

JAERI-M  
7026

JMTRによる<sup>60</sup>Co大線源の試験製造

1977年3月

加藤 久・木暮 広人・立川 克浩・伊藤 太郎

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



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

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

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

J M T R による  $^{60}\text{Co}$  大線源の試験製造

日本原子力研究所アイソトープ事業部製造部

加藤 久・木暮広人・立川克浩・

伊藤太郎

( 1 9 7 7 年 2 月 1 4 日受理 )

高比放射能の密封  $^{60}\text{Co}$  線源の製造技術の確立を目的として試験製造を実施した。ペレット状コバルトターゲット ( $1.0\text{mm} \phi \times 1.0\text{mm}$ , 6.9% Ni メッキ) を、平均熱中性子束  $1.2 \times 10^{14} \text{n/cm}^2 \cdot \text{sec}$  で最高 5,573 時間照射して、最高  $6.81 \text{Ci/g}$  の比放射能をもつ  $^{60}\text{Co}$  線源を得た。これらの  $^{60}\text{Co}$  線源は、長さ  $96\text{mm}$ 、直径  $10\text{mm}$  のステンレス製カプセルへ封入して密封線源とした。密封カプセルについて、表面汚染検査および煮沸法による漏洩試験を行なった結果、すべて 1 回の検査で合格した。なお、全製品は日本原子力研究所高崎研究所へ出荷された。

## Test Production of Large $^{60}\text{Co}$ Sources with JMTR

Hisashi KATO, Hiroto KOGURE, Kastuhiro TACHIKAWA  
and Taro ITO

Division of Radioisotope Production, Radioisotope Center  
JAERI

( Received February 14, 1977)

To establish the production technique of  $^{60}\text{Co}$  radiation sources with high specific activity, the target pellets of cobalt (diameter 1.0mm x length 1.0mm, weighing 6.9mg, with Ni plating) were irradiated for a maximum of 5,573 hr at average thermal neutron flux  $1.2 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ . The total activity of  $^{60}\text{Co}$  sources was 1.9kCi, with a maximum specific activity of 68.1 Ci/g. The  $^{60}\text{Co}$  sources were enclosed in stainless steel capsules, each of length of 96mm and diameter 10mm, for the sealed sources. Sealed sources were examined in surface contamination and leakage by wipe and immersion tests. Test production was started in 1967, and finished in 1976; the products were all delivered to Irradiation Service Section, Takasaki Radiation Chemistry Reserch Establishmemt, JAERI.

## 目 次

1 緒 論	1
2 ターゲットの仕様	1
3 J M T R における照射計画	2
3.1 照射孔の概要	2
3.2 照射条件の検討	2
4 照射用試料	4
4.1 ターゲットの配列の検討	4
4.2 ターゲットの作製	6
5 $^{60}\text{Co}$ 密封線源の製造	8
5.1 試料の搬入	8
5.2 照射キャップセルの開封	8
5.3 試料の解体	11
5.4 放射能測定	11
5.4.1 測定器とその較正	11
5.4.2 測定法	11
5.4.3 測定結果と解析	12
5.5 密封線源の製造	14
5.5.1 密封用カプセル	14
5.5.2 線源の組立て	14
5.5.3 密封用カプセルの溶接	17
5.5.4 $\gamma$ 線出力測定	18
5.5.5 汚染検査と漏洩検査	18
5.6 密封 $^{60}\text{Co}$ 線源の出荷	19
5.7 ケーブル内汚染と廃棄物	19
6 結 論	20
参考文献	21

## C o n t e n t s

1	I n t r o d u c t i o n .....	1
2	T a r g e t s p e c i f i c a t i o n .....	1
3	I r r a d i a t i o n p l a n w i t h J M T R .....	2
3.1	G e n e r a l d e s c r i p t i o n o f i r r a d i a t i o n h o l e .....	2
3.2	I r r a d i a t i o n c o n d i t i o n s .....	2
4	I r r a d i a t i o n t a r g e t .....	4
4.1	T a r g e t C o n f i g u r a t i o n .....	4
4.2	E n c a p s u l a t i o n .....	6
5	$^{60}\text{Co}$ sealed sources production .....	8
5.1	L o a d i n g o f i r r a d i a t e d s a m p l e s .....	8
5.2	O p e n i n g .....	8
5.3	D i s a s s e m b l i n g .....	11
5.4	R a d i o a c t i v i t y m e a s u r e m e n t .....	11
5.4.1	A p p a r a t u s a n d c a l i b r a t i o n .....	11
5.4.2	M e a s u r e m e n t .....	11
5.4.3	R e s u l t s a n d d i s c u s s i o n .....	12
5.5	S e a l e d s o u r c e p r o d u c t i o n .....	14
5.5.1	D e s i g n o f s e a l e d c a p s u l e .....	14
5.5.2	A s s e m b l y .....	14
5.5.3	R e m o t e w e l d i n g .....	17
5.5.4	G a m m a r o u t p u t m e a s u r e m e n t .....	18
5.5.5	I n s p e c t i o n .....	18
5.6	S h i p p i n g .....	19
5.7	C o n t a m i n a t i o n a n d w a s t e d i s p o s a l s .....	19
6	C o n c l u s i o n .....	20
	R e f e r e n c e s .....	21

## 1 緒論

<sup>60</sup>Co大線源の製造は、昭和42年度に日本原子力研究所アイソトープ事業部製造部において、日本原子力研究所東海研究所研究炉管理部および高崎研の協力のもとに策定した“JRR-3による<sup>60</sup>Co大線源の国産化計画”によって開始された。しかし、その後当初計画は大巾に変更された。<sup>1)</sup>そのうえJRR-3による試験製造は、原子炉の稼動状況の不調などにも影響されて照射終了時期が遅延し、昭和48年度に終了した。しかしこれらの経験から<sup>60</sup>Co大線源の製造に必要ないくつかの技術開発、例えば比放射能を高めるための最適照射条件の検討、大量線源の安全な取扱い技術の開発、放射能測定技術の開発、ステンレス製密封カプセルの溶接技術の開発など多くの貴重な知見を得ることができた。

さらにこれらの計画と平行して、JMTTR照射による高比放射能の<sup>60</sup>Co線源試験製造の準備がすすめられた。この試験製造はJRR-3による製造経験から得られたいいくつかの結果を利用し、さらに大量の<sup>60</sup>Co線源の製造技術を確立することを目的とするものであった。このJMTTRによる試験製造では昭和45年度から昭和51年度まで、通算7回にわたる照射が行われた。本計画の最終目標は100Ci/gの比放射能をもつ<sup>60</sup>Co線源を製造することであったが、実際にはJMTTRの数サイクルにわたる運転休止などが影響し、当初予定した値の60%程度の比放射能しか得ることができなかった。しかし照射技術、試料の安全取扱いなどに関する技術開発については、ほぼ計画通り順調に実施された。この試験製造で得られた<sup>60</sup>Co線源は、高崎研究所照射施設課の研究計画にもとづき各種試験項目に適した放射能強度および放射能分布をもつ密封線源に加工し、試験依頼製品として出荷した。

今後は、さきのJRR-3照射による密封線源ならびに今回のJMTTR照射による密封線源について、高崎研究所における線源の水中貯蔵によるカプセルの経年変化試験および安全性試験の方法などについて、引き続き検討をすすめていく予定である。

## 2 ターゲットの仕様

本試験製造に使用したコバルトターゲットは、次のような条件で決定した。

- (1) 原研高崎研の実験計画に適合するようなものであること。
- (2) 海外の主要な線源生産国における使用経験があること。
- (3) 国産が可能であること。
- (4) 放射化後の取扱いで、施設等の放射能汚染をできるだけ少なくするようにターゲットの表面に被覆を施すことができる。

以上の各条件を充たすターゲットとして、Table 1に示すようなウェーハ状およびペレット状ターゲットの二種類を使用した。これらのうちウェーハ状ターゲットについては、すでにJRR-3による試験製造に使用した経験があるものである。

本試験製造で使用したターゲットの個数は、Niメッキウェーハ：23個、Alクラッドウェーハ：6個、Niメッキペレット：約6464個(48.48g)である。高比放射能の<sup>60</sup>Co線源用

## 1 緒論

<sup>60</sup>Co大線源の製造は、昭和42年度に日本原子力研究所アイソトープ事業部製造部において、日本原子力研究所東海研究所研究炉管理部および高崎研の協力のもとに策定した“JRR-3による<sup>60</sup>Co大線源の国産化計画”によって開始された。しかし、その後当初計画は大巾に変更された。<sup>1)</sup>そのうえJRR-3による試験製造は、原子炉の稼動状況の不調などにも影響されて照射終了時期が遅延し、昭和48年度に終了した。しかしこれらの経験から<sup>60</sup>Co大線源の製造に必要ないくつかの技術開発、例えば比放射能を高めるための最適照射条件の検討、大量線源の安全な取扱い技術の開発、放射能測定技術の開発、ステンレス製密封カプセルの溶接技術の開発など多くの貴重な知見を得ることができた。

さらにこれらの計画と平行して、JMTTR照射による高比放射能の<sup>60</sup>Co線源試験製造の準備がすすめられた。この試験製造はJRR-3による製造経験から得られたいいくつかの結果を利用し、さらに大量の<sup>60</sup>Co線源の製造技術を確立することを目的とするものであった。このJMTTRによる試験製造では昭和45年度から昭和51年度まで、通算7回にわたる照射が行われた。本計画の最終目標は100Ci/gの比放射能をもつ<sup>60</sup>Co線源を製造することであったが、実際にはJMTTRの数サイクルにわたる運転休止などが影響し、当初予定した値の60%程度の比放射能しか得ることができなかつた。しかし照射技術、試料の安全取扱いなどに関する技術開発については、ほぼ計画通り順調に実施された。この試験製造で得られた<sup>60</sup>Co線源は、高崎研究所照射施設課の研究計画にもとづき各種試験項目に適した放射能強度および放射能分布をもつ密封線源に加工し、試験依頼製品として出荷した。

今後は、さきのJRR-3照射による密封線源ならびに今回のJMTTR照射による密封線源について、高崎研究所における線源の水中貯蔵によるカプセルの経年変化試験および安全性試験の方法などについて、引き続き検討をすすめていく予定である。

## 2 ターゲットの仕様

本試験製造に使用したコバルトターゲットは、次のような条件で決定した。

- (1) 原研高崎研の実験計画に適合するようなものであること。
- (2) 海外の主要な線源生産国における使用経験があること。
- (3) 国産が可能であること。
- (4) 放射化後の取扱いで、施設等の放射能汚染をできるだけ少なくするようにターゲットの表面に被覆を施すことができる。

以上の各条件を充たすターゲットとして、Table 1に示すようなウェーハ状およびペレット状ターゲットの二種類を使用した。これらのうちウェーハ状ターゲットについては、すでにJRR-3による試験製造に使用した経験があるものである。

本試験製造で使用したターゲットの個数は、Niメッキウェーハ：23個、Alクラッドウェーハ：6個、Niメッキペレット：約6464個(48.48g)である。高比放射能の<sup>60</sup>Co線源用

Table.1 Specification of cobalt targets

Type	Wafer type	Pellet type	
Coating	Ni plating	Al cladding	
Dimension	8.0mm <sup>Ø</sup> ( $\pm 0.2\text{mm}$ ) x 2.25mm ( $\pm 0.1\text{mm}$ )	10.0mm <sup>Ø</sup> ( $\pm 0.2\text{mm}$ ) x 3.5mm ( $\pm 0.1\text{mm}$ )	1.01mm <sup>Ø</sup> ( $\pm 0.02\text{mm}$ ) x 1.01mm ( $\pm 0.03\text{mm}$ )
Weight	1.10g $\pm 0.002\text{g}$	1.10g $\pm 0.002\text{g}$	6.86mg $\pm 0.21\text{mg}$
Coating thickness	0.05 mm	0.6 mm	0.01 mm
Maker	Sumitomo Special Metals Co.,Ltd	Ishifuku Metal Industry Co.,Ltd	

ターゲットとしてはペレット状ターゲットを主体として長時間照射に使用し、ウェーハ状ターゲットは短時間照射に使用した。

### 3 JMTRにおける照射計画

#### 3.1 照射孔の概要

コバルトターゲットの照射に利用した照射孔は、JMTRのベリリウムおよびアルミニウム反射体領域における3本の垂直照射孔である。各領域における各照射孔の位置は、Fig.1に示すJMTR炉心格子配列図のうちのI-11,L-5およびE-10である。反射体領域における照射孔内の平均熱中性子束は、 $2 \times 10^{14} \text{n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ と設計されている。上記の各照射孔は燃料領域に隣接し、反射体領域の中でも熱中性子束が比較的高く、高比放射能<sup>60</sup>Co線源の製造には適した照射孔である。各反射体領域の照射孔で使用した照射用バスケットの有効寸法は、Be反射体領域用が $26\text{mm}\phi \times 712\text{mm}$ 、Al反射体領域用が $36\text{mm}\phi \times 865\text{mm}$ である。各バスケットには、コバルトターゲットを装填した5本のアルミニウム製照射キャップセルが収容でき、各キャップセルには照射孔の上部から1, 2, ……5の順に番号が付されている。照射用バスケットおよび照射用キャップセルは、日本原子力研究所大洗研究所材料試験炉部においてJMTR  
<sup>2)</sup>照射用として設計製作されたものである。

#### 3.2 照射条件の検討

JMTRにおける高比放射能<sup>60</sup>Co線源の製造計画においては、さきのJRR-3における試験製造から得たいくつかの成果、例えば照射条件の確立、ターゲットの被覆の安全性の確認、放射能測定技術の確立、密封線源の製作技術および大量放射性物質の取扱い技術の習得などにもとづき、比放射能 $100\text{Ci/g}$ を最終目標とした。比放射能は取扱いの安全性を確認しながら段階的に増加し、それらに応じた照射条件を決定した。第1段階として、1サイクル照射(照

Table.1 Specification of cobalt targets

Type	Wafer type	Pellet type	
Coating	Ni plating	Al cladding	
Dimension	8.0mm <sup>Ø</sup> ( $\pm 0.2\text{mm}$ ) x 2.25mm ( $\pm 0.1\text{mm}$ )	10.0mm <sup>Ø</sup> ( $\pm 0.2\text{mm}$ ) x 3.5mm ( $\pm 0.1\text{mm}$ )	1.01mm <sup>Ø</sup> ( $\pm 0.02\text{mm}$ ) x 1.01mm ( $\pm 0.03\text{mm}$ )
Weight	1.10g $\pm 0.002\text{g}$	1.10g $\pm 0.002\text{g}$	6.86mg $\pm 0.21\text{mg}$
Coating thickness	0.05 mm	0.6 mm	0.01 mm
Maker	Sumitomo Special Metals Co., Ltd	Ishifuku Metal Industry Co., Ltd	

ターゲットとしてはペレット状ターゲットを主体として長時間照射に使用し、ウェーハ状ターゲットは短時間照射に使用した。

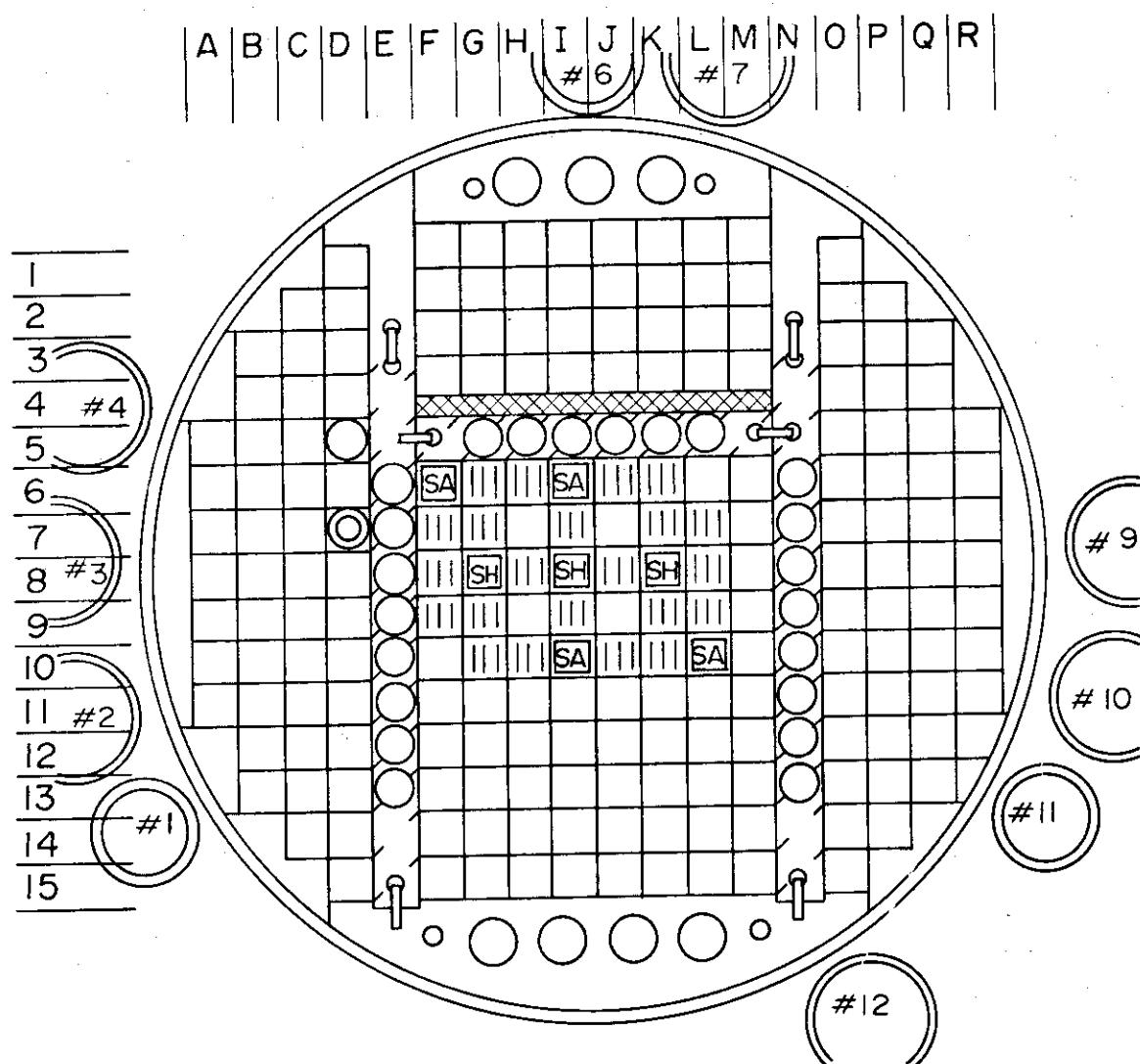
### 3 JMTRにおける照射計画

#### 3.1 照射孔の概要

コバルトターゲットの照射に利用した照射孔は、JMTRのベリリウムおよびアルミニウム反射体領域における3本の垂直照射孔である。各領域における各照射孔の位置は、Fig.1に示すJMTR炉心格子配列図のうちのI-11,L-5およびE-10である。反射体領域における照射孔内の平均熱中性子束は、 $2 \times 10^{14} \text{n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ と設計されている。上記の各照射孔は燃料領域に隣接し、反射体領域の中でも熱中性子束が比較的高く、高比放射能<sup>60</sup>Co線源の製造には適した照射孔である。各反射体領域の照射孔で使用した照射用バスケットの有効寸法は、Be反射体領域用が $26\text{mm}\phi \times 712\text{mm}$ 、Al反射体領域用が $36\text{mm}\phi \times 865\text{mm}$ である。各バスケットには、コバルトターゲットを装填した5本のアルミニウム製照射キャップセルが収容でき、各キャップセルには照射孔の上部から1, 2, ……5の順に番号が付されている。照射用バスケットおよび照射用キャップセルは、日本原子力研究所大洗研究所材料試験炉部においてJMTR照射用として設計製作されたものである。<sup>2)</sup>

#### 3.2 照射条件の検討

JMTRにおける高比放射能<sup>60</sup>Co線源の製造計画においては、さきのJRR-3における試験製造から得たいくつかの成果、例えば照射条件の確立、ターゲットの被覆の安全性の確認、放射能測定技術の確立、密封線源の製作技術および大量放射性物質の取扱い技術の習得などにもとづき、比放射能 $100\text{Ci/g}$ を最終目標とした。比放射能は取扱いの安全性を確認しながら段階的に増加し、それらに応じた照射条件を決定した。第1段階として、1サイクル照射(照



- |  |                            |  |      |
|--|----------------------------|--|------|
|  | Shim rod                   |  | Loop |
|  | Safety rod                 |  |      |
|  | Fuel element               |  |      |
|  | Be reflector               |  |      |
|  | Al reflector               |  |      |
|  | $\gamma$ -ray shield plate |  |      |
|  | Hydro rabbit               |  |      |

Fig. I JMTR lattice pattern

射時間(約530時間)によって得られる比放射能をJRR-3における照射結果から約9Ci/gと推定し、第2段階以後順次長時間照射へ移行するように計画した。その結果、原子炉の稼動サイクル間の休止期間(約30日間)中における<sup>60</sup>Coの崩壊を考慮して照射時間と比放射能の関係を求めると、3サイクル照射によって25Ci/g、6サイクル照射によって46Ci/g、12サイクル照射によって88Ci/g、17サイクル照射によって110Ci/gとなった。これらの照射条件による照射はペレット状ターゲットを使用し、ウェーハ状ターゲットは、すでに報告されているJRR-3・VC照射孔における<sup>60</sup>Co線源の放射能との比較試料にするため、1サイクル照射に使用した。

JMTRの稼動初期における1年間(03サイクルから09サイクルまで)は試用期間とされ、熱出力は30MW、運転時間は21日/1サイクルで実施された。

この試用期間中における07サイクルおよび09サイクルを利用してまづ1サイクル照射を2回行なった。その後利用期間(熱出力は50MW、運転時間は28日/1サイクル、6サイクル/1年)に入り、13サイクル、14~16サイクル、16~22サイクル、24~35サイクル、19~35サイクルの各照射を実施した。これらの照射実績をTable 2に示す。

## 4 照射用試料

### 4.1 ターゲットの配列の検討

<sup>60</sup>Co照射に使用した照射キャップセルは、Al反射体領域において1サイクル照射に使用したキャップセルとBe反射体領域において多サイクル照射に使用したキャップセルの二種類である。これらの照射キャップセルはそれぞれの反射体領域用バスケットに適合する形状と寸法をもつてある。その詳細をFig.2に示す。

1回の照射に使用したターゲット量は、放射化後の取扱い時における安全性をその都度確認できるように放射能を段階的に増加し、さらに1バッチあたりの総放射能がケーブの最大取扱い量(重コンクリート遮蔽厚65cmで<sup>3)</sup><sup>60</sup>Co換算500Ci)を超えないようにすることを条件にしてきめた。したがって最終目標の比放射能100Ci/gの試料については、同時に取扱う総ターゲット量を4g(400Ci)とした。

照射キャップセル内におけるコバルトターゲットの配列は、コバルトターゲットによって生ずる中性子束密度の低下(feux depression)の影響が他のターゲットに及ばないように、スペーサを用いてターゲット間に適当な距離を設けた。特に体積の大きいウェーハ状ターゲットの場合にはその影響が大きく、ターゲットが相互に干渉する事がないよう充分な間隔を設けることが必要である。<sup>4)</sup>したがってウェーハ状ターゲットの配列は、グラファイトスペーサによって10ないし14mmの間隔を設けた。この距離は、JRR-3における照射経験から得られた、比放射能と全放射能を最も効率よく確保するための配列条件である。ペレット状ターゲットの配列には、放射化後のマニピレータによる操作性、施設の放射能汚染の防止、そして比放射能の効果的確保等の条件を考慮した。ペレット状ターゲットは寸法が極めて小さいうえに一時に多量を取扱うため、放射化後のすべてのペレットを1個づつ取扱うことはほとんど不可能である。そこで照射前に、ある量のターゲットを遠隔操作に適する状態に一括し、その一定量

射時間(約530時間)によって得られる比放射能をJRR-3における照射結果から約9 Ci/gと推定し、第2段階以後順次長時間照射へ移行するように計画した。その結果、原子炉の稼動サイクル間の休止期間(約30日間)中における<sup>60</sup>Coの崩壊を考慮して照射時間と比放射能の関係を求めると、3サイクル照射によって25Ci/g、6サイクル照射によって46Ci/g、12サイクル照射によって88Ci/g、17サイクル照射によって110Ci/gとなった。これらの照射条件による照射はペレット状ターゲットを使用し、ウェーハ状ターゲットは、すでに報告されているJRR-3・VC照射孔における<sup>60</sup>Co線源の放射能との比較試料にするため、1サイクル照射に使用した。

JMTRの稼動初期における1年間(03サイクルから09サイクルまで)は試用期間とされ、熱出力は30MW、運転時間は21日/1サイクルで実施された。

この試用期間中における07サイクルおよび09サイクルを利用してまづ1サイクル照射を2回行なった。その後利用期間(熱出力は50MW、運転時間は28日/1サイクル、6サイクル/1年)に入り、13サイクル、14~16サイクル、16~22サイクル、24~35サイクル、19~35サイクルの各照射を実施した。これらの照射実績をTable 2に示す。

## 4 照射用試料

### 4.1 ターゲットの配列の検討

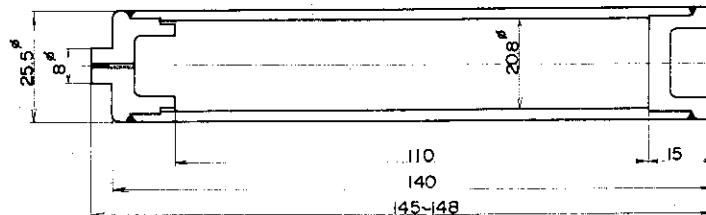
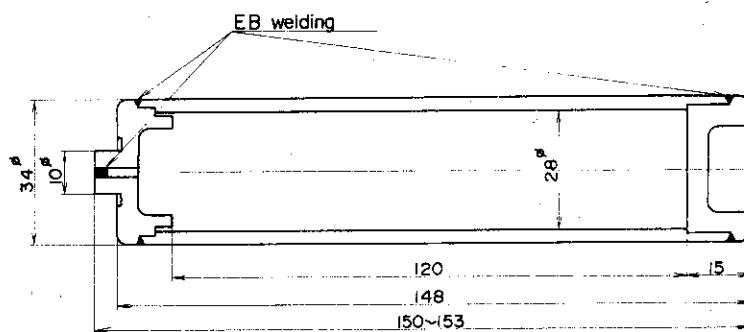
<sup>60</sup>Co照射に使用した照射キャップセルは、Al反射体領域において1サイクル照射に使用したキャップセルとBe反射体領域において多サイクル照射に使用したキャップセルの二種類である。これらの照射キャップセルはそれぞれの反射体領域用バスケットに適合する形状と寸法をもつてある。その詳細をFig.2に示す。

1回の照射に使用したターゲット量は、放射化後の取扱い時における安全性をその都度確認できるように放射能を段階的に増加し、さらに1バッチあたりの総放射能がケーブの最大取扱い量(重コンクリート遮蔽厚65cmで<sup>3)</sup><sup>60</sup>Co換算500Ci)を超えないようにすることを条件にしてきめた。したがって最終目標の比放射能100Ci/gの試料については、同時に取扱う総ターゲット量を4g(400Ci)とした。

照射キャップセル内におけるコバルトターゲットの配列は、コバルトターゲットによって生ずる中性子束密度の低下(feux depression)の影響が他のターゲットに及ばないように、スペーサを用いてターゲット間に適当な距離を設けた。特に体積の大きいウェーハ状ターゲットの場合にはその影響が大きく、ターゲットが相互に干渉する事がないよう充分な間隔を設けることが必要である。<sup>4)</sup>したがってウェーハ状ターゲットの配列は、グラファイトスペーサによって10ないし14mmの間隔を設けた。この距離は、JRR-3における照射経験から得られた、比放射能と全放射能を最も効率よく確保するための配列条件である。ペレット状ターゲットの配列には、放射化後のマニプレータによる操作性、施設の放射能汚染の防止、そして比放射能の効果的確保等の条件を考慮した。ペレット状ターゲットは寸法が極めて小さいうえに一時に多量を取扱うため、放射化後のすべてのペレットを1個づつ取扱うことはほとんど不可能である。そこで照射前に、ある量のターゲットを遠隔操作に適する状態に一括し、その一定量

Table.2 Irradiation data for  $^{60}\text{Co}$  sources production in JMTR

Cycle No	Reactor power (MW)	Irradiation hole	Irradiation period	Irradiation time (hr)
07	32	I-II-5	1971.3.5 ~ 1971.3.26	393.2(at 32MW)
09	32	I-II-5	1971.5.29 ~ 1971.6.17	456.4(at 32MW)
13	50	I-II-5	1972.1.5 ~ 1972.2.10	535.2(at 50MW)
14 ~ 16	50	L-5 -2 -4	1972.3.10 ~ 1972.7.22	1620(at 50MW)
16 ~ 22	50	E-10 -5	1972.6.23 ~ 1973.7.14	3393(at 50 MW)
24 ~ 35	50	E-10 -2 -4	1973.11.19 ~ 1976.3.13	3826(at 50MW )
19 ~ 35	50	L-5 -3 -4	1973.1.14 ~ 1976.3.13	5573(at 50MW )



Material : Aluminium

Fig.2 JMTR irradiation capsules

群ごとに取扱うことができるような方法を探ることにした。しかし、原子炉照射時の一単位ごとのターゲット量が増加すると中性子の自己吸収効果が増大し、放射能の生成効率を低下させることになる。したがって目標の放射能が効果的に得られるようなターゲット量を照射することが必要である。

またペレット状ターゲットは、コバルト金属の酸化による酸化皮膜の剥離から生じる放射能汚染を防止するため、その表面に 0.01 mm の Ni メッキが施されている。しかし、薄いメッキのみでは完全な汚染防止効果は期待できず、特に高い比放射能をもつ  $^{60}\text{Co}$  線源では微量の金属性微粉体の剥離によっても高い汚染を生じる結果となる。したがって放射化後の試料の取扱いは、 $^{60}\text{Co}$  線源に直接触れることをできるだけ避けることが必要である。

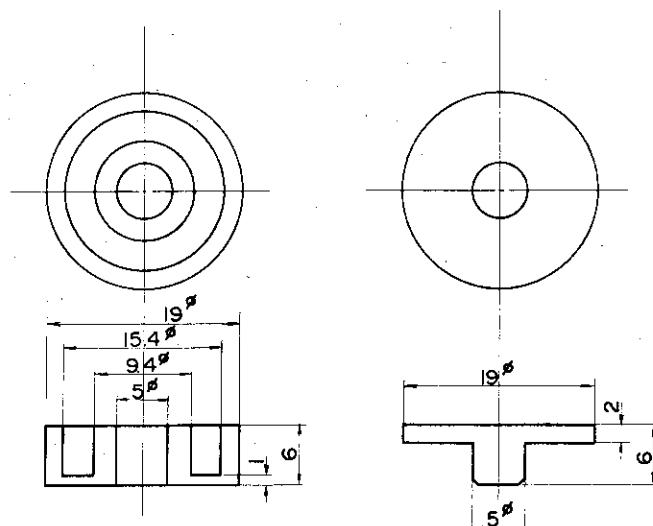
そこで以上の条件を充たすようなターゲットの配列法と放射化後の試料の遠隔操作性などを考慮したうえで、Fig.3 に示すようなアルミニウム製照射用コア (Irradiation core) を設計製作し、多サイクル照射に採用した。照射用コアは、装填したターゲットが簡単にこぼれて散逸しないような構造であり；またマニプレータによる遠隔操作に適した形状を備えている。照射コア内には、約 2 g (約 290 個) までのペレット状ターゲットの装填が可能である。

#### 4.2 ターゲットの作製

ウェーハ状ターゲットは前回の JRR-3 照射によって得られた結果から、グラファイト製コア内へ長さ 14 mm のグラファイトスペーサを介して配列し、0.7, 0.9, 1.3 サイクルにおいて照射した。1 サイクル照射用のペレット状ターゲットについては、多サイクル照射のための予備実験として、0.9 サイクルおよび 1.3 サイクルにおいてウェーハ状ターゲットと同一のキャップセル内で照射した。1 サイクル照射におけるターゲット配列法の例として、0.9 サイクル照射の試料を Fig.4 に示す。

多サイクル照射におけるペレット状ターゲットは、一部を除いて Fig.3 に示す照射用コアを使用した。<sup>4)</sup> ターゲット量は、1 回の製造時に取扱う全放射能がケープの最大取扱量である 500 Ci を超えないような範囲で照射した。したがって比放射能が高い試料については、全体のターゲット量を減らした。多サイクル照射におけるターゲット配列法の例として、1.6~2.2 サイクル照射の試料を Fig.4 に示す。多サイクル照射試料のうち、2.4~3.5 サイクルにおける照射試料は、ターゲットを細いアルミニウム製の管の中に封入して照射した。アルミニウム管の寸法は、内径 3 mm  $\phi$ 、長さ 25 mm であり、その中に約 0.5 g (約 73 個) のターゲットを挿入し、楔形のプラグを打込んで封入した (以後アルミニウム管封入型と呼ぶ)。この方法は、放射化後の  $^{60}\text{Co}$  線源をまったく露出しないで取扱ったときの密封度を検討するために行なった。ターゲットの組立て後、照射キャップセル内部を He ガスによって置換し、キャップセル外筒部と上下端栓部は電子ビーム溶接によって密封した。その後 He リークテストによる溶接部欠陥検査を行ない、それぞれの照射用バスケットへ装填した。

以上の照射試料について、各サイクルごとのターゲットの種類、量、照射キャップセルの数および照射キャップセル内におけるコバルトターゲットの充填率などを Table 3 に示す。



Material : Aluminium

Fig.3 Irradiation core for cobalt pellet targets

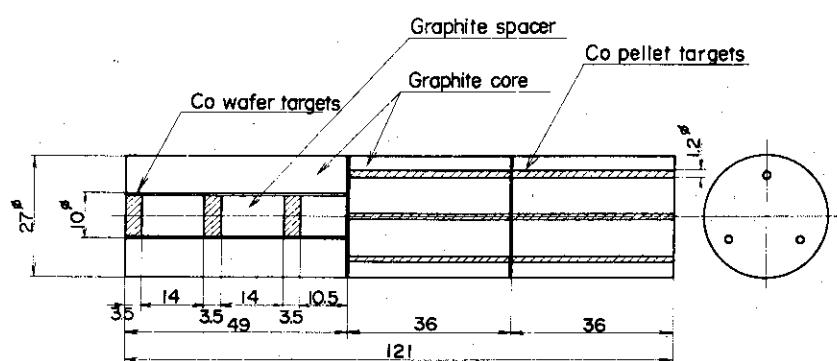
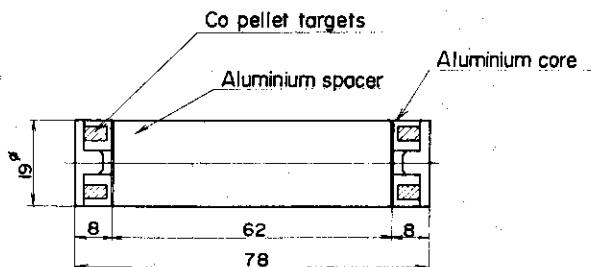
O9 cycleI6~22 cycle

Fig.4 Target designs for cobalt pellets and wafers

Table.3 Detail of cobalt targets for JMTR irradiation

Cycle No	Targets	Weight (g/capsule)	Capsules	Total weight (g)	Filling ratio (%)
07	Ni-plating wafer	25.3(23wafers)	1	25.3	4.1
09	Al-cladding wafer	3.3(3wafers)			
	Ni-plating pellet	1.4(200pellets)	1	4.7	1.3
13	Al-cladding wafer	3.3(3wafers)			
	Ni-plating pellet	1.4(200pellets)	1	4.7	1.3
14~16	Ni-plating pellet	6.3(~910pellets)	3	18.9	2.4
16~22	Ni-plating pellet	3.8(~550pellets)	5	18.9	1.4
24~35	Ni-plating pellet	2.0(~290pellets)	2	4.0	0.8
19~35	Ni-plating pellet	2.0(~290pellets)	2	4.0	0.8

## 5 $^{60}\text{Co}$ 密封線源の製造

中性子照射後の試料の処理は、Fig.5に示す製造工程にしたがって実施した。以下に各製造工程の詳細と結果を述べる。

### 5.1 試料の搬入

中性子照射を終えた試料は、およそ10日後にJMTRから引取った。原子炉からの試料の運搬には、20cm遮蔽厚のJRR-3型鉛容器（ドロワコンテナ）を使用した。16~22サイクル照射試料については、全放射能がケーブ取扱容量を超えることが予想されたため2回に分けて搬入した。試料搬入時における鉛容器表面の $\gamma$ 漏洩線量率は、一例として24~35サイクル照射試料についてみると、放射能23.6Ci装荷のときの鉛容器側面において20~30mR/hであった。ちなみに、このときの漏洩線量率計算値は約107mR/hになる。試料のケーブ内への搬入は、ケーブ背面から芯出装置を利用してドロワトンネル（ケーブ背面の試料搬入装置）へ挿入し、製造時までケーブ内の貯蔵ピット（貯蔵能力： $^{60}\text{Co}$ 換算1000Ci）へ格納した。

### 5.2 照射キャップセルの開封

照射キャップセルの開封は、ケーブ内に設置したアルミニウム専用開封機を使用した。開封機の詳細構造をFig.6に示す。この開封機の特徴は、照射キャップセルを静止したままの状態で切断するため内部の放射性物質に余計な振動を与えず、放射性塵埃等を飛散させることが少ない。また鋭利な回転刃が照射キャップセルにたいしゅく驅動し、切断速度が遅いため切削粉等の発生が少ないとある。このため、ダストサンプラーによって測定した結果、開封時におけるケーブ内の空気は $^{60}\text{Co}$ で汚染されていないことが確認された。

Table.3 Detail of cobalt targets for JMTR irradiation

Cycle No	Targets	Weight (g/capsule)	Capsules	Total weight (g)	Filling ratio (%)
07	Ni-plating wafer	25.3(23wafers)	1	25.3	4.1
09	Al-cladding wafer	3.3(3wafers)			
	Ni-plating pellet	1.4(200pellets)	1	4.7	1.3
13	Al-cladding wafer	3.3(3wafers)			
	Ni-plating pellet	1.4(200pellets)	1	4.7	1.3
14~16	Ni-plating pellet	6.3(~910pellets)	3	18.9	2.4
16~22	Ni-plating pellet	3.8(~550pellets)	5	18.9	1.4
24~35	Ni-plating pellet	2.0(~290pellets)	2	4.0	0.8
19~35	Ni-plating pellet	2.0(~290pellets)	2	4.0	0.8

## 5 $^{60}\text{Co}$ 密封線源の製造

中性子照射後の試料の処理は、Fig.5に示す製造工程にしたがって実施した。以下に各製造工程の詳細と結果を述べる。

### 5.1 試料の搬入

中性子照射を終えた試料は、およそ10日後にJMTRから引取った。原子炉からの試料の運搬には、20cm遮蔽厚のJRR-3型鉛容器（ドロワコンテナ）を使用した。16~22サイクル照射試料については、全放射能がケーブ取扱容量を超えることが予想されたため2回に分けて搬入した。試料搬入時における鉛容器表面の $\gamma$ 漏洩線量率は、一例として24~35サイクル照射試料についてみると、放射能23.6Ci装荷のときの鉛容器側面において20~30mR/hであった。ちなみに、このときの漏洩線量率計算値は約107mR/hになる。試料のケーブ内への搬入は、ケーブ背面から芯出装置を利用してドロワトンネル（ケーブ背面の試料搬入装置）へ挿入し、製造時までケーブ内の貯蔵ピット（貯蔵能力： $^{60}\text{Co}$ 換算1000Ci）へ格納した。

### 5.2 照射キャップセルの開封

照射キャップセルの開封は、ケーブ内に設置したアルミニウム専用開封機を使用した。開封機の詳細構造をFig.6に示す。この開封機の特徴は、照射キャップセルを静止したままの状態で切断するため内部の放射性物質に余計な振動を与えず、放射性塵埃等を飛散させることが少ない。また鋭利な回転刃が照射キャップセルにたいしゅく驅動し、切断速度が遅いため切削粉等の発生が少ないとある。このため、ダストサンプラーによって測定した結果、開封時におけるケーブ内の空気は $^{60}\text{Co}$ で汚染されていないことが確認された。

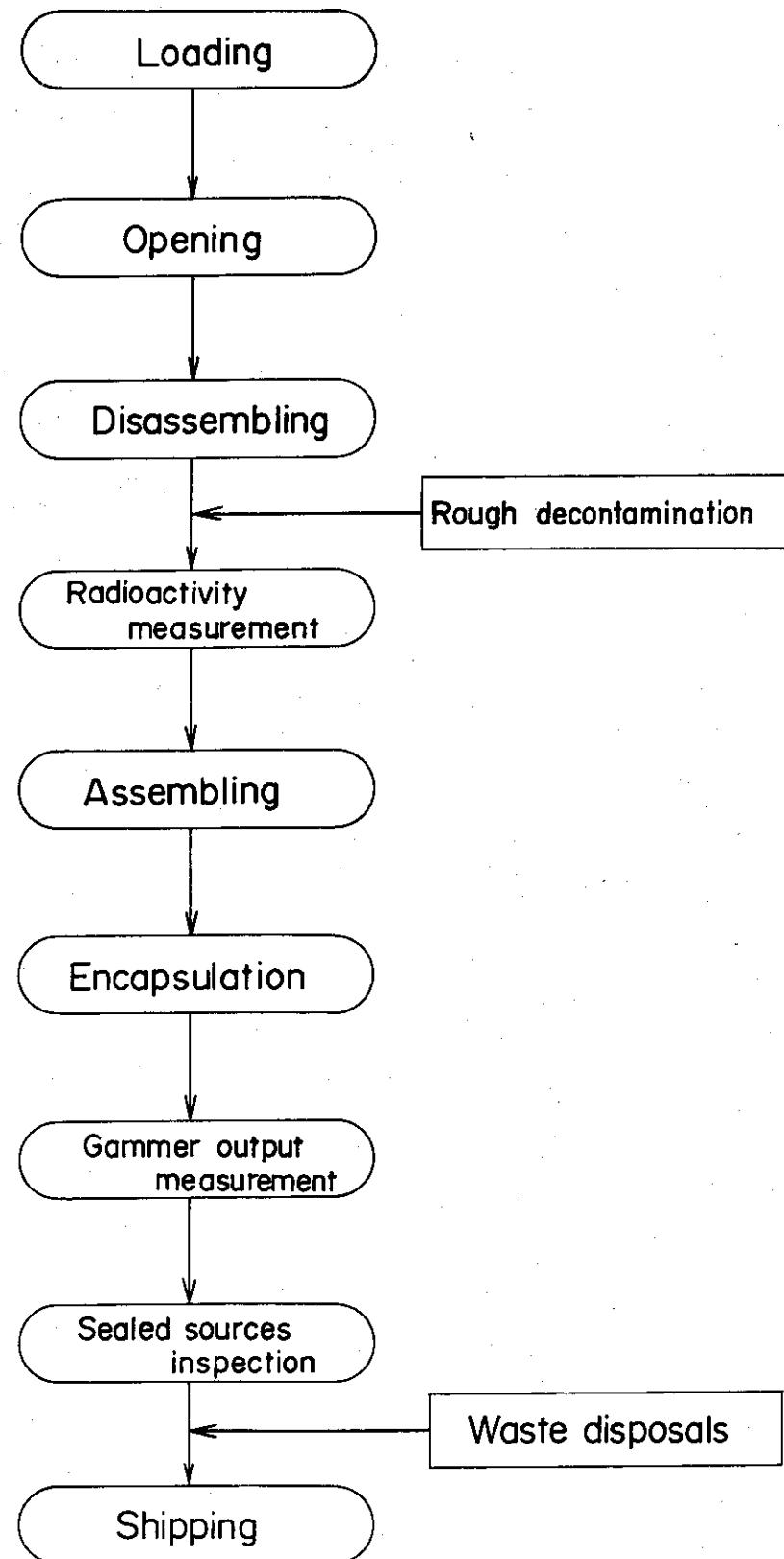


Fig. 5 Sealed  $^{60}\text{Co}$  sources production process

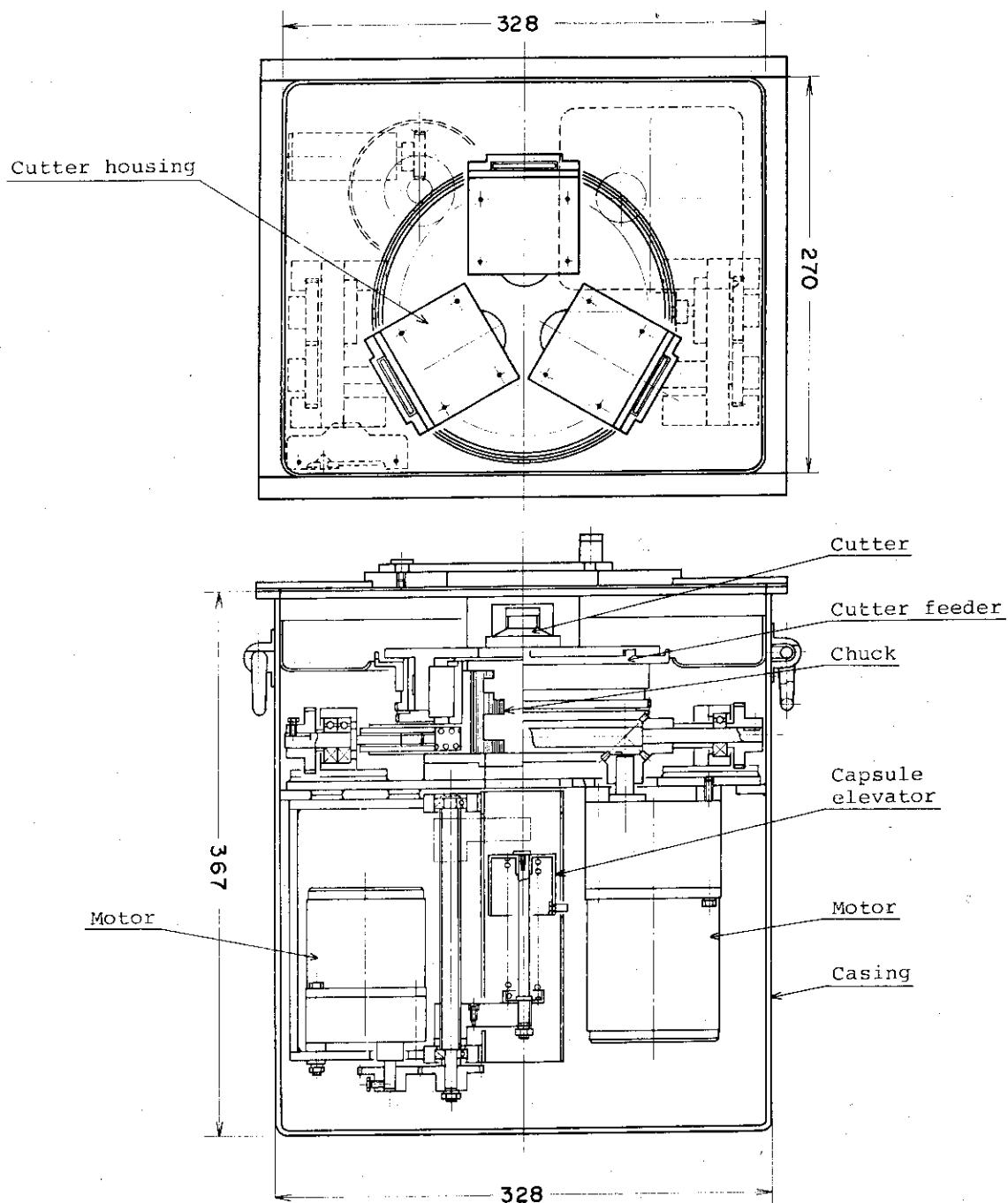


Fig. 6 Capsule opner

### 5.3 試料の解体

開封後の照射キャップセル内からの<sup>60</sup>Co線源の取出しおよび解体には、汚染の拡がりを最少限にとどめるため、ケーブ作業面の試料取扱い範囲一帯に一時的にビニールシートを張り、さらに紙製バットを受皿にしてその中で取扱った。本試験製造における<sup>60</sup>Co線源は製造ごとの比放射能を計画的に増加させたため、次回の製造時における大凡の汚染度をあらかじめ推定することができ、取扱い時における汚染対策が比較的容易であった。

ペレット状<sup>60</sup>Co線源は照射キャップセルごとに区分けし、さらに照射キャップセル内における放射能分布の測定などのために照射コアごとに配分した。配分にはロートを用いてアルミニウム製貯蔵瓶に収納し、放射能測定時まで一時貯蔵した。アルミニウム管封入型<sup>60</sup>Co線源は、照射キャップセル内における位置を確認したあと貯蔵瓶へ配分した。ウェーハ状<sup>60</sup>Co線源は照射キャップセルごとに区分けし、照射キャップセル内における位置関係は無視した。

試料の解体作業において、ペレット状<sup>60</sup>Co線源が照射コアなどからこぼれ視野外に散逸したりすることがないように、取扱いは常に作業範囲を限定し、照射コアあるいは貯蔵瓶のまま一括して行なうことを原則とした。そして放射能測定の時のようにペレット状<sup>60</sup>Co線源を1個ごとに取扱うことが必要な場合は、電磁石を使用し、さらにペリスコープによって確認しながら操作した。

### 5.4 放射能測定

#### 5.4.1 測定器とその較正

ウェーハ状<sup>60</sup>Co線源とアルミニウム管封入型<sup>60</sup>Co線源は1個（あるいは1単位）あたりの放射能が数Ciないし数+Ciに達するため、放射能測定には米国ヴィクトリーン社製ラドコン555型を使用した。検出部は、400KeV～1200KeVのエネルギー範囲にわたって平坦な（±5%）応答特性を示す1HA型イオンチャンバを使用し、測定線源以外からの放射線を避けるため、鉛遮蔽厚5cmのトンネル（内断面6cm×6cm、長さ80cm）内に設置した。<sup>60</sup>Co線源測定点から検出器までの距離は100cmとした。この測定系にたいする較正は、英國ラジオケミカルセンタ（RCC）製の<sup>137</sup>Cs標準線源（3.14R/hr at 35cm, Maximum Error ±5%，1967.6.28）を用い、この系における線量率を測定することによって行なった。

ペレット状<sup>60</sup>Co線源の測定は、タケダ理研製振動容量型微小電流電位計TR-84M型を使用した。検出部は、応用技研製空気密封型（内容積約200mL）の井戸型電離箱を使用した。電離箱は測定時における外部からの放射線の遮蔽と、電離箱の放射線損傷の防止を目的として遮蔽厚10cmの鉛箱の中に設置した。この測定系にたいする較正は、<sup>60</sup>Coにたいして絶対測定がなされている検定用井戸型電離箱（米国トレーサラボ社製、Source Calibrator SC-56A）における測定値と、この系における測定値の比を求めて行なった。

#### 5.4.2 測定法

ウェーハ状<sup>60</sup>Co線源およびアルミニウム管封入型<sup>60</sup>Co線源は、各照射試料について全数測定を行なった。これらの<sup>60</sup>Co線源はいづれも形状が比較的大きいため検出器にたいして方向依存性をもち、線量率から一義的に放射能を求めることができない。しかし今回の測定では、便宜上、各<sup>60</sup>Co線源の一定方向（ウェーハ状<sup>60</sup>Co線源の場合は平面に垂直な軸方向、アルミニ

ウム管封入型<sup>60</sup>Co の場合は円筒軸方向における線量率から、<sup>60</sup>Co の  $\gamma$  線放射定数を 1.35 としてみかけ上の放射能 (Ci) を求めた。

ペレット状<sup>60</sup>Co 線源は、各照射試料について抽出測定を原則とした。0.9 および 1.3 サイクル照射試料では、全数 200 個のうちから 50 個の抽出測定を行なった。多サイクル照射試料については、1.4 - 1.6 サイクル照射試料では全数約 834 個のうちから 12 ~ 14 個、1.6 - 2.2 サイクル照射試料では全数約 1250 個のうちから 15 個、1.9 - 3.5 サイクル照射試料では全数約 270 個のうちから 9 個の抽出測定を行なった。これらの<sup>60</sup>Co 線源の個数および抽出個数は照射キャップセル 1 本あたりの量であり、全数の照射キャップセルについて同様の抽出測定を行なった。

#### 5.4.3 測定結果と解析

ウェーハ状<sup>60</sup>Co 線源の照射サイクル別の照射結果を Table 4 に示す。表中の自己遮蔽係数は、ウェーハ状<sup>60</sup>Co 線源の比放射能と、これと同時に照射したコバルト箔の比放射能との比から得た値である。ターゲット間隔を 1.0 ~ 1.4 mm に保ったときに得たこれらの係数は、JRR-3 による同条件の照射から得た係数 (0.58) とよく一致した。

ペレット状<sup>60</sup>Co 線源は、1 サイクル照射による放射能の測定結果から、比放射能を 25 Ci/g, 50 Ci/g と段階的に増加し 100 Ci/g を最終目標として計画した。このうち、50 Ci/g まではほぼ当初の予定どおりの結果を得ることができたが、その後 J M T R の運転が不調となり、2.3, 2.8, 2.9 サイクルの運転休止、さらに数サイクルにわたって予定運転時間の 1/2 ないし 2/3 が削減された。したがって 2.4 - 3.5 サイクルでは予定照射時間約 6400 時間にたいし実績照射時間は 3826 時間、1.9 - 3.5 サイクルでは予定照射時間約 9000 時間にたいし実績照射時間は 5573 時間になった。この結果、これらの平均比放射能は約 64 Ci/g にとどまり、照射時間が減少した分の約 40% にはほぼ一致する比放射能の低下がみられた。このことは当初に予定した照射時間が得られれば、十分に 100 Ci/g の比放射能を生成し得る可能性を示している。

照射コア内のペレット状<sup>60</sup>Co 線源の量は、1 照射コアあたり 1 g (約 146 個) から 1.9 g (約 277 個) の範囲で照射量を変えた。これら一単位ごとのターゲット量の差によって生じる自己吸収効果には有意な差は認められず、今回の一括照射による放射能の生成効率はほぼ一定であるとみられる。ペレット状<sup>60</sup>Co 線源の照射サイクル別の照射結果を Table 5 に示す。

照射キャップセル内と照射孔の全長にわたる熱中性子束分布は、E = 1.0 照射孔において測定した。熱中性子束測定用モニタはコバルト箔を使用し、1.6 - 2.2 サイクルにおける 5 本の照射キャップセル内にそれぞれ装填した。熱中性子束分布の測定と同時に、<sup>60</sup>Co 線源の比放射能分布を測定しそれらと比較した。その結果を Fig. 7 に示す。E = 1.0 照射孔内において生成した<sup>60</sup>Co 線源の比放射能は、最高値と最低値の間におよそ 26 Ci/g の差を生じた。さらに 1 本の照射キャップセル内における比放射能の差は、熱中性子束の差が最も大きい位置 (照射孔の最上部と最下部) において約 9.5 Ci/g、比較的熱中性子束の差が小さい位置において約 5.0 Ci/g になった。したがって、比放射能が均一な<sup>60</sup>Co 線源を得るために、照射孔の選択とともに、照射孔および照射キャップセル内におけるターゲットの配列を充分に考慮したうえでの照射が必要である。

Table.4 Results of the irradiation of cobalt wafer targets

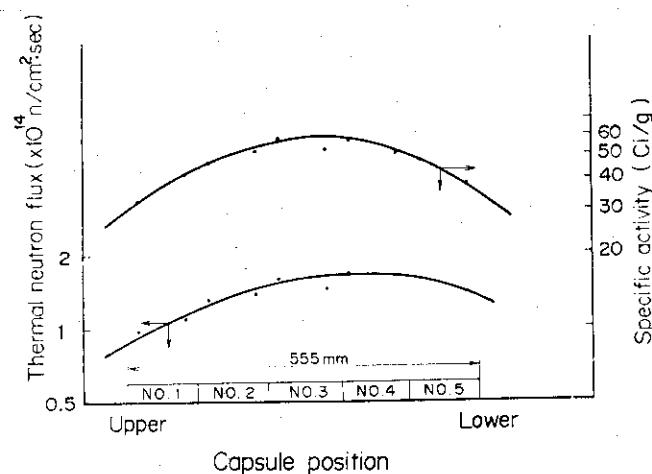
Cycle No	Thermal neutron flux (n/cm <sup>2</sup> .sec)	* Activity (Ci/wafer)	* Total activity (Ci)	* Specific activity (Ci/g)	Self-shielding factor (wafer/foil)
07	$1.5 \times 10^{14}$ (at 32MW)	5.4	125	4.9	0.54
09	—	6.2	18.6	5.7	—
13	$1.9 \times 10^{14}$ (at 50MW)	9.3	27.9	8.5	0.57

\* Activity at the end of irradiation

Table.5 Results of the irradiation of cobalt pellet targets

Cycle No	Thermal neutron flux (n/cm <sup>2</sup> .sec)	* Activity (Ci/pellet)	* Total activity (Ci)	* Specific activity (Ci/g)	Self-shielding factor (pellet/foil)	Target weight per Al core (g)
09	—	$7.67 \times 10^{-2}$	15.3	111	—	1.5
13	$2.3 \times 10^{14}$	$9.86 \times 10^{-2}$	19.7	143	0.79	1.5
14~16	$1.3 \sim 1.8 \times 10^{14}$	$1.63 \sim 1.93 \times 10^{-1}$	488	236~280	0.70	1.25
16~22	$1.0 \sim 1.7 \times 10^{14}$	$2.59 \sim 3.86 \times 10^{-1}$	883	32.7~58.7	0.69	1.9
24~35	$1.2 \times 10^{14}$	$4.01 \sim 4.64 \times 10^{-1}$	251	58.1~67.2	0.89	0.5 (Al tube)
19~35	$1.1 \times 10^{14}$	$4.32 \sim 4.70 \times 10^{-1}$	261	62.6~68.1	0.69	1.0

\* Activity at the end of irradiation

Fig. 7 Distribution of thermal neutron flux and <sup>60</sup>Co specific activity in E-10 hole

## 5.5 密封線源の製造

### 5.5.1 密封用カプセル

密封<sup>60</sup>Co線源は、長期間にわたる使用にたいし十分その安全性が確保され得るものでなければならぬ。したがってカプセル材として、耐酸性、耐熱性があり、機械的強度が高く密封時の溶接性に優れているなどの点からSUS-316Lが選定された。SUS-316Lは、密封線源用カプセル材として諸外国における使用例が多く、比較的低価格で入手しやすい。そのうえJRR-3における<sup>60</sup>Co線源の試験製造以来、製造部において溶接経験が豊富である。

本試験製造で用いた密封カプセルは原研高崎研と協議のうえ形状を決定し、JRR-3の試験製造に用いた従来型とそれに若干の設計変更を加えた改良型の二種類を使用した。この設計変更の理由は、<sup>60</sup>Co線源の形状の違いと二重カプセル法の採用によるものである。両カプセルの主な相違点は、従来型の底部に付いたタグを改良型では取り除き、カプセル内径を10.2mmφから8.5mmφに、有効長を78mmから90.2mmに変更したことである。従来型は主にウェーハ状<sup>60</sup>Co線源と、比放射能が25Ci/gまでの比較的比放射能の低いペレット状<sup>60</sup>Co線源のカプセルとして使用した。今回の試験製造において、比放射能が50Ci/gを超えるペレット状<sup>60</sup>Co線源にたいしては、密封カプセル内からの放射能漏洩にたいする信頼性をより高めるため二重カプセル法を採用し、アウタカプセルとして上記の改良型カプセルを使用した。インナカプセルには2SAℓを使用した。インナカプセルの密封は溶接を行なわず、楔形プラグを打ち込むことによって<sup>60</sup>Co線源を封入した。この封入法では、インナカプセルが単に多量の放射能漏洩にたいしてのみ防禦効果をもち、さらに厳密な漏洩にたいする防禦効果はアウタカプセルによって果されることを期待した。以上の改良型アウタカプセルとインナカプセルの詳細をFig.8に示す。

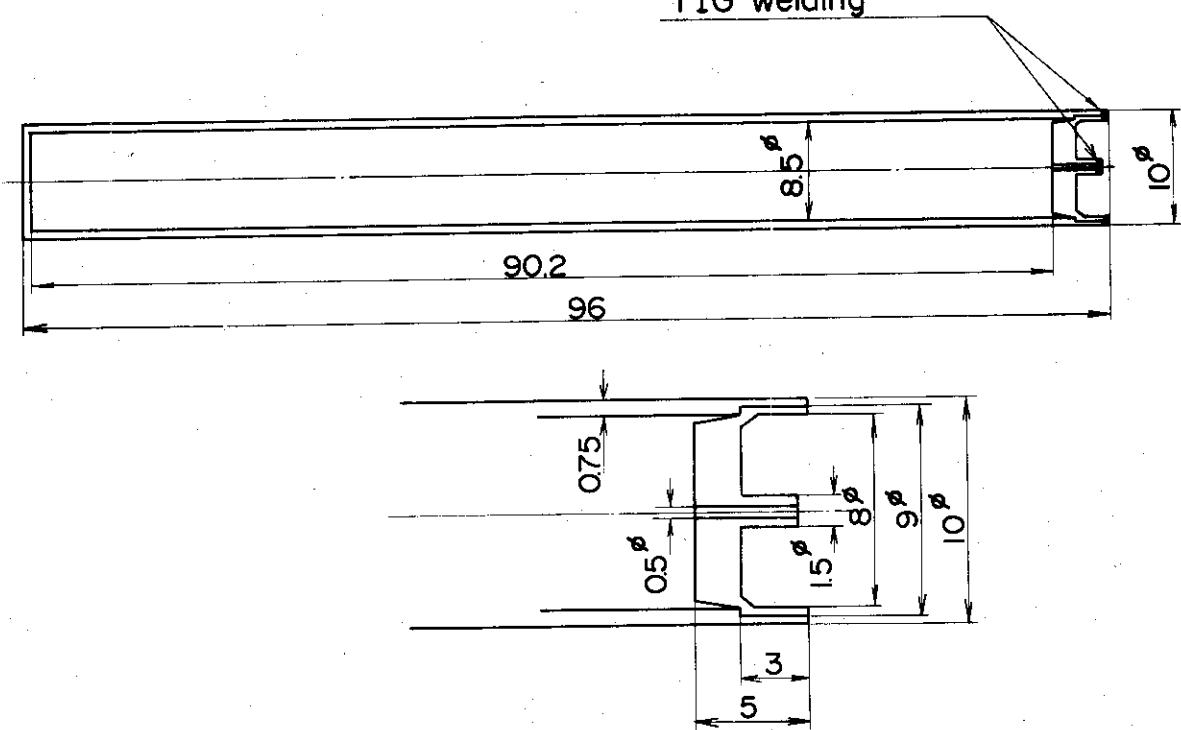
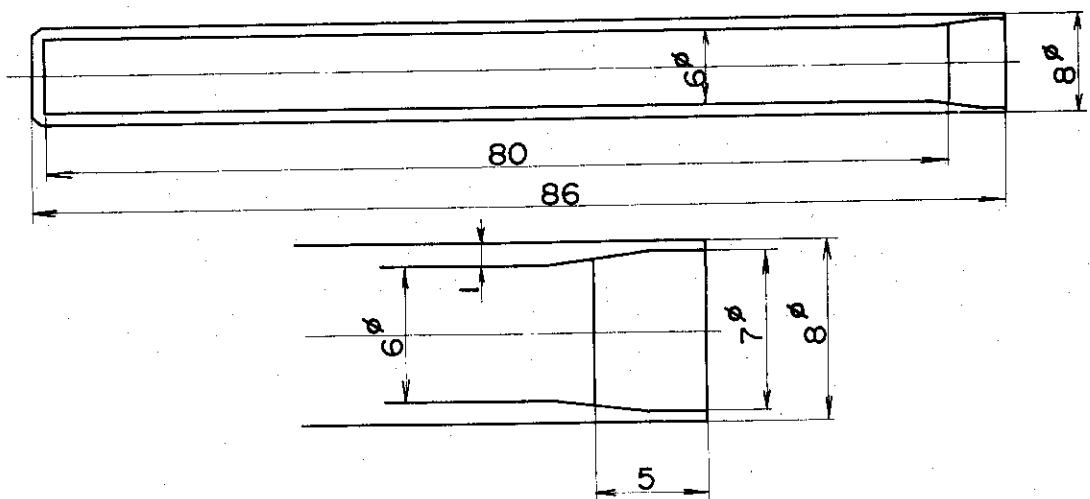
### 5.5.2 線源の組立て

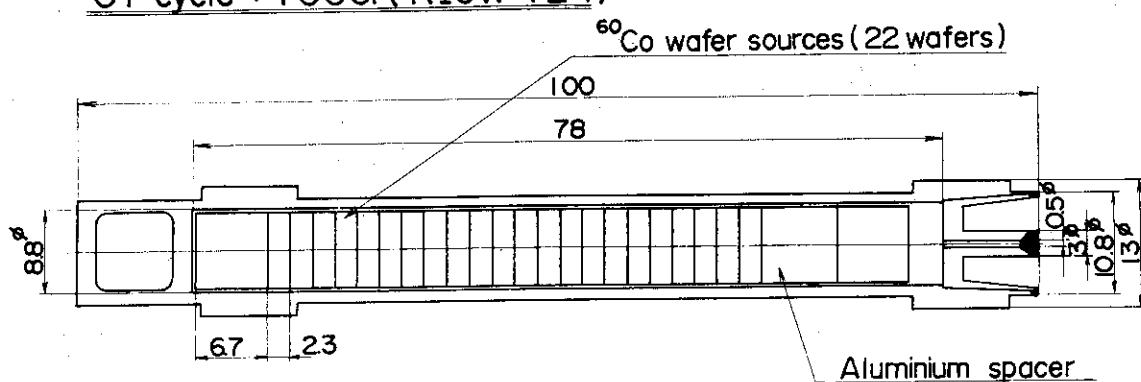
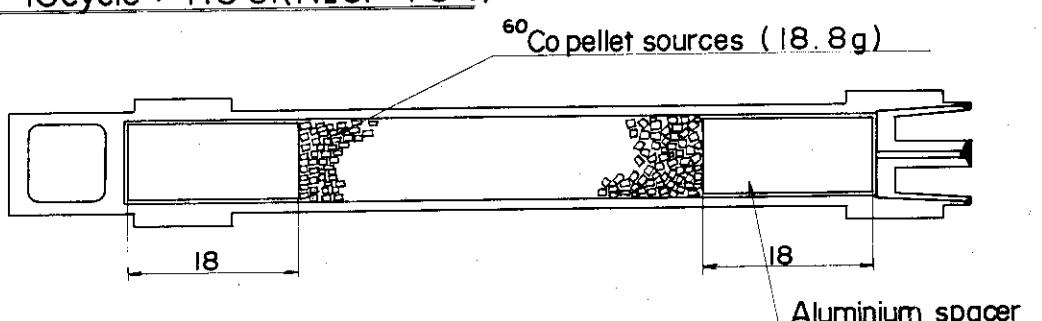
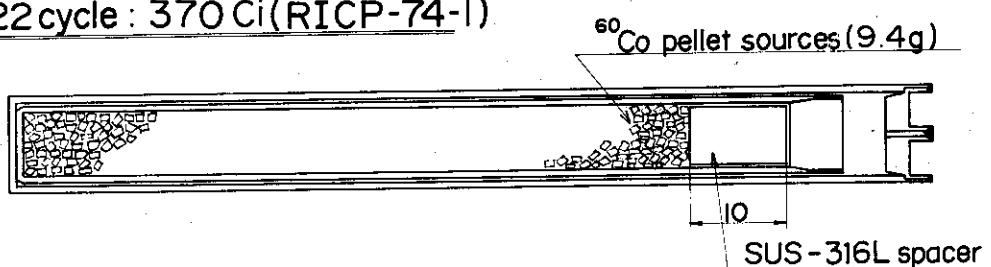
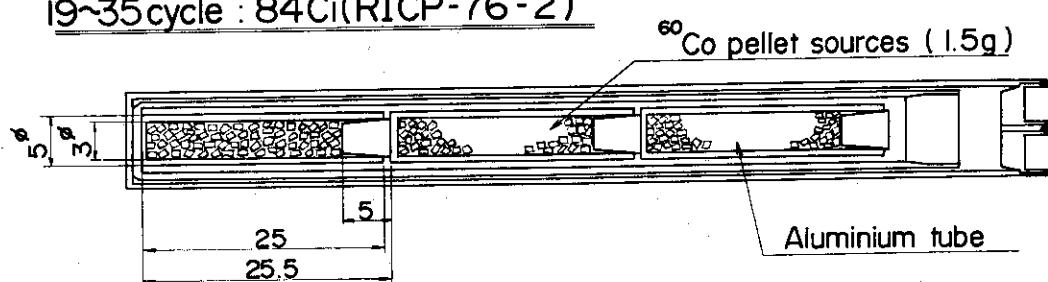
<sup>60</sup>Co線源は比放射能および形状別によって分類し、同質の線源どうしで組立てを行なった。密封線源は、受入先である原研高崎研における使用目的（例えば低線量率線量計の特性試験など）に沿ったγ線量率とその分布が得られるように、スペーサ（SUS-316Lまたは2SAℓを使用）を用いて組立てた。一重密封法によるウェーハ状<sup>60</sup>Co線源の組立て作業は、線源を1個づつ直接マニプレータでつかみ、支持台に立てた密封カプセル内へ必要量に達するまで挿入した。二重密封法によるペレット状<sup>60</sup>Co線源の組立て作業は、支持台に立てたインナカプセル内へロートを用いて挿入した。またアルミニウム管封入型<sup>60</sup>Co線源は、直接マニプレータでつかんでインナカプセル内へ挿入した。（この場合の線源は、最終的に三重密封線源となつた。）インナカプセルは専用プラグ（蓋）をマニプレータによって打ち込み、アウタカプセル内へ挿入した。組立て終了後、密封化のための溶接に備えアウタカプセルの蓋を閉じた。線源の組立て工程中におけるアウタおよびインナカプセルそしてそれらの蓋の取扱いは、放射能汚染の付着を防ぐためにピンセットを用いて操作し、マニプレータあるいは他の汚染した個所などに直接触れることがないように注意した。密封カプセルの表面には、各線源の内容が判別できるように刻印を施した。例えばRIOCP(W)-76-1のように表示し、Radioisotope Cobalt Pellet (<sup>Wafer</sup>)のイニシアル-76年製造-No. 1を表わした。

密封<sup>60</sup>Co線源組立て内容の詳細図の代表例をFig. 9に示す。図中、ウェーハ状線源は①7サイクル照射による試料であり、全放射能は100Ciであった。ペレット状線源は、一重

Outer capsule (SUS-316L)

TIG welding

Inner capsule (Al)Fig. 8 Capsules for sealed  $^{60}\text{Co}$  sources

07 cycle : 100Ci (RICW-72-1)14~16cycle : 419Ci(RICP-73-1)16~22cycle : 370 Ci(RICP-74-1)19~35cycle : 84Ci(RICP-76-2)Fig.9 Detail of sealed  $^{60}\text{Co}$  sources

および二重密封，さらにアルミニウム管封入型の三重密封の3例を示す。各試料はそれぞれ14~16サイクル，16~22サイクル，19~35サイクル照射によるものであり，1単位ごとの放射能は419Ci，370Ci，84Ciであった。本試験製造における密封<sup>60</sup>Co線源の全数について，それらの組立て内容の詳細をTable 6に示す。

Table 6 Data of sealed <sup>60</sup>Co sources

Sealed <sup>60</sup> Co source	Contents	Target weight (g)	Activity (Ci/capsule)	Radiation output (R/min at 100cm)	Immersion test (dpm)	Wipe test (dpm)
RICW-72-1	Ni-plating wafer	24.2	100	2.24	$1.8 \times 10^4$	$< 10^2$
RICW-72-2	Al-cladding wafer	3.3	169	0.30	$1.0 \times 10^4$	$< 10^2$
RICW-72-5	Al-cladding wafer	3.3	263	0.59	$1.2 \times 10^4$	
RICP-72-3	Ni-plating pellet	1.4	13.8	0.26	$1.0 \times 10^4$	$< 10^2$
RICP-72-4	Ni-plating pellet	1.4	18.3	0.40	$1.0 \times 10^4$	
RICP-73-1	Ni-plating pellet	18.8	419	9.49	$0.8 \times 10^4$	$< 10^2$
RICP-74-1	Ni-plating pellet	9.4	370	8.60	$0.4 \times 10^4$	$< 10^2$
RICP-74-2	Ni-plating pellet	9.4	390	>10	$0.1 \times 10^4$	$< 10^2$
RICP-76-1	Ni-plating pellet	4.0	230	5.77	$0.01 \times 10^4$	$1.8 \times 10^3$
RICP-76-2	Ni-plating pellet	1.5	84	1.84	$0.01 \times 10^4$	$2.0 \times 10^3$
RICP-76-3	Ni-plating pellet	1.5	87	1.93	$0.04 \times 10^4$	$< 10^2$
RICP-76-4	Ni-plating pellet	1.0	65	1.42	$0.01 \times 10^4$	$0.9 \times 10^3$

### 5.5.3 密封カプセルの溶接

カプセル溶接部は，カプセル内部からの放射性物質の漏洩がなく，一定の機械的強度を持ち溶接による過度の変形がないことなどが条件とされる。このため溶接技術の信頼性が高く，さらに遠隔操作のための設計が比較的容易であるタンクステンアーク溶接法（TIG溶接）による密封を行った。この溶接法は電極にタンクステンを使用し，溶接母材との間に生じる高温（約2500~3000°C）で融接し，母材の酸化を防止するためアルゴンガスを雰囲気として使用する。溶接用治具は常時ケーブル内に設置され，マニピレータによる遠隔操作ができるよう設計製作されている。密封カプセル支持用のチャックは最高約80 rpmで回転し連続变速が可能であり，トーチ支持部はX，Y，Z軸にたいして手動（マニピレータ操作）による調整が可能である。

<sup>60</sup>Co線源用密封カプセルは，蓋部の円周溶接と空気抜き孔のスポット溶接の2工程で密封され，それに応じた溶接条件の設定が必要であった。そのため溶接のホットランにさきだち，ダミーカプセルによる溶接，溶接物の外観検査，発泡試験による漏洩検査等によって条件適否の判定を行ない，最適溶接条件設定のためのコールドランを行なった。この結果得られた各溶接条件は以下の通りである。

	円周溶接	スポット溶接
溶接電流 (DCA)	~ 20	~ 30
溶接時間 (sec)	6	2
治具回転数 (rpm)	~ 10	~ 30
ガス流量 (l/min)	1.0	1.0
ガス流時間 (sec)	~ 1.5	~ 5

## カプセル・電極棒

間の距離 (mm) ~ 1 ~ 1

溶接後の密封カプセルは、溶接部の外観検査をペリスコープによる目視法で行ない、とくに著しい不良箇所が見当らなければ合格とした。本試験製造で溶接した密封カプセル本数は延 12 本であり、全試料について外観検査を行なった結果、溶接不良によって再密封を必要とするカプセルは生じなかつた。

5.5.4  $\gamma$ 線出力測定

密封後の $^{60}\text{Co}$ 線源からの $\gamma$ 線出力は、密封カプセルの形状と密封カプセル内における $^{60}\text{Co}$ 線源の配列の仕方によって方向依存性が著しく大きくなる。したがって密封 $^{60}\text{Co}$ 線源からの $\gamma$ 線出力は、将来の照射利用状況を考慮して出力の異なる多方向からの明示が必要である。本試験製造では、密封カプセルの長手方向の中心を軸として $90^\circ$ づつ回転し、密封カプセル円筒軸にたいして垂直および平行となる 4 方向からの $\gamma$ 線量率を測定した。測定器とその配置は前記 5.4.1 で述べたラドコン 555 型と 1HA 型イオンチェンバを使用し、 $^{60}\text{Co}$ 線源と検出器間の距離は 100 cm の位置で測定した。密封 $^{60}\text{Co}$ 線源の各方向からの $\gamma$ 線出力のうち、最大出力が得られる方向（カプセル円筒軸に垂直な方向）の測定結果を Table 6 に示す。

## 5.5.5 汚染検査と漏洩検査

密封 $^{60}\text{Co}$ 線源は、溶接不良によって密封カプセル内からの放射性物質の漏洩および密封後の取扱い中に生じる密封カプセル表面の放射能汚染にたいする検査を行なつた。これらの検査は $^{60}\text{Co}$ 線源の製造工程中における最も重要な作業であり、検査結果は密封 $^{60}\text{Co}$ 線源の安全利用を確保するうえで重要な影響を与えるものである。検査法およびその合格基準値は、諸外国におけるいくつかの例を検討し、RCC (The Radiochemical Centre)において実施されている方法に準じて行なつた。これらの検査法と合格基準値を Table 7 に示す。

Table 7 Immersion and wipe tests for sealed  $^{60}\text{Co}$  sources

Testing	Method	Limit
Immersion test	The source is immersed in water at 100°C for 20min and the activity in the water is measured.	0.02 $\mu\text{Ci}$ $4.4 \times 10^4 \text{ dpm}$
Wipe test	The source is wiped with a gauze, moistened with ethanol, and the activity removed is measured.	0.005 $\mu\text{Ci}$ $1.1 \times 10^4 \text{ dpm}$

各密封 $^{60}\text{Co}$ 線源は、汚染検査前に流水によって十分洗浄し、その後密封カプセル表面をエタノールで浸したガーゼによってぬぐい、付着していると思われる汚染を拭き取つた。これらの操作には、他からの放射能汚染の混入を防ぐため清浄な容器、ピンセットなどを用いて行なつた。拭き取つたガーゼの放射能は、256 Channel Pulse Height Analyzer を使用して計数率を求め、その NaI 結晶における計数効率から崩壊率を算出し、合格基準値と照合して判定した。

密封カプセル表面の汚染検査を通過した密封<sup>60</sup>Co線源は、次に漏洩検査を行った。密封カプセルを1本づつ約70ccの水中に浸し、加熱して煮沸した。煮沸開始後、煮沸水が約2cc程度に達した時（約30分後）煮沸を終了し、残液を採取した。この採取した水の放射能は、前記の汚染検査と同測定法によって崩壊数を求め、漏洩検査基準値によって合否を判定した。各試料の検査結果をTable 6に示す。

以上の検査によって合格基準値に達し得なかった試料にたいする処置として、以下のように計画した。密封カプセル表面の汚染にたいしては、前回の試験製造における予備実験でその効果が確認されている塩酸による洗浄法を実施して完全に除染する。また密封カプセル内からの漏洩にたいしては、合格基準値に達するまで再度溶接を繰り返すことによって封じ込めを図る予定であった。しかし本試験製造における密封<sup>60</sup>Co線源はすべて1回の検査によって合格基準値未満となり、予定された処置を必要としなかった。これらの結果は溶接技術にたいする信頼性を高め、さらに高レベルの放射能汚染環境下（ケーブ内）の試料取扱いにたいして行なった汚染防止処置の効果を表わすものと考えられる。

### 5.6 密封<sup>60</sup>Co線源の出荷

今回の試験製造における密封<sup>60</sup>Co線源は、すべて原研高崎所へ出荷された。出荷は、原子炉から製造部への照射済み試料の搬入時期と高崎研究所における受入計画にもとづき、昭和47年3月から昭和51年6月までの間に5回に分けて実施された。運搬には、遮蔽厚20cmのJRR-3型鉛容器を使用した。鉛容器内への<sup>60</sup>Co線源の収納には、SUS-304製のバスケットを使用した。バスケットは高崎研究所における水中操作を配慮して、内側に約10mmの鉛による補助遮蔽を施し、底には水抜き孔を設けた。

### 5.7 ケーブ内汚染と廃棄物

本試験製造中、最も汚染を生じやすい非密封の<sup>60</sup>Co線源の取扱い時におけるケーブ内空気汚染濃度は、室内用ダストモニタによって常時測定したが、その結果は検出限界以下であった。またその時点のケーブ内各所における表面汚染密度は、<sup>60</sup>Co線源を直接取扱った容器内などに局所的に数 $\mu\text{Ci}/100\text{ cm}^2$ 程度に達したが、その他の作業面においては $10^{-1}\sim 10^{-2}\mu\text{Ci}/100\text{ cm}^2$ 程度であった。またアルミニウム管封入型<sup>60</sup>Co線源の取扱い後の表面汚染を未封入線源と比較した結果、ほぼ同レベルの値が得られ、アルミニウム管への封入による密封効果をあげることはできなかった。作業後、これらのケーブ内表面汚染は、使用した容器あるいは作業面に一時的に張ったPVCシートの除去によって $10^{-2}\mu\text{Ci}/100\text{ cm}^2$ 以下のレベルに低下した。さらに含水ウェスを使用して遠隔操作による除染（マニピレータ操作）を行なった結果、ほぼ平常時の汚染度（約 $10^{-3}\mu\text{Ci}/100\text{ cm}^2$ ）にまで低下させることができた。

ペレット状<sup>60</sup>Co線源の表面に施したNiメッキによる汚染防禦効果を確認するため、全試料中の最大比放射能である約68Ci/gの<sup>60</sup>Co線源が直接接触した個所の表面汚染を測定した結果、数 $\mu\text{Ci}/100\text{ cm}^2$ に達し、大凡作業前に予期された程度の値を示した。ケーブ内における汚染の拡散は、さきの空気汚染濃度の測定およびケーブ内各所における表面汚染密度の測定結果などから、ほとんど発生していないことが確認できた。以上から、本試験製造における非密封

$^{60}\text{Co}$  線源の取扱い後のケーブ内汚染は、比較的簡単に除去することができた。また $^{60}\text{Co}$  線源の比放射能の差による汚染度には、とくに有意な差は認められなかった。

$^{60}\text{Co}$  線源製造過程で発生した廃棄物は、照射に使用したアルミニウム製キャップセル、コア、スペーサ、箔などと、 $^{60}\text{Co}$  線源取扱い時に使用したガラス製容器、PVCシート、さらに製造後の除染に使用した含水布ウェスなどであった。これらの廃棄物のうち除染用ウェスを除く他の廃棄物は、1回の製造あたりで約  $20\text{R}/\text{h}$  程度（廃棄物用カートンボックス表面）の線量率に達するため、高レベル固体廃棄物として処理した。これらの廃棄物は、ケーブ内において、カートンボックスのまま鋼製カートリッヂ内へ入れ、さらに鉛遮蔽厚  $5\text{cm}$  の廃棄物容器へ格納してケーブ外へ搬出した。またケーブ内の汚染除去に使用した含水ウェスの線量率は、1回の製造にあたり  $20\sim30\text{mR}/\text{h}$  の線量率になり、低レベル固体廃棄物として処理した。

## 6 結 論

本試験製造は、高比放射能 $^{60}\text{Co}$  線源にたいする、照射から取扱いにいたる一連の製造技術の確立を目標として実施した。製造は、比放射能が約  $10\text{Ci/g}$  の製品から開始し、以後段階的に比放射能を高めながら $^{60}\text{Co}$  線源の製造に必要な技術を習得していった。今回の試験製造では、比放射能の最終目標値  $100\text{Ci/g}$  の初期の計画は達成することができなかつたが、他の目的についてほぼ予定どおりに遂行され、充分な成果を得ることができた。以下に各項目ごとに得られた成果の要点を示す。

### 1) 照射技術に関して

本試験製造において得られた $^{60}\text{Co}$  線源の比放射能は、最高値が  $68.1\text{Ci/g}$  となり、そのときの照射時間は  $5573$  時間であった。これらの値を外挿すると、比放射能  $100\text{Ci/g}$  を得るためににはおよそ  $8000$  時間の照射が必要となる。当初計画した最終試料の照射時間は、およそ  $9000$  時間に達する予定であったため、JMT-Rが順調に稼動し計画どおりの中性子照射が行われれば、比放射能  $100\text{Ci/g}$  に達することは容易であった。これらの結果、JMT-Rによって比放射能  $100\text{Ci/g}$  の $^{60}\text{Co}$  線源と、さらに熱中性子束の高い位置における照射によって  $150\sim200\text{Ci/g}$  に達する $^{60}\text{Co}$  線源の製造も可能であることが判った。

照射キャップセル内のコバルトターゲットの充填率にたいする生成放射能への影響と、ペレット状ターゲット用に新たに開発した照射コアの充填率の違いによる生成放射能への影響は、各自己吸収係数を比較した結果有意な差は認められず、今回の試験製造において照射したターゲット量からみたかぎりでは著しい生成効率の低下はないと考えられる。

### 2) 取扱い技術に関して

ペレット状 $^{60}\text{Co}$  線源は、形状による取扱いの困難さを避けるため照射コアの状態による操作を原則とし、照射キャップセルを開封後は直ちに照射コア内の線源を貯蔵瓶へ収容し、放射能測定および密封カプセル内への組立て作業以外は、全数の線源を露出した状態で取扱うことを避けた。したがって $^{60}\text{Co}$  線源の紛失、操作の煩雑さなどを回避することができた。また照射コアごとによる取扱いはケーブ内の空気汚染および表面汚染にたいする抑制効果をあげることができた。そのため汚染除去を容易にし、廃棄物の発生を最少限に抑えるなど、製造工程における安全性

$^{60}\text{Co}$  線源の取扱い後のケーブ内汚染は、比較的簡単に除去することができた。また $^{60}\text{Co}$  線源の比放射能の差による汚染度には、とくに有意な差は認められなかった。

$^{60}\text{Co}$  線源製造過程で発生した廃棄物は、照射に使用したアルミニウム製キャップセル、コア、スペーサ、箔などと、 $^{60}\text{Co}$  線源取扱い時に使用したガラス製容器、PVCシート、さらに製造後の除染に使用した含水布ウェスなどであった。これらの廃棄物のうち除染用ウェスを除く他の廃棄物は、1回の製造あたりで約 20R/h 程度（廃棄物用カートンボックス表面）の線量率に達するため、高レベル固体廃棄物として処理した。これらの廃棄物は、ケーブ内において、カートンボックスのまま鋼製カートリッヂ内へ入れ、さらに鉛遮蔽厚 5 cm の廃棄物容器へ格納してケーブ外へ搬出した。またケーブ内の汚染除去に使用した含水ウェスの線量率は、1回の製造にあたり 20~30mR/h の線量率になり、低レベル固体廃棄物として処理した。

## 6 結 論

本試験製造は、高比放射能 $^{60}\text{Co}$  線源にたいする、照射から取扱いにいたる一連の製造技術の確立を目標として実施した。製造は、比放射能が約 10 Ci/g の製品から開始し、以後段階的に比放射能を高めながら $^{60}\text{Co}$  線源の製造に必要な技術を習得していった。今回の試験製造では、比放射能の最終目標値 100 Ci/g の初期の計画は達成することができなかつたが、他の目的についてはほぼ予定どおりに遂行され、充分な成果を得ることができた。以下に各項目ごとに得られた成果の要点を示す。

### 1) 照射技術に関して

本試験製造において得られた $^{60}\text{Co}$  線源の比放射能は、最高値が 68.1 Ci/g となり、そのときの照射時間は 5573 時間であった。これらの値を外挿すると、比放射能 100 Ci/g を得るためににはおよそ 8000 時間の照射が必要となる。当初計画した最終試料の照射時間は、およそ 9000 時間に達する予定であったため、JMT-R が順調に稼動し計画どおりの中性子照射が行われれば、比放射能 100 Ci/g に達することは容易であった。これらの結果、JMT-R によって比放射能 100 Ci/g の $^{60}\text{Co}$  線源と、さらに熱中性子束の高い位置における照射によって 150~200 Ci/g に達する $^{60}\text{Co}$  線源の製造も可能であることが判った。

照射キャップセル内のコバルトターゲットの充填率にたいする生成放射能への影響と、ペレット状ターゲット用に新たに開発した照射コアの充填率の違いによる生成放射能への影響は、各自己吸収係数を比較した結果有意な差は認められず、今回の試験製造において照射したターゲット量からみたかぎりでは著しい生成効率の低下はないと考えられる。

### 2) 取扱い技術に関して

ペレット状 $^{60}\text{Co}$  線源は、形状による取扱いの困難さを避けるため照射コアの状態による操作を原則とし、照射キャップセルを開封後は直ちに照射コア内の線源を貯蔵瓶へ収容し、放射能測定および密封カプセル内への組立て作業以外は、全数の線源を露出した状態で取扱うことを避けた。したがって $^{60}\text{Co}$  線源の紛失、操作の煩雑さなどを回避することができた。また照射コアごとによる取扱いはケーブ内の空気汚染および表面汚染にたいする抑制効果をあげることができた。そのため汚染除去を容易にし、廃棄物の発生を最少限に抑えるなど、製造工程における安全性

の確保にたいしても充分の効果を得ることができた。

### 3) 放射能測定に関して

ペレット状<sup>60</sup>Co線源の放射能測定は、全試料について照射コア内からの抽出測定を行った。1個の照射コアにつき任意に3個のペレット状<sup>60</sup>Co線源を抽出し、その平均値から照射コア内の全体の放射能を求めた。このように大量の<sup>60</sup>Co線源の測定をする場合、抽出測定によって得た結果が十分な信頼性をもつものであることは、すでにJRR-3による試験製造から確認されているが、今回の測定によりさらに実証することができた。抽出測定法は、測定作業の能率性を高め、製作業全般にわたる工程の省力化にたいして好結果を得た。

### 4) 密封化技術に関して

カプセルの密封に必要な各溶接条件のうち、溶接電流、治具回転数およびカプセルと電極棒間の位置調整などは、使用した溶接機と溶接治具の性能上から微調整が困難であり条件の再現性に劣っていた。したがって製作業ごとに溶接条件調整のための溶接試験を行い、1回の溶接試験につき約10本程度の試験用カプセルを使用して条件を決定した。しかし最適条件下における密封カプセルの溶接状態は目視検査および漏洩検査による不合格はなく、すべての製品について好結果を得ることができた。今後本試験製造と同種のカプセルの溶接を行なう場合には、上記の点を改良した溶接機および溶接治具を使用すべきである。

<sup>60</sup>Co大線源の試験製造期間は、昭和43年JRR-3において照射を開始し昭和48年に終了した大量<sup>60</sup>Co線源の試験製造以来、今回のJMTTRにおける試験製造にいたるまで約8年間に及び、幾多の有用な知見を得てすべてを完了した。これらの経験と成果は、将来<sup>60</sup>Co大線源の製造が計画されたときの貴重な技術的基礎資料となり得るものと信ずる。

## 謝 辞

本実験の遂行にあたり、計画から実施にいたる全般にわたって御指導をいただいた天野恕製造部長および本資料のまとめに際し適切な御助言をいただいた阿部俊彦製造課長に感謝致します。また、検査課放射能検定係長源河次雄氏に、放射能測定に関し、相当の御協力と御援助を受けたことに感謝致します。また、本実験後期の約20日間にわたり参加され、製作業に御協力下さった中革民国核能研究所の曲家琪、鐘耀徳の両氏に感謝致します。さらに密封カプセルの設計、<sup>60</sup>Co線源の組立て法および受入計画等に関し御援助と御協力をいただいた日本原子力研究所高崎研究所照射施設課田村直幸課長および田島訓氏に感謝致します。

## 参 考 文 献

- 1 立川克浩、加藤久他：JAERI-M 5568(1974)
- 2 鴨志田誠、田中勲他：日本原子力学会年会，H28 (1972)
- 3 柴田長夫、望月勉、天野恕他：第8回日本アイソトープ会議報文集，AF-4，(1967)
- 4 W. S. Eastwood et al. : Cobalt-60 Production in the U. K. Atomic Energy Authority, Session D-6 P/228 (1958)

の確保にたいしても充分の効果を得ることができた。

### 3) 放射能測定に関して

ペレット状<sup>60</sup>Co線源の放射能測定は、全試料について照射コア内からの抽出測定を行った。1個の照射コアにつき任意に3個のペレット状<sup>60</sup>Co線源を抽出し、その平均値から照射コア内の全体の放射能を求めた。このように大量の<sup>60</sup>Co線源の測定をする場合、抽出測定によって得た結果が十分な信頼性をもつものであることは、すでにJRR-3による試験製造から確認されているが、今回の測定によりさらに実証することができた。抽出測定法は、測定作業の能率性を高め、製作業全般にわたる工程の省力化にたいして好結果を得た。

### 4) 密封化技術に関して

カプセルの密封に必要な各溶接条件のうち、溶接電流、治具回転数およびカプセルと電極棒間の位置調整などは、使用した溶接機と溶接治具の性能上から微調整が困難であり条件の再現性に劣っていた。したがって製作業ごとに溶接条件調整のための溶接試験を行い、1回の溶接試験につき約10本程度の試験用カプセルを使用して条件を決定した。しかし最適条件下における密封カプセルの溶接状態は目視検査および漏洩検査による不合格はなく、すべての製品について好結果を得ることができた。今後本試験製造と同種のカプセルの溶接を行なう場合には、上記の点を改良した溶接機および溶接治具を使用すべきである。

<sup>60</sup>Co大線源の試験製造期間は、昭和43年JRR-3において照射を開始し昭和48年に終了した大量<sup>60</sup>Co線源の試験製造以来、今回のJMT-Rにおける試験製造にいたるまで約8年間に及び、幾多の有用な知見を得てすべてを完了した。これらの経験と成果は、将来<sup>60</sup>Co大線源の製造が計画されたときの貴重な技術的基礎資料となり得るものと信ずる。

## 謝 辞

本実験の遂行にあたり、計画から実施にいたる全般にわたって御指導をいただいた天野恕製造部長および本資料のまとめに際し適切な御助言をいただいた阿部俊彦製造課長に感謝致します。また、検査課放射能検定係長源河次雄氏に、放射能測定に関し、相当の御協力と御援助を受けたことに感謝致します。また、本実験後期の約20日間にわたり参加され、製作業に御協力下さった中華民国核能研究所の曲家琪、鐘耀徳の両氏に感謝致します。さらに密封カプセルの設計、<sup>60</sup>Co線源の組立て法および受入計画等に関し御援助と御協力をいただいた日本原子力研究所高崎研究所照射施設課田村直幸課長および田島訓氏に感謝致します。

## 参 考 文 献

- 1 立川克浩、加藤久他：JAERI-M 5568(1974)
- 2 鴨志田誠、田中勲他：日本原子力学会年会，H28 (1972)
- 3 柴田長夫、望月勉、天野恕他：第8回日本アイソトープ会議報文集，AF-4，(1967)
- 4 W. S. Eastwood et al. : Cobalt-60 Production in the U. K. Atomic Energy Authority, Session D-6 P/228 (1958)