

2003-025



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2: 30MWまでの結果)

2003年11月

植田 祥平・江森 恒一・飛田 勉・高橋 昌史
黒羽 操・石井 太郎*・沢 和弘

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。
入手の問合わせは、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, 2003

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 2 : 30MW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

植田 祥平・江森 恒一・飛田 勉*・高橋 昌史**・黒羽 操・石井 太郎*・沢 和弘

(2003年10月1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 μm 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う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）～（4）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 次冷却材中放射能濃度は出力上昇試験を通じて $10^3\text{Bq}/\text{cm}^3$ 以下であり、Kr 及び Xe 核種の濃度は $0.1\text{Bq}/\text{cm}^3$ 以下であった。放出率（R/B）値は原子炉出力 60%以下で 2×10^{-9} 、100%時で 7×10^{-9} であり、燃料コンパクトマトリックス部の汚染ウランの核分裂により生成した希ガスの放出機構は、低出力域での反跳放出から、出力上昇に伴う燃料温度上昇により拡散放出が支配的になることを示している。事前解析により求めた Kr-88 の放出率予測値は、出力 100%時で約 9×10^{-9} であり、測定値に対して核分裂生成物希ガス放出挙動をうまく再現することができた。

大洗研究所：〒311-1394 茨城県東茨城郡大洗町成田町新堀 3607

* 業務協力員（原子力エンジニアリング株式会社）

** 業務協力員（原子燃料工業株式会社）

* 株式会社日本アクシス

An Investigation of Fuel and Fission Product Behavior in Rise-to-power Test of HTTR
(No.2 : Results Up to 30MW Operation)

Shohei UETA, Koichi EMORI, Tsutomu TOBITA*, Masashi TAKAHASHI**,
Misao KUROHA, Tarou ISHII* and Kazuhiro SAWA

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

(Received October 1, 2003)

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%) 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 rise-to-power tests (1) to (4). The measured fractional release, (R/B), of ^{88}Kr increased to 7×10^{-9} at full power operation. This result showed that the release mechanism of the generated fission gas is recoil from the contaminated uranium in the fuel compact matrix at lower reactor power, and diffusional release in the fuel compact matrix becomes dominant with a fuel temperature rise at higher reactor power. The predicted (R/B) becomes 9×10^{-9} at full power operation, which showed good agreement with the behavior of the fission product gas release.

Keywords: HTTR, Fuel, Failure, Fission Gas, Rise-to-power Test, Fuel Failure Detection System (FFD), Primary Coolant, Radioactivity, Fractional Release, (R/B)

* Cooperative Staff (Nuclear Engineering Co., Ltd.)

** Cooperative Staff (Nuclear Fuel Industries Co., Ltd.)

* Nihon Axis Co., Ltd.

目 次

1. 緒言	1
2. 試験内容	4
2.1 1次冷却材放射能計装	4
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	5
2.4 熱出力校正による原子炉出力の補正	6
3. 試験結果	10
3.1 1次冷却材放射能計装	10
3.2 燃料破損検出装置	10
3.3 1次冷却材サンプリング設備	10
4. 考察	31
4.1 燃料破損検出装置による測定値の挙動	31
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	31
4.3 核種毎の循環放射能量	31
4.4 HTTR における核分裂生成物ガス放出率の評価	33
4.5 事前解析との比較	34
5. 結論	47
謝辞	48
参考文献	48
付録-A 1次ヘリウムサンプリング設備によるサンプリング測定	50
付録-B フラッシング時間の決定	56
付録 C 熱出力校正試験結果	59

Contents

1. Introduction	1
2. Test Items	4
2.1 Primary Coolant Radioactivity Signal	4
2.2 Fuel Failure Detection (FFD) System	5
2.3 Primary Coolant Sampling System	5
2.4 Calibration of Thermal Power	6
3. Test Results	10
3.1 Primary Coolant Radioactivity Signal	10
3.2 Fuel Failure Detection (FFD) System	10
3.3 Primary Coolant Sampling System	10
4. Discussions	31
4.1 Behavior of FFD Count Rates	31
4.2 Comparison of FFD Count Rate and Fission Gas Concentration by Sampling	31
4.3 Circulated Radioactivity of Fission Product Gases	31
4.4 Evaluation of (R/B)s of Fission Product Gases in HTTR	33
4.5 Comparison of Prediction and Measured Values	34
5. Conclusions	47
Acknowledgements	48
References	48
Appendix A Sampling Measurement by Primary Coolant Sampling System	50
Appendix B Decision of Flashing Time	56
Appendix C Results of Thermal Power Calibration Test	59

1. 緒 言

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 μm 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成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核分裂生成物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（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）からのみ放出される⁽¹⁾。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⁽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、運転時の異常な過渡変化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⁽⁴⁾。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 燃料は運転中の追加破損が一定量まで許容されており、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。このため、HTTR では 1 次冷却材中の放射能を測定するために、1 次冷却材放射能計装、燃料破損検出装置 (Fuel Failure Detection System : FFD) 及び 1 次冷却材サンプリング設備が設置されている⁽⁶⁾。

本報は、Table 1 に示す出力上昇試験において行った、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報告するものである。なお、前報⁽⁷⁾にて出力上昇試験 (2) までの結果を報告している。本報はその続報として、出力上昇試験(4)までの 1 次冷却材中放射能濃度測定、FFD 計数率測定及び 1 次冷却材サンプリング測定の結果、及び核分裂生成物希ガス放出挙動について、放出率 (R/B) 値により評価した結果を中心に述べる。

Table.1 Start up tests of the HTTR.

試験名	原子炉出力及び運転モード	期間
出力上昇試験 (1)	9MW 定格・単独運転	2000.04.30～2000.05.27
	9MW 定格・並列運転	2000.05.30～2000.06.06
出力上昇試験 (2)	20MW 定格・単独運転	2000.07.03～2000.07.08 2001.01.29～2001.02.12
	20MW 定格・並列運転	2001.02.16～2001.03.01
出力上昇試験 (4)	30MW 定格・単独運転	2001.10.23～2001.12.14
	30MW 定格・並列運転	2002.01.25～2002.03.06

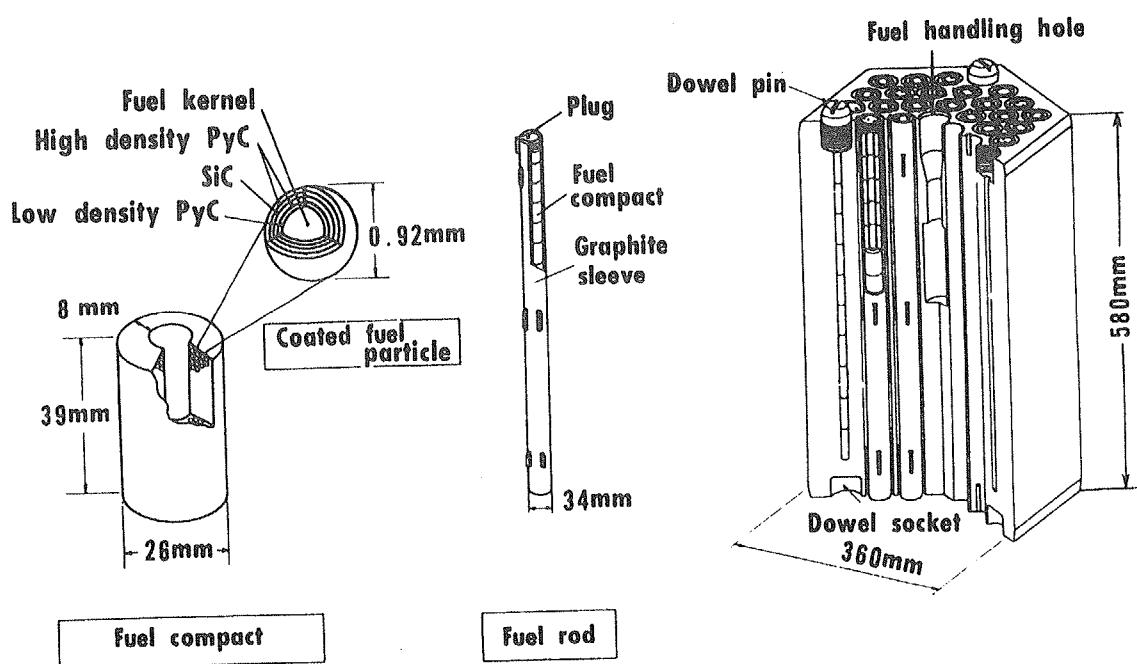


Fig. 1-1 The first loading fuel of the HTTR.

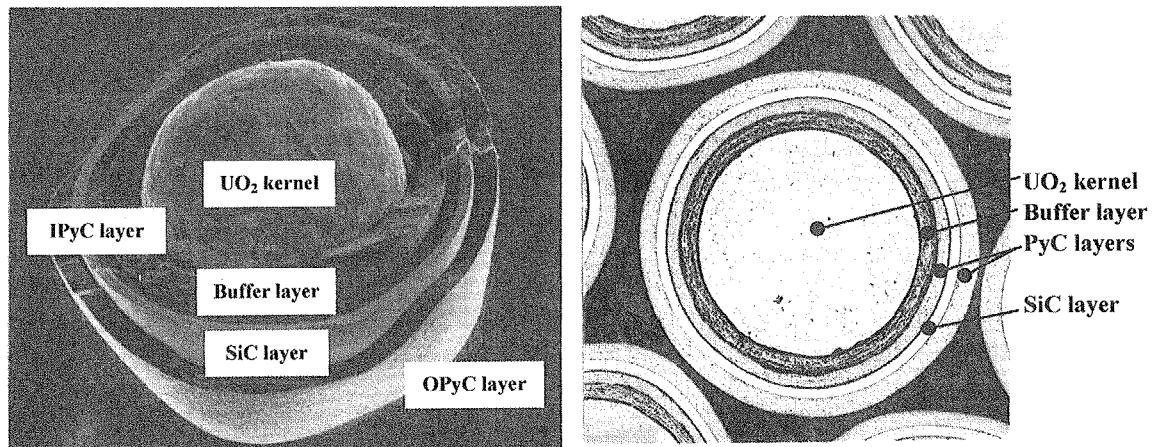


Fig.1-2 Coated fuel particle.

2. 試験内容

HTTR の 1 次冷却設備系統を Fig. 2-1⁽⁶⁾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、運転中の燃料健全性を把握するために、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 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 1 次冷却材放射能計装

本計装は原子炉保護設備に属し、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及び原子炉スクラム信号を発信する。測定は Fig. 2-2⁽⁶⁾に示すように、補助冷却器と 1 次ヘリウム純化設備間に電離箱を設置し、独立した 3 系統で行う。

電離箱からの出力信号は、原子炉スクラム用レンジ及び監視用レンジにより計測される。原子炉スクラム用レンジは、被覆燃料粒子の 1%破損（貫通破損）に相当する核分裂生成物希ガスの放射能濃度をスクラム設定値としている。スクラム設定値は、以下の式により 1 次冷却材中の循環放射能量を Kr-88 等価とした C_2 で表し、 0.07 MBq/cm^3 (70 GBq/m^3) としている。

$$C_2 = A \times \frac{1}{M} \times \frac{1}{E_{Kr-88}} \times k \times R_{He} \times 10^{-6} \quad [\text{Bq/cm}^3 : \text{Kr88eq}] \quad (2-1)$$

ここで、

- A : 1%破損時の 1 次系循環希ガス放射能総量 ($9.4 \times 10^{13} \text{ MeV} \cdot \text{Bq}$)
- M : 1 次ヘリウム循環量 (kg)
- E_{Kr-88} : Kr-88 の実効エネルギー (MeV)
- k : 輸送遅れによる減衰係数
- R_{He} : サンプラ内におけるヘリウム密度 (kg/m^3)

である。また、測定範囲は、約 $0.001 \sim 0.3 \text{ MBq/cm}^3$ ($1 \sim 300 \text{ GBq/m}^3$) (破損率 4%程度に相当) である。一方、放射能濃度の設定値が比較的高いため、原子炉スクラム前警報は、電離箱信号をプラント計算機により線量当量率 (mSv/h) の単位で対数スケールで処理した監視用レンジにて行っている。監視用レンジの測定範囲は $0.1 \sim 10^4 \text{ mSv/h}$ で、放射能濃度に換算した測定下限は 10^{-4} MBq/cm^3 (0.1 GBq/m^3) 程度となる。警報設定値は、被覆層破損率 0.2%に相当する 0.01 MBq/cm^3 (10 GBq/m^3) としている。警報発報後は、放射能濃度の挙動監視のため警報値を 0.03 MBq/cm^3 (30 GBq/m^3) に変更し、1 次冷却材中の希ガスの核種分析等による原因究明、原子炉出力の降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。

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

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特定する⁽⁶⁾。

本装置は Fig. 2-3 に示すように、プレシピテータ、7 領域の高温プレナムブロックからサンプリングする配管、弁等で構成される。本装置は独立した 2 系統 (A、B 系統) からなり、原子炉運転中は並行測定する。測定は、7 本のサンプリング配管のうち各系統毎に順次 1 本を選択し、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プレシピテータ内のワイヤに吸着させ、その崩壊により放出される β 線を NaI(Tl) シンチレーションカウンタで計数する。計測範囲は $1 \sim 10^6$ cps である。出力上昇試験中は、領域 1~4 を A 系統、領域 5~7 を B 系統で測定した。

HTTR の FFD ではエネルギー分析を行うことができないため、直接的に核種毎の (R/B) 値を求めることができない。しかしながら、各領域における放射能強度の相対値を得ることができるので、後述の 1 次冷却材サンプリング設備を用いて得た核分裂生成物希ガス核種の (R/B) 値を基に、領域毎の放出率を推定することができる。

2.3 1 次冷却材サンプリング設備

前節に示すように、運転中の燃料健全性の監視は、1 次冷却材放射能計装による 1 次冷却材中放射能濃度の連続測定により行われる。一方、より詳細な情報を得て燃料破損原因を特定する目的で、1 次冷却材サンプリング設備による核分裂生成物希ガスの核種毎濃度測定（以下、サンプリング測定と呼ぶ）を間欠的に行っている。1 次冷却材放射能計装と 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 次冷却材サンプリング設備には、1 次冷却材を採取するための試料採取装置（グローブボックス）及びサンプリング点から 1 次冷却材を移送するための配管、弁類が備えられている^(8,9)。サンプリング点は、以下に示すとおり 10 箇所あり、必要に応じて選択することができる。出力上昇試験では、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	
⑤ コールドチャコールトラップ出口	⑩ 中間熱交換器用 1 次ヘリウム循環機出 口
⑥ 冷却器出口	

サンプリング測定では、グローブボックスで採取した 1 次冷却材中の核分裂生成物希ガス核種を γ 線エネルギー分析装置により定量する。 γ 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 γ 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される。また、サンプリング測定の詳細を付録 A に示す。

サンプリング測定時の核種毎の放射能濃度は、次の式により求めた。

$$C_i^{meas} = \frac{x A_i^{sv}}{V_{sv} \left(\frac{P_{atm} + P_{smp}}{P_{atm}} \right)} \quad (2-2)$$

ここで、

- C_i^{meas} : サンプリング容器中の核種*i*の放射能濃度 (Bq/Ncm³) 、
- A_i^{sv} : ガンマ線エネルギー分析装置による核種*i*の測定値 (Bq) 、
- x : サンプリング容器の形状補正係数、
- V_{sv} : サンプリング容器内容積 (cm³) 、
- P_{atm} : 大気圧 (=101325) (Pa) 、
- P_{smp} : サンプリング圧力 (Pa) 、である。

希ガスは1次冷却設備に沈着しないため、冷却材中の濃度は、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。サンプリングにより得られる核種毎の放射能量から、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⁽¹¹⁾。このため、破損率を推定する際の代表核種として Kr-88 を選定し、その (R/B) 値を評価する。

出力上昇試験の開始前に、高純度 Ge 製ガンマ線検出器の使用前準備として、MCA の分解能を把握するためのエネルギー校正及び、計数効率を把握するための効率校正を行った。この時、校正試験に使用した固体線源とガスサンプリング容器の幾何学的形状の違いによる計数効率の差を補正するため、サンプリング容器の形状補正係数を算出した⁽¹²⁾。

形状補正係数 f は、¹³³Xe 標準線源及び固体線源をそれぞれ定量分析し、検定書と比較する方法により求めた。即ち、検定時の放射能に対する測定値の比として表すことができ、以下の式により表される。

$$\text{形状補正係数 } f = \frac{\text{検定時の放射能 } [Bq]}{\text{測定値 } [Bq]} \quad (2-3)$$

液体窒素冷却式及び電気冷却式のガンマ線検出器について求めた形状補正係数を Table 2-3 に示す。なお、出力上昇試験(4)以降では、サンプリング容器と同形状の固体体積標準線源入手したため、形状補正係数は 1 とした。固体体積標準線源の仕様を Table 2-4 に示す。

また、1次冷却材をサンプリングする際に、新たな核分裂生成物ガスを取り込むために、配管内の滞留ガスをフラッシングにより置換する必要がある。フラッシング量は、系統圧力により決まるヘリウムインベントリの数倍となるように、流量及び時間を決定した。これらのフラッシング時間の妥当性を確認するために行った試験結果については付録 B に示す。

2.4 熱出力校正による原子炉出力の補正

出力上昇試験では、原子炉熱出力に対して広領域中性子束計装 (WRM) 及び出力領域中性子束計装 (PRM) を校正する熱出力校正試験を行っている。そのため、全出力上昇試験を通して原子

炉出力を規格化する必要がある。熱出力校正試験による原子炉出力の補正值について付録Cで述べる。

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

設定値 (MBq/cm ³)	対応	相当する破損率 (%)
0.07 *	原子炉自動スクラム	1
0.03 * (0.028)	手動停止・破損燃料取出	0.4
0.01 * (0.014)	警報発報・原因究明	0.2

* 大洗研究所原子炉施設保安規定記載値。

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

Table 2-3 Results of calculation of geometric correction factor of sampling bottle for Ge-semiconductor detectors.

冷却方式	形状補正係数
LN ₂ 冷却式	2.673
電気冷却式	3.085

Table 2-4 Specification of solid volume standard source.

外観・形状	直 径	φ 150mm
	高 さ	143mm(本体部分: 89mm)
材 質	本 体	ステンレス鋼
	充 填 材	樹脂(比重: 0.02 g/cm ³)

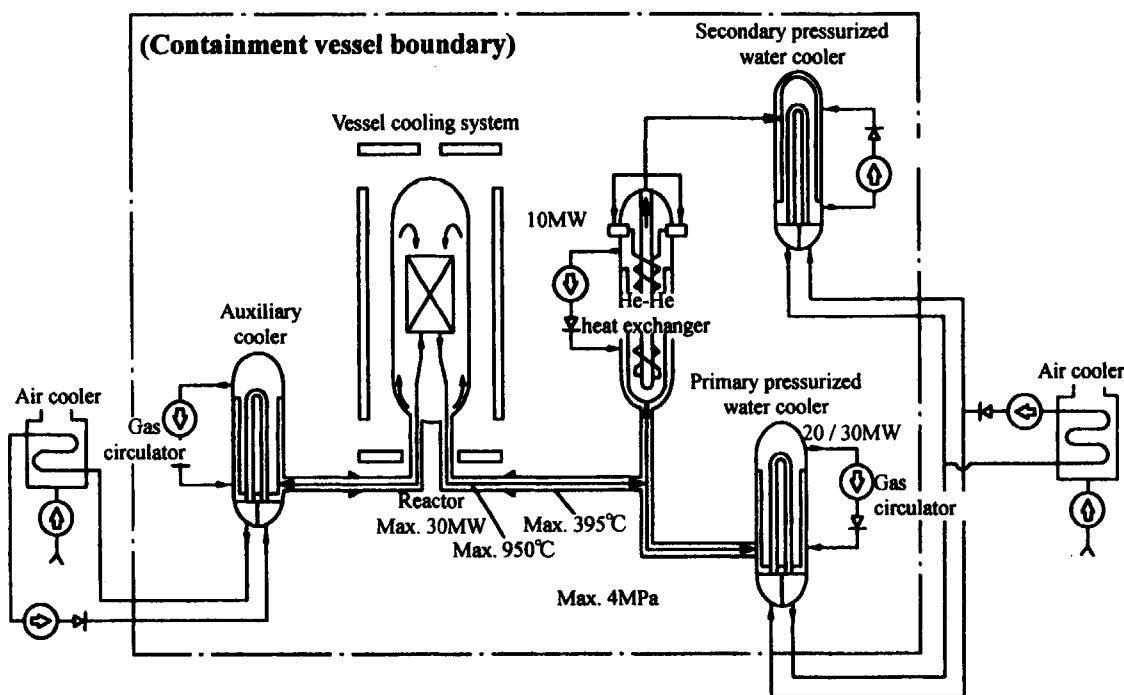


Fig.2-1 Primary coolant system of the HTTR.⁽⁶⁾

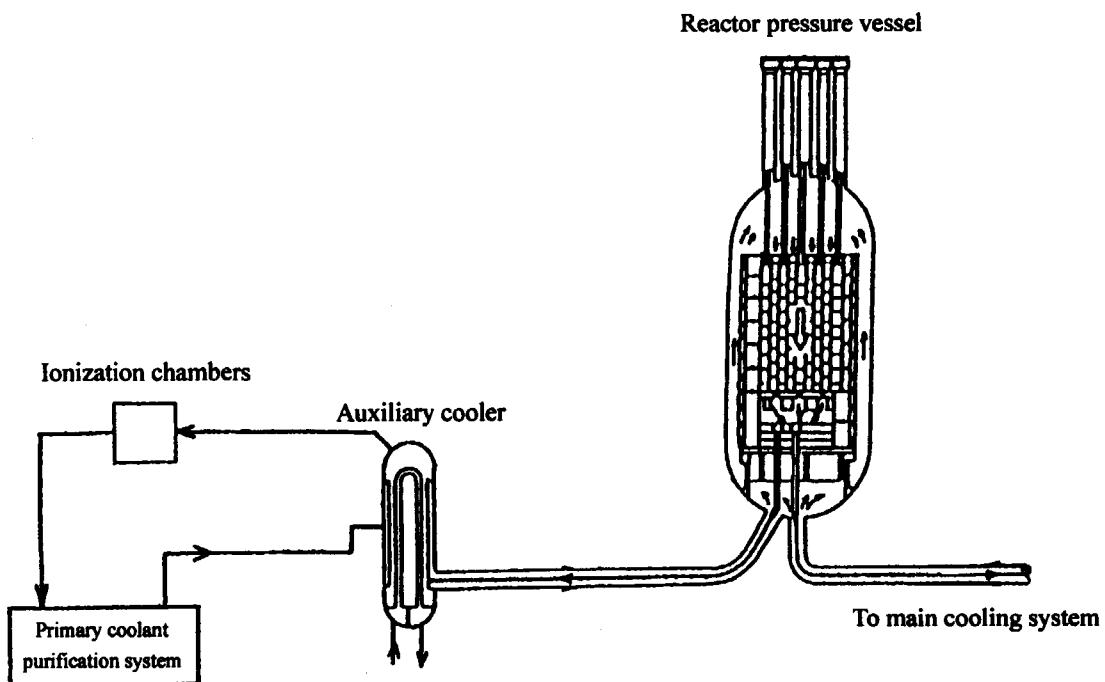


Fig.2-2 Primary coolant radioactivity measurement in safety protection system⁽⁶⁾.

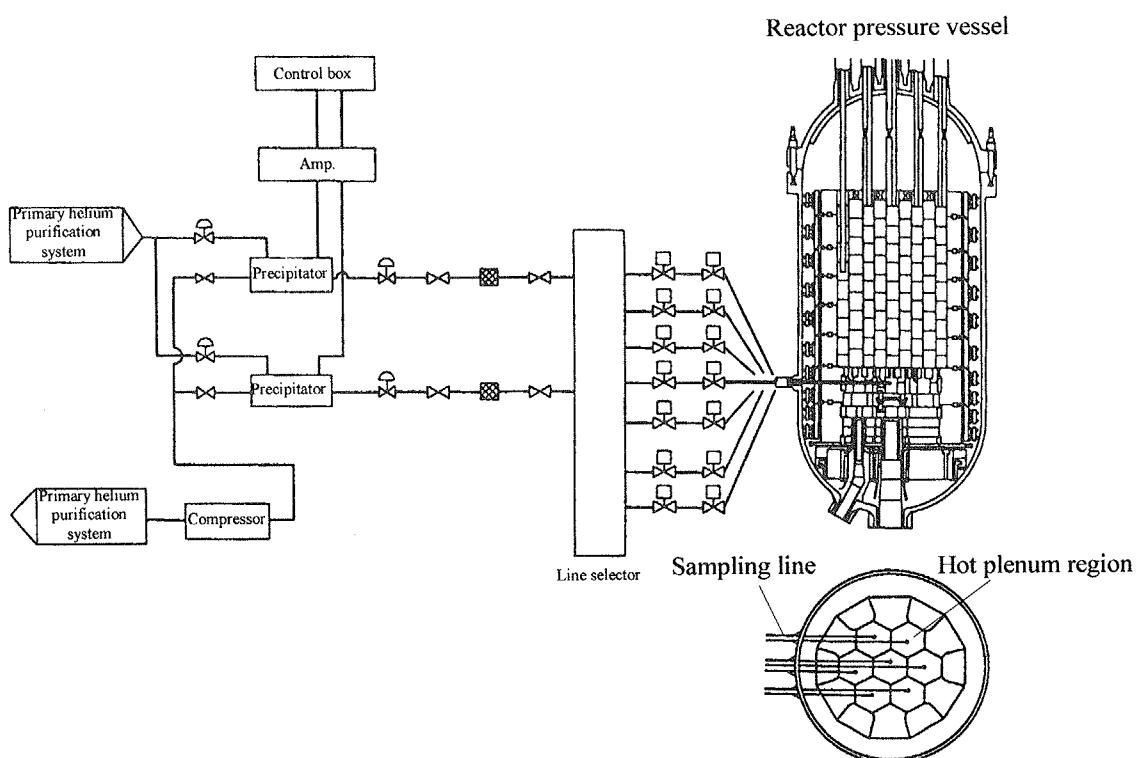


Fig. 2-3 Fuel failure detection system⁽⁶⁾.

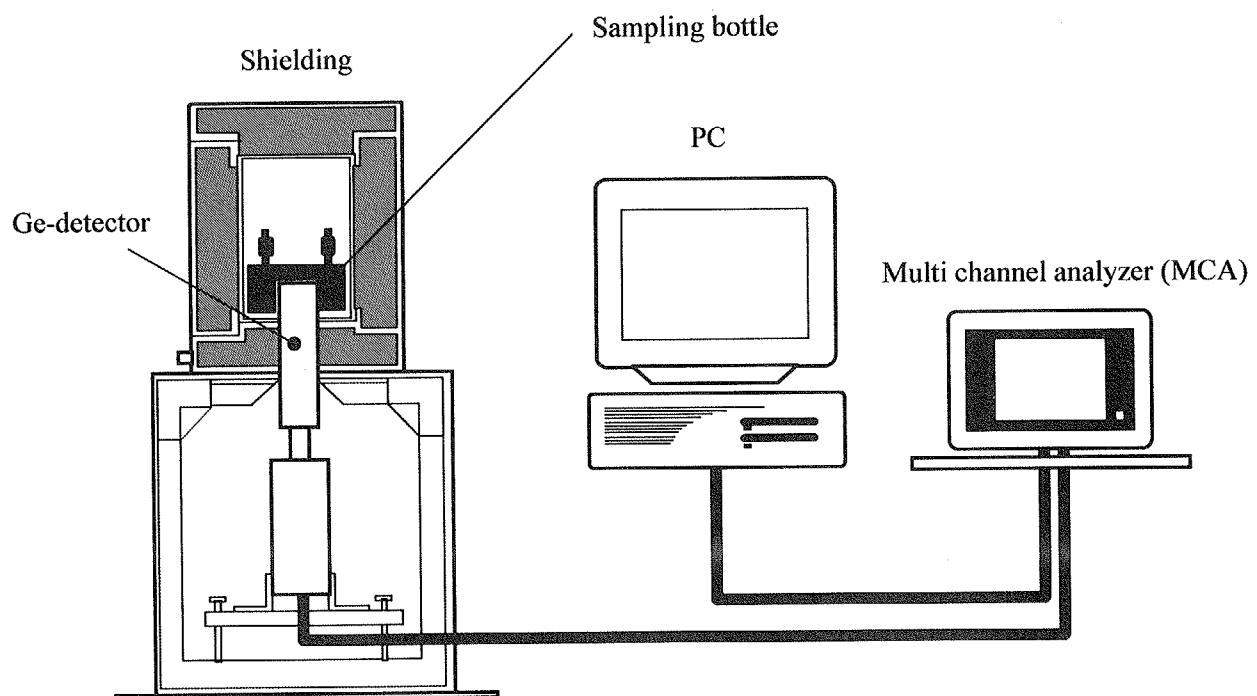


Fig. 2-4 γ -energy analysis system⁽¹²⁾.

3. 試験結果

3.1 1次冷却材放射能計装

出力上昇試験における1次冷却材放射能計装・原子炉スクラム用レンジ(リニア)による測定結果をFig. 3-1～Fig. 3-7に示す。出力100%においても、核分裂生成物濃度は極めて低く、3チャンネルの信号は全て検出限界値である約 10^{-3} MBq/cm³(1 GBq/m³)以下であった。また、監視用レンジ(対数)による測定結果をFig. 3-8～Fig. 3-14に示す。本信号は線量当量率(mSv/h)の単位で出力されるが、図中では電離箱のγ線感度(6950 [mSv/h]/[MBq/cm³])⁽²⁵⁾を用いて濃度に換算した。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/cm³(10 GBq/m³)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. 3-15～Fig. 3-21に示す。また、3.3項で述べるサンプリング測定時のFFD計数率をTable 3-2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。

出力上昇試験の初期においては、出力上昇時にFFD値が過渡的に上昇し、その後の出力保持により減衰する傾向が見られた。これは、出力上昇初期に、定常運転時の100倍程度の量の核分裂生成物ガスが燃料からバースト状に放出され、1次ヘリウム純化設備コールドチャコールトラップによる除去及びβ崩壊による減衰を合わせた実効半減期(約15時間)により濃度が減少するためであると考えられる⁽⁷⁾。その後、出力上昇試験を進めるにつれ、この過渡現象は見られなくなった。また、FFD-A、B号機がそれぞれ測定している燃料領域(A号機:領域1～4、B号機:領域5～7)の計数率に差がみられた。これらについては、次章で考察する。

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濃度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濃度の絶対値を求めるために実施する「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Table 3-1及びFig. 3-22～Fig. 3-35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-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。

Table 3-1 Primary coolant activities of Kr and Xe isotopes by primary coolant sampling system during rise-to-power tests.

試験名	運転干一行	日付	原子炉出力 MW %	放射能濃度(Bq/cm ³)								Ar-41		
				Kr-85m	Kr-87	Kr-88	Kr-89	Xe-133	Xe-135	Xe-135m	Xe-137	Xe-138		
試験(1)	定格単独	2000/5/7 11:34	3.0 10.0	1.0 × 10 ⁻³	1.8 × 10 ⁻³	2.0 × 10 ⁻³	-	-	4.4 × 10 ⁻³	-	-	-	4.5 × 10 ⁻³	
	定格並列	2000/5/24 10:22	9.0 30.0	3.5 × 10 ⁻³	7.3 × 10 ⁻³	8.4 × 10 ⁻³	-	7.0 × 10 ⁻³	1.5 × 10 ⁻²	3.2 × 10 ⁻³	-	9.5 × 10 ⁻³	2.5 × 10 ⁻²	
試験(2)-2	定格単独	2001/2/26 18:47	20.2	67.2	6.0 × 10 ⁻³	1.2 × 10 ⁻²	1.8 × 10 ⁻²	-	2.7 × 10 ⁻³	1.3 × 10 ⁻²	2.5 × 10 ⁻³	-	6.5 × 10 ⁻³	1.8 × 10 ⁻²
	定格並列	2001/2/23 10:24	20.1	66.9	4.3 × 10 ⁻³	9.5 × 10 ⁻³	1.1 × 10 ⁻²	-	3.8 × 10 ⁻³	1.9 × 10 ⁻²	1.3 × 10 ⁻³	-	8.5 × 10 ⁻³	7.0 × 10 ⁻²
試験(4)	定格単独	2001/10/30 11:09	20.3	67.6	5.5 × 10 ⁻³	9.1 × 10 ⁻³	1.3 × 10 ⁻²	-	6.3 × 10 ⁻³	1.4 × 10 ⁻²	-	-	6.0 × 10 ⁻³	2.7 × 10 ⁻²
	定格並列	2001/10/30 11:09	20.3	67.6	5.5 × 10 ⁻³	9.1 × 10 ⁻³	1.4 × 10 ⁻²	-	4.4 × 10 ⁻³	1.4 × 10 ⁻²	-	-	4.0 × 10 ⁻³	3.1 × 10 ⁻²
試験(5)	定格単独	2001/11/3 10:52	26.4	88.1	1.2 × 10 ⁻²	2.3 × 10 ⁻²	2.9 × 10 ⁻²	-	7.2 × 10 ⁻³	2.6 × 10 ⁻²	4.4 × 10 ⁻³	-	6.4 × 10 ⁻³	2.7 × 10 ⁻²
	定格並列	2001/11/13 11:35	25.6	85.3	9.7 × 10 ⁻³	1.8 × 10 ⁻²	2.3 × 10 ⁻²	-	7.8 × 10 ⁻³	2.8 × 10 ⁻²	2.0 × 10 ⁻³	-	4.7 × 10 ⁻³	2.6 × 10 ⁻²
試験(6)	定格単独	2001/11/15 10:19	25.4	84.5	1.0 × 10 ⁻²	2.0 × 10 ⁻²	2.4 × 10 ⁻²	-	8.3 × 10 ⁻³	2.8 × 10 ⁻²	3.0 × 10 ⁻³	-	1.3 × 10 ⁻²	2.7 × 10 ⁻²
	定格並列	2001/11/27 10:13	27.9	93.0	1.3 × 10 ⁻²	2.6 × 10 ⁻²	3.4 × 10 ⁻²	-	1.2 × 10 ⁻²	3.5 × 10 ⁻²	4.9 × 10 ⁻³	-	1.0 × 10 ⁻²	3.7 × 10 ⁻²
試験(7)	定格単独	2001/11/30 14:02	27.9	92.9	1.4 × 10 ⁻²	2.6 × 10 ⁻²	3.6 × 10 ⁻²	-	1.2 × 10 ⁻²	3.6 × 10 ⁻²	3.8 × 10 ⁻³	-	1.3 × 10 ⁻²	3.3 × 10 ⁻²
	定格並列	2001/11/30 15:53	28.0	93.2	1.6 × 10 ⁻²	3.0 × 10 ⁻²	3.9 × 10 ⁻²	-	1.3 × 10 ⁻²	3.8 × 10 ⁻²	7.6 × 10 ⁻³	-	1.9 × 10 ⁻²	3.8 × 10 ⁻²
試験(8)	定格単独	2001/12/5 10:18	28.0	93.2	1.6 × 10 ⁻²	3.1 × 10 ⁻²	3.8 × 10 ⁻²	-	1.5 × 10 ⁻²	3.8 × 10 ⁻²	6.8 × 10 ⁻³	-	1.5 × 10 ⁻²	3.2 × 10 ⁻²
	定格並列	2001/12/5 14:17	28.0	93.4	1.5 × 10 ⁻²	3.1 × 10 ⁻²	4.0 × 10 ⁻²	-	1.3 × 10 ⁻²	3.9 × 10 ⁻²	4.5 × 10 ⁻³	-	1.8 × 10 ⁻²	3.1 × 10 ⁻²
試験(9)	定格単独	2001/12/7 14:07	29.6	98.8	1.8 × 10 ⁻²	3.3 × 10 ⁻²	4.4 × 10 ⁻²	-	1.5 × 10 ⁻²	4.0 × 10 ⁻²	5.4 × 10 ⁻³	-	1.4 × 10 ⁻²	4.5 × 10 ⁻²
	定格並列	2001/12/7 15:38	29.6	98.6	1.8 × 10 ⁻²	3.4 × 10 ⁻²	4.4 × 10 ⁻²	-	1.5 × 10 ⁻²	4.1 × 10 ⁻²	6.4 × 10 ⁻³	-	1.6 × 10 ⁻²	4.4 × 10 ⁻²
試験(10)	定格単独	2001/12/11 14:12	29.9	99.5	1.8 × 10 ⁻²	3.4 × 10 ⁻²	4.5 × 10 ⁻²	-	1.4 × 10 ⁻²	4.0 × 10 ⁻²	4.9 × 10 ⁻³	-	1.4 × 10 ⁻²	3.4 × 10 ⁻²
	定格並列	2001/12/11 15:41	29.8	99.5	1.9 × 10 ⁻²	3.4 × 10 ⁻²	4.6 × 10 ⁻²	-	1.3 × 10 ⁻²	4.1 × 10 ⁻²	5.1 × 10 ⁻³	-	1.5 × 10 ⁻²	3.4 × 10 ⁻²
試験(11)	定格単独	2002/2/1 14:09	20.1	67.1	5.9 × 10 ⁻³	9.6 × 10 ⁻³	1.4 × 10 ⁻²	-	5.4 × 10 ⁻³	1.7 × 10 ⁻²	2.8 × 10 ⁻³	-	8.5 × 10 ⁻³	4.9 × 10 ⁻³
	定格並列	2002/2/1 15:31	20.1	67.1	5.8 × 10 ⁻³	9.5 × 10 ⁻³	1.3 × 10 ⁻²	-	5.5 × 10 ⁻³	1.8 × 10 ⁻²	2.1 × 10 ⁻³	-	7.8 × 10 ⁻³	5.4 × 10 ⁻³
試験(12)	定格単独	2002/2/6 14:09	23.3	77.5	8.6 × 10 ⁻³	1.5 × 10 ⁻²	2.0 × 10 ⁻²	-	9.1 × 10 ⁻³	2.4 × 10 ⁻²	3.7 × 10 ⁻³	-	1.2 × 10 ⁻²	6.7 × 10 ⁻³
	定格並列	2002/2/6 15:35	23.1	77.0	8.8 × 10 ⁻³	1.4 × 10 ⁻²	2.0 × 10 ⁻²	-	8.1 × 10 ⁻³	2.5 × 10 ⁻²	3.3 × 10 ⁻³	-	1.2 × 10 ⁻²	7.8 × 10 ⁻³
試験(13)	定格単独	2002/2/20 15:08	29.1	97.1	1.8 × 10 ⁻²	3.1 × 10 ⁻²	4.2 × 10 ⁻²	-	1.8 × 10 ⁻²	4.0 × 10 ⁻²	3.4 × 10 ⁻³	-	1.5 × 10 ⁻²	1.7 × 10 ⁻²
	定格並列	2002/2/26 14:08	29.7	98.9	1.8 × 10 ⁻²	3.2 × 10 ⁻²	4.4 × 10 ⁻²	-	1.9 × 10 ⁻²	4.1 × 10 ⁻²	3.6 × 10 ⁻³	-	1.3 × 10 ⁻²	1.6 × 10 ⁻²
試験(14)	定格単独	2002/2/26 15:31	29.6	98.8	1.9 × 10 ⁻²	3.2 × 10 ⁻²	4.6 × 10 ⁻²	-	1.7 × 10 ⁻²	4.1 × 10 ⁻²	3.3 × 10 ⁻³	-	1.6 × 10 ⁻²	1.5 × 10 ⁻²
	定格並列	2002/3/4 14:25	29.7	99.0	2.0 × 10 ⁻²	3.4 × 10 ⁻²	4.8 × 10 ⁻²	-	1.7 × 10 ⁻²	4.1 × 10 ⁻²	5.4 × 10 ⁻³	-	1.8 × 10 ⁻²	1.6 × 10 ⁻²
試験(15)	定格単独	2002/3/4 15:53	29.7	99.0	2.0 × 10 ⁻²	3.2 × 10 ⁻²	4.6 × 10 ⁻²	-	1.7 × 10 ⁻²	4.1 × 10 ⁻²	4.4 × 10 ⁻³	-	1.6 × 10 ⁻²	1.6 × 10 ⁻²
	定格並列	2002/3/4 15:53	29.7	99.0	2.0 × 10 ⁻²	3.2 × 10 ⁻²	4.6 × 10 ⁻²	-	1.7 × 10 ⁻²	4.1 × 10 ⁻²	4.4 × 10 ⁻³	-	1.6 × 10 ⁻²	1.6 × 10 ⁻²

Table 3-2 FFD count rates for sampling tests during rise-to-power tests.

試験名	運転モード	日付	原子炉出力		FFD 計数率 (cps)				
			(MW)	(%)	領域 1	領域 2	領域 3	領域 4	領域 5
試験(1)	定格単独	2000/5/7 11:34	3.0	10.0	7	6	8	7	9
		2000/5/24 10:22	9.0	30.0	29	27	27	34	33
定格並列	定格並列	2000/6/5 15:39	9.2	30.6	27	25	27	33	33
		2001/2/6 18:47	20.2	67.2	65	61	60	64	31
試験(2)-2	定格単独	2001/2/23 10:24	20.1	66.9	47	43	45	47	77
	定格並列	2001/2/23 9:51	20.0	66.6	48	48	49	48	56
試験(4)	定格単独	2001/10/30 11:09	20.3	67.6	55	52	53	51	54
		2001/11/3 10:52	26.4	88.1	114	108	113	106	55
		2001/11/13 11:35	25.6	85.3	98	98	99	99	56
		2001/11/15 10:19	25.4	84.5	100	97	100	96	68
		2001/11/27 10:13	27.9	93.0	134	127	131	129	135
		2001/11/30 14:02	27.9	92.9	141	137	142	140	118
		2001/11/30 15:53	28.0	93.2	141	137	140	125	114
		2001/12/5 10:18	28.0	93.2	146	136	141	130	124
		2001/12/5 14:17	28.0	93.4	147	134	138	135	124
		2001/12/7 14:07	29.6	98.8	176	169	174	164	124
		2001/12/7 15:38	29.6	98.6	175	162	174	170	124
		2001/12/11 14:12	29.9	99.5	179	170	176	178	124
		2001/12/11 15:41	29.8	99.5	176	174	166	179	124
	定格並列	2002/2/1 14:09	20.1	67.1	66	60	61	79	73
		2002/2/1 15:31	20.1	67.1	63	60	63	76	73
		2002/2/6 14:09	23.3	77.5	91	86	90	87	103
		2002/2/6 15:35	23.1	77.0	86	84	86	85	107
		2002/2/20 15:08	29.1	97.1	165	164	169	214	107
		2002/2/26 14:08	29.7	98.9	189	184	183	232	216
		2002/2/26 15:31	29.6	98.8	190	182	186	243	231
		2002/3/4 14:25	29.7	99.0	193	187	191	239	229
		2002/3/4 15:53	29.7	99.0	194	187	188	243	225

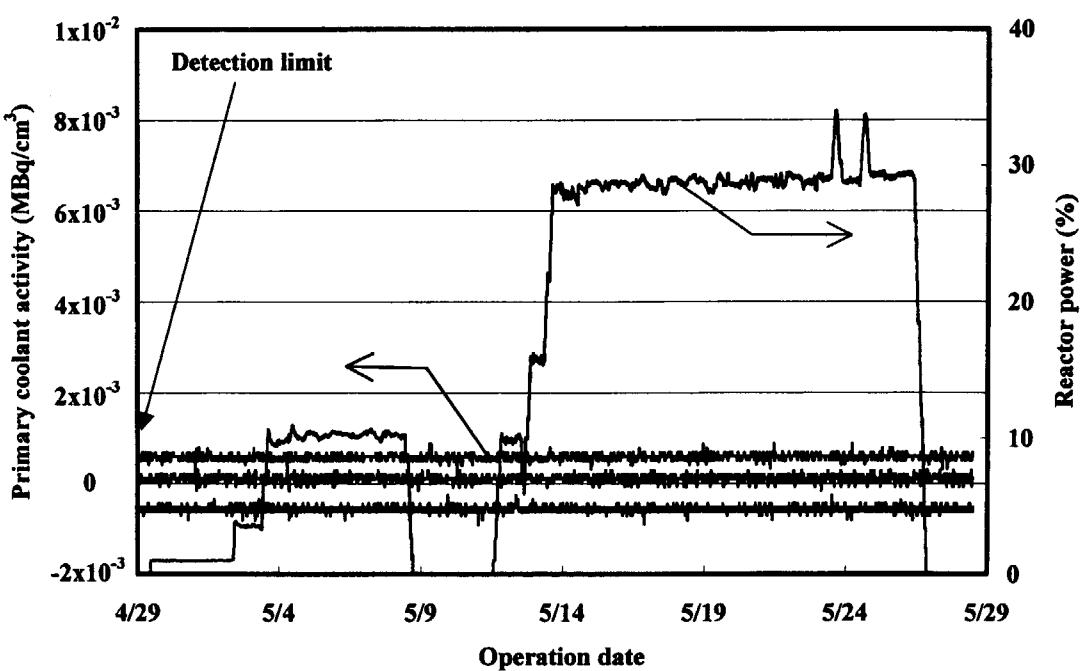


Fig.3-1 Primary coolant radioactivity signals in safety protection system (linear scale) in rise-to power test (1) at single loaded operation.

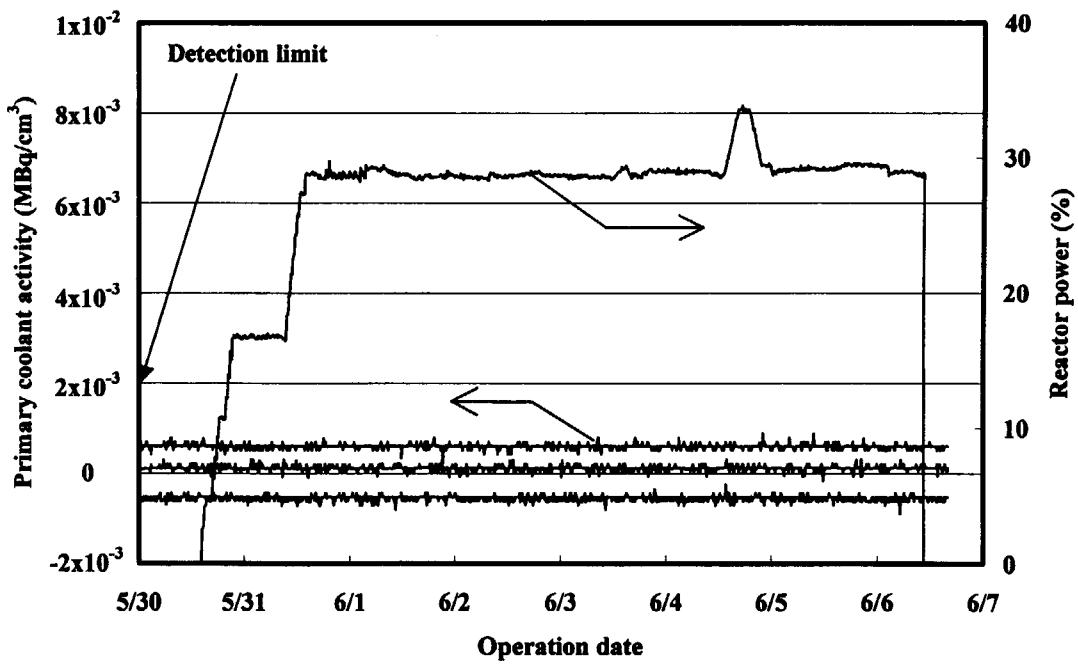


Fig.3-2 Primary coolant radioactivity signals in safety protection system (linear scale) in rise-to power test (1) at parallel loaded operation.

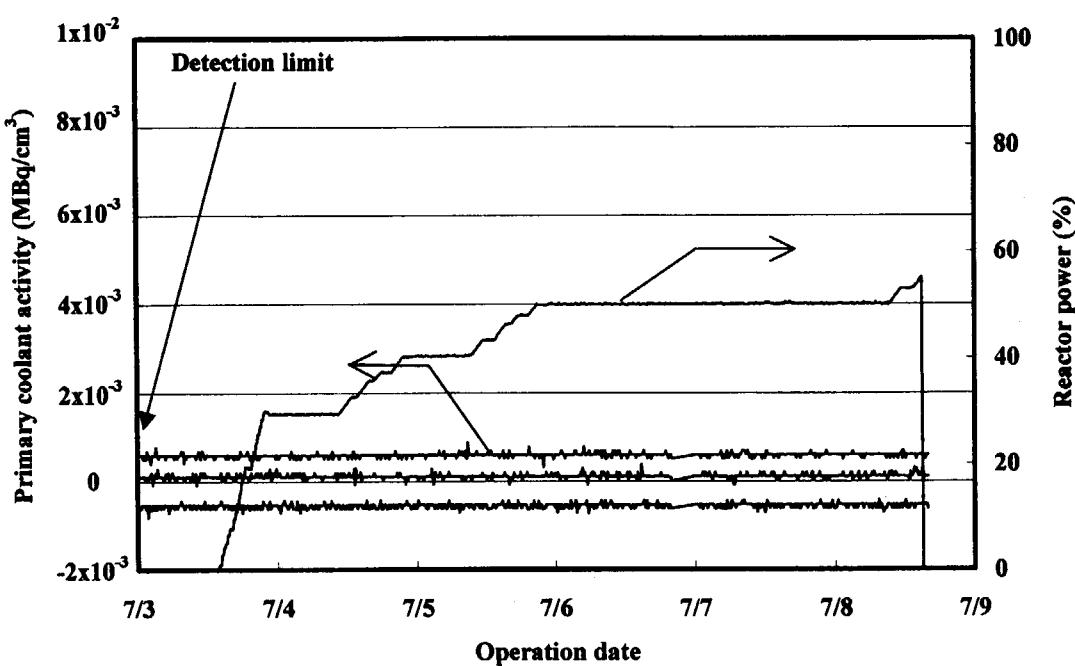


Fig.3-3 Primary coolant radioactivity signals in safety protection system (linear scale) in rise-to power test (2)-1 at single loaded operation.

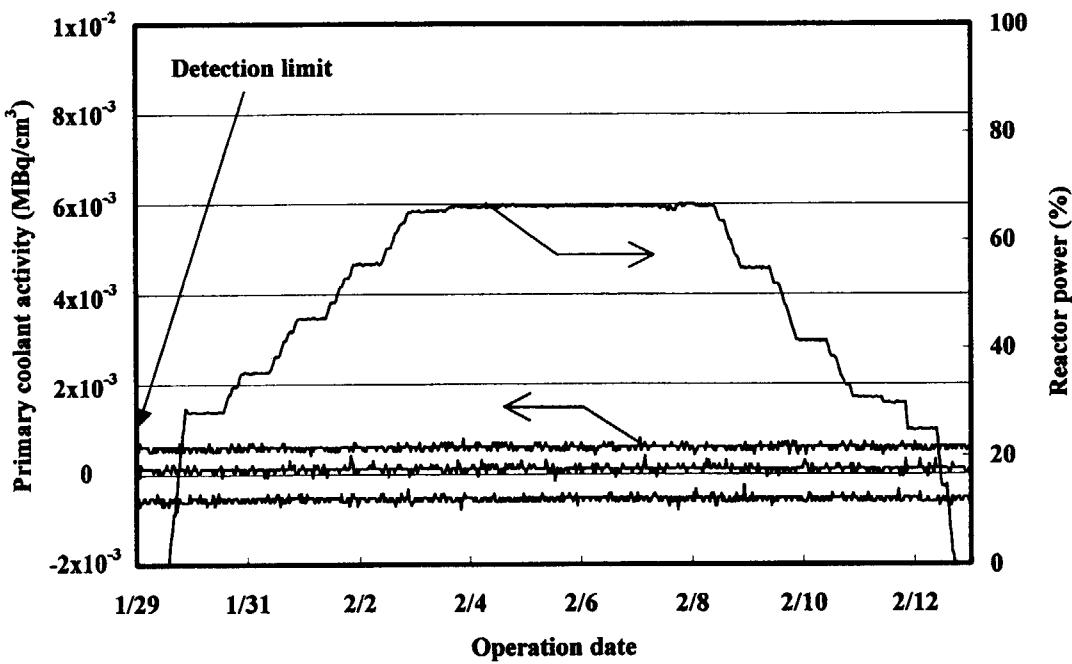


Fig.3-4 Primary coolant radioactivity signals in safety protection system (linear scale) in rise-to power test (2)-2 at single loaded operation.

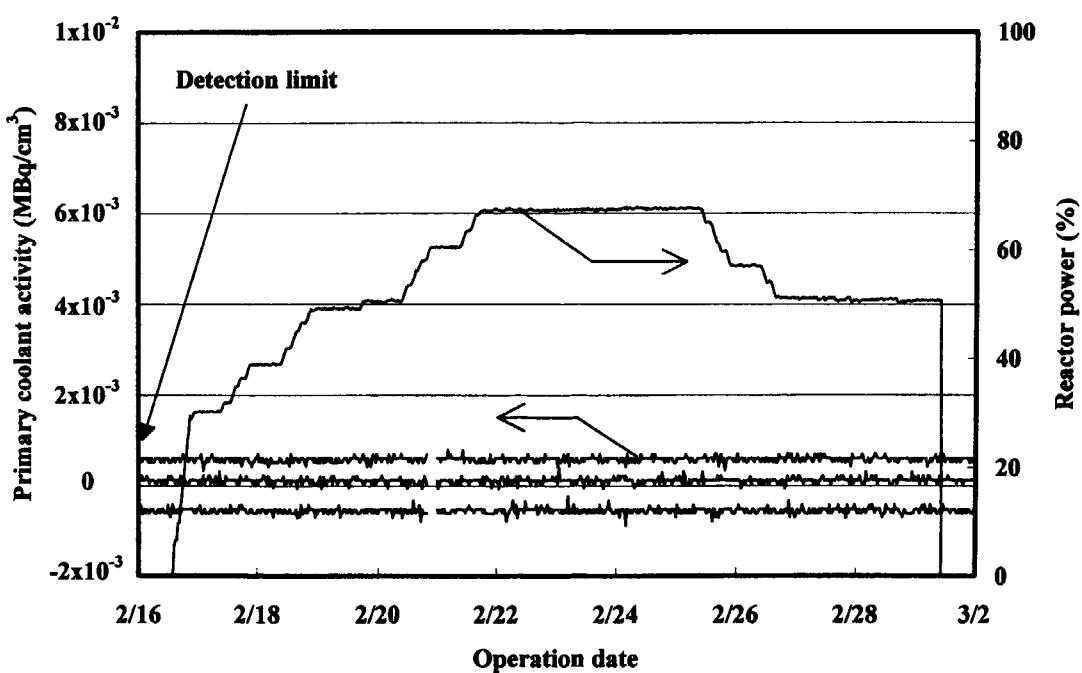


Fig.3-5 Primary coolant radioactivity signals in safety protection system (linear scale) in rise-to power test (2)-2 at parallel loaded operation.

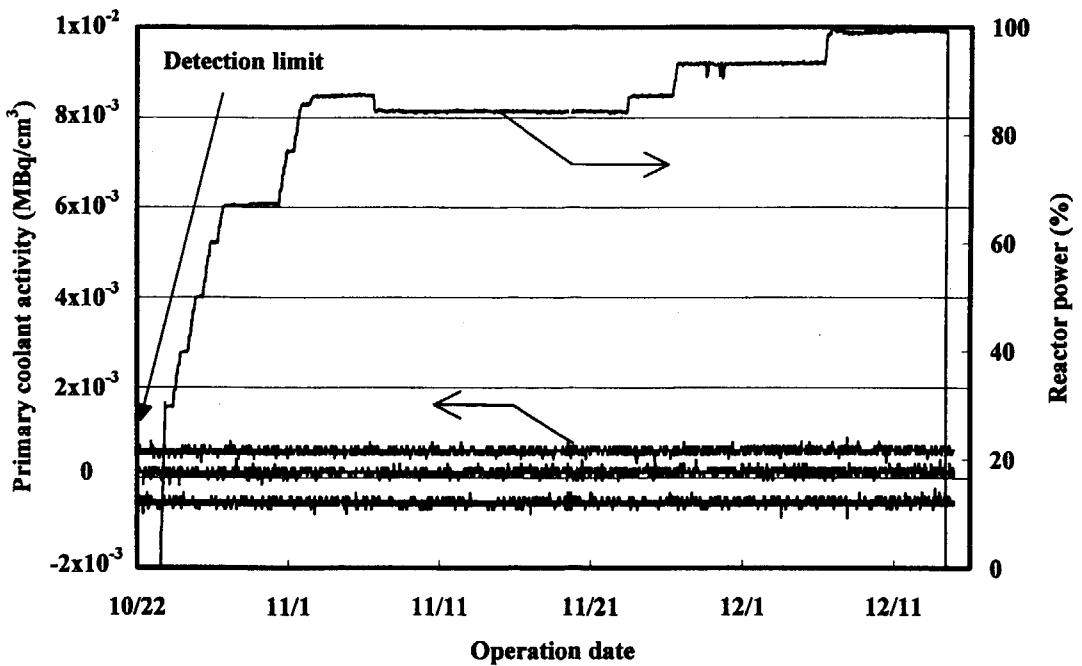


Fig.3-6 Primary coolant radioactivity signals in safety protection system (linear scale) in rise-to power test (4) at single loaded operation.

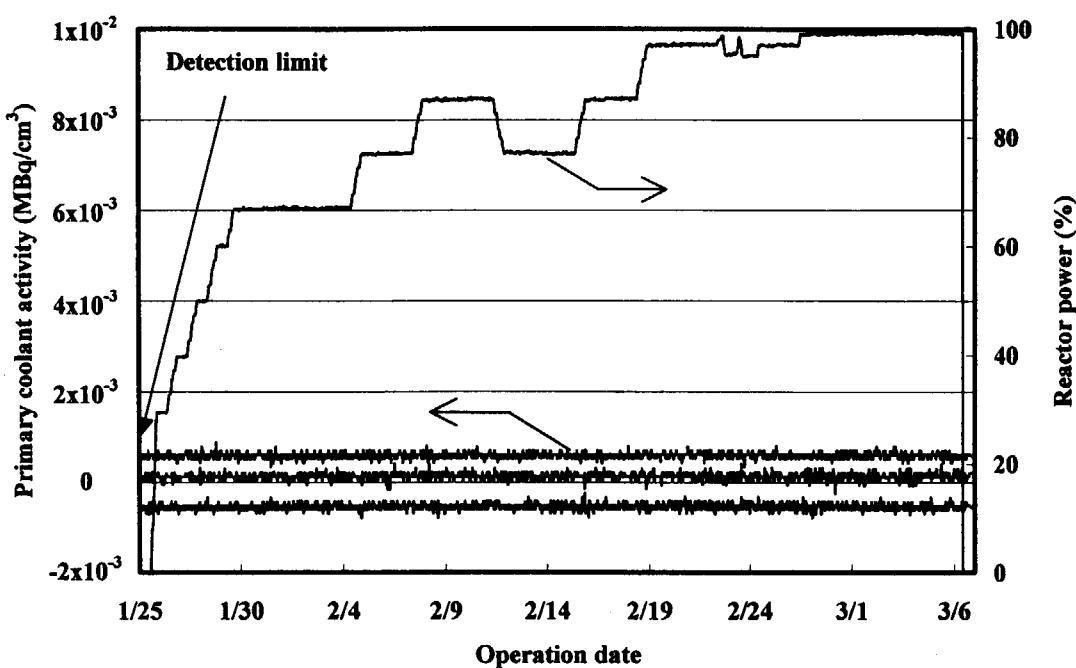


Fig.3-7 Primary coolant radioactivity signals in safety protection system (linear scale) in rise-to power test (4) at parallel loaded operation.

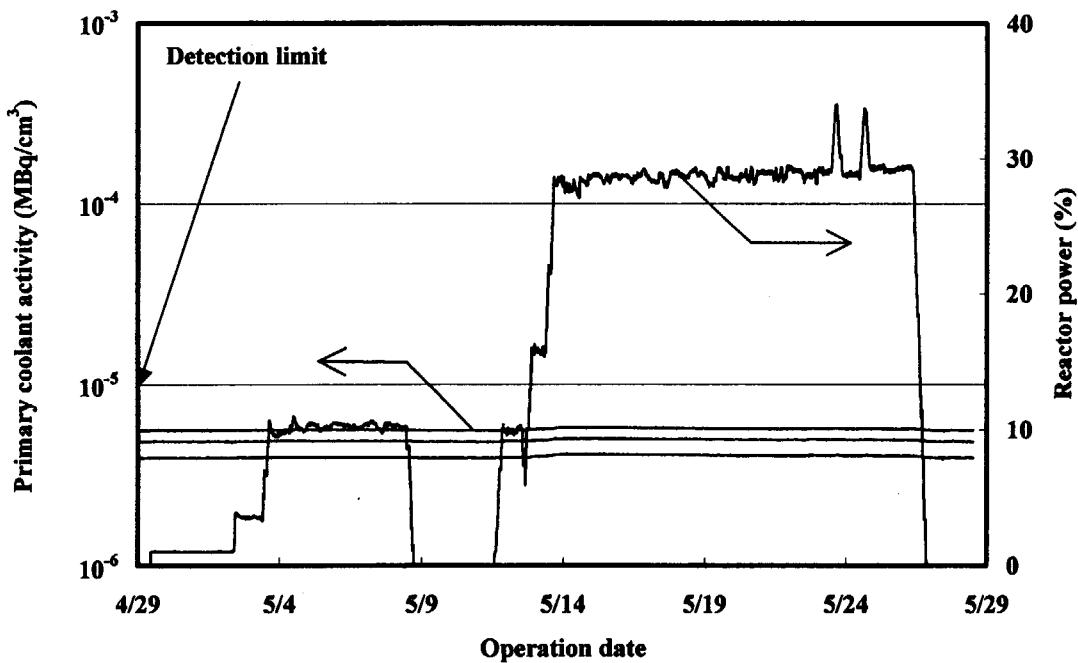


Fig.3-8 Primary coolant radioactivity signals in safety protection system (log scale) in rise-to power test (1) at single loaded operation.

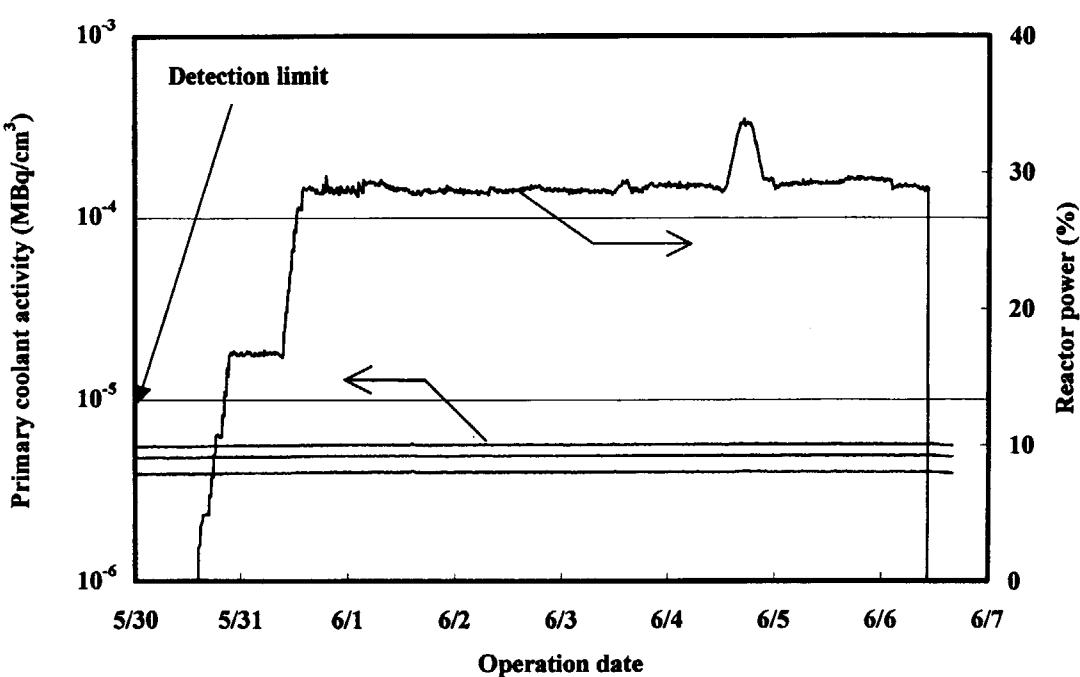


Fig.3-9 Primary coolant radioactivity signals in safety protection system (log scale) in rise-to power test (1) at parallel loaded operation.

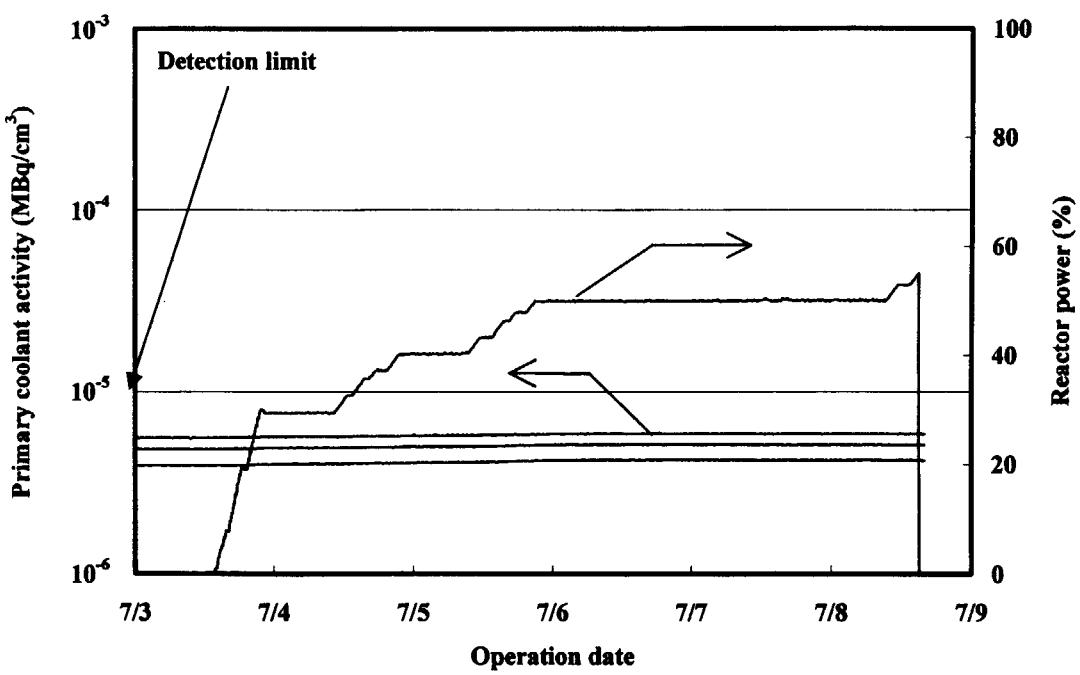


Fig.3-10 Primary coolant radioactivity signals in safety protection system (log scale) in rise-to power test (2)-1 at single loaded operation.

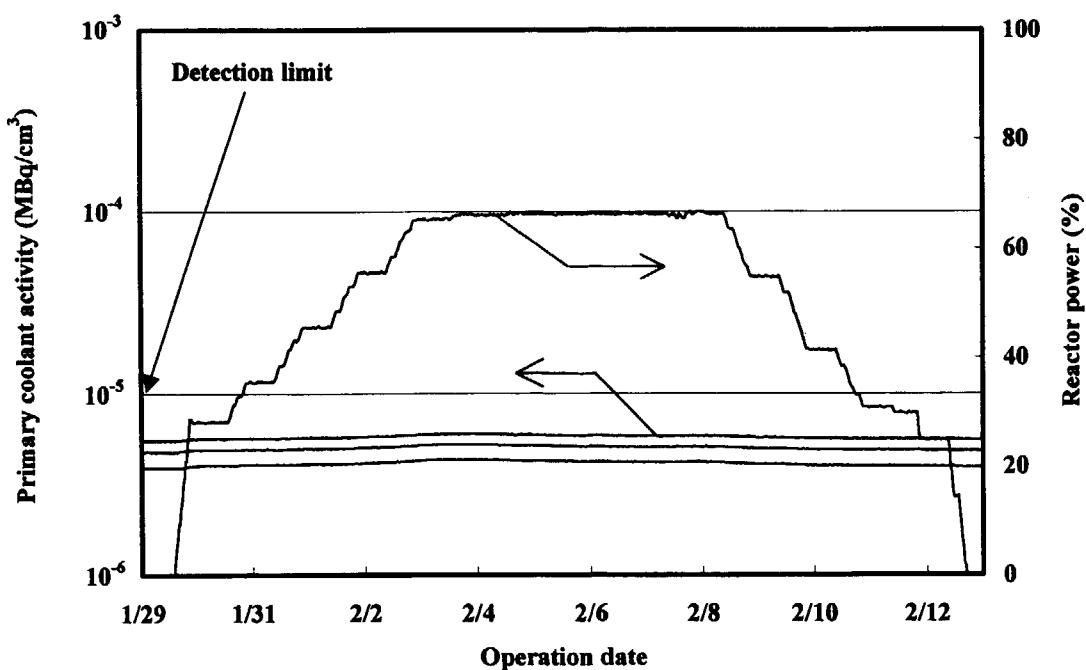


Fig.3-11 Primary coolant radioactivity signals in safety protection system (log scale) in rise-to-power test (2)-2 at single loaded operation.

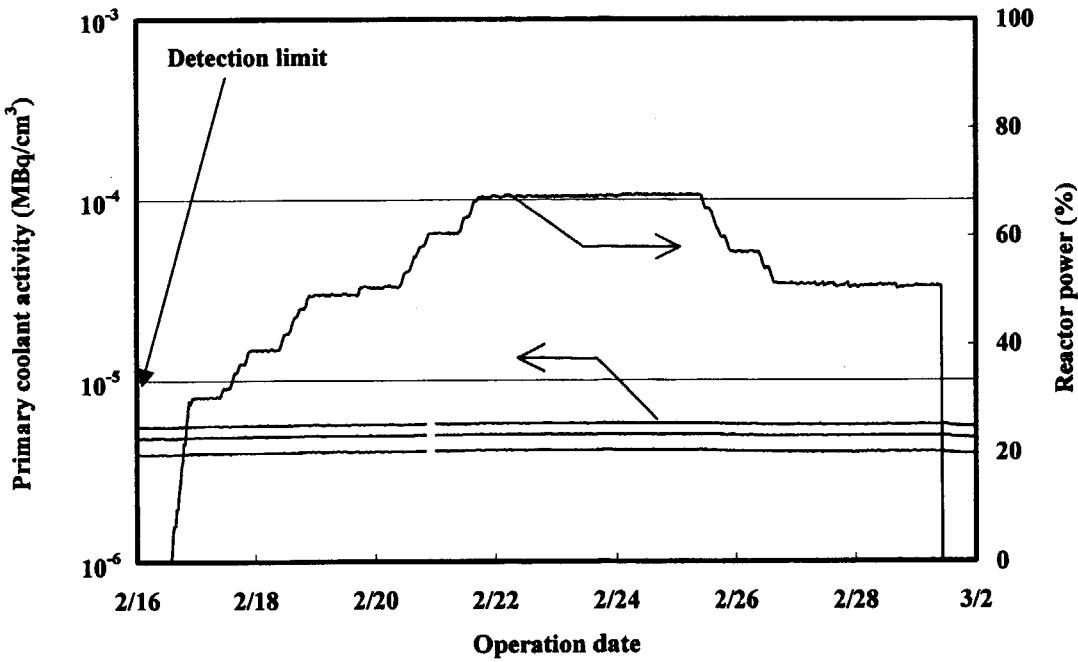


Fig.3-12 Primary coolant radioactivity signals in safety protection system (log scale) in rise-to-power test (2)-2 at parallel loaded operation.

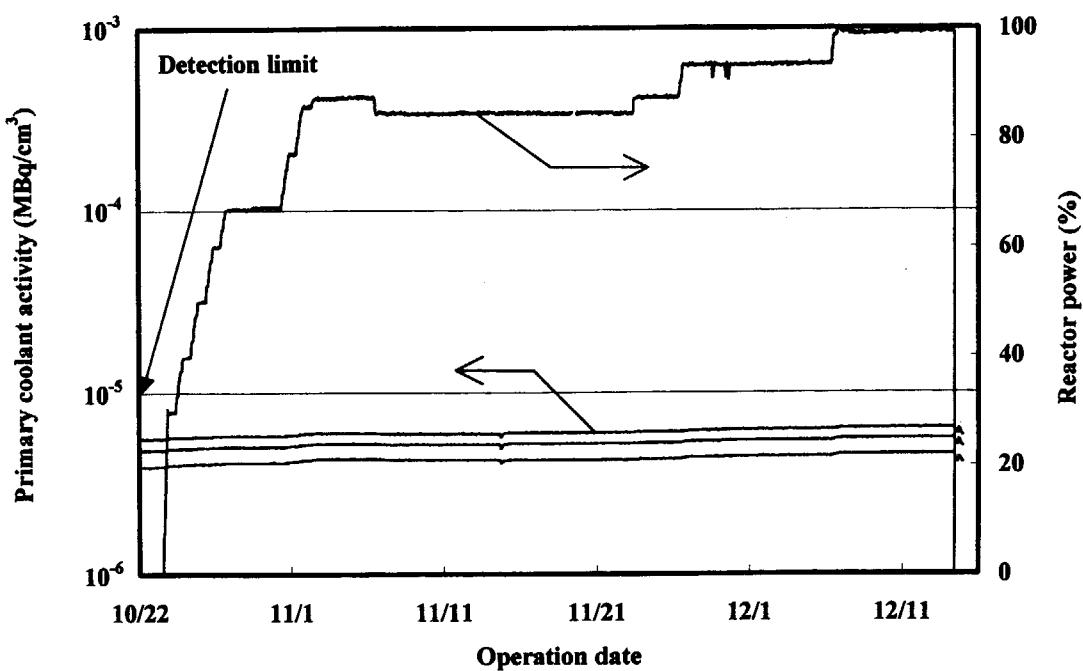


Fig.3-13 Primary coolant radioactivity signals in safety protection system (log scale) in rise-to power test (4) at single loaded operation.

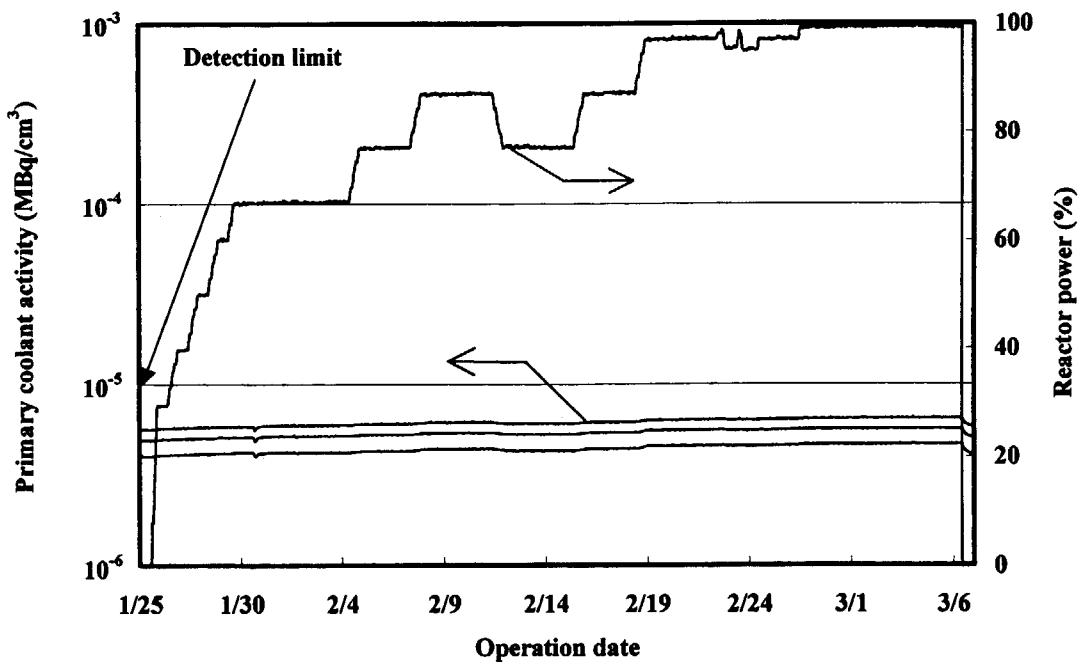


Fig.3-14 Primary coolant radioactivity signals in safety protection system (log scale) in rise-to power test (4) at parallel loaded operation.

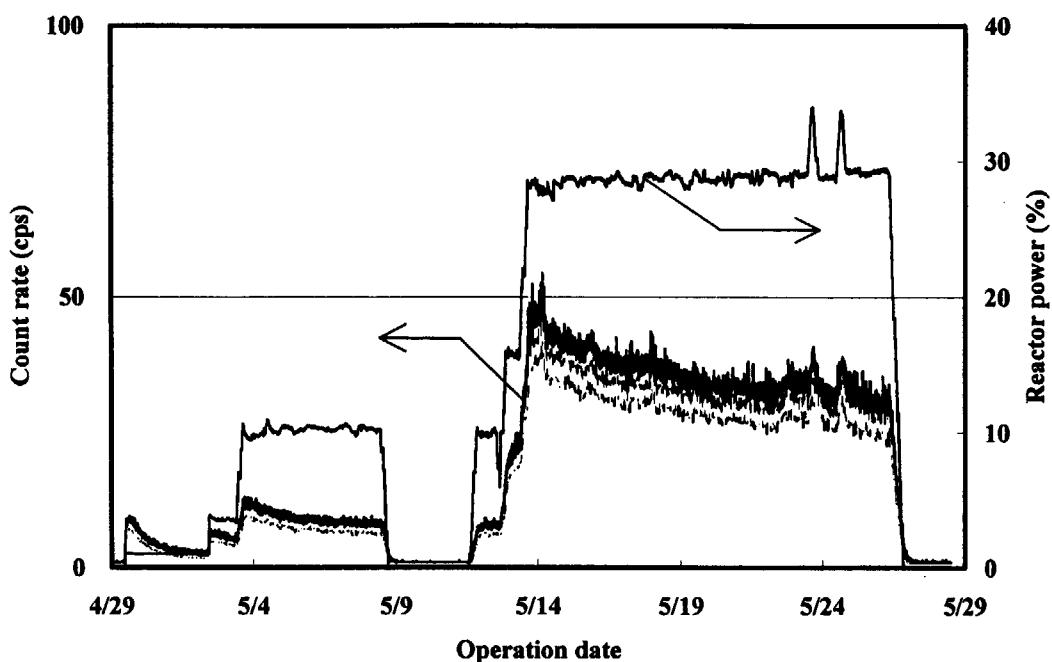


Fig. 3-15 Count rates of the FFD system in rise-to power test (1) at single loaded operation.

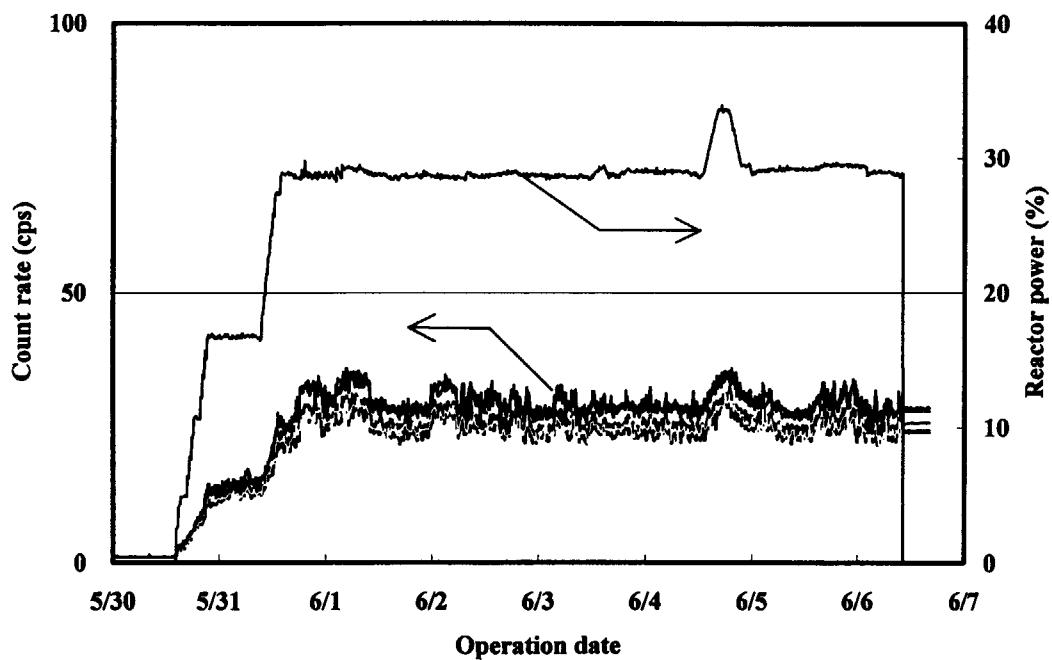


Fig. 3-16 Count rates of the FFD system in rise-to power test (1) at parallel loaded operation.

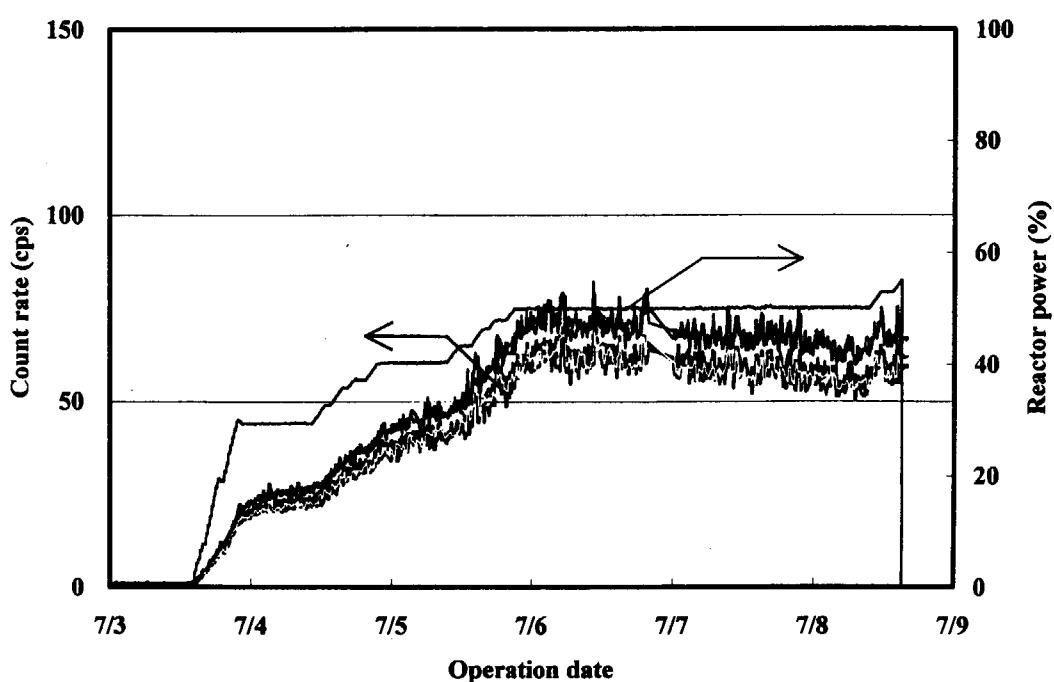


Fig. 3-17 Count rates of the FFD system in rise-to power test (2)-1 at single loaded operation.

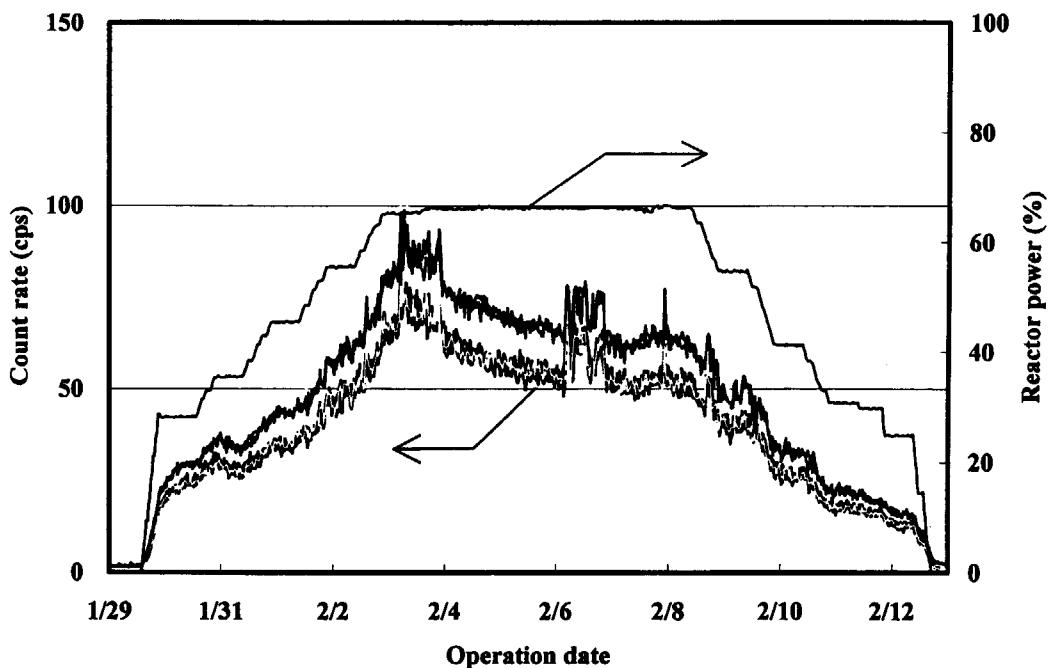


Fig. 3-18 Count rates of the FFD system in rise-to power test (2)-2 at single loaded operation.

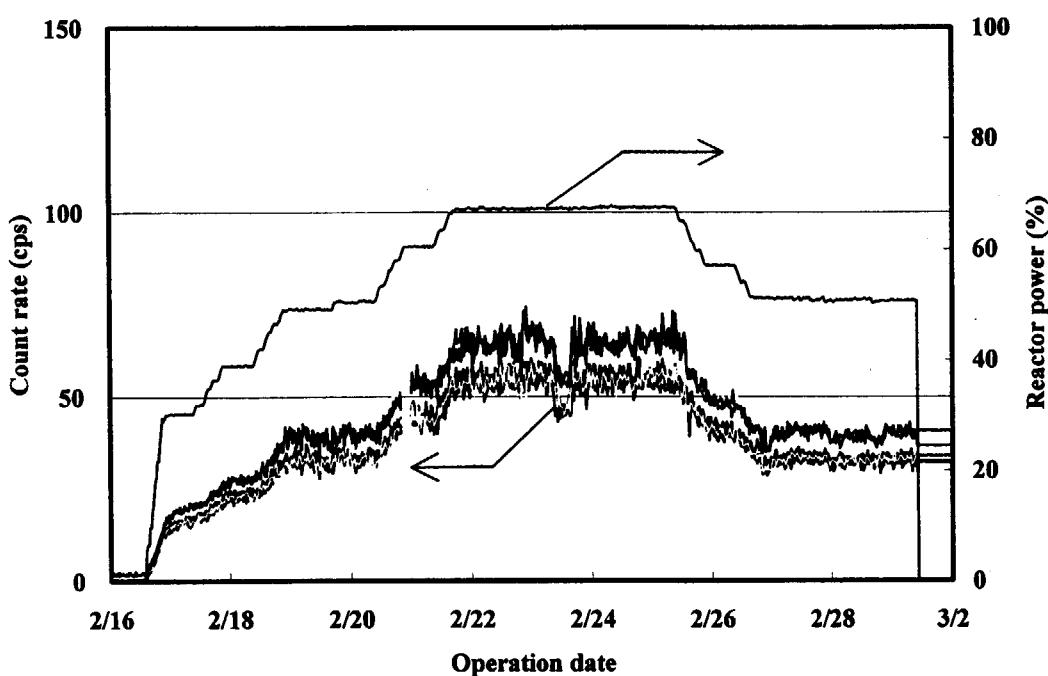


Fig. 3-19 Count rates of the FFD system in rise-to power test (2)-2 at parallel loaded operation.

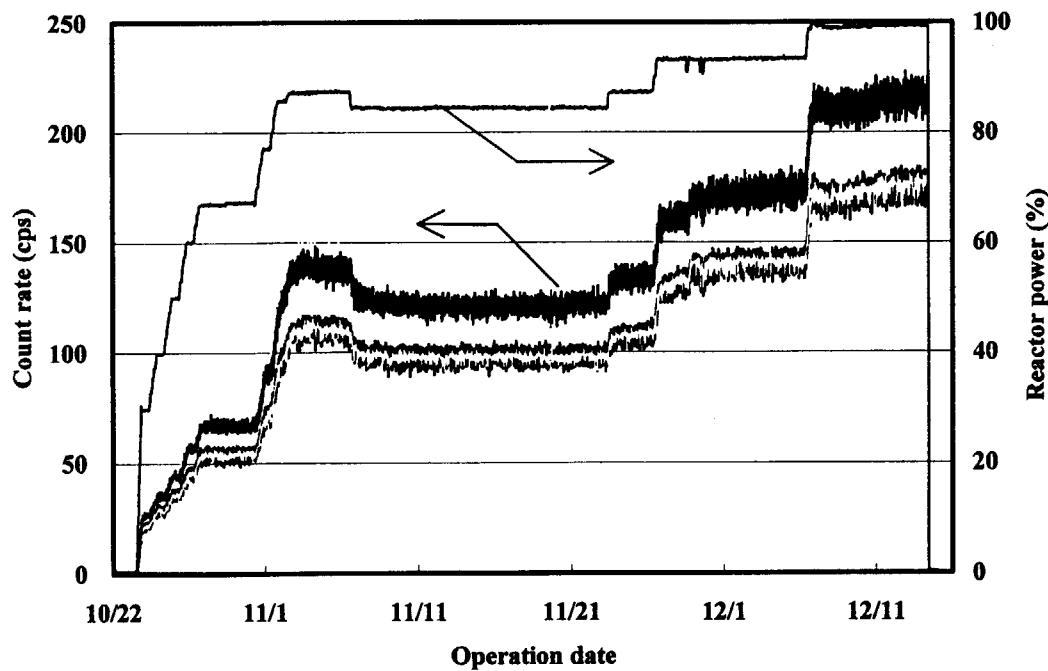


Fig. 3-20 Count rates of the FFD system in rise-to power test (4) at single loaded operation.

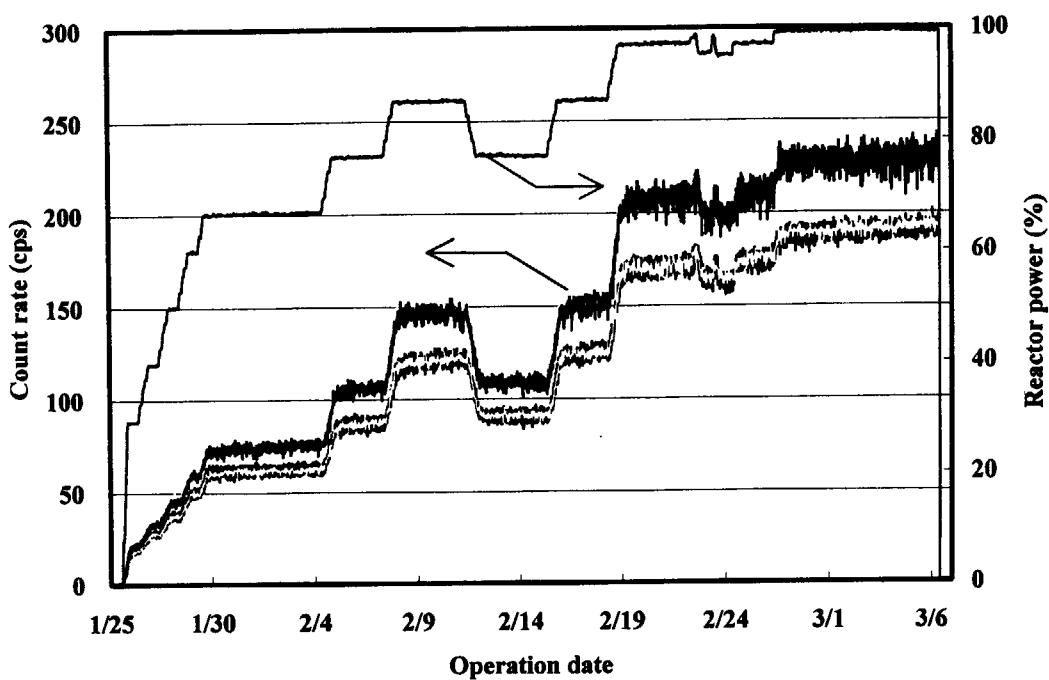


Fig. 3-21 Count rates of the FFD system in rise-to power test (4) at parallel loaded operation.

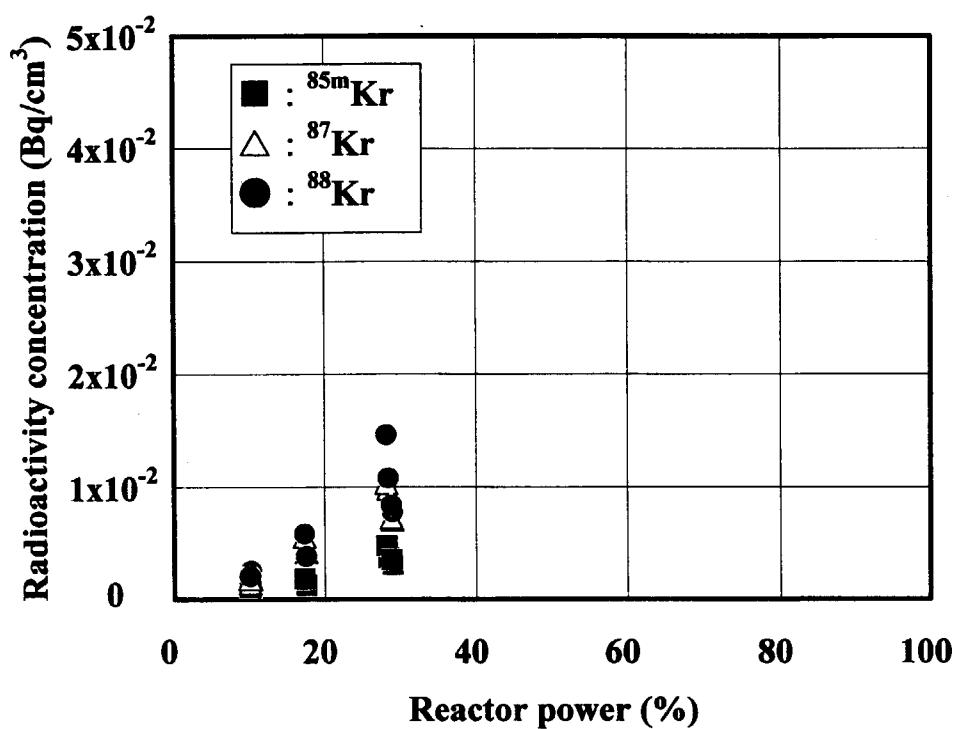


Fig. 3-22 Primary coolant radioactivity concentrations of kryptons in rise-to power test (1) at single loaded operation.

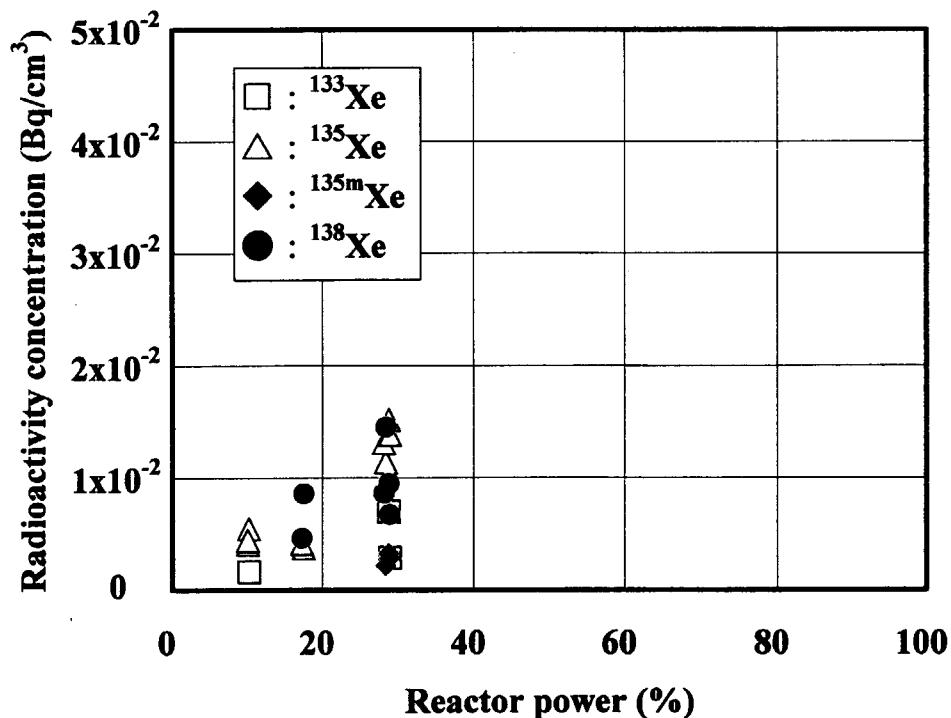


Fig. 3-23 Primary coolant radioactivity concentrations of xenons in rise-to power test (1) at single loaded operation.

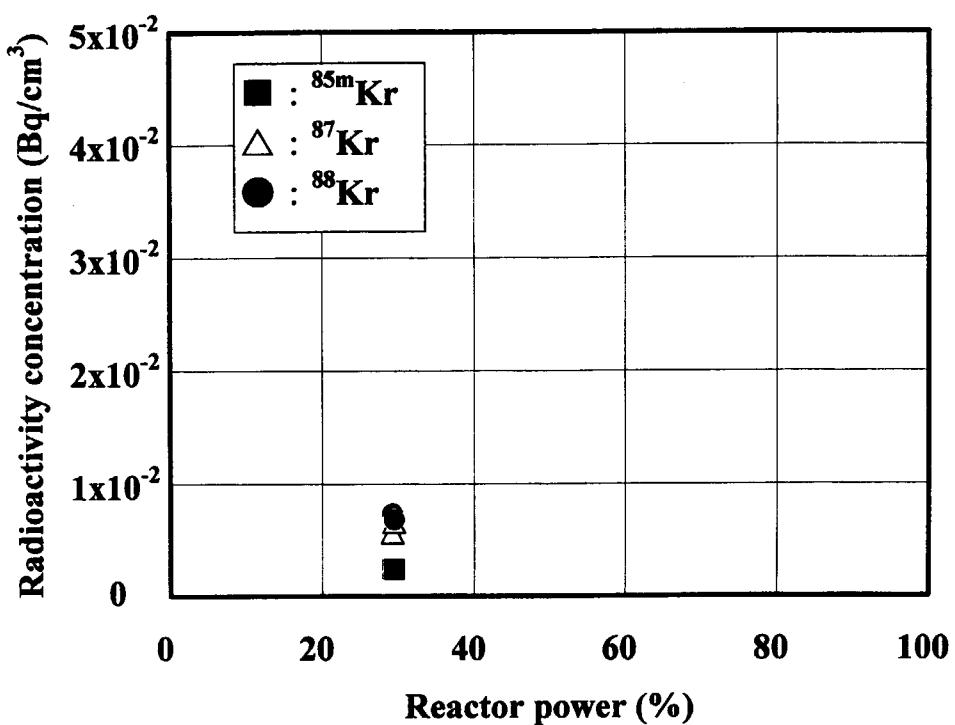


Fig. 3-24 Primary coolant radioactivity concentrations of kryptons in rise-to power test (1) at parallel loaded operation.

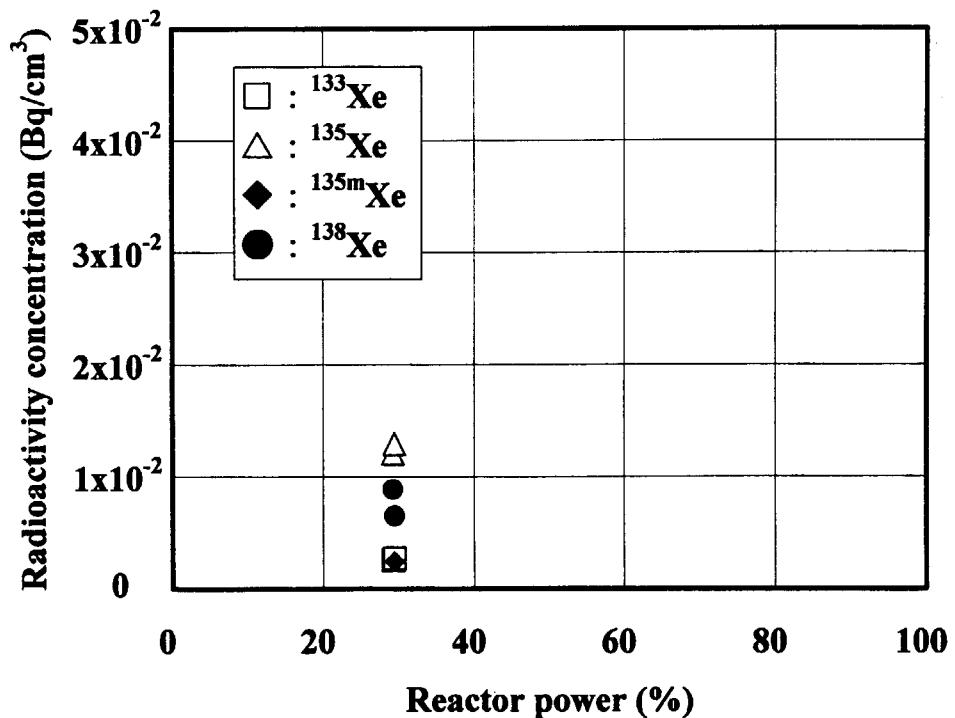


Fig. 3-25 Primary coolant radioactivity concentrations of xenons in rise-to power test (1) at parallel loaded operation.

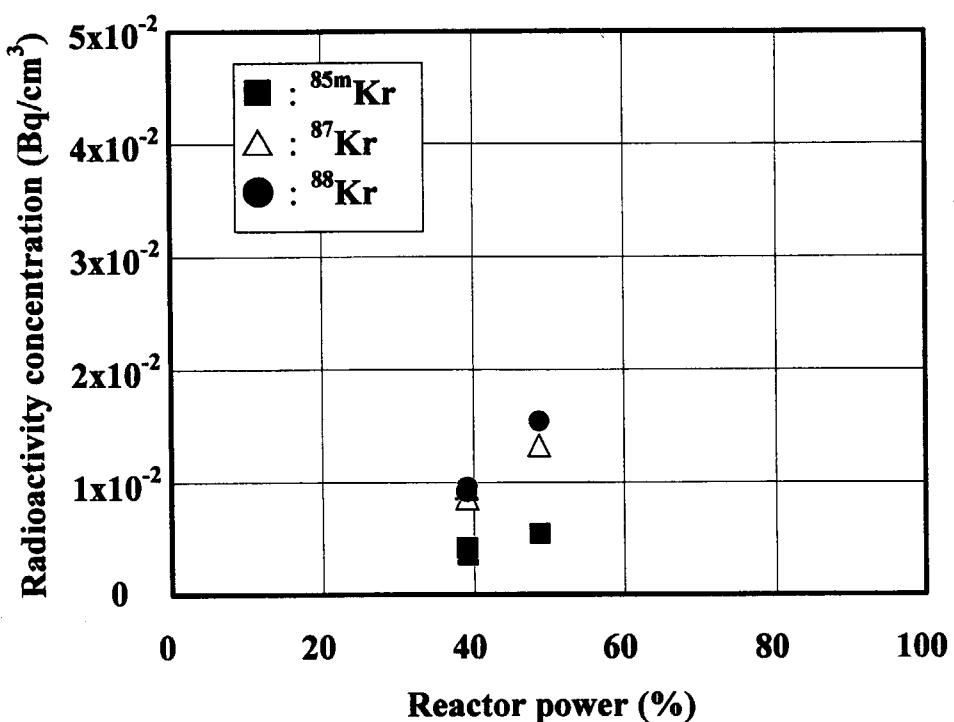


Fig. 3-26 Primary coolant radioactivity concentrations of kryptons in rise-to power test (2)-1 at single loaded operation.

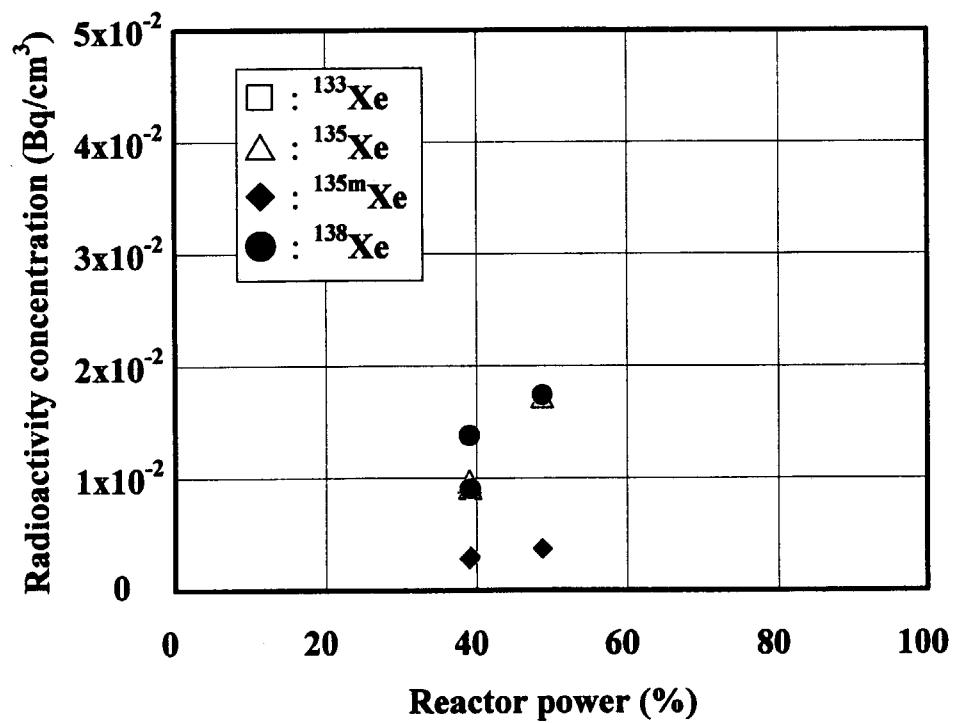


Fig. 3-27 Primary coolant radioactivity concentrations of xenons in rise-to power test (2)-1 at single loaded operation.

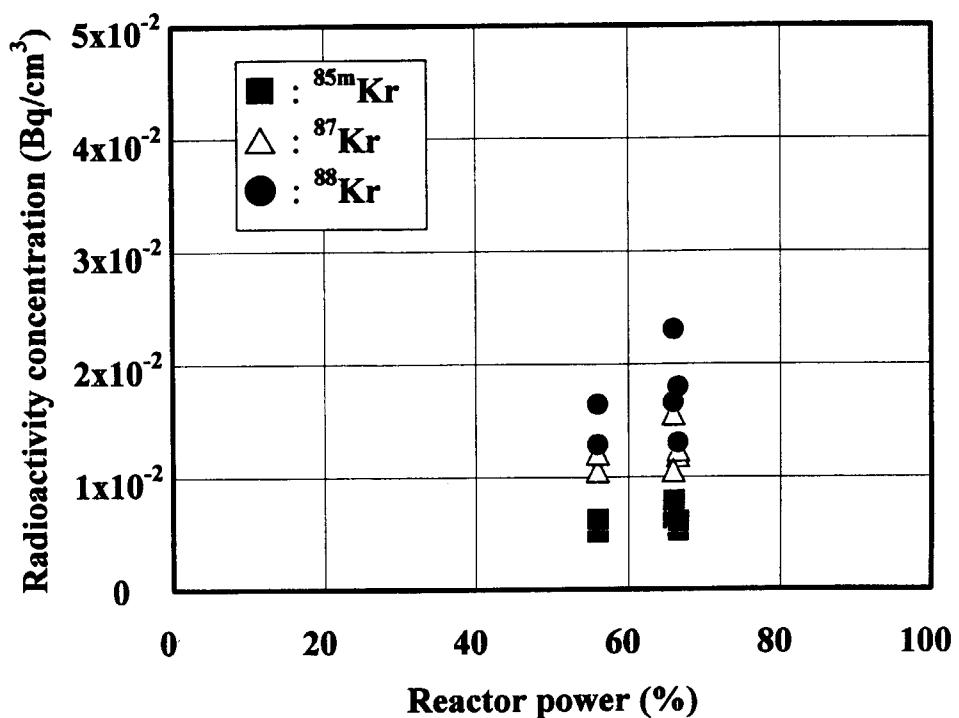


Fig. 3-28 Primary coolant radioactivity concentrations of kryptons in rise-to power test (2)-2 at single loaded operation.

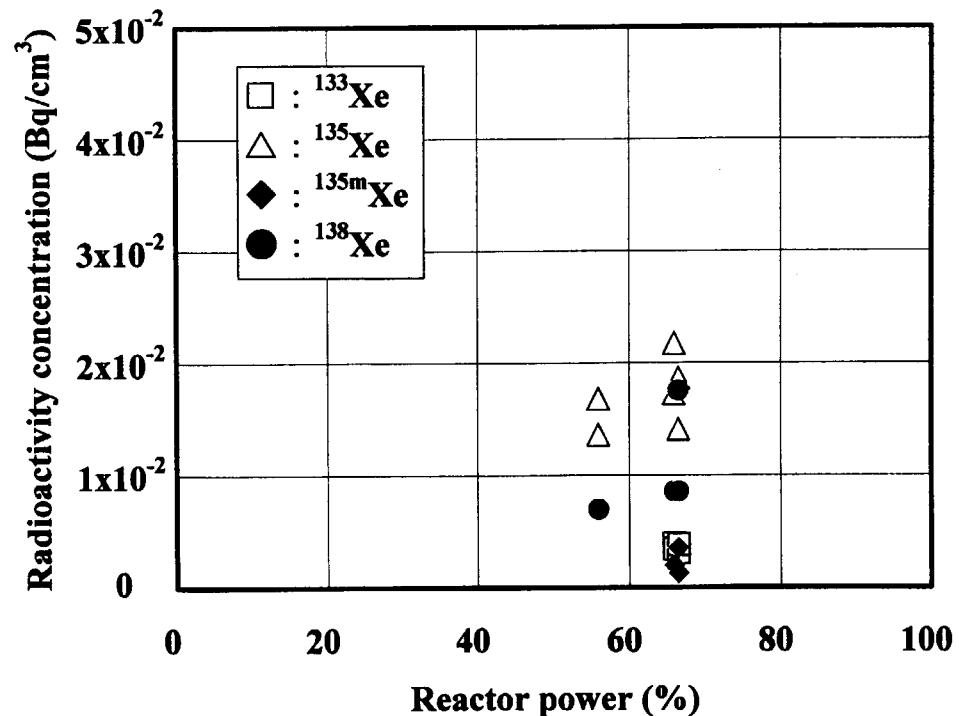


Fig. 3-29 Primary coolant radioactivity concentrations of xenons in rise-to power test (2)-2 at single loaded operation.

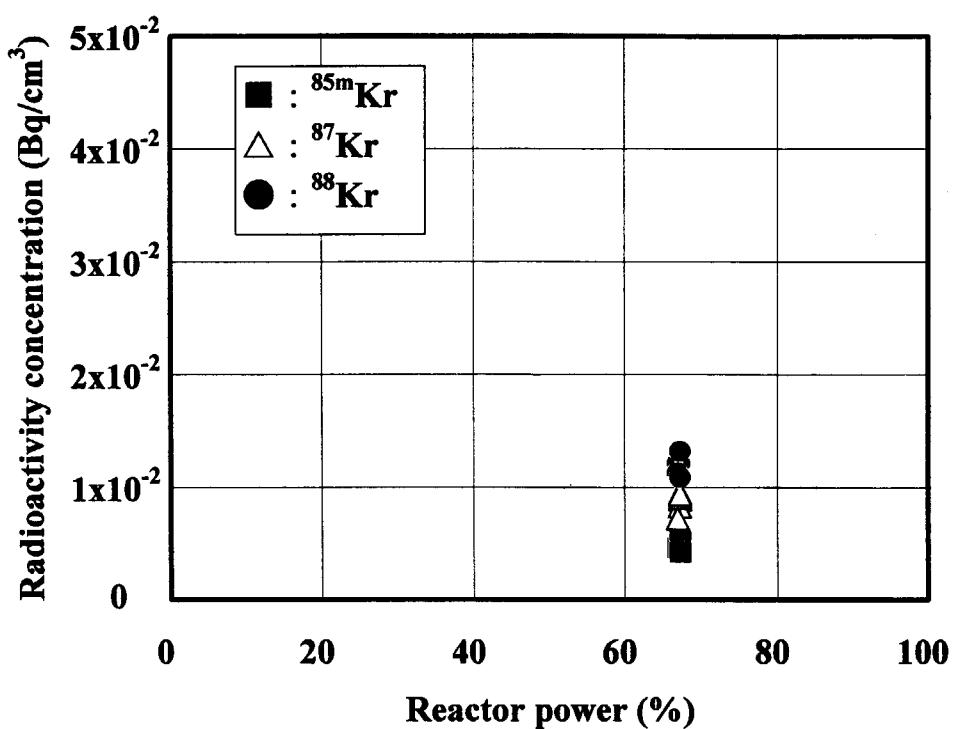


Fig. 3-30 Primary coolant radioactivity concentrations of kryptons in rise-to power test (2) at parallel loaded operation.

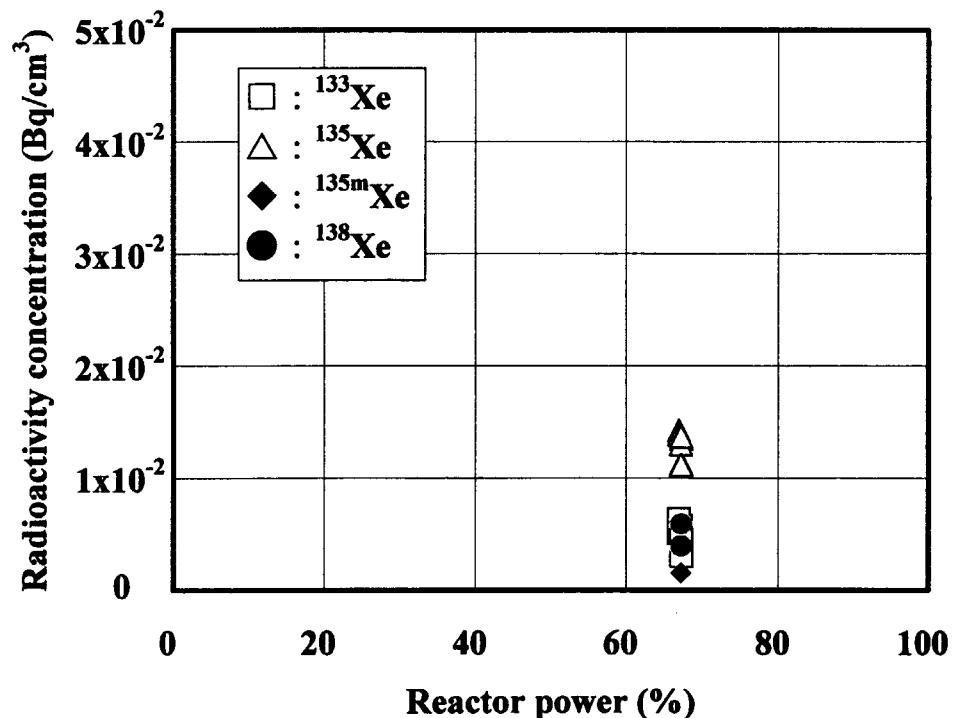


Fig. 3-31 Primary coolant radioactivity concentrations of xenons in rise-to power test (2) at parallel loaded operation.

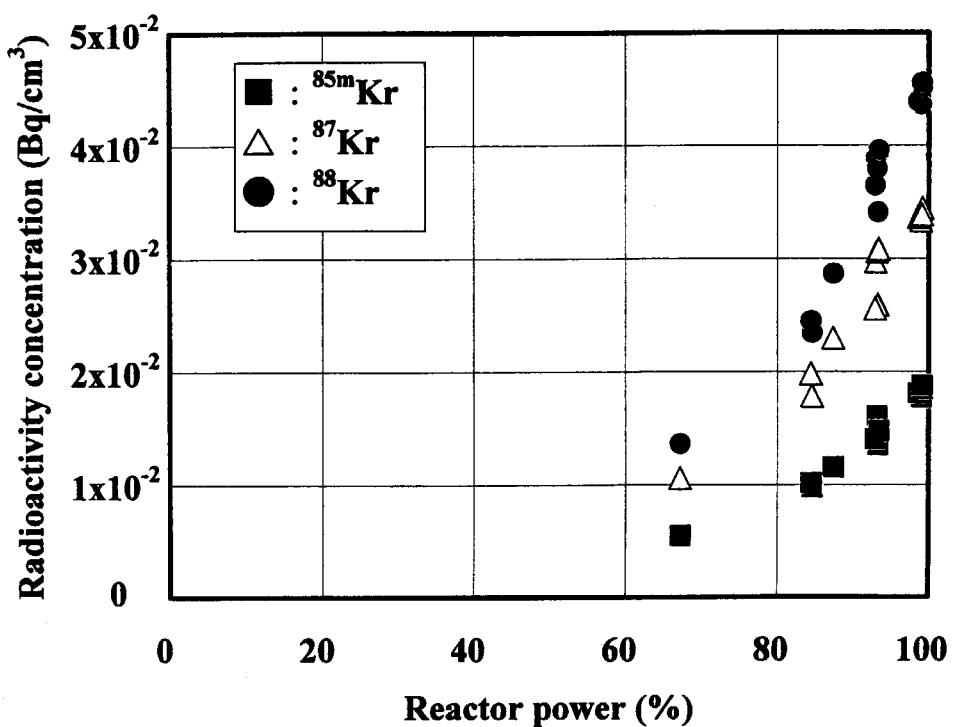


Fig. 3-32 Primary coolant radioactivity concentrations of kryptons in rise-to power test (4) at single loaded operation.

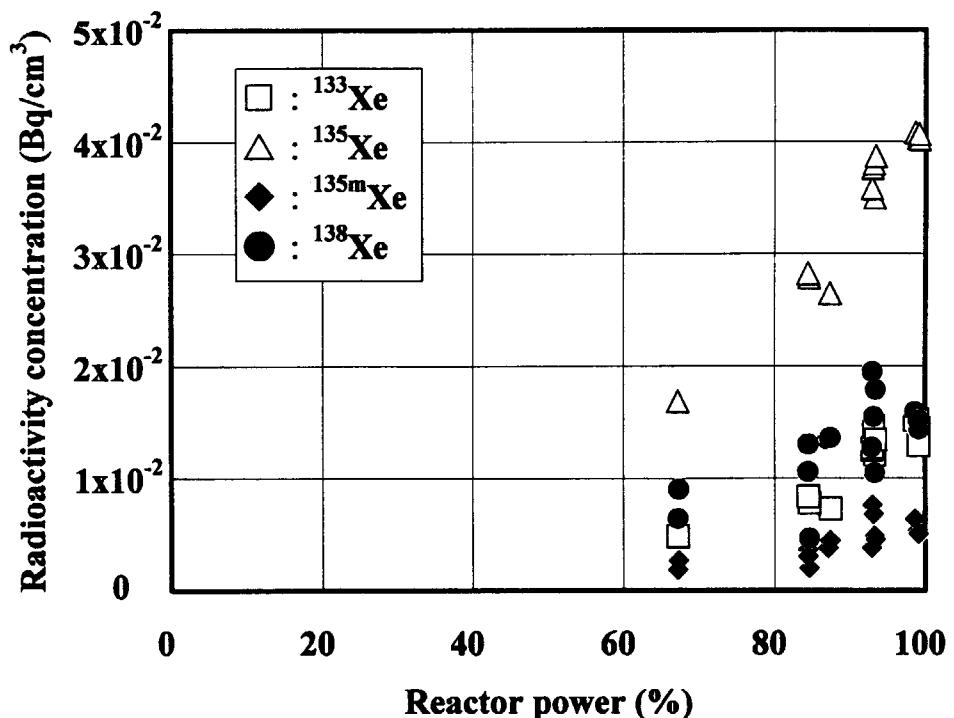


Fig. 3-33 Primary coolant radioactivity concentrations of xenons in rise-to power test (4) at single loaded operation.

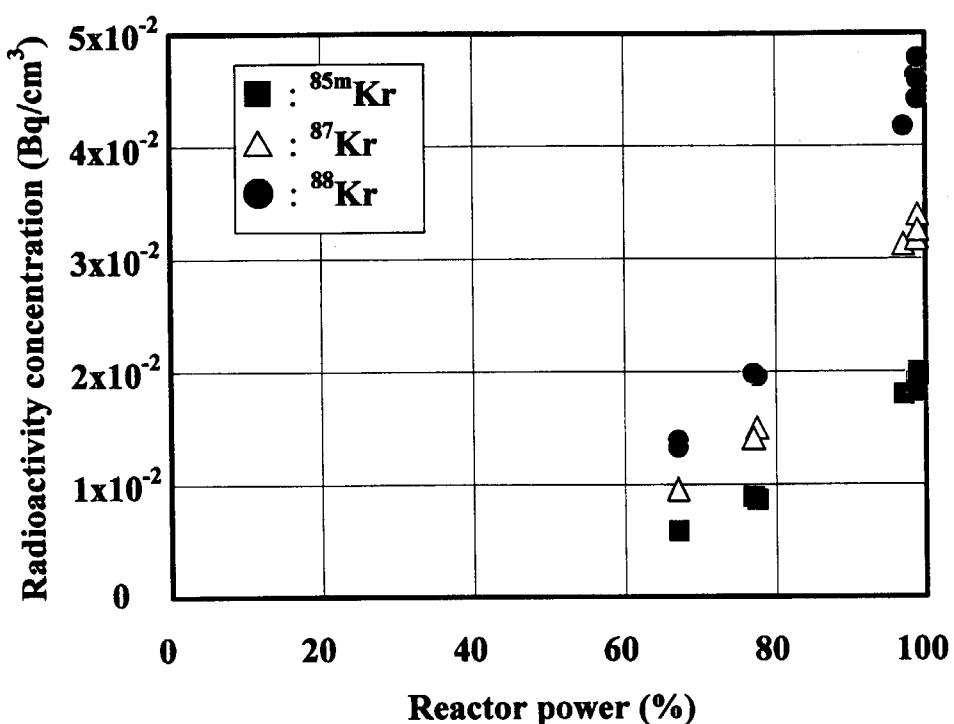


Fig. 3-34 Primary coolant radioactivity concentrations of kryptons in rise-to power test (4) at parallel loaded operation.

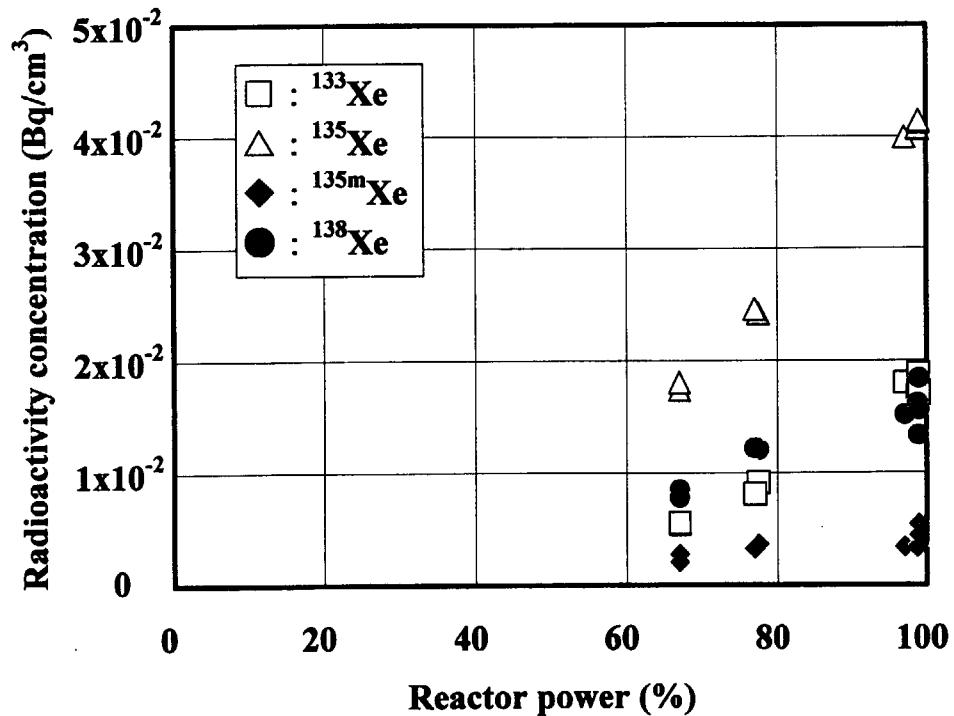


Fig. 3-35 Primary coolant radioactivity concentrations of xenons in rise-to power test (4) at parallel loaded operation.

4. 考 察

4.1 燃料破損検出装置による測定値の挙動

FFD-A、B 号機がそれぞれ測定している燃料領域（A 号機：領域 1～4、B 号機：領域 5～7）の計数率に差がみられた。一方、FFD-A で測定した領域の計数率に対する FFD-B の計数率の比は、出力によらず約 1.25 であった。FFD 運転前に行った校正試験において、FFD-A 計数率に対する FFD-B 計数率は(18000cpm/15000cpm)=約 1.2 であったことから、各 FFD 検出器の検出効率の違いによる現象と推測された。これを確認するため、A 号機、B 号機それぞれ全燃料領域を測定する試験を行った。測定結果を Fig. 4-1 及び Table 4-1 に示す。取得した測定値は各領域 4 点ずつであったが、計数率は各 FFD の検出レベルに集約された。

各領域間の大小関係に一定の傾向が見られる点については、実際の濃度の差を表すものと考えられる。出力分布測定や燃料温度の再評価を待って再検討する。

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

各運転モードについて、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. 4-2 に示す。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) の娘各種の計数率の和である。両信号の直線性が良いことから、FFD により測定されているこれらの核種が Kr-88 と同様の放出挙動を示していると推論できる。

4.3 核種毎の循環放射能量

核種毎の循環放射能量は、出力上昇試験毎の 1 次冷却材充填量及び核種毎の循環放射能濃度より求める。

1 次冷却材充填量は、原子炉起動前の 1 次冷却材温度 120°C 保持による待機運転中の 1 次冷却材圧力より以下の式で求めた。その結果及び kg 換算の結果を Table 4-2 に示す。

$$V_{He} = \frac{P_{initial} \cdot T_{20^\circ C}}{P_{atm} \cdot T_{initial}} V_{RPV} \quad (4-1)$$

ここで、

- V_{He} : 1 次冷却材インベントリ (Nm^3)
- $P_{initial}$: 待機運転時 1 次冷却材圧力 (MPaA)
- P_{atm} : 大気圧 (=0.101325) (MPaA)
- $T_{initial}$: 1 次冷却材温度 (=120 + 273.15) (K)
- $T_{20^\circ C}$: 実験室における 1 次冷却材温度 (= 20+273.15) (K)
- V_{RPV} : 1 次冷却系全体の内容積 (=238.9) (m^3)

である。

循環放射能濃度は、測定点からサンプリング容器に到達する時間に減衰する放射能分を考慮して(2-1)式より以下のように表される。

$$C_i^{sat} = \frac{C_i^{meas}}{e^{-\lambda t_i}} \quad (4-2)$$

ここで、

C_i^{sat} : 1次冷却材中の核種*i*の循環放射能濃度 (Bq)

λ_i : 核種*i*の崩壊定数 (s^{-1})

t_i : 採取ガスの測定点からの到達時間 (s)

である。

t_1 は、水分計2を経由する系統での測定では次の式で与えられる。

$$t_1 = \frac{(V_1 + V_2 + V_3 - F_1 t_4)}{F_2} + t_4 \quad (4-3)$$

ここで、

V_1 : 測定点から水分計2サンプリングガス切替装置までの1次冷却材インベントリ

V_2 : 切替装置から圧力調整弁(165VC31)までの1次冷却材インベントリ

V_3 : 165VC31からサンプリング容器までの1次冷却材インベントリ

F_1 : 気体廃棄設備への排出フラッシング流量

F_2 : 1次ヘリウム純化設備への戻りフラッシング流量

t_4 : 気体廃棄設備への排出フラッシング時間

である。

一方、ガスクロマトグラフ質量分析計を経由する系統での測定の場合、到達時間は次式で与えられる。

$$t_1 = \frac{V_1 + V_2 + V_3}{F_1} \quad (4-4)$$

出力上昇試験を通じて、 t_1 は水分計2経由の場合500~600sec、ガスクロマトグラフ質量分析計経由の場合約800secであった。

最終的に、核分裂生成物ガス循環放射能量 A_i^R は、原子炉出口での放射能濃度と1次冷却材インベントリの積により求められる。これは、1次冷却系内では、短半減期希ガスの半減期よりも短い時間で1次冷却材が循環し、短半減期希ガス濃度が均一と近似できるためである。

ところで、単独運転においてはIHXを流れる1次冷却材は、均熱を目的としたIHXバイパス流量分のみであり、IHX側を遅延して循環する1次冷却材が存在する。これは炉心流量(定格時約45t/h)に対して1% (定格時約0.8t/h)程度である。1次冷却系全体の容積に占めるIHX系統の割合は、全体($238.9m^3$)に対して約1/10($20.5m^3$)と小さい。そのため、1次冷却材が1次冷却系を1循環する時間が1分弱であるのに対して、IHXを1循環する時間はその5倍程度であり、測定対象となる核分裂生成物希ガスの半減期と同等以下と短い。従って、単独運転におけるIHX

側の1次冷却材についても循環に寄与し、均一に核分裂生成物ガスが存在すると言える。従って、運転モードに依らず以下の式を用いて循環放射能量を求めた。

$$A_i^R = C_i^{meas} V_{He} \quad (4-5)$$

運転モード毎の各核種の循環放射能量を Fig.4-3～4-6 に示す。その結果、全ての核種について 230MBq 以下であった。

Fig.4-3～4-6 の出力上昇試験 (4) の結果と各希ガス核種のガンマ線実効エネルギーより、定格出力時の希ガス核種による循環放射能を求めた。各希ガス核種のガンマ線実効エネルギーを Table 4-3 に示す²⁶⁾。この時、出力上昇試験(4)においては、循環放射能は約 $8 \times 10^8 \text{ MeV} \cdot \text{Bq}$ と求められた。これは、(2-1)式で求められる1次冷却材放射能計装の検出下限（監視用レンジ： $10^{-5} \text{ MBq/cm}^3 = 8.02 \times 10^9 \text{ MeV} \cdot \text{Bq}$: $^{88}\text{Kreq}$ ）より一桁低い。

4.4 HTTR における核分裂生成物ガス放出率の評価

核分裂生成物希ガスの放出率の計算では、サンプリング測定で得た核分裂生成物濃度から核種 i の放出速度を算出し、原子炉出力から生成速度を算出する。核種 i の放出率 (R/B) 値は、次の式により表される。

$$\text{核種 } i \text{ の放出率 } (R/B)_i = \frac{\text{核種 } i \text{ の放出速度 } R_i}{\text{核種 } i \text{ の生成速度 } B_i} \quad (4-6)$$

Figure 4-7 に、時刻 t_s を出力上昇開始時点とし、目標出力到達時刻を t_a とする出力変化に対する1次冷却材中放射能量の変化を模式的に示す。時刻 t_a 後の全体の1次冷却材中放射能量（図中に実線で示す）は、十分な時間を経過して放射平衡により飽和値 (A_i^{sat}) に到達する。また、サンプリング測定は、 A_i^{sat} に十分到達後の時刻 t_{smp} に行うとする。

今、核種 i が時刻 t_a に燃料から初めて1次冷却材中へ放出され時刻 t_{smp} までに飽和値 (A_i^{sat}) に達する挙動を仮定すると、図中の破線のように表される。実線と破線の挙動について、時刻 t_{smp} 時点から遡って考えると、サンプリング測定された核種 i の循環放射能量 $A_i^R(t_{smp}) \approx A_i^{sat}$ は、破線で示す放射平衡で得られた場合に置き換えることができるだろう。そこで $A_i^R(t_{smp})$ を、破線の挙動に置き換えて次のように表す。

$$A_i^R(t_{smp}) = A_i^{sat} (1 - e^{-\lambda_i \times (t_{smp} - t_a)}) \approx A_i^{sat} \quad (4-7)$$

ここで、

A_i^{sat} : 核種 i の飽和放射能 (Bq)

t_a : 当該出力到達時刻 (s)

t_{smp} : サンプリング測定時刻 (s)

である。

この時、燃料から放出される核種 i の放出速度 R_i (Bq/s) は、破線で示す放射平衡の原点 (時刻 $t_a=0$) での微分量により表せる。即ち、(4-7) 式より次のように表される。

$$R_i = \frac{dA_i^R(0)}{dt} = \frac{\lambda_i A_i^R(t_{smp})}{1 - e^{-\lambda_i \times (t_{smp} - t_0)}} \quad (4-8)$$

生成速度 B_i は、原子炉の運転出力から燃料の核分裂個数を求め、これに核種の核分裂収率を乗じて算出する。

$$B_i = \lambda_i N_f Y_i = \lambda_i \frac{W_{op}}{3.2 \times 10^{-11}} Y_i \quad (4-9)$$

ここで、
 B_i : 核種 i の生成速度 (Bq/s) 、
 N_f : HTTR 運転出力 W_{op} (W) における U-235 の核分裂個数、
 Y_i : 核種 i の核分裂収率、である。

核分裂による放出エネルギーは 200MeV とした。

出力上昇試験における Kr-88 の放出率を Fig. 4-8 に示す。その結果、放出率は、運転モードに依存せず出力に対して一定値を示し、出力 100% 時の Kr-88 の (R/B) 値は 7×10^{-9} となった。HTTR の設置変更許可申請上の安全評価値は、Kr-88 について 5.35×10^{-4} 以下 (1% 破損に相当) であるが、これよりも 5 衡低い数値であった。

4.5 事前解析との比較

(1) 希ガス放出率評価モデル

HTTR 燃料からの希ガスの放出率評価においては、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、燃料核からの放出率に燃焼度依存性を考慮すること、また、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とし、以下のような放出経路をモデル化した⁽¹³⁾。

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。

$$(R/B) = \left\{ (f_{k,r} \times f_{m,d}) + (f_{k,d} \times f_{m,ad}) \right\} \times \phi_k + (f_{m,r} + f_{m,d}) \times \phi_c \quad (4-10)$$

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、

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、Friskney らの検討⁽¹⁴⁾に基づく先行核の効果を考慮した以下の式で計算する。

$$f_{k,d} = 3 \left[\frac{1}{\Gamma_1} \left(\frac{\coth \sqrt{\mu_1}}{\sqrt{\mu_1}} - \frac{1}{\mu_1} \right) + \frac{1}{\Gamma_2} \left(\frac{\coth \sqrt{\mu_2}}{\sqrt{\mu_2}} - \frac{1}{\mu_2} \right) \right] \times f_{BU} \quad (4-11)$$

$$\Gamma_1 = 1 - \frac{\mu_1}{\mu_2}$$

$$\Gamma_2 = 1 - \frac{\mu_2}{\mu_1} \quad (4-12)$$

$$\mu_i = \frac{\lambda_i}{D'_i}$$

ここで、 f_{BU} : 燃焼による補正因子、

λ_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、キャプセル照射試験結果⁽¹¹⁾に基づき定めたもので、

$$D'_{1-Bu} = 200 D'_{2-Kr}, \quad D'_{1-I} = D'_{2-Xe} \quad (4-13)$$

$$D' = 55 \exp(-38000/T) \quad (4-14)$$

により求める。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⁽¹⁵⁾を参考に以下の式を仮定している。

$$f_{BU} = 0.2 Bu + 1 \quad (4-15)$$

ここで、 Bu は燃焼度 (%FIMA) である。

燃料核からの反跳放出率は、Krohn らによる⁽¹⁶⁾反跳距離と形状から決まる式で計算できる。

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

ここで、 R : UO_2 中での反跳距離 ($= 10 \mu m$)⁽²⁴⁾、

a : 燃料核直径 (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。

$$f_{m,d} = \alpha \times f_{m,gd} + (1 - \alpha) \times f_{m,ad} \quad (4-17)$$

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、
 α : 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⁽¹⁷⁾。

$$f_{m,d} = 3\sqrt{\frac{D'}{\lambda}} \left[\coth\left(\sqrt{\frac{\lambda}{D'}}\right) - \sqrt{\frac{D'}{\lambda}} \right] \quad (4-18)$$

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、以下の式を用いる。

$$D'_{gd} = 7.32 \times 10^{-10} \exp(-36200/T) \quad (4-19)$$

黒鉛粒内の拡散放出率は、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、Chernikov らにより得られた黒鉛粒界中の活性化エネルギー⁽²³⁾を用いて以下を仮定した。

$$D'_{gb} = 4.5 \times 10^{-4} \times \exp\left(-\frac{1.8 \times 10^4}{T}\right) \quad (4-20)$$

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。

$$1 - \alpha = 1 - \frac{\rho_0}{\rho_g} = 1 - \frac{m}{\rho_g V_0} \quad (4-21)$$

ここで、
 ρ_0 : 未照射時のマトリックス密度 (kg/m^3) 、
 ρ_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⁽⁸⁾を用いると以下のようになる。

$$V(\Phi) = V_0 \left(1 + \frac{1.006\Phi - 0.174\Phi^2}{100}\right) \quad (4-22)$$

ここで、 Φ は高速中性子 ($E > 29eV$) 照射量 ($10^{25} m^{-2}$) である。
(4-19) 式に (4-20) 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。この時、マトリックスからの反跳距離は未知であることから、ここでは UO_2 中での反跳距離と同じと仮定する。

$$f_{m,r} = \frac{R \left\{ (r_i + r_o) - 2R \right\}}{6(r_o^2 - r_i^2)} \quad (4-23)$$

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、
 R : 反跳距離、である。

(2) 出力上昇試験の事前解析⁽¹³⁾

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。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°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 4-4 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。

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 4-5 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⁽¹⁸⁾。初装荷燃料製造時に測定する露出ウラン率は、全体で約 2×10^{-6} であった。仮に、燃料コンパクト中の被覆燃料粒子 1 粒子が貫通破損している場合、露出ウラン率は約 10^{-4} となる（燃料コンパクト中には約 10^4 個の被覆燃料粒子を含む）。このことから、初装荷燃料全体では貫通破損をほとんど生じていないと言える。一方、 2×10^{-6} の露出ウラン率に示されるウランは、製造時のマトリックス部の汚染によるものであり、露出ウラン率 (2×10^{-6}) を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 2×10^{-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 2×10^{-6} となっている。

Figure 4-9 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、貫通破損率ともに製造時の平均値である 2×10^{-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⁽¹⁹⁾。図から分かるように、低出力では汚染ウランからの反跳放出、高出力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。

(3) 比較検討

事前解析により求めた出力の変化に伴う Kr-88 の放出率 R/B 値の予測値とサンプリング結果の比較を Fig. 4-10 に示す。予測値は、原子炉出力 60% 以下で約 1.5×10^{-9} 、出力 100% で約 9×10^{-9} と求められた。評価モデルに用いた各放出挙動の変化もあわせて図中に示す。測定結果は汚染ウランからの放出レベルであり、予測値と測定値はともに出力に対する非線形性を示した。このこ

とは、燃料マトリクスの温度上昇に伴い汚染ウランからの核分裂生成物放出機構が反跳放出から拡散放出が支配的になるためと理解される。

また、燃料核からの（即ち、製造時の貫通破損粒子からの）放出率は約 2×10^{-10} であり、全体の放出量に対する寄与は 1%程度であり非常に小さい。このように、放出率評価モデルを用いることにより、HTTR 燃料からの FP 希ガス放出挙動をうまく再現することができた。

(4) 今後の検討課題

以上のように、4.5(1)項に述べた放出率評価モデルを用いると HTTR 燃料からの放出挙動をほぼ再現できることが分かった。一方、低出力側では予測値の方が低く、高出力側では予測値の方が高い結果となった。この原因について、以下の 3 点が考えられる。

- ① 低出力側では汚染ウランからの反跳放出が支配的であるが、反跳放出モデルでは、燃料核及び燃料コンパクトマトリックスの両方において二酸化ウラン結晶中の反跳距離を仮定している。燃料コンパクトマトリックス中では、密度・原子量的に見て、二酸化ウラン結晶中よりも反跳エネルギーの損失が小さいと考えられる。すなわち、燃料コンパクトマトリックスからの反跳距離が過小評価である可能性が高い。媒質中での単位飛程当たりの荷電粒子のエネルギー損失は Bethe の公式で表され、その飛程は Bragg 曲線で表される挙動を示すことが知られている。しかしながら、正電荷を持つ核分裂片が反跳中に媒質から電子を受け取り、電荷を減少する挙動等は Bethe 式に表せず、定量的な評価は難しい。今後、引き続き検討を進める。
- ② 高出力側では燃料コンパクトマトリックス中の汚染ウランからの拡散モデル（(4-20) 式）の仮定が妥当でないためと推論される。本拡散モデルは、HTTR 初装荷燃料の先行照射試験（JMTR94F-9A 照射キャップセルによる）で取得した (R/B) 値データとの比較により検討している⁽²²⁾。先行照射試験では、照射キャップセル中の独立した 2 個の内筒に各 2 個のコンパクトを封入し、これらを JMTR 炉心に対して上下段に配列し照射した。また、本拡散モデルを評価するため、通常行わないヘリウムダンプ（真空温度制御を行わない状態）時の燃料温度 600 ~ 800°C での (R/B) 値を取得した。これより、燃料温度に対する (R/B) 値の変化挙動を放出率評価モデルによりシミュレーションする方法で拡散モデルを評価した。その結果を Fig.4-11 に示す。新旧の評価モデルとも、実測値を全体的にうまく再現しているように見える。一方、HTTR 燃料の主要な温度領域であるダンプ状態での測定値（温度 700~900°C 付近）については、94F-9A 評価モデルは HTTR 評価モデルよりも過大評価であり、一方の HTTR 評価モデルは、上段試料の照射データについてのみ挙動を良く再現しているように見える。従って、拡散モデルを検討するに当たっては、94F-9A 照射データについて、追加破損の有無、キャップセル上段及び下段試料の温度、汚染ウラン率の誤差、等をさらに詳細に評価する必要がある。これについては、現在引き続き検討を進めている。
- ③ 燃料温度の事前解析値は HTTR 設計当時の手法により求めた保守的な値であり、実際よりも過大評価である可能性がある。今後、出力分布測定結果等を用いた燃料温度評価の結果により放出率 (R/B) 値を再評価する。

Table 4-1 Results of FFD test.

燃料領域	FFD-A 号機による測定値 (cps)	FFD-B 号機による測定値 (cps)
領域 1	93～98	117～127
領域 2	89～93	111～122
領域 3	95～96	119～125
領域 4	94～96	119～123
領域 5	95～98	122～125
領域 6	89～94	115～123
領域 7	90～93	114～120

Table 4-2 He inventory in rise-to-power tests.

試験名	運転モード	He インベントリ V_{He} (20°C 大気圧換算) Nm ³	He インベントリ Kg
出力上昇試験 (1)	定格単独	3970	661
出力上昇試験 (1)	定格並列	3931	654
出力上昇試験 (2) -1	定格単独	4081	679
出力上昇試験 (2) -2	定格単独・並列	3920	652
出力上昇試験 (3)	高温単独	4568	760
出力上昇試験 (3)	高温並列	4494	748
出力上昇試験 (4)	定格単独	4466	743
出力上昇試験 (4)	定格並列		

Table 4-3 Efficient energies of gamma nuclides.⁽²⁶⁾

Nuclides	$E_{\gamma} \text{ eff}$ (MeV)
^{85m} Kr	0.158
⁸⁷ Kr	1.793
⁸⁸ Kr	1.949
¹³³ Xe	0.030
¹³⁵ Xe	0.428
^{135m} Xe	0.248
¹³⁸ Xe	1.182

Table 4-4 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 4-5 Fuel compact matrix contamination and through-coatings failure fractions employed in pre-analysis.

Contamination fractions

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

Through-coatings failure fractions

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

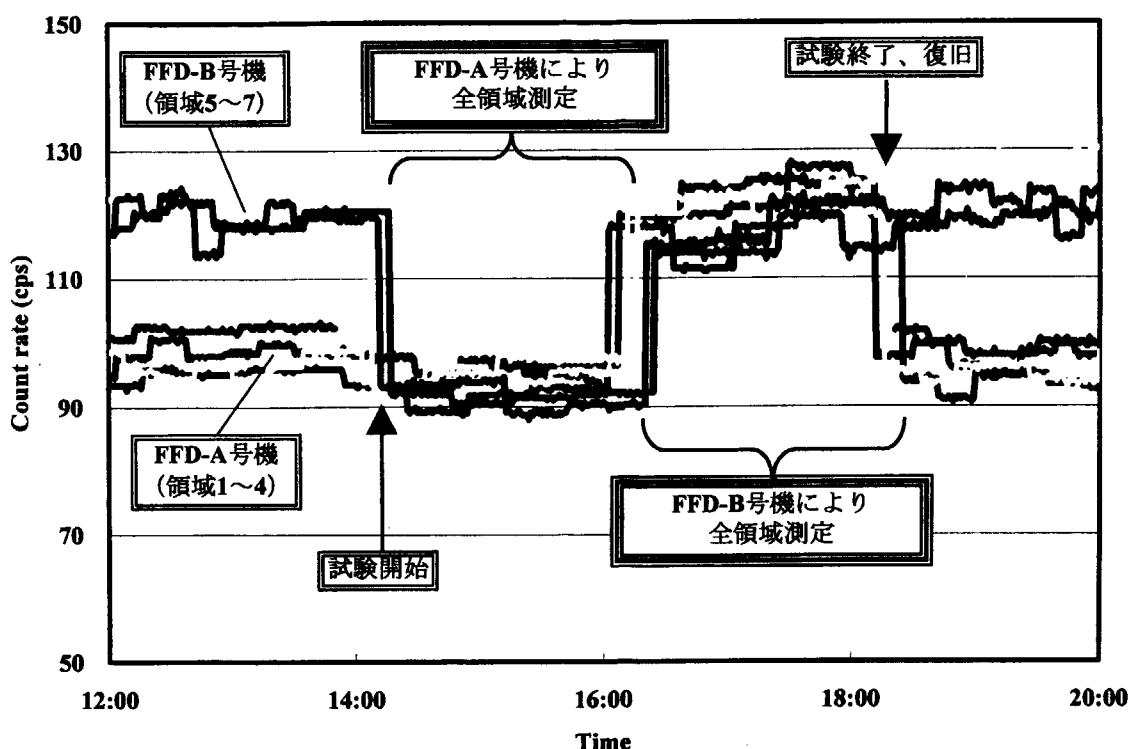


Fig. 4-1 Count rates of the FFD system.

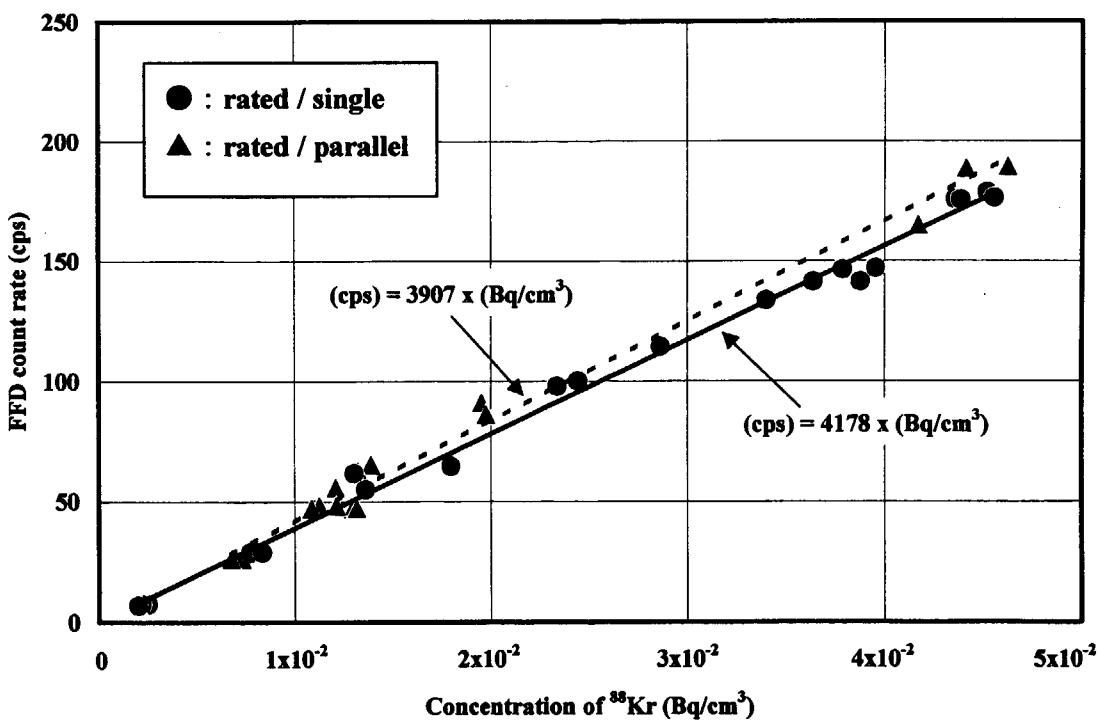


Fig. 4-2 Correlation of fuel failure detection system countrate and fission gas concentration by sampling.

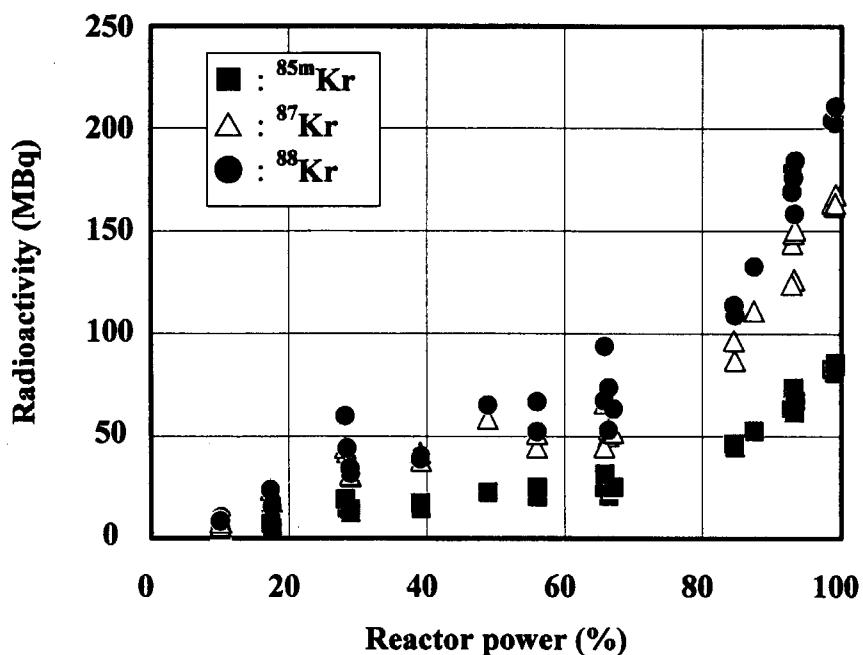


Fig. 4-3 Primary coolant radioactivity of Kr nuclides in the rated operation (single operation mode).

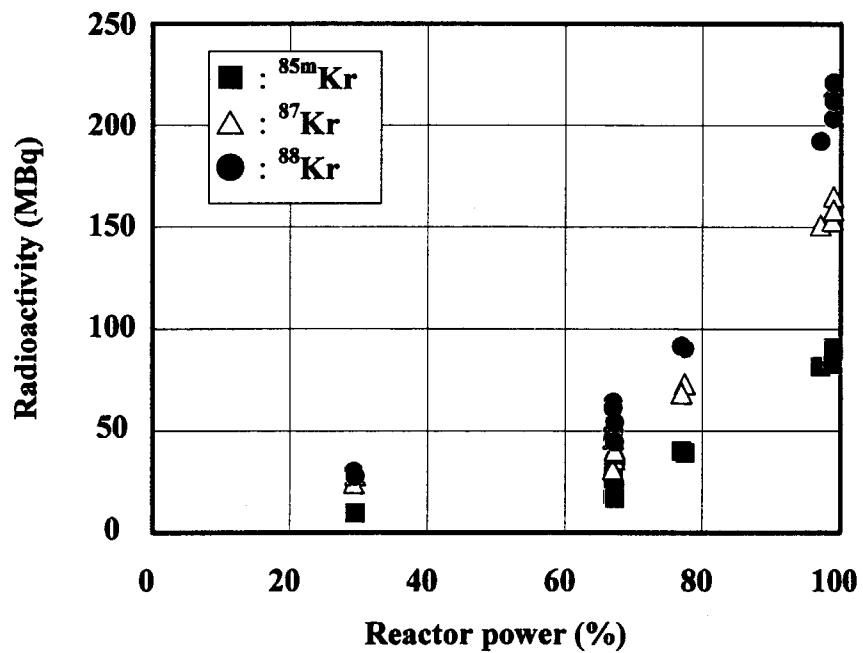


Fig. 4-4 Primary coolant radioactivity of Kr nuclides in the rated operation (parallel operation mode).

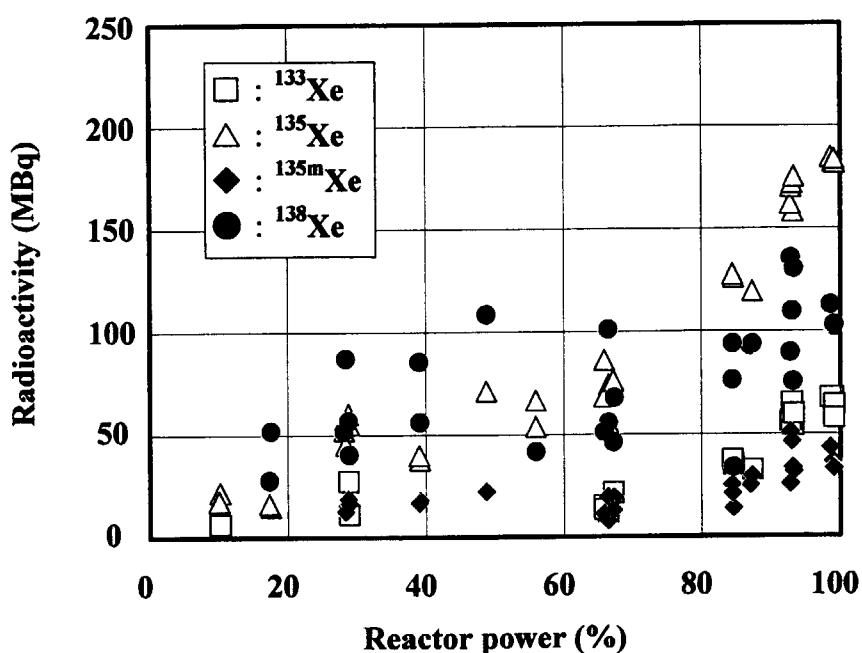


Fig. 4-5 Primary coolant radioactivity of Xe nuclides in the rated operation (single operation mode).

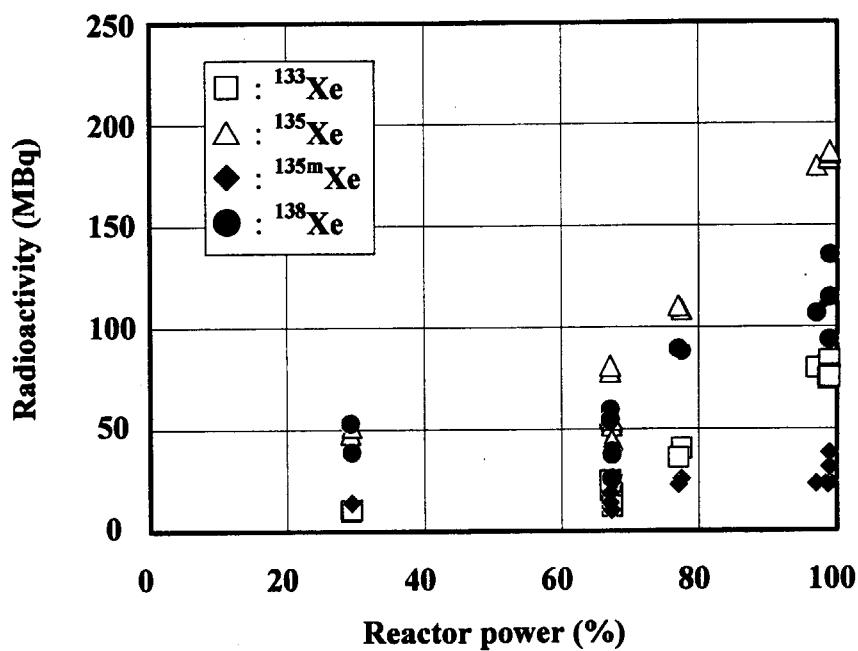


Fig. 4-6 Primary coolant radioactivity of Xe nuclides in the rated operation (parallel operation mode).

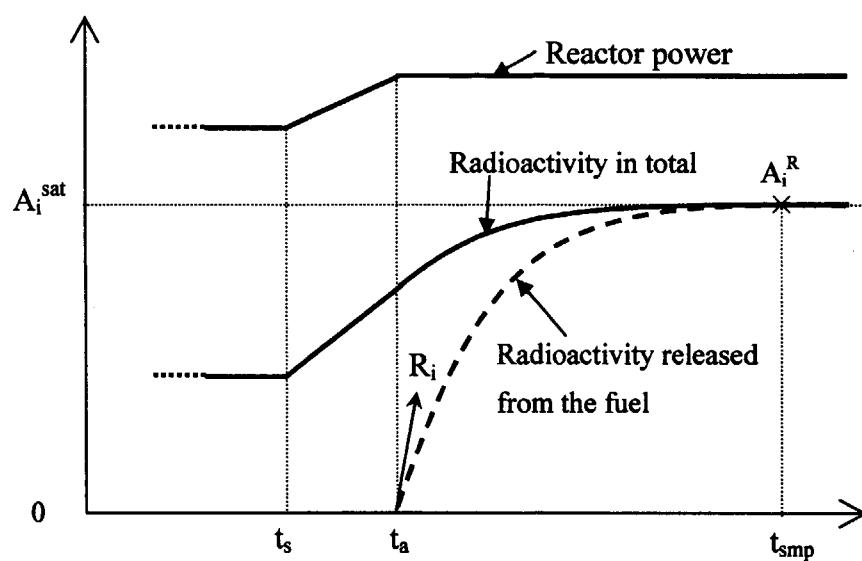


Fig. 4-7 Scheme of release rate of nuclide i in sampling test.

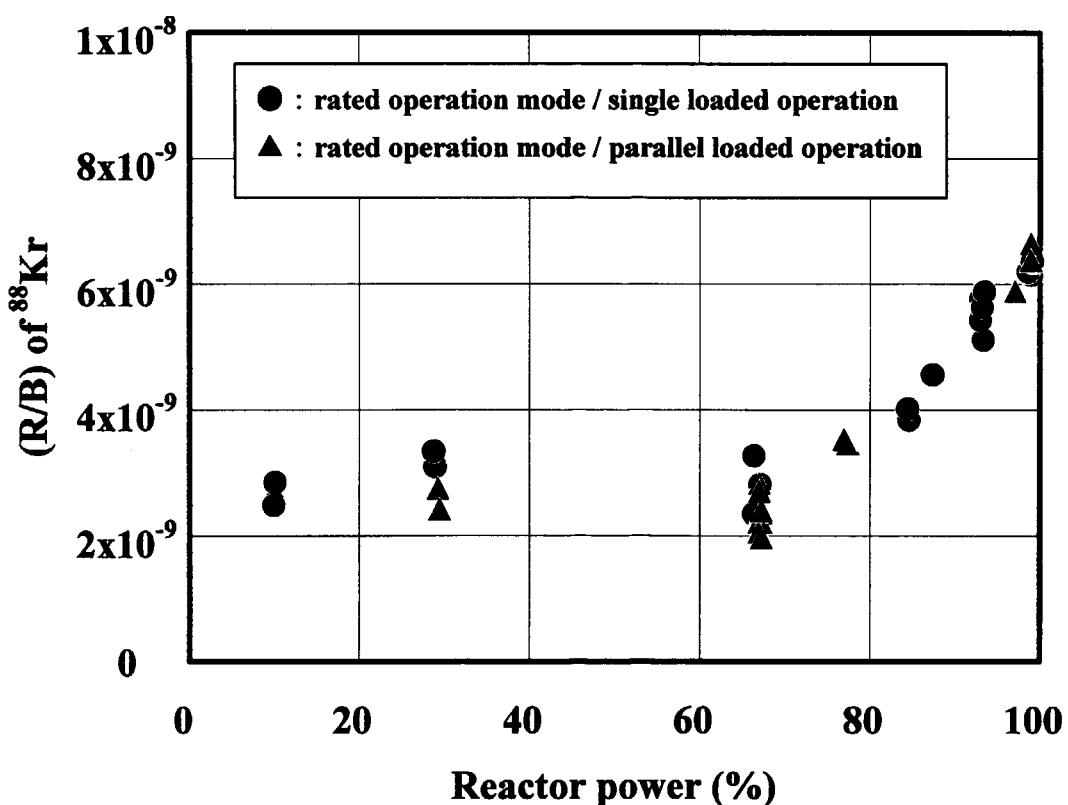


Fig. 4-8 (R/B) of ^{88}Kr during rise-to-power tests.

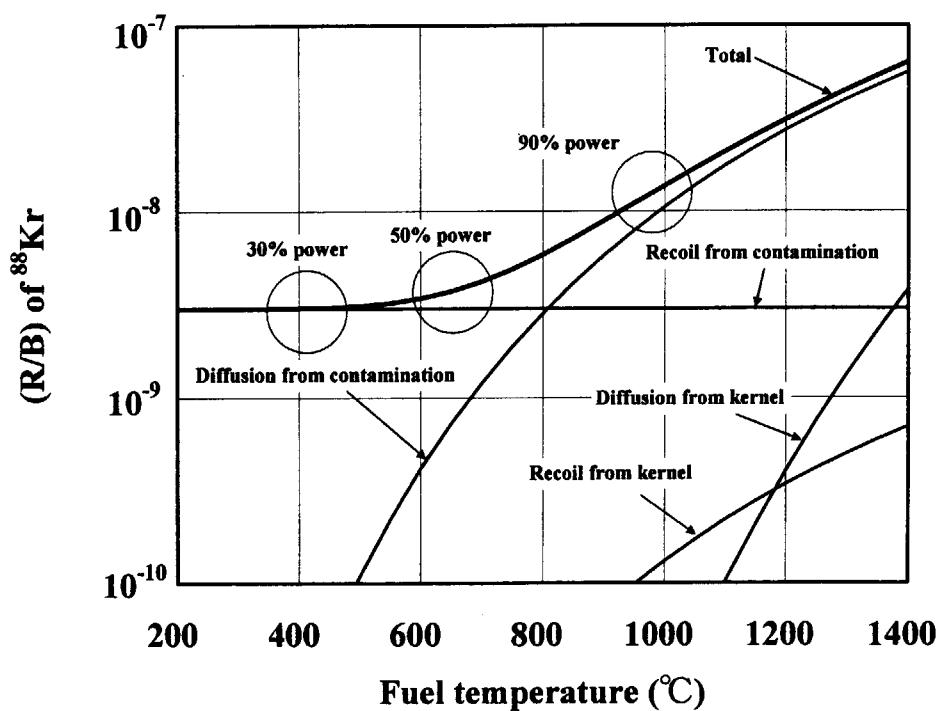


Fig. 4-9 Calculated fission gas release fraction during rise-to-power test.

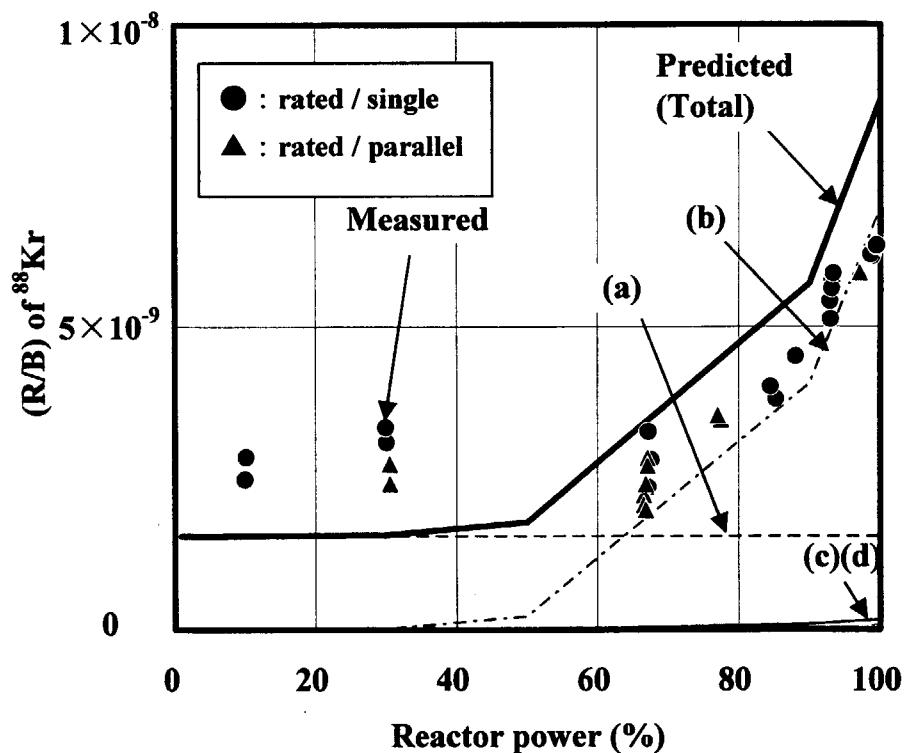


Fig. 4-10 Comparison of measured and predicted (R/B) of ^{88}Kr during rise-to power tests.

"Total" is sum of (R/B)s by the release mechanisms as follows ; (a) recoil from contamination, (b) diffusion from contamination, (c) recoil from kernel, (d) diffusion from kernel.

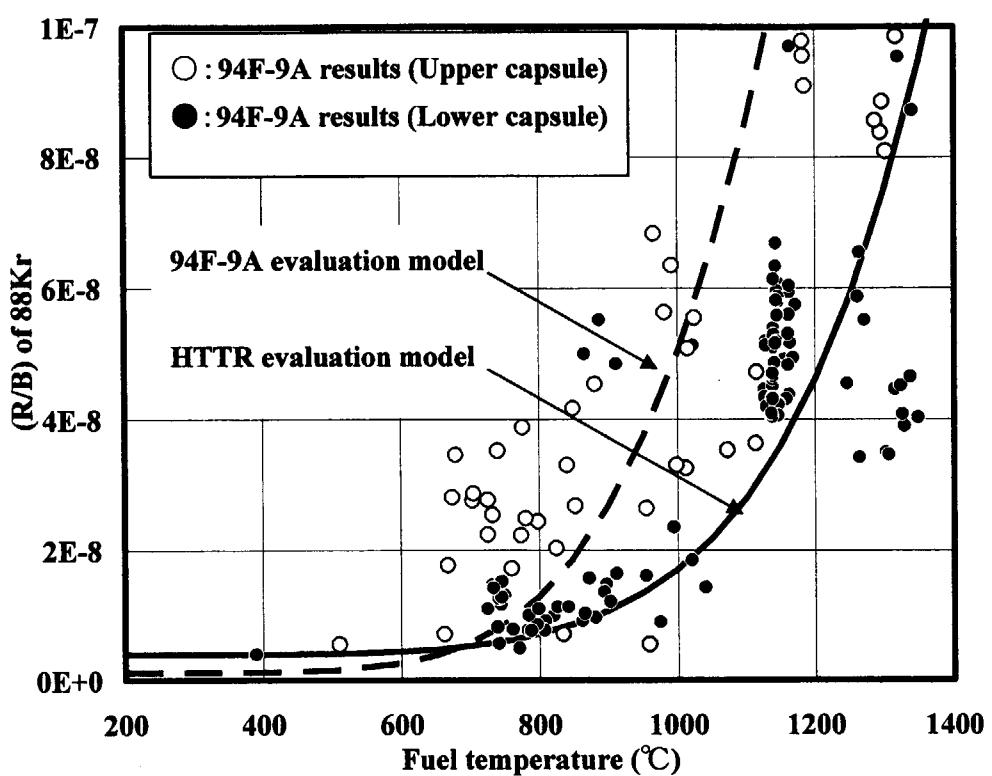


Fig. 4-11 Comparison of measured and predicted (R/B)s of Kr-88 in 94F-9A capsule irradiation test.

5. 結 論

原子炉出力 30MWまでの HTTR 出力上昇試験において得られた 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 1 次冷却材放射能計装の電離箱での測定値は、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^3 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^3 ）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 の濃度は全て 10^{-2} Bq/cm^3 以下であり、電離箱の検出限界よりも 3~5 衍低い。
- ③ FFD の測定領域による偏差が FFD 測定器の検出効率の差であること、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を確認した。
- ④ Kr-88 測定値を放出率（R/B）値により評価し、希ガス放出モデルによる予測値と比較した結果、出力 100%時において約 7×10^{-9} であり、汚染ウランからの放出レベルであることが分かった。
- ⑤ 事前解析により求めた Kr-88 の放出率（R/B）値の予測値は、出力 100%時では約 9×10^{-9} であり、測定値に対して FP 希ガス放出挙動をほぼ再現することができた。今後、評価モデルの精度を上げるための課題として、黒鉛粒界中の拡散挙動及びマトリックス中の反跳距離について、先行照射試験結果を用いてより詳細な検討を行う必要がある。合わせて、事前解析に用いた燃料温度評価値についても、解析評価手法の高度化により、より精度の高い評価値を用いる計画である。

謝　　辞

本検討を行うに当たり、御指導、御助言いただいた藤川正剛高温工学試験研究炉開発部長、中澤利雄同部次長兼 HTTR 試験室長、林秀行同部次長、伊与久達夫 HTTR 技術開発室長、並びに核熱利用研究部将来型高温ガス炉システム開発グループ国富一彦リーダーに深く感謝いたします。また、出力上昇試験に係わる運転等を実施した HTTR 試験室の皆様方並びにサンプリング測定等に御協力いただいた HTTR 技術開発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. 沢和弘、飛田勉、植田祥平、鈴木修一他：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）、JAERI-Research 2001-002 (2001) .
8. 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) .
9. K.SAWA, K.MINATO : An Investigation of Irradiation Performance of High Bunup HTGR Fuel、J. Nucl. Sci. Technol., 36, 781 (1999) .
10. K.SAWA, H.MIKAMI, S.SAITO : Analytical Method and Result of Off-site Exposure during Normal Operation of HTTR、Energy, 16, 459 (1991) .
11. 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) .
12. 植田祥平、飛田勉、高橋昌史、沢和弘：高温工学試験研究炉の燃料及び核分裂生成物挙動評価のためのγ線エネルギー分析装置の校正試験、JAERI-Tech 2002-055 (2002) .
13. 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) .
- 14. 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) .
 - 15. B.F.MYERS : The Fuel Design Data Manual、 GA-901866/F (1987) .
 - 16. H.KROHN, R.FINKEN : FRESCO-II, Ein Rechenprogramme zur Berechnung der Spaltproduktfreisetzung aus Kugelformigen HTR-Brennelementen in Bestrahlung-und Ausheizexperimenten、 Jul-Spez-212 (1983) .
 - 17. S.D.BECK : The Diffusion of Radioactive Fission Products from Porous Fuel Elements、 BMI-1433 (1960) .
 - 18. 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) .
 - 19. 中川繁昭：私信 (1999) .
 - 20. 小川岩雄、“放射線”、コロナ社、東京、46 (1964) .
 - 21. 兵藤知典、“放射線遮蔽入門”、産業図書、167 (1966) .
 - 22. 沢和弘、角田淳弥、植田祥平他、高温工学試験研究炉（HTTR）初装荷燃料の先行高燃焼度照射試験（共同研究）、JAERI-Research 2002-012 (2002) .
 - 23. K. Verfondern (Ed.), IAEA-TECDOC-978 (1997).
 - 24. D. R. Olander, *Fundamental Aspects of Nuclear Reactor Fuel Elements*, TID-26711-P1, U. S. ERDA TECHNICAL INFORMATION CENTER, (1976).
 - 25. 斎藤賢司他：私信 (1998) .
 - 26. “原子力安全委員会安全審査指針集（改訂 10 版）”、大成出版社 (2000) .

付録-A 1次ヘリウムサンプリング設備によるサンプリング測定

サンプリング測定は、1) サンプリング系統の構成、2) フラッシング、3) 1次冷却材の採取、4) 定量分析、の流れで行う。

A.1 サンプリング系統の構成

1次ヘリウムサンプリング設備の系統図を Fig. A-1 に示す。1次ヘリウムサンプリング設備は通常、原子炉運転中は 1次冷却材中の不純物量の監視等のため、原子炉設備の複数の測定点を自動的に監視している。核分裂生成物希ガス測定のためのサンプリング測定では、①水分計 2 を経由する系統、又は②ガスクロマトグラフ質量分析計を経由する系統、のどちらかにより 1次冷却材をサンプリングガス採取装置（グローブボックス）へ導き、サンプリング容器中へ手動採取する。サンプリング測定中は、①②いずれかの自動運転を一時的に中断し、サンプリングガス切替装置を手動操作して任意のサンプリング点を選択する。1次ヘリウムサンプリング設備の水分計 2 およびガスクロマトグラフ質量分析計の測定点及び測定周期を Table A-1 に示す。出力上昇試験においては、原子炉出口を測定点として行った。

なお、サンプリング測定では通常、①の系統で実施することとしている。これは、1) 水分計 2 経由の方がガスクロマトグラフ質量分析計経由よりも系統配管の内容積が若干小さく、測定核種の減衰が少なくすむ、2) 自動運転時の測定点は、水分計 2 の方がガスクロマトグラフ質量分析計よりも少なく測定周期が短いため、自動測定データへの影響が少なく、スケジュール調整が容易である、という理由による。

A.2 フラッシング

Figure A-2 に水分計 2 経由によるグローブボックス周りの系統図を示す。サンプリング系統内の 1次冷却材は、測定点から圧力調節弁（165VC31）までの高圧側と、165VC31 からグローブボックスまでの低圧側に区分される。高圧側は 1次冷却系の圧力（定格運転時約 4MPaG）であり、低圧側はサンプリング容器に採取できるよう、165VC31 により約 0.2MPaG まで減圧される。

サンプリング系統について、系統配管の内容積及び定格運転時の1次冷却材インベントリを Table A-2 に示す。いずれのサンプリング系統においても、1次冷却材インベントリは定格運転時約 70NL であり、サンプリング容器に採取される量に比べて大きい。即ち、1次冷却材は原子炉出口から直接サンプリング容器に採取されず、サンプリング系統内に置換されたヘリウムガスが採取・測定される。また、サンプリング測定は連続測定でないため、系統中に放射能の減衰した 1次冷却材が滞留する。そのため、サンプリング測定前はサンプリング系統に滞留するガスをフラッシングする必要がある。また、フラッシングでは 1次冷却材を長時間、大流量で循環させるため、気体廃棄設備への排出量を軽減するように考慮する必要がある。

以下に、サンプリング系統毎のフラッシングについて述べる。

(1) 水分計 2 経由

水分計 2 を経由する系統の場合、次の 2 つのフラッシングを行う。

- ① 原子炉出口から 165V39 (圧力調節弁 165VC31 近傍、Fig.A-2 参照) までの配管を置換し、
1 次純化設備より 1 次系へ戻すフラッシング
 ② 165V39 からサンプリングボトル直前までを置換し、気体廃棄設備へ排出するフラッシング
 ①は、1) 配管内のガスを気体廃棄設備へ排出することなく置換する、2) 採取ガスを移送する間に極短半減期の核分裂性希ガス核種が減衰し、測定誤差が大きくなる恐れがあるため、サンプリング点からグローブボックス手前 (165V39) までの配管中の 1 次冷却材を高速で循環させ、サンプリング系統の放射能を原子炉内における放射能と平衡とする、の 2 つを目的としている。そのため、①における 1 次冷却材流量は質量流量制御計 (165MC10) により $1.00 \text{ Nm}^3/\text{h}$ (16.7 NL/min) に調節している。一方、②における流量はグローブボックスのバルブ V-7 により約 6 NL/min に調節している。なお、フラッシング効果が得られる最適時間は、確認試験により決定した。詳細は付録 B で述べる。

(2) ガスクロマトグラフ質量分析計経由

ガスクロマトグラフ質量分析計を経由する系統には質量流量制御計が設置されていない。そのため、水分計 2 経由での①にあたるフラッシングは行わず、グローブボックスのバルブ V-7 にて流量約 6 NL/min として②のフラッシングのみ行う。この時、水分計 2 経由の場合のように、サンプリング系統内の 1 次冷却材中放射能は測定点における放射能と平衡にならないが、サンプリング容器へ到達するまでの時間に減衰する放射能分を測定値に考慮する（詳細は 4 章で述べる）。

A.3 1 次冷却材の採取

1 次冷却材の採取量は、サンプリングボトルへの充填圧力により管理している。まず、フラッシング作業の間にサンプリング容器を真空に排気しておき、ガス採取時は任意の圧力で容器に充填する。この時、採取ガスの体積は、ボトルの容積に大気圧に対する採取圧力の比を掛けたものとなる。1 次冷却材中の核分裂生成物ガスは非常に希薄であり、検出効率を高くするために出力上昇試験においては大気圧の 3 倍 (0.2 MPaG) で採取することとした。

A.4 定量分析

試料は採取後、速やかにエネルギー分析装置へ運ばれ、核種定量分析される。この時、極短半減期核種について実時間 (LT) で 500sec 及び短半減期核種について 2000sec の 2 回の測定を行い、それぞれのデータを報告値としている。出力上昇試験で行った極短半減期核種及び短半減期核種の区分を Table A-3 に示す。この時、極短半減期核種の γ 線エネルギーピークが短半減期核種のピークを妨害するのを防ぐため、極短半減期核種の定量後約 30 分間、試料を冷却した後に短半減期核種を定量する。出力上昇試験においては、1 回の試験につき 2 試料を 2 回ずつ、計 4 回の測定を行った。

Table A-1 Automatic measurement cycles of moisture meter No.2 and gas-chromatography.

測定器	測定点	測定周期
水分計 2	原子炉出口 1 次 PWC 出口 PWC 用 1 次ヘリウム循環機出口 IHX 用 1 次ヘリウム循環機出口	2 時間 40 分
ガスクロマトグラフ質量分析計	原子炉入口 原子炉出口 1 次ヘリウム純化設備入口 1 次ヘリウム純化設備 CCT 入口 1 次ヘリウム純化設備 CCT 出口 1 次ヘリウム純化設備冷却器出口	10 時間 20 分

Table A-2 He-gas inventory of sampling lines.

配管	内容積	圧力	He インベントリ (定格時)
水分計 2 経由			
原子炉出口- MM2	1.59 L ^{*1}	1 次系圧力	約 63.6NL
MM2-165VC31	0.11L ^{*2}		約 4.4NL
165VC31-ボトル手前	0.18L ^{*2}	165VC31 設定値 (約 0.2MPaG)	約 0.4NL
合計	1.88L	合計	約 68.4NL
ガスクロ経由			
原子炉出口- MM1	1.59 L ^{*1}	1 次系圧力	約 63.6NL
MM1-165VC31	0.10L ^{*2}		約 4NL
165VC31-ボトル手前	0.18L ^{*2}	165VC31 設定値 (約 0.2MPaG)	約 0.4NL
合計	1.87L	合計	約 68NL

^{*1} 切替装置運転要目表 (図書番号 SS-92259) を参照した。

^{*2} 配管径及び配管長さより求めた値。

Table A-3 Live time of measurement for fission gases.

核種	半減期	半減期による測定 LT の区分
Kr-85m	4.5 時間	2000sec.
Kr-87	76 分	2000sec.
Kr-88	2.8 時間	2000sec.
Kr-89	3.2 分	500sec.
Xe-133	5.3 日	2000sec.
Xe-135	9.1 時間	2000sec.
Xe-135m	16 分	500sec.
Xe-137	3.8 分	500sec.
Xe-138	14 分	500sec.

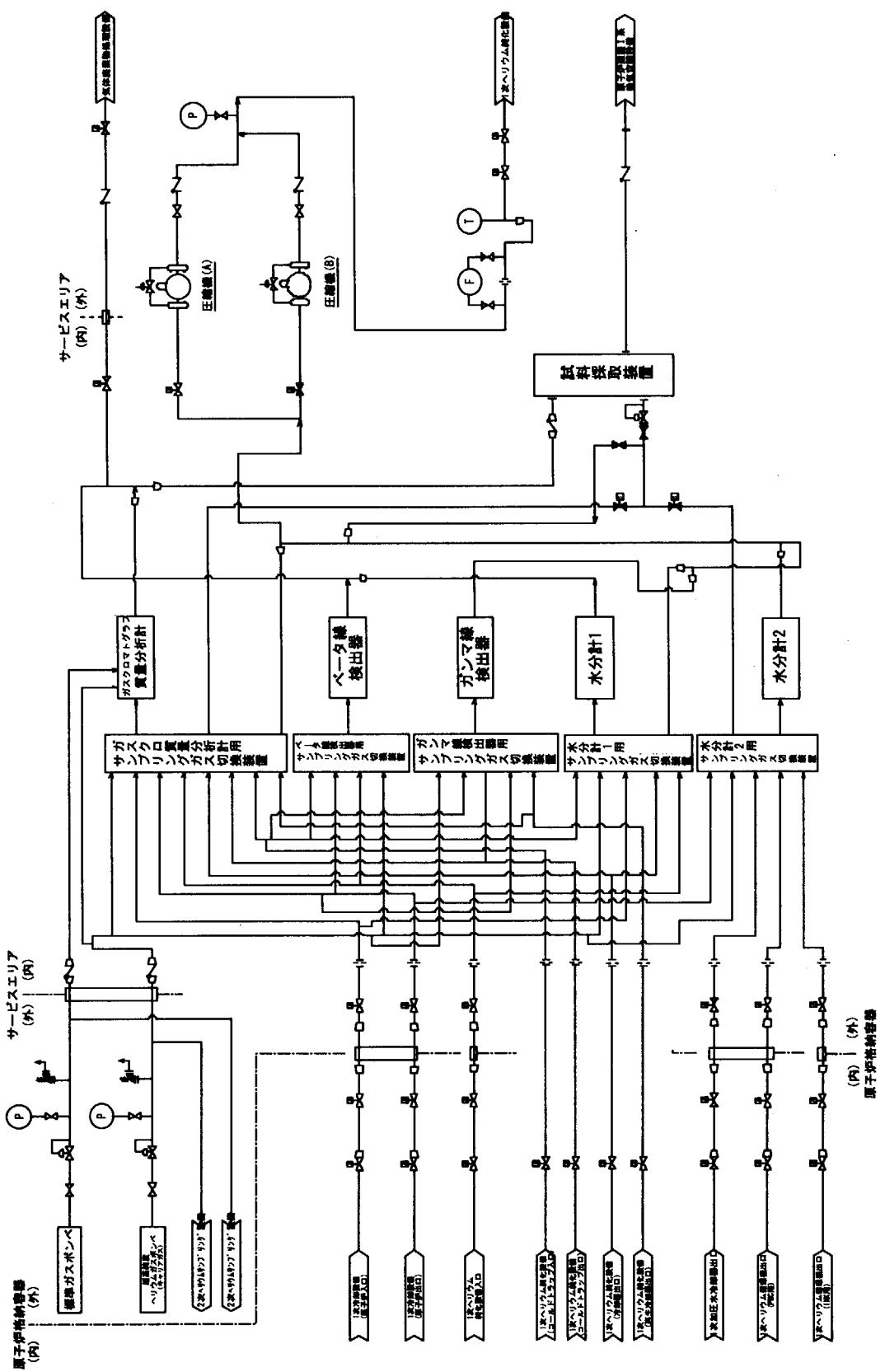


Fig. A-1 Primary coolant sampling system.

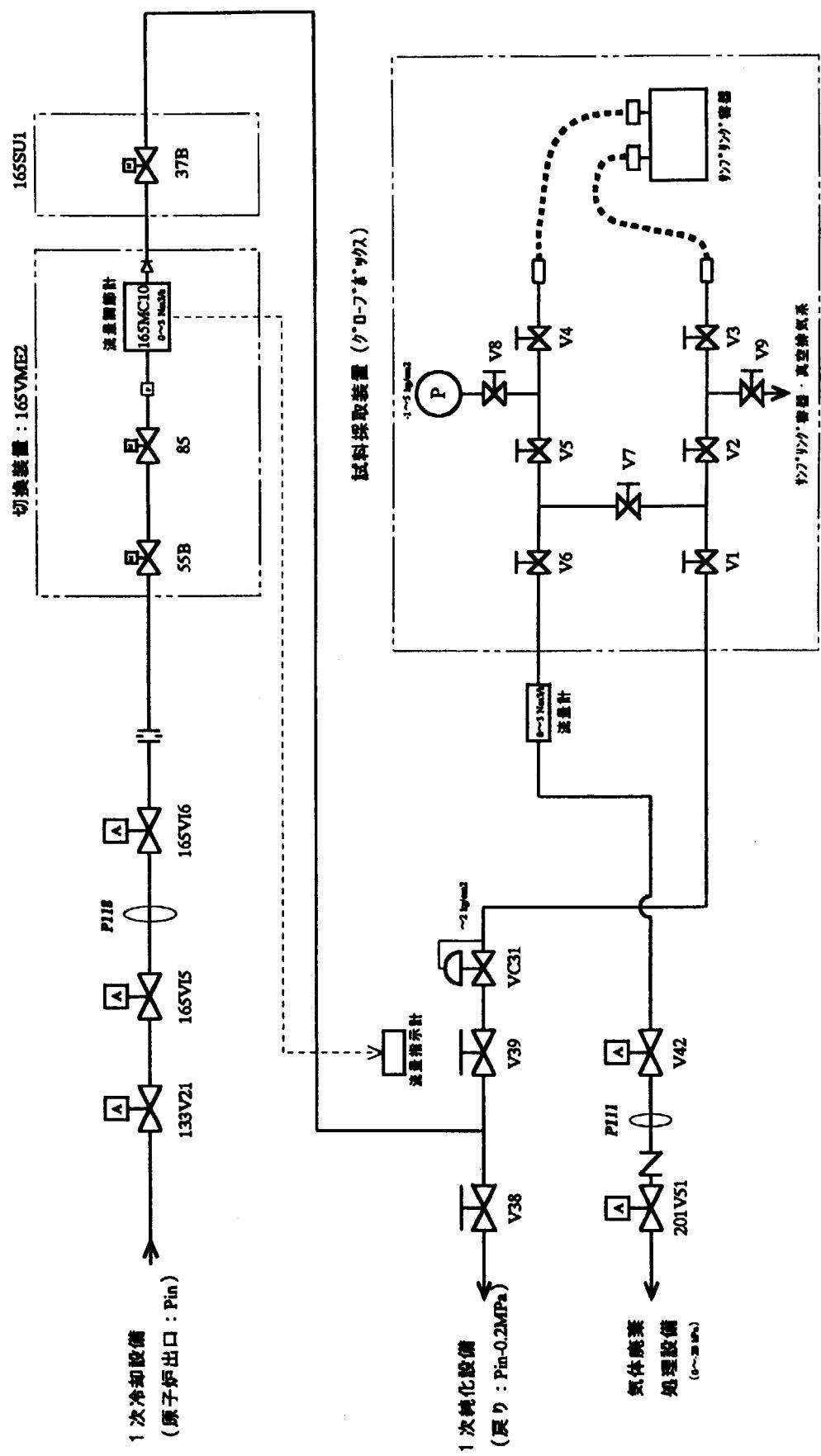


Fig. A-2 Grab sample apparatus in primary coolant sampling system.

付録-B フラッシング時間の決定

水分計 2 を経由するサンプリング系統でのフラッシング時間を決定するため、出力上昇試験(3)の 20MW 連続運転期間において確認試験を行った。本試験では、サンプリング系統のフラッシング流量を一定として、フラッシング時間と放射能濃度の変化を調べることによって、フラッシングによる置換回数が測定値に与える影響を調べた。

B.1 試験方法

Figure B-1 にフラッシングの概略図を示す。ここでは、原子炉出口から圧力調節弁 165VC31 近傍 (165V39) までの配管をフラッシングし、1 次純化設備より 1 次系へ戻す操作を「FL1」、165V39 からサンプリングボトル直前までをフラッシングし、気体廃棄設備へ排出する操作を「FL2」と呼ぶこととする。

フラッシングによる置換回数が測定値に与える影響を調べるために、FL1 と FL2 のどちらかを固定して試験する必要がある。本試験では、系内の滞留ガス量の大部分 (99%以上) を占め、フラッシング効果が放射能濃度に大きく影響を及ぼす FL1 をパラメータとし、FL2 は一定として実施した。また、1 次冷却材の採取方法及び採取量 (採取圧力) は、従来のサンプリング測定と同じとした (付録 A 参照)。

ガス採取は試験初期に頻度を多くして測定することがガス置換効果を調べる上で重要である。しかし、FL1 の流量設定値 ($165MC10, 1.00 \text{ m}^3/\text{h}$) が原子炉運転中は変更できないことや、検出核種によって定量分析の時間が制限されることから、本試験では、5 分間隔で試料を採取し、計 10 回の測定を行うこととした。また、水分計 2 は自動サンプリング測定を行っているため、配管内のガスが最も長く滞留し、核分裂性希ガスが最も減衰した状態から試験を開始する必要がある。そのため、自動測定している水分計 2 が「一次冷却設備原子炉出口」を選択する直前に試験を開始することとした。

B.2 結果

Figure B-2 にフラッシング時間と測定した放射能濃度の変化を示す。その結果、放射能濃度はフラッシング時間約 10 分でほぼ定常になった。この時、配管中ガスの置換回数は約 2.4 回に相当する。

また、核種によりばらつきがあり、半減期が長めである Xe-135 については更に短い時間で定常になっていることが分かる。特に、置換回数が 1 回程度である 5 分間のフラッシングでは、放射能濃度に大きなばらつきがある。従って、配管内のガス置換回数が 10 分間での置換回数より 1 回多く取れば確実に効果が得られる。そこで、FL1 を行う時間を置換回数 3.6 回に相当する 15 分間とすることとした。

B.3 考察

(1) FL2 のフラッシング時間

本試験では FL2 についての試験を行わなかったが、FL2 により置換される 1 次冷却材インベン

トリは Table A-2 より約 0.4L であり、FL1 と同等の効果を得るには、ガス流量が 6L/min の場合、1 分以内で十分な計算となる。しかしながら、安全側に考慮して FL2 のフラッシング時間は 5 分間とすることとした。

(2) ガスクロマトグラフ質量分析計経由のフラッシング時間

ガスクロマトグラフ質量分析計経由でのフラッシングは、付録 A で述べたように FL2 のみで行う。定格運転時においては、Table A-2 に示す量（約 68NL）を FL2 による流量（6L/min）で置換するには 1 回につき約 11 分を要する。従って、FL1 での最低置換回数 2.4 回に相当する効果を得るには 27 分間のフラッシングが必要となる。

しかしながら、FL2 のフラッシング時間が長くなることにより、核分裂生成物ガス放射能の減衰効果が大きくなり、計数率を低下させる。従って、ガスクロマトグラフ質量分析計経由での測定を行う場合、測定毎に 1 次冷却材圧力からサンプリング系統の 1 次冷却材インベントリを算出し、FL2 流量から置換回数が 2.4 回以上となる時間を決定する。

B.4 まとめ

- ① FL1 のフラッシングは、流量 $1.00\text{m}^3/\text{h}$ で 10 分間行うことにより効果が得られる。そこで、安全側に考慮して、置換回数が 1 回多くなる 15 分間として実施する。
- ② FL2 のフラッシングは、流量 $6\text{NL}/\text{min}$ で 5 分間行うことにより十分な効果が得られる。
- ③ ガスクロマトグラフ質量分析計経由の測定では、減衰による測定誤差が大きくなる恐れがある。そのため、測定毎に 1 次冷却材圧力からサンプリング系統の 1 次冷却材インベントリを算出し、FL2 流量から置換回数が 2.4 回以上となる時間を決定する。

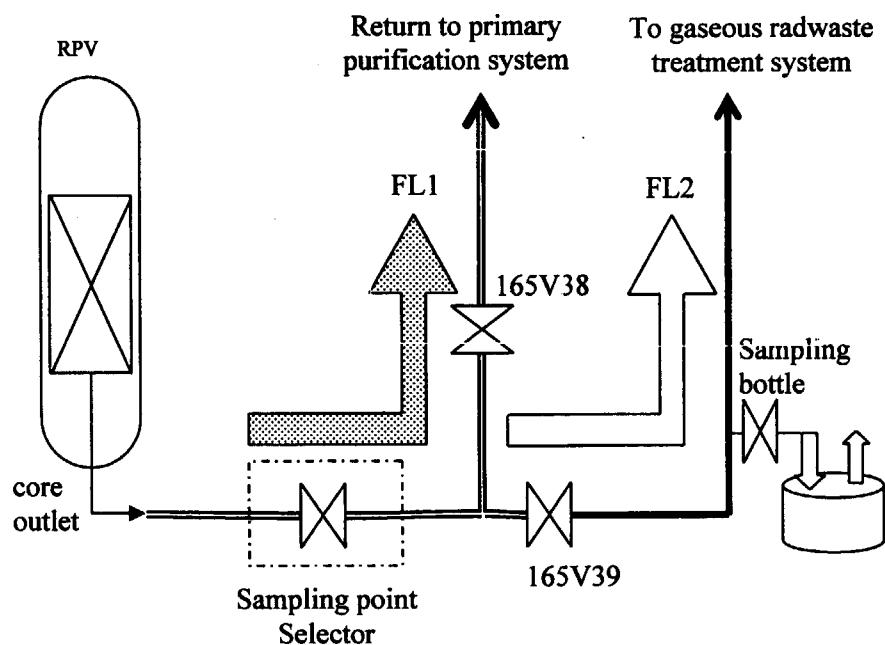


Fig. B-1 Scheme of flashing.

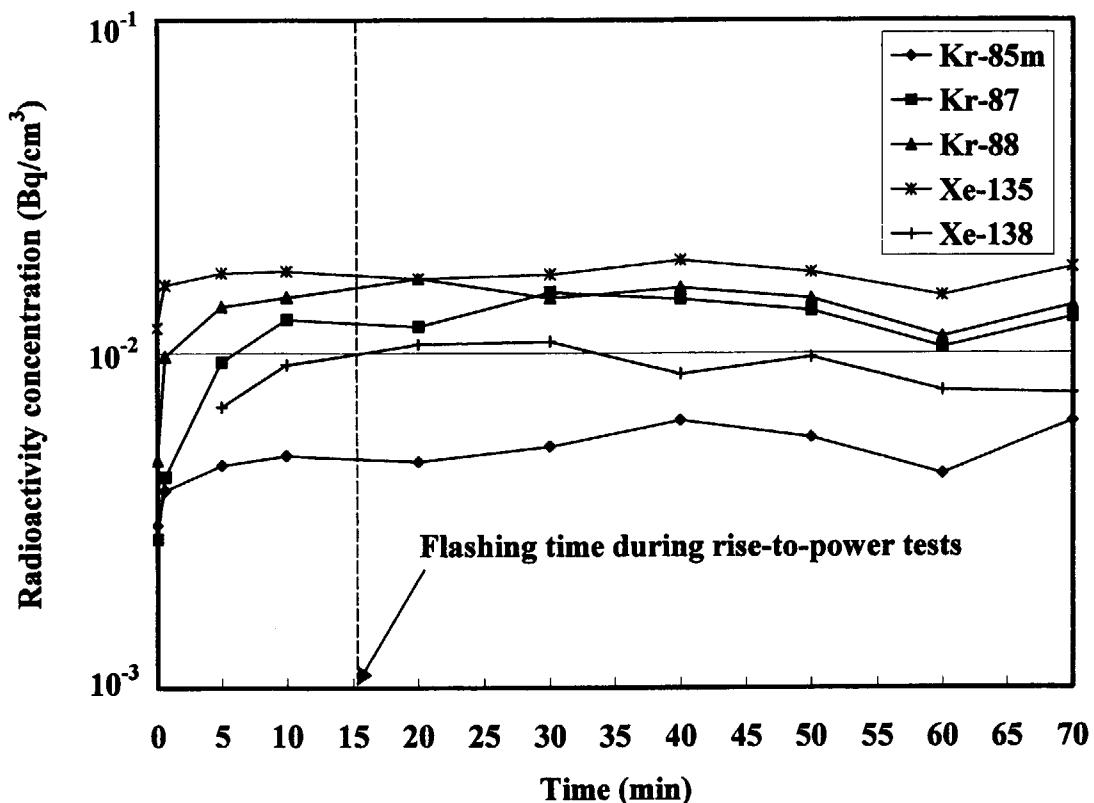


Fig. B-2 Results of flashing confirmation test.

付録 C 热出力校正試験結果

HTTR 出力上昇試験において実施した热出力校正試験結果を Table C-1 に示す。その結果、PRM ch.2 (PIDNo. 24A004) の修正幅が最も小さかった。そこで、本報告で用いた原子炉出力 (%) は PRM ch.2 の値から試験 (4) の原子炉出力を基準とした補正項の値を差し引いた数値とした。

Table C-1 Results of thermal power calibration tests.

試験	運転モード	日 時	原子炉出力 (%)	熱出力 計算値 (MW)	PRM 校正前			PRM 校正後			校正後 校正前			補正項			
					ch.1 (%)	ch.2 (%)	ch.3 (%)										
試験(1) 定格単独	校正前	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
		2000/5/6 15:30～17:03	10	3	2.03	2.60	4.80	3.30	—	—	—	—	—	—	6.84	0.54	0.70
	2000/5/12 13:04	10	3	2.13	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		2000/5/12 14:07	10	3	—	8.10	6.30	6.80	2.60	4.80	3.20	0.00	0.00	-0.10	6.84	0.54	0.60
	2000/5/14 19:25～20:45	30	9	9.00	29.40	29.70	29.40	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		2000/5/14 19:50	30	9	—	31.60	29.70	29.60	29.30	29.30	29.30	-0.10	-0.40	-0.10	6.04	1.14	1.00
試験(1) 定格並列	2000/6/1 13:00～13:59	30	9	8.90	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		2000/6/1 15:40	30	9	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	2000/7/7 9:30～11:30	50	15	15.20	49.80	50.00	49.90	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		2000/7/7 11:30	50	15	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	2001/2/3 13:30	67	20.1	20.00	67.30	66.50	67.00	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		2001/2/3 13:30	67	20.1	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
試験(2) 定格並列	2001/2/19 12:00～13:00	50	15	14.60	50.10	50.00	49.90	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		2001/2/19 15:40	50	15	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	2001/4/16 12:00～12:59	30	9	9.46	30.79	30.91	30.97	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		2001/4/16 14:10～14:20	30	9	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	2001/11/28 12:00～12:59	93	27.9	27.26	94.20	93.25	92.46	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
		2001/11/28 13:54～14:26	93	27.9	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

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
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	N·m
功率、放射束	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	A·s
電位、電圧、起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラード	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束度	ルーメン	lm	cd·sr
照度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量等量	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	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

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名 称	記 号
オングストローム	Å
バーン	b
バル	bar
ガル	Gal
キュリ	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

$$1 \text{ Å} = 0.1 \text{ nm} = 10^{-10} \text{ m}$$

$$1 \text{ b} = 100 \text{ fm}^2 = 10^{-28} \text{ m}^2$$

$$1 \text{ bar} = 0.1 \text{ MPa} = 10^5 \text{ Pa}$$

$$1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm/s}^2 = 10^{-2} \text{ m/s}^2$$

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

$$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$$

$$1 \text{ rad} = 1 \text{ cGy} = 10^{-2} \text{ Gy}$$

$$1 \text{ rem} = 1 \text{ cSv} = 10^{-2} \text{ Sv}$$

(注)

1. 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。

2. 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。

3. 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。

4. EC開催理事会指令では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 dyn)	kgf	lbf
1	0.101972	0.224809	
9.80665	1	2.20462	
4.44822	0.453592	1	

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

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

压	MPa(=10bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
力	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233	
0.101325	1.03323	1	760	14.6959	
1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²	
6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1	

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

放射能	Bq	Ci		吸収線量	Gy	rad	照射線量	C/kg	R	線量当量	Sv	rem
		1	2.70270 × 10 ⁻¹¹		1							
	3.7 × 10 ¹⁰	1		0.01	1						0.01	1

(86年12月26日現在)

R100
古紙配合率100%再生紙を使用しています