

JAERI-M
7982

計算コード「FPRM-1」による各種燃料
試料中のFP生成・蓄積量の予備計算

1978年11月

石 渡 名 澄

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.

計算コード「FPRM-1」による各種燃料試料中のFP生成・蓄積量の予備計算

日本原子力研究所東海研究所安全工学部

石 渡 名 澄

(1978年10月30日受理)

燃料棒中のペレットからプレナムに放出されたFPガス量を計算するため、計算コード「FPRM-1」を開発した。

原子炉内水ループにおいて、プルトニウム利用燃料や開発途上の燃料の照射試験を行う準備のため、提出したコードにより、種々の燃料棒中に生成・蓄積するFPの予備計算を行った。

炉内水ループにおいて人工欠陥穴付被覆管燃料棒より放出されたI-131の測定結果と提出したコードによる計算結果を比較したが、両者の値は良い一致を見た。

Preliminary calculation for fission products generation and accumulation in different types of fuel rods by computer code FPRM-1

Nasumi ISHIWATARI

Division of Reactor Safety, Tokai Research Establishment, JAERI

(Received October 30, 1978)

The computer code "FPRM-1" has been developed for calculation of the quantities of fission products gases released from pellets into plenum in a fuel rod.

On the assumption that the irradiation tests of plutonium fuel and others under development in an in-pile water loop were performed, FP generations and accumulations in the fuel rods were calculated by the code.

The result of measurement of ^{131}I released from a fuel rod (UO_2 pellets, ^{235}U 1.5% Enriched) with an artificial hole through cladding in an in-pile water loop was compared with that of calculation by the code; both were in good agreement.

Key words: Fission Products, Fission Products Generation, Fission Products Accumulation, Fuel Rod, Oxide Fuel, Computer Code, In-pile Loop, Fission Product Gases, Iodine 131, Fuel Pellet.

目 次

1. まえがき	1
2. 計算モデルの概要	1
2.1 FP生成量	1
2.2 ペレットから放出されるFPガス	2
2.3 計算処理の流れ	4
3. 計算条件	4
3.1 照射試験用各種燃料試料の仕様	5
3.2 照射履歴	5
4. 計算結果	5
4.1 FP生成・蓄積量	5
4.2 プレナム中のFP量	5
4.3 OWL-1・人工欠陥燃料試料によるFP放出実験に対する 「FPRM-1」の適用	5
5. 考 察	6
5.1 各種燃料試料間におけるFP生成量，放出量等の相違につ いて	6
5.2 計算モデルにおけるFP放出量予測の不確定性	8
6. あとがき	9
文 献	9
附 録	23

Contents

1. Introduction.....	1
2. Outline of Model for Code "FPRM-1"	1
2.1 Generation of FP.....	1
2.2 FP Gas Released from UO ₂ Pellet.....	2
2.3 Simplified Flowsheet for Calculation	4
3. Background for Calculation	4
3.1 Specification of Various Kinds of Oxide Fuel Rods for Irradiation Examination	5
3.2 History of Irradiation	5
4. Results of Calculation	5
4.1 Generation and Accumulation of FP	5
4.2 Amounts of FP Gases in Plenum of Fuel Rod	5
4.3 Application of "FPRM-1" to Irradiation Examination of a Fuel Rod with an Artificial Hole through Cladding in OWL-1	5
5. Discussion	6
5.1 Difference of Generation, Accumulation and Release of FP among Various Kinds of Fuels	6
5.2 Uncertainty of prospect for FP Gases Release by way of Model for Code "FPRM-1"	8
6. Afterwords	9
Appendix Release of fission products from a fuel rod with an artificial hole through cladding irradiated in an in-pile water loop (Summary). F-3. Mar. 29 Tokyo, 1978 Annual Meeting of the Atomic Energy Society of Japan	23

1. ま え が き

原子炉または原子炉内ループ施設を利用し、各種燃料試料の照射試験を行なう場合、試験燃料の破損にともなうFP*放出時の安全性を検討する必要がある。破損燃料より放出されるFPの安全性について検討する場合、重要な項目の一つとして、FPの生成・蓄積量を計算により推定する作業が含まれている。

原子炉安全性研究の一環として、原子炉内FPの放出挙動を明らかにするため、炉内水ループ人工欠陥燃料試料を利用したFP放出実験を行なってきた⁽¹⁾(附録A)。炉内水ループとしてはJMTR・OWL-1**を利用し、FP放出源として供用した燃料試験の仕様は、その一部分を例として挙げるならば、Table 1に示すとおりであった。表示のようなFP放出実験の過程において、UO₂ペレットより放出されたよう素131の測定値と比較するため、FP計算用のORIGENコードとFPガス放出モデルを基にした計算コードを結合し、計算コード「FPRM-1」を作成した。^{(2),(3)}I-131について実験値と計算値を比較対照した結果は、満足し得るものであった。

FP放出実験における経験を基礎にして、各種燃料試料の仕様および照射履歴を仮定し、これらの燃料試料をOWL-1において照射した場合に燃料試料中に生成・蓄積すると予測されるFP量について、「FPRM-1」による計算を試みた。

2. 計算モデルの概要

計算コード「FPRM-1」は、FP生成・蓄積の計算コードORIGENとC. E. BeyerおよびC. R. Hamら⁽⁴⁾のFPガス放出モデルを結合して作成したものである。ORIGENコードには、813の原子核について、壊変方式、中性子吸収断面積、 γ 線放出データ等の各種データが、構造材、アクチニド、FPに分類され、核データライブラリーとして収納されている。

2.1 FP生成量

FP生成量を計算するため、ORIGENはmatrix exponential法とBatemanの式を併用して、以下に記すような方程式①を解いている。

-
- * Fission Products (核分裂生成物の総称)
 - ** JMTR (Japan Material Testing Reactor)
 - OWL-1 (Ooarai Water Loop No. 1)

1. ま え が き

原子炉または原子炉内ループ施設を利用し、各種燃料試料の照射試験を行なう場合、試験燃料の破損にともなうFP*放出時の安全性を検討する必要がある。破損燃料より放出されるFPの安全性について検討する場合、重要な項目の一つとして、FPの生成・蓄積量を計算により推定する作業が含まれている。

原子炉安全性研究の一環として、原子炉内FPの放出挙動を明らかにするため、炉内水ループ人工欠陥燃料試料を利用したFP放出実験を行なってきた⁽¹⁾(附録A)。炉内水ループとしてはJMTR・OWL-1**を利用し、FP放出源として供用した燃料試験の仕様は、その一部分を例として挙げるならば、Table 1に示すとおりであった。表示のようなFP放出実験の過程において、UO₂ペレットより放出されたよう素131の測定値と比較するため、FP計算用のORIGENコードとFPガス放出モデルを基にした計算コードを結合し、計算コード「FPRM-1」を作成した。^{(2),(3)}I-131について実験値と計算値を比較対照した結果は、満足し得るものであった。

FP放出実験における経験を基礎にして、各種燃料試料の仕様および照射履歴を仮定し、これらの燃料試料をOWL-1において照射した場合に燃料試料中に生成・蓄積すると予測されるFP量について、「FPRM-1」による計算を試みた。

2. 計算モデルの概要

計算コード「FPRM-1」は、FP生成・蓄積の計算コードORIGENとC. E. BeyerおよびC. R. HammらのFPガス放出モデルを結合して作成したものである。ORIGENコードには、813の原子核について、壊変方式、中性子吸収断面積、 γ 線放出データ等の各種データが、構造材、アクチニド、FPに分類され、核データライブラリーとして収納されている。

2.1 FP生成量

FP生成量を計算するため、ORIGENはmatrix exponential法とBatemanの式を併用して、以下に記すような方程式①を解いている。

-
- * Fission Products (核分裂生成物の総称)
 - ** JMTR (Japan Material Testing Reactor)
 - OWL-1 (Ooarai Water Loop No. 1)

$$\frac{dX_i}{dt} = \sum_{j=1}^N P_{ij} \lambda_j X_j + \bar{\phi} \sum_{k=1}^N Q_{ik} \sigma_k X_k - (\lambda_i + \bar{\phi} \bar{\sigma}_i) X_i \quad \text{①}$$

$$i = 1, 2, 3, \dots, N$$

- ここで $X_i = i$ 番目の原子核の原子数密度
 $X_k = k$ 番目の原子核の原子数密度
 $\bar{\sigma}_i = i$ 番目の原子核の平均中性子吸収断面積
 $\sigma_k = k$ 番目の原子核の中性子吸収断面積
 $P_{ij} = j$ 番目の原子核の壊変により i 番目の原子核が生じる割合
 $Q_{ik} = k$ 番目の原子核の吸収により i 番目の原子核が生じる割合
 $\lambda_i = i$ 番目の原子核の壊変定数
 $\lambda_j = j$ 番目の原子核の壊変定数
 $\bar{\phi} =$ エネルギーおよび場所で平均された炉内中性子束の平均値

式①において、 $\bar{\phi}$ がある時間間隔で一定であると仮定することができるならば、定係数の連立一次微分方程式が得られる。

$$\dot{X} = A \cdot X \quad \text{①}$$

①を解いて、

$$X = \exp(\underline{\underline{A}} t) \cdot \underline{\underline{X}}(0) \quad \text{②}$$

ただし、

$$\exp(\underline{\underline{A}} t) = \sum_{m=1}^{\infty} \frac{(\underline{\underline{A}} t)^m}{m!} \quad \text{③}$$

と定義する。

③の右辺を数値的に求めれば、初期条件 $X(0)$ が与えられているので、式②により時刻 t における原子数密度を求めることができる。

2.2 ペレットから放出されるFPガス

平常運転時の軽水型動力炉の原子炉冷却水中FPの測定実験および燃料棒の照射後試験の結果から、Mattilaらは、燃料棒の線出力密度 200 w/cm においてよう素と希ガスが燃料棒内自由空間に放出される割合が1%以下であることを示した。BeyerおよびHamらは、次に記すようなFPガス放出モデルを提出した⁽³⁾。

$$FF = 0.050 X_1 + 0.141 X_2 + 0.807 X_3 + 1.68 (0.002112 + 0.0052 X_2^2 - 0.00269 X_2 \cdot X_3 + 0.0027 X_3^2)^{\frac{1}{2}} \quad (4)$$

ここでFF = 放出ガスの割合

X_1 = 1200 ~ 1400℃の温度領域で生成した核分裂ガスの量の割合

X_2 = 1400 ~ 1700℃の温度領域で生成した核分裂ガスの量の割合

X_3 = 1700℃より高い温度領域で生成した核分裂ガスの量の割合

X_1 , X_2 , X_3 はペレット軸方向の表面の温度領域の面積に比例するとして計算した。

式④において、燃料ペレットの温度分布は次のようにして求めた。ペレットを50区分の同心円環柱に分割し、各円環柱領域で次式のような熱バランス式が成立するものとした。

$$q_{ri} + 2\pi \dot{q} \int_i r dr = 2\pi k \cdot (dt/dr) \quad (5)$$

ここで q_{ri} = 中心より i 番目にある円環柱領域に流入する熱量

r_i = i 番目の円環柱領域の内側の半径

\dot{q} = i 番目の円環柱領域で発生する熱量

k = 燃料の熱伝導度

r = i 番目の円環柱領域内の任意の半径

t = 温度

指定された場所を入力した温度を境界条件として、式⑤を積分する方法によりペレット内の温度分布を求め、式④の X_1 , X_2 , X_3 を計算した。

$$FF = (S/V) \cdot l \cdot \left[\left(\frac{3}{4} \right) - \left(\frac{3}{vFt} \right) \{ 1 - \exp \cdot (-vFt/4) \} \right] \quad (6)$$

ここでFF = 放出ガスの割合 (燃料温度 < 1200℃)

S/V = 燃料の実効 (表面積/体積) 比 (密度および燃焼度の関数), (cm^{-1})

l = 核分裂片の反跳範囲, (7×10^{-4} cm)

v = "knock out" により燃料表面から放出された燃料の体積, (2×10^{-21} cm^3)

F = 核分裂率 (fission/ cm^3/s)

t = 照射時間, (s)

式⑥において、 S/V は次式により求めた。

$$(S/V) \cdot (X) = (S/V) \cdot (O) \cdot 0.1938 \exp \cdot (+0.9391 X) \quad (7)$$

$(S/V) \cdot (O)$ は、 $t = 0$ における燃料の表面と体積の比、 X は燃焼度 (原子%表示) である。 $(S/V) \cdot (O)$ は、ペレットの%T.D. (理論密度に対する%値) に対して、作図法より内挿して求めた⁽³⁾。 X はORIGENの出力より ^{235}U の原子数の変化を求めて計算した。式⑥の F は、次式により求めた。

$$F = {}^{235}\text{N} \cdot \sigma_f \cdot \phi \quad (8)$$

ここで $\sigma_f = {}^{235}\text{U}$ の核分裂断面積 (バーン)

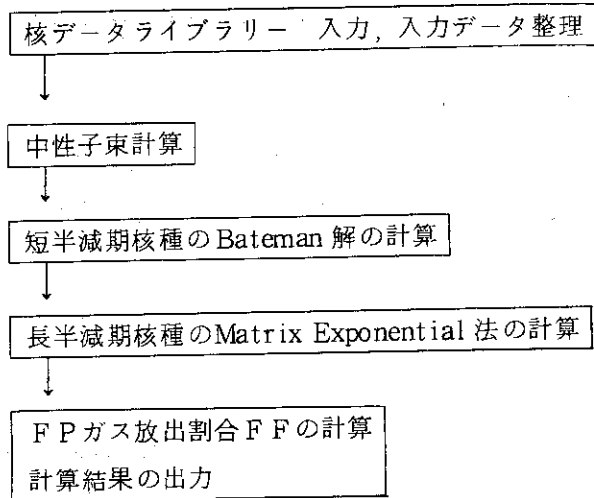
${}^{235}\text{N} = {}^{235}\text{U}$ の原子数密度 ($\times 10^{24}$ ケ/cm³)

ϕ = 中性子束密度 (n/cm²/s)

σ_f は ORIGEN のライブラリーから引用した。

2.3 計算処理の流れ

計算処理の概要は、以下に示すように、模式図により表わすことができる。



3. 計算条件

現在、日本原子力研究所を始めとして、各種の関係機関において原子力安全性研究が進展しつつあり、工学的安全性研究もその一翼を分担している。原子炉燃料の安全性研究もその一部分を構成するものとして、各種の研究が実施されつつあり、その中で「安全性試験ループ」の構想も検討されつつある。検討項目の一つとして、JMTR・OWL-1を改造して「安全性試験ループ」として利用する案も考慮の対象とされている。改造後のOWL-1において、照射試験の対象として考慮される燃料としては、ATR, BWR, PWRそしてHTGR・FBR用の燃料が挙げられ、特に「軽水炉におけるプルトニウム利用」の方向に重点が置かれるものと推測される。

上に記した理由により、現在のATRにおいて採用されている燃料に類似した仕様条件を設定し、その他FBR・HTGRにおいて採用されている燃料の仕様も参考にした。さらにトリウム利用を検討する場合を考慮した例も加えた。OWL-1の改造が実現した場合、上記の燃料試

* ATR=Advanced Thermal Reactor BWR =Boiling Water Reactor
 PWR=Pressurized Water Reactor HTGR=High Temperature Gas Reactor
 FBR=Fast Breeder Reactor

ここで $\sigma_f = {}^{235}\text{U}$ の核分裂断面積 (バーン)

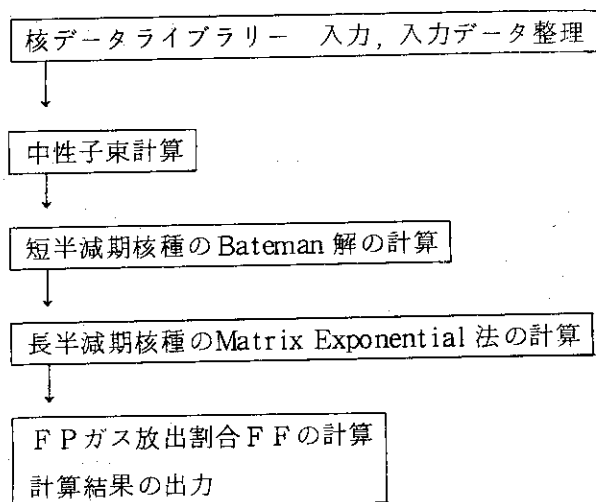
${}^{235}\text{N} = {}^{235}\text{U}$ の原子数密度 ($\times 10^{24}$ ケ/cm³)

ϕ = 中性子束密度 (n/cm²/s)

σ_f は ORIGEN のライブラリーから引用した。

2.3 計算処理の流れ

計算処理の概要は、以下に示すように、模式図により表わすことができる。



3. 計算条件

現在、日本原子力研究所を始めとして、各種の関係機関において原子力安全性研究が進展しつつあり、工学的安全性研究もその一翼を分担している。原子炉燃料の安全性研究もその一部分を構成するものとして、各種の研究が実施されつつあり、その中で「安全性試験ループ」の構想も検討されつつある。検討項目の一つとして、JMTR・OWL-1を改造して「安全性試験ループ」として利用する案も考慮の対象とされている。改造後のOWL-1において、照射試験の対象として考慮される燃料としては、ATR, BWR, PWRそしてHTGR・FBR用の燃料が挙げられ、特に「軽水炉におけるプルトニウム利用」の方向に重点が置かれるものと推測される。

上に記した理由により、現在のATRにおいて採用されている燃料に類似した仕様条件を設定し、その他FBR・HTGRにおいて採用されている燃料の仕様も参考にした。さらにトリウム利用を検討する場合を考慮した例も加えた。OWL-1の改造が実現した場合、上記の燃料試

* ATR=Advanced Thermal Reactor BWR =Boiling Water Reactor
 PWR=Pressurized Water Reactor HTGR=High Temperature Gas Reactor
 FBR=Fast Breeder Reactor

料の照射試験は、現在の時点から5～10年以内の時期に実現するものと期待される。

3.1 照射試験用各種燃料試料の仕様

「FPRM-1」の計算用入力パラメータとして、核原料物質と核分裂性物質の組合わせおよび混合比率、燃料ペレット（直円柱および環円柱）の直径、理論密度に対する密度比および半径方向の表面温度、および線出力密度のような項目を選定した。なお燃料ペレットのスタック長さは3.6 cmで一定であるとした。これはTable 1に示すように、大部分の人工欠陥燃料試料中の燃料ペレットのスタック長さと同じであり、そして燃料ペレット軸方向の中性子束密度が一定であると仮定しているため、スタック長さは小さい方が誤差を小さくし得る、と云う理由に依るものである。上に記したような入力を与える操作により、コード内において、燃料ペレット内の中性子束分布そして温度分布が計算される。円環柱ペレットの場合、燃料ペレットの中心部分は空洞であり、熱の出入りは無視することができると仮定し、燃料中で発生した熱は半径方向に沿って〈ペレット-被覆管内側表面間隙〉部分を経由して被覆管に流れると仮定した。各種燃料試料の仕様一覧をTable 2に示す。

3.2 照射履歴

「FPRM-1」を使用して計算を行なう場合、OWL-1相当の炉内水ループにおいて各種燃料試料の照射試験を行なうと仮定した。「FPRM-1」の場合、熱出力または中性子束密度を入力数値として与える必要があり、照射履歴としてTable 3に示すような入力例と等価の照射様式を仮定した。

4. 計算結果

Table 2およびTable 3に示すような数値を「FPRM-1」に入力として与え、各種燃料試料中に生成・蓄積するFP量および各種燃料試料プレナム中に蓄積するFPガス量を計算した。

4.1 FP生成・蓄積量

「FPRM-1」により、各種燃料試料中に生成・蓄積する希ガス・ハロゲン核種の量を計算した。計算結果をTable 4に示す。

4.2 プレナム中のFP量

「FPRM-1」により、各種燃料試料プレナム中に蓄積する希ガスおよび ^{131}I 核種の量を計算した。計算結果をTable 5に示す。

料の照射試験は、現在の時点から5～10年以内の時期に実現するものと期待される。

3.1 照射試験用各種燃料試料の仕様

「FPRM-1」の計算用入力パラメータとして、核原料物質と核分裂性物質の組合わせおよび混合比率、燃料ペレット（直円柱および環円柱）の直径、理論密度に対する密度比および半径方向の表面温度、および線出力密度のような項目を選定した。なお燃料ペレットのスタック長さは3.6 cmで一定であるとした。これはTable 1に示すように、大部分の人工欠陥燃料試料中の燃料ペレットのスタック長さと同じであり、そして燃料ペレット軸方向の中性子束密度が一定であると仮定しているため、スタック長さは小さい方が誤差を小さくし得る、と云う理由に依るものである。上に記したような入力を与える操作により、コード内において、燃料ペレット内の中性子束分布そして温度分布が計算される。円環柱ペレットの場合、燃料ペレットの中心部分は空洞であり、熱の出入りは無視することができると仮定し、燃料中で発生した熱は半径方向に沿って〈ペレット-被覆管内側表面間隙〉部分を経由して被覆管に流れると仮定した。各種燃料試料の仕様一覧をTable 2に示す。

3.2 照射履歴

「FPRM-1」を使用して計算を行なう場合、OWL-1相当の炉内水ループにおいて各種燃料試料の照射試験を行なうと仮定した。「FPRM-1」の場合、熱出力または中性子束密度を入力数値として与える必要があり、照射履歴としてTable 3に示すような入力例と等価の照射様式を仮定した。

4. 計算結果

Table 2およびTable 3に示すような数値を「FPRM-1」に入力として与え、各種燃料試料中に生成・蓄積するFP量および各種燃料試料プレナム中に蓄積するFPガス量を計算した。

4.1 FP生成・蓄積量

「FPRM-1」により、各種燃料試料中に生成・蓄積する希ガス・ハロゲン核種の量を計算した。計算結果をTable 4に示す。

4.2 プレナム中のFP量

「FPRM-1」により、各種燃料試料プレナム中に蓄積する希ガスおよび ^{131}I 核種の量を計算した。計算結果をTable 5に示す。

4.3 OWL-1・人工欠陥燃料試料によるFP放出実験に対する「FPRM-1」の適用

OWL-1・人工欠陥燃料試料照射によるFP放出実験において、ループ冷却水中の ^{131}I の測定結果から燃料ペレットよりペレット外部に放出された ^{131}I の量として 3.7_5Ci （照射終了時点において）を算出した。そして、実用炉におけるFF値（プレナム中に放出された ^{131}I の蓄積量/ペレット中の ^{131}I の生成・蓄積量）として 0.1_2 を算定した⁽¹⁾。「FPRM-1」により、上記実験条件下の燃料ペレット中の ^{131}I 生成量およびペレット外への ^{131}I 放出量を計算した結果は、それぞれ 32.4Ci および 3.5_8Ci であり、 $\text{FF} = 0.11_0$ であった。なお、計算条件はTable 6のとおりであった。

Table 6 In-put power for calculation by 「FPRM-1」

Heat Rating	11.8	KW/ft
Fuel Radius	0.67	cm
Fuel Density	0.94 (TD)	
Weight Fraction of ^{235}U	0.015	w/o
Pellet Surface Temperature (presumed)	550	°C

上記の計算条件において、線出力密度に±10%の誤差を生じたとすれば、FF値において最大15%の誤差を生じ、 UO_2 ペレット表面温度に±50°Cの誤差を生じたとすれば、FF値において最大12%の誤差を生じた。線出力密度（照射技術上の公称値）および燃料ペレット表面温度（推定値）の確からしさを考慮に入れても、FF値については、測定実験値と「FPRM-1」による計算値が±20%の誤差の範囲内で一致していると考えられる。

5. 考 察

核原料物質として ^{238}U または ^{232}Th 、そして核分裂性物質として ^{233}U 、 ^{235}U または ^{239}Pu から構成される核燃料物質を用いた酸化物燃料ペレットについて、燃料ペレットの発熱量、FP生成・蓄積量そして放出量とそれらの構成要素の関係、および計算モデルにおいてFP放出量予測に不確定性を起す因子に関し、以下に記すとおりに考察した。

5.1 各種燃料試料間におけるFP生成量、放出量等の相違について

酸化物燃料ペレットの発熱量Hは、次のように表わすことができる。

$$H = 10^{-4} \cdot \alpha \cdot \rho \cdot l \cdot \sigma \cdot \phi \cdot A \cdot \pi r^2 h / \text{MK} \quad \textcircled{9}$$

ただし、 α = 核燃料物質中の核分裂性物質の含有率 (w/o)

ρ = 酸化物燃料ペレットの密度 (g/cm^3)

l = 酸化物燃料中の核燃料物質の含有率 (w/o)

4.3 OWL-1・人工欠陥燃料試料によるFP放出実験に対する「FPRM-1」の適用

OWL-1・人工欠陥燃料試料照射によるFP放出実験において、ループ冷却水中の ^{131}I の測定結果から燃料ペレットよりペレット外部に放出された ^{131}I の量として 3.7_5Ci （照射終了時点において）を算出した。そして、実用炉におけるFF値（プレナム中に放出された ^{131}I の蓄積量/ペレット中の ^{131}I の生成・蓄積量）として 0.1_2 を算定した⁽¹⁾。「FPRM-1」により、上記実験条件下の燃料ペレット中の ^{131}I 生成量およびペレット外への ^{131}I 放出量を計算した結果は、それぞれ 32.4Ci および 3.5_8Ci であり、 $\text{FF} = 0.11_0$ であった。なお、計算条件はTable 6のとおりであった。

Table 6 In-put power for calculation by 「FPRM-1」

Heat Rating	11.8	KW/ft
Fuel Radius	0.67	cm
Fuel Density	0.94 (TD)	
Weight Fraction of ^{235}U	0.015	w/o
Pellet Surface Temperature (presumed)	550	°C

上記の計算条件において、線出力密度に±10%の誤差を生じたとすれば、FF値において最大15%の誤差を生じ、 UO_2 ペレット表面温度に±50°Cの誤差を生じたとすれば、FF値において最大12%の誤差を生じた。線出力密度（照射技術上の公称値）および燃料ペレット表面温度（推定値）の確からしさを考慮に入れても、FF値については、測定実験値と「FPRM-1」による計算値が±20%の誤差の範囲内で一致していると考えられる。

5. 考 察

核原料物質として ^{238}U または ^{232}Th 、そして核分裂性物質として ^{233}U 、 ^{235}U または ^{239}Pu から構成される核燃料物質を用いた酸化物燃料ペレットについて、燃料ペレットの発熱量、FP生成・蓄積量そして放出量とそれらの構成要素の関係、および計算モデルにおいてFP放出量予測に不確定性を起す因子に関し、以下に記すとおりに考察した。

5.1 各種燃料試料間におけるFP生成量、放出量等の相違について

酸化物燃料ペレットの発熱量Hは、次のように表わすことができる。

$$H = 10^{-4} \cdot \alpha \cdot \rho \cdot l \cdot \sigma \cdot \phi \cdot A \cdot \pi r^2 h / \text{MK} \quad \textcircled{9}$$

ただし、 α = 核燃料物質中の核分裂性物質の含有率 (w/o)

ρ = 酸化物燃料ペレットの密度 (g/cm^3)

l = 酸化物燃料中の核燃料物質の含有率 (w/o)

- σ = 核分裂性物質の実効核分裂断面積 (cm^2)
 ϕ = 中性子束密度 ($\text{n}/\text{cm}^2/\text{s}$)
 A = アボガドロ数 ($6.022045 \times 10^{23} \text{mol}^{-1}$)
 π = 円周率
 r = 燃料ペレットの半径 (cm)
 h = 燃料ペレットのスタック長さ (cm)
 M = 核分裂性物質の原子量
 K = 変換定数 (核分裂率 $\rightarrow W$)

式⑨において、 π 、 A 、 K は定数であり、 ϕ および h を一定とした場合、 H は α 、 l 、 ρ そして σ に比例し、 M に反比例し、 r の二乗に比例する。

$$H = f(\alpha, l, \rho, \sigma, M, r) \quad 9'$$

式 9' の右辺の各成分の変域は、この報告で取り扱っている燃料試料系の場合、以下に示すとおりである。

$$\begin{aligned}
 0 < \alpha &\leq 100 \\
 0.878787 < l &< 0.881882 \\
 0.913 &\leq \rho \leq 0.98 \\
 409 &\leq \sigma \leq 1060 \\
 233 &\leq M \leq 239 \\
 0 < r &
 \end{aligned}$$

l と ρ は燃焼度の関数として考えられるが、この報告で取り扱っている燃料試料系の場合、 $3000\text{MWD}/\text{MTM}^*$ を越えることは無いとするので、 M とともに式⑨の H に及ぼす影響は小さいと評価し得る。なお ρ の変域は、FPガス放出モデルの制約条件に基づいている⁽⁸⁾。 σ については、式 9' の右辺の他成分および中性子スペクトル分布の条件をほぼ同一とした場合、どの核分裂性物質を選択するかにより、 H において最大約 2.6 倍もの差異が生じることを示している。 r と α は H に対して見かけの上で支配的な影響を与えている。 r の場合、主に燃料製造技術上の制約および原子炉炉心構成の設計上の制約により、無制限に大きい値をとることはできない。一方 α の場合、主として燃料製造コストの面から実用上大きな値を選択する例は少なく、実際には相対的に小さい値が選ばれている。

式⑨を変形して核分裂率 F (燃料ペレット中の核分裂数/秒) で表わすと、 F は H の一次関数として取り扱うことができる。

$$F = KH \quad ⑩$$

燃料ペレット中のFP核種の生成・蓄積量 N (原子数) は、次のように表わすことができる。

$$N = C_m F = C_m \cdot KH \quad ⑪$$

ここで C_m は、i) 着目核種を含むFP壊変系列の構成とその先行核種の壊変方式、ii) 着目核

* MWD=Mega Watt Day
 MTM=Metric Ton Metal

種とその先行核種の直接収率，壊変定数および中性子吸収断面積，iii) 考慮の対象としている燃料試料系の照射履歴，等に依存する定数である。

式 9' において， α ， l ， r を一定とした場合，核分裂性物質を選択することにより， M と σ が定まる。上記の条件とともに，同一照射条件下で燃焼させた場合，式⑩から燃料ペレット中のFPの生成・蓄積量は，近似的に σ と C_m のみに依存する関数として取り扱うことができる。なお ^{238}U と ^{232}Th はそれぞれ ^{239}Pu と ^{233}U に転換するけれども，本報告で取り扱う燃料試料系および照射条件の下では，FP生成・蓄積量に対する寄与は約10%を越えない。

燃焼にともなって燃料ペレットからペレット外に放出されるFPガス量 N_p は，燃料ペレット内の温度分布とFPガスの生成・蓄積量 N に依存する。FPガス放出割合

$$N_p = (FF) \cdot N \quad \text{⑫}$$

FFは，1200℃より低い部分においては式⑥で求められ，1200℃以上は式④で求められる。式 9' において α ， l ， ρ ， σ ， M を一定に保ち， r を変化させた場合，燃料の線出力密度は r^2 に比例して変化する。燃料温度が1200℃以上の部分においては， X_1 ， X_2 ， X_3 の分布の変化は r^2 の変化に依存し，それ故にFFも r^2 の変化に依存する。式 9' において α ， l ， ρ ， r を一定に保ち， M と σ を変えた場合，燃料ペレットの線出力密度の変化は，近似的に σ の変化に依存し，それ故に N およびFFの変化も近似的に σ に依存する。式 9' において α ， l ， σ ， M ， r を一定に保ち， ρ を変化させた場合，燃料温度が1200℃より低い部分では，式⑥において (S/V) 項の変化は，式⑦の $(S/V) \cdot (0)$ の変化に依存する。よってFFもまた (S/V) 項の変化に依存する。

5.2 計算モデルにおけるFP放出量予測の不確定性

燃料ペレットからペレット外に放出されたFP量について，本報告書に記載した計算結果と実験結果の間に差異が認められる例も有り得ると考えられる。「FPRM-1」によるFP放出量の計算値と測定実験により得られたFP放出量の間に差異が生じる原因としては，次に挙げられるような各項が考えられる。

- i) ORIGENのデータファイルに採用した核データ，物性データ等の不備から生じた計算誤差。
- ii) FP生成・蓄積量の計算方法の難点から起った計算誤差。
- iii) 燃料試料（特に燃料ペレット）の製造技術上の相違が使用時の燃料挙動の特性に差異を発生させた場合，特性の差異によりFPの放出挙動に違いが生じるような例。
- iv) 核分裂性物質としてプルトニウムを利用したり，核原料物質としてトリウムを利用した場合，燃焼過程において $\text{PuO}_2 - \text{UO}_2$ ， $\text{PuO}_2 - \text{ThO}_2$ ， $\text{UO}_2 - \text{ThO}_2$ などの組み合わせが $^{235}\text{UO}_2 - ^{238}\text{UO}_2$ の組み合わせと異なったFP放出挙動を示すような例。
- v) プルトニウムの同位体である ^{239}Pu と ^{241}Pu は相対的に大きな核分裂断面積を有するが，核的性質が燃焼過程において燃料挙動に影響を及ぼし，FP放出特性において ^{233}U ， ^{235}U と異なった挙動を示すような例。

6. あとがき

ORIGENコードは、発表された時期からも判るように、現時点において相対的に古い核データを使用しており、部分的に改訂を必要としている。また計算結果についても、他のコードと比較して検討を加える余地が残されている。しかしながら、燃料被覆管材、原子炉構造材、アクチニド系列元素およびFPなどの核データおよび γ 線放出に関するデータ等をデータファイルに収容し、軽水炉のみならず、高温ガス炉、液体金属冷却高速炉および熔融塩炉のように4種類の炉型を適用対象とし、放射線源評価用のコードとして簡便で広範囲な適用性を備えている。原子炉内照射施設—試験用燃料試料の組み合わせによる実験計画を検討する場合、FP放出に関する安全性は重要な検討事項の一つとして取上げられている。上記の理由により、FPの生成・蓄積の計算に関するコードとして、敢えてORIGENを採用した。

当研究所安全性試験研究センター安全工学部長 能沢正雄氏から、主に本報告書の構成に関する助言を得た。同じく安全工学部次長 森島淳好氏および安全工学第3研究室長 木谷進氏から有用な文献に関する情報の供与を得、反応度安全研究室長 石川迪夫氏から米国BNWLのC.R.Hann氏との連絡の仲介の労を得た。また当研究所計算センター 小山謹二氏からORIGEN核データファイル一式を借用した。付記して謝意を表する。

文 献

- 1) 石渡名澄：“炉内水ループを利用した人工欠陥燃料試料照射によるFP放出実験”JAERI-M 7092, May 1977
- 2) Bell M.J.：“ORIGEN: The ORNL Isotope and Depletion Code”, ORNL-4628, (Rev.), Chemical Technology Division, ORNL 1973
- 3) Beyer C.E. and Hann C.R.：“Prediction of Fission Gas Release from UO₂ Fuel” BNWL-1875, Nov. 1974
- 4) Mattila L.J. and Olikkalla H.：“Release of Fission Products from the Core of a Pressurized Water Reactor under Loss of Coolant Accidents Conditions” Le Confinement de la Radioactive dans L'utilisation de L'énergie Nucleaire.VII SFRP/54, Versailles. 28~31 mai 1974
- 5) 日本化学会編：化学便覧 基礎編(I) 丸善, 1966
- 6) 浅田, 大山, 倉本, 法貴, 三島監修：“原子力ハンドブック” オーム社, 1977
- 7) 長谷川正義, 三島良績 監修：“原子炉材料ハンドブック” 日刊工業, 1977

6. あとがき

ORIGENコードは、発表された時期からも判るように、現時点において相対的に古い核データを使用しており、部分的に改訂を必要としている。また計算結果についても、他のコードと比較して検討を加える余地が残されている。しかしながら、燃料被覆管材、原子炉構造材、アクチニド系列元素およびFPなどの核データおよび γ 線放出に関するデータ等をデータファイルに収容し、軽水炉のみならず、高温ガス炉、液体金属冷却高速炉および熔融塩炉のように4種類の炉型を適用対象とし、放射線源評価用のコードとして簡便で広範囲な適用性を備えている。原子炉内照射施設一試験用燃料試料の組み合わせによる実験計画を検討する場合、FP放出に関する安全性は重要な検討事項の一つとして取上げられている。上記の理由により、FPの生成・蓄積の計算に関するコードとして、敢えてORIGENを採用した。

当研究所安全性試験研究センター安全工学部長 能沢正雄氏から、主に本報告書の構成に関する助言を得た。同じく安全工学部次長 森島淳好氏および安全工学第3研究室長 木谷進氏から有用な文献に関する情報の供与を得、反応度安全研究室長 石川迪夫氏から米国BNWLのC.R.Hann氏との連絡の仲介の労を得た。また当研究所計算センター 小山謹二氏からORIGEN核データファイル一式を借用した。付記して謝意を表する。

文 献

- 1) 石渡名澄：“炉内水ループを利用した人工欠陥燃料試料照射によるFP放出実験”JAERI-M 7092, May 1977
- 2) Bell M.J.：“ORIGEN: The ORNL Isotope and Depletion Code”, ORNL-4628, (Rev.), Chemical Technology Division, ORNL 1973
- 3) Beyer C.E. and Hann C.R.：“Prediction of Fission Gas Release from UO₂ Fuel” BNWL-1875, Nov. 1974
- 4) Mattila L.J. and Olikkalla H.：“Release of Fission Products from the Core of a Pressurized Water Reactor under Loss of Coolant Accidents Conditions” Le Confinement de la Radioactive dans L'utilisation de L'énergie Nucleaire. VII SFRP/54, Versailles. 28~31 mai 1974
- 5) 日本化学会編：化学便覧 基礎編(D) 丸善, 1966
- 6) 浅田, 大山, 倉本, 法貴, 三島監修：“原子力ハンドブック” オーム社, 1977
- 7) 長谷川正義, 三島良績 監修：“原子炉材料ハンドブック” 日刊工業, 1977

Table 1 Specification of artificially pin-holed fuel rods

Sample No.		1	2	3	4	5
UO ₂ pellet	Number	1	2	2	2	2
	²³⁵ U(W/o)	2.7	1.5	1.5	1.5	1.5
	Dia.(mm)	10.6	13.4	13.4	13.4	13.4
	Height (mm)	15.0	18.0×2	18.0×2	18.0×2	18.0×2
Cladding pipe	Material	Zircaloy-2	SUS316	SUS316	SUS316	SUS316
	Total Length (mm)	85	135	135	135	77
	Out Dia.(mm)	12.3	15.0	15.0	15.0	15.0
Pin-hole through clad	Thickness (mm)	0.7	0.6	0.6	0.6	0.6
	Position	Upper End of Plenum	Center of part faced to pellet	Center of part faced to pellet	Center of part faced to pellet	Center of plenum
	Hole Dia* (μm)	20, 200	100	50	500	50
	Number	2	1	1	1	1

* Nominal value

Table 2 Specifications of various kinds of oxide fuel rods

	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
fertile material	ThO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂	ThO ₂	UO ₂	ThO ₂
(g)	4.28	7.52	5.35	5.35	2.90	3.97	1.74	7.3	7.3	4.28	4.63	4.28
fissile material	Pu239	U235	Pu239	Pu239	Pu239	Pu239	Pu239	Pu239	Pu239	U235	U233	U233
(g)	0.86	3.01	0.48	0.64	0.46	0.64	0.59	1.36	2.06	1.11	1.39	1.28
enriched (w/o)	2.0	4.0	0.9	1.2	1.6	1.6	3.4	1.86	28.3	2.6	3.0	3.0
thermal neutron flux (n/cm ² .s)	1.4×10 ¹³	1.4×10 ¹³	4.2×10 ¹³	3.0×10 ¹³	3.0×10 ¹³	3.0×10 ¹³	3.0×10 ¹³	1.4×10 ¹³	1.4×10 ¹³	4.2×10 ¹³	3.0×10 ¹³	3.0×10 ¹³
pellet dia.(cm)	1.34	2.50(1.80)	1.44	1.44	1.06	1.24	0.82	0.54	0.54	1.34	1.34	1.34
pellet stack height(cm)	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
	3.60	3.60	3.60	3.60	3.60	3.60	3.60	3.60	3.60	3.60	3.60	3.60
%	95	92	95	95	95	95	95	92	92	95	95	95
theoretical density ratio												
pellet surface temperature	500	550	550	550	500	550	550	550	600	550	550	550
linear heat rate (KW/ft)	8.7	1.20	1.47	1.40	1.01	1.38	1.28	1.38	2.09	1.33	1.70	1.57

* inner diameter, the center part of fuel meat is void.

Table 3 Example of in-put power for thermal neutron flux

Irradiating time (Day)	1	3	5	8	11	12	13	16	19	22
Thermal neutron flux ($\text{N}/\text{cm}^2 \cdot \text{s}$) ⁺	$\text{N} \times 10^{13}$	$\text{N} \times 10^{13}$	$\text{N} \times 10^{13}$	$\text{N} \times 10^{13}$	$\text{N} \times 10^{13}$	0.0	$\text{N} \times 10^{13}$	$\text{N} \times 10^{13}$	$\text{N} \times 10^{13}$	$\text{N} \times 10^{13}$

N = 1.4, 3.0 or 4.2 in Table 2 + s = second

Table 4(1) Amounts of Kr and Xe accumulated in UO₂ pellet

Fuel No	1	2	3	4	5	6	
80	6.64E-12	3.72E-09	8.11E-09	5.80E-09	3.13E-09	4.28E-09	
81M	2.89E-19	1.62E-16	1.06E-15	5.41E-16	2.92E-16	4.00E-16	
81	2.69E-14	1.57E-11	1.03E-10	5.25E-11	2.84E-11	3.88E-11	
82	5.29E-11	9.24E-11	1.83E-10	1.35E-10	9.61E-11	1.32E-10	
83M	4.49E-17	7.84E-17	4.66E-16	2.45E-16	1.75E-16	2.39E-16	
83	2.75E-07	7.32E-07	4.94E-07	4.64E-07	3.29E-07	4.50E-07	
84	4.47E-07	1.36E-06	8.29E-07	7.70E-07	5.43E-07	7.43E-07	
85M	7.09E-10	2.37E-09	1.15E-09	1.10E-09	7.88E-10	1.08E-09	
85	4.70E-07	1.60E-06	8.53E-07	7.97E-07	5.64E-07	7.72E-07	
Kr (gram atom)	86	7.26E-07	2.74E-06	1.34E-06	1.25E-06	8.81E-07	1.21E-06
	87	3.18E-09	1.22E-08	5.79E-09	5.38E-09	3.77E-09	5.17E-09
	88	1.08E-08	3.85E-08	1.93E-08	1.80E-08	1.27E-08	1.74E-08
	89	2.37E-10	9.45E-10	4.37E-10	4.06E-10	2.84E-10	3.89E-10
	90	4.90E-11	1.76E-10	8.84E-11	8.25E-11	5.81E-11	7.95E-11
	91	1.08E-11	3.76E-11	2.09E-11	1.92E-11	1.33E-11	1.83E-11
	92	2.18E-12	6.24E-12	4.37E-12	3.99E-12	2.76E-12	3.77E-12
	93	4.47E-13	1.21E-12	1.18E-12	1.02E-12	6.74E-13	9.23E-13
	94	7.30E-14	2.46E-13	3.37E-13	2.70E-13	1.66E-13	2.27E-13
	128	2.42E-10	1.16E-10	9.64E-10	6.92E-10	4.97E-10	6.80E-10
	129M	1.33E-15	6.33E-16	1.46E-14	7.65E-15	5.50E-15	7.53E-15
	129	5.69E-10	5.32E-10	9.48E-10	9.06E-10	6.52E-10	8.93E-10
	130	1.20E-09	1.19E-09	4.30E-09	3.17E-09	2.27E-09	3.11E-09
	131M	1.59E-14	1.61E-14	1.57E-13	8.46E-14	6.08E-14	8.32E-14
	131	1.97E-06	2.21E-06	3.44E-06	3.25E-06	2.32E-06	3.18E-06
	132	3.99E-06	4.82E-06	7.07E-06	6.65E-06	4.74E-06	6.49E-06
	133M	9.72E-13	1.17E-12	5.16E-12	3.47E-12	2.48E-12	3.39E-12
	133	1.99E-06	2.92E-06	3.48E-06	3.29E-06	2.34E-06	3.21E-06
Xe (gram atom)	134	7.05E-06	1.10E-05	1.24E-05	1.17E-05	8.35E-06	1.14E-05
	135M	9.30E-14	1.45E-13	4.92E-13	3.31E-13	2.36E-13	3.23E-13
	135	6.99E-08	9.12E-08	5.47E-08	6.75E-08	4.80E-08	6.57E-08
	136	1.03E-05	1.40E-05	2.06E-05	1.88E-05	1.34E-05	1.84E-05
	137	1.12E-09	1.54E-09	1.98E-09	1.86E-09	1.32E-09	1.81E-09
	138	4.78E-09	6.39E-09	8.37E-09	7.89E-09	5.59E-09	7.66E-09
	139	1.55E-10	2.52E-10	2.73E-10	2.56E-10	1.82E-10	2.49E-10
	140	3.94E-11	6.63E-11	7.04E-11	6.60E-11	4.67E-11	6.39E-11
	141	1.76E-12	2.98E-12	3.29E-12	3.05E-12	2.14E-12	2.92E-12
	142	3.24E-13	6.30E-13	7.05E-13	6.33E-13	4.32E-13	5.91E-13
	143	2.83E-14	7.55E-14	9.48E-14	7.89E-14	5.05E-14	6.91E-14

6.64E-12 → 6.64×10⁻¹²

Table 4(2) Amounts of Kr and Xe accumulated in UO₂ pellet (continued)

Fuel No.	7	8	9	10	11	12	
80	1.84E-09	3.14E-10	2.83E-10	1.85E-11	5.57E-09	6.04E-10	
81M	1.72E-16	1.37E-17	1.23E-17	2.42E-18	5.20E-16	5.64E-17	
81	1.67E-11	1.33E-12	1.19E-12	2.03E-13	5.05E-11	5.49E-12	
82	1.20E-10	8.15E-11	1.24E-10	2.09E-10	2.23E-09	2.06E-09	
83M	2.18E-16	6.92E-17	1.05E-16	5.32E-16	4.05E-15	3.75E-15	
83	4.05E-07	4.34E-07	6.60E-07	7.94E-07	2.17E-06	1.99E-06	
84	6.64E-07	7.05E-07	1.07E-06	1.48E-06	3.67E-06	3.35E-06	
85M	9.89E-10	1.09E-09	1.67E-09	2.71E-09	6.45E-09	6.01E-09	
Kr	85	6.94E-07	7.41E-07	1.13E-06	1.75E-06	4.34E-06	3.98E-06
(gram atom)	86	1.08E-06	1.15E-06	1.74E-06	2.97E-06	6.15E-06	5.62E-06
	87	4.58E-09	4.93E-09	7.49E-09	1.35E-08	3.06E-08	2.81E-08
	88	1.55E-08	1.68E-08	2.55E-08	4.25E-08	7.98E-08	7.33E-08
	89	3.44E-10	3.70E-10	5.62E-10	1.03E-09	1.60E-09	1.46E-09
	90	7.09E-11	7.68E-11	1.17E-10	1.93E-10	2.76E-10	2.52E-10
	91	1.59E-11	1.70E-11	2.57E-11	4.01E-11	5.02E-11	4.48E-11
	92	3.26E-12	3.45E-12	5.22E-12	6.54E-12	9.50E-12	8.36E-12
	93	7.33E-13	7.19E-13	1.08E-12	1.12E-12	1.79E-12	1.41E-12
	94	1.53E-13	1.23E-13	1.82E-13	1.63E-13	3.37E-13	1.89E-13
	128	6.26E-10	3.83E-10	5.83E-10	2.94E-10	1.21E-09	1.11E-09
	129M	6.94E-15	2.11E-15	3.21E-15	4.43E-15	1.30E-14	1.20E-14
	129	8.25E-10	9.00E-10	1.37E-09	5.89E-10	1.31E-09	1.20E-09
	130	2.86E-09	1.91E-09	2.90E-09	2.49E-09	4.37E-09	3.98E-09
	131M	7.66E-14	2.52E-14	3.83E-14	9.28E-14	1.15E-13	1.05E-13
	131	2.90E-06	3.12E-06	4.74E-06	2.34E-06	3.97E-06	3.55E-06
	132	5.90E-06	6.33E-06	9.62E-06	5.13E-06	7.04E-06	6.25E-06
	133M	3.08E-12	1.54E-12	2.34E-12	3.74E-12	3.67E-12	3.26E-12
	133	2.91E-06	3.15E-06	4.79E-06	3.11E-06	3.60E-06	3.19E-06
Xe	134	1.04E-05	1.12E-05	1.70E-05	1.17E-05	1.15E-05	1.02E-05
(gram atom)	135M	2.94E-13	1.47E-13	2.24E-13	4.64E-13	3.25E-13	2.88E-13
	135	5.96E-08	1.10E-07	1.68E-07	4.43E-08	7.28E-08	6.48E-08
	136	1.67E-05	1.63E-05	2.48E-05	1.70E-05	2.16E-05	1.93E-05
	137	1.63E-09	1.78E-09	2.70E-09	1.64E-09	2.29E-09	2.03E-09
	138	6.90E-09	7.55E-09	1.15E-08	6.83E-09	9.79E-09	8.71E-09
	139	2.24E-10	2.44E-10	3.71E-10	2.70E-10	3.48E-10	3.10E-10
	140	5.73E-11	6.24E-11	9.47E-11	7.04E-11	7.95E-11	6.99E-11
	141	2.58E-12	2.78E-12	4.21E-12	3.10E-12	4.56E-12	3.98E-12
	142	4.98E-13	5.16E-13	7.80E-13	6.13E-13	9.85E-13	8.12E-13
	143	5.10E-14	4.63E-14	6.92E-14	5.93E-14	1.04E-13	6.90E-14

1.84E-09 → 1.84×10⁻⁹

Table 4 (3) Amounts of Br and I accumulated in UO₂ pellet

Fuel No	1	2	3	4	5	6
79	4.16E-12	6.65E-12	6.33E-12	6.05E-12	4.36E-12	5.96E-12
80M	1.06E-13	1.66E-13	1.36E-13	1.30E-13	9.31E-14	1.27E-13
80	7.12E-15	3.41E-12	7.50E-12	5.34E-12	2.89E-12	3.95E-12
81	1.11E-07	1.93E-07	2.01E-07	1.88E-07	1.33E-07	1.83E-07
82M	2.66E-14	4.47E-14	1.05E-13	7.40E-14	5.25E-14	7.19E-14
82	9.00E-12	1.52E-11	3.57E-11	2.52E-11	1.79E-11	2.45E-11
83	5.69E-10	4.75E-09	1.18E-09	1.06E-09	7.22E-10	9.89E-10
84M	2.42E-12	7.30E-12	4.23E-12	3.97E-12	2.81E-12	3.85E-12
(gram atom) 84	6.20E-10	1.90E-09	1.14E-09	1.06E-09	7.41E-10	1.01E-09
85	6.22E-11	2.12E-10	1.12E-10	1.04E-10	7.32E-11	1.00E-10
86	3.10E-11	1.14E-10	5.04E-11	4.82E-11	3.45E-11	4.73E-11
87	3.84E-11	1.43E-10	6.22E-11	5.94E-11	4.26E-11	5.83E-11
88	1.71E-11	5.98E-11	2.79E-11	2.67E-11	1.91E-11	2.62E-11
89	5.55E-12	2.16E-11	9.07E-12	8.67E-12	6.21E-12	8.50E-12
127	2.67E-07	1.29E-07	4.55E-07	4.32E-07	3.10E-07	4.24E-07
128	6.08E-13	2.95E-13	2.76E-12	1.92E-12	1.38E-12	1.89E-12
129	1.59E-06	1.36E-06	2.74E-06	2.60E-06	1.86E-06	2.55E-06
130M	4.17E-13	3.54E-13	2.15E-12	1.46E-12	1.04E-12	1.43E-12
130	6.78E-11	6.43E-11	2.80E-10	1.99E-10	1.42E-10	1.95E-10
131	1.60E-06	1.82E-06	2.81E-06	2.65E-06	1.89E-06	2.58E-06
(gram atom) 132	3.20E-08	3.91E-08	5.62E-08	5.30E-08	3.76E-08	5.15E-08
133	3.65E-07	5.38E-07	6.38E-07	6.01E-07	4.27E-07	5.84E-07
134	1.70E-08	2.68E-08	2.98E-08	2.81E-08	1.99E-08	2.72E-08
135	1.02E-07	1.59E-07	1.78E-07	1.68E-07	1.19E-07	1.63E-07
136	1.29E-10	2.70E-10	2.14E-10	2.05E-10	1.47E-10	2.01E-10
137	1.11E-10	1.46E-10	1.83E-10	1.75E-10	1.25E-10	1.71E-10
138	2.77E-11	3.57E-11	4.58E-11	4.37E-11	3.13E-11	4.29E-11
139	7.19E-12	1.14E-11	1.19E-11	1.14E-11	8.15E-12	1.12E-11

Exam. 4.16E-12 → 4.16 × 10⁻¹²

Table 4(4) Amounts of Br and I accumulated in UO₂ pellet (continued)

Nuclide	Fuel No.	7	8	9	10	11	12	
Br (gram atom)	79	5.51E-12	6.01E-12	9.15E-12	1.04E-11	3.70E-11	3.43E-10	
	80M	1.17E-13	1.29E-13	1.97E-13	3.95E-13	8.90E-12	8.33E-12	
	80	1.70E-12	2.88E-13	2.59E-13	2.65E-14	5.13E-12	5.59E-13	
	81	1.64E-07	1.76E-07	2.67E-07	2.09E-07	7.96E-07	7.27E-07	
	82M	6.50E-14	3.95E-14	6.00E-14	1.26E-13	8.41E-13	7.81E-13	
	82	2.22E-11	1.35E-11	2.05E-11	4.20E-11	2.90E-10	2.69E-10	
	83	8.34E-10	8.64E-10	1.31E-09	5.26E-09	1.11E-08	1.02E-08	
	84M	3.45E-12	3.76E-12	5.71E-12	8.18E-12	1.95E-11	1.80E-11	
	84	8.96E-10	9.65E-10	1.47E-09	2.10E-09	5.04E-09	4.62E-09	
	85	8.92E-11	9.65E-11	1.46E-10	2.37E-10	5.69E-10	5.24E-10	
	86	4.34E-11	4.80E-11	7.31E-11	1.29E-10	2.57E-10	2.39E-10	
	87	5.35E-11	5.92E-11	9.01E-11	1.63E-10	3.64E-10	3.39E-10	
	88	2.40E-11	2.66E-11	4.04E-11	6.74E-11	1.25E-10	1.16E-10	
	89	7.80E-12	8.64E-12	1.31E-11	2.42E-11	3.68E-11	3.42E-11	
	I (gram atom)	127	3.90E-07	4.22E-07	6.42E-07	1.40E-07	8.10E-07	7.41E-07
		128	1.73E-12	9.62E-13	1.46E-12	8.56E-13	3.51E-12	3.21E-12
		129	2.33E-06	2.52E-06	3.83E-06	1.46E-06	3.74E-06	3.39E-06
		130M	1.30E-12	6.59E-13	1.00E-12	1.14E-12	2.09E-12	1.90E-12
		130	1.79E-10	1.07E-10	1.63E-10	1.57E-10	2.80E-10	2.55E-10
131		2.34E-06	2.54E-06	3.86E-06	1.92E-06	2.53E-06	2.23E-06	
132		4.66E-08	5.06E-08	7.69E-08	4.14E-08	5.68E-08	5.02E-08	
133		5.28E-07	5.76E-07	8.76E-07	5.75E-07	6.64E-07	5.88E-07	
134		2.46E-08	2.68E-08	4.08E-08	2.85E-08	2.81E-08	2.47E-08	
135		1.47E-07	1.61E-17	2.45E-07	1.70E-07	1.86E-07	1.65E-07	
136		1.84E-10	2.04E-10	3.10E-10	2.95E-10	2.22E-10	2.02E-10	
137		1.57E-10	1.74E-10	2.65E-10	1.61E-10	2.18E-10	2.00E-10	
138		3.93E-11	4.36E-11	6.63E-11	3.95E-11	5.50E-11	5.04E-11	
139		1.02E-11	1.13E-11	1.72E-11	1.26E-11	1.57E-11	1.44E-11	

Exam. 5.51E-12 → 5.51 × 10⁻¹²

Table 5(1) Radioactive Kr, Xe and I released from UO₂ pellet

Fuel No		1	2	3	4	5	6
Nuclide							
Kr (C _i)	81M	1.94E-08	1.09E-05	2.06E-04	8.81E-05	2.12E-05	6.11E-05
	83M	5.85E-09	1.02E-08	1.76E-07	7.74E-08	2.46E-08	7.09E-08
	85M	3.90E-02	1.31E-01	1.84E-01	1.47E-01	4.69E-02	1.35E-01
	85	1.20E-03	4.10E-03	6.32E-03	4.94E-03	1.56E-03	4.50E-03
	87	6.08E-01	2.33	3.21	2.49	7.80E-01	2.25
	88	9.33E-01	3.33	4.84	3.78	1.19	3.43
	89	1.08	4.29	5.75	4.47	1.40	4.02
	90	1.29	4.66	6.77	5.29	1.66	4.78
	91	9.39E-01	3.28	5.28	4.06	1.26	3.63
	92	6.34E-01	1.81	3.68	2.81	8.67E-01	2.50
	93	1.95E-01	5.26E-01	1.49	1.08	3.18E-01	9.16E-01
	94	4.54E-02	1.53E-01	6.09E-01	4.07E-01	1.12E-01	3.22E-01
Xe (C _i)	129M	1.68E-09	7.98E-10	5.35E-08	2.34E-08	7.50E-09	2.16E-08
	131M	1.36E-08	1.38E-08	3.90E-07	1.75E-07	5.62E-08	1.62E-07
	133M	4.34E-06	5.23E-06	6.69E-05	3.76E-05	1.20E-05	3.45E-05
	133	3.81	5.58	1.93	1.53	4.85	1.40
	135M	8.66E-05	1.35E-04	1.33E-03	7.49E-04	2.38E-04	6.85E-04
	135	1.84	2.40	4.17	4.31	1.37	3.94
	137	4.19	5.72	2.14	1.68	5.32	1.53
	138	4.08	5.46	2.07	1.63	5.17	1.49
	139	3.13	5.11	1.60	1.26	3.98	1.15
	140	2.15	3.61	1.11	8.73	2.75	7.93
	141	7.65E-01	1.30	4.16	3.22	1.01	2.90
	142	1.88E-01	3.66E-01	1.19	8.92E-01	2.71E-01	7.82E-01
	143	2.46E-02	6.58E-02	2.40E-01	1.67E-01	4.76E-02	1.37E-01
I (C _i)	128	3.53E-04	1.71E-04	4.66E-03	2.71E-03	8.67E-04	2.50E-03
	129	2.59E-09	2.20E-09	1.29E-08	1.02E-08	3.27E-09	9.42E-09
	130M	6.58E-04	5.59E-04	9.85E-03	5.58E-03	1.78E-03	5.13E-03
	130	1.32E-03	1.25E-03	1.59E-02	9.43E-03	3.01E-03	8.67E-03
	131	2.01	2.28	10.2	8.06	2.56	7.38
	132	3.37	4.11	17.2	13.5	4.28	12.3
	133	4.20	6.21	21.3	16.8	5.32	15.3
	134	4.67	7.37	23.8	18.7	5.93	17.1
	135	3.69	5.74	18.6	14.7	4.66	13.4
	136	1.36	2.84	6.53	5.22	1.67	4.80
	137	4.19	5.52	20.1	16.1	5.13	14.8
	138	4.08	5.28	19.6	15.7	5.01	14.4
	139	3.13	4.96	15.0	12.0	3.84	11.1

Table 5(2) Radioactive Kr, Xe and I released from UO₂ pellet (continued)

Fuel No.		7	8	9	10	11	12	
Kr (C _i)	81M	2.45E-05	1.11E-06	1.32E-06	2.70E-07	1.25E-04	1.13E-05	
	83M	6.00E-08	1.09E-08	2.18E-08	1.15E-07	1.89E-06	1.45E-06	
	85M	1.15E-01	7.30E-02	1.46E-01	2.48E-01	1.27	9.85E-01	
	85	3.76E-03	2.30E-03	4.58E-03	7.46E-03	3.99E-02	3.03E-02	
	87	1.85	1.14	2.28	4.30	21.0	16.0	
	88	2.84	1.76	3.52	6.11	24.8	18.9	
	89	3.31	2.04	4.06	7.79	26.1	19.7	
	90	3.97	2.46	4.90	8.46	26.2	19.8	
	91	2.94	1.79	3.57	5.81	15.7	11.6	
	92	2.01	1.21	2.42	3.16	9.92	7.24	
	93	6.77E-01	3.79E-01	7.51E-01	8.11E-01	2.80	1.83	
	94	2.01E-01	9.26E-02	1.80E-01	1.69E-01	7.53E-01	3.51E-01	
	Xe (C _i)	129M	1.85E-08	3.22E-09	6.44E-09	9.30E-09	5.91E-08	4.49E-08
		131M	1.39E-07	2.61E-08	5.21E-08	1.32E-07	3.54E-07	2.67E-07
133M		2.92E-05	8.33E-06	1.66E-05	2.78E-05	5.88E-05	4.33E-05	
133		11.8	7.31	14.6	9.89	24.7	18.2	
135M		5.79E-04	1.66E-04	3.32E-04	7.19E-04	1.09E-03	7.98E-04	
135		3.32	3.52	7.04	1.94	6.88	5.08	
137		12.8	8.01	16.0	10.1	30.7	22.6	
138		12.5	7.81	15.6	9.71	30.0	22.2	
139		9.61	6.00	12.0	9.10	25.3	18.7	
140		6.61	4.11	8.22	6.38	15.6	11.3	
141		2.38	1.47	2.92	2.25	7.14	5.16	
142		6.13E-01	3.63E-01	7.22E-01	5.93E-01	2.06	1.41	
143		9.42E-02	4.88E-02	9.61E-02	8.60E-02	3.26E-01	1.79E-01	
I (C _i)		128	2.14E-03	6.77E-04	1.35E-03	8.27E-04	7.32E-03	5.55E-03
	129	8.02E-09	4.96E-09	9.92E-09	3.94E-09	2.18E-08	1.64E-08	
	130M	4.37E-03	1.26E-03	2.52E-03	3.00E-03	1.19E-02	8.94E-03	
	130	7.38E-03	2.54E-03	5.07E-03	5.11E-03	1.97E-02	1.48E-02	
	131	6.22	3.85	7.70	4.01	11.4	8.32	
	132	10.4	6.45	12.9	7.26	21.5	15.7	
	133	12.9	8.05	16.1	11.0	27.5	20.2	
	134	14.3	8.94	17.9	13.0	27.8	20.2	
	135	11.3	7.06	14.1	10.2	24.1	17.8	
	136	4.10	2.59	5.19	5.16	8.36	6.32	
	137	12.6	7.99	16.0	10.1	29.7	22.6	
	138	12.3	7.80	15.6	9.71	29.2	22.2	
	139	9.44	5.98	12.0	9.10	24.6	18.7	

附録A 炉内水ループ人工欠陥燃料試料によるFP放出実験(要旨)

軽水動力炉の主蒸気管破断事故時のFP追加放出現象を明らかにするため、JMTR・OWL-1において人工欠陥燃料を照射し、各種条件下におけるFP放出の様相の測定を行ってきた。一連のFP放出実験の一部分は、表(本文, Table 1)に示すとおりである。この発表においては、表(本文, Table 1)の中の④項の実験結果について報告した。

ループ冷却水試料は、ループの炉内管入口側附近の冷却水採取場所において採取した。各種の照射運転条件下のループ冷却水試料中の ^{131}I と ^{137}Cs の量($\mu\text{Ci}/\text{ml}$)を測定した。これらの測定結果から、見かけ平均放出率を求めた(^{131}I について, Table A1に示す)。さらに実験期間中の見かけ平均放出率の推移を求めた(^{131}I について, Fig. A1~A2に示す)。これらの測定結果については、他の実験結果と比較検討を行なう予定である。

FPよう素の移行に関する情報を得るため、ループ冷却系内セパレータの液相と気相の試料を採取し、試料中の ^{24}Na と ^{131}I を測定した。液相から気相に移行するFPよう素の約95%は気体状であり、約5%は水滴に付着することが判った。

Table A1 Behavior of Iodine 131

Experimental Item	Experimental Time		Release Rate ($\mu\text{Ci}/\text{sec}$)		
	From	To	Average	Maximum	Minimum
$\Delta P = 10 \text{ Kg}/\text{cm}^2$	14 Mar. 10:00	15 Mar. 10:10	1.0×10^{-1}	4.9 ₃	0
cool down* (1)	18 Mar. 10:00	19 Mar. 2:05	5.8 ₂	124	0
shut down**(1)	19 Mar. 15:00	20 Mar. 8:00	$1.7_3 \times 10^{-1}$	2.5 ₃	0
$\Delta T = 150^\circ\text{C}$	25 Mar. 9:45	25 Mar. 19:00	6.3 ₆	30.2	0
Mode change, P \rightarrow B ⁺	28 Mar. 10:17	28 Mar. 12:00	9.2 ₀	20.6	0
Mode change, B \rightarrow P	29 Mar. 10:05	29 Mar. 14:00	1.5 ₀	4.9 ₈	0
shut down (2)	29 Mar. 14:00	29 Mar. 17:30	9.4 ₂	22.8	5.1 ₁
cool down (2)	29 Mar. 17:30	29 Mar. 20:50	1.1 ₈	22.3	0

ΔP = Loop coolant pressure depression

ΔT = Loop coolant temperature depression

* The loop coolant temperature was brought back to the temperature less than 100°C from 250°C

** JMTR shut down

+P = PWR, B = BWR

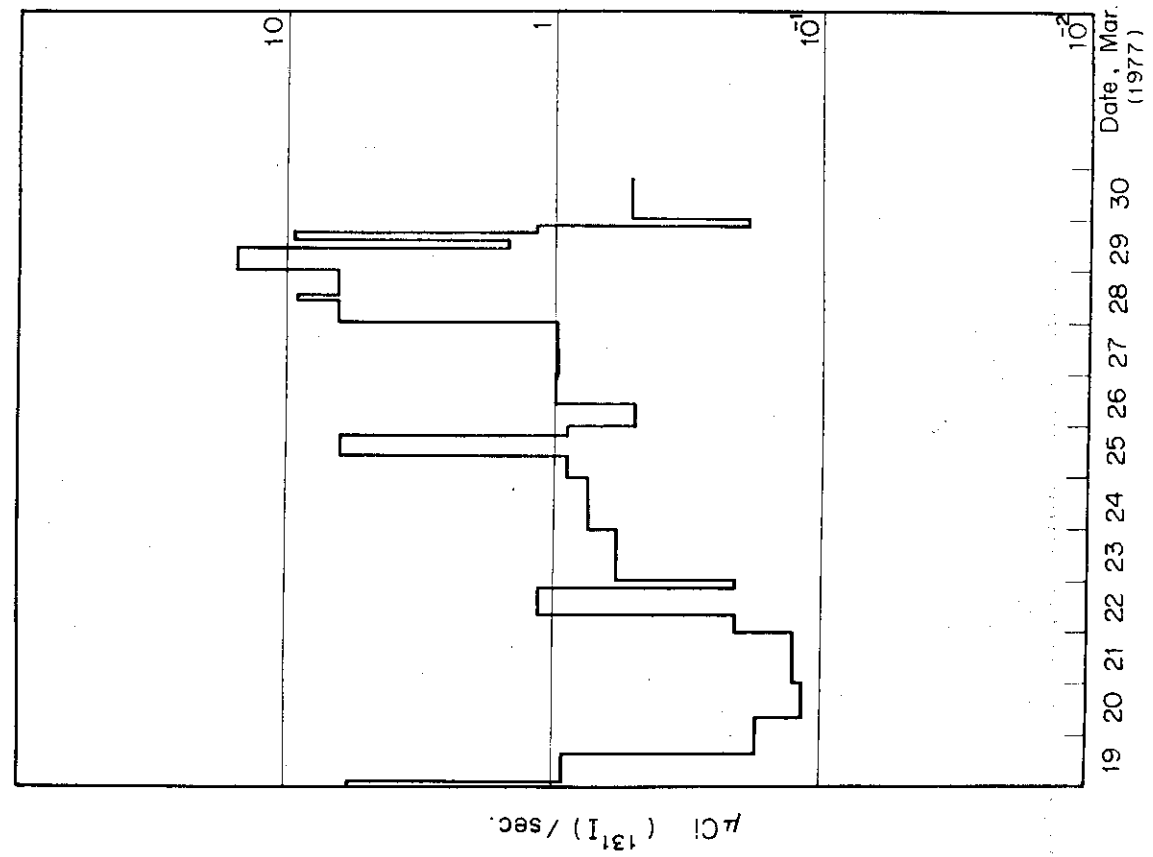


Fig. A.1 Release Rate of ^{131}I (1)

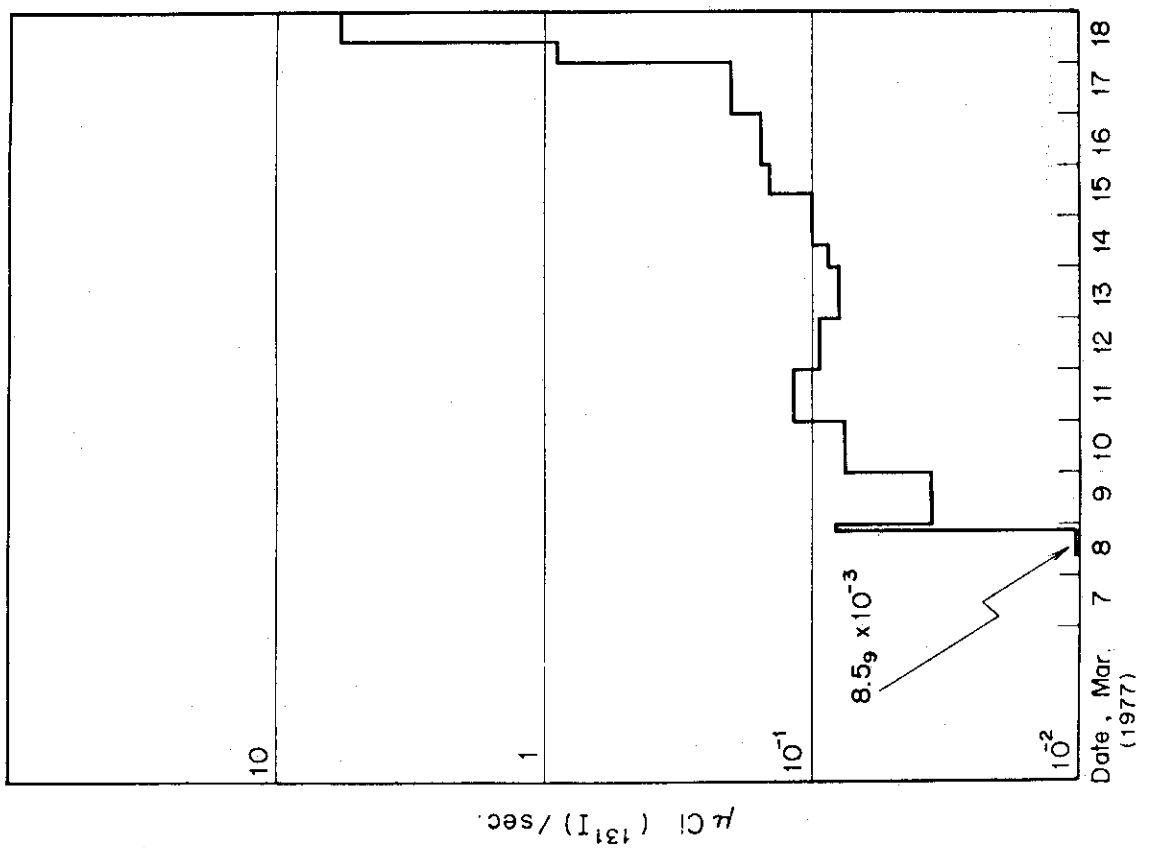


Fig. A.2 Release Rate of ^{131}I (2)