

JRR-1 臨界実験および出力試験中
における放射線管理

研究報告 No. 3-G

1959年12月

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

JRR-1 臨界実験および出力試験中における放射線管理

要 旨

日本原子力研究所に設置された第1号実験原子炉 JRR-1 (ウォーター・ボイラー型, 熱出力 50 kW) は 1957 年 8 月 27 日臨界に達し, その後きわめて順調に運転がおこなわれている。

この報告書は JRR-1 の臨界前後におこなわれた一連の作業, すなわち

- 1) 燃料準備 1957 年 8 月 12 日～同年 8 月 22 日
- 2) 臨界実験 1957 年 8 月 26 日～同年 8 月 27 日
- 3) 出力試験 1957 年 8 月 28 日～同年 9 月 14 日

において, 保健物理部放射線管理室がおこなった放射線管理の記録である。

1958 年 4 月

保健物理部放射線管理室**)

Radiation Monitoring of JRR-1 during its Critical Experiment and Power Test.

ABSTRACT

Aug. 27, 1957, the first research reactor of Japan JRR-1 (Water Boiler type; thermal power 50 kW) which had been constructed by Japan Atomic Energy Research Institute reached its criticality, and have been operated very smoothly afterwards.

This report describes the radiation monitoring on the related works of the critical experiment of JRR-1. These works were done as follows.

- 1) Fuel Preparation Aug. 12~22, 1957
- 2) Critical Experiment Aug. 26~27, 1957
- 3) Power Test Aug. 28~ Sept. 14, 1957

April, 1958

Health Physics Div.**)
Japan Atomic Energy
Research Institute

* 村主 進, 古田 悠, 田村 務, 好村滋洋, 萩原賢二, 堀田 寛, 福田 治人, 赤石 準, 和達嘉樹

** SUSUMU SUGURI, YUTAKA FURUTA, TSUTOMU TAMURA, SHIGEHIRO KOMURA, KENJI HAGIWARA, HIROSHI HOTTA, HARUTO FUKUTA, JUN AKAISHI, YOSHIKI WADACHI

JRR-1 臨界実験および出力試験中における放射線管理

目 次

第 I 章 燃料準備作業中の放射線管理	1
§ I-1 燃料準備作業に対する放射線管理室の準備	1
§ I-2 管理区域の設定	1
§ I-3 燃料準備作業の経過	2
§ I-4 空気汚染の測定	2
§ I-5 表面汚染の測定	8
第 II 章 臨界実験中の放射線管理	9
§ II-1 臨界実験に対する放射線管理室の準備	9
§ II-2 管理区域の設定	9
§ II-3 臨界実験の経過	9
§ II-4 サブパイルの空気汚染測定	10
§ II-5 γ 線照射室内の表面汚染の測定	10
§ II-6 炉室内空間線量率分布の測定	10
§ II-7 核分裂生成ガスの放射性濃度測定と廃棄	12
第 III 章 原子炉出力試験中における放射線管理	17
§ III-1 出力試験中における炉室内の空間線量率分布の測定	17
§ II-2 サブパイル室内の空気汚染の測定	17
第 IV 章 臨界実験および出力試験中における作業従事者の被曝線量	23
第 V 章 第一種管理区域内表面汚染の測定ならびに処理	23
§ V-1 経 過	23
§ V-2 汚染除去と結果	24
文 献	24

表 目 次

TABLE I-1 燃料準備作業	2
TABLE I-2 振動容量型電位計を用いた放射性ガス濃度の測定結果	3
TABLE I-3 燃料準備作業室の空气中放射性塵埃濃度	4
TABLE I-4 放射線管理室の空气中放射性塵埃濃度	4
TABLE I-5 作業員の被曝線量	6
TABLE I-6 α 放射性物質による机, 床面等の表面汚染の許容値および物品持出の基準	9
TABLE II-1 燃料注入の時刻	9
TABLE II-2 γ 線照射室の空气中放射性塵埃濃度	11
TABLE II-3 スミヤ法およびサーベイメーター法による γ 線照射室の表面汚染測定結果	11
TABLE II-4 臨界実験中における炉室内の空間線量率分布の測定結果 (γ 線)	13

TABLE II-5	臨界実験中における炉室内の空間線量率分布の測定結果 (γ 線, 熱中性子線)	13
TABLE II-6	臨界実験中における炉室内の空間線量率分布の測定結果 (中性子線)	14
TABLE II-7	核分裂生成ガスに関するデータ	14
TABLE II-8	核分裂生成ガスの主な核種	15
TABLE II-9	Evacuation Tank 中の核分裂生成ガス濃度	16
TABLE III-1	原子炉運転中における空間線量率分布の測定結果	18
TABLE III-2	高出力での運転	18
TABLE III-3	サブパイル室の空気採集	19
TABLE IV-1	臨界実験および出力テスト中における作業員の被曝線量	20
TABLE V-1	汚染除去の経過	24

図 目 次

Fig. I-1	個人監視測定器	1
Fig. I-2	サーベイメーター	1
Fig. I-3	燃料準備作業中の管理区域	2
Fig. I-4	空気中の放射性塵埃濃度および放射性ガス濃度の測定器配置図	3
Fig. I-5	空気中の放射性塵埃濃度および放射性ガス濃度の測定装置	3
Fig. I-6	燃料準備作業中における空気中放射性塵埃濃度の変化 (1)	5
Fig. I-7	燃料準備作業中における空気中放射性塵埃濃度の変化 (2)	6
Fig. I-8	汚染除去前の表面汚染 (8月21日現在)	7
Fig. I-9	燃料準備作業中における表面汚染の変化	7
Fig. I-10	スミヤ法およびサーベイメーター法による表面汚染測定値の比較	8
Fig. II-1	臨界実験中の管理区域	10
Fig. II-2	臨界実験中における空気中放射性塵埃濃度	12
Fig. II-3	空間線量率分布の測定位置	12
Fig. II-4	核分裂生成ガスの放射性濃度測定装置	12
Fig. II-5	Evacuation Tank 中の核分裂生成ガス濃度	15
Fig. III-1	空間線量率分布の測定位置	17
Fig. III-2	炉壁における γ 線量率	19
Fig. III-3	サブパイル室内の空気の崩壊曲線	19
Fig. V-1	汚染除去の最終結果	23

Radiation Monitoring of JRR-1 during its Critical Experiment and Power Test

CONTENTS

I	Radiation Monitoring during the Fuel Preparation	1
I-1	Arrangement taken by H. P. Div.	1
I-2	Setting up the Controled Area.	1
I-3	Development of the Fuel Preparation Workes	2
I-4	Measurement of Air Contamination	2
I-5	Measurement of Surface Contamination	8
II	Radiation Monitoring during the Critical Experiment.....	9
II-1	Arrangement	9
II-2	Setting up the Controled Area	9
II-3	Development of the Critical Experiment.....	9
II-4	Measurement of Air Contamination of Subpile	10
II-5	Meaurement of Surface Contamination in the Exposure Room.....	10
II-6	Area Monitoring in the Reactor Room	10
II-7	Activity Measurement and Disposal of Fission Gas	12
III	Radiation Monitoring during the Power Test	17
III-1	Measurement of Radiation Level in the Reactor Room during the Power Test.....	17
III-2	Measurement of Air Contamination in the Subpile Room	17
IV	Exposed Dose of Wokers during the Critical Experiment and the Power Test	23
V	Measurement and Decontamination of Surface Contamination in the Controled Area.....	23
V-1	Development	23
V-2	Decontamination and its Results.....	24
	Reference	24

Table Contents

TABLE I-1	Fuel Preparation Works.....	2
TABLE I-2	Results of the Measurements of Gas Activity with Vibllating Reed Electrometer	3
TABLE I-3	Concentration of Radioactive Dust in the Air of Fuel Preparing Room.....	4
TABLE I-4	Concentration of Radioactive Dust in the Air of Monitoring Room.....	4
TABLE I-5	Exposed Dose of Workers	6
TABLE I-6	Permissible Concentration for α Surface Contamination of Desk and Floor.....	9
TABLE II-1	Time of Fuel Lording.....	9
TABLE II-2	Concentration of Radioactive Dust in the Air of Gamma Exposure Room	11
TABLE II-3	Surface Contamination of Gamma Exposure Room by Smear Method and Survey Meter Method	11

TABLE II-4	Radiation Level in the Reactor Room during the Critical Experiment	13
TABLE II-5	Radiation Level in the Reactor Room during the Critical Experiment (Gamma, Thermal Neutron)	13
TABLE II-6	Radiation Level in the Reactor Room during the Critical Experiment (Neutron)	14
TABLE II-7	Data of Fission Gas	14
TABLE II-8	Main Istopes of Fission Gas	15
TABLE II-9	Radioactive Concentration of Fission Gas in the Evacuation Tanks	16
TABLE III-1	Radiation Level under the Reactor Operation	18
TABLE III-2	High Power Reactor Operation	18
TABLE III-3	Sampling of Air in the Subpile Room	19
TABLE IV-1	Personal Exposed Dose during the Critical Experiment and Power Test	20
TABLE V-1	Decontamination for Working Area	24

Figure Contents

Fig. I-1	Personal Monitors	1
Fig. I-2	Survey Meters	1
Fig. I-3	Controlled Area during the Fule Preparation Work	2
Fig. I-4	Block Diagram of Measuring System of Radioactive Dust and Gas in the Air ...	3
Fig. I-5	Arrangement of Measuring System of Radioactive Dust and Gas in the Air	3
Fig. I-6	Variation of Concentration of Radioactive Dust in the Air during the Fuel Preparation (1)	5
Fig. I-7	Variation of Concentration of Radioactive Dust in the Air during the Fuel Preparation (2)	6
Fig. I-8	Surface Contamination before Decontaminated (Aug. 21, 1957)	7
Fig. I-9	Time Variation of Surface Contamination during Fuel Preparation	7
Fig. I-10	Comparison between Smear Method and Survey Meter Method for Surface Contamination Measurement	8
Fig. II-1	Controlled Area during the Critical Experiment	10
Fig. II-2	Concentration of Radioactive Dust in the Air during the Critical Experiment ...	12
Fig. II-3	Location for Radiation Level Measurement during the Critical Experiment	12
Fig. II-4	Arrangement of Measuring System of Fission Gas	12
Fig. II-5	Radioactive Concentration of Fission Gas in the Evacuation Tank	15
Fig. III-1	Location for Radiation Level Measurement during the Power Test	17
Fig. III-2	Gamma Dose Rate at the Surface of Biological Shield	19
Fig. III-3	Decay Curve of Radioactive Air in the Subpile Room	19
Fig. V-1	Final Results for Decontamination	23

第 I 章 燃料準備作業中の放射線管理

§ I-1 燃料準備作業に対する放射線管理室の準備

放射線管理室では、すでに天然ウランの硫酸ウラニルを使つて燃料準備作業の練習がおこなわれた際、これをモニターした経験¹⁾があつたので、その時の経過に基づいてつぎの諸機器が準備された。

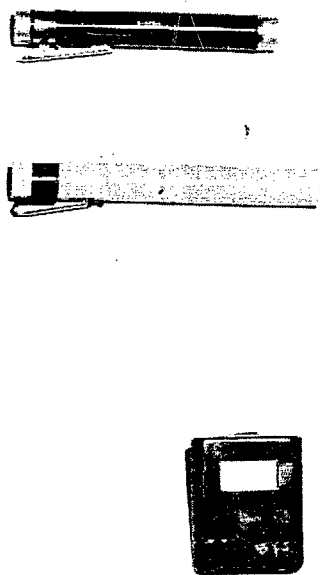


Fig. I-1 Personal Monitors
From top to bottom: Gamma Dosimeter,
Neutron Dosimeter, Film Badge



Fig. I-2 Survey Meters
From left to right: SCINTILLAC—Model 645,
NEMO—Model 2715, SU-14-SU-1H

- 1) 個人監視用測定器
 - a. フィルム・バッジ (フィルム Dupont No. 553 使用)
 - b. γ 線用ポケット放射線量計 (科研製)
 - c. 熱中性子線用ポケット放射線量計 (Bendix 社製)
- 2) サーベイ・メーター
 - a. α 線用シンチレーション・サーベイ・メーター (Victreen 社製: Model 645)
 - b. β , γ 線用 GM サーベイ・メーター (Tracerlab 社製: Model SU-14)
- 3) ダスト, ガスのモニター
 - a. ダスト・サンプラー (Whatman No. 41 口紙使用)
 - b. ダスト・サンプルを測定するガス・フロー (4π) 計数装置 (神戸工業製: Model GM-917, LA-2, SA-1000 c)
 - c. ガス・サンプラー (電離箱, 手製)
 - d. 振動容量型電位計 (Applied Physics 社製: Model 31)
- 4) スミヤー表面汚染測定器
 - a. スミヤー・サンプル (口紙)
 - b. スミヤー・サンプルを測定するガス・フロー (2π) 計数装置 (Nuclear Chicago 社製: Model 1928, Model D-47)
- 5) 非常用品
 - a. ゴム手袋
 - b. オーバーシューズ
 - c. 防塵マスク

§ I-2 管理区域の設定

燃料準備作業にさきだつて 8 月 12 日, 燃料準備室を一時管理区域に設定した。

ところが後述するように作業中に汚染が広まつて, 燃料準備室の周囲の部屋および廊下も汚染されていることが判明したので, 8 月 14 日になつて, Fig. I-3 のように一時管理区域を拡大した。

一時管理区域に対してはつぎの事項を守るようにした。すなわち,

- 1) 一時管理区域に入る者は必ず個人監視用測定器として

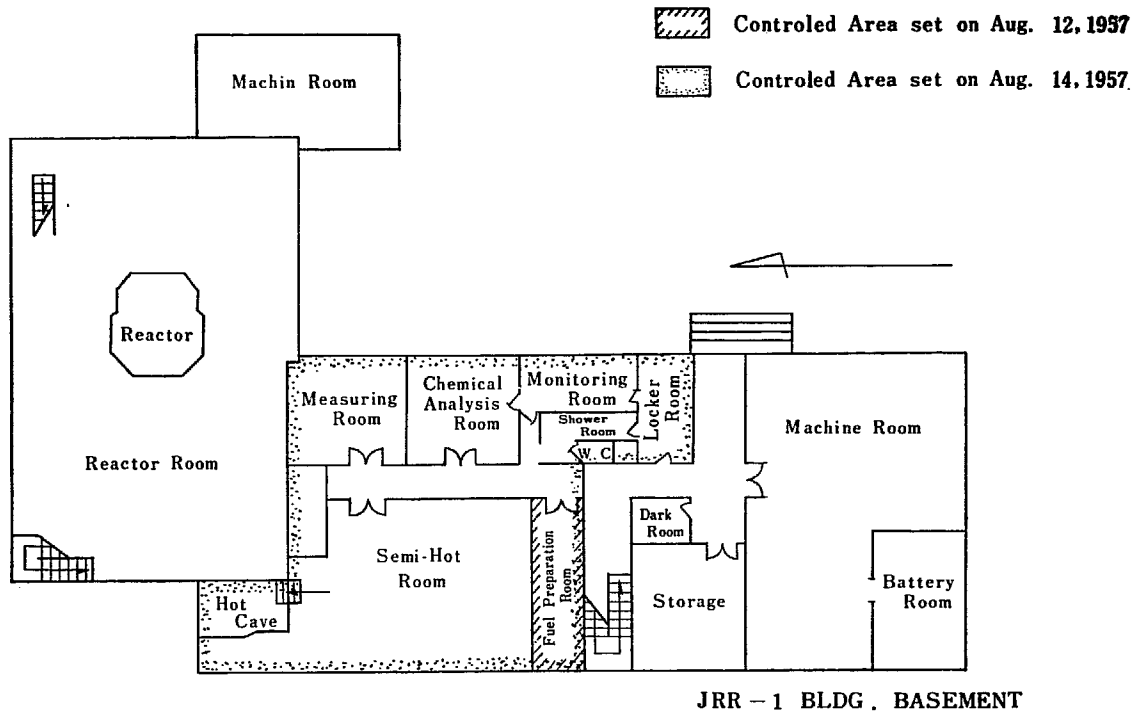


Fig. I-3 Controlled Area during Fuel Preparation Work.

- a. フィルム・バッジ
 - b. γ 線用ポケット放射線量計
 - c. 熱中性子線用ポケット放射線量計
- を携帯すること。
- 2) 一時管理区域内では RI 標識のついた履物をはくこと。燃料準備室に入る時は、さらにオーバーシューズを履くこと。
 - 3) 一時管理区域内では黄色実験着を着用すること。
 - 4) 一時管理区域から出る時は、必ず手、衣服汚染監視装置で汚染の有無をしらべたのち出ること。もし汚染していることを発見した時にはただちにその旨を放射線管理室員に申し出ること。

TABLE I-1 Fuel Preparation Works.

Date	Time	Start	Finished	Workers
Aug. 12 (Mon.)		15 : 50	18 : 30	A, B, C
Aug. 13 (Tues.)		15 : 30	19 : 35	A, B, C, D
Aug. 14 (Wed.)		10 : 00 13 : 00	11 : 00 15 : 00	A, B, C, E
Aug. 22 (Thurs.)		14 : 18 16 : 40	16 : 20 18 : 00	A, B, C, D

§ I-3 燃料準備作業の経過

作業の開始、終了された時刻および作業員は TABLE I-1 に示すとおりである。

とくに第1日目の8月12日(月)は前後8回にわたつて、輸送用容器から小容器へ硫酸ウラニルを移す作業がおこなわれたが、そのさい硫酸ウラニルの粉末が空気中に飛散して、相当量の空気汚染および表面汚染を生ずる結果となつた。

§ I-4 空気汚染の測定

1) 放射性ガス濃度の測定

放射性ガス濃度の測定には電離箱を用い、Fig. I-4 に示すように接続して測定をおこなつた。すなわち、真空ポンプで引いた室内の空気は一度ダスト・サンブラーの口紙により塵埃をとり除いたのち、その一部を電離箱に導き、空気中の放射性物質による電離電流を振動容量型電位計で測定した。Fig. I-5 にこれらの配置を示す。測定の結果は、TABLE I-2 に示すとおりである。測定に使用した電離箱の体積は 1420 cc で、この測定器の感度は 4 MeV の α 放射性物質の濃度が $10^{-8} \mu\text{c}/\text{cc}$ のとき $10^{12} \Omega$ の入力抵抗を用いると振動容量型電位計の指示は約 10 mV となる*。TABLE I-2 から明らかなように、電位は時間の経過とともに増加し、減少していない。しかしこの電位は電離箱の中に口紙をとおり抜けた硫酸ウラニルの粉末がしだいに蓄積され、電離箱内部が汚染されたために生じた現象である

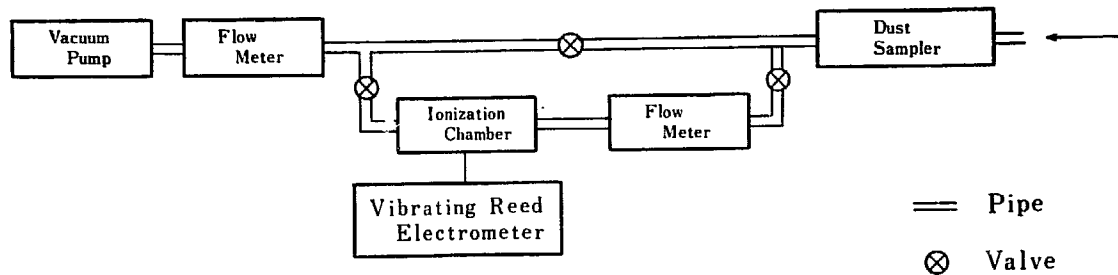


Fig. I-4 Block Diagram of Measuring System of Radioactive Dust and Gas in the Air

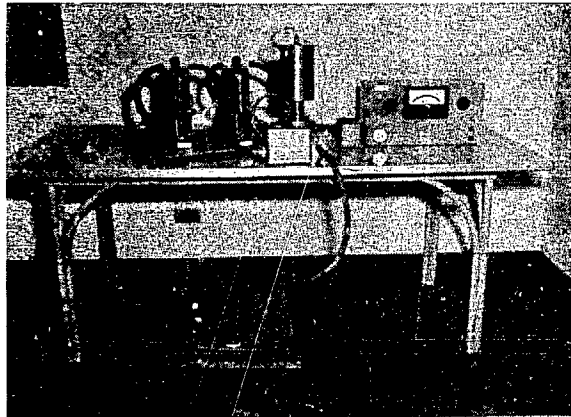


Fig. I-5 Arrangement of Measuring System of Radioactive Dust and Gas in the Air

TABLE I-2 Results of the Measurements of Gas Activity with Vibrating Reed Electrometer

Date and Time	Meter Readings
Aug. 12, 15:00	1 mV
16:45	5 "
17:00	6 "
17:20	8 "
17:47	11 "
17:50	13 "
17:55	10 "
17:57	14 "
17:58	15 "
17:59	13 "
18:33	10 "
18:40	20 "
18:41	22 "
18:42	25 "
19:10	25 "

ことがのちに判明した。このため正確な放射性ガス濃度を測定することはできなかつたが、硫酸ウラニルの場合ガス体としての濃度は大きくないと考えられる。

2) 放射性塵埃濃度の測定

作業のおこなわれた室内の空気をダスト・サンプラーに装着した Whatman No. 41 の口紙をとおして、真空ポンプで引き、通過した空気量を流量計で読むとともに、口紙上にたまった放射性塵埃を、 4π ガス・フローカウンターの 2π の幾何学的配置で α 粒子のみを測定して放射性濃度 $\mu\text{c}/\text{cc}$ を計算した。

測定は TABLE I-3, 4 に示すように燃料準備室と、放射線管理室の 2 点で同時におこなつて、両者を比較した。これをグラフにあらわしたものが Fig. I-6, 7 である。

許容値は $3 \times 10^{-11} \mu\text{c}/\text{cc}$ であるが、明らかに、12 日、13 日、22 日はこれを越えている。しかも注目すべきことは、燃料準備室から 5 m ほどはなれた放射線管理室のなかの放射性塵埃濃度が、ほぼ燃料準備室中の放射性塵埃濃度と同期して、その値を追っていることである。これは硫酸ウラニル塵埃が非常に細かくて、拡散されることを物語っている。

3) 作業員の放射線被ばく相当量

前述のように燃料準備作業中における室内空気中の放射性塵埃濃度は一時相当高くなり、最大許容濃度の 300 倍に達することもあつた。

放射線管理室はただちに作業員に対し防塵マスクの着用を指示し、放射性物質の摂取をできるだけ少なく

* 放射性濃度が $C \mu\text{c}/\text{cc}$ で、 $E \text{ MeV}$ の α 線を放出する放射性物質 $v \text{ c.c}$ による電離電流 $I \text{ amp}$ は、1 組のイオン対を作るに要するエネルギーを $W \text{ eV}$ とすると

$$I(\text{amp}) = C(\mu\text{c}/\text{cc}) \times v(\text{cc}) \times 3.7 \times 10^4 (\text{dps}/\mu\text{c}) \times E(\text{MeV}/\text{d}) \times 10^6 (\text{eV}/\text{MeV}) \times 1.6 \times 10^{-19} (\text{coulomb}/\text{ion pair}) \times \frac{1}{W} (\text{ion pair}/W)$$

$$= 5.9 \times 10^{-9} \frac{E \cdot C \cdot v}{W} \quad (1.1)$$

この電流によつて $10^{12} \Omega$ の入力抵抗の両端に現れる電位差 V volt は

$$V(\text{volt}) = 5.9 \times 10^3 \frac{E \cdot C \cdot v}{W} \quad (1.2)$$

あるいは、 V volt の電位差を与える放射性濃度は

$$C(\mu\text{c}/\text{cc}) = 1.7 \times 10^{-4} \frac{V \cdot W}{E \cdot v} \quad (1.3)$$

α 線に対する W の値として $35 \text{ eV}^{(2)(3)}$ を採用すると、体積 1420 cc の電離箱を用いた時、 4 MeV の α 線に対してつぎの関係式が得られる。

$$C(\mu\text{c}/\text{cc}) = 1.05 \times 10^{-6} V \quad (1.4)$$

TABLE I-3 Concentration of Radioactive Dust in the Air of Fuel Preparing

Date	Starting Time for Sampling	Finished Time for Sampling	Sampling Time (min)	Sampled Air Volume (l)	Counts of Sample (c/30 sec)	Back-ground (c/30 sec)	Concentrations ($\mu\text{c}/\text{cc}$)
12 th	14 : 00	15 : 03	63	1520	1.0	0.8	3.7×10^{-13}
	15 : 26	17 : 33	127	3100	761	0.8	6.9×10^{-10}
	17 : 36	18 : 09	33	772	2100	0.8	7.6×10^{-9}
	18 : 11	19 : 17	66	1520	276	0.8	5.1×10^{-10}
13 th	9 : 18	10 : 22	64	1470	7.5	0.6	1.9×10^{-11}
	11 : 11	13 : 05	114	2720	6.4	0.6	6.2×10^{-12}
	13 : 06	15 : 23	137	3260	10.1	0.6	8.4×10^{-12}
	15 : 24	16 : 04	40	952	161	0.6	4.7×10^{-10}
	16 : 21	17 : 04	43	1030	25.5	0.6	6.8×10^{-11}
	17 : 06	17 : 41	35	843	356	0.6	1.2×10^{-9}
	17 : 42	19 : 19	97	2320	3062	0.5	3.7×10^{-9}
	19 : 20	20 : 09	49	1170	242	0.5	5.8×10^{-10}
14 th	9 : 17	9 : 42	25	587	22	0.5	1.0×10^{-10}
	9 : 43	11 : 10	87	2050	22	0.5	2.9×10^{-11}
	11 : 11	12 : 21	70	1640	5.3	0.5	8.5×10^{-12}
	12 : 22	16 : 06	224	5230	16.1	0.5	8.6×10^{-12}
15 th	10 : 53	11 : 48	55	1290	6.4	0.5	1.3×10^{-11}
	11 : 50	14 : 43	173	4040	6.9	0.5	4.4×10^{-12}
	14 : 44	17 : 30	166	3880	9.7	1.3	6.1×10^{-12}
17 th	11 : 01	14 : 01	180	4210	5.9	0.5	3.6×10^{-12}
	14 : 02	15 : 27	85	1990	5.8	0.5	1.6×10^{-12}
	15 : 28	16 : 31	63	1470	1.4	1.3	—
22 th	14 : 18	15 : 32	74	1600	109.1	0.8	1.8×10^{-10}
	15 : 40	16 : 21	41	902	81.4	0.8	2.5×10^{-10}
	16 : 43	17 : 25	42	910	8.3	0.8	2.3×10^{-11}
	18 : 00	18 : 29	29	627	4.1	0.8	1.5×10^{-11}

TABLE I-4 Concentration of Radioactive Dust in the Air of Monitoring Room

Date	Starting Time for Sampling	Finished Time for Sampling	Sampling Time (min)	Sampling Air Volume (l)	Counts of Sample (c/30 sec)	Back-ground (c/30 sec)	Concentration ($\mu\text{c}/\text{cc}$)
12 th	14 : 00	15 : 03	63	1330	0.8	0.6	4.2×10^{-13}
	15 : 26	18 : 19	173	3650	18.8	0.8	1.4×10^{-11}
	18 : 20	19 : 16	56	1180	89	0.8	2.1×10^{-10}
13 th	9 : 18	10 : 22	14	1350	2.4	0.6	3.7×10^{-12}
	19 : 35	20 : 12	37	780	65	0.5	2.3×10^{-10}
14 th	9 : 20	9 : 44	24	507	4.8	0.5	2.4×10^{-11}
	9 : 46	11 : 12	86	1810	11.0	0.5	1.6×10^{-11}
	11 : 13	12 : 23	70	1480	4.3	0.5	7.2×10^{-12}
	12 : 24	16 : 04	220	4640	22.8	0.5	1.3×10^{-11}
15 th	10 : 55	11 : 50	55	1210	1.6	0.5	2.5×10^{-12}
	11 : 51	14 : 40	169	3750	6.8	0.5	4.7×10^{-12}
	14 : 41	17 : 30	169	3380	0.9	1.3	—
17 th	11 : 03	14 : 03	180	3790	5.3	0.5	3.5×10^{-12}
	14 : 05	15 : 28	83	1750	11.6	0.5	6.1×10^{-12}
	15 : 29	16 : 33	64	1350	2.1	1.3	—
22 th	14 : 21	15 : 47	86	1800	3.1	0.8	3.6×10^{-12}
	15 : 50	16 : 45	55	1130	5.7	0.8	1.2×10^{-11}
	16 : 47	18 : 02	75	1680	3.4	0.8	4.3×10^{-12}
	18 : 04	18 : 30	26	575	2.0	0.8	5.8×10^{-12}

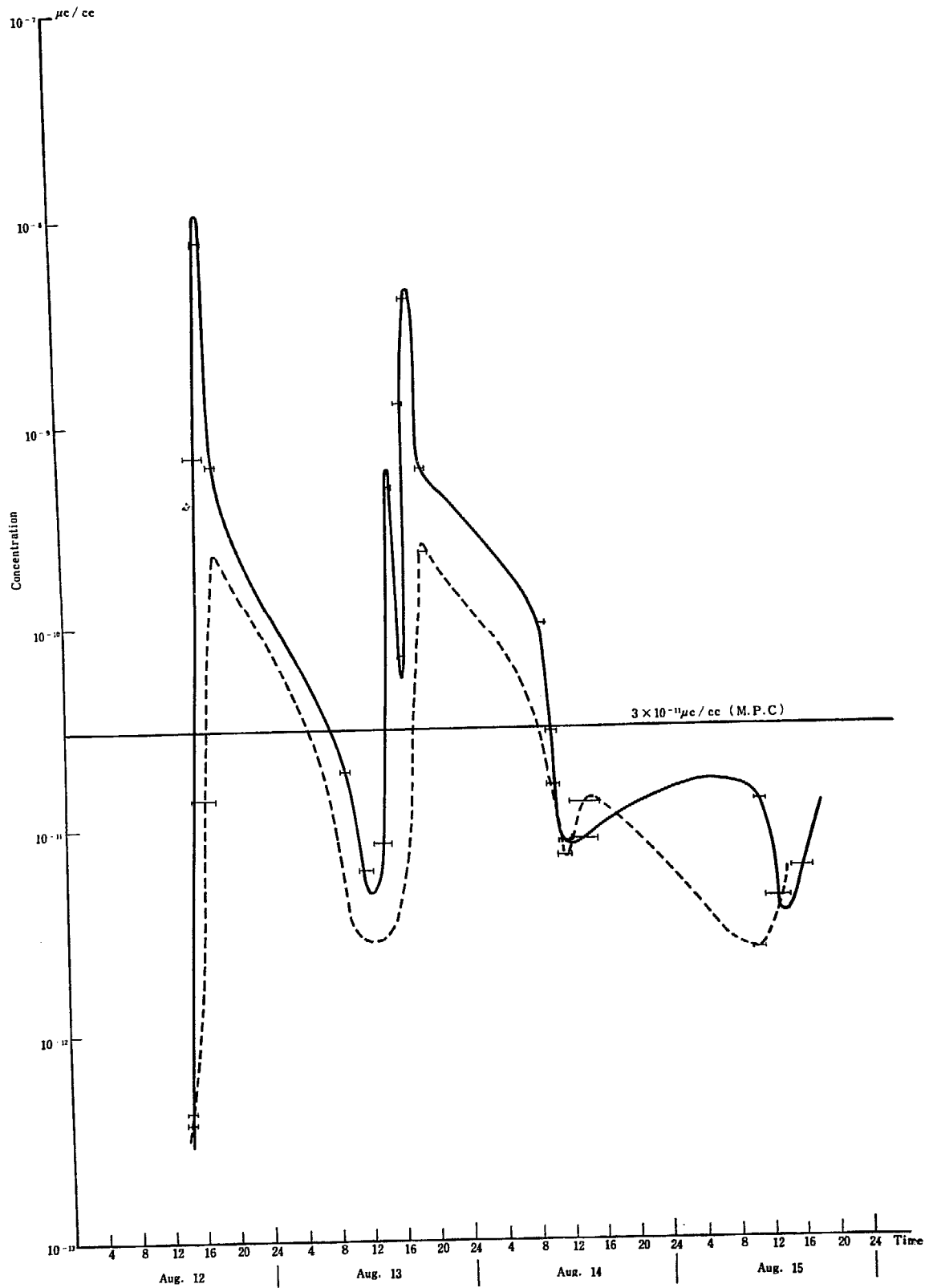


Fig. 1-6 Variation of Concentration of Radioactive Dust in the Air during Fuel Preparation (1)

— In the Fuel Preparation Room
 - - - - - In the Monitoring Room

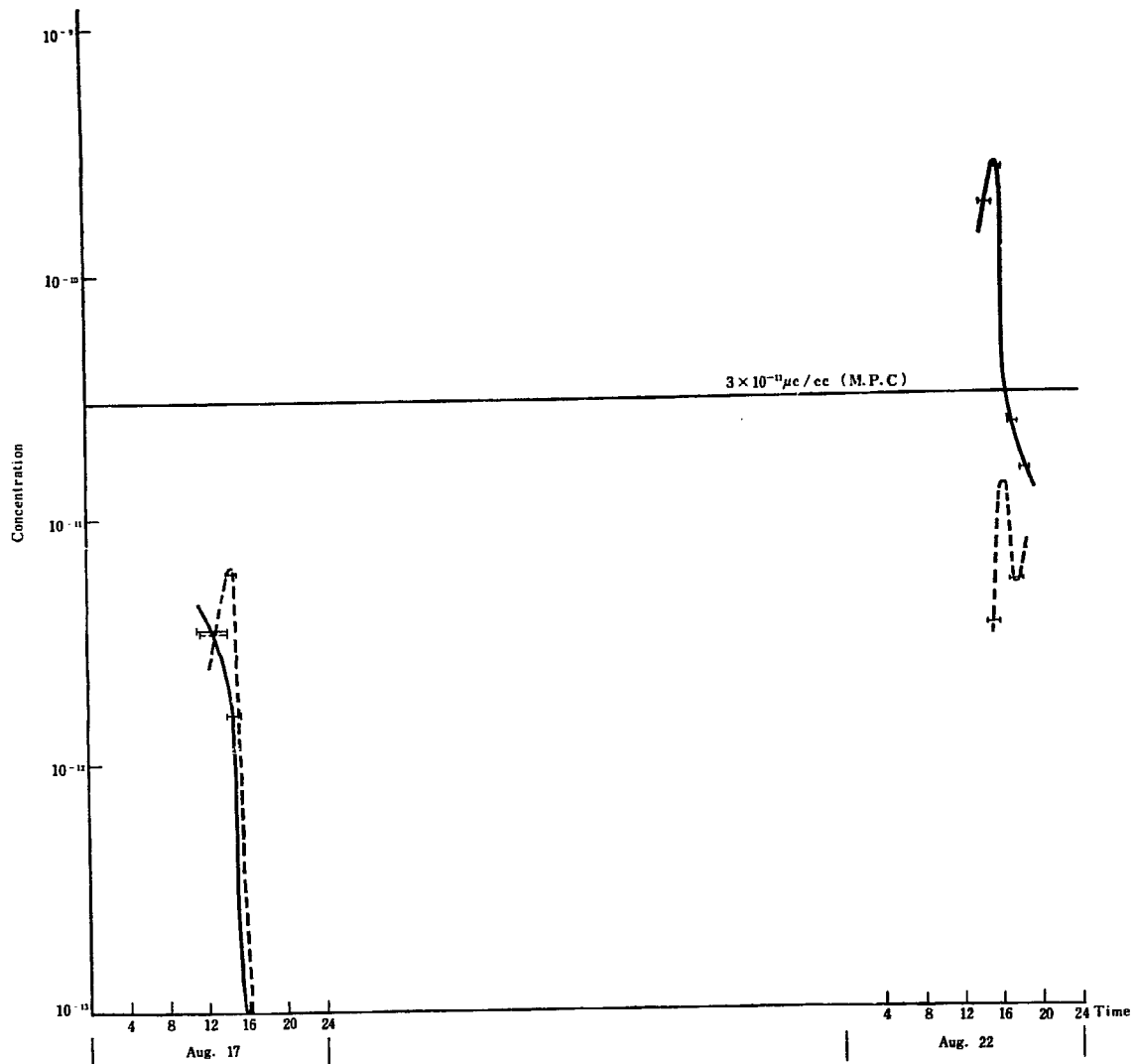


Fig. 1-7 Variation of Concentration of Radioactive Dust in the air during Fuel Preparation (2)

— In the Fuel Preparation Room
 - - - - - In the Monitoring Room

するように処置した。この結果、作業員の放射性物質の体内摂取による放射線被ばく相当量は TABLE I-5 のようであった。

放射線被ばく相当量はつぎの方法で算出した。すなわち、放射性塵埃のある環境のもとで作業した作業員が体内に摂取した放射性物質は内部照射を与えるが、これは実効半減期で減少し、内部照射による吸収線量は時日の経過とともに減少する。

今この長い期間にわたって受ける線量を1週間に受けたと仮定すると計算も簡便になり、安全側に見積ることになるので、放射性塵埃の摂取による被ばく線量はこの方法により計算した。計算式は次式のようになる。

$$R = 300 \times \frac{\sum_i [C_i (\mu\text{c/cc}) \times T_i (\text{hr})]}{3 \times 10^{-11} (\mu\text{c/cc}) \times 48 (\text{hr}) \times 2.5} \times 0.1 \quad (1.5)$$

(m rem)

TABLE I-5 Exposed Dose of Workers.

Date	12 th	13 th	14 th	15 th	Total
Worker					
A	51	63	0.12	4	118
B	51	63	0.12	4	118
C	51	63	0.12	4	118
D	—	63	—	4	67
E	—	—	0.12	—	0.12

ここに、 C_i は時間 T_i の間の平均放射性濃度、2.5 は一日8時間、一週6日の労働時間をもつ放射線作業従事者に対する補正、0.1 は防塵マスクの取塵効率を90%とし、取塵されない塵埃が10%と考えたときの係数である。作業員の外部放射線による被ばく線量は内部照射によるものに較べ無視し得るほど少なかった。

もし防塵マスクを使用しなければ、この作業におい

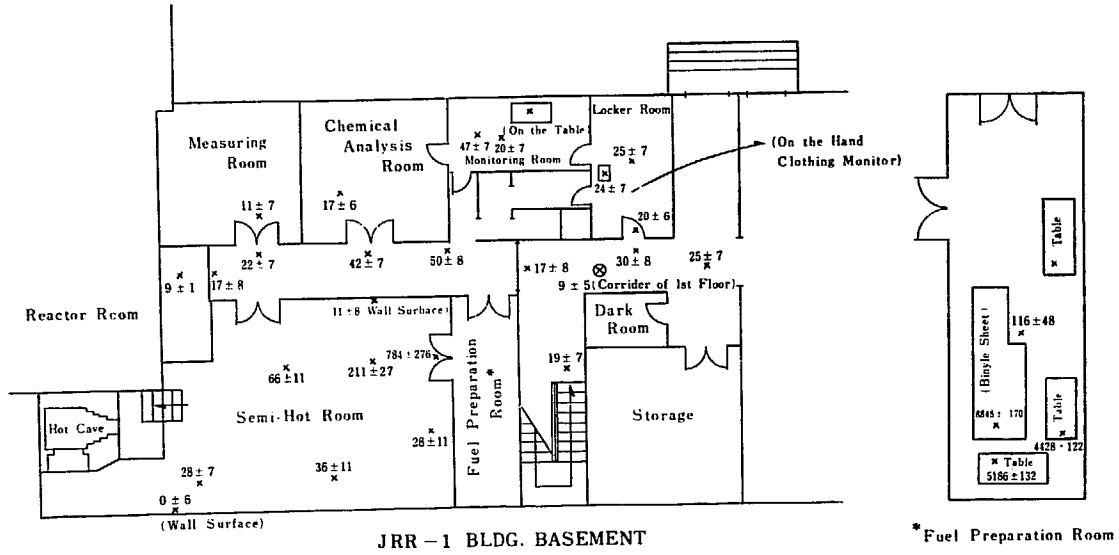


Fig. 1-8 Surface Contamination before Decontaminated (Aug. 21, 1957)
(Unit: α dpm/100 cm²)

- × On the binyle sheet covering the room floor
- △ On the desk (for balance)
- On the desk (for experiment)
- On the desk (for air sampler)
- On the room floor
- ◆ On the corridor floor

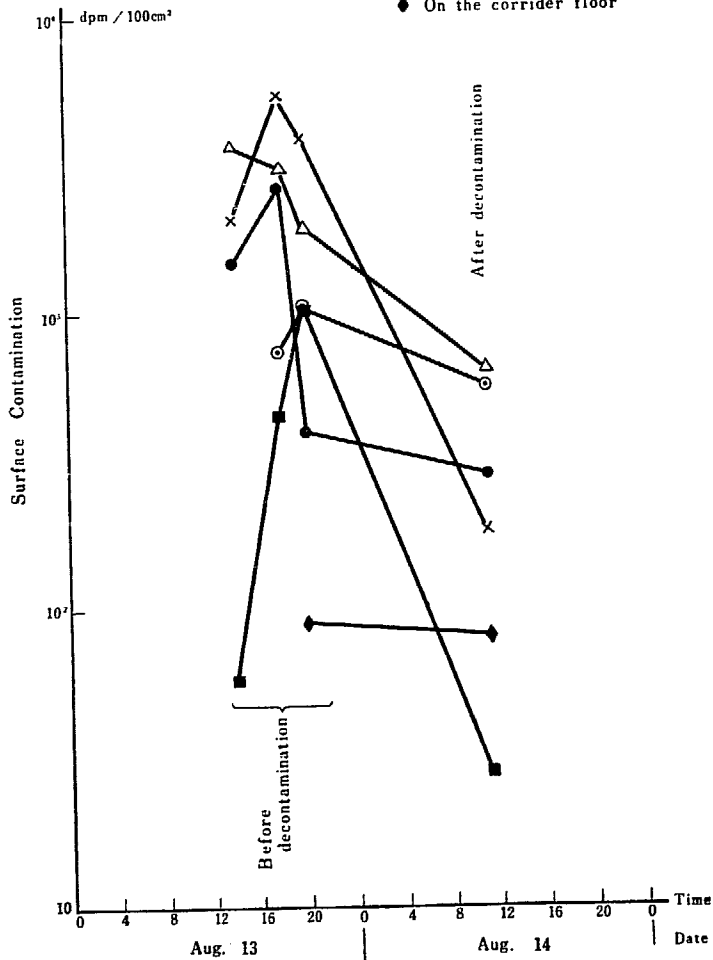


Fig. 1-9 Time Variation of Surface Contamination during Fuel Preparation

て3名の作業員は 1.18 rem 相当量の被ばくを受けたことになり、今後の放射線作業従事の制限を要したのであるが、放射線管理室の適切な処置により被ばくを 100 m rem 前後にとどめえたことは幸いであつた。

§ I-5 表面汚染の測定

1) スミヤ法による測定⁴⁾ 口紙(東洋口紙 No. 5 A)に直径 23.4 mm の金属の円板をのせ、この円板を口紙でていねいに包み、直径約 25 mm の平滑な口紙面を得る。口紙の折返し部分は試料をとるときに、つかみやすいのでこのままにしておき、試料番号を記入する。

この口紙面で被測定面 100 cm² を強くこする。こうしてとつた試料はその折返し部分を取り除き、測定器の汚染を防ぐために金属製円板をつけたまま厚さ 5 μ

のラバー・ハイドロクロライド膜で包む。

試料の放射能は Nuclear Chicago 社製 Model D-47 の 2π-ガス・フロー計数管を使用して測定した。このときの計数効率率は 31% である。

測定の結果は Fig. I-8 のごとくである。

TABLE I-6 に示されたように α 放射性物質による表面汚染の許容値は、サーベイ・メーター法、スミヤ法とも 100 dpm/100 cm² であるが、当時はなお工事関係者が出入する状態であつたので、実験室内の表面汚染の許容値を物品持出しの基準値でおこなつた。物品持出しの基準値は、スミヤ法では検出されず、サーベイ・メーター法で 100 dpm/100 cm² である。

また、燃料準備作業中の表面汚染の変化のもよみを Fig. I-9 に示す。

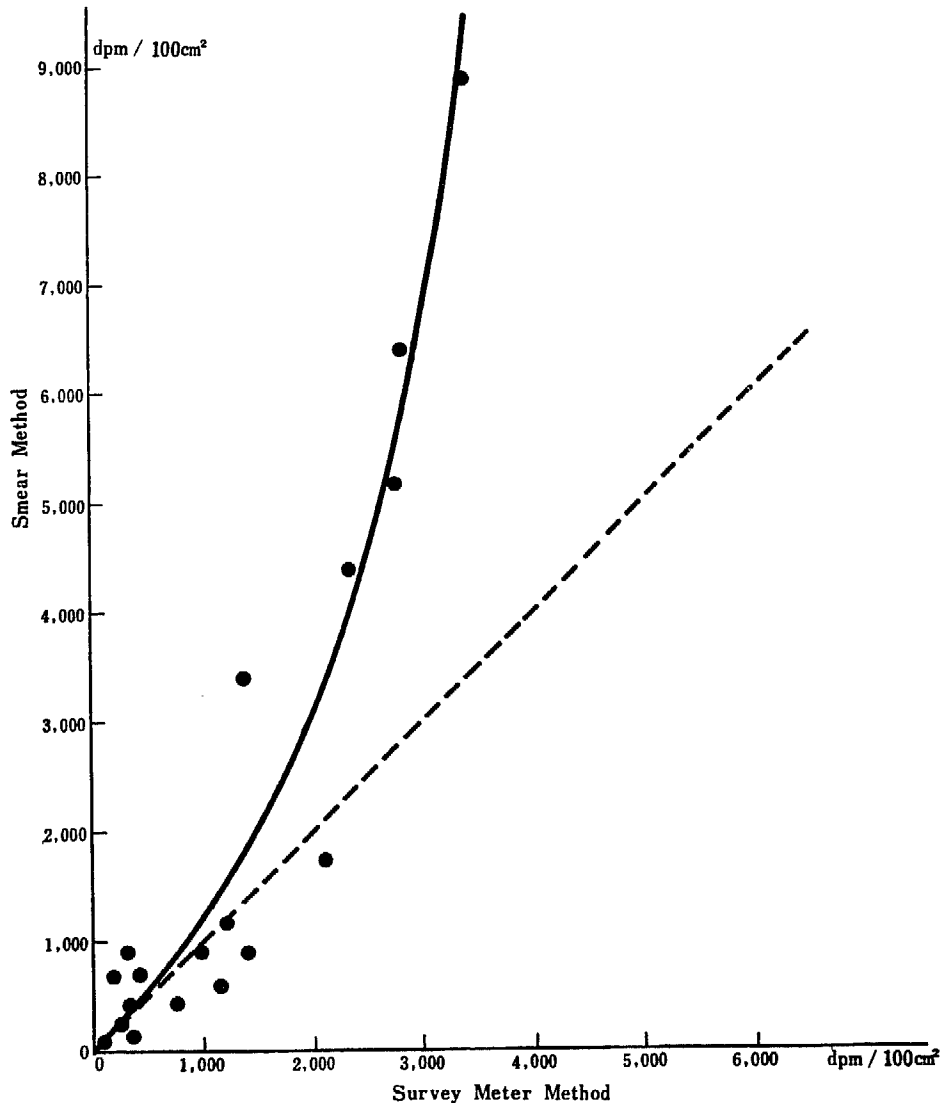


Fig. I-10 Comparison between Smear Method and Survey Meter Method for Surface Contamination Measurement

TABLE I-6 Permissible Concentration for α Surface Contamination of Desk or Floor

測定法	机, 床面の許容値	物品持出の基準値
サーベイ メーター	100 dpm/100 cm ²	100 dpm/100 cm ²
スマイヤ法	100 dpm/100 cm ²	検出されない

2) サーベイ・メーターによる測定 今回の表面汚染の測定は主としてスマイヤ法によつたが、サーベイ・メーターも使用した。使用したサーベイ・メーターは Victoreen 社製シンチレーション・サーベイ・メータ

Model 645 (シンチラック) であつて ²¹⁰Po で校正して得た cpm と dpm/100 cm² の関係は $C=36N$ である。ここに C は表面汚染 (dpm/100 cm²)、 N はサーベイ・メーターの指示 (cpm) である。同一箇所 のスマイヤ法による表面汚染の値とサーベイ・メーターによる表面汚染の値はかなりはつきりした相関関係が得られたので、この関係を Fig. I-10 に示す。

Fig. I-10 によると、表面汚染度の著しいときはスマイヤ法による値が大きくなつてゐるが、この点は今後検討する予定である。

第 II 章 臨界実験中の放射線管理

§ II-1 臨界実験に対する放射線管理室の準備

管理区域で作業する者にはつぎのような個人監視用測定器を用意した。

γ 線に対してポケット放射線量計 (科研製)、フィルムバッジ (Du Pont 製 No. 553 フィルム使用)、熱中性子線に対して熱中性子線用ポケット放射線量計 (Bendix 社製)

このほか、特にサブパイルで作業する人に対しては、富士フィルム社で試作した速中性子線用フィルムバッジを並用することにした。また大きな事故は起らないと考えられたが、一応作業者に対する緊急事故対策としてつぎの器具を用意した。

- | | |
|----------------------|------|
| a) 防塵マスク | 10 箇 |
| b) 防塵眼鏡 | 10 箇 |
| c) 酸素呼吸器 (40 分間使用可能) | 3 組 |
| d) 送気マスク | 3 組 |
| e) 同上用コンプレッサー | 1 台 |

これらのほか、炉室の空気を外部の空気と遮断するために、換気ダクトに設置された非常用ウォーターダンプの動作チェックをおこなつた。

さらにサブパイル室内の空気汚染の測定、炉室内の空間線量率分布の測定、燃料注入の際、炉心内に溜つた核分裂生成ガスの放射性濃度の測定とその廃棄のための準備をおこなつた。

§ II-2 管理区域の設定

原子炉建物およびそれに付属した研究室で放射性物質を取扱う部屋は、本来第 1 種管理区域に指定すべきであるが²⁾、臨界実験の際は暫定的に Fig. II-1 で示す区域を 8 月 26 日付で一時管理区域に指定し、次の

事項を実施した。すなわち

- 1) 管理区域に入る者は、必ずつぎの個人監視用測定器を携帯すること。
 - a. フィルムバッジ
 - b. γ 線用ポケット放射線量計
 - c. 熱中性子線用ポケット放射線量計
- 2) R.I. 標識のついた履物を履くこと。

燃料準備作業室に入る時はさらにオーバーシューズを履くこと。
- 3) 黄色実験着を着用すること。ただし炉室のみで作業する者は、普通の作業着でも可。
- 4) 炉室以外の管理区域で作業したものが管理区域から出る時は必ず、手、衣服汚染監視装置で汚染を調べたのちでること。

§ II-3 臨界実験の経過³⁾

JRR-1 の臨界実験は 8 月 26 日より翌 27 日におこなわれた。

実験は 8 月 26 日 13 時 02 分、第 1 回の燃料注入にはじまつて、第 7 回目の燃料注入後 8 月 27 日午前

TABLE II-1 Time of Fuel Loading

Number	Start		Finished	
	Day	Time	Day	Time
1 st	26 th	13 : 02	26 th	13 : 08
2 nd		14 : 25		14 : 40
3 rd		15 : 58		16 : 22
4 th		18 : 59		19 : 31
5 th		22 : 08		22 : 31
6 th	27 th	0 : 55	27 th	1 : 22
7 th		4 : 14		4 : 45

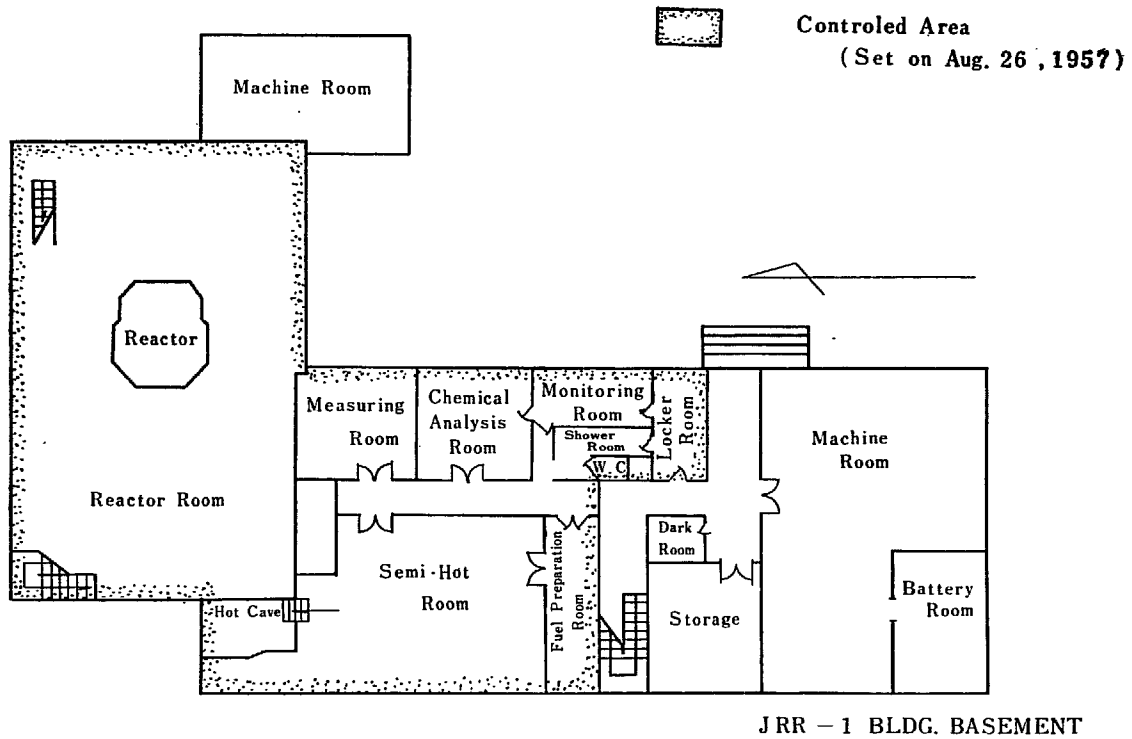


Fig. II-1 Controlled Area during the Critical Experiment

5時23分に臨界に達した。燃料注入の回数およびその開始時刻と終了時刻は、TABLE II-1のとおりである。

此の期間中実験にたずさわった作業員の被ばくした線量は、 α 線、 β 線、 γ 線、中性子線、のおおのについて内部、外部照射とも、はるかに許容量以下であった（後述）。

§ II-4 サブパイルの空気汚染測定

臨界実験に際して、室内の空気が一番汚染される可能性のある場所は燃料注入作業のおこなわれるサブパイルの γ 線照射室であるのでこの空気のモニターに主眼を置くことにした。

1) 放射性ガス濃度の測定

放射性ガス濃度の測定は、気密性電離箱（容積1500cc）をあらかじめ真空にしておき、試料を採取する場所でコックを開いて、この場所の空気を電離箱につめ、この電離箱の電離電流を振動容量型電位計で測定した（3ページ脚註参照）。

測定の結果は

第1回 27日2時27分の測定するとき $<10^{-9} \mu\text{c}/\text{cc}$

第2回 27日5時30分の測定するとき $<10^{-9} \mu\text{c}/\text{cc}$

炉心内に溜った核分裂生成ガスの放射性濃度があまり高くなく、また核分裂生成ガスの漏洩はさらにみられなかつたので5時30分以後 γ 線照射室内の放射性ガス濃度の測定はおこなわなかつた。

2) 放射性塵埃濃度の測定

前述のように測定は最も汚染の可能性が大きいと予想される、 γ 線照射室内の空気について測定をおこなった。このときのバックグラウンドとして、汚染の可能性のほとんどない1階付属研究室の空気の放射性濃度を同時に測定した。測定の結果はTABLE II-2でこれをグラフに示したものがFig. II-2である。図にみられるように、1階付属研究室の放射性濃度は、サブパイル室とほぼ一致しており、放射性塵埃の飛散するようなこともなかつたので測定で得られた値は大部分、大気中のラドン、トロンに由来のものであると考えられ、サブパイル室内の空気の汚染がほとんどないと判断された。

§ II-5 γ 線照射室内の表面汚染の測定

燃料を取扱う経路、特に燃料を混合器に注ぐ際には燃料が飛び散る恐れがあるので床面や器具の汚染を調べる必要がある。この測定にはサーベイ・メーター法と、スミヤ法とを並用することにし、サーベイ・メーターとしては、 α シンチレーション・サーベイ・メーター（Victoreen社製 Model 645）でその放射能を測定した。

測定の結果をTABLE II-3で示す。

§ II-6 炉室内空間線量率分布の測定

臨界実験においては出力はほとんど0であるので炉

TABLE II-2 Concentration of Radioactive Dust in the Air of Gamma Exposure Room

Date	Start for Sampling	Finished for Sampling	Sampling Time (min)	Sampling Air Flow Rate (l/min)	Net Counts of Sample (c/30 sec)	Concentration ($\mu\text{c}/\text{cc}$)
26 th	8 : 30	9 : 40	70	21.2	<0.1	<10 ⁻¹³
	10 : 29	12 : 07	98	21.2	24.5±3.5	1.06×10 ⁻¹¹
	12 : 17	13 : 35	78	21.2	<0.1	<10 ⁻¹³
	13 : 37	15 : 01	84	21.2	42.8±2.9	2.16×10 ⁻¹¹
	15 : 02	17 : 13	131	21.2	24.1±1.6	7.83×10 ⁻¹²
	17 : 14	17 : 55	41	21.2	<0.1	<10 ⁻¹³
	17 : 57	19 : 04	67	21.6	15.7±1.3	9.75×10 ⁻¹²
	19 : 06	20 : 06	60	21.6	3.2±0.6	2.22×10 ⁻¹²
	20 : 07	21 : 12	65	21.6	<0.1	<10 ⁻¹³
	21 : 15	23 : 23	128	21.6	15.1±2.0	4.92×10 ⁻¹²
	23 : 24	1 : 21	117	21.8	58.4±2.4	2.16×10 ⁻¹¹
27 th	1 : 23	3 : 30	127	21.6	65.1±2.5	2.14×10 ⁻¹¹
	3 : 31	5 : 36	125	20.8	3.4±0.6	1.18×10 ⁻¹²
26 th	17 : 05	18 : 02	57	21.6	5.1±0.7	3.73×10 ⁻¹²
	18 : 03	18 : 54	51	21.2	7.3±0.9	6.11×10 ⁻¹²
	18 : 55	20 : 12	77	22.1	<0.1	<10 ⁻¹³
	20 : 15	21 : 29	74	21.6	<0.1	<10 ⁻¹³
	21 : 31	23 : 19	108	21.2	0.5±0.2	2.00×10 ⁻¹³
	23 : 21	1 : 20	119	20.8	84.0±0.9	3.05×10 ⁻¹¹
	1 : 22	3 : 46	144	21.6	79.8±2.8	2.31×10 ⁻¹¹
3 : 48	5 : 42	114	21.6	0.8±0.3	2.92×10 ⁻¹²	

TABLE II-3 Surface Contamination of Gamma Exposure Room by Smear Method and Survey Meter Method

	Number	Date	Time for the Sampling	Surface Contamination (dpm/100cm ²)					Note
				A	B	C	D	E	
Smear	1 st	26 th	10 : 00	0 ± 2.0	1.1 ± 2.4		1.9 ±1.8	3.7 ±2.7	Before Fuel Loading
	2 nd	"	15 : 00	78.5 ± 5.6	22.08 ±89		29.4 ±3.7	20.4 ±3.6	After the 3 rd Fuel Loading
	3 rd	"	19 : 00	31.4 ± 3.8	13.2 ± 3.2	6.8 ±1.9	7.2 ±2.6	2.4 ±0.2	After the 4 th Fuel Loading
	4 th	27 th	2 : 00	20.3 ±10.0	17.1 ± 9.0	0 ±6.1	2.3 ±7.1	14.8 ±8.4	After the 6 th Fuel Loading
	5 th	"	5 : 30	37.0 ± 5.2	21.7 ± 3.9	10.6 ±2.3	5.6 ±3.1	3.4 ±2.4	After the 7 th Fuel Loading
Survey Meter	1 st	26 th	9 : 50	0	0	0	1	0	Before Fuel Loading
	2 nd	27 th	18 : 15	9	4	4	1	2	After the 4 th Fuel Loading

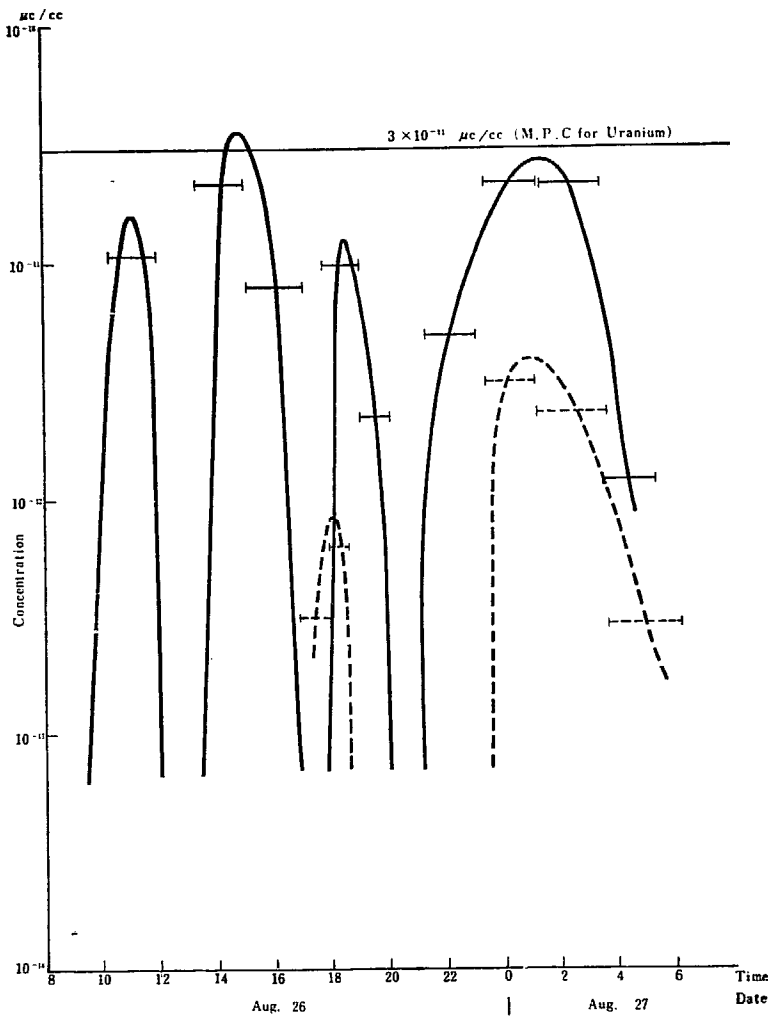


Fig. II-2 Concentration of Radioactive Dust in the Air during the Critical Experiment.
 ——— In the Expnsore Room - - - - - In the Laboratory

室内の空間線量率はバックグラウンド程度であるはずであるが、出力試験の準備として測定点を定めるためと、万一緊急事態が生じたときの線量記録用として空間線量分布および空間線量率分布の測定をおこなった。

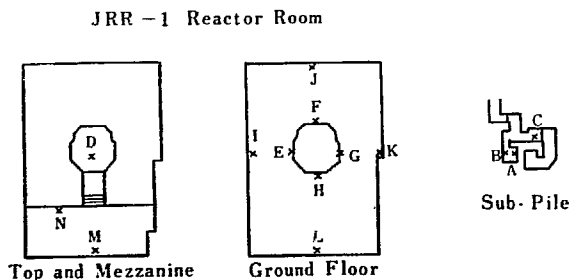


Fig. II-3 Location for Radiation Level Measurement during the Critical Experiment

空間線量分布の測定のためには、

- 1) 科研製 γ 線用ポケット放射線量計
- 2) Bendix 社製熱中性子線用ポケット放射線量計

を用い、空間線量率分布の測定のためには

- 1) Tracerlab 社製 Model SU-14 サーベイ・メーター (γ, β 線用)
- 2) Tracerlab 社製 Model SU-1 H サーベイ・メーター (γ, β 線用)
- 3) Nuclear Cicago 社製 2715 中性子線用サーベイ・メーター (速, 熱中性子線用)

を用いた。

ポケット放射線量計は Fig. II-3 の位置に臨界実験中固定しておいた。空間線量率は随時、上記位置の近傍において測定をおこなった。

測定値は TABLE II-4, II-5, II-6 に示す。このとき使用したサーベイメーター SU-14 のバックグラウンドが 0.01~0.02 mr/hr であるから、この表の値もほとんどバックグラウンド程度であることが分る。またポケット放射線量計を用いた空間線量の測定の結果は自然漏洩の域を脱しなかつた。

§ II-7 核分裂生成ガスの放射性濃度測定と廃棄

1) 概要

燃料タンクから炉心に燃料を送り込む際、その都度炉心を減圧するために、炉心にたまった核分裂生成ガ

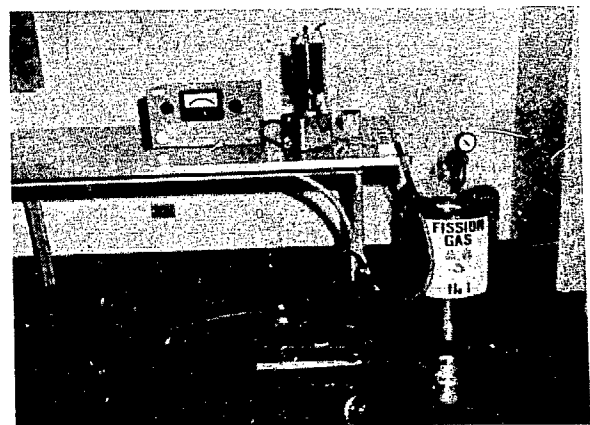


Fig. II-4 Arrangement of Measuring System of Fission Gas

TABLE II-4 Radiation Level in the Reactor Room During the Critical Experiment (Gamma)

Date and Time		Location				Note	
		E (mr/hr)	F (mr/hr)	G (mr/hr)	H (mr/hr)	Fuel Loading	*-2) Number of Lifted Control Rods
26 th	11 : 30	*-1) 0.015	0.010	0.020	0.025		
	15 : 00	0.020	0.020	0.025	0.020		
	16 : 30	0.020	0.015	0.015	0.020		
	18 : 20	0.015	0.030	0.020	0.010		
	19 : 40	0.015	0.005	0.020	0.020		
	22 : 45	0.020	0.015	0.030	0.010	5 th Loading Finished	1
	22 : 55	0.020	0.015	0.020	0.020	"	3
	23 : 00	0.015	0.020	0.020	0.015	"	4
27 th	1 : 30	0.040	0.030	0.040	0.030	6 th Loading Finished	1
	1 : 40	0.020				"	2
	1 : 45	0.040	0.030	0.030	0.030	"	3
	1 : 50	0.040	0.050	0.030	0.030	"	4
	5 : 05	0.030				7 th Loading Finished	1
	5 : 10	0.030				"	2
	5 : 15	0.030				"	3

*-1) All these Values include Natural Background.

*-2) There are Four Control Rods in all.

TABLE II-5 Radiation Level in the Reactor Room During the Critical Experiment (Gamma, Thermal Neutron)

Instrument	SU-14 (Gamma)		2715 (Thermal Neutron)
	Date and Time	Aug. 26, 11 : 30	Aug. 26, 15 : 00
Location	(mr/hr)	(mr/hr)	(n/cm ² ·sec)
D	* 0.015	0.020	2
E	0.015	0.020	1
F	0.010	0.020	1
G	0.020	0.025	1
H	0.025	0.020	1
I	0.015	0.020	1
J	0.025	0.020	2
K	0.015	0.025	1
L	0.020	0.025	2
M	0.025	0.020	0
N	0.020	0.030	1

* All these Values include Natural Background

スを含む気体を取り出す必要がある。このガスは排気タンク (容積約 55 l) の中に取り入れられ、放射性濃度

を測定したのち、最大許容濃度以下にうすめて空気中に廃棄される。

放射性濃度の測定には § II-4 で述べたサブパイルの空気汚染測定に用いた電離箱に目的のガスをつめる方法を採用し (Fig. II-4 参照)、ガスの廃棄にはセミホット室の換気ダクトに真空ポンプで送りこんで煙突から廃棄する方法を採用した。セミホット室の換気系は毎分 6,000 ft³ (170 m³/min) の排気能力を有し、さらにこのセミホット室からの空気は、炉室から送られて来る毎分 12,000 ft³ (340 m³/min) の空気と一緒に、合計毎分 18,000 ft³ (510 m³/min) の空気が地上 16 米の煙突から排出される。

したがって、容積 55 l の排気タンク中の核分裂生成ガスの放射性濃度が約 $9 \times 10^{-3} \mu\text{c/cc}$ 以下である時には、1 分間かかつて除々に換気ダクトに送り込めば後述する最大許容濃度 (この場合 $10^{-6} \mu\text{c/cc}$) 以下にうすめて放出することができることになる。

2) 核分裂生成ガスの種類

核分裂生成ガスは Kr, Xe のような希ガスが大部分であると考えられる。

核分裂で生ずる Kr, Xe の同位体の種類、半減期および核分裂収率は TABLE II-7 のとおりである。

これらの同位体の中、放射能の高いものは収率が

TABLE II-6 Radiation Level in Reactor Room during the Critical Experiment (Neutron)

Radiation	Date and Time		Location				Note	
			E n/cm ² ·sec	F n/cm ² ·sec	G n/cm ² ·sec	H n/cm ² ·sec	Fuel Loading	Number of Lifted Control Rods
Thermal Neutron	26 th	12 : 00	1	1	1	1	5 th Loading Finished " " " "	1 3 4
		16 : 45		1	2	0		
		19 : 45	1	0				
		22 : 45	2		1			
		22 : 55	1			0		
	23 : 00	0						
	27 th	1 : 30	0				6 th Loading Finished	1
		1 : 40	0				"	2
		1 : 45	1				"	3
		5 : 05	0				7 th Loading Finished	1
5 : 10		1				"	2	
5 : 15		0				"	3	
Fast Neutron	26 th	16 : 45		0	0	0	5 th Loading Finished " " "	1 3 4
		19 : 45	0					
		22 : 45	0					
		22 : 55	0					
	23 : 00	1						
	27 th	5 : 05	0				7 th Loading Finished	1
		5 : 10	0				"	2
		5 : 15	0				"	3

* All these Values include Natural Background

TABLE II-7 Data of Fission Gas

Isotope	Half Life	Eergy of Radiation in Mev	Yield	Main Isotopes
^{83m} Kr	114 m	ITe ⁻ (γ) 0.032, e ⁻ (γ) 0.009	0.5	
^{85m} Kr	4.4 hr	β^- 0.855, ITe ⁻ 0.305, γ 0.150	0.3	
⁸⁵ Kr	10.3 y	β^- 0.666 (γ)		
⁸⁷ Kr	78 m	β^- 3.63, 1.27, γ 0.41, 1.89, 2.3	2.5	○
⁸⁸ Kr	2.77 h	β^- 0.52, 2.7, Te ⁻ 0.028	3.5	○
⁸⁹ Kr	3.2 m	β^- 4.0	4.6	○
⁹⁰ Kr	33 s	β^- 3.2	5.0	○
⁹¹ Kr	9.8 s	β^- ~3.6	3.5	○
⁹² Kr	3.0 s	β^- ?	1.9	
⁹³ Kr	2.0 s	β^- ?	6.5	
⁹⁴ Kr	1.4 s	β^- ?	5.4	
⁹⁵ Kr	short	β^- ?		
⁹⁷ Kr	~1 s	β^- ?		
¹³³ Xe	5.3 d	β^- 0.347, e ⁻ γ 0.081	6.6	○
^{135m} Xe	15.6 m	ITe ⁻ 0.52	4.4	○
¹³⁵ Xe	9.13 hr	β^- 0.91, γ 0.250	1.9	
¹³⁷ Xe	3.9 m	β^- 4	6.2	○
¹³⁹ Xe	17 m	β^- 2.4, γ 0.42	5.7	○
¹³⁹ Xe	41 s	β^- ?	5.5	
¹⁴⁰ Xe	16 s	β^- ?	3.8	
¹⁴¹ Xe	1.7 s	β^- ?	1.3	
¹⁴³ Xe	1.0 s	β^- ?	0.05	
¹⁴⁴ Xe	~1 s	β^- ?		

TABLE II-8 Main Isotopes of Fission Gas

Isotope	Half Life	Yield	Energy of Radiation in MeV	
			β	γ
^{87}Kr	78 m	2.5	3.63, 1.27	0.41, 1.89, 2.3
^{89}Kr	3.2 m	4.6	4.0	
^{90}Kr	33 s	5.0	3.2	
^{91}Kr	9.8 s	3.5	~3.6	
^{135}Xe	15.6 m	4.4	0.52	
^{137}Kr	3.9 m	6.2	4	
^{138}Xe	17 m	5.7	2.4	0.42

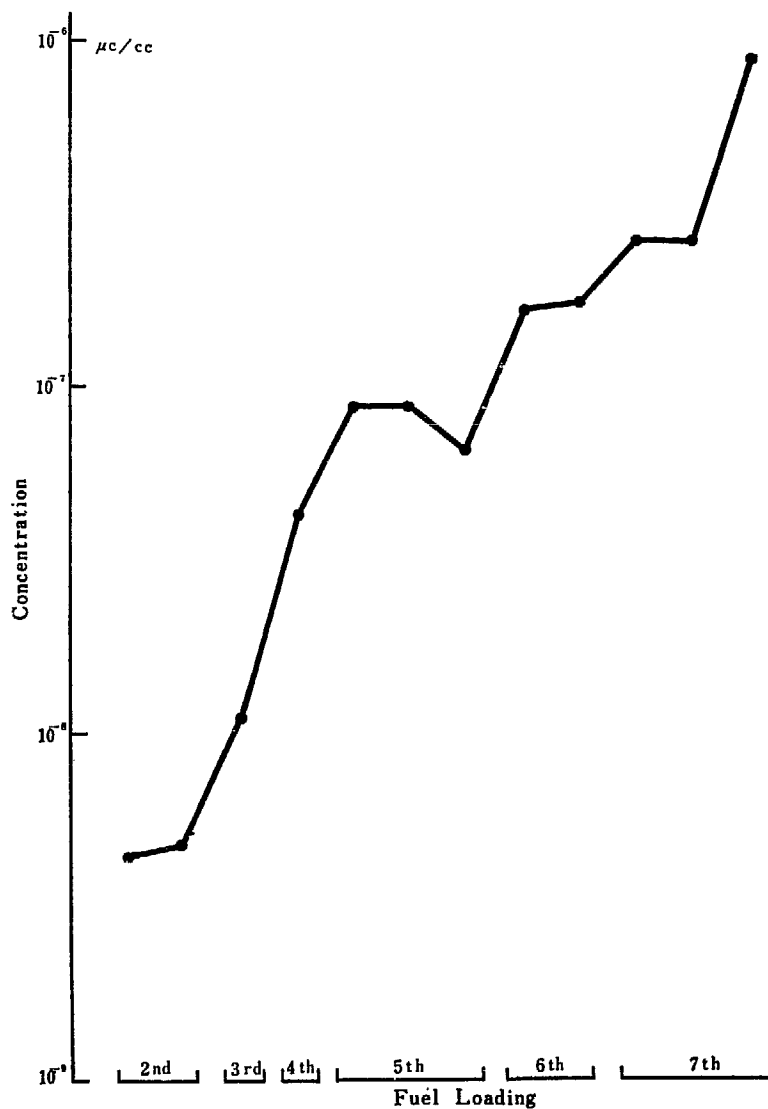


Fig. II-5 Radioactive Concentration of Fission Gas in the Evacuation Tank.

TABLE II-9 Radioactive Concentration of Fission Gas in the Evacuation Tanks

Fuel Loading	Sampling No.	Time		Concentration ($\mu\text{c}/\text{cc}$)
		Sampling	Measuring	
2	1	14 : 22	14 : 45	4.4×10^{-9}
2	2		15 : 05	4.8×10^{-9}
3	3	15 : 58	16 : 00	1.1×10^{-8}
4	4	17 : 41	17 : 55	4.3×10^{-9}
5	5		19 : 39	8.9×10^{-8}
5	6	20 : 25	20 : 40	8.9×10^{-8}
5	7	20 : 30	21 : 10	6.6×10^{-8}
6	8	23 : 40	0 : 10	1.7×10^{-7}
6	9	23 : 40	0 : 30	1.8×10^{-7}
7	10	2 : 40	2 : 50	2.7×10^{-7}
7	11	3 : 00	3 : 21	2.7×10^{-7}
7	12	4 : 55	5 : 00	9×10^{-7}

で半減期の短いものであるが、半減期の短いもので β 線、 γ 線のエネルギーの分つているものは少ない。しかし一応収率が高く、半減期の短いもので β 線、 γ 線のエネルギーの分つているものをあげると TABLE II-8 のごとくなる⁹⁾。

TABLE II-8 から明らかなように、 β 線エネルギーの平均は 2 MeV ないし 4 MeV であると考えられる。 γ 線エネルギーは 0.4 MeV 以下であり、また γ 線放出体の種類も少ないから電離箱中の電離電流はほとんど β 線によるものと考えてよい。

3) 放射性濃度測定

排気タンク中に集められた核分裂生成ガスの一部を、容積 1500 cc の気密電離箱に入れ、その電離電流を振動容量型電位計で Charging Method を用いて測定した。この測定値から核分裂生成ガスの β 線の最大エネルギーの平均値を 2 MeV と仮定して核分裂生成ガスの濃度を次式で計算した。

$$C[\mu\text{c}/\text{cc}] = 4.8 \times 10^{-5} I_0 \quad (2.1)$$

ここに I_0 は、バックグラウンドおよび、電氣的漏洩を差引いたときの電離電流による電位の変化 [volt/sec] である^{*1}。

ただし、この時、振動容量型電位計の入力容量は 10 pF とする。

4) 空気中の最大許容濃度

平均エネルギー 2 MeV の核分裂生成不活性ガスの空気中の最大許容濃度は、毎日 24 時間連続的にそのガスの中にある時 $10^{-6} \mu\text{c}/\text{cc}$ である。

5) 濃度の測定結果

測定の結果は、TABLE II-9 および Fig. II-5 に示す。

第 12 回に至るまで最大許容濃度の $10^{-6} \mu\text{c}/\text{cc}$ を越えていないので、廃棄方法はそのまま換気ダクトに送りこむこととす^{*2}。

*1 放射性濃度の計算式は、§ I-4 3 頁の脚註で述べた方法で出した。ただし、この場合は β 線放出体であるので W として 34 eV を採用し、 β 線の平均エネルギーを $0.4 E_{\text{max}}$ とした。

$E_{\text{max}} = 2 \text{ MeV}$ の β 線放射性気体を容積 1500 cc の電離箱につめ、入力容量 10 pF の振動容量型電位計に接続して電圧の時間的変化を測定すると (Charging Method), (1.1) より

$$I[\text{amp}] = 5.9 \times 10^{-9} \frac{E \cdot C \cdot v}{W} \quad \text{であるから}$$

$$\frac{dV}{dt} [\text{volt/sec}] = 5.9 \times 10^{-9} \frac{E \cdot C \cdot v}{W} \times \frac{1}{10 \times 10^{-12}}$$

$$= 5.9 \times 10^2 \frac{E \cdot C \cdot v}{W} \quad (2.2)$$

あるいは

$$C[\mu\text{c}/\text{cc}] = 1.7 \times 10^{-3} \frac{W}{E \cdot v} \frac{dV}{dt} \quad (2.3)$$

$$W = 34 \text{ eV}, E = 0.4 E_{\text{max}}, v = 1500 \text{ cc}$$

を上式に入れると

$$C[\mu\text{c}/\text{cc}] = \frac{1.7 \times 10^{-3} \times 34}{0.4 \times 3 \times 1500} \frac{dV}{dt}$$

$$= 4.8 \times 10^{-5} \frac{dV}{dt} \quad [\text{volt/sec}]$$

*2 排気タンクには燃料注入前にガスをつめるので排気タンクのガス採取時刻は、燃料注入の時刻よりも早くなっている。

第 III 章 原子炉出力試験中における放射線管理

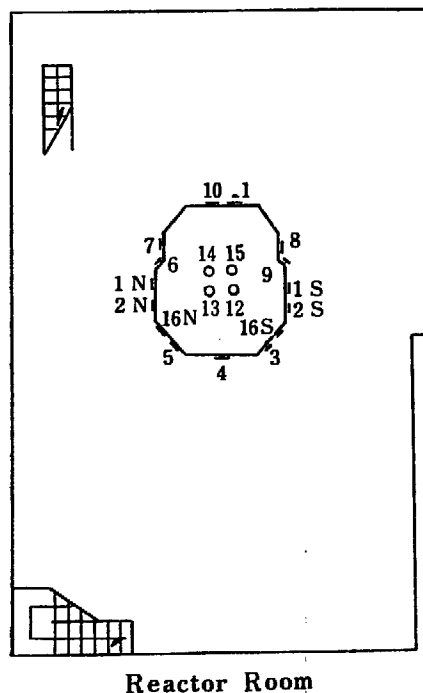
§ III-1 出力試験中における炉室内の空間線量率分布の測定

JRR-1 が臨界に達するまでは原子炉の遮蔽壁、シールドプラグ等を通して外に洩れる γ 線および中性子線は、ごくわずかであると考えられ実際に測定した結果からこのことが結論された (§ II-6 参照)。

しかしながら出力を上げて実際に運転をおこなう際には炉の遮蔽壁が炉室で実験する人々に与える線量を最大許容線量以下にするように設計してあるとはいえ、果してどの程度の放射線が遮蔽壁、あるいはシールドプラグ等から漏洩するかを、運転出力と関連させて知っておくことが必要である。

Fig. III-1, は測定的位置 TABLE III-1, は測定結果を示すもので、いずれも 0.6 mrem/hr 以下 (41 kW の時最高) であり、50 kW に外挿した場合も各部とも 0.8 mrem/hr を越えないと考えられる。

TABLE III-1, Fig. III-2 中 A, B, C, D, E はサブパイル室の入口、弁操作室および γ 線照射室における空間線量率を示したものである。 γ 線照射室、および弁操作室は常時職員の立ち入らない場所であるので、この程度の線量率でもやむをえない。しかしなが



Reactor Room

Fig. III-1 Location for Radiation Level Measurement during the Power Test

らこれらの室に立ち入る必要のあるときは線量率の大きさを考えてこの場所にとどまる時間を調節しなければならない。

Fig. III-2 に原子炉の各出力に対する遮蔽壁表面の漏洩 γ 線線量率の測定例をあげた。

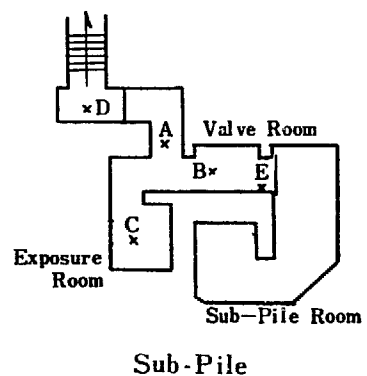
§ III-2 サブパイル室内の空気汚染の測定

原子炉の高出力運転に際しても核分裂生成物が 1 次の気密構造系から 2 次の気密構造系 (サブパイル室) へ漏洩することがあつてはならない (実測値はヘリウムの漏洩検出器で 10 数 cc/年 以下の程度⁹⁾)。そこで臨界実験中におこなつた空気中の放射性ガス濃度の測定方法を用いてサブパイル室の空気の放射能の測定をおこなつた。

原子炉の比較的高い出力での運転の経過は TABLE III-2 のとおりである。

サブパイル室内空気のサンプルは、放射性ガスの崩壊半減期を決定する目的で、TABLE III-3 のように前後 2 回にわたつてサンプルを採取した。

測定の結果、第 1 回目、第 2 回目とも全く同様の崩壊曲線が得られたのでここには第 2 回目の結果のみを Fig. III-3 に示す。



Sub-Pile

TABLE III-1 Radiation Level under the Reactor Operation

Date	Sept. 11	Sept. 12	Sept. 12	Sept. 12	Sept. 12	Sept. 13	Sept. 13	Sept. 13
Time	19 : 30	21 : 30	23 : 00	23 : 00	23 : 00	15 : 20	15 : 20	15 : 20
Out Put	1.8 kW	5.7 kW	28 kW	28 kW	28 kW	41 kW	41 kW	41 kW
Radiation Location	γ Ray (mr/h)	γ Ray (mr/h)	γ Ray (mr/h)	Thermal Neutron (n/cm ² .sec)	Fast Neutron (n/cm ² .sec)	γ Ray (mr/h)	Thermal Neutron (n/cm ² .sec)	Fast Neutron (n/cm ² .sec)
Near the No. 1 N Exp. Hole	0.05	0.05	0.16			0.22	4	1
No. 1 S	0.04	0.04	0.15			0.20	2	2
No. 2 N	0.06	0.04	0.14			0.19	3	3
No. 2 S	0.03	0.03	0.09			0.15	5	1
No. 3	0.03	0.06	0.17			0.3	2	1
No. 4	0.04	0.06	0.24			0.4	1	2
No. 5	0.05	0.04	0.21			0.5	1	1
No. 6								
No. 7								
No. 8	0.04	0.04	0.05			0.08		
No. 9	0.04	0.05	0.09			0.14		
No.10								
No.11	0.07	0.11	0.21			0.6	40	17
No.12	0.04	0.05	0.11			0.16		
No.13						0.18		
No.14						0.18		
No.15						0.16		
No.16 N	0.03	0.04	0.07			0.08	3	1
No.16 S	0.03	0.04	0.06			0.08	1	1
A (on the Floor)			1.5*	20	12	3 *	50	40
B (")			85 *	120	200	60 *	300	400
C (")			2.0*	5	2	4.0 *	10	5
D (")						0.05	5	3
E (")						450 *	1,500	2,000
Survey Meter used.	Tracerlab: SU-14	Tracerlab: SU-14 Tracerlab: SU-1 H	Tracerlab: SU-14 *Tracerlab: SU-1 H	Nuclear Chicago: Nemo	Nuclear Chicago: Nemo	Tracerlab: SU-14 *Tracerlab: SU-1 H	Nuclear Chicago: Nemo	Nuclear Chicago: Nemo

TABLE III-2 High Power Reactor Operation

Date	Start	Shut Down	Operation Time	Out Put
Sept. 11	15 : 30	20 : 12	288 min	1.8 kW
Sept. 12	21 : 15	21 : 52	37	5.7
"	21 : 52	23 : 19	87	28
Sept. 13	13 : 56	14 : 24	28	0.57
"	14 : 24	14 : 45	21	5.7
"	14 : 45	15 : 03	18	28
"	15 : 03	15 : 46	43	41

TABLE III-3 Sampling of Air in the Subpile Room.

Sampling No.	Date and Time	Starting Time for Measuring	Note
1 st	Sept. 11, 17 : 50	17 : 55	1.8 kW 228 min operation
2 nd	Sept. 13, 16 : 10	16 : 15	41.0 kW 43 min operation

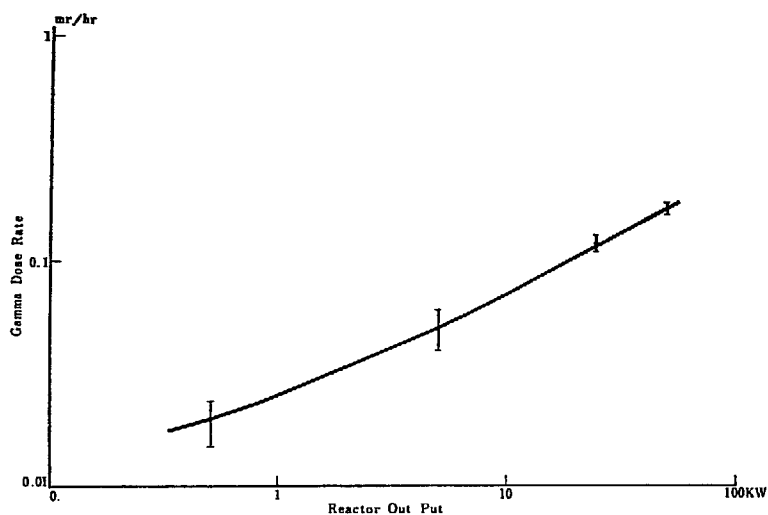


Fig. III-2 Gamma Dose Rate at the Surface of Biological Shield

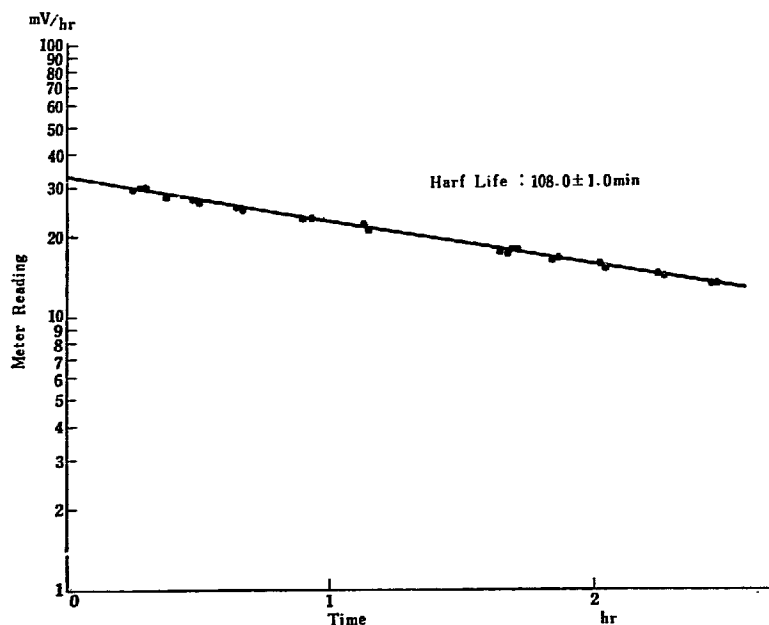


Fig. III-3 Decay Curve of Radioactive Air in the Subpile Room. (2 nd Sampling: After 43 min operation at 41 kW)

Fig. III-3 より半減期として 108 ± 1 min が得られるが、これはサブパイプ室の中性子強度が相当高いために、空気中のアルゴンが放射化されて ^{41}A (半減期 109 min) が生じたものと考えられる。また崩壊曲線から、放射性物質はただ一種類と考えられるので、この方法による測定限度 $10^{-8} \mu\text{c/cc}$ 程度では他の放射性物質の存在は認められなかつたといえる。

測定に使用した方法は § II-7, 3) で述べた方法を用いた。ただし、 ^{41}A の β 線のエネルギーは 1.18 MeV (99.3%), 2.5 MeV (0.7%) であり、これらのほかに 1.3 MeV の γ 線をだすが⁶⁾、電離電流への寄与はほとんど 1.18 MeV の β 線によると考え、他は無視することにした。したがって、 ^{41}A の濃度は

$$C[\mu\text{c/cc}] = 8.2 \times 10^{-5} \frac{dV}{dt} \quad (3.1)$$

[volt/sec]

で与えられ、電圧の時間的変化 $\frac{dV}{dt}$ を測定して濃度を算出した。この式を用いると、第1回サンプルの時の放射性濃度の最高の値は $6.0 \times 10^{-7} \mu\text{c/cc}$ 、第2回サンプルの時の放射性濃度の最高の値は $2.4 \times 10^{-6} \mu\text{c/cc}$ である。第2回目の放射性濃度を外挿して原子炉運転停止直後の放射性濃度を求めると $2.9 \times 10^{-6} \mu\text{c/cc}$ を得る。

TABLE IV-1 Personnel Exposed Dose during the Critical Experiment and Power Test

Person Dosimeter Date	F		G		H		I		J		K		L				
	Ther- mal Neut- ron	Film Badge	Ther- mal Neut- ron	Film Badge	Ther- mal Neut- ron	Film Badge	Ther- mal Neut- ron	Film Badge	Ther- mal Neut- ron	Film Badge	Ther- mal Neut- ron	Film Badge	Ther- mal Neut- ron	Film Badge			
Aug. 26																	
27	2	0	2	0.01	0	0	0	0	3	0.01	0	0	11	0			
28	2	0	0	0	0	0	0	0	2	0	2	0	0	0			
29	0	0	0	0	2	0	0	0	3	0.02	3	0.02	2	0			
30	0	0	2	0	3	0	0.01	3	0.02	0.02	1	0	1	0			
31	2	0	3	0	40	0	0.02	0	0.01	0.01	7	0	0	0			
Sept. 1																	
2	2	0	4	0	4	0	0	0	0	0.01	0	0.01	0	0.01			
3			0	0	0	0	0	0	4	0.01	4	0.01	3	0			
4	2	0	0	0	0	0	0	0	2	0.01	7	0	2	0			
5	13	0	2	0	0	0	0	0	0	0	23	0	3	0			
6			0	0	0	0	0	0	4	0	4	0	0	0			
7	0	0	0	0	0	0	1	0	0	0	0	0	2	0			
8																	
9	2	0	1	0	1	0	0	0	0	0	0	0	2	0			
10	2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	1	0			
11	0	0	0	0	0	0	0	0	5	0	8	0.02	0	0			
12	3	0	14	0	0	0	0	0	4	0.01	4	0.01	0	0			
13	3	0	4	0	0	0.01	0	0	2	0	0	0	2	0			
14	0	0	0	0	0	0	0	0	47	0	0	0	0	0			
Total	33	0	0	13	0.01	0	68	0	1	0.04	0	77	0.1	0	29	0.01	0

* D.T.L: Daily Tolerance Level

TABLE IV-1 のつづき

Person Dosimeter Date	M			N			O			P			Q			R			S			
	Ther- mal Neut- ron	Film Badge	7	Ther- mal Neut- ron	Film Badge	7	Ther- mal Neut- ron	Film Badge	7	Ther- mal Neut- ron	Film Badge	7	Ther- mal Neut- ron	Film Badge	7	Ther- mal Neut- ron	Film Badge	7	Ther- mal Neut- ron	Film Badge	7	
Aug. 26																						
27	0	0	2	0	0	3	0	0	7	0.02	0.02	4	0.02	0.02	3	0	0	5	0	0	0	0
28	0	0	2	0	0	0	0	0	0	0	0	3	0	0	0	0	0	3	0.01	0.01	3	0.01
29	0	0	2	0	0	0	0	0	0	0	0	3	0.01	0.01	2	0.01	0.01	2	0.01	0.01	5	0.01
30	3	0	2	0	1	1	0	0	0	0	0	4	0.01	0.01	3	0	0	5	0.01	0.01	5	0.01
31	1	0	0	0	3	3	0	1	1	0	0	0	0.01	0.01	0	0	0	0	0	0	0	0
Spst. 1																						
2	2	0.02	0	0	0	0	0	0	0	0	0	2	0	0	3	0	0	0	0.02	0.02	0	0.02
3	0	0	1	0	1	1	0	0	0	0	0	3	0	0	2	0	0	3	0.02	0.02	3	0.02
4	0	0	0	0	2	2	0	1	1	0	0	0	0	0	3	0	0	2	0	0	2	0
5	3	0	0	0	0	0	0	0	3	0	0	2	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
6	2	0	2	0	0	0	0.01	0.01	1	0	0	0	0	0	3	0	0	0	0	0	0	0
7	0	0	0	0	2	2	0	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0
8																						
9	0	0	3	0	3	3	0	2	2	0	0	0	0	0	2	0	0	0	0	0	0	0
10	3	0	0	0	4	4	0	1	1	0	1	0	0	2	0	0	0	0	0	0	0	
11	0	0	1	0.01	2	2	0	1	1	0	0	0	0	0	2	0.01	0.01	0	0	0	0	0
12	0	0	0	0	2	2	0	3	3	0	0	0	0	0	1	0	0	2	0	0	2	0
13																						
14	2	0	0	0	0	0	0	1	1	0	2	0	0	3	0	0	1	0	0	0	0	
Total	16	0.02	0	0.01	23	23	0.01	0	22	0.02	0	26	0.05	0	29	0.02	0	21	0.06	0	0	
	m rem	D.T.L.	m rem	D.T.L.	m rem	D.T.L.	m rem	D.T.L.	m rem	D.T.L.	m rem	D.T.L.	m rem	D.T.L.	m rem	D.T.L.	m rem	D.T.L.	m rem	D.T.L.	m rem	D.T.L.

* D.T.L.: Daily Tolerance Level

TABLE IV-1 のつづき

Person Date	T		U		V		W		X		Y		
	Ther- mal Neut- ron	Film Badg- e	Ther- mal Neut- ron	Film Badg- e	Ther- mal Neut- ron	Film Badg- e	Ther- mal Neut- ron	Film Badg- e	Ther- mal Neut- ron	Film Badg- e	Ther- mal Neut- ron	Film Badg- e	
Aug. 26													
27	3	0	3	0	3	0.01	3	0	23	0	3	0	
28	0	0	3	0	0	0	0	0.01	0	0	0	0	
29	0	0	2	0	0	0	0	0	2	0	0	0	
30	2	0			0	0	0	0	5	0	1	0.07	
31	0	0			0	0	0	0.01	3	0	0	0.01	
Sept. 1													
2	2	0.03			1	0	3	0.01	3	0.01	0	0	
3	1	0			0	0	0	0	0	0	2	0	
4	7	0			8	0	0	0	9	0	0	0	
5	0	0			0	0	2	0	0	0	0	0	
6	1	0.01			2	0	0	0			11	0	
7	0	0			0	0	0	0	0	0	0	0	
8													
9	0	0			0	0	7	0.01	0	0	0	0	
10	0	0.01			3	0	2	0	0	0	2	0	
11	8	0.01			0	0	0	0.01	0	0	0	0	
12	2	0			2	0	0	0	0	0	0	0	
13	2	0			0	0	0	0	0	0	3	0	
14	2	0			0	0	0	0	0	0	0	0	
Total	30	0.06	0	8	19	0.01	0	17	0.04	0	45	0.02	0
	m rem	D.T.L.	m rem	m rem	D.T.L.	m rem	D.T.L.	m rem	D.T.L.	m rem	D.T.L.	m rem	D.T.L.

* D.T.L.: Daily Tolerance Level

第 IV 章 臨界実験および出力試験期間中における 作業従事者の被曝線量

1957 年 8 月 26 日にはじまつて、同年 9 月 14 日に終つた JRR-1 の臨界実験ならびに出力試験期間中において、実験にたずさわつた各人の被曝線量は、TABLE IV-1 のとおりである。測定に用いた器具は

γ 線に対して

科研製ポケット放射線量計

熱中性子線に対して

Bendix 社製 ポケット放射線量計

γ 線・中性子線に対して

フィルムバッジ (Du Pont 社製 No. 553 フィルム使用)

第 V 章 第一種管理区域内表面汚染の測定ならびに処理

§ V-1 経過

8 月 12 日に燃料溶解を開始してから、溶解作業室ならびに付近の廊下、隣室等で床面その他にかなりの表面汚染が測定されたので、4 回にわたつて汚染除去をおこなつた。汚染除去の経過を TABLE V-1 に示す。

溶解作業後、表面汚染の検出された区域の中、燃料溶解作業室以外のすべての区域は 8 月 30 日および 9

月 1 日におこなわれた第 2 回目の汚染除去によつてほとんど完全に汚染除去された。

JRR-1 への Excess Reactivity 分の燃料が 9 月 3 日に注入され、その後燃料を取扱わなくなつたので、9 月 4 日に γ 線照射室内の燃料注入設備を取りはずし、セミ・ホットラボ内に収納した。続いて γ 線照射室、弁操作室内の汚染除去をおこない (第 3 回)、9 月 12

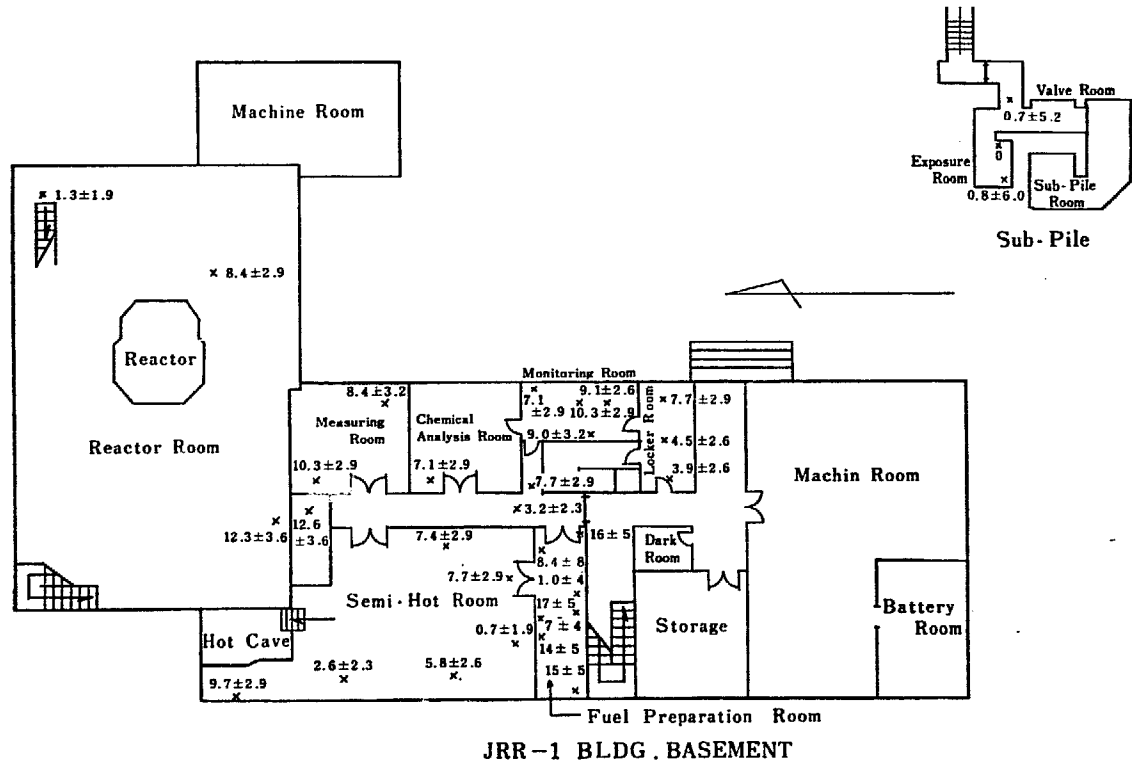


Fig. V-1 Final Results for Decontamination (Sept. 13, 1957) (α dpm/100cm²)

TABLE V-1 Decontamination for Working Area

Number	Date	Location
1 st.	Aug. 21	Corridor, Chemical Analysis Room,
	Aug. 22	Monitoring Room, Measuring Room (Finished) Semi-Hot Room
2 nd.	Aug. 30 Sept. 1	Semi-Hot Room (Finished)
3 rd.	Sept. 4	Exposure Room, Valve Room (Finished)
4 th.	Sept. 12 Sept. 13	Fuel Preparation Room (Finished)

日、13 日燃料作業室内の器具整理がおこなわれたのちさらに第 4 回目の汚染除去をおこなった。

§ V-2 汚染処理と結果

硫酸ウラニルの粉末が一般の塵埃とともに散在して

いると考えられたのでまづ特殊フィルター (効率 0.3 μ の塵埃に対して 90% 以上) 付きの真空掃除機で床面および床材間の塵埃を取り除いた。

つぎに壁 (ビニール塗料で塗装したもの) を EDTA-4 Na のアルカリ性水溶液でぬらし、数回水で洗浄した。

床はアスファルトタイル製であるが、カルゴン (ヘキサメタリン酸ナトリウム) を適量混合した中性洗剤を塗布した後、数回水で洗い流した。

ただし、当時は一部建設途上であつて、床の各処に配線孔が露出していたのでその部分は布で洗浄水を拭きとるようにした。

これらの方法で汚染除去をした結果は Fig. V-1 に示すごとくである。この結果からわかるように汚染除去以前にはかなり多かつた表面汚染も前後 4 回の汚染除去作業によりほとんど完全に除去された。

文 献

- 1) "Air Contamination Measurement during Fuel Preparation Practice on June 28, 1957 by Laboratory Monitoring Branch Health Physics Division, JAERI". July, 12, 1957 (not published)
- 2) Edited by GERALD J. HINE and GOLDON L. BROWNELL: Radiation Dosimetry, Academic Press Inc. 1957.
- 3) N.B.S. Handbook 62: Report of the International Commission on Radiological Units and Measurements (ICRU), (1956)
- 4) スミヤ式表面放射性汚染測定法, 日本工業規格 (案)
- 5) 放射線安全取扱手引, 日本原子力研究所
- 6) 放射線データーブック, 木村健二郎編
- 7) L. D., MARINELLI, R. F., BRINCKEKHOFF, and G. J. HINE: Average energy of beta rays emitted by radioactive isotopes. *Revs. Mod. Phys.* **19**, 25 1947
- 8) JRR-1 の臨界前試験, JAERI 1003-B