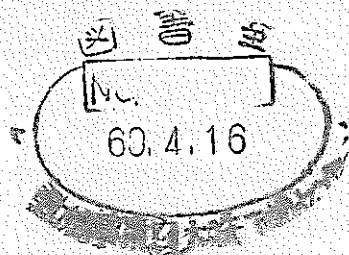


区 分 交 更	
変更履歴番号	1
決裁年月日	平成 13 年 7 月 31 日

高速実験炉「常陽」第 4 回定期点検報告

1 次冷却系配管表面線量率分布



1985年3月

技術資料コード	
開示区分	レポート No.
	N 941 85-61
<p>この資料は 図書室保存資料です 閲覧には技術資料閲覧票が必要です</p> <p>動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター技術管理室</p>	

動力炉・核燃料開発事業団
 大 洗 工 学 セ ン タ ー

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)



配 布 限 定

PNC T N 941 85 - 61

1 9 8 5 年 3 月

高速実験炉「常陽」第 4 回定期点検報告

I 次冷却系配管表面線量率分布

前田 幸基* 田村 政昭* 富田 直樹*

川部 浩康* 砂押 博* 遠藤 順一** 佐藤 勲雄*

要 旨

高速実験炉「常陽」は照射用炉心への移行作業を終えた後 100 MW での定格運転に入った。昭和 58 年 12 月 2 日に 100 MWt での 2 サイクルの運転を無事終了し、第 4 回定期点検に入った。

定期検査の作業のうち、1 次オーバフロー電磁ポンプ点検作業や配管支持装置の点検作業のようなメンテナンス作業は、一次冷却系配管や機器に接近して行うため、機器・配管からの放射線による被曝がかなり高く放射線管理上問題となる。

これら格納容器床下でのメンテナンス作業は必要欠くべからざるものであり、これらの作業による被曝を低減するためには配管表面の放射線量を詳細に調査し対処することが肝要である。

上記の目的のために「常陽」の格納容器内床下に設置されている一次冷却系機器・配管表面の放射線量率分布を定期点検開始毎に測定しており本報告は第 4 回定期検査時の測定結果である。

今回の測定は照射用炉心移行後に初めて行なわれたものであり、今後定常的に 100 MWt 出力運転を継続していくうえで順次定期検査毎に測定を実施し、後続炉設計の資としたい。

主な結論は、

- (1) 各測定ポイントでの線量率は、前回測定時と今回測定時においてその上昇率は同様な上昇傾向を示しており、全体的に上昇している。
- (2) 線量率の増加が著しいのは、一次主ポンプ・主中間熱交換器 (IHX) といった大型機器で、特に B 側ループの IHX の表面線量率の増加が著しい。
- (3) 核種分析の結果、線量率に寄与する主な核種は ^{54}Mn と ^{60}Co で ^{22}Na の寄与は小さい。

* 高速実験炉部原子炉第 2 課

** 高速実験炉部原子炉第 1 課



Experimental Fast Reactor "JOYO" the 4th Annual Inspection Report

The Dose Rate Distribution on the Surface
of the Primary Cooling System Piping

Y. Maeda^{*}, M. Tamura^{*}, N. Tomita^{*},
H. Kawabe^{*}, H. Sunaoshi^{*}, J. Endo^{**}
and I. Sato^{*}

Abstract

Experimental Fast Reactor "JOYO" started its operation at 100Mwt after finishing the core conversion work. On December 2, 1983, JOYO finished the second duty cycle at 100Mwt, and subsequently the 4th annual inspection was begun.

Since the maintenance work in the underfloor such as inspection of overflow EMP is conducted near the primary pipings and equipments, the radiation exposure by the maintenance is problem for the man rem saving. As the maintenance work in the underfloor is necessary to keep integrity of equipments, it is important to obtain the dose rate distribution on the surface of the primary cooling system pipings for decreasing the radiation exposure.

This report describes the results of measurement of the dose rate on the surface of the primary cooling system pipings with sodium drained which was conducted before starting the 4th annual inspection.

The measurement was conducted the first time after starting the Mark-II operation, and we would like to use the obtained data for designing the future reactors by continueing the measurement.

The results are as follows:

1. The dose rate was increased all over and the trend of increasing was almost same as last time.

* Maintenance Section, Experimental Fast Reactor Division.

** Operation Section, Experimental Fast Reactor Division.

2. The increase of dose rate on the surface of the large components such as primary main pumps and intermediate heat exchangers (IHX) was remarkably high, especially on the surface of IHX(B).
3. The dominant nuclides were ^{54}Mn and ^{60}Co , and the contribution of ^{22}Na was small.

目 次

1. 緒 言	1
2. 測定方法	2
2.1 運転実績	2
2.2 測定方法	2
3. 測定結果	3
3.1 線量率分布	3
3.2 測定時の放射線被曝線量	3
4. 検 討	4
5. 結 言	7
6. 参考文献	8

List of Tables

- Table 1 Measured dose rate other than the surface of piping
配管アイソメ図以外の測定ポイントの結果
- Table 2 Average dose rate
平均線量率相対強度

List of Figures

- Fig. 1 Operation history of JOYO
「常陽」運転実績
- Fig. 2 Dose rate on the surface of piping between Reactor Vessel and
IHX(A)
主冷却系Aループ・炉容器～IHX(A)
- Fig. 3 Dose rate on the surface of piping between IHX(A) and primary
pump (A)
主冷却系Aループ・IHX(A)～主循環ポンプ(A)
- Fig. 4 Dose rate on the surface of piping between primary pump (A)
and reactor vessel
主冷却系Aループ・主循環ポンプ(A)～炉容器
- Fig. 5 Dose rate on the surface of piping between reactor vessel and
IHX (B)
主冷却系Bループ・炉容器～IHX(B)
- Fig. 6 Dose rate on the surface of piping between reactor vessel and
IHX(B)
主冷却系Bループ・IHX(B)～主循環ポンプ(B)
- Fig. 7 Dose rate on the surface of piping between primary pump (B)
and reactor vessel
主冷却系Bループ・主循環ポンプ(B)～炉容器
- Fig. 8 Dose rate on the surface of piping between auxiliary IHX and
auxiliary loop EMP
補助冷却系・補助中間熱交換器～循環ポンプ
- Fig. 9 Dose rate on the surface of piping between auxiliary EMP and
reactor vessel
補助冷却系・循環ポンプ～炉容器

- Fig. 10 Dose rate on the surface of reactor vessel and overflow tank
オーバーフロー系・炉容器～オーバーフロータンク
- Fig. 11 Dose rate on the surface of overflow tank and EMP
オーバーフロー系・オーバーフロータンク～汲上ポンプ
- Fig. 12 Dose rate on the surface of purification loop EMP and EMF
純化系, 純化系電磁ポンプ～電磁流量計
- Fig. 13 Dose rate on the surface of cold trap inlet line
純化系, コールドラップ入口ライン
- Fig. 14 Dose rate on the surface of cold trap outlet line
純化系・コールドラップ出口ライン
- Fig. 15 Dose rate on the surface of drain line
充填ドレン系・ダンプタンク A・B～ドレンヘッター
- Fig. 16 Dose rate on the surface of overflow tank and dump tanks
各タンクの表面線量率
- Fig. 17 Trend of average dose rate (A loop)
平均線量率の推移 (Aループ)
- Fig. 18 Trend of average dose rate (B loop)
平均線量率の推移 (Bループ)
- Fig. 19 Trend of dose rate between R/V and IHX(A) (horizontal line)
Aループ R/V～IHX (A)間の線量率の推移 (水平配管部)
- Fig. 20 Trend of dose rate between R/V and IHX(A) (vertical line)
Aループ・R/V～IHX (A)間の線量率の推移 (垂直配管部)
- Fig. 21 Trend of dose rate between R/V and IHX(A) (elbow)
Aループ R/V～IHX (A)間の線量率の推移 (エルボ部)
- Fig. 22 Trend of dose rate between IHX(A) and primary main pump (A)
(horizontal line)
Aループ・IHX (A)～主ポンプ(A)間の線量率の推移 (水平配管部)
- Fig. 23 Trend of dose rate between IHX(A) and primary main pump (A)
(vertical line)
Aループ・IHX (A)～主ポンプ間の線量率の推移 (垂直配管部)
- Fig. 24 Trend of dose rate between IHX(A) and primary main pump (A)
(elbow)
Aループ・IHX (A)～主ポンプ間の線量率の推移 (エルボ部)
- Fig. 25 Trend of dose rate between primary main pump (A) and reactor
vessel (horizontal line)
Aループ主ポンプ～R/V間の線量率の推移 (水平配管部)

- Fig. 26 Trend of dose rate between primary main pump (A) and reactor vessel (vertical line)
Aループ主ポンプ(A)～R/V間の線量率の推移 (水平配管部)
- Fig. 27 Trend of dose rate between primary main pump (A) and reactor vessel (elbow)
Aループ主ポンプ(A)～R/V間の線量率の推移 (エルボ部)
- Fig. 28 Trend of dose rate between reactor vessel and IHX(B)
(horizontal line)
Bループ・R/V～IHX(B)の線量率の推移 (水平配管部)
- Fig. 29 Trend of dose rate between R/V and IHX(B) (elbow)
Bループ・R/V～IHX(B)の線量率の推移 (エルボ部)
- Fig. 30 Trend of dose rate between IHX(B) and primary main pump (B)
(elbow)
BループIHX(B)～主ポンプ(B)の線量率の推移 (エルボ部)
- Fig. 31 Trend of dose rate between primary main pump (B) and reactor vessel (horizontal line)
Bループ主ポンプ(B)～R/V間の線量率の推移 (水平配管部)
- Fig.32 Trend of dose rate between primary main pump (B) and reactor vessel (vertical line and elbow)
Bループ主ポンプ(B)～R/V間の線量率の推移 (垂直配管およびエルボ部)
- Fig. 33 Trend of dose rate for A-loop
Aループ配管のおもな点の線量率の推移
- Fig. 34 Trend of dose rate for B-loop
Bループ配管のおもな点の線量率の推移
- Fig. 35 Trend of dose rate for components of A-loop
Aループ機器出入口部の線量率の推移
- Fig. 36 Trend of dose rate for components of B-loop
Bループ機器出入口部の線量率の推移
- Fig. 37 Trend of dose rate for components
機器出入口部の線量率の推移
- Fig. 38 Dose rate on surface of primary loop-A
Aループの配管表面線量率結果
- Fig. 39 Dose rate on surface of primary loop-B
Bループの配管表面線量率結果
- Fig. 40 Result of γ -spectrum analysis
 γ 線スペクトルの結果

1. 緒 言

高速実験炉「常陽」は照射用炉心（Mark - II 炉心）への移行後、昭和 58 年 12 月 2 日に Mark - II 炉心での第 2 サイクルの運転を終了し第 4 回定期点検に入った。

ループ型高速炉の特徴として、1 次系の配管や機器への接近性のよさがあげられるが、1 次系の配管や機器が格納されている床下でのメンテナンス作業は、放射化されたナトリウム（ ^{22}Na 、 ^{24}Na ）あるいは放射性腐食生成物（Corrosion Products）等による放射線環境下で行なわれる。従って床下でのメンテナンスを開始するにあたり、作業員の被曝を出来るだけ低くするため 1 次系のナトリウムは原子炉容器の一部を除いてすべてダンプタンにドレンされる。

しかしながら、これら放射化ナトリウムと放射性腐食生成物の放射能濃度は原子炉積算出力の増加に伴って増加しており、これに伴い床下空間線量率も増加の傾向を示しているため、1 次冷却系配管表面線量率を把握することは、格納容器床下での作業計画を立てるのに重要である。

本報告書は第 4 回定期点検において格納容器内床下メンテナンスの作業を開始するにあたり実施した、1 次冷却系配管表面線量率分布の測定結果について述べる。

2. 測定方法

2.1 運転実績

昭和52年4月の初臨界以降における「常陽」の全運転実績をFig-1に示す。増殖炉心であるMark-I期間中の積算運転時間は約13,000時間で、積算熱出力は 6.73×10^5 Mwhである。また照射用炉心移行後Mark-II第2サイクル終了時までの積算運転時間は約3,800時間で、積算熱出力は 2.8×10^5 Mwhである。従って初臨界以降昭和58年12月のMark-II第2サイクル終了時までの総運転時間は16,800時間で、総積算熱出力は 9.53×10^5 Mwhである。

2.2 測定方法

(1) プラント状態

昭和58年11月30日に100 Mwt (Mark-II)での第2サイクルが終了、第4回定期点検作業を行うため1次系のNaは12月21日に系統温度200℃にてA側ダンプタンクに通常ドレン操作にてドレンされた。前回の第3回定期点検時には高温ドレン(ドレン時の系統温度; 250℃)と通常ドレン(ドレン時の系統温度; 200℃)の両方を行い測定データの比較を行なったが、高温ドレンと通常ドレンによる表面線量率の差があまりみられなかったため、今回は通常ドレンのみ行い測定を行なった。

プラント状態 (測定日 昭和59年1月9日, 10日)

- ダンプタンク(A)へドレン
- ドレン後の炉容器内Na液面; GL-8200 (主配管出口ノズル下端より60 cm下)
- ドレン後の炉容器内Na温度; 200℃
- ドレン時のNa温度; 200℃ (通常ドレン)

(2) 測定方法

配管表面線量率の測定は電離箱サーベイメータを使用し、保温材の表面に可能なかぎり密着させて行なった。測定位置は昭和53年度定期点検時に定めた場所で、1次主冷却系77点、1次補助冷却系13点、オーバフロー系3点、Na純化系12点、充填ドレン系1点、ダンプタンク及びオーバフロータンク8点、その他8点の計122点である。測定点をFig 2からFig 15に示す。

3. 測定結果

3.1 線量率分布

1次冷却系配管および機器の表面線量率の測定結果を第3回定期点検時の測定結果とあわせてFig 2からFig 16に示す。図中の上段が前回の第3回定期点検開始時のデータで、下段が今回測定時のデータである。

3.2 測定時の放射線被曝線量

今回の測定における作業員の放射線被曝線量は次の通りである。

作業員数 (人)	総被曝線量 (ミリマンレム)	平均被曝線量 (ミリレム/人)	最高被曝線量 (ミリレム/人)	作業期間
5	156	31.2	44	59.1.10 ~ 59.1.11

4. 検 討

今回の測定は定期検査を行う上での作業計画立案のために行なったものであり、測定データはバックグラウンド等を含み定量的な評価は行なえない。しかしながら、照射用炉心移行後初めて測定されたものであり、表面線量率の変化が注目された。前回と前々回の測定では、機器配管内表面に付着している残留ナトリウムを減少させる目的で高温ドレン（ドレン時の系統温度 250℃）を行い通常ドレン（ドレン時の系統温度 200℃）時との表面線量率の比較を行なったが、ナトリウムのドレン性は系統温度が 200℃、250℃のいずれの場合でも極めて良好であるという結果が得られているため、⁽¹⁾ 今回は通常ドレンのみを行い表面線量率を測定した。

今回の測定データはいずれの測定点においても前回データより上昇していた。これらの測定値を各グループごとに平均値を算出し、第 1 回定期検査から第 4 回定期検査までのデータをまとめたものを表 2 に示す。このデータをもとに原子炉積算出力を横軸にとり、主冷却系 A ループ B ループについて平均の線量率をプロットしたものを Fig. 17, Fig. 18 に示す。このグラフに示されるように、線量の増加率は照射用炉心移行後大きくなっていることがわかる。これを詳細にみるため各測定ポイントごとに同様のプロットをしたものを、A ループのおもな点について Fig. 19 から Fig. 27, B ループのおもな点について Fig. 28 から Fig. 32 に示す。尚、グラフ中に示す番号は Fig. 2 から Fig. 7 における測定点の番号である。

原子炉容器出口 (R/V) から IHX (A) において、水平配管部では Fig. 19 に示すように線量率の増加は第 3 回定期検査時から第 4 回定期検査時にかけて大きくなっている。垂直配管部は Fig. 20 に示すように水平配管部に比べて線量率の増加は小さい。エルボ部については Fig. 21 に示すように水平配管部より線量率は全体的に高めである。

瀧田・引地らによると、配管表面線量率に及ぼす放射化腐食生成物 (CP) は、冷却材の流れが乱れる所では沈着量が増大する傾向にあるということであり、⁽²⁾ エルボ部の表面線量率が他の部分より高いのは、冷却材の流れが乱れることにより CP の沈着量が増大したためと考えられる。

IHX (A) から主ポンプ (A) の配管にかけては、Fig. 22 から Fig. 24 に示すように水平配管部も垂直配管部もエルボ部もだいたい同様の傾向を示している。但し Fig. 3 の # 43 から # 45 までの水平配管では、第 2 回定期検査時から第 3 回定期検査時にかけての増加が第 3 回定期検査時から第 4 回定期検査時にかけての増加より大きく、他の測定位置と傾向が異なっている。

主ポンプ (A) から原子炉容器入口 (R/V) においては、Fig. 25 から Fig. 27 に示すように水平配管部・垂直配管部・エルボ部ともほぼ同様の傾向を示している。また、他の原子炉容器出口

(1) 参考文献 (3) 参照

(2) 参考文献 (4) 参照

から IHX (A) にかけての配管, IHX (A) から主ポンプ (A) にかけての配管に比べて, 第 1 回定期検査から第 3 回定期検査にかけての Mark - I 期間中も, 第 3 回定期検査から第 4 回定期検査にかけての Mark - II 期間中も線量率の増加は比較的大きい。

B ループの原子炉容器出口 (R/V) から IHX (B) については, Fig. 28, Fig. 29 に示すように水平配管部とエルボ部はほぼ同様の傾向を示している。垂直配管は水平配管に比べて線量率が全体的に小さい。また # 114 は全体的に線量率が高くなっているが, これは IHX (B) の影響を受けていると思われる。IHX (B) から主ポンプ (B) にかけてのエルボ部は原子炉容器から主ポンプ (B) にかけてのエルボ部と同様の傾向を示している。

主ポンプ (B) から原子炉容器入口 (R/V) にかけては, 他の原子炉容器出口から IHX (B) にかけての配管, IHX (B) から主ポンプ (B) にかけての配管に比べて増加が全体的に大きく A ループと同じ傾向を示している。

これら測定点のおもなものについて, 横軸に原子炉積算熱出力, 縦軸に線量率の対数をとったものを Fig. 33・Fig. 34 に示す。これらの図より, 配管の表面線量率は今のところ原子炉積算熱出力に対して指数関数的に増加しているといえる。瀧田・引地らによると一次系配管の表面線量率の推移は原子炉積算熱出力にほぼ比例して増加している⁽³⁾ということであるが, これは Mark - I 期間中のデータから述べたものであり, Mark - II のデータつまり第 4 回定期検査時の測定データも加えて傾向を見ると単純に比例しているとはいえない。Fig. 17, Fig. 18 に示すように第 3 回定期検査時から第 4 回定期検査時にかけて線量率の増加は大きい。この理由は照射用炉心移行による炉心の変更, 中性子束の増加・ホットレグ温度の上昇などが考えられるが, この増加傾向が炉心変更に伴う一時的なものであるかどうかは次回の測定データが必要である。しかしながらこの増加傾向が続くと仮定すると, 次回定期検査開始時つまり第 7 サイクル終了時の積算原子炉熱出力は約 14.8×10^5 Mwt となるので, 配管表面線量率は Fig. 33 と Fig. 34 から平均で約 100 mR/h 程度になると予想される。

Fig. 35 と Fig. 36 に原子炉容器, IHX・主ポンプの各入口付近の配管の表面線量率をプロットしたものを示す。これらの点は今まで述べてきた配管に比べて線量率が大きい。A ループでは各点ともほぼ同じ傾向を示しており, 第 3 回定期検査から第 4 回定期検査にかけての増加率が大きくなっている。また IHX (B) の出入口部の線量率が特に高くなっている。これらの点について横軸に原子炉積算熱出力, 縦軸に線量率の対数をとったものを Fig. 37 に示す。各点とも原子炉積算熱出力に対してほぼ指数関数的に増加しているとはいえるが, IHX (B) の出口部のみ他の点に比べて増加率が大きい。

配管表面線量に寄与する核種を見い出すために, A ループのホットレグ配管について核種分析を行なった結果を Fig. 40 に示す。このグラフに示されるように主な核種は ^{54}Mn と ^{60}Co で, ^{50}Mn は ^{60}Co は約 1 桁高い。また ^{22}Na は低くナトリウムのドレン性が今回もよかったことを

(3) 参考文献(4)参照

示している。

100 Mwt での 2 サイクルの運転を経て機器・配管の表面線量率は増加傾向を示しており、被曝低減のために CP 低減化対策はますます重要になってくると思われる。照射用炉心移行後の測定は今回が初めてであり、今後の傾向をつかむためにも次回の測定データに注目したい。

5. 結 言

第4回定期点検において、床下メンテナンス作業を開始するにあたり1次系配管表面線量率の測定を実施した。

今回は照射用炉心移行後初めての測定であったので、表面線量率の変化が注目された。

主な結論は

- (1) 各測定値は前回測定値よりも増加しており、特にポンプ・IHXといった大型機器に著しい増加がみられた。
- (2) 各測定ポイント間の線量率の高さの関係は前回と同様の傾向を示しており、線量率は一様に増加している。
- (3) 核種分析の結果、主な核種は ^{54}Mn と ^{60}Co で、 ^{54}Mn は ^{60}Co に比べて約1桁高い。また ^{22}Na の寄与は小さい。

今回の測定結果より床下作業における大まかな被曝線量の推定および前回値との比較を行うことができた。線量率の増加は配管表面に付着する腐食生成物（CP）の付着量の増加と考えられ、CPの発生量は炉心体系の変更による中性子束の増加、付着量の増加はホットレグ温度の上昇等に関係があると思われる。今後データを積み重ねることによりメンテナンス時の被曝線量の予測ならびに作業計画に役立てていきたい。

6. 参 考 文 献

- (1) 大和田 敏雄, その他

高速実験炉一次冷却系配管表面の線量率分布

PNC SN 941 78 - 158

1978年12月

- (2) 瀬戸口 啓一, その他

高速実験炉「常陽」一次冷却系配管表面の線量率分布

PNC SN 941 81 - 53

1981年3月

- (3) 田村 政昭, その他

高速実験炉「常陽」一次冷却系配管表面線量率分布

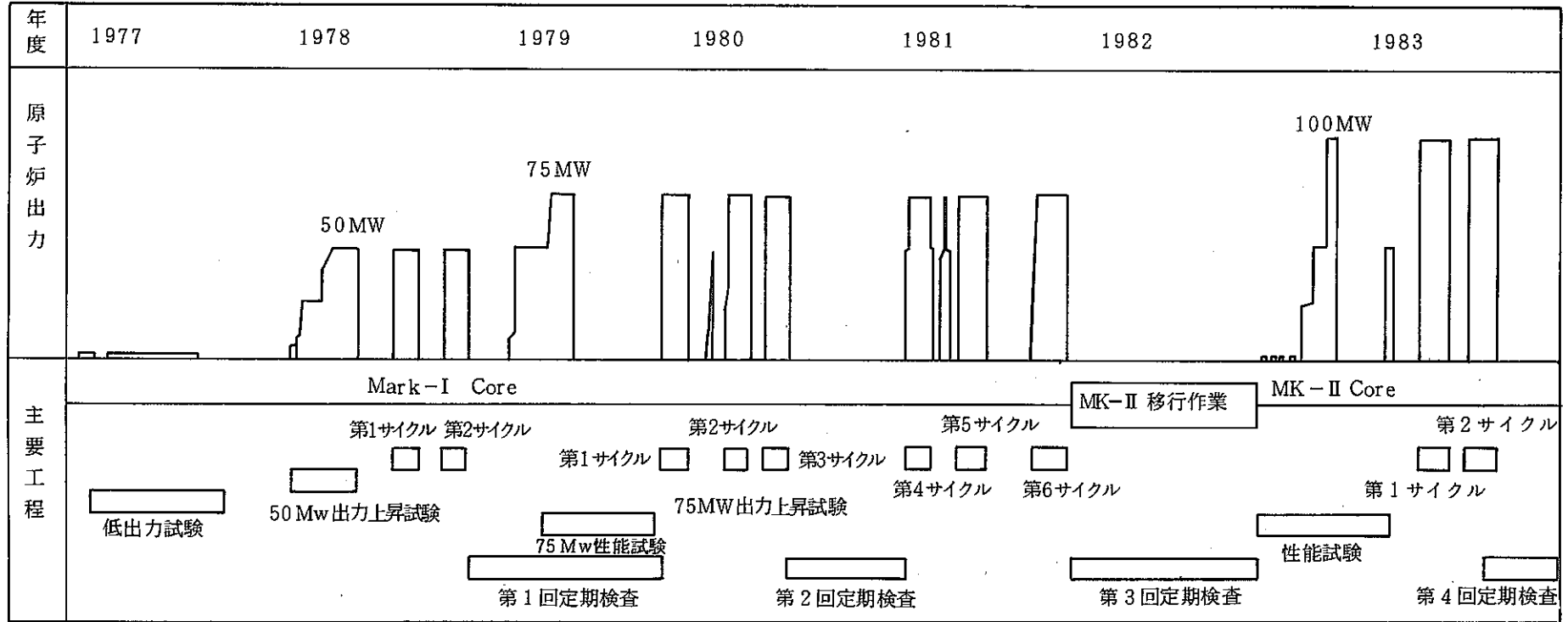
PNC SN 941 83 - 141

1983年9月

- (4) 瀧田 昭久, 引地 貴義, その他

高速実験炉「常陽」における放射性腐食生成物について

保健物理学会誌, 19, (1984)



MK - I 炉心積算運転時間	12,968 (hr)	MK - I 積算熱出力	673,330 (Mwh)
MK - II "	3,835 (hr)	MK - II "	281,376 (Mwh)
TOTAL	16,803 (hr)	TOTAL	954,706 (Mwh)

図1. 「常陽」 運転実績

上段：前回測定値（昭和57年2月16, 17日測定）

下段：今回測定値（昭和59年1月9日, 10日測定）

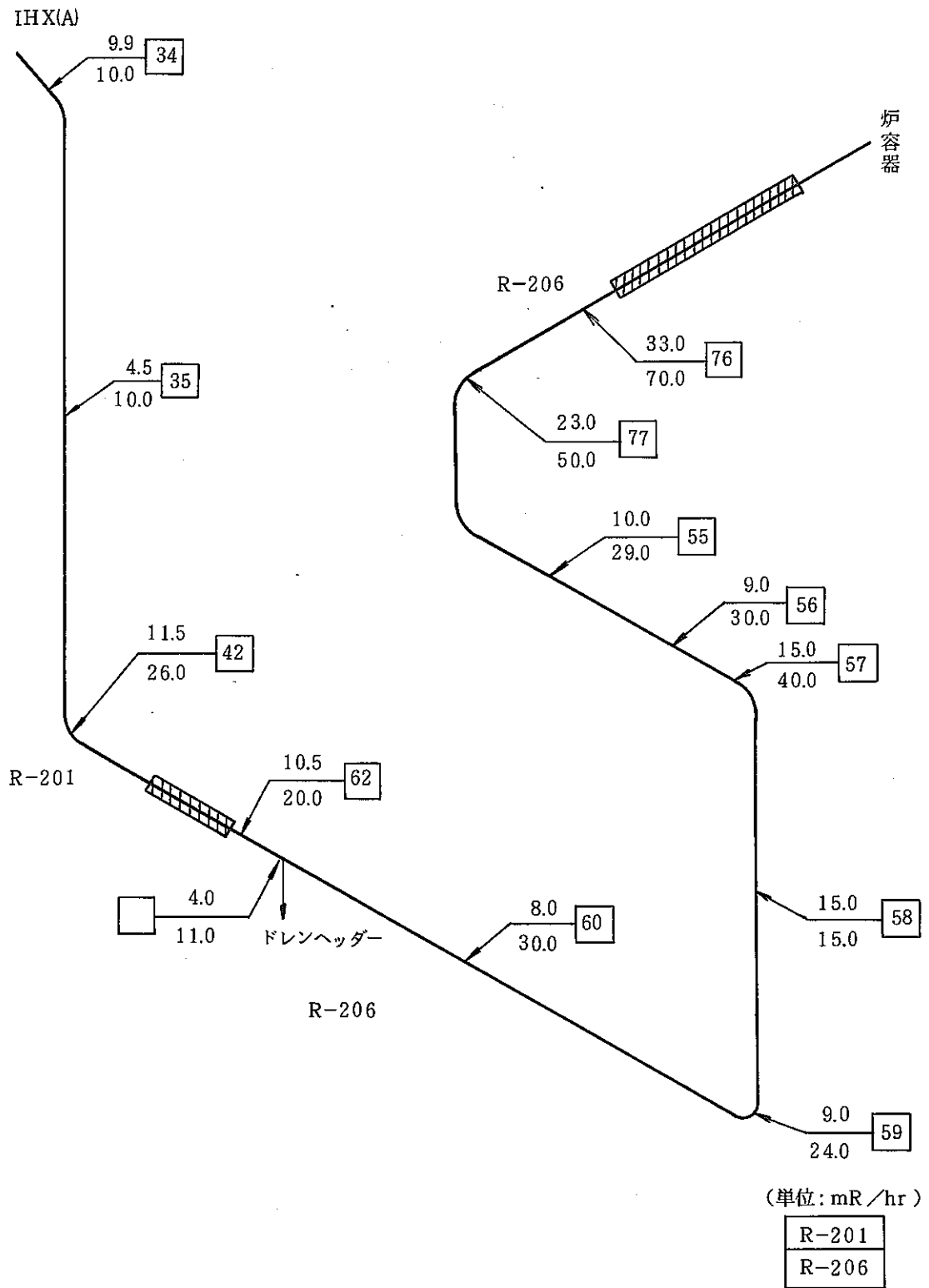


図2. 主冷却系A ループ・炉容器～IHX (A)

上段：前回測定値（昭和57年2月16日，17日測定）

下段：今回測定値（昭和59年1月9日，10日測定）

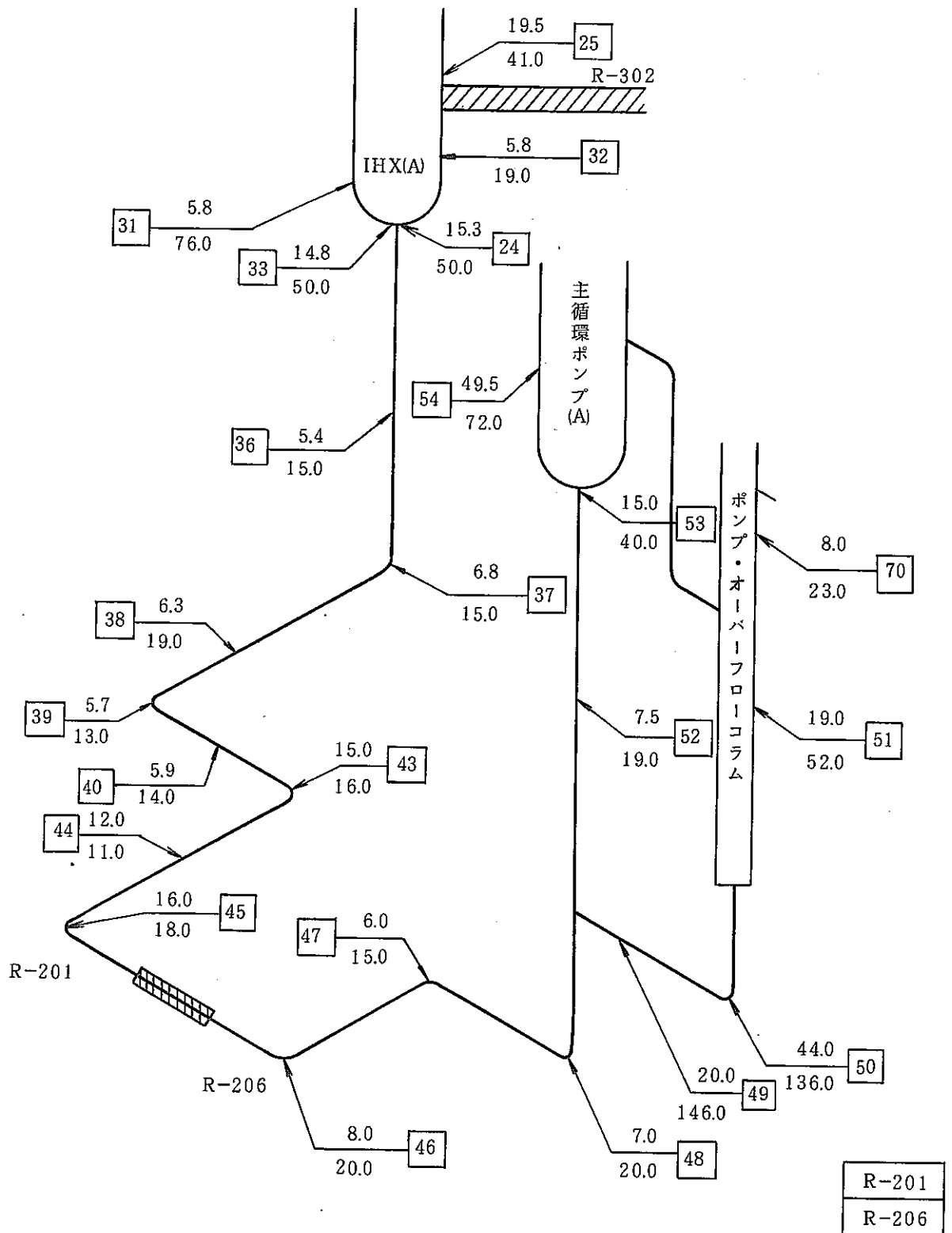


図3. 主冷却系A ループ・IHX (A) ~主循環ポンプ(A)

上段：前回測定値（昭和57年2月16日，17日測定）

下段：今回測定値（昭和59年1月9日，10日測定）

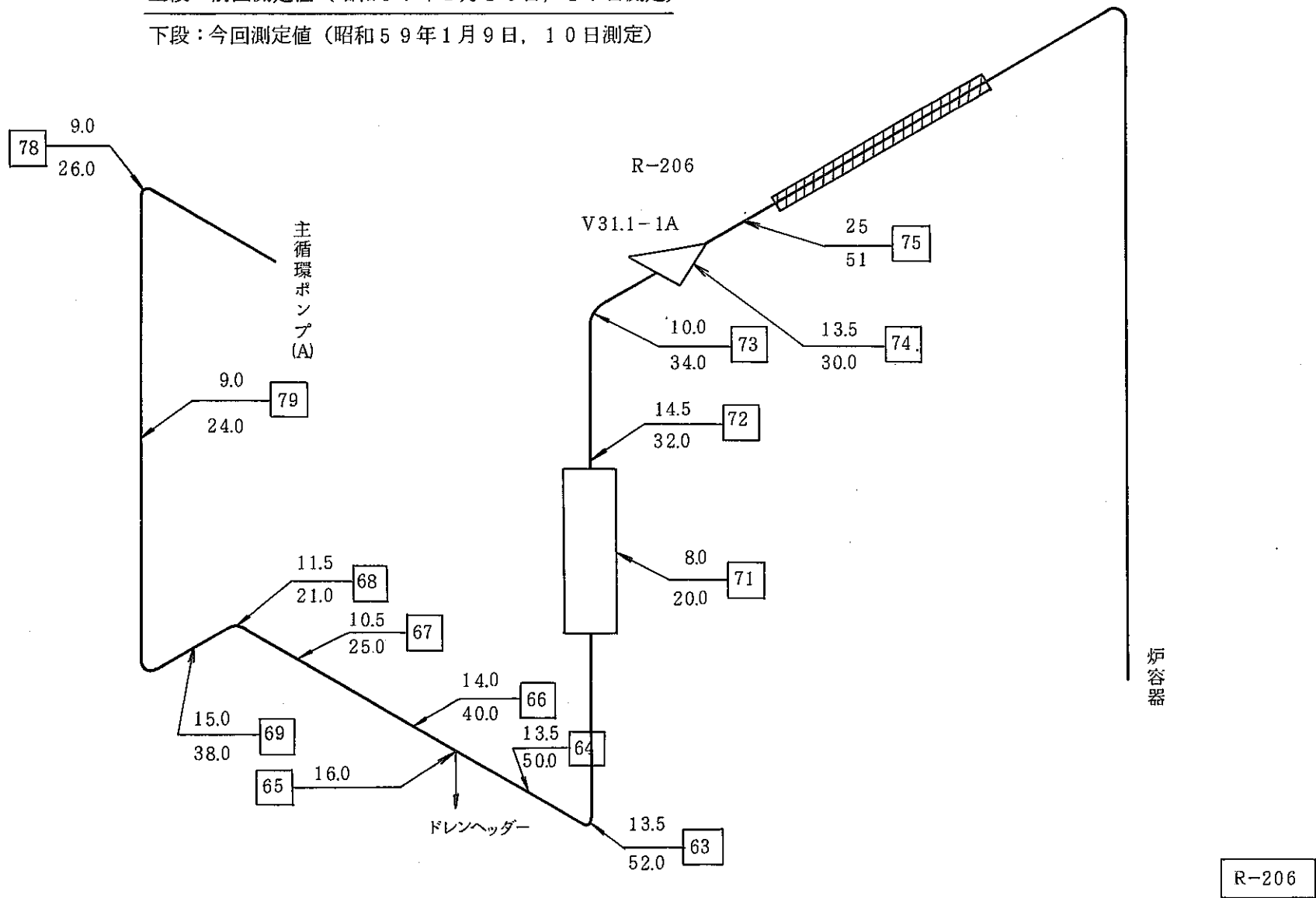


図4. 主冷却系A ループ・主循環ポンプ(A)～炉容器

上段：前回測定値（昭和57年2月16日，17日測定）

下段：今回測定値（昭和59年1月9日，10日測定）

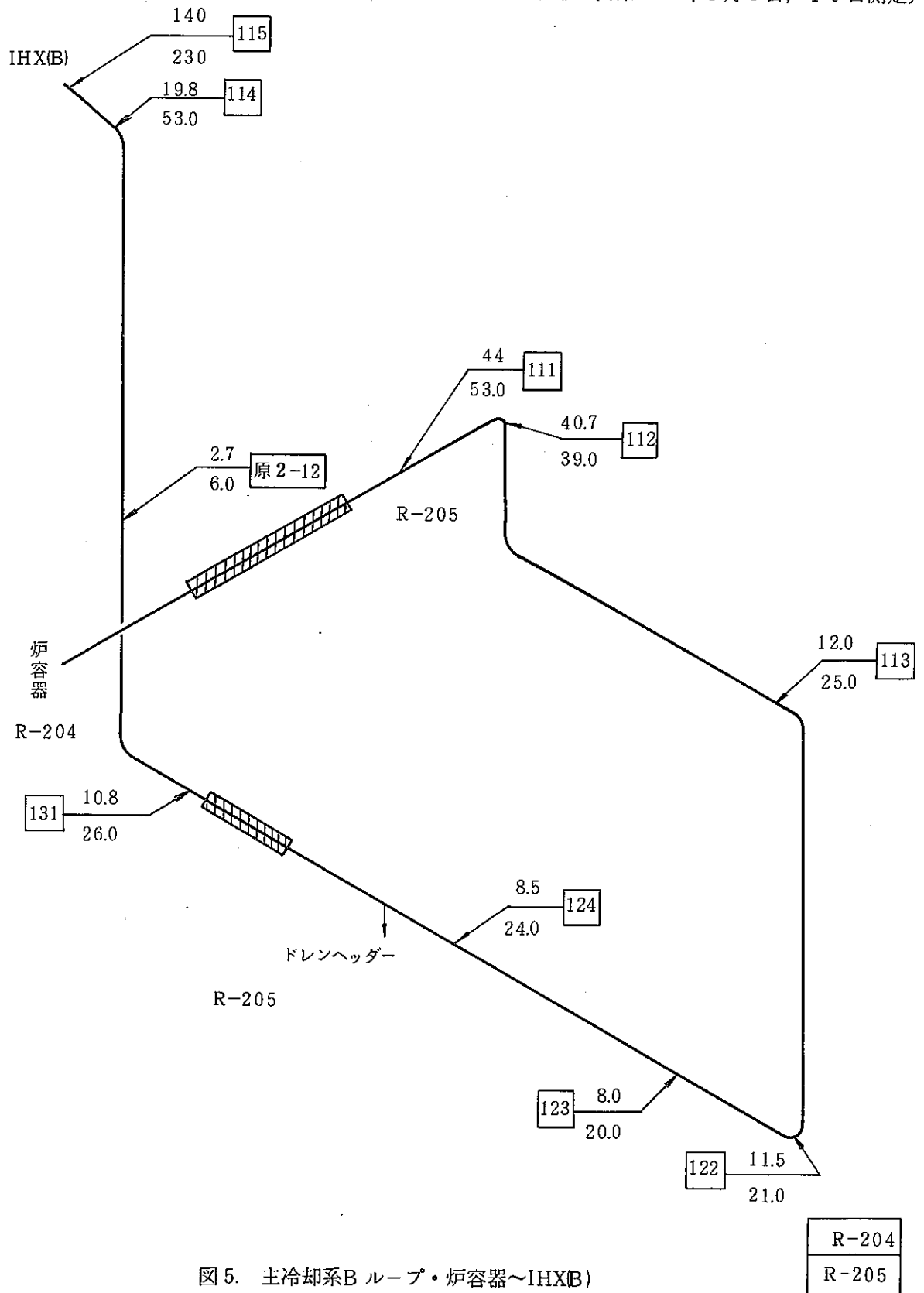


図5. 主冷却系B ループ・炉容器～IHXB)

上段：前回測定値（昭和57年2月16日，17日測定）

下段：今回測定値（昭和59年1月9日，10日測定）

R-205	B 4系アキュムレータ	1.6	101
		4.9	
R-204	B 4系アキュムレータ	2.5	102
		4.1	

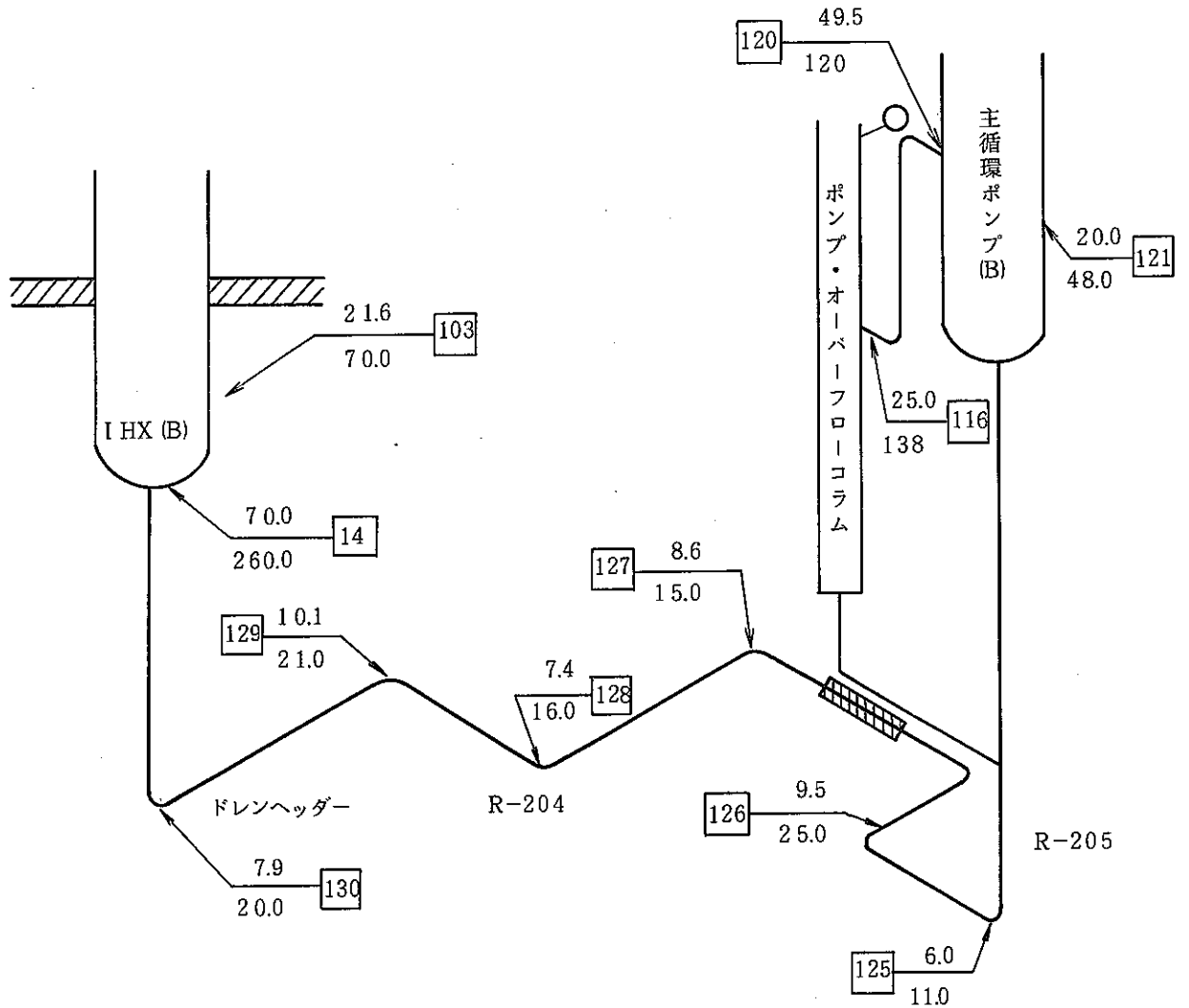


図6. 主冷却系B ループ・IHX(B)→主循環ポンプ(B)

上段：前回測定値（昭和57年2月16日，17日測定）

下段：今回測定値（昭和59年1月9日，10日測定）

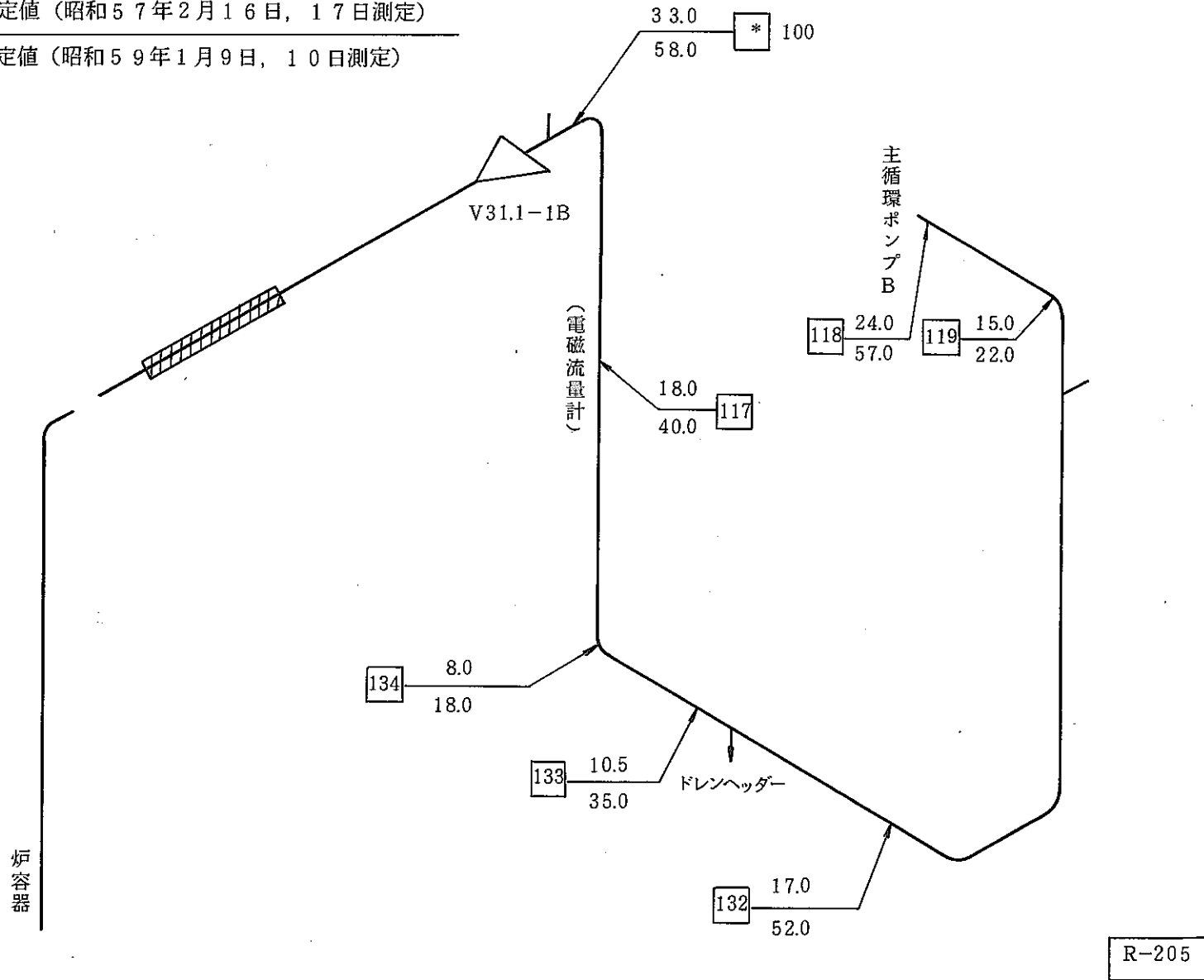


図7. 主冷却系B ループ・主循環ポンプB～炉容器

上段：前回測定値（昭和57年2月16日，17日測定）

下段：今回測定値（昭和59年1月9日，10日測定）

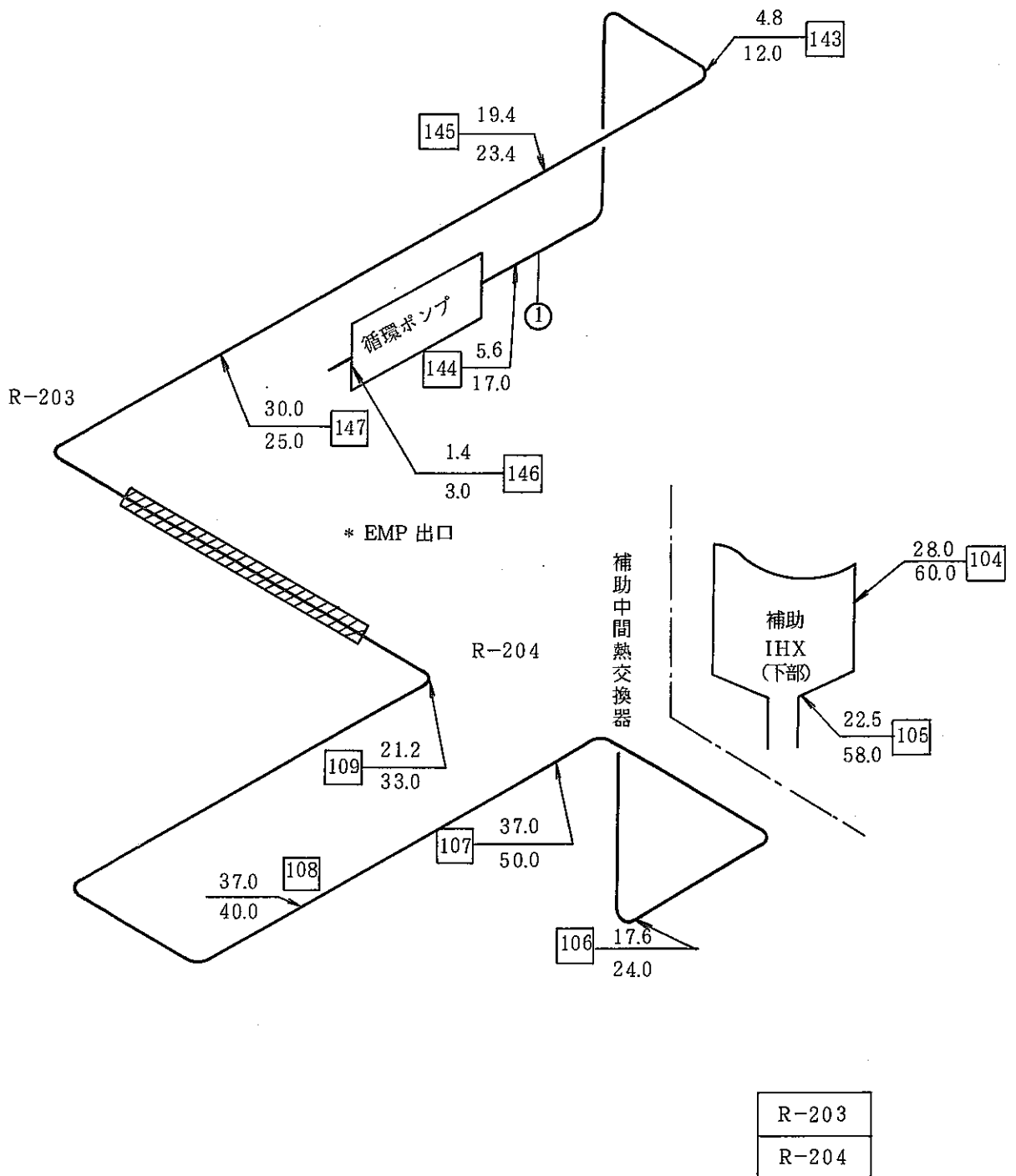


図8. 補助冷却系・補助中間熱交換器～循環ポンプ

上段：前回測定値（昭和57年2月16日，17日測定）

下段：今回測定値（昭和59年1月9日，10日測定）

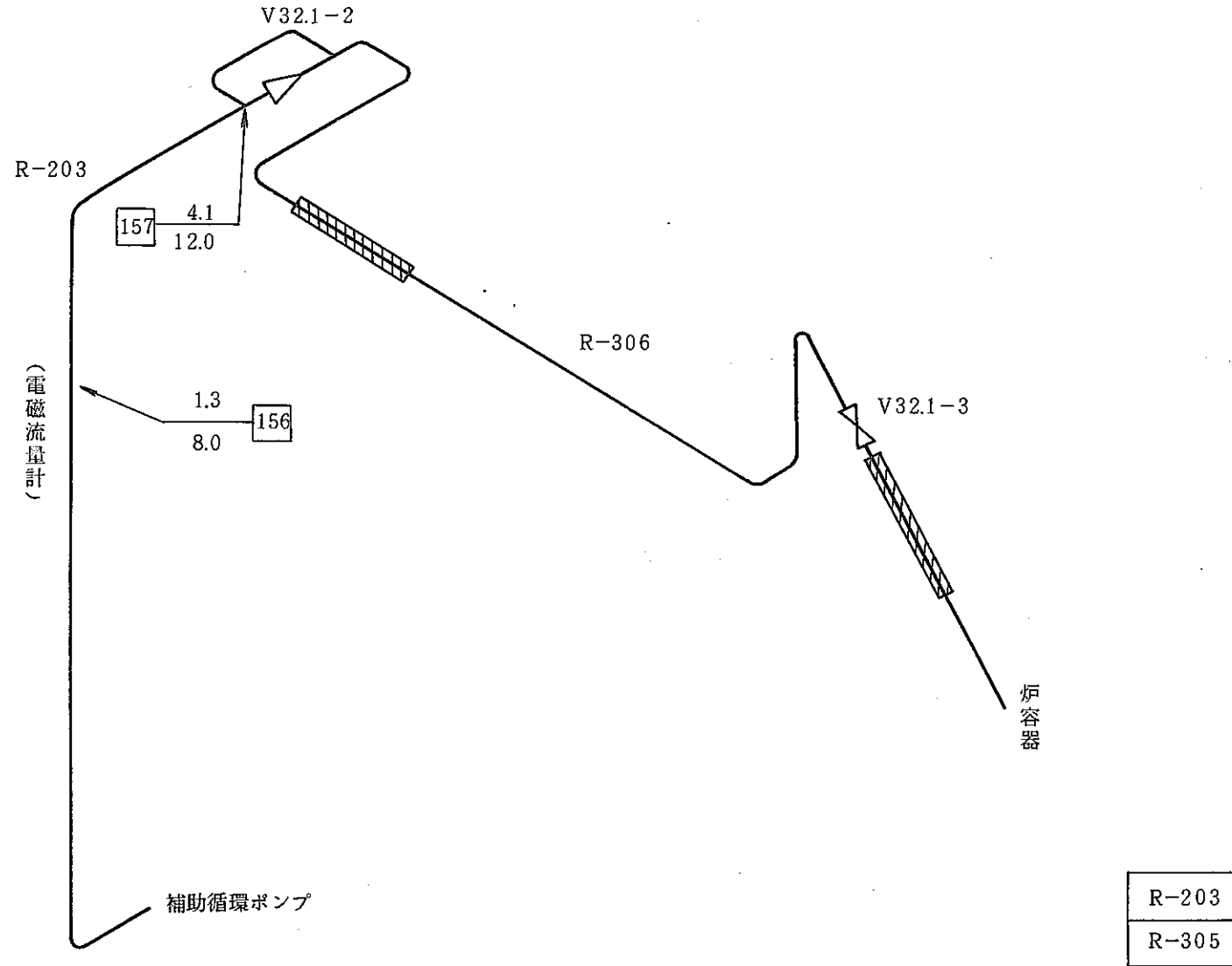


図9 補助冷却系・循環ポンプ～炉容器

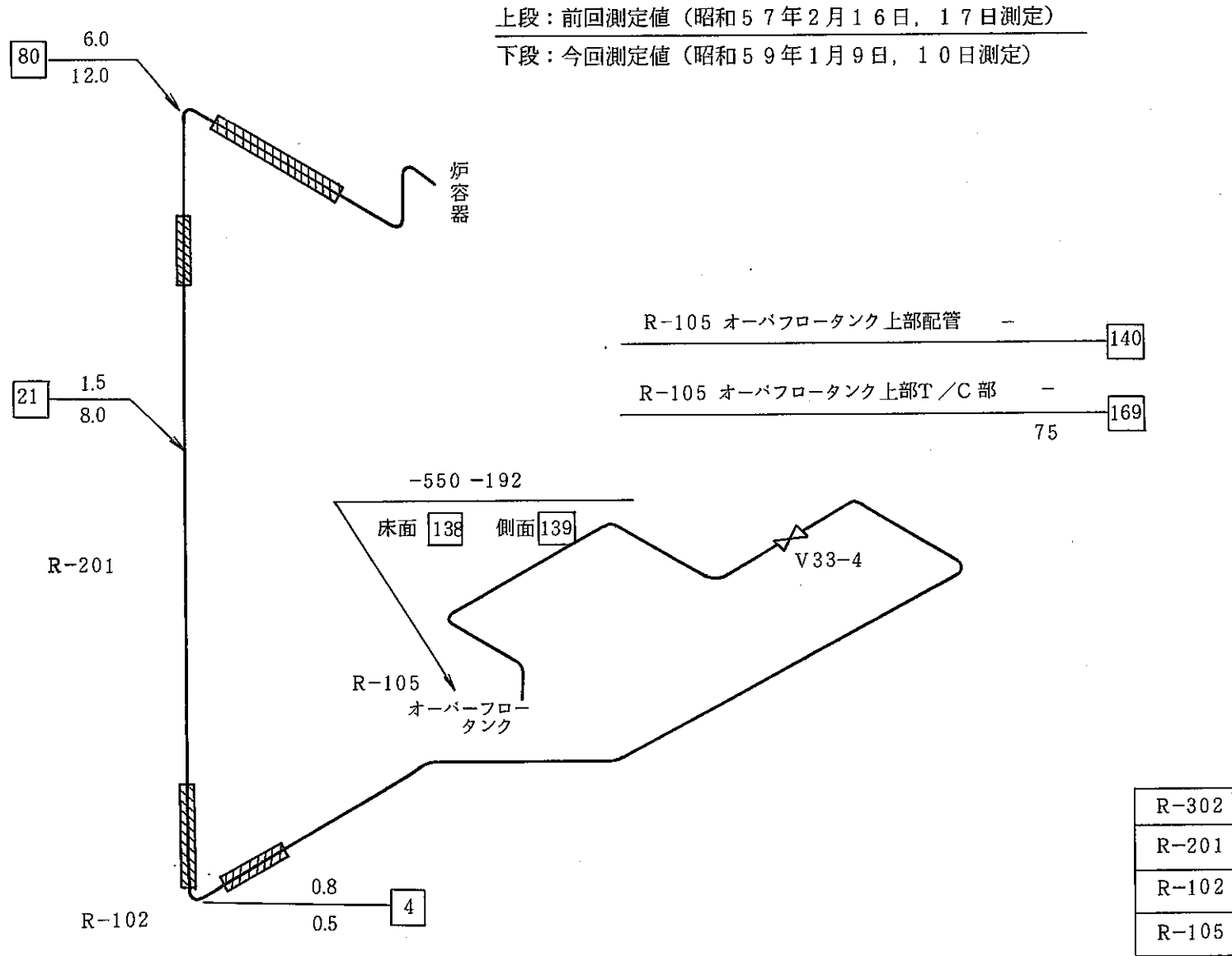


図10. オーバフロー系・炉容器～オーバフロー・タンク

上段：前回測定値（昭和57年2月16日，17日測定）

下段：今回測定値（昭和59年1月9日，10日測定）

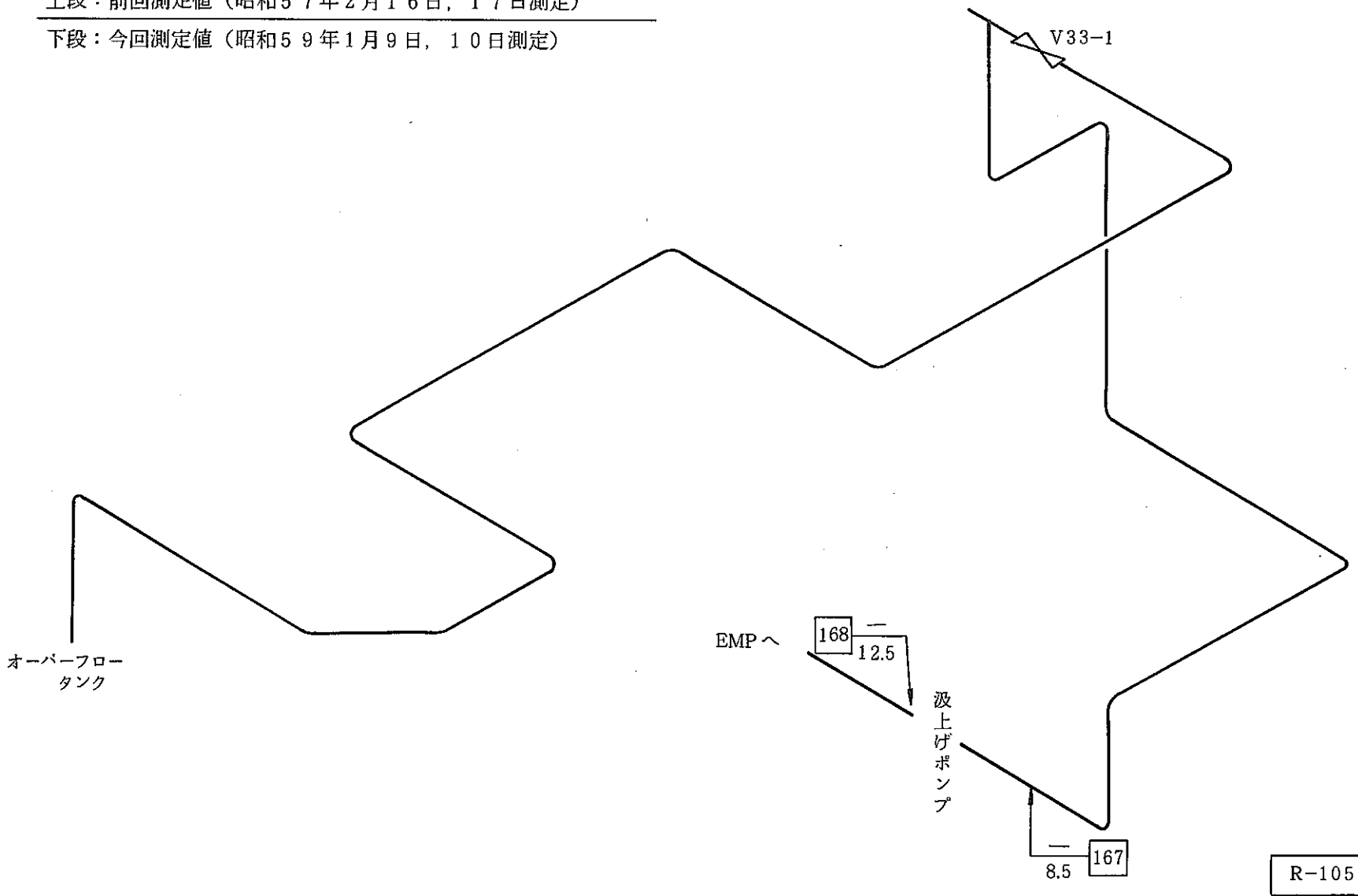


図11. オーバーフロー系・オーバーフロータンク～汲上げポンプ

電磁流量計 (FE 34.1-1)

①

上段：前回測定値 (昭和57年2月16日, 17日測定)

下段：今回測定値 (昭和59年1月9日, 10日測定)

R-202

R-103

R-102

R-105

R-202
R-103
R-102
R-105

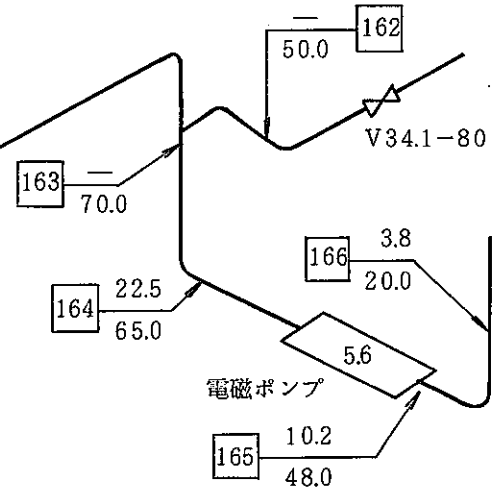


図12. 純化系・純化系電磁ポンプ～電磁流量計

上段：前回測定値（昭和57年2月16日，17日測定）

下段：今回測定値（昭和59年1月9日，10日測定）

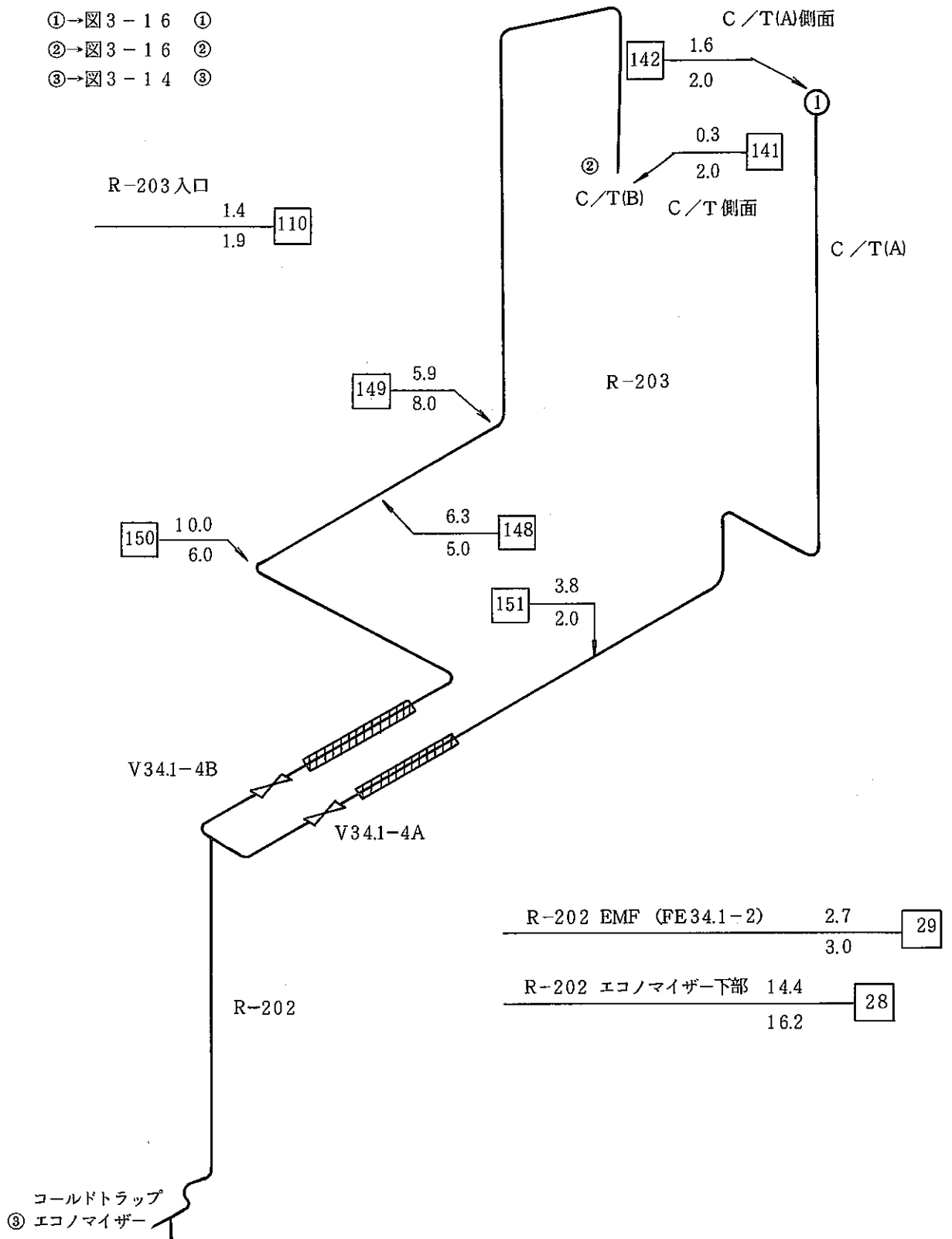


図13. 純化系・コールドトラップ入口ライン

上段：前回測定値（昭和57年2月16日，17日測定）

下段：今回測定値（昭和59年1月9日，10日測定）

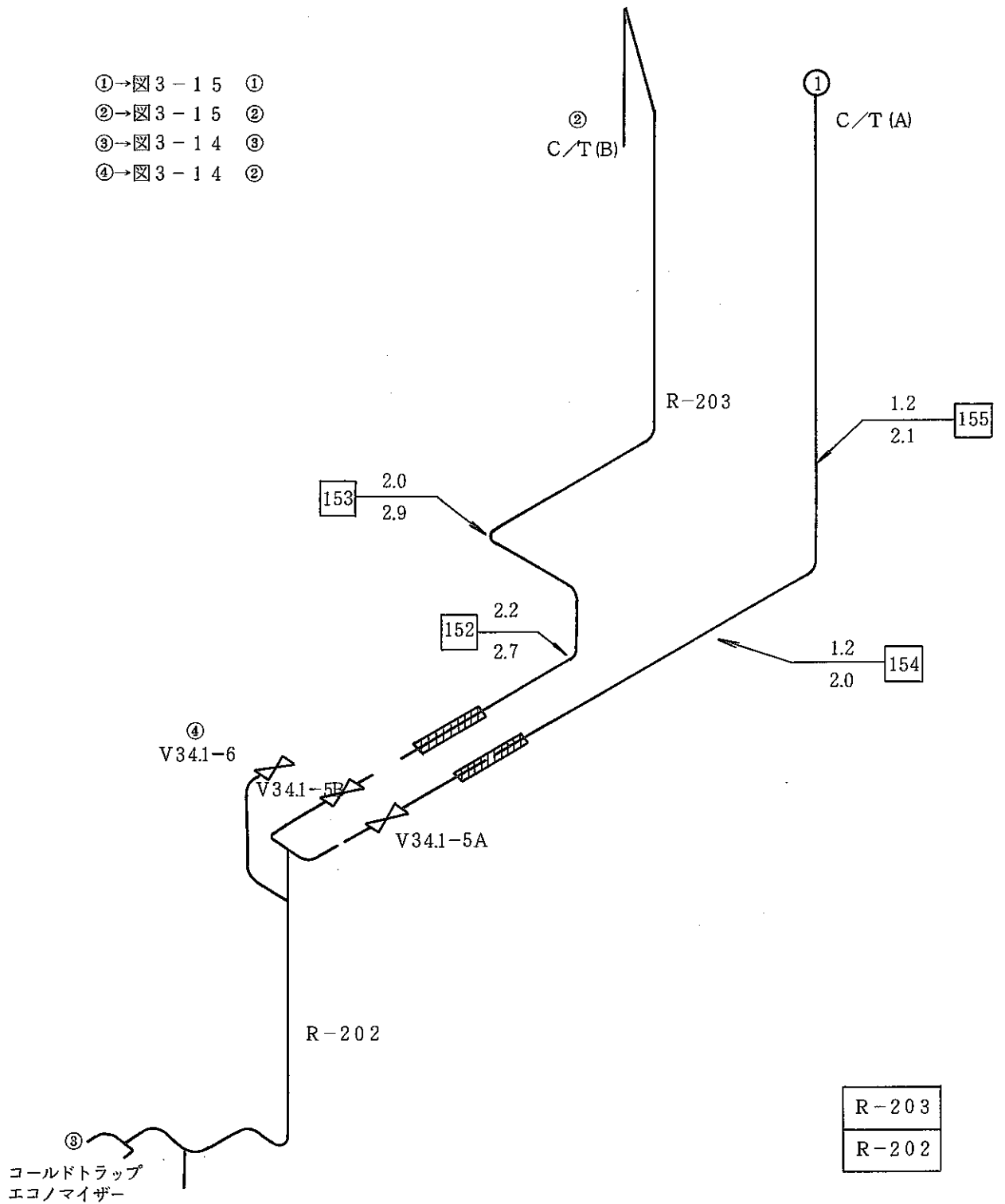


図14. 純化系・コールドトラップ出口ライン

上段：前回測定値（昭和57年2月16日，17日測定）

下段：今回測定値（昭和59年1月9日，10日測定）

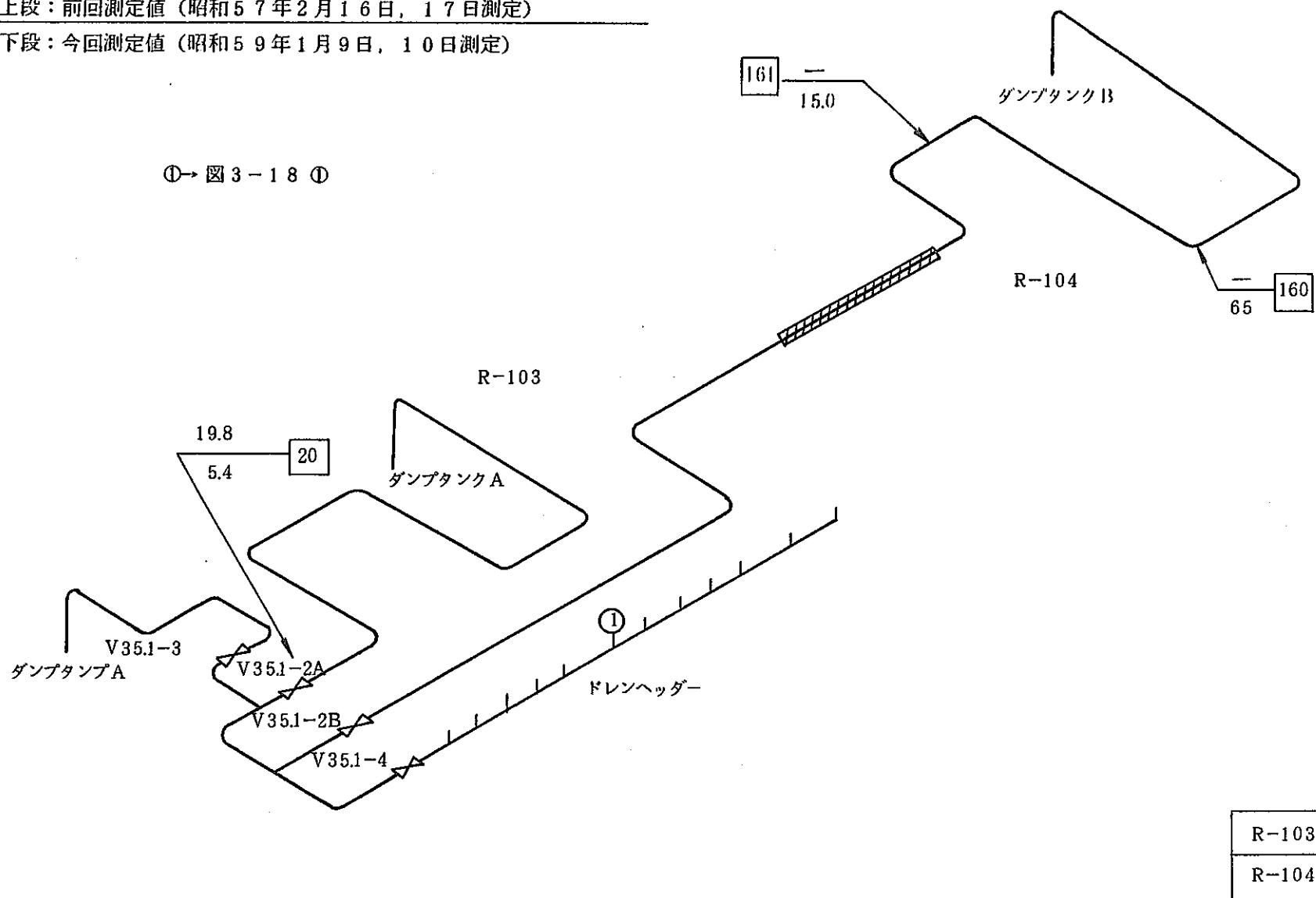


図15. 充填ドレン系・ダンプタンクA，B～ドレンヘッダー

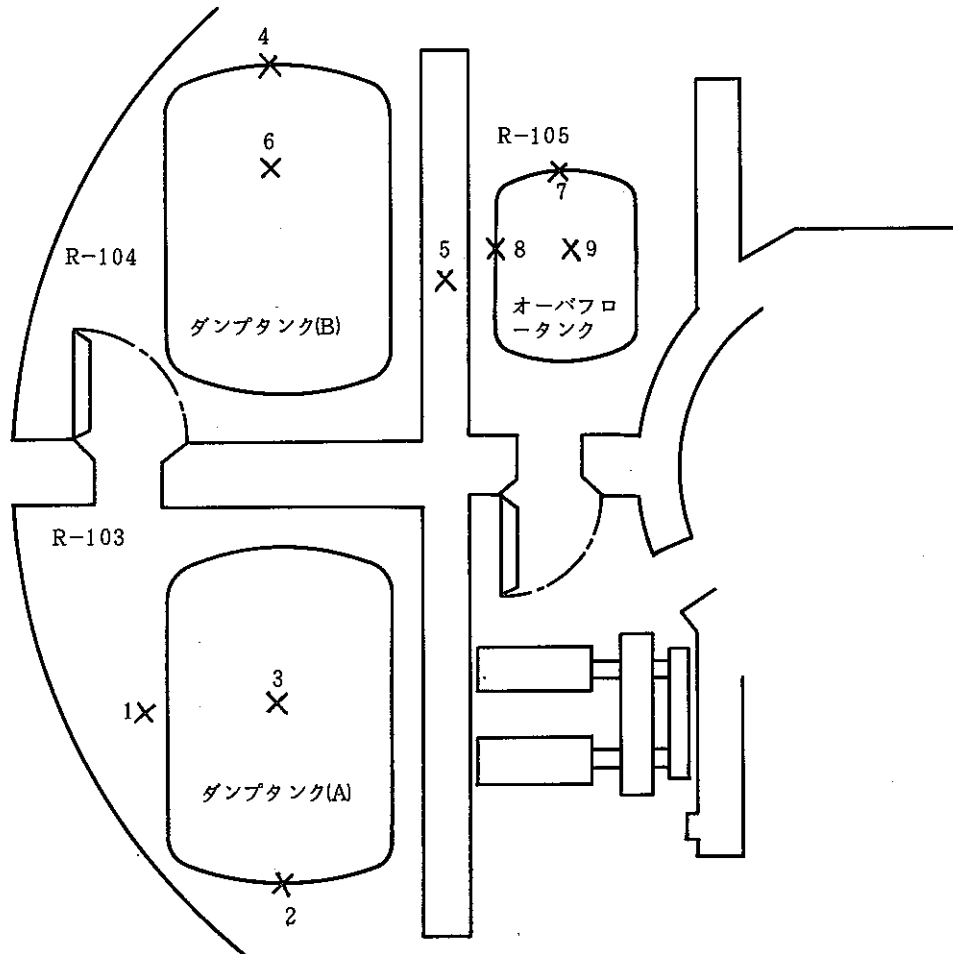


図 16 各タンクの表面線量率

上段……57年2月16日データ
 データ表
 下段……59年1月9日データ
 □ 測定ポイント番号

測定点		mR/hr	測定点		mR/hr	測定点		mR/hr
1	ダンプタンク (A) 底面 □ 11	50.0 16.0	3	レベル計 取付座 □ 18	65.0 9.5	7	オーバーフロータンク 底面	145.0 550.0
	ダンプタンク (A) 側面 □ 10	58.0 8.5		4	ダンプタンク (B) 底面 □ 135		12.3 57.0	8
2	ダンプタンク (A) 底面 □ 13	77.0 8.4	5	ダンプタンク (B) 底面 □ 136	6.5 75.0	9	T/C 取付部	- 75.0
	ダンプタンク (A) 側面 □ 12	72.0 7.8		6	レベル計 取付座 □ 137		8.0 40.0	

表1 配管アイソメ図以外の測定ポイントの結果

部屋番号	測定ポイント	線量率 (mR/h)
R-101	R-101 入口付近 7	0.1
		3.2
R-102	R-102 入口付近 2	0.4
		0.1
R-103	R-103 入口付近 8	6.8
		1.2
R-105	R-105 入口付近	6.5
		26.0
R-201	R-210 入口付近 27	3.3
		9.2
R-201	アキュムレータ 26	2.5
		6.3
R-206	アキュムレータ 30	2.0
		6.2
R-302	1次Arガス系盲蓋	15.8
		30.0

データ表 上段……57年2月16日データ
下段……59年1月9日データ

表2 平均線量率相対強度

()内は第1回定検(54年9月)を1としたときの相対強度

部 分 \ 測定日	第1回定検 54年9月17日	第2回定検 55年11月4, 5日	第3回定検 57年6月6～10日	第4回定検 59年1月9, 10日	
主冷却Aループ炉容器～IHX(A)	2.6 (1)	8.3 (3.2)	11.0 (4.2)	28.1 (10.8)	
主冷却Aループ・IHX(A)～ 主循環ポンプ(A)	3.3 (1)	8.0 (2.4)	11.2 (3.4)	39.1 (11.8)	
主冷却Aループ・主循環ポンプ(A) ～炉容器	2.7 (1)	7.6 (2.8)	11.7 (4.3)	34.1 (12.6)	
主冷却Bループ・炉容器 ～IHX(B)	6.8 (1)	7.7 (1.1)	15.1 (2.2)	49.7 (7.3)	
主冷却Bループ・IHX(B)1次系 ナトリウム入口ノズル	40 (1)	70 (1.8)	110 (2.8)	230 (5.8)	
主冷却Bループ・IHX(B)～ 主循環ポンプ(B)	7.2 (1)	8.1 (1.1)	15.7 (2.2)	67.7 (9.4)	
主冷却Bループ・主循環ポンプ(B) ～炉容器	4.8 (1)	9.2 (1.9)	14.4 (3.0)	40.3 (8.4)	
補助冷却系・補助中間熱交換器 ～循環ポンプ	12 (1)	6.4 (0.5)	14.5 (12.1)	25.2 (2.1)	
補助冷却系・循環ポンプ～炉容器	1.8 (1)	0.9 (0.5)	2.15 (1.2)	10 (5.6)	
合 計	84 (1)	139 (1.7)	191.25 (2.3)	524.1 (6.2)	
積算原子炉出力 (MWh)	2.11×10^5 (1)	4.035×10^5 (1.9)	6.733×10^5 (3.2)	9.53×10^5 (4.5)	

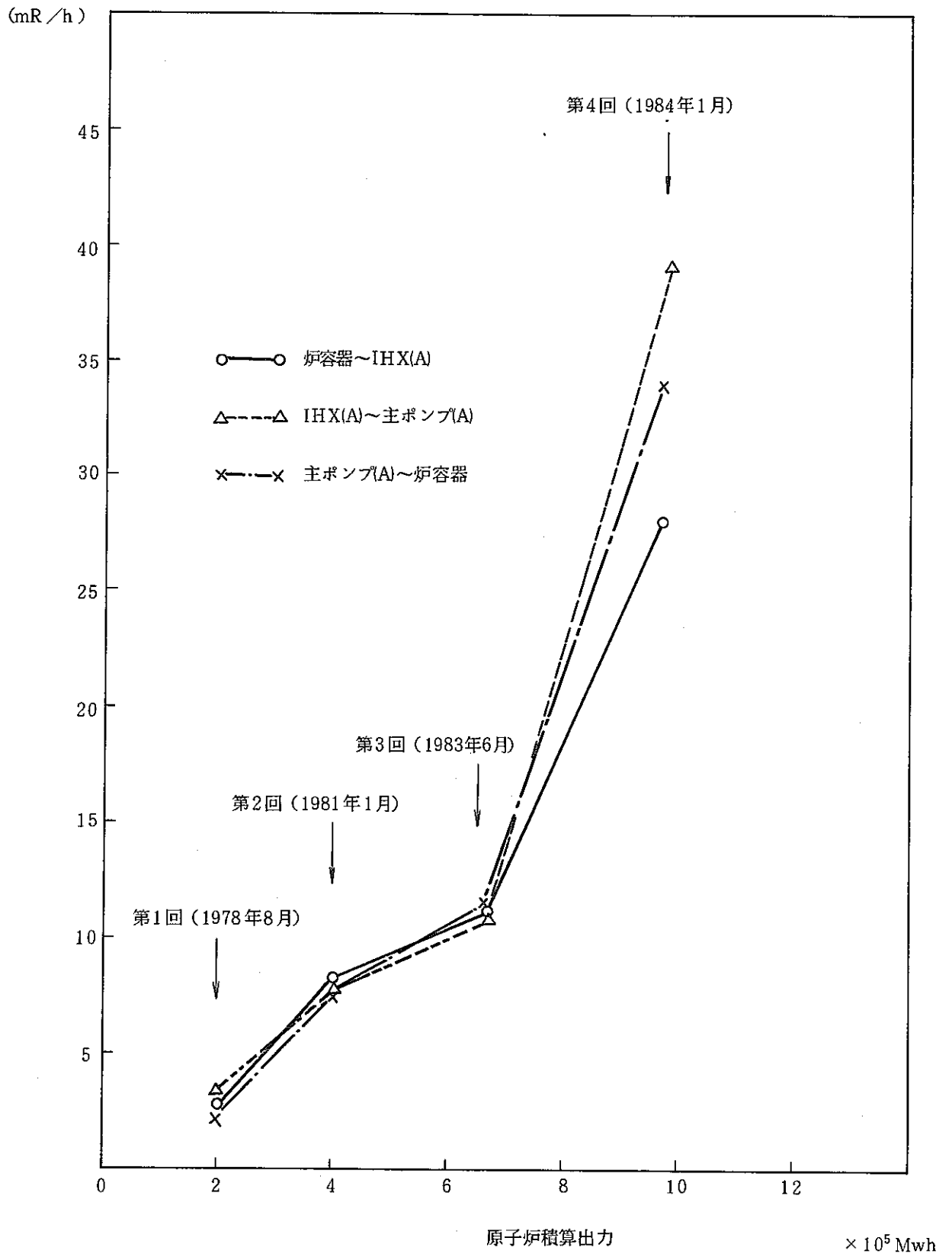


図 17. 平均線量率の推移 (A ループ)

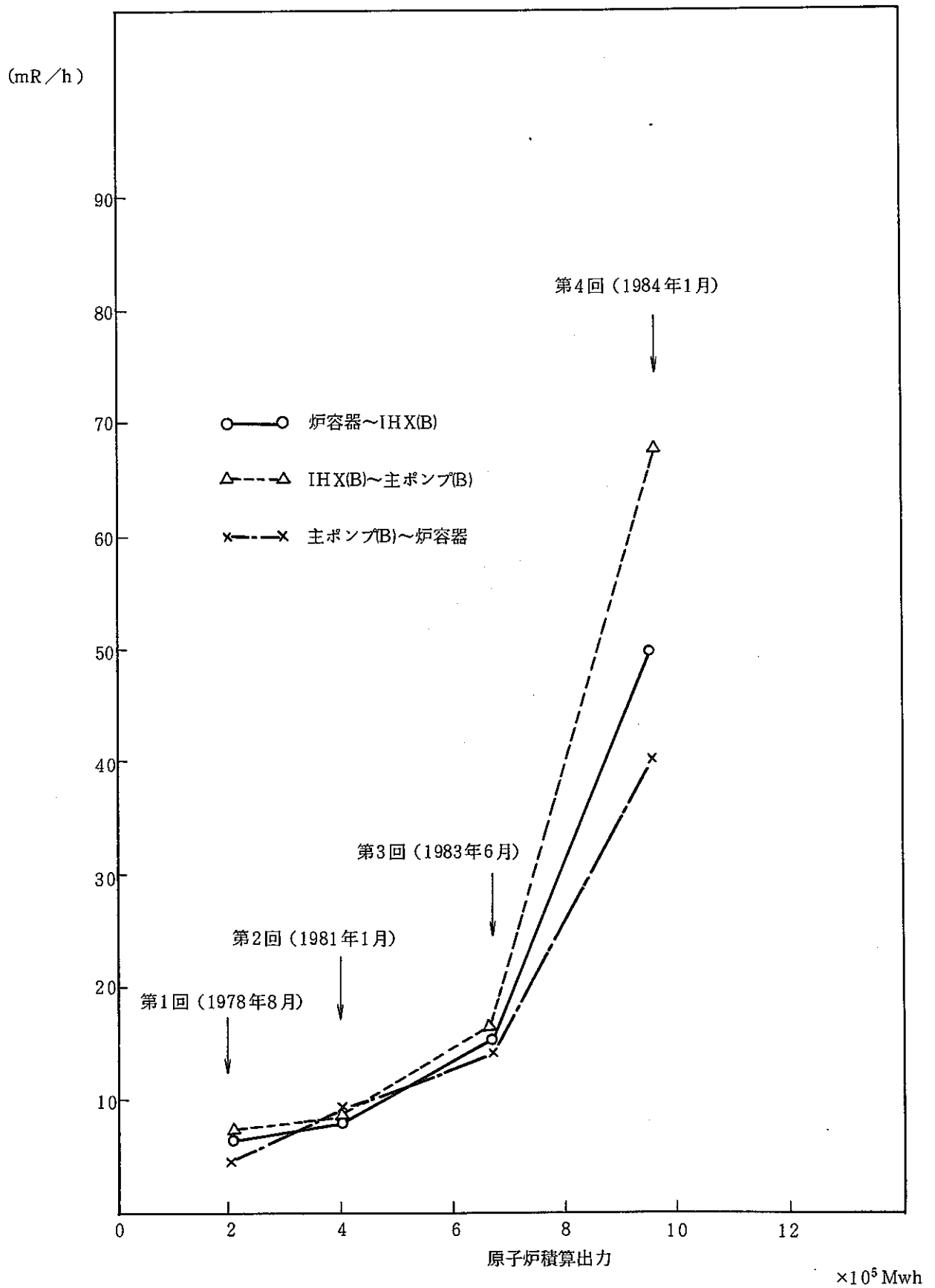


図 18. 平均線量率の推移 (B ループ)

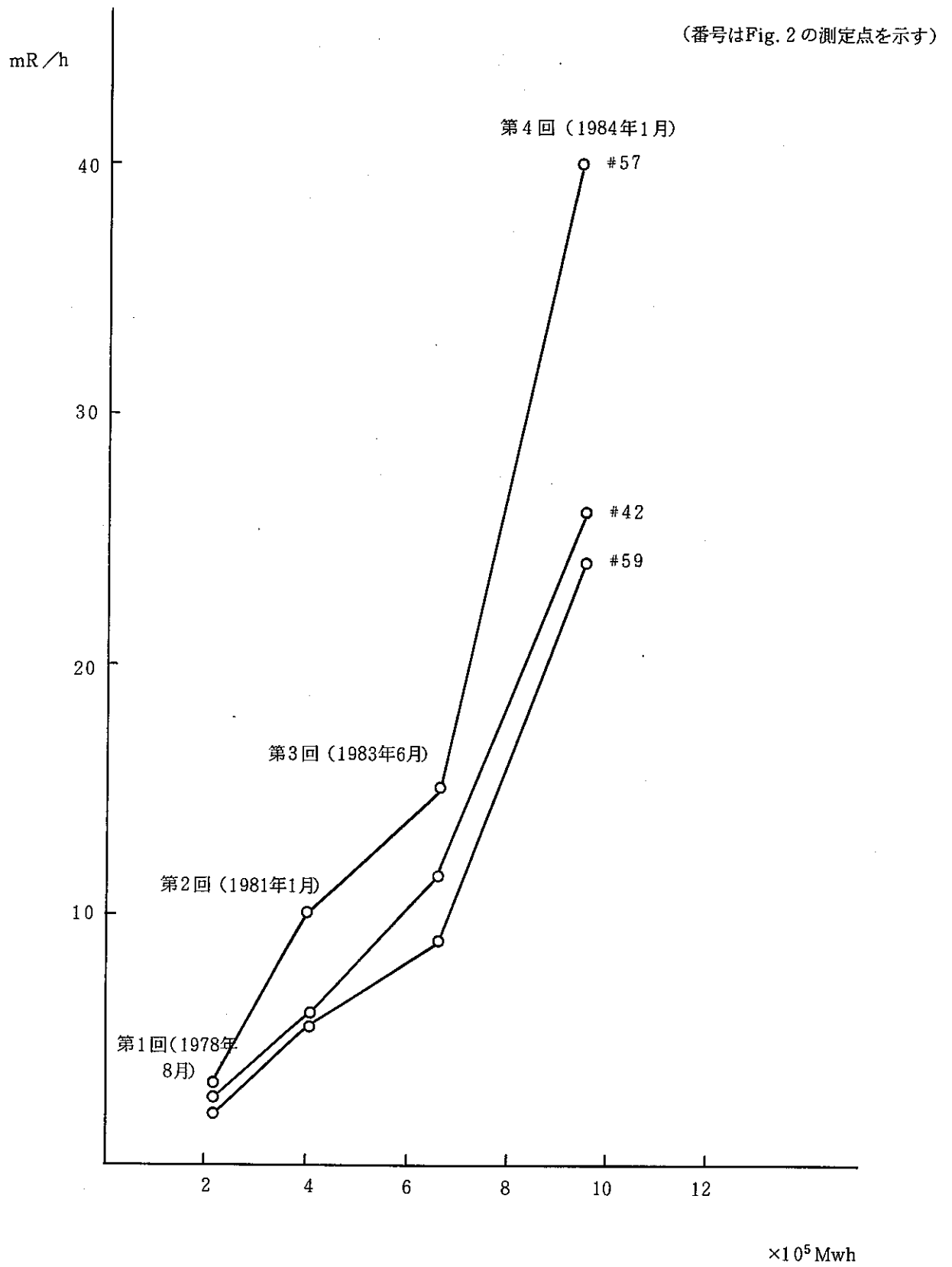


図 21. A ループ炉容器~IHX(A)間の線量率の推移 (エルボ部)

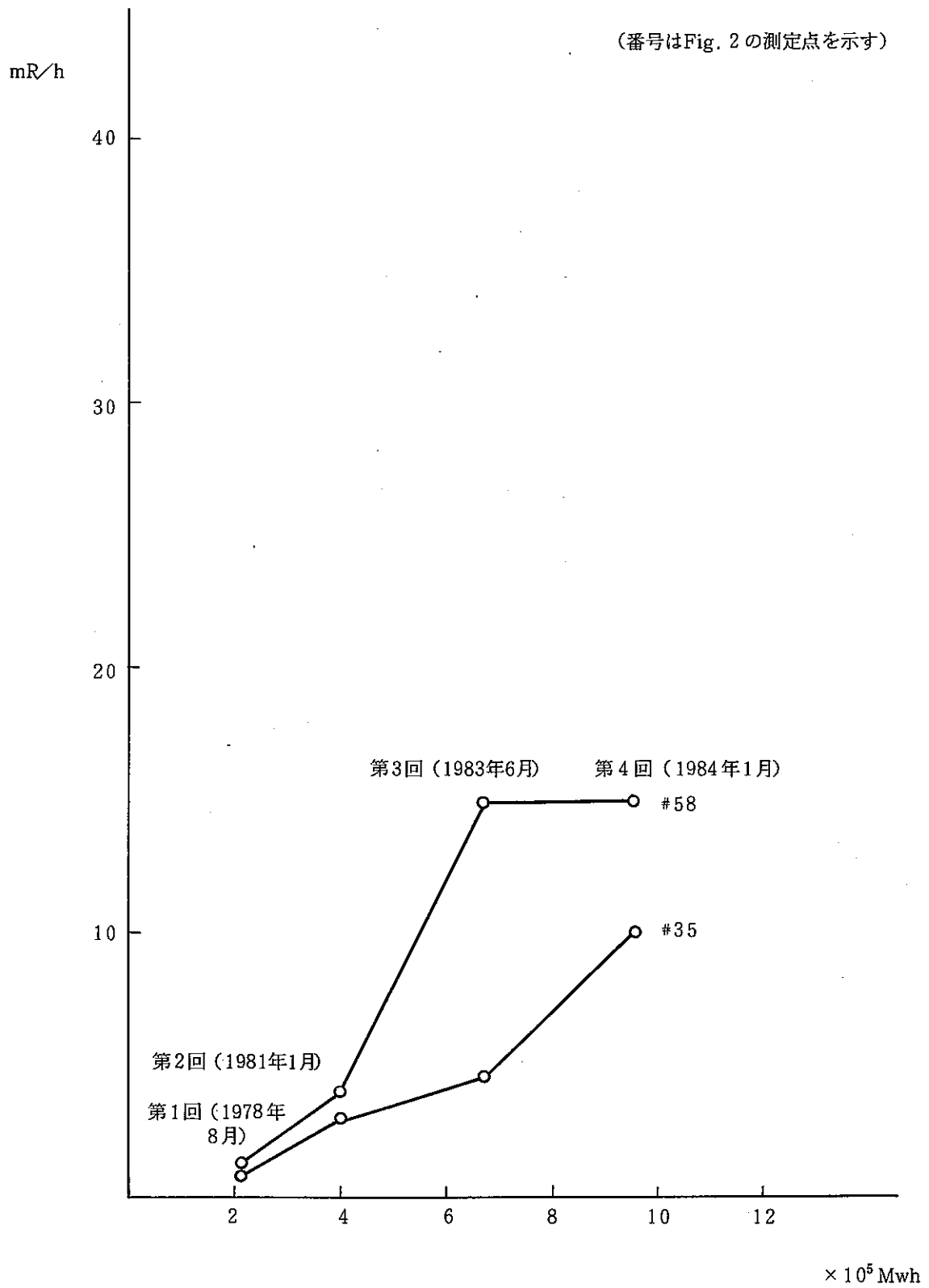


図20. Aループ炉容器~IHX(A)間の線量率の推移(垂直配管部)

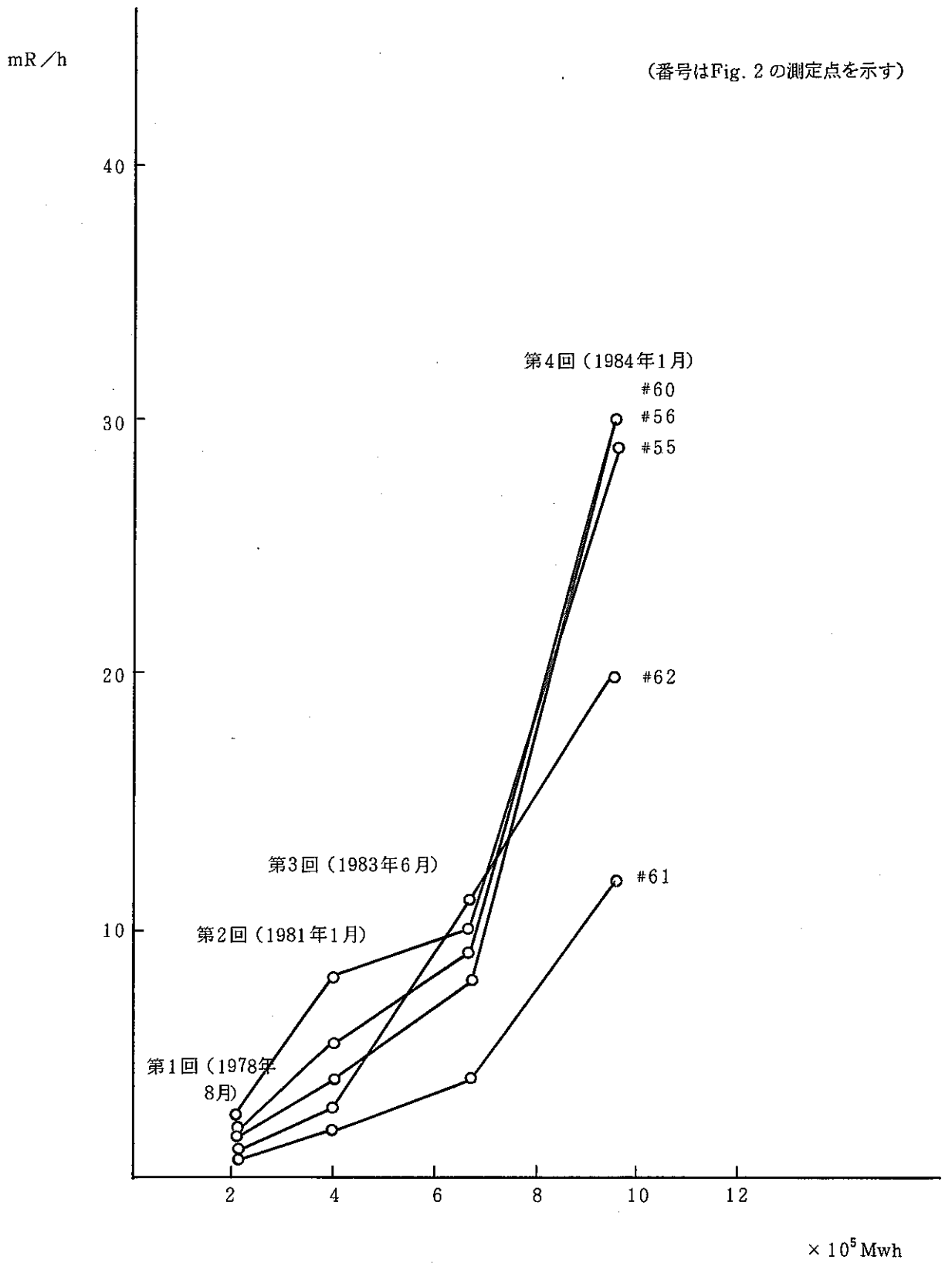


図19. A ループ炉容器~IH(X)間の線量率の推移 (水平配管部)

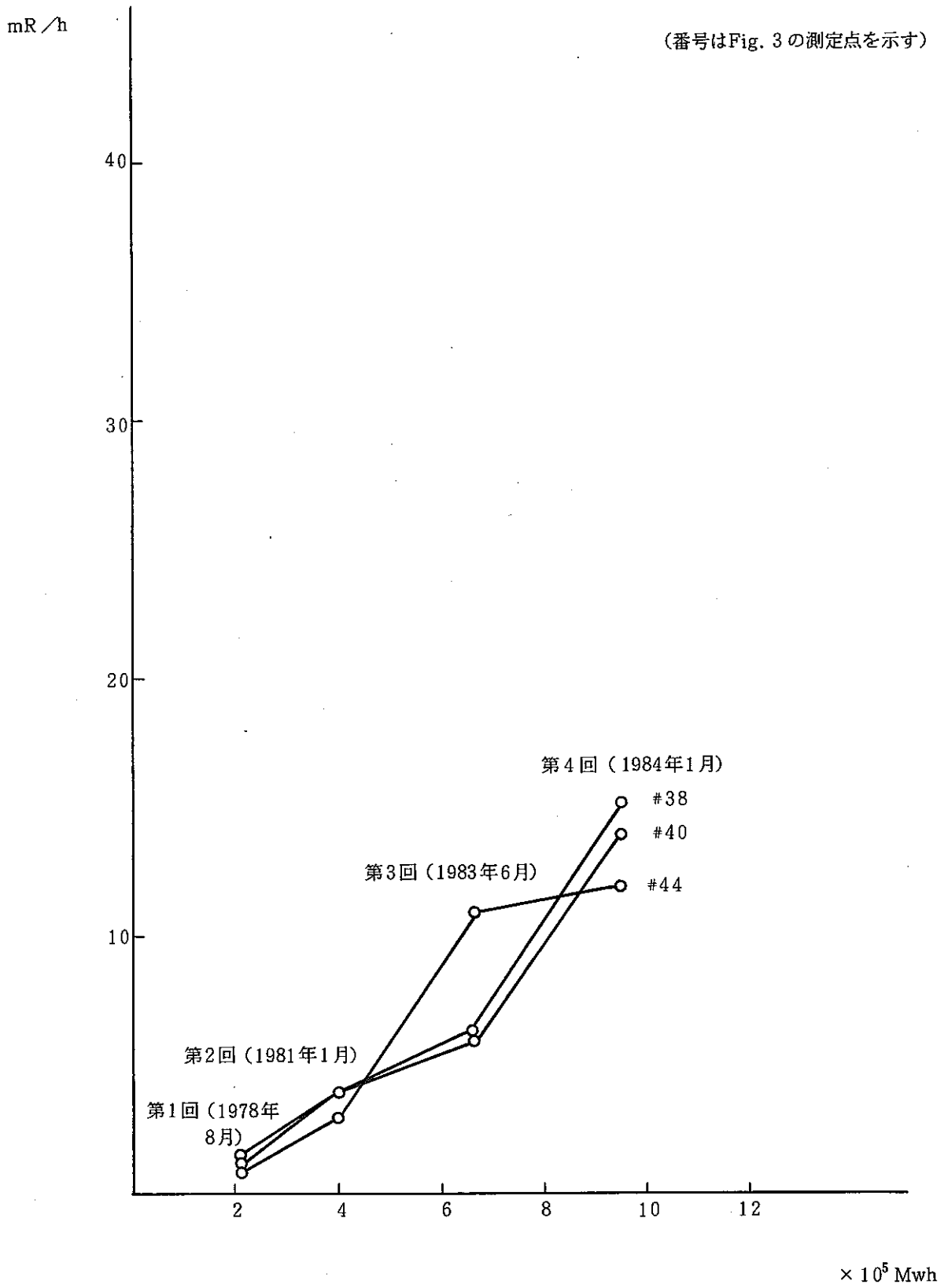


図22. AループIHX(A)~主ポンプ(A)間の線量率の推移(水平配管部)

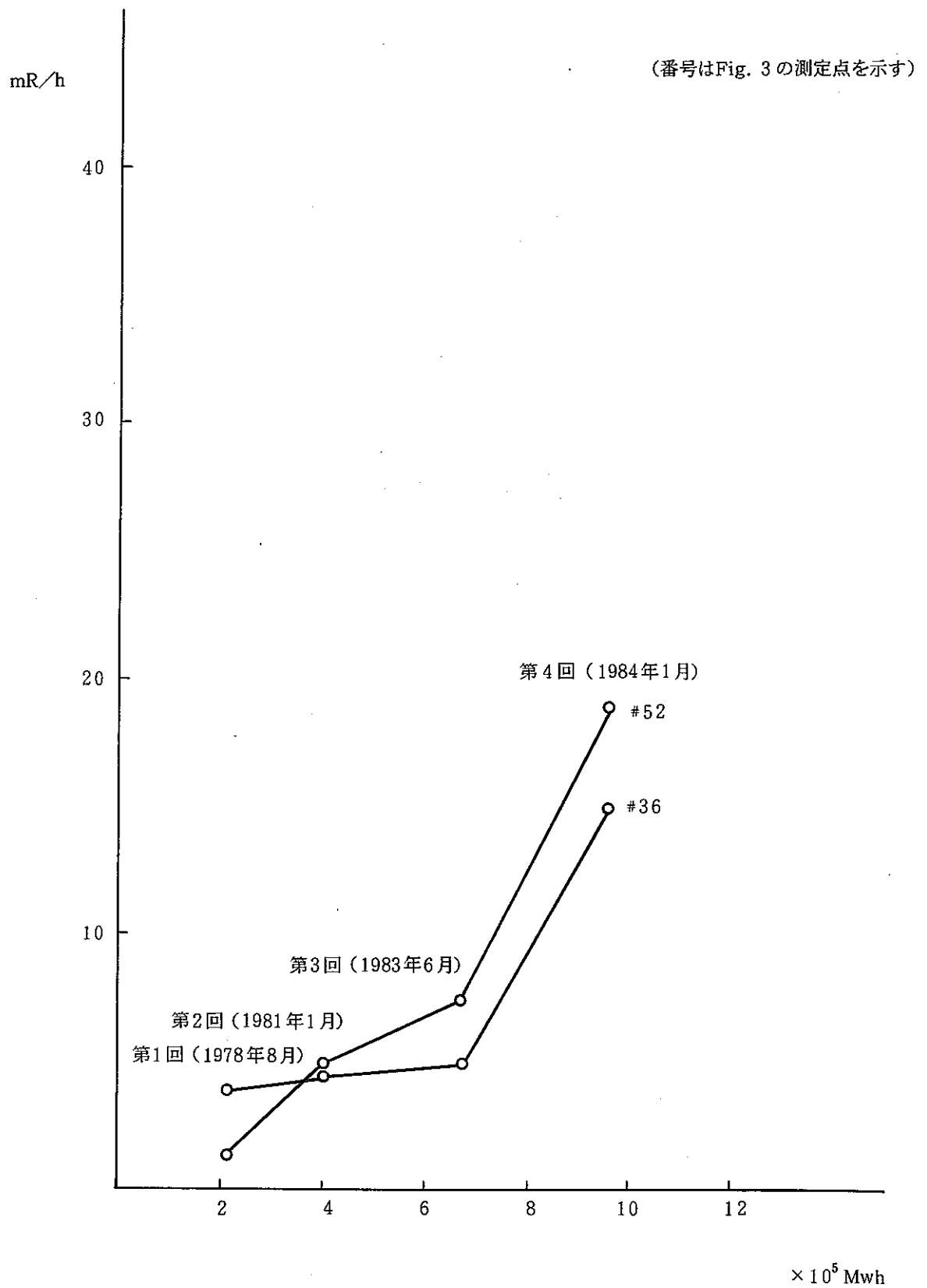


図 23. A ループ IHX(A) ~ 主ポンプ(A) 間の線量率の推移 (垂直配管部)

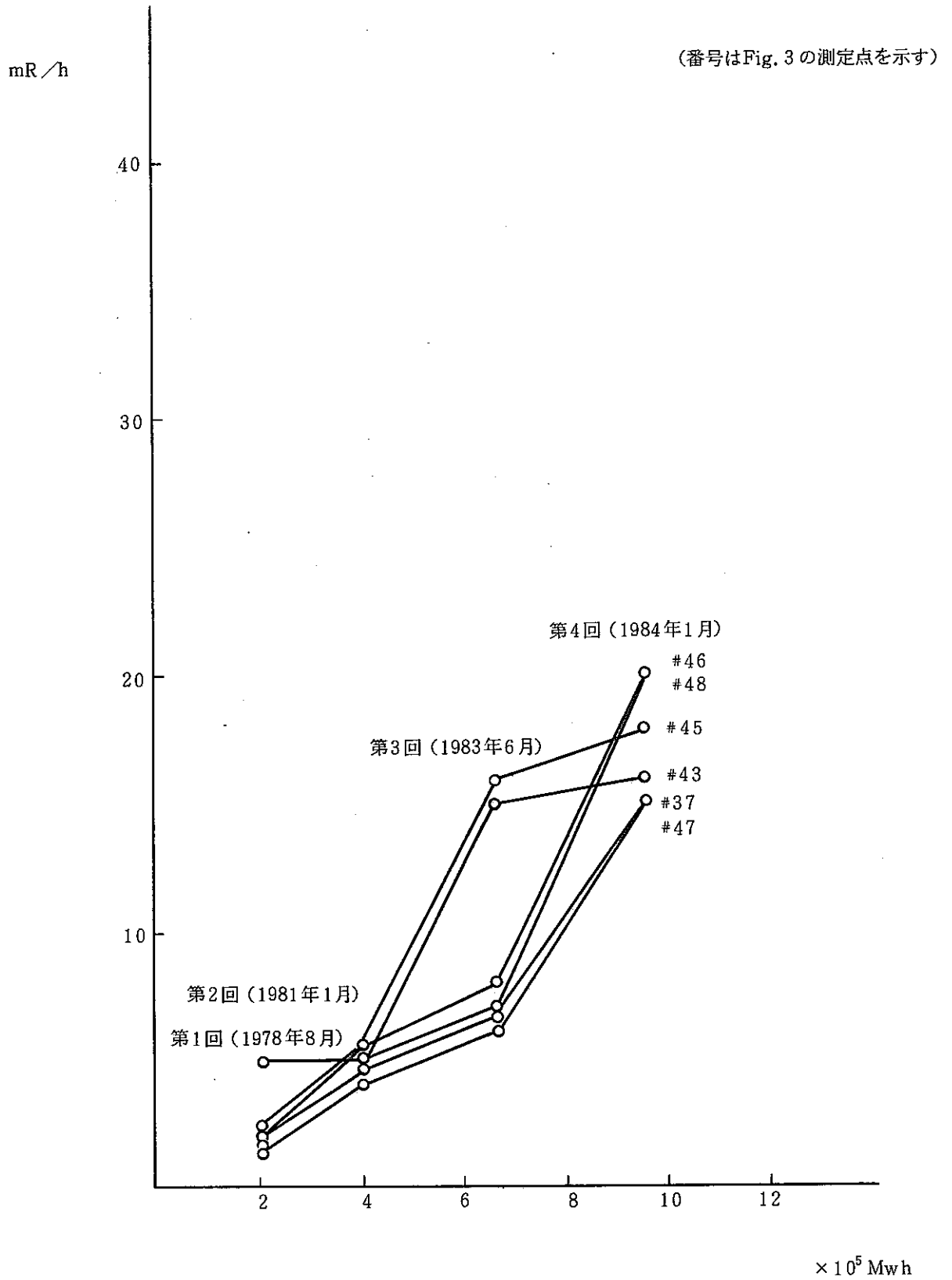


図24. AループTHX(A)~主ポンプ(A)の線量率の推移(エルボ部)

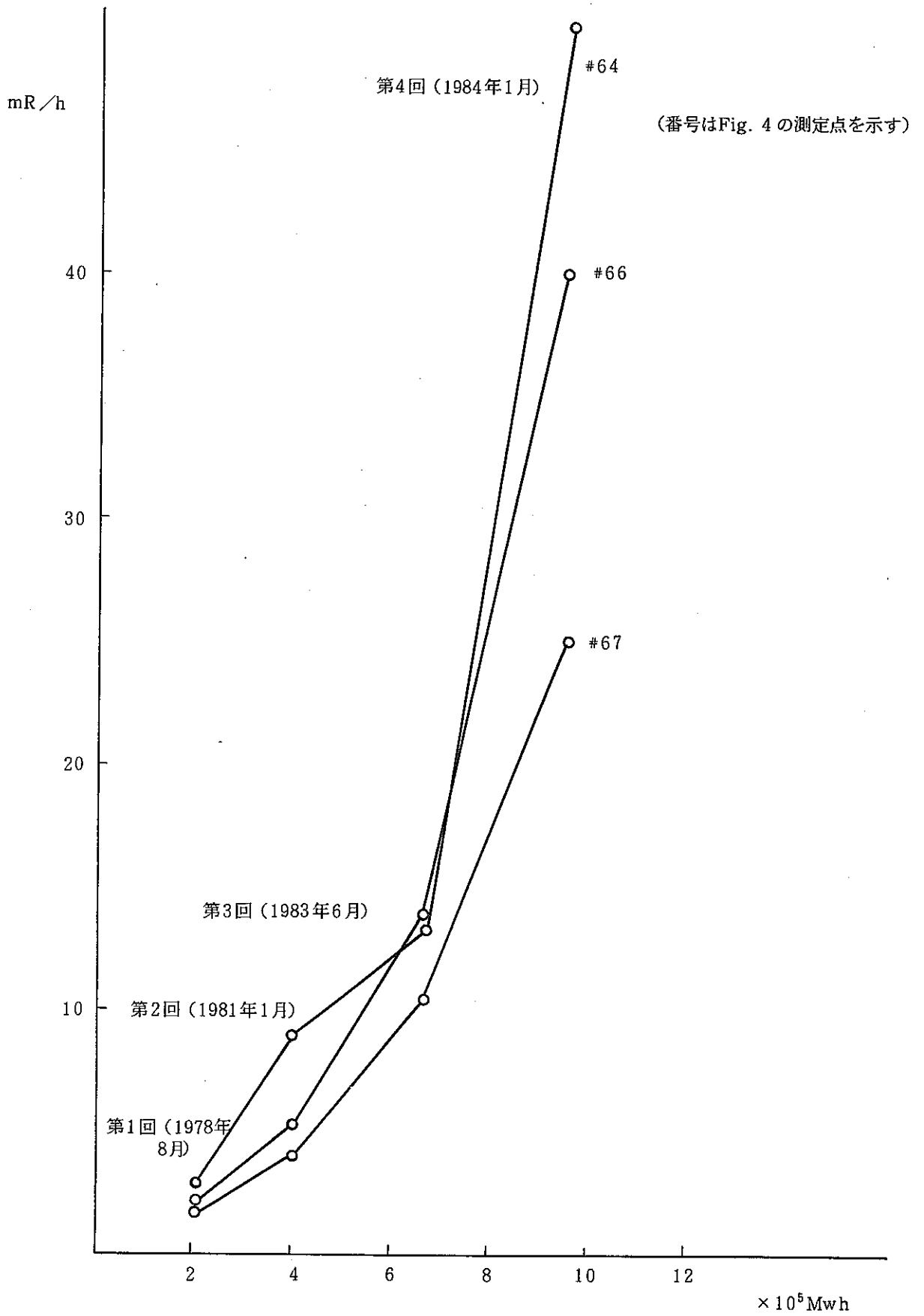


図 25. A ループ主ポンプ(A)~炉容器間の線量率の推移 (水平配管部)

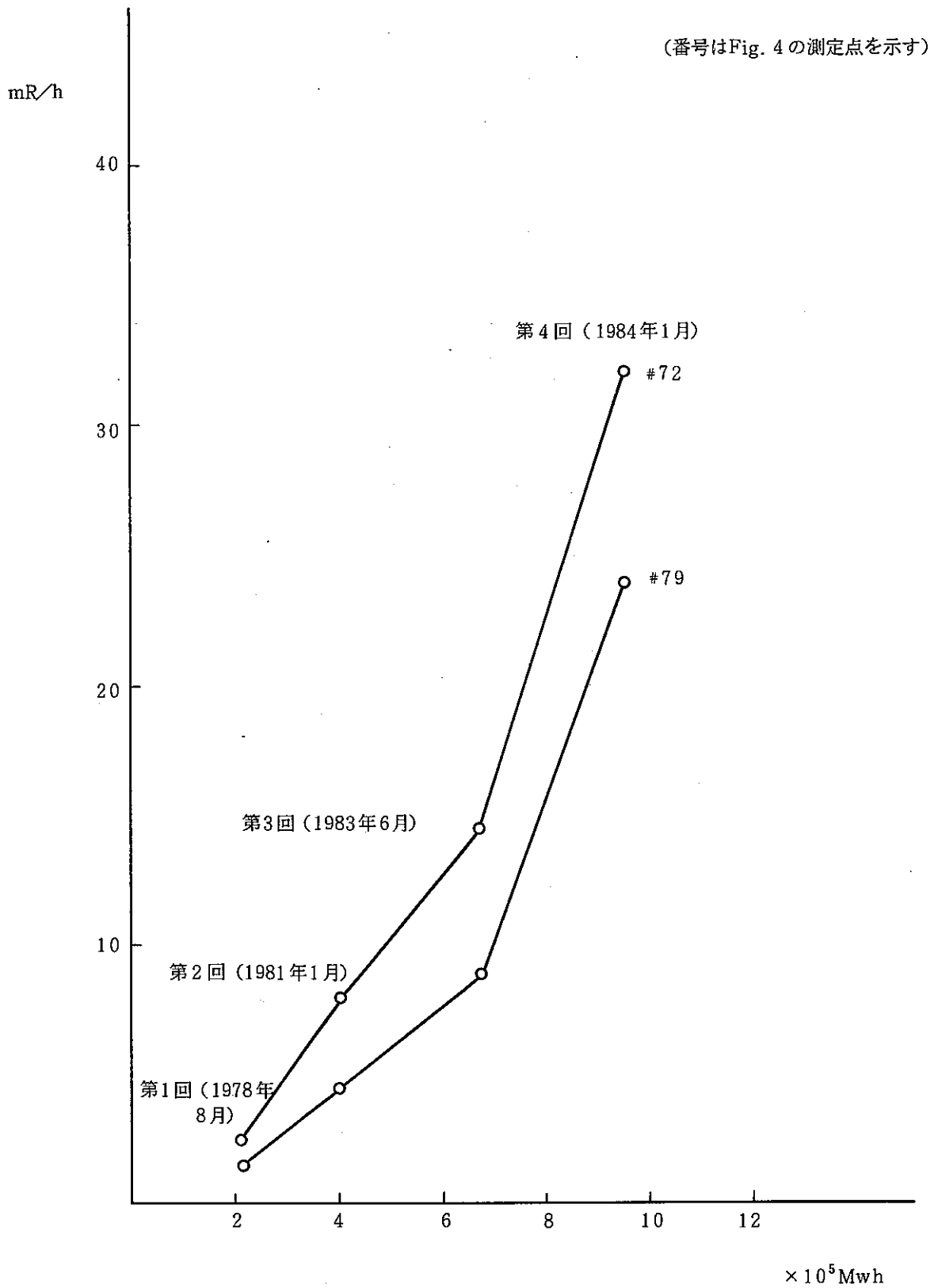


図26. Aループ主ポンプ(A)~炉容器間の線量率の推移 (垂直配管部)

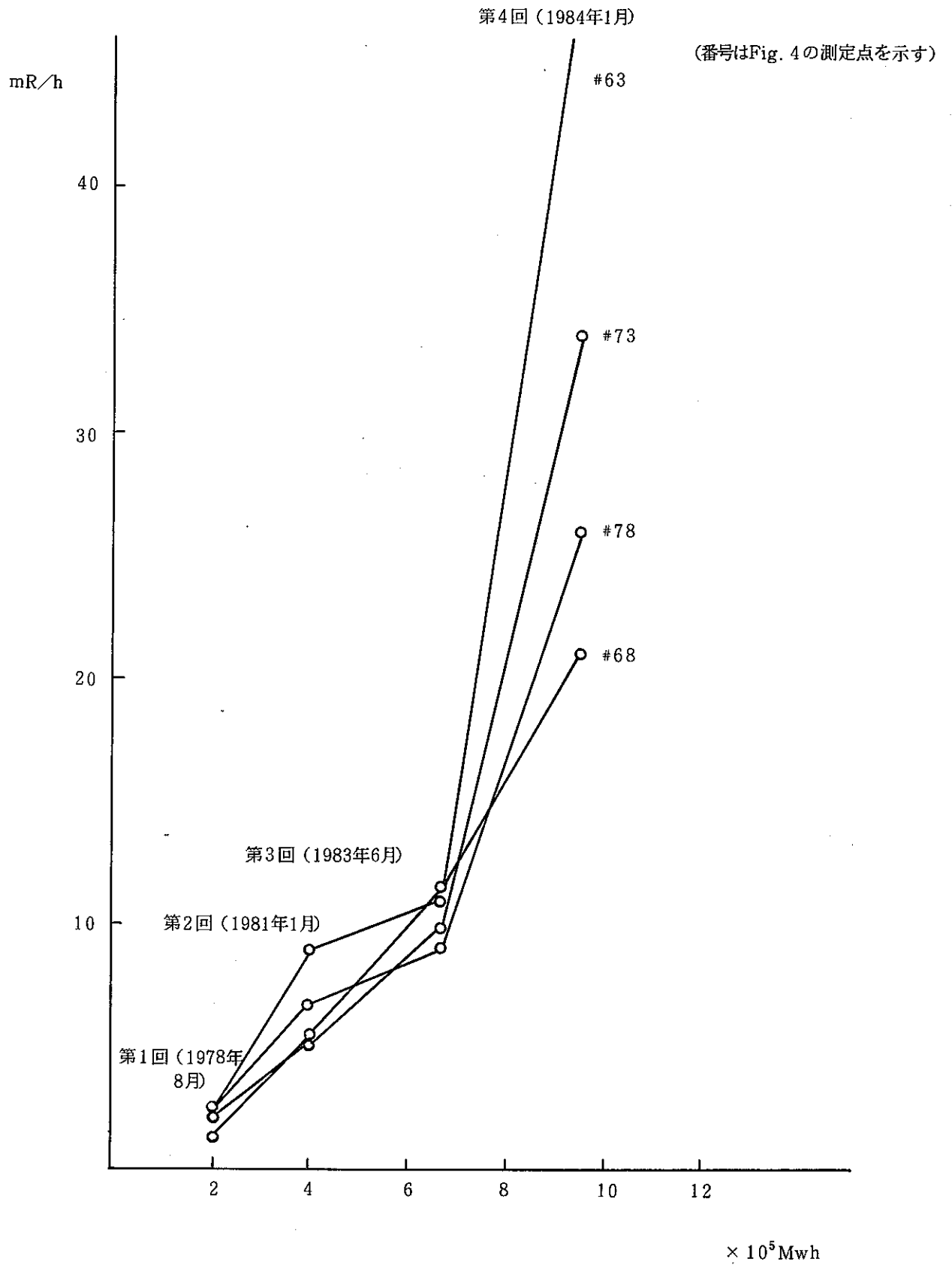


図 27. A ループ主ポンプ(A)~炉容器間の線量率の推移 (エルボ部)

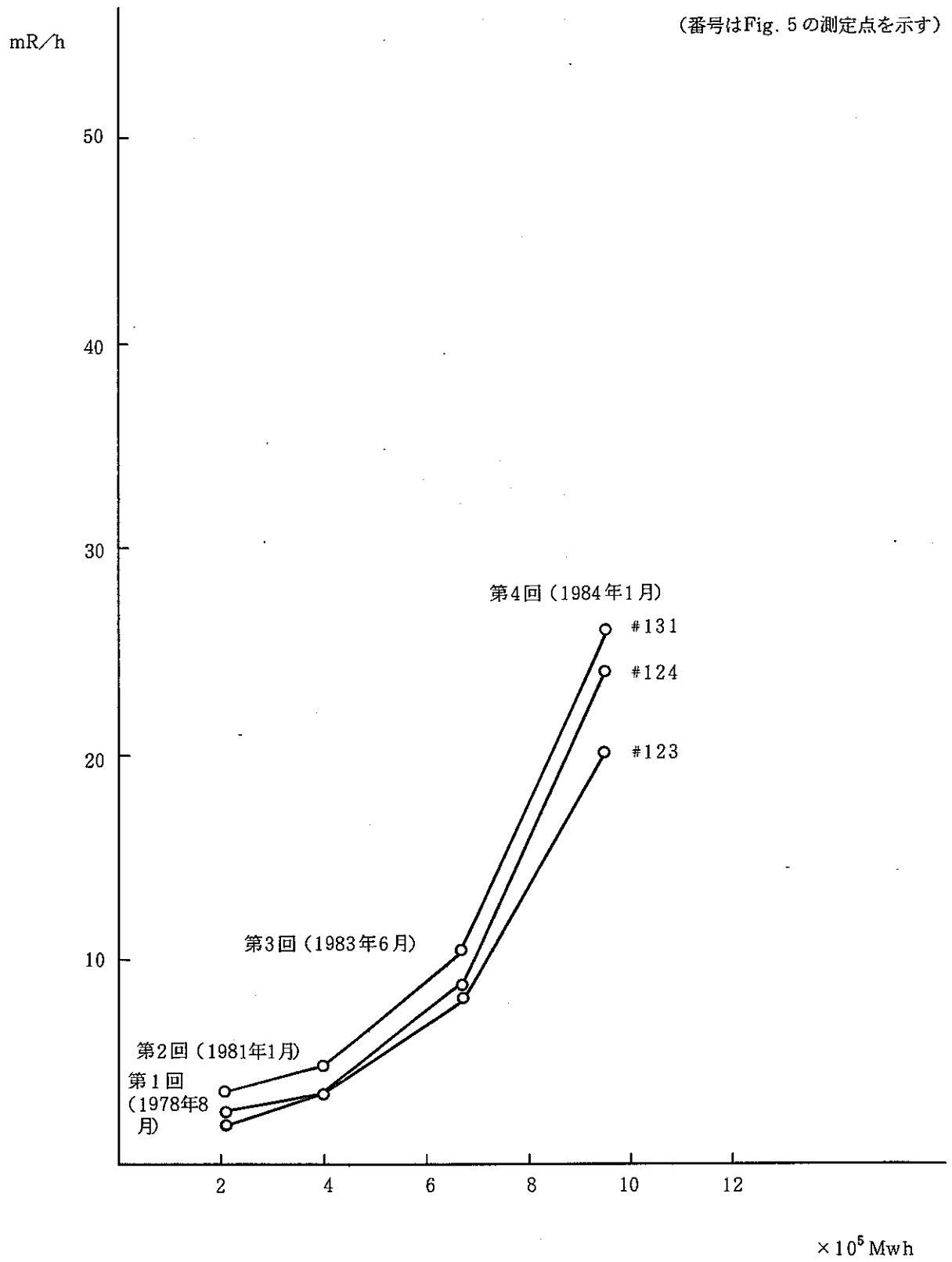


図28. B ループ炉容器~IHXB)の線量率の推移 (水平配管部)

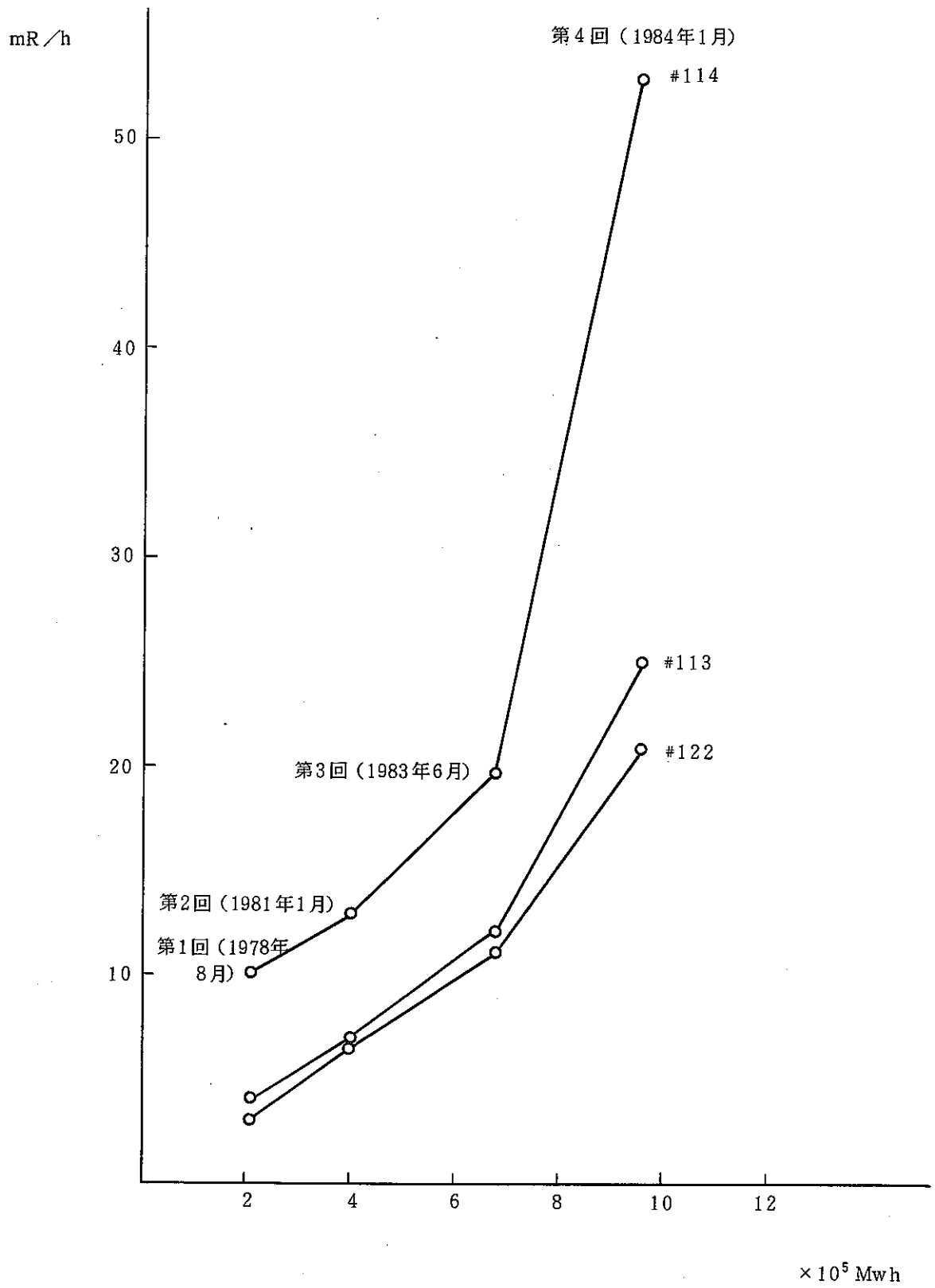


図 29. B ループ炉容器～IHX(B)の線量率の推移 (エルボ部)

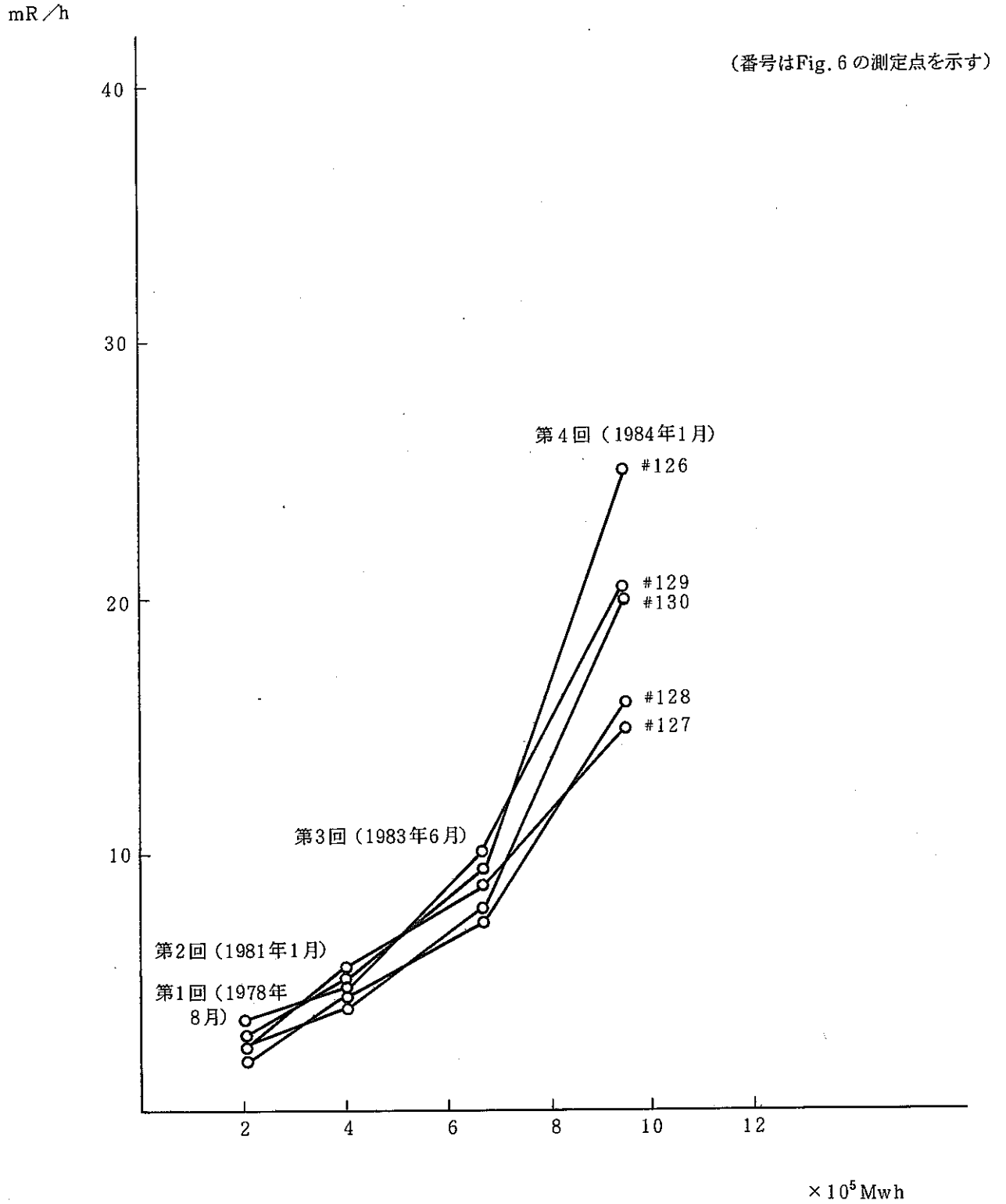


図30. B ループIHX(B)~主ポンプ(B)の線量率の推移 (エルボ)

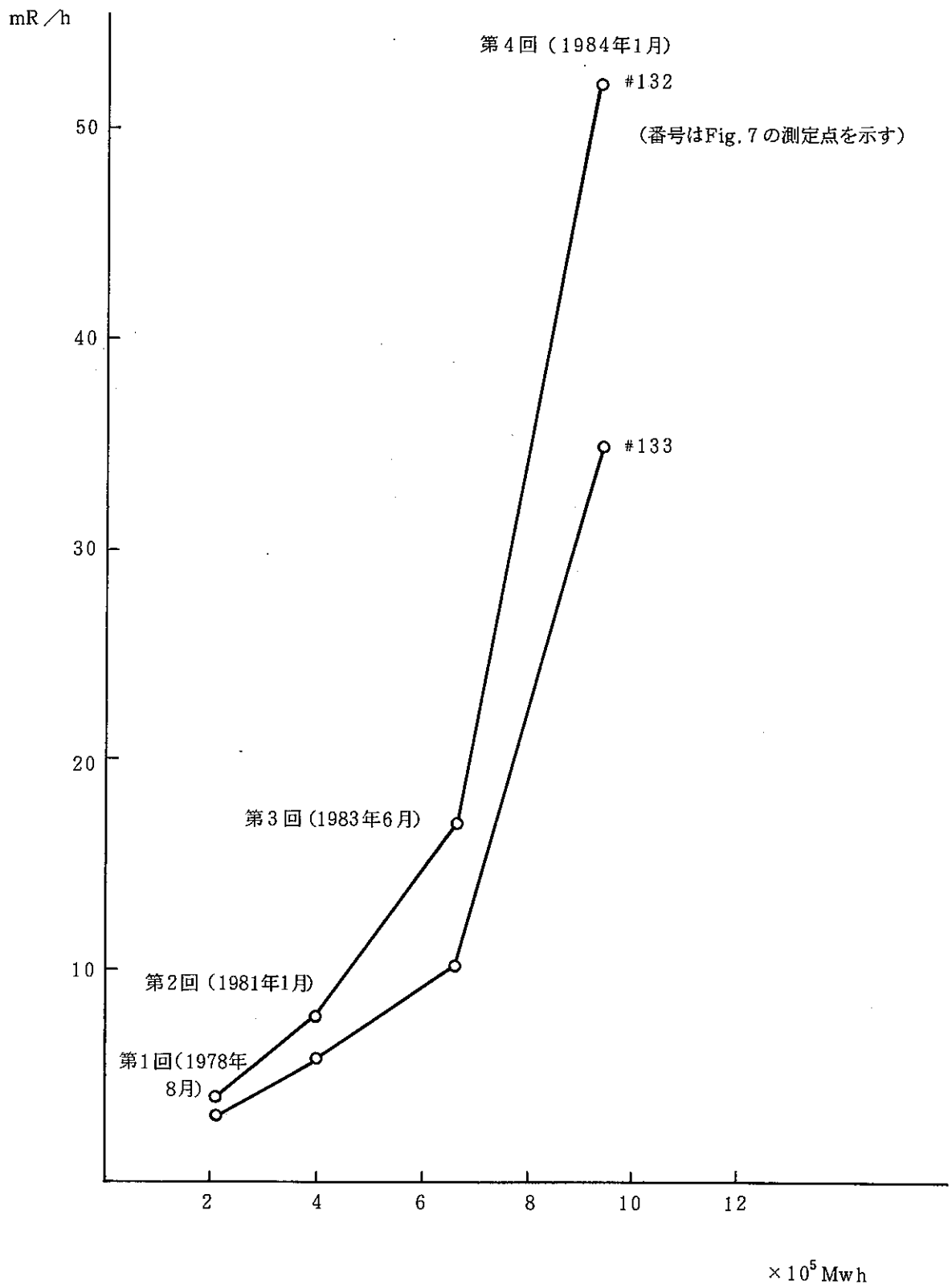


図 31. B ループ主ポンプ(B)~炉容器間の線量率の推移 (水平配管部)

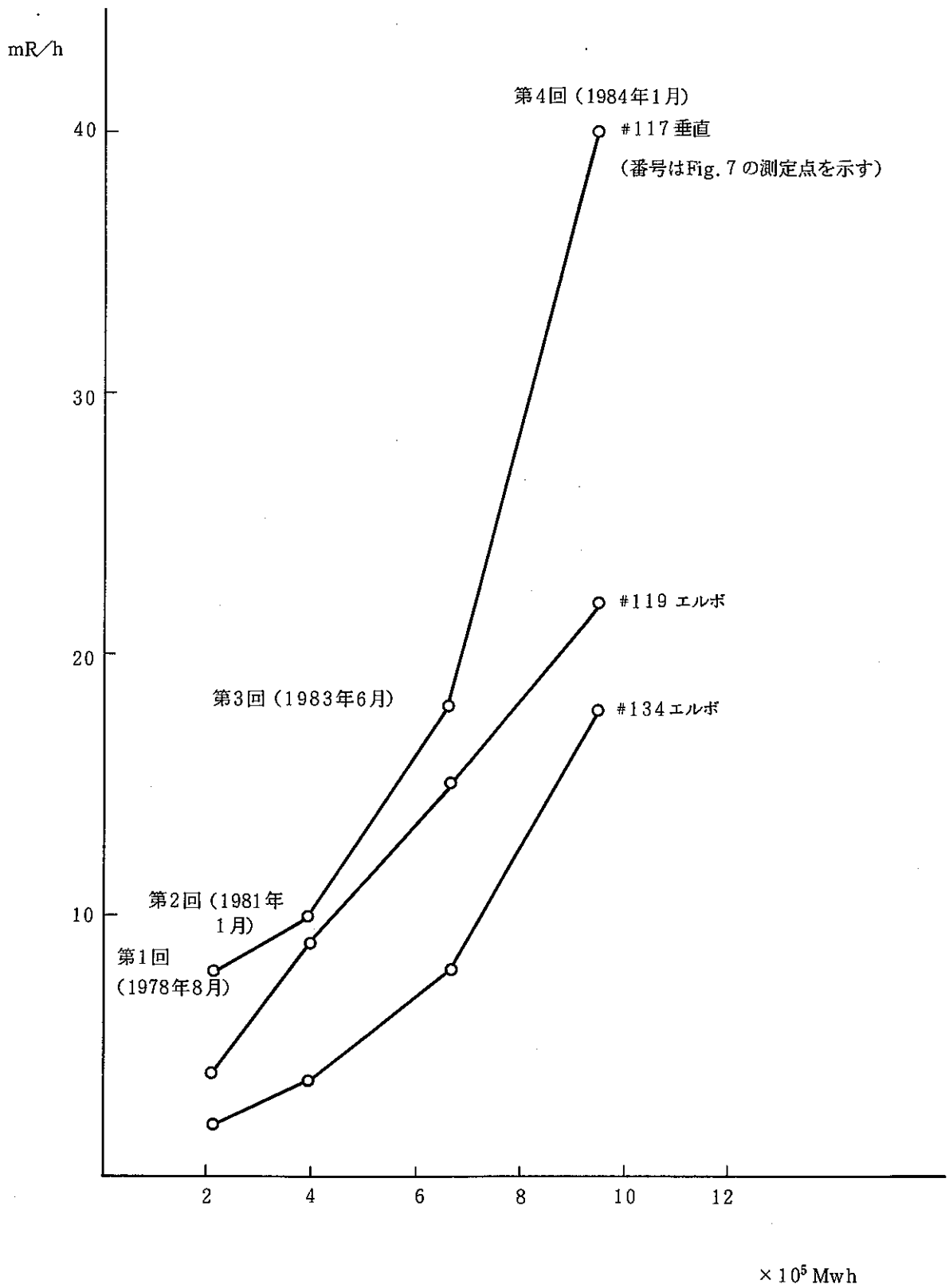


図 32. B ループ主ポンプ(B)~炉容器間の線量率の推移 (垂直配管およびエルボ部)

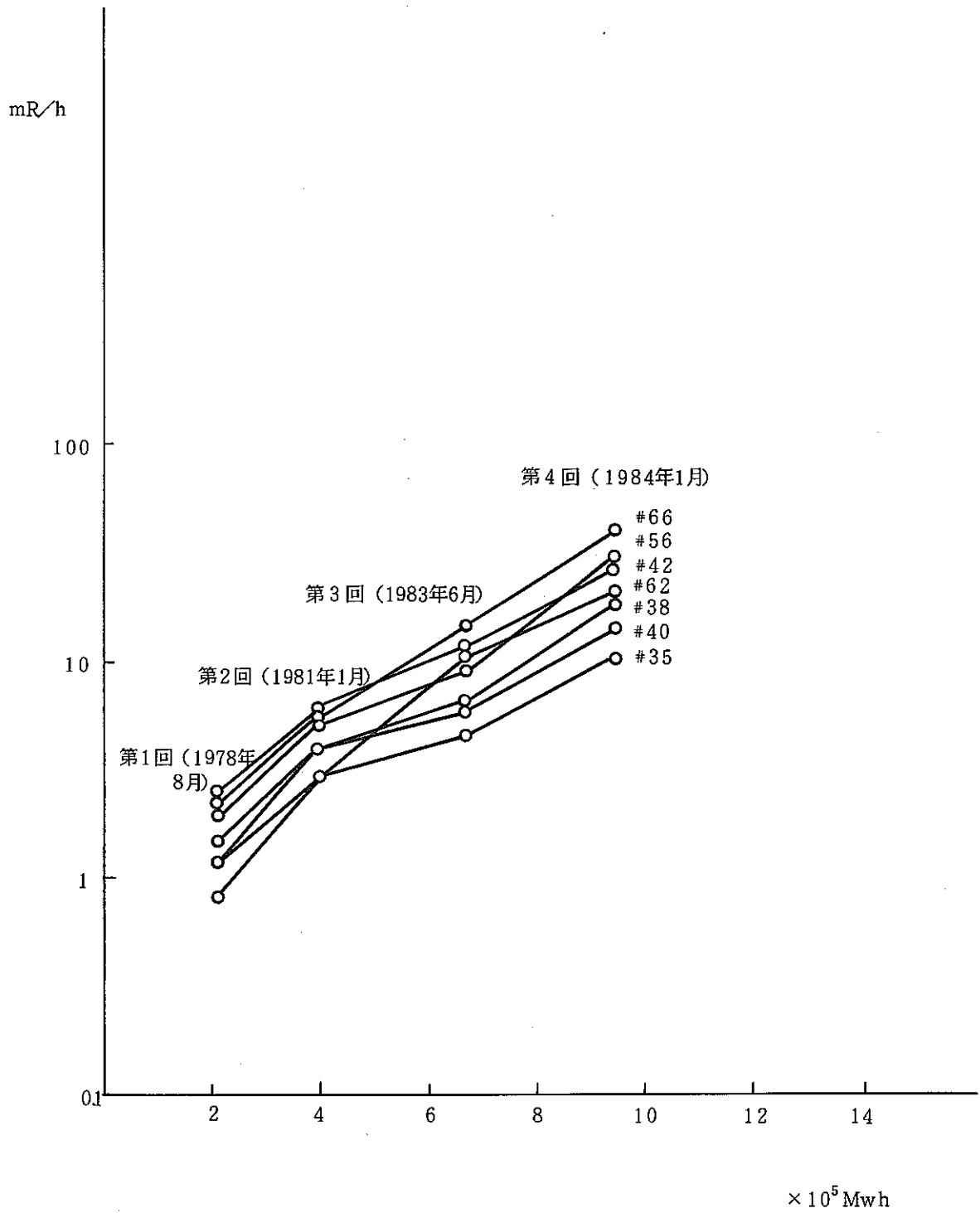


図33. Aループ配管のおもな点の線量率の推移

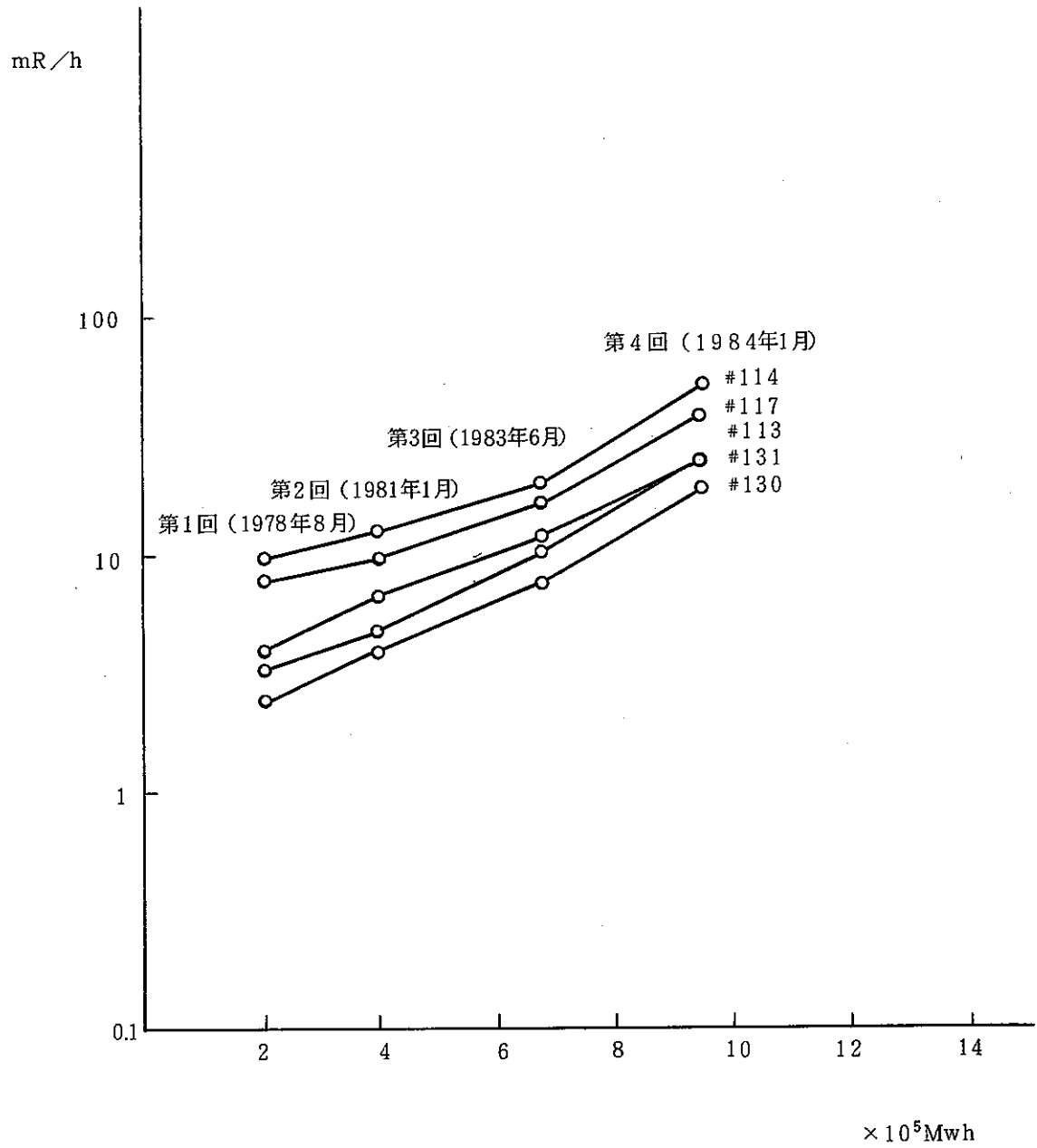


図 34. B ループ配管のおもな点の線量率の推移

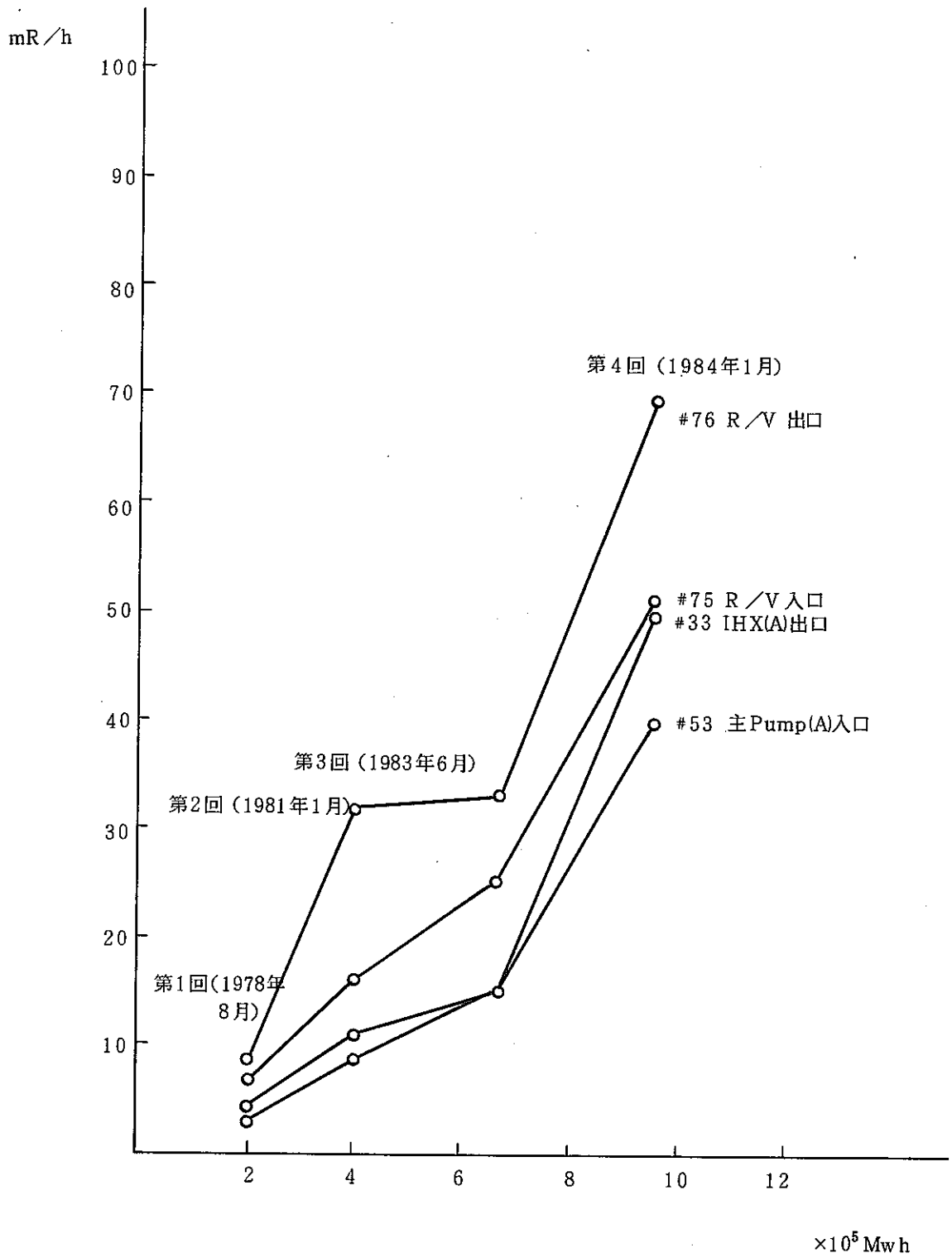


図 35. A ループ機器出入口部の線量率の推移

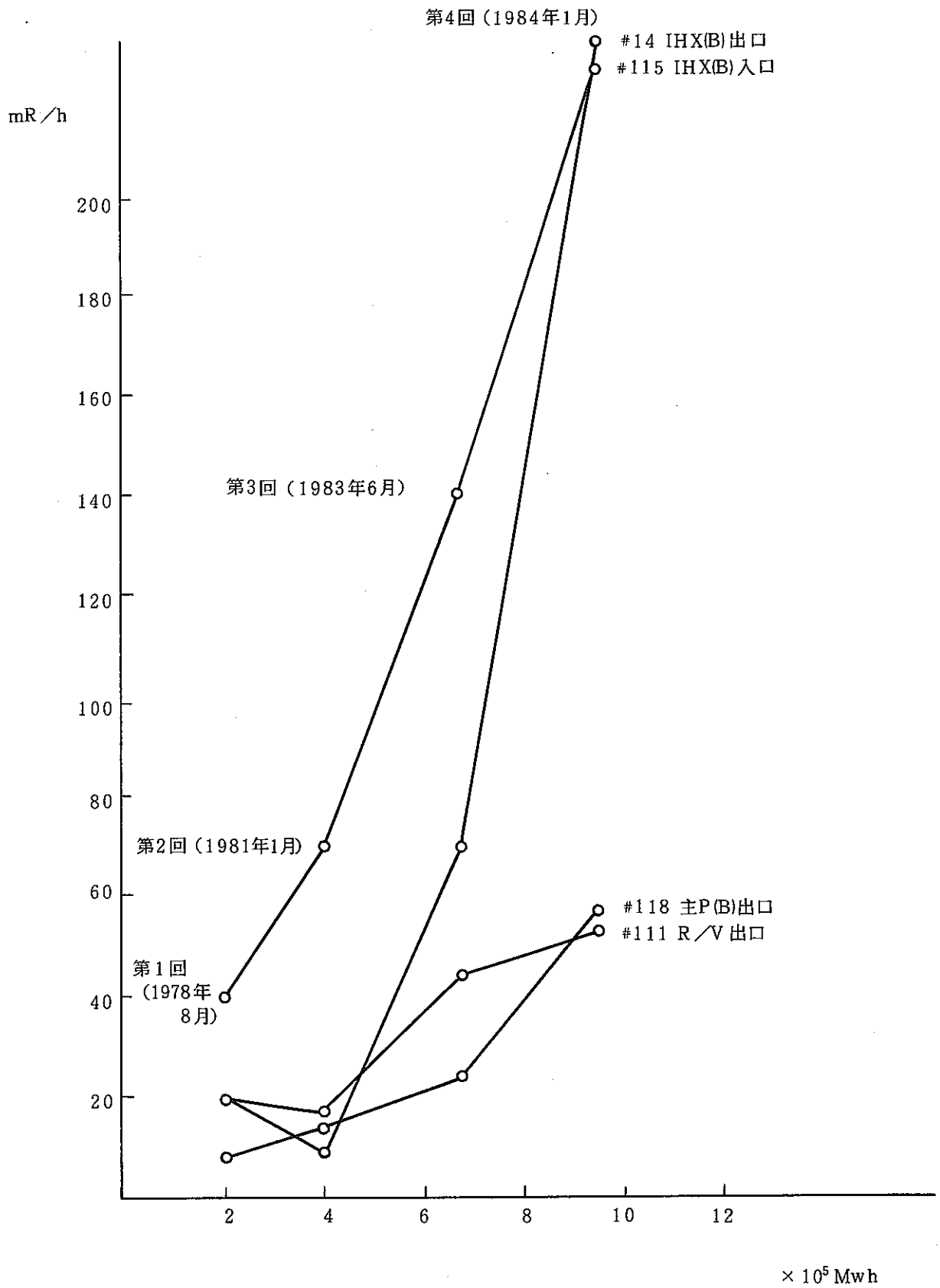


図 36. B ループ機器出入口部の線量率の推移

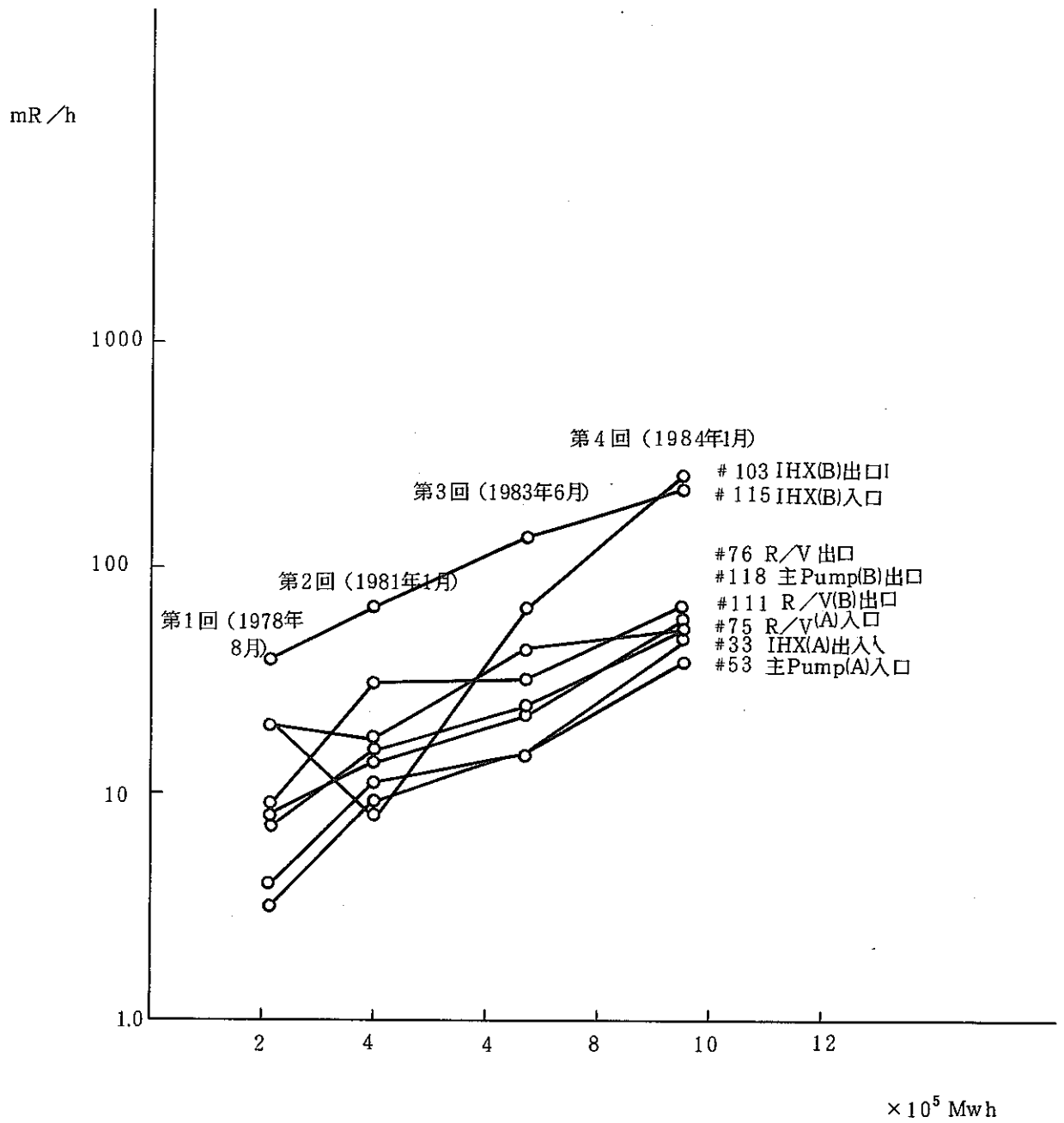


図 37. 機器出入口部の線量率の推移

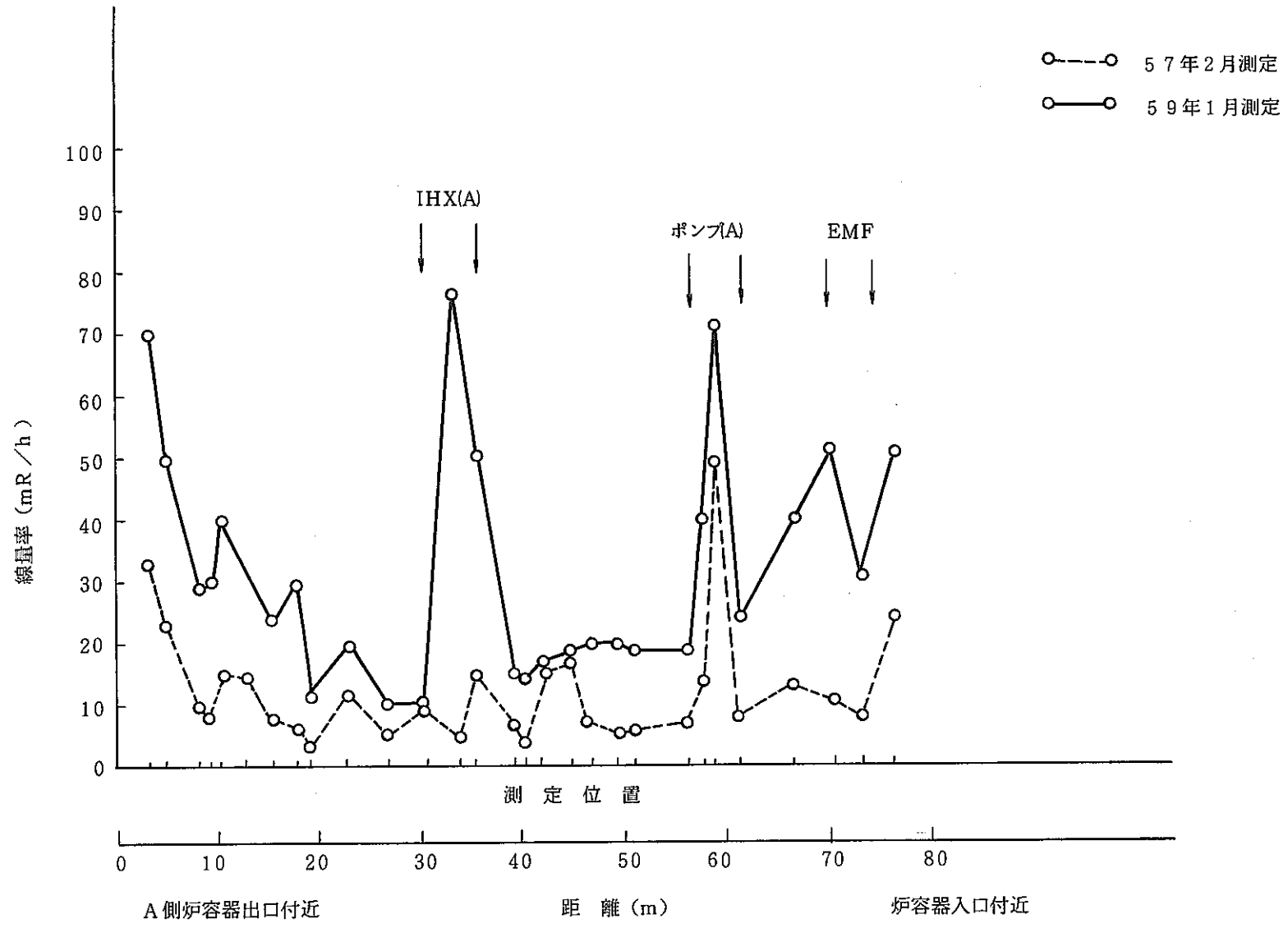


図38. 測定結果(Aループ)

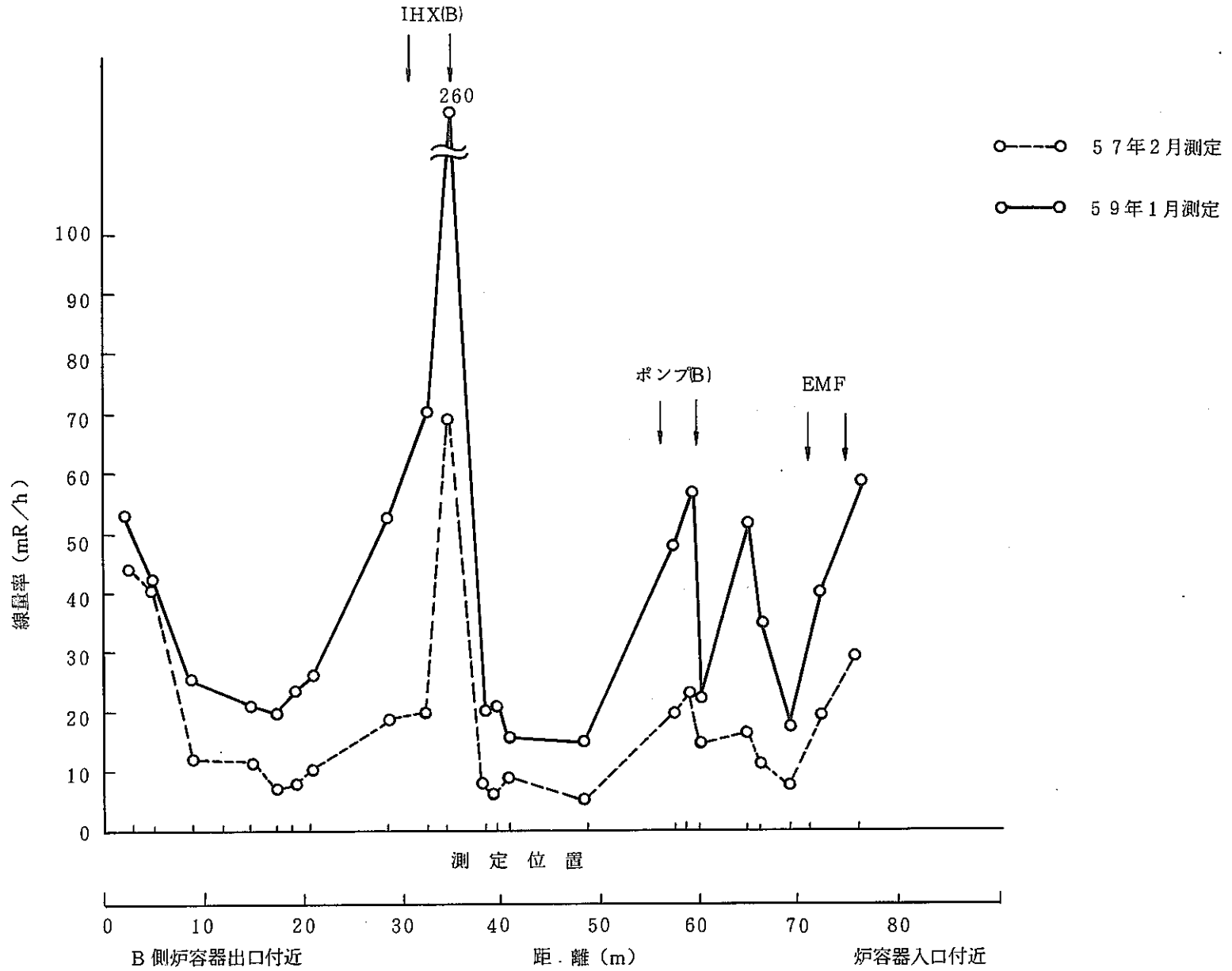


図 39. 測定結果 (B ループ)

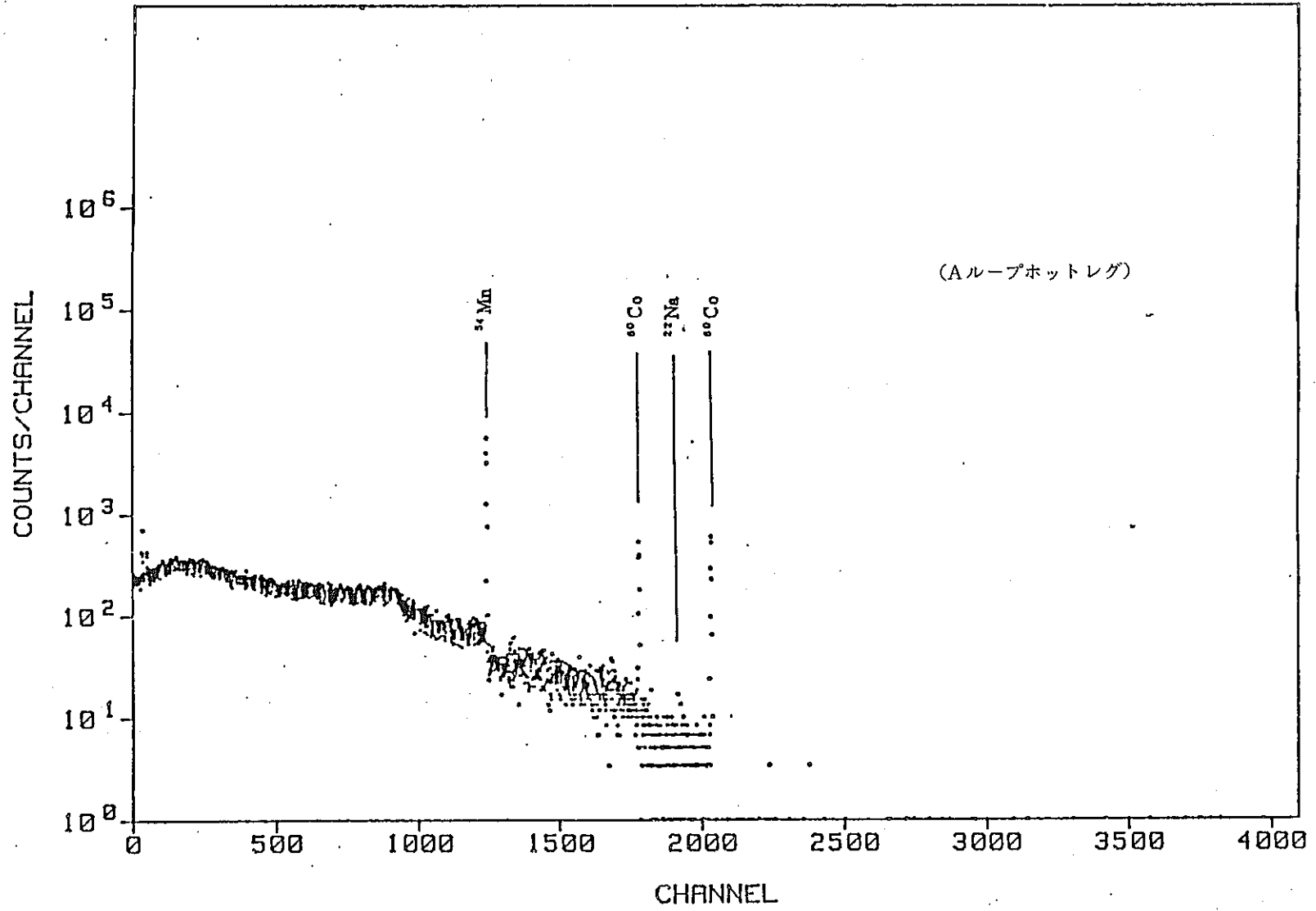


図40 γ 線スペクトル