

JAERI-M  
89-195

高温工学試験研究炉用制御動特性解析  
コード“ASURA”の検証解析

1989年11月

藤本 望・中川 繁昭・露崎 典平  
丹治 幹雄\*・島川 佳郎\*・数土 幸夫

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

JAERI-M reports are issued irregularly.  
Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division, Department  
of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun,  
Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1989

---

編集兼発行 日本原子力研究所  
印 刷 日立高速印刷株式会社

高温工学試験研究炉用制御動特性解析コード  
"ASURA"の検証解析

日本原子力研究所大洗研究所高温工学試験研究炉開発部  
藤本 望・中川 繁昭・露崎 典平・丹治 幹雄\*  
島川 佳郎\*・数土 幸夫

(1989年10月27日受理)

本報は、高温工学試験研究炉（HTTR）の動特性解析コードASURAについて、その概要と検証解析についてまとめたものである。

ASURAコードはHTTRプラントシステムの制御特性解析を目的としているため、各種制御系を含めたプラント全体をモデル化している。

各種のパラメータサーベイを行い、モデルの妥当性の検討を行うとともに、検証解析として、BLOOST-J2コード、THYDE-HTGRコードとのクロスチェック解析及び実炉のデータによる検証解析を行った。その結果、ASURAコードの妥当性が確認された。

Verification of Plant Dynamics Analysis Code  
for HTTR "ASURA"

Nozomu FUJIMOTO, Shigeaki NAKAGAWA, Noriyoshi TUYUZAKI  
Mikio TANJI\*, Yoshio SHIMAKAWA\* and Yukio SUDO

Department of HTTR Project  
Oarai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received October 27, 1989)

This report presents the verification results of the HTTR (High Temperature engineering Test Reactor) plant dynamics analysis code "ASURA", which is a code for analysis of HTTR plant control system.

This report describes the analytical models and basic equations used in this code, evaluation of models, parameter survey, and cross check with other dynamics code, "BLOOST-J2" and "THYDE-HTGR", and analysis of Fort St. Vrain experiments for verification of the "ASURA" code. Through the cross check with the available codes for analysis of plant dynamics and verification with those experiments, it was confirmed that the "ASURA" code can be applicable for analysis of plant control system.

Keywords; HTTR, Plant Dynamics Code, ASURA, Control System, BLOOST-J2,  
THYDE-HTGR, Verification

---

\* Mitsubishi Atomic Power Industries, Inc.

## 目 次

1. はじめに .....	1
2. ASURAコードの概要 .....	2
2.1 解析体系及び基礎方程式 .....	2
2.2 モデルの妥当性検討 .....	37
2.3 感度解析及び評価 .....	46
3. 他コードとのクロスチェック .....	61
3.1 比較用コードの選定 .....	61
3.2 BLOOST-J2コードとのクロスチェック .....	62
3.3 THYDE-HTGRコードとのクロスチェック .....	76
4. 実験データによる検証解析 .....	91
5. まとめ .....	96
謝辞 .....	96
参考文献 .....	97

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Outline of ASURA code .....	2
2.1 Analytical models and basic equation .....	2
2.2 Evaluation of Analytical models .....	37
2.3 Parameter survey and evaluation .....	46
3. Cross check with other plant dynamics analysis codes .....	61
3.1 Selection of plant dynamics codes .....	61
3.2 Cross check with "BLOOST-J2" .....	62
3.3 Cross check with "THYDE-HTGR" .....	76
4. Verification with Fort St. Vrain experiments .....	91
5. Conclusion .....	96
Acknowledgments .....	96
References .....	97

## 1. は じ め に

日本原子力研究所では、高温ガス炉の技術基盤の確立並びに高温に関する先端的基礎研究のための試験研究炉として、高温工学試験研究炉（High Temperature engineering Test Reactor ; HTTR）の建設を進めている。<sup>1)</sup>

HTTRは、炉心の黒鉛ブロックに設けられている冷却材流路孔に燃料棒を挿入したピン・イン・ブロック型の燃料を使用し、熱出力30MW、原子炉出口冷却材温度950℃のヘリウム冷却型の高温ガス炉である。

HTTRでは炉心で発生した熱は、中間熱交換器、1次加圧水冷却器及び2次加圧水冷却器を介して加圧水に伝えられ、最終的には空気冷却器によって大気中へ放散される。また、原子炉スクラム時の崩壊熱除去のために補助冷却系及び炉容器冷却系が設けられている。

HTTRの特性解析には各種のコードが用いられているが、HTTRのプラント全体の制御特性解析としては、ASURAコード<sup>注)</sup>を用いている。

本報告書は、ASURAコードで用いている各種の計算モデルの概要とそのモデルの妥当性の検討、パラメーターサーベイ並びに他の検証されている計算コードとのクロスチェックによる検証解析及びFort. St. Vrain 炉の実験データによる検証解析についてまとめたものである。

---

注) 三菱原子力工業（株）が、原研と協力して作成開発した。三菱重工業株式会社所有コード。

## 2. ASURAコードの概要

### 2.1 解析体系及び基礎方程式

HTTRの主冷却系は、中間熱交換器（IHX）、1次加圧水冷却器（1次PWC）、2次加圧水冷却器（2次PWC）、空気冷却器（A/C）等から構成されている。また、補助冷却系は、補助ヘリウム冷却器（AHX）、空気冷却器等から構成されている。このほか、非常用の冷却系として原子炉圧力容器の周囲に炉容器冷却系（VCS）の水冷パネルが設けられている。

ASURAコードにおいては、原子炉、主冷却系、補助冷却系を含むプラント全体の制御動特性解析を目的としているため、Fig. 2.1.1に示すように原子炉、中間熱交換器、加圧水冷却器、補助冷却器、空気冷却器、炉容器冷却系をモデル化している。また、HTTRのプラントには原子炉出力30MW、原子炉出口冷却材温度950°Cの運転を安定して達成できるよう各種の制御系が設けられている。ASURAコードにおいては、Fig. 2.1.2に示すように原子炉出力制御系、原子炉出口温度制御系、原子炉入口温度制御系、加圧水温度制御系、各部の流量制御系、圧力制御系等を模擬している。

HTTRのシステム全体を模擬するためには、計算の対象となる系統、機器は多岐にわたるが、それらを応答の速さと境界条件となるプロセス量の種類という観点から整理し、Fig. 2.1.3に示すように、①炉心核計算、②原子炉及び熱交換器等の熱計算、③冷却材の流動計算、④ヘリウム循環機、弁等の動的機器の計算、⑤制御系及び安全保護系の計算の5つのグループに分類している。

ASURAコードでは、これらの各グループでの計算の内容に応じてTable 2.1.1に示すようなモジュールプログラムを設けている。これらの各モジュールの組合せを入力データで指定することにより複数個のモジュールを選択して、解析対象システムを構成する。

ここでは 計算モジュールごとにその解析モデルの概要と基礎方程式について述べる。

#### (1) 炉心核計算

##### (i) モデルの概要

核計算は、遅発中性子6群を考慮した1点近似動特性方程式により行なっている。反応度は、燃料及び減速材（黒鉛）の温度変化による反応度、制御棒の位置による反応度、照射物等による外部反応度を考慮している。燃料及び減速材の温度変化による反応度は、ある時間ステップ $\Delta t$ で原子炉熱計算から得られる燃料と減速材の温度範囲で、それぞれの温度係数を積分することにより求めている。なお、燃料温度及び減速材温度は体積平均温度を用いている。ただし、燃料コンパクトについては、減速材の体積として燃料コンパクト内の黒鉛の体積を考慮している。

動特性解析においては、中性子の個数が準静的に変化するとした即発跳躍近似を用いて動特性方程式を解いている。

(ii) 基礎式

$$\frac{d}{dt} n(t) = \frac{\rho(t) - \beta}{\ell} n(t) + \sum_{m=1}^6 \lambda_m C_m(t) \quad \dots\dots\dots (1)$$

$$\frac{d}{dt} C_m(t) = \frac{\beta_m}{\ell} n(t) - \lambda_m C_m(t) \quad (m=1 \sim 6) \quad \dots\dots\dots (2)$$

- $n(t)$  : 中性子数
- $C_m(t)$  :  $m$ 群の遅発中性子先行核密度 ( $m=1 \sim 6$ )
- $\beta_m$  :  $m$ 群の遅発中性子生成割合 ( $\beta = \sum_{m=1}^6 \beta_m$ )
- $\lambda_m$  :  $m$ 群の先行核の崩壊定数
- $\ell$  : 即発中性子寿命
- $\rho(t)$  : 全反応度

$$\rho(t) = \rho_{rod}(t) + \rho_F(t) + \rho_M(t) + \rho_{ex} \quad \dots\dots\dots (3)$$

- $\rho_{rod}(t)$  : 制御棒位置変化による反応度
- $\rho_F(t)$  : 燃料温度変化による反応度
- $\rho_M(t)$  : 減速材温度変化による反応度
- $\rho_{ex}$  : 外部反応度

$$\rho_F(t) = \int_{T_F(t)}^{T_F(t+\Delta t)} \alpha_F(T_F) dT_F \quad \dots\dots\dots (4)$$

$$\rho_M(t) = \int_{T_M(t)}^{T_M(t+\Delta t)} \alpha_M(T_M) dT_M \quad \dots\dots\dots (5)$$

- $\alpha_F(T_F)$  : ドプラ係数
- $\alpha_M(T_M)$  : 減速材温度係数
- $T_F(t)$  : 燃料平均温度
- $T_M(t)$  : 減速材温度

(2) 原子炉熱計算

(i) モデルの概要

H T T R の炉心は、原子炉圧力容器の中に燃料ブロック、可動反射体、固定反射体、側部遮蔽体等が配置されており、原子炉圧力容器の外側には炉容器冷却系 (V C S) の水冷パネルが設けられている。

原子炉圧力容器へ流入した冷却材は原子炉圧力容器下鏡部から固定反射体と側部遮蔽体の間の流路、側部遮蔽体と原子炉圧力容器の間の2つの流路を通過して上方へ流れ、原子炉圧力容器上鏡部で混合、反転して下降流となり炉心へ流入する。炉心で昇温された冷却材は炉床部に設けられている高温プレナムを通り、二重配管の内管を通過して炉外へと導かれる。

H T T R の燃料は、黒鉛スリーブに燃料コンパクトを挿入して燃料棒とし、この燃料棒を黒



鉛ブロックの冷却孔に挿入したピン・イン・ブロック型の燃料となっている。

原子炉圧力容器内の模式図とA S U R Aコードでの原子炉熱計算モデルをFig. 2. 1. 4に示す。本モデルでは、原子炉を炉心部（燃料コンパクト、黒鉛スリーブ、黒鉛ブロック等）と側部チャンネル部（固定反射体、側部可動反射体、側部遮へい体、原子炉圧力容器、V C S水冷パネル）及びその他の構造物に分け、それぞれ次のようにモデル化している。

#### (イ) 炉心部

炉心部は1本の燃料棒で代表させた単チャンネルモデルで表す。燃料チャンネルは燃料コンパクト、黒鉛スリーブ、冷却材流路、黒鉛ブロックを同心円状に配置し、燃料チャンネルの上下に可動反射体を配置している。燃料チャンネルと上部及び下部可動反射体の間は断熱境界としている。

A S U R Aコードにおいては、冷却材であるヘリウムの密度が小さいこと、流量が大きいこと等から、温度の時間微分項を無視した定常近似を用いている。

炉心部の温度分布は2次元 $r-Z$ 座標系の熱伝導方程式を解くことにより求める。ここでは径方向、軸方向についてギャップ、冷却材等も考慮した等価熱伝導率<sup>2)</sup>を定義して解いている。

炉容器冷却系（V C S）による除熱を考慮するため、黒鉛ブロックの外周では定常状態においてはV C Sによる除熱量の燃料チャンネル1チャンネル当りの熱量が外部へ放出されるという条件を与えている。過渡状態においては、側部チャンネル部の固定反射体の径方向温度分布から径方向の熱流束を求め、これに相当する熱流束が次の時間ステップにおいて黒鉛ブロック外周から外部へ移動するとしている。

燃料コンパクトと黒鉛スリーブの間のギャップ部ではふく射による伝熱とギャップ内のヘリウムガスによる熱伝導による伝熱を考えている。

冷却材流路における熱伝達相関式は、炉心設計に用いられている式を用いている。また、黒鉛スリーブと黒鉛ブロックの間にはふく射による伝熱を考慮している。

軸方向のメッシュ分割は、上部可動反射体を1メッシュ、燃料部（燃料ブロック5段分）を10メッシュ、下部可動反射体を1メッシュに分割している。

半径方向については、燃料コンパクト部を3分割、黒鉛スリーブ部及び黒鉛ブロック部はそれぞれ2分割としている。

#### (ロ) 側部チャンネル部

側部チャンネル部では固定反射体（側部の可動反射体も含む）、側部遮へい体、原子炉圧力容器（胴部のみ）及びV C S水冷パネルまでをモデル化している。

側部チャンネルの温度分布は、炉心部と同様に2次元 $r-Z$ 座標系の熱伝導方程式を解くことにより求める。冷却材については、炉心部と同様に温度の時間微分項を無視した定常近似を用いている。

軸方向のメッシュ分割は、炉心部の上部可動反射体の側部に当たる部分を1メッシュ、燃料の側部に当たる部分を2メッシュ、下部可動反射体の側部に当たる部分を1メッシュ、残りの下部を1メッシュの5メッシュに分割している。

半径方向については、固定反射体部及び側部遮へい体部をそれぞれ2分割、原子炉圧力容

器部は1分割としている。

境界条件としては、VCS水冷パネルの表面を一定温度境界（60°C）とし、チャンネルの上下境界は断熱境界としている。固定反射体内側には熱伝導率無限大の仮想メッシュを考え、ここに炉心部の黒鉛ブロック最外周メッシュの温度から得られる温度  $T_{Bi}$  を時間ステップ毎に与える。

$T_{Bi}$  は次の式から定める。

$$T_{Bi} = f \frac{\sum_{j=1}^n T_{bj}}{n}$$

- $T_{Bi}$  : 仮想メッシュ  $i$  の温度
- $T_{bj}$  : 仮想メッシュ  $i$  の横に存在する黒鉛ブロック  $j$  の最外周メッシュの温度
- $n$  : 仮想メッシュ  $i$  の横に存在する黒鉛ブロックの軸方向メッシュ数
- $f$  : 熱収支をとるための調整係数（一定）

ここで、 $f$  は定常状態において炉心部の入口温度が炉心設計から得られる温度<sup>3)</sup>（約 410°C）となり、かつ原子炉出口温度が所定の温度（850°Cもしくは950°C）となるように定める。換言すれば、 $f$  を変化させることによりVCSによる除熱量を調節することとなる。また、最下段のメッシュ（炉床部の固定反射体に相当）においては、内側に対応する炉心部のメッシュがないことから、内側を断熱境界としている。

固定反射体と側部遮へい体間の流路及び側部遮へい体と原子炉压力容器間の流路において、冷却材と構造材の間の熱伝達を考慮している。また、固定反射体と側部遮へい体、側部遮へい体と原子炉压力容器の間にはふく射による伝熱を考慮している。

原子炉压力容器からVCS水冷パネルへの伝熱はふく射による伝熱のみを考慮している。これは、原子炉压力容器からVCS水冷パネルへの伝熱のうち、ふく射による伝熱量が全体の90%程度であること、<sup>3)</sup>プラント動特性の観点から、原子炉出口温度の挙動評価のためにはVCSへの伝熱量を模擬することで十分と考えられるためである。

(v) その他の構造物

原子炉压力容器内のその他の構造物として、原子炉压力容器上鏡／下鏡部、炉床部及び制御棒ブロックを考えている。これらの構造物は全て1点で考え、冷却材との熱交換を考えるモデルとしている。

(ii) 基礎式

2次元R-Z体系熱伝導方程式

$$\rho C \frac{\partial}{\partial t} T(r, z, t) = \frac{1}{r} \cdot \frac{\partial}{\partial r} \left\{ k_R r \frac{\partial}{\partial r} T(r, z, t) \right\} + k_z \frac{\partial^2}{\partial z^2} T(r, z, t) + Q(r, z, t) \dots\dots (6)$$

- $\rho$  : 密度
- $C$  : 比熱
- $T$  : 温度
- $k_R$  : 半径方向等価熱伝導率
- $k_z$  : 軸方向等価熱伝導率
- $Q$  : 発熱密度

ヘリウム温度計算

$$C_H G_H \frac{dT_H}{dZ} = \Sigma UA (T_i - T_H) \dots\dots\dots (7)$$

- $C_H$  : ヘリウムの比熱
- $G_H$  : ヘリウムの質量流量
- $T_H$  : ヘリウムの温度
- $U$  : 熱伝達係数
- $A$  : 単位長さ当りの伝熱面積
- $T_i$  : ヘリウムに接する構造材表面温度

(iii) 計算手法

炉心の温度計算は、固体では非定常2次元熱伝導方程式をADI法<sup>4)</sup> (alternating direction implicit method) により解き、冷却材では定常近似の1次元熱伝達式を解いている。以下にその概略を示す。

(1) 温度計算の差分方程式

(6)式の非定常2次元熱伝導方程式は、差分化して次に示す形となる。(Fig.2.1.5参照)

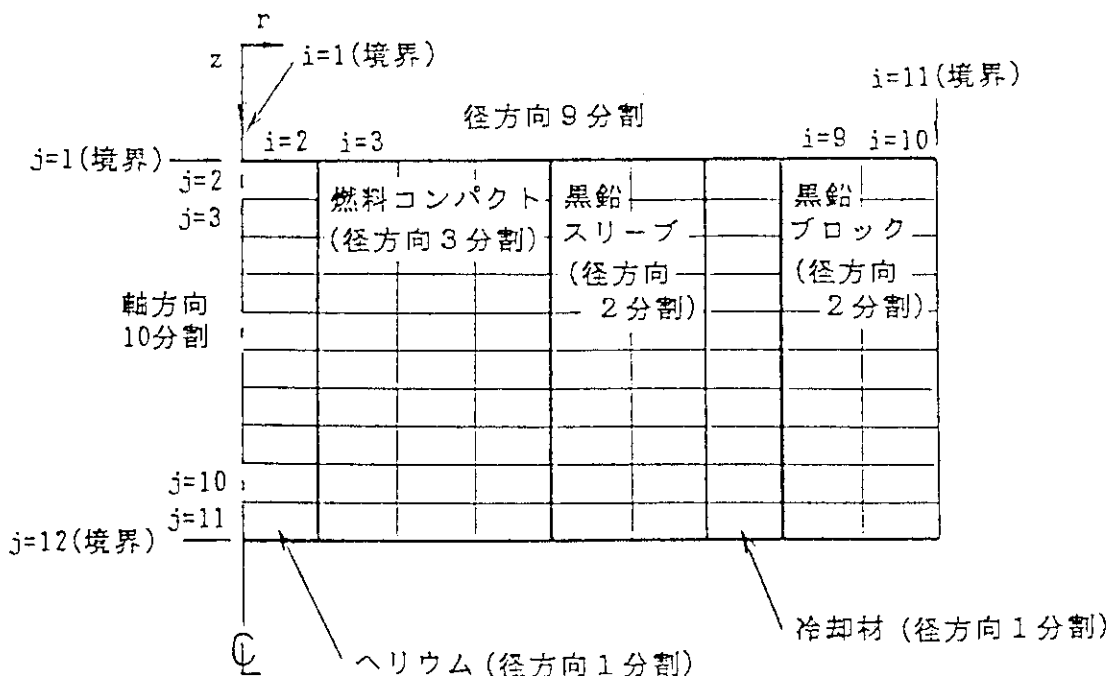
$$\begin{aligned} & \frac{\rho c V(i, j)}{\Delta t} \{T^{n+1}(i, j) - T^n(i, j)\} \\ & = \frac{kr^n(i, j) Ar(i, j)}{Dr(i)} \{T^n(i-1, j) - T^n(i, j)\} \\ & - \frac{kr^n(i-1, j) Ar(i-1, j)}{Dr(i-1)} \{T^n(i, j) - T^n(i-1, j)\} \\ & + \frac{kz^n(i, j) Az(i, j)}{Dz(j)} \{T^n(i, j+1) - T^n(i, j)\} \\ & - \frac{kz^n(i, j-1) Az(i, j-1)}{Dz(j-1)} \{T^n(i, j) - T^n(i, j-1)\} \\ & + q^n(i, j) V(i, j) \dots\dots\dots (8) \end{aligned}$$

- $\rho$  : 密度       $c$  : 比熱       $\Delta t$  : 時間ステップ
- $kr(i, j)$  : 径方向メッシュ  $i$  と  $i+1$  の間の熱伝導率 (固体) 又は等価熱伝導率 (境界)

- $k_z(i, j)$  : 軸方向メッシュ  $j$  と  $j + 1$  の間の熱伝導率 (固体) 又は等価熱伝導率 (境界)
- $V(i, j)$  : メッシュの体積
- $T(i, j)$  : メッシュの温度
- $A_r(i, j)$  : 径方向メッシュ  $i$  と  $i + 1$  の間の伝熱面積
- $A_z(i, j)$  : 軸方向メッシュ  $j$  と  $j + 1$  の間の伝熱面積
- $Dr(i)$  : メッシュ点  $(i, j)$  とメッシュ点  $(i + 1, j)$  の径方向の間隔
- $Dz(j)$  : メッシュ点  $(i, j)$  とメッシュ点  $(i, j + 1)$  の軸方向の間隔
- $q(i, j)$  : メッシュの発熱密度
- $n$  :  $t = n \Delta t$  での値
- $n + 1$  :  $t = (n + 1) \Delta t$  での値

この差分方程式での境界条件の取扱いは、以下のようなになる。ここでは、例として下図に示す炉心部のモデルについて、内側を断熱境界、外側を一定温度 ( $60^\circ\text{C}$ ) とした場合について示す。

軸方向10分割、径方向9分割の炉心部のモデルに対して、下図中に示すようにメッシュ番号を付けており、境界に接する固体の温度計算の差分方程式は、次に示すとおりである。



i) 内側境界が断熱の場合 ( $i = 1$ )

$i = 2$  の固体の温度を求めるため、(8)式に断熱条件とするために近似的に  $kr(1, j) = 10^{-6}$  を代入し、次式のように求めている。

$$\begin{aligned}
 & \frac{\rho c V(2, j)}{\Delta t} \{T^{n+1}(2, j) - T^n(2, j)\} \\
 &= \frac{k r^n(2, j) A r(2, j)}{D r(2)} \{T^n(3, j) - T^n(2, j)\} \\
 & - \frac{k r^n(1, j) A r(1, j)}{D r(1)} \{T^n(2, j) - T^n(1, j)\} \\
 & + \frac{k z^n(2, j) A z(2, j)}{D z(j)} \{T^n(2, j+1) - T^n(2, j)\} \\
 & - \frac{k z^n(2, j-1) A z(2, j-1)}{D z(j-1)} \{T^n(2, j) - T^n(2, j-1)\} \\
 & \dots\dots\dots (9)
 \end{aligned}$$

ii) 外側境界が一定温度 (60°C) の場合 (i = 11)

i = 10の固体の温度を求めるため, (8)式に T (11, j) = 60 (一定)を代入し, 次式のよう  
に求めている。

$$\begin{aligned}
 & \frac{\rho c V(10, j)}{\Delta t} \{T^{n+1}(10, j) - T^n(10, j)\} \\
 &= \frac{k r^n(10, j) A r(10, j)}{D r(10)} \{T^n(11, j) - T^n(10, j)\} \\
 & - \frac{k r^n(9, j) A r(9, j)}{D r(9)} \{T^n(10, j) - T^n(9, j)\} \\
 & + \frac{k z^n(10, j) A z(10, j)}{D r(j)} \{T^n(10, j+1) - T^n(10, j)\} \\
 & - \frac{k z^n(10, j-1) A z(10, j-1)}{D z(j-1)} \{T^n(10, j) - T^n(10, j-1)\} \\
 & \dots\dots\dots (10)
 \end{aligned}$$

A S U R Aでは, 体系内の非定常温度分布を与えられた上記 i), ii) の境界条件のもと  
で解いている。

上下境界 (j 方向) についても, 径方向と同様に計算している。

(ロ) 冷却材の温度計算

冷却材の温度は, 入口温度を境界条件として, 上記の手法により得られた温度分布から得  
た表面温度 T<sub>s1</sub>, T<sub>s2</sub> に基づいて, 次式に示す定常近似の1次元熱伝達式により求めている。

$$W C \frac{dT}{dz} = U_1 A_1 (T_{s1} - T) + U_2 A_2 (T_{s2} - T) \dots\dots\dots (11)$$

ここで,      W : 流量                      C : 比熱                      T : 冷却材の温度  
                  U : 熱伝達率      A : 単位長さ当たりの伝熱面積      T<sub>s</sub> : 固体の表面温度  
                  (添字 1 : 冷却材流路の内表面, 添字 2 : 冷却材流路の外表面)

(11)式を差分化すると、(Fig. 2. 1. 6 参照)

$$T^{\text{out}}(8, j) = \frac{M(j)}{H(j)} - \left( \frac{M(j)}{H(j)} - T^{\text{in}}(8, j) \right) \exp\left(-\frac{H(j)}{WC}\right) \quad (12)$$

$$T^{\text{in}}(8, j) = \frac{M(j)}{H(j)} - \frac{WC}{H(j)} (T^{\text{out}}(8, j) - T^{\text{in}}(7, j)) \quad \dots\dots (13)$$

$T^{\text{out}}(8, j)$  : メッシュ  $j$  での出口冷却材温度

$T^{\text{in}}(8, j)$  : メッシュ  $j$  での入口冷却材温度

$M(j)$  : メッシュ  $j$  での  $U_1 A_1 + U_2 A_2$

$H(j)$  : メッシュ  $j$  での  $U_1 A_1 T_{s1}^{\text{in}} + U_2 A_2 T_{s2}^{\text{in}}$

なお、固体の表面温度  $T_{s1}$ ,  $T_{s2}$  は、固体内部の温度勾配から求める。

(ハ) 計算の流れ

(1) 定常温度計算

A S U R A の温度計算においては、体系全体の熱収支を保存するように、固体と冷却材の境界で等価熱伝導率を適用して解いている。等価熱伝導率は、冷却材温度、固体表面温度及び冷却材に接する固体メッシュの温度の関数であり、体系全体の熱収支が保存された状態では、冷却材温度、固体表面温度及び冷却材に接する固体メッシュの温度が定まれば等価熱伝導率は一義的に定まる。初期の定常状態の決定に当たっては、(8), (9), (10), (11), (12), (13) 式の繰り返し計算によって冷却材温度、固体表面温度及び冷却材に接する固体メッシュの温度の収束解を求めている。

(2) 非定常温度計算

動特性解析では、定常計算と同様に、1ステップ前の冷却材温度、固体表面温度及び冷却材に接する固体メッシュの温度に基づいて得られる等価熱伝導率を用いて(8), (9), (10) 式を解くことにより固体内及び冷却材の温度分布を求めている。これをもとに(12), (13) 式を解いて新しいステップの冷却材温度を求めている。非定常状態における等価熱伝導率の変化率は小さいことから1ステップ前の計算結果に基づいて等価熱伝導率を評価している。

炉心部、側部チャンネル部での計算の流れを Fig. 2. 1. 7 に示す。

(3) 中間熱交換器熱計算

(i) モデルの概要

中間熱交換器 (I H X) は、ヘリウム-ヘリウムのヘリカルコイル型熱交換器であり、胴側流体は1次ヘリウム、管側流体は2次ヘリウムである。1次ヘリウムは二重配管の内管から I H X 内に入り、伝熱管部の2次ヘリウム等と熱交換を行った後、ヘリウム循環機で昇圧され、I H X の胴部を流れて二重配管の外管へと流れる。2次ヘリウムは2次ヘリウム配管の外管から I H X 内へ入り、伝熱管内を流れ、1次ヘリウムと熱交換を行った後、センターパイプへ集められ、2次ヘリウム配管の内管を通して I H X 外へ導かれる。

I H X の模式図と解析モデルを Fig. 2. 1. 8 に示す。本モデルは、伝熱管部、センターパイプ部、胴部及びヘリウム循環機より構成され、それぞれ次のようにモデル化している。

## (イ) 伝熱管部

伝熱管部は1本の伝熱管で代表させた単チャンネルモデルで表し、対向流型熱交換器としてモデル化している。伝熱管部は流れ方向に20分割し、各々のメッシュで1次ヘリウム、伝熱管、2次ヘリウムの中の熱伝達を考える。伝熱管とヘリウムの中の熱伝達相関式はヘリカルコイル型伝熱管の特性を考慮した式を用いている。ここでは伝熱管の軸方向の熱伝導は無視している。

IHX内において、1次ヘリウムは伝熱管のみでなくセンターパイプ部、外胴部とも接している。そのため、1次ヘリウムとセンターパイプ及び外胴との熱伝達を考慮している。Fig. 2.1.8において、A-B間の1次ヘリウムとA'-B'間の1次ヘリウムは同じものであり、1つのメッシュの1次ヘリウムは伝熱管、センターパイプ及び外胴と熱交換を行う。ヘリウムの温度計算においては、ヘリウムの密度が小さいこと、流量が大きいこと等から温度の時間微分項を無視した定常近似を用いている。

## (ロ) センターパイプ部及び胴部

センターパイプ部では、マニホールド、断熱材及びセンターパイプを介した1次ヘリウムと2次ヘリウムとの熱交換の計算を行う。ここでは軸方向に20分割し、それぞれ径方向の温度分布は多重円筒の熱通過の式から求める。また、センターパイプ部での軸方向の熱伝導は無視している。

胴部についてもセンターパイプ部と同様に軸方向に20分割し、半径方向の温度分布は多重円筒での熱通過の式より求める。ここで、外胴部の外側は断熱境界としている。

また、ヘリウムの温度計算については、温度の時間微分項を無視した定常近似を用いている。

## (ハ) ヘリウム循環機

ここではヘリウム循環機での昇圧によるヘリウムの温度上昇を理想気体の断熱圧縮モデルにより計算する。また、ヘリウム循環機の入口、出口配管の熱容量をそれぞれ1点で近似し、冷却材との熱交換を計算する。

## (ii) 基礎式

ヘリウム温度計算

$$C_H G_H \frac{dT_H}{dz} = \sum UA (T_i - T_H) \quad \dots\dots\dots (14)$$

構造材温度計算

$$C_s M_s \frac{dT_s}{dt} = \sum UA (T_j - T_s) \quad \dots\dots\dots (15)$$

- C : 比熱
- G : 質量流量
- M : 単位長さ当りの重量
- U : 熱伝達係数
- A : 単位長さ当りの伝熱面積
- T : 温度

添字 H : ヘリウム

S : 構造材

i : ヘリウムに接する構造材

j : 構造材に接するヘリウムまたは他の構造材

ヘリウム循環機による昇温計算

$$T_{out} = T_{in} \frac{\left\{ \left( \frac{P_{out}}{P_{in}} \right)^{\frac{\kappa-1}{\kappa}} - 1 \right\}}{\eta} \quad \dots\dots\dots (16)$$

$T_{out}$  : ヘリウム出口温度

$T_{in}$  : ヘリウム入口温度

$P_{out}$  : 出口圧力

$P_{in}$  : 入口圧力

$\kappa$  : 比熱比

$\eta$  : 循環機効率

#### (4) 加圧水冷却器熱計算

##### (i) モデルの概要

加圧水冷却器 (PWC) は、シェル・アンド・チューブ型の熱交換器であり、管側流体は加圧水、胴側流体はヘリウムである。ヘリウムは、二重配管の内管からPWC内へはいり、伝熱管の加圧水と熱交換をおこなった後PWC外に設けられているヘリウム循環機で昇圧され、PWCの胴部を流れて二重配管の外管へと導かれる。

1次PWCの模式図及び解析モデルをFig. 2.1.9に、2次PWCの模式図及び解析モデルをFig. 2.1.10に示す。本モデルはいずれも伝熱管部、胴部、ヘリウム循環機より構成され、それぞれ次のようにモデル化している。

##### (イ) 伝熱管部

伝熱管部は一本の伝熱管で代表させた単チャンネルモデルで表している。伝熱管は加圧水の流れ方向にメッシュ分割しており、1次及び2次PWCのバッフル板の枚数を考慮してそれぞれ8分割、14分割としている。ヘリウムの流れはバッフル板による流れ方向の変化を模擬したものとなっている。

胴側流体であるヘリウムは伝熱管とともに胴部とも接している。そのため、伝熱管部のヘリウムは伝熱管と胴部の構造材と熱伝達を行うようモデル化している。

ヘリウムの温度計算では、ヘリウムの密度が小さいこと、流量が大きいこと等から、温度の時間微分項を無視した定常近似を用いている。

##### (ロ) 胴部

胴部ではライナ、断熱材、内胴、ヘリウム及び外胴をモデル化しており、伝熱管部のヘリウムと熱交換を行う。

胴部は流れ方向に分割し、構造材部では多重円筒の熱通過の式から、ヘリウムについては定常近似を用いたエネルギー方程式から温度分布を求める。ここで、軸方向の熱伝導は無視



しており、外胴の外側は断熱境界としている。

(i) ヘリウム循環機

ここではヘリウム循環機での昇圧によるヘリウムの温度上昇を理想気体の断熱圧縮モデルにより近似する。また、ヘリウム循環機の入口、出口配管の熱容量をそれぞれ一点で近似し、冷却材との熱交換を計算する。

(ii) 基礎式

ヘリウム温度計算

$$C_H G_H \frac{dT_H}{dz} = \sum_i UA (T_i - T_H) \quad \dots\dots\dots (17)$$

加圧水温度計算

$$C_w M_w \frac{\partial T_w}{\partial t} + C_w G_w \frac{\partial T_w}{\partial z} = \sum_j UA (T_i - T_w) \quad \dots\dots\dots (18)$$

構造材温度計算

$$C_s M_s \frac{dT_s}{dt} = \sum_k UA (T_k - T_s) \quad \dots\dots\dots (19)$$

- C : 比熱
- G : 質量流量
- M : 単位長さ当りの重量
- T : 温度
- U : 熱伝達率
- A : 単位長さ当りの伝熱面積
- 添字 H : ヘリウム
- W : 加圧水
- S : 構造材
- i : ヘリウムに接する構造材
- j : 加圧水に接する構造材
- k : 構造材に接するヘリウム、加圧水または他の構造材

ヘリウム循環機による昇温計算

$$T_{out} = T_{in} \frac{\left\{ \left( \frac{P_{out}}{P_{in}} \right)^{\frac{\kappa-1}{\kappa}} - 1 \right\}}{\eta} \quad \dots\dots\dots (20)$$

- T<sub>out</sub> : ヘリウム出口温度
- T<sub>in</sub> : ヘリウム入口温度
- P<sub>out</sub> : 出口圧力
- P<sub>in</sub> : 入口圧力
- κ : 比熱比
- η : 循環機効率

(5) 空気冷却器熱計算

(i) モデルの概要

空気冷却器 (A/C) は、炉心から IHX, PWC を経て運ばれた熱を最終的に大気へ放出するものであり、フィン付 U 字型伝熱管のエアクーラーである。解析モデルを Fig. 2. 1.11 に示す。本モデルは、1 本の伝熱管で代表させた単チャンネルモデルであり、空気は伝熱管に対し直行流となるようにモデル化している。

伝熱管は軸方向に 6 分割しており、伝熱管の軸方向の熱伝導は無視している。また空気については流れに対して垂直方向の混合は無視している。空気と伝熱管の間の熱伝達相関式はフィン付伝熱管の特性を考慮したものをを用いている。

(ii) 基礎式

加圧水温度計算

$$C_w M_w \frac{\partial T_w}{\partial t} + C_w G_w \frac{\partial T_w}{\partial z} = UA (T_t - T_w) \quad \dots\dots\dots (21)$$

空気温度計算

$$C_a G_a \frac{dT_a}{z} = UA (T_t - T_a) \quad \dots\dots\dots (22)$$

伝熱管温度計算

$$C_t M_t \frac{dT_t}{dt} = UA (T_w - T_t) + UA (T_a - T_t) \quad \dots\dots\dots (23)$$

- C : 比熱
  - M : 単位長さ当りの重量
  - G : 質量流量
  - T : 温度
  - U : 熱伝達係数
  - A : 単位長さ当りの伝熱面積
- 添字 W : 加圧水  
t : 伝熱管  
a : 空気

(6) 二重配管熱計算

(i) モデルの概要

H T T R においては、1 次冷却系配管及び 2 次ヘリウム冷却系配管は二重配管となっており、内管に高温ヘリウム、外管に低温ヘリウムが流れる構造となっている。二重配管の解析モデルを Fig. 2. 1.12 に示す。本モデルは高温側、低温側ヘリウム及び構造材 (ライナ、断熱材、内管、外管) よりなる単チャンネルモデルである。構造材部の温度は多重円筒の熱通過の式から温度分布を求める。構造材の軸方向の熱伝導は無視しており、外管の外側は断熱境界としている。ヘリウムの温度計算についてはヘリウムの比熱が小さいこと等から温度の時間微分項を無視した定常近似を用いている。

モデル化においては、同図中に示すようにA～D部に分け、それぞれを流れ方向に4分割してモデル化している。

(ii) 基礎式

ヘリウム温度計算

$$C_H G_H \frac{dT_H}{dz} = \sum_i UA (T_i - T_H) \quad \dots\dots\dots (24)$$

構造材温度計算

$$C_s M_s \frac{dT_s}{dt} = \sum_j UA (T_j - T_s) \quad \dots\dots\dots (25)$$

- C : 比熱
  - G : 質量流量
  - M : 単位長さ当りの重量
  - T : 温度
  - U : 熱伝達係数
  - A : 単位長さ当りの伝熱面積
- 添字 H: ヘリウム  
 s : 構造材  
 i : ヘリウムに接する構造材  
 j : 構造材に接するヘリウムまたは他の構造物

(7) 加圧水配管熱計算

(i) モデルの概要

H T T Rの加圧水配管は、空気冷却器と1次及び2次PWCをつなぐものであり、単管の構造となっている。そのため、モデル化においては加圧水については配管の熱容量を考慮した多次遅れ、またはむだ時間モデルで近似している。

(ii) 基礎式

加圧水温度計算

$$C_w M_w \frac{\partial T_w}{\partial t} + C_w G_w \frac{\partial T_w}{\partial z} = UA (T_s - T_w) \quad \dots\dots\dots (26)$$

配管温度計算

$$C_s M_s \frac{dT_s}{dt} = UA (T_w - T_s) \quad \dots\dots\dots (27)$$

- C : 比熱
- M : 単位長さ当りの重量
- T : 温度
- G : 質量流量
- U : 熱伝達係数
- A : 単位長さ当りの伝熱面積

添字 w : 加圧水

s : 配管

## (8) 完全混合部熱計算

## (i) モデルの概要

機器の出入口部にあるプレナム及び配管の分岐，合流部等の冷却材の混合が行われる部分については，構造材の熱容量を考慮した1点近似の完全混合モデルにより近似している。

## (ii) 基礎式

流体温度計算

$$C_f M_f \frac{\partial T_f}{\partial t} + C_f G_f \frac{\partial T_f}{\partial z} = UA (T_s - T_f) \quad \dots\dots\dots (28)$$

構造材温度計算

$$C_s M_s \frac{dT_s}{dt} = UA (T_f - T_s) \quad \dots\dots\dots (29)$$

- C : 比熱  
M : 単位長さ当りの重量  
T : 温度  
G : 質量流量  
U : 熱伝達係数  
A : 単位長さ当りの伝熱面積

添字 f : 流体

S : 構造材

## (9) 冷却材流動計算

## (i) モデルの概要

本モデルでは冷却材の流れをいくつかの圧力ノードと流路で代表させた1次元の流路網（フローネットワーク）で近似し，圧力ノードにおける質量保存則及び流路における運動量保存則を連立して解き，冷却材の流量及び圧力分布を求める。本モデルの特徴を以下に述べる。

- (イ) 入力データにより任意の流路網モデルを構成できる汎用モデルである。Fig. 2. 1.13に流路網モデルを示す。  
(ロ) 任意の流路上に，駆動源（ヘリウム循環機，加圧水ポンプ）を設置できる。また，任意の流路上にバルブを設置できる。  
(ハ) 加圧水の流量計算を行う場合，任意の圧力ノードに液面を設置できる。また，液面のカバーガス給排気，加圧水の温度変化による液位変動を模擬できる。  
(ニ) ヘリウムの流動計算を行う場合，ヘリウムの温度変化に伴う圧力変動を模擬できる。

## (ii) 基礎式

運動量保存則

圧力ノード i, j 間の流路 k について次の運動量保存則を与える。

$$\frac{L_k}{A_k g} \frac{d}{dt} G_k = P_i - P_j + \Delta H_k + \Delta P_k - f_k |G_k| G_k - v_k |G_k| G_k \quad \dots\dots\dots (30)$$

質量保存則

圧力ノード i について，次の質量保存則を考える。

$$\sum_k G_{ik} = 0 \quad \dots\dots\dots (31)$$

- L : 流路の長さ
- A : 流路断面積
- G : 流量
- P : 圧力
- $\Delta H$  : 自然循環ヘッド
- $\Delta P$  : ポンプヘッド
- f : 機器，配管の損失係数
- v : 弁の損失係数
- g : 重力加速度

ここで，自然循環ヘッド  $\Delta H$  は，冷却材の温度変化に伴う変動を考慮している。

10 ヘリウム循環機，加圧水ポンプモデル

(i) モデルの概要

ヘリウム循環機，加圧水ポンプは角運動量保存則により負荷トルク，駆動トルクから回転数を計算し，Q-H特性式を基にヘッドを計算する。

(ii) 基礎式

回転数計算式

$$\frac{J}{4g} \frac{dN}{dt} = T_D - T_F \quad \dots\dots\dots (32)$$

$$T_F = \frac{QH}{\eta \rho N} \quad \dots\dots\dots (33)$$

Q-H特性式

$$H = aN^2 + bNQ + cQ^2 \quad \dots\dots\dots (34)$$

- J : 慣性モーメント
- N : 回転数
- $T_D$  : 駆動トルク
- $T_F$  : 負荷トルク
- Q : 流量
- H : 揚程

- $\eta$  : 効率
- $\rho$  : 流体の比重
- a, b, c : フィッティング係数

11) 加圧水流量調節弁モデル

(i) モデルの概要

弁の開度は、開度指令信号に対して、(むだ時間+1次遅れ要素)の動特性を考慮している。また、弁の圧力損失係数、実機の特性を模擬している。

(ii) 基礎式

弁開度動作特性式

$$\tau \frac{dy(t)}{dt} = x(t - T) - y(t) \quad \dots\dots\dots (35)$$

圧損特性式

$$v = \frac{k}{Cv^2} \quad \dots\dots\dots (36)$$

$$Cv = (Cv)_{\min} \left( \frac{(Cv)_{\max}}{(Cv)_{\min}} \right)^{\frac{y(t)}{y_{\max}}} \quad \dots\dots\dots (37)$$

- $y(t)$  : 弁開度
- $\tau$  : 弁開閉動作における1次遅れ時定数
- $x(t)$  : 弁開度指令信号
- $T$  : 弁開閉動作におけるむだ時間
- $v$  : 弁における損失係数
- $k$  : 定数
- $Cv$  : バルブのCv値
- 添字 max : 最大値
- min : 最小値

12) 制御系、安全保護系モデル

本コードの制御系、安全保護系のモデルは、一般的な制御系を構成する基本要素である検出器要素、PID要素、非線形要素及び演算要素を持ち、これらの各要素を入力データで組み合わせることにより任意の制御系を構成することができる。

H T T Rの制御特性解析においては、Fig. 2. 1. 2に示すような各種の制御系を用いた解析を行っている。Fig. 2. 1. 14～2. 1. 22に各制御系の主要要素のブロック図を示す。

- Fig. 2. 1. 14 原子炉出口温度制御系
- Fig. 2. 1. 15 原子炉出力制御系
- Fig. 2. 1. 16 原子炉入口温度制御系
- Fig. 2. 1. 17 加圧水温度制御系
- Fig. 2. 1. 18 1次加圧水冷却器流量制御系

- Fig. 2. 1.19 中間熱交換器流量制御系
- Fig. 2. 1.20 1次冷却材圧力制御系
- Fig. 2. 1.21 1次・2次ヘリウム差圧制御系
- Fig. 2. 1.22 1次冷却材・加圧水差圧制御系

Table 2.1.1 モジュールプログラム一覧

No.	分類	機能	モデルの概要
1	核計算 モジュール	炉心核計算	1点近似核動特性方程式（遅発中性子6群）を解く。
2	熱計算 モジュール	原子炉熱計算	炉心部は一本の燃料ピンで代表させた単チャンネルモデル。2次元R-Z体系の伝熱方程式を解く。反射体遮蔽体，原子炉容器等をモデル化。
		中間熱交換器熱計算	一本の伝熱管で代表させた単チャンネルモデル。流れ方向1次元の伝熱方程式を解く。機器の胴部等の側部熱容量をモデル化。
		加圧水冷却器熱計算	
		空気冷却器熱計算	
		二重配管熱計算	
		加圧水配管熱計算	多次遅れ，またはむだ時間モデル。
完全混合部熱計算	1次遅れモデル。		
3	流動計算 モジュール	冷却材流動計算	冷却材の流れを代表圧力点と流路より成る流路網で近似し，その圧力，流量分布を計算する。入力データにより任意の流路網を構成できる。
4	動的機器 モジュール	ヘリウム循環機，加圧水ポンプモデル	角運動量保存則，Q-H特性式よりヘッドを計算する。
		加圧水流量調節弁モデル	動作特性式，圧損特性式より弁の圧損係数を計算する。
5	制御系 モジュール	制御系モデル	入力データにより任意の制御系を構成できる汎用モデル。



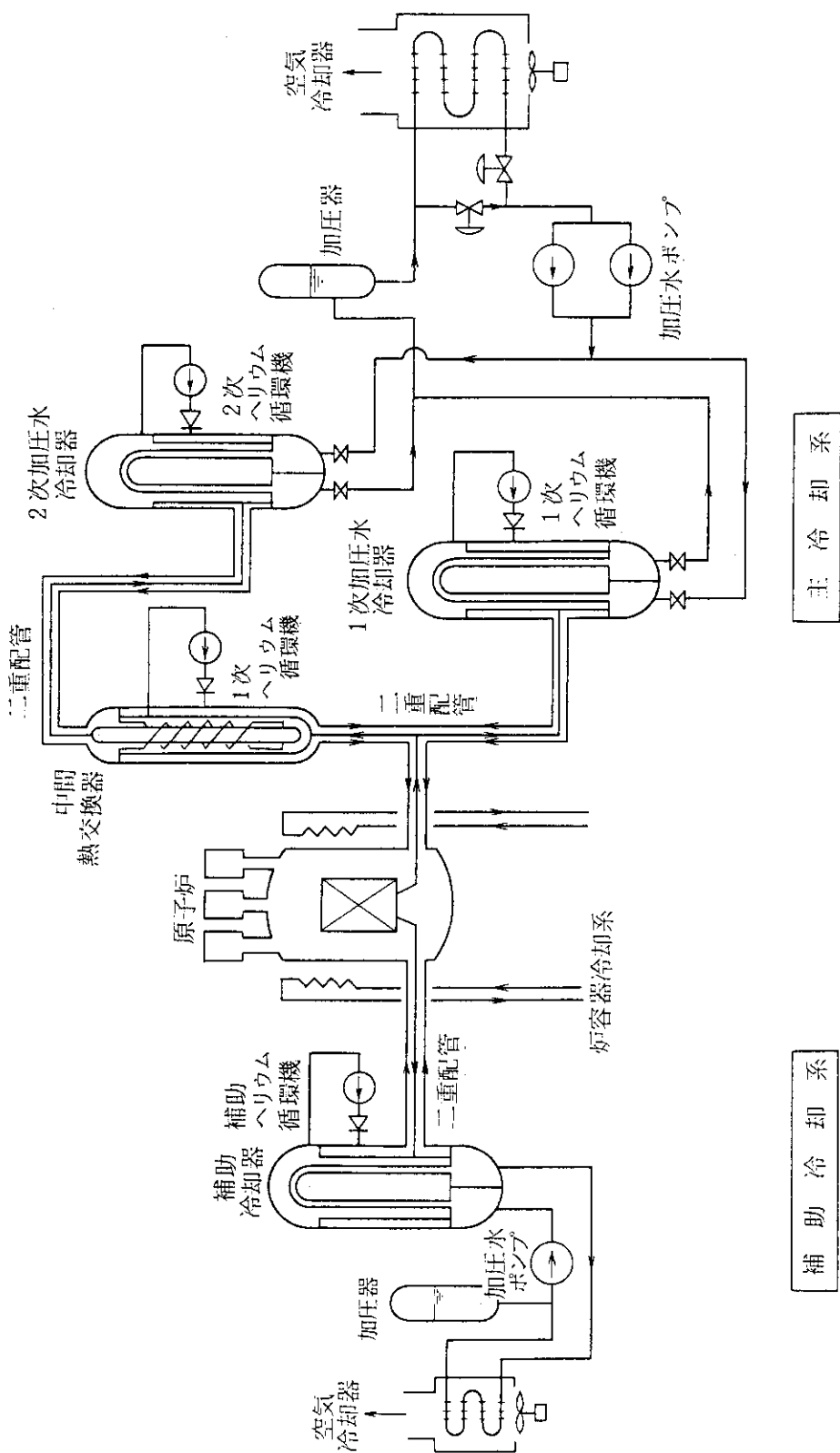


Fig.2.1.1 HTTRシステム構成

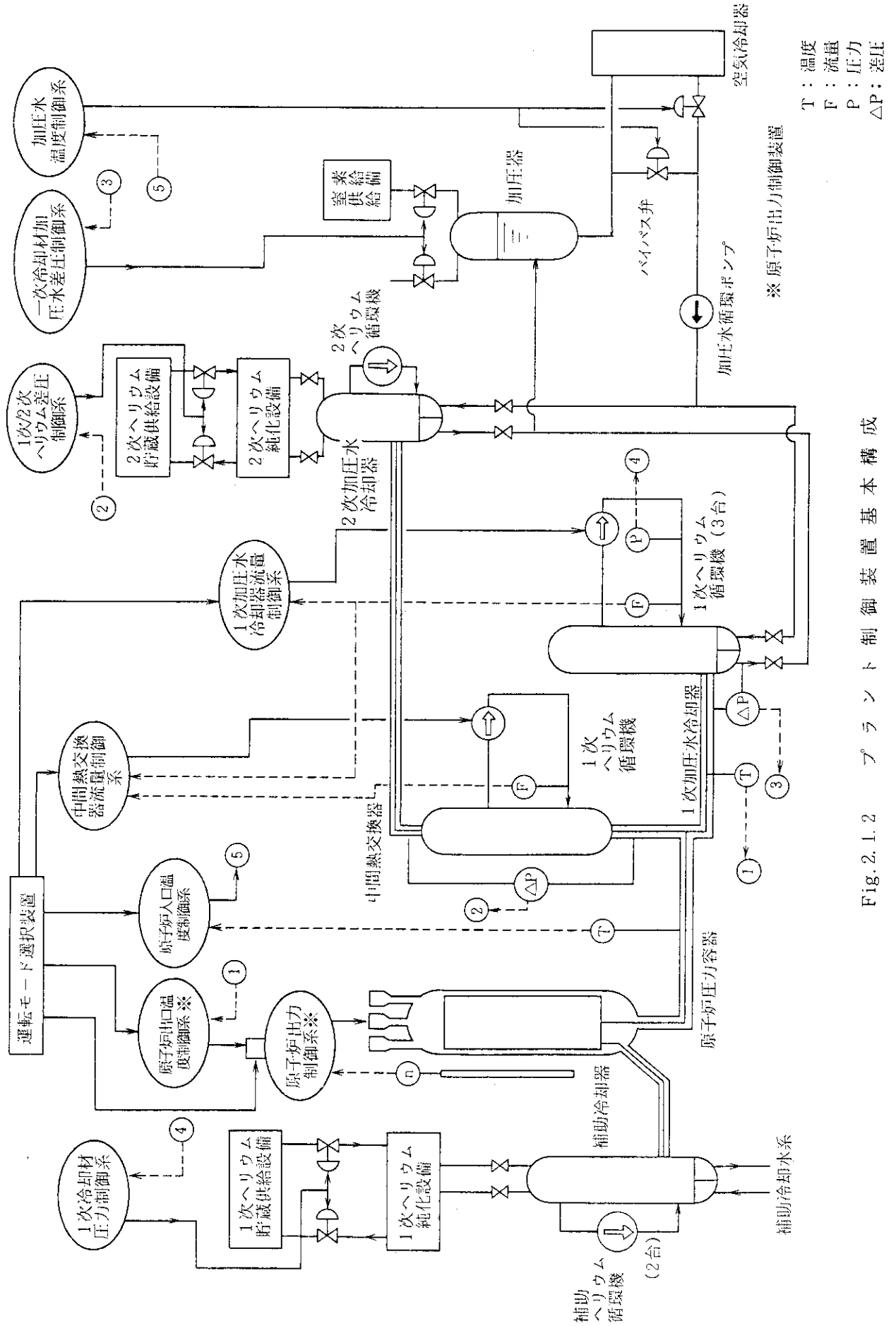


Fig. 2.1.2 プラント制御装置基本構成

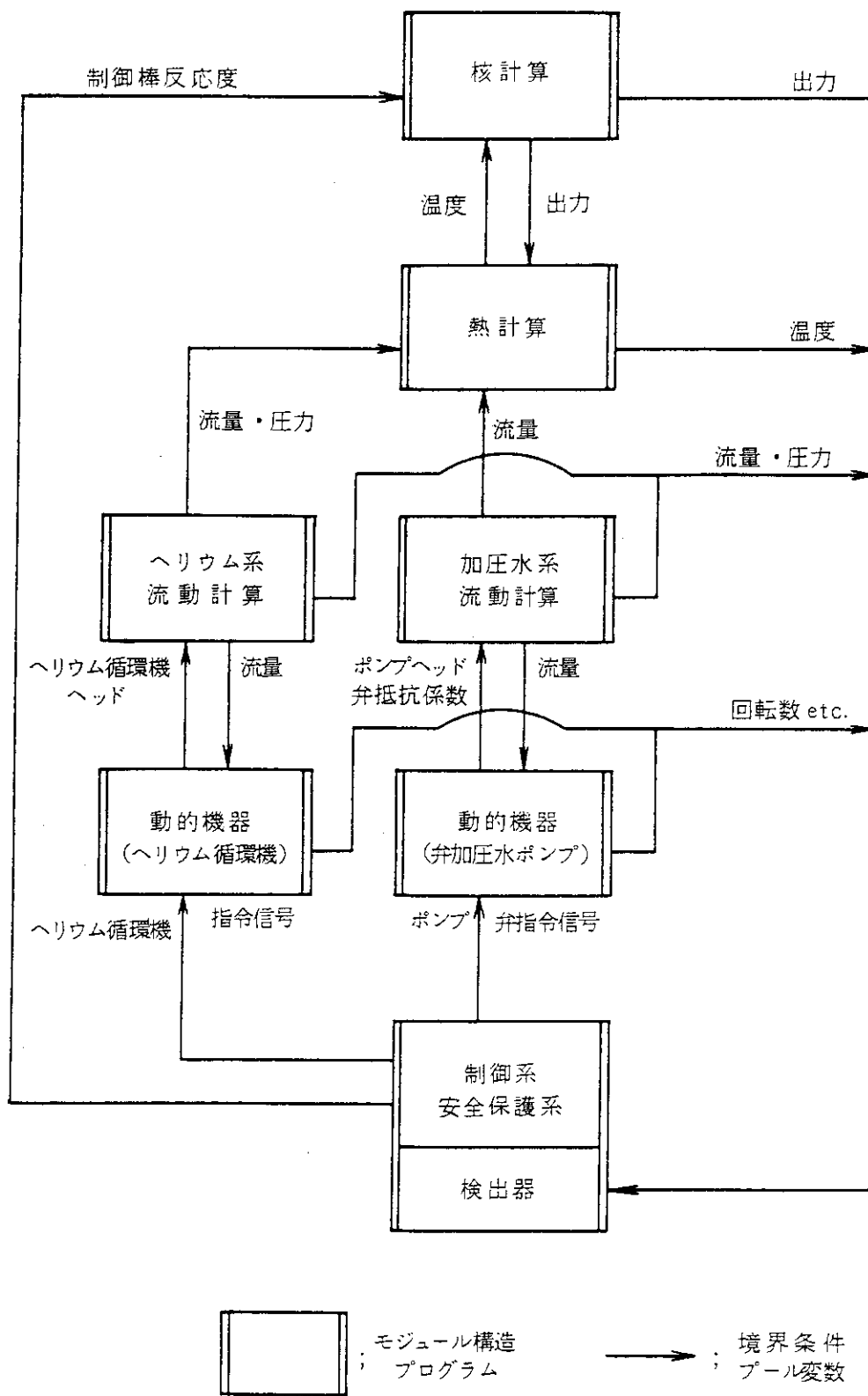


Fig. 2. 1. 3 A S U R A コードの計算体系

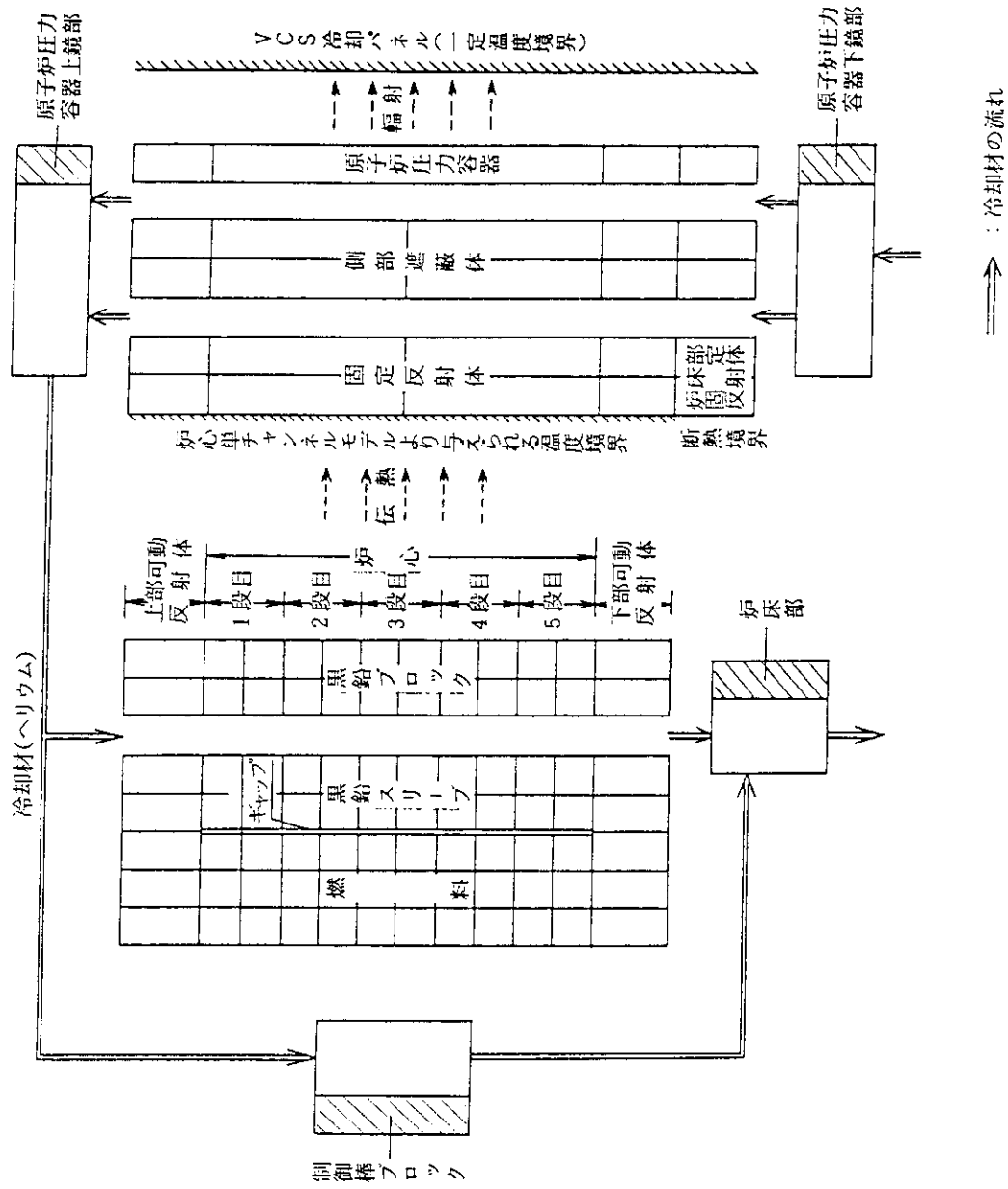


Fig.2.1.4 原子炉の模式図と計算モデル

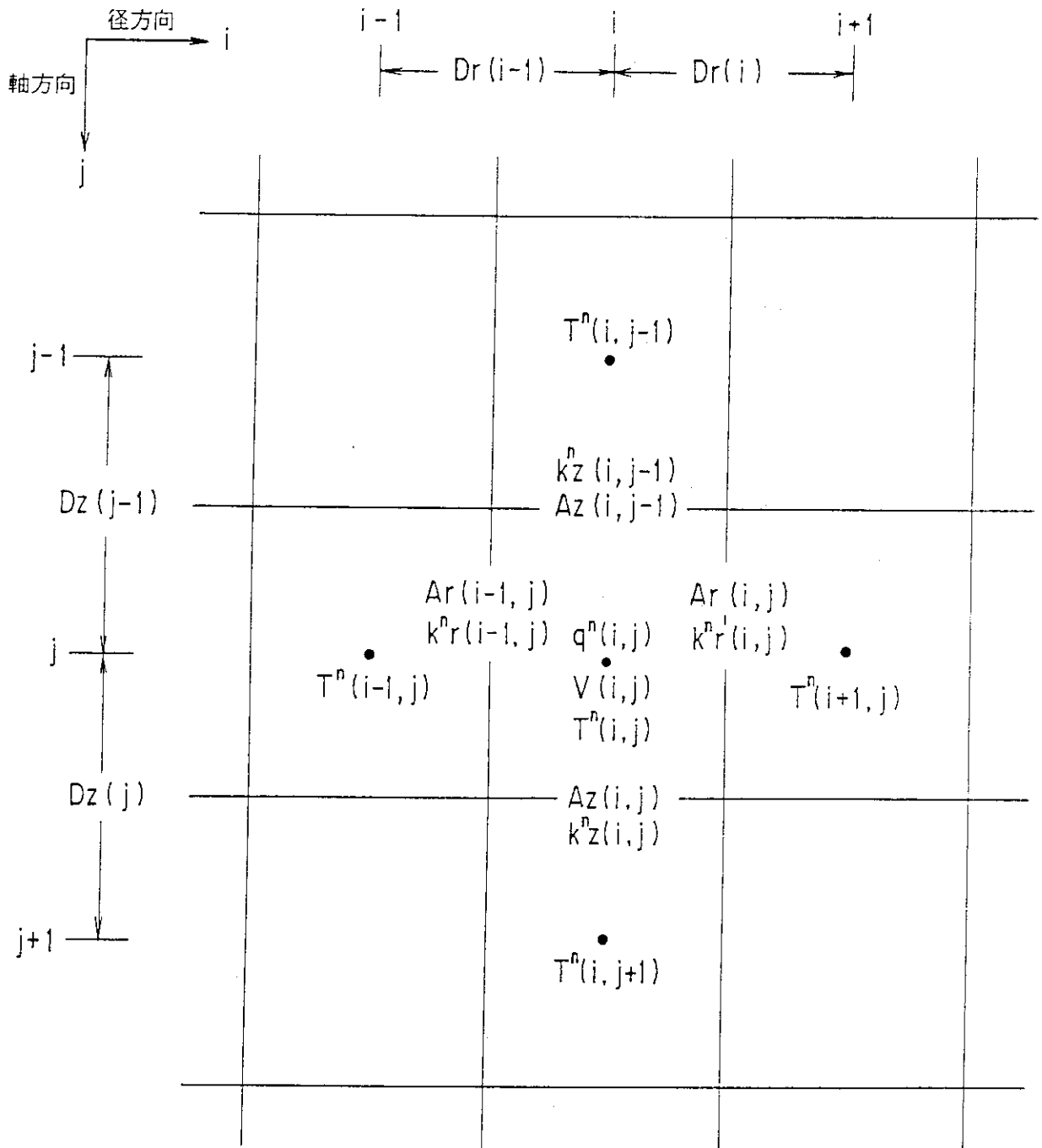
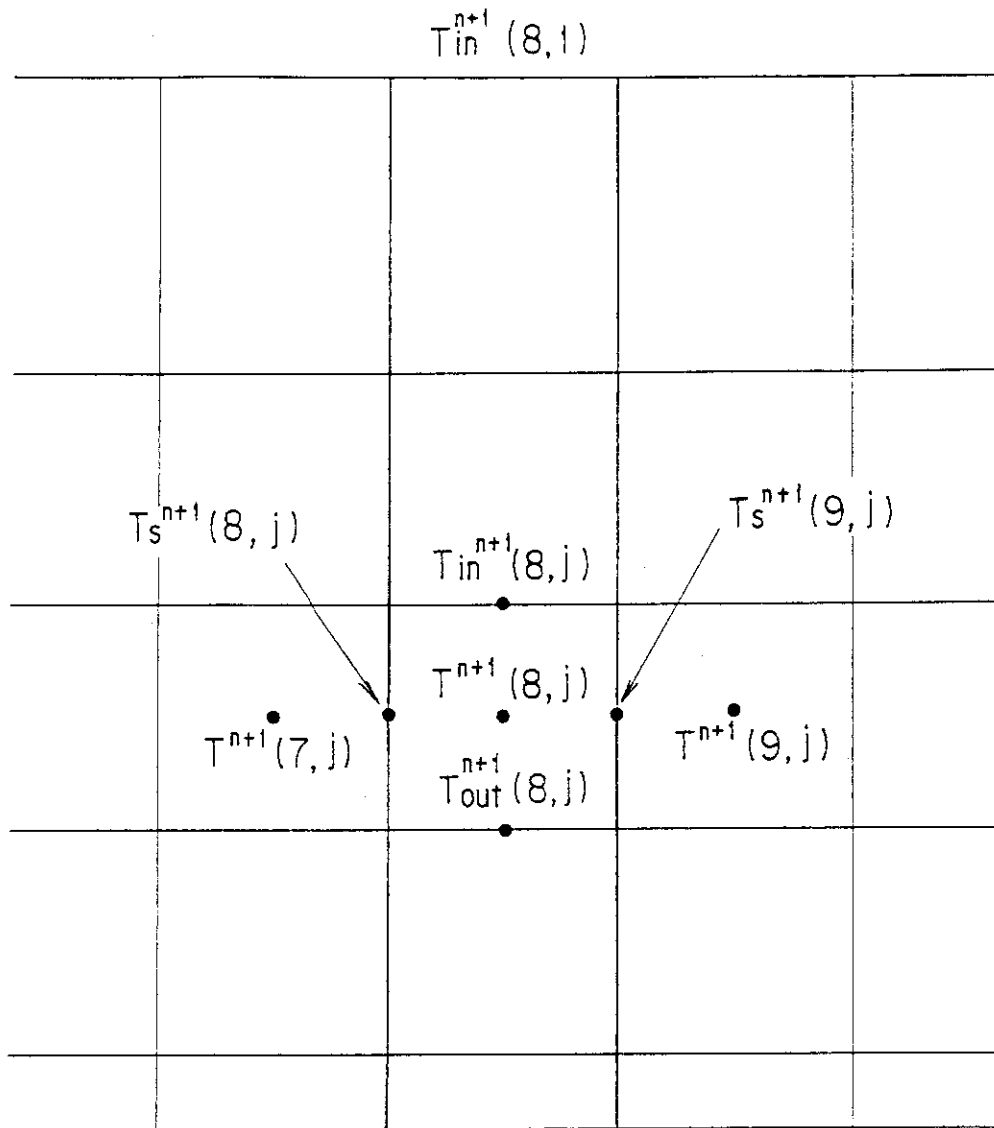


Fig. 2. 1. 5 2次元熱伝導計算の説明図



$$T_{in}^{n+1}(8,j) = T_{out}^{n+1}(8,j-1)$$

Fig.2.1.6 冷却材温度計算の説明図

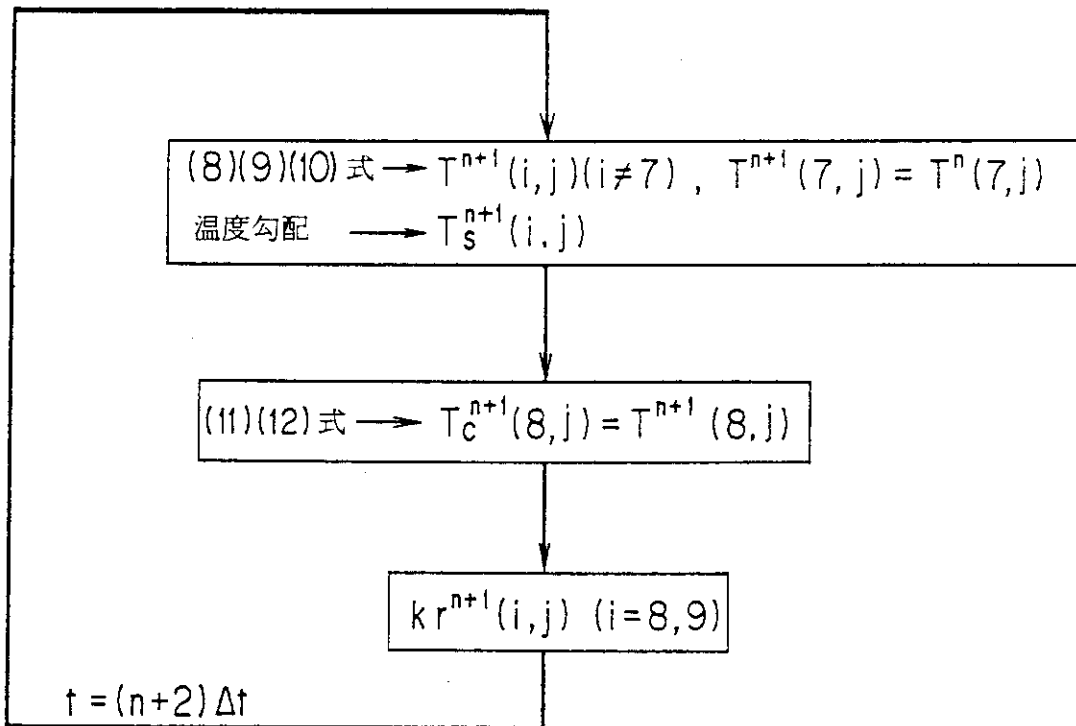


Fig. 2.1.7 温度計算の手順

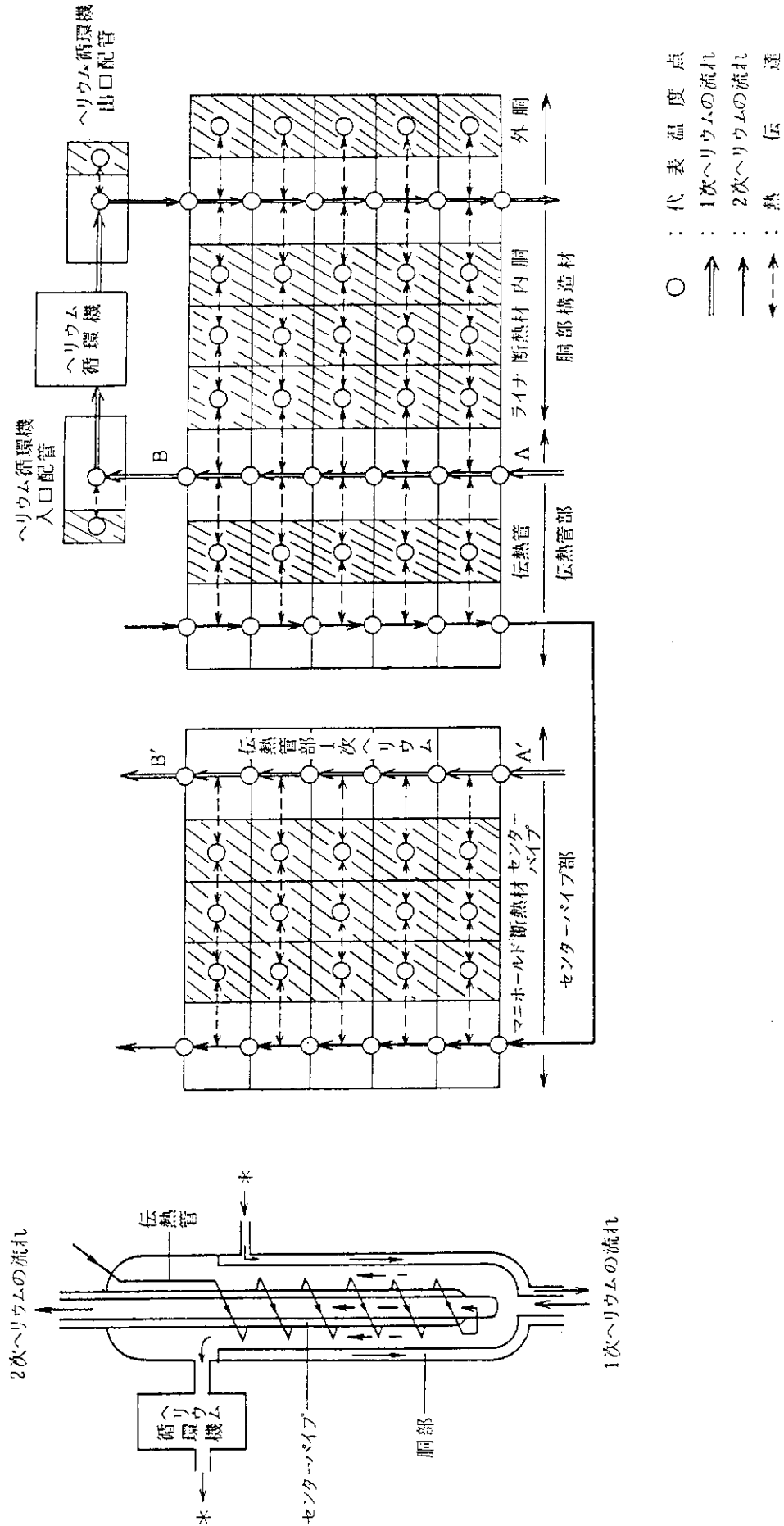


Fig.2.1.8 中間熱交換機の模式図と計算モデル



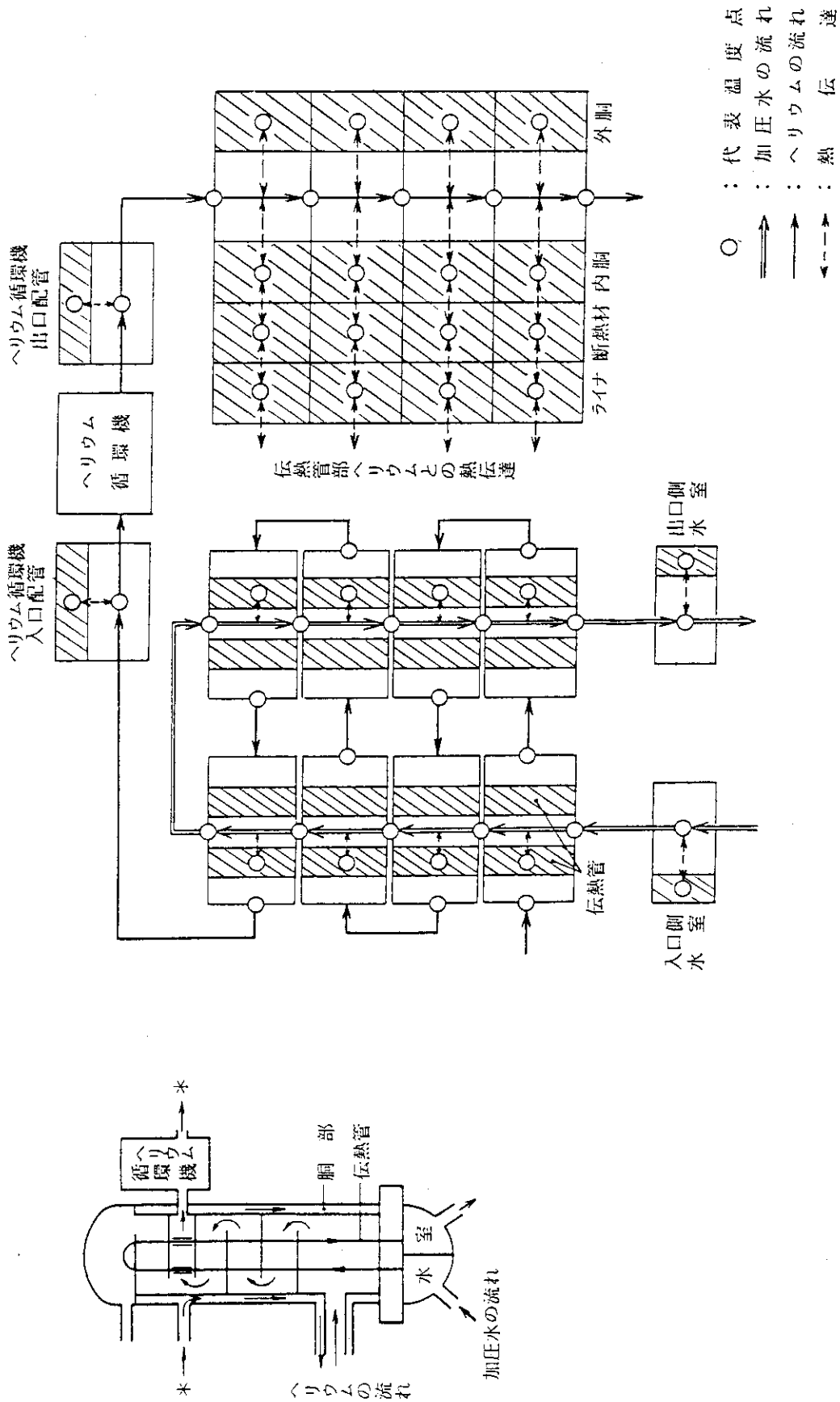


Fig. 2.1.9 1次加圧水冷却器の模式図と計算モデル

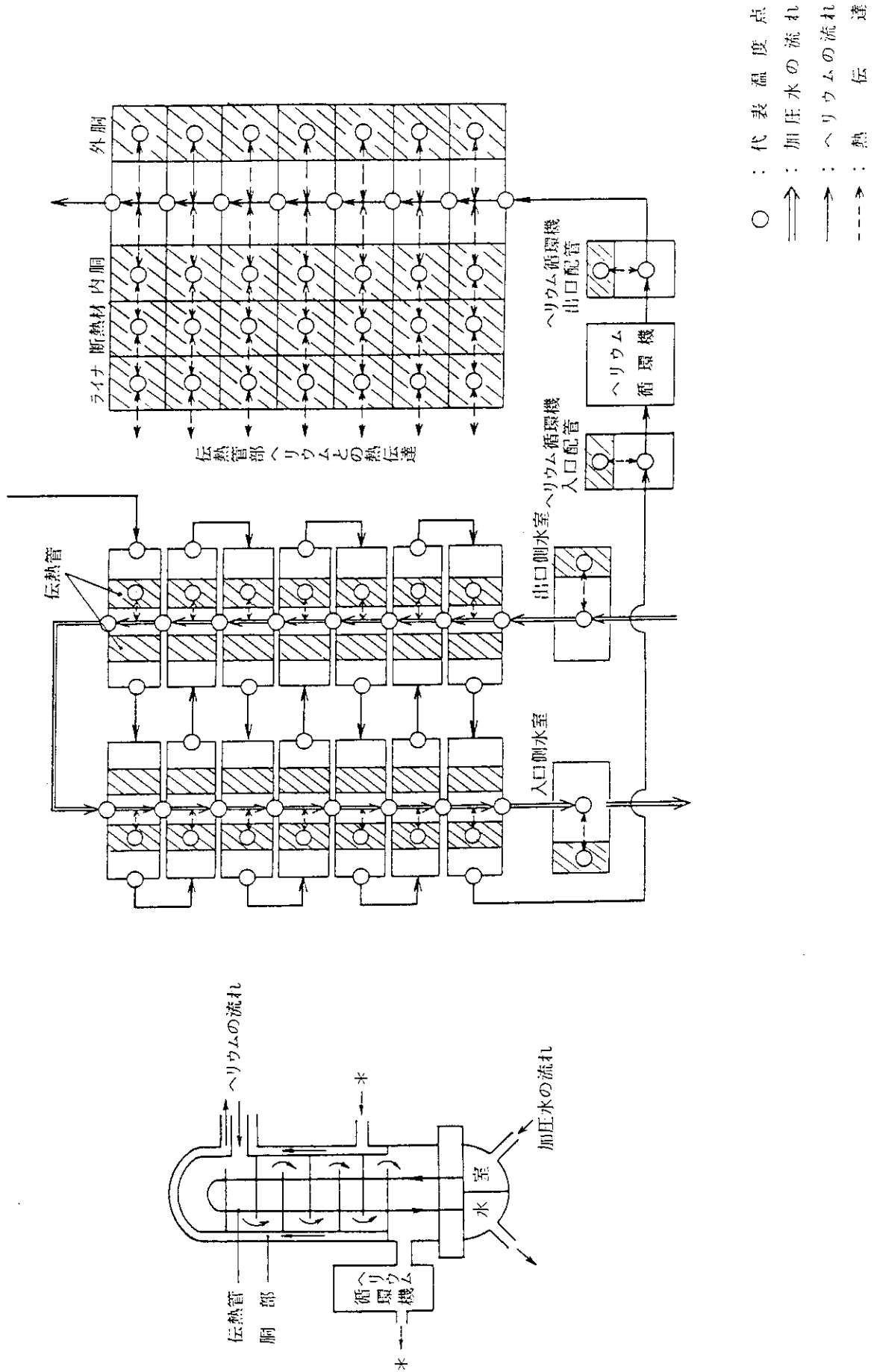


Fig. 2. 1.10 2次加圧水冷却器の模式図と計算モデル

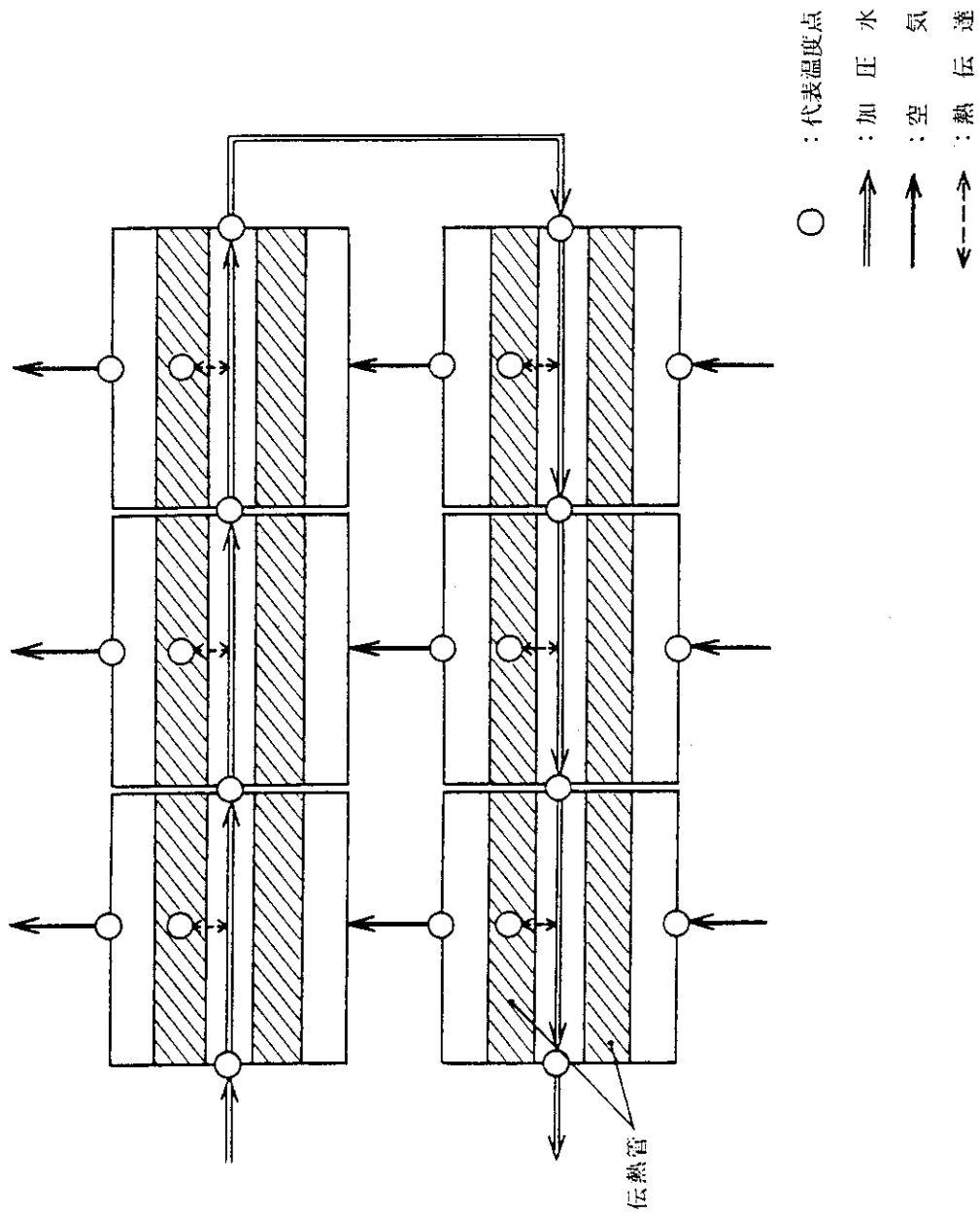
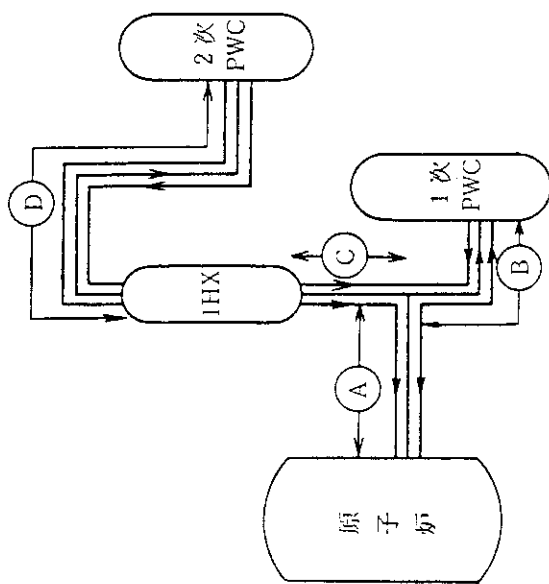
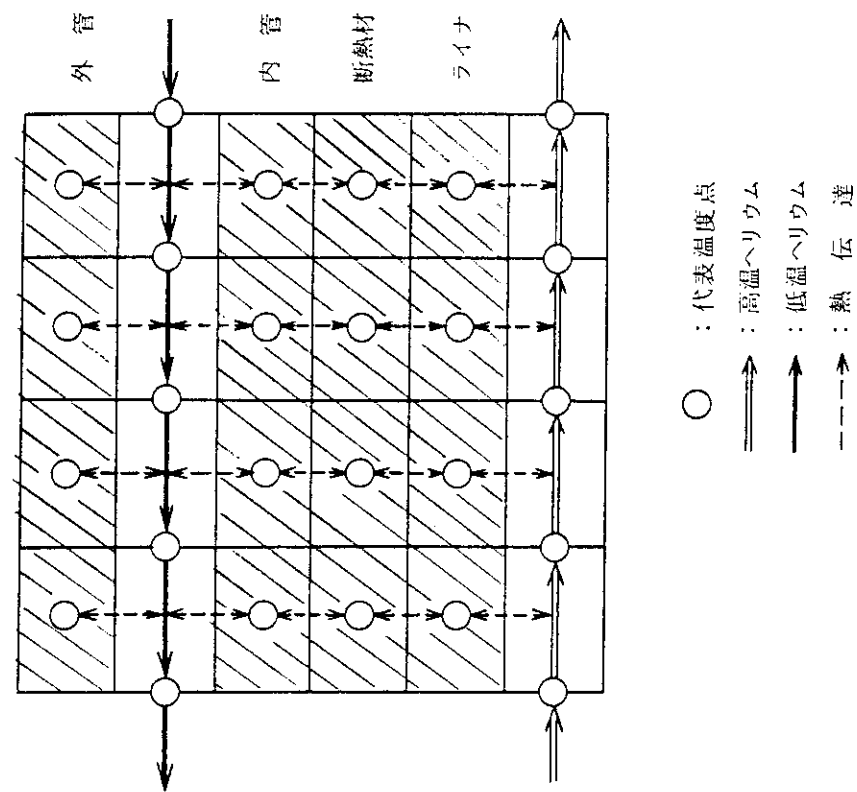
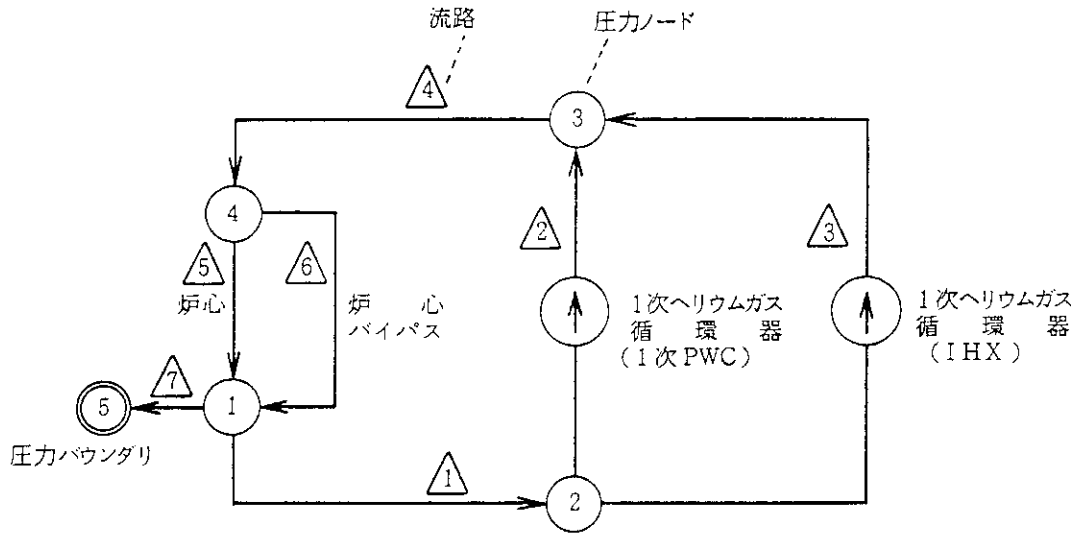


Fig. 2.1.11 空気冷却器熱計算モデル

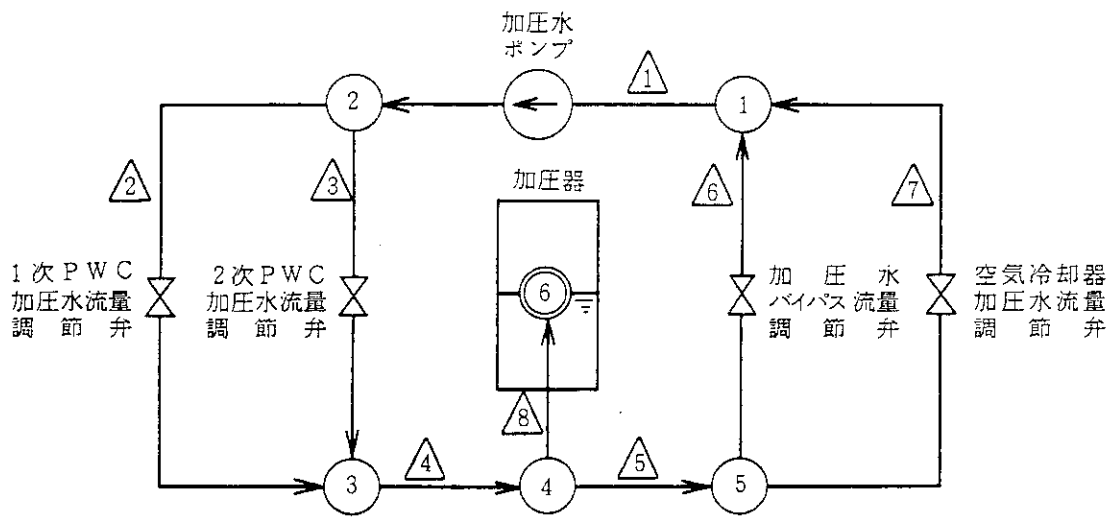


二重配管④～⑥を、それぞれ  
右図のようにモデル化

Fig.2.1.12 二重配管熱計算モデル



1次ヘリウム計算モデル



加圧水系流動計算モデル

Fig. 2. 1.13 流路網構成図

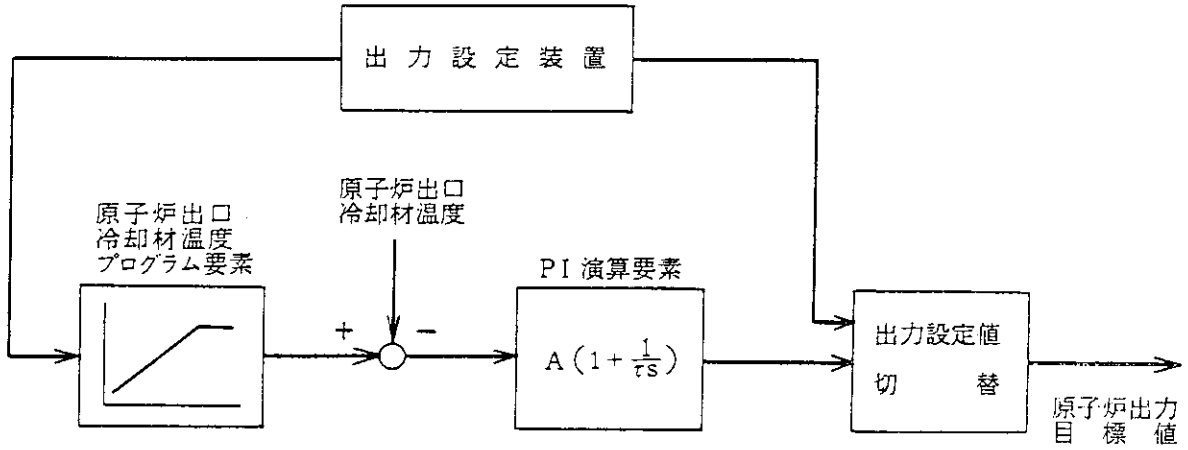


Fig. 2. 1.14 原子炉出口温度制御系機能ブロック図

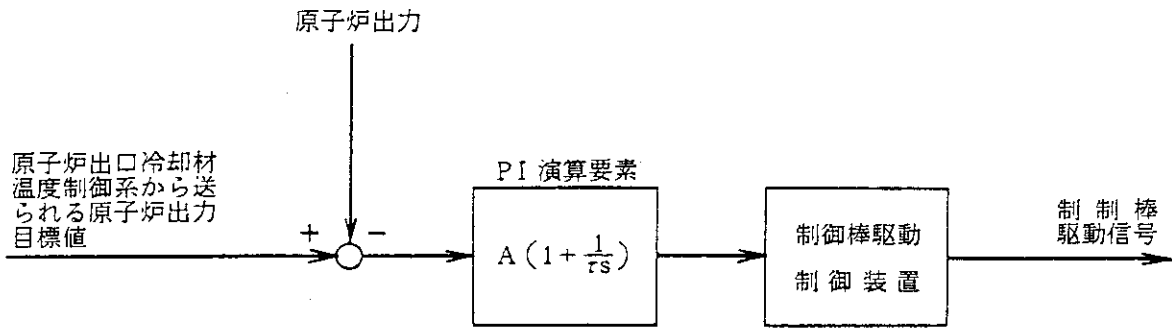


Fig. 2. 1.15 原子炉出力制御系機能ブロック図

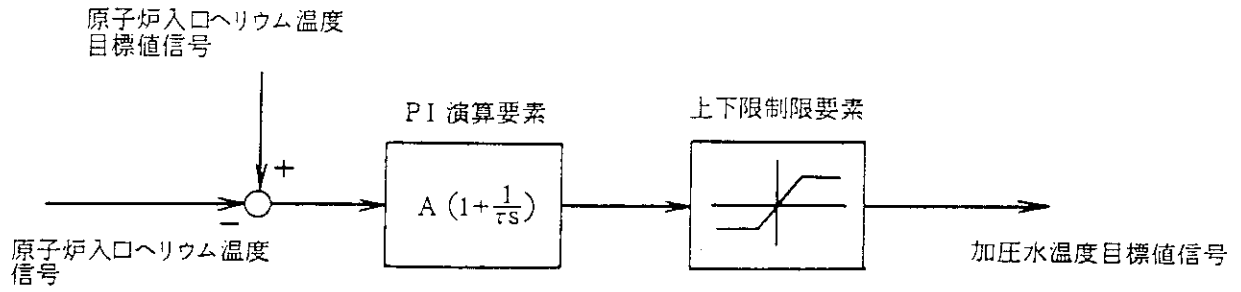


Fig. 2. 1.16 原子炉入口温度制御系機能ブロック図

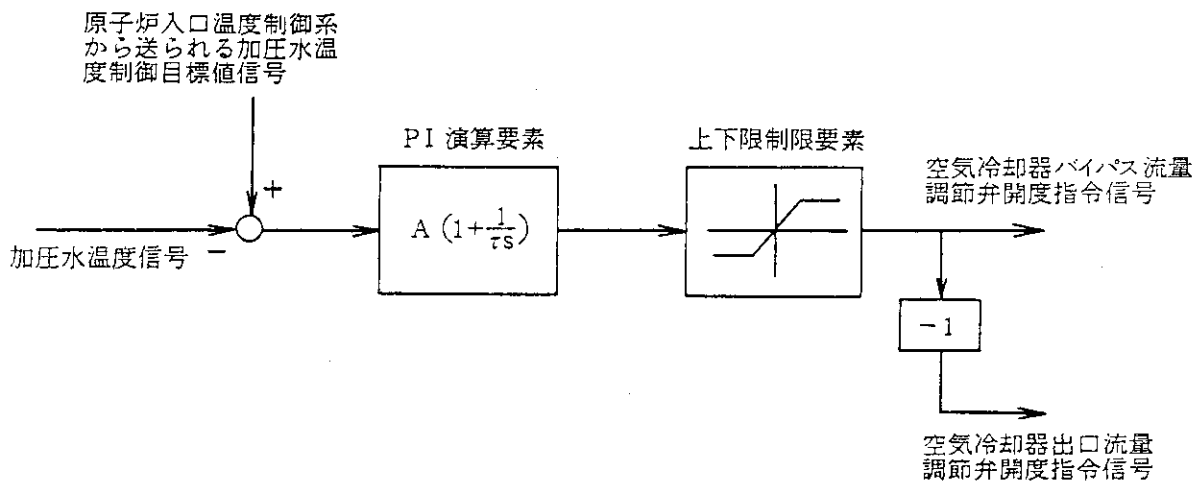


Fig. 2. 1.17 加圧水温度制御系機能ブロック図

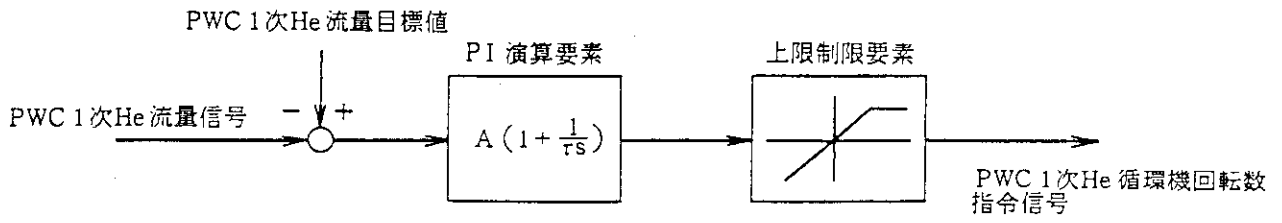


Fig. 2. 1.18 1次加圧水冷却器流量制御系機能ブロック図

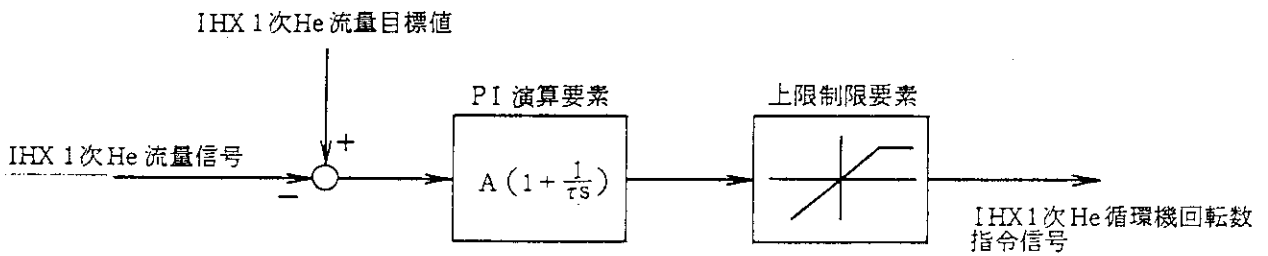


Fig. 2. 1.19 中間熱交換器流量制御系機能ブロック図

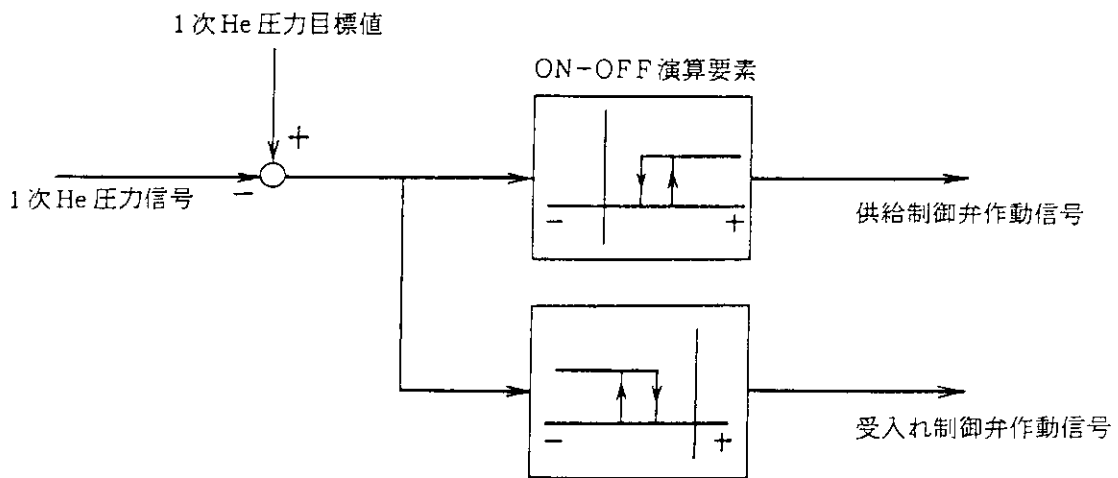


Fig. 2. 1.20 1次冷却材圧力制御系機能ブロック図



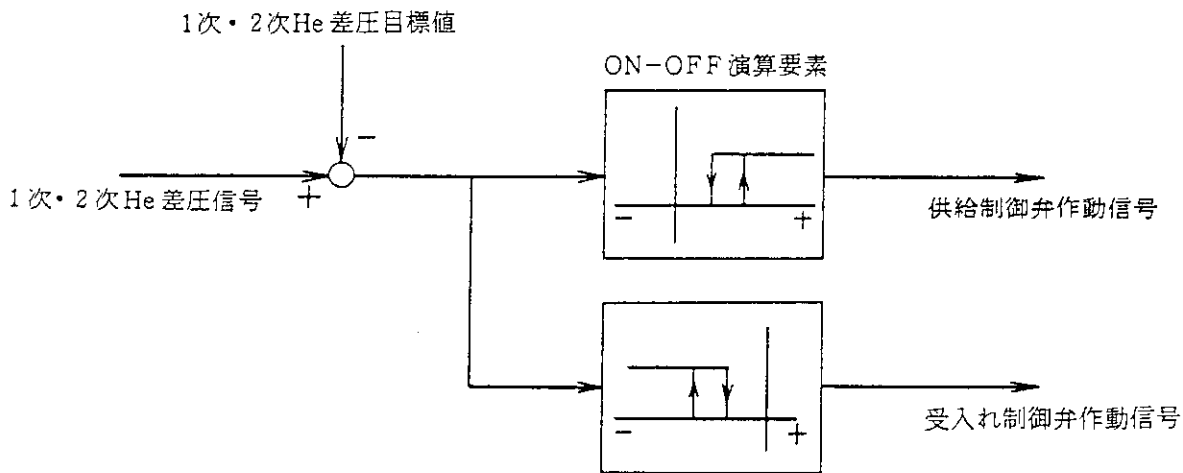


Fig. 2. 1.21 1次・2次ヘリウム差圧制御系機能ブロック図

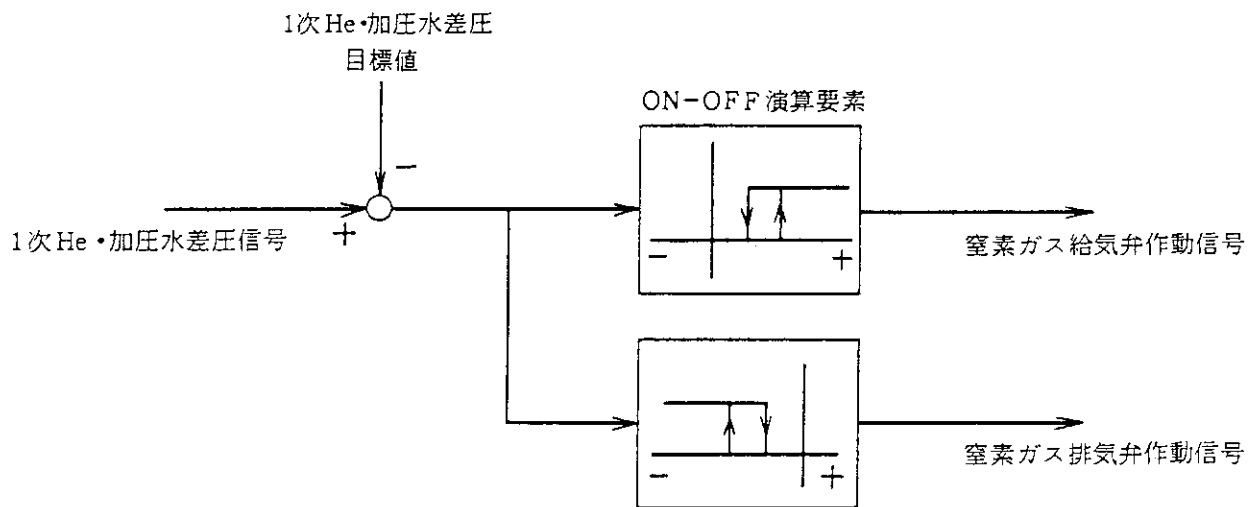


Fig. 2. 1.22 1次冷却材・加圧水差圧制御系機能ブロック図

## 2.2 モデルの妥当性検討

ASURAコードは2.1で述べたようなモデル化を行っている。ここでは、HTTRプラントで生じている物理現象を動特性解析の観点から、機器、システムの設計手法及び設計データを整理して、本コードの解析モデルの妥当性について物理的、工学的観点から検討した。検討したモデルは次のとおりである。

- 炉心核計算モデル
- 原子炉熱計算モデル
- 各熱交換器の熱計算モデル
- ヘリウム循環器昇温計算モデル
- 冷却材流動計算モデル

### 2.2.1 炉心核計算モデル

炉心核計算は、中性子束の空間分布は時間的に変わらないとして集中定数下して1点近似核動特性方程式を解くモデルであり、遅発中性子は6群を考慮している。

本動特性モデルについては、

- ① HTTRは小型の熱中性子炉であり、一般的に小型の炉心は空間効果が小さい。<sup>5)</sup>
- ② 高温ガス炉の他の研究においても、多くの場合、1点近似核動特性モデルが適用されており、その妥当性が確認されている。<sup>6)</sup>
- ③ HTTRの運転においては、通常出力運転中に中性子束分布が平坦化するよう制御棒の引抜き、挿入シーケンスを定めている。

以上から、本コードにおいて1点近似核動特性モデルを適用して問題ないと考えられる。<sup>5)・7)</sup>

また、1点近似核動特性方程式を即発跳躍近似によりといているが、この方法は通常運転時の出力変更等の比較的緩やかな過渡変化を解析する際に広く用いられている方法である。

反応度計算は、燃料コンパクト及び黒鉛減速材の温度変化によるフィードバック反応並びに制御棒反応度により計算し、また、何らかの外乱を想定した反応度を入力により与えることができる。燃料コンパクト及び黒鉛減速材の反応度係数は温度依存性を考慮し、制御棒反応度はS字特性（制御棒挿入位置と制御棒反応度値の特性）を考慮している。（Table 2.2.1参照）

### 2.2.2 原子炉熱計算モデル

原子炉部の熱計算は炉心燃料チャンネルと側部容量とに分けてモデル化を行い、両者の間は、熱移動量と温度とを境界条件として結合している。

炉心燃料チャンネルは、2.2.1で述べたように中性子束の空間分布は時間的に変わらないとして、また、ヘリウムの流量分布は時間的に変わらないとして1本の燃料棒で代表させた単チャンネルモデルである。ガス循環機で強制循環されている場合、多流路の流量配分は流路の形状より定まる圧力損失のバランスに強く支配されるため、時間的な変化は殆どないと考えてよい。ただし、Fort St.Vrain炉では熱膨張による流路形状（ギャップ）の変化により流量配分が過渡的に変動するケースがみられたが、HTTRではギャップが小さくタイトな構造となっ

ており、この変動は抑制されている。

燃料チャンネルを構成する燃料棒、黒鉛ブロック及び上部、下部可動反射体については、2次元R-Z体系の熱伝導方程式を解き温度分布を計算するモデルとしている。HTTRは炉心部の熱容量が大きく温度応答の遅れが他の形式の炉に比べて非常に大きい特性を有し、また、プラント全体の温度応答に対しても炉心部の温度応答が強く影響すること、さらにフィードバック反応度を的確に計算する必要があること等から燃料チャンネルの空間温度分布を計算することは重要であると考えられる。また、国内外の解析コードでも2次元空間温度分布を計算するモデルを適用している例が多い。

原子炉部には、炉心以外にも側部の可動反射体、固定反射体、炉床部及び原子炉压力容器等の大きな熱容量を持つ構造材がある。これらは、炉容器冷却系による除熱の影響も含め、冷却材温度の過渡変化に影響を与える。このため原子炉压力容器の出入口におけるヘリウム温度の過渡変化を的確に計算するため、解析モデルに取り入れている。

冷却材との熱伝達相関式は炉心設計に適用されている熱伝達相関式等を用いている。構造材等の物性値は温度依存、ヘリウムの物性値は温度、圧力依存として取り扱っている。

また、冷却材であるヘリウムの温度計算においては、温度の時間微分項を無視した定常近似を用いている。

流体のエネルギー方程式は、次の形に表すことができる。

$$C\rho \frac{\partial T}{\partial t} + CG \frac{\partial T}{\partial Z} = UA\Delta T \quad (38)$$

ここで

C：流体の比熱

$\rho$ ： " 密度

G： " 単位流路面積当りの流量

T： " 温度

U：熱伝達係数

A：伝熱面積

$\Delta T$ ：膜温度差

t：時 間

Z：流れ方向の長さ

上式を変形して

$$\rho \frac{\partial T}{\partial t} + G \frac{\partial T}{\partial Z} = \frac{UA}{C} \Delta T \quad (39)$$

ここで、定常近似を用いていないコード (THYDE-HTGR) によるスクラム時の原子炉出口冷却材温度の変化を Fig. 2.2.1 に示す。同図と、定常状態における炉心温度分布から、炉心冷却材流路における(39)式の左辺各項の値の概略値は次のようになる。

$$P = 1.5 \quad (\text{kg}/\text{m}^3)$$

$$G = 7 \quad (\text{kg}/\text{m}^2 \cdot \text{s})$$

$$\frac{\partial T}{\partial t} = 4 \times 10^{-2} \quad (\text{C}/\text{S})$$

$$\frac{\partial T}{\partial Z} = 8 \times 10^3 \quad (\text{C}/\text{m})$$

(物性値は 950 °C, 40 kg/cm<sup>2</sup> の値を用いている。)

よって

$$P \frac{\partial T}{\partial t} \doteq 6 \times 10^{-2} \quad (\text{kg} \cdot \text{C}/\text{m}^3 \cdot \text{S})$$

$$G \frac{\partial T}{\partial Z} \doteq 5.6 \times 10^4 \quad (\text{kg} \cdot \text{C}/\text{m}^3 \cdot \text{S})$$

となる。

ゆえに、炉心の冷却材流路においてエネルギー方程式中の温度の時間微分項の寄与は十分小さく、この項を無視した定常近似を用いても解析結果に有意な差が生じることはない。

上記の値は炉心の冷却材流路についての値であるが、このほかの二重配管、IHX及びPWC等においても温度の時間微分項の寄与は十分小さい。よって、ASURAコードにおいてヘリウムのエネルギー方程式に定常近似を用いることは妥当である。(Table 2.2.2 参照)

### 2.2.3 各熱交換器の熱計算モデル

中間熱交換器、1次、2次加圧水冷却器及び空気冷却器の熱計算モデルは次の共通したモデル化を行っている。

- ① 熱交換器内の空間分布について、流れ方向については多分割して分布定数系として考慮し、径方向に対しては分布が一様と考え集中定数化している。即ち、1本の伝熱管で代表した単チャンネルモデルとしている。
- ② 伝熱管を介した1次側及び2次側の熱交換の計算モデルは、各々の熱交換形式に則して向流型、あるいは直交流型の計算モデルとしており、また、熱伝達相関式も機器設計に適用されている計算式を用いている。
- ③ ヘリウム、空気の温度はエネルギー方程式の時間微分項を無視した定常近似を用いて求めている。
- ④ 熱交換器の胴部等、大きな熱容量を持つ側部容量については、流体との熱交換を考慮したモデルとしている。
- ⑤ 構造物の物性値は温度依存、物体の物性値は温度、圧力依存として扱っている。

①の単チャンネルモデルは、シェル・アンド・チューブ式熱交換器の動特性モデルとして一般的なものである。これは、多管群の胴側及び伝熱管内側の流量分布が一様で時間的に変化しないことを考慮したもので、原子炉部の熱計算モデルで述べたように、ガス循環機等で強制循

環されている場合には適切なモデル化であると考えられる。

②については、中間熱交換器はヘリカルコイル伝熱管、加圧水冷却器はバフフル板付きU字型伝熱管、空気冷却器はフィン付きU字型伝熱管と、各々特徴のある熱交換形式である。モデル化においては機器設計に即した熱交換モデルとすると共に、熱伝達相関式も管外、管内について各々の形式に適應した相関式を用いることにより、その特性を的確に模擬している。

③については、2.2.2で述べたように温度の時間微分項は十分小さく、定常近似を用いても解析結果に有意な差が生じることはない。(Table 2.2.3)

また、中間熱交換器、加圧水冷却器については、ヘリウム循環機による冷却材ヘリウムの昇温を考慮できるモデルとしている。本モデルは理想気体の断熱圧縮による温度上昇を計算するもので、ヘリウムを理想気体と考え、循環機による昇圧プロセスを断熱プロセスと考えている。

また、循環機での昇圧によるヘリウムの温度上昇は数℃程度となることから、この温度上昇を考慮することでプラントの動特性解析はよりの確なものとなる。

#### 2.2.4 冷却材流量計算モデル

ヘリウム及び加圧水のシステム各部の流量は、代表点圧力と流路パスで構成される1次元流路網について運動量保存式及び質量保存式を連立させて解いている。また、ヘリウム及び加圧水は非圧縮性流体として取り扱っている。加圧水はもちろんのことであるが、通常運転時の状態では、ヘリウムの流速は臨界流速よりも十分遅い速度であり、非圧縮性流体として取り扱うことができる。

運動量保存式は、昇圧源としてヘリウム循環機、或いは加圧水循環ポンプ（以下両方とも循環ポンプと呼ぶ）のヘッドを考慮している。循環ポンプヘッドは、設計Q-H曲線を流量と循環ポンプ回転数の多項式で近似して計算している。通常出力運転時においては、循環ポンプの動作点は設計Q-H曲線上から大きく逸脱した範囲で運転されることはないため、完全特性式により循環ポンプのあらゆる運転状態に対する特性を表す必要はない。循環ポンプの回転数は、回転体の慣性を考慮して角運動量保存式を解いて求めている。

また、圧力損失としては、配管、機器での圧力損失とともに流量調節弁による圧力損失を考慮し、流量調節弁による流量制御を的確に模擬できる計算モデルとしている。流量調節弁による圧力損失は弁開度（弁ストローク）と抵抗係数の特性（いわゆる $C_v$ 値特性）に基づいて計算し、その特性はHTTRの弁設計のものを用いている。弁開度は“むだ時間+1次遅れ”モデルによる弁動作遅れを考慮した計算モデルとしている。(Table 2.2.4)

以上の結果から、ASURAコードにおける計算モデルは妥当であるといえる。

Table 2.2.1 動特性解析モデルの妥当性検討 (炉心核計算モデル)

モデル上の仮定	根拠	設計データとの対応	備考
1. 炉心核計算モデル (1) 一点近似核動特性 (中性子束の空間分布は時間的に変化しない。)	<ul style="list-style-type: none"> <li>● H T T R は小型の熱中性子炉であり，炉心の空間効果(*)が小さい。                          (*炉心寸法(R)にたいする中性子移動距離 <math>(L = 1 / \Sigma, \Sigma; \text{マクロ吸収断面積})</math> の比 <math>(L / R)</math> が大きいと中性子の結合が強くなり，空間効果は小さくなる。</li> <li>● 通常出力運転時の出力変更等を想定。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● H T T R では通常出力運転時に中性子束分布が平坦化する様制御棒の操作計画が為されている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 他の高温ガス炉の研究においても一点近似核動特性 (即発跳躍近似) モデルが広く適用され，妥当性が確認されている。</li> </ul>
(2) 即発跳躍近似 (比較的緩やかな過渡変化)	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 通常出力運転時の出力変更等を想定。</li> </ul>		
(3) 反応度として <ul style="list-style-type: none"> <li>● 燃料コンバクト温度変化</li> <li>● 黒鉛減速材温度変化</li> <li>● 制御棒を考慮</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>● 制御棒反応度は S 字特性を考慮</li> </ul>	

Table 2.2.2 動特性解析モデルの妥当性検討 (原子炉熱計算モデル)

モデル上の仮定	根拠	設計データとの対応	備考
2. 原子炉熱計算モデル (1) 代表燃料ピンによる単チャネルモデル中性子束の空間分布，ヘリウムの流量分布は時間的に変化しない。	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 炉心の空間効果が小さい。</li> <li>● ガス循環機による強制循環時を対象とする。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 熱膨張などに起因する流路形状の変化が小さい設計。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 国内外の解析コードにおいても                             <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 単チャネルモデル</li> <li>(2) 2次元R-Z体系伝熱方程式</li> <li>(3) ヘリウム定常近似としていている例が多い。</li> </ul> </li> </ul>
(2) 2次元R-Z体系伝熱方程式	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 炉心部熱容量が大きく，温度応答遅れが大。</li> <li>● フィードバック反応度を適確に計算する必要がある。</li> </ul>		
(3) ヘリウムについて定常近似エネルギー保存式の時間微分項をゼロとする。	<ul style="list-style-type: none"> <li>● ヘリウムの密度が極めて小さい。</li> </ul>		
(4) 原子炉圧力容器，炉床部等の構造物をモデル化。	<ul style="list-style-type: none"> <li>● ヘリウムとの伝面は小さいが，熱容量大。</li> <li>● 炉容器冷却系による除熱の効果を検討する必要がある。</li> </ul>		
(5) 伝熱式，物性値等は，設計データを使用。		<ul style="list-style-type: none"> <li>● 炉心設計に適用されている計算式，数値を使用している。</li> </ul>	

Table 2.2.3 動特性解析モデルの妥当性検討（熱交換器熱計算モデル）

モデル上の仮定	根拠	設計データとの対応	備考
3. 熱交換器熱計算モデル (1) 代表伝熱管による単チャンネルモデルへヘリウムの流量分布は時間的に変化しない。	● ガス循環機，加圧水ポンプによる強制循環時を対象とする。	● 一般的なシエール・アンド・チューブ型熱交換器では，ほぼ妥当な仮定であることが認められている。 <sup>(注)</sup>	● 国内外の解析コードにおいても (1) 単チャンネルモデル (2) 流れ方向に多分割した分布定数系モデル (3) ヘリウム，空気定常近似 としている例が多い。 (注) 单相流のシエールアンドチューブ型熱交換器では，流れ方向に直角な方向の流量，温度分布は一樣として伝熱性能計算を行うのが一般的であり，HTTRの機器設計においても，同様の手法により伝熱性能計算を行っている。
(2) 流れ方向に多分割した分布定数系モデル	● 冷却材の流れ方向温度分布大。	(注)	
(3) ヘリウム，空気について定常近似 エネルギー保存式の時間微分項をゼロとする。	● ヘリウム，空気の熱容量が極めて小さい。		
(4) 側部容量（胴部等）をモデル化。	● 冷却材との伝面は小さいが，熱容量大。		
(5) 伝熱式，物性値等は，設計データを使用。		● 機器設計に適用されている計算式，数値を使用している。	



Table 2.2.4 動特性解析モデルの妥当性検討 (冷却材流動計算モデル)

モデル上の仮定	根拠	設計データとの対応	備考
4. 冷却材流動計算モデル (1) 代表圧力点と流路パスより構成される1次元流路網について、運動量保存則と質量保存則を連立して解く。			<ul style="list-style-type: none"> <li>● 国内外の解析コードでも広く用いられている。</li> </ul>
(2) ヘリウム、加圧水は非圧縮性流体として扱う。	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 通常出力運転状態ではヘリウムの流速は臨界流量よりも十分小さい。(加圧水も同様)</li> </ul>		
(3) 配管、機器の圧損は、冷却材流量の2乗に比例。	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 通常出力運転状態では、十分良い近似である。(設計点から大きく逸脱することはないため)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 圧損特性 ポンプ特性 バブル特性 は、機器設計、系統設計で適用されているデータを使用。</li> </ul>	
(4) ヘリウム循環機、加圧水ポンプの特性は、設計QH曲線で近似			
(5) 流量調節弁の特性は、イコールパーセント特性とする。また、弁開度は“むだ時間+1次遅れ”モデルによる弁動作遅れを考慮)			

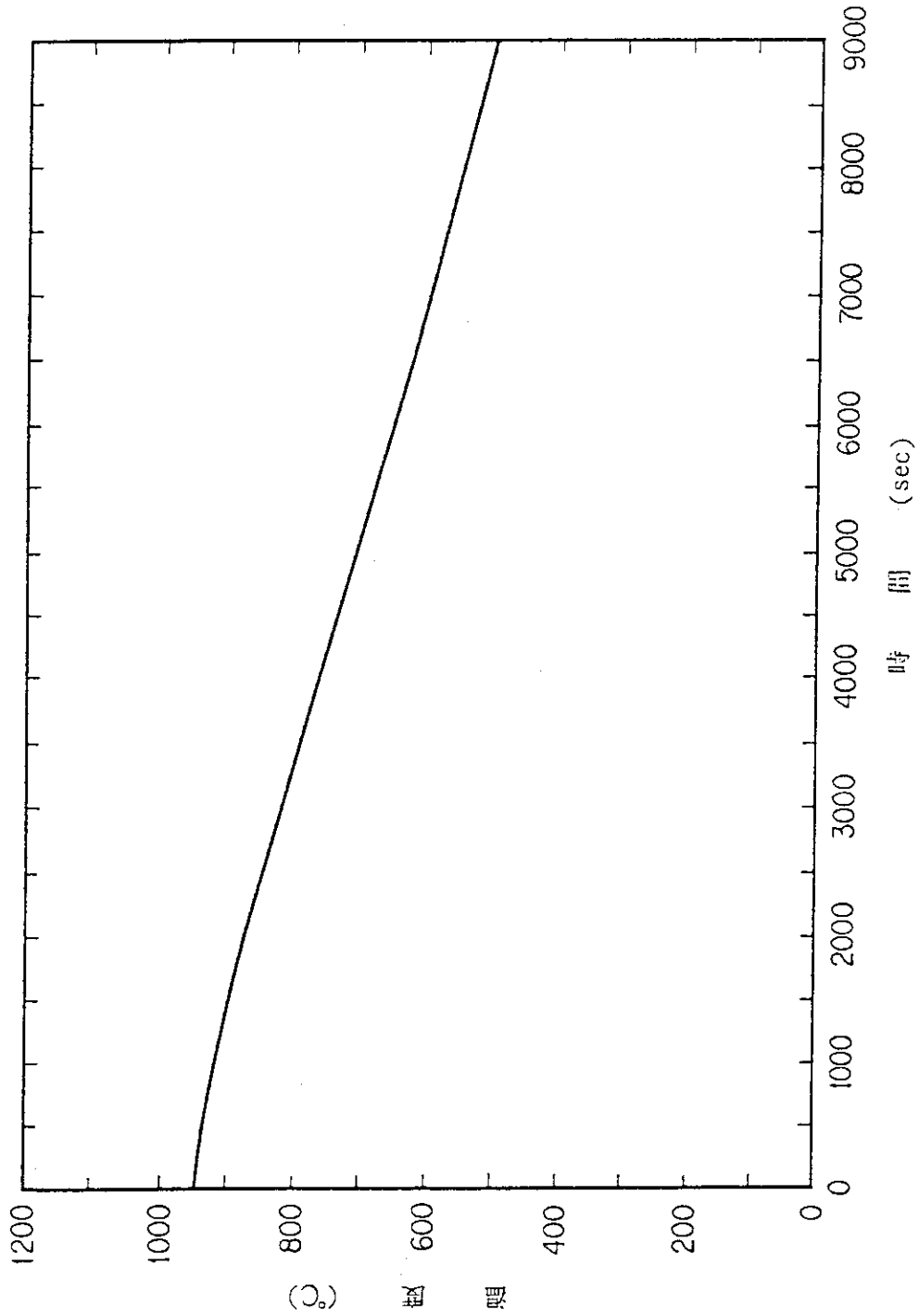


Fig. 2.2.1 原子炉出口冷却材温度の変化 (スクラム時, THYDE-HTGRコードによる解析)

## 2.3 感度解析及び評価

ここでは解析モデル中の種々のパラメータについて感度解析を行い、各パラメータの過渡応答に及ぼす影響について評価した。パラメータサーベイを行う解析モデルとモデル中のパラメータとの関連を Table 2.3.1 に示す。

### 2.3.1 原子炉熱計算モデル及びサーベイ解析結果

#### (1) 解析対象及び解析条件

原子炉熱計算モデルについては、Fig.2.1.4 に示すモデルについての解析を行った。

原子炉熱計算モデルは、基本的には炉心部を燃料チャンネル1本で代表させた単チャンネルモデルについて、2次元R-Z体系の熱伝導方程式を解くものであるが、その他に制御棒ブロック、反射体ブロック、炉床部、遮蔽体、炉心拘束機構、原子炉压力容器等の原子炉の構造物を側部熱容量としてモデル化している。

解析は、外乱として原子炉压力容器入口のヘリウム温度をステップ状に100℃低下させ、原子炉压力容器出口のヘリウム温度を比較する方法を用いた。

#### (2) タイムメッシュ幅の影響

Fig.2.3.1 にタイムメッシュ幅を0.1秒から10秒まで変化させたときの、サーベイ解析結果を示す。原子炉内の構造物は概して大きな熱容量を持つため、同図にみるようにタイムメッシュ幅による影響は最大で2℃程度であり、軽微であることがわかる。

#### (3) 側部熱容量の影響

Fig.2.3.2 に原子炉压力容器の上鏡、下鏡、制御棒案内ブロック、側部固定反射体及び炉床部の熱容量を無視した場合の解析結果を示す。同図から、当該部分の熱容量が原子炉压力容器出口ヘリウム温度の応答に、大きく影響していることがわかる。即ち、原子炉压力容器入口ヘリウムに加えられた温度外乱により、炉心出口ヘリウム温度は低下していくが、炉床部等の熱容量のため、ヘリウムが再び加熱されるために生じた差が現れていると考えられる。

### 2.3.2 I H X熱計算モデル及びサーベイ解析結果

#### (1) 解析対象及び解析条件

I H X熱計算モデルについては、Fig.2.1.8 に示すモデルについての解析を行った。

I H X熱計算モデルは、基本的には伝熱管1本で代表させた単チャンネルモデルであるが、その他にヘリウム循環機による昇温計算、センターパイプ部と胴部の構造物を側部熱容量として取り扱えるようモデル化している。

解析は、外乱としてI H X 1次側のヘリウム流量をステップ状に20%、または50%低下させ、I H X 1次側、2次側出口ヘリウム温度、又はI H X 1次側、2次側伝熱部出口ヘリウム温度の応答を比較する方法を用いた。

#### (2) 機器のメッシュ分割数の影響

Fig.2.3.3 にメッシュ分割数を10ノードから40ノードまで変化させたときの、サーベイ解析結果を示す。(1次側ヘリウム流量をステップ状に20%低下)同図にみるようにメッシュ分割

数の違いによる I H X 1 次側， 2 次側出口ヘリウム温度の応答の差は最大で 1℃程度であり， 十分無視できる。

### (3) タイムメッシュ幅の影響

Fig. 2. 3. 4 にタイムメッシュ幅を 0. 1 秒から 5 秒まで変化させたときの， サーベイ解析結果を示す。(1 次側ヘリウム流量をステップ上に 20% 低下) 同図に示すようにタイムメッシュ幅による影響は 0. 1 秒から 1 秒までの範囲では軽微であるが， メッシュ幅が 5 秒程度になると過渡応答に及ぼす影響は比較的大きなものになる。

### (4) 側部熱容量の影響

Fig. 2. 3. 5 にセンターパイプ部， 胴部の構造物の熱容量の有無による解析結果の比較を示す。(1 次ヘリウム流量をステップ状に 50% 低下) 同図において， 1 次側ヘリウム温度は Fig. 2. 1. 8 に示す伝熱部出口の温度と胴部構造材の部分を通じた出口ヘリウム温度を， 2 次側ヘリウム温度については Fig. 2. 1. 8 に示す伝熱管部出口での温度とセンターパイプ部出口での出口ヘリウム温度を示す。2 次側については， 側部熱容量なしの場合は， センターパイプ部も無視しているのので， 伝熱管部出口の温度のみ示している。

Fig. 2. 3. 5 より， 側部熱容量の影響は顕著であり， 同部分の熱容量が I H X の応答を緩慢なものにしていることが分かる。伝熱管部では， 1 次側ヘリウムと胴部間の熱交換により伝熱部 1 次側出口温度が側部熱容量を考慮しない場合よりも高くなり， その影響で伝熱管部 2 次側出口温度の応答も緩慢なものになっている。更に， 1 次側， 2 次側ヘリウムは各々胴部， センターパイプ部において加熱され， I H X 出口ヘリウム温度の応答はさらに緩慢なものとなっている。

## 2. 3. 3 P W C 熱計算モデル及びサーベイ解析結果

### (1) 解析対象及び計算条件

P W C 熱計算モデルについては， Fig. 2. 1. 9 に示す 1 次 P W C のモデルについての解析を行った。

P W C 熱計算モデルは， 基本的には伝熱管 1 本で代表させた単チャンネルモデルであるが， その他にヘリウム循環器(昇温計算)， ヘリウム循環機回りの配管部と胴部の構造物を側部熱容量としてモデル化しており， バッフル板による流れの方向の変化を考慮している。

解析は， 外乱として P W C のヘリウム流量をステップ状に 20%， 又は 50% 低下させ， P W C 伝熱部， 胴部出口ヘリウム温度及び P W C 伝熱部加圧水温度の応答を比較する方法を用いた。

### (2) タイムメッシュ幅の影響

Fig. 2. 3. 6 にタイムメッシュ幅を 0. 1 秒から 2 秒まで変化させたときのサーベイ解析結果を示す。(ヘリウム流量をステップ状に 20% 低下) 同図に見るようにタイムメッシュ幅による影響は 0. 1 秒から 2 秒までの範囲内ではほとんどないことがわかる。

### (3) 側部熱容量の影響

Fig. 2. 3. 7 にヘリウム循環機回りの配管部と胴部の構造物の熱容量を無視した場合と考慮した場合の結果の比較を示す。(ヘリウム流量をステップ状に 50% 低下) 同図に見るようにこれらの熱容量の影響は顕著であり， 当該部分の熱容量が出口ヘリウム温度の応答を緩慢なものにし

ていることがわかる。

伝熱部では、ヘリウムとライナの間の熱交換によってヘリウムの出口温度は側部熱容量を無視した場合よりやや高くなっているが、大きな熱容量を持つ加圧水側との伝熱が支配的であるため、軽微な差に留まっている。しかしながら、胴部においてヘリウムが加熱されるため、PWC出口ヘリウム温度の応答は側部熱容量を無視した場合と比較して緩慢なものになっている。

#### 2.3.4 A/C熱計算モデル及びサーベイ解析結果

##### (1) 解析対象及び解析条件

A/C熱計算モデルについては、Fig. 2.1.11に示すモデルについての解析を行った。

A/C熱計算モデルは、伝熱管1本で代表させた単チャンネルモデルであり、実際の機器形状に即した直交流モデルである。

解析は、外乱として加圧水の流量をステップ状に20%低下させ、加圧水側出口温度及び空気側出口温度の応答を比較する方法を用いた。

##### (2) 機器のメッシュ分割数の影響

A/C熱計算モデルでのメッシュは、Fig. 2.3.8に示すように4ノードから12ノードまで変化させて応答の比較を行った。Fig. 2.3.9にサーベイ解析結果を示す。メッシュ分割数の違いが加圧水側出口温度及び空気側出口温度の応答に与える影響は最大でも0.1℃程度であり、軽微であることがわかる。

##### (3) タイムメッシュ幅の影響

Fig. 2.3.10にタイムメッシュ幅を0.01秒から3秒まで変化させたときの解析結果を示す。タイムメッシュ幅による影響は0.01秒から、1秒までの範囲内では軽微であることがわかる。

#### 2.3.5 評価

前節までのパラメータサーベイ解析結果についての評価をTable 2.3.2にまとめる。

ここでは、その評価結果をふまえて、これらの各パラメータの過渡応答に及ぼす影響と、ASURAコードをHTTRの制御特性解析に使用する場合の動特性解析モデルの妥当性について検討を行なう。

##### (1) 機器のメッシュ分割数とタイムメッシュ幅

機器のメッシュ分割数の過渡応答に及ぼす影響は、概して軽微であることが確認された。ASURAコードをHTTRの動特性解析に使用する場合、機器のメッシュ分割数は通常本サーベイ解析の範囲内のものとしていることから、特にモデル設定上の問題はないと考えられる。

また、タイムメッシュ幅についても、過渡応答に及ぼす影響を明らかにした。実際の解析において、計算機のCPU時間を不必要に大きくしないためには、計算が不安定にならない範囲内で、なるべく大きなタイムメッシュ幅をとる必要がある。

本サーベイ解析の結果、IHX、PWC、A/C熱計算については、 $\Delta T = 1$ 秒程度、原子炉熱計算については $\Delta T = 1 \sim 10$ 秒程度で十分な解析精度が得られることが確認された。ASURAコードをHTTRの制御特性解析に使用する場合、タイムメッシュ幅は通常、上記程度のものとしていることから、特にモデル設定上、解法上の問題はないと考えられる。

## (2) 側部熱容量

サーベイ解析の結果、原子炉、IHX、PWCについて、機器出口のヘリウム温度の過渡応答に対する側部熱容量の影響が大きいことがわかった。

この原因としては、以下のことが考えられる。

IHXやPWCの胴部のように、冷却材が側部熱容量と接している部分は完全混合モデルで考えることができる。

このような系におけるヘリウムの入口温度、出口温度側部熱容量の関係は、ヘリウムの熱容量が無視できるほど小さく、定常近似解法が適用できるとすると完全混合部の出口温度は(28)式を $Z=0$ のとき $T=T_{in}$ 、 $Z=1$ のとき $T=T_{out}$ という境界条件のもとで解くことにより、次式で表すことができる。

$$T_{out} = T_t + (T_{in} - T_t) \exp(-UA/CG) \quad (40)$$

$T_{out}$  : ヘリウムの出口温度

$T_{in}$  : " 入口温度

$T_t$  : 側部熱容量の温度

$U$  : 熱伝達率

$A$  : 伝熱面積

$C$  : ヘリウムの比熱

$G$  : " 質量流量

(40)式より、例えばヘリウム入口温度 $T_{in}$ が変動(低下)した場合、その外乱はただちに出口側に伝わらず、側部熱容量からの伝熱によってヘリウムは加熱され、

$$T_{out} = T_t + \alpha$$

となることがわかる。 $\alpha$ はヘリウムの質量流量が小さく、ヘリウム、側部熱容量間の熱伝達率 $U$ 、伝熱面積 $A$ が大きいほど大きな値となる。

HTTRにおいては、熱交換器の伝熱管の本数が機器の大きさに比べて少ない(機器の出力が小さい)ことが一因となって、ヘリウム伝熱管の伝熱面積に対するヘリウム側部熱容量の伝熱面積の割合が大きくなっている。

IHXの伝熱部においてみると1次ヘリウムと側部熱容量間の伝熱面積の1次ヘリウムと伝熱管の間の伝熱面積に対する割合は0.2程度である。

また、HTTRの側部熱容量は大きく、かなりの長時間に渡ってヘリウムの出口温度の応答に影響を与え続ける。

以上のことから、HTTRの過渡温度応答を正しく模擬するためには、このような側部熱容量を動特性解析モデルに取り入れることが重要である。ASURAコードの動特性モデルは、原子炉、熱交換器、配管等の側部熱容量を詳細にモデル化している。そのため、本コードをHTTRの制御特性解析に適用することによって、十分な精度を有する解析が可能であるといえる。

Table 2.3.1 パラメータサーベイを行う解析モデル

解析モデル	モデル中のパラメータ		
	機器のメッシュ分割	タイムメッシュ幅	側部熱容量の影響
原子炉熱計算 モデル	— (3章で検討)	○	○
IHX熱計算 モデル	○	○	○
PWC熱計算 モデル	— (注1)	○	○
A/C熱計算 モデル	○	○	— (注2)

○ ; パラメータサーベイを行う。

— ; パラメータサーベイを行う必要はない。

(注1) ASURAコードのPWCモデルは、バッフル板の段数に対応して伝熱部をノーデイングするモデルであり、特にサーベイの対象にならない。

(注2) HTTRのA/Cには、特に解析上考慮しなければならないような側部熱容量はない。

Table 2.3.2 サーベイ解析結果の評価

解析モデル	モデル中のパラメータの影響		
	機器のメッシュ分割	タイムメッシュ幅	側部熱容量の影響
原子炉熱計算 モデル	軽微	軽微 ( $\Delta t = 0.1 \sim 10 \text{sec}$ )	大
IHX熱計算 モデル	軽微 (10~40ノード)	軽微 ( $\Delta t = 0.1 \sim 1 \text{sec}$ )	大
PWC熱計算 モデル	—	軽微 ( $\Delta t = 0.01 \sim 2 \text{sec}$ )	大
A/C熱計算 モデル	軽微 (4~12ノード)	軽微 ( $\Delta t = 0.01 \sim 1 \text{sec}$ )	—

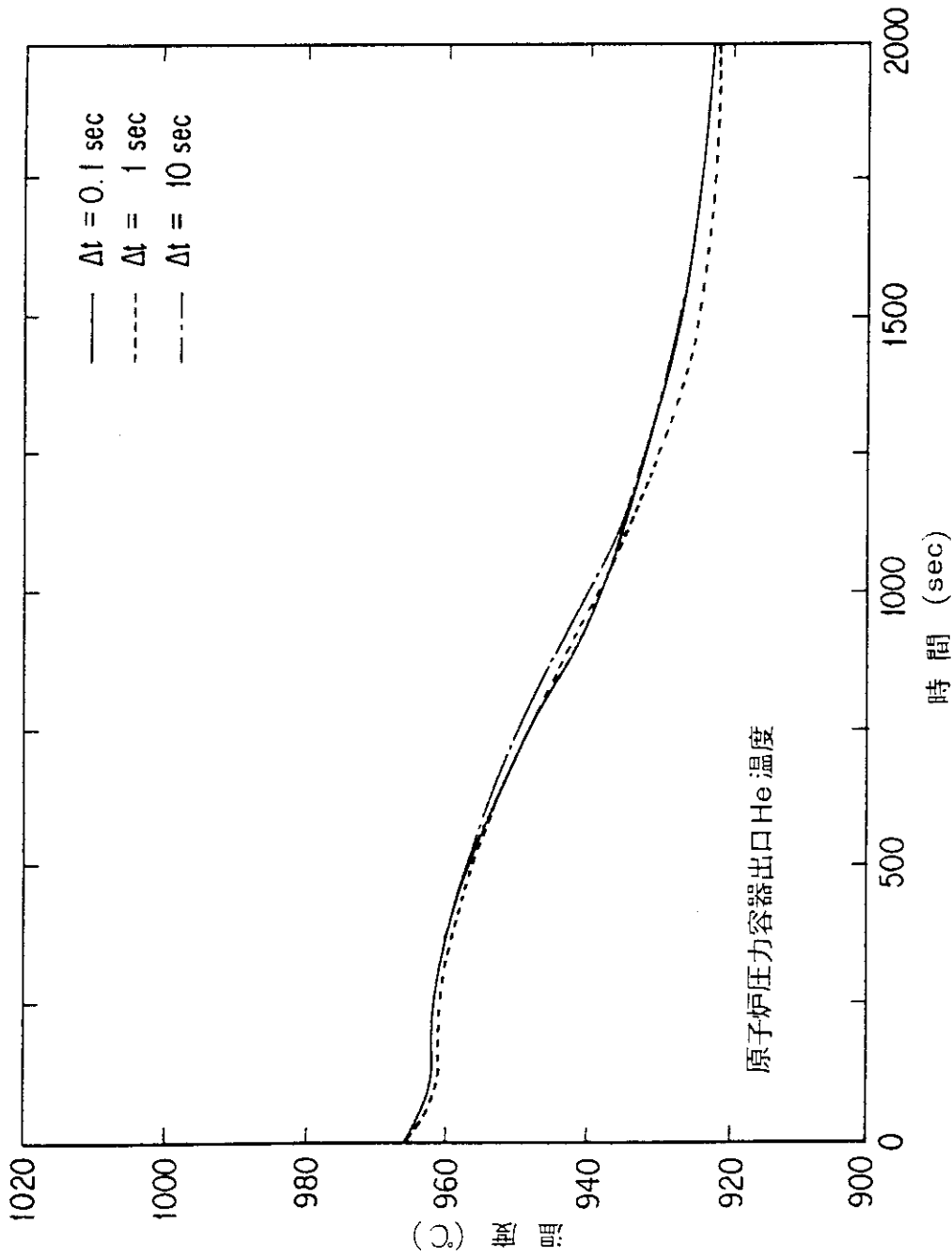


Fig. 2.3.1 原子炉熱計算モデル，サーベイ解析結果（RPV入口温度 - 100°C ステップ変化）



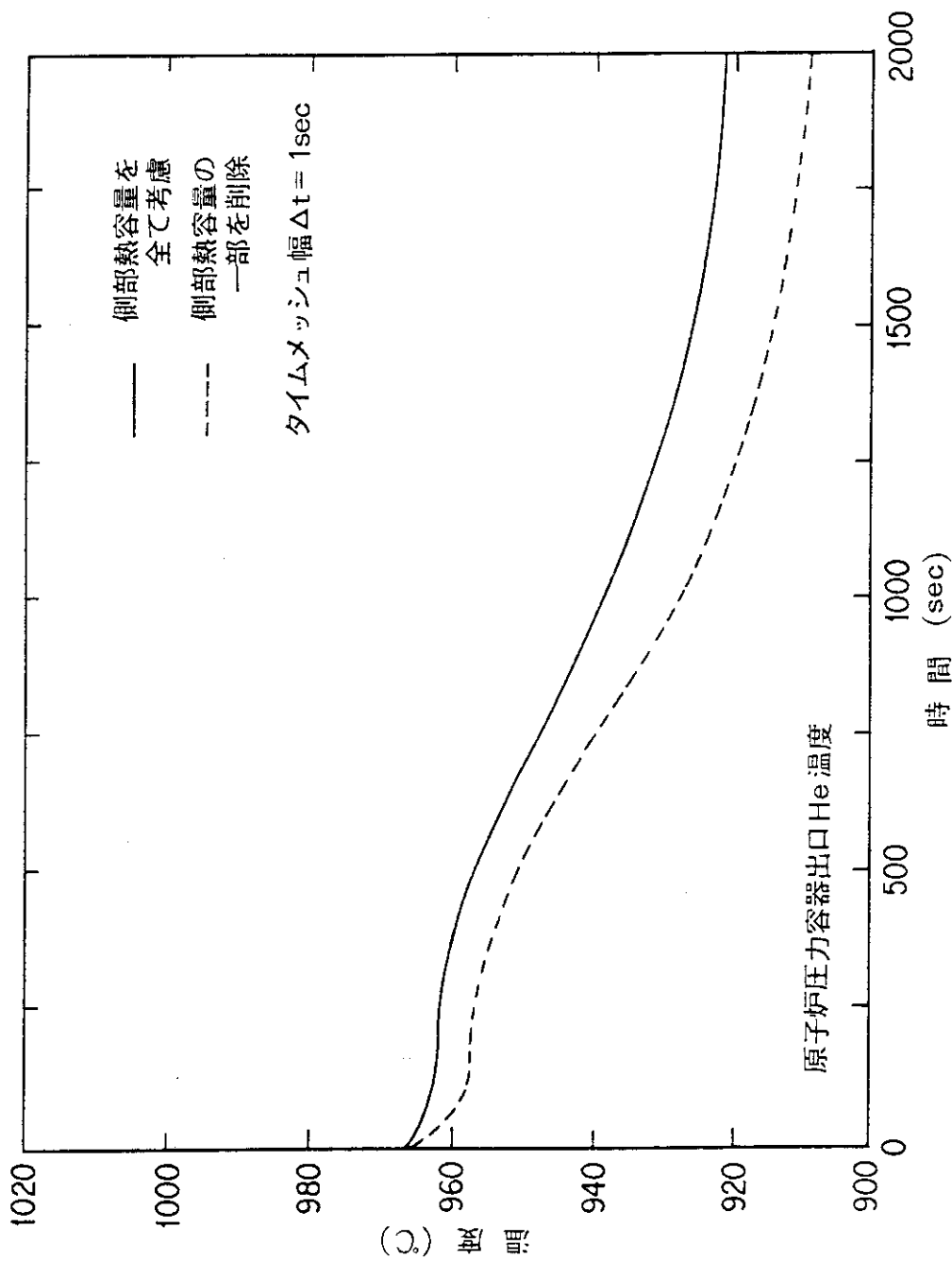


Fig. 2.3.2 原子炉熱計算モデル, サーベイ解析結果 (RPV入口温度,  $-100^{\circ}\text{C}$  ステップ変化)

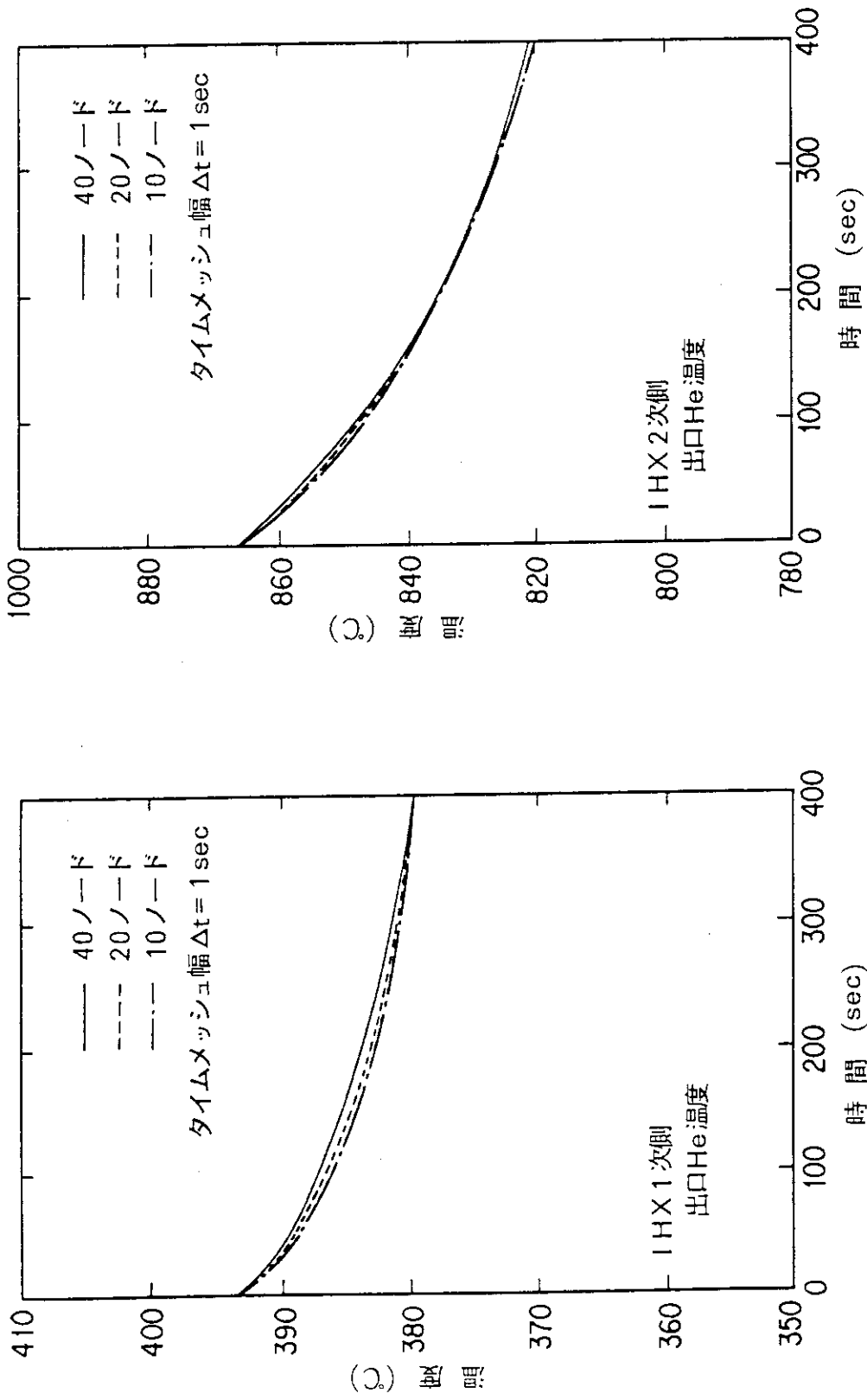


Fig. 2.3.3 中間熱交換器 (IHX) 熱計算モデル, サーベイ解析結果  
(1次側ヘリウム流量-20%ステップ変化)

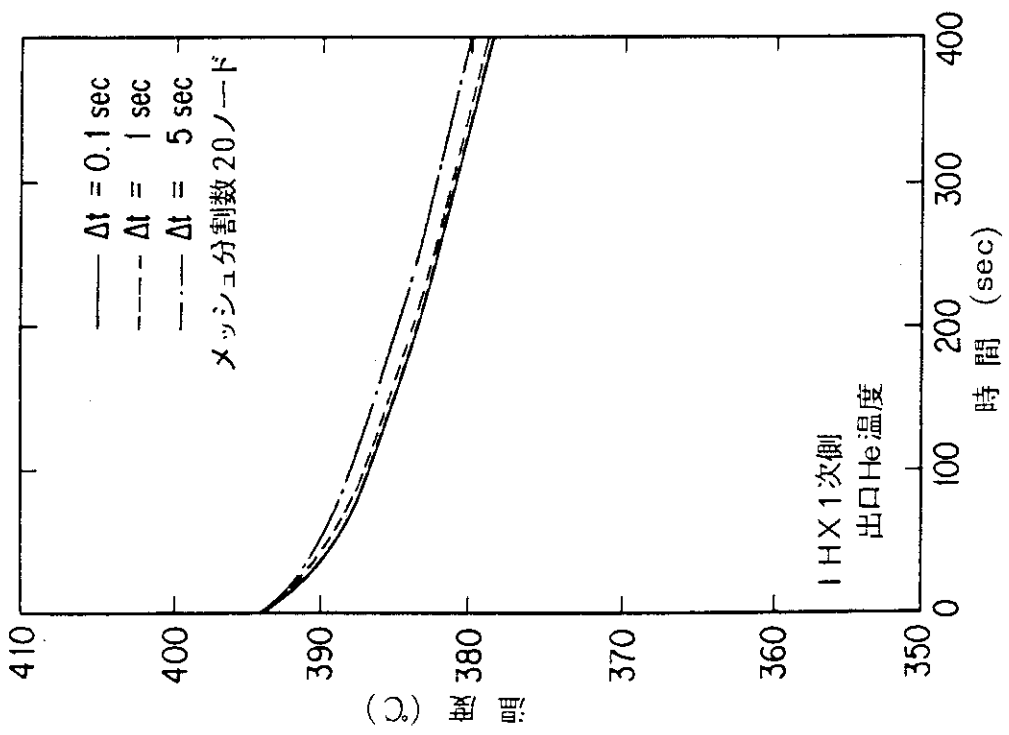
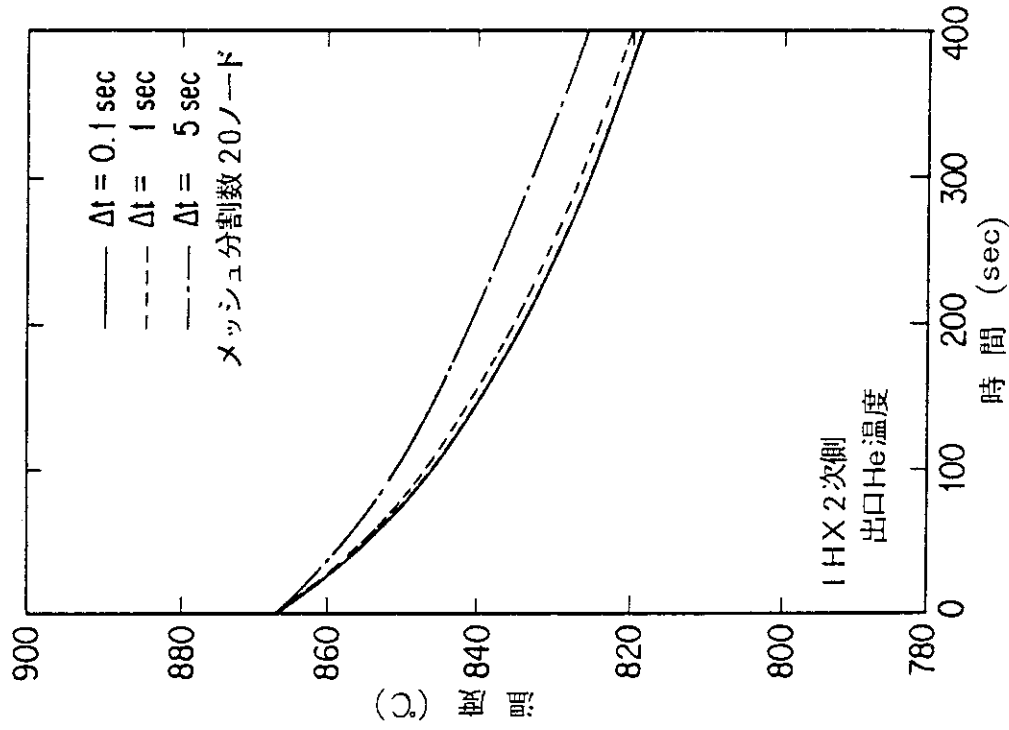


Fig.2.3.4 中間熱交換器 (IHX) 熱計算モデル, サーベイ解析結果  
(1次側ヘリウム流量→20%ステップ変化)

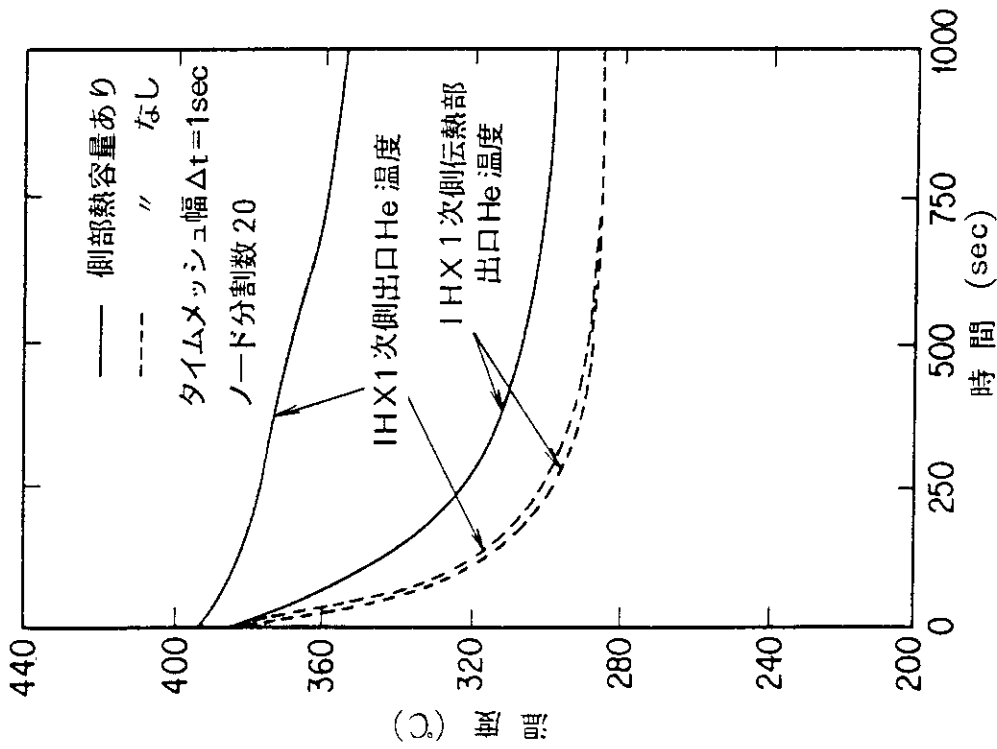
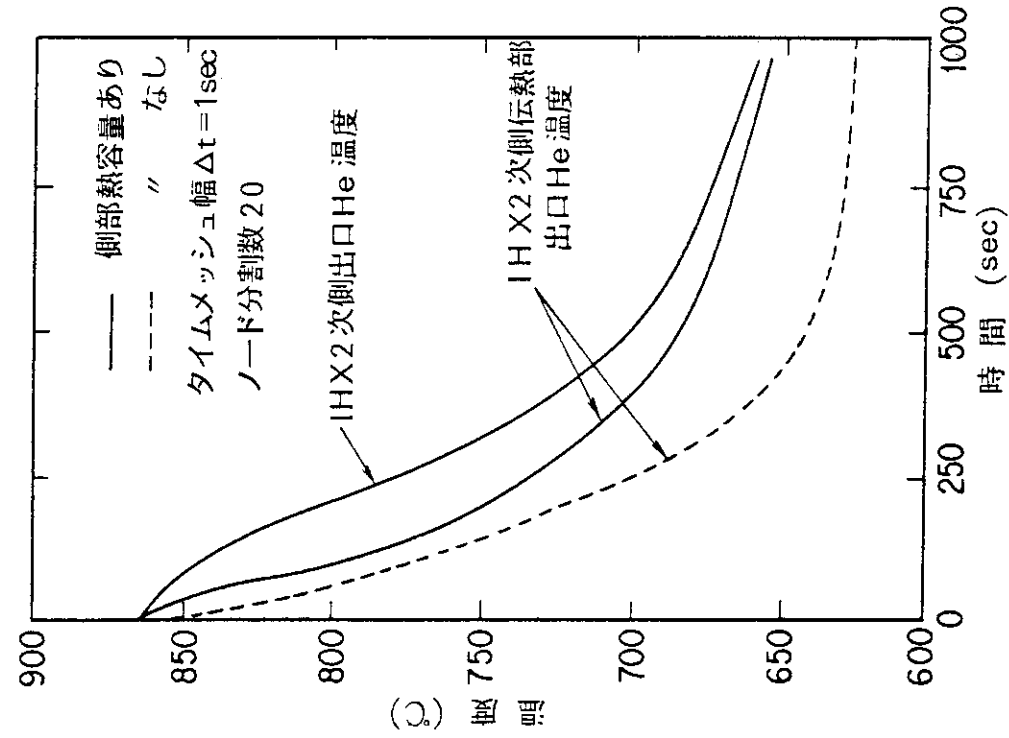


Fig. 2.3.5 中間熱交換器 (IHX) 熱計算モデル, サーベイ解析結果  
(1次側へリウム流量-50%ステップ変化)

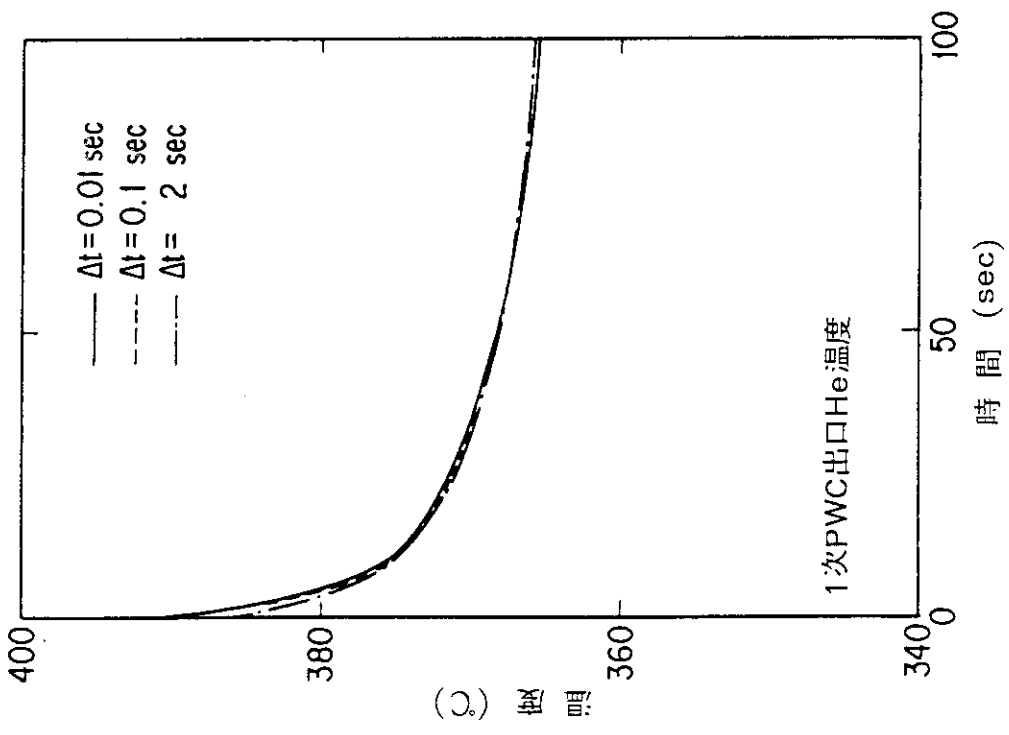
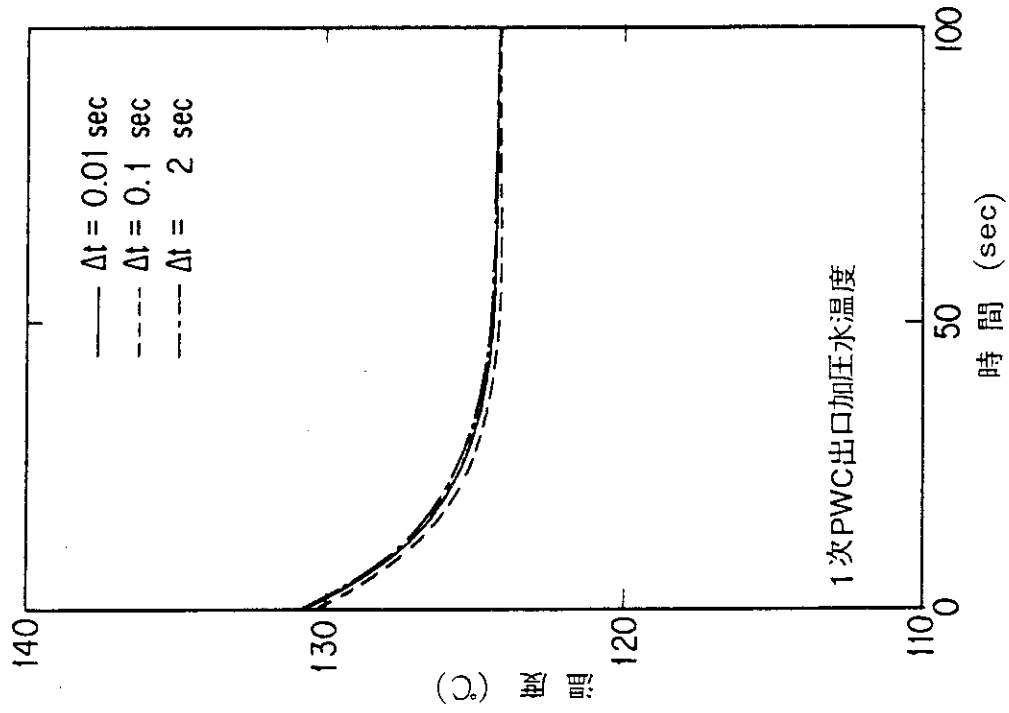


Fig. 2.3.6 1次加圧水冷却器 (PWC) 熱計算モデル, サーベイ解析結果  
(ヘリウム流量-20%ステップ状態変化)

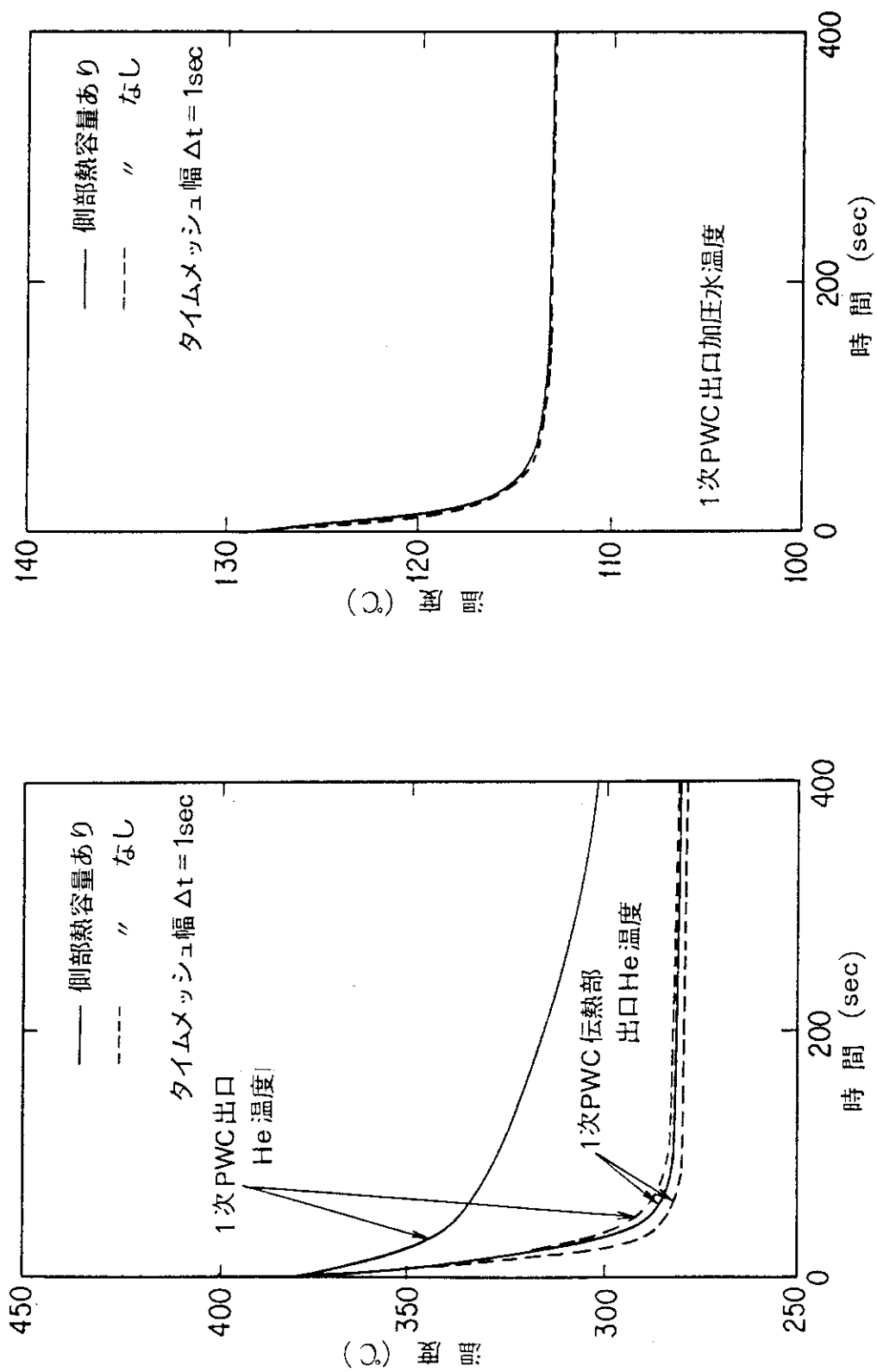


Fig. 2.3.7 1次加圧水冷却器 (PWC) 熱計算モデル, サーベイ解析結果  
(ヘリウム流量-50% ステップ変化)

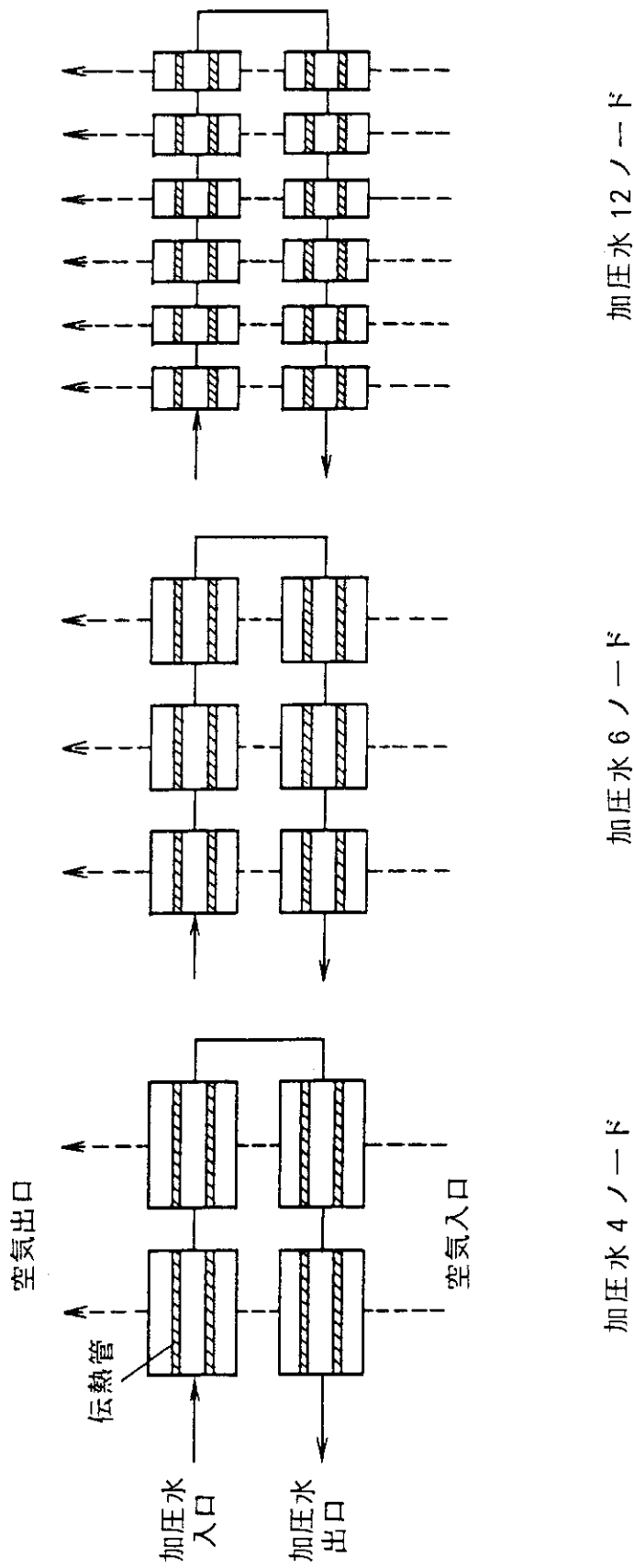


Fig. 2. 3. 8 空気冷却器 (A/C) 熱計算モデルのメッシュ図

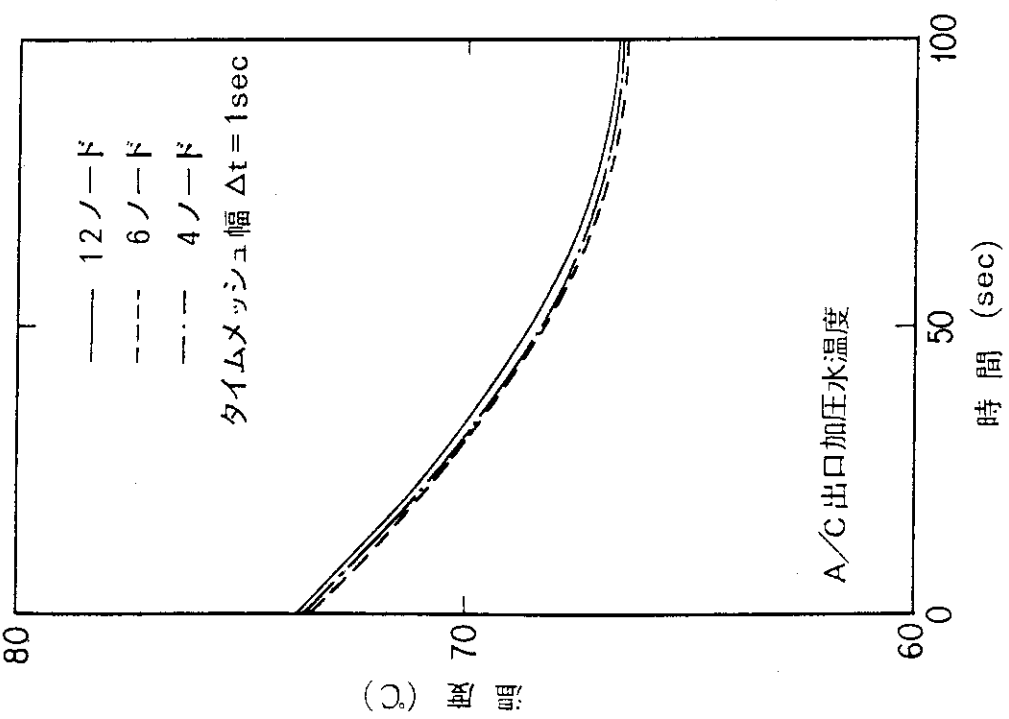
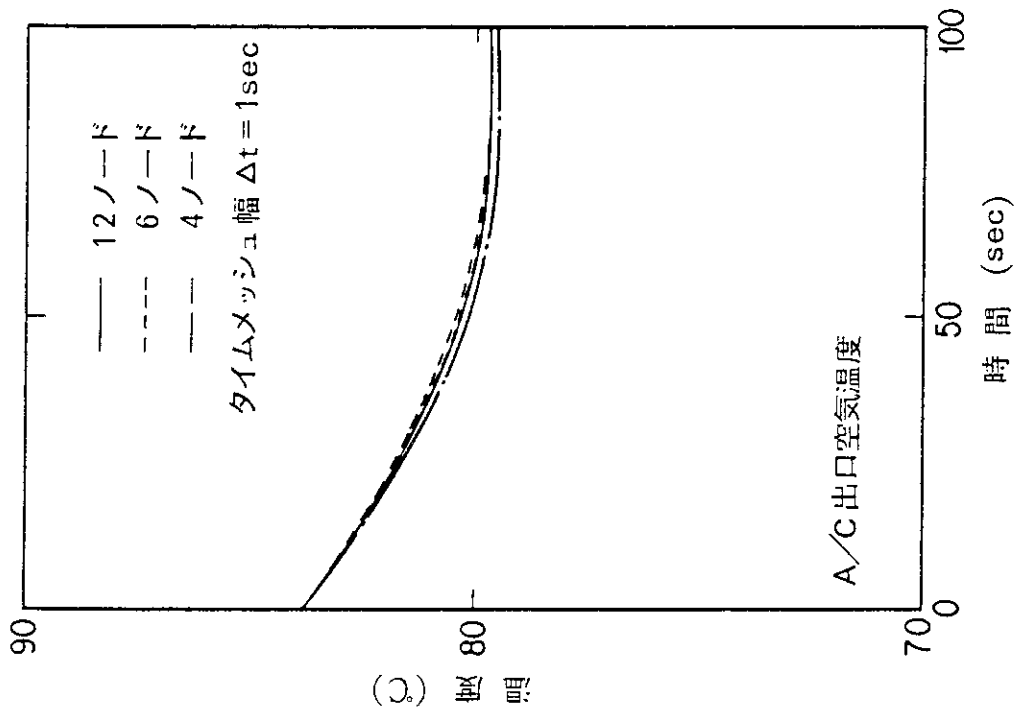


Fig. 2.3.9 空気冷却器 (A/C) 熱計算モデル, サーベイ解析結果  
(加圧水流量 - 20% ステップ変化)



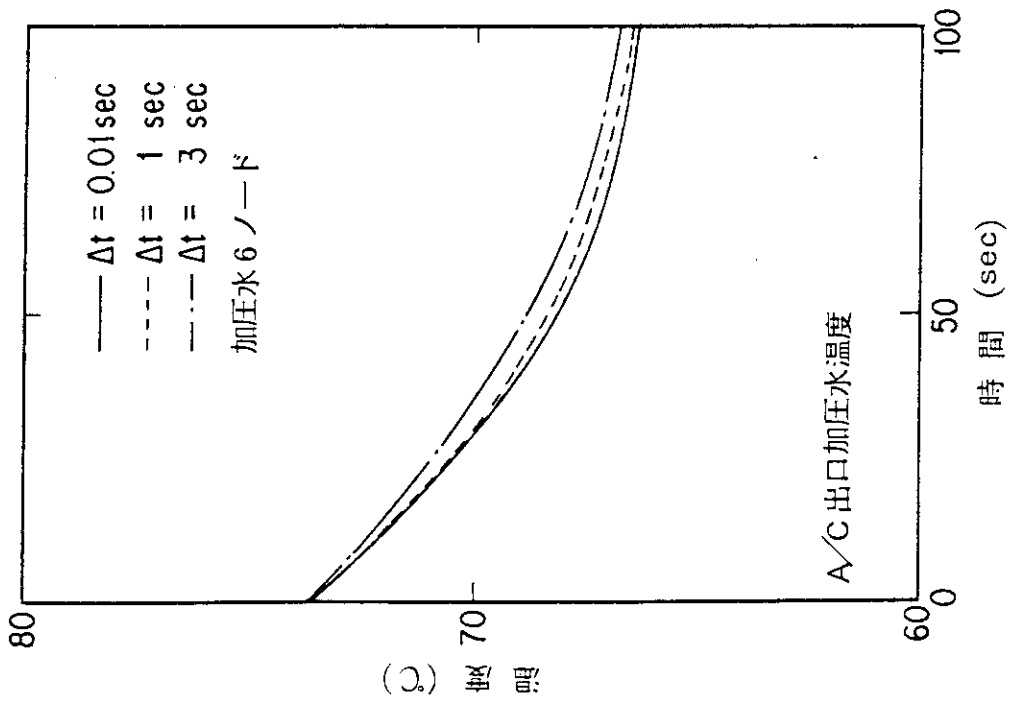
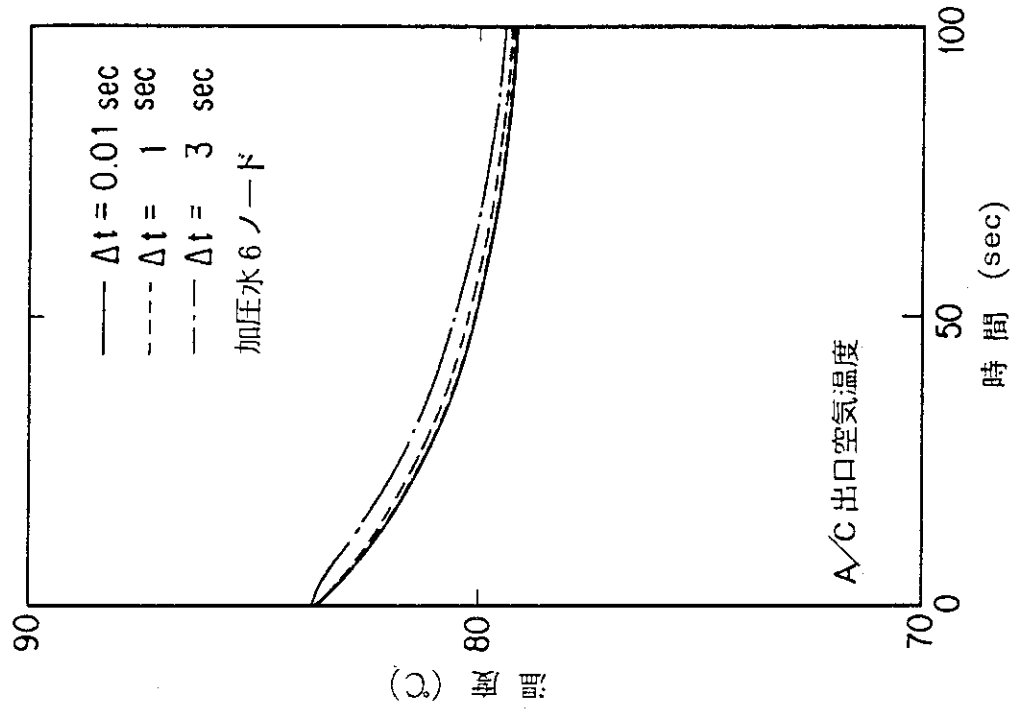


Fig. 2.3.10 空気冷却器 (A/C) 熱計算モデル, サーベイ解析結果  
(加圧水流量 - 20% ステップ変化)

### 3. 他コードとのクロスチェック

#### 3.1 比較用コードの選定

ここでは、ASURAコードとBLOOST-J2<sup>9)</sup>及びTHYDE-HTGR<sup>9)</sup>コードの解析結果の比較を行い、ASURAコードの妥当性の検討を行った。

ASURAコードではHTTRプラントの主要な機器をモデル化しており、模擬されているプラントシステムの中には原子炉、熱交換器、配管等があり、これらの各機器が相互に影響を及ぼしあっている。これらの機器すべてについて同時に他のコードと比較することは非常に煩雑である。そのため、対象とする機器に着目して比較の対象とするコード及び事象の選定を行った。

以上の観点から、比較の対象として炉心内の核熱計算部分とプラント内各機器のモデルとに分け、比較用のコードとしてBLOOST-J2とTHYDE-HTGRコードを選定した。

BLOOST-J2コードは、炉心の核熱動特性計算を行うコードであり、反応度挿入による出力挙動、燃料温度等の解析を行うコードである。BLOOST-J2コードとの比較では、炉心の出力挙動を燃料、減速材温度の挙動を比較する。よって比較の対象とする事象は、出力運転時の制御棒引抜き事故とした。

THYDE-HTGRコードは軽水炉の事故解析用コードTHYDE-Pコードを基に開発された高温ガス炉用のコードである。

THYDE-HTGRコードはプラント全体の挙動解析を目的としとしている。そのため、THYDE-HTGRコードとの比較では、プラント各機器の挙動についての比較を行うことにする。そこで、プラント各機器間の応答の比較のための事象としては商用電源喪失とした。また中間熱交換器(IHX)、加圧水冷却器(PWC)及び空気冷却器(A/C)の応答の比較のための事象としては空気冷却器(A/C)バイパス弁誤閉とした。

### 3.2 BLOOST-J2<sup>8)</sup>コードとのクロスチェック

#### 3.2.1 BLOOST-J2の概要<sup>8)</sup>

炉心核熱動特性解析コードBLOOST-J2は、制御棒の挿入、引き抜き、冷却材流量の増減等に伴う反応度及び原子炉出力の変化並びに炉心部の温度変化を計算するコードである。BLOOST-J2コードには以下に示すような特徴がある。

- ① 炉心を平均チャンネルとホットチャンネルの2チャンネルでモデル化している。
- ② 平均チャンネルでは、炉心の平均温度の変化による温度フィードバック反応度及び制御棒の挿入や引き抜きによる反応度等を考慮して原子炉出力を計算する。
- ③ ホットチャンネルでは、平均チャンネルから与えられる原子炉出力に対して、出力分布及び出力ピーキング係数等を考慮して燃料最高温度を計算する。
- ④ 原子炉出力は、遅発中性子6群の1点近似動特性方程式を解くことにより計算される。
- ⑤ 炉心の温度分布は、非定常2次元熱伝導方程式及び熱伝達式を解くことにより計算される。

Fig. 3.2.1にBLOOST-J2の計算体系を示す。

#### 3.2.2 クロスチェックの解析条件

ASURAとBLOOST-J2のクロスチェック解析の対象事象は出力運転時の制御棒の引き抜き事象としている。この事象は、なんらかの原因で炉心の制御棒が引き抜かれ、炉心に正の反応度が添加されて原子炉出力が上昇する事象である。

クロスチェック解析では、定常状態での炉心温度分布と、制御棒引き抜き事象における出力と温度挙動について両コードの結果を比較する。

##### (1) 解析モデル

HTRの冷却材流路は、燃料棒と黒鉛ブロックから構成される環状流路となっており、1燃料ブロックあたり33もしくは31流路もうけられている。燃料は被覆燃料粒子を黒鉛で固めた中空円筒状の燃料コンパクトであり、これを黒鉛スリーブに納めて燃料棒としている。従って、解析においては、燃料コンパクトから燃料ブロックまでをFig. 3.2.2に示すようにモデル化する。燃料コンパクト黒鉛スリーブの間にはギャップがもうけられており、ここではヘリウムの熱伝導を考慮する。また、冷却材流路ではヘリウムの流れによる熱伝達を考慮する。ギャップ及び冷却材流路での輻射伝熱は無視している。黒鉛ブロックの外部境界は断熱境界としている。黒鉛ブロックの熱容量は、1ブロックの全熱容量を冷却材流路の本数で除した1冷却材流路あたりの平均熱容量としている。Table 3.2.1, 3.2.2及び3.2.3に各構成材料の物性値を、Table 3.2.4に冷却材流路での熱伝達式を示す。

##### (2) 定常解析

以下に解析に用いた主要諸元を示す。

原子炉出力	30 MW
原子炉入口冷却材温度	395°C
原子炉出口冷却材温度	950°C

1 次冷却材流量	10.2 kg/s
1 次冷却材圧力	40 kg/cm <sup>2</sup> G
炉心有効流量割合	88.1 %

また、軸方向出力分布は Table 3. 2. 5 に示す。定常解析では上記の諸元に適切な不確かさ（工学的安全係数）<sup>10)</sup> を考慮して平均チャンネルの定常温度分布を求め、両コードの比較を行なった。

### (3) 過渡解析

以下に過渡解析に用いた主要諸元を示す。

添加反応度	0.64 Δk/k		
反応度添加率	$2.7 \times 10^{-4} \Delta k/k/s$		
遅発中性子寿命	$6.66 \times 10^{-4}$ (sec)		
遅発中性子先行核崩壊定数	$\lambda_i$ (i=1~6) (sec)		
$\lambda_1 = 4.66$	$\lambda_2 = 1.68$	$\lambda_3 = 0.373$	
$\lambda_4 = 0.139$	$\lambda_5 = 0.038$	$\lambda_6 = 0.015$	
遅発中性子生成割合	$\beta_i$ (i=1~6)		
$\beta_1 = 1.22 \times 10^{-4}$	$\beta_2 = 5.45 \times 10^{-4}$	$\beta_3 = 1.72 \times 10^{-3}$	
$\beta_4 = 8.37 \times 10^{-4}$	$\beta_5 = 9.68 \times 10^{-4}$	$\beta_6 = 1.66 \times 10^{-4}$	

$$\beta_{\text{eff}} = \sum_{i=1}^6 \beta_i = 4.36 \times 10^{-3}$$

温度係数	Fig. 3. 2. 3 参照
スクラム反応度	4.0 % Δk/k
スクラム反応度挿入特性	Fig. 3. 2. 4 参照
スクラム遅れ時間	0.4 sec
スクラム設定値	114 %
軸方向出力分布	Table 3. 2. 5 参照

## 3. 2. 3 解析結果

### (1) 定常解析

Fig. 3. 2. 5 に定常状態の燃料部の半径方向の温度分布を示す。ASURAとBLOOST-J2の解析結果は、燃料コンパクトと黒鉛スリーブの温度に若干の差はあるがよく一致している。

### (2) 過渡解析

Fig. 3. 2. 6 に原子炉出力の変化を、Fig. 3. 2. 7 に反応度の変化を、Fig. 3. 2. 8 に燃料と黒鉛ブロックの平均温度の変化を示す。

この事象は、原子炉が定格出力状態から制御棒1対が引き抜かれてから約2秒後に中性子束高のスクラム信号により他の制御棒が挿入される。原子炉出力については、過渡状態ではよく一致しているが、約6秒以降はASURAコードの結果が高目となっている。反応度の変化については、制御棒の引き抜き直後は燃料及び減速材の温度が上昇し負の反応度が添加されるが、

スクラム信号発生後は原子炉出力が下降し燃料及び減速材温度が下降するので正の反応度が添加される。ASURAコードとBLOOST-J2コードの結果はよく一致している。平均温度の変化については、燃料平均温度がASURAコードの結果の方が高めになっているが、この差は1%程度であり、両者の結果はよく一致しているといえる。

以上のようにASURAコードとBLOOST-J2コードの結果は定常解析過渡解析ともによく一致している。

Table 3.2.1 物 性 値

黒鉛 (IG-110)	
密 度 [g/cm <sup>3</sup> ]	$\rho = 1.70$
比 熱 [cal/g °C]	$C_p(T) = (0.54212 - 2.42667 \times 10^{-6} T - 90.2725 T^{-1} - 4.34493 \times 10^4 T^{-2} + 1.59309 \times 10^7 T^{-3} - 1.43688 \times 10^9 T^{-4}) \times 0.9$ T : 温度 (K)
熱伝導率 [cal/cm·sec·°C]	$k = (\text{Table 3.2.2 の標準値}) \times 0.8$
燃料コンパクト	
密 度 [kg/m <sup>3</sup> ]	$\rho = 2.387 \times 10^3$ (構成材の密度の不確かさをマイナス側にとったもの)
比 熱 [cal/g °C]	$C_p(T) = 0.115689 + 5.38719 \times 10^{-4} T - 6.27977 \times 10^{-7} T^2 + 3.82411 \times 10^{-10} T^3 - 1.12556 \times 10^{-13} T^4 + 1.27705 \times 10^{-17} T^5$ T : 温度 (°C)
熱伝導率 [cal/cm·sec·°C]	$k = 0.03$

Table 3.2.2 黒鉛 (IG-110) の熱伝導率標準値 (抜粋)

単位 (cal/cm·s·°C)  
T (°C),  $\Phi (10^{20} \text{n/cm}^2)$

T \ $\Phi$	400	600	800	1000	1200	1400
0.0	0.1901	0.1563	0.1333	0.1175	0.1068	0.0998
2.0	0.0647	0.1164	0.1167	0.1094	0.1025	0.0975
4.0	0.0506	0.0892	0.1025	0.1021	0.0986	0.0954
6.0	0.5495	0.0735	0.0913	0.0958	0.0951	0.0936
8.0	"	0.0652	0.0830	0.0905	0.0920	0.0919
10.0	"	0.0610	0.0770	0.0861	0.0894	0.0905
12.0	"	0.0590	0.0729	0.0827	0.0871	0.0892
14.0	"	0.0580	0.0701	0.0800	0.0853	0.0882
16.0	"	0.0576	0.0682	0.0779	0.0837	0.0872
18.0	"	0.0573	0.0670	0.0763	0.0825	0.0865
20.0	"	0.0572	0.0662	0.0751	0.0814	0.0858

Table 3.2.3 ヘリウムの物性値計算式

{ 0.2 bar ≤ P ≤ 200 bar  
0°C ≤ T ≤ 3000°C }

物 性	計 算 式	単 位	備 考
密 度 : ρ	$\rho = \frac{\left\{ 1 + 4 \frac{P}{R T} B(T) \right\}^{1/2} - 1}{2 B(T)}$ $B(T) = 4.5 \times 10^{-4} + \frac{5.42}{1890 + T}$	kg/m <sup>3</sup>	R : 気体定数 (=0.0207723) (bar·m <sup>3</sup> /kg°K) P : 圧力(bar) T : 温度(K)
定圧比熱 : C <sub>p</sub>	$C_p = \frac{5}{2} R = 1.24$	cal/g·C	
熱伝導率 : k	$P \leq 1 \text{ bar}$ $k = k_0$ $P > 1 \text{ bar}$ $k = k_0 + 2.33 \times 10^{-4} \rho + 2.39 \times 10^{-6} \cdot \rho^2$ $k_0 = 2.97 \times 10^{-3} T^{0.69} + \frac{9.23 \times 10^9 \times (T - 273.16)}{(T - 273.16)^5 + 4.29 \times 10^{14}}$	W/cm·C	P : 圧力(bar) T : 温度(K) ρ : 密度 (kg/m <sup>3</sup> )
粘性係数 : η	$P \leq 1 \text{ bar}$ $\eta = \eta_0$ $P > 1 \text{ bar}$ $\eta = \eta_0 + 2.67 \times 10^{-10} \rho^2$ $\eta_0 = 3.78 \times 10^{-7} T^{0.69} + \frac{5 \times 10^{-7}}{0.52 + \frac{T}{569.6}}$	N·S/m <sup>2</sup>	P : 圧力(bar) T : 温度(K) ρ : 密度 (kg/m <sup>3</sup> )

Table 3.2.4 ヘリウムの熱伝達式

$Re \leq 5000$ $h = (-4.8268A^3 + 12.7516A^2 - 12.25A + 9.717) \cdot \left(\frac{T_b}{T_w}\right)^{0.5} \cdot \left(\frac{k}{de}\right)$
$Re > 5000$ $h = 0.018 \left(\frac{1}{A}\right)^{0.16} \cdot Re^{0.8} \cdot Pr^{0.4} \cdot \left(\frac{T_b}{T_w}\right)^{0.5} \cdot \left(\frac{k}{de}\right)$
$A = \frac{d_i}{d_o}$
<p>h : 熱伝達率                  T<sub>b</sub> : 冷却材バルク温度                  T<sub>w</sub> : 壁温                  k : 熱伝導率                  de : 等価直径                  Re : レイノルズ数                  Pr : プラントル数                  d<sub>i</sub> : 冷却材流路内径                  d<sub>o</sub> : 冷却材流路外径</p>

Table 3.2.5 解析に用いた軸方向出力密度分布

燃料ブロック段*	燃料ブロック	出力密度 W/cm <sup>3</sup>
1	上	21
	下	31
2	上	32
	下	35
3	上	30
	下	28
4	上	21
	下	17
5	上	14
	下	11

\* ブロック1段を上下に2分割している。



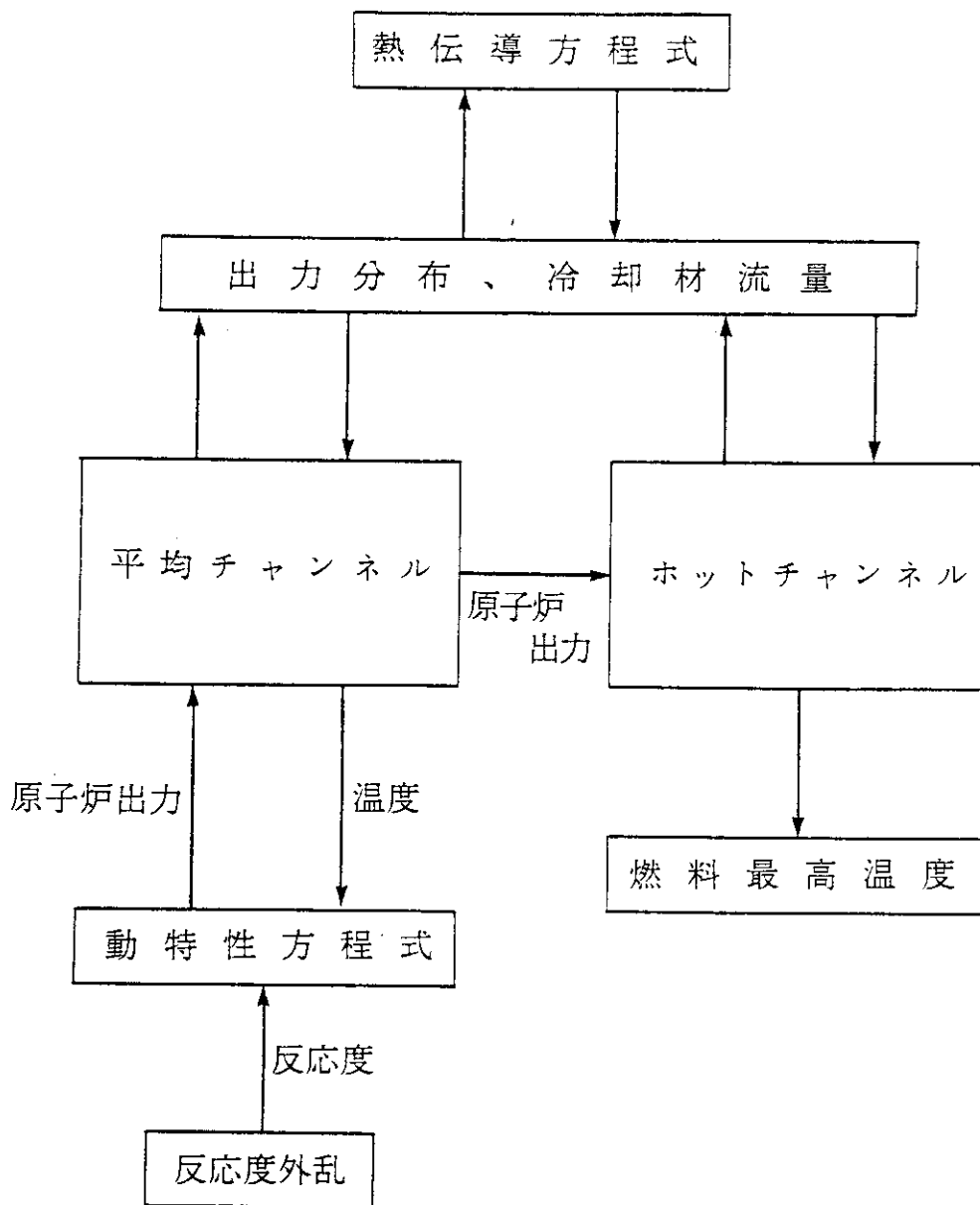
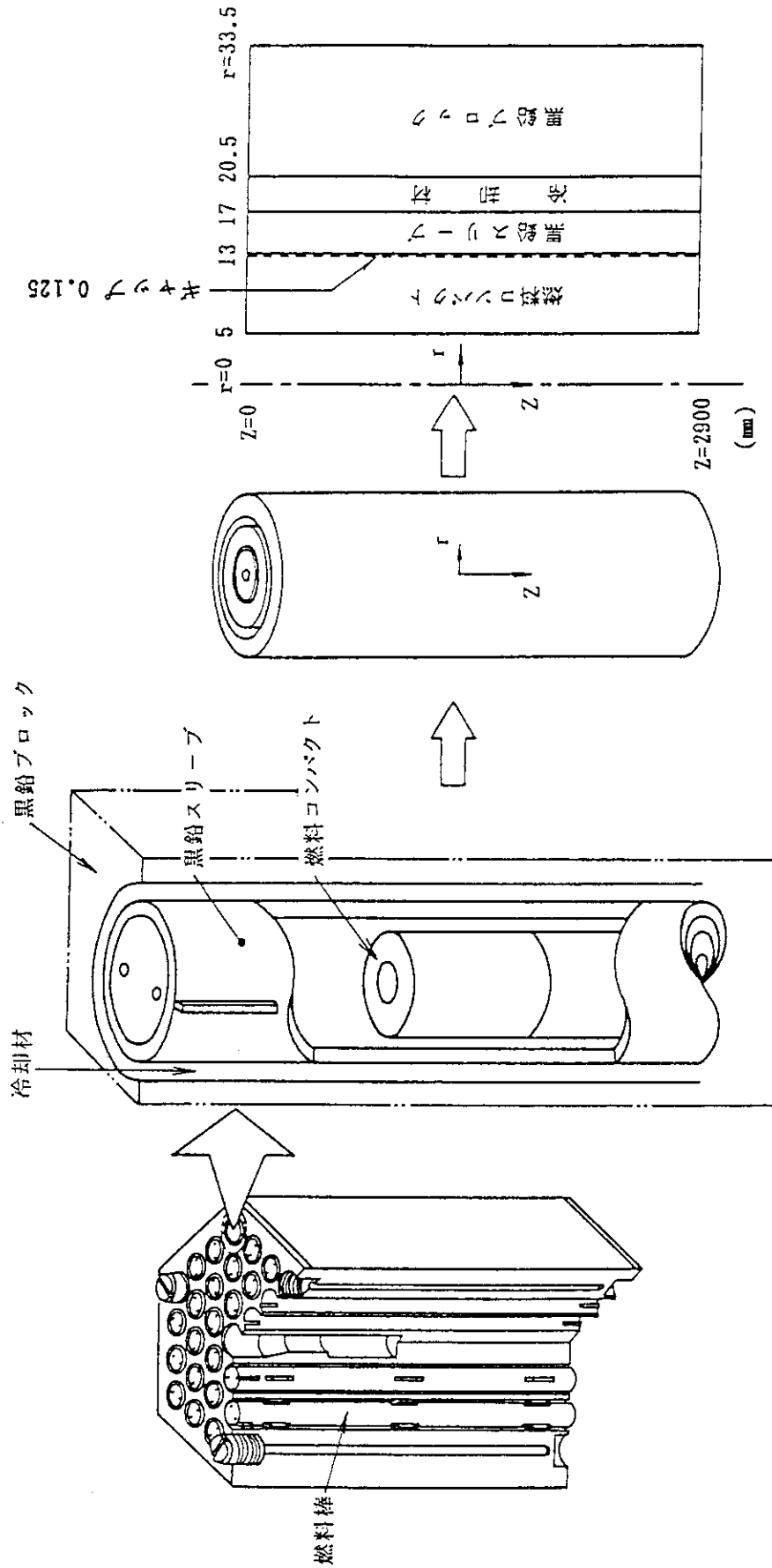


Fig. 3. 2. 1 BLOOST-J2の計算体系



HTTR 燃料体断面

等価円柱

解析モデル

Fig. 3.2.2 炉心解析モデル

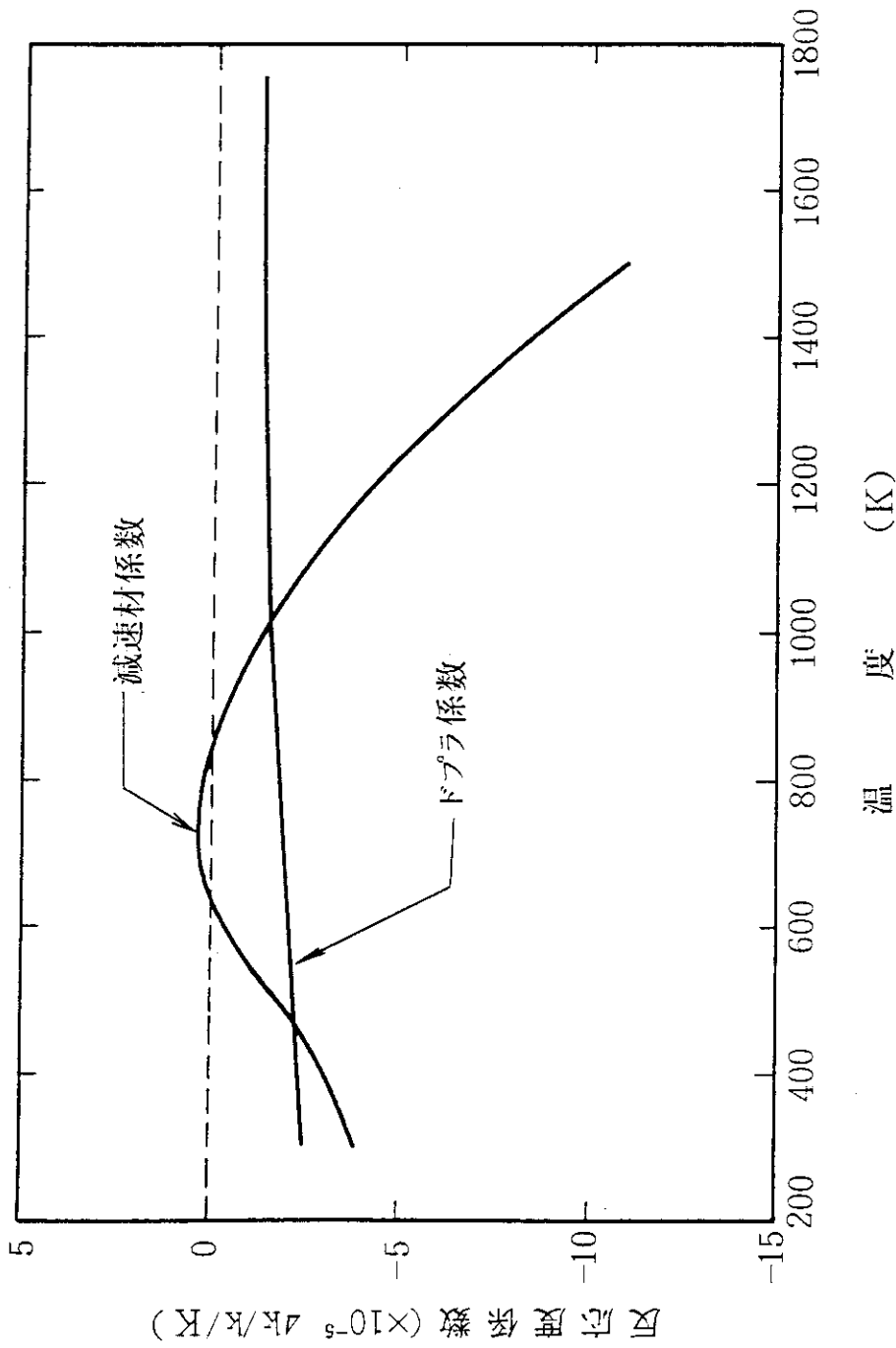


Fig. 3.2.3 温度係数

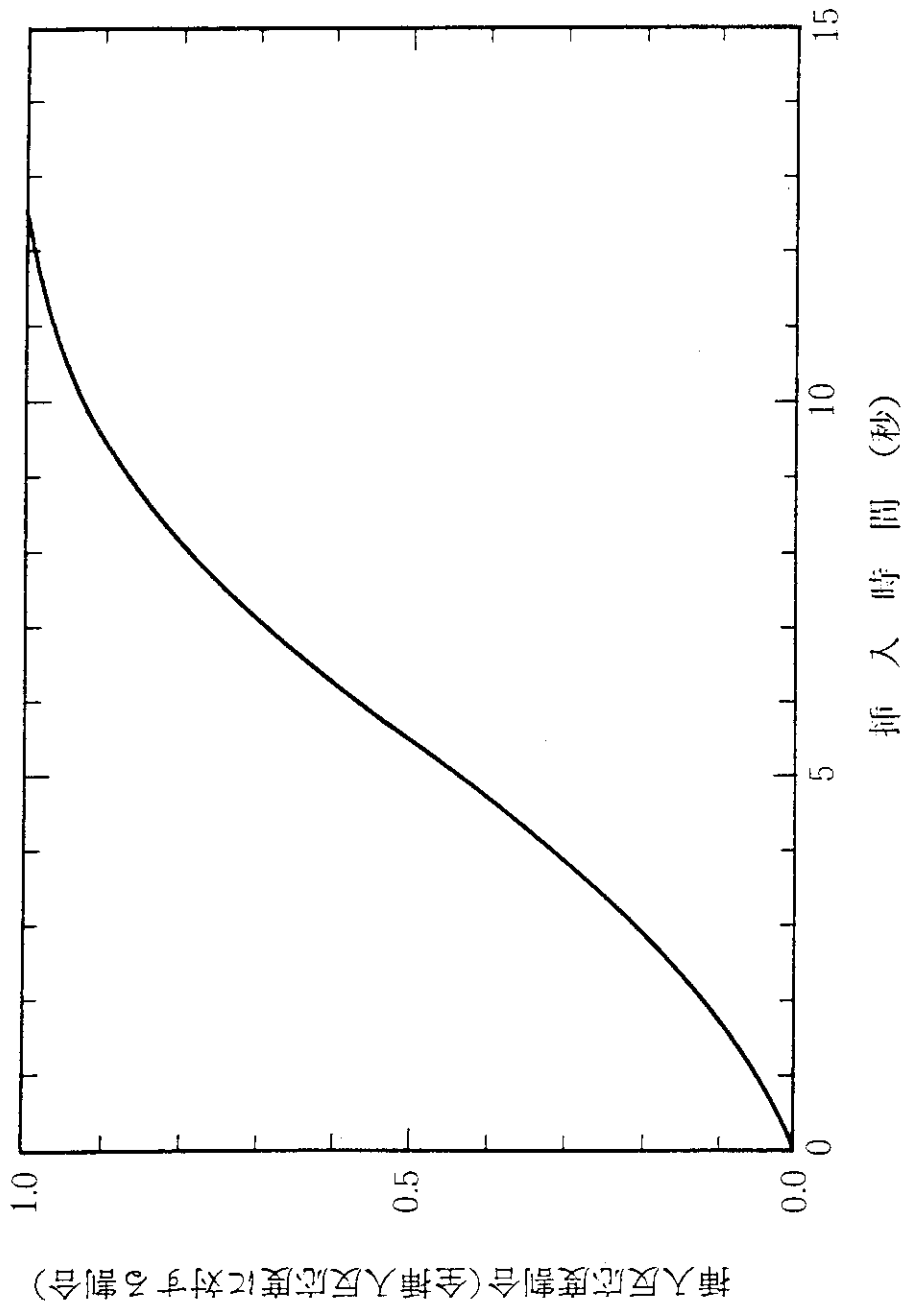


Fig.3.2.4 スクラム反応度挿入特性

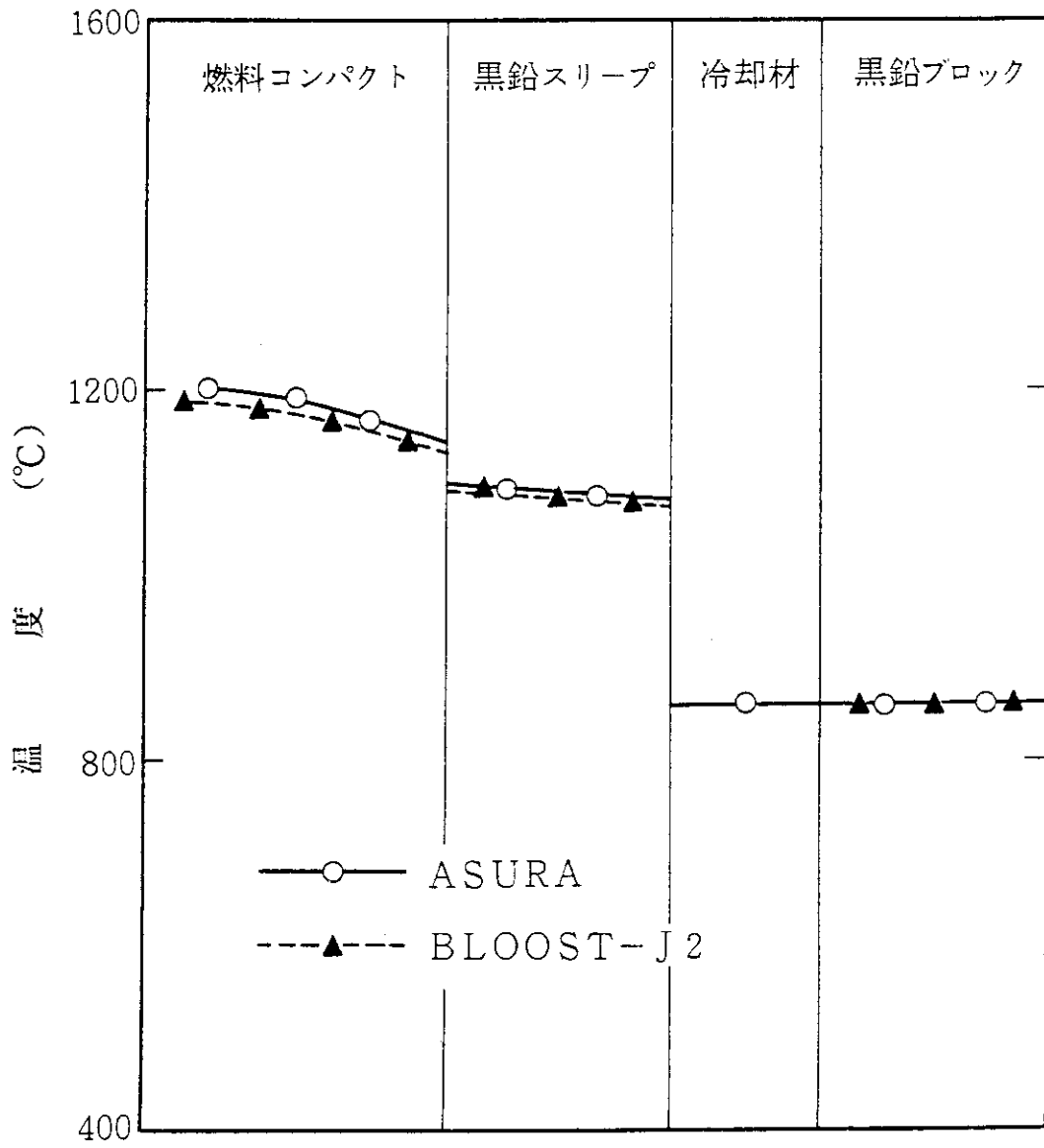


Fig. 3. 2. 5 初期定常温度分布 (炉心 3 段目の下段)

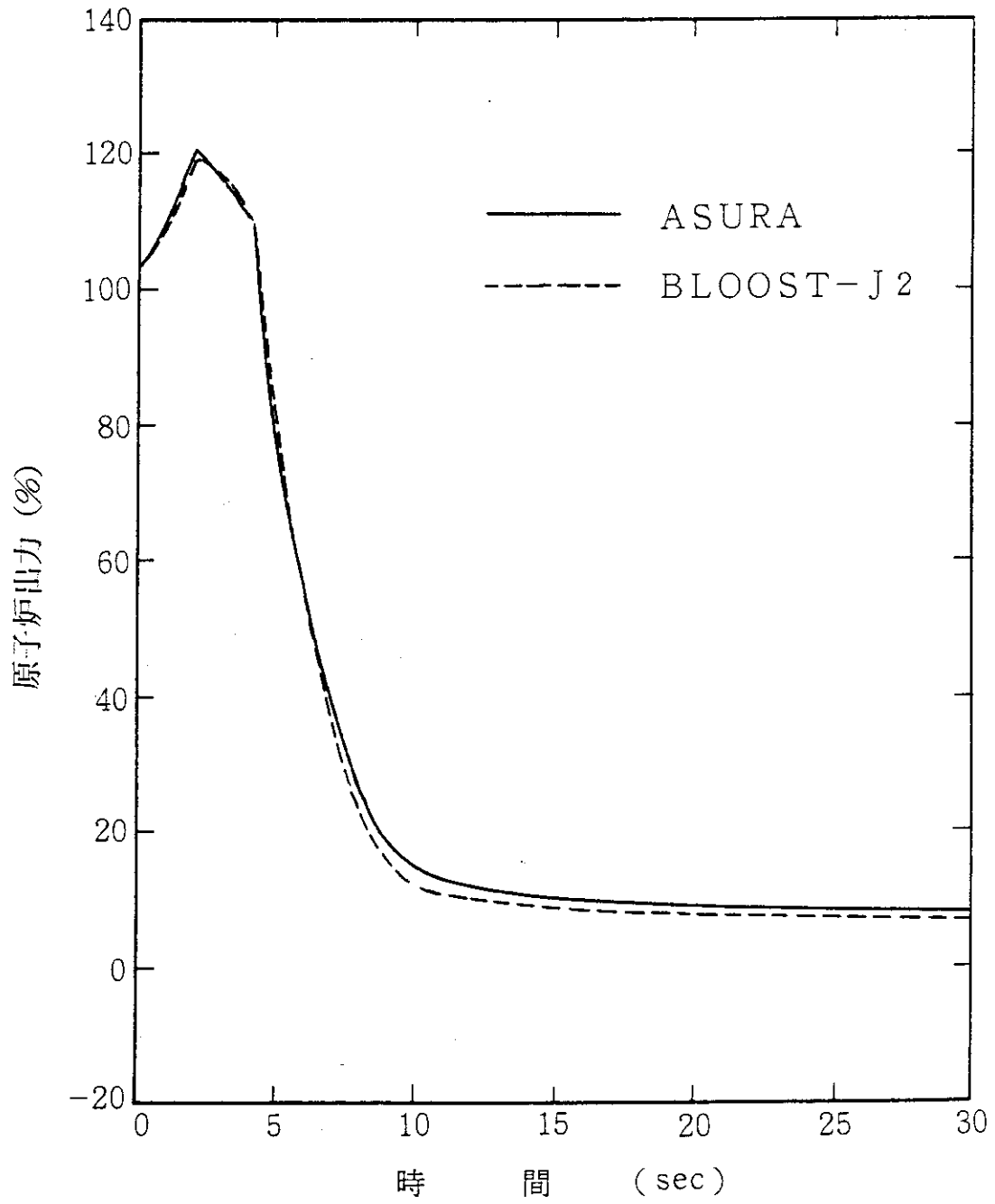


Fig. 3. 2. 6 原子炉出力の変化

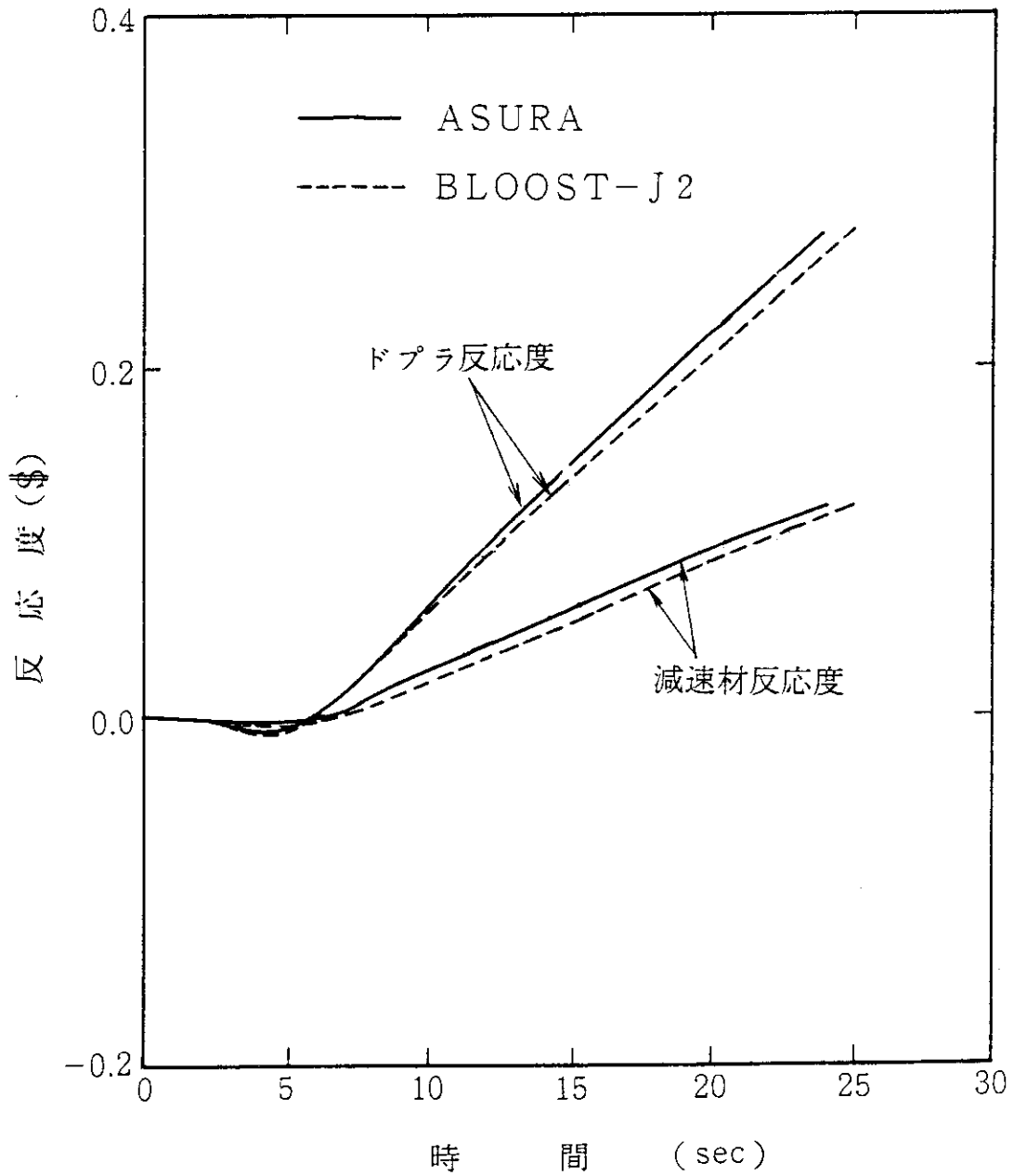


Fig. 3.2.7 ドプラ反応度，減速材反応度の変化

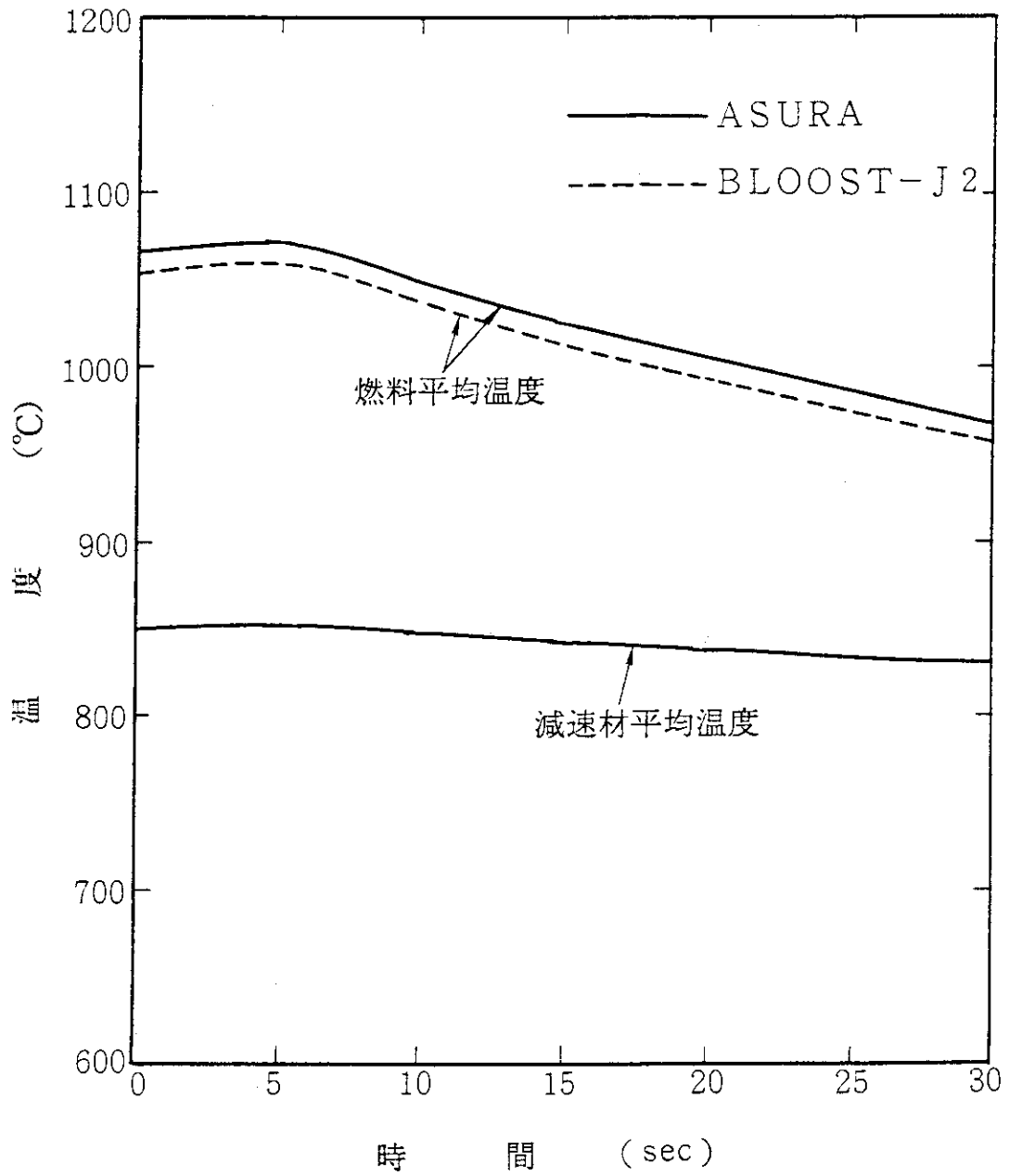


Fig.3.2.8 燃料，減速材平均温度の変化



### 3.3 THYDE-HTGRとのクロスチェック

#### 3.3.1 THYDE-HTGR<sup>9)</sup>の概要

THYDE-HTGR コードは、反応度、冷却材の流量、入口温度等の変化に対する原子炉の核熱挙動並びに2次冷却設備、加圧水冷却設備、補助冷却設備におけるヘリウム及び水の熱流挙動を解析するコードである。

このコードは、原子炉プラント内の流路をいくつかの体積を持つ要素（ノード）とそれらを結合する連結点（ジャンクション）とで構成する流体回路網で表す。各ノード、ジャンクションではヘリウムまたは水の質量、運動量及びエネルギーの保存式を解き、それらの温度、流量、圧力の時間変化を求める。また、燃料及び熱交換器伝熱管、配管等の構造材は、ある体積を持つ要素（スラブ）に分割し、これらの温度分布は、1次元の非定常熱伝導方程式によって求める。計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 炉心は、ホットチャンネルを含む多チャンネルモデルで取り扱うことができる。
- b. 熱交換器伝熱管は、軸方向に分割した1本の伝熱管で代表する。
- c. ガス循環機及び加圧水ポンプ、圧力逃し弁、逆止弁等での冷却材の流動上の特徴を模擬することができる。

#### 3.3.2 商用電源喪失時の応答の比較

商用電源喪失は、なんらかの原因によってHTTRプラントへの外部からの給電が失われる事象である。給電の喪失によって、プラント内の全ての循環機はコーストダウンし、原子炉はスクラムする。スクラム信号の発信によって非常用電源が起動し、ある時間遅れを伴って補助冷却系が起動し、炉心を冷却する。

商用電源喪失事象では、事象発生後、炉心の冷却は補助冷却系のみによって行われ、主冷却系は事象発生後再起動されず炉心の冷却に寄与しない。そのため、比較の対象となるプラント内の機器は炉心と補助冷却系とする。

Fig.3.3.1にTHYDE-HTGRを用いたモデル図を示す。このモデルは、HTTRの事故解析用に作成されたモデルである。炉心は平均チャンネルとホットチャンネルで表している。燃料部はBLOOST-J2コードと同様に燃料棒、冷却材流路及び黒鉛ブロックで構成されており、軸方向に4分割している。

また、燃料部の上部及び下部に熱容量として上部及び下部可動反射体をモデル化している。Fig.3.3.1に示すモデル中のスラブNo.2～4, 8～11が燃料棒, No.14～17, 20～23が黒鉛ブロックを表す。No.1, 13, 7, 19のスラブは上部可動反射体を, No.6, 18, 12, 24, 58は下部可動反射体を表す。

No.60のスラブは、炉心から固定反射体を通して炉心外への熱の流れを模擬するための仮想的な伝熱路である。

No.25のスラブは原子炉圧力容器を表すスラブである。定常状態においては、このスラブから炉容器冷却系による除熱に相当する熱量を放熱するようにしている。

補助冷却系はヘリウムのループのみを考え、AHXは1本の伝熱管をモデル化している。(スラブNo.45, 46)

スラブNo.45, 46から外部への放熱は、補助冷却系の待機時、起動時のヒートマスバランスから得られる除熱量をもとに入力により外部から与えるようにしている。

このほか、補助冷却系については、補助冷却系起動後の冷却材温度変化に与える影響が大きいと考えられるAHX外胴、二重配管の構造材をモデル化している。(スラブNo.44, 59, 48)

スラブNo.47は、ヘリウム純化系を模擬するスラブであり、補助冷却系の待機状態において、ヘリウム純化系からヘリウムへの入熱を模擬している。

IHX, PWCについては伝熱管のみをモデル化している。また、1次ヘリウム冷却系、2次ヘリウム冷却系、加圧水冷却系は事象発生停止されるため、配管の構造材、IHX, PWCの胴部の熱容量は考慮していない。

THYDE-HTGRでは補助冷却系のヘリウムのループのみモデル化しているため、ASURAコードにおいてもヘリウムループのみをモデル化した。Fig.3.3.2にASURAコードでの補助冷却系のモデルを示す。

同図に示すように、AHXは伝熱管と外胴部でモデル化している。また、ヘリウム純化系からの入熱をモデル化するためヒートスラブを設けている。このほかに二重配管の構造材をモデル化している。

伝熱管からの放熱は、THYDE-HTGRと同様に外部から入力で与えている。AHXはシェル・アンド・チューブ型の熱交換器であり、ヘリウムは胴側流体であるので、ヘリウムと伝熱管との熱伝達相管式は、次の式を用いている。

$$\alpha = \frac{\text{Nu} \cdot h}{d} \quad (41)$$

$$\text{Nu} = 0.23 \text{Re}^{0.6} \text{Pr}^{1/3} \left( \frac{\mu}{\mu_w} \right)^{0.5} \quad (42)$$

$$\text{Re} = \frac{|G|}{\rho A} \cdot \frac{d}{\nu}$$

$\alpha$  : 熱伝達率

$k$  : 熱伝導率

$d$  : 伝熱管外径

Nu : ヌセルト数

Re : レイノルズ数

Pr : プラントル数

$\mu$  : 粘性係数

$G$  : 質量流量

$\rho$  : 密度

$A$  : 流路面積

$\nu$  : 動粘性係数

添字 W : 壁温での値

また、AHX外胴、二重配管部での熱伝達相関式は次の式を用いる。

$$\alpha = \frac{\text{Nu} \cdot h}{d} \quad (43)$$

$$\text{Nu} = 4.36 \left( \frac{T}{T_w} \right)^{0.5} \quad (44)$$

$$\text{Nu} = 0.02 \text{Re}^{0.8} \text{Pr}^{0.4} \left( \frac{T}{T_w} \right)^{0.5} \quad (45)$$

Nu 数は、上記 2 つのうち大きい方を用いる。

$$\text{Re} = \frac{G}{\rho \cdot A} \frac{d}{\nu}$$

Fig.3.3.3 ~ Fig.3.3.5 に ASURA コードと THYDE-HTGR コードの解析結果の比較を示す。

Fig.3.3.3 は原子炉出力の比較であるが、出力が低下した時点で両コードの間にわずかなずれが生じているが、これ以外は大きく異なっている点はない。

Fig.3.3.4 に炉心流量と AHX 流量の比較を示す。

炉心流量とは、炉心の燃料部を流れる冷却材の量であり、AHX 流量とは AHX の伝熱管を流れる流量である。よって、炉心流量と AHX 流量の差は、燃料部をバイパスする冷却材の量を表す。AHX 流量が定格になった時点で、THYDE-HTGR コードの結果は、小さなオーバーシュートを生じているが、この差は小さく、冷却材流量は良く一致している。

Fig.3.3.5 は AHX 出入口の冷却材温度の比較である。ASURA コードでは、エネルギー方程式の解法に定常近似を用いているため、補助冷却系が起動するまでの冷却材流量がほぼゼロとなる間は、AHX 出入口側の温度が大きく変動している。しかし、このうち補助冷却系が起動し、AHX 流量が定格に達すると ASURA コードと THYDE-HTGR コードの解析結果は同じ値に近づいていく。

また、ASURA コードと THYDE-HTGR コードの結果は、AHX 流量が定格に達した時点で、AHX 出口温度は良く一致しているが、AHX 出口温度の ASURA コードの結果は THYDE-HTGR コードの結果より約 10℃ 低くなっている。この差は時間の経過とともに大きくなり、1000 秒の時点では約 20℃ となっている。

この原因としては、以下のことが考えられる。

AHX 入口温度は原子炉圧力容器出口温度によって定まるものであるから、ASURA コードと THYDE-HTGR コードの差は AHX 部分の差によるものではなく、炉心内の温度計算部の違いによるものと考えられる。

Fig.3.3.6 に ASURA コードと THYDE-HTGR コードの定常状態時の燃料チャンネルにおける冷却材温度分布の比較を示す。同図では、燃料チャンネルの冷却材温度を入口で 0.0、出口で 1.0 として規格化して示している。同図からわかるように、THYDE-HTGR コードでは 5 段ある燃料ブロックのうち、1, 2 段目を 1 メッシュに、3, 4, 5 段目は 1 ブロックを 1 メッシュとしてモデル化している。これに対し、ASURA コードでは、1 燃料ブロック

を2メッシュに分け、燃料部を10メッシュでモデル化している。これに加えて、THYDE-HTGRコードでは前進差分を、ASURAコードでは中心差分を用いている。これらの違いにより、燃料チャンネル内の冷却材温度分布は大きく異なっており、THYDE-HTGRコードの方がASURAコードより炉心の保有熱量が数値計算上大きくなっているといえる。この数値計算上の保有熱量の差がAHX入口温度の差となっていると考えられる。

ASURAコードは、プラントの動特性及び制御特性解析を主目的としたコードであり、流量、原子炉出力等の値は定常状態に近い範囲での解析が主である。また、解析の対象とする時間も1000～2000秒程度である。

これに対し、THYDE-HTGRコードはプラントの事故解析を主な目的としており、流量の大きな変化や気液二相流の解析が可能である。

このようなコードの特徴を考慮すると、商用電源喪失では、炉心流量は定格時の十分の一程度の値であり、この状態での両コードの差は10～20℃程度であることから、ASURAコードが目的とする状態での解析ではTHYDE-HTGRコードとの比較においてよりよい結果が得られるものと考えられる。

### 3.3.3 A/Cバイパス弁誤閉事象による比較

3.3.2では、炉心と補助冷却系についての比較を行ったが、ここでは主冷却系に設けられている1次、2次PWC及びIHXの応答についての比較を行った。

THYDE-HTGRコードでは、IHXやPWCの外胴やセンターパイプ等の伝熱管以外の部分はモデル化していない。そのため、ASURAコードにおいてもTHYDE-HTGRコードと同様に伝熱管のみをモデル化したものを用いた。

解析はASURAコードの中の1次、2次PWC及びIHX各機器単体のモジュールに各々の流量、入口温度を境界条件として与え、出口部での温度応答の比較を行った。

Fig.3.3.7にIHXでの過渡応答解析の比較を、Fig.3.3.8に1次PWCまわりの過渡応答の比較を示す。

IHX部では、ASURAコードの結果はTHYDE-HTGRコードの結果と良く一致しており、両コードの差は1℃未満である。

1次および2次PWC部では、応答の大まかな形はあっているが、細かな変動の時定数はASURAコードのものがわずかに大きくなっている。また、加圧水の温度は、変動している間は両コードの結果はずれているが、1次PWCについては250秒以降、2次PWCについては150秒以降、両コードの結果は一致している。

これに対し、ヘリウム側の応答は1次、2次PWCとも450秒の時点でASURAコードの結果はTHYDE-HTGRコードの結果よりも3℃低くなっている。しかし、PWCのヘリウム側入口温度は約900℃以上と高く、ヘリウムのPWC出入口の温度差に対し、ASURAコードとTHYDE-HTGRコードの差3℃は割合で表すと0.5%以下となり、無視できる差である。

このようにIHXとPWCの応答は両コードにおいて異なった傾向を示している。このようなIHXとPWCにおける応答の差の原因としては、以下のことが考えられる。

ASURAコードとTHYDE-HTGRコードのIHX, 1次及び2次PWCのモデルの比較図をFig.3.3.10からFig.3.3.12に示す。

IHXについてはFig.3.3.10に示すようにASURAコード, THYDE-HTGRコードのいずれも対向流型の熱交換モデルであり, 熱交換部の分割数が異なっているだけである。このためIHX部においては両コードの結果が良く一致しているものと考えられる。

これに対し1次, 2次PWCはシェル・アンド・チューブ型の熱交換器である。Fig.3.3.11及び3.3.12に示すようにASURAコードではバッフル板によるヘリウムの流れ方向の変化を考慮したモデルを用いている。これに対し, THYDE-HTGRコードではバッフル板を無視した単純な流れとなっている。この両コードで用いられているモデルの違いのために応答の差や温度のずれが生じるものと考えられる。

PWCにおいて生じているコード間のずれはいずれもヘリウム側においてであり, その差も約3℃と小さい。PWCのヘリウム温度3℃の差は炉心入口温度に影響を与えるが, 原子炉入口温度3℃程度の差は炉心内の黒鉛等の熱容量に吸収され, 原子炉出力や原子炉出口温度に大きな変化を及ぼすことはない。そのため, 動特性解析の観点からは, この程度の差は無視できるといえる。

また, THYDE-HTGRコードは冷却材喪失事故等の事故解析から動特性解析までの幅広い範囲の解析が可能であるのに対し, ASURAコードはプラントの詳細な動特性解析を目的としたコードである。このようなコードの特性を考慮すると両コードの解析結果はよく一致しているといえる。

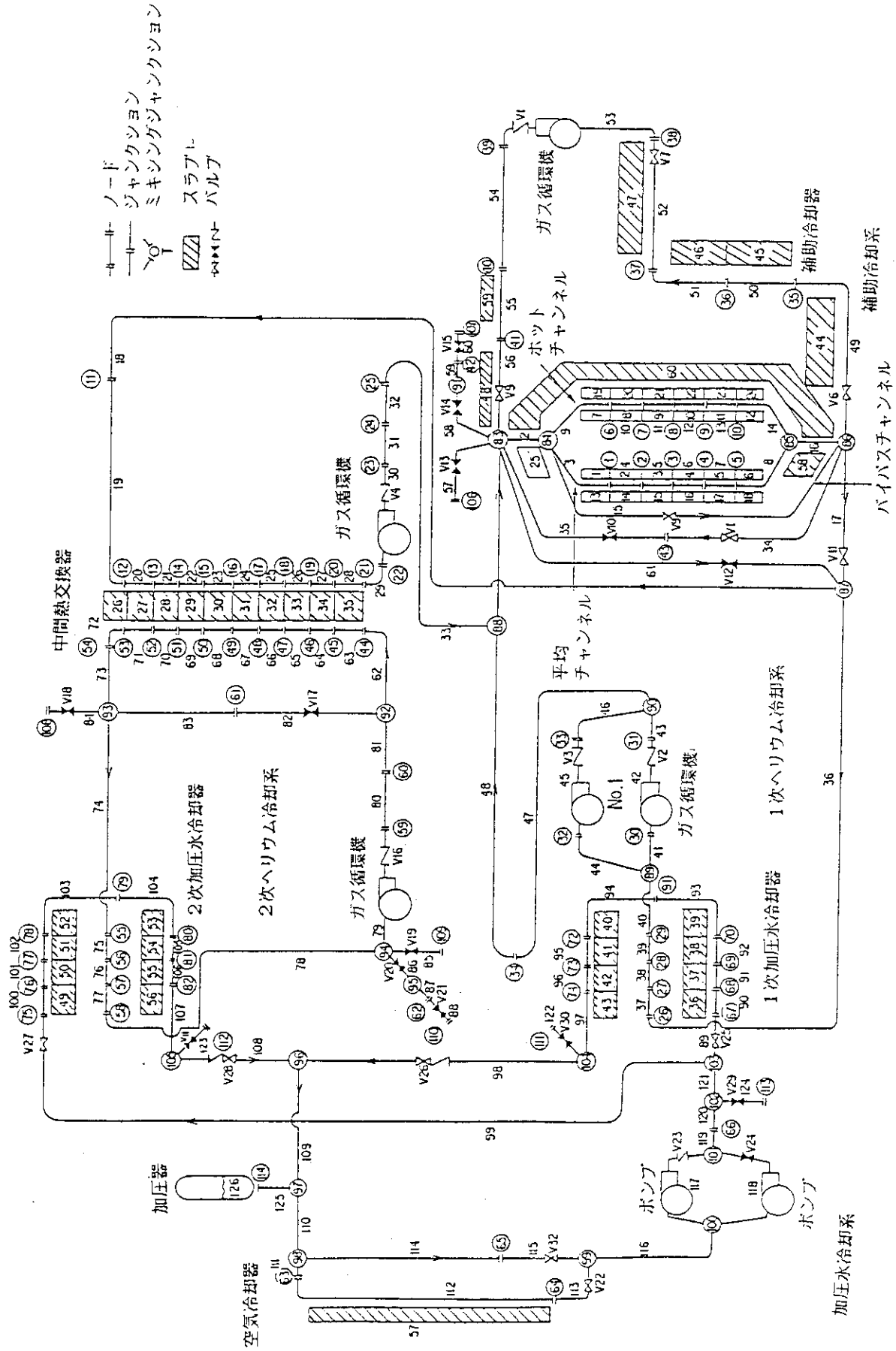


Fig. 3. 3. 1 THYDE-HTGRコードによるモデル

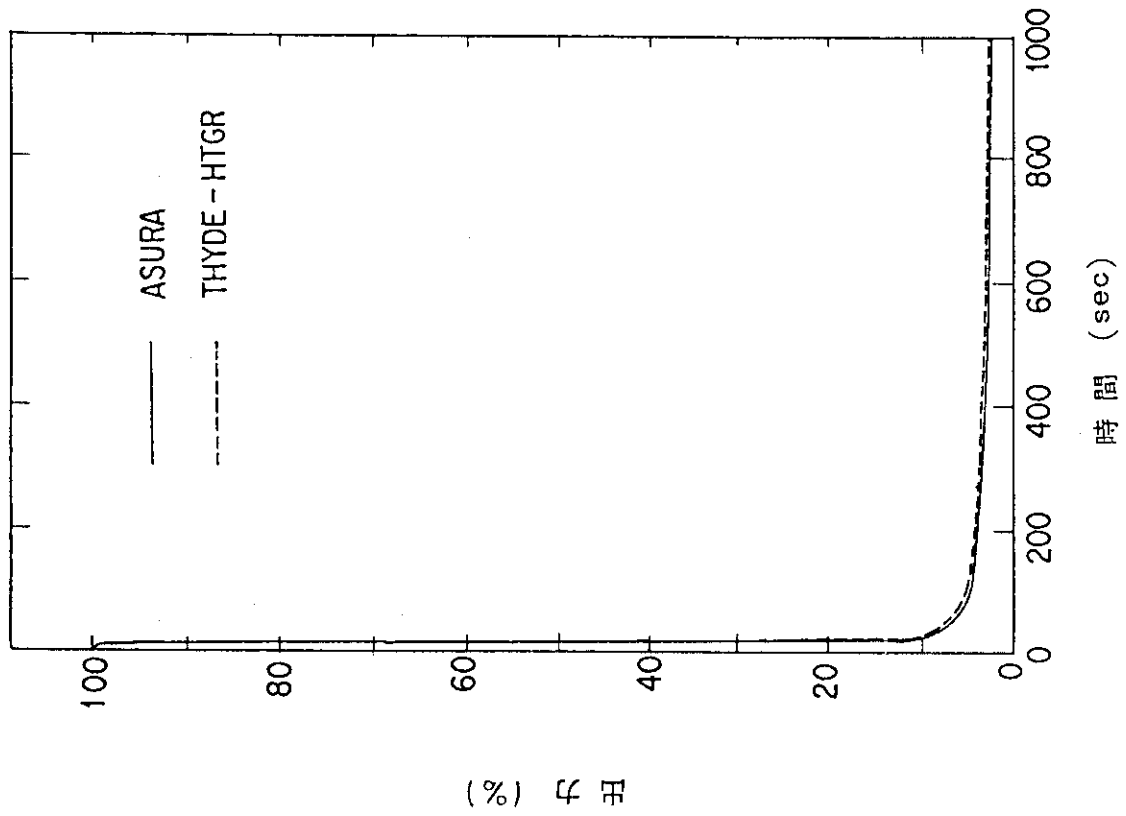


Fig. 3.3.3 原子炉出力の比較

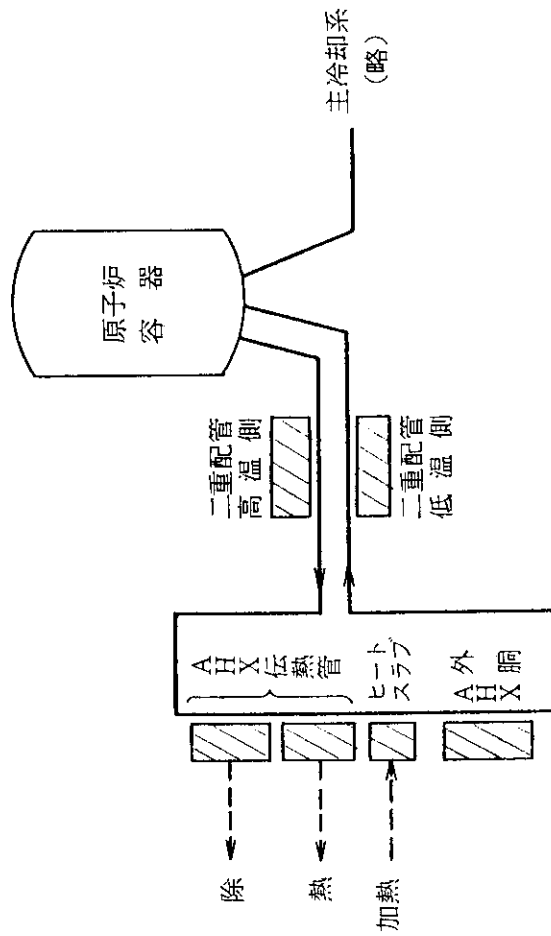


Fig. 3.3.2 補助冷却系モデル

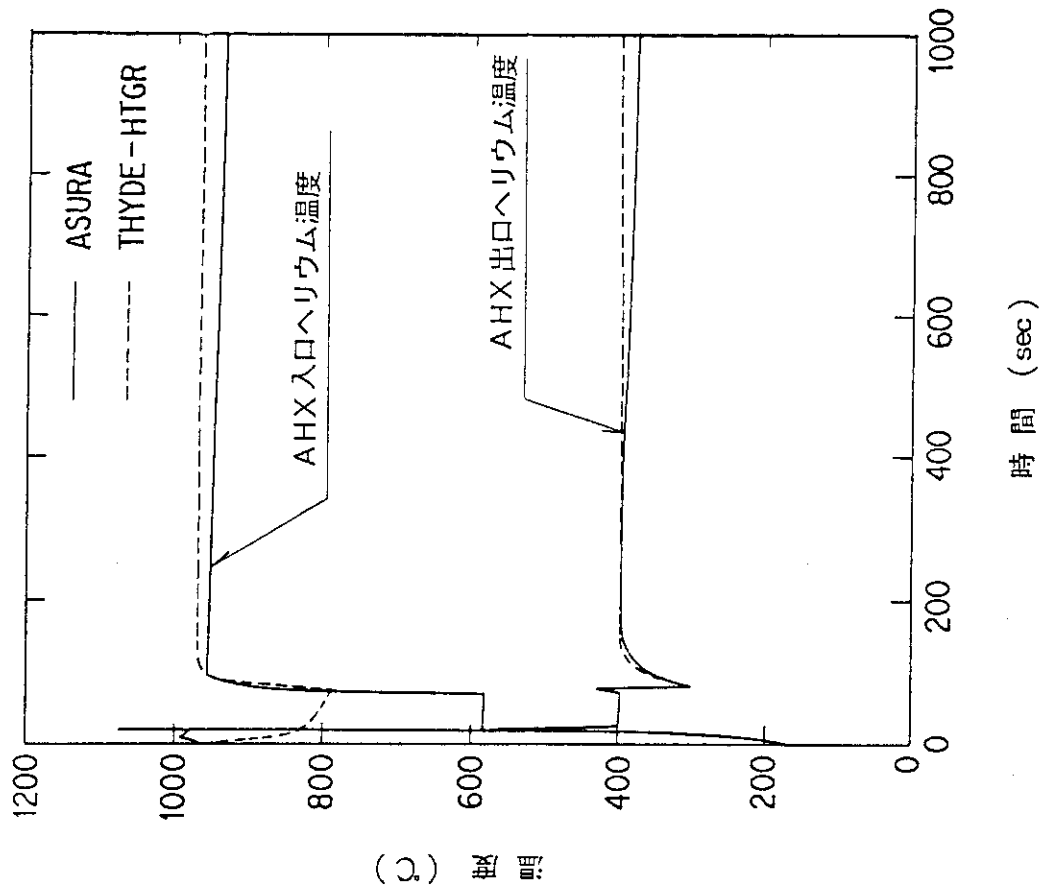


Fig. 3.3.5 補助冷却器 (AHX) まわりの温度の比較

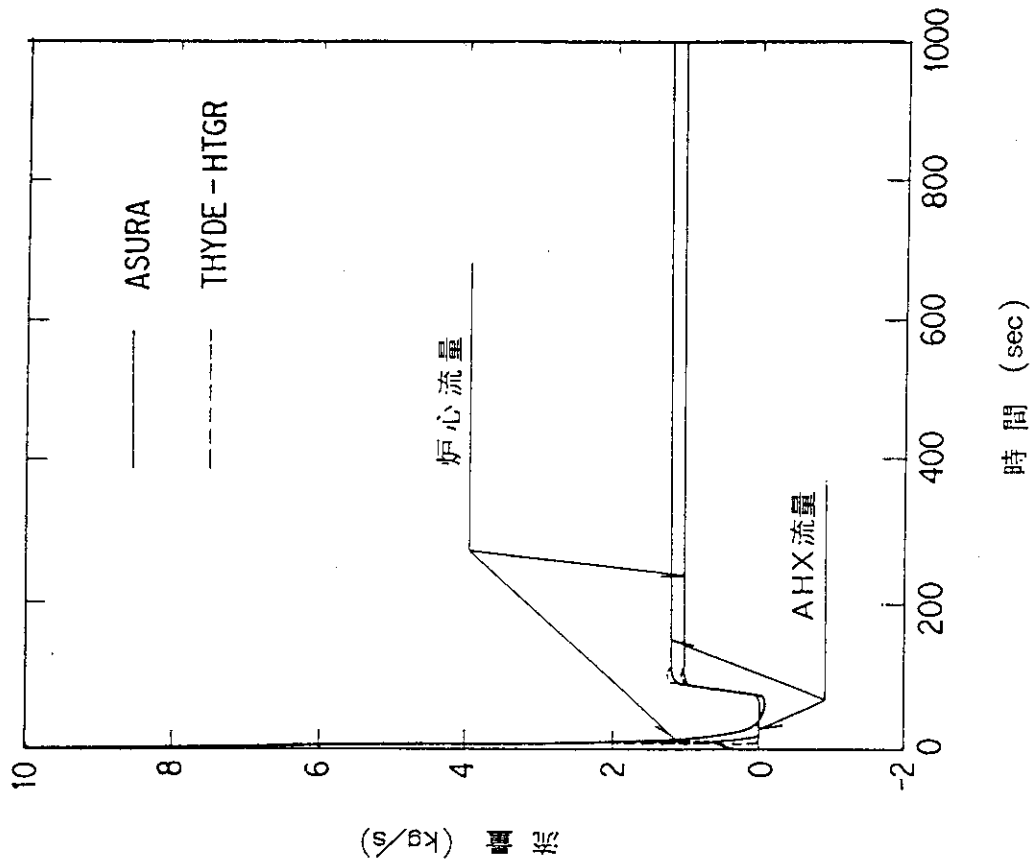


Fig. 3.3.4 炉心流量, AHX流量の比較



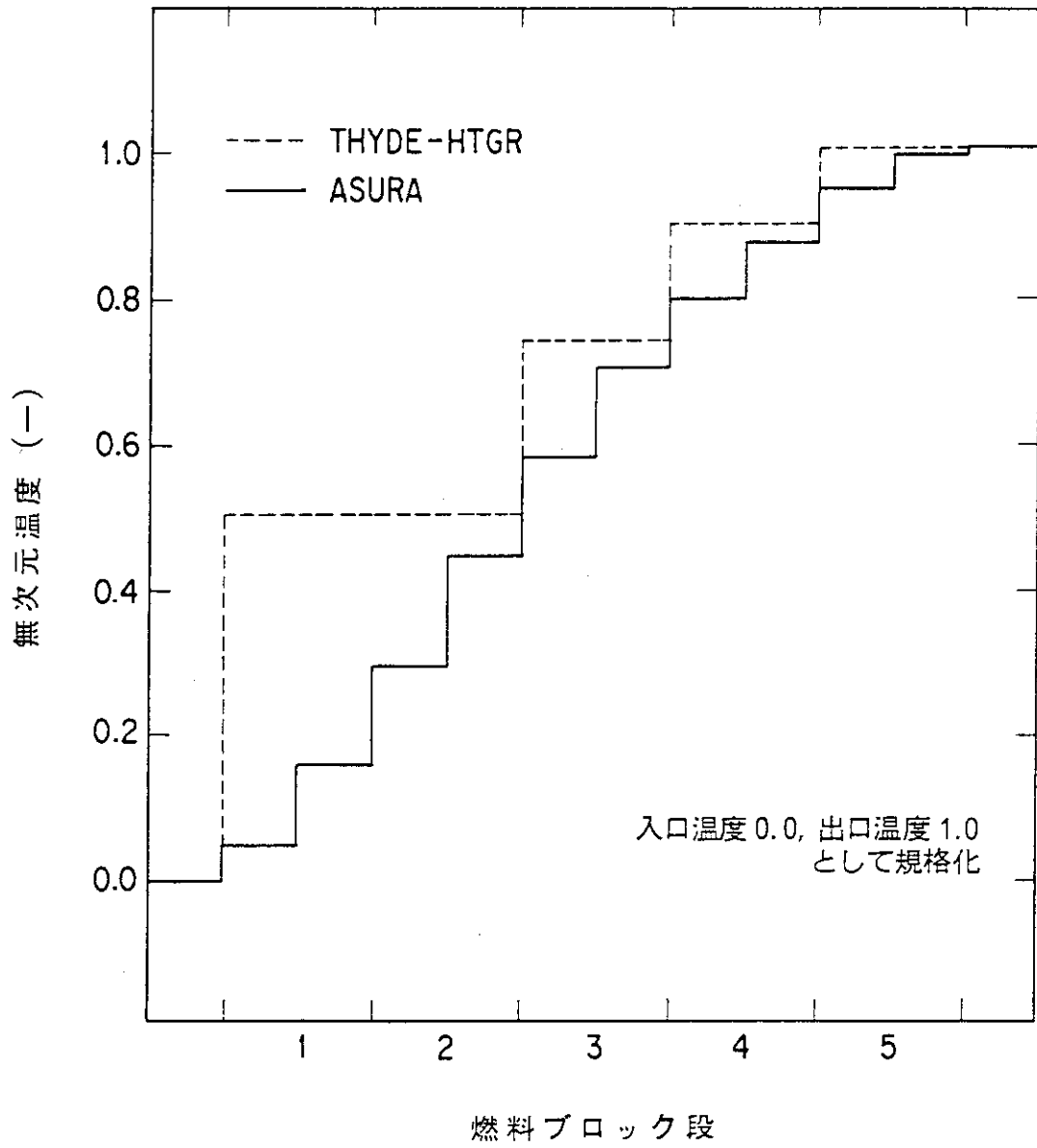


Fig. 3.3.6 THYDE-HTGR, ASURAの炉心ヘリウム温度分布

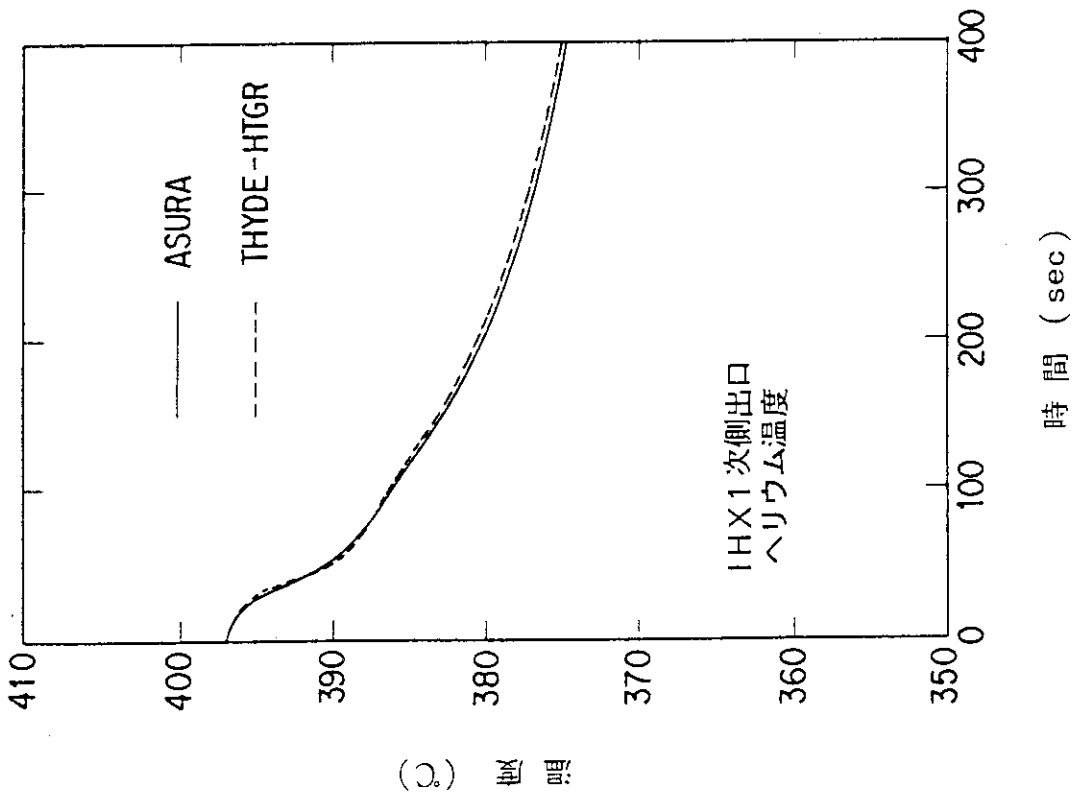
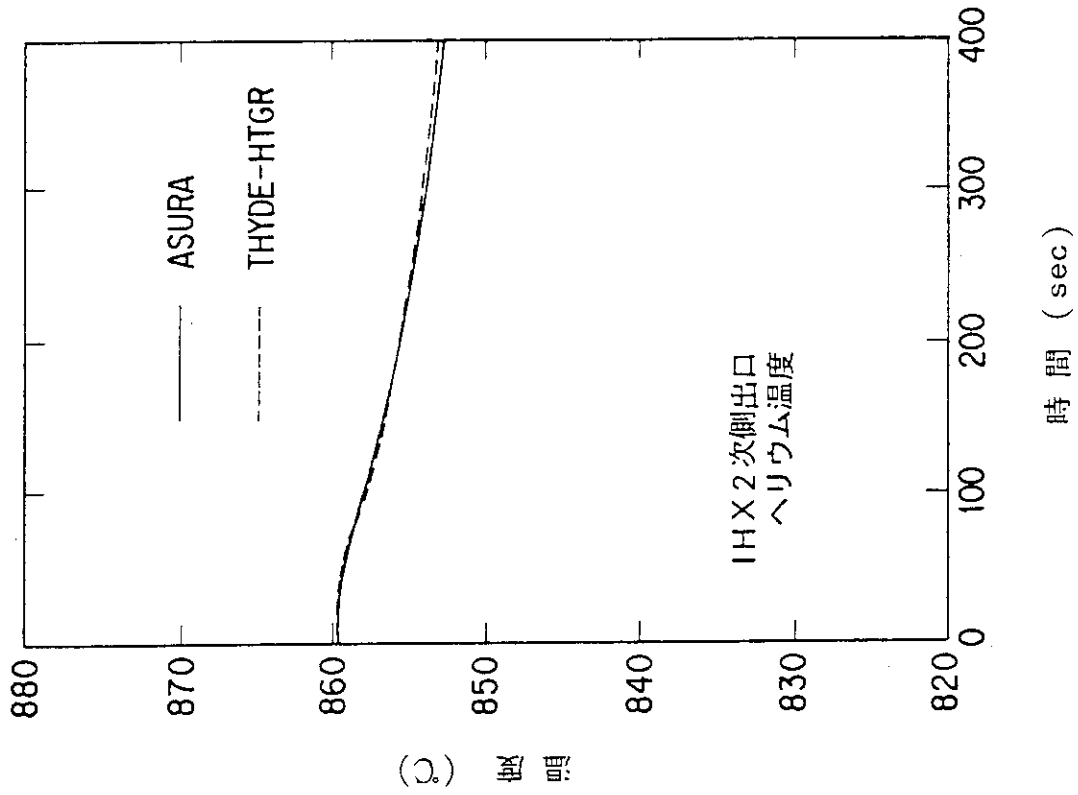


Fig. 3.3.7 中間熱交換器 (IHX) まわりの過渡応答 (A/Cバイパス弁誤閉)

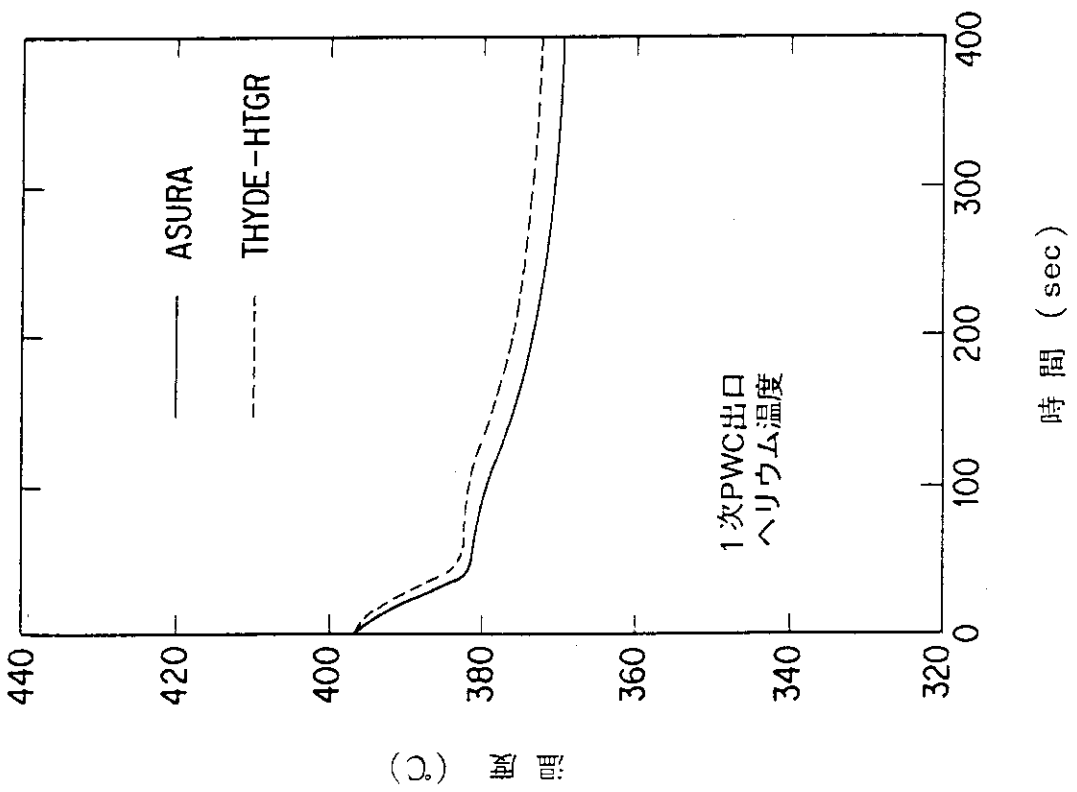
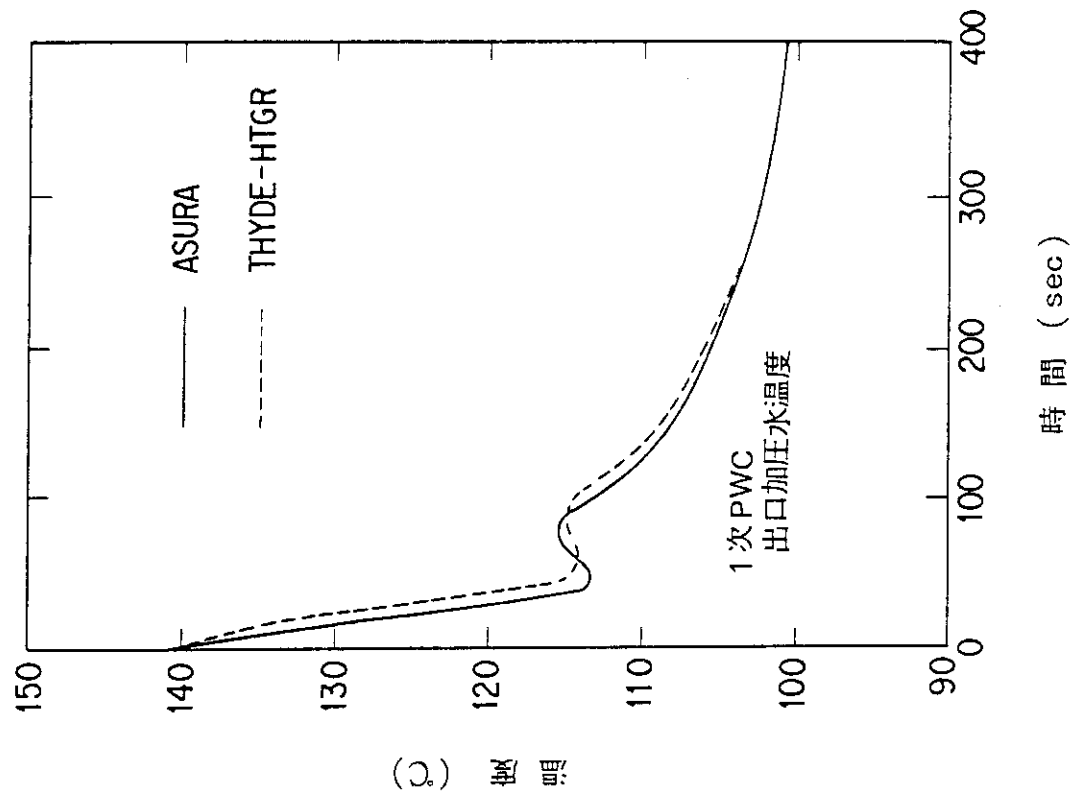


Fig. 3.3.8 1次加圧水冷却器 (PWC) まわりの過渡応答 (A/Cバイパス弁誤閉)

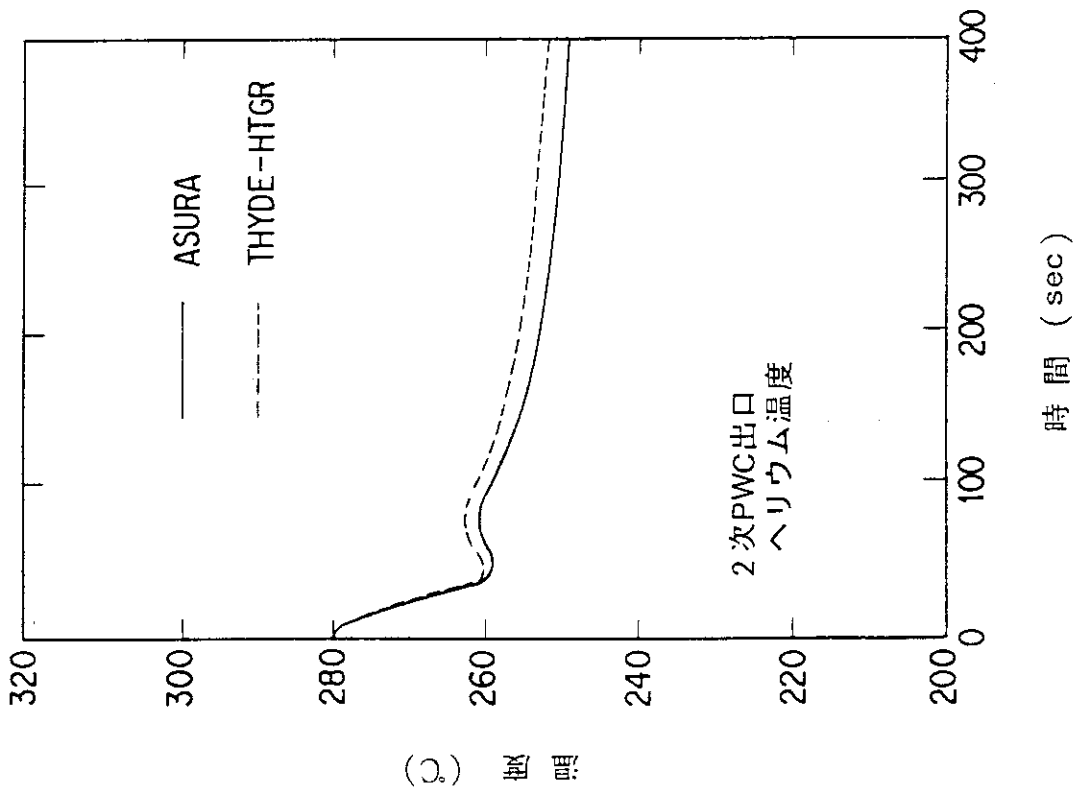
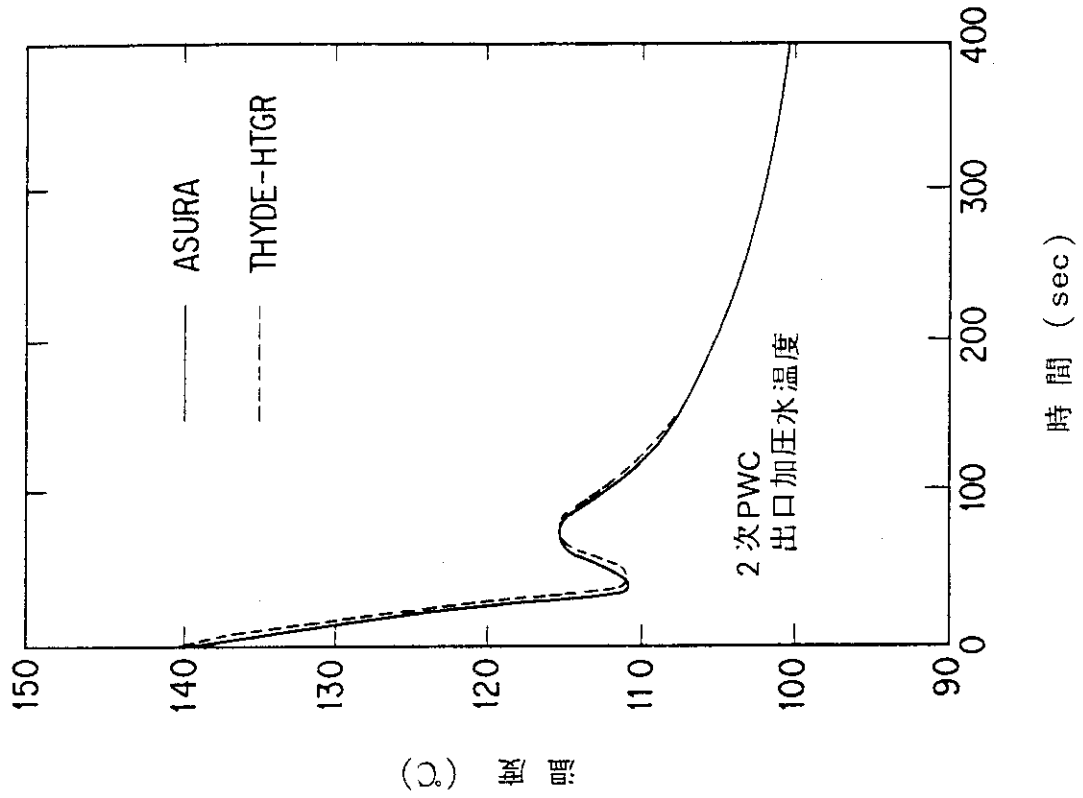


Fig. 3.3.9 2次加圧水冷却器 (PWC) まわりの過渡応答 (A/Cパイパス弁誤閉)

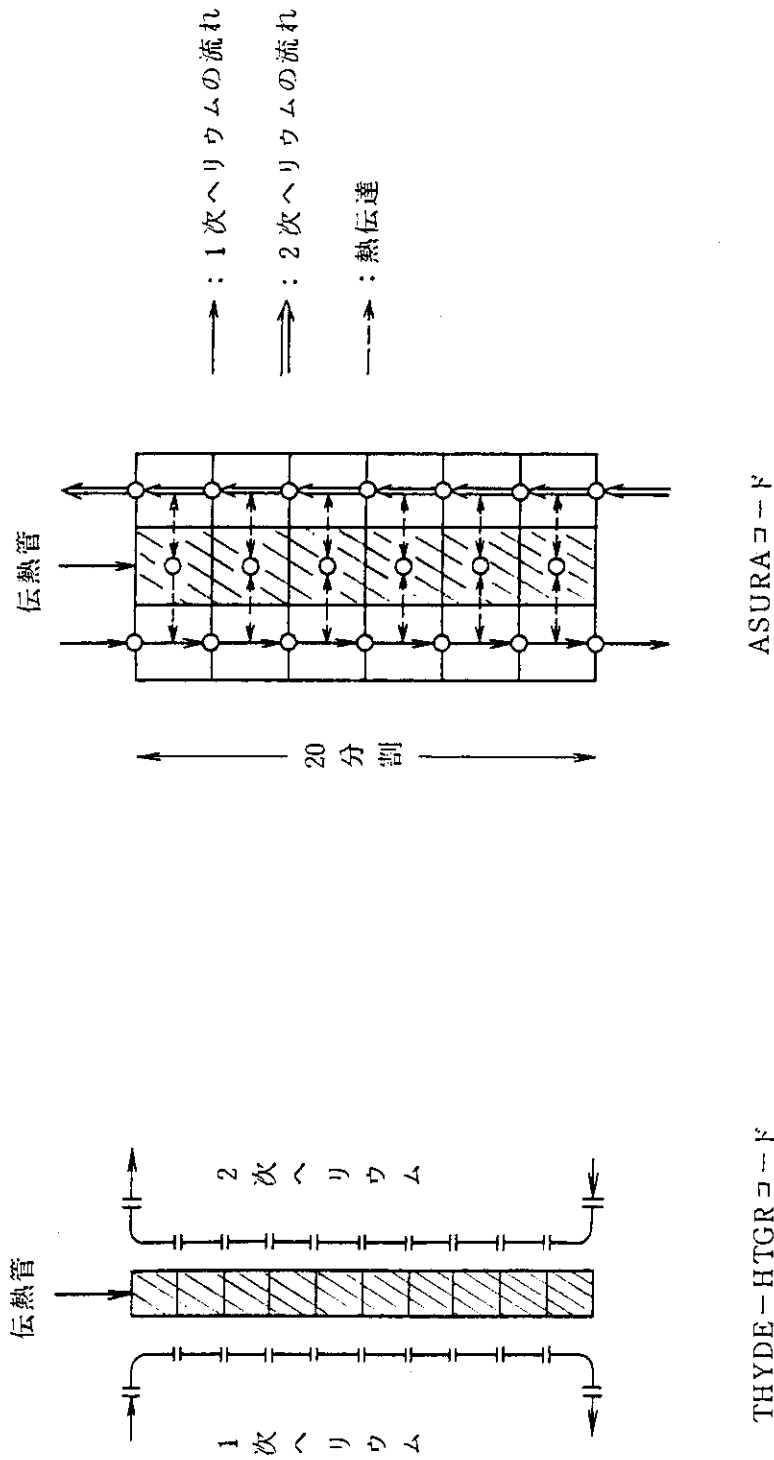
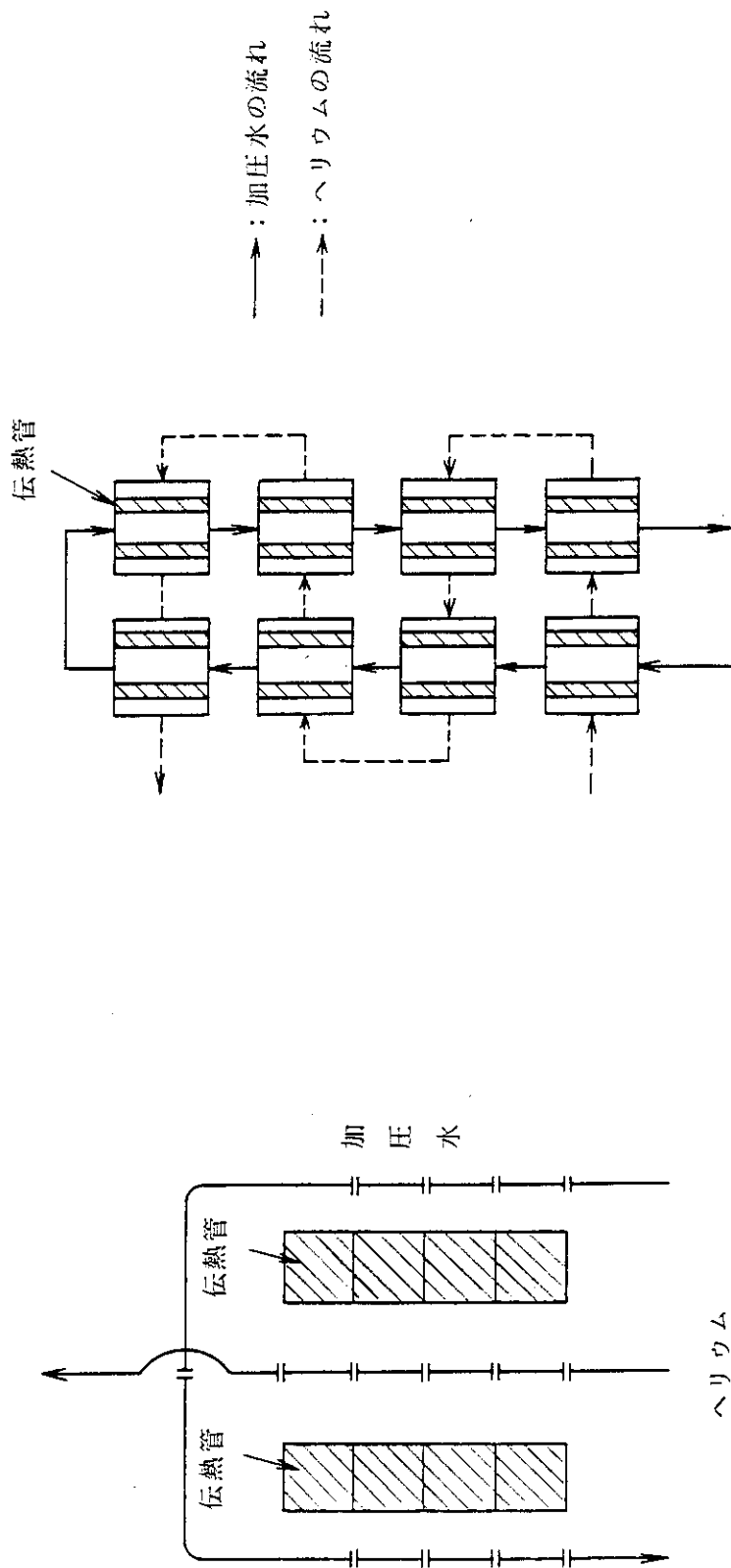


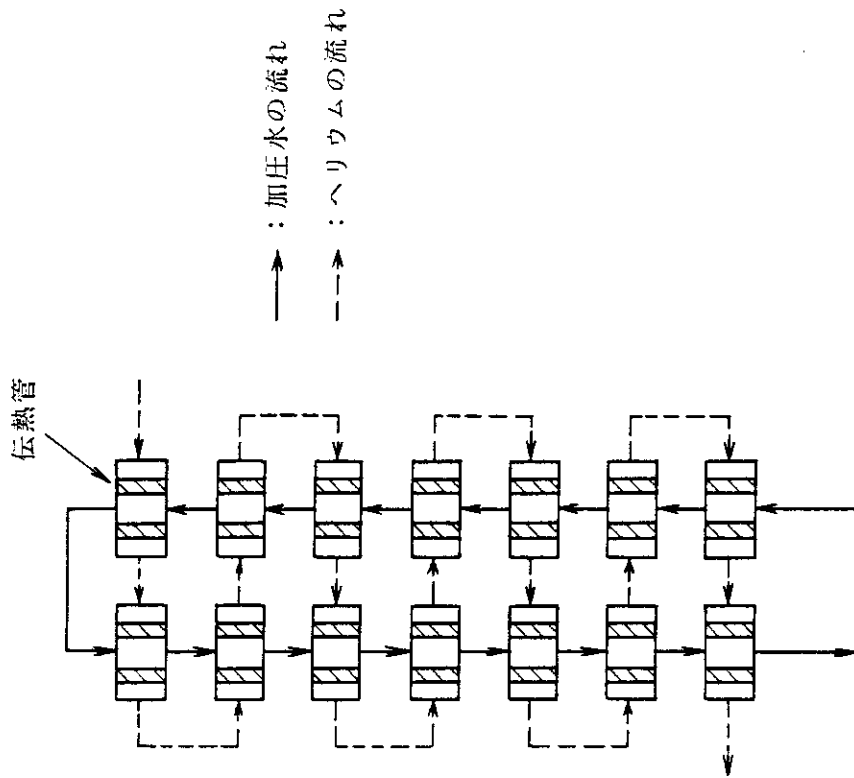
Fig. 3. 3.10 中間熱交換器での伝熱モデルの比較



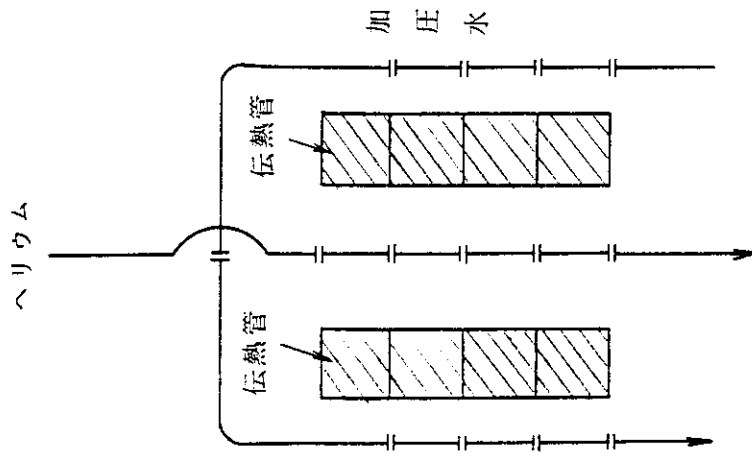
ASURAコード

THYDE-HTGRコード

Fig. 3. 3.11 1次PWCでの伝熱モデルの比較



ASURAコード



THYDE-HTGRコード

Fig. 3. 3.12 2次PWCでの伝熱モデルの比較

#### 4. 実験データによる検証解析

ここでは、米国の Fort St. Vrain 炉で行なわれた50%出力における制御棒引き抜き／挿入試験のデータを用いて A S U R A コードの検証を行った。

Fort St. Vrain 炉はマルチホール型の燃料体を用いている。そのため、マルチホール型燃料ブロックを三角対称要素の集合体とみなし、1体の三角対称要素を等価な円柱モデルとしてモデル化している。モデル化は燃料部のみをモデル化している。メッシュ分割は軸方向に12分割、半径方向に9分割（燃料部6分割、減速材黒鉛部3分割）としている。モデルの体系を Fig.4.1 に示す。

解析に用いた初期条件を Table 4.1 及び 4.2 に、動特性パラメータを Table 4.3 に示す。<sup>11)~16)</sup> 解析は、次に示す2ケースについて行った。

- i) 制御棒引き抜き試験 …………… 6秒間で9.54¢の反応部をランプ状に添加
- ii) 制御棒挿入試験 …………… 21秒間で-6.54¢の反応部をランプ状に添加

制御棒引き抜き試験についての比較を Fig.4.2 に、制御棒挿入試験についての比較を Fig.4.3 に示す。いずれも原子炉出力のみの比較であるが、実測値と A S U R A コードの解析結果はよす一致している。



Table 4.1 50%出力試験の解析の初期条件

項 目	デ ー タ
原子炉出力	421 MWt(50%)
炉心入口温度	321.7 °C
炉心流量	265.9 kg/s
出力分布	Table 4.2

Table 4.2 炉心平均軸方向出力分布

チャンネルモデルの 軸方向メッシュ番号	出力分布 (相対値)
(上 部)	
1	0.68
2	0.86
3	1.08
4	1.22
5	1.31
6	1.34
7	1.11
8	1.07
9	0.96
10	0.88
11	0.73
12	0.68
(下 部)	

Table 4.3 50%出力試験の解析に使用した動特性パラメータ

項 目	デ ー タ
即発中性子 寿 命	$2.69 \times 10^{-4} (\text{s})$
遅発中性子	$\beta_1 = 0.214 \times 10^{-3}$ $\beta_2 = 1.427 \times 10^{-3}$ $\beta_3 = 1.274 \times 10^{-3}$ $\beta_4 = 2.568 \times 10^{-3}$ $\beta_5 = 0.748 \times 10^{-3}$ $\beta_6 = 0.273 \times 10^{-3}$ $\lambda_1 = 0.01243 (\text{s}^{-1})$ $\lambda_2 = 0.03050 (\text{s}^{-1})$ $\lambda_3 = 0.1114 (\text{s}^{-1})$ $\lambda_4 = 0.3013 (\text{s}^{-1})$ $\lambda_5 = 1.136 (\text{s}^{-1})$ $\lambda_6 = 3.013 (\text{s}^{-1})$
	$\Sigma \beta_i$ $= 6.504 \times 10^{-3}$

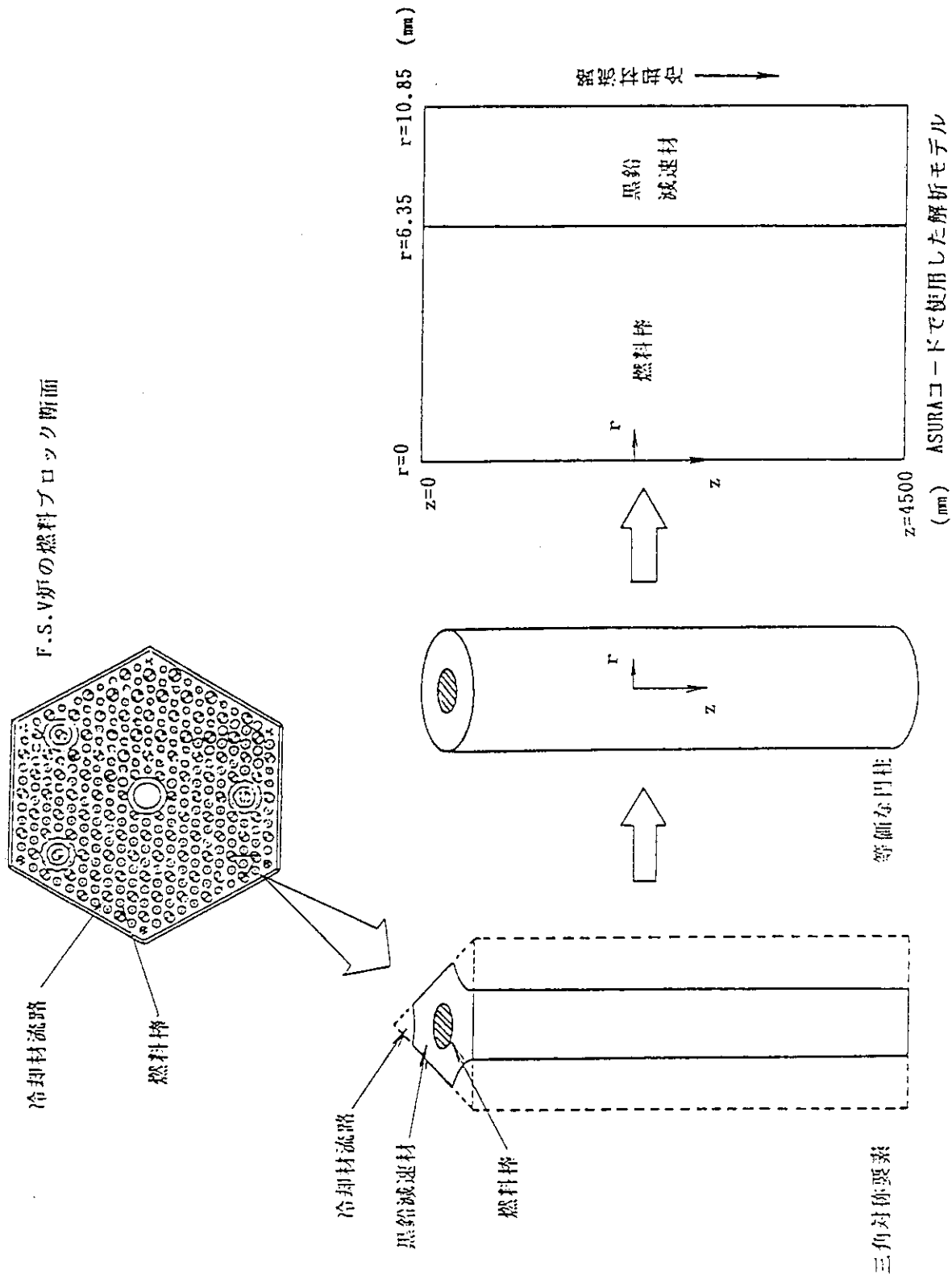


Fig.4.1 計算モデルの体系

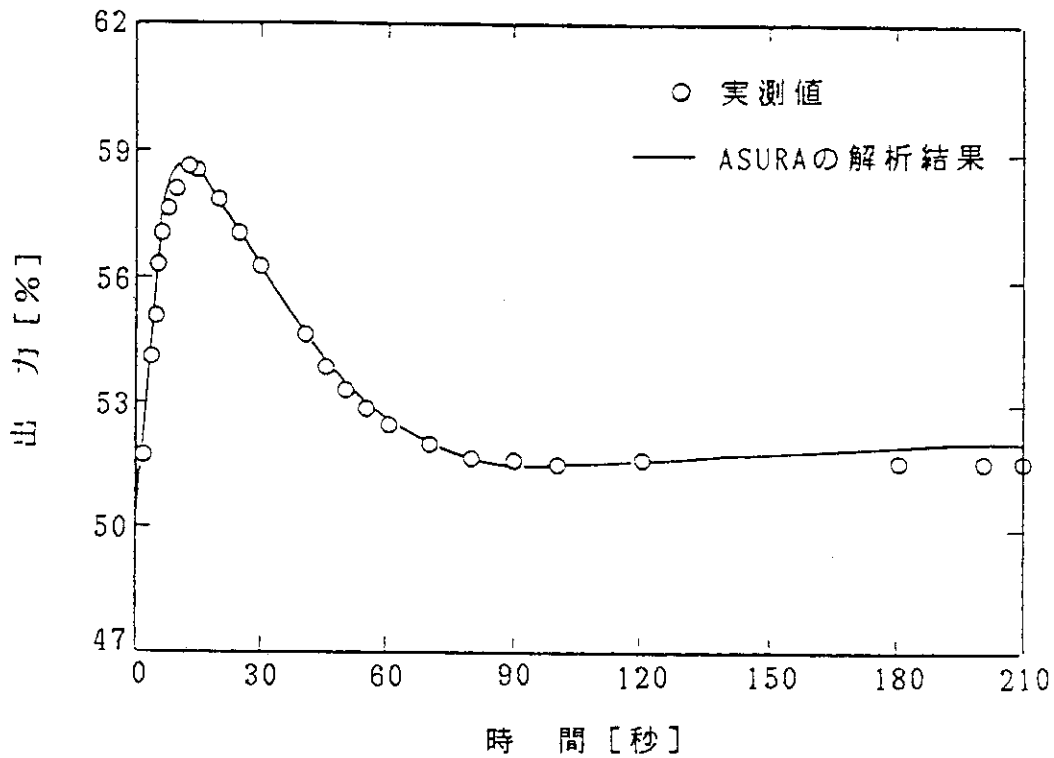


Fig. 4.2 引抜き試験時の原子炉出力の応答

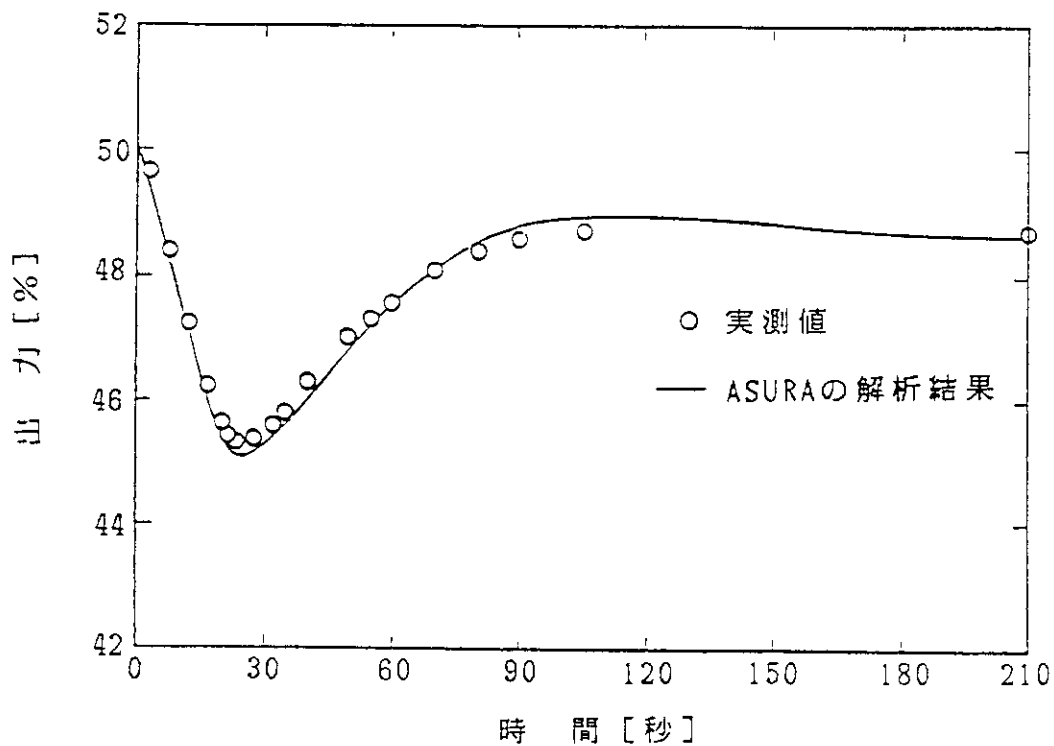


Fig. 4.3 挿入試験時の原子炉出力の応答

## 5. ま と め

HTTRの動特性解析用コードASURAについて、解析モデル及び基礎式、モデル化についての検討、各種パラメーターサーベイ並びにBLOOST-J2コードとTHYDE-HTGRコードとのクロスチェック及び実験データによる検証解析を行った。その結果、解析モデル及び基礎式は動特性コードとして十分適切なものであることが明かとなった。

パラメーターサーベイにおいては、計算を行う上で用いるべきタイムメッシュ等のパラメータの範囲を明らかにした。また、HTTRの動特性解析特有の点として、各種熱交換器の胴部等の熱容量を考慮することが重要であることが分かった。

BLOOST-J2コード及びTHYDE-HTGRコードとのクロスチェックにおいて、ASURAコードの妥当性を明らかにすることができた。また、Fort St. Vrain 炉の実験データによる検証解析によっても、コードの妥当性を明らかにすることができた。

## 謝 辞

本報をまとめるにあたり終止御指導、御助言いただいた高温工学試験研究炉開発部次長齊藤伸三氏、同部原子炉建設室室長田中利幸氏に深く感謝いたします。

また、本報をまとめるにあたり御協力いただいた原子炉建設室各位、三菱原子力工業株式会社及び三菱重工業株式会社関係各位に深く感謝いたします。

## 5. ま と め

HTTRの動特性解析用コードASURAについて、解析モデル及び基礎式、モデル化についての検討、各種パラメータサーベイ並びにBLOOST-J2コードとTHYDE-HTGRコードとのクロスチェック及び実験データによる検証解析を行った。その結果、解析モデル及び基礎式は動特性コードとして十分適切なものであることが明かとなった。

パラメータサーベイにおいては、計算を行う上で用いるべきタイムメッシュ等のパラメータの範囲を明らかにした。また、HTTRの動特性解析特有の点として、各種熱交換器の胴部等の熱容量を考慮することが重要であることが分かった。

BLOOST-J2コード及びTHYDE-HTGRコードとのクロスチェックにおいて、ASURAコードの妥当性を明らかにすることができた。また、Fort St. Vrain 炉の実験データによる検証解析によっても、コードの妥当性を明らかにすることができた。

## 謝 辞

本報をまとめるにあたり終止御指導、御助言いただいた高温工学試験研究炉開発部次長斉藤伸三氏、同部原子炉建設室室長田中利幸氏に深く感謝いたします。

また、本報をまとめるにあたり御協力いただいた原子炉建設室各位、三菱原子力工業株式会社及び三菱重工業株式会社関係各位に深く感謝いたします。

## 参 考 文 献

- 1) 日本原子力研究所；「高温工学試験研究の現状」，(1988)
- 2) S. S. Clark, et al. ; "AEC RESEARCH AND DEVELOPMENT REPORT TAC2D A GENERAL PURPOSE TWO-DIMENSIONAL HEAT TRANSFER COMPUTER CODE MATHEMATICAL FORMULATIONS AND PROGRAMMER'S GUIDE", GA-9262
- 3) 藤本 他；「高温工学試験研究炉の炉心入口冷却材温度の評価」，JAERI-M 89-049, (1989)
- 4) 礎田 他；「FORTRANによる数値計算ハンドブック」 オーム社 (1971)
- 5) E. ルイス (成田 他 訳)；「原子炉の安全工学」現代工学社, (1985)
- 6) GA-A 15159 UC-99 "Fort St. Vrain surveillance program, Transient Analysis Program (TAP) Verification"
- 7) 若林；「近代原子力工学(近代電気工学大講座, 6)」, 電気書院 昭和44年
- 8) 中川 他；「高温ガス炉の炉心動特性解析コード "BLOOST-J2"」, JAERI-M 89-013, (1989)
- 9) Asahi, Y. et al. ; "THYDE-P2:RCS (Ractor-Coolant-System) Analysis Code", JAERI 1300, (1986)
- 10) 丸山 他；「高温工学試験研究炉炉心燃料最高温度計算用工学的安全係数の評価」, JAERI-M 88-250, (1988)
- 11) S. J. Ball et al., "High-Temperature Gas-Cooled Reactor Safety Studies for the Division of Reactor Safety Research Quarterly Progress Report, January 1-March 31, 1980", NUREG/CR-1521, August 1980.
- 12) Public Service of Colorado, "Fort St. Vrain Reactor Final Safety Report", Docket No. 50-267.
- 13) PRINCE, R. J., "Review of the Thermal Conductivity of Nuclear Graphite under HTGR Conditions", Gulf General Atomic Report Gulf-GA-A12615, May 1974.
- 14) BUTLAND, A. T. D., and R. J. MADDISON, "The Specific Heat of Graphite: An Evaluation of Measurements", J, Nucl. Mater. 49. 45(1973-74)
- 15) "Graphite Development" in "HTGR Fuels and Core Development Program. Quarterly Progress Report for the Period Ending August 31, 1977", ERDA Report GA-A14479(Section 11), September 1977, p. 11-1.
- 16) "Design Study for Japanese 30MW(t) VHTR Core", GA-C18296, June 1986.