

JAERI-M

5827

JMTRの放射線モニタリング

1974年8月

大洗研究所 安全管理課

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

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

J M T Rの放射線モニタリング
—特性試験から第20サイクル運転まで—

日本原子力研究所大洗研究所安全管理課[※]
(1974年8月2日受理)

日本原子力研究所の材料試験炉(J M T R)は、熱出力50 MWの軽水減速、冷却タンク型原子炉である。原子炉用燃料および構造材料などの照射試験を主目的として建設され、1968年3月30日初臨界に達した後、カナル漏水にともなう補修工事等を終え1969年12月より出力上昇試験を含む特性試験が開始され、1970年1月190時間50 MW連続運転試験を無事終了した。その後照射運転は順調に続けられ、1973年3月末までに20サイクルを終了した。本報告は、特性試験と、その後の20サイクル迄の実用照射運転期間中の放射線モニタリング結果をまとめたものである。

※ 本報告の執筆は、第1.2.4.5.6.章は西 健雄、藤岡克治、長谷川圭佑、望月民三、足利谷好信、近藤吉男、河原井邦雄、沢島 啓、第3章は三戸規生、奥山 登、近藤吉男が担当し、全体の調整は三戸、西、奥山、近藤が行なった。

JAERI-M 5827

Radiation Monitoring of the JMTR Performed from
its Operational Test to the 20th Operation Cycle

Health Physics and Safety Section, Oarai, JAERI

(Received August 2, 1974)

The radiation monitoring system in the Japan Materials Testing Reactor (JMTR) and the results of monitoring from the operational test prior to routine operation to the 20th operation cycle are described; the JMTR of heat output 50MW is light-water moderated and cooled with highly enriched uranium as the fuel. The production of tritium in the primary coolant is also explained through calculation and measurement.

目 次

1	まえがき	1
2	概 要	1
2.1	JMTR建家と管理区域	1
2.2	JMTRの概要	3
2.3	放射線管理施設および放射線モニター	6
3	特性試験時の放射線管理	17
3.1	空間線量率	17
3.2	空気汚染	19
3.3	水の管理	22
3.4	炉停止作業中の放射線管理	23
4	照射運転時の放射線管理	46
4.1	排出放射性物質の管理	46
4.2	放射線量率の管理	47
4.3	表面汚染の管理	49
4.4	空気汚染の管理	50
5	JMTRのトリチウムについて	76
6	作業にともなう放射線管理と被曝管理	83
7	あ と が き	85
	謝 辞	
	参 考 文 献	

1 ま え が き

JMTR (材料試験炉) は、原子炉用燃料および構造材料などの照射試験を主目的として建設された、熱出力50MW (出力密度500kW/ℓ) の、軽水減速・冷却・タンク型の原子炉である。^{1), 2), 3)} 1968年3月30日初臨界に達した後、カナル水および炉プール水の漏洩修復工事のため、出力上昇試験は延期されたが、1970年1月50MW190時間連続運転試験を無事終了した。⁴⁾ その後第3サイクルより30MWの試用照射運転が開始された。第10サイクル (1971年10月) より50MW実用照射運転に入り、1973年3月までに第20サイクルを終了し、その累積熱出力は16665MWDとなった。

原子炉本体の建設完了後、各種の照射施設³⁾ の建設が開始され、現在のところ照射用水ループ2基 (OWL-1およびOWL-2)、水カラビット2基 (HR-1およびHR-2)、内圧クリープ装置および縦駆動装置 (NCF) その他各種キャプセル照射装置が設置され、本格的な照射運転が続けられている。さらに、ガスループ (OGL-1) の設置が計画され、1975年に完成する予定である。原子炉建家の南側には、ホットラボ施設があり、コンクリートセル (15セル)、鉛セル (15セル) および顕微鏡セル (6セル) が稼動中である。

本報告は、JMTRの臨界試験から特性試験 (出力上昇試験) を経て、第20サイクル実用照射運転終了までに得られた放射線管理データを、主に特性試験時とその後の照射運転時に分けて報告したものである。

2 施 設 の 概 要

JMTR関係の建家、原子炉および照射施設について示し、そこに設置されている放射線管理用モニタの概略を述べる。

2.1 JMTR施設と管理区域

JMTR関連施設としては、原子炉建家を中心に、居室実験室 (居室とホットおよびコールド実験室)、照射準備室、燃料管理室、機械室、排風機室 (フィルタバンクを含む)、タンクヤード、2次冷却系施設などがある。その他炉建家南側に、ホットラボ施設があり、各種の照射後試験が実施されている。Fig. 2-1にJMTR建家の配置と管理区域を示す。⁵⁾

原子炉建家内 (第1種管理区域) は、地上2階、地下4階よりなる。直径約4.1mの炉室のほぼ中央に炉プールがあり、その中に圧力容器が納められている。炉プールに接続してカナル (No. 1, No. 2) がホットラボ建家まで連絡し、炉心から取出された試料はこのカナルを通じてホットラボへ移送される。またこのカナルは使用済燃料等の一時保管にも使用される。炉室2階の原子炉制御室には、炉室内の放射線モニタ類を集中監視する放射線モニタ盤がある。炉室1階には、炉プール廻りの各種キャプセル照射装置や水カラビット装置 (2基) の他に、

1 ま え が き

JMTR (材料試験炉) は、原子炉用燃料および構造材料などの照射試験を主目的として建設された、熱出力50MW (出力密度500kW/ℓ) の、軽水減速・冷却・タンク型の原子炉である。^{1), 2), 3)} 1968年3月30日初臨界に達した後、カナル水および炉プール水の漏洩修復工事のため、出力上昇試験は延期されたが、1970年1月50MW 190時間連続運転試験を無事終了した。⁴⁾ その後第3サイクルより30MWの試用照射運転が開始された。第10サイクル (1971年10月) より50MW実用照射運転に入り、1973年3月までに第20サイクルを終了し、その累積熱出力は16665MWDとなった。

原子炉本体の建設完了後、各種の照射施設³⁾の建設が開始され、現在のところ照射用水ループ2基 (OWL-1およびOWL-2)、水力ラビット2基 (HR-1およびHR-2)、内圧クリープ装置および縦駆動装置 (NCF) その他各種キャプセル照射装置が設置され、本格的な照射運転が続けられている。さらに、ガスループ (OGL-1) の設置が計画され、1975年に完成する予定である。原子炉建家の南側には、ホットラボ施設があり、コンクリートセル (15セル)、鉛セル (15セル) および顕微鏡セル (6セル) が稼動中である。

本報告は、JMTRの臨界試験から特性試験 (出力上昇試験) を経て、第20サイクル実用照射運転終了までに得られた放射線管理データを、主に特性試験時とその後の照射運転時に分けて報告したものである。

2 施 設 の 概 要

JMTR関係の建家、原子炉および照射施設について示し、そこに設置されている放射線管理用モニタの概略を述べる。

2.1 JMTR施設と管理区域

JMTR関連施設としては、原子炉建家を中心に、居室実験室 (居室とホットおよびコールド実験室)、照射準備室、燃料管理室、機械室、排風機室 (フィルタバンクを含む)、タンクヤード、2次冷却系施設などがある。その他炉建家南側に、ホットラボ施設があり、各種の照射後試験が実施されている。Fig. 2-1にJMTR建家の配置と管理区域を示す。⁵⁾

原子炉建家内 (第1種管理区域) は、地上2階、地下4階よりなる。直径約4.1mの炉室のほぼ中央に炉プールがあり、その中に圧力容器が納められている。炉プールに接続してカナル (No. 1, No. 2) がホットラボ建家まで連絡し、炉心から取出された試料はこのカナルを通じてホットラボへ移送される。またこのカナルは使用済燃料等の一時保管にも使用される。炉室2階の原子炉制御室には、炉室内の放射線モニタ類を集中監視する放射線モニタ盤がある。炉室1階には、炉プール廻りの各種キャプセル照射装置や水力ラビット装置 (2基) の他に、

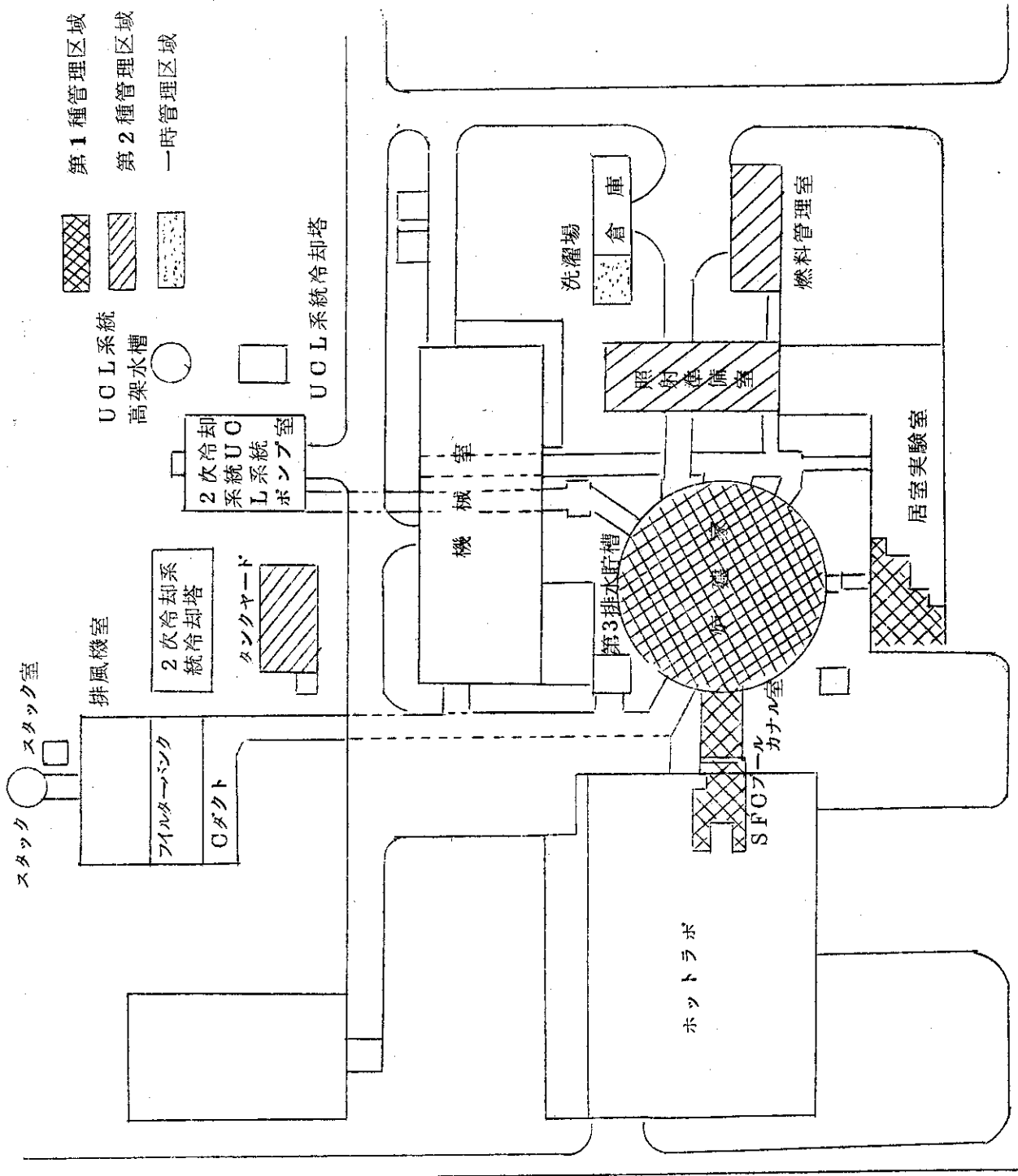


Fig. 2-1 JMTB建家の配置と管理区域

ループ制御室および、JMTR臨界実験装置(JMTRC)とその制御室などがある。炉室地下階には主にループキュービクル(OWL-1, 2), 地下3階に主循環系機器室地下4階に排水貯槽ポンプ室, 制御棒駆動装置室がある。なお将来地下3階にガスループ(UGL-1)関係機器が設置される。

2.2 原子炉および照射施設の概要

JMTRは大別して原子炉, 照射施設およびホットラボに分けられる。ここでは, 原子炉および照射施設について, その概要を示す。

2.2.1 原子炉施設(JMTRおよびJMTRC)

JMTRは熱出力50MWの軽水減速・冷却タンク型原子炉である。原子炉用燃料や構造材料などの照射試験を主目的として建設された。このような試験試料の照射実験のためには, 高い中性子の場が必要であり, そのため炉心部は小さく, 出力密度($\sim 500 \text{ kW}/\ell$)は大きい。速中性子束は約 $1.8 \times 10^{14} \text{ n}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec}$, 熱中性子束は約 $5 \times 10^{14} \text{ n}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec}$ である。燃料要素(改良ETR型)は, 90%濃縮のアルミニウム-ウラン合金を, アルミニウムでサンドイッチ状に被覆した19枚の板状燃料よりできている。炉心に挿入される燃料要素は20本, 制御棒に付随した燃料フォロアが7本, その合計装荷量は ^{235}U の約6.5kgである。^{2), 3)}

50MW実用照射運転では1サイクル30日間であり, その中間に燃料要素の約半数を新しい要素と交換し, 残りの要素の位置を変えるシャッフリング作業がある。このように高出力運転ではあるが, 運転サイクルが比較的短く, 燃料要素1本あたりの使用時間も短いため腐食の心配は少ない。

Fig. 2-2にJMTRの水系統概略図を示す。水循環系統は, 主に1次冷却系統, 2次冷却系統, 精製系統およびプールカナル循環系統に分類される。1次系流量は50MW運転時は約 $6000 \text{ m}^3/\text{h}$ であり, その約1%($\sim 50 \text{ m}^3/\text{h}$)を精製系統に導き, フィルタやイオン交換樹脂を通して腐食生成物などの除去をおこなう。2次冷却系流量は $3900 \text{ m}^3/\text{h}$ で, 冷却塔からのオーバーフロー水量は約 $100 \text{ m}^3/\text{h}$ である。²⁾ 給排気系統については, 2.3.1に示した。

炉室内CF室のCFプールには, JMTRの臨界実験装置としてJMTRCがある。⁶⁾ JMTRの運転に先行して, JMTRの核的安全性の確認や, 試料の照射条件の検討を実施する。その他, 照射精度の向上のために, 種々の炉物理実験がおこなわれている。1965年10月より, 東海研究所のJRR-4の第2プールに設置され, 1966年7月まで運転されていた。その後解体され, 1967年7月から, JMTRのCFプールに移設組立てられた。移設完了後の1967年9月12日に大洗研究所において初臨界となり, 現在までに種々の実験が継続されている。炉出力は1972年10月より, 100Wの運転許可を得てからは, 通常60~80Wで運転している。

2.2.2 照射施設

照射施設は大別して照射用水ループ, 水力ラビット装置およびキャプセル照射装置などに分類できる。最近内任クリープ装置と縦駆動装置が完成した。以下にそれらの概略を示した。³⁾

(1) 照射用水ループ

照射用水ループは6本まで設置可能であるが, 現在運転中のものは, 大洗水ループ1号(0

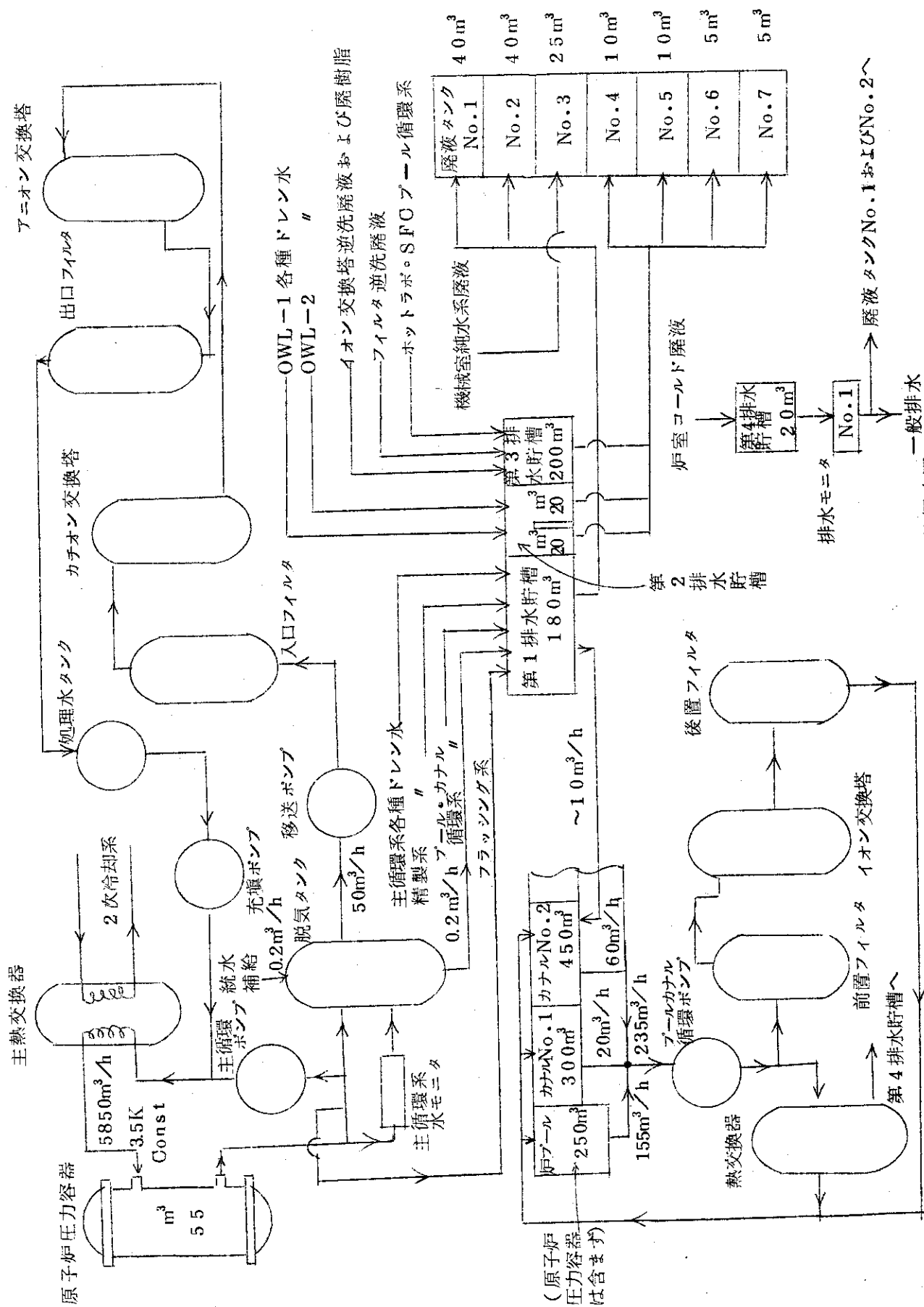


Fig. 2-2 JMT-Rの水系統概略図

WL-1, 加圧水型と沸騰水型兼用で試料最高発熱量200kW)である。また同型の2号ループ(OWL-2, 最高発熱量1.25MW)がある。目的は各種のPWR, BWR, ATR用燃料・材料の照射試験が主なもので、燃料破損実験もおこなわれた。⁷⁾

各ループの炉内管はそれぞれの炉心位置(D-7, KL3,4)に挿入され、1次系機器は、ループキュービクルと称するコンクリートブロック内に収納され、放射線遮蔽とともに、キュービクル内を水柱5mmの負圧(対炉室)に保ち、外に空気が漏洩しないようになっている。またキュービクル内空気は、ループのオフガスとともに単独の排気ダクトによりスタックに導かれている。

(2) 水力ラビット

照射試料をカナル水中に据付けられた輸送管を用いて、水力によって炉心内に送り、冷却しながら照射し、照射完了後水流を逆送することによって、試料を取出す装置である。³⁾ 照射試料は、外径32mm, 長さ150mmのアルミニウム製ホルダ(ラビットと言う)に納められている。炉室1階に設置されているラビット装置の主な部分は、冷却水配管であり、試料の挿入取出しは全てカナル水中でおこなわれるため、放射線遮蔽とともに、空気汚染の防止が有効におこなわれる。なお、試料の取出し専用装置が、ホットラボ施設に設置され、現在はほとんどこの装置を用いて試料の取出しがおこなわれている。稼動中のラビット装置は、1号機(HR-1)と2号機(HR-2)であり、2号機は1号機に比較して約1桁高い中性子束の炉心位置に試料は挿入される。³⁾

(3) キャプセル照射装置

キャプセル(Capsule)は、普通小試料片をそのまま組込んだもの、または何層かの金属製筒内に組込んだものがある。³⁾ キャプセル試料から発生する熱は、反射体要素内を流れる、原子炉1次冷却水によって冷却される。キャプセル照射装置には大別して無計測と計測付キャプセルがあり、無計測キャプセルには開放型のリーキーキャプセルと密封型がある。密封型は試料を円筒形のバスケットに入れて照射する。計測付キャプセルは、照射試料の温度、圧力、中性子束などに関する信号を、炉外にとり出しまたは炉外よりこれらの制御ができるようになっている。これら計測や制御のための配線配管類は、ステンレス製保護管にまとめられて、炉内照射孔よりとり出し、案内管をへて、炉プール上部に取付けられた接続箱まで導かれる。案内管を気密に保つ接続箱から、炉プール廻りにある制御盤や計測盤に接続している。これらの照射孔は、燃料領域8孔、反射体領域96孔ある。

(4) 圧力管内圧クリープ照射試料装置

新型転換炉原型炉圧力管(Zr-2.5Nb合金)の使用条件でのクリープ量を測定し、圧力管の寿命を推定するための加速試験を目的としている。照射部は、Zr-2.5Nbの熱処理機を主材料とする内筒管と、Zry-2の外筒管との二重管より構成されている。内筒管の炉心相当位置および炉心部外の各1ヶ所にクリープ試験部がある。内筒管内部には純水を入れ、4本の熱電対と20kWの電熱ヒータによって約300℃に保持し、圧力調整装置を用いて、試験部圧力を水温の飽和蒸気圧(87.6kg/cm²・G)に維持する。排水はホット系の第2排水系貯槽へ廃棄する。内筒管と外筒管の間は、真空またはCO₂+He混合ガスで満し熱的絶縁をおこなう。この排気ガスは、第2排気系ダクトよりスタックへ放出される。ガス断熱層のガス圧力を一定

に保つ装置と、内筒管からの水分の漏洩を検出するなどの安全系装置がある。内筒管の破断の予測が可能であり、破断しても外筒管で十分耐え得る構造になっている。

(5) 縦駆動照射装置(NCF)

照射孔に入れたキャプセルを、炉心の縦方向に上下移動させることによって、目的とする中性子束を得ることが可能な装置である。装置は駆動系、冷却系および計測制御系よりなっている。駆動系は、炉内二重管に挿入されたキャプセルを炉心垂直方向の所定位置におき、駆動条件は炉中心から-100~400mmの範囲を、速度1cm/sec~0.5cm/hで可変できる。二重管の外壁は炉1次冷却水で冷却されるが、独自の冷却系でキャプセルを冷却し、汚染水は精製塔などを通じて、第2排水貯槽へ廃棄する。キャプセルとともに熱電対または中性子束検出器が組込まれ、これらからの信号によってキャプセル位置を制御する計測制御系がある。

2.3 放射線管理施設および放射線モニタ

ここでは、放射線管理施設のうち、おもに換気施設と排水施設について述べ、⁵⁾その施設に設置されてある放射線モニタの概略を示す。また、エリアモニタについては、室内空気汚染測定用モニタとともに、一覧表にまとめた。

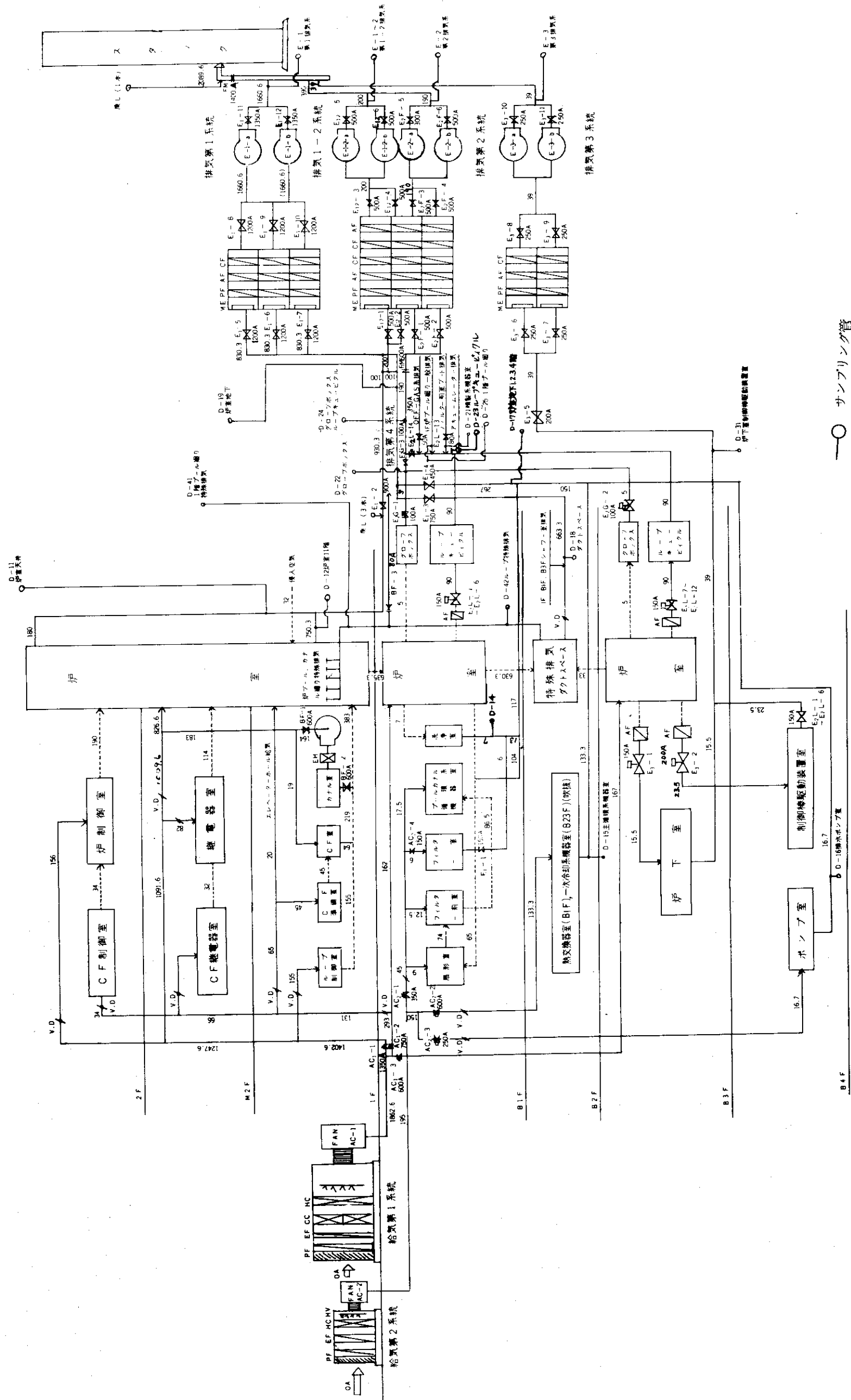
2.3.1 放射線管理施設

(1) 換気施設

原子炉建家および付属建家の給気系統は、次の7系統よりなる。(1)給気第1系統、(2)給気第2系統、(3)居室実験室系統、(4)照射準備室系統、(5)燃料管理室系統、(6)機械室系統および(7)排風機室系統である。給気第1系統と第2系統は炉建家の給気である。炉建屋内と、居室実験室のうち、第1種管理区域内は、全新鮮空気方式であるが、その他は再循環方式である。炉建家内の排気は4系統よりなる。排気第1と第3系統は炉室各階の排気がおもであり、排気第2系統は、炉およびループのオフガスなどの排気系統である。排気第4系統は、将来設置予定であり、現在排気第2系統へ接続されている。この他に、排気第1系統と第2系統を同時にひく、排気1-2系統があり、事故発生時などに他の系統を停止して、活性炭フィルタを通して炉室内空気を排気する目的と、通常なんらかの原因で給排気系が停止した場合の非常用排気系統の役目をはたす。通常は排気1-2系統を含めた全系統が、同時に運転される。Fig. 2-3に炉室内給排気系統図と、各排気系ダクトの空気モニタリング用サンプリングパイプの配置を示した。これらの各排気系統は、系統別のフィルタバンクを通過後、80mスタックから排気される。総排風量は現在ほぼ1800CMM(1.1×10^{11} cm³/h)であるが、図中には排風量は、設計排風量が示されている。排気第1系統と第3系統には、現在プレフィルタ(実際はHEPAフィルタ8列3段)とHEPAフィルタ(8列3段)が、排気第2系統と排気1-2系統には、前述のHEPAフィルタの後にチャコールフィルタが2段、その後にもHEPAフィルタがそれぞれ系統別にフィルタバンク内に設置されている。^{2), 5)}

(2) 排水施設

原子炉建家内の排水は、第1排水系統から第4系統まであり、そのうち第1、第2および第4排水系は、炉室地下4階にある各系統別排水貯槽を経てタンクヤードへ送られる。第3排水系は主に原子炉1次系等のイオン交換樹脂を排出する系統で、排出された樹脂と水は別建家の



○ サンプルング管

Fig. 2-3 炉室内給排気系統図と各排気系ダクトの空気サンプルングパイプ
(ダクトエアサンプルングパイプ)

第3排水貯槽に入り，樹脂以外の廃液は，タンクヤードへ送られる。また炉建屋以外のホット実験室，放射線管理室およびホットシャワーなどの廃液は，居室実験室棟わきの廃液タンク（ 5m^3 タンク 2基）に排水される。

原子炉建屋内の排水系統の概略は以下の通りである。第1排水系は主に原子炉1次冷却水の廃液が集り，その他にプールカナル循環系統，CFプール循環系統の機器ドレン，制御棒フラッシング水や炉プール・カナル水のオーバーフローおよびドレンを炉建屋地下4階の第1排水貯槽（約 180m^3 ）に集液する系統である。原子炉運転中は，ほとんどが ^{24}Na で，放射能濃度は $10^{-2} \sim 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ である。

第2排水系は各ループキュービクル室と水力ラビット系および各水循環系統機器室からの特設ドレンで，第1排水系と同じく，炉建屋地下4階の第2排水系貯槽（ 20m^3 2基）に集められる。

第3排水系は，精製系，プールカナル循環系，CFプール循環系およびSFCプール（Spend Fuel Cutting Pool）循環系統（ホットラボ建屋内）からのフィルタ逆洗水や使用済樹脂を，炉建家外にある第3排水貯槽（ 300m^3 1基）へ水流で圧送する系統である。貯槽内で，炉材により固体（樹脂）と液体に分離されて，廃液はタンクヤードへ送られる。

第4排水系は炉室内各階床ドレンを炉建家地下4階にある第4排水系貯槽（ 20m^3 1基）に集液する系統である。各階床ドレンのほか，炉室内の手洗い，シャワーおよび実験用ステンレス流しの廃液も入るが，通常炉室内の非放射性廃液の排水系統である。貯槽より自動ポンプ（手動も可）により，タンクヤードわきにある第4排水系ピットに送られ，一般排水される。排水濃度は，ピット内に挿入されてある排水モニタNo.1（NaIシンチレータ）により連続監視され，基準値以上（アラーム設定値 $1 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ）に達すると，自動的に廃液はタンクヤード内の廃液タンクへ送られるようになっている。

タンクヤードは，廃液タンク（7基）と操作室および第4排水系ピットよりなる。このうち廃液タンクNo.1, No.2（ 40m^3 ）には，それぞれ同一の水モニタ（NaI(Tl)シンチレータ， $5\text{mm} \times 5\text{mm} \times 5\text{mm}$ ）が挿入され，廃液中の放射能濃度を機械室放射線モニタ盤で連続監視できる。現在その他の廃液タンク全てに，水モニタを設置する準備が進められており，完成後は，水モニタによる連続監視が可能となる。タンクヤードからの廃液は，規定値（ $10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ）以下は低レベル廃液として，処理場の低レベル貯槽へパイプ輸送される。

この他に原子炉や照射施設（ループ関係）の2次冷却系のオーバーフロー水を測定するために，排水モニタNo.2がある。排水ピットが小さいためにサンブラ型で，シンチレーション検出器（NaI(Tl) $1\frac{3}{4}'' \phi \times 2''$ ）を用いている。^{2), 5)}

2.3.2 放射線管理用モニタ

JMTRの放射線モニタについては，参考文献⁸⁾に詳しく報告されているので，ここでは主なものについてその概略を示す。炉室各階のエリアモニタおよび空気モニタリング用のモニタは，全て原子炉制御室内の放射線モニタ盤に集められ，そこで指示，記録および警報が発せられる。また，放射線モニタ警報は，一括して原子炉制御盤に導かれ，そこでも警報が発せられる。炉室外に設置されているスタックモニタ，廃液タンク水モニタおよびタンクヤードアエリアモニタなどは，機械室の炉室外放射線モニタ盤に集められている。ハンドフットクロスモニ

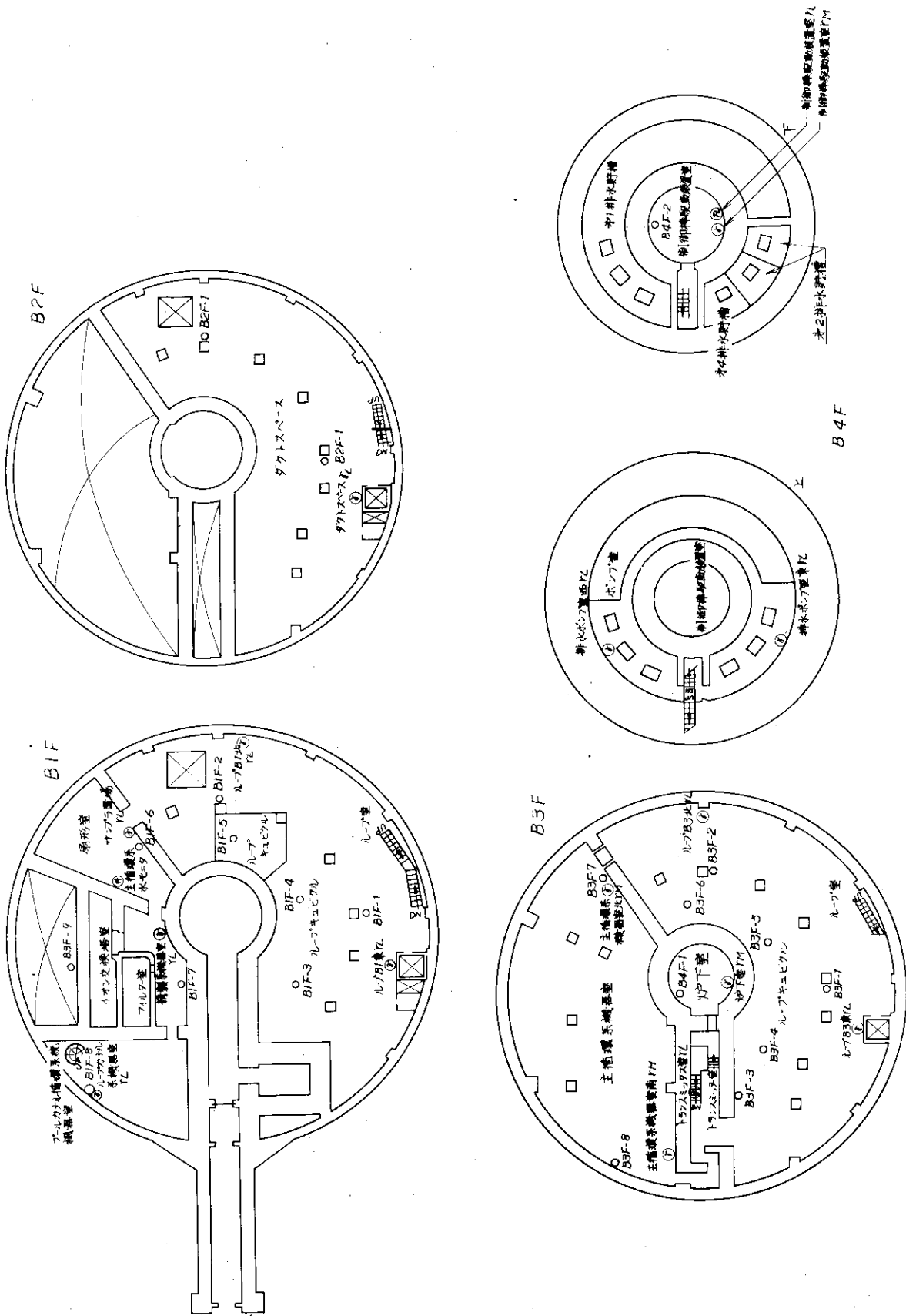


Fig. 2-4-2 JMTRモニタ(炉室地階)

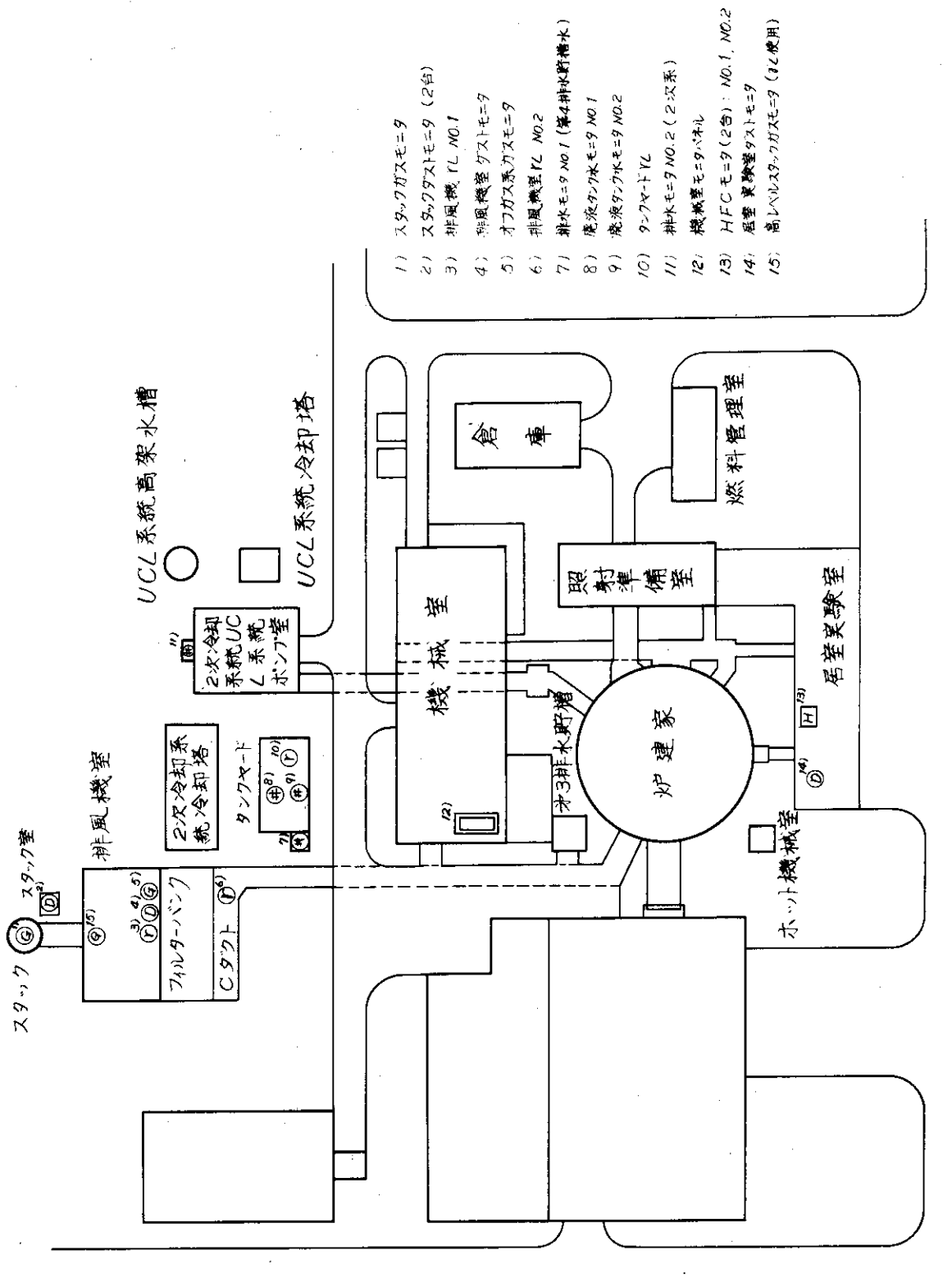


Fig. 2-4-3 JMT-Rモニタ (炉室外)

タを含め、J M T R放射線モニタの設置台数は合計50台である。Fig. 2-4-1からFig. 2-4-3に各放射線モニタの設置位置を示した。またTable 2-1-1, 2-1-2にはモニタの警報設定値や運転中の指示値を含めて一覧表に示した。

(1) エリアモニタ

γ エリアモニタは全て電離箱型で、その測定範囲によって低レベル(γ_L ; 0.01~100 mR/h)、中レベル(γ_M ; 1~10⁴ mR/h)および高レベル(γ_H ; 0.1~10³ R/h)の3種類ある。この内非常時用として炉室1階にある高レベル γ_H エリアモニタは、スタックの排出ガス、ダストモニタおよび燃料管理室臨界モニタとともに、大洗研究所警報網に組込まれ、警備詰所にある主警報盤および安全管理棟中央監視室にある副警報盤に警報が接続されている。中性子線エリアモニタは、漏洩中性子線は、炉の構造上ほとんどないと予想されたので、地下4階の制御棒駆動装置室と、事故時にそなえて、原子炉制御室とCF室(J M T R C)に設置されている。この中性子モニタは、粒子束密度の異常の検出を主目的として、従来の速中性子用検出器から、カドミニウム板をのぞき、1本のBF₃ カウンタをパラフィン(約4.5cm厚)で囲み、熱中性子と速中性子のいずれにも感度を有するようになっている。エネルギー特性は、熱中性子をのぞき、約3MeVまでほぼ平坦である。

(2) 空気モニタリング装置

空気モニタリング設備には、炉室内各作業区域の空気汚染の検出と濃度評価をおこなうローカルガスおよびダストモニタと、施設から放出される放射性ガスおよびダストを監視し放出量を評価する排気系モニタリング装置がある。排気系モニタリング装置には、排気ダクト・ガスモニタとスタックガス・ダストモニタがある。

炉室内のローカル・エア・サンプリングパイプは、Fig. 2-4-1, 2-4-2に示すように炉室内各作業エリアの30ヶ所に、サンプリング端を設け、それぞれを、炉室中2階の継電器室に集め、そこで集塵および測定ができるようになっている。ダストモニタは、集塵測定部と吸引部を分離した構造になっているので、必要に応じ集塵測定部のみを現場へ移動し、作業現場での監視が可能であるとともに、長いサンプリング配管への放射性物質の附着による測定誤差を防止することができ、故障修理にも便利である。検出器は、GM管を用い、捕集材は塵埃濾紙(HE-40)のほか、活性炭濾紙および活性炭カートリッジを4個まで装着可能である。ローカルガスモニタは、NaI(Tl)シンチレータ(1³/₄" ϕ ×2")を用い、構造は従来より東海研究所で用いていたサンブラ型と同一である。

排気系ダクトのエアサンプリングパイプのうち、排気第1系統と第3系統を吸引測定する系統では、通常作業員の立入る区域の炉室内排気を測定し、これにより炉室内一般排気のモニタリングが可能である。また排気第2系統をサンプリングするものは、原子炉およびループなどのオフガスなど高汚染空気をモニタリングする系統で、原子炉および照射施設の異常を検出することができる。各排気系ダクトのエアサンプリングパイプは、合計16ヶ所あり(Fig. 2-3参照)、これらは全て、炉室1階に集められている。サンプリングパイプとモニタとの接続は、ローカルおよびダクトモニタとも全てクイックカップラでおこなう。

スタック(80m)におけるモニタリングは、ダストモニタとガスモニタよりなる。ダストモニタは、前述のものと同一であるが、2個の集塵器をシリーズに接続し集塵する。塵埃濾紙

(HE-40)を装着した集塵器の検出器はGM管(スタックダストモニタNo.1)で、これを通過した空気は、シンチレーション検出器(NaI(Tl) $1\frac{3}{4}$ " ϕ ×2")を用いた次の集塵器(スタックダストモニタNo.2)を経て、スタック煙道へ戻される。この集塵器には、活性炭紙の他に活性炭カートリッジが4個まで装着されるので、No.1またはNo.2モニタのいずれのモニタで検出されるかによって、排出される放射性核種のおおよその推定が可能である。スタックガスモニタは、スタック煙道にガイドパイプを挿入し、シンチレーション検出器(NaI(Tl) $1\frac{3}{4}$ " ϕ ×2")で直接排気のモニタリングをおこなう。

(3) 水モニタ

放射線管理関係の水モニタは大別して、主循環系・精製系に対するモニタと、廃液・排水に関わるモニタがある。

主循環系水モニタ(γ)はサンブラ型で、サンブラと検出器(NaI(Tl) 1" ϕ ×1")を分け、感度を落している。検出器は遮蔽体(鉛10cm厚)でシールドし、スリットを通して ^{16}N を減衰させた後の1次冷却水($\sim 10^{-2}$ $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)を測定する。このような構造は、高放射能の水測定に適合し、周囲の放射線からの影響を少なくするとともに、サンブラ内壁の汚染からの影響をなるべく減少させることができる。このモニタは、 ^{16}N 検出器や1次冷却水中の遅発中性子を検出する主循環系水モニタ(n)および脱気系ガスモニタとともに、原子炉のプロセスモニタとしての役目が強い。主循環系水モニタ(γ)は、放射線モニタ盤に入り、その他は原子炉プロセス盤に組込まれている。

廃液・排水モニタについてはその概略を、2.3.1(2)に示した。⁹⁾

3 特性試験中の放射線管理

JMTR 特性試験中(1969.12~1970.1)の放射線管理は、次の3つの目的をもって実施された。

- 1) 特性試験が放射線管理上安全に実施されるように管理する。
- 2) 原子炉設置に関する書類¹⁾、設計および工事の方法²⁾などに記されているJMTRの放射線管理上の設計基準、管理基準などが満足されていることを確認する。
- 3) 今後のJMTRの運転のために必要な放射線管理上のデータを集積する。

その実施要領は「JMTR出力上昇試験中の放射線管理要領」および「材料試験炉特性試験要領」²⁾に示されており、その実施結果については、すでに「JMTR特性試験報告書」(分冊6)(JMTR資料-139,1970.4)⁴⁾で報告している。特性試験実施後すでに4年を経過しており、前述のようにOWL-1,2その他多くの施設の追加等により、放射線場の状況が変化しているところもあるが、特性試験時以後詳細なデータをとっていないものもあり、今でもそのまま使用できるか、また参考になるものも多い。

ここでは、特性試験時のデータによりJMTR初期の放射線場の概況を全体的に再確認するとともに、現在でも参考になると思われるデータを中心に、前述の「JMTR特性試験報告書」の主要事項を抜萃し、また一部追加したものを示す。ここにとりあげなかったデータで、巻末に示す文献等に記載されているものも多いので参照されたい。

なお、特性試験における放射線管理は、上に示した目的に対して十分成果をあげることができた。小さな問題も含めて放射線安全上の問題点もいくつか発見されたが、それらはその後すべて改善されている。

3.1 空間線量率

特性試験中各出力ステップにおいて炉室内の γ 線量率分布の測定をおこなった。その結果を以下に示す。

3.1.1 測定器

測定器は下記のものを使用した。

γ 線用：Cutie Pie型サーベイ・メータ，GMサーベイ・メータ， γ エリア・モニタ(富士通製)

中性子線用：BF₃サーベイ・メータ(日立製)，中性子エリア・モニタ(富士通製)。

主循環系機器室は、炉出力が低く、入室可能な時は、サーベイ・メータを用いて測定し、炉出力が上昇して線量率が高くなってからは、常設の γ エリア・モニタ、特設の可搬型 γ エリア・モニタを用いて連続測定をおこなった。主循環系機器室以外の場所では、常設のエリア・モニタおよびサーベイ・メータにより測定をおこなった。

3.1.2 炉室内空間線量率

- (1) JMTR運転中の炉室全般の線量率分布

Table 3-1に「原子炉の設置に関する書類」¹⁾に示されている設計目標値(許容値はこの

10倍)および「JMTR最終計算書」等^{2), 23)}に示されている遮蔽計算値を示すとともに, その場所の炉出力10, 30, 50MWにおける線量率の実測値を示した。中性子線は, 主循環系機器室以外では検出されなかった。なお, Table 3-1の測定値は, あらかじめ定められた定点を測定したもので, この限りにおいては設計目標値を越えたところはなかった。しかし, 次に述べている詳細測定においては2ヶ所これを越えるところがあった。

(2) プール・カナル循環系機器室等の線量率分布

Fig.3-1にプール・カナル循環系機器室から, 扇形室に至るまでの, 炉出力50MW運転中の詳細な線量率分布の測定結果を示した。

プール・カナル循環系機器室の線量率は, レジン塔(レジン塔表面線量率120mR/h)を中心にして分布している。これは炉プール・カナル水の水位調整に, 主循環系1次冷却水のドレン水を含んだ水を使用していたため, 1次冷却水中の放射化された不純物がレジン塔に蓄積されたためである。

扇形室の線量分布は, 主循環系水モニタ, 脱気系のガスモニタ用配管中の1次冷却水, オフガス排気ダクトなどからのγ線の影響によるものである。

精製系機器室の線量率は, 1次冷却水サンプリング装置用配管中の1次冷却水のγ線の影響であり, 精製系フィルタ室前は, 1次冷却水のフラッシング用導管中の1次冷却水からのγ線の影響によるものである。

前述のように, 上記各室は設計目標値を越えたが, 許容値(設計値の10倍)を越えたのは, プール・カナル循環系機器室のレジン塔表面付近のみであった。

しかし, これはその後, 炉プール・カナル水の水位調整に1次冷却水のドレンを含む水を使用することをやめたので, 問題は解消した。

(3) 主循環系機器室の空間線量率

① 炉出力と空間線量率

Fig. 3-2に地下3階(B3F)の炉下室と, 主循環系機器室の測定点と主要機器の配置図および炉出力と線量率の関係を示した。エリア・モニタ(常設および可搬型)で測定したもので, 各点の線量率は原子炉出力にほぼ比例している。

主循環系機器室は, 炉室内で最も線量率の高い室で, 通常運転中は立入禁止にしてある。しかし, 低出力においては立入りが可能で, Fig.3-3に炉出力500KW運転中の線量率のサーベイ・メータによる測定結果を示した。

炉出力50MW運転中, 1次冷却水出口は15.3R/hで, 設計計算値の19R/hとほぼ一致しているが, 主循環系機器室入口付近のモニタの位置では700mR/hで設計計算値8.9R/hのほぼ1/10であった。

主循環系ポンプは4台のうち, 常時3台で運転されており, どのポンプが運転されているかによって, 線量率分布は多少異なる。

② 1次冷却水量と空間線量率

また炉出力5MW, 10MW運転中, 主循環系1次冷却水流量を5,750m³/hから4,600m³/hまで, 段階的に減少させたが, 主循環系機器室の各測定点(Fig.3-2参照)の線量率は流量に対してほぼ指数関数的に減少した。その測定例をFig.3-4に示す。

③ 炉停止後の空間線量率

主循環系機器室の線量率は、炉停止後急激に減衰し、炉出力50 MW運転では主循環系原子炉出口管付近の線量率は、約10秒程度で1桁減少した。その様子をFig.3-5に示す。また30分後に床面より1m位置の通路付近では約1/100になり、その後は1次冷却水中の不純物による誘導放射能の減衰にしたがって、徐々に低下した。Fig.3-6, 3-7, 3-8に主循環系機器室のスクラムによる炉停止後30分、6時間、30時間の空間線量率分布を示した。炉停止後6時間～30時間で床面より1m位置では、3～0.5 mR/hの線量率であった。

3.1.3 プール・カナル水濃度と空間線量率

プール・カナル水の水位調整のため、主循環系1次冷却水のドレン水 (^{24}Na ($T_{1/2}=15.0\text{h}$) が支配的) を含んだ第1排水系貯槽の水を補給するため、カナル周辺の線量率の上昇が見られた。

Fig.3-9にカナルNo.2の水の濃度と水面上の線量率との関係を示した。カナル水濃度と線量率との関係は、ほぼ比例している。またカナルNo.1の水の濃度と線量率についても同様な関係が見られた。

また、カナルNo.2水面上の線量率は、カナル室 γ_{L} エリア・モニタの指示値の約1桁上廻った値であった。

その後、第2サイクル(特性試験その2)²⁴⁾において、カナル水濃度が一定の時、水面からの距離と線量率の関係を測定した。その結果をFig.3-10に示した。

3.2 空気汚染

3.2.1 室内空気汚染

炉室内空気汚染の測定は、炉室各所に設置されているローカル・エア・サンプリングパイプ (Fig.2-4参照) を用いて、HE-40ろ紙により各炉出力毎におこなったが、いずれの出力時においても換気系統が運転されているかぎり、汚染は検出されなかった。しかし、500KW出力運転中、排気系ファンの故障のため、一時的に、炉室給排気が停止し(12月12日16:50～17:10)、地下3階ループキュビクル設置予定位置に放射性ガス(推定核種 ^{41}A)が漏洩した。この漏洩は、地下3階に設置されている γ 線エリア・モニタ: ループB3東 γ_{L} およびループB3北 γ_{L} (Fig.2-4-2参照) により検出されたものである。当モニタの指示値をFig.3-11に示す。また、ガスモニタによりB3F-2 (Fig.2-4-2参照) の地点をモニタリングした結果、その濃度は $5.2 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であった。

なお、ガス漏洩の原因は、地下3階ループキュビクル用の未完成排気ダクト(排気第2系統に属す)が開放状態にあり、排風機の停止とともに、排気第2系統の空気が炉室内へ逆流したことによる。この点については、その後排気系統を改良することにより、換気系統の通常系統がトリップしても炉室内に空気汚染が逆流することはなくなった。

この他、排風機室の排気第2系統の排風機の後ダクトの接続部からの空気漏れのため、 ^{41}A が排風機室内に漏出し軽微な空気汚染を生じた。空間線量率は最高0.1 mR/hであった。漏洩箇所はその後改修された。

3.2.2 排出空気汚染

排出空気汚染の測定は、ダクト・エア・サンプリングパイプ (Fig. 2-3 参照) を用いて炉室内の各排気ダクトとスタック内の空気についておこなった。ダストモニタには HE-40ろ紙および活性炭カートリッジ (60mm ϕ ×20mm) を装着し、希ガスについては、ダストモニタの後方にガスモニタを連結して測定をおこなった。ダストモニタで汚染が検出された場合は、捕集材を回収し、波高分析器 (検出器は 3" ϕ ×3" NaI (Tl) シンチ) により核種分析および濃度測定をおこなった。

この他、脱気系排気ダクトより直接脱気系の空気を簡易集塵器 (HE-40ろ紙, CP-20 活性炭ろ紙および活性炭カートリッジ 2ヶを装着) により、流量率 50 ℓ /min で 60~90 分間集塵するとともにガス捕集チェンバによりサンプリングした。

また、サンプリングパイプ D-17 (炉室地下 1, 2, 3 階排気ダクト) は、ダスト, D-24 (排気第 2 系統ダクト) はガスおよびダストについて連続測定をおこなった。

スタック内の空気汚染の測定は、スタックダストモニタ No. 1, No. 2 およびスタックガスモニタにより連続測定をおこなった。ダストモニタの場合、エア・サンプリングパイプは、スタックへ連結されている排気ダクト中央に設置した SD-3 のパイプを使用した。スタックダストモニタ No. 1 の装着捕集材は、HE-40ろ紙および活性炭カートリッジ (途中から HE-40ろ紙のみに変更) で、検出器は GM 管である。No. 2 には、活性炭カートリッジ 4ヶを装着し、検出器は、シンチレーション検出器を用いている。また、スタックダストモニタ No. 1, No. 2 はシリーズに連結し、No. 2 は No. 1 を透過した空気モニタリングをおこなった。

以上の測定結果、汚染が検出されたところは、脱気系排気ダクト、1階プール廻り排気ダクト (計測孔排気, D-25)、精製系機器室フード排気ダクト (D-21)、排気第 2 系統ダクト (D-24) およびスタック内であり、その他の箇所では汚染は検出されなかった。以下、汚染が検出された主要箇所について、その測定結果を述べる。なお、各試料の γ 線スペクトルの測定結果は JAERI-memo 5157¹⁰⁾ に示されているので、ここでは省略する。

(1) 脱気系排気ダクト内の空気汚染

脱気系排気ダクト内の空気汚染の測定は、炉出力 50MW において、数回おこなった。これらの測定結果の一例を Table 3-2 に示す。これから見てわかるとおり、²¹⁰A ガスの濃度は、他の核種の濃度に比べ、特に高い。また、FP ガスの存在が認められるが、これらは、燃料棒表面の微量の燃料汚染による FP であるものと考えられる。

(2) 1階プール廻り排気 (計測孔排気) ダクト内の空気汚染

1階プール廻り排気 (計測孔排気) ダクト内の空気汚染の測定結果を Table 3-3 に示す。脱気系排気ダクト内の空気汚染の場合と同様、²¹⁰A ガスの濃度は、他の核種の濃度に比べ、特に高いことがわかる。また、ここではかなり多くの放射性核種が検出されているが、これらの核種の推定は、波高分析器による γ 線スペクトルの測定と半減期測定のみによって推定したものである。

(3) 排気第 2 系統ダクト内の空気汚染

前に述べたとおり、各排気ダクトの空気汚染の測定の結果、汚染が検出されたところは、脱気系排気、1階プール廻り排気 (計測孔排気) および精製系機器室フード排気であるが、これらの排気は、いずれも、排気第 2 系統の排気とともに第 2 排気系ダクトで一括され、炉室外に

排気される。したがって、脱気系排気、1階プール廻り排気（計測孔排気）および精製系機器室フード排気で検出された汚染核種は、排気第2系統ダクト内でも存在することになるが、排気量の関係で、これらの濃度は排気第2系統ダクト内ではかなり希釈され、通常の場合、検出される核種は ^{41}A のみであった。なお、脱気系排気および1階プール廻り排気（計測孔排気）の排気第2系統ダクト内での排风量から計算した希釈率は、それぞれ、約 3×10^{-3} 、約 1.5×10^{-3} である。この希釈率と(1)および(2)項で述べた測定結果から考えて、 ^{41}A ガス放出の源は、主に脱気系排気であることがわかる。

通常の場合、放出ガスは ^{41}A ガスのみであったが、この他、炉出力を上昇させる段階で、短時間、 ^{18}N ガスが放出された。 ^{18}N ガスはダストモニタの活性炭カートリッジによく捕集され、その結果ダストモニタの指示値が上昇した。その一例をFig.3-12に示す。当出力上昇試験中、この現象は2回程見られ、いずれも5、10MW出力時にモニタ指示値が上昇した。その濃度はTable3-4に示すとおりであった。

(4) スタックにおける空気汚染

前述のとおり、当出力上昇試験中では、排気ダクト内の空気汚染は排気第2系統のみであり、したがって、スタックにおける空気汚染は、排気第2系統ダクト内の空気汚染の場合とほぼ同じ傾向を示した。

通常の場合、検出される核種は、排気第2系統の場合と同様 ^{41}A ガスのみで、その排出濃度はFig.3-13に示すように炉出力に比例している。またスタックにおける濃度は排気第2系統ダクト内の濃度の約 $1/7.5$ であり、排风量から計算した希釈率と一致する。

測定値にばらつきがあるのは、特性試験中の公称出力を炉出力としたために、熱出力との差があったこと、排风量に変動があること、運転時間が長くなると脱気系からの ^{41}A の放出量が減少する傾向にあることなどが主な理由として上げられる。

また、 ^{18}N ガスが、排気第2系統ダクトで検出された同一時刻でスタックダストモニタNo.1においても ^{18}N が検出された。その濃度をTable3-4に示す。

スタックにおける濃度は、排気第2系統ダクト内の濃度に希釈率を掛けたものより薄いことから、 ^{18}N ガスは、多少排気フィルタに捕集されているものと考えられる。

3.2.3 ダストモニタ・ガスモニタの特性

JMTRに設置されている放射線モニタの大部分については、特性試験前にあらかじめ実験し、その特性や校正定数を求めていたが、ダストモニタやガスモニタについては、気体状の線源が得られないため、点線源による実験および計算により校正定数を求めるなどにしてきた。特性試験中JMTRから実際に排出された気体廃棄物により実験した結果を以下に述べる。

(1) ダストモニタ装着捕集材の捕集効率

ダストモニタには前述のように、HE-40ろ紙、CP-20活性炭ろ紙および活性炭カートリッジ4段が装着できるようになっている。これらの捕集効率をTable3-5に示す。ここで ^{138}Xe についてはサンプリングチャンバにより濃度を求め、これをもとに、各捕集材の捕集効率を求めたが、他の核種については、捕集された全量を100として各捕集材の捕集効率を計算した。各核種の定量についてはGMスケータおよびPHAを用いた。

(2) ダストモニタの放射性ガスに対する感度

ダストモニタは、捕集材に捕集されないガスに対しても感度を有している。これは捕集材に捕集された核種をモニタする上に邪魔になる場合もあるが、一方ではガスモニタの役割をはたしてくれる点で有用でもある。2, 3の核種に対して、そのガスモニタとしての感度を調べたものをTable 3-6に示す。

(3) スタックガスモニタの感度

スタックガスモニタの ^{41}A に対する感度を測定し、校正定数を求めたものをTable 3-7に示す。濃度の測定はサンプリングチャンバによりおこなった。

(4) スタック連絡ダクト内の ^{41}A 濃度分布

JMTR炉室内の排気は前述のように第1系統から第3系統まであり、それぞれ排気フィルタ通過後合流して、スタック連絡ダクト(1.4m ϕ)を通じて排風機室からスタックへ導かれている。合流点からスタックまでの距離は約13mで、スタックの空気サンプリング点やガスモニタの位置で十分攪拌されているかどうか懸念された。そこで、スタック根本付近の連絡ダクト内に、Fig.3-14に示すような9コのサンプリングパイプを設け、それぞれからサンプリングした空気 ^{41}A 濃度を比較した結果をTable 3-8に示す。これによると十分均等に混合されており、サンプリング上問題がないことがわかった。

3.3 水の管理

3.3.1 炉出力と主循環系1次冷却水濃度の関係

Fig.3-15に、炉出力を50MWに上昇したときの、炉出力と1次冷却水濃度(主循環系水モニタにより測定)および1次冷却水中の支配的核種の1つである ^{24}Na の濃度(主循環系水モニタのサンブラ部より採取して測定)の関係を示した。なお、原子炉稼動中の炉心および原子炉出口管付近にある1次冷却水は、 ^{16}N ($T_{1/2}=2.3$ 秒)が支配的であると思われるが、主循環系水モニタのサンブラ部では、1次冷却水が、サンプリング配管を通過してサンブラ部まで到達するのに約10秒経過すると見込まれているので、 ^{16}N はこの間の減衰により主循環系水モニタの測定値を与える影響は無視できる。

炉出力と、1次冷却水濃度はグラフから明らかのようにほぼ比例しており、50MW運転中の1次冷却水の濃度は $6 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 、 ^{24}Na は $1.7 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ に達している(この値はいずれも50MW到達135.5時間後におこなった測定値である。)

3.3.2 1次冷却水中の核種とその濃度

1次冷却水を主循環系水モニタのサンブラ部から、炉出力5, 10, 30, 50MW運転時ごとに採取して、冷却水の γ 線スペクトルを測定した。測定器はPHA(400ch, 3" ϕ \times 3" NaI(Tl)シンチレータ, H社製)を使用した。測定の結果、各出力での1次冷却水の γ 線スペクトルはほぼ同じ分布を示した。

また、1次冷却水を10, 20, 30, 40, 50MW運転時に、主循環系水モニタのサンブラ部よりポリエチレン製容器(約100 cm^3)に採取し、容器に入れた状態で放射能の減衰を測定した。測定器はリニア・レートメータ, GM計数管(富士通製), 計録計(東亜電波製)を使用した。測定の結果、各出力ともほぼ同じ傾向の減衰曲線を示した。Fig.3-16に50MW運転時の1次冷却水放射能減衰曲線を示した。これらの結果から、サンプリング時点における各

核種の濃度を求めると、Table 3-9のようになる。

この他、1次冷却水中には炉運転中 ^{16}N が存在し、原子炉出口管付近では、その濃度は主循環水モニタで測定した濃度より1桁以上高い値であることが、炉をスクラムで停止したときの主循環系機器室の線量率の減衰の割合から推定される。

3.4 炉停止作業中の放射線管理

3.4.1 炉プール水、フラッシング時の放射線管理

(1) フラッシング時の線量率

炉出力50MW 192時間連続運転のうち約8時間後に炉プール水のフラッシングがおこなわれた。Fig.3-17に精製系機器室のフラッシング用逆U字パイプ付近(Fig.3-1参照)の線量率分布の測定結果と、第1排水貯槽表面の線量率の測定結果を示す。

また第1排水系貯槽室ピット西側の第1排水系貯槽表面の線量率はフラッシング水の貯留にしたがって増加し、測定結果の最大値は4.5mR/hであった。さらに炉停止1.2時間後に第1排水系貯槽表面を全体的にサーベイメータにより測定した。その結果、線量率は4.5~9.5 mR/hで、この時点で第1排水系貯槽室からの吹抜け孔上面(B3F)の線量率は、0.065 mR/h(バックグラウンド0.03mR/hを含む)であった。なお、この時の貯槽水濃度の測定結果は、 $1.7 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であった。

(2) 排水ポンプ室排気ダクト内の空気汚染

炉プール水フラッシング時、排水ポンプ室内の空気汚染の測定のため、エア・サンプリングパイプD-16(Fig.2-3参照)にダクト・ダストおよびガスモニタを連結しモニタリングをおこなった。その結果、モニタ指示値はFig.3-18に示すとおりとなり、汚染が検出された。その汚染核種および濃度をTable 3-10に示す。しかしスタックにおいては汚染が検出されなかった。

Table 3-1 J M T R 炉出力上昇試験中の放射線量率と設計目標値との関係 (炉運転中)

階	炉室内場所	「原子炉設置に関する書類」による設計目標値	JMTR最終計算値	10MW時の線量率	30MW時の線量率	50MW時の線量率	備考
2 F	炉制御室 (含キャットウォーク)	mrem/h <0.2		mR/h 0.03	mR/h 0.04	mR/h 0.07	
1	ループ制御室	<0.2		0.03	0.03	0.03	
	チャンネル上面	<1	0.05	0.04	0.15	0.3	
	熱交換器上部	<0.2	0.2	0.03	0.03	0.04	
	陽イオン交換塔	<0.2	0.1	0.03	0.03	0.03	
	陰イオン "	<0.2	0.06	0.03	0.03	0.03	
	F 入口フィルター上部	<0.2	0.05	0.03	0.03	0.03	
	炉プール (n 検出器案内管上部)	<1	5.0	0.04	0.04	0.09	
	炉プール上面	<1	0.01	0.04	0.05	0.09	
B 1	ループキュビクル室	<1		0.03	0.03	0.03	*精製系レジンの影響による。
	プールチャンネル循環系機器室 (主循環系室より排気ダクト貫通)	<1	0.4	0.05	0.05	0.3*	
	精製系フィルタ室壁面付近	<1	2.0	0.03	0.06	0.06	
	陽イオン交換塔室壁面付近	<1	9.0	0.1	0.15	0.28	
	F 主循環系水モニタ付近	<1	0.6	0.2	0.3	0.6	
	扇形室	<1	0.7	0.15	0.2	0.3	
B 2 F	ダクトスペース { 一般エリア 炉壁より1m	<1		0.03	0.03	0.08	
		<1	5.0	0.03	0.05	0.1	
B 3 F	ループキュビクル室 (ループ停止中)	<1	1.3	0.03	0.03	0.05	*モニタの位置 Nf, Nt の値 5MW nf: 17n/cm ² sec nt: 6 " 10MW nf: 25n/cm ² sec nt: 8 "
	トランスミッタ室	<1	0.8	0.03	0.03	0.2	
	トランミッタ室 (主循環系炉心側)	<1	2.2	0.04	0.05	0.2	
	主循環系機器室入口	特に限定せず	8,900	270*	400*	700*	
	" 1次冷却水出口	"	19,000	3,600	9,400	15,300	
	" 熱交換器付近	"	21,000	400	1,430	2,250	
B 4 F	第1排水貯槽	特に限定せず	1500	0.1	0.5	4.5*	*炉停止8時間後 (フラッシング水) Nf, Nt は検出されず
	制御棒駆動装置室 (床より1m)	"	15	0.15	0.2	0.6	
	" 天井	"	20	2.0	8.0	8.0	

備考 1. 炉出力10, 30, 50MW時の測定値はバックグラウンド0.03mR/hを含む値である。
 2. 設計目標値欄のうち<1の値の所は特別な場合でも<5mrem/hであること。
 3. 許容値は設計目標値の10倍である。

Table 3-2 脱気系排気ダクト内の空気汚染 (50MW出力時)

核種	半減期	濃度	備考
^{41}A	110 m	$8.9 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ¹⁾	1月24日 9:46の測定
^{18}N	10 m	2.1×10^{-8} "	1月22日 9:42~10:42の測定
^{138}Cs	32 m	1.3×10^{-7} "	" "
^{138}Xe	5.3d	5.7×10^{-6} "	1月24日 9:46の測定
^{138}Xe	17 m	} $10^{-7} \sim 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	$^{138}\text{Cs}, ^{138}\text{Xe}$ が検出されているので、同じFPとして、これらの核種の存在が予想される。濃度は ^{138}Xe の濃度より推定したおおよその値である。
$^{135\text{m}}\text{Xe}$	15.6m		
^{137}Xe	3.9m		
^{88}Kr	2.8h		
^{87}Kr	78 m		
$^{85\text{m}}\text{Kr}$	44 h		
^{88}Kr	32 m		

Table 3-3 1階ブール廻り排気(計測孔排気)ダクト内の空気汚染

核種	半減期 ³⁾	50 KW		5MW		10MW		30MW		50MW	
		測定日	測定時間	測定日	測定時間	測定日	測定時間	測定日	測定時間	測定日	測定時間
Gross	~10 m	-	μCi/cm ³	-	μCi/cm ³	10×10 ⁻⁸	μCi/cm ³	66×10 ⁻⁶	μCi/cm ³	1.0×10 ⁻⁷	μCi/cm ³
⁴¹ A	110 m	1969.12.12	"	1969.12.15	"	1969.12.18	"	1969.12.23	"	1970.1.12	"
³⁷ S	5.0 m	9:40~10:45	24×10 ⁻⁵	10:00~11:00	"	9:55~11:00	"	10:50~11:38	"	16:20~17:00	"
¹³ N	10 m	-	"	"	"	"	"	"	"	"	"
²⁷ Mg	95 m	-	"	"	"	"	"	"	"	"	"
³⁸ Cl	375 m	-	"	"	"	"	"	"	"	"	"
²⁴ Na	15 h	-	"	"	"	"	"	"	"	"	"
¹⁹⁷ Hg	65 h	-	"	"	"	"	"	"	"	"	"

注1) 一印は、検出されなかったことを意味する。

2) ()内の値は推定値である。

3) HE-40 汚紙のみをGM管検出器でクロスカウンタすることにより求めた値である。

Table 3-4 排気第2系統ダクトおよびスタックにおける¹³⁵Nガス放出時の濃度

放出日	放出時間	濃度 (μCi/cm ³)	
		排気第2系統	スタック
1967年12月19日 (20MW出力上昇中)	約2.5 hr	約7.7×10 ⁻⁷	約2.7×10 ⁻⁸
1970年1月9日 (30MW出力上昇中)	約4.0 hr	約1.9×10 ⁻⁶	約2.7×10 ⁻⁸

Table 3-5 ダストモニタ装着捕集材の捕集効率

核種	採取空気	吸引時間 および流 量率	HE-40 濾紙	活性炭 紙 CP-20	活性炭カ ートリッ チ ①	活性炭カ ートリッ チ ②	炉出力	採取年月日
²⁴ Na	計測孔排気	10分 100ℓ/min	100%	×	-	×	10MW	1969.12.18
			100	-	-	×	30	1969.12.23
			100	×	-	×	50	1970. 1.12
			100	×	-	×	50	1970. 1.19
²⁷ Mg	計測孔排気	10分 100ℓ/min	100	×	-	×	10	1969.12.18
			100	-	-	×	30	1969.12.23
			100	×	-	×	50	1970. 1.12
			100	×	-	×	50	1970. 1.19
³⁷ S	計測孔排気	10分 100ℓ/min	100	×	-	×	10	1969.12.18
			100	-	-	×	30	1969.12.23
			100	×	-	×	50	1970. 1.12
			100	×	-	×	50	1970. 1.19
⁸⁶ Rb	排水ポンプ 室排気	60分 100ℓ/min	100	×	-	×	停止	1970. 1.26
⁸⁸ Cl	計測孔排気	10分 100ℓ/min	46	×	5.4	×	10	1969.12.18
			37	46	17	×	30	1969.12.23
			32	×	68	×	50	1970. 1.12
			21	×	79	×	50	1970. 1.19
¹³³ Cs	脱気系排気	60分 50ℓ/min	11	-	12	77	50	1970. 1.22
¹³⁵ N	計測孔排気	10分 100ℓ/min	-	×	100	×	10	1969.12.18
			-	85	15	×	30	1969.12.23
			-	×	100	×	50	1970. 1.12
			-	×	100	×	50	1970. 1.19
	脱気系排気	60分 50ℓ/min	-	100	-	-	50	1970. 1.22
	精製系機器室 フード排気	10分 100ℓ/min	-	×	100	×	50	1970. 1.12
炉室内排気第 2系統排気	140分 100ℓ/min	-	×	100	×	30MW 上昇	1970. 1. 9	
²⁰ Al	計測孔排気	10分 100ℓ/min	-	×	100	×	50	1970. 1.19
¹³⁵ Xe	脱気系排気	60分 50ℓ/min	-	-	約0.6*	約0.3*	50	1970. 1.24
¹⁹⁷ Hg	計測孔排気	10分 100ℓ/min	-	×	100	×	10	1970.12.18
			-	-	100	×	30	1969.12.23
			-	×	100	×	50	1970. 1.12
			-	×	100	×	50	1970. 1.19

注1) ×印は、当捕集材を使用しなかったことを示す。

2) -印は、検出感度以下であったことを示す。

* はサンプリングチャンパーによる濃度測定結果から求めた効率である。
その他はすべて捕集された全量を100とした相対的な捕集効率である。

Table 3-6 ダストモニタの放射性ガスに対する感度

核種	検出器	感度 (cps/ $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	校正常数 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3/\text{cps}$)	備考
^{41}A	GM管	1.4×10^5	7.2×10^{-6}	
	$13/4 \phi \times 2'' \text{NaI(Tl)}$	4.0×10^6	2.5×10^{-7}	
^{13}N	GM管	1.3×10^7	7.7×10^{-8}	ただし、飽和値に対する値である。
^{88}Rb	GM管	4.5×10^9	2.2×10^{-10}	"
計測孔排気 (^{41}A は除く)	GM管	1.4×10^9	7×10^{-10}	"

Table 3-7 スタックガスモニタの感度校正 (^{41}A ガスによる)

測定年月日	炉出力	濃度	ガスモニタ 正味計数率	校正常数
1970.1.11	45 MW	$3.7 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	740 cps	$5.0 \times 10^{-9} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3/\text{cps}$
1970.1.13	50	4.6×10^{-6}	900	5.1×10^{-9}
1970.1.19	50	4.5×10^{-6}	950	4.7×10^{-9}
1970.1.20	50	5.0×10^{-6}	950	5.3×10^{-9}
1970.1.20	50	4.8×10^{-6}	950	5.1×10^{-9}
1970.1.20	50	4.7×10^{-6}	950	5.0×10^{-9}
1970.1.20	50	4.5×10^{-6}	950	4.7×10^{-9}
			平均	5.0×10^{-9}

Table 3-8 スタック連絡ダクト内の ^{41}A 濃度分布

サンプリングパイプNo.	濃度	SD-3の濃度 との比	備考
SD-1	$4.4 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	1.00	吸引流量率 20 ℓ/min
SD-2	4.4×10^{-6}	1.00	" 21
SD-3	4.4×10^{-6}	1.00	" 21
SD-4	3.7×10^{-6}	0.84	" 15~20
SD-5	4.4×10^{-6}	1.00	" 21
SD-6	4.4×10^{-6}	1.00	" 17~20
SD-7	4.4×10^{-6}	1.00	" 21
SD-8	4.4×10^{-6}	1.00	" 21
SD-9	3.9×10^{-6}	0.89	" 15~17
RS	4.4×10^{-6}	1.00	" 21~22

Table 3-9 1次冷却水放射能減衰曲線より推定した核種ごとの濃度

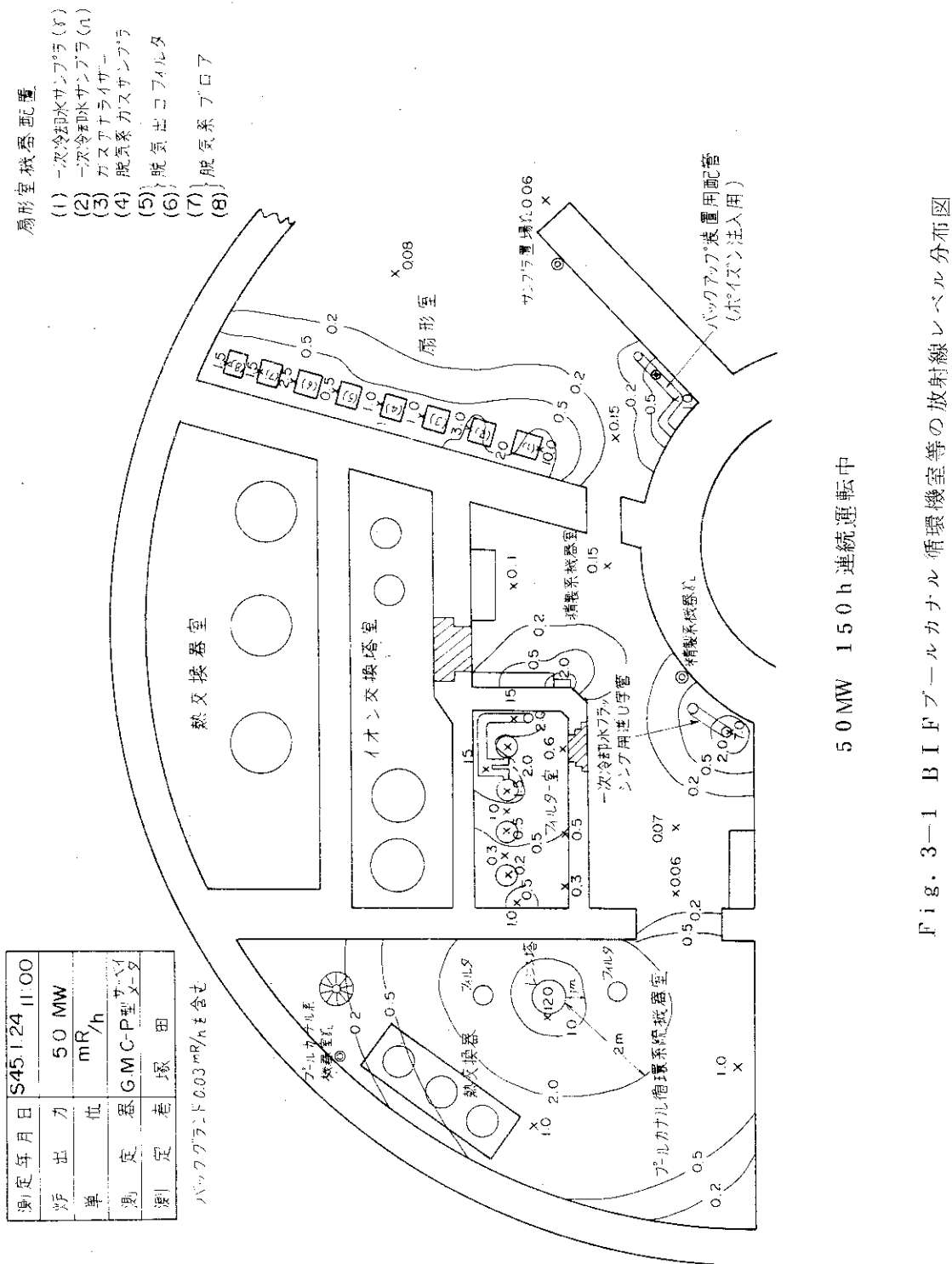
核種	濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)
^{24}Na	1.6×10^{-2}
^{18}F	4.8×10^{-3}
^{41}A	
^{56}Mn	
^{18}N	2.1×10^{-2}
^{27}Mg	
^{28}Al	1.9×10^{-2}
合計	$\sim 5 \times 10^{-2}$

Table 3-10 炉プール水フラッシング時の排水ポンプ空排気ダクト内の空気汚染

核種	半減期	濃度	備考
^{41}A	110 m	$3.2 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	瞬間最大濃度
^{88}Rb	17.8 m	1.3×10^{-8} "	フラッシング初期の60分間平均濃度
^{138}Xe	5.3 d	$\sim 5 \times 10^{-7}$ "	"
$^{135\text{m}}\text{Xe}$	15.6 m	$10^{-8} \sim 10^{-6}$ "	$^{88}\text{Rb}, ^{138}\text{Xe}$ が、検出されているので、同じFPとして、これらの核種の存在が予想される。濃度は ^{138}Xe の濃度より推定したおおよその値である。
^{88}Kr	2.8 h		
^{87}Kr	78 m		
$^{85\text{m}}\text{Kr}$	4.4 h		

注1) 採取日時：1970年1月26日12時15分～

2) 吸引時間：60分



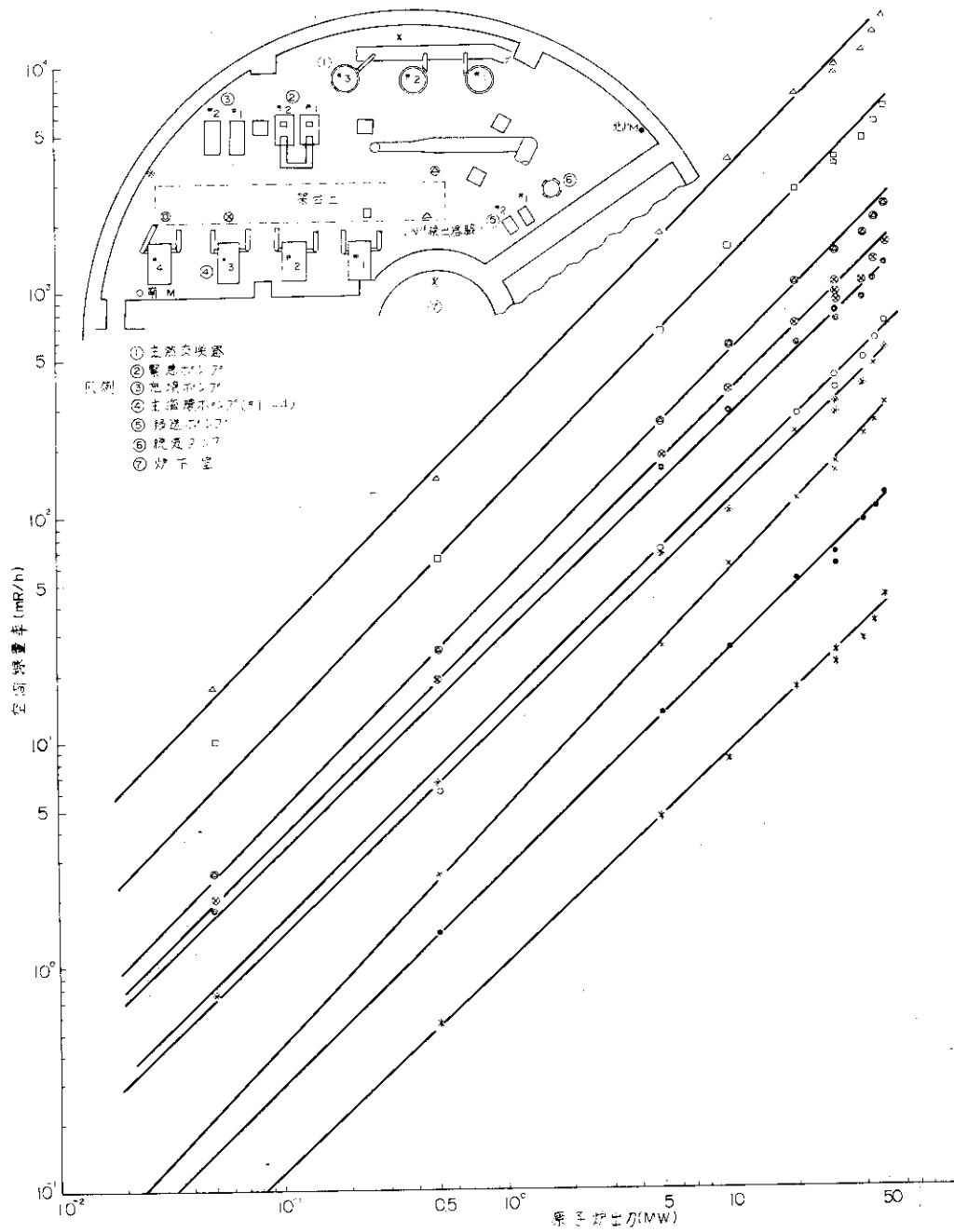


Fig. 3-2 JMT-R主循環系機器室および炉下室に於ける原子炉出力対 γ 線量率の関係

測定日	44 12 12	13:25~
原子炉出力	500 KW	
単位	mR/h	
測定装置	C-P型サベイク-タ	
測定場所	岡 塚田	

バックグラウンド 0.03 mR/h 含ま

ポンプ運転状況

- ① 主熱交換器 No.1.2.3
- ② 緊急ポンプ No.2
- ③ 充填ポンプ
- ④ 主循環ポンプ No.1.2.4
(流量率 5.750 m³/h)
- ⑥ 脱気タンク ON
- ⑦ 移送ポンプ No.2

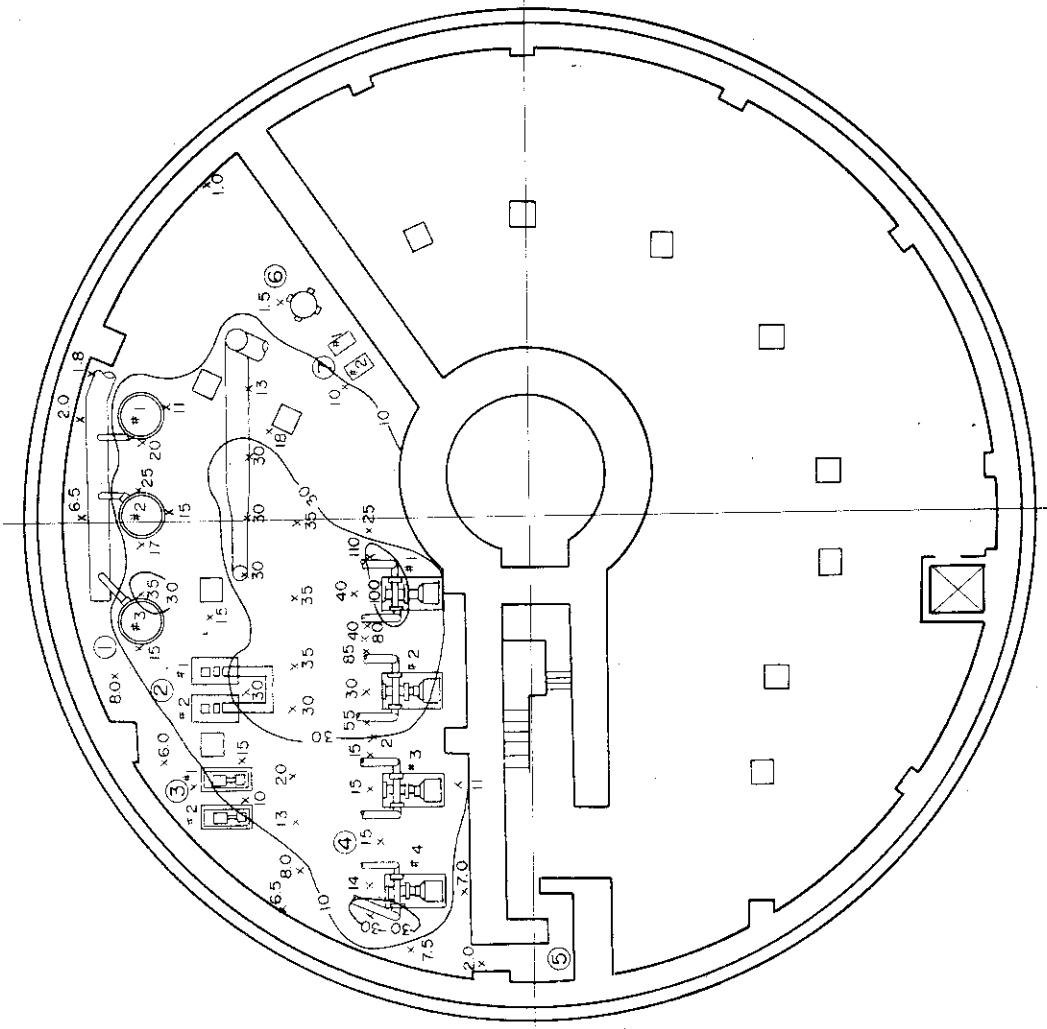


Fig. 3-3 JMT-Rポンプ室放射線量率分布図

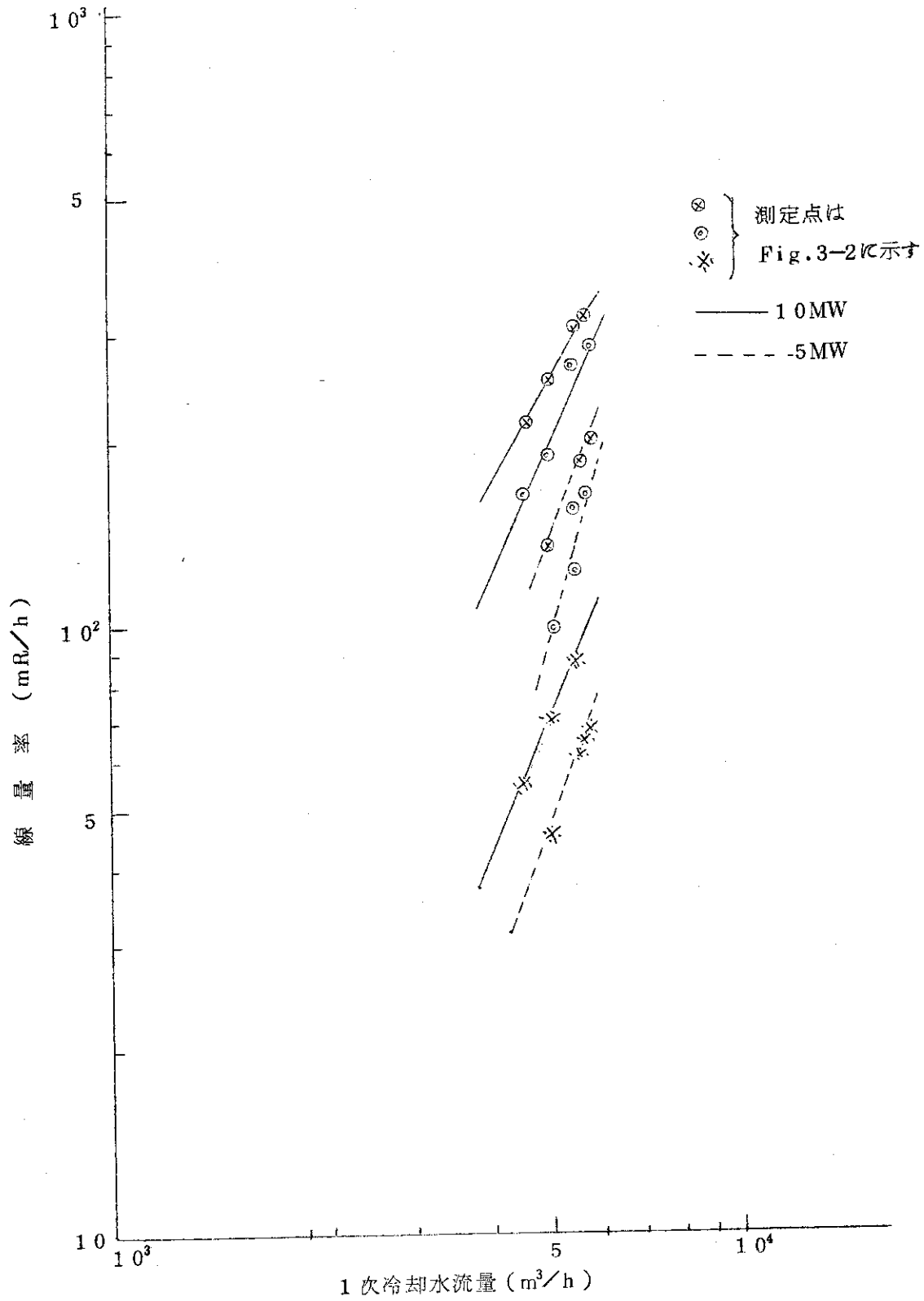


Fig. 3-4 JMTR主循環系機器室における1次冷却水流量と空間線量率との関係 (炉出力 5MW, 10MW)

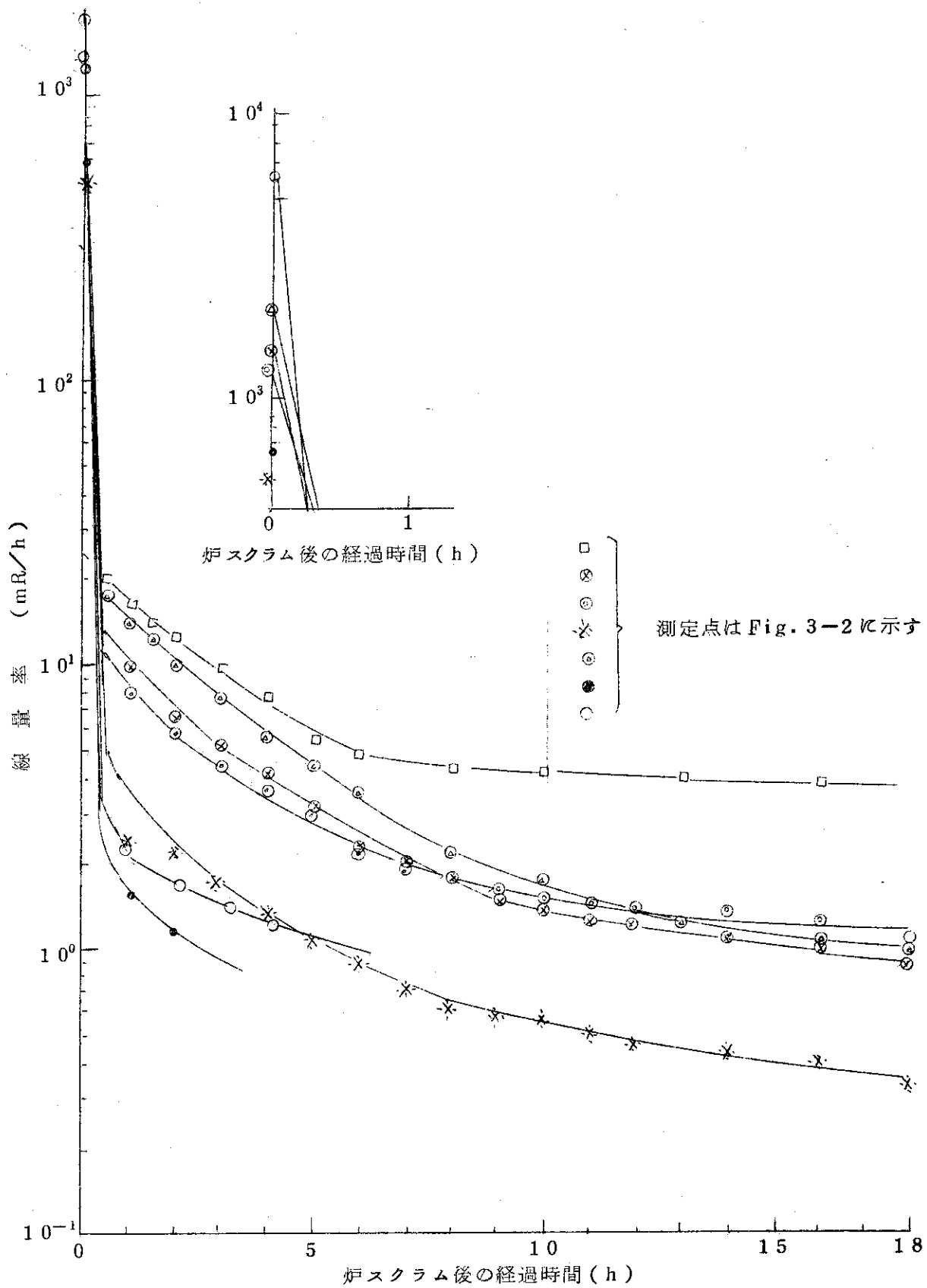
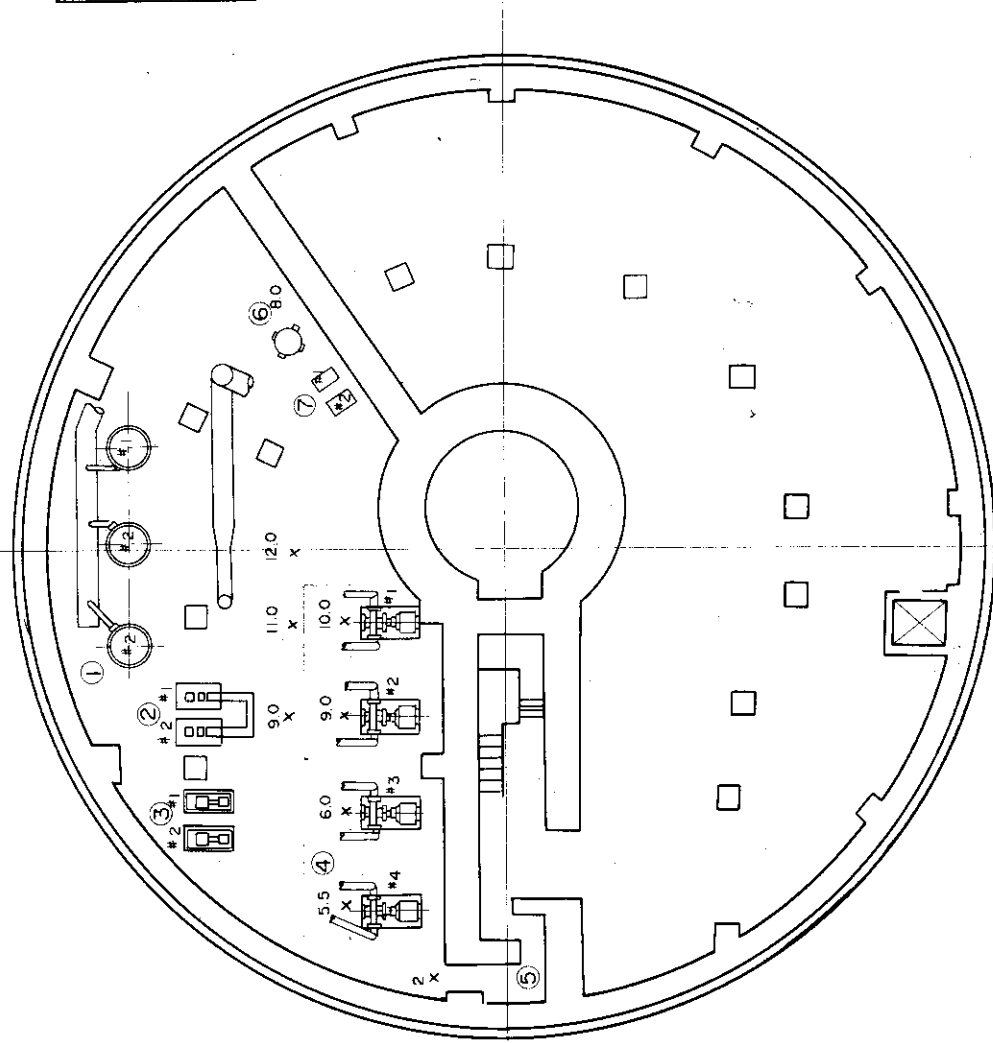


Fig. 3-5 主循環系機器室における炉スクラム後の空間線量率減衰曲線
 S45.1.26 炉出力 50MW 約 8 日間連続運転後

原 則 定 日	S45年1月26 (月)
原 子 炉 出 力	停 止 後 30分(3:33)
単 位	mR/h
測 定 器	C-P型サーベイメータ
測 定 者	西 計画課(近藤)

測定位置 床上約1m
バックグラウンド 0.03 mR/h 含む



- ① 主熱交換器
- ② 緊急ポンプ
- ③ 充填ポンプ
- ④ 主循環ポンプ
- ⑤ 送 路
- ⑥ 脱気タンク
- ⑦ 移送ポンプ

Fig. 3-6 JMT Rポンプ室の原子炉停止後の放射線量率分布図

測定日	45.1.26.900~930
原子炉出力	炉停止後6時間
単位	mR/h
測定器	G.M型サーベイメータ
測定者	岡塚田上島望月

バックグラウンド 0.03 mR/h 含まず

ポンプ運転状況

- ① 主熱交換器
- ② 緊急ポンプ停止
- ③ 充填ポンプ
- ④ 主循環ポンプ停止
- ⑤ 送路
- ⑥ 脱気タンク
- ⑦ 移送ポンプ

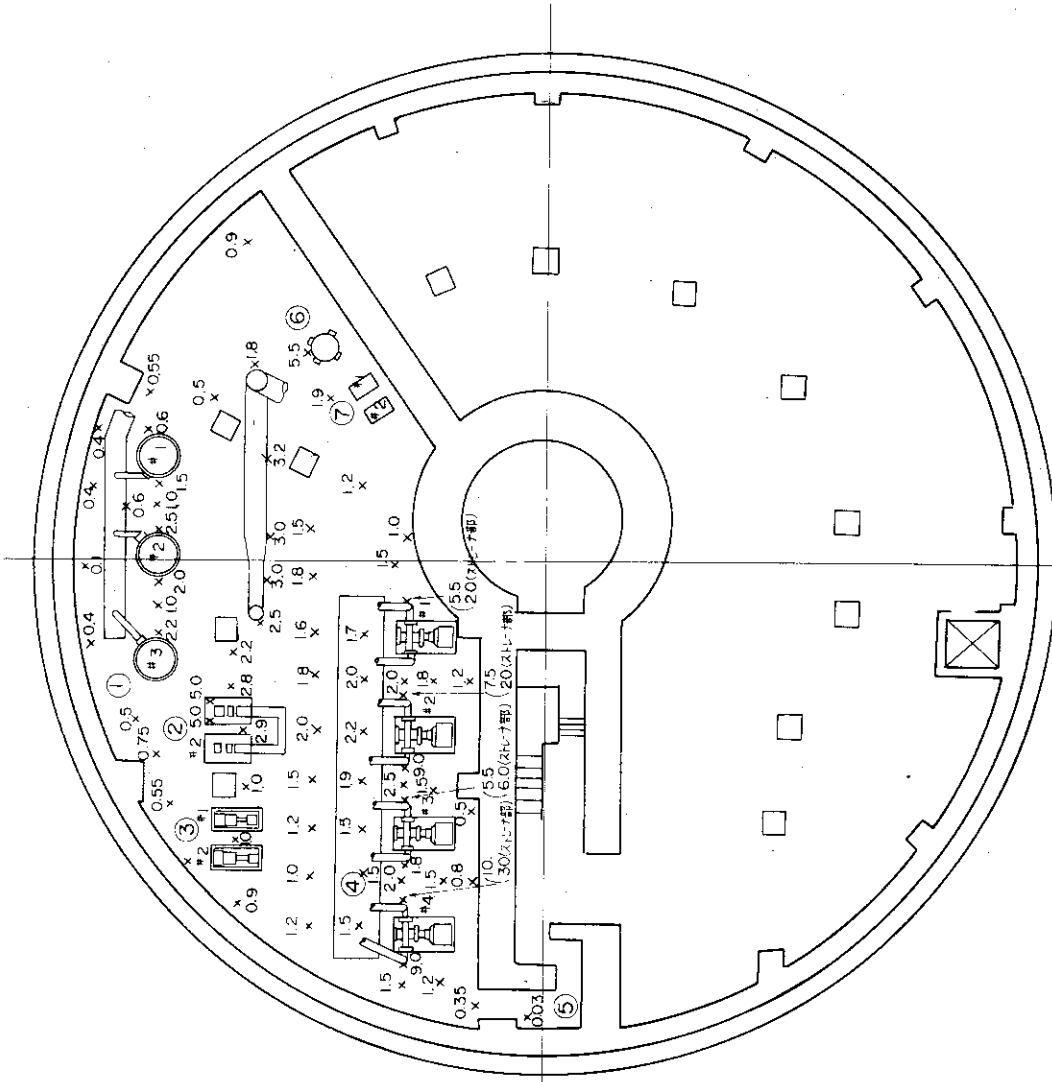
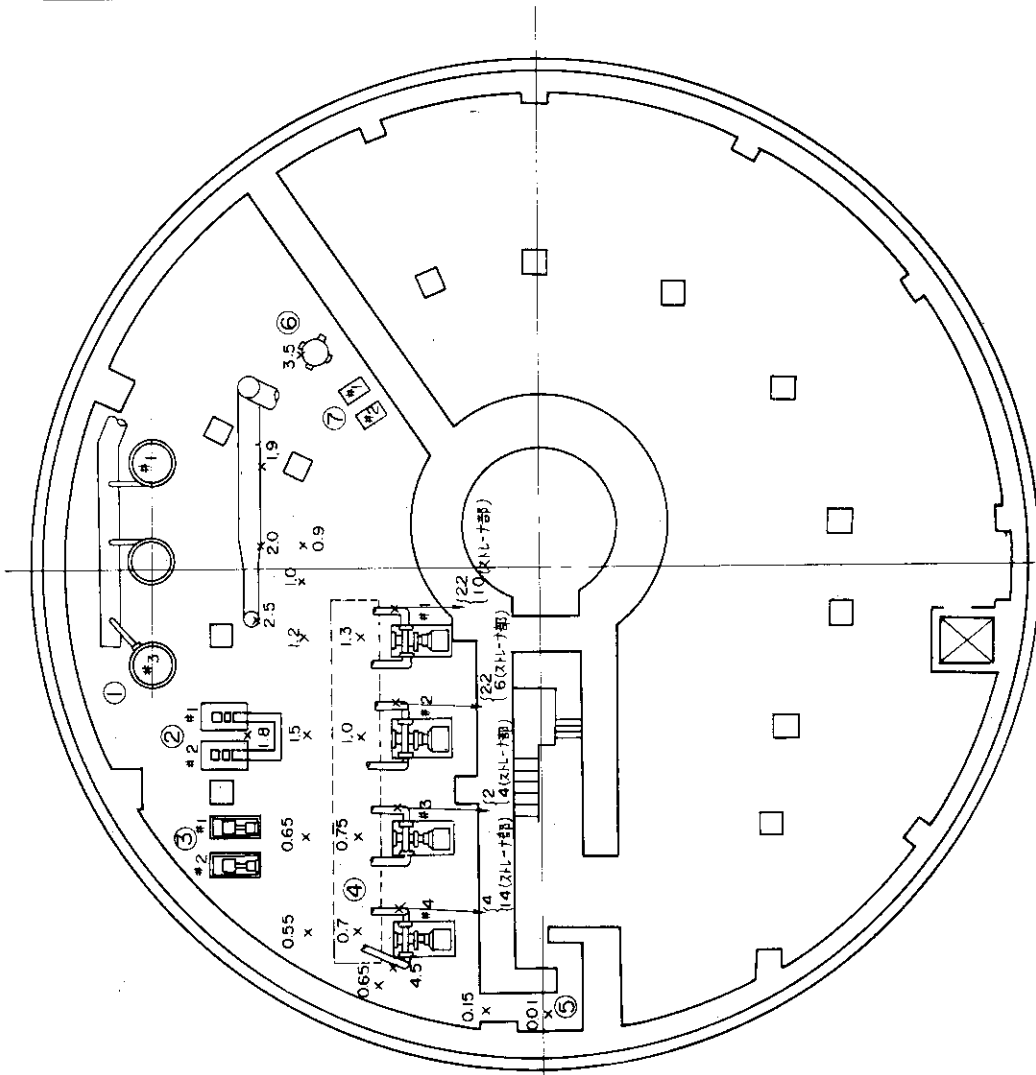


Fig. 3-7 JMTRポンプ室の原子炉停止後の放射線量率分布図

測定日	45127.9:45~9:58
原子炉出力	炉停止後 30時間
単位	mR/h
測定器	GM C-P型カウンタ
測定者	関, 望月

バックグラウンド 0.03 mR/h 含ま



- ① 主熱交換器
- ② 緊急ポンプ
- ③ 充填ポンプ
- ④ 主循環ポンプ
- ⑤ 迷 路
- ⑥ 脱気タンク
- ⑦ 移送ポンプ

Fig. 3-8 JMTTRポンプ室の原子炉停止後の放射線量率分布図

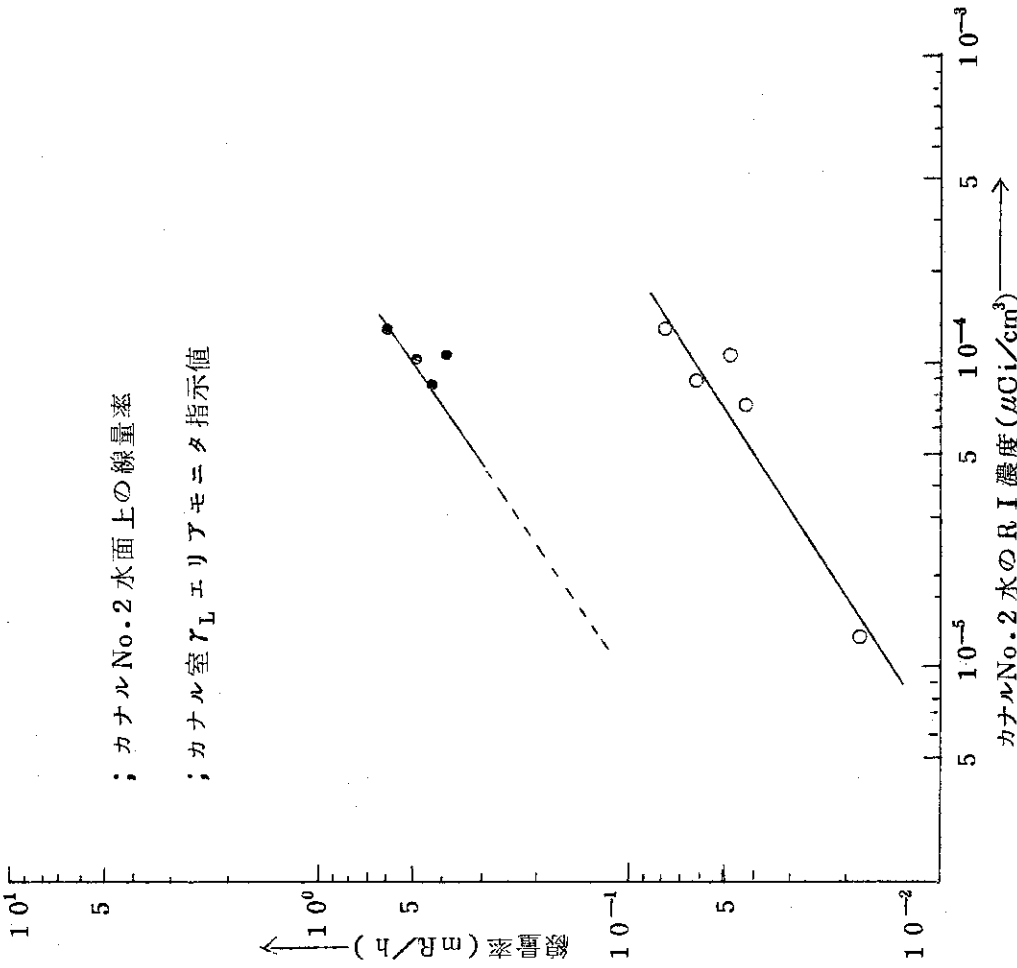


Fig. 3-9 カナルNo.2 水の濃度とエリアモニタ指示値および
カナルNo.2 水面上の線量率との関係

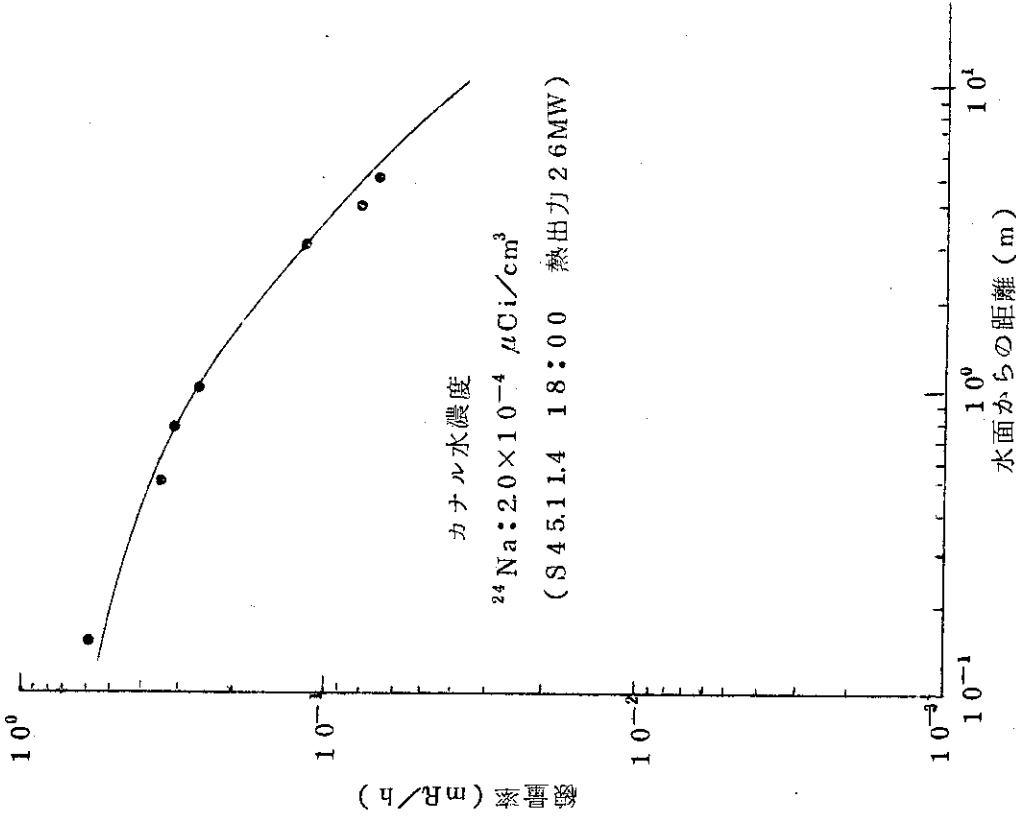


Fig. 3-10 カナル#2 水面からの距離と
線量率 (B・G を含まず) の関係

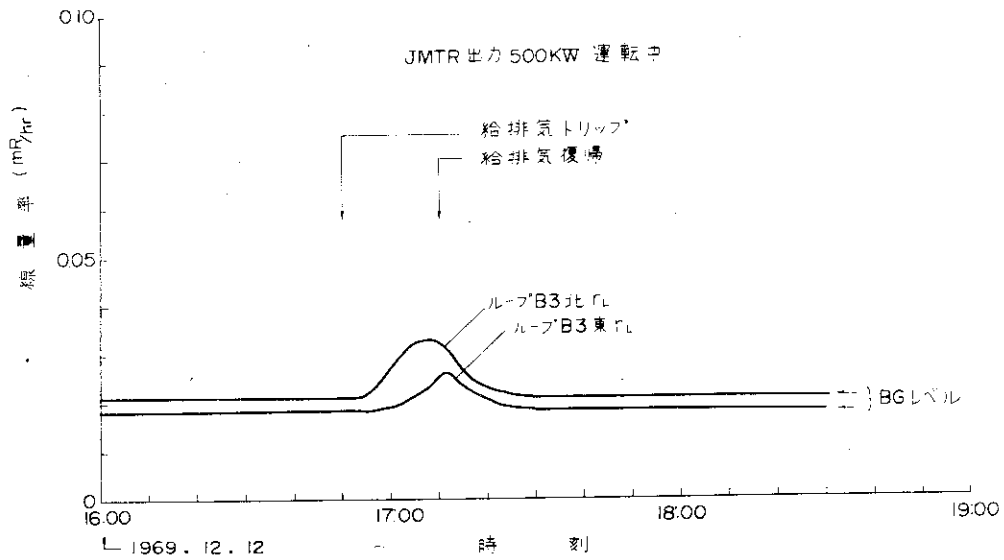


Fig. 3-11 給排気系トリップによる炉室地下3階ガス漏洩時の γ 線エリアモニタの指示値

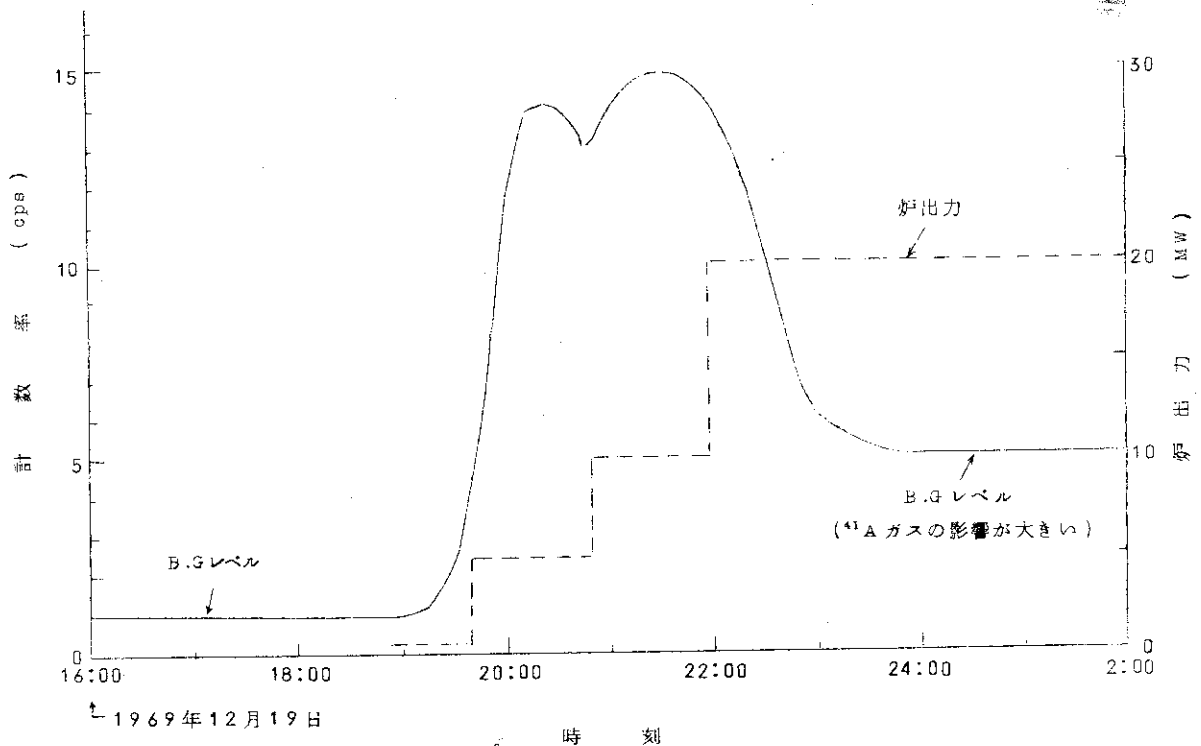


Fig. 3-12 排気第2系統ダクトにおける¹³Nガス放出時のダストモニタの指示値

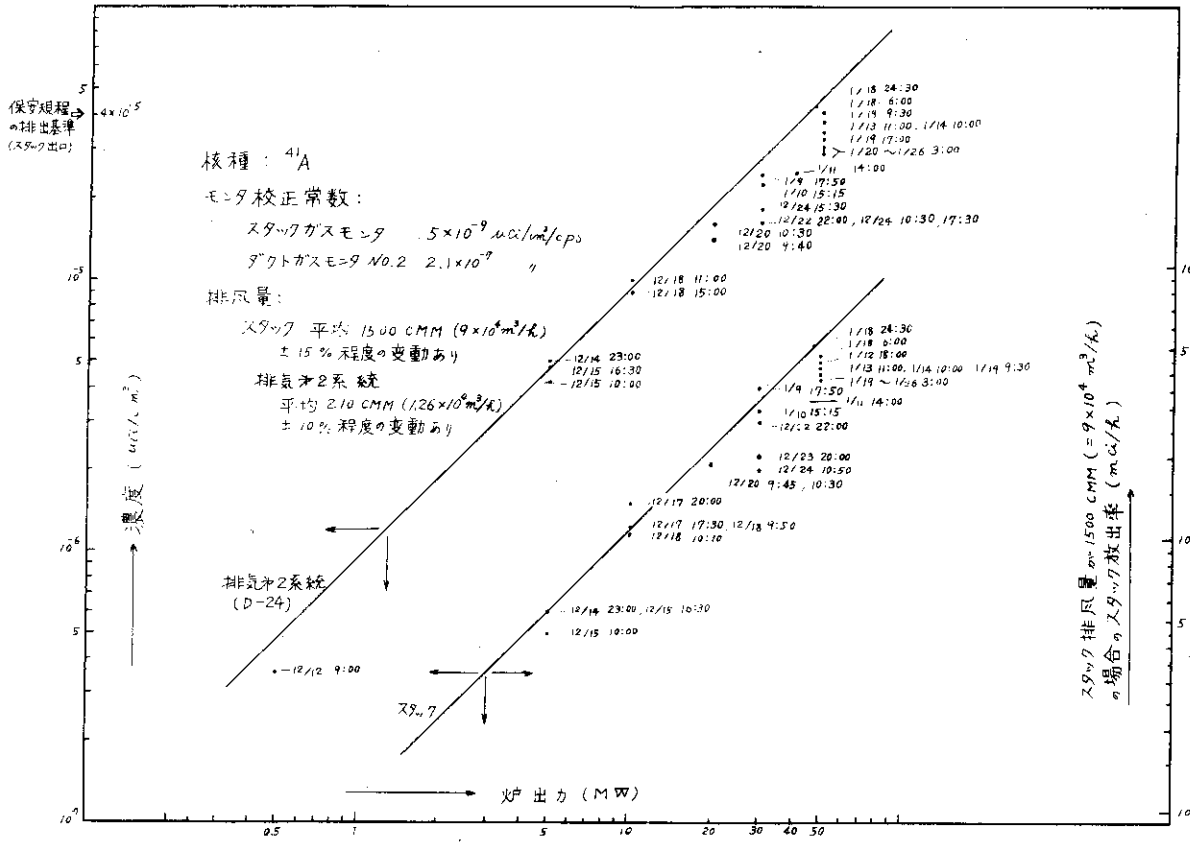
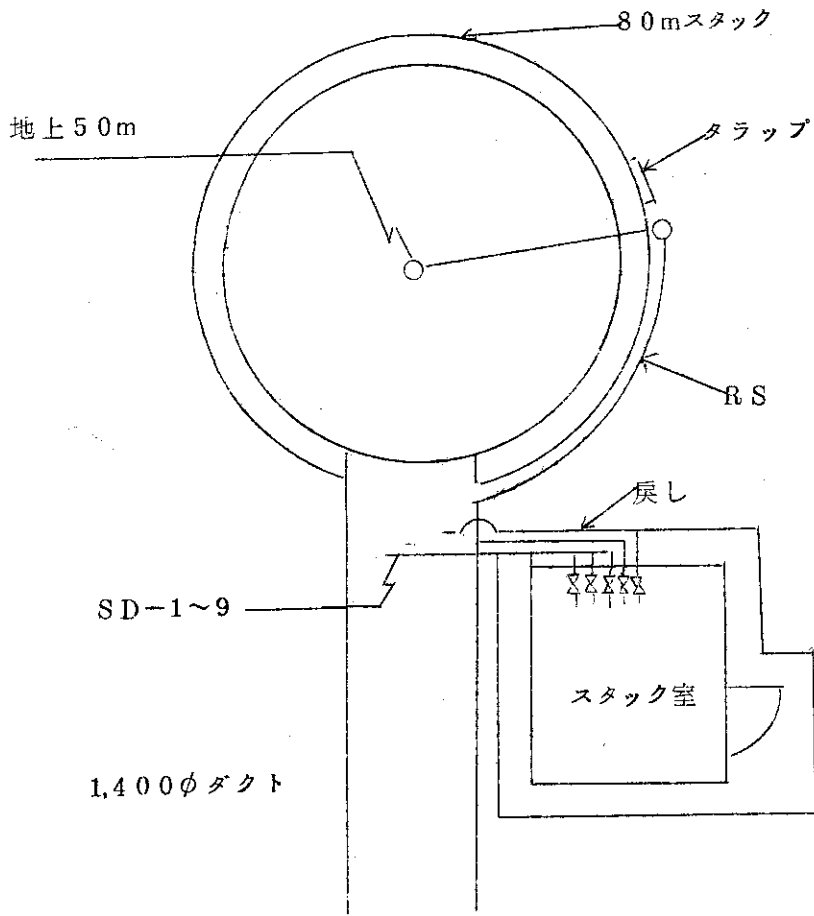
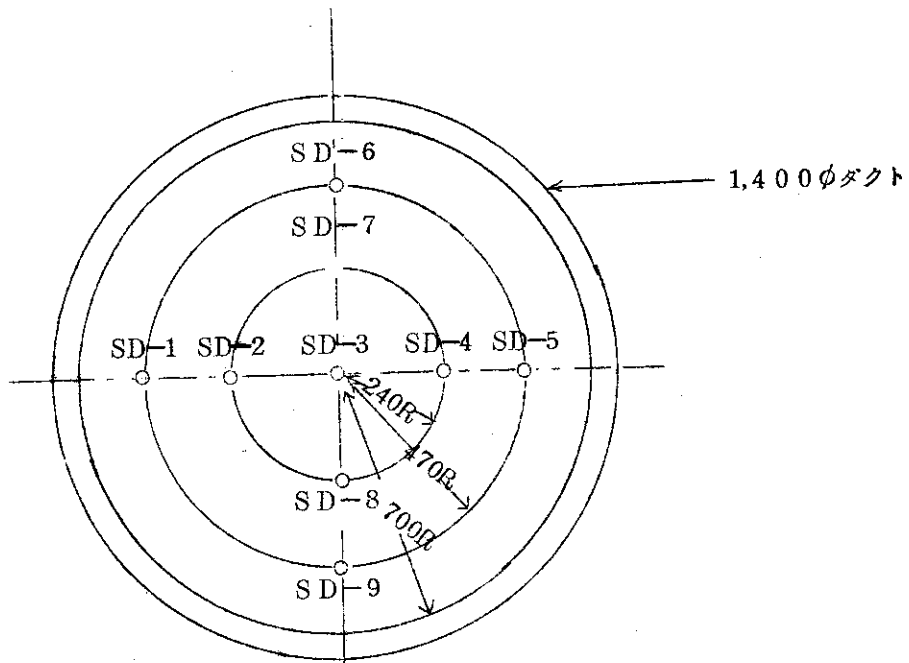


Fig. 3-13 スタックおよび排気第2系統ガス濃度



a スタック、エア、サンプリングパイプ配置



b 1,400φダクト内サンプリング先端配置

Fig. 3-14 スタック・エア・サンプリングパイプ配置

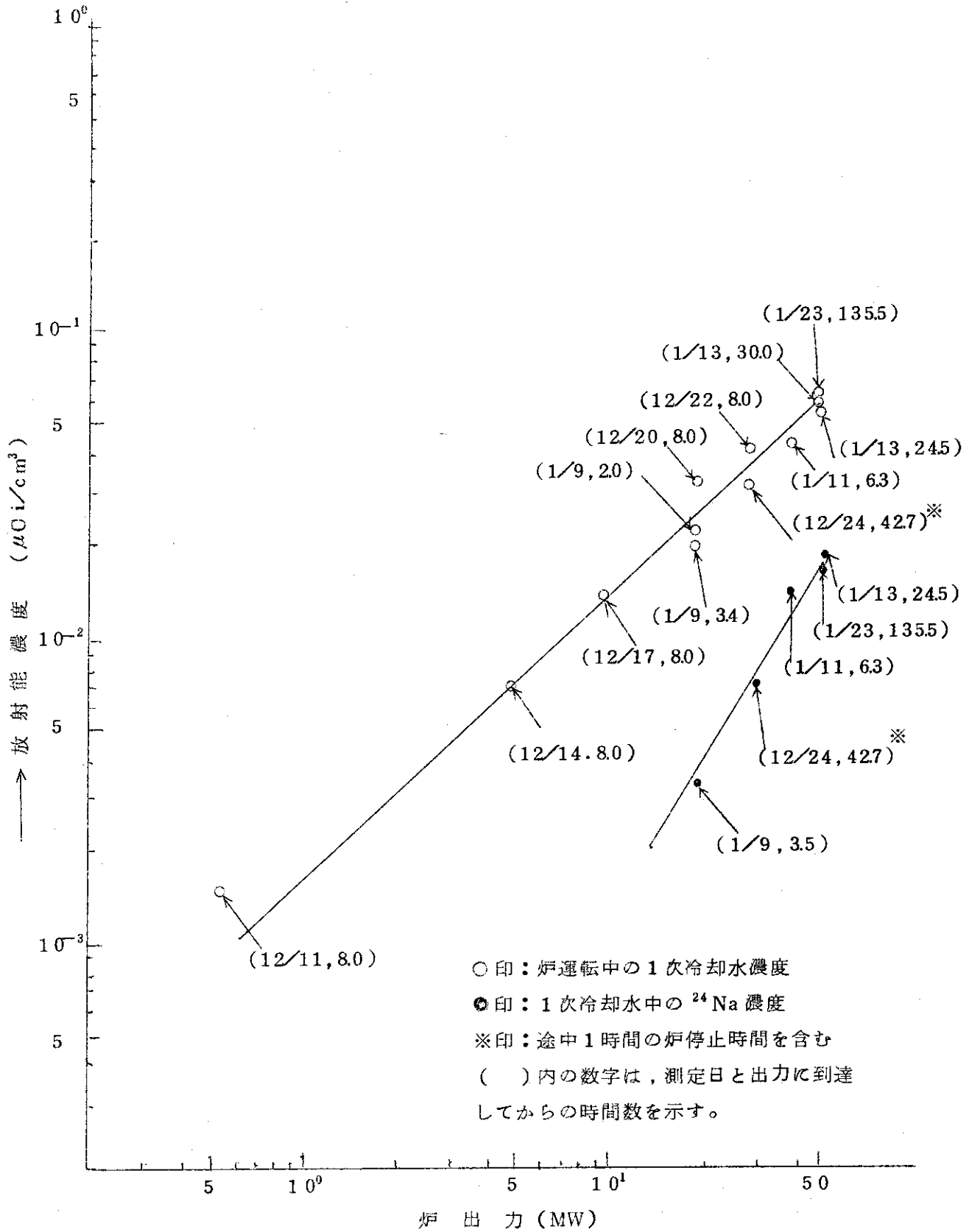


Fig. 3-15 原子力出力と主循環系1次冷却水濃度および ^{24}Na 濃度との関係

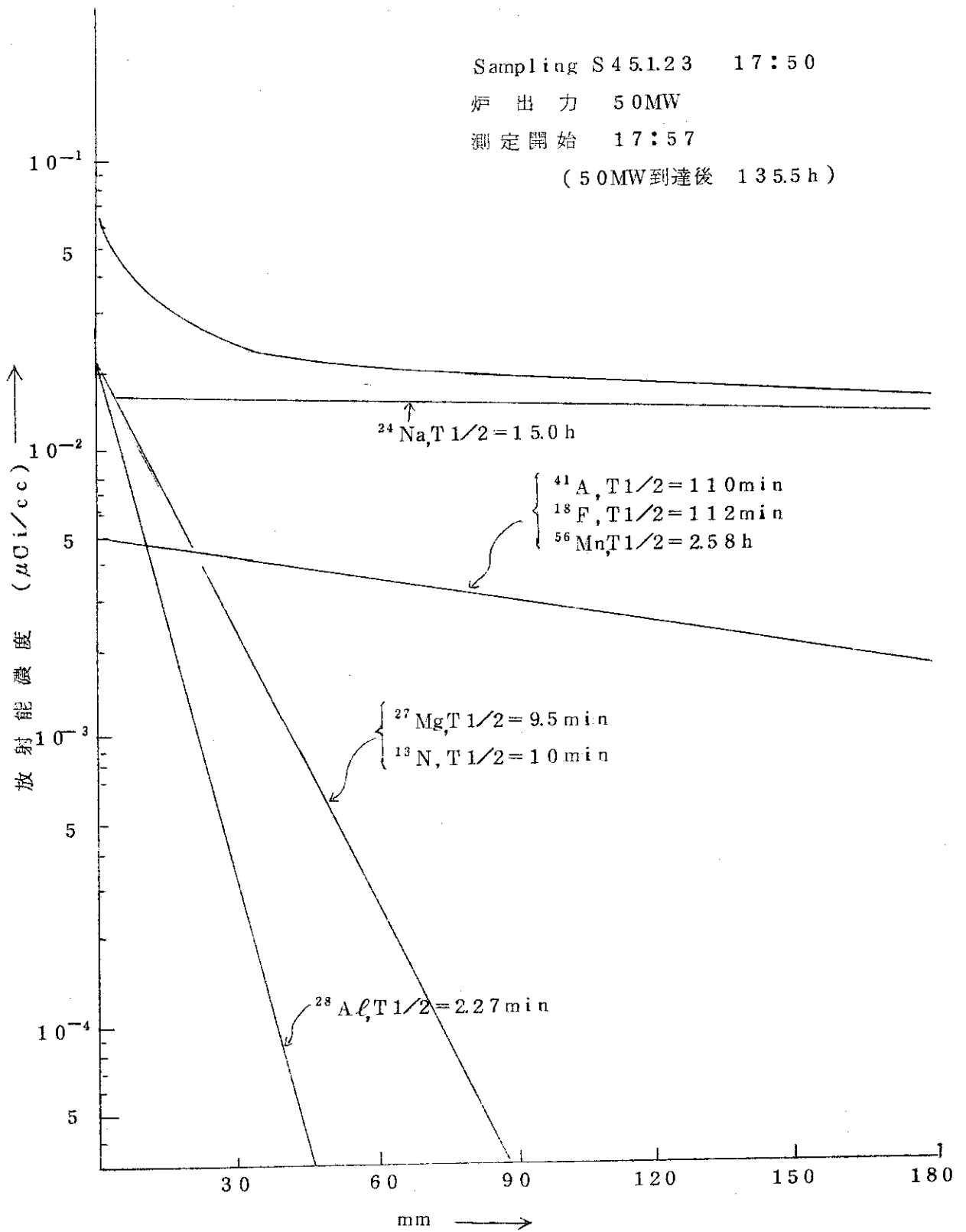


Fig. 3-16 1次冷却水放射能減衰曲線

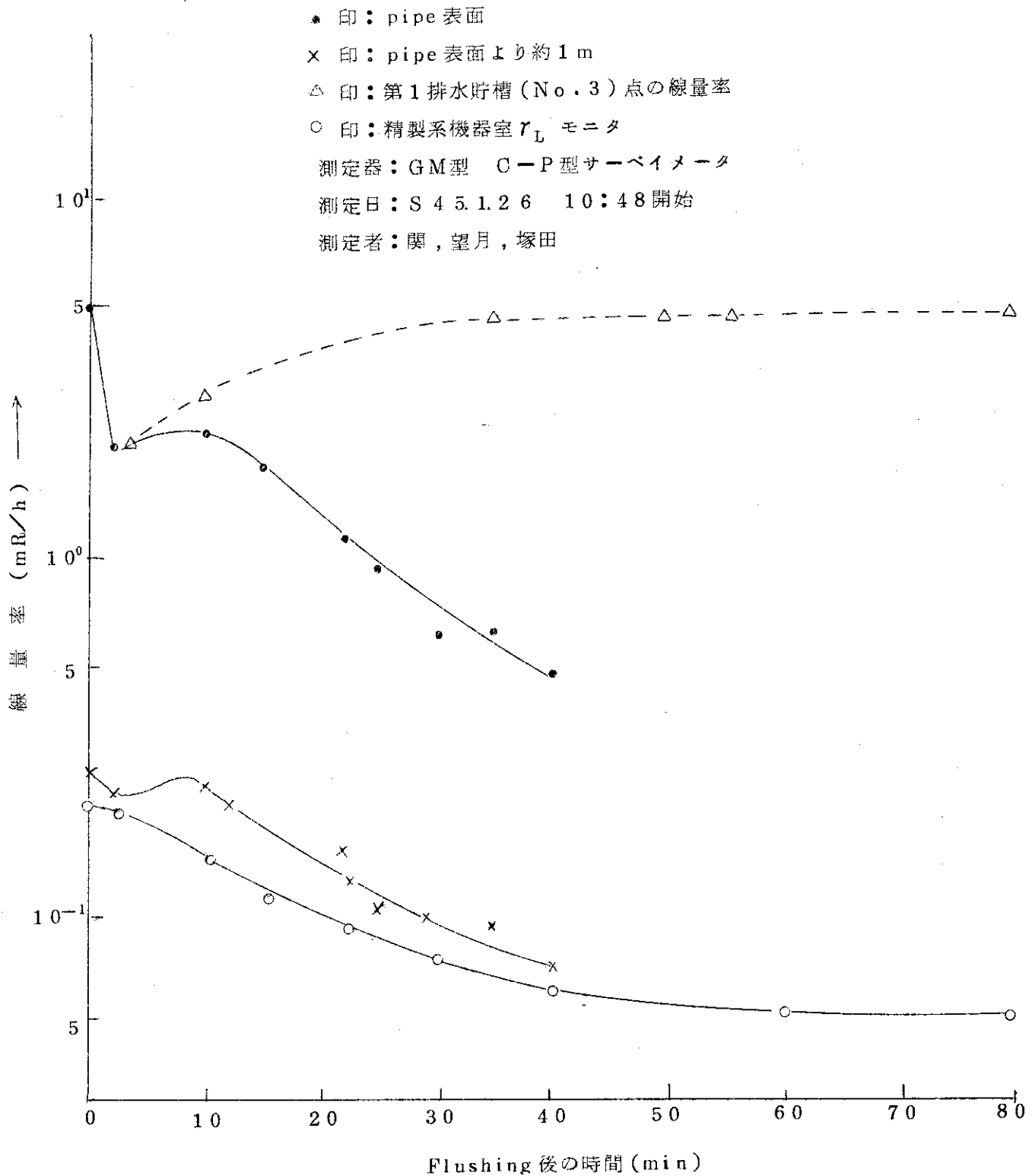


Fig. 3-17 フラッシングパイプ付近の線量率

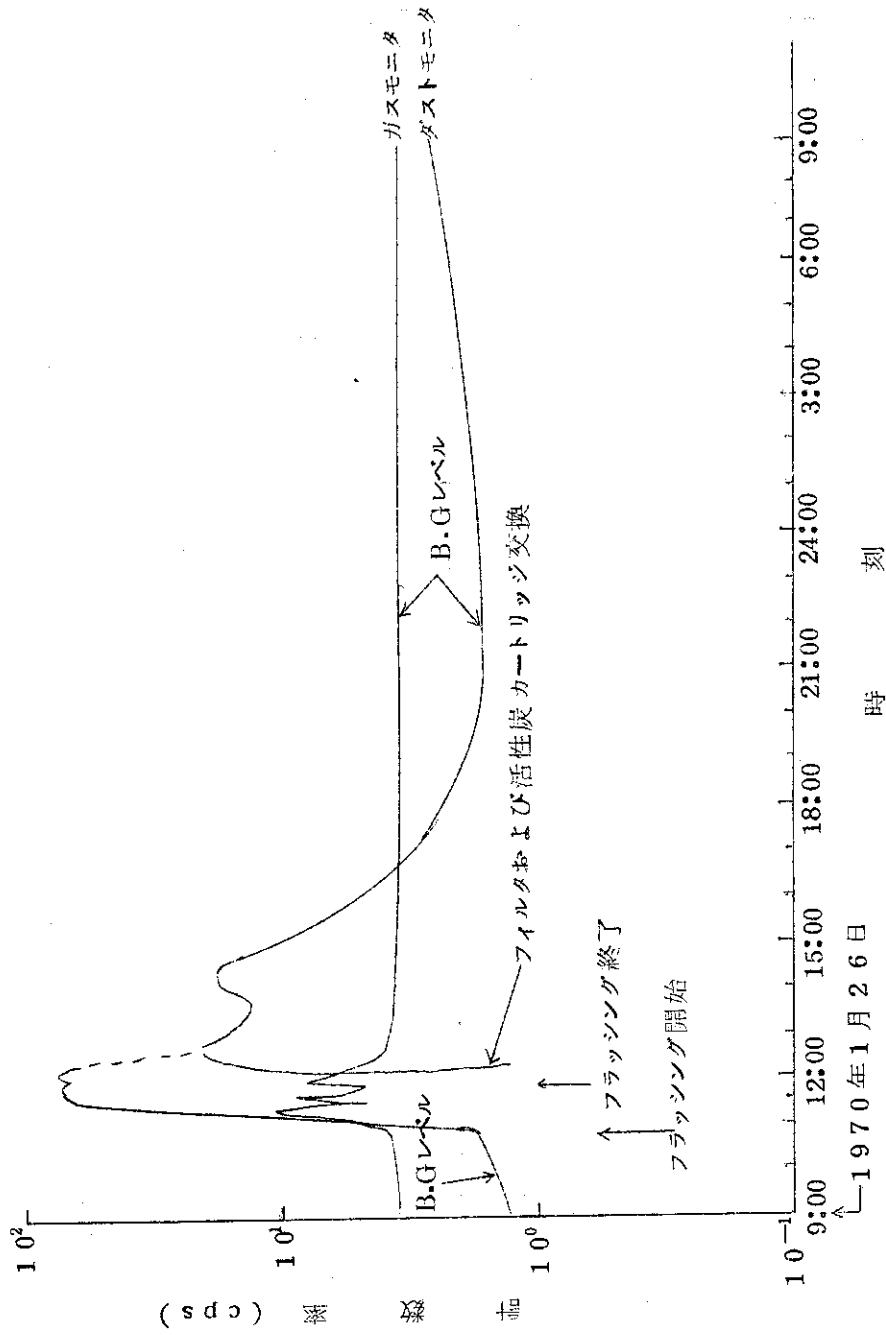


Fig. 3-18 炉プール水フラッシング時のダストおよびガスモニタ指示値の変化
 (サンプルングD-16使用, 装着補集材HE-40濾紙および
 活性炭カートリッジ)

4 照射運転時の放射線管理

4.1 排出放射性物質の管理

JMTRから廃棄された、気体状、液体および固体廃棄物の実績について、下記に示す。

4.1.1 排出放射性ガス・塵埃の管理

スタック(80m)から排出された放射性ガスのサイクルごとの排出量と平均濃度などをTable 4-1に示す。通常運転時に、スタックから放出されるガスの核種は ^{41}A である。 ^{41}A 以外の放出が検出されたのは、第13サイクルの照射キャプセル(70F-16G)と、第20サイクルの照射キャプセル(72LF-13A)の破損時に ^{135}Xe が、それぞれ5Ci、0.16Ci放出された。また第11サイクルと第16サイクルに、人工欠損孔付燃料試料照射試験が実施されたが、スタックでは通常時と同じ ^{41}A しか検出されなかった。50MW運転の1日平均ガス濃度は、約 $3.5 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であり、放出率は約0.4Ci/hである。スタックにおける放射性塵埃と放射性ヨウ素などはJMTR運転開始から、現在まで検出限界以下である。

ホット実験室系の排気は、ガスが問題となるような作業をおこなわないので、ダストモニタのみでモニタリングをおこなっている。作業が開始されてから現在まで塵埃濃度は検出限界以下である。¹⁰⁾

4.1.2 排水の管理

(1) タンクヤードから処理場へ送水された廃液

Table 4-2に運転サイクルごとにタンクヤードから処理場へ送水された廃液の、廃液量や排水RI量などを示す。タンクヤードから処理場へ送水される廃液は、原子炉運転中は原子炉1次系からの廃液がおもである。廃液中の核種は ^{24}Na がほとんどであり、その濃度は $\sim 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ である。^{4), 11)} 照射施設からの廃液は、原子炉1次系の廃液にくらべてきわめて少量であるので問題とはならない。タンクヤードには、JMTR以外にホットラボ施設や、大洗地区の他の施設からの廃液も一度集められ、処理場に送水される。したがって表中にはこれらの施設からの廃液が含まれている。ホットラボからの廃液中に含まれる核種は、 ^{60}Co 、 ^{95}Zr - ^{95}Nb などがおもである。なお表中の運転サイクルは、実際の原子炉運転サイクルとことなり、初めのサイクルから次のサイクルが開始されるまでの期間で示してある。

(2) JMTRから一般排水された廃液

1969年11月から1973年3月までの間にJMTRから一般排水された廃液記録をTable 4-3に示す。一般排水される系統は、ホット実験室の 5m^3 タンク2基に貯留されているものが主であり、そのまま一般排水されるが、一般排水できない時は、タンクローリで処理場へ輸送される。この廃液は原子炉1次水、ループ一次水などの水分折に使用した廃液が主で、核種は、 ^{51}Cr 、 ^{60}Co などで、その水濃度は $\sim 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ である。表中の1970年2月に $7.0 \times 10^3 \text{m}^3$ と廃液量が多いのは、カナル補修工事作業のためにカナルNo1、No2の水を、1970年7月の $6.0 \times 10^3 \text{m}^3$ はホットラボ間仕切撤去工事のために、カナルNo2の水を一般排水したためである。また1970年10月の $3.8 \times 10^3 \text{m}^3$ は、カナルNo3漏水修理のために、カナルNo2の水抜をし、一般排水したためである。

4.1.3 放射性固体廃棄物の管理

JMTRCの運転開始(1967年9月)から、現在(1973年3月末)までに、JMTRから搬出された固体廃棄物を、低レベルおよび高レベルに分けてTable 4-4に示した。1968年度までの廃棄物は、直接東海研究所に輸送していたが、1969年4月より固体一時格納庫が完成したため、大洗研究所で保管、処理するようになった。1971年11月より、以前中低レベル固体廃棄物と、高レベル固体廃棄物に区分していたものを、表面線量率 200mR/h 以上を高レベル固体廃棄物、それ以下を低レベル固体廃棄物として処理するようになった。表中の低レベルの可燃とは、紙類、木片などで、不燃は、ゴム手袋、ポリビン、ぬれウエスおよび工事鉄残材などである。また、その他とは、排気系フィルタ、ろ紙などで、カートンボックス、ドラム罐などに入れて処理できない不定形の固体廃棄物を示している。その内1970年度までは、その分類は表中に示されておらず、可燃か不燃の内に入っている。高レベルのキャンとは、キャンに入れて処理場に送られたものでフラックスモニタ¹²⁾などであり、その他は使用済燃料の切断した上部および下部(アダプター)などである。

Fig.4-1に四半期ごとの廃棄物量の変化を示す。1971年度第3四半期と1972年度第2四半期の廃棄物の量が多いのは、オーバホール時に工事残材が出たためである。なお現在までにJMTRより廃棄された固体廃棄物のうちで、最高線量率は、使用済燃料のエンドピースで、容器表面で 430mR/h であった。¹³⁾

4.2 空間線量率

JMTRの第1種管理区域を大別すると居室実験室と炉室に大別される。前者は、主に1次冷却水等の分析・フラックスモニタワイヤの測定等を行なっている。後者には、原子炉およびこれに関する附属機器等が含まれている。これら管理区域の空間線量率のルーチンの測定データをFig.4-2~Fig.4-7およびTable 4-5に示す。これらの詳細について以下に報告する。なお測定には次の測定器を使用した。

γ線用：GM研サーベイメータ

電離箱型サーベイメータ

熱中性子線用：BF₃型サーベイメータ

速中性子線用：BF₃型サーベイメータ(パラフィン・モデレータ付)

4.2.1 居室実験室の空間線量率

居室実験室は、測定室とホット実験室に分かれている。測定室では、モニタワイヤ等の測定が行なわれ、また、ホット実験室では、1次冷却水等の分析が行なわれる。これら測定中または測定済の試料は、遮蔽能力を有する容器に納めて部屋の所定の場所に保管されている。このためこれらの線源保管場所の空間線量率は、定常的に高くなっている。また他の場所は、測定および実験等により随時変化する。最近の空間線量率測定データをFig.4-2に示す。

4.2.2 炉室内の空間線量率分布

炉室内の空間線量率分布をFig.4-3~Fig.4-7およびTable 4-5に示す。Fig.4-3~Fig.4-7には、定常的に高い場所と運転中高くなる場所の空間線量率を示した。なお運転中高くなる場所については、停止中の定常的な値をカッコ内に併記した。またFig.4-3~Fig.

4-7には、運転中立入れない場所で停止中立入る場所の停止中の空間線量率について詳細な測定データを示した。原子炉運転に伴ない空間線量率が上昇する場所についての運転中および停止中の値をTable 4-5に示した。

4.2.3 原子炉運転中の空間線量率分布

熱出力50MW時の炉室内の空間線量率分布をFig.4-3~Fig.4-7に示す。また原子炉の運転に伴ない空間線量率が高くなる場所をTable 4-5に示す。Table 4-5の中で第2排水系の配管系は、一次冷却系の水がドレンされるため腐食生成物(^{60}Co etc)が蓄積されており、原子炉の運転に関係なく定常的に線量率が高くなっている。また第2排水系配管と炉下室および制御棒駆動装置室を除いて他は、炉出力上昇に伴う1次冷却水中の ^{24}Na の増加に伴ない線量率が高くなる。炉下室は、圧力容器の直下であり、制御棒およびOWL-2のループの貫通配管があるためにストリーミング等により炉出力上昇に伴ない中性子線および γ 線の線量率が高くなる。また制御棒駆動装置室は、炉下室の直下であり、制御棒があるためストリーミング等により、中性子線および γ 線の線量率が高くなる。中性子が漏洩してくるのは、この炉下室と制御棒駆動装置室だけであり、その最大線量率は、制御棒駆動装置室中央で1.3mrem/hとなる。なお原子炉運転中には、炉室地下1階のOWL-1, 2キュービクル, フィルタ室, イオン交換塔室および炉室地下3階の炉下室, 主循環系機器室が、立入禁止区域とされる。

4.2.4 原子炉停止中の空間線量率分布

原子炉運転中立入れない場所の停止中の空間線量率分布をFig.4-3~Fig.4-7に示した。

(1) R P V上の空間線量率

原子炉停止後炉プール水位が下げられ、R P V上で燃料取出し等の作業が行なわれる。この時の空間線量率をFig.4-8に示す。図に示す通りOWL-1の1次系配管表面が最も高く1.5mR/hであり、平均的には $\sim 5.0\text{mR/h}$ 程度である。¹⁴⁾

(2) フィルタ室およびイオン交換塔室の空間線量率分布

フィルタ室, イオン交換塔室へは、フィルタの交換点検およびオーバーホール時等に立入ることがある。これらのデータはTable 4-5に示されている。Table 4-5に示す通りフィルタ室は、殆んど問題なく $\sim 0.05\text{mR/h}$ 程度である。またイオン交換塔室は、最大 25mR/h の所がある。

(3) OWL-1および2のループキュービクル内空間線量率分布

OWL-1, 2キュービクル内の線量率分布をFig.4-9-1, 2およびFig.4-10-1, 2に示す。

OWL-1のループキュービクル内の空間線量率は、作業位置で $\sim 20\text{mR/h}$ であり、最高は気水分離器の表面で 70mR/h である。またOWL-2ループキュービクル内の空間線量率は、作業位置で $\sim 7.0\text{mR/h}$ であり、最高でも 8.0mR/h 程度である。

(4) 炉下室および制御棒駆動装置室の空間線量率分布

炉下室および制御棒駆動装置室の空間線量率分布をFig.4-11に示す。炉下室および制御棒駆動装置室で最も高い所は、各々OWL-2ループ配管表面で 20mR/h , 制御棒駆動装置室の上部制御棒駆動機構表面で 2.0mR/h である。

4.3 表面汚染の管理

4.3.1 表面汚染の管理方法

JMTRの表面汚染管理の対象となる区域は、第1種管理区域（炉室全域、カナル室、ホット実験室、測定室、放管測定室、汚染検査室、衣料モニタ室）、第2種管理区域（タンクヤード、照射準備室、燃料管理室、非破壊検査室、コールド実験室、キャプセルアッセンブリー室、X線室およびX線装置室）および一時管理区域（洗濯室）である。これらをFig.2-1に示した。

第1種管理区域については、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、第2種管理区域は、月1回のスミヤ法による定期検査を実施してきた。

第1種管理区域は、非汚染区域と汚染区域に大別され、非汚染区域は、平常時は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あり、この区域の出入には、管理区域専用のR I軽作業靴にはきかえるだけで、その他の特別な汚染に対する防護措置を必要としない区域である。一方汚染区域は、汚染密度が $200 \text{ dpm}/100 \text{ cm}^2$ の値を越え、または越えるおそれがある区域で、ろ紙、縄張り等で他の区域とは明確に区分されている。その立入りに際しては、汚染区域専用の靴にはき替え、その他作業状況に応じた各種汚染防護措置を必要とする区域である。この汚染区域には、汚染を長期に渡り存続させる事は放射線管理上好ましくないが、JMTRでは、燃料ハンドリング用機器等の保管などで、一部分半恒久的に汚染区域が設定されている。この区域に対しても、定期的な汚染検査を実施し、必要と認めた場合には、通常非汚染区域レベルに、復旧させる様、除染勧告を行なっている。現在これらの区域は、Fig.4-12-1からFig.4-12-3に斜線で示した区域で、それ以外は、その都度汚染区域を設定し、その作業状況に応じた防護措置を行なっている。また作業工程上、直ちに除染することが困難な場合には、汚染を狭い範囲に局限化させる様にしている。

定期汚染検査のスミヤ採取場所はJMTRの稼働初期からの管理経験の蓄積により、汚染状況が次第に把握されて現在では、スミヤ点は約60点に縮小された。

4.3.2 表面汚染の発生源および汚染の発見

JMTR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) 炉水およびループ水
- (2) 炉およびループ構成材
- (3) 計測孔および実験装置
- (4) 照射物
- (5) 液体廃棄物
- (6) 汚染機器および燃料操作器具

上記の汚染発生源による放射性核種は、(4)を除いてほぼ固定したものである。

JMTR運転中の汚染源は(1)~(5)の水によるものがほとんどであり、汚染発生場所は比較的限定されているので、一般的に早期に察知できる。そのため汚染範囲も局所的なうちに発見され、汚染拡大防止、迅速な汚染除去などの措置が容易に実施できる。これに対して、JMTR停止中は、燃料シャッフリング、各種汚染機器点検補修など、汚染されたものの取扱いが多くなるため、汚染発生の要因となり易い。これらの作業では、比較的高レベル汚染のものが多

く、作業中の管理には、充分な防護措置が必要とされる。燃料シャッフリングなどでは、圧力容器上で作業が行なわれ、作業前に圧力容器の洗浄を行なって、極力汚染をなくす措置をとり、現在は、定常的に $\sim 10^3$ dpm/100cm²となった。この作業に使用されるハンドリングツール先端なども、 $\sim 10^6$ dpm/100cm²と比較的高く、必要に応じて汚染拡大防止措置を実施した。汚染機器補修点検時も同様に、高レベル汚染があり、その都度作業管理が行なわれる。汚染が検出された場合には、除染を実施し、限られた区域内で作業が行なわれる。これら汚染されたものの保管は、汚染区域内に一時保管される。この保管法なども、放管員の定期的なパトロールによって、不備な点を指摘し、随時、改良させている。

しかし、汚染区域内での作業にミスがあれば、非汚染区域へ拡大され汚染発生源となり易い。Table 4-6には、主循環系や精製系機器類および排気系フィルタ類などの、表面汚染の放射性核種を一覧表に示した。¹⁰⁾

4.4 管理区域内の空気汚染の管理

JMTRの管理区域内の空気モニタリングは、施設内の作業者に対する内部被曝の防護に直接つながるとともに間接的に施設の異常検出に役立っている。このモニタリングには、ローカル・エア・サンプリングパイプが用いられる。ローカル・エア・サンプリングパイプは、原子炉建屋内の各作業エリアに、そのサンプリング端(Fig. 2-4-1, Fig. 2-4-2参照)を配置し、各々炉室中2階継電器室のローカル・エアモニタ置場まで配管したものである。特に空気汚染の発生する可能性のある場所に、クイックカップラで各固定のサンプリング配管よりフレキシブルパイプを延ばし、臨時にサンプリング点を設定して連続的に監視する。ローカル・エアモニタは、ダストモニタ2台とガスモニタ1台から構成されており、ダストモニタは、特定の場所のモニタリングのために、集塵・測定部と吸引筒に分かれている。必要に応じて集塵・測定部のみを作業現場に持ち運び、モニタリングできる様になっている。

管理区域内の空気汚染の原因は、次の様なものがあげられる。

- (1) 炉水およびループ水などの水系に含まれる蒸気、ガスの漏洩によるもの
- (2) 汚染機器分解時に発生する浮遊性塵埃などによるもの

JMTRにおける空気中の放射性核種についてTable 4-7に示した。また空気汚染の発生場所とその状況について、作業区域、非作業区域に分けてTable 4-8-1, Table 4-8-2に示した。¹⁰⁾

作業区域の空気汚染は、直接、作業者の内部被曝につながるため充分なモニタリングが必要とされる。JMTR運転初期の頃、換気ダクトからの逆流、排風機ダクト接続不良などで、⁴¹A (max 5.4×10^{-6} μ Ci/cm³)による空気汚染が発生した。これらは、全て修理され、現在は検出されていない。第11および第16サイクルに、OWL-1を用いて、人工欠損孔付燃料試料の照射実験が行なわれた。この時、FP放出調整のためコールドトラップ装置が用いられたが、接続部不良により炉室B1F~B3Fに¹³⁵Xe、¹³⁸Csなどの空気汚染が発生した。この装置は、予備リークテストを行なった段階では、リーク箇所は認められなかった。この例は、万一空気汚染が発生する可能性を考慮したモニタリング準備を行なわなければならない事を示している。又、この時は、炉室地下に空気汚染が拡大し、炉室各階に設置されている γ エリアモニタの指示値が上昇した。これは、通常の場合でも、 γ エリアモニタの指示値変化が、希ガスなどの漏洩によるものであるか、常にその原因を調査し、空気汚染の有無を確認する必要がある事を示

している。

作業区域外では、主にOWL-1キュービクル内が1次系配管からの蒸気もれなどで汚染されやすい。しかしこれらの区域は、通常、運転中は、人の出入はなく密封された状態にあるため、直接作業者の被曝につながる事はないが、漏洩によるものあるいは、炉停止中のキュービクル内作業時に問題となる区域である。キュービクル内は、放射線量率が高い区域で、被曝管理面からは、線量率の寄与が大きい区域である。人工欠損孔付燃料照射実験が行なわれたためこれらの区域から、放射性ヨウ素が検出され、そのモニタリング方法も今後検討する必要がある。

Table 4-1 J M T R から放出された放射性ガス

項目 サイクル	原子炉 運転期間	原子炉熱出力			放射性排出ガス		核種
		最高熱出力 (MW)	積算熱出力 (MWD)	累計 (MWD)	排出ガス量 (Ci)	平均濃度* ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	
1	1969.121~ 1970.130	5 0.0	73490	73490	1434	1.1×10^{-6}	^{41}A
2	1970.56~ 6.26	3 6.5	62340	135830	1348	1.0×10^{-6}	#
3	1970.831~ 9.25	3 0.6	48850	184680	1400	2.5×10^{-6}	#
4	1970.1012~ 11.6	2 6.8	47940	232620	1337	2.4×10^{-6}	#
5	1970~11.24~ 12.18	3 1.0	55900	288520	1302	2.1×10^{-6}	#
6	1971.1.18~ 2.12	3 1.8	63610	352130	1612	2.5×10^{-6}	#
7	1971.3.1~ 3.26	3 2.0	56720	408850	1525	2.3×10^{-6}	#
8	1971.4.12~ 5.7	3 2.0	52470	461320	1321	2.0×10^{-6}	#
9	1971.5.24~ 6.18	3 2.0	60305	521625	1399	2.1×10^{-6}	#
10	1971.7.5~ 7.30	3 1.5	5745	579075	1400	2.0×10^{-6}	#
11	1971.8.9~ 9.3	3 2.0	6312	642195	1669	2.3×10^{-6}	#
12	1971.10.20~ 11.30	5 0.0	13520	777395	2822	2.4×10^{-6}	#
13	1972.1.5~ 2.12	5 0.0	11142	888815	2050	1.9×10^{-6}	^{41}A ^{133}Xe
14	1972.3.10~ 4.6	5 0.0	10948	998295	2340	2.9×10^{-6}	^{41}A
15	1972.5.5~ 6.1	5 0.0	11859	1116885	2256	3.5×10^{-6}	#
16	1972.6.21~ 7.22	5 0.0	10928	1226165	1881	2.6×10^{-6}	#
17	1972.10.2~ 11.2	5 0.0	11021	1336375	2070	2.5×10^{-6}	#
18	1972.11.11~ 12.14	5 0.0	12336	1459735	2346	2.7×10^{-6}	#
19	1973.1.9~ 2.10	5 0.0	10930	1569035	2364	2.8×10^{-6}	#
20	1973.2.26~ 3.31	5 0.0	9748	1666515	1784	2.1×10^{-6}	^{41}A ^{133}Xe

* サイクル中間の炉停止作業期間や、その他の理由で炉運転を中断しても、サイクル中の排出ガス量を表中の運転期間中のスタックにおける総排風量で除した値である。

Table 4-2 J M T R から処理場へ送水された廃液

サイクル (年・月・日～年・月・日)	放射能濃度		廃液量 (m^3)	排出R I量 (μCi)
	平均 ($\mu Ci/cm$)	最大 ($\mu Ci/cm$)		
1 (1969.12.1～1970.5.5)	2.0×10^{-4}	6.8×10^{-4}	1.3×10^8	2.6×10^5
2 (1970.5.6～8.30)	7.1×10^{-4}	2.4×10^{-3}	2.4×10^8	1.7×10^6
3 (1970.8.31～10.11)	9.4×10^{-4}	3.2×10^{-3}	1.6×10^8	1.5×10^6
4 (1970.10.12～11.23)	5.0×10^{-4}	2.8×10^{-3}	1.1×10^8	5.5×10^5
5 (1970.11.24～1971.1.17)	5.3×10^{-4}	2.8×10^{-3}	1.2×10^8	6.4×10^5
6 (1971.1.18～2.29)	1.0×10^{-3}	5.6×10^{-3}	1.2×10^8	1.2×10^6
7 (1971.3.1～4.11)	3.0×10^{-4}	1.2×10^{-3}	1.1×10^8	3.3×10^5
8 (1971.4.12～5.23)	4.3×10^{-4}	2.0×10^{-3}	1.1×10^8	4.7×10^5
9 (1971.5.24～7.4)	1.0×10^{-3}	2.4×10^{-3}	7.4×10^7	7.7×10^5
10 (1971.7.5～8.8)	9.4×10^{-4}	1.7×10^{-3}	7.1×10^7	6.7×10^5
11 (1971.8.9～10.19)	3.9×10^{-4}	1.8×10^{-3}	1.8×10^8	7.0×10^5
12 (1971.10.20～1972.1.4)	1.2×10^{-3}	3.2×10^{-3}	1.5×10^8	1.8×10^6
13 (1972.1.5～3.9)	3.1×10^{-3}	5.8×10^{-3}	1.9×10^8	5.3×10^6
14 (1972.3.10～5.4)	2.8×10^{-3}	4.8×10^{-3}	1.2×10^8	3.3×10^6
15 (1972.5.5～6.20)	3.3×10^{-3}	5.0×10^{-3}	1.4×10^8	4.6×10^6
16 (1972.6.21～10.1)	9.7×10^{-4}	4.8×10^{-3}	2.9×10^8	2.8×10^6
17 (1972.10.2～11.10)	8.4×10^{-4}	3.1×10^{-3}	6.2×10^7	5.3×10^5
18 (1972.11.11～1973.1.8)	1.1×10^{-3}	6.8×10^{-3}	9.6×10^7	1.1×10^6
19 (1973.1.9～2.25)	1.3×10^{-3}	3.4×10^{-3}	7.2×10^7	9.0×10^5
20 (1973.2.26～5.8)	2.9×10^{-4}	2.8×10^{-3}	8.6×10^7	2.5×10^5
合計	1.2×10^{-3}	6.8×10^{-3}	2.5×10^4	2.9×10^7

Table 4-3 J MTRからの一般排水

項目 年・月	放射能濃度		廃液量 (m^3)	排出R I量 (μCi)	備考
	平均($\mu Ci/cm^3$)	最高($\mu Ci/cm^3$)			
1969. 11	4.8×10^{-6}	5.0×10^{-6}	2.1×10^1	1.0×10^3	
12	6.0×10^{-6}	1.0×10^{-5}	3.0×10^2	1.8×10^3	
1970. 1	0	0	0	0	
2	2.5×10^{-6}	2.5×10^{-6}	7.0×10^2	1.8×10^3	
3	0	0	0	0	
4	0	0	0	0	
5	5.9×10^{-6}	6.0×10^{-6}	3.4×10^2	2.0×10^3	
6	5.4×10^{-6}	1.3×10^{-5}	3.5×10^1	1.9×10^2	
7	2.7×10^{-6}	2.4×10^{-5}	6.0×10^2	1.6×10^3	
8	4.1×10^{-6}	7.0×10^{-6}	2.0×10^2	8.2×10^2	
9	0	0	0	0	
10	7.1×10^{-7}	4.3×10^{-6}	3.8×10^2	2.7×10^2	
11	8.3×10^{-7}	8.3×10^{-7}	5.0×10^0	4.2×10^0	
12	2.0×10^{-6}	2.0×10^{-6}	5.0×10^0	1.0×10^1	$^{24}Na, ^{51}Cr, ^{60}Co$
1971. 1	2.0×10^{-6}	2.0×10^{-6}	5.0×10^0	1.0×10^1	$^{24}Na, ^{51}Cr, ^{60}Co$
2	0	0	0	0	
3	8.0×10^{-7}	9.6×10^{-7}	1.5×10^1	1.2×10^1	$^{24}Na, ^{51}Cr, ^{60}Co$
4	0	0	0	0	
5	4.8×10^{-6}	4.8×10^{-6}	3.7×10^0	1.8×10^1	
6	4.2×10^{-6}	4.2×10^{-6}	4.5×10^0	1.9×10^1	
7	3.7×10^{-6}	3.8×10^{-6}	1.3×10^1	4.8×10^1	
8	1.1×10^{-5}	1.3×10^{-5}	1.3×10^1	1.4×10^2	
9	7.0×10^{-6}	7.0×10^{-6}	6.0×10^0	4.2×10^1	
10	4.2×10^{-6}	4.2×10^{-6}	5.7×10^0	2.4×10^1	
11	3.5×10^{-6}	3.5×10^{-6}	6.2×10^0	2.2×10^1	
12	2.1×10^{-6}	4.5×10^{-6}	1.3×10^1	2.7×10^1	
1972. 1	0	0	0	0	
2	2.6×10^{-6}	2.8×10^{-6}	6.3×10^0	1.8×10^1	$^{51}Cr, ^{60}Co$
3	8.3×10^{-7}	8.3×10^{-7}	5.7×10^0	4.7×10^0	^{60}Co
4	0	0	0	0	

年・月	項目	放射能濃度		廃液量 (m ³)	排出R-I量 (μ Ci)	備考
		平均(μ Ci/cm)	最高(μ Ci/cm ³)			
1972.	5	2.3×10^{-6}	2.3×10^{-6}	6.0×10^0	1.4×10^1	⁶⁰ Co
	6	2.8×10^{-6}	2.8×10^{-6}	6.0×10^0	1.4×10^1	⁶⁰ Co
	7	3.4×10^{-6}	5.0×10^{-6}	1.9×10^1	6.4×10^1	⁶⁰ Co
	8	5.0×10^{-6}	5.0×10^{-6}	4.5×10^0	2.6×10^1	⁶⁰ Co
	9	0	0	0	0	
	10	0	0	0	0	
	11	0	0	0	0	
	12	4.1×10^{-6}	4.6×10^{-6}	6.5×10^0	2.6×10^1	⁶⁰ Co
1973.	1	0	0	0	0	
	2	2.0×10^{-6}	2.0×10^{-6}	6.0×10^0	1.2×10^1	⁶⁰ Co
	3	3.0×10^{-6}	3.6×10^{-6}	1.0×10^1	3.0×10^1	⁶⁰ Co
	4	2.1×10^{-6}	2.1×10^{-6}	6.5×10^0	1.4×10^1	⁶⁰ Co
合計		3.0×10^{-6}	2.4×10^{-5}	3.0×10^3	9.1×10^3	

Table 4-4 J M T Rより排出された固体廃棄物

年度	低レベル			高レベル		合計(個)
	可燃	不燃	その他	キャン	その他	
1967	36	29	—	—	—	65
1968	33	48	—	—	—	81
1969	130	133	—	—	—	263
1970	546	913	—	—	—	1,459
1971	818	1,292	76	3	3	2,192
1972	970	2,620	255	1	21	3,867
合計	2,533	5,035	331	4	24	7,927

Table 4-5 原子炉運転中および停止中の空間線量率分布

場 所		空 間 線 量 率 (mR/h)		備 考
		原子炉運転中	原子炉停止中	
炉 室 一 階	炉プールまわり	0.08	0.05	
	内圧クリープバック 表面	3.5	3.0	
	水カラビット1号機 配管表面	2.5	0.2	
	通 路	0.2	0.04	
	水カラビット2号機 周 辺	0.4	0.03(BG)	
炉 室 地 下 一 階	P.C系レジン塔 表 面	5.0	2.6(底部5.0)	
	at 1m	1.0	0.6	
	逆U字管 表 面	1.0	0.03(B.G)	
	フィルタ室	立入禁止	No.2入口フィルタ容器 表面：0.05 フィルタ室中央： 0.03(B.G)	
	イオン交換塔室	立入禁止	A塔No.1容器 表面：2.5 at 1m：0.8 イオン交換塔室中央： 0.2	
	主循環系水モニタ 表 面	5.0	0.1	
	脱気出口フィルタ 表 面	2.5	0.03(B.G)	
	OWL-1ループキュ ビクル内	立入禁止	*最大：気水分離器表面 7.0 通路：～2.0	*炉停止後約2週間 目の測定値
	OWL-2ループキュ ビクル内	立入禁止	*通路：～7.0	*炉停止後約10日 目の測定値
	縦駆動照射装置 配管表面	最大：3.0	0.5	
炉下 室二 地階	第2排水系 ホット排水管 表 面	最大：1.4	運転中に同じ	
炉下 室三 地階	第2排水系 ホット排水管 表 面	最大：1.6	運転中に同じ	

場 所		空 間 線 量 率 (mR/h)		備 考
		原子炉運転中	原子炉停止中	
炉 室 地 下 三 階	主循環系機器室	立 入 禁 止 主循環系機器室南 $\gamma M: 750^{*2}$	*1 通路; ~ 0.1 主循環系機器室南 $\gamma M: (<1.0)$	*1 炉停止後約20日目 *2 主循環ポンプ運転モードによって異なる。
	炉下室入口 (外側)	$\gamma : 0.03$ (B.G) Nth: 0.0028 Nf: 0.46 計: 0.52	$\gamma : 0.03$ (B.G) Nth: 0 Nf: 0 計: 0.03 (B.G)	
	炉下室内	立 入 禁 止 炉下室 $\gamma M: 160$	* OWL-2配管表面 7.0 炉下室 $\gamma M: <1.0$	* 炉停止後約20日目
炉 室 地 下 四 階	排水ポンプ室	* 第一排水貯槽 表面: 2.0 通路: 0.8 第2排水系配管 表面: 11.0	第一排水貯槽 表面: 0.06 通路: 0.04 第2排水系配管 表面: 運転中に同じ	* この値は、貯槽水が満杯の時の値である。
	制御棒駆動装置室 入口(外側)	$\gamma : 0.2$ Nth: 0.02 Nf: 0.24 計: 0.46	$\gamma : 0.03$ (B.G) Nth: 0 Nf: 0 計: 0.03 (B.G)	
	制 御 棒 駆 動 装 置 室 内	中 央 $\gamma : 1.2$ Nth: 0.045 Nf: 1.2 計: 2.5	$\gamma : 0.03$ (B.G) Nth: 0 Nf: 0 計: 0.03 (B.G)	
	検出器 位置	$\gamma : 0.18$ Nth: 0.038 Nf: 0.19 計: 0.41	$\gamma : 0.03$ (B.G) Nth: 0 Nf: 0 計: 0.03	検出器とは、制御棒駆動装置室 ^① および γM ^② のこと ①運転中, 8.0CPS 停止中, <1.0CPS ②運転・停止中共 <1.0mR/h

Table 4-6 各種機器類およびフィルタなどの表面汚染の放射性核種

圧力容器 上	主循環系	精製系	プール・ チャンネル系	第1排水 系	ハンドリン グツール	フィッショ ンカウンター	OWL-1	排気系 フィルタ
⁴⁶ Sc	⁴⁶ Sc	⁴⁶ Sc	⁴⁶ Sc	⁴⁶ Sc	⁴⁶ Sc	⁶⁵ Zn	¹³ N	⁶⁰ Co
⁵¹ Cr	⁵¹ Cr	⁵¹ Cr	⁵¹ Cr	⁵¹ Cr	⁵¹ Cr	⁹⁵ Zr- ⁹⁵ Nb	¹⁸ F	⁶⁵ Zn
⁶⁰ Co	⁵⁶ Mn	⁶⁰ Co	⁶⁰ Co	⁵⁴ Mn	⁵⁸ Co	¹⁴⁰ Ba- ¹⁴⁰ La	⁵¹ Cr	⁹⁵ Zr- ⁹⁵ Nb
¹⁸¹ Hf	⁶⁰ Co	¹⁴⁰ Ba- ¹⁴⁰ La	^{110m} Ag	⁵⁹ Fe	⁶⁰ Co		⁵⁴ Mn	¹⁸¹ I
¹⁸⁷ W	⁹⁵ Zr- ⁹⁵ Nb	¹⁸¹ Hf	¹⁸¹ Hf	⁶⁰ Co	¹⁸¹ Hf		⁵⁶ Mn	¹⁸¹ I
	¹⁸¹ Hf	¹⁸⁷ W		⁶⁵ Zn			⁵⁸ Co	
	¹⁸⁷ W			¹⁸¹ Hf			⁶⁰ Co	
							^{110m} Ag	
							¹⁸⁷ W	

Table 4-7 J M T Rにおける空気中の放射性核種

定常運転時		F P 放出実験時		破損キャプセル 処理時の排出空気中
排出空気中	炉室内空気中	排出空気中	炉室内空気中	
¹³ N	²⁴ Na	⁴¹ A	¹³¹ I	⁵⁶ Mn
²⁴ Na	⁵¹ Cr	⁸⁷ Kr	¹³² I	⁸⁸ Rb
²⁷ Mg	⁵⁶ Mn	¹³³ I	¹³³ I	¹⁸¹ I
³⁷ S	⁵⁹ Fe	¹³⁶ Xe	¹³⁵ I	¹³³ Xe
³⁸ Cl	⁵⁸ Co	¹³⁵ Xe	¹³⁵ Xe	¹³⁵ Xe
⁴¹ A	⁸⁶ Rb	¹³⁸ Cs		
⁵⁶ Mn	¹³⁵ Xe			
¹³³ Xe				
¹³⁵ Xe				
¹³⁸ Cs				
¹⁹⁷ Hg				

Table 4-8-2 JMTRにおける空気汚染一覧（非作業区域）

年月日	場所	測定結果		発見の経緯および原因	処置・対策	備考
		測定器	放射能濃度 μCi/cm ³			
S.45年 11月13日	第1排水貯槽 内部	ローカルダスト・ ガスモニタ	2.0×10^{-6}	²⁴ Na ⁵⁶ Mn		7線スベクトル 測定データ集 D-14
S.46年 8月17日	OWL-1キュー ビクル内	ローカルダスト・ ガスモニタ	4.0×10^{-9}	¹³³ Xe ¹³⁸ Cs	本サイクル終了後 サンプリング廃液の 排水管を設置するこ とになった。	M-104
S.46年 9月7日	OWL-1キュー ビクル内	ローカルダスト・ ガスモニタ	ダスト 1.4×10^{-10} ガス 6.3×10^{-6}	¹³¹ I	キュービクル内の立 入時は放管と協議す ることにした。	M-111
S.46年 9月21日	OWL-1キュー ビクル内	ローカルダスト ガスモニタ	6.9×10^{-11}	¹³¹ I	照射第2課の要請によりモ ニタリング	M-128
S.47年 2月11日	炉プールまわり 70F-16G キャプセル	VRE GS3-7	4.5×10^2	¹³³ Xe	管轄区域内定期サーベイで 発見 原因は、燃料試料保護管の 溶接不良によりFPガスがリーク	JM放管メモ No.387
S.47年 2月25日	炉プールまわり 混合ガスモニタ	VRE	3.7×10^{-3}	¹³³ Xe	混合ガスモニタのアラーム 発生により発見、70F-16 Gのガス排出時の配管内面汚 染による。	M-182
S.47年 8月1日 ~8月28日	OWL-1 キュービクル内	PHA	5.0×10^{-13} ~ 4.2×10^{-11}	⁶⁰ Co ¹³¹ I	ローカルダストモニタの連 続測定により検出、人工欠損 孔付燃料試料照射試験時の水 モレ	M-305
S.47年 10月25日	B3F 主循環系機器室	GMスケアラ β線スベクトル メータ	1.8×10^{-11}	³² P (?)	HE-40ろ紙の3日後測定 で検出	M-337

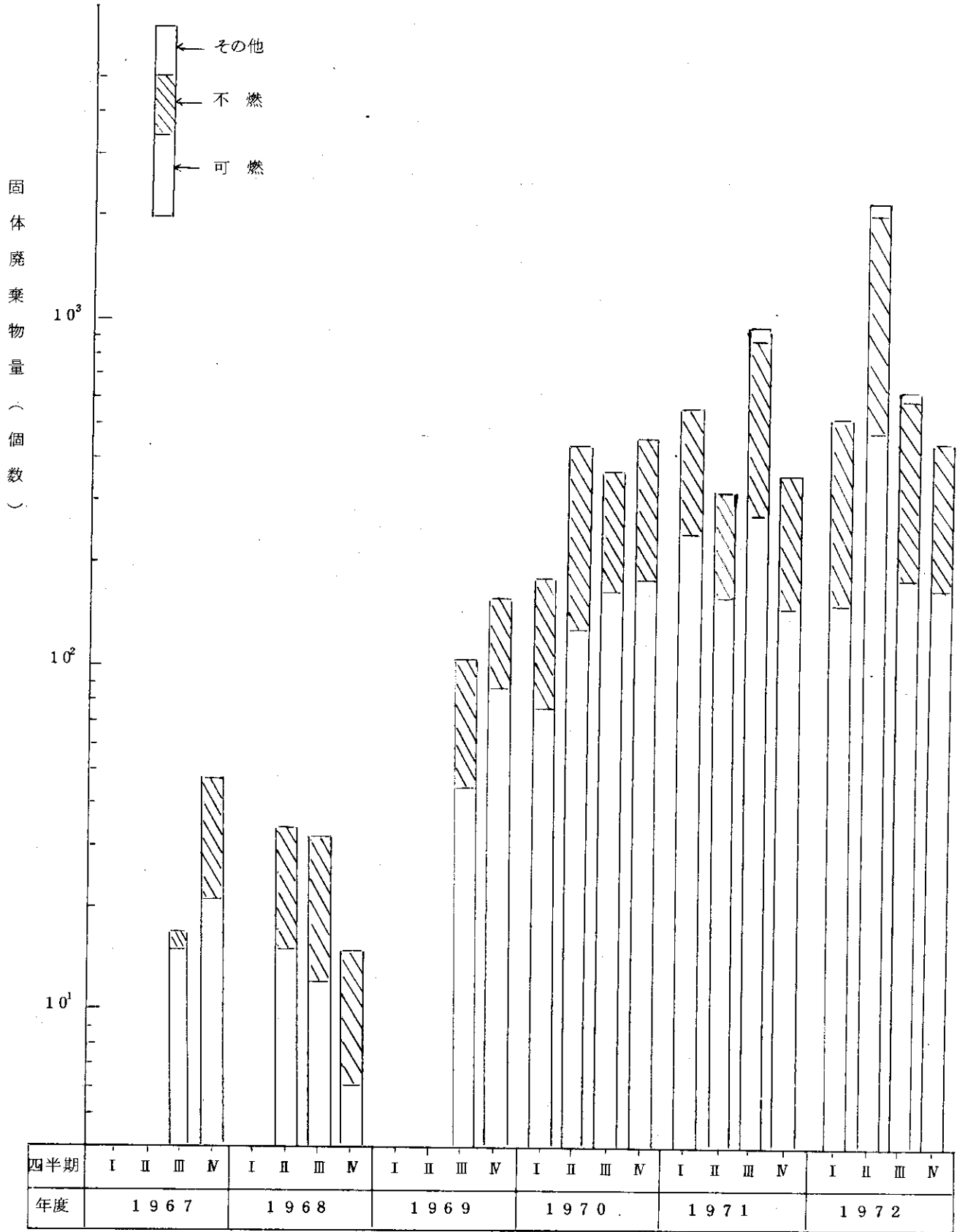


Fig. 4-1 J MTRにおける四半期ごとの低レベル固体廃棄物量の変化

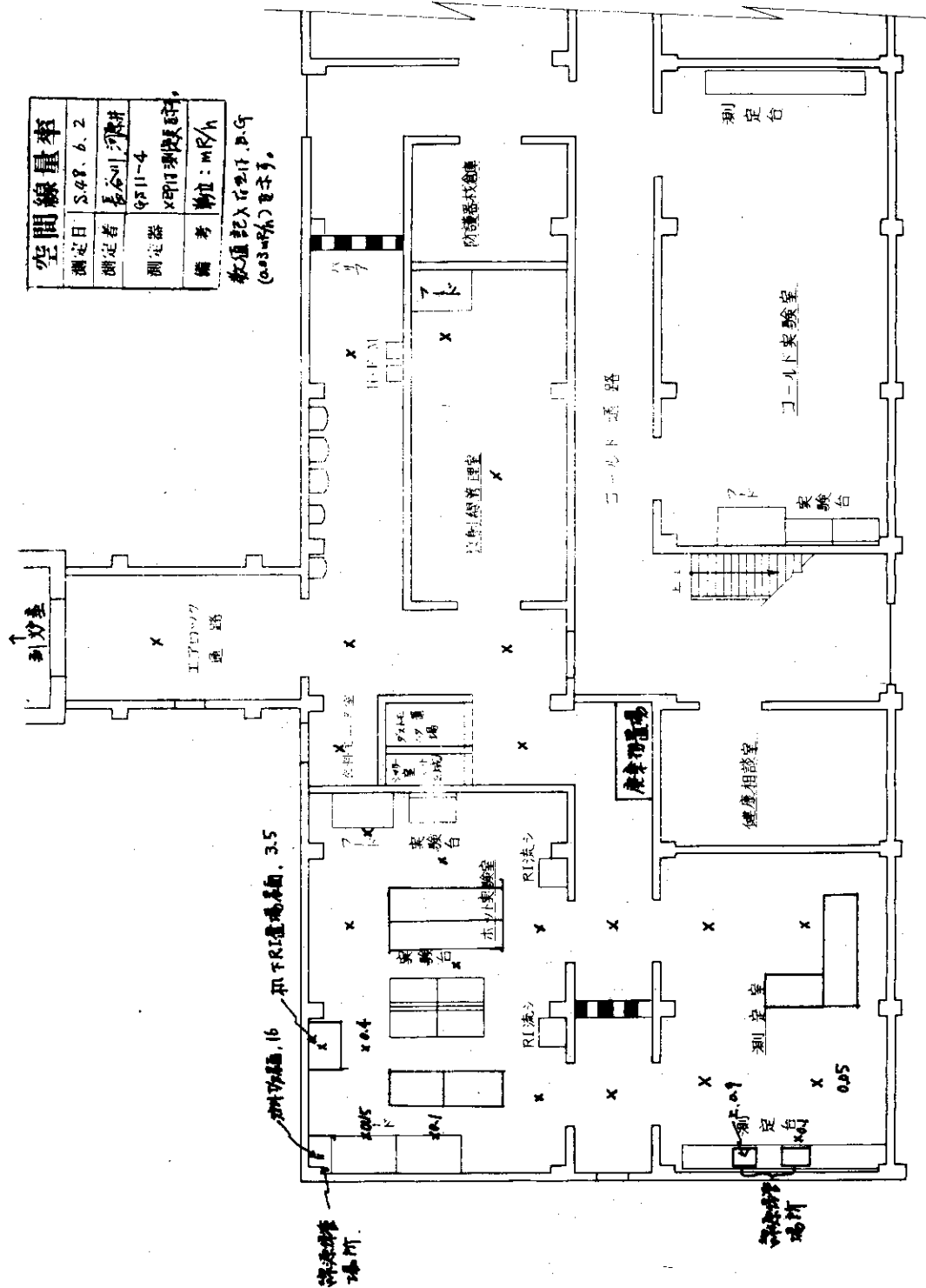


Fig. 4-2 居室実験室の空間線量率分布

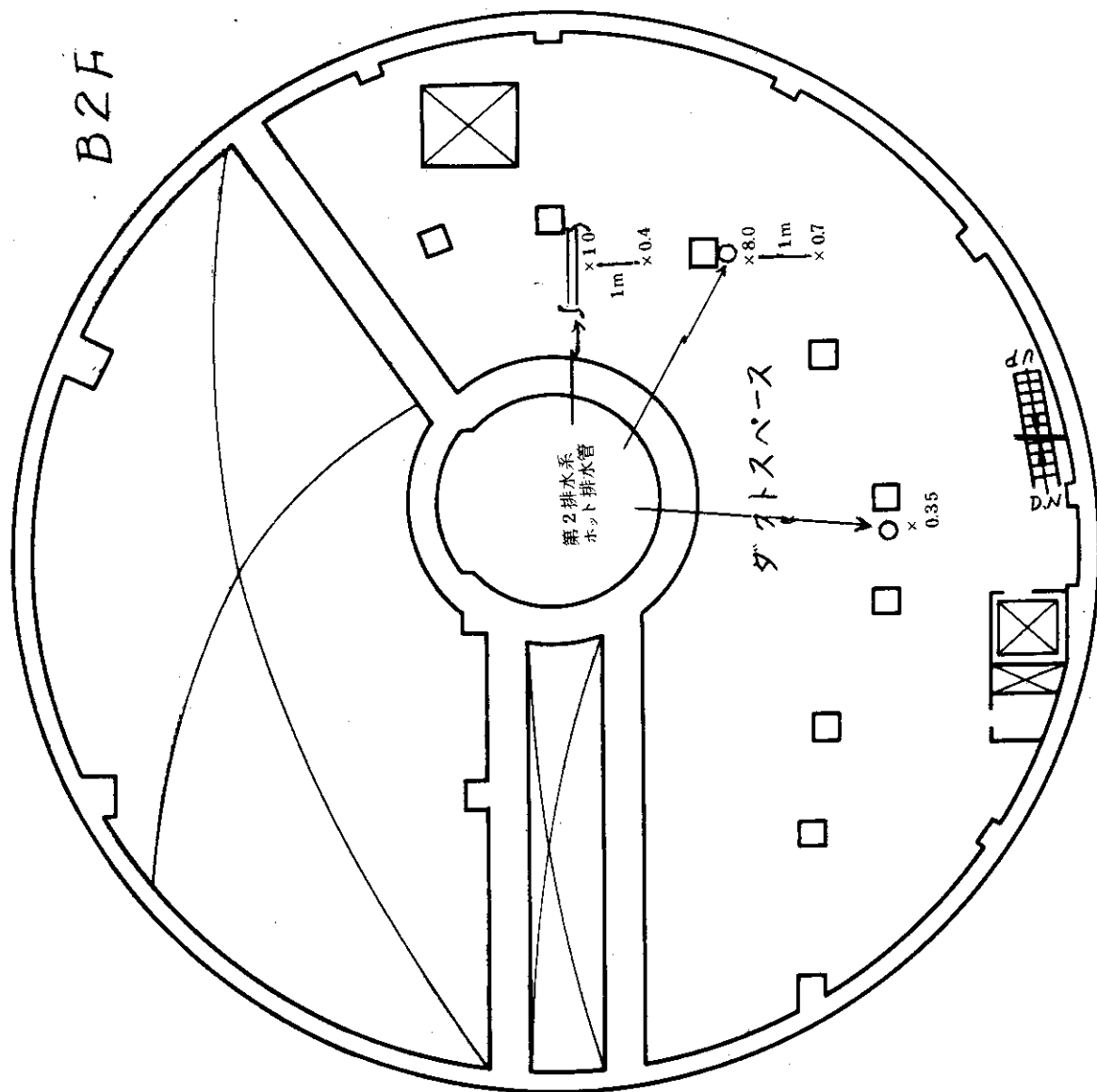


Fig. 4-5 炉室地下2階の空間線量率分布

注) Nth: 熱中性子線量率(mrem/h)
 Nf: 速中性子線量率(mrem/h)

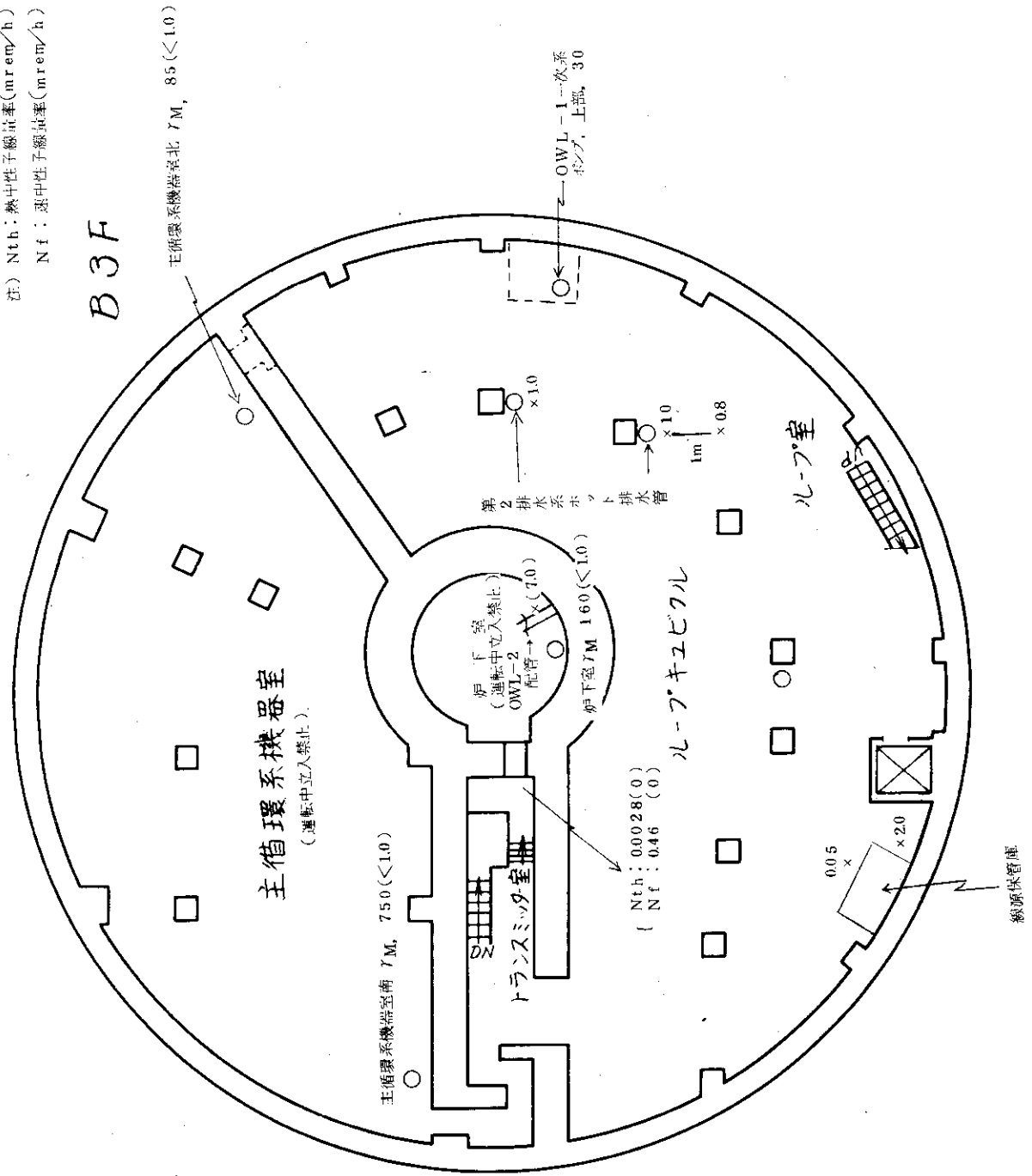


Fig. 4-6 炉室地下3階の空間線量率分布

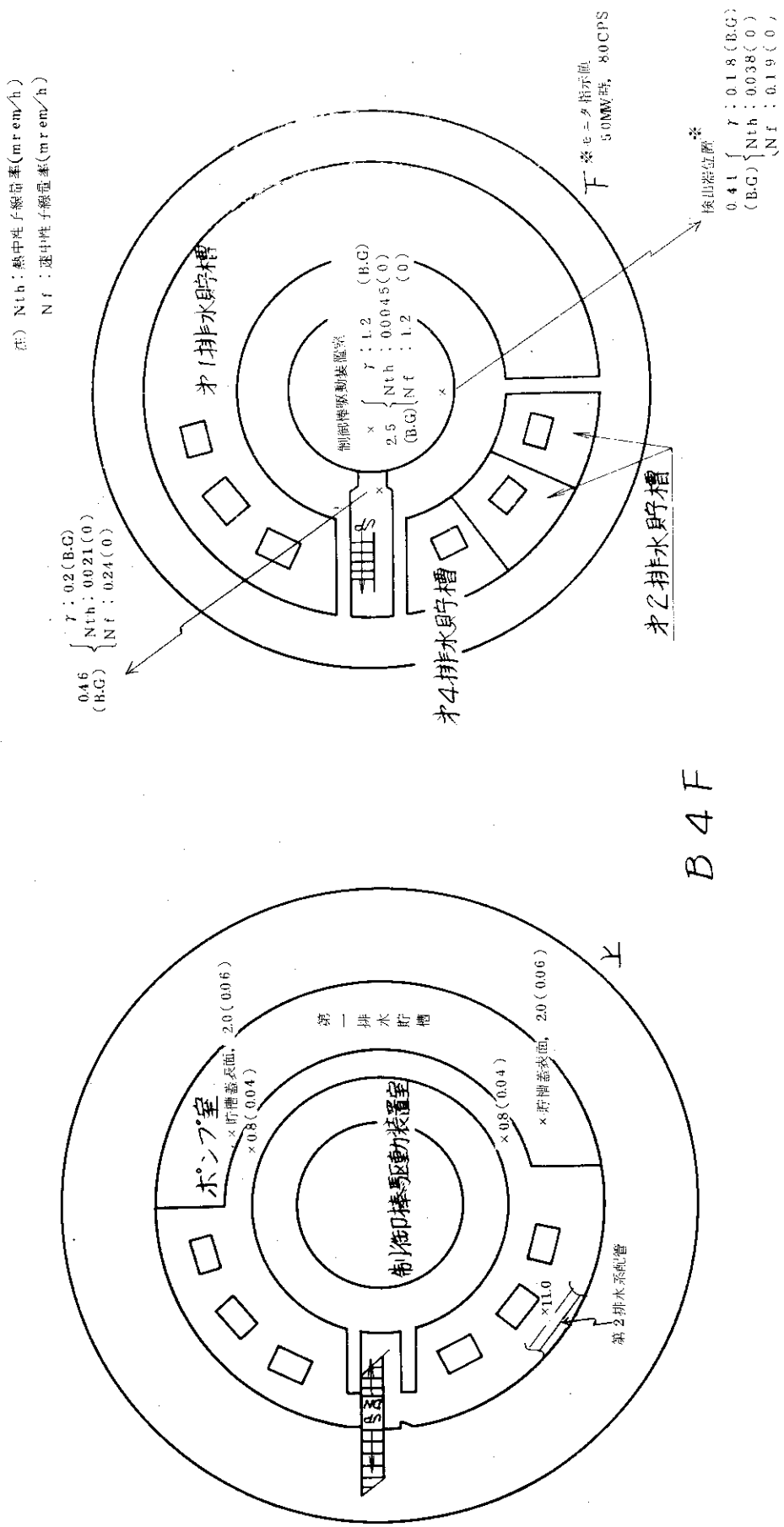


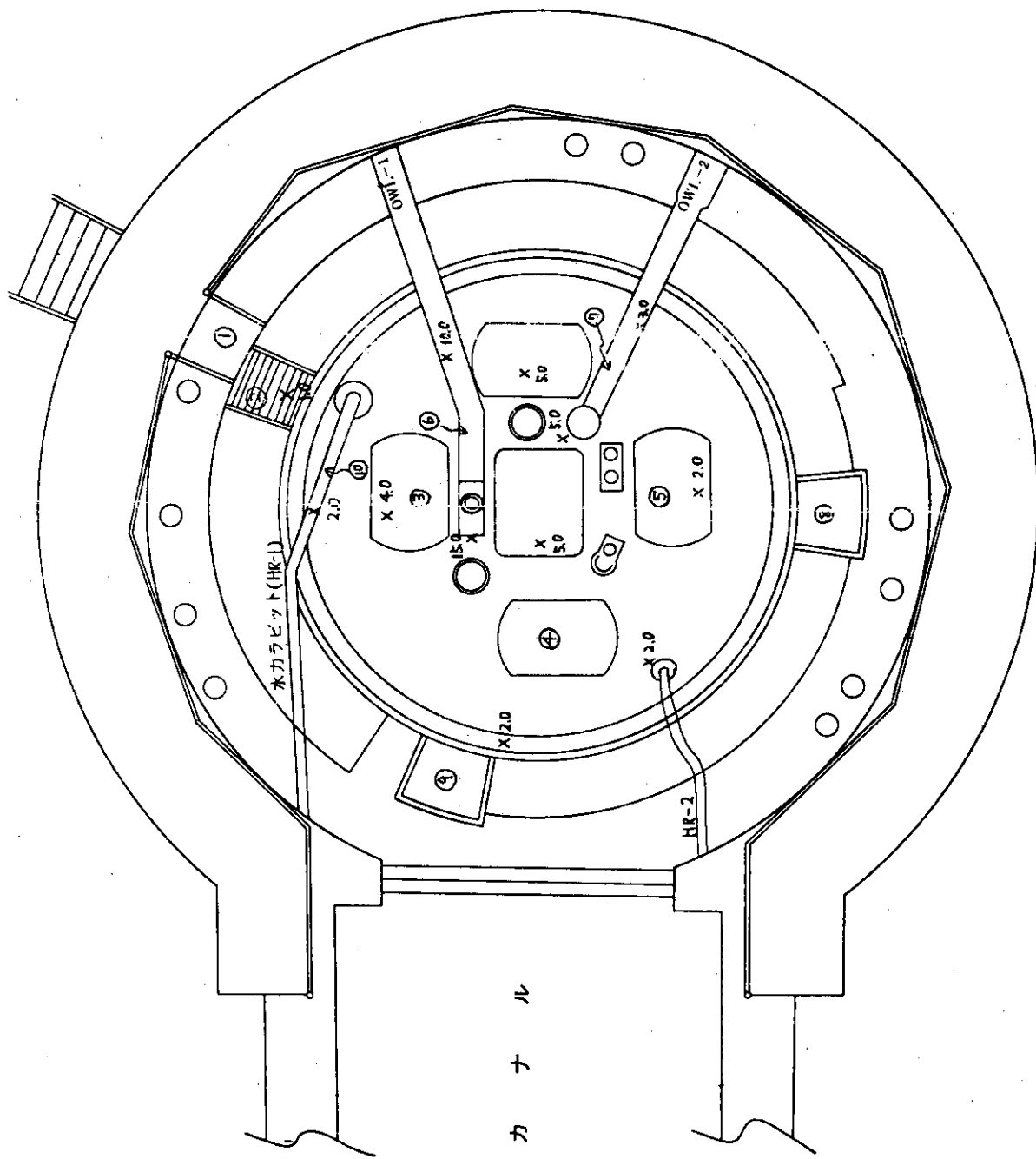
Fig. 4-7 炉室地下4階の空間線量率分布

測定日 S48.4.1
 測定者 西・足利谷
 測定器 GS-1
 SCS1-1

備考。图中×印は放射線量率
 (mR/h), ○印は表
 面汚染の測定位置を示
 す。
 。炉停止後1日目に測定

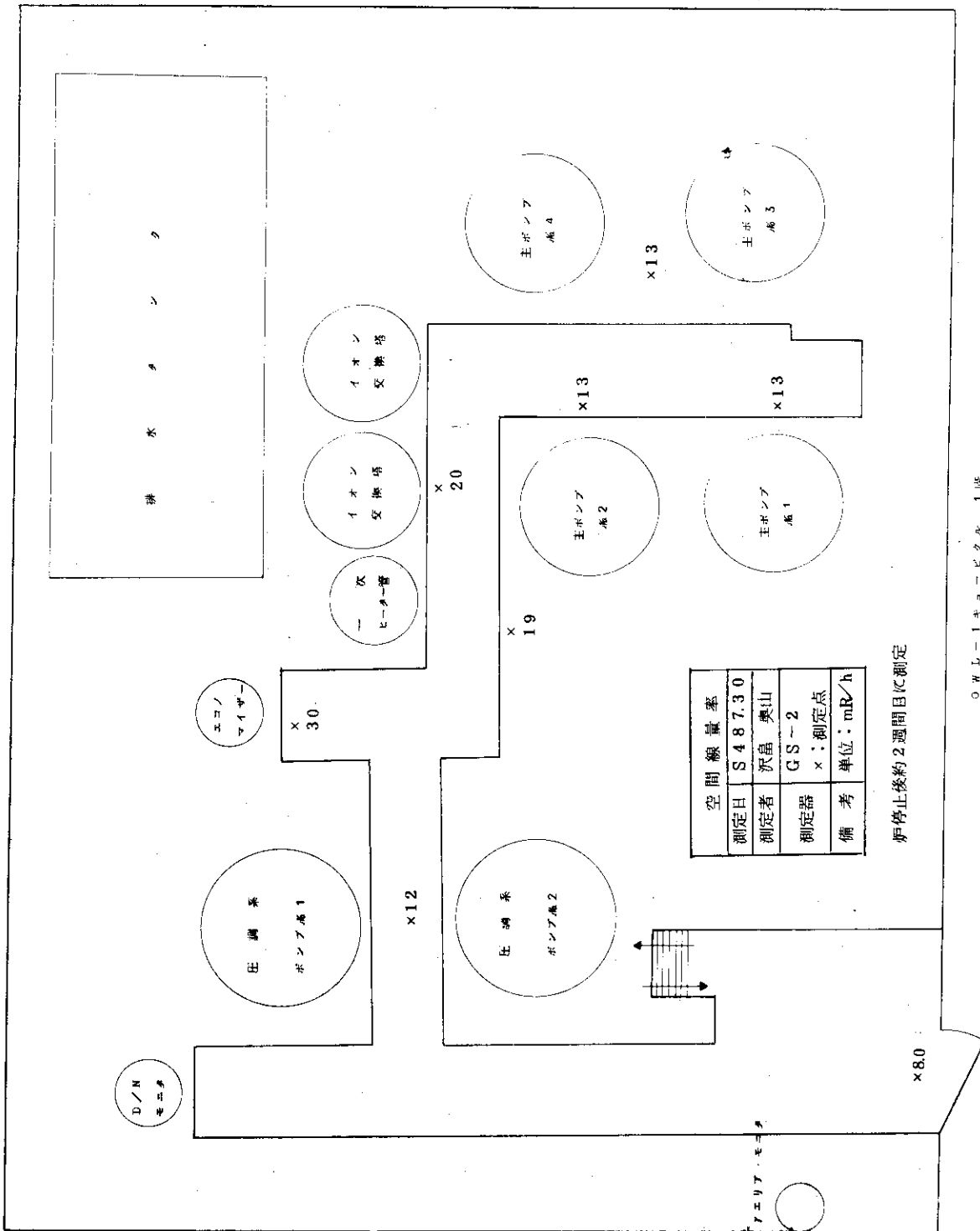
表面汚染測定結果

測定位置	測定値
①	2.0×10^3 d pm/100 cm ²
②	1.5×10^3 "
③	2.0×10^3 "
④	1.0×10^3 "
⑤	1.5×10^3 "
⑥	1.5×10^3 "
⑦	1.0×10^3 "
⑧	1.0×10^3 "
⑨	1.5×10^3 "
⑩	1.5×10^3 "



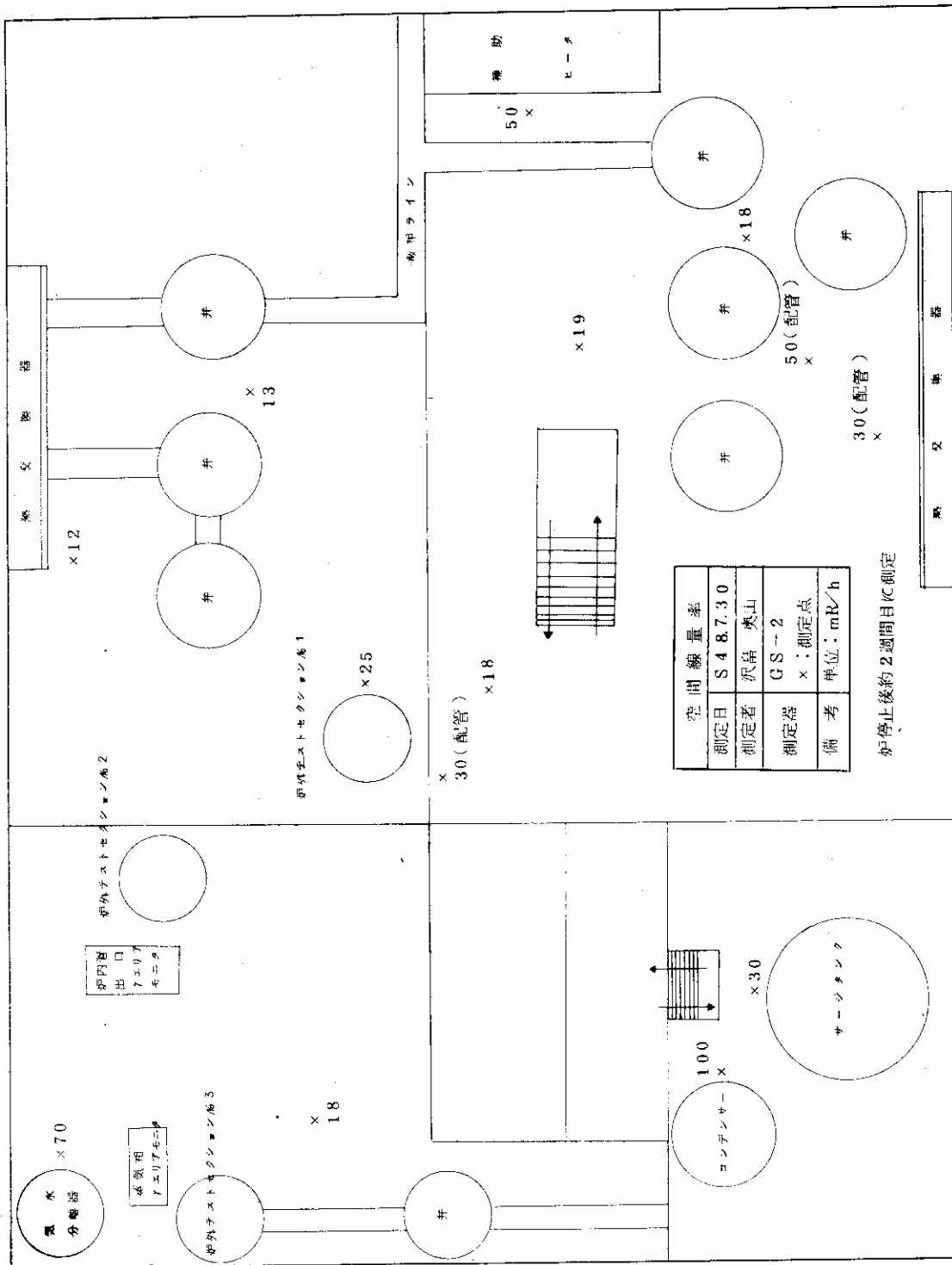
炉 プ ー ル 平 面 図

Fig. 4-8 縦駆動照射装置(NCF)設置前のRPV上サーベイ結果(第20サイクル終了後)



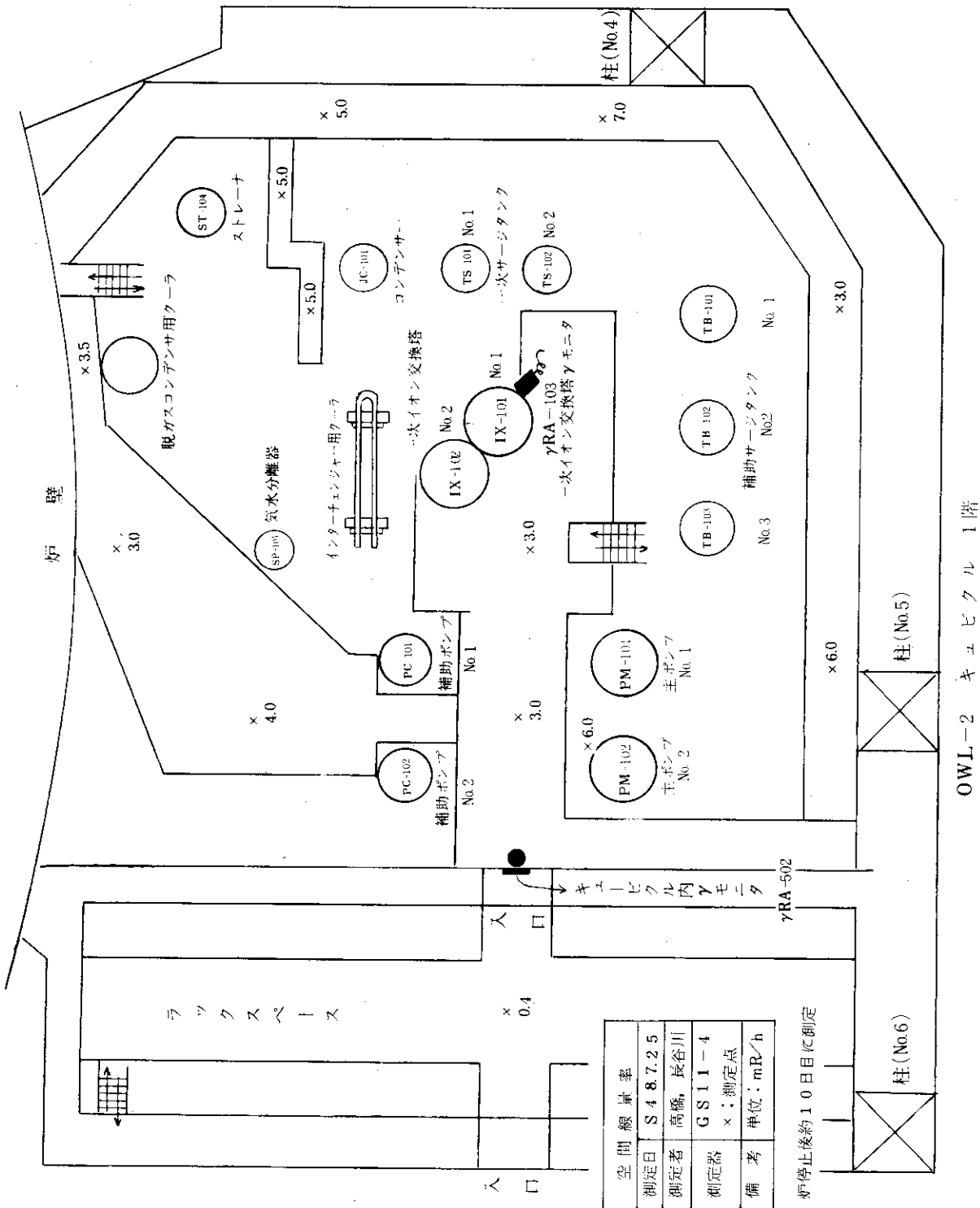
OWL-1 キュベクル 1 階

Fig. 4-9-1 OWL-1 キュベクル 1 階の空間線量率分布



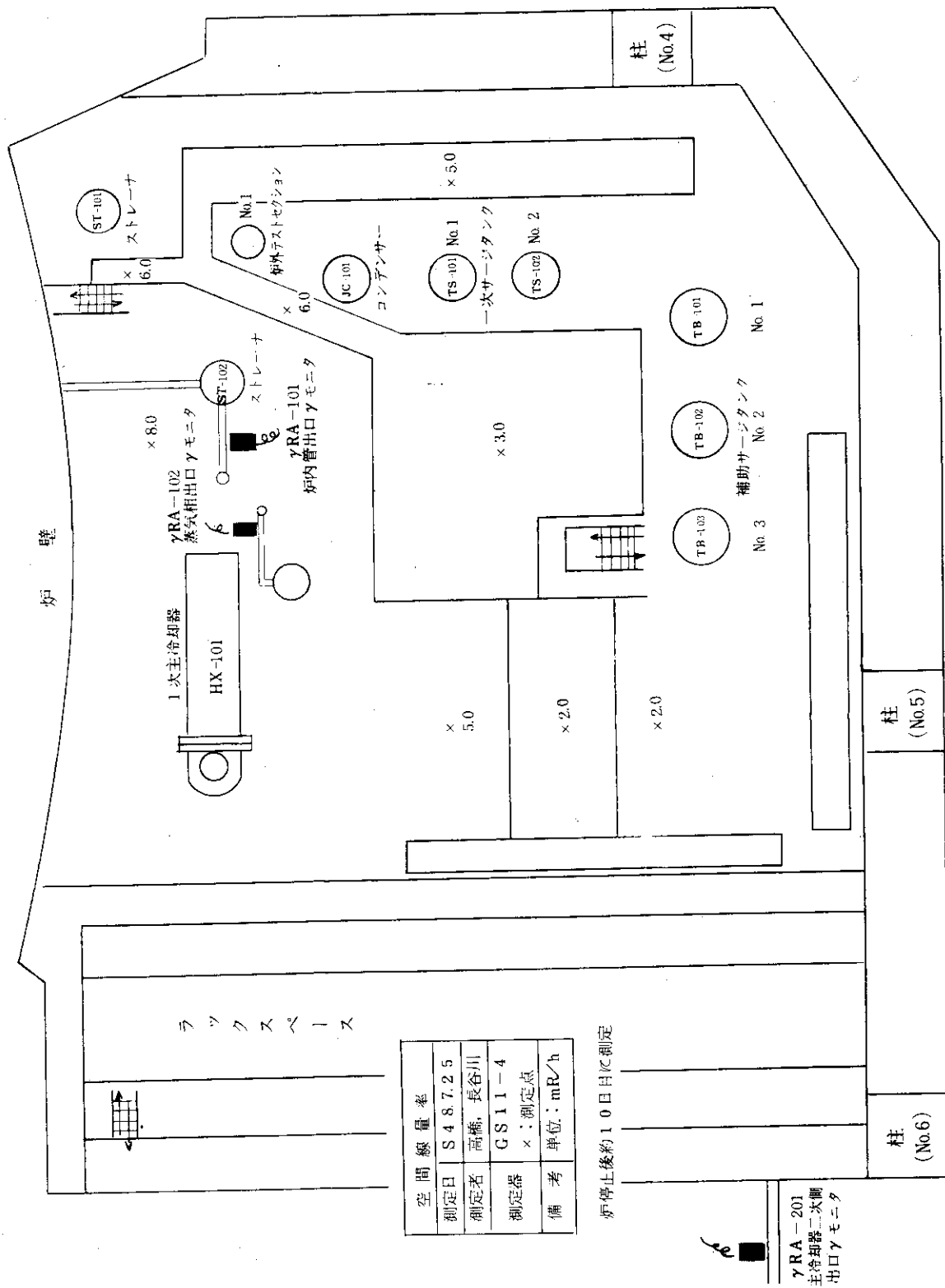
OWL-1 キュビクル 2 階

Fig. 4-9-2 OWL-1 キュビクル 2 階の空間線量率分布



OWL-2 キュビクル 1階

Fig. 4-10-1 OWL-2 キュビクル1階の空間線量率分布



OWL-2 キュビクル 2階

Fig. 4-10-2 OWL-2 キュビクル 2階の空間線量率分布

測定日 S 48年7月18日
 測定器 GS1-1
 GS3-1
 測定者 沢島 望月
 備考 炉停止後5日目

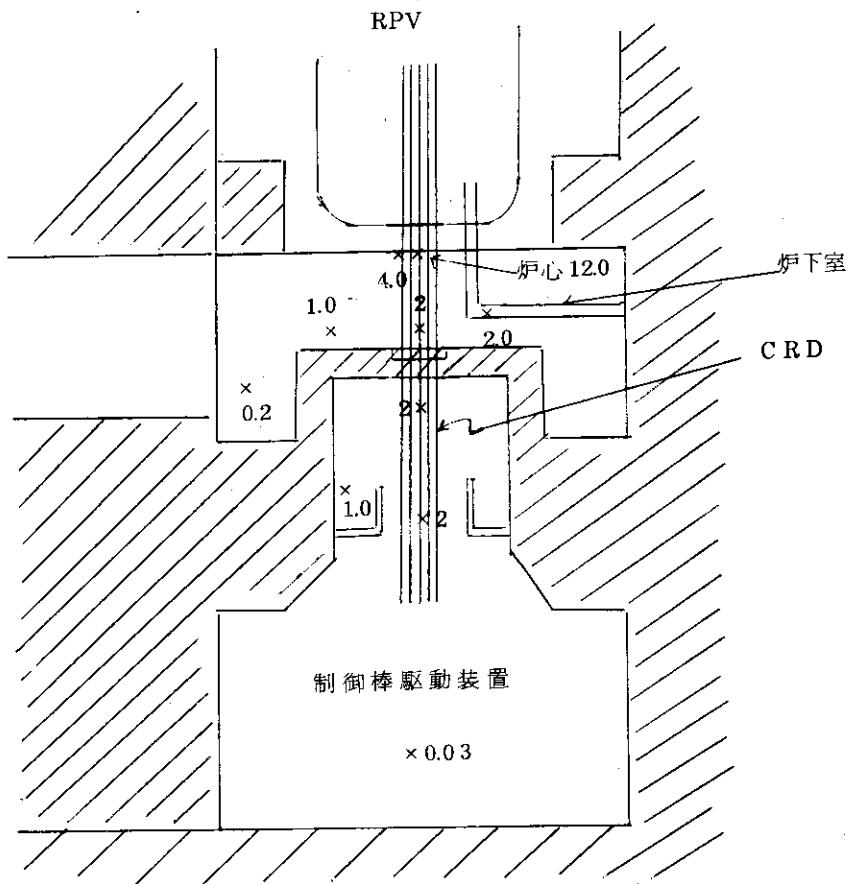


Fig. 4-11 炉下室、制御棒駆動装置室の放射線量率サーベイ結果

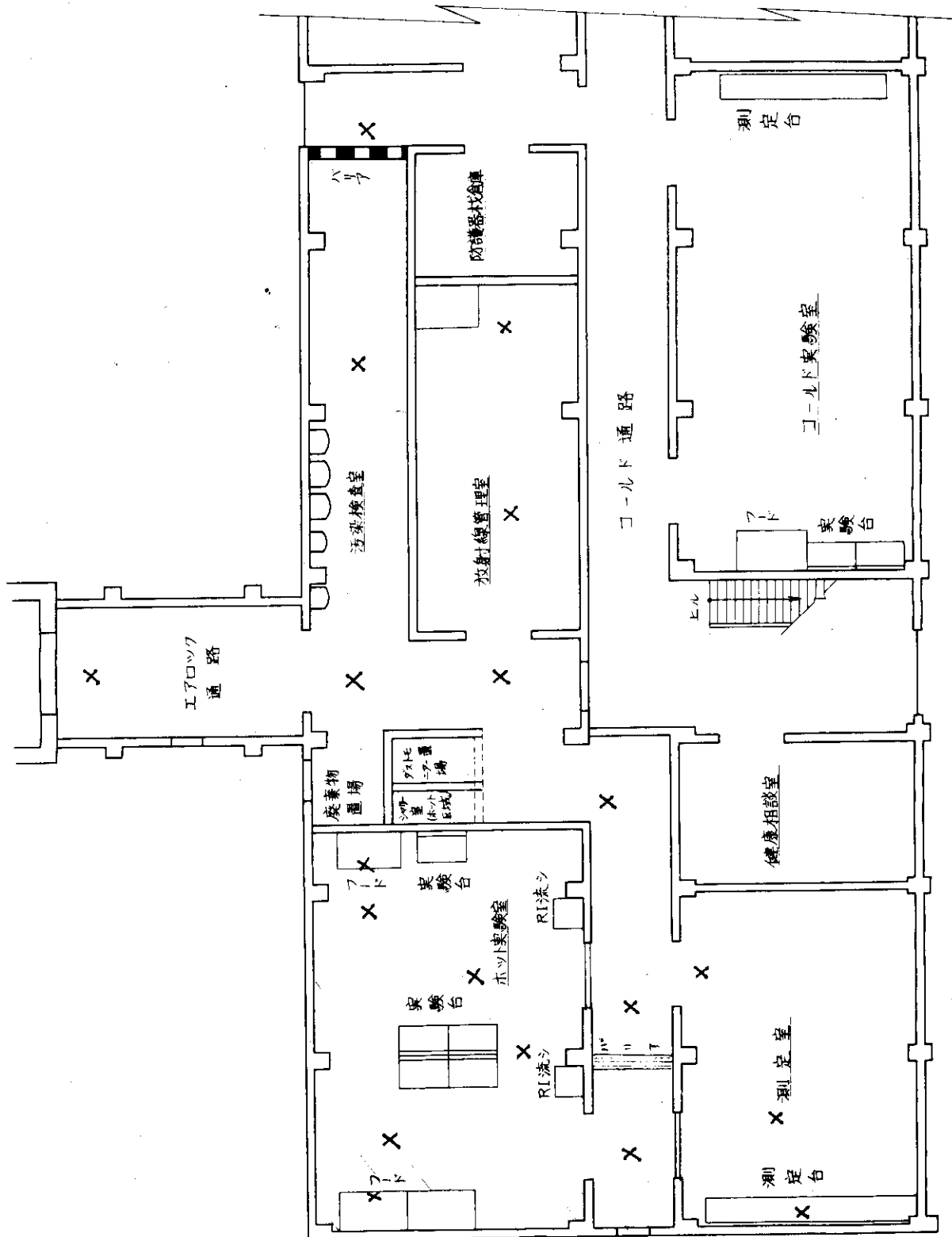


Fig-4-12-1 JMT Rhot実験室1階

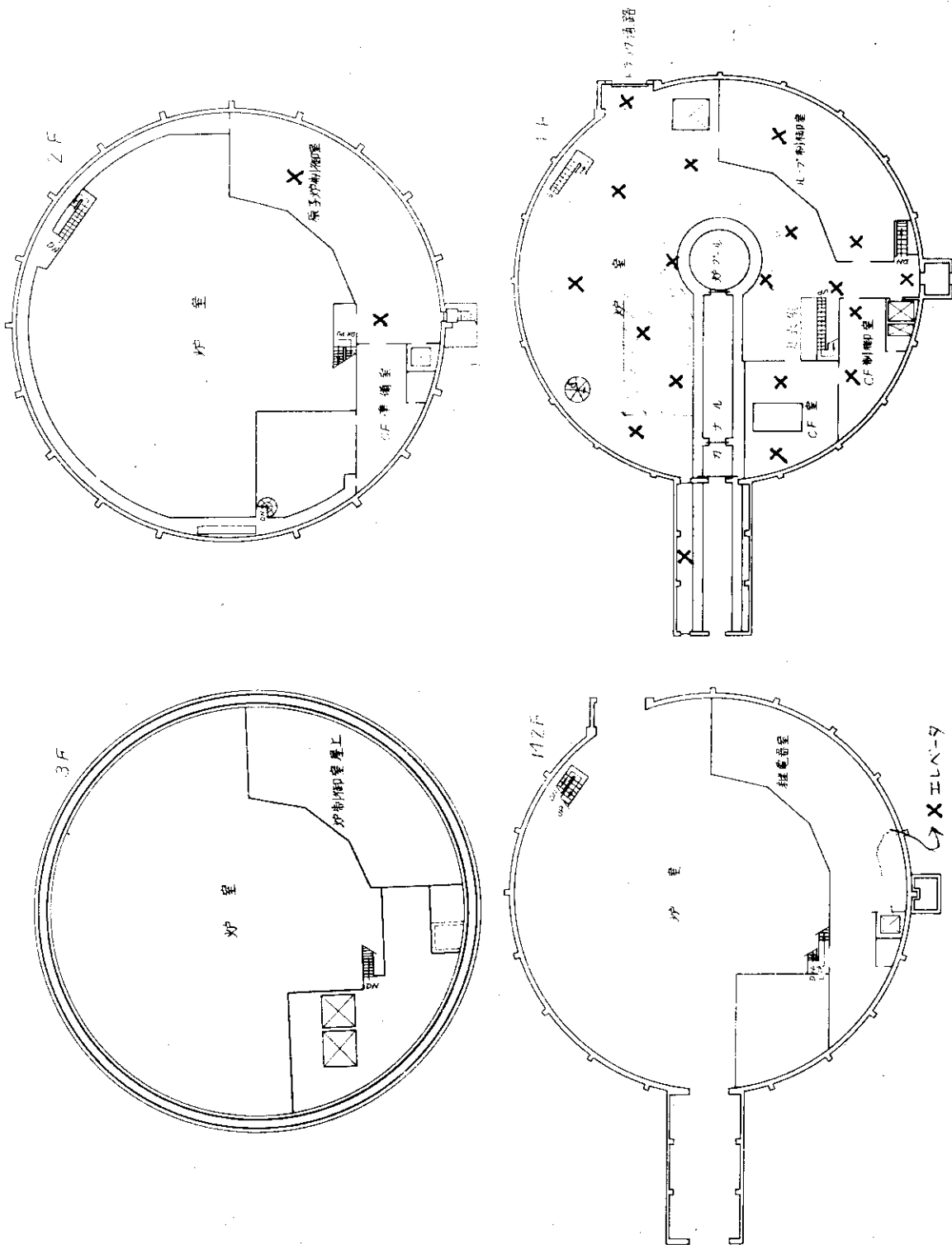


Fig. 4-12-2 JMTR炉建家地上階

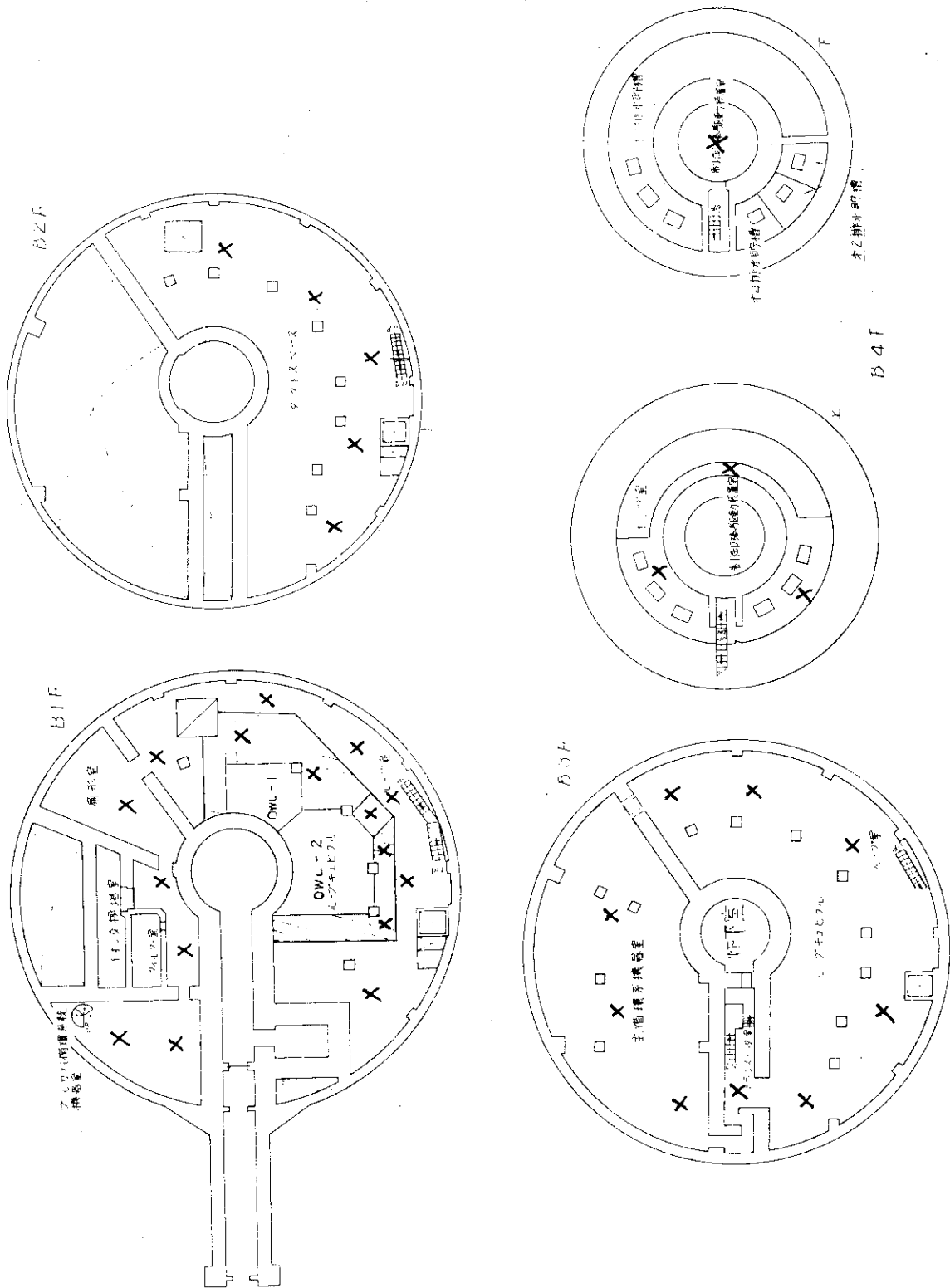


Fig. 4-12-3 JMTR炉建家地下

5 JMTRのトリチウムについて

JMTRの燃料は、90%濃縮ウラン、改良ETR型の板状タイプである。被覆材は、0.38 mm厚のアルミニウム合金を用いている。熱出力は50MWで燃料棒の表面温度は最高168℃である。また熱中性子束は、 $\sim 5 \times 10^{14}$ n/cm²・secである。

炉心の反応度制御にはハフニウムが用いられ、一次冷却水のPHコントロールにはイオン交換樹脂を用いており、トリチウムの生成要因となるほう素およびリチウムは使用されていない。

5.1 生成について

JMTRにおけるトリチウムは、

- (1) 軽水中に含まれる重水素， $D(n, \gamma)T$
- (2) 燃料棒表面に付着している²³⁵UのTernary fission
- (3) 燃料の²³⁵UのTernary fission

により生成される。この3つの生成過程のうち主たるトリチウム源は、(3)の生成過程によるものである。計算の結果、(3)の反応により生成されるトリチウムに比べ、(1)、(2)の反応により生成されるトリチウムは各々 1×10^{-3} 、 1×10^{-6} である。

(3)の反応により生成されたトリチウムは、拡散により燃料の被覆材を通して1次冷却水中に出てくる。文献¹⁵⁾によるとこの漏洩率は原子炉運転後1日程度で生成率に等しくなると報告されている。

5.2 原子炉の運転モードとトリチウムの移動経路¹⁶⁾

5.2.1 原子炉の運転モード

定格熱出力50MWの間歇運転であり、1サイクルの運転期間は約30日である。運転開始後約2週目に燃料を交換(約半数 \sim 12本、通称シャフリングと呼ぶ)するため原子炉を約3日間停止(通称、M.S.D.Wと呼ぶ)し、再起動後約2週間運転する。原子炉停止後 \sim 1ヶ月間S.D.Wが行なわれる。

5.2.2 トリチウムの移動経路

JMTRの主循環系精製系の概略図をFig.5-1に示す。Fig.17より1次冷却水中のトリチウムは、脱気タンクを通してオーバフローにより約5m³/dayの割合で第1排水貯槽に排水される。第1排水貯槽(容積180m³)に貯留された1次冷却水の殆んどは、タンクヤード廃液タンクNo.1およびNo.2を通して処理場へ送られる。このうちの一部(約12m³)は、M.S.D.WおよびS.D.W時の使用済燃料取出し後、純水と一緒に炉プールの水張りに使用される。

5.3 1次冷却水のトリチウム濃度

1次冷却水のトリチウム濃度は、脱気タンクへの純水補給(~ 5 m³/day)による希釈効果のため、運転開始後約100日程度で飽和値に達することになる。しかし5.2.1で述べたように間

歇運転であることおよび中間炉停止があることにより飽和値より低い濃度で一定となる。これらのことおよび次の仮定を考慮して運転時間を函数としたトリチウム濃度を求めると①式の如くとなる。

仮定 (1)燃料要素からのトリチウム漏洩率は、燃料要素内でのトリチウム生成率に等しいものとする。

(2)燃料要素から漏洩したトリチウムは、1次冷却水中に均一に分布するものとする。

$$n_T = \left(\frac{\lambda RC}{3.7 \times 10^4 V_1} - n_{T0} \right) (1 - e^{-\lambda_p t}) + n_{T0} \dots\dots\dots \text{①}$$

ここに n_T : 一次冷却水のトリチウム濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)

n_{T0} : 原子炉運転前のトリチウム濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)

$$\Rightarrow \frac{n_{TS}}{3},$$

n_{TS} : 平衡後サイクル末期のトリチウム濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)

R : トリチウムの燃料要素からの漏洩割合 (= 1)

C : 燃料要素内でのトリチウム生成率 (ケ/sec)

50MW時, $C = 7.75 \times 10^{18}$ (ケ/sec)

λ : トリチウムの崩壊定数, 1.8×10^{-9} (sec^{-1})

V_1 : 脱気タンクへの純水補給流量 (cm^3/sec)

$5\text{m}^3/\text{day} \Rightarrow 5.8 \times 10^1$ (cm^3/sec)

λ_p : 希釈定数 (sec^{-1})

$$= \frac{V_1}{\text{一次系の Holdup 量}} = \frac{5}{160 \times 3600 \times 24} = 3.6 \times 10^{-7} \text{ (sec}^{-1}\text{)}$$

t : 原子炉運転時間, (sec)

14日 = 1.2×10^6 (sec)

①式を用いて計算した結果と実測値の比較を Table 5-1 に示す。計算値は実測値の 1.2 ~ 1.6 倍でほぼ一致している。原子炉の運転時間と脱気タンクへの純水補給流量により1次冷却水のトリチウム濃度は、多少変化するが、現在の運転条件では、 $2.0 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 程度と考えると管理すれば問題ないであろう。

5.4 炉プール水のトリチウム濃度

フラッシングにより第1排水貯槽へ排水された1次冷却水〔全量、約 140m^3 : 一次冷却水 (100m^3) + 炉プール水 (40m^3)〕は殆んどタンクヤードへ送られる。しかし、5.2.2で述べたように、排水貯槽には 10m^3 程度の1次冷却水が残る。ここに 140m^3 程度の純水を入れ、この水を炉プール (容積、 250m^3 RPV 含まず) の水張りに使用するため、炉プール水はトリチウムで汚染される。しかも各サイクル毎に除々に上昇することになる。しかし一次冷却水のトリチウム濃度 ($2 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) 以上になることはない。下記に最近の実測データを示す。

現在のところ炉プール水のトリチウム濃度は、約 $1 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ である。

第18サイクル	$6.7 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
第19サイクル	9.4×10^{-4} "
第20サイクル	9.9×10^{-4} "

5.5 タンクヤード廃液タンク中のトリチウム濃度

前述した様に第1排水貯槽に貯留された1次冷却水およびフラッシングに用いられた炉プール水は、タンクヤード廃液タンクNo.1およびNo.2に送られる。最近の実測データをTable 5-2に示す。実測データより廃液タンクのトリチウム濃度は、1次冷却水のトリチウム濃度 $1/10 \sim 1/2$ 程度である。これは、脱気タンクへの純水補給量が少ないため運転開始後すぐ1次冷却水のトリチウム濃度が飽和に達せず、除々に上昇するためと思われる。参考までにフラッシング前と後の第1排水貯槽水の実測トリチウム濃度を示すと下記の如くである。

フラッシング前	$6.5 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
フラッシング後	$1.3 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$

注) このデータは第20サイクルに実測したものである。

1サイクルあたり廃液タンクに送られる1次冷却水は、約 420m^3 である。この内訳は下記の如くである。

運転中の1次冷却水：	140m^3
平均濃度、	$\sim 5.0 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
トリチウム量、	約 0.7Ci

炉停止時のフラッシングによる1次冷却水：	
	280m^3
平均濃度、	$\sim 1.0 \times 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
トリチウム量、	約 2.8Ci

これらのことよりJMTBタンクヤードより処理場へ送られるトリチウムの総量は、1サイクルあたり約 3.5Ci である。

5.6 排水中のトリチウム濃度

処理場低レベルpondへ送られたJMTB廃液は処理後監視pondへ送られ雑水により希釈されながら一般排水される。監視pond水のトリチウム濃度をTable 5-3に示す。Table 12より監視pond水のトリチウム濃度は、平均的に $3.0 \times 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 程度である。月あたり監視pondより一般排水されたトリチウム総量をTable 5-4に示す。3月は第20サイクルの運転(3/2~3/31)が行なわれ、この期間に排水されたトリチウムの総量は、 3.4Ci である。これは1サイクルあたり処理場へ送られるトリチウムの総量とほぼ一致する。

トリチウムの一般排水の管理は、障害防止法に基づいて実施しており、 $\beta(\gamma)$ 核種(未知核種)の濃度とトリチウムの濃度を実測し、各々一般排水に関する許容濃度との比の和が、1.0以下となるように管理されている。

5.7 炉停止作業時の空気汚染

炉停止作業時には炉上作業が実施される。このためR.P.V内の水は炉プール水と置換される(約100m³)。その後R.P.V上の小上蓋をあけ燃料交換等の作業が実施される。5.4で述べたよう炉プール水の濃度は、現在1.0×10⁻³μCi/cm³程度であり最終的に1次冷却水の濃度(2×10⁻³μCi/cm³)と同程度になることが予想される。

炉プール水のトリチウム濃度が、1次冷却水の濃度と同程度になったとしてR.P.V上のトリチウムによる空気汚染度を試算すると下記の如くとなる。

条件：温度，20℃

相対湿度，100%

$$C_{air} = C \times \rho_{H_2O} \dots\dots\dots \textcircled{2}$$

ここに C：炉プール水のトリチウム濃度，(μCi/cm³)，2×10⁻³μCi/cm³

ρ_{H₂O}：飽和水蒸気の密度 (gm/cm³)

$$= 2.886 \times \frac{P}{T} \times 10^{-3} \text{ (gm/cm}^3\text{)}$$

P：水蒸気圧，(cmHg)

20℃で1.754 cm Hg

T：絶対温度(°K)

20℃で293°K

②式に上記数値を代入すると，C_{air}は3.6×10⁻⁷μCi/cm³となる。放射線作業従事者に対するトリチウムの空気中の最大許容濃度は，週48時間および週168時間作業に対し，各々5×10⁻⁶(μCi/cm³)および2×10⁻⁶(μCi/cm³)である。上記の如くR.P.V上のトリチウムの空気中濃度は最も安全側に計算しても許容濃度の1/10程度である。¹⁷⁾

Table 5-1 一次冷却水中のトリチウム濃度(50MW時)

サイクル	運転時間 (day)	補給水流量 (m ³ /day)	一次冷却水のトリチウム濃度(μCi/cm ³)	
			計算値	実測値
18	12	8.1	2.2×10^{-2}	1.5×10^{-2}
19	12	24.4	1.2×10^{-2}	9.3×10^{-3}
20	15	3.5	2.9×10^{-2}	1.8×10^{-2}

注) 初期条件である n_{T0} は $\frac{n_{TS}}{3}$ として計算した。

Table 5-2 廃液タンク水のトリチウム濃度

サイクル	廃液タンクNo.	トリチウム濃度*1 (μCi/cm ³)	一次冷却水のトリチウム濃度*2(μCi/cm ³)
第17サイクル	No.2	1.0×10^{-3}	1.4×10^{-2}
第18サイクル	No.2	4.7×10^{-3}	1.5×10^{-2}
第19サイクル	No.1	5.2×10^{-3}	9.5×10^{-3}
第20サイクル	No.2	3.3×10^{-3}	1.8×10^{-2}

*1, 2: 採取時期は、後半原子炉運転終了前である。

Table 5-3 監視ポンド水のトリチウム濃度

貯槽名	採取日	トリチウム濃度 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)
監視ポンド A	S.47.11.20	1.6×10^{-3}
" A	S.47.11.29	1.6×10^{-3}
" C	S.47.12.6	3.1×10^{-3}
" A	S.48.1.6	3.7×10^{-3}
" C	S.48.1.19	3.1×10^{-3}
" B	S.48.1.29	1.8×10^{-3}
" A	S.48.3.1	2.9×10^{-3}
" A	S.48.3.14	3.1×10^{-3}
" B	S.48.3.22	2.9×10^{-3}
" A	S.48.3.26	2.4×10^{-3}
" A	S.48.3.28	3.2×10^{-3}

注) 原子炉運転期間

第17サイクル: S.47.10.7~S.47.11.2

第18サイクル: S.47.11.16~S.47.12.14

第19サイクル: S.48.1.14~S.48.2.10

第20サイクル: S.48.3.2~S.48.3.21

Table 5-4 一般排水されたトリチウム量

排水の年月	トリチウム量(Ci)
昭和47年12月	1.2
昭和48年1月	2.9
昭和48年2月	0.5
昭和48年3月	3.4

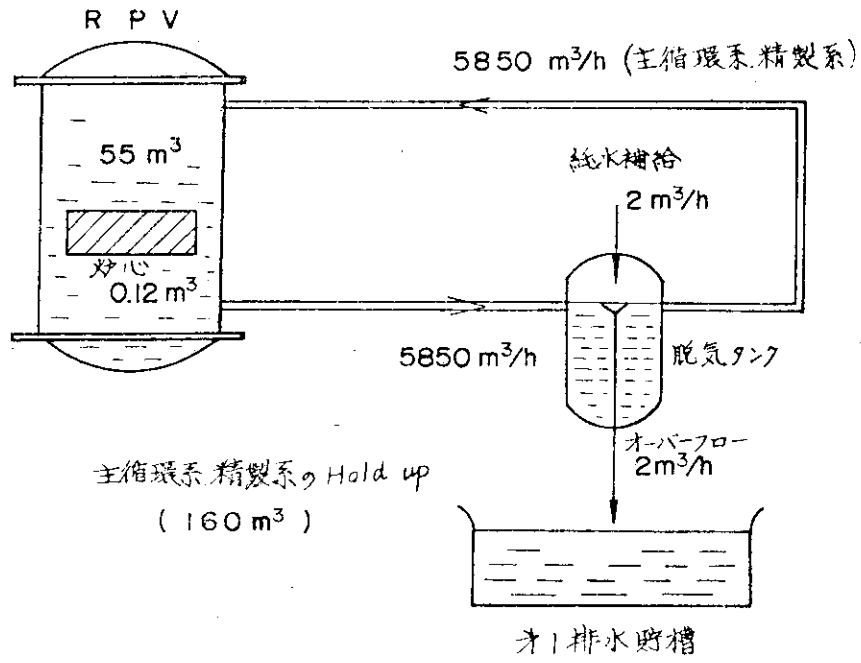


Fig. 5-1 主循環系精製系の概略図

6 作業にともなう放射線管理と被曝線量

6.1 作業にともなう放射線管理

JMTRにおいてほぼ定期的に行われる作業のなかで、オーバーホール期間中および炉停止期間中で、放射線管理上問題となる作業について、その作業内容の概略を述べ、Table 6-1には主な作業時の放射線管理データを示した。なおカナルの除染作業は定期的に行われるものではないが、大きな作業のため付記した。

作業を大きく分けると次のようになる。

- ① 原子炉主循環系ポンプ類の分解・点検
- ② 各循環系フィルタ変換
- ③ 排気系フィルタ変換
- ④ 制御棒分解・点検
- ⑤ 炉停止作業（各サイクルごと）
- ⑥ 水ループ主循環系

以下に作業概略と放射線管理上の問題点について示す。

①原子炉主循環系ポンプ類の分解・点検で、最も大きな作業は、1次系主循環ポンプに対するものである。作業はポンプまわりを汚染区域に設定して行われる。作業雰囲気放射線量率は、作業員の被曝が問題となるレベルではなく、表面汚染度はポンプ内部が最も高い。作業終了後は汚染区域を撤去し、床面をスミヤサーベイするが、汚染が検出されることはまれである。なお、作業場雰囲気の空気モニタリングも同時に行なっているが、汚染は検出されていない。

②各循環系フィルタ交換作業のなかで、放射線レベルが最も高いものは精製系出口フィルタ交換作業である。フィルタ設置場所は炉室地下1階であるが、フィルタ交換作業は1階に設定した汚染区域内で行われる。線量率、表面汚染ともにフィルタ表面が最も高く、交換したフィルタは廃棄物用ドラム缶に詰められ、処理場に運ばれる。作業員の被曝については、フィルタ交換時の手先に注意する必要があるが、作業時間が短いため問題となるほどではない。

③排気系フィルタ交換作業はフィルタバンク上のビニール製仮設気密室内で行われる。気密室内の空気は連続モニタリングしているが、汚染は検出されていない。表中E-1-2系に検出された放射性汚染は、OWL-1で行われたFP放出実験時によるものである。そのほかの系統は線量率、表面汚染ともに検出されていない。

④制御棒分解・点検作業は、炉室地下最下階の制御棒駆動装置室（作業時汚染区域設定）から制御棒を引出し、1階の汚染区域に運ばれて行われる。表中に示したデータは、制御棒内に異物がいっていた時のものであるが、通常の分解・点検時の放射線レベルは1.0~10mR/hであり、作業員の被曝が問題となる事はない。

⑤各サイクルにおける炉停止作業で注目すべきものは、フラッシング後のRPV上サーベイと、使用済燃料の交換である。RPV上の放射線量率および表面汚染測定は圧力水による洗浄後行われ、その値には大きな変化はない。使用済燃料交換作業も、不注意に燃料を引上げすぎ

ない限り、作業員の被曝線量はわずかである。

⑥水ループ主循環系統のうち、主循環用キャンドモータポンプの分解・点検作業は、ポンプ内部の放射線量率および表面汚染度がかなり高い。しかも作業場が通路に接しているため、非汚染区域に汚染が拡大するおそれがあるため注意が必要である。また、ループ炉内管交換作業は約3年ごとに行なわれる予定であるが、炉内管吊上げ時の放射線量率は、炉プール水による遮蔽効果がじゅうぶんあるため、作業員の被曝は問題とはならない。

6.2 被曝管理

外部被曝線量の課別統計をTable 6-2に示した。表中課名は、JMTRにおける原子炉施設関係の作業に従事するものであって、ホットラボ課と事務関係職員は除いてある。線量はフィルムバッジより得られた値のうち、全身外部被曝線量として、 γ (X)線と中性子線による被曝を示している。

JMTRの特性試験は、1969年12月から1970年1月であり、それ以前も含めて特に放射線下の作業はない。その後の運転は1970年5月からであるので、1969年度以前の被曝は、JMTRにかかわる被曝よりも、東海研究所などからの移動者が被曝記録上JMTR部に記載されている場合がほとんどである。1970年度以降をみると、原子炉第1課(主に原子炉の運転業務)と原子炉第2課(主に施設の保守業務)および計画課(JMTR関係)は、年度別には大きな変化はない。照射第1課は、主に照射施設関係の設計などに従事する職員であるため、被曝はほとんどない。照射第2課は主にループやキャプセルなどの運転業務に従事する者であって、ループキュービクル内の作業や照射済試料の取扱いなどによる被曝があり、JMTR関係では最も多い平均被曝を示す。被曝の軽減のために、ループ配管に鉛の遮蔽をやり、ハンドリングツールの改善などの処理をおこなった。照射第3課は原子炉や水ループなどの水分析や、キャプセルの検査が主な業務であり、1972年度の被曝は人工欠損孔付燃料試料の照射実験によるものである。JMTRの放射線管理に従事する安全管理課員の被曝のうち、1970年度が多いのは、そのほとんどが他の施設内での作業によるものである。

原研全事業所の職員の平均被曝線量と比較してみると、各年度ともJMTR関係は $1/2 \sim 1/3$ 低い値である。

内部被曝管理の定期尿検査などは、当初全 α 放射能、全 β 放射能および天然ウランについて、あらかじめ対象者を選定して実施した。その他ヒューマンカウンターによる全身計測も実施された。現在これらの他に肺モニタによる α 放射能と β 放射能尿検査が追加されている。

いずれにしても、定期尿検査および臨時検査で、JMTR関係従事者からは有意な線量は検出されていない。

7 あ と が き

JMTRの特性試験から、第20サイクル終了までの各種モニタリングデータについてまとめて示した。今後新しく設置されるガスループ(OGL-1)や、新しいタイプの照射試料の放射線管理面からの検討やモニタリングなど、照射物の多様化とともにその量も増加することが予想される。したがって現在までに得られたデータを基礎にして、放射線管理上の問題に対処したいと考える。この報告はJMTRの放射線管理上の全体的把握を主たる目的として示したので、各種照射実験にもなり放射線管理データや、JMTRにかかわる詳細なデータを知りたい場合は、参考文献にできるだけ関係するものを列記したので利用してほしい。

最後にこの報告は、JMTRの建設時代から特性試験および実用照射運転へと長い間に、それぞれ関係された安全管理課の方々や東海研究所放射線管理課ならびにJMTR部の関係者の協力によるところが大きいことを付記し深く感謝いたします。

参 考 文 献

- 1) 材料試験炉部；原子炉の設置に関する書類（1968）
- 2) 材料試験炉部；J M T R の設計概要(1)(2)，J M T R 資料101,102（1966）
- 3) 原子炉照射技術入門講座；原子力工業第16巻第1号～第12号，第17巻第1号～第8号
- 4) 管理部，材料試験炉部；J M T R 特性試験報告書1.1放射線管理編，J M T R 資料139（1970）
- 5) 西 健雄，大内正房，三戸規生，吉田芳和；放射線管理の立場より見たJ M T R の施設について（1968）
- 6) 三戸規生，西 健雄，奥山 登；J M T R C 放射線管理の準備，
- 7) 安全管理課；人工欠損孔付燃料試料照射試験中の放射線管理（第2回照射試験）（1973）
- 8) 奥山 登，三戸規生；J M T R 放射線モニタリング設備，JAERI-memo 4538（公開）（1971）
- 9) 奥山 登，中村清宣，長谷川圭佑，吉田芳和；雨水中の自然放射能の排水モニタにおよぼす影響，JAERI-memo 3220（公開）（1968）
- 10) 安全管理課；J M T R における廃棄物および汚染物中の放射性核種，（1973）
- 11) 戸根弘人，山本克宗，岡川誠吾，横内猪一郎，後村正勝；J M T R の水化学，JAERI-1213（1972）
- 12) 放射性廃棄物処理課；大洗研究所における放射性廃棄物の処理，（1970）
- 13) 放射性廃棄物処理課資料
- 14) 安全管理課；J M T R 放射線管理資料，安全管理課資料No.8（1973）
- 15) Joseph.W Ray et al；Investigation of tritium generation and release in PM NUCLEAR POWER PLANTS，October 31,1966
- 16) 長谷川圭佑，足利谷好信，三戸規生；J M T R（軽水炉）の運転に伴う一次冷却水中のトリチウムの生成（1972）
- 17) 大内正房他；トリチウムによる被曝防護と放射線管理，（1967）
- 18) 佐藤信之，長谷川圭佑，足利谷好信，沢島啓，三戸規生；水中の使用済燃料取扱時における γ 線照射率の評価（1972）
- 19) 西 健雄，藤岡克治，近藤吉男，望月民三，長谷川圭佑，三戸規生；熱ルミネッセンス線量計による水中における使用済燃料からのガンマ線照射率の測定（1972）

- 20) J M T R設計および工事の方法(その2), 原子炉本体(1), 添付書類, 放射線遮蔽
(1965)
- 21) 安全管理課, J M T R安全担当, 原子炉第1課; J M T R出力上昇試験中の放射線管
理要領(1969)
- 22) 材料試験炉部: 材料試験炉特性試験要領, J M T R資料-118(1969)
- 23) 5社: J M T R最終計算書(1968)
- 24) 材料試験炉部: J M T R特性試験(その2)報告書(第2サイクル)(1971)

Table 6-1 J M T Rにおける主な定期作業時の放射線管理データ

作 業 区	作 業 内 容	作 業 場 所	作 業 時 期	放射線レベル (mR/h)	表 面		備 考
					汚染密度 (dpm/100cm ²)	汚 染 種	
主 循 環 系 統	主循環ポンプ分解	B3F主循環系機器室	1972.8	Max. 3.0 Ave. 0.3~1.0	Max. $>5.0 \times 10^5$ Ave. $\sim 10^4$	⁵¹ Cr, ⁶⁰ Co ¹⁸¹ Hf	
		"	1971.9	Max. 7.5 Ave. 1.0~4.0	Max. 2.1×10^7 Ave. $\sim 10^4$	⁴⁶ Sc, ⁵¹ Cr ⁶⁰ Co, ¹⁸¹ Hf	
	移送ポンプ分解	"	1972.12	Max. 0.5 Ave. <0.1	Max. 5×10^3 Ave. 3×10^3	⁴⁶ Sc, ⁵¹ Cr, ⁶⁰ Co ^{110m} Ag, ¹⁸¹ Hf	
		"	1972.8	Max. 0.3	Max. 8×10^4 Ave. $\sim 10^4$	⁵¹ Cr, ⁶⁰ Co	
各 循 環 系 フ ィ ル タ 交 換	プール・カナル系前置フィルタ交換	B1F・プール・カナル系機器室	1973.4	Max. 7.0 (フィルタ表面)	Max. 3×10^3	⁴⁶ Sc, ⁵¹ Cr, ⁶⁰ Co ^{110m} Ag, ¹⁸¹ Hf	
		"	"	B・G	Max. <200		
	精製系入口フィルタ交換	B1F精製系フィルタ室および1F汚染区域内	1972.8	Max. 3.0 Ave. ~ 4.0	Max. 3.2×10^6 Ave. $\sim 10^5$	⁵¹ Cr, ⁵⁸ Co ⁶⁰ Co	
		"	1973.4	Max. 8.0 (フィルタ表面)	Max. 2.3×10^7	⁵¹ Cr, ⁶⁰ Co	
	脱気系入口フィルタ交換	B1F扇形室	1971.9	B・G	Max. <200		
		"	"	B・G	Max. 5.6×10^3		

作業区分	作業内容	作業場所	作業時期	放射線レベル (mR/h)	表面汚染		備考
					汚染密度 (dpm/100cm ²)	核種	
排気系 フィルター交換 原子炉	E-1 排気系フィルター交換	フィルターバンク	1972.9	B.G	Max.<200		排気フィルター1個の RI量 Max.690μCi
	E-1-2 通常系フィルター交換	"	"	B.G	Max.<200	⁶⁰ Co (フィルタータ)	" Max.650μCi
	E-1-2 非常系フィルター交換	"	"	Max.0.7	Max.<200	⁶⁰ Co, ¹³¹ I (フィルタータ)	" Max.32mCi
	E-2 排気系フィルター交換	"	"	B.G	Max.<200		" Max.320μCi
	E-3 排気系フィルター交換	"	"	B.G	Max.<200		" Max.300μCi
CRD 炉停止作業 本体	制御盤分解・点検	1F, 炉下室および 制御盤駆動装置 室	1972.8	Max.170 Ave.1.0~20	Max.>5×10 ⁶	⁴⁶ Sr, ⁶⁰ Co ⁵⁶ Zr, ¹³¹ I, Hf	CRD内異物の線 量率約1R/h
	フラッシング後のRPV上カバー 使用済燃料交換	RPV上	1973.4	Max.150 Ave.1.0~5.0 ~4.3	Max. 2×10 ³ Ave. ~10 ³	⁵¹ Cr, ⁶⁰ Co	第20サイクル時 第15サイクル時
照射施設	未照射燃料受入れ検査	燃料管理室	1972.11	Max.43 Ave.35	Max.<200		
	使用済燃料切断	カナルNo.2	1971.2	Max.130 (カナル水面)			カナル水濃度 9.8×10 ⁻⁶ μCi/cm ³
	イオン交換塔のイオン交換樹脂 交換	キュービクル内	1971.10	Max.350 (内管の表面)	Max.6.1×10 ⁵ Ave.~10 ⁴	⁶⁰ Co	
	主循環用キヤンドモーターポン プ分解・点検	B1F汚染区域内	1972.8	Max.120	Max.4×10 ⁸ Ave.~10 ⁸	⁵¹ Cr, ⁶⁰ Co	一次冷却水濃度 ~10 ⁻³ μCi/cm ³

作 業 分 区	作 業 内 容	作 業 場 所	作 業 時 間	放 射 線 レ ベ ル (mR/h)	表 面 汚 染		備 考
					汚 染 密 度 (dpm/100cm ²)	核 種	
O W L 1 1 照 射 施 設	炉外テストセクション試料取出し	キュービクル内	1971.2	Max. 70	Max. 2.7×10^5	⁵¹ Cr, ⁶⁰ Co	作業員被曝線量 ~5mrem
	炉内管交換	炉プール内	1973.4	Max. 100 (炉内管表面)	Max. 4×10^4 Ave. $\sim 10^3$	⁴⁶ Sc, ⁵¹ Cr ⁶⁰ Co, ¹⁸¹ Hf	約3年ごとに入れ換
O W L 1 2	イオン交換塔のイオン交換樹脂交換	キュービクル内	1972.9	Max. 700 (樹脂表面)	Max. 5.2×10^5 (交換塔内)	⁶⁰ Co	
カ ナ ル	カナルNo. 1 除染	カナルNo. 1 内	1972.8	Max. 0.7 Ave. 0.4~0.6	Max. 3.6×10^5 Ave. $\sim 10^4$	⁵¹ Cr, ⁶⁰ Co	カナル水濃度 $1.6 \times 10^{-7} \mu\text{Ci/cm}^3$
	カナルNo. 2 除染	カナルNo. 2 内	"	Max. 150 Ave. 1.0~7.0	Max. 3.5×10^4 Ave. $\sim 10^4$	⁵¹ Cr, ⁵⁸ Co, ⁶⁰ Co	線量率はカナル No. 3 の試料に上 る。

Table 6-2 課別被曝線量の統計

所屬 対象者 数および 線量分布 年度	原子炉第1課						原子炉第2課						照射第1課												
	職 員 数 (人)	検 出 限 界 以 下 (人)	100 mrem 未 満 (人)	100 ~ 300 mrem (人)	300 ~ 1000 mrem (人)	1000 mrem 以 上 (人)	合 計 mrem	平 均 mrem	職 員 数 (人)	検 出 限 界 以 下 (人)	100 mrem 未 満 (人)	100 ~ 300 mrem (人)	300 ~ 1000 mrem (人)	1000 mrem 以 上 (人)	合 計 mrem	平 均 mrem	職 員 数 (人)	検 出 限 界 以 下 (人)	100 mrem 未 満 (人)	100 ~ 300 mrem (人)	300 ~ 1000 mrem (人)	1000 mrem 以 上 (人)	合 計 mrem	平 均 mrem	
1968	45	38	4	2	1	0	1260	28.0	20	20	0	0	0	0	0	0	12	12	0	0	0	0	0	0	0
1969	50	42	6	2	0	0	440	8.8	17	17	0	0	0	0	0	0	12	12	0	0	0	0	0	0	0
1970	50	39	11	0	0	0	370	7.4	16	13	3	0	0	0	0	0	15	15	0	0	0	0	0	0	0
1971	48	30	18	0	0	0	860	17.9	17	13	4	0	0	0	0	0	14	14	0	0	0	0	0	0	0
1972	44	27	16	1	0	0	770	17.5	16	15	0	1	0	0	0	0	16	15	1	0	0	0	0	30	1.9

Table 6-2 のつづき

所屬 対象者 数の上 の 分布 年度	照射第2課							照射第3課							計					面		課			
	職員数	検出限界以下	100 mrem 未満	100 ~ 300 mrem	300 ~ 1000 mrem	1000 mrem 以上	合計	平均	職員数	検出限界以下	100 mrem 未満	100 ~ 300 mrem	300 ~ 1000 mrem	1000 mrem 以上	合計	平均	職員数	検出限界以下	100 mrem 未満	100 ~ 300 mrem	300 ~ 1000 mrem	1000 mrem 以上	合計	平均	
1968	13	13	0	0	0	0	0	3	8	0	0	0	0	0	0	0	11	11	0	0	0	0	0	0	0
1969	21	19	1	1	0	0	190	10	10	0	0	0	0	0	0	0	14	14	0	0	0	0	0	0	0
1970	29	12	13	3	1	0	1260	9	9	0	0	0	0	0	0	0	12	11	1	0	0	0	0	0	5.0
1971	29	4	16	9	0	0	1960	9	4	5	0	0	0	0	270	30.0	13	10	2	1	0	0	230	17.7	
1972	32	11	10	11	0	0	2020	9	4	2	3	0	0	0	630	70.0	11	9	2	0	0	0	60	5.5	

Table 6-2のつづき

所 属	安 全 管 理 課							全 課 合 計								
	職 員 数 (人)	検 出 限 界 以 下 (人)	100 mrem 未 滿 (人)	100 ~ 300 mrem (人)	300 ~ 1000 mrem (人)	1000 mrem 以 上 (人)	合 計 mrem	平 均 mrem	職 員 数 (人)	検 出 限 界 以 下 (人)	100 mrem 未 滿 (人)	100 ~ 300 mrem (人)	300 ~ 1000 mrem (人)	1000 mrem 以 上 (人)	合 計 mrem	平 均 mrem
1968	5	5	0	0	0	0	0	0	114	107	4	2	1	0	1,260	11.1
1969	6	4	2	0	0	0	100	167	130	118	9	3	0	0	730	5.6
1970	9	3	3	1	2	0	980	1089	140	102	31	4	3	0	2,780	20.0
1971	9	1	6	2	0	0	590	656	139	76	51	12	0	0	4,070	29.3
1972	10	7	3	0	0	0	150	150	138	88	34	16	0	0	3,800	27.5

Table 4-8-1 JMTRにおける空気汚染一覧(作業区域)

年月日	場所	測定器	測定結果		発見の経緯および原因	処置・対策	備考
			放射能濃度 μCi/cm ³	汚染核種			
S.44年12月	炉室地下3階	ローカルダスト ガスモニタ	5.2 × 10 ⁻⁷	⁴¹ A	アイエリアモニタで検出 未完成排気ダクトが開放され た状態で換気装置が停止し第 2排気系空気が逆流した。	逆流防止用ダンパー を設置した。	特性試験報告
S.44年12月	排風機室	排風機室ガス モニタ	5.4 × 10 ⁻⁶	⁴¹ A	ガスモニタおよびアイエリアモ ニタの指示上昇により検出 E-2a排気ダクト接続部不良	直ちに接続部が修 理された。	特性試験報告
S.45年 9月9日	炉室地下1階 OWL-1 溶存 配素計周辺	振動容量電位 計 (VRE)	4.0 × 10 ⁻⁷	⁴¹ A	ローカルガスモニタによる連 続測定により検出	溶存酸素計を停止	放管日誌
S.46年 11月12日	D-16 排水ポンプ室 排気ダクト内	γ線スペクトル 分析器 (PHA)	2.0 × 10 ⁻¹¹	⁸⁸ Rb	フラッシング時のモニタリング を実施, HE-40ろ紙を測定	第1排水貯槽に蓋 なし, 密閉した。	γ線スペクトル 測定データ集 D-26
S.47年 7月4, 5日	炉室地下1階 OWL-1 キュー ビクル前	ローカルダスト ガスモニタ	1.3 × 10 ⁻⁹ (μCi·h/cm ³) ダスト ガス 5.0 × 10 ⁻⁶	¹³⁸ Xe ¹³⁸ Cs	汚染原因モニタリングにより 発見汚染原因は, コールドト ップ装置の配管ロウ付不良	配管のロウ付補修を 実施なお, 測定した 空気は配管の表面で 吸引したものであり 作業場の汚染レベル は測定結果の約1/10 と考えられる。	放管モニタリン グ 記録No.(M) -245 (M)-246