

フランスにおけるプルトニウムの取扱技術

1966 年 3 月

日本原子力研究所

Japan Atomic Energy Research Institute

日本原子力研究所は、研究成果、調査結果の報告のため、つぎの3種の刊行物を、それぞれの通しナンバーを付して、不定期に発行しております。

- | | | |
|---------|----------------------------------|-----------------|
| 1. 研究報告 | まとまった研究の成果あるいはその一部における重要な結果の報告 | JAERI 1001-3999 |
| 2. 調査報告 | 総説、展望、紹介などを含め、研究の成果、調査の結果をまとめたもの | JAERI 4001-5999 |
| 3. 資料 | 研究成果の普及、開発状況の紹介、施設共同利用の手引など | JAERI 6001-6999 |

このうち既刊分については「JAERI レポート一覧」にタイトル・要旨をまとめて掲載し、また新刊レポートは「原研びおりお」でその都度紹介しています。これらの刊行物に関する版權、複写のお問合せは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あてお申し越してください。

Japan Atomic Energy Research Institute publishes nonperiodical reports with the following classification numbers :

1. **JAERI 1001-3999** Research reports,
2. **JAERI 4001-5999** Survey reports and reviews,
3. **JAERI 6001-6999** Information and guiding booklets,

Any inquiries concerning the copyright and reprint of the above reports should be directed to the Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

フランスにおけるプルトニウムの取扱技術

要 旨

筆者がフランス留学中におこなったプルトニウムの抽出実験を通じて得た体験を中心に、実験室におけるプルトニウムの取扱技術についてまとめたものである。主としてフランスにおける取扱施設と設備（実験室、グローブボックスなど）とプルトニウムの取扱上の注意、技術的問題点を記し、さらにプルトニウムの一般特性、最大許容量の問題、モニタリングの方法、事故の報知と対策などをつけ加えた。

終りに *Nuclear Science Abstracts* 第1巻（1948年）から第18巻（1964年）に集録されているプルトニウムの取扱い（Plutonium Handling）に関する文献集を附録として掲げた。

1965年10月

日本原子力研究所 東海研究所 燃料開発部 再処理研究室
辻 野 毅

Plutonium Handling Techniques
especially in French Laboratories

Abstract

Based on the author's experiences on plutonium handling in France, the plutonium handling techniques in chemical laboratories are summarized. Laboratory facilities, equipment, regulations and techniques for handling plutonium are mainly discussed. The chemical and physical properties of plutonium and the safety problems are also outlined.

Abstracts of papers on plutonium handling are given in the Appendix.

October, 1965

TAKESHI TSUJINO
Division of Fuel Research and Development
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute

目 次

1. はじめに	1
2. プルトニウムの特性	2
2. 1 プルトニウムの生成	2
2. 2 プルトニウムの分離精製	2
2. 3 プルトニウムの固体化学	3
2. 4 プルトニウムの溶液化学	3
2. 5 プルトニウムの放射化学	5
2. 6 プルトニウムの分析化学	6
3. 安全取扱からみたプルトニウムの特性	7
3. 1 プルトニウムの毒性	7
3. 2 外部照射	8
3. 3 自燃性と酸化性	10
3. 4 臨界性	10
4. 取扱施設	11
4. 1 放射線管理区域	11
4. 2 廃棄物処理	11
4. 3 プルトニウムの取扱量と設備および操作	12
4. 4 Fontenay-aux-Roses 原子力研究所 放射化学棟	13
5. 取扱設備	15
5. 1 フード	15
5. 2 グローブボックス	15
5. 3 α , β , γ -ケーブ	19
6. プルトニウムの取扱技術	22
6. 1 ボックスの気密性	22
6. 2 ボックス内の負圧	22
6. 3 火災および爆発の防止	22
6. 4 臨界の防止	23
6. 5 腐蝕の防止	24
6. 6 グローブ破損の防止	24
6. 7 グローブの取換えと検査	24
6. 8 電気、溶液等の導入	24
6. 9 試料の採取	25
6. 10 器材の出し入れ	25
6. 11 ビニール袋の交換	25
6. 12 ボックスフィルター	26
6. 13 ボックス内の整理、整頓	26
6. 14 プルトニウム廃液の処理	26
6. 15 個人モニタリング	26
6. 16 実験衣	27
6. 17 防毒マスク	27
6. 18 室内モニタリング	27
6. 19 作業者の環境整備	28

6.20	グローブボックスや機器類の除染	28
6.21	プルトニウムの貯蔵	28
7.	事故と対策	29
7.1	事故の種類	29
7.2	事故の対策	29
7.3	事故の報知	30
8.	終りに	31
	参考文献	32
	付録 プルトニウム取扱いに関する文献集	33

Contents

1. Introduction	I
2. Properties of plutonium	2
2. 1 Formation of plutonium	2
2. 2 Separation and purification of plutonium	2
2. 3 Solid chemistry of plutonium	3
2. 4 Aqueous chemistry of plutonium	3
2. 5 Radio-chemistry of plutonium	5
2. 6 Analytical chemistry of plutonium	6
3. Hazardous properties in plutonium handling	7
3. 1 Toxicity	7
3. 2 External radiation	8
3. 3 Pyrophoricity and oxidation	10
3. 4 Criticality	10
4. Facilities for plutonium handling	11
4. 1 Radiation control area	11
4. 2 Waste disposal	11
4. 3 Limited amounts of plutonium for various types of laboratory, installation and operation	12
4. 4 Radio-chemistry laboratory of the Fontenay-aux-Roses nuclear center	13
5. Installation for handling plutonium	15
5. 1 Hood	15
5. 2 Glove box	15
5. 3 α , β , γ -cell	19
6. Plutonium handling technics	22
6. 1 Air tight properties of glove box	22
6. 2 Reduced pressure of glove box	22
6. 3 Fighting fires and explosion	22
6. 4 Prevention of criticality	23
6. 5 Corrosion and house keeping	24
6. 6 Prevention of glove damage	24
6. 7 Changing gloves and examination	24
6. 8 Electrical connection and introduction of solutions	24
6. 9 Sampling system	25
6.10 Transfer of material	25
6.11 Changing vinyl bag	25
6.12 Filter system	26
6.13 House keeping in glove box	26
6.14 Waste disposal of plutonium	26
6.15 Personnel monitoring	26
6.16 Working clothes	27
6.17 Mask	27
6.18 Laboratory monitoring	27
6.19 Arrangement of laboratory	28

6.20	Decontamination	28
6.21	Storage of plutonium	28
7.	Fighting plutonium hazards	29
7.1	Types of accidents in plutonium laboratory	29
7.2	Treatment of accidents	29
7.3	Information of accidents	30
8.	Conclusion	31
	References	32
	Appendix: Bibliography and its abstracts on plutonium handling	33

目 次

Fig. 1	Total plutonium production in irradiated natural uranium as a function of irradiation time	2
Fig. 2	Plutonium isotopic abundance in irradiated natural uranium as a function of irradiated time	2
Fig. 3	Production of plutonium metal	3
Fig. 4	Spectra of plutonium in aqueous solution of HClO_4	5
Fig. 5	Purification of plutonium with ion exchanger	5
Fig. 6	Extraction of plutonium with TBP	6
Fig. 7	Hazards in plutonium Handling	7
Fig. 8	Plan of the Laboratory (CEN-FAR)	12
Fig. 9	Inside of the Laboratory	13
Fig. 10	Metallic enclosure for active operation in a Hall (CEN-FAR)	14
Fig. 11	Cabin for plutonium storage (CEN-FAR)	14
Fig. 12	Storage tank of plutonium solution (CEN-FAR)	14
Fig. 13	Sorbonne type Hood (Plastec)	15
Fig. 14	Standard plastic Glove box (Ateliers de technochimie)	15
Fig. 15	Plastic glove box (1) (Ateliers de technochimie)	16
Fig. 16	Plastic glove box (2) (Ateliers de technochimie)	16
Fig. 17	Plastic glove box (3) (Ateliers de technochimie)	16
Fig. 18	Port ring for glove box (Ateliers de technochimie)	16
Fig. 19	Filter parts (Ateliers de technochimie)	17
Fig. 20	Transfer box (Ateliers de technochimie)	17
Fig. 21	Caps for glove ports and transfer ports (Ateliers de technochimie)	17
Fig. 22	Gloves for glove box (Technigom)	18
Fig. 23	Electric socket and plug for glove box (Ateliers de technochimie)	18
Fig. 24	Inlet and outlet tube (Ateliers de technochimie)	19
Fig. 25	Another type of plastic glove box (Jahan)	19
Fig. 26	Glove box for metallurgy (Aram-ugine)	20
Fig. 27	Plan of "Gascogne" cell (CEN-FAR)	20
Fig. 28	Shielded fume hood of "Gascogne" (CEN-FAR)	21
Fig. 29	"Carmen" cell (CEN-FAR)	21
	(1) General view	21
	(2) Cross section	21
Fig. 30	Pressure regulator (Jahan)	22
Fig. 31	Indication of plutonium quantity and chemical form	23

Fig. 32	Treatment of corrosive gases in glove box	24
Fig. 33	Easy sampling method	25
Fig. 34	Transfer of material from and into a glove box	25
Fig. 35	Changing of plastic bag	26
Fig. 36	Pressurized suit	27
Fig. 37	Notice for keeping mask	28

表 目 次

TABLE 1	Reactivity of plutonium	3
TABLE 2	Chemical behavior of plutonium metal in aqueous solutions	3
TABLE 3	Plutonium ion in acid solution	3
TABLE 4	Oxidation and reduction of plutonium ions	4
TABLE 5	Hydrolysis of plutonium	5
TABLE 6	(1) Radiological properties of Pu-239	6
	(2) Radioactive decay characteristics of plutonium isotopes other than Pu-239	6
TABLE 7	(1) Maximum permissible concentration of plutonium	8
	(2) Maximum permissible contamination	8
TABLE 8	External radiation dose associated with metallic plutonium	9
TABLE 9	Dose rate at surface of a 1 kg sphere of plutonium as a function of irradiation and	9
	cooling time	9
TABLE 10	Measured surface dose rates and attenuation factors	9
TABLE 11	Neutrons emitted per gram of PuF ₄ by (α , n) reactions for various isotopes	9
TABLE 12	Maximum permissible amount of plutonium to be treated	11
TABLE 13	Careful solvent in a glove-box	22

2. は じ め に

わが国において最近ウラン系燃料サイクルによる動力炉開発計画が具体化するにしたいが、プルトニウムに対する関心がたかまりつつある。

プルトニウムはいうまでもなく照射済み天然ウランの化学処理によって分離されるもので、高速炉やプルトニウム利用の熱中性子炉などの核燃料として重要視されている。現在のところ、わが国には十分な量のプルトニウムはなく、燃料製造や再処理などのプルトニウムに関する開発研究やプルトニウムの取扱技術者の養成は将来に待つべきものが多い。

プルトニウムはそれ自身強い化学的毒性を有し、かつ α -放射体であるので、その取扱いには特別の注意、特殊な施設や設備と厳密な保健物理上の管理が必要である。

ここでは筆者がフランス留学中におこなったプルト

ニウムの抽出実験¹⁾を通じて得た体験から、化学実験室におけるプルトニウムの取扱上の注意や技術的問題点を心覚えのつもりでまとめた。

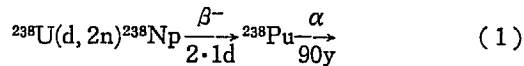
また取扱施設や設備の一例として、フランス原子力庁 (CEA), Fontenay-aux-Roses 原子力研究所 (CEN-FAR), 放射化学研究棟 (Bat, Radiochimie) とそこで用いられているフランス製フード、グローブボックスなどを紹介し、さらにプルトニウムの一般特性、最大許容量の問題、モニタリングの方法、事故の報知と対策についても付け加えた。

付録にはプルトニウムの取扱いについてさらに深く、またフランス以外の状況を知る人々のために、*Nuclear Science Abstracts* 第1巻 (1948) から第18巻 (1964) に集録されている “Plutonium Handling” に関する文献とその抄録を転載した。

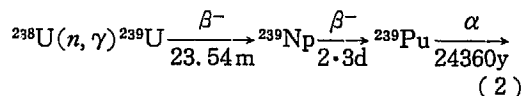
2. プルトニウムの特性

2.1 プルトニウムの生成²⁾³⁾

94 番目の元素であるプルトニウムは SEABORG らにより 1940 年に次式の核反応によってできることが見出された⁴⁾.



その後、質量数 232 から 246 までの多くのプルトニウム同位元素が発見されているが、現在もっとも重要とされているものは ^{239}Pu で、次式に従って ^{238}U の中性子照射によって生成される。



^{239}Pu はさらに (3) および (4) 式の反応でも生成するが、原子炉内で大量に生産されるのは (2) 式の反応によるものである。



Fig. 1 に天然ウラン型原子炉における燃焼率とプルトニウムの生成量を示した⁵⁾.

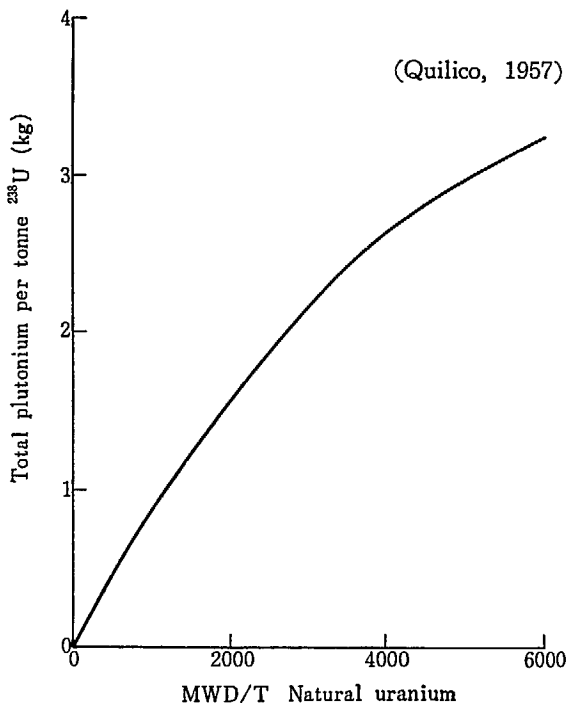


Fig.1 Total plutonium production in irradiated natural uranium as a function of irradiation time

^{238}Pu 以下の同位体は主としてウラン同位体の (α , Xn) 反応で、 ^{240}Pu 以上の同位体はプルトニウム同位体の (n, γ) 反応をくり返すことによって生成する。

天然ウラン型原子炉においても Fig. 2⁵⁾ に示した様に高燃焼率になると ^{240}Pu , ^{241}Pu および ^{242}Am が生成しその取扱上外部照射や臨界性の点で問題となる。とくにプルトニウムを炉内に recycle する場合にはこの問題が重要となるであろう。

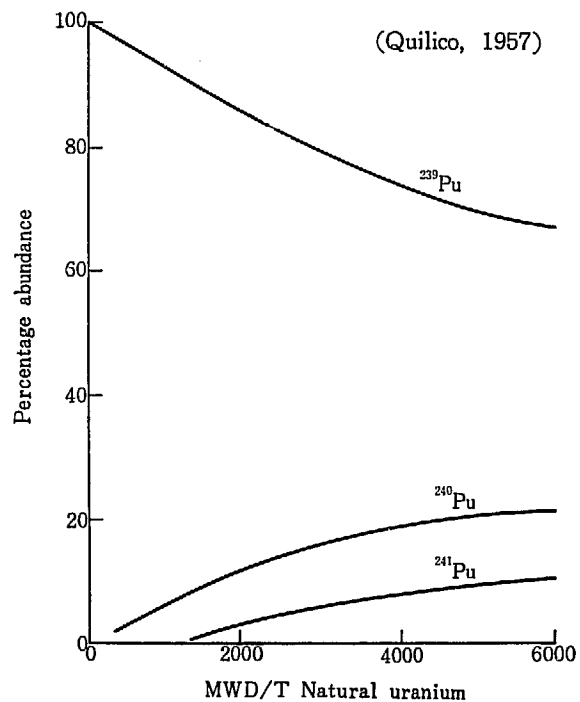


Fig.2 Plutonium isotopic abundance in irradiated natural uranium as a function of irradiated time

2.2 プルトニウムの分離精製

^{239}Pu は Purex プロセス⁶⁾ によって多量に分離精製されている。使用済み天然ウラン燃料から TBP を用いる溶媒抽出で粗分離され、イオン交換によって精製される。

このプロセスでの除染係数は $10^7 \sim 10^8$ 、回収率は、99.9% である。最近、後処理としてイオン交換樹脂のかわりに液体アルキルアミンを用い抽出のみによって精製する方法が開発されている⁷⁾。さらにハロゲン化物の蒸気圧の差を利用する乾式再処理法はプラントが簡単かつ経済的であるので目下盛んに開発研究がお

こなわれている⁸⁾。沈澱法として、開発当初ではリン酸ビスマス法が用いられたが現在では用いられていない。

2.3 プルトニウムの固体化学⁹⁾

金属プルトニウムは密度 15.65 g/cm^3 (δ 相, 320°C) から 19.64 g/cm^3 (α 相, 25°C) の重金属で銀白色のものである。室温で容易に酸化して酸化物被膜を形成する。

プルトニウム金属は一般に三フッ化プルトニウムを金属カルシウムで還元 (600°C) してつくられるが、それ以外の方法 (Fig. 3) によってもつくることができる。

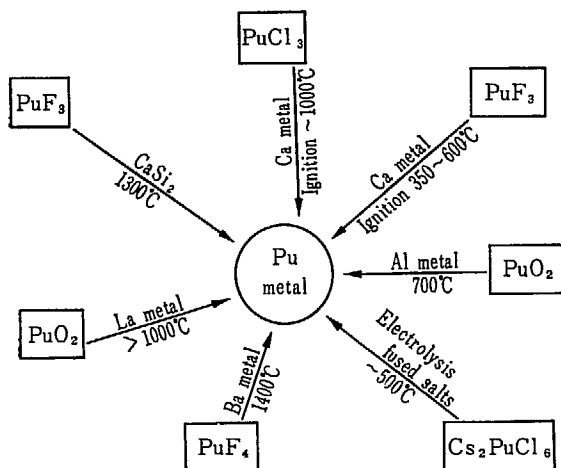


Fig. 3 Production of plutonium metal

プルトニウム金属およびその化合物は比較的反応性に富み、種々の試薬と反応して TABLE 1 に示す反応生成物が得られる。

固体状態のプルトニウムは $2+$, $3+$, $4+$ それに $6+$ の酸化状態をもちウランに似ている。プルトニウム化合物の中では PuO_2 が比較的稳定で、酸素の中性子吸収断面積が小さいことから核燃料として使用されつつ

TABLE 1 Reactivity of plutonium (Taube, 1964)

Starting material	Reagent	Temperature	Product
Pu metal	NH_3 C H_2	1000°C 1300°C at room temp.	PuN PuC , PuC_2 PuH_2 , PuH_3
PuO_2	HF , H_2 HBr , HI CCl_4 , PCl_5 , SCl_2	700°C 800°C $300\sim 500^\circ\text{C}$	PuF_3 PuBr_3 , PuI_3 PuCl_3
Pu oxalate hydrate	O_2	$900\sim 1200^\circ\text{C}$	PuO_2
PuF_3	F_2 Si BaS , Ba	800°C $>1500^\circ\text{C}$ 1200°C	PuF_6 PuSi , PuSi_2 , PuSi , PuS

ある。

金属プルトニウムは塩酸、リン酸などに簡単に溶解し水とは徐々に反応する。TABLE 2 に酸に対する溶解性を示した。

TABLE 2 Chemical behavior of plutonium metal in aqueous Solutions (at room temp) (Taube, 1964)

Reagent	concn. of reagent	Reaction with Plutonium metal
H_2O	pure	slow reaction
HCl	coc. 72%	reacts
H_3PO_4	" 85%	reacts
NH_4Cl	coc. solution	no reaction
HNO_3	soln of any concn.	no reaction
H_2SO_4	diluted solution	slow reaction
"	conc. soln	reaction stops
CH_3COOH	diluted solution	slow reaction
"	conc. 100%	no reaction
NaOH	diluted soln 10%	no reaction

プルトニウム合金としては多数のものが知られているが、その中でも U-Pu-Mo, U-Pu-Fs などが有名である。

2.4 プルトニウムの溶液化学^{2) 9)}

水溶液中のプルトニウムは主として $3+$, $4+$, $5+$ および $6+$ 価の酸化状態を取り、種々と酸中で TABLE 3 に示す特有の色を呈する。

Pu (III) は希土類元素と、 Pu (IV) は Ce (IV) と、 Pu (V) は Np (V) と、 Pu (VI) は U (VI) とよく似た化学的挙動を示すことが知られている。水溶液中の酸化還元は TABLE 4 に示した方法によって簡単にお

TABLE 3 Plutonium ion in acid solution

(Taube, 1964)

Oxidation State	Cation form	Acids			
		HClO_4	HCl	HNO_3	H_2SO_4
III	Pu^{+3}	dark blue		not stable	—
IV	Pu^{+4}	yellow to brown		diluted soln, brown concentrated soln, green	red
V	PuO_2^+	diluted soln, * light pink		—	color less
VI	PuO^{++}	pinkish orange	yellow pinkish orange		

* Not stable, the color is deduced from absorption spectra

TABLE 4 Oxidation and reduction of plutonium ions (Taube, 1964)

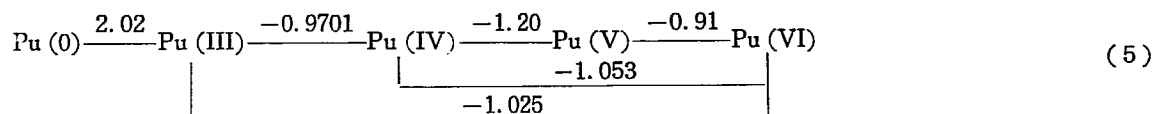
Reaction	Conditions of reaction		Temp.	Rate of reaction
	Reagents	Solution		
Pu(III) →Pu(IV)	BrO ₃ ⁻	dilute acid	room temp.	very rapid
	Ce ⁴⁺	1.5M HCl	"	"
	Cl ₂	0.5M HCl	"	slow (T _{1/2} =9 hr)
	Cr ₂ O ₇ ²⁻	dilute acid	"	extremely rapid
	HIO ₃	"	"	"
	MnO ₄ ⁻	"	"	"
	O ₂	0.5M HCl	97°C	2.5% oxidized in 4 hr
Pu(IV) →Pu(III)	Hydroquinone	dilute HNO ₃	room temp.	rapid
	H ₂ , Pt	0.5~0.4M HCl	—	>99% in 40 min
	I ⁻	0.1M KI+0.4M HCl	—	T _{1/2} =2 min
	NH ₃ OH ⁺	0.5M HNO ₃ +0.1M NH ₃ OH ⁺		T _{1/2} ~40 min
	Zn met.	0.5M HCl		rapid
	SO ₂	1M HNO ₃		T _{1/2} <1 min
Pu(IV) →Pu(VI)	NaBiO ₃	5M HNO ₃ +0.84 g/l	room temp.	complete in less than 5min
	BrO ₃ ⁻	0.1M BrO ₃ ⁻ +1.0M HNO ₃	85°C	99% oxidized in 4hr
	Ce ⁴⁺	0.1M Ce ⁴⁺ +0.5M HNO ₃	room temp.	complete in 15 min
	HOCl	pH 4.5+0.1M HOCl	80°C	"
	HIO ₄	0.02M HIO ₄ +0.22M HNO ₃	room temp.	T _{1/2} =100 min
	O ₃	Ce ³⁺ or Ag catalyst	0°C	complete in 30 min
	Ag ²⁺	Ag ²⁺ +S ₂ O ₃ ²⁻ +1.1M HNO ₃	25°C	complete in 1 min
	Cr ₂ O ₇ ²⁻	0.05M HClO ₄	25°C	T _{1/2} ~15 min
Pu(V) →Pu(IV)	HNO ₂	0.5M HCl	room temp.	slow
	NH ₃ OH ⁺	0.015M NH ₃ OH ⁺		slow
Pu(VI) →Pu(V)	I ⁻	pH 2	room temp.	instantaneous
	NH ₂ NH ₃ ⁺	0.5M HCl+0.05M NH ₂ NH ₃ ⁺	25°C	T _{1/2} =180 min
	SO ₂	pH 2	25°C	complete in 5 min
Pu(VI) →Pu(IV)	HCOOH	HNO ₃	room temp.	slow
	C ₂ O ₄ ²⁻	0.02 M H ₂ C ₂ O ₄	75°C	T _{1/2} =60 min
	I ⁻	2.3M HI+3.1M HNO ₃		rapid
	Fe ²⁺	HCl	room temp.	"

T_{1/2}=the time required for 50% reaction.

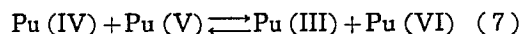
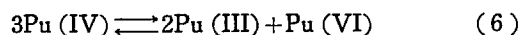
こなうことができる。

各酸化状態にあるプルトニウムの水溶液は Fig. 4 に示す特有の吸収スペクトルを示すので、しばしば各酸化状態にあるプルトニウムの分析に用いられる。

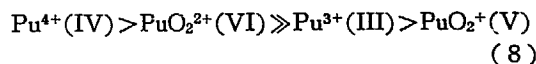
1M HCl (25°C) 溶液におけるプルトニウムの酸化還元電位は次のように示され、他の酸中에서도ほぼ近い値をとる。



プルトニウムは硝酸あるいは塩酸中では次式のように不均化反応 (Disproportionation) が進む。

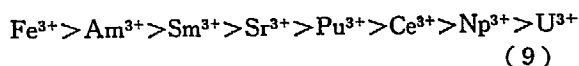


イオン・ポテンシャルの高い Pu (IV) は陰イオンと錯合体を作りやすく、プルトニウム錯塩の安定度は次の順序となる。



加水分解についても TABLE 5 に示すように上の順序が成り立つ。

3 価および 4 価のプルトニウムの錯塩形成能を他の元素と比べると次の順序となる。



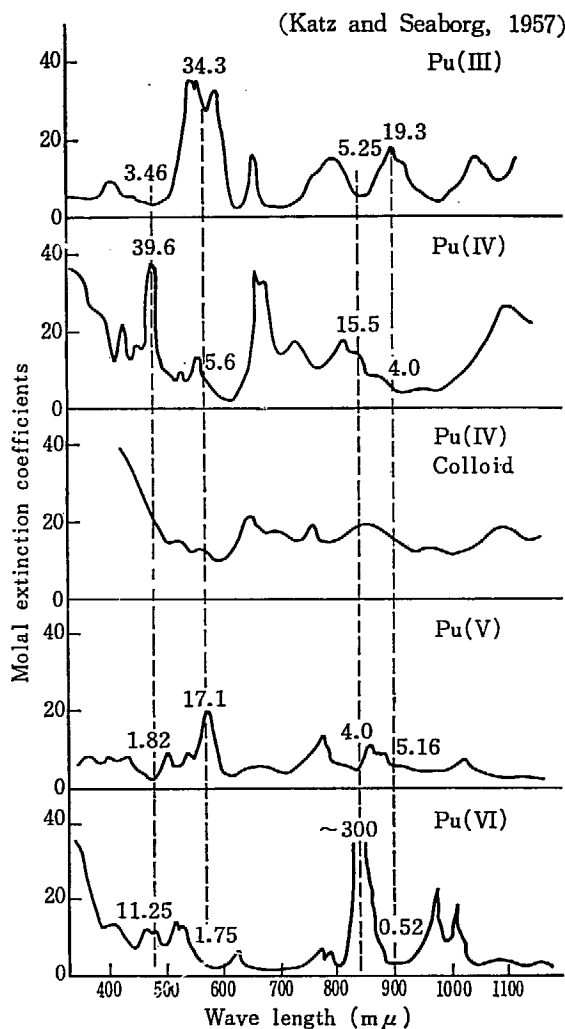
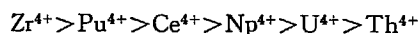
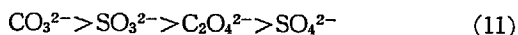
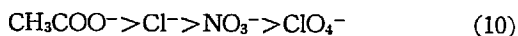


Fig. 4 Spectra of plutonium in aqueous solution of HClO₄.



また Pu(IV) に対する陰イオンの錯塩形成能は次の順序となる。



Pu(IV) は可溶性の重合体 (分子量 $\sim 10^7$) を作り、紙、ガラス、シリカの表面に強く吸着する興味ある特性を示す。

プルトニウムのイオン交換体への吸着は、Pu(III) は陽イオン交換体で、Pu(IV) では陽イオンおよび陰

TABLE 5 Hydrolysis of Plutonium

(Katz & Seaborg, 1957)

Reaction	K_h	Ion strength
$\text{Pu}^{3+} + \text{H}_2\text{O} \rightleftharpoons \text{PuOH}^{2+} + \text{H}^+$	7.5×10^{-6}	$\mu = 0.07$
$\text{Pu}^{4+} + \text{H}_2\text{O} \rightleftharpoons \text{PuOH}^{3+} + \text{H}^+$	0.054	2.0
$\text{PuO}_2^+ + \text{H}_2\text{O} \rightleftharpoons \text{PuO}_2\text{OH} + \text{H}^+$	3×10^{-10}	3×10^{-3}
$\text{PuO}_2^{++} + \text{H}_2\text{O} \rightleftharpoons \text{PuO}_2\text{OH}^+ + \text{H}^+$	1.95×10^{-6}	1.0

in HClO₄ at 25°C, $(\text{Pu}^{4+})(\text{OH}^-)^4 = 7 \times 10^{-58}$

イオン交換体で可能である。Pu(VI) は Pu(IV) とよく似た挙動を示す。溶離は錯塩型を変えることや酸化剤あるいは還元剤を用いて原子価を変えることによって容易におこなうことができる。たとえばプルトニウムの精製は Fig. 5 に示すように陰イオンと陽イオン交換体の双方でおこなうのが普通である。

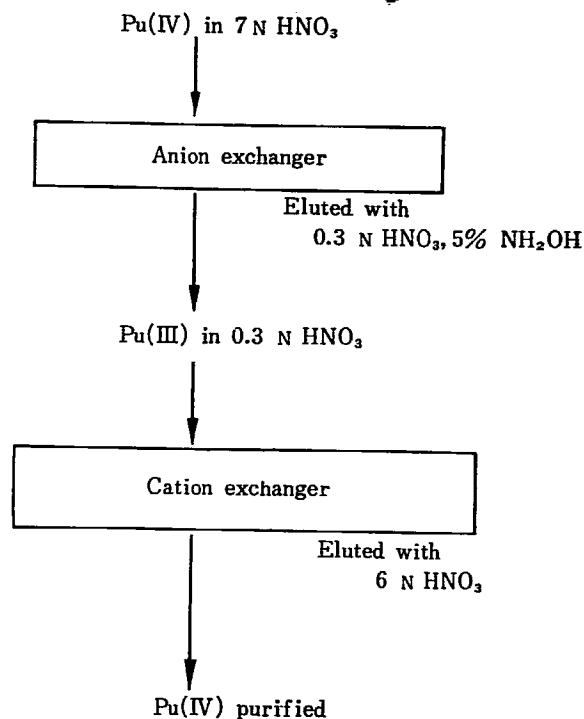


Fig. 5 Purification of plutonium

プルトニウムは多くの有機化合物によっても抽出され、その抽出機構によって3つに分けることができる。

1) 有機陰イオン (キレート剤を含む) ……陽イオン交換 (抽出機構)

TTA (Thiophene-carbonyl-trifluoroacetone)

DBP (Dibutyl phosphoric acid)

2) 中性溶媒 ……配位 (抽出機構)

TBP (Tributyl phosphate)

(Hexon Methyl isobutyl ketone)

3) 有機陽イオン ……陰イオン交換, 分子会合

TLA (Trilaurylamine)

Purex プロセスでは Pu(IV) を 3N HNO₃ 溶液から 30% TBP/Kerosene で抽出し、スルファミン酸第2鉄を含む 0.2N HNO₃ で逆抽出をおこなっている⁶⁾。

これは Fig. 6 に示すように分配比 (K_d) が原子価と酸濃度によって異なることを利用したものである。

2.5 プルトニウムの放射化学

プルトニウム同位元素中もっとも重要な ²³⁹Pu の核

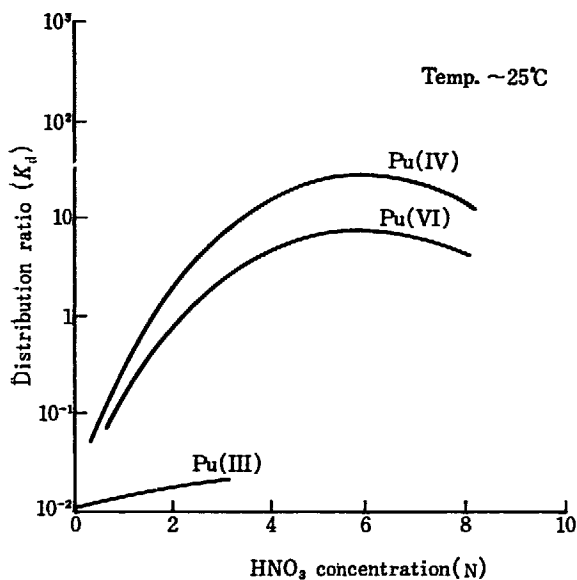


Fig. 6 Extraction of plutonium with TBP 100%

TABLE 6 (1) Radiological Properties of Pu-239

type of transition	Energy	Half-life
α	5.14 MeV	24360 years
γ	0.038~0.38	
Light-X-ray	0.013~0.021	
specific activities	0.0617 c/g	
neutron	0.03 n/g/sec	
Cross-section	Thermal(0.025 ev) Fast (average)	
σ_a	1025 $\pm$ 13	
σ_f	738 $\pm$ 9	1.78
ν =no.n/fission	2.91 $\pm$ 0.04	2.98
η = $\nu(\sigma_f/\sigma_a)$	2.09 $\pm$ 0.02	2.74

TABLE 6 (2) Radioactive decay characteristics of plutonium isotopes other than Pu²³⁹

Isotope	Emissions	Energy	Half-life	Specific activity	neutrons
Pu	Type	(MeV)	(years)	(c/g)	/g/sec spontaneous fission
238	Alpha Gamma LX-ray	5.49 0.04 ~0.15 0.017	86.4	17.4	3420
240	Alpha Gamma LX-ray	5.118 ~5.16 0.044 0.017	6.58 $\times 10^4$	0.23	1380
241	Alpha Beta Gamma	4.9 0.02 0.1 ~0.145	13.3	111.5	
242	Alpha Gamma LX-ray	4.86, 4.89 0.045 0.017	3.8 $\times 10^5$	0.004	2300

特性および減衰特性を TABLE 6 (1) に、その他のプルトニウム同位体の減衰特性を TABLE 6 (2) に示した¹⁰⁾。

Pu(VI) のシュウ酸塩を α -照射すれば主として CO が生成し、Pu はおのこの Pu(VI) $\rightarrow$ Pu(IV) $\rightarrow$ Pu(III) と還元される。プルトニウムシュウ酸塩は分解し一部プルトニウム炭酸塩にも変化する。

2.6 プルトニウムの分析化学⁹⁾

プルトニウムの化学分析はプルトニウムが加水分解を受けやすいこと、不均化反応 (Disproportionation) が起こること、さらにプルトニウムの毒性が高いため非放射性元素の分析のように簡単ではない。

化学分析の方法としては重量法、容量法、比色法、スペクトル法、ポーログラフ法などが提案されている。たとえば、Ce(IV) による滴定法では Pu を Jones 還元器 (Zn-Hg) によって Pu(III) にし、硫酸セリウム (Ce(SO₄)₂) で酸化をおこなう方法がある。過剰の硫酸セリウムを加えてのち、硫化鉄 (II) アンモニウムで逆滴定をおこなう¹¹⁾。

この方法では数 mg のプルトニウムが $\pm 0.25\%$ の誤差内で分析できるといわれている。

吸収スペクトルによる分析法では Fig. 4 に示したように Pu(III) は 600 m μ , Pu(IV) は 470 m μ , Pu(V) は 569 m μ , Pu(VI) は 833 m μ の特性吸収帯を用いる。

その他にも蛍光分析法、電気分解法、輝線スペクトルを利用する方法などが発表されているが、もっとも普通に用いられるのは α -計数による放射化学分析法である。この場合、主として ²³⁹Pu が対象になるが、混在する ²³⁸Pu, ²⁴¹Am などの挙動に注意して測定しなければならない。普通は 2 π プロポーショナル α カウンターで計測するが、10⁵ cpm 以上の計数は計数値とプルトニウム量の直線関係からずれるので、困難となる。

有機相の分析をおこなう場合、あるいは高濃度の塩が共存する場合には測定試料の調整が厄介で、多くの測定誤差が入るので、少なくとも数回の反復分析が必要である。この方法の利点は 1 g の ²³⁹Pu が 1.42 $\times 10^{11}$ α -decay/min であるからかなり少量 (10⁻¹² g) のプルトニウムが分析できることであろう。

一般に低濃度のプルトニウムは α -計数で、高濃度の場合酸化還元滴定による場合が多い。

3. 安全取扱からみたプルトニウムの特性

プルトニウムの特性の中で、安全取扱いの点で特に留意すべきことは Fig. 7⁹⁾ に示したように、内部摂取によるプルトニウムの毒性、プルトニウムを多量に扱う場合の外部照射 (γ および軟 X 線)、さらに、金属粉末や水素化物などの自燃性と酸化性、およびもっとも重大事故を起す危険のある臨界性の問題などである¹²⁾¹³⁾。

3.1 プルトニウムの毒性¹³⁾⁻¹⁷⁾

プルトニウムは重金属であるのでそれ自身強い化学的毒性を有し、半減期が長く、かつ高エネルギーの α 線を出す (TABLE 6) のでその毒性はきわめて高いことはよく知られている。したがって取扱い上最も注意しなければならないのは内部照射即ち内部摂取の問題である。

プルトニウムは主として呼吸および径口によって摂取されるが、体内に入ったプルトニウムのうち前者の場合、15~20%、後者の場合、0.01% が体内に保持されるといわれている。

可溶性のプルトニウムは主として骨に、不溶性のものは肺に固着し、現在のところ有効な除去法は見出されていない。有効半減期はおおの骨において 197 年、肺において 360 日、またプルトニウムの相対的生物学的効果比率 (R. B. E.) が 10 といわれているの

で、体内のプルトニウムは長期にわたり直接的に組織を破壊しつづけることになる。

最大身体負荷量 (Maximum Permissible Body Burden, M. P. B. B.) については過去 60 年の間 (主としてラジウムについて決定臓器を骨と考えて) 研究が重ねられ、MPBB=0.1 μ c (Ra) 程度と考えられていた。

しかしながらその後、動物を用いるラジウムとプルトニウムの比較実験などからその量は徐々に引き下げられ、現在では 1960 年および 1963 年の ICRP 勧告で確認された 0.04 μ c (0.64 μ g, Pu) を MPBB の値として採用されている。

この 0.04 μ c (MPBB) の値を基盤として水および空気中の最大許容濃度 (MPC) が TABLE 7 (1) の如く計算されている¹⁶⁾。この値は 1) 人間が 30 年間働くこと。2) 毎分 10 l の空気を吸入すること。3) 毎日 2.5 l の水を飲むことなどの仮定から算出されたものである。

例えば 1 週間に 40 時間働く場合、空気中の最大許容濃度 (MPC) は次式から得られる¹³⁾。

$$(MPC)_a = \frac{10^{-7} q f_2}{T f_a (1 - e^{-0.693 t/T})} \mu\text{c/cm}^3 \quad (12)$$

$$T = \text{有効半減期} = 7.2 \times 10^4 \text{ days}$$

$$\left(\frac{1}{T} = \frac{1}{T_b} + \frac{1}{T_r}\right)$$

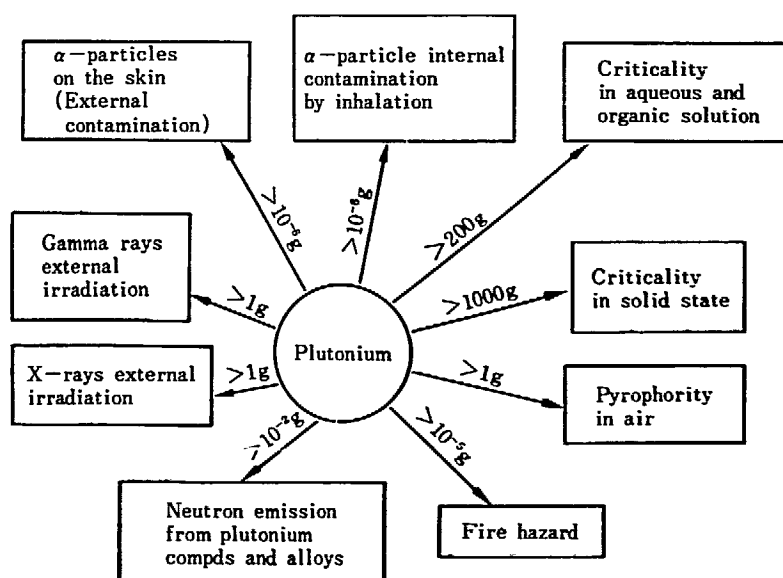


Fig.7 Hazards in plutonium handling

TABLE 7 (1) Maximum permissible concentration of plutonium (ICRP, 1963)

solubility	critical organ	MPBB μC	Maximum Permissible Concentration			
			For 40 hr/week		For 168 hr/week	
			Water $\mu\text{C}/\text{cm}^3$	air $\mu\text{C}/\text{cm}^3$	Water $\mu\text{C}/\text{cm}^3$	air $\mu\text{C}/\text{cm}^3$
Soluble	bone	0.04	1×10^{-4}	2×10^{-12}	5×10^{-5}	6×10^{-13}
	liver	0.4	5×10^{-4}	7×10^{-12}	2×10^{-4}	2×10^{-12}
	kidney	0.5	7×10^{-4}	9×10^{-12}	2×10^{-4}	3×10^{-12}
	GI(LLI)*		8×10^{-4}	2×10^{-7}	3×10^{-4}	6×10^{-8}
	Total body	0.4	1×10^{-3}	1×10^{-11}	3×10^{-4}	5×10^{-12}
Insoluble	Lung			4×10^{-11}		1×10^{-11}
	GI(LLI)*		8×10^{-4}	2×10^{-7}	3×10^{-4}	5×10^{-8}

* GI(LLI)=gastro-intestinal tract (Lower large intestine)

 T_b =生物学的半減期= 6.5×10^4 days T_r =物理学的半減期= 8.9×10^6 days f_a =吸入されたプルトニウムのうち骨に達する割合=0.2 t =被曝期間= 50×365 days qf_2 =決定臓器(ここでは骨)中におけるプルトニウムの負荷量= $0.04 \mu\text{C} \times 0.9$

こうして算出された

 $(\text{MPC})_a = 2 \times 10^{-12} \mu\text{C}/\text{cm}^3$ ($3.2 \times 10^{-8} \text{mg}/\text{m}^3$ -Pu-239)

という非常に小さい値は空気中 1m^3 あたり直径 1.6μ のプルトニウム粒子 1 個にあたるものである。非放射性物質で取扱危険なベリリウムの空気中での最大許容濃度が $2 \times 10^{-3} \text{mg}/\text{m}^3$ である¹⁷⁾ ことを考え合せばプルトニウムの強い毒性が容易に理解できるであろう。さらに ICRP の勧告値から導かれた最大許容汚染度が TABLE 7 (2) のように算出されている¹⁵⁾。

TABLE 7 (2)

Maximum permissible contamination surface contamination	
Inanimate surface	
Active areas	$10^{-4} \mu\text{C}/\text{cm}^2$
Inactive areas	$10^{-5} \mu\text{C}/\text{cm}^2$
Skin	
Hands	$3 \times 10^{-3} \mu\text{C}$ per hand
Skin (apart from hands)	$10^{-5} \mu\text{C}/\text{cm}^2$

以上のようにプルトニウムは最も毒性の強い放射性同位元素の一つであるので、排気系の完備した特別の実験室において、フードやグローブボックスで人間から隔離して取扱われることになる。

3.2 外部照射^{15) 18)}

プルトニウムから出る α -線はその飛程が短い

(3.61 cm 空気中) ので外部照射の点ではほとんど問題とならないが、多量のプルトニウムを扱う場合にはプルトニウムから出る γ -線、軟 X 線(長波長 X 線)を考慮に入れなければならない。とくにプルトニウムを再循環して使用する場合には、高次のプルトニウム同位体が増すので照射時間は線量率に大きく寄与することになる。

プルトニウムの表面線量率はプルトニウム量、同位体組成(照射時間)、分離後の時間、物理的・化学的性質によって異なる。たとえば、無限な厚さのプルトニウム金属板の γ -線および軟 X 線による表面線量率 D_s (rad/hr) は次式で表わされている¹⁹⁾。

$$D_s^{\gamma-X} = 960 P^{238} + 0.98 P^{239} + 4.7 P^{240} + \{0.19 + 17[1 - e^{-0.102t}]\} P^{241} + 0.29 P^{242} \quad (13)$$

 $P^i = i$ なる質量数の Pu % t =分離後の時間 (days)

一方、中性子による外部照射は一般に γ -線、X 線にもとづくものの 1/10 程度と考えられているが、高次の同位体が多くなるほど中性子にもとづく表面線量率は大きくなる。球状のプルトニウム金属について、中性子による表面線量率 D_s^n (rem/hr) は次式で計算することができる¹⁹⁾。

$$D_s^n = M^{1/3} [0.927 P^{238} + 8.24 \times 10^{-6} P^{239} + 0.281 P^{240} + 0.467 P^{242}] \quad (14)$$

 M : プルトニウム金属の g 数,

表面線量率のいくつかの例として TABLE 8 および TABLE 9 に球状プルトニウム金属 1 kg の照射による表面線量率の変化を示した^{13) 15)}。

照射による表面線量率の増加は高次のプルトニウム同位体と ^{241}Am が生成するためである。プルトニウ

TABLE 8 External radiation dose associated with metallic plutonium (1 kg sphere)

(Appleton, Dunster, 1961)

Irradiation of Uranium (MWD/T)	plutonium metal-isotopic composition	Time after separation from irradiated U	Beta gamma and X-ray total dose rate (rad/hr)	Neutron emission (Spont, fission) (n/sec)
1000	238 0.002%	0.1 yrs	2.56	1.2×10^5
	239 90.2			
	240 8.5	0.2	2.73	
	241 1.2			
	242 0.028	1.0	4.16	
3000	238 0.02 %	0.1 yrs	6.85	2.95×10^5
	239 73.5			
	240 19.8	0.2	7.68	
	241 6.04			
	242 0.64	1.0	14.42	

TABLE 9 Dose rate at surface of a 1 kg sphere of plutonium as a function of irradiation and cooling time

 $\langle \beta, \gamma, X \rangle$ (rad/hr) (Appleton, Dunster, 1961)

Isotopes	Pu 238	239	240	241	242	Am 241	U 237	Total Dose rate
Time(year)								
1000MWD/T								
0.1	0.015	0.97	0.62	0.16		0.19	0.60	2.56
0.2						0.35		2.73
1.0						1.78		4.16
3000MWD/T								
0.1	0.15	0.79	1.44	0.75		0.86	2.86	6.85
0.2						1.69		7.68
1.0						8.43		14.42

TABLE 10 Measured surface dose rates and attenuation factors (Merker *et al.* 1965)

Material	Isotope composition	Plutonium wt. %	Dose rate	Attenuation Factors*		
				0.030 cm plastic	0.043 cm Neoprene	0.076 cm Lead-Loaded Nep.
PuO ₂ -UO ₂	Pu ²³⁹ -unknown	1	0.24	1.56		
	Pu ²⁴⁰ -8%	3	0.30	1.50		
	Pu ²⁴¹ -unknown	5	0.37	1.47		
	for all four cases	10	0.45	1.40		
	Pu ²³⁹ -unknown Pu ²⁴⁰ -27.3% Pu ²⁴¹ -unknown	3	0.47	1.50		
PuO ₂	Pu ²³⁹ -90.451 Pu ²⁴⁰ -8.578 Pu ²⁴¹ -0.923 Pu ²⁴² -0.048	100	1.57	1.31	2.2	5.9
Pu	Pu ²³⁹ -90.451 Pu ²⁴⁰ - 8.578 Pu ²⁴¹ - 0.923 Pu ²⁴² - 0.048	100	1.69	1.30	2.6	5.8

* Attenuation Factor=(surface dose rate of bare source)/(surface dose rate of covered source)

ム金属, PuO₂ および PuO₂-UO₂ 燃料について表面線量率の実測値¹⁹⁾をTABLE 10 に示した. この表に示したプルトニウム金属の表面線量率 1.69 rad/hr は上式(13)による計算値 1.6 rad/hr とよく一致している. またプルトニウムを扱う場合手の受ける線量は TABLE 10 に示したようにグローブによっていくぶん遮蔽され, 表面線量率は $\sim 1/6$ にまで低下する.

一般にグローブボックス内で数gのプルトニウムを扱う場合にはグローブ, 容器などの遮蔽があるので, 外部照射は実際問題としてほとんど問題にならない. しかしながら核分裂生成物 (F.P.) を含んだ状態でプルトニウムを使用する場合には, とすればプルトニウムの毒性を念頭におきすぎ F.P. からの外部照射を忘れ勝ちであるので注意を要する.

プルトニウムの中性子は一部自発核分裂から生じ, また一部はプルトニウム化合物や合金中の (α, n) 反応によって生じる. たとえば TABLE 8 に示した ²⁴⁰Pu の自発核分裂やフッ化物, ベリリウム合金の (α, n) 反

TABLE 11 Neutrons emitted per gram of PuF₄ by (α, n) reactions for various isotopes

(Lister, 1964)

Isotopes of plutonium	Neutrons emitted per g-second of fluoride n/sec/g-fluoride
238	3.2×10^4
239	6.8×10^3
240	2.5×10^4
242	3.5×10^3

応がある。フッ化プルトニウム (PuF_4) から発生する中性子数を TABLE 11 に示した¹³⁾。また Pu-Be 合金では 5×10^4 n/sec/g- ^{239}Pu の中性子を出すと報告されている。

3.3 自燃性と酸化性^{9) 13) 15)}

プルトニウム金属の粉末、プルトニウムのウラン、ジルコニウム、ビスマス、鉛などの合金、プルトニウム水素化物および炭化物などは自燃性で、容易に発火するのでその取扱いには充分注意しなければならない。とくに細かい粉末状の場合に発火しやすいとされている。自燃の機構についてはいまだはっきりした定説はないが、一般に金属と水との反応が関係するものと考えられている。したがってプルトニウムの自燃性を防ぐにはボックス中の湿度コントロールが大切な要素となる。またプルトニウム金属は容易に酸化して酸化物被膜を作り、これが粉末となりやすいので汚染伝播の原因となる。

3.4 臨界性^{12) 13)}

もし核分裂に充分な量のプルトニウム (臨界質量) が存在する場合には連鎖反応が引き起され、高被曝や爆発の危険が生じる。この臨界質量はプルトニウムの形態、溶液の濃度、分布状態、容器の材質、減速材や

反射材の有無などによって異なるものである。たとえば、水溶液または有機溶媒中におけるプルトニウムの臨界質量は 460 g といわれているので、200 g 以下のプルトニウムを溶液として扱う場合にはまず臨界の心配はいらない。一方、プルトニウム金属を塊として使用する場合で周囲に減速材や反射体がないときには 1.5 kg 以下のプルトニウムでは臨界に至らないとされている。

臨界制御は以上のように質量によっておこなうのが普通であるが、容器などの“形状”によってもおこなうことができる。たとえばプルトニウム金属で水を反射体とした場合、直径 1.4 inch (3.5 cm) の円柱あるいは 0.2 inch (0.5 cm) 厚さの板、水溶液では、直径 4.5 inch (11.4 cm) の円柱あるいは 1.2 inch (3.04 cm) 厚さの板が臨界に至らない形状だとされている¹²⁾。しかしながら減速材や反射材 (ベリリウム、重水、黒鉛など) が共存する場合には臨界質量は低下し、臨界状態が起りやすいことに留意しなければならない。たとえば 100 g 以下の減速材が周囲に共存する場合ではプルトニウムの使用制限量は 150 g となる。

以上のように通常の化学実験において 100 g 以下のプルトニウムを扱う場合には臨界の問題はないが、100 g 以上の量を扱う場合には絶えず“臨界”ということを念頭に置き、十分に専門家と相談して、計量管理によって臨界に至らぬことを確認しておく必要がある。

4. 取 扱 施 設

以上述べたようにプルトニウムはきわめて毒性の高い α -放射体であるからその取扱実験室は安全上から特に留意して設計しなければならない。その基本的な考えは必要最少限のプルトニウムが十分に扱え、個人の外部被曝と空気汚染を ICRP で勧告された値 (TABLE 7) を越えないように設計することである。

その他、実験室や施設には事故対策、廃棄物処理の問題も組み込む必要がある。

フランス原子力庁 (CEA) の場合には一般に施設の建設は以下の経路に従って進められている。

まず建設委員会が編成され、大略の建設計画が作成される。ついでこの委員会の下に臨界、化学、放射線障害、立地条件、輸送の副委員会がつくられ、建設計画についておのおの専門家が十分に検討し、その報告を待って建設に着手されることになる。

4.1 放射線管理区域²⁰⁾

フランスでは放射線防護の立場から管理区域を次の四つに区分している。

- 1) Inactive Area (la zone inactive) 非放射性区域
- 2) Area of ordinal working (la zone active ordinaire) 通常作業区域、時間制限なく連続的に仕事をおこなえるところ
- 3) Area of conditional stay (la zone active conditionnelle) 制限区域、除染作業など一定の制限をうけて仕事をするところ
- 4) Area of forbidden stay (la zone active d'entrée interdite) 禁止区域、立入りが禁止されている区域

区域 2) 3) 4) は総称して放射性区域 (la zone active) とよび区域 1) 2) の間に更衣室、シャワー室などの Area of Transition (la zone semi-active) をもうけるのが普通である。

以上の区域内には相互汚染を防ぐため、別個の排気系をもうけ、大気圧 $\approx$ 区域 1) $>$ 区域 2) $>$ 区域 3) $>$ 区域 4) の順で大気圧より減圧に保たれている。

4.2 廃棄物処理²⁰⁾

フランスのプルトニウム研究棟では区域 2) 3) 4)

から排出される廃棄物はすべてプルトニウムで汚染されているとみなし、次のように分類処理されている。

1) 実験廃液 (plutonium solution)

- a) 水相, プラスチックびん
- b) 有機相, ガラスびん

に入れられ地下室にある通常のドラム罐に保管する。

(10^{-1} c μ /ml 以下の溶液)

10^{-1} μ c/ml 以上のプルトニウム濃度をもつ実験廃液はドラム罐に保管せず、1 カ月以内に回収精製される。

2) 通常廃液

- a) プルトニウム廃液 $\cdots \cdots 10^{-4}$ μ c/ml 以下の濃度のものはプルトニウム用の流しに捨てられる。
- b) その他の廃液 (一般排水) $\cdots \cdots$ 一般の流しへ流し、地下タンクで貯蔵される。

- 3) 可燃性廃棄物
 - 4) 不燃性廃棄物
- } いずれもビニール袋に密閉し、
ドラム管に分類保管する。
→ (地下保管)
- a) 金 属 性
 - b) ガ ラ ス
 - c) そ の 他

TABLE 12 Maximum permissible amount of plutonium to be treated,
(liguid state, simple operation)
(chesné, 1964)

Class	A	B	C
Activity	High	Medium	Low
under hood	100 μ c	100 μ c	100 μ c
in Glove box	10 c	10 mc	100 μ c
in Hot cell	100 c	100 mc	—

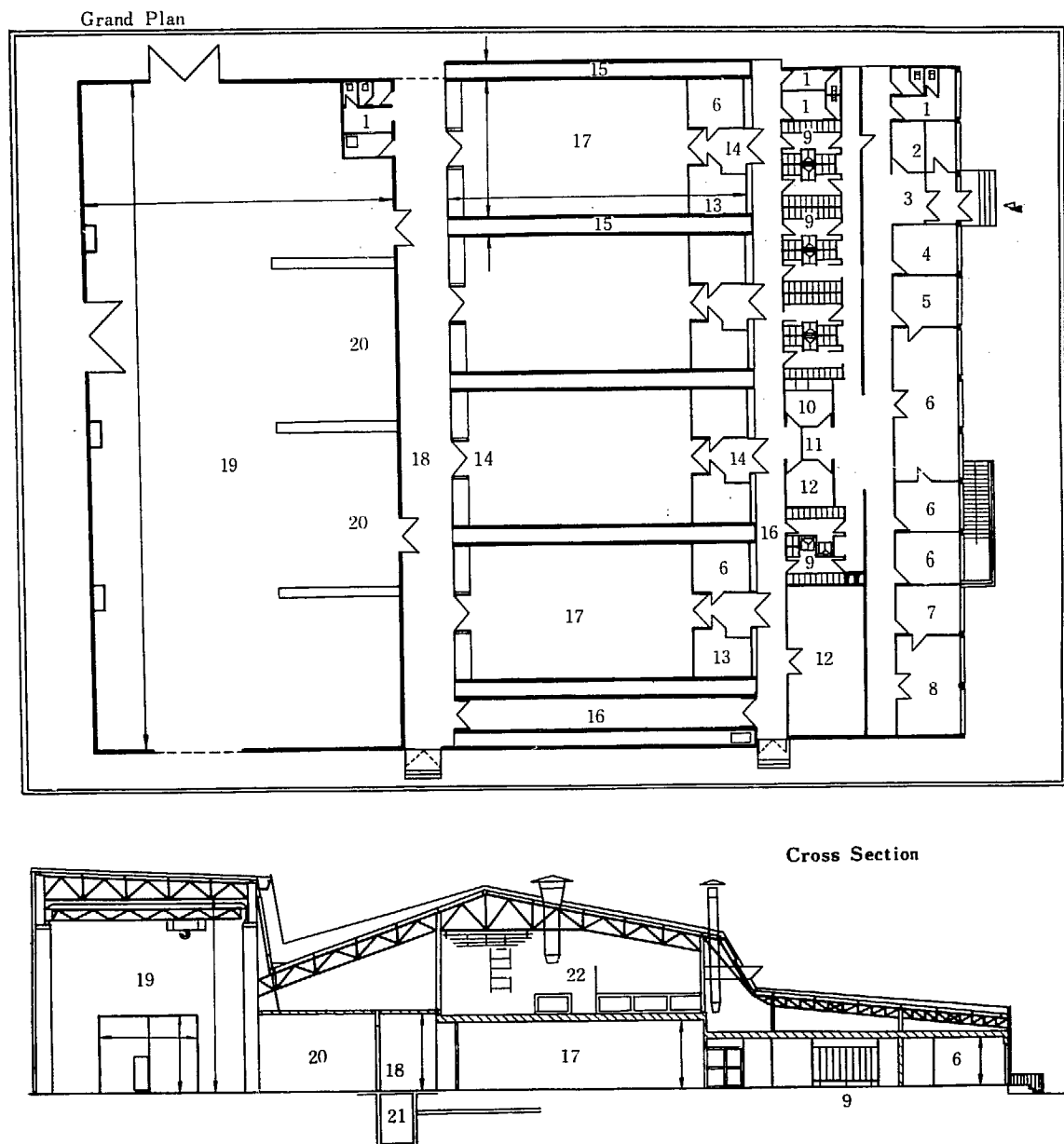
• Factor for physical state

Solides	10
liguid	1
powder	10^{-1}
pyrophoric	10^{-2}

• Factor of Operation

storage	100
very simple	$10 > \alpha$ -counting, weighing
simple	$1 >$ washing, filtration, extraction, dilution of solution, chromatography.

with particle hazard $10^{-1} >$ fusion, burning, insulation fluorination, disolution, concentration of acid. evaporation.

Fig. 8 α , β , γ Laboratory of Fontenay-aux-Roses

- | | |
|--------------------------------|-------------------------------|
| 1. W. C. | 12. Health Physics |
| 2. Security Section | 13. Counting Room |
| 3. Entrance | 14. Air Lock Room |
| 4. Medical Service | 15. Passage of Liquid Waste |
| 5. Director Room | 16. Personal Passage |
| 6. Bureau | 17. Laboratory |
| 7. Documentation | 18. Material Passage |
| 8. Library | 19. Hall |
| 9. Changing Room for Staff | 20. Preparation Room for Hall |
| 10. Changing Room for Visitors | 21. Gallery of Waste |
| 11. Guichet | 22. Ventilation |

4.3 プルトニウムの取扱量と設備および操作²¹⁾

プルトニウムの体内摂取を防ぎ、外部照射を最小限

にするためには、管理区域を定め、フードやグローブボックスなどの実験設備（後述）を考えるとともにプルトニウムの最大使用量を規制しなければならない。この量は設備、プルトニウムの状態、操作の種類、放

射能によってことなりその限界ははっきりしないがフランスでは TABLE 12 のようにきめられている。A, B, Cは実験室の種類であって A, B, C をおのおの高レベル, 中レベル, 低レベル実験室と呼ぶことができる。表に示した値は簡単な操作を溶液状態でおこなう場合の使用制限量で、プルトニウムの状態, おこなう操作によって表中の値に表下に示した係数を掛け合せた値を制限量とする。

4.4 Fontenay-aux-Roses 原子力研究所 放射化学棟²²⁾

(Batiment Radio-chimie, C. E. N. de
Fontenay-aux-Roses)

プルトニウム取扱施設の一例として筆者が実験をおこなった放射化学棟を紹介する。

この建屋はプルトニウム分離法の確立と Marcoule の再処理工場を建設するために必要な開発研究をおこなうため 1959～1962 年に建設されたものである。

1) 1階

Fig. 8 に建屋の平面図およびその断面図を示した。これは約 40×50 m の大きさで、ほとんど同じものが四つあつまって全建屋 (Batiment Radiochimie) を形成している。この建物は玄関 ③ を入り奥に進むにつれて放射能の高くなる四つの区域から成り立っている。すなわち非放射性区域, 更衣室 ⑨, 実験室 ⑩, ホール ⑪ である。各区域はおのおの廊下で区切られ別々の排気系をもっている。非放射性区域には守衛室②,

看護室 ④, 事務室 ⑤, 居室 ⑥, 設計室 ⑦, 図書室 ⑧ がある。非放射性区域から実験室へ入るためには必ず放射線管理室 ⑫ を横切り, 絶えず保健物理要員の監視をうけることになる。ここから更衣室 ⑨ に入り, 通勤衣を作業着に着換える。通勤衣用ロッカーと作業衣用ロッカーの間にシャワー室 ⑨ がもうけられ, 実験後は必ずシャワーをあびることが規定されている。更衣室, シャワー室などある Area of transition にはホット用便所 ①, 保健物理要員詰所 ⑫ が置かれている。非放射性区域と放射性区域の連絡用にガラス窓口 (Guichet) ⑪ が放射線管理室 ⑫ の横に設置され非常に便利である。更衣室で着換えた実験者は廊下 ⑬ を通って実験室 ⑩ に入る。実験室の入口には2つのガラス張りの部屋があり, 一方はホット用居室 (Breau) ⑥, 一方は測定室 ⑩ に用いられている。この実験室 ⑩ (14×7.8 m Fig. 9) にはグローブボックス, 実験台が並び基礎実験がおこなわれている。実験室の出口には2つのフードがもうけられ, 一方は一般化学実験用, 他方はソルボンヌ型フード (後述) とよばれるもので少量 (100 μ c 以下) のプルトニウムを扱うことができる。実験室の間には配管, 電気配線をおさめる抗道 ⑮ がある。実験室の出入口 ⑭ はロックチェンバーになっており, 入口には洗面所, 手足モニター (α, β, γ), 防毒マスク, 防火毛布, シャワーが設置されている。

実験室 ⑩ の周囲には一定間隔をおいて, 廃液流し, グローブボックスの減圧, 換気口, 給電ボックスが配置され, 天井にも給電ソケットがある。

床はプラスチックで, 壁は除染可能な塗料で仕上げ

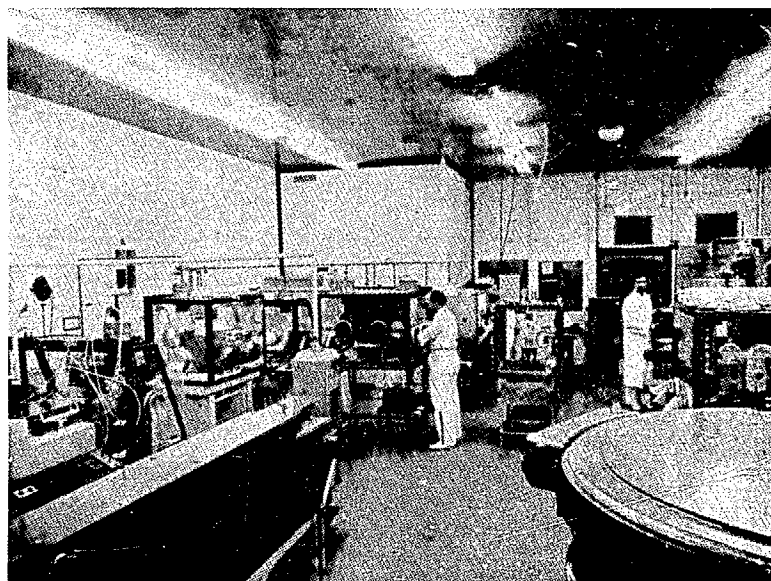


Fig. 9

られている。空気は天井の中心にある散気装置と入口ドアの上にある吸入口から入り、半分はフードから、あとの半分は換気口から出される。この場合の換気率は 10 回/hr である。実験室と材料用廊下⑩をへだてて、ホール⑪がある。これはホットセルや小プラントなど中間規模実験に用いられている。ホールは 2 つの部分からなり一つ (7×39 m) は高さ 4 m で、他の一つ (11×39 m) は高さ 10 m と非常に高く、上部に 5 t のクレーンが備えられている。床はコンクリートであるが、除染可能な塗料で仕上げられ、10 t/m² の荷重に耐える。このホールは広いので換気率はわずか 2 回/hr であるが、おのこの装置はすべて気密性の金属ケース Fig. 10 に収められ、換気率 10 回/hr

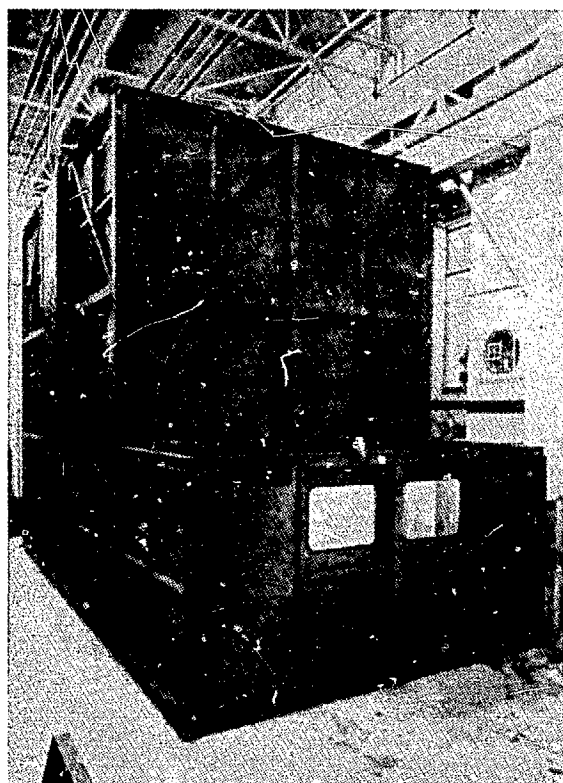


Fig. 10

を保っている。ホールには材料搬入用の入口 (4×5 m) がある。

2) 地下室

ここには配管、配線、廃棄物貯槽、プルトニウム貯蔵庫 (Fig. 11,) 非常用発電機、熱交換器、変圧器があり、さらに物品倉庫、会議室に利用されている。

プルトニウム廃液 (10^{-4} $\mu\text{C}/\text{ml}$ 以下) はパイレックス管を巡って地下室に入り、8 m³ の強化ポリエステル樹脂製タンクに送られる。凝似廃液 (プルトニウム

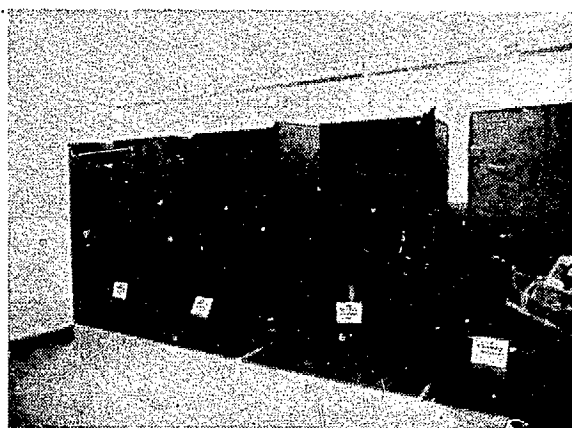


Fig. 11

実験室から出る通常廃液) は鉛管を通して地下室の 100 m³ タンクに貯えられる。タンク数は全建屋で 12 個が設置され、おのこのには液面警報器、均質化のための圧搾空気の導管、試料採取口、ポンプが付置されている。プルトニウム用のタンクは半透明で、水中の照明ランプによって簡単に液面をみることができる (Fig. 12)

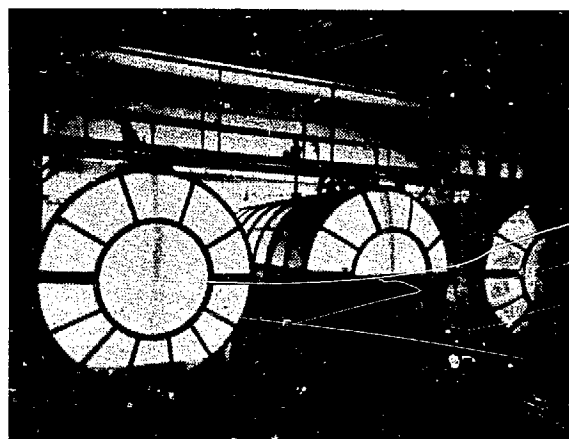


Fig. 12

プルトニウム貯蔵庫 (Fig. 11) では臨界に注意しながら、溶液、塩類、金属に分けられキャビネット内のグローブボックスに収められている。

3) 屋根裏

ここには建物全体の換気装置があり、外部への排気はアスベスト、耐火フィルターを通しておこなわれる。換気装置による負圧と換気量は次の通りである。

最大減圧度 (水柱負圧) 換気量

グローブボックス	80 mm	1500 m ³ /hr
実験室	6	2100
ホール	2	1000
更衣室	1	3000

5. 取 扱 設 備

プルトニウムの高い毒性のため、上述の特別な施設においてすらプルトニウムと人間を隔離する何らかの設備が必要で、その基本的な考えはプルトニウムの作業区域へのもれを防ぎ、安全に実験ができることである。そのための隔離用設備としては、昔は気密室内でフログマンスーツの使用がおこなわれたが、現在ではフード、グローブボックス、 α 、 β 、 γ -セルなどが用いられている。

5.1 フード²³⁾

フランスで用いられているフードは Fig. 13 に示したソルボンヌ型 (Sorbonne Etanche) と呼ばれるものでグローブボックスと通常のフードが組み合わされたものである。前面は強化ガラスより成り、前面の穴にはグローブがはめ込まれ、グローブボックスと同様にとり

扱うことができる。換気の性能は前面から 1 m の高さにおいて少なくとも 50 cm/sec の空気流速が必要であるとされている。枠の材質は硬質塩化ビニールである。

内部には圧搾空気、水、都市ガスが配備され、ソケットと液体制御系は前面のパネルにとり付けられている。

取扱いの方法としては試料の出し入れは通常のフードと同じく前面のガラスを上げておこなうが、プルトニウムを扱うときにはグローブボックスと同様にガラスを閉じてグローブを通しておこなう。フードでプルトニウムを扱うことは非常に便利であるが、気密度がグローブボックスほどでないで、プルトニウム 100 μ c 以下の量にとどめ、また実験操作も簡単なものに限定して使用するのがよいとされている。

5.2 グローブボックス

フードより気密度が高い隔離設備としてグローブボックスがある。ボックスでは TABLE 12 に示したように簡単な操作で、外部照射が問題とならない場合には 10 c 程度の Pu-239 を扱うことができる。

グローブボックスにおいて最も大切な点は密閉、器材の出し入れが容易であること、事故の防止の三点で

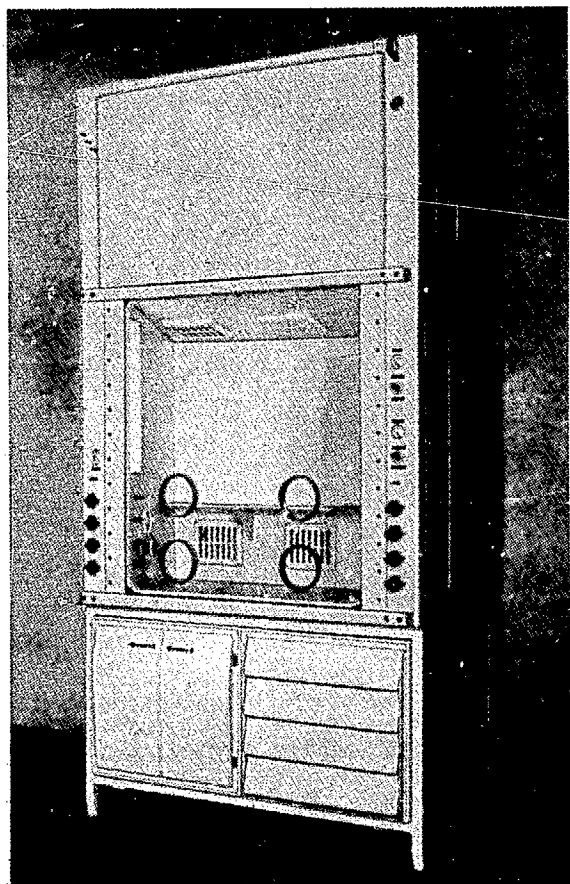


Fig. 13

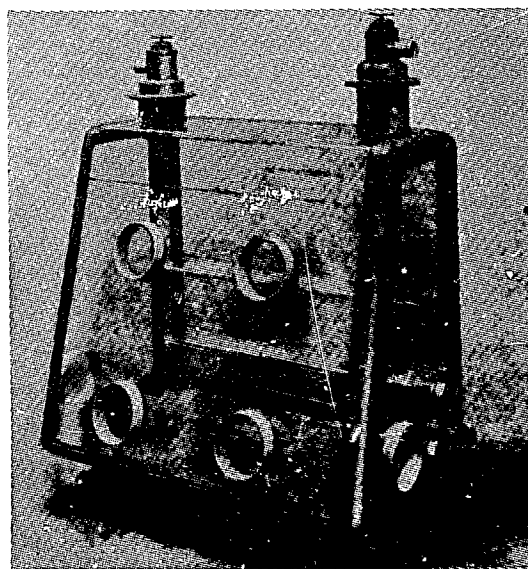


Fig. 14

ある。

初期のグローブボックスは主として木の枠でできていたが、火災の危険と除染の問題から、現在では一部でファイバーガラス製のものも使用されているが、ほとんどが不銹鋼（ステンレス）製やプラスチック製のものとなっている。

フランスでは冶金などの加熱実験には不銹鋼製のものが用いられているが、一般に硬質塩化ビニール製ボックスがよく用いられている。

Fig. 14 に標準型プラスチックボックスを示した。このボックスは硬質塩化ビニール枠とメチルメタアク

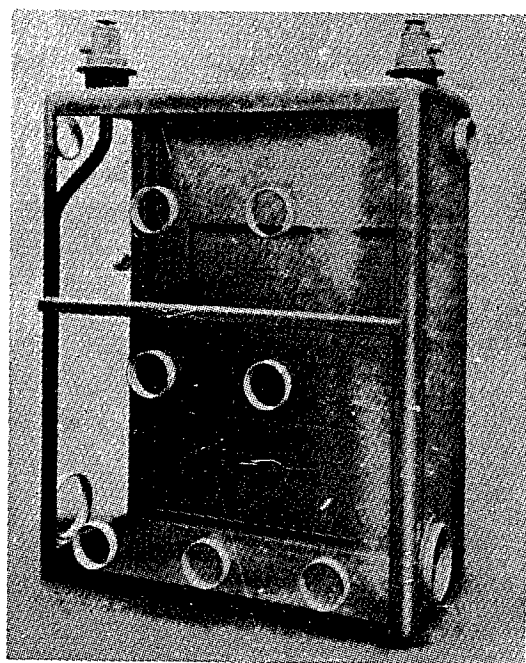


Fig. 15

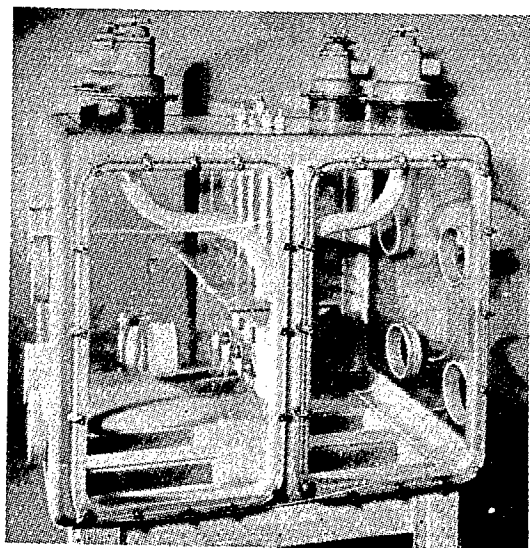


Fig. 16

リレート Plexi glass より成り立っている。高さ 1m 長さ 1.17 m 深さは上辺で 39 cm 底面で 64 cm のもので負圧 20 mm（水柱）に耐えることができる。さらに Fig. 15～17 に示したように用途によって種々の型式²⁴⁾ のものが作られている。グローブボックス付属品としてグローブポートおよび物品出し入れポート (Fig. 18), フィルター部品 (Fig. 19) トランスファーボックス (Fig. 20), グローブポートキャップ (Fig. 21), ボックス用グローブ (Fig. 22), 電気接続用品 (Fig. 23) および給液器具 (Fig. 24) などがフランス原子力庁 (CEA) で規格化され「グローブボックスアクセサリー (Accessoire de Boite à Gants)²⁴⁾」として市販されている。

Fig. 15 のボックスは大型イオン交換塔やパルスカラム用のものであるが、気密度はあまりよくない。

Fig. 16 に示したボックスは内部に仕切りがあり、二室に分れているものでこの二室間にトランスファーボックスがもうけられ、レベルの異なる操作たとえば除染などに用いられる。

Fig. 17 に示した小型ボックスは 70×52×45 cm のものでプルトニウムの貯蔵などに用いられる。

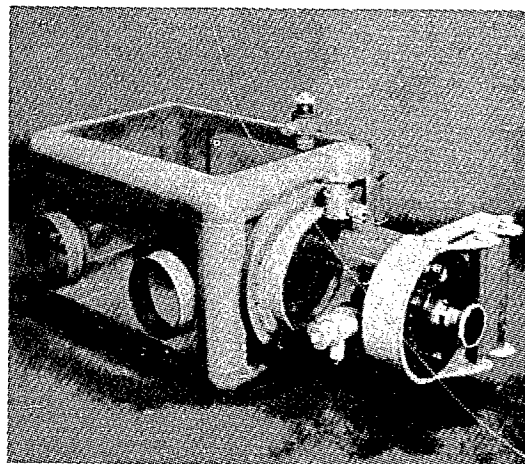


Fig. 17

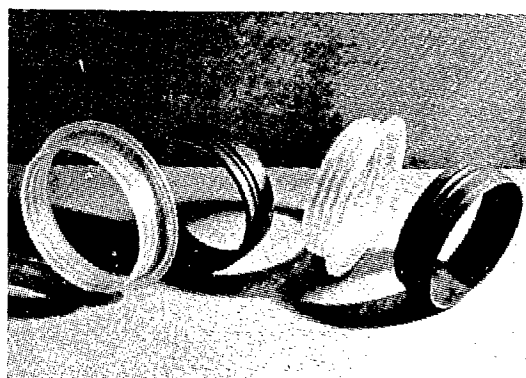


Fig. 18

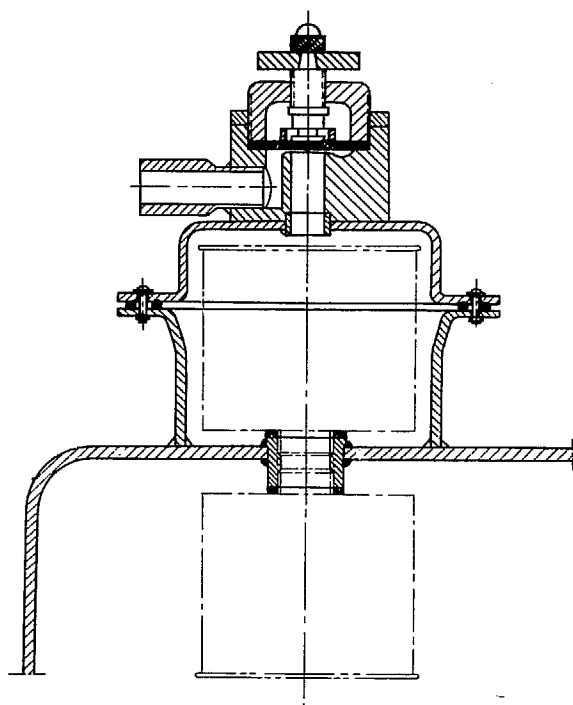


Fig. 19 (1) Filter parts

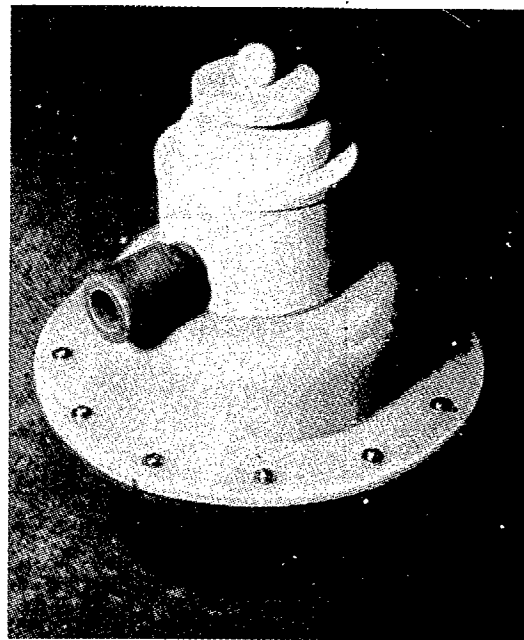


Fig. 19 (2)

Fig. 18 に示したポートリングは塩化ビニル製と Plexi glass 製の種類のものがあり、内径として 60 mm から 488 mm まで、種々のものが製作されているが一般に内径 157 mm と 250 mm のものがよく用いられている。ポートには手袋やビニルバッグ交換用として二つの山がつけられている。

フィルターを格納する容器は Fig. 19 に示したように塩化ビニルから成り立ち、丸型のものである。

内径 147 mm 高さ 265 mm のもので、ボックス外にとりつけ内部にフィルター 1 個を格納する。フィルターはガラスファイバー製の耐火アブソリュートフィルターが用いられ、その性能は 0.3μ のエアゾルでは

その 99.97% が捕集されるものといわれている。

フランスではトランスファーボックスによって物品の出し入れをおこなうよりも、現在ではより汚染の可能性が少ないビニルバッグ法（後述）を用いているが、低レベル実験では Fig. 20 に示したトランスファーボックスを用いることがある。

Fig. 21 に示したポートキャップをトランスファーボックスの両端にとりつけ、エアロックチャンバーと

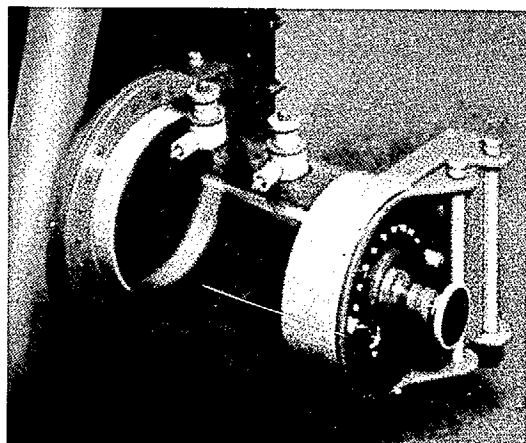


Fig. 20

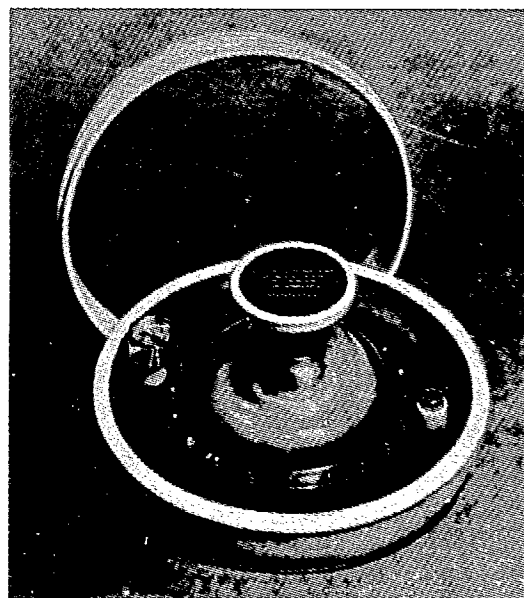


Fig. 21

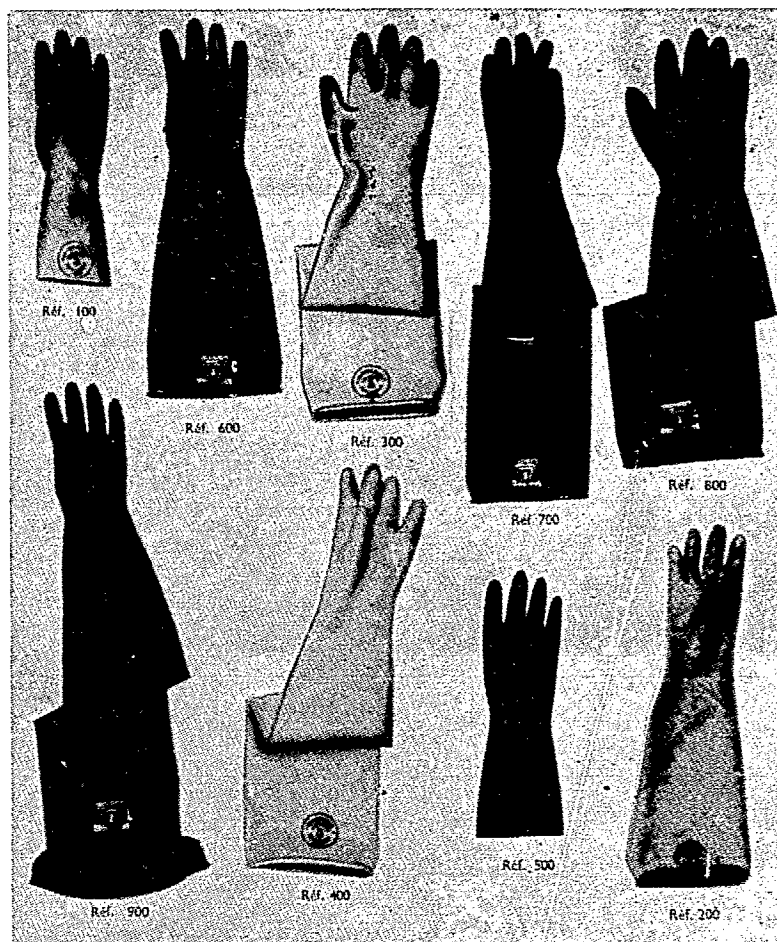


Fig. 22

している。トランスファーボックスには二つの給液口がもうけられ、不活性気体の導入や汚染空気除去などに便利である。ポートキャップは塩化ビニール製でポートとの接触面はゴムパッキングでできている。中央のバルブを廻すことによってゴムパッキングがポートリングに押えられ内部圧を小さい圧力計で示し密閉度が表示される。

ボックス休止時には Fig. 21 に示したキャップをグローブポートにとりつけ、密閉を保つことができる。

ボックス用グローブとしては Fig. 22 に示したようにネオプレン製とラテックス製のものがある。商品名を“Technigom”および“Piercan”と呼ばれているもので、厚さはラテックスでは 0.3 mm と 0.5 mm、ネオプレンでは 0.5 mm と 0.6 mm の 2 種類がある。長さでは 35, 50, 75, 80 cm の 4 種が市販されている。

別種類のプラスチックボックスとして Fig. 25 に示したものもあるがあまり使いよいものではない。このボックスの特長はボックス全体が“Altuglass”より成

る透明なもので、前面ガラスが取りはずせるものである。

以上のようなプラスチックボックスは一般に気密性もよく、化学薬品に対する腐蝕性、低価格、清潔さ、保守の安易性などに利点があるが、やや火災に弱いという欠点がある。したがって火災の危険がある操作（電気弧を用いる実験や金属実験など）では Fig. 33 のような不銹鋼製のものを用いるのが普通である。フラ

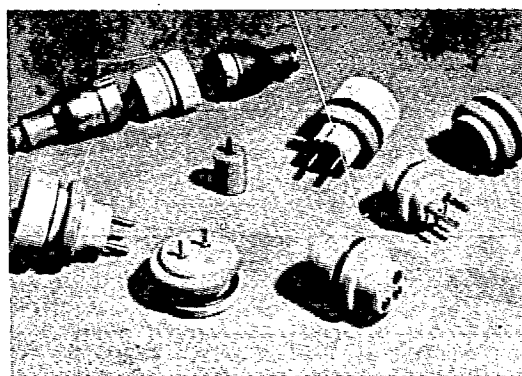


Fig. 23

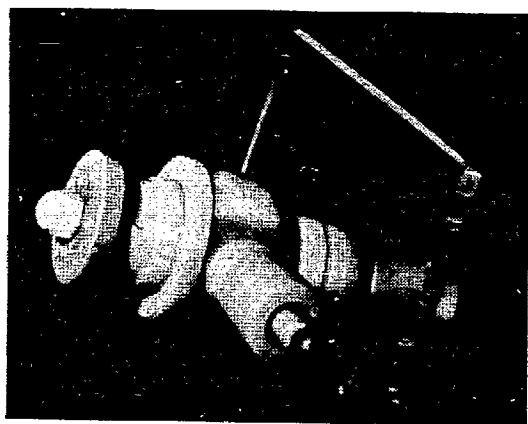
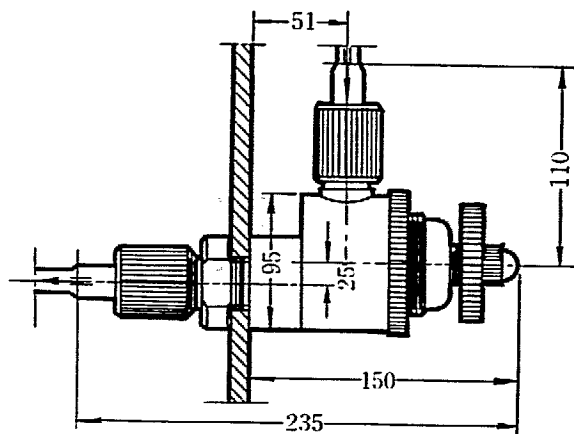


Fig. 24 (1)



Inlet and outlet tube

Fig. 24 (2)

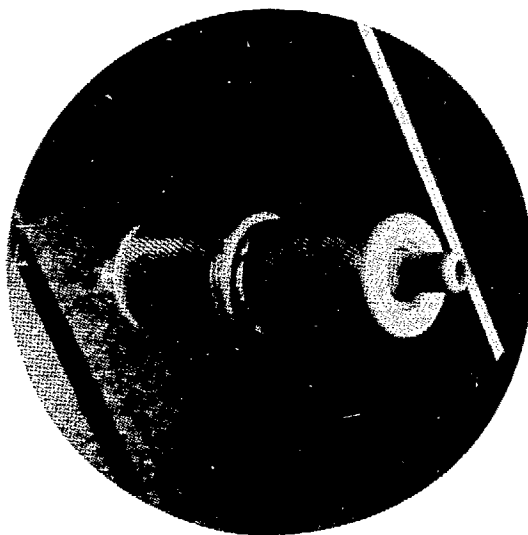
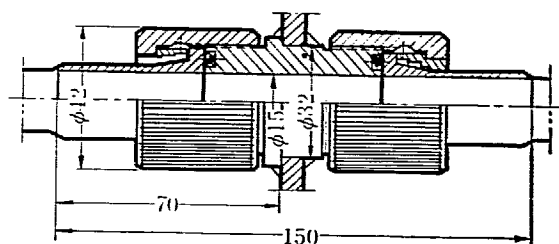


Fig. 24 (3)



Inlet and outlet tube

Fig. 24 (4)

ンス製グローブボックスおよびその付属品のカタログ集²³⁾²⁴⁾が CEA によってまとめられているので詳細仕様などはそれを御参照下さい。(このまとめの稿と同時にフランス以外、主としてアメリカのグローブボックスの構造および材料に関するメモが発表された²⁵⁾.)

5.3 α , β , γ -ケーブ

β , γ -放射体を含まないプルトニウムの場合には、遮蔽のないグローブボックスでも 10c(α) 程度までのプルトニウムを扱うことができるが、 β - γ -放射体が共存する場合には外部照射にも留意しなければならない。

mc(β - γ) 程度以下の β - γ 放射体を使用する場合にはボックス内に簡単な遮蔽を置くか、ボックス前面に鉛板を張って取り扱うこともできるが、それ以上の高放射性試料では α , β , γ -セルが必要となる。一般には $[\beta$ - γ -activity]/ $[\alpha$ -activities] が 500 以上の場合には α , β , γ セルが必要であるといわれている。

Fontenay-aux-Roses 原子力研究所、放射化学棟には

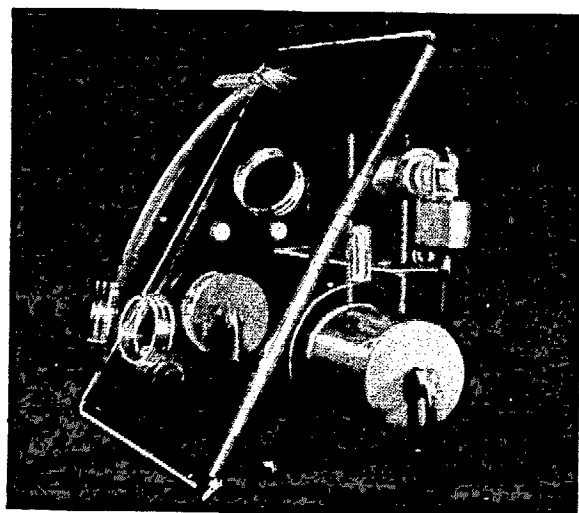


Fig. 25

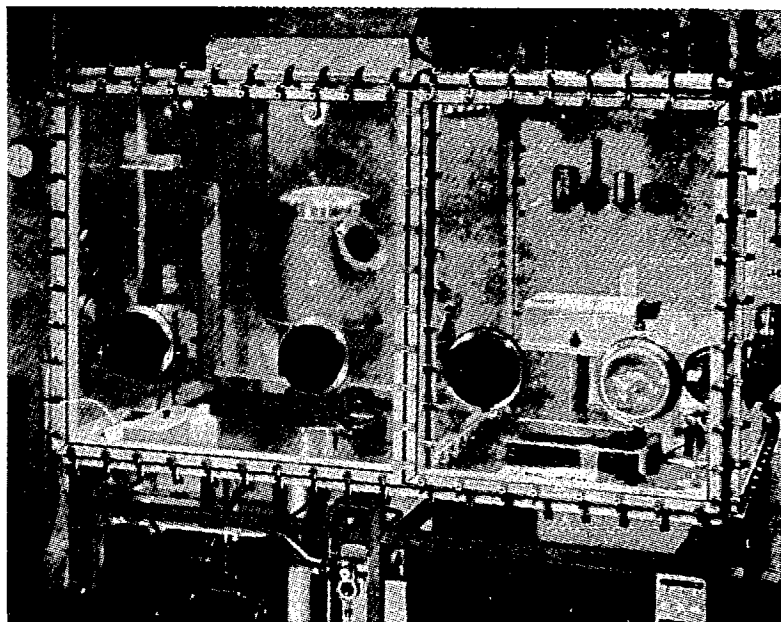


Fig. 26

現在“Armor”“Gascogne”“Carmen”と呼ばれる3つの α - β - γ -セルが設置されている。(最近、湿式再処理プロセス開発用として“Cylano”が設置され、フッ化物蒸留法による再処理開発用として“Attila”が急ぎ建設されている)。

“Armor²⁶⁾”はプラスチック製グローブボックスを10 cm 厚さの鉛で遮蔽した α γ セルである。系全体の大きさは長さ3 m 幅1.4 m 高さ2 m で、8個のセルより成り立っている。各セルでは0.75 MeV のエネルギーをもつF.P.を30 c まで扱うことができるといわれている。このセルは被照射燃料に関するいろいろな化学分析に使用されている。

“Gascogne²⁶⁾”はFig. 27の見取図に示したように厚さ10 cm の鉛遮蔽をした不銹鋼製気密ボックスセル

6個、分析用の遮蔽ヒュームフード(Fig. 28)および厚さ5 cm の鉛遮蔽をほどこしたプラスチックボックスから成り立っている。各セル間はロックチェンバーで連絡され、セルからヒュームフードへは気送管で試料を送ることができる。

Gascogne²⁶⁾は再処理プロセス開発用に建設されたもので被覆除去槽、溶解槽、抽出用ミニキサーセトラーなどが収められ、Head-end からTail-end まで全再処理プロセスがカバーできるように設計されている。

系全体は17.8×1.5×2.3 m という大きなものである。

“Carmen²⁷⁾”はFig. 29に示したように α , β , γ ロックチェンバーで連なった4つのヒュームフードからできている。各セルは厚さ15 cm の鋼鉄でおおわれ

た気密不銹鋼製ボックスより成り、10 c までの β - γ を取り扱うことができる。セル1個の大きさは1.60×1.0×1.0 m のもので、普通のグローブボックスのように α 線源を常時格納することもできる。“Garmen”は搬入セル、溶解セル、抽出セル、分析セルとして再処理プロセス用に建設されたがGascogne ができた現在では主として高放射線下の分析用に用いられている。

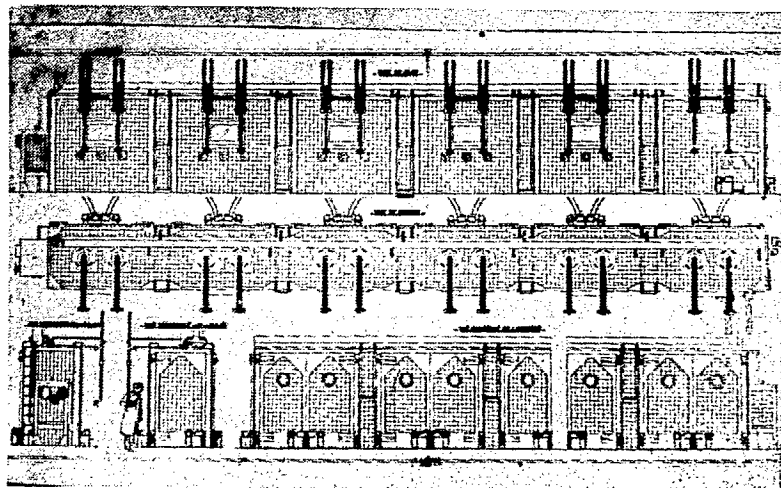


Fig. 27

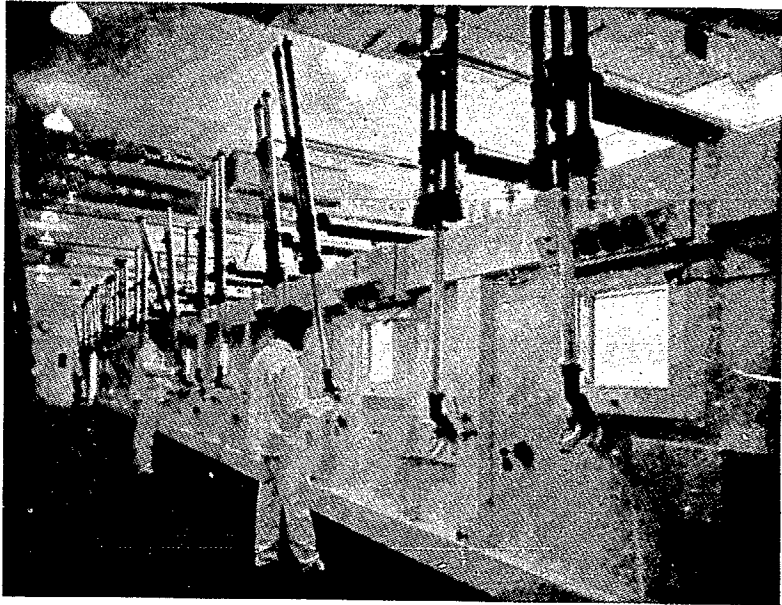


Fig. 28

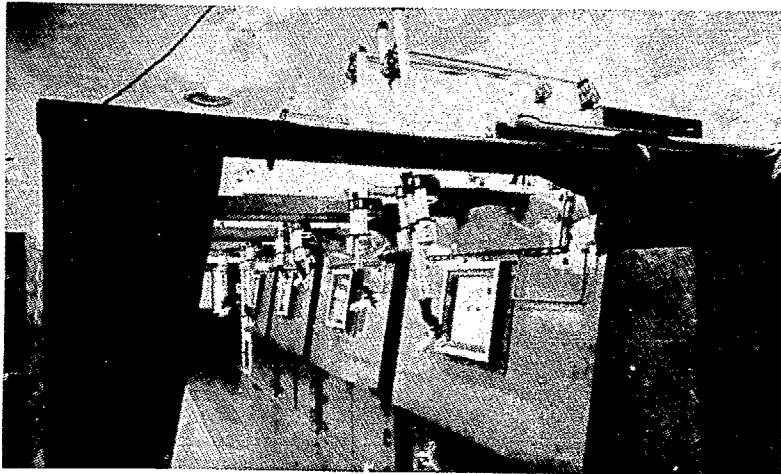
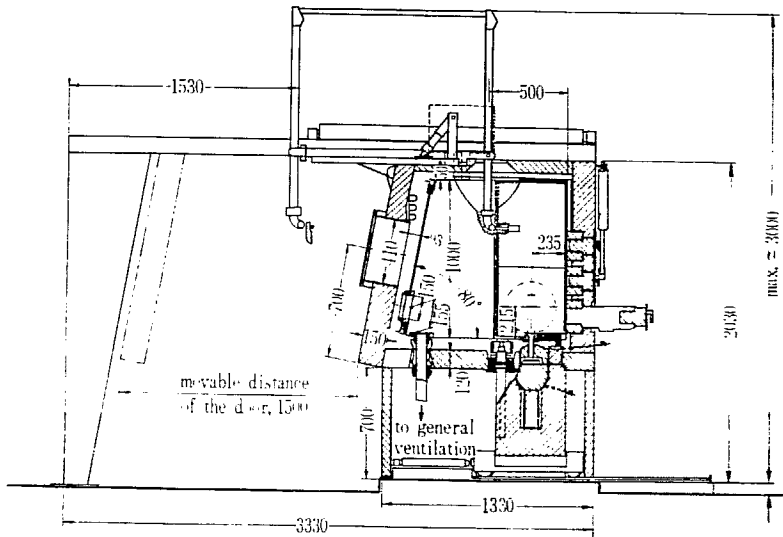


Fig. 29 (1)



Carmen cell
Fig. 29 (2)

6. プルトニウムの取扱技術

プルトニウムを取扱うためには特別の施設と設備が必要であることは上述したが、実際に取り扱う際にはさらに特殊な注意や技術が必要となる。通常の操作では簡単にすむ問題でもグローブを通しておこなう場合には複雑となり新しい考え方を導入しなければならない。

特に大切なことは完全密閉による汚染の防止、火災、爆発、臨界などの安全性、器材の出し入れによる汚染、整理保守および作業者の環境整備などである。

以下化学実験室でプルトニウムを扱う場合の問題点を筆者の経験をもとにまとめた。

6.1 ボックスの気密性

これは人間からプルトニウムを隔離するという点で最も基本的で重要な問題である。気密テストはボックス製作後および機器整備後に必ずおこなわれなければならない。フランスでは通常用のボックスに対してはまず全部のバルブを閉め、負圧 90 mm (水柱) に設定して 8 時間後になお 70 mm 以上の負圧を保つことを一応の基準にしている。

さらにアルゴンなど不活性気体の雰囲気を用いるボックスではその気密度は通常用の 5 倍ぐらいものが要求される (8 時間後上の場合 85 mm 以上の負圧を保っていることになる)。

6.2 ボックス内の負圧

一般にボックス内は実験室の気圧より 20~30 mm

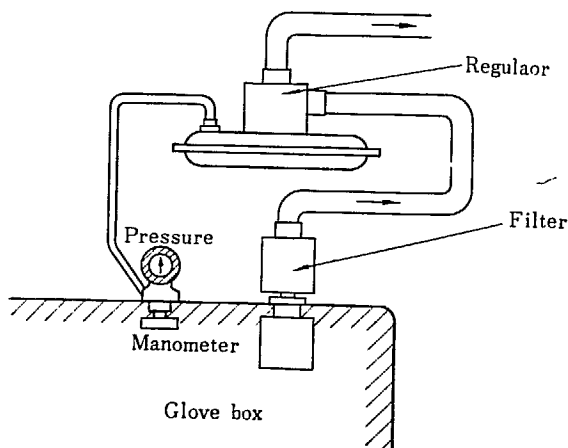


Fig. 30 Pressure regulator (Jahan)

(水柱) の負圧に保たれる。もし何らかの原因でこの負圧が保たれなくなった場合には警報装置(アラーム)によって知らされることになっているが、最近では Fig. 30 のような圧力調節器²⁹⁾ がボックス付属品として開発され利用されつつある。これは負圧の変動があればただちに設定負圧に調節するためのものである。

6.3 火災および爆発の防止²⁹⁾

グローブボックスで起る最も重大な事故は溶媒による火災とガスによる爆発である。これは火災および爆発によってボックス内のプルトニウムが飛散し、大きな汚染事故となるからである。火災および爆発を防止するためには以下の注意が必要である。

1) 溶媒の使用

ボックス内ではできるだけ有機溶媒を使用しないことが望ましいが、どうしても使用しなければならない場合には引火点の高いものを用い、引火点の低い溶媒はその使用量を制限する。フランスではエーテルおよび硫化炭素化合物など引火点 35°C 以下の溶媒は使用できないと規定されている。

TABLE 13 に取扱いに注意を要する溶媒を掲げたが、Class I の溶媒ではグローブボックスあたり 100 ml, Class II では 200 ml までの使用が許されている²⁹⁾。

TABLE 13. Careful solvent in a Glove-box
(CEN-FAR)

class	flash pt.	Maximum Permissible amount	solvent
I	~55°C	100 ml	Acetone, benzene, methylvinylacetate, ethylacetate, ethyl chloride, dichloroethane, methyl formate, toluene, ethylene oxide, methyl metacrylate, petroleum, Kerosene, amyl acetate, butyl acetate, diacetone alcohol, xylene, cyclohexanone, methyl cyclohexanone
II	55°C ~100°C	200 ml	Cyclohexyl acetate, benzyl alcohol, diesel-oil, light oil, dodecane
III	—	—	heavy oil, grease

溶媒を使用する場合には、できるだけ必要最少量を取り出して実験をおこない、使用中でないものは密閉

したびんに収める必要がある。溶媒を使用するボックス内では裸の炎は絶対に使ってはならず、モーターなどからの火花を防ぎ、強酸化性化合物や強還元性化合物の共存などは避けなければならない。

2) 加熱器

火災予防の意味から溶媒を使用しない場合であっても裸の炎は使用してはならない。加熱器としては一般に赤外ランプあるいは電熱器を用いるのが普通である。また外部から汚染しないように温水などを導入し循環させることもしばしばおこなわれている。電気炉など高温加熱器を用いる場合にはプラスチックボックスよりも不銹鋼製ボックスを用い、メタアクリル板の部分になるべく少なく設計するとともに電気炉の外部はボックス外から導入した冷却水によって冷却しなければならない。

3) 水素ガスの使用

水素ガスは最も爆発の危険性の大きいもので、必ず不活性気体中で使用する。水素ガスの排気については、不活性気体量に対して1%以下の場合には排気ガスとして逃がすことができるが、多量の場合には水素ガスの排気を別系統にしなければならない。

4) 不活性気体の利用

プルトニウム金属を使用する場合あるいは加熱によって火災の危険がある場合には、ボックスをアルゴンあるいは窒素等で置換して火災を防ぐことができる。

この場合是非とも不活性気体の純度をモニターする必要がある。すべての通常ボックスに不活性気体を使用すれば火災や爆発の危険性は少なくなるが、この方法は経済的ではない。

5) 電気系統の検査

漏電などによって思わぬ火災が起るのでコンセント、ケーブルなど電気系統の定期検査（1カ月に1回程度）が必要である。

6) 消火器の常備

火災や爆発の予防はおのおの場合に応じて細心の注意で操作し危険を避ける以外にはないが、不幸にもボックス内に小火災が発生した場合には、小型粉末消火器があればすばやく消火をおこなうことができる。この意味でボックス内に小型粉末消火器を備えておく必要がある。小型消火器として一般にドライ型が使用されている。これらはMgO、砂、グラファイト、アルカリハロゲン共融塩混合物などで（LiF, NaF, KF）の共融塩が最近開発されている。しかしながら水、炭酸ソーダ、四塩化炭素などはこれらを散布することによる臨界性の危険とプルトニウムの汚染が拡大する心配

があるので避けなければならない。

7) 火災の検知

グローブボックス用の自働加熱（火災）検知器や煙検知器がアメリカなどで開発されているが、フランスでは化学実験用ボックス内でほとんど利用されていない。

8) 自働消火

ボックス外で生じた火災からボックス本体を護るためあらかじめ室内に自働スプリンクラーを設置しておくことも考えられつつある。

9) 爆発の抑制

ボックス内で発生する爆発はボックス内圧を増大させるので、適当な場所に圧力抜きをもうけるのが賢明である。これによって爆発による被害を最小限に抑えることができる。

6.4 臨界の防止

フランスでは臨界になることを防ぐ意味で各ボックスあたり 200 g 以上のプルトニウムを使用しないことが規定されている²⁰⁾。

100 g 以下のプルトニウムの移動は「各ボックス 200 g 以下」の原則を破らないかぎり自由におこなうことができるが、100 g 以上の移動には保健物理部の許可が必要となる。

さらに臨界防止、事故対策、およびプルトニウム計量管理の立場から、ボックスには現在使用中のプルトニウム量とその状態を明示し、その配置をはっきりさせておかなければならない。このためにはフランスでは Fig. 31 のようなプラスチック円板に量とその状態を記し掲示している。

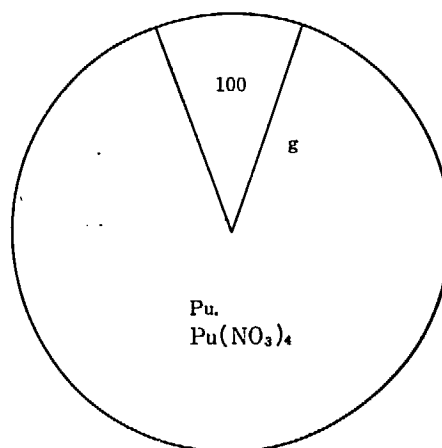


Fig. 31 Indication of plutonium quantity and chemical form (CEN-FAR)

6.5 腐蝕の防止

金属性ボックスは腐蝕されやすく、その取扱いにおいて腐蝕によるボックスの破損に注意しなければならない。

塩素ガスなど腐蝕性ガスを使用するときには Fig. 32 に示したようにコンデンサーか吸収体でガスを除去し、フィルターを通じてポンプで空気を再循環する方法がとられている。ごく少量の腐蝕ガスでは単に空気の流れを増すことによって腐蝕を防止することができる。

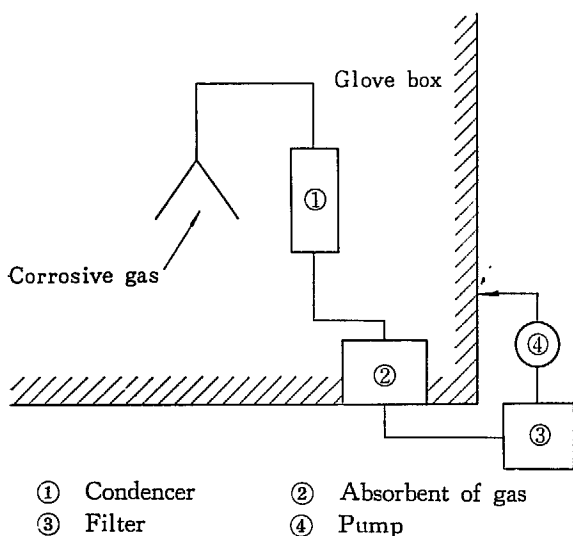


Fig. 32 Treatment of corrosive gases in a glove box

腐蝕に関して、ボックス内にこぼれた液あるいは粉末はただちに紙でぬぐいボックスをいつも清潔にしておくことも肝要である。

6.6 グローブ破損の防止

グローブにささって穴をあけるような先の鋭いものの使用はできる限り最少限におさえ、とがった角は丸味をつけるか、ビニールなどで保護する必要がある。

ガラス器具の端は丸みをつけ、破片は非常に危険なので直ちに掃きとって他の容器に入れねばならない。

グローブで重量物や金属性のものをつかむ場合には直接グローブで取り扱わず必ず紙を通してこなう。グローブで最も破損しやすい部分は指先、手のひらおよびグローブがポート部で折りまがった箇所である。使用前によく肉眼で点検し破損の有無をしらべ、もし破損した箇所や破損の危険性があればただちにグローブを交換する。

またグローブを使用していないときは、必ずグローブポートより外に出しグローブを結んでおく。

6.7 グローブの取換えと検査

グローブはネオプレン製あるいはラテックス製のもの (Fig. 22) であるから、長時間の使用によって破損し汚染の危険が生じる。最も理想的には破損の寸前に交換するのがよいが、実際問題として破損の予知は困難である。

したがって、実験前に汚染および破損検査をし汚染や破損がみとめられれば直ちにグローブを交換する。

もし汚染が認められない場合でも数週間に一度は交換するのがよいであろう。この交換度数はもちろん仕事の種類によって異なる。

装置の組立など強い力で工具を用いる作業では1週間ぐらいの使用で交換する場合もある。交換の方法は後述する器材の出し入れのビニール袋と同様におこなうが、汚染の危険があるので防毒マスクや外科手術用手袋をつけておこなうのが普通である。

交換後のグローブはスコッチテープをまきつけ、ポート部へしっかりと固定する。

6.8 電気、溶液等の導入

給電口、水道、溶液導入口などはボックスでおこなう実験を予想して、ボックス製作途上に組込んでおくのが望ましい。電源はなるべく1箇所に集めるのがよく少なくとも3系統が必要であろう。

フランスでは、ボックス内外の電氣的な接続をするため Fig. 23 に示したソケット類がよく用いられている²⁴⁾これは単に 100 V~200 V の一般電源に用いるだけでなく、ボックス内の電気端子とボックス外の装置と接続する場合にも用いることができるものである。

溶液の導入方法は放射性溶液と非放射性溶液によって異なる。前者では Fig. 24 (3)(4) に示したようにボックス内外に弁のない二重管を用いている。内管は途中で切断されていない一本管で外管は汚染を防ぐために内管をカバーしているものである。後者の場合、Fig. 24 (1)(2) に示したようにボックス外に弁をつける導入法がよく用いられている。

液の導入法で最も大切なことは導入部分の気密が保たれ堅牢にできていることである。フランスでは便利なことにこれらの部品をボックスの付属品として数多くの規格品が市販されている²⁴⁾。

6.9 試料の採取

一般に分析用試料はボックス内に入れた小型びんととり、これを普通の器材と同様にしてボックスからとり出して分析用ボックスに移すのが、原則であるが次のような方法によって簡単に試料を採取することもできる。Fig. 33 のようにグローブボックスの側面に小さいトランスファボックスを設置し、その中にサンプリング用管を接続する。サンプリング管の端 B に針をつける。サンプリングに際して管端 A を試料溶液に入れ、B 端の針を減圧にあらかじめ引いたゴム栓付びんにつきさすと、試料は自動的にサンプルびんに採取される。

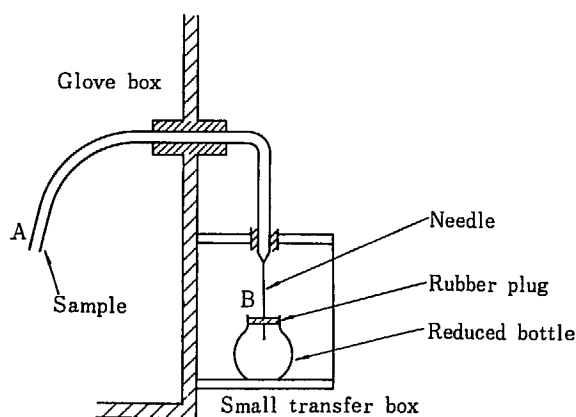


Fig. 33 Easy sampling method

6.10 器材のボックスからの出し入れ

器材のボックスからの出し入れは一般に溶封したビ

ニール袋が用いられる。汚染の危険がない場合はトランスファーボックス (Fig. 20) を通じておこなう場合もあるが、ビニール袋によるのがより安全である。

ボックスからものを出す場合には Fig. 34 (a) のように器材をビニール袋に入れ ① ビニール袋を溶封する。次に溶封した中間から切りとって器材を取り出す ②。

ボックス内にもものを入れる場合には Fig. 34 (b) のようにまずビニール袋をボックスの内側に折りまげ、外部からその中に器材を入れる ①。ビニール袋の口を溶封した後 ②、ボックス内で溶封した物品が入っている側を切断して ③、物品をボックス内にとり出す。

ビニール袋で物品を移動する場合に注意しなければならないのは先のとがったもの、表面が著しく汚染したもの、金属などの重量物を取り扱う場合である。ビニール袋はグローブ同様に破損しやすいので先のとがったものや表面汚染したものはあらかじめカートンボックスあるいは別のビニール袋に入れてとり出す。金属などの重量物はビニール袋に直接重さがかからないようにとり扱わねばならない。

6.11 ビニール袋の交換

器材をボックスから出し入れするに従ってビニール袋は短くなり、もはや器材の出し入れができなくなる。この場合 Fig. 35 に示した要領で新しいビニール袋を交換しなければならない。まず交換するビニール袋のスコッチテープをとり、袋の口をポートリングの第1の山までずらせる①。その上に新しいビニール袋を第2の山までかぶせ強く手でおさえ、新しいビニール

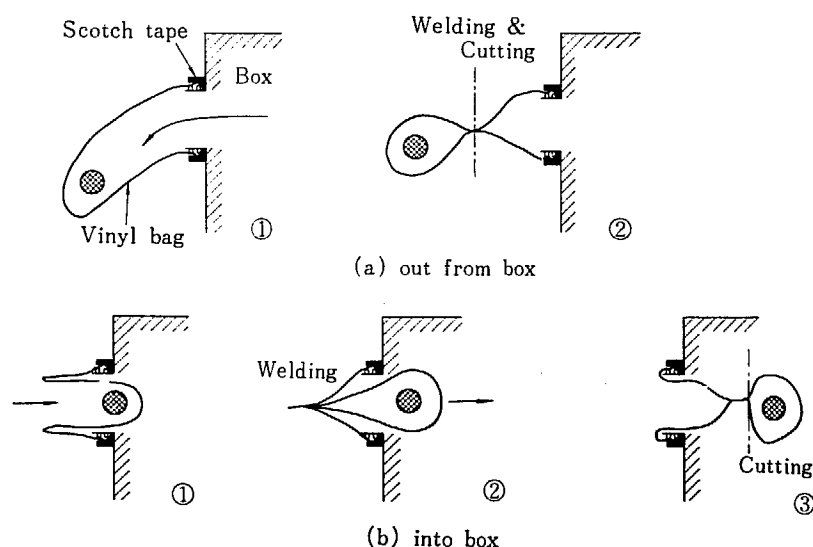


Fig. 34 Transfer of material from and into a glove box

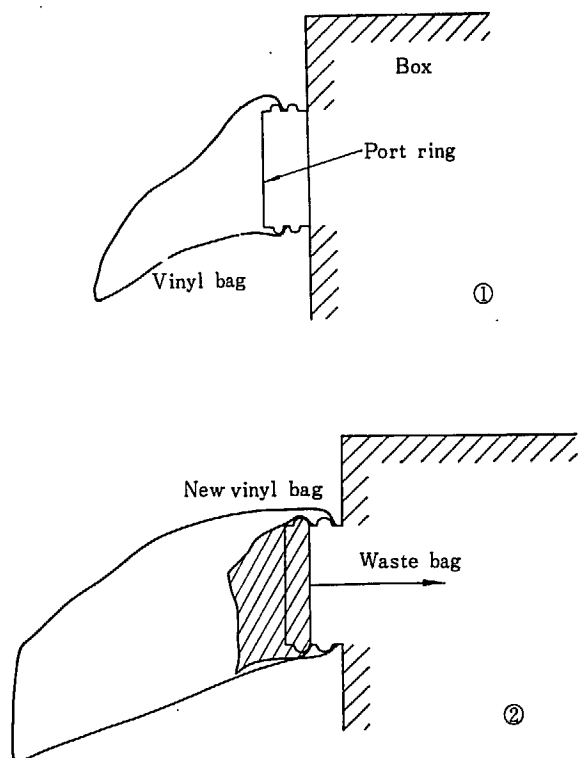


Fig. 35 Change of plastic bag

ル袋がリングからはずれないように注意しながら、短くなったビニール袋をボックス内にとり出す②。

新しいビニール袋の口が充分に第2の山までかぶさっていることを確認した後、スコッチテープをまいて固定する。

これらの操作はグローブの交換と全く同様におこなうもので汚染の危険があるので外科医用のゴム手袋をつけておこなうのが普通である。ビニール袋の交換中にもし袋が破損した場合には直ちに他の人を呼びスコッチテープで応急処置をし新しいビニール袋と交換する。

不活性気体を用いるボックスでは袋の交換によって、空気が混入するので袋をたたんでなるべく混入する空気量を少なくするか、袋内を不活性気体で置換する必要がある。

6.12 ボックスフィルター

排気システムの汚染を防ぐためにグローブボックスにはFig. 19に示すようなフィルターを設置する。排気フィルターはボックスの内部と外部に各1個ずつの計2個が用いられ、空気量は弁によって調節する。吸入フィルターはボックス外部に1個を用いる。構成材料としては塩化ビニールで、フィルターはグラスファイバ

ーから成り立っている。長時間の使用でフィルターがつまったり、汚染した場合には新しいフィルターと交換する。

ボックス内のフィルターは通常の器材と同様にしてボックスからとり出し、内部から新しいフィルターをつける。この間外部フィルターがあるので汚染の心配はない。外部フィルターは防毒マスク、ゴム手袋をつけて慎重にとり換える。

6.13 ボックス内の整理整頓

グローブボックスの保守として最も重要なことはボックス内の整理整頓である。汚染が蓄積しないように1週間に一度程度は水でぬらしたボロか紙でボックスおよびグローブの内面を掃除する。不必要になった器材、溶液は速やかにボックス外にとり出し広いスペースを作る。明らかに溶液あるいは粉末をボックス内にこぼした場合には定期的な掃除をまたず、そのつどふき取らなければならない。

このようにボックス内のスペースを広くして、ボックスやグローブの内面を清潔に保つことによって腐蝕や汚染の拡大を防ぐことができるとともに事故の場合には汚染の拡大を最少限に抑えることになる。

6.14 プルトニウム廃液の処理²⁰⁾

使用済のプルトニウム廃液はなるべく混合せず、水相はプラスチックびん、有機相はガラスびんに入れて保管する。廃液びんには責任者名、プルトニウム濃度、溶液組成、廃棄日附を明記することになっている。 $10^{-1} \mu\text{C/ml}$ 以上の濃度をもつプルトニウムは1カ月以内に回収精製され、それ以外の廃液はドラム罐に保管される。(4.2 廃棄物処理参照)

6.15 個人モニタリング²⁰⁾

プルトニウム汚染は上記の特別な施設、設備や注意によってふせげるものであるが、不幸にも汚染した場合にはその拡大を防ぐ意味から各自が自覚してモニタリングしなければならない。外部照射のモニターは胸や手くびにつけたフィルムバッチ(毎月現像)やポケットチェンバー(毎日測定)によっておこなわれるが、 α の汚染は自分自身で調べねばならない。

その最もよい方法はプルトニウム実験をおこなう場合にはグローブボックスのそばに α -カウンター(可

動式)をおき、実験終了後グローブから手を抜くと、すぐに外科医用手袋をはめたまま α -モニターをおこなうことである。実験室を退出し更衣室に行く前にもよく手を洗い、再び α -モニターをおこなうのが普通である。さらに実験衣を脱ぎシャワーをあびて後通勤衣に着換え、更衣室を出るときにもう一度 α -モニターをおこなって確認する。

以上の3段階のモニタリングによってもし汚染があれば必ず見出されるだろうし、実験室の汚染が非管理区域へもち出されることはまずない。

6.16 実験衣

試薬調整などプルトニウムを扱わない実験では普通の化学実験用白衣を着て、靴のみ特殊の布製のものを用いるが、プルトニウムを扱う実験では、下着、靴下に至るまで作業用のものに替え、その上に作業ズボン、作業上衣をつける。作業衣(白衣)の胸には赤線(1~2 cm の太さ)が入りプルトニウム取扱用として区別されている。以上の実験衣は1週間ごとに洗濯とモニタリングのため交換している。布製の靴は汚染のごとに使い捨てにするものである。

さらに表面汚染や空気汚染の高いところで作業する場合には Fig. 36 に示した加圧服を用いることがある²³⁾。

これは完全に人間を汚染から守ることができるが、余り快適でないので長時間の作業には向かない。この加圧服内はたえずフィルターを通してベンチレーショ

ンがおこなわれていなければならない。外部の材質は塩化ビニールであるから化学薬品に対しては安定である。さらに作業者と外部とが何らかの通信連絡をおこなう設備もつけられている。

6.17 防毒マスク²⁰⁾

個人用の防毒マスクは一人一個ずつ準備され、空気が汚染するおそれのある場合には保健物理部が Fig. 37 のような標示をかがけ、マスクを着用することになっている。空気が汚染するおそれのあるのはベンチレーションが止ったとき、汚染したグローブを交換するとき、グローブボックスを一部改修するときなどである。

6.18 室内モニタリング

これは主として保健物理部によっておこなわれている。

β - γ のモニタリングはサーベーターによって1週間ごとにおこなわれ床、ボックス、グローブ、実験台などがしらべられる。高放射性物質の移動、搬入や放射性汚染のある危険な作業は保健物理部の作業グループによって安全におこなわれ、実験者はその指示を与えるにすぎない。

α のモニタリングは、表面汚染、および空気汚染についておこなわれ、さらに臨界防止の意味からの計量管理もおこなわれている。床面および実験台などの表

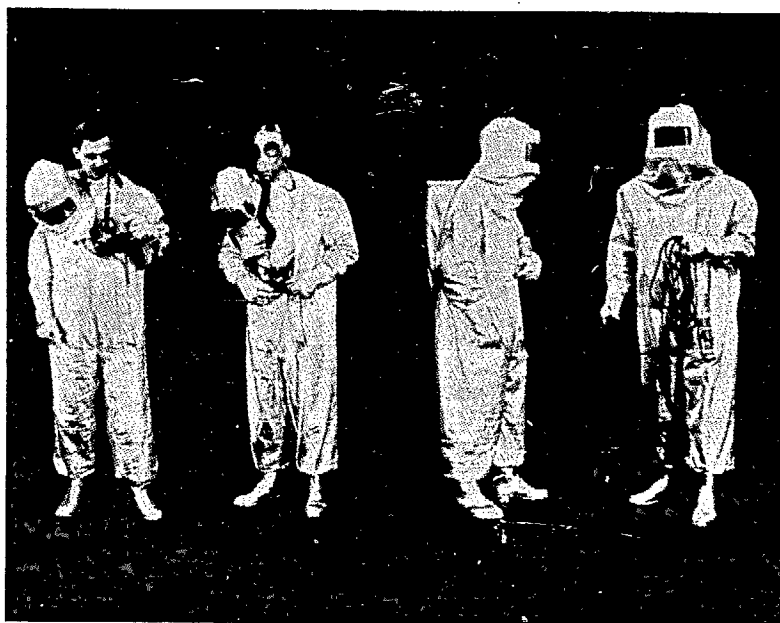


Fig. 36

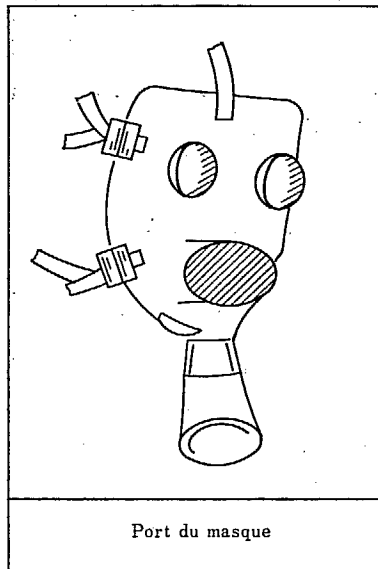


Fig. 37 Notice for keeping mask (CEN-FAR)

面汚染は、大表面積 α カウンター（面積約 600 cm^2 ）で週に1回しらべられ、 $1 \sim 2 \text{ counts/sec}$ 程度の汚染でも、その部分に広幅のスコッチテープがはられ、後日除染される。もしひどい汚染が発見された場合には直ちに除染グループが呼ばれ、実験室責任者立合いの上で保健物理部の責任者が指示して除染作業が進められる。

エアサンプリングは実験室の四隅（床面 1 m のところ）でおこなわれ、空気汚染が生ずると直ちに警報が鳴る。

臨界についても中性子測定装置が設置され、万一臨界になれば同じく警報が出される。

6.19 作業者の環境整備

グローブボックスにおいてグローブを通しておこなう実験は一般の化学実験と異なり精神的疲労をともな

うものである。これはグローブのとり扱いにくさとプルトニウムの毒性を考え、たえず神経を集中させるからであろう。したがってこの疲労と緊張をやわらげ実験の能率を向上し、事故を防止する意味から作業環境の整備が大切な問題となる。そのためにはボックスの配置、グローブの間隔、照明、色彩など設備や施設について特別の配慮とともに実験の進め方を考えねばならない。

ボックスの配置はなるべく室のスペースを広くし、照明や色彩については落ちついたものを用いる。一般に肉体的精神的疲労をできるだけ少なくするため、ゆったりと実験ができる環境にすることである。

実験の進め方については長時間連続しておこなえば、疲労が重なり事故の原因となるので、筆者の体験から「30分実験、5分休息」の周期がよいと思われる。

6.20 グローブボックスや機器類の除染

プラスチックの除染には硝酸あるいは塩酸などを使用することができるが、不銹鋼や軟鋼表面では無機酸は望ましくなく、界面活性剤やリン酸塩が使用されている。ある場合には錯形成剤 EDTA も利用される。

6.21 プルトニウムの貯蔵

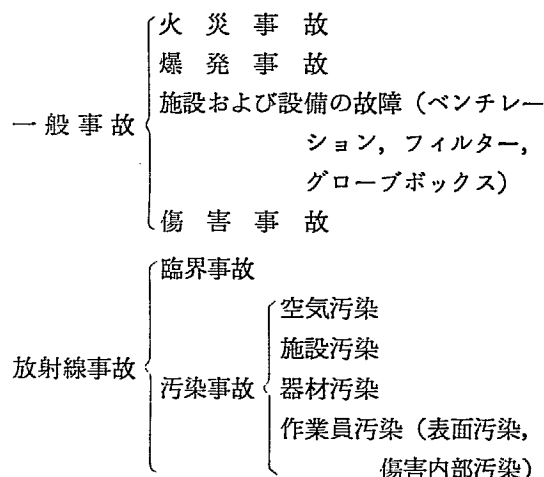
プルトニウムの貯蔵は長期間の貯蔵と短期間の貯蔵に分けられ、前者の場合できるだけ実験室から遠い位置に貯蔵室を置き、おのおの場合についてプルトニウム量とその形態を明記した厳密な計量管理と臨界管理が必要である。そのためには計量と臨界の各専門家が責任者となり、プルトニウムの移動ごとに責任者による記録と管理を経ることになる。

7. 事故と対策

プルトニウムを取り扱う場合には特別の施設や設備によって特殊の注意や技術が必要であることは上述した。しかしながら完全無欠な施設や取扱いはいりえないもので絶えず非常事故の起る可能性のあることを念頭においてその対策を考えておかねばならない。

7.1 事故の種類

プルトニウム実験室における事故は以下のように一般火災事故、臨界事故、汚染事故などに分けられるが、火災事故が起った場合には必ず汚染事故も併発することに注目しなければならない。



一般事故がプルトニウム実験室で発生した場合には必ず放射線事故がともなうので何らかの事故が発生した場合にはまず「人間優先」の原則から実験者の身体について次の事項を考慮しなければならない。

- (1) プルトニウムによる傷口の汚染
- (2) 身体表面汚染
- (3) プルトニウムの吸入
- (4) 外部照射

7.2 事故の対策

臨界事故はプルトニウム 200 g 以下を使用する場合には起りえないが、多量のプルトニウムを扱うときあるいは貯蔵するとき、さらに移動するときに問題となる。

この場合には保健物理部と連絡をとりプルトニウム

量とその状態を明確にし、周囲の状況、実験の内容などから、安全であることを実験者が確認しておく必要がある。もし不幸にも臨界事故が起ったときには当然警報器が鳴るが、できるだけ早く近くの出口から退避する。この場合もっとも大切なことは危険区域に負傷した人が残っていないかを確認することである。臨界事故は普通のプルトニウム実験室ではまず起りえないが、汚染事故はたえず起る可能性がある。汚染事故で最も重大なものはグローブボックスの火災や爆発による空気汚染である。この事故は上述のごとく取扱いに注意することで防止できるが、もし事故が起ったときにはただちに他の人に知らせ、防毒マスクをつけて退避する。しかしながらもし汚染以前に消火できると判断した場合には常備された小型消火器、消火用毛布などで消火に努めることはいうまでない。

空気汚染が起りやすい場合としてベンチレーションが停止したときがある。非常電源が直ちに働くが空気が逆流する恐れがあるので防毒マスクをつけて廊下に退避する。

グローブボックスについて最も起りやすい事故はグローブの破損、ボックス内圧力システムの故障、グローブやビニール袋交換の際の汚染などである。これらの場合、局部的な事故なので、すぐ他の人に知らせ、汚染が拡大しないように防止策を講じなければならない。しかしながら身体に傷害箇所がある場合には除染作業は他の人にまかせて、まず傷口を洗い医務室へ急行する。傷口はないが身体がひどく汚染した場合には実験室のシャワーでまずプルトニウムを洗い落とし、医務室へ知らせる。

他の人から事故の知らせを受けた人は直ちに保健物理部に知らせ、インターホーンで事故の内容（いつ、どこで、どんな、傷害者の有無など）を放送する。

いずれの場合も実験者の迅速な処置が必要であるがこの正しい処置は平常から訓練されている場合のみ可能であると思われる。常に実験室を整理し、プルトニウムの所在とその状態を明確にしておくことは事故後の処理を円滑におこなう上に大切である。事故対策としては「最大事故」（たとえばボックスの爆発による人身事故）を想定し、処置の要綱を作っておくことは何よりも必要である。

7.3 事故の報知

事故が発生した場合には場合には必ず適当な処置をおこなうとともに直ちに報告しなければならない。たとえばフランスでは事故が発生した場合まず実験室に備えられた事故報知器(火災用と放射線用の二種あり)のボタンを押し、つづいてインターホーン(保健物理部、守衛、全実験室に連なる)で事故の内容を知らせ

る。これによって保健物理グループ、除染グループがかけつけ消防車、救急車が建物の入口に配置される。その後実験室に常駐している保健物理責任者の指示によって事故処理が円滑におこなわれる。一方、研究所内の医療棟では常に身体プルトニウム除染室³⁰⁾が整備されており、いつでも除染できるように人員が配置される。いずれの場合も事故処理として「人間優先」の原則は守られなければならないことはいうまでもない。

8. 終 り に

筆者がフランス留学中に得た体験から、フランスにおけるプルトニウムの取扱施設、設備と実験室における取扱上の注意を心覚えのつもりでまとめた。さらに一般常識としてのプルトニウムの一般特性、最大許容量の問題、モニタリング法、事故の報知と対策などをつけ加えた。

付録として、プルトニウムの取扱いに関する文献集を掲げた。

わが国ではプルトニウム取扱全搬に関する初歩的な手引書がみあたらないので、このレポートが今後実際にプルトニウムを扱わんとする人々にいくらかでも役立てばと念じている次第である。

本文は筆者が経験した化学実験という狭い分野の不完全なものであるが、不足は参考文献および付録の文献集によって補っていただきたい。

筆者の経験から、プルトニウムの取扱いについて心理的には必要以上に恐れることもないが、施設、設備や事故対策については慎重に過ぎることはないと思

われる。

いずれにしてもまず「取り扱ってみる」ということが、今の私どもには必要であろう。そこから種々の問題点が出てくることは必至である。

『プルトニウムの取扱いや事故処理の公式的な訓練は講義や実演でおこなわれるだろうが、熟練者の監督と指導の下に実例に当って得られる経験に勝るものはない』という Dr. LISTER (Harwell) のことば³¹⁾ (1964年3月原産で講演)が実感として思い起される。

終りにフランスへ留学することを許可して下さった原研上司の方々、とくに本稿をまとめるに当り有益な助言をいただいた燃料開発部石原健彦次長および原稿を通読し御訂正いただいたプルトニウム燃料研究室島貫良一室長に、またフランスにおいてプルトニウムの取扱いを指導して下さった Fontenay-aux-Roses 原子力研究所、再処理化学部、放射化学研究室の A. BATHILLIER 氏に深謝いたします。

(昭和40年8月21日)

参考文献

- 1) 辻野: JAERI-memo 1989 (1965) “アミン抽出におけるプルトニウムの飽和効果” (to be published in *Radiochimica Acta*)
- 2) J. J. KATZ and G. T. SEABORG: “The Chemistry of the Actinide Elements” p. 239~330, Methuen & Co., Ltd., London (1957)
- 3) M. TAUBE: “Plutonium” p. 5~38, Polish Sci. Publishers, Warszawa (1964)
- 4) G. T. SEABORG, *et al.*: *Phys. Rev.*, **69**, 366 (1946) (Presented in 1941)
- 5) G. QUILICO: *Energie Nucleaire*, **4**, 115 (1957)
- 6) R. L. STEVENSON and P. E. SMITH: “Reactor Handbook” Second Edition Vol. II (edited by S. M. Stoller and R. B. Richards) Chap. 4, Intersci. Publishers Inc., New York (1961)
- 7) A. CHESNÉ, G. KOEHLI and A. BATHELLIER: *Nuclear Sci. Eng.*, **17**, 98 (1963)
- 8) 石原: 原子力工業, **11** (8), 36 (1964) “動力炉燃料の再処理”
- 9) M. TAUBE: “Plutonium” p. 39~96, Polish. Sci. Publishers, Warszawa (1964)
- 10) U. S. Department of Health Education and Welfare, “Radiological Health Hand Book”. The P. B. Report Co., Ltd., Tokyo (1960), Reprinted
- 11) C. W. KOCH: “The Transuranium Elements” Natl. Nuclear Energy Ser. Div. IV, Vol. 14 B (1949). “The Quantitative micro-deteomination of Plutonium”
- 12) C. J. BARTON: CF-60-7-28 (1960), “Plutcnium Handling”
- 13) B. A. J. LISTER: 日本保健物理協議会ニュース No. 10-11-12 (1964), “LISTER 講演集”, 1~91 頁
- 14) K. C. PILLAI *et al.*: AEET/HP/SM-2 (1958), “Handling hazarddds of Plutonium”
- 15) G. J. APPLETON and H. J. DUNSTER: AHSB(RP) R 6 (1961), “Recommended Practice in the Safe Handling of Plutonium in Laboratories and Plant”
- 16) Recommendations of the International Commission on Radiological Protection (1963)
- 17) A. R. KEENE: TID-7577 (p. 83~101) (1959), “Confinement Techniques and Handling of Plutonium in Research Laboratory”
- 18) M. J. STEINDLER: ANL-6540 (1962), “Radiation Problems Associated with the Handling of the Actinide Elements”
- 19) L. G. MERKER *et al.*: BNWL-27 (1965), “Battelle-Northwest Fuel Fabrication Experience with High-Exposure Plutonium”
- 20) C. E. N.-de Fontenay-aux-Roses (CEA, France), “Consignes de Sécurité et d'exploitation du Bâtiment Radiochimie” (1964), 1~40 pages
- 21) A. CHESNÉ: 原研で講演 (1964), “ α -施設とプルトニウムの取扱いについて”
- 22) S. TROUVÉ: *Bulletin d'Information Sci. et Tech.*, No. 68, 3 (1963)
- 23) CEA (France) Documentation (1964), “L'Industrie Nucléaire Française”, α , β , γ (Matériels), Plastec (Seine, France) [Sorbonne étanche]
- 24) CEA (France) Documentation (1964), “Matériels d'Equipement Pour Laboratoires de Hautes Activites”, Vol. 3 (Boites à Gants-Equipements)
- 25) 江村, JAERI-memo 2046 (1965), “グローブボックスの製作とその取扱技術”
- 26) Y. ARTUR: *Bull. d'Information Sci. et Tech.*, No. 63, 17 (1963)
- 27) C. LHEUREUX et G. LEFORT: *Bull. d'Information Sci. et Tech.*, No. 63, 29 (1963)
- 28) Documentation “System Filtrant à Regulation depression”, Jahan (Paris), (1965)
- 29) W. G. BUSBRIDGE: AERE HP/M-34 (1952)
- 30) 宮永: 原子力工業, **11** (10), 41 (1965), “マルケール Pu 生産工場の医務部” (これと同じもの)
- 31) B. A. J. LISTER: 日本原子力学会誌, **6**, 666 (1964)

付録 プルトニウム取扱に関する文献集

Nuclear Science Abstracts 第1巻(1948年)から第18巻(1964年)に集録されているプルトニウムの取扱い (Plutonium Handling) に関する文献を集めて分類した。本文は筆者がフランスでおこなったプルトニウムの化学実験をもとに記された初歩的な事項であるが、さらに詳しい内容やフランス以外の状況を知る上にこの文献集が役だつてであろう。

I. 一般総説

1. The handling of plutonium in laboratories: precautions

H. J. DUNSTER and E. J. BENNELICK (Atomic Energy Research Establishment, Harwell, Berks, England). *Atomics* 6, 312-20 (1955) Oct.

Laboratory facilities and procedures for handling Pu at levels up to 10 curies are outlined. Glove box operation and maintenance are discussed. A procedure for the determination of Pu in urine is described. Emergency measures are suggested. (N. S. A. 10-110)

2. Comments of the handling of plutonium. M. J. STEINDLER (Argonne National Lab., Lemont, Ill) ANL-6021, June 1959, 27 p., Contract W-31-109-eng-38. \$0.75 (OTS).

Many of the features of plutonium facilities have been covered, and a number of them have been omitted. A great variety of safety equipment is available, together with trained personnel to operate it. All of these device, however, do not assure a contamination-free operation. Basically, the careful design of enclosures, experimental equipment, and procedures when handled by trained personnel represents the only approach to the problem of plutonium handling. (N. S. A. 13-16120)

3. Recommended practice in the safe handling of plutonium in laboratories and plants. G. J. APPLETON

and H. J. DUNSTER (United Kingdom Atomic Energy Authority. Health and safety Branch, Radiological Protection Div., Harwell, Berks, England), AHSB (RP)-R-6, Jan. 1961, 49 p.

Plutonium, a by-product of nuclear reactor operation, is itself a fissile material and one of the most toxic of radioactive substances. Whenever the material is handled, consideration must be given to criticality implications, and the precautions generally required for radioactive materials must be applied stringently. A brief introduction to the physical, chemical, and toxic properties of plutonium, reviews the precautions of plutonium, reviews the precautions to be taken in the design and operation of laboratories, plants and stores, and makes recommendations for safe practice. Criticality problems are discussed only in outline. (N. S. A. 15-18363)

II. 取扱技術

(1) 化学実験室

4. Confinement techniques and handling of plutonium in research laboratories. A. R. KEENE (General Electric Co. Hanford Atomic Products Operation. Richland, Wash.) TID-7577 (p. 83-101). Symposium on technical methods in health physics, risø, Denmark, May 25-28, 1959, 19 p.

Plutonium with its extremely low maximum permissible body burden requires that some degree of confinement be provided in order to handle the material safely in research laboratories. Dependent upon the quantity and physical form of the material being handled, confinement techniques may range from complete physical isolation of the material from the research worker to nominal control through the use of standard survey procedures. Confinement and handling methods must consider the plutonium both as a source of external radiation and as a bone-seeker, potentially most likely to enter the body through

accidental inhalation or skin injury. Other factors to be considered in establishing safe handling procedures include pyrophoricity of plutonium metal, required ventilation, use of strippable coatings, and survey techniques. A review of problems likely to be encountered when handling plutonium in research laboratories is made. (N. S. A. 13-20054)

5. **Plutonium handling—A lecture presented to the reactor school by C. J. BARTON, July 12, 1960.** C. J. Barton (Oak Ridge National Lab., Tenn.), CF-60-7-28, July 13, 1960. 12 p., OTS

A discussion of the hazards and philosophy of plutonium handling is presented. Glove box construction and materials are also discussed along with handling techniques and work being done with plutonium in various parts of this country. (N. S. A. 14-19237)

6. **Experimental technique with plutonium.** H. SCHUMACHER (EIR, Wurenlingen, Ger.). *Neue Tech.*, 5: 547-51 (Sept., 1963). (In German)

Pu is an α emitter, is highly inflammable and pyrophoric, and reaches criticality with a relatively small mass. The radiation protections precautions (air-tight glove boxes), the use of inert atmospheres, and criticality control are described. The microchemical methods used in the weighing, metallurgy, and separation and purification of micromasses of Pu are discussed. (N. S. A. 18-5563)

(2) 金属実験室

7. **Nuclear metallurgy—A symposium conducted by institute of metals division, October 17, 1955.** IMD Special Report Series No. 1. New York, America. Institute of Mining and Metallurgical Engineers, 1955. 126 p. \$3.75

The reports presented at the symposium included power reactors, problems in materials for nuclear power, methods used in handling Pu in

research and metallurgical operations and properties of the pure metal, physical metallurgy of Th and U. (N. S. A. 10-6731)

8. **A review of the physical metallurgy of plutonium.** A. S. COFFINBERRY (Los Alamos Scientific Lab. N. Mex.) and M. B. WALDRON (Atomic Energy Research Establishment, Harwell). *Progr. of Nuclear Energy* 1, Series V., 354-410 (1956).

The historical development of plutonium metallurgy, in so far as it is known to the authors, has been traced up to the point at which detailed publication of results become possible through declassification changes. The precautions found to be necessary for the safe handling of plutonium are summarized and the means of given effect to these in different laboratories are discussed. The available data on the physical properties and intermetallic compounds of plutonium are reviewed, with the inclusion of some recent unpublished information. An attempt has been made to cover effectively the work on plutonium metallurgy in America, Britain and Canada, but knowledge of Russian achievements is limited to that disclosed in a single article by Konobeevsky. There are, of necessity, some fields of work by American and British laboratories which remain unpublishable and represent a gap in the scope of this paper. (N. S. A. 11-3773)

9. **The development of handling techniques for the study of plutonium metal.** W. B. H. LORD (Atomic Weapons Research Establishment, Aldermaston, Berks, Eng.) and M. B. WALDRON (Atomic Energy Research Establishment, Harwell, Berks, Eng.). *J. Inst. Metals* 86, 385-92 (1958) Apr.

Metallurgical studies of plutonium are complicated by its fissionable nature, its extreme radioactive toxicity, and its ready oxidation to form a fine powder. Since 1951, when plutonium first become available in Great Britain there has been a steady development in the methods of handling it. The first installations were based

on the use of fixed cells, which were operated through gloves from one face, and to which access could be gained by men in pressurized suits for maintenance. With increasing experience, island cells, operated from two opposite faces, and free-standing glove-boxes, with all-round glove-access, were developed. The relative merits of the various arrangements are discussed. Special features of the ancillary equipment are outlined. (N. S. A. 12-9101)

III. 安全性と障害防止

(1) 一般

10. Health and safety in handling the newer metals. WILLIAM B. HARRIS (U. A. Atomic Energy Commission, New York). *Am. J. Public Health*, **49**, 1138-42 (Oct. 1959).

Some of the hazards involved in the use of Th, U, Zr, Ti, Be, and Pu are discussed. (N. S. A. 15-11376)

11. Hazards in handling plutonium. K. C. PILLAI, S. SOMASUNDARAM, and P. R. KAMATH (India. Atomic Energy Establishment, Trombay). (AEET/HP/SM-2), July 1, 1958. 19 p.

The nuclear and metabolic properties of Pu^{239} are described briefly. Maximum permissible levels of Pu^{239} in the body (personnel), air, water, surfaces, and soil are given. Design of laboratory facilities for handling plutonium is discussed. Safe handling rules are given. (N. S. A. 16-11947)

12. Radiation problems associated with the handling of the actinide element. MARTIN J. STEINDLER (Argonne National Lab., Ill.). (ANL-6540), Apr. 1962. Contract W-31-109-Eng-38. 39 p.

The hazards connected with the handling of actinide elements are surveyed. Emphasis is placed on Th, U, Np, and Pu. It is pointed out that the chemical toxicity of the actinides is usually minor when compared with radiochemical

toxicity. Inhalation and ingestion are the important routes of entry but direct injection into the blood stream through wounds also requires consideration. Special enclosures, such as glove boxes, function primarily to minimize the risk of inhalation and aid in confinement. The external hazard from actinide elements, primarily due to γ and fast neutron emission, varies, considerably with the element and its source. Irradiated actinides, such as Th and Pu, usually show an increase in the external hazard from γ radiation with extent of irradiation. (N. S. A. 16-19175)

13. Evaluation of plutonium exposures in man. J. S. ROBERTSON and S. H. COHN (Brookhaven National Lab., Upton, N. Y.). (BNL-7041), May 25, 1963. Contract [AT (30-2)-Gen-16]. 46 p.

A substantial number of people are employed in the processing of Pu and, despite the use of protective equipment, some of these people excrete detectable quantities of Pu. It is assumed that the Pu enters the body via the respiratory route. Extensive animal studies and the available human data indicate that Pu that reaches the circulation becomes deposited chiefly in the skeleton and liver, with the skeleton being the critical organ because of its role in the induction of osteogenic sarcoma and other bone lesions. Recent studies in dogs indicate that the lung retention half time may be a year or longer, depending on the particle size, and that 70 to 90% of the inhaled dose may be in the lungs or associated structures. It is pointed out that excretion values do not provide reliable information on lung burdens. Methods of estimating body burdens of Pu are reviewed. The advantages disadvantages of whole-body counting are discussed. (N. S. A. 18-132)

14. The monitoring of uranium and plutonium dust hazards. S. E. HUNT, D. ALLENDEN, K. BODDY, B. CATTLE, D. V. FRECK, E. D. TAYLOR, and D. G. WATERS (Associated Electrical Industries, Ltd., Alder-

maston, Berks, Eng.). 13 p. (CONF-365-7) From Symposium on Environmental Monitoring, Berkeley, Gloucestershire, England, Oct. 1963.

A survey of the available literature indicates that the main inhalation hazard arises from particulate matter of diameter between 0.5 micron and 10 micron. Methods assessing this hazard in the presence of the α activity of thoron and radon daughter products are reviewed. (N. S. A. 18-8598)

15. **Safety in Plutonium handling.** R. E. LEUZE. *Nucl. Safety*, 5, 392-6 (1964).

A review of Pu handling hazards is presented in which publications concerned with handling problems are discussed. Recommended practices for safe handling of Pu are reviewed and operating manuals, hazard reviews, and facility designs are discussed. Other discussions are included concerning control of criticality and fire and monitoring of body puncture wounds. (N. S. A. 18-43857)

16. **Safety considerations for handling plutonium, uranium, thorium, the alkali metals, zirconium, titanium, magnesium, and calcium.** ELLIS L. STOUT, comp. (Los Alamos Scientific Lab., N. Mex.), LA-2147. Sept. 4, 1957. 24 p. Contract W-7405-eng-36. \$4.80 (ph. OTS); \$2.70 (mf OTS).

This report compiles from various sources safety considerations for work with the special metals plutonium, uranium, the alkali group, magnesium, titanium, calcium, and zirconium. General criteria to be observed in handling all of these metals and their alloys are listed, to health hazards, pyrophoricity, explosiveness, and other chemical reactions, in both handling and storage. (N. S. A. 12-4688)

(2) プラントにおける安全性と障害防止

17. **Control of health hazards in handling plutonium. Results of 14 years experience.** H. F. SCHULTE

and D. D. MEYER (Los Alamos Scientific Lab., N. Mex.). A/CONF. 15/P/760. 9 p. \$0.50 (OTS). Prepared for the Second U. N. International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, 1958.

As a result of 14 years of experience in handling plutonium in large batch sizes practical techniques for the control of health hazards have been developed. The health hazards involved, including both external and internal radiation, will be outlined and a brief historical review will be made of the Los Alamos experience in developing methods of handling plutonium safely. Remote handling equipment has made possible the isolation of the operators from the direct environment of the plutonium for many operations. Completely interlinked groups of ventilated dry boxes have proven most advantageous for other operations. Enclosure of parts in special containers has permitted some operations without exposure of plutonium to the atmosphere. Local exhaust ventilation and general room ventilation have been combined to limit the spread of plutonium aerosols and to direct the air flow toward the most contaminated areas and away from the operators. Good housekeeping has been a vital part of the control program. Regular monitoring of working areas, routine air sampling, and the use of protective clothing and respiratory protective equipment are described. The problems associated with air cleaning and waste disposal are discussed and practical solutions offered. An important part of the control program is routine analysis of urine samples from exposed personnel and evaluation of the data obtained. A medical program covering all Los Alamos employees contributes significantly to the control of the plutonium problem. The record of the Los Alamos Scientific Laboratory in its 14 years of experience with plutonium is reviewed briefly as a measure of the effectiveness of the control program. (N. S. A. 12-14722)

18. **Plutonium handling hazards.** T. S. CHAPMAN (Dow

Chemical Co., Denver). p. 284-91 in "Proceedings of the Seventh Hot Laboratories and Equipment Conference."

The philosophy and practices of protection from hazards accompanying plutonium processing and fabrication are described. Topics discussed are alpha and penetrating radiation and difficulties associated with the presence of fire or water. (N. S. A. 13-17620)

19. Final safety evaluation of plutonium processing to be performed in the heavy element processing facility. JOHN WATCHER (Martin Co. Nuclear Div., Baltimore). (MND-P-2396) Sept. 1960. 61 p.

The potential hazards associated with the handling and processing of Pu^{238} and Pu^{239} were evaluated. Processing operations consist of chemical purification, fuel from conversion, fabrication and encapsulation and will be performed in the Heavy Element Processing Facility. The hazards presented by these radioisotopes are a consequence of their nuclear properties and chemical behavior. The metals are pyrophoric at elevated temperatures and fissile. The primary hazards appears to be the possibility of inhaling or ingesting the material and demands almost absolute containment during all phases of the process. It was shown that criticality is not an area of concern since the maximum quantity of the materials present within the Facility at any time is of the order of 800 g of Pu^{238} and 50 g of Pu^{239} . An over-all safety factor of 10 was estimated for Pu^{239} . During the fluorination process $\sim 10^9$ neutrons/sec will result from (α, n) reactions with fluorine, or, coupled with spontaneous fission neutrons, a dose rate of 3.5×10^3 mrem/hr at 1 meter (for a 50 g batch of Pu^{238}). Approximately 12 in. of polyethylene (or water) are required to reduce the dose rate to 10 mrem/hr. Neutron dose rates for the nitrate and oxide (50 g of Pu^{238}) were estimated at 3.2 and 20.9 mrem/hr, respectively. For the plutonium metal reduction phase, the reaction vessel and contents reach a maximum temperature of 1080°C. At this temperature the

internal pressure is ~ 4 atm. The maximum permissible internal pressure for the reaction vessel was estimated at 136 atm, or a safety factor of 34. Fabrication and encapsulation operations will be performed in a controlled inert-gas atmosphere, i.e., the rate of gas flow and the gas moisture and corrected, when necessary, to meet specific requirements. (N. S. A. 15-11363)

20. Safety review of Hanford laboratories pilot plant facilities. Revised by W. A. SNYDER (General Electric Co. Hanford Atomic Products Operation, Richland, Wash.). (HW-69587 (Rev.)) Nov. 10, 1961. Contract AT (45-1)-1350. 15 p.

The safeguards incorporated by design features and administrative controls in Hanford laboratories and pilot scale facilities employed in handling fission products and plutonium are discussed. The facilities discussed are the Hot Semiworks, High-Level Radiochemistry Facility, Plutonium Fabrication Pilot Plant, Plutonium Metallurgy Laboratory, and Radiometallurgy Laboratory. (N. S. A. 16-3261)

IV. グローブボックス

21. Glove boxes and shielded cells for handling radioactive materials. A Record of the Proceedings of the Symposium on Glove Box Design and Operation held in the Cockcroft Hall, A. E. R. E., Harwell, on February 19th to 21st, 1957. G. N. WALTON, ed. New York, Academic Press, Inc., 1958. 523 p.

This volume is divided into two parts. Part one is devoted to unshielded boxes and includes safety, design and manufacture, constructional materials, decontamination, layout in laboratories inert atmospheres, handling of Po, operations with gaseous materials, metallurgical glove box practice in the USA, development for metallurgical studies, adaptation of standard boxes to metallurgical operations, metal fabrication plants, and large scale operations. The second part discusses shielded cells and includes shielding calculations, view-

ing and handling equipment, design of shielded cells, operations on β -ray emitters, Pu handling for a critical experiment, operations on multicurie cesium sources, and operations on irradiated fissile materials. (N. S. A. 13-22779)

22. **Low cost gloveboxes.** R. F. MALECHA, H. O. SMITH, J. H. SCHRAIDT, J. V. NATALE, N. E. ROSS, and H. O. BROWN, JR. (Argonne National Lab., Ill.). (TID-7599 (p. 485-93)) (1961)

A glove box, simple in construction, universal in plutonium handling capabilities, and economical to build was desired. A thorough study was made of the means and methods involved in producing a suitable low cost glove box with a clean interior. Tests proved the feasibility of using safety glass fastened and sealed to a metal frame with an automobile type weatherstrip. Modular structural elements allow glove boxes of many lengths to be built from a few basic carbon steel components. The experience with the glove boxes now installed and in operation verifies the original conviction that a versatile glove box could be produced at a low cost. (N. S. A. 15-4852)

23. **Carbide fuel development.** Phase III Report, September 15, 1960-September 15, 1961. W. SHERIDAN and A. STRASSER (United Nuclear Corp. Development Div., White Plains, N. Y.) and J. ANDERSON and K. TAYLOR (Carborundum Co., Niagara Falls, N. Y.). (NDA-2162-5) Sept. 30, 1961. Contract AT (30-1)-2303 (IV). 64 p.

UC-PuC solid solution powders containing only minor amounts of impurities were obtained by reacting a mixture of UO_2 and PuO_2 with carbon or by heating together a mixture of UC, Pu_2C_3 , and U. UC-PuC pellets with the desired high densities of 95% of theoretical were obtained by cold pressing and sintering, using 0.1 wt % nickel as a sintering aid. Without nickel, the densities were much lower for the same sintering conditions. Prior to experiments with solid solution carbides, essentially stoichiometric UC powder

was prepared in the plutonium facility by the plutonium facility by the carbon reduction of UO_2 in a helium atmosphere. Attempts to prepare stoichiometric PuC by the carbon reduction of PuO_2 failed, the product consisting of a mixture of plutonium carbides and oxides. Pu_2C_3 was readily obtained by reacting stoichiometric amounts of PuO_2 and carbon. Additional evaluation of test samples, using x-ray diffraction and a microprobe analyzer, confirmed that type 304 stainless steel, and niobium are satisfactory UC cladding materials at 820°C, for 40000 hr, while Inconel-X, Zircaloy-2, and beryllium are not satisfactory. The irradiation of two clad UC specimens was completed. The UC pellets were made by cold pressing and sintering UC powder, which in turn was made by reacting UO_2 with carbon. Irradiation conditions were 18,500 MWD/tonne average burn up, 760°C average central fuel temperature, and 315 w/cm average heat generation rate. In-pile measurements of the combined fuel plus helium gap conductivity gave an average value of 0.02 g-cal/sec-cm²-°C/cm. The UC conductivity was similar to out-of-pile values for arc cast UC, if reasonable helium gap conductances were assumed. A glove box for high temperature property measurements was designed. A conceptual design of the facility for examining irradiated plutonium was made. (N. S. A. 16-6689)

V. 施設と設備

(1) 化学実験室

24. **Analytical chemical laboratories for the handling of plutonium.** C. F. METZ. (Los Alamos Scientific Lab., N. Mex.) A/CONF. 15/P/533. 22 p. Prepared for the Second U. N. International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, 1958.

The analytical laboratories at Los Alamos equipped with dry and glove boxes are described and the philosophy of handling plutonium is presented. The boxes are so designed that all required operations in chemical analysis can be safely performed without room contamination and with minimum risk to the analyst. These boxes are

fabricated of stainless steel, with windows of lucite or safety glass. All metal exposed on the inside is painted with a strippable plastic base paint. Glove ports at a convenient height permit easy use of rubber gloves. Experience has shown that plutonium in solution can be safely handled in these enclosures without rubber gloves on the ports, but for handling plutonium in solid form, rubber gloves must be attached to the glove ports. These enclosures are equipped with all the usual laboratory services. Doors between boxes are of an unusual design, vertically operated by compressed air. Provisions exist for operation of equipment such as centrifuges and pH meters within the boxes yet permitting removal in an uncontaminated condition. Ventilation is provided through filters for all gloved boxes and is regulated so as not to interfere with operations by means of dampers in the exhaust ducts. In case of open front boxes, a minimum face velocity of 100 feet per minute is maintained. Polyvinyl plastic was used for exhaust duct installations and was found to be quite satisfactory. (N. S. A. 12-1464)

25. Analytical laboratories for the handling of plutonium
CHARLES F. METZ and GLENN R. WATERBURY
(Los Alamos Scientific Lab., N. Mex.). *Talanta*,
6, 149-53 (1960).

For the safe handling of plutonium in analytical chemical laboratories, equipment is required capable of handling up to 1-g quantities of the radioactive material per analytical sample and the storage of 100-g quantities in the form of unused samples and residues. Special enclosures, known as dryboxes, or glove boxes, were designed for this purpose. The analytical chemistry laboratories at the Los Alamos Scientific Laboratory which are so equipped are described. The philosophy of handling plutonium is also discussed. These boxes are so designed that all required operations in chemical analyses may be performed safely without contamination of the room and with a minimum of risk to the analyst. Included

are operations such as weighing, dissolving, precipitation, filtering, evaporating, centrifuging, and igniting of precipitates and also electrometric, polarographic, spectrophotometric, and spectrochemical techniques. The designs of individual boxes are varied to permit various operations, and at the same time they may be arranged interchangeably in circumstances requiring several boxes in a row. For routine and semiroutine analyses, these boxes are arranged for an assembly-line type of operation. The sample to be analyzed is introduced at one end of the assembly, successive steps in the analysis are performed as the sample is moved progressively through the assembly, and the residue is temporarily stored at the other end of the assembly in a suitable container. These boxes are fabricated of stainless steel, with windows of Lucite or safety glass. All metal exposed on the inside is painted with a strippable plastic-base paint. Glove ports are located at a convenient height to permit easy use of rubber gloves. Experience has shown that plutonium in solution can be safely handled in these enclosures without rubber gloves being on the ports but that for plutonium in solid form, rubber gloves must be attached to the glove ports. These enclosures are equipped with all the usual laboratory services. Doors between boxes are of an unusual design, vertically operated by compressed air. Provisions are included for the operation of equipment such as centrifuges and pH meters within the boxes, yet permitting their removal in an uncontaminated condition. Ventilation is provided through filters for all gloved boxes. It is so regulated by means of dampers in the exhaust ducts that it does not interfere with operations. In case of open-front boxes, the flow of air is maintained at a minimum face velocity of 100 ft/min. Stainless steel as an exhaust duct material was found to be unsatisfactory, especially for those boxes in which acids are fumed. Polyvinyl plastic was used for the more recently installed ducts and was found to be quite satisfactory. The descriptive material is adequately illustrated by 20 photographs. (N.

S. A. 15-8747)

(2) 金属実験室

26. Some Facilities for the study of plutonium and its alloys. G. K. WILLIAMSON, D. M. POOLE, and J. A. C. MEARPLES (Atomic Energy Research Establishment, Harwell, Berks). *J. Inst Metals* 85, 431-6(1957) June.

Five glove-boxes for the safe handling of the highly toxic and reactive metal plutonium and its alloys are described. Facilities are provided for alloy preparation, x-ray examination, heat treatment, and metallography. The apparatus is simple, is easy to use, requires little maintenance, and can readily be modified and extended whenever necessary. (N. S. A. 11-9246)

27. Plutonium metallurgy in France. E. GRISON (Centre d'Études Nucléaires, Paris). p. 84-96 of "The Metal Plutonium." Chicago, The University of Chicago Press, 1961.

Work with metallic Pu in France began in Jan. 1956. Special equipment for Pu handling is described. Most work was done Pu-Al alloys. Micrographs illustrating the as-cast microstructures of Al alloys with Pu content from 10 to 50 wt% are shown. (N. S. A. 17-16558)

28. Plutonium metallurgy at the Argonne national laboratory. FRANK G. FOOTE (Argonne National Lab., Ill.). p. 63-9 of "The Metal Plutonium." Chicago, The university of Chicago Press, 1961.

Work at Argonne since 1945 in the field of fast-breeder reactors and efforts to prepare Pu-containing materials suitable for use in thermal reactors are reviewed. Health hazards associated with handling of Pu and methods of hazard control are discussed. Maximum permissible limits in air of natural U, U^{238} , U^{233} , Po^{210} , and Ra^{226} are listed. Existing and planned Pu-handling facilities at ANL are described. (N. S. A. 17-16555)

29. United nuclear corporation plutonium facility. DUMONT RUSH (United Nuclear Corp., White Plains, N. Y.). Proc. Hot Lab. Equip. Conf., 10th, Washington, D. C., 1962: 313-20(1962).

A plutonium facility was designed and built to produce fuel samples and obtain data on their irradiation behavior for long burnups at high power generation rates. The facility has ten glove boxes and two hoods for the preparation of plutonium fuel elements and samples, and for out-of-pile examination for weight, dimension, density, microscopic structure, thermal expansion at high temperature, melting point, vapor pressure and quantitative chemical composition. In all but the chemistry boxes and hoods, the box atmosphere is either nitrogen or helium, with careful control over oxygen and water vapor content, and maintained at less than ambient pressure. The facility is engaged in a mixed-carbide fuel development program and during more than a year of operation there has been no detectable alpha contamination outside the boxes. (N. S. A. 17-2775)

(3) α , β , γ セル

30. Hot cells for plutonium reactor fuel research. P. J. PETERSON, R. L. THOMAS and J. L. GREEN (Los Alamos Scientific Lab., N. Mex.) (Los Alamos Scientific Lab., N. Mex.) A/CONF. 15/P/532 10 p. \$ 0.50(OTS).

Prepared for the Second U. N. International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, 1958.

The structure consists of four 6 ft. by 6 ft. by 10 ft. high cells in a line backed by a common corridor 11 ft. by 30 ft. long. Shielding is accomplished with a combination of magnetite and ordinary concrete. One pair of Argonne Model No. 8 manipulators are used in each cell and a General Mills Mechanical Arm, in the corridor. The former will be used for actual experimentation and the latter to transfer material into and

out of the cells. Because of the types and quantity of plutonium to be handled, the material will be processed within a portable enclosure located in a cell. The enclosure is designed for versatility. The Model No. 8 Manipulators will have access to the interior of the enclosure through contamination-tight plastic booting developed at the Los Alamos Scientific Laboratory and can be remotely introduced and withdrawn. Their function is to perform the lighter tasks required and to service the mechanical aids used for heavier work. Services to the enclosure can be remotely disconnected and the enclosure can be remotely removed. Special services are ventilation, negative-pressure circulating water system, and induction heating facility. Plutonium is transferred to and from the enclosure in an alpha container by the Mechanical Arm. The container is attachable to the enclosure and the plutonium removed by remote operation without spread of contamination. (N. S. A. 12-14640)

31. **Hot laboratory facility for physical measurements on irradiated plutonium.** R. C. GOERTZ. (Argonne National Lab. Lemont, Ill.) A/CONF. 15/P/543 11 p. \$ 0.50 (OTS).

Prepared for the Second U. N. International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, 1958.

A new facility is being developed to carry out physical measurements on irradiated plutonium-bearing fuel elements. The shielded enclosure (cave) will be sealed tight enough to contain the radioactive particulate material and a portion of it will be tight enough to contain a high purity inert atmosphere. Handling and manipulation within the enclosure are to be performed entirely by remotely controlled slave-robots, manipulators, and cranes. Viewing will be by means of shielding windows, periscopes, and television. Slave-robots are to have capabilities of setting up, operating, and repairing or removing any of the equipment to be used in the facility. The ability of one slave-robot to repair another similar unit

is the first requirement for achieving the over-all objective. In addition, the other equipment used in the caves must be designed so that the slave-robots, along with the other manipulator and cranes, can repair or replace them. The emphasis will be on repair rather than replacement because much of the equipment for experimental research will be new and unproven. A simple slave-robot, Model 1, has been built and improved models are under development. One of these is expected to be built in 1958 and still another improved model in 1959. (N. S. A. 12-14642)

32. **Alteration of a Gamma cell for plutonium-gamma usage.** Presented at Nuclear Engineering and Science Conference, April 6-9, 1959, Public Auditorium, Cleveland, Ohio. Preprint V-34. H. M. Glen (Oak Ridge National Lab., Tenn.). New York, Engineers Joint Council, 1959. 12 p. \$ 0.50.

The structural, mechanical, electrical, remote manipulation, and maintenance alterations necessary to provide containment of airborne alpha-gamma emitters within a remotely operated cell are described and illustrated with particular emphasis on the unique air handling problem encountered. (N. S. A. 13-20082)

33. **Operation of a plutonium hot cells.** P. J. PETERSON and J. L. GREEN (Los Alamos Scientific Lab., N. Mex.). (TID-7599 (p. 297-305))

Operation of a facility for research and development work with reactor-irradiated plutonium on a kilogram scale combines the difficulties of a plutonium glove-box operation and those of remote manipulation in a shielded cave. The installation described provides a hermetically sealed glove box, within which all experimental work is conducted, situated inside a shielded cell. Manipulation within the box is done by means of Argonne model No. 8 manipulators working through plastic booting. These cells have been in use since July 1959. The operational pro-

cedures developed during their first year are described along with the apparent advantages and difficulties of this particular design. (N.S.A. 15-4832)

34. **Criteria for safe handling of irradiated plutonium in beta-gamma shielded cells.** LEO G. FAUST, J. G. BRADLEY, and C. L. BOYD (General Electric Co., Richland, Wash.). Proc. Conf. Hot Lab. Equip., 11th, New York, 1963, 437-45(1963).

No known significant internal body depositions result from handling irradiated plutonium-bearing materials when alpha emitting contaminants are controlled by beta-gamma monitoring of associated fission products. This method is in use by the Hanford Laboratories Radiometallurgy Facility. Irradiation data are used to establish when a sample must be removed from the laboratory. This assures existence of a beta-gamma to alpha activity ratio above a prescribed value during sample retention in the laboratory. (N.S.A. 18-473)

35. **Equipment of the very high activity alpha, beta, gamma laboratory at Saclay.** JEAN HAINZELIN, ALAIN TARBE de SAINT-HARDOUIN, and ANDRE VALENTIN. *Ind. At.*, 7: Nos. 11-12, 49-61(1963). (In French)

The alpha, beta, gamma laboratory at Saclay was constructed for physical, metallurgical, and technological studies on irradiated plutonium fuel elements. The laboratory is briefly described, and a detailed account is given of the equipment, particularly pneumatic and electric remote-control devices and instrumentation and machinery. (N.S.A. 18-17982)

(4) 施設とプラント

36. **Design and operation of Hanford's plutonium metallurgy facilities.** O. J. WICK and I. D. THOMAS. (General Electric Co. Hanford Atomic Products Operation, Richland, Wash.) A/CONF. 15/P/1903 11 p. \$ 0.50(OTS).

Prepared for the Second U.N. International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, 1958.

The philosophy of plutonium handling on a large scale is described in detail. Descriptions are presented of the enclosure of full size ceramic and metal fabricating equipment in glove boxes for fabrication development and pilot plant verification of new manufacturing processes for reactor fuel materials containing plutonium. Emergency procedures are outlined for both major and minor incidents in order to minimize the spread of contamination and assure personnel safety. Methods and techniques employed in decontamination of grossly contaminated facilities are presented as well as design considerations which effectively decrease the labor and equipment loss resulting from such an accident. (N.S.A. 12-14644)

37. **Philosophy of design for the NDA plutonium facility.** E. D. OPPENHEIMER and S. LAZARUS (Nuclear Development Corp. of America, White Plains, N. Y.). (NDA-Memo-2145-3) Apr. 15, 1960. 28 p.

A statement is presented of the basic points of design philosophy which will be used as a guide in the design of a facility for handling, analyzing, cladding and performing other operations on plutonium carbide. Types of hazards associated with plutonium include toxicity, pyrophoricity, and nuclear reactivity. (N.S.A. 15-23592)