

JAERI-M

5568

放射性同位体製造資料 - 1155

JRR-3による大量 $^{60}\text{Co}$ 線源の試験製造

1974年2月

立川 克浩・加藤 久・源河 次雄・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、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。

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.

JRR-3による大量<sup>60</sup>Co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

立川 克浩 ・ 加藤 久 ・ 源河 次雄

伊藤 太郎

(1974年1月25日受理)

<sup>60</sup>Co 大量線源の製造技術の確立を目的として、ウエーファ形コバルトターゲット (8.3 mm $\phi$   $\times$  2.3 mm, 1.1 g) を JRR-3 の VC 照射孔において約3年間にわたって照射をおこなった。  $2 \times 10^{13}$  n/cm<sup>2</sup>·sec の熱中性子束領域で約7,300時間照射した後で <sup>60</sup>Co の全放射能は 2.2 K Ci であり、比放射能は 3.3 ~ 4.2 Ci/g になった。

開封から線量および放射能測定、密封などに至る試料の処理はラジオアイソトープ製造棟にある汎用ケーブ (01 ケーブ, シヤヘい厚: 重コンクリート 65 cm 厚) において3パッチに分割して実施された。試験製造による全製品は高崎研究所照射施設課に1973年2月から4月の間に分けて出荷した。これらの試験製造により照射技術, 大量放射能試料の取扱い, 線源の組立, 廃棄物処理, 除染, 遠隔操作による溶接密封技術および1基の汎用型セルの有効利用など<sup>60</sup>Co線源の製造に関する多様な知見を得ることができた。

Large Co-60 Sources Test Production with JRR-3

Katsuhiro TACHIKAWA, Hisashi KATO,  
Tsuguo GENKA and Taro ITO  
Division of Radioisotope Production,  
Radioisotope Center, JAERI

(Received January 25, 1974)

To establish the production techniques of Co-60 radiation sources with high activity, the wafer targets (8.3 mm $\phi$  x 2.3 mm, 1.1 g) were irradiated in the VC irradiation hole of JRR-3 for three years. After irradiation for 7,300 hours in a neutron flux of  $2 \times 10^{13}$  n/cm<sup>2</sup>·sec., the activity of the cobalt attained 2.2 KCi, with specific activity from 3.3 to 4.2 Ci/g. The whole procedure, including decanning, activity measurement and encapsulation, was performed in a 65-cm-thick heavy concrete cave in the Radioisotope Production Laboratory, with handling in three batches. The products were all delivered to Irradiation Service Section, Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment, from February to April 1973. Through the test production, considerable knowledge could be obtained on such as irradiation method, handling of high active materials, disposal of radioactive waste, decontamination, source assemblage, remote welding and effective usage of a multi-purpose hot cell.

## 目 次

1. ま え が き	1
2. タ ー ゲ ッ ト	1
2.1 ターゲットの選定	1
2.2 仕 様	2
2.3 アルミニウム被覆技術	2
3. V G 照射孔による照射試験およびその他の予備実験	6
3.1 概 要	6
3.2 照射試験	6
3.3 照射試験の結果	6
3.4 照射中の発熱の検討	7
3.5 V C 照射孔の熱中性子分布の測定	7
4. V C 照射孔による $^{60}\text{Co}$ の試験製造	14
4.1 V C 照射孔の概要	14
4.2 照射計画	14
5. 照射途中の抜き取り試験	19
6. $^{60}\text{Co}$ の試験製造—照射試料の処理—	22
6.1 製造工程の概要	22
6.2 照射試料の搬入計画と搬入	22
6.3 試料の開封, 解体および選別	23
6.4 線量測定	24
6.4.1 測定器とその配置	24
6.4.2 測定器の較正	25
6.4.3 線源の測定	25
6.4.4 測定結果とその解析	25
6.5 線源の組立と密封	27
6.5.1 密封カプセル	27
6.5.2 線源の組立	28
6.5.3 密封カプセルの溶接	29
6.6 密封度試験	30
6.7 出荷計画と出荷	31
6.8 ケーブ内の汚染除去と廃棄物処理	32
6.9 製造施設の使用経験	33
6.9.1 施設概要	33
6.9.2 内装機器の設置	33
6.9.3 マニプレータ	33

6.9.4	除染性	34
6.9.5	換気設備	34
6.9.6	放射能測定装置	34
6.9.7	後面しゃへい体の自動化	34
6.9.8	固体廃棄物の処理	34
6.9.9	インターロック	34
7.	むすび	46
8.	付録	48
	文 献	58

## Contents

1. Introduction
2. Target
  - 2.1 Selection criteria of cobalt target
  - 2.2 Specification
  - 2.3 Aluminium cladding technique
3. Irradiation test with JRR-3 VG-hole and other preparation test
  - 3.1 General description
  - 3.2 Irradiation test
  - 3.3 Results
  - 3.4 Nuclear heating
  - 3.5 Measurement of neutron flux of VC-hole
4.  $^{60}\text{Co}$  test production with JRR-3 VC-hole
  - 4.1 General description with VC-hole
  - 4.2 Irradiation plan for test production
5. Sampling test during  $^{60}\text{Co}$  sources irradiation
6. Procedure of test production
  - 6.1 General description
  - 6.2 Loading of irradiated samples
  - 6.3 Decanning and dismantling
  - 6.4 Radioactivity measurement
    - 6.4.1 Measurement apparatus
    - 6.4.2 Calibration
    - 6.4.3 Measurement
    - 6.4.4 Result and discussion
  - 6.5 Source assembling and remote welding of stainless steel container
    - 6.5.1 Design of source container
    - 6.5.2 Source assembling
    - 6.5.3 Remote welding
  - 6.6 Sealed source testing
  - 6.7 Shipping of products
  - 6.8 Decontamination and waste disposals
  - 6.9 Operational experience of a multi-purpose hot case
    - 6.9.1 General description
    - 6.9.2 In-cell equipments

6.9.3 Master-slave manipulators

6.9.4 Decontamination

6.9.5 Ventilation

6.9.6 Measurement apparatus of radioactivity

6.9.7 Change in design of shielding door

6.9.8 Solid-waste disposals

6.9.9 Maintenance of interlock system

7. Conclusion

8. Appendix

References



## 1. ま え が き

$^{60}\text{Co}$  大線源の本格的製造に必要な製造技術の確立を目的として JRR-3 による照射を利用して試験製造をおこなった。この試験製造のためには、JRR-3 の VG 照射孔における照射試験、VC 孔改造など照射技術の開発準備およびターゲットの試作、使用機器の検討、設計などの製造開発の準備をおこなった。それと併行して準備完了次第、改造された JRR-3 の VC 孔を使用する照射計画をたて、 $10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$  の熱中性子束領域における照射試験および照射試料による試験製造計画を作成した。照射試験としてはターゲットの被覆の効果の検討、最適照射条件の検討、安全な照射法の検討を目的とした。また製造技術の開発としては大量試料の安全な取扱技術の開発、測定技術の開発、製品密封カプセルの密封技術、検査技術の開発およびこれらに必要な機器の開発整備を目標とした。

この計画は昭和 42 年度に研究炉管理部、高崎研究所の協力のもとにアイソトープ事業部製造部が計画、策定した“JRR-3 による  $^{60}\text{Co}$  大線源の国産化計画”により開始されたが、計画途中で“ $^{60}\text{Co}$  大線源の国産化のための製造技術の開発”を目的とすることに変更された。また実施期間も昭和 43 年度より開始して 44 年度には完了の予定であつたが途中 JRR-3 の運転休止があり、照射期間の延長などの変更により 48 年度第 1 四半期終了となつた。なおこの試験製造で得られた試験製品はいずれも最初の計画どおり、高崎研究所の照射施設課の研究計画にもとづき食品照射用線源のための比較線源として密封カプセル内に組立てられ、溶接密封して出荷され試験依頼された。

この試験製造は実施期間が延期されたことを除いては計画どおり順調におこなわれ、殆ど当初予期していた結果が得られた。これらの試験結果を使用して JMTR によつて照射し製造技術の開発を引き続いて実施中である。

## 2. ターゲ ッ ト

### 2.1 ターゲットの選定

ターゲットの形状は次のような条件で選定した。

- (1) 高崎研究所の照射施設で使用している線源の標準寸法に適合すること、すなわち外径を  $10 \text{ mm}$  以内にする。
- (2) 海外の主要な線源生産国で使用されているペレット (pellet,  $1 \text{ mm} \phi \times 1 \text{ mm}$ )、スラグ (slug,  $1/4 \text{ in.} \phi \times 1 \text{ in.}$ )、ウエーフア (wafer, disc, coin,  $8.3 \text{ mm} \phi \times 2.3 \text{ mm}$ )、ストリップ (strip,  $50 \text{ mm} \times 18 \text{ mm} \times 1.2 \text{ mm}$ ) などの各ターゲットのなかから選ぶ。
- (3) 最も取扱い易い形状であること。
- (4) 処理施設を汚染させないような被覆をもつこと。
- (5) 国産が可能であること。

これらの条件を満足するターゲットとして、 $8.3 \text{ mm} \phi \times 2.3 \text{ mm}$  のウエーフア形ターゲットを採用した。ターゲットの表面から離散する酸化コバルトによる汚染を防ぐために、金属コバ

## 1. ま え が き

$^{60}\text{Co}$  大線源の本格的製造に必要な製造技術の確立を目的として JRR-3 による照射を利用して試験製造をおこなった。この試験製造のためには、JRR-3 の VG 照射孔における照射試験、VC 孔改造など照射技術の開発準備およびターゲットの試作、使用機器の検討、設計などの製造開発の準備をおこなった。それと併行して準備完了次第、改造された JRR-3 の VC 孔を使用する照射計画をたて、 $10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$  の熱中性子束領域における照射試験および照射試料による試験製造計画を作成した。照射試験としてはターゲットの被覆の効果の検討、最適照射条件の検討、安全な照射法の検討を目的とした。また製造技術の開発としては大量試料の安全な取扱技術の開発、測定技術の開発、製品密封カプセルの密封技術、検査技術の開発およびこれらに必要な機器の開発整備を目標とした。

この計画は昭和 42 年度に研究炉管理部、高崎研究所の協力のもとにアイソトープ事業部製造部が計画、策定した“JRR-3 による  $^{60}\text{Co}$  大線源の国産化計画”により開始されたが、計画途中で“ $^{60}\text{Co}$  大線源の国産化のための製造技術の開発”を目的とすることに変更された。また実施期間も昭和 43 年度より開始して 44 年度には完了の予定であったが途中 JRR-3 の運転休止があり、照射期間の延長などの変更により 48 年度第 1 四半期終了となった。なおこの試験製造で得られた試験製品はいずれも最初の計画どおり、高崎研究所の照射施設課の研究計画にもとづき食品照射用線源のための比較線源として密封カプセル内に組立てられ、溶接密封して出荷され試験依頼された。

この試験製造は実施期間が延期されたことを除いては計画どおり順調におこなわれ、殆ど当初予期していた結果が得られた。これらの試験結果を使用して JMTR によつて照射し製造技術の開発を引き続いて実施中である。

## 2. ターゲット

### 2.1 ターゲットの選定

ターゲットの形状は次のような条件で選定した。

- (1) 高崎研究所の照射施設で使用している線源の標準寸法に適合すること、すなわち外径を  $10 \text{ mm}$  以内にする。
- (2) 海外の主要な線源生産国で使用されているペレット (pellet,  $1 \text{ mm} \phi \times 1 \text{ mm}$ )、スラグ (slug,  $1/4 \text{ in.} \phi \times 1 \text{ in.}$ )、ウエーフア (wafer, disc, coin,  $8.3 \text{ mm} \phi \times 2.3 \text{ mm}$ )、ストリップ (strip,  $50 \text{ mm} \times 18 \text{ mm} \times 1.2 \text{ mm}$ ) などの各ターゲットのなかから選ぶ。
- (3) 最も取扱い易い形状であること。
- (4) 処理施設を汚染させないような被覆をもつこと。
- (5) 国産が可能であること。

これらの条件を満足するターゲットとして、 $8.3 \text{ mm} \phi \times 2.3 \text{ mm}$  のウエーフア形ターゲットを採用した。ターゲットの表面から離散する酸化コバルトによる汚染を防ぐために、金属コバ

ルトの表面に 25 $\mu$ 厚のニッケルメッキ加工、およびアルミニウムクラッド (cladding) による被覆加工の 2 種類のターゲットを製作した。

## 2.2 仕様

選定したターゲットの仕様は次のとおりである。

### (1) 寸法

ニッケルメッキ: 8 mm $\phi$   $\pm$  0.2  $\times$  2.25 mm  $\pm$  0.1

アルミニウムクラッド被覆: 10 mm $\phi$   $\begin{matrix} +0.1 \\ -0.6 \end{matrix} \times$  3.5 mm  $\pm$  0.3

### (2) 化学分析値 (重量%)

Co	C	Si	Mn	Ni	Fe
$\geq 98.5$	$< 0.02$	$< 0.3$	$< 0.5$	$< 0.4$	$< 0.2$

### (3) ガス分析値 (%)

O <sub>2</sub>	N <sub>2</sub>	H <sub>2</sub>
$< 5 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-3}$	$< 0.02 \times 10^{-3}$

### (4) 重量

1.10 g  $\pm$  0.2 % 以下

### (5) 表面仕上げ

ニッケルメッキ厚さ: 0.05 mm  $\pm$  0.025 mm

アルミニウムクラッド厚さ: 0.6 mm

### (6) 製作者

住友特殊金属株式会社

## 2.3 アルミニウムクラッド被覆

高比放射能のニッケルメッキ <sup>60</sup>Co のペレット 10 KCi 以上を真空処理して約 1 Ci の放射性ダスト (dust) が捕集された例がある。<sup>1)</sup> したがってターゲットの被覆は大量 <sup>60</sup>Co の取扱いによる施設汚染を未然に防ぐ意味において欠かすことのできない条件である。AAEC (オーストラリア) では 1960 年頃から "disc" <sup>60</sup>Co に 0.17 mm ~ 6 mm 厚のアルミニウムで溶接封入された "canned cobalt disc" が実用化されており,<sup>2), 3)</sup> (Fig. 1) HI F A R 炉において 4, 5 年の長期照射に耐え得るという実績を示している。<sup>4)</sup> これらも含めて検討の結果 25  $\mu$  ~ 50  $\mu$  の厚手のニッケルメッキのターゲットと同時に 0.6 mm 厚のアルミニウムクラッド被覆ターゲットの開発のために AAEC の試料を入手し検討したが、その断面写真の結果を (photo. 1) に示す。アルミニウム材を被覆材料として選定した理由として下記の利点が挙げられる。

(1) アルミニウム材は熱伝導率が良いので照射中のコバルトターゲットの発熱を放熱するのに都合が良い。

(2) コバルトと同時に照射して製品の品質に影響を与えないような核的に良好な材料であり、

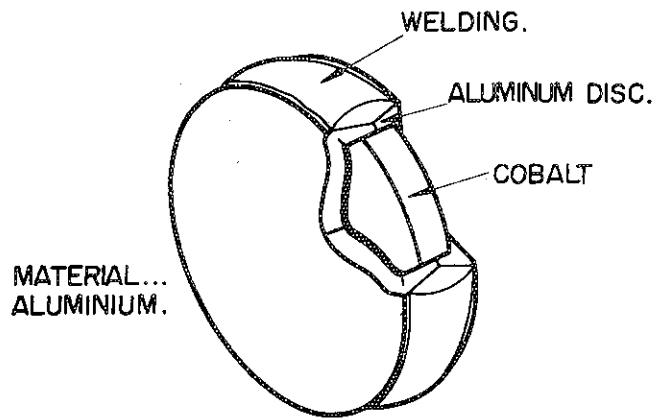
高純度の国産品が使用できる。

(3) 照射中に照射カプセルが破損しても原子炉内部を汚染することが少ない。

(4) 処理時にケーブルなど施設を汚染させにくい。

製作技術の概要は0.6<sup>mm</sup>厚のアルミニウム容器にコバルトターゲットを入れる作業をグローブボックス内でヘリウムガス・ふん囲気のもとで実施し、円板状の蓋をした後にボックスより取り出し、交流アルゴンガスTIG溶接により密封する方式である。溶接の健全性試験はニトロソR塩法による発色試験によりピンホールの検知をおこない、また肉眼による目視試験による溶接後の変形、き裂などの検知を実施した。また耐熱試験は実際の原子炉による照射条件をシミュレートして、500°Cまで電気炉内で30分加熱、30分冷却の熱サイクルを13回くりかえし、試験前後のターゲットの変形、溶接部の変化などを検討し、熱的な安全性を確認した。なお試験温度の500°Cは照射中の原子炉内温度を考慮して決めた。(約300°C)

耐熱試験の結果については(photo.2)に示す。断面写真は各試験条件においてピンホールおよびき裂発生などの熱的な破損が起らないことを示めている。



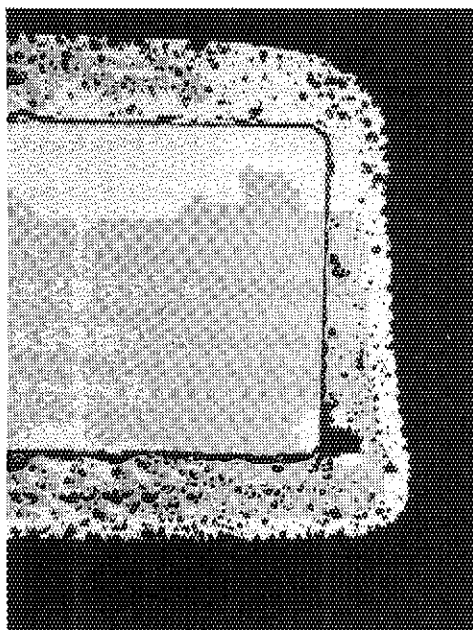
### CANNED COBALT DISC

DISC SIZE	LARGEST CAN DIA. (CM.)	CAN THICKNESS (CM.)
12mm dia. x 1mm	1.47	.17
17mm dia. x 1mm	1.97	.17
17mm dia. x 2½ mm	1.97	.23

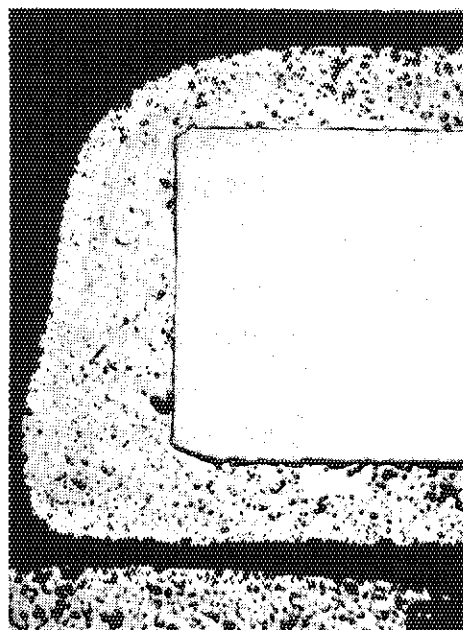
Fig. 1 AAEC Al-cladding cobalt target



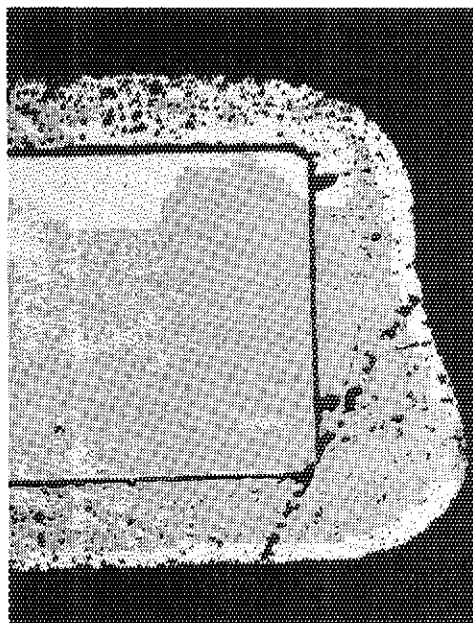
Photo.1 Cross section of AAEC Al-cladding cobalt target (50 x)



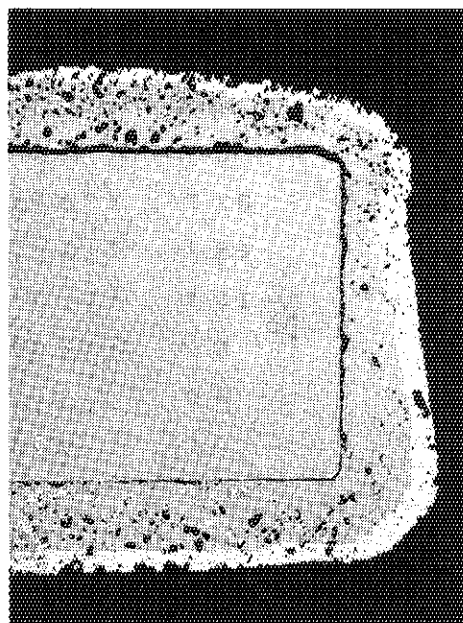
1) 500°C x 30 min., 13 cycles



2) 500°C x 50 days



3) 500°C x 100days



4) 500°C x 130 days

Photo. 2 Cross sections of Al-cladding cobalt targets after thermal cycle tests. (20 x)

### 3. VG照射孔による照射試験およびその他の予備実験

#### 3.1 概要

大量の<sup>60</sup>Co線源の製造のためには目的とする比放射能および全放射能の製品を得るためには原子炉の照射能力（熱中性子束、照射孔の收容容積など）と共に照射時のターゲットの配列法の選定が重要である。

ウエーファ型コバルト・ターゲットによる<sup>60</sup>Coの試験製造の本格照射計画（VC孔）に資するためターゲットの配列と生成量、中性子束の低下（flux depression）の関係を求めるためにJRR-3の反射体領域のVG照射孔（ $n_{th} : 1.2 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ ）において1サイクル（240h）の短期照射試験を実施した。

その他の実験は無装荷状態のVC照射孔の中性子束分布の測定および照射中の発熱に対する照射カプセルおよびターゲットのアルミニウム被覆材の耐熱性、除熱特性などの検討を実施することが目的である。

有効寸法 $21 \text{ mm} \phi \times 110 \text{ mm}$ の圧着型（cold weld）照射カプセル（アルミニウム製、DL型）にウエーファ型コバルト・ターゲットをグラフアイト製スペーサと交互に積み重ね、アルミニウム箔で包装したものを数種準備した。（Fig.2）なお各照射カプセルはコバルトモニターを收容した。照射試料の配列の種類を下記に示す。

カプセル数 : 6  
 カプセル1本当りのターゲット数 : 33ヶ、(33ヶ)  
 18ヶ、(18ヶ)  
 13ヶ、(13ヶ)  
 8ヶ、(8ヶ)  
 6ヶ、(6ヶ)  
 5ヶ、(5ヶ)

照射孔 : JRR-3 VG垂直照射孔 (Fig.3)

VG-22-5, 7および9

VG-5-5, 7および9

照射サイクル : 昭和43年02サイクル

照射時間 : 252 h (10 MW)

#### 3.3 照射試験の結果

総合的な試験結果はTable 1およびFig.4に示したとおりであるが、要点を次に示す。

1) ターゲットを1照射カプセル当たり5ヶから18ヶ詰めの場合は比放射能（22.4～24.2 mCi/g）および自己しゃへい係数（0.52～0.58）はほぼ等しい。<sup>5)</sup> (Fig.5参照)

2) 試料を間隙なしに詰めた33ヶの場合は“bar”状のターゲットを照射する場合に相当

するが、生成量は最高生成量と比較し、約30%低くなる。また自己しゃへい係数は0.38である。

- 3) 比放射能と全放射能を最も効率良く確保するためのターゲット配列はターゲット間隔を2mmおよび8mm（18ケ/カプセルおよび8ケ/カプセル）にすれば良い。
- 4) 6ケ詰め以下では全放射能が少くなるので照射容積の有効利用の点で良くない。
- 5) 18ケ詰めは8ケ詰めと比較し生成量は約10%低くなる。（Fig.2参照）

### 3.4 照射中の発熱の検

W.S. Eastwoodらの文献によると<sup>5)</sup>照射による物質の核的発熱（nuclear heating）は中性子束がおよそ $10^{13}$  n/cm<sup>2</sup>·secまたはそれ以上に成ると顕著に現われ、5 W/gのコバルトを $10^{14}$  n/cm<sup>2</sup>·secの中性子束で照射する場合を例にとると照射中の発熱は約700 Wになり、その内訳は下記のとおりになる。

捕獲ガンマ線発熱	620 W
ガンマ線束発熱	47 W
崩壊発熱	30 W

JRR-3のVC孔の場合は照射孔内における冷却用炭酸ガスの温度は200～400℃になると想定されているが、本照射計画の照射カプセルの照射条件の場合照射中のカプセルの表面温度が高くなるので効率良く熱除去がおこなわれねばならない。そのために線源-カプセル壁-冷却ガス間の総括的熱伝達率を予測しておかないと、内部試料の発熱によるカプセル外壁の温度上昇の推定などの熱的な検討ができない。熱伝達率を求めるためにFig.6に示すような実験装置により次のような実験をおこなった。実際の照射に用いるもの同一のアルミニウムカプセル内にニクロム線発熱体をアルミニウム箔で包装した（11mm<sup>φ</sup>×50mm）の模擬線源を電気炉内に入れ、カプセル表面温度を一定（214℃、319℃、409℃）に保ちながら模擬線源の発熱体を発熱させ、これらの温度差と発熱量の関係を求めM. Jacobの実験式により熱伝達係数の値を求めた。結果はFig.7とTable 2に示す。この結果によるとコバルトターゲットの原子炉内における発熱が1 W/gであるとするFig.7より冷却用炭酸ガス温度が200℃の時にターゲット温度が400℃になる。

炭酸ガス温度が400℃に上昇するとターゲット温度は約550℃になり、ターゲットの被覆材であるアルミニウムが破損する危険性がある。

照射カプセル、照射ホルダなどの照射中の温度実測などに関する炉利用課のインパイル・ループ試験、炉外試験の結果、VC照射孔内の照射カプセルの表面温度は出力10MW時において270℃になることが確認され、これは400℃をかなり下廻るので、今回の試験製造の照射方法はターゲットの被覆、カプセルに対して熱的に問題はないことが判明した。

### 3.5 VC照射孔の熱中性子束分布の測定

前章（3.4）で得たターゲットの適正な配列法によりVC照射孔で照射した場合の<sup>60</sup>Co線源（ウェーブア）の生成量の分布の検討をおこなうためにVC照射孔の無装荷状態の熱中性子束の実測を研究炉利用課の協力の下に実施した。



実験の方法は照射孔のしゃへいプラグに取付けた $0.05 \times 2.5$  のアルミニウム線の末端に重錐を吊るし、全長 $2.5$  mの内実効長に相当する $2.100$  mmの長さの部分に $100$  mm間隔に約 $2$  mgのニオブ箔および $1$  mgの金箔をモニター用に固定したものを準備した。照射は $100$  KW、 $1$  hの check operationの時に実施した。その結果はFig. 8, Table 3に示す如く、炉の管板側(炉底側)より $700$  mm~ $900$  mmの位置(ホルダー板3に相当する)に熱中性子束の最高値をもち、炉底側に急勾配をもつ分布曲線であることが確認された。

Table 1. Results of Co-60 test production in JRR-3 VG-hole

Number of targets	Weight of targets (g)	Thickness of spacer (mm)	Total activity (mCi)	Specific activity (mCi/g)	Specific activity of monitor (mCi/g)	Self-shielding factor	Neutron flux (n/cm <sup>2</sup> sec)
33	33	-	685	17.7	46.1	0.384	$1.3 \times 10^{12}$
18	18	2	404	22.4	42.9	0.522	$1.2 \times 10^{12}$
13	13	4	333	25.6	46.2	0.544	$1.3 \times 10^{12}$
8	8	8	212	26.4	45.3	0.583	$1.3 \times 10^{12}$
6	6	12	150	25.0	43.8	0.570	$1.2 \times 10^{12}$
5	5	16	124	24.2	42.3	0.572	$1.2 \times 10^{12}$

Table 2 Heat transfer coefficient of Co-60 irradiation capsule

Surface temperature of irradiation capsule (centigrade degree)	Over-all heat-transfer coefficient (Kcal/hr. centigrade degree)
214	$0.908 \times 10^{-2}$
319	$1.160 \times 10^{-2}$
409	$1.410 \times 10^{-2}$

Table 3 Thermal neutron flux distribution of JRR-3 VC hole

Holder number	Thermal neutron flux (n/cm <sup>2</sup> sec.)	Distance from bottom header (cm)
1	$2.41 \times 10^{11}$	30
2	2.78	60
3	2.74	90
4	2.55	120
5	2.05	150
6	1.60	180
7	1.06	210

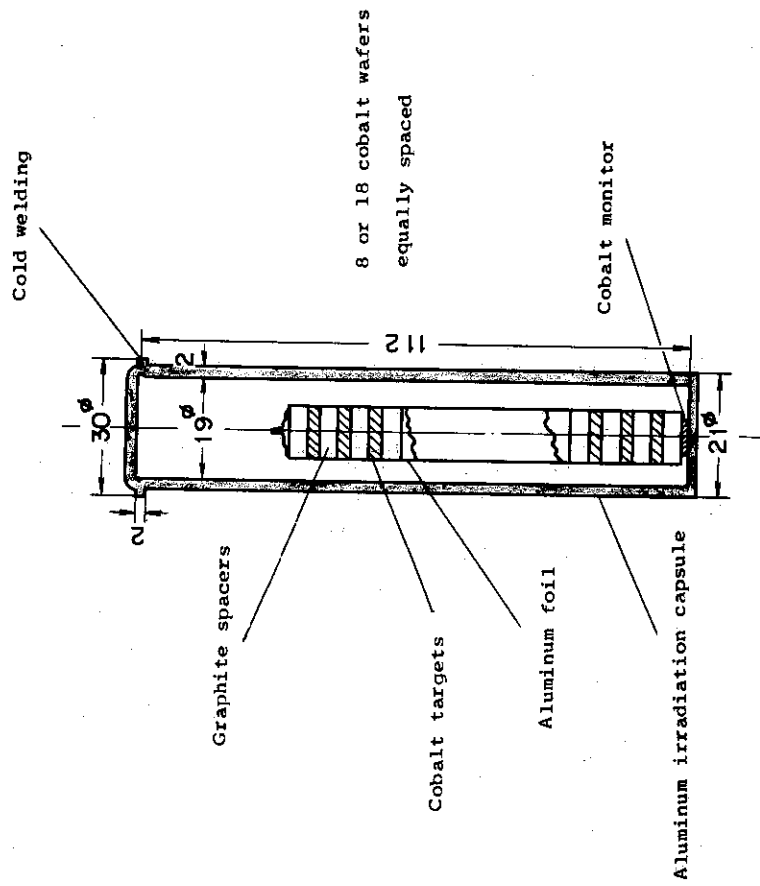


Fig. 2 Target design of Co-60

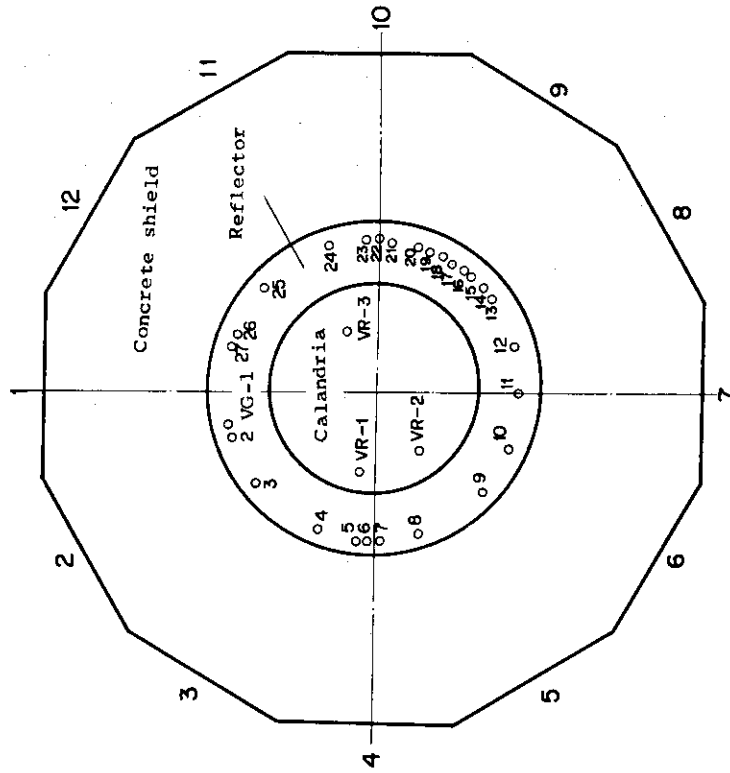


Fig. 3 JRR-3 irradiation hole lattice

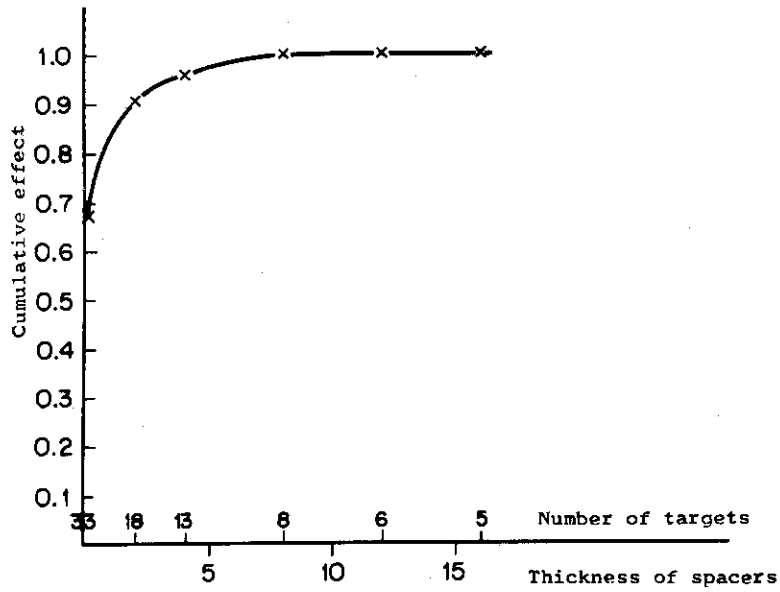


Fig. 4 The cumulative effect for Co-60 specific activity as a function of the target number.

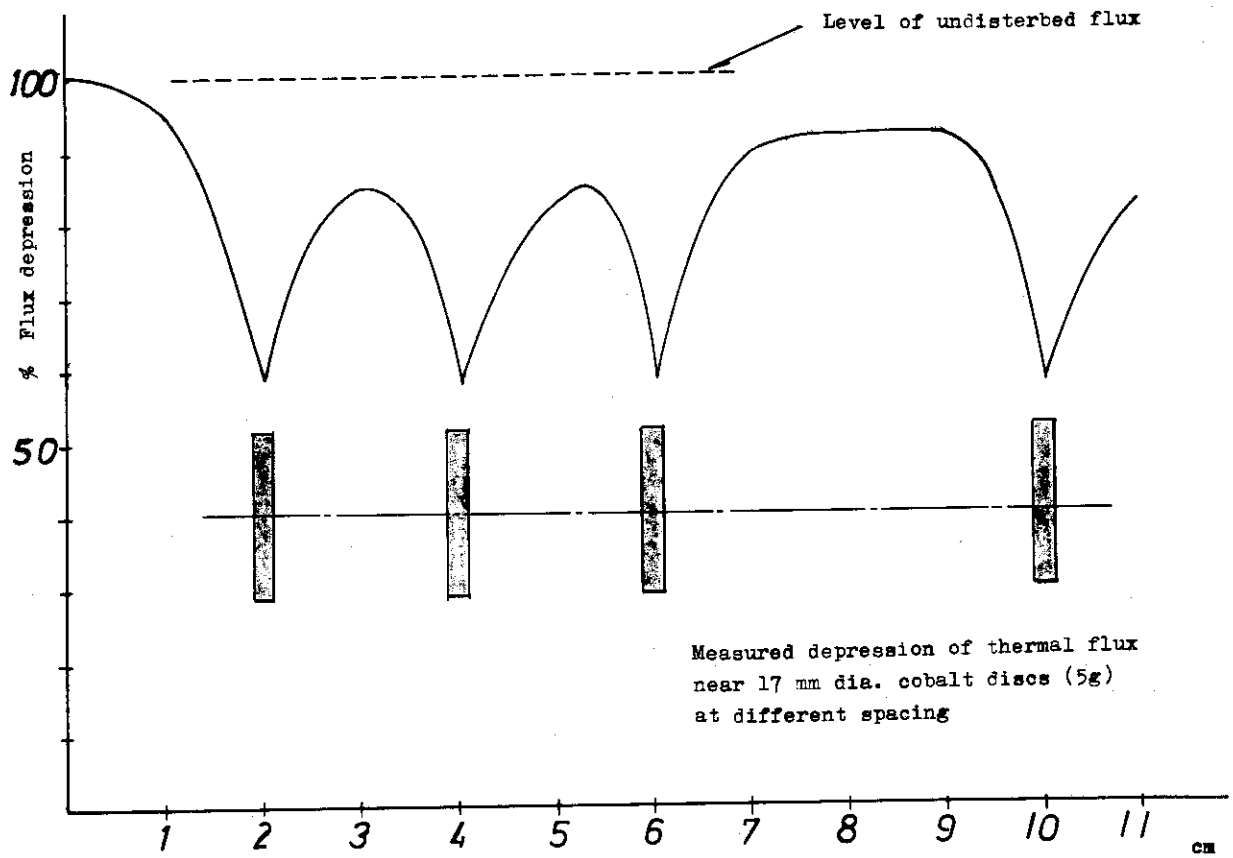


Fig. 5 Flux depression, 17-mm sources (disc)

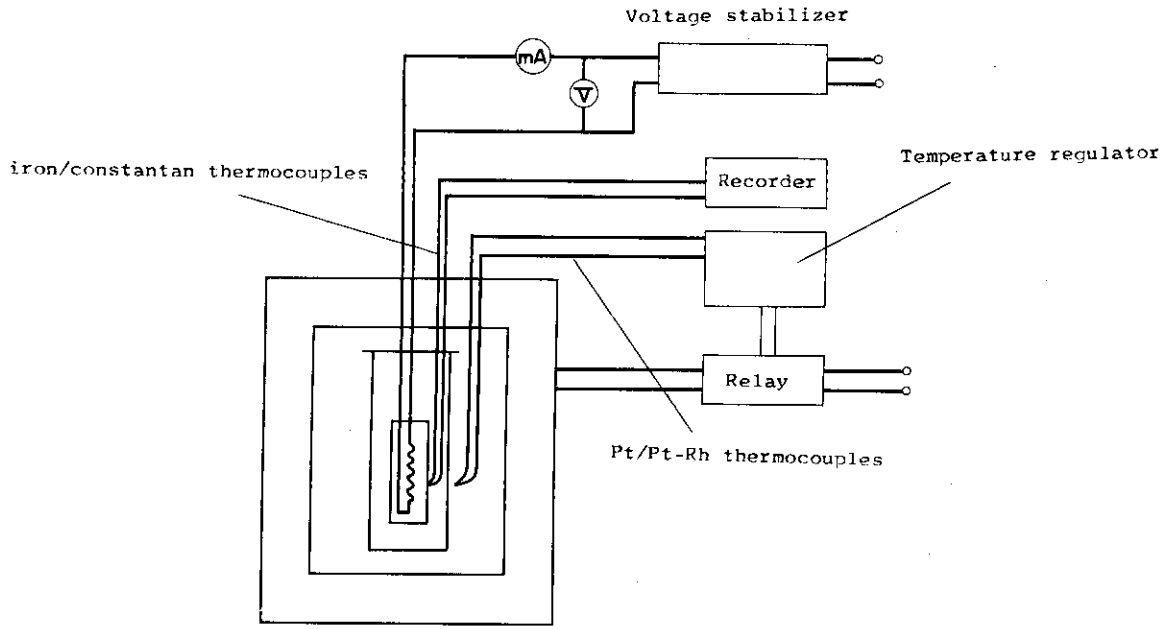


Fig. 6 Heat experiment apparatus for simulated irradiation capsule

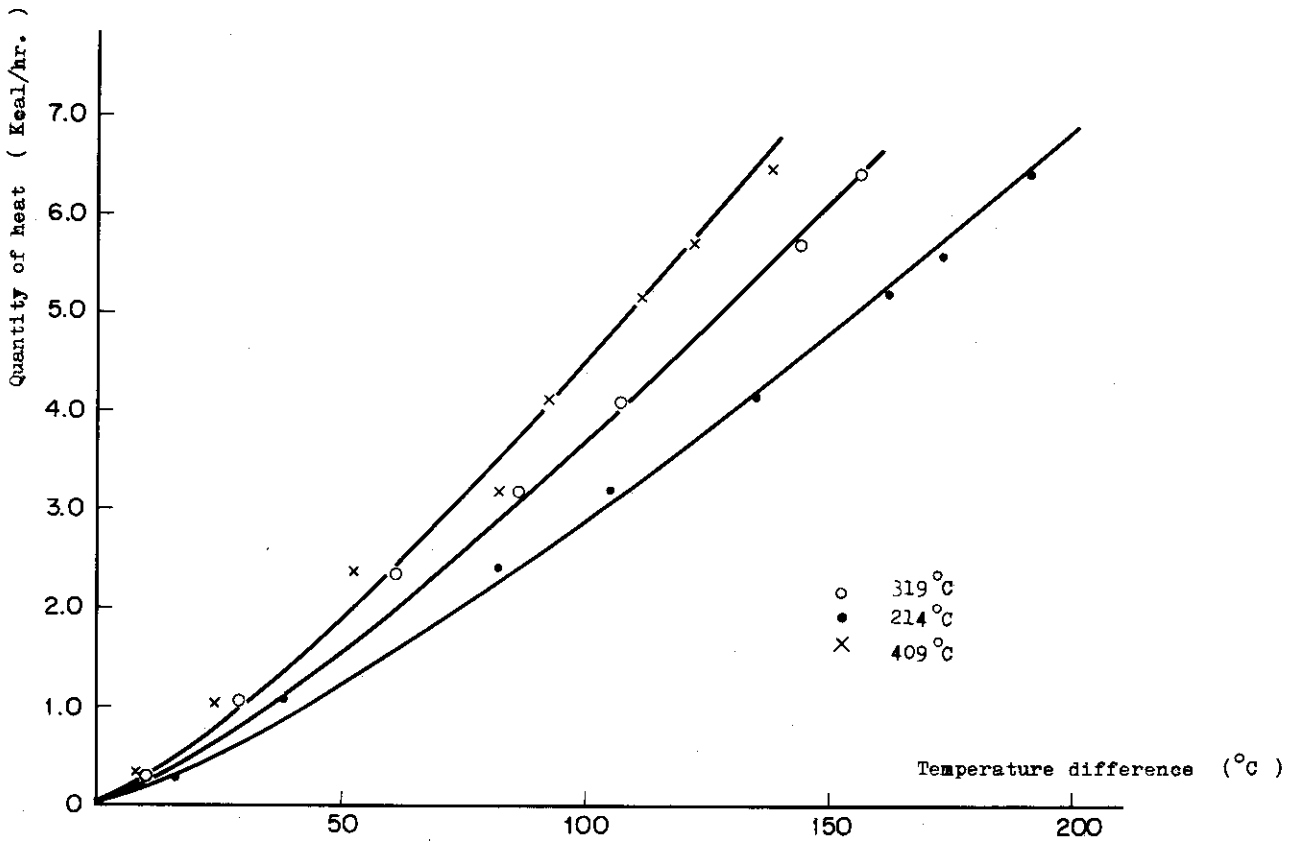


Fig. 7 Relation between temperature difference and quantity of heat

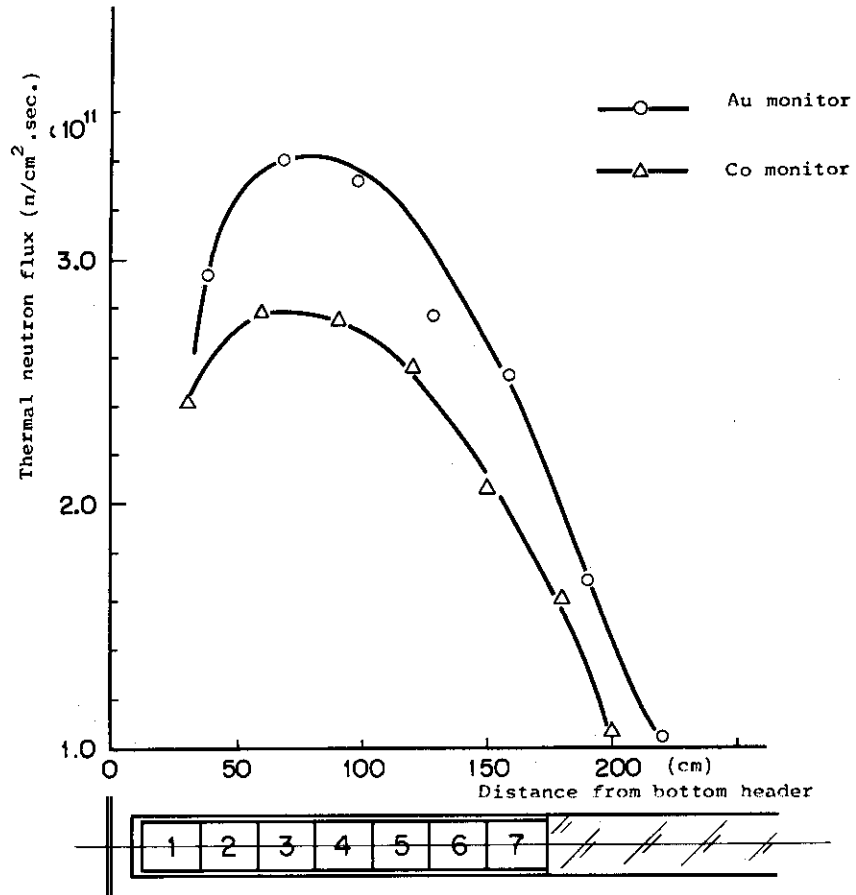


Fig. 8 Distribution of thermal neutron flux in JRR-3 VC-hole

## 4. VC照射孔による<sup>60</sup>Co線源の試験製造

### 4.1 VC照射孔の概要

本照射孔はJRR-3炉の炉心領域にある4本の垂直照射孔である。(Fig.9, 10) 今回の照射はこれらの照射孔のうちVC-2(46年第4サイクルよりVC-4に変更)を使用した。VC照射孔はJRR-3の各照射孔のなかで最も熱中性子束が高く( $2.2 \times 10^{13}$  n/cm<sup>2</sup>·sec) 試料の収容力が大きいので長期照射による<sup>60</sup>Co大線源の試験製造に適している。照射ホルダ(Fig.11)はアルミニウム製であり、有効寸法は84<sup>mm</sup>φ×150<sup>mm</sup>の片面開放の円筒形の容器がバネ機構で7ヶ接続されており、DL型照射カプセルの場合1ホルダに6本、計42本の収容能力がある。

ホルダ番号は管板(bottom header)側から炉頂の方向に1, 2, …… 7の順になっている。

### 4.2 照射計画

前章に述べたVG照射孔による試験照射の結果、VC照射孔の中性子束の測定などにもとづき、約4 Ci/waferの<sup>60</sup>Coを2 K Ci製造し、ターゲットの被覆の安全性、照射容器の安全性、ターゲットの配列法の検討、放射能(線量)測定技術、線源の組立および密封技術等大量放射性物質の取扱技術の確立を目標とした。

計画の詳細はTable 4.5に示すが立案の要点を要約すると下記の如くなる。

- 1) 平均4 Ci/waferの<sup>60</sup>Coを2 K Ci製造する。
- 2) ターゲット配列は試験照射時に最も効率の良い詰め合わせの8ヶ/カプセル, 18ヶ/カプセルを使用する。
- 3) 生成量の計算には、自己しゃへい係数0.58(8ヶ詰め), 0.52(18ヶ詰め)を用いる。
- 4) 熱中性子束分布に従ってターゲットの収容数を効率良く決める。
- 5) 照射試料は40カプセル, 550ヶとし、その内照射途中の抜き取り試料は4カプセル, 52ヶであり、ターゲットの被覆(アルミニウムクラッド, ニッケルメッキ)の損傷度チェック, 生成量の測定をおこなう。
- 6) 照射は10 MW, 240 h × 13 サイクルの長期照射をおこなう。

Table 4 Co-60 test production plan in JRR-3

11 1970

Irradiation position (Holder No.)	Targets	Contents (wafers/capsule)	Capsules	Total contents (wafers)	Irradiation time (hours)	Ci/wafer	Ci/g <sup>*,**</sup>	Total activity (Ci)
1	Al cladding	8	5	40		4.8	4.3	192.0
2	Ni coated	18	4	72		4.9	4.5	352.8
3	Al cladding	18	5	90	3120	5.0	4.5	450.0
4	Al cladding	8	4	32	(240 hr. X 13 cycles in 10 MW)	5.4	4.9	172.8
5	Ni coated	8	6	48		5.2	4.7	249.6
6	Al cladding	18	6	108		3.5	3.2	378.0
7	Ni coated	18	6	108		2.8	2.5	302.8
Total			36 capsules	498 wafers				2097.6 Ci

\* Expected thermal neutron flux :  $2.0 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$   
 \*\* Self-shielding factor: 60%

Table 5 Sampling test plan for Co-60 test production

April 1970

Test	Irradiation position (Holder No.)	Targets	Contents (wafers/capsule)	Capsules	Sampling reactor cycle	Ci/wafer	Ci/g	Total activity (Ci)
1st.	1	Al cladding	8	1	45-01(240hr.)	0.37	0.34	4.0
2nd.	2	Ni coated	18	1	45-04(960hr.)	1.5	1.4	27.0
3rd.	3	Al cladding	18	1	45-07(1680hr.)	2.7	2.5	48.6
4th.	4	Al cladding	8	1	45-10(2400hr.)	4.2	3.8	33.6
			52 wafers	4 capsules				





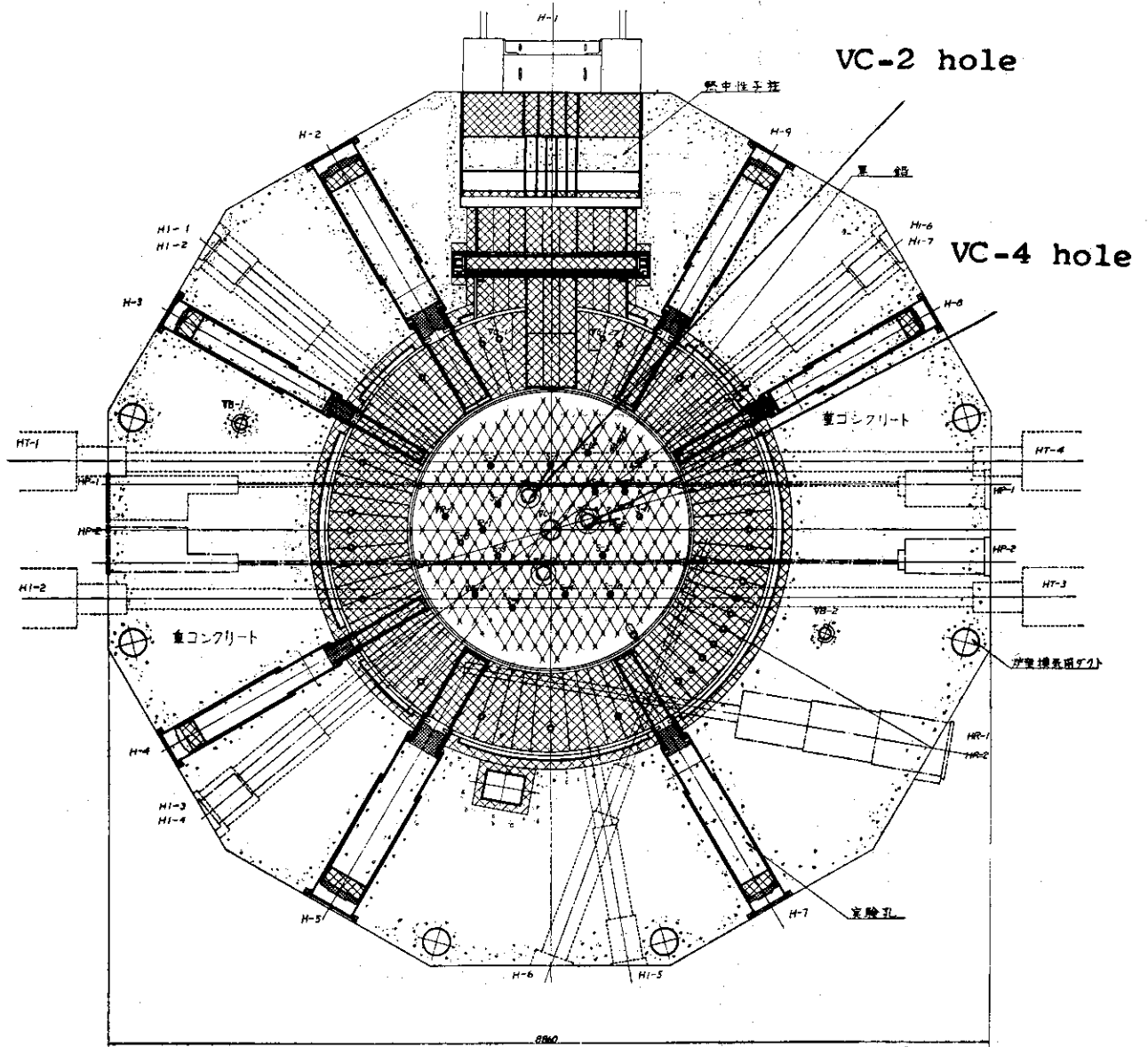


Fig. 10 Plan view JRR-3 reactor

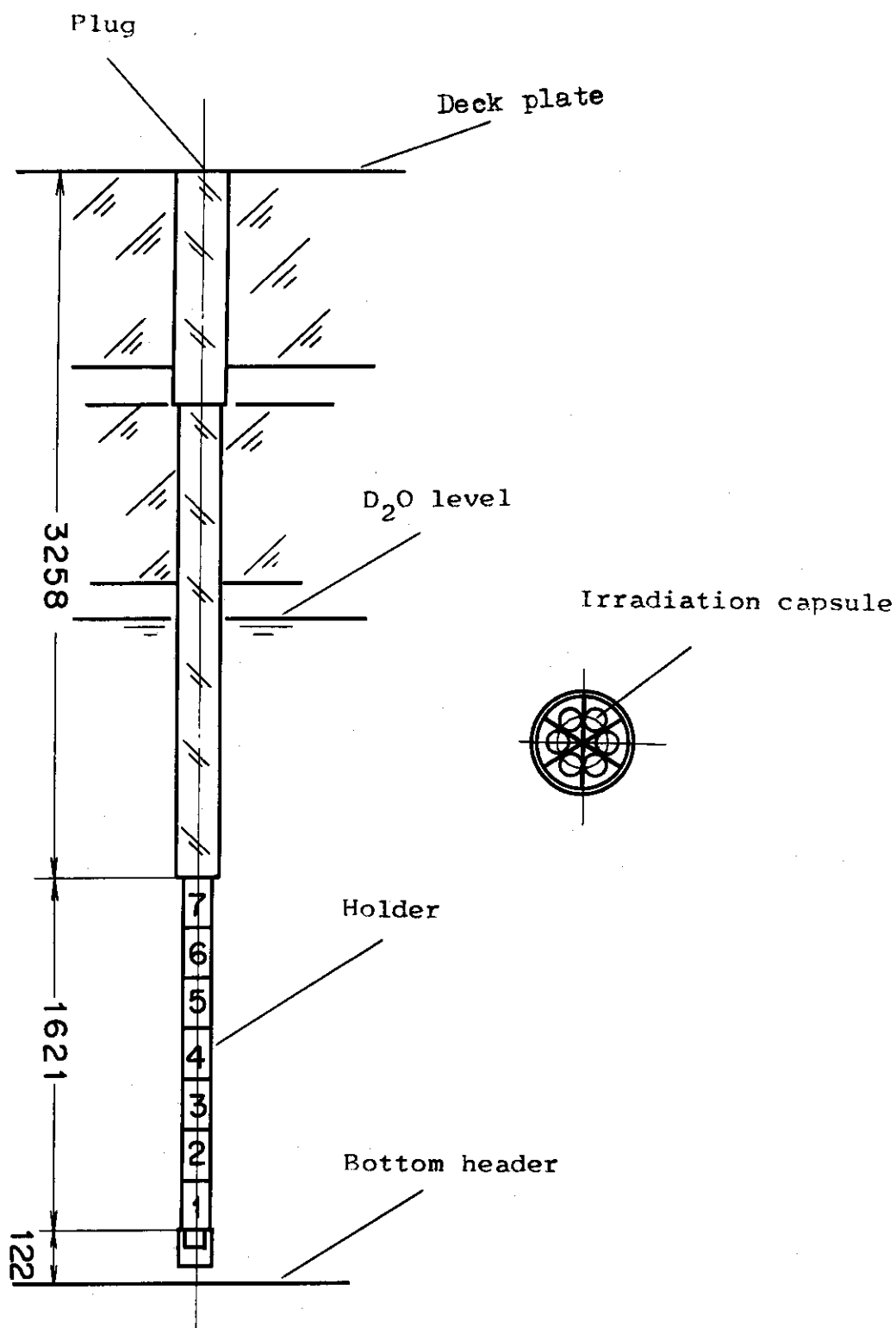


Fig. 11 VC irradiation holder

## 5. 照射途中の抜き取り試験

$^{60}\text{Co}$  線源の試験製造では照射時間が1年間という長期間にわたるため（正味の照射時間は約3120時間）、照射途中における放射能生成量のチェック、ターゲットに施した被覆の損傷の程度などを知るために照射途中にあらかじめ準備された一部の試料を取り出し、測定検査をした。放射能測定は、長期間連続照射の試料での測定条件と同一方法で行なった。（6.4を参照）その結果、最終取り出し試料の放射能を正確に予測することができた。

ターゲットを被覆したアルミニウムクラッドおよびニッケルメッキの損傷はベリスコープ（倍率：10倍）による外貌検査を行なった結果ではニッケルメッキについてはその金属光沢を失なっていたが、各試料とも異状は認められなかつた。さらに被覆の内部からの $^{60}\text{Co}$ の漏洩検査のため、後に述べる二次カプセルにおける漏洩検査と同じ方法で煮沸試験を行なった。今回の照射途中で取り出した $^{60}\text{Co}$ 試料の取り扱い中における、ケーブル内への放射能汚染は認められなかつたため、アルミニウムクラッド、ニッケルメッキ内部からの $^{60}\text{Co}$ の漏洩はなかつたと判断できる。したがって、Table 6の煮沸試験で検出された放射能は内部からの漏洩ではなく、ケーブル内に僅かに残っていた放射能汚染が付着したものと考えられる。

途中取り出し用試料は照射孔のホルダ $\#$ 1, 2, 3, 4の位置に挿入し、前後4回に分けて最下段のホルダから順次上段のホルダへ取り出しを行なった。（Fig. 11参照）

各試料の照射パターンの実績はFig. 12に示し、照射条件と測定結果をTable 6に示す。各試料の照射カプセル内での配列をFig. 2に示す。二種類のグラフアイト・スペーサは、照射カプセル内でのターゲット充填率を変え、それぞれの生成放射能に及ぼすつめ合わせ効果の測定を試みるために用いた。この測定は前述のJRR-3のVG照射孔であらかじめ試みられたものであるが、VC照射孔においても追試を行いTable 10に示すような結果を得た。ここでは、第2回と第4回の試料のそれぞれの充填率に対して、比放射能実測値と計算値の比に明らかな差が認められた。

4回にわたる途中取り出し試料を取り扱った結果、長期照射試料の取り扱い法の安全性が充分検討され、原子炉からの試料搬入の際の鉛容器の遮蔽厚、ケーブルでの1バッチ当りの取り扱い量、試料の開封解体時における装置の規模、放射能測定法、取り扱い後のケーブル内汚染および廃棄物の容量と放射能などが確認された。

Table 6 Results of sampling tests in Co-60 test production

	1st	2nd	3rd	4th
<b>Targets</b>	Al-cladding	Ni coated	Al-cladding	Al-cladding
Number of targets	8	18	18	8
Irradiating position (Holder number)	No.1	No. 2	No. 3	No. 4
Irradiation time (hr.)	817	1590	2723	6358
nvt (n/cm <sup>2</sup> )	$2.7 \times 10^{19}$	$5.2 \times 10^{19}$	$8.9 \times 10^{19}$	$1.7 \times 10^{20}$
Specific activity (Ci/g)	0.5	1.09	2.34	4.1
Total activity (Ci)	4.4	21.6	46.5	32.8
Self-shielding factor	-	0.52	-	0.70
Immersion test ( $\mu$ Ci)	-	1) 1.8/8 wafers 2) 1.8/9 wafers	1) $7.2 \times 10^{-3}$ /6 wafers 2) $7.9 \times 10^{-3}$ /6 wafers 3) $6.0 \times 10^{-3}$ /6 wafers	-
Visual test	normal	Forming a black oxide on the surface	normal	normal

Table 10 Coefficients of cumulative effect for Co-60 sources.

	8 wafers/capsule		18 wafers/capsules	
	Top and bottom sources	Central sources	Top and bottom sources	Central sources
	0.90	0.90	0.91	0.87
	0.90	0.92	1.00	0.77
	0.92	0.92	0.79	
	0.92	0.92	0.83	
	0.94	0.95		
	0.92	0.95		
Average	0.92	0.93	0.88	0.82



## 6. $^{60}\text{Co}$ の試験製造 - 照射試料の処理 -

### 6.1 製造工程の概要<sup>6)</sup>

照射試料の処理の工程は Fig. 13 に示す流れにしたがって進行する。先ず原子炉から取出された試料は 20 cm しゃへい厚の JRR-3 型鉛容器 (photo. 3) に收容し、フォークリフトでラジオアイソトープ (RI) 製造棟まで運搬され、処理施設のホットケープに搬入する。1 バッチ当たり 6~9 本の照射カプセルの開封の後アルミニウムフイルムの包装はぎ取り、スペーサと線源の分別などの“解体工程”があり、同時に抽出測定のための試料選別および開封済カプセルなどの一時廃棄がおこなわれる。

“放射能測定”は線源 1 ケ当りの放射能を“equivalent activity”で定量し、キュリー値を求める。なお測定時には前工程の結果生じる back ground の上昇の影響を少なくするための粗除染、PVC シートなどの交換などの処置をする。“組立”は仕様にしたがって線源とスペーサを密封カプセルに組込む工程である。“密封”(溶接)は線源の組立の終つた密封カプセルに蓋をして遠隔操作溶接により 1 本づつ密封される。“放射線出力測定”は密封された組立線源の軸方向、径方向などの線量率を定距離 (100 cm) から測定する。組立詳細、個々の線源の放射能と共に仕様書に記録される。“密封試験”は事前にケープ内を粗除染をした後に各密封カプセルを酸洗し、しゃふつ試験法により密封の健全性の判定をする。なお目視法 (ペリスコープ使用) により溶接部を観察するが、これも 1 種の密封試験である。“出荷”は運搬用鉛容器への製品の装填、容器表面の漏洩線量率および表面汚染密度の測定などであり、こゝで製造の主な作業は完了する。“廃棄物処理”は全工程を通じて排出し、使用済みの器材等の後処理であり、主な材質はアルミニウム、PVC、紙およびガラスである。R/h 以上の高線量になるのでカートンボックス、鋼製廃棄物容器 (カートリッジ)、5 cm 厚専用鉛容器などに 3 重に收容され、廃棄物処理場に運搬する。“除染”は廃棄物の処理の終つた後に床汚染をマニプレータ操作でスミヤ試験をし、ケープモニタによる空間線量率指示値などの結果を検討することにより計画を立てる。マニプレータによるふき取り、エアラインスーツを装着した人による内壁部の保蔵用 PVC シートはがし、ふき取りなどが主な作業である。作業後再びスミヤ試験をし、除染前後の汚染密度を比較し除染の完了を確認する。

### 6.2 照射試料の搬入計画と搬入

原子炉からの照射済み試料を RI 製造棟へ搬入のため、事前に研究炉利用課と打ち合わせを行なつた。各試料は照射孔のホルダ下段から上段へ順 1 から順 7 に配置されている。ホルダからの試料取り出しの順序は下段から上段へ操作されるため、その手順に沿つて各試料の引き取りの配分を行なつた。試料の引き取りについては途中抜き取り試料で得た生成量にもとづきケープ取り扱い容量の 500 Ci を超えない範囲で製造作業がすゝめられることを原則とした。その結果 Table. 7 に示したように全試料を 5 回に分けて搬入することにし、搬入後の作業日程と出荷予定日を検討して搬入日を決定した。

原子炉から RI 製造棟ケープまでの試料の運搬には鉛遮蔽厚 20 cm の JRR-3 型鉛容器

(photo. 3 参照) を使用した。各回の  $^{60}\text{Co}$  の放射能とそれを収納したときの鉛容器表面の放射線量率を下に示す。測定には GM 管式サーベイメータ (NSM-15201 型, 富士電機製) を使用した。

	$^{60}\text{Co}$ 放射能 (Ci)	放射線量率 (mR/h)
第 1 回	403	70
第 2 回	561	100
第 3 回	216	40
第 4 回	389	70
第 5 回	432	80

ここにあげた放射線量率の値は鉛容器側面の蓋のヒンジの部分で測定した最高値を示したもので、他の部分の平均放射線量率は最高値の 1/2 以下の値であつた。

試料のケーブルへの搬入は、ケーブル背面から芯出し装置を利用してドロアトンネルへ挿入した。試料は製造作業のときまでケーブル内貯蔵ビッドに格納した。

### 6.3 試料の開封、解体、選別

ケーブル内へ設置して放射性物質を切断するための装置として必要な条件は、切削粉ができるかぎり発生しないこと、そして切削粉は飛散しないことが第一に掲げられる。次にケーブル内の限られたスペースに設置することができマニプレータによる遠隔操作が容易であること、保守、点検が簡単であることなどが必要である。また切削油等は汚染の拡散の原因にもなるので使用しない。切断機は故障などの異状がないかぎり常時ケーブル内へ設置されたまゝであるため高線量の放射線を被曝することになる。そのため放射線損傷を受け易い電動機、リミットスイッチなどは鉛による遮蔽をしなければならぬ。以上の条件を考慮して製作したカプセル開封機の構造を Fig. 14 に示した。

このカプセル開封機の開封方法は、専用治具 (試料チャック) にカプセルを装着し約 6 rpm で回転させる。チャックの回転と運動してカプセルの三方向から円形刃が中心に向つて駆動し、カプセルと接触したときに回転を始める。刃はそのまゝ中心に向つて移動するためカプセルは切断される。円形刃の材質は S.S. であり、厚さ 3 mm のアルミニウムまで切断できる。切断可能なカプセルの直径は 100 mmφ から 20 mmφ までである。

$^{60}\text{Co}$  線源はアルミニウム製照射カプセル (DL 型) の中へ内圧 1 気圧でゴールドウエルドして封入されている。カプセルの開封本数は、線源の取り扱い量を 500 Ci 以下におさえるため 1 バッチ当り 4 本ないし 6 本にした。DL 型カプセルの開封時間は 1 本当り約 30 分間を要した。開封時におけるケーブル内空気汚染濃度をダストサンブラにより測定したが、 $^{60}\text{Co}$  による汚染は検出されなかつた。

試料の解体前に次のものを準備した。紙バット (大小各 1 個、この中で試料の解体を行ない、 $^{60}\text{Co}$  線源および廃棄物などはケーブル内に直接置かないようにした)。シャーレ (直径 12 cm, 2 個、 $^{60}\text{Co}$  線源および熱中性子束測定用のコバルト箔はこの中に置く)。仕分け瓶は (アルミニウム製アルマイト仕上げ貯蔵瓶) 個数、記号を付記して解体後の  $^{60}\text{Co}$  線源を選別して入



れる。

開封後の各試料はカプセル別に解体を行なつた。カプセル内から取り出した試料は上下の位置を確認しながらアルミニウム箔をはがした。この時アルミニウム箔の中で並んだ<sup>60</sup>Co線源の位置が乱れないように注意した。

アルミニウム箔から、交互に並んだ<sup>60</sup>Co線源とグラフアイトスペーサを仕分け<sup>60</sup>Co線源は測定目的に応じた方法で相互の位置関係を記録して選別した。選別方法は各カプセルごとにおけるつめ合わせ効果の測定と熱中性子束分布の測定、カプセル内における生成放射能分布の測定などの目的に応じて行なつた。各ホルダ別に、各カプセルごとの選別法をTable 8に示した。表中で選別法が記入されていない試料(Capsule No. 52-2から52-6, 53-1から53-5)と、選別されていて数量が不足している試料(Capsule No. 52-1, 53-6)は各ホルダごとに試料を集めて一つにし(Holder No. 6とHolder No. 7)、そこから11個づきの抽出測定を行なつた。

## 6.4 線量測定

### 6.4.1 測定器とその配置

測定器として、米国、ヴィクトリーン社製ラドコン555型を使用した。これは、検出部、プリアンプ部および操作・表示部本体からなっており、以下に述べるように配置した。検出部とプリアンプ間のケーブルは、短かいほどよいわけであるが、大量の線源を取扱うケーブル内にプリアンプを配置すると、回路構成部品の照射損傷により故障を招来するおそれがあるので、4 mのケーブルを介してケーブル外に設置することにした。検出部まわりは、Fig. 15の如くであつて、テフロン製線源支持台を差し換えることにより、検出器(プローブ)からの距離を、70, 80, 100 cmの三段階に変えられるようにした。プローブは、線源支持台上の線源以外からの放射線を避けるために、5 cm厚の鉛ブロックで構成したトンネル(内断面6×6 cm、長さ80 cm)の中に設置されており、いわゆるnarrow geometryの測定系となつている。プローブとしては、400 KeV~1200 KeVのエネルギー範囲にわたつて平坦(±5%)な応答特性を示す1HA型イオンチェンバーを使用した。

上記の測定系は、比較的狭い汎用ケーブル内に設置されており、ケーブルの壁やトンネルの内壁、他の装置類からの散乱の影響が考えられるので、プローブからの距離を変えて測定したところ、完全には逆二乗則に乗らないことがわかつた。放出線エネルギーの異なる他の核種、即ち<sup>137</sup>Cs、<sup>192</sup>Irについても同様な測定を行つたところ、勾配は異なるが同様な傾向を示した。この主な原因は、トンネル内壁による線の散乱によるものと思われるので、線源はできるだけトンネルの入口から離れた場所(この場合はプローブから100 cmの距離)で測定することが望ましいと判断された。

このような測定系における総合的な誤差は次のようにして見積つた。先づ、測定器自身に基づく誤差は、線量率測定の回路定数に基づく誤差が2.3%、メーター指示の誤差が1%、プローブのエネルギー応答特性に基づく誤差が5%であるので、これらを総合すると $\pm\sqrt{2.3^2+1^2+5^2}=\pm 6.17\%$ となる。さらに実際の測定にあつては、比較校正に用いる標準線源(<sup>137</sup>Cs)の値づけに対する誤差の5%と線源支持台上における位置の再現性の1.5%を考慮して総合誤差

± 7.7%を見積る必要がある。

#### 6.4.2 測定器の較正

較正の基準として、英国、ラジオケミカルセンター (RCC) より購入した<sup>137</sup>Cs標準線源 (精度±5%)を使用した。<sup>137</sup>Csの半減期を27年として減衰を補正した線量率と、ラドコンにより測定した線量率の値との比は1.08となりラドコンの方がやや高い値を示した。なお、同一標準線源を電気試験所 (現、電子技術総合研究所) により較正された電離箱 (原研保健物理安全管理部 線量計測課所有) で測定したところ、RCCによる値との比は、1.10であり、ラドコンによる値とは2%以内で一致していることになる。

#### 6.4.3 線源の測定

ウエーフアの測定 ; (Fig. 16) 形状は比較的大きな円盤状 (8 mmφ × 2.3 mmφ) のため、プローブからみた線源の向きによつて線量率が異つてくる。測定の方向によつて約6%の差異を示すので、線量率から一義的に崩壊数 (Ci) を算出することはできない。しかし、便宜上、特定方向 (ウエーフアを短かい円筒と見做した場合の軸方向) における線量率測定結果から、Rhm値を1.35として、見掛け上のCi数を求めた。なお、アルミニウムクラッドまたはニッケルメッキなど被覆の厚さによる吸収の影響は、測定精度を勘案すれば無視することができる。

組立後の線源の測定 ; ウエーフアを詰め合せてステンレス製円筒容器 (13 mmφ × 100 mm) に収めた線源の出力線量測定は、プローブから100 cmの距離において、線源の中心を通り、線源の中心軸に垂直な軸のまわりに線源を回転させて4方向から行ない、それぞれの方向について線量率を表示した。この場合、線源の向きによつて30%程度の差異がある。

#### 6.4.4 測定結果とその解析

本照射済試料の測定結果についてはJRR-3、VQ照射孔での予備照射実験とVC照射孔での抜き取り試料の測定から、あらかじめいくらかの推定がなされていた。本照射済試料では今までに得られた結果をさらに高い精度で得ることが目的であつた。

<sup>60</sup>Co線源の放射能測定は、各照射カプセル中から抽出して測定した。そのため実際に測定した試料の個数は、全試料498個 (アルミニウムクラッド被覆 : 270個、ニッケルメッキ被覆 : 228個) 中の75個であつた。測定項目は放射能分布の測定、つめ合わせ効果の測定であり、その結果を以下に述べる。

生成放射能の分布は、ターゲット照射が照射孔の最上段から最下段にわたっているため中性子束の分布にしたがつて得られた。各照射ホルダ (1ホルダ当り6カプセル収容) から得られた放射能の平均値をプロットするとFig. 17のようになつた。この図では、1本の照射カプセル中のターゲット数の相違によつて生ずるつめ合わせ効果の影響の補正が加えられているため熱中性子束の分布曲線として表すこともできる。照射初期に予定されていた生成放射能は1個当り平均4.1 Ciであつたが、その後の途中取り出し試料の実測値から1個当り約4 Ciになると推定された。

各照射ホルダ別の平均放射能と標準偏差、全試料の平均放射能と標準偏差を照射時間、熱中性子束の値とともにTable 9に示した。こゝで照射時間が異なるのは、原子炉からの試料取り出し日が異なつたためである。熱中性子束の分布はホルダ5, 6, 7についてのみ、コバルト箱

(約  $30 \text{ mg/cm}^2$ ) で測定した。アルミニウムクラッドおよびニッケルメッキで被覆された二種類のターゲットは  $^{59}\text{Co}$  の重量が  $1.1 \text{ g}$  と等しく、また被覆による生成放射能への影響もないため区別せずに取り扱った。測定した試料のうち最大放射能は  $5.0 \text{ Ci/個}$  であり、最小放射能は  $2.8 \text{ Ci/個}$  であつた。最大放射能が予定された  $5.4 \text{ Ci/個}$  に達しなかつた原因は、熱中性子束が初めの推定値である  $2 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$  より約  $40\%$  低い値であつたためである。各ホルダごとに求められた標準偏差は、熱中性子束の分布とカプセル中のターゲットによるつめ合わせ効果の影響によるものであり、最も両方の影響が小さいと考えられるホルダ 4 とホルダ 5 の位置では放射能のばらつきが少なくなつている。

一般に線源の平均比放射能と中性子束測定用のモニタの比放射能との比から求められる自己遮蔽係数 (Self-shielding factor:  $F$ ) は次のように表わされる。

$F =$  ターゲット 1 個当りの中性子自己吸収係数 ( $f_n$ )  $\times$  ターゲットのつめ合わせ効果による係数 ( $f_c$ )

本照射試料では照射カプセルの中にターゲットを 1 個だけ挿入した試料を照射しなかつたため、つめ合わせ効果の影響がない場合のコバルトターゲットの  $f_n$  を求めることができなかつた。前述した JRR-3 の V G 実験孔での照射試験において、 $f_n$  値が  $0.57$  と求められているため、 $f_c$  の算出にはこの値を用いた。

以下の算出に、熱中性子束測定用のコバルト箔における中性子自己吸収の補正を加えるため、下記の Nisler の近似式<sup>7)</sup> により吸収係数を求めた。

$$\frac{n}{n_0} = e^{-\Sigma_a X} \quad \Sigma_a = \frac{\rho N_0}{A} \sigma_a$$

ここで

$\Sigma_a$  : 巨視的吸収断面積

$A$  : 原子量 ( $58.9$ )

$\sigma_a$  : 微視的吸収断面積 ( $38 \times 10^{-24} \text{ cm}^2$ )

$N_0$  : Avogadro 数 ( $6.02 \times 10^{23} \text{ mol}^{-1}$ )

$X$  : 試料の平均的厚さ ( $6 \times 10^{-3} \text{ cm}$ )

$\rho$  : 密度 ( $8.9 \text{ g/cm}^3$ )

吸収による中性子の低下は

$$1 - \frac{n}{n_0}$$

となる。上記の数値を用いて求められたコバルト箔による中性子の吸収は  $2\%$  であつた。ホルダ 5, 6, 7 におけるコバルト箔の放射能を補正し各比放射能を求め、それぞれのホルダでの線源の比放射能平均値との比から  $F$  を求めた。前述の  $F$  の算出式から、カプセル中のターゲット数が 1.8 個の場合 (ホルダ 6, 7) および 3 個の場合 (ホルダ 5) のつめ合わせ効果による係数を算出した。その結果を Table 10 に示した。ここで得たつめ合わせ効果の影響は、各係数の平均値で比較すると 8 個詰めの場合の方が 1.8 個詰めに比較して影響が少なく、カプセル中におけるターゲットの位置の差による影響もないとみられる。1.8 個詰めの場合、両端のターゲットは内側に並べられたターゲットと比較し影響が少ないことが解る。照射カプセル内へ今回の

ような配列法によつて18個以上のウェーブア状ターゲットを照射したとき、カプセル内での放射能分布は両端の各1個のターゲットに関しては中性子束の分布の影響によつて決定され、内側のターゲットに関してはつめ合わせ効果による生成放射能への影響を無視することはできない。

18個詰めと8個詰めの場合のつめ合わせ係数の平均値0.85と0.93は、VG照射孔で求めた値の0.90と1.0に比べ影響が大きくあらわれているが、VG照射孔でのFの算出にはコバルト箔における中性子自己吸収の補正が加えられていないためと考えられる。しかし両測定での係数が比較的近い値を示しているのは、VG照射孔で求めたターゲットの自己吸収係数が今回の試料に対しても十分な精度を持つた値であることをあらわしている。

以上の測定結果から、JRR-3、VC照射孔で照射したウェーブア状の $^{60}\text{Co}$ 線源は平均比放射能が3.5 Ci/gとなり、 $^{60}\text{Co}$ 大線源としては低比放射能の線源であつたが、さらに高い熱中性子束をもつ原子炉での照射での高比放射能線源を製造するための照射技術(ターゲットの中性子自己吸収およびつめ合わせ効果による生成放射能への影響、熱中性子束分布の生成放射能への寄与)に関して大きな成果を得ることができた。また大量の線源を測定する場合、抽出測定によつて得た測定結果が十分な信頼性をもつものであることが、本照射試料とVG照射孔、途中取り出し試料などの比較からわかつた。

## 6.5 線源の組立と密封

### 6.5.1 密封カプセル

密封カプセルは、 $^{60}\text{Co}$ 線源の半減期(5.24年)からみて使用期間は相当長期にわたるものと推定される。そのため使用中および貯蔵中における条件や、その間の種々の事故に際して十分に安全性を保ち得るカプセル材料を選ばなければならぬ。特に耐酸性、長期間にわたる耐高温性、さらに衝撃などによる機械的強度、熱ショック、外圧などにも耐えられることが必要である。これらの条件に最も適合するようなカプセル材の選択には各種試験を行なつて安全性を確かめ、この試験結果とともに材料の機械加工性、線源の密封時における溶接性、そして経済性などからも検討を加え決定される。外国における各種試験法の一例としてTable 11とTable 12<sup>8)</sup>を示した。この他諸外国における試験法について文献調査した結果、ほとんど同一の方法が採用されている。<sup>9)</sup>

カプセル材料として最も広く一般的に使用されている耐熱合金の組成と性質をTable 13<sup>10)</sup>に示した。耐熱合金は長期間高温で使用しても材質上の劣化が少なく、またいろいろの環境下での耐食性や溶接などの加工性に関する資料も多いため最も使われやすい材料である。いくつかの耐熱合金のうちから比較的外国においても使用例が多く、また入手しやすく他の材料に比べ低価格(Table 14 参照)<sup>10)</sup>であること、製造部においても溶接経験が豊富であり、高崎研究所との要望が一致することなどから、今回使用する密封カプセルの材料としてSUS-32を選定した。

密封カプセルの形状は高崎研究所での使用状況と製造部での線源の組み立て、溶接時の操作上の観点から決定された。高崎研究所において従来使用されてきたカプセルをFig. 18に示す。この形状にもとづいてカプセルの設計を行なつた。カプセルの内径はウェーブア状の $^{60}\text{Co}$

線源の直径に応じて二種類の内径で設計した。カプセルの長さは溶接機のチャックの性能から100mmに制限された。以上から Fig. 19 に示した寸法のカプセルが製作された (Photo. 4 参照)。カプセルの底部に設けたタグは数本のカプセルを連結して照射できるようにしたもので、高崎研究所の要望にもとづくものである。蓋の中心に設けた孔は、カプセル本体と蓋部の円周溶接を行なったとき、内部の空気の温度上昇によつて生ずるブローホールを防ぐための空気抜き孔である。

### 6.5.2 線源の組立

$^{60}\text{Co}$  線源はその使用目的に沿つて1単位につき数十 Ci ないし数百 Ci 程度の放射能になるよう、1本のカプセル内へ組み立てて用いられる。<sup>\*</sup>カプセル内での放射能分布を指定どおりにするため、線源1個当りの放射能に応じてスペーサを併用して組み立てられる。

今回製造した  $^{60}\text{Co}$  線源は、生成放射能と使用目的からカプセル1本当りの放射能は約20 Ci ないし約100 Ci とした。

使用目的は日本原子力研究所高崎研究所照射施設課の要望に沿つたものであり、以下に列記したとおりである。

- 1) 標準線源：線量計等の較正用として使用する。
- 2) 自己吸収測定：計算値と測定値の比較から、線源の形状、比放射能、カプセルの材質、カプセルの形状等と自己吸収量の関係を求める。
- 3) 線量分布測定：線量分布を測定して大線源使用時の線量を推定し、同時にスケールアップ効果を測定する。
- 4) 遮蔽効果測定：高崎研究所線源取り扱い施設内の迷路の遮蔽効果測定用として使用する。散乱エネルギー、迷路内線量分布を測定し計算値と比較する。
- 5) 遮蔽施設設計：遮蔽施設のモックアップを作製し、内部の線量分布を測定し計算値と比較する。
- 6) 貯蔵カプセリング試験：本線源を大量の  $^{60}\text{Co}$  線源と同一場所に格納し、カプセル材に対する大量の線の影響および水中格納による影響を、長年月貯蔵して試験を行なう。

$^{60}\text{Co}$  線源の1個当りの放射能と上記の指定にもとづいて組み立てを行なつた。アルミニウムクラッド  $^{60}\text{Co}$  線源とニッケルメッキ  $^{60}\text{Co}$  線源の寸法が異なるため、それぞれ専用に設計されたカプセルを甲い別々に組み立てを行なつた。各カプセルにはその内容が判別できるように一連の番号が刻印された。カプセル番号のアルファベット (R I C W) は Radioisotope Cobalt Water のイニシアルで、次の二桁の数字は製造年度を表す。

組み立て作業は、カプセルを1本づつカプセル立てで支え、組み立てる線源とアルミニウムスペーサの種類と数を正確に確認し、組み立て図を参照しながらマニプレータで挿入していく。この時線源およびスペーサが正しい位置で並んでいるかどうかを点検しながら作業をすすめた。万一不規則な並び方をした時、カプセルの蓋が完全に閉まらないことになる。線源の挿入を終えたのちカプセルの蓋を閉め、カプセル本体に正確に嵌合したことをベリスコープで確認する。このようにして行なつた組み合わせの種類は全部で7種類になり、放射能の差によつ

\* 一般には照射用線源として使用されることが多く、カプセル長での線量分布と全放射能によつて使用が区別されている。

て分類すると9種類になつた。代表的な線源の組み立て図をFig. 20に示した。組み立て試料のうち特徴的な方法は、図中、カプセルの中心に3個の線源を配置しその部分での放射線量分布を集中的に高めた試料である。これはJ M T Rでのサイクル照射によつて得られた同一組み合わせ法による試料との、比放射能の差による線量分布の変化と比較するための線源として作製された。他の試料については1回の操作の取り扱い数量に応じて配分されたものである。組み立て時におけるカプセル1本当りの最高放射能は110 Ci、最低放射能は14 Ciであつた。各試料の組み立て内容の詳細と放射能をTable 15に示した。

### 6.5.3 密封カプセルの溶接

$^{60}\text{Co}$  線源はアルミニウム・スパーサとともにステンレス製カプセル内へ組み立て、その蓋部をTIG溶接によつて密封する。溶接部は一定の機械的強度を持ち、カプセル内からの放射性物質の漏洩のないことが要求される。

溶接機および遠隔操作溶接装置は、従来 $^{192}\text{Ir}$ 線源と $^{170}\text{Tm}$ 線源の密封に使用されてきた装置を $^{60}\text{Co}$ 線源用の専用治具(試料チャック)の製作のみにとどめ、他はそのまゝ使用することにした。溶接機および溶接装置駆動用制御器はすべてケーブル前面に設置し、溶接状況を監視しながら操作できるようにした。

既設の溶接機の仕様は以下の如くである。<sup>10)</sup>

機器名称：直流アルゴン・アーク溶接機

型式：ダイデンAR-E型相当品

電流容量：100 A

電源電圧：200 V

相数：3 相

定格入力：7.5 KVA

定格電流：21 A

定格出力電流：100 A

電流調整範囲：4 ~ 100 A

定格負荷電圧：25 V

無負荷電圧：65 V

電極棒：タングステン(トリウム添加)

電極棒径：1.6 mm $\phi$

アルゴン制御装置：ダイデンACT-A型相当品

溶接能力：0.4 ~ 2.6 mm $t$  ステンレス鋼板働き合わせ

遠隔操作溶接装置(Photo. 5)の主な性能は、被溶接物を支持するチャックは最高約80 r.p.mで回転し、連続的の変速が可能である。トーチ支持部は電極棒と被溶接物との間隔調整のため、X・Y・Z軸に対して微調整が可能であり、さらにトーチの傾斜角調整も行なうことができる。

$^{60}\text{Co}$ 線源密封用のカプセルの材質はSUS-32で、溶接部の寸法はFig. 19に示すように直径10.2および8.6 mm $\phi$ と有効長78 mm、肉厚1 mm、空気抜き孔の直径0.7 mm $\phi$ である。これらの条件は $^{192}\text{Ir}$ 、 $^{170}\text{Tm}$ 線源用の密封カプセルにおけるスポット溶接と異なり、カプセル

ルの溶接部に沿った円周溶接（空気抜き孔はスポット溶接）が必要である。

溶接のホットランに先き立ち、溶接機および溶接装置の調整のためのコールドランを行ない溶接条件を決定した。調整事項は、溶接電流、溶接時間、チャックと被溶接物との間隙、チャックの回転数そしてアルゴン・ガス流量の調整である。

コールドランには直径の異なる二種類のカプセルに応じたテストピースを約50本使用して、各条件を決定した。ここで得られた $^{60}\text{Co}$ 線源密封用の二次カプセルについての最適溶接条件は次のとおりである。

溶接電流：35 A～40 A

溶接時間：5 sec.

チャックと被溶接物との間隙：約3 mm

アルゴン・ガス流量：10 l/min

上記条件を保ちながらカプセル本体と蓋部の円周溶接をしたあと、溶接部の外貌検査をペリスコープ（倍率：1.0倍）による目視法で行い、溶接不良の疑いがあると思われるもの、溶接部の形状に著しい波形が発見された時は再度溶接をして完成した。このような溶接不良は、3本のカプセルのうち1本ぐらいの確率で生じた。しかし試料は2ないし3回目の溶接で外觀上は完全なものが得られた。再溶接では溶接電流を約2.5～3.0 Aに下げ、過度の溶接による変形が起らないようにした。溶接順序はカプセルの本体と蓋部の円周溶接が終了後、蓋の中心にある空気抜き孔のスポット溶接をする。空気抜き孔の溶接は全数とも1回の溶接で完全なものが得られた。1回の操作で溶接したカプセル本数はそれぞれ第1回目が7本（完成本数6本）、第2回目が11本（完成本数10本）、第3回目が10本である。

線源の組み立てから溶接にいたる一連の作業では、カプセルの表面の放射能汚染を極力少くするため取り扱いはずべてピンセットによつて操作し、マニプレータで直接触れないように操作した。

## 6.6 密封度試験

$^{60}\text{Co}$ 線源を密封した密封カプセルは、ケーブ内に散在する放射能汚染のため表面に汚染を生じている恐れがある。付着した汚染のほとんどは取れ易い汚染と考えられる。カプセル表面の汚染除去のため酸洗滌を行なうことにした。洗滌方法は日本ラジオアイソトープ協会で実施された汚染検査法の試験基準<sup>10)</sup>にしたがった。

予備実験としてあらかじめ $^{60}\text{Co}$ で汚染させた密封カプセルを0.5%濃度の塩酸に30分間と60分間浸したあとのカプセル表面の汚染残存率（洗滌後の汚染度/洗滌前の汚染度×100%）を比較測定した。その結果30分間浸したときの汚染残存率は40%、60分間浸したときは30%であつた。塩酸濃度を1%にして30分間と60分間の洗滌を行なつたが、ともに除染効率を高めることはできなかつた。この試験結果から、各密封カプセルは0.5%濃度の塩酸によつて60分間の洗滌を行ない、その後流水によつて塩酸を洗い落した。

洗滌を終了後、カプセル溶接部の密封度試験を行ないカプセル内へ封入した $^{60}\text{Co}$ の漏洩による放射能汚染の有無が確認され、同時にカプセル表面の放射能汚染度の検査が行なわれる。密封度試験および汚染検査の方法として、密封 $^{192}\text{Ir}$ 線源で応用されている煮沸試験を行なつ

た。50 cc の水中にカプセルを1本づゝ浸して約30~40分間煮沸し、残液が約5 cc になつたところで中止した。この残液5 cc を測定試料としてポリエチレン製棒状瓶に移し、その放射能を測定した。測定器は256 Channel Pulse Height Analyzer を使用し、NaI結晶の計数効率と光電ピークの面積から求めた。この試験法における合格基準値は諸外国の例などから0.02  $\mu$  Ci と定めた。各カプセルの煮沸試験結果はTable 15 に示した。基準値以上の放射能が検出された試料については、再度洗滌および煮沸試験を行ない規準値未満に下がつたとき合格とし、規準値以上のものは出荷不能として取り扱はつた。2, 3回の煮沸試験で放射能が減少せず不合格となつた試料は、カプセル表面の放射能汚染ではなく内部からの漏洩放射能によるものと考えられる。密封度試験の結果、カプセル内部からの放射能漏洩が基準値未満に減少せず不合格となつたカプセルの、全体のカプセルに対する割合はTable 16 にも示したように、2.8本中に2本であつた。不合格となつた密封カプセルは他のカプセルと線源で組み立て、溶接をやり直し、次回に繰り越して出荷した。

## 6.7 出荷計画と出荷

高崎研究所への出荷はケーブルでの処理能力 ( $^{60}\text{Co}$  換算500 Ci) から3回に分割して行なうように製造部との間で計画された。出荷は1個の鉛容器内の放射能が300 Ci を超えるため、あらかじめ出荷時期、放射能、運搬法(梱包法)などの許可申請が製造部により運輸省へ提出された。申請にもとづき出荷時期は次のように許可された。第1回は昭和48年1月22日から2月20日(2月20日)、第2回は2月19日から3月20日(3月16日)、第3回は3月22日から4月20日(4月19日)。( )内は実際に出荷した日である。

高崎研究所において鉛容器からの試料取り出しは水中で操作されるため、運搬用に使用する鉛容器は水抜きを必要とした。また各回に運搬する  $^{60}\text{Co}$  線源の放射能は第1回が約420 Ci、第2回が約670 Ci、第3回が710 Ci であるため、鉛遮蔽厚20 cm の鉛容器(Photo. 3)を使用した。鉛容器内への線源の挿入はFig. 21 に示したように鉄製円筒形容器を使用した。この容器には水抜き孔をあけ、鉛による約1 cm の補助遮蔽を設けた。容器内へは5から10本のカプセルを立て、並べた。容器は高崎研究所での試料取り出しの際にプール内の水中で操作されるため、容器表面を放射能汚染させないようにケーブル内では常にビニールシートで被つて取り扱つた。

$^{60}\text{Co}$  線源を格納後の鉛容器表面の漏洩放射線量率の測定値は下記のようにである。

	$^{60}\text{Co}$ 放射能 (Ci)	放射線量率 (mR/h)
第 1 回	420	約 50 (124)
第 2 回	670	約 70 (198)
第 3 回	710	約 70 (210)

( )内は計算によつて求めた値である。計算には  $\gamma$  線の放射定数は1.3、鉛(21 cm)による  $\gamma$  線の減衰率は  $10^{-5}$  (再生率を含む)を用いた。

出荷時には鉛容器の表面の放射能汚染密度が保健物理部放射線管理課によつて検査される。



## 6.8 ケーブ内の汚染除去と廃棄物処理

JRR-3, VC照射孔で照射した<sup>60</sup>Co線源の全放射能は途中取り出し試料も加え約2,106Ciに達した。取り扱った<sup>60</sup>Co線源はすべてアルミニウムおよびニッケルで被覆され長期間照射による被覆材の損傷がまづたくなかつたため、ケーブ内への<sup>60</sup>Coによる放射能汚染は生じなかつた。この取り扱い量から生じるケーブ内の放射能汚染に対しては、途中取り出し試料で十分に推定されたため汚染防止のための特別の装置等は準備しなかつた。ケーブ内は汚染除去を容易にするため通常床面、壁面にはPVCシートが予め張りめぐらされているが、さらに<sup>60</sup>Co線源の取り扱い時には作業面に一操作毎に取り替えができるようなPVCシートを張り、その汚染密度の測定でケーブ内の放射能汚染密度を判定した。

ケーブ内の汚染除去は、密封カプセルへの放射能汚染を防ぐため密封作業直前に行なつた。除染方法は水分を含ませた紙ウエスを使用しマニプレータで作業面を2, 3回繰り返し拭いた。今回の<sup>60</sup>Co線源による汚染はケーブ内のバックグラウンドの汚染と比べほとんど無視し得る程度であるので、この除染規模から求められる効果は十分であつた。

<sup>60</sup>Co線源取り扱い中における空気汚染濃度は、途中取り出し試料と第1回目の試料とについて室内用ダストモニタで測定したが検出されなかつた。そのため以後の作業における測定は省略した。

<sup>60</sup>Co線源取り扱い中におけるケーブ内の放射線量率は、ケーブ内に設置されている電離箱型線量率計によつて随時監視した。放射線量率は取り扱い中の放射能の量と同時に線源の位置によつても異なるため作業中常に変化した。各作業におけるケーブ内の放射線量率を放射能の取り扱い量とともに列記すると次のようである。

開封と解体	約150R/h, 約420Ci
測定	約110R/h, 約420Ci
密封	約1000R/h, 約710Ci
煮沸試験	約300R/h, 約420Ci

線源を貯蔵ピット内へ格納後の放射線量率はケーブ内の廃棄物によるもので、通常20mR/h程度である。

ケーブ内で生じた廃棄物の処理方法は、ケーブ内のカートンボックスに一時保管した廃棄物を側面台車でケーブ内へ搬入した鉄製のカートリッジ（廃棄物容器）の中へホイストで吊つて挿入する。吊り紐の付いたカートリッジの蓋をホイストで吊り容器の蓋をする。このときマニプレータを用いて蓋をわずかに回転させロックする。その後カートリッジをホイストで吊り上げたまま、側面台車で鉛厚5cm（重量約600kg）の固体廃棄物用コンテナをケーブ内へ搬入し、ホイストを下げてカートリッジを格納する。コンテナはケーブ外へ引き出し、側面台車上でケーブ外のホイストを使つて蓋をする。コンテナの蓋をする直前、カートリッジの上面での放射線量率を測定し、さらにコンテナの側面の漏洩線量率とコンテナの表面の放射能汚染密度を測定して処理場へ運搬される。

<sup>60</sup>Co線源の取り扱いから発生した固体廃棄物は、照射用アルミニウムカプセル、アルミニウム箔、グラフアイトスベータなどが大部分であり、その他試料解体時に使用した紙製バット、シャーレなどがある。今回の作業では、廃棄物は2回に分割処理した。第1回目は途中取り出し

試料と2回の作業で生じた廃棄物を処理し、第2回目は1回の作業とその後引き続き行なつた特殊線源の製造 ( $^{192}\text{Ir}$ ,  $^{170}\text{Tm}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ) で生じた廃棄物を処理した。第1回目の廃棄物のカートリッジ表面線量率は約  $3\text{ R/h}$ 、コンテナ表面の漏洩線量率は約  $150\text{ mR/h}$  であつた。第2回目の主な廃棄物はアルミニウムカプセルが20本であつた。このときのカートリッジの表面線量率は約  $1.5\text{ R/h}$  であり、コンテナ表面の漏洩線量率は約  $100\text{ mR/h}$  であつた。上記のようにして生じる廃棄物は高レベル廃棄物として処理されるため、低レベル廃棄物の混入によつて不必要に廃棄物の量を増して処理回数を増加させることは安全管理上望ましくない。そのためケープ内で使用後の種々の道具は、汚染による放射線量率を測定し可能なかぎり低レベル廃棄物としてケープ外の Kartonボックスへ処理するようにした。この場合は不燃性と可燃性に分類して廃棄した。密封カプセルの洗滌に使用した0.5%濃度の塩酸(約1ℓ)は、パーミキュライトを使用してバット内で固化し、ケープ外へ搬出して低レベル不燃性廃棄物として処理した。

## 6.9 製造施設の使用経験

### 6.9.1 施設概要<sup>11)</sup>

重コンクリート(比重: 3.8) 65 cm厚のケープであり、取扱い容量は $^{60}\text{Co}$ の場合500 Ciである。内寸法は巾2.4 m、奥行1.8 m、高さ3.8 mであり、他の鉛セルに比較し、約1.5倍の容積をもつ万能型の2基の施設である。主な付属品としてはM-8型(東芝UD型)マニプレータを2基と、倍率10倍のペリスコープを1基装備している。この施設は定常的には $^{192}\text{Ir}$ ,  $^{60}\text{Co}$ および $^{170}\text{Tm}$ などの特殊線源の定常製造に使用され、他はFPアイソトープの製造技術開発試験のための専用施設となつている。容量限界に近い大量の $^{60}\text{Co}$ を取扱うのは今回の試験製造が初めてであるので、これらの経験の概略を列記する。

### 6.9.2 内装機器の設置

マニプレータの操作範囲を考慮してケープ床面より1 mの高さに軽量型鋼でわく組みし上面を硬質塩化ビニール板で貼り作業面とした。主な機器はカプセル開封機、溶接装置、測定装置などである。

作業性のよい空間はケープ前方巾80 cm、奥行50 cm、高さ50 cmの限られた区域内であるので、大部分の機器は作業面下に埋め込み、例えば溶接装置はレール付台車に載せ使用しないときはケープ背面に移動できるよう配置した。内装機器電源用配線、溶接機ガス配管などは前後面しゃへい体の実験孔(50 mmφ)を利用した。

### 6.9.3 マニプレータ

スレーブ指開閉ワイヤ系の脱輪、ねじり系テープの切断、テープ接続金具よりのテープ離脱等操作側で修理できない故障が多い。原因は荷重限界(4 kg)を越えた作業のくり返しによる部品の疲労が多いものと考えられる。線源貯蔵装置は格納容器をしゃへいプラグに固定し、ケープ内のホイストで上下できるよう改造し、マニプレータの負担を軽減するようになっている。またブーツによるスレーブ腕部の汚染防護および、爪先、テープ、ワイヤなどの予備の確保は修理期間の短縮に役立つ。

#### 6.9.4 除染性

数種の核種を取扱う万能型施設（ケープまたはセル）は効率よく除染できなければならない。試料の処理中発生する汚染はケープ内の床および壁面に付着するのでP.V.Cシートで被覆し、工程の区切り毎に、床面部の保護シートを交換することにより部分的に汚染を取り除くことができる。またマニプレータにより作業面の汚染を随時ふき取ることも効果がある。また散水配管は壁面の洗滌に役立つ。使用後簡単に小容積に廃棄できる紙製作業バットの使用は汚染対策上好都合である。

#### 6.9.5 換気設備

ケープの換気系は負圧維持が空気式の自動制御方式であり、その制御盤の操作、保守が複雑であり、故障時の誤警報の原因となりやすい。したがって制御盤、圧空設備は施設課の専門的管理ができるように設計すべきである。

#### 6.9.6 放射能測定装置

mCiレベルの $^{60}\text{Co}$ から500 Ciの $^{60}\text{Co}$ を測定しなければならないので、大線量用測定器（ラドコン555 1 A型）と井戸型電離箱（空気密封型、応用技研製）をそれぞれ作業面下に鉛製しゃへい体の囲いのなかに配置している。初期には特に電離箱が線源の高線量を被ばくするために起る故障が多かつたが、しゃへい厚の増加や、プリアンプ部をケープ外に分離設置するなどの処置により故障回数が著しく減少した。測定系を独立にケープ外に出入できるような設計もひとつの方法であろう。

#### 6.9.7 後面しゃへい体の自動化

内装機器の組込、保守および除染のために使用する後面扉（鋼製42 cm厚、重量：8トン、有効開口部：1.2 m × 2.0 m）は手動方式を油圧駆動方式に改良し、作業がやり易くなっている。

#### 6.9.8 固体廃棄物の処理

鋼製のカートリッジの蓋締作業ははめ込み、回転の2回操作が要するが、ロック構造の良い設計の容器を使用するとケープ内で遠隔操作で蓋締操作ができ、外部被ばくの軽減に役立つことが判明した。

ただし線量の強い線源を廃棄するときは廃棄物処理施設の設計に適合する専用の廃棄物鉛容器が必要である。

#### 6.9.9 インターロック

ケープ内線量率と扉類の開閉のインターロック回路が結線されているが、電気回路要素の電磁リレーの配列が横型になつており、故障しやすい構造になつている。保守、点検の観点からも操作室背面壁側に電磁リレーパネルを縦型に配列する設計の方が良い。

Table 7 Schedule of loading and shipping of Co-60

Irradiation holder	Total activity (Ci)	Irradiation capsules (capsules)	Targets (wafers)	Loading	Shipping
No. 1	144	5	40	Dec. 7, 1972	Feb. 1973
No. 2	259	4	72	"	"
No. 3	414	5	90	Feb. 6, 1973	Mar. 1973
No. 4	147	4	32	"	"
No. 5	216	6	48	Feb. 13, 1973	"
No. 6	389	6	108	Mar. 6, 1973	Apr. 1973
No. 7	324	6	108	Mar. 20, 1973	"

Table 8 Sampling method of cobalt-60 for inspections

Holder No.	Capsule No.	Target	Wafers/capsule	Sampling method			Items of inspection		
				Upper part	Middle part	Lower part	Thermal neutron flux	Cumulative effect	Distribution of radioactivity
1	47-1	Al-cladding	8		8				o
	47-2		8		8			o	
	47-3		8		8			o	
	47-4		8	2	4	2		o	
2	48-1	Ni-coated	18	6	6	6			o
	48-2		18	9	9			o	
	48-3		18	9	9			o	
	48-4		18	9	9			o	
3	49-1	Al-cladding	18	6	6	6			o
	49-2		18	9	9			o	
	49-3		18	9	9			o	
	49-4		18	9	9			o	
	49-5		18	9	9			o	
4	50-1	Al-cladding	8	1	6	1			o
	50-2		8	1	6	1		o	
	50-3		8	1	6	1		o	
	50-4		8	1	6	1		o	
5	51-1	Ni-coated	8	1	6	1		o	o
	51-2		8	1	6	1		o	o
	51-3		8	1	6	1		o	o
	51-4		8	1	6	1		o	o
	51-5		8	1	6	1		o	o
	51-6		8	1	6	1	o	o	o
6	52-1	Al-cladding	18	1	1	1	o	o	o
	52-2		18						
	52-3		18						
	52-4		18						
	52-5		18						
	52-6		18						
7	53-1	Ni-coated	18						
	53-2		18						
	53-3		18						
	53-4		18						
	53-5		18						
	53-6		18	1	1	1	o	o	o

Table 9 Results of Co-60 test production

Numbers of irradiation holder	Average activity (Ci)	Standard deviation (Ci)	Irradiation time (hr)	Thermal neutron flux $\times 10^{12}$ (n/cm <sup>2</sup> sec)	wafers/capsule
1	3.31	0.12	6358	-	8
2	3.45	0.06	6358	-	18
3	4.28	0.14	6653	-	18
4	4.92	0.05	6653	-	8
5	4.51	0.06	6653	8.14	8
6	3.64	0.11	6954	7.36	18
7	3.06	0.22	7294	5.38	18
	3.85 Ci	0.64 Ci			

Table 11 Structural stress resistance classes

	CLASS				
	I	II	III	IV	V
Internal pressure, Kg/cm <sup>2</sup> (gauge)	2.1	7.0	70	210	2100
Puncture resistance	430 cm/sec onto 3 mm dia pin	700 cm/sec onto 3 mm dia pin	945 cm/sec onto 3 mm dia pin	1340 cm/sec onto 3 mm dia pin	1890 cm/sec 3 mm dia pin
Crushing forces	90.7 Kg for 15 min	90.7 Kg for 1 hr	907 kg for 1 hr	9070 Kg for 1 hr	22700 Kg for 1 hr
Shear strength	18.1 Kg for 30 min	45.4 Kg for 1 hr	454 Kg for 1 hr	4540 Kg for 1 hr	11340 Kg for 1 hr
Impact Sources weight 900 g	2.77 Kg-m	4.15 Kg-m	8.3 Kg-m	16.6 Kg-m	33.2 Kg-m
Sources weight 900 g	3.1 m free fall	4.6 m free fall	9.1 m free fall	18.3 m free fall	36.6 m free fall
Vibration	10 cycle/sec at 10 g for 12hr	10 cycles/sec at 10 g for 12 hr	No requirement	No requirement	4 hr at resonance between 5 and 500 cycle/sec and 0.025 to 2.5 mm double amplitude
Abrasion	No requirement	50 $\mu$ Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> abrasive for 250 rev. of 25 cm grinding lap	50 $\mu$ Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub> abrasive for 250 rev. of 25 cm grinding lap	No requirement	No requirement

Table 12 Thermal stress resistance classes

	CLASS				
	A	B	C	D	E
Maximum temperature resistance, C	200 for 1h	400 for 1h	930 for 1h	1400 for 1h	2500 for 1h
Operating temperature, C	0 to 100	-40 to 100	-200 to 260	-60 to 930	0 to 1650
Thermal shock, C	100 to 0 then to -60	160 to -18 then to -60	260 to 0 then to -60	930 to -60	1650 to -200
Temperature-humidity cycling	93 C-100% RH to 2 C-5% RH 2h cycle time for 48h	Same as A	No requirement	No requirement	No requirement

Table 13 Chemical compositions and physical properties of heat resisting materials.

Alloy	Standard chemical composition (%)											Thermal conductivity 0-100 C (10 <sup>-6</sup> /C)	Coefficient of thermal expansion 0-100 C (10 <sup>-6</sup> /C)	10 hr creep rupture (Kg/mm <sup>2</sup> )		
	C	Cr	Ni	Fe	Co	Mo	W	Cb	Ti	Al	649 C			816 C	982 C	
SUS 38	0.06	13								0.2	0.059	9.9	2.5			
SUS 24	0.10	18									0.058	10.4	2.5			
SUS 27	0.06	18	8								0.039	17.3	7.0	1.75		
SUS 29	0.06	18	8					0.5			0.038	16.8	8.4	1.4		
SUS 32	0.06	18	12			2.5					0.039	16.0	11.2	2.6		
SUS 43	0.06	18	9					1.0			0.038	16.8	12.6	1.75		
SUS 41	0.15	23	14								0.037	17	9.8	2.0	0.4	
SUS 42	0.20	25	20								0.034	16	8.8	2.0	0.5	
Incolloy 800	0.04	21	32								0.029	14.2	11.9	2.6	0.7	
Incolloy 825	0.03	22	42			3.0		0.4	0.2		0.028	14	14			
19-9 DL	0.32	19	9			1.4	1.4	0.4	0.3		0.035	15.3	16.0	2.1		
Inconel 600	0.04	16		7.0							0.034	11.5	6.5	2.8	0.8	
Hastelloy W	0.04	5				25						13.9		6.0	1.1	
Hastelloy X	0.10	22	19	1.5	9.0						0.034	13.9	16.0	4.5	0.7	
Nimonic 90	0.07	20		5.0	18			2.4	1.4		0.030	11.5	36.0	5.2		
Nimonic 105	0.2										0.028		50.0	13.0	1.2	
S-816	0.38	20		4.0		4.0		4.0			0.033	11.7	28.0	9.1		

Table 14 .Cost of various seamless pipes  
(cost ratio/Kg)

Alloys (JIS, ACI)	Cost	Alloys (JIS, ACI)	Cost
STP 35	1	SUS 42	14
STPA 12	1.7	Incolloy 800	17
STPA 24	2.3	Inconel 600	55
STPA 25	3.2	HH	9.7
SUS 27	7.2	HK	12
SUS 28	7.9	HU	22
SUS 29	8.3	HP	25-30
SUS 32	9.3	Ni-based cast alloy	45-55
SUS 43	9.7		

Table 16 Results of sealed Co-60 sources testing

	Sample	Pass	Non-pass	Remark
1st.	7	6	1	RICW73-2 Al-cladding : 3
2nd.	11	10	1	RICW73-18 Ni-plating : 27
3rd.	10	10	0	

Table 15 Results of measurement of encapsulated Co-60

	Target	Number of target (wafers)	Ci/wafer	Ci/capsule	* Radiation output (R/min)	Immersion test (dpm)
RICW73-2	Al- cladding	3	4.6	14	0.29	$2.7 \times 10^3$
RICW73-3	"	16	3.6	58	1.06	$1.1 \times 10^4$
RICW73-4	"	16	3.6	58	1.17	$6.1 \times 10^3$
RICW73-5	"	12	3.6	43	0.80	$1.4 \times 10^4$
RICW73-6	Ni- coated	24	3.6	86	1.64	$4.0 \times 10^2$
RICW73-7	"	24	3.6	86	1.65	$1.1 \times 10^4$
RICW73-8	"	24	3.6	86	1.60	$8.9 \times 10^3$
RICW73-9	Al- cladding	16	4.6	74	1.47	$1.3 \times 10^3$
RICW73-10	"	16	4.6	74	1.50	$1.3 \times 10^2$
RICW73-11	"	16	4.6	74	1.52	$4.7 \times 10^3$
RICW73-12	"	16	4.6	74	1.52	$1.3 \times 10^2$
RICW73-13	"	16	4.6	74	1.47	$7.3 \times 10^2$
RICW73-14	"	16	4.6	74	1.48	$1.3 \times 10^3$
RICW73-15	"	16	4.6	74	1.47	$2.1 \times 10^3$
RICW73-16	"	7	4.6	32	0.61	B.G.
RICW73-17	Ni- coated	24	4.5	110	2.32	$2.7 \times 10^2$
RICW73-18	"	27	3.0	81	1.73	$1.7 \times 10^3$
RICW73-19	"	27	3.0	81	1.60	B.G.
RICW73-20	"	27	3.0	81	1.65	$2.8 \times 10^4$
RICW73-21	"	27	3.0	81	1.69	$4.1 \times 10^4$
RICW73-22	Al- cladding	18	3.6	65	1.31	B.G.
RICW73-23	"	18	3.6	65	1.31	$7.3 \times 10^3$
RICW73-24	"	18	3.6	65	1.32	B.G.
RICW73-25	"	18	3.6	65	1.30	B.G.
RICW73-26	"	18	3.6	65	1.30	B.G.
RICW73-27	"	18	3.6	65	1.29	$1.9 \times 10^3$

\* Measurement distance : 100 cm

Distance from probe : 100 cm

Output in direction of perpendicular to axis of sources



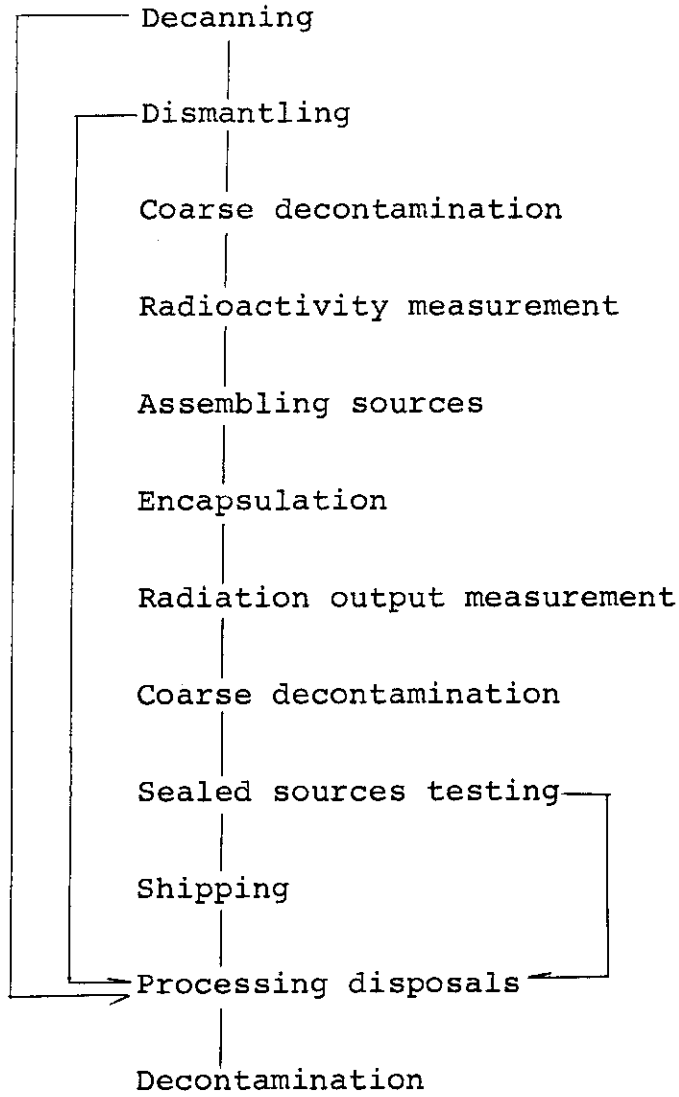
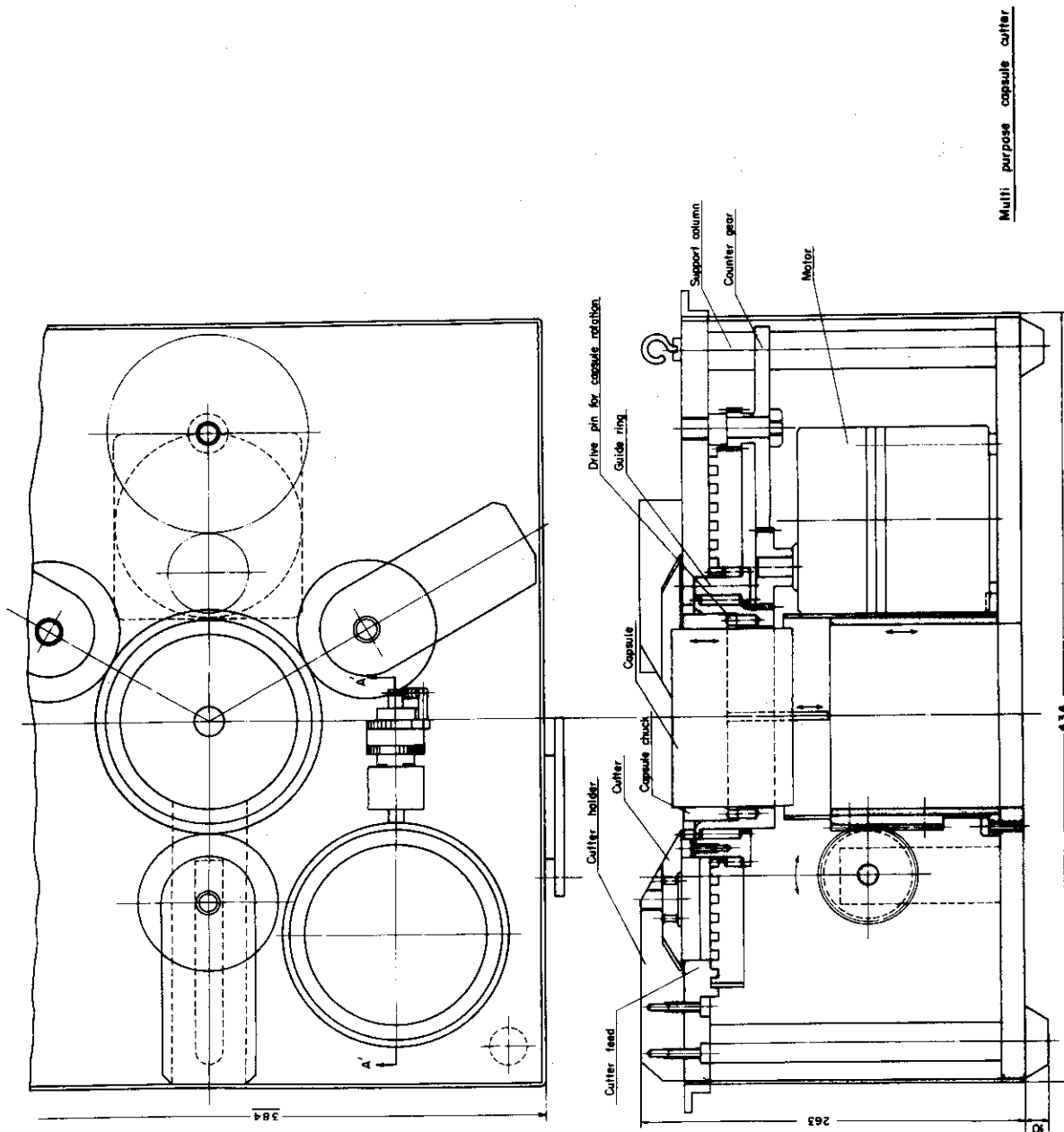


Fig. 13 Co-60 sources production process



Multi purpose capsule cutter

Fig. 14 Capsule opener

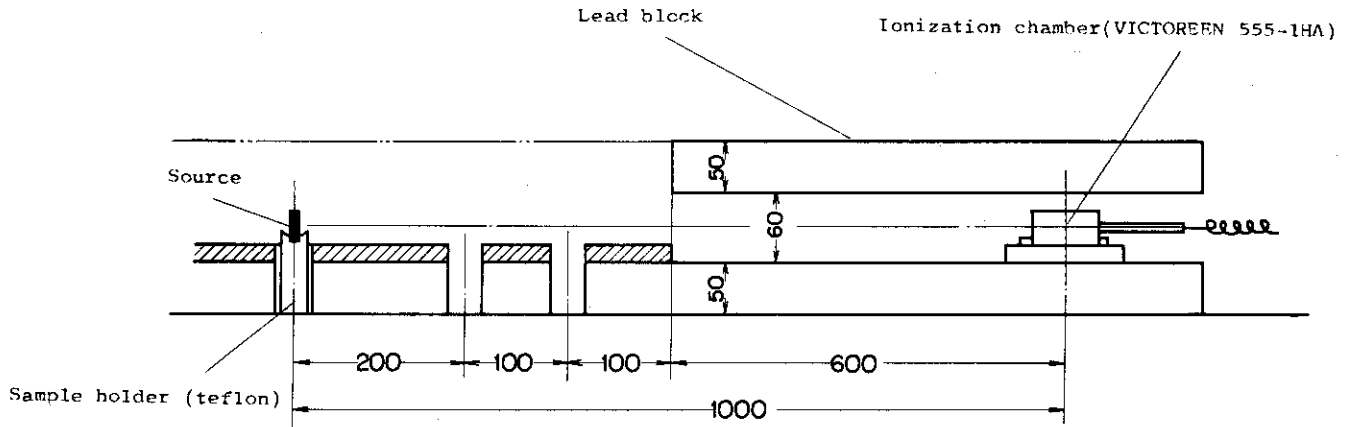


Fig. 15 Activity measurement apparatus

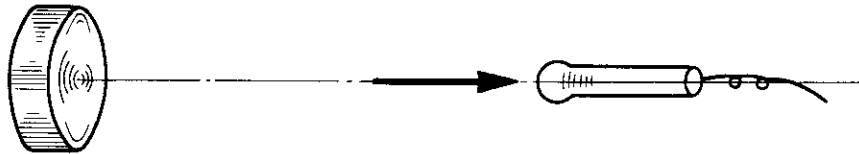


Fig. 16 Activity measuring direction for wafer Co-60 sources

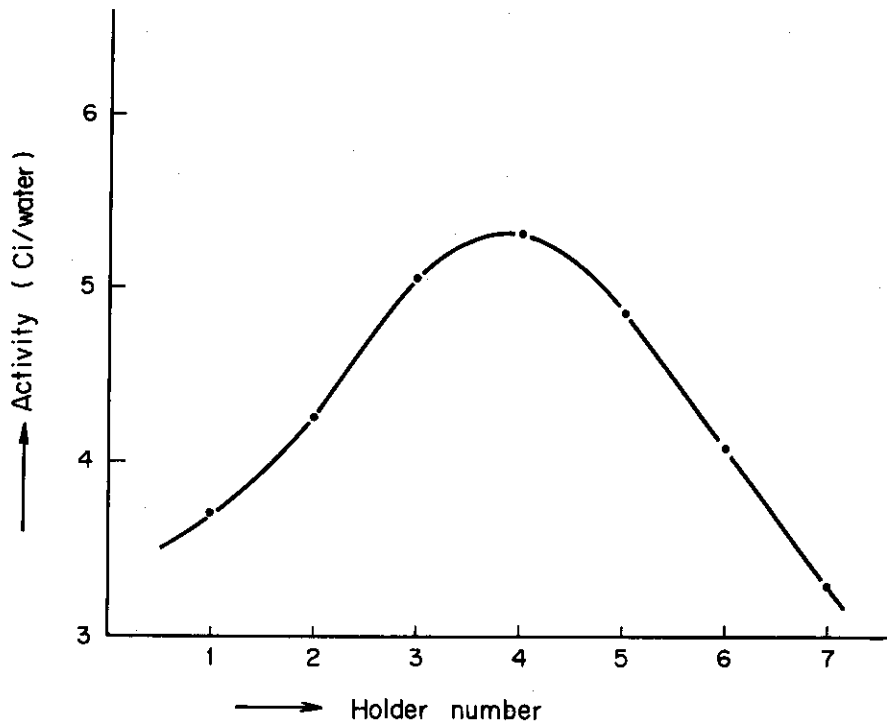


Fig. 17 Distribution of Co-60 activities

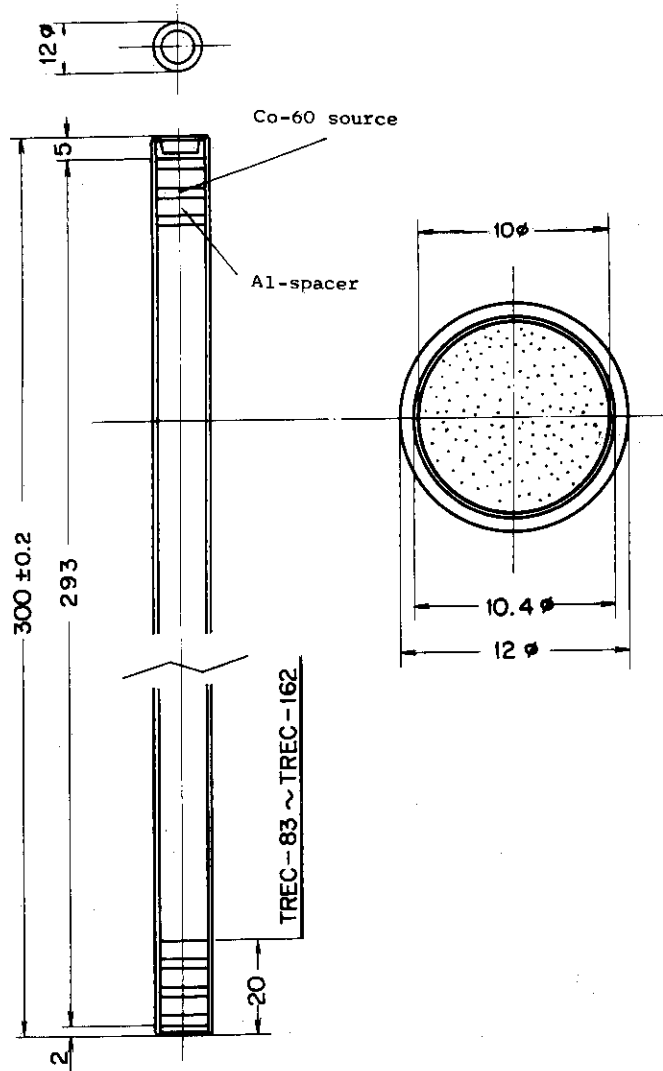


Fig. 18 Co-60 sources container used at Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment, JAERI

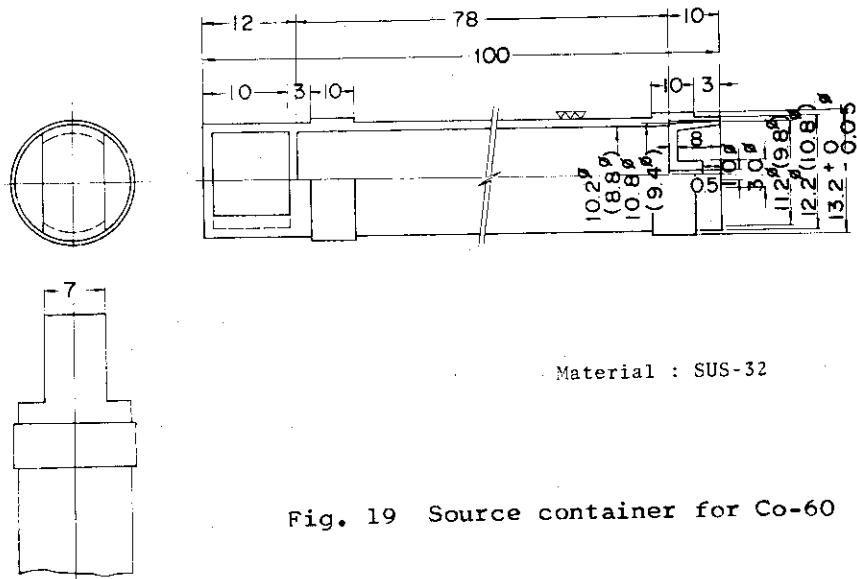


Fig. 19 Source container for Co-60

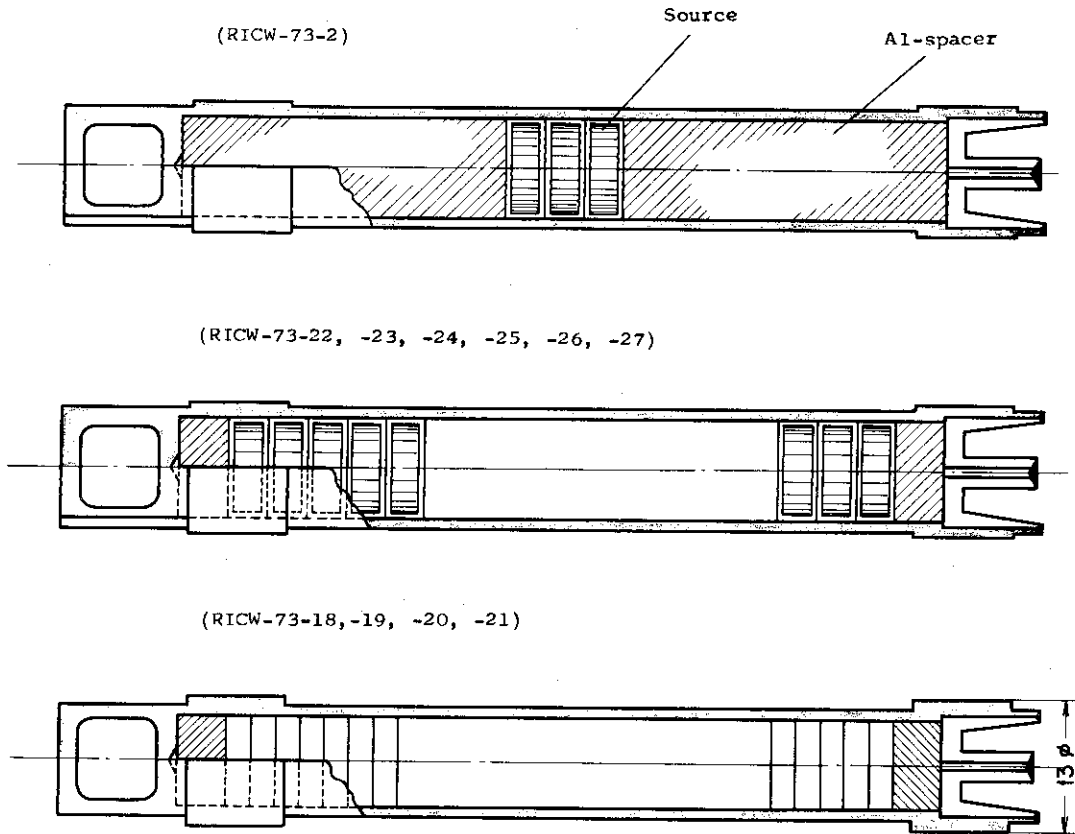


Fig. 20 Detail of assembled Co-60 sources

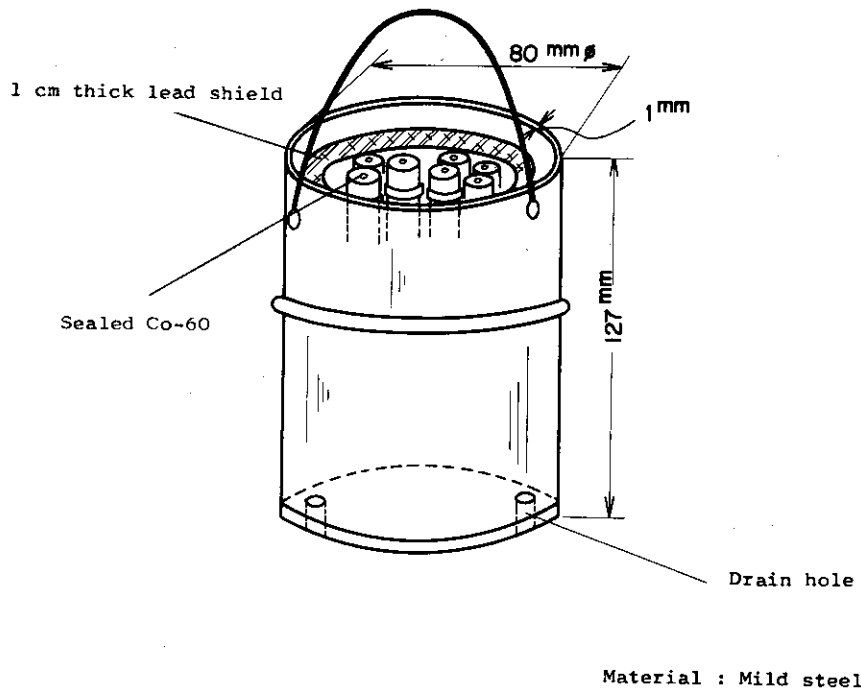


Fig. 21 Shipping enclosure for Co-60 sources

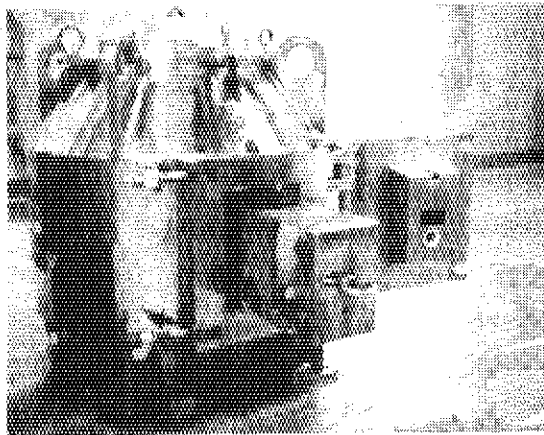


Photo. 3 20-cm-thick lead cask for shipping

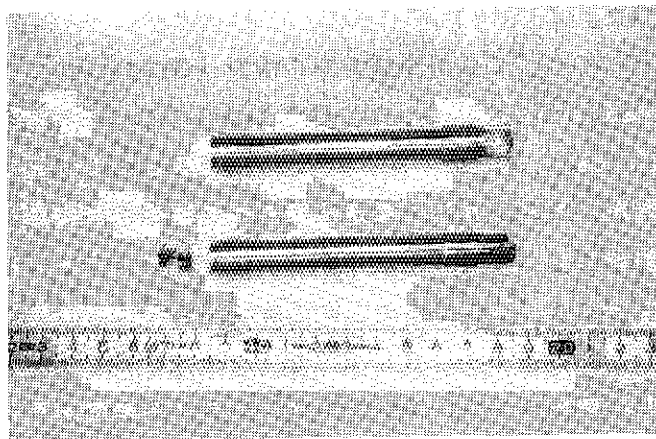


Photo. 4 Co-60 source container

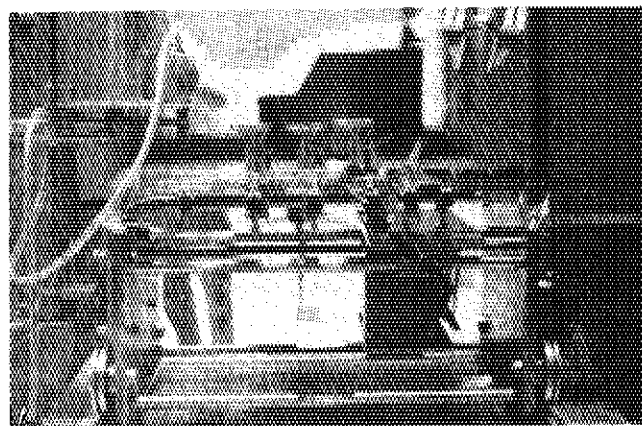


Photo. 5 Remote-operated welding equipment

## 7. む す び

本試験製造において照射から開封、線量測定、線源組立、密封および出荷に至る各工程は計画どおり順調かつ安全に遂行され、 $^{60}\text{Co}$ 線源の製造技術に関する基礎的な知見を得ることができた。主要な点を要約すると次のようになる。

(1) ターゲット全数の平均放射能は  $3.9 \text{ Ci}$ 、標準偏差は  $0.64 \text{ Ci}$  であつた。照射に必要な詰め合わせ効果による補正係数は、18ヶ詰めの時  $0.85$ 、8ヶ詰めの時  $0.93$  であつた。8ヶ詰めの場合には照射カプセル内の位置によつて係数の差は認められなかつたが18ヶ詰めの場合には、両端のターゲットに比らべ中央近傍の配置のターゲットは詰め合わせの影響が大きい。

(2) 最大  $4.5 \text{ Ci/g}$ 、平均  $3.9 \text{ Ci/g}$  の比放射能で全放射能  $2,200 \text{ Ci}$  のターゲットの取扱いの条件においては  $0.6 \text{ mm}$  厚アルミニウムクラッドおよび  $25 \mu$  厚ニッケルメッキのターゲット被ふくはその安全性が証明された。 $nvt$  は  $1.5 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$  であり、被ふくの破損はなく、著しい汚染はなかつた。

(3) 線量測定はウエーフア  $^{60}\text{Co}$  の測定方向の検討（軸方向および厚み方向）をおこない、組立後の放射線出力（radiation output）測定についても4方向から線量率を測定した。

（カプセル軸に対し  $90^\circ$ 、 $180^\circ$ 、 $270^\circ$  および  $360^\circ$ ）測定器としてラドコン 555 型（プローブ：1HA型）が使用された。なおこれらの測定は様々な各種機器が密集している汎用ケープ内で行われたので散乱放射線による影響の正確な見積りは困難であるが、総合誤差は  $\pm 6.17\%$  程度である。個々のウエーフア（ $^{60}\text{Co}$ ）の放射能強度については方向依存性の問題はあるが、便宜上、軸方向から測定した線量率から  $Rhm$  値を  $1.35$  を使用して  $\text{Ci}$  数に換算した。

(4) 組立、密封に際し、密封カプセルおよびスペーサの寸法精度が作業の難易に影響があり、溶接工程（約10本/バッチ）においては事前の溶接条件の設定のためにブランク容器によるゴールドランがカプセルの密封歩止まりの向上に役立つ。

(5) 密封カプセルの密封試験はしやふつ法により実施し、試験試料は  $\gamma$  線スペクトロメトリーにより、そのピーク面積から漏出放射能をもとめた。その結果密封後のカプセルを  $0.5 \text{ N HCl}$  溶液による約60分の浸漬洗滌は効果のあることを確認した。

(6) 固体廃棄物処理において、改良型廃棄物カートリッジの使用により、処理時の外部被ばくを著しく軽減できる。

(7) 定常的に大量  $^{60}\text{Co}$  を取扱うためには "dirty cave" と "clean cave" が各1基計2基が最小限の必要数である。またマニプレータ、放射能測定器などの主要機器の予備品は円滑な工程遂行のために不可欠な要素である。

## 謝 辞

本実験にあたって全般にわたり御指導いただいた元製造部長の柴田長夫技術情報部長，望月勉高崎研究所長の両氏および天野恕製造部次長，ターゲットの選定，密封線源の製作に関して御指導御協力いただいた重松友道高崎研究所開発試験場長，高崎研究所照射施設課橋宏行氏および諸氏および照射に関して御指導，御協力いただいた研究炉管理部研究炉利用課の諸氏に深甚なる感謝の意を表す。また実施にあたって御協力いただいた小野寺敏美氏，武藤利雄氏および木暮広人氏に深く感謝する。



## 8. 付 録

8.1  $^{60}\text{Co}$  線源の主な生産国における照射方法

AECL (カナダ), RCC (英国), SRL (米国), AAEC (オーストラリア) などの文献によりとくに照射時のターゲットの配列, 照射カプセルおよび原子炉照射用装置 (irradiation rig, tray rod) などについて調査をおこなった。各国別にその概要をまとめると次のとおりである。

## 8.2 AECL

$^{60}\text{Co}$  の製造量の90%はNRU炉で照射されている。(13)(14) Fig.22, Fig.23 参照)  
 $1\text{mm}\phi \times 1\text{mm}$  のペレット (7mg) は1Sアルミニウム製の "wafer" と呼称している  $3.6\text{in} \times 4\text{in}$  の薄板2枚の間にサンドウィッチ状に收容し, 密封した後に曲率をつけて制御棒の外周に3枚配列して照射をおこなう。この方法で72ケの "wafer" すなわち約1kgのコバルトを照射する。この場合1 "wafer" 当りのコバルトペレットの收容量は約14g, 2,000ペレットである。このほかNRUの反射体領域 (軽水) の "J-Rod" (Fig.24) において針 (needle), ペレットおよびスラグ (slug,  $1/16\text{in}$  アルミニウム被ふく) 等の各種の $^{60}\text{Co}$  を製造している。(Fig.25 ~ Fig.27 参照)。

8.3 RCC<sup>5)</sup>

"disc" ( $17\text{mm}\phi \times 2.5\text{mm}$ ) の照射は Fig.28 に示す方法で照射されている。これらは  $30\text{Ci/g}$  ( $150\text{Ci/disc}$ ) の医療用線源 (therapy source) を製造することを目的としている。照射用原子炉は炉心において  $10^{14}$  レベルの熱中性子束を有する濃縮ウラン・重水型の DIDO 炉であり, ターゲットは  $2\text{cm}$  であり, スペースとして中性子の吸収の少ない Mg-Zr 合金を使用している。1本の "irradiation assembly" 当り 32 disc のターゲットを照射する。照射孔口径は  $2\text{in}$  であり, 年間  $20\text{KCi}$  の製造を目標としている。"assembly" 当り約  $700\text{W}$  の核的発熱を効率良く除熱できるよう設計されている。

8.4 SRL<sup>15)</sup> (Savannah River Laboratory, E. I. Du Pont de Nemours & Co.)

熱線源 (heat source) 用 $^{60}\text{Co}$  その他を製造することを目標としているが, アルミニウム照射カプセルの寸法は  $0.94\text{in}$  ( $23.8\text{mm}\phi$ ) から  $3\text{in}$  ( $76\text{mm}\phi$ ) である。ペレット (pellet) ウェーフア (wafer), ロッド (rod) およびスラブ (slab) など各種のコバルトを照射している。これらのターゲット配列を Fig.29 ~ 32 に示す。SRPではターゲットの設計基準として下記のとおり定めている。

- 1) 高純度のコバルトターゲット (99.87%以上) を使用し, 封入材は 1245アルミニウム, 304ステンレス鋼 (SUS-27相当) であること。
- 2) 照射中のコバルト酸化を減少し, 照射後の処理で施設汚染を防ぐために  $0.0004\text{in}$  ( $10\mu$ ) ~  $0.0006\text{in}$  ( $15\mu$ ) のニッケルメッキまたはステンレス材で封入する。(sheathing)

3) 照射カプセルへの封入は (canning) はアルミニウムカプセルが一重の場合と二重の場合があり、二重封入はアルミニウム材だけのときと、外容器がステンレス材で内容器がアルミニウム材の場合がある。

4) ターゲットの量は出荷時期、生成量、照射位置、照射時間などの関係で決定する。

### 8.5 AAEC<sup>4)</sup>

80 ~ 200 Ci/g の<sup>60</sup>Co を年間 20 KCi 製造しており、1971 年度には年間 50 KCi の生産拡大を計画している。HIFAR 炉 (濃縮ウラン・重水型, 10MW,  $1.2 \times 10^{14}$  n/cm<sup>2</sup>·sec) を使用して、本格製造以前に低出力運転による試験照射を実施して、全放射能と比放射能を効率よく得るための次の如きパラメータを検討している。

- 1) ターゲットの形状
- 2) 炉心領域におけるターゲットの配置
- 3) 他の中性子吸収体に関連したコバルトターゲットの配列
- 4) 最適のターゲット包装

10 ~ 50 Ci/g の低比放射能<sup>60</sup>Co は注文生産であり、“rod”ターゲット (8 mmφ × 10 mm, 10 mmφ × 100 mm, 9.5 mmφ × 150 mm) を使用している。照射リグのターゲット収容量は 2.5 kg である。ターゲットの被覆材はアルミニウムまたはステンレスであり、リグのターゲット収容部 (loading chamber) に合わせている。“Target assembly” は 13 mmφ × 160 mm ~ 170 mm にしている。

低比放射能<sup>60</sup>Co の年産量は約 30 KCi である。

照射装置は中性子経済 (neutron economy) を考慮してターゲット被覆材、リグの構造・材質に対して中性子の吸収が低くなるよう設計されている。Fig. 33 に炉心近傍の重水流路中に配列するアルミニウム製 “cake-stand 形照射リグ” を示す。これは 2 cmφ × 5 cm の照射試料を 92 ケ照射できる。Fig. 34 に燃料要素内で照射する “assembly” の例を示す。ターゲットは 12 mmφ および 17 mmφ の “disc” 形ターゲットの照射例である。

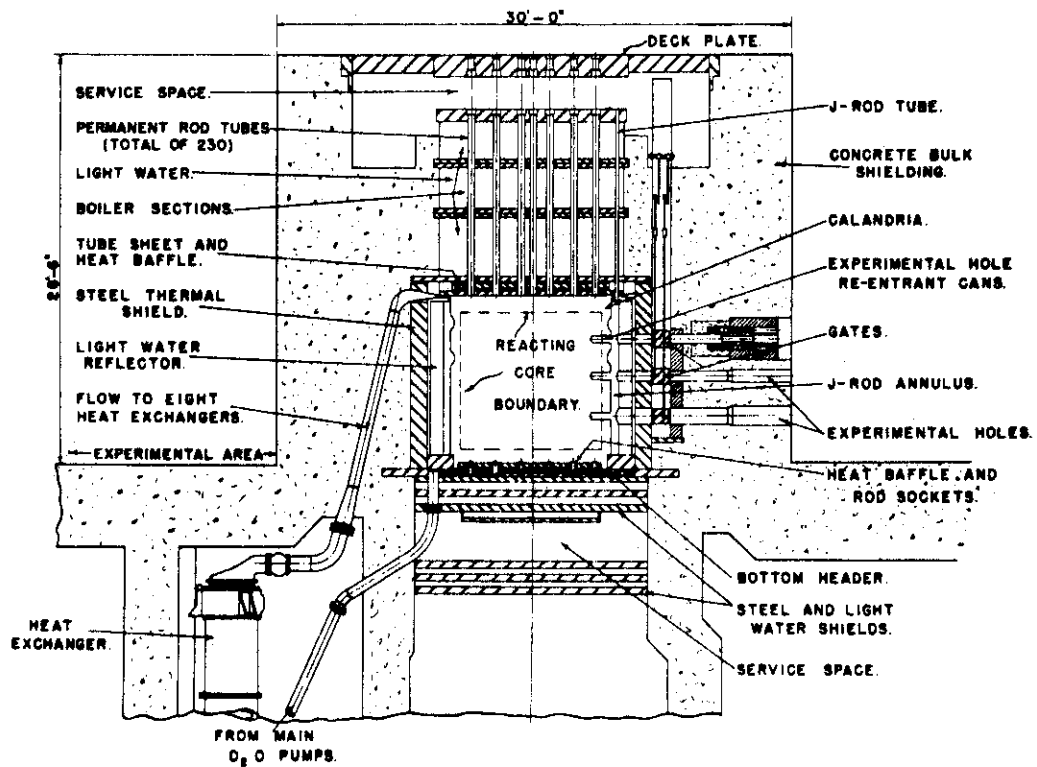
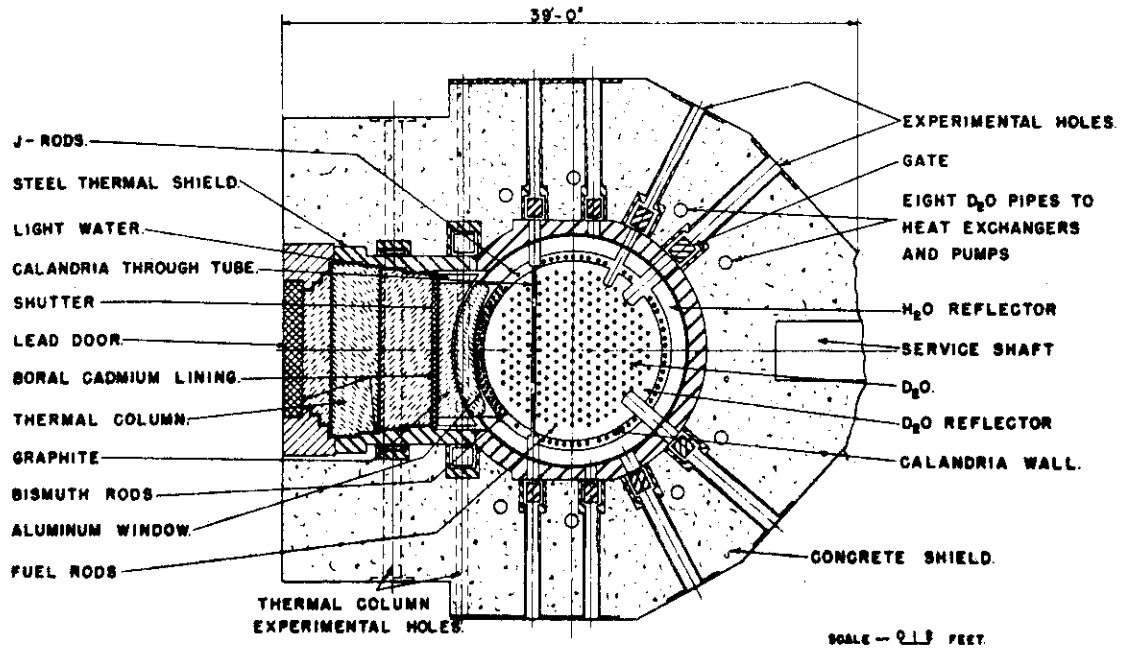


Fig. 22 AECL NRU reactor

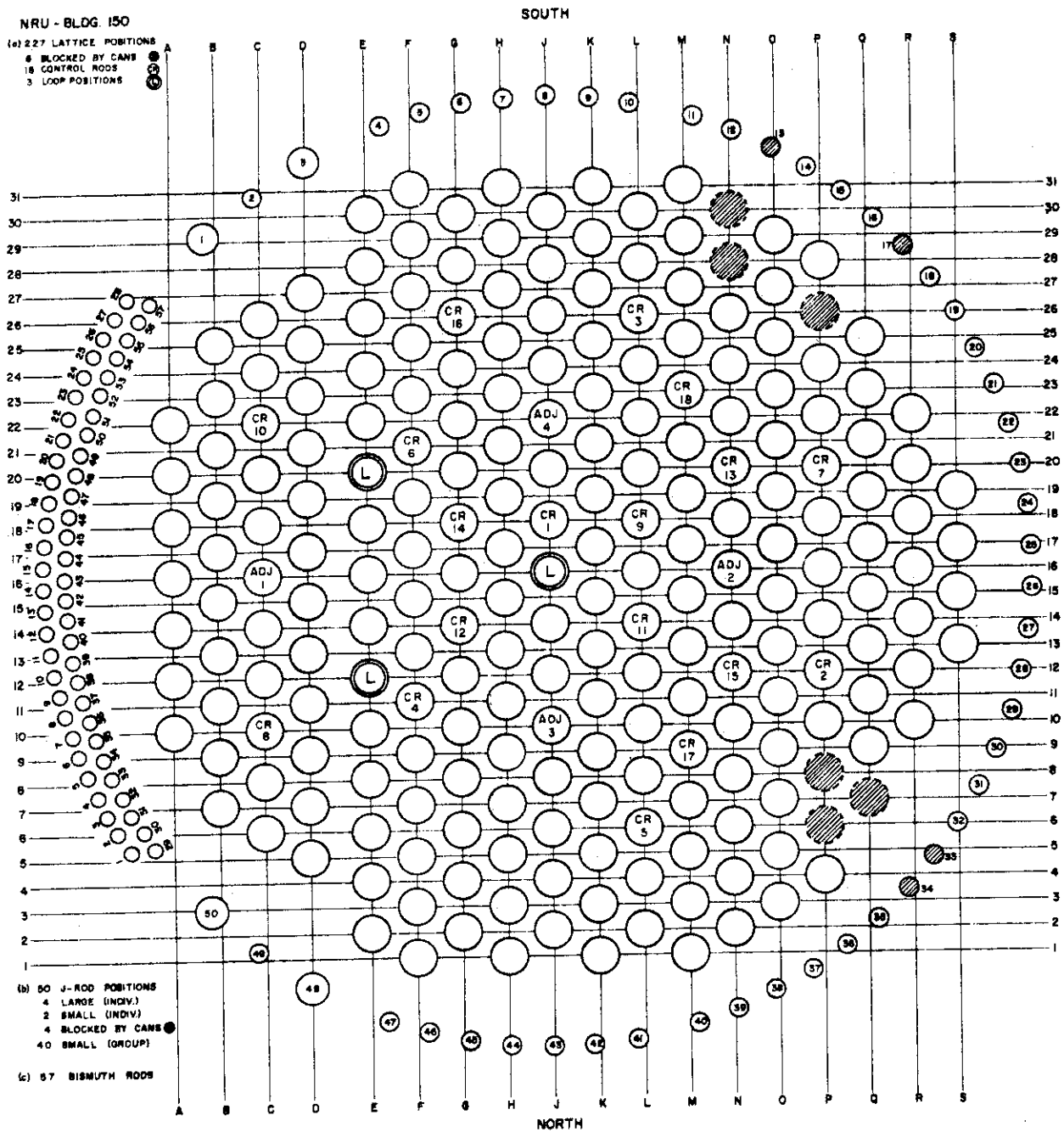


Fig. 23 NRU rod lattice

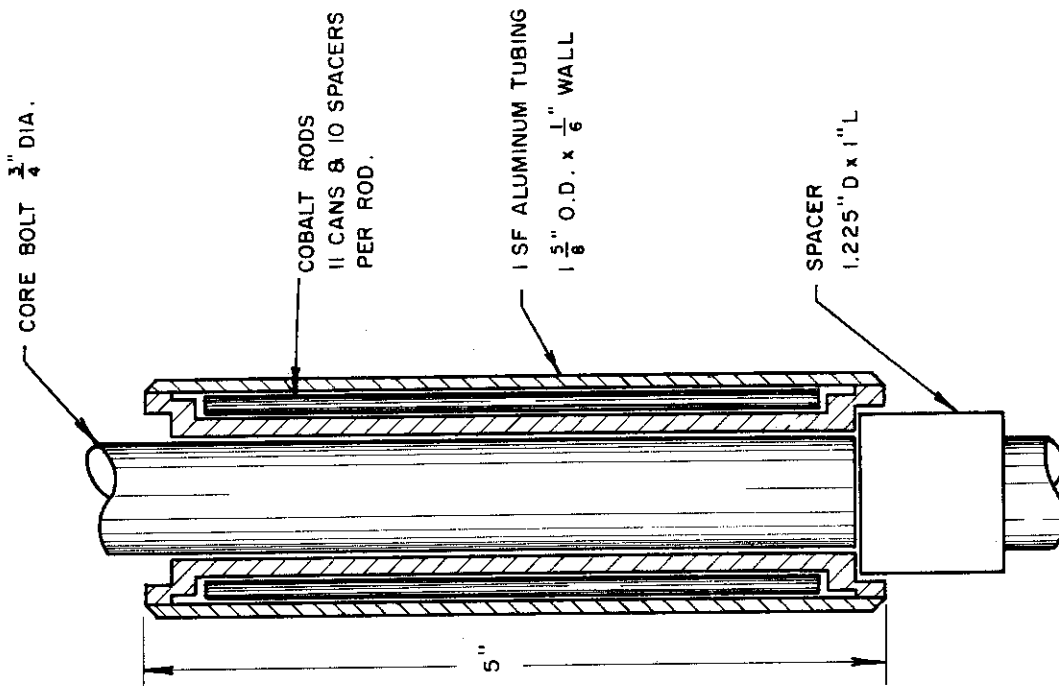


Fig. 25 AECL Co-60 target design (I)

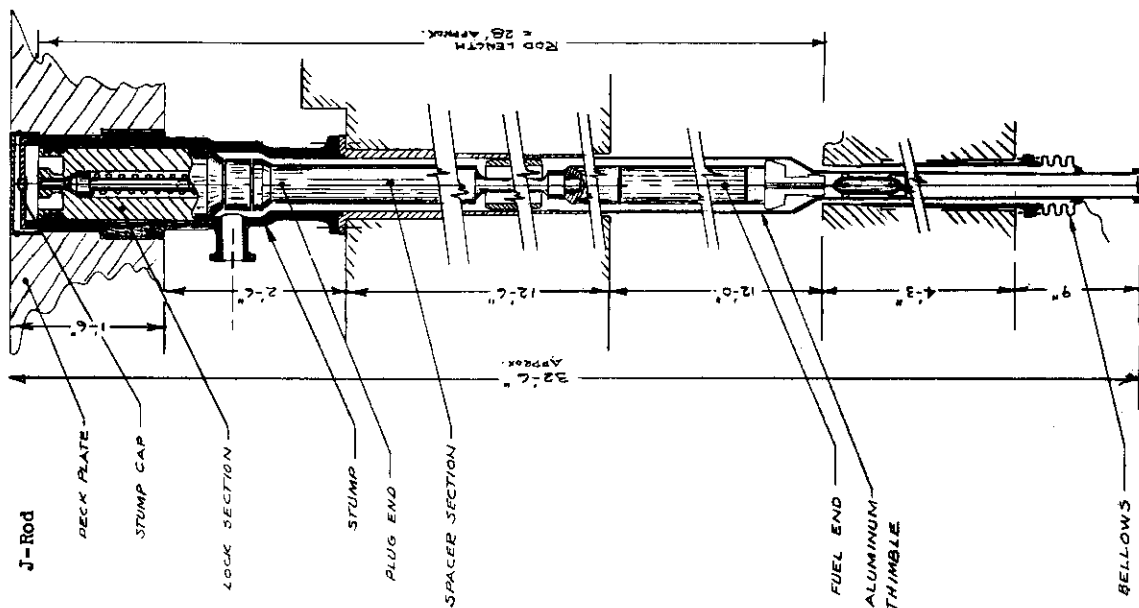


Fig. 24 Vertical cross section through a J-rod (NRU)

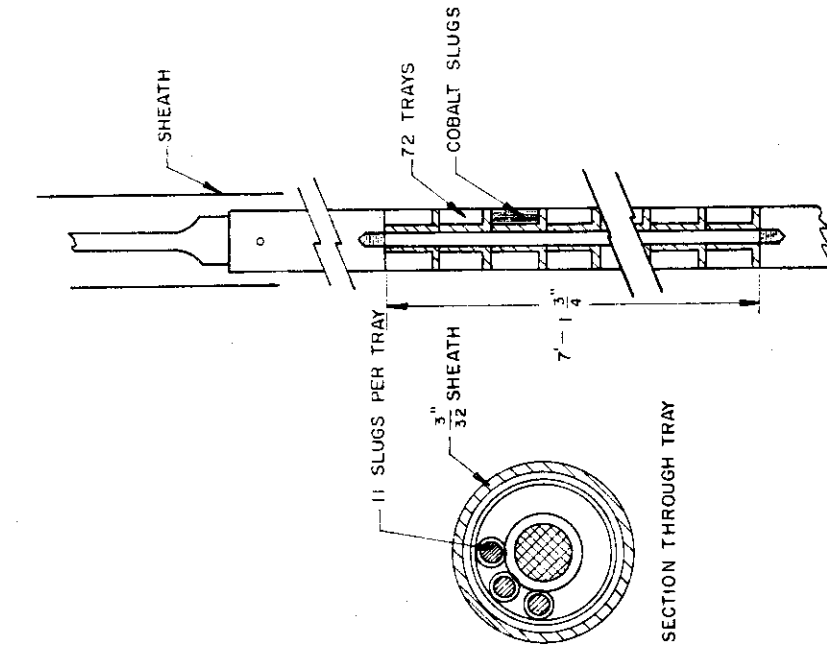


Fig. 26 AECL Co-60 target design (2)

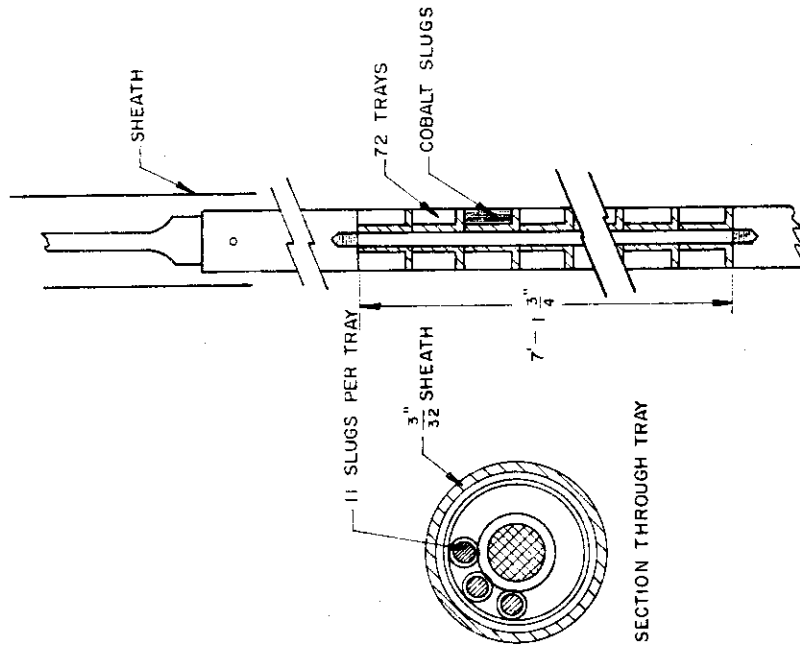


Fig. 27 AECL Co-60 target design (3)

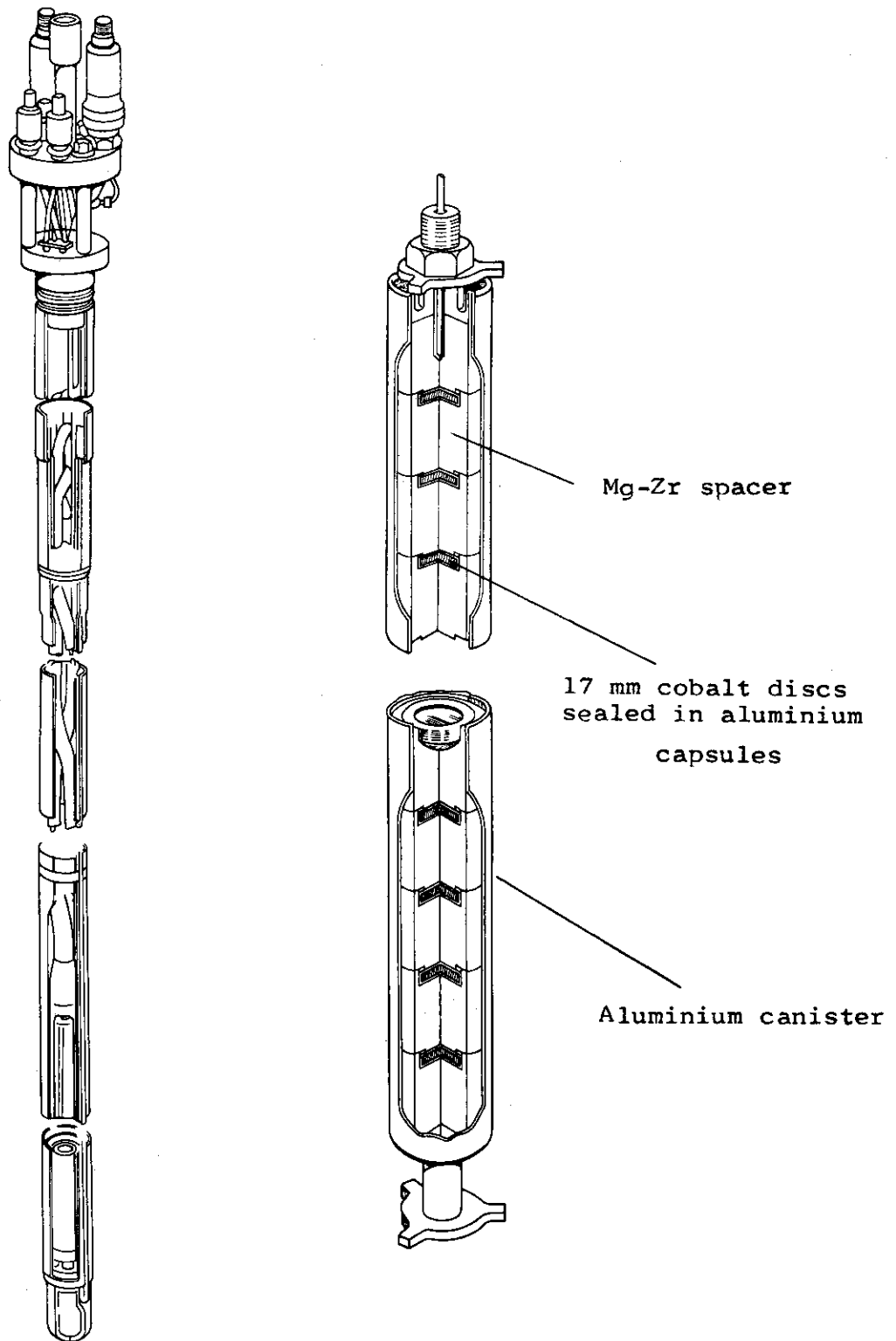
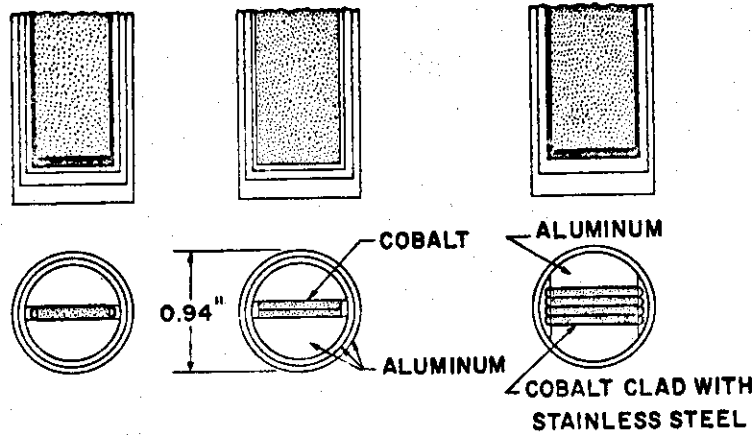


Fig. 28 High specific activity cobalt irradiation rig (DIDO)



Slab Size, inches

Width	Thickness	Length
0.745	0.033	9.9
0.745	0.059	9.9
0.745	0.063	9.9
0.745	0.260	9.9
0.760	0.130	10
0.640*	0.060	12
0.640	0.060	11

\* This size is used in the BNL standard cobalt-60 source.

Fig. 29 Target design for cobalt slabs (SRP)

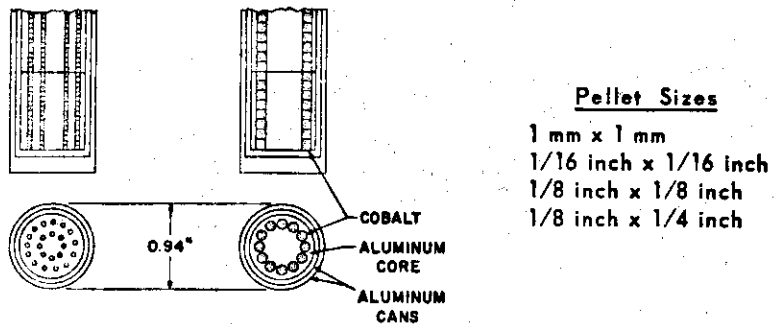


Fig. 30 Target design for cobalt pellets (SRP)



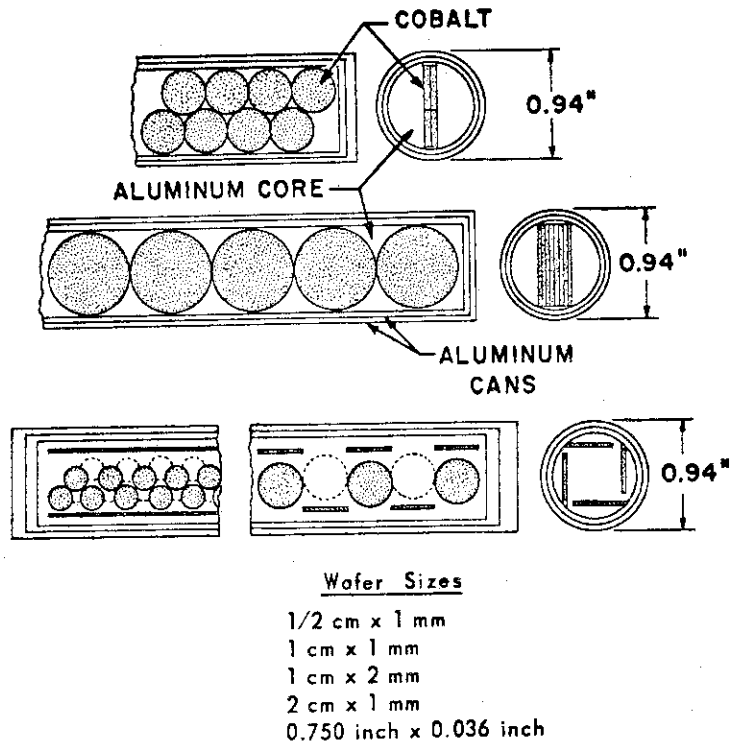


Fig. 31 Target design for cobalt wafers (SRP)

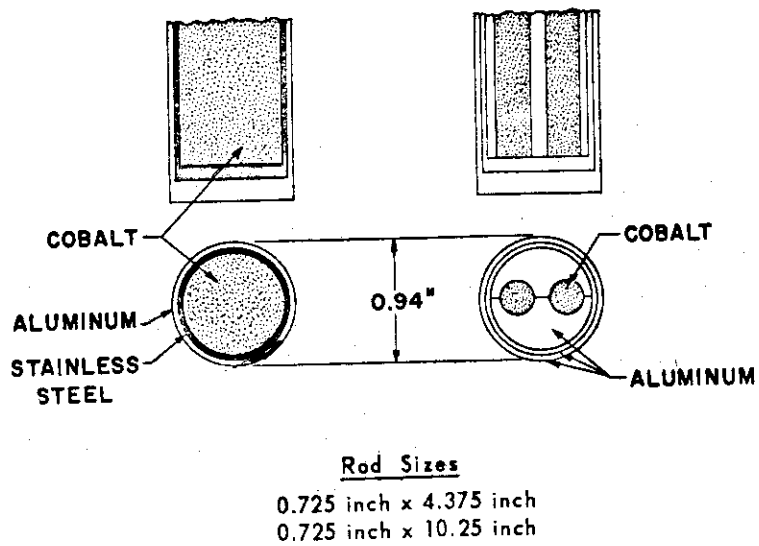


Fig. 32 Target design for cobalt rods (SRP)

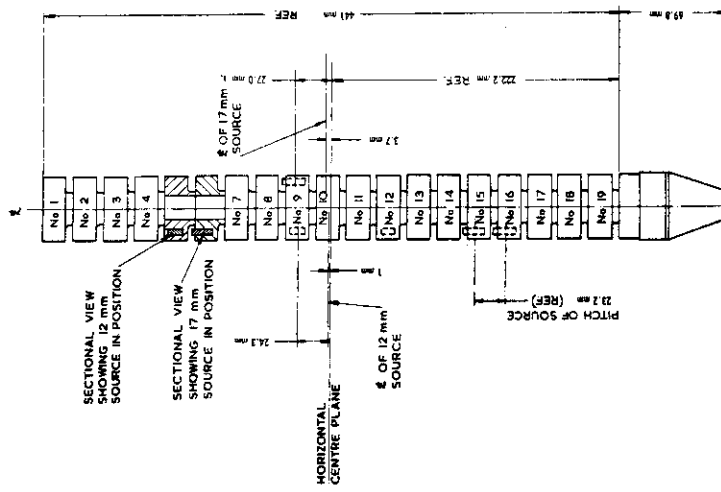


Fig. 34 Target design for cobalt wafers (AAEC)

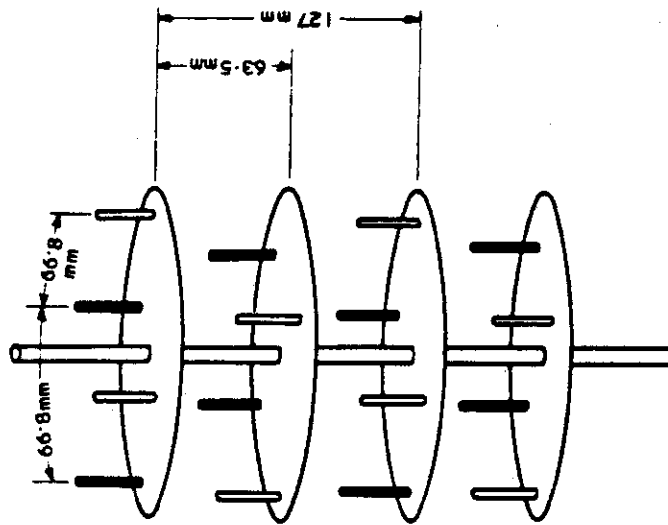


Fig. 33 Target design for cobalt rods (AAEC)

## 文 献

- 1) 山上, 榎本, 小野寺, 一柳 : Co-60 大線源に関する調査報告, JAERI-memo 4107, 16 (1970)
- 2) G.R. Newman et al : Cobalt-60 Production, Atomic Energy, Oct., (1960)
- 3) AECL Catalogue (1965)
- 4) U. Engelbert : The Production of Radioisotope Sources in Australia, (1969).
- 5) W.S. Eastwood et al : Cobalt-60 Production in the U.K. Atomic Energy Authority, Session D-6 P/288, (1958).
- 6) 立川 : コバルト 60 線源の製造, 照射, 19, 27-30 (1973).
- 7) 加藤・武藤・立川 : ラジオグラフィ線源としてのウエーファ状<sup>192</sup>Irの検討, JAERI-memo 4436 (1971).
- 8) E. Lamb et al, ORNL : Radioisotope Sources Safety Testing Program of the United States Atomic Energy Commission, (1964).
- 9) C.W. Townley et al, USAEC : The Development and Evaluation of Safety Performance Criteria for Sealed Radiation Sources Report No. B M I - 1559 (1961).
- 10) 青山・加藤・武藤・立川 : イリジウム-192線源の密封技術, JAERI-memo 4551 (1971).
- 11) 西野ほか : 化学装置用耐熱材料および高力材料, 74-112, 日本機械学会誌, 116-118 (昭46-12).
- 12) 柴田・望月・天野・渡辺・伊藤・立川・小野寺・茂木 : 汎用ケーブルの設計, A/F-4, 第8回アイソトープ会議 (1967).
- 13) C.A. Law : Cobalt-60 : Betting Megabucks on Megacuries, Nuclear Engineering International, 211, Mar (1971).
- 14) R.E. Manson : The NRU Reactor, AECL-1897, IOI-259 (1964).
- 15) J.W. Joseph et al : Radioactive Cobalt for Heat Sources, TID-4500, (1965).

# JAERI-M 5568 正誤表

頁	行	誤	正
Contents		Result_ and discussion	Results and . . . . .
6. 4. 4			
6. 9		... 2 multi-purpose hot case	→ ... hot case
7		3.4 照射中の発熱核	→ ... 核討
15		Table 4 . . . . .	→ April
39		... to axis of source	→ ... to axis
45		photo 3 ... lead cack	→ ... lead cask
26	17	下の算出に . . . . .	→ 上の算出に
34	14	(ラドコン5551A型)	→ ラドコン555型1HA型
29	脚注	Measurement distance = 100cm	→ 削除
29	31	鋼板 <u>ひ</u> き合わせ	→ 鋼板 <u>つ</u> き合わせ
			以上