

JAERI-Research  
98-016



高温工学試験研究炉運転中における  
燃料挙動の評価手法と予測結果

1998年3月

沢 和弘・吉牟田秀治・佐藤政四・斎藤賢司・飛田 勉

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195, Japan.

---

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1998

編集兼発行 日本原子力研究所  
印 刷 株原子力資料サービス

## 高温工学試験研究炉運転中における燃料挙動の評価手法と予測結果

日本原子力研究所高温工学試験研究炉開発部

沢 和弘・吉牟田秀治・佐藤 政四

斎藤 賢司・飛田 勉

(1998年2月13日受理)

高温工学試験研究炉（HTTR）の燃料に対する設計方針では多少の燃料破損は許容しており、「運転中の追加破損は十分許容しうる小さな値に制限する」と定めている。そのため、HTTRの運転に当たっては、破損率を定量的に推定し異常の有無を判断する必要がある。燃料粒子の被覆層は短半減期の希ガスをほぼ完全に閉込めることができるために、短半減期希ガスは、主に被覆層（PyC層及びSiC層）が全て破損した燃料粒子（貫通破損粒子）及び燃料コンパクトの黒鉛素地部（マトリックス部）の汚染ウランから放出される。そのため、1次冷却材中の希ガス濃度は炉心内の貫通破損率を反映する。HTTR初装荷燃料の製造時の露出ウラン率及びSiC層破損率の測定結果及びHTTRの運転条件に基づいて貫通破損率及び<sup>88</sup>Krの放出率を解析的に予測する方法を開発した。本方法を用いて解析し、①健全粒子は、運転中に燃料核移動、PdによるSiC層腐食、内圧により破損することはないが、製造時 SiC層破損粒子の一部が内圧により貫通破損に至ること、②<sup>88</sup>Krの放出率は汚染ウランからの寄与でほとんど決まり、運転に伴う貫通破損率の増加を考慮しても、燃焼末期の放出率は $10^{-6}$ を下回ることを予測した。

**Evaluation Method and Prediction Result of Fuel Behavior  
during the High Temperature Engineering Test Reactor Operation**

Kazuhiro SAWA, Shigeharu YOSHIMUTA, Masashi SATO,  
Kenji SAITO and Tsutomu TOBITA

Department of HTTR Project  
Oarai Research Establishment  
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received February 13, 1998)

Small amounts of additional failure of HTGR(High Temperature Gas-cooled Reactor) fuel will occur during operation. In the safety design requirements for the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) fuel, the additional failure fraction in the coating layers of the coated fuel particles is limited less than 0.2% through the full service period. The failure fraction should be known during the HTTR operation. Short-lived fission gases are released from the through-coatings-failed particles and contamination uranium in the fuel compact matrix since the coating layers can retain short-lived fission gases. Then fission gas concentration in the primary coolant reflects the failure fraction in the core. Based on fuel fabrication data (exposed uranium fractions and the SiC failure fractions) and the HTTR operating condition, the though-coatings-failure fraction and release fraction of  $^{88}\text{Kr}$  are analytically predicted. The results are as follows. (1) The intact particles will not fail by kernel migration, Pd-SiC corrosion and internal pressure, however, some of the as-fabricated SiC-failed particles will be the through-coatings-failed particles by the pressure vessel failure. (2) The release fraction of  $^{88}\text{Kr}$ , that will be determined mainly by the release from the contamination uranium in the fuel compact matrix, will be less than  $10^{-6}$  considering the additional through-coatings-failure fraction.

**Keywords:** HTGR, Fuel Failure, HTTR, Operation, Fission Gas, Uranium Contamination

## 目 次

1.はじめに .....	1
2.解析方法 .....	2
2.1 照射条件 .....	2
2.2 燃料破損評価方法 .....	2
2.3 希ガス放出率評価方法 .....	3
2.4 1次冷却材中希ガス濃度評価方法 .....	6
3.結果と考察 .....	7
3.1 破損率 .....	7
3.2 希ガス放出率及び1次冷却材中濃度 .....	8
3.3 統計的評価 .....	9
4.まとめ .....	11
謝辞 .....	11
参考文献 .....	12
付録 HTTRにおける1次冷却材中の希ガス濃度の測定方法 .....	33

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Analysis Method .....	2
2.1 Fuel Irradiation Condition .....	2
2.2 Failure Model .....	2
2.3 Fractional Release Model .....	3
2.4 Model of Fission Gas Concentration in Primary Coolant .....	6
3. Results and Discussions .....	7
3.1 Failure Fraction .....	7
3.2 Fractional Release and Fission Gas Concentration in Primary Coolant .....	8
3.3 Statistical Evaluation .....	9
4. Summary .....	11
Acknowledgement .....	11
References .....	12
Appendix Measurement Methods of Fission Gas Concentration in the Primary Coolant of the HTTR .....	33

This is a blank page.

# 1. はじめに

高温ガス炉の燃料は、軽水炉等の燃料とは異なり、直径500~600  $\mu\text{m}$ 程度の燃料核をセラミックスで多層被覆した球を基本単位としている。このため、軽水炉や高速炉のように金属製の被覆管を用いた燃料では被覆管温度を650°C以上にすることは困難であるのに対し、高温ガス炉の燃料では、その被覆層の温度が1000°C以上でも使用上問題なく、冷却材温度を極めて高温にできる。HTTRの初装荷燃料体をFig.1に示す。HTTR燃料はピン・イン・プロック型であり、燃料棒と六角柱黒鉛ブロックから構成される。被覆燃料粒子は四重被覆のいわゆるTRISO型で、燃料核は直径600 $\mu\text{m}$ の低濃縮（平均6%）二酸化ウランである。被覆燃料粒子は黒鉛粉末およびフェノール樹脂バインダとともに焼結し燃料コンパクトとする。燃料棒は、この燃料コンパクトと黒鉛スリーブから成り、六角柱黒鉛ブロックに空けた穴に挿入される。ヘリウムガスは燃料コンパクトを封入している黒鉛スリーブと黒鉛ブロック間の環状流路を流れる。

軽水炉燃料の設計方針では、初期破損は許容しておらず、また運転中に破損が生じた場合には、異常又は事故として取り扱うことになるが、高温ガス炉燃料では、炉心内の膨大な数の被覆燃料粒子（HTTRでは約10<sup>9</sup>個）を全く破損させないことは不可能である。このため、高温工学試験研究炉（HTTR：High Temperature Engineering Test Reactor）の燃料に対する設計方針では多少の燃料破損は許容しており、「初期破損率は0.2%以下」、「運転中の追加破損は十分許容しうる小さな値に制限する」と定めている<sup>(1,2,3,4)</sup>。すなわち、HTTR燃料は運転中の微小な追加破損が許容されている。そのため、HTTRの運転に当たっては、破損率を定量的に推定し、異常の有無を判断する必要がある。

燃料粒子の被覆層は短半減期の希ガスをほぼ完全に閉込めることができるために、短半減期希ガスは、主に被覆層（PyC層及びSiC層）が全て破損した燃料粒子（貫通破損粒子）及び燃料コンパクトの黒鉛素地部（マトリックス部）の汚染ウランから放出される<sup>(5,6,7)</sup>。希ガスには短半減期のものが多く、放射平衡が成り立つため、通常時の放出割合は放出速度と生成速度の比である（R/B）値で表すことができる。希ガスは1次冷却設備の内壁面等に沈着しないため、1次冷却材中の希ガス濃度は炉心内の貫通破損率を反映する。言い換えれば、運転中の燃料の貫通破損率は、希ガス濃度の測定値から推定することができる。

そこで、これまでに被覆燃料粒子の破損モデル及び核分裂生成物の放出モデルを開発してきた<sup>(5,6,8,9)</sup>。本報では、HTTR初装荷燃料の製造が終了したことを受け、製造時の露出ウラン率及びSiC層破損率の実績に基づき、これらのモデルを用いてHTTRの運転中の燃料挙動を予測した結果を示す。本結果を用いて、HTTRの運転中の燃料監視計画、出力上昇試験計画等を策定していく。

## 2. 解析方法

### 2.1 照射条件

運転中の燃料及び核分裂生成物放出挙動は、燃料粒子被覆層の破損率、燃料温度、燃焼度、高速中性子照射量等、多くのパラメータに依存する。HTTRには150の燃料体がFig.2に示すように径方向に4領域、軸方向に5段装荷される。濃縮度は12種類有り、被覆燃料粒子及び燃料コンパクトは各濃縮度毎に製造される。

HTTR初装荷炉心の定常運転時の燃焼度、燃料温度、高速中性子照射量の分布をそれぞれ Figs.3～5に示す<sup>(10)</sup>。これらの結果は、設計評価上の不確定因子を取り除いた、いわゆるノミナル評価結果である。これらの計算において、運転モードとして

- ① 運転開始後0～220EFPD (EffectiveFullPowerDays) は原子炉出口冷却材温度850°Cの運転
- ② 220～330EFPDは原子炉出口冷却材温度950°Cの高温試験運転
- ③ 330～660EFPDは原子炉出口冷却材温度850°Cの運転

を仮定している。なお、実際の運転時において、運転モードが変わるのは、これらの照射条件をその都度見直して評価を行う。燃焼度は、軸方向2段目（燃料体上面からの位置で0.58～1.16m）で最大となり、EOL (End Of Life) で約33GWd/tに達する。燃料温度は、領域1の燃料コンパクト内面温度を示した。3段目から5段目にかけて高くなり、各運転モードの最高温度は、定格運転で約1150°C、高温試験運転で約1300°C、照射運転で約1200°Cである。高速中性子照射量は、燃焼度と同じく2段目で最高となり、EOLで約 $1.3 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$ （中性子エネルギー0.18MeV以上）と評価されている。

### 2.2 燃料破損評価方法

HTTR燃料の運転中の破損挙動を予測するために、HTTR燃料の破損機構について研究が行われてきた<sup>(7)</sup>。その結果、比較的高温で照射される場合には、被覆層はいわゆるアーベ効果といわれる燃料核の移動及びバラジウムによるSiC層の腐食が重要となるが、2.1節に示したような照射条件（いわゆる最適評価）では、これらの機構による破損は生じないと予想される<sup>(4)</sup>。一方、製造時のSiC層破損粒子は、いわゆる内圧破損（燃焼に伴う気体状核分裂生成物及び余剰酸素による応力で被覆層が破損する）により貫通破損に至り、希ガスの閉込め機能を喪失すると予想される。

これまで開発してきた内圧破損モデルの特徴は以下のとおりである<sup>(8)</sup>。

- (1) 破損粒子として貫通破損粒子とSiC破損粒子をモデル化する。貫通破損粒子は、内側PyC (IPyC) 、SiC、外側PyC (OPyC) 層全てが破損している粒子として定義する。SiC破損粒子はSiC層が破損しているがOPyC層は健全な粒子と定義する。短半減期希ガスは貫通破損粒子からは放出されるが、OPyC層はこれに対して閉込め能力を有するため、SiC破損粒子からは放出されない。
- (2) 各被覆層の破損確率をワイブル分布で表す。各被覆層の破損条件は、これまでの照射試験における観察結果等に基づき定めた。

- (3) 被覆層に加わる応力は、核分裂により発生する希ガス及び遊離酸素によるCOガス内圧及び高速中性子によるPyC層の照射収縮によるものと仮定する。応力の最大値は、簡単な「rigid SiC model」で計算する。

### 2.3 希ガス放出率評価方法

これまで開発してきた希ガス放出率評価モデルは、Fig.6に示すように、(1) 貫通破損粒子からの放出とマトリックス部の汚染ウランからの放出を分離して取扱うこと、及び(2) 燃料核からの放出率に燃焼依存性を、燃料コンパクトマトリックス部における放出率に高速中性子照射依存性を考慮することに特徴がある<sup>(9)</sup>。具体的には、以下のような放出経路をモデル化している。

- ① 貫通破損粒子内で発生した核分裂生成物のうち、反跳放出されたものは、黒鉛粒及び黒鉛粒間（総称してマトリックス部）に打ち込まれ、それぞれの部分を拡散した後、燃料コンパクトから1次冷却材中へ放出される。
- ② 貫通破損粒子内で発生し、燃料核から拡散により放出された核分裂生成物は、黒鉛粒間を経由して燃料コンパクトから放出される。
- ③ 汚染ウランから発生する核分裂生成物のうち、燃料コンパクト表面近傍で発生したものは、反跳により直接放出される。
- ④ マトリックス部の汚染ウランから発生した核分裂生成物は、マトリックス部（黒鉛粒及び黒鉛粒間）を拡散した後、燃料コンパクトから1次冷却材中へ放出される。

この過程を式で表すと、以下のようになる。

$$(R/B) = ((f_{k,r} \times f_{m,d}) + (f_{k,d} \times f_{m,ad})) \times \phi_k + (f_{m,r} + f_{m,d}) \times \phi_c \quad (1)$$

ここで、  
 $f_{k,r}$ : 燃料核からの反跳放出率、  
 $f_{k,d}$ : 燃料核からの拡散放出率、  
 $f_{m,ad}$ : 燃料コンパクトマトリックス部の黒鉛粒間部における拡散放出率、  
 $f_{m,r}$ : 燃料コンパクトマトリックスからの反跳拡散放出率、  
 $f_{m,d}$ : 燃料コンパクトマトリックスからの拡散放出率、  
 $\phi_k$ : 貫通破損率、  
 $\phi_c$ : 燃料コンパクトの汚染ウラン率  
である。

燃料核からの拡散放出率は、先行核の効果を考慮したFriskney等による式<sup>(11)</sup>で計算する。

$$f_{k,d} = 3 \left( \frac{1}{\Gamma_1} \left( \frac{\coth \sqrt{\mu_1}}{\sqrt{\mu_1}} - \frac{1}{\mu_1} \right) + \frac{1}{\Gamma_2} \left( \frac{\coth \sqrt{\mu_2}}{\sqrt{\mu_2}} - \frac{1}{\mu_2} \right) \right) \times f_{BU} \quad (2)$$

$$\begin{aligned}\Gamma_1 &= 1 - \frac{\mu_1}{\mu_2}, \\ \Gamma_2 &= 1 - \frac{\mu_2}{\mu_1}, \\ \mu_i &= \frac{\lambda_i}{D'_i}\end{aligned}\quad (3)$$

ここで、 $f_{BU}$ : 燃照による補正因子、  
 $\lambda_i$ : 崩壊定数 ( $s^{-1}$ ) (i=1:先行核種、i=2:当該核種)、  
 $D'_i$ : 燃料核中の換元拡散係数 ( $s^{-1}$ ) (i=1:先行核種、i=2:当該核種)  
 である。

Kr及びXeとその先行核種の換元拡散係数の関係は、小川等によるキャプセル照射試験結果に基づき定めた<sup>(12)</sup>。また、燃料核中の換元拡散係数は、キャプセル照射試験で得られた拡散放出率に基づき定めた<sup>(12)</sup>。燃焼度補正因子は、照射による格子欠陥の増加に伴う照射促進拡散による効果を考慮したものであるが、日本では、これまでこの種のデータは得られていないため、Myers等による米国の設計式<sup>(13,14)</sup>を参考に以下の式を仮定した。

$$f_{BU} = 0.2Bu + 1 \quad (4)$$

ここで、 $Bu$ : 燃焼度 (%FIMA) である。

燃料核からの反跳放出率は、以下の式で計算できる<sup>(15)</sup>。

$$f_{kr} = \left(\frac{3}{4}\right)\left(\frac{R}{a}\right)^2 - \left(\frac{1}{16}\right)\left(\frac{R}{a}\right)^3 \quad (5)$$

ここで、 $R$ : 反跳距離 (10 μmとする)、  
 $a$ : 燃料核半径 (μm) である。

燃料コンパクトマトリックス部からの放出経路としては、黒鉛粒内及び黒鉛粒間の拡散放出を仮定する。

$$f_{m,d} = \alpha \times f_{m,gd} + (1 - \alpha) \times f_{m,ad} \quad (6)$$

ここで、 $f_{m,gd}$ : 黒鉛粒内拡散による放出率、  
 $f_{m,ad}$ : 黒鉛粒間拡散による放出率、  
 $\alpha$ : マトリックス部に占める黒鉛粒の体積割合 である。

拡散放出率は、以下に示す拡散方程式の解を用いて計算する。

$$f_{m,d} = 3\sqrt{\frac{D'}{\lambda}} \coth(\sqrt{\frac{\lambda}{D'}} - \sqrt{\frac{D'}{\lambda}}) \quad (7)$$

ここで、  $D'$ : 換元拡散係数 ( $s^{-1}$ ) である。

黒鉛粒内の換元拡散係数は、福田等によるPyC内の拡散係数<sup>(7)</sup>に等しいと仮定したが、結果として粒間拡散に比べて極めて小さい放出率となるので、この拡散係数がマトリックス部からの放出率の結果に与える影響はほとんど無い。黒鉛粒間の拡散係数は未知であるが、粒間拡散の温度依存性は小さいと考えられることから活性化エネルギーとして黒鉛粒内の活性化エネルギーの1/5を仮定した。

マトリックス部に占める黒鉛粒の体積割合は、高速中性子照射による燃料コンパクトマトリックス部の収縮データに基づき定める。すなわち、高速中性子照射により黒鉛粒の間隔が小さくなることにより黒鉛粒間部の体積割合が小さくなると考えた。初期の黒鉛粒間部（空隙率）は、以下のように表すことができる。

$$1 - \alpha = 1 - \frac{\rho_0}{\rho_g} = 1 - \frac{m}{\rho_g V_0} \quad (8)$$

ここで、  $\rho_0$ : 未照射時のマトリックス密度 ( $g/m^3$ ) 、  
 $\rho_g$ : 黒鉛粒の密度 ( $g/m^3$ ) 、  
 $m$ : マトリックス部重量 (g) 、  
 $V_0$ : 未照射時の燃料コンパクト体積 ( $m^3$ ) である。

照射に伴う体積変化は、林等の式を用いると以下のようになる<sup>(7)</sup>。

$$V(\Phi) = V_0 \left( 1 + \frac{1.006\Phi - 0.174\Phi^2}{100} \right) \quad (9)$$

ここで、  $\Phi$ : 高速中性子照射量 ( $10^{25} m^{-2}$ ) である。

(8)式に(9)式を代入することにより、照射量に対する空隙率、すなわちマトリックス部に占める黒鉛粒の体積割合を求めることができる。

燃料コンパクトのマトリックス部の汚染ウランの反跳放出割合は、無限長さの中空円筒の燃料コンパクトの形状から、以下の式で計算する。

$$f_{m,r} = \frac{R(3(r_i + r_o) - 2R)}{6(r_o^2 - r_i^2)} \quad (10)$$

ここで、  $r_o$ : 燃料コンパクトの外径、

$r_i$  : 燃料コンパクトの内径 である。

温度の関数として表した<sup>88</sup>Krの燃焼0日の放出率を各放出経路毎にFig.7に示す。図では貫通破損率は10<sup>-4</sup>、燃料コンパクトマトリックス部の汚染ウラン割合を10<sup>-6</sup>とした。図から、①約1100°Cまでの主な放出機構は燃料核の反跳放出及び汚染ウランからの拡散放出であり燃料核からの拡散放出に比べて弱い温度依存性を示すこと、②1200°C以上では燃料核からの拡散放出が重要となること、③燃料コンパクトマトリックス部の汚染ウランの反跳放出割合は無視できるほど小さいことが分かる。Figure.8に燃焼度及び高速中性子量をパラメータとしたときの放出率を示す。図から、④燃焼度の増加により放出率は大きくなること（高速中性子照射による放出率の抑制効果は相対的に小さい）、⑤燃焼の効果は照射温度が800°C程度以上で現れることが分かる。

#### 2.4 1次冷却材中希ガス濃度評価方法

希ガスは1次冷却設備の機器・配管等に沈着しないため、冷却材中の濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>) は、燃料コンパクトからの放出率である (R/B) 値、1次ヘリウム純化設備による除去、循環中の崩壊により決まる。1次冷却材中の放射能量A<sub>i</sub> (Bq) は、以下のように表すことができる<sup>(16)</sup>。

$$\frac{dA_i}{dt} = S_i - (\lambda_i + \frac{W_p}{W_m} \eta_p) \times A_i(t) \quad (11)$$

ここで、 A<sub>i</sub> (t) : 時刻tにおける1次冷却材中の希ガスiの放射能量 (Bq) 、  
 $S_i$  : 炉心からの希ガスiの放出速度 (Bq/s) 、  
 $\lambda_i$  : 希ガスiの崩壊定数 (s<sup>-1</sup>) 、  
 $W_p$  : 1次ヘリウム純化設備流量 (kg/s) 、  
 $W_m$  : 1次冷却材ヘリウム量 (kg) 、  
 $\eta_p$  : 1次ヘリウム純化設備による除去効率 である。

放出速度S<sub>i</sub>と放出率 (R/B) 値の関係は以下の式で表すことができる。

$$(R/B)_i = \frac{S_i}{3.2 \times 10^{10} \lambda_i P Y_i} \quad (12)$$

ここで、 P : 出力 (W) 、  
 $Y_i$  : 核種iの核分裂収率 である。

### 3. 結果と考察

#### 3.1 破損率

2.2節に示した破損モデルを用いて2.1節の照射条件で破損確率を計算した結果、健全粒子は燃焼末期(660EFPD)においても破損に至らないと予測されたが、製造時のSiC層破損粒子の一部は、照射条件により燃焼に伴い貫通破損に至ると評価された。具体的な貫通破損率を算出するために用いた、初装荷燃料の製造実績をTable1に示す。製造時には、各燃料コンパクトロット(燃料コンパクト最大数約700個)から露出ウラン率測定に2×2個、SiC層破損率測定に3×2個抜取り、破壊試験を行っている。露出ウラン率は、燃料コンパクトを電気解碎後硝酸浸出し、ウラン濃度を定量して算出する。SiC層破損率は、燃料コンパクトを燃焼後硝酸浸出し、ウラン濃度を定量して算出する。露出ウラン率及びSiC層破損率の測定値と実際の解析に用いる破損率の関係は、以下のようになる。

$$\Phi_{\text{exp}}^{\text{meas}} = \Phi_{\text{TC}} + \Phi_{\text{cont}} \quad (13)$$

$$\Phi_{\text{SiC}}^{\text{meas}} = \Phi_{\text{SiC}} + \Phi_{\text{TC}} + \Phi_{\text{cont}} \quad (14)$$

ここで、  
 $\Phi_{\text{exp}}^{\text{meas}}$  : 露出ウラン率の測定値、  
 $\Phi_{\text{SiC}}^{\text{meas}}$  : SiC層破損率の測定値、  
 $\Phi_{\text{TC}}$  : 貫通破損率、  
 $\Phi_{\text{cont}}$  : 燃料コンパクトマトリックス部の汚染ウラン率、  
 $\Phi_{\text{SiC}}$  : SiC層破損率  
である。

燃料コンパクト内に1粒子の貫通破損があると、露出ウランの測定値は約 $8 \times 10^{-5}$ となるので、この値以下の測定値は、(13)式から燃料コンパクトマトリックス部の汚染ウラン率であると見なすことができる。燃料コンパクトマトリックス部の汚染ウラン率が分かれば、以下の式で評価に用いる貫通破損率及びSiC層破損率を算出することができる。

$$\Phi_{\text{TC}} = \Phi_{\text{exp}}^{\text{meas}} - \Phi_{\text{cont}} \quad (15)$$

$$\Phi_{\text{SiC}} = \Phi_{\text{SiC}}^{\text{meas}} - \Phi_{\text{exp}}^{\text{meas}} \quad (16)$$

Table2に(15)及び(16)式から評価した貫通破損率、SiC層破損率及び燃料コンパクトマトリッ

クス部の汚染ウラン率を示す。全炉心平均の貫通破損率は $2.5 \times 10^{-6}$ であり、燃料コンパクト30個（燃料棒2本程度）に1粒の貫通破損粒子が存在するという計算となる。同様に、SiC層破損率の炉心平均値は $8.0 \times 10^{-5}$ と推定され、燃料コンパクト1個にSiC層破損粒子が1粒存在することに相当する。燃料コンパクトマトリックス汚染ウラン率は炉心平均で $2.5 \times 10^{-6}$ であり、全炉心に約2gのウランが分散している状態に相当する。

製造時SiC層破損粒子が貫通破損に至る確率の評価結果を軸方向の段毎に表した結果をFig.9に示す。図は領域1について示したものであるが、その他の領域2～4についても同様の結果が得られた。2段目及び3段目が高い確率を示している。この結果の定性的な説明は以下のとおりである。すなわち、Figure3に示したように、2段目は燃焼度が高く内圧が高くなつたため破損確率が大きくなっている。一方、3段目は燃焼度はそれほど高くはないが、燃料温度が高いため（Fig.4）に希ガス及び遊離酸素が燃料核から放出されやすく、内圧が高くなるためである。4段目及び5段目は、燃料温度は高いが燃焼度が低いために、この機構による破損確率は小さい。また、SiC層破損粒子が貫通破損に至る確率は、照射日数に対して指數関数的に上昇する。

製造時SiC層破損率と貫通破損に至る確率を掛け合わせた、追加貫通破損率の推定値を燃料コンパクト汚染ウラン率とともにFig.10に示す。製造時の貫通破損はほとんど無いために、初期には汚染ウランよりも低い値となっているが、高温試験運転を開始した後（220EFPD）、貫通破損率は上昇し始め、末期には $10^{-5}$ を超える可能性があると予測された。

### 3.2 希ガス放出率及び1次冷却材中濃度

2.1節に示した照射条件及び3.1節で求めた汚染ウラン率及び貫通破損率を用いて運転中の（R/B）値を評価した結果をFig.11に示す。予想される放出率は、初期が約 $7 \times 10^{-8}$ と比較的低い値である。運転に伴う貫通破損率の増加を考慮しても、末期の放出率は $10^{-7}$ をやや上回る程度と予想された。図から分かるように、放出率は汚染ウランからの寄与でほとんど決まり、運転末期における貫通破損率の上昇により放出率の若干の増加が起こると予想された。また、高温試験運転の開始により、放出率は1.5倍程度になると考えられる。

2.4節のモデルを用いて1次冷却材中 $^{88}\text{Kr}$ 濃度の計算値及び全希ガス濃度の概略評価値をFig.12に示す。全希ガス濃度は、初期の約7（Bq/cm<sup>3</sup>）から、高温試験運転に伴う燃料温度上昇により約11（Bq/cm<sup>3</sup>）程度まで増加する。高温試験運転後は定格運転となり、燃料温度が下がるために、希ガス濃度はいったん減少するが、主に貫通破損粒子の増加によって末期には約12（Bq/cm<sup>3</sup>）まで上昇すると予想される。従って、初期の希ガス濃度の約2倍程度までの上昇は、特に燃料の異常が無くても起こりうると予想される。 $^{88}\text{Kr}$ の濃度は全希ガス濃度の1/10（0.7～1.2（Bq/cm<sup>3</sup>））程度になると予想される。

付録に示すように、燃料破損検出装置（FFD）を用いて破損が生じている領域を高温プレナムブロック毎に特定することができる。測定位置は高温プレナムブロックの7カ所であり、直接核種毎の（R/B）値を求めるることはできないが、各領域における放出率の相対値を得る

ことができる。周辺FFDと中央FFDで得られる放出率の計算値をFig.13に示す。FFDでは(R/B)値を直接算出できないが、図ではサンプリングによるエネルギー分析結果に基づきFFDの較正を行い、(R/B)を評価した場合の予想値を示した。中央領域からの放出率と周辺領域からの放出率は、初期及び末期においては同程度であるが、高温試験運転時には前者が後者に比べて2~3割大きくなると予想される。

### 3.3 統計的評価

前節までの結果は、製造時の燃料破損率の50%信頼率に相当する値に基づくものである。高温ガス炉燃料コンパクトの破損率の測定は破壊検査であるため、抜き取り検査である。そのため、製造時の測定値に基づき、統計的手法を用いて実際に炉内に装荷される燃料粒子の破損率を推定する必要がある。そこで、製造時破損率の統計的評価を行い、運転中の破損率の信頼限界を評価することとした。信頼率の評価方法としては、(1) F分布による方法及び(2)母平均の推定による方法の2つについて行った。

F分布による方法は、これまで研究開発において照射試験に用いた燃料コンパクトの破損率の信頼率評価に用いてきたものである<sup>(7)</sup>。製造時の破損率の信頼率は、各濃縮度ロット毎に算出した。測定値の50%信頼度 $p_0$ 、F分布の95%信頼率上限 $p_1$ 及び下限 $p_2$ は以下の式で算出できる。

$$\begin{aligned} p_0 &= \frac{r}{N} \\ p_1 &= \frac{n_1 F_1}{n_1 F_1 + N_2} \\ p_2 &= \frac{n'_2}{n'_1 F_2 + n'_2} \end{aligned} \quad (17)$$

ここで、  
 $r$  : 各原料ロットで測定した燃料コンパクト中の破損粒子数、  
 $N$  : 各原料ロットで測定した全粒子数、  
 $n_1$  : 95%信頼率上限の分子の自由度=2(r+1)、  
 $n_2$  : 95%信頼率上限の分母の自由度=2(N-r+1)、  
 $F_1$  : 自由度 $n_1$ 、 $n_2$ の上側確率95%のF分布、  
 $n'_1$  : 95%信頼率下限の分子の自由度=2(N-r+1)、  
 $n'_2$  : 95%信頼率下限の分母の自由度=2r、  
 $F_2$  : 自由度 $n'_1$ 、 $n'_2$ の下側確率95%のF分布  
である。

SiC層破損率及び露出ウラン率の測定値の95%信頼限界をそれぞれFig.14及び15に示す。測定した燃料コンパクトには平均で1個程度のSiC層破損粒子が含まれており、後述する露出ウラン率の場合とは異なり測定値のばらつきが小さいため、偏差の幅は比較的小さい。95%信

頼率上限のSiC層破損率は炉心平均で約 $9.9 \times 10^{-5}$ 、最も大きな値となった濃縮度9.9%でも約 $2.6 \times 10^{-4}$ と判定基準である $1.5 \times 10^{-3}$ を十分下回った。一方、露出ウラン率の測定値については、貫通破損はほとんどの測定試料で検出されずに稀に1粒子の貫通破損を含むために絶対値は小さいが偏差は大きく、95%信頼率上限の露出ウラン率は炉心平均で約 $1.1 \times 10^{-5}$ 、最も大きな値となった濃縮度6.7%では約 $1.8 \times 10^{-5}$ となった（判定基準である $1.5 \times 10^{-4}$ は十分下回った）。

もう一つの方法として、母平均の推定を行った。抜き取った試料の測定値を用いると、母集団の平均値の推定幅は、以下の式で評価できる（標準偏差既知の場合）。

$$x \pm K_{\alpha/2} \frac{\sigma}{\sqrt{n}} \quad (18)$$

ここで、  
 $x$  : 原料ロット当たりの測定平均値、  
 $K_{\alpha/2}$  : 標準正規分布の確率  $\alpha$ 、  
 $\sigma$  : 原料ロット当たりの測定値から求めた標準偏差、  
 $n$  : 原料ロット当たり測定燃料コンパクト数 である。

SiC層破損率及び露出ウラン率の母平均の95%信頼限界をそれぞれFig.16及び17に示す。F分布による評価と同様に、SiC層破損率の母平均の信頼限界幅は露出ウランに比べて小さい。95%信頼率上限のSiC層破損率の母平均は、F分布を用いた場合とほぼ同じで炉心平均で約 $1.0 \times 10^{-4}$ 、最も大きな値の濃縮度9.9%で約 $2.7 \times 10^{-4}$ となった。一方、露出ウラン率については、9.9%及び6.3%濃縮度については測定試料中に貫通破損粒子が全く含まれなかつたため、母平均の推定幅は小さいが、その他の濃縮度についてはF分布による評価結果と同様であり、95%信頼率上限の露出ウラン率の母平均は炉心平均で約 $8.4 \times 10^{-6}$ 、最も大きな値となった濃縮度4.8%では約 $1.5 \times 10^{-5}$ となった。

製造時破損率の95%信頼限界値に基づいてHTTRの運転中の $^{88}\text{Kr}$ の放出率を推定した結果をFig.18に示す。95%信頼限界の幅を考慮しても放出率（希ガス濃度に対応する）の推定幅は初期で10%程度と小さい。これは、特に初期においては貫通破損率が極めて小さいため、全体の放出率はマトリックス部の汚染ウランからの放出で決まっており、製造時の貫通破損率が多少異なっても結果に大きな影響を及ぼさないためである。末期における放出率の推定幅は約20%となる。運転に伴いSiC層破損粒子が貫通破損になるが、製造時のSiC層破損率の推定幅が小さいため、大きな差が現れなかつたものである。従って、運転中の希ガス放出率の測定値から燃料粒子挙動を推定精度の向上のためには、今後、マトリックス部の汚染ウラン率のが測定精度の観点から真値となっているかどうか、燃料温度の予測値の評価精度の向上について検討を行う必要がある。

## 4. ま　と　め

これまでに開発してきた被覆燃料粒子の破損モデル及び核分裂生成物の放出モデルを用いて、初装荷燃料の製造時の露出ウラン率及びSiC層破損率の実績に基づき、HTTRの運転中の燃料破損率及び希ガス放出率の予測を行った。主な結果は以下のとおりである。

- ① 健全粒子は、運転中に燃料核移動、PdによるSiC層腐食、内圧により破損しない。
- ② 製造時SiC層破損粒子の一部が内圧により貫通破損に至る。製造時の貫通破損率は $10^{-6}$ 程度と極めて低いが、高温試験運転を開始した後（220EFPD）から貫通破損率は上昇し始め、末期には $10^{-5}$ を超える可能性がある。
- ③  $^{88}\text{Kr}$ の放出率は汚染ウランからの寄与でほとんど決まるため、初期で約 $10^{-8}$ のオーダーであり、運転に伴う貫通破損率の増加を考慮すると末期で $10^{-7}$ をやや上回ると予測された。また、高温試験運転による燃料温度の上昇に伴い、放出率は1.5倍程度となる。
- ④ 全希ガス濃度は、初期約7 ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ ) から、高温試験運転により約11 ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ ) 、運転に伴う貫通破損粒子の増加に伴い約12 ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ ) 程度まで上昇する。 $^{88}\text{Kr}$ の濃度は全希ガス濃度の1/10程度となる。
- ⑤ FFDによる中央領域からの放出率と周辺領域からの放出率は、初期及び末期においては同程度であるが、高温試験運転時には前者が後者に比べて2~3割大きくなる。

ここで得られた結果に基づき、さらに評価精度の向上を目指すとともに、HTTRの運転中の燃料監視計画、出力上昇試験計画等を策定する予定である。

## 謝　　辞

本検討を行うに当たり、御指導、御助言いただいた田中利幸HTTR開発部長、茂木春義HTTR技術開発室長をはじめとする同部の皆様方に感謝いたします。有益なコメントを頂いた国富一彦氏及び七種明雄氏に感謝いたします。

## 参 考 文 献

- (1) 日本原子力研究所:「大洗研究所原子炉設置変更許可申請書「HTTR（高温工学試験研究炉）原子炉施設の設置」(1988).
- (2) S.SAITO, T.TANAKA, Y.SUDO, O.BABA, et.al., "Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)", JAERI-1332 (1994).
- (3) 林君夫、塩沢周策、沢和弘、佐藤貞夫、他:「高温工学試験研究炉用燃料の設計方針、製作性及び総合的健全性評価」、JAERI-M 89-161 (1989).
- (4) 林君夫、沢和弘、塩沢周策、福田幸朔:「高温工学試験研究炉用燃料の健全性の評価と許容設計限界」、JAERI-M 89-162 (1989).
- (5) K.SAWA, S.SHIOZAWA, K.FUKUDA, Y.ICHIHASHI, "Validation of Fission Product Release from Fuel Element of HTTR", J. Nucl. Sci. Technol., 29, 842-850 (1992).
- (6) 沢和弘、吉牟田秀治、飛田勉、佐藤政四:「高温工学試験研究炉運転中の燃料破損率推定法の開発」、JAERI-Research 97-036 (1997).
- (7) 福田幸朔、小川徹、鹿志村悟、林君夫、他:「高温ガス炉用燃料に関する試験研究」JAERI-M 89-007 (1989).
- (8) K.SAWA, S.SHIOZAWA, K.MINATO, K.FUKUDA, "Development of a Coated Fuel Particle Failure Model under High Burnup Irradiation", J. Nucl. Sci. Technol., 33, 712-720 (1996).
- (9) 沢和弘、湊和生、福田幸朔:「高温ガス炉燃料からの核分裂生成物放出率推定法の開発」、JAERI-Research 96-063 (1996).
- (10) 丸山創、藤本望、山下清信、村田勲、他:「高温工学試験研究炉炉心熱流力設計」、JAERI-M 88-255 (1988).
- (11) C.A.FRISKNEY, M.V.SPEIGHT, "A Calculation on the In-pile Diffusional Release of Fission Products Forming a General Decay Chain", J. Nucl. Mater., 62 (1976).
- (12) 小川徹、福田幸朔、小林紀昭、菊池輝男、他:「貫通破損粒子を含む燃料コンパクトからの短半減期希ガス・ヨウ素の放出率」、JAERI-M 86-146 (1986).
- (13) B.F.MYERS: Private Communication.
- (14) 沢和弘:「米国の高温ガス炉燃料照射試験の予備解析(日米高温ガス炉燃料共同照射試験その1)」、JAERI-memo 06-166 (1994).
- (15) H.KROHN, R.FINKEN:"FRESCO-II, Ein Rechenprogramme zur Berechnung der Spaltproduktfreisetzung aus Kugelformigen HTR-Brennelementen in Bestrahlung und Ausheizexperimenten", Jul-Spez-212 (1983).
- (16) K.SAWA, H.MIKAMI, S.SAITO:"Analytical Method and Result of Off-site Exposure during Normal Operation of HTTR", Energy, 16 (1991).

Table 1 Measured exposed uranium fractions and SiC-failure fractions.

Exposed uranium fraction (average)

Location in the core	Region-I	Region-II	Region-III	Region-IV
Layer-1	$5.9 \times 10^{-6}$	$3.6 \times 10^{-6}$	$4.4 \times 10^{-6}$	$2.8 \times 10^{-6}$
Layer-2	$4.4 \times 10^{-6}$	$2.6 \times 10^{-6}$	$4.3 \times 10^{-6}$	$3.6 \times 10^{-6}$
Layer-3	$3.1 \times 10^{-6}$	$4.4 \times 10^{-6}$	$4.2 \times 10^{-6}$	$2.6 \times 10^{-6}$
Layer-4	$6.7 \times 10^{-6}$	$7.8 \times 10^{-6}$	$3.1 \times 10^{-6}$	$8.8 \times 10^{-6}$
Layer-5	$6.7 \times 10^{-6}$	$7.8 \times 10^{-6}$	$3.1 \times 10^{-6}$	$8.8 \times 10^{-6}$

SiC-failure fraction (average)

Location in the core	Region-I	Region-II	Region-III	Region-IV
Layer-1	$9.7 \times 10^{-5}$	$8.9 \times 10^{-5}$	$1.2 \times 10^{-4}$	$2.1 \times 10^{-4}$
Layer-2	$6.5 \times 10^{-5}$	$1.1 \times 10^{-4}$	$5.5 \times 10^{-5}$	$8.9 \times 10^{-5}$
Layer-3	$3.7 \times 10^{-5}$	$6.5 \times 10^{-5}$	$3.1 \times 10^{-5}$	$1.1 \times 10^{-4}$
Layer-4	$1.1 \times 10^{-4}$	$9.0 \times 10^{-5}$	$3.7 \times 10^{-5}$	$8.1 \times 10^{-5}$
Layer-5	$1.1 \times 10^{-4}$	$9.0 \times 10^{-5}$	$3.7 \times 10^{-5}$	$8.1 \times 10^{-5}$

**Table 2** Evaluated through-coatings failure fractions, SiC-failure fractions and fuel compact matrix contamination fractions.

Through-coatings failure fractions (average)

Location in the core	Region-I	Region-II	Region-III	Region-IV
Layer-1	$3.1 \times 10^{-6}$	$2.0 \times 10^{-6}$	$1.9 \times 10^{-6}$	0
Layer-2	$1.9 \times 10^{-6}$	0	$1.9 \times 10^{-6}$	$2.0 \times 10^{-6}$
Layer-3	$7.8 \times 10^{-7}$	$1.9 \times 10^{-6}$	$1.8 \times 10^{-6}$	0
Layer-4	$3.8 \times 10^{-6}$	$5.8 \times 10^{-6}$	$7.8 \times 10^{-7}$	$5.5 \times 10^{-6}$
Layer-5	$3.8 \times 10^{-6}$	$5.8 \times 10^{-6}$	$7.8 \times 10^{-7}$	$5.5 \times 10^{-6}$

SiC-failure fraction (average)

Location in the core	Region-I	Region-II	Region-III	Region-IV
Layer-1	$9.2 \times 10^{-5}$	$8.6 \times 10^{-5}$	$1.1 \times 10^{-4}$	$2.1 \times 10^{-4}$
Layer-2	$6.0 \times 10^{-5}$	$1.0 \times 10^{-4}$	$5.1 \times 10^{-5}$	$8.6 \times 10^{-5}$
Layer-3	$3.4 \times 10^{-5}$	$6.0 \times 10^{-5}$	$2.7 \times 10^{-5}$	$1.0 \times 10^{-4}$
Layer-4	$9.9 \times 10^{-5}$	$8.2 \times 10^{-5}$	$3.4 \times 10^{-5}$	$7.2 \times 10^{-5}$
Layer-5	$9.9 \times 10^{-5}$	$8.2 \times 10^{-5}$	$3.4 \times 10^{-5}$	$7.2 \times 10^{-5}$

Fuel compact matrix contamination fractions (average)

Location in the core	Region-I	Region-II	Region-III	Region-IV
Layer-1	$2.9 \times 10^{-6}$	$1.6 \times 10^{-6}$	$2.5 \times 10^{-6}$	$2.8 \times 10^{-6}$
Layer-2	$2.5 \times 10^{-6}$	$2.6 \times 10^{-6}$	$2.3 \times 10^{-6}$	$1.6 \times 10^{-6}$
Layer-3	$2.3 \times 10^{-6}$	$2.5 \times 10^{-6}$	$2.4 \times 10^{-6}$	$2.6 \times 10^{-6}$
Layer-4	$2.9 \times 10^{-6}$	$2.1 \times 10^{-6}$	$2.3 \times 10^{-6}$	$3.3 \times 10^{-6}$
Layer-5	$2.9 \times 10^{-6}$	$2.1 \times 10^{-6}$	$2.3 \times 10^{-6}$	$3.3 \times 10^{-6}$

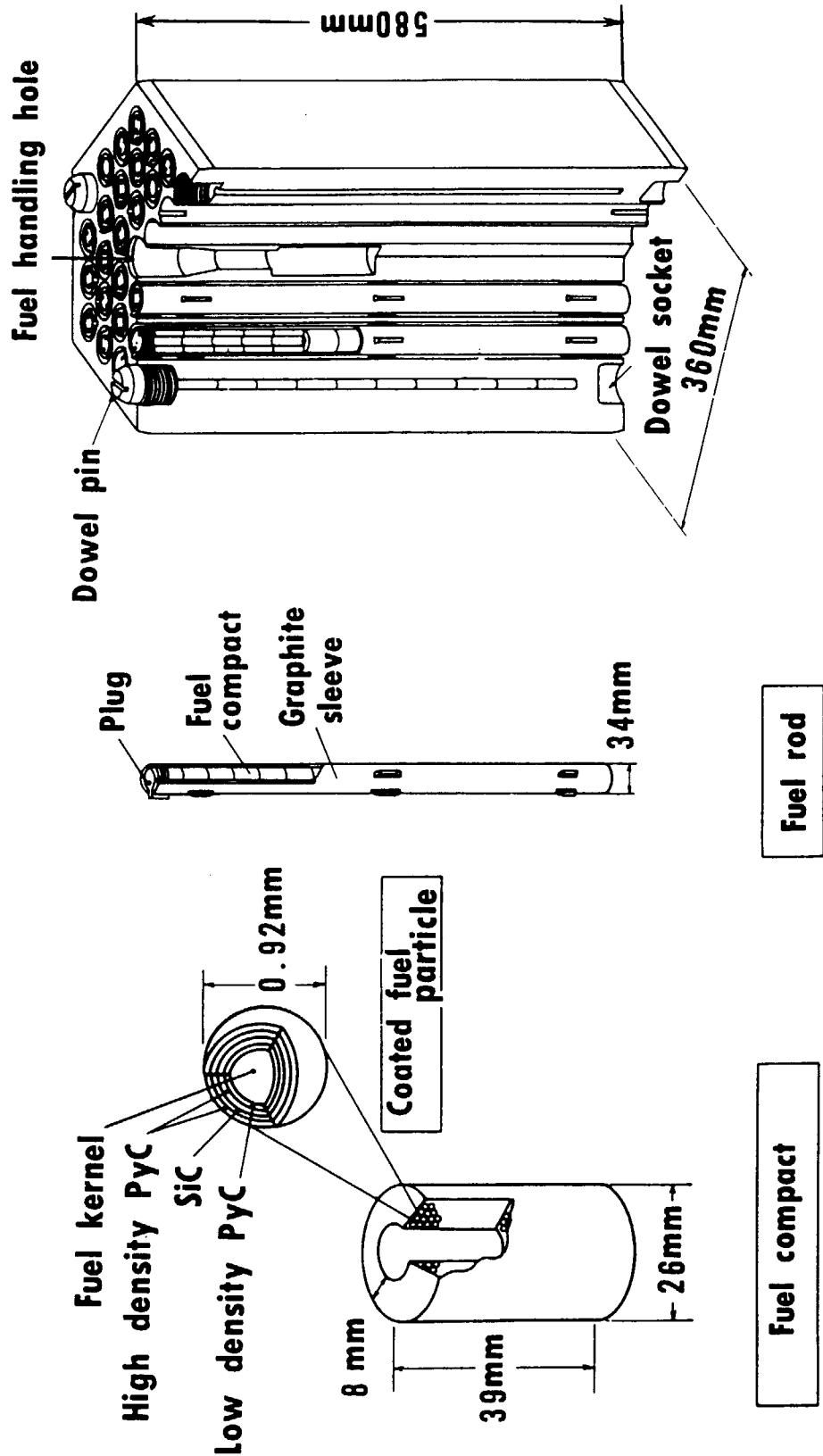
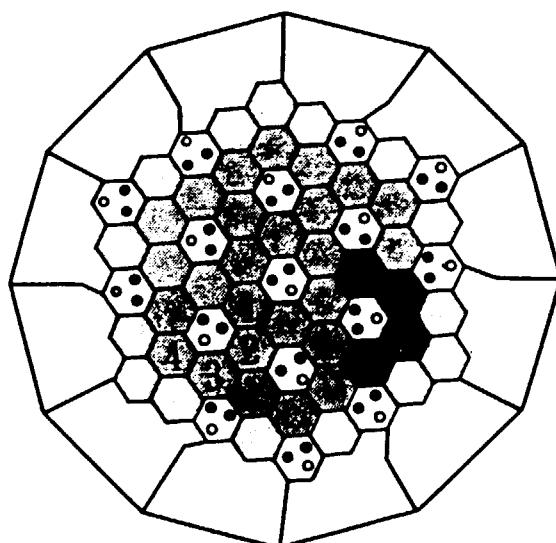


Fig. 1 Fuel assembly of the HTTR.

領域(*1) 上からの段数	燃料濃縮度(約wt%)				反応度調整材	
	1	2	3	4	直 径 (約mm)	天然ホウ 素濃度 (約wt%)
1	6.7	7.9	9.4	9.9	14	2.0
2	5.2	6.3	7.2	7.9	14	2.5
3	4.3	5.2	5.9	6.3	14	2.5
4	3.4	3.9	4.3	4.8	14	2.0
5	3.4	3.9	4.3	4.8	14	2.0

(\*1) 領域番号は下図に示すとおりである。



- 1 : 第1燃料領域
- 2 : 第2燃料領域
- 3 : 第3燃料領域
- 4 : 第4燃料領域

Fig. 2 Fuel loading pattern of the HTTR core.

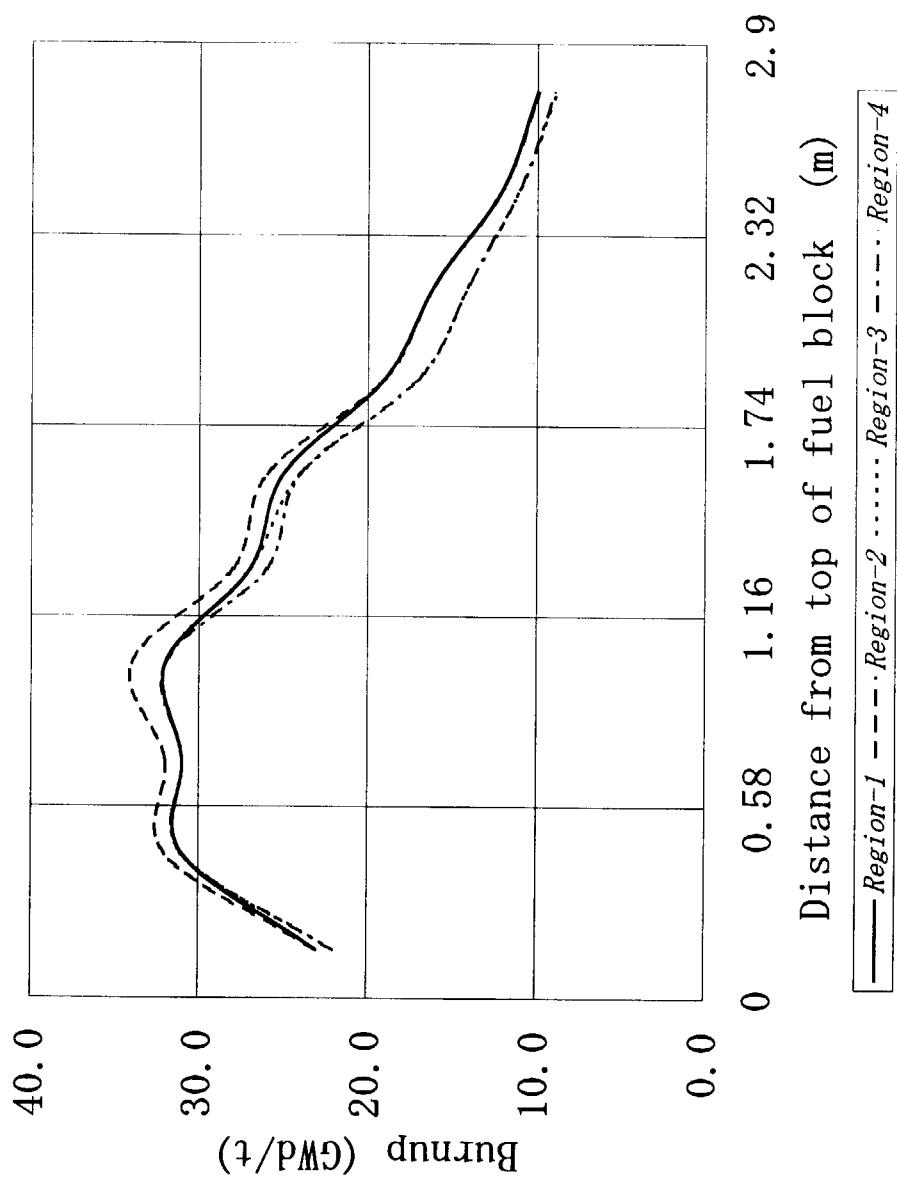


Fig. 3 Predicted burnup distribution at the end of life.

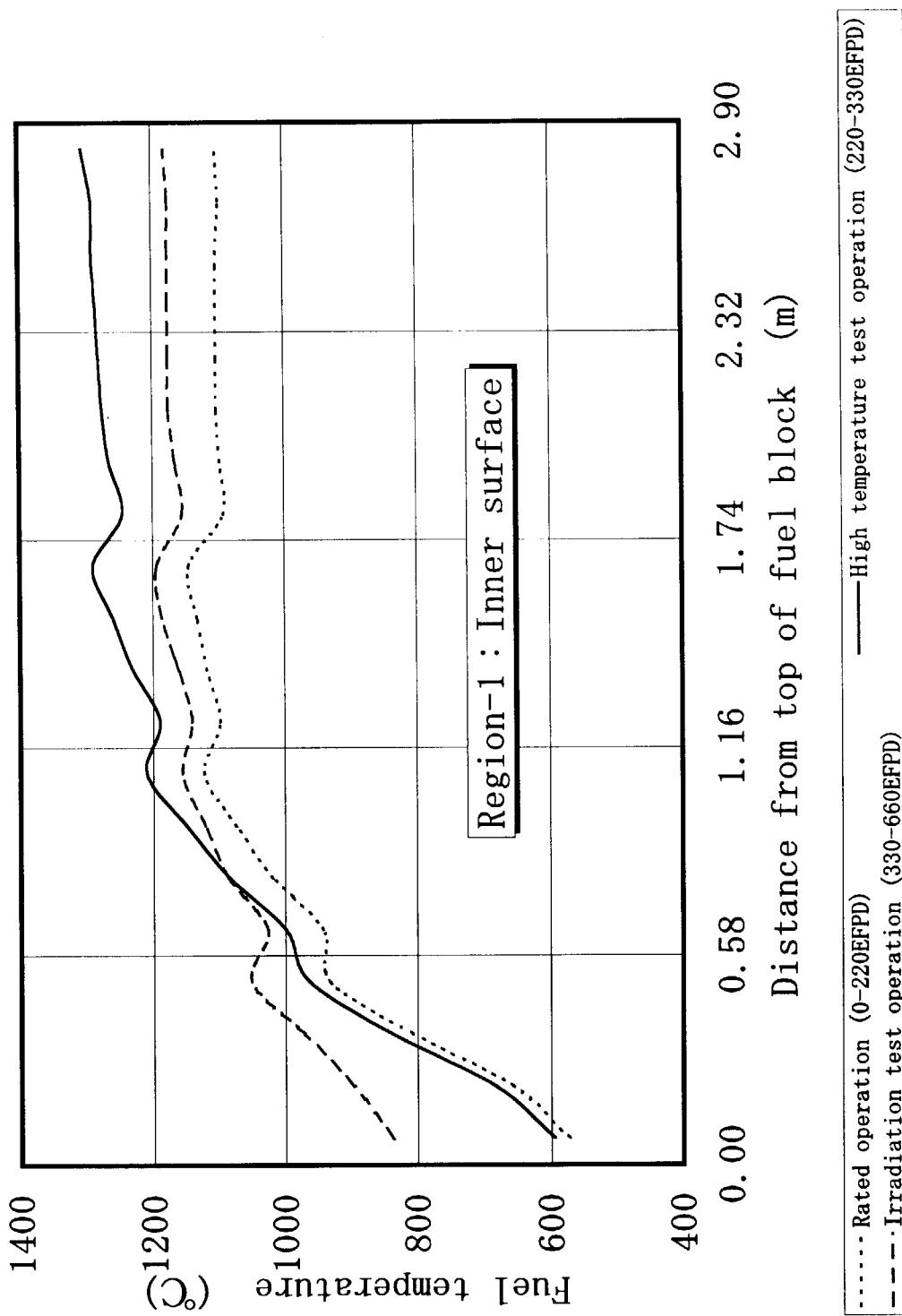


Fig. 4 Predicted fuel temperature distribution.

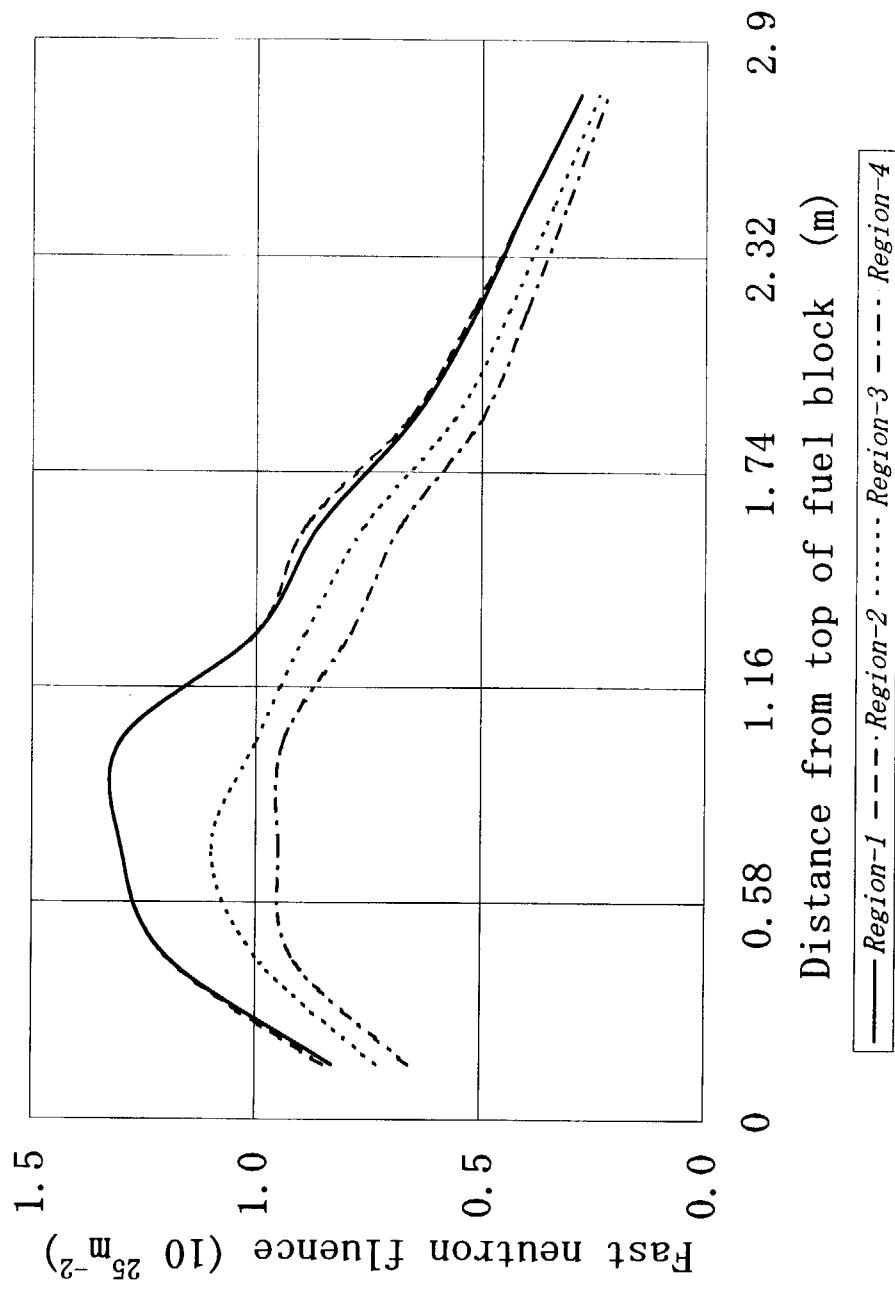


Fig. 5 Predicted fast neutron fluence distribution at the end of life.

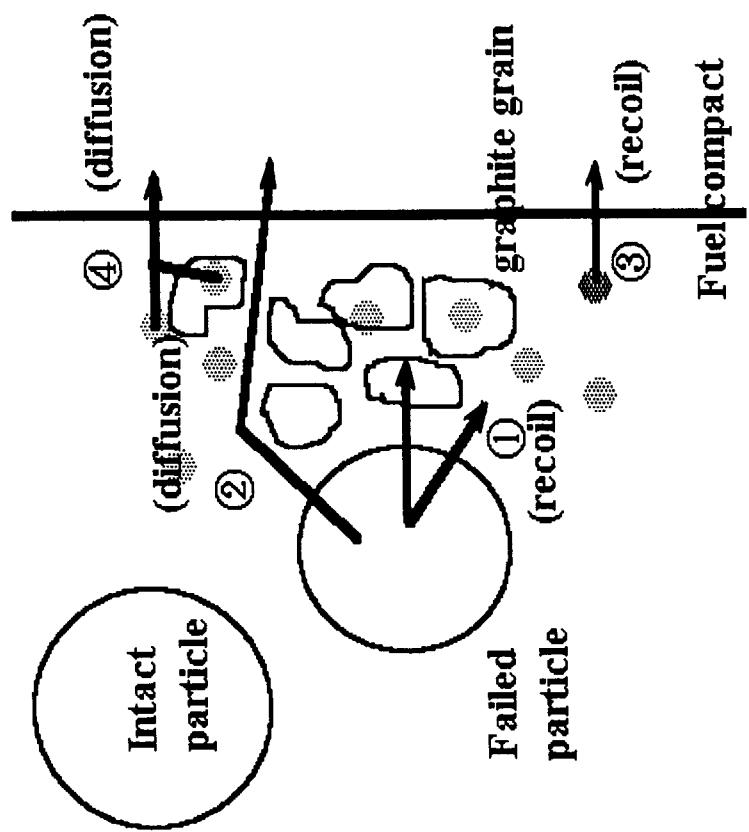


Fig. 6 Fission gas release model from fuel compact.

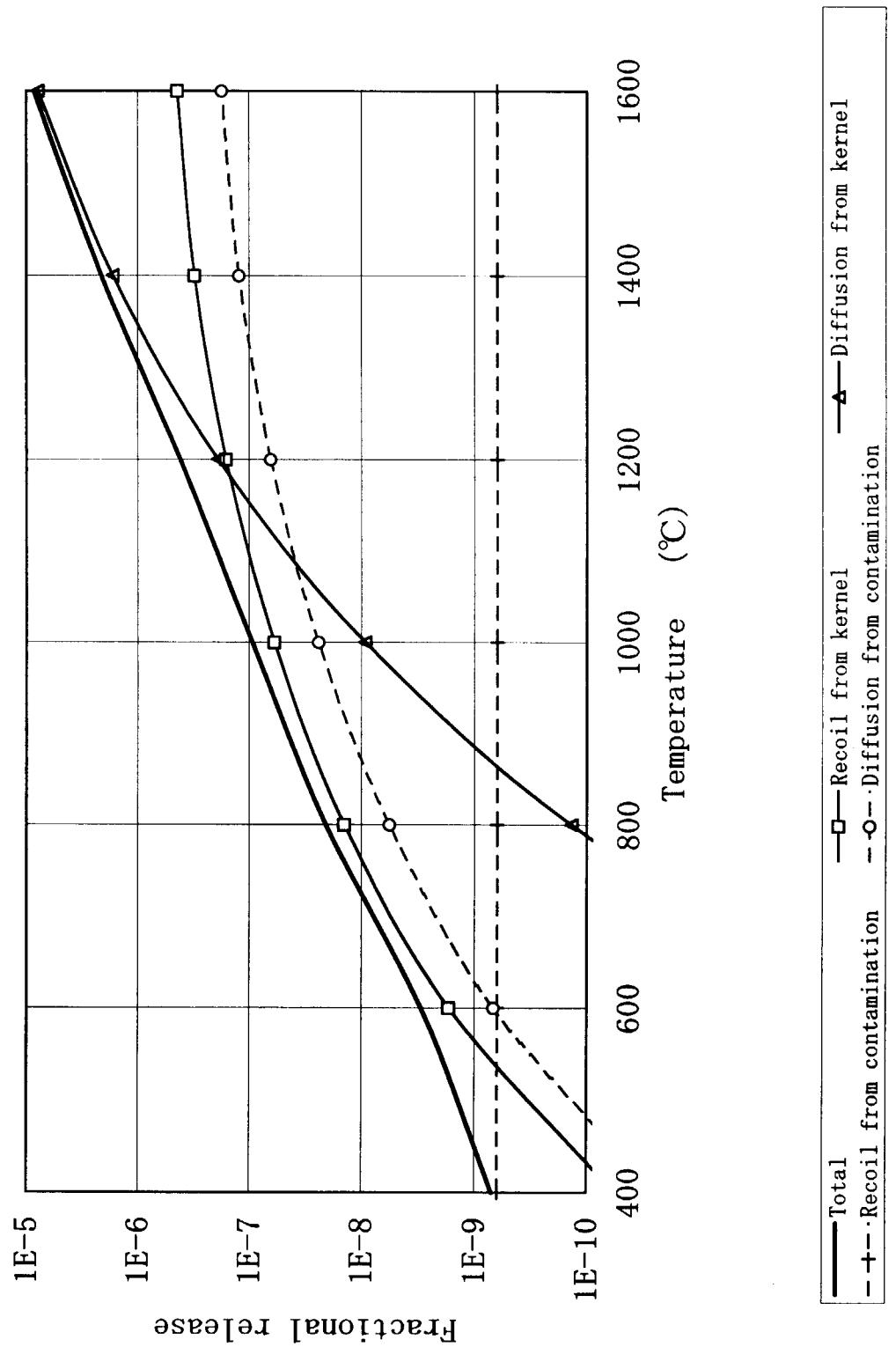


Fig. 7 Calculated fractional releases from modeled release paths from fuel compact as a function of fuel temperature. (Through-coatings failure fraction= $10^{-4}$ , uranium contamination fraction in matrix= $10^{-6}$ )

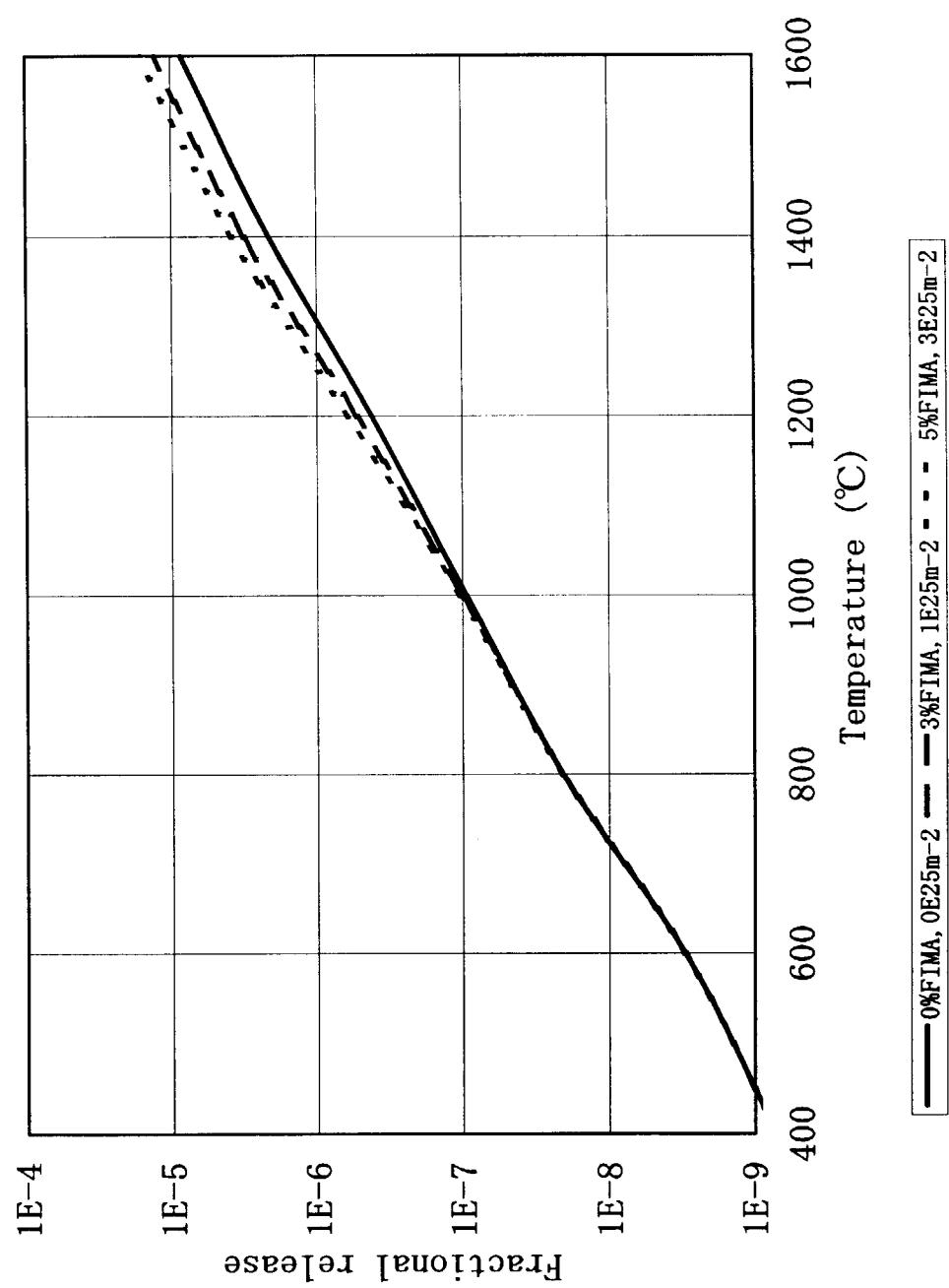


Fig. 8 Calculated temperature-dependent fractional releases as a function of burnup and fast neutron fluence.

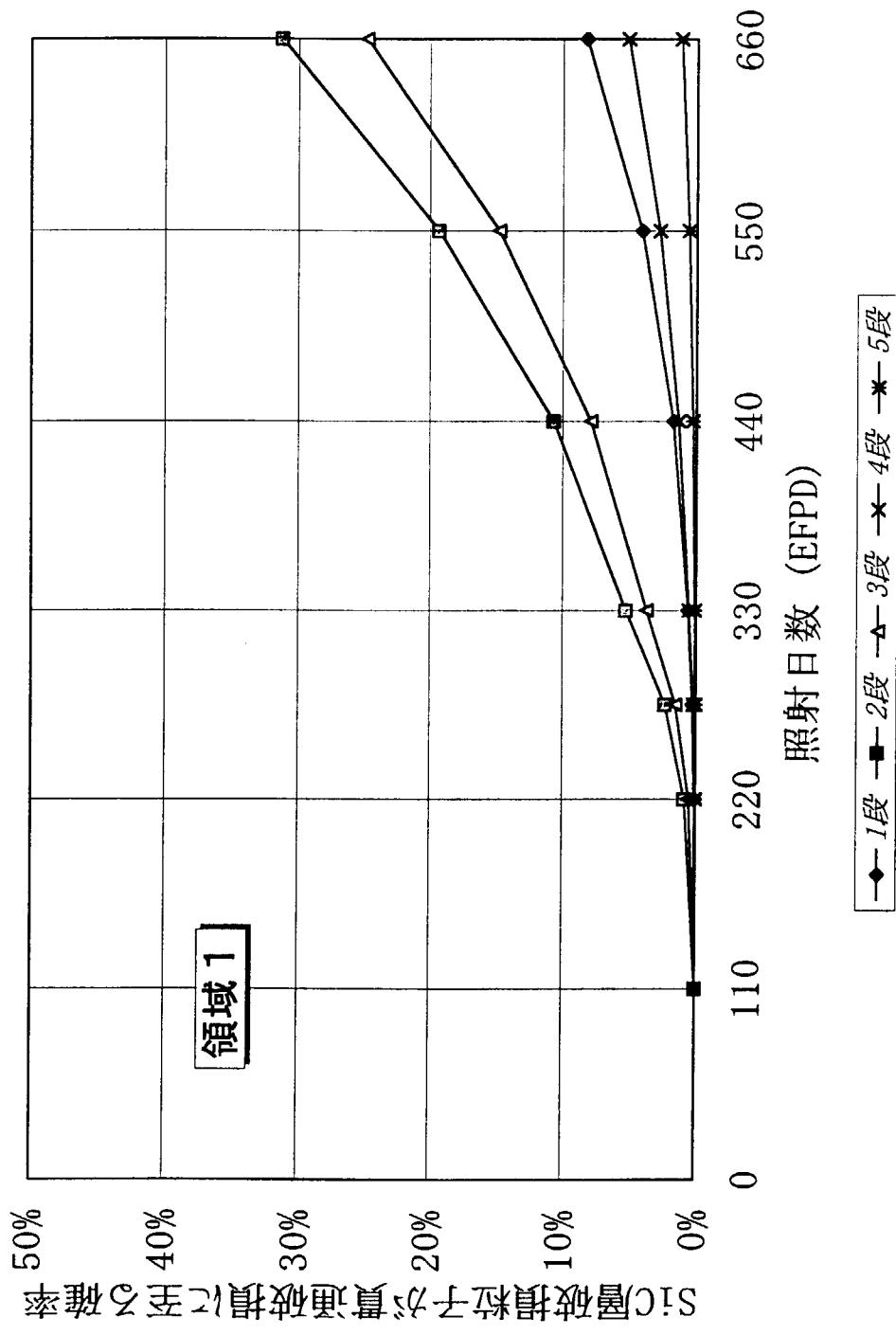


Fig. 9 Predicted failure probability that SiC-failed particle becomes through-coatings-failed particle in the HTTR core.

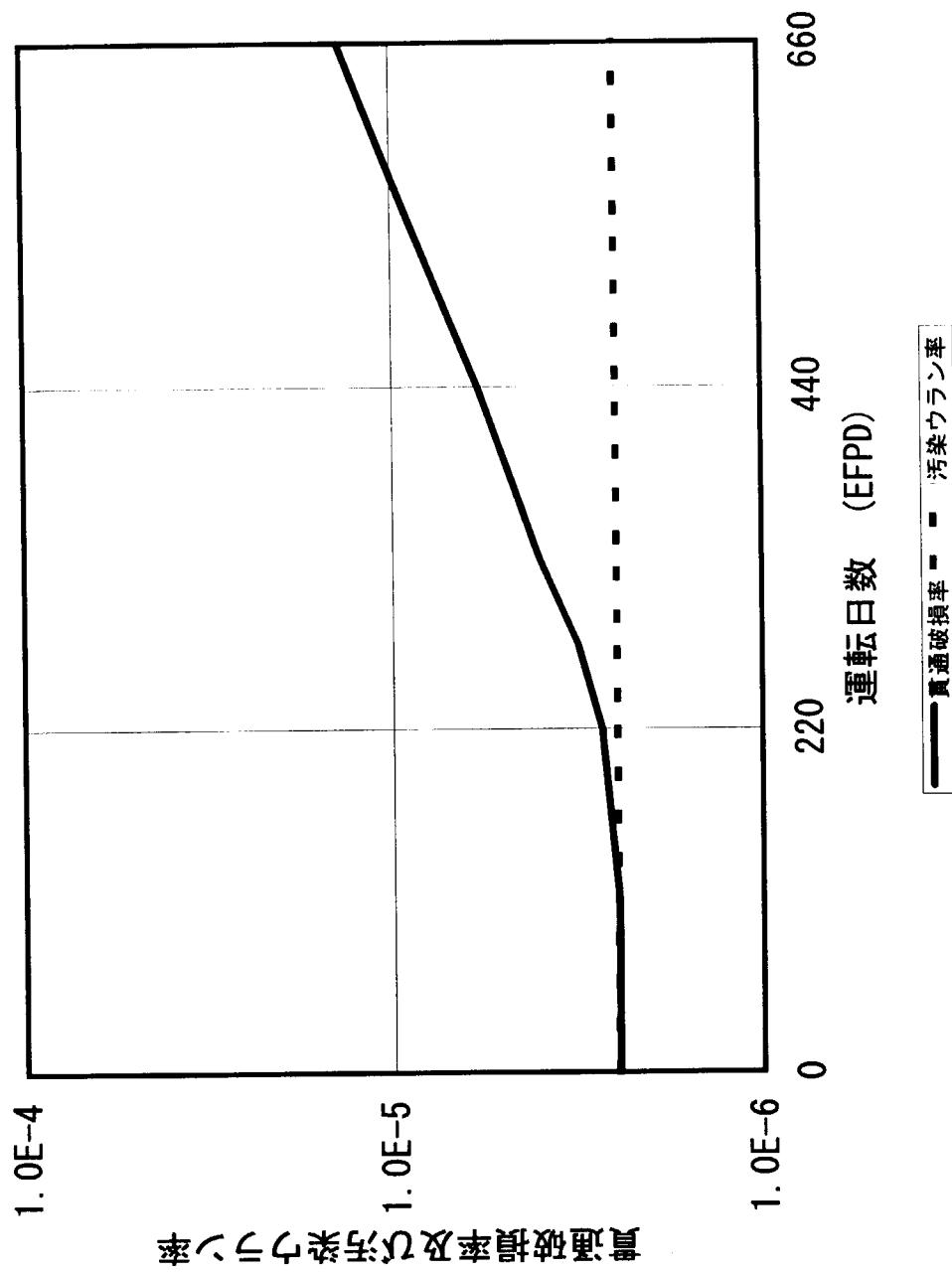


Fig.10 Predicted through-coatings failure fraction and uranium contamination fraction in matrix in the HTTR core.

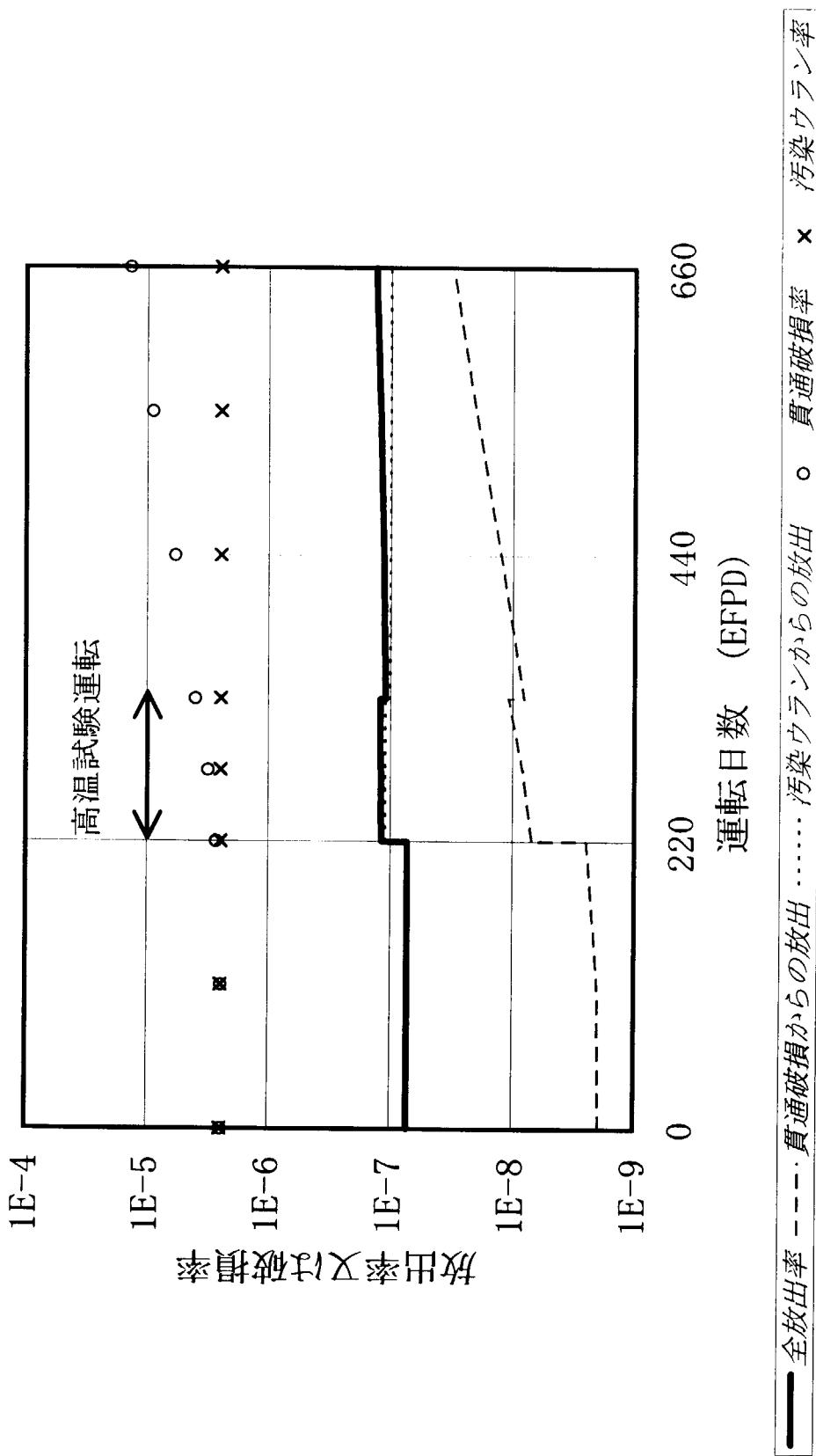


Fig.11 Predicted fractional release in the HTTR core.

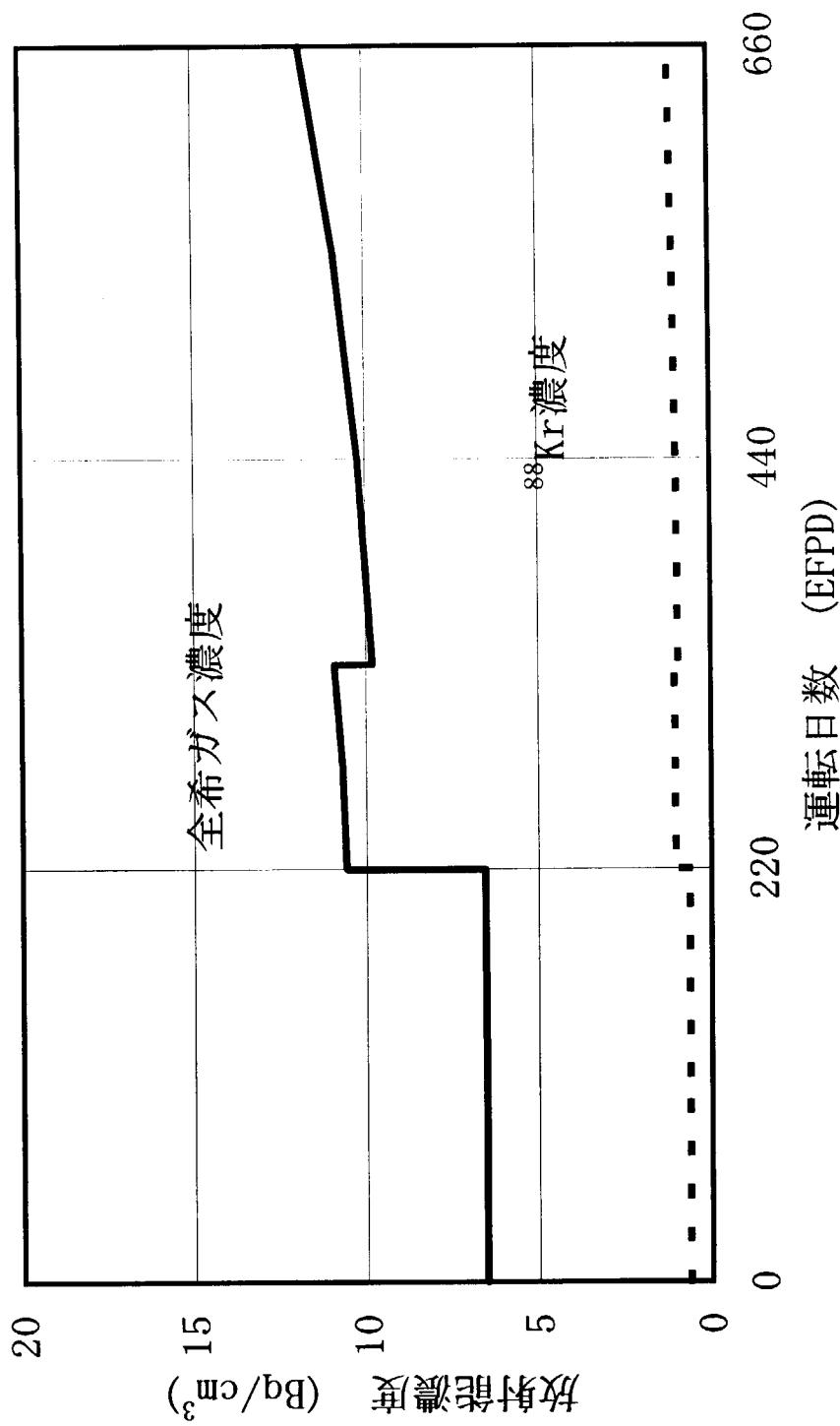


Fig.12 Predicted fission gas concentration in the primary coolant.

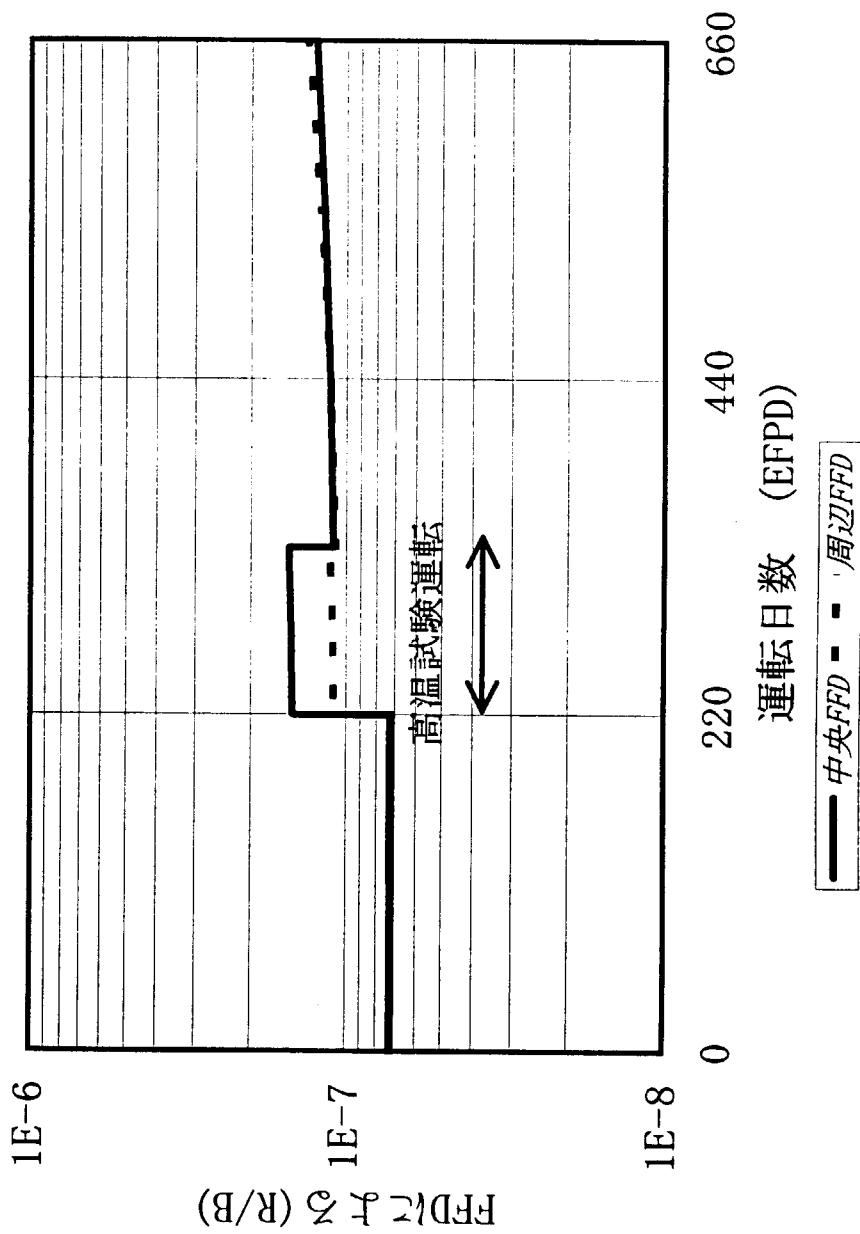


Fig.13 Predicted fission gas release fractions observed in the central and outer hot plenum regions by fuel failure detection (FFD) system in the HTTR.

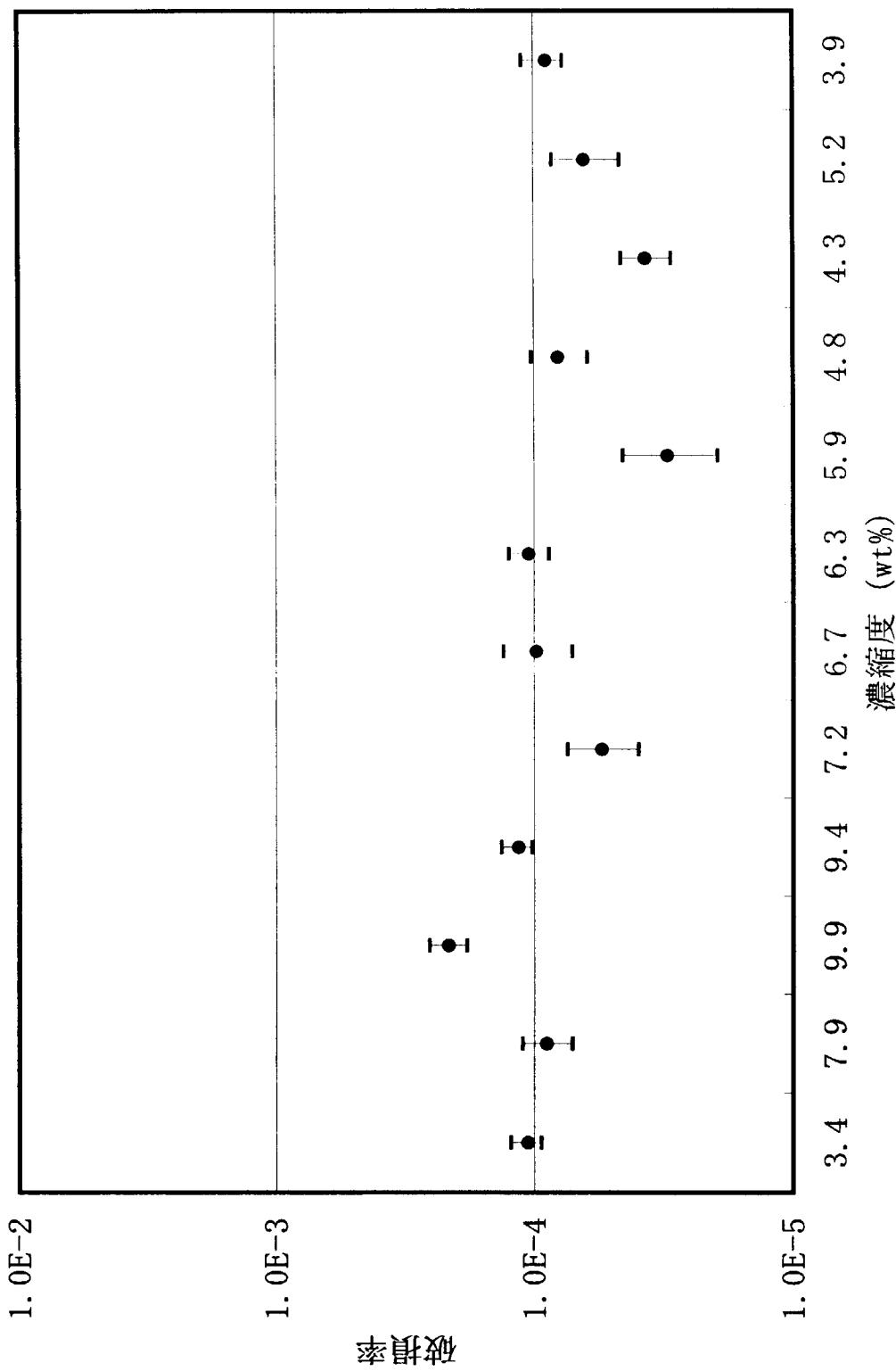


Fig. 14 As-fabricated SiC-failure fractions in 95% confidence evaluated by F-distribution.

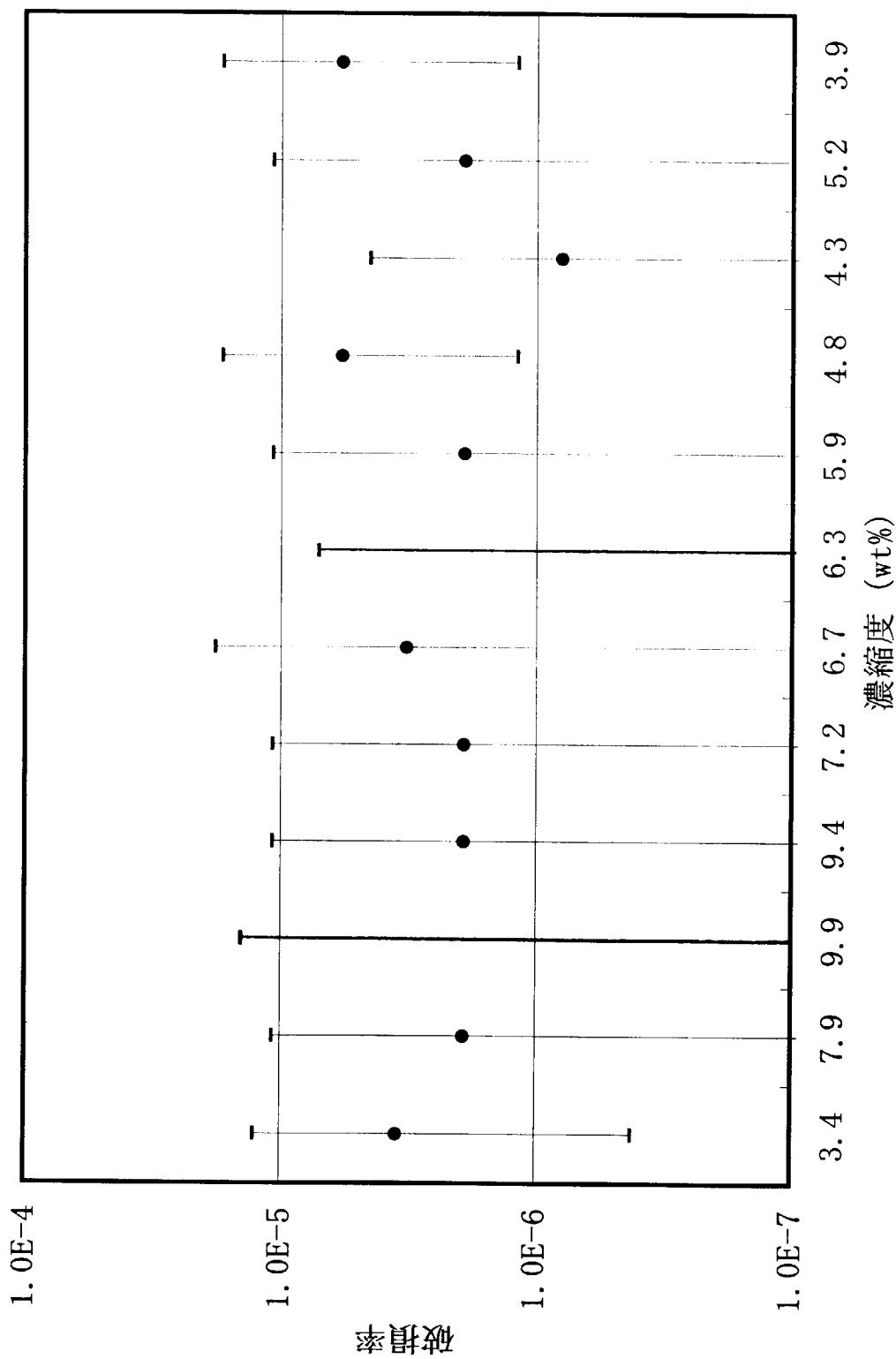


Fig.15 As-fabricated exposed uranium fractions in 95% confidence evaluated by F-distribution.

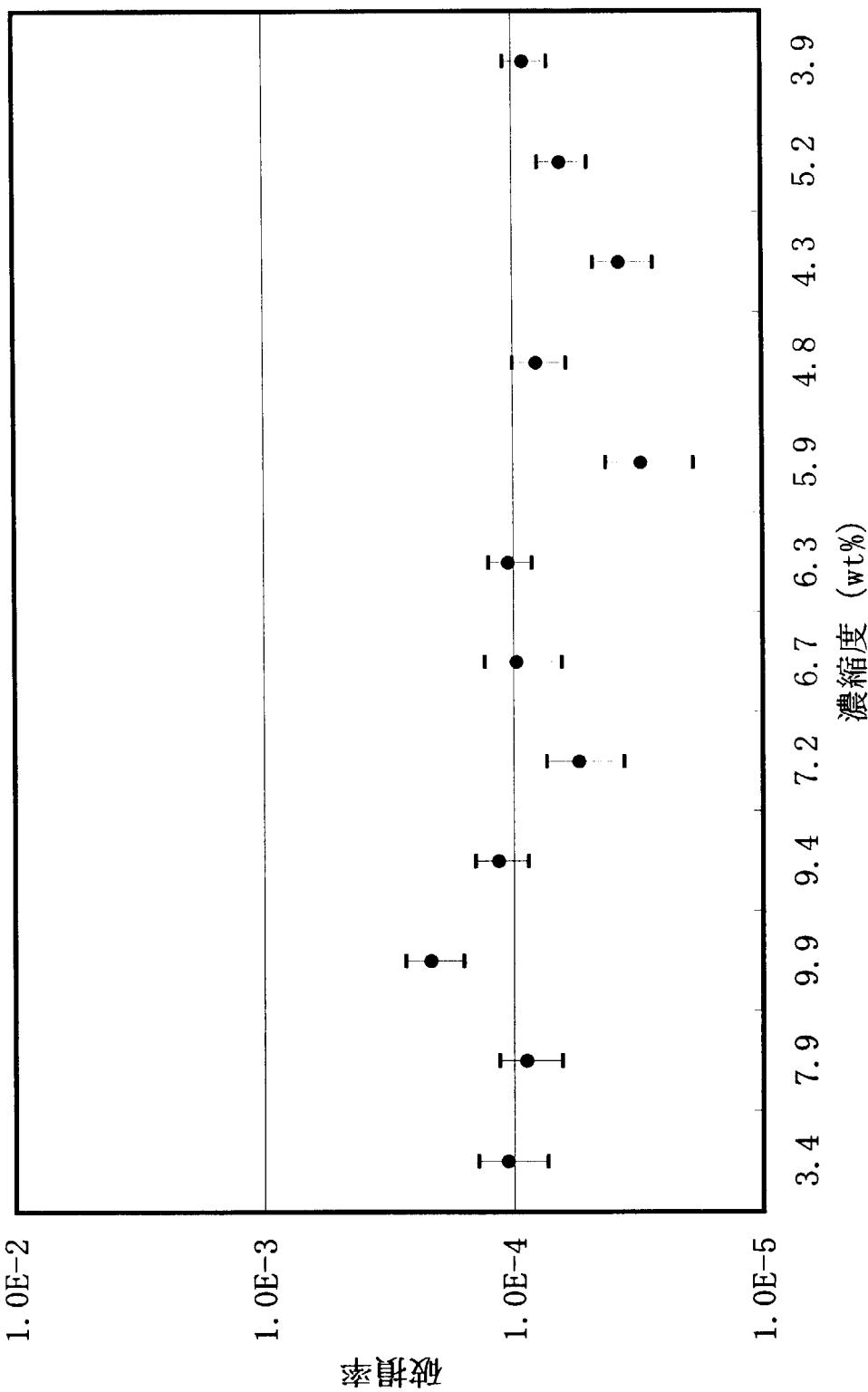


Fig.16 As-fabricated SiC-failure fractions in 95% confidence evaluated by normal-distribution.

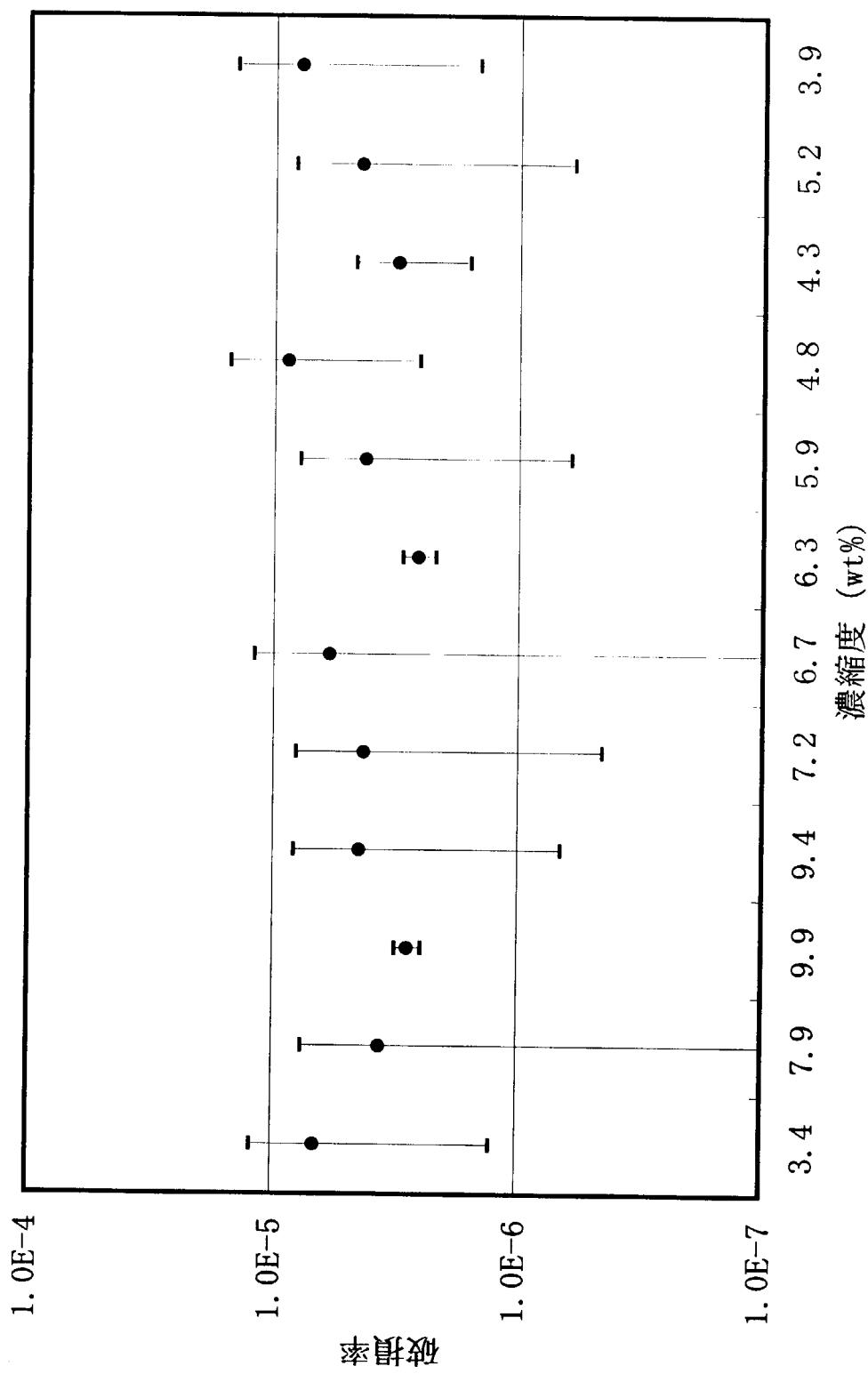


Fig.17 As-fabricated exposed uranium fractions in 95% confidence evaluated by normal-distribution.

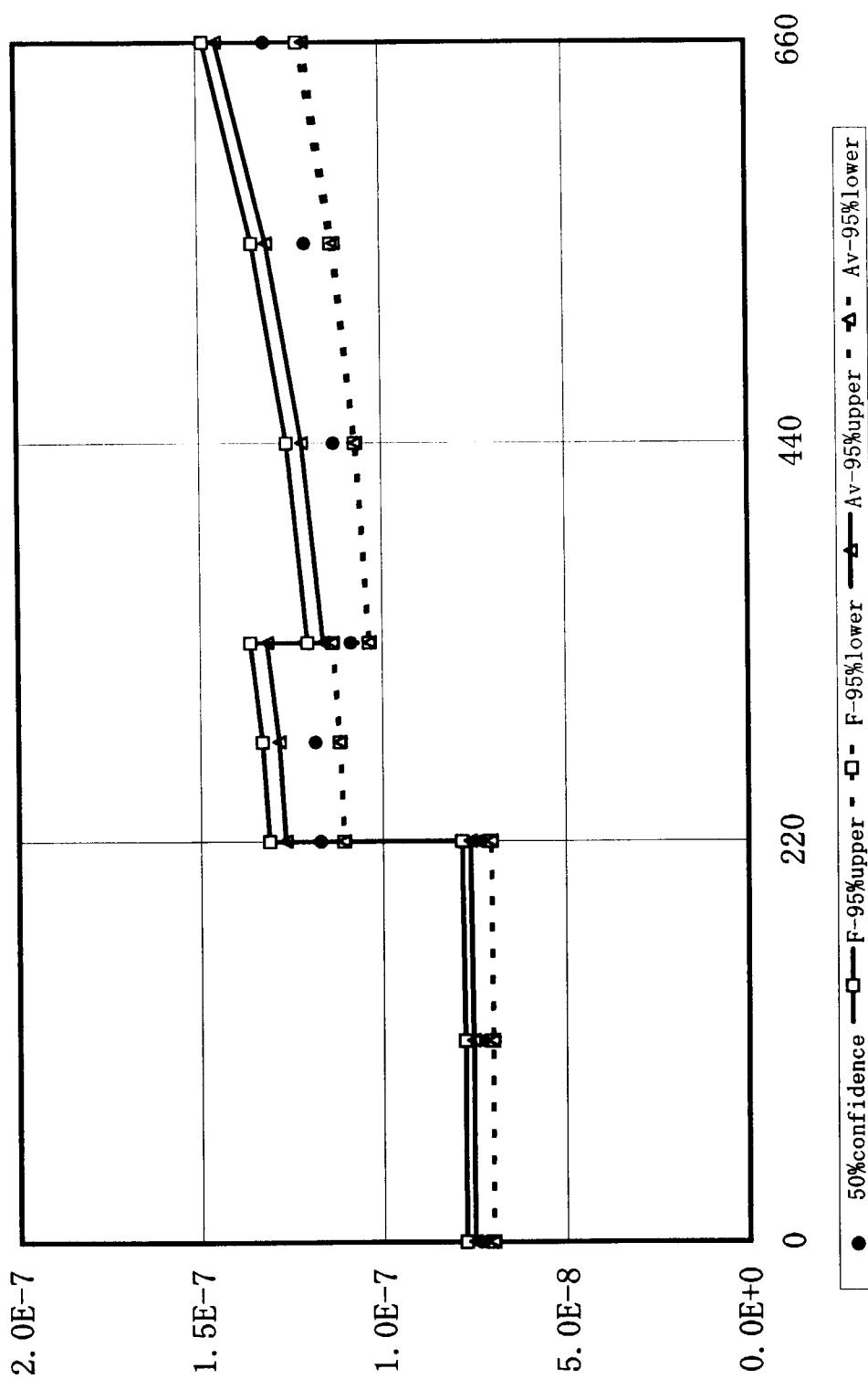


Fig.18 Predicted fractional release based on 95% confidence limit of as-fabricated failure fractions.

## 付録 HTTRにおける1次冷却材中の希ガス濃度の測定方法

HTTRでは1次冷却材中の放射能を測定するために以下の3種類の設備がある。

### (1) 原子炉保護設備の1次冷却材放射能計装

本計装設備は1次冷却材の一部をサンプラ内に連続的に導入し、その中に含まれる放射能濃度を電離箱で測定するもので、その異常な上昇に対して警報発信及び原子炉を自動スクラムする。スクラム設定値は、1次冷却材中の循環放射能量が被覆燃料粒子の1%破損に相当する $9.4 \times 10^{13} \text{ MeV}\cdot\text{Bq}$  ( $0.07 \text{ MBq}/\text{cm}^3$ ) である。実際の測定範囲は $0 \sim 0.3$  ( $\text{MBq}/\text{cm}^3$ ) である。検出器は、補助冷却設備と1次ヘリウム純化設備の間に設置される。測定値としては1次冷却材中の全放射能濃度 ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ ) に相当する値が得られるが、エネルギー分析はできないため、核種別の (R/B) 値を算出することはできない。

### (2) 燃料破損検出装置 (FFD)

本装置は、通常運転時の燃料の健全性を監視するもので、高温プレナムブロック毎に燃料破損の発生を検出する。すなわち、運転中に万一著しい燃料破損が生じた場合、本装置を用いて破損が生じている領域を高温プレナムブロック毎に特定する。

本装置は、燃料破損時に放出される短半減期の希ガス核分裂生成物からの $\beta$ 線を計数できる検出器、高温プレナムブロックの7カ所からサンプリングする配管、弁等で構成される。原子炉運転中は、7本のサンプリング配管から適宜2本を選択してサンプリングし、1次冷却材中の短半減期の希ガス核分裂生成物の娘核種をワイヤに吸着させ、その崩壊により放出される $\beta$ 線をシンチレーションカウンタで計数する。

HTTRのFFDではエネルギー分析を行うことができないため、計数値は適当な半減期の娘核種を持つ希ガス核種の濃度に対応する計数値の和となり、直接核種毎の (R/B) 値を求めることができない。しかしながら、各領域における放出率の相対値を得るので、後述する1次ヘリウムサンプリング設備を用いて得た (R/B) 値を基に、領域毎の放出率を以下のように推定することができる。

FFDによる領域jの計数率 $N_j$ から領域別の破損率を求める方法を示す。FFDで測定される計数率は、中央領域については6カラムすなわち30ブロック、周辺領域については4カラムすなわち20ブロックの燃料体から放出された希ガス( $^{88}\text{Kr}$ ,  $^{89}\text{Kr}$ ,  $^{90}\text{Kr}$ ,  $^{138}\text{Xe}$ ) の計数率の和である。このうち、最も計数率が大きいのは $^{88}\text{Kr}$ であると予想される。

領域jにおける放出率 (R/B)<sub>j</sub> 値と計数率、炉心平均放出率の関係は、領域出力 $P_j$ を用いて以下のように表すことができる。

$$\sum_{j=1}^7 P_j N_j = \alpha (R/B)_{ave} \quad (\text{A1})$$

$$(R/B)_{ave} = \frac{\sum_{j=1}^7 P_j (R/B)_j}{\sum_{j=1}^7 P_j} \quad (A2)$$

これらの式から、領域別の放出率を以下のように求めることができる。

$$(R/B)_j = \frac{N_j}{\sum_{j=1}^7 P_j N_j} (R/B)_{ave} \sum_{j=1}^7 P_j \quad (A3)$$

領域別の破損率  $\phi_j$  は、この放出率を用いて以下の方法で推定することができる。

今、領域の汚染ウラン率が分かっていれば、(A3) 式で算出した領域の (R/B) 値から以下の式で領域別破損率  $\phi_{kj}$  を求めることができる。

$$\phi_{kj} = \frac{(R/B)_j - f_{mj} \times \phi_{cj}}{f_{kj}} \quad (A4)$$

### (3) 試料採取設備の1次ヘリウムサンプリング設備

1次ヘリウムのサンプリングは、燃料からの希ガス放出率を評価するための一般的な方法であり、1次冷却材を採取し、Ge検出器、波高分析装置等を用いてエネルギー分析を行い、核種毎の希ガス濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>) を測定する予定である。サンプリング点は、以下に示すとおり10箇所あり、目的に応じてサンプリング点を変更することができる。燃料破損率の推定を行う場合は、1次冷却設備内の移行時間の誤差等が少なくなるように燃料領域に近い原子炉出口における測定を中心とする予定である。

- ①原子炉入口 ②原子炉出口 ③1次ヘリウム純化設備入口
- ④コールドチャコールトラップ入口 ⑤コールドチャコールトラップ出口
- ⑥冷却器出口 ⑦再生冷却器出口 ⑧1次加圧水冷却器出口
- ⑨1次加圧水冷却器用1次ヘリウム循環機出口
- ⑩中間熱交換器用1次ヘリウム循環機出口



高濃度試験研究炉運転中の堆心燃料挙動の評価手法と予測結果