

高速実験炉「常陽」床下区域(1次冷却系配管室) における配管表面線量率の評価

1989年1月

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせください。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター システム開発推進部・技術管理室

Enquires about copyright and reproduction should be addressed to: Technology Management Section O-arai Engineering Center, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 4002 Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-Ibaraki, Ibaraki-ken, 311-13, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)

1989年1月

高速実験炉「常陽」床下区域（1次冷却系配管室）における配管表面線量率の評価

野村 紀男、 古田 定昭、 滝田 昭久・
遠藤 清志**、桜井 直行

要 旨

高速実験炉「常陽」における一次冷却系配管及び周辺機器は、原子炉積算運転時間の増加とともに放射性腐食生成物（RADIOACTIVE CORROSION PRODUCT：CP）の蓄積による表面線量率の上昇が認められてきている。また、それに伴い一次冷却系配管、及び周辺機器の設置されている一次冷却系配管室（床下区域）の空間線量率も同様に上昇しており、この区域で放射線作業に従事する作業者の被ばく線量に着目する必要がある。

実験炉「常陽」では、昭和53年8月より、床下区域解放時の放射線量率予測、及び床下区域の放射線作業に従事する作業者の作業被ばく線量を推定するため、一次冷却系配管、及び周辺機器の表面、並びにその区域の作業環境の放射線量率測定を随時実施してきた。

その結果、以下の項目について評価した。

- 1) 運転中の床下区域空間線量率、及び停止後の線量率減衰経過より、100MWt運転中の配管表面線量率を約 8.4×10^3 R/hと推定した。
- 2) 原子炉運転停止後の線量の減衰から床下区域入域可能日を評価し、その結果、一次系ドレンを実施すれば、床下区域入域には、運転停止から約6日後に入域可能であると推定した。
- 3) 原子炉運転開始から現在（昭和53年8月～昭和63年11月）までの床下区域における放射線量率の推移を求めた。その結果から、運転開始から4年後（EFPY換算）の配管表面線量率（曲配管部外側）が約48mR/hまで上昇すると予測した。

大洗工学センター 安全管理部 放射線管理課

* 本社 再処理部 （ ㈱原燃サービス出向 ）

** 大洗工学センター 機器構造開発部

January, 1989

Estimate of Surface Dose Rates for Primary Cooling system

NORIO NOMURA , SADA AKI FURUTA , AKIHISA TAKITA*
KIYOSHI ENNDO** , NAOYUKI SAKURAI

ABSTRACT

Dose rates on the surface of the primary cooling system (i.e. pipes, pumps, and heat exchangers) in JOYO have been on the increase by long-term accumulation of RADIOACTIVE CORROSION PRODUCT:CP. Therefore, dose rates in the primary loop cell are also increasing. So it is necessary to pay attention to exposure doses of workers in this area.

We have been measuring dose rates in order to evaluate radiation build-up around this area since 1978

Consequently, we estimated of following.

- (1) Dose rates on the surface of primary cooling system (pipes) at full power operation (100MWt) are estimated at 8.4×10^3 R/h from the decay curve after the reactor shut down.
- (2) It might be possible for workers to enter primary coolant cell six days after the reactor shut down.
- (3) Radiation levels on the surface of the pipes during maintenance period estimate to 48 mR/h at 4 EFPY from the initial reactor operation.

RADIATION CONTROL SECTION , HEARTH AND SAFTY DIVISION

OARAI ENGINEERING CENTER

* REPROCESSING DEVELOPMENT DIVISION , HEAD OFFICE , PNC

** SYSTEM AND COMPONENT DIVISION , OARAI ENGINEERING CENTER

目 次

1. 概 要	1
2. 床下区域における放射線量率の測定方法	2
3. 原子炉運転中における一次冷却系配管表面線量率の推定	3
4. 原子炉停止後の床下区域入域日の推定	4
5. 原子炉運転に伴う一次冷却系配管表面線量率上昇傾向	5
5-1 床下区域における放射線量率の評価方法	5
5-2 床下区域における放射線量率の推移	6
6. 結 言	9
7. 謝 辞	10
8. 参考文献	11

表 リ ス ト

Table 2 - 1	使用測定機器一覧表	2
Table 2 - 2 (1)~(4)	床下区域線量率測定データ	12
Table 2 - 3 (1)、(2)	床下区域線量率測定時におけるプラント状態一覧表	16
Table 5 - 1	測定位置の実効半減期、及び実効崩壊定数 (MK-II 移行時、及び第 5 回定期検査時)	18
Table 5 - 2 (1)~(5)	原子炉積算出力上昇に伴う配管・機器表面等線量率表	19
Table 5 - 3	高速実験炉「常陽」の主要目(抜粋)	22

図 リ ス ト

Fig 2 - 1 (1)~(5)	床下区域における測定場所	23
Fig 3 - 1	原子炉停止後配管表面線量率減衰曲線 (B ループ)	25
Fig 4 - 1	一次系冷却材をドレンした場合の 配管表面線量率減衰曲線 (推定)	26
Fig 5 - 1 (1)~(6)	原子炉積算出力上昇に伴う 配管、大型機器表面、及び床下区域空間線量率の推移	27

写真 リ ス ト

Photo 5 - 1 (1)~(4)	床下区域における配管、大型機器表面、 及び空間の放射線量率測定場所	43
---------------------	--	----

1. 概 要

高速実験炉「常陽」における一次冷却系配管、及び周辺機器は、原子炉積算運転時間の増加とともに放射性腐食生成物（RADIOACTIVE CORROSION PRODUCT：CP）の蓄積による表面線量率の上昇が認められてきている。また、それに伴い一次冷却系配管、及び周辺機器が設置されている一次冷却系配管室（床下区域）の空間線量率も同様に上昇しており、この区域で放射線作業に従事する作業者の被ばく線量に着目する必要がある。

第6回定期検査時の総被ばく線量は、約34.7マン・レムであり、このうち床下作業で受けた総被ばく線量は、約12.7マン・レムで全体の約36.6%を占めている。⁽¹⁾

このように、被ばく線量の1/3以上は、原子炉一次系の検査、点検及びメンテナンス等に起因しており、これらの被ばく線量の低減を進めることが必要であると考えられている。

実験炉「常陽」では、昭和53年8月より、床下区域解放時の放射線量率予測、及び床下区域の放射線作業に従事した作業者の作業被ばく線量を推定するため、一次冷却系配管、及び周辺機器の表面、並びにそれらが設置されている作業環境の放射線量率測定を随時実施してきた。

今回、原子炉運転開始から現在まで測定してきたデータを基に、これらの区域における放射線量率の推移、及び運転中の配管表面線量率を評価したので報告する。

2. 床下区域における放射線量率の測定方法

床下区域における放射線量率は、あらかじめ測定ポイントを定め、γ線サーベイメータを用いて測定を実施してきた。測定場所は、一次冷却系配管、及び周辺機器の表面、並びにそれらが設置されている作業環境のうち代表的な場所を選択した。

測定方法は、以下の通りである。

- (1) 配管表面線量率について、直管部は配管の中央に、曲管部は配管の内側と外側に、測定器の検出部を密着させて測定した。
- (2) 作業環境（空間線量率測定）については、床下から1 mの高さで測定した。
- (3) 測定場所（配管・大型機器表面）は、すべて保温材外周に取りつけられているカバーの表面で行った。

使用した測定器は、校正室で定期的に校正しているものを使用した。使用測定器機種をTable 2-1に示す。

Table 2-1 使用測定器機種一覧表

使用年度	使用測定器機種
昭和53年～57年	GM管 : NSM-152 (富士電機)
	電離箱 : NDR-131 (富士電機)
昭和58年～	GM管 : NSM-152 (富士電機)
	電離箱 : AE-133H (応用技研)

注：昭和61年12月12日に、配管付近の線量率の減衰を確認するため、XETEX-501を用いて連続測定を実施した。（第3章参照）

測定場所をFig 2-1(1)～(5)に測定データをTable 2-2(1)～(4)に示す。また、Table 2-3(1)、(2)に床下線量率測定時におけるプラント状態一覧表を示す。

3. 原子炉運転中における一次冷却系配管表面線量率の推定

原子炉運転中は、一次冷却材であるNaの放射化により ^{24}Na が生成され、運転開始後(100MWt)数日で飽和状態になり、その状態で保たれる。

原子炉停止後は放射化した ^{24}Na が減衰し、数十日後にその影響は見られなくなり半減期の長い ^{22}Na 及びCPの影響が残る。従って、運転中の一次冷却系配管表面線量率を推定するためには、 ^{24}Na の影響が十分にある時から、配管表面線量率を測定し、その減衰曲線と主中間熱交換器(IHX)室壁側に設置されている γ 線エリアモニタ(電離箱:測定レンジ $1\text{ R/h} \sim 1 \times 10^4\text{ R/h}$, 100MWt運転中約 $5.0 \times 10^3\text{ R/h}$)の減衰曲線と比較することにより推定できる。

この評価を実施するため、100MWt第11サイクル運転終了時に一次冷却系配管付近の空間線量率を推定した。

測定日	: 昭和61年12月12日 17:00 ~
プラント状況	: 原子炉停止後7.0日
測定場所	: BループHOT LEG 側配管付近(配管中心より約1.5 m 測定点は1点のみ)
測定器	: XETEX-501
測定方法	: 床下ハッチ(Bループ側開口部)より、XETEX-501のプロ ブをBループホットレグ側配管付近に吊るして測定

測定の結果、BループHOT LEG側配管付近の空間線量率は、約 2.5 R/h であった。また、測定場所と配管表面の線量率比は、1.2であった。従って、これらの測定値から評価した原子炉運転中の一次冷却系配管表面線量率(^{24}Na による影響)は、Fig 3-1のBループ側配管付近の測定値の外挿曲線より $7.0 \times 10^3\text{ R/h}$ が求められ、この値に測定場所と配管表面の線量率比1.2を乗ずることにより得られる。

よって、原子炉運転中の配管表面線量率は $8.4 \times 10^3\text{ R/h}$ と推測された。

この値は、コバルトガラスによる照射試験の一次冷却系配管及び周辺機器の表面線量率 $2.07 \times 10^3 \sim 6.88 \times 10^3\text{ R/h} / 100\text{ MWt}$ とほぼ一致している。(2)

4. 原子炉停止後の床下区域入域日の推定

床下区域においては、定期検査時に一次冷却系配管のISI、遮コン系、及びベデスタル系ブロワの点検、その他据付機器の検査、メンテナンス等を ^{24}Na から放出される γ 線の影響が充分見られなくなってから実施している。仮に、このような作業を原子炉停止後すみやかに実施しようとする場合は、一次冷却材中の ^{24}Na の影響を除去する必要がある。

「常陽」に設置されている一次補助冷却系は、原子炉100MWt運転時の一次冷却系配管が破断を生じても崩壊熱除去が可能なように設計されている。従って、

- 1) 原子炉停止直後の一次冷却材のドレン
- 2) 一次補助冷却系による崩壊熱除去
- 3) 床下区域の空気置換

等、プラント管理上の問題及び、

- 4) 配管からの放射線による影響（一次冷却材ドレン時）
- 5) ダンプタンク及びオーバーフロータンクからの放射線による影響

等、作業環境管理上の問題がなければ、一次系冷却材のドレンを実施することにより床下区域への入域が可能である。

今回、上記に上げた問題のうち、4) 配管からの放射線による影響（一次冷却材ドレン時配管内残留Na量）について評価した。

評価方法は、遮蔽計算コードである「QAD」を用いた。

入力条件は、

- 1) 計算する一次系冷却配管は、HOT LEGとした。⁽³⁾
- 2) 付着Na中に含まれる放射性核種は、 ^{24}Na とした。
- 3) 一次配管系内に ^{24}Na が均一に1mm厚で残留しているとした。
- 4) 配管内面に沈着しているCPについては、無視した。
- 5) 原子炉100MWt運転中における ^{24}Na の中性子による放射化飽和量は、 30.5mCi/gNa とした。⁽⁴⁾

その結果、運転停止直後の一次系配管表面線量率が、 38.2R/h であることが得られた。この時の配管表面線量率の減衰曲線をFig4-1に示す。

この図から、一次冷却材ドレンを実施した場合、配管表面線量率が 100mR/h 以下になった時を入域条件とすると、この区域への入域は、原子炉停止から6日以降に可能であると推定した。

5. 原子炉運転に伴う一次冷却系配管表面線量率の上昇傾向

「常陽」における床下区域の放射線量率の測定は、昭和53年8月から実施されてきた。本報告書で評価する測定場所は、一次冷却系配管のA、Bループ及び大型機器（中間熱交換機：IHX、主循環ポンプ：PP）を含め19ポイントあり、各々のポイントにシールを張り付け定点測定を実施した。（昭和60年以前の測定データについては、測定場所近傍の値を測定値として評価した。）ここで、代表的な測定場所の写真を Photo 5-1 に示す。

また、配管については、原子炉出口からIHX入口までをHOT LEG、IHX出口から原子炉入口までをCOLD LEGとして区分した。

5-1 床下区域における放射線量率の評価方法

床下区域における放射線量率は、積算運転時間の増加とともに炉内の存在する物質の放射化が進むため上昇する。炉内で生成する放射性核種のうち ^{24}Na は、半減期が15Hrと短いため原子炉の運転-停止毎に飽和、減衰を繰り返す。従って、長期的な放射線量率の増加には結びつかない。半減期が27日である ^{51}Cr は、増加-減衰を繰り返しながら徐々に増加していく。また、半減期が比較的長い ^{54}Mn 、 ^{22}Na 、 ^{60}Co は、長期的な停止が無い限りそれほど減衰せず、増加の一途をたどる。

原子炉は、燃料交換、及び定期検査のために十数日から数百日間停止する。この間、配管内に付着していたCPは減衰する。従って、停止後から測定日までの期間が異なるとそのバラツキが大きくなるため減衰補正を行う必要がある。

補正式は、次の通りである。

$$R = \sum_n A_n e^{-\lambda_n t}$$

R : 停止後 t 日の放射線量率 (mR/h)

A_n : 核種 n の放射エネルギーから求めた配管表面における放射線量率 (mR/h)

λ_n : 核種 n の γ 線崩壊定数 (d^{-1})

t : 停止後定期経過時間 (d)

実際には、

- (1) 配管に付着している核種が数種類あり、測定位置により付着率が異なる。
- (2) プラントの管理状況によって系内のCPの付着状態が変化する。

等の理由から γ 線崩壊定数の計算による設定が困難であったため、各測定場所で固有のものとして、原子炉停止期間中の減衰曲線から求めた。

ここで、Table 5-1にMK-II移行時、及び第5回定期検査時の測定値より求めた実効半減期、及び実効 γ 線崩壊定数を示す。

従って、実際の測定期間の補正は、次式で与えられる。

$$R = A \times \exp(\lambda(t - t_d)) \dots\dots\dots (5-1)$$

- R : 停止後 t_d 日の線量率 (mR/h)
 A : 測定値 (mR/h)
 λ : 実効 γ 線崩壊定数 (d^{-1})
 t : 停止後から測定までの経過時間 (d)
 t_d : 停止後定期経過時間 (d)

(本報告書では、短半減期核種の影響を無視するため、これら核種が十分に減衰したと考えられる原子炉停止後50日を停止後定期経過時間(t_d)とした。)

配管に付着・沈着している核種は、主に ^{54}Mn 、 ^{60}Co である⁽⁵⁾。従って、各測定位置での実効半減期は300日～5年程度の値を示すはずである。しかし、第5回定期検査時では、幾つかの測定位置で実効半減期が300日より短い値を示している。これは、この期間中に実施した一次冷却材の充填・ドレンを短期間の間に数回繰り返したため、管内に付着・沈着しているCP等の剝離、及び再付着が見られたためと考えられる。従って、この期間のデータは例外的で使用できないため、今回はMK-II移行時の値を用いて評価した。

5-2 床下区域における放射線量率の推移

5-1から評価した値から、Table 5-2、Fig 5-1に原子炉積算出力に伴う床下区域における放射線量率の推移を示す。なお、原子炉積算出力が測定時期により異なるため、測定値を原子炉出力のフルパワー(100MW)換算; EFPY: EFFECTIVE FULL POWER YEARで比較した。

大型機器〔Fig 5-1(1)～(2)〕は、配管と比較してCPの付着する内面積が多いため、数倍高い値を示したと考えられる。また、IHXのA側とB側を比較した場合、B側の方が高い値を示した。これは、IHXの内部構造、及びCPの付着状況等の違いが影響したと考えられる。

空間線量率〔Fig 5-1(3)〕では、配管近傍の測定場所($F_{1-1, 19, 24}$)の値が周囲の配管の影響を受けているため、他の測定場所(F_{M2-9})よりも高い値を示している。

配管表面のデータ〔Fig 5-1(4)、(5)〕では、周辺の配管からの影響、及びC

Pの付着状況の相違等により上昇傾向に若干の逸いが見られたが、線量率の推移は全体的に同じ様な傾向を示した。また、これらのデータをHOT LEG、COLD LEG、及びTOTAL (Fig 5-1 (6)) にまとめた。この結果から、HOT LEGとCOLD LEGで、あまり大きな差は見られなかった。過去の報告で、これらに付着するCPの沈着量は核種別で違いがあるとされているが⁽⁶⁾、今回の測定、及び評価からは確認できなかった。なお、COLD LEG、及びTOTALでは、誤差が大きくなる恐れがあるためA-28のデータを除いた。

Fig 5-1 (6) より、熱出力が50 MWt出力時と75 MWt出力時の線量増加率は、ほぼ一定であるが、100 MWt出力に変更した後、すなわち増殖用炉心(MK-I)から照射用炉心(MK-II)へ移行した後の増加率が急激に上昇している。MK-Iでの上昇率(0 EFPY ~ 0.07 EFPY)は、15.9 mR/h/EFPYであり、MK-IIでの上昇率(0.76 EFPY ~ 1.08 EFPY)は、42.5 mR/h/EFPYであった。

増加率の上昇には、CP発生源の増加、出力の上昇、及びプラント状態の変化等が起因していると考えられる。中性子フラックスの上昇に着目すると、MK-I: 50 MW時で平均 $1.3 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ 、75 MW時で平均 $1.9 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ 、MK-II: 100 MW時で平均 $2.6 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ である。このことから50 MW→75 MWでのフラックス上昇は1.5倍、75 MW→100 MWでの上昇は1.4倍となり中性子フラックスの上昇による影響はほとんどないと考えられる。⁽⁷⁾

また、主なプラント状態であるが、Table 5-3より、50 MW、75 MW、及び100 MWを比較しても、それほど大きな変化は見られない⁽⁷⁾。従って、MK-II移行後に床下区域の放射線量率が急激に上昇した原因は、主なCPの発生源である炉心構成要素が大きく変更されたためと推測される。

反射体からのCP発生は、Feの(n, p)反応、及びSUS材に含まれる不純物等の放射化により⁵⁴Mn、及び⁶⁰Co等が生成するため、これらが溶出し、配管等へ沈着することされている。⁽⁸⁾

現段階で一次冷却系配管表面線量率の上昇傾向から推測すると、若干ではあるが放射線量率飽和の傾向を見せ始めている。第5回定期検査から第6回定期検査までの上昇率は、10.4 mR/h/EFPYであり、第5回定期検査までの上昇率と比較して約76%の上昇率の低下がみられた。また、第6回定期検査から第7回定期検査までの上昇は、ほとんど見られなかった。炉内では、CP等が生成されているのにもかかわらず、このような傾向を示した理由は、コールドトラップの新設に伴い何らかの影響が現れたのではないかと考えられる。この件に関しては今回の測定結果だけでは評価が困難であるため、次回以降の測定結果から詳細な検討を行う。

MK-II 移行後の床下線量率の推移を2次曲線と仮定すると、現在の上昇傾向でEFPY
が原子炉運転開始時から4年経過した時の推定配管表面線量率（曲配管部外側）は、

$$R = \sqrt{800 \cdot Y - 100}$$

$$R \approx 48.0 \quad \text{mR/h} \quad (\text{原子炉停止後50日})$$

$$Y : \text{EFPY} \quad (Y)$$

$$R : \text{推定配管表面線量率 (曲配管部外側)} \quad (\text{mR/h})$$

と予測した。

6. 結 言

実験炉「常陽」における一次冷却系配管及び機器の表面線量率測定結果から以下の評価がなされた。

- 1) 運転中の床下区域空間線量率、及び停止後の線量率減衰経過より、100MWt運転中の配管表面線量率を評価した。この評価値は、コバルトガラス線量計による積算線量から評価した運転中の配表面線量率とほぼ一致した。
- 2) 原子炉運転停止後線量の減衰から床下区域入域可能日を評価した。また、床下区域への早期入域のための手段を検討した。その結果、床下区域入域には、運転停止から約6日後に入域可能であると推定した。
- 3) 原子炉運転開始から現在（昭和53年8月～昭和63年11月）までの床下区域にけおける放射線量率の推移を求めた。その結果から、運転開始から4年後（EFPY換算）の配管表面線量率（曲配管部外側）が約48mR/hまで上昇すると予測した。

今後は、定期検査毎に測定を実施することにより、以下の項目について検討する予定である。

- 1) 実効 γ 線照射定数の決定
- 2) 床下における放射線量率の推移の再評価

7. 謝 辞

本報告書作成にあたり、報告書の査読をお願いし、コメントをいただいた、実験炉部技術課の溝尾課長に感謝いたします。

8. 参考文献

- (1) PNC SN 9410 88-053 高速実験炉「常陽」第6回定期点検報告
第6回定期点検のまとめ
- (2) PNC SN 9410 86-085 実験炉部技術試験成果報告 vol.3 No.1
昭和61年4月～6月成果概要
- (3) PNC SN 941 79-207 高速実験炉「常陽」性能試験報告書
保温材特性試験
- (4) PNC SN 9410 87-174 高速実験炉「JOYO」運転経験報告書
100MW運転時Na、Arサンプリング及び分析結果
- (5) 保健物理 19 59～67 (1984)
高速実験炉「常陽」における放射性腐食生成物について
- (6) PNC SN 9410 88-047 FBRにおけるCP問題と対策
-ALPHABET計画- 得られた成果と今後の展望
- (7) 「常陽」ものしり手帳
- (8) 動燃技報 No.58 1986.6 資料番号 58-2
高速プラントにおける放射性腐食生成物挙動解析コード

Table 2 - 2 (1) 床下区域線量率測定データ
(単位: mR/h)

			53 8/29	54 9/28	55 11/ 4	55 11/26	56 1/21	57 2/15	57 8/31	57 11/12
原子炉停止後 日数 (d)			1 3	3 6	6 1	8 3	1 3 9	5 0	2 4 7	3 2 0
A ル ー プ 側	HOT LEG	A - 6	0.35	8.0	10.5	5.4	8.8	9.0	7.0	7.8
		A - 8	1.8	2.5	5.5	6.5	6.0	9.0	20	8.0
	COLD LEG	A - 16	2.0	4.0	4.0	—	4.5	5.5	—	3.0
		A - 17	2.0	—	4.8	—	5.5	7.0	6.5	4.3
		A - 19	0.8	4.0	5.6	4.4	5.8	8.5	8.0	—
		A - 20	0.8	2.5	4.1	3.0	4.8	6.5	9.0	5.5
		A - 26	—	3.0	4.5	—	3.3	—	10	—
	大型機器	IHX-S	2.5	4.5	1.5	10	10.5	19	15	13
		IHX-I	3.8	7.0	4.0	18	—	25	17	4.0
		EMP-S	0.6	2.0	5.2	5.0	4.0	8.0	—	4.4
B ル ー プ 側	HOT LEG	B - 6	2.0	4.0	7.0	8.0	6.5	7.0	—	8.0
		B - 8	0.6	3.5	6.7	5.0	7.7	9.0	—	7.5
	COLD LEG	B - 17	0.9	—	4.7	—	4.2	5.0	—	4.0
		B - 19	0.5	—	5.2	6.0	4.7	9.0	—	7.5
	大型機器	IHX-S	5.0	6.5	23.7	38	32	60	—	30
		IHX-I	2.0	20	70	60	88	140	—	120
		PP-S	3.0	—	13.7	14	18	—	—	13
床下雰囲気	B2F	F ₂ - 8	1.5	2.0	—	—	2.2	8.0	—	6.7
	BM2F	FM ₂ -9	0.25	1.0	—	—	—	2.3	—	1.0
	B1F	F ₁ - 1	0.3	—	—	—	2.5	4.4	—	2.0
		F ₁ -19	—	—	—	—	—	25	—	18
		F ₁ -24	5.0	3.5	—	—	10	28	—	11

Table 2-2 (2) 床下区域線量率測定データ
(単位: mR/h)

			59 1/ 6	59 11/ 2	60 6/ 8	60 6/14	60 6/21	60 6/28	60 7/ 5	60 7/12
原子炉停止後 日数 (d)			3 5	1 3	6 0	7 5	8 2	8 9	9 6	1 0 3
A ル ー プ 側	HOT LEG	A-6	25	40	35、55*	35	30	34	30	30
		A-8	25	20	30、45	30	30	30	30	29
	COLD LEG	A-16	12	25	25、40	23	20	22	22	21
		A-17	17	25	35、40	32	30	30	29	28
		A-19	18	35	26、36	30	25	26	25	25
		A-20	16	35	30、40	30	30	30	30	30
		A-26	—	—	—	52	50	50	49	48
	大型機器	IHX-S	50	50	70	62	55	60	54	54
		IHX-I	15	80	70	85	80	82	80	80
		EMP-S	25	35	90	40	37	37	37	36
B ル ー プ 側	HOT LEG	B-6	30	25	25、40	25	22	21	20	20
		B-8	25	35	30、35	30	30	30	30	30
	COLD LEG	B-17	30	—	35、40	35	32	34	32	30
		B-19	35	—	23、45	25	24	24	24	22
	大型機器	IHX-S	100	100	120	130	125	127	125	120
		IHX-I	700	750	950	1000	940	1000	920	900
		PP-S	100	130	135	120	110	116	107	110
床下 雰囲気	B2F	F ₂ -8	17	50	—	45	45	45	45	42
	BN2F	FM ₂ -9	12	14.5	—	17	15	16.5	15	14.7
	B1F	F ₁ -1	8.5	—	—	25	24	22	20	20
		F ₁ -19	30	—	—	40	40	42	45	45
		F ₁ -24	45	50	—	50	50	49	48	49

* 記入されたデータのうち左側が配管局部外側、右側が配管局部内側

Table 2 - 2 (3) 床下区域線量率測定データ
(単位: mR/h)

			60 7/23	60 8/ 4	60 8/ 8	60 8/12	60 8/19	60 10/10	62 1/16	62 1/28
原子炉停止後 日数 (d)			1 1 3	1 2 5	1 2 9	1 3 3	1 4 0	1 9 2	4 2	5 4
A ル ー プ 側	HOT LEG	A - 6	33	30	28	30	28	26	40、45*	40、65
		A - 8	25	20	20	20	19.5	18	38、55	38、55
	COLD LEG	A - 16	25	25	25	25	25	20	30、53	28、55
		A - 17	30	30	34	33	35	35	37、50	37、50
		A - 19	25	22	22	23	20	20	35、53	40、55
		A - 20	32	28	26	30	27	25	42、55	40、55
		A - 26	45	40	40	40	40	34	72	70
	大型機器	IHX-S	55	55	52	55	55	50	70	55
		IHX-I	75	70	70	70	67	55	105	105
		EMP-S	38	32	32	32	30	28	55	50
B ル ー プ 側	HOT LEG	B - 6	20	19.5	18	19	18	16	35、50	35、55
		B - 8	33	25	22	23	20	20	30、55	25、45
	COLD LEG	B - 17	35	37	40	40	40	40	35、50	35、50
		B - 19	32	20	20	20	20	18.5	38、60	30、60
	大型機器	IHX-S	128	115	115	117	115	105	185	185
		IHX-I	900	850	850	850	850	730	1750	——
		PP-S	103	95	95	93	95	85	——	——
床下雰囲気	B2F	F ₂ - 8	45	35	34	34	33	29	53	50
	BM2F	FM ₂ -9	13.5	12.5	12	12.7	13	11.7	12	13
	B1F	F ₁ - 1	20	20	19	19	17.2	17	30	——
		F ₁ -19	42	38	40	40	37	33	52	55
		F ₁ -24	46	42	43	42	42	38	67	——

* 記入されたデータのうち左側が配管局部外側、右側が配管局部内側

Table 2-2 (4) 床下区域線量率測定データ
(単位: mR/h)

			62 2/25	62 3/26	62 4/21	62 5/26	63 10/18	63 10/26	63 11/12
原子炉停止後 日数 (d)			8 2	1 1 1	1 3 7	1 7 2	4 2	5 0	6 7
A ル ー プ 側	HOT LEG	A-6	40、60*	38、60	37、55	40、50	40、50	38、60	40、50
		A-8	37、55	35、55	35、53	30、50	35、45	35、45	35、50
	COLD LEG	A-16	27、53	28、50	26、45	30、50	35、55	35、55	35、50
		A-17	35、45	38、45	35、40	38、45	40、53	40、53	45、55
		A-19	40、50	38、50	35、45	35、45	40、60	40、60	50、55
		A-20	38、55	38、50	38、48	38、50	43、55	43、55	40、50
		A-26	65	65	—	—	70	70	65
	大型機器	IHX-S	60	60	60	60	100	100	100
		IHX-I	100	100	95	90	70	70	70
		EMP-S	50	50	—	—	50	50	50
B ル ー プ 側	HOT LEG	B-6	25、48	25、45	25、45	25、40	25、50	25、50	30、50
		B-8	35、55	35	35	35	35、50	40、50	40、55
	COLD LEG	B-17	35、48	35、48	35、48	35、54	40、55	40、55	40、55
		B-19	28、58	30、55	28、52	30、50	30、55	30、60	40、55
	大型機器	IHX-S	180	175	175	165	160	155	150
		IHX-I	1700	1800	1850	1700	1500	1500	1500
		PP-S	—	—	—	—	155	160	150
床下雰囲気	B1F	F ₂ -8	50	50	48	45	—	60	70
	BM2F	FM ₂ -9	14	15	15	15	15	15	19
	B2F	F ₁ -1	28	30	30	30	30	32	35
		F ₁ -19	45	50	48	45	50	55	55
		F ₁ -24	60	60	63	63	70	65	65

* 記入されたデータのうち左側が配管局部外側、右側が配管局部内側

Table 2 3 (1) 床下区域線量率測定時のプラント状態一覧表

測定 年・月・日	積算出力 (MWH)	原子炉プラント状態
53・8・29	5.8×10^4	50MW - 1 (10/27 - 12/11) - 2 (1/12 - 2/26)
54・3・19	1.6×10^5	定期検査 - 1 (54年 3月 - 54年 3月)
54・9・28	2.1×10^5	75MW - 1 (1/16 - 3/9) - 2 (5/8 - 6/19) - 3 (7/14 - 9/4)
55・11・4	4.3×10^5	定期検査 - 2 (55/8 - 56/3)
55・11・26		75MW - 4 (3/12 - 5/11) - 5 (6/19 - 8/9) - 6 (11/2 - 12/27)
56・1・21		
57・2・15	6.7×10^5	定期検査 - 3 [MK - II 移行] (57年 1月 - 58年 3月)
57・8・31		100MW - 1 (8/9 - 9/30) - 2 (10/12 - 12/27)
57・11・12		
58・7・26	7.4×10^5	定期検査 - 4 (58年12月 - 59年 4月)
59・1・6	9.5×10^5	100MW - 3 (4/19 - 6/10) - 4 (6/25 - 8/12) - 5 (9/3 - 10/12) - 6 (12/26 - 1/13) - 7 (2/15 - 3/31)
59・11・2	1.28×10^6	
60・6・8	1.42×10^6	定期検査 - 5 (60年 4月 - 60年12月)
60・6・14		
60・6・21		
60・6・28		
60・7・5		
60・7・12		
60・7・23		
60・8・4		
60・8・8		
60・8・12		

Table 2 - 3 (2) 床下区域線量率測定時のプラント状態一覧表

測定 年・月・日	積算出力 (MWH)	原子炉プラント状態
60・8・19	1.42×10 ⁶	
60・10・10		
62・1・16	2.03×10 ⁶	100MW - 8 (12/8 - 1/20) - 9 (2/15 - 3/28) -10 (4/28 - 6/10) -11 (7/ 7 - 8/19) -12 (9/16 - 10/26) -12' (11/13- 12/5) 定期検査 - 6 (61年12月 - 62年 9月)
62・1・28		
62・2・25		
62・3・26		
62・4・21		
62・5・26		
63・10・18	2.55×10 ⁶	100MW -13 (8/31 - 10/31) -14 (11/28- 1/30) -15 (2/29 - 5/12) -16 (8/ 2 - 9/ 6) 定期検査 - 7 (63年 9月 - 64年 1月)
63・10・26		
63・11・12		
		100MW -17 (1/18 - 4/ 1)

Table 5-1 測定位置の実効半減期及び実効崩壊定数

区 分			測定場所	MK-II移行時		第5回定期検査時	
				実効半減期 $T_{1/2}(d)$	実効崩壊定数 $\lambda (d^{-1})$	実効半減期 $T_{1/2}(d)$	実効崩壊定数 $\lambda (d^{-1})$
A 側	一次冷却系配管	HOT LEG	A-6	1308	5.3×10^{-4}	334	2.1×10^{-3}
			A-8	385	1.8×10^{-3}	365	1.9×10^{-3}
	COLD LEG		A-16	270	2.6×10^{-3}	199	3.5×10^{-3}
			A-17	384	1.8×10^{-3}	66	1.1×10^{-2}
			A-19	2252	3.1×10^{-4}	884	7.8×10^{-4}
			A-20	1120	6.2×10^{-4}	372	1.9×10^{-3}
			A-26	520	1.3×10^{-3}	262	2.6×10^{-3}
	主要機器		I HXS	493	1.4×10^{-3}	242	2.9×10^{-3}
			I HX I	354	2.0×10^{-3}	546	1.3×10^{-3}
			EMPS	313	2.2×10^{-3}	350	2.0×10^{-3}
B 側	一次冷却系配管	HOT LEG	B-6	462	1.5×10^{-3}	260	2.7×10^{-3}
			B-8	270	2.6×10^{-3}	—	—
	COLD LEG		B-17	838	8.3×10^{-4}	174	4.0×10^{-3}
			B-19	1026	6.8×10^{-4}	159	4.4×10^{-3}
	主要機器		I HXS	270	2.6×10^{-3}	439	1.6×10^{-3}
			I HX I	1213	5.7×10^{-4}	315	2.2×10^{-3}
			PP-S	112	5.7×10^{-3}	366	1.9×10^{-3}
床 下 雰 囲 気	B2F	F ₂ -8	F ₂ -8	548	1.3×10^{-3}	299	2.3×10^{-3}
			FM ₂ -9	224	3.1×10^{-3}	317	2.2×10^{-3}
	B1F		F ₁ -1	237	2.9×10^{-3}	305	2.3×10^{-3}
			F ₁ -19	570	1.2×10^{-3}	229	3.0×10^{-3}
			F ₁ -24	200	3.5×10^{-3}	275	2.5×10^{-3}

Table 5-2 (1) 原子炉積算出力上昇に伴う大型機器表面線量率表

(MWH)	EFPY (Y)	IHXA-S (mR/h)	IHXA-I (mR/h)	BMP-S (mR/h)	IHXB-S (mR/h)	IHXB-I (mR/h)	PPB-S (mR/h)
5.8×10^4	0.07	2.4	3.5	0.6	4.5	2.0	2.4
2.1×10^5	0.24	4.4	6.8	1.9	6.3	10.8	—
4.3×10^5	0.49	8.0 ± 5.6	11.7 ± 10.7	5.2 ± 0.3	35.4 ± 9.5	74.7 ± 16.2	20.5 ± 8.3
6.7×10^5	0.76	19.2 ± 0.5	19.2 ± 10.6	8.0 ± 0.1	60.3 ± 0.4	140 ± 1	60.6
9.5×10^5	1.08	49.0	14.6	24.2	96.2	604	91.8
1.28×10^6	1.46	47.5	74.3	32.3	90.8	734	105
1.42×10^6	1.62	62.2 ± 4.8	83.1 ± 5.7	44.2 ± 15.8	125 ± 43	926 ± 62	146 ± 7
2.03×10^6	2.32	65.3 ± 5.7	109 ± 5	53.8 ± 2.8	203 ± 18	1821 ± 88	—
2.55×10^6	2.92	100 ± 2	70.4 ± 1.8	50.4 ± 1.4	158 ± 3	1502 ± 11	158 ± 9

Table 5-2 (2) 原子炉積算出力上昇に伴う床下区域空間線量率表

(MWH)	EFPY (Y)	F ₂ - 8 (mR/h)	FM ₂ - 9 (mR/h)	F ₁ - 1 (mR/h)	F ₁ - 19 (mR/h)	F ₁ - 24 (mR/h)
5.8×10^4	0.07	1.4	0.2	0.3	—	4.4
2.1×10^5	0.24	2.0	1.0	—	—	3.3
4.3×10^5	0.49	2.5	—	4.4 ± 0.1	—	13.7
6.7×10^5	0.76	8.8 ± 1.1	2.3 ± 0.1	8.1	25.0 ± 0.1	28.2 ± 0.2
9.5×10^5	1.08	16.7	11.5	8.21 ± 2.9	29.5 ± 5.4	42.7
1.28×10^6	1.46	47.7	12.9	—	—	43.9
1.42×10^6	1.62	42.6 ± 5.3	17.0 ± 1.1	21.4 ± 7.6	43.4 ± 2.8	57.0 ± 2.2
2.03×10^6	2.32	52.6 ± 1.4	16.6 ± 3.9	35.4 ± 5.6	52.2 ± 2.9	77.7 ± 13.2
2.55×10^6	2.92	65.8 ± 8.2	16.6 ± 3.0	32.7 ± 3.8	53.6 ± 3.5	67.4 ± 2.12

Table 5-2 (3) 原子炉積算出力上昇に伴う配管表面線量率 (Aループ) 表

(MWH)	EFPY (Y)	A - 6 (mR/h)	A - 8 (mR/h)	A - 16 (mR/h)	A - 17 (mR/h)
5.8×10^4	0.07	0.3	1.7	1.8	1.9
2.1×10^5	0.24	7.9	2.4	3.9	—
4.3×10^5	0.49	8.4 ± 2.6	6.5 ± 0.8	4.9 ± 1.1	5.7 ± 1.1
6.7×10^5	0.76	8.6 ± 0.7	16.8 ± 10.3	6.0 ± 0.7	7.8 ± 1.3
9.5×10^5	1.08	24.8	24.3	11.5	16.5
1.28×10^6	1.46	39.2	18.7	22.7	23.4
1.42×10^6	1.62	31.7 ± 2.5	27.9 ± 4.4	25.3 ± 8.0	35.7 ± 4.5
2.03×10^6	2.32	40.2 ± 1.4	38.7 ± 1.3	32.3 ± 4.8	40.3 ± 4.2
2.55×10^6	2.92	38.4 ± 3.0	35.2 ± 0.8	35.3 ± 1.2	41.9 ± 3.9

Table 5-2 (4) 原子炉積算出力上昇に伴う配管表面線量率 (Aループ) 表

(MWH)	EFPY (Y)	A - 19 (mR/h)	A - 20 (mR/h)	A - 26 (mR/h)
5.8×10^4	0.07	0.8	0.8	2.9
2.1×10^5	0.24	4.0	2.5	—
4.3×10^5	0.49	5.4 ± 0.8	4.1 ± 1.0	4.1 ± 0.6
6.7×10^5	0.76	8.59 ± 2.9	7.7 ± 2.1	12.9
9.5×10^5	1.08	17.9	15.9	—
1.28×10^6	1.46	34.6	34.2	—
1.42×10^6	1.62	24.5 ± 2.7	32.0 ± 7.1	48.1 ± 4.5
2.03×10^6	2.32	37.7 ± 2.2	40.2 ± 1.1	69.9 ± 1.5
2.55×10^6	2.92	40.0 ± 0.2	41.1 ± 1.7	68.6 ± 1.9

Table 5-2 (5) 原子炉積算出力上昇に伴う配管表面線量率 (B ループ) 表

(MWH)	EPFY (Y)	B - 6 (mR/h)	B - 8 (mR/h)	B - 17 (mR/h)	B - 10 (mR/h)
5.8×10^4	0.07	1.0	0.5	0.9	0.5
2.1×10^5	0.24	3.9	3.4	4.6 ± 0.5	—
4.3×10^5	0.49	7.6 ± 0.7	7.4 ± 2.2	—	5.5 ± 0.6
6.7×10^5	0.76	9.5 ± 3.5	12.1 ± 4.3	5.0	9.06
9.5×10^5	1.08	29.3	24.0	29.6	34.6
1.28×10^6	1.46	23.7	31.8	—	—
1.42×10^6	1.62	22.2 ± 1.9	31.4 ± 3.67	37.8 ± 4.6	23.6 ± 3.5
2.03×10^6	2.32	30.3 ± 3.8	33.5 ± 6.3	36.5 ± 1.5	32.6 ± 3.8
2.55×10^6	2.92	26.8 ± 3.4	38.7 ± 3.9	40.1 ± 0.4	33.4 ± 6.1

Table 5-2 (6) 原子炉積算出力上昇に伴う配管・機器表面線量率表

(MWH)	EPFY (Y)	HOT LEG (mR/h)	COLD LEG (mR/h)	TOTAL (mR/h)
5.8×10^4	0.07	1.1 ± 0.8	1.1 ± 0.6	1.1 ± 0.6
2.1×10^5	0.24	4.4 ± 2.4	3.4 ± 0.8	4.0 ± 1.9
4.3×10^5	0.49	7.5 ± 1.7	5.0 ± 0.9	6.1 ± 1.8
6.7×10^5	0.76	11.9 ± 6.3	7.4 ± 1.7	9.3 ± 4.3
9.5×10^5	1.08	25.6 ± 2.5	21.0 ± 9.0	22.9 ± 7.3
1.28×10^6	1.46	28.3 ± 9.0	28.7 ± 6.5	28.5 ± 7.3
1.42×10^6	1.62	28.3 ± 5.0	29.8 ± 6.4	29.2 ± 5.9
2.03×10^6	2.32	36.7 ± 5.6	36.4 ± 4.5	36.5 ± 5.1
2.55×10^6	2.92	33.5 ± 5.7	38.7 ± 4.1	36.9 ± 5.2

Table 5-3 高速実験炉「常陽」の主要目（抜粋）

主要目	MK-I		MK-II	
	第1期	第2期	初期	平衡
熱特性				
原子炉熱出力 MWt	50	75	100	100
一次冷却系冷却材流量 t/h	2200	同 左	同 左	同 左
一次冷却材原子炉入口温度 °C	370	同 左	同 左	同 左
出口温度 °C	435	468	500	
核特性				
炉心組成比 燃料／冷却材／構造材	36.2/40.1/20.9		36.7/37.3/22.8	
炉心燃料装荷量 kg				
PuO ₂	154	156	194	219
UO ₂	713	723	481	544
ブランケットUO ₂ 装荷量 kg			—	—
軸方向	1150	1170		
径方向	7600	7640	—	—
炉心中性子束 n/cm ² ・sec				
平均	1.3×10^{15}	1.9×10^{15}	2.9×10^{15}	2.6×10^{15}
最高	2.2×10^{15}	3.2×10^{15}	5.4×10^{15}	5.1×10^{15}
炉心				
炉心部組成比 燃料領域 (燃料／冷却材／構造材)	37/37/23	同 左	同 左	同 左
炉心部冷却材流量 kg/sec	440	450	480	—
反射体部冷却材流量 kg/sec	110	100	40	—
炉心構成要素				
炉心燃料集合体本数	67	68	54	61
半径方向 ブランケット集合体本数	191	190	—	—
集合体当たり要素本数				
炉心	91		127	
ブランケット	19	同 左	—	—

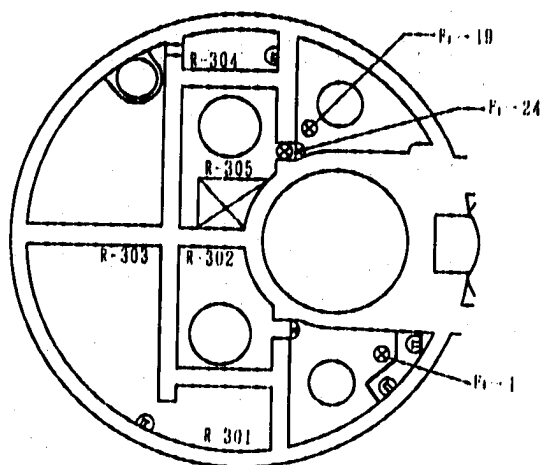


Fig 2-1(1) 床下区域における測定場所 (B1F)

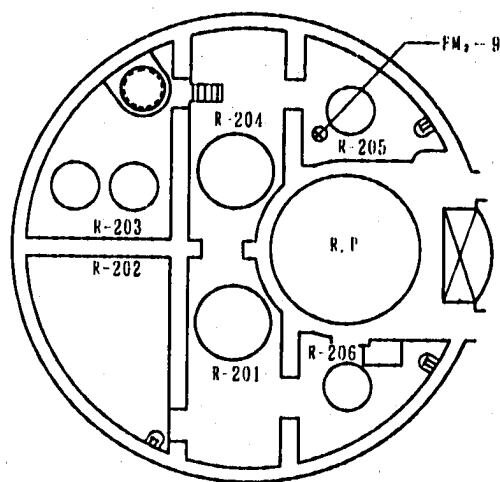


Fig 2-1(2) 床下区域における測定場所 (BM2F)

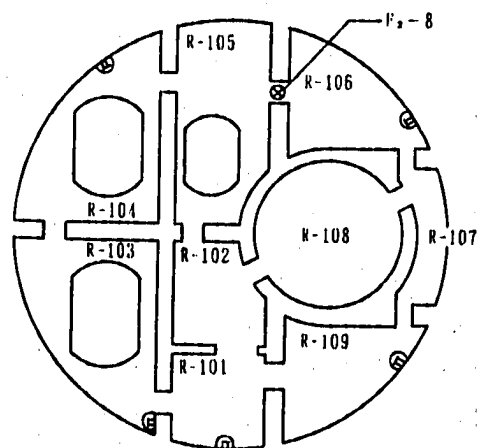


Fig 2-1(3) 床下区域における測定場所 (B2F)

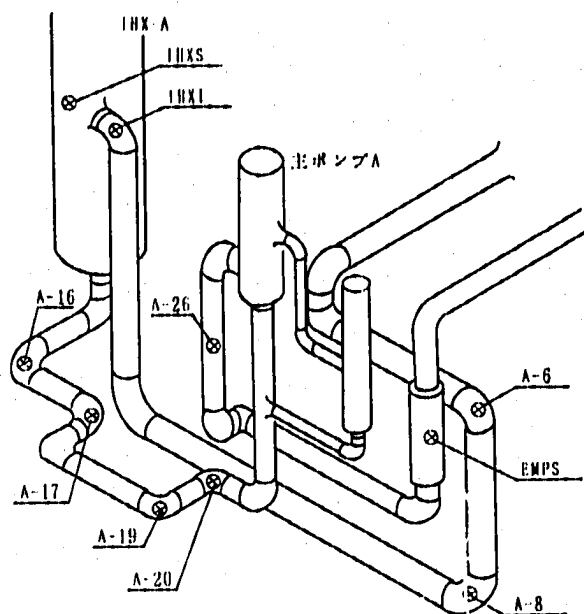


Fig 2 - 1 (4) 床下区域における測定場所（1次系Aループ）

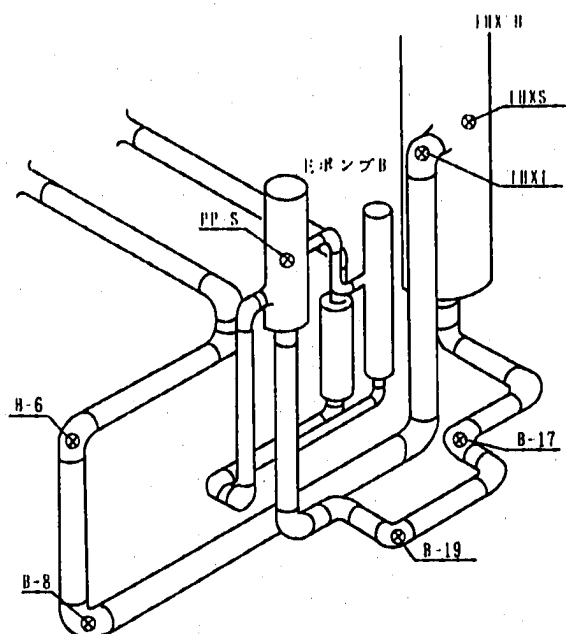


Fig 2 - 1 (5) 床下区域における測定場所（1次系Bループ）

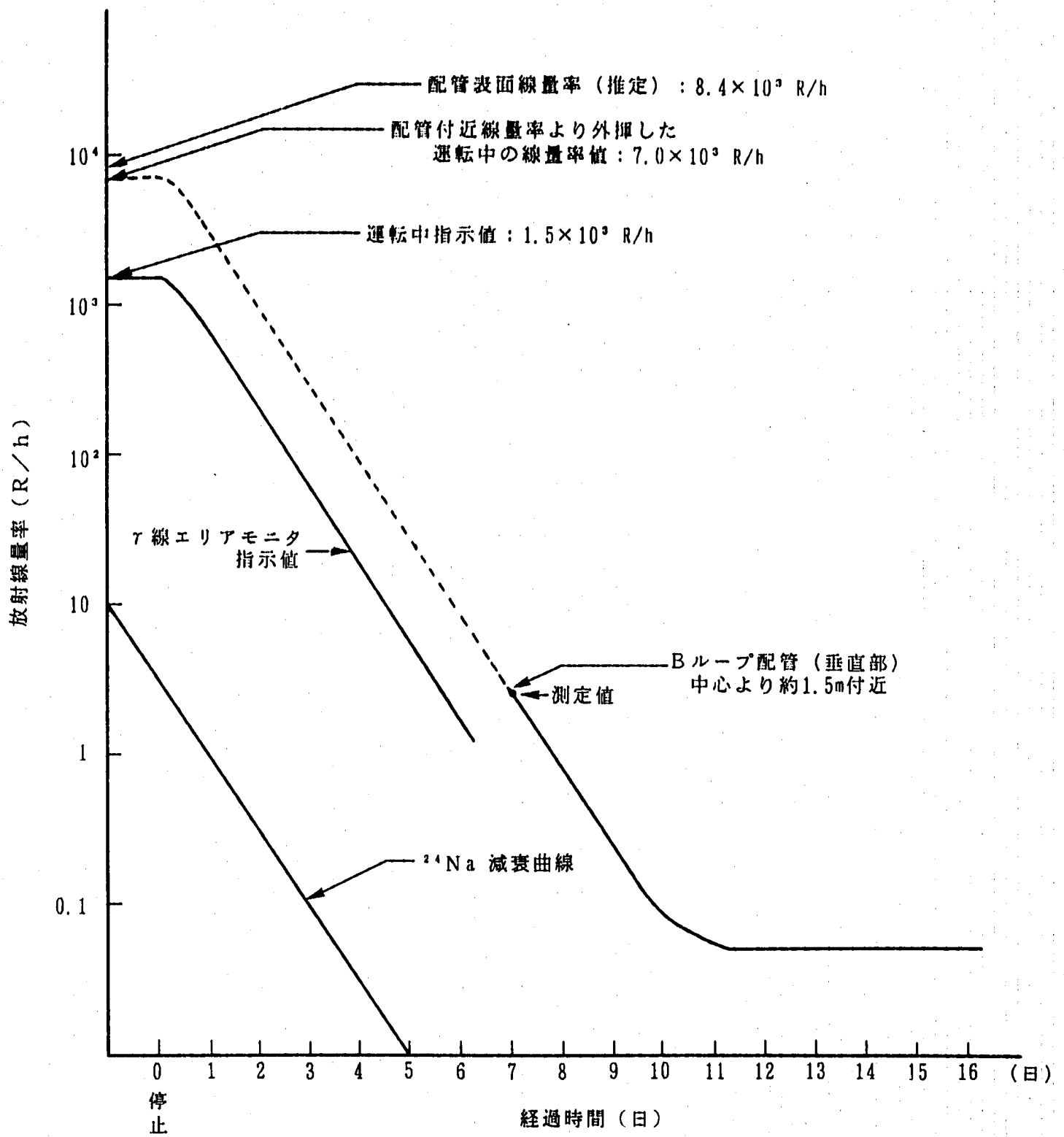


Fig 3 - 1 原子炉停止後線量率減衰曲線 (B ループ)

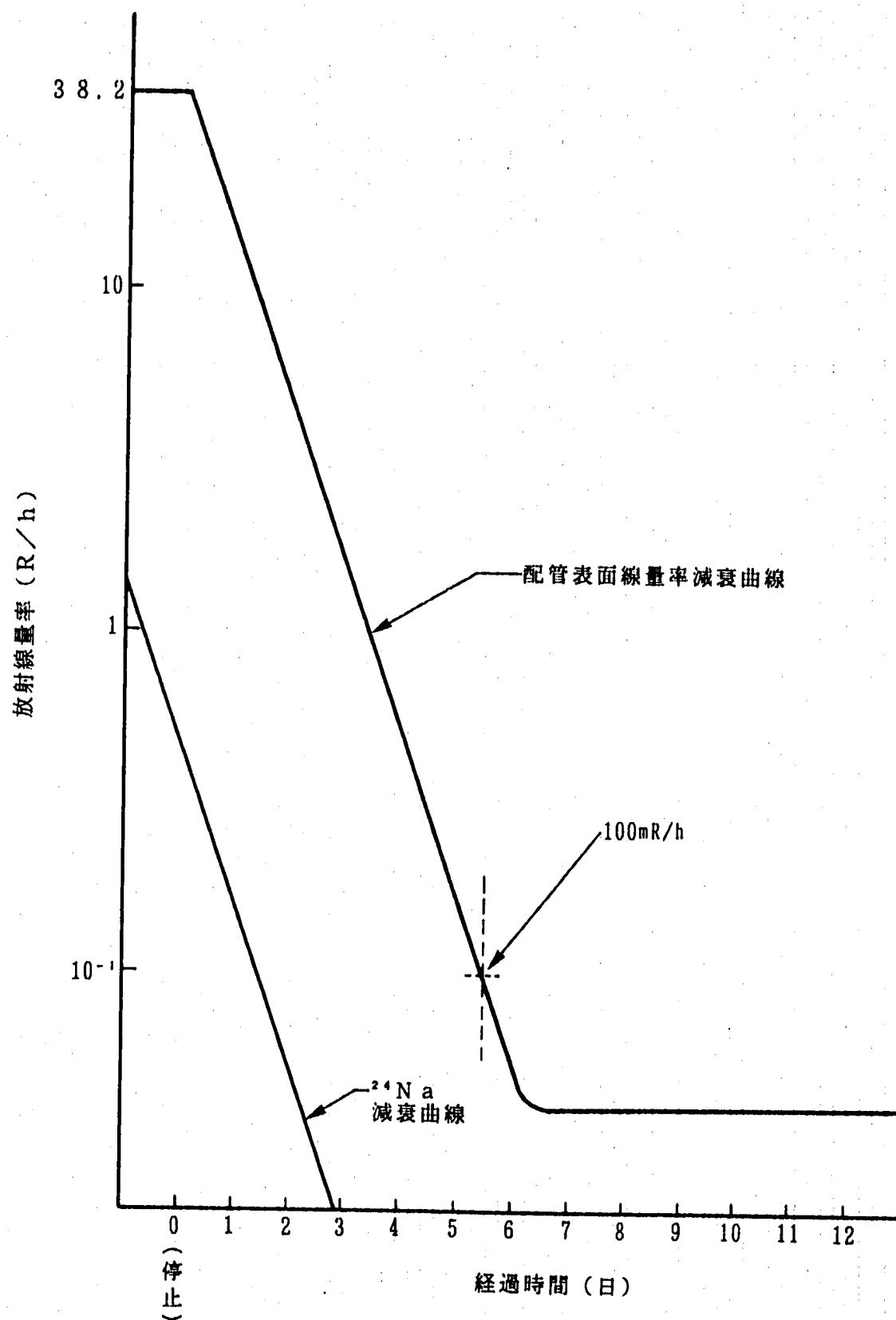


Fig 4-1 一次系冷却材 (Na) をドレンした場合 (Na附着 1mmと仮定) の配管表面線量率減衰曲線 (推定)

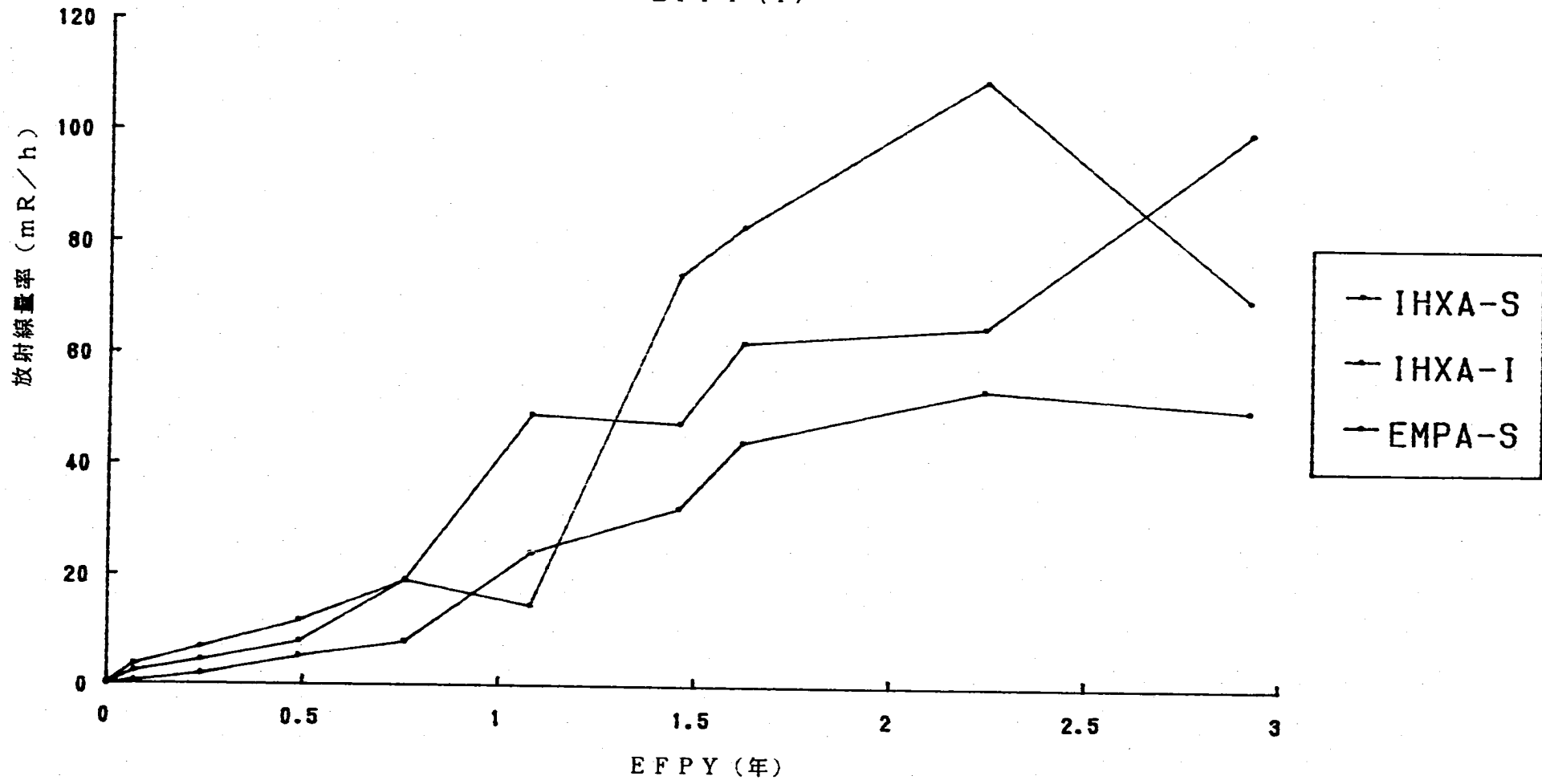
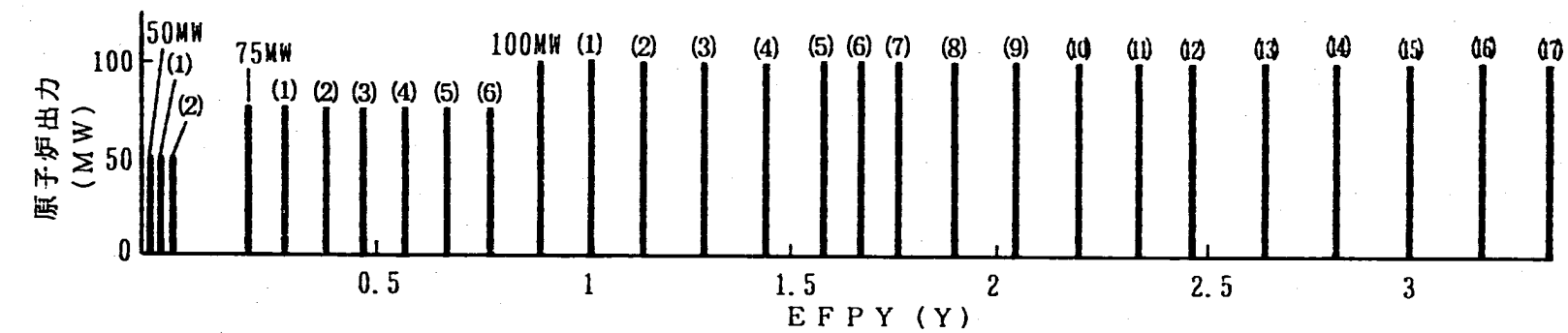


Fig 5-1 (I) 大型機器表面線量率の推移 (A ループ側)

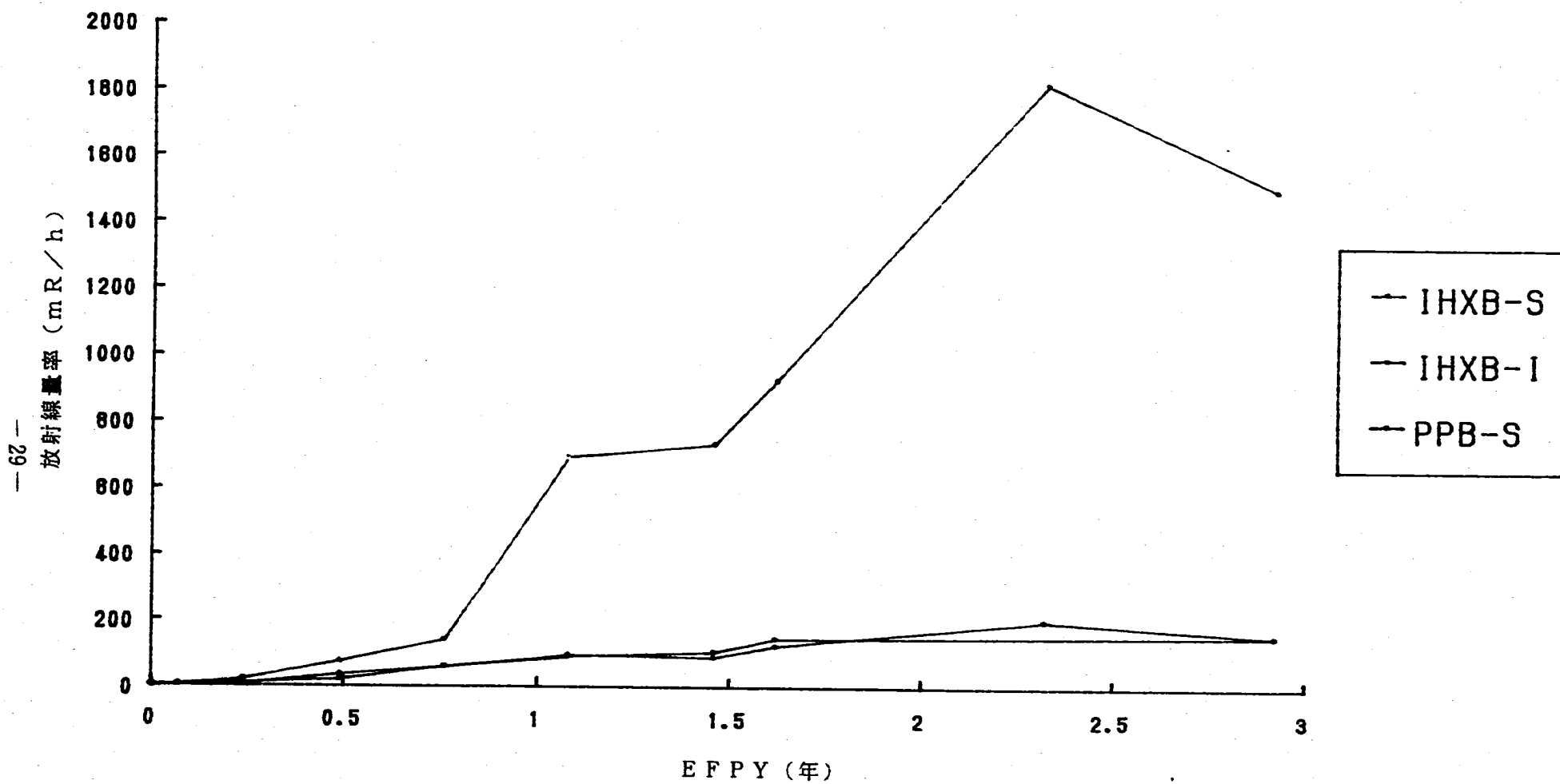


Fig 5-1(2) 大型機器表面線量率の推移 (B ループ側)

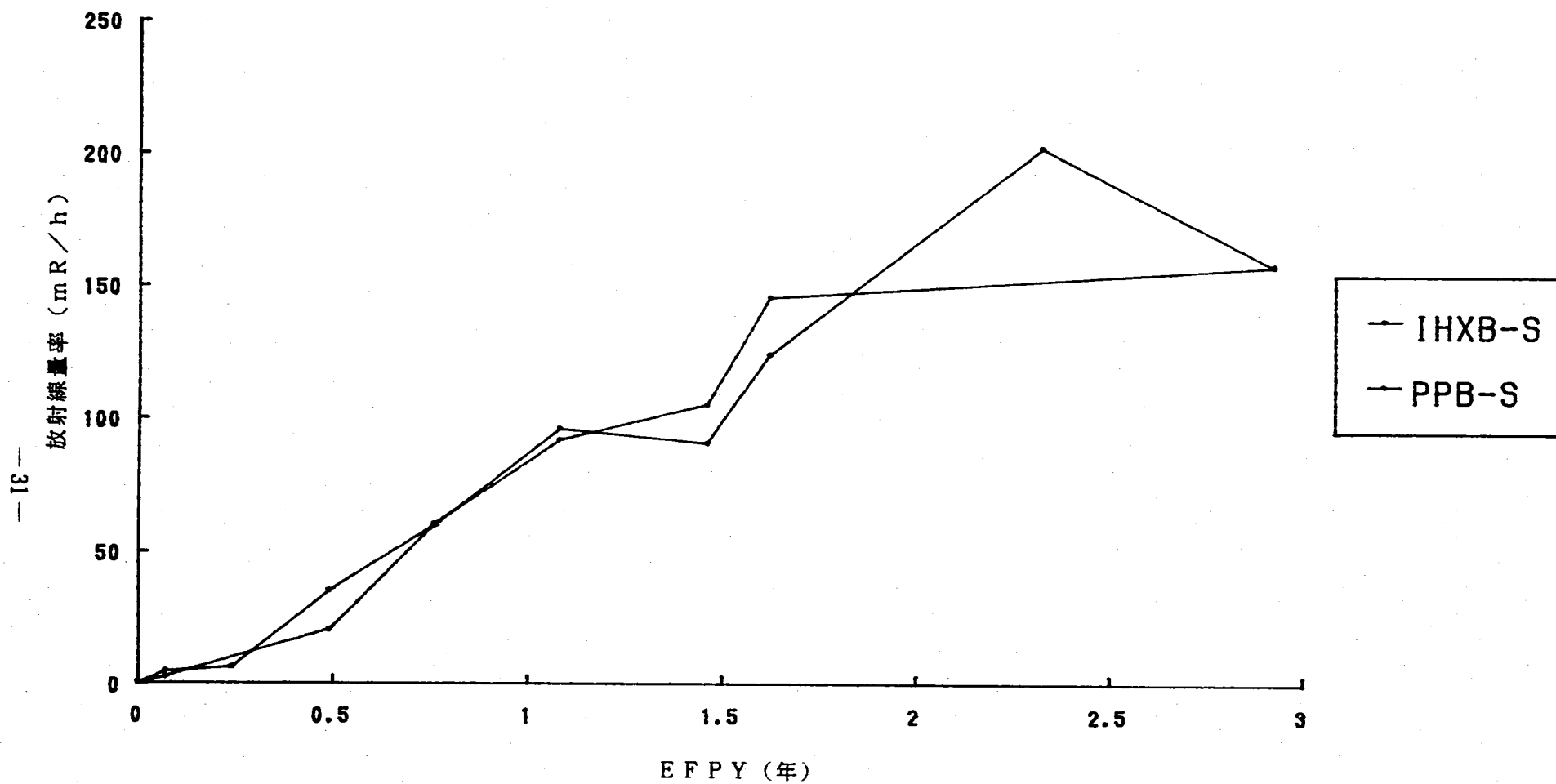


Fig 5 - 1 (3) 大型機器表面線量率の推移 (B ループ側)
(IHXB-I データを除いた場合)

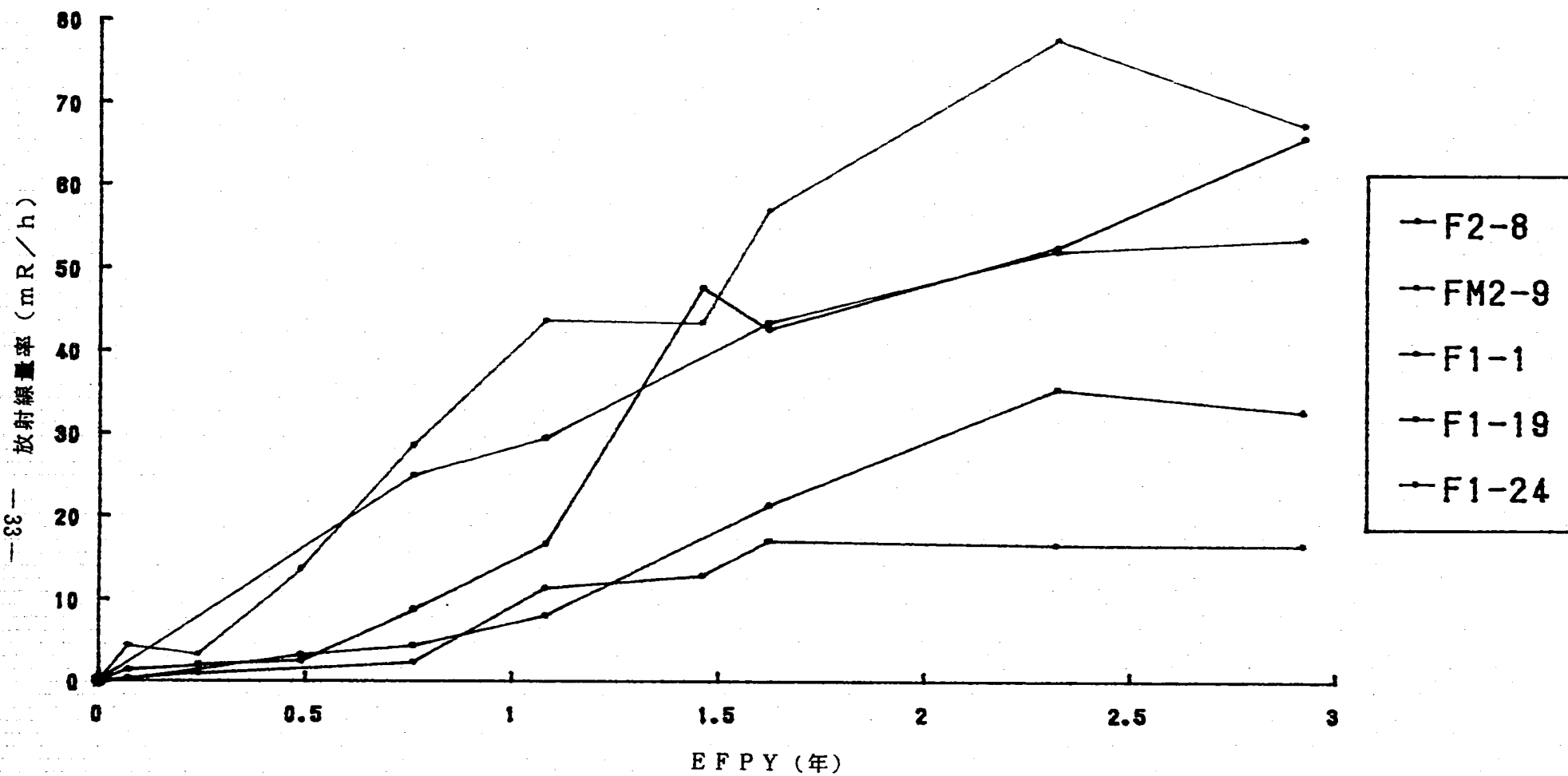


Fig 5-1(4) 床下区域における空間線量率の推移

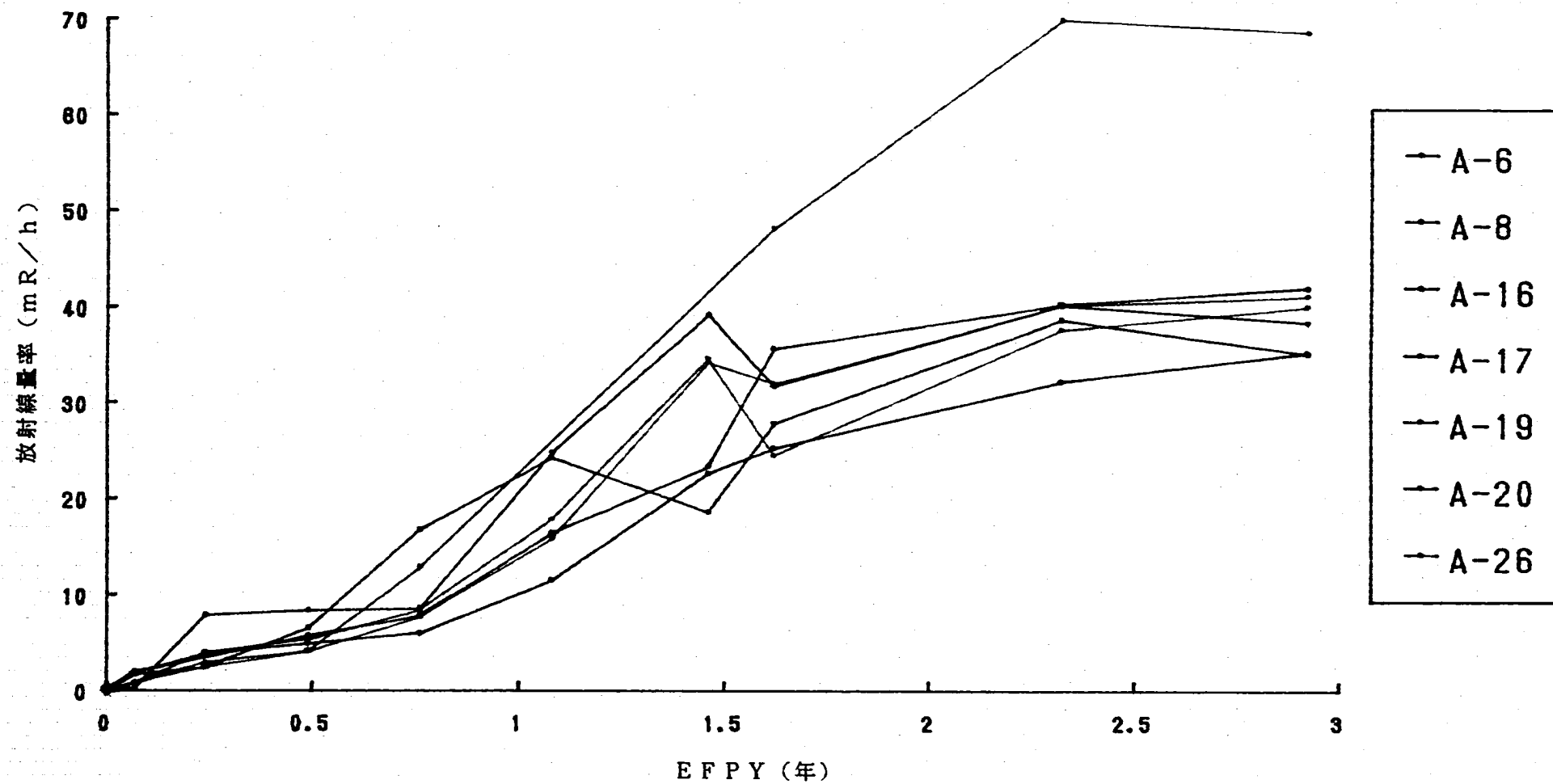


Fig 5 - 1(5) 配管表面線量率の推移 (A ループ側)

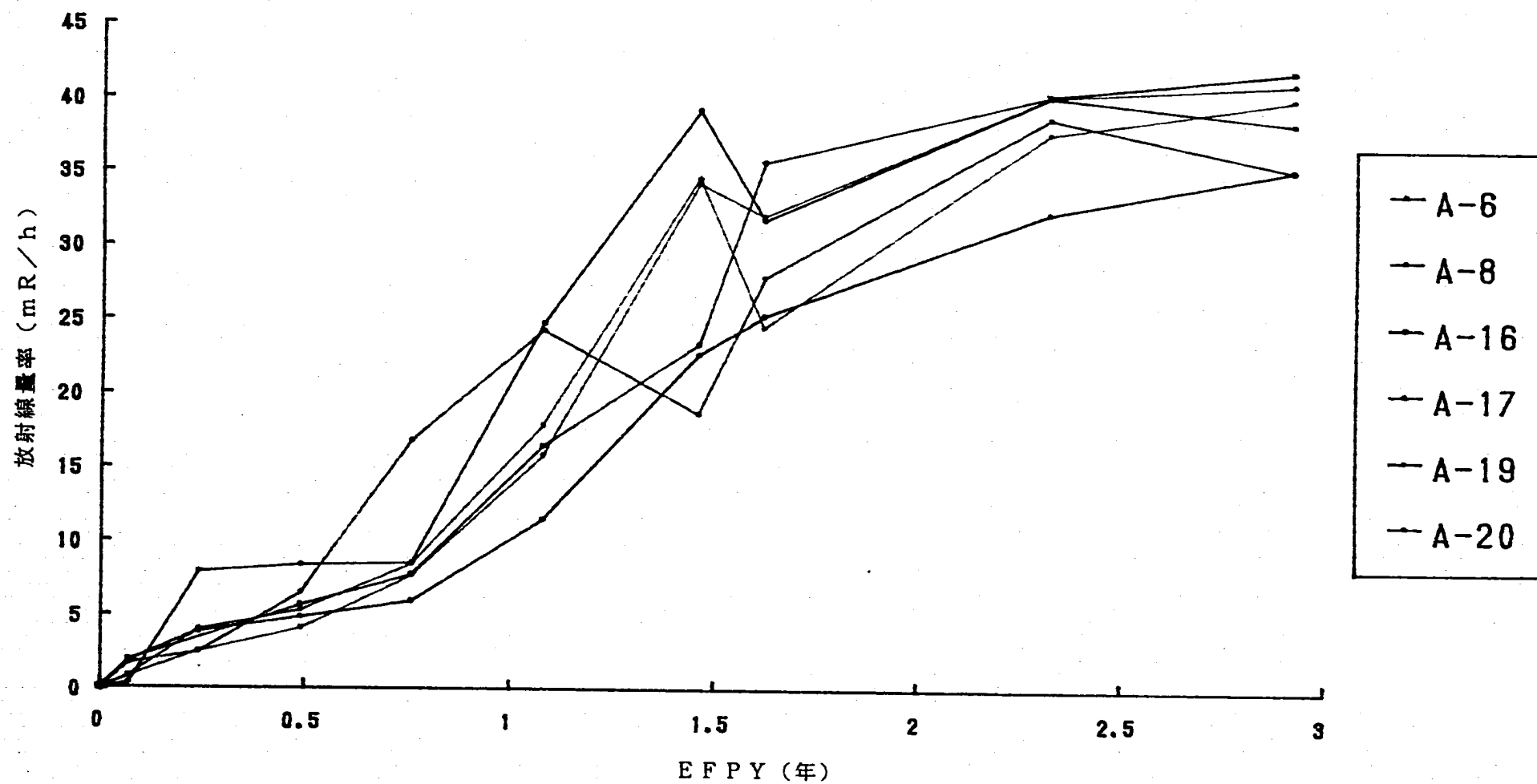


Fig 5 - 1 (6) 配管表面線量率の推移 (A ループ)
(A-26データを除いた場合)

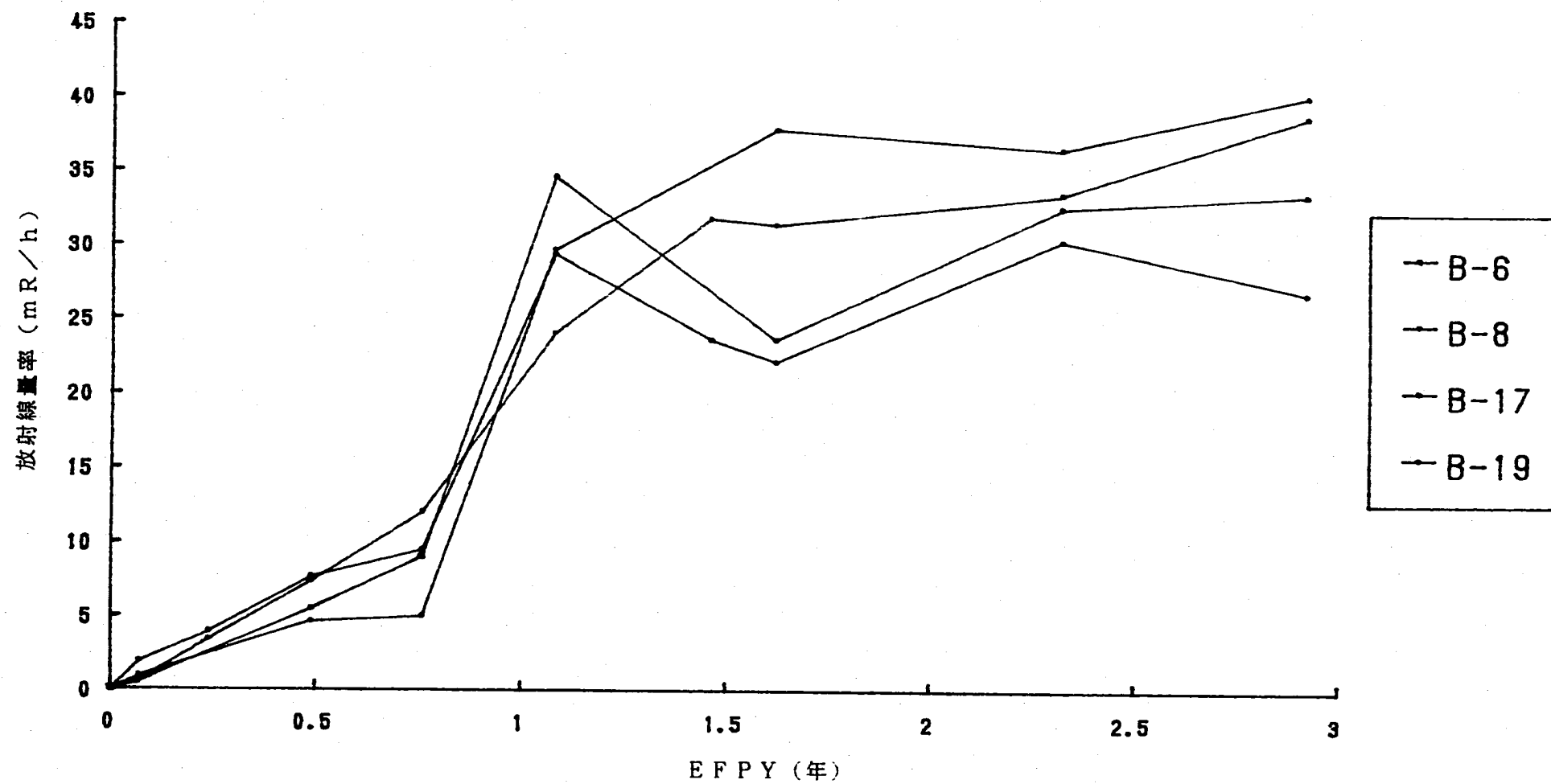


Fig 5 - 1 (7) 配管表面線量率の推移 (B ループ側)

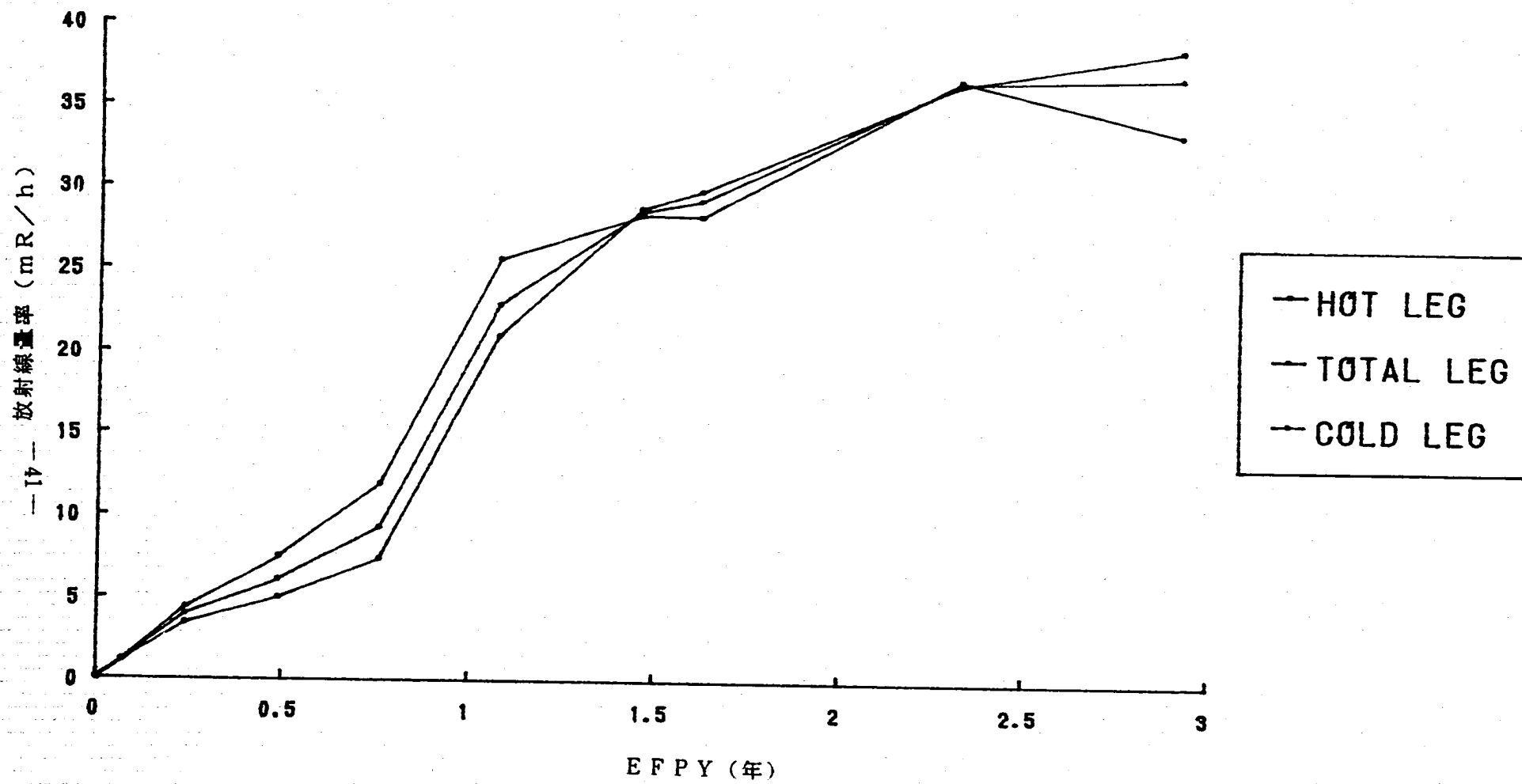


Fig 5-1(8) 配管表面線量率の推移



Photo 5 - 1 (1) 一次冷却系大型機器表面の測定場所 (I H X A - S)

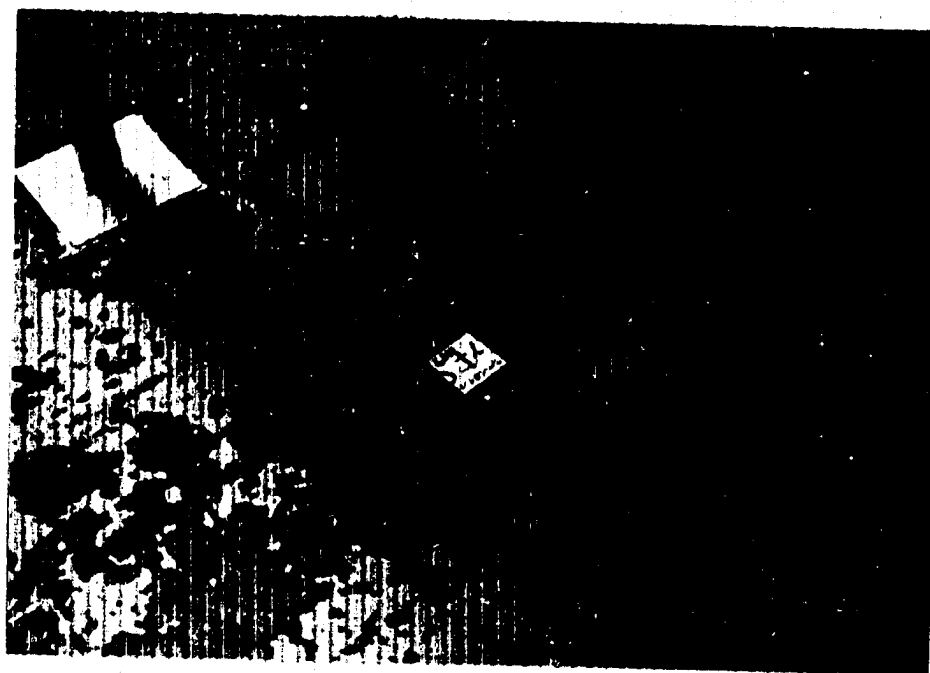


Photo 5 - 1 (2) 床下区域空間の測定場所 (F M 2 - 9)



Photo 5 - 1 (3) 一次冷却系配管の測定場所 (A - 6)

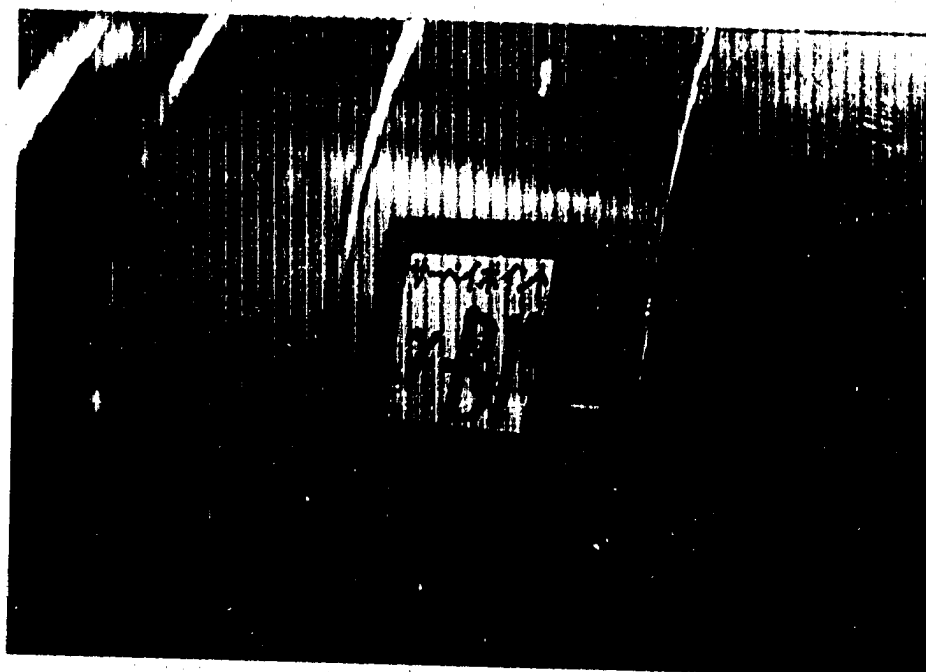


Photo 5 - 1 (4) 一次冷却系配管の測定場所 (B - 17)