

JAERI-M

6 3 9 9

被覆管欠損孔からの核分裂生成物放出挙動に  
関する計算法  
(CODAC-ARFPコード)

1976年2月

武田常夫

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、複製などのお問合せは、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.

J A E R I - M 6 3 9 9

被覆管欠損孔からの核分裂生成物  
放出挙動に関する計算法  
(C O D A C - A R F P コード)

日本原子力研究所東海研究所安全工学部

武田常夫

(1975年1月20日受理)

欠損孔（ピンホール）の存在する燃料体から冷却水中へ追加放出される核分裂生成物の挙動を解明するために、基本モデルとそのコードの作成を行なった。本コードでは、複雑なdecay chainを省略することなく核分裂生成物の放出挙動をあらわす式を組むことができ、簡単な入力で算出することができた。追加放出は、主として欠損孔を通しての水（または水蒸気）の出入によって、起こることが明らかとなった。また、直観的に予測できない追加放出についても、解明の手がかりが得られた。

JAERI-M 6399

Calculation of the Additional FPs Release through a Defect  
Hole on the Cladding of a Fuel Rod ( code CODAC-ARFP )

Tsuneo TAKEDA

Division of Reactor Safety, Tokai, JAERI

( Received January 20, 1976 )

To study the additional fission products release through a defect hole ( the pin hole ), the model and computer code have been developed. It is able to calculate the released radionuclide yields in complex decay chains with simple input. The release behavior of fission products depends on the behavior of water ( or steam ) through the hole on the fuel-rod cladding. The mechanism of the additional release behavior, not inferred through a visual picture, e.g. the behavior after increase of the coolant pressure, is also clarified partially.

## 目 次

1. はじめに	1
2. モデルの概要	2
3. 水および水蒸気の挙動	4
4. 核分裂生成物の挙動	7
5. 計算方法	8
6. 結果および検討	9
7. 謝 辞	20
参考文献	20
Appendix CODAC コードへの放出式の組込み	21

## 1. はじめに

照射に伴い燃料ペレット内に生成した核分裂生成物の一部は、燃料ペレットの外部に、すなわち被覆管内面とペレットとの間のギャップ部分およびプレナム部分に放出される。健全な燃料体の場合には被覆管に欠損孔は存在しないから、放出された核分裂生成物はギャップ部分およびプレナム部分に蓄積される。しかし、何らかの原因で被覆管に小さな欠損孔（ピンホール）が生じている場合には、ギャップおよびプレナム部分に蓄積された核分裂生成物の一部は被覆管内の内圧の変化あるいは外圧（冷却水圧力）の変化によって被覆管外に、すなわち冷却水中へ放出される。そして冷却水中の放射能濃度を高くする。一般に原子炉の定常運転時には、冷却水中への放出・脱塩装置による除去などの諸要因によって冷却水中の放射能濃度はほぼ一定値に落着きそれほど高くならない。しかし、原子炉の停止時および再起動時には定常運転時とは異なり一時的に冷却水中の放射能濃度がさらに高くなる現象、すなわち核分裂生成物の追加放出現象がみられる。また、主蒸気管破断事故の場合、破断後主蒸気隔離弁によって冷却水流出が止まるまでの間に冷却水圧力は減少し、プレナムおよびギャップ部分に蓄積した核分裂生成物は欠損孔を通して冷却水中へ追加放出される。隔離弁閉鎖後、蒸気が漏えいするものとすると、定常運転時における冷却水よりも放射能濃度の高い水蒸気が放出されることが予想される。さらに、燃料交換のために冷却水圧力を下げた場合、もし被覆管に欠損孔が生じている燃料体が存在すれば、内部に蓄積された核分裂生成物が追加放出される。例えば、何らかの原因で原子炉運転の途中で冷却水の圧力が下がったとすると、直観的に考えると内部に蓄積した核分裂生成物は徐々に冷却水中へ放出され、単調に冷却水中放射能濃度は高くなると推察される。また、同じ様に途中で冷却水圧力が上ったとすると、そのとき核分裂生成物の追加放出が起るかどうか判断できない。しかし、一般にはこのように単純な場合の放出だけではなく、その放出機構はかなり複雑であることが予想される。そこで、燃料の線出力密度・各部の圧力差・それに伴う水の出入などの諸因子を考慮に入れ、考えられるあらゆる場合を定式化することによってこれらの現象を解明することが必要である。

この核分裂生成物の追加放出現象については、F. J. Brutschy<sup>1)</sup>らが原子炉停止時および再起動時における冷却水中のI - 131の放射能濃度の変化のデータを収集し報告している。またJMTR (Japan Material Testing Reactor) の炉内水ループを用いて人工欠損孔付き燃料ピンの照射実験が開始されデータが出始めている。これらの実験データの解析についてはその作業が開始されたばかりであり、その出発となる基本モデルおよびその計算方法が必要とされている。さらに、このモデル化と計算方法の開発は、今後の JMTR 炉内ループおよび炉外ループで実験を行う場合、ループの運転条件など実験の諸条件の選択および検討にも有用である。

ここでは、JMTR の炉内ループを例に、欠損孔付き燃料体からの核分裂生成物のいろいろな場合についての放出機構を簡単なモデルによって考察し、定量的な処理方法を開発したので報告する。

## 2. モデルの概要

核分裂生成物の放出機構を考えるためにあって、取扱いを簡単にするため、次のような条件を設けた。核分裂生成物の生成個所および移動個所、そしてその移動に関連する冷却水の存在する個所を模式的に分割して、その各々の個所の内部では温度・圧力などが一定であるとした。さらに微少時間内では、これら温度・圧力は一定で変化しないとする準静的変化であるとした。

そこで本報では、加圧水型および沸騰水型軽水炉の照射条件を模擬できるJ M T R の炉内水ループを基本にして、核分裂生成物の放出挙動に関連するループ各部がFig. 1に示すように3種の部分 (part) と7種の領域 (region) から構成されたとした。燃料ピンをプレナム部分 (part (A)) および2種の燃料部分 (part (B) および (C)) に分けた。Fig. 1に示すように、この3種のpart のうち、Part (A) および (C) の被覆管には欠損孔 (それぞれpass (B) および pass (C)) が存在するとしたが、一般性は失わない。もし、燃料体のほぼ中央に欠損孔が存在する場合は、Part (B) と (C) の境界をプレナム方向に移動し、Part (C) 中に欠損孔が含まれるようにPart (B) およびPart (C) を決めることができる。このようにして決められた3種のpart のうち、Part (A) をプレナム部分として1 region、そしてPart (B) およびPart (C) をそれぞれ燃料ペレット部分とギャップ部分としてそれぞれ2 region に分けた。そして核分裂生成物の放出挙動に関連する水ループは、次にあげる7種のregion から構成されると考えた。

Region (1) Part (B) に属する燃料ペレット部分

Region (2) Part (C) に属する燃料ペレット部分

Region (3) Part (B) に属するギャップ部分

Region (4) Part (C) に属するギャップ部分

Region (5) プレナム部分 (Part (A))

Region (6) 冷却水流路部分

Region (7) 気水分離器気相部分

ただし、欠損孔はPart (A) のPass (B) およびPart (C) のPass (C) である。

なお、以上7種のregion 中、Region (1)から(7)までには核分裂生成物の存在を、Region (1)および(2)には核燃料物質の存在を、そしてRegion (3)から(6)までには冷却水（またはその水蒸気）の存在を仮定した。また、欠損孔が2個所存在する場合にはPass (B) およびPass (C) の両方の断面積を、Part (A) だけに欠損孔が存在する場合にはPass (B) の断面積のみを、そしてPart (C) だけに欠損孔が存在する場合にはPass (C) の断面積を与えることによって、欠損孔の数あるいは欠損孔の存在する個所を選択することができる。

これら7種のregion の関係をFig. 2のdiagramに示す。このFig. 2では、Pass (B) および (C) の2個所に欠損孔が存在する場合である。これらのregionの間には、次に示す9種の流れ (flow) が存在すると考えた。

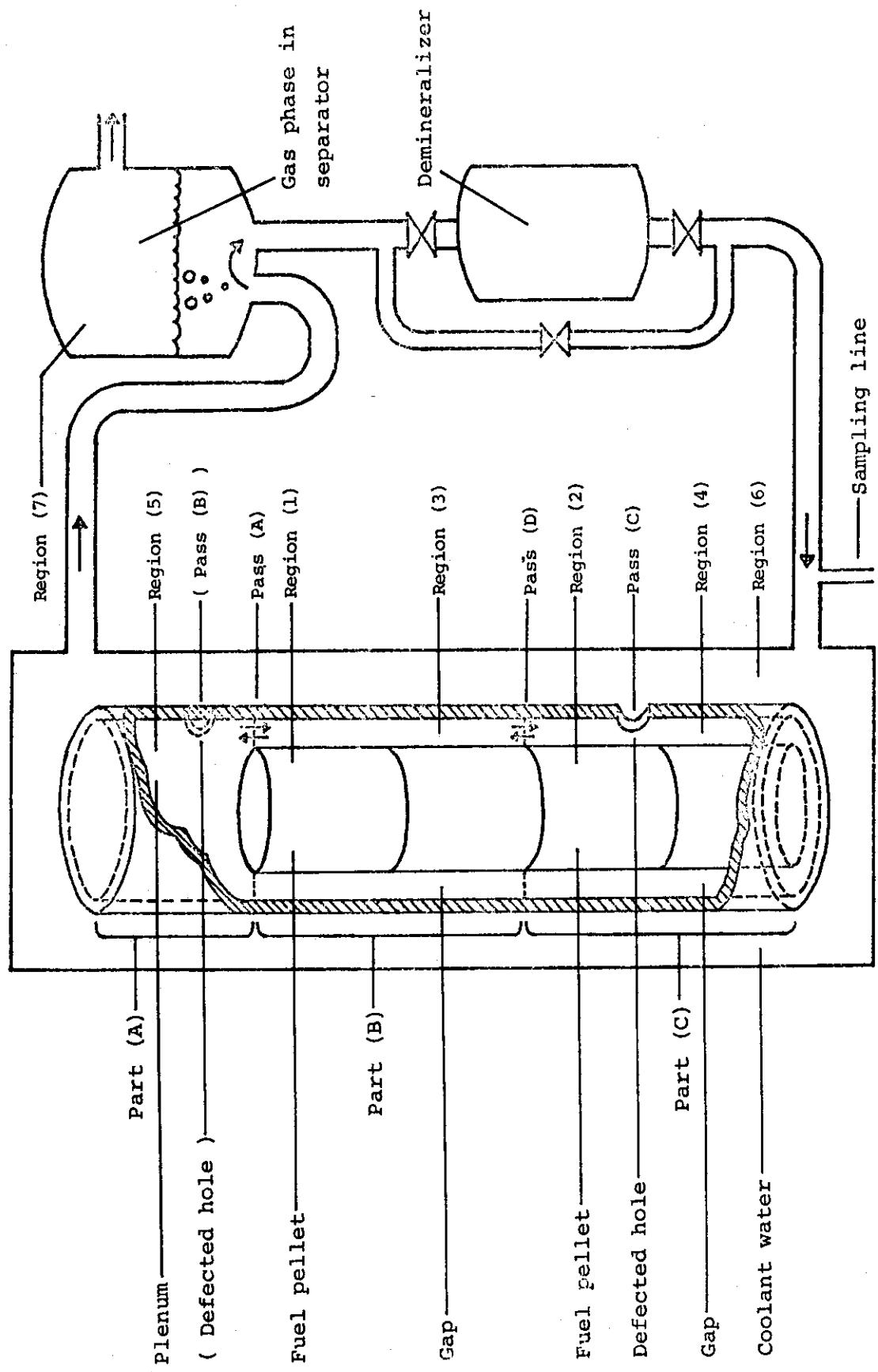


Fig. 1 Outline of an in-pile loop related to the experiment of fission product release behavior.

- Flow (1) Part (B) 内の燃料ペレット部分 (Region (1)) からギャップ部分 (Region (3)) への核分裂生成物の放出
- Flow (2) Part (C) 内の燃料ペレット部分 (Region (2)) からギャップ部分 (Region (4)) への核分裂生成物の放出
- Flow (3) Part (B) のギャップ部分 (Region (3)) およびプレナム部分 (Region (5)) の間のPass (A) を通しての水 (または水蒸気) および核分裂生成物の移動
- Flow (4) プレナム部分 (Region (5)) と冷却水部分 (Region (6)) との間の欠損孔 Pass (B) を通しての水 (または水蒸気) および核分裂生成物の移動
- Flow (5) Part (C) のギャップ部分 (Region (4)) と冷却水部分 (Region (6)) との間の欠損孔 Pass (C) を通しての水 (または水蒸気) および核分裂生成物の移動
- Flow (6) Part (B) のギャップ部分 (Region (3)) およびPart (C) のギャップ部分 (Region (4)) の間のPass (D) を通しての水 (または水蒸気) および核分裂生成物の移動
- Flow (7) 冷却水部分 (Region (6)) から気水分離器気相部分 (Region (7)) への核分裂生成物の放出
- Flow (8) 気水分離器気相部分 (Region (7)) から気水分離器外部への核分裂生成物の放出
- Flow (9) 冷却水部分 (Region (6)) から脱塩装置への核分裂生成物の放出

以上 9 種の流れのうち、Flow (1)・(2)・(7)・(8) および (9) については不可逆的な流れ (放出) として、Flow (3) から (6) までについては可逆的な流れ (移動) として取扱うこととした。さらに水 (または水蒸気) は Flow (3) から (6) の流れによって移動し、生成した核分裂生成物は上記の Flow (3) から (6) のほかに Flow (1)・(2)・(7)・(8) および (9) の流れによって移動し放出されるとした。

Fig. 2 に示す Pass (A) から (D) のうち、Pass (B) および (C) は燃料被覆管に生じた欠損孔に対応する。以上のようにこのモデルでは、7 種の region を 9 種の流れで結合して核分裂生成物の放出挙動を考察した。

### 3. 水および水蒸気の挙動

原子炉停止期間中に、プレナムおよびギャップ部分に満されていた水は原子炉の再起動後燃料被覆管の温度上昇に伴って一部気化し始め体積が増加する。一部の水および生成した水蒸気は欠損孔を通して冷却水中へ放出され、このときに燃料被覆管内のプレナムおよびギャップ部分に蓄積している核分裂生成物は水あるいは水蒸気の移動にあわせて冷却水中へ運び出される。また、原子炉停止時には燃料被覆管内の温度が徐々に下り始め、これに伴って被覆管内に存在する水蒸気の一部は液化していく体積が減少する。このとき、被覆管外部から温度の低い冷却

- Flow (1) Part (B) 内の燃料ペレット部分 (Region (1)) からギャップ部分 (Region (3)) への核分裂生成物の放出
- Flow (2) Part (C) 内の燃料ペレット部分 (Region (2)) からギャップ部分 (Region (4)) への核分裂生成物の放出
- Flow (3) Part (B) のギャップ部分 (Region (3)) およびプレナム部分 (Region (5)) の間のPass (A) を通しての水 (または水蒸気) および核分裂生成物の移動
- Flow (4) プレナム部分 (Region (5)) と冷却水部分 (Region (6)) との間の欠損孔 Pass (B) を通しての水 (または水蒸気) および核分裂生成物の移動
- Flow (5) Part (C) のギャップ部分 (Region (4)) と冷却水部分 (Region (6)) との間の欠損孔 Pass (C) を通しての水 (または水蒸気) および核分裂生成物の移動
- Flow (6) Part (B) のギャップ部分 (Region (3)) およびPart (C) のギャップ部分 (Region (4)) の間のPass (D) を通しての水 (または水蒸気) および核分裂生成物の移動
- Flow (7) 冷却水部分 (Region (6)) から気水分離器気相部分 (Region (7)) への核分裂生成物の放出
- Flow (8) 気水分離器気相部分 (Region (7)) から気水分離器外部への核分裂生成物の放出
- Flow (9) 冷却水部分 (Region (6)) から脱塩装置への核分裂生成物の放出

以上 9 種の流れのうち, Flow (1)・(2)・(7)・(8) および (9) については不可逆的な流れ (放出) として, Flow (3) から (6) までについては可逆的な流れ (移動) として取扱うこととした。さらに水 (または水蒸気) は Flow (3) から (6) の流れによって移動し, 生成した核分裂生成物は上記の Flow (3) から (6) のほかに Flow (1)・(2)・(7)・(8) および (9) の流れによって移動し放出されるとした。

Fig. 2 に示す Pass (A) から (D) のうち, Pass (B) および (C) は燃料被覆管に生じた欠損孔に対応する。以上のようにこのモデルでは, 7 種の region を 9 種の流れで結合して核分裂生成物の放出挙動を考察した。

### 3. 水および水蒸気の挙動

原子炉停止期間中に, プレナムおよびギャップ部分に満されていた水は原子炉の再起動後燃料被覆管の温度上昇に伴って一部気化し始め体積が増加する。一部の水および生成した水蒸気は欠損孔を通して冷却水中へ放出され, このときに燃料被覆管内のプレナムおよびギャップ部分に蓄積している核分裂生成物は水あるいは水蒸気の移動にあわせて冷却水中へ運び出される。また, 原子炉停止時には燃料被覆管内の温度が徐々に下り始め, これに伴って被覆管内に存在する水蒸気の一部は液化していく体積が減少する。このとき, 被覆管外部から温度の低い冷却

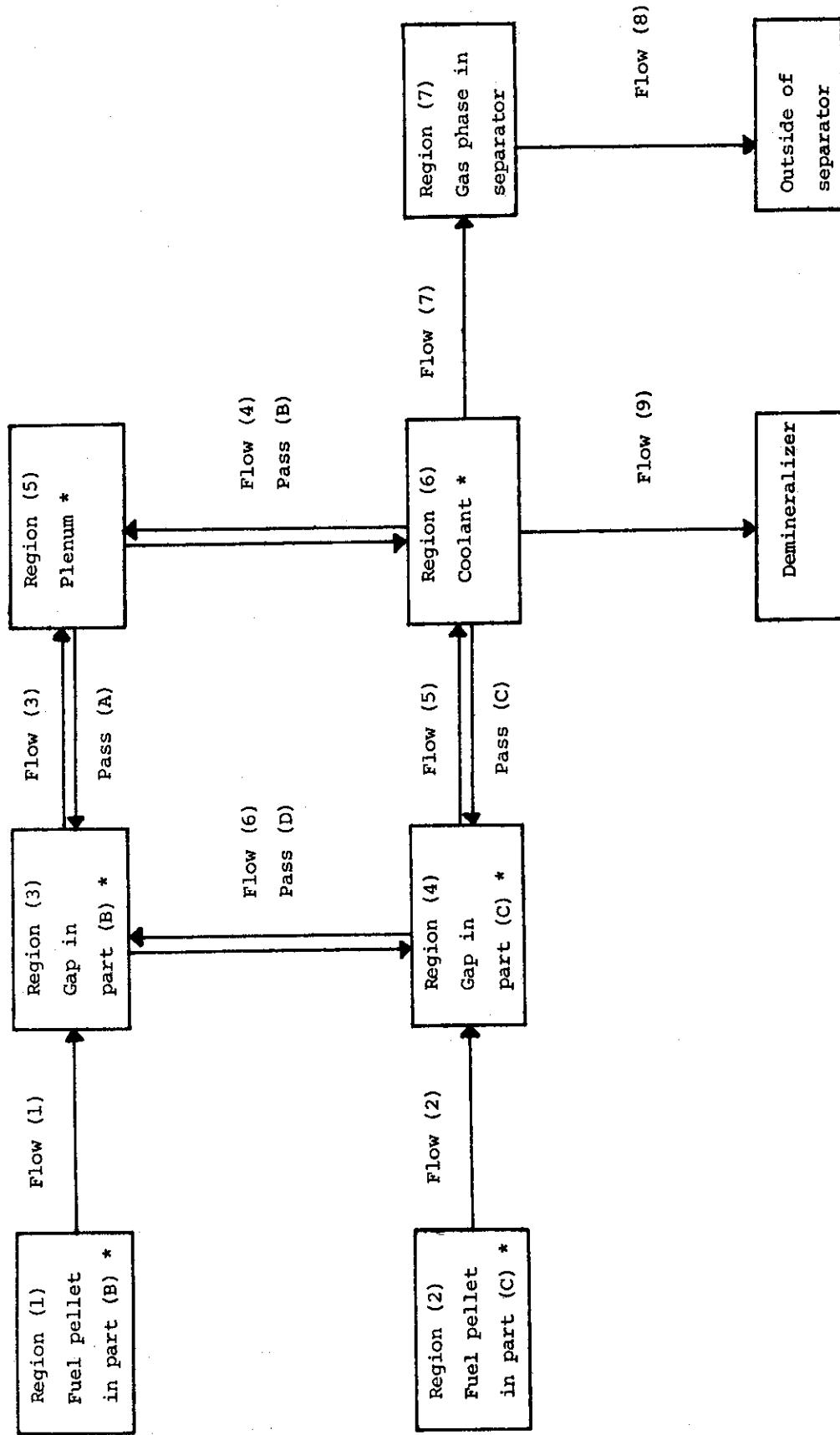


Fig. 2 Schematic diagram of an in-loop related to the experiment of fission product release behavior. (\* ; regions in reactor)

水が流入する。被覆管内部の温度が冷却水温度に到達していない場合には、一旦低温のまま流れ込んだ水は、一部が気化して被覆管内部と外部の圧力がバランスするまで一部の水あるいは水蒸気を冷却水中へ放出する。このとき、再起動時と同様に内部に蓄積していた核分裂生成物は冷却水中へ運び出される。このような水あるいは水蒸気の移動がそこに存在している核分裂生成物を移動させることによって、核分裂生成物の追加放出現象は起ると考えられる。したがって、水（または水蒸気）の移動は核分裂生成物の放出挙動を解析する上で、重要な因子である。

微少時間内で、Region (i) 中に水蒸気だけが存在する場合には、その水蒸気の圧力  $P_i$  は次式であらわされたとした。

$$P_i = n_i \cdot R \cdot T_i / V_i \quad (1)$$

ただし、 $n_i$  は Region (i) 中に存在する水のモル数、 $T_i$  は温度、 $V_i$  は体積、そして  $R$  は気体定数である。また Region (i) 中に水と水蒸気が共存する場合には、水蒸気の圧力  $P_i$  は次式であらわされたとした。

$$P_i = P_s \quad (2)$$

ただし、 $P_s$  は温度  $T_i$  における飽和水蒸気圧である。そして、体積  $V_i$  中にはいり得る水のモル数  $n_i$  は、次式であらわされる量  $n_1$  を越えることはできないとした。

$$n_1 = D_t \cdot V_i / M_{H_2O} \quad (3)$$

ただし、 $D_t$  は温度  $T_i$  のときの水の密度、 $M_{H_2O}$  は水の分子量である。

Region (i) および (j) が、断面積  $\sigma_x$  を持つ欠損孔  $x$  を境界として接するとき、水蒸気の移動速度  $(WF)_{ij}$  は、次式であらわされたとした。

$(P_i > P_j \text{ のとき})$

$$(WF)_{ij} = k \cdot \sigma_x \cdot \frac{1}{\sqrt{T_i}} \cdot \frac{P_i - P_j}{P_i + P_j} \quad (4)$$

$(P_i = P_j \text{ のとき})$

$$(WF)_{ij} = 0 \quad (5)$$

$(P_i < P_j \text{ のとき})$

$$(WF)_{ij} = k \cdot \sigma_x \cdot \frac{1}{\sqrt{T_j}} \cdot \frac{P_j - P_i}{P_j + P_i} \quad (6)$$

ただし、 $P_i$  および  $P_j$  はそれぞれ(1)式または(2)式より求めた Region (i) および Region (j) 中の水蒸気の圧力である。また  $k$  は定数である。

この水蒸気の移動速度  $(WF)_{ij}$  は、微少時間  $At$  内では、一定であるものとし、放射性物質の壊変定数と等価に換算して使用した。

これら(4)・(5)および(6)式は、Pass (B) および (C) に適用した。Pass (A) および (D)

における水蒸気の移動速度について、本コードでは仮に上記3式を使用したが適用する式は今後の実験結果の検討を待たねばならない。また、水と水蒸気が共に欠損孔を通して移動する場合、その移動速度をあらわす式についても今後十分な検討を用する。

#### 4. 核分裂生成物の挙動

燃料物質の燃焼によって生成した核分裂生成物の放出挙動を決める9種の流れ(flow)は、大別して次の3groupに分けられる。

- Group (1) 燃料ペレット部分からギャップ部分への放出 (Flow (1)および(2))
- Group (2) 水(または水蒸気)の移動に伴う核分裂生成物の移動 (Flow (3)・(4)・(5)および(6))
- Group (3) 核分裂生成物の除去系その他による放出 (Flow (7)・(8)および(9))

Group (1)に関連して燃料ペレット部分からプレナム部分への放出が考えられるが、その放出式が明らかでなくGapcon-themal-1<sup>2)</sup>などのコードでも取扱っていないため、本コードにおいても考慮しなかった。

Group (1)の燃料ペレット部分からギャップの核分裂生成物の放出率R<sub>s</sub>は、次式のLewis<sup>3)</sup>の式にしたがうものとした。

$$R_s = \frac{a_1 \int_{T_s}^{T_1} k d\theta + a_2 \int_{T_1}^{T_2} k d\theta + \dots + a_n \int_{T_{n-1}}^{T_c} k d\theta}{\int_{T_s}^{T_c} k d\theta} \quad (7)$$

ただし、T<sub>s</sub>およびT<sub>c</sub>はそれぞれ燃料表面温度および燃料中心温度であり、kは温度θにおける燃料ペレットの熱伝導率である。Lewisの式で与えられている係数a<sub>n</sub>は希ガスに関するものであるが、他元素についての係数は一般的なものが知られていないのでコードに組込めるようにしてはあるが、本報では希ガスに準じてギャップ部分へ放出されるものとした。燃料ペレット部分およびギャップ部分は2regionで取扱っているため、Region (1)および(2)の燃料ペレット表面温度は別々に与えることができる。また、この(7)式の適用にあたっては次の条件を仮定した。

- (1) 微少時間Δt内では放出率R<sub>s</sub>は一定である。
- (2) 微少時間Δt内では核分裂によって新しく生成した核分裂生成物にのみ放出率R<sub>s</sub>を適用する。
- (3) 一度ペレット外部に放出された核分裂生成物はペレット内部に戻ることはない。

における水蒸気の移動速度について、本コードでは仮に上記3式を使用したが適用する式は今後の実験結果の検討を待たねばならない。また、水と水蒸気が共に欠損孔を通して移動する場合、その移動速度をあらわす式についても今後十分な検討を用する。

#### 4. 核分裂生成物の挙動

燃料物質の燃焼によって生成した核分裂生成物の放出挙動を決める9種の流れ(flow)は、大別して次の3groupに分けられる。

- Group (1) 燃料ペレット部分からギャップ部分への放出 (Flow (1)および(2))
- Group (2) 水(または水蒸気)の移動に伴う核分裂生成物の移動 (Flow (3)・(4)・(5)および(6))
- Group (3) 核分裂生成物の除去系その他による放出 (Flow (7)・(8)および(9))

Group (1)に関連して燃料ペレット部分からプレナム部分への放出が考えられるが、その放出式が明らかでなくGapcon-themal-1<sup>2)</sup>などのコードでも取扱っていないため、本コードにおいても考慮しなかった。

Group (1)の燃料ペレット部分からギャップの核分裂生成物の放出率R<sub>s</sub>は、次式のLewis<sup>3)</sup>の式にしたがうものとした。

$$R_s = \frac{a_1 \int_{T_s}^{T_1} k d\theta + a_2 \int_{T_1}^{T_2} k d\theta + \cdots + a_n \int_{T_{n-1}}^{T_c} k d\theta}{\int_{T_s}^{T_c} k d\theta} \quad (7)$$

ただし、T<sub>s</sub>およびT<sub>c</sub>はそれぞれ燃料表面温度および燃料中心温度であり、kは温度θにおける燃料ペレットの熱伝導率である。Lewisの式で与えられている係数a<sub>n</sub>は希ガスに関するものであるが、他元素についての係数は一般的なものが知られていないのでコードに組込めるようにしてはあるが、本報では希ガスに準じてギャップ部分へ放出されるものとした。燃料ペレット部分およびギャップ部分は2regionで取扱っているため、Region (1)および(2)の燃料ペレット表面温度は別々に与えることができる。また、この(7)式の適用にあたっては次の条件を仮定した。

- (1) 微少時間Δt内では放出率R<sub>s</sub>は一定である。
- (2) 微少時間Δt内では核分裂によって新しく生成した核分裂生成物にのみ放出率R<sub>s</sub>を適用する。
- (3) 一度ペレット外部に放出された核分裂生成物はペレット内部に戻ることはない。

以上の3条件である。

次にGroup (2)に属す核分裂生成物の移動は、(4)・(5)および(6)式で求められた水蒸気の移動速度 $(WF)_{ij}$ の関数であるとした。核分裂生成物はそれぞれRegion (i)および(j)に存在し、各々のregion中の単位体積当たりの核分裂生成物の濃度はそれぞれ $C_i$ および $C_j$ であるとする。そして水蒸気の移動速度を $(WF)_{ij}$ とするとき、核分裂生成物の移動速度 $(FPF)_{ij}$ は次式であらわされたとした。

$(P_i \geq P_j \text{ のとき})$

$$(FPF)_{ij} = k \cdot (WF)_{ij} \cdot C_i + D_{ij} \quad (8)$$

$(P_i < P_j \text{ のとき})$

$$(FPF)_{ij} = k \cdot (WF)_{ij} \cdot C_j + D_{ij} \quad (9)$$

ただし、kは定数である。また $D_{ij}$ は $C_i$ および $C_j$ に大きな差があり拡散による核分裂生成物の移動が無視できなくなったときの補正項である。

Group (3)に属するFlow (8)および(9)は、100%効率での壊変定数等価換算値をそのときの気水分離器および脱塩装置の運転効率で補正して計算に使用した。

なお、Group (2)に属するFlow (3)から(4)の核分裂生成物の移動速度は、水蒸気の移動速度の場合と同様に、微少時間 $\Delta t$ の間では一定で変化しないものとし放射性物質の壊変定数と等価に換算した後、計算に使用した。

## 5. 計 算 方 法

微少時間 $\Delta t$ の間において、また各region内において、水（または水蒸気）の移動速度および核分裂生成物の移動あるいは放出速度は一定であるとした。このようにして計算処理を簡便にした。しかし、核分裂生成物の生成壊変について複雑なchainを簡略化することは、計算対象として選択された核種によっては適切でない。そこで、計算処理においては、複雑なdecay chainを簡略化せずに処理できるCODACコード<sup>4)</sup>を改造し新たにCODAC-ARPコード<sup>脚注(1)</sup>を作成した。このCODAC-ARPコードでは、次式によって放射性核種の収率を求めている。

$$N_i = \sum_{j=m}^n C_{ij} \cdot \exp(-\lambda_j t) \quad (10)$$

ただし、 $N_i$ は求める核種の収量（原子数）、 $C_{ij}$ は係数、 $\lambda_j$ は核種 $j$ の壊変定数、そして $m$ および $n$ は核種 $i$ の生成壊変を左右する核種 $j$ の範囲を示す。

---

脚注(1) Complex decay and activation chain と Additional release of fission products よりとった。

以上の3条件である。

次にGroup (2)に属す核分裂生成物の移動は、(4)・(5)および(6)式で求められた水蒸気の移動速度 $(WF)_{ij}$ の関数であるとした。核分裂生成物はそれぞれRegion (i)および(j)に存在し、各々のregion中の単位体積当たりの核分裂生成物の濃度はそれぞれ $C_i$ および $C_j$ であるとする。そして水蒸気の移動速度を $(WF)_{ij}$ とするとき、核分裂生成物の移動速度 $(PPF)_{ij}$ は次式であらわされたとした。

$(P_i \geq P_j \text{ のとき})$

$$(PPF)_{ij} = k \cdot (WF)_{ij} \cdot C_i + D_{ij} \quad (8)$$

$(P_i < P_j \text{ のとき})$

$$(PPF)_{ij} = k \cdot (WF)_{ij} \cdot C_j + D_{ij} \quad (9)$$

ただし、kは定数である。また $D_{ij}$ は $C_i$ および $C_j$ に大きな差があり拡散による核分裂生成物の移動が無視できなくなったときの補正項である。

Group (3)に属するFlow (8)および(9)は、100%効率での壊変定数等価換算値をそのときの気水分離器および脱塩装置の運転効率で補正して計算に使用した。

なお、Group (2)に属するFlow (3)から(4)の核分裂生成物の移動速度は、水蒸気の移動速度の場合と同様に、微少時間 $\Delta t$ の間では一定で変化しないものとし放射性物質の壊変定数と等価に換算した後、計算に使用した。

## 5. 計 算 方 法

微少時間 $\Delta t$ の間において、また各region内において、水（または水蒸気）の移動速度および核分裂生成物の移動あるいは放出速度は一定であるとした。このようにして計算処理を簡便にした。しかし、核分裂生成物の生成壊変について複雑なchainを簡略化することは、計算対象として選択された核種によっては適切でない。そこで、計算処理においては、複雑なdecay chainを簡略化せずに処理できるCODACコード<sup>4)</sup>を改造し新たにCODAC-ARFPコード<sup>脚注(1)</sup>を作成した。このCODAC-ARFPコードでは、次式によって放射性核種の収率を求めている。

$$N_i = \sum_{j=m}^n C_{ij} \cdot \exp(-\lambda_j t) \quad (10)$$

ただし、 $N_i$ は求める核種の収量（原子数）、 $C_{ij}$ は係数、 $\lambda_j$ は核種 $j$ の壊変定数、そして $m$ および $n$ は核種 $i$ の生成壊変を左右する核種 $j$ の範囲を示す。

---

脚注(1) Complex decay and activation chain と Additional release of fission products よりとった。

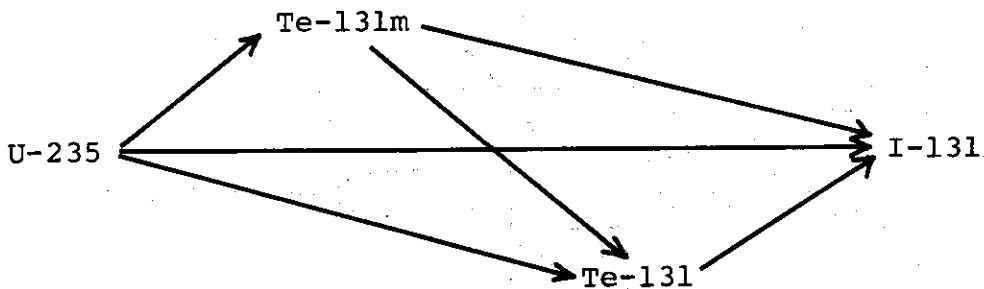


Fig.3 Sample of input chain in CODAC-FP code.

以下にU-235の核分裂によって生ずるI-131の放出挙動を計算する場合を例として用いる。Fig. 3に示すようにU-235の核分裂によってTe-131m, Te-131gおよびI-131が生成する。Te-131mおよびTe-131gは壊変してI-131を生成する。この4核種から成るchainは、CODAC-ARFPコード内では7種のregion中に9種のflowで結合されて、Fig. 4に示すように見かけ上23核種から成るchainに変換される。Fig. 4中①から⑨で示される数字はそれぞれFlow(1)から(9)に対応する。また数字の記されていない結合は、核分裂および壊変によるものである。Flow(3)から(6)の向きによって16種類の水(または水蒸気)および核分裂生成物の移動プロセスが考えられる。微少時間 $\Delta t$ の間におけるそれぞれのflowの向きは一定であるから、その向きに応じて⑩式の $C_{ij}$ の計算順序を決定する。CODACコードと同じ方法によって $C_{ij}$ を決定した後、⑩式によって各々のregion中の核分裂生成物の収率を求めた。また水(または水蒸気)の収率も同様にして求めた。以上の計算手順をFig. 5に示す。Fig. 5中、KEYSは、放出挙動を示す核分裂生成物のグループ数であり、⑩式の係数 $C_{ij}$ はグループごとに求めた。またFINALは計算の終了判定に用いられる。なお本コードは、核データ・オペレーションモードおよび各種パラメーターの入力のみで計算が進行し、実測データを参照し各種パラメーターの内部値を修正変更することはない。

## 6. 結果および検討

Fig. 3で示した核データを使用してI-131の放出挙動を計算した結果をFig. 6.1から6.5に示す。Fig. 6.3aから6.3cの計算結果の出力中、左側の列の数値は時刻をあらわす。またFig. 6.3から6.5のSEGMENT NAME (SF) · (FF) · (SG) · (FG) · (P) · (CW) · (CG)はそれぞれRegion(1)から(7)に対応する。J MTR 水ループでの人工欠損燃料からの核分裂生成物の放出挙動の実験では、Fig. 1で示されるように冷却水の一

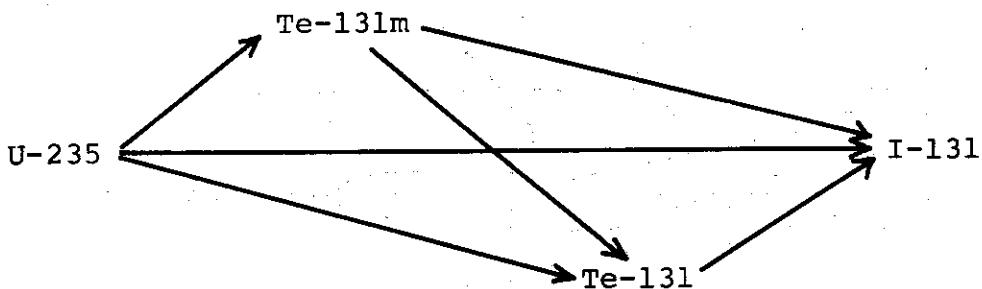


Fig. 3 Sample of input chain in CODAC-FP code.

以下にU-235の核分裂によって生ずるI-131の放出挙動を計算する場合を例として用いる。Fig. 3に示すようにU-235の核分裂によってTe-131m, Te-131gおよびI-131が生成する。Te-131mおよびTe-131gは壊変してI-131を生成する。この4核種から成るchainは、CODAC-ARFPコード内では7種のregion中に9種のflowで結合されて、Fig. 4に示すように見かけ上23核種から成るchainに変換される。Fig. 4中①から⑨で示される数字はそれぞれFlow(1)から(9)に対応する。また数字の記されていない結合は、核分裂および壊変によるものである。Flow(3)から(6)の向きによって16種類の水(または水蒸気)および核分裂生成物の移動プロセスが考えられる。微少時間 $\Delta t$ の間におけるそれぞれのflowの向きは一定であるから、その向きに応じて⑩式の $C_{ij}$ の計算順序を決定する。CODACコードと同じ方法によって $C_{ij}$ を決定した後、⑩式によって各々のregion中の核分裂生成物の収率を求めた。また水(または水蒸気)の収率も同様にして求めた。以上の計算手順をFig. 5に示す。Fig. 5中、KEYSは、放出挙動を示す核分裂生成物のグループ数であり、⑩式の係数 $C_{ij}$ はグループごとに求めた。またFINALは計算の終了判定に用いられる。なお本コードは、核データ・オペレーションモードおよび各種パラメーターの入力のみで計算が進行し、実測データを参照し各種パラメーターの内部値を修正変更することはない。

## 6. 結果および検討

Fig. 3で示した核データを使用してI-131の放出挙動を計算した結果をFig. 6.1から6.5に示す。Fig. 6.3aから6.3cの計算結果の出力中、左側の列の数値は時刻をあらわす。またFig. 6.3から6.5のSEGMENT NAME (SF)・(FF)・(SG)・(FG)・(P)・(CW)・(CG)はそれぞれRegion(1)から(7)に対応する。J MTR水ループでの人工欠損燃料からの核分裂生成物の放出挙動の実験では、Fig. 1で示されるように冷却水の一

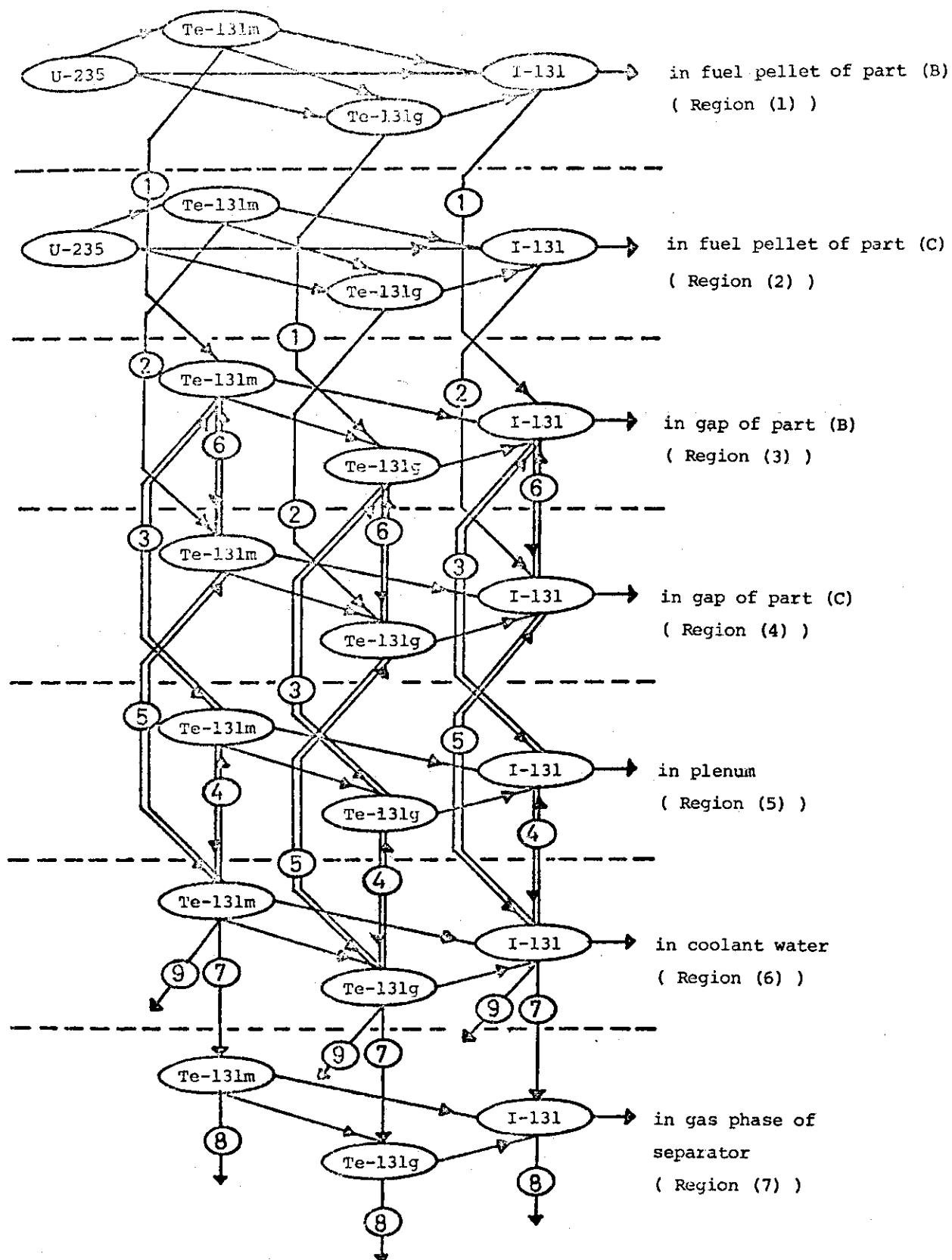


Fig. 4 Sample chain used in the CODAC-ARFP code.

( ( ) ; flow number )

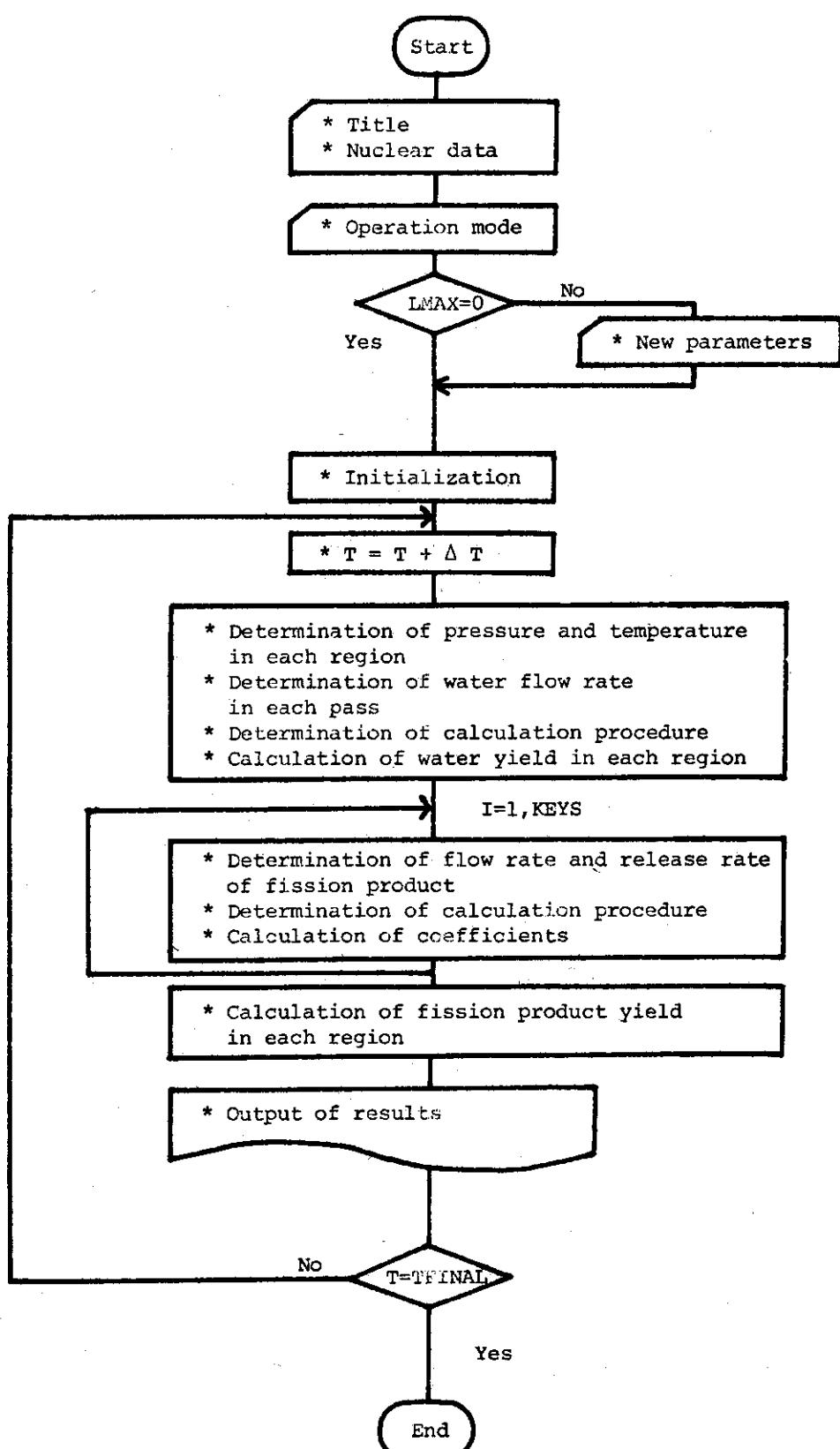


Fig. 5 Flow chart of the CODAC-ARFP code.

部をサンプリングしその中の放射能濃度の変化を測定している。そのため、Fig. 6.4 では、Fig. 6.3a から 6.3c に出力された各 region 中の放射能のうち、Region (6) すなわち冷却水中の放射能の変化の様子だけがプロットされている。現時点では、利用できるデータの十分な集積がなく各パラメータの値および式が決められないので定量的な検討はできないが、JMT-R 水ループで得られた人工欠損燃料の実験データから予測される現象と定性的には類似点がみられる。

例えば、1.はじめに で述べたように、原子炉運転中に冷却水の圧力が減少した場合の核分裂生成物の放出挙動である。Fig. 6.4 で示される冷却水中の放射能変化は、原子炉出力上昇が終り定常運転に入った後、冷却水の圧力が減少した例である。(Fig. 6-2 の入力されたループのオペレーションモードのリストを参照のこと)。Region(5)のプレナム部分にあった水蒸気は、被覆管外圧の低下とともに、Region (6) の冷却水中へそして一部は Region (3) や (4) のギャップ部分へ移動する。それに伴って冷却水中の放射能濃度が徐々に高くなる。しかし、Region(5)のプレナム部分の水蒸気は過剰に放出されるとプレナム内の圧力は冷却水圧力より低くなり、今度は逆に冷却水がプレナム内部へ流入する。そしてこの冷却水が過剰にプレナムへ流入して加熱されて水蒸気となり、再び冷却水へ水蒸気が放出される。このとき 2 回目の核分裂生成物の追加放出がおこる。そのため、Fig. 6.4 で示すように、2 段階の核分裂生成物の放出による冷却水中の放射能度の変化がみられる。このような例は、JMT-R 水ループでの実験データにみられる。

同様に 1.はじめに で述べたように、原子炉運転中に冷却水中が上昇した場合、本コードの計算結果では次のような結果が得られた。冷却水圧力変動前に被覆管内圧が外圧とほぼバランスしていたとするとき、冷却水圧力上昇後冷却水の一部は欠損孔を通して被覆管内へ流入する。この状態の下では、核分裂生成物の追加放出は起らない。しかし、低温のまま被覆管内に流れ込んだ冷却水は徐々に加熱され一部が気化して、被覆管内圧力が上昇し外部の圧力より高くなると、冷却水中へ水蒸気の放出が始まる。そのとき、内部に蓄積していた核分裂生成物は冷却水中へ追加放出される。この冷却水圧力上昇により核分裂生成物の追加放出が起るという計算結果は、JMT-R 炉内ループにおける人工欠損孔付き燃料体による実験結果に類似している。

このように、核分裂生成物の放出挙動は大変複雑であるが、水（または水蒸気）の挙動を始めとする諸因子を詳細に解明することによってその現象を説明することができる。

(7)式の燃料表面温度  $T_s$  などのパラメーターは、Gapcon-thermol-1<sup>2)</sup> などの利用によって推定することができる。また、プレナム内温度については、原山らの計算結果<sup>5)</sup> を利用できる。また、燃料被覆管内の各 region 中の水蒸気（または水）の含有量変動によるギャップおよびプレナムの thermol conductance の変化、水蒸気（または水）の移動による熱の移動とその速度、被覆管内各 region 中での被覆管外から流入した水の温度上昇速度、生成した核分裂生成物の化学形によるペレットからギャップへの放出率の相異と共存する水（または水蒸気）の影響、放出された核分裂生成物の水蒸気（あるいは水）との反応、そして特に水または水蒸気

\*\*\*\*\*  
\* (1) TITLE \*\*\*\*\* ( TEST DATA ) \*\*\*\*\* TEST SAMPLE NO. 00001  
\* (2) INPUT CHAIN LENGTH .... 4 NUMBER OF FUEL GROUP 1  
\* OUTPUT CHAIN LENGTH .... 23 NUMBER OF RELEASE GROUP 3  
\* TIME UNIT ..... HOUR  
\* NORMALIZATION FACTOR .... 1.000E+00  
\* (3) PART ..... (A) (B) (C) (D)  
\* EFFECTIVE CROSS SECTION OF HOLE OR GAP 8.000E-02 3.000E-03 0.0 8.000E-02  
\* COEFFICIENT OF WATER FLOW ..... 8.400E+00 8.400E+00 8.400E+00 8.400E+00  
\* ( CORRECTION FACTOR OF INVERSE FLOW ) 1.000E+00 1.000E+00  
\* COEFFICIENT OF FP FLOW BY DIFFUSION 0.0 0.0 0.0 0.0  
\* ( CORRECTION FACTOR OF INVERSE FLOW ) 1.000E+00 1.000E+00  
\* (4) SEGMENT ..... (1) (2) (3) (4) (5) (6) (7)  
\* VOLUME ..... 2.000E+00 2.000E+00 1.000E-01 1.000E-01 2.400E+00 7.000E+05 7.000E+03  
\* INITIAL WATER CONTENT ..... 5.539E-03 5.539E-03 1.329E-01 3.677E+04  
\* (5) NUCLEI NAME TYPE INPUT OUTPUT CHEMICAL INITIAL NUMBER OF ATOMS IN EACH SEGMENT  
\* NO. NO. FORM NO.  
\* DIFFUSION OFF-GAS RELEASE (1) (2) (3) (4)  
\* TO GAS P. GROUP NO. (5) (6) (7)  
\* U-235 FUEL (1) (1) TO (2) 1.270E+21 1.270E+21  
\* TE-131M RELEASE (2) (3) TO (9) (5) 0.0 0.0 0.0 0.0  
\* 1.000E+00 1.000E+00 (1) 0.0 0.0 0.0 0.0  
\* TE-131G RELEASE (3) (10) TO (16) (5) 0.0 0.0 0.0 0.0  
\* 1.000E+00 1.000E+00 (2) 0.0 0.0 0.0 0.0  
\* I-131G RELEASE (4) (17) TO (23) (5) 0.0 0.0 0.0 0.0  
\* 1.000E+00 1.000E+00 (3) 0.0 0.0 0.0 0.0  
\* (6) CHEMICAL NOTE RELEASE RATE  
\* FORM NO. --- 1000 --- 1100 --- 1200 --- 1300 --- 1400 --- 1500 --- 1600  
\* 1600 --- 1700 --- 1800 --- 1900 --- 2000 --- 2100 --- 2200 --- 2300  
\* 2300 --- 2400 --- 2500 --- 2600 --- 2700 --- 2800 ---  
\* (6) RARE GAS TYPE 0.05000 0.13000 0.13000 0.13000 0.60000 0.60000 0.60000  
\* 0.95000 0.95000 0.95000 0.95000 0.95000 0.95000 0.95000  
\* 0.95000 0.95000 0.95000 0.95000 0.95000 0.95000 0.95000  
\* (7) RELEASE ALMO COEFFICIENTS OF ALPHA FUNCTION  
\* GROUP NO. FOR SEG(1) (1) (2) (3) (4) (5)  
\* FOR SEG(2) (1) (2) (3) (4) (5)  
\* (1) 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0  
\* (2) 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0  
\* (3) 0.0 0.0 0.0 0.0 0.0  
\* (8) DECAY AND ACTIVATION SCHEME ( SEE OTHER PAGE )  
\* (9) OPERATION MODE ( SEE OTHER PAGE )  
\* (10) PARAMETER LIST ( SEE OTHER PAGE )  
\* (11) CASE FUEL PIN IS DEFECTED AT PLENUM PART (6).  
\* \*\*\*\*\* CODAC-ARFP \*\*\*\*\*

```

XXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXX XXXXXXXXX
X X X X X
X +-----+ X X (7) X
X | (5) | XXXX.....X
X | (6) | X
X | * * * * (A) ..+ X X X
X | * * * * 1 X X X X
X | * (1) * (3) | (6) X X X X OUTPUT INDEX
X | * * * * 1 X X X X NAME
X +-----+ X (1X) X X
X | * * * | X X X X (SF) 1
X | * (2) * (4) (C) X X X X (FF) 2
X | * * * | X XXXX X (SG) 3
X | * * * * | X X X X (FG) 4
X +-----+ XXXXXXXXX X (P) 5
X | * * * * | X X X X (CW) 6
X +-----+ XXXXXXXXX X (CG) 7
XXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXXX XXXXXXXXX

```

XXXXXX LOOP ----- CL/D \*\*\*\*\* PELLET

Fig. 6.1 List of input parameters. ( An output sample of fission product release behavior calculated by the CODAC-ARFP code. )

## JAERI-M 6399

\*\*\*\*\* ( TEST DATA ) \*\*\*\*\* TEST SAMPLE NO. 00001 --- BY CODAC-FP ---

NUCLIDE NUMBER ... =	1	2	3	4	5	6	7	8
NUCLIDE NAME ... =	U -235	U -235	Te-131M	Te-131M	Te-131M	Te-131M	Te-131M	Te-131M
SEGMENT NAME ... =	(SF)	(FF)	(SF)	(FF)	(SG)	(FG)	(P)	(CW)
INITIAL ATOM NO. =	1.27000E+21	1.27000E+21	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

NUCLIDE NUMBER ... =	9	10	11	12	13	14	15	16
NUCLIDE NAME ... =	Te-131M	Te-131G						
SEGMENT NAME ... =	(CG)	(SF)	(FF)	(SG)	(FG)	(P)	(C4)	(CG)
INITIAL ATOM NO. =	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

NUCLIDE NUMBER ... =	17	18	19	20	21	22	23
NUCLIDE NAME ... =	I -131G						
SEGMENT NAME ... =	(SF)	(FF)	(SG)	(FG)	(P)	(C4)	(CG)
INITIAL ATOM NO. =	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0

NUCLE	32	TO ( 10 ) IS BRANCH DECAY.	BRANCH RATIO = 1.80000E-01	DECAY CONSTANT = 2.31049E-02
NUCLE	42	TO ( 11 ) IS BRANCH DECAY.	BRANCH RATIO = 1.40000E-01	DECAY CONSTANT = 2.31049E-02
NUCLE	52	TO ( 12 ) IS BRANCH DECAY.	BRANCH RATIO = 1.80000E-01	DECAY CONSTANT = 2.31049E-02
NUCLE	62	TO ( 13 ) IS BRANCH DECAY.	BRANCH RATIO = 1.40000E-01	DECAY CONSTANT = 2.31049E-02
NUCLE	72	TO ( 14 ) IS BRANCH DECAY.	BRANCH RATIO = 1.80000E-01	DECAY CONSTANT = 2.31049E-02
NUCLE	82	TO ( 15 ) IS BRANCH DECAY.	BRANCH RATIO = 1.80000E-01	DECAY CONSTANT = 2.31049E-02
NUCLE	92	TO ( 16 ) IS BRANCH DECAY.	BRANCH RATIO = 1.80000E-01	DECAY CONSTANT = 2.31049E-02
NUCLE	32	TO ( 17 ) IS BRANCH DECAY.	BRANCH RATIO = 8.20000E-01	DECAY CONSTANT = 2.31049E-02
NUCLE	42	TO ( 18 ) IS BRANCH DECAY.	BRANCH RATIO = 8.20000E-01	DECAY CONSTANT = 2.31049E-02
NUCLE	52	TO ( 19 ) IS BRANCH DECAY.	BRANCH RATIO = 8.20000E-01	DECAY CONSTANT = 2.31049E-02
NUCLE	62	TO ( 20 ) IS BRANCH DECAY.	BRANCH RATIO = 8.20000E-01	DECAY CONSTANT = 2.31049E-02
NUCLE	72	TO ( 21 ) IS BRANCH DECAY.	BRANCH RATIO = 8.20000E-01	DECAY CONSTANT = 2.31049E-02
NUCLE	82	TO ( 22 ) IS BRANCH DECAY.	BRANCH RATIO = 8.20000E-01	DECAY CONSTANT = 2.31049E-02
NUCLE	92	TO ( 23 ) IS BRANCH DECAY.	BRANCH RATIO = 8.20000E-01	DECAY CONSTANT = 2.31049E-02
NUCLE	102	TO ( 17 ) IS DECAY.		DECAY CONSTANT = 1.66355E+00
NUCLE	112	TO ( 18 ) IS DECAY.		DECAY CONSTANT = 1.66355E+00
NUCLE	122	TO ( 19 ) IS DECAY.		DECAY CONSTANT = 1.66355E+00
NUCLE	132	TO ( 20 ) IS DECAY.		DECAY CONSTANT = 1.66355E+00
NUCLE	142	TO ( 21 ) IS DECAY.		DECAY CONSTANT = 1.66355E+00
NUCLE	152	TO ( 22 ) IS DECAY.		DECAY CONSTANT = 1.66355E+00
NUCLE	162	TO ( 23 ) IS DECAY.		DECAY CONSTANT = 1.66355E+00
NUCLE	172	IS DECAY.		DECAY CONSTANT = 3.58105E-03
NUCLE	182	IS DECAY.		DECAY CONSTANT = 3.58105E-03
NUCLE	192	IS DECAY.		DECAY CONSTANT = 3.58105E-03
NUCLE	202	IS DECAY.		DECAY CONSTANT = 3.58105E-03
NUCLE	212	IS DECAY.		DECAY CONSTANT = 3.58105E-03
NUCLE	222	IS DECAY.		DECAY CONSTANT = 3.58105E-03
NUCLE	232	IS DECAY.		DECAY CONSTANT = 3.58105E-03
NUCLE	12	TO ( 3 ) IS FISSION.	FISSION YIELD = 3.23560E-03	CROSS SECTION = 5.79500E+02
NUCLE	22	TO ( 4 ) IS FISSION.	FISSION YIELD = 3.23560E-03	CROSS SECTION = 5.79500E+02
NUCLE	12	TO ( 14 ) IS FISSION.	FISSION YIELD = 2.44415E-02	CROSS SECTION = 5.79500E+02
NUCLE	22	TO ( 15 ) IS FISSION.	FISSION YIELD = 2.44415E-02	CROSS SECTION = 5.79500E+02
NUCLE	12	TO ( 17 ) IS FISSION.	FISSION YIELD = 6.50000E-03	CROSS SECTION = 5.79500E+02
NUCLE	22	TO ( 18 ) IS FISSION.	FISSION YIELD = 6.50000E-03	CROSS SECTION = 5.79500E+02

## \*\*\*\*\* OPERATION MODE \*\*\*\*\*

STEP NUMBER .... =	1	2	3	4	5	6	7	8
TIME .....	0.0	2.000E+00	2.200E+01	2.400E+01	3.200E+01	4.000E+01	4.800E+01	5.600E+01
TIME MESH ....	1.000E+01	1.000E+01	1.000E+01	1.000E+01	1.000E+01	1.000E+01	1.000E+01	1.000E+01
POWER (W/CM) .....	0.0	( 0 ) 0.0	( 0 ) 0.0	( 1 ) 5.000E+01 ( 0 )				
COOLANT TEMP (C,D) .....	2.000E+01 ( 1 ) 2.550E+02 ( 0 ) 2.750E+02 ( 0 ) 2.550E+02 ( 0 )							
COOLANT PRES (ATM) .....	0.0	( 1 ) 7.000E+01 ( 0 ) 7.000E+01 ( 0 ) 7.000E+01 ( 0 ) 4.000E+01 ( 0 ) 7.000E+01 ( 0 ) 7.000E+01 ( 0 ) 7.000E+01 ( 0 )						
CLEAN-UP EF ....	1.000E+00 ( 0 )							
OFF GAS EF ....	1.000E+00 ( 0 )							
STEAM CONTENT ....	0.0	( 0 ) 0.0	( 0 ) 0.0	( 0 ) 0.0	( 0 ) 0.0	( 0 ) 0.0	( 0 ) 0.0	( 0 ) 0.0

STEP NUMBER .... =	9
TIME .....	6.400E+01
TIME MESH ....	1.000E+01
POWER (W/CM) .....	0.0
COOLANT TEMP (C,D) .....	2.550E+02 ( 0 )
COOLANT PRES (ATM) .....	7.000E+01 ( 0 )
CLEAN-UP EF ....	1.000E+00 ( 0 )
OFF GAS EF ....	1.000E+00 ( 0 )
STEAM CONTENT ....	0.0

SYMBOL	OPERATION MODE
(1) DM (C)	CONSTANT OPERATION
(1) DM (L)	LINEAR CHANGE OPERATION *
(2) DM (F)	EXPONENTIAL CHANGE OPERATION *

\* = BETWEEN END OF STEP(I) AND STEP(I+1)

Fig. 6.2 List of nuclear data and operation mode. ( An output sample of fission product release behavior calculated by the CODAC-ARFP code. )

OUTPUT UNIT = CDFIE X NON-N-FACTOR / UNIT VOLUME				PART 4			
TIME	UNIT	NUCL	NO.	TIME	UNIT	NUCL	NO.
3.210E+01	0.0	0.0	2.106E-01	2.106E-01	7.901E-01	3.670E-04	4.822E-09
3.220E+01	0.0	0.0	2.127E-01	2.844E-01	7.994E-01	2.468E-04	5.401E-09
3.230E+01	0.0	0.0	2.148E-01	2.784E-01	8.065E-01	3.277E-04	5.969E-09
3.240E+01	0.0	0.0	2.168E-01	2.740E-01	8.176E-01	5.327E-04	6.509E-09
3.250E+01	0.0	0.0	2.189E-01	2.714E-01	2.700E-01	4.373E-04	6.069E-07
3.260E+01	0.0	0.0	2.209E-01	2.697E-01	2.636E-01	4.352E-04	6.398E-07
3.270E+01	0.0	0.0	2.230E-01	2.684E-01	8.439E-01	4.241E-04	7.762E-09
3.280E+01	0.0	0.0	2.250E-01	2.564E-01	2.524E-01	4.258E-04	8.093E-07
3.290E+01	0.0	0.0	2.271E-01	2.554E-01	8.508E-01	4.971E-04	8.549E-07
3.300E+01	0.0	0.0	2.291E-01	2.492E-01	8.690E-01	3.416E-04	9.060E-09
3.310E+01	0.0	0.0	2.311E-01	2.421E-01	8.771E-01	4.334E-04	9.497E-09
3.320E+01	0.0	0.0	2.331E-01	2.368E-01	8.851E-01	4.423E-04	9.945E-09
3.330E+01	0.0	0.0	2.352E-01	2.319E-01	8.929E-01	4.288E-04	1.039E-08
3.340E+01	0.0	0.0	2.372E-01	2.266E-01	9.005E-01	4.526E-04	1.074E-08
3.350E+01	0.0	0.0	2.392E-01	2.219E-01	9.085E-01	4.307E-04	1.114E-08
3.360E+01	0.0	0.0	2.412E-01	2.126E-01	9.154E-01	4.543E-04	1.159E-08
3.370E+01	0.0	0.0	2.432E-01	2.097E-01	9.226E-01	4.445E-04	1.208E-08
3.380E+01	0.0	0.0	2.452E-01	2.011E-01	9.296E-01	5.499E-04	1.252E-08
3.390E+01	0.0	0.0	2.472E-01	1.973E-01	9.364E-01	5.020E-04	1.320E-08
3.400E+01	0.0	0.0	2.491E-01	1.892E-01	9.433E-01	6.533E-04	1.307E-08
3.410E+01	0.0	0.0	2.511E-01	1.843E-01	9.505E-01	6.506E-04	1.446E-04
3.420E+01	0.0	0.0	2.531E-01	1.742E-01	9.579E-01	7.619E-04	1.383E-04
3.430E+01	0.0	0.0	2.551E-01	1.689E-01	9.650E-01	5.888E-04	1.445E-08
3.440E+01	0.0	0.0	2.571E-01	1.617E-01	9.719E-01	6.860E-04	1.252E-08
3.450E+01	0.0	0.0	2.590E-01	1.516E-01	9.788E-01	5.384E-04	1.574E-08
3.460E+01	0.0	0.0	2.609E-01	1.406E-01	9.851E-01	5.541E-04	1.652E-08
3.470E+01	0.0	0.0	2.629E-01	1.367E-01	9.914E-01	7.570E-04	1.727E-08
3.480E+01	0.0	0.0	2.648E-01	1.148E-01	9.974E-01	7.686E-04	1.787E-08
3.490E+01	0.0	0.0	2.668E-01	1.043E-01	1.003E+00	7.948E-04	1.845E-08
3.500E+01	0.0	0.0	2.688E-01	9.687E-02	1.001E+00	6.977E-04	1.947E-08
3.510E+01	0.0	0.0	2.707E-01	7.778E-02	1.012E+00	7.423E-04	1.574E-08
3.520E+01	0.0	0.0	2.726E-01	6.367E-02	1.016E+00	7.955E-04	1.652E-08
3.530E+01	0.0	0.0	2.745E-01	4.066E-02	1.019E+00	1.017E-03	2.307E-08
3.540E+01	0.0	0.0	2.764E-01	2.043E-02	1.024E+00	1.036E-03	2.516E-08
3.550E+01	0.0	0.0	2.783E-01	2.783E-01	5.198E-01	6.353E-03	3.159E-08
3.560E+01	0.0	0.0	2.802E-01	2.039E-01	4.627E-01	4.627E-04	1.947E-08
3.570E+01	0.0	0.0	2.822E-01	2.916E-01	5.951E-01	5.951E-03	9.169E-08
3.580E+01	0.0	0.0	2.841E-01	2.882E-01	4.695E-01	4.795E-03	7.001E-08
3.590E+01	0.0	0.0	2.860E-01	2.851E-01	7.640E-01	1.770E-03	6.431E-08
3.600E+01	0.0	0.0	2.879E-01	2.819E-01	9.908E-02	5.601E-03	1.024E-07
3.610E+01	0.0	0.0	2.898E-01	2.859E-01	8.340E-02	4.733E-03	3.468E-06
3.620E+01	0.0	0.0	2.917E-01	2.916E-01	5.924E-02	3.294E-03	1.132E-06
3.630E+01	0.0	0.0	2.936E-01	2.955E-01	3.039E-03	1.115E-07	4.851E-06
3.640E+01	0.0	0.0	2.954E-01	2.954E-01	4.622E-02	3.018E-03	2.351E-06
3.650E+01	0.0	0.0	2.973E-01	2.973E-01	3.018E-02	1.462E-03	1.064E-07
3.660E+01	0.0	0.0	2.992E-01	2.992E-01	3.958E-02	1.386E-03	1.008E-07
3.670E+01	0.0	0.0	3.011E-01	3.011E-01	6.543E-03	1.936E-03	9.610E-08
3.680E+01	0.0	0.0	3.029E-01	3.029E-01	2.239E-02	1.221E-03	6.463E-08
3.690E+01	0.0	0.0	3.047E-01	3.047E-01	2.092E-02	1.423E-03	7.423E-06
3.700E+01	0.0	0.0	3.066E-01	3.066E-01	9.175E-03	1.246E-03	7.534E-06

Fig. 6.3a Numerical output of results. ( An output sample of fission product release behavior calculated by the CODAC-ARFP code. )

OUTPUT UNIT * CURIE X NORM. FACTOR / UNIT VOLUME				PART 4			
NUCL NO	TIME UNIT	NAME	UNIT	NUCL NO	TIME UNIT	NAME	UNIT
1	NUCL NAME	TE-311G (SG)	UNIT	12	13	TE-131G (FG)	UNIT
2	NUCL NAME	TE-311G (SG)	UNIT	14	15	TE-131G (CG)	UNIT
3	NUCL NAME	TE-131G (P)	UNIT	16	17	TE-131G (SF)	UNIT
4	NUCL NAME	TE-131G (FF)	UNIT	18	19	TE-131G (SG)	UNIT
5	NUCL NAME	TE-131G (FG)	UNIT	20	21	TE-131G (FG)	UNIT
2.210E+01	8.396E+00	2.370E+01	2.337E+02	1.671E+07	5.063E+06	2.559E+01	2.559E+01
3.220E+01	8.397E+00	2.171E+01	2.739E+01	1.803E+02	1.990E+07	2.508E+06	2.589E+01
3.230E+01	8.397E+00	2.132E+01	2.721E+01	2.366E+02	2.271E+07	6.110E+06	2.619E+01
3.240E+01	8.397E+00	2.107E+01	2.724E+01	2.09E+02	2.109E+07	6.797E+06	2.679E+01
3.250E+01	8.398E+00	2.094E+01	2.723E+01	2.059E+02	2.678E+07	7.509E+06	2.679E+01
3.260E+01	8.398E+00	2.059E+01	2.720E+01	3.391E+02	2.783E+07	8.168E+06	2.708E+01
3.270E+01	8.398E+00	2.059E+01	2.717E+01	2.222E+02	2.915E+07	8.756E+06	2.708E+01
3.280E+01	8.399E+00	2.048E+01	2.711E+01	2.246E+02	2.996E+07	9.329E+06	2.768E+01
3.290E+01	8.399E+00	2.048E+01	2.711E+01	2.281E+02	3.181E+07	9.871E+06	2.798E+01
3.300E+01	8.400E+00	2.029E+01	2.708E+01	2.656E+02	3.402E+07	1.048E+05	2.828E+01
3.310E+01	8.400E+00	2.015E+01	2.704E+01	3.418E+02	3.568E+07	1.110E+05	2.858E+01
3.320E+01	8.400E+00	2.009E+01	2.704E+01	3.544E+02	3.746E+07	1.173E+05	2.887E+01
3.330E+01	8.401E+00	1.954E+01	2.697E+01	3.487E+02	3.926E+07	1.237E+05	2.917E+01
3.340E+01	8.401E+00	1.939E+01	2.694E+01	3.691E+02	4.032E+07	1.301E+05	2.947E+01
3.350E+01	8.401E+00	1.920E+01	2.688E+01	3.571E+02	4.100E+07	1.359E+05	2.977E+01
3.360E+01	8.402E+00	1.904E+01	2.684E+01	3.836E+02	4.191E+07	1.422E+05	3.007E+01
3.370E+01	8.402E+00	1.884E+01	2.679E+01	3.836E+02	4.612E+07	1.491E+05	3.036E+01
3.380E+01	8.403E+00	1.841E+01	2.674E+01	4.800E+02	4.835E+07	1.566E+05	3.066E+01
3.390E+01	8.403E+00	1.842E+01	2.669E+01	4.472E+02	4.880E+07	1.632E+05	3.096E+01
3.400E+01	8.403E+00	1.803E+01	2.663E+01	5.074E+02	5.042E+07	1.698E+05	3.126E+01
3.410E+01	8.404E+00	1.785E+01	2.666E+01	5.253E+02	5.365E+07	1.760E+05	3.156E+01
3.420E+01	8.404E+00	1.731E+01	2.667E+01	5.884E+02	5.505E+07	1.830E+05	3.185E+01
3.430E+01	8.404E+00	1.717E+01	2.666E+01	5.752E+02	5.912E+07	1.908E+05	3.215E+01
3.440E+01	8.405E+00	1.646E+01	2.656E+01	6.912E+02	6.463E+07	2.010E+05	3.245E+01
3.450E+01	8.405E+00	1.636E+01	2.662E+01	5.544E+02	6.930E+07	2.132E+05	3.275E+01
3.460E+01	8.405E+00	1.803E+01	2.678E+01	5.925E+02	5.365E+07	1.698E+05	3.126E+01
3.470E+01	8.406E+00	1.598E+01	2.653E+01	8.298E+02	8.298E+07	2.441E+05	3.334E+01
3.480E+01	8.406E+00	1.401E+01	2.646E+01	8.941E+02	8.698E+07	2.678E+05	3.364E+01
3.490E+01	8.406E+00	1.337E+01	2.638E+01	9.666E+02	9.219E+07	2.996E+05	3.394E+01
3.500E+01	8.407E+00	1.261E+01	2.629E+01	1.383E+01	2.149E+05	3.036E+05	3.423E+01
3.510E+01	8.407E+00	1.126E+01	2.617E+01	1.013E+01	1.016E+06	3.270E+05	3.453E+01
3.520E+01	8.408E+00	1.571E+01	2.605E+01	5.928E+02	7.760E+07	2.277E+05	3.304E+01
3.530E+01	8.408E+00	1.458E+01	2.653E+01	8.483E+02	8.298E+07	2.441E+05	3.334E+01
3.540E+01	8.408E+00	1.404E+01	2.646E+01	8.941E+02	8.698E+07	2.678E+05	3.364E+01
3.550E+01	8.409E+00	1.337E+01	2.638E+01	9.666E+02	9.219E+07	2.996E+05	3.394E+01
3.560E+01	8.409E+00	1.261E+01	2.629E+01	1.036E+01	1.036E+06	3.270E+05	3.423E+01
3.570E+01	8.409E+00	1.126E+01	2.617E+01	1.013E+01	1.117E+06	3.270E+05	3.453E+01
3.580E+01	8.409E+00	9.767E+00	2.605E+01	1.152E+01	1.310E+06	3.270E+05	3.483E+01
3.590E+01	8.408E+00	1.598E+01	2.653E+01	8.483E+02	8.298E+07	2.441E+05	3.334E+01
3.600E+01	8.408E+00	1.401E+01	2.646E+01	8.941E+02	8.698E+07	2.678E+05	3.364E+01
3.610E+01	8.409E+00	1.337E+01	2.638E+01	9.666E+02	9.219E+07	2.996E+05	3.394E+01
3.620E+01	8.409E+00	1.261E+01	2.629E+01	1.036E+01	1.036E+06	3.270E+05	3.423E+01
3.630E+01	8.410E+00	1.126E+01	2.617E+01	1.013E+01	1.117E+06	3.270E+05	3.453E+01
3.640E+01	8.410E+00	9.412E+00	2.605E+01	1.152E+01	1.310E+06	3.270E+05	3.483E+01
3.650E+01	8.410E+00	8.612E+00	2.653E+01	8.483E+02	8.298E+07	2.441E+05	3.334E+01
3.660E+01	8.410E+00	7.816E+00	2.646E+01	8.941E+02	8.698E+07	2.678E+05	3.364E+01
3.670E+01	8.411E+00	7.013E+00	2.638E+01	9.666E+02	9.219E+07	2.996E+05	3.394E+01
3.680E+01	8.411E+00	6.210E+00	2.629E+01	1.036E+01	1.036E+06	3.270E+05	3.423E+01
3.690E+01	8.411E+00	5.411E+00	2.617E+01	1.013E+01	1.117E+06	3.270E+05	3.453E+01
3.700E+01	8.411E+00	4.612E+00	2.605E+01	1.152E+01	1.310E+06	3.270E+05	3.483E+01

Fig. 6.3b Numerical output of results. ( An output sample of fission product release behavior calculated by the CODAC-ARFP code. )

## STEP( 5 )

OUTPUT UNIT = CURIE X NORM-FACTOR / UNIT VOLUME				PART A
	TIME	UNIT	NUCL NAME (P)	
NUCL NO	21	22	23	
NUCL NAME	1 -131g	1 -131g	1 -131g	
SEGMENT NAME	(P)	(CG)	(CG)	
3.710E+01	4.768E-04	3.803E-09	4.436E-07	
3.220E+01	2.128E-04	6.471E-09	4.618E-07	
3.330E+01	3.574E-04	7.133E-09	4.845E-07	
3.200E+01	6.612E-04	1.776E-09	5.115E-07	
3.250E+01	3.685E-04	6.339E-09	5.421E-07	
3.260E+01	2.005E-04	6.808E-09	5.746E-07	
3.270E+01	4.966E-04	9.101E-09	6.089E-07	
3.280E+01	4.989E-04	9.112E-09	6.445E-07	
3.290E+01	5.268E-04	1.027E-08	6.814E-07	
3.300E+01	3.449E-04	1.087E-08	7.206E-07	
3.310E+01	4.746E-04	1.140E-08	7.615E-07	
3.310E+01	4.812E-04	1.194E-08	8.030E-07	
3.320E+01	4.673E-04	1.248E-08	8.452E-07	
3.340E+01	4.929E-04	1.290E-08	8.921E-07	
3.350E+01	4.679E-04	1.338E-08	9.366E-07	
3.360E+01	4.920E-04	1.392E-08	9.720E-07	
3.370E+01	4.793E-04	1.450E-08	1.029E-06	
3.380E+01	5.838E-04	1.504E-08	1.076E-06	
3.390E+01	3.380E-04	1.553E-08	1.124E-06	
3.400E+01	6.990E-04	1.607E-08	1.170E-06	
3.400E+01	5.908E-04	1.662E-08	1.216E-06	
3.420E+01	7.631E-04	1.688E-08	1.263E-06	
3.430E+01	6.167E-04	1.738E-08	1.310E-06	
3.440E+01	7.120E-04	1.797E-08	1.359E-06	
3.450E+01	2.268E-04	1.857E-08	1.411E-06	
3.460E+01	2.688E-04	1.952E-08	1.468E-06	
3.470E+01	7.883E-04	2.030E-08	1.522E-06	
3.480E+01	7.718E-04	2.104E-08	1.585E-06	
3.490E+01	7.876E-04	2.163E-08	1.649E-06	
3.500E+01	6.782E-04	2.261E-08	1.710E-06	
3.510E+01	7.082E-04	2.383E-08	1.779E-06	
3.520E+01	7.442E-04	2.498E-08	1.852E-06	
3.530E+01	9.167E-04	2.619E-08	1.933E-06	
3.540E+01	8.634E-04	2.666E-08	2.020E-06	
3.550E+01	1.061E-02	2.592E-08	2.136E-06	
3.560E+01	2.260E-04	2.289E-08	2.422E-06	
3.570E+01	6.612E-03	3.726E-08	2.932E-06	
3.580E+01	9.629E-03	1.062E-07	3.602E-06	
3.590E+01	7.029E-03	1.303E-07	4.416E-06	
3.600E+01	4.294E-03	1.462E-07	5.352E-06	
3.610E+01	3.194E-03	4.454E-07	9.279E-06	
3.620E+01	3.369E-03	4.32E-07	1.063E-06	
3.630E+01	4.564E-03	4.424E-07	1.803E-06	
3.640E+01	1.417E-03	1.363E-07	8.434E-06	
3.650E+01	3.314E-03	4.290E-07	6.932E-06	
3.660E+01	1.169E-03	1.229E-07	9.317E-06	
3.670E+01	9.777E-04	4.178E-07	9.614E-06	
3.680E+01	4.012E-03	4.096E-07	9.821E-06	
3.690E+01	1.173E-03	1.032E-07	7.932E-06	
3.700E+01	9.861E-04	9.862E-06	9.597E-06	

Fig. 6.3c Numerical output of results. ( An output sample of fission product release behavior calculated by the CODAC-ARFP code. )



		OPERATION HISTORY			
POWER	PW	TEMP	CT	COOLANT PRESSURE	CP
1	3.210E+01		*CU	*CT +SC	+06
1	3.210E+01		*CP	*CU	*W1
1	3.230E+01		*CP	*CU	*W2
1	3.240E+01		*CP	*CU	*W3
1	3.250E+01		*CP	*CU	*W4
1	3.260E+01		*CP	*CU	*W1
1	3.270E+01		*CP	*CU	*W2
1	3.280E+01		*CP	*CU	*W3
1	3.290E+01		*CP	*CU	*W4
1	3.300E+01		*CP	*CU	*W1
1	3.310E+01		*CP	*CU	*W2
1	3.320E+01		*CP	*CU	*W3
1	3.330E+01		*CP	*CU	*W4
1	3.340E+01		*CP	*CU	*W1
1	3.350E+01		*CP	*CU	*W2
1	3.360E+01		*CP	*CU	*W3
1	3.370E+01		*CP	*CU	*W4
1	3.380E+01		*CP	*CU	*W1
1	3.390E+01		*CP	*CU	*W2
1	3.400E+01		*CP	*CU	*W3
1	3.410E+01		*CP	*CU	*W4
1	3.420E+01		*CP	*CU	*W1
1	3.430E+01		*CP	*CU	*W2
1	3.440E+01		*CP	*CU	*W3
1	3.450E+01		*CP	*CU	*W4
1	3.460E+01		*CP	*CU	*W1
1	3.470E+01		*CP	*CU	*W2
1	3.480E+01		*CP	*CU	*W3
1	3.490E+01		*CP	*CU	*W4
1	3.500E+01		*CP	*CU	*W1
1	3.510E+01		*CP	*CU	*W2
1	3.520E+01		*CP	*CU	*W3
1	3.530E+01		*CP	*CU	*W4
1	3.540E+01		*CP	*CU	*W1
1	3.550E+01		*CP	*CU	*W2
1	3.560E+01		*CP	*CU	*W3
1	3.570E+01		*CP	*CU	*W4
1	3.580E+01		*CP	*CU	*W1
1	3.590E+01		*CP	*CU	*W2
1	3.600E+01		*CP	*CU	*W3
1	3.610E+01		*CP	*CU	*W4
1	3.620E+01		*CP	*CU	*W1
1	3.630E+01		*CP	*CU	*W2
1	3.640E+01		*CP	*CU	*W3
1	3.650E+01		*CP	*CU	*W4
1	3.660E+01		*CP	*CU	*W1
1	3.670E+01		*CP	*CU	*W2
1	3.680E+01		*CP	*CU	*W3
1	3.690E+01		*CP	*CU	*W4
1	3.700E+01		*CP	*CU	*W1

Fig. 6.5 Operational history. ( An output sample of fission product release behavior calculated by the CODAC-ARRP code. )

\*PW ; reactor power, \*CU ; efficiency of demineralizer,  
 \*CT ; coolant temperature, \*OG ; efficiency of separator,  
 \*CP ; coolant pressure, \*SC ; fractional steam content,  
 \*W1 ; water content in Region (3), \*W2 ; water content in Region (4),  
 \*W3 ; water content in Region (5), \*W4 ; water content in Region (6).

の移動方向が変るとき過剰に流入する水または水蒸気のexcessive mass<sup>脚注(2)</sup>とその時期については、あまり研究されていないが、今後上記のことを考慮することによってさらに詳細な検討が可能になる。

このCODAC-ARFPコードでは、各region中の各核種の挙動をdecay chainを省略することなくループの運転モードに合せて計算できる。そのため、ループ実験での核分裂生成物の放出挙動の解析ができる、またFlow(1)から(9)をあらわす式を修正することによってモデルの改良に役立つ。ひいては、今後のループでの実験条件の選択にも寄与できると考える。欠損孔(Pass (B) および (C))の断面積は時間・運転モードおよびその他のパラメーターの関数とすることができますので、原子炉運転中に欠損孔の断面積がゼロから正に変化する関数を用意することによって、PCM(Power Coolant Mismatch)実験で燃料被覆管に小さな欠損孔が生じた場合に冷却水中へ放出される核分裂生成物の濃度変化の推定にも寄与できると考える。

## 7. 謝 辞

本報作成にあたって並々ならぬご指導をいただいた安全工学部次長 能沢正雄氏ならびにモデル作成にあたって有益なご意見をいただいた東京大学 近藤駿介氏に深く謝意を表します。

## References

- 1) F. J. Brutsch et al, "Behavior of Iodine in Reactor Water during Plant Shutdown and Startup", NEDO-10585 (1972)
- 2) C. R. Hann et al, "Gapcon-thermal-1 : A Computer Program for Calculating the Gap Conductance in Oxide", BNWL-1778 (1973)
- 3) W. B. Lewis, "Engineering for the Fission Gas in UO<sub>2</sub> Fuel", Nucl. Appl., 2, 171-181 (1966)
- 4) T. Takeda, "Calculation of the Radionuclide Yields in Complex-decay, Activation and Fission in a Given Time (code CODAC)", JAERI-M6148 (1975)
- 5) Y. Harayama et al, "A Consideration for the Average Temperature in Fuel Rod Plenum", JAERI-M6249 (1975)

---

脚注(2) 流入または放出によって水(または水蒸気)が移動するとき、十分長時間たつ後では内部と外部の圧力をバランスさせることのできる量を越えて過渡的な状態下で流入する量。

の移動方向が変るとき過剰に流入する水または水蒸気のexcessive mass<sup>脚注(2)</sup>とその時期については、あまり研究されていないが、今後上記のことを考慮することによってさらに詳細な検討が可能になる。

このCODAC-ARFPコードでは、各region中の各核種の挙動をdecay chainを省略することなくループの運転モードに合せて計算できる。そのため、ループ実験での核分裂生成物の放出挙動の解析ができる、またFlow(1)から(9)をあらわす式を修正することによってモデルの改良に役立つ。ひいては、今後のループでの実験条件の選択にも寄与できると考える。欠損孔(Pass (B) および (C))の断面積は時間・運転モードおよび他のパラメーターの関数とすることができますので、原子炉運転中に欠損孔の断面積がゼロから正に変化する関数を用意することによって、PCM(Power Coolant Mismatch)実験で燃料被覆管に小さな欠損孔が生じた場合に冷却水中へ放出される核分裂生成物の濃度変化の推定にも寄与できると考える。

## 7. 謝 辞

本報作成にあたって並々ならぬご指導をいただいた安全工学部次長 能沢正雄氏ならびにモデル作成にあたって有益なご意見をいただいた東京大学 近藤駿介氏に深く謝意を表します。

## References

- 1) F. J. Brutsch et al, "Behavior of Iodine in Reactor Water during Plant Shutdown and Startup", NEDO-10585 (1972)
- 2) C. R. Hann et al, "Gapcon-thermal-1 : A Computer Program for Calculating the Gap Conductance in Oxide", BNWL-1778 (1973)
- 3) W. B. Lewis, "Engineering for the Fission Gas in UO<sub>2</sub> Fuel", Nucl. Appl., 2, 171-181 (1966)
- 4) T. Takeda, "Calculation of the Radionuclide Yields in Complex-decay, Activation and Fission in a Given Time (code CODAC)", JAERI-M6148 (1975)
- 5) Y. Harayama et al, "A Consideration for the Average Temperature in Fuel Rod Plenum", JAERI -M6249 (1975)

---

脚注(2) 流入または放出によって水(または水蒸気)が移動するとき、十分長時間たつ後では内部と外部の圧力をバランスさせることのできる量を越えて過渡的な状態下で流入する量。

の移動方向が変るとき過剰に流入する水または水蒸気のexcessive mass <sup>脚注(2)</sup>とその時期については、あまり研究されていないが、今後上記のことを考慮することによってさらに詳細な検討が可能になる。

このCODAC-ARFP コードでは、各region 中の各核種の挙動をdecay chain を省略することなくループの運転モードに合せて計算できる。そのため、ループ実験での核分裂生成物の放出挙動の解析ができる、またFlow(1)から(9)をあらわす式を修正することによってモデルの改良に役立つ。ひいては、今後のループでの実験条件の選択にも寄与できると考える。欠損孔(Pass (B) および (C)) の断面積は時間・運転モードおよび他のパラメーターの関数とすることができますので、原子炉運転中に欠損孔の断面積がゼロから正に変化する関数を用意することによって、PCM (Power Coolant Mismatch) 実験で燃料被覆管に小さな欠損孔が生じた場合に冷却水中へ放出される核分裂生成物の濃度変化の推定にも寄与できると考える。

## 7. 謝 辞

本報作成にあたって並々ならぬご指導をいただいた安全工学部次長 能沢正雄氏ならびにモデル作成にあたって有益なご意見をいただいた東京大学 近藤駿介氏に深く謝意を表します。

## References

- 1) F. J. Brutsch et al, "Behavior of Iodine in Reactor Water during Plant Shutdown and Startup", NEDO-10585 (1972)
- 2) C. R. Hann et al, "Gapcon-thermal-1 : A Computer Program for Calculating the Gap Conductance in Oxide", BNWL-1778 (1973)
- 3) W. B. Lewis, "Engineering for the Fission Gas in UO<sub>2</sub> Fuel", Nucl. Appl., 2, 171-181 (1966)
- 4) T. Takeda, "Calculation of the Radionuclide Yields in Complex-decay, Activation and Fission in a Given Time (code CODAC)", JAERI-M6148 (1975)
- 5) Y. Harayama et al, "A Consideration for the Average Temperature in Fuel Rod Plenum", JAERI -M6249 (1975)

---

脚注(2) 流入または放出によって水（または水蒸気）が移動するとき、十分長時間たつた後では内部と外部の圧力をバランスさせることのできる量を越えて過渡的な状態下で流入する量。

## Appendix CODAC コードへの放出式の組込み

CODAC コード<sup>4)</sup> では入力される核データは、次の 3 group に分類されている。

- Group (1) 中性子束密度に依存しない核データ  
(半減期または壊変定数と分岐比)
- Group (2) 中性子束密度に依存する核データ  
(核分裂断面積または核反応断面積と核分裂収率)
- Group (3) その他

CODAC コードでは、Group (3)のデータを読み込むことができるが、一般にはdummy card<sup>4)</sup> を読み込むだけでコード内ではなにもしない。コード本文中の変数DCX (i, 1) は、Group (1) に属す i 番目の核種の壊変定数、DCX (i, 2) は Group (2) に属す i 番目の核種の壊変定数等価換算値、そしてDCX (i, 3) は Group (3) に属す壊変定数等価換算値である。また i 番目の核種から j 番目の核種への分岐比および核分裂収率等は、3 group で共用の変数EBRC (j, i) を使用するため、どのgroupに属すデータかを識別できるように変数 C (i, j) に Group (1)・(2)・(3) に属するときは、それぞれ 1・2 および 3 が代入される。本報のCODAC -ARFP コードでは、このGroup (3)に属すデータとして壊変数数と等価に換算した放出をあらわす式（または数値）を代入した。

たとえば、次に示すような 2 組の同じ壊変鎖列が、Group (1) および (2) のデータとしてあらかじめ入力されているとする。i 番目の核種 I - 131 は Region (A) 中に、そして j 番目の核種 I - 131 は Region (B) 中に存在するとする。Region (A) 中の I - 131 は、温度 t および圧力 p に依存して放出され Region (B) 中の I - 131 になるとする。そして、

$$\begin{array}{l} \rightarrow \rightarrow I - 131 \rightarrow Xe - 131 \quad \text{in Region (A)} \\ | \\ | \\ \downarrow \\ \rightarrow \rightarrow I - 131 \rightarrow Xe - 131 \quad \text{in Region (B)} \end{array}$$

そのときの移動速度は、関数  $f(t, p)$  であらわされ、かつ定数 k で壊変定数と等価に換算でき時刻 t から  $t + \Delta t$  の間で変化しないと仮定できるとする。また、分岐比は x であるとすると、次の 3 式を CODAC コードの SUBROUTINE SALVIA 内に組込むことによって、計算処理することができる。

$$\begin{aligned} DCX(i, 3) &= k \cdot f(t, p) \\ EBRC(j, i) &= x \\ C(i, j) &= 3 \end{aligned}$$

ここでは、放出式の組込みについて述べたが、CODAC コードでは上述のような方法で壊変鎖列中に種々の関係を壊変鎖列を簡略化することなくいれることができる。ただし、次のような条件が必要である。

- (1) 組込むデータが、壊変定数および分岐比と等価に換算することができる。
- (2) 換算した値が、一定時間内で時間に依存せず一定である。
- (3) 組込まれた流れの向きが途中で変更されることはなく一定である。

なお、欠損孔からの追加放拳動の場合には、流れの向きが途中でいろいろ変化し条件(3)を満たすことはできないが、C O D A C - A R F P コードでは計算処理できるように考慮されている。