

JAERI - M
90-034

高温工学試験研究炉(HTTR)の
安全解析に用いる解析コードとその検証

1990年3月

椎名 保顕・国富 一彦・丸山 創
藤田 茂樹・中川 繁昭・平野 雅司
伊与久達夫・新藤 雅美・数土 幸夫

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

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, Tokaimura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1990
編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷株

高温工学試験研究炉(HTTR)の安全解析に用いる
解析コードとその検証

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

椎名 保顕・国富 一彦・丸山 創
藤田 茂樹・中川 繁昭・平野 雅司[†]
伊与久達夫・新藤 雅美・数土 幸夫

(1990年2月2日受理)

本報告は高温工学試験研究炉(High Temperature Engineering Test Reactor, HTTR)の異常事象の解析を行う解析コードとその検証についてまとめたものである。異常事象の解析に使用したコードは

1. BLOOST-J2 コード
2. THYDE-HTGR コード
3. TAC-NC コード
4. RATSAM 6 コード
5. COMPARE-MOD 1 コード
6. GRACE コード
7. OXIDE-3 F コード
8. FLOWNET/TRUMP コード

である。上記コードのうち 1, 3, 4, 5, 6, 7 は、マルチホール型炉心のガス炉用コードとして開発されたものを HTTR 用に改良したものであり、2 は軽水炉の LOCA 時の熱過渡流力解析コードを、HTTR の熱過渡流力解析用コードに改良したものである。

各解析コードは、HTTR の異常事象の解析において保守的な結果を与えるようなモデル及び物性値等を採用している。それぞれのコードに対して、検証実験及び検証済み計算コードとの比較を行い、その妥当性を検証した。

Outlines and Verifications of the Codes Used in the Safety
Analysis of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)

Yasuaki SHIINA, Kazuhiko KUNITOMI, Soh MARUYAMA, Shigeki FUJITA
Shigeaki NAKAGAWA, Masashi HIRANO⁺, Tatsuo IYOKU, Masami SHINNDOH
and Yukio SUDO

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

(Received February 2, 1990)

This paper presents brief description of the computer codes used
in the safety analysis of High Temperature Engineering Test Reactor.
The list of the codes is:

1. BLOOST-J2
2. THYDE-HTGR
3. TAC-NC
4. RATSAM6
5. COMPARE-MOD1
6. GRACE
7. OXIDE-3F
8. FLOWNET/TRUMP.

Of described above, 1, 3, 4, 5, 6 and 7 were developed for the
multi-hole type gas cooled reactor and improved for HTTR and 2 was
originated by THYDE-codes which were developed to treat the transient
thermo-hydraulics during LOCA of LWR.

Each code adopted the models and properties which yeild conserva-
tive analytical results. Adequacy of each code was verified by the
comparison with the experimental results and/or the analytical results

+ Department of Reactor Safety Engineering, Tokai Research Establishment

obtained from the other codes which were already proven.

Keywords: HTTR, Safety Analysis, Analysis Code, BLOOST-J2, THYDE-HTGR,
TAC-NC, RATSAM6, COMPARE-MOD1, GRACE, OXIDE-3F, FLOWNET/TRUMP

目 次

1. はじめに	1
2. BLOOST-J2 コード	8
3. THYDE-HTGR コード	19
4. TAC-NC コード	42
5. RATSAM 6 コード	52
6. COMPARE-MOD1 コード	61
7. GRACE コード	67
8. OXIDE-3 F コード	78
9. FLOWNET／TRUMP コード	87
謝 辞	98
参考文献	98
付 錄	101

Contents

1. Introduction	1
2. BLOOST-J2 code	8
3. THYDE-HTGR code	19
4. TAC-NC code	42
5. RATSAM6 code	52
6. COMPARE-MOD1 code	61
7. GRACE code	67
8. OXIDE-3F code	78
9. FLOWNET/TRUMP code	87
Acknowledgement	98
References	98
Appendix	101

1. はじめに

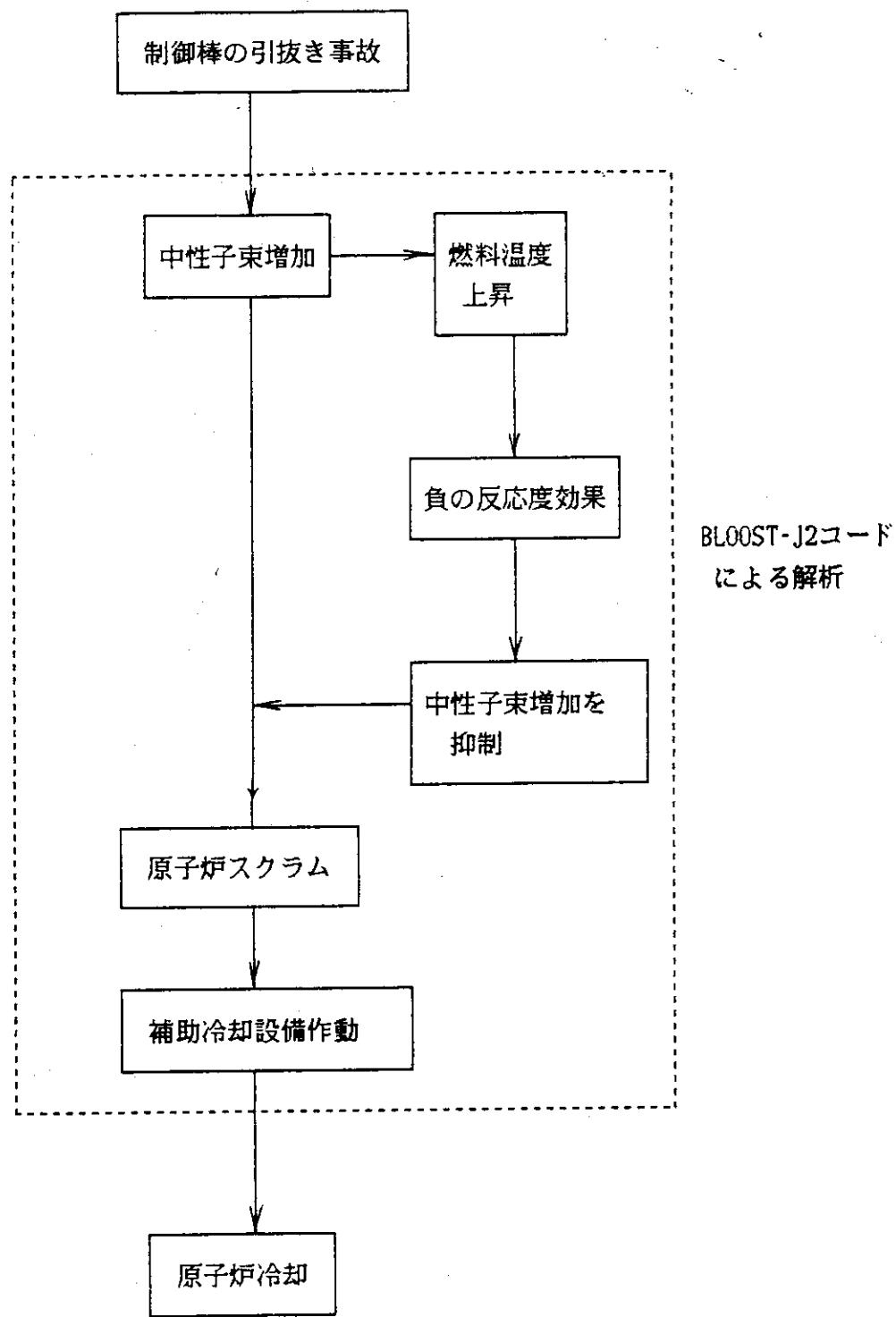
HTTR の「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の解析は、次の計算コードにより行われている。

1. BLOOST-J2 コード
2. THYDE-HTGR コード
3. TAC-NC コード
4. RATSAM 6 コード
5. COMPARE-MOD1 コード
6. GRACE コード
7. OXIDE-3F コード
8. FLOWNET/TRUMP コード

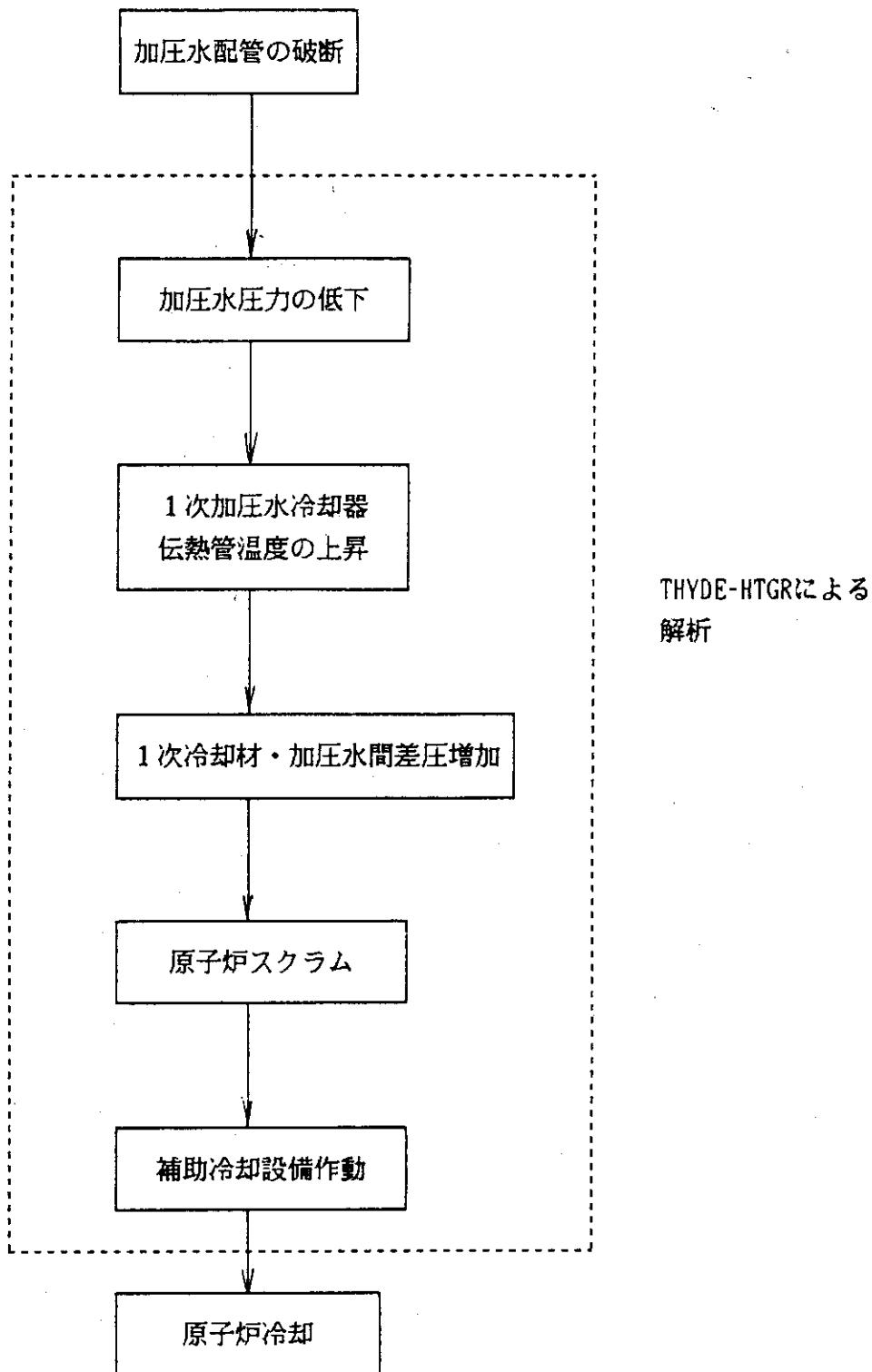
「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の代表事象に対して使用した計算コードは第 1.1 表に示すとおりである。また、上記コードが解析を行う代表的な事故事象におけるコードの解析範囲を第 1.1 図から第 1.5 図に示す。それぞれの計算コードの説明及び検証については後述の 2 章から 9 章に述べるとおりである。

第1.1表 「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の代表事象と計算コード

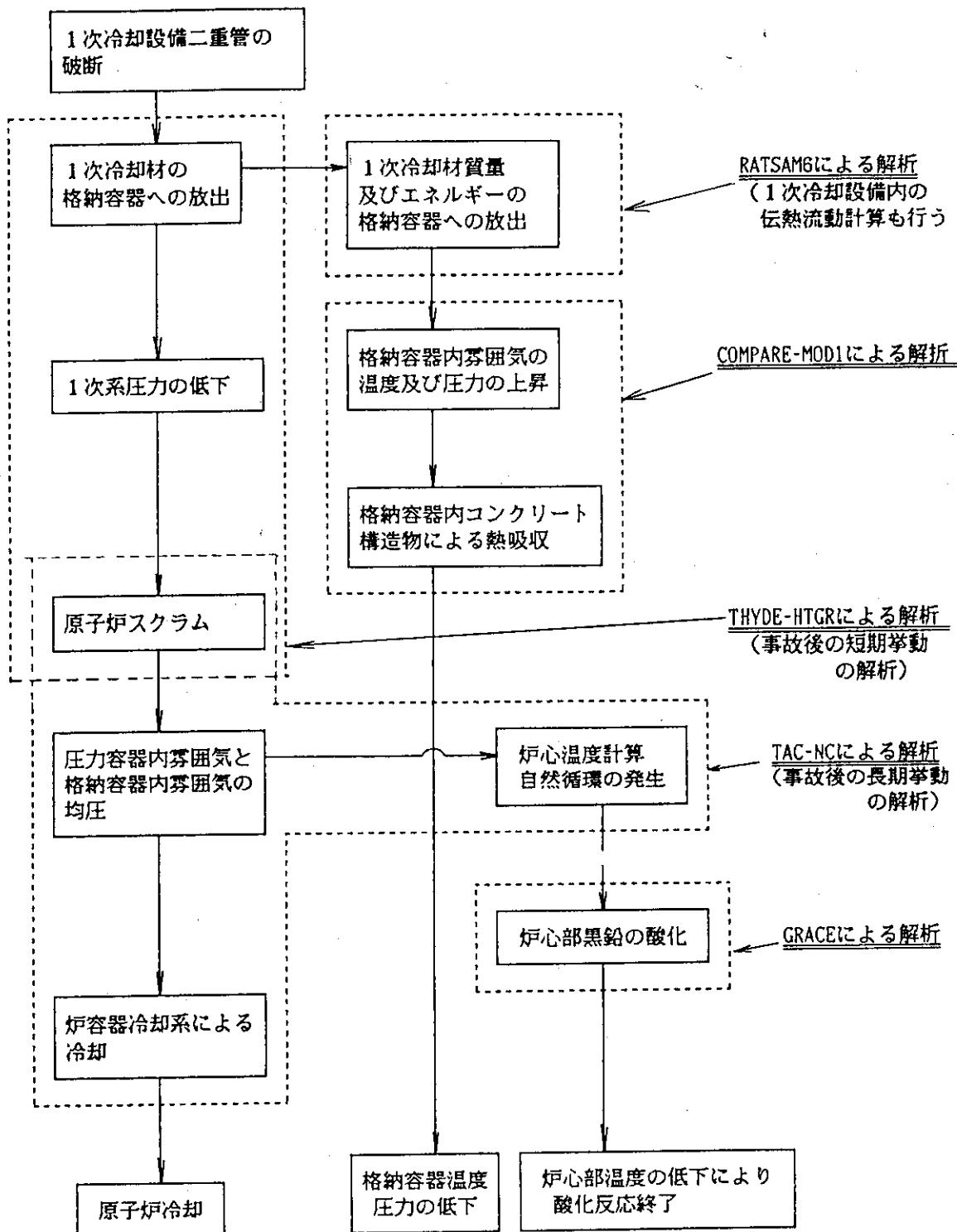
（注） $\#^1$ ：被ばく評価も併せて実施
 $\#^2$ ：被ばく評価のみ実施



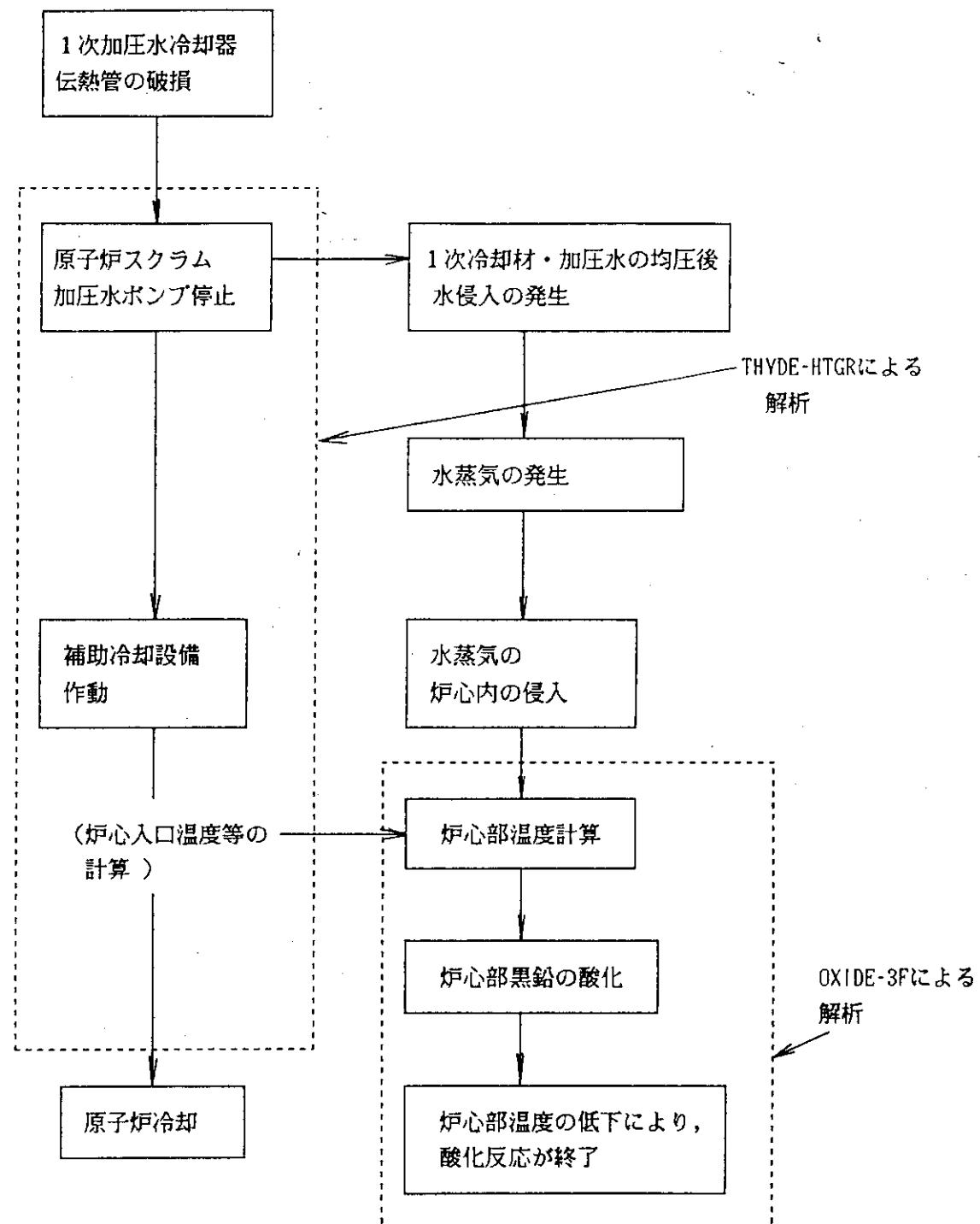
第 1.1 図 制御棒の異常な引抜き事故における BLOOST-J2 の解析範囲



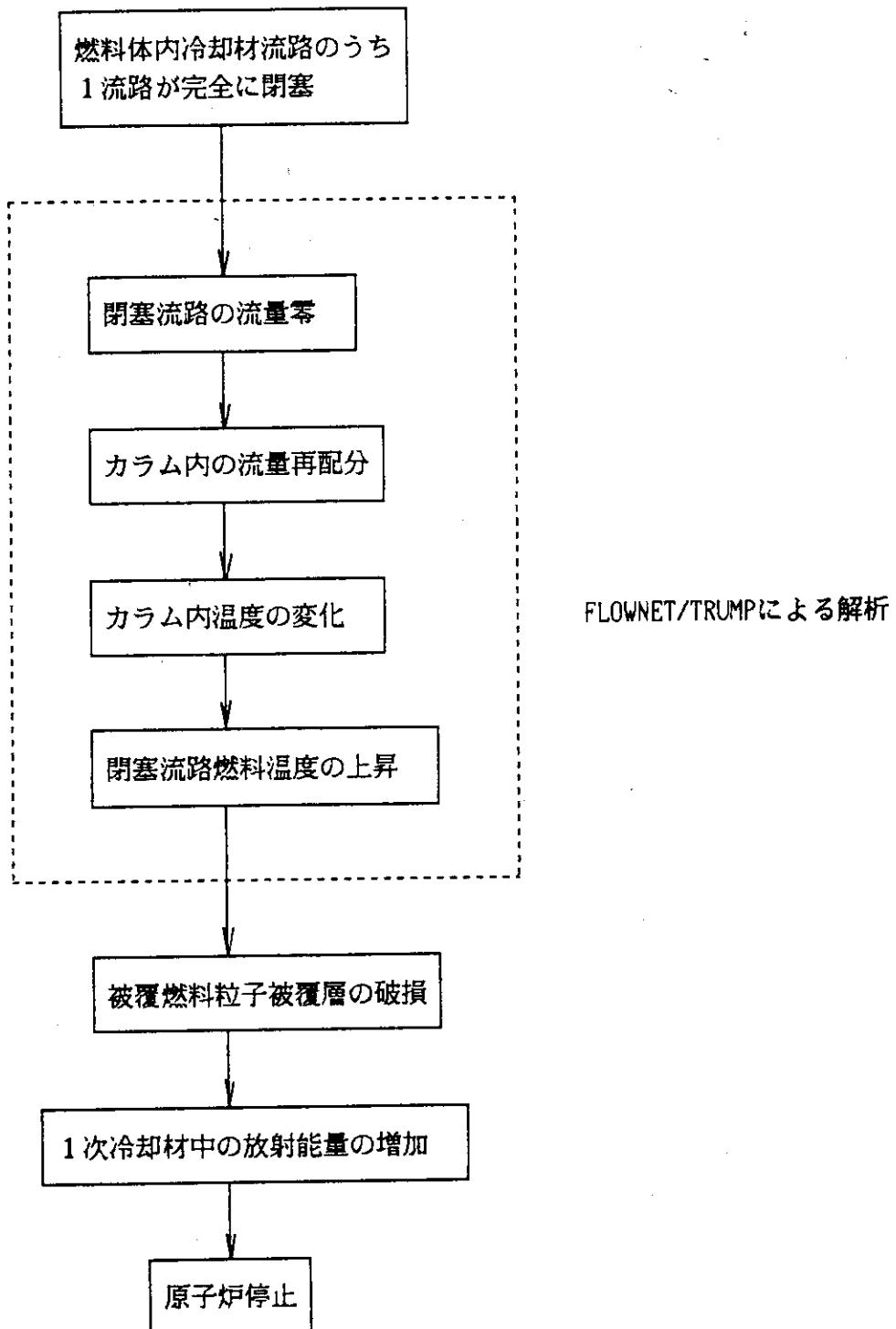
第1.2図 加圧水配管破断事故時におけるTHYDE-HTGRの解析範囲



第1.3図 1次冷却設備二重管破断事故における各コードの解析範囲



第1.4図 1次加圧水冷却器伝熱管破損事故時におけるTHYDE-HTGR
及びOXIDE-3Fコードの解析範囲



第1.5図 燃料体内冷却材流路閉塞事故時のFLOWNET/TRUMPの解析範囲

2. BLOOST-J2 コード

(1) 概要

炉心核熱動特性解析コード BLOOST-J2⁽¹⁾は、制御棒の挿入や流量の減少などに係る原子炉出力及び反応度の変化、並びに炉心部の温度変化、並びに炉心部の温度変化を計算するコードである。

BLOOST-J2はGeneral Atomic 社(以後 GA社と略記)のBLOOST-5⁽²⁾コードをHTTR炉心のピン・イン・ブロック型燃料体が取り扱えるようにモデルを変更したものである。すなわち、円管流路の熱伝達を取り扱うモデルから、環状流路の熱伝達を取り扱えるようにモデルを変更している。BLOOST-5 の原型の BLOOSTあるいは改良版の BLOOST-6⁽³⁾は、Peach Bottom炉あるいはFort Saint Vrain 炉(以後 F・S・V炉と略記)の安全審査に使用した実績を持っている⁽⁴⁾⁽⁵⁾。

BLOOST-J2コードは核動特性計算部において、1点近似動特性方程式を解くことにより、原子炉出力及び反応度の過渡変化を計算する。伝熱計算部においては、炉心部を等価な円柱状単チャンネルモデルで模擬し、エネルギー保存式、熱伝達式、熱伝導方程式を解くことにより、燃料、黒鉛スリーブ、冷却材、黒鉛ブロックの温度変化を求める。

(2) 解析モデルの特徴

イ. 核動特性計算モデル

核動特性計算に当たっては、6群の1点近似モデルを使用する。反応度としては、次のものを考慮している。

- (イ) 外部反応度…スクラム時以外の制御棒の挿入、引抜き及びその他、外乱に起因する反応度
 - (ロ) スクラム反応度…スクラム時の制御棒の挿入、引抜きに起因する反応度
 - (ハ) 温度フィードバック反応度…温度の変化に起因して生ずる反応度
- 温度フィードバック反応度は、平均チャンネルに対する伝熱計算から求めた平均温度を用いて、下記の反応度係数から求める。

① ドプラ係数

② 減速材温度係数

出力の計算に当たっては、1点近似核動特性計算より求める。なお、核分裂生成物及び超ウラン元素の崩壊熱も考慮する。

ロ. 热計算モデル

(イ) 炉心部のメッシュ分割

炉心部の解析モデルを第2.1図に示す。HTTR燃料体は図に示すように等価な円柱でモデル化する。軸方向メッシュ分割は炉心部の燃料コンパクト10分割であり、半径方向メッシュ分割は、燃料コンパクト4分割、黒鉛スリーブ3分割、黒鉛ブロック3分割、中心ヘリウム、冷却材各1分割の計12分割である。

(口) 2種類のチャンネルモデル

炉心の熱特性を計算するために炉心を次に示すホットチャンネル及び平均チャンネルでモデル化する。核動特性計算によって求められた原子炉出力は、ホットチャンネル及び平均チャンネル出力に変換されて各チャンネルに与えられる。それぞれのチャンネルの役割は以下のとおりである。

(1) ホットチャンネル

過渡変化時における燃料コンパクトの最高温度を求めるために想定するチャンネルである。

(2) 平均チャンネル

炉心の平均出力密度及び平均流量を与えたチャンネルで、このチャンネルにおける平均温度を使用して、核動特性計算に用いる温度フィードバック反応度を計算する。

上記のそれぞれのチャンネルには第2.1図に示したモデルを用いる。

(3) 解析モデル及び計算方法

1. 核動特性計算

過渡変化は1点近似動特性方程式をRunge-Kutta法により解く。

$$\frac{d}{dt} n(t) = \frac{(\rho(t) - \beta) n(t)}{\ell} + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) \quad (2.1)$$

$$\frac{d}{dt} C_i(t) = \frac{\beta_i n(t)}{\ell} - \lambda_i C_i(t) \quad (i = 1 \sim 6) \quad (2.2)$$

ここで $\beta = \sum_{i=1}^6 \beta_i$

$n(t)$: 中性子密度

$\rho(t)$: 全反応度 ($\Delta k/k$)

$$\rho = \rho_{ex}(t) + \rho_m(t) + \rho_D(t) + \rho_{rod}(t)$$

$\rho_{ex}(t)$: 外部反応度 ($\Delta k/k$)

$\rho_m(t)$: 減速材反応度 ($\Delta k/k$)

$\rho_D(t)$: ドプラ反応度 ($\Delta k/k$)

$\rho_{rod}(t)$: スクラム反応度 ($\Delta k/k$)

β : 遅発中性子割合 (-)

β_i : 遅発中性子 i の割合 (-)

C_i : 遅発中性子 i の先行核濃度

λ_i : 遅発中性子 i の先行核の崩壊定数 (1/sec)

ℓ : 即発中性子寿命 (sec)

温度フィードバック反応度は次の式で与えられる。

(イ) ドプラ反応度

$$\rho_D(t) = \int_{T_f(0)}^{T_f(t)} \alpha_D(T_f) dT_f + \rho_D(0) \quad (2.3)$$

$\alpha_D(T_f)$: ドプラ係数 ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)

T_f : 時刻 t における燃料平均温度 ($^\circ\text{C}$)

$\rho_D(0)$: $t = 0$ におけるドプラ反応度 ($\Delta k/k$)

(口) 減速材反応度

$$\rho_m(t) = \int_{T_m(0)}^{T_m(t)} \alpha_m(T_m) dT_m + \rho_m(0) \quad (2.4)$$

$\alpha_m(T_m)$: 減速材温度係数 ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)

T_m : 時刻 t における減速材平均温度 ($^\circ\text{C}$)

$\rho_m(0)$: $t = 0$ における減速材反応度 ($\Delta k/k$)

□. 伝熱計算

(イ) 燃料コンパクト及び減速材温度

燃料コンパクト及び減速材の温度は円柱 2 次元非定常熱伝導方程式

$$\begin{aligned} \rho C_p \frac{\partial}{\partial t} T(r, z, t) &= \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left\{ k_r r \frac{\partial}{\partial r} T(r, z, t) \right\} \\ &\quad + \frac{\partial}{\partial z} \left\{ k_z \frac{\partial}{\partial z} T(r, z, t) \right\} + q(r, z, t) \end{aligned} \quad (2.5)$$

を解く。

ここで

ρ : 密度 (kg/m^3)

C_p : 比熱 ($\text{J}/\text{kg} \cdot ^\circ\text{C}$)

$T(r, z, t)$: 温度 ($^\circ\text{C}$)

k_r : 径方向熱伝導率 ($\text{W}/\text{m} \cdot ^\circ\text{C}$)

k_z : 軸方向熱伝導率 ($\text{W}/\text{m} \cdot ^\circ\text{C}$)

$q(r, z, t)$: 発熱密度 (W/m^3)

(口) 冷却材温度

冷却材の温度は次式に示す z 方向 1 次元の熱伝達式を用い、定常近似により求める。

$$\frac{\partial}{\partial z} T_c(z) = \frac{h(z) A}{W C_p} [T_w(z) - T_c(z)] \quad (2.6)$$

ここで

$T_c(z)$: 冷却材温度 ($^\circ\text{C}$)

$T_w(z)$: 冷却材流路壁温度 ($^\circ\text{C}$)

$h(z)$: 热伝達率 ($\text{W}/\text{m}^2 \cdot ^\circ\text{C}$)

A : 単位長さ当りの伝熱面積 (m^2/m)

W : 冷却材流量 (kg/sec)

C_p : 冷却材の比熱 ($\text{J}/\text{kg} \cdot ^\circ\text{C}$)

以上の計算方法をまとめて第 2.2 図に計算フロー図として示す。また、BLOOST-J 2 の解析事象の 1 つである制御棒の急速な引抜き事故の経緯と BLOOST-J 2 による解析範囲を第 2.3 図に示す。

(4) 解析モデルの妥当性

本コードを HTTR の安全評価に使用する場合には、燃料最高温度を保守的に評価するために、

ホットチャンネルについて次に述べる条件を設定する。

- (a) 炉内での発熱は燃料部のみで、軸方向の出力分布を与える。
- (b) 热伝導率は、燃料コンパクトについては燃焼期間を通しての最小値を、また黒鉛については不確かさを考慮し保守的に小さい値を用いる。
- (c) 燃料コンパクトと黒鉛スリーブの間及び黒鉛スリーブと黒鉛ブロックの間のギャップでは、ふく射による伝熱を無視する。
- (d) 境界条件はモデルの内外側境界及び上下境界で断熱境界とする。

以上のように BLOOST-J 2 コードは温度計算に関する保守性及び反応度係数・動特性パラメータ等の核動特性計算に関する保守性により、燃料最高温度等を保守的に評価できる。

(5) 檢 証

BLOOST-J 2 の検証は、米国の F. S. V. 炉で実施された 50 %出力における制御棒引抜き／挿入試験のデータを用いている。解析に使用したモデルは、F. S. V. 炉のマルチホール型燃料を三角対称要素の集合体と見なし、1 体の三角対称要素を等価な円柱モデルで模擬している。モデルの体系は、第 2.4 図に示すとおりである。解析に使用した初期条件は第 2.1 表及び第 2.2 表に、動特性パラメータは第 2.3 表に示すとおりである⁽⁵⁾⁻⁽⁹⁾。

解析は次の 2 ケースについて実施している。

- ① 制御棒引抜き試験… 6 秒間で 9.5 ¢ の反応度をランプ状に添加
- ② 制御棒挿入試験…… 21 秒間で -6.3 ¢ の反応度をランプ状に添加

制御棒引抜き試験の出力の時間変化の結果を第 2.5 図に示す。解析値と実験値は良く一致している。制御棒挿入試験の出力の時間変化を第 2.6 図に示す。第 2.6 図で約 80 秒までは、解析値の方が実測値より低く、その後は逆転しているが、解析結果は実験結果をほぼ再現している。以上より、HTTR の安全評価に本コードを使用する場合には、動特性パラメータ及び物性値等を保守的に設定し、更には異常発生時の外乱（添加反応度等）についても保守的に設定するので、HTTR の制御棒の異常等について保守的に評価できる。

第2.1表 50%出力試験の解析の初期条件

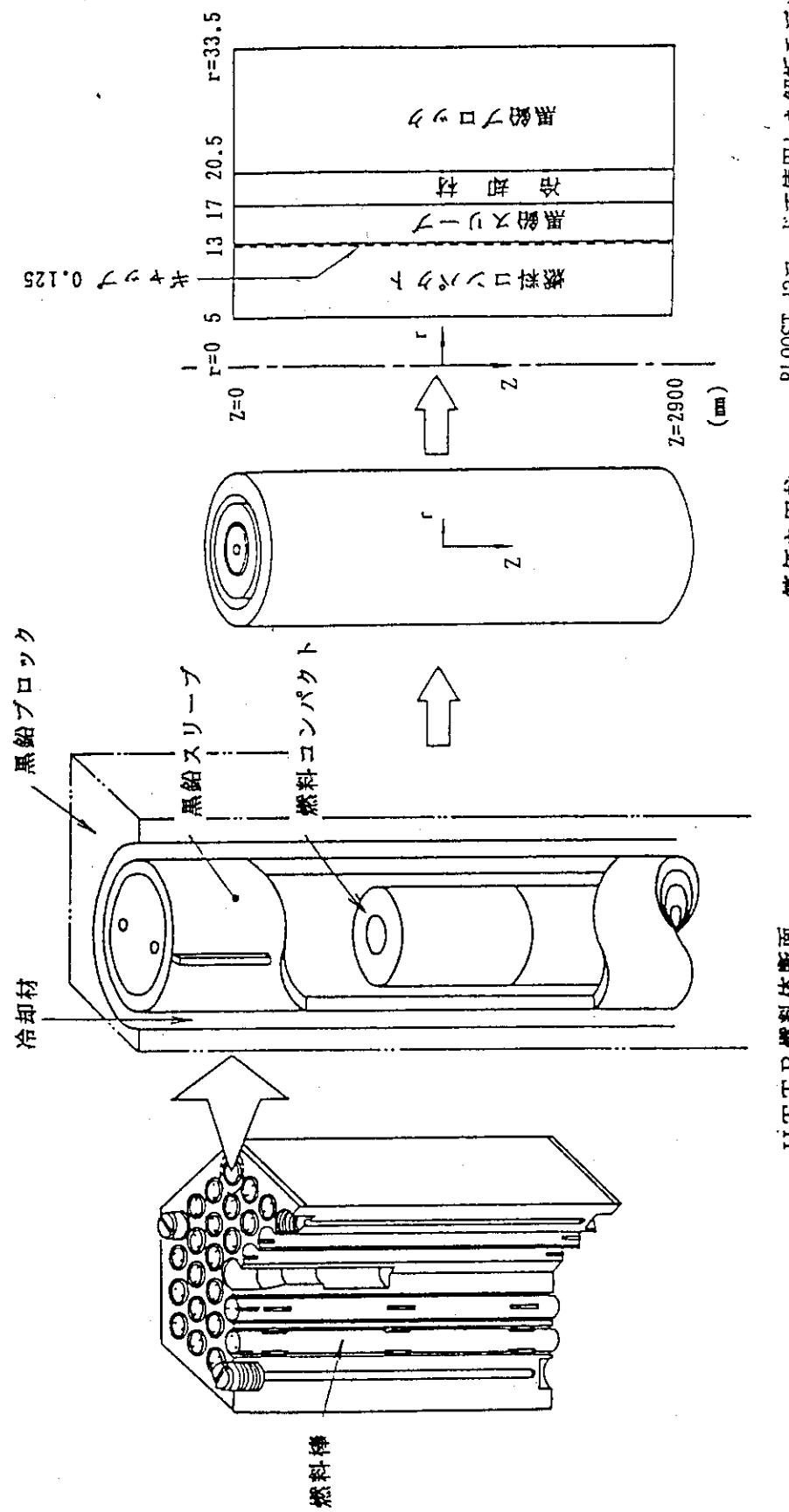
項目	データ
原子炉出力	421 MWt (50%)
炉心入口温度	321.7 °C
炉心流量	265.9 kg/s
出力分布	第2.2表

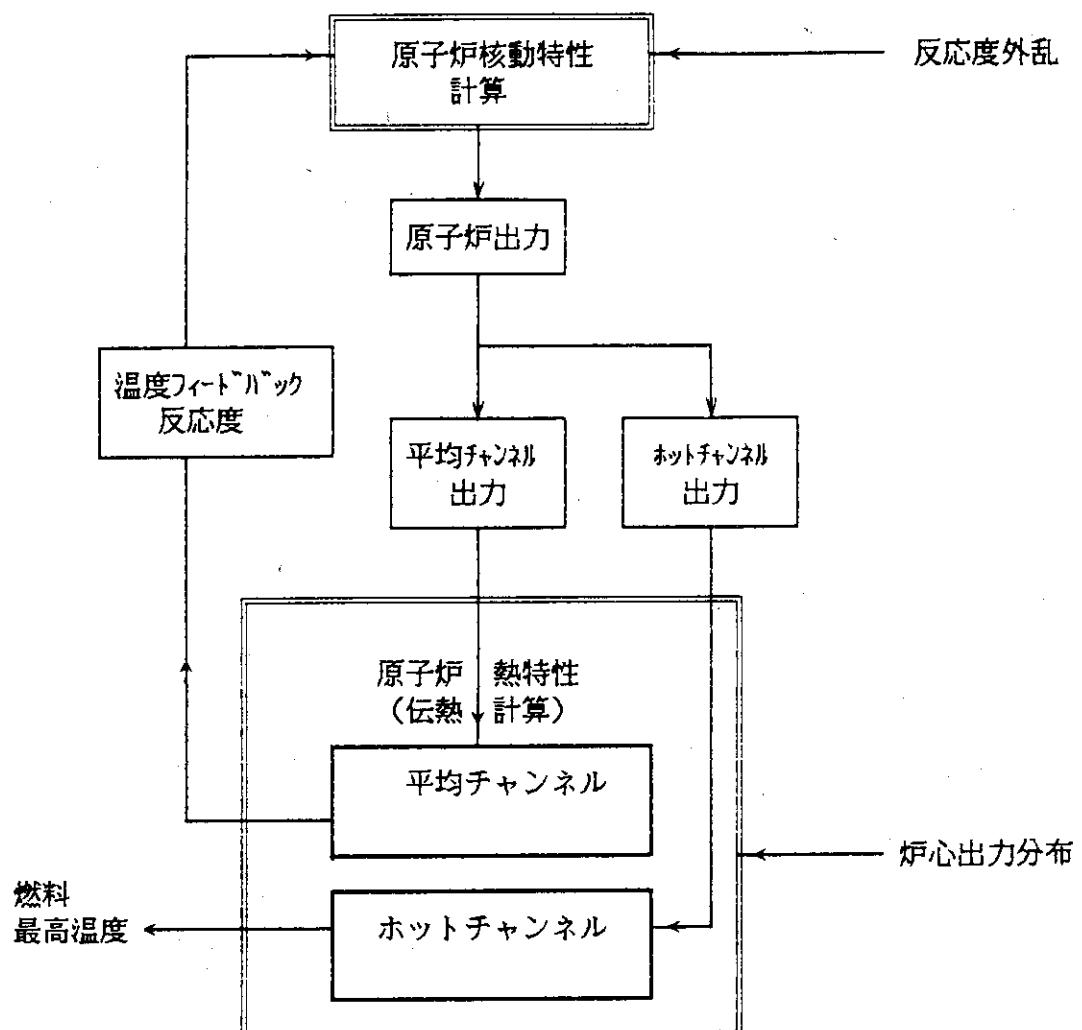
第2.2表 炉心平均軸方向出力分布

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)	

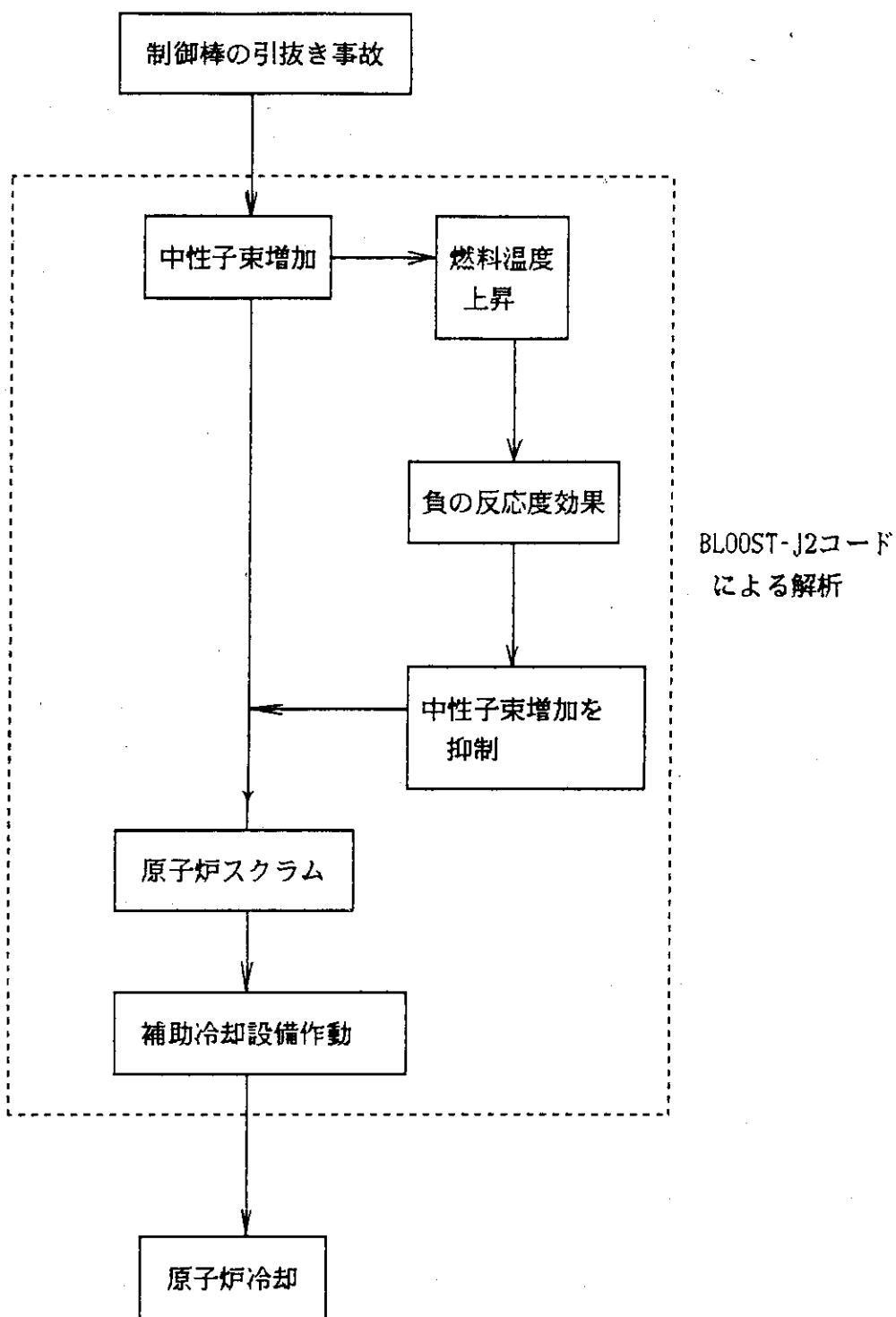
第2.3表 50%出力試験の解析に使用した動特性パラメータ

項目	データ
即発中性子 寿命	$2.69 \times 10^{-4} (\text{s})$
遅発中性子	$\beta_1 = 0.214 \times 10^{-3}$ $\beta_2 = 1.427 \times 10^{-3}$ $\beta_3 = 1.274 \times 10^{-3}$ $\sum \beta_i$ $\beta_4 = 2.568 \times 10^{-3}$ $\beta_5 = 0.748 \times 10^{-3}$ $\beta_6 = 0.273 \times 10^{-3}$
	$\lambda_1 = 0.01243 (\text{s}^{-1})$ $\lambda_2 = 0.03050 (\text{s}^{-1})$ $\lambda_3 = 0.1114 (\text{s}^{-1})$ $\lambda_4 = 0.3013 (\text{s}^{-1})$ $\lambda_5 = 1.136 (\text{s}^{-1})$ $\lambda_6 = 3.013 (\text{s}^{-1})$

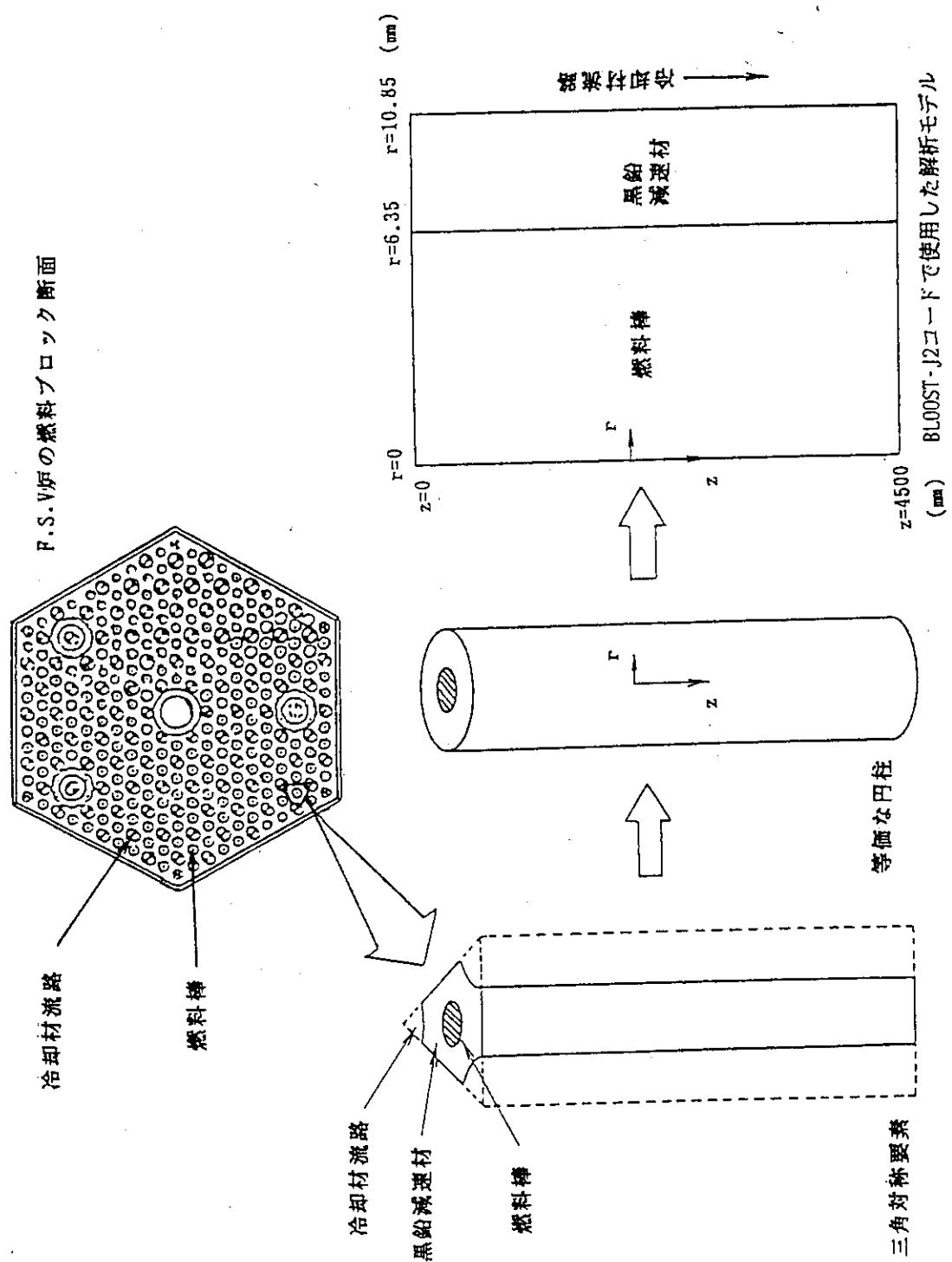




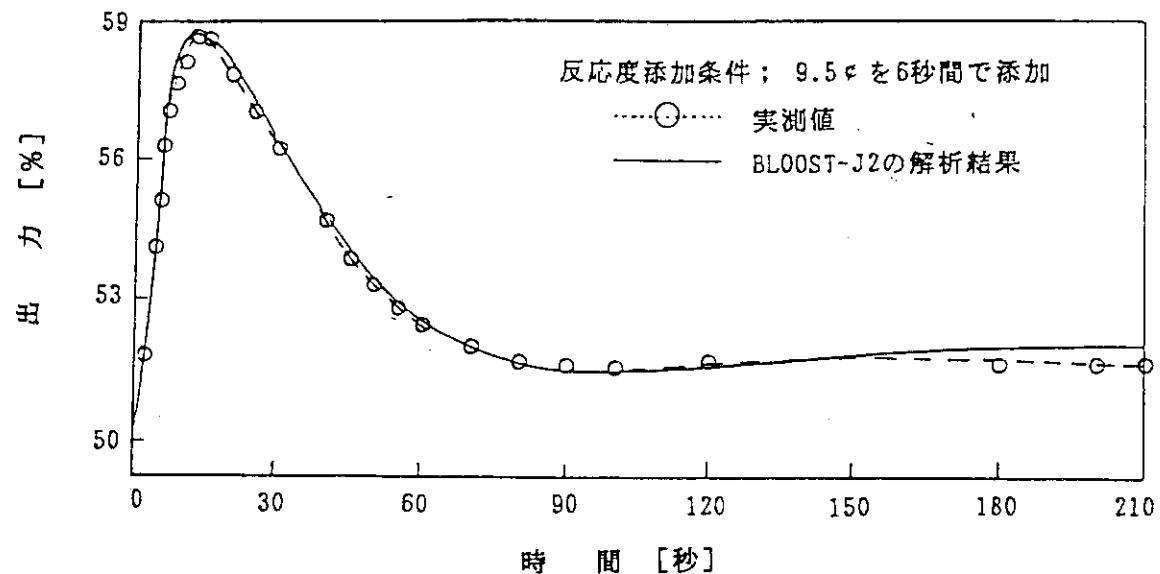
第2.2図 BLOOST-J2コードの計算体系



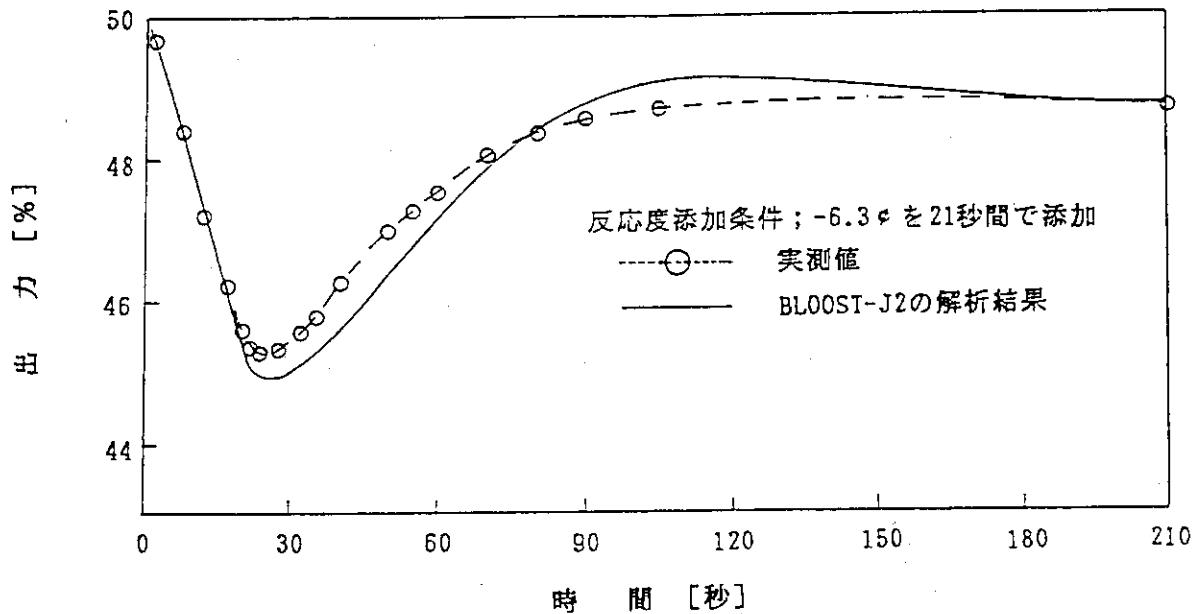
第2.3図 制御棒の異常な引抜き事故におけるBLOOST-J2の解析範囲



第2.4図 計算モデルの体系



第2.5図 引抜き試験時の原子炉出力の応答
(50 %出力試験)



第2.6図挿入試験時の原子炉出力の応答
(50 %出力試験)

3. THYDE-HTGR コード

(1) 概 要

THYDE-HTGR は炉心を含む 1 次冷却設備、2 次ヘリウム冷却設備、加圧水冷却設備及び補助冷却設備の過渡熱流力挙動を解析するコードである。本コードは原研で開発した軽水炉の過渡熱水力解析コード THYDE⁽¹⁰⁾⁻⁽¹⁵⁾ を改良し、ヘリウムの流動も取り扱えるようにしたものである。この THYDE コードは、米国の LOFT 実験を始めとして様々な実験解析を通して検証してきた⁽¹⁶⁾⁻⁽²¹⁾。また、THYDE コードを用いて JRR-3 及び JRR-2 の設置許可申請書添付書類十に記載した「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」事象のうち過渡熱水力に係わる全ての事象を解析した。

THYDE-HTGR コードは HTTR の炉心を含む機器系統を幾つかの体積を持つ要素（ノード）とそれらを連結する連結点（ジャンクション）とで構成する流体回路網で表わし、ヘリウム及び水の質量、運動量及びエネルギーの保存方程式を解き、流体の過渡熱流力状態を求める。また、燃料棒、減速材黒鉛、熱交換器伝熱管、配管等の構造材内温度分布は、1 次元の過渡熱伝導方程式によって求める。燃料棒中の発熱としては、1 点近似動特性方程式に基づく核分裂出力変化と崩壊熱を考慮する。崩壊熱の評価には Shure の式を 11 個の崩壊定数の重ね合わせで表現し、原子炉停止後の出力を連続的に計算するモデルを採用している。更に、アクチニドの崩壊熱も評価する。

(2) オリジナルコードからの改良点

THYDE コードの開発の流れを第 3.1 図に示す。THYDE-P は PWR の LOCA 時の挙動を解析するコードとして原研で開発したものである。本コードは NEA のデータバンクを通して一般に公開されている。THYDE-P 2, THYDE-W はいずれも THYDE-P の改良版であり、基本的部分は同一である。THYDE-W では LOCA 以外の過渡変化も解析できるように制御系モデル等幾つかの機能が追加されている。THYDE-W の開発は既に完了している。

THYDE-JRR 3 は、THYDE-P を基にして低温低圧で通常運転時炉心が下降流という JRR-3 にも適用可能ないように改良したものである。THYDE-JRR 3 を用いて JRR-3 および JRR-2 の設置許可申請書添付書類十に記載した「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」事象のうち、過渡熱水力に係わる全ての事象を解析した。

THYDE-HTGR は、THYDE-W を母体として高温ガス炉にも適用できるように機能を追加修正したものである。主な追加した機能は、後に述べる第 3.2 表中に X 印で示した。

(3) 解析モデル⁽¹²⁾

解析に用いる HTTR 系統図と解析する機器の範囲を第 3.2 図に示す。また、HTTR 系統機器の解析モデルを第 3.3 図に、炉心部の解析モデルを第 3.4 図に示す。解析には次に述べるモデルを用いる。

1. 热流力計算モデル

本コードは、単相及び 2 相状態の水並びにヘリウムの過渡熱流力を取り扱う。すなわち 1 次

系冷却材、2次系冷却材及び加圧水冷却器内加圧水の過渡熱流力を取り扱う。本コードでは、2相状態の水は1つの混合物として取扱い（混合流モデル），以下に示す2相混合物に対する1次元の質量、運動量及びエネルギー保存式を解く。

質量保存式

$$A \frac{\partial}{\partial t} \rho + \frac{\partial}{\partial z} AG = 0 \quad (3.1)$$

運動量保存式

$$\begin{aligned} A \frac{\partial}{\partial t} G + \frac{\partial}{\partial z} A [\alpha \rho_g u_g^2 + (1 - \alpha) \rho_f u_f^2] \\ = - A \frac{\partial}{\partial z} P - \frac{A}{2} \left\{ \frac{\zeta}{L} + \frac{F\varphi}{D} \right\} \frac{|G|G}{\rho_f} - A \rho g \end{aligned} \quad (3.2)$$

エネルギー保存式

$$A \frac{\partial}{\partial t} h + \frac{\partial}{\partial z} A [\alpha \rho_g u_g h_g + (1 - \alpha) \rho_f u_f h_f] = A q_h \quad (3.3)$$

$$h = \alpha \rho_g h_g + (1 - \alpha) \rho_f h_f$$

$$G = \alpha \rho_g u_g + (1 - \alpha) \rho_f u_f$$

$$\rho = \alpha \rho_g + (1 - \alpha) \rho_f$$

α : ボイド率 (-)

G : 質量流束 ($\text{kg}/\text{m}^2 \cdot \text{sec}$)

P : 圧力 (Pa)

ρ_k : 流体密度 (kg/m^3) ($k = g$: 気相, $k = f$: 液相)

u_k : 流速 (m/sec) ($k = g$: 気相, $k = f$: 液相)

h_k : エンタルピ (J/kg) ($k = g$: 気相, $k = f$: 液相)

A : 流路面積 (m^2)

D : 水力直径 (m)

L : 流路長 (m)

F : 壁摩擦損失係数 (-)

φ : 二相乗数 (-)

ζ : 形状損失係数 (-)

g : 重力加速度 (m/sec^2)

q_h : 流体への入熱 (W/m^3) ; $q_h = \alpha_h (T_w - T_b)$

α_h : 热伝達率 ($\text{W}/\text{m}^2 \cdot ^\circ\text{C}$)

T_w : 表面温度 ($^\circ\text{C}$)

T_b : 流体温度 ($^\circ\text{C}$)

ここで液相は水であり、気相は水蒸気又はヘリウムをとりうる。ただし、水とヘリウムが混在する状態は、解析対象外としている。従って、ヘリウムに対する基礎式は上式で $\alpha = 1$ とし、流体としてヘリウムを選択したものである。本コードでは、上記保存式を差分化して数値的に解く。この際、二相混合物の平均エンタルピ h 、圧力 P 及び質量流束 G を従属変数とする。二

相状態における各相の状態を決めるに際し、特別な場合を除いては熱平衡を仮定する。すなわち、熱平衡状態では両相とも飽和状態とする。この場合、二相混合物の平均密度 ρ は圧力と平均エンタルピの関数として与えられる。二相状態に冷たい水が多量に注入されるような特別な場合に対しては、気液の温度差を考慮する簡単な非平衡モデルが用意されている。また、気液間の相対速度差を実験に基づく相関式で考慮する。

ロ. 热伝導計算モデル

燃料要素及び熱交換器伝熱管を含めすべての構造材は、ヒートスラブと呼ばれる一般化された1次元の熱伝導計算モデルで扱う。ここでは以下の方程式を差分化して数値的に解く。

$$\rho C_p \frac{\partial T}{\partial t} = \frac{1}{r^\beta} \frac{\partial}{\partial r} \left\{ k r^\beta \frac{\partial T}{\partial r} \right\} + q \quad (3.4)$$

ここで

$\beta = 0$ x-y 座標系

$= 1$ r - θ 座標系

T : 温度 (°C)

ρ : 密度 (kg/m³)

C_p : 定圧比熱 (J/kg · K⁴)

q : 発熱量 (W/m³)

k : 热伝導率 (W/m · °C)

本熱伝導方程式は軸方向の各ノードに対して適用される(第3.3図, 3.4図参照)。本式の境界条件としては冷却材と接する部分については、冷却材の温度と熱伝達率を入力する。

また、ヒートスラブ間の輻射による伝熱を考慮する。輻射による伝熱量は

$$q_r = \frac{\sigma A (T_1^4 - T_2^4)}{\frac{1}{\epsilon_1} + \frac{A_1}{A_2} (\frac{1}{\epsilon_2} - 1)} \quad (3.5)$$

ここで

q_r : 輻射による伝熱量 (W/m³)

σ : ステファンーボルツマン定数 (W/m² · K⁴)

A : 輻射面の面積 (m²)

T : 輻射面の温度

ϵ : 輻射面の輻射率 (-)

添字 1, 2 : 面番号

ハ. 核動特性モデル

核動特性モデルは炉心の燃料棒を模擬するヒートスラブ内の発熱量、すなわち(3.4)式のqを与えるものである。ここでは以下に示す1点近似動特性方程式を解く。反応度としては、下記のものを考慮する。

(イ) スクラム反応度

(ロ) フィードバック反応度

① ドプラー係数

② 減速材温度係数

ニ. 機器モデルなど

本コードには、種々の機器モデルが組み込まれており、いずれも基礎方程式のソース項または境界条件を与えるものとして取り扱われている。代表的なモデルは次のとおりである。

① 蓄圧器モデル……本来軽水炉の非常用炉心冷却系の1つである蓄圧注入系を模擬するための解析モデルである。HTTRの解析では加圧水冷却設備の加圧器の模擬に使用している。タンクの底部に連結した配管を通しての水の流入流出に伴う圧力及び温度の変動を計算する（「加圧器」は第3.3図参照）。

② ポンプ又は循環機モデル……ポンプ又は循環機の流量対揚程、流量対トルク特性等を入力して、回転数及び揚程の過渡変化を求めるためのモデルである（「ポンプ」及び「循環器」は第3.3図参照）。

③ バルブモデル……弁の開閉を模擬するためのモデルである。弁の開閉に際して、信号が出てから全開または全閉に至るまでを1次遅れ関数で模擬する。時定数は入力で指定する。又、2重管の内管破損もバルブモデルで模擬する。この場合、破損部を経由する新たな流路が形成されるが、破損部にバルブを想定し、破損時にバルブが開になるものとして内管破損を模擬する（「バルブ」は第3.3図参照）。

④ 放出（圧力境界）モデル……放出モデルは配管破断等の模擬に用いる。このモデルでは放出先の初期圧力を入力して流出量を計算する。HTTRの安全評価では、放出量を多めに評価するために放出先の圧力を一定（初期圧力）として解析を行っている。

THYDE-HTGRにより解析を行う過渡熱水力挙動を起因事象によって分類し、添十代表事象との対応を示したものを第3.1表に示す。本コードでは過渡熱水力に影響を及ぼす機器類の機能をモデル化しており、HTTR体系における過渡現象を適切に模擬していると考えられる。

(4) 出力変数

THYDE-HTGRにより出力される変数は以下のとおりである。

イ. 流体に関して

各時刻ごとに各ノードにおけるエンタルピ、圧力及び流量が outputされる。流体の温度、密度等はエンタルピ、圧力の関数として求められる。水の二相状態に関してはさらにボイド率（蒸気の体積割合）及びクオリティ（湿り度）が出力される。

ロ. 構造材について

各時刻ごとに構造材を模擬するヒートスラブ内の各メッシュ点について、温度が出力される。流体と接するヒートスラブに関しては熱伝達係数も出力される。燃料棒を模擬するヒートスラブについては、1点近似動特性方程式によって求めた出力が出力される。

ハ. 機器モデルについて

各時間ごとに弁開度、循環器及びポンプの回転数、加圧器の水位、圧力、流入流出量などが出力される。

(5) 計算方法

流体の熱過渡流力状態は、ノード・ジャンクション法と呼ばれている方法で解く。有限な体積を有するノードと呼ばれる要素で上記基礎式を、空間及び時間に関して差分式で近似して解く。

燃料棒、減速材黒鉛等をモデル化するヒートスラブ内温度分布は、円筒又は直方体形状を仮定し、それをメッシュに分割して解く。各メッシュ点に対して、密度、比熱及び熱伝導率を温度の関数として入力する。ヒートスラブにおける境界条件は、①断熱境界、②流体との熱の授与を考慮（流体温度及びヒートスラブ表面温度は、流体とヒートスラブの熱伝達を考慮する）、③壁温入力（ヒートスラブの壁温を与える）及び④流体温度入力（流体温度及び熱伝達率を与える）、のいずれかを選択できる。②を選択した場合、熱伝達係数が必要となるが、これに対しては、水、ヘリウムの各々について熱伝達相関式のパッケージが用意されている。第3.3図及び3.4図に解析で用いたノードとジャンクションも併せて示す。炉心部はホットチャンネル、平均チャンネル及び非加熱のバイパスチャンネルで模擬する。ホットチャンネル及び平均チャンネルでは1本の燃料棒及び1流路当たりの黒鉛ブロックをヒートスラブで模擬する。熱交換器はノードとヒートスラブの組合せで模擬する。ヒートスラブは伝熱管1本を模擬する。

本コードで解析を行う加圧水配管破断事故時の事故経緯とTHYDE-HTGRコードの解析範囲を第3.5図に示す。また、本コードの計算フロー図を第3.6図に示す。

(6) 解析モデルの妥当性

下記イ、ロ、及びハ、で、各着目する物理量を評価するために模擬すべき現象を分類し、それぞれに対するモデルがどの様に検証されたかを示す。さらにニ、では、コードの適用限界について述べる。

イ. 伝熱管温度評価

代表事象中の伝熱管温度上昇の要因は以下に分類できる。

(イ) 中間熱交換器

- ① 1次ヘリウム流量の増加
- ② 2次ヘリウム流量の低下

(ロ) 1次加圧水冷却器

- ③ 1次ヘリウム流量の増加
- ④ 加圧水流量の低下

上記については、流量の増減により、流体温度及び熱伝達係数が増減し、結果として伝熱管温度が1次ヘリウム温度に近づく現象である。これを模擬するためには以下の計算モデルが妥当なものでなければならない。

- (a) 起因事象に伴う伝熱管内外の流量の変動
- (b) (a)に起因する伝熱管表面熱伝達係数の変動
- (c) (a)及び(b)に起因する伝熱量及び流体温度分布の変動
- (d) 流体温度及び熱伝達係数の変動に起因する伝熱管壁内温度分布の変動

(b)の熱伝達相関式に関しては圧力、温度、流量などの適用域を考慮して適用可能な実験式を採用した。その他については、軽水炉での検証計算で解析モデルの妥当性が示されている。さらに、高温ヘリウムループにおける中間熱交換器実験解析で上記事項について総合的に解析モデルの妥当性を確認した。

ロ. 燃料最高温度評価

代表事象の燃料温度上昇の要因は以下に分類できる。

- ① 炉心流量の低下（出力一定）
- ② 炉心入口温度上昇（出力一定）
- ③ 制御棒による反応度添加
- ④ フィードバック反応度添加
 - ④-1 炉心入口温度の低下
 - ④-2 炉心流量の増加

上記の①②の現象を模擬するためには以下を求める計算モデルが妥当である必要がある。

- (a) 起因事象に伴う炉心流量の低下量、炉心入口温度の上昇量
- (b) (a)に起因する燃料棒及び黒鉛ブロック表面での熱伝達係数の変動
- (c) (a)及び(b)に起因する伝熱量及びヘリウム温度分布の変動
- (d) ヘリウム温度及び熱伝達係数の変動に起因する燃料棒及び黒鉛ブロック内温度分布の変動

- (e) (d)に起因する燃料棒、黒鉛ブロック間放射伝熱量の変動

(a)(c)(d)については軽水炉での検証計算で総合的に妥当性が確認されている。(b)(e)の熱伝達係数相関式については、流量、温度、圧力等の適用条件を考慮して適用可能な相関式を採用している。

- ③、④については上記に加えて以下を求める計算モデルが妥当である必要がある。

- (f) 制御棒引抜き、燃料及び減速材温度フィードバックによる反応度印加量及び出力の増加量

これについては、FSV炉での実験解析により計算モデルの妥当性を確認した。

ハ. 圧力評価

代表事象中の圧力上昇の要因は以下に分類できる。

- ① 起因事象の発生にともない1次ヘリウム系で炉心における授熱量が熱交換器における除熱量を上回る場合。
- ② 加圧水隔離弁が誤閉して隔離された水の圧力が入熱により上昇する場合。

上記に係わる現象を模擬するためには以下を算出する計算モデルが妥当である必要がある。

- (イ) 各熱交換器及び炉心での伝熱量変動
- (ロ) 伝熱量の増加に伴う体積膨張に起因する圧力の上昇

上記(イ)については、イ、ロ、で述べた様に妥当性が確認されている。(ロ)については流体の基礎方程式で圧縮性流体を仮定しており、かつ軽水炉の検証計算等で妥当性が確かめられている。

ニ. THYDE-HTGR の解析対象範囲

- (イ) 炉容器冷却設備（VCS）

THYDE-HTGRでは、燃料ブロック内における半径方向の熱伝導はモデル化できるが、燃料ブロックと可動反射体あるいは固定反射体への熱伝導はモデル化できない。また、炉心周辺部から炉容器への放射熱伝達はモデル化できないので、VCSによる冷却効果は解析対象外としている。VCSによる除熱量は補助冷却設備による除熱量に比べて十分小さい。従って、補助冷却設備が有効に機能する事象についてはVCSの効果を無視しても燃料及び伝熱管の健全性を評価する上で十分な精度が得られる。しかも保守側の評価となる。一方、1次

ヘリウム冷却設備の内管破損や二重管破損では補助冷却設備による冷却が期待できない。こうした事象ではVCSによる冷却が重要であり、THYDE-HTGRの解析対象外と考えられる。ただし、炉心及び圧力容器の熱容量が大きいため、事象発生後数百秒の短期的な挙動ではVCSの効果はほとんど表れないで、こうした事象についても短期的な挙動に限って解析できるものと考えられる。

(ロ) 反応度投入事象について

THYDE-HTGRはプラント全体の挙動を解析することを目的としている。従って、反応度投入事象を解析する機能を有しているものの、BLOOST-J2のように炉心部のみを詳細に取り扱うコードと比較して解析精度が落ちるといえる。これは、解析モデルの単純化に起因している。解析コードでは一般に、取り扱うモデル間のバランスが重要で、一部のみ詳細に取り扱っても全体としての精度向上にはならない。

従って制御棒插入／引抜きに起因する反応度投入事象については解析対象外としている。ただし、安全性実証試験中の異常発生事象については、プラント全体の挙動も解析する必要があり、THYDE-HTGRの解析対象としている。

(7) 検 証

THYDE-HTGRは、原研で開発した軽水炉の過渡熱水力安全解析コードTHYDE-Wをガス炉用に改良したものである。THYDE-Wコードはその前身であるTHYDE-P、THYDE-P2の改良版であり、これら一連のTHYDEコードは主として米国LOFT炉でのLOCA実験解析により、大破断から小破断に至るまで系統的に検証されてきた。又、原研のJRR-3及びJRR-2の設置許可申請時には、添付書類十に記載された運転時の異常な過渡変化及び事故事象の解析に使用された実績を有する。

HTTRの解析における作動流体はヘリウムであり、軽水炉とは異なるものの、過渡熱流力解析の観点からは、解くべき基礎式は同一であり、又、HTTRにおける弁やガス循環機等の機器の機能は軽水炉におけるものと同一である。従ってTHYDE-HTGRの大部分はガス炉用としても既に検証されているものと考えられる。ただし、HTTR解析用に新たに追加した機能については新たに検証する必要がある。さらに、軽水炉の解析で一般的に使用されている解析モデルについてもHTTRの条件が過渡熱流力解析の観点から軽水炉と大きく異なるものについてはその解析精度等について検証の必要がある。

第3.2表は軽水炉の解析で既に検証されていると考えられる解析モデルと新たに検証が必要と考えられる解析モデルを上記の観点から分類したものである。この表に示されている様に、炉心での熱伝達及び黒鉛ブロックを介しての減速材反応度フィードバック及び熱交換器ヘリウム側の解析モデルを新たに検証する必要があると判断できる。

THYDE-HTGRの炉心動特性モデルの妥当性を評価するためにF.S.V.炉で実施された50%出力における制御棒引き抜き及び挿入試験結果との比較を第3.7、3.8図に示す。解析精度としては反応度投入事象を専門に解析するBLOOST-J2よりも若干劣るが、プラント全体の挙動を解析するというTHYDE-HTGRの目的に鑑みて十分な精度を有していることが確認された。

また、THYDE-HTGRによる熱交換器における過渡熱流動解析の妥当性を評価するために中間熱交換器を含む高温ヘリウムループ実験の解析を実施した。解析対象を以下に示す。

- ① 定常試験
- ② 動特性試験
- ③ 電気ヒーター地絡事故

上記①は、定常運転時のヘリウム／ヘリウム中間熱交換器内のヘリウムの温度分布を測定したものであり、②は2次ヘリウム流量をステップ状に5.6%減少させた場合の過渡特性を調べたものである。③は、1次ヘリウム温度1000°Cにおける定常運転中に発生した事故で、電気ヒータの電源喪失により約650Mcal/hのヒータ出力を喪失した際のプラントの応答が得られている。第3.9図に実験で使用した中間熱交換器の概略図と寸法を、また第3.10図に解析で用いたノード分割図を示す。第3.11図から第3.13図までに主な解析結果と実験結果の比較を示す。

解析と実験は良く一致しており、これらの結果から、過渡熱流動解析はヘリウム／ヘリウム中間熱交換器を含むヘリウムのループに対して妥当な結果を示すことが確認された。

第3.1表 THYDE-HTGRによって解析する HTTR体系の過渡挙動

起因事象による分類	起因事象の模擬	添付代表事象	(具体的な起因事象)
ガス循環器またはポンプの回転数の変動による起因するもの	回転数の過渡変化を時系列で入力する。 又は電源喪失による回転数のユーストダウンを計算する	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材流量減少 " 増大 2次ヘリウム循環器停止 商用電源喪失 1次ヘリウム循環ポンプなどの停止 循環機、加圧水循環ポンプなどの停止 1次ヘリウム循環器停止試験中の1次冷却材流量の減少 	<ul style="list-style-type: none"> (1次ヘリウム循環器停止) (1次ヘリウム循環器回転数増大) (2次ヘリウム循環器停止) (1次ヘリウム循環機、2次ヘリウム循環機、加圧水循環ポンプなどの停止) (1次ヘリウム循環器停止)
新たな流路が形成されるもの	あらかじめ用意した流路における弁を開ける (定常時弁閉)	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却設備二重管内管破損事故 2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損事故 	<ul style="list-style-type: none"> (1次冷却設備二重管内管破損事故) (2次ヘリウム冷却設備二重管内管破損)
配管破断に起因するもの	あらかじめ指定した破断点からの放出量を算出する	<ul style="list-style-type: none"> 2次ヘリウム配管破断事故 加圧水配管破断 1次冷却設備二重管破断事故 1次加圧水冷却器伝熱管破損事故 	<ul style="list-style-type: none"> (2次ヘリウム配管破断) (加圧水配管破断) (1次冷却設備二重管破断) (1次加圧水冷却器伝熱管破損)
制御棒引きによる反応度添加によるもの	反応度添加量を時系列で入力する	・安全性実証試験	
弁の誤開または誤閉による起因するもの	指定した弁の閉または開	<ul style="list-style-type: none"> 加圧水冷却設備隔離弁の誤閉 2次冷却設備の除熱量の増大 1次冷却設備の異常な減圧 制御棒引き試験中の加圧水冷却設備隔離弁の誤閉 	<ul style="list-style-type: none"> (加圧水冷却設備隔離弁閉) (空気冷却器バイパス流量調節弁閉) (ヘリウム回収弁開) (加圧水冷却設備隔離弁閉)

以上の起因事象の模擬と共に補助冷却系の起動時の挙動も解析対象とする

第3.2表 軽水炉との比較においてTHYDE-HTGRコードで検証を要する事項

- 軽水炉の検証計算で検証されており、HTTRへの適用に際しても問題ないと考えられるもの。
- △ 解析手法としては検証されているが HTTRの条件下での適用について検証が必要と考えられたもの。
- ✗ HTTR用に新たに追加した計算モデルを含んでおり検証が必要であったもの。

1. 基礎式、数値解法

項目	検証	備考
流体の保存式	○	
構造材内の熱伝導方程式	○	
1点近似核動特性方程式	○	

2. 機器に対するモデル

(1) 炉心部
イ. 基本的取扱い

項目	検証	備考
炉心チャンネルモデル	△	流路形状が異なる。
燃料棒内温度計算モデル	△	燃料棒構造が異なる。
減速材（黒鉛ブロック）の取扱い	✗	新規追加

ロ. 各々の解析モデル

項目	検証	備考
崩壊熱モデル	○	
制御棒による反応度挿入モデル	○	
フィードバック反応度モデル	✗	
燃料表面熱伝達係数相関式	✗	減速材温度係数を新規追加。
燃料-黒鉛ブロック間輻射モデル	✗	新規追加。

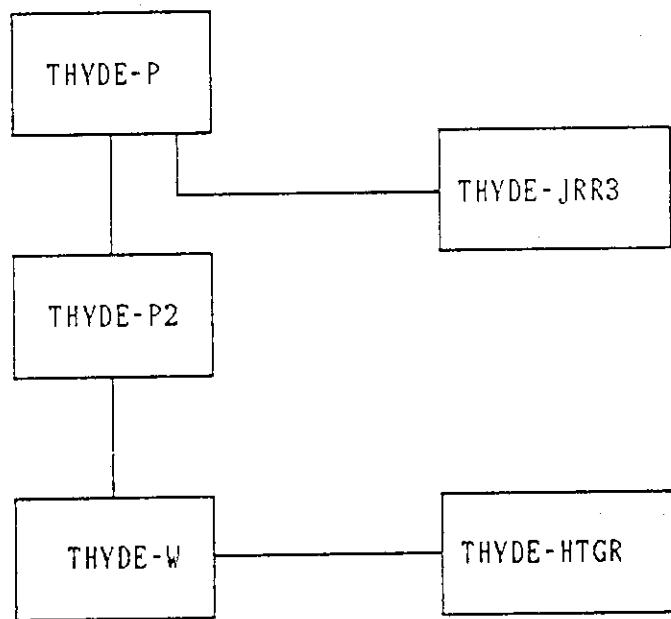
(2) 配管系

イ. 基本的取扱い

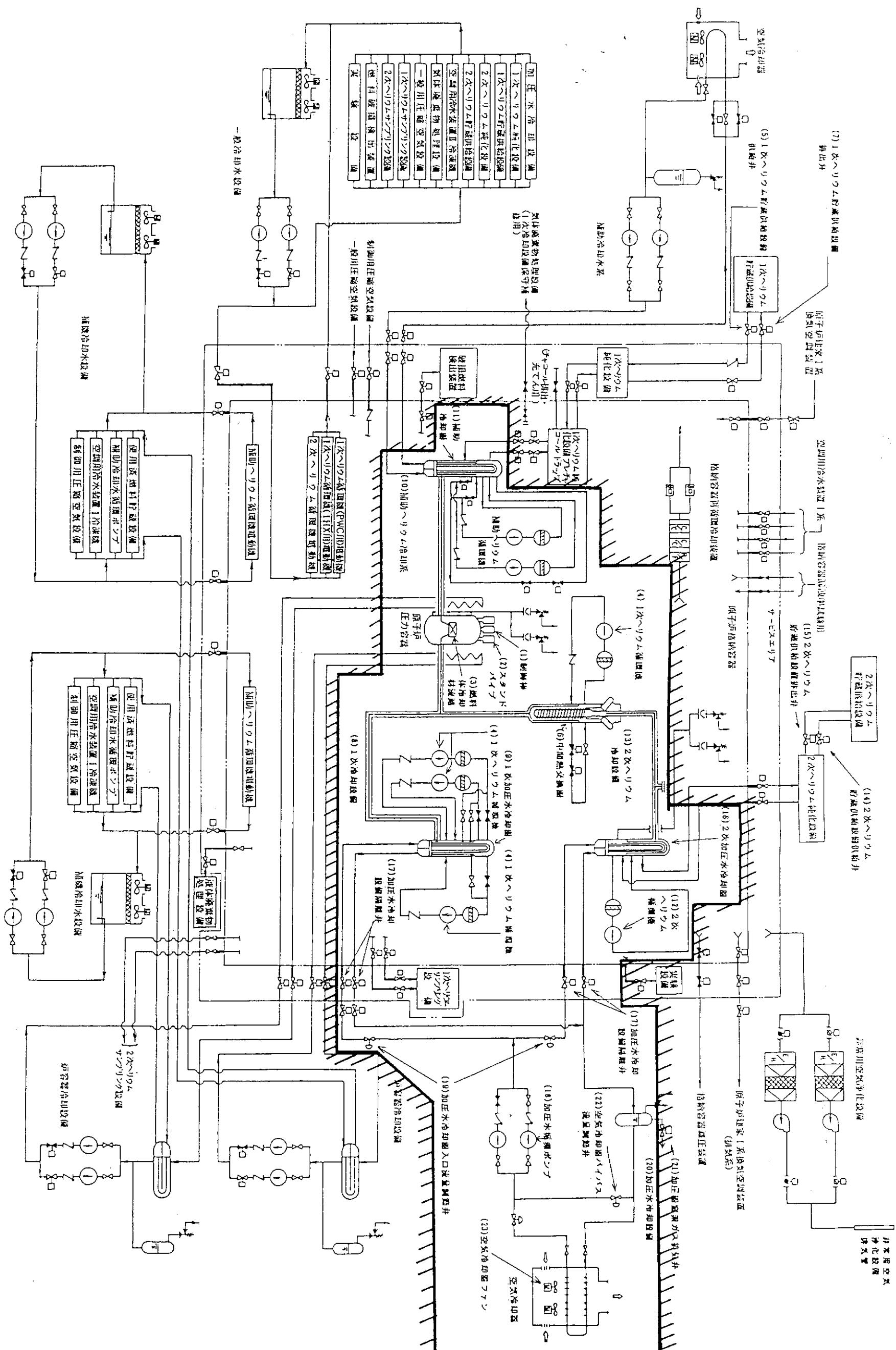
項目	検証	備考
熱交換器のモデル（加圧水冷却器も含む）	△	HTTRでは入口、出口の温度差が大きい。

ロ. 各々の解析モデル

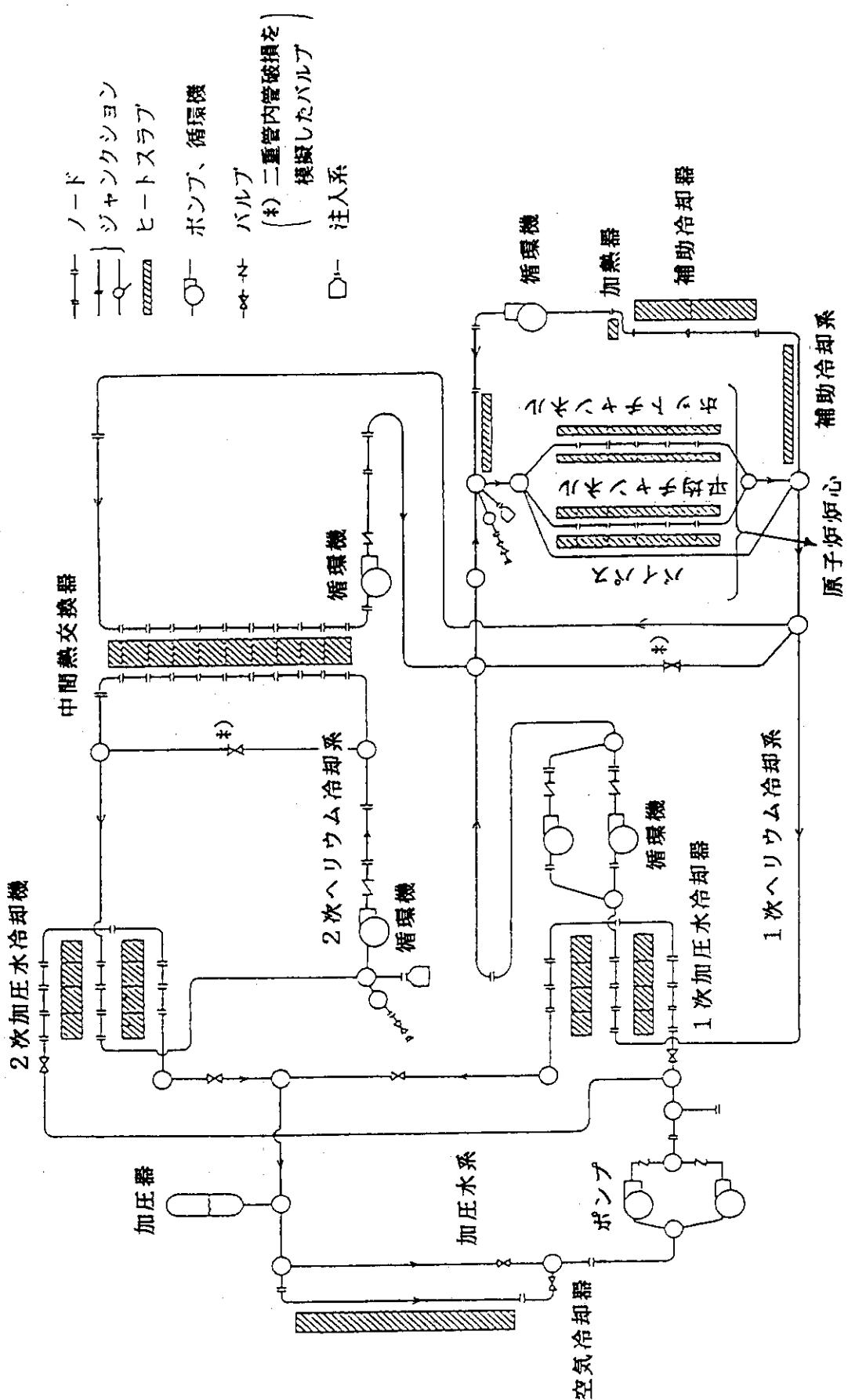
項目	検証	備考
配管部の取扱い ポンプ、循環機モデル	○ ○	
熱交換器のモデル（加圧水冷却器も含む） 水側熱伝達係数 ヘリウム側熱伝達係数	○ ✗ ○	軽水炉の蒸気発生器1次側と同一モデルを使用。 新規追加。
弁モデル 注入放出モデル	○ ○	臨界流モデルについては過熱蒸気とヘリウムで同じものを使用。
加圧器モデル	○	軽水炉における蓄圧器モデルを使用。



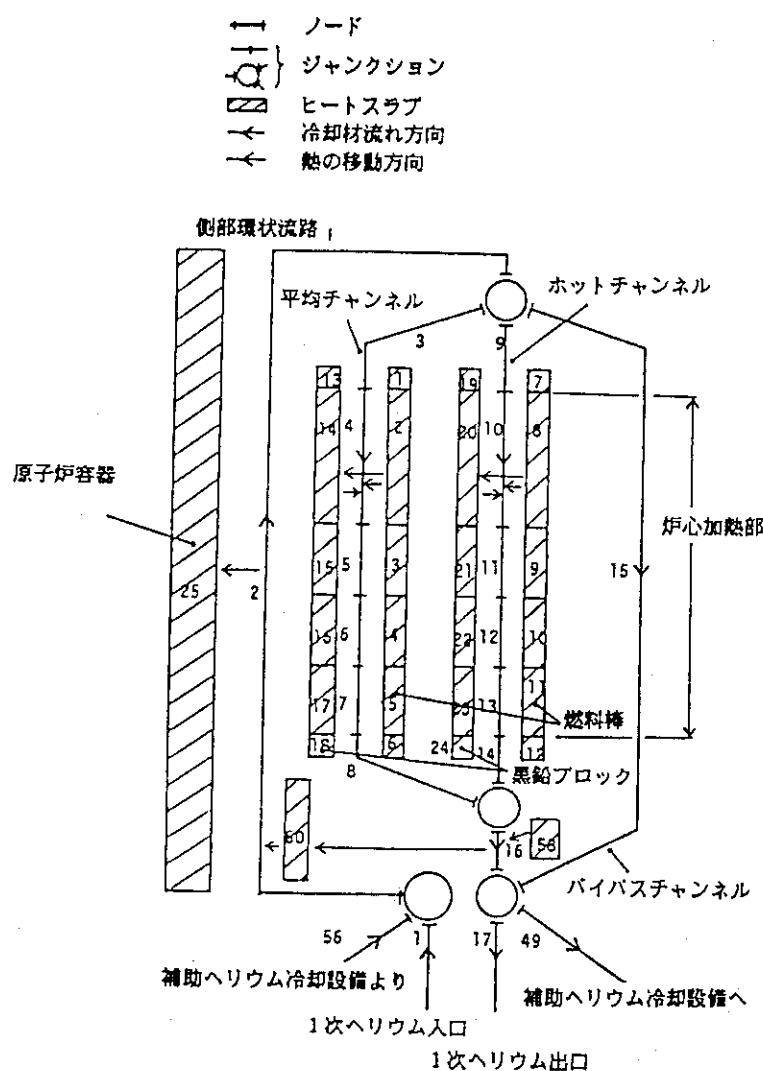
第3.1図 THYDE-HTGRコード開発の流れ



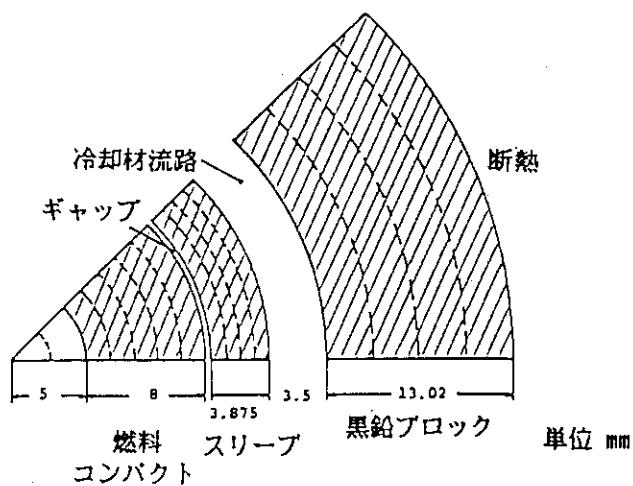
第3.2図 HTTR系統図とTHYDE-HTGRの解析範囲(マスクで囲んだ領域)



第3.3図 THYDE-HTGR解析モデル

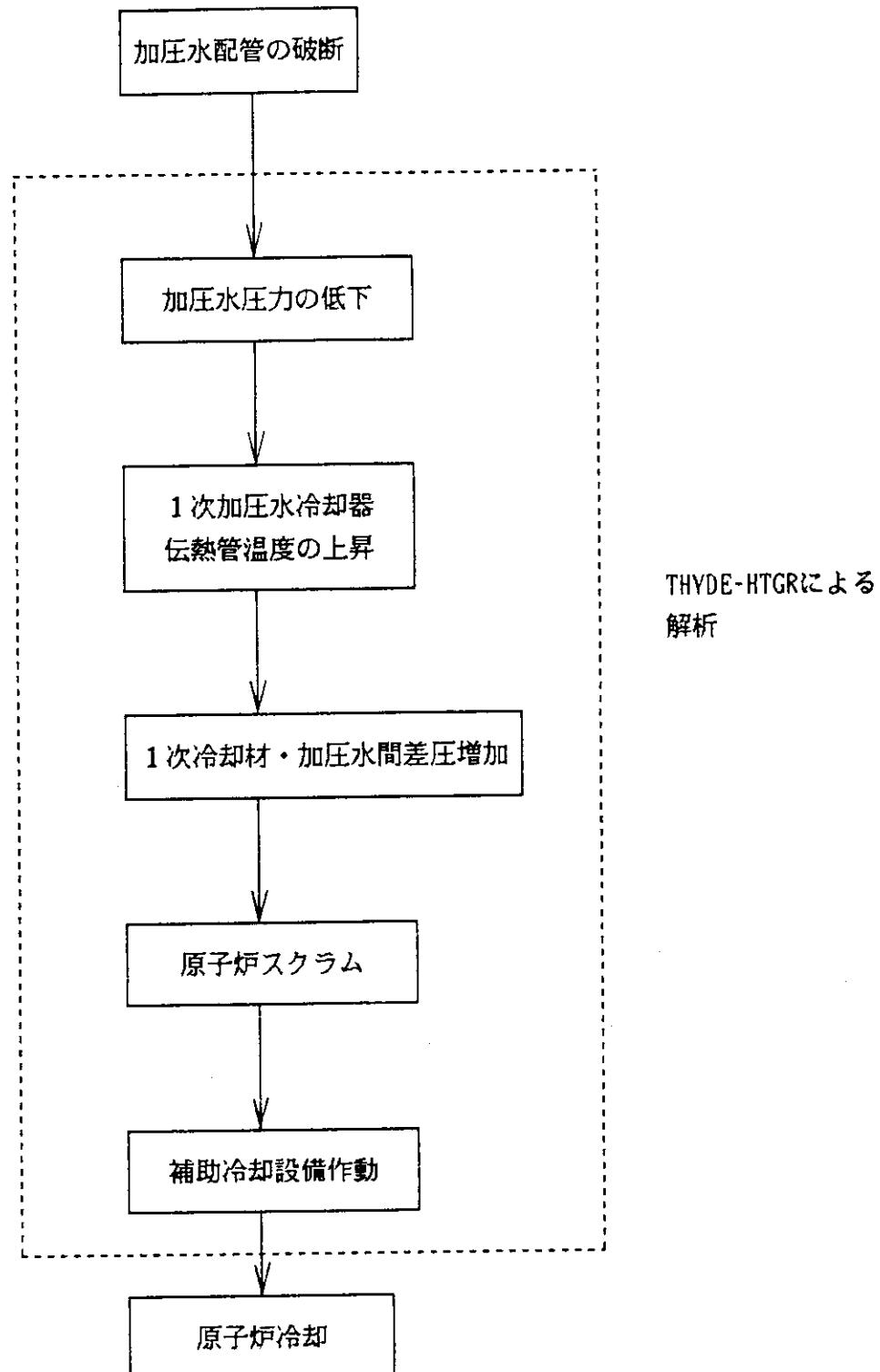


(a) 廉心部におけるノード・ジャンクション図

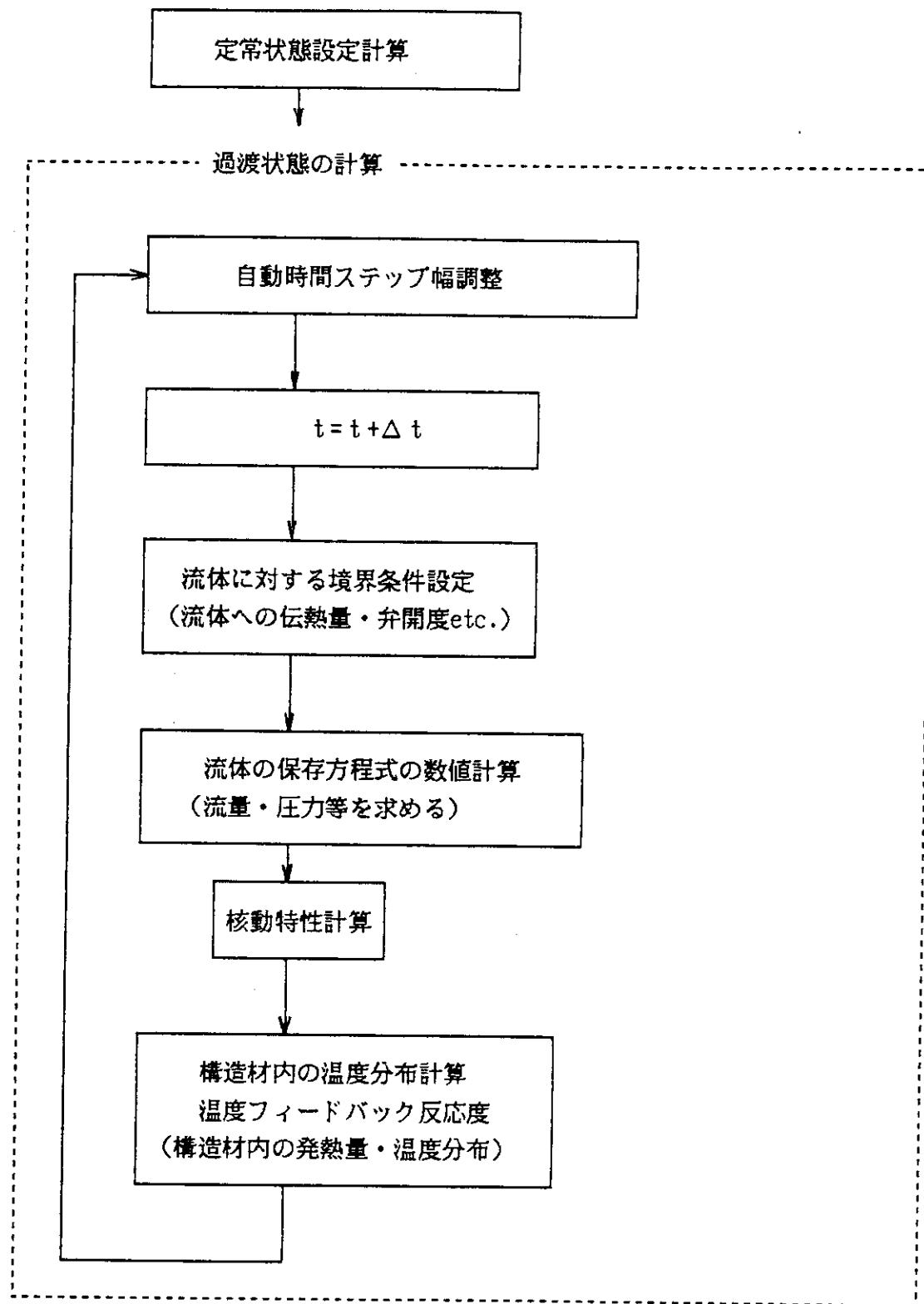


(b) 燃料棒及び黒鉛ブロック内半径方向メッシュ分割

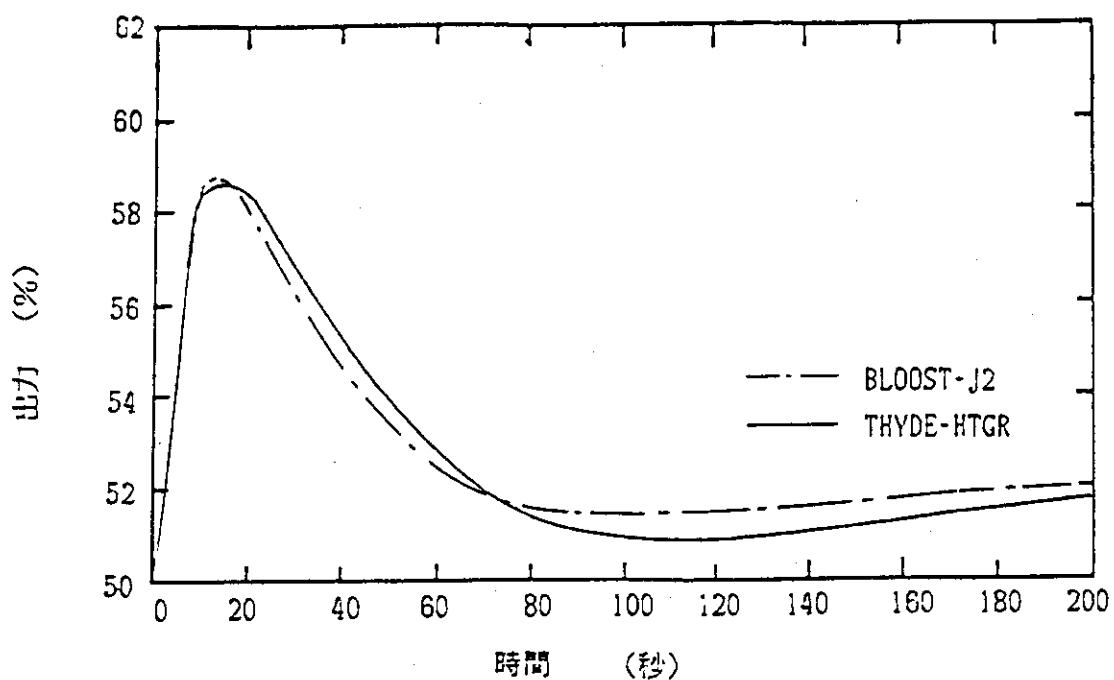
第3.4図 原子炉炉心部における解析モデル図



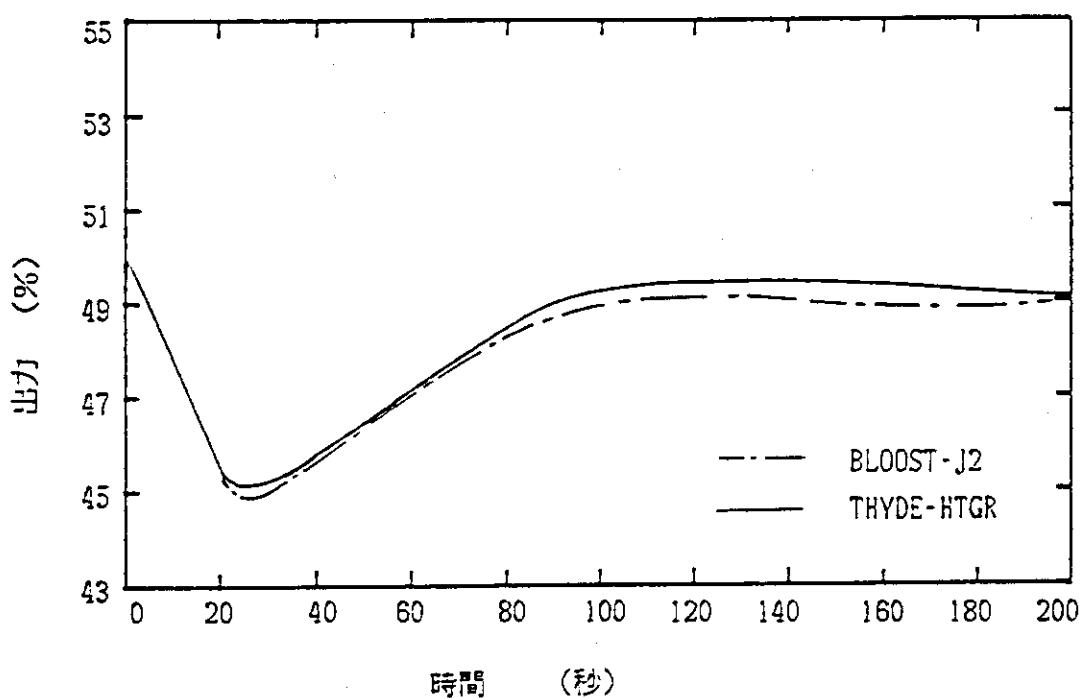
第3.5図 加圧水配管破断事故時におけるTHYDE-HTGRの解析範囲



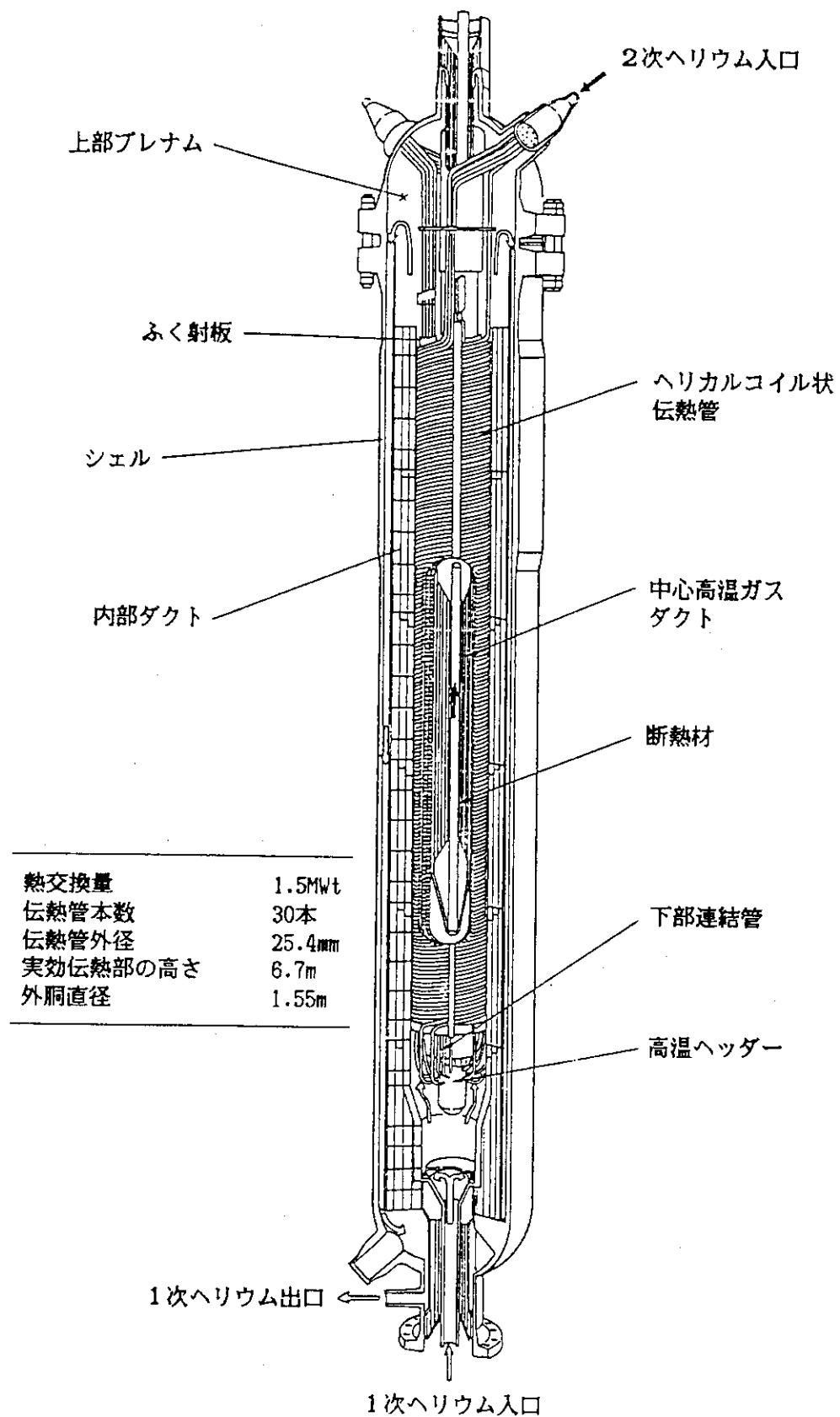
第3.6図 THYDE-HTGRの計算フロー図



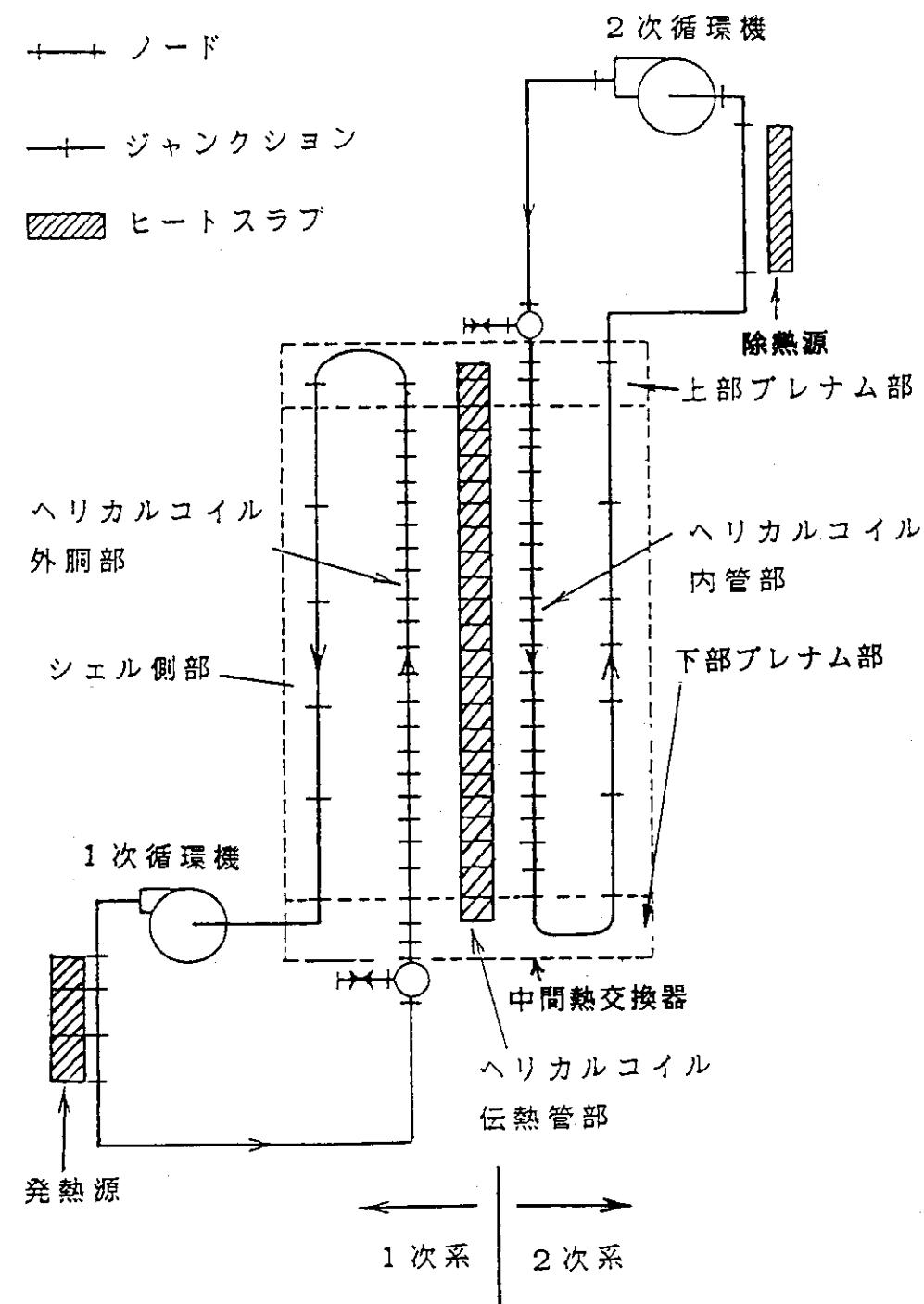
第3.7図 燃料平均温度を修正した場合の原子炉出力応答（制御棒引抜き試験）



第3.8図 燃料平均温度を修正した場合の原子炉出力応答（制御棒挿入試験）

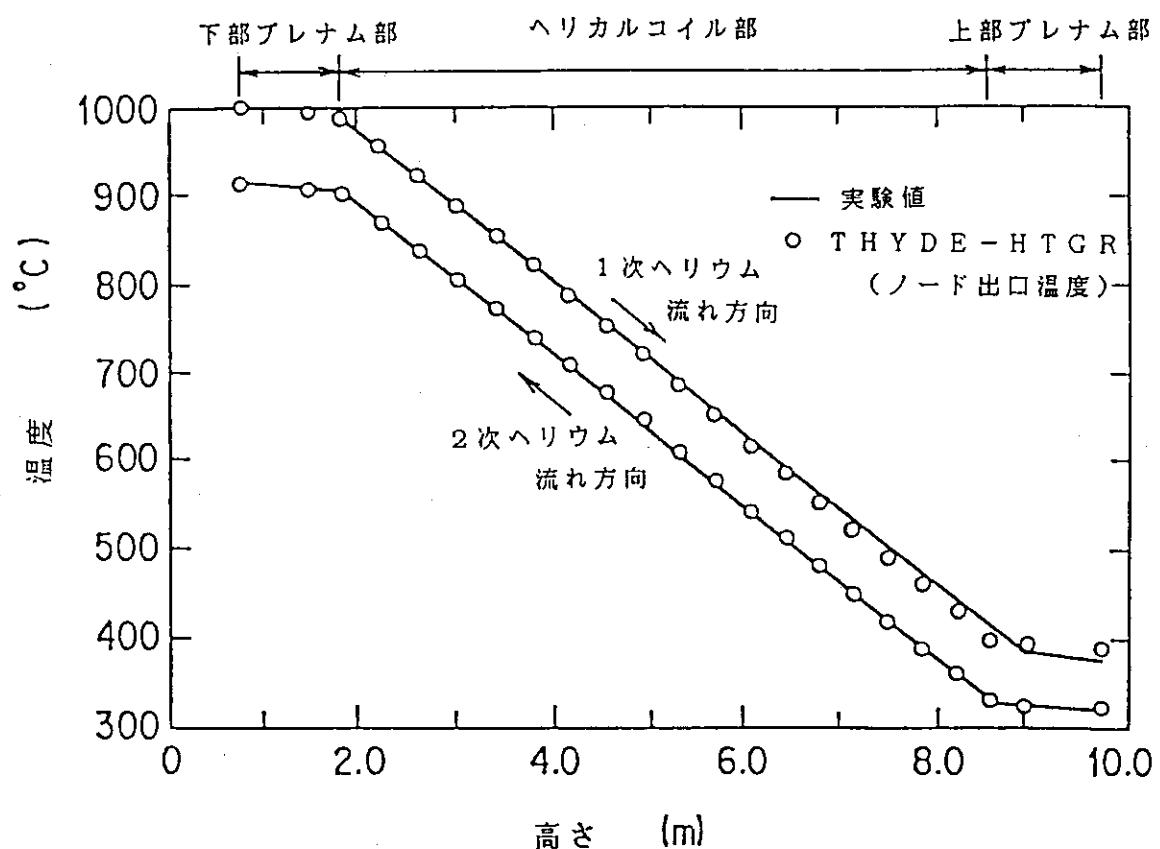


第3.9図 検証実験で用いた中間熱交換器概略図

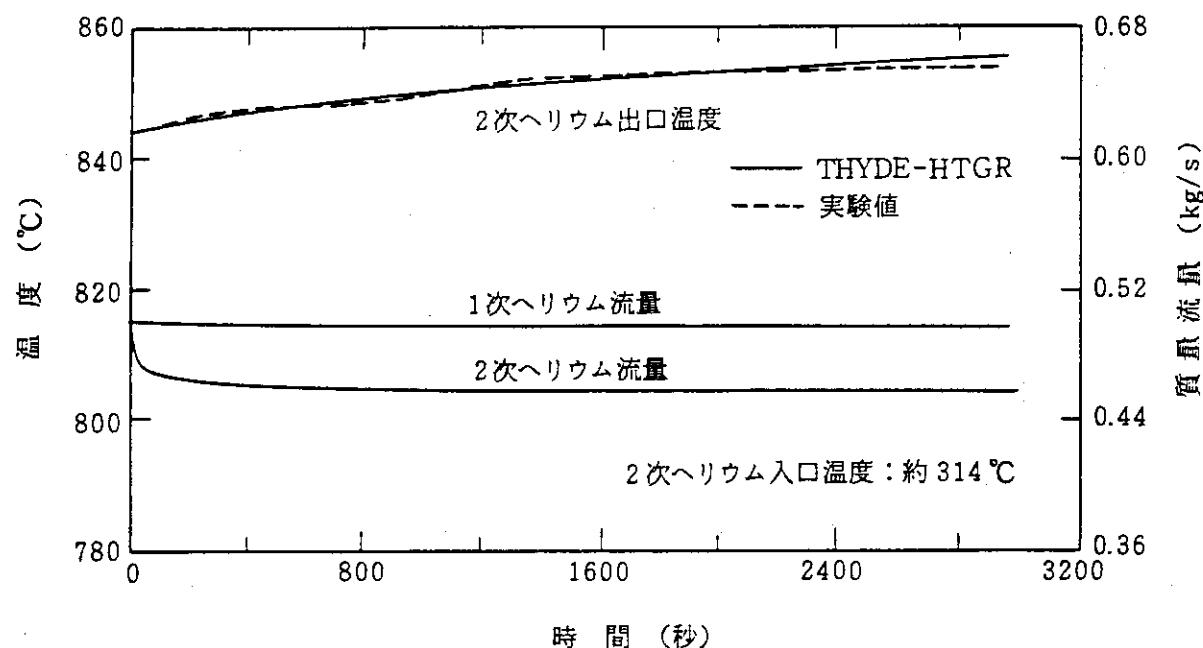


圧力 (kg/cm ²)	ヘリウム温度 (°C)	ヘリウム流量 (kg/sec)
1次系 38~39.8 2次系 42.5~45	1次系入口 900~1000 出口 370 2次系入口 310~320 出口 840~920	1次系 0.48~0.5 2次系 0.49~0.5

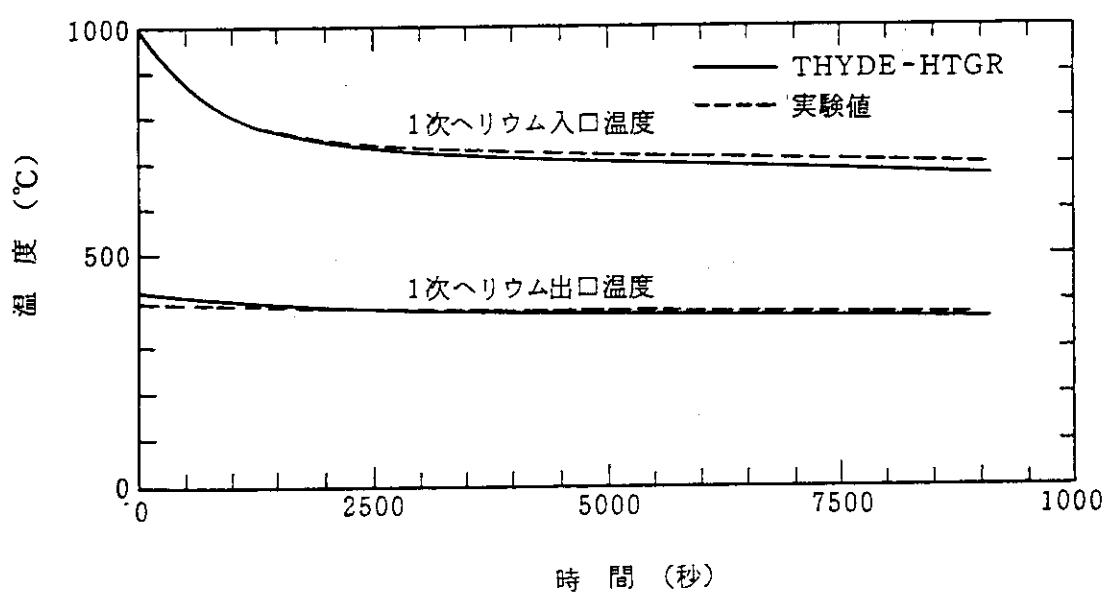
第3.10図 高温ヘリウムループ実験解析用ノード分割図



第 3.11 図 中間熱交換器内ヘリウム温度分布（定常試験）



第3.12図 動特性試験解析結果



第3.13図 電気ヒータ地絡事故解析結果（1次ヘリウム温度挙動）

4. TAC-NC コード

(1) 概要

TAC-NC⁽²²⁾は、1次冷却設備二重管破断事故（減圧事故）、1次冷却設備二重管内管破損事故（内管破損事故）における原子炉の温度分布、自然対流流量の計算を行う。

本コードでは、非定常2次元伝熱方程式を解くことにより、燃料及び構造物の温度変化を求める。また、事故時の自然対流流量を炉心内冷却材の密度及び自然対流による流体の圧力損失の関係により求める。

(2) オリジナルコードからの改良点

TAC-NCは、GA社で開発された2次元伝熱計算コードTAC-2D⁽²³⁾⁽²⁴⁾を改良して自然対流流量の計算を可能にしたものである。TAC-2Dは、F・S・V炉の安全解析⁽⁵⁾に用いた伝熱計算コードCORCONと共に用いられる。従って、TAC-2DのメインプログラムであるRATについても、F・S・V炉の安全審査で用いた実績があるので、熱伝導、熱伝達、熱輻射による伝熱計算の信頼性は十分である。さらに、TAC-2Dは現在米国において設計の進められているMHTGRの安全解析コードとしても用いられている。

(3) 解析モデルの特徴

- イ. モデル化の範囲は原子炉圧力容器及びその周辺の炉容器冷却設備（VCS）とする。
- ロ. 圧力容器内を2次元軸対称モデルで表す。
- ハ. 炉心燃料ブロック内の冷却材流路は、流路面積、熱伝達率及び炉心圧損を実際の冷却材流路と等価にした流路でモデル化する。
- ニ. 圧力容器の外表面からの除熱は冷却パネルへの輻射を考慮する。
- ホ. 炉心側部の冷却材流路は圧力容器と固定反射体間及び側部遮蔽体と固定反射体間の流路とする。

(4) 解析モデル及び計算方法

解析に用いたHTTRの断面図及び解析モデル図を第4.1図に示す。モデル図の冷却材流路は1次冷却設備二重管破断事故後の流路を示したものである。解析モデルは、炉心構造材内における熱伝導、冷却材からの熱伝達及び輻射を計算する伝熱モデルと自然対流流量を求めるための冷却材流路モデルから構成される。

イ. 基礎式

(イ) 伝熱計算

コードで用いた2次元熱伝導方程式は、次のように示される。

$$\nabla \cdot (k \nabla T) + q = \frac{\partial T}{\partial t} C_p \rho \quad (4.1)$$

ここで

k : 热伝導率 (W/m·°C)

- T : 溫度 (°C)
 q : 内部発熱量 (W/m³)
 C_p : 比熱 (J/kg · °C)
 ρ : 密度 (kg/m³)

冷却材領域（圧力容器と側部遮蔽体間、側部遮蔽体と固定反射体間）については次式を用いて、冷却材と構造物の間の伝熱量を考慮する。

$$dq = W_c C_p dT_c \quad (4.2)$$

- dq : 構造物から冷却材への伝熱量 (W)
 W_c : 冷却材流量 (kg/sec)
 dT_c : 冷却材温度の変化量 (°C)
 C_p : 冷却材の比熱 (J/kg · °C)

圧力容器外面と冷却パネルの間の輻射による伝熱量は次式で表される。

$$q_r = A \sigma \frac{T_1^4 - T_2^4}{\frac{1}{\epsilon_1} + \frac{1}{\epsilon_2} - 1} \quad (4.3)$$

ここで

- q_r : 面1と面2の間の輻射伝熱量 (W)
 T_1 : 輻射面1の温度 (°C)
 T_2 : 輻射面2の温度 (°C)
 A : 伝熱面積 (m²)
 σ : ステファン、ボルツマン定数 (W/m² · °K⁴)
 ϵ_1 : 面1の輻射率 (-)
 ϵ_2 : 面2の輻射率 (-)

(口) 自然対流計算

炉心内の冷却材と炉心側部の冷却材流路の自然対流は次式で示される1次元非定常運動方程式を用いて解く。

$$\frac{Du_i}{Dt} = - \frac{1}{\rho_i} \frac{\partial P_i}{\partial z} - g - \left\{ \frac{F_i}{D_i} + \frac{\zeta_i}{L_i} \right\} \frac{1}{2} |u_i| u_i \quad (4.4)$$

ここで

- ζ : 流路の出入口損失係数 (-)
 L : 流路長さ (m)
 D : 流路の等価直径 (m)
 P : 冷却材圧力 (Pa)
 u : 流速 (m/sec)
 ρ : 密度 (kg/m³)
 F : 流路の摩擦損失係数 (-)
 i : 流路番号
 z : 流れ方向の座標 (m)

$$\frac{D}{Dt} = \frac{\partial}{\partial t} + u \frac{\partial}{\partial z}$$

炉心内の自然対流は冷却材流路の浮力と圧力損失により求められる。伝熱計算は燃料ブロック、可動反射体ブロック、高温プレナムブロック、固定反射体ブロック等をメッシュに切って行う。

第4.2図に、1次冷却設備二重管破断時の事故経緯とTAC-NCコードの解析範囲を示す。

また、第4.3図にTAC-NCの計算フロー図を示す。

(5) 解析モデルの妥当性

減圧事故時における炉心部の崩壊熱及び残留熱は、第4.1図に示すように炉心部を上昇し炉側部を下降する自然対流、炉心側部の固定反射体内の伝導及び炉側部の冷却材流路を挟んでの構造物の輻射等により原子炉圧力容器に伝わる。その後、これらの崩壊熱及び残留熱は、原子炉圧力容器外表面から炉容器冷却設備（VCS：Vessel Cooling System）の冷却パネルへの輻射により除熱される。

TAC-NCでは、減圧事故及び内管破損事故時の伝熱挙動の解析を行うために、以下に示すモデル化を行った。モデル化の特徴は以下のとおりである。

- イ. モデル化の範囲は原子炉圧力容器及びその周辺のVCS冷却パネルとする。
- ロ. 円周方向の出力密度及び冷却材流量の分布が少ないため、2次元軸対称モデルとする。
- ハ. 事故時の崩壊熱は定格出力に比べて十分に小さく、また、燃料と燃料ブロックの間に温度差が生じた場合でも、輻射伝熱により燃料温度と燃料体ブロックの温度がほぼ等しくなる。
従って、燃料と燃料ブロックを均一化したモデルとする。
- ニ. 炉心燃料ブロック内の冷却材流路は、流路面積、熱伝達率及び流路の圧力損失を実際の冷却材流路と等価にした代表流路でモデル化する。
- ホ. 原子炉圧力容器の外表面からの除熱は、冷却パネルへの輻射を考慮する。
- ヘ. 炉心側部の冷却材流路は、原子炉圧力容器と固定反射体間の流路及び側部遮へい体と固定反射体間の流路とする。

さらに、これらの構造物の熱伝導率、輻射率等の物性値については、燃焼日数により変化するため、燃料温度、原子炉圧力容器温度等の評価対象に応じてその温度が最も高くなるように使い分けを行っている。例えば、炉心部の黒鉛構造物の熱伝導率は、照射量が多くなるにつれて小さくなる傾向がある。従って、燃料温度を評価するためには、炉心部の崩壊熱及び残留熱が炉心部から原子炉圧力容器側に移動しにくい燃焼末期の炉心部熱伝導率を用いる。逆に、圧力容器の温度を評価するためには、崩壊熱及び残留熱が原子炉圧力容器側に移動しやすい燃焼初期の炉心部熱伝導率を用いる。また、自然対流流量については、黒鉛構造物の酸化の観点からは、自然対流流量を多めに評価する方が保守的であり、そのために炉心部の冷却材の圧力損失を小さめに見積もるようにする。

(6) 検 証

- イ. TAC-NCの熱伝導解析は汎用コードTAC-2Dを用いて行っている。TAC-2Dは現在までに各種の温度分布計算に用いられており、TAC-NCに関しても自然対流計算以外の熱伝導計算は十分に信頼性が高いと考えられる。

口、自然対流の計算及び自然対流時の温度分布については配管破断時における空気侵入実験との比較により検証した。

(a) 実験装置

実験装置の概略図を第4.4図に示す。実験装置はHTTRの約1/10スケールの実験容器、電気ヒータからなる模擬炉心部、二重配管等で構成されている。実験装置の高さは入口管の空気流入部から容器の頂部まで約3.9m、容器の内径は約0.5mであり、これらの容器内にHTTRの炉心を模擬した円管型電気ヒータ（模擬炉心）が設置されており最高400°Cまで加熱することができる。また、円管型電気ヒータ内部は冷却材流路となっており、HTTRの冷却材流路を模擬している。

(b) 実験条件と方法

実験条件を下記に示す。

初期条件

炉心部温度	300 °C
炉側部温度	常温
流 体	空気

実験は以下のような手順で行った。

- ① 空気を加熱する。
- ② 空気温度が定常になった後、容器下部の配管のフランジを開けて、配管破断を模擬する。

(c) 実験結果と解析結果の比較

実験装置内各部の温度及び空気の自然対流流量について、実験結果と解析結果の比較を行った。第4.5図に実験結果と解析結果の比較を示す。第4.5(a)図は模擬炉心中心のヒータパイプ温度、第4.5(b)図は模擬炉心周辺部のヒータパイプ温度をそれぞれ軸方向に3点示したものである。模擬炉心下部(図中Cで示される)及び中央部(図中Bで示される)においては実験結果と解析結果は良く一致している。模擬炉心上部(図中Aで示される)のヒータパイプ温度は、実験開始後約2時間までは上昇しており、実験結果と解析結果とも同様の傾向を示している。これは、実験開始後に発生した自然対流により模擬炉心下部及び中央部のヒータパイプからの熱量が模擬炉心上部に移動したためであるが、実験結果が解析結果に比べて約15°C高くなっている。

実験結果が解析結果と完全に一致しない原因は次のように考えられる。実験装置内の断熱材の熱伝導率は断熱材中の支持構造物等の影響で断熱材単体の熱伝導率とは異なる。従って、断熱材と断熱材中の支持構造物の等価熱伝導率を求めて検証解析を実施した。これらの等価熱伝導率は断熱材の温度及び断熱材の充填密度等により変化する。検証解析では、等価熱伝導率の温度依存性は考慮したが、断熱材の充填密度の違いによる影響は考慮していない。従って、実験結果と解析結果が異なったと考えられる。

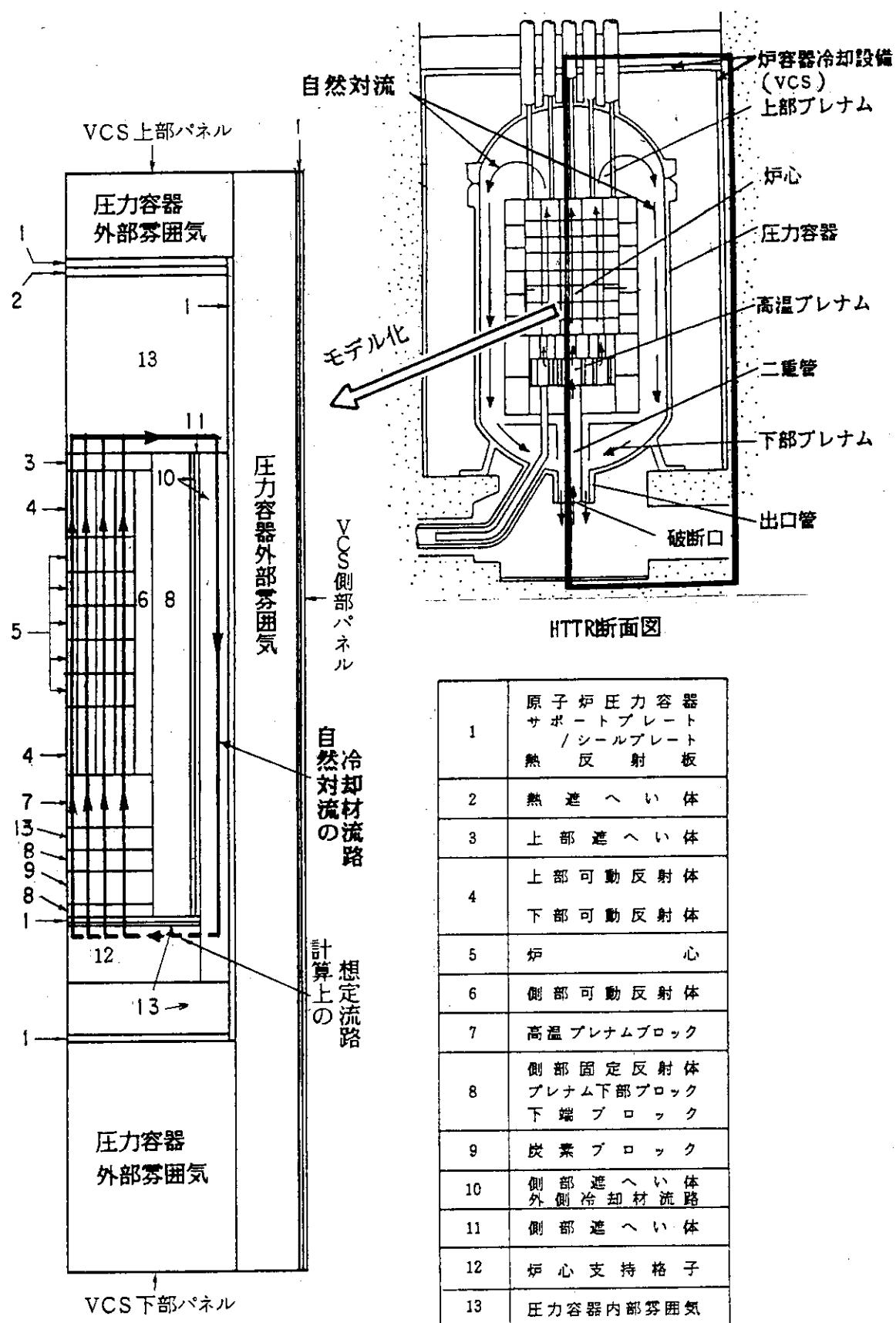
また、第4.5(c)図は側部冷却材の温度の実験結果と解析結果を比較したものである。実験結果と解析結果との差は10°C以内であり、冷却材温度の計測誤差等を考慮すれば、解析結果と実験結果は良く一致していると考えられるが、若干温度が異なるのは、上述の等価熱伝導

率の影響及び自然対流流量が実験結果より大きいため、模擬炉心部からの熱移動が大きめに評価されているためと考えられる。

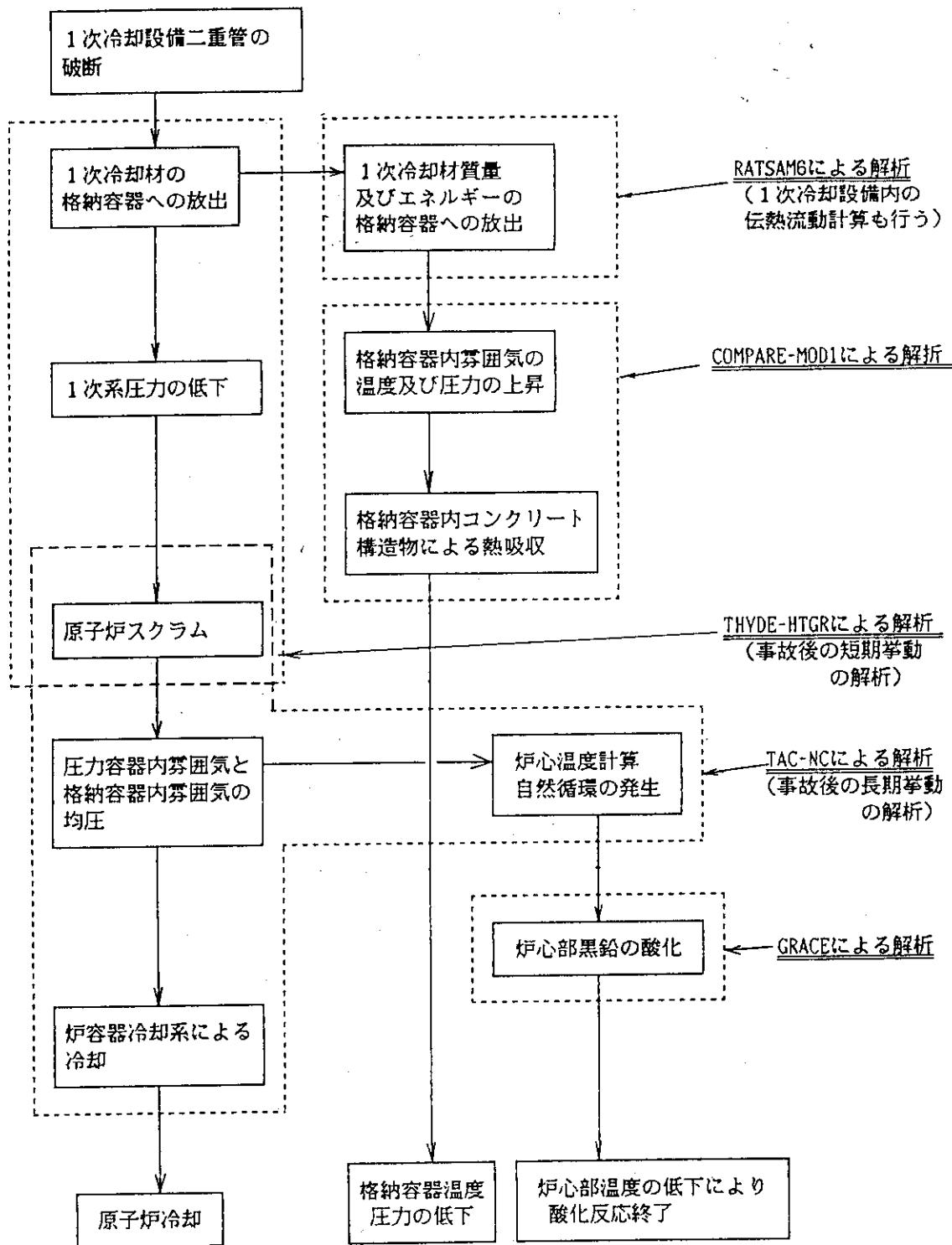
このような、実験結果と解析結果との違いを踏まえて、HTTRの安全解析では、解析結果が十分保守的になるように炉心部の等価熱伝導率及び輻射率を次のように決定している。

- (イ) 炉心を構成する黒鉛材料の熱伝導率については、その照射による変化、温度依存性を考慮し、さらに±20 %をばらつきとして考慮する。
- (ロ) 炉心の燃料ブロック及び制御棒ブロックの等価熱伝導率を決定するためには、等価熱伝導率の方向性を考慮して、対角方向及び対面方向の等価熱伝導率を計算し、評価対象に応じて等価熱伝導率の使いわけを行う。
- (ハ) 炉心構成材料の輻射率についても運転期間中の変化を考慮する。

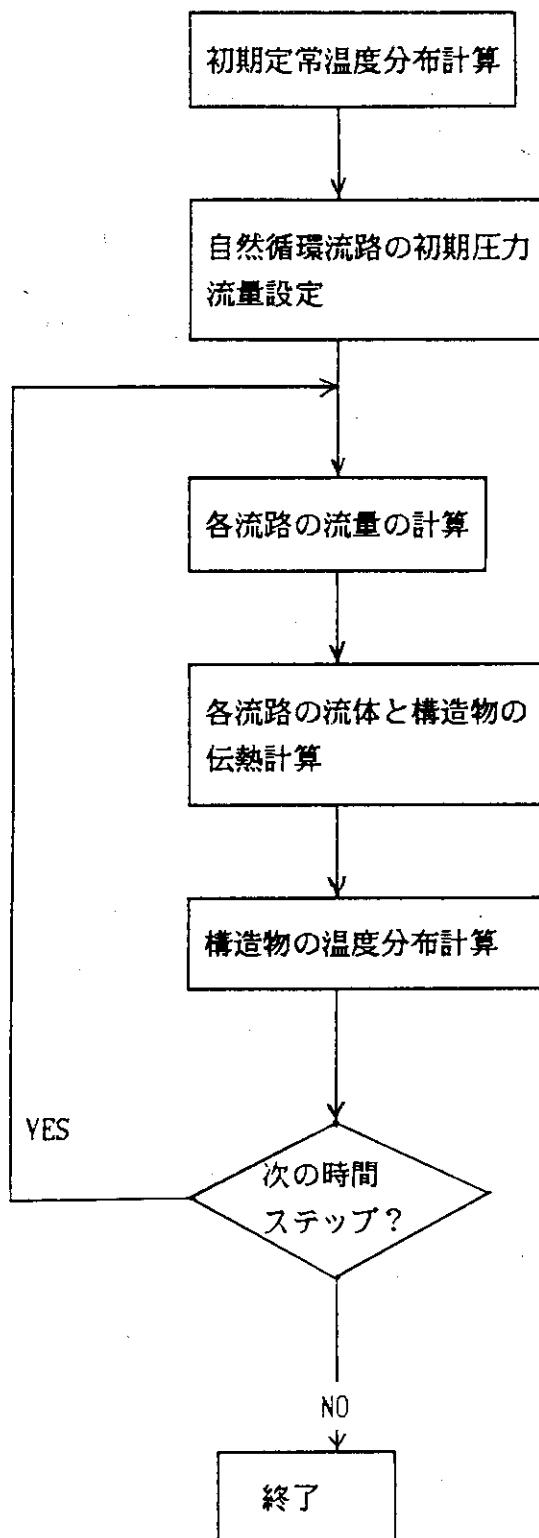
第4.5(d)図は、自然対流流量の実験結果と解析結果の比較を示したものである。自然対流の解析結果は実験結果に比べて大きくなる。この原因としては、模擬炉心部の流路の圧力損失が解析モデルの圧力損失より大きいためと考えられる。しかし、HTTRの減圧事故等の燃料温度評価において、自然対流流量の絶対値が小さいため炉心温度への影響を無視できる。一方、燃料ブロック及び炉内構造物の酸化の観点からは、自然対流流量が大きい方が保守的になる。従って、TAC-NCの自然対流流量の評価は十分に妥当であると考えられる。



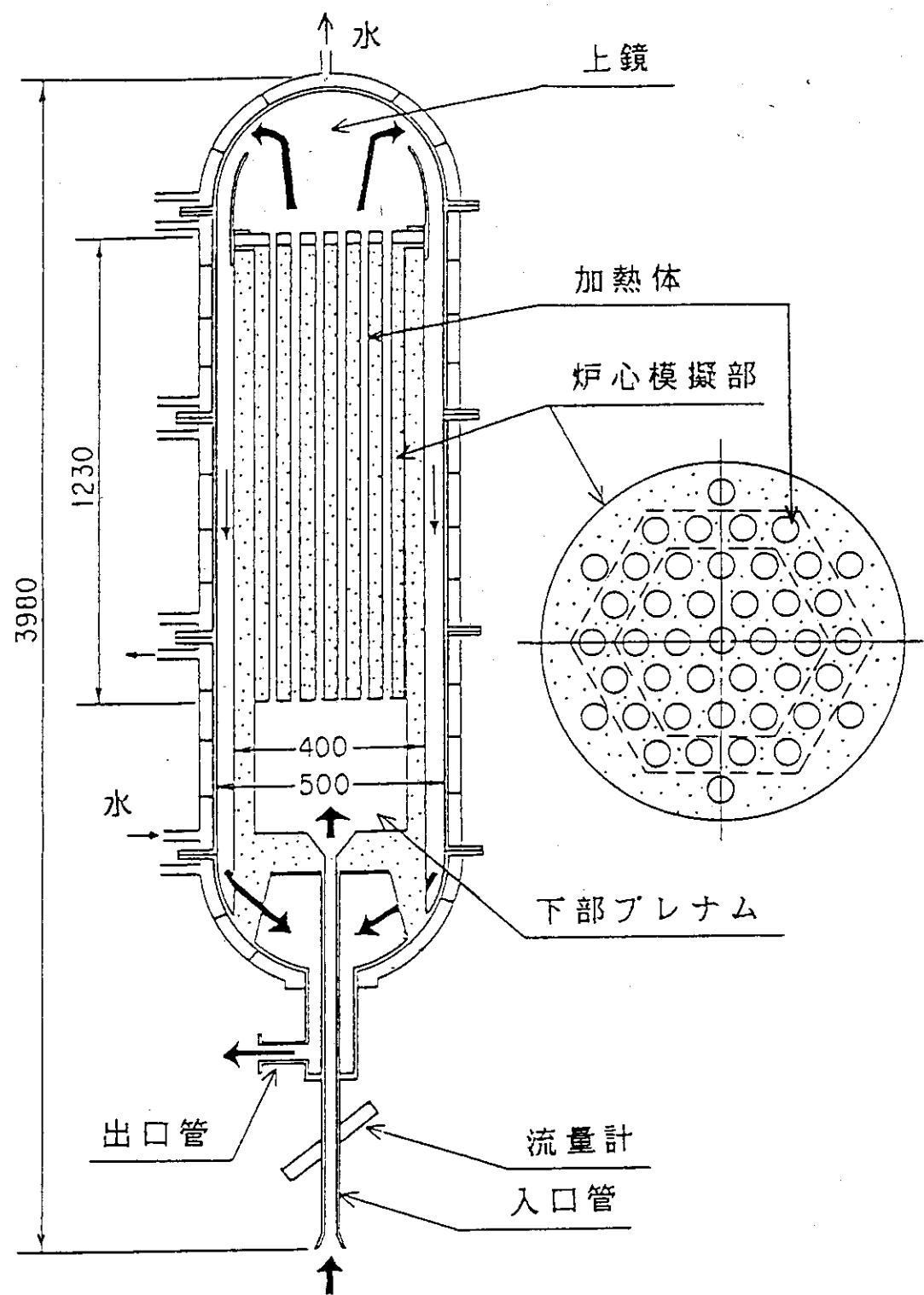
第4.1図 TAC-NC解析モデル図



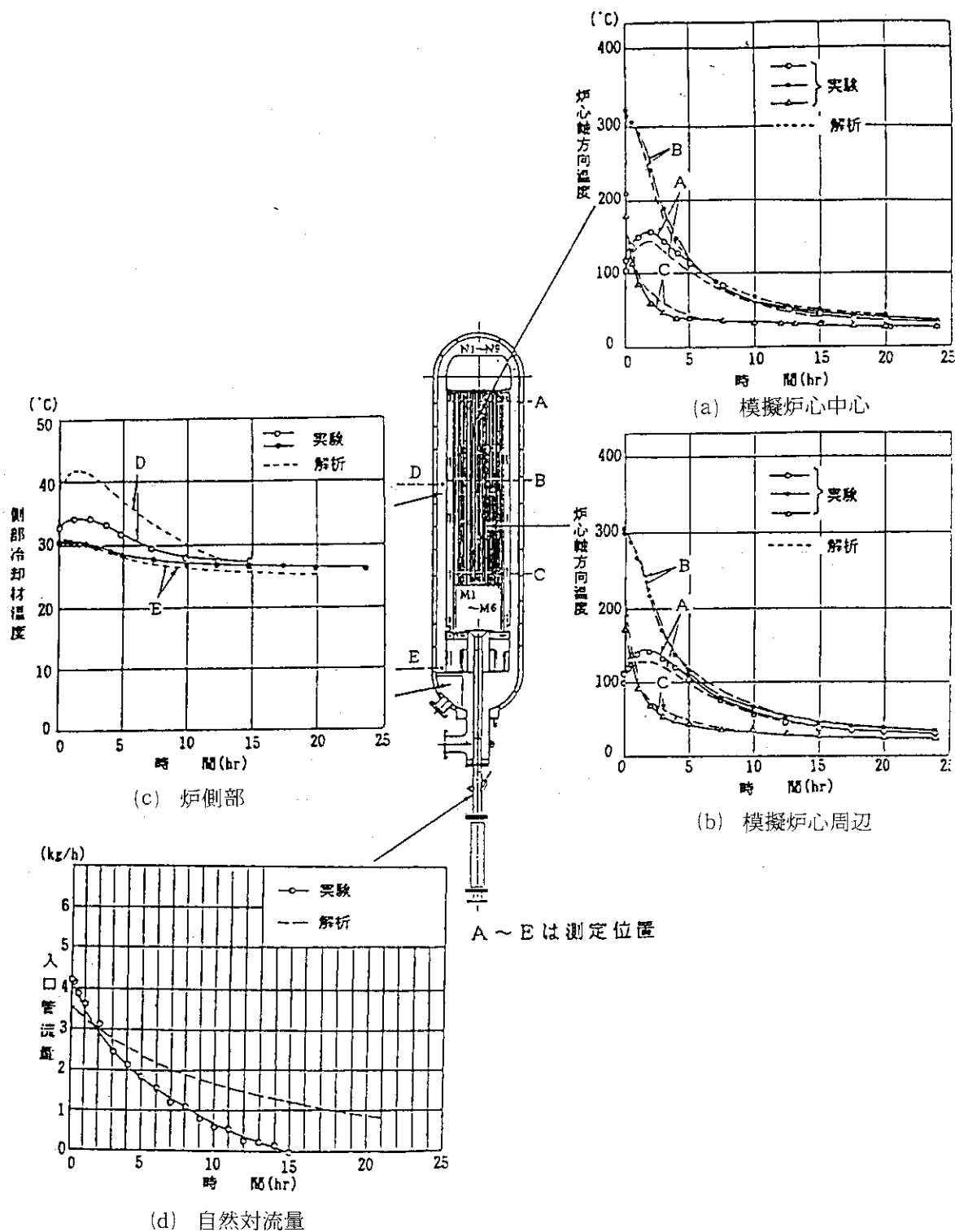
第4.2図 1次冷却設備二重管破断事故における各コードの解析範囲



第4.3図 TAC-NCの計算フロー図



第4.4図 実験装置図



第4.5図 実験結果と解析結果の比較

5. RATSAM6コード

(1) 概要

減圧挙動解析コード RATSAM 6 は、1次冷却設備二重管破断事故時の1次冷却設備の伝熱流動計算を行い、原子炉格納容器内へ放出される冷却材の質量とエネルギーを計算するコードである。RATSAM 6 は、GA社で開発されたコードで、F・S・V 炉の減圧事故時の挙動解析にも用いられている⁽⁵⁾。

RATSAM 6 コードでは1次冷却設備の減圧挙動は、1次元非定常の質量保存式、運動量保存式及びエネルギー保存式を解くことにより求める。

(2) 解析モデルの特徴

- イ. ヘリウムガスは完全ガスの法則に従うとする。
- ロ. 1次冷却設備全体をノードとそれを結合する流路パスで表す。
- ハ. 各ノード毎の質量及びエネルギーは、各タイムステップ毎の流れ及び物性値を一定として保存式を解いて求める。
- ニ. 流体の慣性、発生する差圧及び摩擦損失を考慮した冷却材の挙動は運動量の保存式を解いて求める。
- ホ. 破断箇所は任意のノードに設定できる。
- ヘ. 格納容器への冷却材の放出は、臨界流又は亜臨界流の式で表す。

(3) 解析モデル及び計算方法

1次冷却設備全体の RATSAM 6 モデルを第 5.1 図に示す。第 5.1 図の□は解析モデルで用いたノードに対応し、→は流路パスに対応する。ノード、流路パスモデルの模式図を第 5.2 図に示す。

イ. 基礎式

(イ) 質量保存式

第 5.2 図に示すノード i について、質量保存式は次式で表される

$$\frac{dM_i}{dt} = \sum_{j=1}^{J_i} m_{ij} + m_{ileak} \quad (5.1)$$

M_i : ノード i の質量 (kg)

m_{ij} : ノード i からノード j への流量 (kg/sec)

m_{ileak} : ノード i からの破断流量 (kg/sec)

J_i : ノード i につながるパスの数

ここでノード i で流入する流量は正、流出する流量は負とする。

(ロ) エネルギー保存式

第 5.2 図に示すノード i について、エネルギー保存式は次式で表される。

$$\frac{dU_i}{dt} = \sum_{j=1}^{J_i} m_{ij} h_{ij} + m_{ileak} h_{ileak} + Q_i \quad (5.2)$$

- U_i : ノード i の内部エネルギー (J)
 h_{ij} : ノード i とノード j との間の流路パスのエンタルピ (J/kg)
 h_{ileak} : ノード i のエンタルピ (J/kg)
 Q_i : ノード i に与えられる熱量 (W)

(iv) 運動量保存式

第 5.2 図の流路パスに適用される運動量保存式は次式で表される。

$$\left\{ \frac{L_{ij}}{A_{ij}} \right\} \frac{dm_{ij}}{dt} = \frac{m_{ij}^2}{A_{ij}^2} \left\{ \frac{1}{\rho_i} - \frac{1}{\rho_j} \right\} + \Delta Z_{ij} \rho_{ij} g + (P_i - P_j) - K \frac{|m_{ij}| m_{ij}}{\rho_{ij}} \quad (5.3)$$

- A_{ij} : パス ij の断面積 (m^2)
 L_{ij} : パス ij の長さ (m)
 P_i : ノード i の圧力 (Pa)
 P_j : ノード j の圧力 (Pa)
 ΔZ_{ij} : パス ij の長さ (m)
 $\bar{\rho}_{ij}$: パス ij の平均密度 (kg/m^3)
 ρ_i : ノード i の密度 (kg/m^3)
 ρ_j : ノード j の密度 (kg/m^3)
 g : 重力加速度 (m/sec^2)
 K : 摩擦及び形状を考慮した等価圧力損失係数 ($1/m^4$)

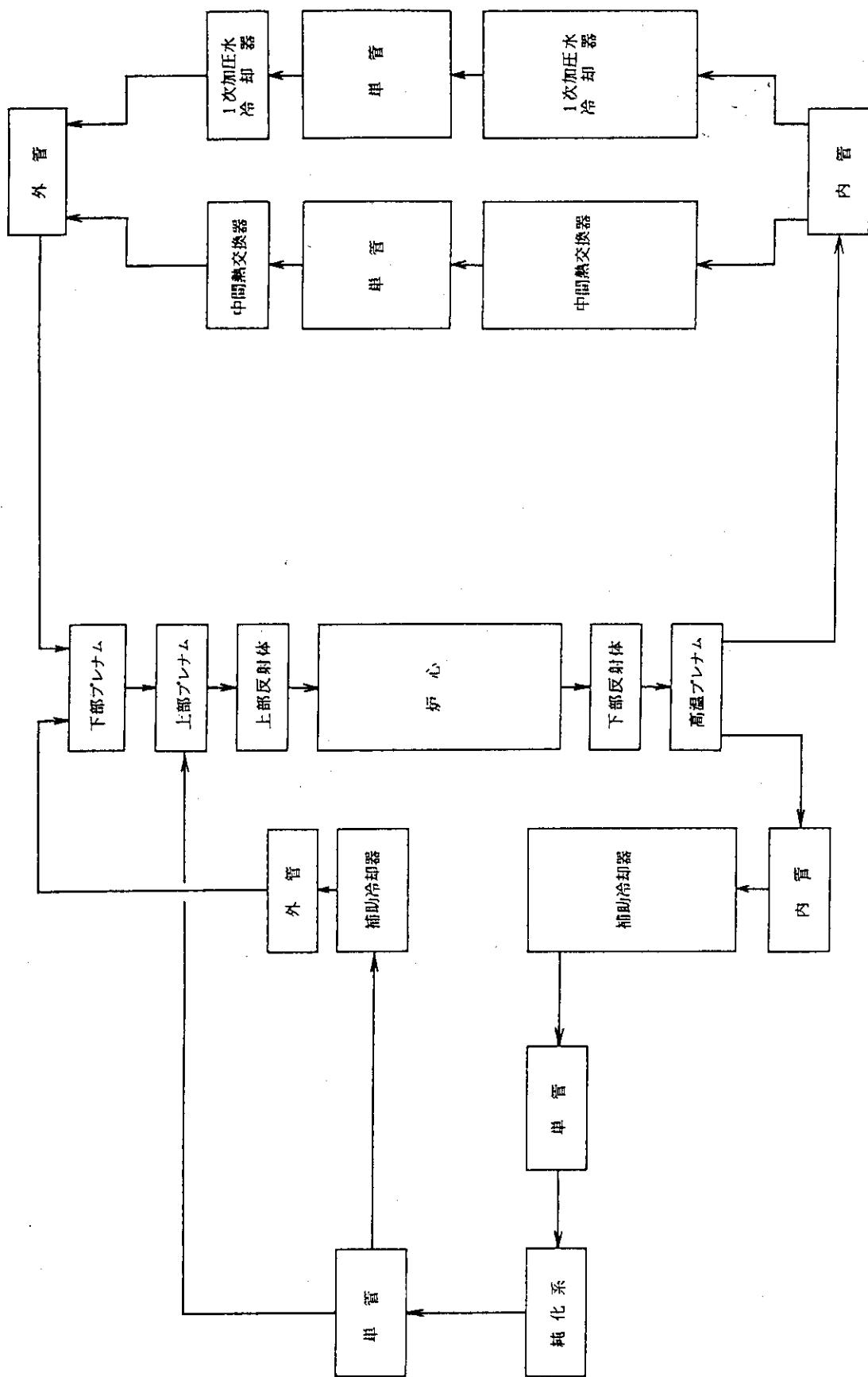
本コードでは 1 次冷却材の放出エネルギーを大きめに評価するように 1 次冷却材各部の体積を製作誤差を考慮した最大値を用い、また、1 次冷却設備の温度も高めに設定する。

本コードで解析を行う 1 次冷却設備二重管破断事故時の事故経緯と RATSAM 6 コードの解析範囲を第 5.3 図に示す。また、本コードの計算フロー図を第 5.4 図に示す。

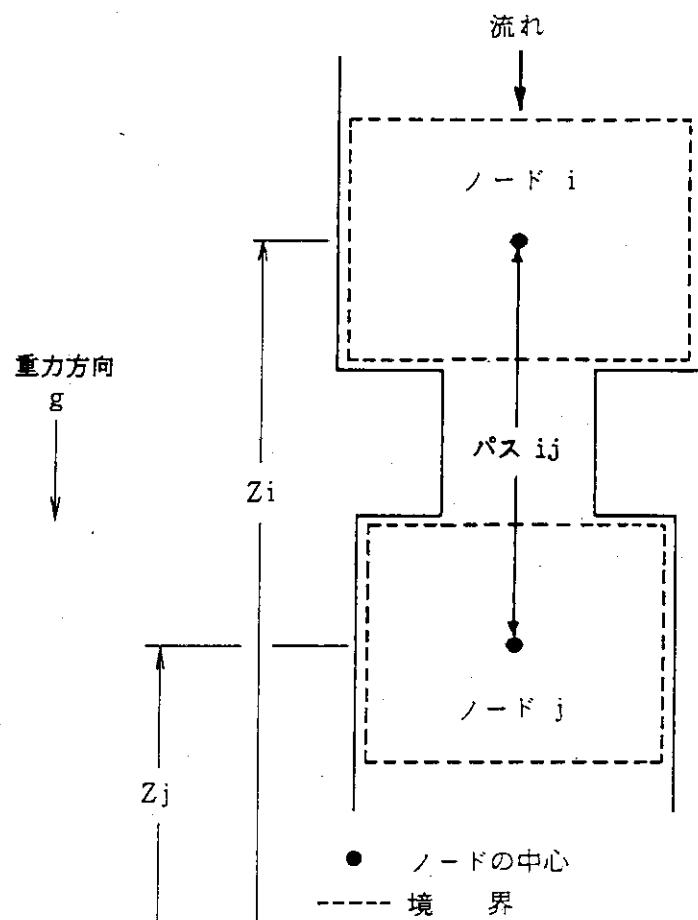
(4) 檢 証

検証はコールダー ホール型原子炉の 1 次冷却系をモデル化した $1/18$ スケールの流動実験装置の結果⁽²⁶⁾ を用いて行った。第 5.5 図に実験装置の冷却系の構成図を示す。各冷却系は熱交換器配管及び循環機の圧力損失をモデル化したオリフィスで構成される。配管の破断が原子炉の下部プレナムと熱交換器の間で起こった場合をモデル化して、実験と解析の比較を行った⁽⁵⁾。

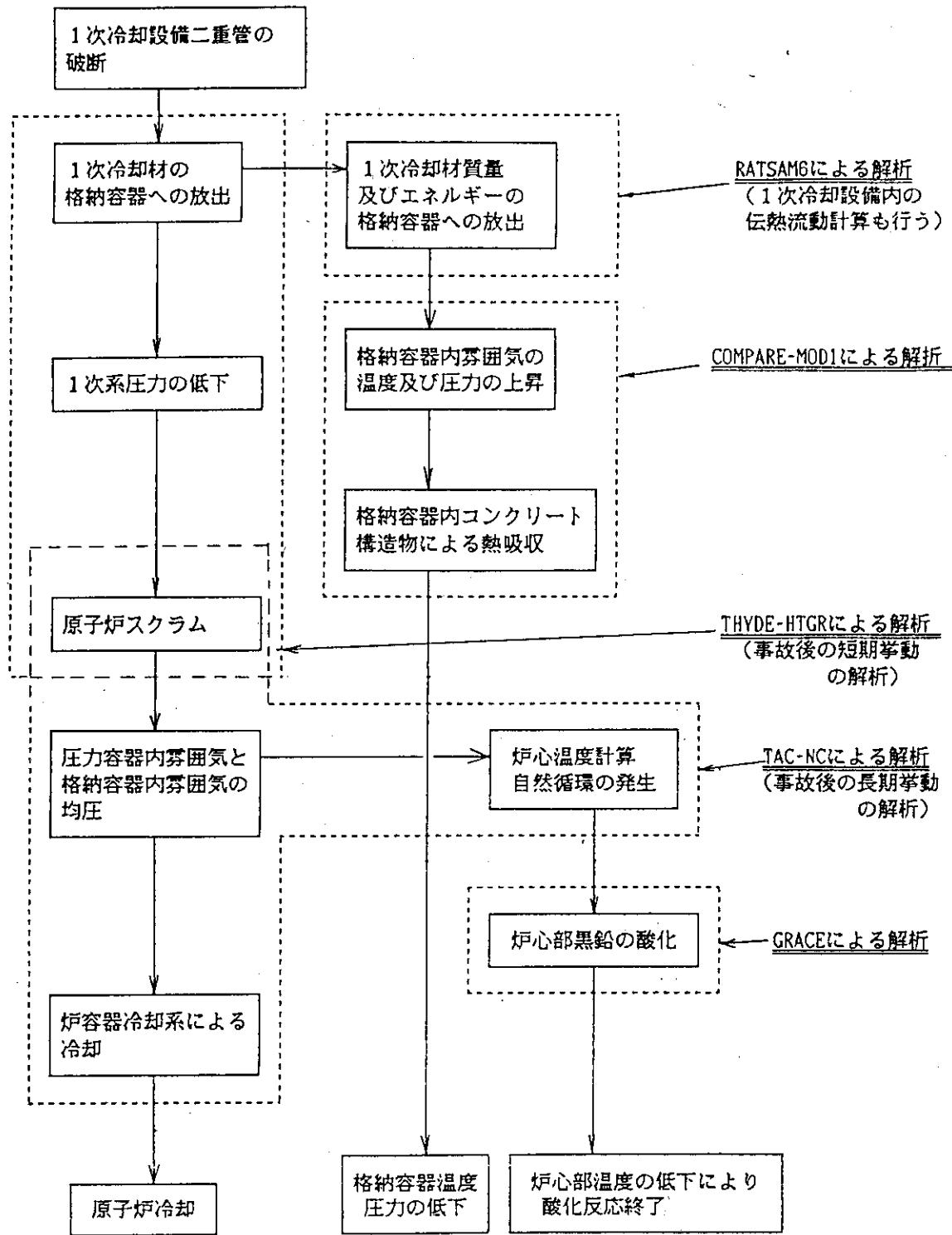
RATSAM 6 では、これらの装置を第 5.6 図のようにモデル化した。原子炉の下部プレナムと熱交換器の間の破断部をモデル上にリークパス (LEAK PASS) として考慮した。また、配管部及び炉心部の流動抵抗については、実機の形状及び摩擦損失等を考慮して決定した⁽²⁷⁾。図 5.7 は代表的な圧力挙動の時間変化を示したものであり、実験結果と解析結果は良く一致している。第 5.8 図は上部プレナムと下部プレナムの差圧の変化を示したものである。差圧のピーク値は、破断実験開始後約 $1 msec$ で発生し、その後は緩やかに減少しており、実験値と解析値は比較的良く一致している。



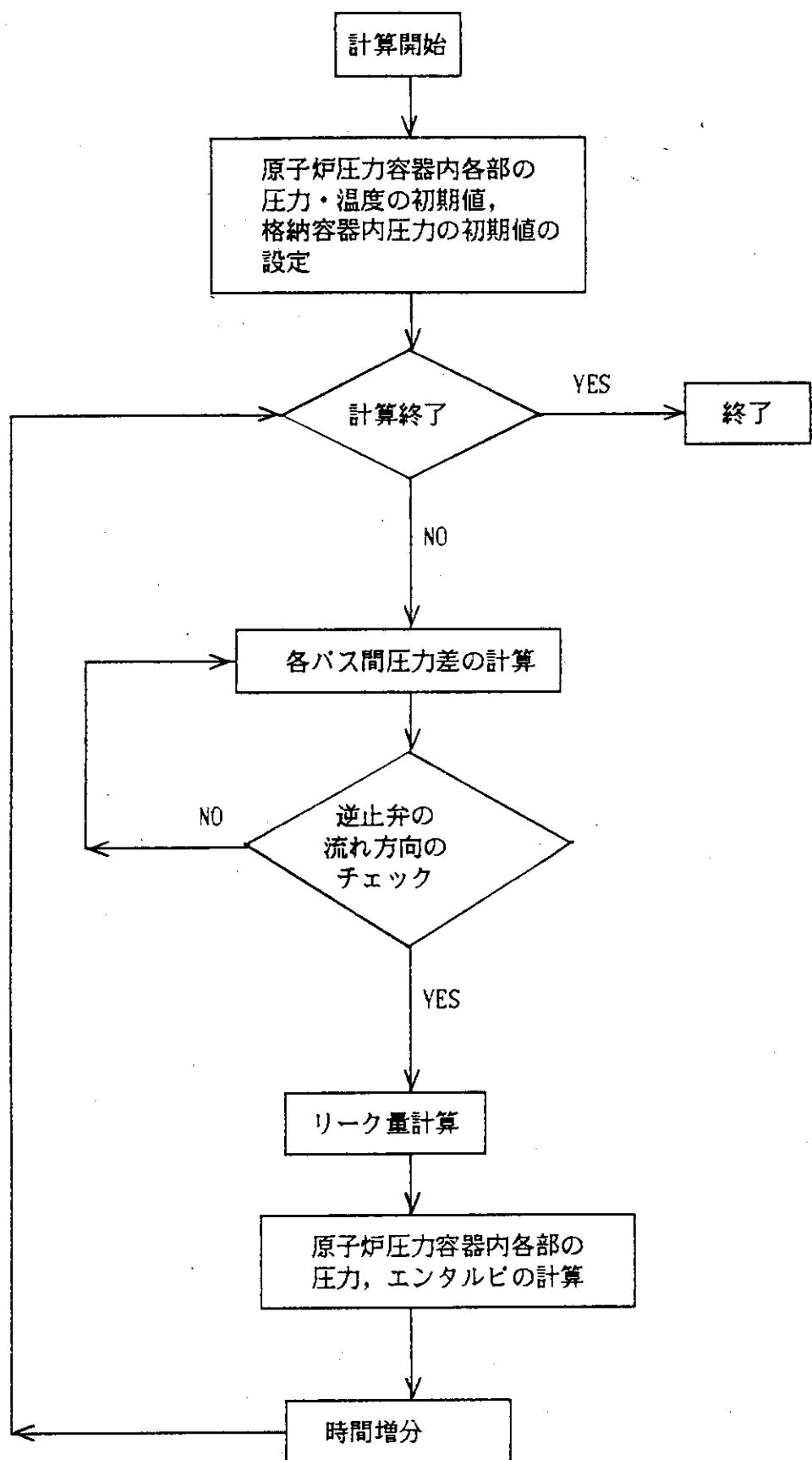
第5.1図 RATSAM6解析モデル図



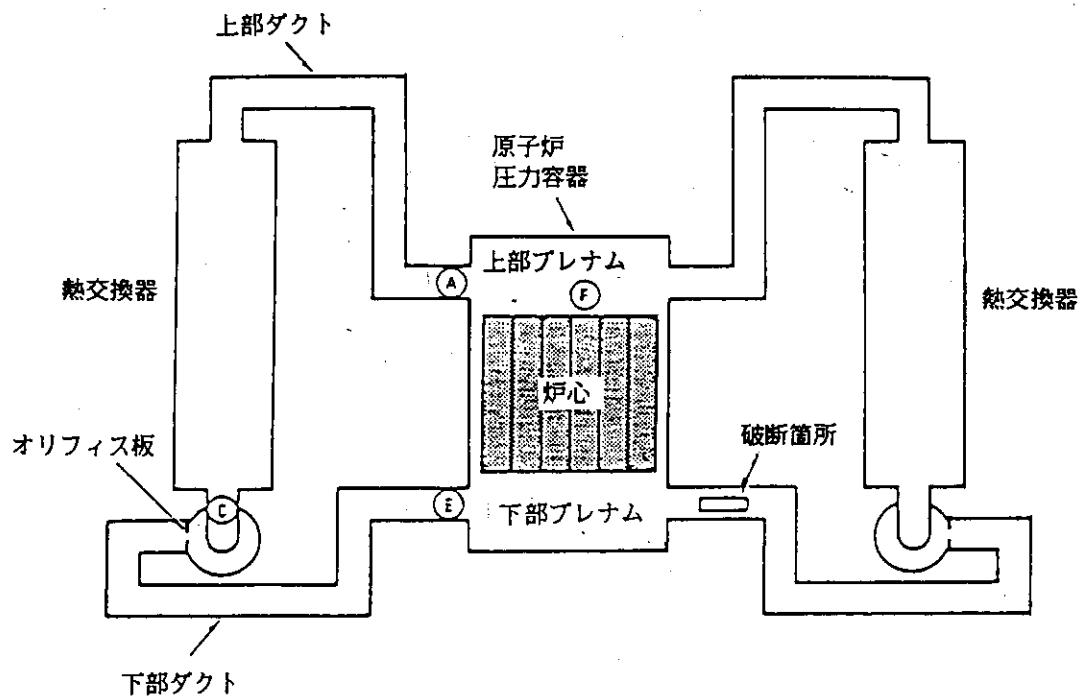
第5.2図 RATSAM6ノード、流路パス模式図



第 5.3 図 1次冷却設備二重管破断事故における各コードの解析範囲

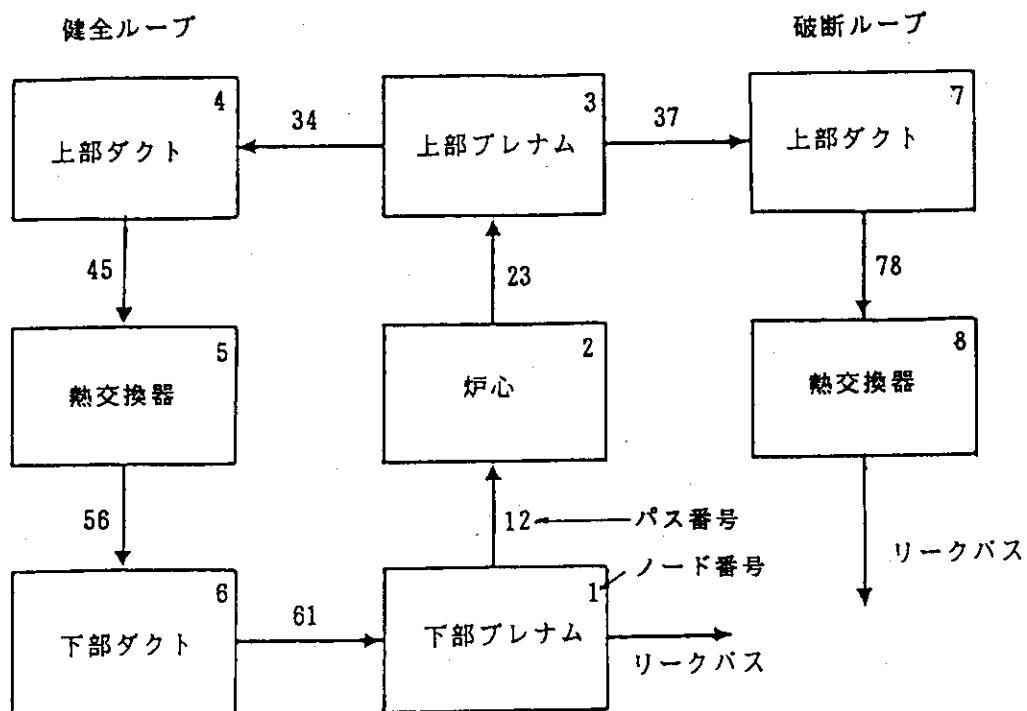


第 5.4 図 RATSAM6 の計算フロー図

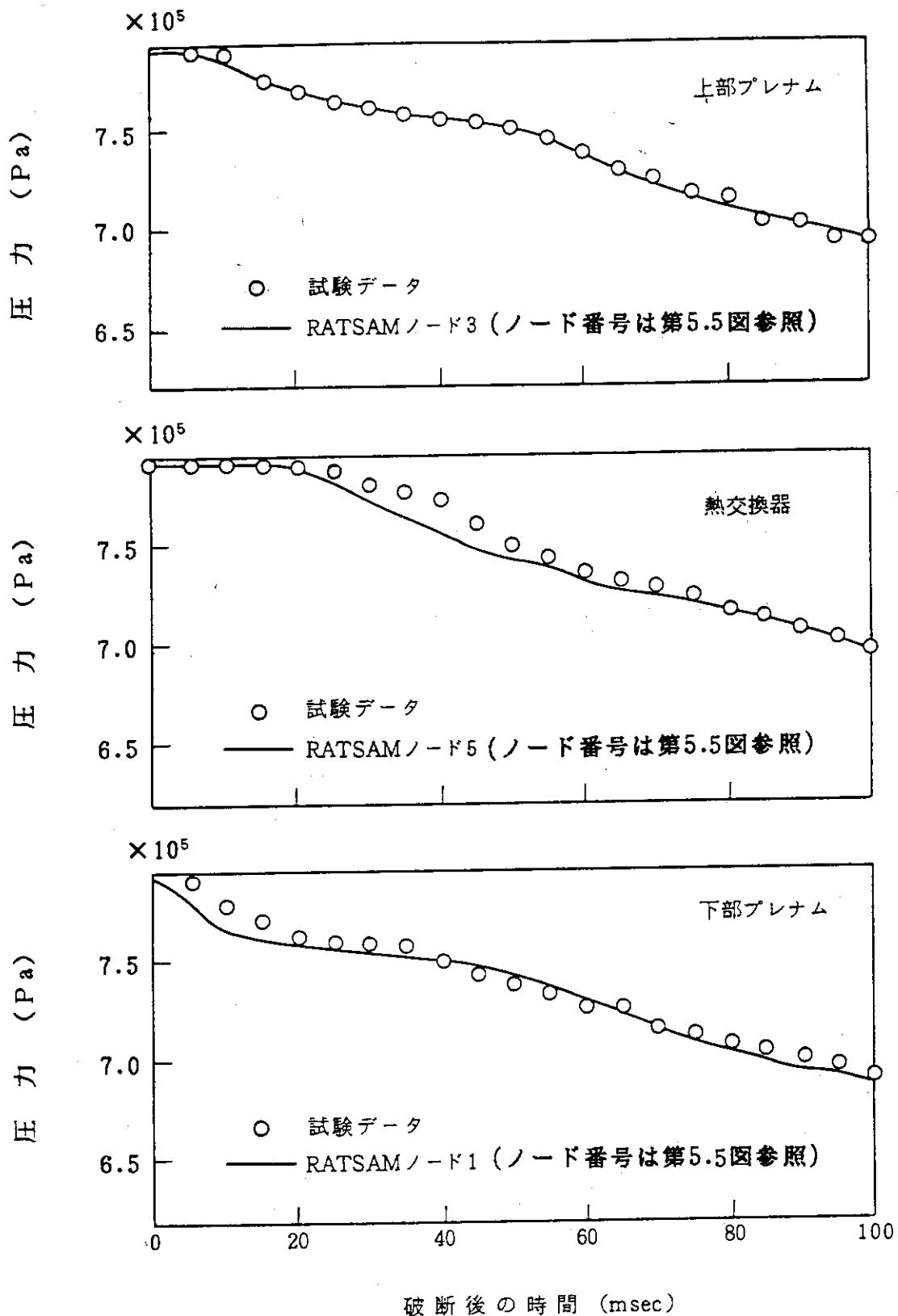


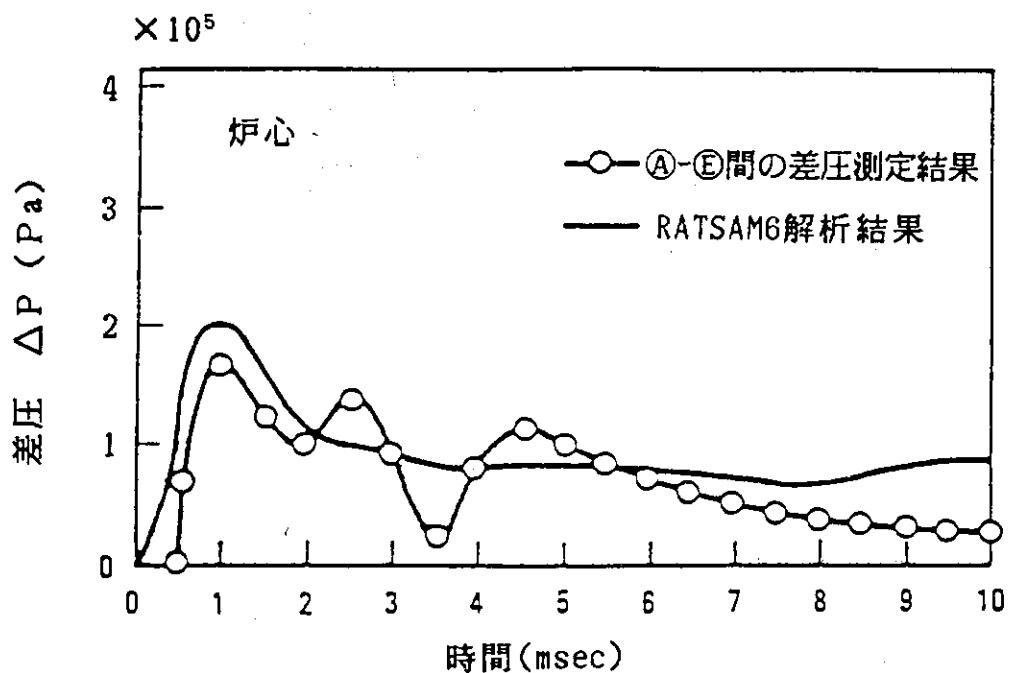
(ⒶⒶⒶⒻ): 差圧及び圧力の測定点

第5.5図 コールダー・ホール型原子炉モデル



第5.6図 コールダー・ホール型原子炉におけるRATSAM6の解析モデル

第 5.7 図 CO_2 の圧力変化に対する実験結果と RATSAM6による解析結果の比較



第5.8図 上部プレナムと下部プレナムの差圧の変化

6. COMPARE-MOD1 コード

(1) 概 要

原子炉格納容器内圧挙動解析コードCOMPARE-MOD1⁽²⁸⁾は、減圧事故時の原子炉格納容器内の各コンパートメントの圧力及び温度挙動を計算するコードである。本コードはGA社で開発されたコードで、NRCが圧力及び温度挙動を解析する安全審査用のコードと認定している⁽²⁸⁾。

COMPARE-MOD1コードでは、原子炉格納容器内の圧力及び温度挙動は、原子炉格納容器内空間を多数のノードに区分して、ノード毎の質量保存式、運動量保存式及びエネルギー保存式を解くことにより求める。

(2) 解析モデルの特徴

- イ. 原子炉格納容器内の各室及び各室を結合するコンクリートピットを、ノードとそれを結合するジャンクションで表す。
- ロ. ノード内では流体は一様気体として扱い、質量保存方程式とエネルギー保存方程式を適用する。
- ハ. ジャンクションでは、ノード間の圧力差、流路特性などのパラメータを時間依存で設定した一次元の運動量保存方程式を適用する。
- ニ. ノード内に任意のヒートシンクを設定できる。

(3) 解析モデル及び計算方法

原子炉格納容器内空間のCOMPARE-MOD1解析モデルを第6.1図に示す。解析モデルでは原子炉格納容器内のコンパートメントをすべてモデル化している。

イ. 基礎式

本コードでは、第6.1図のようなモデルについて、ノードに対しては質量保存方程式及びエネルギー保存方程式を適用し、ジャンクションに対しては、運動量保存方程式を適用する。

(イ) ノードの質量保存式

ノード*i*について下記の質量保存方程式を適用する。

$$\frac{dM_i}{dt} = \sum_{j=1}^{J_i} m_{ij} \quad (6.1)$$

M_i : ノード*i*の質量 (kg)

m_{ij} : ノード*i*からノード*j*への流量 (kg/sec)

J_i : ノード*i*につながるジャンクションの数

(ロ) ノードのエネルギー保存式

ノード*i*について、下記のエネルギー保存方程式を適用する。

$$\frac{dU_i}{dt} = \sum_{j=1}^{J_i} h_{ij} m_{ij} + Q_i \quad (6.2)$$

U_i : ノード*i*の内部エネルギー (J)

h_{ij} : 上流側ノードにおけるエンタルピー (J/kg)

Q_i : ノード i に与えられる熱量 (W)

(iv) ジャンクションにおける運動量保存式

ジャンクションに下記の運動量方程式を適用する。

$$\frac{dm_{ij}}{dt} = \left\{ P_i - P_j - K \frac{|m_{ij}| m_{ij}}{2 \rho_{ij} A_{ij}^2} \right\} \times \left\{ \frac{L_{ij}}{A_{ij}} \right\} \quad (6.3)$$

P_i : ノード i の圧力 (Pa)

P_j : ノード j の圧力 (Pa)

ρ_{ij} : ジャンクション ij での密度 (kg/m^3)

A_{ij} : ジャンクション ij での断面積 (m^2)

L_{ij} : ジャンクション ij の長さ (m)

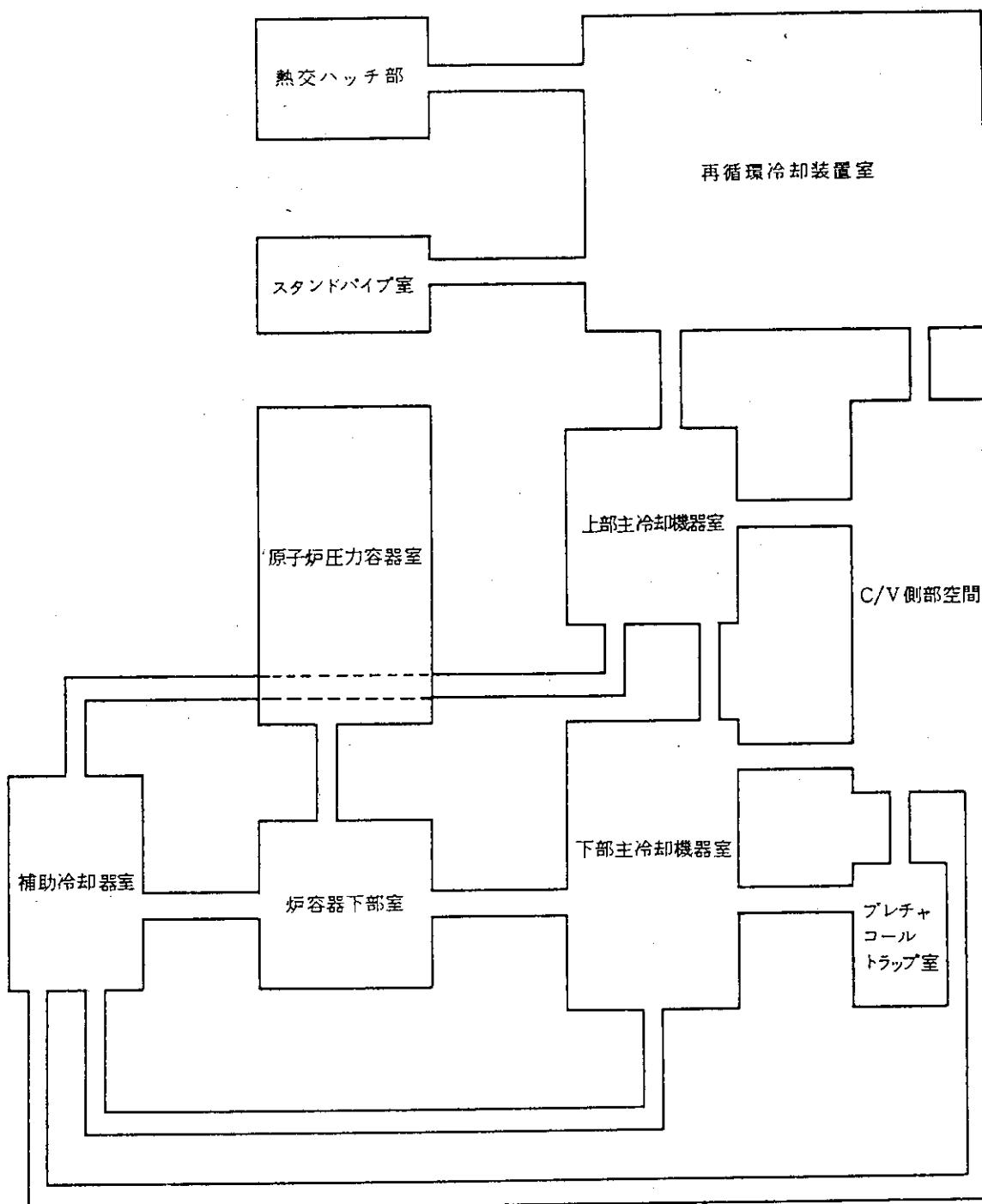
K : 摩擦, 形状などによる損失係数 (-)

本モデルでは格納容器内の各コンパートメントの圧力を高めに評価するように、コンパートメントの体積は製作誤差を考慮して最小値を入力している。また、ヒートシンクのコンクリートへの熱放散を小さく見積るようにコンクリート表面における熱伝達率を定めている。

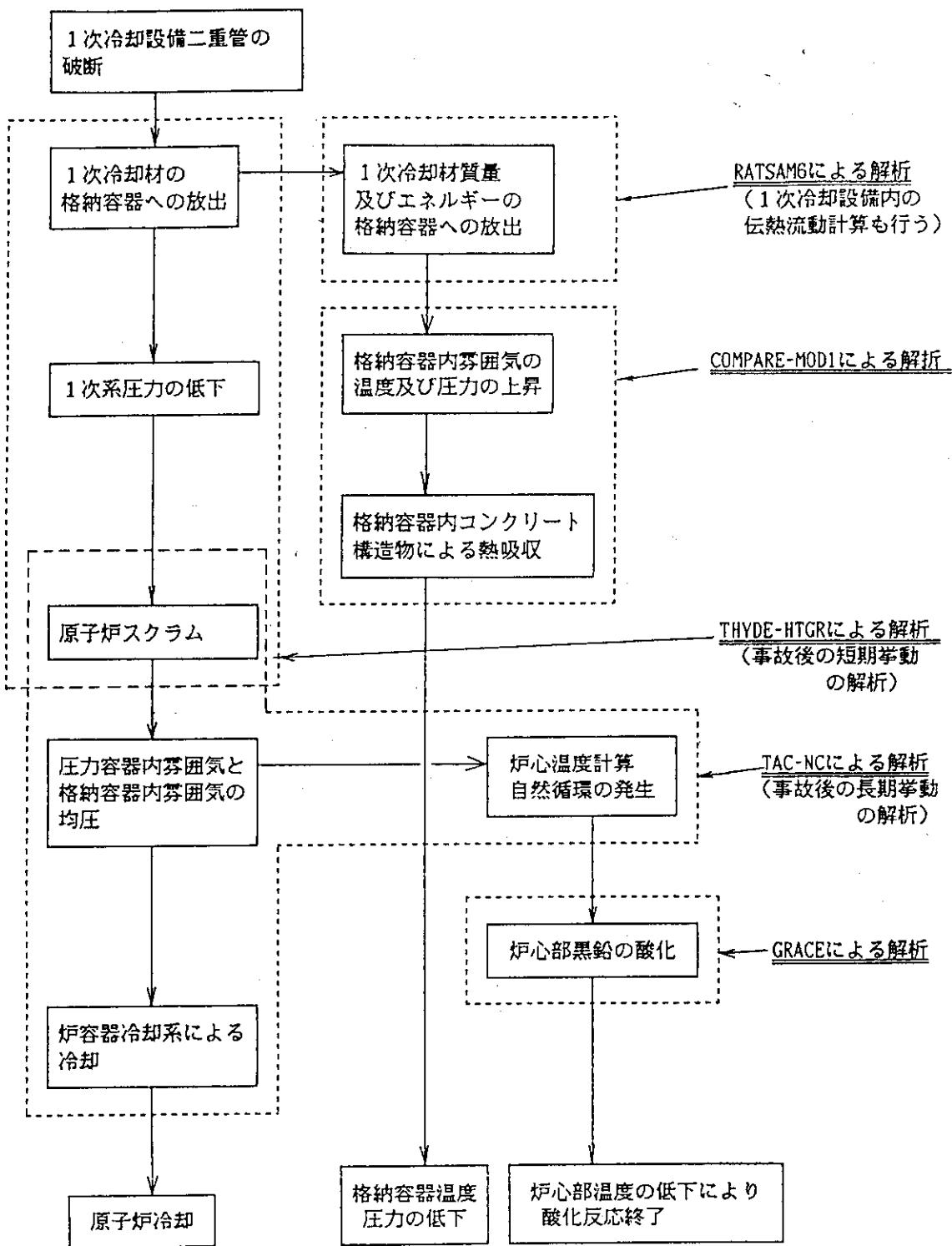
本コードで解析を行う事故事象の1つである1次冷却設備二重管破断事故時の事故経緯と COMPARE-MOD1コードの解析範囲を第6.2図に示す。また、第6.3図に計算フロー図を示す。

(4) 検 証

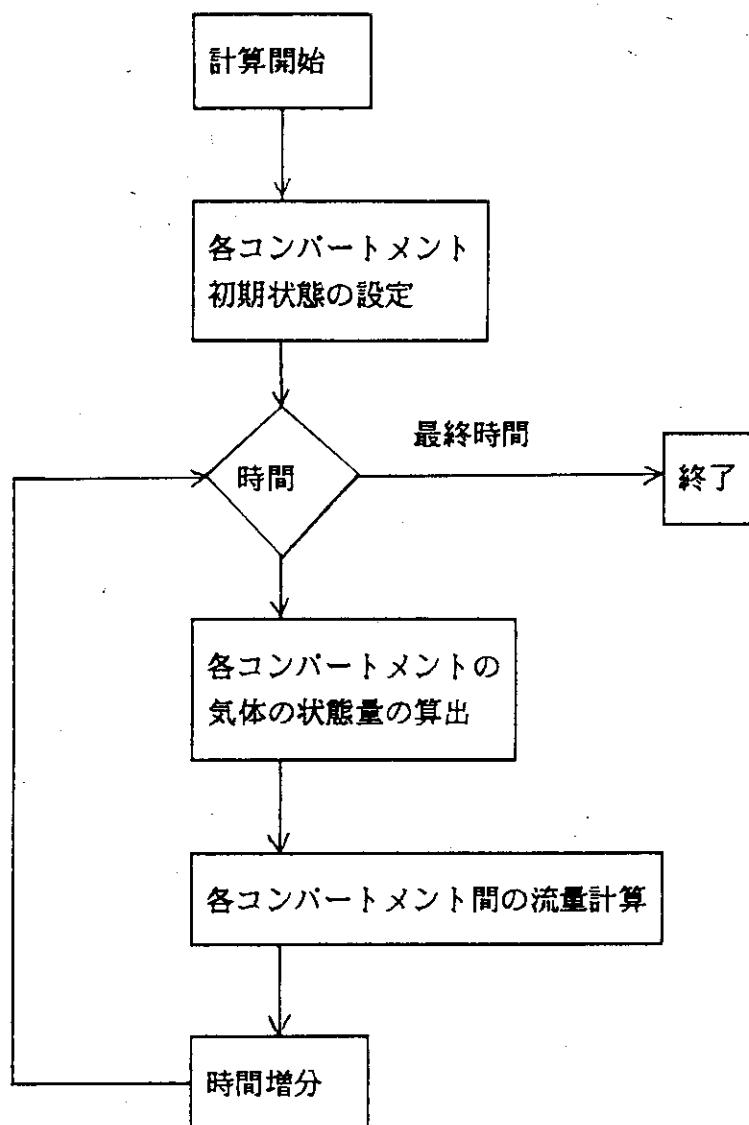
本コードは、LASL (Los Alamos Scientific Laboratory)により、"Standard Containment Subcompartment Analysis Problems" (NRC, April 1, 1974) 等を用いて検証済みである。実験結果とCOMPARE-MOD1解析結果との比較を第6.4図に示す。



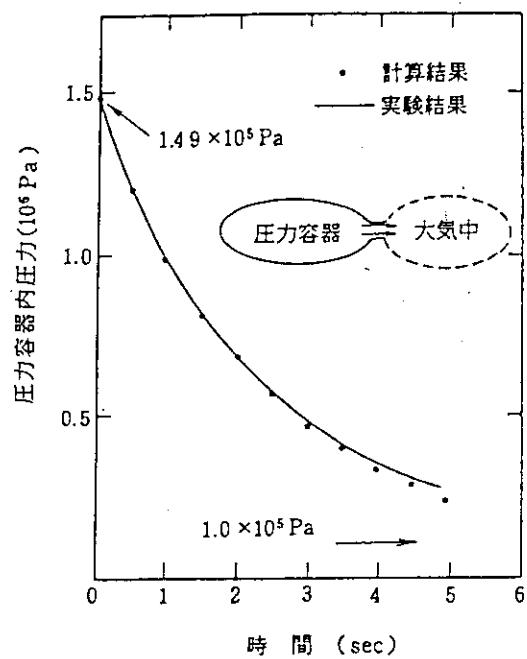
第 6.1 図 COMPARE-MOD1 解析モデル図



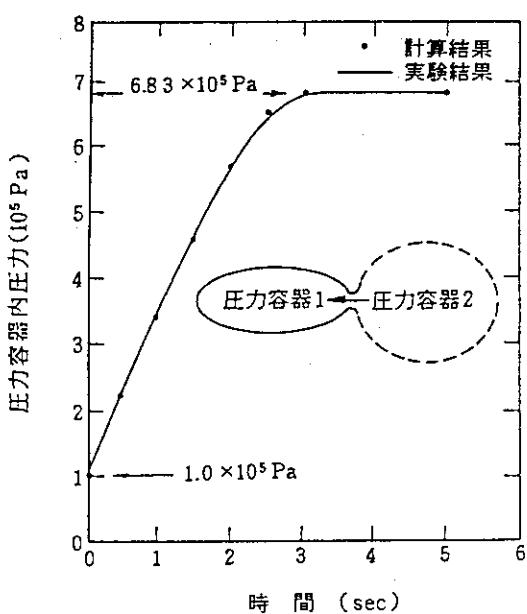
第6.2図 1次冷却設備二重管破断事故における各コードの解析範囲



第6.3図 COMPARE-MOD1の計算フロー図



項目	解 析 条 件
圧力容器	
初期圧力	$1.49 \times 10^6 \text{ Pa}$
容 積	$4.92 \times 10^{-3} \text{ m}^3$
初期温度	294 K
開口部面積	$7.92 \times 10^{-6} \text{ m}^2$
大気圧力	$1.0 \times 10^5 \text{ Pa}$



項目	解 析 条 件
圧力容器 1	
初期圧力	$1.00 \times 10^5 \text{ Pa}$
容 積	$4.92 \times 10^{-3} \text{ m}^3$
初期温度	294 K
開口部面積	$7.92 \times 10^{-6} \text{ m}^2$
圧力容器 2	
初期圧力	$6.83 \times 10^5 \text{ Pa}$
容 積	∞

第 6.4 図 実験結果とCOMPARE-MOD1解析結果との比較

7. GRACE コード

(1) 概 要

GRACE コードは、減圧事故後に炉内に侵入した空気と炉内黒鉛構造物との酸化反応の解析を行い、流路方向及び半径方向の黒鉛構造物の酸化量分布、気体中の酸素濃度変化などを求める解析コードである。

(2) オリジナルコードからの改良点

GRACE は黒鉛と酸素の反応挙動を解析するためのコードで、オリジナルとなっているのは GRACE-T 1⁽²⁹⁾ コードである。

GRACE-T 1 は黒鉛酸化の実験結果を解析するために開発されたもので、次のような特徴がある。

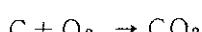
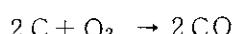
- イ. 黒鉛形状は円筒で、表面を軸方向にガスが流れる状態での黒鉛酸化量を計算する。
- ロ. 酸素は黒鉛表面境界層での物質伝達と黒鉛内での拡散を経て、黒鉛内で化学反応により消費される。
- ハ. 軸方向の酸素分布は質量保存式、径方向の酸素分布は定常解析解により求める。
- ニ. 酸化による黒鉛の消失にともなう、ガス流路の拡大も考慮する。

GRACE は減圧事故時の空気侵入の解析が行えるように GRACE-T 1 を改良したものであり、燃料チャンネルの同心円状流路及び高温プレナム部の流路のモデルを追加したものであり、それ以外は GRACE-T 1 と同一である。

(3) 解析モデルの特徴

(2)で記述した主な特徴と併せて GRACE コードは以下の特徴をもつ。

- イ. 黒鉛酸化反応としては、侵入空気から黒鉛表面境界層への酸素の物質伝達、黒鉛表面境界層から黒鉛ブロック内への酸素の細孔内拡散及び酸素と黒鉛との化学反応の 3 つの過程を考慮する。
- ロ. 空気の流れ方向の酸素濃度分布は、黒鉛ブロック内の拡散を考慮した物質収支から求め、黒鉛ブロック内での酸素濃度分布は酸化量を保守的に評価するために定常の解析解を用いる。
- ハ. 炉内への空気侵入速度及び黒鉛構造物の温度の時間変化を考慮する。
- ニ. 本解析コードで取り扱う黒鉛と酸素の反応は次の 2 つの反応を別々に取り扱う。



(4) 解析モデル及び計算方法

減圧事故時の原子炉圧力容器内の空気を含む混合気体の侵入流路の概略図を第 7.1 図に、また、それに基づく原子炉圧力容器全体の解析モデルを第 7.2 図に示す。破断口から原子炉圧力容器内に侵入した気体は 1 次冷却設備二重管内管を上昇して高温プレナム部に達し、プレナムブロック、サポートポスト、混合促進板などを酸化しながら炉心部に侵入し、燃料スリーブ、黒鉛ブロック等を酸化する。炉心部を抜けた気体は原子炉圧力容器内上部プレナムで反転して下降流となり、

原子炉圧力容器内側を下降して二重管外側から原子炉格納容器内に流出する。高温プレナム内の空気の流路を第7.3図に示す。高温プレナム内に侵入した空気を含む混合気体は第7.3図に示すようにプレナム1を通り混合促進板下部のサポートポスト1を横切る。混合気体はプレナム2を通ったのち、混合促進板上部のサポートポスト2及びプレナム3を通って、大半は外周の炉心周辺チャンネルから炉心へ侵入していくが、一部の空気は混合促進板の上面に沿って中央へ戻り、炉心中央チャンネルを通って炉心へ侵入する。炉心中心チャンネル及び炉心周辺チャンネルのモデルを第7.4図に示す。ここでは高温プレナムブロックから上部可動反射体までをモデル化している。

イ. 基礎式

混合気体中の酸化性ガス（酸素）は、黒鉛表面境界層を通して黒鉛ブロック内に拡散し、そこで黒鉛と反応する。また、ガス流中の酸素濃度の変化は、温度変化による体積膨張及び酸化反応による消費を考慮して求める。

(イ) 混合気体中の酸素濃度

流路内の混合気体中の酸素の物質収支は定常状態を仮定する。

$$u \frac{dC_c}{dz} + Q_{\text{mass}} S = 0 \quad (7.1)$$

C_c : 混合気体中酸素濃度 (mol/m^3)

z : 流れ方向座標 (m)

u : 混合気体流速 (m/sec)

Q_{mass} : 境界層での酸素流束 ($\text{mol}/\text{m}^2 \cdot \text{sec}$)

S : 流路体積分のぬれぶち面積 (m^2/m^3)

(ロ) 混合気体から黒鉛表面境界層への物質伝達

$$Q_{\text{mass}} = H_{\text{mass}} (C_c - C_{F0}) \quad (7.2)$$

C_{F0} : 黒鉛表面酸素濃度 (mol/m^3)

H_{mass} : 物質伝達係数 (m/sec)

(ハ) 黒鉛ブロック内での拡散

$$\frac{\partial C_F}{\partial t} = D_{\text{eff}} \frac{\partial^2 C_F}{\partial x^2} - k C_F \quad (7.3)$$

C_F : 黒鉛材中酸素濃度 (mol/m^3)

D_{eff} : 黒鉛材中の酸素の拡散係数 (m^2/sec)

x : 流れ方向に垂直な座標 (m)

k : 化学反応速度 ($1/\text{sec}$)

本コードでは、酸化量を多めに評価するために、酸化は出口管近傍のサポートポストに集中し、通過する総混合気体流量の1/6がサポートポストに当たり酸化反応に寄与するものとして解析を行っている。黒鉛酸化反応速度は黒鉛鉱柄ごとに異なることを考慮して、評価対象とする部材の黒鉛鉱柄の反応速度は上限値を、それ以外の鉱柄については下限値を用いて計算している。物質伝達係数としては従来の熱伝達関係式から導出されたものを使用している。物質伝達係数と熱伝達関係式の相関性を酸化試験により評価した結果、実験で得られた物質伝達係

数は熱伝達関係式より導出される値とよく一致した⁽³⁰⁾。サポートポストの物質伝達係数はよどみ点での関係式を使用し、燃料部は環状流路の式で上限値を使用している。

本コードで解析を行う1次冷却設備二重管破断事故時の事故経緯とGRACEコードの解析範囲を第7.5図に示す。GRACEコードの計算フロー図を第7.6図に示す。

(5) 検 証

GRACEコードは黒鉛の酸化量を計算するコードであり、その検証のためにIG-110黒鉛の腐食厚さと試験部出口酸素濃度の比較を行って⁽²⁹⁾、コードの妥当性を確認した。

実験装置の概略図を第7.7図に示す。実験温度は700°Cから1000°Cである。これは約700°C以下では酸化反応がきわめて遅いこと、また、約900°C以上では酸化反応がガス流の境界層での酸素の物質伝達過程支配となり、挙動がほとんど変わらないことから定めた。また、流量は2~7ℓ/minであり、これは減圧事故時の自然循環による炉心内のレイノルズ数が数十程度であることを参考に、レイノルズ数が20から70となるように定めた。酸化量は実験後の黒鉛試験片の外形変化を測定して算出した。

腐食厚さの比較を第7.8図に示す。700°Cでは、計算値が実験結果を大きく上回っているが、それより高温では、ほぼ全ての位置で、計算値が実験値を多少上回っている程度で、両者は比較的よく一致している。

700°Cで計算値が実験結果を大きく上回るのは、このような低い温度では内部酸化による酸化量が大きいので、試験片外形変化から算出した実験結果が少なめにでるためである。

また、空気流の上流付近で計算値が実験結果よりも下回っている部分があるのは、シリカスペーサ(酸化されない)の直後の黒鉛が酸化されるにつれ、流路形状が不連続になり、空気の巻き込みが生じて酸素の境界層内での伝達が促進されたためと考えられる。

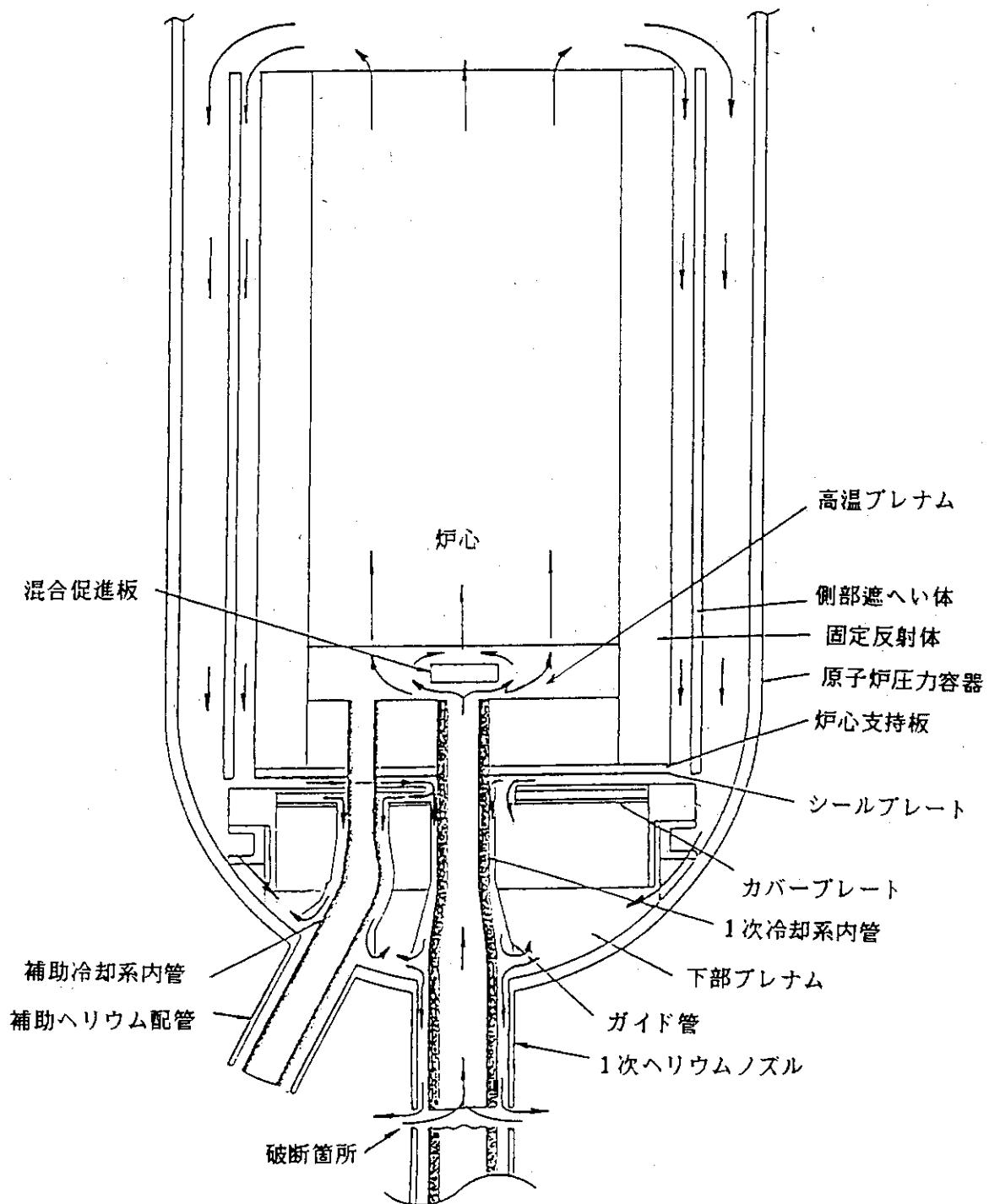
酸化された黒鉛の総量を比較するために、試験部出口での酸素濃度を比較した結果を第7.9図に示す。900°C以上では、ほぼ全ての実験条件範囲で酸化量は計算値が実験値を多少上回る程度で、両者は比較的よく一致している。また、800°C以下の温度範囲では、ばらつきがやや大きくなるが、計算値と実験値はほぼ対応している。

実験では1000°Cまで行われているが、900°C以上では酸化反応は境界層での物質移動に規定されるため、1000°C以上における酸化反応も本実験の結果から外挿することができる。

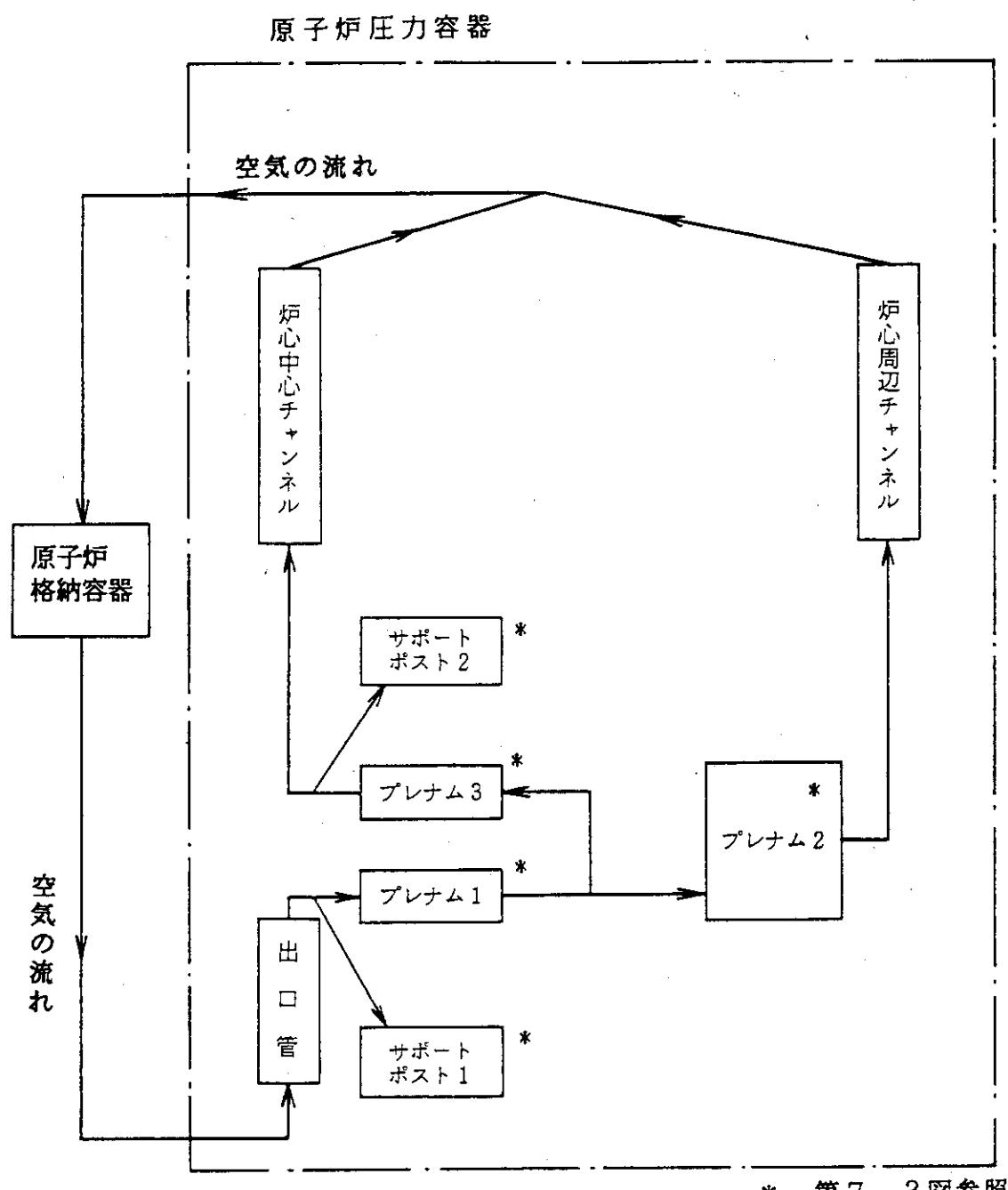
腐食厚さ、出口酸素濃度の両方を比較した結果、酸化反応が顕著になる900°C以上の温度範囲ではGRACEによる計算値は実験値をよく再現しており、しかも保守的な評価になっている。なお、約800°C以下では出口酸素濃度の計算値と実験値は、ばらつきはやや大きいもののはば一致しており、また、この温度範囲での酸化反応は900°C以上の場合と比較して十分遅く、酸化量も小さい。従って、1次冷却設備二重管破断事故等の解析において、黒鉛の酸化による肉べり量を評価する際に問題になることはない。

また、1次冷却設備二重管破断事故時等の解析においては、GRACEコードの保守性に加え、物質伝達係数や反応速度等の物性値、解析条件等の設定に際しても結果が厳しくなるような配慮がなされているので、これらの事故の評価結果は十分に保守的なものである。

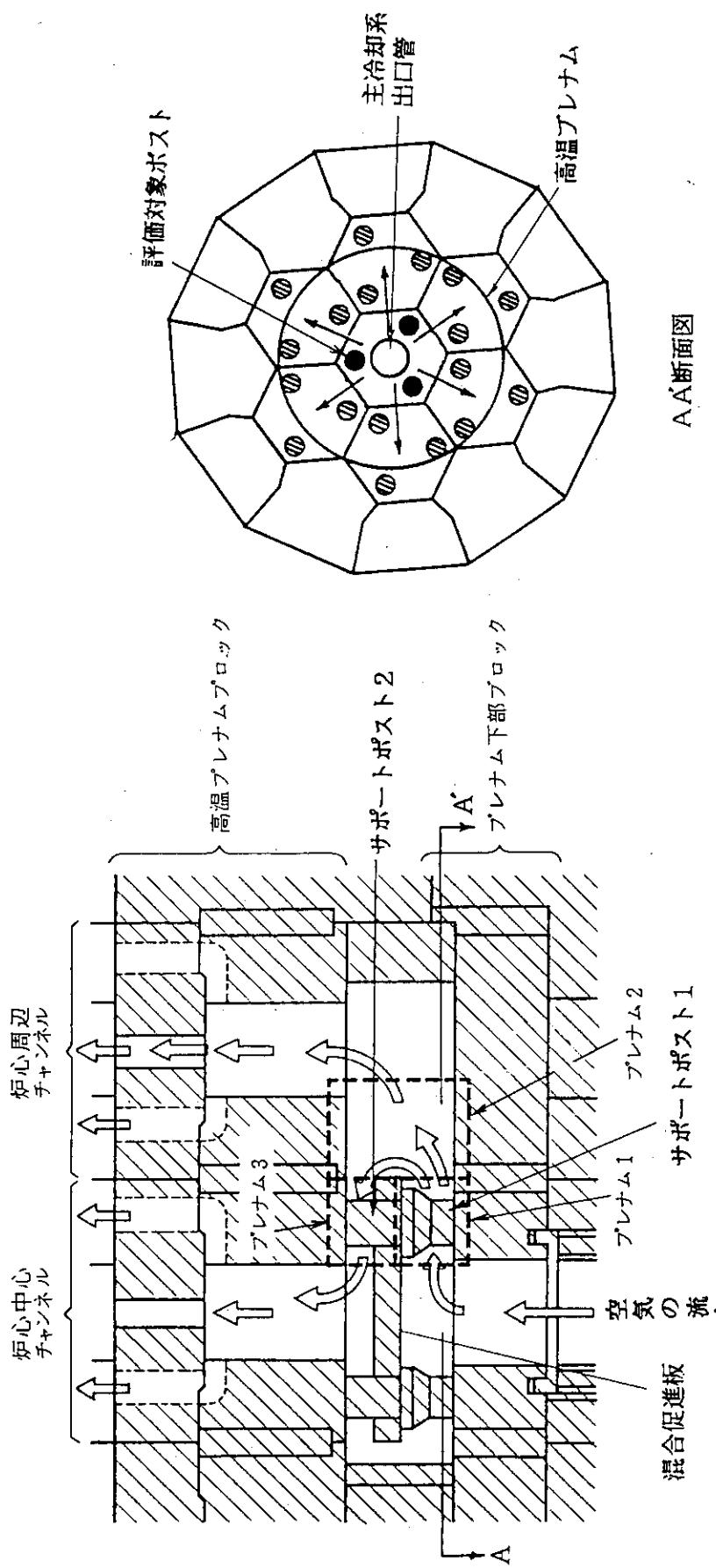
従って解析コードGRACEの妥当性が示された。



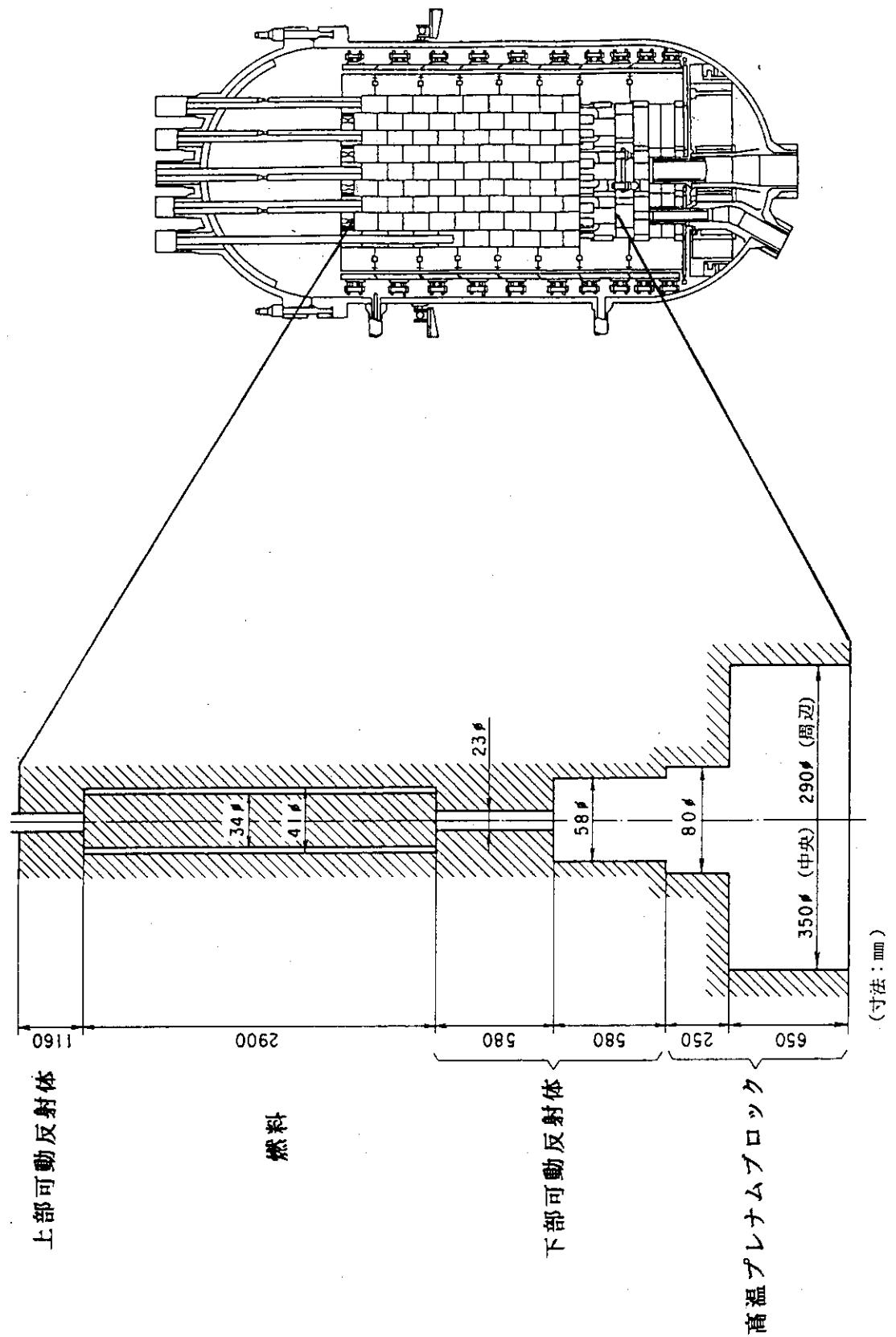
第7.1図 空気侵入事故時の混合気体の流れ



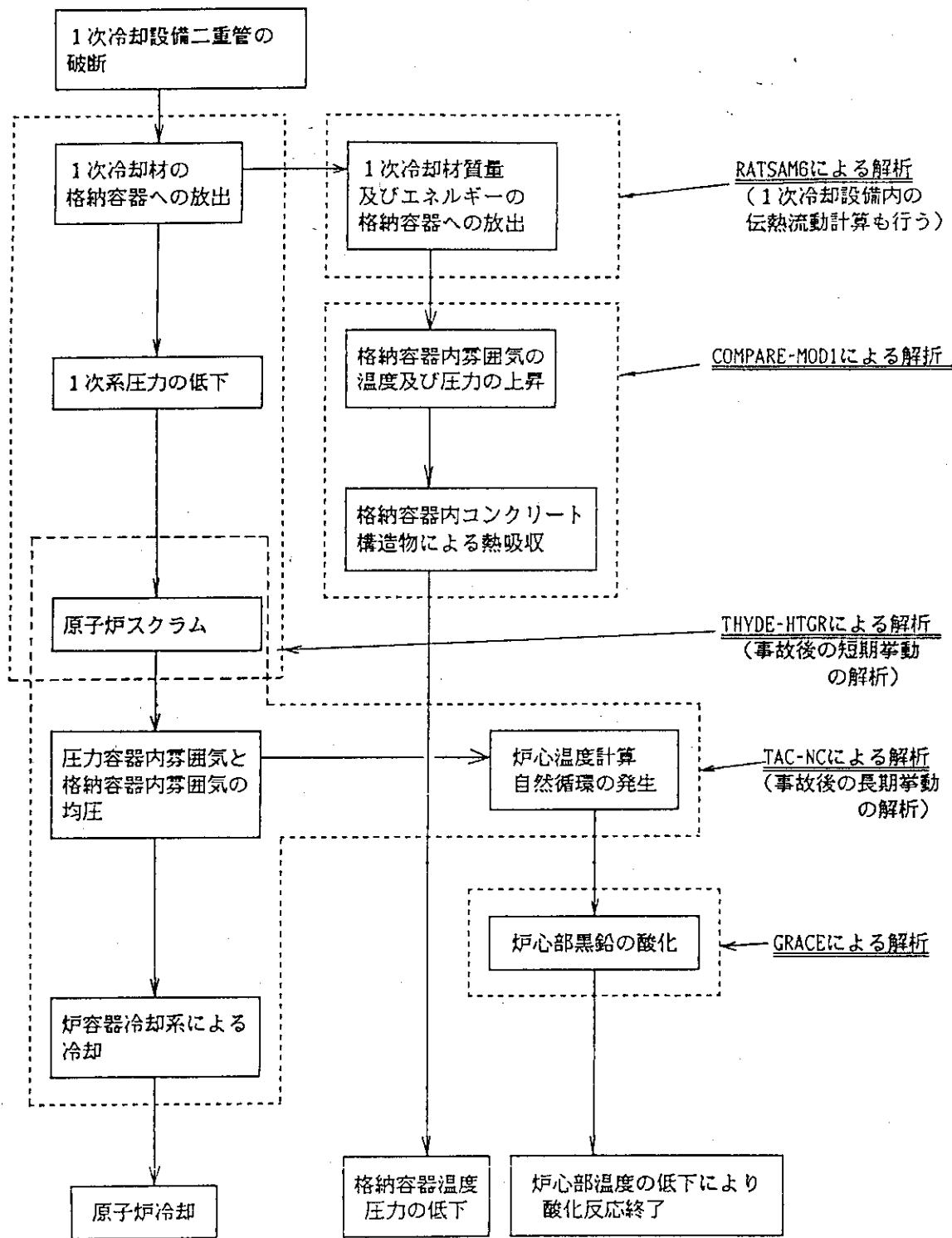
第 7.2 図 原子炉圧力容器全体の解析モデル



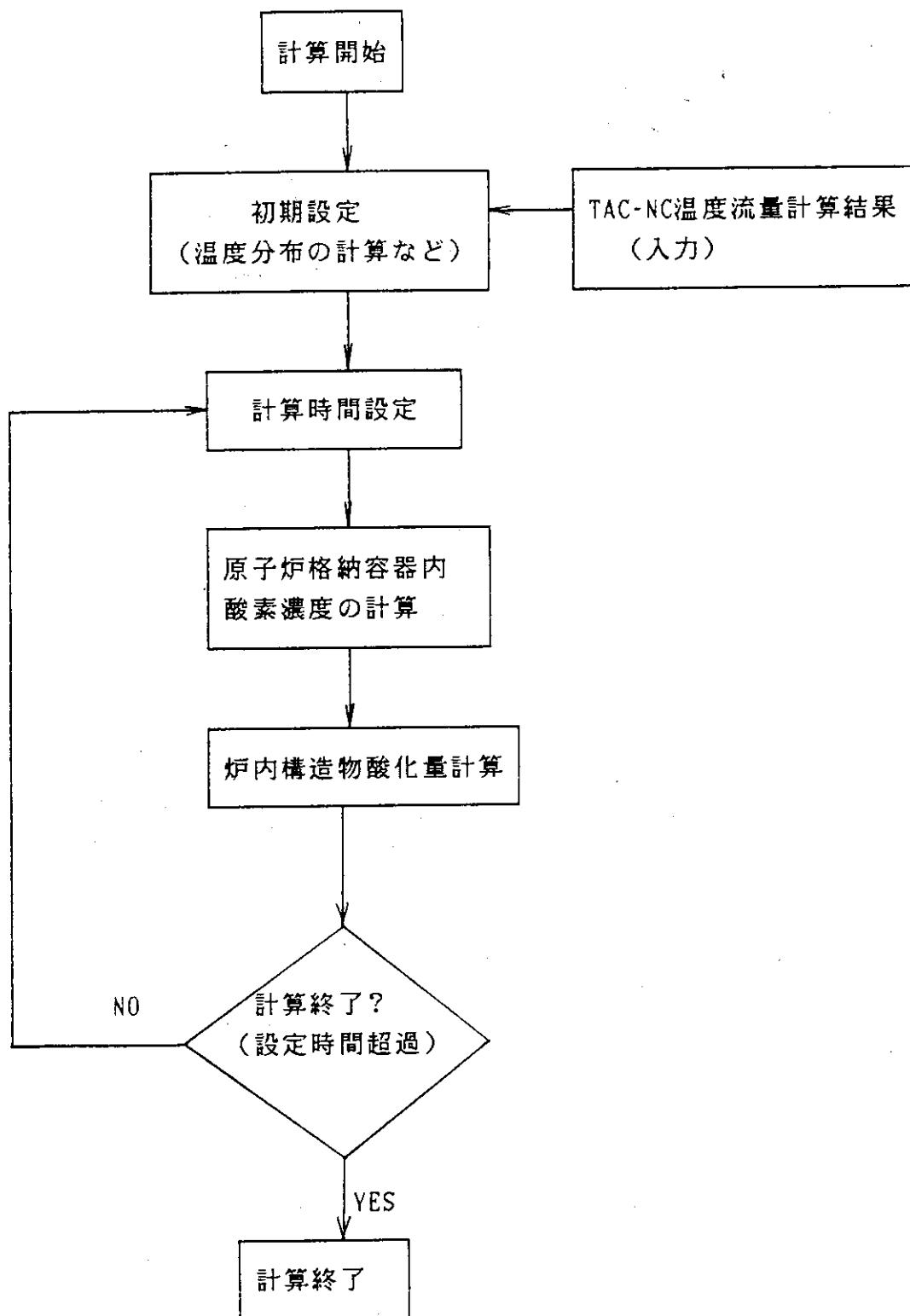
第7.3図 高温プレナム内の流路



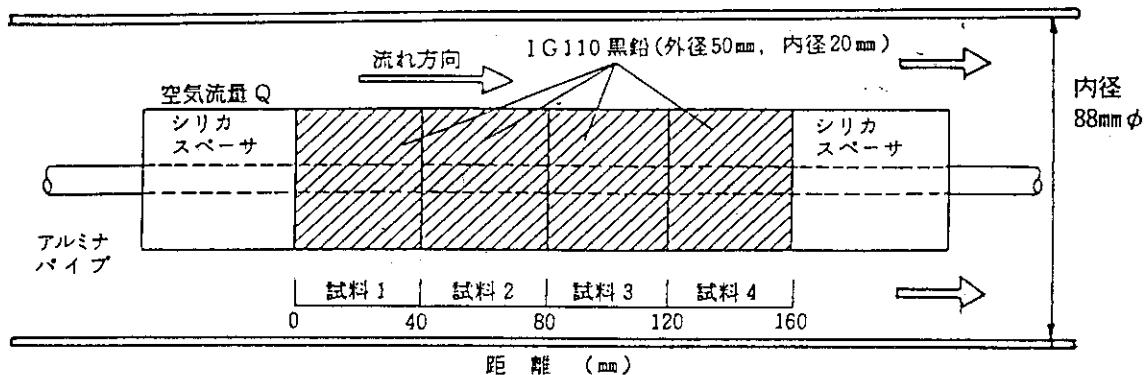
中心チャンネル（炉心周辺チャンネルは可動反射体部の
中心チャンネル）



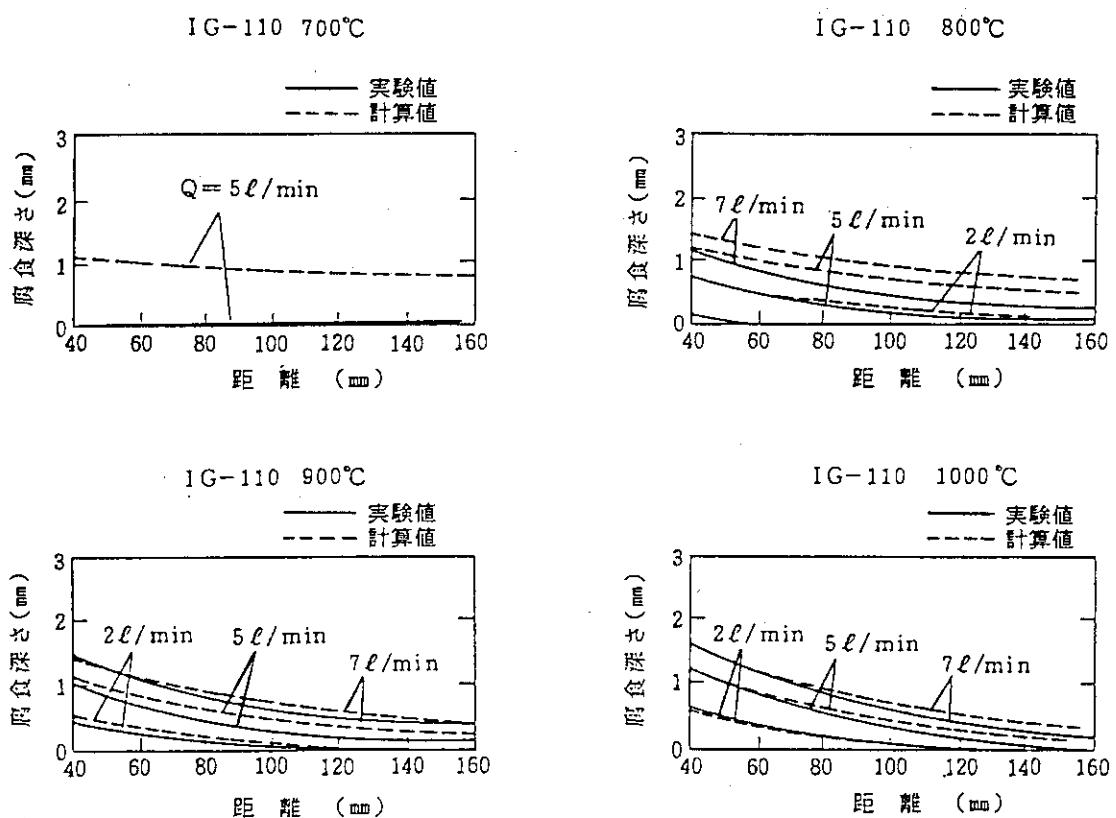
第7.5図 1次冷却設備二重管破断事故における各コードの解析範囲



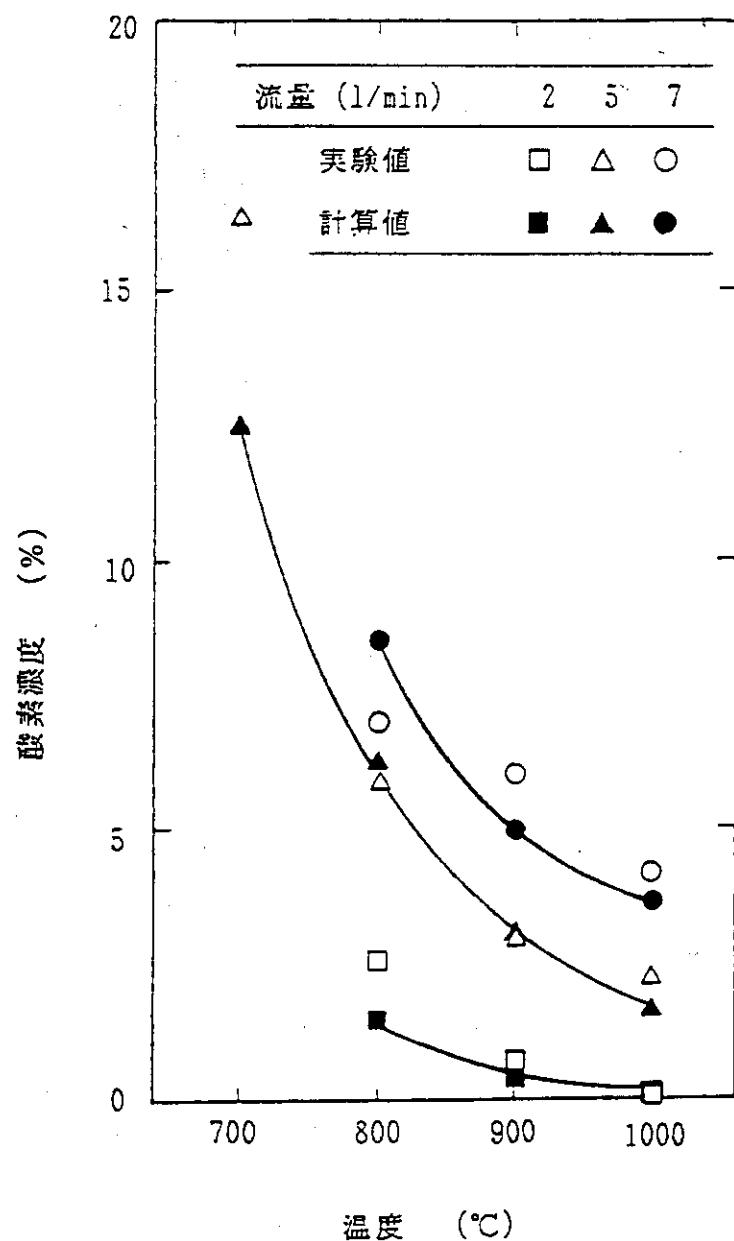
第7.6図 GRACEの計算フロー図



第7.7図 実験装置の概略図



第7.8図 実験及び解析による酸化腐食深さの流れ方向分布



第7.9図 実験及び計算による試験部出口ガス中酸素濃度の比較

8. OXIDE-3F コード

(1) 概要

OXIDE-3F コードは 1 次加圧水冷却器伝熱管破損事故時に、1 次冷却系内に侵入した水蒸気と炉内黒鉛構造物との反応の解析を炉心内の熱の移動を考慮して行うコードである。OXIDE-3F コードから流路内の黒鉛構造物の酸化量分布、気体中の水蒸気濃度変化、1 次系圧力及び炉心温度分布の時間変化が求められる。本コードは、マルチホール型燃料体の炉心体系に対して開発された OXIDE-3 コード⁽³¹⁾を HTTR の炉心体系に合わせて、改良したものである。オリジナルコードである OXIDE-3 は米国の GASSAR (General Atomic Standard Safety Analysis Report) 及び MHTGR (Modular HTGR) の設計に使用されている。

(2) オリジナルコードからの改良点

オリジナルのコードは、米国の GA (General Atomic) 社で開発された OXIDE-3⁽³¹⁾である。

OXIDE-3 は、マルチホール型燃料体を対象として、HTGR の水蒸気及び空気侵入事故を解析するコードで、主な特徴は次の通りである。

- ① 円筒形流路を有する黒鉛ブロックを対象として、流路表面を軸方向にガスが流れる状態での黒鉛酸化量を計算する。
- ② 水蒸気は黒鉛表面境界層での物質伝達と黒鉛内での拡散を経て、黒鉛内で酸化により消費される。
- ③ 軸方向の酸素分布は質量保存式により、径方向の酸素分布は非定常解析により求める。
- ④ 崩壊熱等による炉心内での熱発生を考慮できる。
- ⑤ 水蒸気および反応生成物を含むガスの圧力が安全弁の設定値を越えた場合、原子炉格納容器内へガスが放出されることを考慮できる。

OXIDE-3 F コードは OXIDE-3 をピソーアイン-ブロック燃料体、高温プレナムブロック、サポートポスト等の解析ができるよう改良を加えたコードである。

(3) 解析モデルの特徴

上記(2)の主な特徴と併せて OXIDE-3 F コードは以下の特徴を持つ。

- イ. 炉内への水蒸気の侵入等をもとに、黒鉛構造物の酸化量を 2 次元軸対称非定常拡散方程式を解くことにより求める。
- ロ. 空間及び時間依存の黒鉛温度、冷却材温度、反応生成物濃度、反応熱などを計算する。
- ハ. 拡散係数、反応速度及び熱伝導率などの物性値を、温度の関数として取り扱う。
- ニ. 酸化反応は $H_2O + C \rightarrow H_2 + CO$ を考える。

(4) 解析モデル及び計算方法

イ. 原子炉圧力容器内

1 次加圧水冷却器伝熱管破損事故時の原子炉圧力容器内の水蒸気を含む混合気体の流れを第 8.1 図に示し、それに基づく解析モデルを第 8.2 図に示す。炉心は、複数の領域に分割してモ

モデル化し、各領域を1本の燃料チャンネルで代表させる。炉心燃料チャンネルは円筒形状の流路で表し、そのモデルを第8.3図に示す。

□. 1次系及び格納容器

1次系及び格納容器の解析モデルを第8.4図に示す。水蒸気及び反応生成物を含む1次系内の混合ガスの圧力が、安全弁設定圧力を超えると、格納容器内へ混合ガスが吐き出される。

ハ. 基礎式

(イ) 原子炉容器内

冷却材の流れ方向を z 軸、流れに垂直方向を r 軸とする $r-z$ 座標を考える。

(a) 酸化計算

冷却材の流れに垂直な方向の黒鉛内への気体（水蒸気、 CO_2 、水素）拡散は、次式の拡散方程式により解く。

$$\frac{\partial C_F}{\partial t} - \frac{\partial}{\partial r} \left\{ D_{eff} \frac{\partial C_F}{\partial r} \right\} - k C_F = G \quad (8.1)$$

ここで

C_F : 黒鉛材中気体濃度 (mol/m^3)

t : 時間 (sec)

r : 流れに垂直方向の座標 (m)

D_{eff} : 黒鉛材中の気体の拡散係数 (m^2/sec)

k : 化学反応速度 (1/sec)

G : 単位体積当りの気体発生率 ($\text{mol}/\text{m}^3 \cdot \text{sec}$)

冷却チャンネル内の気体の濃度分布は、次式の質量保存式により求める。

$$\frac{dC_c}{dz} u + H_{mass} S (C_c - C_{FO}) = 0 \quad (8.2)$$

ここで

u : ガス流速 (m/sec)

S : 流路体積当りのねれぶち面積 (m^2/m^3)

z : ガス流れ方向の座標 (m)

H_{mass} : 物質伝達係数 (m/sec)

C_{FO} : 黒鉛表面気体濃度 (mol/m^3)

C_c : 冷却材中気体濃度 (mol/m^3)

(b) 伝熱計算

冷却材の流れに垂直な方向の黒鉛内の温度分布は、次式の伝熱方程式により解く。

$$\rho C_p \frac{\partial T_F}{\partial t} - \frac{\partial}{\partial r} \left\{ k \frac{\partial T_F}{\partial r} \right\} = q \quad (8.3)$$

ここで

ρ : 黒鉛の密度 (kg/m^3)

C_p : 定圧比熱 (J/kg · °C)

T_F : 黒鉛温度 (°C)

k : 热伝導率 ($\text{W}/\text{m} \cdot ^\circ\text{C}$)

q : 単位体積当りの热発生率 (W/m^3)

冷却チャンネルの冷却材温度分布は次式の热伝導方程式を解いて求める。

$$\rho C_p u A_r \frac{d T_c}{d z} + h A_s (T_c - T_{Fo}) = 0 \quad (8.4)$$

ここで

h : 热伝達率 ($\text{W}/\text{m}^2 \cdot ^\circ\text{C}$)

T_{Fo} : 黒鉛表面温度 ($^\circ\text{C}$)

T_c : 冷却材温度 ($^\circ\text{C}$)

A_r : 流路断面積 (m^2)

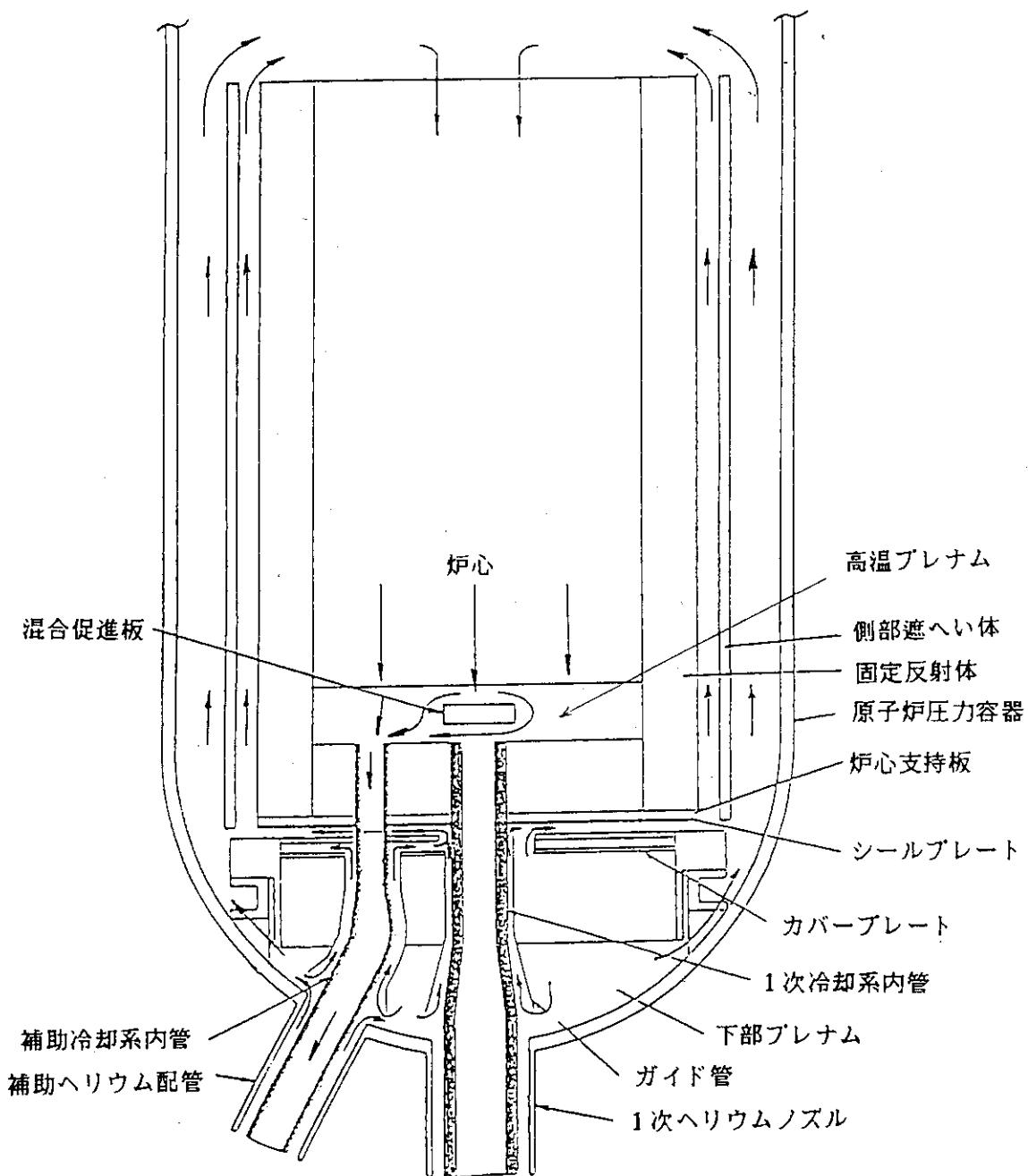
A_s : 流路単位長さ当りの流路壁面積 (m^2/m)

原子炉トリップ後の崩壊熱は、Shure の式で計算される値の 1.2 倍を使用している。

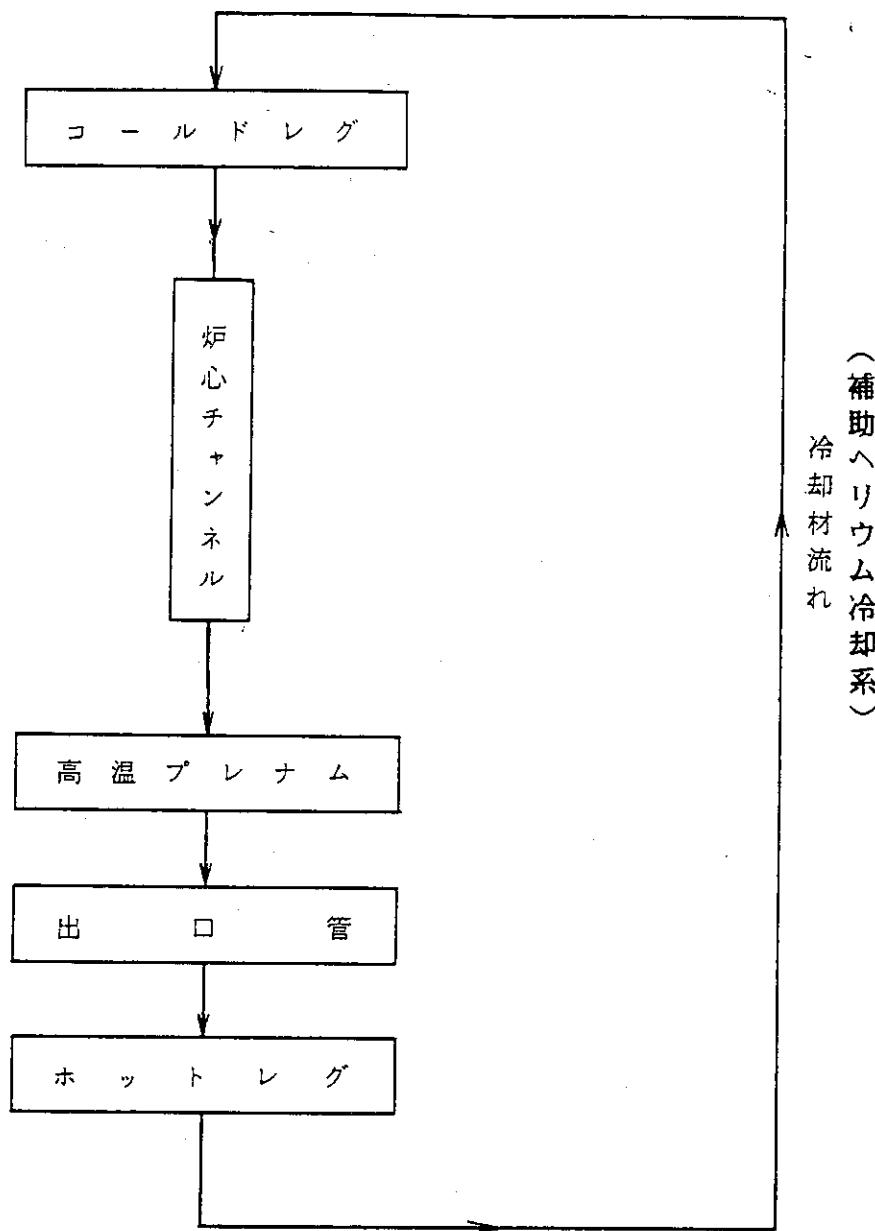
解析に使用する物性値は GRACE と同様に黒鉛酸化量が多めになるよう設定する。具体的には、水蒸気濃度、ガス流量、崩壊熱等は大きめに設定し、水蒸気と黒鉛の反応速度は上限値としている。また、熱伝達係数、黒鉛の熱伝導率等は炉心温度の低下が遅くなるように低めの値に設定する。

(5) 検 証

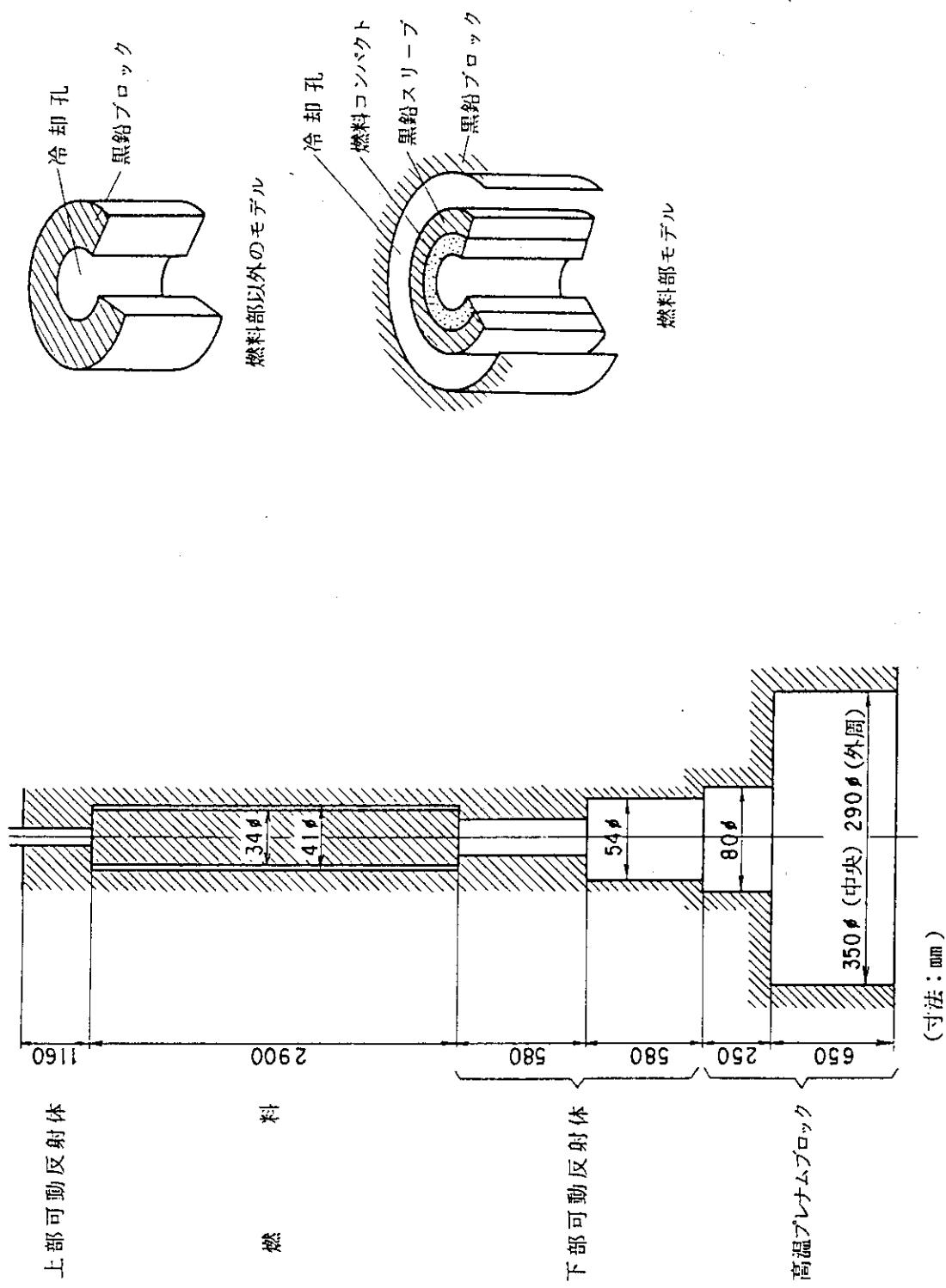
OXIDE-3 F コードの黒鉛酸化量算出手順は GRACE コードと本質的に同じである。物質伝達係数は、GRACE コードと同様に従来の熱伝達係数から導出されたものを使用しており、物質伝達係数の妥当性は 7 の(4)に記載したとおり確認されている。また、黒鉛と水蒸気の化学反応速度は水蒸気酸化試験に基づいて適切に考慮している。



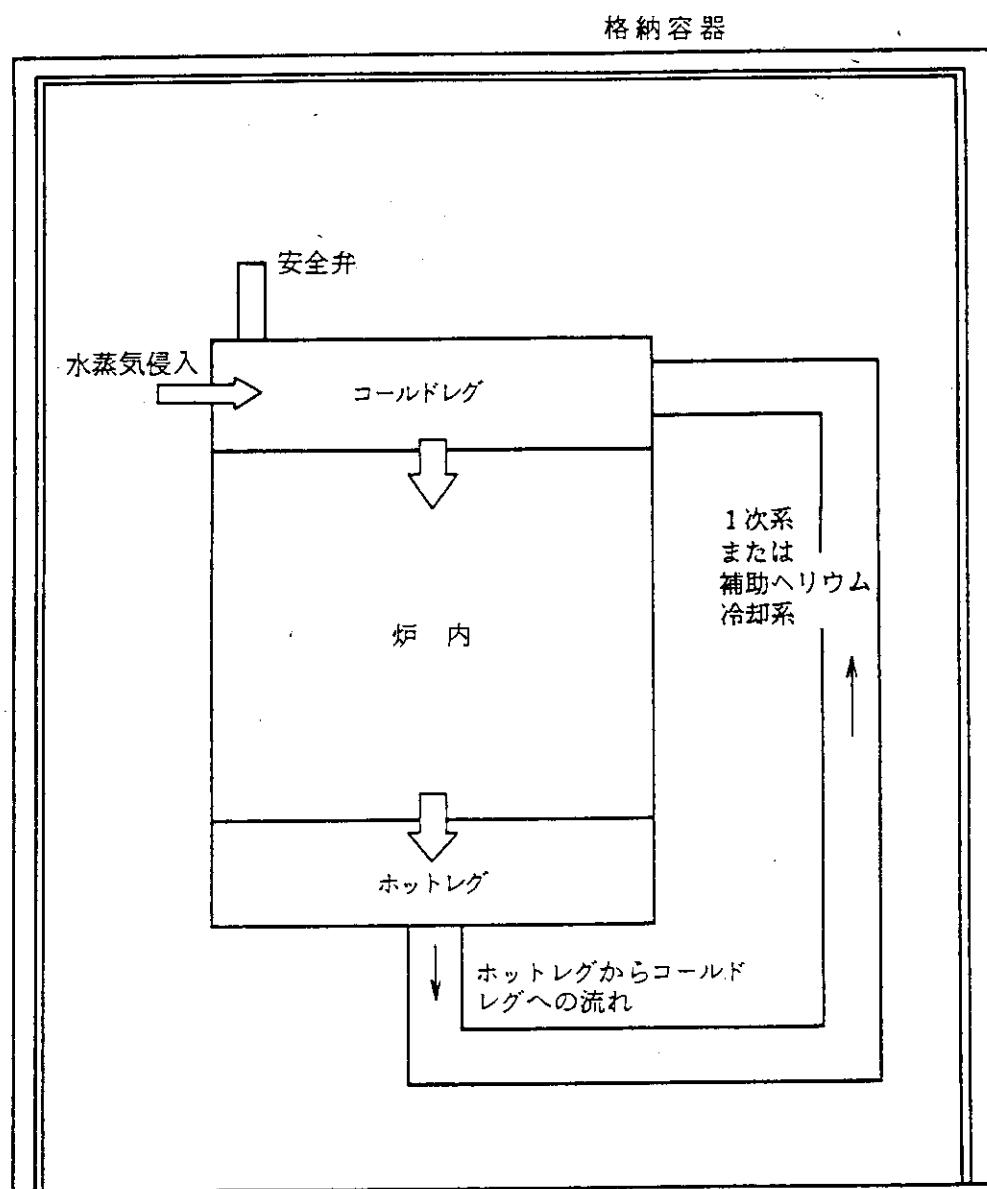
第 8.1 図 水侵入事故時の混合気体の流れ



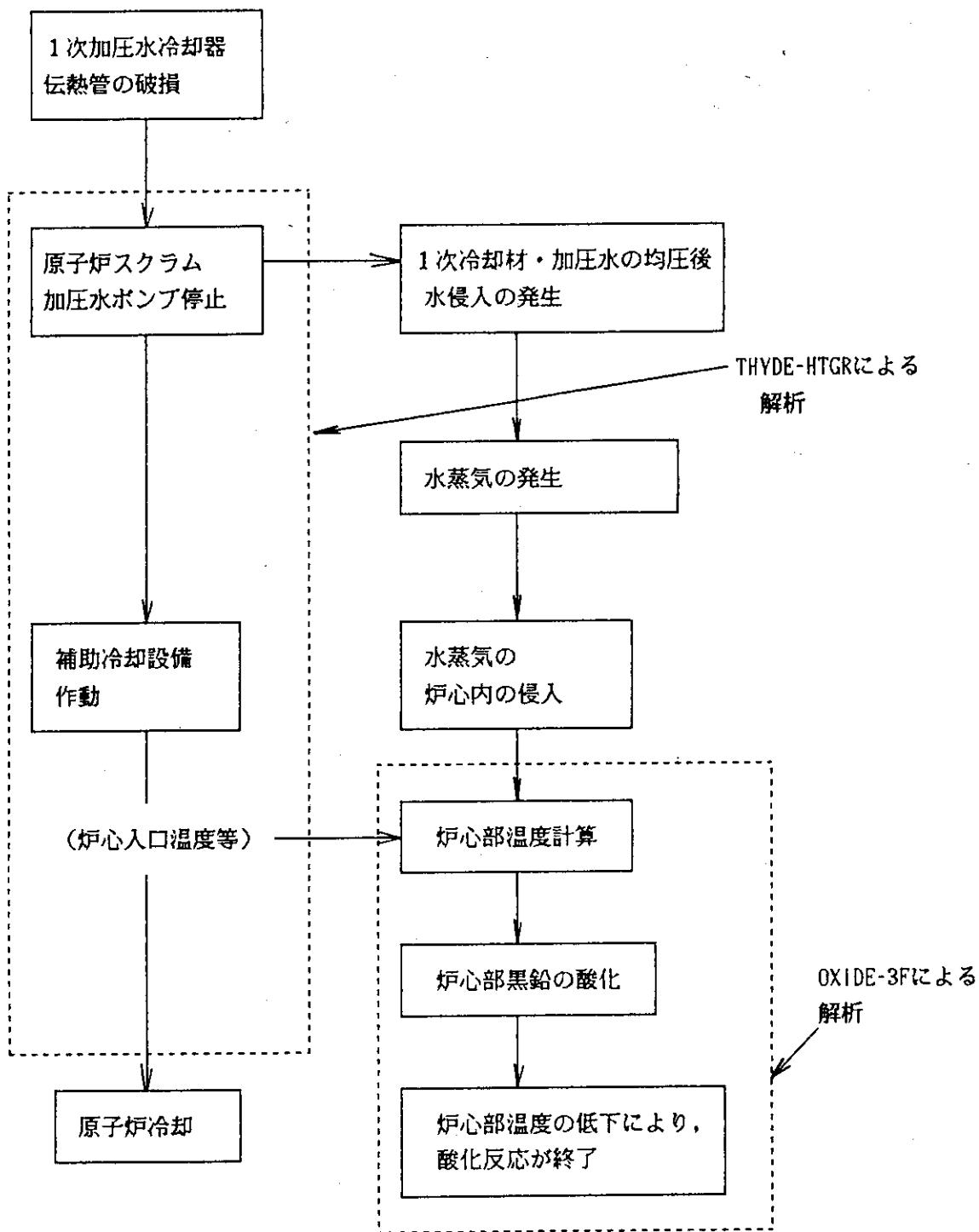
第8.2図 炉内全体の解析モデル



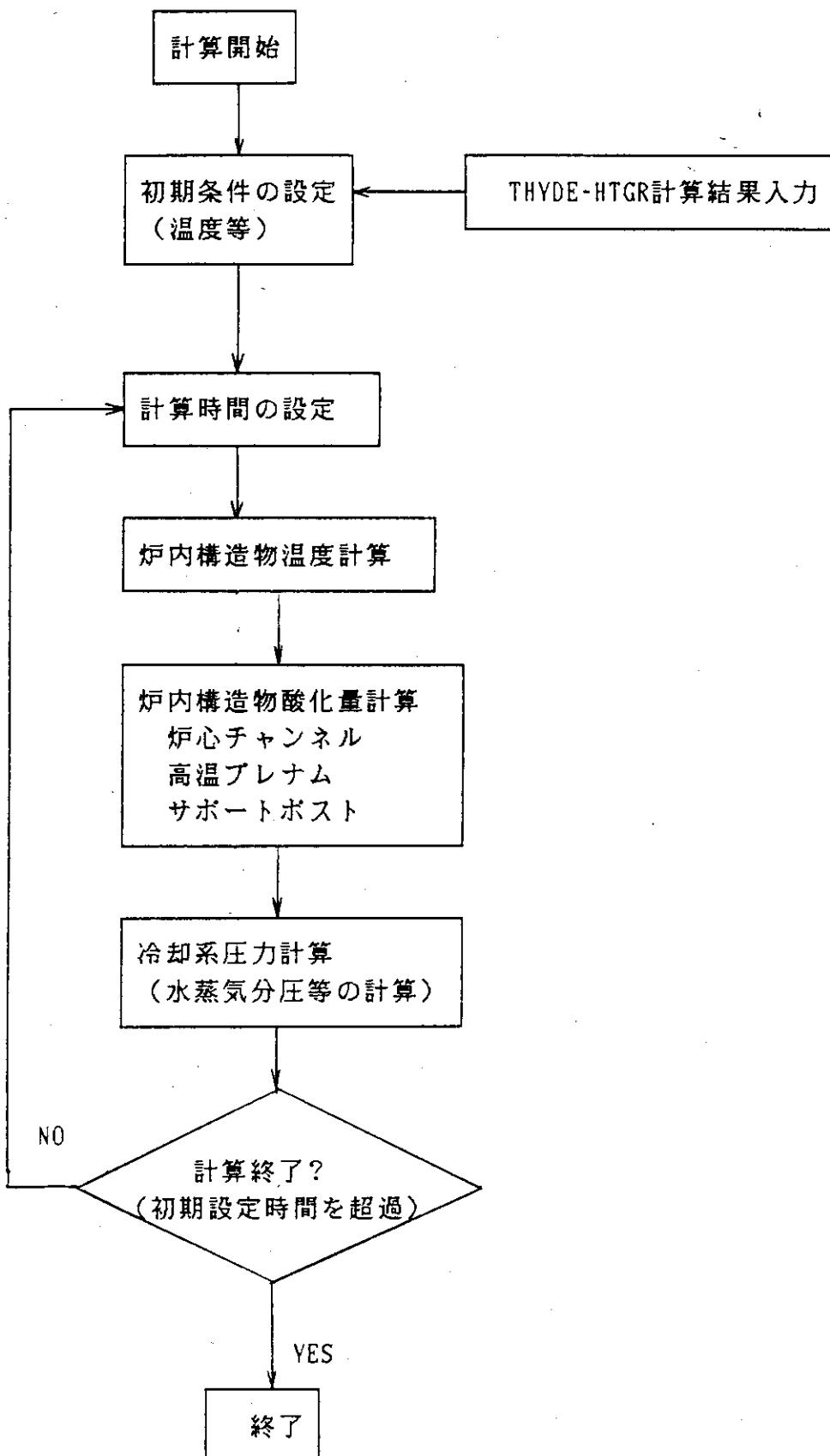
第8.3図 炉心燃料チャンネルモデル



第 8.4 図 1 次系及び格納容器の解析モデル



第 8.5 図 1次加圧水冷却器伝熱管破損事故時における THYDE-HTGR
及び OXIDE-3F コードの解析範囲



第 8.6 図 OXIDE-3F の計算フロー図

9. FLOWNET/TRUMP コード

(1) 概 要

FLOWNET／TRUMP は、燃料体内冷却材流路閉塞事故時における燃料体内温度分布を計算するコードである。本コードは、炉内流量配分解析コード“FLOWNET”⁽³²⁾と汎用3次元熱伝導解析コード“TRUMP”⁽³³⁾を連成したコードであり、定常状態における冷却材流量分布及び温度分布を計算する。“FLOWNET／TRUMP”的オリジナルコードの1部である“TRUMP”は核燃料物質等輸送容器の熱解析に使用されている⁽³⁴⁾。

(2) 解析モデルの特徴

燃料体内外の冷却材流路（燃料体の冷却材流路、カラム間の隙間及びクロス流れの流路）にノードと呼ばれる代表点を取り、ノード間を流路ブランチと呼ばれる等価な流路面積、流路長さ、水力等価直径等を有する1次元の流路で結合した流路網を用い、冷却材の圧力及び流量を求める。また、黒鉛ブロック、燃料要素等を有限な体積を有する要素に分割し、個体及び冷却材の温度分布を計算する。

燃料体内冷却材流路閉塞事故解析時における、燃料体内温度分布解析に用いる熱伝導計算用要素分割モデルを第9.1図に示す。

(3) 解析モデル及び計算方法

イ. 計算手順

FLOWNET部のモデルは、1次元の流路ブランチとその合流点を示すノードからなる流路ネットワークを形成するものであり、TRUMP部のモデルは、伝熱計算を実施する対象領域（流路部を含む）を有限体積で分割した要素からなるモデルである。

本コードのFLOWNET部では、各ノードに連続の式、各流路ブランチに運動方程式を適用して、冷却材の圧力及び流量を求める。また、TRUMP部では、有限な体積を有する要素に流体内熱輸送を含む3次元熱伝導方程式を適用し、固体部（黒鉛ブロック及び燃料要素）及び冷却材の温度分布を求める。FLOWNET／TRUMPでは、上記のステップを繰り返すことにより収束解を求める。

FLOWNET／TRUMPの計算フローを第9.2図に示す。

ロ. 基礎式

FLOWNET／TRUMPにおいて適用している基礎式を以下に示す。

(イ) 連続の式

$$\sum_j W_{ij} + S_i = 0 \quad (9.1)$$

ここで

W_{ij} : ブランチ ij の流量 (kg/sec)

S_i : ノード i での湧出量 (kg/sec)

(口) 運動方程式

$$\Delta P_{ij} = \frac{\bar{\rho}_{ij} u_{ij}^2}{2g} \left(F_{ij} \frac{L_{ij}}{D_{ij}} + K_{ij} + 2 \left\{ \frac{\bar{\rho}_{ij}^{out}}{\rho_{ij}^{out}} - \frac{\bar{\rho}_{ij}^{in}}{\rho_{ij}^{in}} \right\} \right) \quad (9.2)$$

ここで

- ΔP_{ij} : ブランチ ij での圧力損失 (kg/m^3)
 $\bar{\rho}_{ij}$: ブランチ ij での平均密度 (kg/m^3)
 u_{ij} : ブランチ ij での流速 (m/sec)
 g : 重力加速度 (m/sec^2)
 F_{ij} : ブランチ ij の摩擦損失係数 (-)
 L_{ij} : ブランチ ij の流路長 (m)
 D_{ij} : ブランチ ij の等価直径 (m)
 K_{ij} : ブランチ ij の形状損失係数 (-)
 ρ_{ij}^{out} : ブランチ ij 出口での冷却材密度 (kg/m^3)
 ρ_{ij}^{in} : ブランチ ij 入口での冷却材密度 (kg/m^3)

(ハ) 3次元定常伝熱方程式

(ii) 3次元定常熱輸送方程式 (流体による熱輸送)

$$\rho C_p u \cdot \nabla T = \nabla \cdot (k \nabla T) \quad (9.3)$$

ここで

- ρ : 冷却材密度 (kg/m^3)
 C_p : 冷却材比熱 ($\text{J}/\text{kg} \cdot ^\circ\text{C}$)
 u : 速度ベクトル (m/s)
 T : 温度 ($^\circ\text{C}$)
 k : 热伝導率 ($\text{W}/\text{m} \cdot ^\circ\text{C}$)

(iii) 3次元定常熱伝導方程式

$$\nabla \cdot (k \nabla T) + q = 0 \quad (9.4)$$

- q : 単位体積当りの発熱量 (W/m^3)

燃料体内冷却材流路閉塞事故時の事故経緯と FLOWNET/TRUMP コードの解析範囲を第 9.3 図に示す。

(4) 検 証⁽³⁵⁾

FLOWNET/TRUMP の検証解析は、第 9.4 図に示す HENDEL T 1 多チャンネル試験装置による均一出力分布試験結果及び不均一出力分布試験結果を用いて行った。HENDEL T 1 は、実機と同じ高温高圧のヘリウムガス雰囲気中において、燃料棒等の炉心構成要素の伝熱流動特性を確認するための試験装置であり、燃料棒冷却材流路 1 本を模擬した 1 チャンネル試験装置及び燃料棒冷却材流路 12 本を模擬した多チャンネル試験装置から構成されている。不均一出力分布試験は、試験体内的任意の模擬燃料棒（ここでは、No. 6 チャンネルの模擬燃料棒…燃料チャンネル番号は第 9.5 図参照）の発熱量を変化させ、カラム内の出力分布による黒鉛ブロックを介しての熱移動量、黒鉛ブロック内温度分布を評価するための試験である。FLOWNET/TRUMP コードが取り扱う燃料体内冷却材流路閉塞事故解析においては、黒鉛ブロックを介しての熱移動の評価

が重要となる。不均一出力分布は流路閉塞事故時の黒鉛ブロックを介しての熱移動を評価する本コードの検証データとして適している。第 9.5 図に検証解析に使用したモデルの概略図を示す。

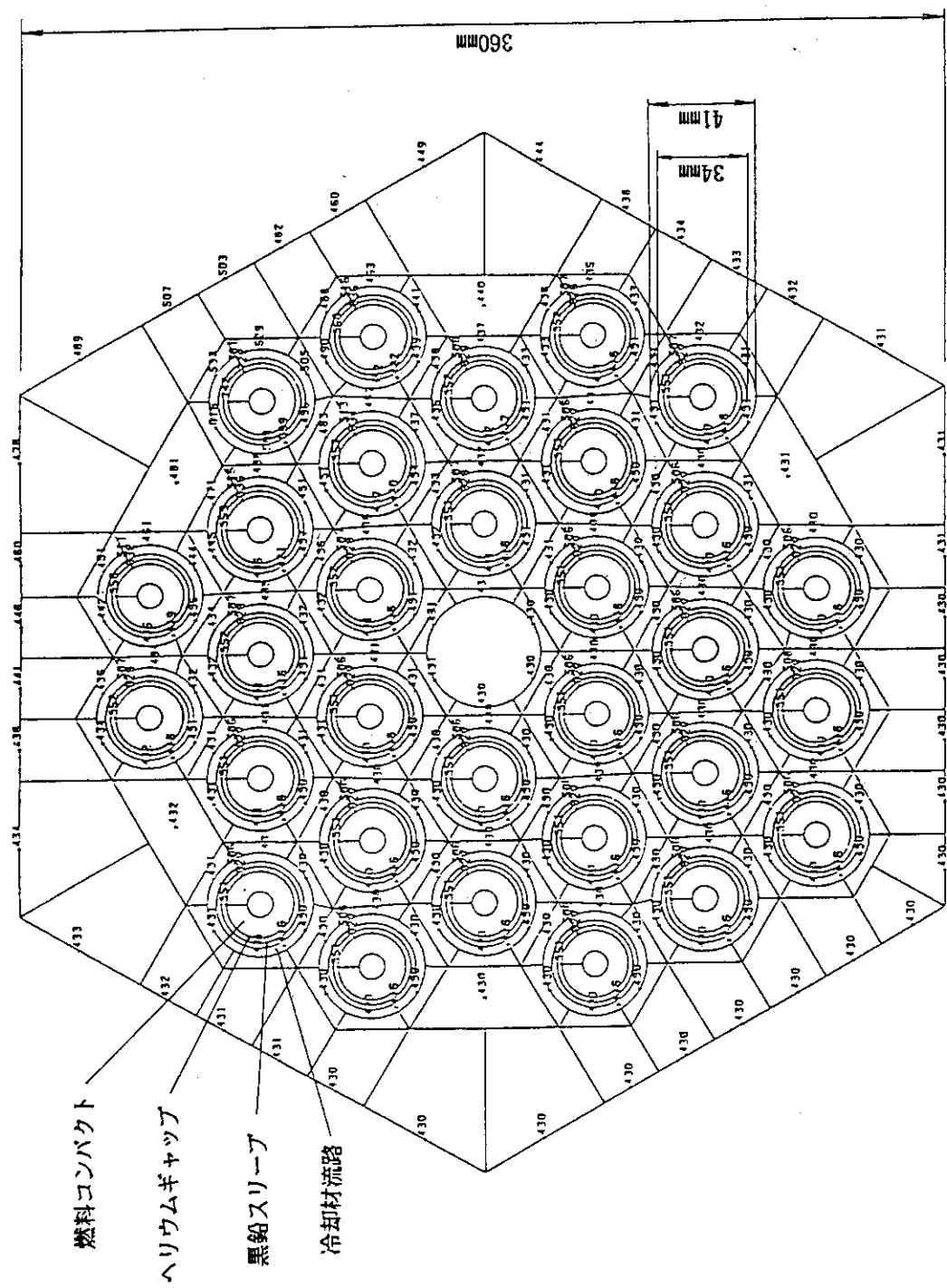
No. 6 チャンネルの発熱量を 0 kWとした場合の不平衡出力試験における、No. 6 チャンネルと No. 8 チャンネルの模擬燃料棒表面温度の実験値と解析値の比較を第 9.6 図に示す。同図より、解析結果は実験結果を保守的に包絡しており、FLOWNET／TRUMP による解析の妥当性が確認された。

さらに、燃料体内に最も極端な温度分布が発生する代表事象として、燃料チャンネルの 1 部が閉塞された状態（流路閉塞事故）における実験解析を実施している。実験は上記と同様、

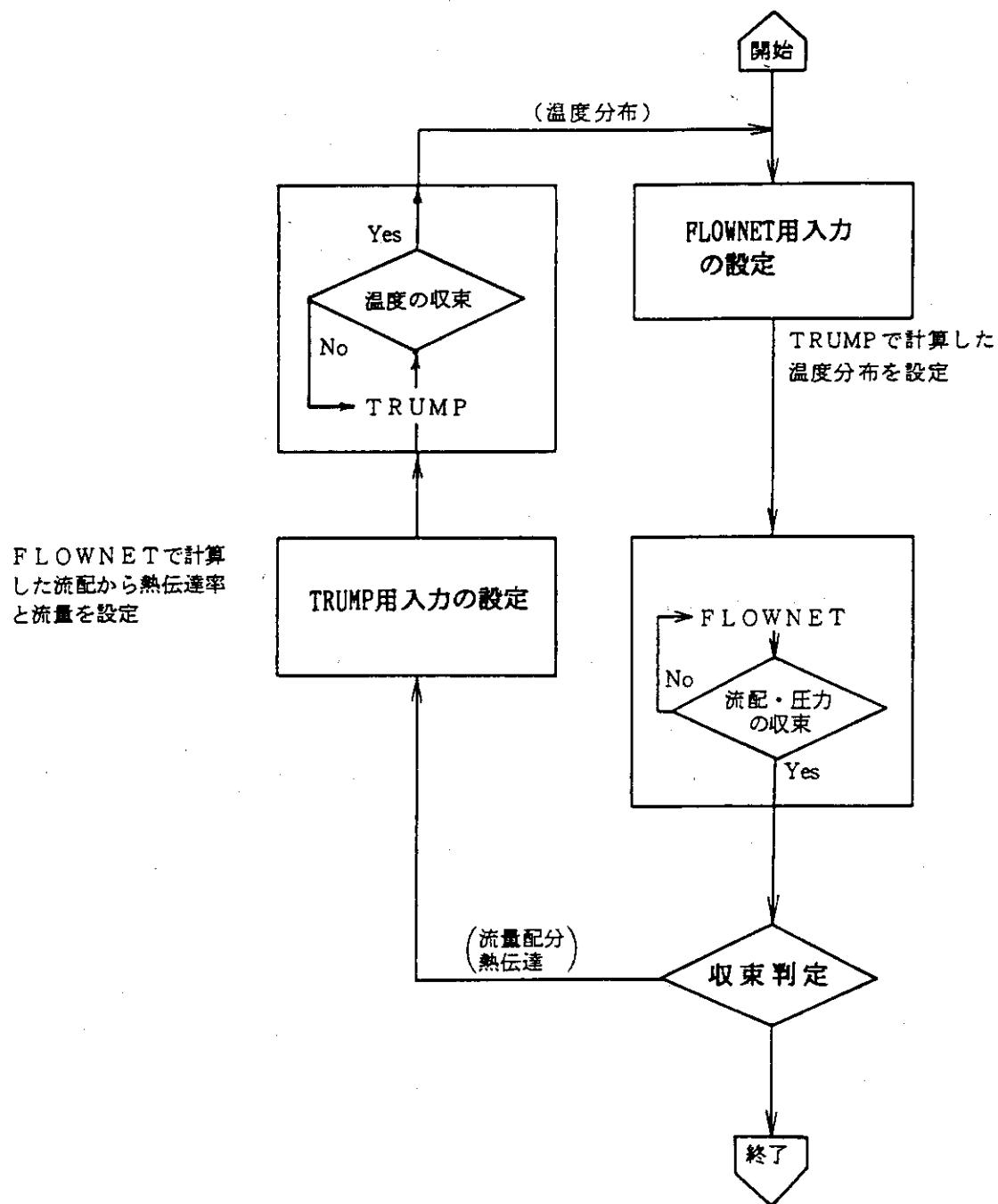
HENDEL T₁（多チャンネル）試験装置を用いたもので、模擬燃料体の中央部に位置するNo. 6 チャンネルの入口に、流路断面積の約 90 %を閉塞させる特殊治具を設置したものである。流路閉塞のない均一出力分布試験における模擬燃料棒表面温度を第 9.7 図に示す。表面温度は黒鉛ブロック内ではほぼ一定であり、解析値と実測値は良く一致している。一方、流路閉塞時の模擬燃料棒表面の最高温度に関して、本実験結果と FLOWNET／TRUMP コードによる解析値を比較した結果を第 9.8 図に示すが、解析結果は実験結果と同様の温度分布傾向を示し、安全側の値を示すことがわかる。実測値が解析値よりも低くなっているのは以下の理由によると考えられる。

HENDEL T₁ では、黒鉛ブロックの外周に半径方向への熱損失を低減するための補償ヒータを設置している。しかし、流路閉塞試験では黒鉛ブロック内の温度分布が歪んでいるため、補償ヒータと黒鉛ブロックの間の温度差が生じ、周辺チャンネルの温度が低くなっている。一方解析では、黒鉛ブロック外周を断熱境界としているために、解析結果の方が実測値よりも高くなっている。

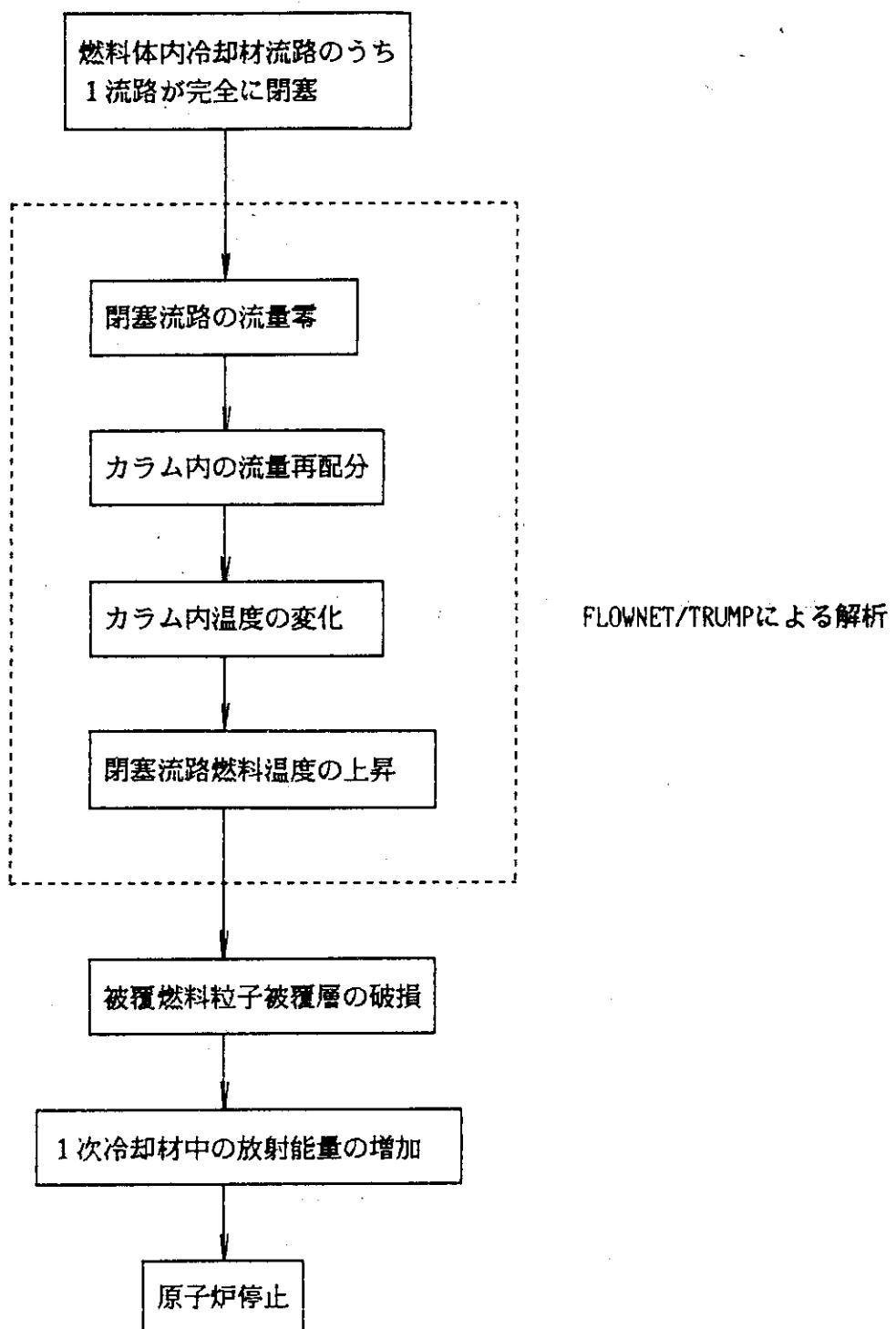
以上より、FLOWNET／TRUMP により燃料体内の温度分布を解析することは妥当である。



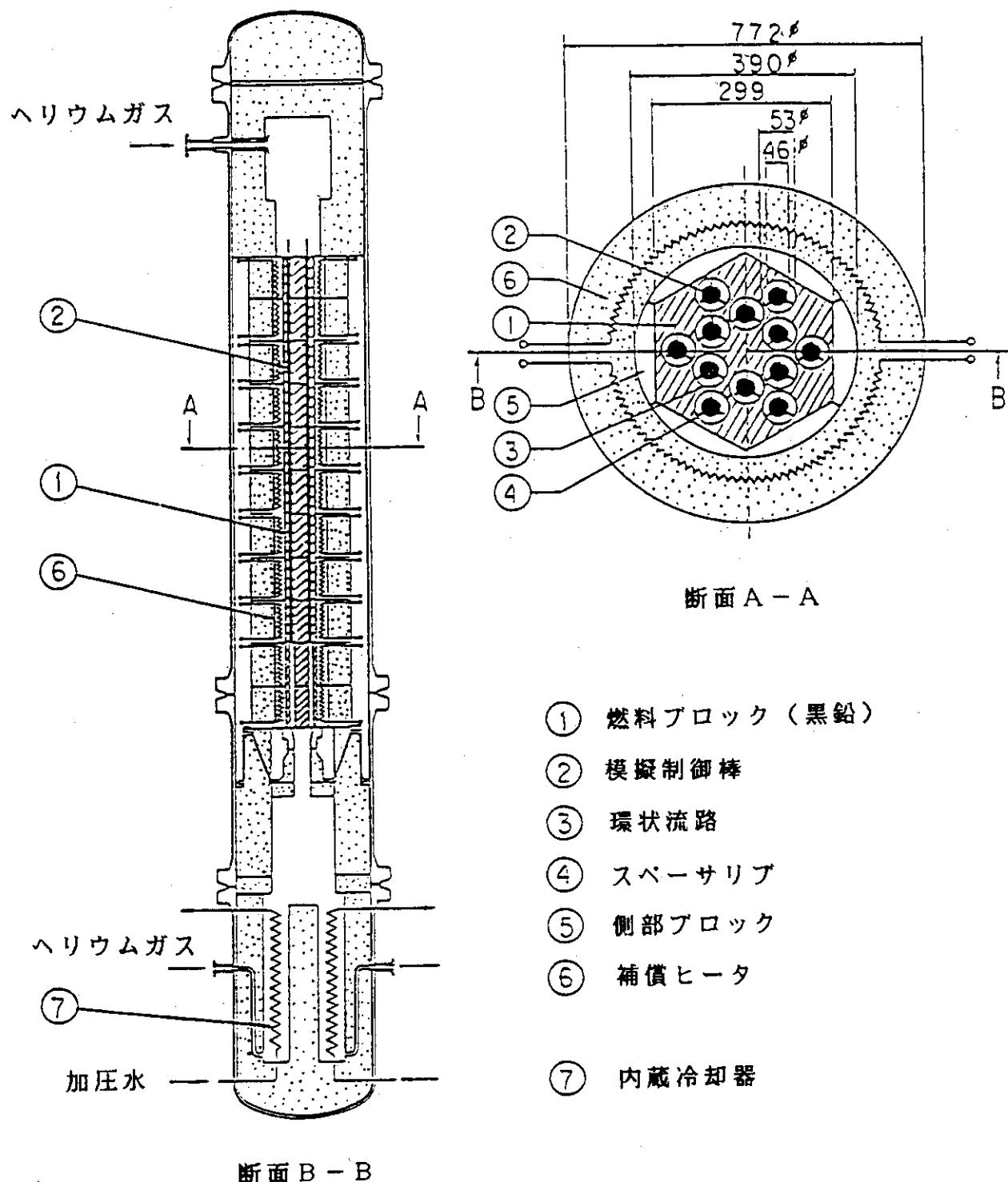
第9.1図 燃料体内冷却材流路閉塞事故解析モデル図

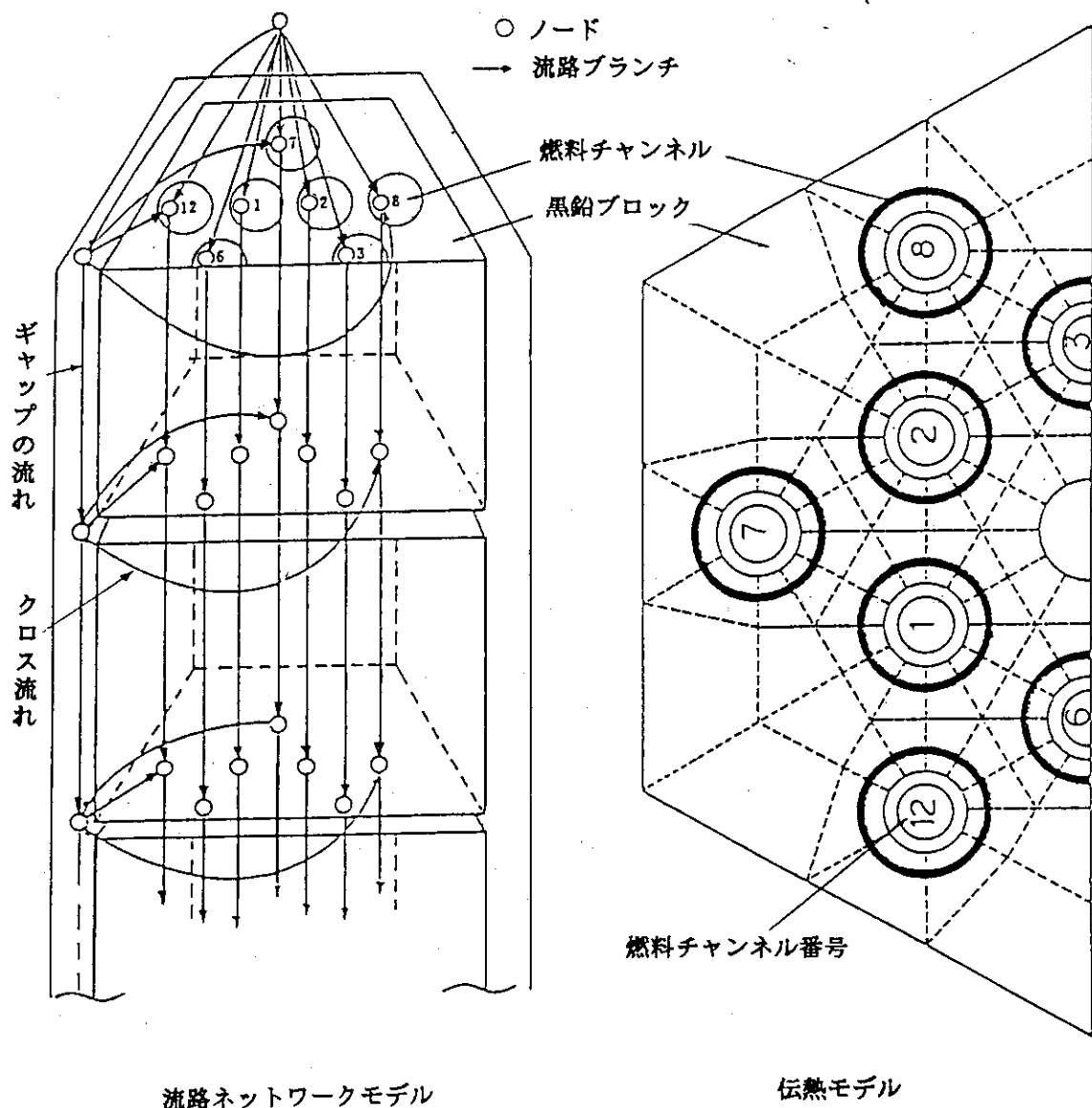


第9.2図 FLOWNET/TRUMPの計算フロー

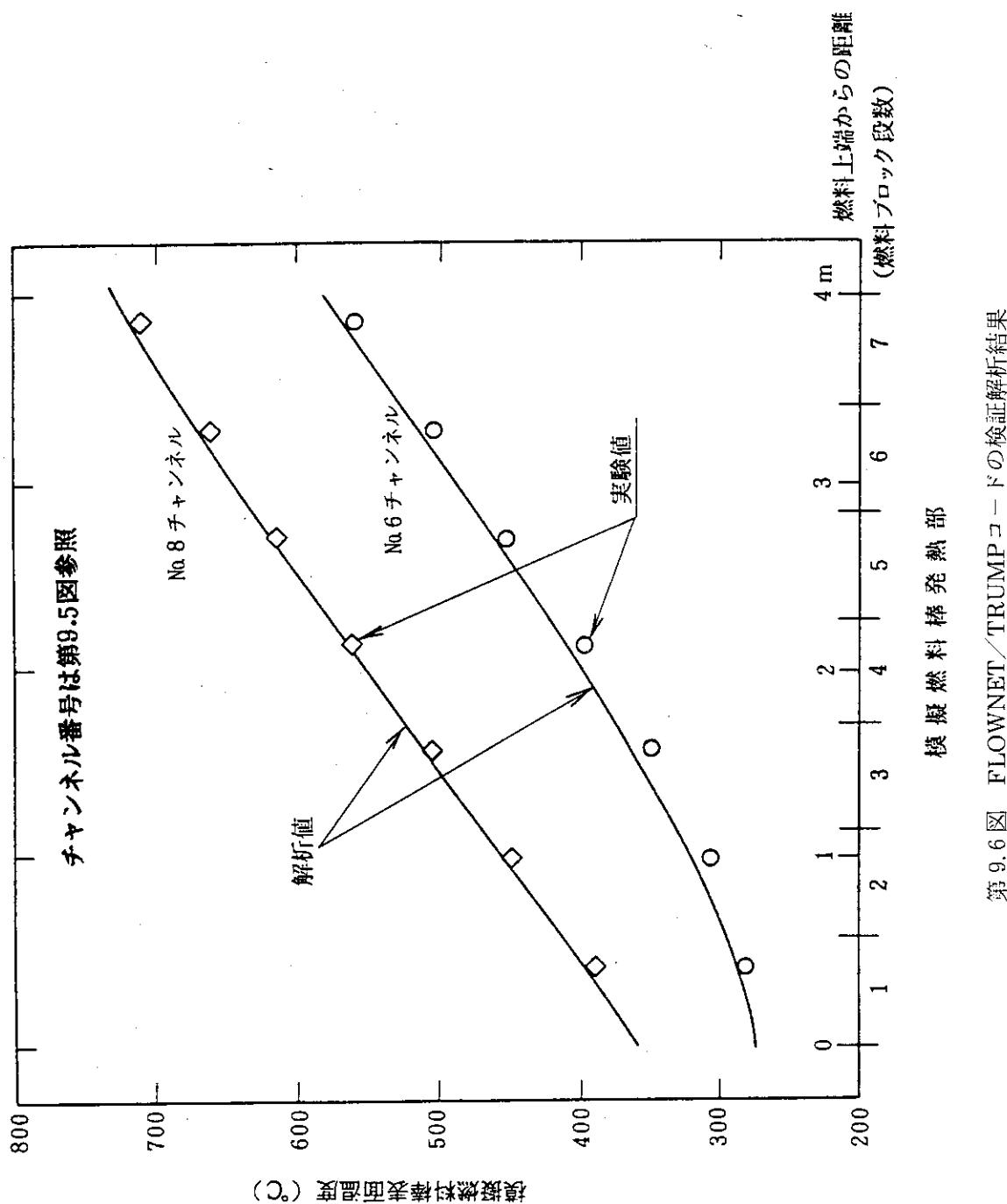


第9.3図 燃料体内冷却材流路閉塞事故時の FLOWNET/TRUMPの解析範囲

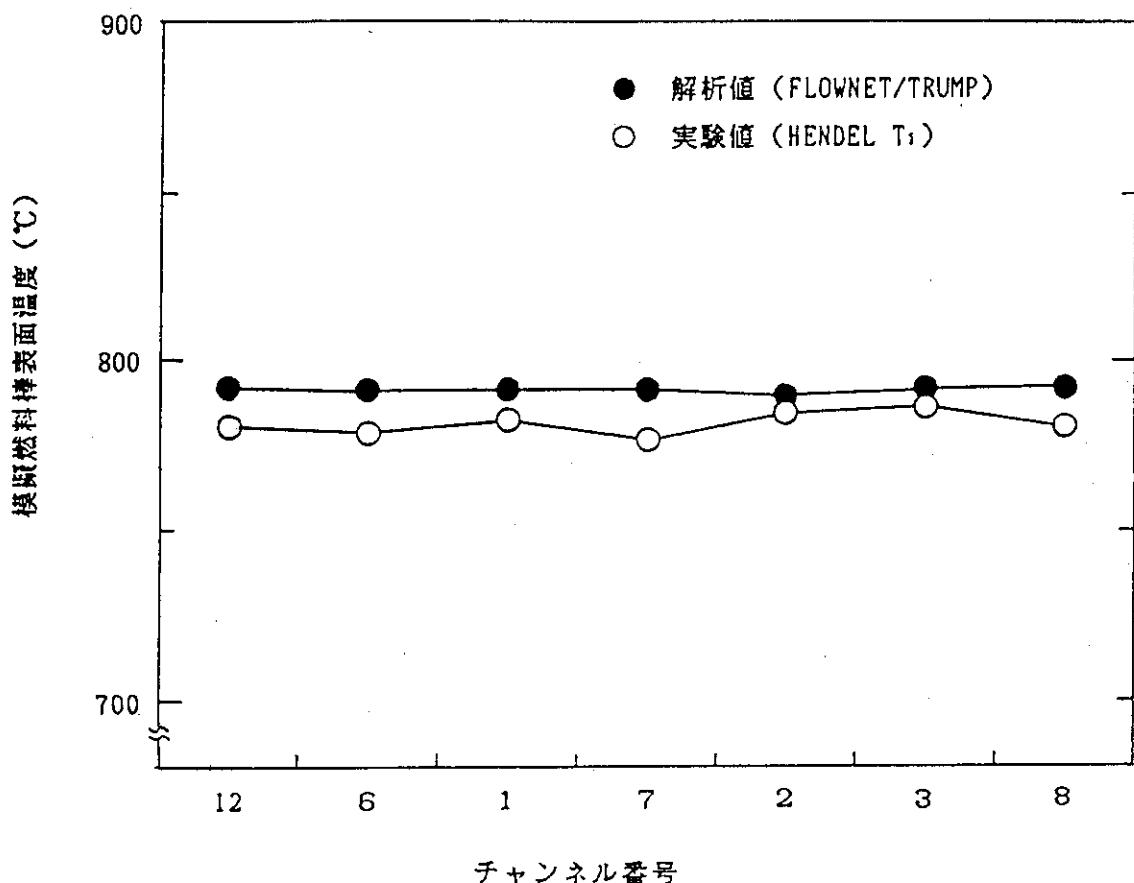
第9.4図 T₁多チャンネル試験装置構造図



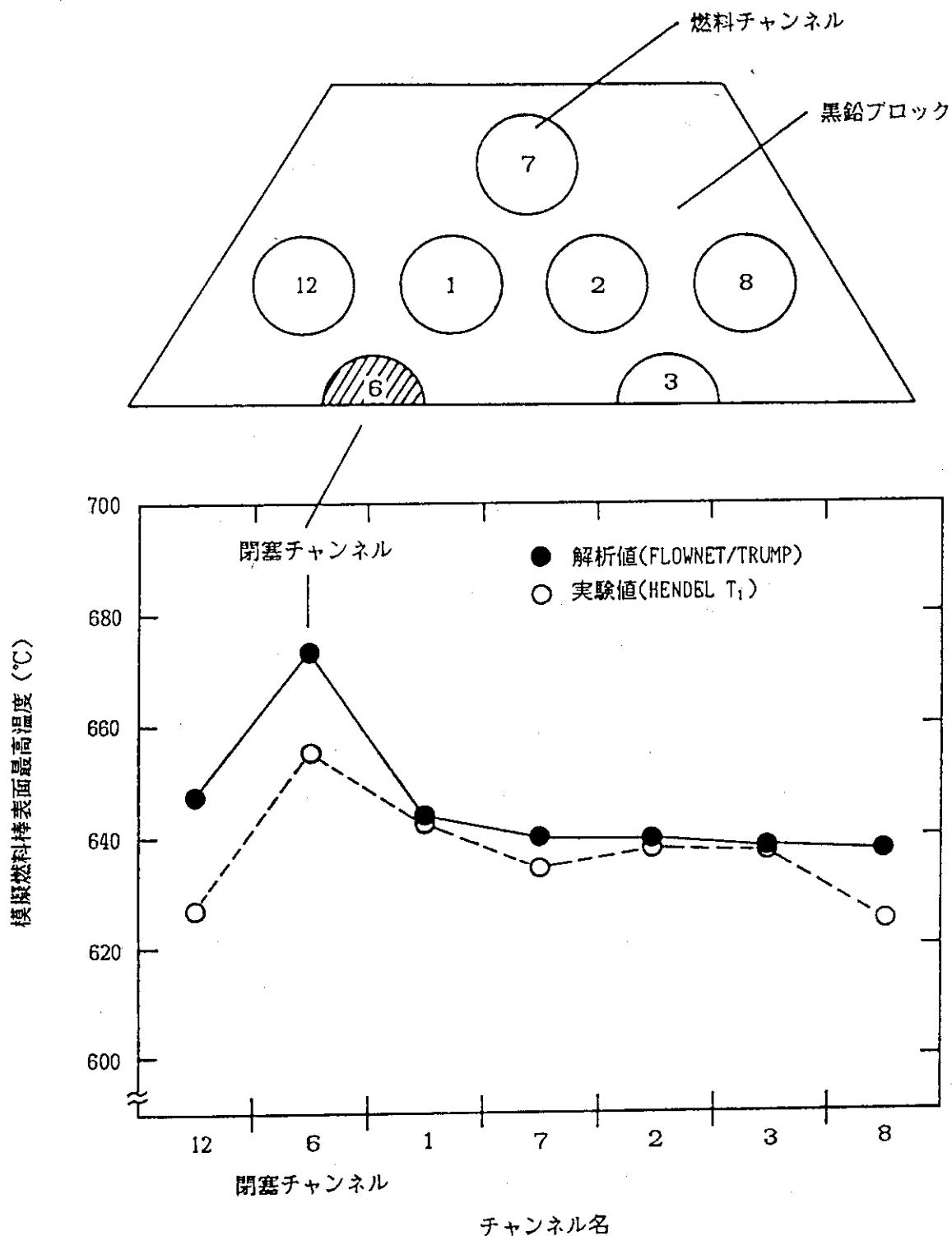
第 9.5 図 FLOWNET/TRUMP 解析モデル



チャンネルの番号と位置は、第9.5図参照



第9.7図 均一出力分布試験における模擬燃料棒表面温度分布の実験値と解析値の比較



第 9.8 図 流路閉塞時における模擬燃料棒表面温度分布の実験値と解析値の比較

謝 辞

本報告書をまとめるにあたり、様々な御助言および御協力を頂いた原子炉建設室・安全評価グループの各位に深謝致します。

参 考 文 献

- (1) 中川他, : 「高温ガス炉の炉心動特性解析コード "BLOOST-J2"」, JAERI-M89-013 (1989).
- (2) MERRILL, M., "BLOOST-5: A Combined Reactor Kinetics-Heat Transfer Code for the IBM-7044 Preliminary Description", GAMD-6644, November 9 (1965).
- (3) MERRILL, M., "BLOOST-6: A Combined Reactor Kinetics-Heat Transfer Program", GA-8416, December (1967).
- (4) "Final Hazards Summary Report Peach Bottom Atomic Power Station", DOCKET-50171-3.
- (5) Public Service of Colorado, "Fort St. Vrain Nuclear Generating Station Final Safety Analysis Report", DOCKET No.50-267.
- (6) BALL, S.J. et al., "High Temperature Gas-Cooled Reactor Safety Studies for the Devision of Reactor Safety Research Quarterly Progress Report January 1-March 31, 1980", NUREG/CR-1521, August (1980).
- (7) PRINCE, R.J., "Review of the Thermal Conductivity of Nuclear Graphite under HTGR Conditions", Gulf General Atomic Report Gulf-GA-A12615, May (1974).
- (8) BUTLAND, A.T.D. and MADDISON, R.J., "The Specific Heat of Graphite: An Evaluation of Measurements", J. Nucl. Mater. 49,45(1973-74).
- (9) "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).
- (10) ASAHI, Y.: Description of THYDE-P code (preliminary report of methods and models, JAERI-M-7751 (1978).
- (11) ASAHI, Y.: User's Manual for THYDE-P1, JAERI-M82-38 (1982).
- (12) ASAHI, Y., HIRANO, M. and SATO, K.: THYDE-P2: RCS (Reactor-Coolant System) Analysis Code, JAERI 1300 (1985).

謝 詞

本報告書をまとめるにあたり、様々な御助言および御協力を頂いた原子炉建設室・安全評価グループの各位に深謝致します。

参 考 文 献

- (1) 中川他, : 「高温ガス炉の炉心動特性解析コード "BLOOST-J2"」, JAERI-M89-013 (1989).
- (2) MERRILL, M., "BLOOST-5: A Combined Reactor Kinetics-Heat Transfer Code for the IBM-7044 Preliminary Description", GAMD-6644, November 9 (1965).
- (3) MERRILL, M., "BLOOST-6: A Combined Reactor Kinetics-Heat Transfer Program", GA-8416, December (1967).
- (4) "Final Hazards Summary Report Peach Bottom Atomic Power Station", DOCKET-50171-3.
- (5) Public Service of Colorado, "Fort St. Vrain Nuclear Generating Station Final Safety Analysis Report", DOCKET No.50-267.
- (6) BALL, S.J. et al., "High Temperature Gas-Cooled Reactor Safety Studies for the Devision of Reactor Safety Research Quarterly Progress Report January 1-March 31, 1980", NUREG/CR-1521, August (1980).
- (7) PRINCE, R.J., "Review of the Thermal Conductivity of Nuclear Graphite under HTGR Conditions", Gulf General Atomic Report Gulf-GA-A12615, May (1974).
- (8) BUTLAND, A.T.D. and MADDISON, R.J., "The Specific Heat of Graphite: An Evaluation of Measurements", J. Nucl. Mater. 49,45(1973-74).
- (9) "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).
- (10) ASAHI, Y.: Description of THYDE-P code (preliminary report of methods and models, JAERI-M-7751 (1978).
- (11) ASAHI, Y.: User's Manual for THYDE-P1, JAERI-M82-38 (1982).
- (12) ASAHI, Y., HIRANO, M. and SATO, K.: THYDE-P2: RCS (Reactor-Coolant System) Analysis Code, JAERI 1300 (1985).

- (13) ASAHI, Y., HIRANO, M.: Verification Study of LOCA Analysis Code THYDE-P (Sample Calculation Run 10), JAERI-M-8560 (1979).
- (14) SHIMIZU, T. and ASAHI, Y.: Through Calculation of 1100 MWe PWR Large Break LOCA by THYDE-P (Sample Calculation Run 20), JAERI-M-9818 (1981).
- (15) KANAZAWA, M. et al.: A Through Calculation of 1100 MWe PWR Large Break LOCA by THYDE-P1 EM Model, JAERI-M84-132 (1984).
- (16) HIRANO, M., ASAHI, Y.: Through Analysis of LOFT L2-2 by THYDE-P Code 1 (Sample Calculation Run 30), JAERI-M-9535 (1981).
- (17) HIRANO, M.: Through Analysis of LOFT L2-3 by THYDE-P Code (Sample Calculation Run 40), JAERI-M-9765 (1981).
- (18) HIRANO, M.: Analysis of LOFT Small Break Experiment L3-1 with THYDE-P Code (CSNI International Standard Problem No.9 and THYDE-P Sample Calculation Run 50), JAERI-M82-008 (1982).
- (19) HIRANO, M.: Analysis of LOFT L3-6/L8-1 with THYDE-P (CSNI International Standard Problem No.11 Sample Calculation Run 60), JAERI-M82-028 (1982).
- (20) KOSUGI, S. et al.: Analysis of PKL Test K9 by THYDE-P Code (CSNI ISP No.10 and THYDE-P Sample Calculation Run 70), JAERI-M82-115 (1982).
- (21) HIRANO, M. and AKIMOTO, M.: Pre-test Prediction of Fix-II Intermediate Break Experiment with THYDE-P1, JAERI-M81-115 (1985).
- (22) 国富他, "高温工学試験研究炉の炉内 2 次元温度分布解析コード TAC-NC とその検証", JAERI-M 89-001 (1989).
- (23) PETERSEN, J.F.: "TAC-2D, A General Purpose Two-Dimensional Heat Transfer Computer Code User's Manual", USAEC Report, GA-8868, September (1969).
- (24) CLARK, S.S. and PETERSEN, J.F.: "TAC-2D, A General Purpose Two-Dimensional Heat Transfer Computer Code - Mathematical Formulation and Programmers' Guide", USAEC, GA-9262, September (1969).
- (25) LUDWIG, D.L.: "A User's Manual for RAT Heat Transfer Code", USEAC Report, GAMD-8360, November (1967).
- (26) MOORE, J.G. and WALDFORD, F.J.: "Basic Transient Flow Studies in Stage 1 Reactor Models", J. Brit. Nucl. Energy Soc. 3, No.3, 174 (1964).
- (27) SHAPIRO, P.A.: "The Dynamics and Thermodynamics of Compressible Fluid Flow", Vol.1, The Ronald Press Co., New York, N.Y. (1953).

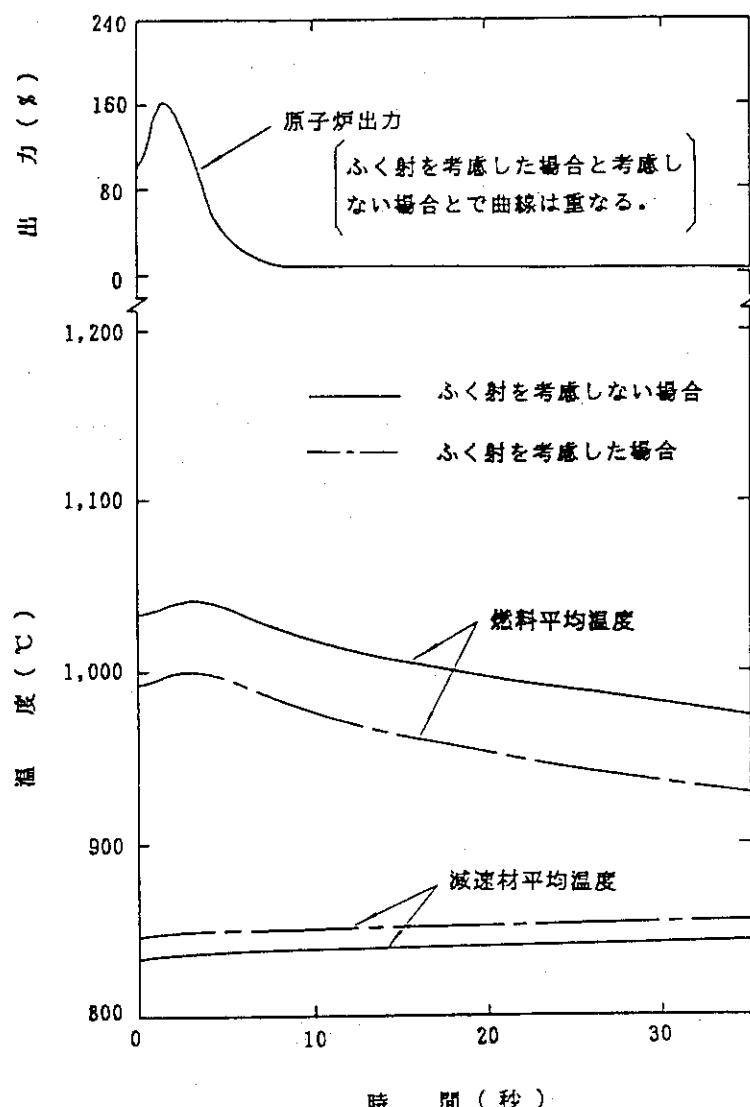
- (28) GIDE, R.G. et al.: "COMPARE-MOD1: A Code for the Transient Analysis of Volumes with Heat Sinks Flowing Vents and Doors", LA-7199-MS (1978).
- (29) KAWAKAMI, H.: "Air Oxidation Behavior of Carbon and Graphite Materials for HTGR", 炭素, NO.124, 26 (1986).
- (30) 小川, "高温の黒鉛円柱に直行して流れる混合ガス流が化学反応と多孔質内拡散を伴う場合の物質伝達", 機論(B編), 53巻488号(昭62), 1351.
- (31) PEROOMIAN, M.B. et al.: "OXIDE-3: A Computer Code for Analysis of HTGR Steam or Air Ingress Accidents", GA-A12493 (GA-LTR-1) (1975).
- (32) 丸山他, "炉内流動解析コード FLOWNETの検証", JAERI-M 88-138 (1988).
- (33) 幾島, "TRUMP3-JR:有限要素法による非線形熱伝導計算プログラム", JAERI-M 84-017 (1985).
- (34) 原子力工学試験センター, "核燃料物質等輸送容器の安全解析コードの調査検討", JINS-0816, S86-F-S03 (1987).
- (35) 丸山他, "熱流動・熱伝導連成コード FLOWNET/TRUMPの検証", JAERI-M88-173 (1988).

付録1 BLOOST-J2におけるふく射の取扱いについて

BLOOST-J2では、燃料最高温度を評価するためのホットチャンネル及び原子炉出力を評価するための平均チャンネルにおいて、ふく射の効果を無視している。

これは、①燃料最高温度の評価の観点から、ふく射を無視した方が保守的な結果を与えるため及び、②原子炉出力の評価の観点から、ふく射の効果は無視し得るためである。

第A.1.1図に、平均チャンネルでふく射を考慮した場合と、ふく射を無視した場合の燃料平均温度、減速材平均濃度及び原子炉出力の挙動の比較を示す。図からわかるように原子炉出力の差はなく、従って平均チャンネルでのふく射の効果は無視し得る。



第A.1.1図 制御棒引抜き事故時の原子炉の挙動

(反応度添加率 $1.7 \times 10^{-3} \Delta k/k/s$)

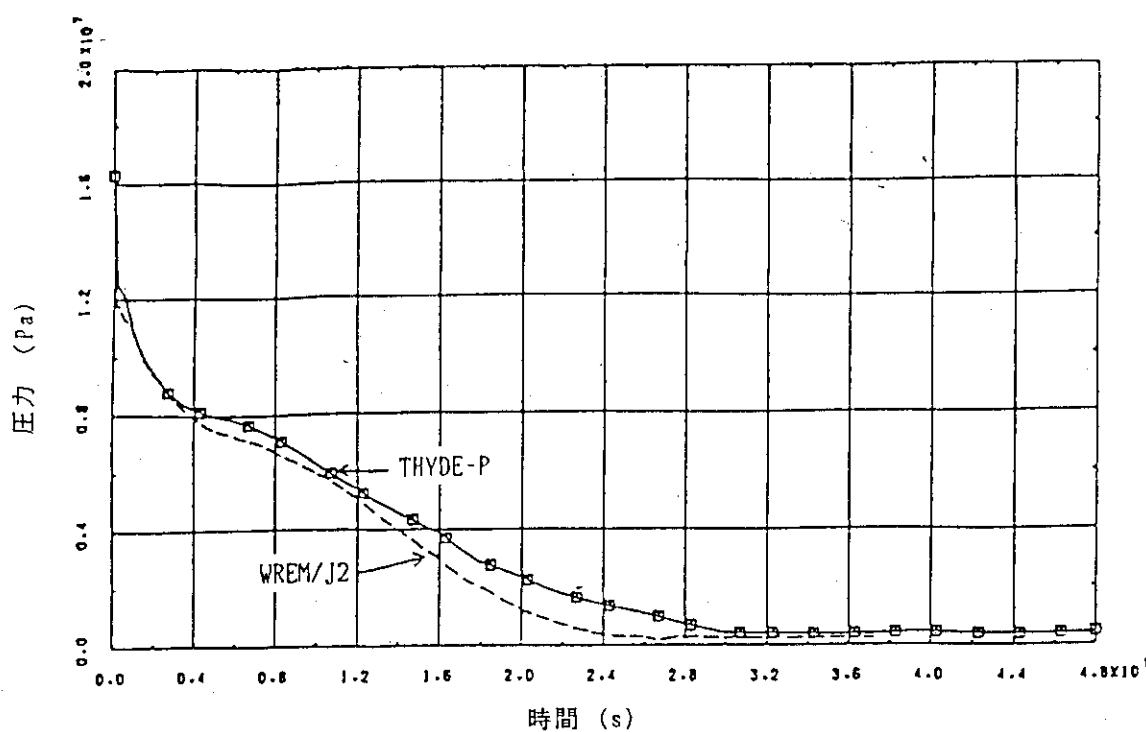
付録 2 実炉で流量が変わる事象を THYDE-HTGR で検証したデータについて

実炉において流量が変わる事象について THYDE-HTGR で検証したデータはない。しかし、 THYDE-HTGR のオリジナルコードである THYDE-P, P2 コードについては、第 A.2.1 表に示す LOCA 解析が実炉で流量が変わる事象に対する検証解析として行われている。第 A.2.1 表中の LOFT, PKL, Fix II 実験はそれぞれ米国、西独、スウェーデンの大型実験装置を用いた実験である。LOFT L2-5, L3-1, L3-6/L8-1 及び Fix 及び Fix II 実験はいずれも OECD/CSNI NEA が主催した国際標準問題 (ISP) に指定されたものである。また、これ以外に実炉の LOCA 解析として WREM/J2 コードとの比較を行い検証している⁽⁷⁾。WREM/J2 コード⁽⁸⁾は USNRC が開発した WREM を原研で改良したものであり、実炉の安全解析で使用した実績がある。第 A.2.1 図及び第 A.2.2 図に大破断 LOCA 解析における WREM/J2 コードと THYDE-P コードの解析結果の比較を示す。両コードによる解析結果の一致は良く、THYDE-P コードの大破断 LOCA 解析機能の妥当性が示されている。

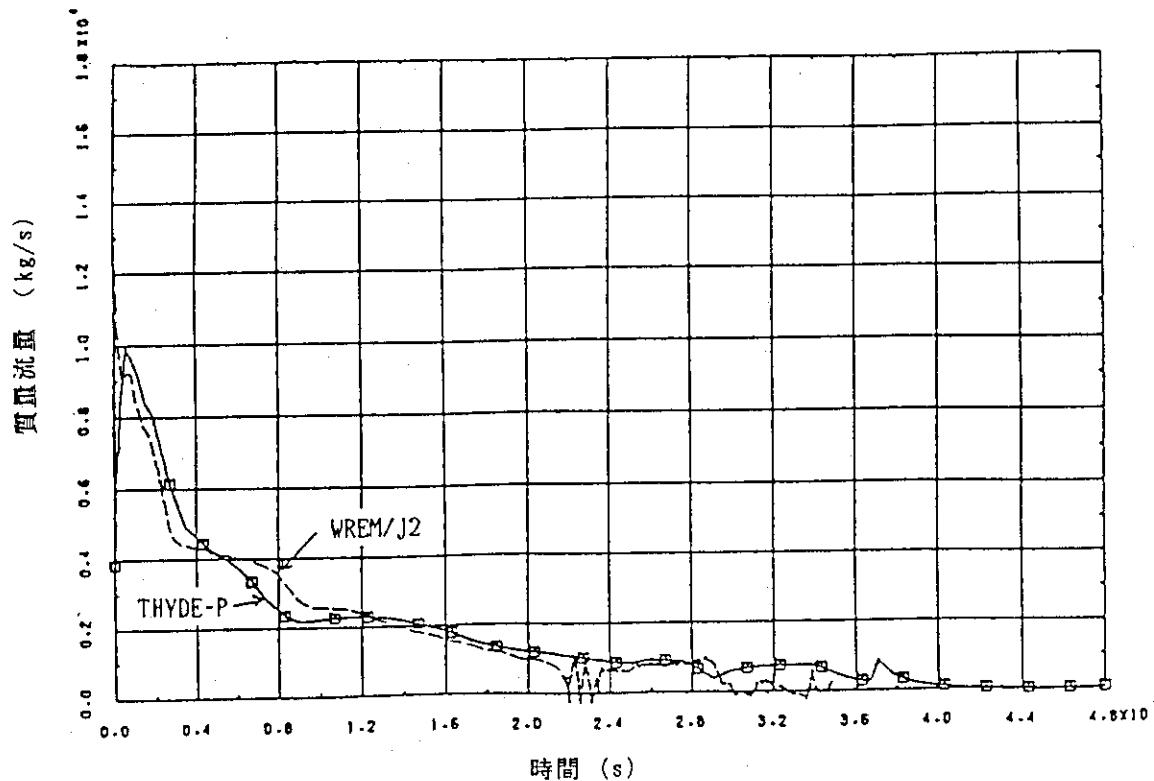
第 A.2.1 表 THYDE-P, P2 コード検証のための実験解析

解析対象実験		特徴
大破断 LOCA	LOFT L2-2 ⁽¹⁾	PWR コールドレグ両端破断、50 %出力、ポンプ起動
	LOFT L2-3 ⁽²⁾	PWR コールドレグ両端破断、75 %出力、ポンプ起動
	(LOFT L2-5)*	PWR コールドレグ両端破断、75 %出力、ポンプ停止
	PKL K9 ⁽³⁾	PWR 再冠水実験
小破断 LOCA	LOFT L3-1 ⁽⁴⁾	PWR コールドレグ 4 インチ破断、ポンプ停止
	LOFT L3-6/L8-1 ⁽⁵⁾	PWR コールドレグ 4 インチ破断、ポンプ起動
中破断 LOCA	Fix II ⁽⁶⁾	BWR 再循環ライン中破断
	(LOFT L5-1)*	コールドレグ 11.2 インチ破断

*; JAERI-M レポートとして報告されていないもの



第A2.1図 実炉の大破断LOCA解析におけるWREM/J2コードとの比較（その1）
(炉心圧力)



第A2.2図 実炉の大破断LOCA解析におけるWREM/J2コードとの比較（その2）
(破断側コールドレグ流量)

参考文献

- (1) HIRANO, M., ASAHI, Y.: Through Analysis of LOFT L2-2 by THYDE-P Code 1 (Sample Calculation Run 30), JAERI-M-9535 (1981).
- (2) HIRANO, M.: Through Analysis of LOFT L2-3 by THYDE-P Code (Sample Calculation Run 40), JAERI-M-9765 (1981).
- (3) KOSUGI, S. et al.: Analysis of PKL Test K9 by THYDE-P Code (CSNI ISP No.10 and THYDE-P Sample Calculation Run 70), JAERI-M82-115 (1982).
- (4) HIRANO, M.: Analysis of LOFT Small Break Experiment L3-1 with THYDE-P Code (CSNI International Standard Problem No.9 and THYDE-P Sample Calculation Run 50), JAERI-M82-008 (1982).
- (5) HIRANO, M.: Analysis of LOFT L3-6/L8-1 with THYDE-P (CSNI International Standard Problem No.11 Sample Calculation Run 60), JAERI-M82-028 (1982).
- (6) HIRANO, M. and AKIMOTO, M.: Pre-test Prediction of Fix II Intermediate Break Experiment with THYDE-P1, JAERI-M-25 (1985).
- (7) KANAZAWA, M., et al.: A Through Calculation of 1,100 MWe PWR Large Break LOCA by THYDE-P1 EM Model., JAERI-M 84-132 (1984).
- (8) 田辺文也他, 「WREM-J2: 原研改良版軽水炉安全性評価コードシステム」, JAERI-M 9285 (1981).