

JAERI-Research
97-036



高温工学試験研究炉運転中の
燃料破損率推定法の開発

1997年5月

沢 和弘・吉牟田秀治・飛田 勉・佐藤政四

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。
入手の問い合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒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, 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1997

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 印 しばらき印刷(株)

高温工学試験研究炉運転中の燃料破損率推定法の開発

日本原子力研究所大洗研究所高温工学試験研究炉開発部

沢 和弘・吉牟田秀治・飛田 勉
佐藤 政四

(1997年4月17日受理)

高温工学試験研究炉（HTTR）では被覆粒子を燃料として用いる。短半減期希ガスは主に被覆層が破損した粒子から放出される。希ガスは1次冷却系内に沈着しないため、1次冷却材中の希ガス濃度は燃料粒子の被覆層破損率を反映する。HTTRの運転中の燃料挙動を推定する方法を検討した。具体的には、HTTRの1次冷却材中の放射能濃度を測定し、燃料からの希ガス放出率、 (R/B) 値を求め、これを基に全炉心又は高温プレナム領域毎の破損率を評価するモデルを開発した。最近の製造実績によると、希ガスの放出に寄与する被覆層破損率は極めて小さな値となっているため、運転中の破損率を精度良く推定するためには、破損率評価の上ではバックグラウンドとなる燃料コンパクトの汚染ウランからの放出率をできるだけ正確に評価する必要がある。本報では、HTTRの冷却系に設置される放射能測定装置を用いて運転中の燃料破損率を推定する方法を示すとともに、汚染ウラン及び破損粒子を含む燃料コンパクトからの希ガス放出モデルについて述べる。

Development of Evaluation Method of Fuel Failure Fraction
during the High Temperature Engineering Test Reactor Operation

Kazuhiro SAWA, Shigeharu YOSHIMUTA, Tsutomu TOBITA and Masashi SATO

Department of HTTR Project
Oarai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received April 17, 1997)

The High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) uses coated particles as fuel. During normal operation, short-lived noble gases are mainly released by diffusion from fuel particles with defects in their coating layers (i.e., failed particle). Since noble gases do not plateout on the inner surfaces of primary cooling system, their activities in primary coolant reflect fuel failure fraction in the core. An evaluation method was developed to predict failure fraction of coated fuel particles during normal operation of the HTTR. The method predicts core-average and hot plenum regionwise failure fractions based on the fractional releases, (R/B)s, of noble gases. The (R/B)s are calculated by fission gas concentration measurements in the primary cooling system of the HTTR. Recent fabrication data show that through-coatings failure fraction is extremely low. Then, fractional release from matrix contamination uranium, which is background for accurate evaluation of the fuel failure fraction, should be precisely predicted. This report describes an evaluation method of fuel failure fraction from measurements in the HTTR together with a fission gas release model from fuel compact containing failed particles and matrix contamination uranium.

Keywords: HTTR, Coated Particle, Noble Gas, Failure Fraction, Model

目 次

1. まえがき	1
2. 放出率測定	3
2.1 測定設備	3
2.2 計算方法	4
3. 燃料からの放出モデル	6
3.1 計算モデル	6
3.2 検証結果	8
4. 破損率推定法	11
4.1 炉心平均破損率	11
4.2 領域別破損率	12
5. まとめ	14
謝辞	14
参考文献	15

Contents

1. Introduction	1
2. Fractional Release Measurement	3
2.1 Equipments	3
2.2 Calculation Method	4
3. Fractional Release Model	6
3.1 Model	6
3.2 Validation Results of Fission Gas Release Model	8
4. Evaluation Method of Fuel Failure Fraction	11
4.1 Core Average Failure Fraction	11
4.2 Regional Failure Fraction	12
5. Summary	14
Acknowledgements	14
References	15

1. ま え が き

高温工学試験研究炉 (HTTR) の初装荷燃料体をFig.1に示す。HTTR燃料はピン・イン・ブロック型であり、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4重被覆のいわゆるTRISO型で、燃料核は直径600 μ 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。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、短半減期希ガスは、主に被覆層 (PyC層及びSiC層) が破損した燃料粒子 (すなわち貫通破損粒子) から放出される^(1,2)。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^(1,3)。

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、以上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 10^9 個) を全く破損させないことは不可能である。このため、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、「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^(4,5)。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においては運転中の破損率を適切に推定する必要があり、運転中の1次冷却材中放射能濃度の測定設備を設けている。HTTRの運転開始を前に、これらの設備を用いた測定値から燃料挙動を評価する方法、すなわち破損率を推定する手法の検討を行った。具体的には、HTTRの1次冷却材中の放射能濃度から求めた希ガスの(R/B)値を基に、全炉心又は高温プレナム領域毎の破損率を評価するモデルを開発した。

HTTRの安全設計のために開発された希ガスの(R/B)値の計算モデルの妥当性を検討した結

果、(R/B)値の計算モデルは全体に過大評価することが分かった⁽¹⁾。設計においては過大評価であることは安全側となるが、(R/B)値から破損率を推定する場合、より正確な評価手法を開発する必要がある。最近のHTTR初装荷燃料の製造実績によると、貫通破損率は 10^{-6} のオーダーまで低減されてきており、運転中の破損率を精度良く推定するためには、破損率評価の上ではバックグラウンドとなる燃料コンパクトの燃料部以外の黒鉛素地部分（マトリックス部）の汚染ウランからの放出率をできるだけ正確に評価する必要がある。そこで、燃料コンパクトのマトリックス部の汚染ウランからの放出と燃料核からの放出を分離して取扱うことができるモデルを開発した。

本報では、第2章でHTTRの冷却系に設置される放射能測定装置について、第3章で汚染ウラン及び破損粒子を含む燃料コンパクトからの希ガス放出モデルについて、第4章で運転中の燃料破損率を推定する方法について述べる。

2. 放出率測定

2.1 測定設備⁽⁴⁾

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次冷却設備系統をFig.2に示す。

(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ル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 $9.4 \times 10^{13} \text{MeV} \cdot \text{Bq}$ (0.07MBq/cm^3) である。実際の測定範囲は $0 \sim 0.3 \text{ (MBq/cm}^3)$ 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 (Bq/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 β 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 β 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ことができるので、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、領域毎の放出率を推定することができる。

(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/cm³)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、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

測定対象核種をTable 1に示す。表に示した核種のうち、⁸⁸Krは測定を行う上で適当な半減期を持ち、放出するガンマ線エネルギーが比較的高く、先行核の影響が少ないという利点を有している。そのために、破損率を推定する際の代表核種として⁸⁸Krの(R/B)値を用いる。

2.2 計算方法

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/cm³)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。

前節に示した設備により得られる1次冷却材中の核種*i*の放射能濃度を基に、1次冷却材中の全放射能量*A_i* (Bq)を算出できる。全放射能量は以下のように表すことができる。

$$\frac{dA_i}{dt} = S_i - \left(\lambda_i + \frac{W_p}{W_m} \eta_p \right) \times A_i(t) \quad (1)$$

ここで、 $A_i(t)$: 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)、
 λ_i : 希ガスiの崩壊定数 (s^{-1})、
 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)、
 η_p : 1次ヘリウム純化設備による除去効率 である。

従って、核種iの放出速度は、以下のように書ける。

$$S_i = \frac{\lambda_i + \frac{W_p}{W_m} \eta_p}{1 - e^{-\left(\lambda_i + \frac{W_p}{W_m} \eta_p\right)t}} \times A_i \quad (2)$$

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

$$(R/B)_i = \frac{S_i}{3.2 \times 10^{10} \lambda_i P Y_i} \quad (3)$$

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

サンプリングにより得られる核種毎の放射能量から、(2)及び(3)式を用いて炉心全体の平均的な放出率を算出することができる。

3. 燃料からの放出モデル

3.1 計算モデル

燃料コンパクトからの希ガス放出モデルを以下に示す。本モデルでは、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。HTTRの初装荷燃料の製造時の貫通破損率が約 10^{-6} と極めて低くなってきた^(5,6)ため、少なくとも初期の希ガス放出に対して、燃料コンパクトの汚染ウランからの影響が無視できないと予測される。そのため、破損率の推定精度を向上させるためには、この効果を分離して取扱えるモデルが必要である。

燃料コンパクトからの放出率を以下のように表す。モデルの概念をFig.3に示す。

$$(R/B) = (f_{kd} + f_{kr}) \times f_{md} \times \phi_k + (f_{md} + f_{mr}) \times \phi_c \quad (4)$$

ここで、
 f_{kd} : 燃料核からの拡散放出率、
 f_{kr} : 燃料核からの反跳放出率、
 f_{md} : 燃料コンパクトマトリックスからの拡散放出率、
 f_{mr} : 燃料コンパクトマトリックスからの反跳拡散放出率、
 ϕ_k : 貫通破損率、
 ϕ_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、以下の式で計算する。

$$f_{kd, Kr-88} = 1500 \exp\left(-\frac{17750}{T}\right) \times f_{BU} \quad (5)$$

ここで、
 T : 燃料温度 (K)、
 f_{BU} : 燃焼による補正因子 である。

燃焼による補正因子は、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⁽⁷⁾を考慮

したものである。

燃料核からの反跳放出率は、以下の式で計算できる⁽⁸⁾。

$$f_{kr} = \left(\frac{3}{4}\right)\left(\frac{R}{a}\right) - \left(\frac{1}{16}\right)\left(\frac{R}{a}\right)^3 \quad (6)$$

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、粒内及び粒界拡散放出を仮定する。

$$f_{md} = (\alpha \times f_{gb} + (1 - \alpha) \times f_{ig}) \times f_F \quad (7)$$

ここで、 f_{gb} : 粒界拡散による放出率、
 f_{ig} : 粒内拡散による放出率、
 α : 粒内の核分裂生成物、
 f_F : 高速中性子照射による補正因子 である。

燃料コンパクトマトリックス部の拡散に対する高速中性子照射による補正因子は、照射によって核分裂生成物のトラップサイトが増加する⁽⁷⁾ことを考慮して設けたものである。

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。

$$f_{mr} = \frac{R(3(r_i + r_o) - 2R)}{6(r_o^2 - r_i^2)} \quad (8)$$

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。

3.2 検証結果

前節で述べた希ガス放出モデルの妥当性を、実験結果と比較することにより検討した。比較に用いた実験は、(1)第5次OGL-1燃料体照射試験、(2)第13次OGL-1燃料体照射試験、(3)HRB-22キャプセル照射試験である。各試験の特徴をTable 2に示す。

3.2.1 照射試験の概要

(1) 第5次OGL-1燃料体照射試験⁽⁹⁾

第5次OGL-1燃料体照射試験燃料は1980年に製造されたもので、製造時の破損率が高かった（露出ウラン率で 10^{-3} のオーダー）が、照射中の追加破損がほとんど無かった。燃料温度、燃焼度及び高速中性子照射量の最大値は、それぞれ 1350°C 、3.2% FIMA、 $0.42 \times 10^{25} \text{m}^{-2}$ であった。第5次OGL-1燃料体照射試験結果との比較は、主に高い破損率条件下におけるモデルの妥当性を検討するために行った。

(2) 第13次OGL-1燃料体照射試験⁽¹⁰⁾

第13次OGL-1燃料体照射試験燃料は、露出ウラン率が 10^{-6} のオーダーと極めて低い製造時破損率を達成したものである。また、本試験の燃焼度はOGL-1燃料体照射試験の中で最高である。さらに、最終サイクルで燃料最高温度を 1495°C まで上昇させ、HTTRの過渡時の燃料健全性の確認を行っている。温度の上昇時を含め、追加破損は生じなかった。照射時の燃料温度、燃焼度及び高速中性子照射量の最高値は、それぞれ 1350°C （定常照射時）、5.0% FIMA、 $0.38 \times 10^{25} \text{m}^{-2}$ であった。第13次OGL-1燃料体照射試験は、①低破損率燃料の高燃焼度照射及び②燃料温度変化時におけるモデルの妥当性の検討に適している。

(3) HRB-22キャプセル照射試験⁽¹¹⁾

HRB-22キャプセル照射試験は、オークリッジ国立研究所のHFIR (High Flux Isotope Reactor) にて日本の高燃焼度燃料を照射する目的で実施されたものである。いわゆる高燃焼度燃料は、燃料核を小さくし、バッファ層及びSiC層を厚くした被覆燃料粒子である。照射中の燃料最

高温度は1350℃であった。本試験の特徴は、燃焼度、高速中性子照射量がともに高いことであり、それぞれ約6.7%FIMA、 $2.5 \times 10^{25} \text{m}^{-2}$ である。試験中の燃料挙動は、2つの方法で監視された。一つはスweepガスの放射能レベルを連続的に電離箱で測定するものである。もう一つは、スweepガスのサンプリングにより気体状の核分裂生成物の濃度を測定し、核種毎の(R/B)値を定めるものである。照射中に電離箱によって全体で約32,000個のうち4個の追加破損が検出された。HRB-22キャプセル照射試験は、比較的初期破損率が低かったこと及び高燃焼度、高中性子束まで照射され、照射中に追加破損が生じたため、追加破損粒子からの放出モデルの妥当性を検討することができる。

3.2.2 露出ウラン率と貫通破損率

燃料製造法の改良に伴い製造時破損粒子を含まない燃料コンパクトが製造できるようになったため、燃料コンパクト中のウラン汚染のレベルについてデータが蓄積されてきている。貫通破損粒子が燃料コンパクトに含まれない場合、露出ウラン率は $10^{-7} \sim 10^{-6}$ となっている。計算においては、マトリックスの汚染割合として 10^{-6} を仮定することとしたが、極めて破損率が低かった第13次OGL-1燃料体照射試験の計算においては 10^{-7} と仮定した。初期（製造時）の貫通破損割合は、露出ウラン率の測定値及び照射された粒子数から評価した。第5次OGL-1燃料体では露出ウラン率が十分大きい値であったため、貫通破損率として 1.9×10^{-3} を用いた。第13次OGL-1燃料体の露出ウラン率の測定値の平均は 5.2×10^{-6} であった。燃料体中の粒子数は 2.8×10^5 個なので、この値は1又は2個の初期破損に相当する。本計算では1粒子の破損を仮定した。HRB-22キャプセルには 3.2×10^4 個の粒子が含まれており、このうち2粒子が初期貫通破損していたと仮定した。照射中の追加破損は、電離箱信号によりパルス信号が検出されたときに生じたものとした。このことから、破損率は初期の 6.3×10^{-5} から末期の 1.9×10^{-4} まで変化したとモデル化した。

3.2.3 結果

計算は代表核種として考えている⁸⁸Krについて行った。

(1) 第5次OGL-1燃料体照射試験

放出率の計算値と測定値の比較をFig.4に示す。計算値と測定値の比較は測定値が安定した800時間以降について行っている。計算値と測定値は良く一致している。

(2) 第13次OGL-1燃料体照射試験

測定値と計算値の比較をFig.5に示す。モデルによる計算値は、昇温試験を実施する220 EFPD以前において、燃料温度変化及び追加破損が無いにも係わらず、照射時間とともに増加傾向を示している。モデルでは、放出率に燃焼及び高速中性子照射量依存性を導入している。本試験では、燃料は高燃焼度まで照射されているが高速中性子照射量は低いため、照射促進拡散の効果が照射抑制効果よりも大きく現れたためと考えられる。そのため、全体として放出率の計算値は照射に伴い増加している。放出率の測定値も同じような挙動を示している。

最終サイクルの220-243EFPDにおいて、昇温試験が実施された。このときの計算値と測定値の拡大図をFig.6に示す。追加破損は生じなかったことから、結果は温度の効果、すなわち燃料核及び燃料コンパクトマトリックス部の活性化エネルギーを直接表している。計算値は測定値と比較的良く一致している。

(3) HRB-22キャプセル照射試験

(R/B)値の測定値と計算値の比較をFig.7に示す。粒子の追加破損は30.4、32.6、59.7及び83.3 EFPDに生じた。第1回及び第2回目の破損による放出率の増加は明らかに分かり、モデルによる計算値は測定値と良く一致している。第3回及び第4回の破損は燃料温度が下がっているときに生じたため、測定値、計算値ともに放出率の顕著な増加は見られない。追加破損が生じていない0~30EFPDの照射初期には、放出率は燃料温度に伴い変化している。

4. 破損率推定法

4.1 炉心平均破損率

(1)式に示したように、測定された希ガスの(R/B)値は燃料コンパクトの貫通破損率及び燃料コンパクトマトリックス部の汚染率双方からの寄与で決まる。本章では、(1)式を基に炉心平均の貫通破損率を算出する方法について述べる

測定により得られた(R/B)値は、全炉心平均の値であり、炉心内の各位置nにおける貫通破損率、マトリックス汚染率及びそれぞれからの放出率により定まる。HTTR炉心では空間的に出力の分布があるため、その重みを考慮して、以下のように炉心平均(R/B)値を表すことができる。

$$(R/B)_{ave} = \frac{\sum_n (f_{k,n} \times \phi_{k,n} + f_{c,n} \times \phi_{c,n}) \times P_n}{\sum_n P_n} \quad (9)$$

$$f_{k,n} = (f_{kd,n} + f_{kr,n}) \times f_{md,n} \quad (10)$$

$$f_{c,n} = f_{md,n} + f_{mr,n} \quad (11)$$

ここで、 $f_{k,n}$ は炉心内の位置nにある貫通破損粒子から1次冷却材中への放出率、 $f_{c,n}$ は燃料コンパクトマトリックス部の汚染ウランから1次冷却材中への放出率である。

燃料核及びマトリックス部における拡散放出率温度の関数であるので、燃料温度評価点iについて、それぞれ以下のように計算することができる。

$$f_{kd,n} = \frac{\sum_i f_{kd,i}(T_i) \times V_i}{\sum_i V_i} \quad (12)$$

$$f_{md,n} = \frac{\sum_i f_{md,i}(T_i) \times V_i}{\sum_i V_i} \quad (13)$$

これまでの初装荷燃料の製造実績では、製造時の貫通破損はほとんど生じていないため、製造時に測定される露出ウラン率の大部分はマトリックス部の汚染ウランによるものと考えられ、測定値として約 10^{-6} という値が得られている。一方、燃料コンパクト中には約 10^4 個の被覆燃料粒子が含まれていることから、1粒子が貫通破損していれば、露出ウラン率は約 10^{-4} となるはずである。従って、製造時の汚染ウラン率は約 10^{-6} と考えられる。

今、汚染ウラン率が分かっているならば、測定された(R/B)値から以下の式で炉心平均破損率 ϕ_{ave} を求めることができる。

$$\phi_{ave} = \overline{\phi}_k = \frac{(R/B)_{ave} \cdot \overline{f}_m \times \overline{\phi}_c}{\overline{f}_k} \quad (14)$$

ここで、上部に線を引いてある記号は、炉心平均の値であることを示している。

4.2 領域別破損率

サンプリングで求めた(R/B)値を用いて炉心平均の破損率を得る方法については前節で述べた。HTTRのFFDではエネルギー分析ができないため、放出率の絶対値を直接測定することができない。そこで、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、6カラムすなわち30ブロック分の燃料体から放出された希ガス(^{88}Kr , ^{89}Kr , ^{90}Kr , ^{138}Xe)の計数率の和である。このうち、最も計数率が高いのは ^{88}Kr であると予想される。

領域jにおける放出率(R/B)_j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。

$$\sum_{j=1}^7 P_j N_j = \alpha (R/B)_{ave} \quad (15)$$

$$(R/B)_{ave} = \frac{\sum_{j=1}^7 P_j (R/B)_j}{\sum_{j=1}^7 P_j} \quad (16)$$

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。

$$(R/B)_j = \frac{N_j}{\sum_{j=1}^7 P_j N_j} (R/B)_{ave} \sum_{j=1}^7 P_j \quad (17)$$

領域別の破損率 ϕ_j は、この放出率を用いて(14)式と同様の方法で推定することができる。

5. ま と め

HTTRの運転中の破損率推定方法の開発を行った。具体的には、1次冷却材中の希ガス(^{85}Kr)濃度の測定値から放出率(R/B)値を算出し、計算モデルを用いて破損率を推定する方法を検討した。

破損率をより精度良く推定するために、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が重要であり、この考えに基づく希ガス放出モデルを開発した。本モデルに基づき、破損率評価に対してバックグラウンドとなるマトリックス部の汚染ウランからの放出希ガスの寄与を分離し、1次ヘリウムの一サンプルで測定される全炉心平均の(R/B)値から炉心平均貫通破損率を精度良く評価する方法を開発した。また、燃料破損検出装置による計数値を基に、領域別の破損率を推定する方法も考案した。

以上の結果を基に、HTTR運転中の燃料破損率を評価できる見通しを得た。

謝 辞

本研究を行うに当たり、福田幸朔燃料研究部燃料照射研究室長及び同研究室の皆様には種々の御協力をいただいた。また、田中利幸高温工学試験研究炉開発部長及び茂木春義HTTR技術開発室長には、種々の御指導を頂いた。本論文をまとめるに当たっては、HTTR試験室の川路氏及びHTTR技術開発室の七種氏に貴重なコメントを頂いた。以上の方々に深く感謝いたします。

5. ま と め

HTTRの運転中の破損率推定方法の開発を行った。具体的には、1次冷却材中の希ガス(^{86}Kr)濃度の測定値から放出率(R/B)値を算出し、計算モデルを用いて破損率を推定する方法を検討した。

破損率をより精度良く推定するために、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が重要であり、この考えに基づく希ガス放出モデルを開発した。本モデルに基づき、破損率評価に対してバックグラウンドとなるマトリックス部の汚染ウランからの放出希ガスの寄与を分離し、1次ヘリウムのサンプリングで測定される全炉心平均の(R/B)値から炉心平均貫通破損率を精度良く評価する方法を開発した。また、燃料破損検出装置による計数値を基に、領域別の破損率を推定する方法も考案した。

以上の結果を基に、HTTR運転中の燃料破損率を評価できる見通しを得た。

謝 辞

本研究を行うに当たり、福田幸朔燃料研究部燃料照射研究室長及び同研究室の皆様には種々の御協力をいただいた。また、田中利幸高温工学試験研究炉開発部長及び茂木春義HTTR技術開発室長には、種々の御指導を頂いた。本論文をまとめるに当たっては、HTTR試験室の川路氏及びHTTR技術開発室の七種氏に貴重なコメントを頂いた。以上の方々に深く感謝いたします。

参 考 文 献

- (1) K.SAWA, S.SHIOZAWA, K.FUKUDA and Y.ICHIHASHI: "Validation of Fission Product Release from Fuel Element of HTTR", *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol.29, p.842 (1992).
- (2) 沢和弘、藤井貞夫、塩沢周策、平野光将: "高温工学試験研究炉における被覆燃料粒子の破損及びFP放出率の評価法", *JAERI-M 88-258* (1988).
- (3) 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).
- (4) S.SAITO, T.TANAKA, Y.SUDO, O.BABA, et.al.: "Design of High Temperature Engineering Test Reactor", *JAERI-1332* (1994).
- (5) N.KITAMURA, K.DEUSHI, K.SATO, K.SAWA, et.al.: "Interim Status of Initial Core Fuel Production for HTTR", Proc. of IAEA TCM on HTGR Development-Commercializing, Johannesburg (1996).
- (6) 沢和弘、湊和生、福田幸朔: "高温ガス炉用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).
- (7) 内藤完爾: "原子力工学シリーズ5 原子炉化学 下", 東京大学出版社 (1978).
- (8) H.Krohn, R.Finken: "FRESCO- II, Ein Rechenprogramme zur Berechnung der Spaltproduktfreisetzung aus Kugelformigen HTR-Brennelementen in Bestrahlung- und Ausheizexperimenten", *Jul-Spez-212* (1983).
- (9) 福田幸朔、小林紀昭、林君夫、湊和生、他: "OGL-1第3次、第4次および第5次燃料体の照射試験", *JAERI-M 86-092* (1986).
- (10) 白鳥徹夫、他: 私信.
- (11) 沢和弘、福田幸朔、R.ACHARYA: "高温ガス炉燃料の高燃焼度照射試験における燃料温度予測", *JAERI-Tech 94-038* (1995).

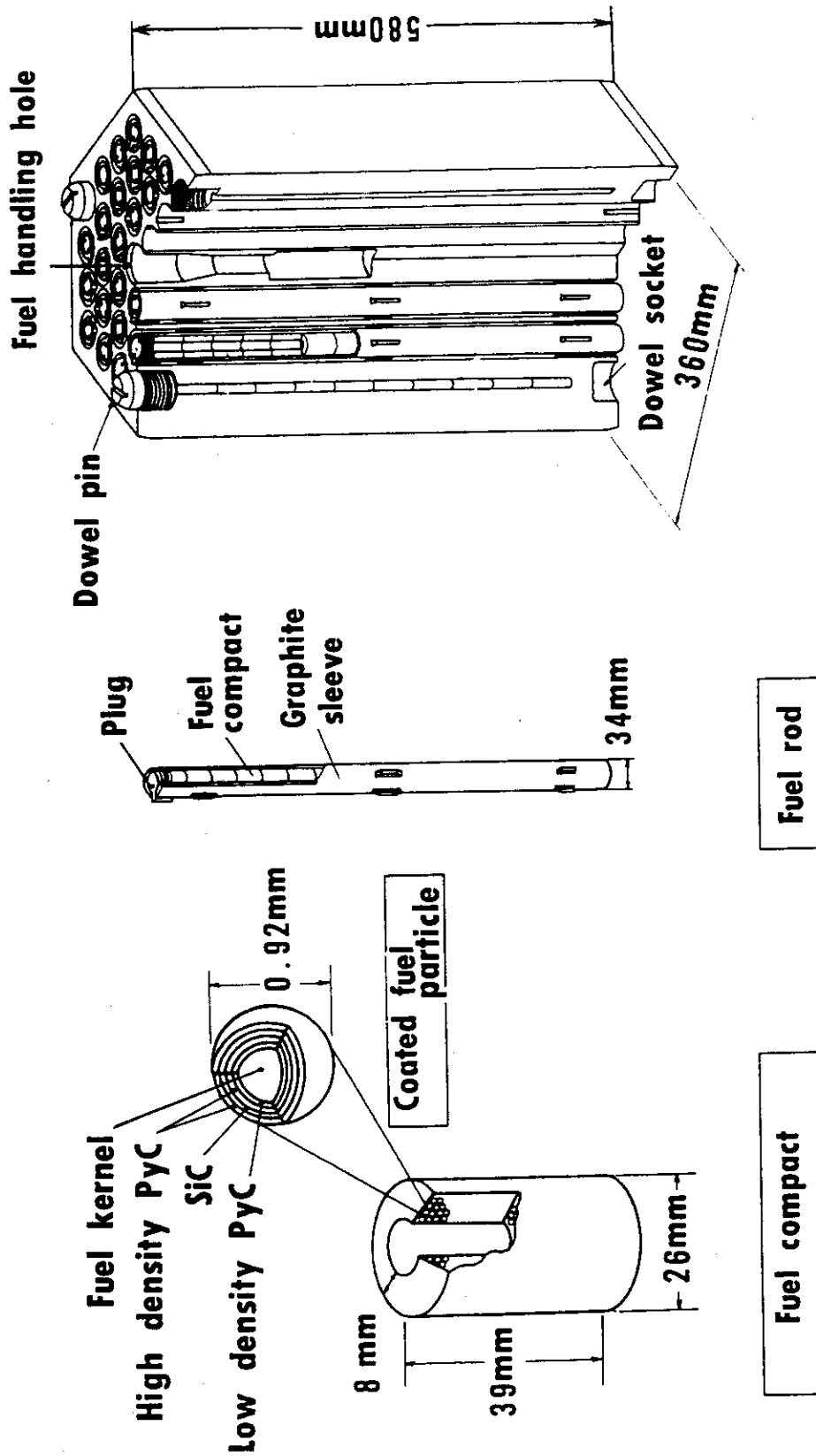


Fig. 1 Fuel element of the HTTR.

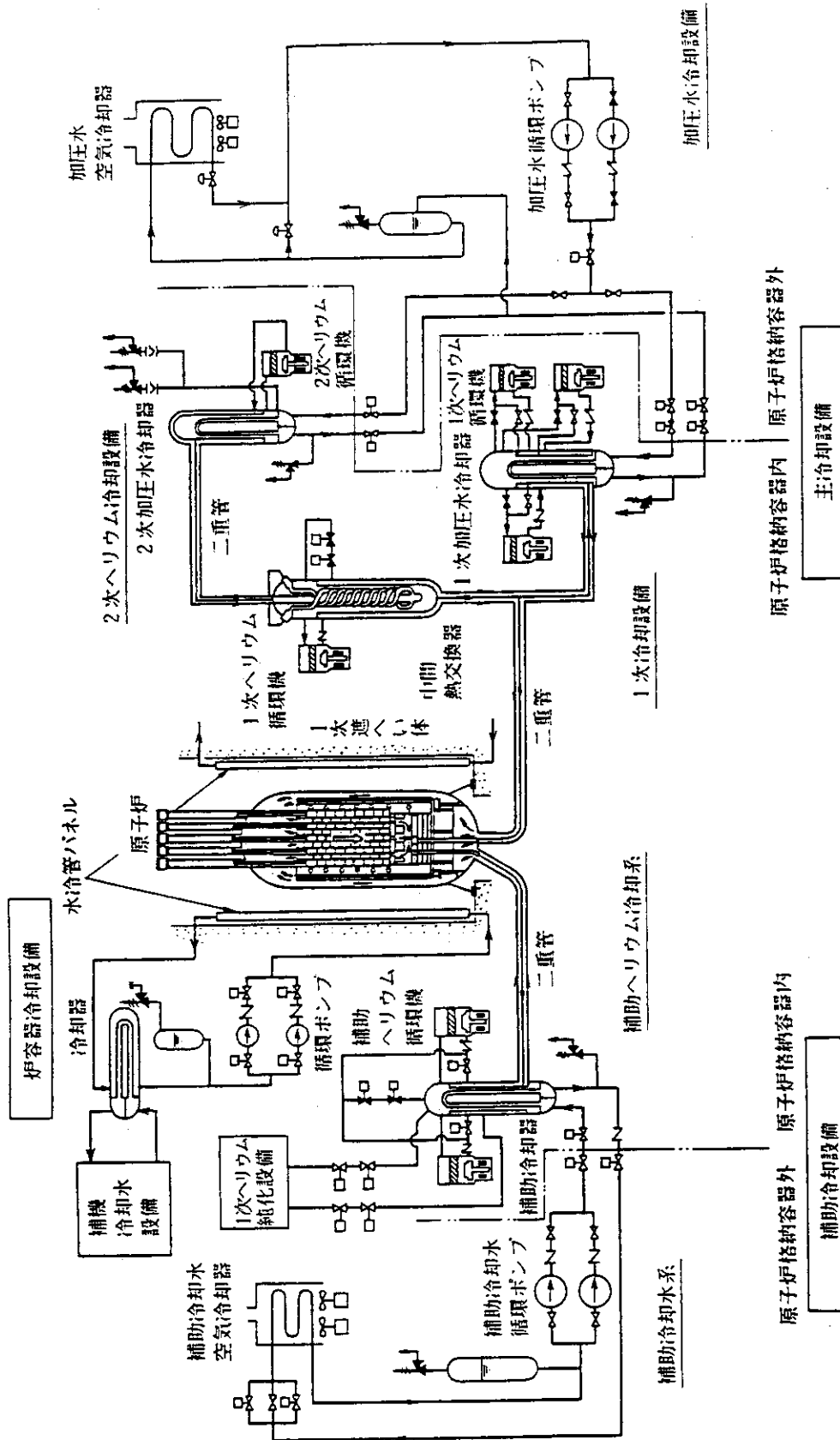


Fig. 2 Primary cooling system of the HTTR.

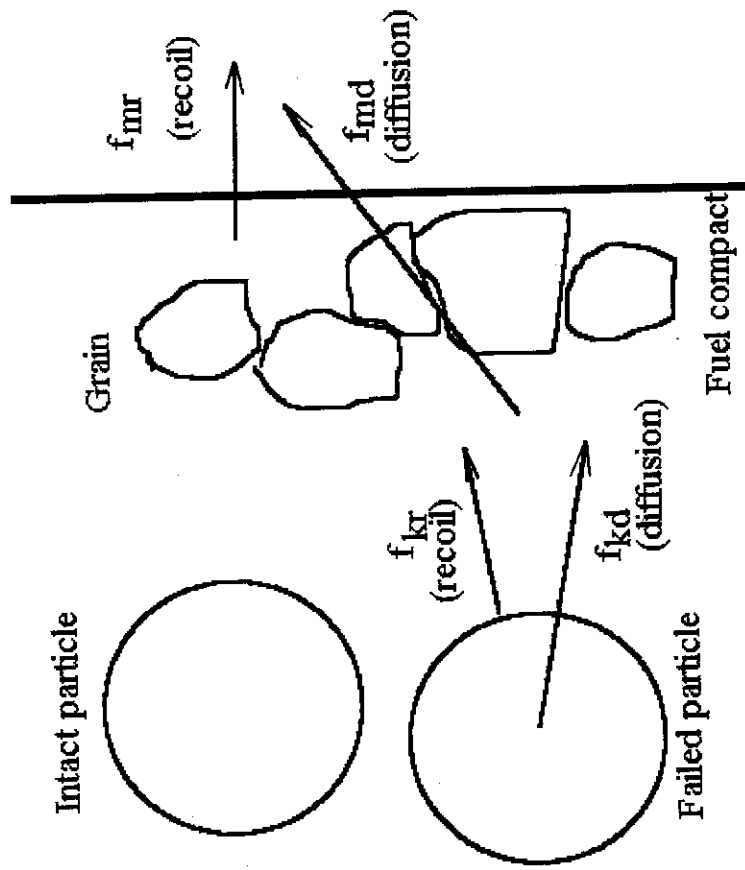


Fig. 3 Fission gas release model from the fuel compact.

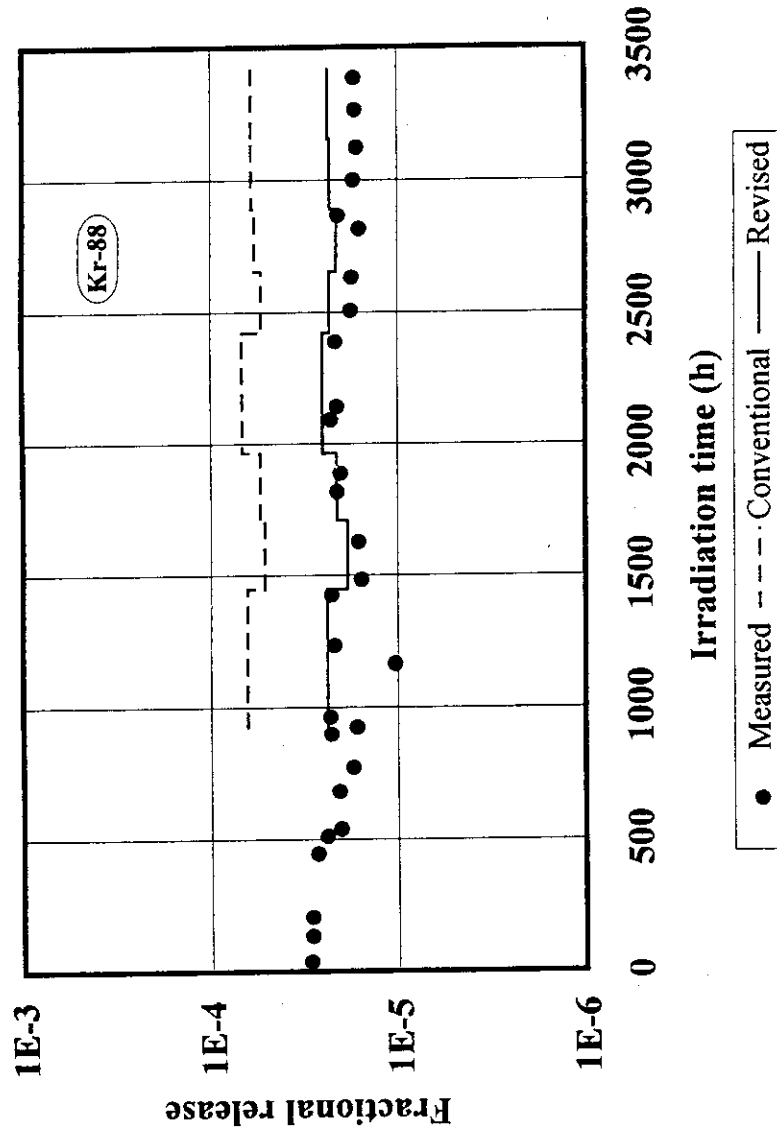


Fig. 4 Fission gas release fractions in the 5th OGL-I.

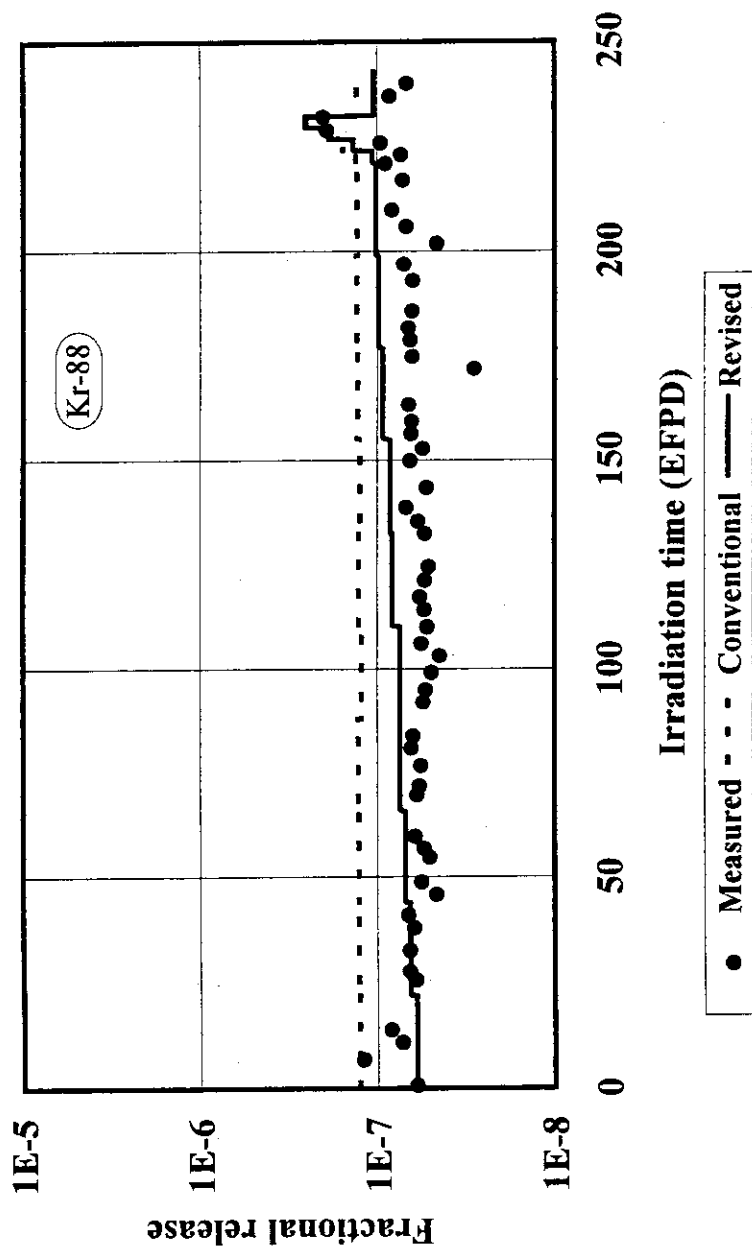


Fig. 5 Fission gas release fractions in the 13th OGL-1.

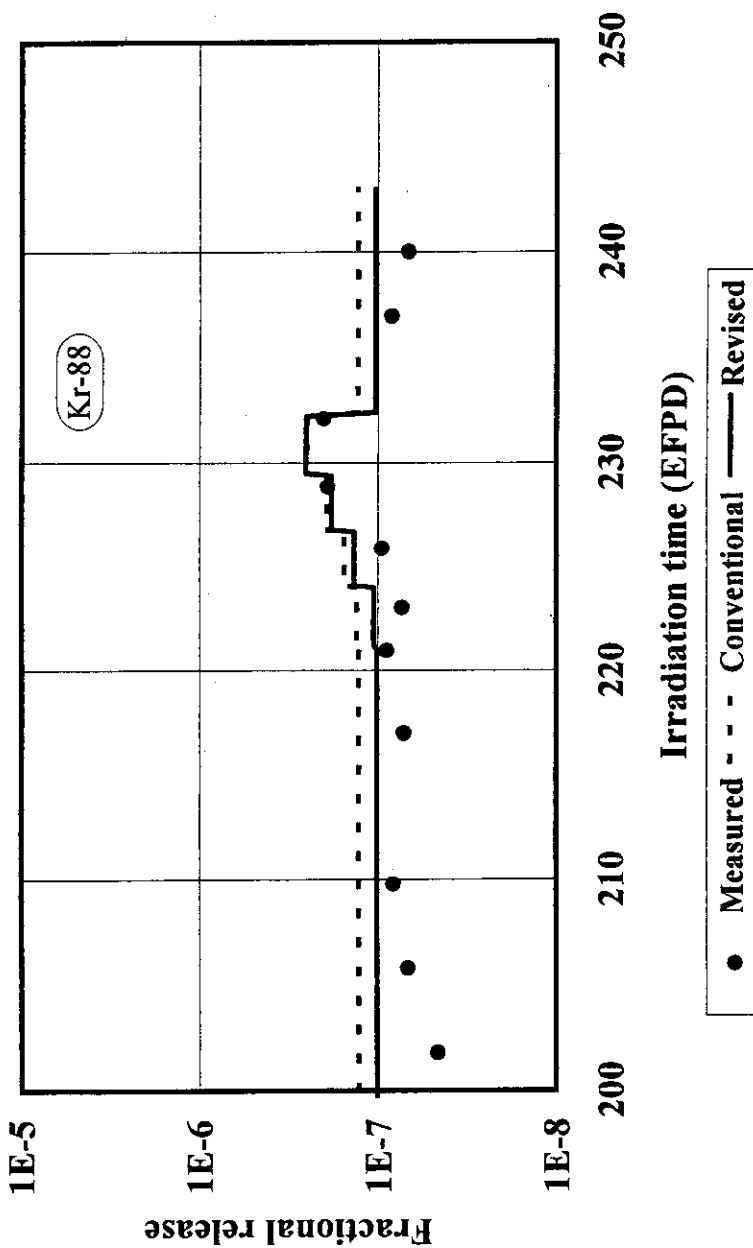


Fig. 6 Fission gas release fractions in the 13th OGL-1 (transient test).

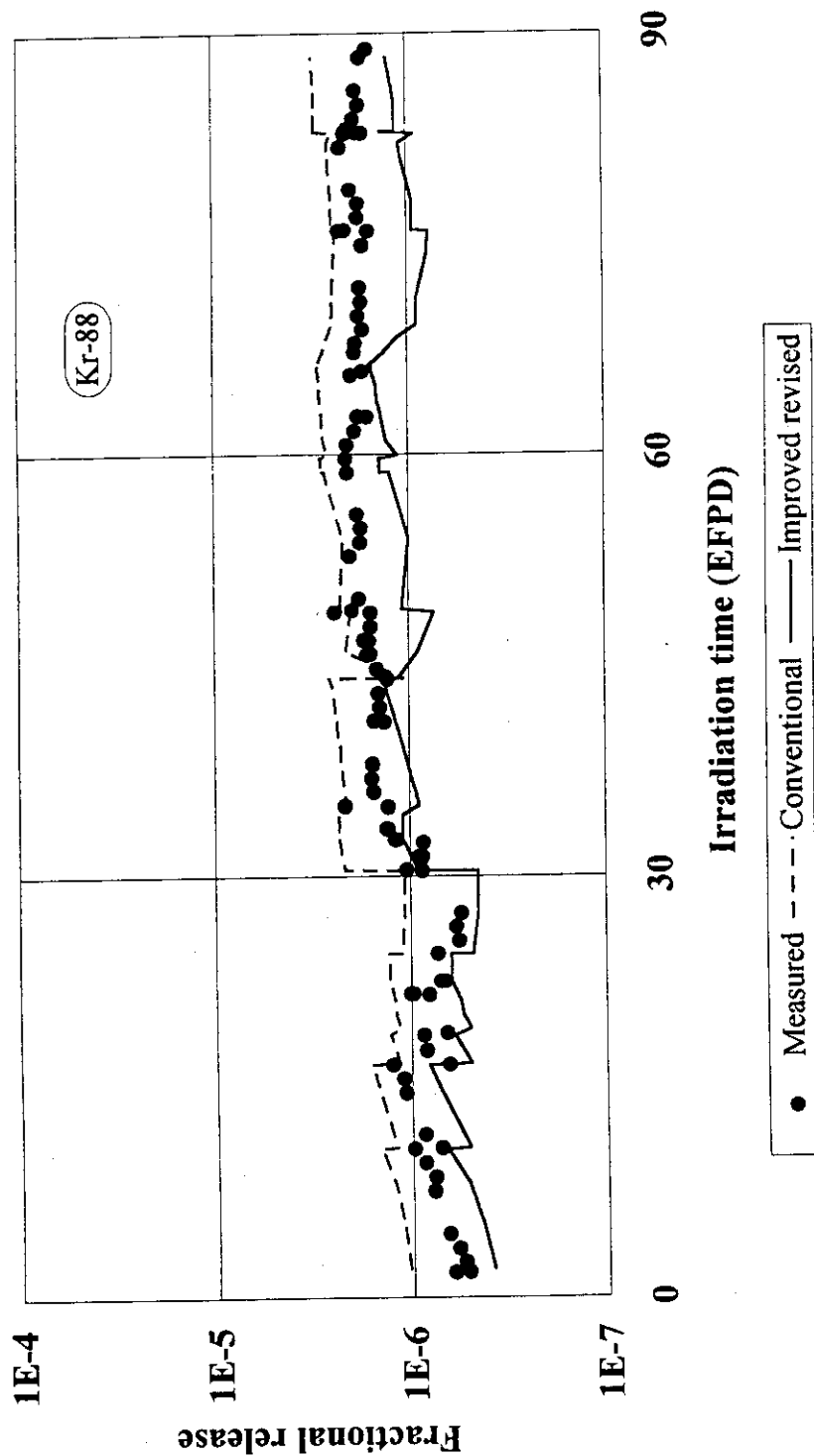


Fig. 7 Fission gas release fractions in the HRB-22 capsule irradiation test.

Table 1 Measurable noble gases by sampling.

核種	半減期	核種	半減期
Kr-85m	4.48 h	Xe-133	5.29 d
Kr-87	76.3 min	Xe-135m	15.65 min
Kr-88	2.80 h	Xe-135	9.083 h
Kr-89	3.18 min	Xe-137	3.83 min
		Xe-138	14.17 min

Table 2 Major features of irradiation tests.

Irradiation Test	5th OGL-1	13th OGL-1	HRB-22
Fuel type	First loading fuel	First loading fuel	High burnup fuel
Maximum fuel temperature (°C)	1360	1350 ^{*2} 1495 ^{*3}	1350
Maximum burnup (%FIMA)	3.2	5.0	6.9
Maximum fast neutron fluence ^{*1}	0.42	0.38	2.5
Through coatings failure fraction	1.9×10^{-3}	5.2×10^{-6}	6.3×10^{-5} ^{*4} 1.9×10^{-4} ^{*5}
Characteristics	<ul style="list-style-type: none"> •High failure fraction •Constant fuel temperature 	<ul style="list-style-type: none"> •Low failure fraction •Transient temperature rise 	<ul style="list-style-type: none"> •Low failure fraction •High burnup and fast neutron fluence •Additional failure

*1 Neutron energy ≥ 0.18 MeV (n/m^2)

*2 During normal irradiation

*3 During transient test

*4 Beginning of irradiation

*5 End of irradiation