

JAERI-M
9264

高温ガス炉の核分裂生成物沈着量
計算コードPLATO

1981年1月

鈴木 勝男・森本 俊雄*

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

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

高温ガス炉の核分裂生成物沈着量計算コード：PLATO

日本原子力研究所 動力炉開発・安全性研究管理部

鈴木 勝男・森本 俊雄*

(1980年12月11日受理)

本報告書は高温ガス炉の1次冷却系機器に沈着する核分裂生成物量を計算するコードPLATOのモデルおよび数値計算法について述べている。この計算コードは熱伝達類似の物質移動表式に吸・脱着機構の記述を組み込んだモデルを用い、開放の単一管に限らず、原子炉冷却系のような種々の配管、機器の連なった一巡ループをも扱いうることを特徴としており、核分裂生成物の冷却材中濃度の系内の分布、流路壁面上沈着量の系内の分布および冷却材中より壁面上に除去される率などを算出する。なお、沈着実験の解析によって本コードのモデルの妥当性を示すとともに、回路構成のちがひ、流入量の大きさ、純化処理の有無などの沈着量に及ぼす影響についての検討結果、多目的高温ガス実験炉での沈着量の計算結果を示している。

* 日本エヌ・ユー・エス株式会社

PLATO : A Computer Code for the Analysis of
Fission Product Plateout in HTGRs

by

*Katsuo Suzuki and Toshio Morimoto**

Division of Power Reactor Projects, JAERI

(Received December 11, 1980)

The computer code PLATO for estimating plateout activities on surfaces of primary cooling system of HTGRs has been developed, and in this report, analytical model and digital calculation method incorporated in the code are described. The code utilizes the mass transfer model analogous to heat transfer coupled with an expression for adsorption-desorption phenomenon, and is able to analyze plateout behaviours in a closed circuit, like a reactor cooling system, which is constructed from a various kind of components, as well as in an open-ended tube. With the code, fission product concentration in the coolant and plateout amount on the surfaces are calculated along the coolant stream, and total removal rate by the plateout process is also obtained. Comparison of the analytical results with the experimental results, including checks of the effects of some calculation conditions on the results, and preliminary analysis on the VHTR plant have been made.

Keywords : Fission Product, Plateout, Mass Transfer, Adsorption-Desorption Phenomena, Safety, HTGR, VHTR, Primary Cooling System, Computer Code

* Japan NUS Co., Ltd.

目 次

1. はじめに	1
2. 解 法	2
2.1 モデル化の仮定	2
2.2 基本方程式の導出	2
2.3 数値解法	6
2.3.1 基本式の差分表示	6
2.3.2 放出点源および閉回路の取扱い	7
2.3.3 純化系の取扱い	7
2.3.4 プレートアウト時定数	8
2.3.5 タイムステップの選定	8
2.3.6 飽和の取扱い	9
2.4 各種物理定数の設定	10
2.4.1 Langmuir 吸着等温式の定数	10
2.4.2 物質伝達係数	10
3. 計算コードの概要	12
3.1 計算コードの構成	12
3.2 入力形式	12
3.3 出力形式	12
4. 計 算 例	22
4.1 実験の解析	22
4.2 多目的高温ガス実験炉の解析	23
5. あとがき	28
参考文献	28

Contents

1. Introduction	1
2. Analytical Model and Computational Method	2
2.1 Assumptions	2
2.2 Basic Equations	2
2.3 Computational Method	6
2.3.1 Finite Difference Equations	6
2.3.2 Source Terms and Model for Closed Circuit	7
2.3.3 Model for Purification System	7
2.3.4 Time Constant of Plateout	8
2.3.5 Size of Time Step	8
2.3.6 Consideration on Saturation Condition	9
2.4 Physical Constants	10
2.4.1 Langmuir Isothermal Constants	10
2.4.2 Mass Transfer Constants	10
3. Computer Code	12
3.1 Structure of Code	12
3.2 Input	12
3.3 Output	12
4. Examples	22
4.1 Analysis of Experiments	22
4.2 Analysis of the Experimental VHTR	23
5. Conclusions	28
References	28

1. はじめに

これまでの高温ガス冷却炉の設計あるいは運転経験から知られた安全設計上のひとつの重要な指摘は、その設計の初期の段階においても、1次冷却系の配管あるいは機器等の表面上の沈着核分裂生成物の放射能を推定し、それに基づく遮蔽設計、保守・点検ならびに安全計画を立案して設計を進めていかなければならないということである。これは、軽水炉等の他炉型と異なる高温ガス冷却炉の燃料体系ならびに冷却材等の特殊性に基因するものであって、1次冷却系機器表面上の沈着核分裂生成物放射能が安全設計上の重要なひとつの因子となる可能性を有しているということと同等であり、高温ガス冷却炉の開発初期から、その重要性は認識されていたものである。

このような背景のもとに、多数の研究者は膨大な実験的あるいは解析的研究を行ない、放射性物質の沈着現象の解明に努力してきた。特に、解析的研究においては、1963年、ORNLのM. N. Ozisikが伝熱現象類似の物質伝達モデル(heat-mass analogy transfer model)の崩壊消滅する物質の輸送現象への適用性を検討して以来⁽¹⁾、Epstein & EvansならびにKress & Neillは、この熱伝達類似の物質伝達モデルに吸・脱着機構を組込んだより詳細なモデルを開発することによって^(2,3)、沈着現象をかなりよく解明しているように思われる⁽⁴⁾。例えば、Kress & Neillは彼らのモデルによる計算値と実験値(D. A. Collins)との比較検討の結果は良い一致を得ている⁽³⁾。

このように、沈着現象をかなりよく説明しうるモデルが開発されてきているが、原子炉設計の観点からみると、1次冷却系機器全体を対象として、核分裂生成物の沈着量を予測し、設計データを提供しうる計算手段は未だ少ないのが現状であり、特に、原子炉冷却系の特徴のひとつである閉冷却回路を厳密に模擬している計算コードは皆無であるといえる。

本報告書は冷却系の閉ループのモデル化を行ない、吸・脱着機構を組込んだ熱伝達類似の物質伝達モデルによって1次冷却系の各機器あるいは配管表面上の核分裂生成物沈着量の計算を行なう“PLATO”計算コードの概要を述べるものである。

本計算コードの主な特徴は、

- (i) 原子炉、中間熱交換器あるいはガス循環機等が配管によって、直列に配置連結されている任意の冷却系閉ループを解析対象としている、
- (ii) 炉心を核分裂生成物の放出点源とみなし、他の系統機器の物質伝達特性上の相異は、冷却材主流から壁表面への物質伝達係数によって反映されるものとする、
- (iii) 閉ループのモデル化は冷却材とともに再び炉心に戻ってくる量を処理することによって行なっている、
- (iv) 冷却材の流れに沿っての流路断面積、流速ならびに温度の変化は取扱っているが、核分裂生成物の崩壊列における親娘核種の結合効果は無視している、

等があげられる。

なお、本コードの計算結果と実験結果⁽⁵⁾との比較ならびに多目的高温ガス冷却炉の1次冷却系内核分裂生成物の沈着分布の計算例も示した。

2. 解 法

2.1 モデル化の仮定

原子炉，中間熱交換器あるいはガス循環機等の直列に配置連結されている1次冷却系を対象として，各機器表面の沈着核分裂生成物量の計算のためとられた主な仮定は以下の通りである。

- (i) 冷却材流から壁面近傍への核分裂生成物の物質輸送は熱伝達類似の物質伝達モデルによって記述されるものとする。すなわち，冷却材からの壁面近傍への物質の流れは，冷却材主流内の核分裂生成物濃度と壁面近傍の濃度の差と物質伝熱係数との積で規定されるものとする。(heat-mass analogy transfer model)
- (ii) 壁表面近傍に仮想的な濃度層(near surface concentration)を設定し，この層を介して物質の吸着・脱着が生ずるものとする。更に，この仮想的な層は常に準平衡状態に達しているものと仮定される。
- (iii) ガス主流から表面近傍層への物質流束と表面近傍層から壁表面上への物質流束とは等しいと仮定する。
- (iv) 冷却系の閉ループは，冷却材が冷却系を一巡して再び原子炉炉心に戻ってくる核分裂生成物を炉心における核分裂生成物の放出率に加えることによってモデル化する。ここで，炉心は核分裂生成物の点放出源と仮定する。
- (v) 冷却系構成各機器の物質伝達上の特徴はその物質伝達係数の相異によって考慮する。
- (vi) 冷却材中あるいは壁面上の核分裂生成物の崩壊列の親娘核種の結合効果は無視する。

2.2 基本方程式の導出

冷却材中の核分裂生成物の濃度ならびに壁面上の濃度を規定する基本方程式としては，冷却材中ならびに壁面上における核分裂生成物の平衡式が上げられる。

まず，冷却材中核分裂生成物の濃度の平衡式を説明する。2.1節の仮定に従えば，冷却材流れに沿っての位置 x ならびに任意の時刻 t における冷却材中核分裂生成物の平衡式は次の如く表わせる。

$$\frac{\partial F}{\partial t} + V \cdot \frac{\partial F}{\partial x} + \lambda \cdot F + \frac{p \cdot h}{A} \cdot (F - N_w \cdot A \cdot V) = 0 \quad (2.1)$$

但し，

$$F(x, t) = N(x, t) \cdot A(x) \cdot V(x)$$

$N(x, t)$: 流路に沿っての位置 x ，時刻 t における冷却材中核分裂生成物の濃度
(mole/cm³)

$A(x)$: 流路に沿っての位置 x における流路断面積 (cm²)

$V(x)$: 流路に沿った位置 x における冷却材流速 (cm/sec)

$N_w(x, t)$: 流路に沿った位置 x における壁面近傍における核分裂生成物濃度
(mole / cm³)

λ : 核分裂生成物の崩壊定数 (sec⁻¹)

$p(x)$: 流路に沿った位置 x における流路断面のぬれぶち流さ (cm)

$h(x)$: 位置 x における物質伝達係数 (cm / sec)

平衡式 (2.1) の第 1 項は位置 x における冷却材単位要素 ($A(x) \cdot dx$) 内の濃度の時間変化率であり、第 2 項はその単位要素内への核分裂生成物の流入・流出量のバランスから現われてくるものである。第 3 項はその位置における核分裂生成物の崩壊消滅量である。最後の項は冷却材主流から壁面近傍の表面層への物質の流量を規定する熱伝達類似の物質伝達モデルであり、それは主流中の濃度と壁面近傍層のそれとの差と物質伝達係数の積で与えられる。すなわち、熱伝達類似の物質伝達モデルとは、熱伝達係数の式の中のプラント数 (Pr) をシュミット数 (Sc) におきかえることによって物質伝達係数を定義し、この係数を用いることによって、物質伝達の記述式は熱伝達のそれと全く同様に扱うものであるといえる。物質伝達係数の形式的な表現は次式のようになる。

$$\frac{h \cdot d_e}{D} = F (Re, Sc) \quad (2.2)$$

但し、

h : 物質伝達係数 (cm / sec)

D : 拡散係数 (cm² / sec)

d_e : 流路の等価直径 (cm)

Re : レイノルズ数 (-)

Sc : シュミット数 (-)

F : 熱伝達係数の表現式

壁表面近傍層における対象とする核分裂生成物の濃度 N_w は壁面上の沈着量と平衡となる表面層内濃度に等しいと仮定されている。この表面層濃度 N_w は一般には次式のような関数で表わされる。

$$N_w = G (M_1, \dots, M_m, T, \text{material, etc.}) \quad (2.3)$$

すなわち、表面層濃度 N_w は、沈着物質の種類・量、表面温度、材料の種類とその表面状態等の関数として与えられ、ガス主流に関係する量との直接的な関数関係にはないということである。これは壁表面と表面層との相互作用がガス主流と表面層とのそれに比べて充分強いと仮定することと同等である。

壁表面と沈着物質との間に複雑な化学反応等が生じない場合の表面近傍濃度 N_w として次の 2 つの式が一般に提案されている。⁽³⁾

(1) Langmuir Adsorption Isotherm の式

$$N_w = k_a M / (1 - M / M_s) \quad (2.4)$$

但し,

M : 表面濃度 (mole / cm²)

M_s : 表面の飽和吸着量 (mole / cm²)

k_a : Langmuir 吸着等温式の定数すなわち, 吸着係数と脱着係数の比 (cm⁻¹)

(2) 凝縮過程

壁表面において物質の凝縮が生ずる場合, 表面層濃度は次式で与えられる。

$$N_w = (k_1 m / RT) \exp \{ - \Delta H / RT \} \quad (2.5)$$

但し,

k_1 : 蒸気圧と凝縮温度とを関係づける定数

m : 対象物質の分子量

R : 気体定数

T : 壁面の温度

ΔH : 凝縮熱

(2.1) 式に課すべき境界条件を次に考える。境界条件は本報告書の 1 つの主題である 1 次冷却系の閉ループの効果が扱えるものでなければならない。このため, 次のような境界条件をここでは採用する。すなわち,

$$F (x=0, t) = S_0 + F (x=L, t) \quad (2.6)$$

但し,

S_0 : 炉心における冷却材への核分裂生成物の放出点源の強さ (mol / sec)

$F (x=0, t)$: 任意時刻 t における原子炉出口 ($x=0$) の冷却材中核分裂生成物流束 (mol / sec)

$x=0$ は原子炉出口座標である。

$F (x=L, t)$: 任意時刻 t における原子炉入口 ($x=L$) における冷却材中核分裂生成物流束 (mol / sec)

$x=L$ は原子炉入口座標である。

これは, 原子炉で放出された核分裂生成物のうち 1 次冷却系内に沈着せずに再び炉心に戻ってくる量 $F (x=L, t)$ を, 炉心からの放出率 S_0 に加えて, その時刻の原子炉出口の核分裂生成物流束 $F (x=0, t)$ とするということである。

(2.1) 式のもうひとつの境界条件は初期濃度分布 $F (x, t=0)$ であるが, これは次の如く与える。

$$F (x, t=0) = f (x) \quad (2.7)$$

次に, 壁表面上の核分裂生成物の濃度の平衡式の説明を行なう。壁面濃度は壁面近傍濃度と相互に関連して, 次式の如く表わせる。

$$\frac{\partial M}{\partial t} + \lambda_s M - h (N - N_w) = 0 \quad (2.8)$$

但し、

$M(x, t)$: 流路に沿っての位置 x および時刻 t における壁表面上の核分裂生成物の濃度 (mole/cm²)

$N(x, t)$: 流路に沿っての位置 x および時刻 t における冷却材中核分裂生成物の濃度 (mole/cm³)

$N_w(x)$: 流路に沿った位置 x における壁面近傍濃度 (mole/cm³)

λ_s : 対象核分裂生成物の崩壊定数 (sec⁻¹)

$h(x)$: 位置 x における物質伝達係数 (cm/sec)

(2.8) 式の第1項は壁面濃度の時間変化率であり、第2項はその位置における崩壊消滅量である。第3項は冷却材主流から壁面近傍層への物質伝達量であり、2.1節の仮定(III)によって、これはまた表面近傍層から壁表面への物質伝達量に等しくなる。この3つの項によって壁表面上の核分裂生成物の平衡式は構成されることになる。

(2.8) 式に課すべき初期条件は、次のものを考える。

$$M(x, t=0) = g(x) \quad (2.9)$$

このように壁表面上の核分裂生成物の初期濃度分布を任意に与えることは、1次冷却材の再循環による沈着核分裂生成物の除染効果の検討を可能とするなど、計算コードの応用面を広げることになる。

2.1節の仮定に基づいて導かれた冷却材中の核分裂生成物濃度ならびに壁面上のそれを規定する基本方程式ならびに境界条件をまとめて示すならば、次の連立方程式となる。

$$\left. \begin{aligned} \frac{\partial F}{\partial t} + V \frac{\partial F}{\partial x} + \lambda F + \frac{p \cdot h}{A} \cdot (F - N_w A V) &= 0 \\ \frac{\partial M}{\partial t} + \lambda_s M - h(N - N_w) &= 0 \\ F(x=0, t) &= S_0 + F(x=L, t) \\ F(x, t=0) &= f(x) \\ M(x, t=0) &= g(x) \\ F(x, t) &= N(x, t) \cdot A(x) \cdot V(x) \\ N_w(x) &= k_a M / (1 - M/M_s) \end{aligned} \right\} (2.10)$$

上記の最後の式に示すように、本計算コードでは、壁面近傍濃度 N_w として(2.4)式のみを扱っており、従って、本コードの適用は壁表面と核分裂生成物の相互作用がいわゆるLangmuir Adsorption Isotherm の式に従う核分裂生成物の沈着計算に限られることになるが、核分裂生成物と壁表面との相互作用による N_w の表現が知られたならばそれを用いることで、本コードの適用範囲の制限を除くことは可能であり、沈着実験等の実験的研究に俟つところ大である。

次節では、基本式(2.10)の数値解法の概略ならびに諸定数の設定等について述べることにする。

2.3 数値解法

2.3.1 基本式の差分表示

原子炉冷却系を冷却材の流れに沿って一次元のメッシュに分割し、(2.10)の基本式を差分表示した。冷却材中への核分裂生成物の放出点源(炉心)から、冷却材の流れ方向に数えて*i*番目のメッシュ(*i* ≥ 2)での任意の時刻*t_j*での*F*, *M*, *N*, *N_w*に関する式を、次の様に差分表示した。

$$\left\{ \begin{aligned} & \frac{F_{i,j} - F_{i,j-1}}{\Delta t_j} + V_i \frac{\{(1-b_{11})(F_{i,j-1} - F_{i-1,j-1}) + b_{11}(F_{i,j} - F_{i-1,j})\}}{\Delta x_i} \\ & + \left(\lambda + \frac{p_i h_i}{A_i}\right) \{(1-b_{12})F_{i,j-1} + b_{12}F_{i,j}\} - p_i h_i V_i N_{wi,j} = 0 \end{aligned} \right. \quad (2.11)$$

$$\left\{ \begin{aligned} & \frac{M_{i,j} - M_{i,j-1}}{\Delta t_j} + \lambda_s \{(1-b_{21})M_{i,j-1} + b_{21}M_{i,j}\} \\ & - h_i \{(1-b_{22})N_{i,j-1} + b_{22}N_{i,j} - N_{wi,j}\} = 0 \end{aligned} \right. \quad (2.12)$$

$$F_{i,j} = A_i V_i N_{i,j} \quad (2.13)$$

$$N_{wi,j} = \frac{k_{ai} \{(1-b_{13})M_{i,j-1} + b_{13}M_{i,j}\}}{1 - M_{i,j-1}/M_{Si}} \quad (2.14)$$

但し、

- i* : *i*番メッシュでの値であることを示す添字
- j* : 時刻*t_j*での値であることを示す添字
- Δx_i : *i*番メッシュの流路方向長さ
- Δt_j : *j*番目のタイムステップ(*t_j* - *t_{j-1}*)
- b₁₁* ~ *b₂₂*: 時刻*t_j*と*t_{j-1}*での値の寄与を調整する係数

計算は、上流側(*i*の小さい方)から順次行なうので、上記4式中の未知数は*F_{i,j}*, *M_{i,j}*, *N_{i,j}*, *N_{wi,j}*の4つであり、解を求めることが可能である。

また、最上流部メッシュ(*i* = 1)では、上記(2.11)式と(2.10)式中の境界条件の式

$$F(x=0, t) = S_0 + F(x=L, t)$$

を組合せたものを、(2.11)式の代りに用いることとした。これを次に示す。

$$\left\{ \begin{aligned} & \frac{F_{1,j} - F_{1,j-1}}{\Delta t_j} + V_1 \frac{\{(1-b_{11})(F_{1,j-1} - F_{L,j-1}) + b_{11}(F_{1,j} - F_{L,j-1}) - S_0\}}{\Delta x_1} \\ & + \left(\lambda + \frac{p_1 h_1}{A_1}\right) \{(1-b_{12})F_{1,j-1} + b_{12}F_{1,j}\} - p_1 h_1 V_1 N_{w1,j} = 0 \end{aligned} \right. \quad (2.15)$$

但し、添字*L*は最下流(最上流の手前)メッシュの番号である。

(2.10)式中の初期値を与える式も、同様に次の様にメッシュに対応した差分表示とした。

$$\left. \begin{aligned} F_{i,0} &= f_i^0 \\ M_{i,0} &= g_i^0 \end{aligned} \right\} \quad (i = 1, 2, 3, \dots, L)$$

以下に、これら差分式を用いての解法、定数設定等につき述べる。

2.3.2 放出点源および閉回路の取扱い

最上流部メッシュ ($i = 1$) での式を上記 (2.15) に示したが、これは原子炉冷却系の閉回路を模擬したものであり、核分裂生成物の冷却材中への放出点源からの放出率 (S_0) と、最下流部メッシュからの核分裂生成物の流出率の合計値を、最上流部メッシュへの核分裂生成物の流入率としてある。

なお、(2.15) 式では最下流部メッシュからの核分裂生成物の流入率として、時刻 t_{j-1} の値を用いており、このことにより、時刻 t_j での最下流部メッシュでの流出率を求めることなく、最上流部メッシュでの時刻 t_j での F, M 等の値を求めることが可能となる。これは、計算手順の簡略化のためであり、他のメッシュと同様の取扱いをするためには、(2.15) 式第2項中の $F_{L,j-1} + S_0$ の代わりに $(1 - b_{11}) F_{L,j-1} + b_{11} F_{L,j} + S_0$ を用いる必要があるが、両者の差は $b_{11} (F_{L,j} - F_{L,j-1})$ であり、 F_L の時間変化が $F_{L,j-1} + S_0$ に較べて十分小さくなるように、タイムステップ Δt_j を選定することにより、この簡略化による誤差を十分小さなものに留めることが出来る。

2.3.3 純化系の取扱い

原子炉冷却材純化系も、核分裂生成物の冷却材中への放出源と同様に1点で近似し、メッシュの境界に存在するとし、この境界を冷却材が通過する際に、冷却材中の核分裂生成物が、純化系の能力に応じて減少するとした。メッシュ $i-1$ と i の境界に、純化系がある場合、(2.11) 式は、次の様に変更される。

$$\frac{F_{i,j} - F_{i,j-1}}{\Delta t_j} + V_i \frac{\{(1 - b_{11})(F_{i,j-1} - \eta \cdot F_{i-1,j-1}) + b_{11}(F_{i,j} - \eta \cdot F_{i-1,j})\}}{\Delta x_i} + (\lambda + \frac{P_i h_i}{A_i}) \{(1 - b_{12}) F_{i,j-1} + b_{12} F_{i,j}\} - p_i h_i V_i N_{wi,j} = 0 \quad (2.16)$$

但し、 $\eta = 1 - \epsilon_p \cdot R_p$ であり、

ϵ_p : 純化系の核分裂生成物除去効率

R_p : 原子炉冷却材流量のうち、純化系を通る割合

である。

一般に、純化系の流入口と流出口は位置が異なるので、上記の取扱いは近似的なものである。しかし、通常高温ガス炉では純化系の核分裂生成物除去効率 ϵ_p は非常に高く (1 に近い)、かつ、原子炉冷却材流量のうち、純化系を通る割合 R_p は、高々数%程度であるから純化系で除去されずに再び原子炉冷却材中に戻される核分裂生成物の量は、原子炉冷却材中の核分裂生成物の流量 (F) に較べて十分低いと考えられる。そのため、純化系の流入口と流出口の位置の相異による影響は一般に十分小さく、上記の近似的な取扱いは、妥当なものであろう。

2.3.4 プレートアウト時定数

原子炉冷却系を1点とみなし、原子炉冷却材中の核分裂生成物のうち、単位時間当り原子炉冷却系壁面に沈着する割合をプレートアウト時定数と定め、これを算出することとした。プレートアウト時定数を求めることによる利点として、次のことが挙げられる。

- (i) 原子炉冷却材中に存在する核分裂生成物が、原子炉冷却系壁面への沈着現象により減少する速度を定量的に知ることが出来る。
- (ii) 他の計算コード等で、原子炉冷却系を1点で模擬して取扱い場合に、原子炉冷却系壁面への沈着現象に関する入力データを与えることが出来る。

原子炉冷却系を1点で表わした場合、原子炉冷却材中に存在している核分裂生成物の総量を N^T (mole)とすると N^T の時間変化に関し、次式が成立する。

$$\frac{dN^T}{dt} = S_0 - (\lambda + \lambda_D) N^T - \epsilon_P \cdot R_P \cdot F^P \quad (2.17)$$

但し、

λ_D : プレートアウト時定数 (sec^{-1})

F^P : 原子炉冷却系内での核分裂生成物流量のうち、純化系入口のすぐ上流での値
(mole/sec)

である。

上式のうち、 S_0 、 λ 、 ϵ_P 、 R_P は入力で与えられ、 dN^T/dt 、 F^P は計算より求まるので、 λ_D の算出が可能となる。

2.3.5 タイムステップの選定

2.3.1および2.3.2で述べたように、本コードでは解法を簡略化しており、タイムステップ Δt を適切に設定する必要がある。このため、タイムステップは可変とし、計算コード内部で下記の3つの視点からタイムステップの妥当性の検討を行ない、自動的にタイムステップを選定・変更することとした。

- (1) $\Delta t/2$ で2回計算した結果との比較
 - (2) 核分裂生成物全インベントリーの誤差の評価
 - (3) 飽和値への接近速度の検討
- (1) $\Delta t/2$ で2回計算した結果との比較

一般にタイムステップ Δt は、小さい程真値に近づくと考えられる。今、時刻 t_j での計算値を用いて、タイムステップ Δt_j で、時刻 $t_{j+1}(=t_j + \Delta t_j)$ における F, M の値などを求める。同様に、時刻 t_j での値を用いてタイムステップ $\Delta t_j/2$ で2度計算することにより、時刻 t_{j+1} での値を求める。この2つの方法で求めた各メッシュでの $F_{i,j+1}$ 、 $M_{i,j+1}$ ($i=1, 2, \dots, L$)の値の差のうち、最大のを ϵ_{max} とする。この ϵ_{max} と入力で指示した定数 α 、 β ($\alpha > \beta$)とを比較して、下記の判定を行なう。

- (i) $\epsilon_{max} \geq \alpha$ の場合 ; タイムステップ Δt_j を半分にして再度計算をやり直す。 $(\Delta t_j = \frac{1}{2} \Delta t_j)$
- (ii) $\alpha > \epsilon_{max} \geq \beta$ の場合 ; タイムステップは変更せずに次の時刻 t_{j+2} の計算に移る。 $(\Delta t_{j+1} = \Delta t_j)$
- (iii) $\beta > \epsilon_{max}$ の場合 ; タイムステップを2倍にして次の時刻の計算に移る。 $(\Delta t_{j+1} = 2\Delta t_j)$

(2) 核分裂生成物全インベントリ-の誤差の評価

時刻 t_j での核分裂生成物の冷却材中存在量, 沈着量, 純化系内蓄積量の合計値を A_j とすると, 時刻 t_{j+1} ($= t_j + \Delta t_j$)での合計値 A_{j+1} は, 解析的に

$$A_{j+1} = A_j \exp(-\lambda \Delta t_j) + \frac{S_0}{\lambda} \{1 - \exp(-\lambda \Delta t_j)\} \quad (2.18)$$

と求まる。

一方, 前記の差分方程式により, 時刻 t_{j+1} での核分裂生成物の合計値 A'_{j+1} が求められる。この両者の差の割合 δ , 即ち,

$$\delta = \frac{|A_{j+1} - A'_{j+1}|}{A_{j+1}}$$

と, 入力で指示した定数 γ とを比較し,

(i) $\delta \geq \gamma$ の場合には, タイムステップを半分にして再度計算をやりなおす。

(ii) $\delta < \gamma$ の場合には, 次のタイムステップの計算に移る。

(3) 飽和値への接近速度の検討

(2.14)式に示したように, N_w は M が M_{S_i} に近づくと大巾に変化する。このため, タイムステップ1回当たりの飽和値への接近速度につき下記の検討を行なうこととした。

(i) $M_{i,j} + \xi (M_{i,j} - M_{i,j-1}) > M_{S_i}$ となるメッシュ(i)があれば, タイムステップを半分にして再度計算をやり直す。但し, ξ は入力で指示した値である。

(ii) $M_{i,j} + \xi (M_{i,j} - M_{i,j-1}) < M_{S_i}$ がすべてのメッシュ i について成立する場合は, 次のタイムステップの計算に移る。

(4) タイムステップ選定の優先順位と計算打ち切り

(1)~(3)で述べたタイムステップの妥当性の検討は, 誤差を少なくすることが目的である。そのため, (1)~(3)の判定のうち, 少なくともいづれかひとつで, タイムステップを半分にして計算をやり直す要求が出された場合, それが優先される。

なお, 計算はタイムステップが初期設定値の $1/2^{10}$ 以下となったときに打切られる。

2.3.6 飽和の取扱い

本コードでは, 前述のような差分式の計算およびタイムステップの自動設定を行なっているため, M_i が M_{S_i} に近づくと, (2.14)式の分母は零に近づき M の微小変化が解に大きな影響をおよぼすようになる。このため, タイムステップが非常に小さくなり, 遂には計算を打切ることとなる。そこで本コードでは, M が M_{S_i} に近い値の場合に次のような処置を行なうこととした。

(1) 初期値 $M_{i,0}$ が $M_{i,0} < M_{S_i}$ かつ $\frac{M_{S_i} - M_{i,j-1}}{M_{S_i}} < \frac{\zeta}{10}$ の場合 (ζ は入力値)

$M_{i,j} = M_{S_i}$ とし, $F_{i,j}$ は次式より求める。

$$\frac{(F_{i,j} - F_{i,j-1})}{\Delta t} + V_i \frac{\{(1 - b_{11})(F_{i,j-1} - F_{i-1,j-1}) + b_{11}(F_{i,j} - F_{i-1,j})\}}{\Delta x_i} + \lambda \{(1 - b_{12})F_{i,j-1} + b_{12}F_{i,j}\} + \lambda p_i \Delta x_i M_{S_i} = 0 \quad (2.19)$$

- (2) $M_{i,o} < M_{Si}$ かつ $\frac{M_{Si} - M_{i,j-1}}{M_{Si}} < \frac{\zeta}{10}$ かつ $\frac{\zeta}{10} < \frac{M_{Si} - M_{i,j}}{M_{Si}} < \zeta$ の場合,
 $M_{i,j} = M_{Si}$ とし、 $F_{i,j}$ は (2.19) 式より再度求める。
- (3) $M_{i,o} = M_{Si}$ かつ $\frac{M_{Si} - M_{i,j-1}}{M_{Si}} < \frac{\zeta}{10}$ の場合,
 $M_{i,j-1} = (1 - \frac{\zeta}{10}) M_{Si}$ とし、(2.11) から (2.14) 式を用いて $M_{i,j}$, $F_{i,j}$ 等を求める。それにより、
- (i) $\frac{M_{Si} - M_{i,j}}{M_{Si}} < \zeta$ の場合,
 $M_{i,j} = M_{Si}$ として (2.19) 式より $F_{i,j}$ を再度求める。
- (ii) $\frac{M_{Si} - M_{i,j}}{M_{Si}} \geq \zeta$ の場合,
 次のメッシュの計算に進む。
- (4) $\frac{M_{Si} - M_{i,j-1}}{M_{Si}} \geq \frac{\zeta}{10}$ かつ $\frac{M_{Si} - M_{i,j}}{M_{Si}} > \zeta$ の場合,
 次のメッシュでの計算に進む。

2.4 各種物理定数の設定

本コードで用いている物理定数のうち、沈着現象に特有のものとしては、

h : 物質伝達係数 (cm/sec)

k_a : Langmuir 吸着等温式の定数 (cm^{-1})

M_S : 表面の飽和吸着量 (moles/cm²)

である。このうち、 M_S は実験等に基づく入力データとして与えるようにしているが、 k_a は活性化エネルギー等から、また h は流路の形状と冷却材の流動状態から、それぞれ計算コード内で設定しているので、これらの算出式について説明する。

2.4.1 Langmuir 吸着等温式の定数

(2.4) 式に示したように Langmuir 吸着等温式の定数 k_a は吸着係数の比であり、一般に、次式で表わされる。

$$k_a = k_0 \exp \{ -Q/RT_W \} \quad (2.20)$$

但し、

k_0 : 物質によって定まる係数

Q : 活性化エネルギー (cal/mol)

R : 気体定数 (1.987 cal/mol·°K)

T_W : 壁面の温度 (°K)

2.4.2 物質伝達係数

(2.2) 式に示した無次元物質伝達係数を表わす関数 $F(Re, Sc)$ は、一般に次式の形をとる。^(1,4)

$$F(Re, Sc) = a Re^b Sc^c \quad (2.21)$$

拡散定数および各無次元数は以下のように求められ、定数 a, b, c は入力として与えられる。

(1) 拡散係数(D)

Hirschfelderらによると、気体Aの中における気体Bの拡散定数 D_{AB} は、

$$D_{AB} = 1.8583 \times 10^{-3} \frac{\sqrt{T^3 (1/M_A + 1/M_B)}}{P \cdot \sigma_{AB}^2 \cdot \Omega_{DAB}} \quad (\text{cm}^2/\text{sec}) \quad (2.22)$$

であり、⁽⁶⁾本コードでは気体AをHeとして、この式を用いて得られる D_{AB} をDとしている。
但し、

T : ガス温度(°K)

P : ガス圧力(atm)

M : 分子量

σ : 分子の直径, $\sigma_{AB} = \frac{1}{2} (\sigma_A + \sigma_B)$ (Å)

Ω_{DAB} : (kT/ϵ_{AB})の関数として求まる定数⁽⁶⁾

k : ボルツマン定数(3.297 cal/°K)

ϵ : 相互作用最小エネルギー, $\epsilon_{AB} = \sqrt{\epsilon_A \cdot \epsilon_B}$ (cal)

(2) レイノルズ数(Re)

レイノルズ数は、

$$Re = \frac{V \cdot \rho \cdot de}{\mu} \quad (2.23)$$

より求めた。

但し、

V : 原子炉冷却材の流速(cm/sec)

de : 代表長さ(cm)

ρ : 気体密度(g/cm³)

μ : 粘性係数(g/cm·sec)

である。

ρ は、原子炉冷却材であるヘリウムを理想気体とみなし、

$$\rho = 4.878 \times 10^{-2} P / (T_c + 273.15) \quad (2.24)$$

とし、 μ は参考文献(7)より、

$$\mu = 9.80549 \times 10^{-5} \cdot \left\{ 1.899036 + 4.57218 \times 10^{-3} \cdot T_c - 2.32064 \times 10^{-6} \cdot T_c^2 \right. \\ \left. + 1.89097 \times 10^{-9} \cdot T_c^3 - 6.28213 \times 10^{-13} \cdot T_c^4 + 2.49 \times 10^{-6} \left(\frac{1.03291 \times 10^4 \cdot P}{T_c + 273.15} \right)^{1.12} \right\} \quad (2.25)$$

として求めることとした。

但し、 T_c : 冷却材温度(°C)

P : 冷却材圧力(atm)

(3) シュミット数(Sc)

シュミット数Scは、上述の拡散係数(D)、気体密度(ρ)、粘性係数(μ)を用いて、

$$Sc = \frac{\mu}{\rho \cdot D} \quad (2.26)$$

より得られる。

3. 計算コードの概要

3.1 計算コードの構成

本コードは、1つのメインルーチンと、13個のサブルーチン、1個のファンクションより構成されている。これらの結合関係をFig. 3.1に、又、各サブルーチン等の名称、主要な機能を以下に示す。

- M A I N ; 計算手順等を制御するメインルーチン。
- I N P U T ; 必要なデータを読み込む。
- I N I S F ; 入力データから、原子炉冷却材中の核分裂生成物流量の初期直 $F_{i,0}$ を入力の指定に応じて求める。
- I N I S M ; 入力データから、核分裂生成物の沈着量の初期直 $M_{i,0}$ を入力の指定に応じて求める。
- I N I V A L ; 入力、又は、I N I S F、I N I S Mで求めた初期値の中から必要なものを選出し、計算を開始すべく置数する。
- C O N S T ; 各種物理定数、係数を求める。
- D E F F C O ; 核分裂生成物の原子炉冷却材中での拡散定数 D を求める。
- H S E T ; 核分裂生成物の原子炉冷却材中での物質伝達係数 h を求める。
- C O N S T A ; 各種の物理定数等を組合せて、計算上の係数を設定する。
- D T S E T ; タイムステップの初期値を設定する。
- E U L E R ; 各時刻、各メッシュでの核分裂生成物沈着量 $M_{i,j}$ と冷却材中の流量 $F_{i,j}$ を求める。
- T O T A L ; 各メッシュでの核分裂生成物沈着量と冷却材中の量の合計値を求める。
- P R T I T L ; 問題のタイトルを書き出す。
- O U T P T ; 計算結果を書き出す。
- O N M E X ; $1 - \exp(-\lambda t)$ を求める (ファンクション)
- また、計算手順の概要をFig. 3.2に示す。

3.2 入力形式

入力は次に示すものから主に構成される。

- (1) タイトル
- (2) プリントアウトの制御
- (3) ヘリウム物理定数
- (4) タイムステップの制御
- (5) 核分裂生成物に関する情報

- (6) 原子炉冷却系の形状および構成材料に関する情報
- (7) 原子炉冷却材純化系に関する情報
- (8) 核分裂生成物の冷却材中および原子炉冷却系壁面での初期濃度分布

入力形式を Table 3.1 に示す。

3.3 出力形式

出力の主なものは以下の諸量である。

- (1) 入力データ
- (2) 計算コード内部で算出した諸物性値，係数
- (3) 冷却系壁面の核分裂生成物沈着濃度，沈着量
- (4) 冷却材中の核分裂生成物の濃度
- (5) 冷却材純化系への核分裂生成物蓄積量
- (6) 冷却系壁面による核分裂生成物除去率

Table 3.1 INPUT FORMAT

CARD TYPE	FORTRAN SYMBOL	FORMAT	SYMBOL IN TEXT	REMARKS
1	TITLE(i)(i=1..8)	18A4		タイトルカード(72文字)
2	ZNP MAX TEND SIGHE EPSIHE WHE ZNOPT	6E12.5	NP MAX σ_{He} ϵ_{He} M_{He} NOPT	プリントアウト総数 計算終了時間(day) ヘリウム分子直径(Å) ヘリウムの相互作用エネルギー(cal) ヘリウムの分子量 1.0
3	TQ(i)(i=1..NP MAX)	6E12.5		結果をプリントアウトする時間(day)
4	PLOT(i)(i=1..NP MAX)	6E12.5		プロッター用オプション
5	B(i, j) ((j=1..3, i=1..2))	6E12.5	b_{ij}	加速係数
6A	DBOUT(1)	6E12.5		プリントアウトの有無チェック用に コード内部で利用(入力は0を置数)
	DBOUT(2)			コード内部で利用(入力は0を置数)

CARD TYPE	FORTTRAN SYMBOL	FORMAT	SYMBOL IN TEXT	REMARKS
6 A	DBOUT(3)			計算初期のタイムステップ (sec) (0.を置数すると、内部で自動設定)
	DBOUT(4)			計算チェック用に沈着量をプリントアウトさせる頻度(計算ステップ数で指示、計算チェック不要の時は0.を入力する)
	DBOUT(5)			計算チェック用に、時間とそこでの時間巾をプリントアウトさせる場合の頻度(計算ステップ数で指示、不要の時は0.を入力する)
	DBOUT(6)		β	タイムステップを2倍にするか否かの判定値(分割計算との比較による)
6 B	DBOUT(7)	6E12.5	α	タイムステップを半分にするか否かの判定値(分割計算との比較による)
	DBOUT(8)		γ	タイムステップを半分にするか否かの判定値(全インベントリの誤差による)
	DBOUT(9)		ζ	飽和に達したか否かの判定値
	DBOUT(10)		ξ	タイムステップを半分にするか否かの判定値(飽和値への接近速度による)
	DBOUT(11)			サブルーチン EULER の入出力プリントアウト指示(計算チェック用) = 0. 入出力をプリントアウトしない = 1. する
	DBOUT(12)			全インベントリの誤差による判定を無視する時間(day)
6 C	DBOUT(13)	6E12.5		使用せず
	DBOUT(14)			D, Re の設定の選択 = 0. D, Re はコード内部で計算する = 1. 入力する
	DBOUT(15)			タイムステップを半分にした場合の計算チェック用プリントアウトの指示 = 0. プリントする = 1. しない
	DBOUT(16)		}	使用せず
	DBOUT(17)			

CARD TYPE	FORTRAN SYMBOL	FORMAT	SYMBOL IN TEXT	REMARKS
6C	DBOUT(8)			使用せず
6D	DBOUT(9)			}使用せず
	DBOUT(20)			
7	ZIMAX	E12.5	IMAX	計算対象核種数(≤5)
8Aと8Bの組をIMAXくりかえす				
8A	INAME(i,j),(j=12) ATOM(i)	2A4,4X, E12.5		核種の名称 i分子の原子数
8B	RAMD(i)	6E12.5	λ	崩壊定数(sec ⁻¹)
	W(i)		M _B	分子量
	SIGM(i)		σ_B	核種の分子直径(Å)
	EPSI(i)		ϵ_B	核種の相互作用エネルギー(cal)
	SOCE(i)		S _O	炉心から原子炉冷却材中への放出量(moles/sec)
	RAMDS(i)		λ_s	崩壊定数(sec ⁻¹ , 表面濃度の計算式に用いられる)
9A	HC1(j),(j=1.6)	6E12.5	a	}無次元物質伝達係数を表わす式の3個の定数(6種まで)
9B	HC2(j),(j=1.6)	6E12.5	b	
9C	HC3(j),(j=1.6)	6E12.5	c	
10	ZMTMAX	E12.5	MTMAX	原子炉冷却系の構成材料のうち, 原子炉冷却材と接触する材料の数(≤5)
11をMTMAXくりかえす				
11	MTNAME(m,j) (j=1.6)	6A4,		材料の名称(24文字)
	ZKO(m)	3E12.5	k _O	吸着等温式の係数
	ZKQ(m)		Q	活性化エネルギー(cal/mole)
	ZMSMAT(m)		M _S	飽和沈着濃度(moles/cm ²)
12	ZLMAX	2E12.5	LMAX	原子炉冷却系を構成するコンポーネントの総数(≤20)
	XOPT			コンポーネントの各メッシュ位置設定の選択 =0. 等分割により定める =1. 入力により指定する

CARD TYPE	FORTRAN SYMBOL	FORMAT	SYMBOL	REMARKS
			IN TEXT	
13A, 13B, 13Cの組をLMAXくりかえす(核分裂生成物放出源のすぐ下流のもの1とし, 以下, 順次流れにそってかぞえる)				
13A	LNAME(j, ℓ), (j=14) IDL(ℓ) MATR(ℓ)	4A4, 2I4		コンポネント(16文字) 無次元物質伝達係数の表式の指定 材料の指定
13B	XL(ℓ) ZKS(ℓ) D(ℓ) AS(ℓ) PL(ℓ) UW(ℓ)	6E12.5		コンポネントの原子炉冷却材流れ方向長さ(cm) コンポネントのメッシュ分割数 等価直径(cm) 原子炉冷却材流れ方向に垂直な断面積(cm ²) ぬれぶち長さ(cm) 冷却材流量(g/sec)
13C	TW1(ℓ) TW2(ℓ) TC1(ℓ) TC2(ℓ) P1(ℓ) P2(ℓ)	6E12.5		コンポネント入口側内壁面温度(°C) コンポネント出口側内壁面温度(°C) コンポネント入口側冷却材温度(°C) コンポネント出口側冷却材温度(°C) コンポネント入口側冷却材圧力(atm) コンポネント出口側冷却材圧力(atm)
14	OPTPUR XPUR RPUR	3E12.5	R _P	冷却材純化系の有無に関するオプション = 0. 純化系なし = 1. あり 核分裂生成物放出源から, 純化系入口までの流路方向の距離(cm) 冷却材流量のうち, 純化系を通る割合
15	EPUR(i)(i=1, IMAX)	6E12.5	ε _P	純化系の核分裂生成物除去効率
16	DIN REIN	2E12.5	D R _e	拡散定数(cm ² /sec) レイノルズ数 (DBOUT04=1の場合のみ, 本カードが必要)

CARD TYPE	FORTRAN SYMBOL	FORMAT	SYMBOL IN TEXT	REMARKS
17	X(k) (k=1,LKTOT)	6E12.5		核分裂生物放出源から，各メッシュまでの，流路方向の距離 (cm) LKTOTはメッシュ総数であり，ZKS(ℓ)の和として求められる。 (XOPT=1.の場合のみ，本カードが必要)
18	FIOPT ZMOPT	2E12.5		原子炉冷却材中の核分裂生成物量の初期値の与え方の指定 = 1. 各メッシュ毎に濃度を入力する = 2. 各コンポネント毎に入口，出口での濃度を入力する = 3. 各メッシュ毎に核分裂生成物の流量を入力する = 4. 各コンポネント毎に入口，出口での核分裂生成物の流量を入力する 核分裂生成物沈着濃度の初期値の与え方の指定 = 1. 各メッシュ毎に沈着濃度を入力する = 2. 各コンポネント毎に入口，出口での沈着濃度を入力する
19から22までの1つと，23，24のいずれかを組として，IMAX くりかえす				
19	F1(k,i) (k=1,LKTOT)	6E12.5	N	各メッシュでの原子炉冷却材中の核分裂生成物濃度 (moles/cm ³) (FIOPT=1.の場合のみ，このカードが必要となる)
20	F1(k,i) (k=1,LKTOT)	6E12.5	F	各メッシュでの原子炉冷却材中の核分裂生成物流量 (moles/sec) (FIOPT=3.の場合のみ，このカードが必要となる)

CARD TYPE	FORTRAN SYMBOL	FORMAT	SYMBOL IN TEXT	REMARKS
21	(F1(k,i),F1(k,i)) (k=1,LKTOT)	6E12.5	F	各コンポネントの入口,および出口での原子炉冷却材中の核分裂生成物濃度 (moles/cm ³) 各コンポネント毎に,入口濃度と出口濃度を入力する (FIOPT=2.の場合のみ,このカードが必要となる)
22	(F1(k,i),F1(k,i)) (k=1,LKTOT)	6E12.5	N	各コンポネントの入口および出口での原子炉冷却材中の核分裂生成物流量 (moles/sec) Card Type 21と同様に入力する (FIOPT=4.の場合のみ,このカードが必要となる)
23	M1(k,i)(k=1,LKTOT)	6E12.5	M	各メッシュでの核分裂生成物沈着濃度 (moles/cm ³) (ZMOPT=1.の場合のみこのカードが必要となる)
24	(M1(k,i),M1(k,i)) (k=1,LKTOT)	6E12.5	M	各コンポネントの入口,出口での核分裂生成物沈着濃度 (moles/cm ³) Card Type 21と同様に入力する (ZMOPT=2.の場合のみ,このカードが必要となる)

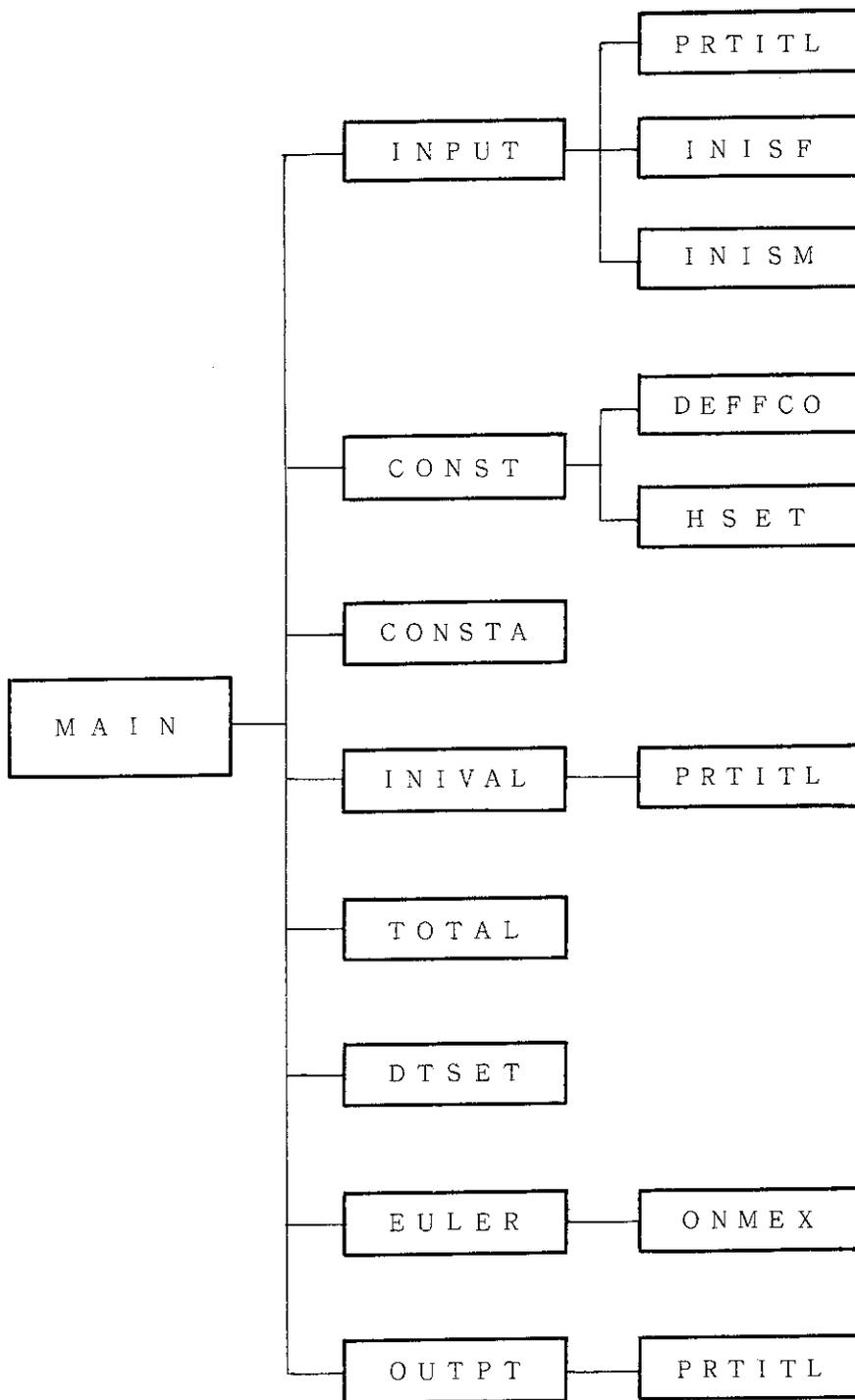


Fig. 3.1 Interconnection between main and subroutine programs in PLATO-code

[] 内はサブルーチン名を示す

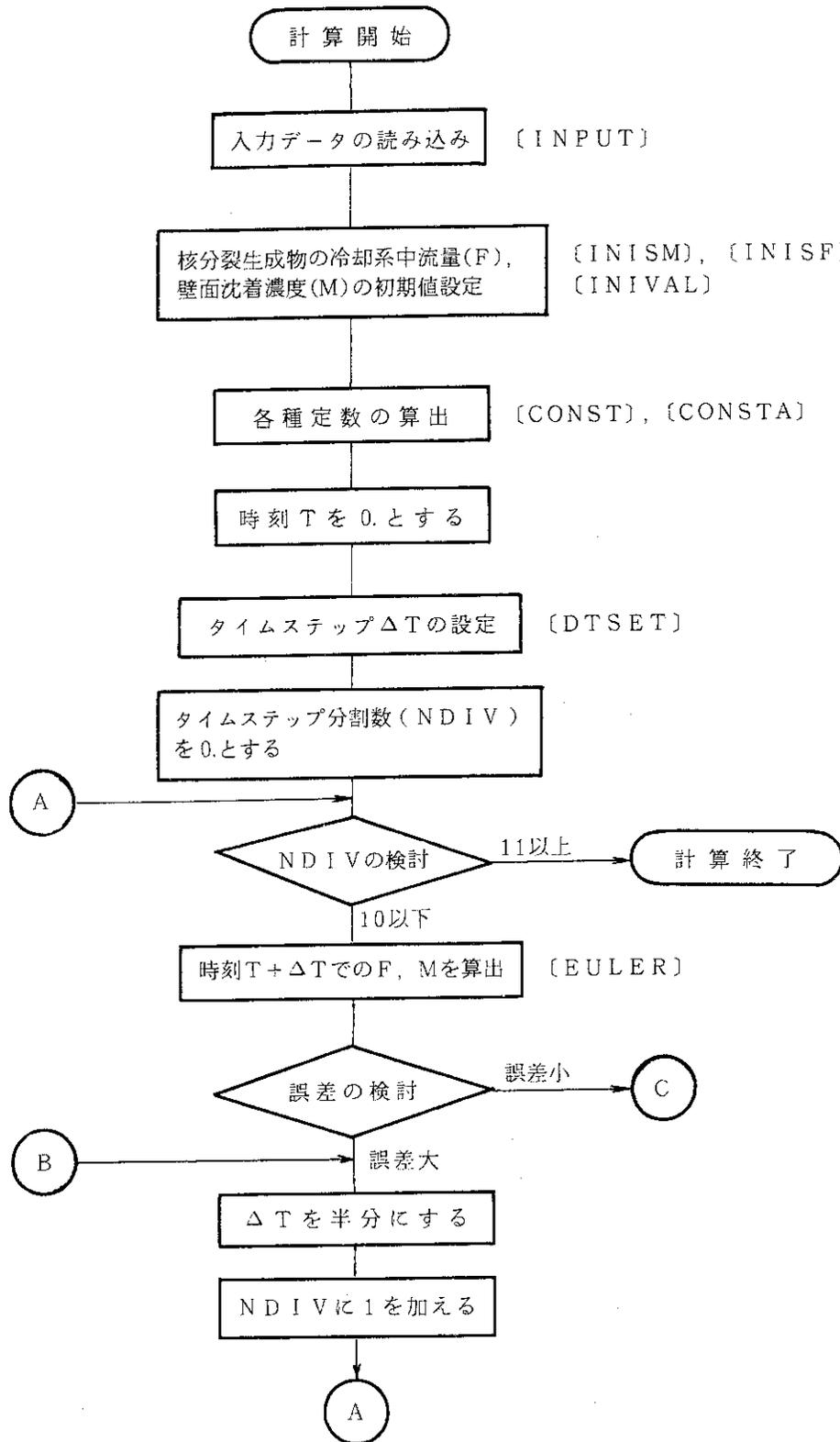


Fig. 3.2 General flow-chart of PLATO code (1/2)

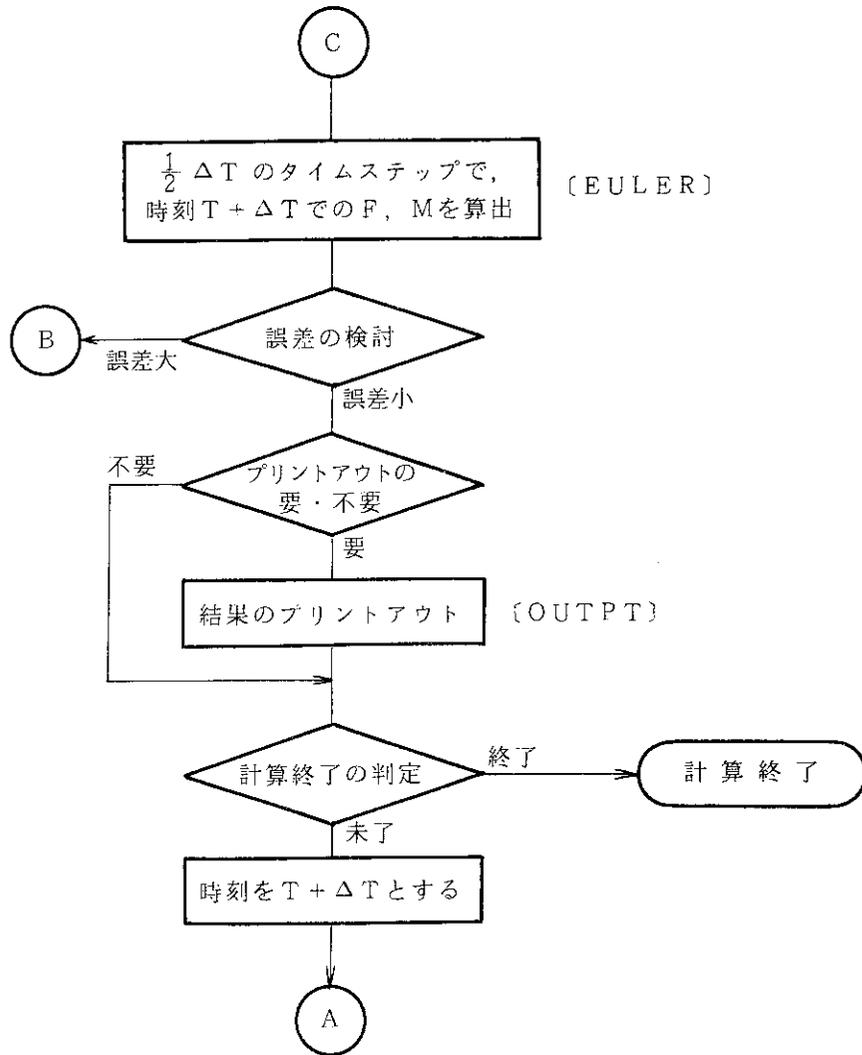


Fig. 3.2 (2/2)

4. 計 算 例

4.1 実験の解析

原研でおこなわれた炉内ループ T L G - 1 での沈着実験⁽⁵⁾を本コードで解析し、実験結果との比較をおこなった。

Fig. 4.1 は、実験結果と本コードによる計算結果とを比較したものである。主要なパラメータのうち、沈着管形状、冷却材流量、Re 数等は実験条件と一致させた。また、核分裂生成物流入率 (S_0)、Langmuir 吸着等温式の定数 (k_a) には、下表に示す値を用いた。このうち、

	I-131	Zr-95	Ru-103
S_0 (moles/sec)	2.8×10^{-16}	6×10^{-19}	5.5×10^{-19}
K_a (1/cm)	2.9×10^{-5}	10^{-7}	10^{-7}

定数 k_a は沈着量の実測値と計算値が一致するように定めたものである。Fig. 4.1 からわかるように、計算値と実測値は沈着管入口部を除き、よい一致を示しており、計算モデルのある程度の妥当性が言える。又、実測値があまり得られていない定数 k_a を、このようにして推定することも可能であると考えられる。なお、流入率 S_0 は実験のばらつき範囲内であることも明らかとなっている。

なお、沈着管入口部で沈着量が増大する理由の1つとして、核分裂生成物を含む粒子のうち、粒径の大きなものが、慣性力、重力等の影響により、入口部近辺で選択的に沈着したとも考えられる。

次に、T L G - 1 ループ実験と同じ形状、条件を設定しておき、沈着管が閉回路を形成している場合と、開回路の場合とについて、沈着総量の相異を本コードにより求めた結果を Fig. 4.2 に示す。平衡状態での沈着総量は、閉回路の方が開回路より大巾に増大している。両者の差異の程度は、配管の長さ、核分裂生成物の半減期等とも関連するが、原子炉冷却系の様に閉回路を形成しているものに対して、開回路の実験値を適用する場合に、注意を要することであろう。

同様の条件のもとに、核分裂生成物の流入率 (S_0) をパラメトリックに変化させた場合の沈着総量の変化を本コードにより求めた結果を Fig. 4.3 に示す。図からわかるように、同一沈着時間においては、流入率と沈着総量の間、線型性が存在する。なお、 S_0 が同一の場合

には、沈着初期において沈着時間と沈着総量に線型性が存在するが、時間の経過に従がい、入口部附近から平衡レベルに近づき、線型性がくずれ、定常値に達する。

Fig. 4.4 に、沈着管が開回路を形成している場合での冷却材流速と沈着総量、沈着管出口部での冷却材中核分裂生成物濃度および核分裂生成物流量との関係について、本コードにより得られた結果を示す。開回路では、冷却材流速が増大するにつれて、出口部での冷却材中核分裂生成物濃度、沈着総量が減少し、一方、出口部での核分裂生成物流量は、一定値（核分裂生成物流入量 S_0 ）に近づく。逆に、流速が減少すると、出口部での冷却材中核分裂生成物濃度は増大し、沈着総量は一定値（この場合は、沈着速度と崩壊の平衡状態値）に近づく。

4.2 多目的高温ガス実験炉の解析

多目的高温ガス実験炉での沈着放射エネルギーがどの程度となるかを本コードを用いて解析した。

Fig. 4.5 には、ストロンチウムの沈着量が炉の運転時間の経過とともにどのように変化していくかを示した。流入率は燃料の性能にもとづいて、また、定数 k_0 は前述の実験の解析での例を参考としてそれぞれ定めた。中間熱交換器（IHX）での沈着量の大きくなることが予想されよう。

核分裂生成物がある程度沈着している状態を初期状態として、新たな流入がないとの条件のもとに、この後、純化系を作動させつつ冷却材を循環させておいたとき、沈着核分裂生成物が脱着し、純化系に除去されて蓄積されていく状況を解析した。結果を Fig. 4.6 に示す。これによって、本コードで脱着過程の解析もなしうることを、また、純化系を用いた除汚の可能性、その際の純化率の大小の影響などが示されよう。

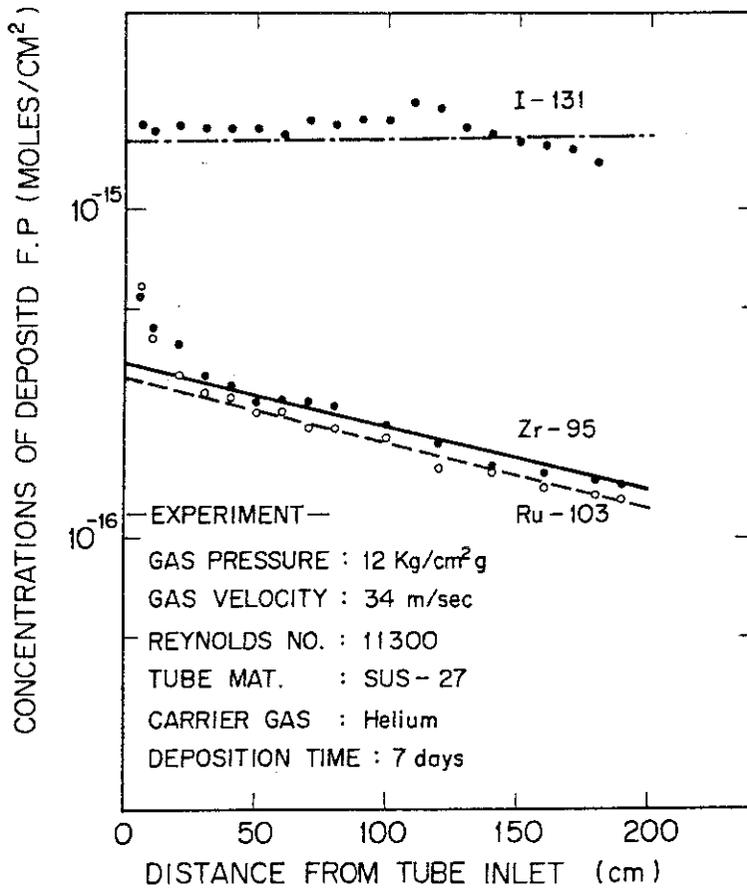


Fig. 4.1 PLATO code simulation of the TLG-1 experiment

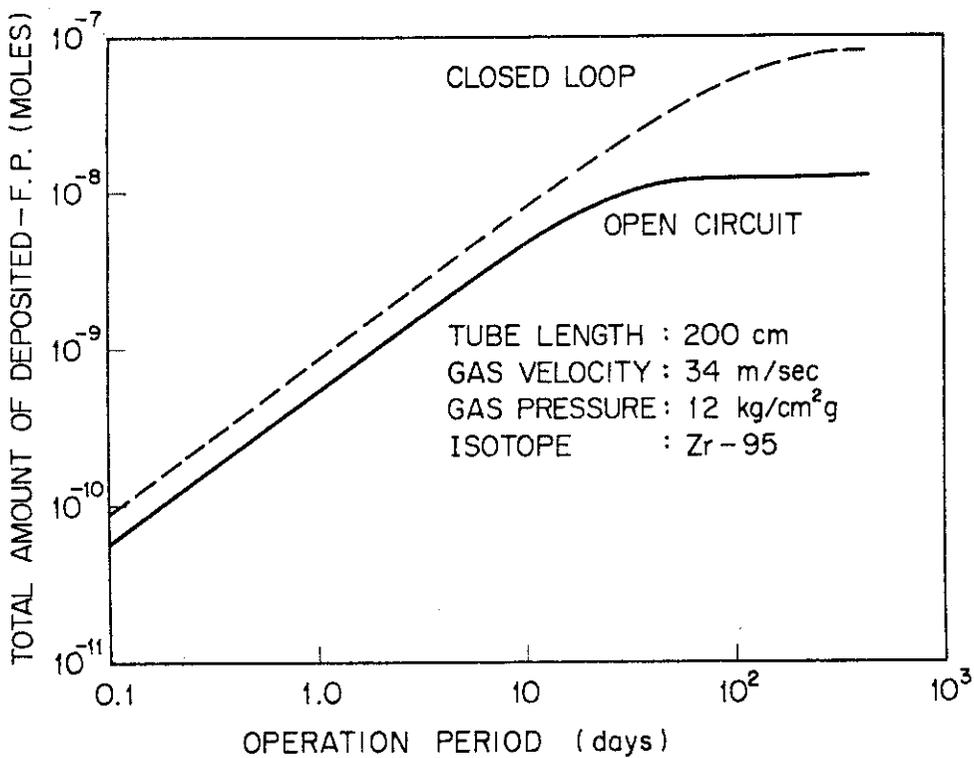


Fig. 4.2 Amounts of deposited F.P. in the closed loop and the open circuit

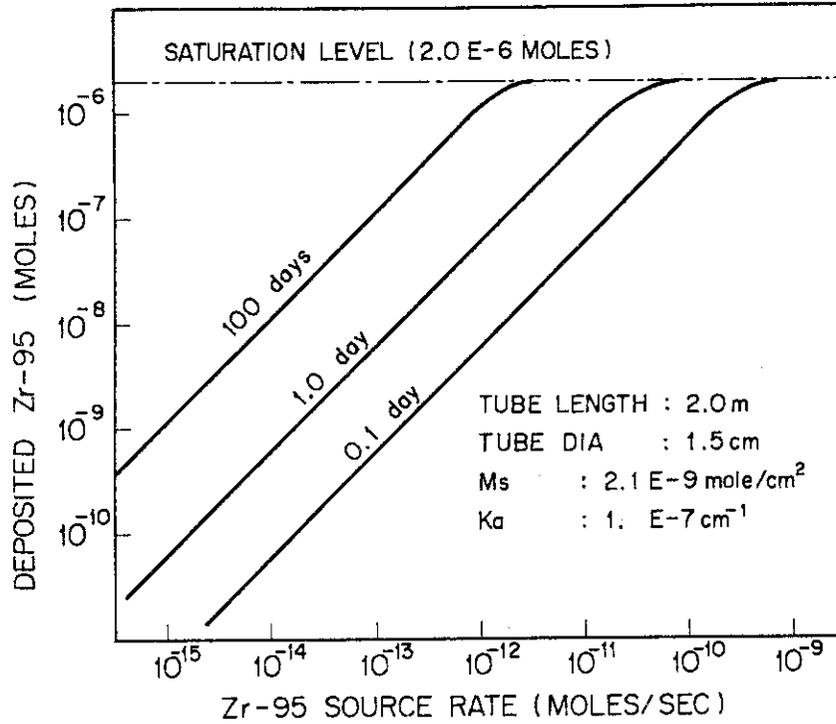


Fig. 4.3 Effect of source rate on the deposited F.P. activity

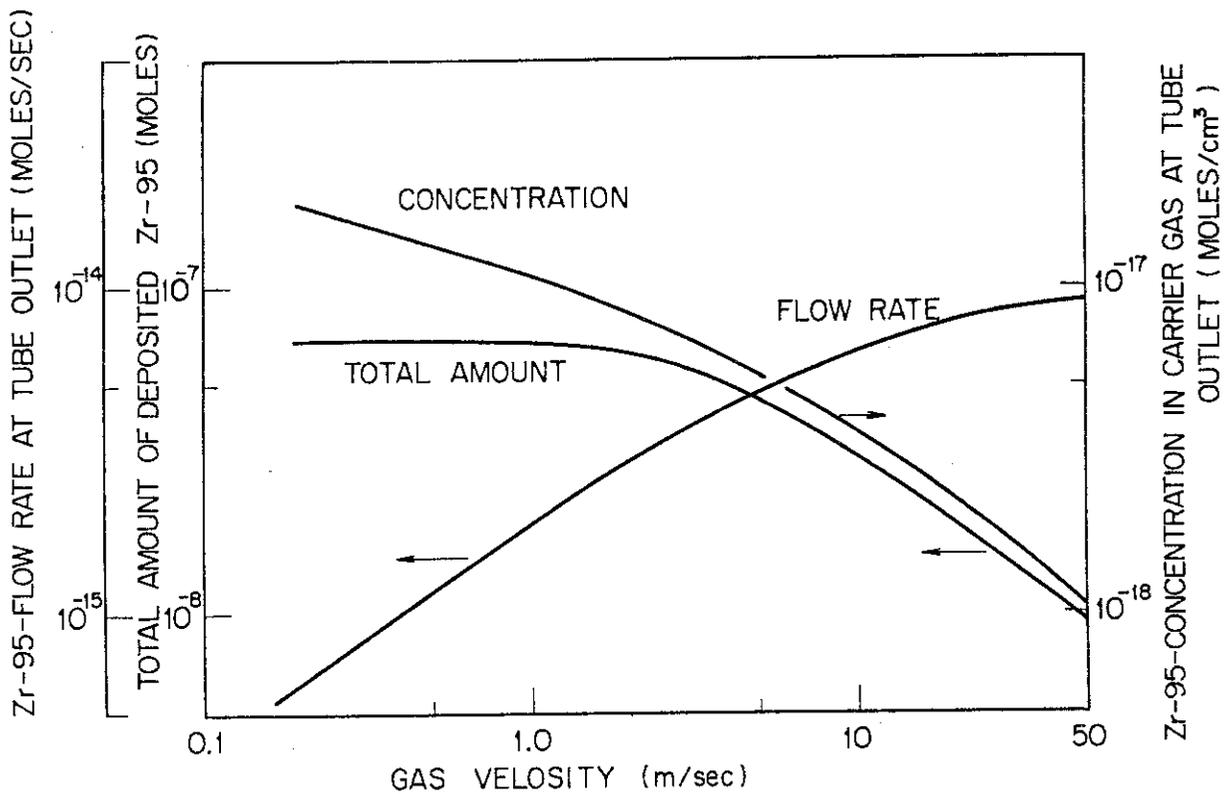


Fig. 4.4 Relations between gas velocity and deposited F.P. amount, concentration and flow rate in coolant at the outlet

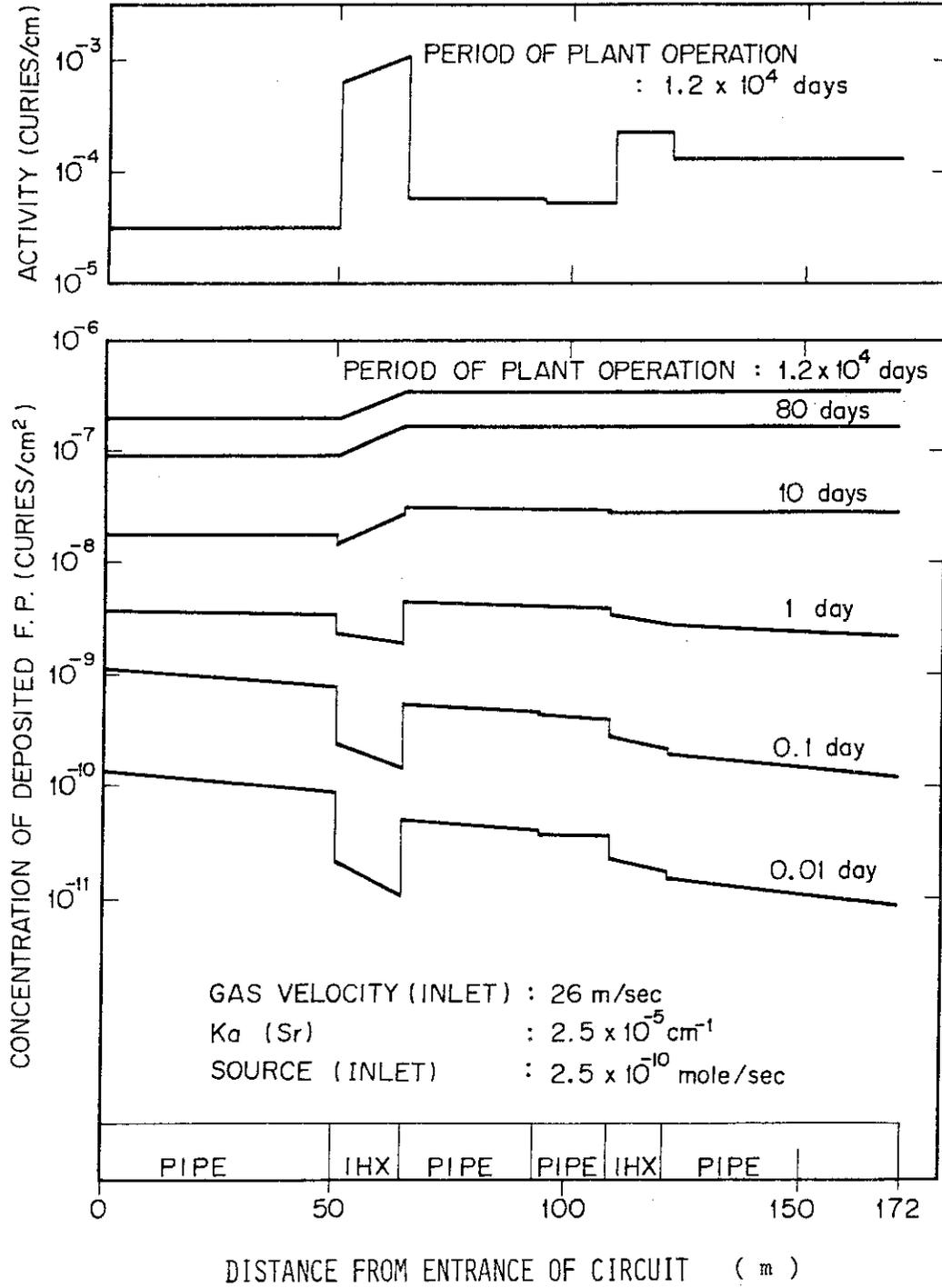


Fig. 4.5 Distribution of Sr⁹⁰ in the primary cooling circuit

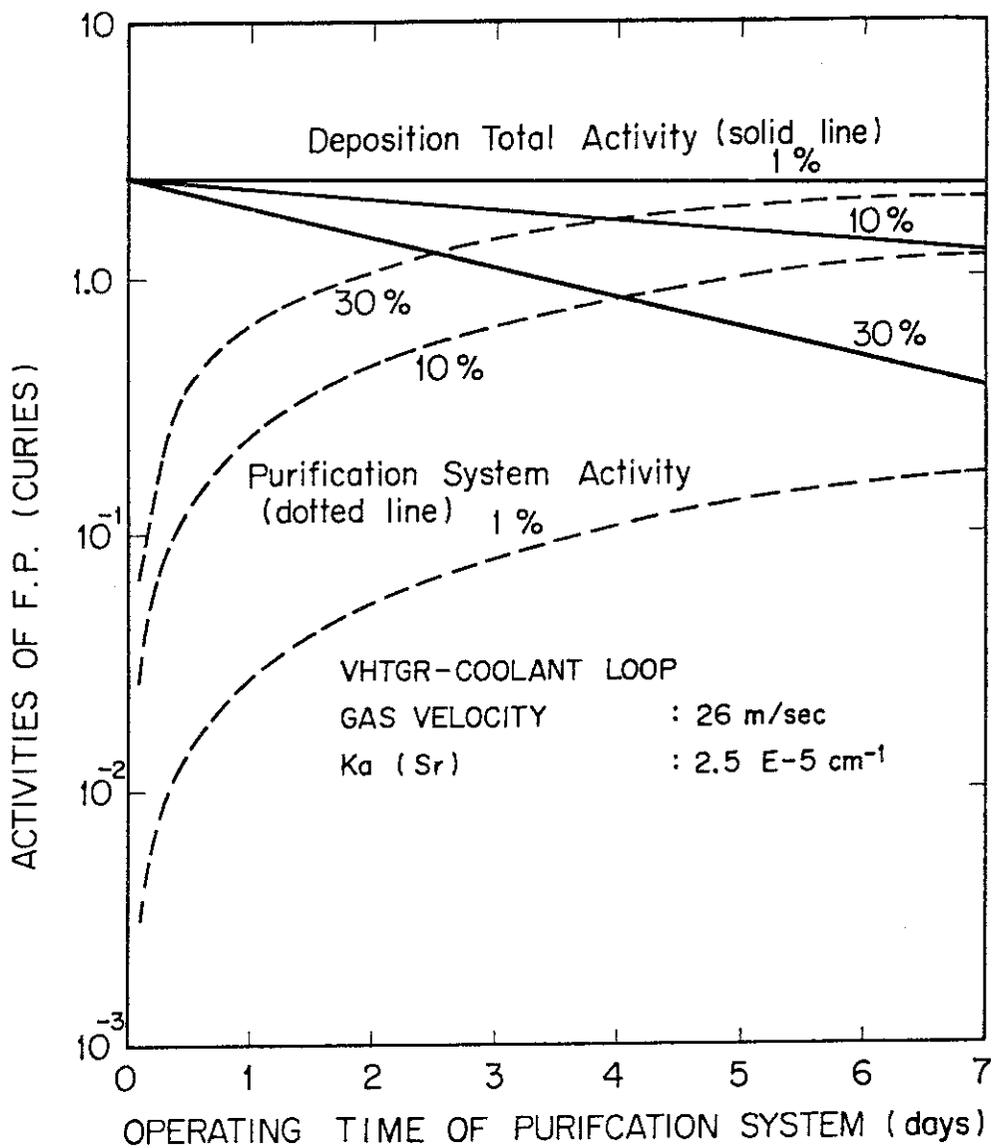


Fig. 4.6 Deposited activity transport to purification system

5. あ と が き

1次冷却系内の核分裂生成物の沈着量解折の安全設計上の重要性は、既に述べたように、プラントの通常状態にあつては保守・点検計画等の立案において、事故状態にあつては事故時に放出される放射エネルギーの評価において、それぞれ沈着核分裂生成物が重要な役割を果たすという点にあると考えられる。しかしながら、1次冷却系構成機器ならびに冷却ループの特徴を取扱い、1次冷却系全体を対象として設計の観点から核分裂生成物の沈着を解折する手段が殆んど存在していないのが現状であろう。

本計算コード“PLATO”は、上記のような核分裂生成物の沈着量の解折の安全設計上の重要性の認識に立って、多目的高温ガス実験炉の設計段階における設計データを提供する目的で開発されたものであり、計算値と沈着実験の測定値との比較、あるいは高温ガス実験炉の冷却系内沈着分布の計算例の検討等によって、その設計手段としての有用性が認められよう。

本コード作成にあつては、初期のモデルの段階では、当時の多目的炉設計研究室長下川純一博士より貴重な助言をいただき、また、プログラミングの最終段階では、同研究室の三竹晋、田村和雄両氏に種々の検討をしていただいた。ここに深く感謝の意を表します。

参 考 文 献

- (1) M. N. Ozisik, "An Analytical Model for Fission Product Transport and Deposition from Gas Streams", ORNL-3379 (1963)。
- (2) Leo F. Epstein and Thomas F. Evans, "Deposition of Matter from a Flowing Stream I. General Relations and Equations", GEAP-4140 (1962)。
- (3) T. S. Kress and F. H. Neill, "Calculating Convective Transport and Deposition of Fission Products", ORNL-TM-2218 (1968)。
- (4) G. Mielken and M. Will, "Plate-out Evaluation as a Basic Criterion for Plant Design and Safety Analysis in Indirect and Direct Cycle HTR-Systems", Proceedings of a symposium on principles and standards of reactor safety organized by IAEA, Julich (1973)。
- (5) Tanemichi KITAHARA et al., "Effect of Flow Rate on Fission-Product Deposition from High-Temperature Gas Streams", J. of Nucl. Sci. and Technol., 13, 3 (1976)。
- (6) R. B. Bird et al., "Transport Phenomena", Wiley (1970)。
- (7) 牧野・安川, 「高温ガス冷却炉における核分裂生成物の非定常拡散放出量評価用コード-FECUND-」, JAERI-M 4883 (1972)。

5. あ と が き

1次冷却系内の核分裂生成物の沈着量解折の安全設計上の重要性は、既に述べたように、プラントの通常状態にあつては保守・点検計画等の立案において、事故状態にあつては事故時に放出される放射エネルギーの評価において、それぞれ沈着核分裂生成物が重要な役割を果たすという点にあると考えられる。しかしながら、1次冷却系構成機器ならびに冷却ループの特徴を取扱い、1次冷却系全体を対象として設計の観点から核分裂生成物の沈着を解折する手段が殆んど存在していないのが現状であろう。

本計算コード“PLATO”は、上記のような核分裂生成物の沈着量の解折の安全設計上の重要性の認識に立って、多目的高温ガス実験炉の設計段階における設計データを提供する目的で開発されたものであり、計算値と沈着実験の測定値との比較、あるいは高温ガス実験炉の冷却系内沈着分布の計算例の検討等によって、その設計手段としての有用性が認められよう。

本コード作成にあつては、初期のモデルの段階では、当時の多目的炉設計研究室長下川純一博士より貴重な助言をいただき、また、プログラミングの最終段階では、同研究室の三竹晋、田村和雄両氏に種々の検討をしていただいた。ここに深く感謝の意を表します。

参 考 文 献

- (1) M. N. Ozisik, "An Analytical Model for Fission Product Transport and Deposition from Gas Streams", ORNL-3379 (1963)。
- (2) Leo F. Epstein and Thomas F. Evans, "Deposition of Matter from a Flowing Stream I. General Relations and Equations", GEAP-4140 (1962)。
- (3) T. S. Kress and F. H. Neill, "Calculating Convective Transport and Deposition of Fission Products", ORNL-TM-2218 (1968)。
- (4) G. Mielken and M. Will, "Plate-out Evaluation as a Basic Criterion for Plant Design and Safety Analysis in Indirect and Direct Cycle HTR-Systems", Proceedings of a symposium on principles and standards of reactor safety organized by IAEA, Julich (1973)。
- (5) Tanemichi KITAHARA et al., "Effect of Flow Rate on Fission-Product Deposition from High-Temperature Gas Streams", J. of Nucl. Sci. and Technol., 13, 3 (1976)。
- (6) R. B. Bird et al., "Transport Phenomena", Wiley (1970)。
- (7) 牧野・安川, 「高温ガス冷却炉における核分裂生成物の非定常拡散放出量評価用コード-FECUND-」, JAERI-M 4883 (1972)。