



HTTR出力上昇試験における  
燃料及び核分裂生成物挙動の検討  
(その1：15MWまでの結果)

2001年2月

沢 和弘・飛田 勉\*・植田 祥平・鈴木 修一\*  
角田 淳弥・関田 健司・青木 和則・大内 弘

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, 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2001

編集兼発行 日本原子力研究所

## HTTR 出力上昇試験における燃料及び核分裂生成物挙動の検討 (その 1 : 15MWまでの結果)

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・飛田 勉\*・植田 祥平・鈴木 修一\*\*  
角田 淳弥・関田 健司・青木 和則・大内 弘

(2001 年 1 月 5 日受理)

高温工学試験研究炉（HTTR）の初装荷燃料はピン・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。HTTR の燃料に対する設計方針では、「初期破損率は 0.2%以下」、「運転中の追加破損は十分許容し得る小さな値に制限する」と定めている。すなわち、HTTR 燃料は運転中の微少な追加破損が許容されている。そのため、HTTR の運転に当っては、破損率を定量的に評価する必要がある。そこで、HTTR では 1 次冷却材中の放射能を測定するために、原子炉保護設備の 1 次冷却材放射能計装、燃料破損検出装置（FFD）、1 次冷却材サンプリング設備を設けている。HTTR の出力上昇試験（1）及び（2）において取得したデータを用いて、燃料及び 1 次冷却材中の核分裂生成物挙動の評価を行った。その結果、1 次冷却材中で検出された核分裂生成物ガスは、Kr-85m、Kr-87、Kr-88、Xe-133、Xe-135、Xe-135m、Xe-137、Xe-138 であり、濃度は全て  $10^4 \text{ Bq}/\text{m}^3$  以下であった。また、1 次冷却材中の Kr-88 濃度と FFD 計数率はほぼ比例関係にあること、事前解析により求めた 1 次冷却材中の Kr-88 量とサンプリングによる Kr-88 濃度の出力に対する変化の傾向が合っていることが分かった。

---

大洗研究所：〒311-1394 茨城県東茨城郡大洗町成田町新堀 3607

\* 原子力エンジニアリング株式会社

\*\* 原子燃料工業株式会社

An Investigation of Fuel and Fission Product Behavior in Start-up Test of HTTR  
(No. 1 : Results up to 15 MW Operation)

Kazuhiko SAWA, Tsutomu TOBITA\*, Shouhei UETA, Shuichi SUZUKI\*\*  
Junya SUMITA, Kenji SEKITA, Kazunori AOKI and Hiroshi OUCHI

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

(Received January 5, 2001)

The first-loading fuel assembly of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) is a pin-in-block type, which is composed of fuel rods and a hexagonal graphite block. The coated fuel particle is a so-called TRISO (Tri-isotropic) type with four coating layers. The fuel kernel is low-enriched (average 6 wt%)  $\text{UO}_2$  with a 600  $\mu\text{m}$  diameter. In the safety design requirements for the HTTR fuel, it is determined that "the as-fabricated failure fraction shall be less than 0.2%" and "the additional failure fraction shall be small through the full service period". It means that a small fraction of additional failure is allowed during operation for the HTTR fuel. Therefore the failure fraction should be quantitatively evaluated during the HTTR operation. In order to measure the primary coolant activity, primary coolant radioactivity signals the in safety protection system, the fuel failure detection (FFD) system and the primary coolant sampling system are provided in the HTTR. The fuel and fission product behavior was evaluated based on measured data in the start-up tests (1) and (2). The results showed that detected fission gas nuclides were Kr-85m, Kr-87, Kr-88, Xe-133, Xe-135, Xe-135m, Xe-137 and Xe-138 in the primary coolant, and their concentrations were smaller than  $10^4 \text{ Bq/m}^3$ . The Kr-88 concentrations and the FFD count rates were found to be almost in a linear relation. It was also found that the predicted Kr-88 amount and the measured Kr-88 concentration in primary coolant were similarly changed against the reactor power.

Keywords: HTTR, Fuel, Failure, Fission Gas, Start-up Test, Fuel Failure Detection System (FFD), Primary Coolant, Radioactivity

---

\* Nuclear Engineering Company, Ltd.

\*\* Nuclear Fuel Industries, Ltd.

## 目 次

1. はじめに .....	1
2. 試験内容 .....	5
2.1 原子炉保護設備の1次冷却材放射能計装 .....	5
2.2 燃料破損検出装置 .....	5
2.3 1次冷却材サンプリング設備 .....	6
3. 試験結果 .....	11
3.1 原子炉保護設備の1次冷却材放射能計装 .....	11
3.2 燃料破損検出装置 .....	11
3.3 1次冷却材サンプリング設備 .....	11
4. 考察 .....	20
4.1 燃料破損検出装置による測定値の減少 .....	20
4.2 燃料破損検出装置計数率とサンプリングによる濃度測定結果の比較 .....	21
4.3 事前解析との比較 .....	21
5. 結論 .....	31
謝辞 .....	32
参考文献 .....	32

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Test Items .....	5
2.1 Primary Coolant Radioactivity Signal in Safety Protection System .....	5
2.2 Fuel Failure Detection (FFD) System .....	5
2.3 Primary Coolant Sampling System .....	6
3. Test Results .....	11
3.1 Primary Coolant Radioactivity Signal in Safety Protection System .....	11
3.2 Fuel Failure Detection (FFD) System .....	11
3.3 Primary Coolant Sampling System .....	11
4. Discussions .....	20
4.1 Decrease in FFD Count Rates .....	20
4.2 Comparison of FFD Count Rate and Fission Gas Concentration by Sampling .....	21
4.3 Comparison of Prediction and Measured Values .....	21
5. Conclusions .....	31
Acknowledgements .....	32
References .....	32

## 1. はじめに

高温工学試験研究炉 (High Temperature Engineering Test Reactor : HTTR) の初装荷燃料体を **Fig. 1-1** 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 **Fig. 1-2** に示すような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の挿入孔に挿入される。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核分裂生成物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（熱分解炭素 (PyC) 層及び炭化ケイ素 (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<sup>(1)</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汚染ウラン率及び貫通破損率を反映する<sup>(1-3)</sup>。

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) を製造時及び運転中に全く破損させないことは不可能である<sup>(4)</sup>。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得る小さな値に制限する」と定めている<sup>(4,5)</sup>。すなわち、HTTR 燃料は運転中の微少な追加破損が許容されている。そのため、HTTR の運転に当っては、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。そこで、HTTR では 1 次冷却材中の放射能を測定するために、原子炉保護設備の 1 次冷却材放射能計装、燃料破損検出装置 (Fuel Failure Detection System : FFD) 、試料採取設備の 1 次冷却材サンプリング設備を設けている<sup>(6)</sup>。

HTTR の出力上昇試験は、安全かつ着実に進められるよう、原子炉出力を段階的に上昇させ、各出力段階での性能評価を実施した後、次の出力段階に移行する。これまで出力上昇試験は、2000 年 4 月 23 日から 6 月 6 日までの原子炉出力約 9MW までの試

験（以下、出力上昇試験（1）と称す）及び2000年7月3日に開始した原子炉出力約20MWまでの試験（以下、出力上昇試験（2）と称す）を実施した。出力上昇試験（2）は、2000年7月8日に「1次加圧水冷却器ヘリウム流量低」の信号により原子炉が自動停止したため、原子炉出力約16.5MWで中断した。

本報は、HTTRの出力上昇試験（1）及び出力上昇試験（2）の原子炉出力15MWまでに得たデータから、出力上昇試験中の燃料及び1次冷却材中の核分裂生成物挙動について検討した結果をまとめたものである。

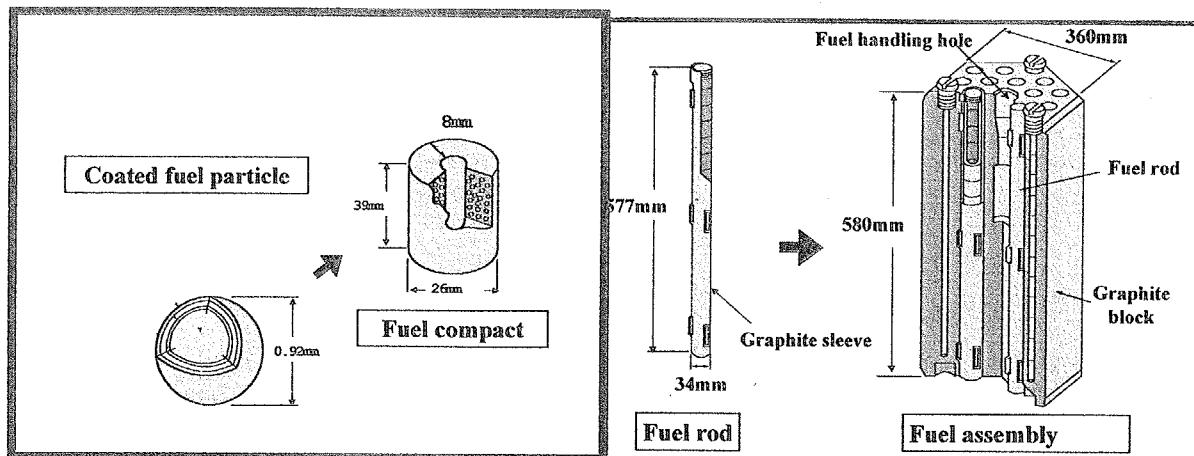


Fig. 1-1 HTTR fuel assembly.

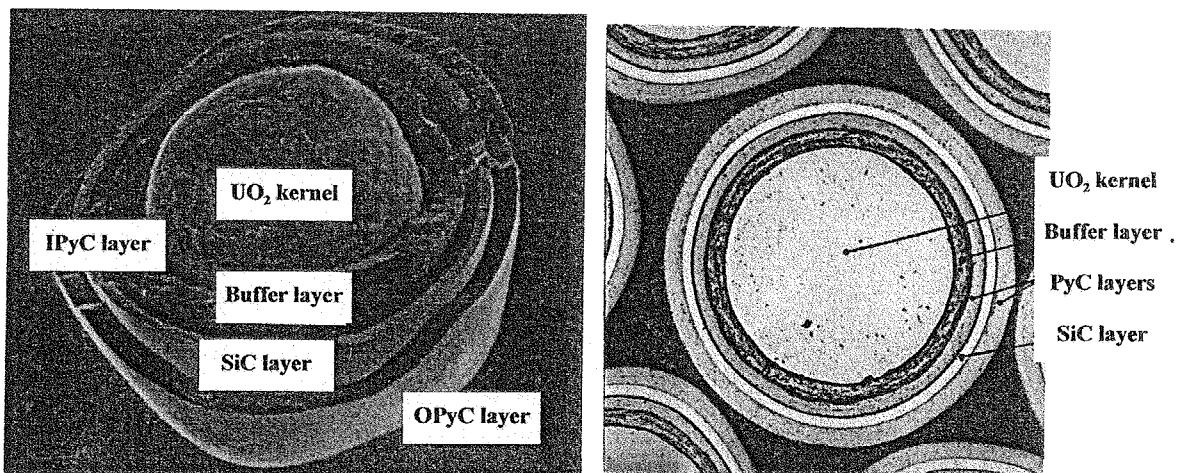


Fig. 1-2 TRISO coated fuel particle.

This is a blank page.

## 2. 試験内容

HTTR の 1 次冷却設備系統を **Fig. 2-1<sup>(6)</sup>**に示す。1 次冷却材中の希ガス放射能量又は濃度を測定し、運転中の燃料性能を把握するために、HTTR では 1 次冷却材中の放射能を測定する以下の 3 種類の設備を設けている。

- ① 原子炉保護設備の 1 次冷却材放射能計装
- ② 燃料破損検出装置
- ③ 1 次冷却材サンプリング設備

### 2.1 原子炉保護設備の 1 次冷却材放射能計装

本計装は 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。測定は **Fig. 2-2<sup>(6)</sup>**に示すように、補助冷却器と 1 次ヘリウム純化設備間で行う。測定は独立した 3 系統で行う。

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（貫通破損）に相当する  $9.4 \times 10^{13} \text{ MeV} \cdot \text{Bq}$  ( $0.07 \text{ MBq}/\text{cm}^3 = 70 \text{ GBq}/\text{m}^3$ ) である。測定範囲は約  $0.001 \sim 0.3 \text{ MBq}/\text{cm}^3$  ( $1 \sim 300 \text{ GBq}/\text{m}^3$ ) (破損率 4%程度に相当) である。また、被覆層破損率 0.2%に相当する  $0.01 \text{ MBq}/\text{cm}^3$  ( $10 \text{ GBq}/\text{m}^3$ ) の濃度で警報装置を作動させる。警報発報後は、警報値を  $0.03 \text{ MBq}/\text{cm}^3$  ( $30 \text{ GBq}/\text{m}^3$ ) に変更し、原因究明のため、放射能濃度の挙動監視、1 次冷却材中の希ガスの核種分析、原子炉出力の低下等を行うとともに、燃料破損検出装置 (FFD) による領域特定を行うこととしている。以上の関係を **Table 2-1** にまとめて示す。

測定値としては 1 次冷却材中の全放射能濃度 ( $\text{Bq}/\text{m}^3$ ) 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、核種別の放出率 (R/B) 値を算出することはできない。また、放射能濃度が比較的高い値で警報、スクラム設定しているため、出力信号はリニアスケールとしている。その他に、同じ位置に設けた電離箱信号を線量当量率 ( $\text{mSv}/\text{h}$ ) の単位で対数スケールで処理したプロセス計装がある。この時の測定下限は放射能濃度に換算して  $10^4 \text{ MBq}/\text{cm}^3$  ( $0.1 \text{ GBq}/\text{m}^3$ ) 程度となる。

### 2.2 燃料破損検出装置 (FFD : Fuel Failure Detection System)

本装置は **Fig. 2-3** に示すように、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（各領域からの冷却材を炉心出口で混合する領域）の7カ所からサンプリングする配管、弁等で構成している。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。

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<sup>(6)</sup>。

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 次冷却材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。計測範囲は  $1 \sim 10^6$  cps である。

### 2.3 1 次冷却材サンプリング設備

1 次冷却材中の希ガス濃度の測定により燃料の健全性を確認する際に、連続測定を行っているのは 1 次冷却材放射能計装であり、運転中の燃料健全性の監視は、安全上は 1 次冷却材放射能計装によって行う。1 次冷却材サンプリング設備は、連続測定を行うものではなく、バッチ処理により、破損原因の検討を行うために、核種毎の希ガス濃度の測定等のより詳細な情報を得るために設けている。

1 次冷却材サンプリング設備による、燃料破損の詳細な評価を行うための放射能測定は、グローブボックスを用いて 1 次冷却材を間欠的にサンプリングし、別途設けた $\gamma$ 線エネルギー分析装置にて 1 次冷却材中に含まれる核分裂生成物の量を核種毎に測定するものである。 $\gamma$ 線エネルギー分析装置の構成を Fig. 2-4 に示す。装置は、高純度 Ge 製の $\gamma$ 線検出器、波高分析器（MCA）、データ解析プログラム、放射線遮へい体、ガスサンプリング容器で構成している。また、測定に必要な設備として 1 次冷却材サンプリング設備のグローブボックス等がある。1 次冷却材放射能検出器と 1 次冷却材サンプリング設備による放射能測定の主要な違いを Table 2-2 に示す。

1 次冷却材のサンプリングは、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 ( $\text{Bq}/\text{m}^3$ ) を測定する<sup>(7,8)</sup>。サンプリング点は、以下に示

すとおり 10箇所あり、必要に応じてサンプリング点を変更することができる。今回は、燃料破損率の推定を行うために移行時間の誤差等が少なくなるよう、燃料領域に近い原子炉出口における測定を行った。

- |                   |                         |
|-------------------|-------------------------|
| ① 原子炉入口           | ⑦ 再生冷却器出口               |
| ② 原子炉出口           | ⑧ 1次加圧水冷却器出口            |
| ③ 1次ヘリウム純化設備入口    | ⑨ 1次加圧水冷却器用 1次ヘリウム循環機出口 |
| ④ コールドチャコールトラップ入口 | ⑩ 中間熱交換器用 1次ヘリウム循環機出口   |
| ⑤ コールドチャコールトラップ出口 |                         |
| ⑥ 冷却器出口           |                         |

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 ( $\text{Bq}/\text{m}^3$ ) は、燃料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  $A_i$  ( $\text{Bq}$ ) を算出できる。定常状態における核種  $i$  の放射能量は以下のように表すことができる<sup>(1,9)</sup>。

$$A_i = \frac{3.2 \times 10^{10} \lambda_i P Y_i (R/B)_i}{W_p} \quad (2.1)$$

$$\lambda_i + \frac{P}{W_m} \eta_p$$

ここで、  
 $A_i$  : 1 次冷却材中の希ガス  $i$  の放射能量 ( $\text{Bq}$ ) 、  
 $\lambda_i$  : 希ガス  $i$  の崩壊定数 ( $\text{s}^{-1}$ ) 、  
 $W_p$  : 1 次ヘリウム純化設備流量 ( $\text{kg/s}$ ) 、  
 $W_m$  : 1 次冷却材ヘリウム量 ( $\text{kg}$ ) 、  
 $\eta_p$  : 1 次ヘリウム純化設備による除去効率、  
 $P$  : 出力 ( $\text{W}$ ) 、  
 $Y_i$  : 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、(2.1) 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。希ガス核種のうち、Kr-88 は測定を行う上で適当な半減期（約 2.8 時間）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<sup>(10)</sup>。そのために、破損率を推定する際の代表核種として Kr-88 の  $R/B$  値を用いる。

Table 2-1 Set values in the primary coolant radioactivity signal in safety protection system.

設定値 (MBq/cm <sup>3</sup> )	対応	相当する破損率 (%)
0.07	原子炉自動スクラム	1
0.03	手動停止・破損燃料取出	0.4
0.01	警報発報・原因究明	0.2

Table 2-2 Comparison of the primary coolant radioactivity signal in safety protection system and the primary coolant sampling system.

1次冷却材放射能計装	1次冷却材サンプリング設備
<ul style="list-style-type: none"> <li>・安全保護設備である</li> <li>・連続測定を行う</li> <li>・サンプリング位置は固定</li> <li>・核種分析はできない</li> <li>・検出感度が良く、測定時間が短い</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・安全保護設備ではない</li> <li>・間欠測定を行う</li> <li>・サンプリング位置は可変（10点）</li> <li>・核種分析（Kr、Xe 同位体）を行う</li> <li>・測定時間が長い</li> </ul>

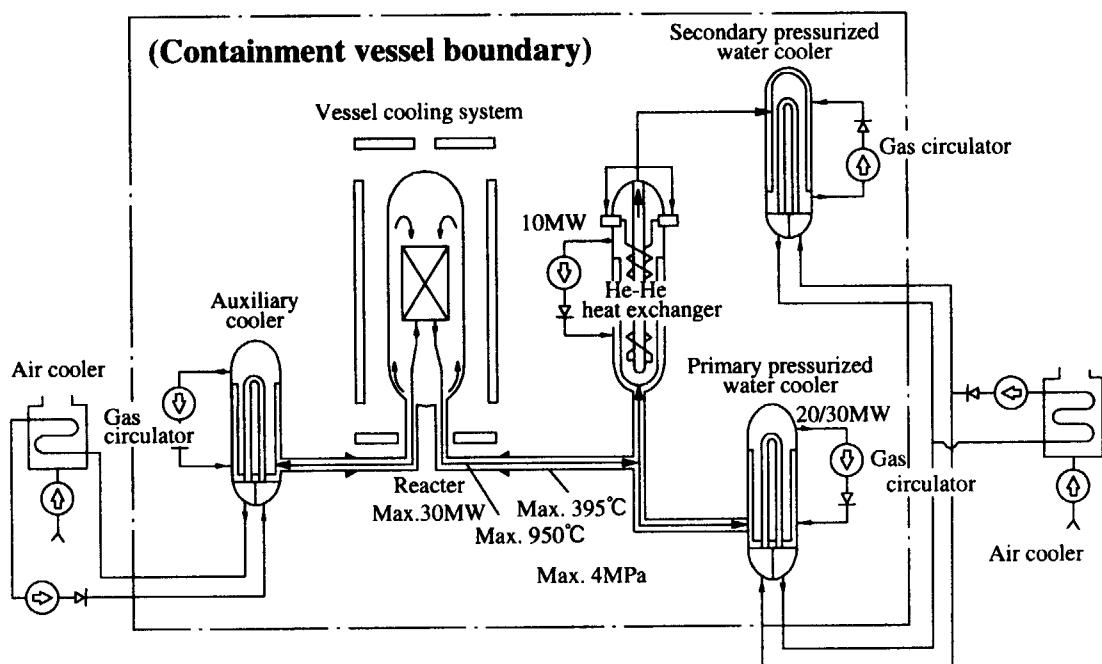


Fig. 2-1 Primary coolant system of HTTR<sup>(6)</sup>.

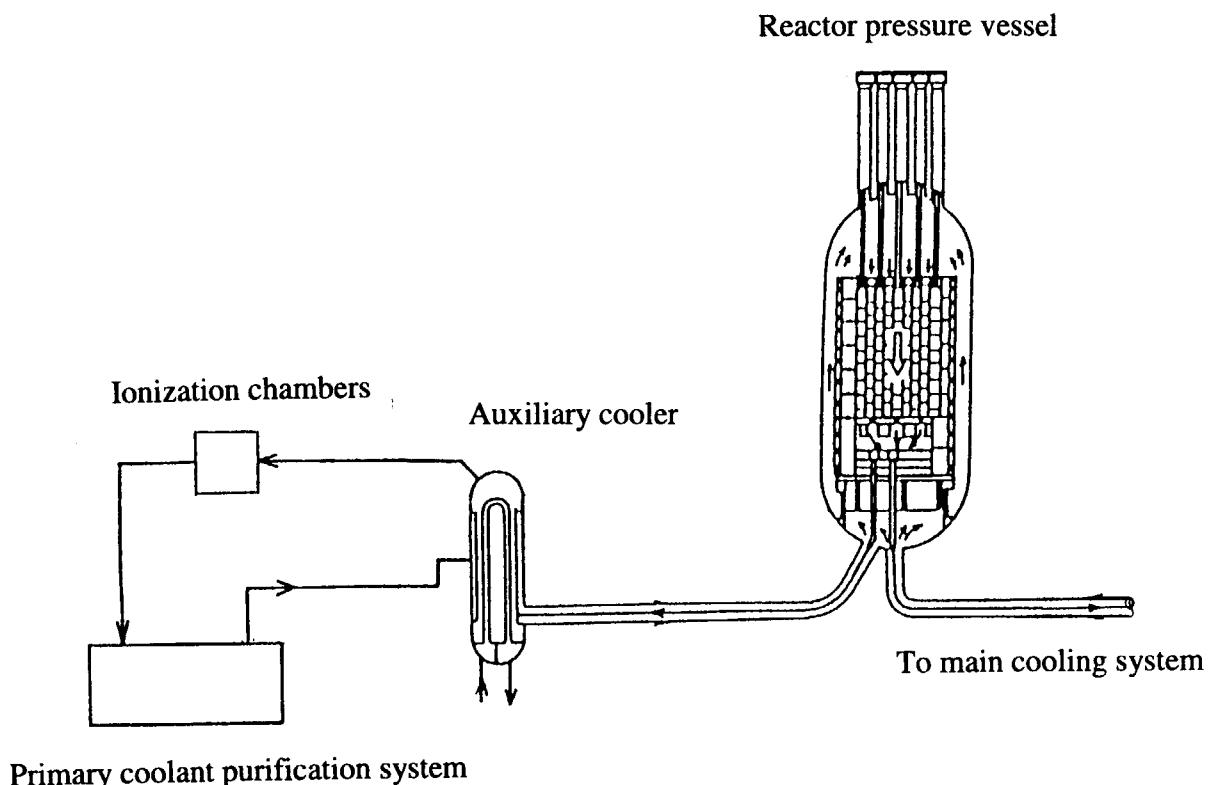
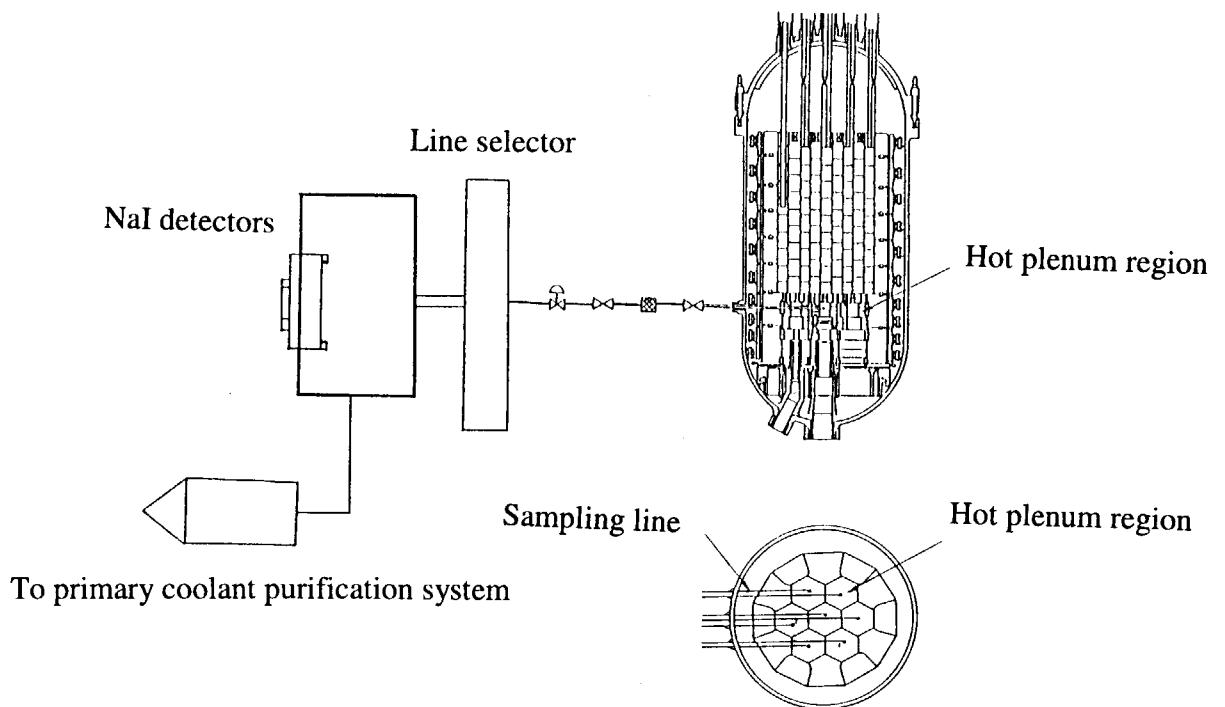
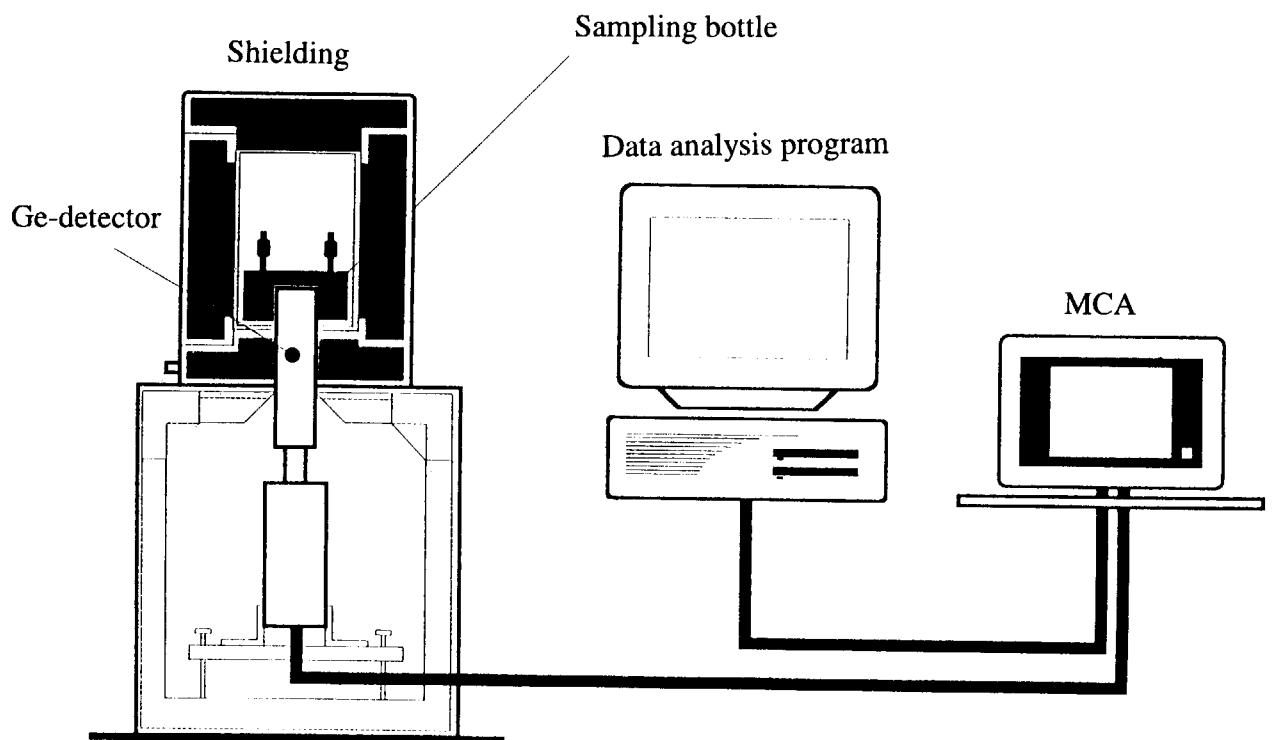


Fig. 2-2 Primary coolant radioactivity measurement system in safety protection system<sup>(6)</sup>.



**Fig. 2-3 Fuel failure detection system<sup>(6)</sup>.**



**Fig. 2-4 Energy analysis system of sampled primary coolant.**

### 3. 試験結果

#### 3.1 原子炉保護設備の1次冷却材放射能計装

出力上昇試験中の安全保護設備の電離箱信号を **Fig. 3-1** に示す。核分裂生成物濃度が極めて低いため、3 チャンネルの信号は全て検出限界である約  $10^{-3}$  MBq/cm<sup>3</sup> ( $1$  GBq/m<sup>3</sup>) 以下であった。

同位置にある電離箱信号を線量当量率 (mSv/h) の単位で対数スケールで処理したプロセス計装の測定結果を **Fig. 3-2** に示す。本信号は線量当量率 (mSv/h) の単位で出力される。図は機器校正時の換算係数 ( $1$  mSv/h =  $6950$  MBq/cm<sup>3</sup>) を用いて濃度に換算している。測定値は 3 チャンネルとも全て本信号の検出限界である約  $10^{-5}$  MBq/cm<sup>3</sup> ( $10$  GBq/m<sup>3</sup>) 以下であった。

#### 3.2 燃料破損検出装置 (FFD : Fuel Failure Detection System)

FFD 信号を 7 領域全てについて **Fig. 3-3** に示す。FFD 信号は S/N 比が良く、出力の上昇に対応して計数値が変化している。原子炉出力が一定の場合は、初期に計数値が高く徐々に一定値に整定していく傾向が見られる。この理由については 4 章で検討する。現在のところ、領域間の顕著な差は見られないが、各領域間の大小関係に領域毎の一定の傾向が見られる。これが実際の濃度の差を現しているのかどうか、さらに監視・検討を継続する。

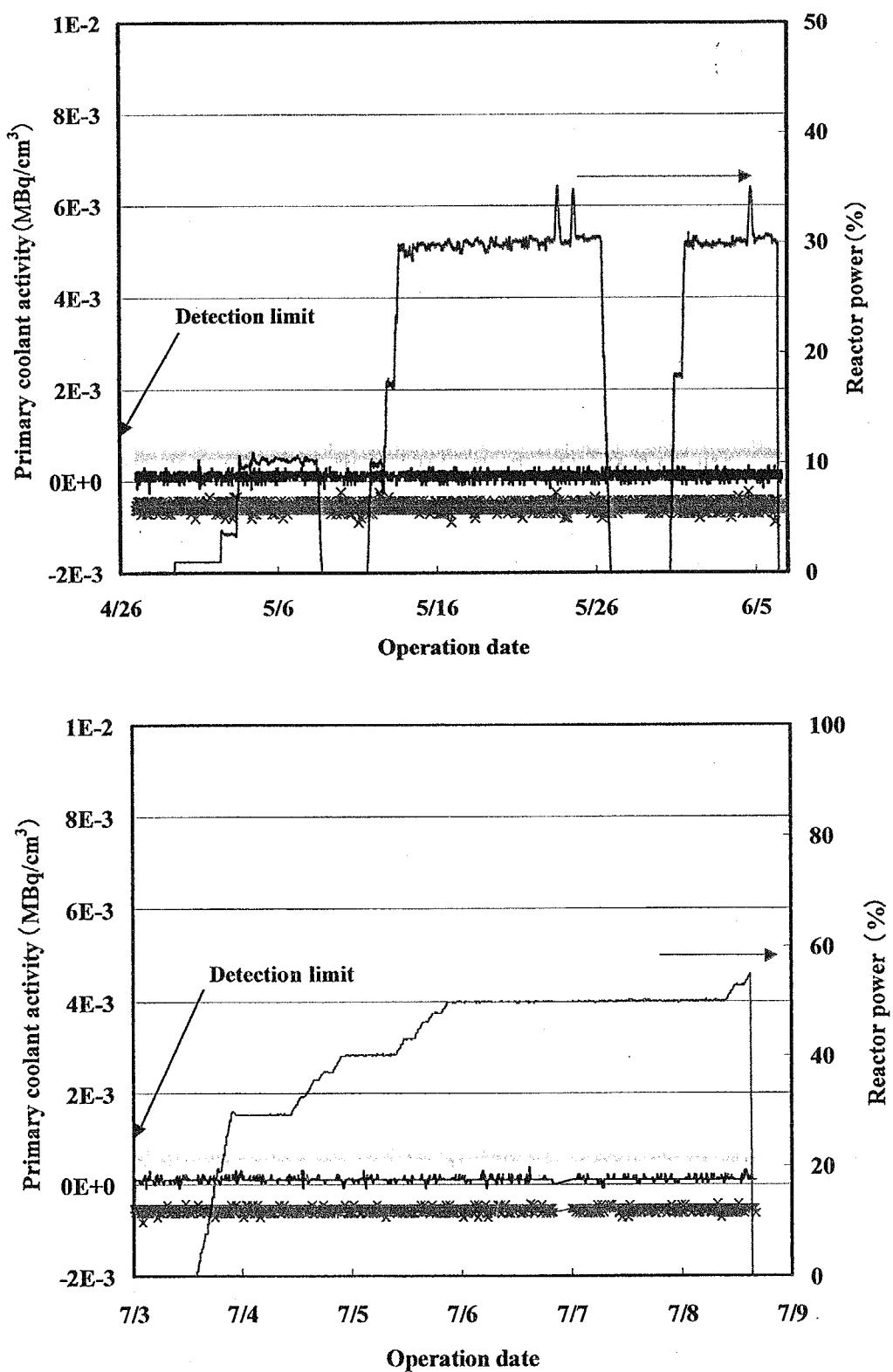
#### 3.3 1次冷却材サンプリング設備

1 次冷却材サンプリングによる核種分析は、異常な核分裂生成物の上昇が発生していないことを確認するために新たな出力に到達する毎に実施する「確認測定」と、炉心の状態が安定した時点で実施する「定常測定」の両方を行っている。

原子炉出口からサンプリングした結果を **Fig. 3-4** に示す。これまでに検出された核分裂生成物ガスは、Kr-85m、Kr-87、Kr-88、Xe-133、Xe-135、Xe-135m、Xe-137、Xe-138 である。その他、放射化生成物の Ar-41 及びバックグラウンドとして存在する K-40 が検出されている。

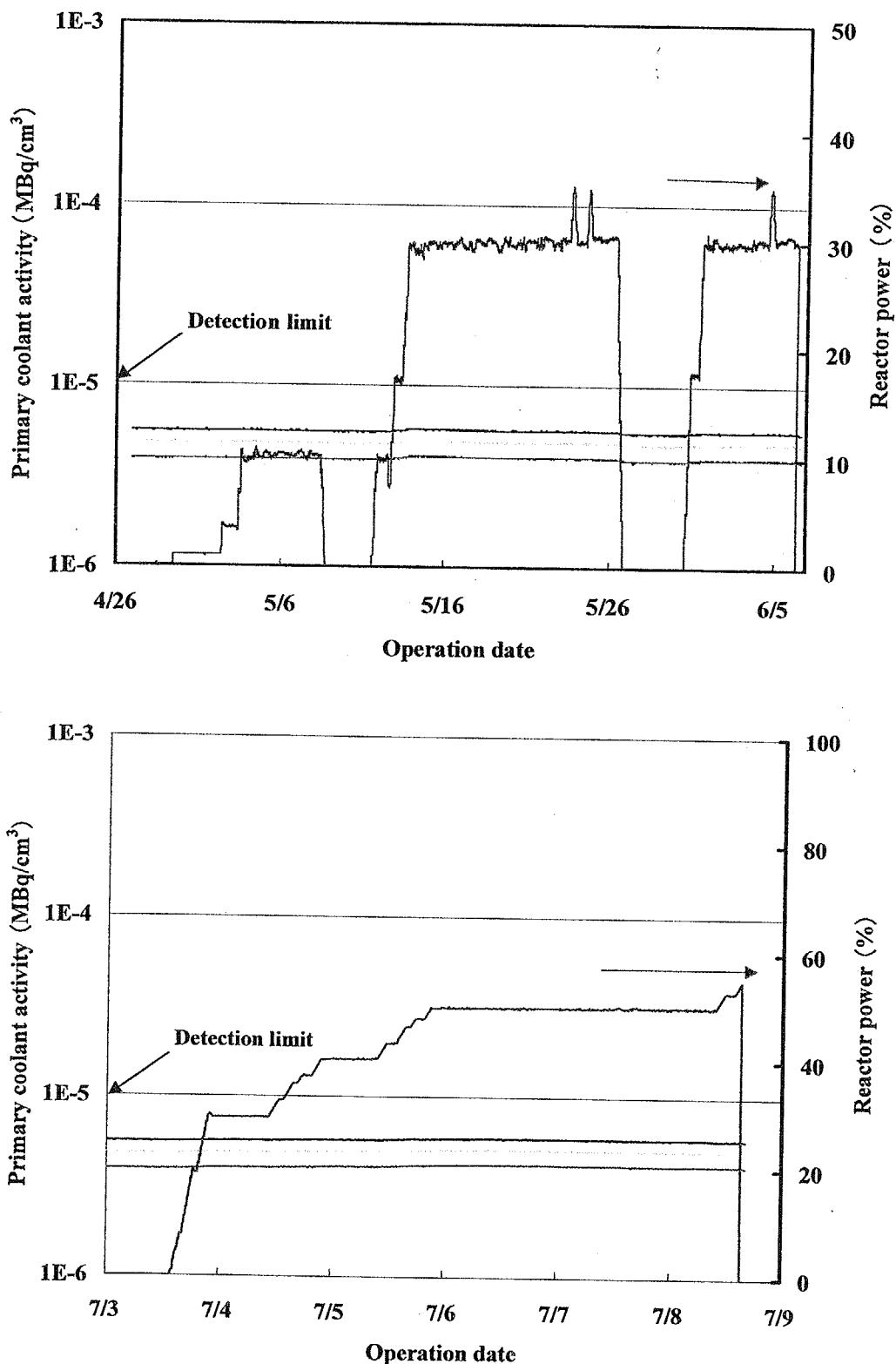
Kr 及び Xe の濃度は現在のところ  $10^{-2}$  Bq/cm<sup>3</sup> ( $10$  kBq/m<sup>3</sup>) 以下であり、電離箱信号の検出限界よりも 3~5 衍低い。

This is a blank page.



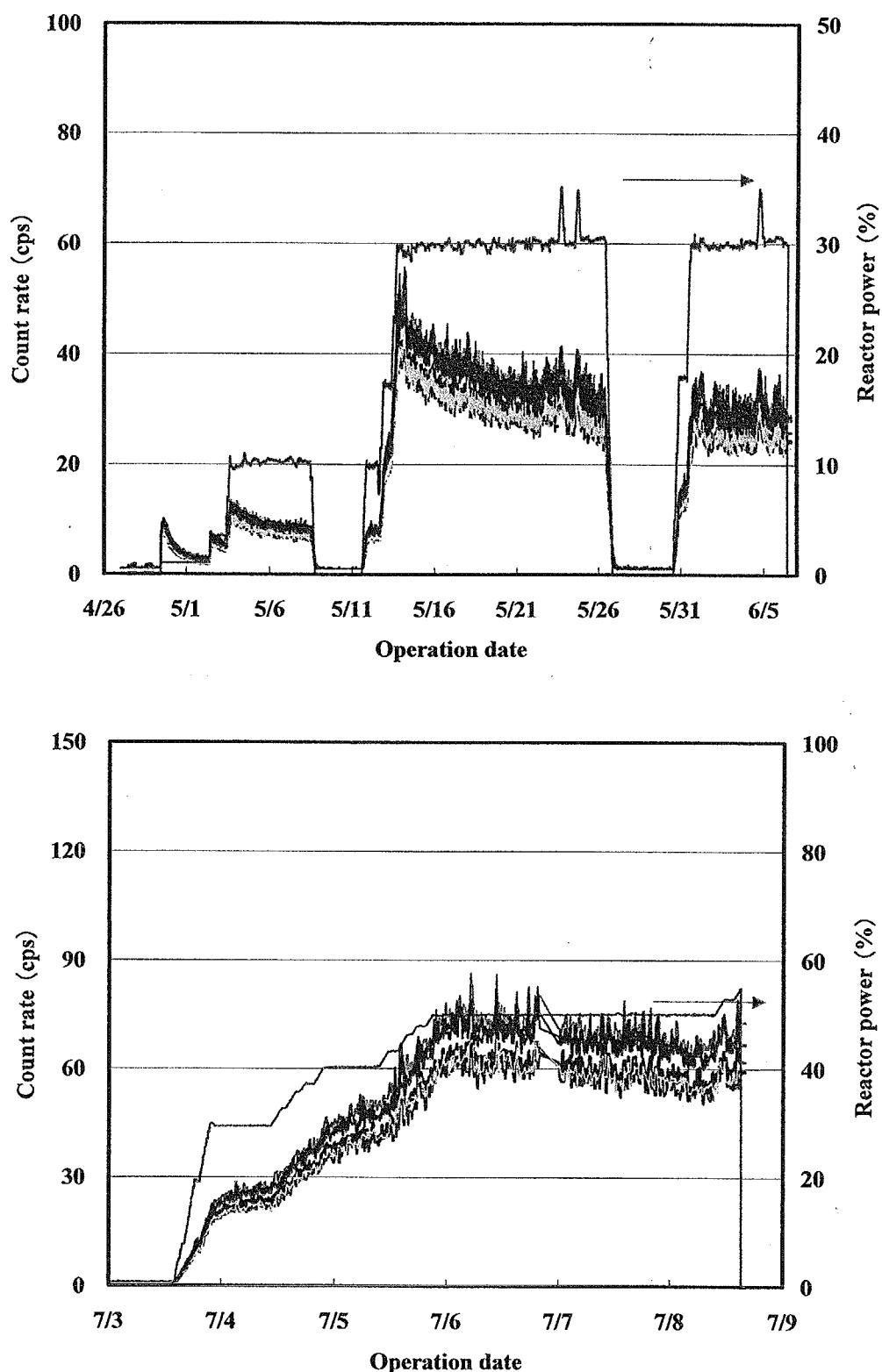
**Fig. 3-1 Primary coolant radioactivity signal in safety protection system (linear scale).**

This is a blank page.

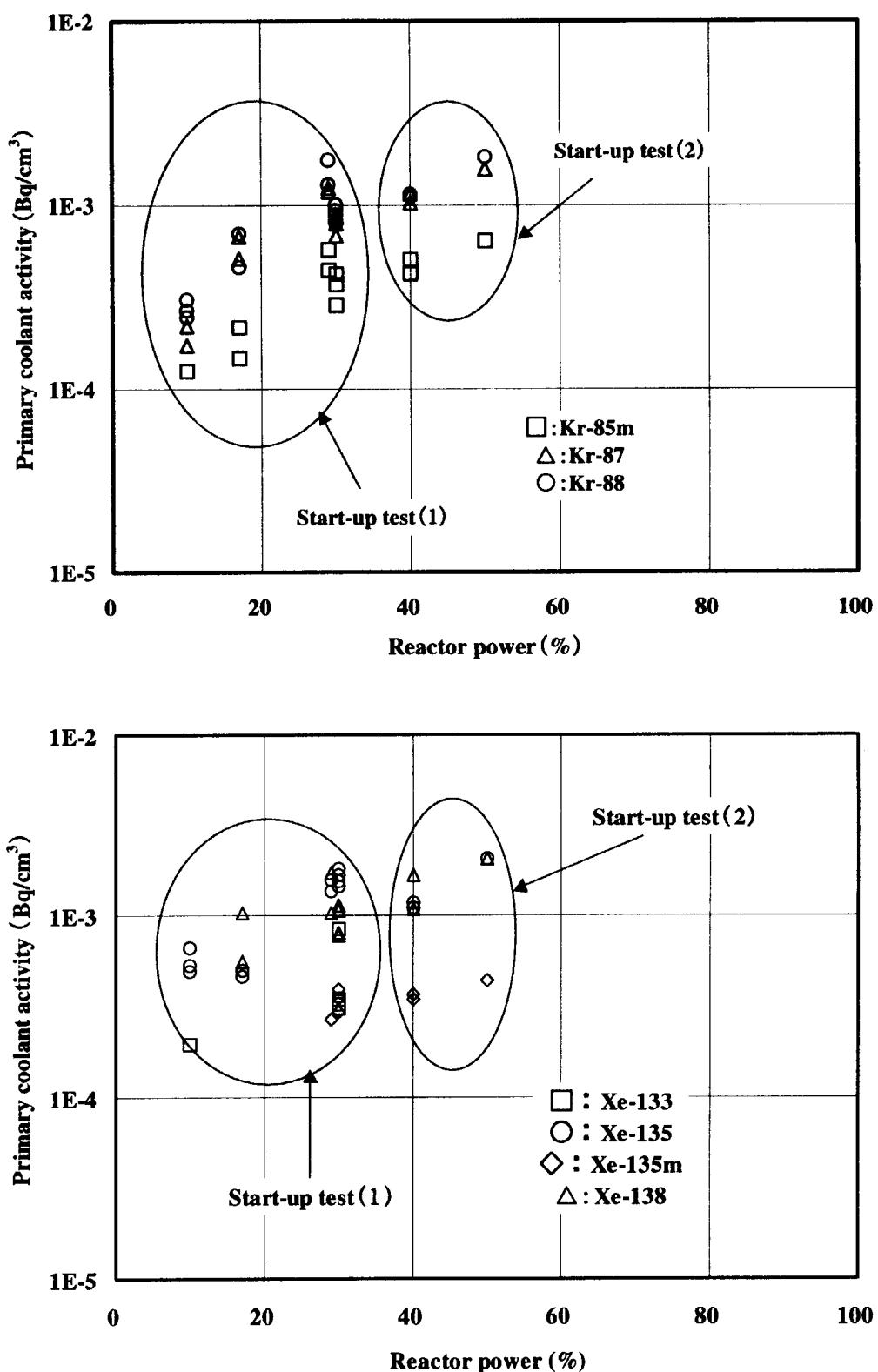


**Fig. 3-2 Primary coolant radioactivity signal in safety protection system (log scale).**

This is a blank page.

**Fig.3-3 Count rates of the FFD system.**

This is a blank page.

**Fig. 3-4 Fission gas concentrations in primary coolant.**

## 4. 考察

### 4.1 燃料破損検出装置による測定値の減少

**Figure 3-3** から分かるように、原子炉出力が一定の時、FFD 信号は初めに大きな値を示し、徐々に一定値に整定する。1 次冷却材中の希ガス放射能濃度に関する同様な傾向は、これまでの OGL-1 燃料体照射試験やスイープガスキャプセル照射試験においても観察されているが、その原因については特定されていない<sup>(7)</sup>。

サンプリングにより得られた 1 次冷却材中の Kr-88 濃度と FFD 信号の関係を **Fig. 4-1** に示す。FFD 信号が大きな値を示している時は、Kr-88 濃度も高くなっている実際には核分裂生成物濃度がいったん上昇しその後整定していることが分かる。この減少を定量的に検討するために、以下のモデルでパラメータ計算を行った。

- ① 初期に燃料から放出される核分裂生成物ガスの量を  $N_0$  とする。
- ② その後、ある一定の量 ( $S$ ) の核分裂生成物ガスが定常的に放出される。
- ③ 1 次ヘリウム純化設備のコールドチャコールトラップにより核分裂生成物ガスが除去される。

このモデルを式で表すと、1 次冷却材中の核分裂生成物ガスの量 ( $N$ ) は、以下のようになる。

$$\frac{dN(t)}{dt} = S - \frac{W}{W_p} N(t) \quad (4-1)$$

$$N(0) = N_0 \quad (4-2)$$

ここで、 $W_p$  はコールドチャコール流量、 $W$  は 1 次冷却材インベントリである。出力上昇試験 (1) の 9MW 定常時を例にすると、コールドチャコール流量は約 30kg/h、1 次冷却材インベントリは約 670kg であり、1 次ヘリウム純化設備のコールドトラップによる除去の半減期は、約 15 時間となる。

(4-1) 式を初期条件 (4-2) で解くと、以下の解が得られる。

$$N(t) = \frac{N_0}{S} \exp\left(-\frac{W_p}{W} t\right) + \frac{W}{W_p} S \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{W_p}{W} t\right) \right\} \quad (4-3)$$

(4-3) 式で定常値  $S$  に対する初期値  $N_0$  の比をパラメータとして解析を行った結果を **Fig. 4-2** に示す。図中には、出力上昇試験 (1) の 5 月 14 日頃から原子炉出力を 30% に保持したときの FFD 信号の相対値も示した。FFD 信号の減衰の半減期は、この時の

1次ヘリウム純化設備のコールドトラップによる除去の半減期（約15時間）とほぼ同じであることが分かる。また、FFD信号の時間変化を再現するためには、初期値  $N_0$  に対する定常値  $S$  の比は100程度であることが分かる。

#### 4.2 燃料破損検出装置計数率とサンプリングによる濃度測定結果の比較

サンプリングにより測定した1次冷却材中のKr-88濃度とサンプリングした時のFFD計数率の相関を Fig. 4-3 に示す。出力の上昇に対応する濃度の上昇とともにばらつきは大きくなっているが、両者はほぼ比例関係にある。図中にはFFD計数率とKr-88の平均相関式も示した。

FFDで測定される計数率は、各領域の燃料体から放出された希ガス(Kr-88、Kr-89、Kr-90、Xe-138等)の複数種の計数率の和である。両信号の直線性が良いということは、FFDにより測定されている核種がKr-88と同様の放出挙動を示している可能性が高い。

#### 4.3 事前解析との比較

##### (1) 希ガス放出率評価モデル<sup>(1)</sup>

希ガス放出率評価モデルは、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こと、及び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。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。

$$(R/B) = \left\{ (f_{k,r} \times f_{m,d}) + (f_{k,d} \times f_{m,ad}) \right\} \times \phi_k + (f_{m,r} + f_{m,d}) \times \phi_c \quad (4-4)$$

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以下の式で計算する<sup>(12)</sup>。

$$f_{k,d} = 3 \left[ \frac{1}{\Gamma_1} \left( \frac{\coth \sqrt{\mu_1}}{\sqrt{\mu_1}} - \frac{1}{\mu_1} \right) + \frac{1}{\Gamma_2} \left( \frac{\coth \sqrt{\mu_2}}{\sqrt{\mu_2}} - \frac{1}{\mu_2} \right) \right] \times f_{BU} \quad (4-5)$$

$$\begin{aligned} \Gamma_1 &= 1 - \frac{\mu_1}{\mu_2} \\ \Gamma_2 &= 1 - \frac{\mu_2}{\mu_1} \\ \mu_i &= \frac{\lambda_i}{D'_i} \end{aligned} \quad (4-6)$$

ここで、  
 $f_{BU}$ : 燃焼による補正因子、  
 $\lambda_i$ : 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、キャップセル照射試験結果<sup>(10)</sup>に基づき定めたもので、

$$D' = 55 \exp(-38000/T) \quad (4-7)$$

により求める。また、燃料核中の換元拡散係数は、キャップセル照射試験で得られた拡散放出率に基づき定める。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)</sup>を参考に以下の式を仮定している。

$$f_{BU} = 0.2Bu + 1 \quad (4-8)$$

ここで、 $Bu$  は燃焼度 (%FIMA) である。

燃料核からの反跳放出率は、反跳距離と形状から決まる式で計算できる<sup>(14)</sup>。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界の拡散放出を仮定する。

$$f_{m,d} = \alpha \times f_{m,gd} + (1 - \alpha) \times f_{m,ad} \quad (4-9)$$

ここで、 $f_{m,gd}$ : 黒鉛粒内拡散による放出率、

$f_{m,ad}$ : 黒鉛粒界拡散による放出率、

$\alpha$ : 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<sup>(15)</sup>。

$$f_{m,d} = 3\sqrt{\frac{D'}{\lambda}} \left[ \coth(\sqrt{\frac{\lambda}{D'}}) - \sqrt{\frac{D'}{\lambda}} \right] \quad (4-10)$$

ここで、 $D'$  は換元拡散係数 ( $s^{-1}$ ) である。

黒鉛粒内の換元拡散係数は、PyC 内の拡散係数に等しいと仮定したが、結果として粒界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。黒鉛粒界の拡散係数は未知であるが、粒界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  $1/5$  を仮定している。

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ている。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。

$$1 - \alpha = 1 - \frac{\rho_0}{\rho_g} = 1 - \frac{m}{\rho_g V_0} \quad (4-11)$$

ここで、 $\rho_0$ : 未照射時のマトリックス密度 ( $kg/m^3$ ) 、

$\rho_g$ : 黒鉛粒の密度 ( $kg/m^3$ ) 、

m: マトリックス部重量 (kg) 、  
 $V_0$ : 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、寸法収縮の実験式を用いると以下のようになる<sup>(7)</sup>。

$$V(\Phi) = V_0 \left(1 + \frac{1.006\Phi - 0.174\Phi^2}{100}\right) \quad (4-12)$$

ここで、 $\Phi$ は高速中性子 ( $E > 29fJ$ ) 照射量 ( $10^{25}m^{-2}$ ) である。 (4-11) 式に (4-12) 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。

$$f_{m,r} = \frac{R \beta (r_i + r_o) - 2R}{6(r_o^2 - r_i^2)} \quad (4-13)$$

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。

マトリックスからの反跳距離  $R$  は  $10\mu m$  を仮定している。

## (2) 出力上昇試験の事前解析

HTTR の 1、30、50、90%出力時を対象とした出力上昇試験中の燃料破損率、希ガス放出率及び 1 次冷却材中の希ガス濃度の解析を行った<sup>(15)</sup>。燃料温度は HTTR 設計での基準炉心運転パターン 10 日の結果に基づいて出力 0% の時に  $200^\circ C$  として評価設定した。燃料温度は燃料コンパクト内径方向の体積平均値であり、炉心全体を 4 燃料棒で代表させ、軸方向には 5 段ブロック、かつ各ブロック内燃料棒は 4 評価点とした。事前解析に用いた燃料体温度の平均値を Table 4-1 に示す。実際の計算はさらにメッシュ分割して行った。出力分布は同じく 10 日の出力分布に出力割合を乗じて設定した。高速中性子束データは、燃焼末期 (660 日) の高速中性子照射量を基に設定した。

出力の変化に伴う Kr-88 の放出率 R/B 値の予測値を Fig. 4-4 に示す。結果については、(3) で考察する。

## (3) 比較検討

事前解析により求めた 1 次冷却材中の Kr-88 量とサンプリング結果の比較を Fig. 4-5

に示す。傾向が合っていることが分かる。

事前解析に用いた各領域の汚染ウラン率、SiC 層破損率、貫通破損率を **Table 4-2** に示す。これらの値は、初装荷燃料の製造実績によるものである<sup>(16)</sup>。初装荷燃料の製造時の汚染ウラン率は、全体で約  $2 \times 10^{-6}$  となっている。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。すなわち、貫通破損はほとんど生じていない。このことから、製造時に測定された露出ウラン率 ( $2 \times 10^{-6}$ ) は、マトリックス部の汚染ウラン率と見なすことができる。ただし、この  $2 \times 10^{-6}$  という値はほぼ測定下限値であり、汚染ウラン率はこれよりも小さい可能性がある。貫通破損率は、露出ウラン率が約  $10^{-4}$  以上となった燃料コンパクト内に含まれており、その平均値は全体で約  $2 \times 10^{-6}$  となっている。

**Figure 4-6** は温度の関数でどの放出モードが支配的かを示したものである。汚染ウラン率、貫通破損率とともに製造時の平均値である  $2 \times 10^{-6}$  を仮定している。同図では原子炉出力に対する燃料温度の事前解析の範囲を示している<sup>(17)</sup>。図から分かるように、出力上昇試験（1）では汚染ウランからの反跳放出、出力上昇試験（2）では汚染ウランからの拡散放出が支配的であり、1 次冷却材中の希ガス濃度は、貫通破損よりも汚染ウランからの寄与で決まる予測された。実際の運転における希ガス濃度の測定値は、現在のところ事前解析結果と同様の傾向を示しており、汚染ウランからの放出が主になっている可能性が高い。

Table 4-1 Fuel temperature distributions employed in pre-analysis.

1% power (°C)

Regional Axial \	1	2	3	4
1	206	206	206	206
2	208	208	208	208
3	209	209	209	209
4	209	209	209	209
5	209	209	209	209

30% power (°C)

Regional Axial \	1	2	3	4
1	356	355	364	361
2	441	441	449	447
3	468	468	476	474
4	464	464	472	470
5	467	467	475	472

50% power (°C)

Regional Axial \	1	2	3	4
1	459	459	473	468
2	602	602	616	611
3	647	646	660	656
4	640	639	653	649
5	645	644	658	654

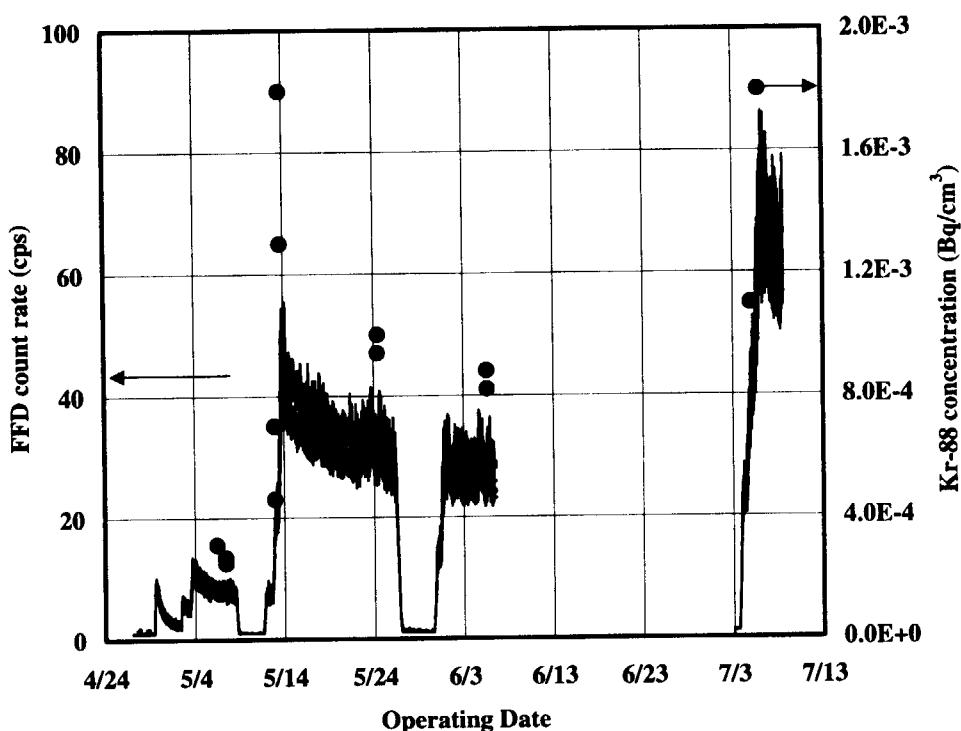
Table 4-2 Fuel compact matrix contamination and through-coatings failure fractions employed in pre-analysis.

Contamination fractions

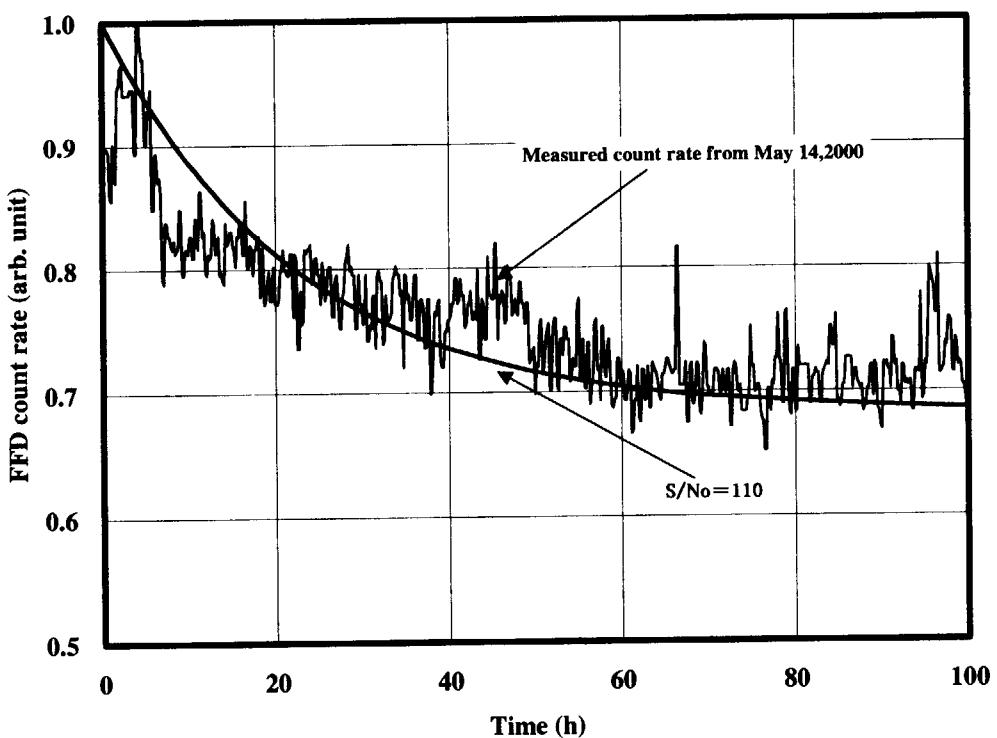
Regional Axial \	1	2	3	4
1	$2.9 \times 10^{-6}$	$1.6 \times 10^{-6}$	$2.5 \times 10^{-6}$	$2.8 \times 10^{-6}$
2	$2.5 \times 10^{-6}$	$2.6 \times 10^{-6}$	$2.3 \times 10^{-6}$	$1.6 \times 10^{-6}$
3	$2.3 \times 10^{-6}$	$2.5 \times 10^{-6}$	$2.4 \times 10^{-6}$	$2.6 \times 10^{-6}$
4	$2.9 \times 10^{-6}$	$2.1 \times 10^{-6}$	$2.3 \times 10^{-6}$	$3.3 \times 10^{-6}$
5	$2.9 \times 10^{-6}$	$2.1 \times 10^{-6}$	$2.3 \times 10^{-6}$	$3.3 \times 10^{-6}$

Through-coatings failure fractions

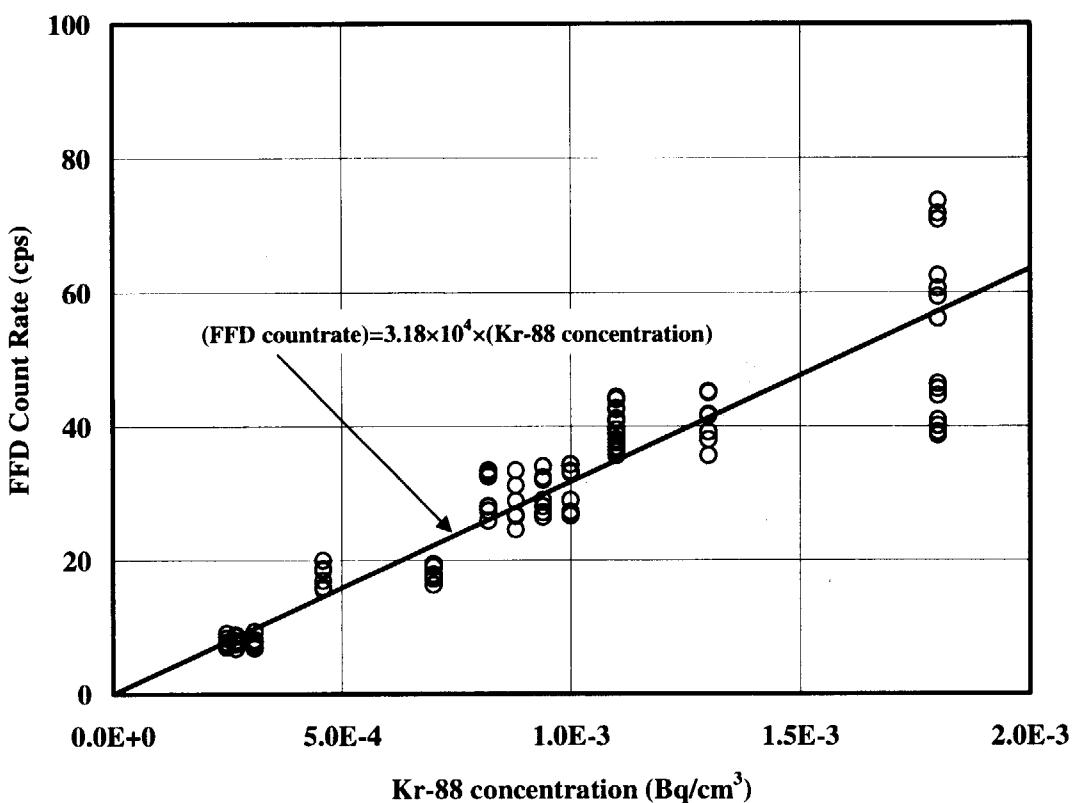
Regional Axial \	1	2	3	4
1	$3.1 \times 10^{-6}$	$2.0 \times 10^{-6}$	$1.9 \times 10^{-6}$	Not detected
2	$1.9 \times 10^{-6}$	Not detected	$1.9 \times 10^{-6}$	$2.0 \times 10^{-6}$
3	$7.8 \times 10^{-7}$	$1.9 \times 10^{-6}$	$1.8 \times 10^{-6}$	Not detected
4	$3.8 \times 10^{-6}$	$5.8 \times 10^{-6}$	$7.8 \times 10^{-7}$	$5.5 \times 10^{-6}$
5	$3.8 \times 10^{-6}$	$5.8 \times 10^{-6}$	$7.8 \times 10^{-7}$	$5.5 \times 10^{-6}$



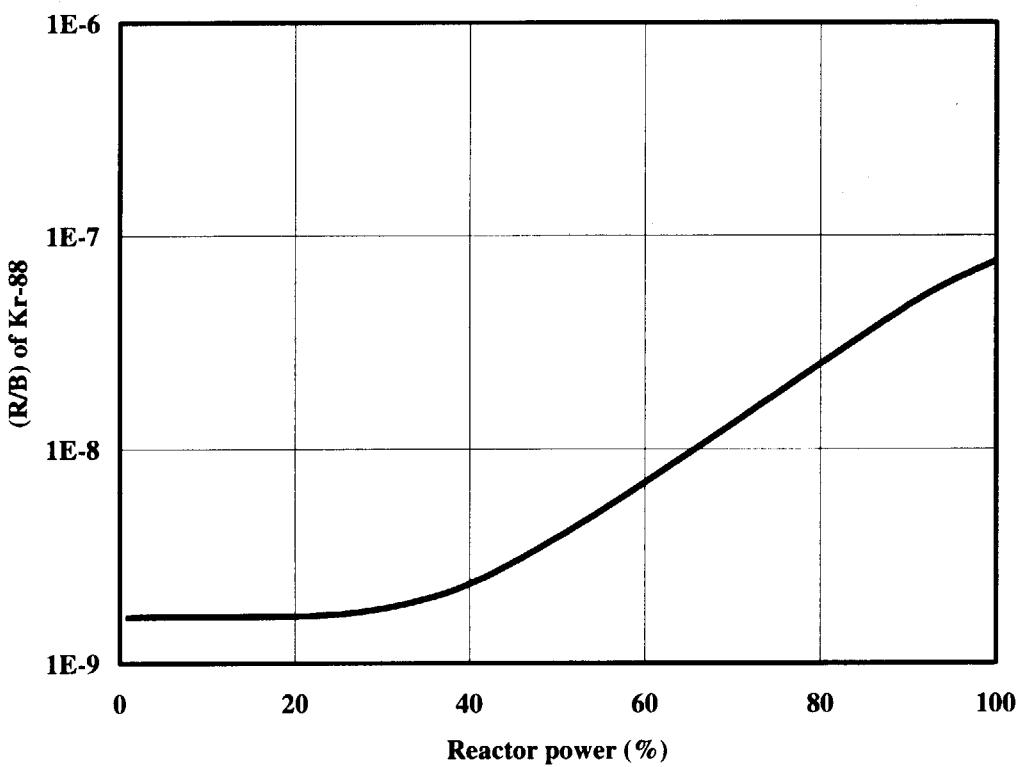
**Fig. 4-1 Comparison of fuel failure detection system count rate and fission gas concentration by sampling.**



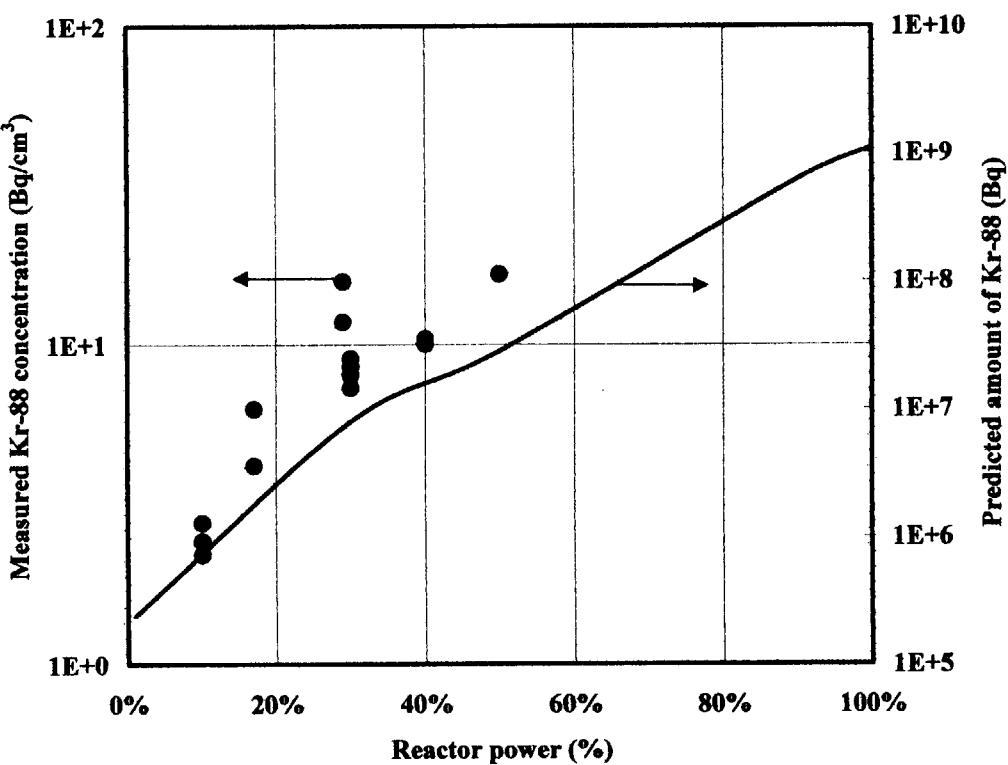
**Fig. 4-2 Measured and calculated decrease of fission gas concentrations.**



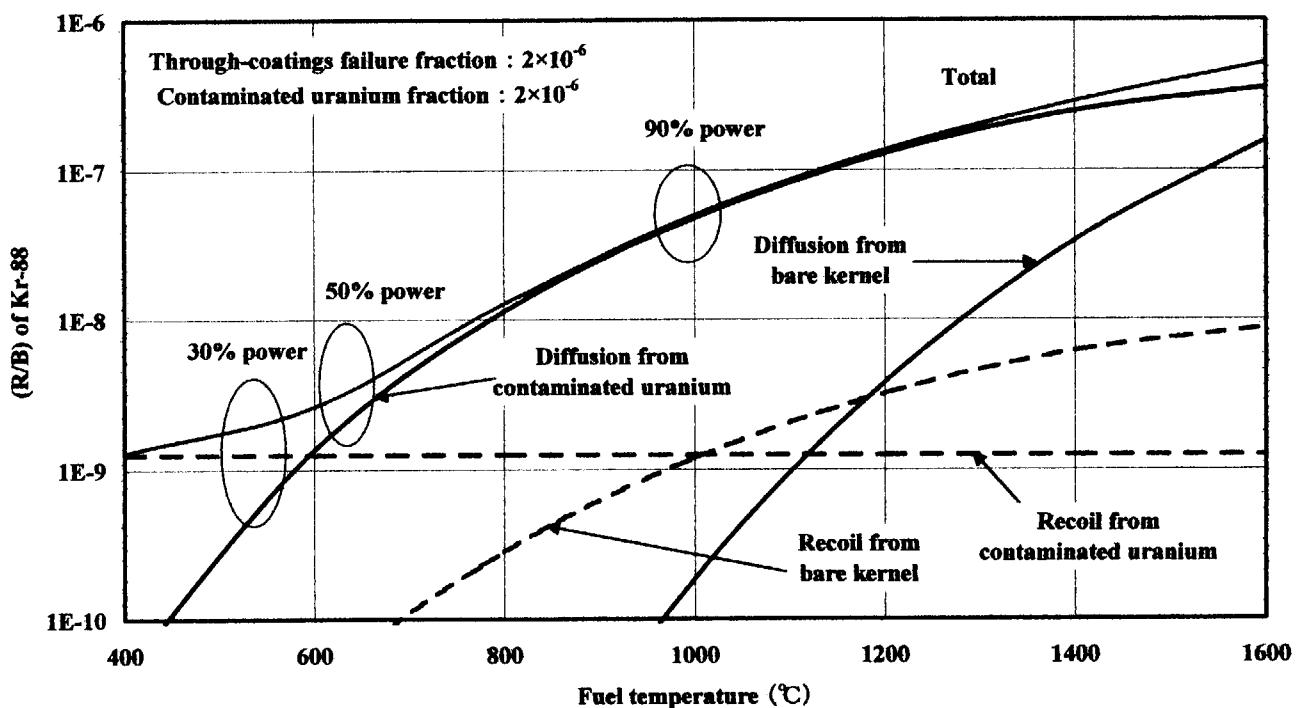
**Fig. 4-3 Correlation of fuel failure detection system count rate and fission gas concentration by sampling.**



**Fig. 4-4 Predicted Kr-88 release fractions during power-up test.**



**Fig. 4-5 Comparison of predicted Kr-88 amount and measured concentration in primary coolant.  
(employed contamination and failure fractions are shown in Table 4-1)**



**Fig. 4-6 Calculated fission gas release fraction during power-up test.**

This is a blank page.

## 5. 結論

HTTR の出力上昇試験 (1) 及び (2) のうち原子炉出力 15MW までに得た原子炉保護設備の 1 次冷却材放射能計装、燃料破損検出装置 (FFD) 及び 1 次冷却材サンプリング設備により取得したデータを用いて、燃料及び 1 次冷却材中の核分裂生成物挙動の評価を行った。

- ① 原子炉保護設備の 1 次冷却材放射能計装による電離箱の測定値は、核分裂生成物濃度が極めて低いため、全信号は検出限界値の  $10^{-3}$  MBq/cm<sup>3</sup> 以下であった。また、検出器信号を対数スケールで処理した結果も全て検出限界（約  $10^{-5}$  MBq/cm<sup>3</sup>）以下であった。
- ② 1 次冷却材サンプリングによる核種分析により検出された核分裂生成物ガスは、Kr-85m、Kr-87、Kr-88、Xe-133、Xe-135、Xe-135m、Xe-137、Xe-138 であった。Kr 及び Xe の濃度は現在のところ全て  $10^{-2}$  Bq/cm<sup>3</sup> 以下であり、電離箱の検出限界よりも 3~5 衍低い。
- ③ 原子炉出力が一定の時、燃料破損検出装置 (FFD) 信号は初めに大きな値を示し、徐々に一定値に整定する傾向が見られた。信号値の低下速度は、1 次ヘリウム純化設備のコールドチャコールトラップによる除去の半減期に相当している。
- ④ 1 次冷却材中の Kr-88 濃度と FFD 計数率はほぼ比例関係にあり、FFD では設計どおり希ガスの娘核種の崩壊を測定していることを確認した。
- ⑤ 事前解析により求めた 1 次冷却材中の Kr-88 量とサンプリングによる Kr-88 濃度測定結果の原子炉出力に対する傾向は合っている。

## 謝　　辞

本検討を行うに当たり、御指導、御助言いただいた馬場治高温工学試験研究炉開発部長、国富一彦前 HTTR 技術開発室長、伊与久達夫 HTTR 技術開発室長、林君夫核熱利用研究部高温照射研究室長に感謝いたします。また、出力上昇試験に係る運転等を実施した HTTR 試験室の皆様方に感謝いたします。

## 参　考　文　献

1. K.SAWA, S.SHIOZAWA, K.FUKUDA, Y.ICHIHASHI : Validation of Fission Product Release from Fuel Element of HTTR, J. Nucl. Sci. Technol., 29, 842 (1992) .
2. 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) .
3. 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) .
4. 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) .
5. 沢和弘、吉牟田秀治、佐藤政四、斎藤賢司、他：高温工学試験研究炉運転中における燃料挙動の評価方法と予測結果、JAERI-Research 98-016 (1998) .
6. S.SAITO, T.TANAKA, Y.SUDO, O.BABA, et. al. : Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR), JAERI-1332 (1994) .
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, K.MINATO : An Investigation of Irradiation Performance of High Burnup HTGR Fuel, J. Nucl. Sci. Technol., 36, 781 (1999) .
9. K.SAWA, H.MIKAMI, S.SAITO : Analytical Method and Result of Off-site Exposure during Normal Operation of HTTR, Energy, 16, 459 (1991) .
10. 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) .

11. 沢和弘、角田淳弥、渡辺隆：高温ガス炉運転中の被覆燃料粒子挙動及び核分裂生成物ガス挙動解析コード、JAERI-Data/Code 99-034 (1999) .
12. 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, 89 (1976) .
13. B.F.MYERS : The Fuel Design Data Manual、GA-901866/F (1987) .
14. H.KROHN, R.FINKEN : FRESCO-II, Ein Rechenprogramme zur Berechnung der Spaltproduktfreisetzung aus Kugelformigen HTR-Brennelementen in Bestrahlung-und Ausheizexperimenten、Jul-Spez-212 (1983) .
15. S.D.BECK : The Diffusion of Radioactive Fission Products from Porous Fuel Elements、BMI-1433 (1960) .
16. K.SAWA, T.TOBITA, H.MOGI, S.SHIOZAWA, et al. : Fabrication of the First-Loading Fuel of the High Temperature Engineering Test Reactor、J. Nucl. Sci. Technol., 36, 683 (1999) .
17. 中川繁昭：私信 (1999) .

This is a blank page.

## 国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光强度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	$s^{-1}$
圧力、応力	ニュートン	N	$m \cdot kg/s^2$
エネルギー、仕事、熱量	パスカル	Pa	$N/m^2$
功率、放射束	ジュール	J	$N \cdot m$
電気量、電荷	ワット	W	$J/s$
電位、電圧、起電力	キーロン	C	$A \cdot s$
静電容量	ボルト	V	$W/A$
電気抵抗	アード	F	$C/V$
コンダクタンス	オーム	$\Omega$	$V/A$
磁束	ジーメンス	S	$A/V$
磁束密度	ウェーバ	Wb	$V \cdot s$
インダクタンス	テスラ	T	$Wb/m^2$
セルシウス温度	ヘンリー	H	$Wb/A$
光束度	セルシウス度	$^{\circ}C$	
照度	ルーメン	lm	$cd \cdot sr$
放射能	ルクス	lx	$lm/m^2$
吸収線量	ベクレル	Bq	$s^{-1}$
線量等量	グレイ	Gy	$J/kg$
	シーベルト	Sv	$J/kg$

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分、時、日	min, h, d
度、分、秒	°, ', "
リットル	l, L
トント	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
$10^{18}$	エクサ	E
$10^{15}$	ペタ	P
$10^{12}$	テラ	T
$10^9$	ギガ	G
$10^6$	メガ	M
$10^3$	キロ	k
$10^2$	ヘクト	h
$10^1$	デカ	da
$10^{-1}$	デシ	d
$10^{-2}$	センチ	c
$10^{-3}$	ミリ	m
$10^{-6}$	マイクロ	μ
$10^{-9}$	ナノ	n
$10^{-12}$	ピコ	p
$10^{-15}$	フェムト	f
$10^{-18}$	アト	a

(注)

- 表1～5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- ECC関係理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

## 換算表

力	$N(=10^5 \text{ dyn})$	kgf	lbf
1	0.101972	0.224809	
9.80665	1	2.20462	
4.44822	0.453592	1	

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa} \cdot \text{s} (\text{N} \cdot \text{s}/\text{m}^2) = 10 \text{ P} (\text{ポアズ})(\text{g}/(\text{cm} \cdot \text{s}))$$

$$\text{動粘度 } 1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St} (\text{ストークス})(\text{cm}^2/\text{s})$$

圧力	MPa(-10bar)	kgf/cm <sup>2</sup>	atm	mmHg(Torr)	lbf/in <sup>2</sup> (psi)
力	1	10.1972	9.86923	$7.50062 \times 10^3$	145.038
0.0980665	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
0.101325	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	$1.33322 \times 10^{-4}$	$1.35951 \times 10^{-3}$	$1.31579 \times 10^{-3}$	1	$1.93368 \times 10^{-2}$
	$6.89476 \times 10^{-3}$	$7.03070 \times 10^{-2}$	$6.80460 \times 10^{-2}$	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	$J(=10^7 \text{ erg})$	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft·lbf	eV	1 cal = 4.18605J (計量法)	
								= 4.184J (熱化学)	
1	0.101972	$2.77778 \times 10^{-7}$	0.238889	$9.47813 \times 10^{-4}$	0.737562	$6.24150 \times 10^{18}$		= 4.184J (熱化学)	
9.80665	1	$2.72407 \times 10^{-6}$	2.34270	$9.29487 \times 10^{-3}$	7.23301	$6.12082 \times 10^{19}$		= 4.1855J (15°C)	
$3.6 \times 10^6$	$3.67098 \times 10^5$	1	$8.59999 \times 10^5$	3412.13	$2.65522 \times 10^6$	$2.24694 \times 10^{25}$		= 4.1868J (国際蒸気表)	
4.18605	0.426858	$1.16279 \times 10^{-6}$	1	$3.96759 \times 10^{-3}$	3.08747	$2.61272 \times 10^{19}$		仕事率 1 PS(仮馬力)	
1055.06	107.586	$2.93072 \times 10^{-4}$	252.042	1	778.172	$6.58515 \times 10^{21}$		= 75 kgf·m/s	
1.35582	0.138255	$3.76616 \times 10^{-7}$	0.323890	$1.28506 \times 10^{-3}$	1	$8.46233 \times 10^{18}$		= 735.499W	
$1.60218 \times 10^{19}$	$1.63377 \times 10^{20}$	$4.45050 \times 10^{26}$	$3.82743 \times 10^{20}$	$1.51857 \times 10^{22}$	$1.18171 \times 10^{19}$	1			

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad
				1	0.01
	$3.7 \times 10^{10}$	1			1

照射線量	C/kg	R	2.58×10 <sup>-4</sup>	1
				1

線量当量	Sv	rem	100	1

(86年12月26日現在)

HTR出力上昇試験における燃料及び核分裂生成物挙動の検討（その1：15MWまでの結果）