

JAERI-M

5084

J P D R - I における放射線管理の経験

1973年1月

齊藤 親 , 佐々木幸男, 小倉 照雄

田村 勝裕, 野村 勇 , 国谷 安二

古田 敏城, 吉田 菊夫

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

J P D R - I における放射線管理の経験

日本原子力研究所東海研究所保健物理安全管理部

齊藤 親 , 佐々木幸男, 小倉 照雄

田村 勝裕, 野村 勇, 国谷 安二

古田, 敏城, 吉田 菊夫

(1 9 7 2 年 1 2 月 1 5 日 受 理)

J P D R - I は 1 9 6 3 年 8 月 2 2 日 の 初 臨 界 後 , 1 9 6 9 年 9 月 に J P D R - II 改 造 工 事 の た め 長 期 停 止 に 入 っ た 。 本 報 告 書 は 約 6 年 間 に わ た る 自 然 循 環 B W R と し て の 運 転 が 終 了 し た の を 機 会 に , そ の 間 に 蓄 積 さ れ た 貴 重 な 放 射 線 管 理 デ ー タ を 整 理 し , 検 討 を 加 え た も の で あ る 。

Records of the Radiation Control for JPDR-I

Chikashi Saito, Yukio Sasaki, Teruo Ogura,
Katsuhiro Tamura, Isamu Nomura, Yasuji Kuniya,
Toshishiro Furuta, Kikuo Yoshida.

Division of Health Physics and Safety, Tokai, JAERI.

(Received December 15, 1972)

JPDR-I had been operated by natural circulation of the coolant water for about six years since criticality on August 22, 1963, and it was subsequently shutdown on September 1, 1969 to build the reactor for its forced circulation as JPDR-II.

The experiences of radiation control for this JPDR-I, up to that time, are described, including also various data.

目 次

1. まえがき	1
2. J P D R - I の概要	1
3. 放射性ガス，塵埃の管理	4
3-1 放出されたガス，塵埃	4
3-2 管理区域内の空気汚染	4
3-3 排気モニタリング上の問題	11
4. 放射線量率の管理	13
4-1 プラント稼動時の放射線量率	13
4-2 プラント停止時の放射線量率	13
4-3 炉内構成材操作時の放射線量率	13
4-4 原子炉構成物の放射線量率	20
4-5 トランスファーコフィンの問題点	20
4-6 被曝における高エネルギー線の影響	25
4-7 エリアモニタの必要度の検討	28
5. 表面汚染の管理	34
5-1 表面汚染の管理方法	34
5-2 表面汚染発生源および汚染の発見	39
5-3 汚染検査法の検討	39
6. 排水の管理	43
6-1 放射性廃液の排出量	43
6-2 廃液発生源	43
6-3 廃液中の放射性核種	46
6-4 モニタリング設備	46
7. 放射線被曝の管理	49
7-1 外部被曝	49
7-2 内部被曝	50
7-3 原子炉圧力容器のクラック検査時の被曝	54
8. 放射性固体廃棄物の管理	58
9. あとがき	60
参考文献	60

表 目 次

Table 1 J P D R - I の概要	2
2 J P D R - I で検出された放射性核種	5

Table 3	J P D R - I の主な空気汚染例	6
4	定格出力 (45 MWt) 時の種々の区域の高線量率	1 4
5	エリアモニタの役割の検討	2 9
6	放射線防護器材使用状況	3 5
7	原子炉運転中に生じた表面汚染例	4 0
8	原子炉停止中問題となる機器, 器具の汚染例	4 1
9	放射性廃液排出記録	4 4
10	放射性廃液濃度別の出現頻度	4 3
11	定期検査期間の積算被曝線量	5 0
12	内部被曝実績	5 0
13	圧力容器クラック検査時における検査方法別被曝線量	5 5
14	圧力容器検査実施工程表	5 6
15	可燃性, 不燃性固体廃棄物の割合	5 8

目 次

Fig. 1	J P D R - I の系統図	3
2	J P D R - I からの放射性希ガス放出量	7
3	J P D R - I における化学, 放射化学分析の結果	8
4	炉水から分離後の核分裂希ガスと ¹³⁸ Cs + ⁸⁸ Rb の割合	1 0
5	定格出力 (45 MWt) 時の高線量率区域; 原子炉格納容器内	1 5
6	定格出力 (45 MWt) 時の高線量率区域; タービン建家 1 階	1 6
7	定格出力 (45 MWt) 時の高線量率区域; タービン建家 2, 3 階	1 7
8	タービン発電機室定格出力時の線量率分布	1 8
9	復水器室の線量率分布	1 8
10	主蒸気管表面の出力に対するγ線線量率および中性子束密度	1 9
11	圧力容器垂直中心線上の放射線量率分布	2 1
12	圧力容器内壁に沿った放射線量率分布	2 1
13	圧力容器内遮蔽水全抜き時の放射線量率分布	2 2
14	圧力容器内遮蔽水全抜き時の建家周辺放射線量率分布	2 2
15	圧力容器内壁に沿った放射線量率分布	2 3
16	水中における燃料体表面の放射線量率分布	2 3
17	トランスファーコフィン遮蔽体欠損部分布状況	2 4
18	制御棒表面放射線量率分布	2 6
19	コフィンに制御棒装荷時の漏洩放射線量率分布	2 7
20	タービン発電機付近のγ線スペクトル	2 6
21	定期床汚染検査時のスミヤ採取場所の推移	3 6
22	定期床汚染検査時のスミヤ採取場所の推移	3 7
23	定期床汚染検査時のスミヤ採取場所の推移	3 8

Fig. 24	1000時間運転中の廃液排出量	47
25	廃液系统中的放射性核種	48
26	JPDR-Iの積算被曝線量の職種別割合	51
27	JPDR-Iにおける運転, 保守担当および業者の被曝線量	52
28	JPDR-Iにおける運転, 保守担当および業者の3ヶ月平均と個人最大被曝線量	53
29	強制循環ノズル部周辺の放射線レベル	57
30	JPDR-Iにおける作業と固体廃棄物の割合	59

1. ま え が き

JPDR-Iは1963年8月22日の初臨界，続いて出力上昇試験の後，1965年3月15日の竣工検査合格によって動力試験炉として本格的な運転が開始された。1969年9月，プラントはJPDR-II改造工事のため長期停止に入った。それまでの約6年間JPDRは設置の目的を十分果してきたが，とりわけプラントにとって好ましくない数多くの事象に遭遇するたびに各種試験を完成させ，それらを解決するという試験炉本来の役割を果たしてきた。

JPDR-Iの放射線管理を担当した先輩および筆者らは，放射線管理で得たデータを他の原子力施設の放射線管理に役立つことを念じて，その都度種々の報告書で報告してきた。本報は約6年間にわたる自然循環BWRとしての運転が終了したのを機会に，この間に蓄積された貴重な放射線管理データを整理し，検討を加えたものである。小型プラントでかつ低出力プラントでの経験であるために，大型一般商業用発電プラントとの対比はむずかしい面もあるが，反面，試験研究用であるがために経験し，得られたデータもあるので他の施設においても利用できるものと思われる。現在稼働中のまたは今後建設される原子力施設の放射線管理に少しでも役立てば，本報の役割は果せるものと思う。

2. JPDR-Iの概要^{1), 2)}

JPDR-Iは自然循環直接サイクル沸騰水型の原子炉を有する試験研究用発電プラントで，その熱出力は定格45 MWtで12.5 MWeの電力を発生する。プラントはその目的のために種々の実験が行なえるよう設計されており，かつ原子炉熱出力の増強改造が可能をように考慮されている。

サイクルとしては，炉水はまず原子炉圧力の飽和温度より少し低い温度で炉心の底部から入り，燃料棒間を通過して熱せられ沸騰する。これによって生じた気水混合体は炉心の頂部から出てチムニに入り，チムニ上数十センチの水の自由表面で蒸気は水と分離して上昇し，圧力容器頂部内面にある乾燥器に流れる。水分はチムニおよび炉心シュラウドと圧力容器壁間のダウンカムと呼ばれる間隙を流下し，途中給水と混合し飽和温度以下にサブクールされて炉心の底に戻る。蒸気は第一段の気水分離を水の自由表面でおこない，第二段の分離は乾燥器により行なう。原子炉から出た蒸気は主蒸気管を通過して直接タービン発電機に送られる。

タービンは単軸単流排気型で原子炉からの飽和蒸気を用いる。タービンからの湿分は抽気系により除かれ，排気は単流型の表面復水器に排出され，蒸気ジェット型の空気抽出器で排出されたのち，オフガス系を通過してスタックに導びかれ大気中に放出される。復水器ホットウェルの復水は復水ポンプ，全容量復水脱塩器，給水加熱器，給水ポンプを通過して原子炉に戻る。

復水脱塩器は復水中の腐食あるいは浸食による不純物や復水器へ外部から混入してきた不純

1. ま え が き

JPDR-Iは1963年8月22日の初臨界，続いて出力上昇試験の後，1965年3月15日の竣工検査合格によって動力試験炉として本格的な運転が開始された。1969年9月，プラントはJPDR-II改造工事のため長期停止に入った。それまでの約6年間JPDRは設置の目的を十分果してきたが，とりわけプラントにとって好ましくない数多くの事象に遭遇するたびに各種試験を完成させ，それらを解決するという試験炉本来の役割を果たしてきた。

JPDR-Iの放射線管理を担当した先輩および筆者らは，放射線管理で得たデータを他の原子力施設の放射線管理に役立つことを念じて，その都度種々の報告書で報告してきた。本報は約6年間にわたる自然循環BWRとしての運転が終了したのを機会に，この間に蓄積された貴重な放射線管理データを整理し，検討を加えたものである。小型プラントでかつ低出力プラントでの経験であるために，大型一般商業用発電プラントとの対比はむずかしい面もあるが，反面，試験研究用であるがために経験し，得られたデータもあるので他の施設においても利用できるものと思われる。現在稼働中のまたは今後建設される原子力施設の放射線管理に少しでも役立てば，本報の役割は果せるものと思ふ。

2. JPDR-Iの概要^{1), 2)}

JPDR-Iは自然循環直接サイクル沸騰水型の原子炉を有する試験研究用発電プラントで，その熱出力は定格45 MWtで12.5 MWeの電力を発生する。プラントはその目的のために種々の実験が行なえるよう設計されており，かつ原子炉熱出力の増強改造が可能のように考慮されている。

サイクルとしては，炉水はまず原子炉圧力の飽和温度より少し低い温度で炉心の底部から入り，燃料棒間を通過し熱せられ沸騰する。これによって生じた気水混合体は炉心の頂部から出てチムニに入り，チムニ上数十センチの水の自由表面で蒸気は水と分離して上昇し，圧力容器頂部内面にある乾燥器に流れる。水分はチムニおよび炉心シュラウドと圧力容器壁間のダウンカムと呼ばれる間隙を流下し，途中給水と混合し飽和温度以下にサブクールされて炉心の底に戻る。蒸気は第一段の気水分離を水の自由表面でおこない，第二段の分離は乾燥器により行なう。原子炉から出た蒸気は主蒸気管を通過して直接タービン発電機に送られる。

タービンは単軸単流排気型で原子炉からの飽和蒸気を用いる。タービンからの湿分は抽気系により除かれ，排気は単流型の表面復水器に排出され，蒸気ジェット型の空気抽出器で排出されたのち，オフガス系を通過してスタックに導びかれ大気中に放出される。復水器ホットウェルの復水は復水ポンプ，全容量復水脱塩器，給水加熱器，給水ポンプを通過して原子炉に戻る。

復水脱塩器は復水中の腐食あるいは浸食による不純物や復水器へ外部から混入してきた不純

物を取り除き、原子炉へ純度の高い水を送る役目をしている。原子炉水の一部は圧力容器の底部から常時取り出されて、原子炉水浄化脱塩器系を通して復水器へ送られ、炉水の純度が保持されるようになっている。

J P D R - I の放射線管理を理解する上で必要と思われる J P D R - I の自然循環運転条件における主要データを Table 1 に、系統図を Fig. 1 に示した。

J P D R - I は原子炉容器蓋内面クラッド部のヘアークラックの発生や、その他いくつかの事象を解決しながら運転を続け、1969年9月1日、J P D R - II 改造工事のため運転を停止した。この6年間にわたる運転実績は、発生熱出力18,501 MW_D、発電々力量1.22 × 10⁶ KWH であった。

月毎の熱出力、発電量および主な作業内容などについては、放射線管理上のデータとの対照を容易にするため必要と思われる箇所で、その都度明記した。

Table 1 J P D R - I の概要

一般事項	原子炉型式	低濃縮ウラン軽水減速冷却沸騰水型
	原子炉熱出力	45 MW _t
	グロス電気出力	12.5 MWe
	設計者	General Electric Co., U. S. A. and EBASCO Service Corp.
	建設開始	1960年9月1日
	初回臨界	1963年8月22日
	発電開始	1963年10月26日
燃料	燃料型式	酸化ウラン粉末ペレット
	1燃料集合体あたりの燃料要素	36本(6×6格子)
	燃料濃縮度	2.6 W/O
炉心構成	炉心直径	127cm
	反射体厚(最小)	27.2cm
	平均燃料長	147cm
	炉心出力密度	22.5 KW/ℓ
	燃料集合体数	72本
核データ	熱中性子束密度(平均)	$1.42 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2/\text{sec}$

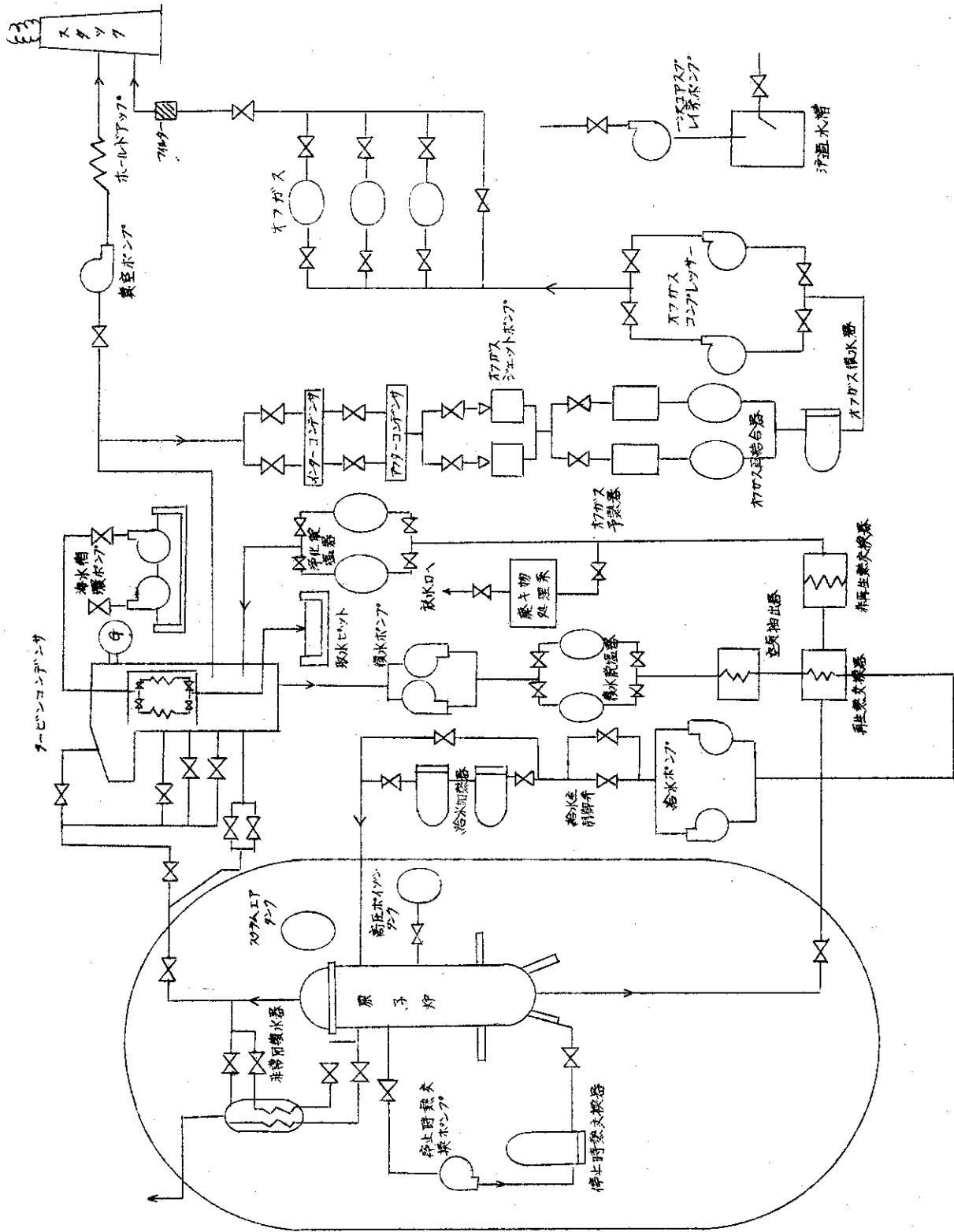


Fig. 1 JFDR-Iの系統図

3. 放射性ガス、塵埃の管理

3-1 放出されたガス、塵埃

放射性ガスの放出としては、1964年12月に再開された運転で、初めてXe, Krなどの核分裂希ガスが検出された。その後放出率は比較的燃料被損が進展した時点でさえも、一日間平均の最大放出率は約2 Ci/hであり、30分減衰させた場合ガスに対する放出基準の約40分の1であった。JPDRの放射性希ガス放出量を原子炉出力と合せてFig.2に示す。

放射性塵埃の放出は比較的多く検出されたが、その濃度は検出限界付近の濃度のもので、 10^{-14} $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ オーダーであった。核種は ^{60}Co , ^{95}Zr — ^{95}Nb が認められている。これらの核種の発生源因は、 ^{95}Zr — ^{95}Nb については環境試料の測定結果と照合し、フォールアウトであることが判明している。 ^{60}Co は燃料交換タンクに水を張ったときに、燃料交換タンク換気ダクトに水が入るために、ダクト内が汚染しこの付着汚染物が離散して放出されるものである。

3-2 管理区域内の空気汚染

3-2-1 空気汚染の原因と汚染核種

管理区域内の空気汚染の原因には次のものがあげられる。(1) 主蒸気の漏洩によるもの。(2) 抽出ガスの漏洩によるもの。(3) 炉水浄化系などの水系に含まれるガスの漏洩によるもの。および(4) 汚染機器分解時に発生する浮遊性塵埃によるものである。

正常な全出力運転状態にあるとみなされた場合の誘導放射能の分布について、化学的および放射化学的測定によって得られた結果をFig.3に示す。³⁾またJPDR-Iで存在が確認されている核種とその生成反応式とをTable 2に示す。Fig.3においてスタックに ^{131}I の放出量が記入されているが、これは ^{133}Xe の量から計算して求めた推定値であり、 ^{131}I 自身は検出されていない。

3-2-2 空気汚染の例

空気汚染の主な発生場所とその状況をTable 3に示した。JPDR運転中に発生する空気汚染の核種は ^{13}N , ^{18}F およびXe, Krなどの核分裂ガスと、その娘核種である ^{138}Cs , ^{88}Rb である。放射性ヨウ素はまったく検出されていない。JPDR停止中の汚染機器分解作業では、機器の汚染状況からみて長半減期の腐食生成物である ^{60}Co , ^{58}Co による空気汚染が予想され、その防護措置がとられているが、現在までにこれらの作業では空気汚染の発生は検出されていない。特殊な作業の空気汚染としては、圧力容器内壁のヘアクラック検査のため内壁を自動回転ブラシで研磨中、 3×10^{-8} $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ の ^{58}Co , ^{60}Co による空気汚染が発生している。この場合は汚染面に水をかけて塵埃が飛散するのを防止する準備がなされていたが、予備テストの段階で自動回転ブラシの作動が不調のため、水をかけずに短時間の断続的調整運転をしている時に空気汚染が発生したものである。この例は通常、作業が順調に進行することを前提に防護措置を考えがちであるが、予定している作業で具合よくできない場合の措置も検討し、それらに対する準備もなされていなければならないことを示している。また、Table 3に示した主蒸気サンプリングラインからの主蒸気漏洩は、室出入口扉の開放により気流の逆流が生じ非

Table 2 JPDR-Iで検出された放射性核種

核 種	半 減 期	生 成 反 応 式	検 出 さ れ た 場 所
N-13	10 m	$^{14}\text{N}(\text{n}, 2\text{n}), ^{16}\text{O}(\text{P}, \alpha)$	オフガス系
N-16	7.3S	$^{16}\text{O}(\text{n}, \text{P}), ^{15}\text{N}(\text{n}, \gamma)$	"
O-19	29.4S	$^{19}\text{F}(\text{n}, \text{P}), ^{18}\text{O}(\text{n}, \gamma)$	"
F-18	112m	$^{18}\text{O}(\text{P}, \text{n})$	"
A-41	110m	$^{40}\text{A}(\text{n}, \gamma)$	モニタ冷却風
Kr-82m	114m	F. P	オフガス系
Kr-87	78m	"	"
Kr-88	2.77h	"	"
Xe-133m	2.3 d	"	"
Xe-133	5.27d	"	"
Xe-135m	15.6m	"	"
Xe-135	9.13h	"	"
Xe-138	17 m	"	"
K-42	12.45h	$^{41}\text{K}(\text{n}, \gamma)$	遮蔽体冷却水
Cr-51	2.78d	$^{50}\text{Cr}(\text{n}, \gamma)$	原子炉水
Mn-54	291d	$^{54}\text{Cr}(\text{P}, \text{n})$	"
Mn-56	2.58h	$^{55}\text{Mn}(\text{n}, \gamma), ^{56}\text{Fe}(\text{n}, \text{P})$	"
Co-58	71 d	$^{58}\text{Ni}(\text{n}, \text{P})$	"
Co-60	5.3 y	$^{59}\text{Co}(\text{n}, \gamma), ^{60}\text{Ni}(\text{n}, \text{P})$	"
Ni-57	36 h	$^{58}\text{Ni}(\text{n}, 2\text{n})$	"
Cu-64	128h	$^{63}\text{Cu}(\text{n}, \gamma)$	"
Rb-88	17.7m	$^{88}\text{Kr} \rightarrow ^{88}\text{Rb}$ (崩壊)	オフガス系
Sr-89	51 d	$^{89}\text{Kr} \rightarrow ^{89}\text{Rb} \rightarrow ^{89}\text{Sr}$	"
Zr-95	65 d	$^{94}\text{Zr}(\text{n}, \gamma)$	"
Nb-95	35 d	$^{95}\text{Zr} \rightarrow ^{95}\text{Nb}$	"
Mo-99	67 h	$^{98}\text{Mo}(\text{n}, \gamma)$	インコアモニタ冷却水
Ag-110m	253d	$^{109}\text{Ag}(\text{n}, \gamma)$	"
Sb-124	60 d	$^{123}\text{Sb}(\text{n}, \gamma)$	"
Cs-137	30 y	$^{137}\text{Xe} \rightarrow ^{137}\text{Cs}$	オフガス系
Cs-138	33 m	$^{138}\text{Xe} \rightarrow ^{138}\text{Cs}$	"
Ba-140	12.8d	$^{140}\text{Xe} \rightarrow ^{140}\text{Cs} \rightarrow ^{140}\text{Ba}$	"
La-140	40.2h	$^{140}\text{Ba} \rightarrow ^{140}\text{La}$	"
I-131~135		F. P	原子炉水

Table 3 J P P R の主な空気汚染例

漏洩箇所	空気汚染の状況
i) 原子炉系 格納容器内炉頂部	圧力容器を開放して150Wt運転中 ガス濃度 $9 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ダスト濃度 5×10^{-10} " 停電により換気停止 ガス濃度 $4 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ダスト濃度 2×10^{-8} 核種 Kr, Xe, ^{88}Rb , ^{138}Cs 圧力容器蓋開放時冷却2日 ガス濃度 $1 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ダスト濃度 1×10^{-7} " 核種 ^{133}Xe , ^{135}Xe
ii) 主蒸気系 一次バイパス弁 Main stop valve タービン軸受部 蒸気加減弁など	ガス濃度 $1 \times 10^{-4} \sim 1 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ダスト濃度 $1 \times 10^{-8} \sim 1 \times 10^{-9}$ 核種 ^{13}N , ^{18}F , Xe, Kr, ^{88}Rb , ^{138}Cs
iii) オフガス系 オフガス計器配管接合部 測定器系仮設配管接合部	ガス濃度 $1 \times 10^{-4} \sim 1 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ダスト濃度 $1 \times 10^{-8} \sim 1 \times 10^{-9}$ " 核種 Xe, Kr, ^{88}Rb , ^{138}Cs
iv) その他 主蒸気サンプリングライン ドレンサンプ	凝縮装置の不調により主蒸気漏洩 (室内換気流の乱れにより広範囲に拡大) ガス濃度 $6 \times 10^{-5} \sim < 1 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ダスト濃度 $6 \times 10^{-7} \sim < 1 \times 10^{-9}$ " 核種 ^{13}N , ^{18}F , Kr, Xe, ^{88}Rb , ^{88}Cs クリーンドレンサンプ内に炉水浄化系の蒸気 分が流入 ガス濃度 $1 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 核種 Xe, Kr

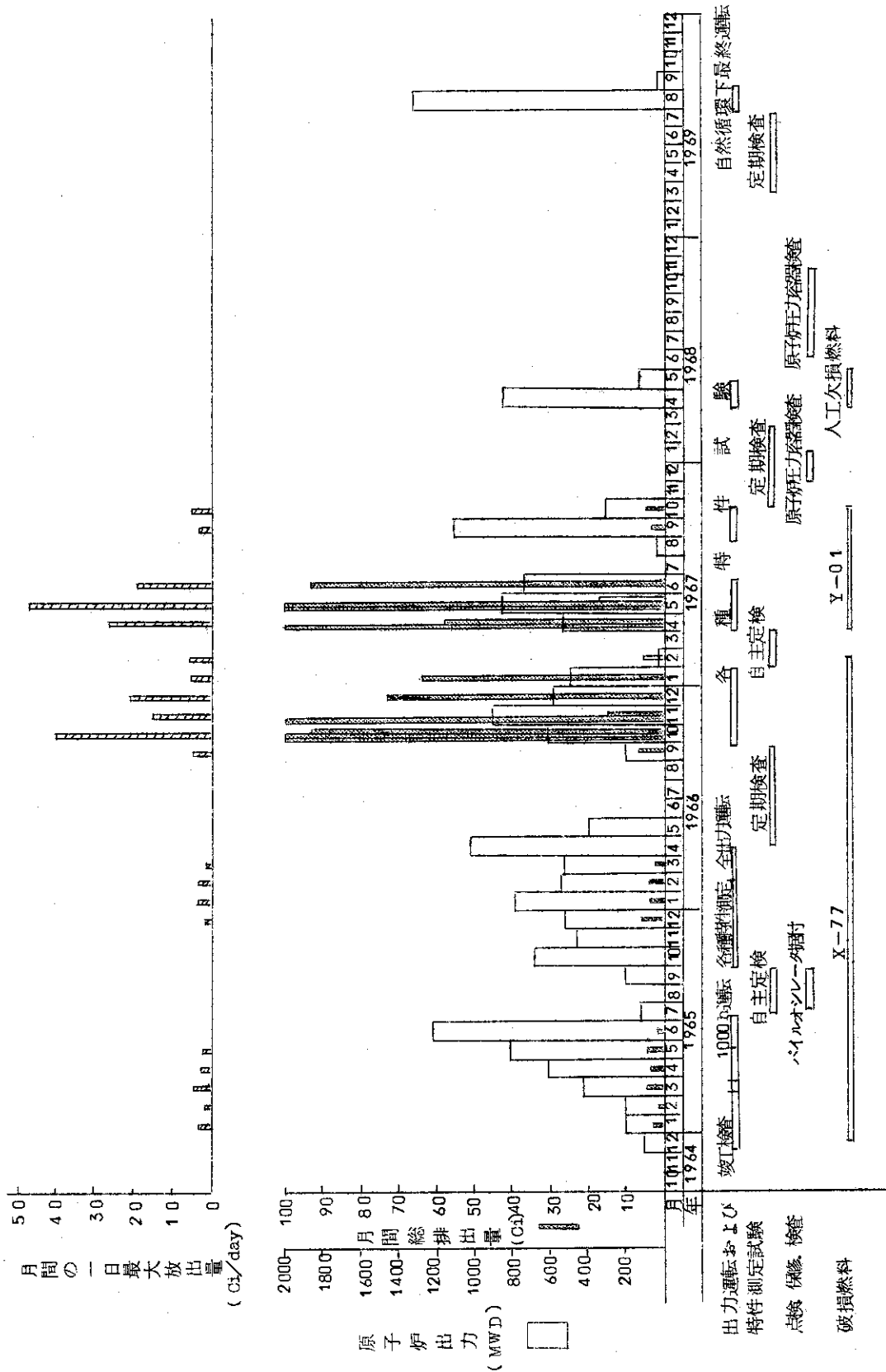


Fig. 2 J P D R - I からの放射性希ガス放出量

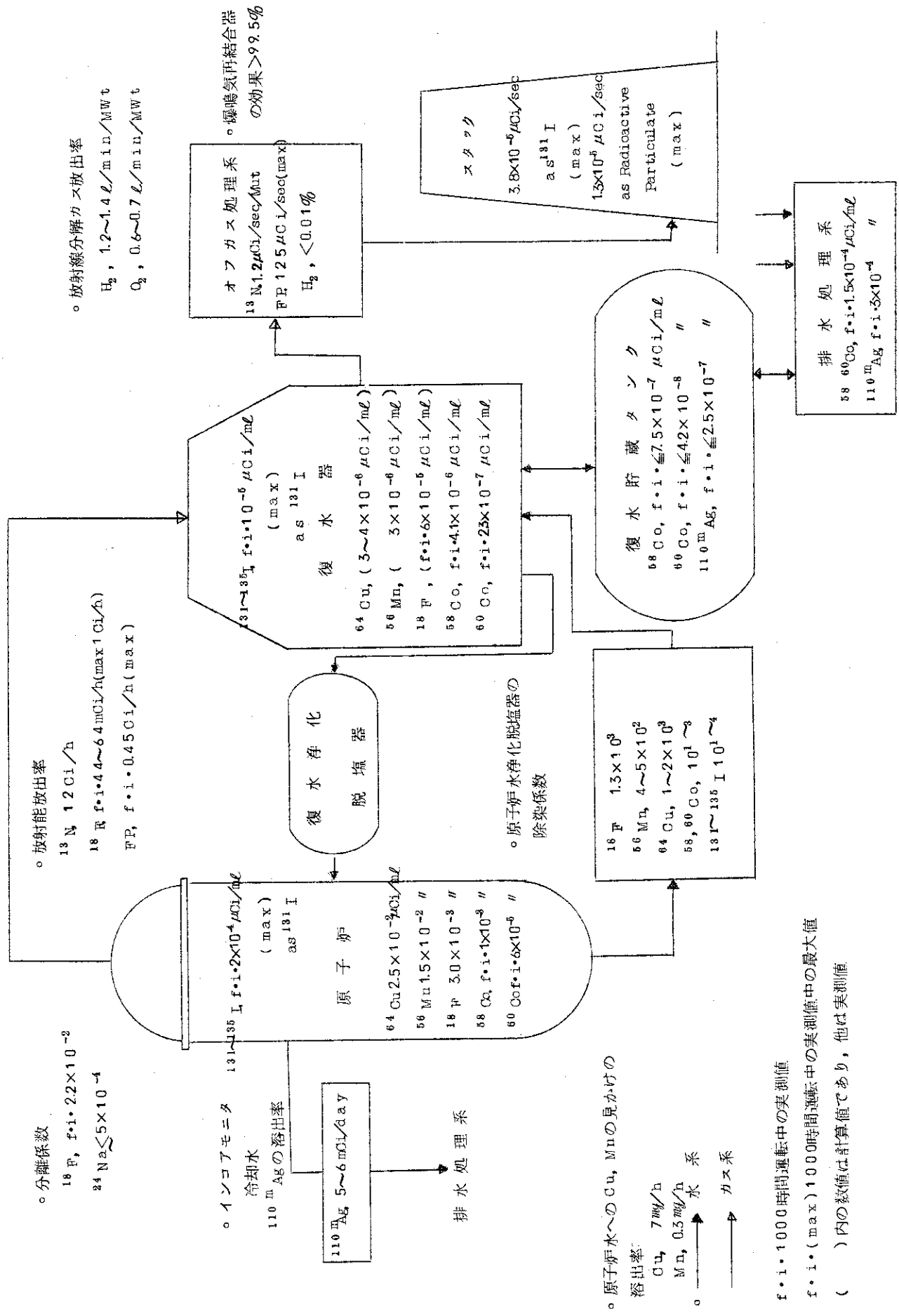


Fig. 3 J P D R - I における化学，放射化学分析の結果 3)

f · i · 1000 時間運転中の実測値
 f · i · (max) 1000 時間運転中の実測値中の最大値
 () 内の数値は計算値であり，他は実測値

管理区域を含めた広範囲に空気汚染が拡大したものである。給排気量の調整は室出入口扉を閉じてするものであるが、作業の状況や扉の故障などにより扉を開放した状態が続くことがある。このようなときは施設全体としての給排気のバランスがくずれ、思わぬ方向に空気が流れていることがある。いかなる場合にも気流の方向はコールド側からホット側になるように、気流チェックおよび調整を続けるべきである。この事例は管理区域入口のハンドフットモニタのバックグラウンド上昇によって発見されたものであるが、ガス濃度が $1 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ のときGMサーベイメータの線量率指示は 0.1 mR/h を示し、 γ 線エリアモニタやハンドフットモニタの指示上昇の原因調査のときは、希ガス漏洩の可能性を考える必要があることを示している。

3-2-3 モニタリングの意義

主蒸気およびオフガス中に含まれている主な核種はTable 2に示されているように、 ^{13}N 、 ^{18}F およびXe, Krなどの希ガスである。これらの混合ガスが漏洩した場合Table 3に示されているように、塵埃とガスの濃度を比較すると約2桁以上ガスの濃度が塵埃の濃度より高い値を示している。塵埃の捕集にはHE-40濾紙が使用され、捕集される核種はほとんど ^{138}Cs 、 ^{88}Rb である。核分裂ガスと $^{138}\text{Cs} + ^{88}\text{Rb}$ の放射能の比は、炉水から分離されたときからの経過時間によって変る。拡散型混合希ガスと $^{138}\text{Cs} + ^{88}\text{Rb}$ との時間による比を計算するとFig. 4となる。これによれば炉水から分離後3分以内では、拡散型混合希ガスと $^{138}\text{Cs} + ^{88}\text{Rb}$ との比は $\frac{1}{10}$ 以下となり実測値とほとんど一致している。 ^{13}N および ^{18}F の濾紙の捕集効率不明であり、ほとんど捕集されないと考えるのが妥当であろうから、これらの核種の正確な濃度を濾紙測定によって得るのは不可能である。しかし核分裂ガスが少ない場合は濾紙測定によっても顕著にその存在が認められ、 ^{13}N 、 ^{18}F の濾紙上の比は10:1となっている。⁴⁾

BWR型の原子炉で漏洩する蒸気、ガスに含まれている核種に着目した場合には、体内摂取によって寄与される線量よりも、放射性ガスに囲まれることにより寄与される外部被曝線量が問題となる。このことは、特にバックグラウンド放射線量率が高い区域においては、ガス濃度を測定、評価することが被曝管理面からあまり重要視されなくてもよい理由になる。一方、塵埃は(MPC)aが $10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ オーダーのものに限られ、Table 3でも明らかなようにこれらの塵埃濃度が(MPC)a程度にまでなることはない。仮に(MPC)aになったとしても、その濃度は 2 mrem/h と等価でしかない。したがって、長期間連続漏洩や気流の乱れがない場合は、塵埃についてもガスと同様に被曝評価のためにはモニタリングの重要性が感じられない。しかし、放射性ヨウ素の漏洩が問題になる程の燃料破損が存在するときは、ヨウ素モニタリングが重要となるであろう。

放射線管理の立場から見たときは前記のように室内のガス、塵埃モニタリングはあまり重要でない。他方、プラント保守上から見たときは強力な武器となり得ると考えられる。すなわち、蒸気、ガス系の漏洩検出と漏洩源の調査には、現在運転員が行なっている目視的な観察よりも放射性ガス、塵埃モニタリングによる方法の方がはるかに優れた検出方法といえる。漏洩検出を効果的にするためには一本のサンプリングパイプで広範囲の区域をカバーできることが望ましい。このためには低い濃度を検出できる、すなわち、検出感度の高い塵埃モニタリングによる方法が検出感度の低いガスモニタリングによるよりも有利である。さらに ^{13}N や ^{18}F を効率よく捕集できる方法があれば飛躍的に効果を上げることが可能となる。

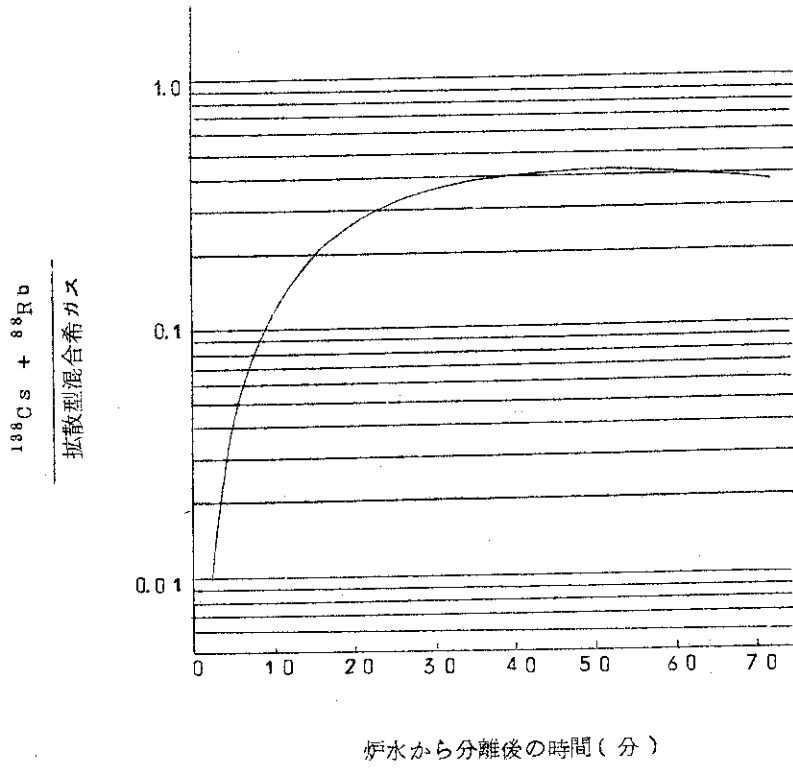
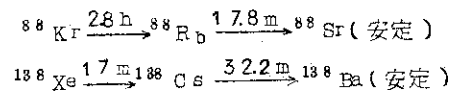


Fig. 4 炉水から分離後の核分裂希ガスと ${}^{138}\text{Cs} + {}^{88}\text{Rb}$ の割合

以上のことから室内においては、(1) 運転保守上および(2) 汚染機器分解時のモニタリングのために塵埃モニタリングを、(3) 大規模な燃料破損下における漏洩ヨウ素モニタリングのための放射性ヨウ素モニタリングと共に行なえばよい。このときサンプリングヘッドの配置は可能を限り多くすることが望まれる。サンプリングパイプをビニールパイプ等で延長することは、作業の障害になったり、高温配管などの熱で焼損したりすることがありそれ程延長できないものである。なお、サンプリングには漏洩蒸気をサンプリングしたときに多量の凝縮水がたまる。また、塵埃の多い空気をサンプリングした場合には、管内に塵埃が付着しその後長期間にわたって汚紙の目づまりの原因となることがある。したがって、サンプリングパイプには凝縮水のドレン抜きを備え、汚染除去も可能であるような工夫が必要である。

3-3 排気モニタリング上の問題

BWRの場合、排気管理の対象となる核種は核分裂希ガスおよび放射性ヨウ素である。

JPDRはガス検出器にNaI(Tl)シンチレーション検出器を用いているが、この場合測定系のディスクリレベル設定の問題がある。核分裂希ガスの核種混合比は時間により変化し、一日減衰させた核散型放出希ガスでは、 ^{135}Xe (0.25Mev, γ)が38.5%、 ^{133}Xe (0.081Mev, γ)が5.7%になる。一日以上減衰させた場合は益々 ^{135}Xe の割合が多くなる。排気ガスは環境への配慮から出来るだけ減衰させ、でき得るかぎり低濃度で放出することを基本としているため、モニタリングは必然的に ^{133}Xe の低エネルギー γ 線を対象とすることになる。この場合のディスクリレベルは0.05 Mev以上の γ 線を検出できるように設定しなければならない。JPDR-IのG・E社製測定器ではノイズレベルとの関係で、これはむずかしい問題である。このためにJPDR-Iでは試験的に β 線測定を主とした振動容量型電位計と組合せた電離箱を設置し、シンチレーション型ガスモニタと並列測定を続けたが、この方法は検出感度が良い反面長期安定性に欠けるので試験の域を出ていない。

放射性ヨウ素は原子炉水からスタックに至るまでの分離係数が極めて小さいために、運転を制限する環境への排気基準は希ガスが支配し、放射性ヨウ素は無視できる量とされている。⁵⁾したがって、連続モニタリングは必要としないが、放出されていないことの確認および非常時の放出量確認のために、サンプリング法により測定する必要がある。JPDR-Iでは一週間連続サンプリングする方法を約6年間続けてきたが、放射性ヨウ素は検出されていない。

他に粒子状放射能として希ガスからの崩壊生成物である ^{88}Rb 、 ^{138}Cs がある。これらはいずれも短半減期核種であることと、廃ガス系の高性能粒子フィルタで除去されるので問題ない。しかし、BWRの場合燃料交換タンク内に水を張った時、排気ダクトに水が入りダクトが汚染する問題があること、前記ヨウ素サンプリングのとき、粒子状物質を除去する必要があることなどから、サンプリング法により測定管理することが望まれる。

廃ガスはあるレベル以上の濃度のとき、貯留タンクに貯留される。貯留されたガスを放出しようとする時に、放出できるレベルにまで減衰しているかどうかは、タンクに貯留した時点の濃度と貯留時間から推定される。しかし、一日分のガスを貯留するので減衰率の推定は大略的なものであり、貯留した時点で濃度変化が激しい場合はさらに推定が困難になる。したがって、結果として放出してからタンク出口ガスモニタやスタックガスモニタで実測して管理すること

になる。今後、タンク内のガス濃度変化を知るために、 γ 線エリアモニタで監視されれば放出前に放出計画を立てることが可能である。

4. 放射線量率の管理

4-1 プラント稼動時の放射線量率

Fig.5, Fig.6 および Fig.7に J P D R 定格出力運転時の放射線量率分布を示す。また Table 4 に局所的な高レベル区域の放射線量率を示す。格納容器1階のNSSP (Nuclear Safety System Panel) 付近の放射線は原子炉水位計配管貫通孔からストリーミングにより原子炉内の放射線が漏洩しているものである。同地下1階のインコアモニタ付近はモニタ冷却水中の金属腐食物や空気が放射化されることによる影響であり、冷却水配管表面は局部的に $\sim 600 \text{ mR/h}$ になる。 γ 線P. H. Aによる分析によれば核種は $^{110\text{m}}\text{Ag}$, ^{18}N , ^{18}F および ^{16}N が主成分である。当区域は格納容器内の一般通路であるため、フェンスにより高放射線量率区域への立入を禁止している。建設時の遮蔽計算は炉心からの影響のみを考慮しているため、設計値 (2.0 mrem/h)と実測値とでは著しい差が生じた。同地下2階強制循環室は自然循環から強制循環に改造するとき循環ポンプを設置するための室であるが、線源は炉心から生体遮蔽コンクリートを通しての漏洩、主蒸気管およびホットドレン配管からの影響が重畳している。中性子線量率は全等価線量率の約30%をしめ、そのエネルギーは 50 KeV 以下である。同地下3階のREDT付近の線量率はインコアモニタ冷却水やその配管に付着した放射能による影響である。

Fig.8 にタービン発電機付近の、Fig.9には復水器室の、放射線量率分布を示す。また Fig.10に復水器室内の主蒸気管表面線量率と電気出力との関係を示す。線源となる核種は炉水中の空気の放射化物質および核分裂ガスで ^{13}N , ^{16}N , ^{18}F , Xe , Kr などである。出力との関係においては約2乗に比例し、インコアモニタ付近の関係が正比例しているのとは異なっている。Fig.10に示した中性子は主蒸気系に含まれている核分裂生成物による遅発中性子であり、そのエネルギーは約 0.5 MeV である。同場所における中性子による等価線量率はエネルギーを 0.5 MeV とした場合、 γ 線量率の約0.1%に過ぎず被曝管理上は無視し得る線量である。エネルギーが低いことおよび線量が少ないことから、速中性子用フィルムには検出されていない。

4-2 プラント停止時の放射線量率

停止後は原子炉浄化脱塩器が運転時とほとんど変わらないレベルを保ち、樹脂塔表面最大で 20 R/h に達することもある。樹脂の能力が低下すれば樹脂は使用済樹脂貯蔵タンクに廃棄されるので、そのときの線源は配管や浄化系熱交換器の付着放射能のみとなり、そのレベルは最高でも 20 mR/h にすぎない。他の区域は廃液系配管、廃液貯蔵タンクの付着放射能が残るのみで定検作業時にも特別な注意を要する線源は残らない。

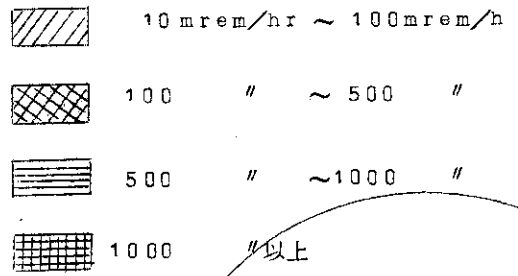
4-3 炉内構成材操作時の放射線量率


J P D R 炉心の燃料、制御棒などの操作は燃料交換用タンクに十分遮蔽水を張っておこなわれるので、炉心からの作業場への放射線の影響は無視し得る程小さい。また空中移送はトラン

スファークォフィンが使われ、トランスファークォインからの漏洩線量率は表面で数 mR/h である。しかし、J P D R のトランスファークォインは製作上の欠陥と思われる亀裂が発見されたり、運転時に全引抜き状態にある制御棒はフォロア一部の放射化がボイゾン部と同程度になることを考慮しなかったための問題を経験した。(詳細は 4-5 参照)

Table 4 定格出力(45 MWt)時の種々の区域の高線量率

建屋名	区 域 名	線 量 率	局 部 最 大 個 所	最 大 線 量 率
格 納 容 器	炉内水位計パイプ前	10mrem/h	パイプ表面	50mrem/h
	インコアモニタ前	20 "	フランジ表面	600 "
	強制循環室 2, 3階	1000 "	主蒸気パイプ表面	8000 "
	強制循環室地下2階	30 "	REDTパイプ表面	80 "
	REDTおよびREDTパイプ	10 "	REDTパイプ表面	60 "
	キャピティ室	3000 "	(3階)	(>30 rem/h)
タ ー ビ ン 建 屋	コンタミ・トンネル	50 "	主蒸気パイプ表面	400mrem/h
	コンデンサ室1階	50 "	"	500 "
	コンデンサ室2階	100 "	"	500 "
	オフガス室	100 "	アフタコンデンサ表面	2000 "
	浄化脱塩器室	500 "	樹脂塔表面	20000 "
	復水脱塩器室	20 "	"	250 "
	タービン室	50 "	タービン表面	130 "
	廃液フィルタ室	10 "	樹脂塔表面	40 "



 ガンマエリアモニタ
(番号は Table 2-a を参照)

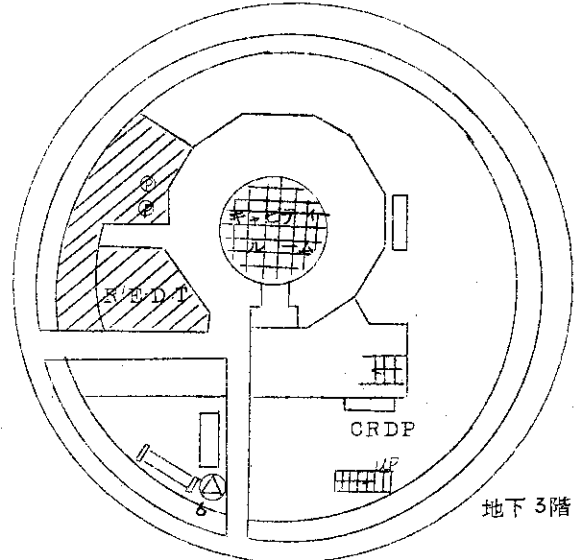
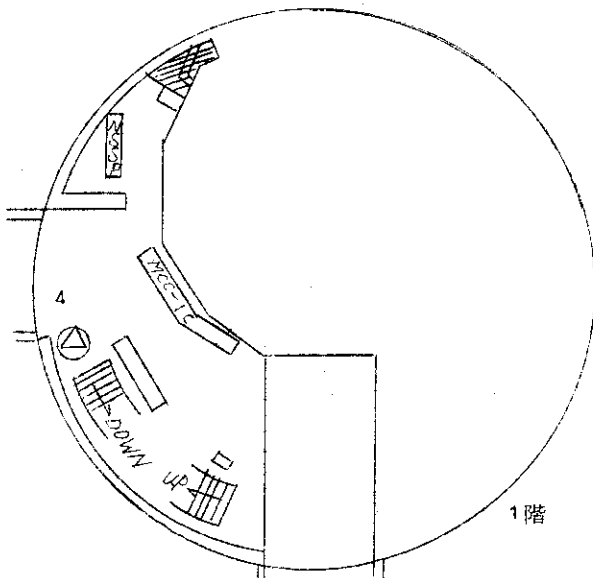
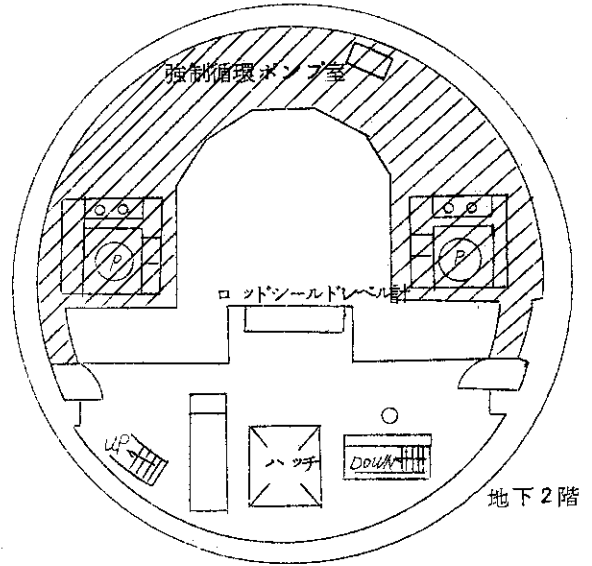
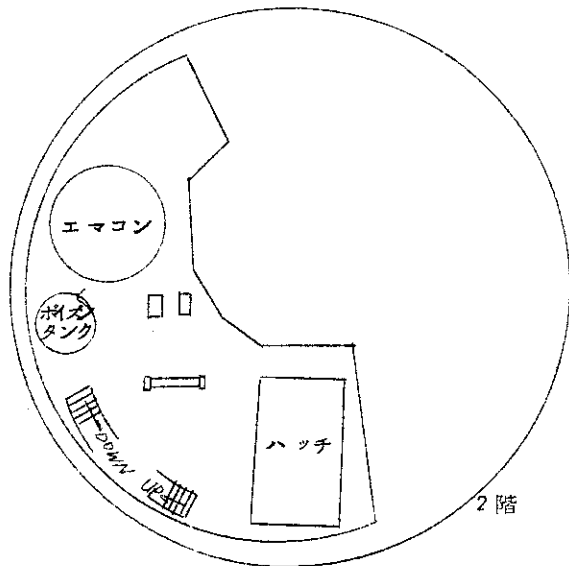
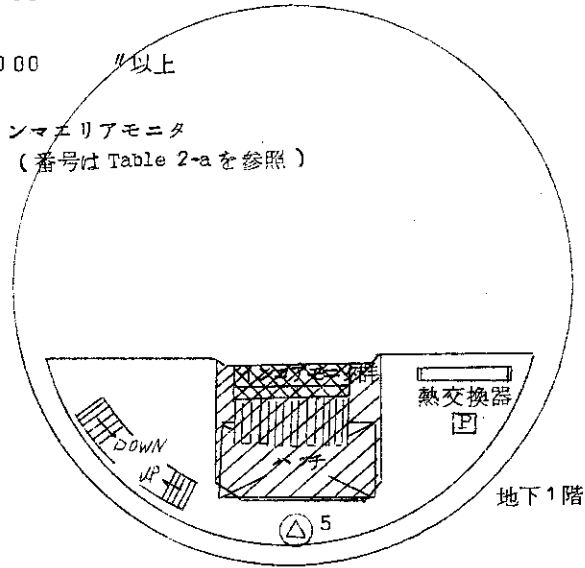
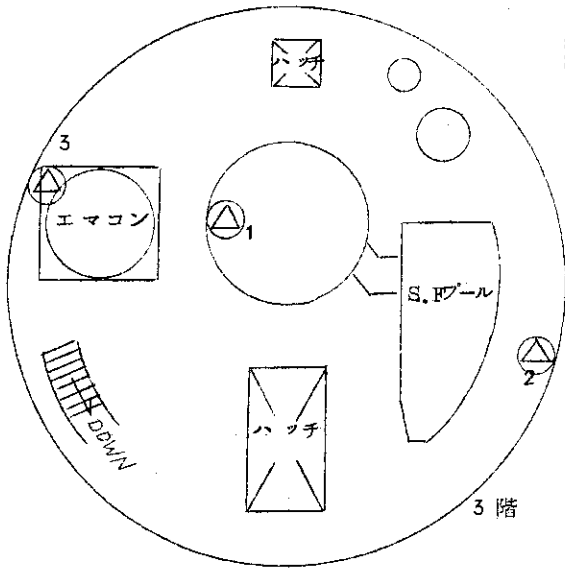


Fig.5 定格出力 (45MWt) 時の高線量率区域; 原子炉格納容器内

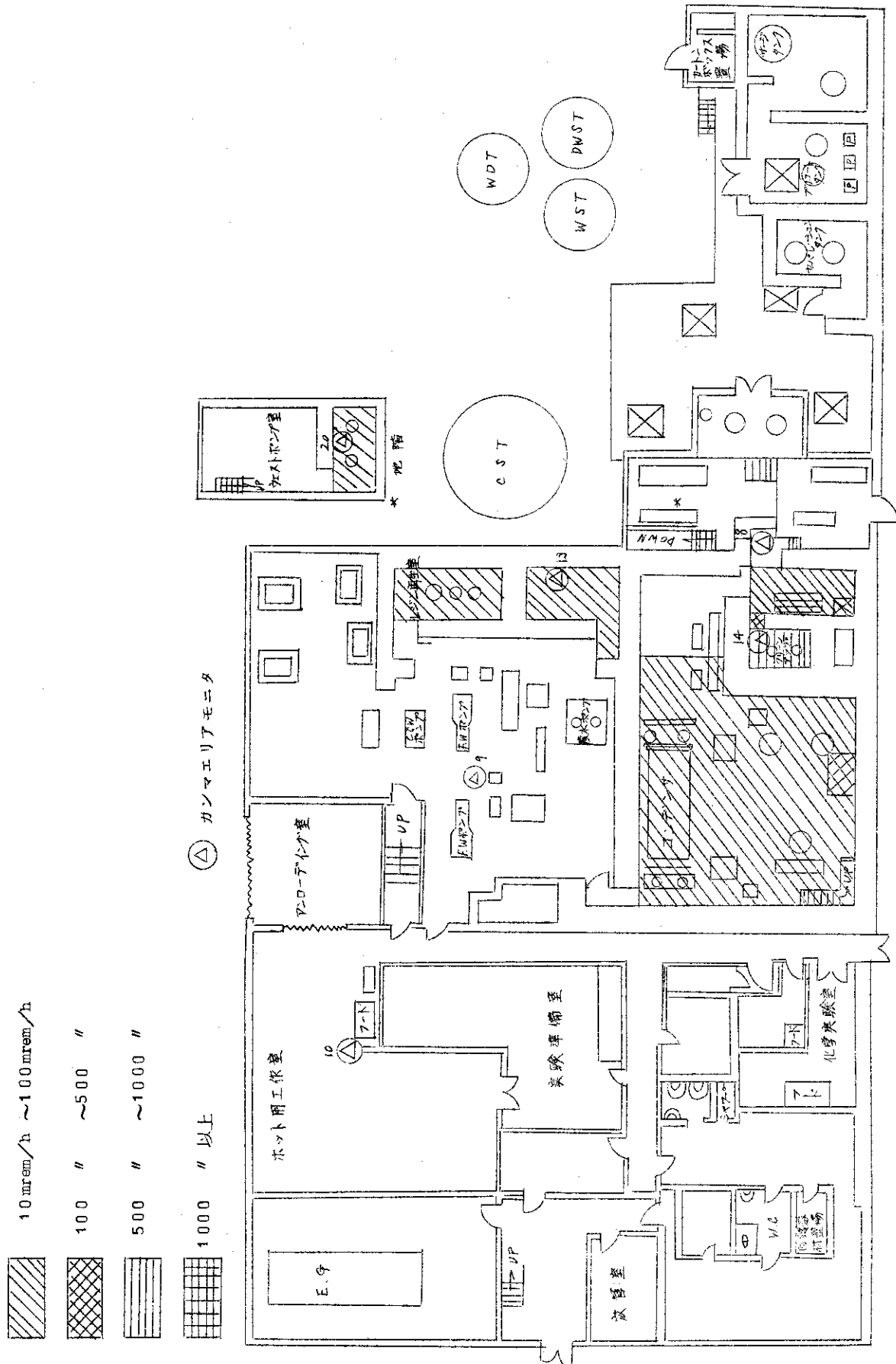


Fig. 6 定格出力 (4.5 MWt) 時の高線量率区域; タービン建家1階

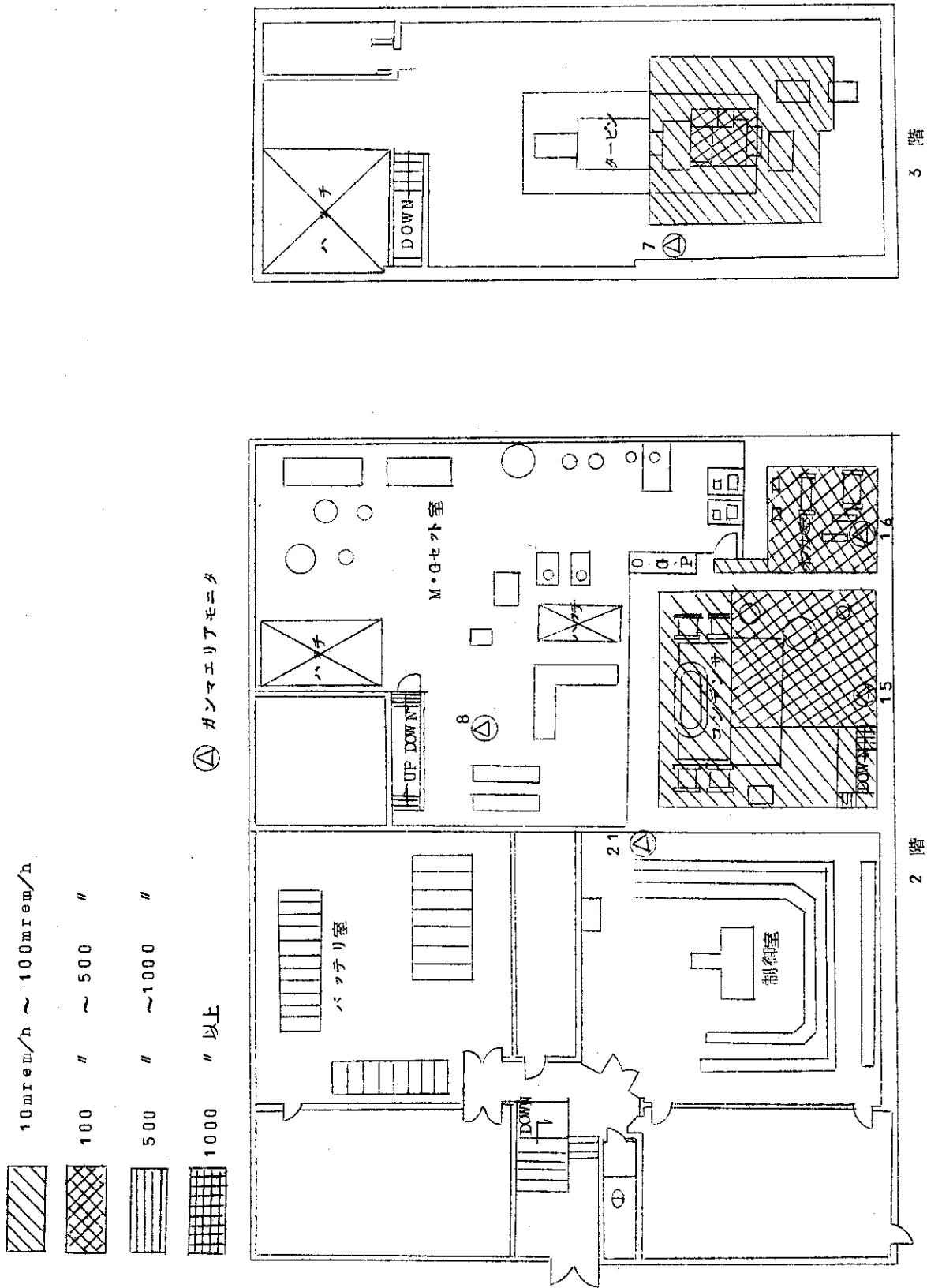
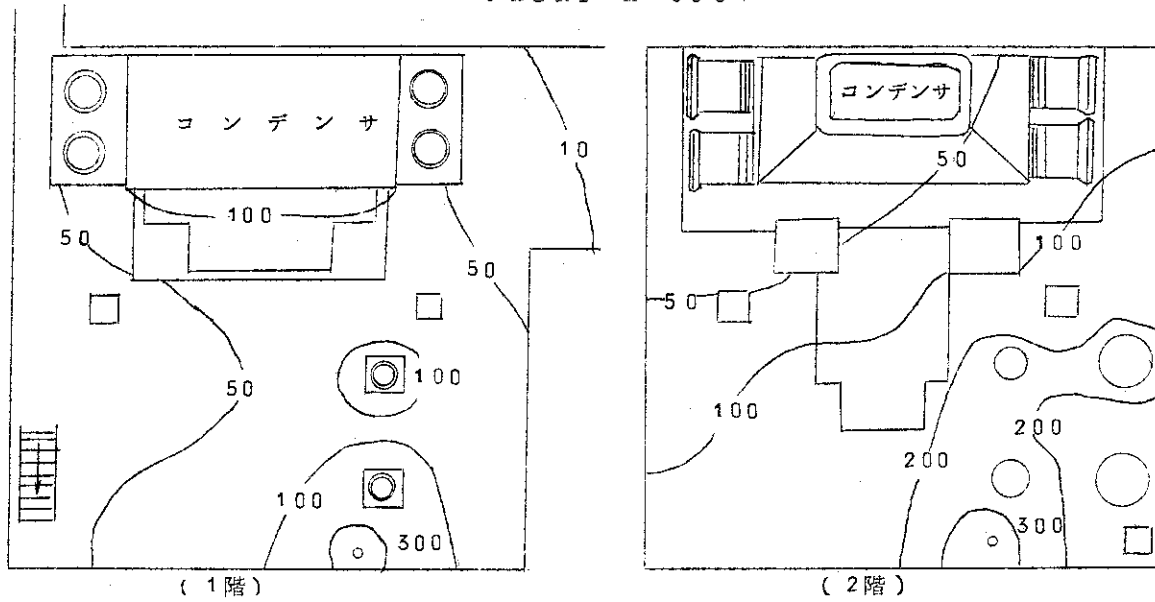


Fig. 7 定格出力 (45 MWt) 時の高線量率区域; タービン建家 2, 3 階



測定期日：1965年6月17日

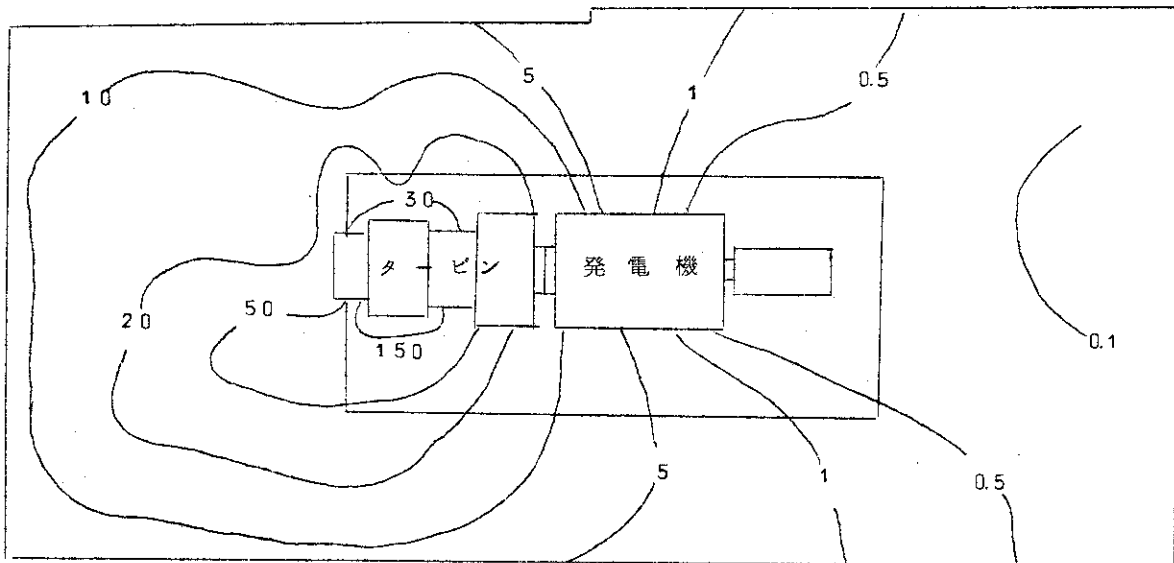
原子炉出力：45 MW_t

電気出力：12.5 MWe

測定器：電離箱サーベータ

単位：mR/h

Fig.9 復水器室の線量率分布



測定期日：1966年10月17日

原子炉出力：45 MW_t

電気出力：12.5 MWe

測定器：電離箱型サーベータ, GMサーベータ

単位：mR/h

Fig.8 タービン発電機室定格出力時の線量率分布

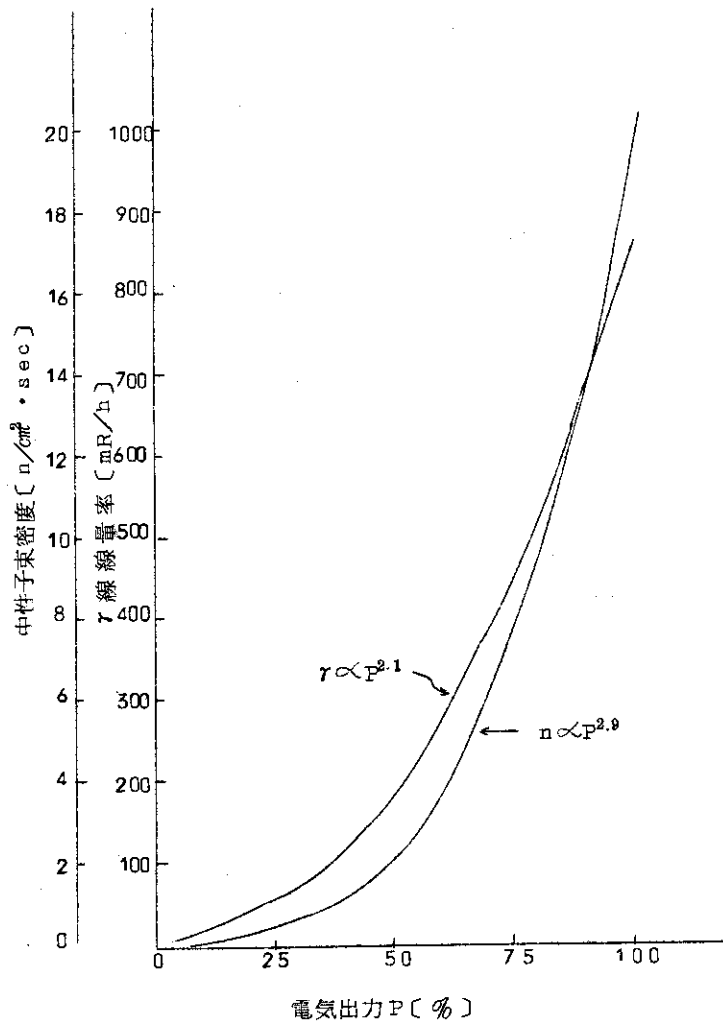


Fig. 10 主蒸気管表面の出力に対するγ線線量率および中性子束密度

4-4 原子炉構成物の放射線量率

J P D Rでは1966年5月に圧力容器上蓋にヘアクラックが発見された。圧力容器全体のクラック検査に先きだち検査器(ボロ・スコープ)の放射線によるレンズ着色の問題、更にはJ P D R-II改造工事の工法や放射線管理方針を決めるため、圧力容器内外の放射線レベルを種々の条件下で測定した。

有益と思われる幾つかのデータを以下に示す。⁶⁾

Fig.11 圧力容器垂直中心線上の放射線レベル分布

(燃料体, 制御棒がなく炉水がフランジ面まで張られている場合と炉水が無い場合 炉熱出力量累計16,931 MWD)

冷却期間26日および30日

Fig.12 圧力容器内壁に沿った放射線レベル分布

(同上と同じ条件の場合)

Fig.13 圧力容器内遮蔽水全抜き時のサービスフロア放射線レベル分布

(燃料体, 制御棒, チムニーおよびポイズンカーテンがなく, 炉水も無い場合, 炉熱出力量累計: 18,500 MWD)

冷却期間26ヶ月

Fig.14 Fig.13のときの格納容器外放射線量率分布

Fig.15 圧力容器内放射線レベル

(炉内構成材が全て存在し, 炉水がフランジ面まで張られている場合 炉熱出力量累計: 15,848 MWD)

冷却期間: 70日)

Fig.16 水中における燃料体表面の放射線レベル分布

(5,640 MWD/MT, 最終運転からの冷却13ヵ月
3,640 MWD/MT, " ")

4-5. トランスファーコフィンの問題点

トランスファーコフィン(燃料集合体, 制御棒およびポイズンカーテンなどを圧力容器内から燃料貯蔵プールへ, またはその逆の経路を輸送するための遮蔽容器)である。コフィンは十分な鉛遮蔽が施されているので, 平常の作業ではそれによる作業員の被曝が問題になることはない。しかし, コフィン製作上の問題として次の2点は今後, 同種のを製作する上で重要である。

(1) スリット状の亀裂の発生

1967年の使用済燃料装荷時にコフィン中央部の円周上にビーム状の漏洩放射線が発見された。これをオートラジオグラフィにより詳しく調査したところ, Fig.17(a)に示すようにコフィンの円周に沿って帯状の遮蔽欠損部があることを示す黒影を得た。Fig.17(b)において欠損部の深さはフィルムの黒化度などから推定したものである。欠損部の発生原因は設計図およびメーカー側の考えを検討した結果, 遮蔽材である鉛の鋳込みの際のつき目に発生した「鋳込み巣」であるとの結論に達した。従って巣は製作当初から存在し, 使用が重なるうちに明らかにならぬビーム状放射線が検出できるまで発達したものである。このような高放射線量率の照射物

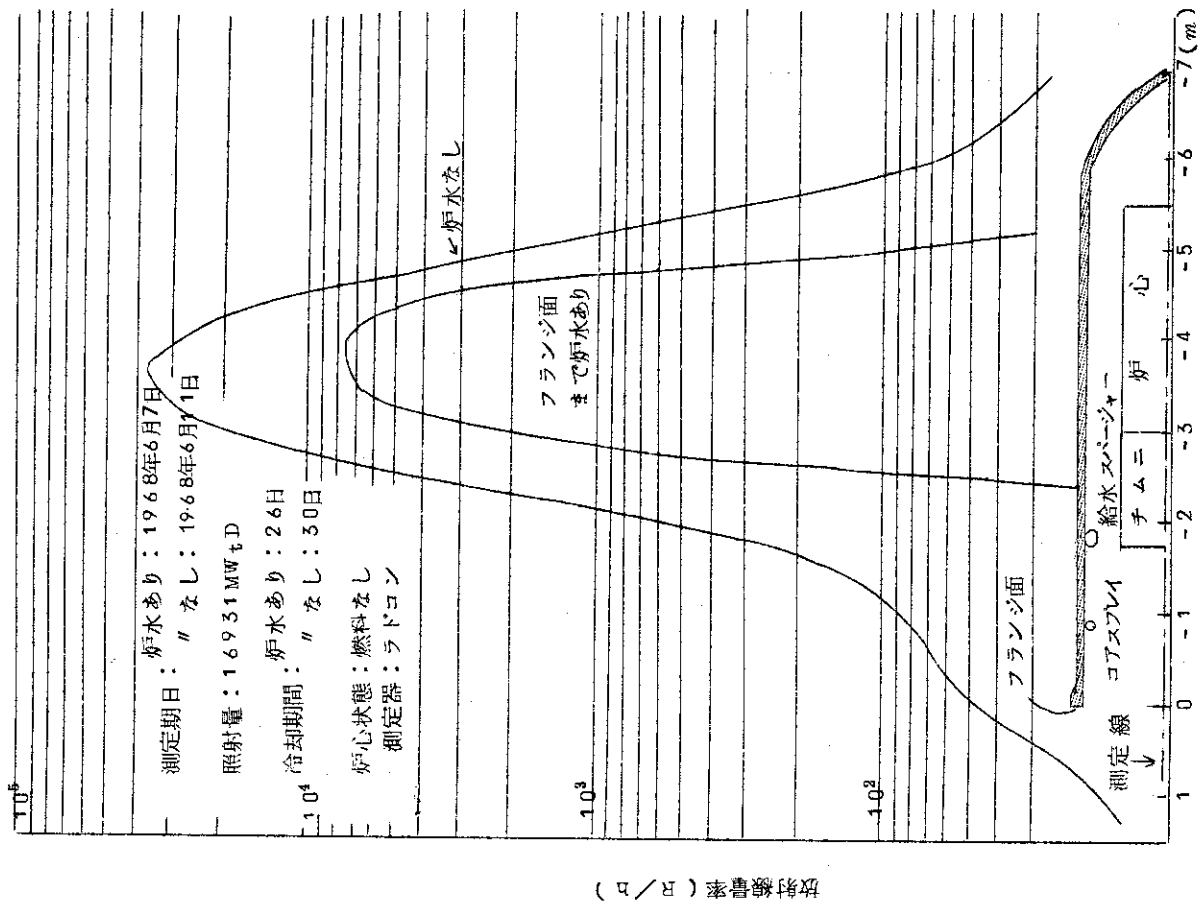


Fig.11 圧力容器垂直中心線上の放射線量率分布

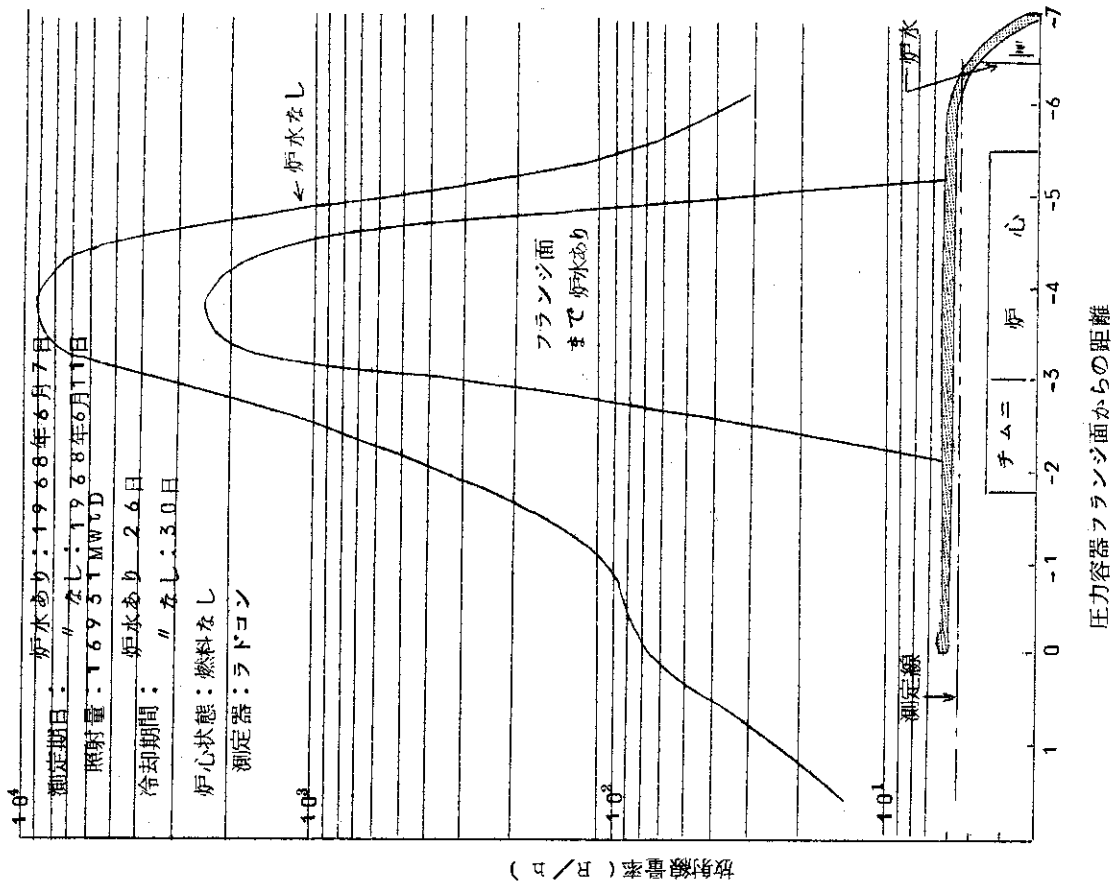


Fig.12 圧力容器内壁に沿った放射線量率分布

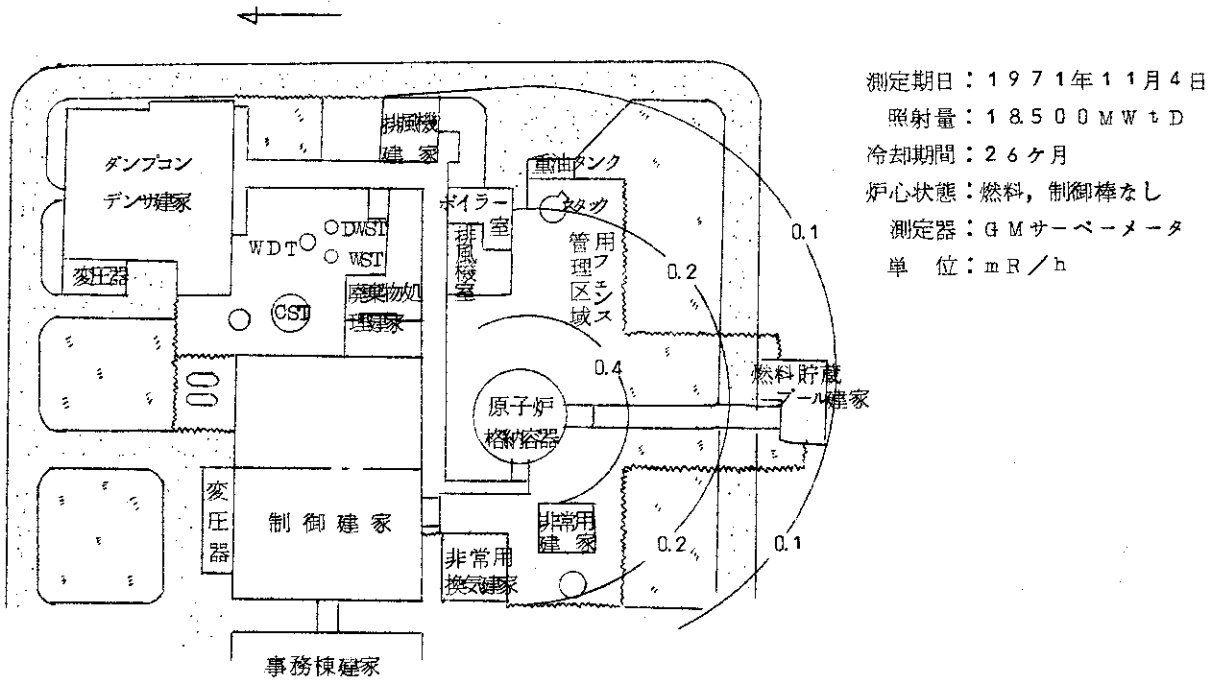


Fig.14 圧力容器内遮蔽水全抜き時の建家周辺放射線量率分布

測定期日：1971年11月4日
 照射量：18500 MWtD
 冷却期間：26ヶ月
 炉心状態：燃料，制御棒なし
 測定器：電離箱型サーベーター
 単位：R/h

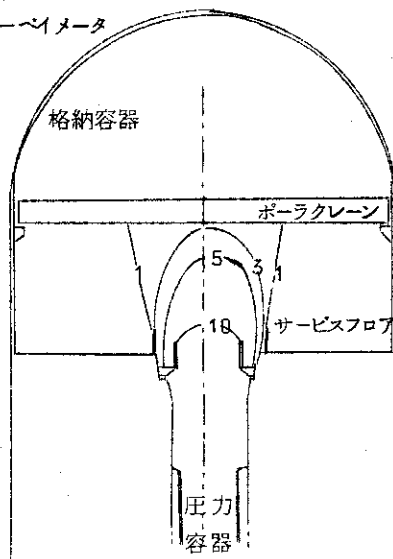


Fig.13 圧力容器内遮蔽水全抜き時の放射線量率分布

測定期日：1970年10月19日
 冷却期間：13ヶ月
 測定器：ラドコン

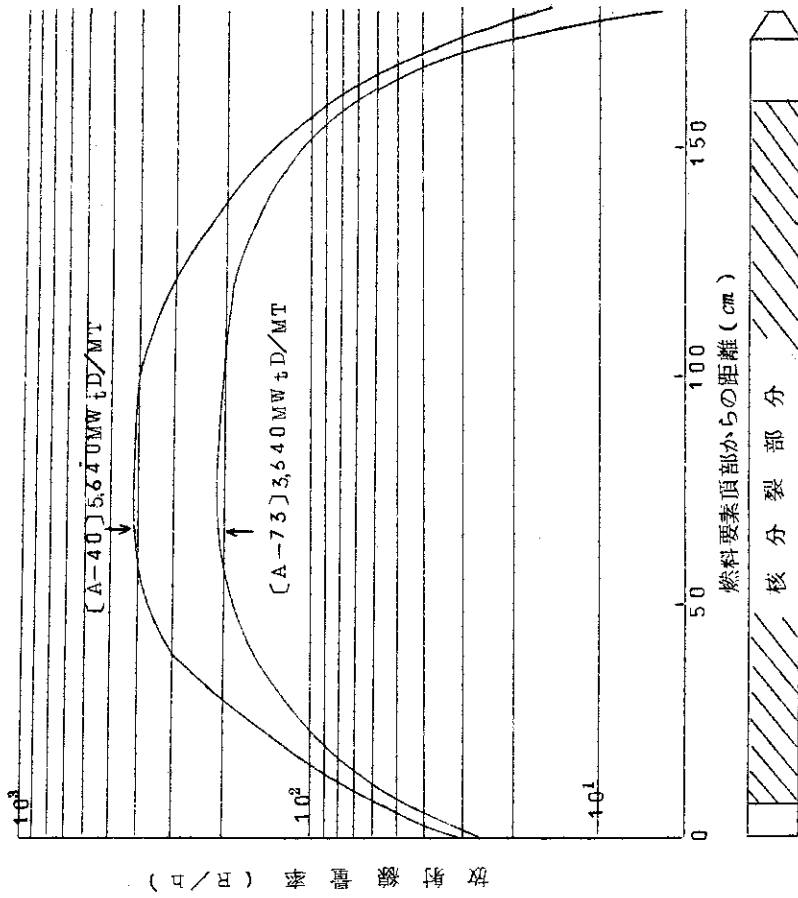


Fig.16 水中における燃料体表面の放射線量率分布

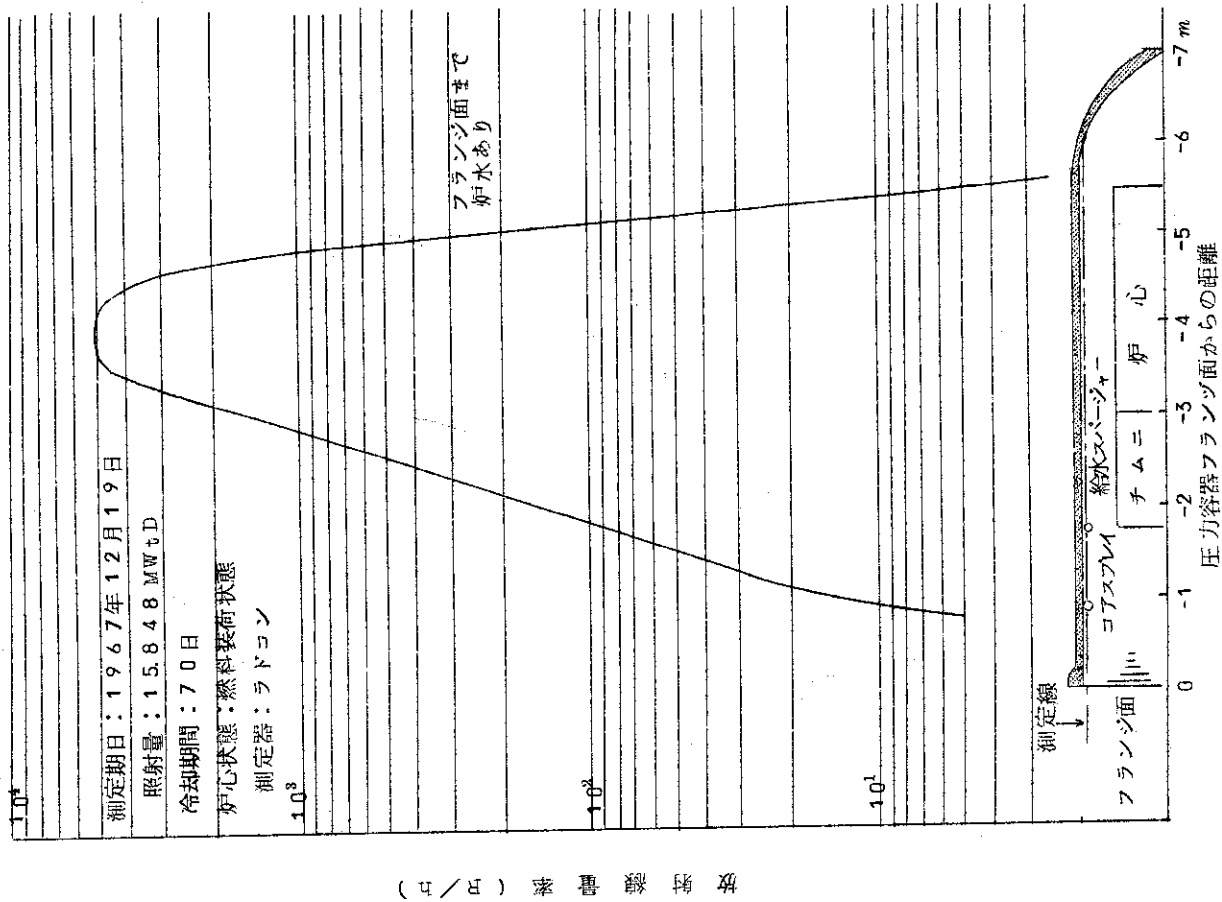
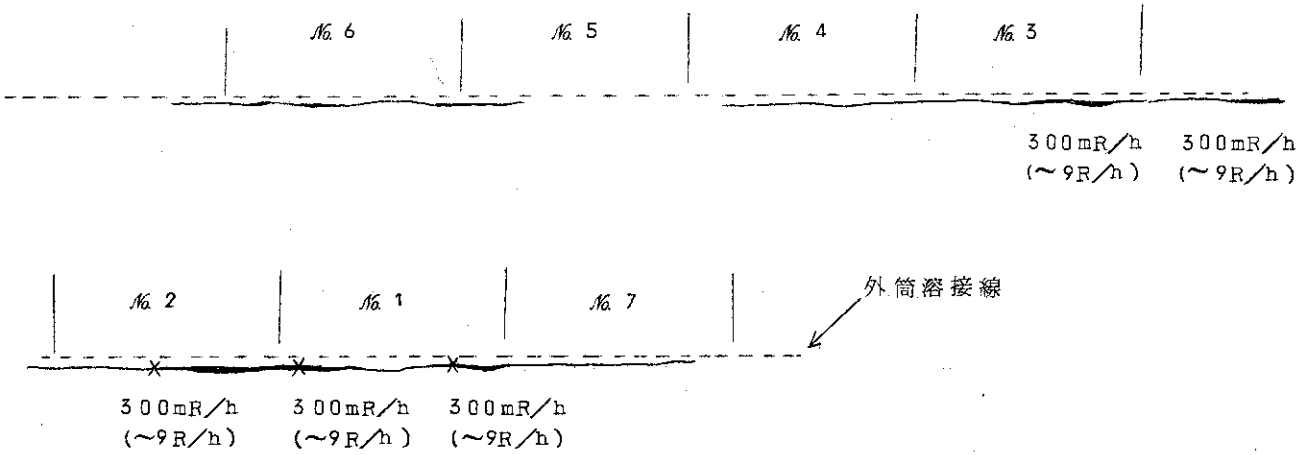
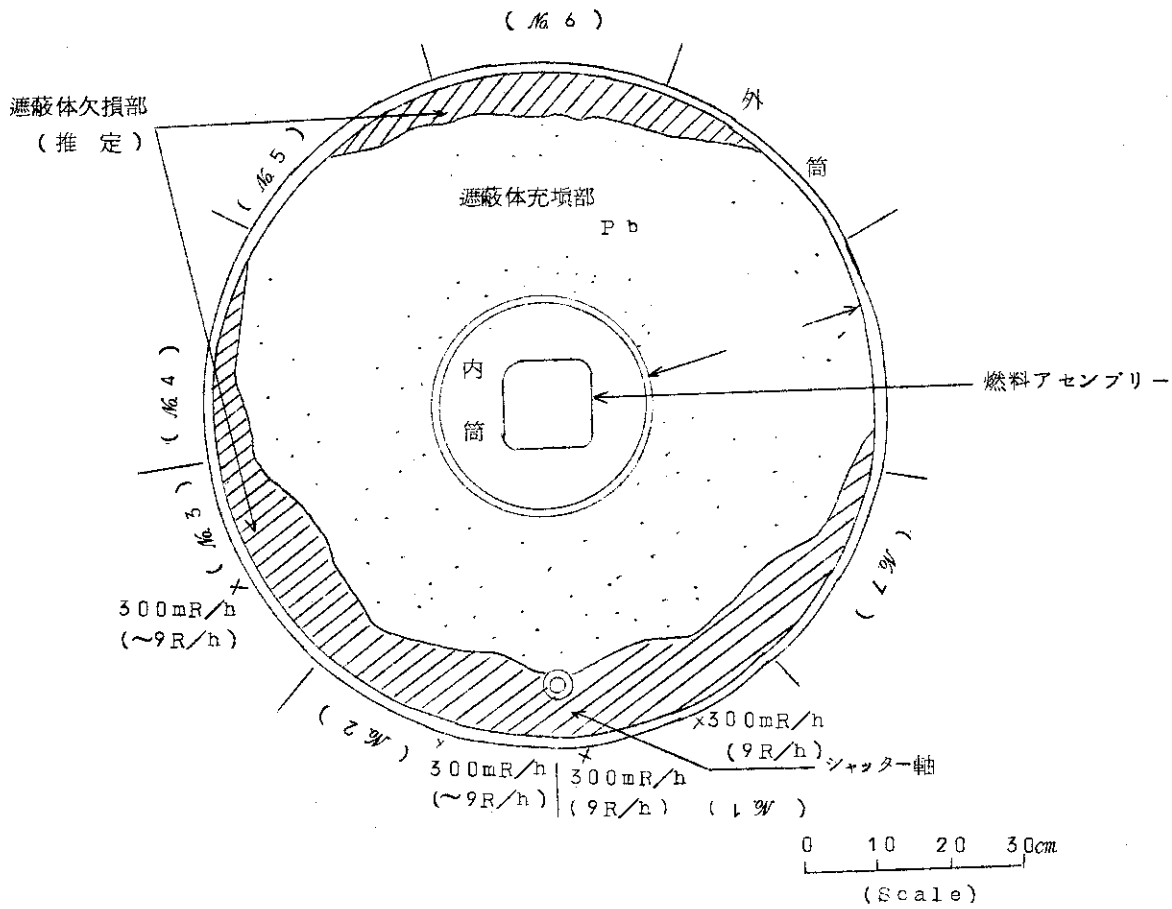


Fig.15 圧力容器内壁に沿った放射線量率分布



a. ラジオグラフ展開図



b. 遮蔽体欠損部分布状況推定図

Fig.17 トランスファーコフィン遮蔽体欠損部分布状況

を輸送する大型鉛容器は燃料輸送用容器として多数使用されており、これらは使用前の放射線漏洩検査では発見できない小さな欠損であっても、使用中のショックが重なれば拡大することがあると思われるので、随時点検する必要がある。なおJPDRのトランスファーフインは欠損部の円周上に巾10cm、厚5cmの鉛板を巻き付けることにより他の健全部と同等の遮蔽能力を有していることが確認された。

(2) 制御棒挿入時の問題

JPDR制御棒の表面放射線レベル分布をFig.18に示す。フォロア一部にできる放射線レベルのピークは出力運転時に全引抜きすると炉心中央部に位置するための放射化によるものである。この制御棒をコフィンに挿入したときのコフィン上部表面線量率をFig.19に示す。図中コフィン周囲の線量率分布に不均等にみられるのは制御棒がコフィン中心からズレているためとみられる。Fig.19には明らかにフォロア一部放射線レベルのピークに一致する漏洩線量のピークがみられ、遮蔽の欠損でないことは明らかである。漏洩線量率の最高は約400 mR/hでありその作業性から被曝管理において特に問題となるものではないが、コフィン腹部の遮蔽効果と比較すれば明らかに設計上の欠陥と思われる。

4-6 被曝における高エネルギーγ線の影響

$^{15}\text{N}(n, \gamma)$ あるいは $^{18}\text{O}(n, p)$ 反応によって生ずる ^{16}N は半減期7.3 secで6.13および7.10 MeVの高エネルギーγ線を放出する。JPDRにおいて、NaIシンチレーションカウンタを用いたγ線波高分析の結果では、主蒸気管、タービン発電機、オフガス室およびインコアモニタ冷却管表面に ^{16}N の存在が確認されている。一例としてタービン発電機付近のγ線スペクトルをFig.20に示す。定量分析をしていないため ^{16}N の線量率に寄与する割合は不明である。しかし、JPDRで燃料破損が検出される以前の主蒸気管表面線量率は ~ 300 mR/hで、これはほとんど ^{16}N によるものと考えてよい。燃料破損が検出された後は500 \sim 800 mR/hとなった。 ^{16}N の発生量に大きな変動がないとすれば ^{16}N による線量率への寄与は主蒸気系で50%以下とみることができる。このような高エネルギーγ線が問題となる区域での線量率測定や、被曝線量の測定に使用される計測機器は、一般に校正が数10 KeV \sim 1.25 MeVのエネルギー範囲で行なわれており、電子対創成効果による感度増加分の補正がなされず、大きな誤差を含むことが知られている。例えば、原電、敦賀発電所の経験では、ポケット線量計の値に対して、1.25 MeV以下のエネルギー範囲のγ線として評価されたフィルムバッジの値は、約70%高い値を示し高エネルギーγ線が存在する施設での被曝管理上の問題を提起している。⁷⁾

JPDRでは、過去数年にわたる運転期間中、主蒸気管露出部付近やタービン発電機室などへの立ち入りが多く、高エネルギーγ線に最も被曝する機会が多いと予想された作業者の、現像保存されていたフィルムの黒化の状況を、この観点から詳細にチェックした。しかし、高エネルギーγ線の電子対創成効果によってフィルム面上のSn+Pbフィルタ部分に有意な黒化を有するフィルムは発見されなかった。このことは、JPDRにおける運転中の主蒸気系などからの被曝線量寄与が他炉に比べて、少なかったためと考えられるが、被曝管理をより完全なものとするためには、早急に各種計測機器の高エネルギーγ線に対するレスポンスの確認、校正方法の確立および炉内各区域の線量率分布状況の定量的把握を実施する必要があり、現在、種々の検討を進めている。

測定期日：1969年4月14日
 照射量：16931 MWtD
 冷却期間：11ヶ月
 測定器：ラドコン

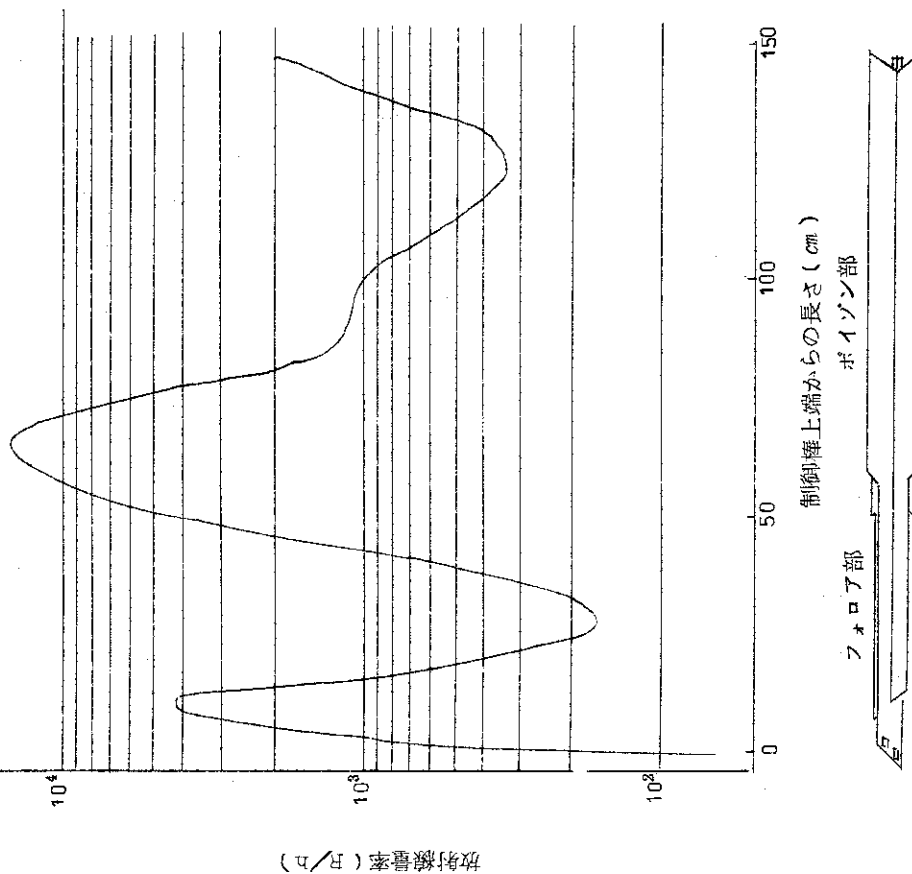


Fig.18 制御棒表面放射線量率分布

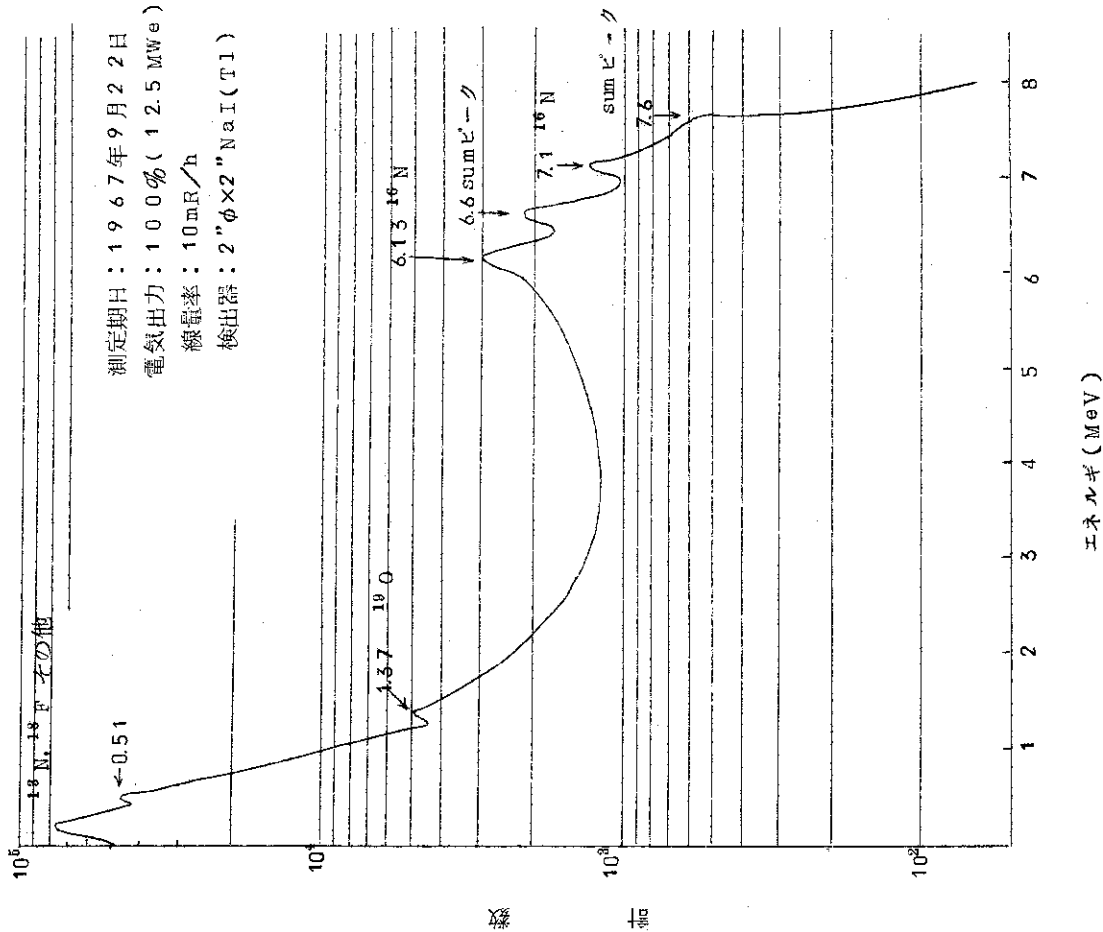


Fig.20 タービン発電機付近のγ線スペクトル

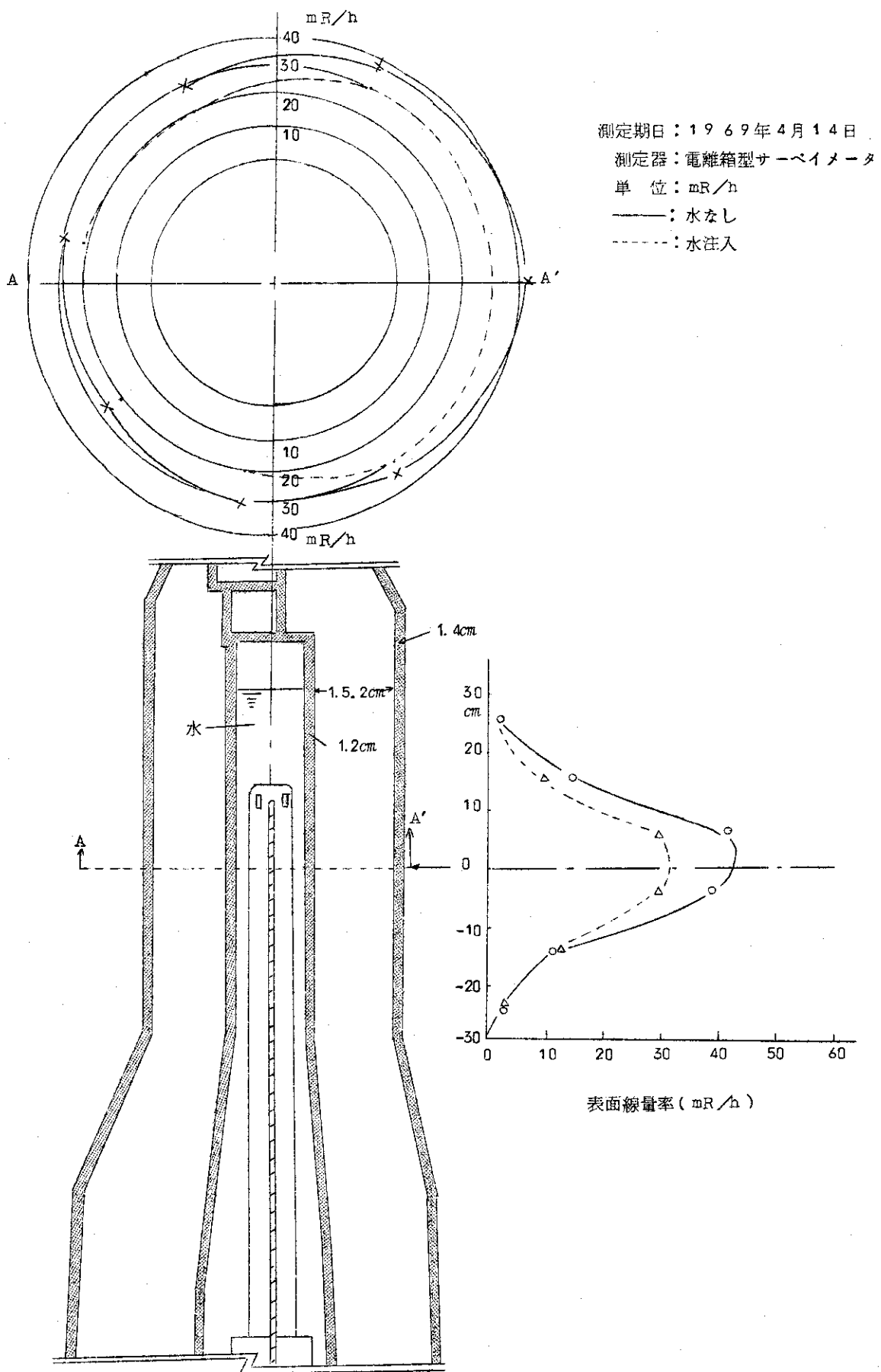


Fig.19 コフィンに制御棒装荷時の漏洩放射線量率分布

4-7 エリアモニタの必要度の検討

エリアモニタの設置目的を大別すると(1) 作業員の被曝管理(2) 系統の健全性を確認し、異常を早期に発見するためのプロセスモニタそして(3) 大事故の検知を目的とした非常用モニタとなるであろう。現在のところ、施設設置時に役割を明確にしたエリアモニタ設置基準が確立していないため、必要最小限の数のエリアモニタを設置しているとはいえ、予算の許す限りなるべく多くのモニタを設置し、その後の運転実績から不要と思われるモニタを撤去しているのが実情である。また、その保守管理も相当の困難さを生じており、常に全数が完全に作動している状態はまれである。プロセスモニタはもちろんのこと、被曝管理用のモニタであっても正確さよりも安定性が重要であるから、必要最小限の数のモニタを確実に連続作動させることが必要である。ここではJPDRに設置された(設置場所を変更した場所を含めて21箇所をモニタリングした。)18chの γ 線エリアモニタの経験的な役割を分析して、その必要度を検討した。

検討の結果をTable 5に示した。ここで設置目的は筆者らの考えによる分類であり、必要度のランクAは目的を十分果しているもの、Bは設置した方がよいと思われるが目的を十分果すことにならないもの、そしてCは不要と判断されるものである。この検討結果からすればJPDRの場合、Aランクは9チャンネルでありBランクが2チャンネルで、現有数を大巾に減らすことができると考えられる。また設置場所としては、対象とする線源からの距離が離れすぎているために、線源強度の変動を有効にエリアモニタの指示変動としてキャッチできない場合が多いことに注意したい。離れる程、1チャンネルでカバーできる範囲は拡大するものの、それによって線源の変動をシャープにとらえることが困難になることを考慮しなければならない。この問題はアラームレベルの設定方法を考慮することでカバーできるがアラームレベルの設定法が複雑となり、アラームの意味が特定の人にはしか理解できないことになり、あまり良い方法とはいえない。従って、エリアモニタの検出部は線源に接近させて線源の変動を早期に、シャープにとらえ、モニタ指示値とまわりの線量率分布との関係を求めておくことにより有効に活用できるものとなる。

Table 5 エリアモニタの役割の検討

建家	検出器位置	設置目的	役割の検討	必要度	備考
格 納 客 器	(1) 燃料交換プール上	原子炉停止中の圧力容器開放状態での作業者の被曝管理	検出器は約2 mのアングルに取りつけられており移動可能、現場指示計、現場アラームあり、現場アラームは線量率がアラーム設定値以下にならなければブザーをリセットできない。十分その目的を果している。	A	
	(2) 燃料プール上	プール中の燃料などを操作する作業者の被曝管理	現場指示計、現場アラームあり 目的を十分果している	A	
	(3) 非常用復水器	プロセスマニタ	復水器内の配管が破損したときは一次蒸気が冷却水中に漏洩し放射性カスがベントより放出されるのでこの時の放射線レベル上昇をキャッチして復水器の配管破損を検出する。	A	
	(4) 作業員出入口	格納容器入室者の被曝管理	線源は生体遮蔽を貫通する原子炉水位計配管のストリープからの漏洩線量のみである。当検出器はこの線源の変動をキャッチするには離れすぎた場所であり、現在のままでは無意味。この区域は原子炉運転中に長時間の作業はなく、かつ漏洩線量は出力と比例し、変動することはないので積極的に設置する意味はない	C	NSSP付近に移設すればBとなる。
	(5) In Core モニタ前	照射ワイヤ挿入、取出作業者 パトロール員の被曝管理 In Core モニタ冷却管の炉内部分破断の検出を監視するプロセスマニタ	線源はインコアモニタ冷却系配管の放射化水と燃料プール水熱交換器系配管の付着物、冷却水による線量は原子炉出力と比例関係にありレベルの変動は少ない。原子炉停止中は配管付着物の変動を測定す	A	配管に接近させて設置すべきである

注) 検出器位置は Fig. 1 を参照

建 家	検 出 器 位 置	設 置 目 的	役 割 の 検 討	必要度	備 考
<p>全 納 容 器</p>	<p>(6) 停止時熱交換器室</p>	<p>プロセスモニタ</p>	<p>ることになるが、線源との距離が離れているため、線源がレントゲンオオダにならなければモニタ指示の変動としてキャッチできない。 当室は原子炉停止時のみ短時間線量率が上昇し、他の時期は問題とならない。原子炉停止時のバルブ閉はすべて室外で操作され、入室は不要である。従ってこのエリアモニタは原子炉運転中に停止時熱交換器系のバルブブリークを監視するプロセスモニタとして位置付けすべきである。</p>	A	
<p>タービン建家・制御建家</p>	<p>(7) タービン発電機室</p>	<p>被曝管理用</p>	<p>現場指示計、現場アラームをもち、(1)(2)と同じ作業管理用として位置付けされている。しかし運転中に当区域で長時間の作業は考えられず、運転員がパトロールで接近するだけと考えるとよいので(1)、(2)と同じ目的は果していない。F、Pガス量の変動を監視するプロセスモニタの役割をもたせられるかもしれないが、そのためには線源から離れすぎている。当区域に線源となり得るものはない。設置目的は3階のタービン発電機からの直接の影響、オフガスがブリークしたときの広範囲空気汚染を考慮したものと思われるが、いづれも気流方向、検出器位置から検出不能である。</p>	C	<p>主蒸気入口に接近させればBとなる。</p>
	<p>(8) MGセットエリア</p>	<p>被曝管理用</p>	<p>当区域に線源となり得るものはない。設置目的は3階のタービン発電機からの直接の影響、オフガスがブリークしたときの広範囲空気汚染を考慮したものと思われるが、いづれも気流方向、検出器位置から検出不能である。</p>	C	
	<p>(9) 給水ポンプ室</p>	<p>被曝管理用</p>	<p>当区域に線源は存在せず、隣室の復水器室からの影響を見る程度で被曝管理用としては意味ない。</p>	C	

建家	検出器位置	設置目的	役割の検討	必要度	備考
廃棄物	00 管理工作室	被曝管理用	<p>他に1章で述べたカスリークを検出する可能性はあるが、当区域の場合はその都度カスモニタリングすべきである。</p> <p>当室は当初Hot工作工場として設置され、搬入される汚染または放射化物を監視し、作業員の被曝管理を目的でエアモニタが設置されたものと思われる。その後Hot工作は必要なくなり現在Hot機器の保管室となっている。いずれにせよ汚染機器の移動には測定結果を標示するのが原則であり、原則が守られなかったときに違反物品を検出しようとしても、広い室内の側壁の1つのエアモニタの指示変動を期待するのはむずかしい</p>	C	
建物	(01) 工作準備室	被曝管理用	<p>(00)の準備室で、(00)と同目的で原研が追加設置したが(00)と同理由で必要ないと判断し他へ移設した。</p>	C	
家	(02) 化学実験室	被曝管理用	<p>実験室の設計自身がμCiオーダーの量を扱うようになっているのでエアモニタで連続監視する必要がある。mCiオーダーの量を扱うときは被曝管理よりも汚染管理の方が問題になる。当室のエアモニタは他所へ移設した。</p>	C	
	(03) 復水脱塩器室	プロセスモニタ	<p>原研が追加設置、当脱塩器の線量率に寄与する核種は原子炉運転中はN^{16}, P^{32}, S, Pカスなどで停止中はCo^{60}, Co^{60}などの長半減期核種である。通常の運転停止時は半減期が約90分と3時間の成分で</p>	A	

建 家	検 出 器 位 置	設 置 目 的	役 割 の 検 討	必要度	備 考
タ ー ビ ン 建 家 ・ 制 御 建 家	(14) 浄化脱塩器室	プロセスモニタ	<p>減衰し少量の長半減期核種が残るか浄化脱塩器などのトラブルでHot Wellに汚染物が流入したときは長半減期核種の成分が支配的となり、急激な減衰はなくなる。このときはHot Wellから給水ポンプまでの配管、ポンプなどの汚染を示しており、定検などの分解時には配管が必要である。</p> <p>原研が追加設置、脱塩器に蓄積される放射能を監視して判明するプラント保守上の現象は当面考えられない。当室の入口に扉を設けロックすることにより立入禁止を完全なものにすることにより、エリアモニタは撤去できる。</p>	C	
	(15) 復水器室(主蒸気管)	プロセスモニタ 被曝管理用	<p>他不要箇所から移設、主蒸気に含まれるN^3、N^{16}の量は大きな変動をしないと見よいので、線量率の変動を監視することは、F、Pカスの増減を監視していることになる。この情報は燃料破損の発生や進展を知ることにも利用できる。また主蒸気系バルブのガスリーク点検頻度は高まり当室への入室機会が多くなっていくので作業員の被曝管理に果している役割も大きい</p>	A	
	(16) 廃ガス室	プロセスモニタ 被曝管理用	<p>他不要箇所から移設、プロセスモニタの役割は(15)および(16)のガスモニタで十分である。作業員の被曝管理の目的を果すだけの入室実績はないが、その可能性は残っている。</p>	B	

建 家	検 出 器 位 置	設 置 日 的	役 割 の 検 討	必 要 度	備 考
廃 棄 物 建 家	(17) ボイラー室	被曝管理用	ボイラー室は排風機室と同一建家にあるので、高濃度のガスが放出されたときのボイラー運転員の被曝管理を目的としたものと思われる。現実に規制されている放出ガス濃度は被曝管理を必要とする程のものではないので設置の意味はない。	C	
	(18) 廃棄物建家制御室	被曝管理用	設置場所から見ると、浄化脱塩器室からの漏洩線量を測定していることになるが、浄化脱塩器室の遮蔽壁は十分な厚さをもっているもので、漏洩はない。他に計装関係配管中の水による線量をキャッチしているがこれは被曝管理を問題にする程のものではない。高濃度廃液がタンクからタンクへ輸送されるときや、配管に蓄積する放射能による影響を監視する。定検の対象となるポンプ類が多数あるので、作業時間も長くなり、設置の目的は果されている。	A	
建 家	(19) 廃棄物ポンプ室	被曝管理用	高濃度廃液がタンクからタンクへ輸送されるときや、配管に蓄積する放射能による影響を監視する。定検の対象となるポンプ類が多数あるので、作業時間も長くなり、設置の目的は果されている。	B	
	(20) 廃液フィルター室	プロセスモニタ	放射能を監視している。プールに貯蔵中の使用済燃料が破損したときはこのモニタで検出できると思われるが、そのおそれがない場合は不要であろう。	A	
	(21) 中央制御室	非常時用	中央制御室はタービン建家ととなり合せになっているため、タービン建家からの漏洩線量をキャッチするため設置されたものと思われる。この目的には不要であり、むしろ重大事故時に制御室に残る運転員の被曝管理用としての非常用モニタとして位置付けする。		

5. 表面汚染の管理

5-1 表面汚染の管理方法

J P D Rの汚染管理の対象となる区域は、原子炉格納容器、タービン建家、廃棄物建家およびこれらの各連絡路で、週1回のスミヤ法による定期検査および必要に応じて実施するスミヤ法またはサーベイ法との併用による不定期検査により管理してきた。管理区域入口では管理区域専用軽作業靴にはきかえる。

これらの管理区域は通常区域と汚染区域に分類される。通常区域は平常汚染がなく、汚染発生の可能性およびその頻度が少ない区域で、その立入りに際して特別な汚染に対する防護措置を必要としない区域であり、軽作業靴での出入は自由である。一方汚染区域は、比較的高いレベルの汚染が頻度多く発生し、またはそのおそれがある区域で、柵、縄張り、ステップオフパッドなどにより他の区域とは明確に隔離されている。その立入りに際しては、区域入口で専用靴へのはき替え、オーバーシューズの着用など各種の汚染防護措置を必要とする区域である。この汚染区域についても、高レベルの汚染を長期にわたり存続させることは放射線管理上および施設運営上好ましくないので、通常区域と同様に、必要と認められた場合には除染を勧告し、できる限り通常区域に復旧させるよう努めた。また作業工程上、直ちに除染することが困難なときは汚染を狭い範囲に極限化させるよう努めた。これらの区域分類は固定したものではなく、作業状況により、その都度設定される。しかし、プラント稼動時は後で述べるように汚染源が限られているので、Fig.21に示す区域は汚染区域を示す表示、柵などがなされている。

Fig.21~23に定期汚染検査のスミヤ採取場所の推移を示した。これらの採取場所はJ P D Rの稼動初期には約110点であったが、その後、管理経験が蓄積されるにしたがい蒸気や炉水などの漏洩による汚染の拡大性の有無や程度が次第に把握されて、原子炉稼動開始後3ヶ月以降はスミヤ採取場所が約 $\frac{1}{2}$ に減少された。

前述の汚染管理を遂行するために用いられた各種防護器材の使用実績をTable 6に示す。ただし、作業場所におけるこれらの防護器材の使用数量を正確に把握することは困難なため、ここでは器材供給倉庫からの払出数を使用数量とした。また、これらの防護器材は使い捨てを原則としているが、特殊作業衣や汚染頻度および破損の少ない帽子などは汚染除去場で洗濯され衣料モニターでチェック後使用可能なものは再使用される。ちなみに、1969年度の特種作業衣の洗濯着数は約4,600着、うち損傷、汚染残留などにより廃棄された着数は60着(1.3%)、また月間の最大洗濯数は約840着であった。

Table 8で1968年度、1969年度は1970年度、1971年度に比較して、金額換算で約2倍になっている。これは両年度に原子炉圧力容器のクラック検査や定期検査が継続実施されたことによる。プラント運転が順調に続けられた1967年度以前については、データをとることができなかったため比較することはできないが、汚染発生頻度などを考慮すれば運転中は停止中にくらべ防護器材使用量は数分の1程度と推定される。

Table 6 放射線防護器材使用状況

分 類		使 用 数 量				
品 名	単 価(円)	1968年度	1969年度	1970年度	1971年度 (4月~10月)	
特殊作業衣(ワンピース)	(着) 1,900	1,100	740	240	240	
黄色実験衣	(着) 1,200	—	—	75	—	
ゴム手袋	(双) 55	16,400	17,300	16,000	7,600	
布手袋	(双) 30	49,100	46,900	28,000	20,000	
短 靴	(足) 345	—	—	385	624	
靴 下	(足) 40	1,300	4,300	9,100	8,000	
靴カバー(短)	(足) 30	500	2,800	2,700	3,400	
" (長)	(足) 400	1,300	1,300	500	700	
帽 子	(ケ) 50	600	1,000	2,700	2,400	
マスク(カーゼ)	(ケ) 25	2,000	4,100	4,900	5,700	
マスク(防塵半面マスク)	(ケ) 850	0	90	60	50	
ビニールシート(1.4×50m)	(本) 1,500	10	60	20	10	
マスキングテープ(0.05×50m)	(巻) 700	1,800	800	450	400	
ウエス	(束) 750	290	370	220	320	
廃棄物容器	(ケ) 185	—	—	1,000	2,860	
合 計 換 算 金 額	(円)	6,624,500	5,697,000	3,385,325	3,502,600	

◎ 1963年11月～

× 1965年11月～

JAERI-M 5084

◎ 実績から考えられる最少採取点

△ バトロール時のチェック点

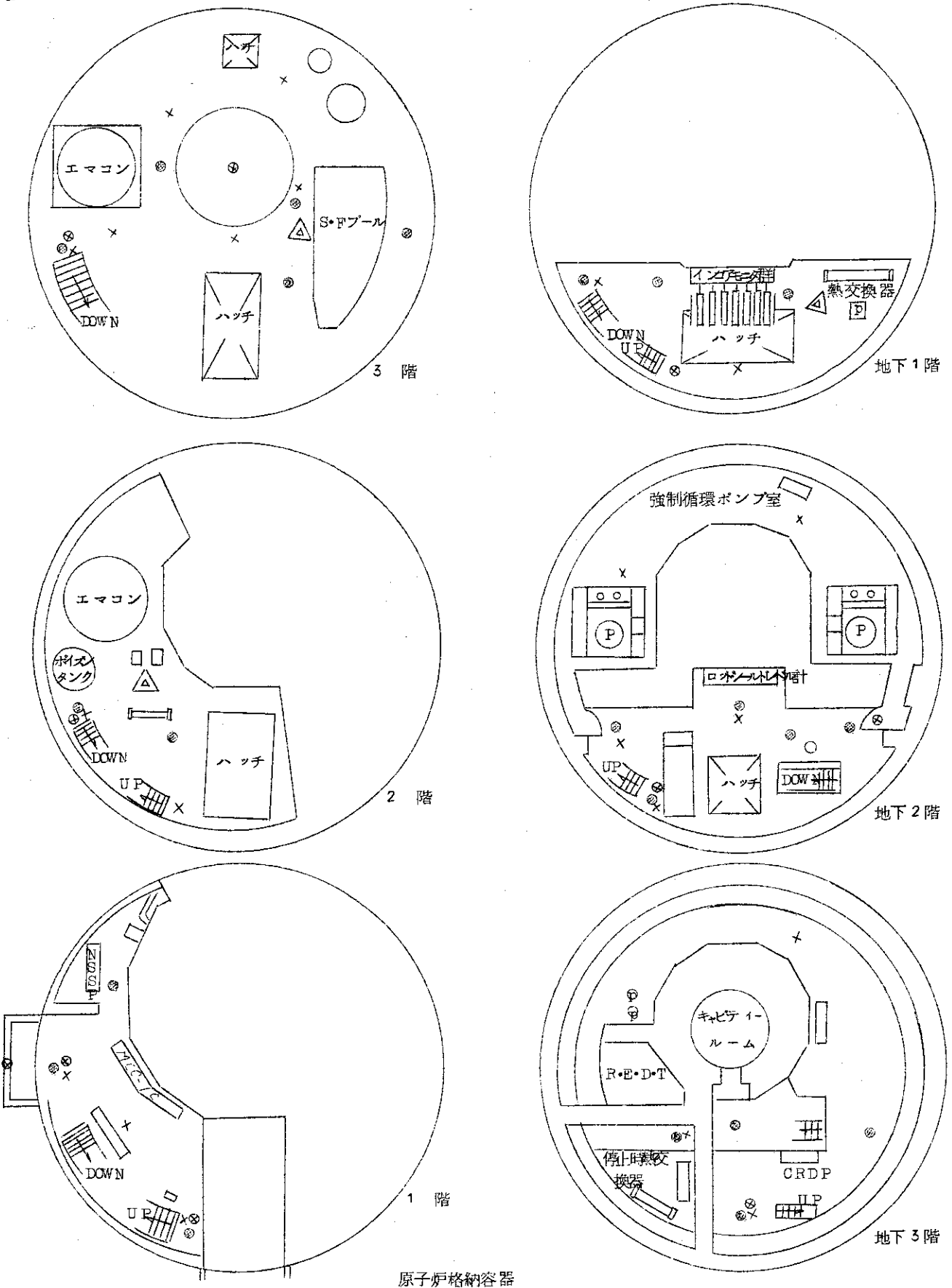
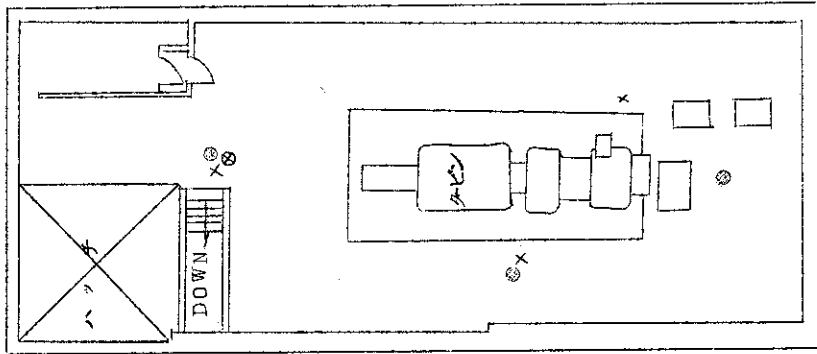
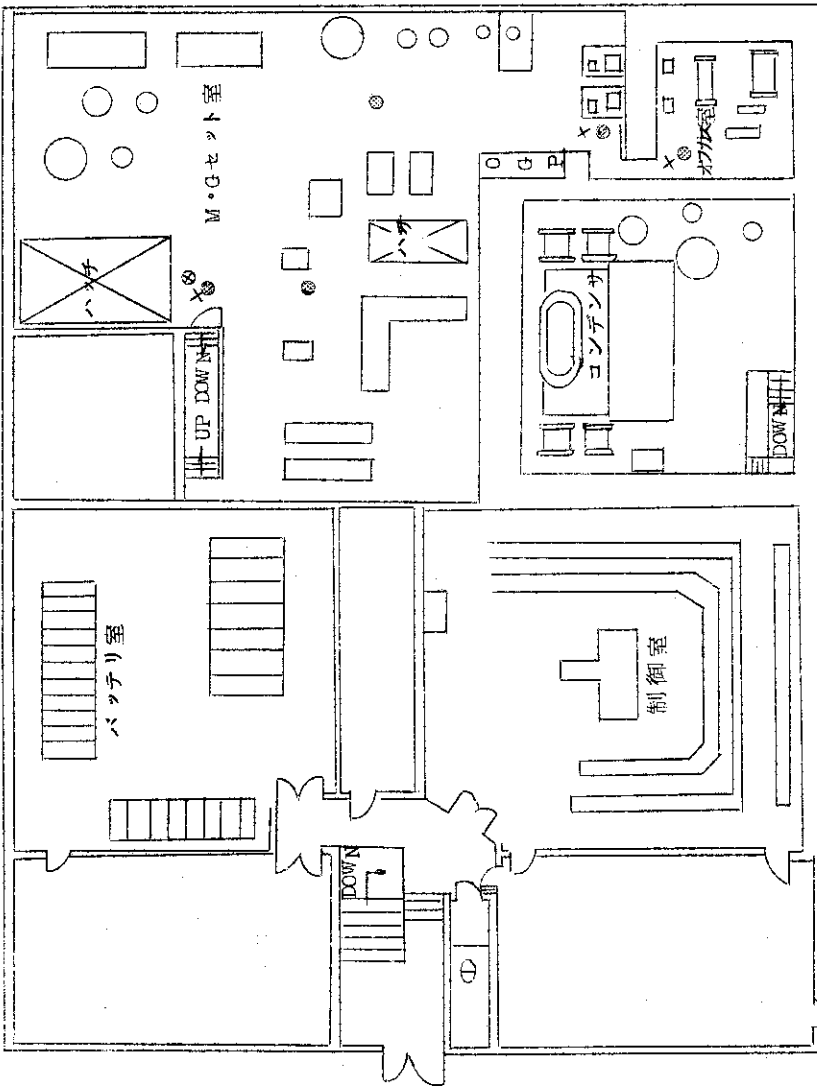


Fig.22 定期床汚染検査時のスミヤ採取場所の推移



3 階



2 階

J P D R タービン建家 2, 3階

Fig. 2.3 定期床汚染検査時のスミヤ採取場所の推移

5-2 表面汚染発生源および汚染の発見

J P D Rの運転および各種点検補修工事中の表面汚染発生源を大別すると以下のようになる。

- (1) 炉水
- (2) 蒸気, 蒸気凝縮水
- (3) 生体遮蔽, インコアモニタ冷却水
- (4) 液体廃棄物
- (5) 汚染機器および燃料等操作器具

J P D R運転中の主な汚染発生場所, 核種および汚染密度を Table 7 に示す。Table 7 の汚染源は上記(1)~(4)の水によるものが表面汚染発生件数の約90%を占めている。また汚染発生場所は比較的限定されており, 汚染範囲はいずれも局所的なものであった。これらの汚染は汚染源が水であることから一般に視覚的, 経験的に察知可能なものが多く, 定期汚染検査により偶発的に発見されることは稀である。通常は, 放射線管理係員や運転員によるパトロール中の異常発見により行なわれる汚染検査や, 作業終了時に安全確認のために行なわれる不定期汚染検査時に発見されている例がほとんどである。このことは比較的汚染の発生が早期に発見され, またその範囲も局所的なうちに発見されていることを示し, 汚染拡大防止, 迅速な汚染除去などの措置が比較的容易に実施できた理由の1つである。

原子炉停止期間中の汚染源は前記の(1), (4)および(5)になる。定検などの汚染機器分解時には, その都度作業管理をするので, 汚染の発見, 拡大防止は容易である。しかし, 圧力容器を開放した状態で行なわれる燃料移動, 圧力容器検査などのいわゆる炉内作業により発生する格納容器3階フロアの汚染は, 長期にわたり比較的高レベルの汚染 ($10^3 \sim 10^4$ dpm/100cm²) が存在するため, 作業衣汚染防止および汚染拡大防止には十分な注意が必要である。この期間, 当区域は汚染区域として管理されるが, オーバーシューズ, ゴム手袋の着脱にミスがあれば直ちに作業衣汚染や通常区域への汚染拡大の原因になる。したがって, 定められた防護具の着用励行は当然のことながら不慣れな作業者の指導を徹底しなければならない。

原子炉停止期間中に問題となる主な機器, 器具の汚染例を Table 8 に示す。この器具類の汚染は蓄積することにより被曝源ともなるので保管法を検討する必要がある。

5-3 汚染検査法の検討

J P D R運転中における汚染発生原因は Table 9 から明らかなようにほとんどが弁類の不良, 異常による水, 蒸気の漏洩によるものである。この種の汚染発生を防止するためには各種機器弁類の補修点検頻度, 体制の充実化を検討する必要があると思われる。ちなみに1965年1月~12月における弁類の故障発生件数は約200件と, 各種計器類, モータ類の約10および20件に比べて著しく多い。一方停止中においてはほとんど作業にともなう汚染発生に限られている。

このように原子炉運転中および停止中のいずれにおいても汚染源は限られ, 特に運転時には視覚で察知可能な汚染がほとんどである。したがって汚染を早期に検出するためには, 局所的な汚染場所を直接検査する方法が効果的である。これは放射線管理係員および運転員による日常のパトロール時に, 可能性のある汚染発生源を視覚, 経験的にチェックし異常を察知した汚染発生源を汚染検査する方法と, これらの汚染発生源を1週間程度で一巡できるようス

Table 7 原子炉運転中生じた表面汚染例

汚染場所	汚染度 $\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$	主な核種	備考
格納容器地下一階 インコアモニタ付近	2.3×10^{-4}	^{51}Cr , ^{54}Mn ^{58}Co , ^{60}Co ^{18}N , ^{18}F	インコアモニタの冷却系バルブから冷却水が漏洩 漏水の濃度 $1 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$
格納容器地下二階 強制循環室	1.8×10^{-5}	^{18}Fe , ^{24}Na , ^{64}Cu ^{56}Mn	V66-1, 2からの蒸気漏洩 凝縮水となって床へ落下した凝縮水の濃度 $2 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$
生体遮蔽冷却用ポン プ付近	4.5×10^{-6} } 4.5×10^{-5}	^{51}Cr , ^{24}Na , ^{42}K	冷却水が配管フランジおよび熱交より漏洩 冷却水の濃度 $2 \times 10^{-4} \sim 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$
復水脱塩器室前床	1.8×10^{-5}	^{18}F , ^{56}Mn , ^{64}Cu ^{58}Co , ^{60}Co	ドレンパイプからの排水が飛散したか over flow した。
格納容器地下3階 REDT付近	2.3×10^{-5}	$^{110\text{m}}\text{Ag}$	REDTへの配管から漏水, インコアモニタ 冷却水と思われる。
格納容器地下3階 停止時熱交換器室	1.4×10^{-4}	^{54}Mn , ^{60}Co	停止時熱交換器の蒸気漏洩あるいはドレン 口からのオーバーフローによる。
オフガス室	2.3×10^{-6} } 3.6×10^{-5}	^{138}Cs	バルブV1-8より凝縮水が漏洩
給水ポンプ室		^{18}N , ^{18}F	主蒸気電導度計元弁より漏水 漏水濃度 $10^{-4} \sim 3.6 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$
コンタミトンネル		^{18}N , ^{18}F	二次バイパス元弁より漏水
コンデンサ室		^{18}N , ^{18}F	メインストップバルブから漏水
制御棒シールド水計 付近	1.4×10^{-3}		ロットシールド水がメータシールド部やバル ブから漏洩

Table 8 原子炉停止中問題となる機器，器具の汚染例

汚染機器・器具	汚染度 $\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$	主な核種	備考
Void meter	2.3×10^{-4}	^{58}Co , ^{60}Co , ^{54}Mn	炉水中の放射化腐食物が付着
Hot well 内	10^{-5}	^{58}Co , ^{60}Co	炉水中の放射化生成物の蓄積による(コンデンサ内清掃時に問題となる)
Rad waste filter tank	2.3×10^{-3}	$^{110\text{m}}\text{Ag}$	廃液中のスラッジがタンク内, ストレーナに推積(filter 分解作業時に問題となる)
Grapple (燃料棒等取扱用特殊工具)	9.0×10^{-5}) 4.5×10^{-3}	$^{95}\text{Zr} - ^{95}\text{Nb}$ ^{58}Co , ^{60}Co	燃料棒の放射化腐食生成物が付着
Turbine	2.3×10^{-7}	^{58}Co , ^{60}Co	ブレード部への付着汚染
圧力容器蓋内面	2.3×10^4) 5.0×10^{-4}	^{58}Co , ^{60}Co	炉水中の放射化腐食物が付着
停止時熱交換器ポンプ	3.8×10^{-4}) 3.0×10^{-3}	^{58}Co , ^{60}Co	炉水が循環するポンプなので炉水中の corrosion products による付着汚染
Clean-up系バルブ	$\sim 1.4 \times 10^{-4}$	^{58}Co , ^{60}Co	オーバーホールの際問題となる
水中灯	7.3×10^{-2}	^{58}Co , ^{60}Co , ^{54}Mn	炉水中の放射化腐食物が付着
C・I・Cケーブル	4.5×10^{-5}	^{124}Sb , ^{122}Sb	校正, ケーブルの交換の際, C・I・C, ケーブルの放射化物が汚染源となる
W・N・T W・C・T D・W・C・T R・W・F	$\sim 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{g}$ $\sim 10^{-2}$ " $\sim 10^{-3}$ " 9×10^{-5}	$^{110\text{m}}\text{Ag}$, ^{60}Co	沈澱物として清掃された
圧力容器蓋内部ドライヤ	2.3×10^{-4}	^{58}Co , ^{60}Co	亀裂検査のため取外された
破損燃料検査用 Al - パイプ ビニール・ホース	9.0×10^{-5}) 4.5×10^{-3}	^{58}Co , ^{60}Co	炉水中の放射化腐食生成物が表面に付着
格納容器内空気調和機 フィルタ	$\sim 5 \mu\text{Ci}$ (^{60}Co 換算)	^{60}Co , ^{58}Co , ^{54}Mn	定検中に発生しフィルタに付着した (粗塵用ナイロンフィルタ)
Shield cooling water pump	$\sim 2.3 \times 10^{-5}$	^{42}K , ^{51}Cr	腐食防止のため入れられたクロム酸カリが放射化されてK, Crが生成された
復水ポンプ	4.5×10^{-4}	^{58}Co , ^{60}Co	オーバーホール時 $1.4 \sim 3.4 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}$ の汚染がガゼマスクに付着していた
給水ポンプ	4.5×10^{-5}	^{58}Co , ^{60}Co	同上 メインスチーム系に炉水中の activity が移行し付着した
ボロスコープ	3.6×10^{-5}	^{58}Co , ^{60}Co	定期点検時に使用された

ミヤ採取点を各パトロール毎にシフトさせる方式を併用することである。なお、この方法によっても汚染拡大防止は保証されないので、1週間の1回定期的に汚染区域出入口附近の汚染検査などで汚染拡大の有無を確認する必要がある。JPDR-Iにおける汚染検査データを調査した結果、汚染発生源は5箇所につき、かつ各々の汚染面積は 1 m^2 以下であった。この調査結果および前記の考え方に基づいて、JPDR-I運転中の汚染検査場所を検討した結果がFig.21~23に示されている。これによれば原子炉運転中に毎パトロールでチェックする汚染発生源は5箇所、拡大の有無を確認する毎週1回の定期汚染検査箇所が21箇所になる。これはJPDR-Iの運転開始当初の汚染源、汚染拡大ルートが不明なときの約110箇所、その後経験をもとに明らかに不明な箇所を整理して約50箇所になった定期汚染検査箇所にくらべ大巾に減少している。

また汚染発生の情報として見のがしてはならないのはハンドフットモニタによって検出される靴汚染である。この情報の重要性については種々の報告⁸⁾があるが、管理区域内の作業靴汚染の検出は、作業による床汚染の発生や、定期汚染検査ではカバーできない区域の床汚染発生を示し、これらによる汚染発見の頻度は、定期汚染検査よりはるかに多い。しかし、ともすればこの情報を確実に入手する手段が欠けている場合がある。確実にこの情報をキャッチするため、ハンドフットモニタのアラームを放射線管理担当者の控室にも設置する必要がある。JPDRでは、すでにこの方式を採用している。これにより、それまでハンドフットモニタについているアラーム発生回数を示すレジスターと放管員に連絡される靴汚染発生回数とがあまりにもちがひ、迅速な汚染発見の支障となっていたが、現在ではこの支障が完全にとり除かれている。

以上の汚染検査は主にスミヤ法による場合について述べた。運転時の汚染は汚染水による場合がほとんどで、かつ線量率も比較的高い区域が多いので、スミヤ法による方が良い。しかし、停止中の汚染は粒子状の汚染の場合が多くなる。このことは汚染した靴を調べるとほとんどの汚染はポイント状であることからわかる。この場合、スミヤ法による偶発的な検出はあまり期待できなくなるので、サーベイ法を併用しなければならない。サーベイ法は放射線量率のバックグラウンドが高い区域では採用できないとの先入観があるようである。しかし粒子状放射能の比放射能は比較的高く、放射線量率が数 mR/h の場所でも十分に検出できる場合が多い。

6. 排 水 の 管 理

6-1 放射性廃液の排出量

1963年8月から1969年9月までの放射性排液排出記録を Table 9 に示す。これによると前記期間中に海洋排出された放射性廃液量は $3.83 \times 10^4 \text{ m}^3$, 排出 R I 量は 0.5 Ci であった。またこの間のバッチ最大濃度は $5.8 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であった。バッチごとの放射性廃液濃度の割合をみると Table 10 のようになり、JPDR-I は低濃度廃液の排出割合が多いことを示している。

Table 9 から原子炉運転中の月平均 R I 排出量を求めると 11.3 mCi/月、停止中は 1.9 mCi/月となり、原子炉運転中は停止中の 5.8 倍になる。また廃液排出量でみると運転中は平均 $650 \text{ m}^3/\text{月}$ 、停止中は平均 $380 \text{ m}^3/\text{月}$ となり、運転中は停止中の 1.8 倍である。このように原子炉運転中に排水量が多い主な原因はインコアモニタ冷却水と各系統の電導度などを測定する系のサンプル水量が停止中にくらべ多量になるためであり、R I の排水量が多くなる理由は当然のことながら水中の不純物が放射化される率が多くなるためである。

川崎らは、¹⁾JPDR-I の排水実績と外国の BWR 型原子力発電所のうち、JPDR-I と同一の廃液処理方式（貯蔵フィルタによる汚過およびイオン交換による汚過）を用いている Oyster Creek (1600 MWt, 515 MWe) および Dresden-I (600 MWt, 200 MWe) と比較して、出力当りの排水量は、それぞれ 4 倍および 1.5 倍で、R I 排出量では 0.36 倍および 1.3 倍であった。このことは排出される R I 量はほぼプラント出力に比例するが、排水量はタンクに貯蔵された廃液の回収率に左右され、JPDR-I の場合、他のプラントにくらべ回収率が悪く、Table 2 にも示されているように低濃度廃液の排水量が多くなっている。

Table 10 放射性廃液濃度別の出現頻度

	検出感度以下 $\leq 3.0 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	$> 3.0 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ $< 1.0 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	$\geq 1.0 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ $< 1.0 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	$\geq 1.0 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	合 計
回 数	1768	484	715	60	3027
%	58.4%	16.0	23.6%	2.0%	100%

6-2 廃液発生源

一例として 1965 年に行なわれた 1000 時間定格出力連続運転中の系統別発生量を Fig. 24 に示す。これから原子炉運転における主な廃液発生源は

インコアモニタ冷却水	12 ~ 13 M ³ / day
格納容器ドレーンサンプ	} 4.2 M ³ / day
タービンダーティサンプ	
廃棄物建家サンプ	
化学実験室ドレンサンプ	2.6 M ³ / day

Table-9 放射性廃液排出記録

年月	放射性濃度		廃液量 (m^3)	排出RI量 (μCi)	第3排水溝平均濃度 ($\mu Ci/cm^3$)	備考
	平均 ($\mu Ci/cm^3$)	最大 ($\mu Ci/cm^3$)				
'63 8	7.9×10^{-7}	7.9×10^{-7}	7.6×10^0	6.0×10^0	2.1×10^{-11}	
9	6.9×10^{-7}	1.6×10^{-6}	3.9×10^2	2.7×10^2	2.8×10^{-11}	
10	7.3×10^{-6}	6.7×10^{-5}	7.1×10^2	5.2×10^3	2.4×10^{-9}	
11	1.0×10^{-5}	1.1×10^{-4}	7.3×10^2	7.5×10^3	3.1×10^{-9}	
12	2.7×10^{-5}	4.9×10^{-4}	4.5×10^2	1.2×10^4	4.1×10^{-9}	
'64 1	1.4×10^{-6}	1.0×10^{-5}	3.9×10^2	5.3×10^2	2.4×10^{-10}	
2	1.0×10^{-6}	1.0×10^{-5}	4.1×10^2	4.2×10^2	2.1×10^{-10}	
3	2.0×10^{-5}	2.0×10^{-4}	7.1×10^2	1.4×10^4	5.6×10^{-10}	
4	9.2×10^{-7}	5.6×10^{-6}	24×10^2	2.2×10^2	1.0×10^{-10}	
5	1.2×10^{-6}	9.5×10^{-6}	3.4×10^2	4.2×10^2	1.9×10^{-10}	
6	3.5×10^{-6}	6.5×10^{-5}	5.4×10^2	1.9×10^3	8.6×10^{-10}	
7	1.4×10^{-6}	1.0×10^{-5}	4.9×10^2	7.1×10^2	1.7×10^{-10}	
8	6.5×10^{-7}	3.5×10^{-6}	4.6×10^2	3.0×10^2	1.5×10^{-10}	
9	4.7×10^{-6}	1.5×10^{-5}	3.0×10^2	1.4×10^3	6.7×10^{-10}	
10	7.1×10^{-7}	1.3×10^{-5}	6.5×10^2	4.6×10^2	2.1×10^{-10}	
11	4.5×10^{-7}	1.0×10^{-6}	5.6×10^2	2.5×10^2	1.1×10^{-9}	
12	4.3×10^{-6}	6.5×10^{-5}	9.1×10^2	3.9×10^3	1.8×10^{-9}	
'65 1	2.4×10^{-5}	1.2×10^{-4}	5.5×10^2	1.3×10^4	4.6×10^{-9}	
2	9.6×10^{-6}	6.5×10^{-5}	7.4×10^2	7.1×10^3	2.4×10^{-9}	
3	1.4×10^{-5}	1.7×10^{-4}	7.3×10^2	1.0×10^4	3.7×10^{-9}	
4	1.5×10^{-5}	1.0×10^{-4}	5.2×10^2	7.7×10^3	2.3×10^{-9}	
5	3.1×10^{-5}	1.8×10^{-4}	7.0×10^2	2.2×10^4	6.0×10^{-9}	
6	1.1×10^{-5}	8.7×10^{-5}	3.4×10^2	3.7×10^3	8.6×10^{-9}	
7	1.0×10^{-5}	1.7×10^{-4}	4.2×10^2	4.3×10^3	1.8×10^{-9}	
8	7.0×10^{-6}	7.7×10^{-5}	1.1×10^3	7.7×10^3	3.5×10^{-9}	
9	1.1×10^{-5}	2.3×10^{-4}	1.0×10^3	1.1×10^4	4.1×10^{-9}	
10	1.0×10^{-5}	2.3×10^{-4}	1.1×10^3	1.1×10^4	3.2×10^{-9}	
11	1.1×10^{-5}	1.1×10^{-4}	8.1×10^2	8.6×10^3	3.6×10^{-9}	
12	5.7×10^{-6}	1.9×10^{-5}	5.1×10^2	2.9×10^3	1.0×10^{-9}	
'66 1	1.1×10^{-6}	6.0×10^{-5}	7.6×10^2	8.0×10^3	2.1×10^{-9}	
2	9.9×10^{-6}	7.0×10^{-5}	9.3×10^2	9.2×10^3	2.5×10^{-9}	
3	2.6×10^{-5}	1.2×10^{-4}	5.4×10^2	1.4×10^4	4.1×10^{-9}	
4	1.8×10^{-5}	4.0×10^{-5}	3.4×10^2	6.2×10^3	1.5×10^{-9}	
5	8.0×10^{-6}	2.9×10^{-5}	3.5×10^2	2.8×10^3	1.0×10^{-9}	
6	5.4×10^{-6}	3.9×10^{-5}	3.7×10^2	2.0×10^3	1.2×10^{-9}	
7	4.3×10^{-6}	1.6×10^{-5}	2.8×10^2	1.2×10^3	5.0×10^{-10}	
8	3.5×10^{-6}	3.8×10^{-5}	4.0×10^2	1.4×10^3	6.4×10^{-10}	
9	1.4×10^{-5}	7.2×10^{-6}	7.7×10^2	1.1×10^4	3.8×10^{-9}	
10	1.8×10^{-5}	9.0×10^{-5}	7.3×10^2	1.3×10^4	3.3×10^{-9}	

年 月	放 射 性 濃 度		廃 液 量 (m^3)	排 出 R I 量 (μCi)	第3排水溝平均濃度 ($\mu Ci/cm^3$)	備 考
	平 均 ($\mu Ci/cm^3$)	最 大 ($\mu Ci/cm^3$)				
'66 11	1.2×10^{-5}	6.6×10^{-5}	6.2×10^2	7.6×10^3	2.0×10^{-9}	
12	1.7×10^{-5}	7.0×10^{-5}	8.8×10^2	1.5×10^4	4.1×10^{-9}	
'67 1	1.2×10^{-5}	8.0×10^{-5}	5.0×10^2	6.1×10^3	1.5×10^{-9}	
2	1.1×10^{-5}	6.2×10^{-5}	3.4×10^2	3.8×10^3	2.0×10^{-9}	
3	4.6×10^{-6}	2.5×10^{-5}	5.9×10^2	2.7×10^3	1.8×10^{-9}	
4	8.0×10^{-6}	3.0×10^{-5}	6.0×10^2	4.8×10^3	1.7×10^{-9}	
5	1.3×10^{-5}	1.5×10^{-4}	9.3×10^2	1.2×10^4	3.1×10^{-9}	
6	3.2×10^{-5}	1.3×10^{-4}	1.3×10^3	4.1×10^4	1.1×10^{-9}	
7	6.1×10^{-6}	3.9×10^{-5}	7.5×10^2	4.6×10^3	2.3×10^{-9}	
8	4.9×10^{-6}	6.2×10^{-5}	4.9×10^2	2.4×10^3	1.1×10^{-9}	
9	2.1×10^{-5}	8.4×10^{-5}	5.8×10^2	1.2×10^4	2.8×10^{-9}	
10	1.8×10^{-5}	2.1×10^{-4}	6.2×10^2	1.1×10^4	4.0×10^{-9}	
11	1.1×10^{-5}	6.7×10^{-5}	5.5×10^2	6.0×10^3	2.7×10^{-9}	
12	6.9×10^{-6}	5.0×10^{-5}	5.2×10^2	3.6×10^3	1.7×10^{-9}	
'68 1	4.1×10^{-6}	1.3×10^{-5}	2.4×10^2	9.9×10^2	4.5×10^{-9}	
2	8.6×10^{-6}	8.6×10^{-5}	4.6×10^2	4.0×10^3	1.9×10^{-9}	
3	2.7×10^{-5}	2.0×10^{-4}	1.8×10^2	5.0×10^3	2.4×10^{-9}	
4	8.9×10^{-5}	5.8×10^{-4}	7.4×10^2	6.6×10^4	1.7×10^{-8}	
5	3.7×10^{-5}	2.5×10^{-4}	5.9×10^2	2.2×10^4	1.0×10^{-8}	
6	1.2×10^{-5}	5.6×10^{-5}	3.0×10^2	3.6×10^3	2.0×10^{-9}	
7	6.8×10^{-6}	2.5×10^{-5}	1.8×10^2	1.2×10^3	7.1×10^{-10}	
8	6.7×10^{-6}	3.0×10^{-5}	1.4×10^2	9.3×10^2	4.5×10^{-10}	
9	4.0×10^{-6}	1.1×10^{-5}	2.1×10^2	8.3×10^2	3.8×10^{-10}	
10	5.2×10^{-6} 5.5×10^{-5}	3.8×10^{-5} 5.5×10^{-5}	2.7×10^2 1.3×10^1	1.4×10^3 7.1×10^2	1.1×10^{-9}	廃棄物処理場
11	4.1×10^{-6}	1.3×10^{-5}	1.5×10^2	6.1×10^2	3.6×10^{-10}	
12	9.5×10^{-6}	6.0×10^{-5}	4.0×10^2	3.8×10^3	1.7×10^{-9}	
'69 1	6.5×10^{-6}	1.2×10^{-4}	3.4×10^2	2.2×10^3	1.0×10^{-9}	
2	3.9×10^{-6}	2.2×10^{-5}	2.8×10^2	1.1×10^3	5.5×10^{-10}	
3	6.6×10^{-6}	8.2×10^{-5}	5.3×10^2	3.5×10^3	1.8×10^{-9}	
4	6.1×10^{-6}	3.1×10^{-5}	3.3×10^2	2.0×10^3	1.2×10^{-9}	
5	4.4×10^{-6}	1.9×10^{-5}	1.9×10^2	8.4×10^2	3.8×10^{-10}	
6	4.9×10^{-6}	1.7×10^{-5}	1.9×10^2	9.4×10^2	4.3×10^{-10}	
7	2.1×10^{-5}	1.9×10^{-4}	4.6×10^2	9.4×10^3	4.3×10^{-9}	
8	1.8×10^{-5}	9.0×10^{-5}	2.4×10^2	4.4×10^3	9.8×10^{-10}	
9	1.6×10^{-5}	1.9×10^{-4}	3.4×10^2	5.5×10^3	2.5×10^{-9}	
合 計	1.3×10^{-5} 5.5×10^{-5}	5.8×10^{-4} 5.5×10^{-5}	3.8×10^4 1.3×10^1	5.1×10^5 7.1×10^2	2.4×10^{-10}	廃棄物処理場

その他

5~6 M³/day

でインコアモニタ冷却水が支配的な廃液源であることがわかる。またインコアモニタ冷却水などのクリーン系廃液が回収されていないために排水量が多くなっている状況がよくわかる。

6-3 廃液中の放射性核種

廃液中に認められる核種を系統別に Fig. 25 に示した。運転歴の比較的短い間は、インコアモニタ冷却水中の ^{110m}Ag (モニタウイヤ位置決め用 Ag リングの放射化溶解物) が顕著であったが、運転量の増加に伴ない、炉構成材の放射化腐食生成物である ^{58}Co , ^{60}Co , ^{54}Mn , ^{56}Mn , ^{64}Cu , ^{51}Cr などが支配的となった。 ^{64}Cu , ^{58}Co の生成源は、給水予熱器から溶出した銅とニッケルである。これらの核種の濃度については Fig. 3 に示されている。他に問題として考えられる放射性ヨウ素は Fig. 3 の測定結果から廃液系には存在しないか、無視しうる程度であると推定される。また長半減期核種の環境での蓄積が心配されているトリチウムは炉水中からも検出されていない。この理由は、JPDR-I の水の回収率が悪いために、炉水の交換率が高まり検出される程の生成、蓄積がないためと考えられる。

6-4 モニタリング設備

JPDR-I 廃液処理系には Fig. 25 に示したモニタを含め次の 5 系統の水モニタが設置されている。

- (1) Condensate Demine' Effluent Monitor
- (2) Clean -up Demine' Effluent Monitor
- (3) Closed Cooling Water System Monitor
- (4) Waste Discharge Monitor
- (5) Waste Transfer Monitor

このうち(1), (2), (3)はループに設置されたプラント異常監視用として設置されたものであるが、検出器のサンプラ内に汚染が蓄積し、バックグラウンド上昇のために通常運転時でも高い計数率 ($10^4 \sim 10^6$ cpm) を示しており、検出感度が悪くなっている。(4), (5) のモニタは廃液管理に直接関係するモニタであるが、やはり、バックグラウンド上昇のため検出感度が悪く実用に供していない。これらの汚染の除去は非常に困難であるため水モニタは水濃度の異常な変動あるいは相対的な変動を監視するためのものとし、排水管理は廃液タンクにおけるサンプリング法により行なっている。

約 6 年間の管理経験の内で、これらの水モニタからは何 1 つとして情報を得ることができなかった。

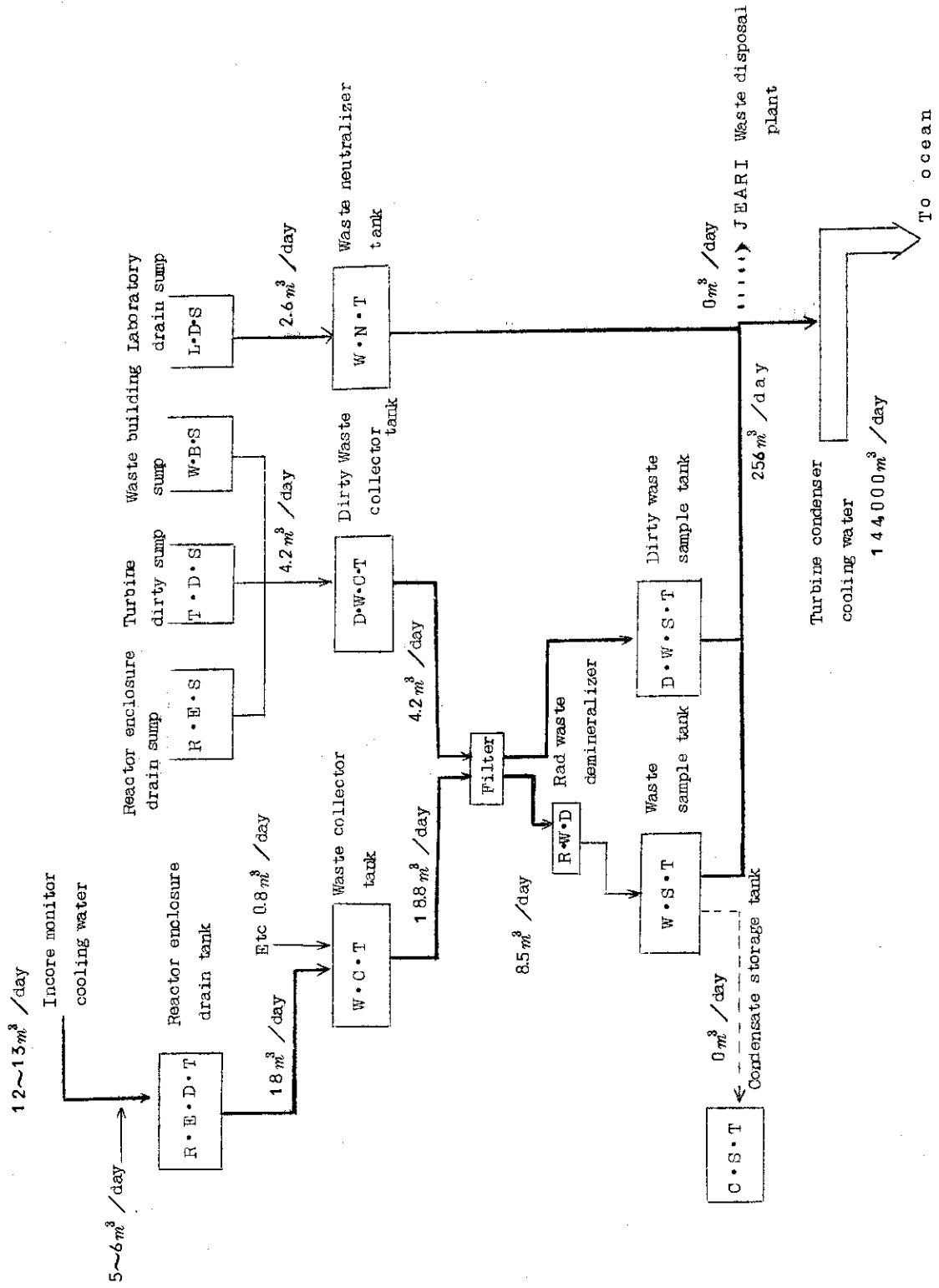


Fig. 2.4 1000時間運転中の廃液排出量

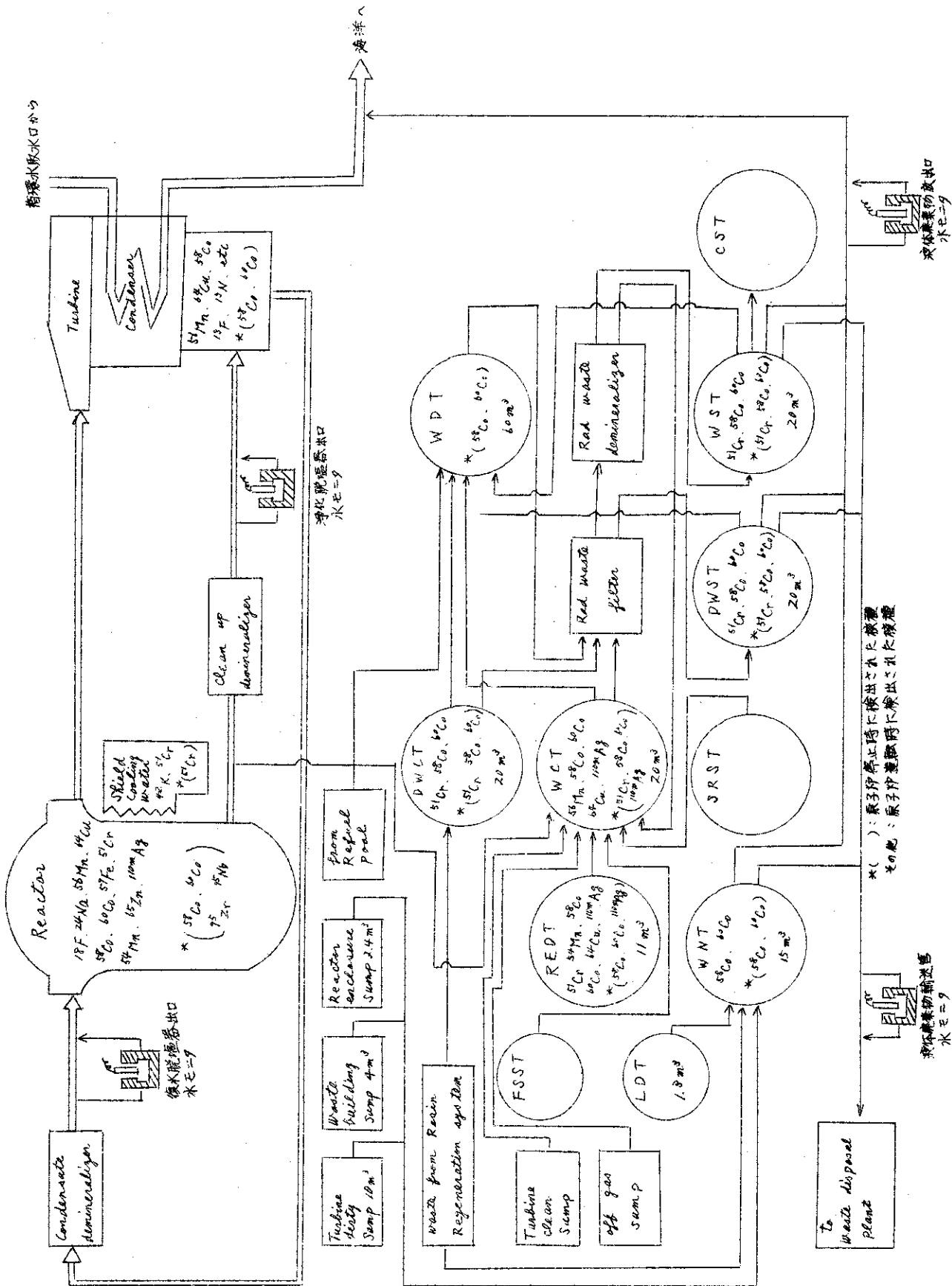


Fig. 25 廃液系統中の放射性核種

7. 放射線被曝の管理

7-1 外部被曝

外部被曝線量の基準測定器は原研Ⅳ型フィルムバッジが用いられ、通常3ヶ月毎に現像評価されている。外来作業者の現像評価は作業が3ヶ月以上にわたる場合は3ヶ月毎に、3ヶ月より短い場合は作業終了の都度おこなわれている。

J P D Rの組織を職種別にみると事務担当課、研究開発担当課、点検補修担当課および原子炉運転担当課に区分される。外来作業者はほとんどが点検補修担当課の責任の下にあり、ごく一部が研究開発担当課の責任の下で業務をするが、人数、被曝線量とも無視できる程度である。

1964年4月から1968年9月までのJ P D R-Iにおける総被曝線量 (man·rem) を職種別の割合で示したのが Fig.26である。被曝線量の積算は、被曝の多い圧力容器検査などの特殊作業時には担当課に関係なくプロジェクトチームを編成するが、その被曝線量は作業者の属する担当課に入れた。また運転担当課、点検補修担当課および外来業者のJ P D R-Iにおける主な作業内容、運転状況および原子炉出力量と積算被曝線量との関係を Fig.27に、3ヶ月間の平均線量および個人最大被曝線量(3ヶ月)との関係を Fig.28に示す。

職種別に被曝線量を考察すると

- (1) 点検補修担当課(職員のみ)の被曝線量は原子炉運転、停止期間とも平均して被曝し、平均は約530 man·mrem/3月である。
- (2) 外来業者の被曝線量は原子炉運転期間にはほとんどなく、停止中の定期検査、特殊作業などによる被曝である。
- (3) 研究開発担当課の被曝線量は点検保守担当課と同様に原子炉の運転、停止に関係なく平均して被曝しており平均は約470 man·mrem/3月である。
- (4) 運転担当課の被曝はほとんど原子炉運転期間中にかたよっている。運転量との関係を見ると3ヶ月間の積算熱出力が5.00 MWtD以下の期間は平均約460 man·mrem/3月と他の職種と同量の被曝にすぎないが、5.00 MWtD以上の期間では運転量に比例して被曝線量が増加する傾向がみられ、その関係は大略次式で示される。

$$D(\text{man}\cdot\text{mrem}/3\text{月}) = 1.5\text{MWtD}(\text{MWtD}/3\text{月})$$

次に定期検査時の被曝線量を Table 1に示す。定期検査は点検保守担当課と外来業者によって実施される。外来業者の被曝は前記のように運転期間中の被曝は無視できるが、その期間中に定期検査以外の特殊な作業がおこなわれている場合にはその被曝も含まれている。点検保守担当課の被曝は定期検査を含む四半期内に運転や特殊作業がある場合はそれによる被曝も含まれている。Table 1から1回の定検による最大積算被曝線量は約7.6 man·rem、平均約3.8 man·remとなり、商用発電炉の定検時被曝線量が約140 man·rem⁹⁾であるのと比較すれば、被曝線量はプラント規模にほぼ比例していることがわかる。

個人別に見た場合は、Fig.28から職員の最高は1.12 rem/3月、外来業者の最高が0.76 rem/作業である。これらの被曝は職員の場合運転担当課員がJ P D R竣工検査運転時

に、外来業者の場合、圧力容器検査関連工事で被曝した。他の職種では研究開発担当課が最高0.48 rem/3月、点検保守担当課が最高0.88 rem/3月である。

Table 11 定期検査期間の積算被曝線量

期 間	内 容	点検保守担当課 (man·mrem)	外来作業者 (man·mrem)	合 計 (man·mrem)
1965年 7月～9月	自主定検	360	3450	3810
1966年 4月～9月	定期検査	1020	6610	7630
1967年 1月～3月	自主定検	430	780	1210
1967年10月～1968年2月	定期検査	1180	2680	3860
1969年 3月～7月	定期検査	1290	970	2260

7-2 内部被曝

内部被曝線量の測定は全身カウンタまたは尿、糞便検査によっている。これらの測定はダストモニタリング、鼻孔汚染検査、身体汚染検査および作業衣汚染検査などにより吸入の可能性が発見される都度おこなわれる。管理の基本方針は空気汚染を発生させない作業方法をとることを第1としており、このために作業時間が長くなったり、新たな装置が必要になることがあっても結果的には良い結果を得ていると思われる。以上の管理方式により吸入のおそれありと判断して検査された例は数例あるが、実際に検出された例はTable 12に示す1例にすぎない。

Table 12 内部被曝実績

作 業 内 容	空 気 汚 染 濃 度	核 種	全身カウンタによる実測値
圧力容器内壁のカラーチェックのため自動回転ブラシを据付調整中	ダストモニタで検出されその濃度は $3 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	^{60}Co ^{58}Co	ガーゼマスクをしていなかった1名が肺の被曝線量43 mrem/13 W 他のガーゼマスクをしていた3名は上記の $\frac{1}{2}$ 以下

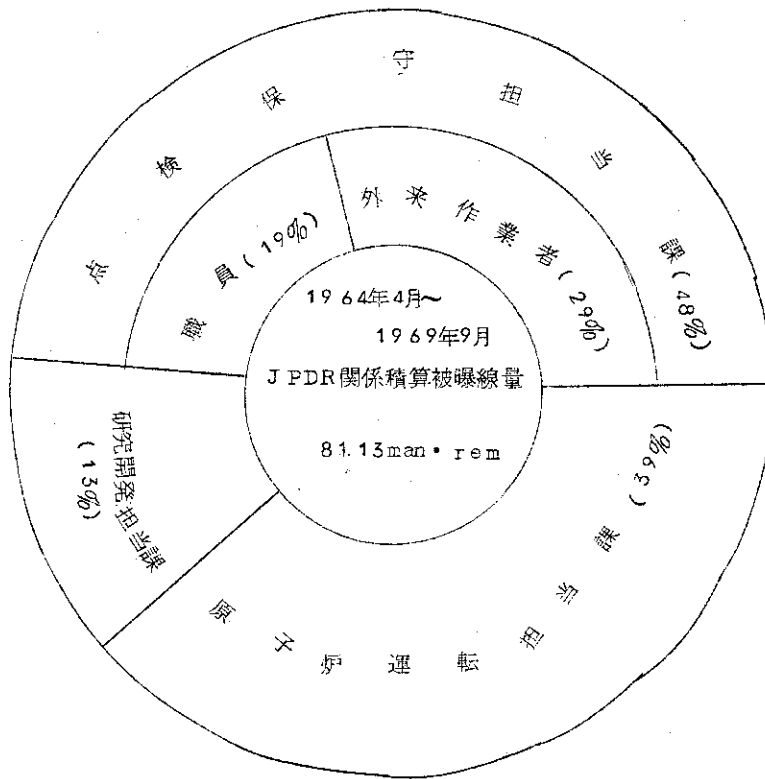


Fig.26 JPDR-Iの積算被曝線量の職種別割合

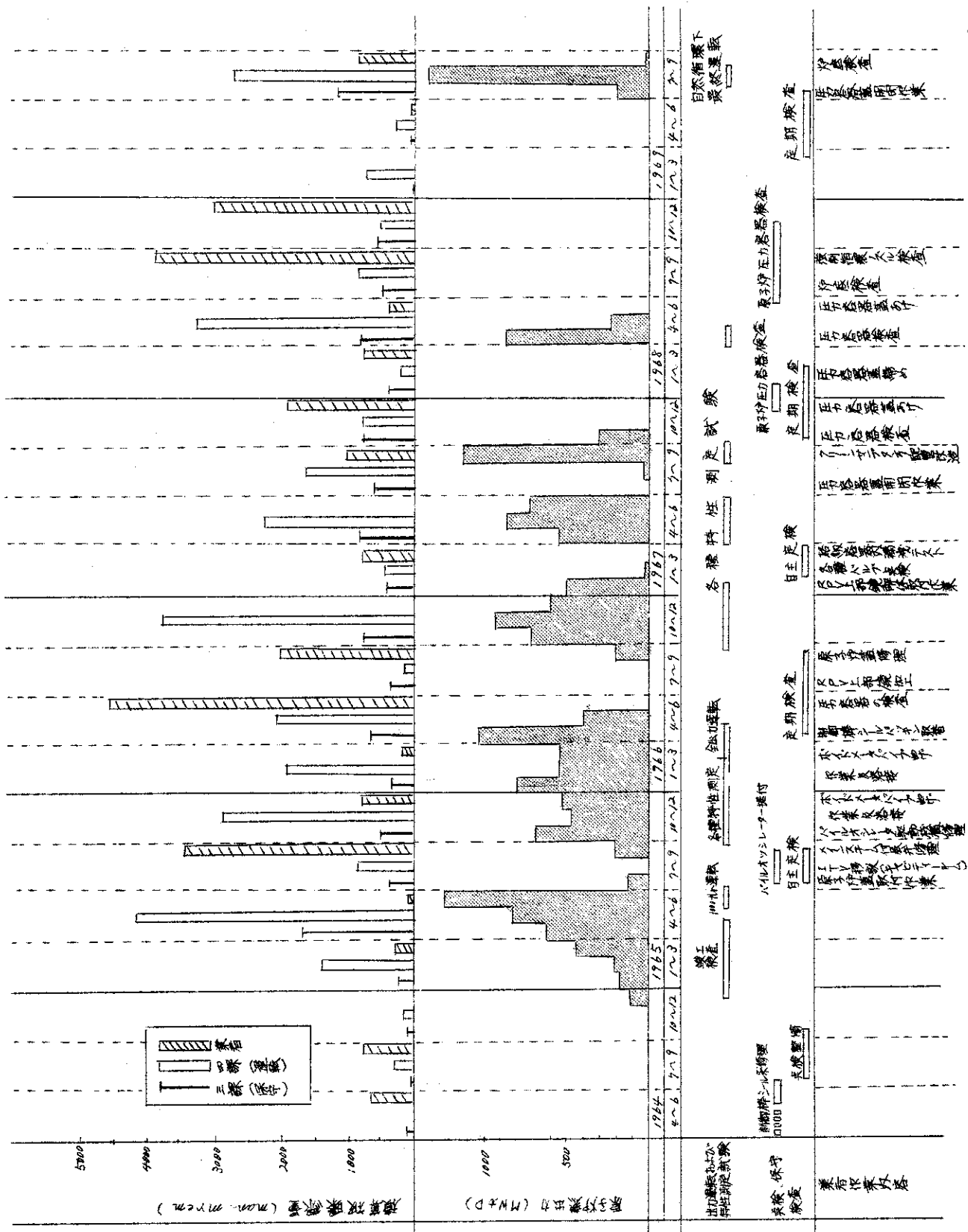


Fig.2.7 J PDR-Iにおける運転，保守担当および業者の被曝線量

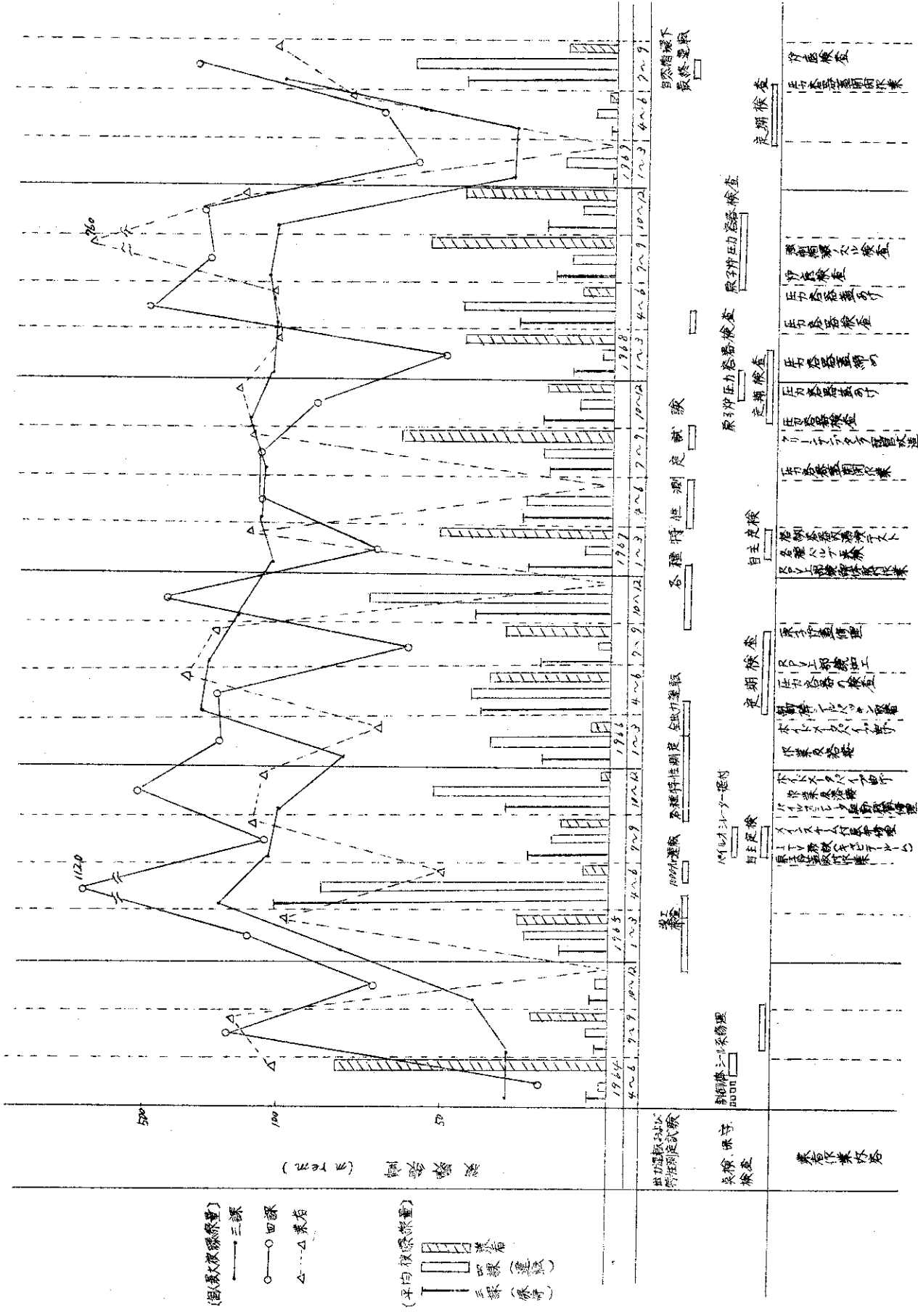


Fig. 28 J PDR-IVにおける運転, 保守担当および作業の3ヶ月平均と個人最大被曝線量

7-3 原子炉圧力容器クラック検査時の被曝¹⁰⁾

圧力容器のクラック検査は In Service Inspectionとして全ての原子炉圧力容器を定期的実施する方向にあるが、その検査方法はまだ確立されておらず、種々の方法が併用されているようである。JPDRでは1966年5月の第1回定期点検時に圧力容器蓋内面クラッド部にヘアークラックが発見され、1968年7月から10月にかけて圧力容器全体の本格的なクラック検査が実施された。採用された検査方法は(1)ボロスコープ法(2)電気抵抗法(Electric Resistance Probe Method)(3)カラーチェック法および(4)超音波探傷法である。(1)および(2)とも作業場は同一となり、作業時間もほとんど同じとみて良い。これらの方法は作業時間が長いために作業環境の放射線量率をできる限り低くしないと被曝線量が大きくなる可能性がある。JPDRでは作業用足場をスタッドボルト上に設定し、炉水位を50cm上げることにより作業環境の平均放射線量率を1mR/hにすることができた。これらの検査装置を設計する段階で十分水位を上げられるより工夫することにより作業環境の線量率を更に低下できることを強調したい。

(3)は検査面を直接検査する方法であるから、被曝線量を下げるために遠隔操作をすることは不可能である。したがって、炉心からの影響を遮蔽物で可能な限り少なくすることはできるが、検査面の放射化による影響は直接受けることになる。このためにこの方法による検査対象箇所は放射化の少ない部分に限られているようである。JPDRの場合、チムニ上端から上部のみカラーチェック法がおこなわれ、この時の作業環境の放射線量率は最高、コアスプレイスパーチャ表面の100mR/hであった。

(4)は強制循環ノズルと圧力容器との接合部に適用された。このときの作業環境の放射線量率分布をFig. 29に示した。この場合、圧力容器内に遮蔽板(75mm厚)が吊り下げられているが、この遮蔽板による効果は線量率を $\frac{1}{2}$ に低下させたに過ぎなかった。

以上の(1)~(4)の検査方法による被曝線量をTable 13にまたそれぞれの検査が実施された期間をTable 14に示す。Table 13で注意しなければならないのは超音波探傷法の準備作業と復旧作業による被曝線量である。準備作業とはノズル部の生体遮蔽コンクリートブロックを撤去するものであり、復旧作業はその逆の作業であるためにブロックの数が多くなり、それだけ撤去または復旧に時間が費やされるための被曝であった。今後定期的にこの方法による検査が実施されるとすれば、遮蔽ブロックを大きくし、とりはずしが短時間でできるようにしなければならない。ブロックを大きくすることによるストリーミングによる炉心からの漏洩線量は炉心の位置がノズル部よりかなり上部にあるので、通常バックグランドレベルを変える程のものではない。

Table 13 圧力容器クラック検査時における検査方法別被曝線量

作業名		作業人員と被曝線量	準備時	検査時	復旧時		
1. スメック ボロ スコープ	職員	作業人員(人)	/	26	/		
		個人最大被曝線量(mrem)		200			
		積算被曝線量(man·rem)		1.66			
		平均被曝線量(mrem)		64			
	業者A	作業人員(人)	/	4	/		
		個人最大被曝線量(mrem)		230			
積算被曝線量(man·rem)		0.52					
		平均被曝線量(mrem)	130				
2. カラーチェック		作業人員(人)	5	5	/		
		個人最大被曝線量(mrem)	50	80			
		積算被曝線量(man·rem)	0.18	0.27			
		平均被曝線量(mrem)	36	54			
3. 超音波 探傷	職員	作業人員(人)	9	9	11		
		個人最大被曝線量(mrem)	560	460	290		
		積算被曝線量(man·rem)	1.53	1.89	1.10		
		平均被曝線量(mrem)	170	210	100		
	業者B	作業人員(人)	13	/	12	/	
		個人最大被曝線量(mrem)	480		760		
		積算被曝線量(man·rem)	2.34		3.12		
			平均被曝線量(mrem)	180	260		
	業者C	作業人員(人)	12	/	22	/	
		個人最大被曝線量(mrem)	330		190		
積算被曝線量(man·rem)		1.21	2.04				
		平均被曝線量(mrem)	110	93			
GE 技術者		被曝線量(mrem)	/	710	/		
4. 放射線管理課員		作業人員(人)	9				
		個人最大被曝線量(mrem)	500				
		積算被曝線量(man·rem)	1.13				
		平均被曝線量(mrem)	126				
5. 全作業員		作業人員(人)	96				
		個人最大被曝線量(mrem)	950				
		積算被曝線量(man·rem)	17.3				
		平均被曝線量(mrem)	180				

Table 14 圧力容器検査実施工程表

(1968年)

項目	月	6	7	8	9	10	11
スメックゲージ	6/4 ゲージ テスト	6/10 装置テスト	7/5 7/9	8/6			11/6 11/9
ボロスコープ	6/3 装置テスト	7/5 7/22	8/10 8/13	8/31 9/5 9/14	10/3 10/11 10/21 10/30		
カラーチェック	6/13 6/14						
超音波探傷				8/3 8/18 8/26 準備作業	9/6	10/21 10/31 修復作業	

測定期日：1968年8月14日

冷却期間：95日

照射量：16931 MWtD

炉心状態：燃料，制御棒なし

測定点：X印(a, b, c線上)

単位：R/h

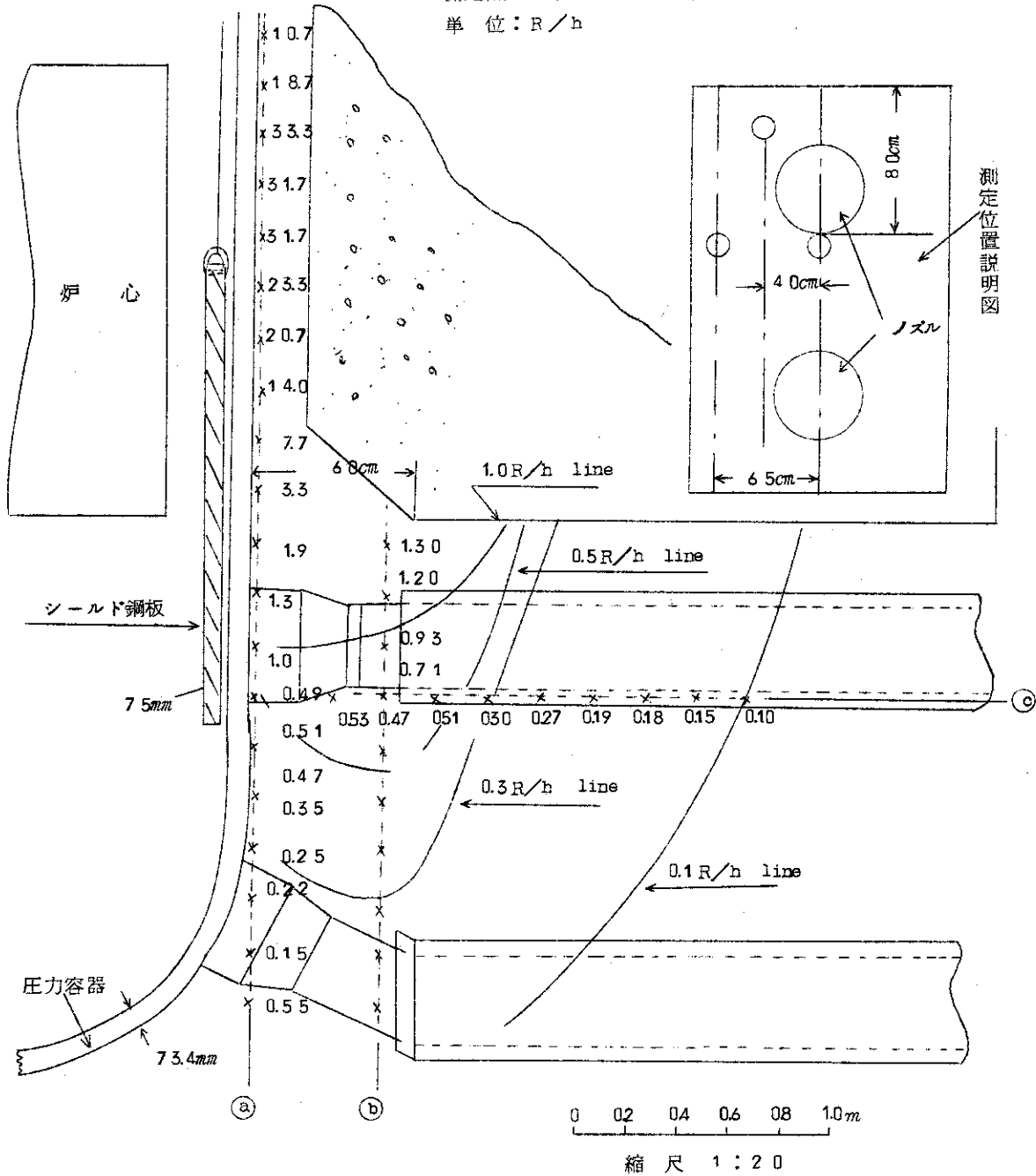


Fig.29 強制循環ノズル部周辺の放射線レベル

8. 放射性固体廃棄物の管理

固体廃棄物は可燃性と不燃性に区分され、20リットルのカートンボックスに収納して処理場に運搬される。可燃性廃棄物の内容は紙、乾燥した布類および木材などで処理場で焼却処理される。不燃性廃棄物の内容はビニールシート、ぬれウエス、ゴム類および金属類などで処理場で200リットルドラム缶にプレス処理され、永久貯蔵されている。このとき平均してドラム缶1缶に50ヶのカートンボックスが投入される。¹¹⁾

1963年8月から1969年12月までのJPDR-Iにおける月毎のカートンボックス搬出状況をプラントの稼動状況とあわせてFig.30に示す。またTable 15に原子炉運転中と停止中に分けて可能性と不燃性の割合を示した。これらから原子炉運転期間中と停止期間中の搬出状況を比較すると、可燃性と不燃性の割合はほとんど同じであり、量としては停止中が2倍以上に増加していることがわかる。

前記期間中(約6年間)にJPDR-Iから搬出された不燃性廃棄物は約200本のドラム缶に収納されて貯蔵されている計算になる。

以上の定型的な固体廃棄物の他に、汚染または放射化された実験、研究用の大型機器が相当量JPDRには保管されている。これらの不定型大形不燃廃棄物はプラントの稼動年数とともに増加するであろうから、今後の大きな問題となることが予想される。

Table 15 可燃性、不燃性固体廃棄物の割合

	プラント運転中			プラント停止中			全期間中 (1963年8月~1969年12月)		
	可燃性	不燃性	小計	可燃性	不燃性	小計	可燃性	不燃性	合計
カートンボックスの数	950	1,573	3,523	1,687	6,470	8,157	2,637	9,043	11,680
割合(%)	27	73	100	21	79	100	22	78	100
月平均(個/月)	114			177			152		

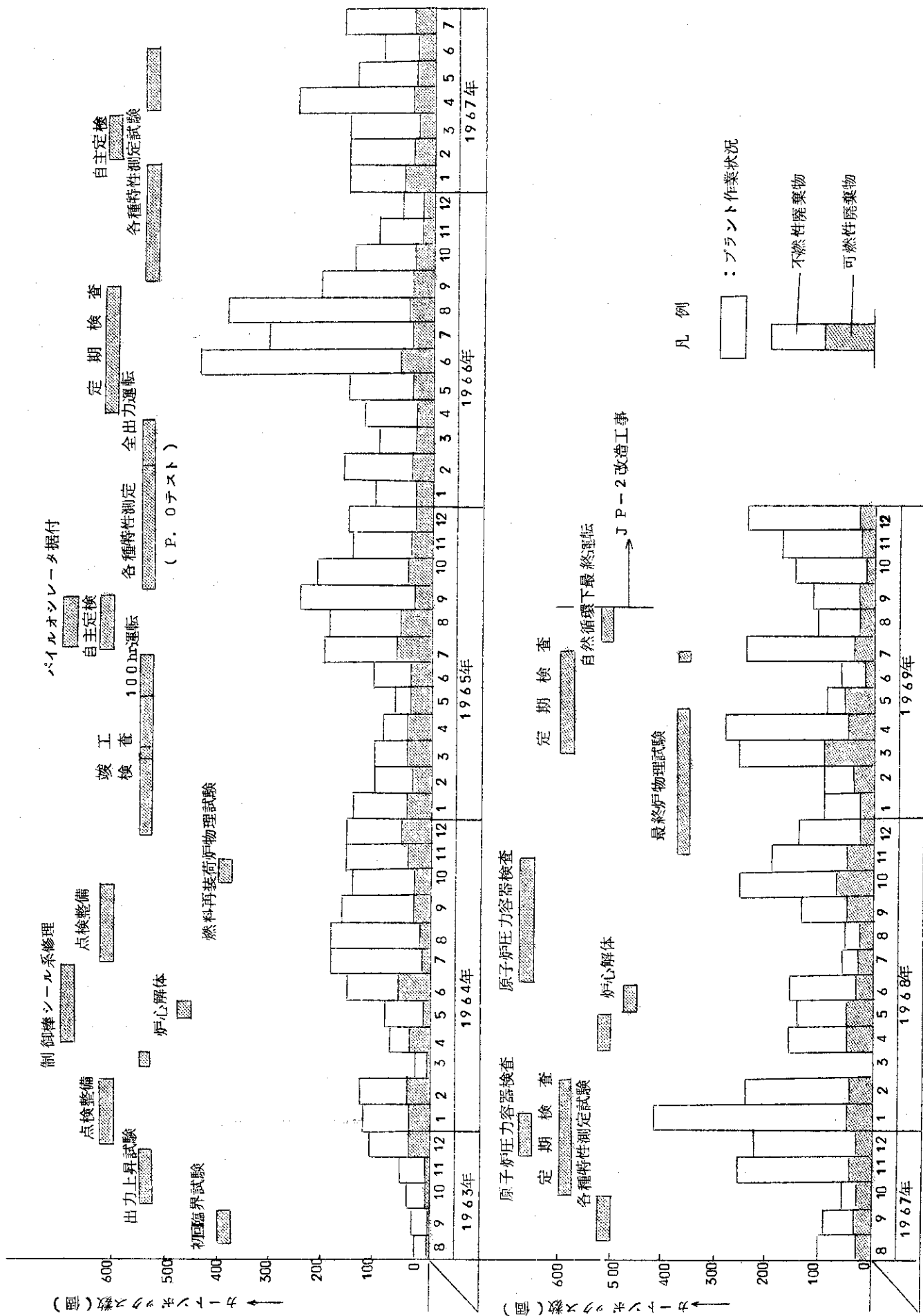


Fig. 30 JPPDR-Iにおける作業と固体廃棄物搬出との関係

9. あとがき

JPDR-Iの約6年間という長期間にわたる放射線管理で得られた貴重なデータをまとめ、検討を加えた。初期の期待ではもっと有益な結論めいたものが出されるものと思っていたが、現実には問題の指摘に終わっている点が多く、残念である。

なお(1)高エネルギーγ線の測定、評価上の問題(2)γ線エリアモニタの設置基準(3)水モニタの要否と有効利用など、残された多くの問題は、単に管理の経験からのみでは解決困難であるから、関係者の協力を得て今後とも検討を続けたいと思う。

参 考 文 献

- 1) 川崎稔, 他; JPDRの運転のまとめ, JAER-memo 4482 (1971)
- 2) 動力試験炉管理部; JPDRの概要, JAERI-memo 1654 (1964)
- 3) 石渡名澄; JPDR四半期報告, №6, JAERI-memo 2109 (1965)
- 4) 吉田芳和, 他; JPDRの放射線管理, JAERI-1149 P32 (1967) など
- 5) 井沢庄治, 他; BWR運転時の放射性気体廃棄物の放出基準の検討, 保健物理, Vol 7 P. 85 (1972)
- 6) 加藤仁三, 他; JPDR原子炉構成材の誘導放射能放射線レベル
JAERI-memo 3288 (1968)
- 7) 水落正志; 原子力発電所の運転, 放射線管理, 原子力工業 №16, Vol 12, P54
(1970)
- 8) ICRP-pub. 12, 放射性同位元素協会 (1970)
- 9) 黒川良康; 昭和46年度原子力発電所の定検から, 保健物理 Vol 7, №2, P113.
(1972)
- 10) 国分守信, 他; JPDR原子炉圧力容器検査時の放射線管理, JAERI-memo 3353
(公開) (1968)
- 11) 放射性汚染処理課, 東海研究所における放射性廃棄物の処理, JAERI-memo 3183
(公開) (1968)

9. あとがき

JPDR-Iの約6年間という長期間にわたる放射線管理で得られた貴重なデータをまとめ、検討を加えた。初期の期待ではもっと有益な結論めいたものが出されるものと思っていたが、現実には問題の指摘に終わっている点が多く、残念である。

なお(1)高エネルギーγ線の測定、評価上の問題(2)γ線エリアモニタの設置基準(3)水モニタの要否と有効利用など、残された多くの問題は、単に管理の経験からのみでは解決困難であるから、関係者の協力を得て今後とも検討を続けたいと思う。

参 考 文 献

- 1) 川崎稔, 他; JPDRの運転のまとめ, JAER-memo 4482 (1971)
- 2) 動力試験炉管理部; JPDRの概要, JAERI-memo 1654 (1964)
- 3) 石渡名澄; JPDR四半期報告, №6, JAERI-memo 2109 (1965)
- 4) 吉田芳和, 他; JPDRの放射線管理, JAERI-1149 P32 (1967) など
- 5) 井沢庄治, 他; BWR運転時の放射性気体廃棄物の放出基準の検討, 保健物理, Vol 7 P. 85 (1972)
- 6) 加藤仁三, 他; JPDR原子炉構成材の誘導放射能放射線レベル
JAERI-memo 3288 (1968)
- 7) 水落正志; 原子力発電所の運転, 放射線管理, 原子力工業 №16, Vol 12, P54
(1970)
- 8) ICRP-pub. 12, 放射性同位元素協会 (1970)
- 9) 黒川良康; 昭和46年度原子力発電所の定検から, 保健物理 Vol 7. №2. P113.
(1972)
- 10) 国分守信, 他; JPDR原子炉圧力容器検査時の放射線管理, JAERI-memo 3353
(公開) (1968)
- 11) 放射性汚染処理課, 東海研究所における放射性廃棄物の処理, JAERI-memo 3183
(公開) (1968)