 520°C / 340°C、圧力 : 24.5MPa	鉛 (600m³、8000ton) 効率 : 約 44%
炉 心 ① 寸 法 ② 燃料／被覆管 ③ 燃料集合体 ④ 圧力損失 ⑤ 反応度制御	直径 : 2300mm、高さ : 1100mm 窒化物 (UN+PuN) / フェライト鋼 ピン径/ピッチ : 9.1~10.4/13.6mm、ピン本数 : 114/体 集合体ピッチ : 150mm、集合対数 : 185 体 約 1bar 制御棒 2 系統	ブランケットなし 容積比 : $V_{pb}/V_{fuel} > 2$ 流速 : $v_{pb}$ = 約 1.8m/s
原子炉構造 ① プレナム寸法 ② 炉心上部機構 ③ 炉壁保護構造	直径 : 約 4300mm、深さ : 約 9300mm 制御棒案内管、及び支持構造物（外洞はなし） なし（低温冷却材が炉容器壁に沿って下降する流路構成となっている）	図面からの推定 プレナム深さは炉心-SG 間の高低差が支配要因（自然循環力確保）
主冷却系 ① 1 次系配管 ② 中間熱交換器 ③ 1 次循環ポンプ ④ 蒸気発生器	原子炉容器プレナムとポンプ / SG プレナムを接続する短尺配管 なし 機械式ポンプ (4 基)、流量 : 1m³/s、ヘッド : 2.5m、消費電力 : 350KW/基 ヘリカルコイル型、伝熱管 : 16mm (外径)、3mm (肉厚)、470m² (伝面)	自然循環流量は定格状態の 10% 以上
崩壊熱除去系	AHE (Air Heat Exchanger) : SG の 2 次側に AC 設置 バックアップ : 原子炉容器周りの空冷システム	14MW (最大) 3.5MW (原子炉容器温度 : 450°C)、RVACS と同様の概念

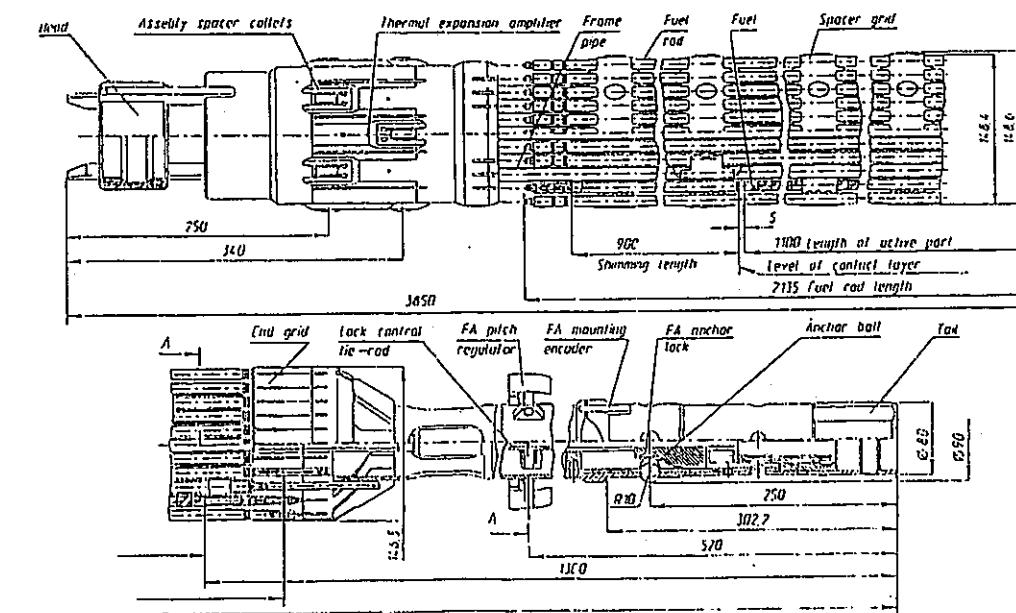
(添付図) 原子炉システム概念



REACTOR BREST-300



添付図-2 原子炉水平断面図



添付図-3 燃料集合体

表 2.2-2 各種炉型調査結果 (BREST-1200)

炉型名称	BREST-1200	作動流体	鉛
<b>1. 全般</b>			
冷却材としての鉛の特徴（高沸点、中性子の低減速／吸収能、不活性）を活用し、これに熱伝導性の良い窒化物燃料を組み合わせることで固有の安全性を高め、さらに経済性および環境負荷（放射性廃棄物）の観点からも有効とされる高速炉プラント概念が検討されている。出力規模は、300MWe、600MWe、1200MWeと3種類ある。情報量はBREST-300と比較してかなり限定されるが、ここでは1200MWeプラント（BREST-1200）について整理する。			
<b>2. システムの概要と主要な仕様</b>			
(1) 原子炉および原子炉構造			
炉心は窒化物燃料（ダクトレス）で構成されており、表中に示すように冷却材／燃料容積比が2以上と冷却材比率が高く、冷却材流速も1.7m/sと低く抑えられている。これは、鉛の中性子減速／吸収に対する特徴を活用することで冷却材流路面積を拡大し（流速の低減）、ポンプの設計を適正化していることによるものと推定される。原子炉容器のプレナム深さはBREST-300と比較して浅めの設計となっている。BREST-300の場合はこれが自然循環力確保の観点から決められているようであるが、BREST-1200の場合には明確な記載は見当たらない。			
(2) 主冷却系			
中間冷却系は存在しない、いわゆる2次系削除の概念である。SGは8基、冷却材循環ポンプは4基設置されており、1次冷却材流量は4m <sup>3</sup> /s/基、合計で16m <sup>3</sup> /s（約160ton/s）となる。冷却材はSGプレナム液位より約2m高い位置に設定されているポンプのプレナム液位（圧力チャイナバー）まで押し上げられ、そこから自由落下で炉心へ流入する。			
(3) 崩壊熱除去系			
原子炉容器、SG廻りに空冷用の配管を設置し、自然通風による除熱を確保するシステムが設置されている。除熱量は14MWとなっている。この14MWは全出力の0.5%に相当する。			
(4) その他			
特になし			
<b>3. 引用文献</b>			
[1] E. Adamov et al., "The next generation of fast reactors", Nucl. Sci. & Design 173(1997)			

(添付表) 主要な仕様

項目	仕様	備考
熱／電気出力	2800MWt/1200Mwe	
ループ数	4 (SG: 8基、ポンプ: 4基)	
ヒートバランス ① 1次系 ② 2次系 ③ 主蒸気系	出入口温度: 540°C / 430°C、流量: 16m <sup>3</sup> /s なし 出入口温度: 520°C / 340°C、圧力: 24.5MPa	鉛 効率: 約43%
炉心 ① 尺法 ② 燃料／被覆管 ③ 燃料集合体 ④ 圧力損失 ⑤ 反応度制御	直径: 4760mm、高さ: 1100mm 窒化物 (UN+PuN) / フェライト鋼 ピン径/ピッチ: 9.1~10.4/13.6mm、ピン本数: 記載なし ラッパ管対面距離: 記載なし、集合対数: 334体 約 1bar 制御棒 2系統	ブランケットなし 容積比: $V_{pb}/V_{fuel} > 2$ 流速: $v_{pb} = \text{約 } 1.7 \text{ m/s}$
原子炉構造 ① プレナム寸法 ② 炉心上部機構 ③ 炉壁保護構造	直径: 約 6400mm、深さ: 約 7700mm 制御棒案内管、及び支持構造物（外胴はなし） なし（低温冷却材が炉容器壁に沿って下降する流路構成となっている）	図面からの推定
主冷却系 ① 1次系配管 ② 中間熱交換器 ③ 1次循環ポンプ ④ 蒸気発生器	原子炉容器プレナムとポンプ/SGプレナムを接続する 短尺配管 なし 機械式ポンプ（4基）、流量: 約 4 m <sup>3</sup> /s、ヘッド: 約 2 m、 消費電力: 1.5MW/基 ヘリカルコイル型	自然循環流量は定格状態 の 10%以上 推定値
崩壊熱除去系	バックアップ: 原子炉容器周りの空冷システム AHEについての記載は特になし	14MW、RVACSと同様の概念

(添付図) 原子炉システム概念

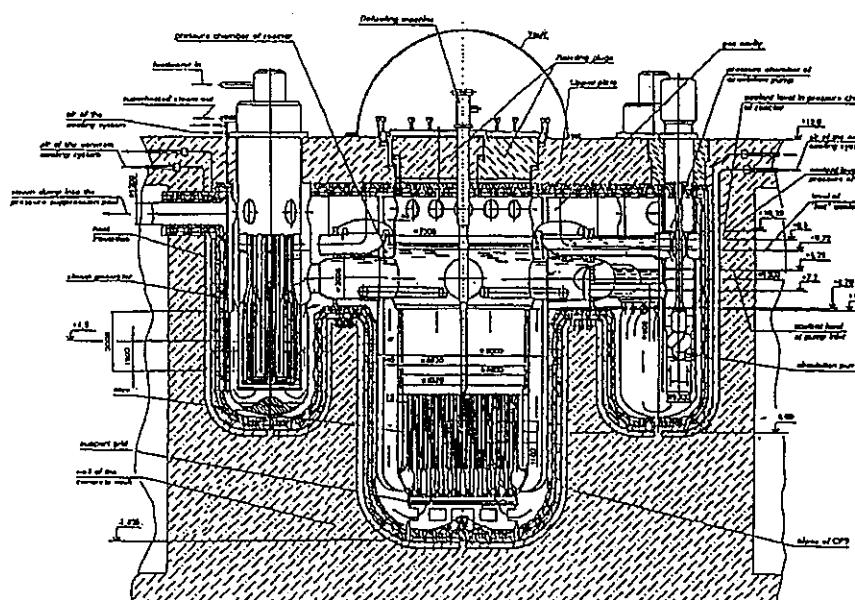
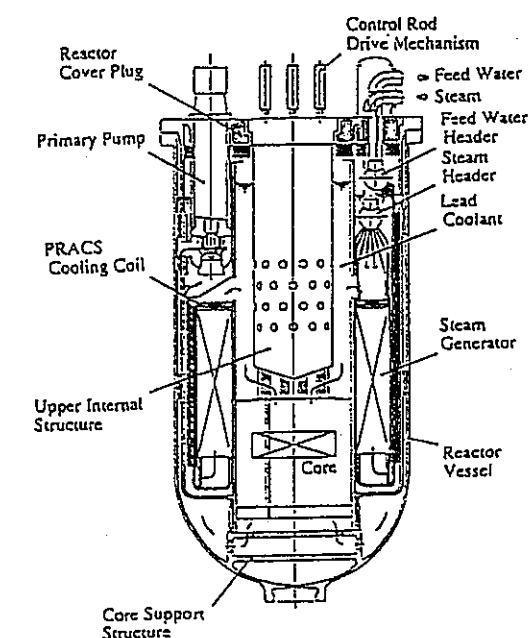


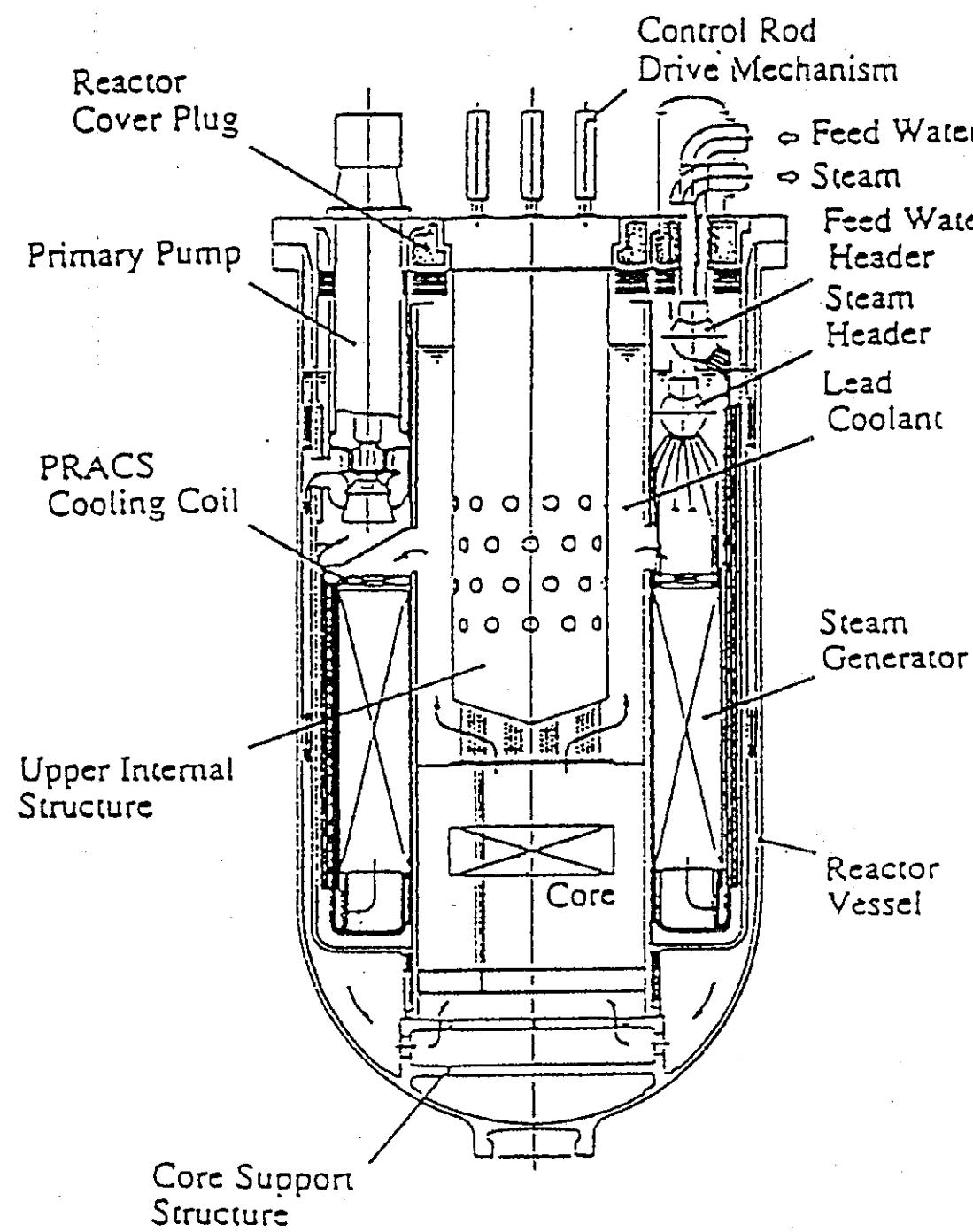
表 2.2-3 各種炉型調査結果 (LCFBR)

炉型名称	LCFBR	作動流体	鉛
<b>1. 全般</b>			
安全性、経済性、増殖性を同時に改善できる鉛冷却・窒化物燃料高速炉の概念検討を実施した。鉛冷却炉の成立性を検討する上で、鉛比重が大きいための死荷重増大による耐震性と、鉛融点の観点から設計温度の高温化による熱応力とのバランスが重要となる。そこで、熱出力 1500MWt (熱出力 625Mwe) について設計計算を行い、原子炉容器径の最小化を指向して、成立するプラント概念を報告している。			
<b>2. システムの概要と主要な仕様</b>			
(1) 原子炉および原子炉構造			
原子炉構造はプールタイプで、SG、1次主循環ポンプが原子炉容器内に配置される。SG と 1次主循環ポンプは、炉容器内に上下に配置されている。炉心を出た冷却材は、下方に配置される SG に導かれ SG 内を上から下に流れ、SG を出た冷却材は SG の外筒と炉容器の隙間を経由してポンプに導かれる(添付図)。このような機器配置を行うことにより、Pb-H <sub>2</sub> O 反応事故時に、反応生成物が炉心に入ることを抑制している。尚、SG は吊り下げタイプである。			
(2) 主冷却系			
プールタイプであり、SG、1次主循環ポンプは原子炉容器内に配置されている。ヒートバランスは、ケーススタディの結果 SG 伝面が最も小さくなる組み合わせを採用しており、その結果原子炉直徑 (= 9 m) が小さくできている。原子炉容器の板厚は 100mm となり、2G の地震に耐えうる。			
(3) 崩壊熱除去系			
崩壊熱除去系は PRACS システムで、冷却材としては水を使用している。容量は 4 ループ × 50% である。伝熱部は SG 上部に配置されている。PRACS 配管は、フリージング対策として、電気ヒータが準備されている。			
(4) その他			
プラントの概念検討という観点から、燃料交換時、メンテナンス時についても検討が行われている。			
<b>3. 引用文献</b>			
[1] H. Takano et al., "A CONCEPT OF SELF-COMPLETED FUEL CYCLE BASED ON LEAD-COOLED NITRIDE-FUEL FAST REACTORS", ICENES'93 308(1993)			
[2] H. Takano et al., "A DESIGN STUDY FOR UNHERENT SAFETY CORE, ASEISMICITY AND HEAT TRANSPORT SYSTEM IN LEAD-COOLED NITRIDE-FUEL REACTOR", ARS'94 549(1994)			
[3] 高野秀樹, "鉛冷却金属燃料高速増殖炉の検討", 日本原子力学会 1992 年春の年会			

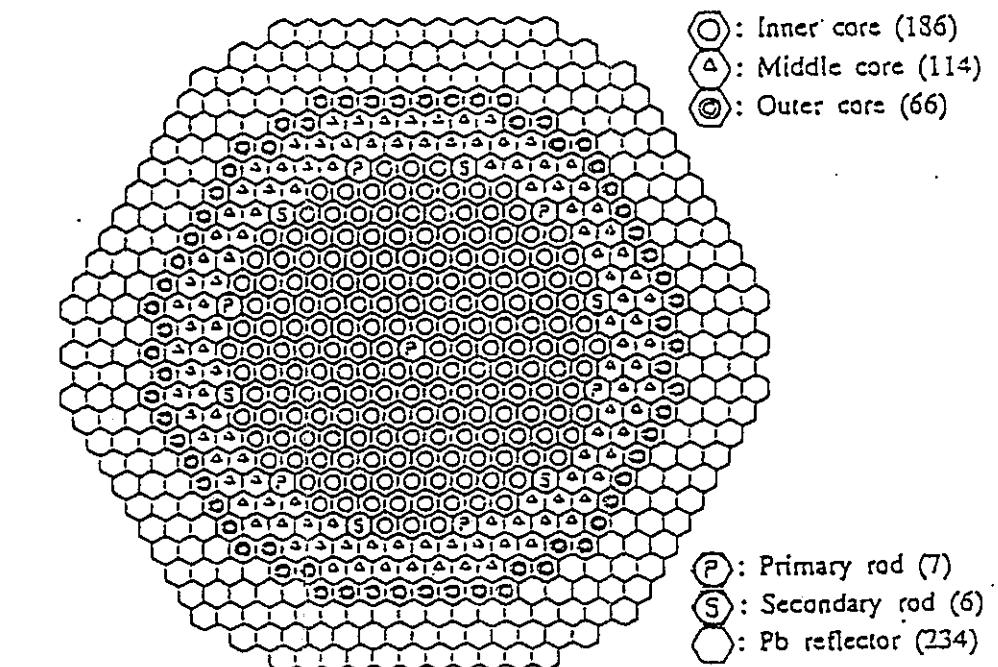
(添付表) 主要な仕様

項目	仕 様	備 考
熱/電気出力	1500MWt/625Mwe	
ループ数	プールタイプ (SG : 3 基、ポンプ : 3 基)	
ヒートバランス ① 1 次系 ② 2 次系 ③ 主蒸気系	出入口温度 : 570°C / 470°C, 流量 : $3.7 \times 10^3$ kg/hr (3 ループ合計) なし 出入口温度 : 530°C / 330°C、圧力 : 176kg/cm <sup>2</sup> 流量 : $2.9 \times 10^6$ kg/h (3 ループ合計)	効率 : 約 42%
炉 心 ① 寸法 ② 燃料/被覆管 ③ 燃料集合体 ④ 圧力損失 ⑤ 反応度制御	直径 : 3550mm、ブランケット : 300mm、高さ : 1000mm 窒化物 12wt%Pu (U, Pu) <sup>15</sup> N ピン径/ピッチ : 9.9/16.1mm、ピン本数 ; 記載なし、 ラッパ管対面距離 : 約 170 mm 集合対数 : 内側燃料 186 体、中間燃料 114 体、外側 66 体、主炉停止棒 7 体、後備棒 6 体、鉛遮蔽体 234 体 記載なし 制御棒 2 系統	ラッパ管対面距離は推定 値 (= 炉心直徑 / 炉心体 数)
原子炉構造 ① プレナム寸法 ② 炉心上部機構 ③ 炉壁保護構造	直径 : 約 4800mm、深さ : 約 8800mm あり 炉壁冷却構造	図面からの推定
主冷却系 ① 1 次系配管 ② 中間熱交換器 ③ 1 次循環ポンプ ④ 蒸気発生器	なし なし 機械式ポンプ (3 基)、流量 : 9.2t/h、ヘッド : 記載なし ヘリカルコイル型、伝熱管 : 31.8mm (外径)、4.8mm (肉 厚)、6370m <sup>2</sup> (伝面)、50mm (ピッチ)、Mod. 9 Cr-1Mo (材質)、1728 本 (本数)	1 次循環ポンプは 1 次コー ルドレグに設置。SG を出 た冷却材は、SG の外筒と 炉容器の隙間を経由して ポンプに導かれる。
崩壊熱除去系	PRACS: 2 次冷却材は水を使用。 50% × 4 ループ	

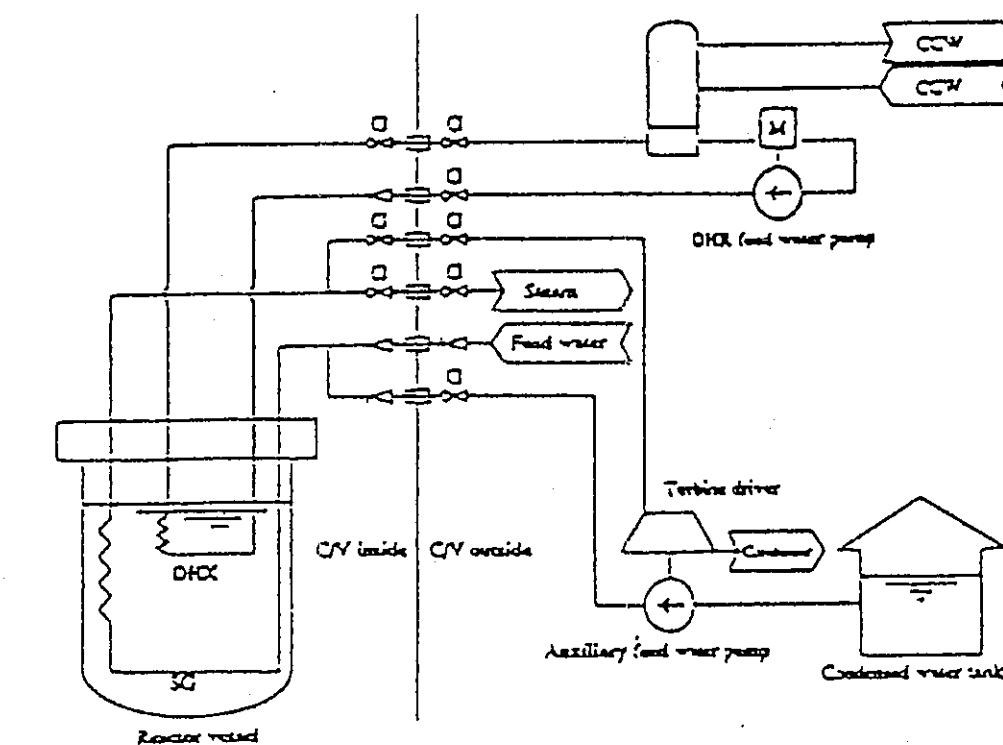
(添付図)  
原子炉システム概念図



添付図-1 原子炉システム概念図（拡大図）



添付図-2 炉心配置図



添付図-3 崩壊熱除去系 系統図

表 2.2-4

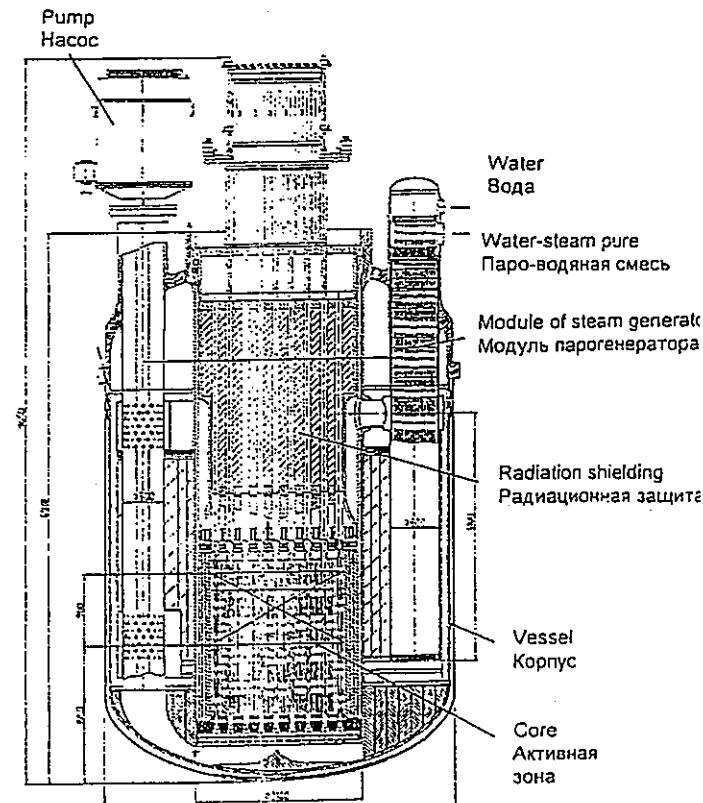
各種炉型調査結果 (SWBR-75)

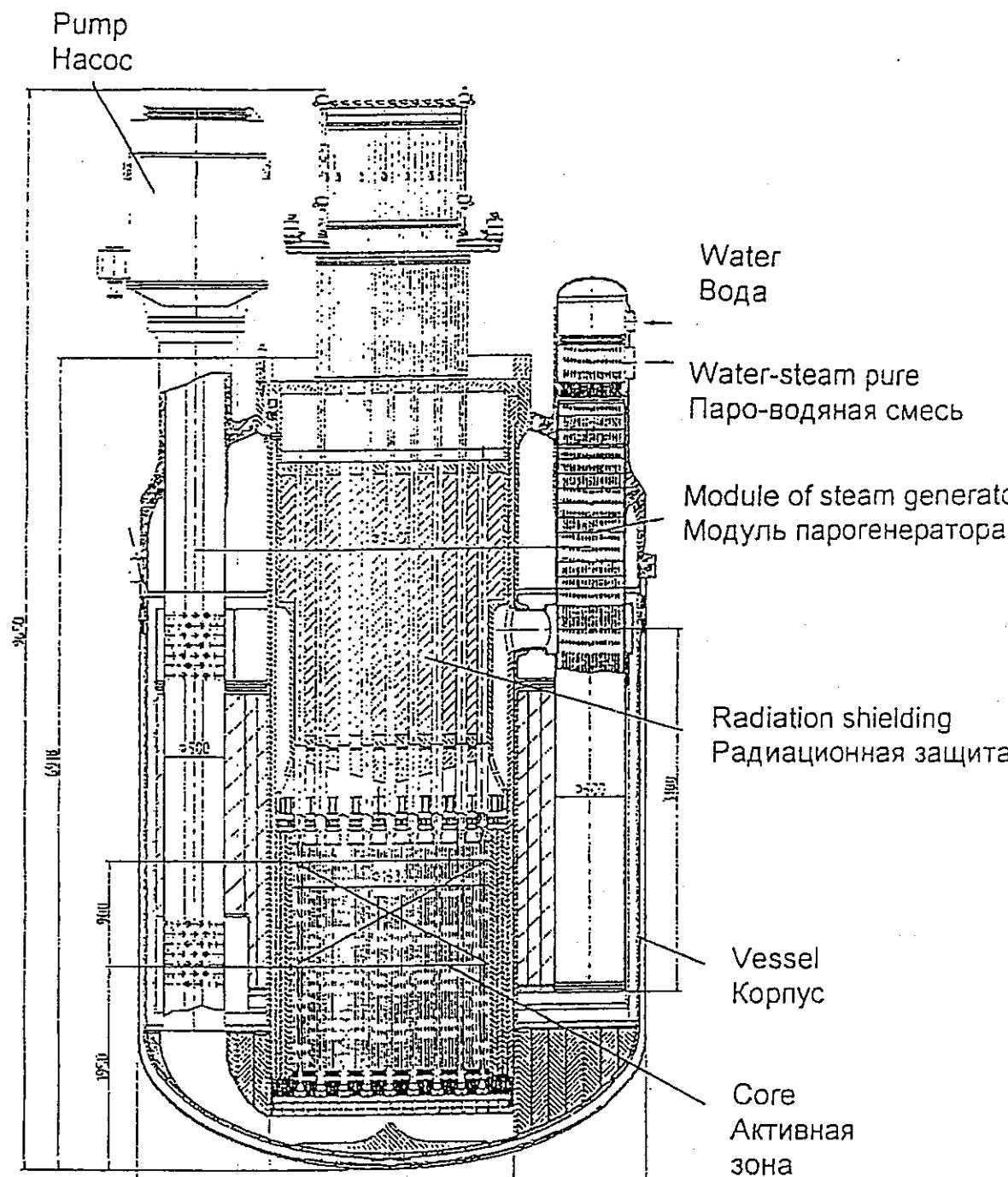
炉型名称	SWBR-75	作動流体	鉛-ビスマス
<b>1. 全般</b>			
潜水艦での実績に基づく鉛-ビスマス冷却材を使用したプラント概念が提案されている。"ANGSTREM" (30MWe)、および"SWBR-75" (265MWe) の 2 種類が検討されている。			
<b>2. システムの概要と主要な仕様</b>			
(1) 原子炉および原子炉構造 炉心燃料は酸化物燃料を使用している ( $UO_2$ )。炉心のサイズは図面から概略推定できるが、燃料集合体に関しての記載がないため炉心内の流路面積、冷却材流速は推定が困難である。原子炉の上部プレナム領域には炉心上部機構があり、プレナムを形成する壁面と炉心上部機構の隙間 (アニュラス状) を冷却材が流れる構造となっている。冷却材インベントリを極力低減する工夫のようにも見えるが、熱衝撃に課題が残る構造である。			
(2) 主冷却系 中間冷却系は存在しない。SG は 12 基、冷却材循環ポンプは 2 基設置されており、1 次冷却材流量は約 $0.5\text{m}^3/\text{s}/\text{基}$ 、合計で約 $1\text{m}^3/\text{s}$ (約 10ton/s) となる。2 次側は 1 次側と異なり、自然循環方式を採用している。			
(3) 崩壊熱除去系 通常のタービンバイパスとは別に、SG の 2 次側に独立したコンデンサを有する ICS (Independent cooling system)、および原子炉容器周りの水冷システム SG2 次側に空気冷却器を有する PHRS(Passive heat removal system)が設置されている。ICS は定格出力の 6% の除熱能力を有し、LOSP 時に単基運転で 24hrs、2 基運転で 48hrs の冷却が可能とされている。			
(4) その他 旧ソ連 (USSR) で蓄積された潜水艦技術を活用した鉛-ビスマス炉である。ビスマスが極めて稀少であること、および $Bi^{209}$ の放射化によって揮発性放射性物質である $Po^{210}$ が発生すること等、ビスマス特有の課題とは別に、Pb-Bi が構造材を腐食しやすい物質であることから鋭意基礎研究が行われたようである。冷却材温度 $450^\circ\text{C}$ まではステンレス鋼が使用できるが、それを越える温度領域では特殊鋼が使用されているようである。			
<b>3. 引用文献</b> [1] V. S. Stepanov et al., "APPLICATION IN ELECTRIC POWER INDUSTRY TECHNOLOGY OF TRANSPORT REACTORS WITH LEAD-BISMUTH LIQUID-METAL COOLANT", 「民生利用のための推進原子炉技術に関する IAEA 会議」での報告 (1999)			

(添付表) 主要な仕様

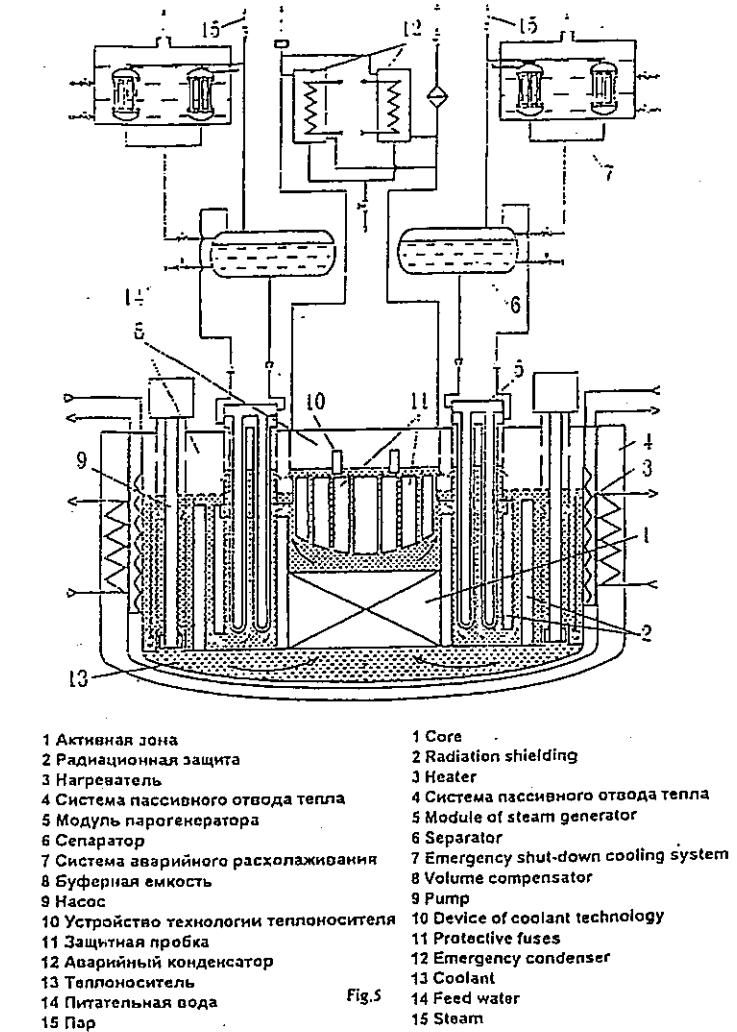
項目	仕様	備考
熱/電気出力	265MWe/75Mwe	
ループ数	2 (SG: 12 基、ポンプ: 2 基)	
ヒートバランス ① 1 次系 ② 2 次系 ③ 主蒸気系	出入口温度: $430^\circ\text{C}/275^\circ\text{C}$ 、流量: $0.97\text{m}^3/\text{s}$ なし 出入口温温度: $238^\circ\text{C}/192^\circ\text{C}$ 、圧力: 3.24MPa	鉛-ビスマス ( $18\text{m}^3$ ) 効率: 約 28%
炉心 ① 尺寸 ② 燃料/被覆管 ③ 燃料集合体 ④ 圧力損失 ⑤ 反応度制御	直径: 1680mm、高さ: 1000mm $UO_2$ /記載なし 記載なし 記載なし 制御棒	
原子炉構造 ① プレナム寸法 ② 炉心上部機構 ③ 炉壁保護構造	直径: 約 2100mm、深さ: 約 1800mm (アニュラス部) 制御棒案内管・支持構造物 (外洞あり) 記載なし	図面からの推定
主冷却系 ① 1 次系配管 ② 中間熱交換器 ③ 1 次循環ポンプ ④ 蒸気発生器	原子炉容器プレナムとポンプ/SG を接続する短尺配管 なし 機械式ポンプ (2 基)、流量: 約 $0.5\text{m}^3/\text{s}$ 、 記載なし	
崩壊熱除去系	ICS (Independent cooling system) : SG の 2 次側に独立したコンデンサを設置 (LOSP 時に 48hrs の冷却可能) PHRS(Passive heat removal system) : 原子炉容器周りの水冷システム	出力の 6% 2 基の ICS 使用時

(添付図) 原子炉構造概念

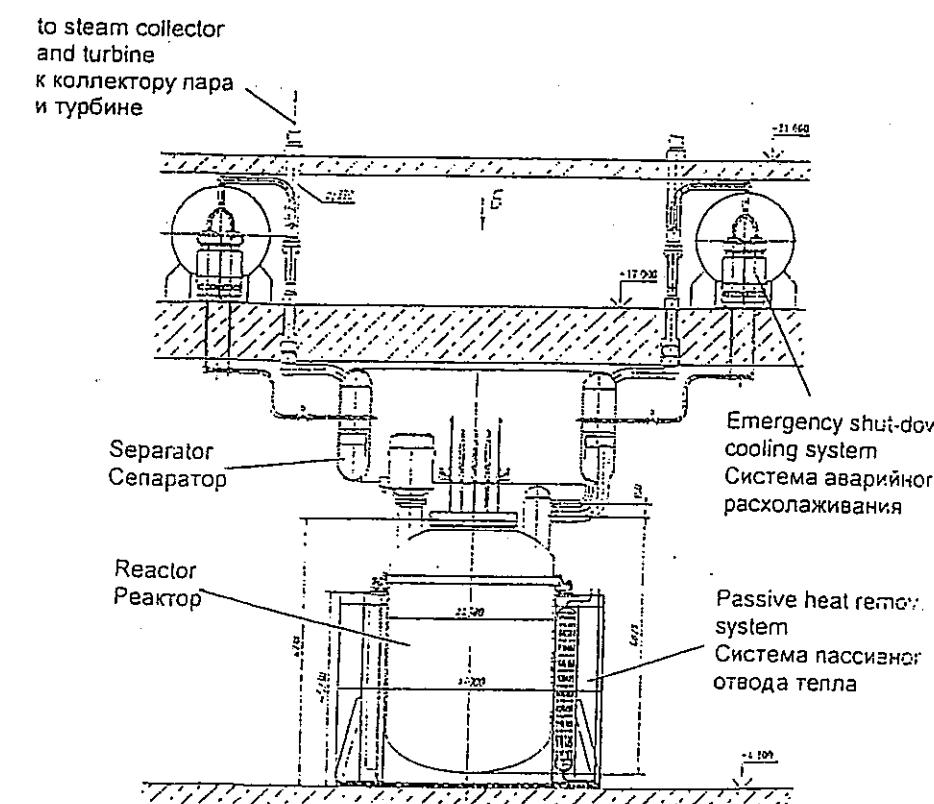




添付図-1 原子炉構造概念図



添付図-2 システム概念

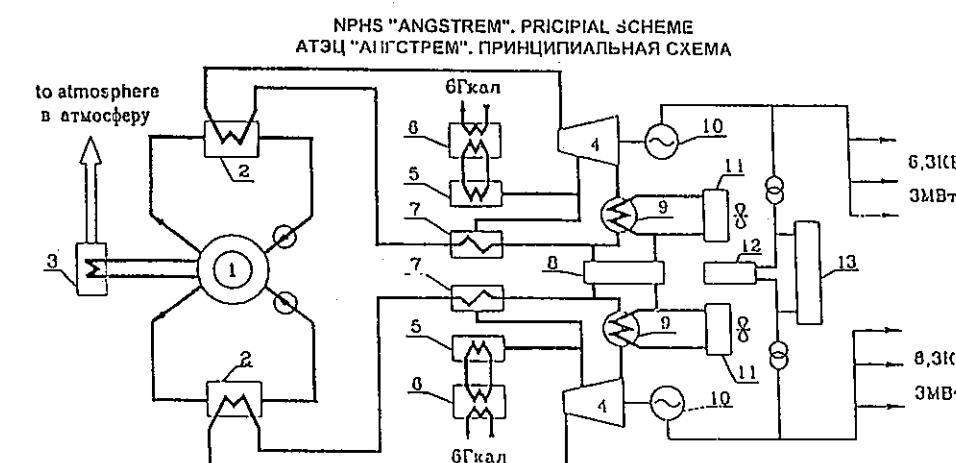


添付図-3 崩壊熱除去系

表 2.2-5 各種炉型調査結果 (ANGSTREM)

炉型名称	ANGTREM	作動流体	鉛-ビスマス
1. 全般			
ロシア製の可搬型小型原子炉であり、発電及び蒸気による熱供給を目的としている。地理的、気候的、水源の制約、地震条件の如何を問わず、モジュールによる運搬が可能としている。			
2. 特徴			
<ul style="list-style-type: none"> <li>全て、トレーラーで運搬可能であり、サイトでの建設コストを大きく削減</li> <li>工場生産によって、品質を向上</li> <li>通常時は、1次系及び蒸気系は強制循環であるが、事故時は、1次系及び2次系ともに、自然循環を仮定</li> <li>高速中性子による <math>\text{UO}_2</math> 燃料炉心</li> <li>炉容器の外側のハウジングによって、冷却材喪失は設計から除外し、炉容器の健全性が失われた場合とポンプ破損時の1次系完全自然循環での崩壊熱除去を想定</li> <li>炉内の1部に Built-in 熱交換器による緊急時炉心冷却装置を設置</li> <li>2次系冷却材を介した空気冷却器が設置</li> <li>緊急時炉心冷却装置として、3種類の概念の異なる冷却方式を準備           <ul style="list-style-type: none"> <li>タービン除熱、凝縮器除熱、炉内 Built-in 熱交換器除熱</li> </ul> </li> </ul>			
3 引用文献			
<ul style="list-style-type: none"> <li>V.S., Stepanov et al., "Application in electric power industry technology of transport reactors with LEAD-BISMUTH liquid metal coolant", 「民生利用のための推進原子炉技術に関する IAEA 会議」, 1999</li> </ul>			

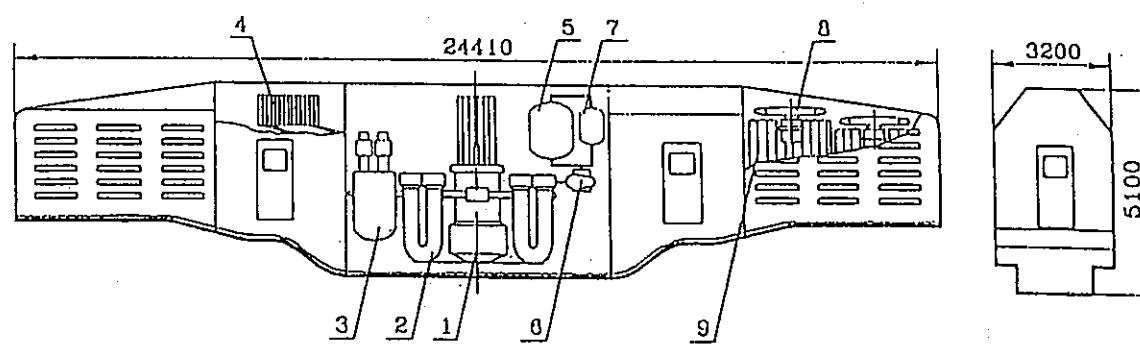
項目	仕 様	備 考
熱/電気出力	30MWth / 6MWe, 14MW(heat supply)	電力及び蒸気供給目的
ループ数	2 (SG : 2基、ポンプ : 2基)	
ヒートバランス		
① 1次系	出/入口温度 : 465°C / 280°C, 382m³/h	鉛-ビスマス(3.0m³)
② 2次系	なし	
③ 主蒸気系	出/給水温度 : 435°C / 150°C 3.5MPa	
燃料	$\text{UO}_2$ (約 405 kg)	高速炉
炉心サイクル	約 30,000 時間	
ポンプ	機械式 (2基)	
崩壊熱除去系	① SG-タービン除熱 ② SG-コンデンサ除熱 ③ 炉内 Built-in 熱交換器除熱 (緊急時)	空気冷却器による



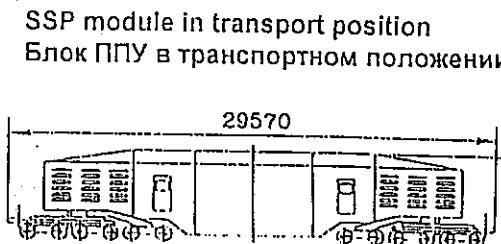
- NPHS "ANGSTREM". PRINCIPAL SCHEME  
АТЭЦ "АНГСТРЕМ". ПРИНЦИПИАЛЬНАЯ СХЕМА
- |                                      |  |
|--------------------------------------|--|
| 1. Reactor                           | 1. Реактор                                     |
| 2. Steam generator                   | 2. Парогенератор                               |
| 3. Emergency cooldown passive system | 3. Пассивная система аварийного расхолаживания |
| 4. Turbine                           | 4. Турбина                                     |
| 5. Heat exchanger                    | 5. Теплообменник                               |
| 6. Boiler                            | 6. Бойлер                                      |
| 7. Feedwater heater                  | 7. Подогреватель питательной воды              |
| 8. Water treatment                   | 8. Водоподготовка                              |
| 9. Condenser                         | 9. Конденсатор                                 |
| 10. Generator                        | 10. Генератор                                  |
| 11. Air radiator                     | 11. Воздушный радиатор                         |
| 12. Reliable electric power system   | 12. Система надежного электроснабжения         |
| 13. Auxiliary power system           | 13. Система вспомогательного электроснабжения  |

Fig. 2

STEAM SUPPLY SYSTEM MODULE  
БЛОК ПАРОПРОИЗВОДЯЩЕЙ УСТАНОВКИ

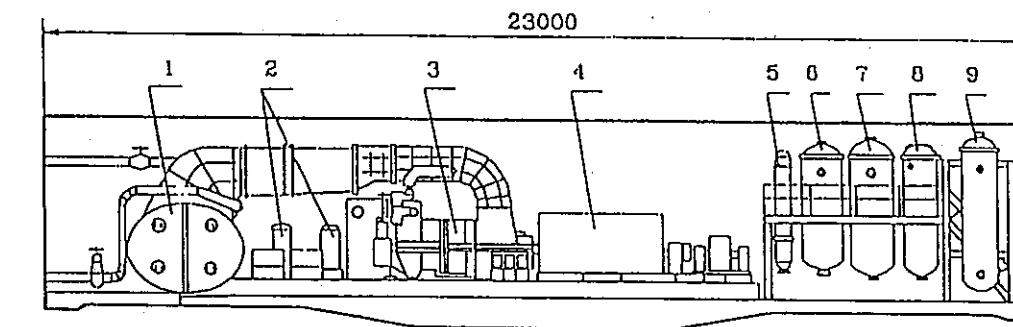


1-Reactor 2-Steam generator 3-Pumps tank 4-Radiator of heat tube 5-Separator 6-Controlled circulation pump 7-Cooldown condenser 8-Fan 9-Cooling radiator  
1-Реактор 2-Парогенератор 3-Бак насосов 4-Радиатор тепловых труб 5-Сепаратор 6-Насос МПЦ 7-Конденсатор расхолаживания 8-Вентилятор 9-Радиатор охлаждения



SSP module in transport position  
Блок ППУ в транспортном положении

TURBOGENERATOR PLANT MODULE  
БЛОК ТУРБОГЕНЕРАТОРНОЙ УСТАНОВКИ



1-Condenser 2-Oil cooler 3-Turbine 4-Generator 5-Low pressure heater 6-Ion exchanger 7-High temperature filter 8-High pressure heater 9-Heat-electric heat exchanger  
1-Конденсатор 2-Маслоохладитель 3-Турбина 4-Генератор 5-Подогреватель низкого давления 6-Ионитный фильтр 7-Высокотемпературный фильтр 8-Подогреватель высокого давления 9-теплофикационный теплообменник

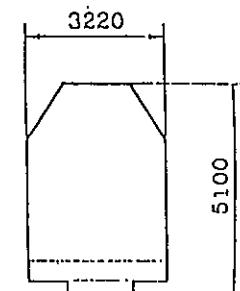


表 2.2-6 各種炉型調査結果 (PEACER)

炉型名称	PEACER	作動流体	鉛-ビスマス
1. 全般			
ソウル大学で設計研究が進められている鉛-ビスマス冷却中型ループ炉であり、MA 燃焼が可能な発電炉である。ポンプ合体型の SG 4 基が水平配管を介して炉容器に接続している。			
2. システムの概要と主要な仕様			
(1) 原子炉及び原子炉構造			
金属燃料(U-Pu-Th)炉心であり、広い p/d(=1.46)及び集合体正方配列、並びに、内部反射体等の効果によって、中性子の漏れを大きくし、MA 燃焼性を高めている。炉心径が 4.9m ある。原子炉構造に関する詳細な記述はないが、炉容器上部より水平配管を介して、SG 容器と接続するシステムが示されている。			
(2) 主冷却系			
ポンプ駆動の 2 次系削除型の 4 ループ構成による主冷却系統である。炉心入口温度 300°C、出口温度 400°C であり、やや低めのヒートバランス設定としている。SG の伝熱管は U チューブ型を採用している。			
(3) 崩壊熱除去系			
論文では、SG による自然循環による崩壊熱除去特性について、SG と CORE の伝熱中心差をパラメータとした解析結果が示され、4.5m の伝熱中心差で 10%出力までの崩壊熱除去が可能としている。Pb-Bi は優れた自然循環性能を有することが示されている。ただし、崩壊熱除去系に関する記述はない。			
(4) その他			
自然循環性については、1 次元ネットワークコードによる評価と CFX による 3D 解析を実施している。			
3 引用文献			
· Jong-Eun Chang, Kune Y. Shu, "Natural Circulation Heat transfer Analysis for A Liquid Metal Reactor", Proc. of ICONE-8, Baltimore, MD, USA (2000.4)			

項目	仕 様	備 考
熱/電気出力	1560MWth / 570MWe	
ループ数	4 (SG : 4 基、ポンプ : 4 基)	SG・ポンプ合体
ヒートバランス ① 1 次系 ② 2 次系 ③ 主蒸気系	出/入口温度 : 400°C / 300°C, 106 t/s なし 出/給水温度 : 380°C / 213°C 1.9MPa	鉛-ビスマス
燃料 炉心径/有効高さ ピン径 P/D 集合体 炉心サイクル	U-Pu-Th (金属燃料) 4.9m/0.5m 10mm 1.46 14×14 (196) 約 406 日	高速炉
ポンプ	機械式 (4 基)	
崩壊熱除去系	通常時 SG 自然循環	

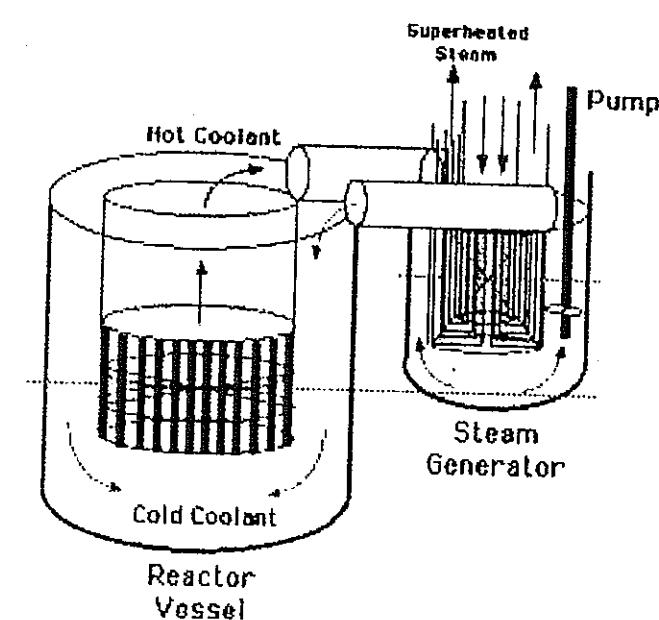


表 2.3 - 1 重金属炉既存設計の冷却系に関する比較

	BREST-300 RDIPE	BREST-1200 RDIPE	LCFBR JAERI	SWBR-75 IPPE et al	ANGSTREM IPPE et al	鉛-ビスマス炉 INEEL/MIT
Type of cooling system	Loop	Loop	Tank	Tank		Tank
1 次系冷却材	Lead	Lead	Lead	Lead-Bismuth	Lead-Bismuth	Lead-Bismuth
系統数	SG；8基、 ポンプ；4基	SG；8基 ポンプ；4基	SG；3基 ポンプ；3基	SG；12基 ポンプ；2基	SG；2基 ポンプ；2基	HX；4基
原子炉入口/出口温度[℃]	420 / 540	430 / 540	470 / 570	275 / 430	280/465	不明
2 次系冷却材	Supercritical-water	Supercritical-water	Steam-Water	Steam-Water	Steam-Water	Steam-Water Helium
2 次系入口/出口温度[℃]	340 / 520	340 / 520	330 / 530	192 / 238	150 / 435	不明
Decay Heat Removal System	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 通常時：SG 2 次側水冷却</li> <li>・ 緊急時：SG の 2 次側の空気冷却器除熱 (14MW)</li> <li>・ 補助：RVACS</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 通常時：SG 2 次側水冷却</li> <li>・ 緊急時：SG の 2 次側の空気冷却器除熱 (14MW)</li> <li>・ 補助：RVACS</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ SG 上部に PRACS を設置</li> <li>・ R/V 水冷ジャケット</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ SG の 2 次側に 独立したコンデンサ(ICS)を設置</li> <li>・ R/V 水冷ジャケット</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉内 Built-in 熱交換器</li> </ul>	不明

### 3. 鉛及び鉛－ビスマス合金の物性値について

#### 3.1 物性データ

重金属冷却炉の崩壊熱除去特性解析に対して、プラント動特性解析コード S-COPD コードを用いる。S-COPD コードは、従来、ナトリウム冷却炉を対象としてコード開発が実施された。本解析では重金属冷却材を対象とした解析を実施するため、鉛及び鉛－ビスマス合金に関する物性式を新たに組込む作業を実施した。

鉛の物性値は、日本機械学会の伝熱ハンドブック<sup>[5]</sup>及び Weeks らの論文<sup>[6]</sup>を参照し、鉛－ビスマス合金 (Pb/Bi 比: 45/55) は伝熱工学資料<sup>[6]</sup>のデータを参照した。

#### 3.2 物性値 fitting 式

表 3-2-1,2 に解析コードに組み込んだ鉛及び鉛－ビスマス合金の物性値の fitting 式を示す。解析コードで使用する物性相関式は密度、定圧比熱、動粘性係数、プラントル数及び熱伝導率の 5 項目である。図 3.2-1,2 に参照データと fitting 曲線の比較を示す。鉛冷却材の場合、動粘性係数及び熱伝導率は適用温度条件範囲が狭く、334°C ~ 527°C となっている。温度範囲の低温側については、凝固条件であるため必要ないが、高温側への外挿性については今後さらにデータの調査が進んだ段階で確認が必要である。鉛－ビスマス合金についても、適用温度範囲は 127°C ~ 527°C としており、やはり、高温側への外挿性について確認が必要である。

#### 3.3 S-COPD コードへの物性値の組込み

S-COPD コードは、従来、ナトリウム冷却炉を対象として開発されたため、冷却材オプションは、ナトリウムと水－蒸気のみの取扱いとなっている。そのため、図 3.3-1 に示すように、冷却材選択ルーチン及び物性ルーチンを付加し、入力で冷却材を選択できるように各モジュールの修正を実施した。

#### 3.4 まとめ

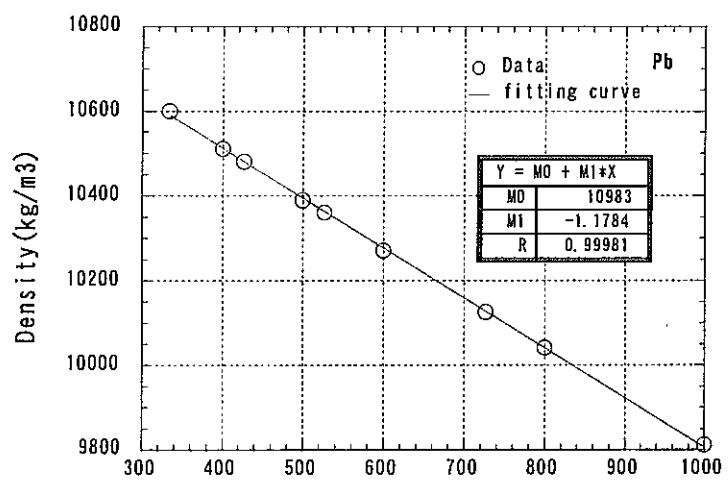
重金属冷却材の物性値について、利用可能なデータによる fitting 曲線を作成し、参照データとの比較を実施した。また、作成した fitting 曲線のコードへの組込みを実施した。

表 3.2-1 鉛物性値に関する fitting 式

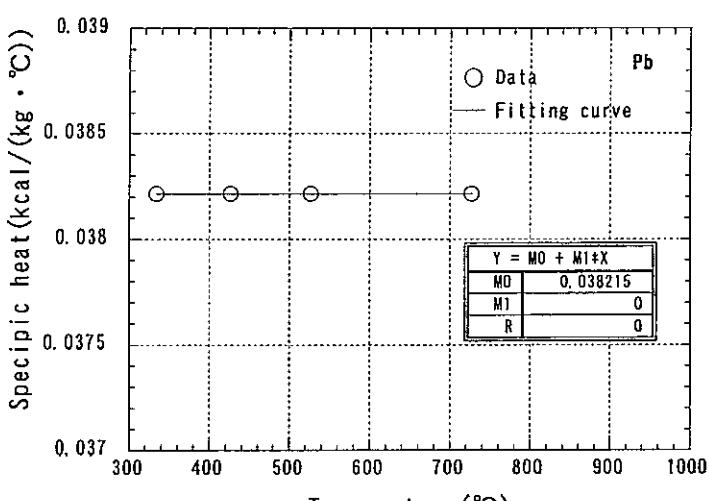
項目	物性値 fitting 式	単位	適用範囲
密度 $\rho$	$\rho = 1.0983 \times 10^1 - 178 \cdot T$	kg/m <sup>3</sup>	圧力条件：大気圧(0.10Mpa) 温度条件：334°C ~ 1000°C
定圧比熱 $C_p$	$C_p = 0.038$	kcal/kg · °C	圧力条件：大気圧(0.10Mpa) 温度条件：334°C ~ 527°C
動粘性係数 $\nu$	$\nu = 3.8657 \times 10^{-7} - 4.1527 \times 10^{-10} \cdot T$	m <sup>2</sup> /s	圧力条件：大気圧(0.10Mpa) 温度条件：334°C ~ 527°C
プラントル数 $Pr$	$Pr = 3.9236 \times 10^{-2} - 4.0105 \times 10^{-5} \cdot T$	—	圧力条件：大気圧(0.10Mpa) 温度条件：334°C ~ 527°C
熱伝導率 $\lambda$	$\lambda = 4.2589 \times 10^{-3} - 1.1118 \times 10^{-6} \cdot T$	Kcal /m · s · °C	圧力条件：大気圧(0.10Mpa) 温度条件：334°C ~ 527°C

表 3.2-2 鉛 ビスマス合金物性値に関する fitting 式

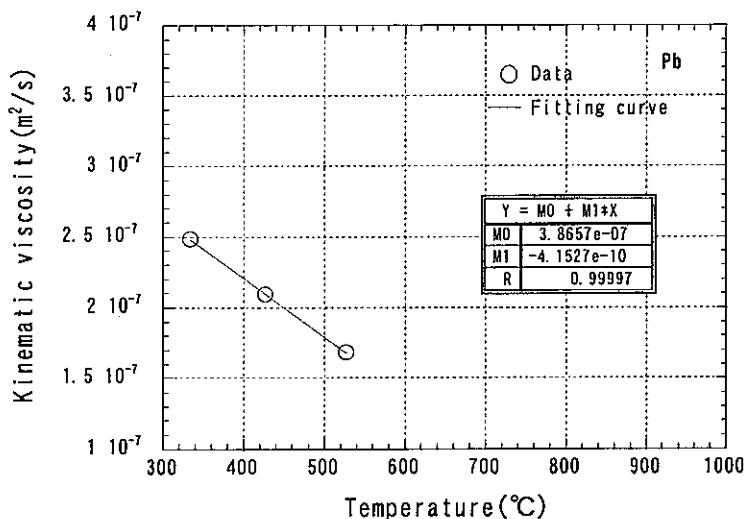
項目	物性値 fitting 式	単位	適用範囲
密度 $\rho$	$\rho = -1.218 \cdot T + 1.073 \times 10^4$	kg/m <sup>3</sup>	温度条件：127°C ~ 527°C
定圧比熱 $C_p$	$C_p = 0.035$	kcal/kg · °C	温度条件：127°C ~ 527°C
動粘性係数 $\nu$	$\nu = -4.4167 \times 10^{-15} \cdot T^3 + 5.5558 \times 10^{-12} \cdot T^2 - 2.5096 \times 10^{-9} \cdot T + 5.5796 \times 10^{-7}$	m <sup>2</sup> /s	温度条件：127°C ~ 527°C
プラントル数 $Pr$	$Pr = -7.6261 \times 10^{-10} \cdot T^3 + 9.6001 \times 10^{-7} \cdot T^2 - 4.3333 \times 10^{-1} \cdot T + 8.64 \times 10^{-2}$	—	温度条件：127°C ~ 527°C
熱伝導率 $\lambda$	$\lambda = 2.3885 \times 10^{-6} \cdot T + 2.3004 \times 10^{-3}$	Kcal /m · s · °C	温度条件：127°C ~ 527°C



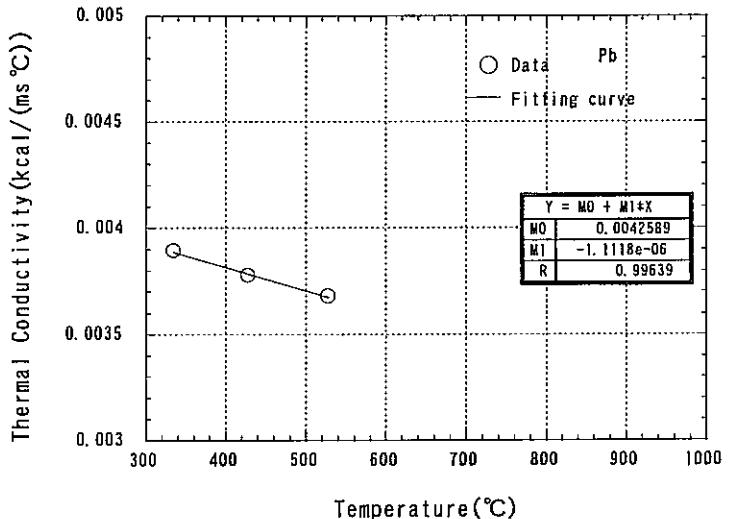
(a) Pb密度



(b) Pb定圧比熱

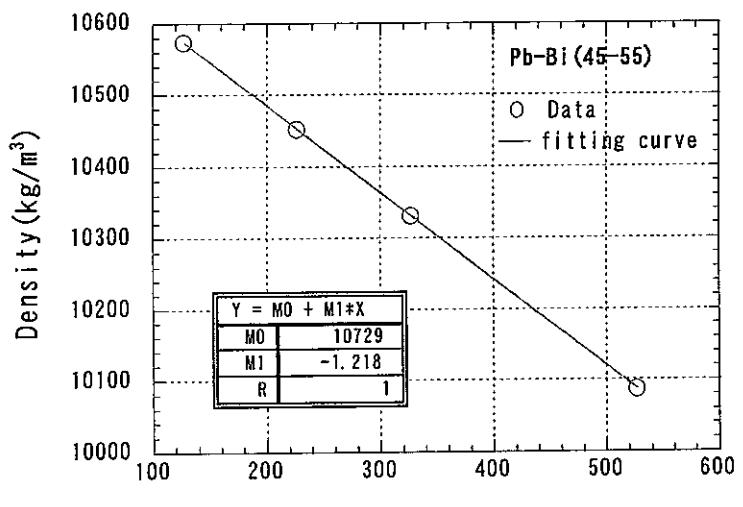


(c) Pb動粘性係数

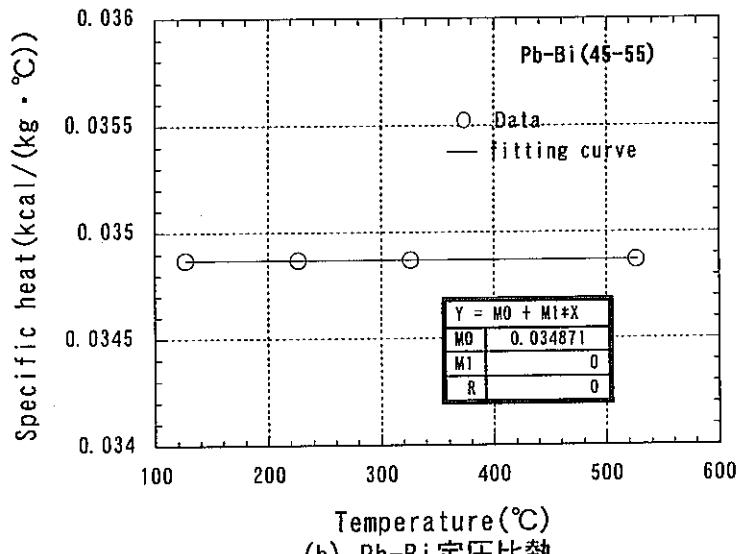


(d) Pb熱伝導率

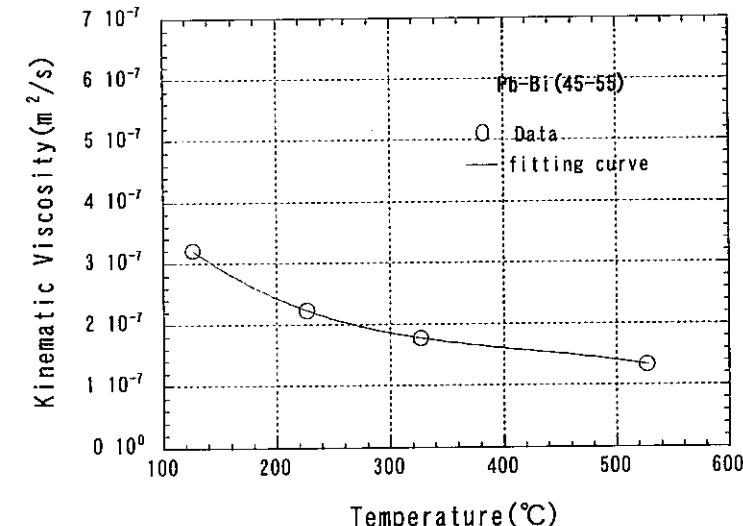
図3.2-1 Pb物性fitting式と参照データ



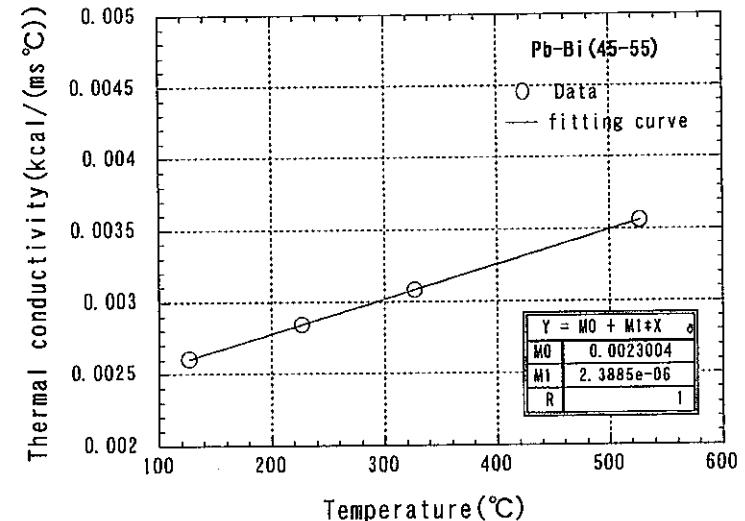
(a) Pb-Bi 密度



(b) Pb-Bi 定圧比熱



(c) Pb-Bi 動粘性係数



(d) Pb-Bi 热伝導率

図3.2-2 Pb-Bi物性fitting式と参照データ

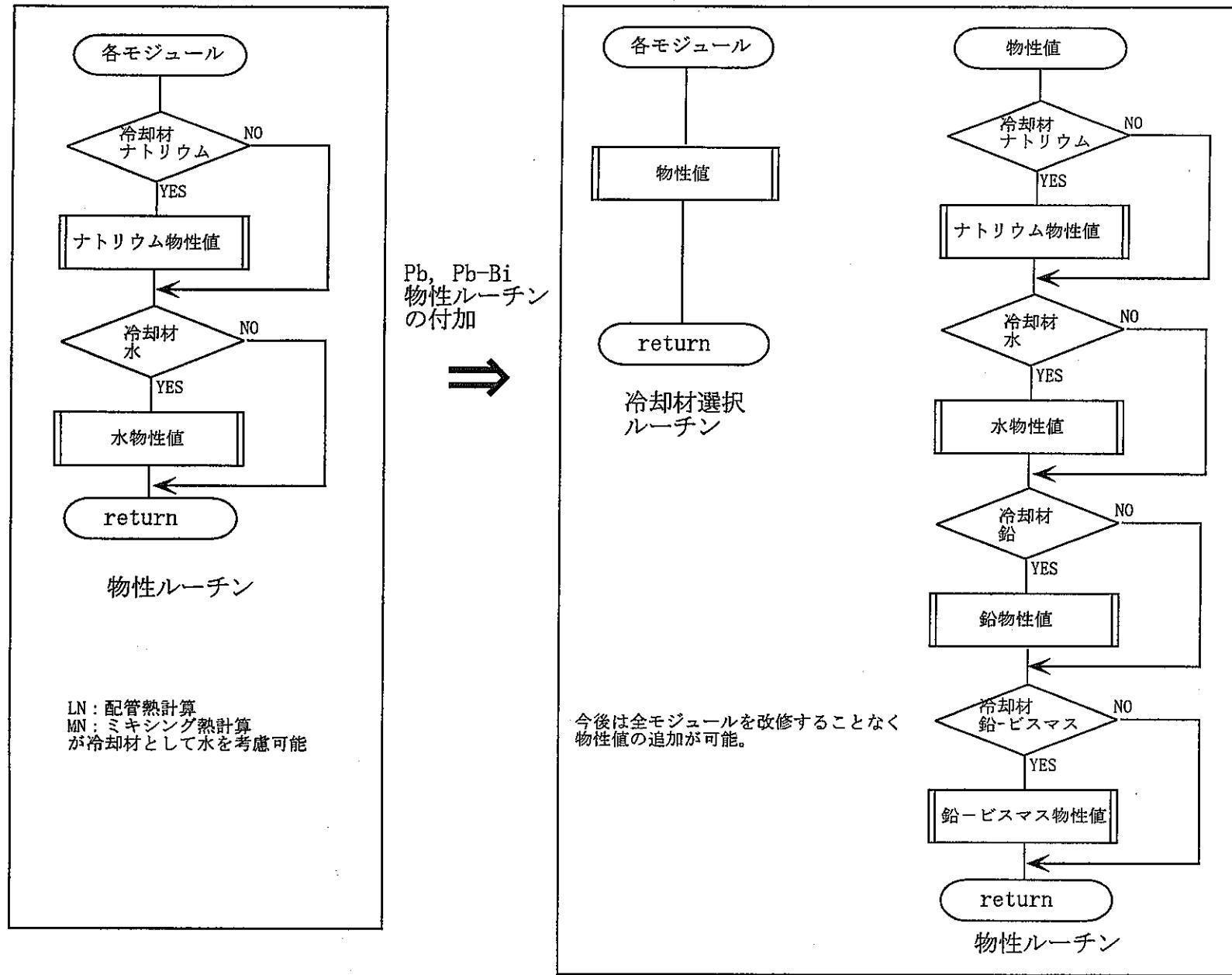


図3.3-1 鉛及び鉛-ビスマス合金の物性ルーチンの組込み

#### 4. 等価プラント解析モデル及び解析条件

##### 4.1 対象プラントシステム

本解析は、ナトリウムと重金属の冷却材の相違に起因する崩壊熱除去特性の特徴を比較整理することを第一の目的としている。自然循環等による崩壊熱除去特性を比較する際に、冷却材の相違に起因する特徴とプラントシステムの相違に起因する特徴を別個に議論することは困難である。しかしながら、Phase1段階として、幅広く様々な冷却材の特性を比較検討する観点から、ここで比較対象とするプラントは、個々の設計において最適化されたプラントではなく、できるだけ同等なシステムを設定することとした。重金属冷却炉の最大の特徴は、2次系を削除したプラント概念にある。そのため、比較対象とするナトリウム冷却炉として、図4.1-1に示すような2次系削除型のループ型大型炉(150万KWe)<sup>[7]</sup>を設定した。本プラントは、動燃事業団において、1990年頃までに実用化設計研究として検討が進められたFBR実用化炉概念である。

崩壊熱除去に関しては、通常時はSGにより水系除熱が行われるが、図4.1-2に示すように、緊急時用に崩壊熱除去系として浸漬型の直接炉心冷却系2系統と循環型の崩壊熱除去系2系統を有している。それぞれ空気冷却器により大気へ放熱する。循環型の崩壊熱除去系については、IHXを介して2次系により空気冷却器へ熱輸送を行う。方式の異なる2種の崩壊熱除去系の採用によってより信頼性の高いシステムとしている。(ただし、本検討では1巡の自然循環特性を比較するため、SG除熱としている)

この2次系削除型のナトリウム冷却大型炉について、S-COPDコードによるプラントデータを作成するとともに、同プラントを重金属冷却材のヒートバランスを設定した等価プラントに変更し、強制循環による崩壊熱除去及び自然循環による崩壊熱除去解析を行い、冷却材の相違に起因する崩壊熱除去特性の特徴を比較整理する。

##### 4.2 重金属冷却炉とナトリウム冷却炉の等価プラント条件について

本解析では、冷却材の相違に基づく崩壊熱除去特性の相違を比較評価する観点から、特に、

- ・ 炉停止からの温度過渡変化特性
- ・ 自然循環除熱特性

に着目した比較評価を行う。そのため、表4.2-1に示すような各プラント条件の設定方針に基づき、プラント条件を設定した。各炉は、規模を同等する観点から、炉容器径及び機器配置等はナトリウム冷却炉をそのまま参考することとした。除熱方式は一巡の自然循環特性比較する観点からSG除熱モードとした。熱的条件は、定格出力及び崩壊熱を同一とし、SGによる定格除熱量及び崩壊熱除熱量(崩壊熱除去時の給水流量率)を同一とした。したがって、ヒートソース及びヒートシンク条件は、ほぼ同等となっている。可能な限り同等の解析条件を目指すが、冷却材固有の特性は考慮するこ

ととし、鉛の原子炉入口温度は凝固温度を考慮し 420°C(BREST-300 参照)に設定した。

鉛はナトリウムの 10 倍の密度があり圧力損失が非常に大きくなることから、炉心の成立性の観点から、鉛大型炉心の設計例を参考し低圧損( $p/d=1.4$  相当)の炉心とした。しかし、自然循環特性を比較する観点から一巡の圧力損失はナトリウム冷却炉と同等とすることとし、鉛炉の配管径を変更した。また、炉心と SG 間の伝熱中心高さは同じにしている。鉛一ビスマスは鉛と同等の密度であるが、凝固温度が低いため原子炉出入口温度をナトリウム冷却炉と同等に設定可能(腐食温度特性は、ここでは考慮しない)である。その結果、ヒートバランスから求まる一次系流量が鉛冷却炉と比較して低くなり、配管径を変更することなくナトリウム冷却炉と同等の一巡圧損を設定可能である。過渡変化時の流動特性については、定格流量に対する流量半減時間が同じになるように設定した。

#### 4.3 解析モデル

モデル化の範囲は、1 次系自然循環による崩壊熱除去系が考慮できるように、原子炉容器および主冷却系(配管、蒸気発生器)、崩壊熱除去系(直接崩壊熱除去系; D-RHRS、循環崩壊熱除去系; C-RHRS)、安全保護系、制御系(ポンプフローコーストダウン、空気冷却器風量)とした。ループ構成は 4 ループ全てをモデル化し、非対称状態を解析可能とした。また、水／蒸気系による崩壊熱除去は、給水流量を境界条件で与えるモデルとした。下記の各図に解析モデル図を示す。

##### 4.3.1 熱計算モデル

図 4.3-1 に主冷却系熱計算モデルを示す。4 ループ構成であり、SG 出口側に電磁ポンプをモデル化している。作図上、コールドレグが炉容器下部に外側から接続されているが、実際には炉容器上部から定圧プレナムへ導かれている配管をモデル化している。

崩壊熱除去系については、図 4.3-2 に示すように、浸漬型直接炉心冷却系(D-RHRS)を 2 系統、並びに、循環型炉心冷却系(C-RHRS)を 2 系統モデル化している。それぞれ、空気冷却器により除熱されるが、C-RHRS については IHX を介した 2 次系によって空気冷却器へ接続する。

炉心上部プレナムには図 4.3-3 に示すように、内筒が設置されており、内筒には、フローホールが設けられている。また、D-RHRS は内筒外側に設置されている。

##### 4.3.2 流動計算モデル

主冷却系、崩壊熱除去系(1 次系)流動計算モデルをまとめて図 4.3-4 に示す。崩壊熱除去系に非対称性を有することから、上部及び下部プレナムでの周方向の流体の混合が考慮できるように、それぞれ、各 4 ループ間を周方向に連結するバ

スを設けている。

#### 4.3.3 制御系モデル

トリップ時のポンプフローコーストダウンを模擬するため、図 4.3-6 に示すように、主冷却系電磁ポンプフローコーストダウン模擬制御系を設け、ポンモータヘッドと主ポンプヘッド及びそのフローコーストダウン特性を制御する。

また、図 4.3-7,8 に示すように、C-RHRS 及び D-RHRS について、空気風量制御を行う。

#### 4.3.4 安全保護系モデル

原子炉手動トリップ時のシーケンスについて、図 4.3-9 に示すような安全保護系をモデル化し、設計条件に基づき、作動時刻を設定する。

### 4.4 解析ケース

予備的評価として、各冷却材の崩壊熱除去時の自然循環特性等を比較する観点から、以下の 2 つの事象を共通解析条件に選定した。

- (1) 手動トリップからのポンモータ強制循環下の蒸気発生器による水系除熱
- (2) 手動トリップからの自然循環条件下の蒸気発生器による水系除熱

等価プラントを対象とし、それぞれ、鉛、鉛－ビスマス合金、及び、ナトリウム冷却材を用いた 2 つの事象に関する過渡解析を行い、比較評価を実施する。尚、自然循環時の除熱側は、強制循環との比較の観点を明確化するため、SG 除熱により行うこととした。

### 4.5 解析条件

#### 4.5.1 手動トリップ（蒸気発生器強制循環除熱）解析条件

##### 1) 初期状態

100% 定格運転状態とする。

##### 2) 過渡事象シーケンス

図 4.3-9 に示す安全保護系において、手動トリップ信号を与える。ただし、崩壊熱除去系起動信号をブロックし SG のみによる水系除熱を行う。以下に起動シーケンスを示す。

I) 手動トリップ信号により原子炉がトリップ。

II)原子炉トリップ信号により主循環ポンプトリップ。その後、ポニーモータ運転による強制循環除熱。

①主冷却系の流量半減時間を8秒、ポニーモータ運転流量を10%とする。

②給水の流量半減時間を5.5秒、再循環ポンプ運転流量を8%とする。

3)主要境界条件

I)蒸気発生器入口給水流量、給水温度

II)蒸気発生器出口蒸気圧力

#### 4.5.2 自然循環による蒸気発生器除熱解析条件

1)初期状態

100%定格運転状態とする。

2)過渡事象シーケンス

図4.3-9に示す安全保護系において、手動トリップ信号をあたえる。ただし、ポニーモータ起動信号をブロックする。以下にシーケンスを示す。

I)手動トリップ信号により原子炉がトリップ。ポニーモータは起動せず。

①主冷却系の流量半減時間を8秒とする。

②給水の流量半減時間を5.5秒、再循環ポンプ運転流量を8%とする。

3)主要境界条件

I)蒸気発生器入口給水流量、給水温度

II)蒸気発生器出口蒸気圧力

#### 4.6 重金属炉の熱伝達係数について

鉛は全ての温度領域において酸化物形成の自由エネルギーポテンシャルが鉄材よりも高く、一般的には配管壁に対して酸化剤として作用する。したがって、酸素濃度に依存して鉄材の表面には酸化皮膜が形成され、その皮膜の厚さに応じた熱抵抗となって熱伝達が低下することが指摘される<sup>[8]</sup>。ナトリウムは、アルカリ金属であり、還元性が高く、かつ、コールドトラップにより低酸素濃度での運転管理が行われることから、構造材に酸化皮膜は形成されにくく、オーステナイト系鋼材に対する共存性が高く熱伝達性能に優れている。したがって、ナトリウム冷却材との比較において、重金属冷却材に関する評価を行う場合、酸化皮膜形成による熱伝達性能の評価が不可欠である。

酸化皮膜形成に関する接触熱抵抗について、Ninokata<sup>[8]</sup>は、熱抵抗の上限値を

与える Kirillov<sup>[9]</sup>による次式を紹介している。

$$\left( Re \frac{\epsilon}{d} \right)_{\max} = 200 \cdot Re^{-0.75} \quad \dots \dots \dots \quad (4-1)$$

ここで、 $Re$  は熱抵抗である。酸化皮膜の形成や濡れ性の低下による熱伝達低下は、燃料集合体及び蒸気発生器における必要伝熱面積に影響を及ぼすことから、今後、実験による系統的なデータの蓄積が必要と考えられる。

酸化皮膜のない場合について、ナトリウムと重金属に関する伝熱に関する無次元数の比較を実施した。表 4.6-1 に示すように、鉛の粘性係数はナトリウムの約 7.5 倍、鉛の定圧比熱はナトリウムの 10 分の 1、鉛の熱伝導率はナトリウムの 5 分の 1 とそれぞれ異なるが、それらから求められるプラントル数は、鉛がナトリウムの 4 倍、鉛一ビスマス合金はナトリウムの 2.9 倍と、熱伝達式を変えなければならないような相違はない。一般的に、プラントル数が 0.1 未満の場合、管内流には以下の Subbotin の式が用いられている。

$$Nu = 5 + 0.025 Pe^{0.8} \quad \dots \dots \dots \quad (4-2)$$

熱伝達式とデータの比較を伝熱ハンドブックより抜粋して図 4.6-1 に示す。酸化皮膜による熱抵抗が無視される場合、鉛及び鉛一ビスマスについても、(4-2)式が適用可能である。

一方、最近、西ら<sup>[10]</sup>は、鉛一ビスマス冷却材について、直交外部流れの円管に対する熱伝達測定を行い、ナトリウムを用いた Ishiguro らのデータとの比較を実施している。図 4.6-2 に示すように、鉛一ビスマスに関する円管まわりの平均熱伝達率は、ナトリウムを用いた Ishiguro らのデータを 10%~20% 下回っており、熱伝達の低下が見られることが示されている。西は、鉛一ビスマスの伝熱評価の際に、熱伝達低下割合 ( $= Nu_{Pb-bi} / Nu_{Na}$ ) を定義し、その値を 0.8 として評価を行っている。

また、試験条件の詳細は不明であるが、IPPE の Gromov ら<sup>[11]</sup>は、鉛一ビスマスの酸素濃度と熱伝達率の低下についての試験データを報告している。それらのデータについて、伝熱ハンドブックにオーバープロットした結果を図 4.6-3 に示す。Gromov らの試験結果は酸素濃度 0.1 ppm と 10 ppm のものがあり、0.1 ppm のデータについては、(4-2) 式に示した Subbotin の式がよい予測を与えていた。10 ppm のデータは、やや大きな分散を有しているが、0.1 ppm のデータと比較して、20% 以上の熱伝達の低下を示している。この場合、ヌセルト数は、Lubarsky & Kaufman 式が代表するデータ群に近い値を示している。図 4.6-3 に示される多くのデータには、酸

素濃度の高いデータも含まれていると考えられ、Gromov らの 10ppm 条件についても、熱抵抗の原因となるような厚い酸化被膜あるいはスラグ等が付着していることが推測される。鉛ービスマス冷却材は、被覆管あるいは構造材を腐食から保護するために、薄い酸化被膜が形成された状態で純度管理が行われる。IPPE が推奨する鉛ービスマス中の酸素濃度制御範囲は、0.1ppm よりもさらに低い濃度範囲であり、そのような条件範囲において純度管理が行われる場合、熱伝達に関してはナトリウムと同様な相関式が適用可能であり、酸化被膜の影響は無視できると考えられる。

しかしながら、含有酸素濃度を高精度で制御した試験データが調査の範囲では得られていないことから、Pb-Bi の熱伝達率については、酸素濃度純度管理と酸化皮膜の形成、さらには鉛スラグによる熱抵抗も含めて、今後、実験データの蓄積及び評価手法の整備が重要と考えられる。ここでの解析では、過度な酸素濃度に依存した熱伝達率の低下は考慮せず、ナトリウムに対する熱伝達率と同様の Subbotin 相関式の値を用いる。

#### 4.7 まとめ

等価プラントに対する本解析モデル及び解析条件について、ナトリウム及び重金属冷却材を用いた解析を実施し、冷却材の相違に起因する崩壊熱除去特性の相違を比較評価する。

表 4.1-1 比較用 2 次系削除大型炉主要目

項目	仕様
電気出力	1,500MWe
熱出力	3,750MWth
冷却材	ナトリウム
炉型	2 次系削除ループ型炉
最大線出力	470[W/cm](MOX 炉心)
ループ数	4 系統
原子炉出入口温度 [°C]	550 / 395
SG	電磁ポンプ内臓, 2 重管ヘリカルコイル型
崩壊熱除去 (図 4.1-2)	通常時 : SG 水系除熱 緊急時 : 循環型 (2 系統) 及び直接炉心冷却型 (2 系統)

表 4.2-1 重金属冷却炉及びナトリウム冷却炉の等価プラントの設定方針

	ナトリウム冷却炉	鉛冷却炉 (等価プラント)	鉛-ビスマス冷却炉 (等価プラント)
定格熱出力	3750MWt	ナトリウム炉に同じ	ナトリウム炉に同じ
崩壊熱特性	設計値	ナトリウム炉に同じ	ナトリウム炉に同じ
炉心出入口[°C]	395/550	420/530 (凝固温度考慮)	ナトリウム炉に同じ
流量[kg/s]	1.9E4 設計値	出入口温度より設定	出入口温度より設定
炉心部圧力損失	設計値	P/D=1.4 相当まで低減 (BREST-300 参照)	P/D=1.4 相当まで低減 (同左)
一巡圧損	設計値	ナトリウム炉に同じ	ナトリウム炉に同じ
配管内径	設計値	約1.1倍に拡大 (同等一巡圧損とするため)	ナトリウム炉に同じ
給水温度[°C]	240 設計値	340 (凝固温度考慮)	240 ナトリウム炉に同じ
給水流量	設計値	除熱量がNaと同等となる ように設定	除熱量がNaと同等となる ように設定
流量半減時間	8秒	ナトリウム炉に同じ	ナトリウム炉に同じ
炉心—SG 伝熱中心差[m]	5.1m 設計値	ナトリウム炉に同じ	ナトリウム炉に同じ

表 4.6-1 重金属炉の無次元数比較(炉心ベース)

		ナトリウム	鉛	Pb/Na	鉛-ビスマス	PbBi/Na	備考
高温側温度[°C]	T <sub>H1</sub>	550	550	1.0	550	1.0	
低温側温度[°C]	T <sub>L2</sub>	500	500	1.0	500	1.0	同一温度に設定
代表径(FA 水力等価直径)[m]	de <sub>1</sub>	0.0032	0.0157	4.9	0.0157	4.9	設計例参照
代表径(統一等価直径)[m]	de <sub>2</sub>	0.004	0.004	1.0	0.004	1.0	同一等価直径に設定
流速(集合体出口相当)[m/s]	vf	6.500	4.200	0.6	3.000	0.5	Pb;BREST, Pb—Bi:SVBR 相当
高温側密度[kg/m <sup>3</sup> ]	ρ <sub>H</sub>	820	10335	12.6	10060	12.3	
低温側密度[kg/m <sup>3</sup> ]	ρ <sub>L</sub>	832	10394	12.5	10121	12.2	
平均密度[kg/m <sup>3</sup> ]	ρ <sub>av.</sub>	826	10365	12.5	10091	12.2	
粘性係数[Pa*s]	μ	2.33E-04	1.75E-03	7.5	1.34E-03	5.8	
熱伝導率[W/mK]	λ	6.52E+01	1.54E+01	0.2	1.49E+01	0.2	
定圧比熱[J/kgK]	C <sub>p</sub>	1.260E+03	1.60E+02	0.1	1.47E+02	0.1	
プラントル数 Pr	μ C <sub>p</sub> / λ	4.49E-03	1.81E-02	4.0	1.32E-02	2.9	
レイノルズ数 Re(de <sub>2</sub> ,vf ベース)	de <sub>2</sub> *vf*ρ <sub>av.</sub> /μ	9.24E+04	9.97E+04	1.1	9.05E+04	1.0	
ペクレ数 Pe	Pr*Re	4.15E+02	1.81E+03	4.4	1.19E+03	2.9	

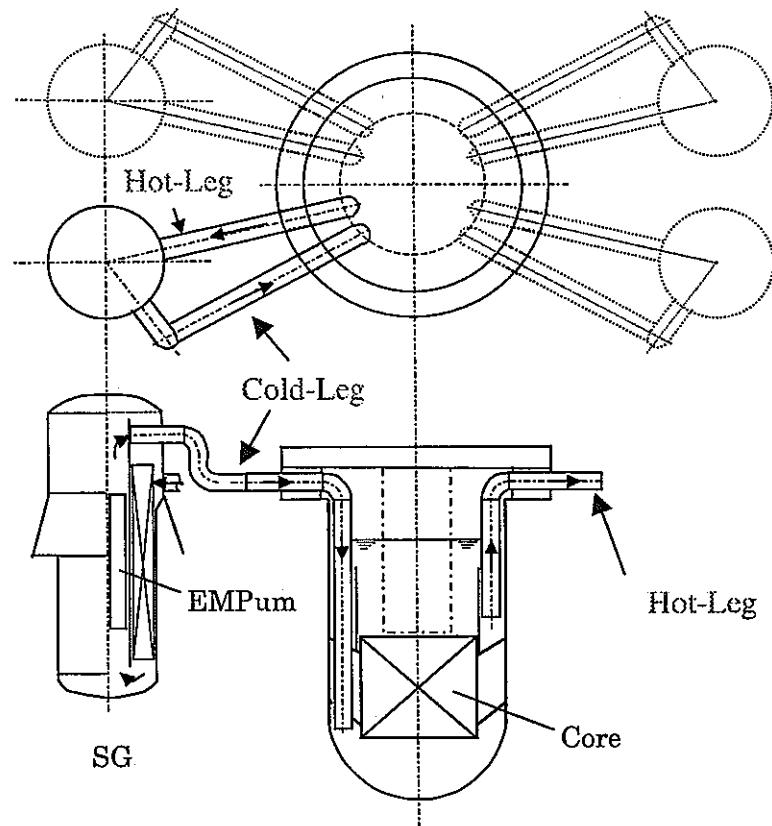


図 4.1-1 2次系削除大型炉プラント概略図 (1500MWe)

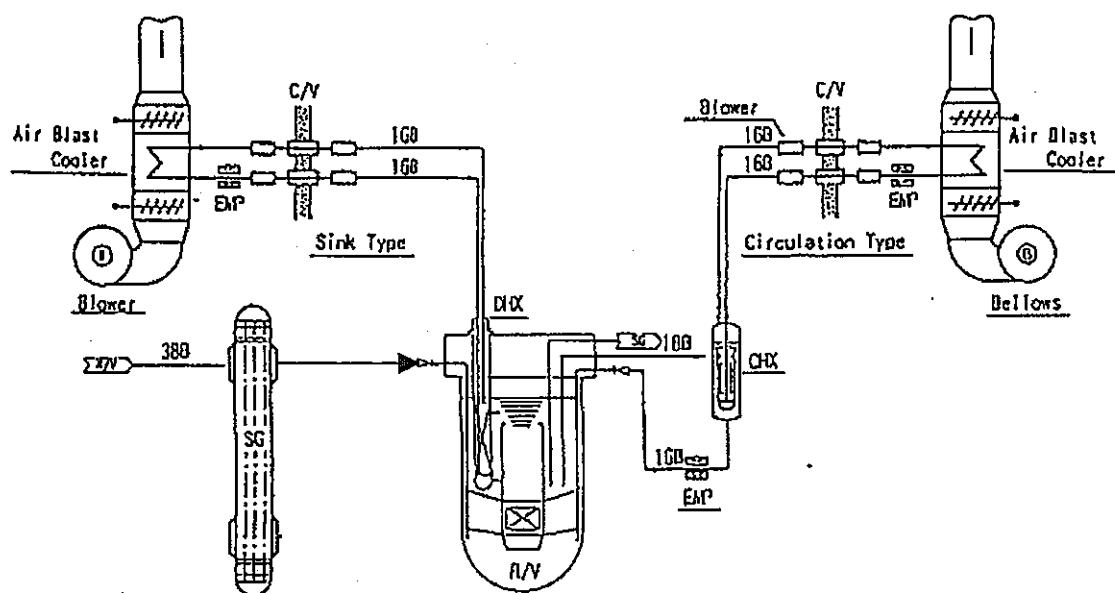


図 4.1-2 2次系削除大型炉プラント崩壊熱除去系概略図

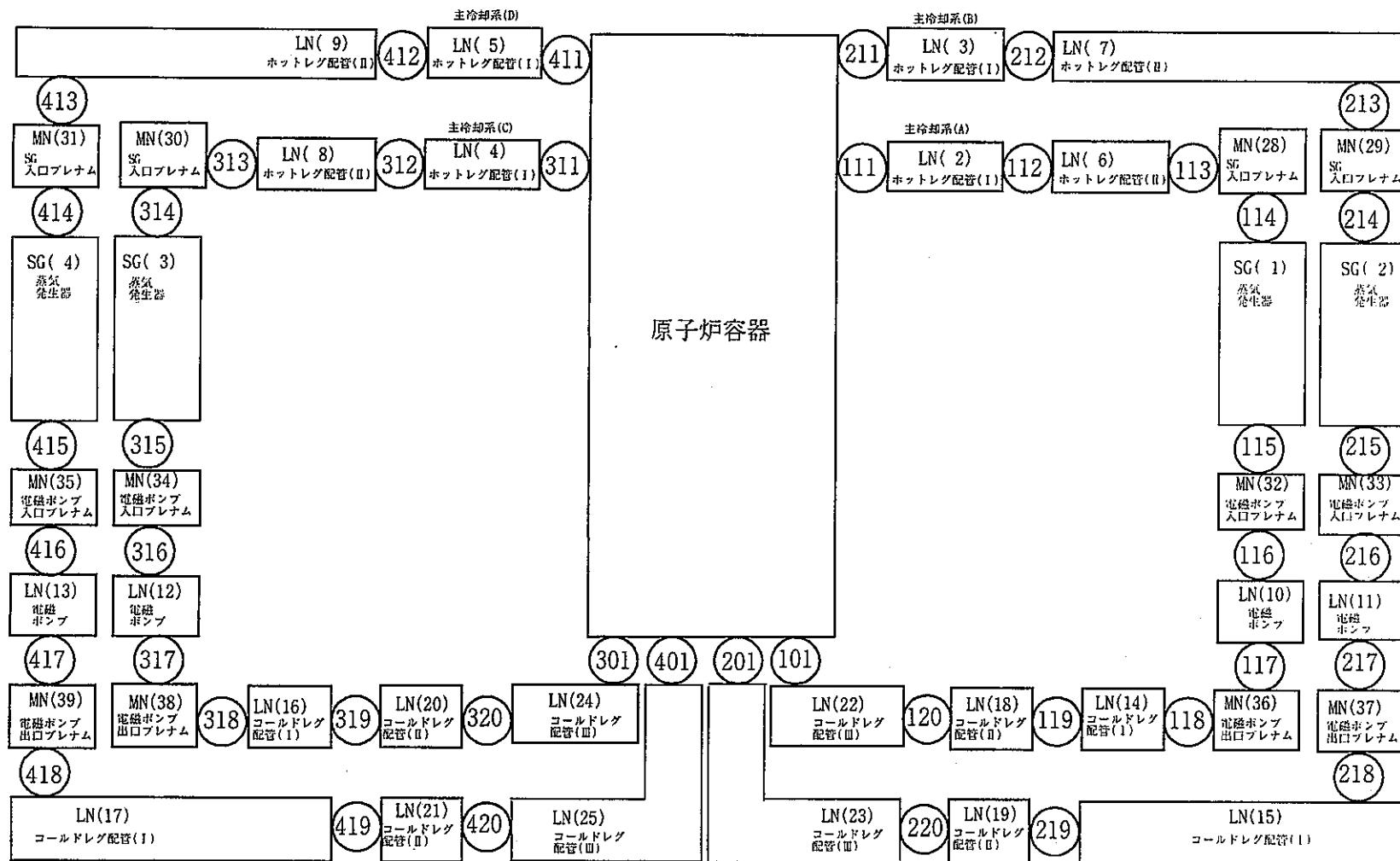


図4.3-1 主冷却系熱計算モデル

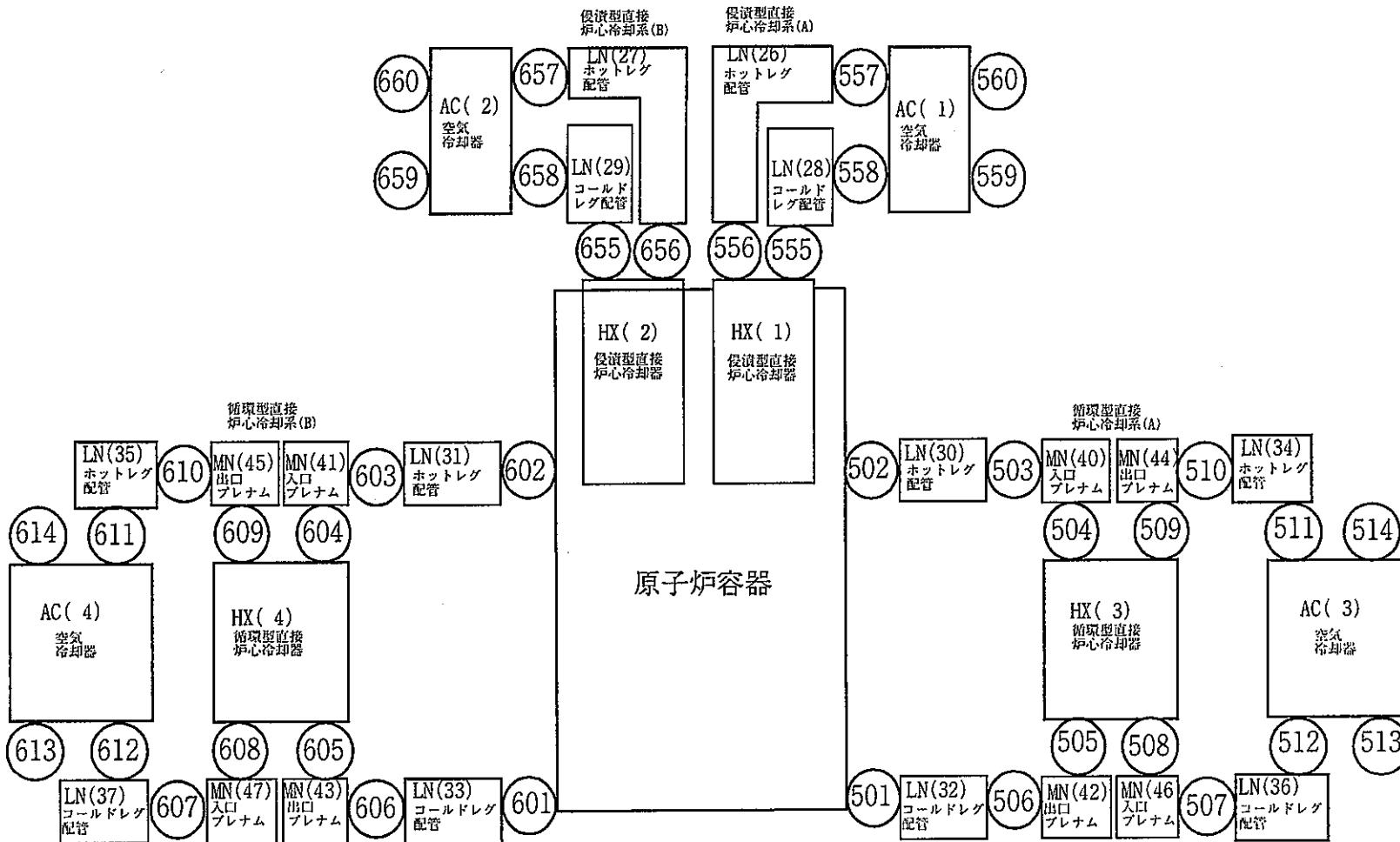


図4.3-2 崩壊熱除去系熱計算モデル

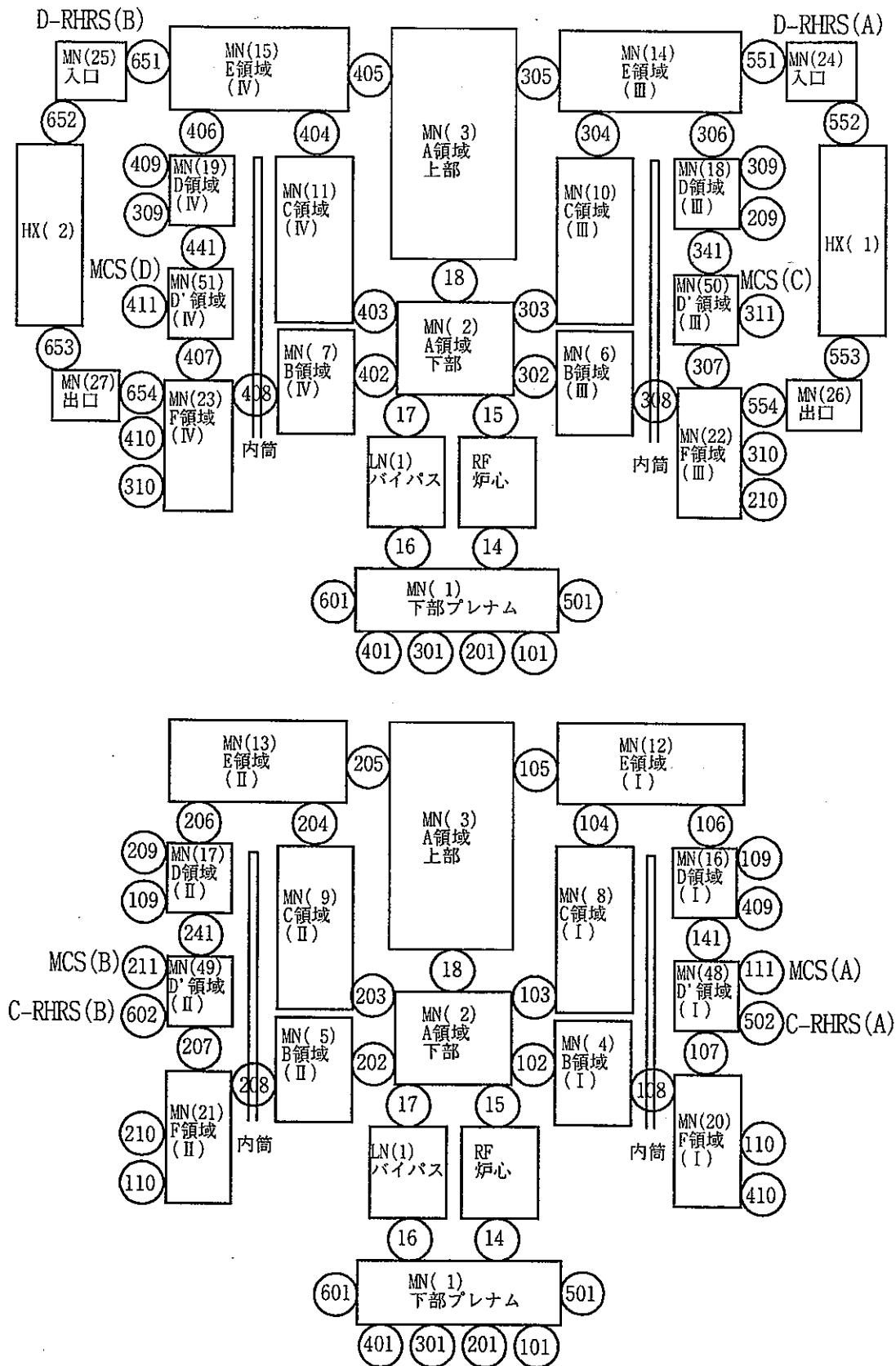


図4.3-3 原子炉熱計算モデル

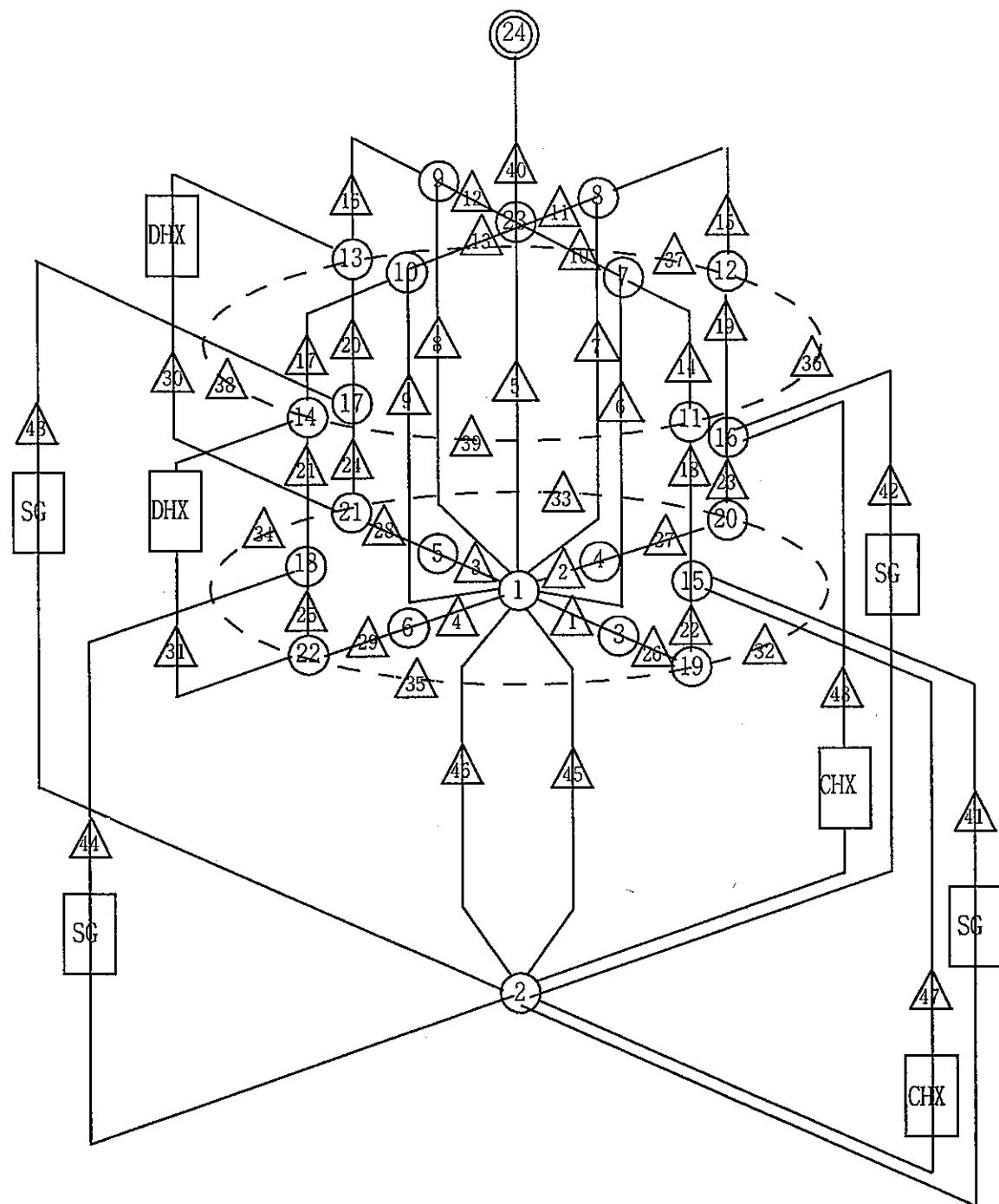


図4.3-4 流動計算モデル

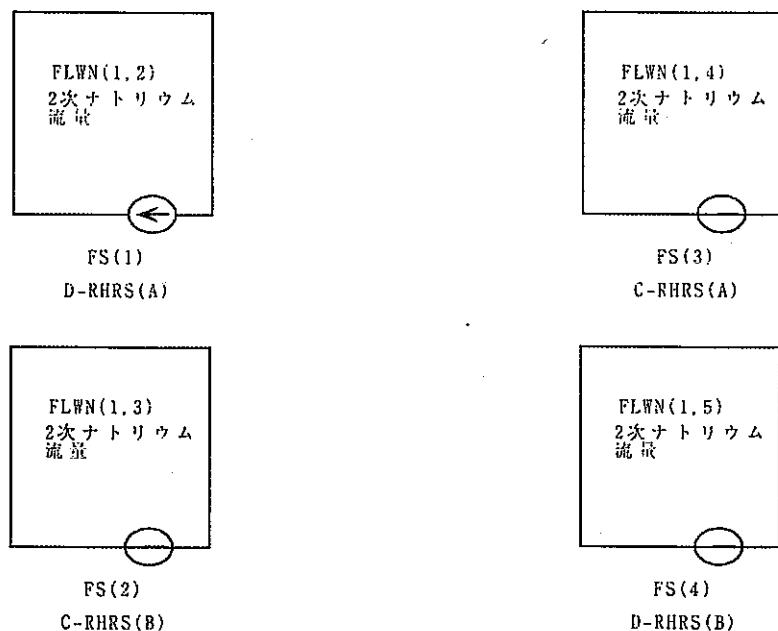


図 4.3-5 崩壊熱除去 2 次ナトリウム系流動計算モデル

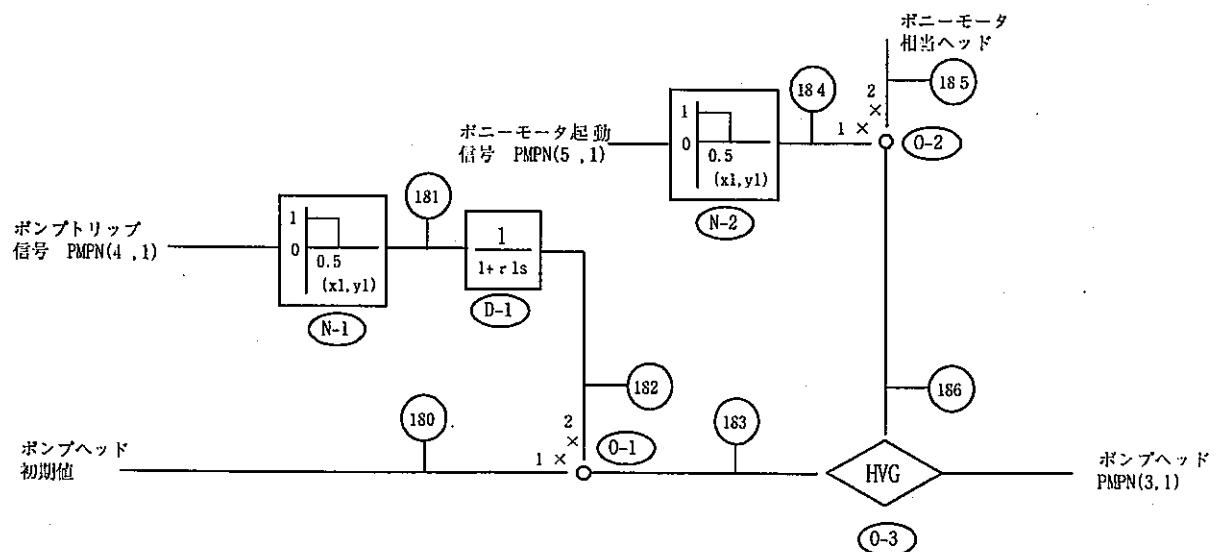


図 4.3-6 主冷却系電磁ポンプフローコーストダウン模擬制御系

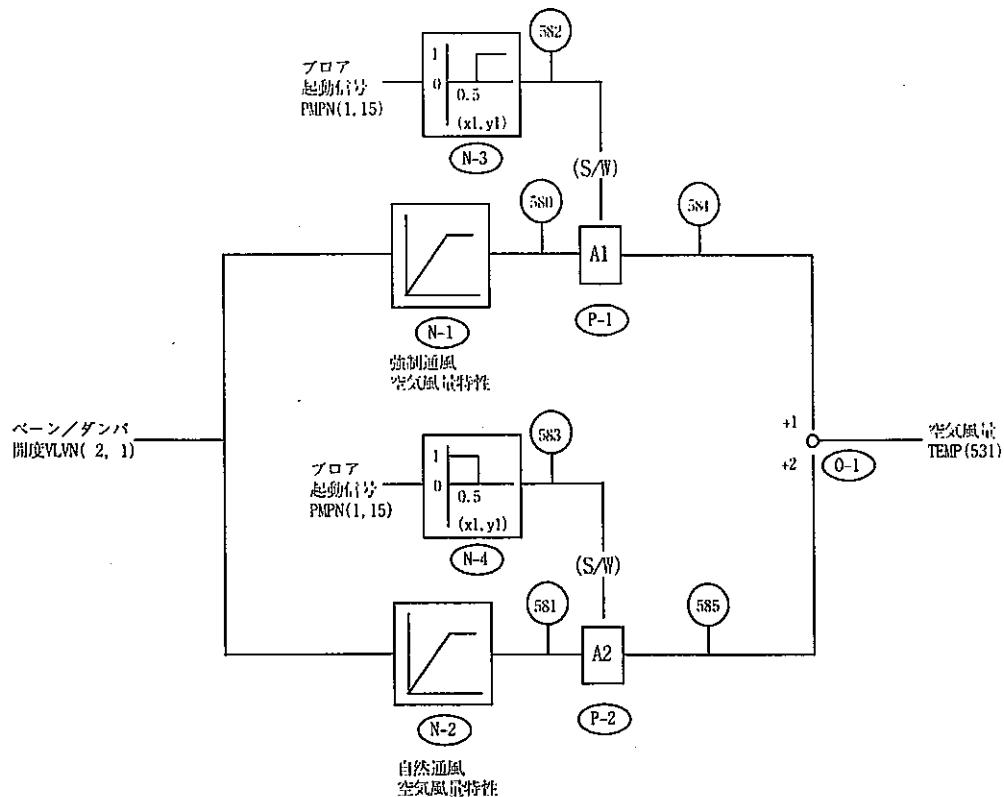


図 4. 3-7 C-RHRS AC 空気流量制御系 CL(5)

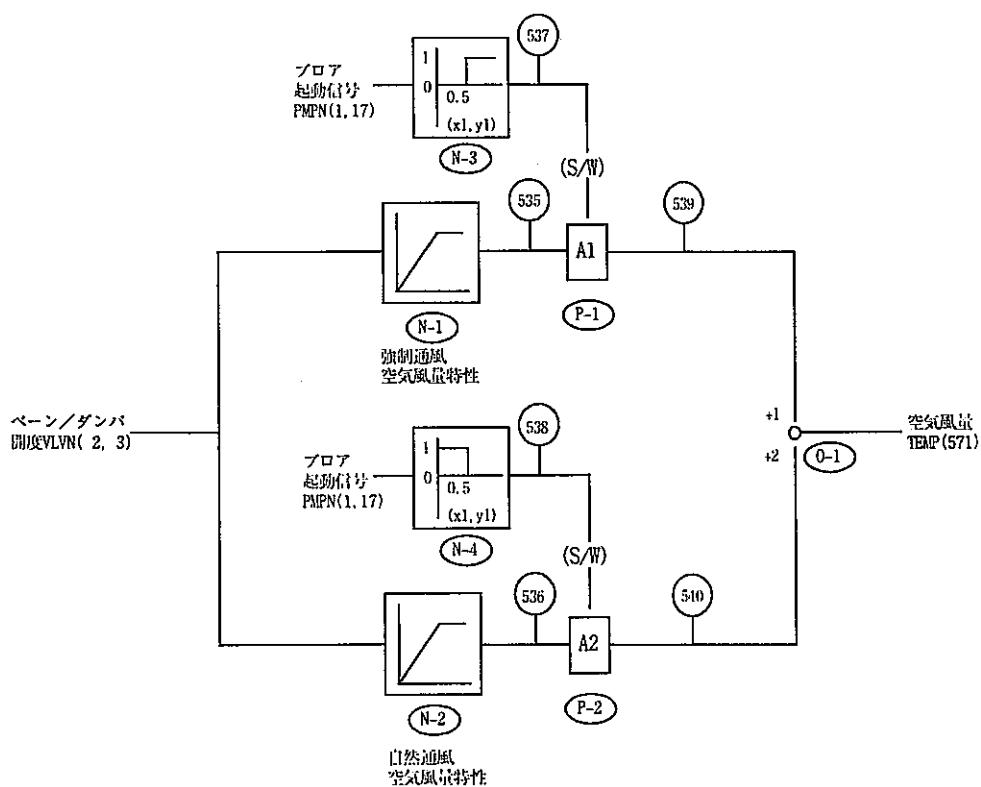


図 4. 3-8 D-RHRS AC 空気流量制御系 CL(7)

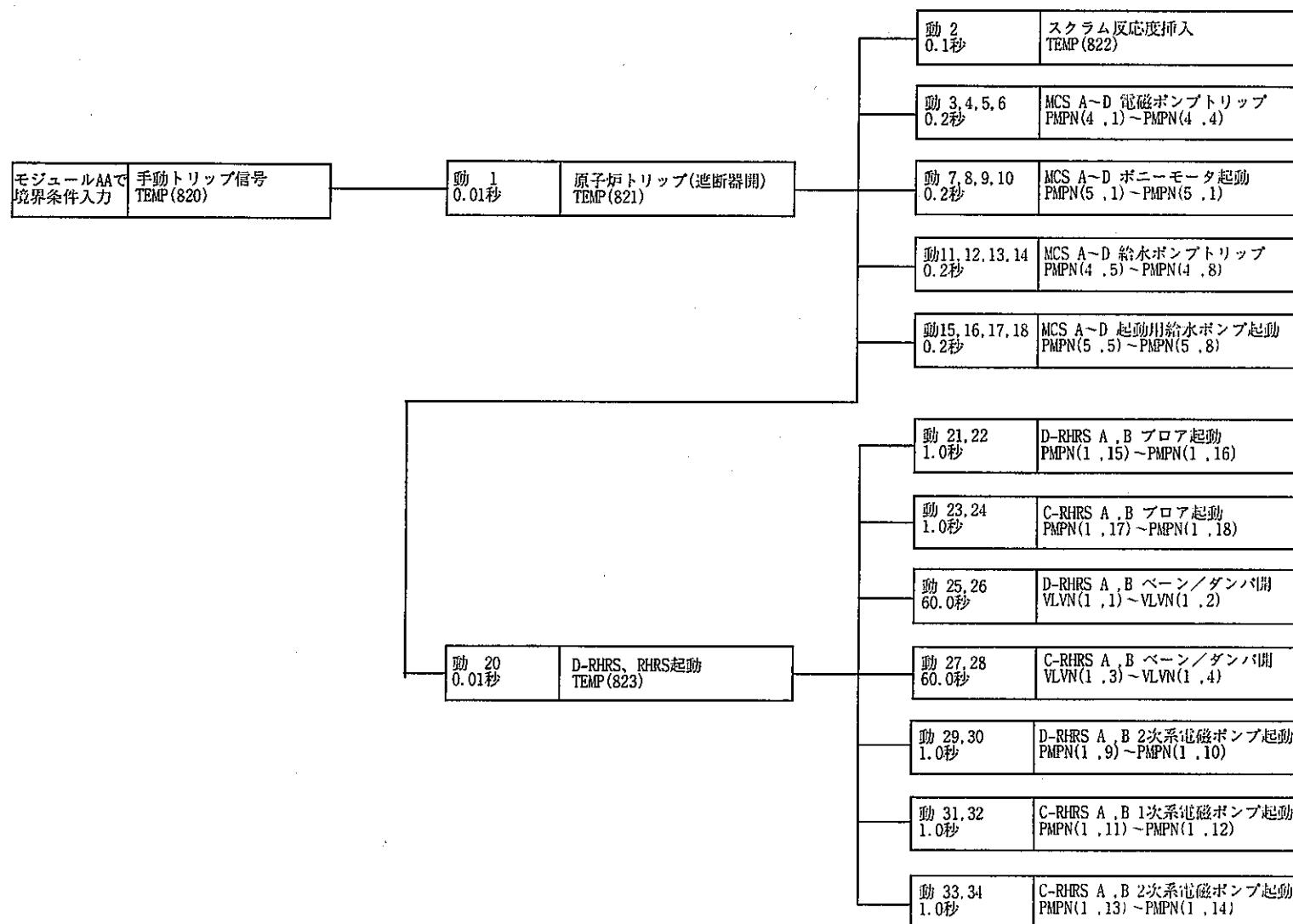


図4.3-9 安全保護系

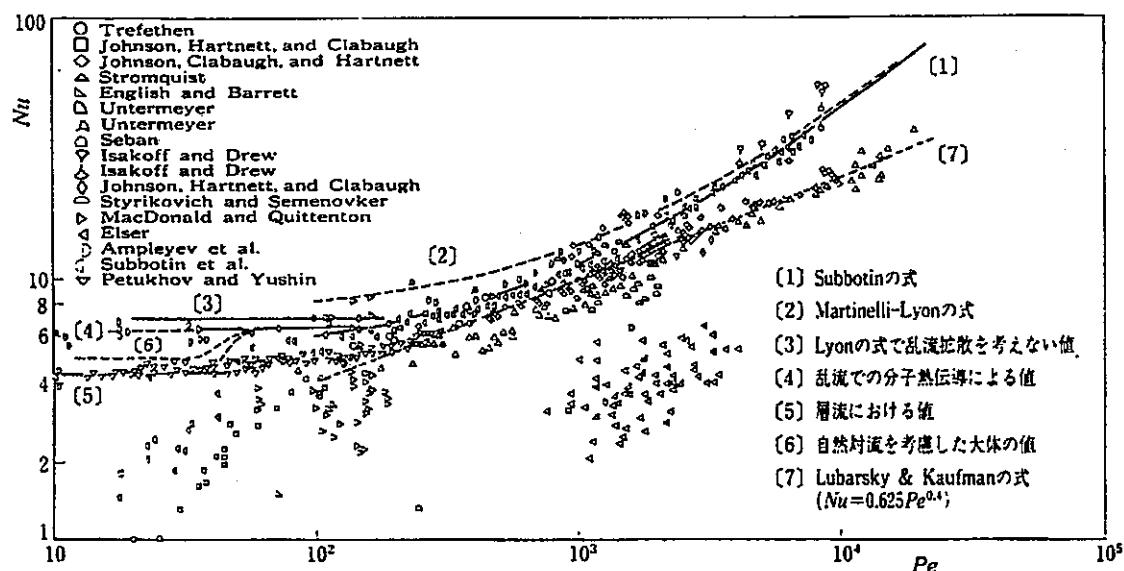


図1 円管内熱流束一定の場合の液体金属性熱伝達(ヌセルト数の計算値と実験値の比較)

図 4.6・1 液体金属に関する円管内熱伝達  
(日本機械学会「伝熱ハンドブック」より抜粋)

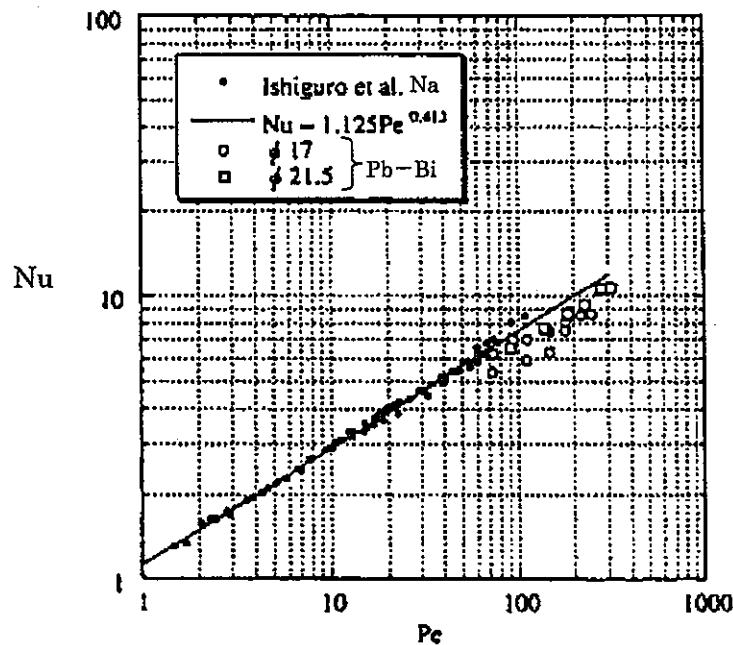


Fig.5 Average Nusselt Numbers

図 4.6・2 円管に関する直交外部流れの熱伝達に関するナトリウムと鉛－ビスマスの比較  
(西義久, 日本伝熱シンポジウム講演論文集, (1999) II -407)

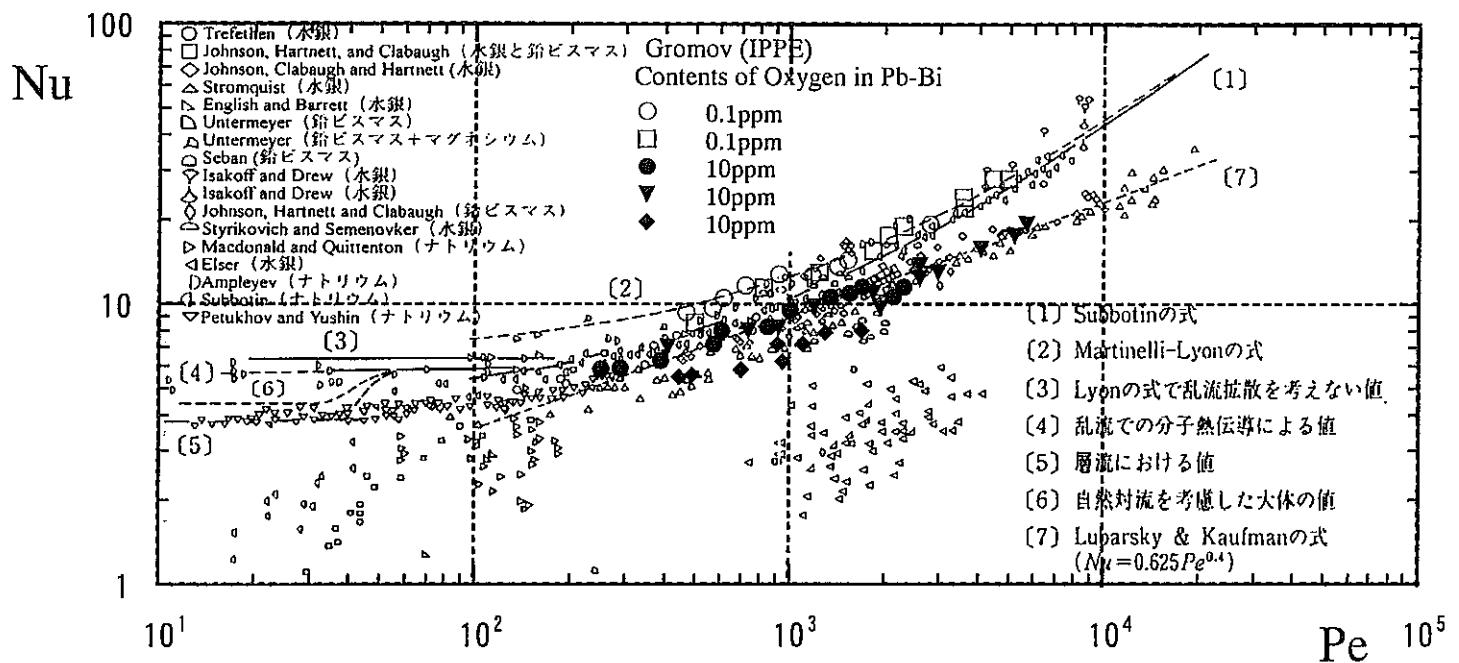


図 4.6-3 鉛-ビスマス冷却材の熱伝達係数に対する含有酸素濃度の影響

## 5. 等価プラント解析結果及び考察

4章に示した等価プラントに関する解析モデルを用いて、各冷却材について炉停止からの崩壊熱除去に関する動特性解析を実施した。また、自然循環性能の比較の観点から、無次元数による比較を実施した。以下、それらの結果について示す。

### 5.1 解析結果

#### (1)強制循環による崩壊熱除去解析結果

図 5.1-1 に各炉の流量及び原子炉容器出入口温度の過渡特性を示す。炉容器出口温度の炉停止後過渡変化は、ナトリウム冷却炉が時間に対する温度勾配が最も大きく、600 秒間に約 160°C 低下している。次に温度低下が大きいのは、鉛－ビスマス冷却炉であり、600 秒間に約 140°C 低下している。過渡変化時の温度低下が最も緩やかであったのは鉛冷却炉であり、600 秒間に約 100°C の温度低下であった。各位置での流量及び温度等の詳細を付録 A に示す。

#### (2)自然循環による崩壊熱除去解析結果

図 5.1-2 に各炉の流量及び炉心出入口温度の過渡特性を示す。ナトリウム冷却炉の自然循環流量は定格流量の 3%程度であるのに対して、鉛及び鉛－ビスマス冷却炉の自然循環流量は定格流量の 5%程度に達している。また、3つの冷却材のうち、ナトリウム冷却炉が最も高い温度の 2 次ピークを示している。鉛冷却炉及び鉛－ビスマス冷却炉はほぼ同等の 2 次ピーク温度を示している。各位置での流量及び温度等の詳細を付録 A に示す。

## 5.2 比較評価

### 5.2.1 自然循環流量の比較

図 5.2-1 及び図 5.2-2 に強制循環と自然循環条件について、重金属冷却材とナトリウム冷却材の比較を示す。いずれの条件でも流量半減時間は 8 秒に設定している。強制循環条件では流量 40%程度から重金属冷却材の流量低下率が低下し、ナトリウムより遅れてポニーモータ流量に漸近する。自然循環条件の場合、図 5.2-2(a)に示すように、フローコーストダウン初期において、重金属冷却材の流量低下は、ナトリウム冷却材の場合より時間遅れをもって自然循環流量に近づいていく。このとき、図 5.2-2(b)に示すように、流量は振動的に自然循環流量へ収束する。安定した状態での自然循環流はナトリウムが定格の約 3%であるのに対して、重金属冷却材は約 5%の自然循環流量を有している。

フローコーストダウン時に重金属冷却材の流量低下が遅くなる原因是、重金属冷却材はナトリウムの12倍の密度を有しており、ポンプヘッドの変化に対する流量変化の応答が遅いためと考えられる。

図5.2-3に主冷却系ポンプヘッドの時間変化を示す。本解析では、流量半減時間を同等とすることを等価プラント条件としたため、重金属冷却材の流量半減時間を同等とするために、より短い時間にヘッドが低下するように主冷却系ポンプヘッドのフローコーストダウン時の時定数を設定する必要があった。このことから、重金属炉では、比較的短いポンプヘッドの半減時間（2秒程度）でも、十分な流量半減時間（ここでは8秒）が達成できることが示唆される。

### 5.2.2 除熱量の比較

図5.2-4に強制循環及び自然循環条件について、炉心の出入口温度と流量から求めた除熱量と崩壊熱の関係を示す。

強制循環条件の場合、流量はほぼ一定であることから、除熱量の支配因子は、1次系の出入口温度差となる。ナトリウムの場合は、出入口温度が近接してくる350秒程度から除熱量が崩壊熱を下回り、図5.1-1に示すように出口温度に2次ピークを生じている。

一方、重金属冷却材の場合は、出入口温度差が比較的緩やかに減少するため、除熱量の増減は小さく、また、常に崩壊熱を上回っており、炉容器出口温度に2次ピークは生じない。

自然循環条件の場合、図5.2-2に示したように、フローコーストダウン直後の50秒～150秒付近での最低流量が重要であり、その際、図5.2-4に示すように除熱量は崩壊熱を下回っている。ナトリウムは、流量低下率がより急激であることから、重金属と比較して、2次ピークへ向かう温度上昇が早期に開始する。その後、温度上昇に伴い自然循環流量が増大し除熱量が崩壊熱以上に回復することによって、出口温度は低下傾向となる。重金属冷却材は自然循環流量が大きいため、ナトリウムよりも大きな除熱量で推移する。

### 5.2.3 冷却材インベントリー

冷却材の相違に起因する崩壊熱除去特性の影響評価について、重要と考えられるいくつかのプラントパラメータを表5.2-1に示す。鉛冷却炉及び鉛－ビスマス冷却炉はナトリウム冷却炉と比較して炉心体積が倍増しているが、同一径の炉容器に収まる範囲である。圧力損失低減のために太径配管としたため、鉛炉の配管体積は、他炉と比較して増大している。

原子炉出入口温度の平均温度で評価した冷却材全重量は、鉛がナトリウムの13.1倍、鉛－ビスマスがナトリウムの12.6倍である。



ここで、 $u$ : 流速 [m<sup>2</sup>]

粘性力  $F_v$

$$F_v = \mu L u \dots \dots \dots \dots \dots \dots \quad (2.3-3)$$

ここで、 $\mu$  : 粘性係数 [Pa · s]  
 $L$  : ループ一巡距離 [m]

したがって、グラスホフ数 Gr は、

$$Gr = \frac{F_b F_i}{F_v^2} = \frac{\rho_{av} \beta \Delta T g A H \cdot \rho_{av} u^2 A}{(\mu L u)^2} \dots \dots \dots \dots \dots \dots \quad (2.3-4)$$

によって示される。ここで、流路断面積は等価直径  $d_e$  の 2 乗に比例することから、

$$Gr = \frac{\rho_{av}^2 \beta \Delta T g d_e^4 H}{(\mu L)^2} \dots \dots \dots \dots \dots \dots \quad (2.3-5)$$

また、 $\rho_{av} \beta \Delta T = \rho_{Low} - \rho_{High}$  ( $\rho_{Low}$  : 低温域流体密度、 $\rho_{High}$  : 高温域流体密度) であるので、

$$Gr = \frac{\rho_{av} (\rho_{Low} - \rho_{High}) g d_e^4 H}{(\mu L)^2} \dots \dots \dots \dots \dots \dots \quad (2.3-6)$$

このグラスホフ数は、ループタイプのプラントに関する自然循環の程度を表す無次元数である。このグラスホフ数に対して、代表長さについて、H: 炉心—SG 伝熱中心間距離、 $d_e$  : コールドレグ内径、L: ループ一巡距離、を選び、それぞれの炉型に対する比較を実施した。その結果を表 5.3-1 に示す。このグラスホフ数は、表 5.3-1 に示した自然循環力と一巡圧損の比の傾向及び動特性解析結果での自然循環流量の大小関係を適切に表しており、冷却材及びプラント条件に依存した自然循環性能の比較に有用である。

#### 5.4 まとめ

重金属冷却炉（鉛、及び鉛－ビスマス合金）について、崩壊熱除去特性に関するナトリウム冷却炉との比較評価を実施した。2次系削除型プラントを等価プラントとして設定し、強制循環及び自然循環による崩壊熱除去特性のプラント動特性解析を行い比較した結果、以下のことが明らかになった。

- (1)重金属冷却材は、同容積のナトリウムと比較して熱容量が大きくなることから、炉停止後の温度低下が比較的緩やかとなる傾向にある。
- (2)重金属冷却材は、同温度でのナトリウムと比較して、高温部と低温部の密度差が大きく、比較的大きな自然循環能力を有する。
- (3)重金属冷却材は、流体慣性が大きくなることから、フローコーストダウン時の流量低下がより緩やかとなる。
- (4)鉛冷却材は凝固温度(融点)が比較的高い( $327^{\circ}\text{C}$ )ことから、崩壊熱除去系2次側の温度制御が重要となる。

Fig.5.2-1 Comparisons of system parameter for Sodium , Lead and Lead -Bismuth reactor

		Na- Reactor (1500MWe)	Pb -Reactor (Equivalent plant)	Pb/Na	Pb -Bi Reactor (Equivalent plant)	PbBi /Na
Geometries	$\Delta h$ ; core-SG	5.1	5.1	1.00	5.1	1.00
Coolant Inventory	Core[m <sup>3</sup> ]	7	15	2.14	15	2.14
	other volume [m <sup>3</sup> ]	744	736	0.99	736	0.99
	R/V total[m <sup>3</sup> ]	751	751	1.00	751	1.00
	Steam generator[m <sup>3</sup> ]	636	696	1.09	696	1.09
	Cold leg piping[m <sup>3</sup> ]	68	84	1.24	68	1.00
	Hot leg piping[m <sup>3</sup> ]	28	35	1.25	28	1.00
Total [m <sup>3</sup> ]		1483	1566	1.06	1543	1.04
Fluid Properties	Fluid Density [kg/m <sup>3</sup> ]	839	10418	12.42	10154	12.10
	Specific heat [kJ/kgK]	1.32	0.16	0.12	0.146	0.11
	$\rho_H$ [kg/m <sup>3</sup> ]	820	10347	12.62	10060	12.27
	$\rho_L$ [kg/m <sup>3</sup> ]	857	10488	12.24	10249	11.96
	Total Weight [kg]	1.24E+06	1.63E+07	13.11	1.57E+07	12.59
Total Heat Capacity [kJ/K]		1.64E+06	2.61E+06	1.59	2.29E+06	1.39
NC head( $\rho_L - \rho_H$ )* $\Delta h$ *9.8[Pa]		1.85E+03	7.05E+03	3.81	9.45E+03	5.11
Total Frictional Pressure Loss [Pa]		7.25E+05	7.25E+05	1.00	7.25E+05	1.00
(NC head / T.F.P.L)*100 [%]		0.26%	0.97%	3.81	1.30%	5.11

表 5.3-1 重金属とナトリウム冷却炉のグラスホフ数比較

項目	記号	ナトリウム炉	鉛炉	Pb/Na	Pb-Bi 炉	PbBi/Na
高温側温度(構造要因)[°C]	T <sub>H1</sub>	550	550	-	550	-
低温側温度 2(Pb 凝固要因)[°C]	T <sub>L2</sub>	420	420	-	420	-
レベル差(core-SG)[m]	H <sub>2</sub>	5.1	5.1	1.0	5.1	1.0
一巡距離[m]	L <sub>loop</sub>	64.35	64.35	1.0	64.35	1.0
代表径(コールドレグ配管)[m]	de <sub>2</sub>	0.9114	1.019	1.1	0.9114	1.0
Core-SG ベース/統一条件(Na;TH1,TL2,H2,de2)						
高温側密度[kg/m <sup>3</sup> ]	ρ <sub>H</sub>	820	10335	12.6	10060	12.3
低温側密度[kg/m <sup>3</sup> ]	ρ <sub>L</sub>	851	10488	12.3	10218	12.0
平均密度[kg/m <sup>3</sup> ]	ρ av.	836	10412	12.5	10139	12.1
粘性係数[Pa*s]	μ	2.48E-04	1.93E-03	7.8	1.46E-03	5.9
密度差循環力	H(ρ <sub>L</sub> -ρ <sub>H</sub> )g	1.56E+03	7.65E+03	4.9	7.91E+03	5.1
グラスホフ数 Gr	Hde <sup>4</sup> ρ <sub>av.</sub> (ρ <sub>L</sub> -ρ <sub>H</sub> )g / μ <sup>2</sup> L <sub>loop</sub> <sup>2</sup>	3.52E+09	5.58E+09	1.6	6.29E+09	1.8

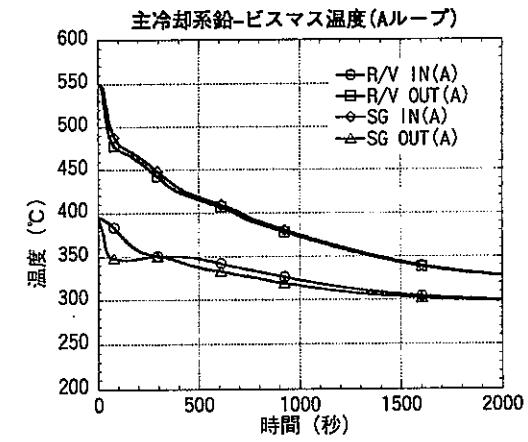
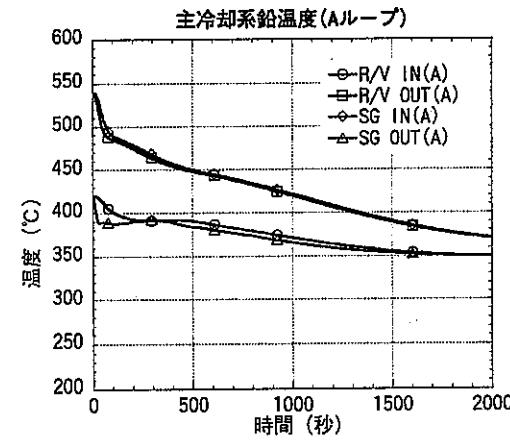
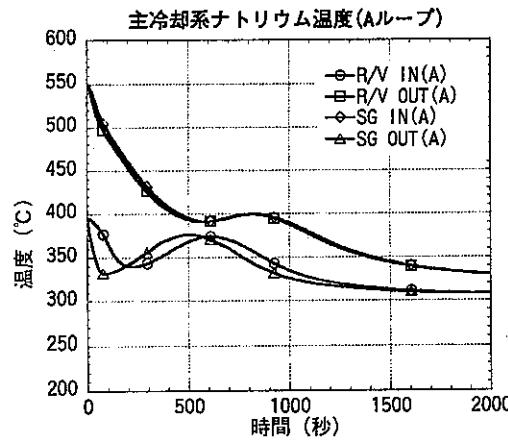
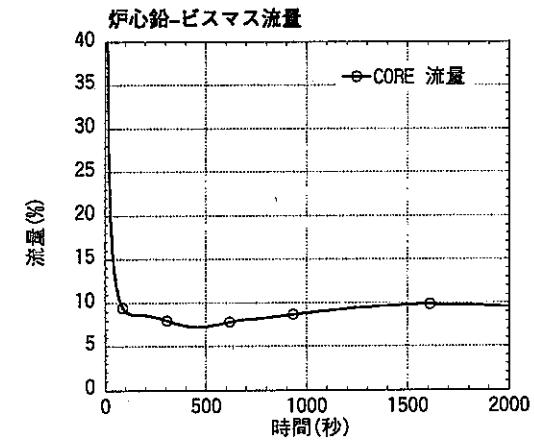
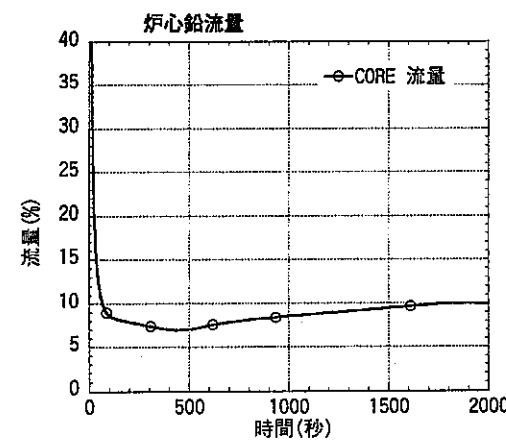
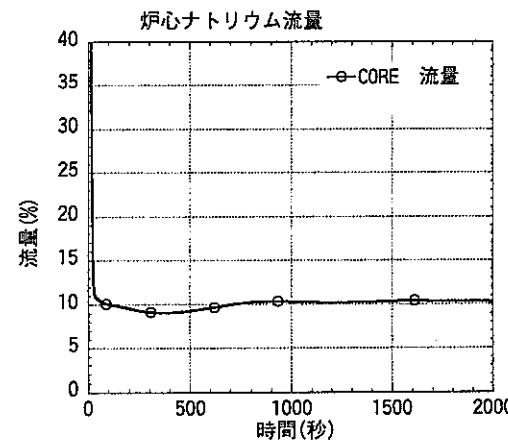
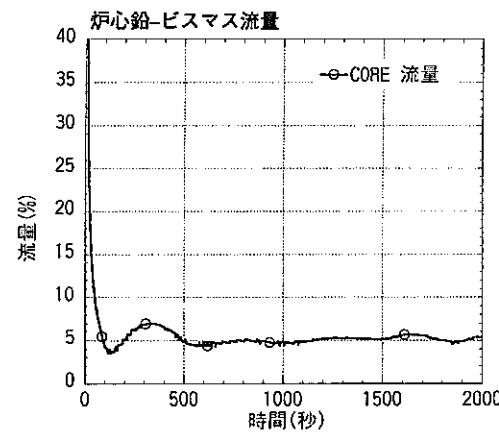
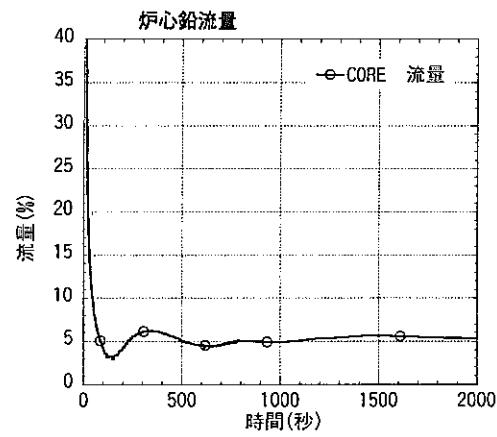
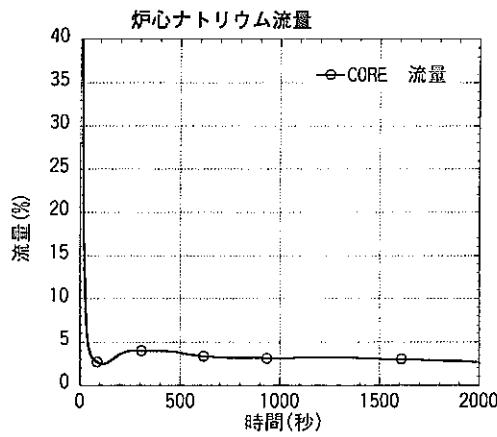


図5.1-1重金属とナトリウム冷却炉の強制循環による崩壊熱除去特性の比較  
(等価プラントによる比較)



5-6

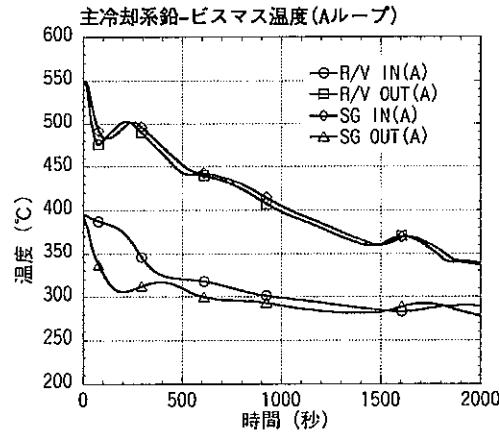
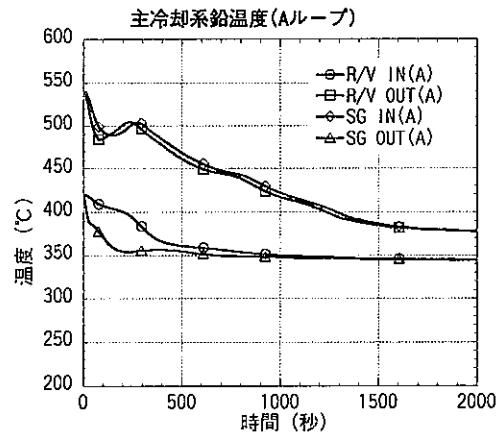
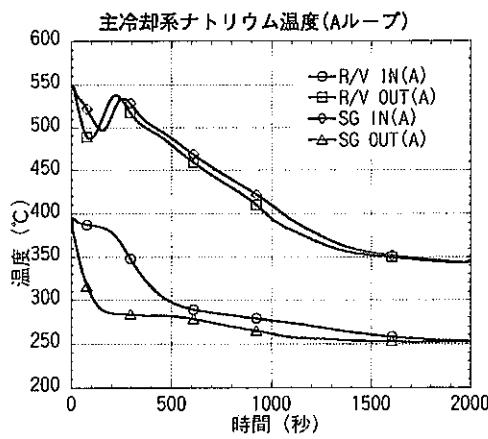
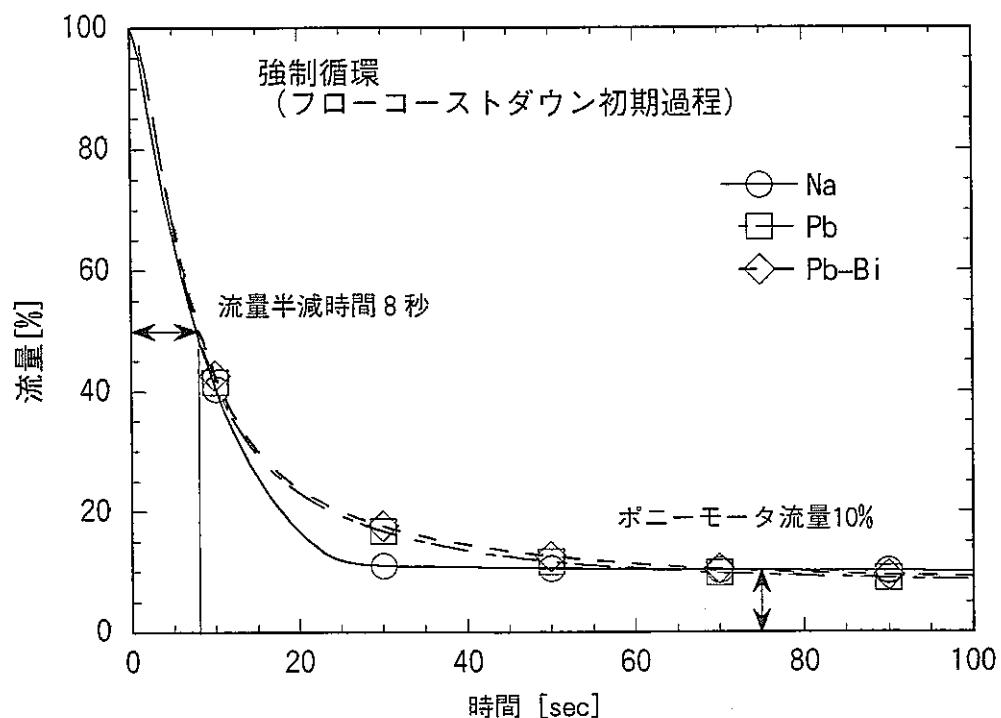
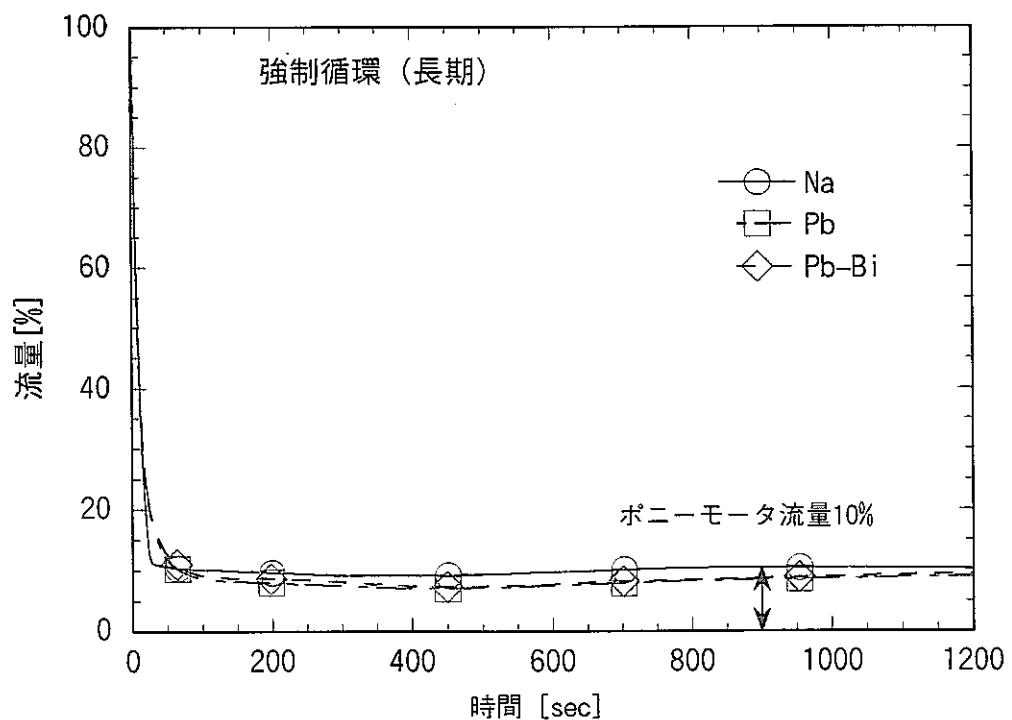


図5.1-2重金属とナトリウム冷却炉の自然循環に関する崩壊熱除熱除去特性の比較  
(等価プラントによる比較)



(a) 強制循環流量 (フローコーストダウン初期過程)



(b) 強制循環流量 (長期過程)

図5.2-1 重金属冷却材とナトリウム冷却材の強制循環流量比較  
—等価プラント—

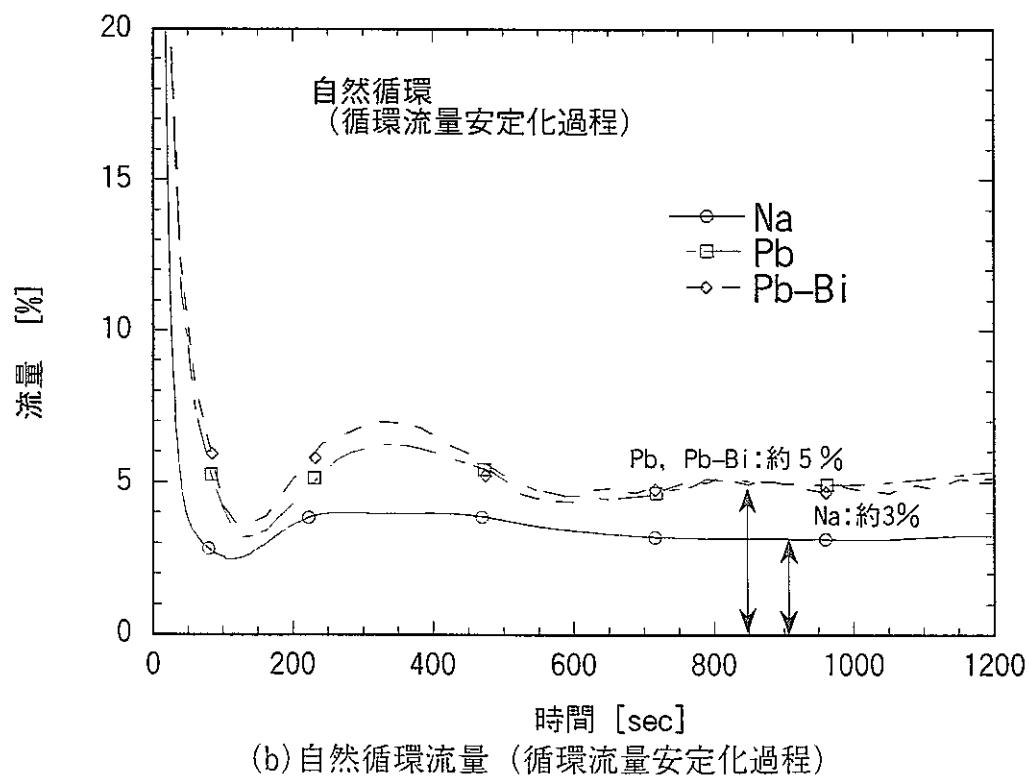
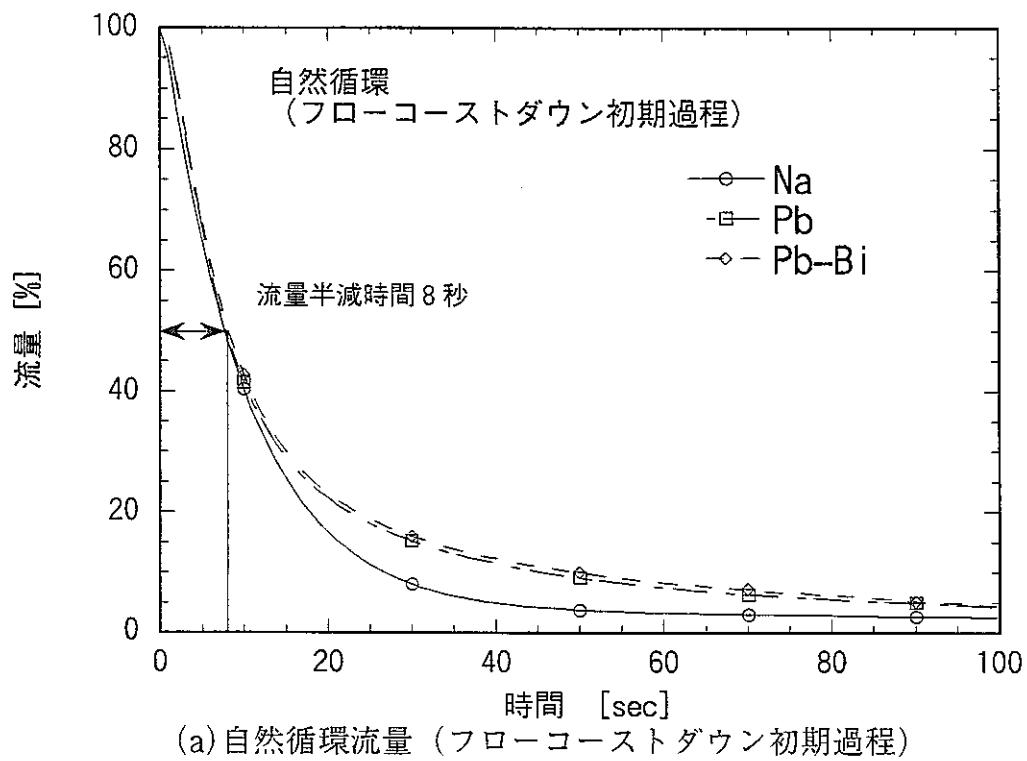


図5.2-2 重金属冷却材とナトリウム冷却材の自然循環流量比較  
—等価プラント—

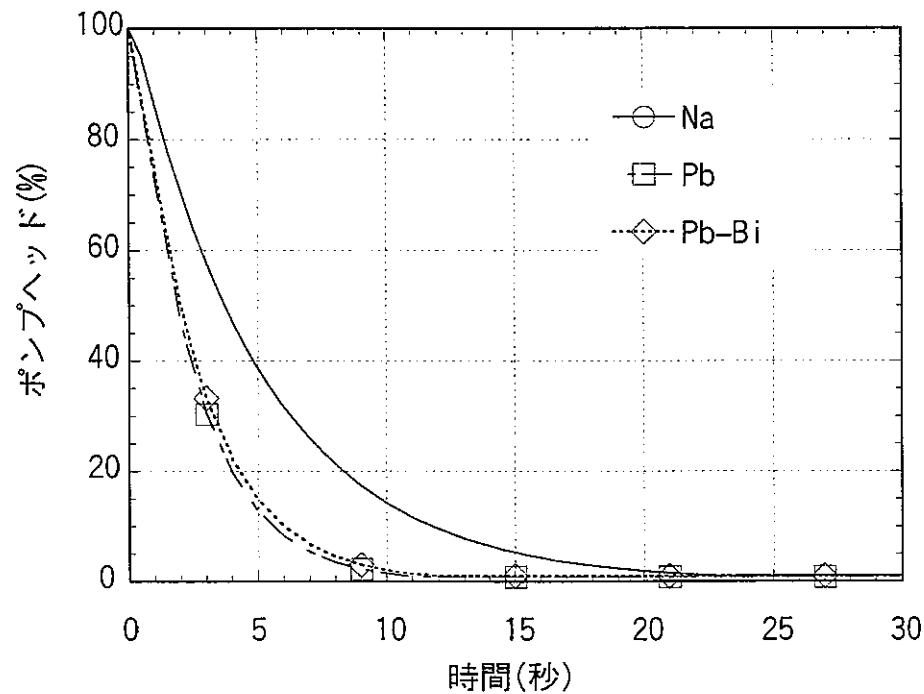
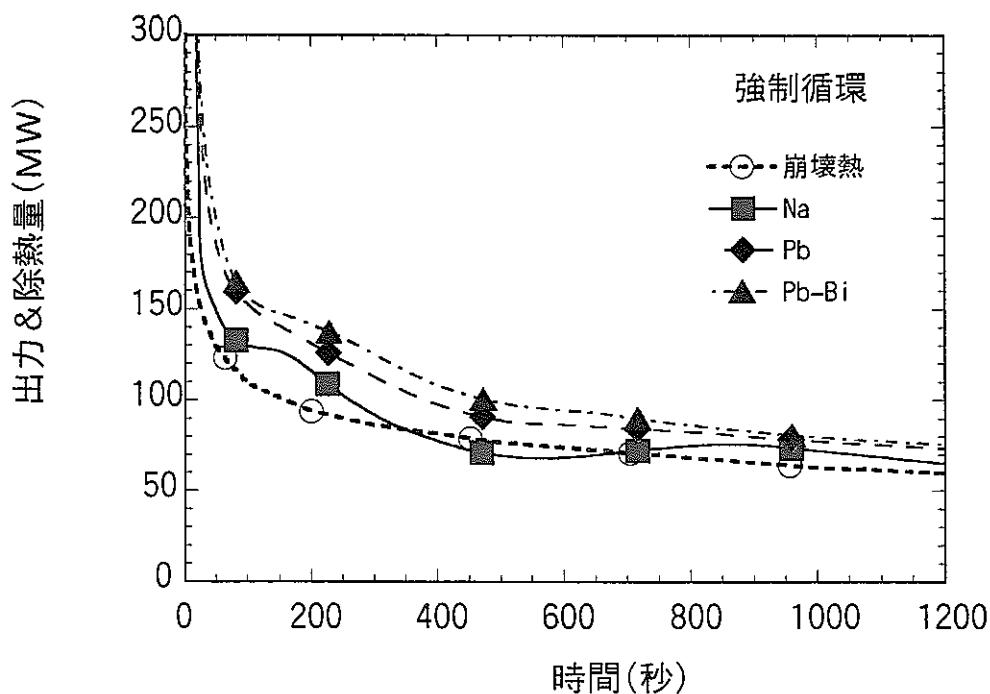
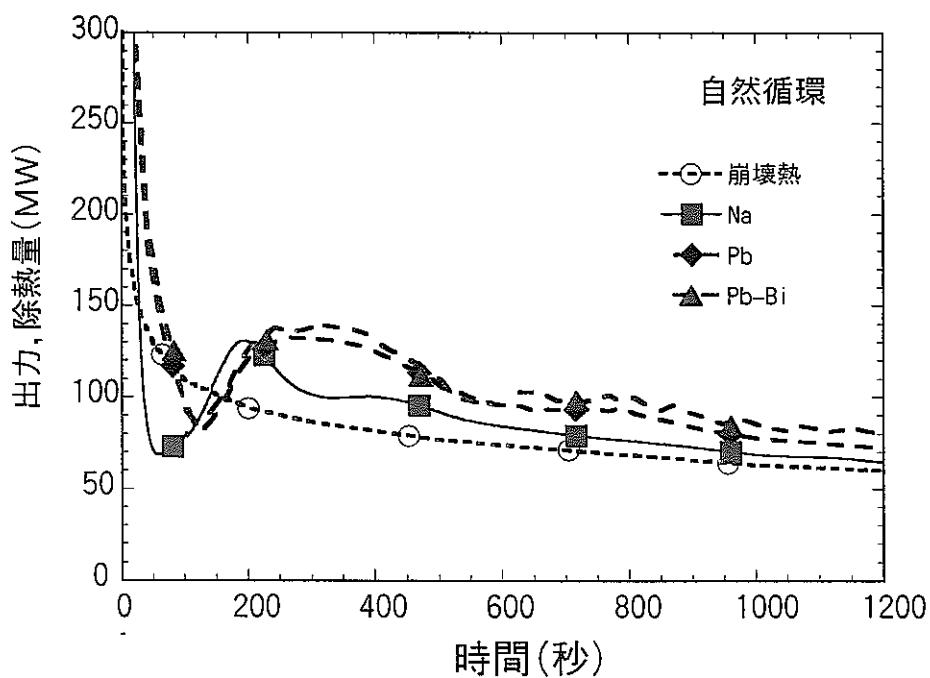


図 5.2-3 主冷却系循環ポンプのポンプヘッドの時間変化



(a) 強制循環による崩壊熱除去条件



(b) 自然循環による崩壊熱除去条件

図5.2-4 重金属冷却炉に関する崩壊熱と除熱量の関係

## 6. 鉛冷却最適化プラントに関する崩壊熱除去特性解析

### 6.1 概 要

5章では、重金属冷却材とナトリウム冷却材との比較の観点から、等価プラントを設定し、崩壊熱除去特性の比較評価を実施した。等価プラントはナトリウム冷却材に対して最適化されたプラントであり、重金属冷却材に対しては必ずしも適切な設計ではない。例えば、重金属冷却材は冷却材密度が高いことから、配管の高所引き回しは真空発生の原因となる点、また、重金属冷却材は配管サポートのための部材が大きくなるため、エルボによる配管引き回しも不適となる点等の理由からも、重金属冷却材に対しては、重金属冷却材に最適化されたプラント概念を対象として崩壊熱除去特性を評価しておくことが重要である。

実用化戦略調査研究では、重金属冷却炉を対象とした設計研究が進められており、いくつかの最適化モデルプラントの設計研究が進められている。それらの中から、等価プラントと概念の共通する、鉛冷却大型ループ型炉を対象として、S-COPD コードを用いた崩壊熱除去特性解析を行い、重金属冷却炉の特性を評価する。

### 6.2 解析対象プラント

対象は 150 万 kW<sub>e</sub>(3660MW<sub>t</sub>)の鉛冷却大型ループ型炉であり、実用化戦略調査研究にて設計研究が実施されている。MOX 及び MN 炉心について、増殖比はそれぞれ 1.15 及び 1.28 の見通しである。以下、各部の主要な仕様を示す。

#### (1) 炉心

炉心の主要仕様を表 6.2-1 に示す。燃料集合体はダクトレス 6 角集合体であり、炉心での圧力損失を低減するため、ピッチ/直径(P/D)は 1.4 としている。P/D が大きいことから、集合体内流速と集合体間ギャップ流速を同等に評価可能であり、炉心部流量は均一として設計を実施している。また、ピン径を 7mm～8mm の範囲で変化させることで集合体内流量を 30%以上制御可能であることから、ピン径の調整によって炉心内流量配分が可能である。

しかしながら、ダクトレス集合体炉心については、過渡変化時の炉内の流量配分が冷却材の 3 次元流動挙動に依存することから、より詳細な流動評価が必要である。ここでは、フローネットワーク型の解析コードを用いて、ループ全体の自然循環特性に着目した解析を実施するため、炉心内での多次元流動挙動については別途検討課題とする。

#### (2) 原子炉容器

図 6.2-1 に示すように、冷却系は 4 ループ構成の 2 次系削除型である。炉容器径を

小さくして経済性を高める観点から配管は側部流入方式であり、2重の直管によって炉容器と蒸気発生器を接続する。炉容器は2重構造であり、低温冷却材は炉容器側を伝って下部プレナムより炉心に流入し、上部プレナムの高温冷却材は2重配管の内管側から蒸気発生器へ流出する。尚、低温側と高温側のバウンダリとなる壁冷ライナは、耐震性の観点から板厚30mmとしている。

炉心の出入口温度は540°C/420°Cである。鉛の凝固温度が327°Cであり、凍結条件に対して90°C程度の裕度が見込まれている。これはBREST炉の出入口温度を根拠とした温度設定であり、その妥当性については、今後の検討が必要である。

### (3) 冷却系

冷却系の主要仕様を表6.2-2に示す。

蒸気発生器は有液面のヘリカルコイル型であり、図6.2-3に示すように、ヘリカルコイルの内筒側に機械式ポンプを合体した構造としている。また、崩壊熱除去のため、ヘリカルコイルの上部に主冷却系補助冷却装置(PRACS; Primary Reactor Auxiliary Cooling System)を設置しており、3系統自然循環条件にて崩壊熱除去が可能な除熱容量を有している。

炉容器からの冷却材は2重円管の内管側より蒸気発生器へ流入し、熱交換後、ポンプを経て多層構造の蒸気発生器の外胴側から、二重円管の外側環状流路を流れ炉容器へ戻る。2重管部での熱交換量は熱出力の0.4%程度であり、ヒートバランス評価では無視できる程度である。

### (4) 崩壊熱除去系

図6.2-1に示すように、崩壊熱除去系は、蒸気発生器の上部に設置されたPRACS伝熱管により除熱を行い、鉛一ピスマス合金を冷却材とする2次系を介して、空気冷却器によって大気へ熱を導くシステムとしている。重金属冷却材は比較的大きな自然循環流量を確保できることから、1次系、PRACS2次系、及び空気側の全自然循環によって除熱を行うことが可能である。

PRACSは独立4系統とし、通常運転時は4系統とも待機状態とする。また、1次系、PRACS2次系及び空気系を自然循環とした場合、動的機器はA/Cダンパだけであり、A/Cダンパの電源系は常用、非常用及び無停電とし多重性を確保する。したがって、事故時は1系統のダンパの単一故障を想定し、残りの3系統による崩壊熱除去によって事故時判断基準を満足することとしている。

## 6.3 鉛冷却最適化プラントに関する崩壊熱除去特性解析条件

### (1) 解析モデル

図6.3-1に解析モデルを示す。原子炉容器は、下降部、高圧プレナム部、炉心部、

核計算部、上部プレナム部より構成される。また、配管部を介して、蒸気発生器は、入口プレナム、PRACS 伝熱部、蒸気発生器伝熱部、出口プレナム、上昇部、ポンプ、ポンプ出口下降管、蒸気発生器の外胴に面した上昇部より構成される。崩壊熱除去系については、空気冷却器をモデル化している。水系については、気水分離器から分岐した再循環系をモデル化している。

Super-COPD コードのこれらの解析モデルを作成するにあたり、以下の点を考慮した。

- ・ 炉容器壁冷部の低温側流体と上部プレナムの高温流体間の熱交換を考慮する。  
上部プレナムは、過渡変化時の温度成層化を考慮し、横配管位置の上下で 2 領域に分割し、密度差による流量配分演算を行うものとする。
- ・ 1 次冷却系配管は、大口径の 2 重管であり、内管と外管との間の熱交換を考慮できるモデルとする。(実際には熱遮蔽構造により熱交換量は小さい)
- ・ ポンプ一体型蒸気発生器については、多層化されたシェル領域間での熱通過及び蒸気発生器容器壁からの放熱について考慮する。

解析モデルの詳細なモデルとプール変数名を付録 B に添付する。

## (2) 解析条件

崩壊熱除去特性に関して、手動トリップ及び全電源喪失事象について解析を実施する。それぞれのシーケンスを図 6.3-2 及び図 6.3-3 に示す。

### ① 手動トリップ (SG による強制循環除熱)

- ・ ケース A : 給水温度一定条件 (340°C 一定)
- ・ ケース B : 給水温度低下条件 (340°C → 260°C (at 200 秒))
- ・ ケース C : ポニーモータ起動失敗 (給水温度一定)

鉛冷却材の凝固温度が 327°C であることから、一時的な給水温度の低下を考慮し、図 6.3-4 に示すように、ケース B の条件を設定する。また、SG 除熱に関する自然循環除熱性能を評価する観点から、ケース C を設定した。

### ② 全電源喪失 (PRACS による自然循環除熱)

- ・ ケース D : PRACS 全自然循環条件
- ・ ケース E : PRACS 全自然循環条件 (SG 容器壁強制換気冷却考慮)  
ループ型炉の場合、SG 容器壁からの除熱が可能である。ここでは、換気系による強制冷却(容器壁の表面風速 0.1m/s)を想定して除熱量を求めた。SG 4 基分の容器壁強制換気冷却による除熱量は、約 1 時間後の崩壊熱レベルの 35 % に相当する。

## 6.4 解析結果

### (1) 手動トリップ解析結果

手動トリップ条件については、給水温度を一定とした条件(ケースA)と、鉛冷却材の凝固温度が327°Cであることから、一時的な給水温度の低下を考慮した条件(ケースB)について解析を実施した。また、SG除熱に関する自然循環除熱性能を評価する観点からポンモータ起動失敗条件(ケースC)を実施した。

#### a) ケースA解析結果：給水温度一定条件

このケースは主給水ライン側の給水温度は350°C一定に制御される場合を想定したものである。解析結果を図6.4-1～6.4-4に示す。主な過渡変化は次のとおりである。

- ① 原子炉入口温度は速やかに低下し、約300秒後にはSG給水温度である350°Cまで低下して整定する。
- ② 原子炉出口温度も同様に低下し、約1200秒後には360°C程度で整定する。
- ③ 原子炉トリップ後は、鉛の流量及び給水流量ともに低下し、十分な伝熱性能がある状態となることから、SG出口の鉛温度は給水温度に近い状態で一定となる。
- ④ SG出口蒸気温度は約200秒後に飽和温度まで低下する。
- ⑤ 約300秒後から再循環系が起動する。

#### b) ケースB解析結果：給水温度低下考慮条件

このケースは原子炉トリップに伴いジェットミキサからの給水温度が低下すると想定した場合の結果である。

解析結果を図6.4-5～6に示す。SGへの給水温度はSG再循環が起動するまでの間低下するため、SG出口の鉛温度も低下し凝固点を下回る結果(解析では鉛は相変化せず液体状態として計算)となっている。

上記から、強制循環下でのSG再循環による崩壊熱除去運転時においては、タービントリップに伴い、給水温度が340°Cから260°Cへ80°C低下した場合でも、SG出口での鉛温度は凝固温度327°Cを下回ることから、給水温度については、常に鉛の凝固点以上に維持できるような系統構成及び運転制御が重要である。

#### c) ケースC解析結果：ポンモータ起動失敗条件

このケースは1次系主循環ポンプがポンモータにより低速回転運転に引き継がれずに、自然循環となる場合である。解析結果を図6.4-7～9に示す。1次系は自然循環により約5%流量が流れ、充分な崩壊熱除去性能を有することが示

されている。ボニーモータによる強制循環（ケースA：15%流量）に比べると原子炉出口温度の低下速度は緩やかとなるが、約40分後には400°C以下となってほぼ整定する。

## (2)全電源喪失解析結果

全電源喪失の解析はPRACS 4系統全てが自然循環にて除熱する条件（ケースD）と、PRACSに加えて、SG容器壁強制換気冷却を考慮した条件（ケースE）について、比較を実施した。

### a) ケースD 解析結果：PRACS 自然循環除熱

解析結果を図6.4-10～17に示す。自然循環による崩壊熱除去特性の概要は次のとおりである。

- ① 系統全体として、自然循環による崩壊熱除去に関する充分な性能を有している。
- ② PRACS 2次系の流量は空気冷却器の自然通風に伴いスムーズに自然循環流量が立ち上がる。
- ③ 事故後2時間程度の間、原子炉容器の出入口温度の変化に揺らぎ的な変化が生じているが、これは次の要因によるものである。

i) 原子炉トリップ後、SG部での水蒸気側の除熱が喪失し鉛温度が上昇するため、過渡的に1次系自然循環流量が低下し、炉心部温度が上昇する。

ii) 炉心部の温度上昇により自然循環ヘッドが増大することにより1次系自然循環流量が増大する結果、炉心部温度は低下する。

iii) 上記の温度変化が1次系ループで循環し、揺らぎ的な変化となる。

### b) ケースE 解析結果：PRACS 自然循環除熱 + SG容器壁強制換気冷却

本ケースはSG容器壁からの強制換気冷却を考慮したケースである。SG容器から雰囲気への熱伝達としては換気系による強制冷却を想定した。この場合の熱貫流率に関するパラメータは次のとおりである。

$$1/U = 1/\alpha + R$$

$\alpha$  ;  $Nu = 0.66$  、風速  $0.1 \text{ m/s}$  相当。

$R$  ; 容器構材の熱抵抗。肉厚は  $50 \text{ mm}$ 。

$U$  ;  $3.7 \times 10^{-2} (\text{Kcal}/\text{s} \text{ m}^2\text{C})$

ここで

$U$  ; 热貫流率

$\alpha$  ; 表面熱伝達率

## R ; 容器構材の熱抵抗

雰囲気温度は $50^{\circ}\text{C}$ 一定とすると、この冷却熱量は $\Delta T ; 370^{\circ}\text{C}$  (420 - 50) の場合、 $5.2 \times 10^3$  (Kcal/s) / 4基 程度の熱量である。一方、約1時間後における崩壊熱は約 $1.5 \times 10^4$  (Kcal/s) であり、SG容器からの冷却熱量は崩壊熱レベルの約35%に相当する。

解析結果を図6.4-18~25に示す。解析結果の特徴は次のとおりである。

- ① 事故発生直後の1次系流量コートダウント後に自然循環流量が過渡的に大きく落ち込み、一時的にほとんど流れなくなる。このため、炉心部温度が一時的に大きく上昇する。
- ② この1次系自然循環流量の過渡的な落ち込みは次の理由による。
  - i) 元々、SGでの除熱が喪失してSG伝熱部の鉛温度が上昇することにより自然循環流量が低下する特性がある。
  - ii) これに加えて、SG胴からの除熱により胴内側の鉛温度が低下するが、この部分は上昇流域であるため自然循環ヘッドをより低下させる影響が重なる。
- ③ この特性は、鉛冷却材としての一般的な特性ではなく、解析対象としたプラントの系統・機器設計（2重配管、SG・ポンプ合体機器）に固有の課題と考えられる。
- ④ 長期的にはSG容器からの冷却効果が現れ、原子炉容器出口の温度はケースDに比べて速やかに低下する。

上記から自然循環による崩壊熱除去は、ケースDに示すように充分な除熱能力があることが示された。ただし、SG容器壁冷却を想定する際には、自然循環を妨げない方策が重要となる。

## 6.5 等価プラント解析結果との比較

表6.5-1にナトリウム冷却等価プラント（以下、Na-eq炉）、鉛冷却等価プラント（Pb-eq炉）及び鉛冷却最適化プラント（Pb-op炉）に関する、インベントリー、熱容量、自然循環ヘッド、一巡圧損等を比較して示す。鉛冷却最適化プラントは、蒸気発生器の冷却材容積がNa-eq炉と比較して13%小さく、また、Pb-eqと比較して20%小さい。その一方で、鉛冷却最適化プラントは原子炉容器容積がNa-eq及びPb-eq炉よりも11%増大している。最適化プラントで原子炉容器内容積が増大した要因は、配管の側部流入出方式によって、上部プレナム部での冷却材液位が深くなっている点が影響している。トータルの容積では、Pb-eq炉がNa-eq炉より6%体積が増大していたのに対して、鉛冷却最適化プラントは、Na-eqプラントより2%の容積の増大になっている。今回の解析対象とした、鉛冷却最適化プラントでは、鉛容積の相対的な低減

は達成されておらず、鉛容積を減じるための更なる検討が重要と考えられる。熱容量についても、鉛冷却最適化プラントは、Pb-eq 炉とほぼ同等である。

圧力損失については、一巡の圧力損失が Pb-eq 炉と比較して半減しており、大きな低減が達成されている。これは配管を太径、短尺化したことが大きく影響していると考えられる。伝熱中心差から求めた自然循環力と一巡圧損の比は、鉛冷却最適化プラントは Na-eq 炉の 8 倍、Pb-eq 炉の 1.9 倍に達しており、非常に大きな自然循環力を有したプラント設計となっている。

強制循環について、鉛冷却最適化プラントと Pb-eq 炉の過渡変化時の炉容器出口温度変化を比較すると、鉛冷却最適化プラントでは、600 秒間に約 120℃ の低下であるのに対して Pb-eq 炉は 600 秒間に約 100℃ 低下している。両者で熱容量は同等であるが、ボニーモータ流量は最適化プラントで定格の 15%、Pb-eq 炉で定格の 10 % であることから、最適化プラントは温度低下が大きいと考えられる。

## 6.6 まとめ

6 章では、最適化が図られた鉛冷却炉に関する解析として、実用化戦略調査研究において設計研究が進められている鉛冷却大型ループ炉を対象として、S-COPD を用いた解析を行い、炉停止からの崩壊熱除去特性に関する比較検討を実施した。その結果、以下のような知見が得られた。

### (1) 手動トリップ時の崩壊熱除去 (SG 強制循環除熱)

- (a) 鉛冷却炉はナトリウム冷却炉と同様に除熱容量は十分にあり、速やかに低温状態へ移行する。
- (b) 鉛の凝固温度は高いため、SG 再循環系により給水温度を高く維持する必要がある。この際に、トリップ後再循環系が起動するまでに時間遅れを生じることから、その間の給水温度の低下防止策が必要である。
- (c) 結果的に一巡圧損はナトリウム冷却等価プラントと比較して半減しており、自然循環ヘッドの大きさと相乗し、8 倍の自然循環性能を有している。

### (2) 全電源喪失時の崩壊熱除去の場合 (PRACS による全自然循環除熱)

- (a) PRACS 4 系統による除熱条件にて、1 次系、PRACS2 次系及び空気系の全自然循環による崩壊熱除去が可能であることが確認された。
- (b) SG 容器壁強制換気冷却を想定した場合、過渡的な自然循環流量の低下に注意が必要であるが、基本的な性能として、SG 容器壁強制換気冷却は、崩壊熱レベルの 35 % 程度の除熱能力を有することが明らかになった。

表 6.2-1 鉛冷却最適化プラント炉心主要目

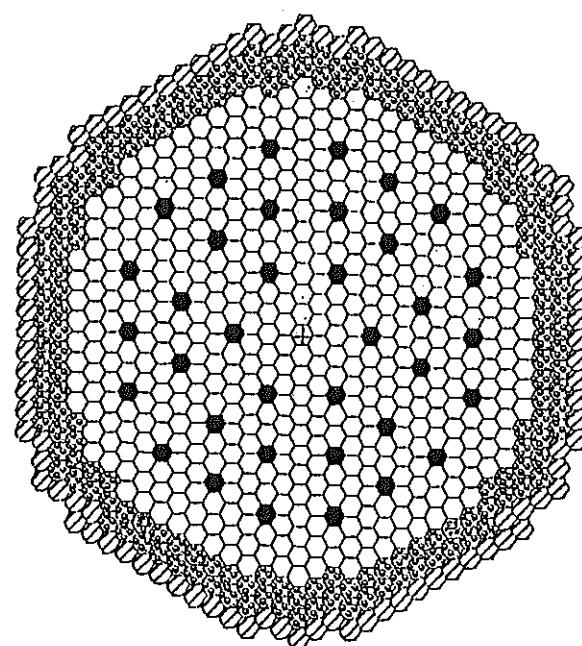
炉心主要仕様	
項目	仕様
原子炉熱出力	3660MWt
燃料	MOX
	または窒化物 ( $^{15}\text{N}$ 濃縮)
燃料集合体	ダクト無し六角集合体
燃料ピン径	8 mm
ピン配列ピッチ	11.2 mm
p/d	1.4
集合体当たりピン本数	燃料ピン 325 本、タイロッド 6 本
炉心構成（集合体本数）	
炉心燃料	480 体（内側 276 体、外側 204 体）
炉心内 SUS 集合体	1 体
プランケット燃料	174 体
制御棒	36 体
径方向 Pb 反射体	96 体
集合体配列ピッチ	208 mm
炉心高さ	90 cm
軸プランケット高さ	上下、各 40cm
燃料ピン全長	280cm
炉心等価直徑	5.0 m
炉心構成要素外接円径	6.5 m
運転サイクル期間	12 か月（MOX 燃料） 17 か月（窒化物燃料）
燃料交換バッチ数	5 バッチ
炉心取出平均燃焼度	15 万 MWd/t
炉心平均線出力	260 W/cm
炉心バンドル部圧損	2.3 kg/cm <sup>2</sup>

## 鉛冷却炉心の特徴（Na 冷却炉心と比較して）

- ・ 密度が約 12 倍。  $\rho Cp\Delta T$  は同程度 → 体積流量：同程度。  
→ 圧力損失を Na 炉心並にするには流速を約 1/3 に減小 → ピンピッチ増大。
- ・ 沸点が高く（約 1700°C）、Na 炉心でのような正のボイド反応度抑制の必要性なし。
- ・ Pb：中性子吸収断面積：約 2 倍。減速断面積：約 1/4。  
→ ドップラー係数減少。
- ・ MOX 炉心の燃焼反応度：約 3%△k（Na 炉心と同程度）→ 制御棒本数同程度必要。

## 増殖比の検討結果

- |             |      |
|-------------|------|
| ・ MOX 燃料炉心： | 1.15 |
| (径ブラ削除)     | 1.04 |
| ・ 窒化物燃料炉心：  | 1.28 |
| (径ブラ削除)     | 1.15 |



炉心構成図

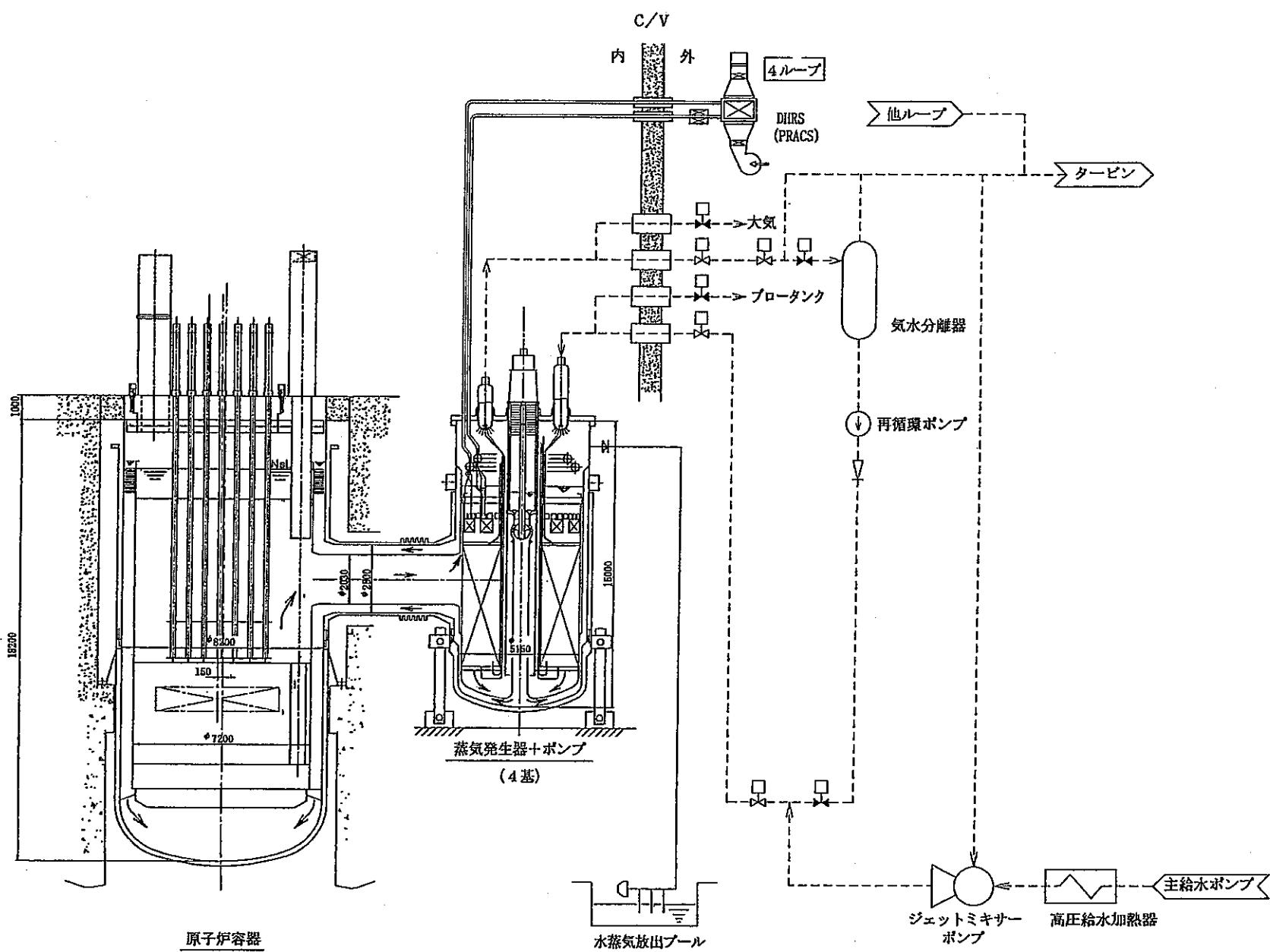
- 炉心
- ◎ 半径方向プランケット
- ▼ 制御棒
- ◆ SUS 反射体
- 鉛反射体

表 6.2-2 鉛大型炉 冷却系主要目表

項目	単位	データ値	備考
1 蒸気発生器			
型式		SG/1次主ポンプ合体機器	
SG型式		一体貫流ヘリカル式	
有効伝熱面積	m <sup>2</sup>	3500	
有効伝熱高さ	m	6.325	
伝熱管本数	本	620	
伝熱管外径	mm	31.8	
伝熱管肉厚	mm	3.8	
伝熱管材料		12Cr鋼	
管束部寸法（最内／外層径／高さ	m	2.5/4.8/6.3	
平均伝熱管長さ	m	56.5	
給水入口温度	℃	340	
給水流量	t/h/基	1865	
蒸気温度	℃	498	
蒸気圧力	atG	175	
鉛冷却材出入口温度	℃	540/420	
鉛冷却材流量	t/h/基	171380	
鋼材重量	t	545	
2 主循環ポンプ			
型式		機械式	
定格回転数	rpm	144	
揚程	m	3	
鋼材重量	t	31	
3 PHX			
1次入口／出口温度	℃	648/612	
2次入口／出口温度	℃	418/626	
有効伝熱面積	m <sup>2</sup>	97.2	
交換熱量	MWt/基	15.5	
4 空気冷却器			
有効伝熱面積	m <sup>2</sup>	3442	
出口ダクト高さ	m	25	
出入口温度	℃	480/50	
5 タービン			
蒸気圧力	Kg/cm <sup>2</sup>	169	
蒸気温度	℃	495	
定格蒸気流量	t/h	5652	

Table 6.5-1 Comparisons of system parameter for Sodium and Lead Reactor

		Na- Reactor (1500MWe)	Pb -Reactor I (Equivalent plant)	Pb-eq/Na	Pb -Reactor II (Optimized plant)	Pb-op/Na
Geometries	$\Delta h$ ; core-SG	5.1	5.1	1.00	4.8	0.94
Coolant Inventory	Core[m3]	7	15	2.14		
	other volume [m3]	744	736	0.99		
	R/V total[m3]	751	751	1.00	832	1.11
	Steam generator[m3]	636	696	1.09	556	0.87
	Cold leg piping[m3]	68	84	1.24	122	1.03
	Hot leg piping[m3]	28	35	1.25		
Total [m3]		1483	1566	1.06	1510	1.02
Fluid Properties	Fluid Density [kg/m3]	839	10380	12.37	10380	12.37
	Specific heat [kJ/kgK]	1.32	0.16	0.12	0.16	0.12
	$\rho H$ [kg/m3]	820	10250	12.50	10250	12.50
	$\rho L$ [kg/m3]	857	10418	12.16	10418	12.16
Total Weight [kg]		1.24E+06	1.63E+07	13.06	1.57E+07	12.59
Total Heat Capacity [kJ/K]		1.64E+06	2.60E+06	1.58	2.51E+06	1.53
NC head( $\rho L - \rho H$ )* $\Delta h$ *9.8[Pa]		1.85E+03	8.40E+03	4.54	7.90E+03	4.27
Total Frictional Pressure Loss [Pa]		7.25E+05	7.33E+05	1.01	3.70E+05	0.51
(NC head / T.F.P.L)*100 [%]		0.26%	1.15%	4.49	2.14%	8.38



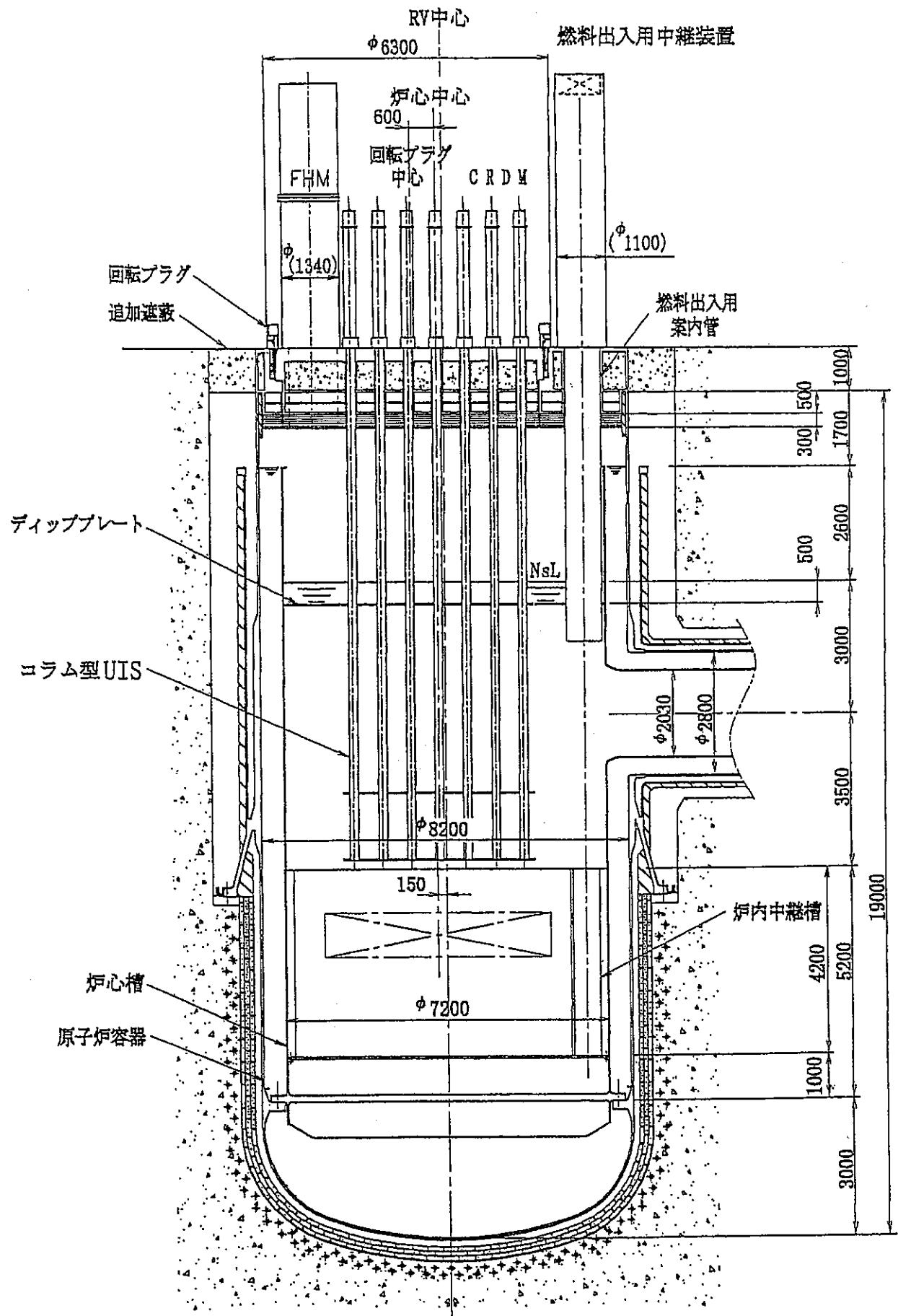


図 6.2-2 原子炉構造概念図

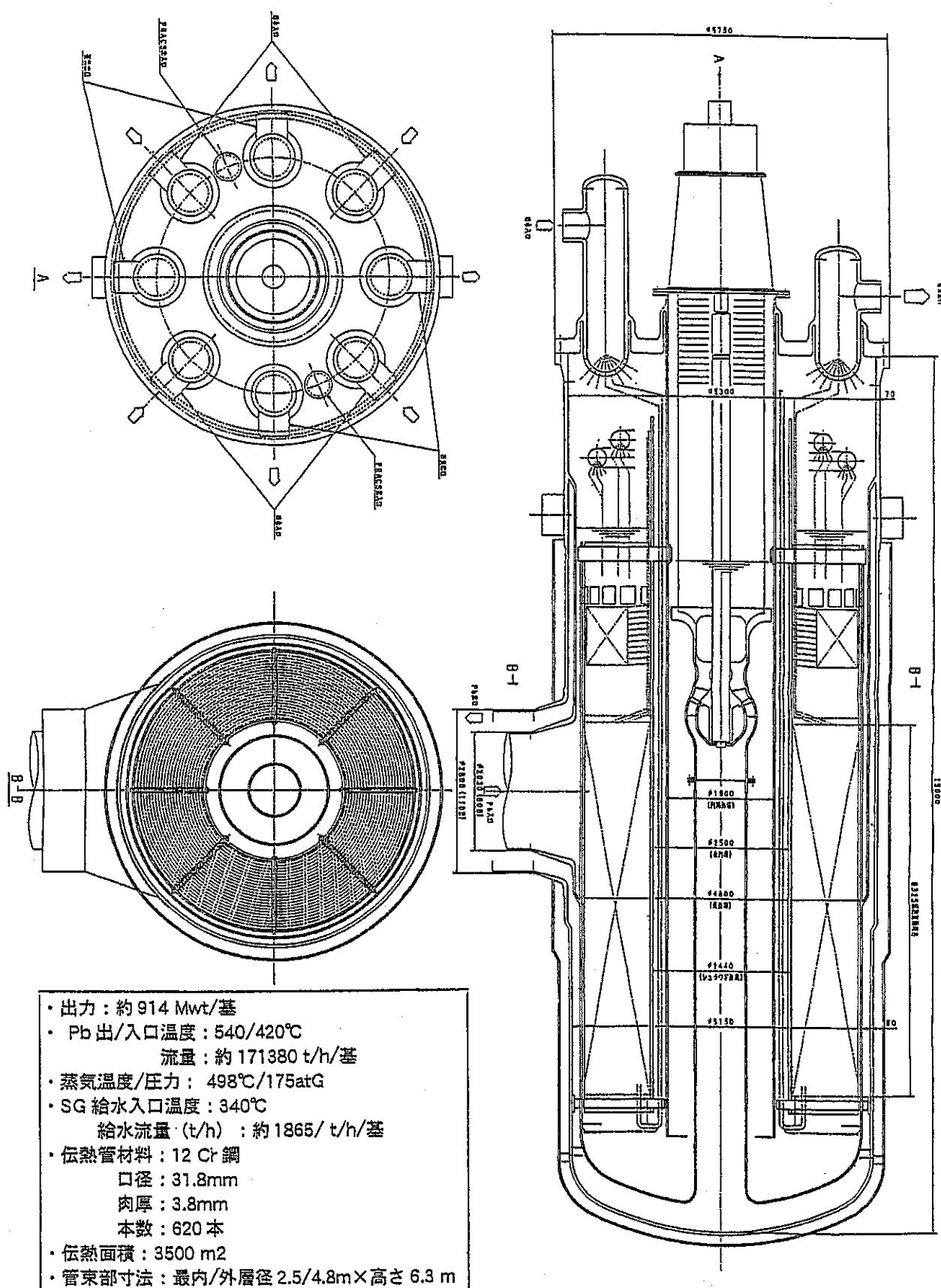
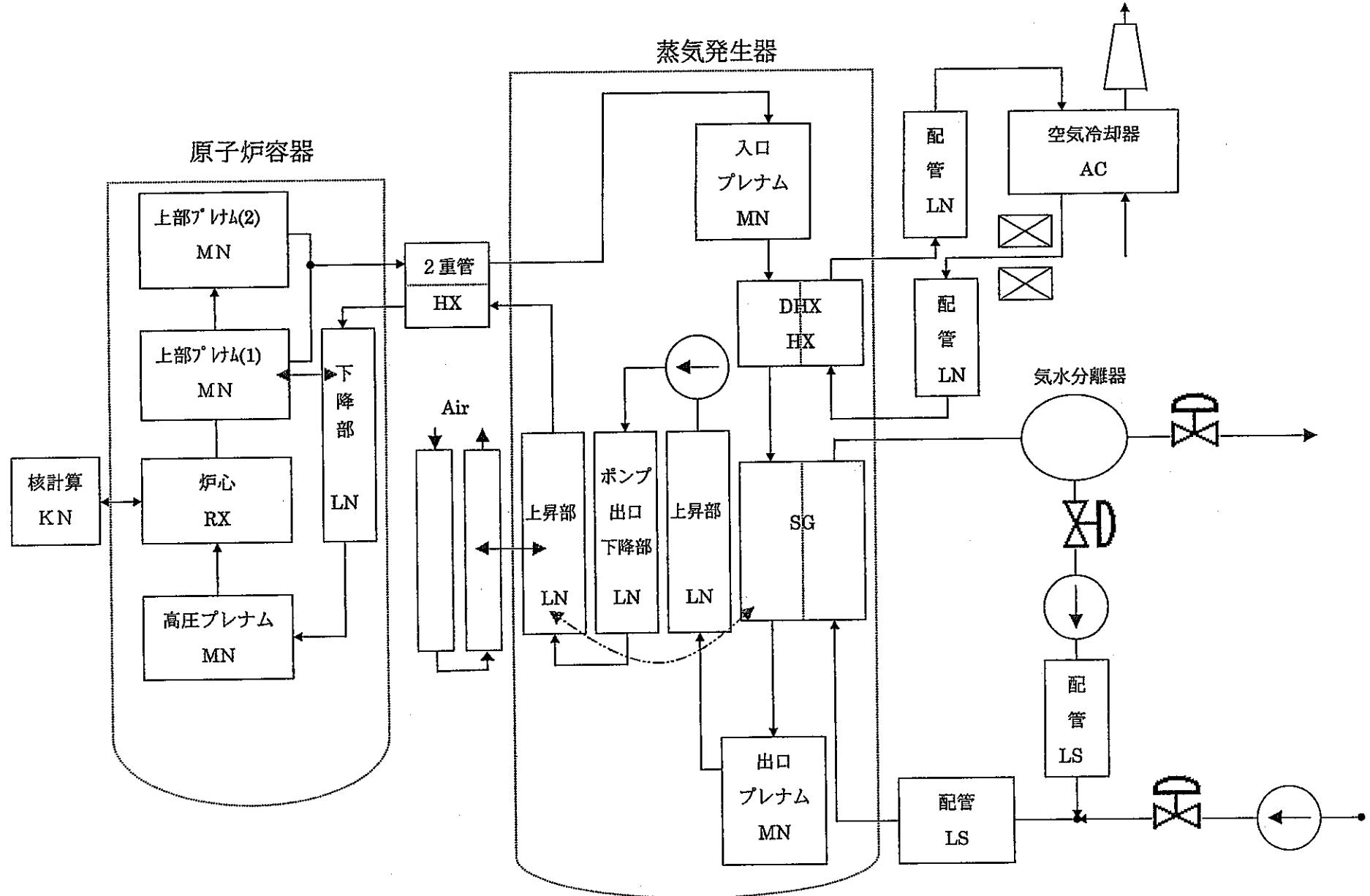


図 6. 2-3 SG・ポンプ合体機器構造概念図



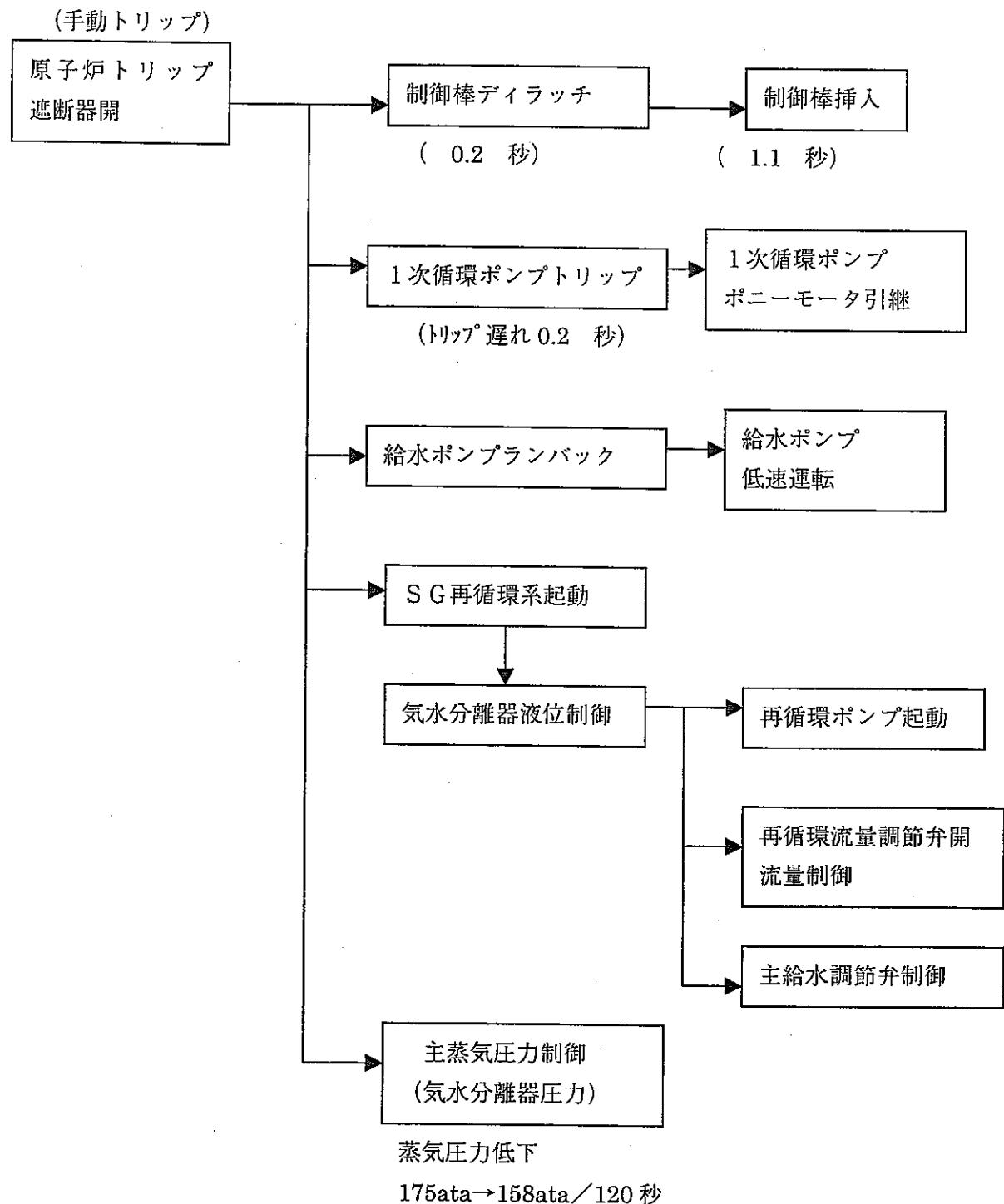


図 6.3-2 手動トリップ条件でのシーケンス

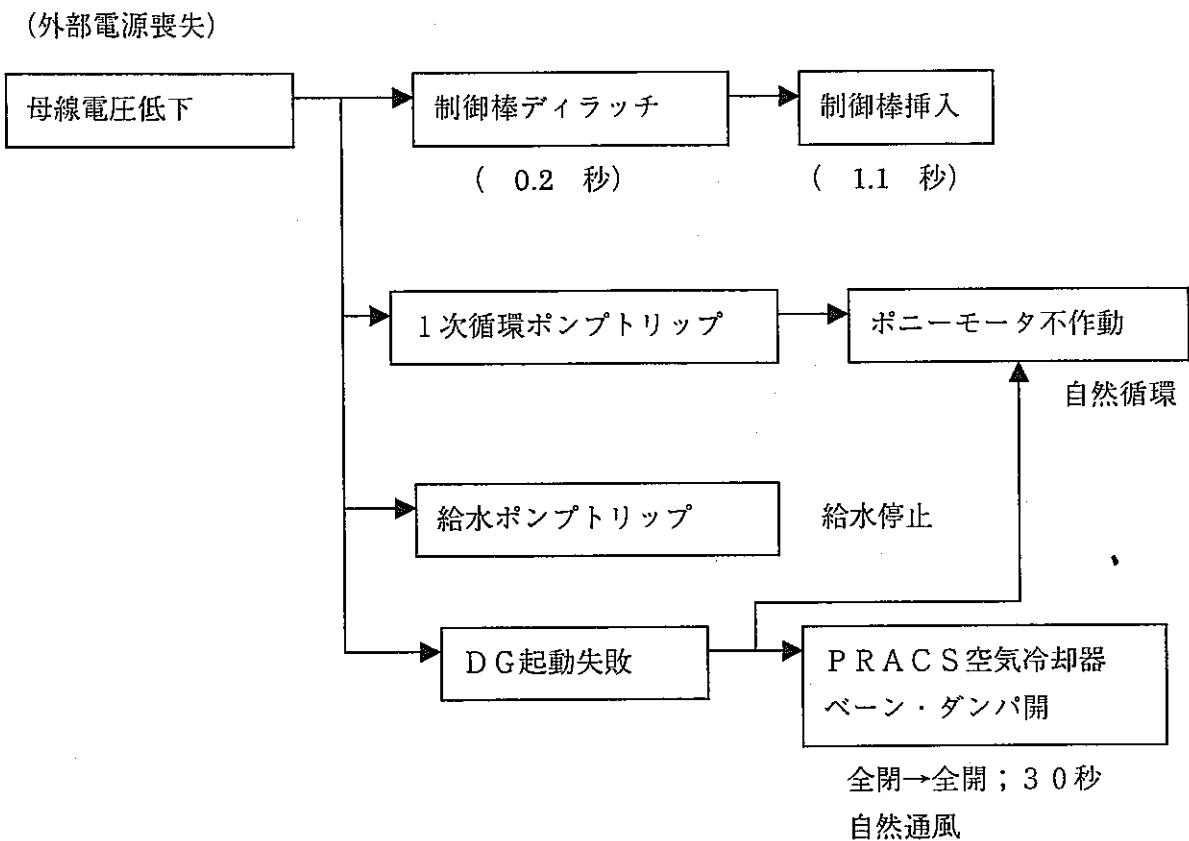
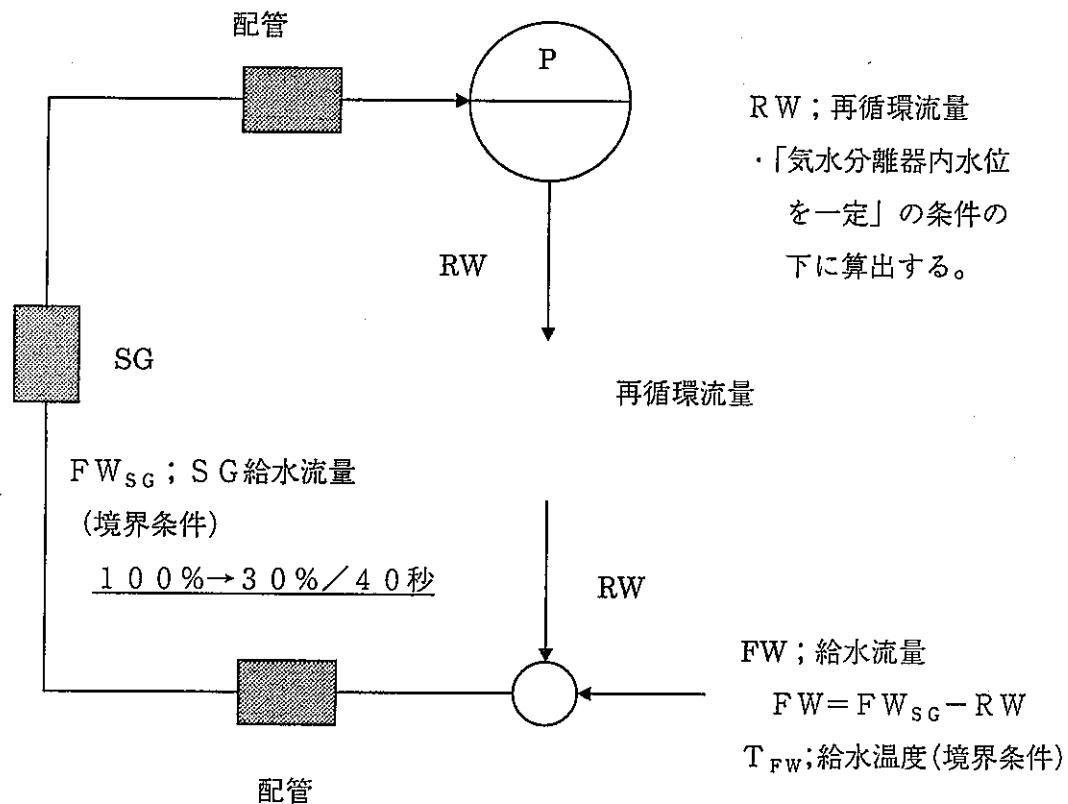


図 6.3-3 全電源喪失時のシーケンス



RW; 再循環流量  
・「気水分離器内水位  
を一定」の条件の  
下に算出する。

#### 【強制循環除熱解析条件】

ケース	給水温度 $T_{FW}$	備考
A	340°C一定	ジェットミキサポンプ及び主蒸気の抽気に関して、温度一定制御が可能であるとの想定。
B	原子炉トリップ後に温度低下 ・ $340\text{ }^{\circ}\text{C} \rightarrow 260\text{ }^{\circ}\text{C}$ / 200秒	原子炉トリップ後に伴い、給水温度は低下するとの想定。
C	340°C一定	ボニーモータ起動失敗により、自然循環除熱に移行

図 6.3-4 手動トリップ解析ケース

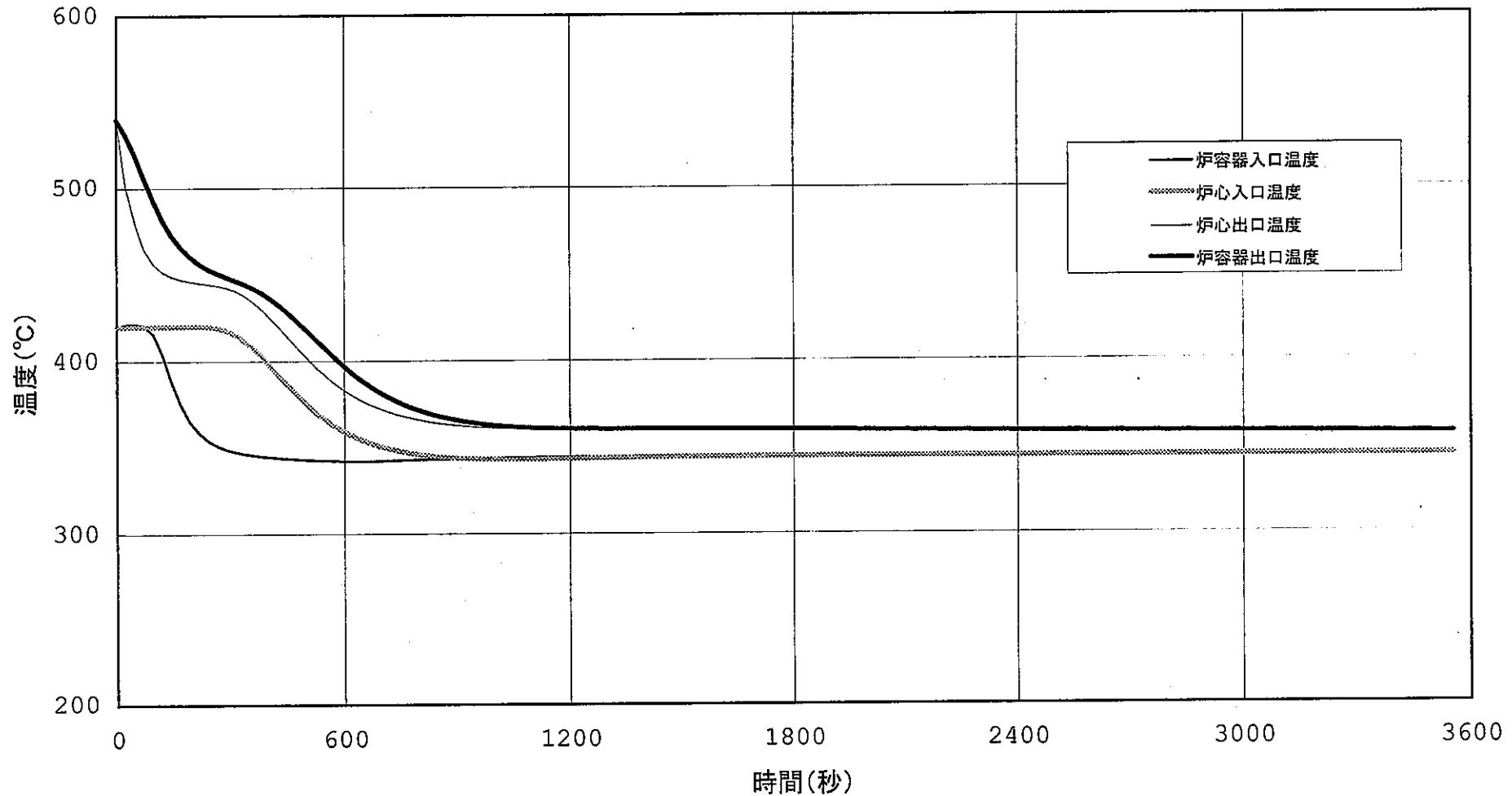


図6.4-1 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性  
—手動トリップ:ケースA(給水温度340°C一定)(1/4)—

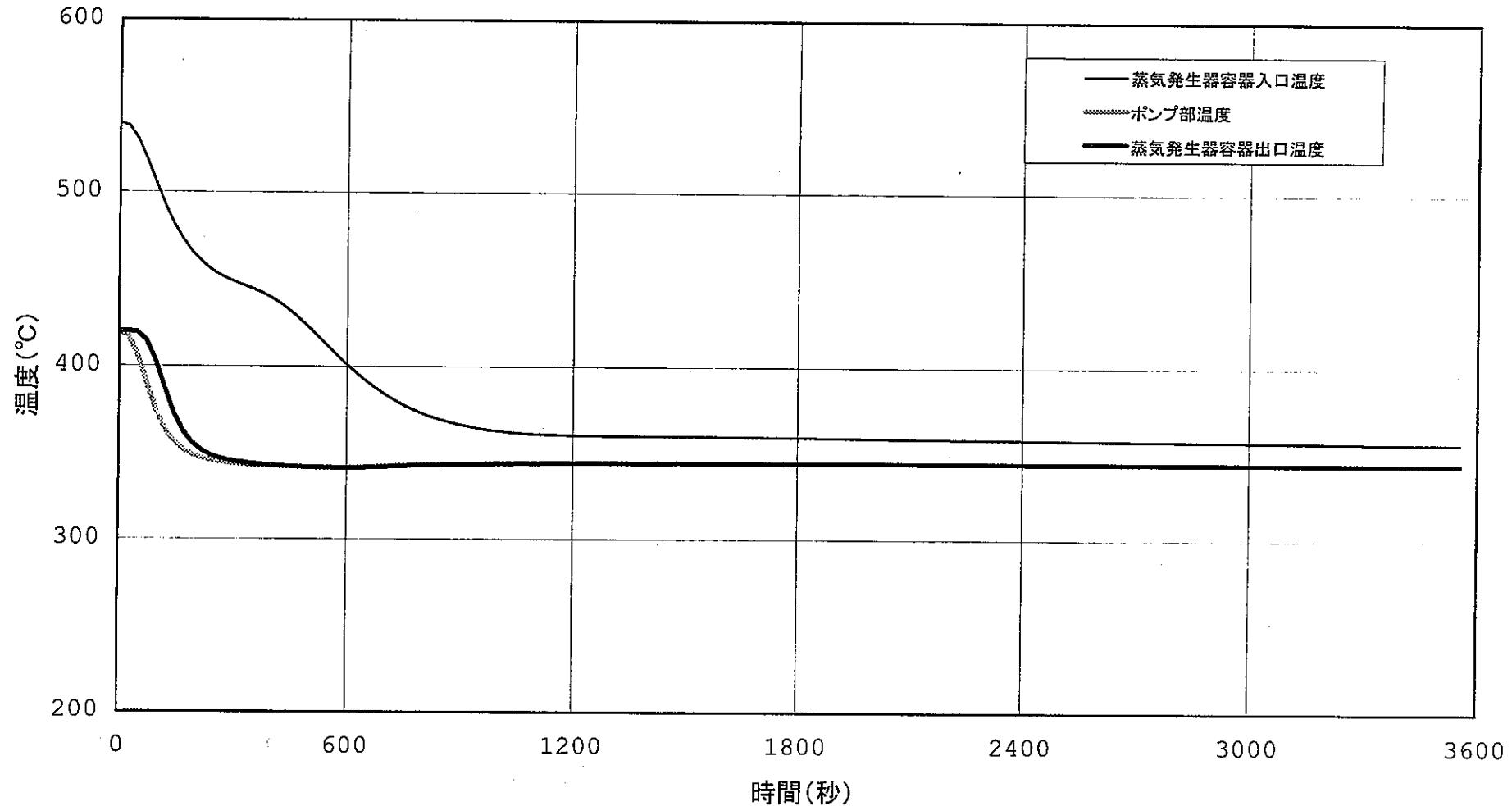


図6.4-2 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性  
—手動トリップ:ケースA(給水温度340°C一定)(2/4)—

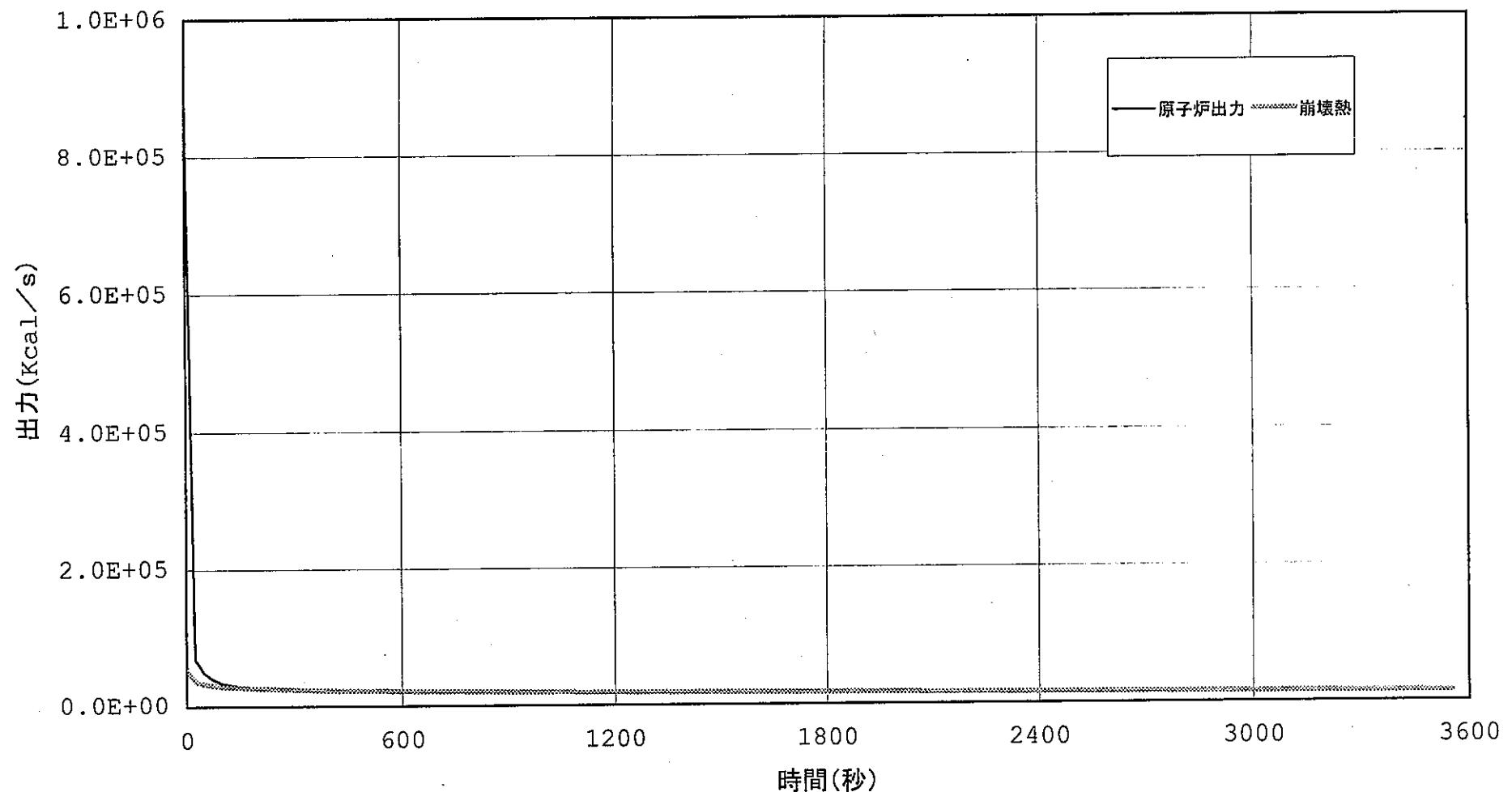


図6.4-3 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性  
—手動トリップ:ケースA(給水温度340°C一定)(3/4)—

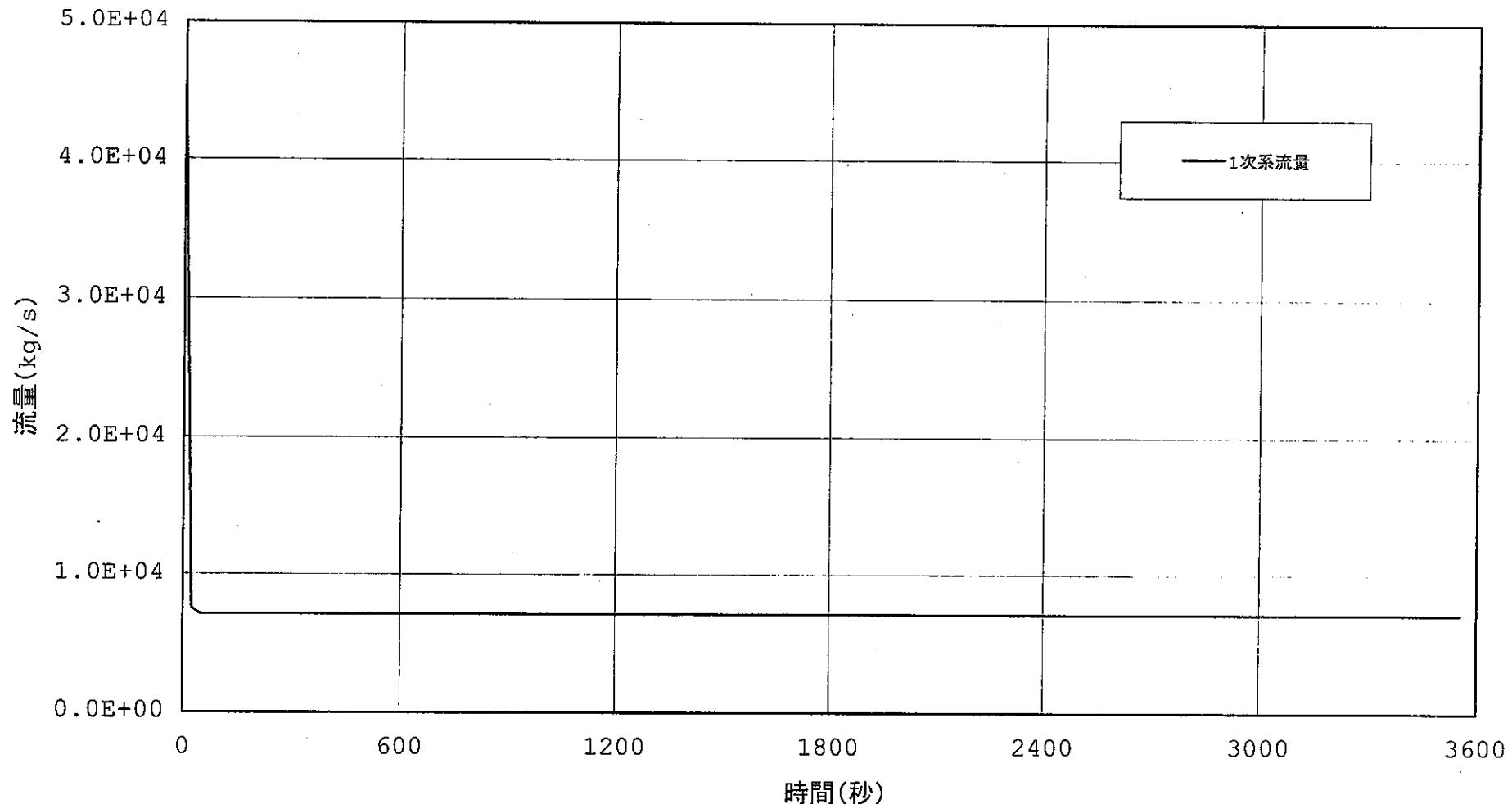


図6.4-4 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性  
—手動トリップ:ケースA(給水温度340°C一定)(4/4)—

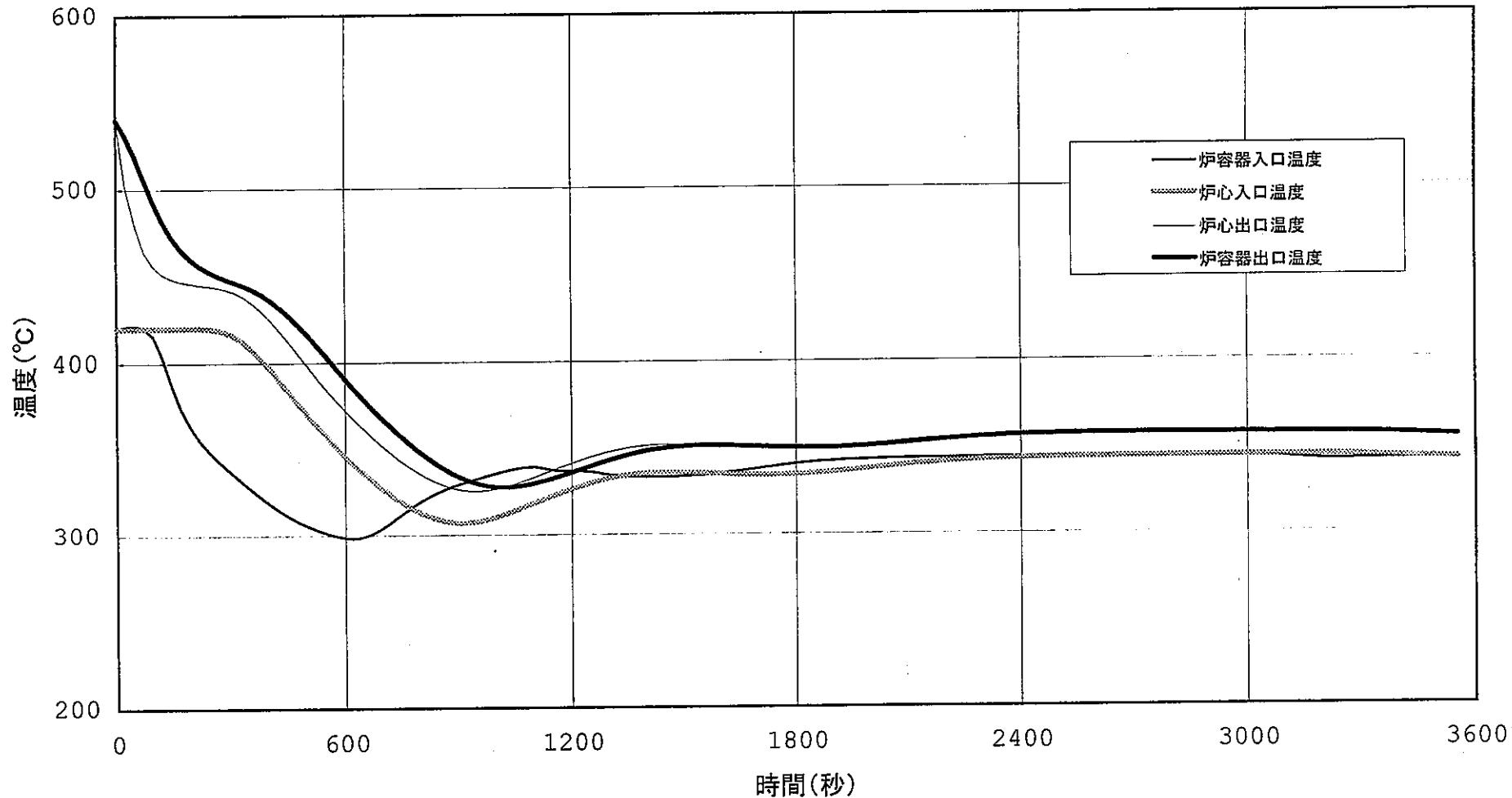
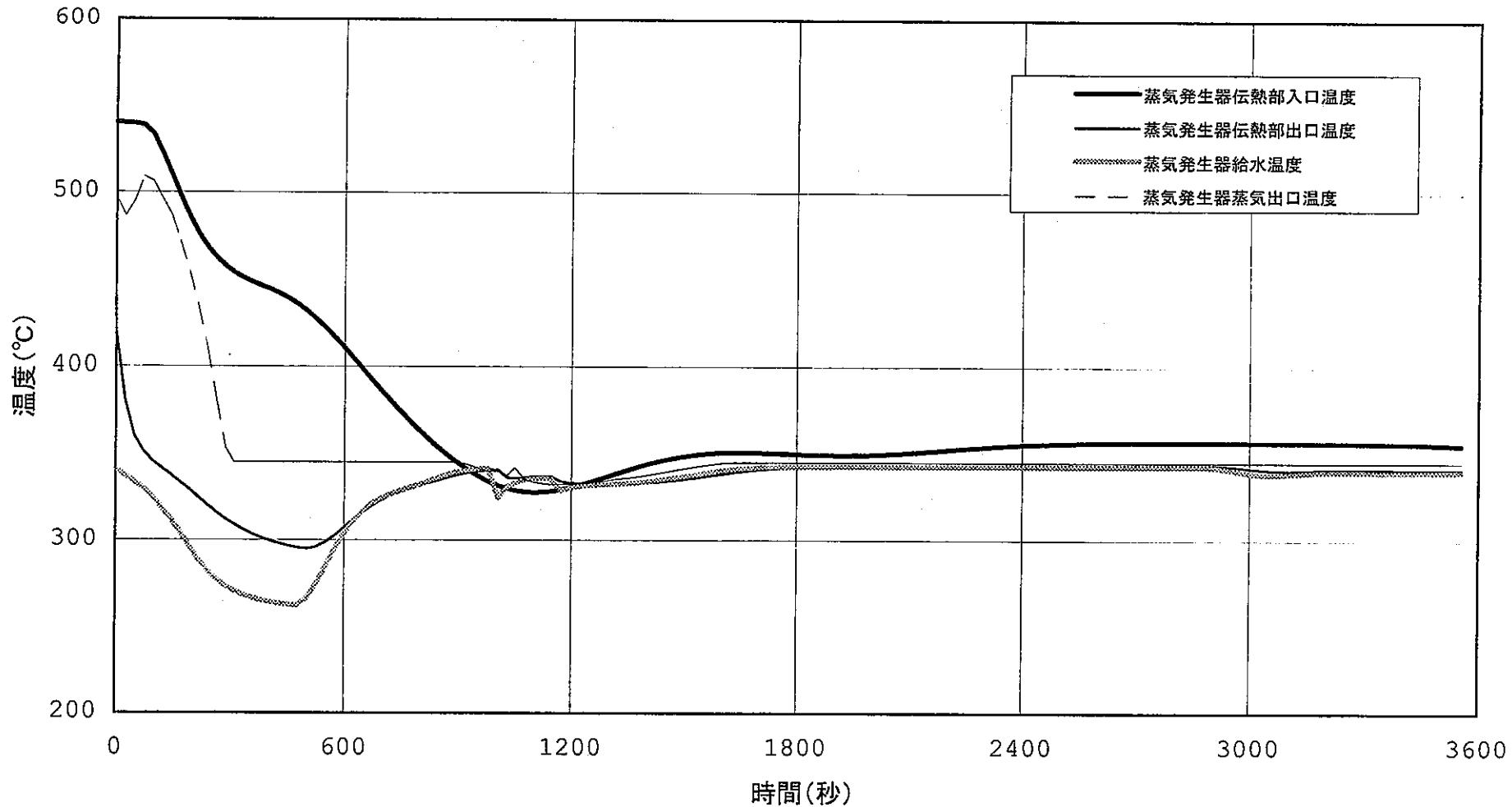


図6.4-5 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性  
—手動トリップ:ケースB(給水温度340°C→270°C)(1/2)—



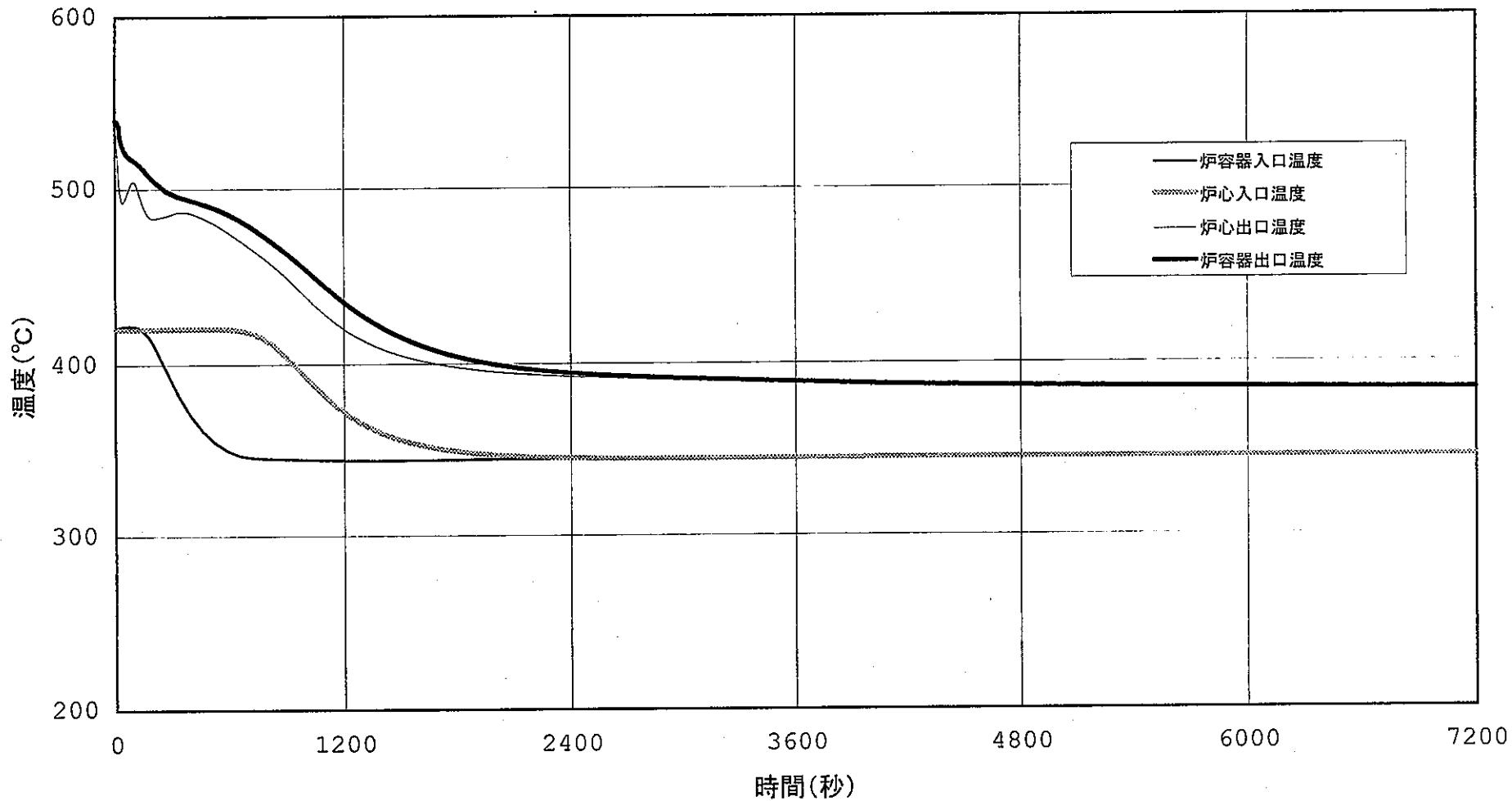


図6.4-7 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性  
—手動トリップ: ケースC(ポンモーター起動失敗)(1/3)—

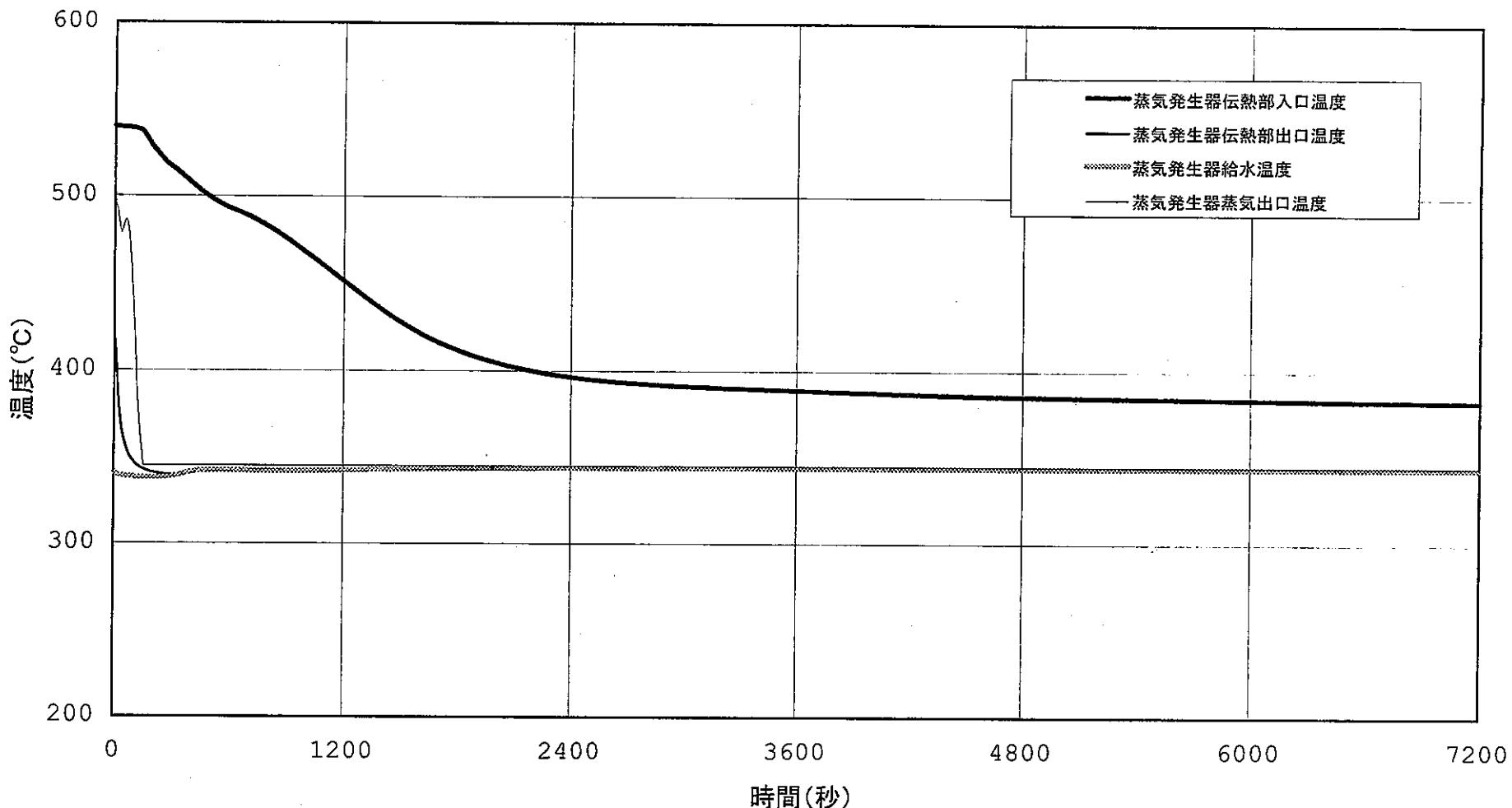


図6.4-8 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性  
—手動トリップ:ケースC(ボニーモーター起動失敗)(2/3)—

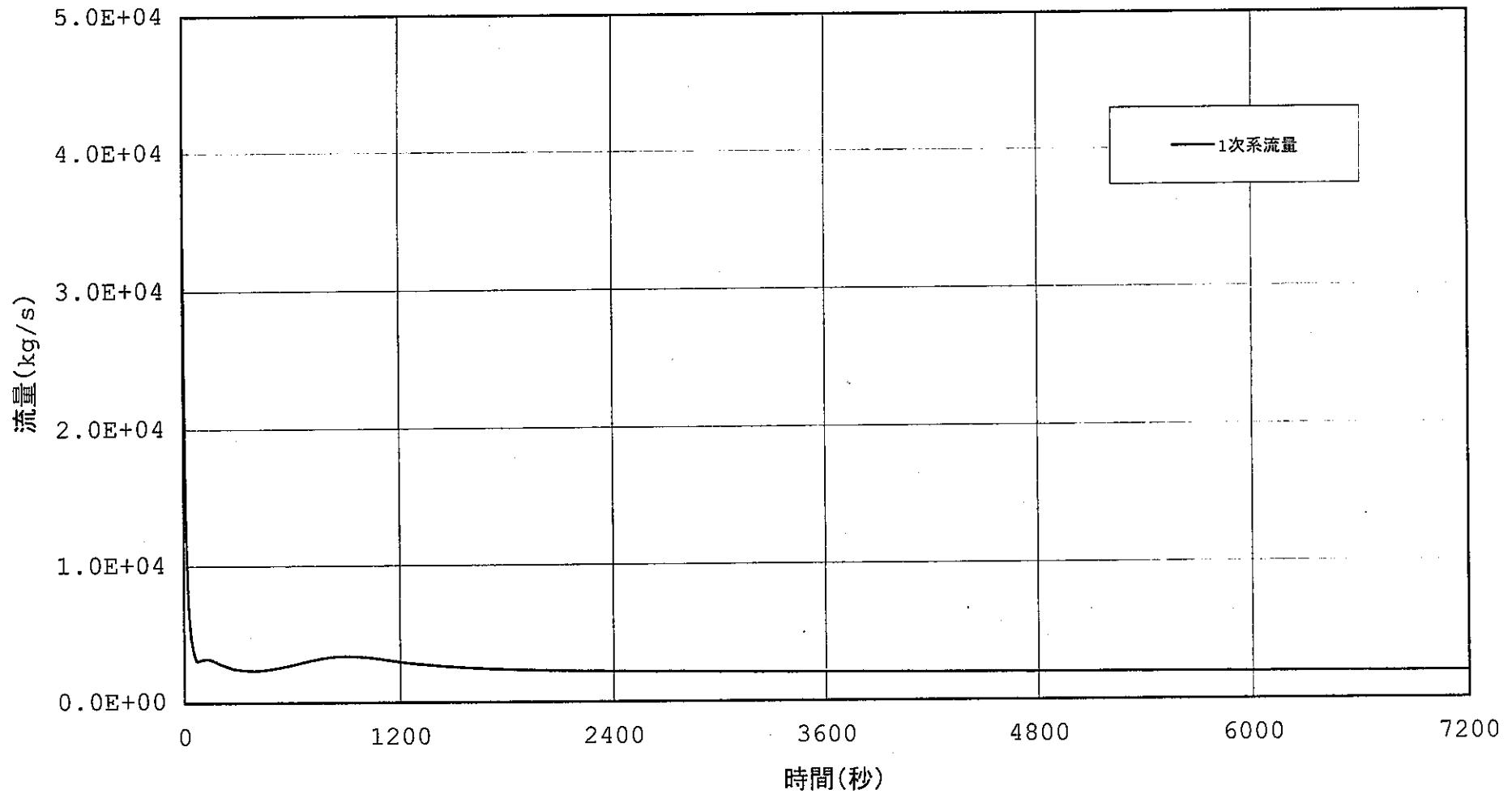


図6.4-9 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性  
—手動トリップ:ケースC(ポンピーモーター起動失敗)(3/3)—

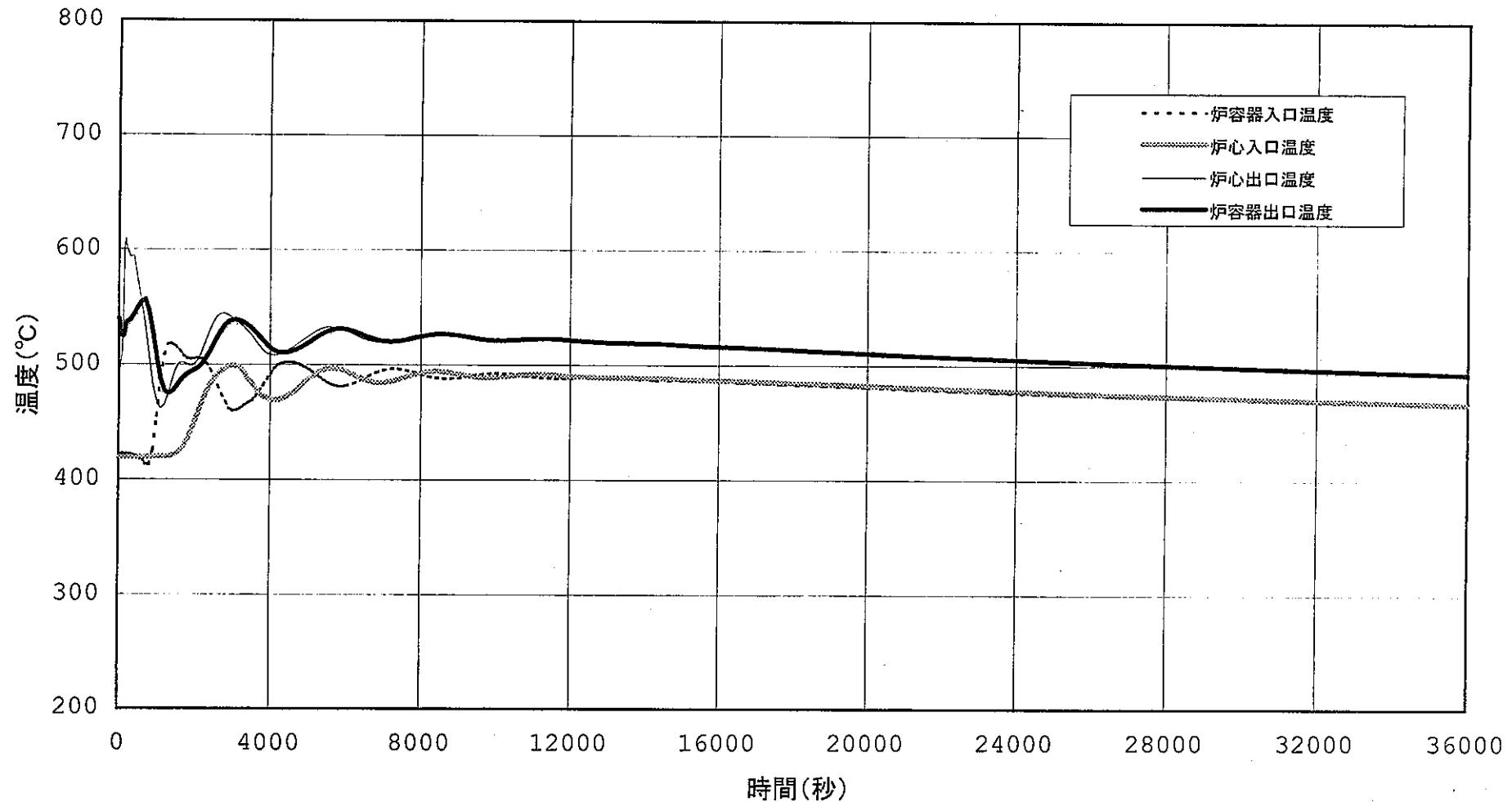


図6.4-10 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性  
—全電源喪失ケースD(PRACSによる自然循環除熱)(1/8)—

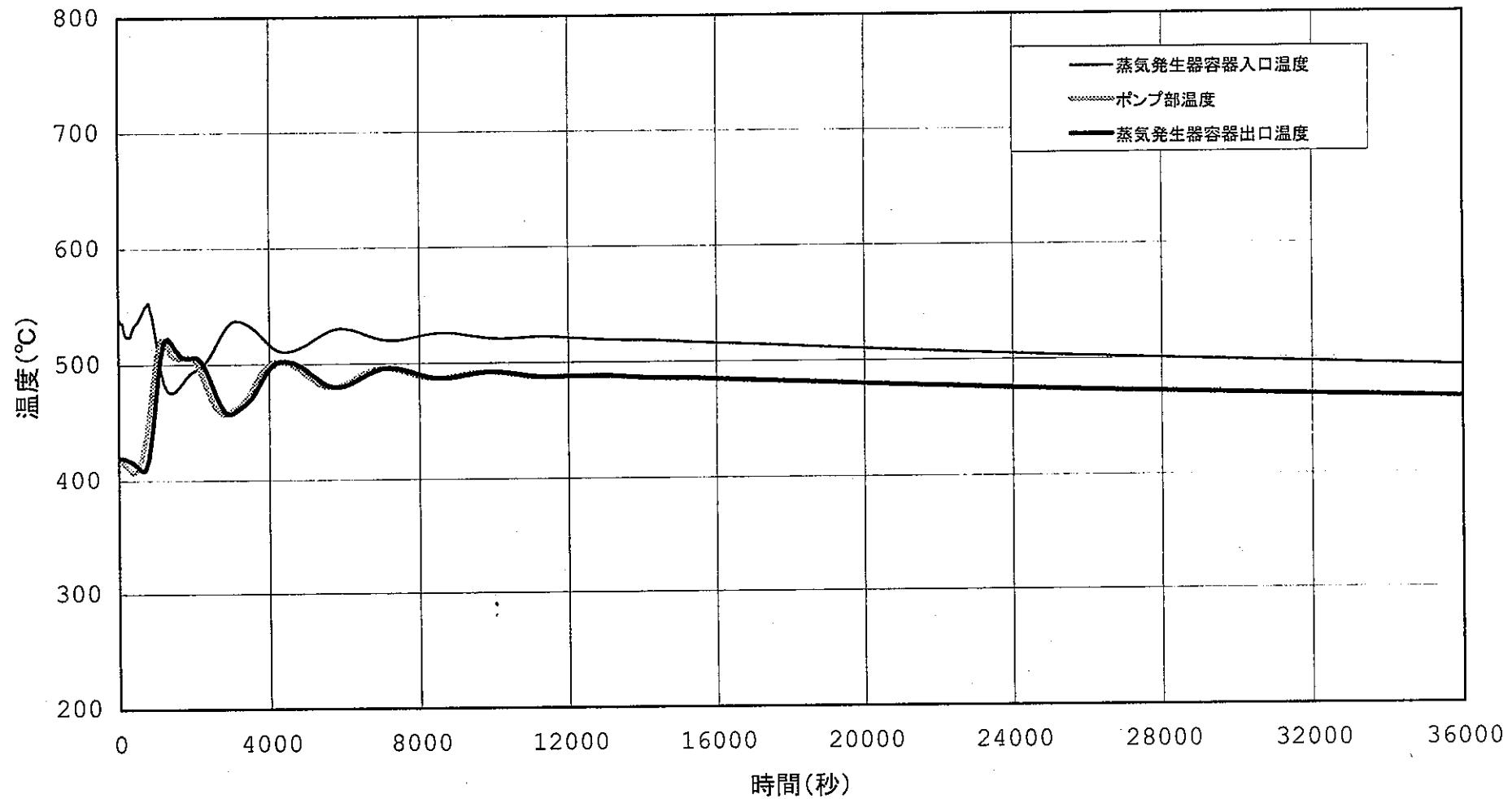


図6.4-11 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性  
—全電源喪失ケースD(PRACSによる自然循環除熱)(2/8)—

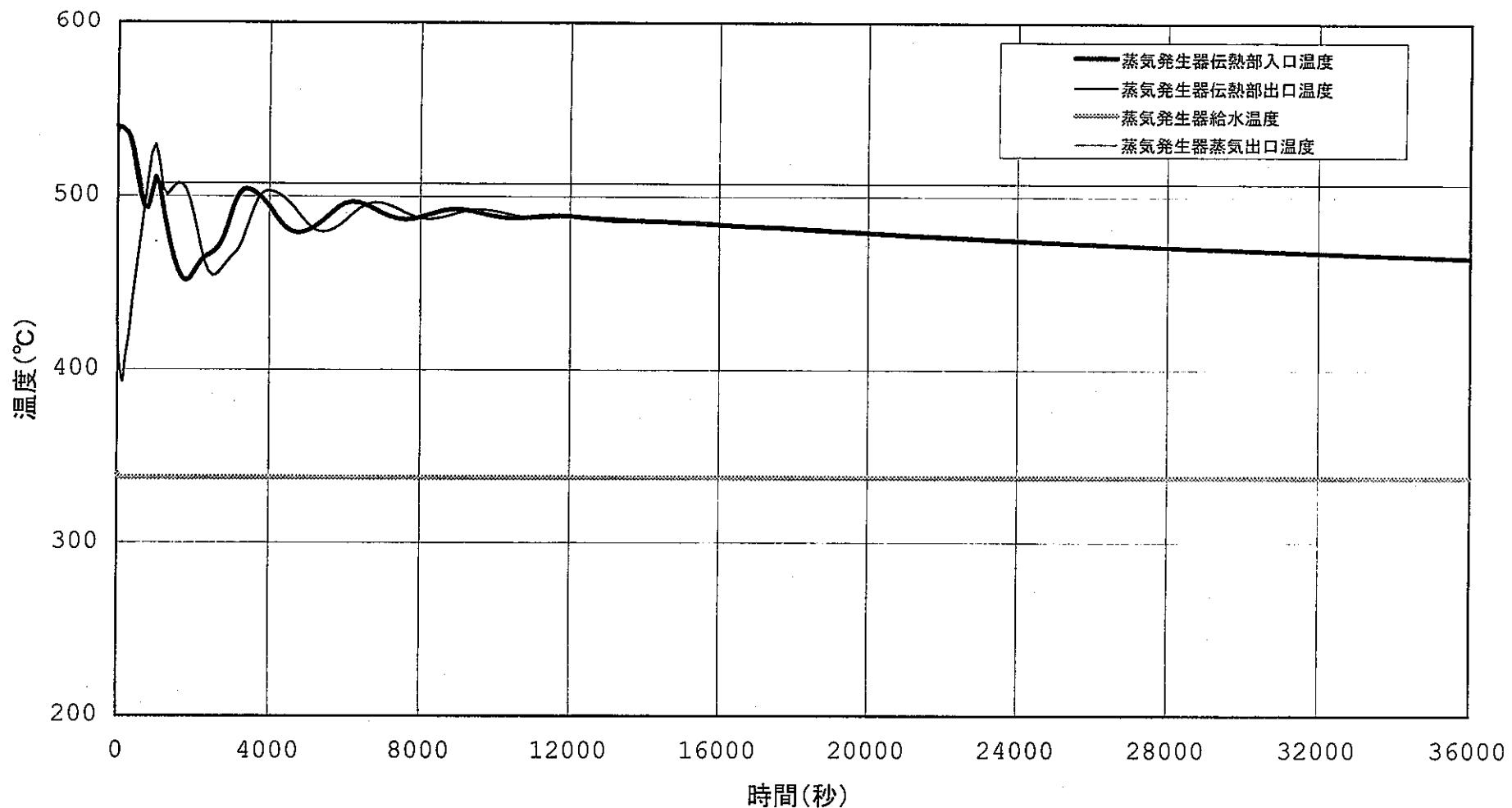
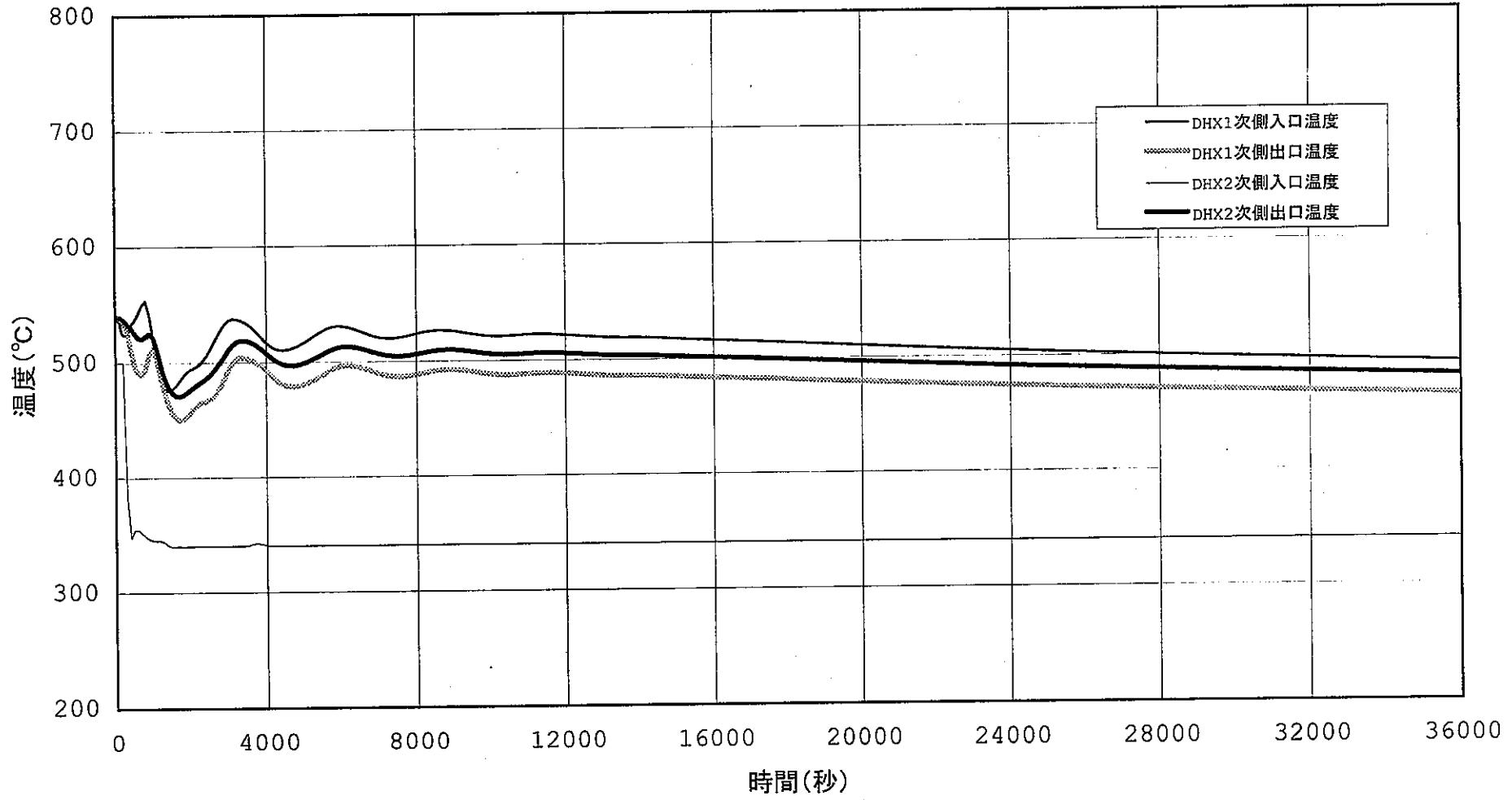


図6.4-12 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性  
-全電源喪失ケースD(PRACSによる自然循環除熱)(3/8)-



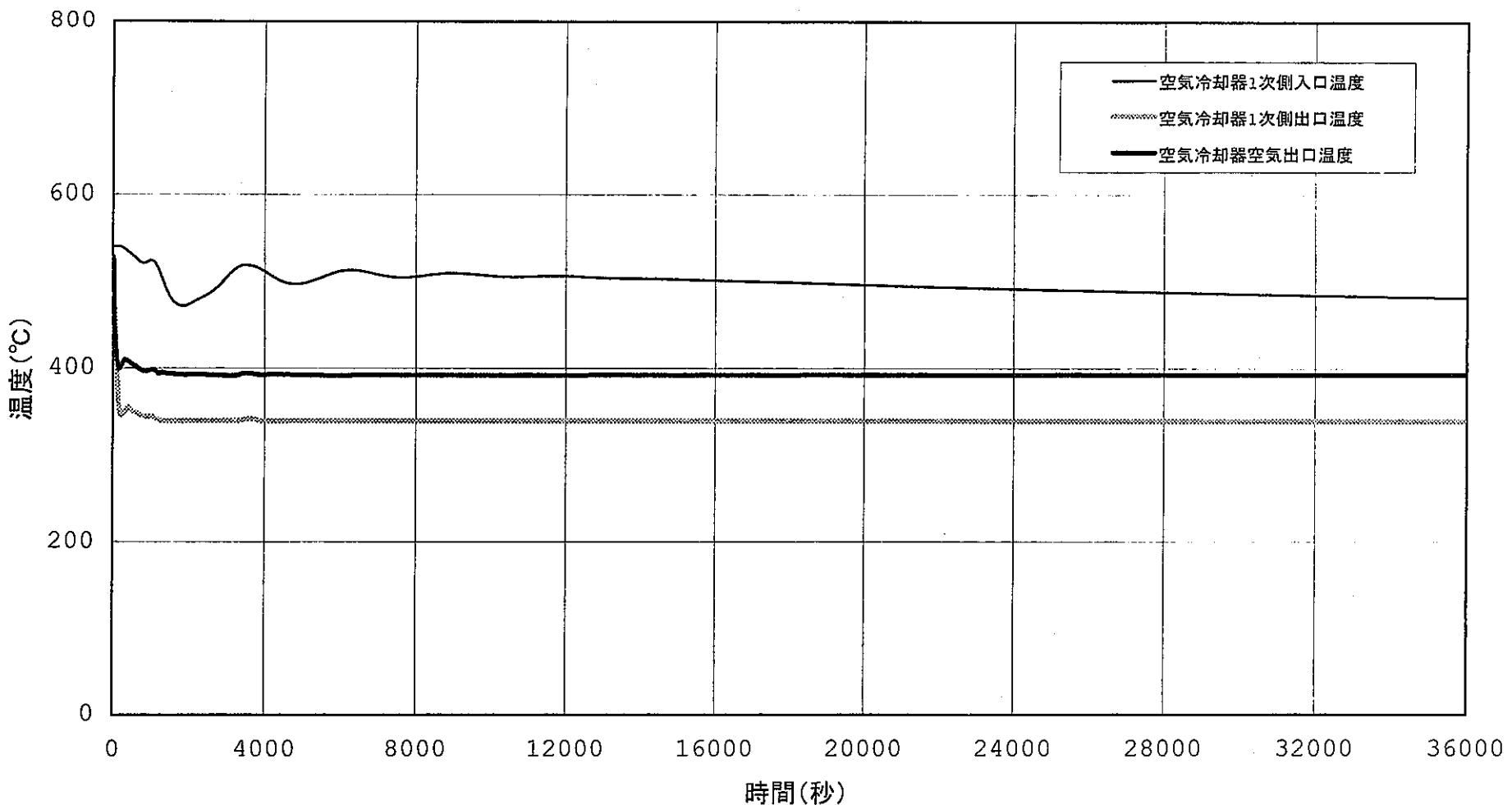


図6.4-14 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性  
—全電源喪失ケースD(PRACSによる自然循環除熱)(5/8)—

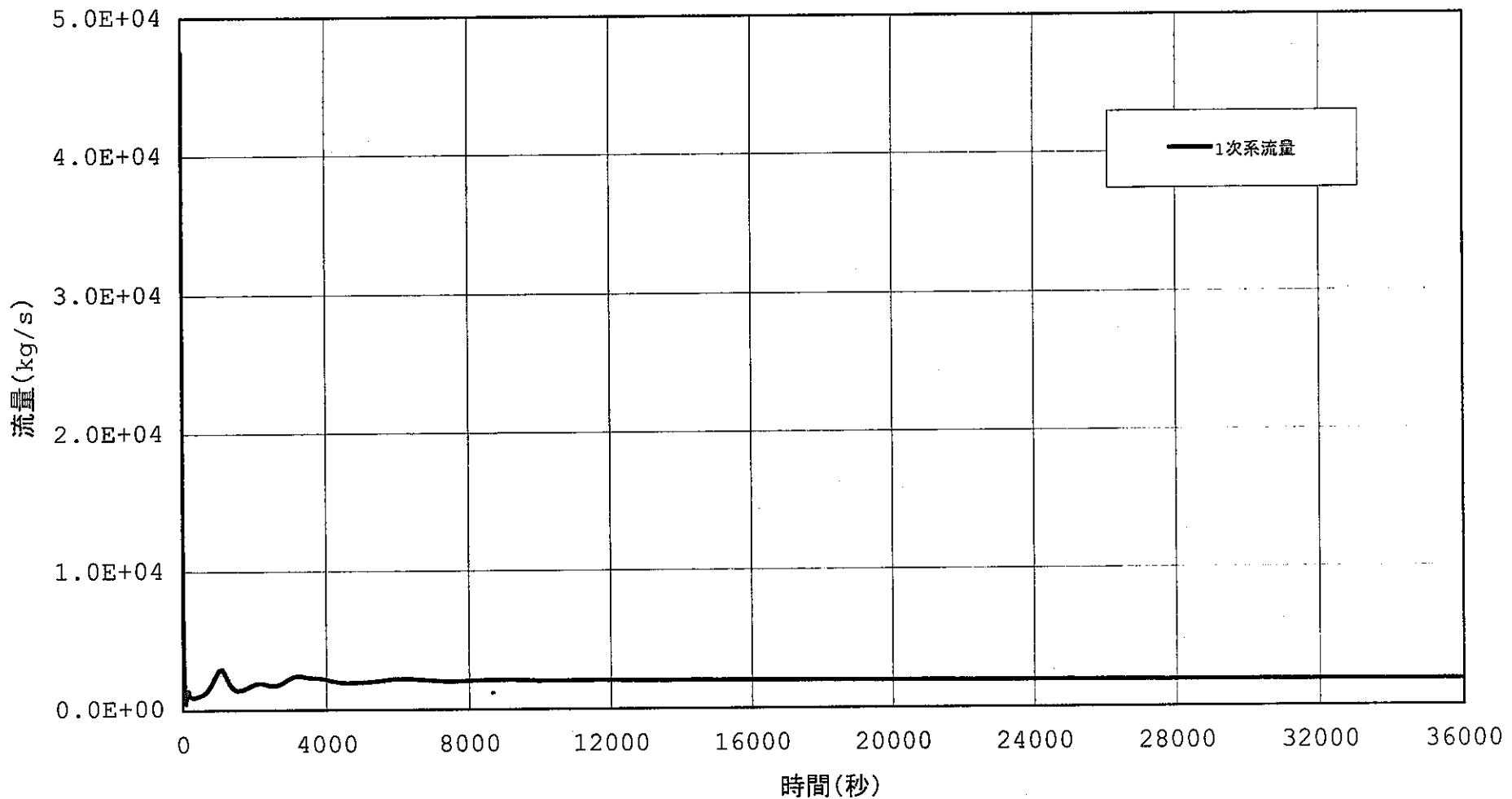


図6.4-15 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性  
—全電源喪失ケースD(PRACSによる自然循環除熱)(6/8)—

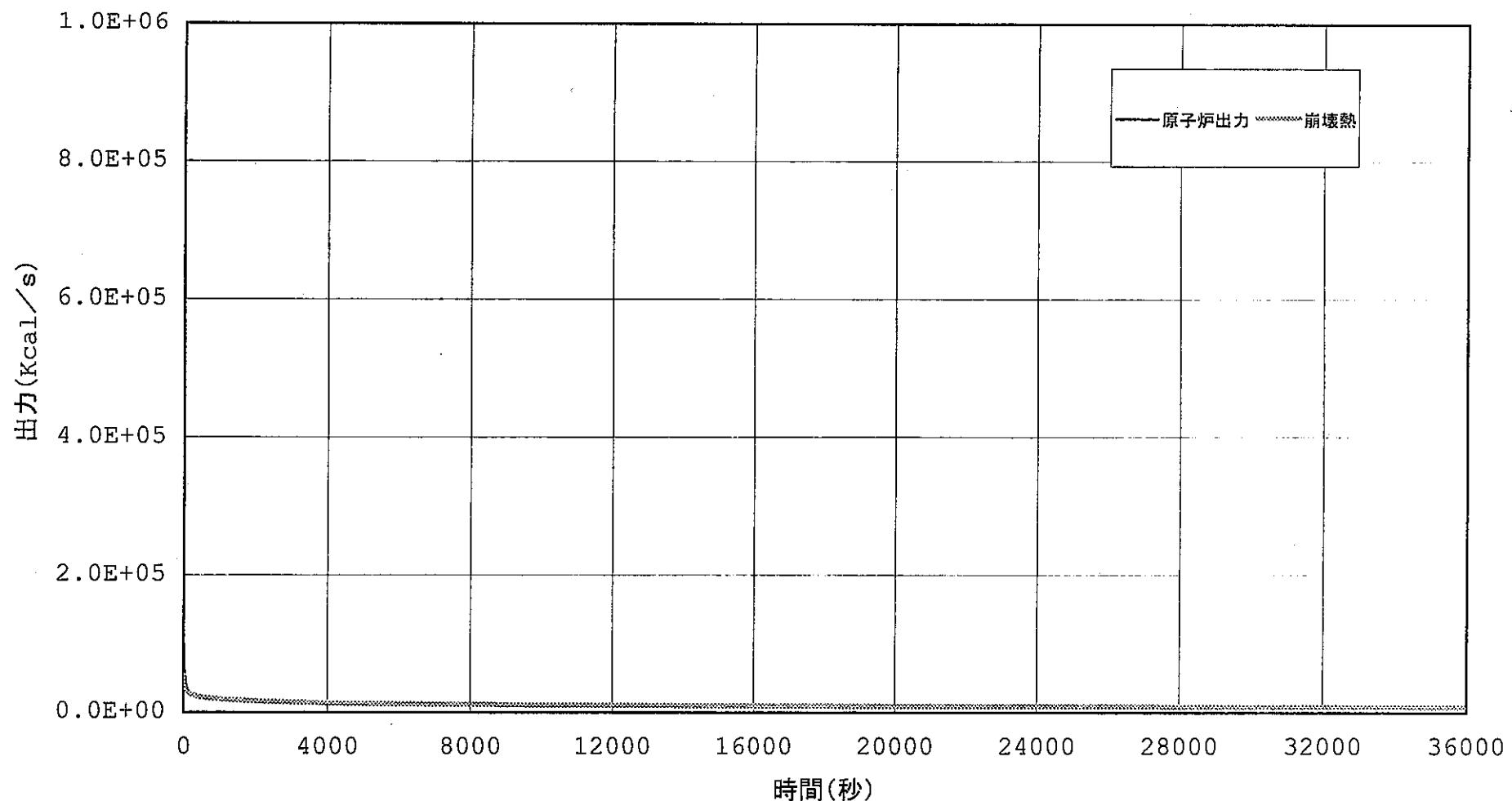


図6.4-16 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性  
—全電源喪失ケースD(PRACSによる自然循環除熱)(7/8)—

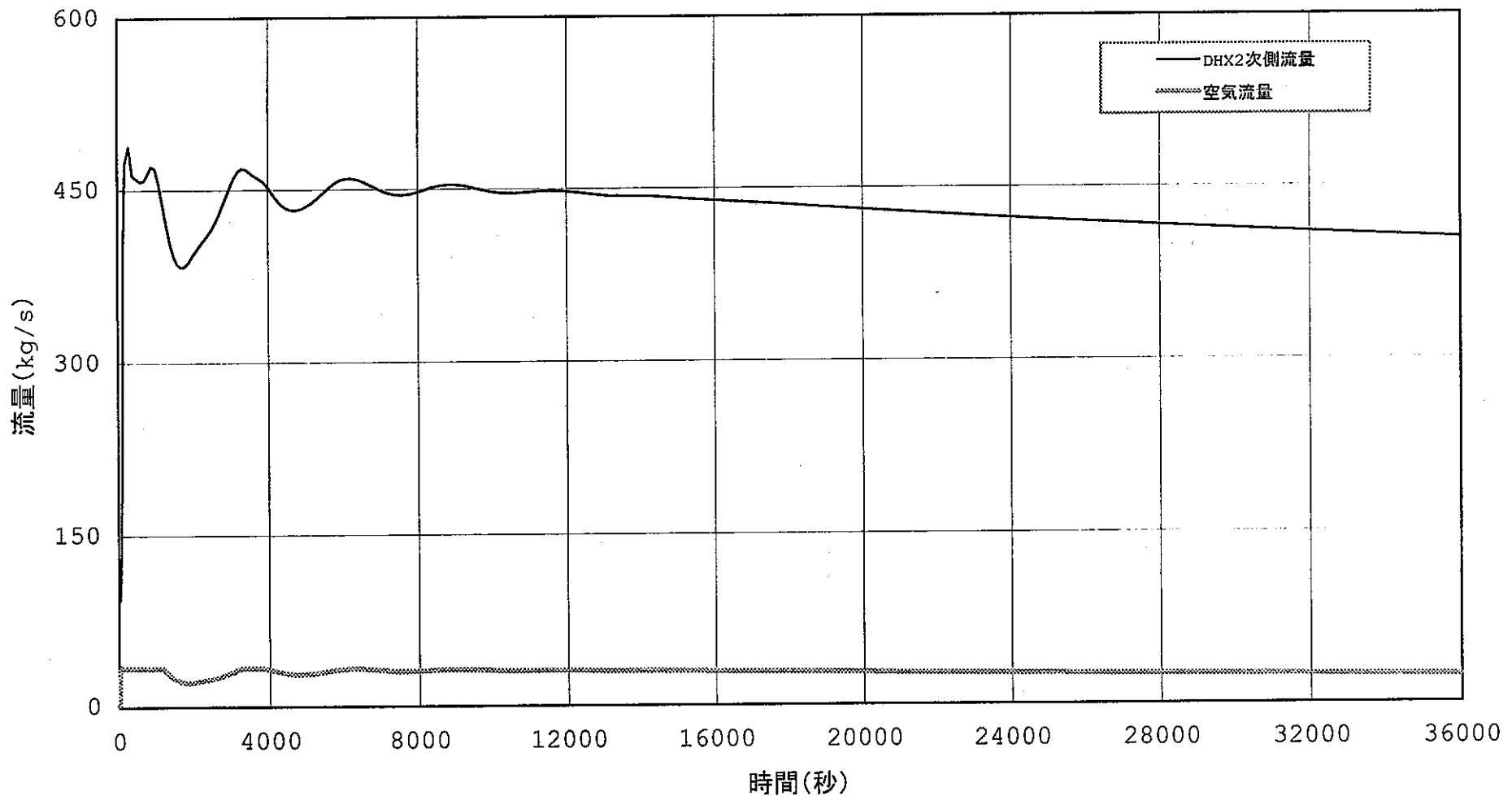


図6.4-17 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性  
—全電源喪失ケースD(PRACSによる自然循環除熱)(8/8)—

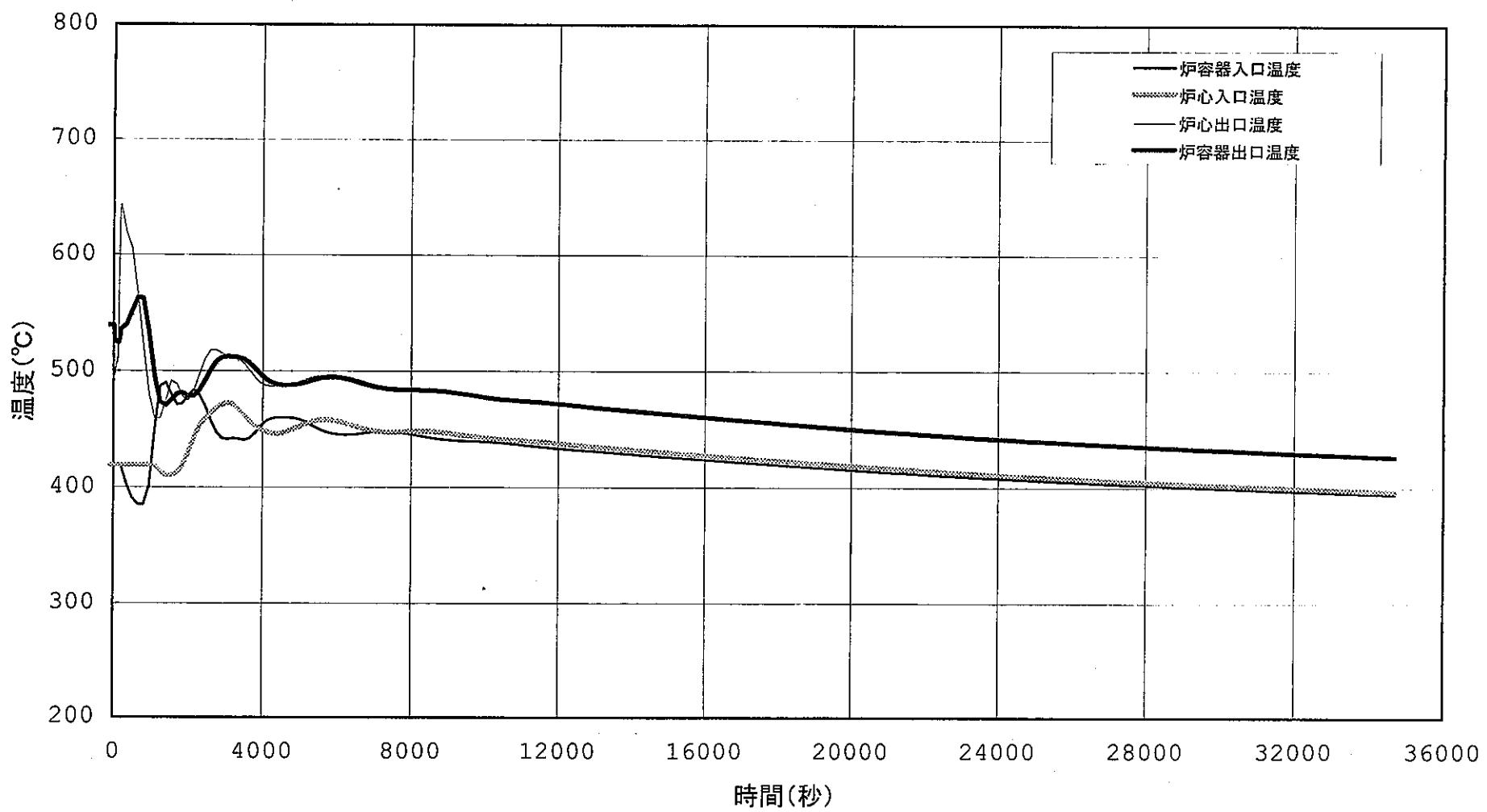


図6.4-18 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性  
-全電源喪失ケースE(PRACSによる自然循環除熱+SG容器壁強制換気冷却)(1/8)-

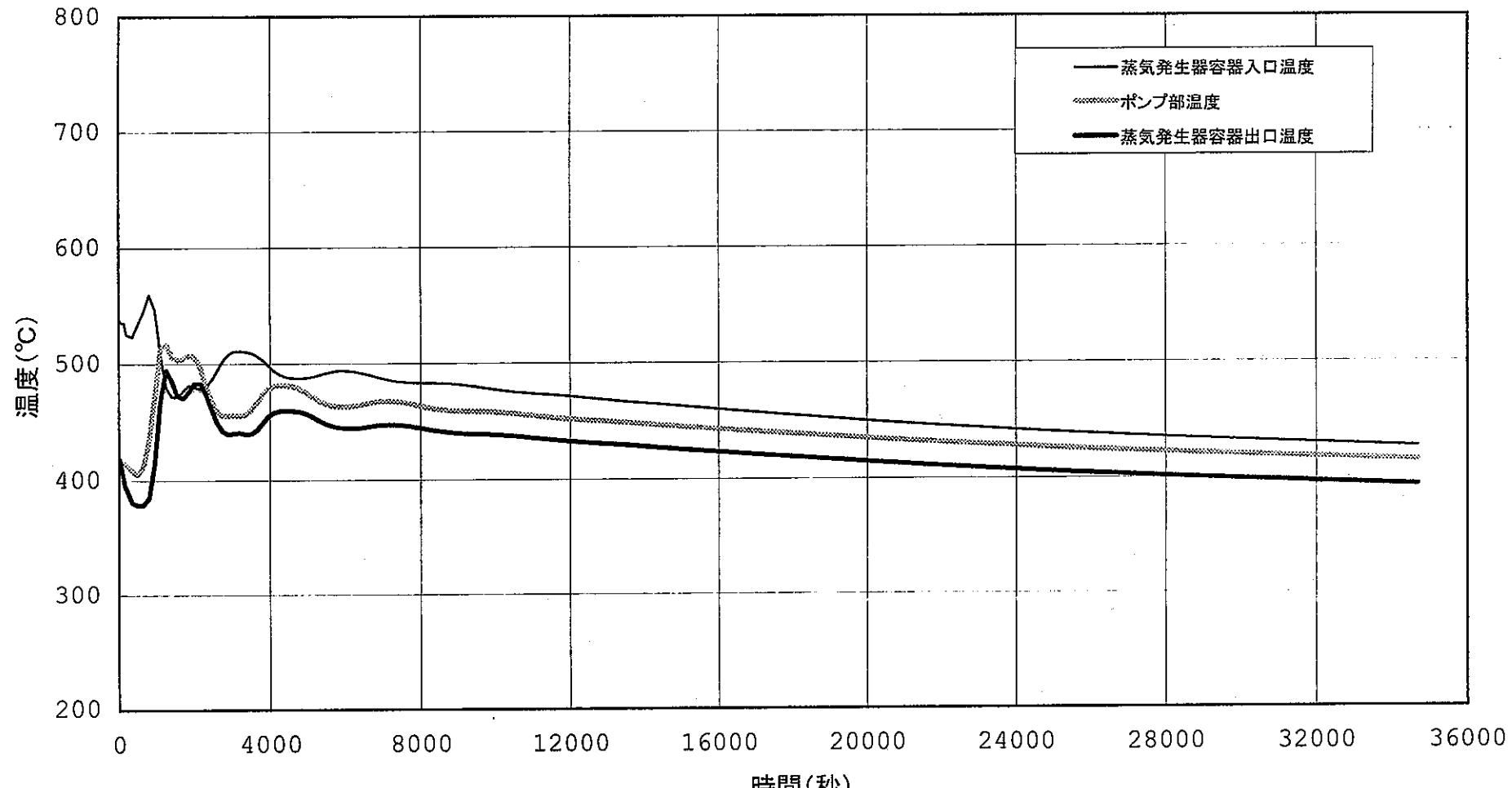


図6.4-19 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性  
-全電源喪失ケースE(PRACSによる自然循環除熱+SG容器壁強制換気冷却)(2/8)-

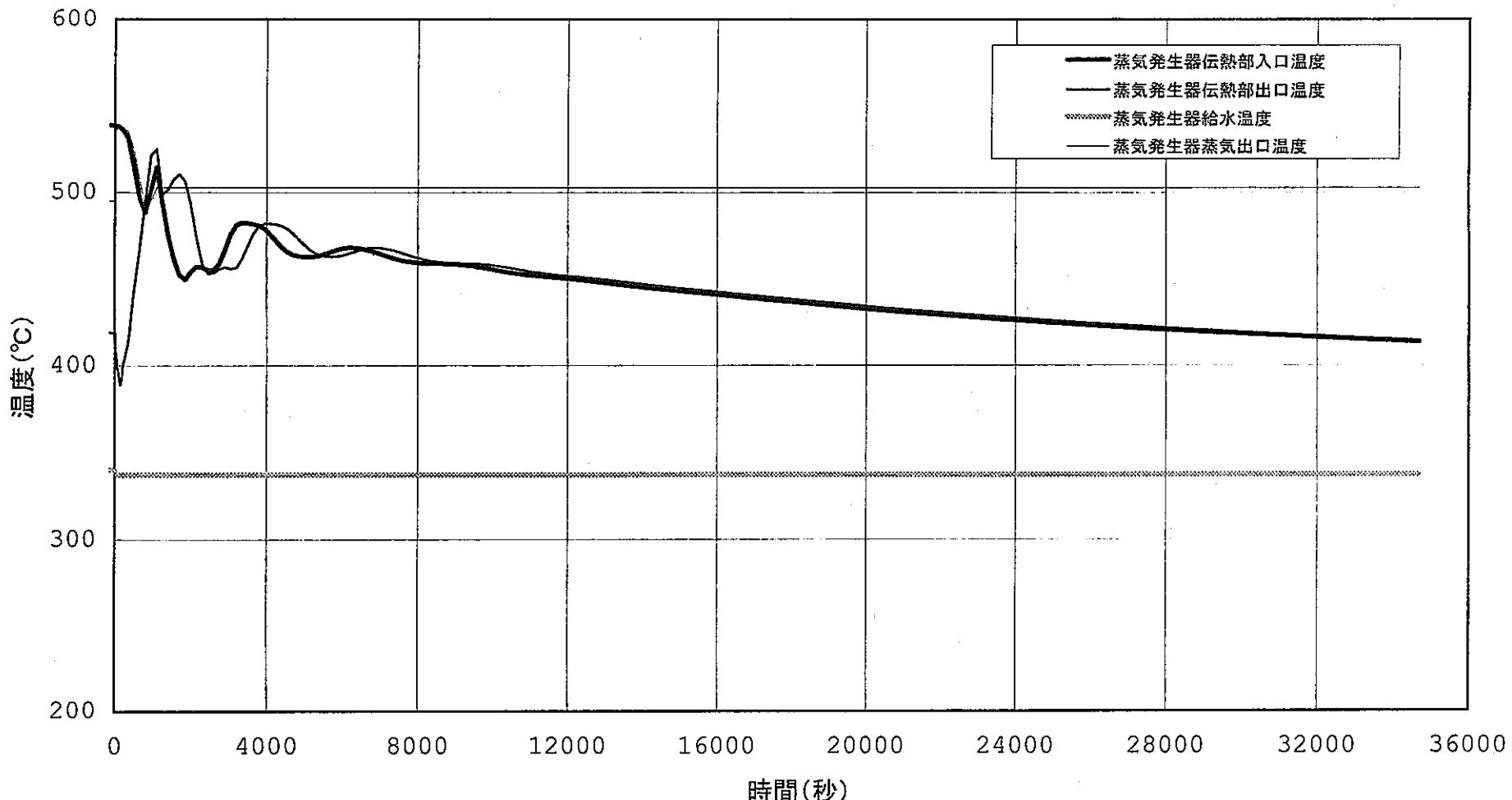


図6.4-20 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性  
—全電源喪失ケースE(PRACSによる自然循環除熱+SG容器壁強制換気冷却)(3/8)—

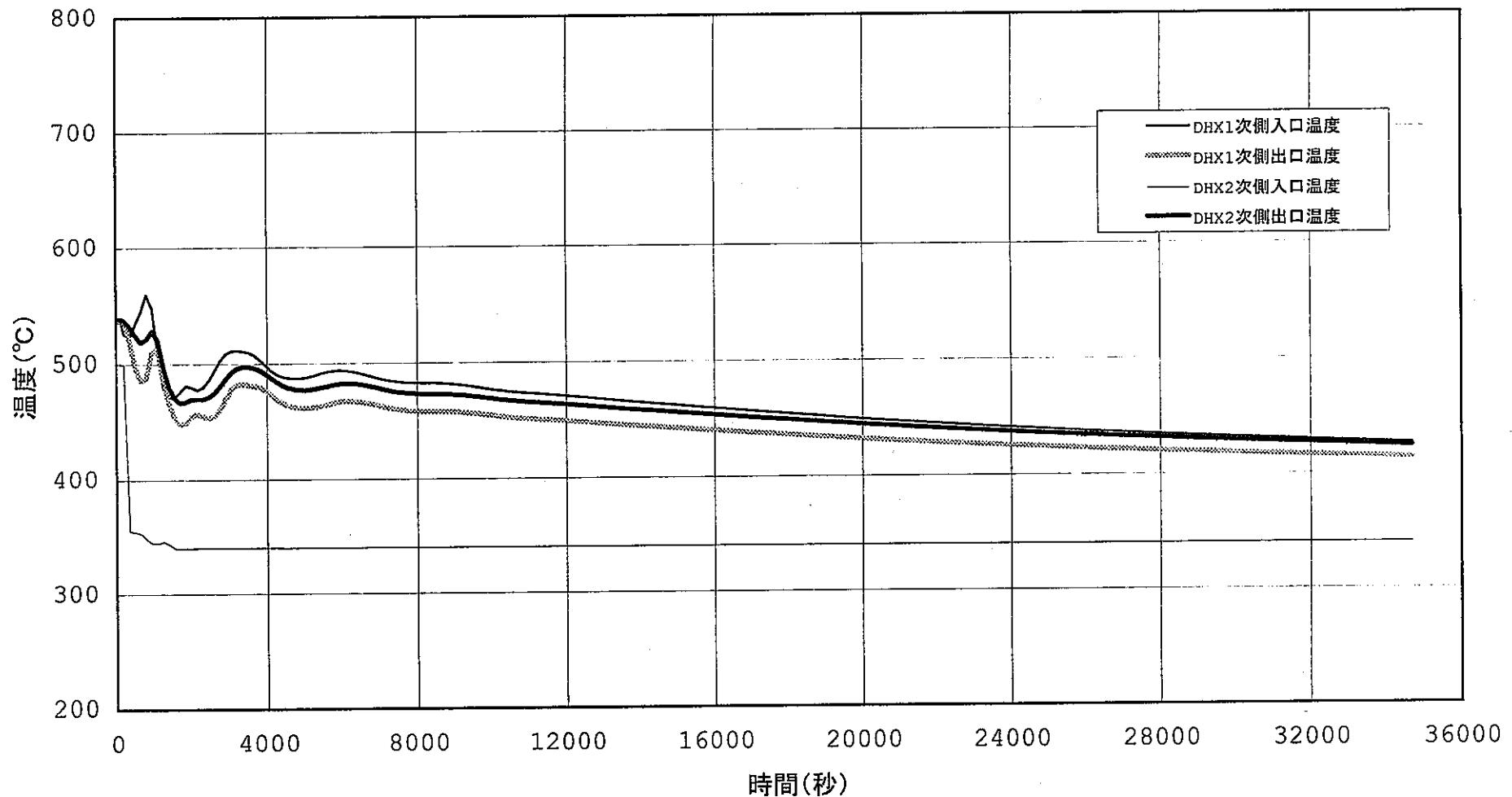


図6.4-21 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性  
—全電源喪失ケースE(PRACSによる自然循環除熱+SG容器壁強制換気冷却)(4/8)—

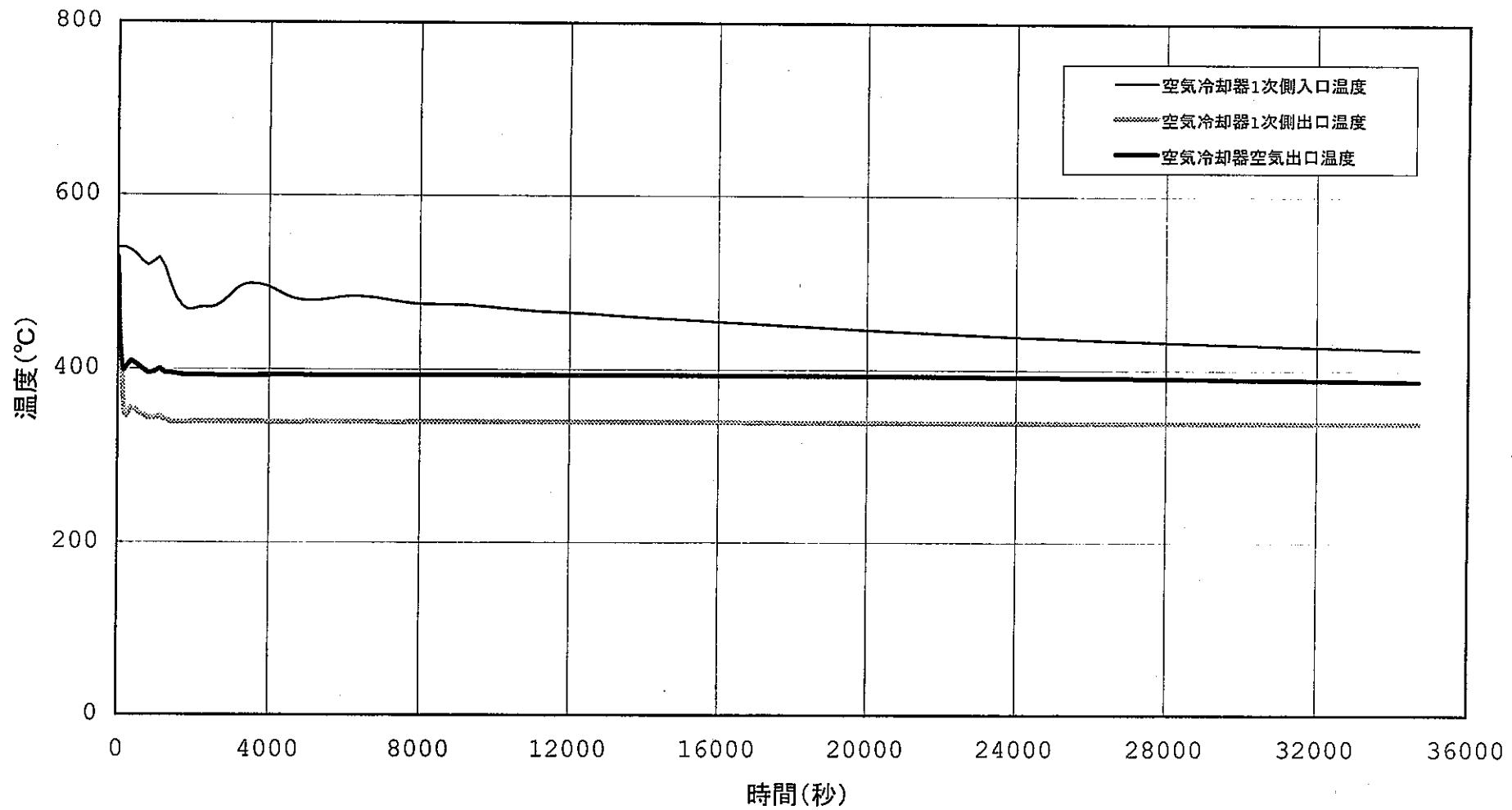


図6.4-22 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性  
—全電源喪失ケースE(PRACSによる自然循環除熱+SG容器壁強制換気冷却)(5/8)—

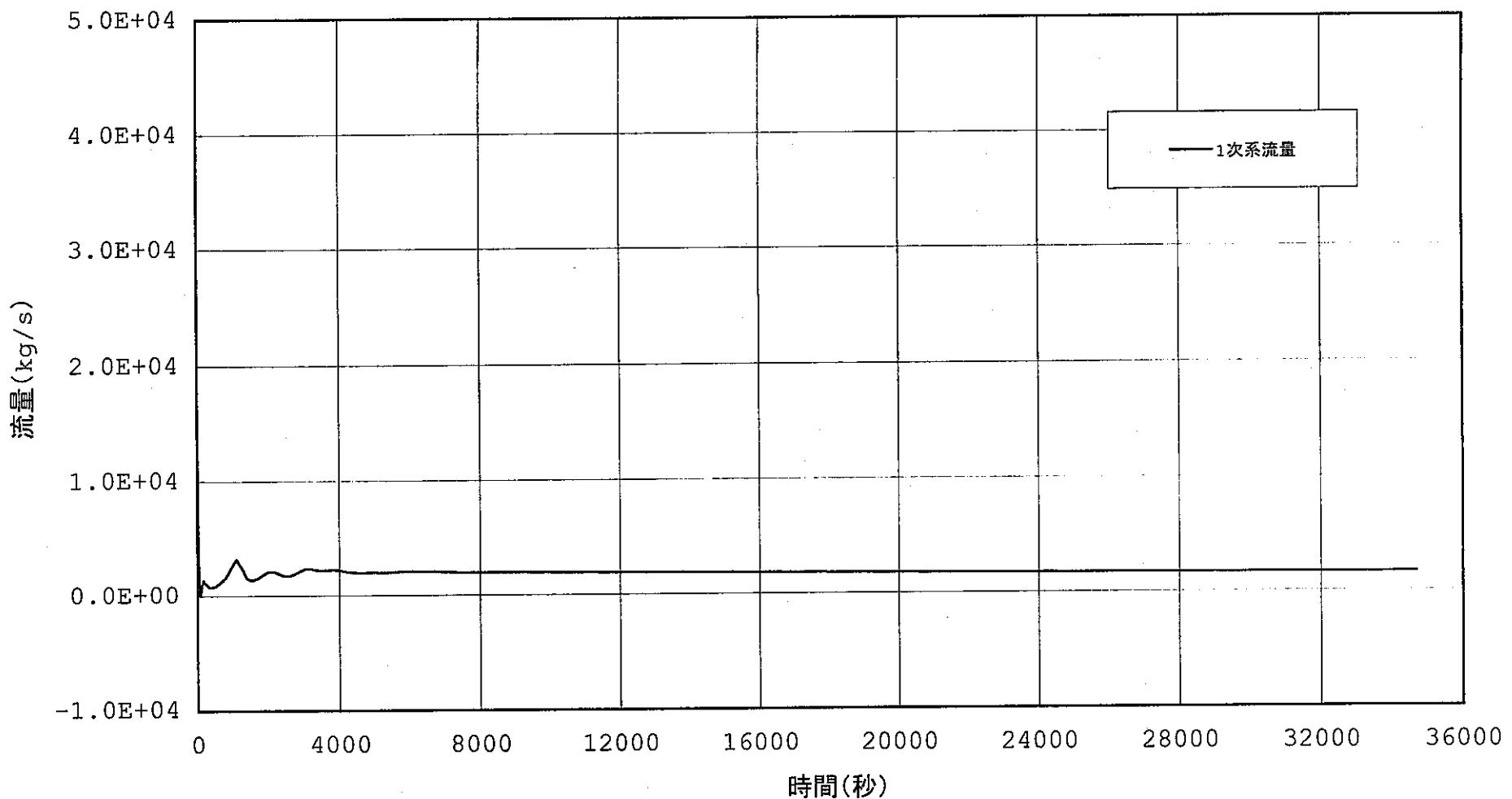


図6.4-23 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性  
—全電源喪失ケースE(PRACSによる自然循環除熱+SG容器壁強制換気冷却)(6/8)—

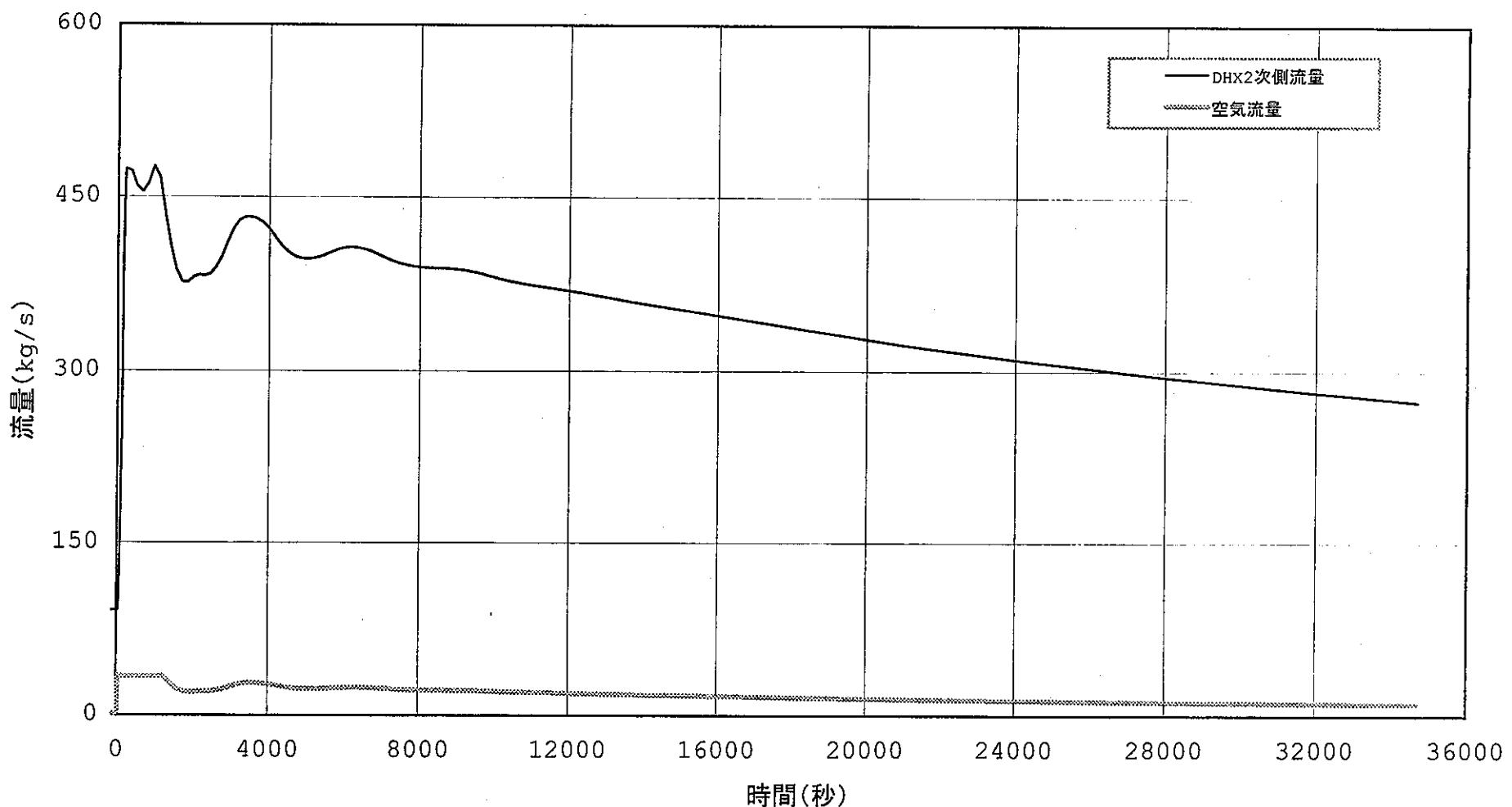


図6.4-24 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性  
—全電源喪失ケースE(PRACSによる自然循環除熱+SG容器壁強制換気冷却)(7/8)—

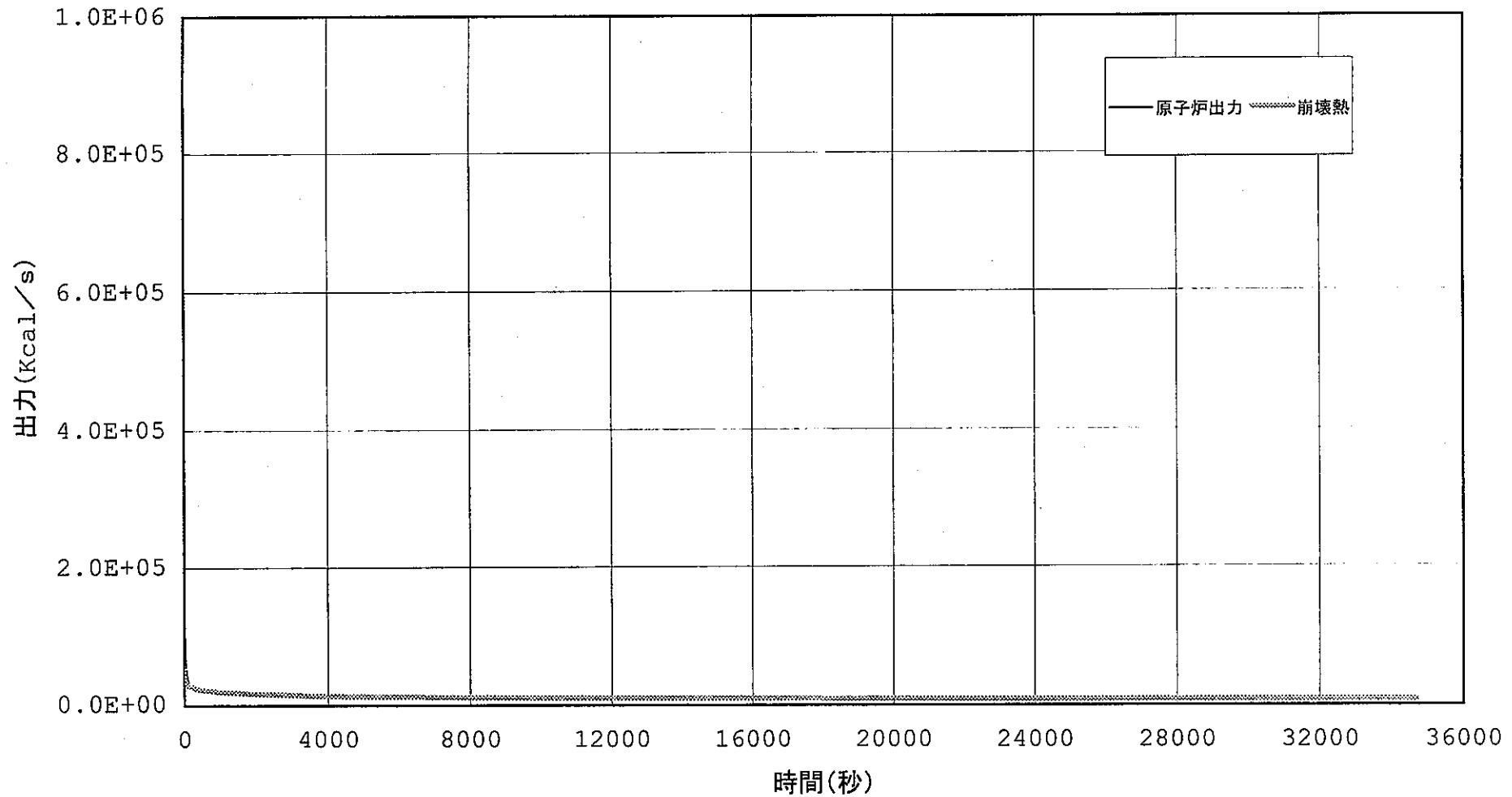


図6.4-25 鉛冷却大型ループ炉の崩壊熱除去特性

-全電源喪失ケースE(PRACSによる自然循環除熱+SG容器壁強制換気冷却)(8/8)-

## 7. 結 言

重金属冷却材（鉛、鉛－ビスマス合金）を対象として、ナトリウム冷却炉と等価的な2次系削除プラントを設定し、強制循環及び自然循環による崩壊熱除去特性解析を実施した。また、戦略調査研究において最適化研究が進められている鉛冷却大型ループ炉について、崩壊熱除去特性解析を実施した。比較評価の結果、以下が明らかになった。

- (1) 等価プラントに対する炉停止からの強制循環除去について、重金属冷却炉は、ナトリウム冷却炉の1.4～1.6倍の熱容量があることから、重金属冷却材の温度低下はナトリウム冷却材（600秒間に約160℃低下）と比較して緩やかな温度低下（600秒間に約100℃低下）を示した。
- (2) 等価プラントに対する自然循環流量は、一巡圧損が等しい条件において、重金属冷却材は約5%、ナトリウム冷却材は約3%であり、重金属冷却材は優れた自然循環特性を示した。
- (3) 等価プラントに関する冷却材重量は、重金属冷却炉は、ナトリウム冷却炉の1.2～1.3倍であり、フローコーストダウン時の流量減少の時間遅れが大きくなるとともに、初期流速が見込めない系統では自然循環流量の立ち上がり時間が大きくなることが考えられる。
- (4) 等価プラントに関して定義したグラスホフ数は、重金属冷却炉はナトリウム冷却炉の1.6～1.8倍であり、解析結果と比較して、自然循環能力について妥当な評価を与えることを確認した。
- (5) 鉛冷却最適化プラントに関して、1次系、PRACS 2次系及び空気系の全ての系統について、完全自然循環による崩壊熱除去が可能であり、鉛冷却材は受動的安全性に優れた冷却材であることが明らかになった。
- (6) SG容器壁強制換気冷却を想定した場合、過渡的な自然循環流量の低下に注意が必要であるが、基本的な性能として、SG容器壁強制換気冷却は崩壊熱レベルの35%程度の除熱能力を有することが明らかになった。

## 参考文献

- [1] Noda,H., "Current status of fast reactor cycle system in Japan", Proc. of ICONE 8, Baltimore USA, (2000)
- [2] E.Adamov, et al., "The ext generation of fast reactors", Nucl. Eng. and Design, 173, (1997) pp.143-150
- [3]Boungiorno,J., et al., "Advanced reactor technology, design of an actinide burning, Lead-Bismuth cooled reactors that produces low cost electricity, Annual project status report", INEEL/EXT-99-00693, MIT-ANP-TR-065, (1999)
- [4]日本機械学会, 「伝熱ハンドブック」(1993)
- [5]Weeks,J.R., "Lead, Bismuth, Tin and their Alloys as Nuclear Coolant", Nucl. Eng. and Design, 15 (1971)pp.363-372
- [6] 日本機械学会, 「伝熱工学資料 改訂第4版」, (1986)
- [7]Maeda,K. et at., "Design study of the large scale FBR without intermediate heat transport system", Proc. of Int. conf. fast reactor and related fuel cycles(FR'91), Kyoto, Japan ( 1991) pp. 9.10-1~pp.9.10-10
- [8]Ninokata,H., et al., "Comparison of sodium and lead/lead-bismuth as a coolant and LMFR safety", Proc. of ICONE 8, Baltimore USA, (2000)
- [9]Kirillov,P.L., et al., Report presented at Int. Conf. Heavy Liquid Metal Coolants in Nucl. Technol.(HLMC-98), Obninsk, Russia, (1998)
- [10]西義久, 木下泉「円管まわり鉛・ビスマス直交流の熱伝達に関する実験的研究」, 第3  
6回日本伝熱シンポジウム講演論文集, Vol. II (1999) pp. 407~408
- [11]Gromov, B.F., et al., "The Ploblems of Technology of the Heavy Liquid Metal Coolants(Lead-Bismuth, Lead)", Report presented at Int. Conf. Heavy Liquid Metal Coolants in Nucl. Technol.(HLMC-98), Obninsk, Russia, (1998)

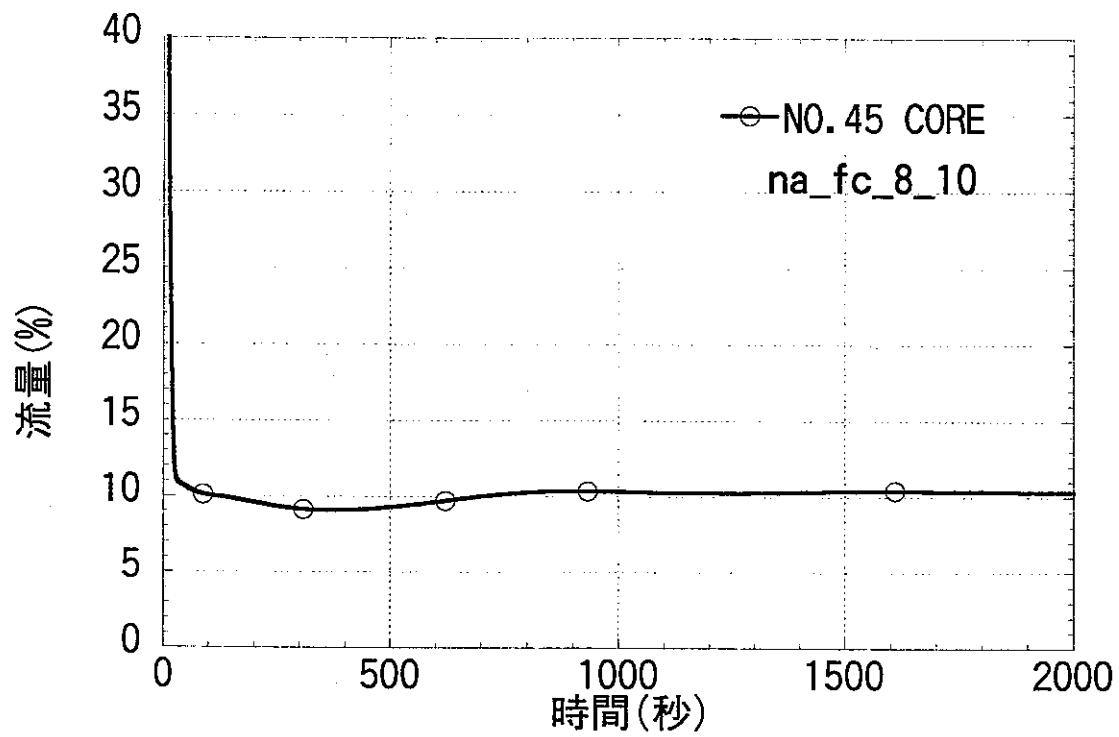
### 謝　辞

本研究を実施するにあたり、FBR グループの江沼康弘氏及び熱流体技術開発グループの各位より、貴重なご助言を賜りました。また、鉛冷却最適化プラント解析については、三菱重工業株式会社丹治幹雄氏、新型炉技術開発株式会社大山一弘氏に解析をご担当頂きました。既存研究調査については、熱流体技術開発グループの村松寿晴氏のとりまとめ資料より引用致しました。ここに、感謝の意を表します。

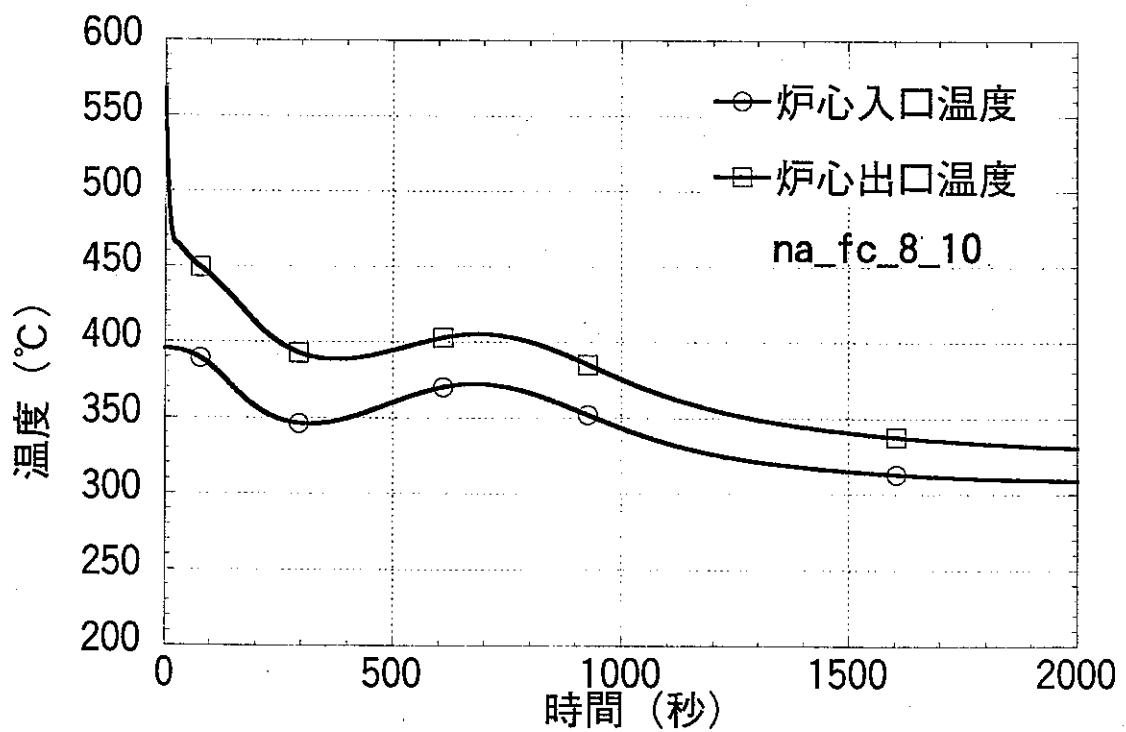
## 付録 A 等価プラント解析結果

A-1 強制循環条件

A-2 自然循環条件



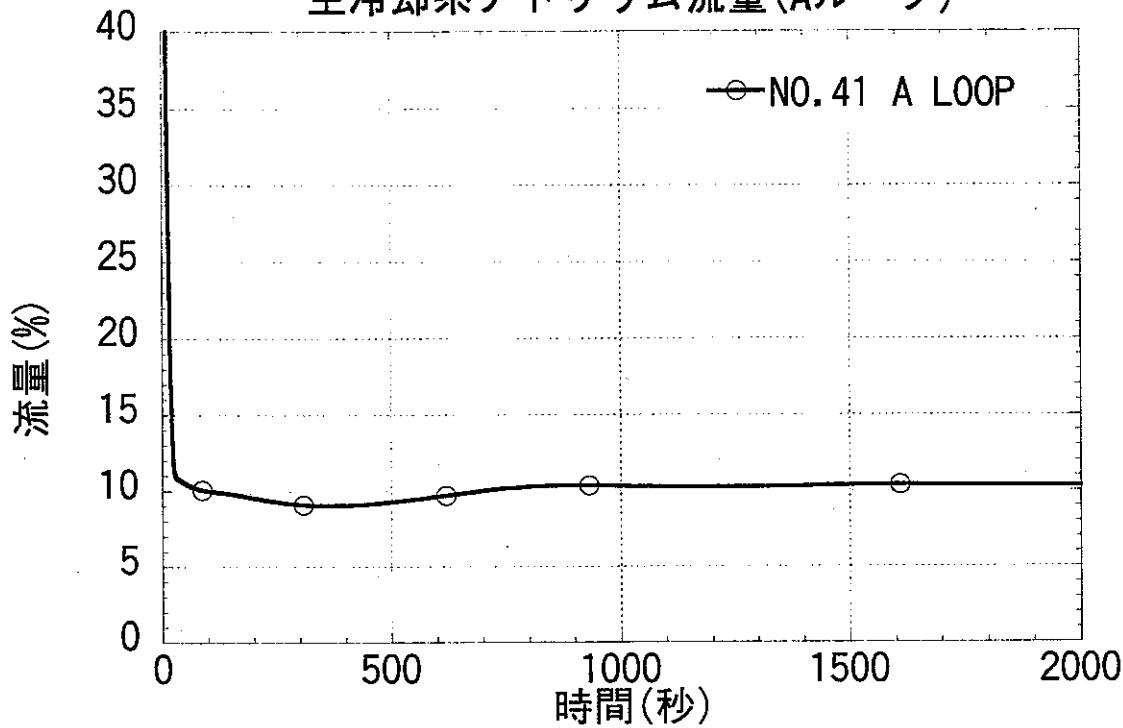
(1) 炉心流量 (ナトリウム冷却炉)



(2) 炉心温度 (ナトリウム冷却炉)

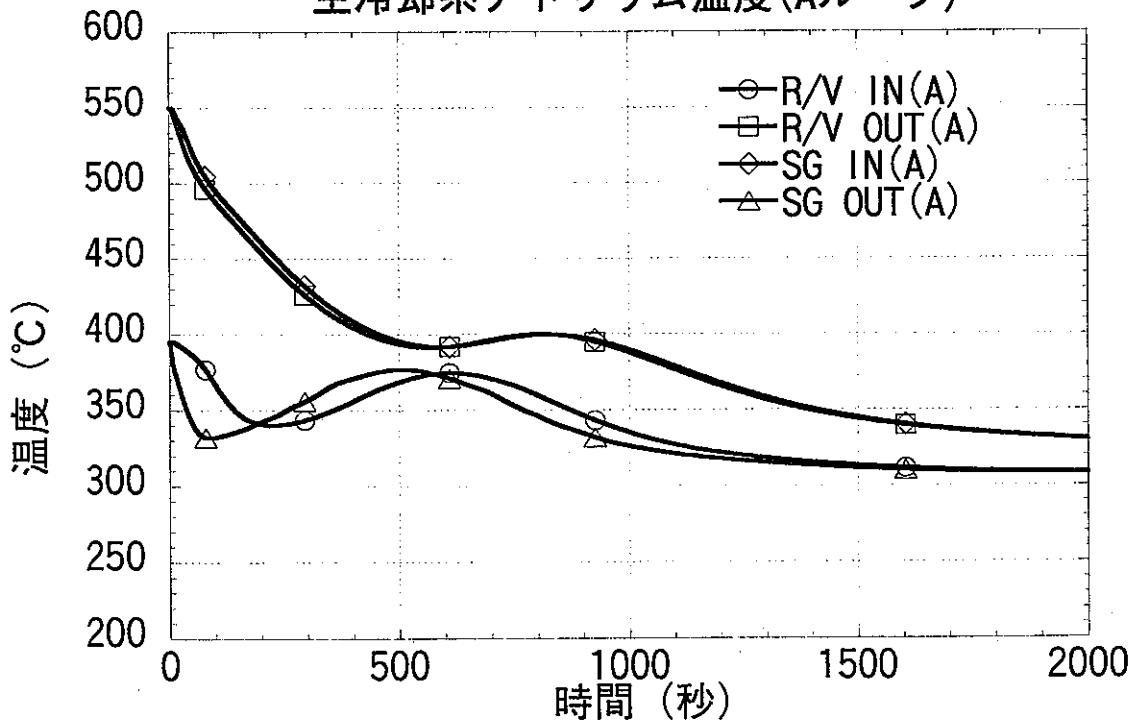
図A-1-1-1 ナトリウム冷却炉 (強制循環崩壊熱除去条件 1 /3)

## 主冷却系ナトリウム流量(Aループ)



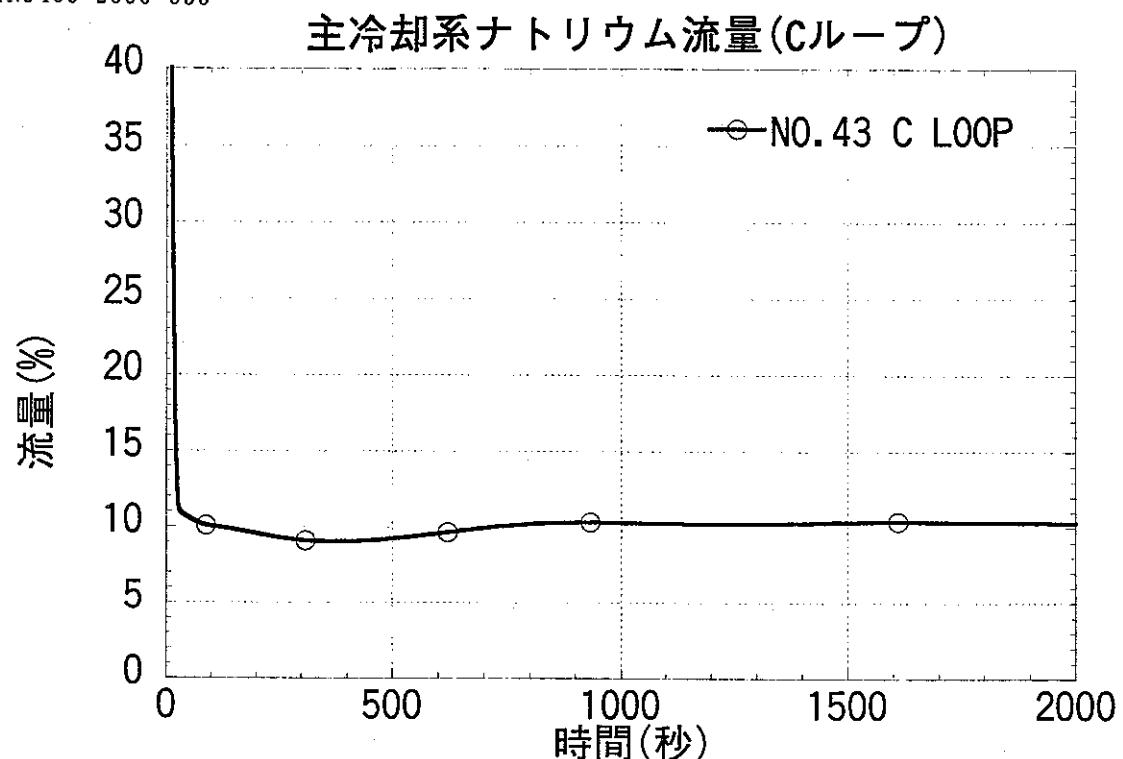
(3)Aループ流量（ナトリウム冷却炉）

## 主冷却系ナトリウム温度(Aループ)

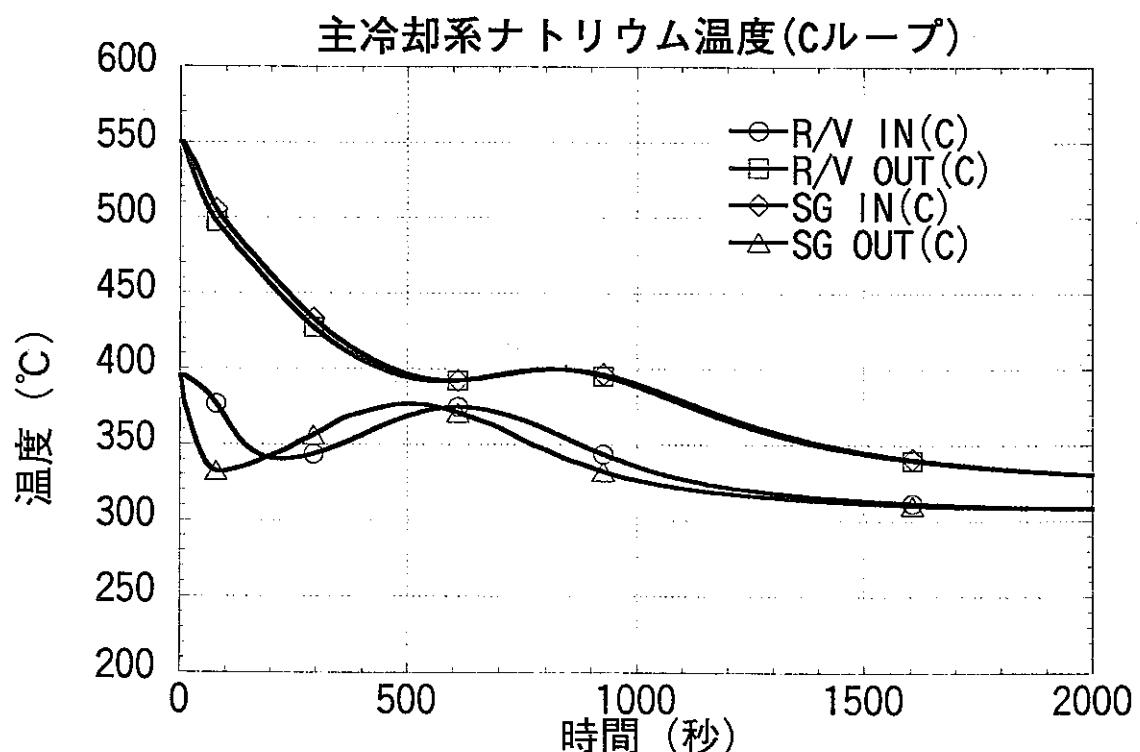


(4)Aループ温度（ナトリウム冷却炉）

図A-1-1-2 ナトリウム冷却炉（強制循環崩壊熱除去条件2/3）

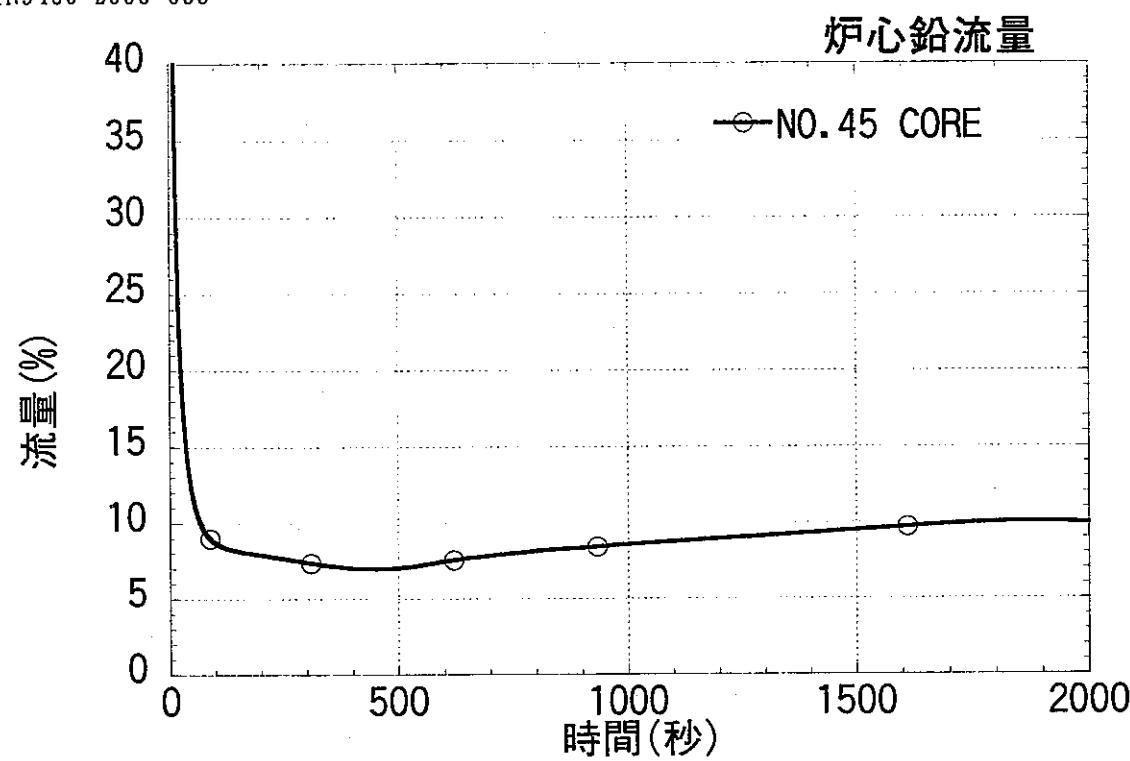


(5) C ループ流量 (ナトリウム冷却炉)

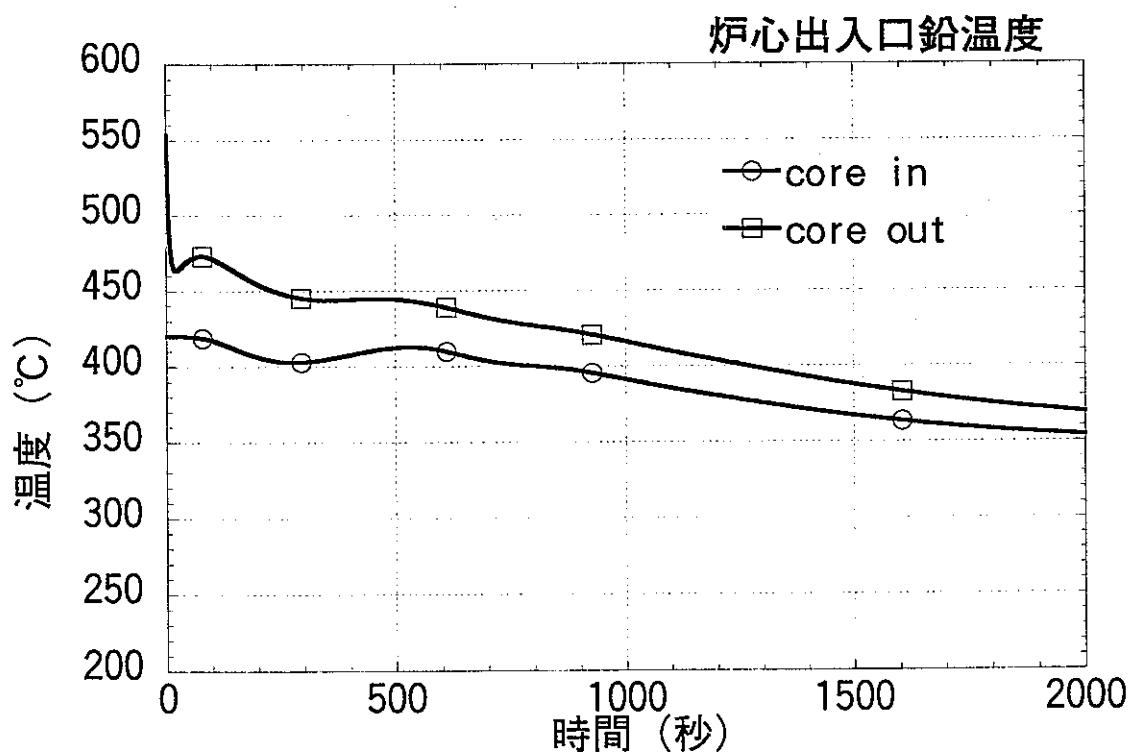


(6) C ループ温度 (ナトリウム冷却炉)

図A-1-1-3 ナトリウム冷却炉（強制循環崩壊熱除去条件3/3）

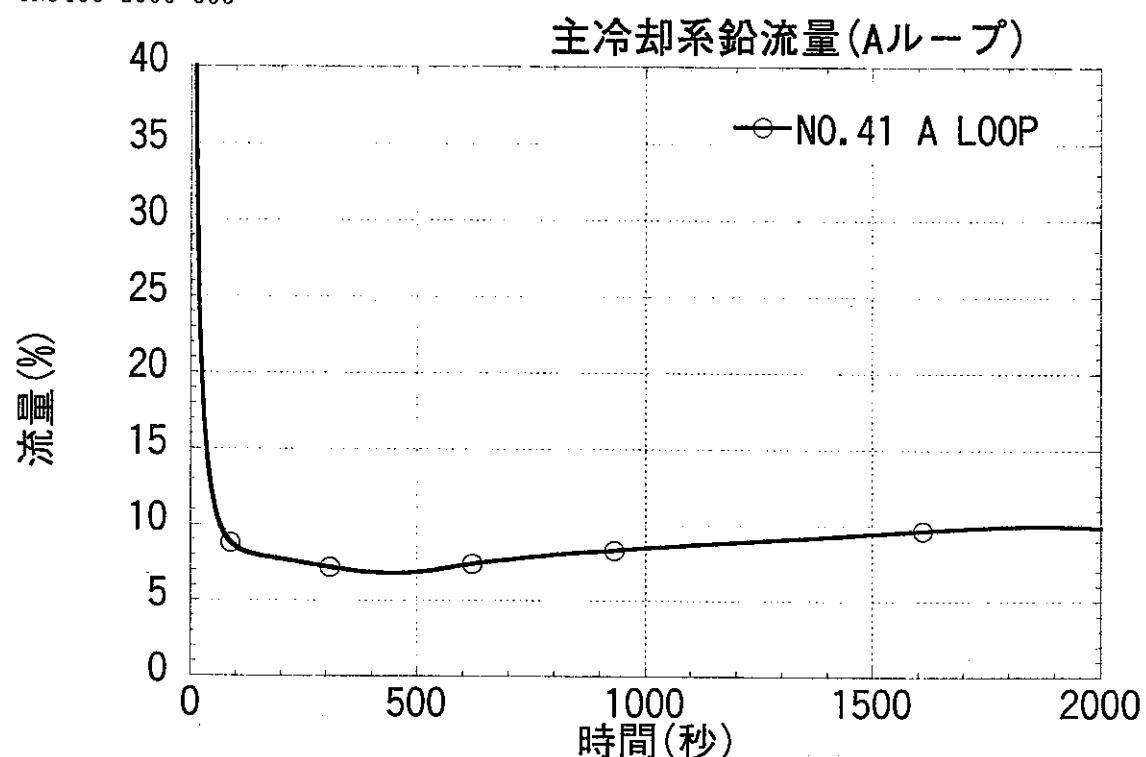


(1) 炉心流量 (鉛冷却炉)

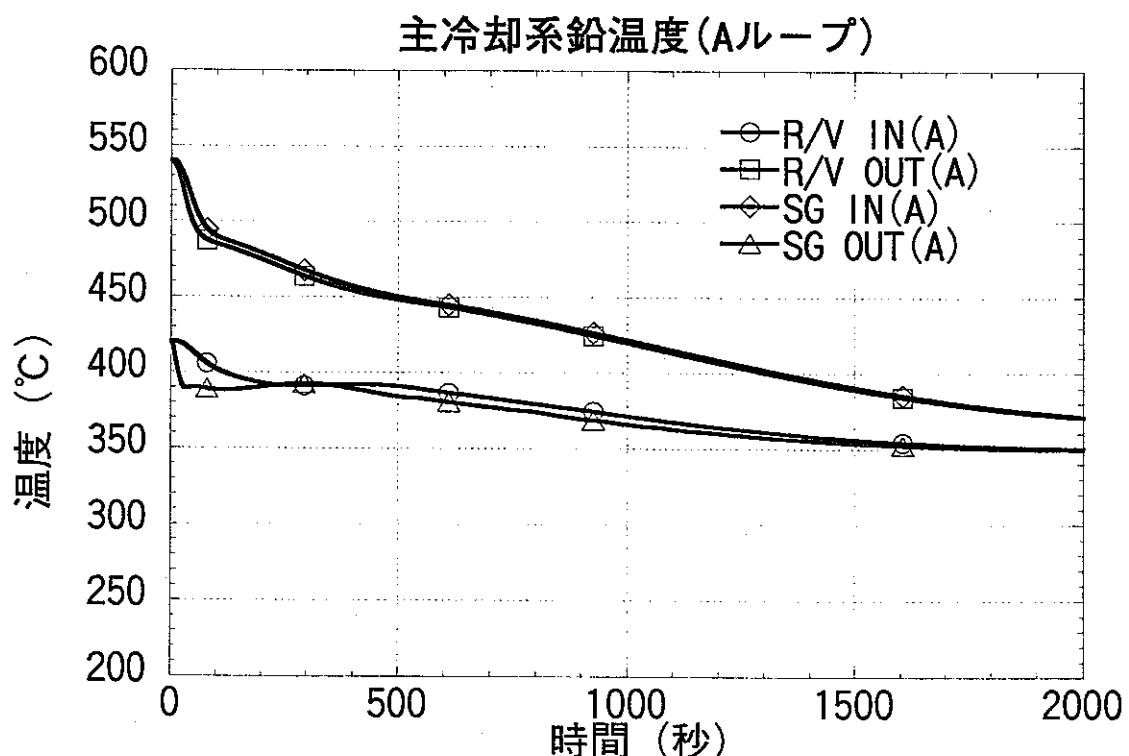


(2) 炉心冷却材温度 (鉛冷却炉)

図A-1-2-1 鉛冷却炉（強制循環崩壊熱除去条件1/3）

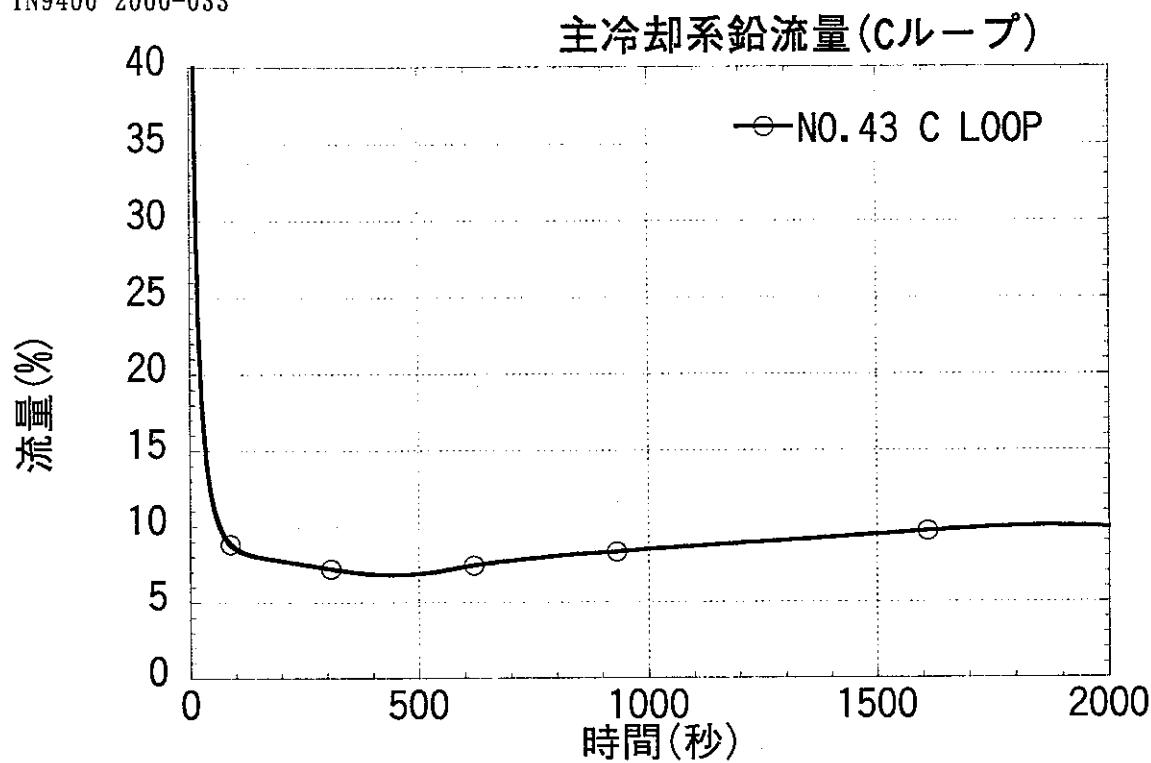


(3) Aループ流量 (鉛冷却炉)

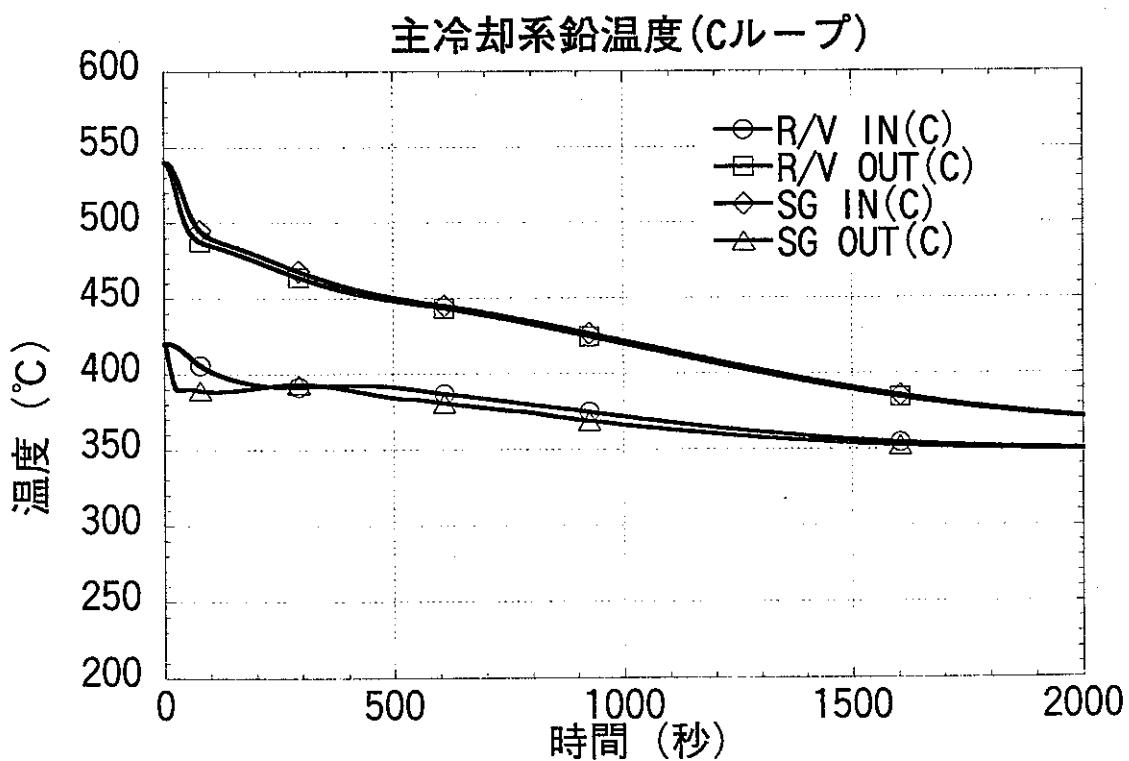


(4) Aループ冷却材温度 (鉛冷却炉)

図A-1-2-2 鉛冷却炉（強制循環崩壊熱除去条件2/3）

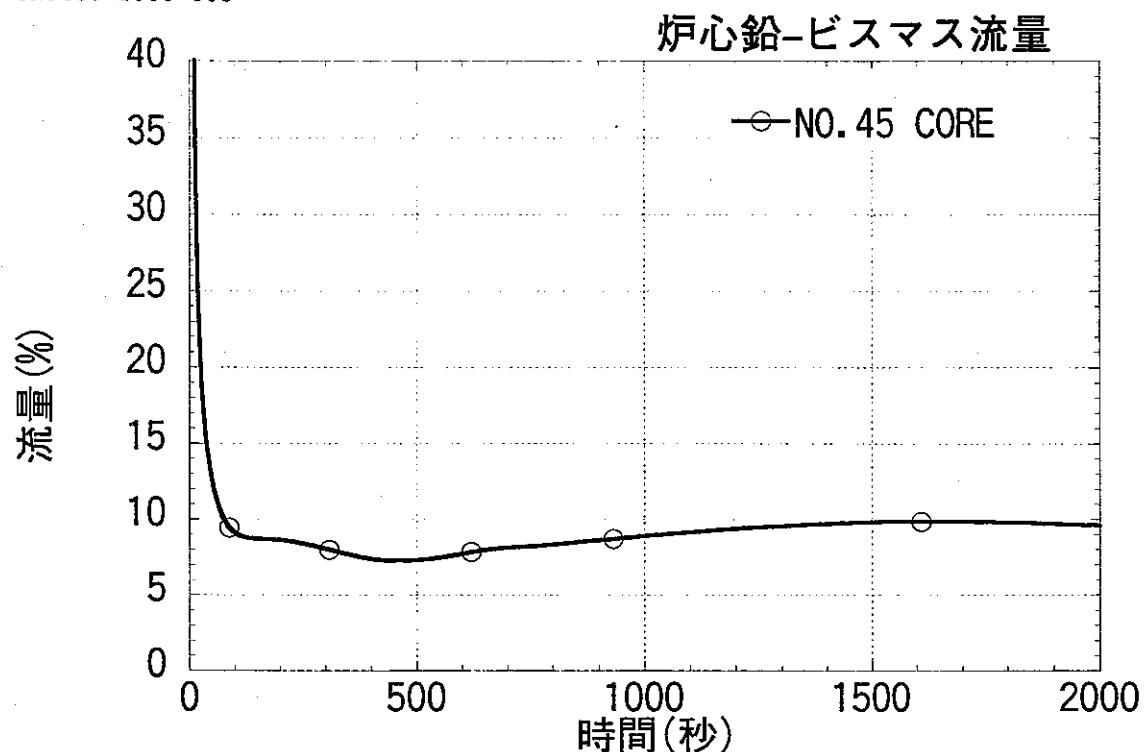


(5) C ループ流量 (鉛冷却炉)

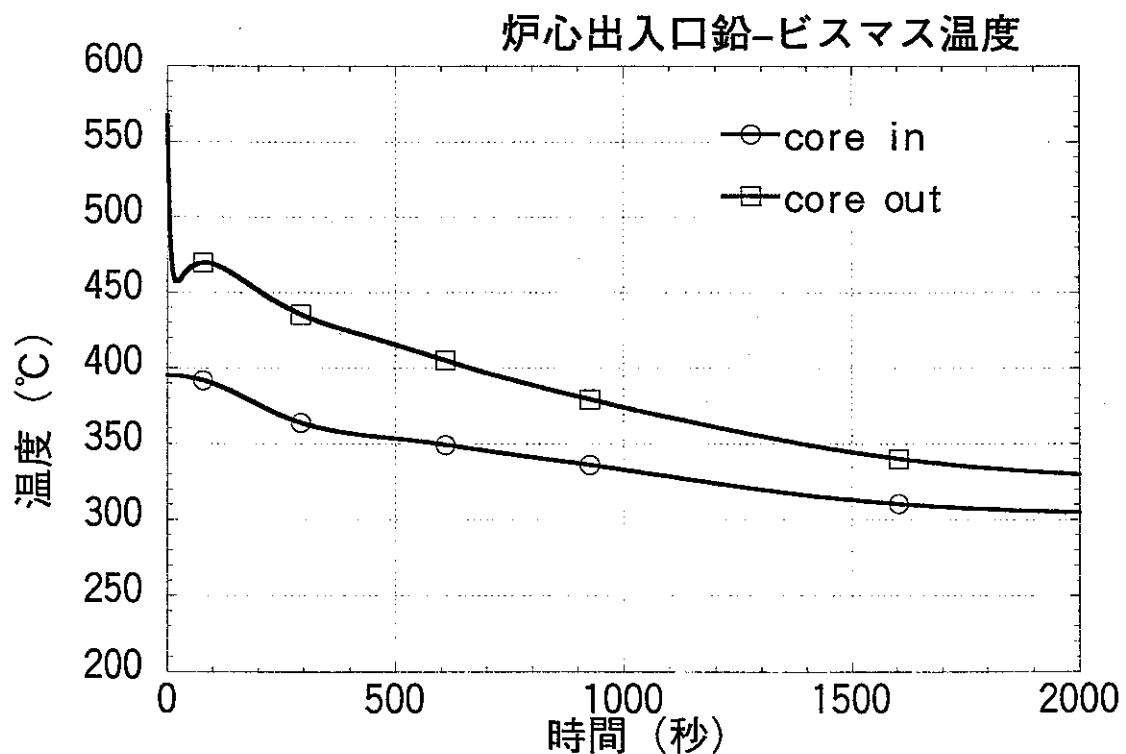


(6) C ループ冷却材温度 (鉛冷却炉)

図A-1-2-3 鉛冷却炉（強制循環崩壊熱除去条件3/3）

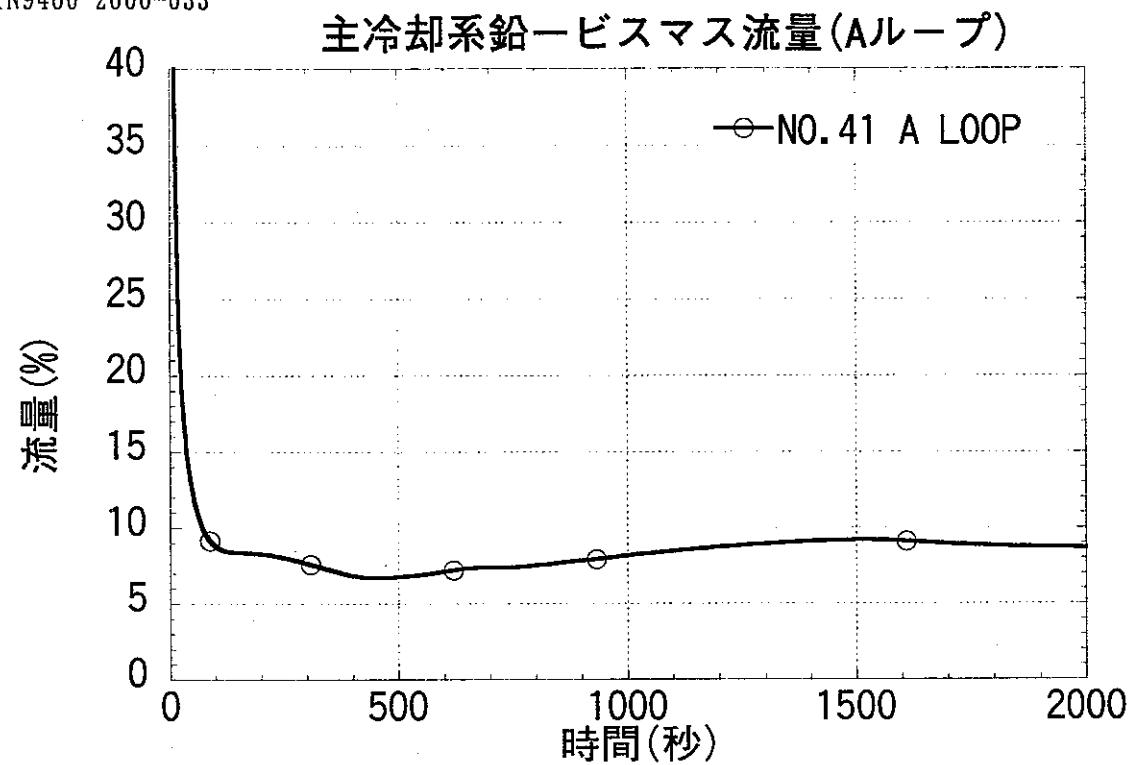


(1) 炉心流量（鉛-ビスマス合金冷却炉）

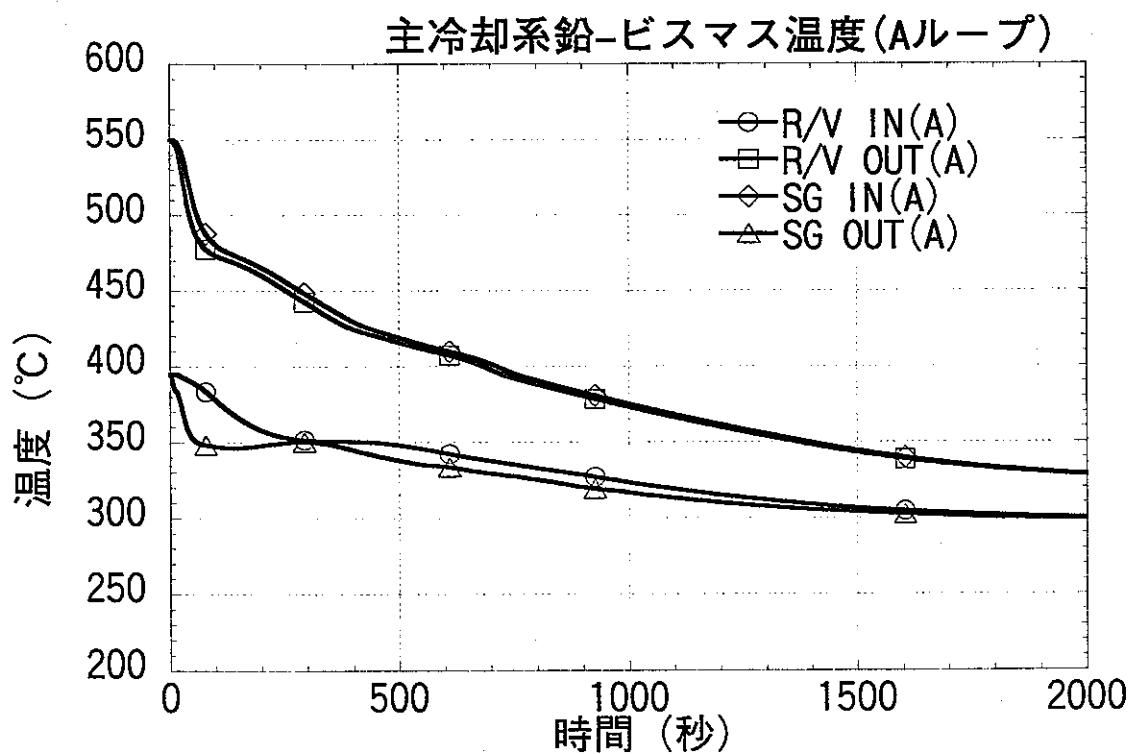


(2) 炉心冷却材温度（鉛-ビスマス合金冷却炉）

図A-1-3-1 鉛ビスマス合金冷却炉（強制循環崩壊熱除去条件1/3）

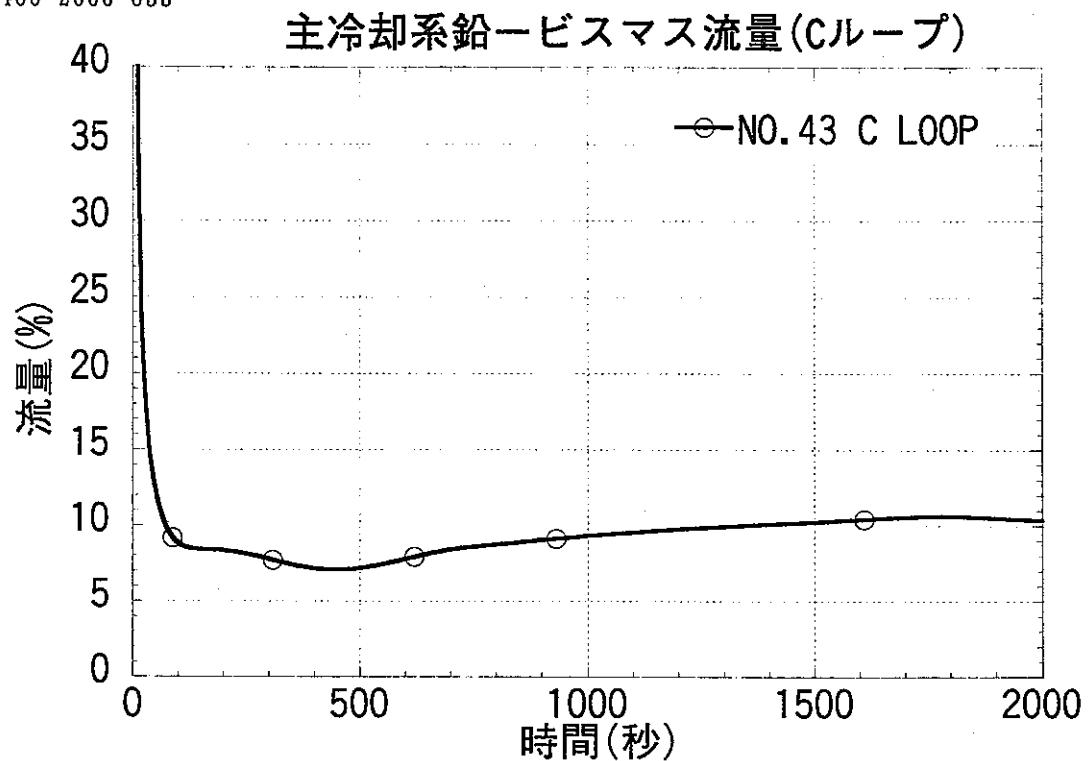


(3) Aループ流量 (鉛－ビスマス合金冷却炉)

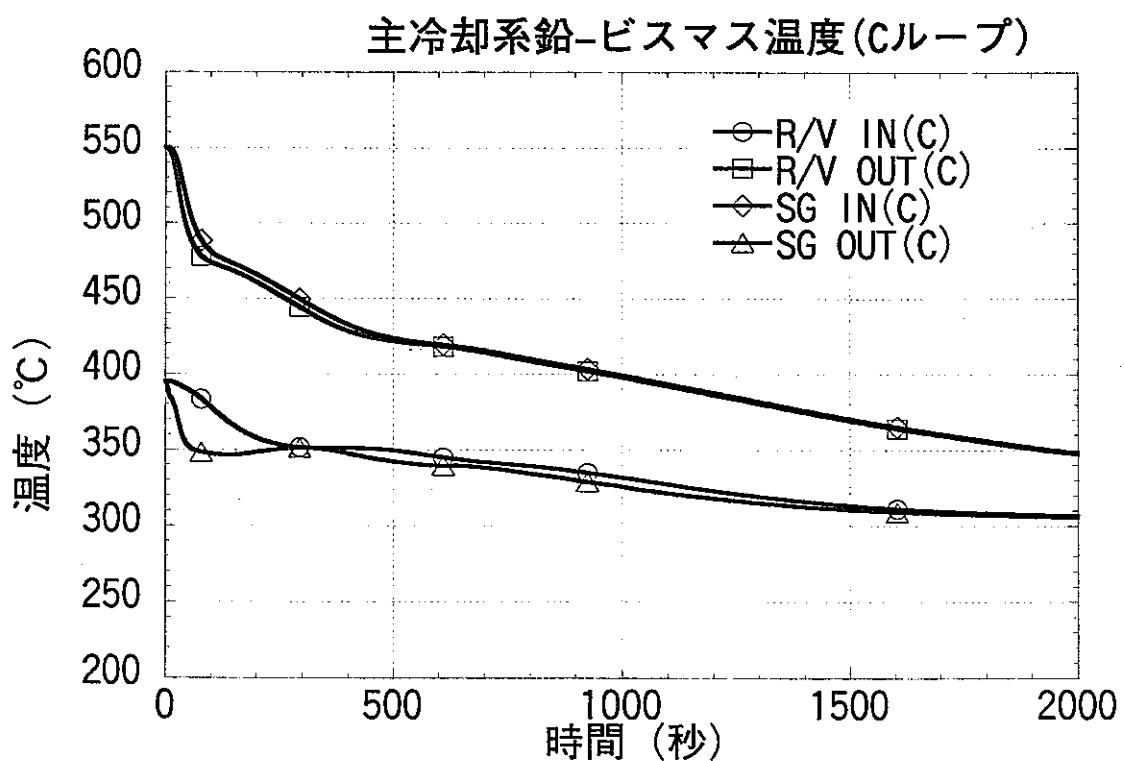


(4) Aループ冷却材温度 (鉛－ビスマス合金冷却炉)

図A-1-3-1 鉛ビスマス合金冷却炉（強制循環崩壊熱除去条件2/3）

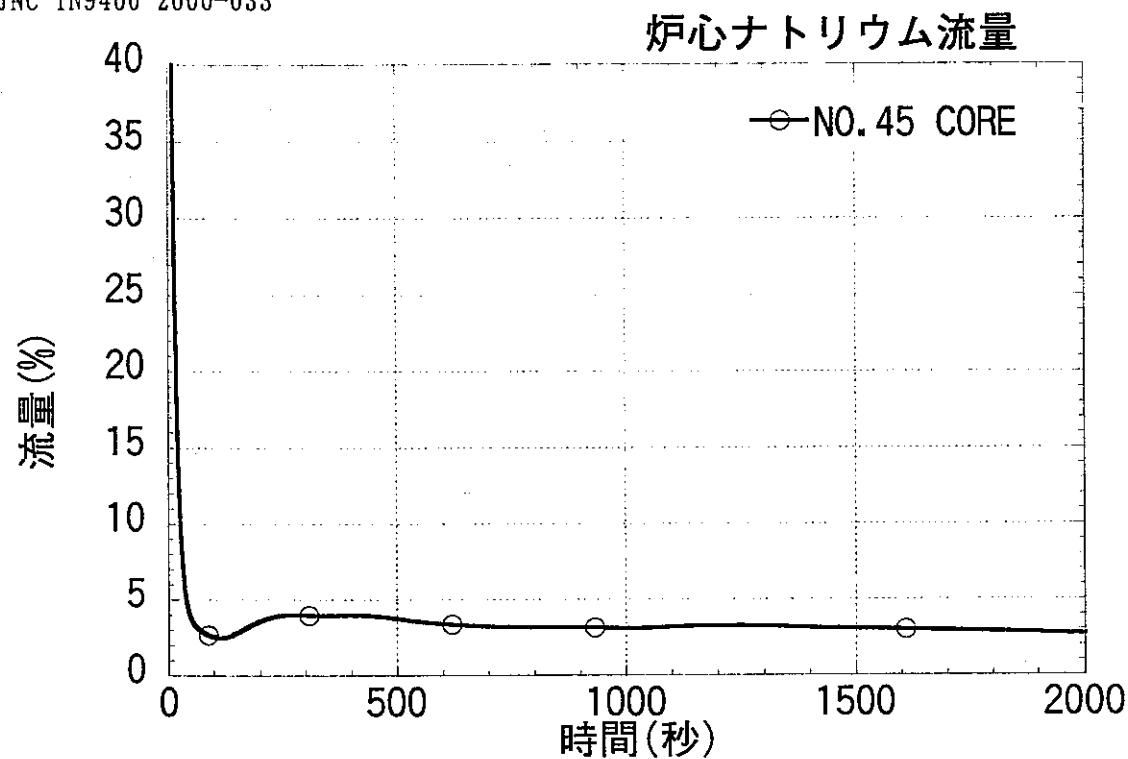


(5) Cループ流量 (鉛-ビスマス合金冷却炉)

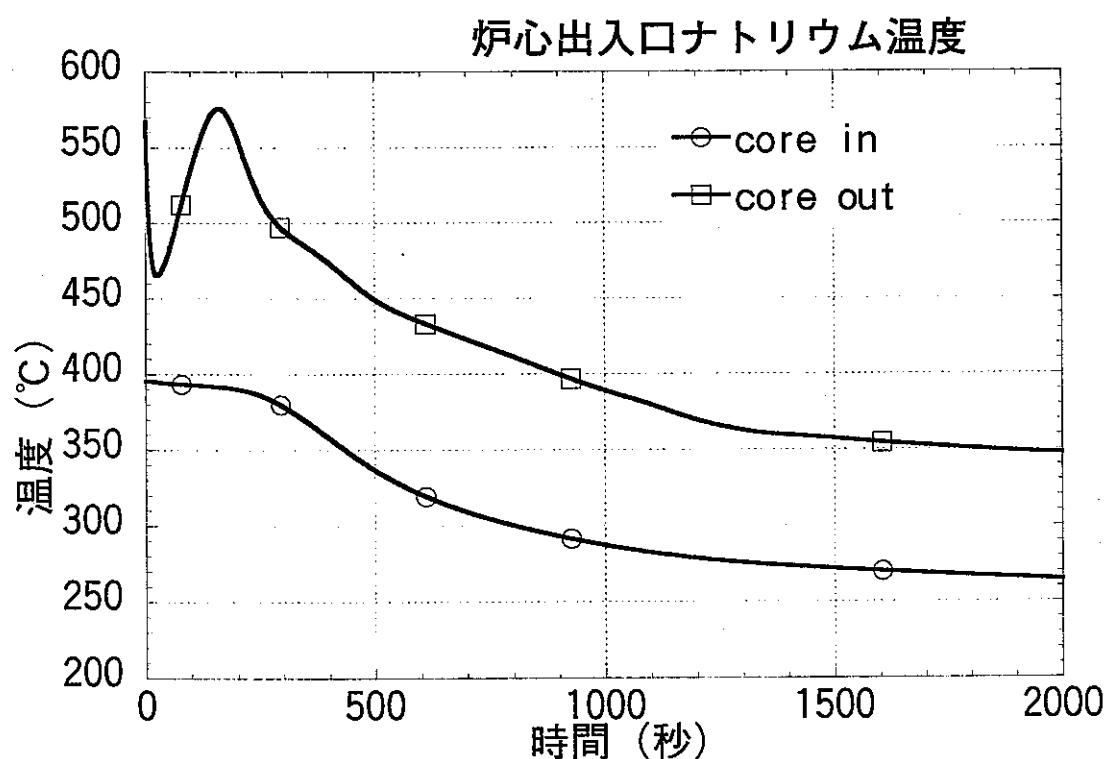


(6) Cループ冷却材温度 (鉛-ビスマス合金冷却炉)

図A-1-3-3 鉛ビスマス合金冷却炉（強制循環崩壊熱除去条件3/3）

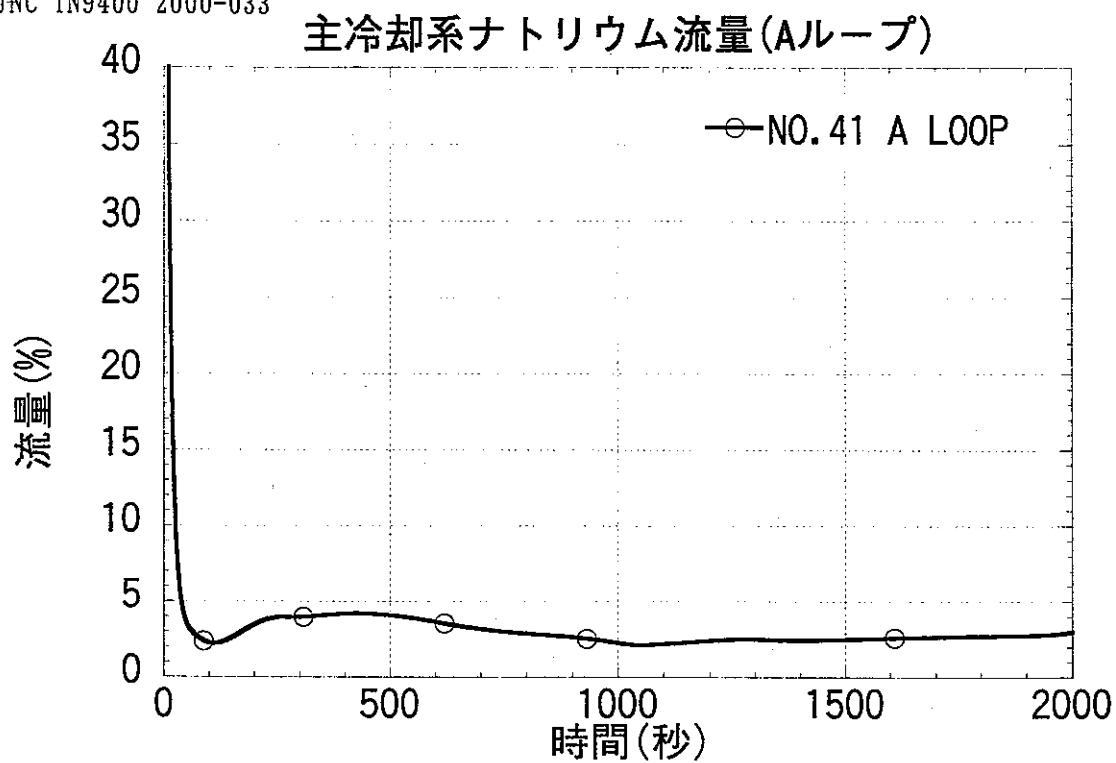


(1) 炉心流量 (ナトリウム冷却炉)

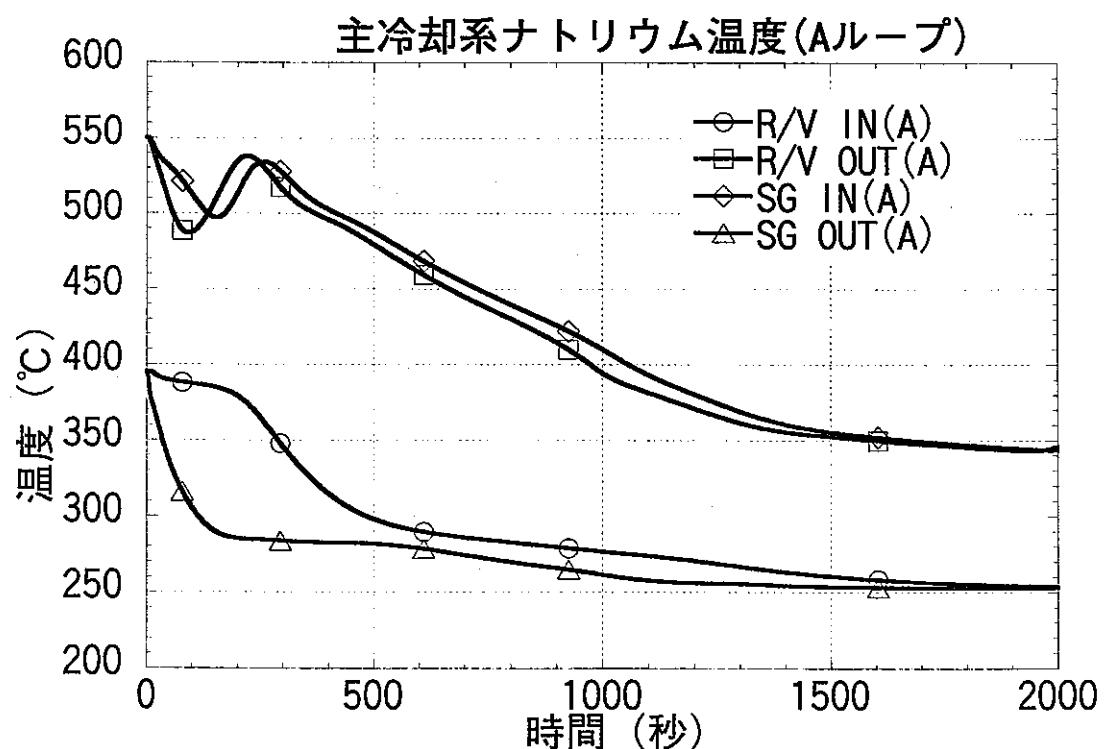


(2) 炉心温度 (ナトリウム冷却炉)

図A-2-1-1 ナトリウム冷却炉（自然循環崩壊熱除去条件 1 /3）

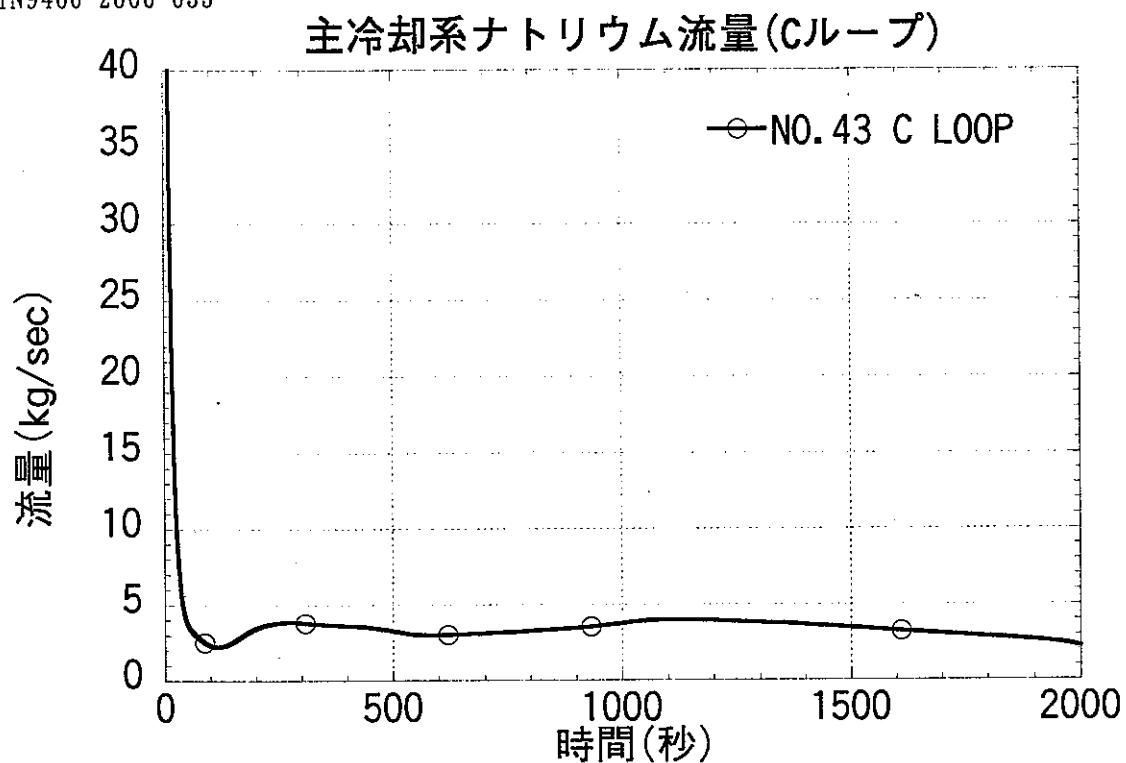


(3) ループA流量 (ナトリウム冷却炉)

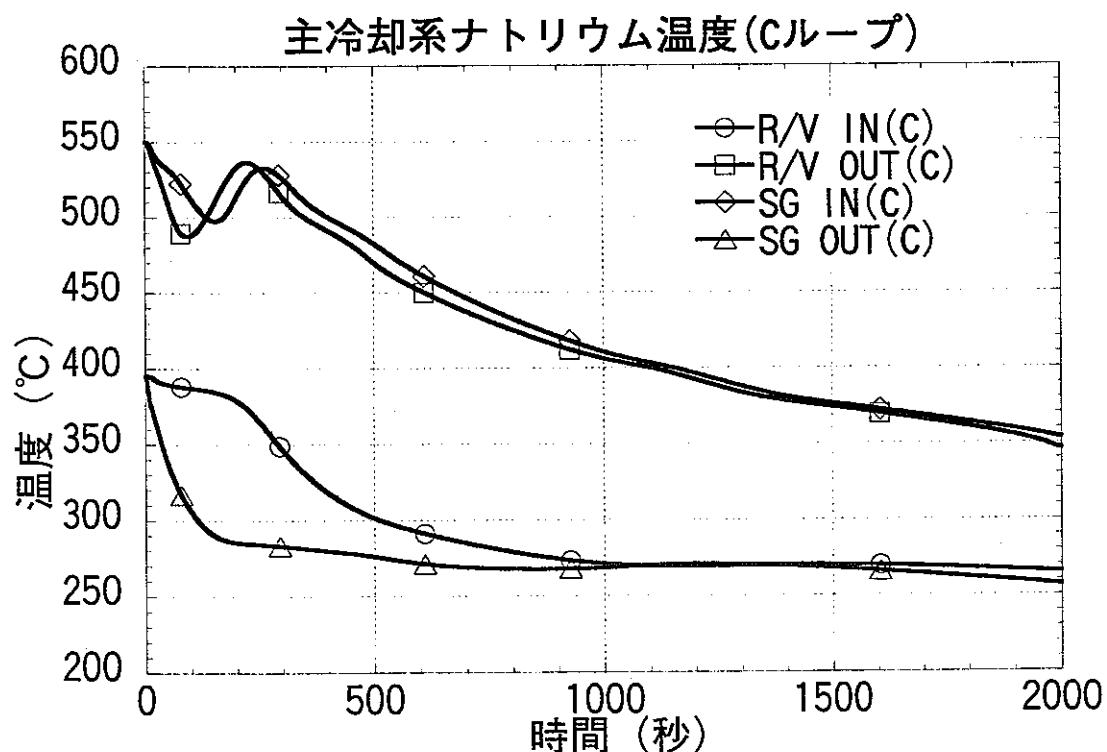


(4) ループA温度 (ナトリウム冷却炉)

図A-2-1-2 ナトリウム冷却炉（自然循環崩壊熱除去条件2/3）

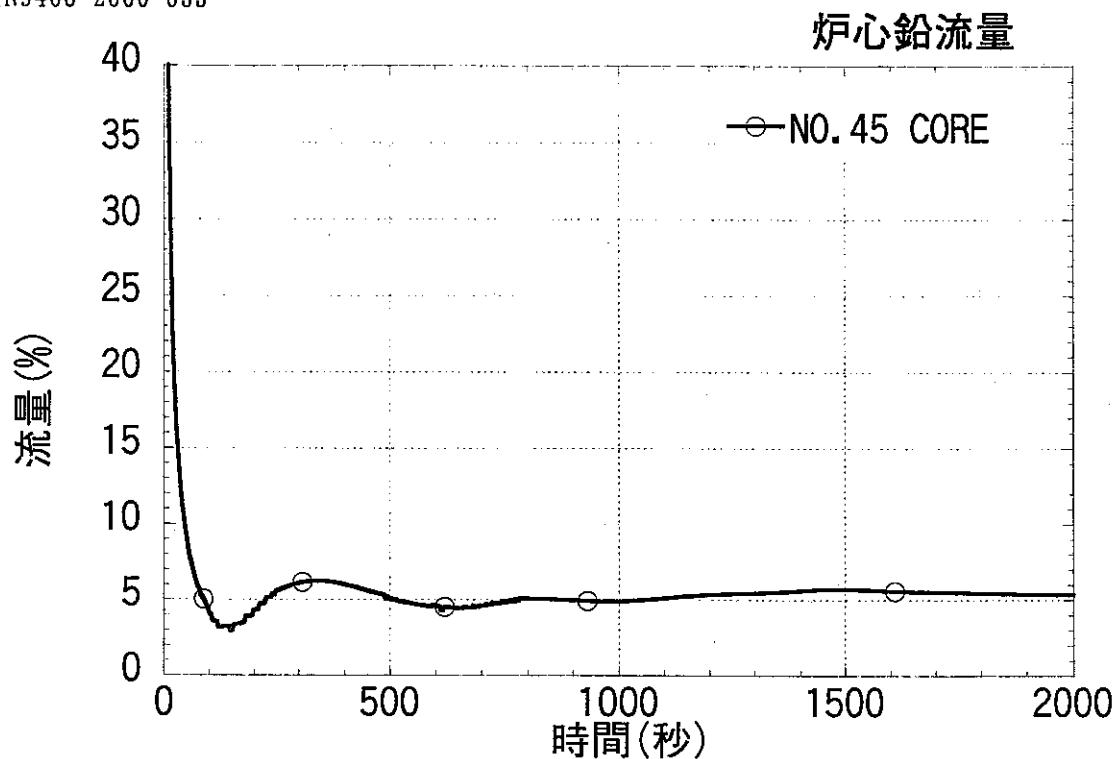


(5) ループC流量 (ナトリウム冷却炉)

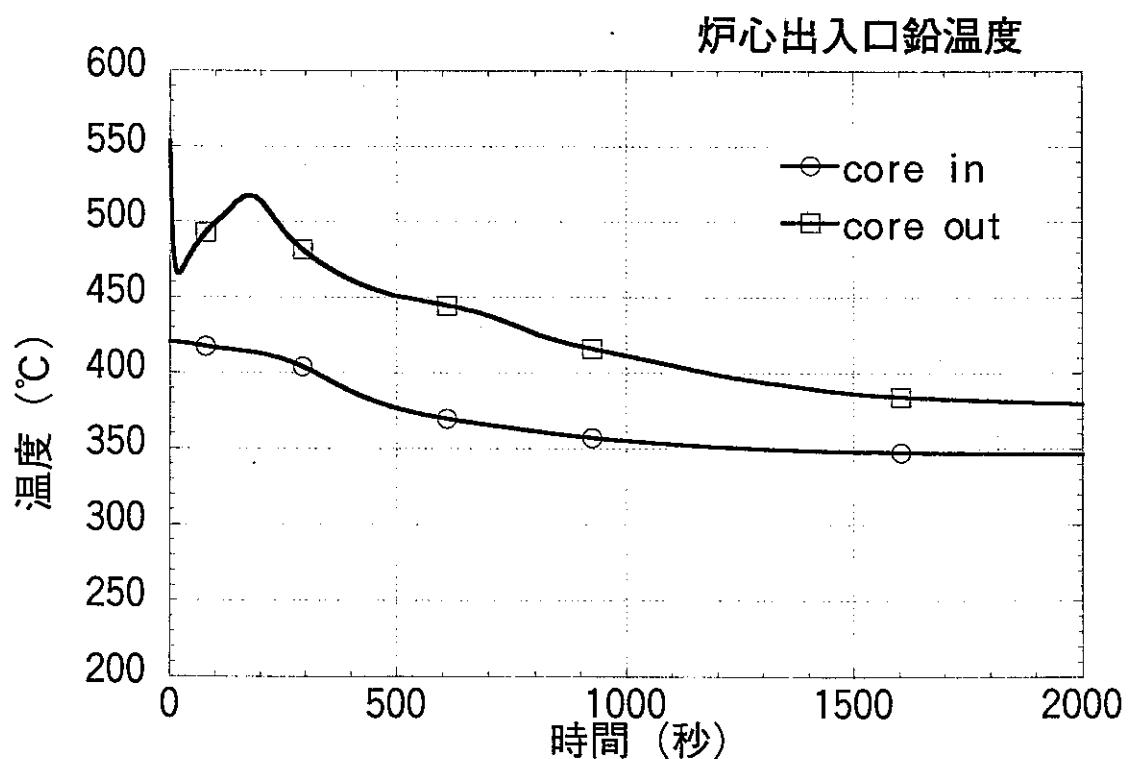


(6) ループC温度 (ナトリウム冷却炉)

図A-2-1-3 ナトリウム冷却炉（自然循環崩壊熱除去条件3/3）

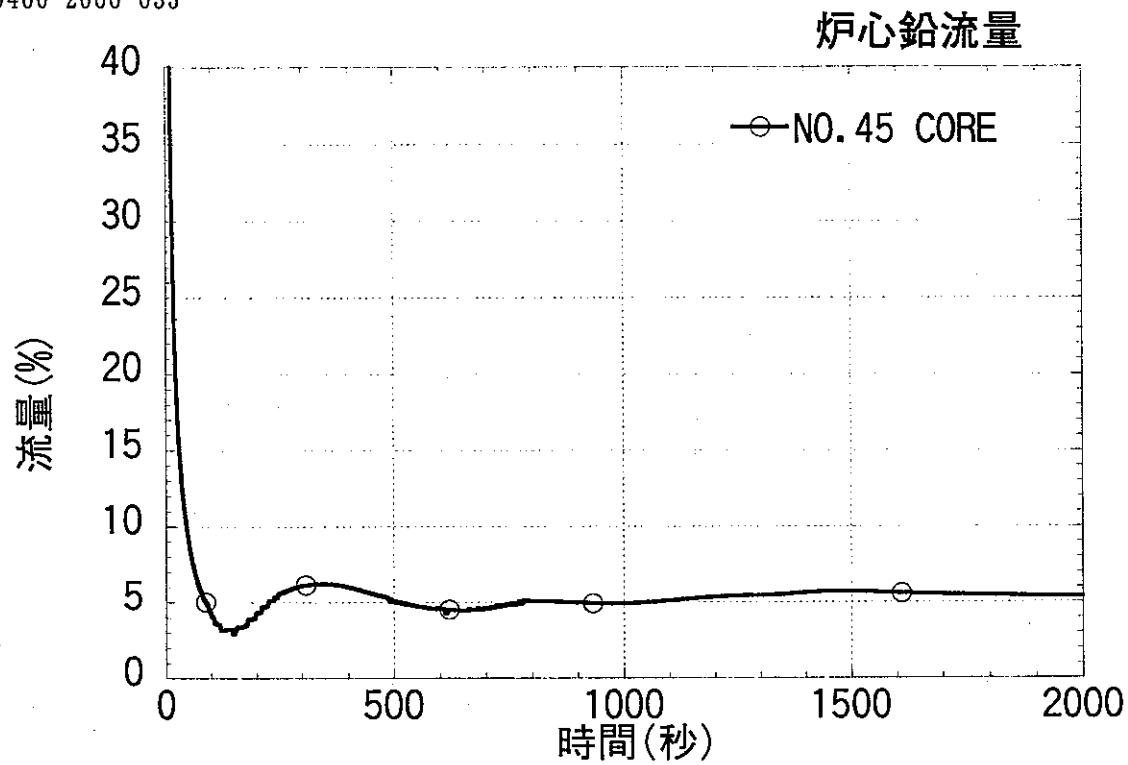


(1) 炉心流量 (鉛冷却炉)

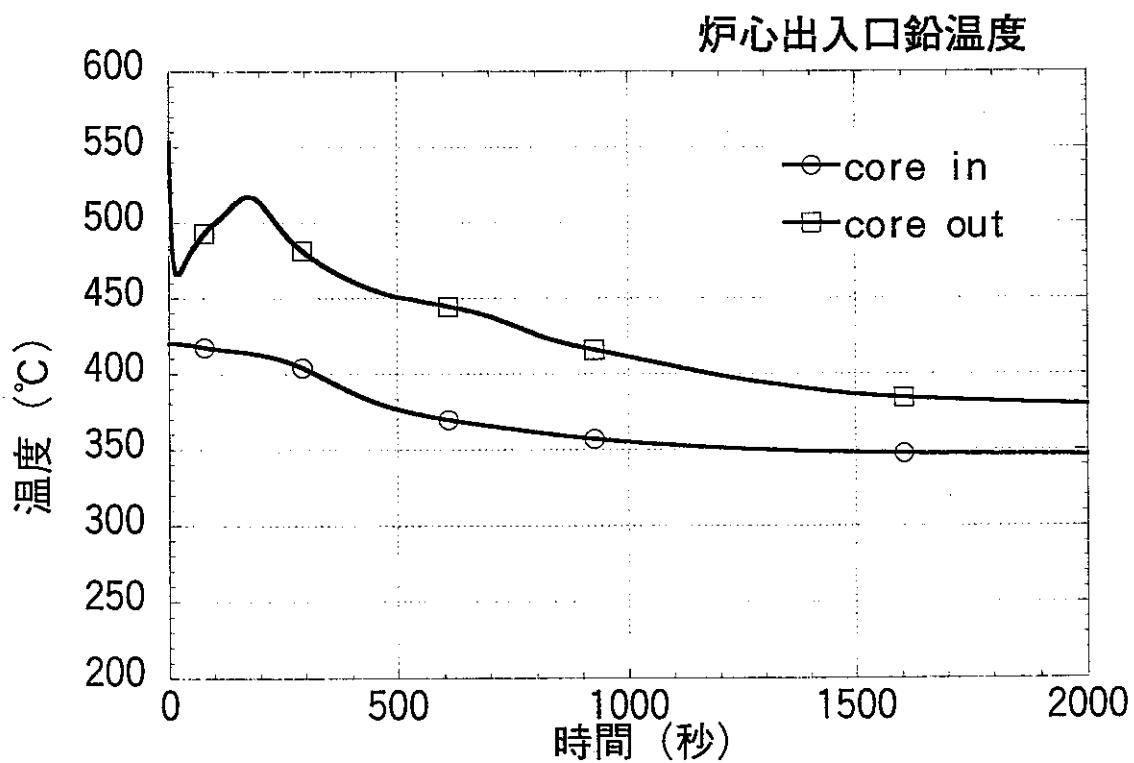


(2) 炉心冷却材温度 (鉛冷却炉)

図A-2-2-1 鉛冷却炉（自然循環崩壊熱除去条件1/3）

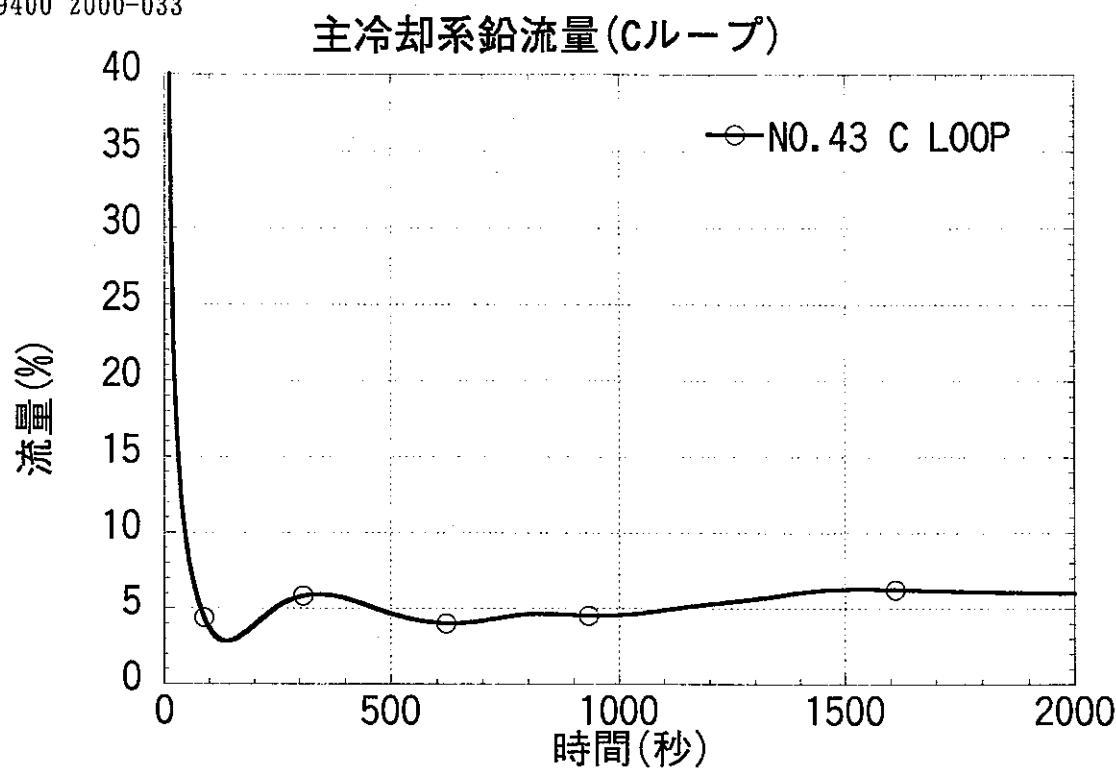


(3) Aループ流量 (鉛冷却炉)

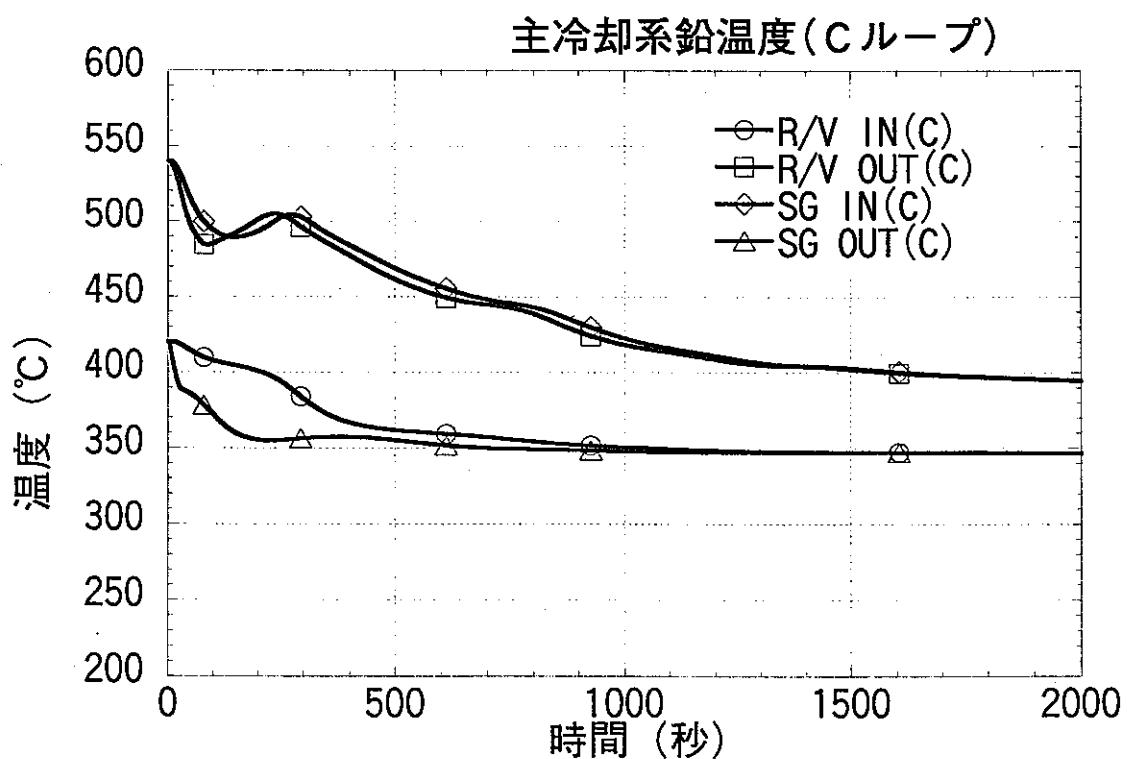


(4) Aループ冷却材温度 (鉛冷却炉)

図A-2-2-2 鉛冷却炉（自然循環崩壊熱除去条件2/3）

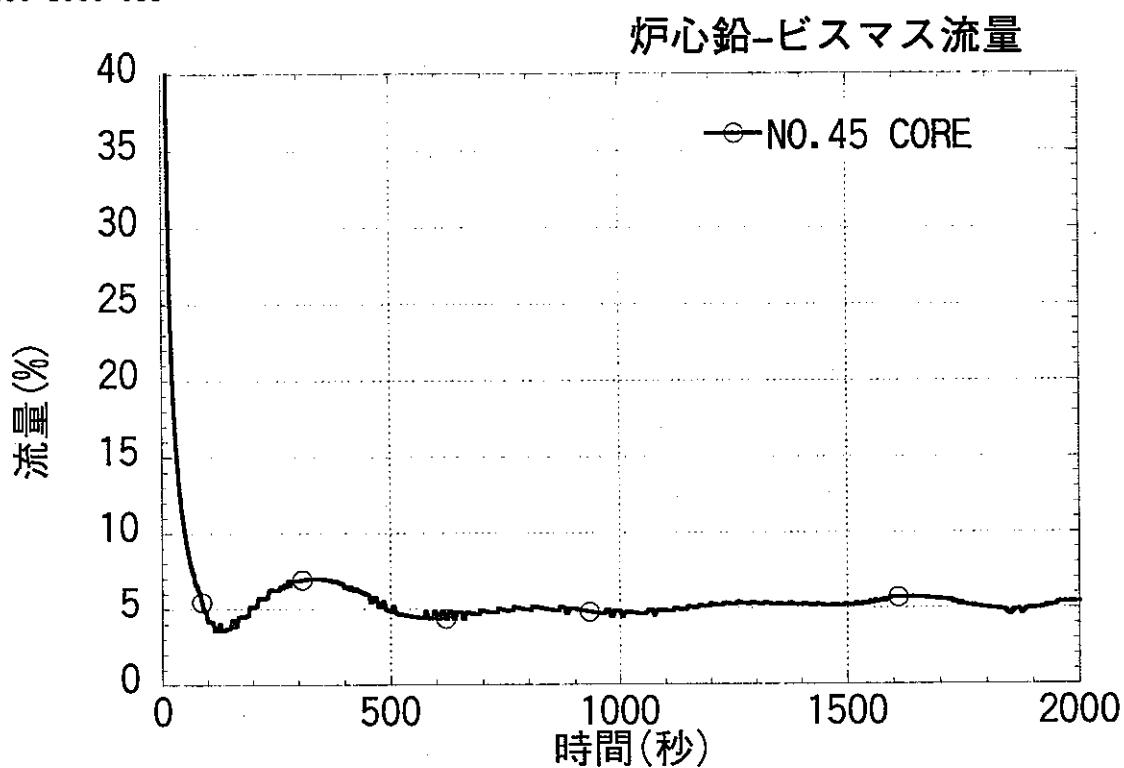


(5) C ループ流量 (鉛冷却炉)

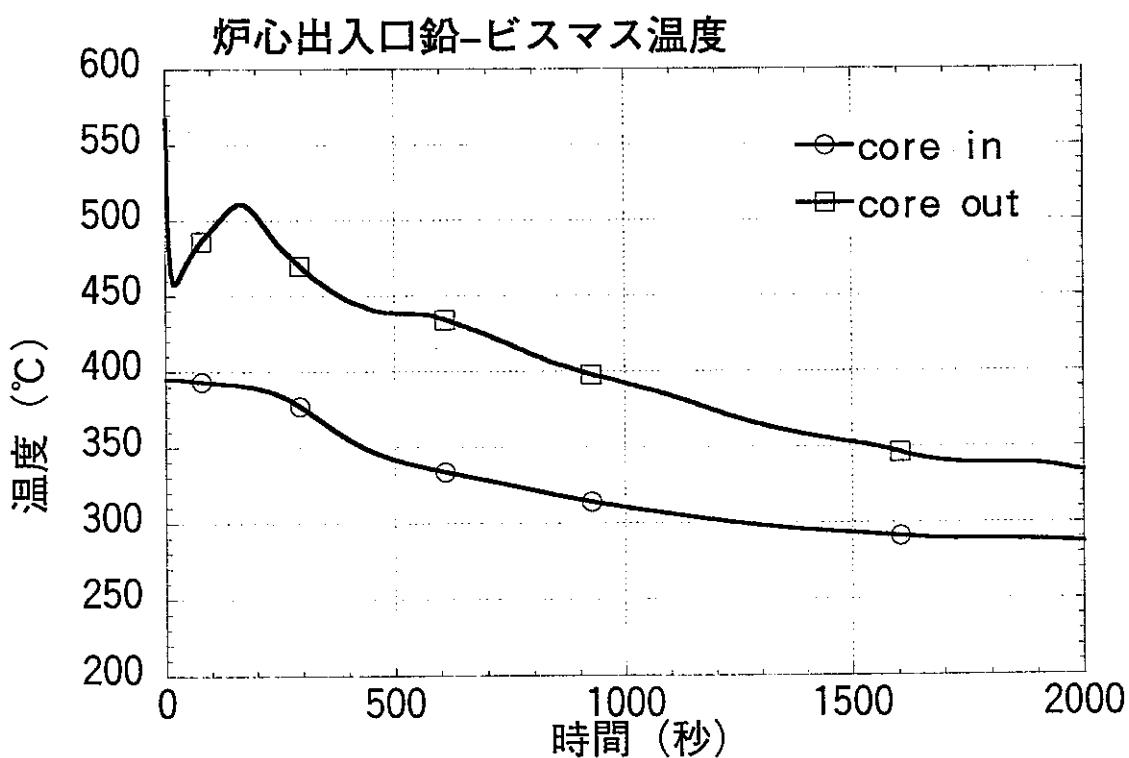


(6) C ループ冷却材温度 (鉛冷却炉)

図A-2-2-3 鉛冷却炉（自然循環崩壊熱除去条件3/3）

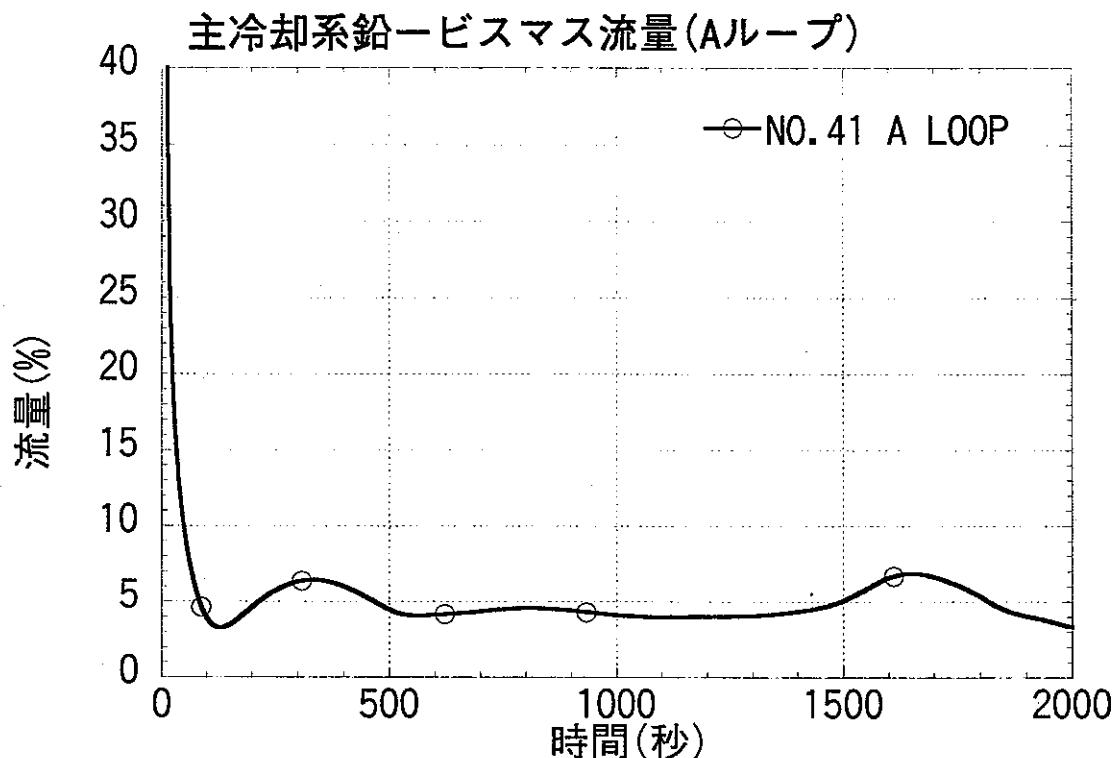


(1) 炉心流量 (鉛-ビスマス合金冷却炉)

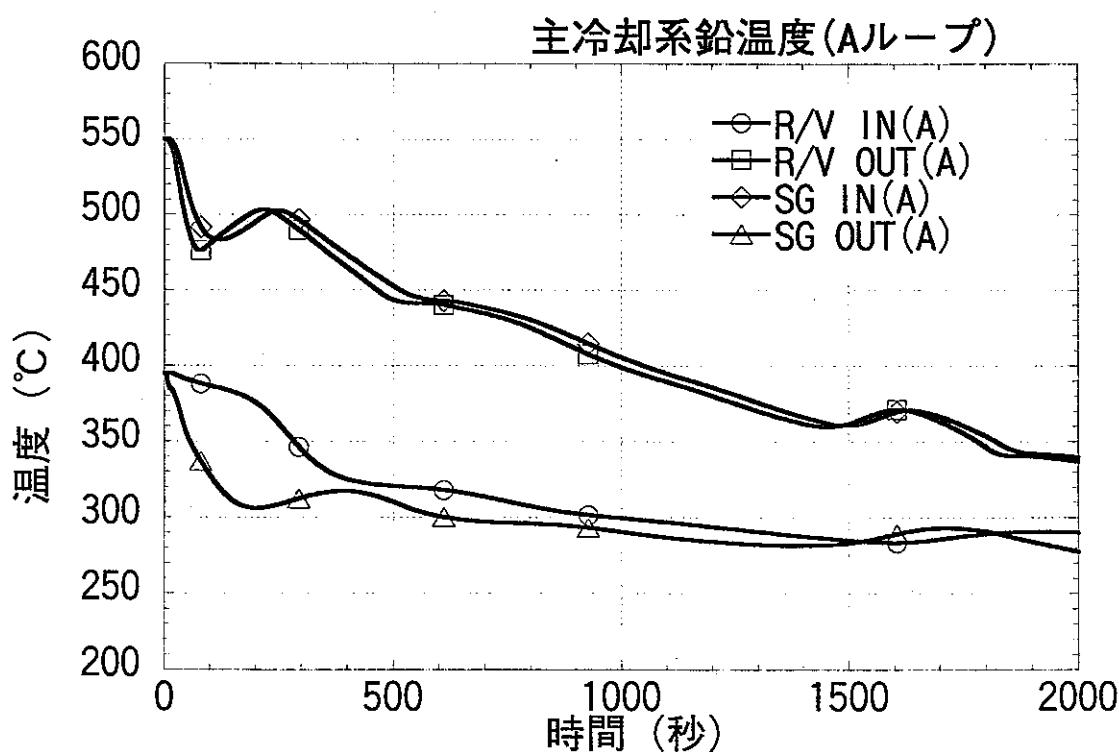


(2) 炉心冷却材温度 (鉛-ビスマス合金冷却炉)

図A-2-3-1 鉛ビスマス合金冷却炉（自然循環崩壊熱除去条件1/3）

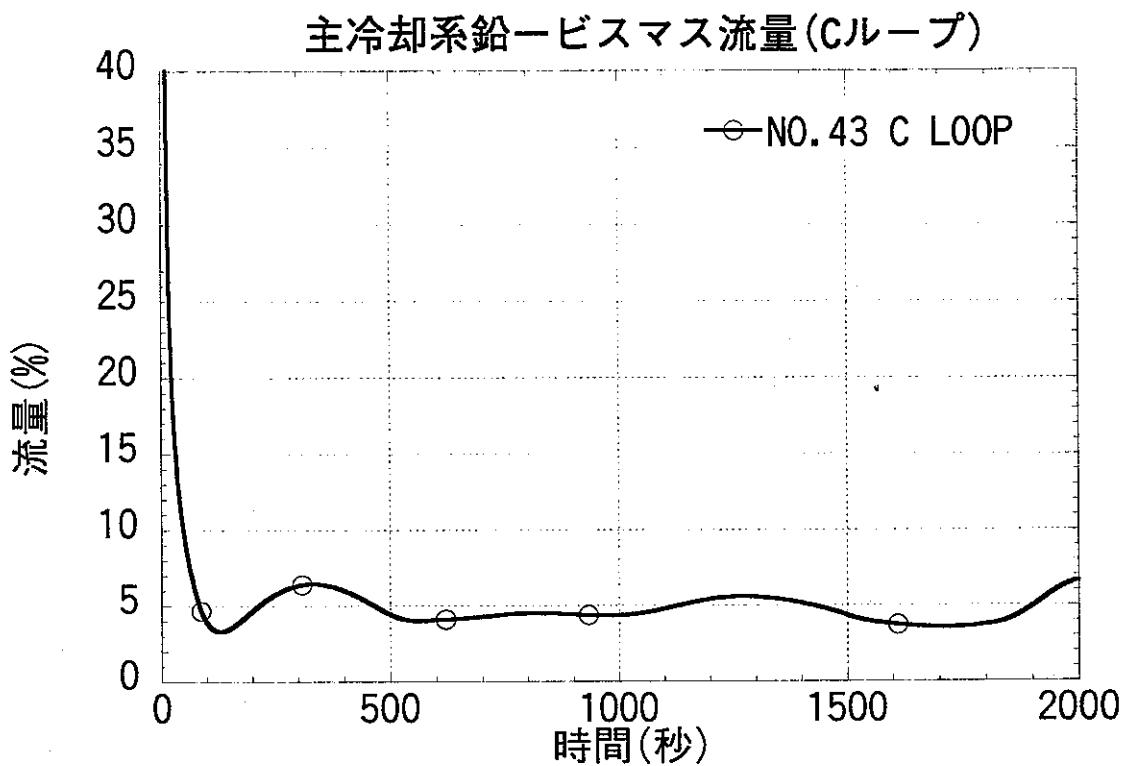


(3) Aループ流量 (鉛一ビスマス合金冷却炉)

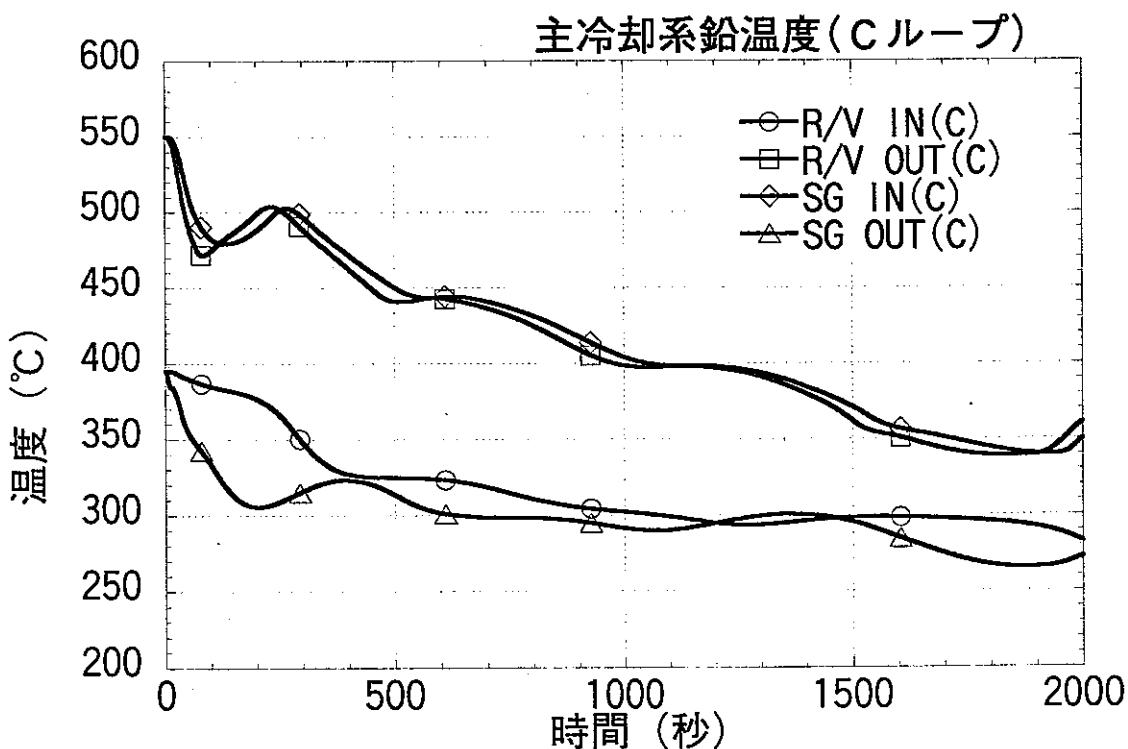


(4) Aループ冷却材温度 (鉛一ビスマス合金冷却炉)

図A-2-3-2 鉛ビスマス合金冷却炉（自然循環崩壊熱除去条件2/3）



(5) Cループ流量 (鉛－ビスマス合金冷却炉)



(6) Cループ冷却材温度 (鉛－ビスマス合金冷却炉)

図A-2-3-3 鉛ビスマス合金冷却炉（自然循環崩壊熱除去条件3/3）

付録 B 鉛冷却大型炉解析モデル及びプール変数一覧

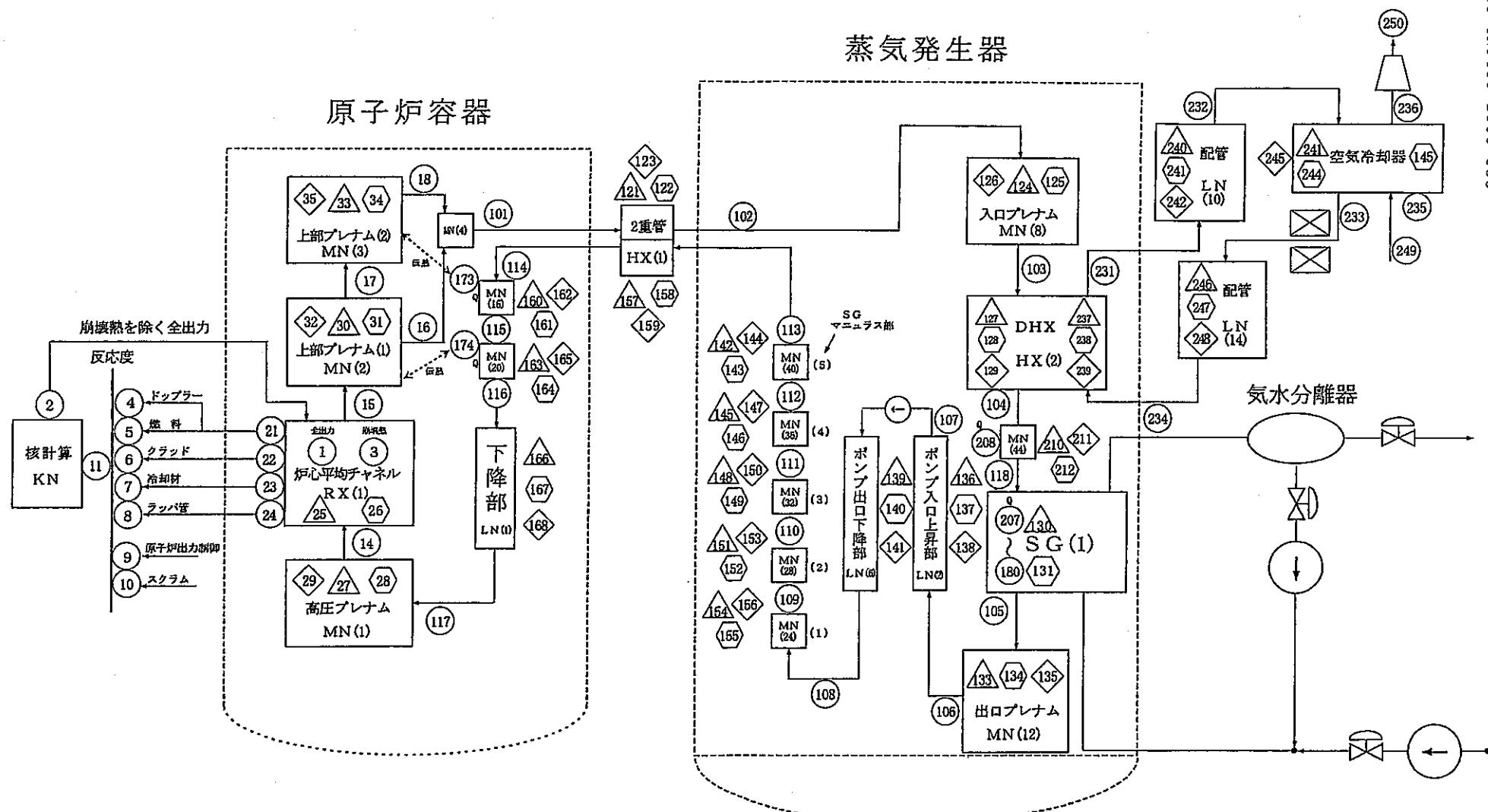
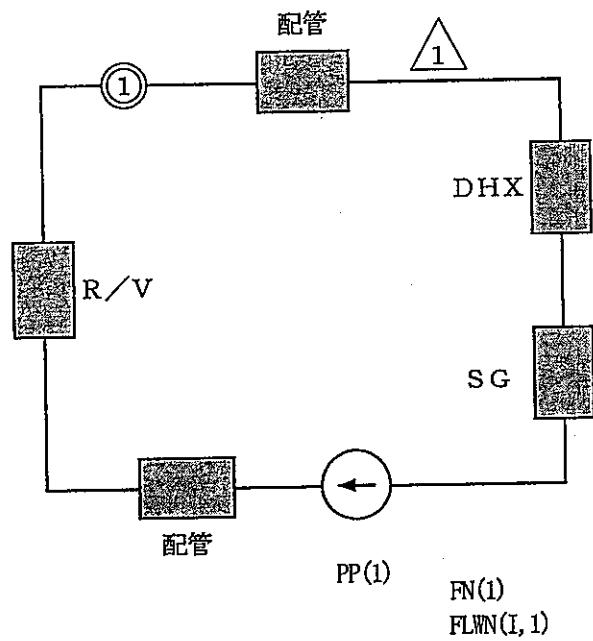
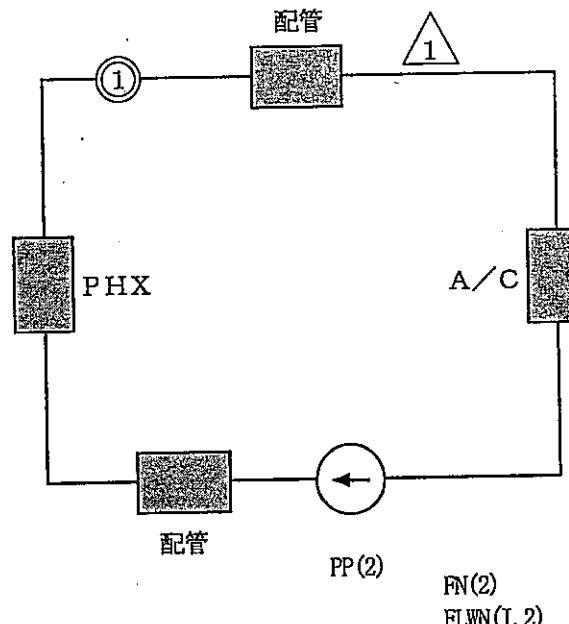


図 2-1 鉛冷却大型炉解析モデル図 (A ループ)

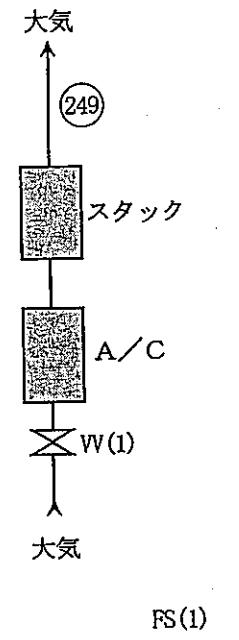
- ・自由液面を無視し一巡モデルとする。



1次冷却系流動計算モデル



PRACS 2次系流動計算モデル



PRACS A/C 風量計算モデル

図 2-2 流動計算モデル図 (Aループ)

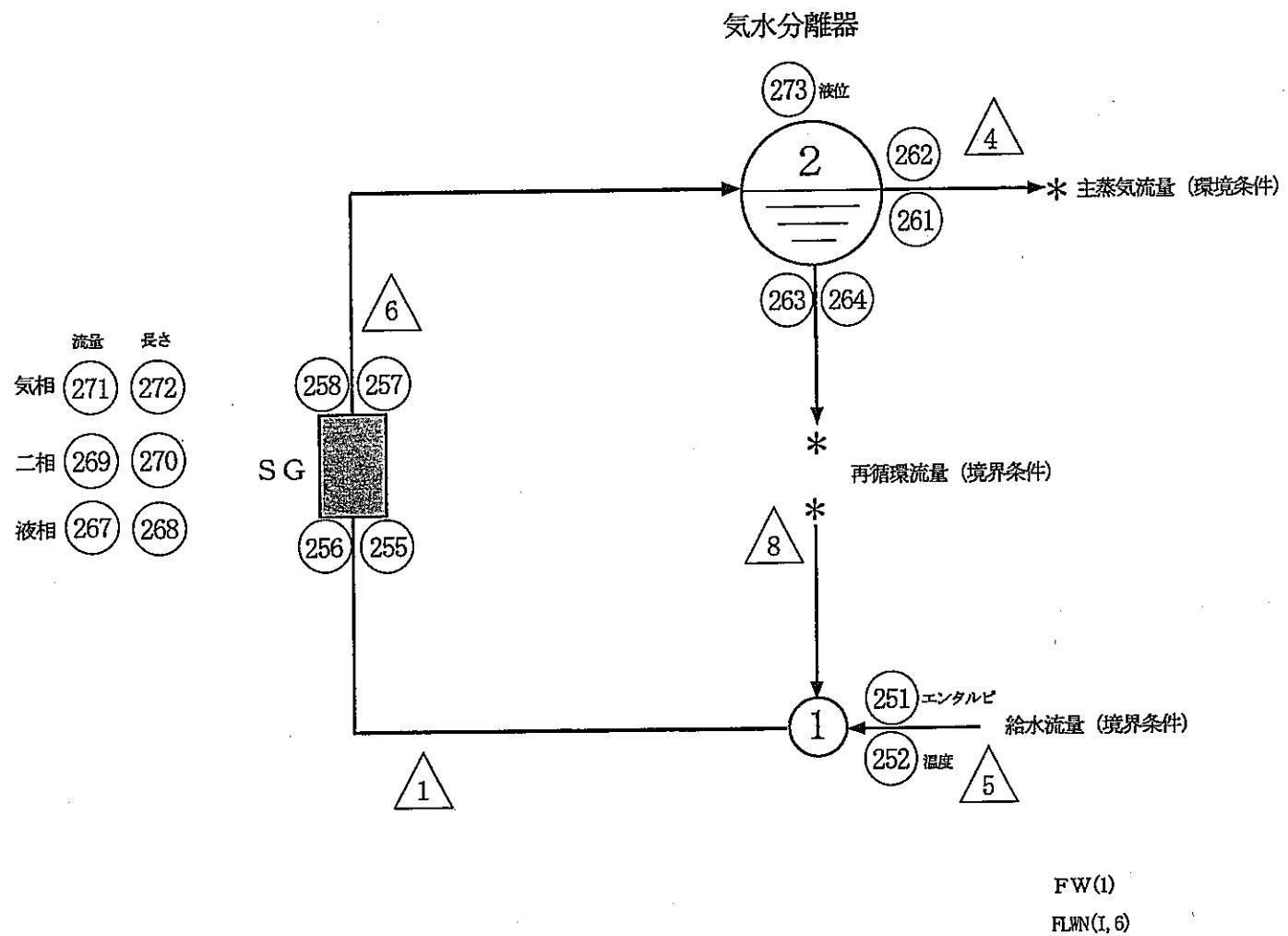


図 2-3 給水・蒸気系流動計算モデル (Aループ)

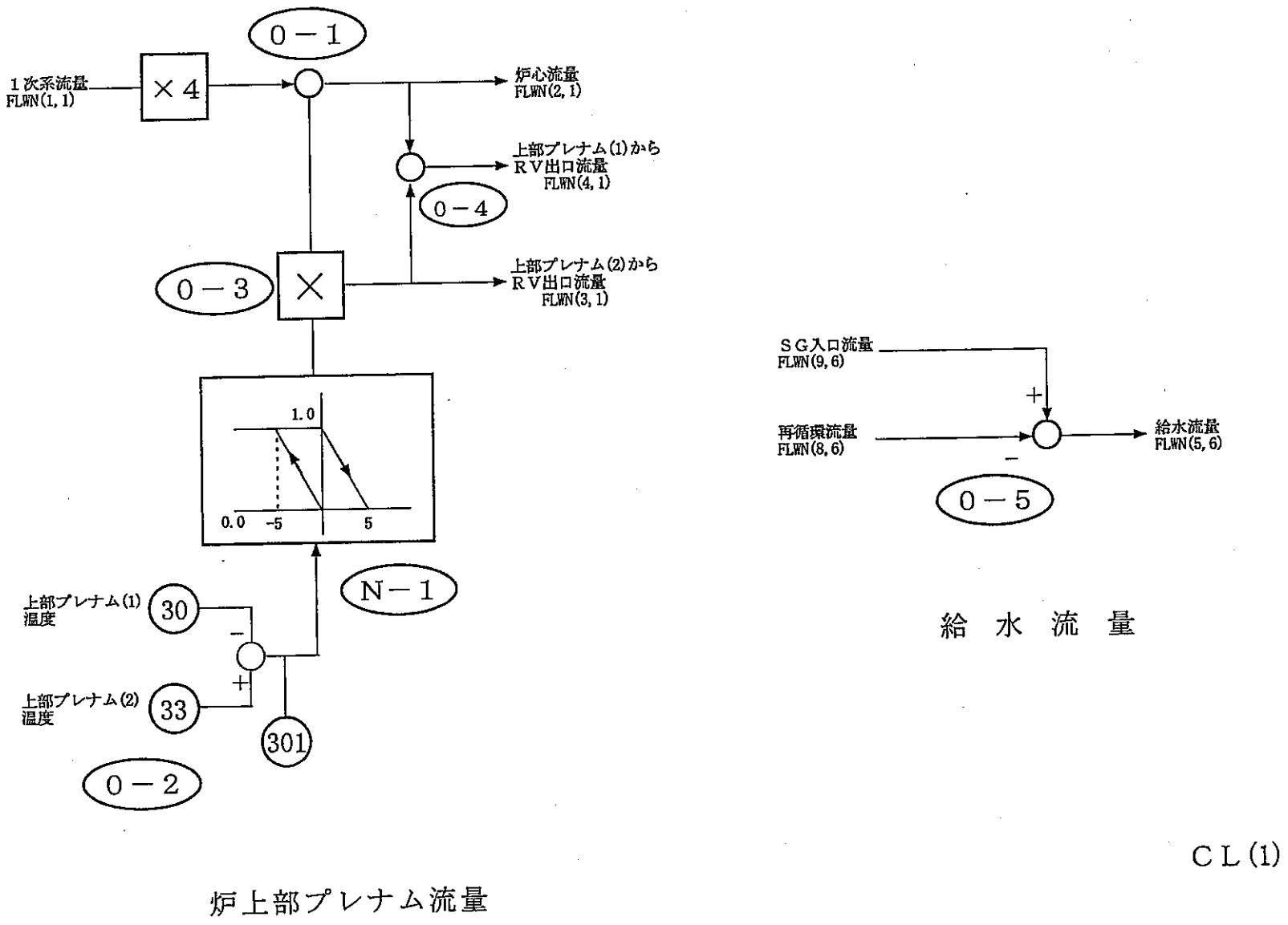
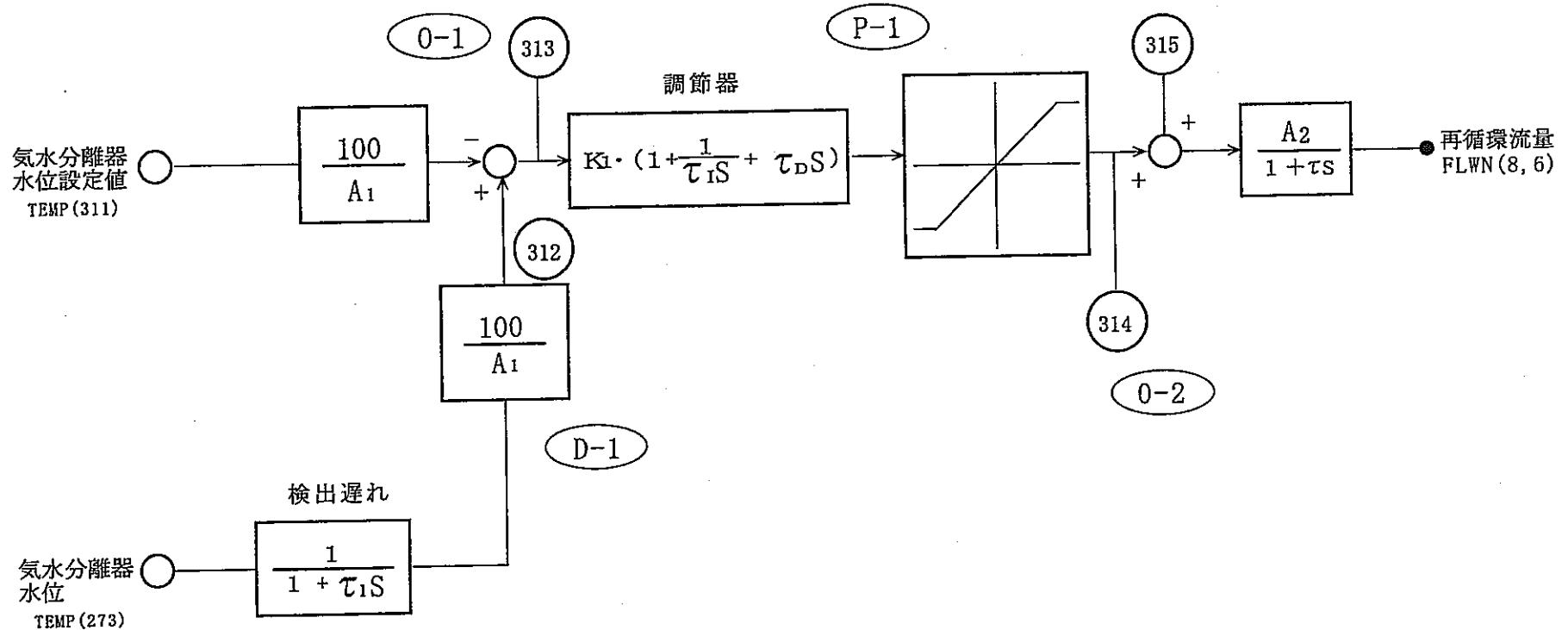


図 2-4



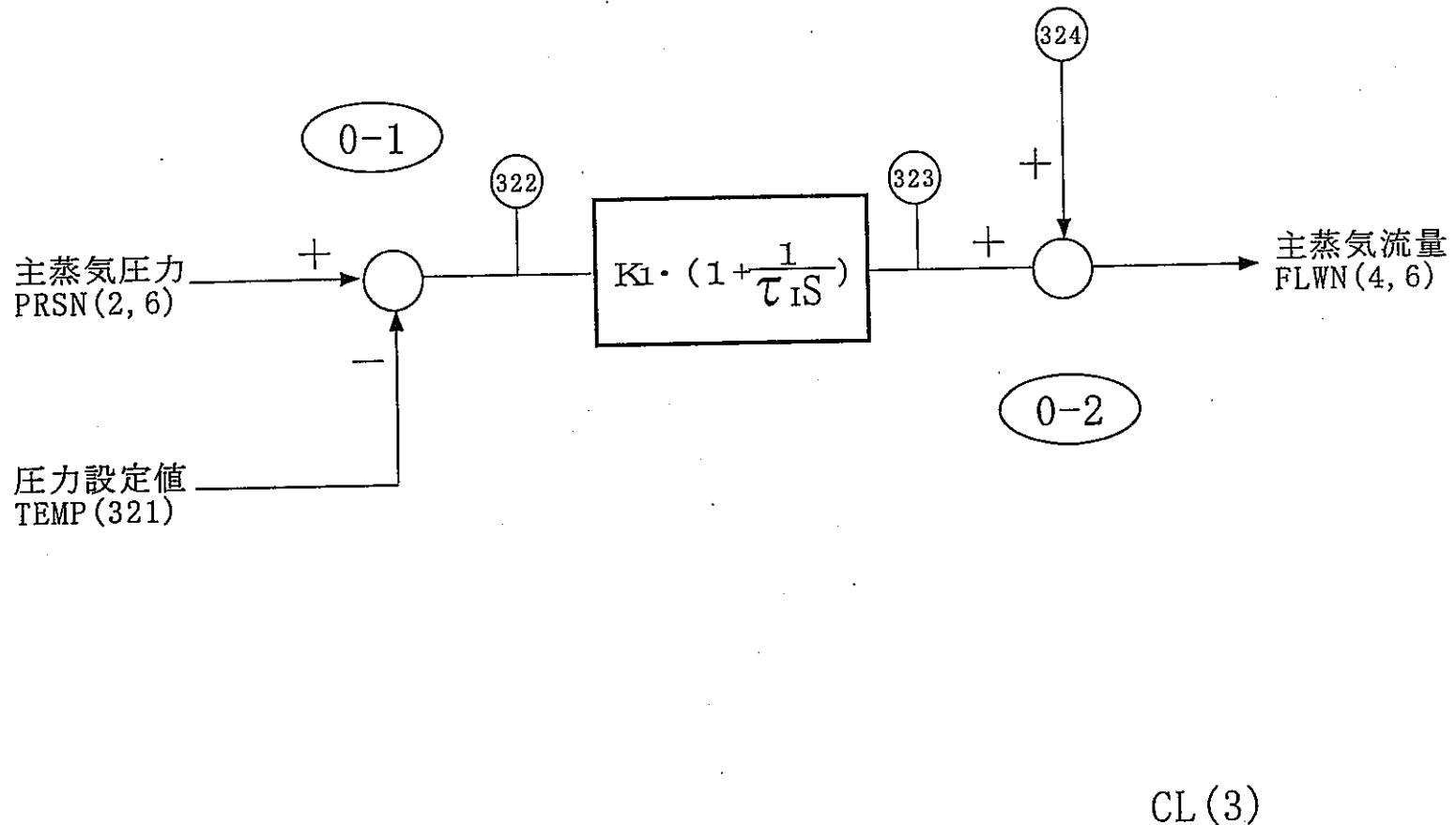
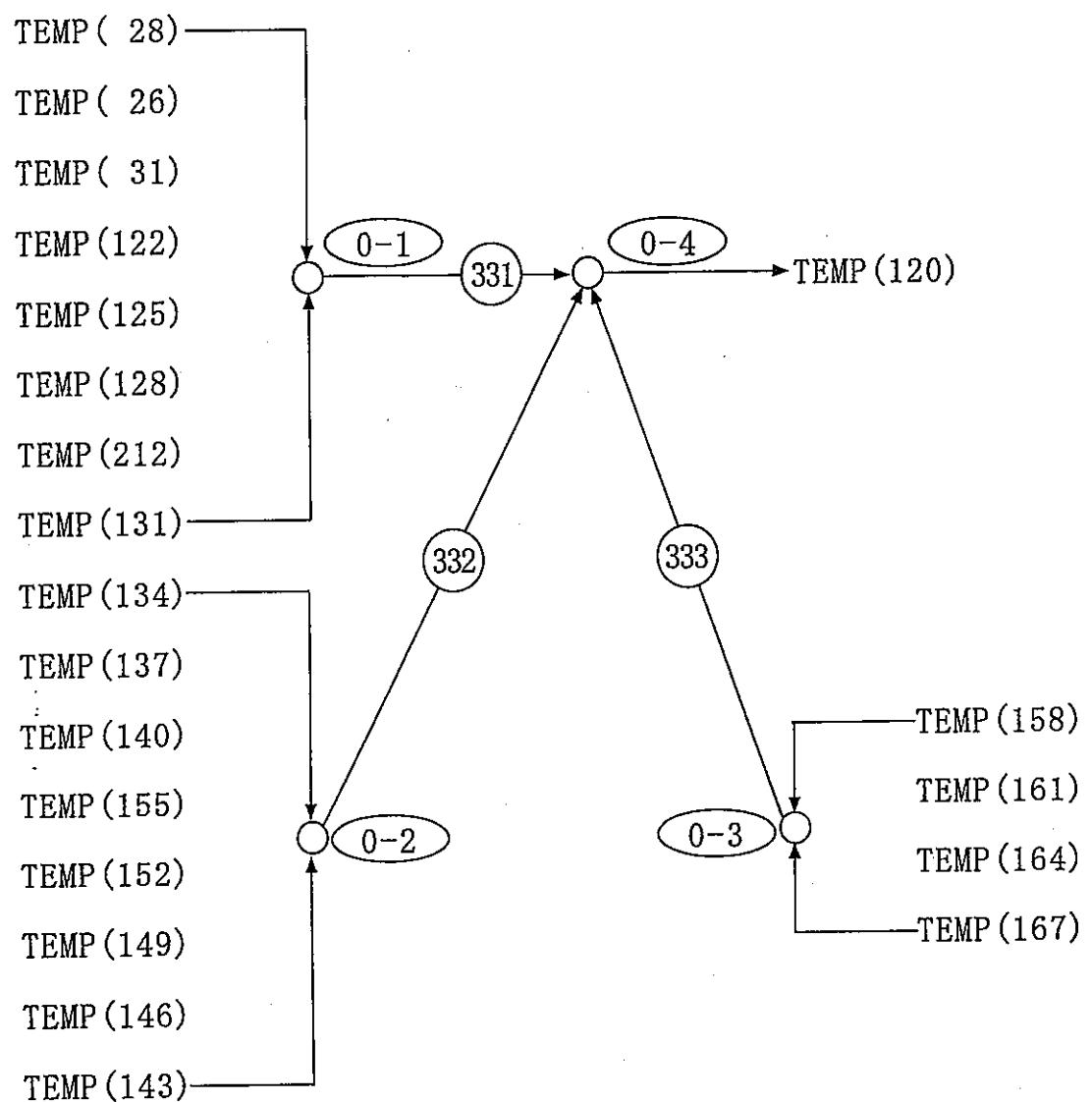


図 2-6 主蒸気流量制御系システムモデル図



CL(4)

図 2-7 1 次系自然循環力合計

表 2.1-1 モジュール対応表

モジュール名	計算 内 容	パラメータ指定
AA	計算全体のコントロール	KNTP=5000 KNFF=100 KNWF=20 KNOP=50 KNWP=20 KNNM=16 KNPN=16 KNPV=5 KNNV=120
KN	炉心核計算	KRKN=6
RX (1)	炉心熱計算	KNRX=10 KRRX=20 KFRX=40 KMRX=10
HX (1)	二重管熱計算 (Aループ)	KNHX=3
HX (2)	二重管熱計算 (Bループ)	KMHX=41
HX (3)	二重管熱計算 (Cループ)	
HX (4)	二重管熱計算 (Dループ)	
AC (1)	空気冷却器熱計算 (Aループ)	KNAC=3
AC (2)	空気冷却器熱計算 (Bループ)	KMAC=20
AC (3)	空気冷却器熱計算 (Cループ)	KLAC=5
AC (4)	空気冷却器熱計算 (Dループ)	
SG (1)	S G熱計算 (Aループ)	KNSG=6
SG (2)	S G熱計算 (Bループ)	KMSG=30
SG (3)	S G熱計算 (Cループ)	
SG (4)	S G熱計算 (Dループ)	

表 2.1-2 モジュール対応表

モジュール名	計算 内 容	パラメータ指定
LN ( 1 )	R V内下降部	KNLN=56
LN ( 2 )	SG内ポンプ上昇部	(Aループ) KMLN=200
LN ( 3 )	SG内ポンプ上昇部	(Bループ) KLLN=200
LN ( 4 )	SG内ポンプ上昇部	(Cループ)
LN ( 5 )	SG内ポンプ上昇部	(Dループ)
LN ( 6 )	SG内ポンプ出口下降部	(Aループ)
LN ( 7 )	SG内ポンプ出口下降部	(Bループ)
LN ( 8 )	SG内ポンプ出口下降部	(Cループ)
LN ( 9 )	SG内ポンプ出口下降部	(Dループ)
LN (10)	AC入口配管	(Aループ)
LN (11)	AC入口配管	(Bループ)
LN (12)	AC入口配管	(Cループ)
LN (13)	AC入口配管	(Dループ)
LN (14)	AC出口配管	(Aループ)
LN (15)	AC出口配管	(Bループ)
LN (16)	AC出口配管	(Cループ)
LN (17)	AC出口配管	(Dループ)
MN ( 1 )	原子炉高圧プレナム	KNMN=100
MN ( 2 )	原子炉上部プレナム (1)	KMMN=25
MN ( 3 )	原子炉上部プレナム (2)	
MN ( 4 )	原子炉出口合流部	(Aループ)
MN ( 5 )	原子炉出口合流部	(Bループ)
MN ( 6 )	原子炉出口合流部	(Cループ)
MN ( 7 )	原子炉出口合流部	(Dループ)
MN ( 8 )	SG入口プレナム	(Aループ)
MN ( 9 )	SG入口プレナム	(Bループ)
MN (10)	SG入口プレナム	(Cループ)
MN (11)	SG入口プレナム	(Dループ)
MN (12)	SG出口プレナム	(Aループ)

表 2.1-3 モジュール対応表

モジュール名	計算内容	パラメータ指定
MN (1 3)	SG出口プレナム	(Bループ) KNMN=100
MN (1 4)	SG出口プレナム	(Cループ) KMMN=25
MN (1 5)	SG出口プレナム	(Dループ)
MN (1 6)	RV入口アニュラス (上部プレナム (2) 対応)	(Aループ)
MN (1 7)	RV入口アニュラス (上部プレナム (2) 対応)	(Bループ)
MN (1 8)	RV入口アニュラス (上部プレナム (2) 対応)	(Cループ)
MN (1 9)	RV入口アニュラス (上部プレナム (2) 対応)	(Dループ)
MN (2 0)	RV入口アニュラス (上部プレナム (1) 対応)	(Aループ)
MN (2 1)	RV入口アニュラス (上部プレナム (1) 対応)	(Bループ)
MN (2 2)	RV入口アニュラス (上部プレナム (1) 対応)	(Cループ)
MN (2 3)	RV入口アニュラス (上部プレナム (1) 対応)	(Dループ)
MN (2 4)	SG内アニュラス部 (1)	(Aループ)
MN (2 5)	SG内アニュラス部 (1)	(Bループ)
MN (2 6)	SG内アニュラス部 (1)	(Cループ)
MN (2 7)	SG内アニュラス部 (1)	(Dループ)
MN (2 8)	SG内アニュラス部 (2)	(Aループ)
MN (2 9)	SG内アニュラス部 (2)	(Bループ)
MN (3 0)	SG内アニュラス部 (2)	(Cループ)
MN (3 1)	SG内アニュラス部 (2)	(Dループ)
MN (3 2)	SG内アニュラス部 (3)	(Aループ)
MN (3 3)	SG内アニュラス部 (3)	(Bループ)
MN (3 4)	SG内アニュラス部 (3)	(Cループ)
MN (3 5)	SG内アニュラス部 (3)	(Dループ)
MN (3 6)	SG内アニュラス部 (4)	(Aループ)
MN (3 7)	SG内アニュラス部 (4)	(Bループ)
MN (3 8)	SG内アニュラス部 (4)	(Cループ)
MN (3 9)	SG内アニュラス部 (4)	(Dループ)
MN (4 0)	SG内アニュラス部 (5)	(Aループ)
MN (4 1)	SG内アニュラス部 (5)	(Bループ)
MN (4 2)	SG内アニュラス部 (5)	(Cループ)
MN (4 3)	SG内アニュラス部 (5)	(Dループ)

表 2.1-4 モジュール対応表

モジュール名	計算 内 容	パラメータ指定
MN (4 4)	S G伝熱部入口プレナム (Aループ)	KNMN=100
MN (4 5)	S G伝熱部入口プレナム (Bループ)	KMMN=25
MN (4 6)	S G伝熱部入口プレナム (Cループ)	
MN (4 7)	S G伝熱部入口プレナム (Dループ)	
FN ( 1 )	1次冷却系流動計算	KNFN=4
FN ( 2 )	2次冷却系流動計算 (Aループ)	KFFN=25
FN ( 3 )	2次冷却系流動計算 (Bループ)	KEFN=5
FN ( 4 )	2次冷却系流動計算 (Cループ)	KOFN=20
FN ( 5 )	2次冷却系流動計算 (Dループ)	KBFN=6 KPFN=1 KVFN=1 KSFN=2 KDFN=5
FW ( 1 )	水／蒸気系流動計算 (Aループ)	KWFW=1
FW ( 2 )	水／蒸気系流動計算 (Bループ)	KFFW=20
FW ( 3 )	水／蒸気系流動計算 (Cループ)	KEFW=5
FW ( 4 )	水／蒸気系流動計算 (Dループ)	KPFW=2 KVFW=2 KOFW=20 KXFW=10 KBFW=10
FS ( 1 )	ACS空気側流動計算 (Aループ)	KNFS=15
FS ( 2 )	ACS空気側流動計算 (Bループ)	KEFS=4
FS ( 3 )	ACS空気側流動計算 (Cループ)	KDFS=10
FS ( 4 )	ACS空気側流動計算 (Dループ)	KPFS=2 KVFS=5

表 2.1-5 モジュール対応表

モジュール名	計算 内 容	パラメータ指定
PP ( 1)	1次系循環ポンプ	(Aループ)
PP ( 2)	1次系循環ポンプ	(Bループ)
PP ( 3)	1次系循環ポンプ	(Cループ)
PP ( 4)	1次系循環ポンプ	(Dループ)
PP ( 5)	PRACS 2次系ポンプ	(Aループ)
PP ( 6)	PRACS 2次系ポンプ	(Bループ)
PP ( 7)	PRACS 2次系ポンプ	(Cループ)
PP ( 8)	PRACS 2次系ポンプ	(Dループ)
CL ( 1)	炉上部プレナム流量、給水流量	KCCL=40
CL ( 2)	液位制御	KDCL=10
CL ( 3)	圧力制御	KPCL=2
CL ( 4)	1次系自然循環力	KNCL=9
CL ( 5)		KOCL=6

表 2.2-1 プール変数表

変数名	意味	単位	備考
TEMP ( 1 )	原子炉全出力	Kcal/sec	
TEMP ( 2 )	崩壊熱を除いた原子炉出力	Kcal/sec	
TEMP ( 3 )	崩壊熱	Kcal/sec	
TEMP ( 4 )	ドップラー反応度	\$	
TEMP ( 5 )	温度フィードバック反応度 (燃料)	\$	
TEMP ( 6 )	温度フィードバック反応度 (クラッド)	\$	
TEMP ( 7 )	温度フィードバック反応度 (冷却材)	\$	
TEMP ( 8 )	温度フィードバック反応度 (ラッパ管)	\$	
TEMP ( 9 )	原子炉出力制御系、制御棒反応度	\$	
TEMP ( 10 )	スクラム反応度	\$	
TEMP ( 11 )	全反応度	\$	
TEMP ( 12 )	出力変化率	kcal/sec	
TEMP ( 13 )	反応度外乱	\$	
TEMP ( 14 )	炉心入口	冷却材温度	°C
TEMP ( 15 )	炉心出口	冷却材温度	°C
TEMP ( 16 )	炉容器上部プレナム(1) (出口混合部入口)	冷却材温度	
TEMP ( 17 )	炉容器上部ブレーカ(1) (上部ブレーカ(2)入口)	冷却材温度	
TEMP ( 18 )	炉容器上部プレナム(2) (出口混合部入口)	冷却材温度	
TEMP ( 19 )	—		
TEMP ( 20 )	クラッド	最高温度	
TEMP ( 21 )	平均チャンネル燃料	平均温度	°C
TEMP ( 22 )	平均チャンネルクラッド	平均温度	°C
TEMP ( 23 )	平均チャンネル冷却材	平均温度	°C
TEMP ( 24 )	平均チャンネルラッパ管	平均温度	°C
TEMP ( 25 )	炉心部	冷却材平均温度	°C

表 2. 2-2 プール変数表

変数名	意味	単位	備考
TEMP ( 2 6 )	自然循環力	Kg/m <sup>3</sup>	
TEMP ( 2 7 )	高圧プレナム	°C	冷却材平均温度
TEMP ( 2 8 )	高圧プレナム	Kg/m <sup>3</sup>	自然循環力
TEMP ( 2 9 )	高圧プレナム	°C	構造材温度
TEMP ( 3 0 )	上部プレナム (1)	Kg/m <sup>3</sup>	冷却材平均温度
TEMP ( 3 1 )	上部プレナム (2)	°C	自然循環力
TEMP ( 3 2 )	上部プレナム (2)	Kg/m <sup>3</sup>	構造材温度
TEMP ( 3 3 )	上部プレナム (2)	冷却材平均温度	
TEMP ( 3 4 )	上部プレナム (2)	自然環境力	
TEMP ( 3 5 )	上部プレナム (2)	構造材温度	
TEMP ( 1 0 0 )	スクラム反応度挿入信号		

表 2.2-3 プール変数表

変 数 名	意 味	単 位	備 考
TEMP ( 101)	R V出口冷却材温度	°C	Aループ
TEMP ( 102)	S G容器入口冷却材温度	°C	Aループ
TEMP ( 103)	D H X 1次側入口冷却材温度	°C	Aループ
TEMP ( 104)	D H X 1次側出口冷却材温度	°C	Aループ
TEMP ( 105)	S G伝熱部出口冷却材温度	°C	Aループ
TEMP ( 106)	S G出口プレナム出口冷却材温度	°C	Aループ
TEMP ( 107)	S G内ポンプ入口冷却材温度	°C	Aループ
TEMP ( 108)	S G内アニュラス部入口冷却材温度	°C	Aループ
TEMP ( 109)	S G内アニュラス部1出口冷却材温度	°C	Aループ
TEMP ( 110)	S G内アニュラス部2出口冷却材温度	°C	Aループ
TEMP ( 111)	S G内アニュラス部3出口冷却材温度	°C	Aループ
TEMP ( 112)	S G内アニュラス部4出口冷却材温度	°C	Aループ
TEMP ( 113)	S G内アニュラス部5出口冷却材温度	°C	Aループ
TEMP ( 114)	R V入口冷却材温度	°C	Aループ
TEMP ( 115)	R V下降部上部プレナム(2)対応部出口冷却材温度	°C	Aループ
TEMP ( 116)	R V下降部上部プレナム(1)対応部出口冷却材温度	°C	Aループ
TEMP ( 117)	R V下降部出口プレナム(1)対応部出口冷却材温度	°C	Aループ
TEMP ( 118)	S G伝熱部入口冷却材温度	°C	Aループ
TEMP ( 119)			
TEMP ( 120)	1次系自然循環力合計	kg/m <sup>3</sup>	Aループ

表 2.2-4 プール変数表

変 数 名	意 味	単 位	備 考
TEMP ( 1 2 1 )	2重管内管冷却材平均温度	°C	Aループ
TEMP ( 1 2 2 )	2重管内自然循環力	kg/m <sup>3</sup>	Aループ
TEMP ( 1 2 3 )	2重管内構造材温度	°C	Aループ
TEMP ( 1 2 4 )	SG入口プレナム冷却材平均温度	°C	Aループ
TEMP ( 1 2 5 )	SG入口プレナム自然循環力	kg/m <sup>3</sup>	Aループ
TEMP ( 1 2 6 )	SG入口プレナム構造材温度	°C	Aループ
TEMP ( 1 2 7 )	DHX 1次側冷却材平均温度	°C	Aループ
TEMP ( 1 2 8 )	DHX 1次側自然循環力	kg/m <sup>3</sup>	Aループ
TEMP ( 1 2 9 )	DHX 1次側構造材温度	°C	Aループ
TEMP ( 1 3 0 )	SG伝熱部冷却材平均温度	°C	Aループ
TEMP ( 1 3 1 )	SG伝熱部自然循環力	kg/m <sup>3</sup>	Aループ
TEMP ( 1 3 2 )	SG伝熱部構造材温度	°C	Aループ
TEMP ( 1 3 3 )	SG出口プレナム冷却材平均温度	°C	Aループ
TEMP ( 1 3 4 )	SG出口プレナム自然循環力	kg/m <sup>3</sup>	Aループ
TEMP ( 1 3 5 )	SG出口プレナム構造材温度	°C	Aループ
TEMP ( 1 3 6 )	SGポンプ入口上昇部冷却材平均温度	°C	Aループ
TEMP ( 1 3 7 )	SGポンプ入口上昇部自然循環力	kg/m <sup>3</sup>	Aループ
TEMP ( 1 3 8 )	SGポンプ入口上昇部構造材温度	°C	Aループ
TEMP ( 1 3 9 )	SG内ポンプ出口下降部冷却材平均温度	°C	Aループ
TEMP ( 1 4 0 )	SG内ポンプ出口下降部自然循環力	kg/m <sup>3</sup>	Aループ
TEMP ( 1 4 1 )	SG内ポンプ出口下降部構造材温度	°C	Aループ
TEMP ( 1 4 2 )	SG内アニュラス部(5)冷却材平均温度	°C	Aループ
TEMP ( 1 4 3 )	SG内アニュラス部(5)自然循環力	kg/m <sup>3</sup>	Aループ
TEMP ( 1 4 4 )	SG内アニュラス部(5)構造材温度	°C	Aループ
TEMP ( 1 4 5 )	SG内アニュラス部(4) 冷却材平均温度	°C	Aループ

表 2.2-5 プール変数表

変 数 名	意 味	単 位	備 考
TEMP ( 146)	S G内アニュラス部(4)自然循環力	kg/m <sup>2</sup>	
TEMP ( 147)	S G内アニュラス部(4)構造材温度	°C	
TEMP ( 148)	S G内アニュラス部(3)冷却材平均温度	°C	
TEMP ( 149)	S G内アニュラス部(3)自然循環力	kg/m <sup>2</sup>	
TEMP ( 150)	S G内アニュラス部(3)構造材温度	°C	
TEMP ( 151)	S G内アニュラス部(2)冷却材平均温度	°C	
TEMP ( 152)	S G内アニュラス部(2)自然循環力	kg/m <sup>2</sup>	
TEMP ( 153)	S G内アニュラス部(2)構造材温度	°C	
TEMP ( 154)	S G内アニュラス部(1)冷却材平均温度	°C	
TEMP ( 155)	S G内アニュラス部(1)自然循環力	kg/m <sup>2</sup>	
TEMP ( 156)	S G内アニュラス部(1)構造材温度	°C	
TEMP ( 157)	2重管外管冷却材平均温度	°C	
TEMP ( 158)	2重管外管自然循環力	kg/m <sup>2</sup>	
TEMP ( 159)	2重管外管構造材温度	°C	
TEMP ( 160)	R V内下降部上部プレナム(2)対応部冷却材平均温度	°C	
TEMP ( 161)	R V内下降部上部プレナム(2)対応部自然循環力	kg/m <sup>2</sup>	
TEMP ( 162)	R V内下降部上部プレナム(2)対応部構造材温度	°C	
TEMP ( 163)	R V内下降部上部プレナム(1)対応部冷却材平均温度	°C	
TEMP ( 164)	R V内下降部上部プレナム(1)対応部自然循環力	kg/m <sup>2</sup>	
TEMP ( 165)	R V内下降部上部プレナム(1)対応部構造材温度	°C	
TEMP ( 166)	R V内下降部炉心対応部冷却材平均温度	°C	
TEMP ( 167)	R V内下降部炉心対応部自然循環力	kg/m <sup>2</sup>	
TEMP ( 168)	R V内下降部炉心対応部構造材温度	°C	
TEMP ( 169)	—		
TEMP ( 170)	—		

表 2.2-6 プール変数表

変 数 名	意 味	単 位	備 考
TEMP ( 171)			
TEMP ( 172)			
TEMP ( 173)	R V内下降部からプレナム (2)への伝熱量	kcal/s	Aループ
TEMP ( 174)	R V内下降部からプレナム (1)への伝熱量	kcal/s	Aループ
TEMP ( 175)			
TEMP ( 176)			
TEMP ( 177)			
TEMP ( 178)			
TEMP ( 179)			
TEMP ( 180)	S G伝熱部からアニュラス部への伝熱量 (領域 1)	kcal/s	Aループ
TEMP ( 181)	S G伝熱部からアニュラス部への伝熱量 (領域 2)	kcal/s	Aループ
TEMP ( 182)	S G伝熱部からアニュラス部への伝熱量 (領域 3)	kcal/s	Aループ
TEMP ( 183)	S G伝熱部からアニュラス部への伝熱量 (領域 4)	kcal/s	Aループ
TEMP ( 184)	S G伝熱部からアニュラス部への伝熱量 (領域 5)	kcal/s	Aループ
TEMP ( 185)	S G伝熱部からアニュラス部への伝熱量 (領域 6)	kcal/s	Aループ
TEMP ( 186)	S G伝熱部からアニュラス部への伝熱量 (領域 7)	kcal/s	Aループ
TEMP ( 187)	S G伝熱部からアニュラス部への伝熱量 (領域 8)	kcal/s	Aループ
TEMP ( 188)	S G伝熱部からアニュラス部への伝熱量 (領域 9)	kcal/s	Aループ
TEMP ( 189)	S G伝熱部からアニュラス部への伝熱量 (領域 10)	kcal/s	Aループ
TEMP ( 190)	S G伝熱部からアニュラス部への伝熱量 (領域 11)	kcal/s	Aループ
TEMP ( 191)	S G伝熱部からアニュラス部への伝熱量 (領域 12)	kcal/s	Aループ
TEMP ( 192)	S G伝熱部からアニュラス部への伝熱量 (領域 13)	kcal/s	Aループ
TEMP ( 193)	S G伝熱部からアニュラス部への伝熱量 (領域 14)	kcal/s	Aループ
TEMP ( 194)	S G伝熱部からアニュラス部への伝熱量 (領域 15)	kcal/s	Aループ
TEMP ( 195)	S G伝熱部からアニュラス部への伝熱量 (領域 16)	kcal/s	Aループ

表 2.2-7 プール変数表

変 数 名	意 味	単 位	備 考
TEMP ( 196)	S G伝熱部からアニュラス部への伝熱量（領域17）	kcal/s	Aループ
TEMP ( 197)	S G伝熱部からアニュラス部への伝熱量（領域18）	kcal/s	Aループ
TEMP ( 198)	S G伝熱部からアニュラス部への伝熱量（領域19）	kcal/s	Aループ
TEMP ( 199)	S G伝熱部からアニュラス部への伝熱量（領域20）	kcal/s	Aループ
TEMP ( 200)	S G伝熱部からアニュラス部への伝熱量（領域21）	kcal/s	Aループ
TEMP ( 201)	S G伝熱部からアニュラス部への伝熱量（領域22）	kcal/s	Aループ
TEMP ( 202)	S G伝熱部からアニュラス部への伝熱量（領域23）	kcal/s	Aループ
TEMP ( 203)	S G伝熱部からアニュラス部への伝熱量（領域24）	kcal/s	Aループ
TEMP ( 204)	S G伝熱部からアニュラス部への伝熱量（領域25）	kcal/s	Aループ
TEMP ( 205)	S G伝熱部からアニュラス部への伝熱量（領域26）	kcal/s	Aループ
TEMP ( 206)	S G伝熱部からアニュラス部への伝熱量（領域27）	kcal/s	Aループ
TEMP ( 207)	S G伝熱部からアニュラス部への伝熱量（領域28）	kcal/s	Aループ
TEMP ( 208)	S G伝熱部入口プレナムからアニュラス部への伝熱量	kcal/s	Aループ
TEMP ( 209)			
TEMP ( 210)	S G伝熱部入口プレナム平均温度	°C	Aループ
TEMP ( 211)	S G伝熱部入口プレナム自然循環力	kg/m <sup>3</sup>	Aループ
TEMP ( 212)	S G伝熱部入口プレナム構造材温度	°C	Aループ

表 2.2-8 プール変数表

変数名	意味	単位	備考
TEMP ( 231)	DHX 2次側出口冷却材温度	°C	Aループ
TEMP ( 232)	AC入口冷却材温度	°C	Aループ
TEMP ( 233)	AC出口冷却材温度	°C	Aループ
TEMP ( 234)	DHX 2次側入口冷却材温度	°C	Aループ
TEMP ( 235)	AC入口空気温度	°C	Aループ
TEMP ( 236)	AC出口空気温度	°C	Aループ
TEMP ( 237)	DHX 2次側冷却材平均温度	°C	Aループ
TEMP ( 238)	DHX 2次側冷却材自然循環力	kg/m <sup>3</sup>	Aループ
TEMP ( 239)	DHX 2次側冷却材構造材温度	°C	Aループ
TEMP ( 240)	AC入口配管冷却材平均温度	°C	Aループ
TEMP ( 241)	AC入口配管冷却材自然循環力	kg/m <sup>3</sup>	Aループ
TEMP ( 242)	AC入口配管冷却材構造材温度	°C	Aループ
TEMP ( 243)	AC冷却材平均温度	°C	Aループ
TEMP ( 244)	AC自然循環力	kg/m <sup>3</sup>	Aループ
TEMP ( 245)	AC構造材温度	°C	Aループ
TEMP ( 246)	AC出口配管冷却材平均温度	°C	Aループ
TEMP ( 247)	AC出口配管冷却材自然循環力	kg/m <sup>3</sup>	Aループ
TEMP ( 248)	AC出口配管冷却材構造材温度	°C	Aループ
TEMP ( 249)	AC空気流量	kg/m <sup>3</sup>	Aループ
TEMP ( 250)	ACダクト出口温度	°C	Aループ

表 2.2-9 プール変数表

変数名	意味	単位	備考
TEMP ( 251)	給水エンタルピ	Kcal/kg	Aループ
TEMP ( 252)	給水温度	°C	Aループ
TEMP ( 253)	再循環合流部エンタルピ	Kcal/kg	Aループ
TEMP ( 254)	再循環合流部温度	°C	Aループ
TEMP ( 255)	SG入口エンタルピ	Kcal/kg	Aループ
TEMP ( 256)	SG入口温度	°C	Aループ
TEMP ( 257)	SG出口エンタルピ	Kcal/kg	Aループ
TEMP ( 258)	SG出口温度	°C	Aループ
TEMP ( 259)			
TEMP ( 260)			
TEMP ( 261)	気水分離器出口エンタルピ	Kcal/kg	Aループ
TEMP ( 262)	気水分離器出口温度	°C	Aループ
TEMP ( 263)	再循環入口エンタルピ	Kcal/kg	Aループ
TEMP ( 264)	再循環入口温度	°C	Aループ
TEMP ( 265)			
TEMP ( 266)			
TEMP ( 267)	SG液相部密度	Kg/m <sup>3</sup>	Aループ
TEMP ( 268)	SG液相部領域長	m	Aループ
TEMP ( 269)	SG 2相部密度	Kg/m <sup>3</sup>	Aループ
TEMP ( 270)	SG 2相部領域長	m	Aループ
TEMP ( 271)	SG気相部密度	Kg/m <sup>3</sup>	Aループ
TEMP ( 272)	SG気相部領域長	m	Aループ
TEMP ( 273)	気水分離機液位	m	Aループ

表 2.2-10 プール変数表

変数名	意味	単位	備考
TEMP ( 3 0 1)	上部プレナム (1) (2) 温度差	CL (1)	℃ Aループ
TEMP ( 3 0 2)	上部プレナム (2) から RV 出口流量割合	CL (1)	- Aループ
TEMP ( )			Aループ
TEMP ( 3 1 0)	再循環流量制御系	CL (2)	Aループ
TEMP ( 3 1 1)	再循環流量制御系	CL (2)	Aループ
TEMP ( 3 1 2)	再循環流量制御系	CL (2)	Aループ
TEMP ( 3 1 3)	再循環流量制御系	CL (2)	Aループ
TEMP ( 3 1 4)	再循環流量制御系	CL (2)	Aループ
TEMP ( 3 1 5)	再循環流量制御系	CL (2)	Aループ
TEMP ( )			Aループ
TEMP ( 3 2 1)	主蒸気流量制御系	CL (3)	Aループ
TEMP ( 3 2 2)	主蒸気流量制御系	CL (3)	Aループ
TEMP ( 3 2 3)	主蒸気流量制御系	CL (3)	Aループ
TEMP ( 3 2 4)	主蒸気流量制御系	CL (3)	Aループ
TEMP ( 3 3 1)	1次系自然循環力	CL (4)	Aループ
TEMP ( 3 3 2)	1次系自然循環力	CL (4)	Aループ
TEMP ( 3 3 3)	1次系自然循環力	CL (4)	Aループ
TEMP ( )			Aループ
TEMP ( )			Aループ
TEMP ( )			Aループ
TEMP ( )			Aループ
TEMP ( )			Aループ

表 2.2-11 プール変数表

変 数 名	意 味	単 位	備 考
FLWN ( 1, 1)	1次系流量	kg/sec	Aループ
FLWN ( 2, 1)	炉内流量 (4ループ分)	kg/sec	
FLWN ( 3, 1)	炉上部プレナム (2) ~出口ノズル流量	kg/sec	
FLWN ( 4, 1)	炉上部プレナム (1) ~出口ノズル流量	kg/sec	
FLWN ( 1, 2)	2次系流量	kg/sec	Aループ
FLWN ( 1, 6)	水・蒸気系流量 (SG入口)	kg/sec	Aループ
FLWN ( 2, 6)	—		
FLWN ( 3, 6)	—		
FLWN ( 4, 6)	水・蒸気系流量 (主蒸気)	kg/sec	Aループ
FLWN ( 5, 6)	水・蒸気系流量 (給水)	kg/sec	Aループ
FLWN ( 6, 6)	水・蒸気系流量 (SG出口)	kg/sec	Aループ
FLWN ( 8, 6)	水・蒸気流量 (再循環)	kg/sec	Aループ
FLWN ( 9, 6)	水・蒸気流量 (SG流量入力)	kg/sec	Aループ

表 2.2-12 プール変数表

変数名	意味	単位	備考
PRSN ( 1, 1)	1次系基準圧力	kg/m <sup>2</sup>	
PRSN ( 1, 2)	2次系基準圧力	kg/m <sup>2</sup>	
PRSN ( 1, 6)	給水、再循環合流部圧力	kg/m <sup>2</sup>	
PRSN ( 2, 6)	気水分離器圧力	kg/m <sup>2</sup>	

表 2.2-13 プール変数表

変 数 名	意 味	単 位	備 考
PMPN ( 1, 1)	1次系ポンプ駆動トルク	kgm	
PMPN ( 2, 1)	1次系ポンプ回転数	rad/sec	
PMPN ( 3, 1)	1次系ポンプヘッド	kg/m <sup>3</sup>	
PMPN ( 4, 1)	1次系ポンプトリップ信号	—	
PMPN ( 5, 1)	1次系ボニーモータ起動信号	—	
PMPN ( 6, 1)	1次系ボニーモータトリップ信号	—	
PMPN ( 3, 2)	PRACS 2次系ポンプヘッド	kg/m <sup>3</sup>	

表 2.2-14 プール変数表

変数名	意味	単位	備考
VLVN ( 3, 1)	ACペーンダンバ圧損係数	—	