

高温ガス冷却炉の放射能評価コードシステム

Radioactivities Evaluation Code System for High Temperature Gas Cooled Reactors

小倉健志* Kenji Ogura・森本俊雄* Toshio Morimoto

I. まえがき

各種の産業活動に伴う環境汚染問題は、最近特に重要視され、各種の防護対策が講ぜられつつある。このような有毒化学物質による環境汚染という観点からみた場合、原子力プラントによる環境汚染は、他産業に比べほとんど無視しうる程度である。しかしながら、原子力プラントの場合には、エネルギー発生機構として原子核分裂を用いているため、放射性核分裂生成物（以下 FP と略称）等の放射性物質が生成される。放射性物質による環境汚染は、その影響が長期間に及び、かつ、遺伝上の効果がありうるという点で、他の産業による環境汚染に比べ、きわめて重大な問題である。

このため、原子力プラントの開発においては、燃料中で発生する FP をいかにプラント内に格納するかということが最重要視され、当初から、これに対する防護策を十分に考慮して設計されてきた。

FP 放出防護の基本的考え方は、“多重障壁”と言われるものであり、第 1 図に示すように、多重の FP 障壁を設け、各障壁は、それぞれ独立に健全性が維持できる（一つの障壁が破損しても、他の障壁は破損しない）ように設計しておくことである。

第 1 図は、日本原子力研究所において開発が進められている多目的高温ガス実験炉の多重障壁を示したものであるが、この実験炉では、多重障壁として次の三つが設けられている。

- 1) 第 1 障壁：四重の燃料被覆層
- 2) 第 2 障壁：原子炉圧力バウンダリー（压力容器、一

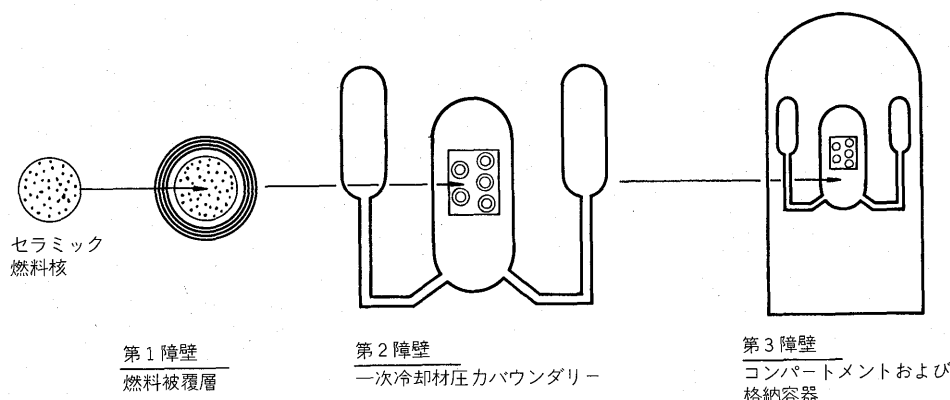
次冷却系配管等）

- 3) 第 3 障壁：コンパートメントと格納容器

これらの障壁が、FP を完全に閉じ込めることができるならば、環境中への FP 放出は、まず生じないわけであるが、現実には多少の漏えいは避けられず、炉内で発生した FP のごく一部は、環境中に放出される。

FP の移行放出挙動については、II 章で述べるが、高温ガス炉（以下 HTR と略称）の場合には、軽水炉に比べ、次のような特徴があるため、通常時および事故時における FP の移行放出挙動を、できるだけ正確に把握することが、非常に重要な課題となる。

- (1) 軽水炉では、燃料被覆管は金属製であり、被覆管が破損しない限り、燃料中の FP が一次冷却材中に放出されることはないと考えられる（トリチウムは例外）が、HTR では、燃料被覆材はセラミック製であり、被覆が健全な燃料からも、わずかではあるが、FP が放出される。また、冷却材中に放出される FP 核種の中には、Sr, Cs, Ag 等、軽水炉では、あまり問題とされない元素がある。
- (2) HTR では、一次冷却材が気体（ヘリウムガス）であるため、燃料から放出された FP のうち、希ガス以外の FP は、大部分が一次冷却系機器の表面に沈着する。これら沈着 FP は、通常運転時の公衆被曝線量評価上は特に注目する必要はないが、プラント従事者の被曝線量評価上は、重要な問題である。また、事故時評価の場合には、沈着 FP の離脱分が、所外放出放射能のかんりの部分を占める可能性がある。



第 1 図 核分裂生成物放出障壁
Fig. 1. Barriers to releases of radioactive fission products

* 原子力技術部

当社では、日本原子力研究所で開発を行っている多目的高温ガス実験炉について、昭和44年度以降、積極的にその設計作業に参加し、これらの設計作業を行うにあたって重要な問題となるFPの移行放出量を推定するために、一連の放射能評価コードを整備・開発してきた。ここでは、このようにしてまとめあげられた HTR 用放射能評価コードシステムの概要を紹介する。

II. 多目的高温ガス実験炉内でのFP挙動

現在、日本原子力研究所が研究開発を進めている多目的高温ガス実験炉（以下実験炉と略称）は、原子炉出口ガス温度1,000℃、照射ベッドとしての使用、および多目的プラント利用等を目標とした出力50MWt グラファイト減速、ヘリウム冷却型高温ガス炉である。

計画中の本実験炉は、第2図に示すように、原子炉を中心に二つの冷却ループを有し、それぞれ一次冷却系、二次冷却系、熱利用系（三次冷却系）から成る三つの冷却系で構成されている。一次冷却系、二次冷却系はヘリウムによる冷却を行うループで、中間熱交換器を介して熱交換を行っている。熱利用系は二次冷却ヘリウムの有する高温エネルギーを種々の目的に応じて利用する系統であり、第2図では蒸気発生器を接続した場合を示している。現設計では、さらに多目的実験用の改質器、還元ガス加熱器等を選択的に接続できるようになっている。

ここではプラント内のFP移行放出挙動を

- (1) 燃料から一次冷却材中へのFP移行
- (2) 一次冷却材中でのFP挙動
- (3) 二次冷却系および熱利用系中でのFP挙動

の三項目に分けて、以下簡単に説明する（第3図参照）。

1. 燃料から一次冷却材中へのFP移行

実験炉燃料には、被覆燃料粒子を用いている。これは

球状 UO_2 核（直径 500μ ）のまわりを熱分解炭素（PyC）と炭化けい素（SiC）で四重に被覆した粒子（以下 cfp と略称）を黒鉛マトリクス中に分散、押し固めて燃料コンパクトとし、さらに黒鉛のさや（Sleeve）に入れて燃料棒とした後、六角柱状の黒鉛ブロックに収めたものである。

さて、この cfp 中で核分裂により生ずる FP は、被覆層が健全である場合にはほとんど cfp 中にとどまり、cfp 外に放出されることはないと考えてよいが、cfp 製造時に生ずる被覆層の表面汚染ウランから発生する FP については、少量ではあるが cfp 外に放出されるものがある。

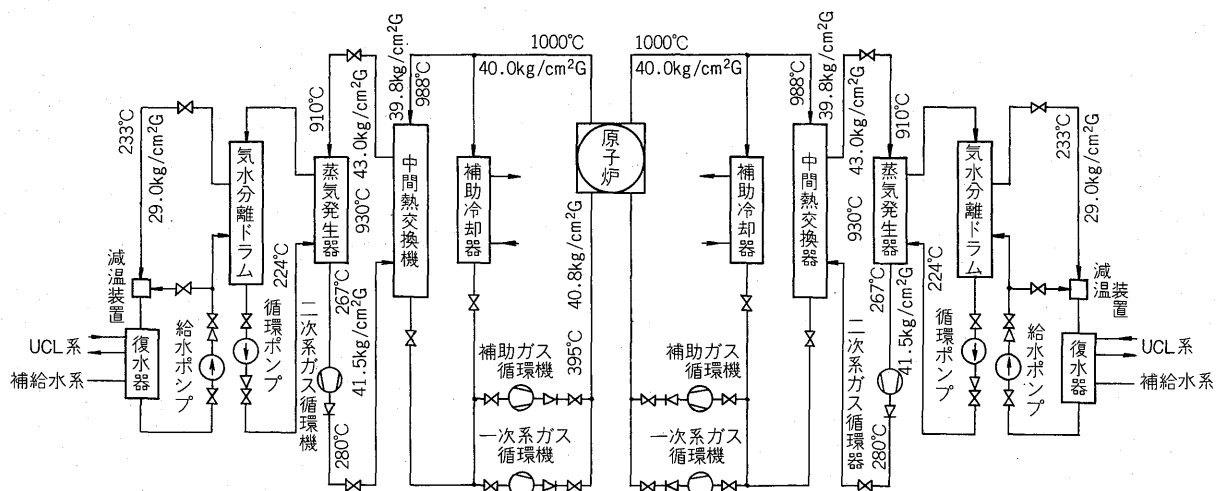
一方、被覆層が破損している場合（破損燃料）には、燃料核中を拡散した FP は、被覆層破損部を介して直接 cfp 外に放出される。

cfp 外に移行した FP は、さらに黒鉛マトリクス、スリーブ中を拡散機構によって移行し、スリーブ・冷却材境界に至ったところで、スリーブ表面からの界面移行現象によって冷却材中に放出される。

この燃料体から一次冷却材中への移行過程は、プラント内 FP 分布、あるいは所外放出 FP 量を評価する上で最も基本的なものであり、解析計算も、その移行現象をある程度まで詳細に模擬したモデル化を行うことによって実施している。

2. 一次冷却系中でのFP挙動

一次冷却系中に放出された FP は、冷却材ヘリウムとともに一次冷却系中を循環するが、第3図にも示したように、その一部は冷却系からの漏えいによって系外に移行し、また冷却材純化系にバイパスしたものは、ほとんど除去されて廃棄物処理系へ移行する。さらに循環 FP の一部は、系内の温度、流量、圧力条件等に応じて一次冷却系内に沈着（プレートアウト）する。主要な沈着個



第2図 多目的高温ガス実験炉系統図⁽¹⁾

Fig. 2. Process flow diagram of JAERI experimental very high temperature gas cooled reactor

所としては、中間熱交換器伝熱管などがあげられる。

このプレートアウト放射能計算については、そのメカニズムをかなり詳細にモデル化した独立解析を行い、沈着量とその分布の詳細な推定が可能にしている。

系外漏えいしたFPは、原子炉容器を収納している部屋（原子炉コンパートメント）の負圧維持および換気を行う系統（コンパートメントパージ系）によって原子炉コンパートメント外に導かれ、その後フィルタによる処理を施された後、一部分は所外へ高所放出される。

通常運転時の公衆被曝線量評価を行う場合には、実質上この二つの経路が重要である。

3. 二次冷却系および熱利用系でのFP挙動

一次冷却系と二次冷却系の間には、通常2～3気圧の差圧を維持するような差圧制御が行われており、一次冷却系の方が二次冷却系に比較して負圧になるように制御されている。したがって、今まで述べてきたような希ガス、ハロゲン、固体金属FPの一次冷却系から二次冷却系への移行は、仮に中間熱交換器の伝熱管が小破損したような場合でも生ずることはないと考えられるが、トリチウム (H^3) については、その特殊な性質上、伝熱管拡散による二次冷却系への移行を考える必要がある。同様に、二次冷却系から熱利用系への移行もトリチウムのみについては考慮しておく必要があり、特に熱利用系で還元ガスを製造するような場合には、製品汚染を生ずる恐れがあるという点で十分検討を行わなければならない。

以上が多目的高温ガス実験炉内でのFP移行の概略である。

III. 放射能評価コードシステム

1. 概要

本放射能評価コードシステムを構成する主要な計算コードは、II章で述べたFPの移行挙動、計算モデルの性質等の相異に応じて、概略、次の4種類に分けられる。

- (1) 燃料中でのFP拡散計算コード (FIPER. X) *
- (2) 一次冷却系内でのFP沈着計算コード (PLATO) **
- (3) 原子力プラント内でのFP移行放出計算コード (FIPPL. 2)
- (4) 所外放出FPによる被曝線量計算コード (FEDOSE)

これらの主要なコードと、その相互関係については、次節以降に述べるが、概略を第4図に示す。

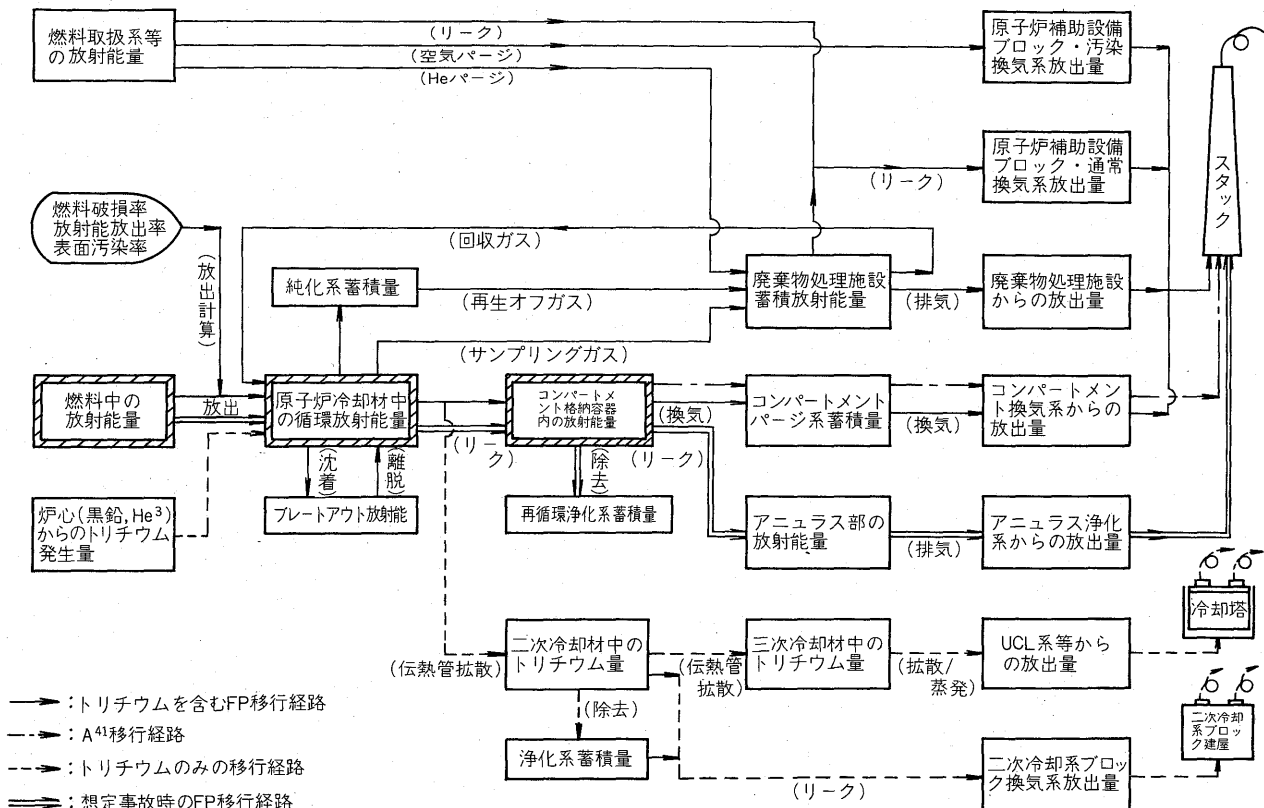
なお、米国のGeneral Atomic社およびドラゴンプロジェクトのHTR用放射能評価コードの主要なもの、第4図に併せて示す。

2. FP拡散計算コード (FIPER. X)

FIPER. Xコードは、高温ガス炉燃料中でのFP挙動

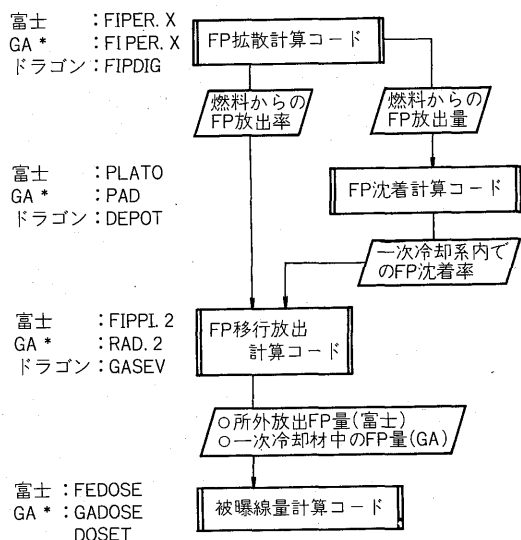
* General Atomic社で開発され、日本原子力研究所殿にて利用可能としたもの

** 実験炉基本概念設計において日本原子力研究所殿と当社と共同で開発したもの



第3図 放射能移行の解析モデル図⁽²⁾

Fig. 3. Calculation model for radioactive fission products transport



第4図 HTR用放射能評価コードシステム

Fig. 4. Radioactivity evaluation code system for HTR

解析コードである。燃料中でのFP挙動についてはII章で簡単に述べたが、主として燃料核中での拡散およびグラファイト中での吸着・拡散過程による移行が扱われる。特に拡散については、その温度依存性が強く、実験炉のような高温を目指している原子炉の場合、炉心でのFP拡散評価は、きわめて重要である。

FIPER. Xコードは、吸着・拡散によるFP移行を、燃料の形状、物性、一次冷却材流量、圧力、温度、FP核種の物性値を入力として、燃料中でのFP濃度分布、FP流れ分布、FP分圧分布、冷却材中へのFP放出量等の経時変化を計算することが可能である。

本コードでは、次の三つを基本的な仮定としている。

- (1) グラファイト中での固体金属FP挙動は、吸着拡散過程に従い、特に吸着タイプはFreundlich adsorption isothermで仮定される。
- (2) 冷却材、燃料スリーブ境界でのFP移行は、熱伝達と類似な物質移行モデルによる。
- (3) FPの崩壊連鎖は考慮しない。

このような仮定に基づいた基本方程式は、下記のとおりである。

$$\frac{\partial C(r, t)}{\partial t} = S(r, t) - \lambda \cdot C(r, t) + \nabla \cdot D(C, r, t) \nabla C(r, t) \dots \dots \dots (1)$$

$C(r, t)$: 燃料中位置 r , 時刻 t での対象FP核種濃度

$S(r, t)$: 燃料中位置 r , 時刻 t での対象FP核種生成率

$D(C, r, t)$: 燃料中位置 r , 時刻 t での対象FP核種拡散定数

λ : 対象FP核種崩壊定数

ここでは計算結果の一例として、固体金属FPに対するスリーブの拡散障壁効果を評価したものを第6図に示す。

縦軸“(J/S)値”は、スリーブ中へのコンパクトから侵入してくるFP流量 $S(\mu\text{Ci/s})$ と、スリーブ・冷却材境界において冷却材中へ流出するFP流量 $J(\mu\text{Ci/s})$ との比をとったもので、スリーブの障壁効果を表す一つのパラメータである。

第6図から分かるように、高温状態における(J/S)値は、1,000℃以上において特に高くなっており、障壁効果の減少が顕著になることを示しており、本実験炉のような高温ガス炉の場合、 S_r , C_s のような固体金属FPで、生物学的影響の高い核種について安全上十分な検討が必要である。

なお、本コードについては米国で実験との比較による検証がある程度行われているが[参考文献(9)], 今後、わが国における実験との比較によってさらに検討を加えてゆかねばならない。

本コードの詳細については、参考文献(6)を参照されたい。

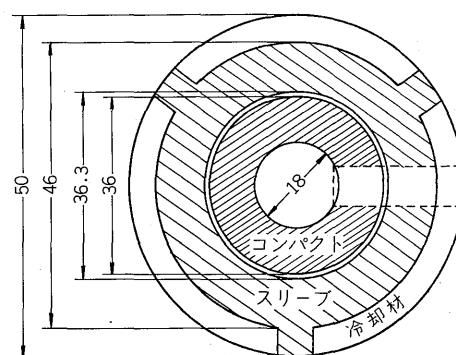
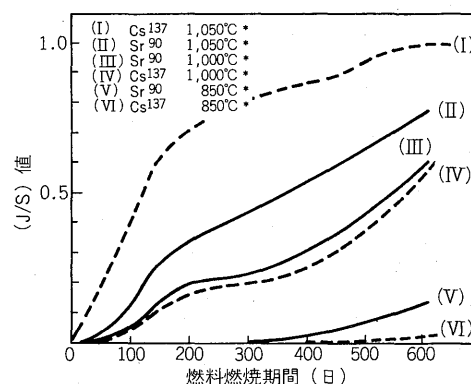
第5図 実験炉燃料ピン断面図⁽³⁾

Fig. 5. Cross sectional view of JAERI experimental very high temperature reactor fuel pin



注) 図中温度はスリーブ外側温度、バーンアップは0日

第6図 燃料スリーブの固体核分裂生成物拡散障壁効果

Fig. 6. Barrier effect of fuel sleeve for solid fission products diffusion

3. FP沈着計算コード(PLATO)

II章で述べたように、燃料から一次冷却材中に放出さ

れたFPのうち希ガス以外のFP核種は、大部分が熱交換器や配管等、一次冷却系を構成する機器の壁面（以下壁面と略称）に沈着する。PLATOコードは、この一次冷却系へのFP沈着分布を推定するためのものであり、炉心からのFP放出量、一次冷却材の流量、温度、一次冷却系構成機器の形状を主要な入力として、沈着FPの量と分布、一次冷却系全体での沈着率を出力するものである。

本コードでは一次冷却系を一次元で近似し、次の二つを基本的な仮定としている。

- (1) 一次冷却材中に含まれているFPは微粒子であり、壁面方向（一次冷却材の流れと垂直な方向）へのFP移動は、熱伝達と類似な物質伝達モデルに従う。
- (2) 壁面での沈着FPの密度と、壁面近傍での一次冷却材中FP濃度は常に平衡状態にあり、Langmuir Adsorption Isothermの式が成立する。

以上の仮定に基づいた基本方程式は下記のとおりである。

$$\frac{\partial F}{\partial t} + V \frac{\partial F}{\partial x} + \lambda F + \frac{P \cdot h}{A} (F - N_w \cdot A \cdot V) = 0 \quad (2)$$

$$\frac{\partial M}{\partial t} + \lambda M - h (N - N_w) = 0 \quad (3)$$

$$N_w = k_a \cdot M / (1 - M/M_s) \quad (4)$$

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

x ：流路に沿った位置、 t ：時刻

$N(x, t)$ ：一次冷却材中のFP濃度

$A(x)$ ：流路断面積、 $V(x)$ ：流速

M ：壁面での沈着FP密度

M_s ：壁面でのFPの飽和沈着量

N_w ：壁面近傍での一次冷却材中FP濃度

λ ：FPの崩壊定数

P ：流路断面のぬれぶち長さ

h ：物質伝達係数、 k_a ：離脱定数

なお本コードは日本原子力研究所での実験結果との比較により部分的には検証がなされているが、今後モデルの変更も含めた改良、および実験結果との検証を一層進めてゆく必要がある。

4. FP移行放出計算コード (FIPPI.2)

FIPPI.2は、FIPER.Xコードで計算された燃料からのFP放出率、PLATOコードで計算されたFP沈着率および、原子力プラントを構成する各種の系統、機器からのFP漏えい率等を入力として、原子力プラントの各系統、機器内のFP存在量や、プラントからのFP放出量を求める汎用コードである。

本コードでは、原子力プラントを構成する系統、機器は、FPの移行、放出の観点からは次の6種類のコンポ

ネントに分類可能であるとみなし、原子力プラント全体

- (1) 燃料
- (2) 容器（一次冷却系等も一種の容器として扱う）
- (3) 再循環純化系
- (4) 換気系フィルタ
- (5) ディレイベッド
- (6) スタック

なお容器ではFPの沈着、離脱が考慮でき、またプラントの運転に伴うこれらコンポネントの連結の変更も取り扱える。また、対象とするFPは最大250核種までであり、そのうち、よう素については無機よう素と有機よう素に分けて取り扱うことが可能である。これらのコンポネントは1点近似で取り扱っており、各コンポネントでのFP存在量を求める基本方程式は概略次のように表される。

$$\frac{dN_{i,k}}{dt} = -(\lambda_i + R_{i,k}) \cdot N_{i,k} + \sum_{j=1}^2 (\lambda_j B_{j,i} N_{j,k}) + G_{i,k} \quad (5)$$

$N_{i,k}$ ：FP核種*i*のコンポネント*k*での存在量

λ_i ：FP核種*i*の崩壊定数

$R_{i,k}$ ：FP核種*i*のコンポネント*k*からの除去率

$B_{j,i}$ ：FP核種*j*が崩壊して核種*i*になる割合

$G_{i,k}$ ：FP核種*i*が単位時間当たり、コンポネント*k*で生成または流入してくる量

なお本コードについては、RAD.MPコード〔参考文献(8)〕による計算結果との比較により部分的に検証がなされている。

5. 被曝線量計算コード (FEDOSE)

FEDOSEは原子力プラントの運転に伴う放射性物質放出による施設周辺住民の環境被曝線量算定用コードで評価対象地点の気象条件、位置、および原子力プラントからの放射能放出量、放出条件を入力として、プラント通常運転時、および事故時のβ線、γ線による外部被曝線量、放射性プルームの吸入による内部被曝線量、および通常運転時の食物連鎖を介した内部被曝線量を計算するコードである。特に事故時評価においては、短期間放出事故と長期間放出事故の両者が取り扱えるのが特徴である。

解析手法は、基本的にはわが国の評価指針〔参考文献(10)〕で使用されている手法を踏襲しており、β線外部被曝についてはサブマージョンモデル、内部被曝についてはICRPモデル、およびわが国での特殊性を考慮したものの、γ線外部被曝については、下記に示す評価式に従うものとして計算を行っている。

$$D(x, y, z) = k \mu a E \int_0^\infty \int_0^\infty \int_0^\infty B(\mu, \gamma) \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} \chi(x', y', z') \quad (29)$$

$$dx' dy' dz' \dots \dots \dots (6)$$

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z u} e^{-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}} \left[e^{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}} + e^{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}} \right] \dots \dots \dots (7)$$

ただし, k : 換算係数

$D(x, y, 0)$: 地表 $(x, y, 0)$ 地点における線量率

E : γ 線エネルギー

μ_a, μ : 空気に対する γ 線真・全吸収係数

$\chi(x, y, z)$ 地点での放射性ブルーム濃度
(Pasquill の式)

$B(\mu, r)$: ビルドアップファクタ

$$r = \sqrt{(x-x')^2 + (y-y')^2 + z'^2}$$

H : 放出高さ

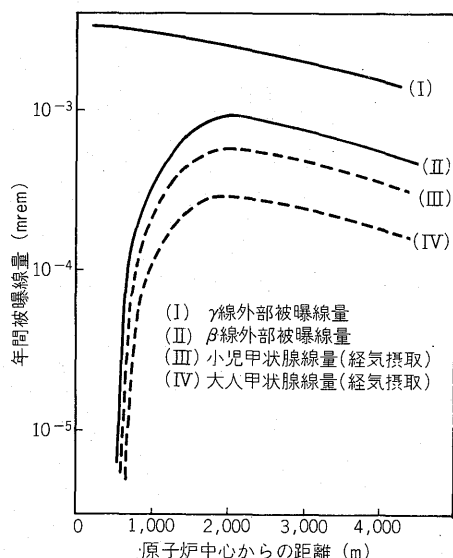
σ_y, σ_z : 正規分布表示を行った場合の標準偏差 (x の関数)

ここでは計算例の一つを第 7 図に示す。

β 線外部被曝線量, および甲状腺線量はスタックから放出されたブルームの着目地点地表濃度に依存しているため, 同一地点でピークを示しているが, 一方 γ 線外部被曝線量は, γ 線の飛程の長さ等の関連で前二者とは様相を異にしている。

今, サイト境界までの距離を原子炉中心から 380 m と仮定した場合, それより外側で最大被曝線量を受ける地点は β 線外部, 甲状腺内部線量に着目した場合は原子炉中心より約 2,000 m 地点, γ 線外部線量に着目した場合にはサイト境界となる。

なお本コードについては参考文献(1)との比較によって部分的には検証を行っているが, 今後さらに検討を加える必要がある。



第 7 図 推定年間被曝線量

Fig. 7. Estimated annual exposure dose

IV. むすび

以上述べたように, 放射能評価コードシステムとして, 一応まとめたものができたと考えているが, これらは通常時の放射能評価を中心につくられたものであり, 事故時の放射能評価を行う点では不便な点もある。そのため今後計算コードの新規開発等によりシステムとして一層充実させてゆく必要があると考える。また個々の計算コードについても, 実験結果とのつき合わせ等を行うことにより, 計算コードの検証, 改良およびデータの整備を行ってゆく必要がある。

なお本コードシステムは実験炉を主対象としたものであるが, 個々の計算コードは汎用性を有するため, 他の原子力プラントへの適用はもとより, 原子力以外の分野への応用も十分可能である。そのような例としては次のようなものが挙げられる。

- (1) 拡散コードの半導体中不純物拡散計算への応用
- (2) 被曝計算コードの化学コンビナートによる大気汚染評価への応用

なお本稿では紙数の都合上, 放射能評価コードシステムとそれを構成する主要計算コードについてのみその概略を紹介するにとどまった。詳細については参考文献等を参照して頂きたい。

最後に本コードシステムを作成するに際し, 終始ご指導を賜った日本原子力研究所・動力炉開発安全性研究管理部多目的炉設計研究室の皆様には厚く感謝の意を表します。

参 考 文 献

- (1) 多目的高温ガス実験炉研究開発の現状, 日本原子力研究所(1975)
- (2) 下川他: 多目的高温ガス実験炉基本概念設計, JAERI-M 6141, 日本原子力研究所(1975)
- (3) 多目的高温ガス実験炉第一次概念設計検討報告書, 富士電機製造株式会社・原子力推進本部(1975)
- (4) Summit Power Station PSAR. Docket 50450
- (5) OECD, Dragon Project Annual Reports
- (6) B. Forutanpour, B. Roos: FIPER. X, a Fortran V Program for the Solution of One Dimensional Linear and Non-Linear Diffusion Problems, GA9904(1969)
- (7) T. S. Kress, et al.: Calculating Convective Transport and Deposition of Fission Products, ORNL-TM-2218 (1968)
- (8) 篠田度・鈴木勝男: 多目的高温ガス実験炉予備設計における放射性物質有在量分布の解析. JAERI-memo 4550 日本原子力研究所 (1971)
- (9) F. E. Vanslager・W. E. Bell: Fission Product Transport Transport in HTGR Systems-A Summary
- (10) 発電用軽水形原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針, 昭和51年3月(昭和51年9月一部補正), 原子力委員会原子炉安全技術専門部会
- (11) 点源から放出される放射性雲からの γ 線照射分布計算図, JAERI-1189, 日本原子力研究所(1970)



＊本誌に記載されている会社名および製品名は，それぞれの会社が所有する
商標または登録商標である場合があります。