

JAERI-M

6024

可搬型Ge(Li)検出器を用いた  
JRR-3原子炉における  
ガンマ線スペクトル測定

1975年3月

阪井 英次・寺田 博海・鈴木 征四郎<sup>\*</sup>  
片桐 政樹・白井 英次

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問合せは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

可搬型 Ge (Li) 検出器を用いた J R R - 3  
原子炉におけるガンマ線スペクトル測定

日本原子力研究所東海研究所原子炉工学部

\* 阪井英次・寺田博海・鈴木征四郎

+ 片桐政樹・白井英次

( 1 9 7 5 年 2 月 8 日受理 )

ピーコク検出効率 2.6 %, エネルギー分解能 3.5 kev の Ge (Li) 検出器を 7.5 ℓ の液体窒素デューワに取り付けた重量 11 kg の可搬型ガンマ線スペクトロメータを試作した。これを用いて J R R - 3 の各部におけるガンマ線スペクトルを測定した。すべての測定箇所において、<sup>40</sup>K, <sup>208</sup>Tl, <sup>214</sup>Bi の自然放射能および原子炉構造材の放射化生成物の <sup>60</sup>Co が測定された。原子炉運転時にはすべての箇所で空気中の Ar の放射化生成物である <sup>41</sup>Ar が見られた。炉室 1 階では、中性子回折装置の単色化結晶が発生源と思われる Fe (n, γ) 反応の高エネルギー・ガンマ線および重水中の酸素の <sup>16</sup>O (n, p) <sup>16</sup>N 反応による <sup>16</sup>N からのガンマ線が見られた。炉室地下の FFD のヘリウム系には、希ガス FP からのガンマ線が見られた。これらのガンマ線のスペクトルおよび計数率を示した。

\* 原子炉研修所一般課程研修生、現住所〒319-11 茨城県那珂東海村 日本原子力発電株式会社

+ 日本原子力研究所東海研究所研究炉管理部

Gamma-ray spectrum measurement in Japan Research Reactor N0.3 using a portable Ge(Li) spectrometer

Eiji SAKAI, Hiromi TERADA, Seishiro SUZUKI\*,  
Masaki KATAGIRI, and Eiji SHIRAI†

Division of Reactor Engineering, Tokai, JAERI

( Received February 8, 1975 )

A portable Ge(Li) gamma-ray spectrometer having 2.6 % peak detection efficiency and 3.5 keV energy resolution was made using a 7.5 liter liquid nitrogen dewar. The total weight of the spectrometer including the detector, cryostat, preamplifier, high voltage filter, and 7.5 liter liquid nitrogen was 11 kg. Gamma-ray spectra were measured at various places in Japan Research Reactor No.3 using the spectrometer. Gamma-rays from natural radioactive nuclides such as  $^{40}\text{K}$ ,  $^{208}\text{Tl}$ ,  $^{214}\text{Bi}$ , and from  $^{60}\text{Co}$ , which was an induced radioactive nuclide of the reactor constructing components, were observed at all the places. During the reactor in operation, gamma-rays from  $^{41}\text{Ar}$ , the induced radioactive nuclide of argon in air, were observed also at all the places. High-energy gamma-rays from the neutron capture reaction in iron and from  $^{16}\text{N}$  induced by  $^{16}\text{O}(\text{n},\text{p})^{16}\text{N}$  reaction in the oxygen in heavy-water coolant were found in the first floor of the reactor room; the former seemed to originate from the monochromator crystals of the neutron diffractometers. Noble gas fission product gamma-rays were observed in helium cover gas in the FFD system. Pulse height distributions and counting rates of these gamma-rays were shown.

---

\* Student of Nuclear Engineering School, JAERI; from Japan Atomic Power Company, Tokaimura, Nakagun, Ibarakiken

† JRR-3 Operation Section, Division of Research Reactor Operation, JAERI

可搬型 Ge (Li) 検出器を用いた J R R - 3  
原子炉におけるガンマ線スペクトル測定

日本原子力研究所東海研究所原子炉工学部

阪井英次・寺田博海・鈴木征四郎 \*

片桐政樹・白井英次 +

( 1 9 7 5 年 2 月 8 日受理 )

ピーコク検出効率 2.6 %, エネルギー分解能 3.5 kev の Ge (Li) 検出器を 7.5 ℥ の液体窒素デュウに取り付けた重量 11 kg の可搬型ガンマ線スペクトロメータを試作した。これを用いて JRR-3 の各部におけるガンマ線スペクトルを測定した。すべての測定箇所において,  $^{40}K$ ,  $^{208}Tl$ ,  $^{214}Bi$  の自然放射能および原子炉構造材の放射化生成物の  $^{60}Co$  が測定された。原子炉運転時にはすべての箇所で空気中の Ar の放射化生成物である  $^{41}Ar$  が見られた。炉室 1 階では、中性子回析装置の単色化結晶が発生源と思われる Fe(n,  $\gamma$ ) 反応の高エネルギー・ガンマ線および重水中の酸素の  $^{16}O(n, p)^{16}N$  反応による  $^{16}N$  からのガンマ線が見られた。炉室地下の FFD のヘリウム系には、希ガス FP からのガンマ線が見られた。これらのガンマ線のスペクトルおよび計数率を示した。

\* 原子炉研修所一般課程研修生、現住所〒319-11 茨城県那珂東海村 日本原子力発電株式会社

+ 日本原子力研究所東海研究所研究炉管理部

## 目 次

	頁
1 まえがき	1
2 可搬型 Ge(Li)検出器	1
3 JRR-3 の概要	2
3.1 原子炉の概要	2
3.2 附属実験装置の概要	3
4 実験結果	4
4.1 測定点および測定条件	4
4.2 原子炉頂部	5
4.3 原子炉制御室	6
4.4 原子炉壁 No. 1 (No. 1 サイト)	6
4.5 原子炉壁 No. 7 (No. 7 サイト)	7
4.6 原子炉壁 No. 4 (No. 4 サイト)	7
4.7 原子炉壁 No. 10 (No. 10 サイト)	7
4.8 FFD ヘリウム系配管の立ち上がり部分	8
4.9 FFD ヘリウム系配管の分岐配管 No. 6	8
4.10 FFD 室入口	9
4.11 冷却機器室	9
4.12 ループ・テスト室	9
4.13 排風機室	10
5 まとめ	10
謝 辞	12
References	13
Table captions	14
Photo captions	14
Figure captions	14
Tables	17
Photos	21
Figures	22

## Contents

	page
1 Introduction .....	1
2 Portable Ge(Li) detector .....	1
3 Outline of Japan Research Reactor No. 3 .....	2
3.1 Outline of nuclear reactor .....	2
3.2 Outline of experimental facilities .....	3
4 Experimental results .....	4
4.1 Measurement Points and conditions .....	4
4.2 Reactor top .....	5
4.3 Reactor control room .....	6
4.4 Reactor wall No. 1(No. 1 site) .....	6
4.5 Reactor wall No. 7(No. 7 site) .....	7
4.6 Reactor wall No. 4(No. 4 site) .....	7
4.7 Reactor wall No. 10 (No. 10 site) .....	7
4.8 FFD helium piping bent .....	8
4.9 FFD helium piping No. 6 .....	8
4.10 FFD room entrance .....	9
4.11 Primary cooling system room .....	9
4.12 Loop test room .....	9
4.13 Exhaust air fan room .....	10
5 Concluding summary .....	10
Acknowledgement .....	12
References .....	13
Table captions .....	14
Photo captions .....	14
Figure captions .....	14
Tables .....	17
Photos .....	21
Figures .....	22

## 1 まえがき

原子力施設周辺の環境汚染の問題が盛に論議されるようになって、原子力施設周辺の環境試料の測定や環境放射線の *in-situ* 測定<sup>1)2)</sup>、さらには原子力発電所内の各部におけるガンマ線のオンライン監視などに高分解能 Ge(Li) ガンマ線スペクトロメータが使用されるようになった。しかしながら、放射線の発生源である原子炉の各部において Ge(Li) 検出器を用いて測定したガンマ線スペクトルに関してのまとまった報告は現在のところ見つからない。また、より安全な原子炉を設計する上でもガンマ線スペクトルの測定は意味があると思われる。筆者らは特に環境放射線の *in situ* 測定用に梭動性の高い可搬型 Ge(Li) 検出器を開発してきたが、これを用いて先づ JRR-3 各部のガンマ線スペクトル測定に着手した。

JRR-3 は、昭和 37 年 9 月に臨界に達した天然ウラン金属燃料、重水減速、重水冷却型の研究用原子炉であり、その熱出力は 10MW、熱中性子束は約  $2 \times 10^{13} n/cm^2/sec$  である。

本報告は、第 2 章で可搬型 Ge(Li) 検出器の構造、特性について述べ、第 3 章で JRR-3 の概要を説明し、第 4 章で JRR-3 各部におけるガンマ線スペクトルの測定結果を記述した。

## 2 可搬型 Ge(Li) 検出器

直径 4.0 cm、長さ 2.85 cm の Ge 単結晶に Li ドリフトを行ない、p 層芯直径 1.0 cm、検出体積 33.4 cm<sup>3</sup> の同軸型 Ge(Li) 検出器を製作した。

クライオスタットとしては Cryogenic Associates 社製の SD-170J (容量 7.5 l) を購入し、前置増幅器および高電圧フィルタを取り付けるリングとアルミニウム・エンド・キャップを製作した。Ge(Li) 検出器をクライオスタットにマウントして、真空に引き、液体窒素 7.5 l を満たした。クライオスタットの真空保持は、モレキューラ・シープやイオンポンプを使用しないで、SD-170J 中の super insulation を冷却するだけにより行なった。このクライオスタットを Fig. 2.1 に示す。前置増幅器 Ortec 120-4F、高電圧フィルタ Ortec 119B および Ge(Li) 検出器を取り付け 7.5 l の液体窒素を充満したクライオスタットの全重量は 11 kg であった。このクライオスタットの液体窒素消費量は Fig. 2.2 に示す通りで、空調された研究室では 1.05 l/日、屋外では 1.5 l/日 であった。安全を見込んで 4 日に 1 度、液体窒素を補充した。

電子回路系は Fig. 2.3 に示す通りで、前置増幅器の出力をミニ・ピン Ortec 401M/402M に納めたスペクトロスコピ増幅器 Ortec 452 に入れた。バイアス電源は同じミニ・ピンに納めた Ortec 459 を用いた。スペクトロスコピ増幅器の出力は、リールに巻き込んだ約 100 m 長の信号ケーブルに接続した。JRR-3 には、原子炉特研の建家を経て JRR-2 に信号ケーブルがふ設されており、JRR-2 から約 1 Km 離れた研究 2 棟までの信号ケーブルと接続した。研究 2 棟 1 階 109 号室には Nuclear Data 社の ND-50/50 型マルチ・チャネル・アナライザがあり、これを用いて、パルス波高分析を行なった。

33.4 cm<sup>3</sup> Ge(Li) 検出器の静電容量および漏洩電流のバイアス電圧依存性を Fig. 2.4 に示す。静電容量は電圧 200 V においても変化しているので、クリーンアップが不充分であり、したがって実際に銅メッキの結果から計算した 33.4 cm<sup>3</sup> の検出体積を検出器が持っていないと思われ、ガンマ線検出効率もそれに応じて低いと予想される。検出器・線源間距離 25 cm における

## 1 まえがき

原子力施設周辺の環境汚染の問題が盛に論議されるようになって、原子力施設周辺の環境試料の測定や環境放射線の *in-situ* 測定<sup>1)2)</sup>、さらには原子力発電所内の各部におけるガンマ線のオンライン監視などに高分解能 Ge(Li) ガンマ線スペクトロメータが使用されるようになつた。しかしながら、放射線の発生源である原子炉の各部において Ge(Li) 検出器を用いて測定したガンマ線スペクトルに関するまとまつた報告は現在のところ見つからない。また、より安全な原子炉を設計する上でもガンマ線スペクトルの測定は意味があると思われる。筆者らは特に環境放射線の *in situ* 測定用 IC 案動性の高い可搬型 Ge(Li) 検出器を開発してきたが、これを用いて先づ JRR-3 各部のガンマ線スペクトル測定に着手した。

JRR-3 は、昭和 37 年 9 月に臨界に達した天然ウラン金属燃料、重水減速、重水冷却型の研究用原子炉であり、その熱出力は 10MW、熱中性子束は約  $2 \times 10^{18} n/cm^2/\text{sec}$  である。

本報告は、第 2 章で可搬型 Ge(Li) 検出器の構造、特性について述べ、第 3 章で JRR-3 の概要を説明し、第 4 章で JRR-3 各部におけるガンマ線スペクトルの測定結果を記述した。

## 2 可搬型 Ge(Li) 検出器

直径 4.0 cm、長さ 2.85 cm の Ge 単結晶に Li ドリフトを行ない、p 層芯直径 1.0 cm、検出体積  $33.4 \text{ cm}^3$  の同軸型 Ge(Li) 検出器を製作した。

クライオスタットとしては Cryogenic Associates 社製の SD-170J (容量 7.5 l) を購入し、前置増幅器および高電圧フィルタを取り付けるリングとアルミニウム・エンド・キャップを製作した。Ge(Li) 検出器をクライオスタットにマウントして、真空に引き、液体窒素 7.5 l を満たした。クライオスタットの真空保持は、モレキューラ・シーブやイオンポンプを使用しないで、SD-170J 中の super insulation を冷却するだけにより行なつた。このクライオスタットを Fig. 2.1 に示す。前置増幅器 Ortec 120-4F、高電圧フィルタ Ortec 119B および Ge(Li) 検出器を取り付け 7.5 l の液体窒素を充满したクライオスタットの全重量は 11 kg であった。このクライオスタットの液体窒素消費量は Fig. 2.2 に示す通りで、空調された研究室では 1.05 l/日、屋外では 1.5 l/日 であった。安全を見込んで 4 日に 1 度、液体窒素を補充した。

電子回路系は Fig. 2.3 に示す通りで、前置増幅器の出力をミニ・ピン Ortec 401M/402M に納めたスペクトロスコピ増幅器 Ortec 452 に入れた。バイアス電源は同じミニ・ピンに納めた Ortec 459 を用いた。スペクトロスコピ増幅器の出力は、リールに巻き込んだ約 100 m 長の信号ケーブルに接続した。JRR-3 では、原子炉特研の建家を経て JRR-2 に信号ケーブルが設されており、JRR-2 から約 1 Km 離れた研究 2 棟までの信号ケーブルと接続した。研究 2 棟 1 階 109 号室には Nuclear Data 社の ND-50/50 型マルチ・チャネル・アナライザがあり、これを用いて、パルス波高分析を行なつた。

$33.4 \text{ cm}^3$  Ge(Li) 検出器の静電容量および漏洩電流のバイアス電圧依存性を Fig. 2.4 に示す。静電容量は電圧 200V においても変化しているので、クリーンアップが不充分であり、したがつて実際に銅メッキの結果から計算した  $33.4 \text{ cm}^3$  の検出体積を検出器が持っていないと思われ、ガンマ線検出効率もそれに応じて低いと予想される。検出器・線源間距離 25 cm における

る  $1333 \text{ keV}$  ガンマ線ピークの絶対検出率効率  $3.12 \times 10^{-5}$  で、 $3'' \times 3'' \text{NaI(Tl)}$  の検出効率  $1.2 \times 1.0^{-3}$  に比較して 2.6 % であった。このときのエネルギー分解能 (FWHM) は  $3.5 \text{ keV}$  であった。ガンマ線エネルギーに対するピークの絶対検出率およびエネルギー分解能の測定値を Fig. 2.5 に示す。ガンマ線検出効率 2.6 % は  $33.4 \text{ cm}^3 \text{ Ge(Li)}$  検出器としては低い。検出器のクリーン・アップをさらに行なうべきであったが、スケジュールの関係から行なえず、そのまま使用した。

Photo 2.1, 2.2 に JRR-3 の測定現場の写真を示す。Photo 2.1 は炉壁 No. 1 の前 (No. 1 サイト) の測定現場, Photo 2.2 は冷却機器室の測定現場を示す。冷却機器室においては、ガンマ線が強すぎるので、鉛ブロックで検出器を遮蔽して測定した。

### 3 JRR-3 の概要

#### 3.1 原子炉の概要

JRR-3 は天然ウラン金属燃料、重水减速、重水冷却型の研究用原子炉として建設され、昭和 37 年 9 月に臨界に達した。原子炉の最大熱出力は  $10 \text{ MW}$ 、最大熱中性子束は約  $2 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2/\text{sec}$ 、RI の生産や各種の中性子回折関係の実験などに利用されてきた。昭和 40 年からは共同利用運転として、 $10 \text{ MW}$  の連続運転を実施し、現在は約 13 日の連続運転を年間 12 ないし 13 サイクル実施している。

JRR-3 の構造などの詳細については JAERI-6004<sup>5)</sup> に記述されている。ここでは原子炉の主要な冷却系である重水系とヘリウム系の概略のみを説明する。重水系のフローシートを Fig. 3.1 に示す。主重水は 2 台の主重水ポンプ (DP-1, DP-2) によって循環させられ、重水冷却器 (DE-1, DE-2) を通り、炉心タンク (DT-1) に入る。ここで各燃料チャネル (243 本) の除熱を行なった後、炉心タンクの減速重水として下方に流れ、主重水ポンプに戻る。この閉回路を重水が一巡するには約 70 秒かかる。このほかに、重水精製系や各種の貯槽などが附属しているが、これらはいずれも重水を取り扱うため完全な密封系となっている。

ヘリウム系のフローシートを Fig. 3.2 に示す。ヘリウム系は重水の純度低下を防ぐためのカバーガスとして設けられている。ヘリウム・ガスは、ヘリウム圧縮機 (DB-1) により精製回路、炉心タンクなどを循環している。また、後述する FFD 系にも、この系からヘリウムを供給している。ヘリウム系は複雑で、しかも、いろいろの系につながっているため、ヘリウムが一巡するのに要する時間の正確な値は不明であるが、約 10 分と考えられる。このほかに、反射体として用いられるグラファイトを冷却するための反射体炭酸ガス系、遮蔽体への伝熱を防止するための熱遮蔽軽水系、照射試料を冷却するための RI 炭酸ガス系などがあり、また炉室の排気や原子炉周辺の被照射空気の排気などを行なう一連の換気系もある。

JRR-3 には Fig. 3.3 に示すよう、燃料破損の検出と位置決めを行なうための破損燃料検出装置 (FFD) が設置されている。これは 243 本の各燃料体からそれぞれ重水をサンプリングし、マトリックス法で組み合わせた後、遅発中性子 (DN) 検出器と GM 検出器により FP の有無を検出するものである。<sup>6)</sup> GM 検出器はヘリウムガスを気水分離器に導き、ガス状の FP を重水から分離した後で、FP からの  $\beta$  線を検出する。FFD 系の重水とヘリウムをそれぞれの規定流量  $400 \text{ cm}^3/\text{min}$ ,  $3 \ell/\text{min}$  で流した場合、DN 検出器まで約 110 秒、GM 検出器まで約

る  $1333 \text{ keV}$  ガンマ線ピークの絶対検出率効率  $3.12 \times 10^{-5}$  で、 $3'' \times 3'' \text{NaI(Tl)}$  の検出効率  $1.2 \times 1.0^{-3}$  に比較して 2.6 % であった。このときのエネルギー分解能 (FWHM) は  $3.5 \text{ keV}$  であった。ガンマ線エネルギーに対するピークの絶対検出率およびエネルギー分解能の測定値を Fig. 2.5 に示す。ガンマ線検出効率 2.6 % は  $33.4 \text{ cm}^3 \text{ Ge(Li)}$  検出器としては低い。検出器のクリーン・アップをさらに行なうべきであったが、スケジュールの関係から行なえず、そのまま使用した。

Photo 2.1, 2.2 に JRR-3 の測定現場の写真を示す。Photo 2.1 は炉壁 No. 1 の前 (No. 1 サイト) の測定現場, Photo 2.2 は冷却機器室の測定現場を示す。冷却機器室においては、ガンマ線が強すぎるので、鉛ブロックで検出器を遮蔽して測定した。

### 3 JRR-3 の概要

#### 3.1 原子炉の概要

JRR-3 は天然ウラン金属燃料、重水減速、重水冷却型の研究用原子炉として建設され、昭和 37 年 9 月に臨界に達した。原子炉の最大熱出力は  $10 \text{ MW}$ 、最大熱中性子束は約  $2 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2/\text{sec}$  で、RI の生産や各種の中性子回折関係の実験などに利用されてきた。昭和 40 年からは共同利用運転として、 $10 \text{ MW}$  の連続運転を実施し、現在は約 13 日の連続運転を年間 12 ないし 13 サイクル実施している。

JRR-3 の構造などの詳細については JAERI-6004<sup>5)</sup> に記述されている。ここでは原子炉の主要な冷却系である重水系とヘリウム系の概略のみを説明する。重水系のフローシートを Fig. 3.1 に示す。主重水は 2 台の主重水ポンプ (DP-1, DP-2) によって循環させられ、重水冷却器 (DE-1, DE-2) を通り、炉心タンク (DT-1) に入る。ここで各燃料チャネル (243 本) の除熱を行なった後、炉心タンクの減速重水として下方に流れ、主重水ポンプに戻る。この閉回路を重水が一巡するには約 70 秒かかる。このほかに、重水精製系や各種の貯槽などが附属しているが、これらはいずれも重水を取り扱うため完全な密封系となっている。

ヘリウム系のフローシートを Fig. 3.2 に示す。ヘリウム系は重水の純度低下を防ぐためのカバーガスとして設けられている。ヘリウム・ガスは、ヘリウム圧縮機 (DB-1) により精製回路、炉心タンクなどを循環している。また、後述する FFD 系にも、この系からヘリウムを供給している。ヘリウム系は複雑で、しかも、いろいろの系につながっているため、ヘリウムが一巡するのに要する時間の正確な値は不明であるが、約 10 分と考えられる。このほかに、反射体として用いられるグラファイトを冷却するための反射体炭酸ガス系、遮蔽体への伝熱を防止するための熱遮蔽軽水系、照射試料を冷却するための R-I 炭酸ガス系などがあり、また炉室の排気や原子炉周辺の被照射空気の排気などを行なう一連の換気系もある。

JRR-3 には Fig. 3.3 に示すよう、燃料破損の検出と位置決めを行なうための破損燃料検出装置 (FFD) が設置されている。これは 243 本の各燃料体からそれぞれ重水をサンプリングし、マトリックス法で組み合わせた後、遅発中性子 (DN) 検出器と GM 検出器により FP の有無を検出するものである。<sup>6)</sup> GM 検出器はヘリウムガスを気水分離器に導き、ガス状の FP を重水から分離した後で FP からの  $\beta$  線を検出する。FFD 系の重水とヘリウムをそれぞれの規定流量  $400 \text{ cm}^3/\text{min}$ ,  $3 \ell/\text{min}$  で流した場合、DN 検出器まで約 110 秒、GM 検出器まで約

126秒の遅れ時間になるよう設計されている。なお、ここで注意しなければならないのは、気水分離器での吹き付けヘリウムガスはヘリウム系として循環しているものを用いているため、炉内の付着ウランからのFPやアルゴン・ガスなどの放射性核種を比較的多量に含んでいることである。このため、平常の破損燃料が存在しない状態においても放射性核種が存在するので、FFDによる燃料破損の検出の際には注意が必要である。

JRR-3は初臨界以来ほぼ同じ状態で運転されてきたが、天然ウラン金属燃料体を用いてた昭和43年度に合計7体の破損燃料が検出された。<sup>6)</sup>このときは、FFD系の整備状態が必ずしも良好でなかったが、DN検出器により位置決めを行なうことができ、燃料交換がなされた。しかし、金属燃料体であったため、重水との反応によりウランが酸化され、その1部が冷却重水により運ばれ、一次冷却系の各所に沈殿、付着した。このため破損燃料を取り除いた後でも、系内、特にヘリウム系にFPが検出されている現状である。

昭和45年度からは、JRR-3の第3次燃料として検討中であったUO<sub>2</sub>燃料炉心への移行計画が本格的に実行され始め、1.5%濃縮と天然のUO<sub>2</sub>燃料体による混合炉心を構成することとなった。このUO<sub>2</sub>燃料計画は昭和47年1月の第1ステップ、同年4月の第2ステップ、昭和48年6月の第3ステップと約1/4づつ交換してきた。昭和50年1月の第4ステップ完了によって、炉心のすべてがUO<sub>2</sub>燃料体に交換される。このUO<sub>2</sub>燃料体はJPDR-IIとほぼ同様の燃料セグメントを用いており、これを4本のクラスタにまとめて燃料体としている。なお、本報告書で報告するガンマ線スペクトルの測定は昭和49年9月に行なわれ、1部の測定は同年11月に行なわれた。その後、昭和50年1月から3月にかけて前に述べた第4ステップのUO<sub>2</sub>燃料移行に伴う特性試験を実施し、昭和50年4月から再び平常の共同利用運転を開始する計画である。

### 3.2 附属実験装置の概要

JRR-3は主としてRI生産などを中心とした照射利用と中性子を用いたビーム実験に使用されている。照射利用は、主に炉心内に挿入された垂直照射孔や垂直実験孔および気送管を使用している。一方、ビーム実験は炉心タンクの周囲に設置された水平実験孔を利用している。第4章に述べる炉室内のガンマ線スペクトル測定結果を解釈するときに、これらビーム実験装置の影響を検討する必要があるため、ここで簡単に諸実験装置の概要を説明する。

JRR-3の水平実験孔に設置されているビーム実験装置などの配置をFig.3.4に示す。JRR-3には9本の水平実験孔(H-1~H-9)があり、それぞれ次のような装置に利用されている。

#### (1) H-1(現在未使用)

この実験孔は熱中性子柱で、特別な実験にときどき利用される。

#### (2) H-2(LTFL)

この実験孔には低温化学照射装置(Low temperature fissionochemical loop)が設置され、核分裂片を利用した有機化合物などの反応に関する実験が行なわれている。通常の実験では常温における照射を行なうが、液体窒素温度での照射も可能となっている。原子炉運転中も停止状態になっており、実験のときのみカプセルを挿入し、照射する。

## (3) H-3 (ND-III)

この実験孔には、東京大学物性研究所の偏極中性子回折装置 (Polarized neutron spectrometer) が設置されており、各種物質について中性子散乱による物性の研究が行なわれている。

## (4) H-4 (NRG)

この実験孔には中性子ラジオグラフィ装置 (Neutron radiography) が設置されており、各種燃料や材料 (照射後試験を含む) の透過試験が行なわれている。

## (5) H-5 (LHTL)

この実験孔には極低温照射装置 (Liquid helium temperature loop) が設置されており、液体ヘリウム温度で金属などを照射し、これらの放射線損傷についての研究が行なわれている。

## (6) H-6 (CGS)

この実験孔のみは炉心タンクの接線方向に挿入されており、コンプトンスペクトロメータ (Compton gamma spectrometer) が設置されている。ここでは中性子捕獲ガンマ線を利用し、各種物質の反応についての実験が行なわれている。

## (7) H-7 (ND-I)

この実験孔には中性子回折装置 (Neutron diffractometer) が設置されており、各種物質の中性子回折実験が行なわれている。

## (8) H-8 (ND-II)

この実験孔には、東北大学金属材料研究所の偏極中性子回折装置 (Polarized neutron spectrometer) が設置されており、各種物質についての中性子回折に関する研究が行なわれている。

## (9) H-9 (PTNS-II)

この実験孔には中性子分光器 (Pulsed type neutron spectrometer II) が設置されており、中性子の散乱を利用した物性の研究が行なわれている。

## 4 実験結果

JRR-3 の各測定点におけるガンマ線スペクトル測定結果を次の順序で説明する。すなわち、測定点および測定条件 (4.1), 原子炉頂部 (4.2), 原子炉制御室 (4.3), 原子炉壁 No. 1 (4.4), 原子炉壁 No.7 (4.5), 原子炉壁 No.4 (4.6), 原子炉壁 No.10 (4.7), FFD ヘリウム系配管の立ち上がり部分 (4.8), FFD ヘリウム配管の分岐管 No.6 (4.9), FFD 室入口 (4.10), 冷却機室 (4.11), ループ・テスト室 (4.12), 排風機室 (4.13), の順で説明する。

## 4.1 測定点および測定条件

JRR-3 の施設内で、放射線管理上核種を把握しておく必要のある箇所および原子炉特有の核種が検出されると予想される箇所で、かつ放射線管理上立ち入りを許されている場所を測定点に選んだ。測定点は Fig. 4.1 中の ×印で示したように、炉室 1 階の各種実験装置周辺

## (3) H-3 (ND-III)

この実験孔には、東京大学物性研究所の偏極中性子回折装置 (Polarized neutron spectrometer) が設置されており、各種物質について中性子散乱による物性の研究が行なわれている。

## (4) H-4 (NRG)

この実験孔には中性子ラジオグラフィ装置 (Neutron radiography) が設置されており、各種燃料や材料 (照射後試験を含む) の透過試験が行なわれている。

## (5) H-5 (LHTL)

この実験孔には極低温照射装置 (Liquid helium temperature loop) が設置されており、液体ヘリウム温度で金属などを照射し、これらの放射線損傷についての研究が行なわれている。

## (6) H-6 (CGS)

この実験孔のみは炉心タンクの接線方向に挿入されており、コンプトンスペクトロメータ (Compton gamma spectrometer) が設置されている。ここでは中性子捕獲ガンマ線を利用し、各種物質の反応についての実験が行なわれている。

## (7) H-7 (ND-I)

この実験孔には中性子回折装置 (Neutron diffractometer) が設置されており、各種物質の中性子回折実験が行なわれている。

## (8) H-8 (ND-II)

この実験孔には、東北大学金属材料研究所の偏極中性子回折装置 (Polarized neutron spectrometer) が設置されており、各種物質についての中性子回折に関する研究が行なわれている。

## (9) H-9 (PTNS-II)

この実験孔には中性子分光器 (Pulsed type neutron spectrometer II) が設置されており、中性子の散乱を利用した物性の研究が行なわれている。

## 4 実験結果

JRR-3 の各測定点におけるガンマ線スペクトル測定結果を次の順序で説明する。すなわち、測定点および測定条件 (4.1), 原子炉頂部 (4.2), 原子炉制御室 (4.3), 原子炉壁 No. 1 (4.4), 原子炉壁 No.7 (4.5), 原子炉壁 No.4 (4.6), 原子炉壁 No.10 (4.7), FFD ヘリウム系配管の立ち上がり部分 (4.8), FFD ヘリウム配管の分岐管 No.6 (4.9), FFD 室入口 (4.10), 冷却機室 (4.11), ループ・テスト室 (4.12), 排風機室 (4.13), の順で説明する。

## 4.1 測定点および測定条件

JRR-3 の施設内で、放射線管理上核種を把握しておく必要のある箇所および原子炉特有の核種が検出されると予想される箇所で、かつ放射線管理上立ち入りを許されている場所を測定点に選んだ。測定点は Fig. 4.1 中の ×印で示したように、炉室 1 階の各種実験装置周辺

(Fig. 3.4 参照)，原子炉制御室内，炉頂部，地下 1 階にある冷却機器室，FFD ヘリウム系配管，炉建屋外にある排風機室である。ほとんどの場所においては可搬型 Ge(Li) 検出器は床面から 50 cm の高さに置いた。測定場所の放射線の線量率は，較正されたサーベイメータで測定した。線量率が 0.3 mR/hr 以上ではパルスのバイル・アップが生じるので，線量率の高い場所 (FFD ヘリウム系配管，FFD 室入口，冷却機器室，原子炉運転時のヘリウム系配管の分岐管 No. 6) においては，検出器の周囲を鉛で遮蔽し，検出器の前面のスリットから入射するガンマ線のみを測定した。測定したガンマ線のエネルギー範囲は，高エネルギーガンマ線の存在しない箇所では，0~2.8 MeV，また高エネルギーガンマ線の存在する箇所においては 0~10 MeV であった。測定時間は，ガンマ線の計数率により異なり，33 分から 16 時間の間であった。同じ場所において，原子炉停止時と原子炉 10 MW 運転時のガンマ線スペクトルを測定し比較した。ただし，原子炉運転時に立ち入り禁止となる場所 (FFD 室，冷却機器室) では，原子炉停止時においてのみ測定を行なった。

#### 4. 2 原子炉頂部 (Fig. 4. 2, 4. 3, 4. 4)

JRR-3 の炉頂部は重コンクリートの遮蔽体で遮蔽されており，最上部には燃料交換や試料交換時の位置決めを行なう鋳鋼製の回転遮蔽体がおかれている。この回転遮蔽体の上に検出器を置いて測定した。この結果を Fig. 4. 2, 4. 3, 4. 4 に示す。Fig. 4. 2 は原子炉停止中に 10 時間測定を行なったとき得られたガンマ線スペクトルで，通常どこにおいても見られる  $^{40}\text{K}$ ,  $^{208}\text{Tl}$ ,  $^{214}\text{Bi}$  などの自然放射能 (コンクリートの中に存在する) の他に， $^{60}\text{Co}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{57}\text{Fe}$  などの原子炉構造材の放射化によると考えられる核種からのガンマ線ピークが検出された (D.E.S.E. はダブル・エスケープ，シングル・エスケープの略)。これらのピークの計数率は Table 4-1 の一番左側の欄に示した通りである。なお，Fig. 4. 2 の右側の目盛の counts/keV.hr はコンプトン・プラト部の計数率を示すために書き込んだものである。また，最右端においてパルス波高分布にもりあがりが見られるが，これは増幅器の飽和現象によるものである。この時の線量率は 0.03 mR/hr であった。通常の東海村周辺の野外の自然放射能による線量率は 0.005 mR/hr であるのに比べると 6 倍ほど高い。両者の差は主に  $^{60}\text{Co}$  によるものと思われる。常時立ち入り場所における線量率が 2 mR/hr 以下と決められているが，この 2 mR/hr に比べて充分小さい。

Fig. 4. 3 は原子炉 10 MW 運転時に 33 分間測定して得られたガンマ線スペクトルで，線量率は 0.25 mR/hr であった。図から明らかのように  $^{41}\text{Ar}$  が支配的で，この  $^{41}\text{Ar}$  が線量率を高くしている原因の主なものである。この  $^{41}\text{Ar}$  は空気中の Ar が中性子により放射化されてできたもので，実験孔の鉛シャッタ駆動部など炉体内の中空部にある空気が放射化されたものと考えられる。各ピークの計数率は Table 4. 1 の左から 2 番目の欄に示した。原子炉停止時 (Fig. 4. 2) に見られた  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{40}\text{K}$  のピークはそのまま原子炉運転時 (Fig. 4. 3) にも見られるが， $^{59}\text{Fe}$ ,  $^{214}\text{Bi}$ ,  $^{208}\text{Tl}$  のピークは見えない。これは，炉運転時には  $^{41}\text{Ar}$  や高エネルギーガンマ線が強いために，弱い  $^{59}\text{Fe}$ ,  $^{214}\text{Bi}$ ,  $^{208}\text{Tl}$  などのピークは隠されたと考えられる。

Fig. 4. 3 のガンマ線スペクトルを見ると 2.8 MeV 以上の高エネルギーガンマ線の存在が予想されたので，増幅器のゲインを減じて，高エネルギーガンマ線を測定した。Fig. 4. 4 はそのとき得られたガンマ線スペクトルを示し，Fe の中性子捕獲ガンマ線 7632 keV および 7646

keVのダブル・エスケープ・ピークが見られた。これらダブル・エスケープ・ピークの計数率はTable 4.2の一番左の欄に示してある。この $\text{Fe}(n,\gamma)$ 反応のガンマ線の発生源は第5章の(4)で説明するように、中性子回折装置に用いているFeを含むモノクロメニタ結晶であると思われ、炉頂部においては重コンクリートの角で遮蔽されているので、計数率自体はそれほど高くない。

#### 4.3 原子炉制御室 (Fig. 4.5, 4.6)

原子炉制御室は炉室2階にあり、その高さは炉頂部とほぼ等しく、原子炉を見おろす位置にある。検出器は制御室内の窓際にある机の上におき、ガラス窓を通して原子炉を見ることができた。原子炉停止時に10時間測定を行なった結果得られたガンマ線スペクトルをFig. 4.5に示す。Fig. 4.2とほぼ同様なスペクトルで、 $^{40}\text{K}$ ,  $^{208}\text{Tl}$ ,  $^{214}\text{Bi}$ などコンクリート中に含まれる自然放射能および原子炉構造材の放射化によると考えられる $^{60}\text{Co}$ および僅かな量の $^{65}\text{Zn}$ が検出された。Fig. 4.2に比べて $^{40}\text{K}$ ,  $^{208}\text{Tl}$ のピークの計数率がTable 4.1に示すように約2倍大きいことは、Fig. 4.5の測定位置がコンクリート壁に近いことによると思われる。このとき線量率は0.04mR/hrであった。

Fig. 4.6は原子炉10MW運転時に10時間測定を行なった結果を示す。炉停止時のガンマ線スペクトル (Fig. 4.5) と比べて、 $^{41}\text{Ar}$ が強く表われている。また、 $^{16}\text{N}$ および $\text{Fe}(n,\gamma)$ 反応からの高エネルギーガンマ線が検出されている。炉運転中の線量率は0.08mR/hrで、炉停止時の線量率の約2倍である。制御室は運転員が常駐している場所であり、線量率ができるだけ低いことが望ましい。この線量率を下げるためには、ガンマ線の発生源をつきとめる必要がある。 $^{41}\text{Ar}$ は実験孔内の空気中のArの放射化されたものであるので、中性子照射をうけている空気の量を減らさなければならない。現在JRR-3は、これらの空気量を減らすことを探討している。 $\text{Fe}(n,\gamma)$ 反応の高エネルギーガンマ線は炉容器材中の鉄あるいは実験孔および附属実験装置中の鉄と中性子との反応によるものと思われる。この発生源を明確にする必要があるが、後述するように、制御室の直下にあたる炉室1階の原子炉壁No.7 (No.7サイトと呼ぶ) の前では $\text{Fe}(n,\gamma)$ のガンマ線が観測されていないこと (第4.5節参照) などから考えて、中性子回折装置から発生しているらしく思われる (第5章4) 参照)。これが確認されれば、中性子回折装置の遮蔽を改善することが望しくなる。また $^{16}\text{N}$ のガンマ線については、Table 4.2に示したように、制御室直下のNo.7サイトよりも計数率が高いこと、他の炉室内測定点では $^{16}\text{N}$ のガンマ線が弱いことなどから考えて、制御室の近傍に発生源があると予想される。その発生源としては炉頂制御室側にある中央実験孔用の冷却配管を流れる重水中の酸素が放射化されたものと推定される。

#### 4.4 原子炉壁No.1 (No.1サイト) (Fig. 4.7, 4.8)

原子炉の東側壁No.1に向けて検出器をおき、測定を行なった (Fig. 3.4参照)。こゝは低温化学照射装置LTFL、中性子分光器PTNS-IIなどに囲まれた場所である。

Fig. 4.7は炉停止時に1,9時間測定したNo.1サイトのガンマ線スペクトルで、 $^{40}\text{K}$ ,  $^{208}\text{Tl}$ ,  $^{214}\text{Bi}$ の自然放射能の他に、弱い $^{60}\text{Co}$ のピークと僅かな量の $^{137}\text{Cs}$ のピークが検出された。こ

これらのピークの計数率は Table 4.1 に示した通りである。このときの線量率は  $0.02 \text{ mR/hr}$  であった。

Fig. 4.8 は原子炉 10MW 運転時に 16 時間計数したガンマ線スペクトルで、 $^{40}\text{K}$ ,  $^{208}\text{Tl}$ ,  $^{214}\text{Bi}$  の自然放射能,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  の他に、強い  $^{41}\text{Ar}$  および高エネルギーガンマ線が観測された。高エネルギーガンマ線では  $\text{Fe}(n,\gamma)$  反応のガンマ線が強く、また、 $^{16}\text{N}$  のガンマ線のダブル・エスケープ・ピークがわずかに検出された。この  $\text{Fe}(n,\gamma)$  反応のガンマ線は検出器の両側にある実験装置 (PTNS-II および LTFL) のいずれかあるいは両方から、あるいは、さらにその両隣りにある中性子回折装置 ND-II, ND-III からの漏洩と思われる。10MW 運転時の線量率は  $0.05 \text{ mR/hr}$  であった。Table 4.1において、炉運転時の  $^{60}\text{Co}$  のピークの計数率が炉停止時に比べて小さくなっているが、両者は本来等しいはずであるので、炉運転時の強い  $^{41}\text{Ar}$  の影響により  $^{60}\text{Co}$  ピーク面積の計算に誤差を生じたものと思われる。

#### 4. 5 原子炉壁 No. 7 (No. 7 サイト) (Fig. 4.9, 4.10)

原子炉の西側壁 No. 7 に向けて検出器を置き測定を行なった (Fig. 3.4 参照)。No. 1 壁とは丁度反対側の壁であり、コンプトン・スペクトロメータ CGS 用の実験孔がある。両側には極低温照射装置 LHTL と中性子回折装置 ND-I がある。原子炉停止時の測定結果は、Fig. 4.9 に示す通りで、No. 1 サイトのスペクトル (Fig. 4.7) とほとんど変わることろがなく、 $^{60}\text{Co}$  と自然放射能  $^{40}\text{K}$ ,  $^{208}\text{Tl}$ ,  $^{214}\text{Bi}$ ,  $^{226}\text{Ac}$  が見られた。

Fig. 4.10 は原子炉 10MW 運転時のスペクトルで、 $^{41}\text{Ar}$  および  $^{16}\text{N}$  から放出されるガンマ線のピークが見られた。炉制御室の真下にあるにも係らず、炉制御室で検出された  $\text{Fe}(n,\gamma)$  反応のガンマ線は検出されなかつた。線量率は炉停止中では  $0.025 \text{ mR/hr}$ 、炉 10MW 運転中は  $0.15 \text{ mR/hr}$  であった。Table 4.1 に示したピークの計数率を見ると  $^{60}\text{Co}$  の 2 本のピークの計数率が原子炉運転の方が停止時の約 10 分の 1 しかない。これは両者の測定が異なったゲインで行なっていることおよび前者の測定においては強い  $^{41}\text{Ar}$  のピークが近傍にあり、これらによってピーク面積計算プログラムが誤差を生じさせたものと思われる。今後、検討を要する問題である。

#### 4. 6 原子炉壁 No. 4 (No. 4 サイト) (Fig. 4.11)

原子炉の北側壁 No. 4 に向けて検出器を置いて測定した。中性子回折装置 ND-II および中性子ラジオグラフィ NRG が左右にあり、背面にはホットケーブルがある。

Fig. 4.11 に原子炉 10MW 運転時に測定したガンマ線スペクトルを示す。 $\text{Fe}(n,\gamma)$  や  $^{16}\text{N}$  からの高エネルギーガンマ線、 $^{41}\text{Ar}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ 、自然放射能  $^{40}\text{K}$ ,  $^{208}\text{Tl}$ ,  $^{214}\text{Bi}$  からのガンマ線が検出された。これらは周辺装置およびホットケーブルからの漏洩と考えられる。この場所の線量率は  $0.2 \text{ mR/hr}$  で比較的高かつた。

#### 4. 7 原子炉壁 No. 10 (No. 10 サイト) (Fig. 4.12)

原子炉の南側壁 No. 10 に向って、中性子回折装置 ND-III のすぐ脇に検出器を置き測定した (Fig. 3.4 参照)。Fig. 4.12 にその結果を示す。 $\text{Fe}(n,\gamma)$  反応、 $^{16}\text{N}$ ,  $^{41}\text{Ar}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,

$^{40}\text{K}$  のピークが観測された。Fig. 4.12を以前の Fig. 4.6, 4.8, 4.11 と比較すると、 $\text{Fe}(n,r)$  反応のガンマ線が極めてはっきりと検出されていることが特徴的である (Table 4.2 を見ても  $\text{Fe}(n,r)$  反応のガンマ線の計数率は一番高い)。中性子回折装置 ND-I には、中性子単色化結晶として Fe を含むターゲットを用いており、これが  $\text{Fe}(n,r)$  反応のガンマ線を発生したと考えられる。線量率は  $0.2 \text{ mR/hr}$  であった。

#### 4.8 FFD ヘリウム系配管の立ち上がり部分 (Fig. 4.13, 4.14, 4.15)

JRR-3 では重水の純度を保つためにカバーガスとしてヘリウムを用いている。また、このヘリウムは、FFD 系の気水分離器（重水から FP ガスを分離する装置）の吹き付け用ヘリウムとしても用いられている。このためのヘリウムの配管が炉室地下 1 階 FFD 室外の壁面に露出しており、ここから 23 チャネルに配管が分岐した後、コンクリート壁を貫通して FFD 室内にある 23 台の気水分離器に導れて、それぞれの吹き付けヘリウムとして使用されている (Fig. 3.3 参照)。FFD 室外のヘリウム配管が分岐する前の部分の埋め込みから立ち上がる部分に検出器を接して置き測定を行なった。この配管は外径約 25 mm, 厚さ約 3 mm のステンレス鋼管で、正確な時間の決定は困難であるが FP が炉心からこの測定部に到達する時間は大体 20 分と考えられる。なお原子炉 10MW 運転時には線量率が高すぎるので、鉛スリット (鉛厚さ 5 cm, スリット孔  $1 \text{ cm} \times 5 \text{ cm}$  矩形) を検出器にかぶせて測定を行なった。

原子炉停止後 3 日目のガンマ線スペクトルを Fig. 4.13 に示す。配管に附着していると思われる  $^{60}\text{Co}$  の他に、 $^{138}\text{Xe}$  ( $5.27\text{d}$ ,  $80.9\text{ keV}$ ),  $^{135}\text{Xe}$  ( $92\text{hr}$ ,  $250\text{ keV}$ ) などの希ガス FP 核種と僅かな量の  $^{137}\text{Cs}$  からのガンマ線が観測された。このときの線量率は管の表面で  $0.25 \text{ mR/hr}$  であった。

Fig. 4.14 は原子炉 10MW 運転時のガンマ線スペクトルを示す。 $^{55m}\text{Kr}$ ,  $^{87}\text{Kr}$ ,  $^{88}\text{Kr}$ ,  $^{135}\text{Xe}$ ,  $^{135m}\text{Xe}$ ,  $^{138}\text{Xe}$  などの希ガス FP 核種およびその娘核種  $^{88}\text{Rb}$ ,  $^{138}\text{Cs}$  や  $^{41}\text{Ar}$ ,  $^{60}\text{Co}$ , が検出された。これらの FP 核種のガンマ線ピークの計数率は Table 4.3 に示す通りである。Fig. 4.15 は高エネルギーガンマ線を測定したもので、 $\text{Fe}(n,r)$  や  $^{18}\text{N}$  からのガンマ線がないことを示している。これらの FP 核種は昭和 43 年に発生した天然ウラン金属燃料の破損事故の名残りで、流出したウランが炉心タンク内に付着したまま残っており、この残存ウランの核分裂によるものが支配的である。現在の燃料が健全であるにも係らず、FP 核種がヘリウムガス中に観測されており、新らたな燃料破損を検出するための S/N を下げ、FFD の機能を低下させている。しかしながら、JRR-3 では天然ウラン金属燃料を 1.5 % 濃縮と、天然ウランの  $\text{UO}_2$  燃料に交換しつつあり、今後はこの残存ウランによる FP のバックグラウンドは低くなる方向にある。新しい燃料破損が生じた場合は FP 核種のレベルが、現在のバックグラウンド・レベルよりも高くなると考えられ、これを用いて新しい燃料の破損を検出する方法をとっている。

#### 4.9 FFD ヘリウム系配管の分岐管 No. 6 (Fig. 4.16, 4.17)

前節の FFD ヘリウム系配管から分岐した後のチャネル No. 6 の配管を測定した結果を Fig. 4.16 (炉停止時), Fig. 4.17 (炉 10MW 運転時) に示す。Fig. 4.13, 4.14 と比較し

て検出される核種はほとんど同じである。わずかに異なる点は<sup>60</sup>Coの強さが約1/10になっていることで、これは前述の燃料破損事故以後の改修工事により、この配管部分が新しいものに交換され、したがって配管に附着している<sup>60</sup>Coの量が少なくなっているものと考えられる。

#### 4.10 FFD室入口 (Fig.4.18)

FFD室は原子炉停止時においても、線量率が高くガンマ線の計数率が高くなりすぎるので、その入口附近に検出器を囲む鉛のスリット（鉛厚さ5cm、スリット孔1cm×5cm矩形）を検出器にかぶせて測定を行なった。Fig.4.18は原子炉停止時におけるガンマ線スペクトルを示す。支配的核種は<sup>60</sup>Coであるが、他に<sup>137</sup>Cs、<sup>95</sup>Zr、<sup>95</sup>Nbなど半減期の長いFP核種が検出された。FFDヘリウム系配管で検出された<sup>135</sup>Xeはすでに減衰していて検出できなかった。原子炉運転時には、FFD室入口も線量率が高くなつたので、測定は行なえなかつた。

#### 4.11 冷却機室 (Fig.4.19, 4.20)

炉室地下1階の1次冷却系がある冷却機器室は原子炉運転中は立ち入り禁止となる。炉停止時においても、その入口附近で線量率は7mR/hrと比較的高い場所である。主重水冷却器や主重水ポンプなどの1次冷却系からのガンマ線を測定するように鉛のスリット（鉛厚さ10cmスリット孔1cm×5cm矩形）を検出器の前に組みたてて測定を行なつた。Fig.4.19は得られたガンマ線スペクトルを示す。Fig.4.20はスリットにも鉛（厚さ5cm）をつめて検出器をおおつたときのガンマ線スペクトルである。図から明らかのように<sup>60</sup>Coが圧倒的である。これは、1次冷却系にある機器の構造が複雑であるために、放射化された構造物の微少片が蓄積されやすいことによると考えられる。特に、主重水ポンプの回転部に用いられていたステライト合金（主成分Co(40~50%)）が削られ、これが放射化されたと推定される（分解点検の結果、ステライト合金が削られていることが判明している）。その他この部屋には重水精製系イオン交換樹脂塔があり、<sup>60</sup>Co以外の核種も存在すると予想されるが、強い<sup>60</sup>Coガンマ線に隠されて検出できなかつた。炉停止時における冷却機器室の空間線量率7mR/hrの大部分は<sup>60</sup>Coによるものと結論できる。<sup>60</sup>Coは配管中の各部に沈着しているため、完全な除去は困難であるが、その中でも集中的に沈着していると考えられ（放射線量率が高い）エキスパンション・ジョイント部については昭和50年度に交換などの処置を施す計画である。

#### 4.12 ループテスト室 (Fig.4.21, 4.22)

炉室地下1階の1次冷却系のある冷却機器室の重コンクリート壁の外側に面した場所に検出器をおいて測定を行なつた (Fig.4.1)。近くには蒸溜式重水精製装置およびいくつかの機器や容器などがおかれている。停止時におけるこの場所の線量率は0.03mR/hrであった。

Fig.4.21にそのガンマ線スペクトルを示す。周囲のコンクリートに含まれる<sup>40</sup>KやU、Thの娘核種<sup>208</sup>Tl、<sup>214</sup>Bi、<sup>214</sup>Pb、<sup>228</sup>Acおよび冷却機器室や重水精製装置に蓄積された<sup>60</sup>Coなどからのガンマ線が観測された。439keV、463keVのガンマ線ピークについては、その放出核種は現在のところ不明である。

Fig.4.22に原子炉10MW運転時のガンマ線スペクトルを示す。炉停止時 (Fig.4.21)

と比べると、 $^{41}\text{Ar}$  が加わっており、線量率は若干高く  $0.04\text{mR/hr}$  であった。この $^{41}\text{Ar}$  はループテスト室天井を被照射空気系の排気ダクトが通っていることに原因していると考えられる。

#### 4.13 排気機室 (Fig. 4. 23)

炉室内の排気が集まる排気機室内（原子炉建家外）で測定を行なった。この排気ガスは、この後、高さ  $40\text{m}$  のスタックから大気中に放出される。 $10\text{MW}$  運転時のガンマ線スペクトルを Fig. 4. 23 に示す。 $^{41}\text{Ar}$  が支配的であるが、僅かな $^{60}\text{Co}$  のガンマ線 ( $1332\text{ keV}$ ) と思われるピークも検出された。 $^{60}\text{Co}$  の発生源については明確ではないが重水中にあった $^{60}\text{Co}$  が蒸発して排気ダクト中に附着していることも考えられる。測定時における線量率は  $0.08\text{mR/hr}$  であった。

### 5 まとめ

可搬型 Ge(Li) 検出器を試作し JRR-3 の各部における原子炉停止時および原子炉運転時のガンマ線スペクトルを測定した。

可搬型 Ge(Li) 検出器は液体窒素  $7.5\ell$  のクライオスタットに、検出体積  $33.4\text{ cm}^3$  の同軸型 Ge(Li) 検出器をマウントしたもので、前置増幅器・高圧フィルタを含めて  $11\text{kg}$  であった。液体窒素の消費量は  $1\ell/\text{日}$  であった。この検出器の  $1.332\text{ MeV}$  ガンマ線に対するピーク検出効率は、線源・検出器距離  $25\text{ cm}$  において、 $3.12 \times 10^{-5}$ 、 $3'' \times 3''\text{ NaI}$  に比べて  $2.6\%$  であった。また、エネルギー分解能は  $3.5\text{ keV}$  であった。

この検出器を用いて、JRR-3 各部のガンマ線スペクトルを測定した結果の大要は次の通りである。

- 1) いずれの場所においても  $^{40}\text{K}$ ,  $^{208}\text{Tl}$ ,  $^{214}\text{Bi}$  のような自然放射能のピークが見られた。 $^{40}\text{K}$  のピーク計数率は ( $0.05 \sim 0.16$ ) cps であり、 $^{208}\text{Tl}$  の  $2614\text{ keV}$  ピークの計数率は ( $0.005 \sim 0.028$ ) cps であった。これらは建物のコンクリートの中に含まれているものであり、検出器とコンクリートの位置関係により計数率が増減するものと思われる。
- 2) 測定したすべての場所で  $^{60}\text{Co}$  のガンマ線ピークが見られた。 $1332\text{ keV}$  ピークの計数率は ( $0.18 \sim 1.23$ ) cps であった。 $^{60}\text{Co}$  が特に強いのは、一次冷却機器室、FFD室、FFDヘリウム系配管などで、測定に際しては、鉛コリメータで検出器を遮蔽して測定している。いずれも一次冷却系中の腐蝕あるいは摩耗により生じた構造材の放射化生成物の  $^{60}\text{Co}$  が系内に附着していることによるものと考えられる。
- 3) 原子炉の  $10\text{MW}$  運転時にすべての場所で測定されるのは  $^{41}\text{Ar}$  のガンマ線であり、そのピークの計数率は ( $0.25 \sim 3.10$ ) cps であった。 $^{41}\text{Ar}$  の強い場所は原子炉頂部および排風機室であった。 $^{41}\text{Ar}$  は空気中の Ar が放射化して生じる核種であり、 $^{41}\text{Ar}$  を減少するためには中性子照射を受ける空気の量を減らす必要がある。
- 4) 炉室 1 階の No. 1, No. 4, No. 7, No. 10 サイトおよび制御室においては、 $7\text{ MeV}$  以上の高エネルギー・ガンマ線が測定された。Fe( $n, \gamma$ ) 反応からのガンマ線は、No. 10 サイトが一番強く、次いで No. 4 サイト、No. 1 サイトの順になっており、No. 7 サイトおよび炉頂部ではほとんど見られない。このことから、中性子回折装置 ND-III および ND-II から発生している

と比べると、 $^{41}\text{Ar}$  が加わっており、線量率は若干高く  $0.04\text{mR/hr}$  であった。この $^{41}\text{Ar}$  はループテスト室天井を被照射空気系の排気ダクトが通っていることに原因していると考えられる。

#### 4.13 排気機室 (Fig. 4. 23)

炉室内の排気が集まる排気機室内（原子炉建家外）で測定を行なった。この排気ガスは、この後、高さ  $40\text{m}$  のスタックから大気中に放出される。 $10\text{MW}$  運転時のガンマ線スペクトルを Fig. 4. 23 に示す。 $^{41}\text{Ar}$  が支配的であるが、僅かな $^{60}\text{Co}$  のガンマ線 ( $1332\text{ keV}$ ) と思われるピークも検出された。 $^{60}\text{Co}$  の発生源については明確ではないが重水中にあった $^{60}\text{Co}$  が蒸発して排気ダクト中に附着していることも考えられる。測定時における線量率は  $0.08\text{mR/hr}$  であった。

### 5 まとめ

可搬型 Ge(Li) 検出器を試作し JRR-3 の各部における原子炉停止時および原子炉運転時のガンマ線スペクトルを測定した。

可搬型 Ge(Li) 検出器は液体窒素  $7.5\ell$  のクライオオstatttに、検出体積  $33.4\text{ cm}^3$  の同軸型 Ge(Li) 検出器をマウントしたもので、前置増幅器・高圧フィルタを含めて  $11\text{kg}$  であった。液体窒素の消費量は  $1\ell/\text{日}$  であった。この検出器の  $1.332\text{ MeV}$  ガンマ線に対するピーク検出効率は、線源・検出器距離  $25\text{ cm}$  において、 $3.12 \times 10^{-5}$ 、 $3'' \times 3''\text{ NaI}$  に比べて  $2.6\%$  であった。また、エネルギー分解能は  $3.5\text{ keV}$  であった。

この検出器を用いて、JRR-3 各部のガンマ線スペクトルを測定した結果の大要は次の通りである。

- 1) いずれの場所においても  $^{40}\text{K}$ ,  $^{208}\text{Tl}$ ,  $^{214}\text{Bi}$  のような自然放射能のピークが見られた。 $^{40}\text{K}$  のピーク計数率は ( $0.05 \sim 0.16$ ) cps であり、 $^{208}\text{Tl}$  の  $2614\text{ keV}$  ピークの計数率は ( $0.005 \sim 0.028$ ) cps であった。これらは建物のコンクリートの中に含まれているものであり、検出器とコンクリートの位置関係により計数率が増減するものと思われる。
- 2) 測定したすべての場所で  $^{60}\text{Co}$  のガンマ線ピークが見られた。 $1332\text{ keV}$  ピークの計数率は ( $0.18 \sim 1.23$ ) cps であった。 $^{60}\text{Co}$  が特に強いのは、一次冷却機器室、FFD室、FFDヘリウム系配管などで、測定に際しては、鉛コリメータで検出器を遮蔽して測定している。いずれも一次冷却系中の腐蝕あるいは摩耗により生じた構造材の放射化生成物の  $^{60}\text{Co}$  が系内に附着していることによるものと考えられる。
- 3) 原子炉の  $10\text{MW}$  運転時にすべての場所で測定されるのは  $^{41}\text{Ar}$  のガンマ線であり、そのピークの計数率は ( $0.25 \sim 3.10$ ) cps であった。 $^{41}\text{Ar}$  の強い場所は原子炉頂部および排風機室であった。 $^{41}\text{Ar}$  は空気中の Ar が放射化して生じる核種であり、 $^{41}\text{Ar}$  を減少するためには中性子照射を受ける空気の量を減らす必要がある。
- 4) 炉室 1 階の No. 1, No. 4, No. 7, No. 10 サイトおよび制御室においては、 $7\text{ MeV}$  以上の高エネルギー・ガンマ線が測定された。 $\text{Fe}(n,\gamma)$  反応からのガンマ線は、No. 10 サイトが一番強く、次いで No. 4 サイト、No. 1 サイトの順になっており、No. 7 サイトおよび炉頂部ではほとんど見られない。このことから、中性子回折装置 ND-III および ND-II から発生している

ようと思われる。いずれの装置においても Fe を含んだ中性子单色化結晶を使用しているために、 $Fe(n,\gamma)$  反応のガンマ線が発生し、その遮蔽が充分でないために周辺および原子炉制御室にまでそのガンマ線をもたらしているものと思われる。（No. 7 サイトと炉頂部は厚いコンクリートでかくされ死角となっている）。この点については、両装置の実験孔の中性子シャッタを開ざして実際に  $Fe(n,\gamma)$  反応のガンマ線が減るか否かを調べる必要がある。昭和 50 年 4 月に原子炉が再起動する際に実験を行なう予定である。

$^{16}N$  は重水あるいは空気中の酸素が  $^{16}O(n,p)^{16}N$  反応をおこして生じる核種である。 $^{16}N$  のガンマ線が制御室で一番強く、No. 7 サイトがそれに次いでいることから考えると、 $^{16}N$  は制御室の近くにその発生源があることになる。これだけの結果では正確な発生源を決めるることは困難であるが、炉頂の制御室側に中央実験孔の冷却配管があり、ここに炉心重水が流れていることから、この影響が一番強いと考えられる。これについてはこの配管の近傍での測定を行ない、確認をする計画である。

5) 原子炉運転時に、FFD のヘリウム系配管に希ガス FP 核種、 $^{85m}Kr$ ,  $^{87}Kr$ ,  $^{88}Kr$ ,  $^{135}Xe$ ,  $^{135m}Xe$ ,  $^{138}Xe$ 、およびその娘核種  $^{88}Rb$ ,  $^{138}Cs$  の放出するガンマ線が見られた。また、FFD 室入口では炉停止時に  $^{95}Zr$ ,  $^{95}Nb$  が見られた。これらの FP 核種は、昭和 43 年に発生した燃料破損の際に流出し炉心タンク内に附着した残存ウランの核分裂によるもので、新しく燃料破損が発生したことによるものではない。通常の FP 核種のガンマ線計数率を測定しておいて、新しい燃料破損による計数率の増大をモニタすることにより、新しい燃料破損の発生の有無を検出することができる。

6) 誤解をさけるために、ここで線量率について述べておきたい。放射線管理上では、常時立ち入り場所における放射線量率は  $2 \text{ mR/hr}$  以下にきめられている。以上に説明した冷却機器室および FFD 室（常時立ち入り場所ではない）を除きすべての測定場所の線量率は Table 4.1 に示す通り、 $0.02 \sim 0.3 \text{ mR/hr}$  であるので問題はない。制御室において、 $Fe(n,\gamma)$  および  $^{16}N$  からの高エネルギーガンマ線がでているといつても線量率は  $0.08 \text{ mR/hr}$  である。しかし “as low as practicable”的考え方から、できるだけ線量率を下げるためにその発生源を調べたわけである。

以上のように、可搬型 Ge(Li) 検出器は小型、軽量であるために移動が容易であり、実験を行なう上で大変便利であった。通常の  $30\ell$  液体窒素デュウを持つ Ge(Li) 検出器を使用してでは、今回のような各場所におけるガンマ線スペクトル測定を行なうこととは煩雑で非常に困難であったと思われる。今回の可搬型 Ge(Li) 検出器はその検出効率が  $3'' \times 3''$  NaI に比べて 2.6 % と小さく、室内のバックグラウンドを測定するには 10 時間を要したが、20 % 程度の検出効率を持つ検出器を使用すれば、1 時間で同程度の計数値を得ることができる。吾々も最近、18 % の Ge(Li) 検出器 ( $90 \text{ cm}^3$ , 半値幅  $2.7 \text{ keV}$ ) を試作し、 $7.5 \ell$  デュウにマウントした。今後は、この新しい検出器を用いて実験を行なう予定である。可搬型 Ge(Li) 検出器の難点は、液体窒素の保持日数が 7 日以下で短かいために液体窒素補充に留意しなければならないことがあるが、これは、使用しないときには自動補給装置を接続することによりわざらわしさから脱がれることができる。さらには、高純度 Ge 検出器を使用することも考えられるが、例えば  $90 \text{ cm}^3$  の高純度 Ge 検出器は、その材料だけでも 400 万円程度となり高価すぎるため、経済性

を考えれば、実用には供せられ難いと思われる。

可搬型検出器で測定を行なうとき、可搬型マルチ・チャネル・アナライザが有用であることは言うまでもない。現在、20kg位の重量では、1000チャネル程度のマルチ・チャネル・アナライザが市販されている（Nokia社のLP4840（800チャネル）、Canberra Industries社のOMEGA-1（1024チャネル））が、Ge(Li)検出器と組み合せるために必要な4000チャネルのアナライザとしては軽量なものはない。今後の開発が待たれる。

#### 謝　　辞

本研究を実施する上で次の方々に御協力を頂きましたので深く感謝を捧げます。JRR-3でガンマ線スペクトル測定を行なうのに便宜を計って頂きましたJRR-3管理課長、上野三安氏、JRR-3の運転を担当されたJRR-3運転班の諸兄、JRR-3の放射線管理を担当された穴沢豊氏、高エネルギー・ガンマ線の発生源について検討していただいた中性子回折研究室の浜口由和氏が主な方々であります。また、著者の一人（鈴木征四郎）は原子炉研修所一般課程の実験として、本研究に参加したことを附記します。

を考えれば、実用には供せられ難いと思われる。

可搬型検出器で測定を行なうとき、可搬型マルチ・チャネル・アナライザが有用であることは言うまでもない。現在、20kg位の重量では、1000チャネル程度のマルチ・チャネル・アナライザが市販されている（Nokia社のLP4840（800チャネル）、Canberra Industries社のOMEGA-1（1024チャネル））が、Ge(Li)検出器と組み合せるために必要な4000チャネルのアナライザとしては軽量なものはない。今後の開発が待たれる。

#### 謝　　辞

本研究を実施する上で次の方々に御協力を頂きましたので深く感謝を捧げます。JRR-3でガンマ線スペクトル測定を行なうのに便宜を計って頂きましたJRR-3管理課長、上野三安氏、JRR-3の運転を担当されたJRR-3運転班の諸兄、JRR-3の放射線管理を担当された穴沢豊氏、高エネルギー・ガンマ線の発生源について検討していただいた中性子回折研究室の浜口由和氏が主な方々であります。また、著者の一人（鈴木征四郎）は原子炉研修所一般課程の実験として、本研究に参加したことを附記します。

References

- 1) H.L.Beck, J.A.De Campo, and C.Gogolak;" In-situ Ge(Li) and NaI(Tl) gamma-ray spectrometry ",HASL-258(1972)
- 2) P.L.Phelps, L.R.Anspaugh, S.J.Roth, G.W.Huckabay, and D.L.Sawyer; " Ge(Li) low level in-situ gamma-ray spectrometer application ", IEEE Trans.NS-21(1) 543 (1974)
- 3) R.L.Heath and J.E.Cline;" Effluent monitoring in nuclear plants using on-line gamma-ray spectrometry ", IEEE Trans. NS-20(1) 65 (1973)
- 4) E.Sakai, H.Terada, M.Katagiri, and H.Itoh;" Manufacturing of a portable Ge(Li)detector and its application ", 1974 Fall Meeting on Reactor Physics and Engineering , Atomic Energy Society of Japan, C 17 ( 17 October 1974, Kyushu University )( in Japanese)
- 5) JRR-3 Operation Section;" Description and hazard analysis of JRR-3 ", JAERI-6004 (1968)( in Japanese )
- 6) JRR-3 Operation Section;" Improvement of failed fuel detector in JRR-3 ", JAERI-memo 4546 (1971)( in Japanese )

Table captions

Table 4.1 Counting rates of background gamma-rays measured by portable Ge(Li)detector at various places in JRR-3

Table 4.2 Counting rates of high energy gamma-rays measured by portable Ge(Li)detector at various places in JRR-3

Table 4.3 Counting rates of fission product gamma-rays measured by portable Ge(Li)detector near at FFD room in JRR-3

Photo captions

Photo 2.1 Portable Ge(Li)detector system in front of JRR-3 reactor wall  
No.1 ( No.1 site )

photo 2.2 Portable Ge(Li)detector system at the primary coolant system room in JRR-3. The detector head was covered by lead shielding blocks.

Figure captions

Fig.2.1 Portable Ge(Li)detector assembly

Fig.2.2 Liquid nitrogen consumption of cryostat with  $33.4\text{cm}^3$  Ge(Li) detector and preamplifier

Fig.2.3 Schematic diagram of portable Ge(Li)detector system

Fig.2.4 Capacitance and leakage current vs. bias voltage characteristics of  $33.4\text{cm}^3$  Ge(Li)detector

Fig.2.5 Detector performance measured at source-to-detector distance 25cm

Fig.3.1 Flow sheet of heavy-water system in JRR-3

Fig.3.2 Flow sheet of helium gas system in JRR-3

Fig.3.3 Fuel failure detector system in JRR-3

Fig.3.4 Plane view of JRR-3 first floor reactor room

- Fig.4.1 Gamma-ray spectrum measurement points in JRR-3
- Fig.4.2 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 reactor top ( Reactor was not in operation )
- Fig.4.3 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 reactor top during 10MW operation
- Fig.4.4 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 reactor top during 10MW operation ( reduced gain )
- Fig.4.5 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 control room ( Reactor was not in operation )
- Fig.4.6 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 control room during 10MW operation
- Fig.4.7 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 reactor room No.1 site ( Reactor was not in operation )
- Fig.4.8 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 reactor room No.1 site during 10MW operation
- Fig.4.9 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 reactor room No.7 site ( Reactor was not in operation )
- Fig.4.10 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 reactor room No.7 site during 10MW operation
- Fig.4.11 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 reactor room No.4 site during 10MW operation
- Fig.4.12 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 reactor room No.10 site during 10MW operation
- Fig.4.13 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 FFD room helium piping bent ( Reactor was not in operation )

- Fig.4.14 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 cover  
gas helium piping bent during 10MW operation
- Fig.4.15 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 cover  
gas helium piping bent during 10MW operation ( reduced gain )
- Fig.4.16 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 FFD  
room helium piping No.6 ( Reactor was not in operation )
- Fig.4.17 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 cover  
gas helium piping No.6 during 10MW operation
- Fig.4.18 Gamma-ray pulse height distribution measured at FFD room  
entrance ( in lead collimator )( Reactor was not in operation)
- Fig.4.19 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 primary  
cooling system room ( in lead collimator )( Reactor was not  
in operation )
- Fig.4.20 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 primary  
cooling system room ( in lead shielding )( Reactor was not in  
operation )
- Fig.4.21 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 loop  
test room ( Reactor was not in operation )
- Fig.4.22 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 loop  
test room during 10MW operation
- Fig.4.23 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 exhaust  
air fan room during 10MW operation

Table 4.1 Counting rates of background gamma-rays measured by portable Ge(Li) detector at various places in  $\text{UpD} = 3$

\* These gamma-rays were attenuated by lead slit

These values include errors due to peak-area calculation program

Table 4.1 (Continued)

Measurement point	FFD pipe No. 6	FFD He Line	FFD room*	Primary system	Cooling room	Loop test room	Exhaust air fan room
Reactor power	0 W	1.0 MW	0 W	0 W	0 W	1.0 MW	1.0 MW
Dose rate mR/h	0.0 3 5	0.2 0 *	0.3 0 *	0.3 0 *	—	0.0 3	0.0 4
Referred figure	Fig. 4.1 6	Fig. 4.1 7	Fig. 4.1 8	Fig. 4.1 9	Fig. 4.2 0	Fig. 4.2 1	Fig. 4.2 2
Nuclide Counting rate	CPS	CPS	CPS	CPS	CPS	CPS	CPS
<sup>212</sup> Pb	2 3 8					0.0 6 6 9	
<sup>214</sup> Pb	2 4 2						
<sup>228</sup> Ac	3 3 8						
Anihilation	5 1 1	1.2 6 *					
<sup>228</sup> Ac	5 8 3					0.0 2 9 8	0.0 6 7 2
<sup>214</sup> Bi	6 1 0	0.1 2 0					0.0 3 7 8
<sup>187</sup> Cs	6 6 2	0.3 4 7					0.0 3 6 9
<sup>228</sup> Ac	9 1 1	—				0.0 1 8 4	—
<sup>41</sup> Ar	1 2 9 3	1.8 5 *				0.0 2 6 8	0.0 1 5 5
<sup>60</sup> Co	1 1 7 3	0.7 5 3				—	0.2 5 5
<sup>60</sup> Co	1 3 3 3	0.7 0 2					6.4 3
<sup>40</sup> K	1 4 6 1	0.1 5 4					—
<sup>214</sup> Bi	1 7 6 5	—					
<sup>208</sup> Tl	2 6 1 4 D.E	0.0 1 8 6					
<sup>208</sup> Tl	2 6 1 4 S.E	—					
<sup>208</sup> Tl	2 6 1 4	0.0 1 5 1					
<sup>65</sup> Zn	1 1 1 5	—					
<sup>59</sup> Fe	—	—					
Fission products	Table 4.2	Table 4.2	Table 4.2	Table 4.2	—	—	—
<sup>16</sup> N	—	—	—	—	—	—	—
Fe (n, r)	—	—	—	—	—	—	—

\* These gamma-rays were attenuated by lead slit  
 \*\* include an error due to peak-area calculation program

Table 4.2 Counting rates of high energy gamma-rays measured by portable Ge(Li) detector at various places in JRR-3

Measurement point	Reactor top	Control room	Reactor room		Reactor room No. 4 site	Reactor room No. 7 site	Reactor room No. 10 site
			No. 1 site	10 MW			
Reactor power	10 MW						
Dose rate mR/h	0.25	0.08	0.05	0.20	0.15	0.20	
Referred figure	Fig. 4.4	Fig. 4.6	Fig. 4.8	Fig. 4.11	Fig. 4.10	Fig. 4.12	
Counting rate	CPS	CPS	CPS	CPS	CPS	CPS	
Nuclide							
<sup>16</sup> N	6128 keV D.E	6128 S.E	6128 D.E	7117 S.E	7117 S.E	7117 S.E	7117
	0.122	—	0.0305	—	—	—	—
	0.0157	—	0.00960	—	—	—	—
	0.00960	—	0.0222	—	—	—	—
	0.00465	—	0.00465	—	—	—	—
Fe (n, r)	5920 D.E	6018 D.E	7279 D.E	7632 D.E	7646 D.E	7632 S.E	7646 S.E
	0.0103	0.00903	0.00722	0.0161	0.0635	0.0397	0.0397
	0.00345	0.00416	0.0022	0.0195	0.0180	0.00519	0.0163
	0.00888	0.0158	—	—	—	—	—
	0.0720	0.0611	0.0356	0.336	0.0863	—	—
	0.00330	0.0200	0.00511	—	—	—	—

Table 4.3 Counting rates of FP gamma-rays measured by portable Ge(Li) detector near at FFD room in JRR-3

Measurement point	FFD He line		FFD He line		FFD room entrance	
	bent pipe	No. 6	bent pipe	No. 6	bent pipe	No. 6
Reactor power	0 W	10 MW	0 W	10 MW	10 MW	0 MW
Dose rate mR/hr	0.25*	0.20*	0.035	0.020*	0.20*	0.30*
Referred figure	Fig. 4.1.3	Fig. 4.1.4	Fig. 4.1.6	Fig. 4.1.7	Fig. 4.1.8	Fig. 4.1.8
Counting rate	CPS	CPS	CPS	CPS	CPS	CPS
Nuclide	133Xe	80.9 keV	117*	142	142	142
85m Kr	1.51	9.51	*	1.74	*	*
88 Kr	1.66	6.10	*	0.593	*	*
88 Kr	1.96	3.76	*	7.22	7.11	*
135 Xe	2.50	6.34*	*	0.856	0.194	*
85m Kr	3.04	0.856	*	0.229	*	*
88 Kr	3.63	0.229	*	2.04	*	*
87 Kr	4.03	0.229	*	0.838	*	*
138 Cs	4.63	0.229	*	0.218	*	*
135m Xe	5.27	0.229	*	0.204	*	*
138 Xe	5.47	0.204	*	0.441	*	*
186 Xe	6.09	0.204	*	0.144	*	*
95 Zr	7.24	0.204	*	0.0909*	0.679*	*
96 Zr	7.56	0.204	*	0.0909*	0.564*	*
96 Nb	7.65	0.204	*	0.144	*	*
88 Kr	8.35	0.470	*	0.273	*	*
87 Kr	8.46	0.0635	*	0.714	*	*
88 Rb	8.98	0.714	*	0.294	*	*
138 Cs	1.010	0.294	*	0.0326	*	*
87 Kr	1.383	0.0326	*	0.793	*	*
138 Cs	1.436	0.793	*	0.0146	*	*
88 Kr	1.519	0.0146	*	0.302	*	*
88 Kr	1.530	0.302	*	0.0684	*	*
138 Xe	1.768	0.0684	*	1.08	*	*
88 Rb	1.836	1.08	*	0.267	*	*
88 Kr	2.196	0.267	*	0.0147	*	*
138 Cs	2.218	0.0147	*	0.174	*	*
88 Kr	2.392	0.174	*	0.478	*	*
138 Cs	2.639	0.478	*	0.0286	*	*
88 Rb	2.676	0.0286	*	0.0438*	*	*

\* These gamma-rays were attenuated by lead slit.

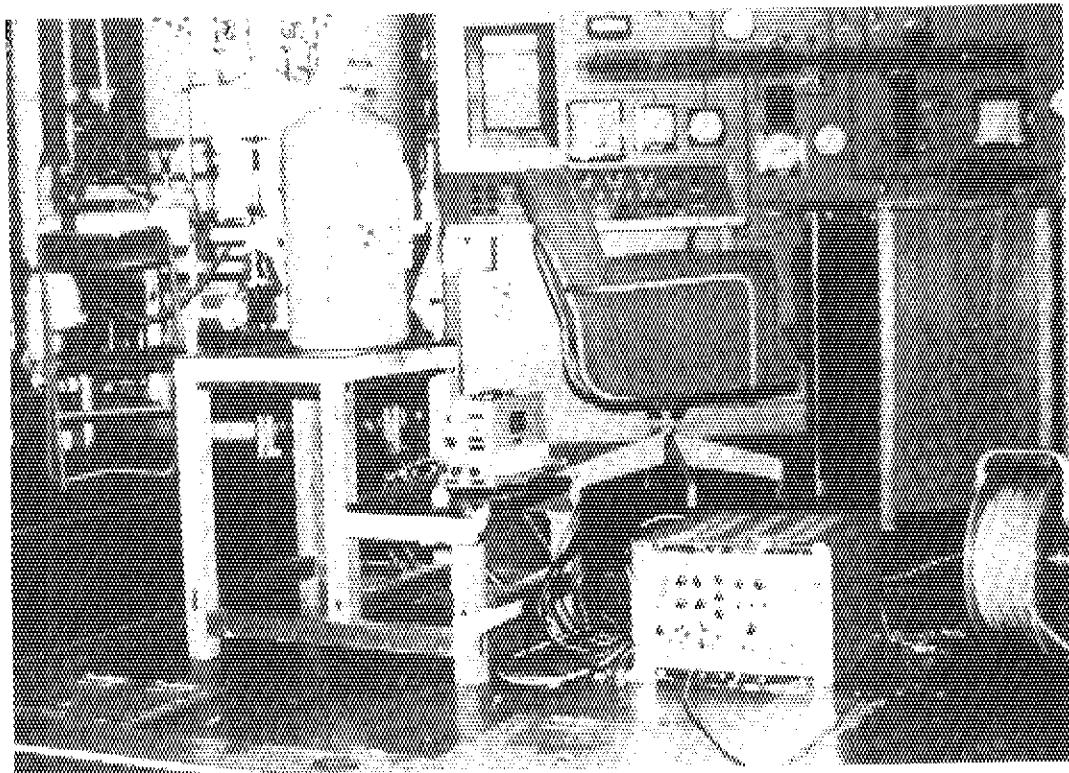


Photo 2.1 Portable Ge(Li) detector system in front of  
JRR-3 reactor wall No.1 (No.1 site)

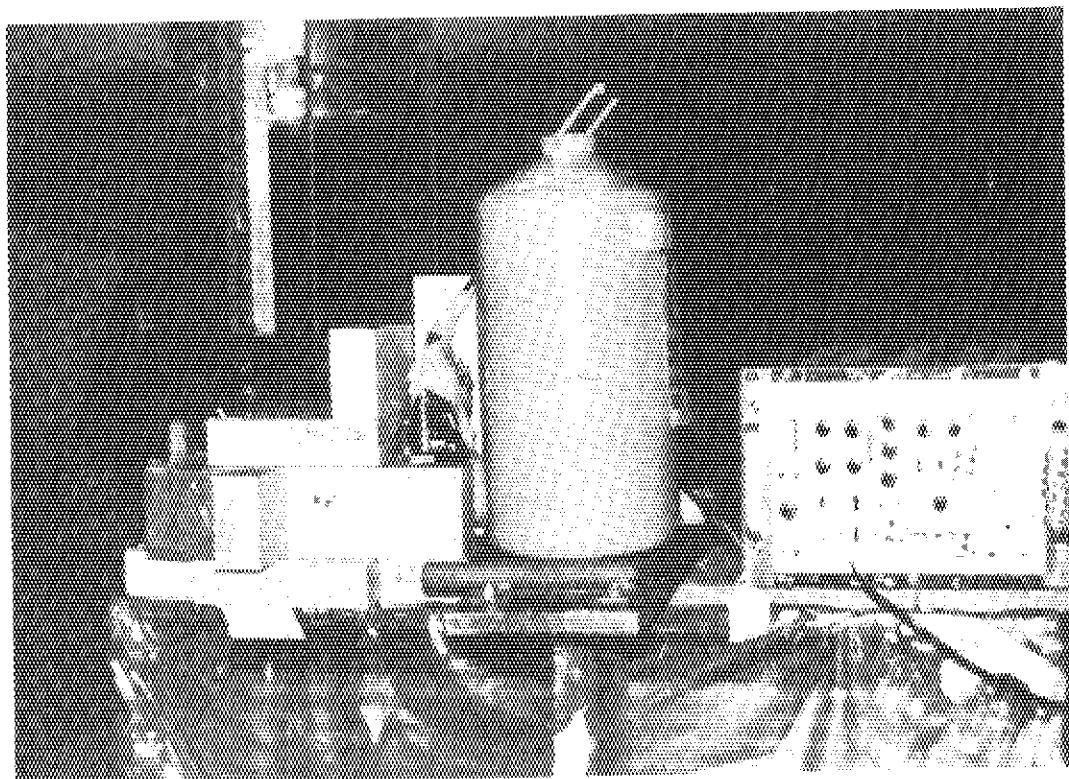


Photo 2.2 Portable Ge(Li) detector system at the primary  
coolant system room in JRR-3. The detector head  
was covered by lead shielding blocks.

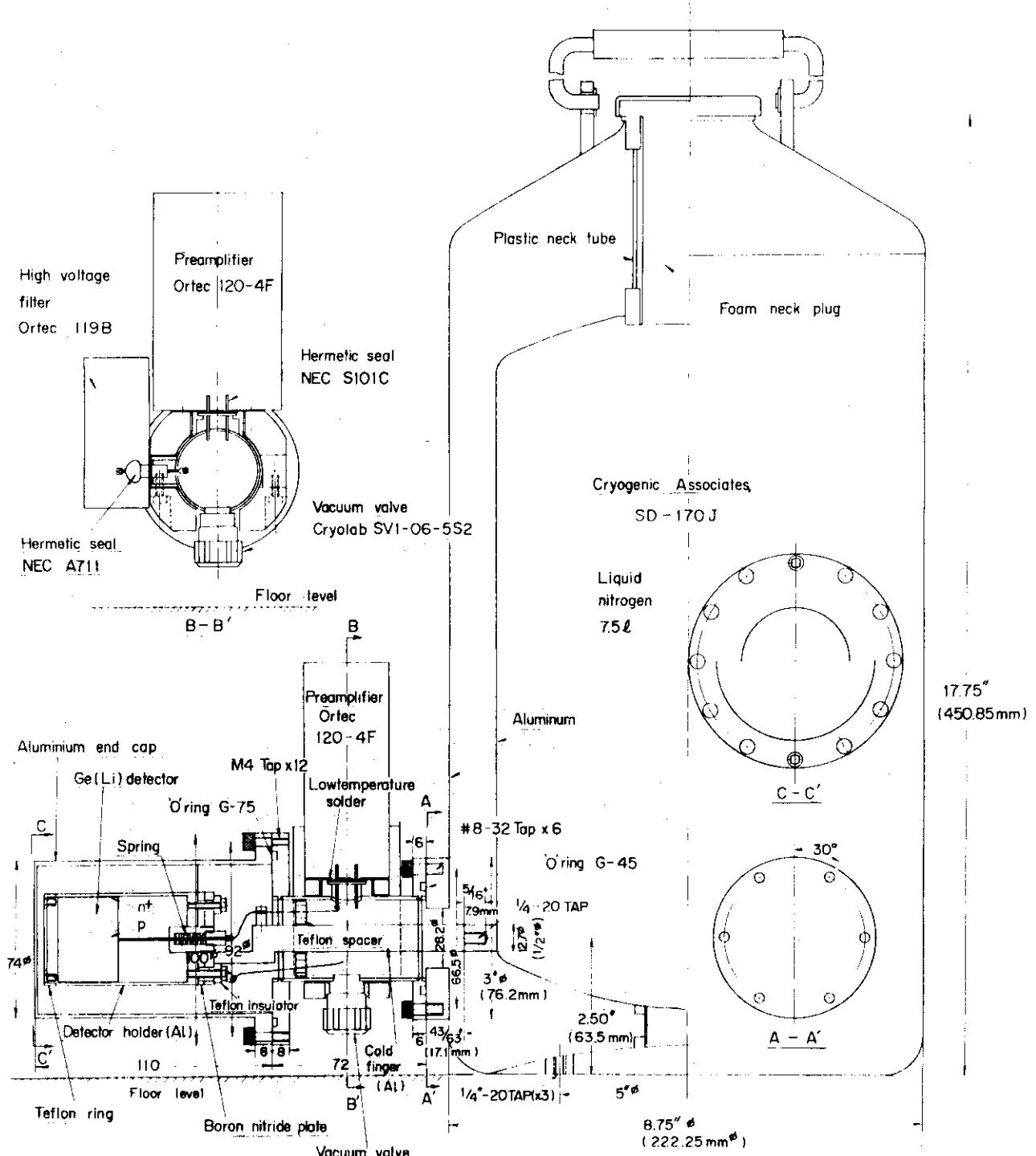


Fig. 2.1 Portable Ge (Li) detector assembly

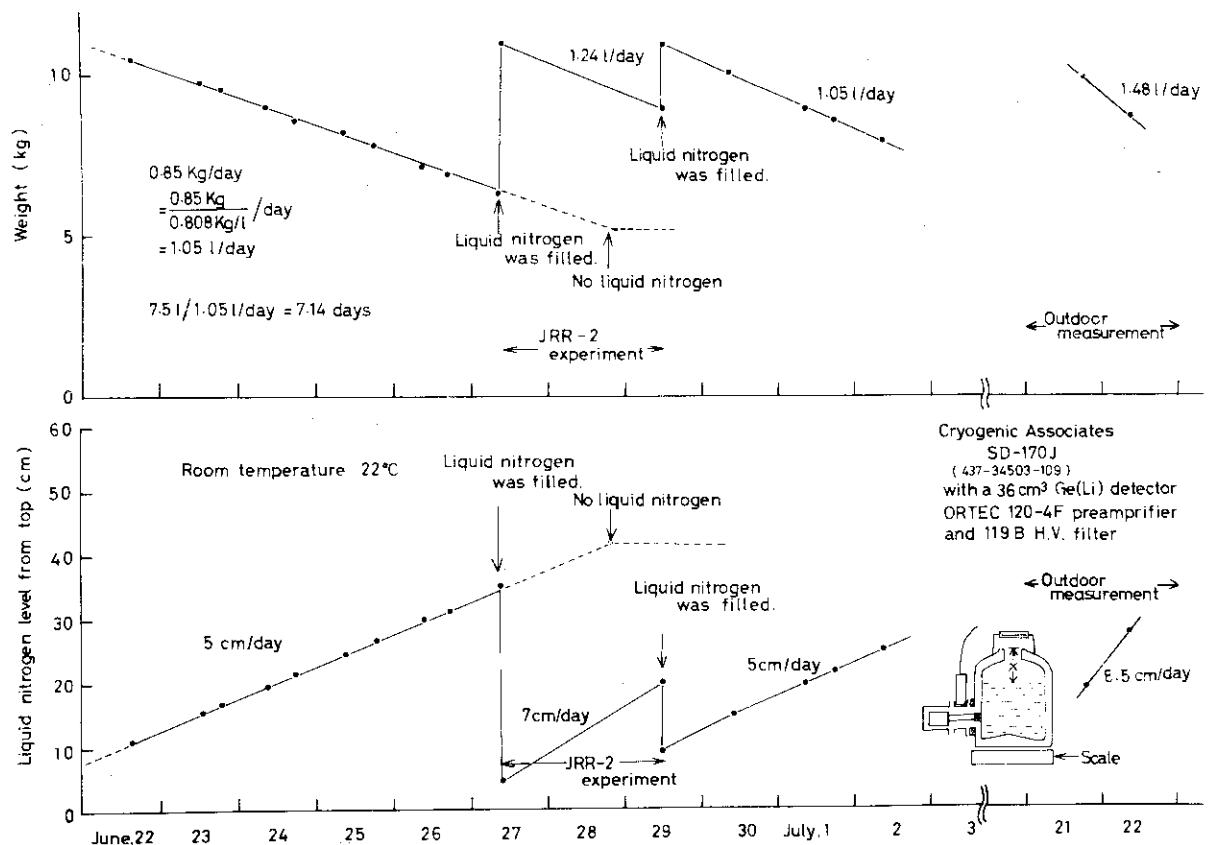
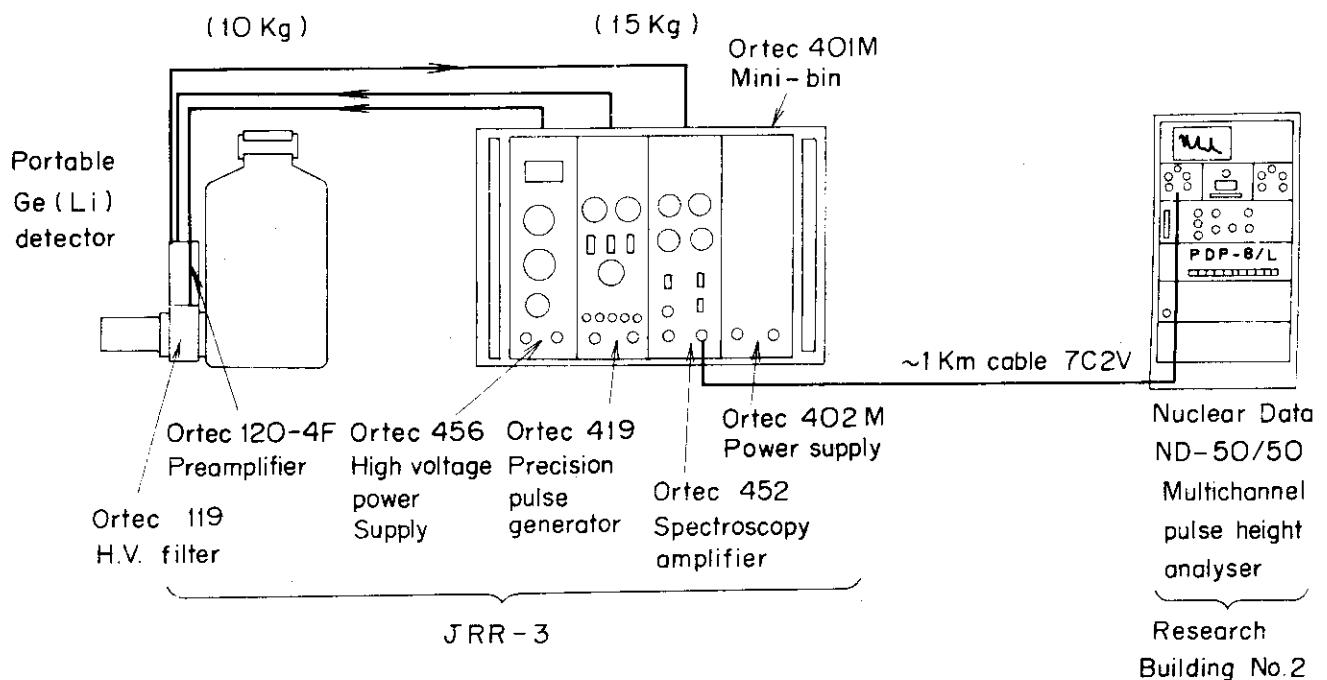
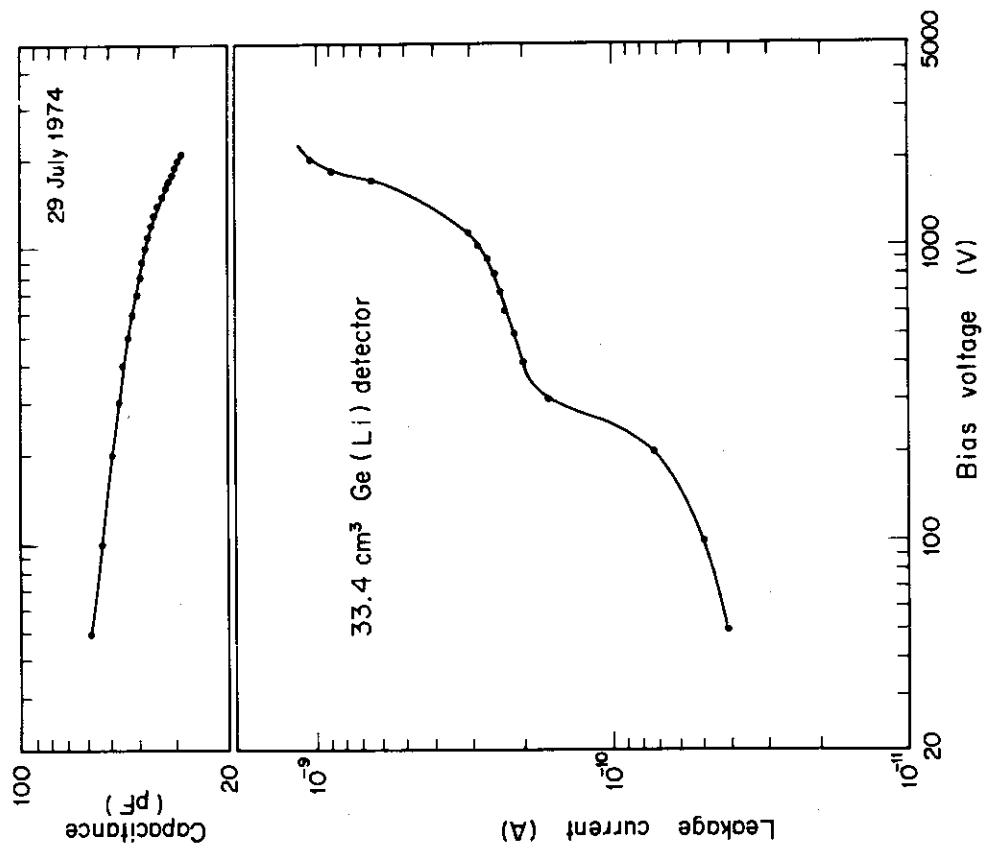
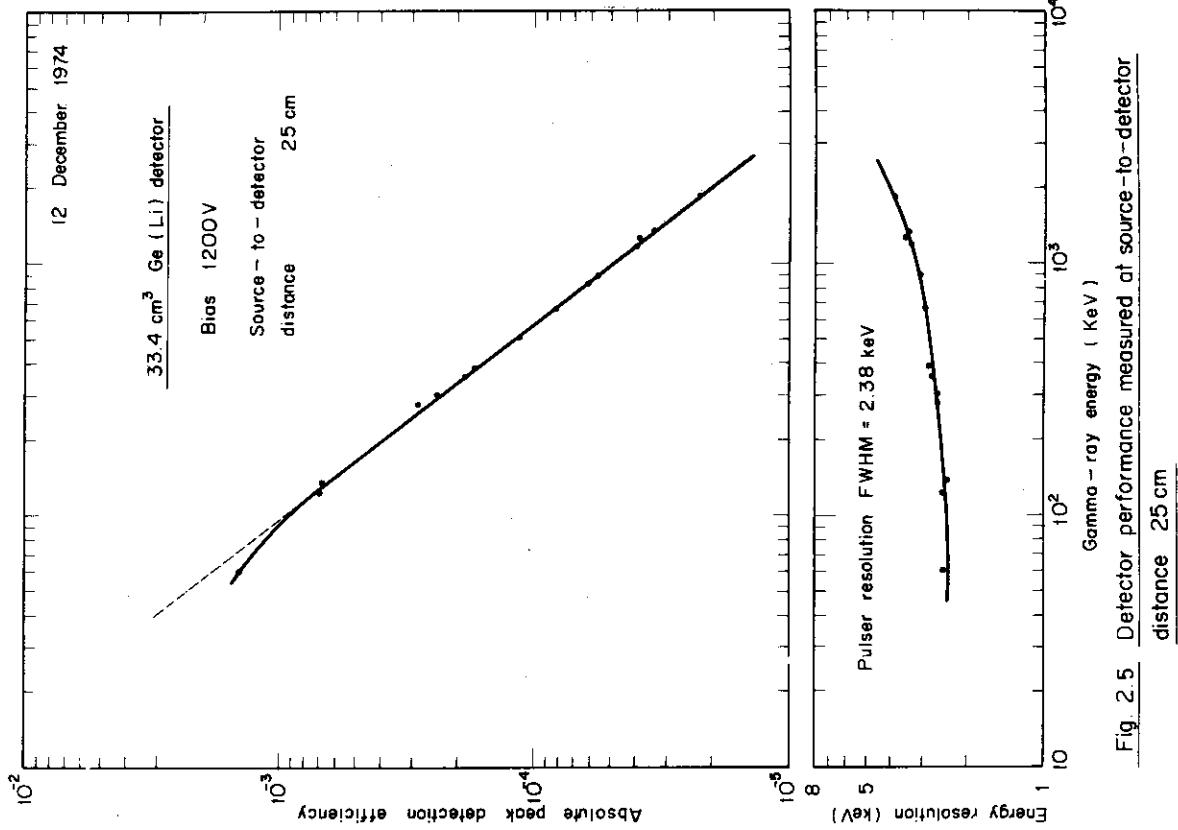
Fig. 2.2 Liquid nitrogen consumption of cryostat with 334 cm<sup>3</sup> Ge (Li) detector and preamplifier.

Fig. 2.3 Schematic diagram of portable Ge (Li) detector system



**Fig. 2.4** Capacitance and leakage current vs. bias voltage characteristics of 33.4 cm<sup>3</sup> Ge (Li) detector

**Fig. 2.5**

**Fig. 2.5** Detector performance measured at source-to-detector distance 25 cm

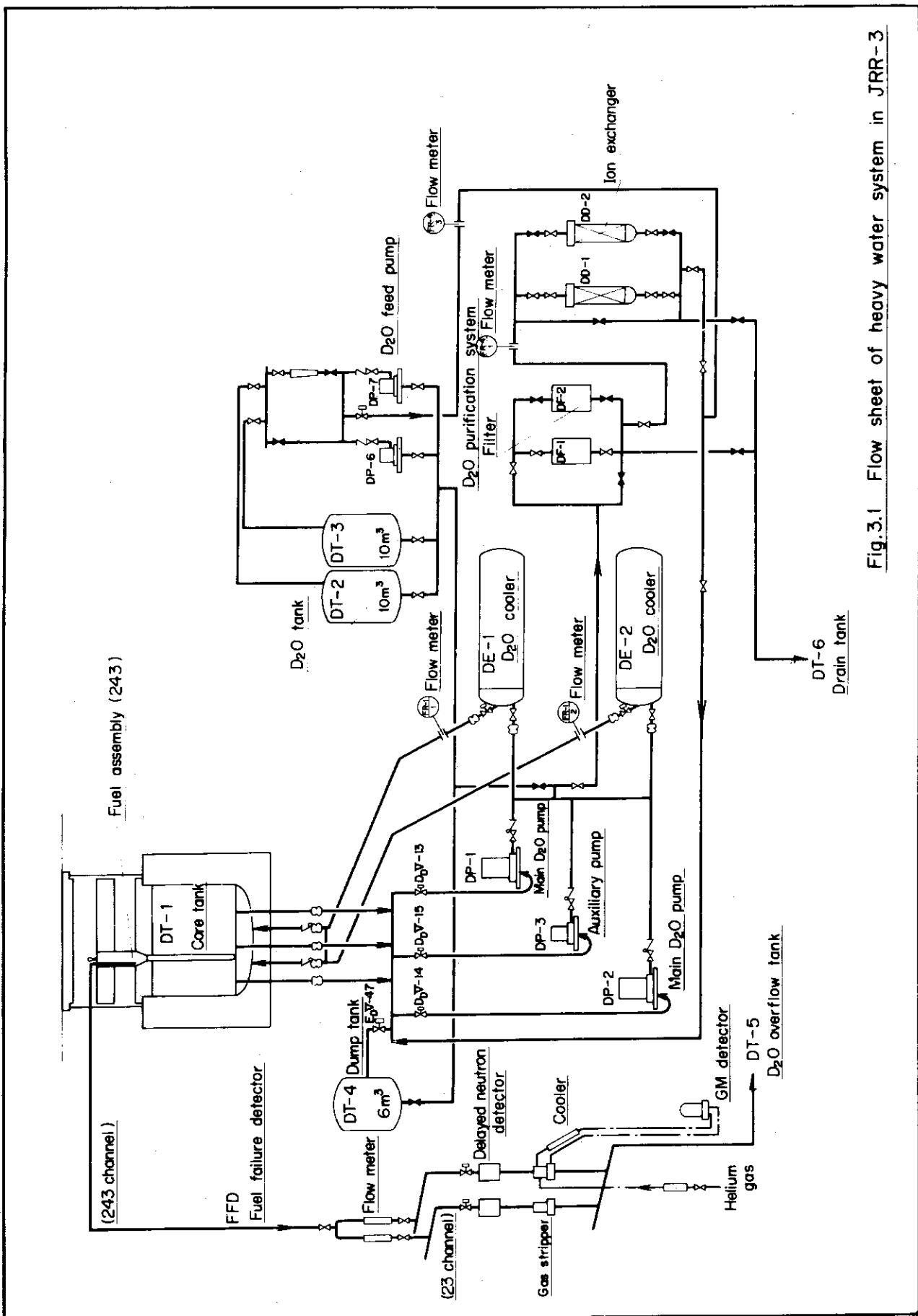


Fig.3.1 Flow sheet of heavy water system in JRR-3

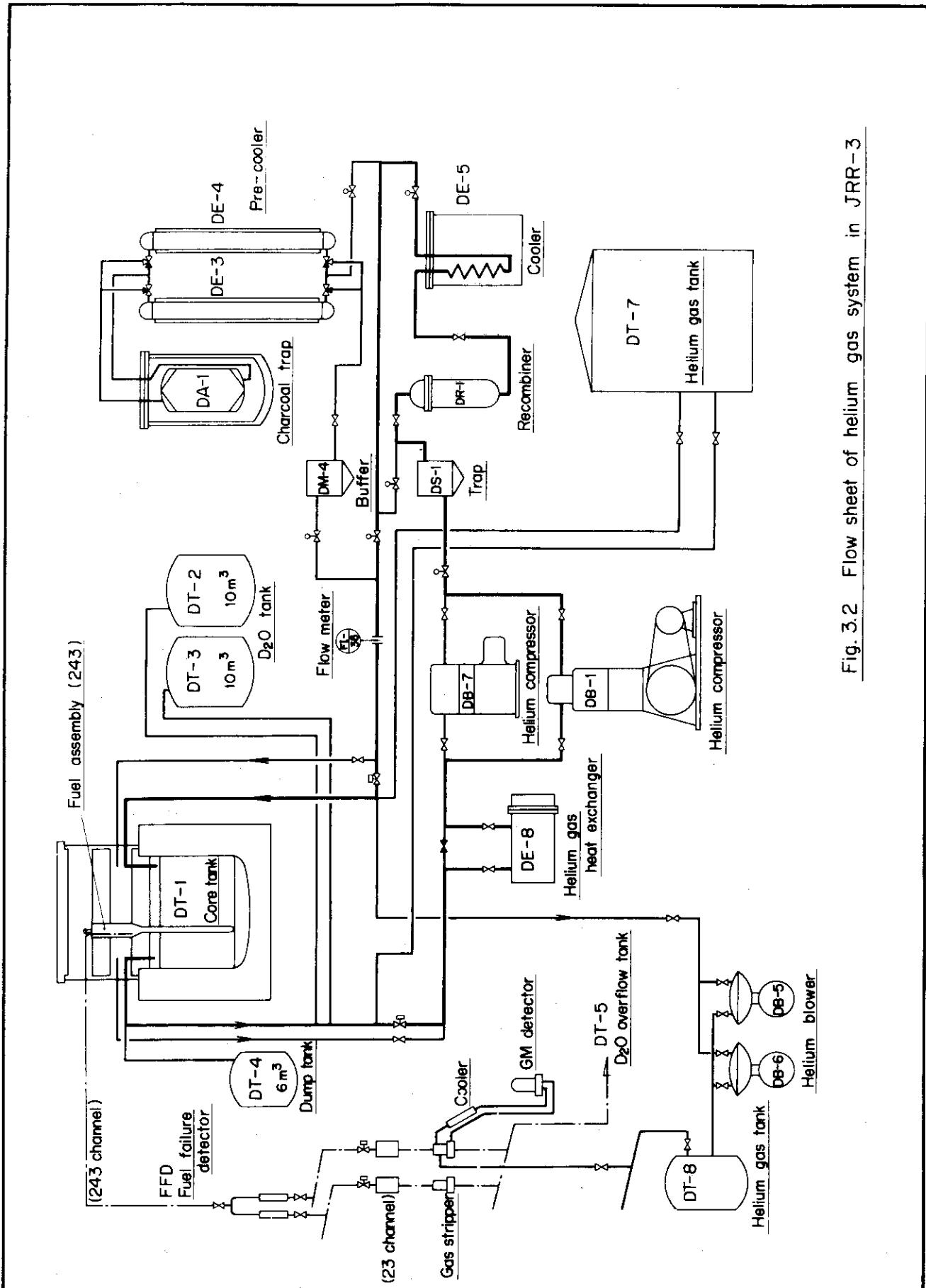
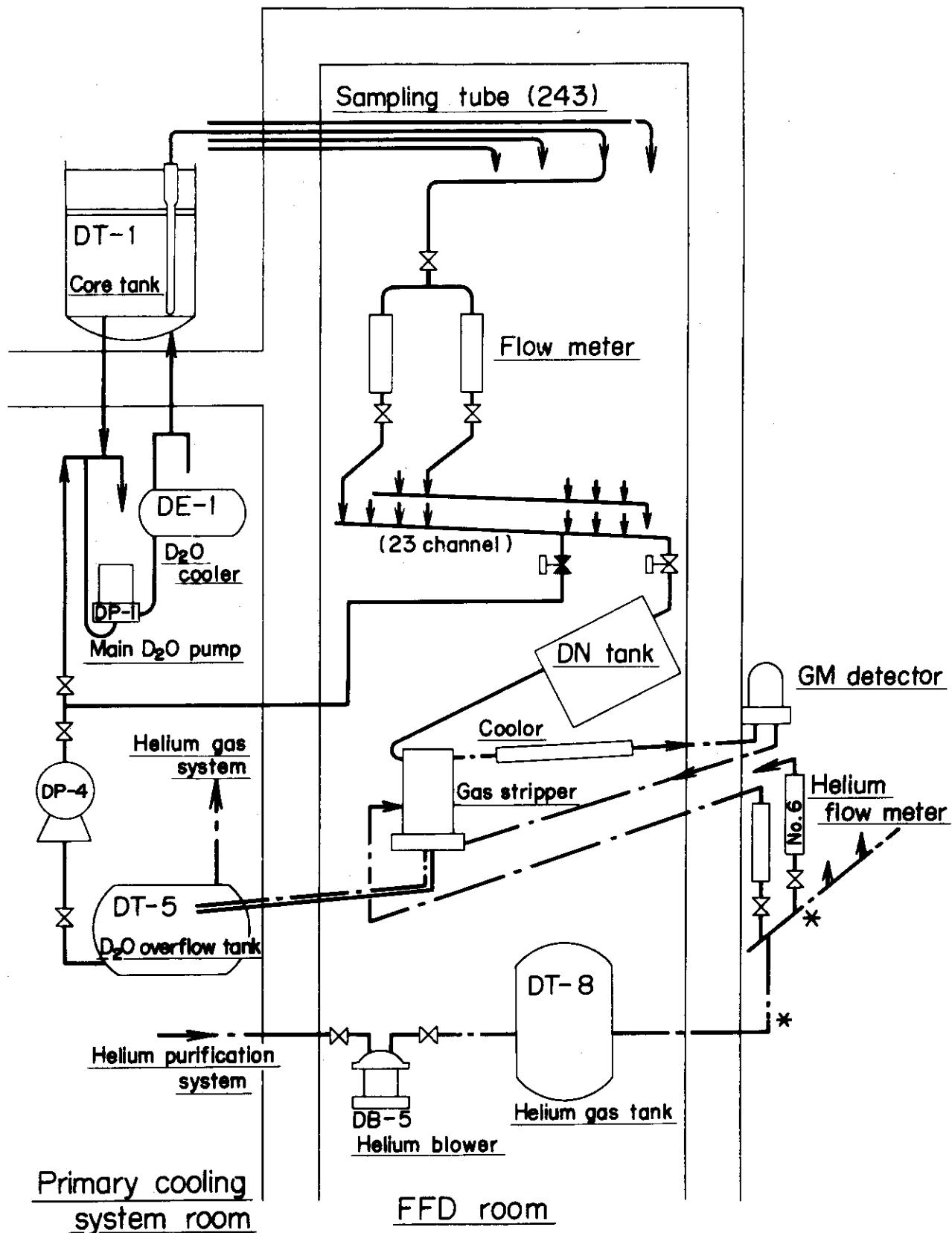
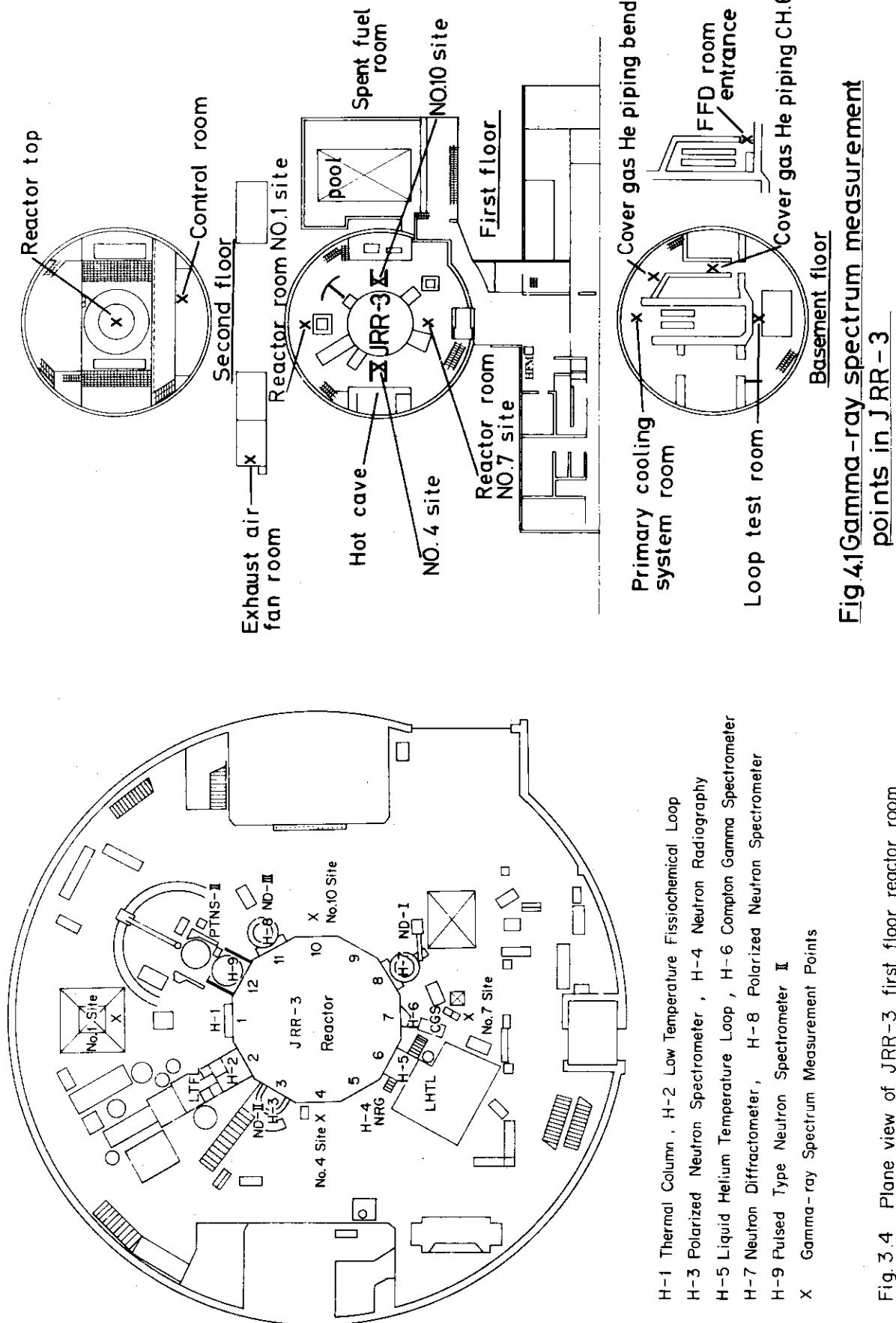


Fig. 3.2 Flow sheet of helium gas system in JRR-3



\* Gamma-ray spectrum measurement points

Fig. 3.3 Fuel failure detector system in JRR-3



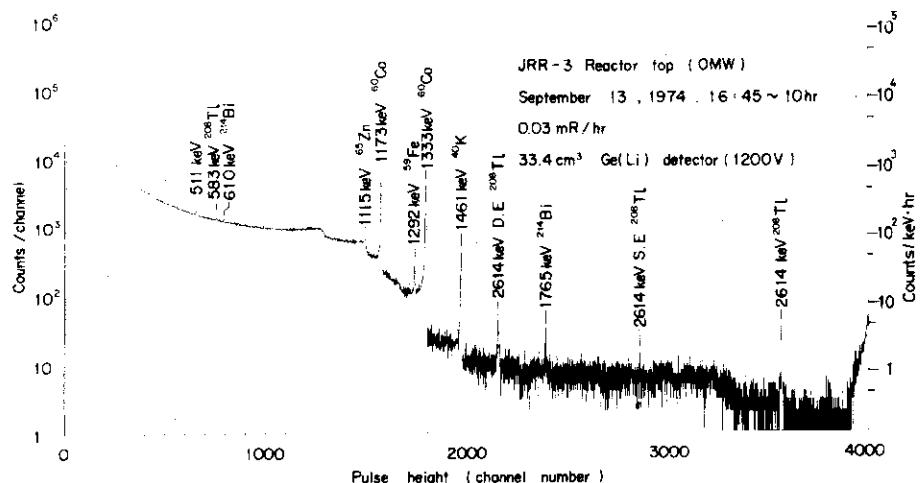


Fig. 4.2 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 Reactor top.  
(Reactor was not in operation.)

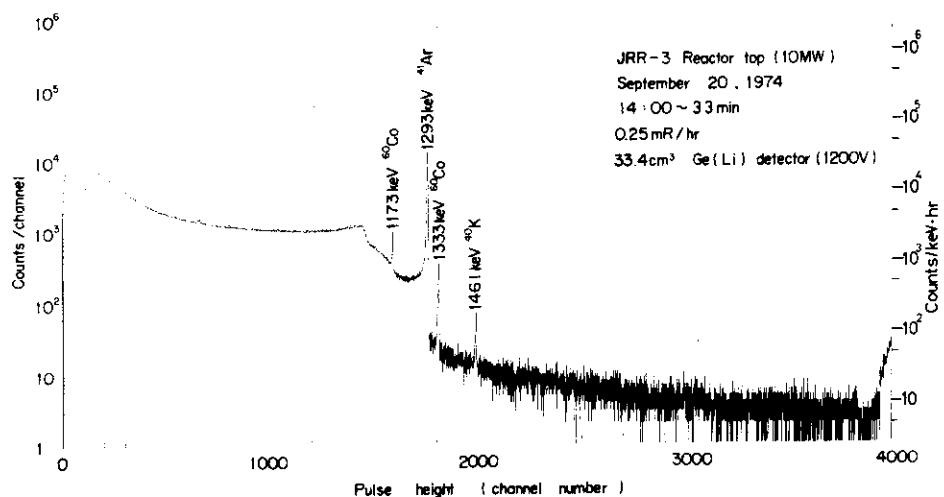


Fig. 4.3 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 Reactor top during 10MW operation

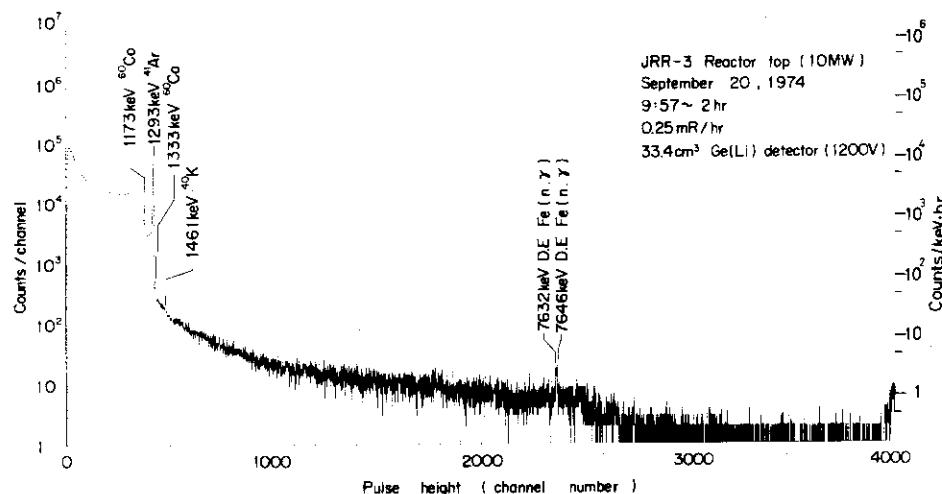


Fig. 4.4 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 Reactor top during 10MW operation (reduced gain)

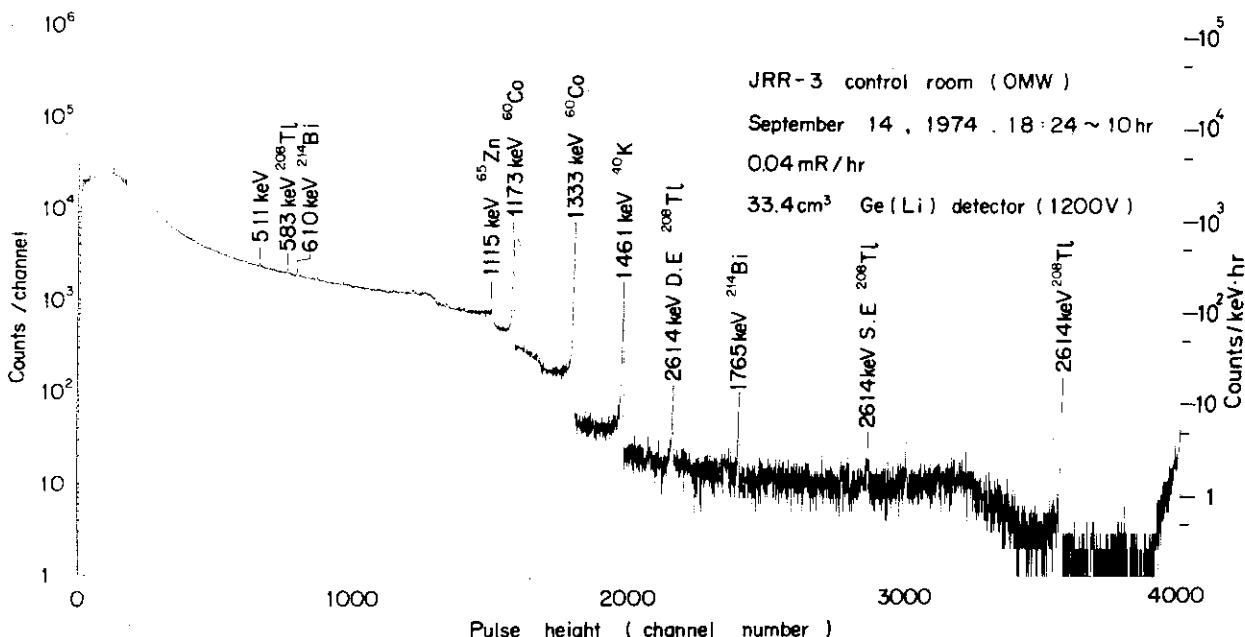


Fig. 4.5 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 control room (Reactor was not in operation)

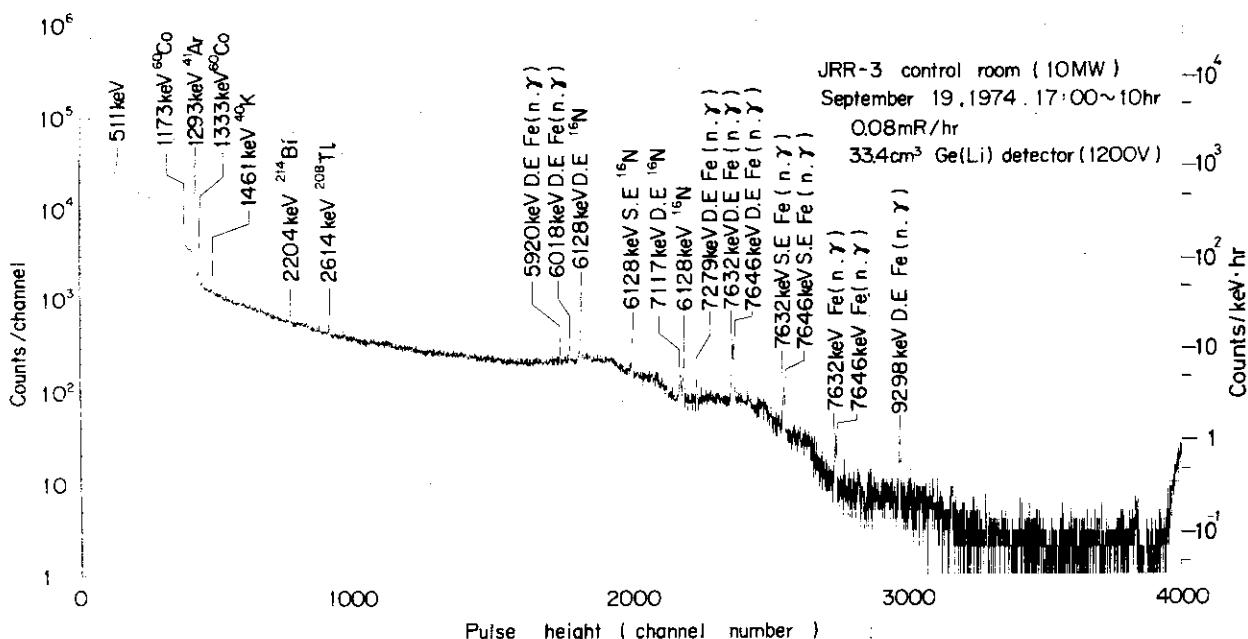


Fig. 4.6 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 control room during 10MW operation

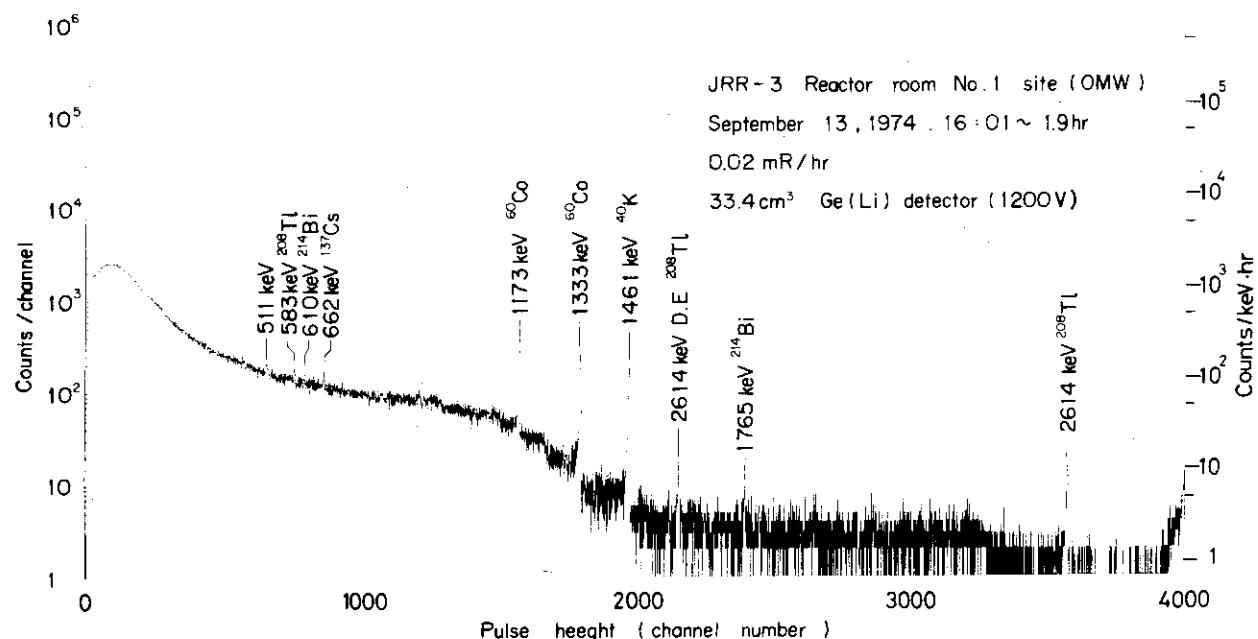


Fig. 4.7 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 Reactor room No.1 site  
(Reactor was not in operation)

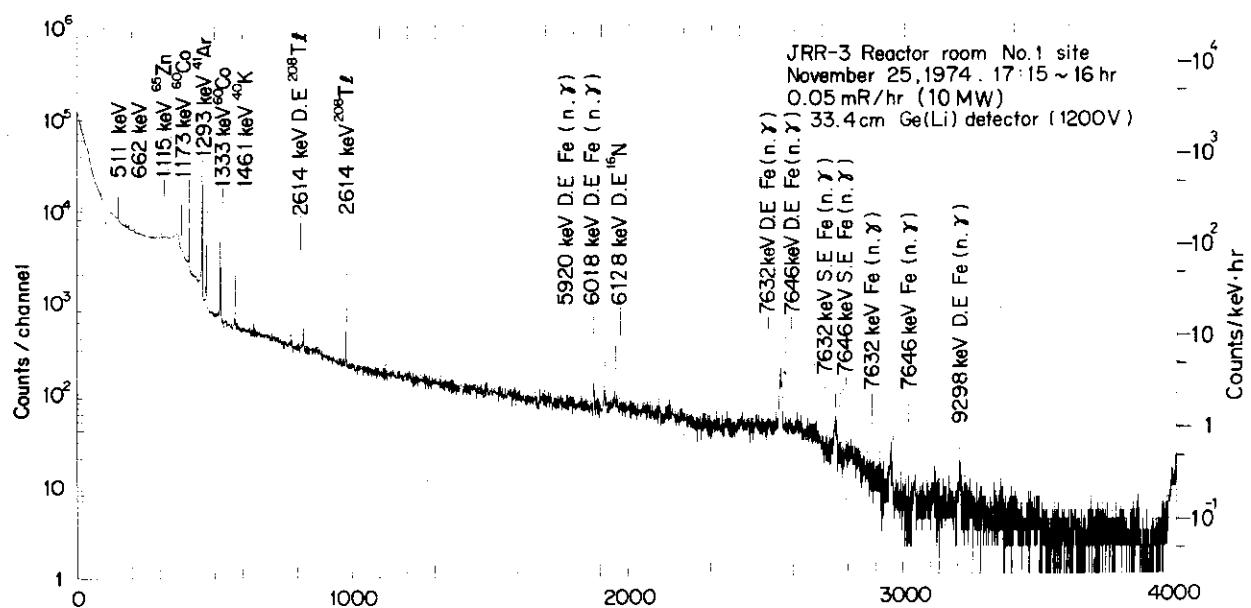


Fig. 4.8 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 Reactor room No.1 site  
during 10MW operation

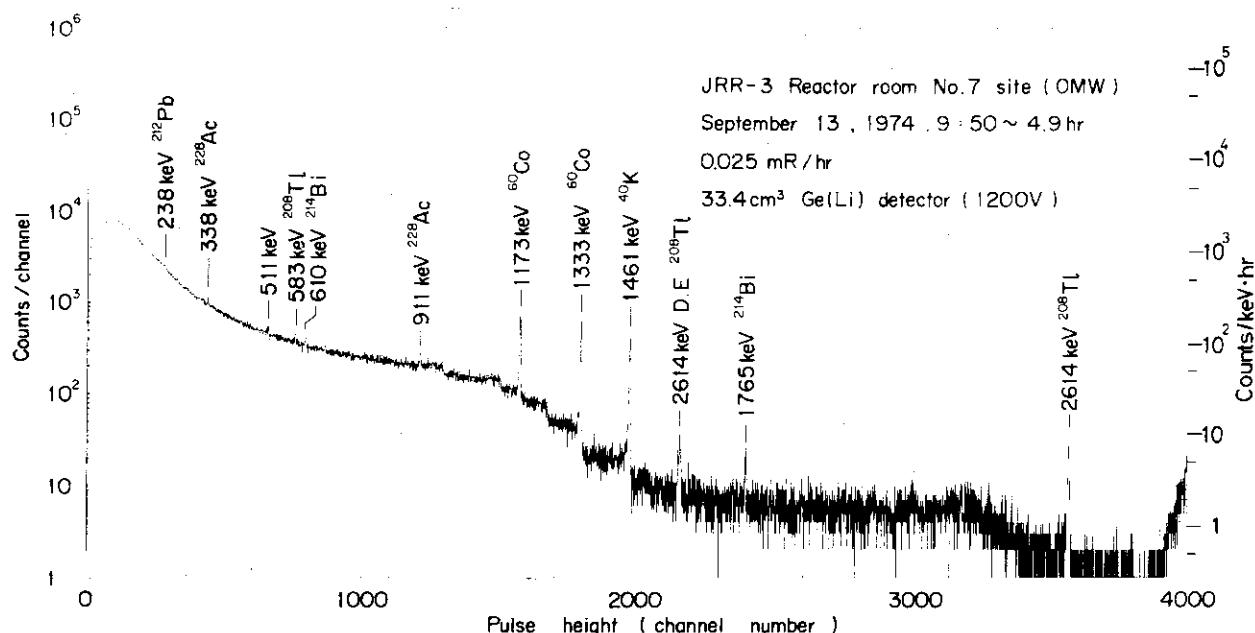


Fig. 4.9 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 Reactor room No.7 site  
(Reactor was not in operation)

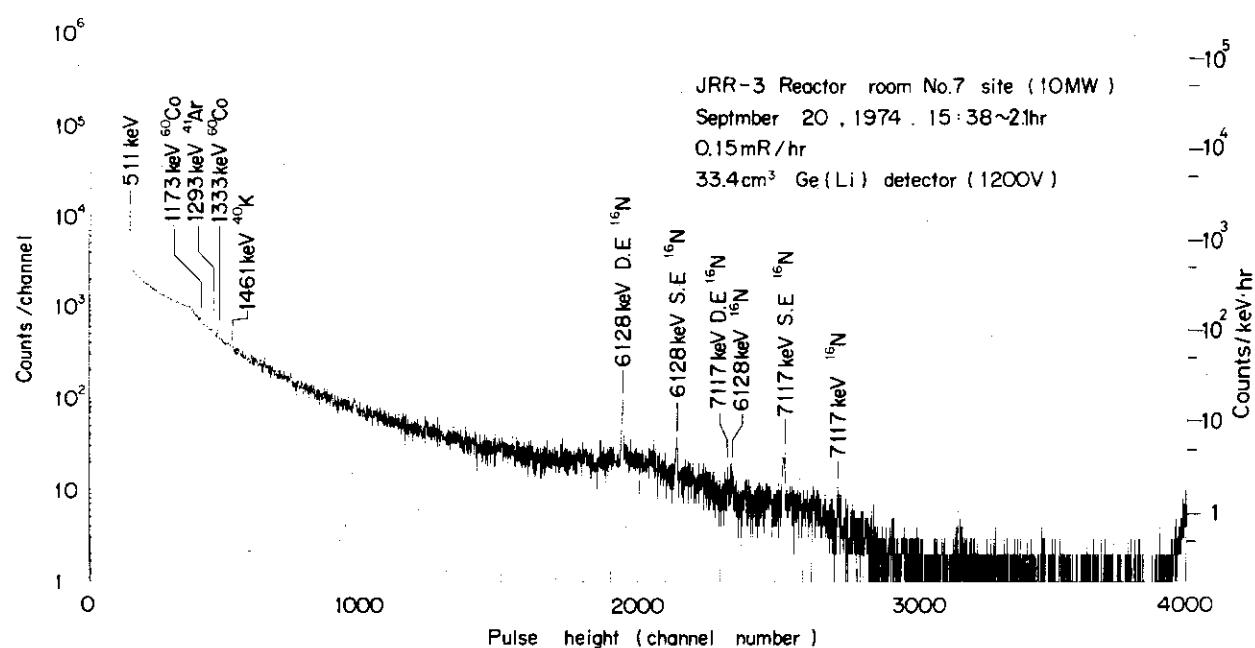


Fig. 4.10 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 Reactor room No.7 site  
during 10MW operation

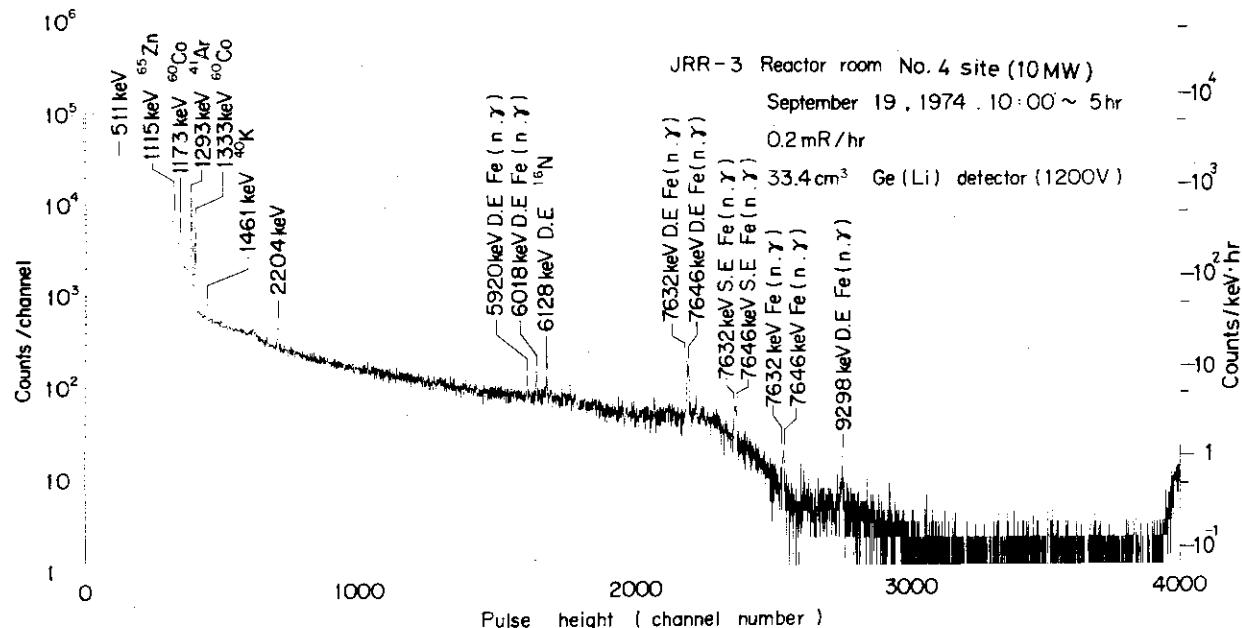


Fig. 4.11 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 Reactor room No. 4 site during 10 MW operation

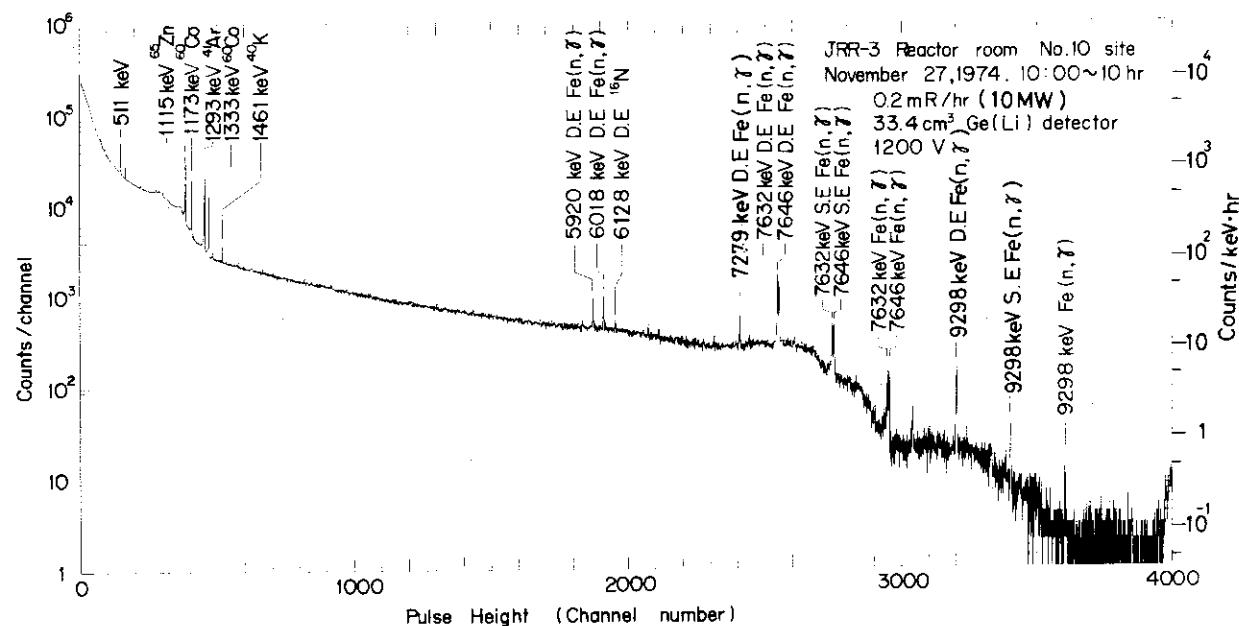


Fig. 4.12 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 Reactor room No. 10 site during 10 MW operation

J A E R I - M 6024

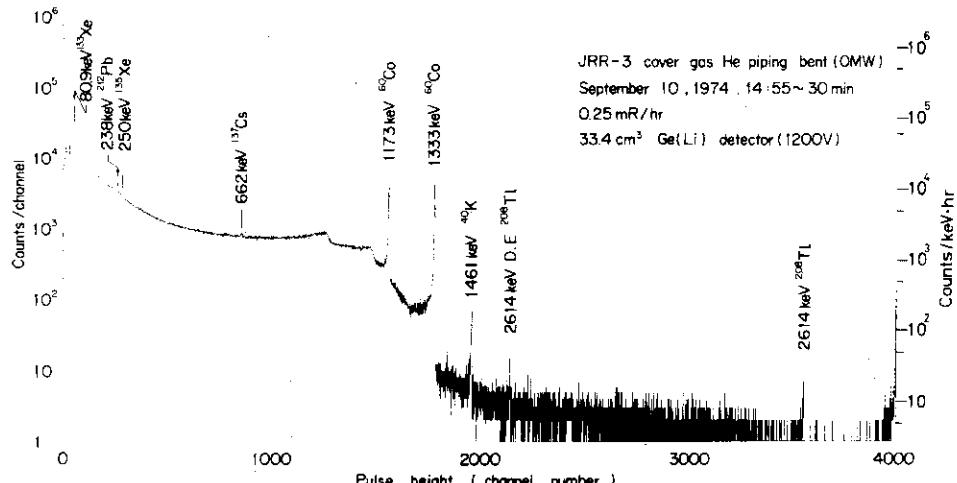


Fig. 4.13 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3... FFD room He piping bent (Reactor was not in operation)

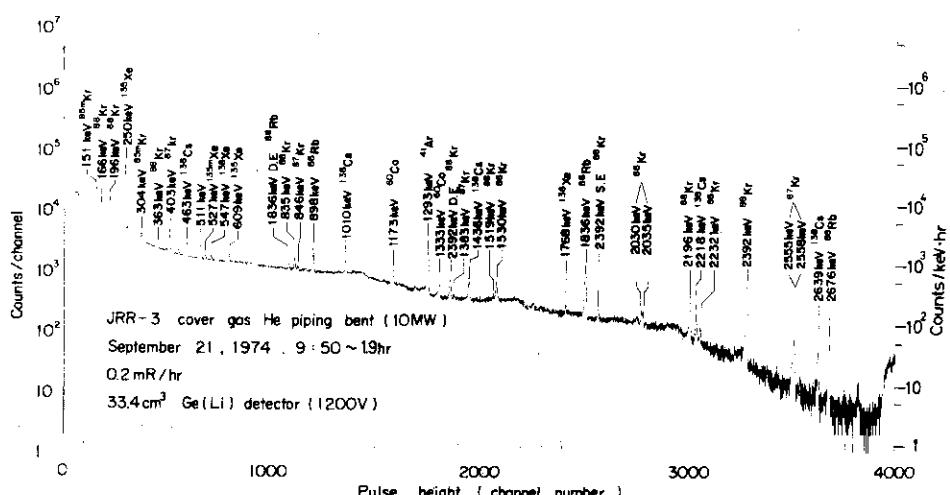
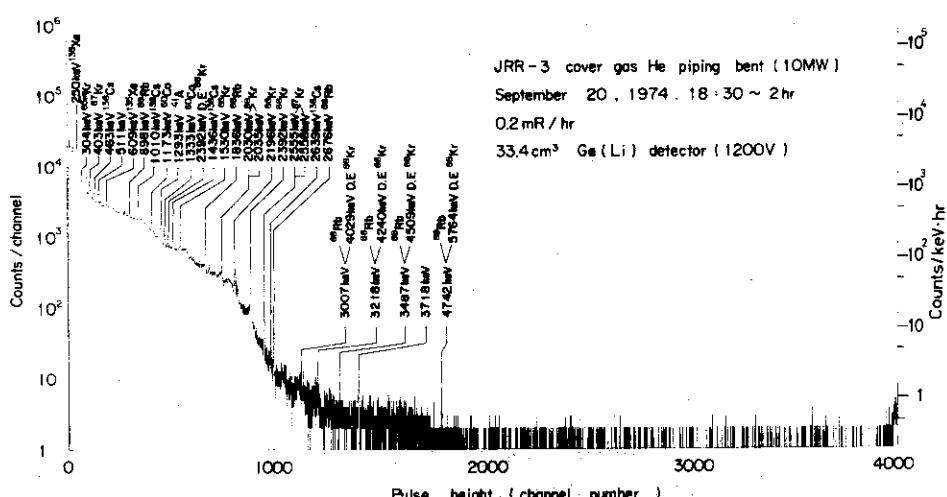


Fig. 4.14 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 cover...gas He piping...bent during 10MW operation



**Fig. 4.15** Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 cover gas He piping bend during 10MW operation (reduced gain)

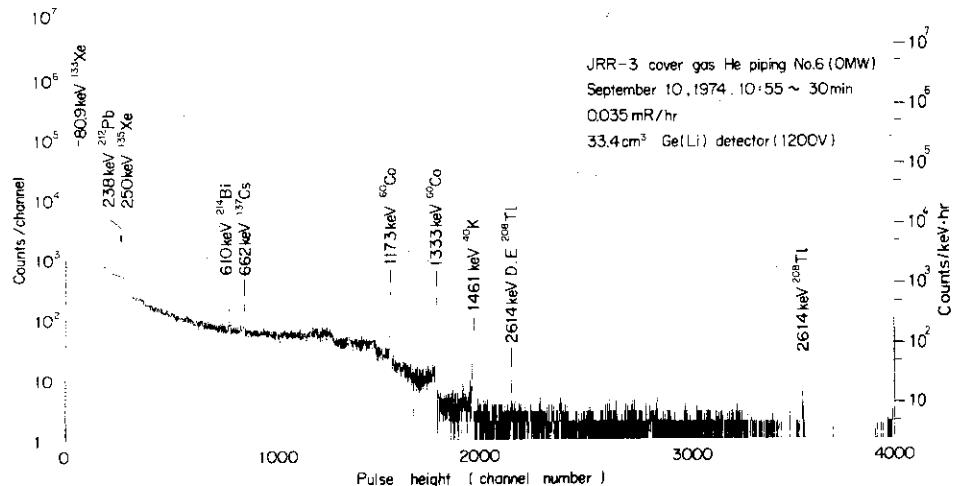


Fig. 4.16 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 FFD room He piping No.6  
(Reactor was not in operation)

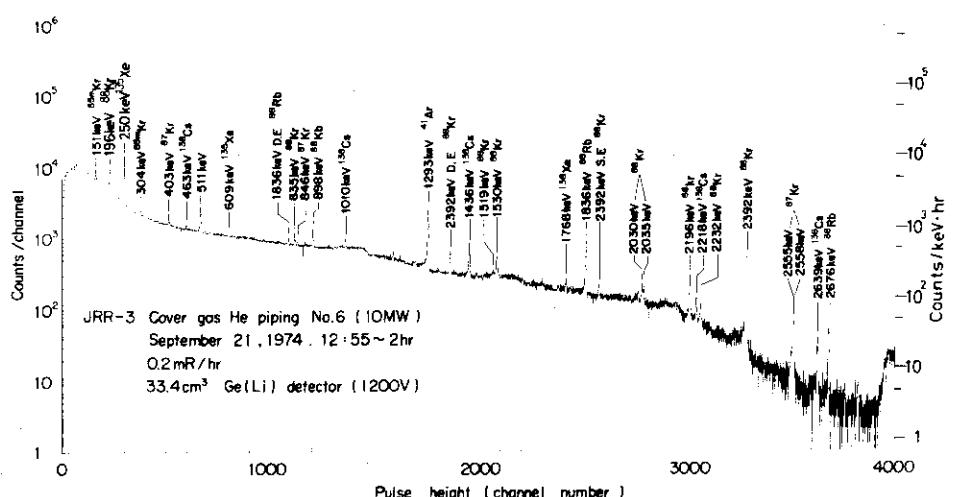


Fig. 4.17 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 cover gas He piping No.6 during 10MW operation

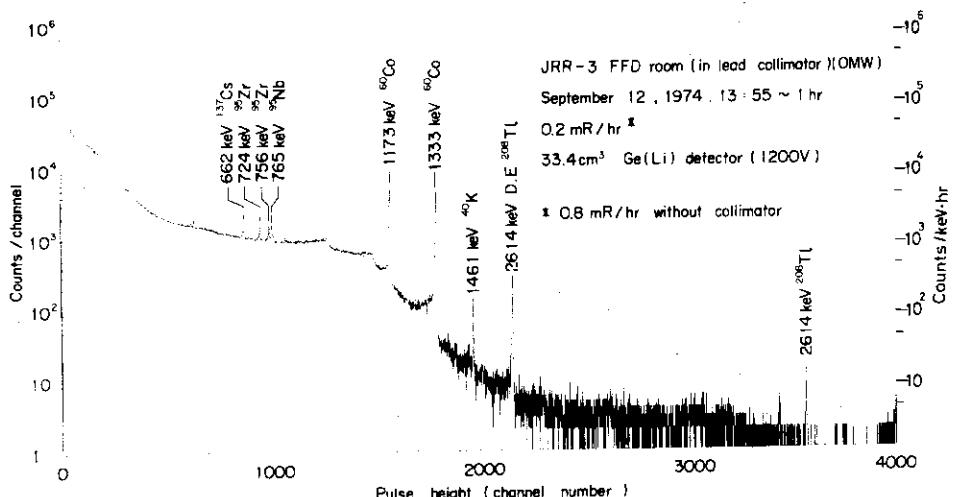


Fig. 4.18 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 FFD room (in lead collimator) (Reactor was not in operation)

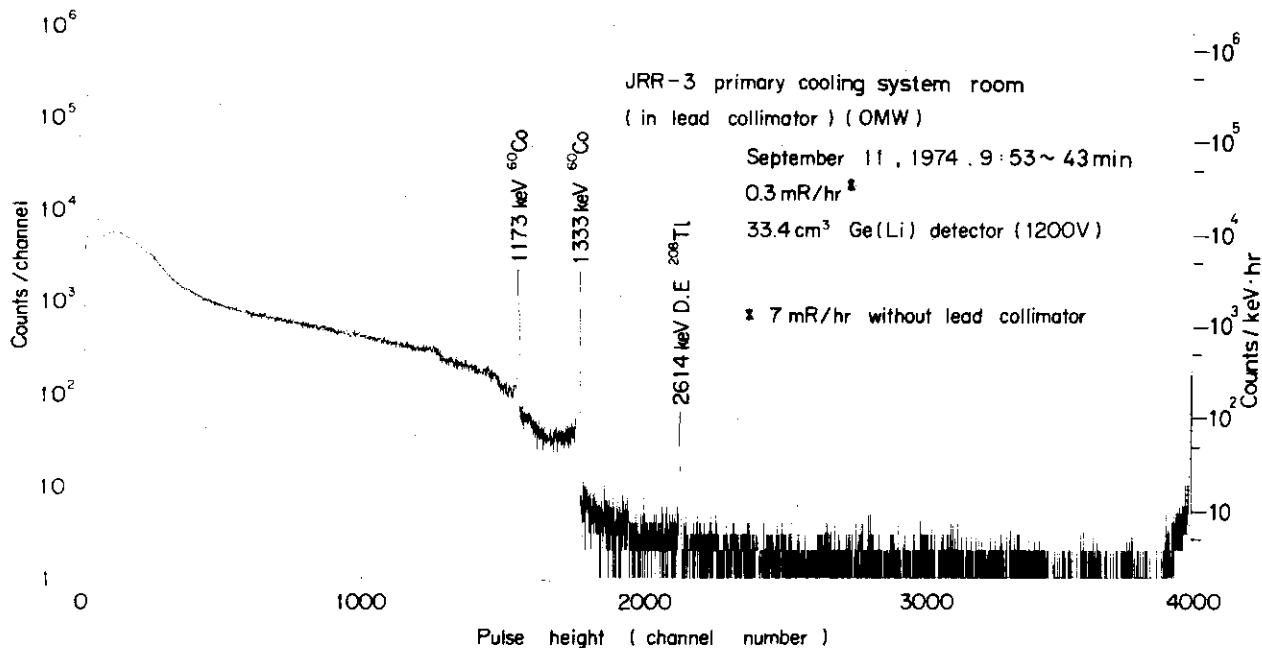


Fig. 4.19 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 primary cooling system room (in lead collimator) (Reactor was not in operation)

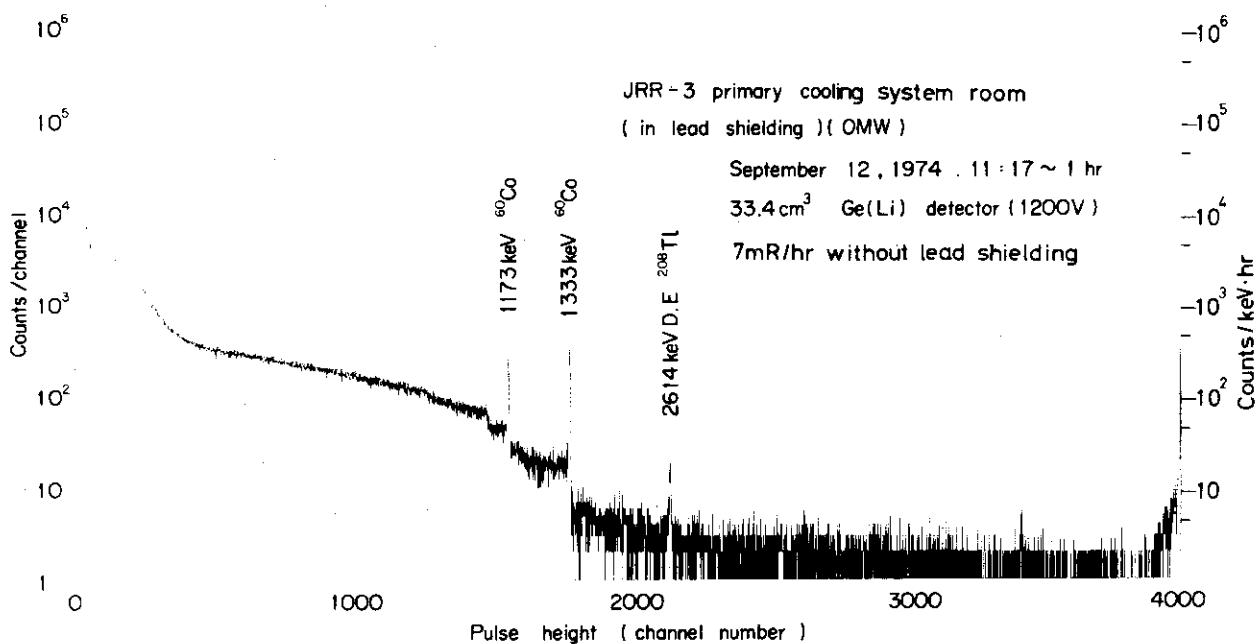


Fig. 4.20 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 primary cooling system room (in lead shielding) (Reactor was not in operation)

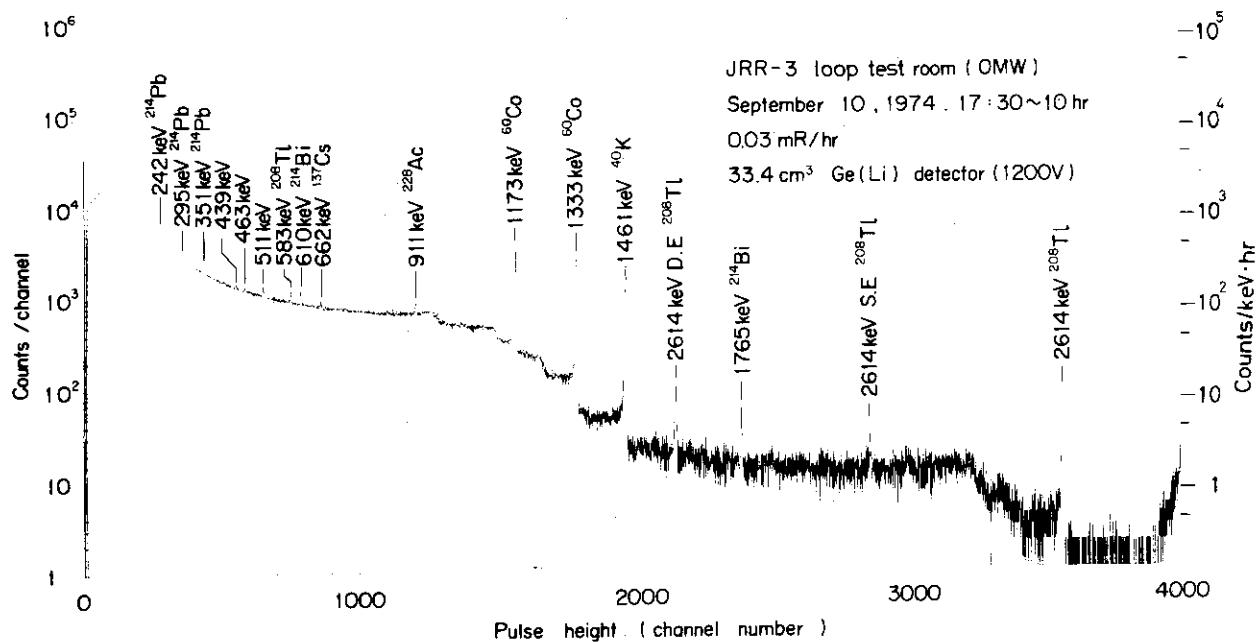


Fig. 4.21 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 loop test room  
 (Reactor was not in operation)

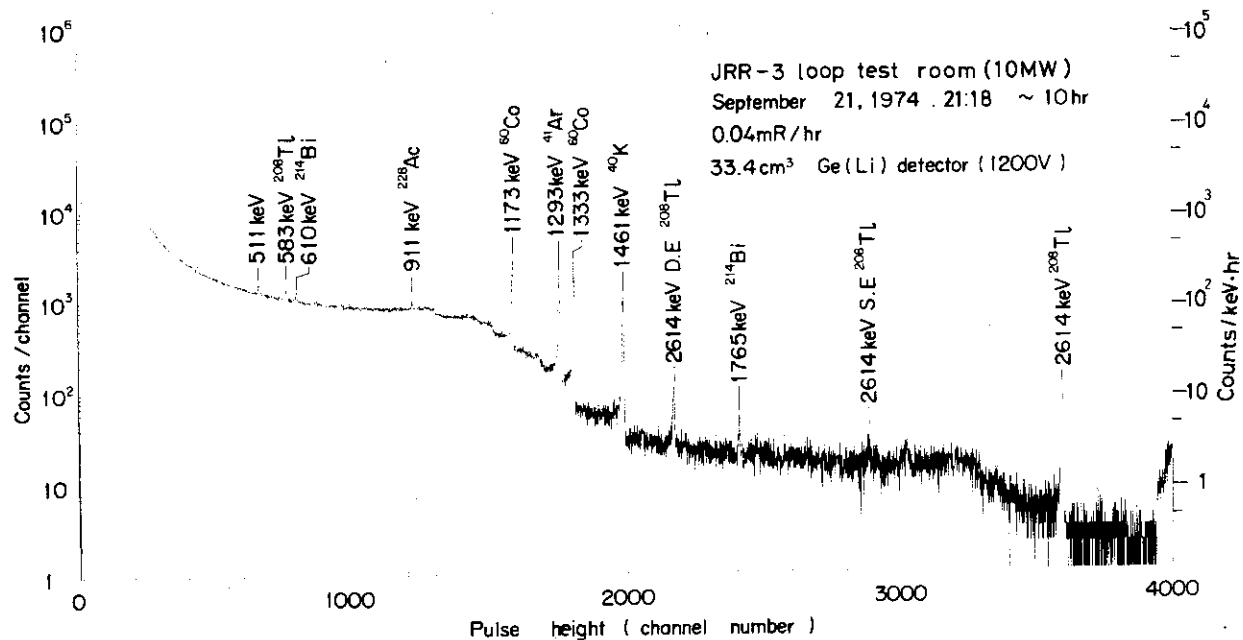


Fig. 4.22 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 loop test room during  
 10MW operation

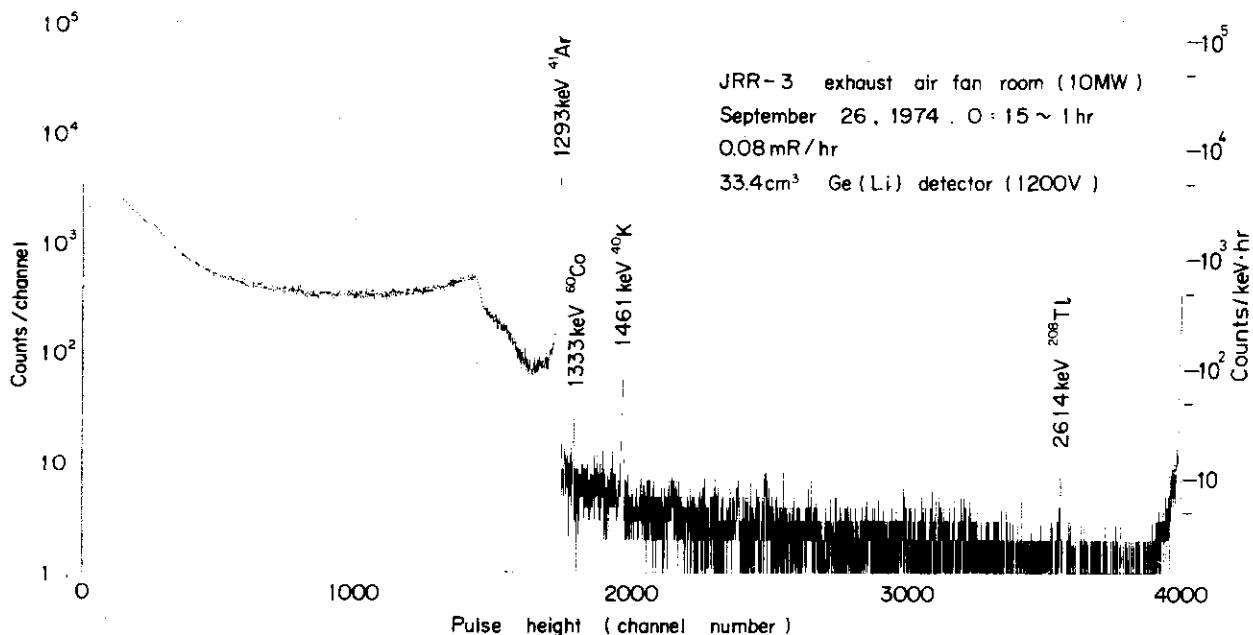


Fig. 4.23 Gamma-ray pulse height distribution measured at JRR-3 exhaust air fan room during 10MW operation