

JAERI-M

6 8 6 2

JRR-2における破損燃料要素のロケーション

1977年1月

鈴木 義雄・吉島 哲夫・重本 雅光・近藤 忠美
田中 純利・鎌田 崇・浅見 哲夫

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

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.

JRR-2における破損燃料要素のロケーション

日本原子力研究所東海研究所研究炉管理部

鈴木義雄・吉島哲夫・重本雅光・近藤忠美

田中純利・鎌田 崇[†]・浅見哲夫 ⁺⁺

(1976年12月8日受理)

JRR-2では原子炉運転時に一次冷却重水系並びにカバーガス系への核分裂生成物の放出が2度確認されたため、核分裂生成物放出燃料要素を早急に検出し炉心外へ取り出す必要を生じた。JRR-2の破損燃料検出器はロケーション機能を持っていないので破損燃料要素の位置決めと、JRR-2におけるロケーション技術の確立を目的として、炉心冷却後各燃料要素上部の重水をサンプリングし、その全 β ・ γ 放射能、 γ 線スペクトルによる核種分析、表面線量率などを測定した。これらの放射能を相対的に比較する方法により核分裂生成物を放出した2つの燃料要素を確認し、取り出した。

2回のロケーションによって ^{99m}Tc , ^{135}Xe を測定対象核種とする γ 線スペクトル並びに全 γ 放射能を効果的に併用することにより、原子炉停止後1~3日の間では、核分裂生成物放出燃料要素の位置決めが比較的早く確実にできることがわかった。

[†]) 日本原子力研究所東海研究所動力試験炉部

⁺⁺) " " 物理部

Location of Failed Fuel Elements in JRR-2

Yoshio SUZUKI, Tetsuo YOSHIJIMA, Masamitsu SHIGEMOTO, Tadami KONDO,
Sumitoshi TANAKA, Takashi KAMATA⁺, Tetsuo ASAMI⁺⁺

Div. of Research Reactor Operation, Tokai, JAERI

(Received December 8, 1976)

In JRR-2 reactor, release of fission products from the fuel elements was observed twice in 1972 and 1973 by a failed fuel detector (FFD) system. As the system has no ability of locating failed fuels elements, an attempt was made to detect the failed ones and also establish the means of location. Heavy water samples were taken from the core fuel-element cooling channels in a short time after reactor shutdown. Gamma-ray spectra and gross gamma activities from the samples were measured by a Ge(Li) detector and a NaI(Tl) detector, respectively. The experiment showed that the examination of γ lines of ^{99m}Tc and ^{135}Xe nuclides in the γ spectra are effective for identifying the failed fuel elements in the core one ~ three days after the reactor shutdown. By this method, the failed fuel elements were identified to be TM-15 and MB-403.

+) Division of JPDR, Tokai, JAERI

++) Division of Physics, Tokai, JAERI

目 次

1. まえがき	1
2. J R R - 2 の構造	1
3. F P の検出	1
4. ロケーションの方法	1
4. 1 重水のサンプリング	1
4. 2 試料調整	2
4. 3 測定装置及び測定法	2
5. 結 果	3
6. 考 察	3
6. 1 ^{99m}Tc , ^{135}Xe を対象核種とする方法の有効性	3
6. 2 検出感度	5
7. まとめ	6
8. 謝 辞	6
参考文献	6

1. まえがき

JRR-2では1972年10月と1973年7月の原子炉運転時に、一次冷却系重水並びにカバーガス系（以下、ヘリウム系という）への核分裂生成物（以下、FPという）の放出が確認された。JRR-2の破体燃料検出器（以下、FFDという）ではFP放出燃料要素の位置決め、すなわちロケーションは不可能である。過去にロケーションの経験もなかったことからロケーション技術の確立を目的として種々の測定を行った。

ロケーションの方法^{1), 2), 3)}には①サンプリング法、②Flux Tilting 法などがある。JRR-2におけるロケーション方法としては①が簡便、確実と判断し、サンプリング法を適用した。

2. JRR-2 の構造

JRR-2 の炉心部断面図を Fig. 1 に、燃料要素装荷位置を Fig. 2 に、主な冷却系統の概要を Fig. 3 に示す。炉心上部の遮蔽体は回転式であるため、燃料交換、照射試料交換などはこの回転遮蔽体を目的の燃料孔、照射孔の位置に合わせて作業できるようになっている。ロケーションはこの回転遮蔽体を操作して目的とする燃料孔の重水をサンプリングすることにより実施できる。

JRR-2 の FFD には重水系にBF₃ カウンタ、ヘリウム系にNaIシンチレーションカウンタとGMカウンタが組み込まれ、これらで構成されている。⁴⁾ この FFD は炉心内の燃料要素が全体として正常か異常かの判断はできるが、FP放出燃料要素の位置を決めるることはできない。

3. FPの検出

1972年10月、第7サイクルにおいて、FFD 指示値が通常よりヘリウム系で約5倍、重水系で約2倍大きく、重水及びヘリウム中の γ 線スペクトル核種分析で通常検出される核種のほか、主重水に¹³⁸Cs、精製系重水に¹³⁵Xe、ヘリウムに^{86m}Kr、⁸⁷Kr、⁸⁸Rb、¹³⁸CsなどのFPが検出されFP放出燃料要素の存在が確認された。運転中のFFD 指示値を第5サイクルと比較して Fig. 4 に、この時の重水及びヘリウムの γ 線スペクトルを Fig. 5, 6 に示す。

1973年7月の第5サイクルにおける2回目のFP放出は原子炉運転開始直後にFFDで異常が検出された。第5サイクルのFFD指示値を第4サイクルと比較して Fig. 7 に示す。重水、ヘリウムの γ 線スペクトル測定でも前回と同種のFPが検出された。

4. ロケーションの方法

4.1 重水のサンプリング

燃料要素上部の重水を Fig. 8 に示す方法で採取した。一次冷却系重水ポンプを停止し、炉心重水

1. まえがき

JRR-2では1972年10月と1973年7月の原子炉運転時に、一次冷却系重水並びにカバーガス系（以下、ヘリウム系という）への核分裂生成物（以下、FPという）の放出が確認された。JRR-2の破体燃料検出器（以下、FFDという）ではFP放出燃料要素の位置決め、すなわちロケーションは不可能である。過去にロケーションの経験もなかったことからロケーション技術の確立を目的として種々の測定を行った。

ロケーションの方法^{1), 2), 3)}には①サンプリング法、②Flux Tilting法などがある。JRR-2におけるロケーション方法としては①が簡便、確実と判断し、サンプリング法を適用した。

2. JRR-2の構造

JRR-2の炉心部断面図をFig.1に、燃料要素装荷位置をFig.2に、主な冷却系統の概要をFig.3に示す。炉心上部の遮蔽体は回転式であるため、燃料交換、照射試料交換などはこの回転遮蔽体を目的の燃料孔、照射孔の位置に合わせて作業できるようになっている。ロケーションはこの回転遮蔽体を操作して目的とする燃料孔の重水をサンプリングすることにより実施できる。

JRR-2のFFDには重水系にBF₃カウンタ、ヘリウム系にNaIシンチレーションカウンタとGMカウンタが組み込まれ、これらで構成されている。⁴⁾このFFDは炉心内の燃料要素が全体として正常か異常かの判断はできるが、FP放出燃料要素の位置を決めるることはできない。

3. FPの検出

1972年10月、第7サイクルにおいて、FFD指示値が通常よりヘリウム系で約5倍、重水系で約2倍大きく、重水及びヘリウム中の γ 線スペクトル核種分析で通常検出される核種のほか、主重水に¹³⁸Cs、精製系重水に¹³⁵Xe、ヘリウムに^{86m}Kr、⁸⁷Kr、⁸⁸Rb、¹³⁸CsなどのFPが検出されFP放出燃料要素の存在が確認された。運転中のFFD指示値を第5サイクルと比較してFig.4に、この時の重水及びヘリウムの γ 線スペクトルをFig.5、6に示す。

1973年7月の第5サイクルにおける2回目のFP放出は原子炉運転開始直後にFFDで異常が検出された。第5サイクルのFFD指示値を第4サイクルと比較してFig.7に示す。重水、ヘリウムの γ 線スペクトル測定でも前回と同種のFPが検出された。

4. ロケーションの方法

4.1 重水のサンプリング

燃料要素上部の重水をFig.8に示す方法で採取した。一次冷却系重水ポンプを停止し、炉心重水

1. まえがき

JRR-2では1972年10月と1973年7月の原子炉運転時に、一次冷却系重水並びにカバーガス系（以下、ヘリウム系という）への核分裂生成物（以下、FPという）の放出が確認された。JRR-2の破体燃料検出器（以下、FFDという）ではFP放出燃料要素の位置決め、すなわちロケーションは不可能である。過去にロケーションの経験もなかったことからロケーション技術の確立を目的として種々の測定を行った。

ロケーションの方法^{1), 2), 3)}には①サンプリング法、②Flux Tilting 法などがある。JRR-2におけるロケーション方法としては①が簡便、確実と判断し、サンプリング法を適用した。

2. JRR-2 の構造

JRR-2 の炉心部断面図を Fig. 1 に、燃料要素装荷位置を Fig. 2 に、主な冷却系統の概要を Fig. 3 に示す。炉心上部の遮蔽体は回転式であるため、燃料交換、照射試料交換などはこの回転遮蔽体を目的の燃料孔、照射孔の位置に合わせて作業できるようになっている。ロケーションはこの回転遮蔽体を操作して目的とする燃料孔の重水をサンプリングすることにより実施できる。

JRR-2 の FFD には重水系に BF₃ カウンタ、ヘリウム系に NaI シンチレーションカウンタと GM カウンタが組み込まれ、これらで構成されている。⁴⁾ この FFD は炉心内の燃料要素が全体として正常か異常かの判断はできるが、FP 放出燃料要素の位置を決めるることはできない。

3. FP の検出

1972年10月、第7サイクルにおいて、FFD 指示値が通常よりヘリウム系で約5倍、重水系で約2倍大きく、重水及びヘリウム中の γ 線スペクトル核種分析で通常検出される核種のほか、主重水に¹³⁸Cs、精製系重水に¹³⁵Xe、ヘリウムに^{86m}Kr、⁸⁷Kr、⁸⁸Rb、¹³⁸CsなどのFPが検出されFP放出燃料要素の存在が確認された。運転中のFFD 指示値を第5サイクルと比較して Fig. 4 に、この時の重水及びヘリウムの γ 線スペクトルを Fig. 5、6 に示す。

1973年7月の第5サイクルにおける2回目のFP放出は原子炉運転開始直後に FFD で異常が検出された。第5サイクルの FFD 指示値を第4サイクルと比較して Fig. 7 に示す。重水、ヘリウムの γ 線スペクトル測定でも前回と同種のFPが検出された。

4. ロケーションの方法

4.1 重水のサンプリング

燃料要素上部の重水を Fig. 8 に示す方法で採取した。一次冷却系重水ポンプを停止し、炉心重水

1. まえがき

JRR-2では1972年10月と1973年7月の原子炉運転時に、一次冷却系重水並びにカバーガス系（以下、ヘリウム系という）への核分裂生成物（以下、FPという）の放出が確認された。JRR-2の破体燃料検出器（以下、FFDという）ではFP放出燃料要素の位置決め、すなわちロケーションは不可能である。過去にロケーションの経験もなかったことからロケーション技術の確立を目的として種々の測定を行った。

ロケーションの方法^{1), 2), 3)}には①サンプリング法、②Flux Tilting 法などがある。JRR-2におけるロケーション方法としては①が簡便、確実と判断し、サンプリング法を適用した。

2. JRR-2 の構造

JRR-2 の炉心部断面図を Fig. 1 に、燃料要素装荷位置を Fig. 2 に、主な冷却系統の概要を Fig. 3 に示す。炉心上部の遮蔽体は回転式であるため、燃料交換、照射試料交換などはこの回転遮蔽体を目的の燃料孔、照射孔の位置に合わせて作業できるようになっている。ロケーションはこの回転遮蔽体を操作して目的とする燃料孔の重水をサンプリングすることにより実施できる。

JRR-2 の FFD には重水系にBF₃ カウンタ、ヘリウム系にNaIシンチレーションカウンタとGMカウンタが組み込まれ、これらで構成されている。⁴⁾ このFFDは炉心内の燃料要素が全体として正常か異常かの判断はできるが、FP放出燃料要素の位置を決めるることはできない。

3. FP の検出

1972年10月、第7サイクルにおいて、FFD 指示値が通常よりヘリウム系で約5倍、重水系で約2倍大きく、重水及びヘリウム中の γ 線スペクトル核種分析で通常検出される核種のほか、主重水に¹³⁸Cs、精製系重水に¹³⁵Xe、ヘリウムに^{86m}Kr、⁸⁷Kr、⁸⁸Rb、¹³⁸CsなどのFPが検出されFP放出燃料要素の存在が確認された。運転中のFFD指示値を第5サイクルと比較してFig. 4に、この時の重水及びヘリウムの γ 線スペクトルをFig. 5、6に示す。

1973年7月の第5サイクルにおける2回目のFP放出は原子炉運転開始直後にFFDで異常が検出された。第5サイクルのFFD指示値を第4サイクルと比較してFig. 7に示す。重水、ヘリウムの γ 線スペクトル測定でも前回と同種のFPが検出された。

4. ロケーションの方法

4.1 重水のサンプリング

燃料要素上部の重水を Fig. 8 に示す方法で採取した。一次冷却系重水ポンプを停止し、炉心重水

を静止の状態にする。回転遮蔽体を目的の燃料孔に合わせる。回転遮蔽体のトッププレート（炉頂面）を取外した面から 2.7 m（重水液面下 35 cm）のところの重水約 250 ml をステンレスパイプ内洗浄を目的にポリエチレン大瓶に回収する。次にステンレスパイプを重水液面上に引抜いた状態でパイプ内の重水を炉心に戻し、テフロンパイプの端を閉にして燃料板上 5 cm のところまでステンレスパイプ先端を下げる。その部分の重水 100～200 ml をポリエチレン瓶にとり、これを試料とする。

サンプリングは燃料要素全数についてなされ、その所要時間は約 2 時間である。

4.2 試料調整

1) 全 γ 放射能測定用試料

重水試料の 5 ml をホールピペットを用いてポリエチレン棒状瓶にとり、重水の全 γ 放射能、 γ 線スペクトル測定用試料とする。

2) 全 β 放射能測定用試料

重水試料の 1 ml をホールピペットを用いて β 線測定用試用皿にとり、フード内赤外線ランプで蒸発乾固し、全 β 放射能測定用試料とする。

3) アニオン樹脂への放射性核種吸着試料

重水試料の 100 ml をメスシリンダで 100 ml のコニカルビーカにとる。再生済の分析用陰イオン交換樹脂（ダイヤイオン SA # 100, 以下、アニオン樹脂）10 ml を加え、ガラス棒で 3 分間攪拌、2 分間静置、3 分間攪拌、これらの操作で重水中の放射性核種をアニオン樹脂に吸着させる。濾紙（5 C）を敷いたガラスフィルタ（11 GS）で減圧濾過により重水をアニオン樹脂から分離回収する。アニオン樹脂 5 ml をポリエチレン棒状瓶にとり、アニオン樹脂を吸着された核種の全 γ 放射能、 γ 線スペクトル測定用試料とする。

4.3 測定装置及び測定法

全 γ 放射能は、ウェルタイプ Na I (2" ϕ × 2") シンチレーションカウンタ（マルチモードアンプ；原研型モジュール 131A, シングルチャンネルアナライザ；同 136A, スケーラ；TEN SA-250）を用いて試料の γ 放射能を測定する。

γ 線スペクトルは Ge (Li) γ 線検出装置（半導体検出器；60 cc, 前置増幅器；原研型モジュール 125, 主増幅器；同 131A, 波高分析器：日立製作所製 RAH 403 型 400 チャンネル PHA 及び Packard 製 900 シリーズ 4096 チャンネル PHA）を用いて試料の γ 線スペクトルを測定（条件は各 Fig. に記入）し、 γ 線スペクトルの測定結果はすべて最小二乗法により三点平滑を行い、各光電ピーク面積はコベル法により計算する。

全 β 放射能は GM カウンタ（Aloka TDC-1）を用いて試料の β 放射能を測定する。

表面線量率は GM サーベイメータ（Aloka GM-169）を用いて試料の表面線量率を測定する。

5. 結 果

1) 1972年10月のロケーションは、原子炉運転を停止してから2日後に全燃料要素について実施された。ロケーションに関する測定結果をFig. 9～13に示す。アニオン樹脂および重水の全 γ 放射能、重水の全 β 放射能はすべて6D孔の試料でもっとも大きな値を示している。重水の全 γ 、 β 放射能は他の試料に比較して有意の差が認められるが、アニオン樹脂の γ 放射能は他の試料の誤差の範囲内にあり、有意の差とはいがたい。その原因はアニオン樹脂の秤量の誤差が大きいためであろうと思われる。アニオン樹脂の全 γ 放射能の比較的高いものと平均的なものについて γ 線スペクトルを測定し、その核種を比較した。6D試料の ^{99m}Tc ($T_{1/2} = 6.0\text{ hr}$) が他の試料に比較して最も大きい値を示している。以上の結果に基づいて、FP放出燃料要素は6D孔の燃料要素TM-15であると断定した。

2) 1973年7月のロケーションは2回実施された。Fig. 7に示すように第5サイクルの運転開始日(7月9日)にFP放出燃料体の存在が確認され、原子炉出力10MW到達後原子炉運転は中止された。翌7月10日に1回目のロケーションを実施した。このロケーションでは原子炉出力Zero, 10KW, 100KW状態における重水をサンプリングし、サンプリング直後の γ 線スペクトルを測定する方法を採用した。 γ 線スペクトル測定に先だって、重水試料の表面線量率の測定も試みたが(Fig. 14) 全試料について有意の差は得られなかった。 γ 線スペクトルでFP核種である ^{99m}Tc , ^{135}Xe ($T_{1/2} = 9.2\text{ hr}$) を比較するとFig. 14に示す表面線量率の比較的高い、1A, 5B, 1D, 5D試料とも殆ど同じ値であり、有意の差は得られず、 ^{24}Na ($T_{1/2} = 15\text{ hr}$) の妨害が大きいことがわかった。

1回目のロケーションではFP放出燃料要素の位置を決定することができなかつたため、原子炉は再起動され、第5サイクル終了まで10MW連続運転された。原子炉停止の翌日(7月21日)、2回目のロケーションを実施した。結果をFig. 15～17に示す。 γ 線スペクトルではFP核種の ^{99m}Tc , ^{135}Xe , ^{132}I が6A試料でもっとも多く、各々他の試料の1.4, 2.1, 1.8倍である。全 γ 放射能、全 β 放射能、表面線量率は、共に1C試料でもっとも大きな値を示しているが、これは主として ^{24}Na が寄与しているためである。

以上の結果に基づいて、FP放出燃料要素は6A孔の燃料要素MB-403であると断定した。

6. 考 察

6.1 ^{99m}Tc , ^{135}Xe を対象核種とする方法の有効性

一般にBWRなどでは、原子炉の蓋を開けてサンプリング法によりロケーションを実施する。これは燃料からサンプルをとるまでに、格納容器ならびに圧力容器の蓋とり等があり約1週間かかるので、半減期の短い核種は減衰してしまいロケーションの対象核種にできない。一般には原子炉停止後5～10日では親核種 ^{132}Te から崩壊してできる ^{132}I , 15日ぐらいでは ^{131}I ($T_{1/2} = 8.05\text{ day}$), それ以降は ^{137}Cs ($T_{1/2} = 29\text{ year}$)などを対象核種にしている。主な核種の壊変系列および核分裂収率をTable 1に示す。⁵⁾

5. 結 果

1) 1972年10月のロケーションは、原子炉運転を停止してから2日後に全燃料要素について実施された。ロケーションに関する測定結果を Fig. 9 ~ 13 に示す。アニオン樹脂および重水の全 γ 放射能、重水の全 β 放射能はすべて6D孔の試料でもっとも大きな値を示している。重水の全 γ 、 β 放射能は他の試料に比較して有意の差が認められるが、アニオン樹脂の γ 放射能は他の試料の誤差の範囲内にあり、有意の差とはいがたい。その原因はアニオン樹脂の秤量の誤差が大きいためであろうと思われる。アニオン樹脂の全 γ 放射能の比較的高いものと平均的なものについて γ 線スペクトルを測定し、その核種を比較した。6D試料の ^{99m}Tc ($T_{1/2} = 6.0\text{ hr}$) が他の試料に比較して最も大きい値を示している。以上の結果に基づいて、FP放出燃料要素は6D孔の燃料要素 TM-15 であると断定した。

2) 1973年7月のロケーションは2回実施された。Fig. 7 に示すように第5サイクルの運転開始日(7月9日)にFP放出燃料体の存在が確認され、原子炉出力10MW到達後原子炉運転は中止された。翌7月10日に1回目のロケーションを実施した。このロケーションでは原子炉出力Zero, 10KW, 100KW状態における重水をサンプリングし、サンプリング直後の γ 線スペクトルを測定する方法を採用した。 γ 線スペクトル測定に先だって、重水試料の表面線量率の測定も試みたが(Fig. 14) 全試料について有意の差は得られなかった。 γ 線スペクトルでFP核種である ^{99m}Tc , ^{135}Xe ($T_{1/2} = 9.2\text{ hr}$) を比較すると Fig. 14 に示す表面線量率の比較的高い、1A, 5B, 1D, 5D試料とも殆ど同じ値であり、有意の差は得られず、 ^{24}Na ($T_{1/2} = 15\text{ hr}$) の妨害が大きいことがわかった。

1回目のロケーションではFP放出燃料要素の位置を決定することができなかつたため、原子炉は再起動され、第5サイクル終了まで10MW連続運転された。原子炉停止の翌日(7月21日)、2回目のロケーションを実施した。結果を Fig. 15 ~ 17 に示す。 γ 線スペクトルではFP核種の ^{99m}Tc , ^{135}Xe , ^{132}I が6A試料でもっとも多く、各々他の試料の1.4, 2.1, 1.8倍である。全 γ 放射能、全 β 放射能、表面線量率は、共に1C試料でもっとも大きな値を示しているが、これは主として ^{24}Na が寄与しているためである。

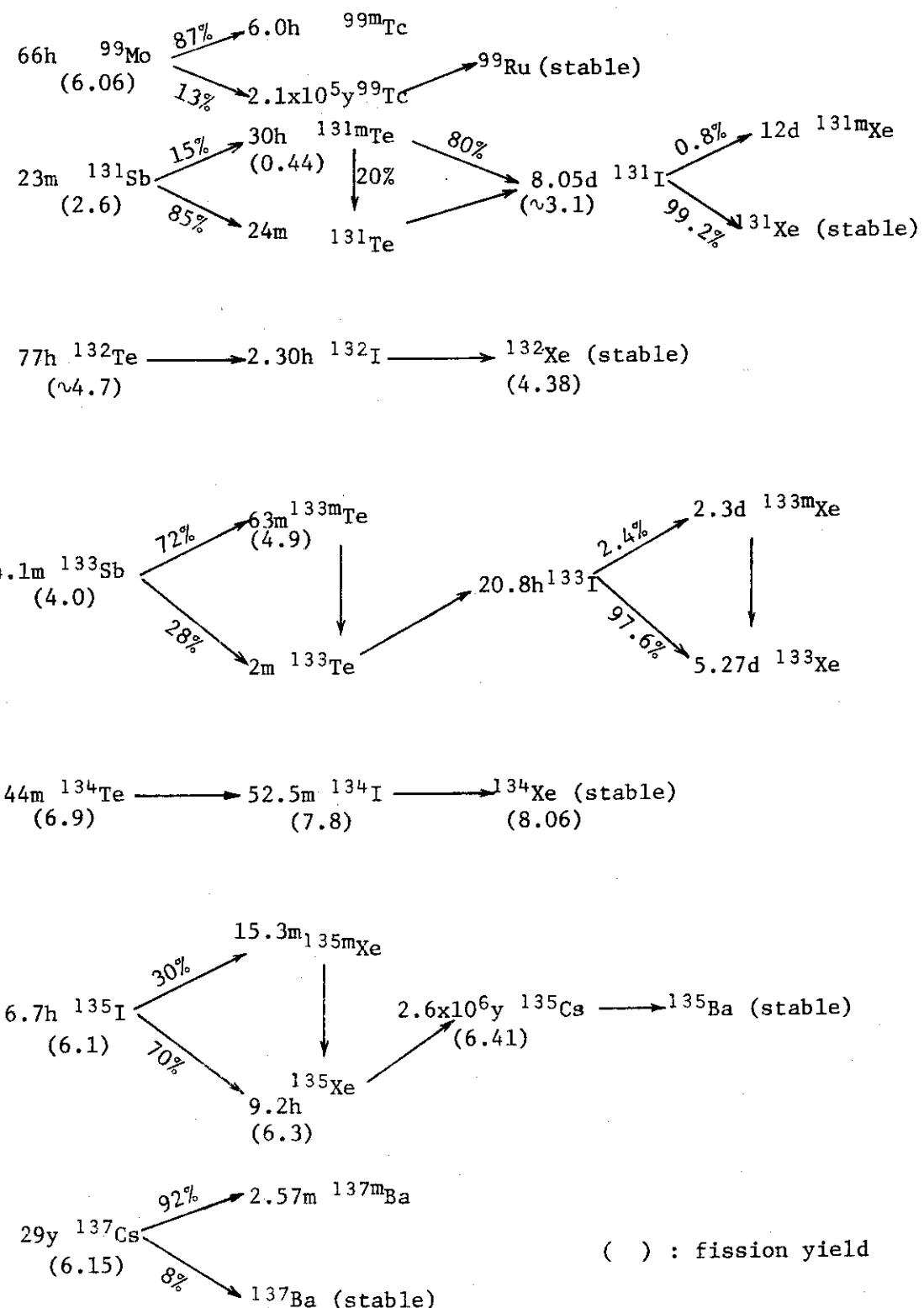
以上の結果に基づいて、FP放出燃料要素は6A孔の燃料要素MB-403であると断定した。

6. 考 察

6.1 ^{99m}Tc , ^{135}Xe を対象核種とする方法の有効性

一般にBWRなどでは、原子炉の蓋を開けてサンプリング法によりロケーションを実施する。これは燃料からサンプルをとるまでに、格納容器ならびに圧力容器の蓋とり等があり約1週間かかるので、半減期の短い核種は減衰してしまいロケーションの対象核種にできない。一般には原子炉停止後5~10日では親核種 ^{132}Te から崩壊してできる ^{132}I , 15日ぐらいでは ^{131}I ($T_{1/2} = 8.05\text{ day}$), それ以降は ^{137}Cs ($T_{1/2} = 29\text{ year}$)などを対象核種にしている。主な核種の壊変系列および核分裂収率を Table 1 に示す。⁵⁾

Table 1 Decay schemes and fission yields of nuclides



JRR-2においては、原子炉構造上、原子炉運転停止後すぐサンプリングできる。1972年のロケーションは原子炉運転停止50時間後に行われ、 ^{131}I , ^{133}I ($T_{1/2} = 20.8\text{ hr}$)を対象核種としてアニオニン樹脂に吸着させ、その γ 線スペクトル測定により比較したが、全試料の ^{131}I , ^{133}I はほぼ同じ値であり、FR放出燃料要素の位置を確認できなかった(Fig. 9~13)。この時、 ^{99m}Tc が6D試料に圧倒的に多いことがわかった。 ^{99m}Tc の ^{131}I に対する比は6D試料で1.3, 1D試料で0.6であり、 ^{99m}Tc を対象核種にすればよいことがわかる。1973年のロケーション(2回目)は原子炉運転停止の翌日(30時間後)実施された。この時は、全 γ , β 放射能、表面線量率が他の試料より高いものを選び出し、重水試料そのものの γ 線スペクトルを測定することによって比較した(Fig. 15, 16, 17)。重水試料そのものの γ 線スペクトル測定では ^{131}I , ^{133}I の放射能が小さく比較できないことがわかった。この時も ^{99m}Tc がもっと多く、次に ^{135}Xe が多かった。相対的な検出感度は ^{135}Xe がもっとも高く2.1倍、次に ^{132}I で1.8倍、 ^{99m}Tc は1.4倍であった。しかし ^{132}I は量的に少なく、誤差が大きくなり検出感度としての正確さは低下する。

以上の結果によって、 ^{99m}Tc , ^{135}Xe をロケーションの測定対象核種とする γ 線スペクトル並びに全 γ 放射能測定を併用することにより、原子炉運転停止後比較的早く(1~3日)FR放出燃料要素の位置決めが可能であることがわかった。

6.2 検出感度

FR放出燃料要素と断定された燃料要素は、その後、ホットラボで解体検査され、FR放出時の破損の大きさが判明した。結果をTable 2に示す。⁶⁾

Table 2 Dismantlement examination result of failed fuel

燃料要素	燃料の種類	濃縮度(%)	燃焼度(%)	破損の大きさ 開口面積(cm^2)	備考
TM-15	U-Al合金	90	3.28	0.24	円筒型
MB-403	" "	90	2.46	1.5	角型

ロケーションにおける検出感度には、燃料要素の種類、濃縮度、燃焼度、破損の大きさ、妨害核種等種々の問題が複雑に作用して影響する。JRR-2のロケーションにおいて、Table 2に示すような条件のもとでの位置決めは可能であったが、検出限界については確認されていない。けれども、1973年の1回目のロケーションの時点でMB-403の燃焼度は約0.1%であったが、その程度の燃焼度では、破損の程度(最終的にMB-403の開口部面積は 1.5 cm^2 であるが、この時点での破損の程度は不明)にもよるが、ロケーションによる位置決めはできないことがわかった。また原子炉出力Zero, 10, 100 kWの運転状態でもロケーションしたが、S/N比がさらに小さくなり、検出感度をいっそう低下させるということも判明した。この時のS/N比低下は主に妨害核種 ^{24}Na によるものであった。

妨害核種 ^{24}Na によるS/N比低下を防ぐ方法としては重水精製系イオン交換樹脂による重水中

^{24}Na の除去精製が考えられる。けれども、 γ 線スペクトル測定により対象核種に有意の差を見い出すためには、原子炉並びに燃料要素の状態を総合的に判断して原子炉再起動可能ならそれを行い、燃料要素の燃焼度をさらに大きくする方がより効果的である。

7.まとめ

今回のロケーションの結果から次のことがわかった。

- 1) $^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{135}Xe を測定対象核種とすることにより、比較的早く確実に FP 放出燃料要素の位置決めができる。
- 2) 燃料要素が炉心装荷直後で、燃焼度が 0.1 %程度の場合については、その破損規模にもよるが S/N 比が小さいことと、対照核種に相対的有意の差が現われないことからロケーションは困難である。
- 3) 2) のような場合には、一次系をイオン交換樹脂で精製して S/N 比を大きくするのが効果的である。けれども対象核種の相対的な有意の差を見い出すのにはあまり効果がない。原子炉再起動が許されるならば、原子炉を再起動し、燃焼度を増加し、対象核種の放出量を多くするのがより効果的である。

FP 放出燃料要素はロケーションによって、TM-15 (1972年) と MB-403 (1973年) と断定され、直ちに使用済燃料プール内の破損燃料収納管に密封された。これらの燃料要素はその後シッピング法による調査が行われ異常が確認されたので、ホットラボで解体検査が行われた。

ヘリウム中のFP放射能濃度から、破損燃料傷口ウラン及び炉心領域内構造材表面付着等のウラン量は、1972年のFP放出時には 4.5 mg, 1973年のFP放出時には 8.8 mg と推定された。これらの燃料要素の取出後は前者で 1.5 mg, 後者で 2.2 mg (B.G⁷) のそれぞれ 3倍, 4倍)まで低下し、その後の燃料交換並びに重水精製系運転により、ウラン量並びに FFD 指示値は正常に戻った。

8. 謝辞

ロケーション実施にあたり、種々ご協力いただいた本間研究炉管理部次長(前 JRR-2 管理課長), 牛尾技術業務課長(元 JRR-2 管理課長), 堀木 JRR-2 管理課長代理待遇, 並びに運転担当係, 放射線管理課研究炉管理第2係, 施設第1課運転第2係の諸氏, 助言をいただいた北原種道氏, 足立守氏に感謝致します。

参考文献

- (1) IAEA: "Detection and Location of failed fuel Elements" (1968)
- (2) 阪井英次, 北原種道(編集) : "燃料破損検出法研究討論会記録", JAERI-memo 4157

^{24}Na の除去精製が考えられる。けれども、 γ 線スペクトル測定により対象核種に有意の差を見い出すためには、原子炉並びに燃料要素の状態を総合的に判断して原子炉再起動可能ならそれを行い、燃料要素の燃焼度をさらに大きくする方がより効果的である。

7.まとめ

今回のロケーションの結果から次のことがわかった。

- 1) $^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{135}Xe を測定対象核種とすることにより、比較的早く確実に FP 放出燃料要素の位置決めができる。
- 2) 燃料要素が炉心装荷直後で、燃焼度が 0.1 %程度の場合については、その破損規模にもよるが S/N 比が小さいことと、対照核種に相対的有意の差が現われないことからロケーションは困難である。
- 3) 2) のような場合には、一次系をイオン交換樹脂で精製して S/N 比を大きくするのが効果的である。けれども対象核種の相対的な有意の差を見い出すのにはあまり効果がない。原子炉再起動が許されるならば、原子炉を再起動し、燃焼度を増加し、対象核種の放出量を多くするのがより効果的である。

FP 放出燃料要素はロケーションによって、TM-15 (1972年) と MB-403 (1973年) と断定され、直ちに使用済燃料プール内の破損燃料収納管に密封された。これらの燃料要素はその後シッピング法による調査が行われ異常が確認されたので、ホットラボで解体検査が行われた。

ヘリウム中のFP放射能濃度から、破損燃料傷口ウラン及び炉心領域内構造材表面付着等のウラン量は、1972年のFP放出時には 4.5 mg, 1973年のFP放出時には 8.8 mg と推定された。これらの燃料要素の取出後は前者で 1.5 mg, 後者で 2.2 mg (B.G.⁷⁾のそれぞれ 3倍, 4倍) まで低下し、その後の燃料交換並びに重水精製系運転により、ウラン量並びに FFD 指示値は正常に戻った。

8. 謝辞

ロケーション実施にあたり、種々ご協力いただいた本間研究炉管理部次長(前 JRR-2 管理課長), 牛尾技術業務課長(元 JRR-2 管理課長), 堀木 JRR-2 管理課長代理待遇, 並びに運転担当係, 放射線管理課研究炉管理第2係, 施設第1課運転第2係の諸氏, 助言をいただいた北原種道氏, 足立守氏に感謝致します。

参考文献

- (1) IAEA: "Detection and Location of failed fuel Elements" (1968)
- (2) 阪井英次, 北原種道(編集) : "燃料破損検出法研究討論会記録", JAERI-memo 4157

^{24}Na の除去精製が考えられる。けれども、 γ 線スペクトル測定により対象核種に有意の差を見い出すためには、原子炉並びに燃料要素の状態を総合的に判断して原子炉再起動可能ならそれを行い、燃料要素の燃焼度をさらに大きくする方がより効果的である。

7.まとめ

今回のロケーションの結果から次のことがわかった。

- 1) $^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{135}Xe を測定対象核種とすることにより、比較的早く確実に FP 放出燃料要素の位置決めができる。
- 2) 燃料要素が炉心装荷直後で、燃焼度が 0.1 %程度の場合については、その破損規模にもよるが S/N 比が小さいことと、対照核種に相対的有意の差が現われないことからロケーションは困難である。
- 3) 2) のような場合には、一次系をイオン交換樹脂で精製して S/N 比を大きくするのが効果的である。けれども対象核種の相対的な有意の差を見い出すのにはあまり効果がない。原子炉再起動が許されるならば、原子炉を再起動し、燃焼度を増加し、対象核種の放出量を多くするのがより効果的である。

FP 放出燃料要素はロケーションによって、TM-15 (1972年) と MB-403 (1973年) と断定され、直ちに使用済燃料プール内の破損燃料収納管に密封された。これらの燃料要素はその後シッピング法による調査が行われ異常が確認されたので、ホットラボで解体検査が行われた。

ヘリウム中のFP放射能濃度から 破損燃料傷口ウラン及び炉心領域内構造材表面付着等のウラン量は、1972年のFP放出時には 4.5 mg, 1973年のFP放出時には 8.8 mg と推定された。これらの燃料要素の取出後は前者で 1.5 mg, 後者で 2.2 mg (B, G⁷) のそれぞれ 3倍, 4倍)まで低下し、その後の燃料交換並びに重水精製系運転により、ウラン量並びに FFD 指示値は正常に戻った。

8. 謝辞

ロケーション実施にあたり、種々ご協力いただいた本間研究炉管理部次長(前 JRR-2 管理課長), 牛尾技術業務課長(元 JRR-2 管理課長), 堀木 JRR-2 管理課長代理待遇, 並びに運転担当係, 放射線管理課研究炉管理第2係, 施設第1課運転第2係の諸氏, 助言をいただいた北原種道氏, 足立守氏に感謝致します。

参考文献

- (1) IAEA: "Detection and Location of failed fuel Elements" (1968)
- (2) 阪井英次, 北原種道(編集) : "燃料破損検出法研究討論会記録", JAERI-memo 4157

^{24}Na の除去精製が考えられる。けれども、 γ 線スペクトル測定により対象核種に有意の差を見い出すためには、原子炉並びに燃料要素の状態を総合的に判断して原子炉再起動可能ならそれを行い、燃料要素の燃焼度をさらに大きくする方がより効果的である。

7.まとめ

今回のロケーションの結果から次のことがわかった。

- 1) $^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{135}Xe を測定対象核種とすることにより、比較的早く確実に FP 放出燃料要素の位置決めができる。
- 2) 燃料要素が炉心装荷直後で、燃焼度が 0.1 %程度の場合については、その破損規模にもよるが S/N 比が小さいことと、対照核種に相対的有意の差が現われないことからロケーションは困難である。
- 3) 2) のような場合には、一次系をイオン交換樹脂で精製して S/N 比を大きくするのが効果的である。けれども対象核種の相対的な有意の差を見い出すのにはあまり効果がない。原子炉再起動が許されるならば、原子炉を再起動し、燃焼度を増加し、対象核種の放出量を多くするのがより効果的である。

FP 放出燃料要素はロケーションによって、TM-15 (1972年) と MB-403 (1973年) と断定され、直ちに使用済燃料プール内の破損燃料収納管に密封された。これらの燃料要素はその後シッピング法による調査が行われ異常が確認されたので、ホットラボで解体検査が行われた。

ヘリウム中のFP放射能濃度から、破損燃料傷口ウラン及び炉心領域内構造材表面付着等のウラン量は、1972年のFP放出時には 4.5 mg, 1973年のFP放出時には 8.8 mg と推定された。これらの燃料要素の取出後は前者で 1.5 mg, 後者で 2.2 mg (B.G⁷⁾のそれぞれ 3倍, 4倍) まで低下し、その後の燃料交換並びに重水精製系運転により、ウラン量並びに FFD 指示値は正常に戻った。

8. 謝辞

ロケーション実施にあたり、種々ご協力いただいた本間研究炉管理部次長(前 JRR-2 管理課長), 牛尾技術業務課長(元 JRR-2 管理課長), 堀木 JRR-2 管理課長代理待遇, 並びに運転担当係, 放射線管理課研究炉管理第2係, 施設第1課運転第2係の諸氏, 助言をいただいた北原種道氏, 足立守氏に感謝致します。

参考文献

- (1) IAEA: "Detection and Location of failed fuel Elements" (1968)
- (2) 阪井英次, 北原種道(編集) : "燃料破損検出法研究討論会記録", JAERI-memo 4157

(公開) (1970)

- (3) 神田啓二, 林 倭平, 藤根成勲(編集) : "「破損燃料検出器」に関する短期研究会報告", KURRI - TR - 123 (1973)
- (4) JRR - 2 管理課: "JRR - 2 燃料破損検出装置, 一昭和 45 年度改造の概要と特性 - " (1973)
- (5) 木村健二郎: "放射線データブック" (1958)
- (6) 足立 守, 内山順三, 佐藤 博, 松野見爾, 伊藤幸夫: "Sipping 法による破損燃料の検査 (I)" (1975)
- (7) 鈴木義雄, 根本 剛, 吉島哲夫, 鎌田 崇, 重本雅光: "JRR - 2 の重水中の放射性核種"

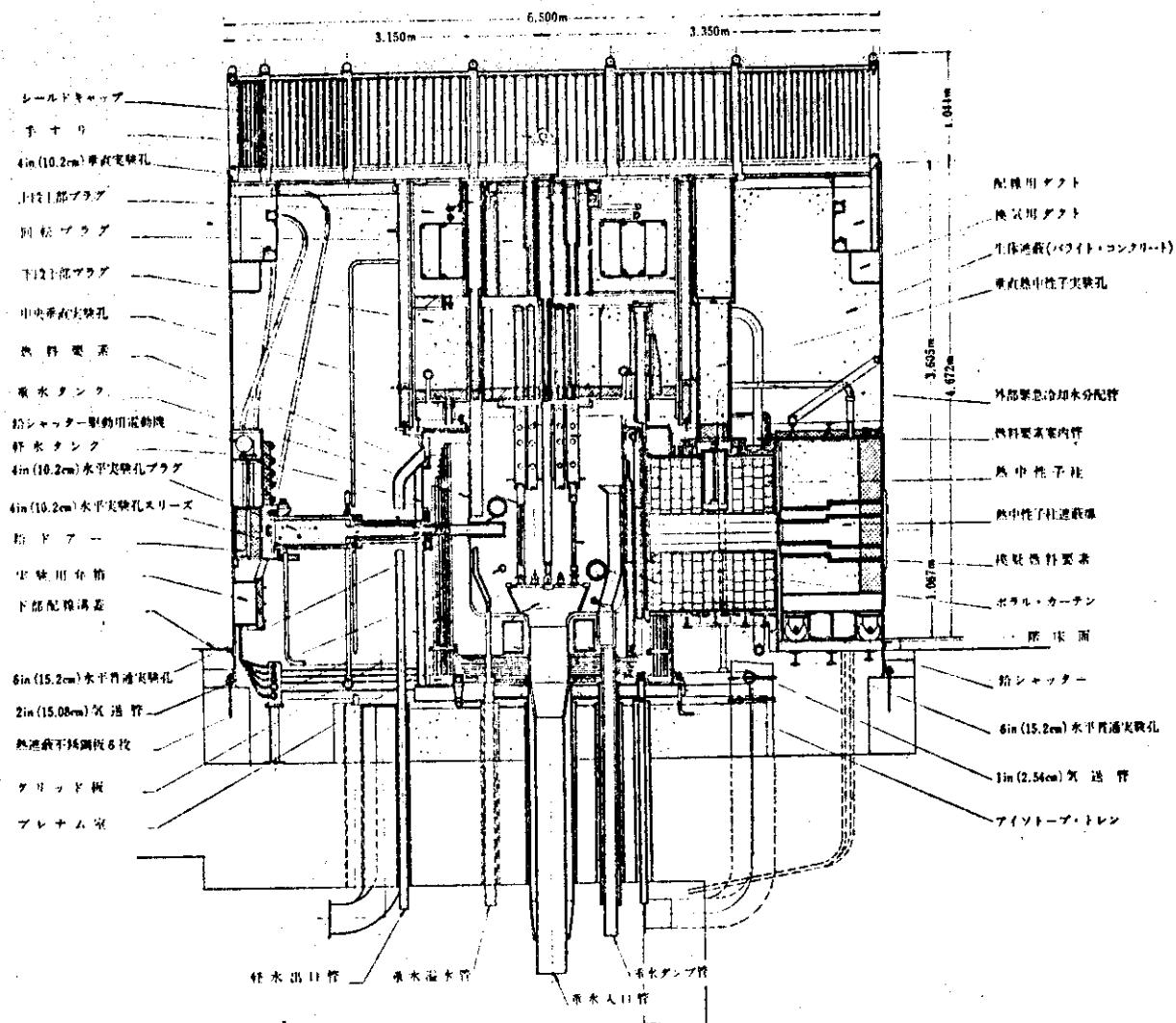


Fig. 1 JRR-2 vertical cross section.

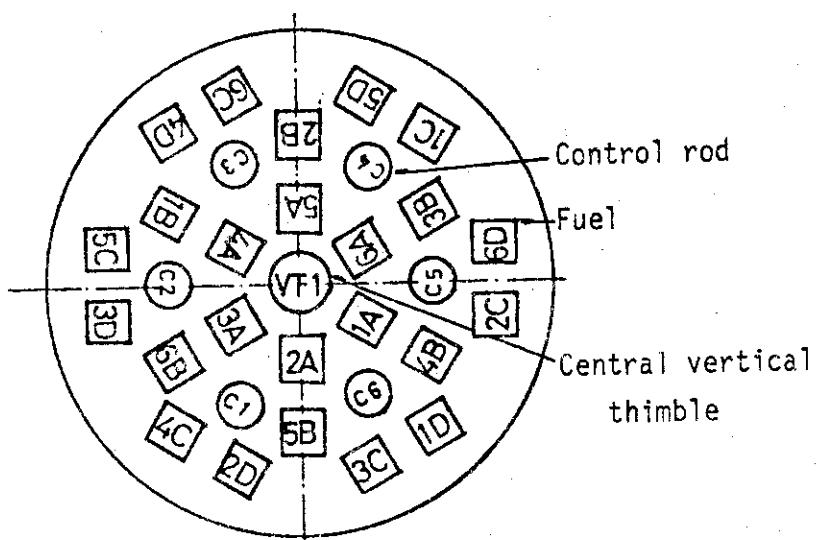


Fig. 2 Reactor core in JRR-2

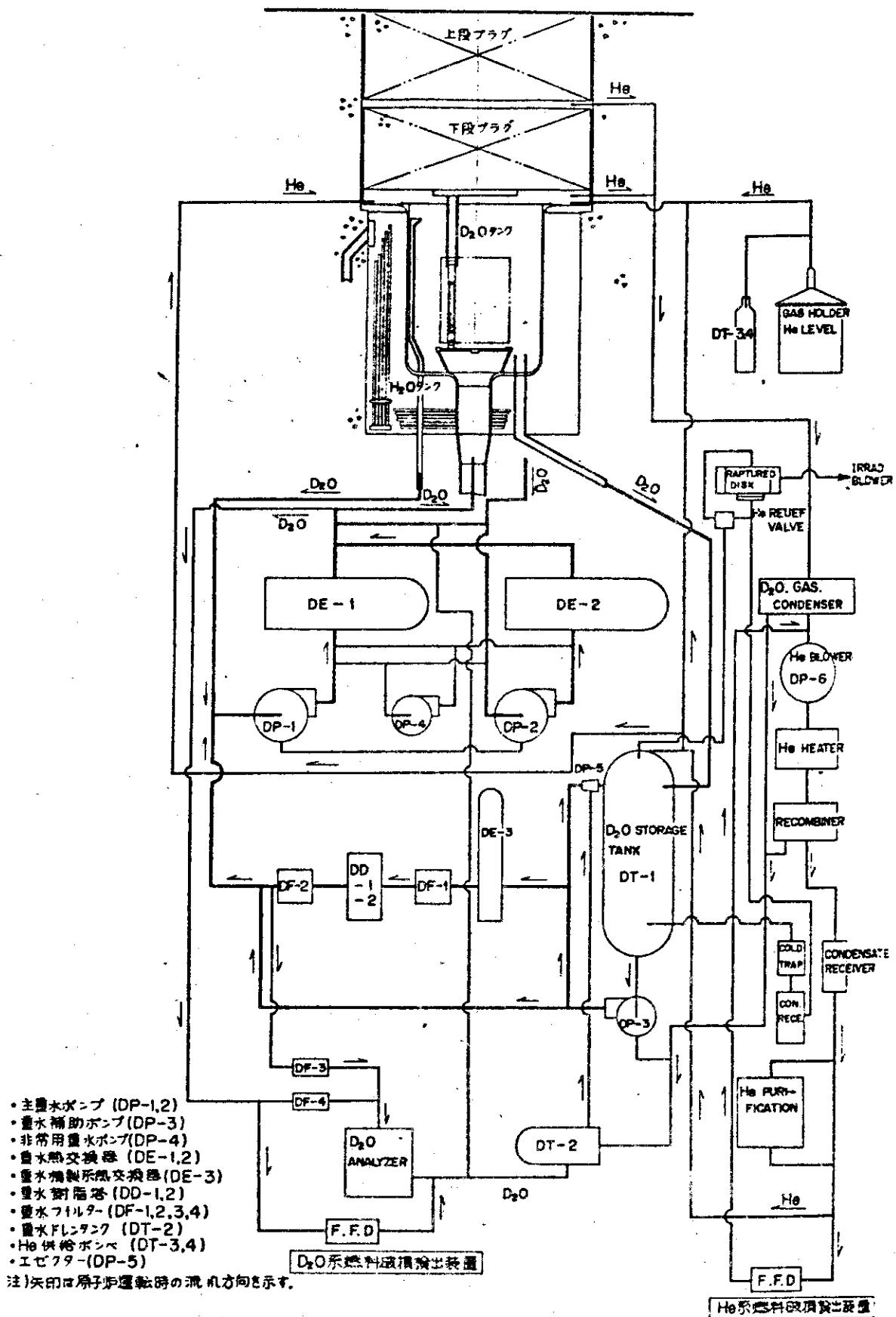


Fig. 3 Flow diagram of cooling system in JRR-2

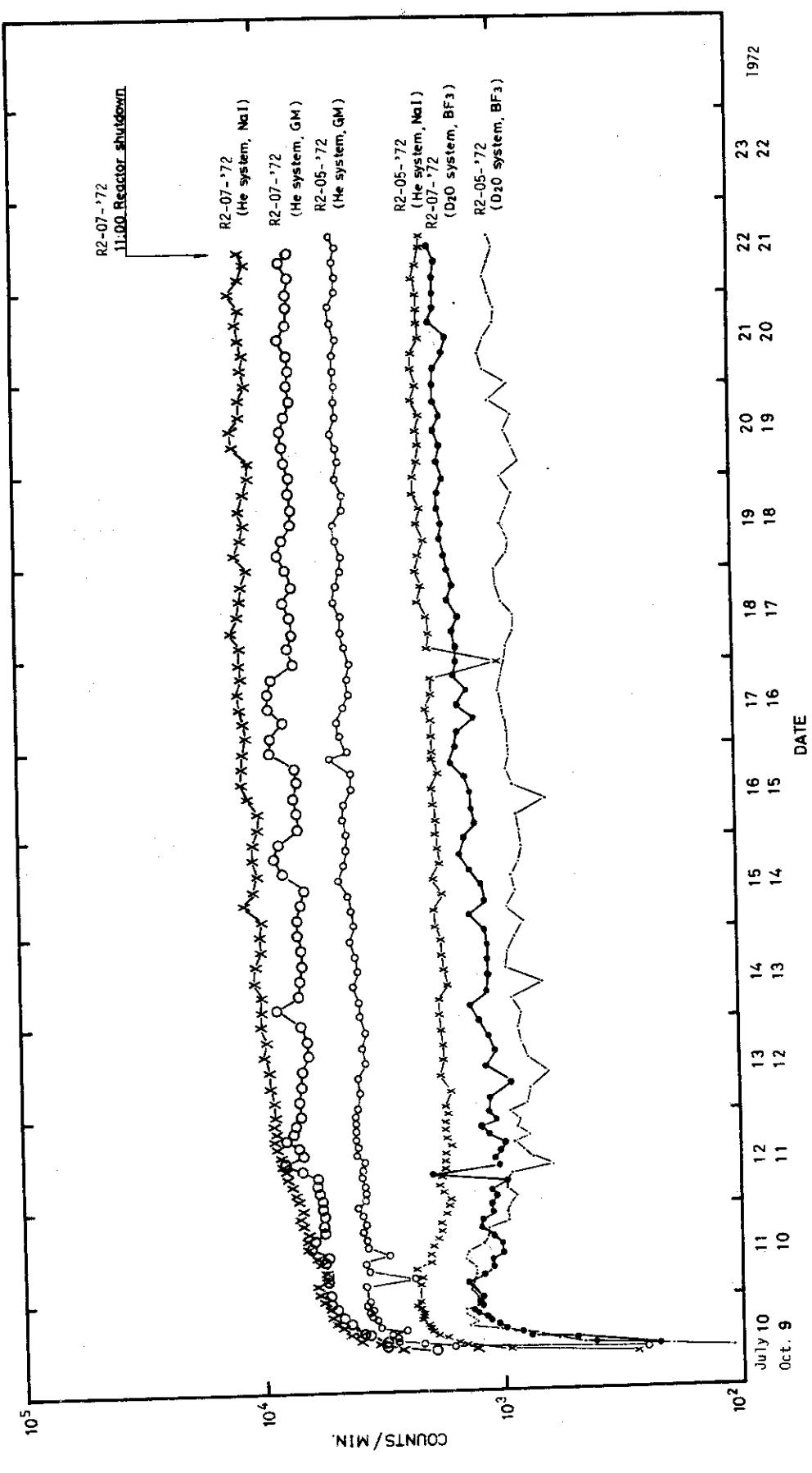


Fig. 4 Counting-rates in JRR-2 FFD

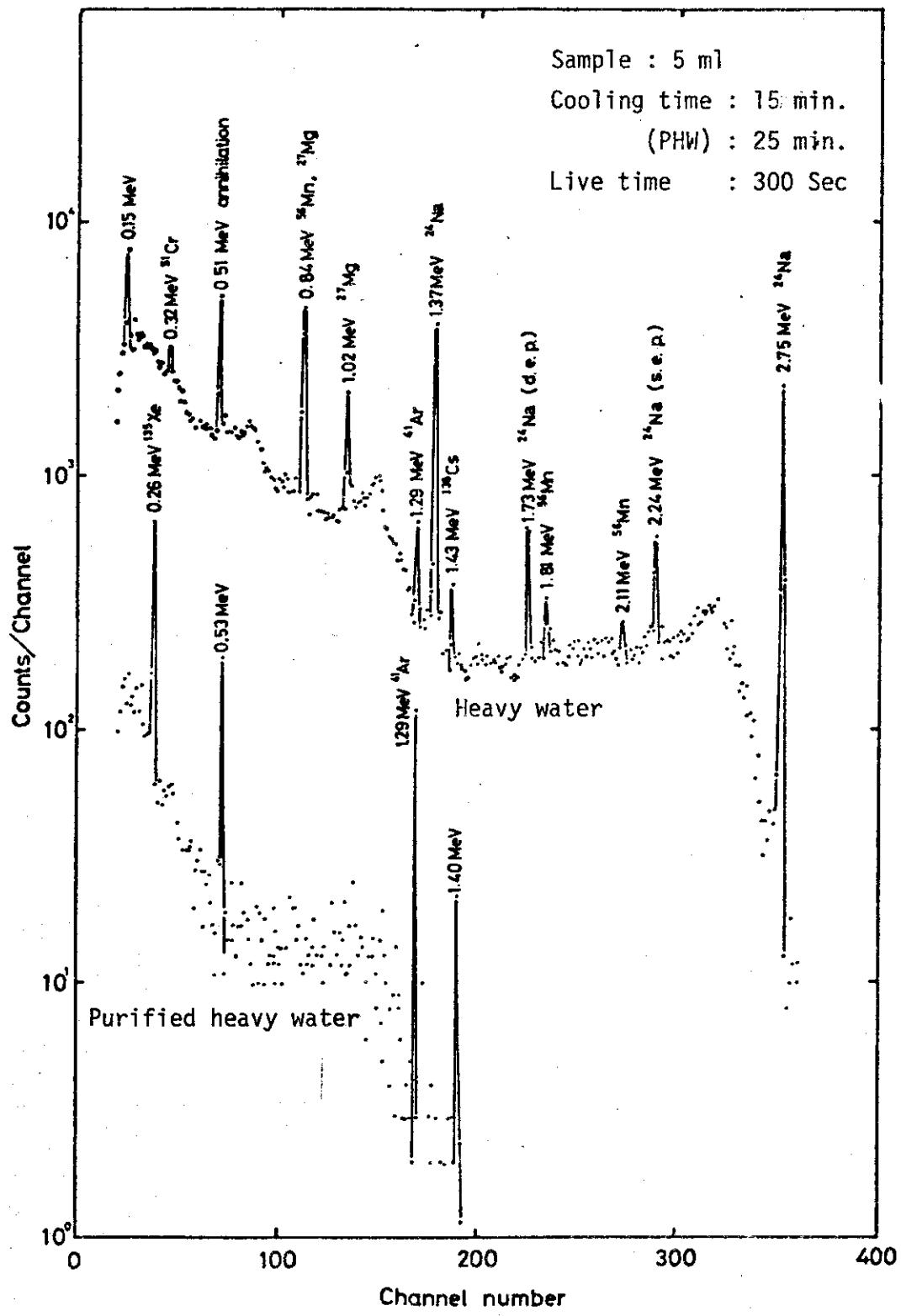


Fig. 5 Gamma-ray spectra of JRR-2 heavy water

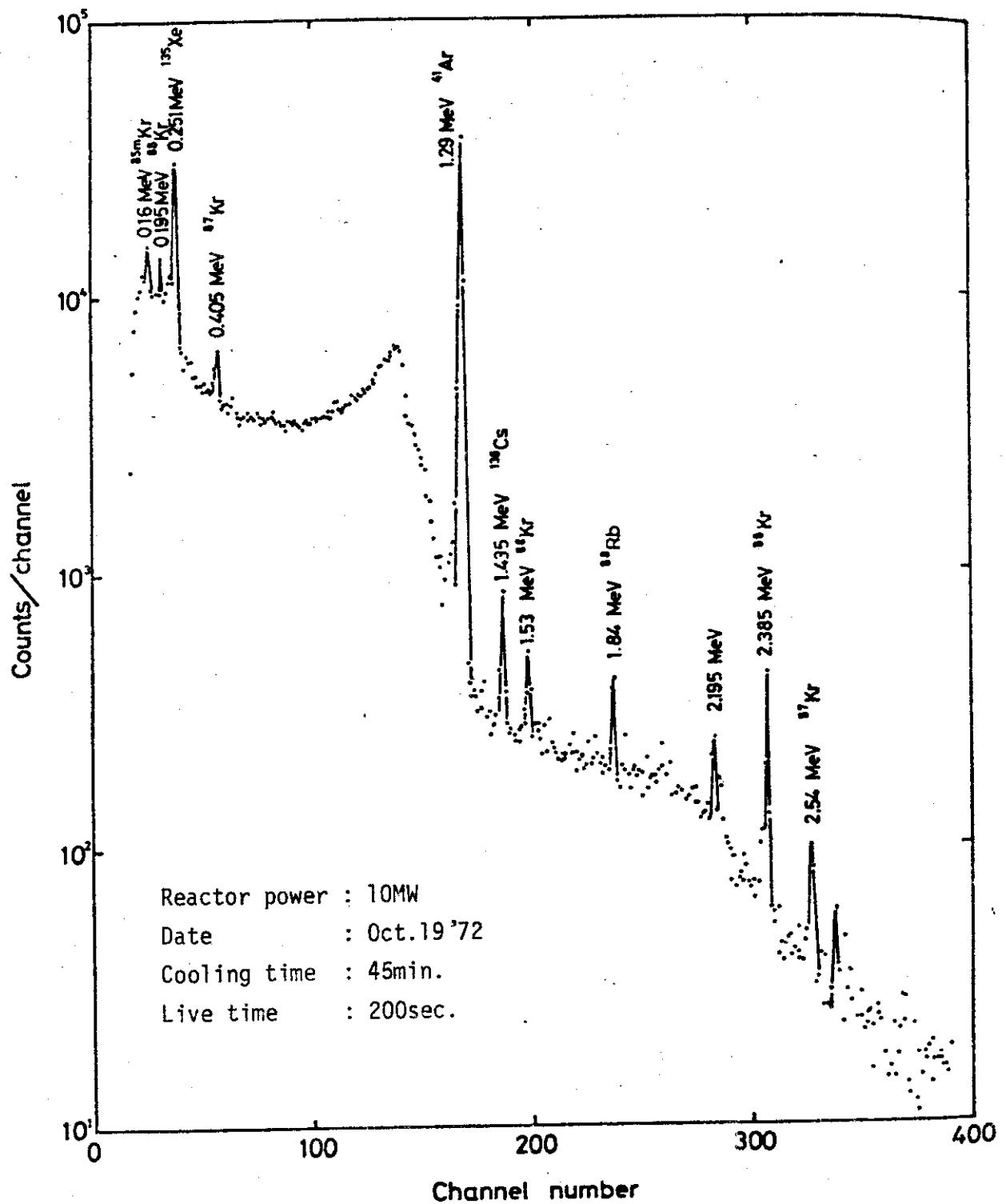


Fig. 6 Gamma-ray spectrum of JRR-2 helium gas

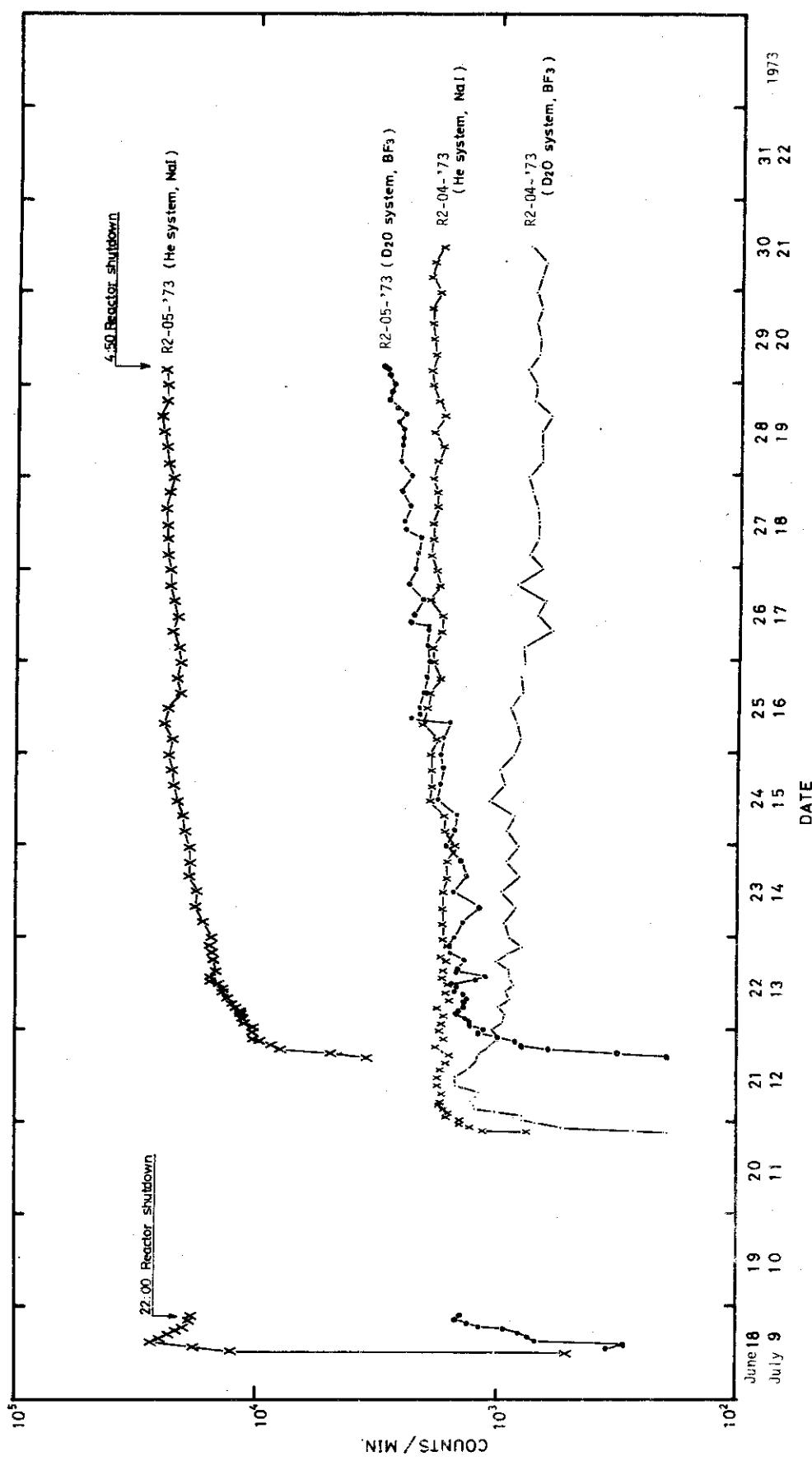


Fig. 7 Counting-rates in JRR-2 FFD

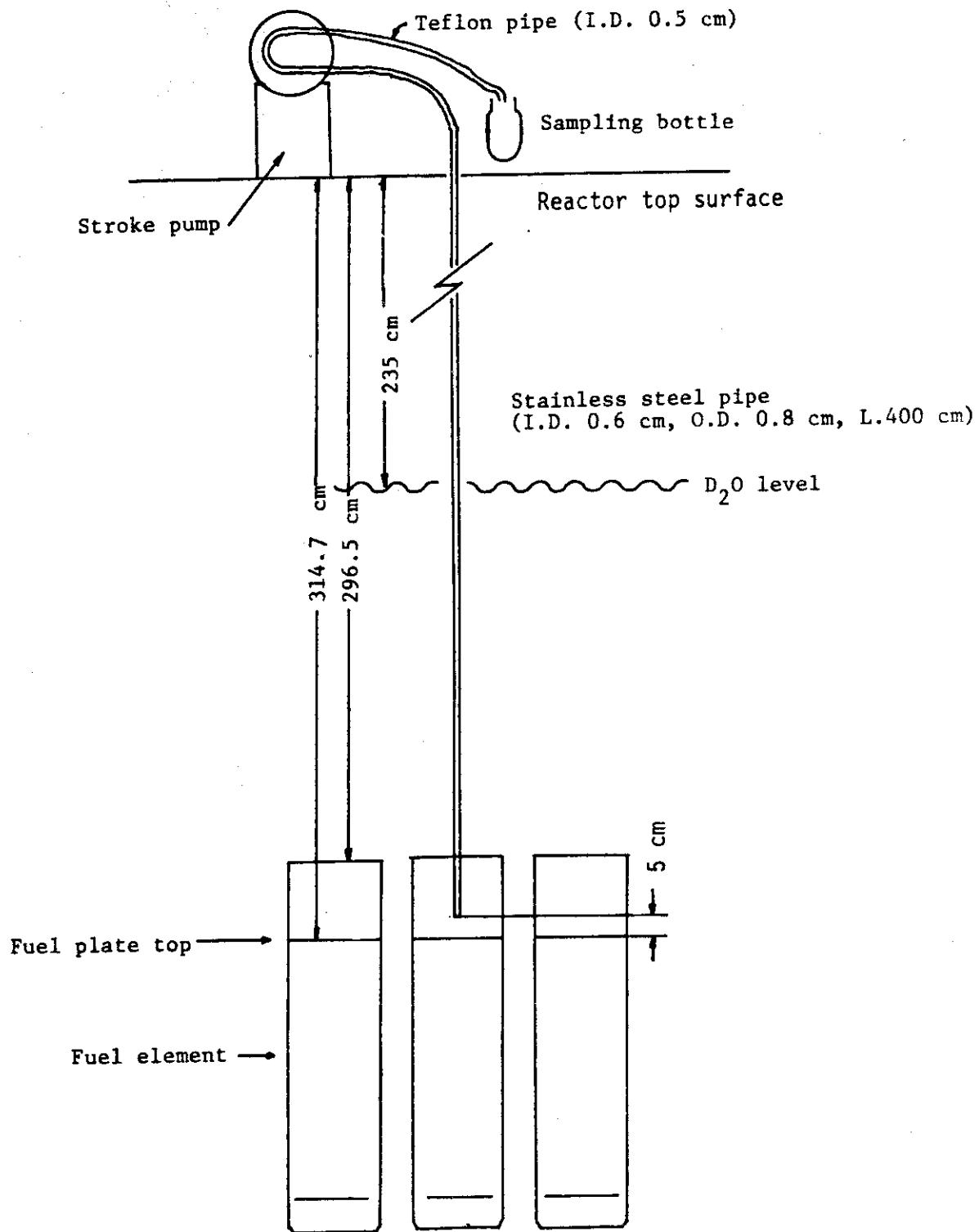
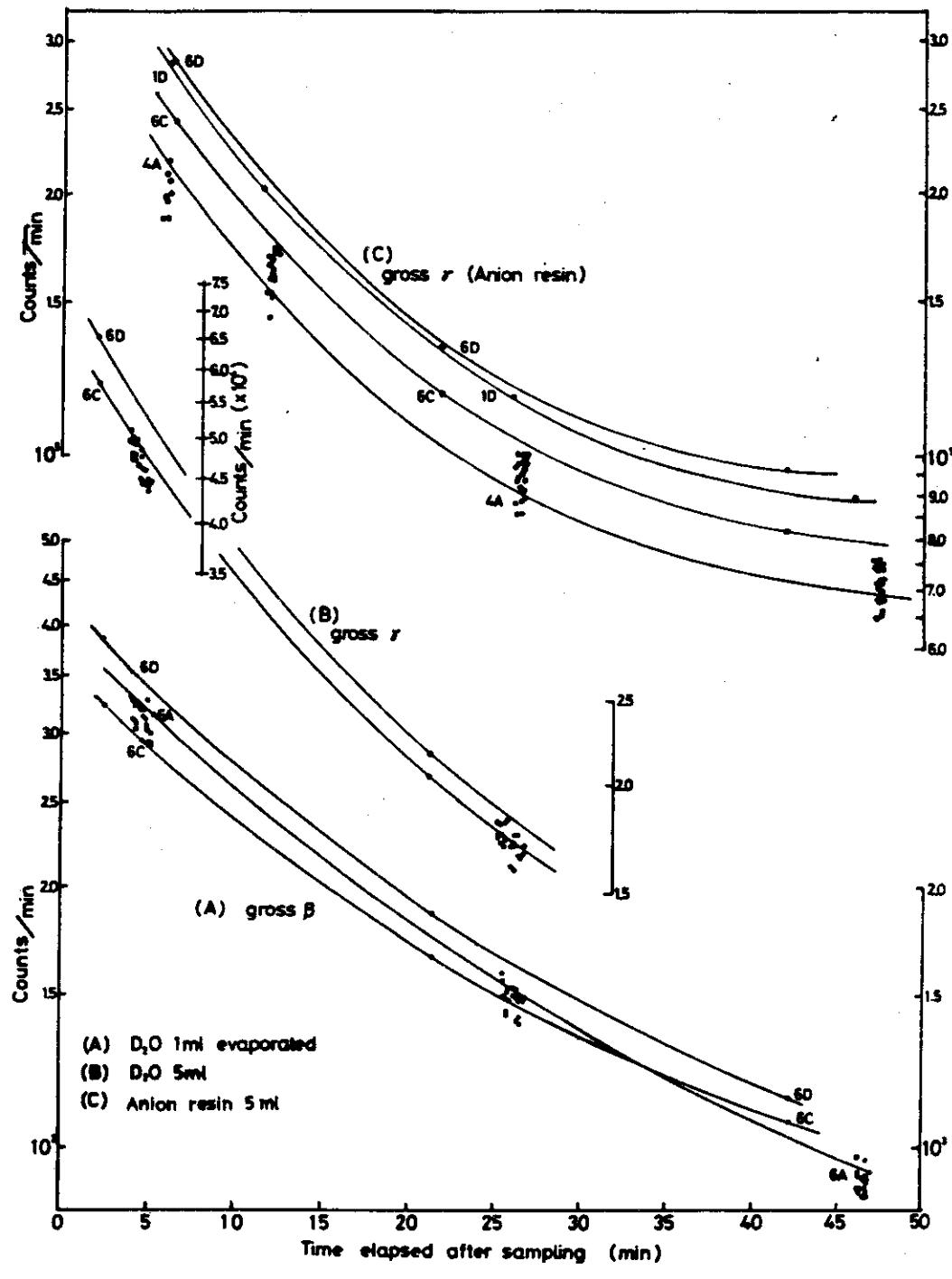


Fig. 8 Heavy water sampling system

Fig. 9 Gross β , γ activity of heavy water sample

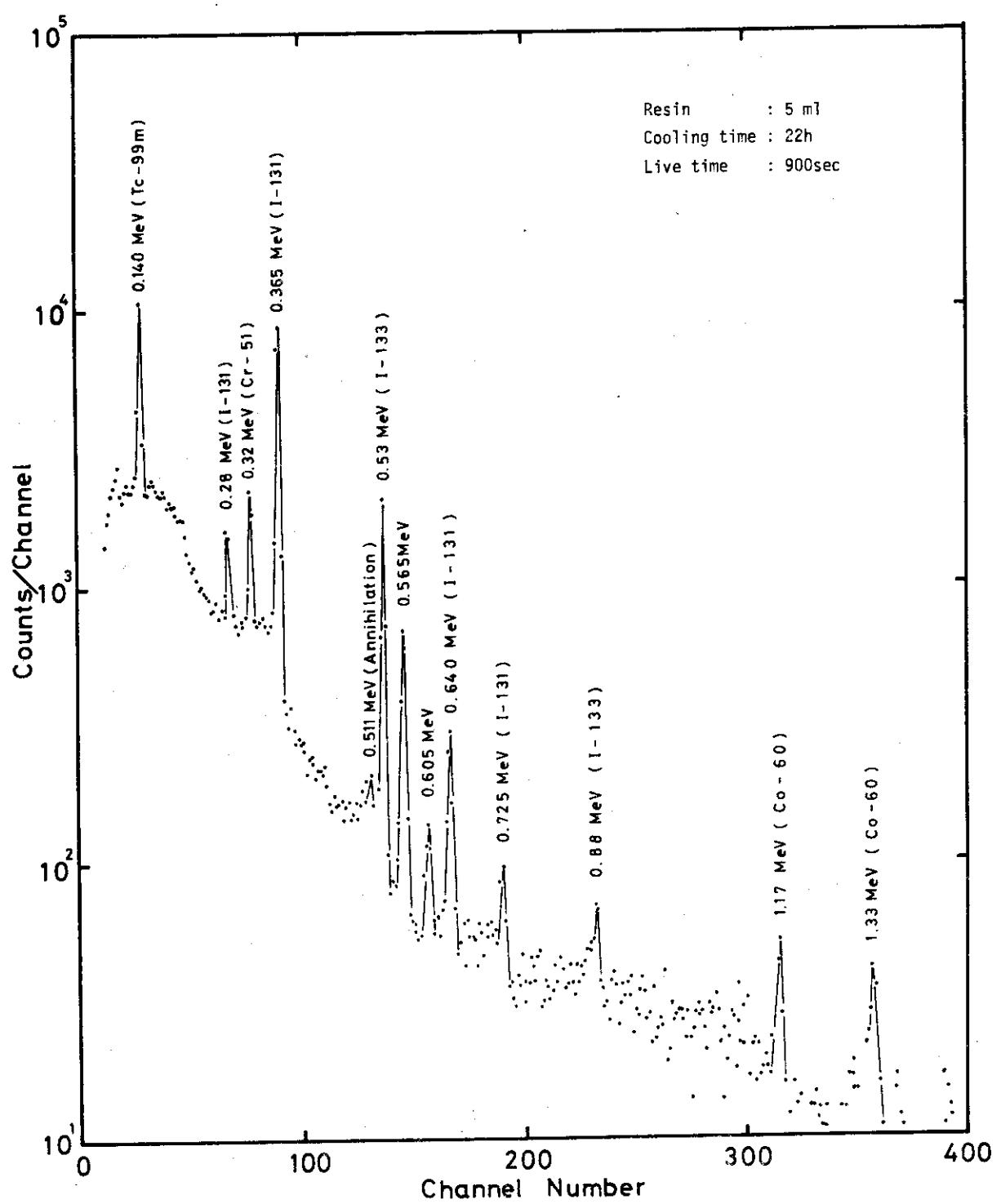


Fig. 10 Gamma-ray spectrum of anion exchange resin through 6D heavy water

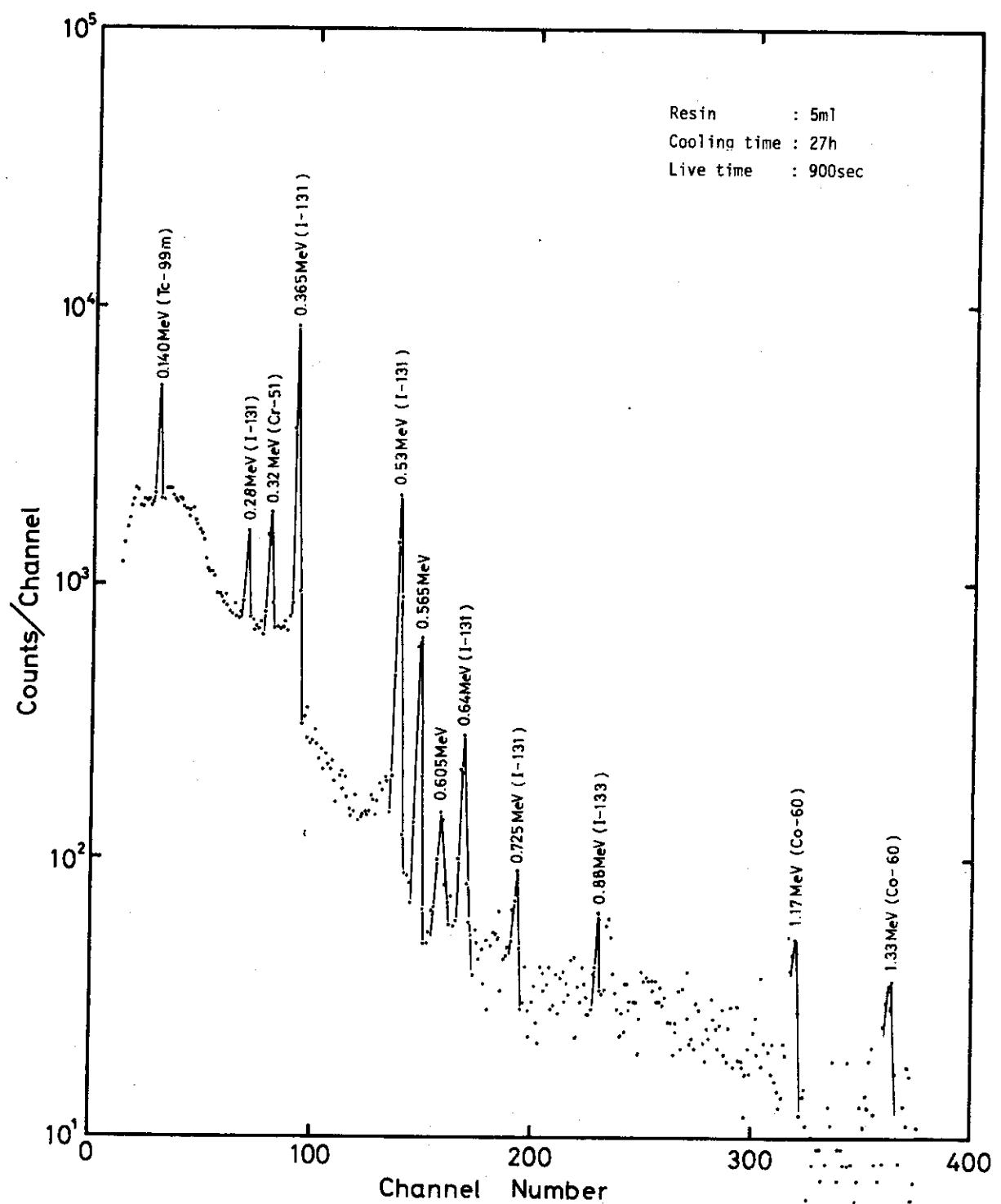


Fig. 11 Gamma-ray spectrum of anion exchange resin through 1D heavy water

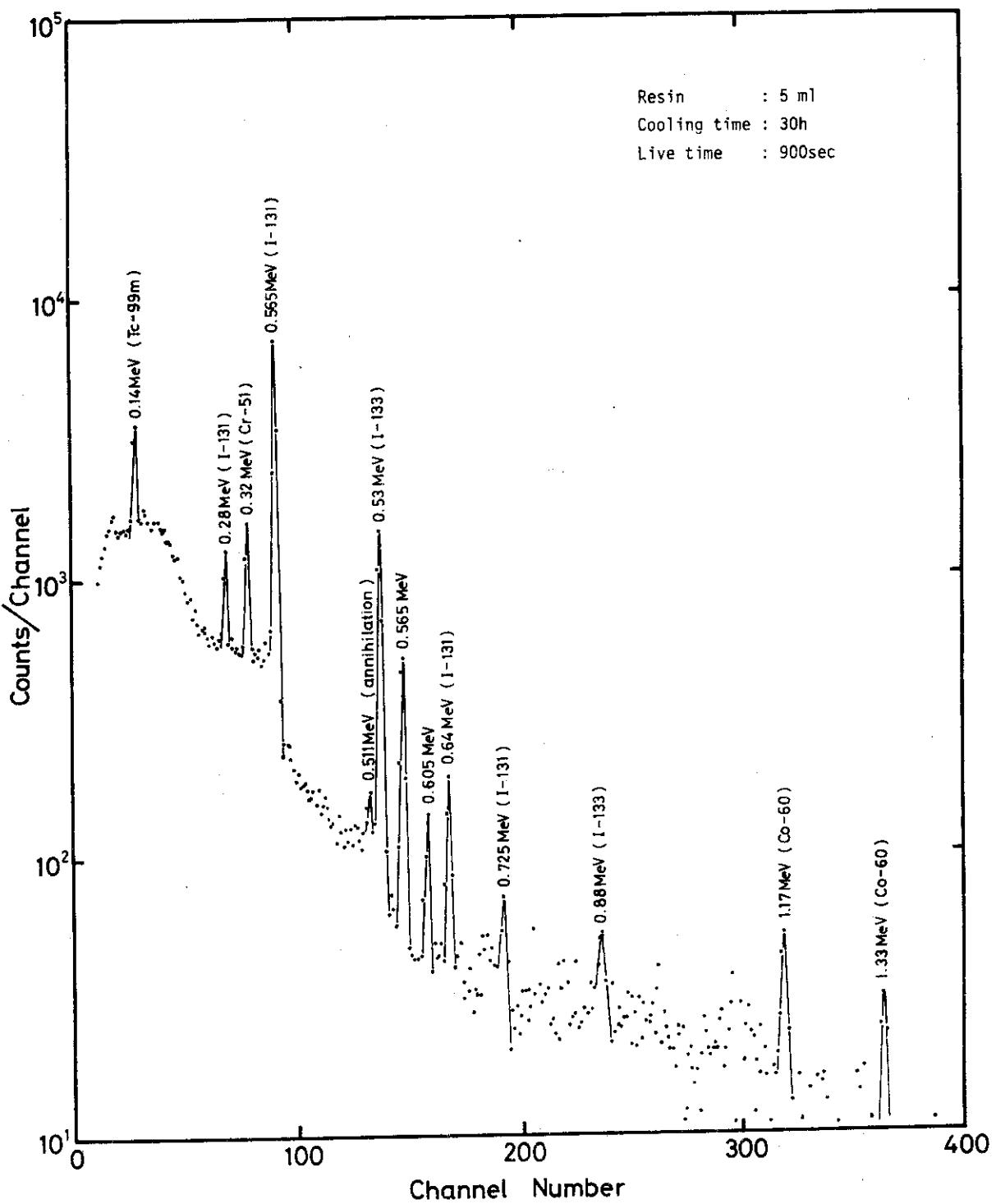


Fig. 12 Gamma-ray spectrum of anion exchange resin through 4A heavy water

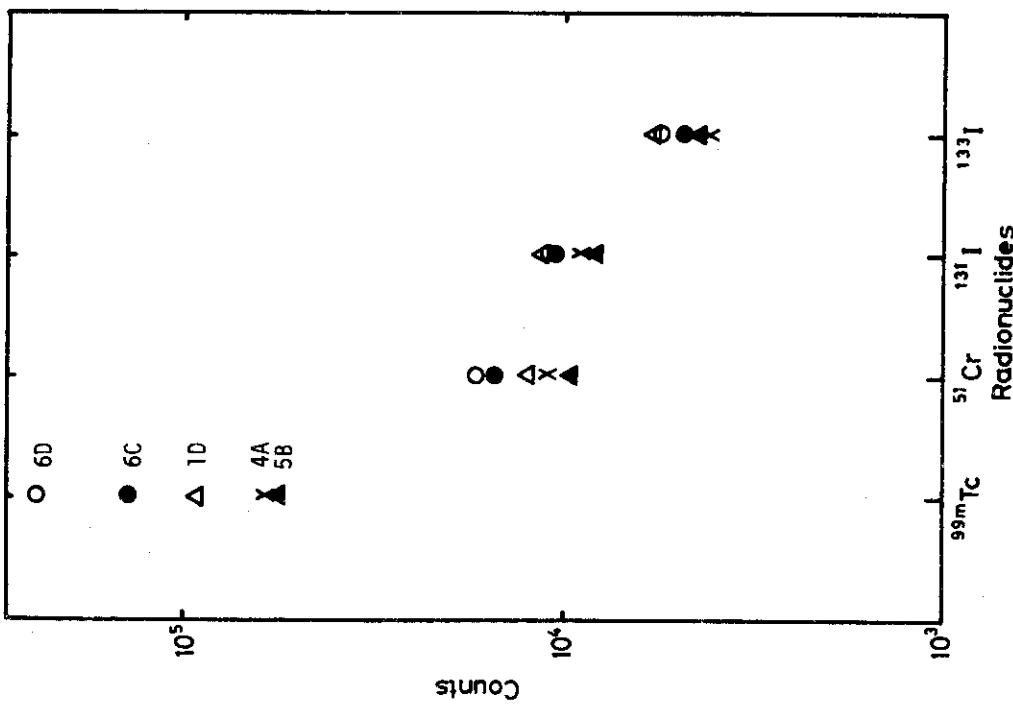


Fig. 13 Comparison of activities for adsorbed nuclides in anion exchange resin through heavy water

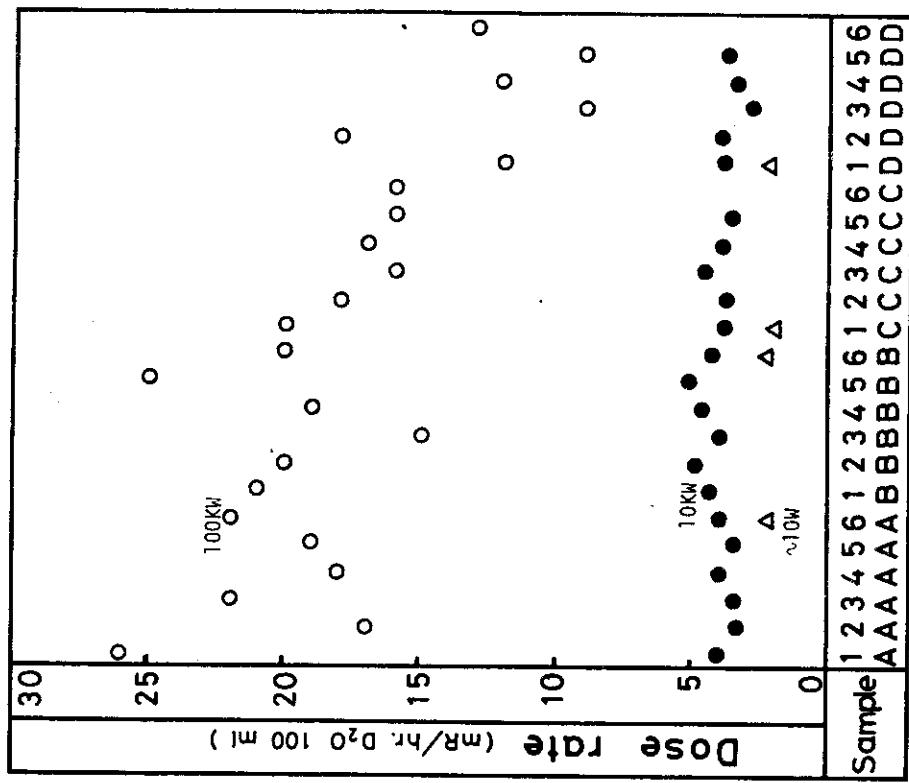


Fig. 14 Surface dose rates of heavy water samples

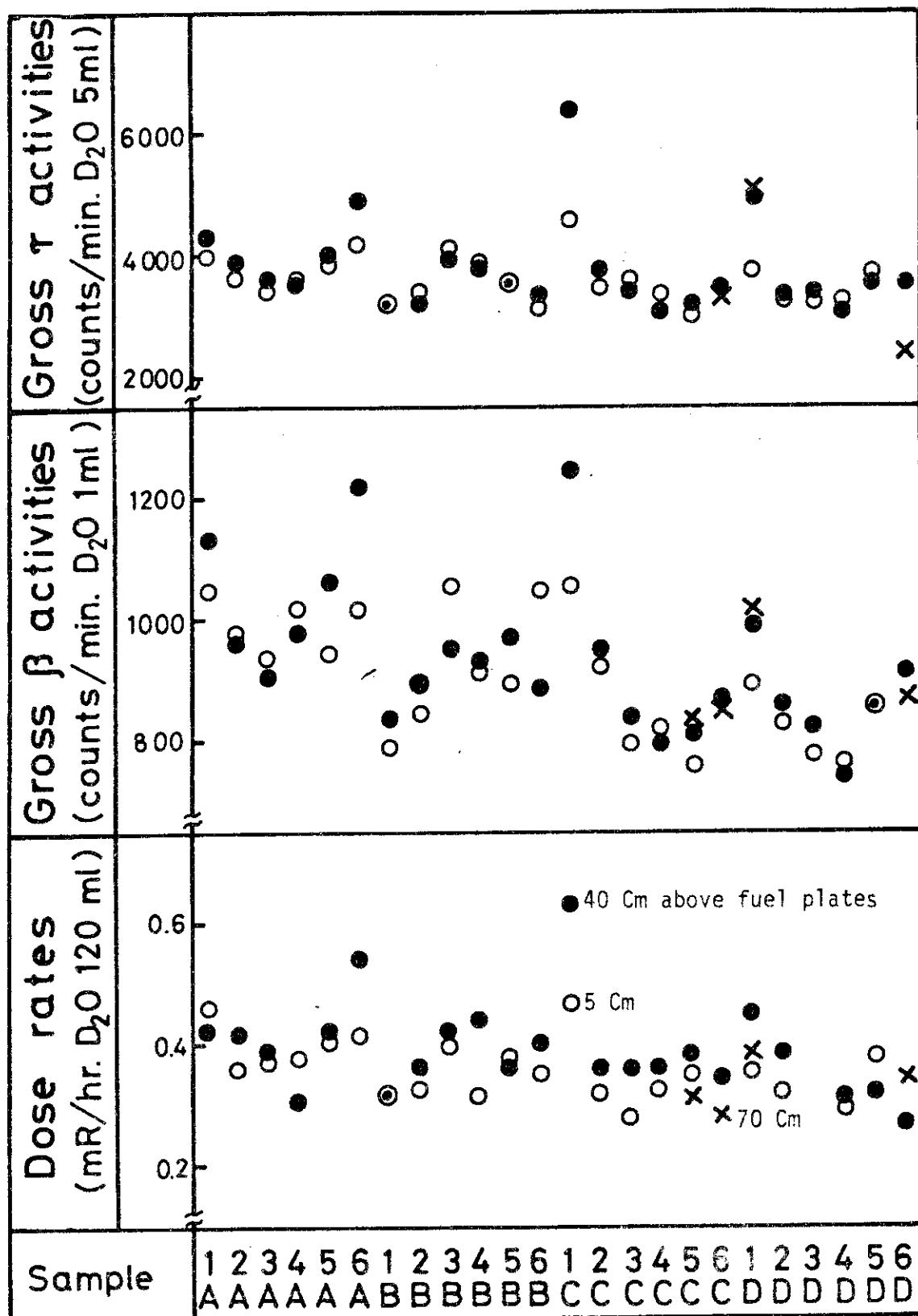


Fig. 15 Comparisons of activities and dose rates of heavy water samples

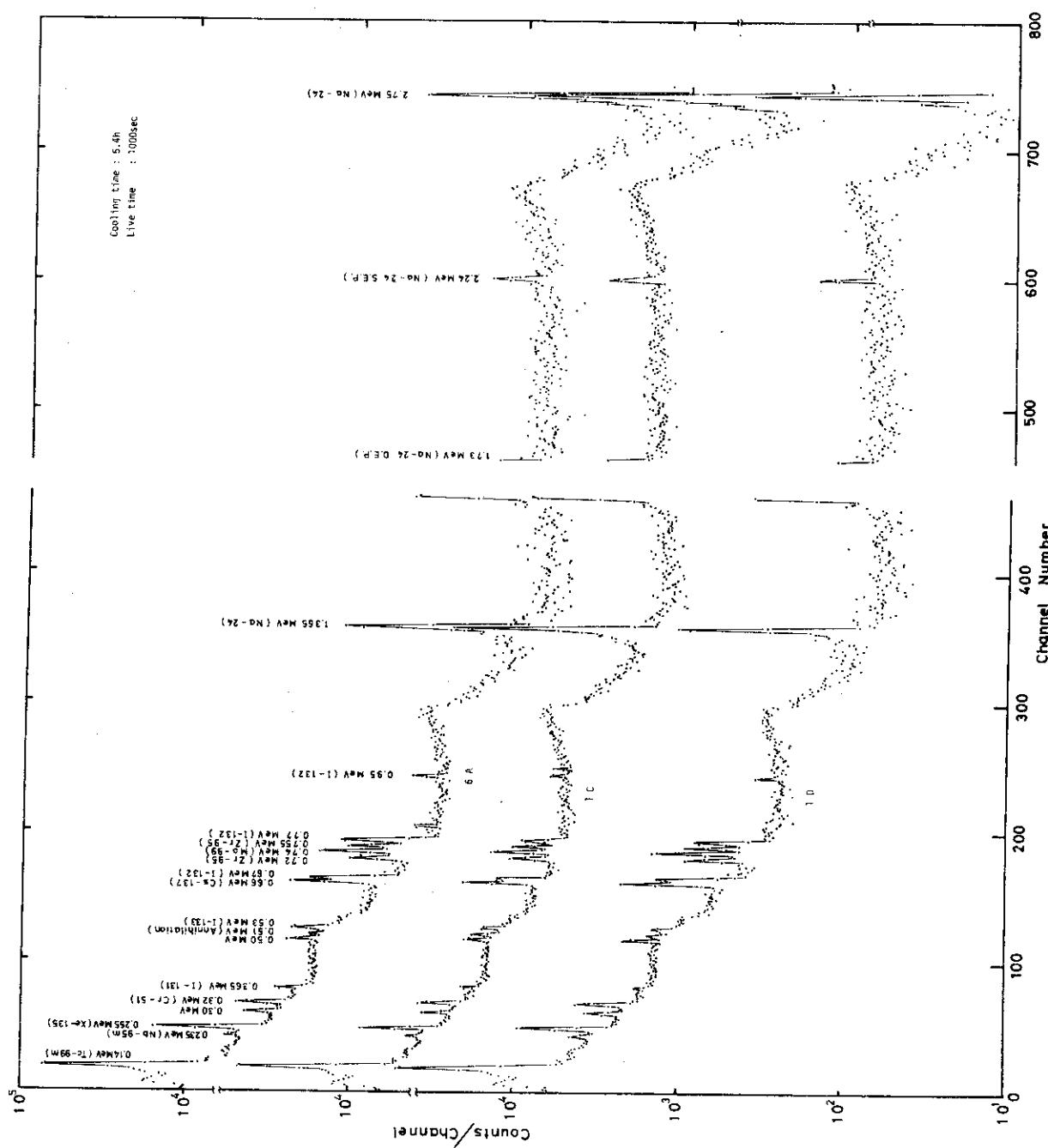


Fig. 16 Gamma-ray spectra of heavy water samples

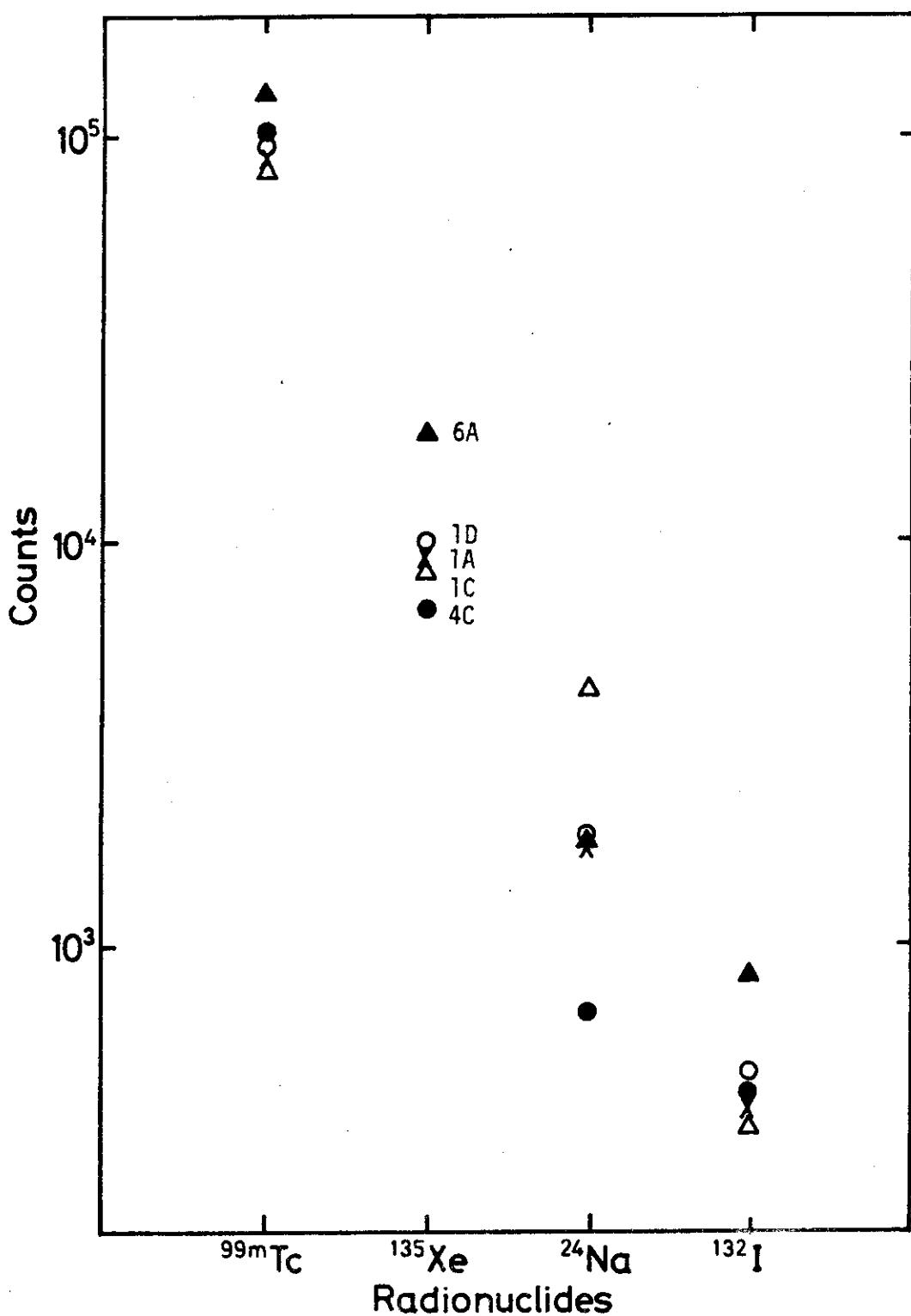


Fig. 17 Comparison of activities for radionuclides in heavy water samples