

JAERI-M

5363

放射性同位体製造資料-1137

J M T R 試用期間照射試験報告書
(R I 関係)

1973年8月

アイソトープ事業部 製造部

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.

J M T R 試用期間照射試験報告書
(R I 関係)

日本原子力研究所アイソトープ事業部製造部

(1973年7月27日受理)

日本原子力研究所，大洗研究所の材料試験炉部によって，J M T R の実用期間に入る前に試用期間を利用して，関連技術の習熟および必要な諸データの集積のために一連の照射試験がおこなわれた。ラジオアイソトープ関係はアイソトープ事業部製造部が担当し，将来，照射，製造，利用の可能性のあるアイソトープのターゲット28種を選定して照射試験をおこなった。照射後，試料の状況，取扱いの難易，生成量，照射孔の中性子束などを検討したが，すべての面で予想と大きく異なった結果のものはなく，今後の実用照射のために有効なデータが得られた。

この照射試験は，アイソトープ事業部製造部の天野恕次長が昭和41年3月から昭和45年5月にかけて材料試験炉運営委員会の照射利用小委員会委員として，最初に計画し，それを製造部の照射担当者が補佐し，主となって製造部門の担当各係の協力を得て実行しまとめたものでその分担は下記の通りである。

全体計画，照射計画：

天野 恕・伊藤太郎

試料の調製，照射後試験および試験結果まとめ：

精製ラジオアイソトープ：山林尚道，四方英治

線源ラジオアイソトープ：加藤 久，立川克浩

編 集

伊 藤 太 郎 ・ 四 方 英 治

JAERI - M 5363

IRRADIATIONS DURING TEST UTILIZATION OF JMTR
(production of radioisotopes)

Division of Radioisotope Production, Radioisotope
Centre, JAERI

(Received July 27 , 1973)

The Division of JMTR Project, Oarai Research Establishment, Japan Atomic Energy Research Institute, had carried out series of the test irradiations during preliminary utilization of the JMTR to obtain techniques and data necessary for the future full-scale utilization. The Division of Radioisotope Production, Radioisotope Centre, participated in the program, concerning radioisotopes production. Twenty eight kinds of target materials were irradiated, looking to the future possible requirements. Physical and chemical states of the irradiated materials were examined, as well as the problems involved in handling, and yields of the radioisotopes and neutron fluxes at the irradiation positions were determined. The results obtained were not largely different from those expected, and they would be useful for the future irradiations.

The irradiation test of the target materials were projected by Amano, deputy chief of the Division of Radioisotope Production, Radioisotope Centre, while he was on Irradiation-Utilization

Sub-Committee of the JMTR Operational Committee for March 1966 to May 1970, assisted by personnel in charge of the reactor irradiation of the Division. Irradiations were carried out mainly by those in charge of the reactor irradiation with cooperation of other groups of the same division. The persons representing each section of the works are :

Overall planning

H. Amano, deputy chief of the Division of Radio-isotope Production

T. Ito, chief of the Production Section

Preparation of target materials, post-irradiation treatment, and arrangement of the results

Purified radioisotopes: H. Yamabayashi and

E. Shikata

Radiation sources: H. Kato and K. Tachikawa

Editors

T. Ito and E. Shikata

目 次

1	まえがき	1
2	試料の選択	1
3	生成核種および生成量	2
4	ターゲットの包装	2
5	試料の検査	3
6	照射	3
7	照射後試験	3
8	照射後試験結果	4
9	照射孔と中性子束	10
10	問題点の検討	10
11	あとがき	11
	参考文献	12

CONTENTS

1. Introduction.....	1
2. Choice of target materials.....	1
3. Nuclides to be produced and their quantities..	2
4. Encapsulation.....	2
5. Inspection.....	3
6. Irradiation.....	3
7. Post-irradiation tests.....	3
8. Results of post-irradiation tests.....	4
9. Irradiation holes and neutron fluxes.....	10
10. Problems and difficulties found in the test...	10
11. Conclusion.....	11
References.....	12

1 ま え が き

日本原子力研究所，大洗研究所，材料試験炉部においてJMTRを使用する一連の照射試験が昭和45年6月から46年6月迄の一年間，第3サイクルから第9サイクルまでの出力30MWの運転期間を利用して実施された。これは実用期間に入ってから照射サービスが円滑におこなえるよう関連技術に習熟するとともに，今後照射実験を実施して行く上に必要な諸データを集積することを主目的とするものであった。

照射試料については，利用関係機関から提供することとし，原則として無料で照射された。これらの材料は燃料，材料，大学，RI（ラジオアイソトープの略称で以下RIと呼ぶ）の各関係機関にわかれて提供することになったが，RI関係は日本原子力研究所，アイソトープ事業部が一括担当することになった。

JMTRは濃縮度90%の高濃縮ウランを使用した軽水減速冷却，タンク型で最大熱出力は50MWである。実験孔内の平均中性子束は燃料領域で速中性子束（1MeV以上） 1×10^{14} n/cm².sec，熱中性子束 3×10^{14} n/cm².sec，反射体領域で速中性子束（1MeV以上） 0.5×10^{14} n/cm².sec，熱中性子束 2×10^{14} n/cm².sec と設計された。28日間連続運転を1サイクルとして年間6サイクルが運転される。一方炉心は高速炉に匹敵する程の出力密度（500KW/l）を有し，非常に大きなガンマ発熱（例えば照射孔I-11の中心部では50MW運転時6W/g）が予測される。

このようなJMTRの性能を考慮して，アイソトープ事業部製造部では上記の主目的にそって，実用期間に入ってから照射，製造，利用されると予想されるRIの種類を考慮して，高中性子束照射による発熱，γ線などの炉内各種条件の影響による照射の安全性，照射後の試料の処理の難易および目的とする核種の生成量などを知るために適当な試料28種を選んで照射することにした。同時にこの期間の照射試験を通してRI製造のために必要なより安全な照射技術の確立，大洗—東海間の輸送上の問題点の解消，安全な取扱い技術の確立，RI製造方法，製品の品質の検討および各照射孔における中性子束の推定などの検討をこゝろみることにした。

2 試料の選択

照射試験試料の選択にあたっては，JMTRの高中性子束下での照射であることを考慮して，安全性の面から従来JRR-2，JRR-3で照射の経験のあるターゲット物質を主として選び，照射中著しい発熱，分解などのおそれのあるものは今後の照射実験にまつことにし，今回は除外することにした。これらに加えてJMTRでの照射終了後の試料の取扱時間，大洗—東海間の輸送時間を考慮して半減期が⁹⁹Moの66.0時間未満の核種は水送管照射以外は除いた上で照射用試料を決定した。これらの試料をRI製造の面から見た場合，次の様に分類される。すなわちJRR-2，JRR-3による照射では比放射能が低く市場の要求を満たすことのできなかつたRI（⁴⁵Ca，⁵¹Cr，^{55,59}Fe，⁶⁰Co，²⁰³Hgなど），半減期が長く，必要な照射時間および中性子束の面でJMTRを利用しなければ良質の製品が得られないRI（¹⁴C，¹⁵⁵Euなど）および需要

1 ま え が き

日本原子力研究所，大洗研究所，材料試験炉部においてJMTRを使用する一連の照射試験が昭和45年6月から46年6月迄の一年間，第3サイクルから第9サイクルまでの出力30MWの運転期間を利用して実施された。これは実用期間に入ってから照射サービスが円滑におこなえるよう関連技術に習熟するとともに，今後照射実験を実施して行く上に必要な諸データを集積することを主目的とするものであった。

照射試料については，利用関係機関から提供することとし，原則として無料で照射された。これらの材料は燃料，材料，大学，RI（ラジオアイソトープの略称で以下RIと呼ぶ）の各関係機関にわかれて提供することになったが，RI関係は日本原子力研究所，アイソトープ事業部が一括担当することになった。

JMTRは濃縮度90%の高濃縮ウランを使用した軽水減速冷却，タンク型で最大熱出力は50MWである。実験孔内の平均中性子束は燃料領域で速中性子束（1MeV以上） $1 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ ，熱中性子束 $3 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ ，反射体領域で速中性子束（1MeV以上） $0.5 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ ，熱中性子束 $2 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ と設計された。28日間連続運転を1サイクルとして年間6サイクルが運転される。一方炉心は高速炉に匹敵する程の出力密度（500KW/l）を有し，非常に大きなガンマ発熱（例えば照射孔I-11の中心部では50MW運転時6W/g）が予測される。

このようなJMTRの性能を考慮して，アイソトープ事業部製造部では上記の主目的にそって，実用期間に入ってから照射，製造，利用されると予想されるRIの種類を考慮して，高中性子束照射による発熱， γ 線などの炉内各種条件の影響による照射の安全性，照射後の試料の処理の難易および目的とする核種の生成量などを知るために適当な試料28種を選んで照射することにした。同時にこの期間の照射試験を通してRI製造のために必要なより安全な照射技術の確立，大洗-東海間の輸送上の問題点の解消，安全な取扱い技術の確立，RI製造方法，製品の品質の検討および各照射孔における中性子束の推定などの検討をこゝろみることにした。

2 試料の選択

照射試験試料の選択にあたっては，JMTRの高中性子束下での照射であることを考慮して，安全性の面から従来JRR-2，JRR-3で照射の経験のあるターゲット物質を主として選び，照射中著しい発熱，分解などのおそれのあるものは今後の照射実験にまつことにし，今回は除外することにした。これらに加えてJMTRでの照射終了後の試料の取扱時間，大洗-東海間の輸送時間を考慮して半減期が ^{99}Mo の66.0時間未満の核種は水送管照射以外は除いた上で照射用試料を決定した。これらの試料をRI製造の面から見た場合，次の様に分類される。すなわちJRR-2，JRR-3による照射では比放射能が低く市場の要求を満たすことのできなかつたRI（ ^{45}Ca ， ^{51}Cr ， $^{55,59}\text{Fe}$ ， ^{60}Co ， ^{203}Hg など），半減期が長く，必要な照射時間および中性子束の面でJMTRを利用しなければ良質の製品が得られないRI（ ^{14}C ， ^{155}Eu など）および需要

量が多くJMTRを主力ないし併用しないと需要を確保することの困難なRI (^{32}P , ^{99}Mo , ^{131}I , ^{198}Au など), さらにJMTRを利用すれば将来有望な製品を得ることが可能と思われるRI (^{58}Co , ^{113}Sn , ^{182}Ta など)の製造用ターゲットである。

ターゲットとして元素状のものは金, 亜鉛, ニッケル, コバルト, クロム, カドミウム, 銀, 白金, 鉄, スズ, イリジウム, 硫黄, 酸化物としては酸化タンタル, 酸化サマリウム, 酸化クロム, 三酸化モリブデン, 酸化鉄(III), 二酸化テルル, 酸化水銀(III), 酸化マグネシウムを, そして炭酸塩として炭酸ルビジウム, 炭酸セシウム, 炭酸カルシウム, 炭酸バリウム, 炭酸ストロンチウムを, その他の化学形として窒化アルミニウム, 塩化カリウム, クロム酸カリウムを選定した。また線源用RIのターゲットとして ^{192}Ir 線源用には $2\text{mm}\phi \times 2\text{mm}$ のペレット状イリジウムを, ^{60}Co 線源用としては水送管照射用ターゲットとして $0.46\text{mm}\phi \times 10\text{mm}$ および $0.91\text{mm}\phi \times 15\text{mm}$ の2種類の針状コバルトを選んだ。また炉心内照射用にはウエファ型($8.3\text{mm}\phi \times 2.3\text{mm}$)とペレット型($1\text{mm}\phi \times 1\text{mm}$)のコバルトを選定した。これらのターゲットの物理的, 化学的性質, 性状, 純度, 目的生成核種およびそれらの主な用途をTable 1に示す。

3 生成核種および生成量

前記ターゲットを使用した場合の目的生成核種および副反応生成核種, またそれらの半減期, 反応の種類, 核反応断面積, 中性子束 $1 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ の場合の飽和生成量, 21日および28日間照射直後の比放射能, 比ガンマ線定数をTable 2に示す。

4 ターゲットの包装

照射のためのターゲットの包装については, 照射中の安全性, 照射後の取扱いの容易さを考慮して材料試験炉部と検討打合せをおこない, 各ターゲットをその性質, 性状に応じて5クラスに分類してそれぞれ包装方法を定めた。この分類にしたがって直接包装材として石英アンブル, アルミニウム製インナーカプセル(アルミニウム箔で蓋をおくあるいは直接カプセルの口をおくだけのもの)をえらび, さらに冷間圧接型アルミニウム製カプセルに一重あるいは二重に封入した。これらのカプセルまで包装したものを“RI試料”とした。これらRI試料に使用したアルミニウム製容器はいずれも製造部が設計, 製作して従来の原子炉照射に使用していた容器であり, “カプセル”と呼称して材料試験炉部がJMTR照射用に設計, 製作した各種の照射用キャプセル¹⁾と区別することにした。上記のRI試料はいずれも照射用キャプセルに熱溶接により密封した。これらの関係を一括したターゲットの種類別包装標準をTable 3に, 水送管照射以外のターゲットの包装状態をFig. 1に略図にして示す。

金, 三酸化モリブデンターゲットの一部および酸化マグネシウム, コバルト針状線源用ターゲットは水送管照射に使用された。水送管照射される金線はすべてさし込み式インナーカプセルに入れ, アルミニウム箔で包み, アルミニウムスペーサーと共に, ラビットキャプセルにヘリウム置換後, 溶接によって封入した。酸化マグネシウムおよび三酸化モリブデンは巻きしめ式

量が多くJMTRを主力ないし併用しないと需要を確保することの困難なRI (^{32}P , ^{99}Mo , ^{131}I , ^{198}Au など), さらにJMTRを利用すれば将来有望な製品を得ることが可能と思われるRI (^{58}Co , ^{113}Sn , ^{182}Ta など)の製造用ターゲットである。

ターゲットとして元素状のものは金, 亜鉛, ニッケル, コバルト, クロム, カドミウム, 銀, 白金, 鉄, スズ, イリジウム, 硫黄, 酸化物としては酸化タンタル, 酸化サマリウム, 酸化クロム, 三酸化モリブデン, 酸化鉄(III), 二酸化テルル, 酸化水銀(II), 酸化マグネシウムを, そして炭酸塩として炭酸ルビジウム, 炭酸セシウム, 炭酸カルシウム, 炭酸バリウム, 炭酸ストロンチウムを, その他の化学形として窒化アルミニウム, 塩化カリウム, クロム酸カリウムを選定した。また線源用RIのターゲットとして ^{192}Ir 線源用には $2\text{mm}\phi \times 2\text{mm}$ のペレット状イリジウムを, ^{60}Co 線源用としては水送管照射用ターゲットとして $0.46\text{mm}\phi \times 10\text{mm}$ および $0.91\text{mm}\phi \times 15\text{mm}$ の2種類の針状コバルトを選んだ。また炉心内照射用にはウエファ型($8.3\text{mm}\phi \times 2.3\text{mm}$)とペレット型($1\text{mm}\phi \times 1\text{mm}$)のコバルトを選定した。これらのターゲットの物理的, 化学的性質, 性状, 純度, 目的生成核種およびそれらの主な用途をTable 1に示す。

3 生成核種および生成量

前記ターゲットを使用した場合の目的生成核種および副反応生成核種, またそれらの半減期, 反応の種類, 核反応断面積, 中性子束 $1 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ の場合の飽和生成量, 21日および28日間照射直後の比放射能, 比ガンマ線定数をTable 2に示す。

4 ターゲットの包装

照射のためのターゲットの包装については, 照射中の安全性, 照射後の取扱いの容易さを考慮して材料試験炉部と検討打合せをおこない, 各ターゲットをその性質, 性状に応じて5クラスに分類してそれぞれ包装方法を定めた。この分類にしたがって直接包装材として石英アンブル, アルミニウム製インナーカプセル(アルミニウム箔で蓋をおくあるいは直接カプセルの口をおくだけのもの)をえらび, さらに冷間圧成型アルミニウム製カプセルに一重あるいは二重に封入した。これらのカプセルまで包装したものを“RI試料”とした。これらRI試料に使用したアルミニウム製容器はいずれも製造部が設計, 製作して従来の原子炉照射に使用していた容器であり, “カプセル”と呼称して材料試験炉部がJMTR照射用に設計, 製作した各種の照射用キャプセル¹⁾と区別することにした。上記のRI試料はいずれも照射用キャプセルに熱溶接により密封した。これらの関係を一括したターゲットの種類別包装標準をTable 3に, 水送管照射以外のターゲットの包装状態をFig.1に略図にして示す。

金, 三酸化モリブデンターゲットの一部および酸化マグネシウム, コバルト針状線源用ターゲットは水送管照射に使用された。水送管照射される金線はすべてさし込み式インナーカプセルに入れ, アルミニウム箔で包み, アルミニウムスペーサーと共に, ラビットキャプセルにヘリウム置換後, 溶接によって封入した。酸化マグネシウムおよび三酸化モリブデンは巻きしめ式

量が多くJMTRを主力ないし併用しないと需要を確保することの困難なRI (^{32}P , ^{99}Mo , ^{131}I , ^{198}Au など), さらにJMTRを利用すれば将来有望な製品を得ることが可能と思われるRI (^{58}Co , ^{113}Sn , ^{182}Ta など)の製造用ターゲットである。

ターゲットとして元素状のものは金, 亜鉛, ニッケル, コバルト, クロム, カドミウム, 銀, 白金, 鉄, スズ, イリジウム, 硫黄, 酸化物としては酸化タンタル, 酸化サマリウム, 酸化クロム, 三酸化モリブデン, 酸化鉄(III), 二酸化テルル, 酸化水銀(III), 酸化マグネシウムを, そして炭酸塩として炭酸ルビジウム, 炭酸セシウム, 炭酸カルシウム, 炭酸バリウム, 炭酸ストロンチウムを, その他の化学形として窒化アルミニウム, 塩化カリウム, クロム酸カリウムを選定した。また線源用RIのターゲットとして ^{192}Ir 線源用には $2\text{mm}\phi \times 2\text{mm}$ のペレット状イリジウムを, ^{60}Co 線源用としては水送管照射用ターゲットとして $0.46\text{mm}\phi \times 10\text{mm}$ および $0.91\text{mm}\phi \times 15\text{mm}$ の2種類の針状コバルトを選んだ。また炉心内照射用にはウエファ型($8.3\text{mm}\phi \times 2.3\text{mm}$)とペレット型($1\text{mm}\phi \times 1\text{mm}$)のコバルトを選定した。これらのターゲットの物理的, 化学的性質, 性状, 純度, 目的生成核種およびそれらの主な用途をTable 1に示す。

3 生成核種および生成量

前記ターゲットを使用した場合の目的生成核種および副反応生成核種, またそれらの半減期, 反応の種類, 核反応断面積, 中性子束 $1 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ の場合の飽和生成量, 21日および28日間照射直後の比放射能, 比ガンマ線定数をTable 2に示す。

4 ターゲットの包装

照射のためのターゲットの包装については, 照射中の安全性, 照射後の取扱いの容易さを考慮して材料試験炉部と検討打合せをおこない, 各ターゲットをその性質, 性状に応じて5クラスに分類してそれぞれ包装方法を定めた。この分類にしたがって直接包装材として石英アンブル, アルミニウム製インナーカプセル(アルミニウム箔で蓋をおくあるいは直接カプセルの口をおくだけのもの)をえらび, さらに冷間圧接型アルミニウム製カプセルに一重あるいは二重に封入した。これらのカプセルまで包装したものを“RI試料”とした。これらRI試料に使用したアルミニウム製容器はいずれも製造部が設計, 製作して従来の原子炉照射に使用していた容器であり, “カプセル”と呼称して材料試験炉部がJMTR照射用に設計, 製作した各種の照射用キャプセル¹⁾と区別することにした。上記のRI試料はいずれも照射用キャプセルに熱溶接により密封した。これらの関係を一括したターゲットの種類別包装標準をTable 3に, 水送管照射以外のターゲットの包装状態をFig. 1に略図にして示す。

金, 三酸化モリブデンターゲットの一部および酸化マグネシウム, コバルト針状線源用ターゲットは水送管照射に使用された。水送管照射される金線はすべてさし込み式インナーカプセルに入れ, アルミニウム箔で包み, アルミニウムスプーサーと共に, ラビットキャプセルにヘリウム置換後, 溶接によって封入した。酸化マグネシウムおよび三酸化モリブデンは巻きしめ式

インナーカプセルの蓋の部分を巻きしめずにアルミニウム箔をかぶせて固定し、これを冷間圧接型アルミニウム製インナーカプセル（DL型インナーカプセル²⁾と略す）の長型（三酸化モリブデンの場合は短型）に入れヘリウム置換後、冷間圧接して気密とし、ラビットキャプセルに納めた。亜鉛粒は金線同様、さしこみ式インナーカプセルに入れ、さらにDL型インナーカプセルに入れてヘリウム置換後、気密封入してラビットキャプセルに納めた。コバルト針状ターゲットはグラファイト円柱をコアとしてそれにあけた孔に挿入して、DL型インナーカプセルにグラファイトスペーサーを介して気密封入し、ラビットキャプセルに装填した。DL型インナーカプセルをラビットキャプセルに装填する時は石英綿を耐衝撃材として使用し、かつラビットキャプセルは水中で沈むようにした。

上記いずれの場合も熱中性子束測定用として金箔（Au箔）、コバルト箔（Co箔）をアルミニウム箔で直接包装し、主ターゲットと同居させて照射をおこないフラックスモニターとした。これらのターゲットは水送管照射用、また硫黄、窒化アルミニウムのペレット状ターゲットの使用の場合以外はFig.1の包装状態で技術部工作課に提出された。

5 試料の検査

材料試験炉部の定めたRI試料検査基準に従って試料の検査をおこなった。これらの項目は、重量検査（ターゲット、スペーサー、アルミニウム箔の各重量、総重量など）、もれ検査（グリコールテスト、ヘリウムリークテスト）、寸法検査（カプセルの径、長さ、溶接エッジなど）、印字検査、外観検査がある。さらに包装材の材質についてはミルシートを添付するなどである。試用期間のRI試料検査基準をまとめてTable 4に示す。これらの検査結果は「JMTR照射RI試料検査成績表」に記録され、カプセルに添付して6部宛提出された。

6 照射

照射については、目的核種の生成のために必要な熱中性子束、速中性束の区別、必要中性子束、照射期間を定めて材料試験炉部計画課と詳細にわたって打合せをおこない照射位置を定めた。当初定めた照射計画表をTable 5に示す。Table 5のうちキャプセル番号67Mは昭和41年度に計画されたもので、以後、試用期間中に製造部としてRIの製品の製造のために必要なターゲットが68M、70Mと追加された。照射孔は実際の照射では後に示すように一部変更されている。JMTRの運転実績およびサイクル別試料番号をTable 6に示す。

7 照射後試験

照射後試験は、JMTRで照射後、最外側のキャプセルまたはバスケットをホットラボで切断して取出した試料についておこなった。これら試料は鉛厚15cmの輸送用容器（約750Kg）に4本宛入れて東海のRI製造棟に運搬された。試験項目としては、取扱いの難易、試料および包装の状態、目的核種の生成量に重点をおいた。生成量に関してはCo箔モニターによる熱

インナーカプセルの蓋の部分巻きしめずにアルミニウム箔をかぶせて固定し、これを冷間圧接型アルミニウム製インナーカプセル（DL型インナーカプセル²⁾と略す）の長型（三酸化モリブデンの場合は短型）に入れヘリウム置換後、冷間圧接して気密とし、ラビットキャプセルに納めた。亜鉛粒は金線同様、さしこみ式インナーカプセルに入れ、さらにDL型インナーカプセルに入れてヘリウム置換後、気密封入してラビットキャプセルに納めた。コバルト針状ターゲットはグラファイト円柱をコアとしてそれにあけた孔に挿入して、DL型インナーカプセルにグラファイトスペーサーを介して気密封入し、ラビットキャプセルに装填した。DL型インナーカプセルをラビットキャプセルに装填する時は石英綿を耐衝撃材として使用し、かつラビットキャプセルは水中で沈むようにした。

上記いずれの場合も熱中性子束測定用として金箔（Au箔）、コバルト箔（Co箔）をアルミニウム箔で直接包装し、主ターゲットと同居させて照射をおこないフラックスモニターとした。これらのターゲットは水送管照射用、また硫黄、窒化アルミニウムのペレット状ターゲットの使用の場合以外はFig.1の包装状態で技術部工作課に提出された。

5 試料の検査

材料試験炉部の定めたRI試料検査基準に従って試料の検査をおこなった。これらの項目は、重量検査（ターゲット、スペーサー、アルミニウム箔の各重量、総重量など）、もれ検査（グリコールテスト、ヘリウムリークテスト）、寸法検査（カプセルの径、長さ、溶接エッジなど）、印字検査、外観検査がある。さらに包装材の材質についてはミルシートを添付するなどである。試用期間のRI試料検査基準をまとめてTable 4に示す。これらの検査結果は「JMTR照射RI試料検査成績表」に記録され、カプセルに添付して6部宛提出された。

6 照射

照射については、目的核種の生成のために必要な熱中性子束、速中性束の区別、必要中性子束、照射期間を定めて材料試験炉部計画課と詳細にわたって打合せをおこない照射位置を定めた。当初定めた照射計画表をTable 5に示す。Table 5のうちキャプセル番号67Mは昭和41年度に計画されたもので、以後、試用期間中に製造部としてRIの製品の製造のために必要なターゲットが68M、70Mと追加された。照射孔は実際の照射では後に示すように一部変更されている。JMTRの運転実績およびサイクル別試料番号をTable 6に示す。

7 照射後試験

照射後試験は、JMTRで照射後、最外側のキャプセルまたはバスケットをホットラボで切断して取出した試料についておこなった。これら試料は鉛厚15cmの輸送用容器（約750Kg）に4本宛入れて東海のRI製造棟に運搬された。試験項目としては、取扱いの難易、試料および包装の状態、目的核種の生成量に重点をおいた。生成量に関してはCo箔モニターによる熱

インナーカプセルの蓋の部分を巻きしめずにアルミニウム箔をかぶせて固定し、これを冷間圧接型アルミニウム製インナーカプセル（DL型インナーカプセル²⁾と略す）の長型（三酸化モリブデンの場合は短型）に入れヘリウム置換後、冷間圧接して気密とし、ラビットキャプセルに納めた。亜鉛粒は金線同様、さしこみ式インナーカプセルに入れ、さらにDL型インナーカプセルに入れてヘリウム置換後、気密封入してラビットキャプセルに納めた。コバルト針状ターゲットはグラファイト円柱をコアとしてそれにあけた孔に挿入して、DL型インナーカプセルにグラファイトスペーサーを介して気密封入し、ラビットキャプセルに装填した。DL型インナーカプセルをラビットキャプセルに装填する時は石英綿を耐衝撃材として使用し、かつラビットキャプセルは水中で沈むようにした。

上記いずれの場合も熱中性子束測定用として金箔（Au箔）、コバルト箔（Co箔）をアルミニウム箔で直接包装し、主ターゲットと同居させて照射をおこないフラックスモニターとした。これらのターゲットは水送管照射用、また硫黄、窒化アルミニウムのベレット状ターゲットの使用の場合以外はFig.1の包装状態で技術部工作課に提出された。

5 試料の検査

材料試験炉部の定めたRI試料検査基準に従って試料の検査をおこなった。これらの項目は、重量検査（ターゲット、スペーサー、アルミニウム箔の各重量、総重量など）、もれ検査（グリコールテスト、ヘリウムリークテスト）、寸法検査（カプセルの径、長さ、溶接エッジなど）、印字検査、外観検査がある。さらに包装材の材質についてはミルシートを添付するなどである。試用期間のRI試料検査基準をまとめてTable 4に示す。これらの検査結果は「JMTR照射RI試料検査成績表」に記録され、カプセルに添付して6部宛提出された。

6 照射

照射については、目的核種の生成のために必要な熱中性子束、速中性束の区別、必要中性子束、照射期間を定めて材料試験炉部計画課と詳細にわたって打合せをおこない照射位置を定めた。当初定めた照射計画表をTable 5に示す。Table 5のうちキャプセル番号67Mは昭和41年度に計画されたもので、以後、試用期間中に製造部としてRIの製品の製造のために必要なターゲットが68M、70Mと追加された。照射孔は実際の照射では後に示すように一部変更されている。JMTRの運転実績およびサイクル別試料番号をTable 6に示す。

7 照射後試験

照射後試験は、JMTRで照射後、最外側のキャプセルまたはバスケットをホットラボで切断して取出した試料についておこなった。これら試料は鉛厚15cmの輸送用容器（約750Kg）に4本宛入れて東海のRI製造棟に運搬された。試験項目としては、取扱いの難易、試料および包装の状態、目的核種の生成量に重点をおいた。生成量に関してはCo箔モニターによる熱

インナーカプセルの蓋の部分巻きしめずにアルミニウム箔をかぶせて固定し、これを冷間圧接型アルミニウム製インナーカプセル（DL型インナーカプセル²⁾と略す）の長型（三酸化モリブデンの場合は短型）に入れヘリウム置換後、冷間圧接して気密とし、ラビットキャプセルに納めた。亜鉛粒は金線同様、さしこみ式インナーカプセルに入れ、さらにDL型インナーカプセルに入れてヘリウム置換後、気密封入してラビットキャプセルに納めた。コバルト針状ターゲットはグラファイト円柱をコアとしてそれにあけた孔に挿入して、DL型インナーカプセルにグラファイトスペーサーを介して気密封入し、ラビットキャプセルに装填した。DL型インナーカプセルをラビットキャプセルに装填する時は石英綿を耐衝撃材として使用し、かつラビットキャプセルは水中で沈むようにした。

上記いずれの場合も熱中性子束測定用として金箔（Au箔）、コバルト箔（Co箔）をアルミニウム箔で直接包装し、主ターゲットと同居させて照射をおこないフラックスモニターとした。これらのターゲットは水送管照射用、また硫黄、窒化アルミニウムのペレット状ターゲットの使用の場合以外はFig.1の包装状態で技術部工作課に提出された。

5 試料の検査

材料試験炉部の定めたRI試料検査基準に従って試料の検査をおこなった。これらの項目は、重量検査（ターゲット、スペーサー、アルミニウム箔の各重量、総重量など）、もれ検査（グリコールテスト、ヘリウムリークテスト）、寸法検査（カプセルの径、長さ、溶接エッジなど）、印字検査、外観検査がある。さらに包装材の材質についてはミルシートを添付するなどである。試用期間のRI試料検査基準をまとめてTable 4に示す。これらの検査結果は「JMTR照射RI試料検査成績表」に記録され、カプセルに添付して6部宛提出された。

6 照射

照射については、目的核種の生成のために必要な熱中性子束、速中性束の区別、必要中性子束、照射期間を定めて材料試験炉部計画課と詳細にわたって打合せをおこない照射位置を定めた。当初定めた照射計画表をTable 5に示す。Table 5のうちキャプセル番号67Mは昭和41年度に計画されたもので、以後、試用期間中に製造部としてRIの製品の製造のために必要なターゲットが68M、70Mと追加された。照射孔は実際の照射では後に示すように一部変更されている。JMTRの運転実績およびサイクル別試料番号をTable 6に示す。

7 照射後試験

照射後試験は、JMTRで照射後、最外側のキャプセルまたはバスケットをホットラボで切断して取出した試料についておこなった。これら試料は鉛厚15cmの輸送用容器（約750Kg）に4本宛入れて東海のRI製造棟に運搬された。試験項目としては、取扱いの難易、試料および包装の状態、目的核種の生成量に重点をおいた。生成量に関してはCo箔モニターによる熱

中性子束の測定とともに直接測定可能なものについてはそのままの状態での生成放射能の測定をおこない、分離精製を要するものについては化学処理をおこなった。取扱いの難易は線量率の測定と輸送用容器の取扱いによって、また試料および包装の状態は肉眼による観察によって判定した。照射キャプセルおよび試料カプセルの大巾な変形は切断時に判明するためによく寸法検査はおこなわなかった。生成放射能の測定はとくにことわりのない限り、絶対測定によって値を校正してある Tracer Lab 社製井戸型電離箱によっておこなった。

8 照射後試験結果

上記の照射および照射後試験で得られた結果を一括して Table 7 に示す。Table 7 および下記のとおり、照射試験のために選定した試料は、上記の照射計画に従っていずれも当初予期した通りとくに問題なく照射をおこなうことができた。また生成量についても中性子束に応じて殆ど予想値が得られており、今後の実用照射のために有効な値が得られた。以下照射順にしたがって照射後試験結果について述べる。

1) 金 (Au) ターゲット

試用期間中の Au の照射結果をまとめて Table 8 に示す。照射後の試料は水送管照射ではラビットキャプセルには外観上大きな変化は認められなかった。しかし Au ターゲットの直接包装材料として使用したさし込み式インナーカプセルは、水送管、垂直孔いずれによる照射の場合も照射後開封できなくなり切断してターゲットを取出すことが必要であった。この原因はラビットキャプセルを含めて外套キャプセルの端栓溶接時の加熱のためと考えられる。同じさし込み式インナーカプセルを電気炉で 300°C で 30 分間加熱したところ 70% が開封できず、残り 30% もアルミニウム管どうしの食い込みのため開封困難という結果が得られた。この現象を防ぐため現在ではさし込み部分を短かくする方法を採用している。Au 箔から求めた各照射孔の 50MW 換算熱中性子束は水送管で $(8.25 \pm 0.73) \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ 、照射孔 M-6 で $6.7 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ 、照射孔 K-4 で $1.37 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ であった。

2) 亜鉛 (Zn) ターゲット

試用期間中に水送管および照射孔 M-6 で照射した結果を Table 9 に示す。水送管照射での Zn ターゲットは前述の様にさし込み式インナーカプセル、DL 型インナーカプセルに入れられラビットキャプセルに挿入後溶接で気密に封入された。この際ラビットキャプセル溶接の熱で DL 型インナーカプセルが加熱されアルミニウムが軟化し変形する事態が生じた。こうした例は第 4 サイクルに照射を予定した 025 キャプセルで生じ、キャプセルの再製作が必要であった。第 7 サイクルで照射した 67M-50R-2 より Zn 0.0388 g を溶解して測定した結果、比放射能 640 mCi/g Zn の値が得られた。 $^{64}\text{Zn} (n, p) ^{64}\text{Cu}$ 反応により水送管の速中性子束の測定をこゝろみたが 3 in ϕ \times 3 in の NaI (Tl) クリスタルを用いた γ 線スペクトルの測定では ^{64}Cu を検出することはできなかった。

3) ニッケル (Ni) ターゲット

Ni の照射結果を Table 10 に示す。照射直後の生成量は ^{58}Co 38.4 mCi/g Ni, ^{63}Ni 51 mCi/g Ni であった。 $^{58}\text{Ni} (n, p) ^{58}\text{Co}$ 反応を利用し放射化断面積を 92 mbarn とし ^{58}Co のバーン

中性子束の測定とともに直接測定可能なものについてはそのままの状態で生成放射能の測定をおこない、分離精製を要するものについては化学処理をおこなった。取扱いの難易は線量率の測定と輸送用容器の取扱いによって、また試料および包装の状態は肉眼による観察によって判定した。照射キャプセルおよび試料カプセルの大巾な変形は切断時に判明するためとくに寸法検査はおこなわなかった。生成放射能の測定はとくにことわりのない限り、絶対測定によって値を校正してある Tracer Lab 社製井戸型電離箱によっておこなった。

8 照射後試験結果

上記の照射および照射後試験で得られた結果を一括して Table 7 に示す。Table 7 および下記のとおり、照射試験のために選定した試料は、上記の照射計画に従っていずれも当初予期した通りとくに問題なく照射をおこなうことができた。また生成量についても中性子束に応じて殆ど予想値が得られており、今後の実用照射のために有効な値が得られた。以下照射順にしたがって照射後試験結果について述べる。

1) 金 (Au) ターゲット

試用期間中の Au の照射結果をまとめて Table 8 に示す。照射後の試料は水送管照射ではラビットキャプセルには外観上大きな変化は認められなかった。しかし Au ターゲットの直接包装材料として使用したさし込み式インナーカプセルは、水送管、垂直孔いずれによる照射の場合も照射後開封できなくなり切断してターゲットを取出すことが必要であった。この原因はラビットキャプセルを含めて外套キャプセルの端栓溶接時の加熱のためと考えられる。同じさし込み式インナーカプセルを電気炉で 300°C で 30 分間加熱したところ 70% が開封できず、残り 30% もアルミニウム管どうしの食い込みのため開封困難という結果が得られた。この現象を防ぐため現在ではさし込み部分を短かくする方法を採用している。Au 箔から求めた各照射孔の 50MW 換算熱中性子束は水送管で $(8.25 \pm 0.73) \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ 、照射孔 M-6 で $6.7 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ 、照射孔 K-4 で $1.37 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ であった。

2) 亜鉛 (Zn) ターゲット

試用期間中に水送管および照射孔 M-6 で照射した結果を Table 9 に示す。水送管照射での Zn ターゲットは前述の様にさし込み式インナーカプセル、DL 型インナーカプセルに入れられラビットキャプセルに挿入後溶接で気密に封入された。この際ラビットキャプセル溶接の熱で DL 型インナーカプセルが加熱されアルミニウムが軟化し変形する事態が生じた。こうした例は第 4 サイクルに照射を予定した 025 キャプセルで生じ、キャプセルの再製作が必要であった。第 7 サイクルで照射した 67M-50R-2 より Zn 0.0388 g を溶解して測定した結果、比放射能 640 mCi/g Zn の値が得られた。 $^{64}\text{Zn} (n, p) ^{64}\text{Cu}$ 反応により水送管の速中性子束の測定をこゝろみたが 3 in ϕ \times 3 in の NaI (Tl) クリスタルを用いた γ 線スペクトルの測定では ^{64}Cu を検出することはできなかった。

3) ニッケル (Ni) ターゲット

Ni の照射結果を Table 10 に示す。照射直後の生成量は ^{58}Co 3.84 mCi/g Ni, ^{63}Ni 5.1 mCi/g Ni であった。 $^{58}\text{Ni} (n, p) ^{58}\text{Co}$ 反応を利用し放射化断面積を 92 mbarn とし ^{58}Co のバーン

アウトの補正をして求めた50MW換算速中性子束は、照射孔M-6で $\sim 3 \times 10^{13}$ n/cm²·sec、照射孔J-7-1で 25×10^{14} n/cm²·secであった。

4) コバルト (Co) ターゲット

熱中性子束モニター用Co箔としてはJohnson Matthey社製1mmφのCo線を溶解後グラファイト電極に電着した30mg/cm²程度の自家製の電着Co箔を使用し、この0.2mgをアルミニウム箔で包み各試料と同時に照射した。照射後、⁶⁰Coの生成量を測定し50MW換算熱中性子束をもとめた。

Co針状ターゲットは0.91mmφ×15mm(85mg)、0.46mmφ×10mm(15mg)の2種類を使用し、各サイクル毎に1種類につき各3本のターゲットを水送管で照射した。照射結果をTable 11に示す。この結果から50MW運転時に、前者のターゲットを使用して1本当たり20mCiの線源を得るには約34時間の照射を必要とし、1本当たり10mCiの線源のためには約17時間、1本当たり5mCiの線源を得るためには約8時間の照射を必要とするという結論が導かれた。また後者のターゲットを使用して1本当たり1mCiの線源を得るためには約10時間の照射を必要とすることがわかった。

Co大線源用ターゲットとしては、8.3mmφ×2.3mmのウエファ状Coと1mmφ×1mmのペレット状Coの2種類を使用した。ターゲットはグラファイトスペーサーによって分離装填する方式を採用し、ベリリウム反射体領域の照射孔において照射をおこなった。照射結果をTable 7 (RI sample No. 67, 85)に示す。Co針状およびペレット型ターゲットの生成量の測定にはTracer Lab社製井戸型電離箱で較正值の求められている株式会社応用技研製井戸型電離箱を使用した。またCoウエファ型ターゲットの場合はVictoreen Instrument社製Radocon: Model 555, Chamber: 555-1HAにより測定した線量率から生成量を求めた。

5) 酸化タンタル (Ta₂O₅) ターゲット

試用期間中にTa₂O₅ 3, 4mgを石英アンブルに入れ第3, 第5および第7サイクルにおいて照射孔M-6およびM-7で照射した。¹⁸²Taの生成量は、67M-45R-3の試料を石英アンブルのまゝGe(Li)検出器を用い、90mmの距離において、γ線スペクトルを測定した。同じ条件で絶対値のわかっている⁶⁰Coを測定し、⁶⁰Coの1.17MeVおよび1.33MeVの光電ピークの計数効率から¹⁸²Taの1.139, 1.122, 1.222+1.231MeVの光電ピークの計数効率を求め¹⁸²Taの放射エネルギーを求めた。この試料で井戸型電離箱を較正し、他の2試料の放射エネルギーを知った。照射結果をTable 12に示す。Table 12に示した様に同時に照射したCo箔から求めた熱中性子束と¹⁸²Ta生成量から求めた熱中性子束では、後者が1/2以下になっている。これは¹⁸¹Ta(n, γ)¹⁸²Ta(n, γ)¹⁸³Ta反応のため¹⁸²Taが照射中バーンアウトする補正を加えていないためである。

6) 塩化カリウム (KCl) ターゲット

試用期間中に0.5から2.1gのKClターゲットを4回照射した。結果をTable 13に示す。第3サイクルで照射した試料は開封後インナーカプセルの取出しができず廃棄した。その他3回の照射後試料はいずれもJRR-2, JRR-3で照射した場合と同様に黒紫色に変化していた。同時に照射したCo箔から求めた熱中性子束より³⁵Cl(n, p)³⁵S反応を用いて求めた熱中性

子束の方が高い値を示していて、 ^{35}S 生成量は予想値の約 2 倍となった。照射孔 M-6 を使用し、50MW 時 1 サイクル照射を実施すれば 20Ci/g KCl 以上の ^{35}S を得られることがわかったが、 $^{35}\text{Cl}(n, \alpha)^{32}\text{P}$ 反応により生成する ^{32}P の生成量も高くなるので、照射孔の選定または崩壊時間の選定が必要である。

7) 窒化アルミニウム (AlN) ターゲット

キャプセル番号 67M のターゲットとしては粉末のままの AlN を使用し、キャプセル番号 70M のターゲットとしてはペレット形に成型焼結した AlN を使用した。ペレットに成型したのは照射後試料の取扱いの容易さおよび照射の際の試料の熱伝導性を高めるためである。試用期間中に照射した AlN ターゲットの照射結果を Table 14 に示す。照射後、ターゲットからの放出ガス量を測定した。ガスの成分としては空気が得られた。nvt とガス量との関係はかならずしも明らかでないが、この程度のガス量ではキャプセルの安全性は十分に保たれることがわかった。

8) 酸化サマリウム (Sm_2O_3) ターゲット

試用期間中に第 4, 第 6, 第 7 から第 9 サイクルと 3 回の照射をおこなった。 Sm_2O_3 は各々石英アンブルに封入して照射し、その量は 9.4mg, 1.1mg, 5.2mg であった。第 6 サイクルで照射した Sm_2O_3 1.1mg を照射後 150 日間放置し、 ^{153}Sm ($T_{1/2}=47.1\text{h}$), ^{155}Sm ($T_{1/2}=23.5\text{min}$) を崩壊させた後開封し、塩酸で溶解、希釈し Sm_2O_3 で $2.22 \times 10^{-3}\text{mg}$ 相当の量を 2ml 溶液とし、 NaI (T_{ℓ}) 3 in $\phi \times$ 3 in クリスタルを用いて γ 線スペクトルを測定した。照射後 150 日を経過すれば ^{145}Sm ($T_{1/2}=340\text{d}$) と $^{154}\text{Sm}(n, \gamma)^{155}\text{Sm} \xrightarrow{\beta} ^{155}\text{Eu}$ 反応により生成する ^{155}Eu ($T_{1/2}=1.7\text{y}$) 以外は検出されないはずであるが、 ^{152}Eu ($T_{1/2}=12.7\text{y}$) と ^{154}Eu ($T_{1/2}=16\text{y}$) が同時に検出された。Johnson Matthey 社製 Sm_2O_3 ターゲットは不純物として Eu 85ppm を含んでおり、 $^{151}\text{Eu}(n, \gamma)^{152}\text{Eu}$, $^{153}\text{Eu}(n, \gamma)^{154}\text{Eu}$ 反応により ^{152}Eu と ^{154}Eu が生成するためである。照射後 150 日での各核種の生成量は計算によると、 ^{154}Sm 3.66mCi/g Sm_2O_3 , ^{155}Eu 4.47mCi/g Sm_2O_3 , ^{152}Eu 19.2mCi/g Sm_2O_3 , ^{154}Eu 0.1mCi/g Sm_2O_3 となる。したがって化学処理により Sm を分離しても不純物 Eu から生成される $^{152}, ^{154}\text{Eu}$ のため無担体 ^{155}Eu をこのターゲットから製造することはできないことがわかった。なお前期の計算には Sm の熱中性子吸収断面積が 5,500 barn と大きく、中性子の自己吸収効果が生じることの補正は加えていない。

9) 炭酸ルビジウム (Rb_2CO_3) ターゲット

試用期間中に第 4 サイクルおよび第 6 サイクルと 2 回の照射をおこなった。照射結果を Table 7 に示す。第 6 サイクルで照射した試料は開封したところ、石英アンブルが破損していたので廃棄した。アンブルの破損は内圧上昇その他の影響によるものではなく、衝撃による破損の仕方であった。

10) 炭酸セシウム (Cs_2CO_3) ターゲット

試用期間中第 4, 第 6 サイクルおよび第 7 から第 9 サイクルまでと 3 回の照射をおこなった。照射後 Cs_2CO_3 ターゲットは黒化し、石英アンブルに付着して回収困難であったがその他の外観上の変化は認められなかった。照射結果を Table 15 に示す。

11) クロム (Cr), クロム酸カリウム (K_2CrO_4), 酸化クロム (Cr_2O_3) ターゲット

試用期間中にCr金属(天然ターゲット), K_2CrO_4 結晶粉末(天然ターゲット), Cr_2O_3 粉末(^{50}Cr 95.9%濃縮安定同位体)の3種をターゲットとして照射をおこなった。これらの照射結果をTable 16に示す。照射した K_2CrO_4 ターゲットは溶解の際に不溶性の残渣を少量ながらもない, また Cr_2O_3 ターゲットは通常の方法では溶解しなくなった。しかしながら ^{50}Cr 95.9%濃縮安定同位体をターゲットとして使用すれば約300 Ci/g Crの比放射能の ^{51}Cr が得られることがわかった。

12) 炭酸カルシウム($CaCO_3$)ターゲット

試用期間中に5回の照射をおこなった。その照射実績および試験結果をTable 17に示す。この結果から ^{44}Ca を90%程度に濃縮したターゲットを使用し, 照射時間を数サイクルとすれば1 Ci/g Caの高比放射能の ^{45}Ca を製造することが可能である。

13) カドミウム(Cd)ターゲット

試用期間中にCdターゲットは第6サイクルと第7から第9サイクルの2回の照射をおこなった。その照射結果をTable 18に示す。キャプセル番号67M-49R-4で照射した11.6 mgのCdを王水で加熱溶解した。そして希釈後1部を採取し, NaI(Tl) 3 in ϕ \times 3 in クリスタルを用い γ 線スペクトルを測定した。 ^{107}Cd ($T_{1/2}=6.7$ h), ^{115}Cd ($T_{1/2}=53$ h), ^{117m}Cd ($T_{1/2}=3.0$ h)を崩壊させるため, 129日間放置したのち, 測定を行った。この結果 ^{115m}Cd の照射直後の比放射能は27.3 mCi/g Cdであった。同時に照射したCo箔から求めた熱中性子束にはTable 18に示したように大きな差があり, 熱中性子利用率はそれぞれ0.163, 0.060であった。したがって照射孔M-6を使用し50 MW運転で28日照射をおこなっても, 約100 mCi/g Cdの比放射能の ^{115m}Cd しか得られないと予想される。

14) 銀(Ag)ターゲット

試用期間中に第6サイクルと第8から第9サイクルまでの2回照射をおこない, 第6サイクルで照射した33.1 mgのAgターゲットを化学処理し測定した。これらの照射実績と試験結果をTable 19に示す。

15) 三酸化モリブデン(MoO_3)ターゲット

試用期間中に第7, 第8および第9サイクルと各1サイクルずつ, および第8サイクル中に水送管で10時間1回, 計4回の照射をおこなった。これらの照射結果をTable 20に示す。キャプセル番号70M-80R-3として照射した MoO_3 1.0023 gを化学処理した。照射した MoO_3 ターゲットは金属光沢の混ざった黒色に変化していて通常の化学処理では溶解しなかった。これは放射線によって還元されたためと考えられたので, 水酸化ナトリウム水溶液に過酸化水素を加え酸化したところ溶解させることができた。照射終了後4時間経過した時点で, 一部(MoO_3 0.400 mg相当)を分取してNaI(Tl) 3 in ϕ \times 3 in クリスタルを用いて γ 線スペクトルを測定したが ^{92}Nb , ^{99}Mo — ^{99m}Tc 以外は検出されなかった。 ^{92}Nb は ^{92}Mo (n, p) ^{92}Nb 反応により生成されたもので, 照射直後の $^{92}Nb/^{99}Mo$ の比率は0.11%で, ^{99}Mo の放射化学的純度は99%以上であることがわかった。また ^{92}Nb の生成量から求めた速中性子束は50 MW換算で照射孔I-11で 4.3×10^{13} n/cm² . secとなった。50 MW運転で照射孔I-11で MoO_3 を照射した場合 ^{99}Mo の比放射能は照射直後5, 6 Ci/g Moと予想される。

16) 白金(Pt)ターゲット

試用期間中、第7サイクルでキャプセル番号67M-50R-3を照射孔M-6で17d15h14min(30MW)照射した。Ptターゲットの量は0.0161gであり、112日間放置後、王水で溶解し3inφ×3inNaI(Tℓ)クリスタルを用いてγ線スペクトルを測定した。同時に照射したCo箔から求めた熱中性子束は $2.62 \times 10^{14} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$ (30MW)であり、この値を使用して照射直後の生成量を計算すると、 ^{191}Pt ($T_{1/2}=3.00 \text{ d}$) 3.9Ci/g Pt, ^{193}mPt ($T_{1/2}=4.3 \text{ d}$), ^{195}mPt ($T_{1/2}=3.5 \text{ d}$) 7.8Ci/g Pt/ ^{197}Pt ($T_{1/2}=18 \text{ h}$) 4.4Ci/g ^{199}Pt ($T_{1/2}=31 \text{ min}$) 6Ci/g Pt, ^{199}Au ($T_{1/2}=3.14 \text{ d}$) 6Ci/g Ptとなるはずである。112日間放置後測定したターゲットからは照射直後に換算して5.5mCi/g Ptだけの ^{192}Ir が検出された。この ^{192}Ir がPtターゲット中の不純物として $^{191}\text{Ir}(n, \gamma)^{192}\text{Ir}$ 反応により生成されたのか、Ptターゲット自身の $^{192}\text{Pt}(n, p)^{192}\text{Ir}$ 反応によって生成されたのかは確認していない。無担体の ^{199}Au を製造しようとする場合、50MWで照射孔M-6でPtターゲットを照射し、抽出法で ^{199}Au を分離精製すれば約10Ci/g Ptで ^{199}Au が得られることがわかった。

17) 鉄(Fe), 酸化鉄(III)(Fe₂O₃)ターゲット

試用期間中、FeまたはFe₂O₃ターゲットは4回の照射をおこなった。その照射結果をTable 21に示す。第5サイクルで照射した試料(キャプセル番号67M-23R-3, Fe 6.1mg)を濃塩酸と過酸化水素で溶解後、一部をとってNaI(Tℓ)3inφ×3inクリスタルを用いてγ線スペクトルを測定し、 ^{59}Fe および ^{54}Mn の放射能を求めた。天然ターゲットに比べて266倍の濃縮に相当する8.248%の ^{59}Fe を含むFe₂O₃ターゲットからは18Ci/g Fe₂O₃の ^{59}Fe が得られた。したがって50MWで1サイクル28日間の運転が行なわれた場合には2サイクル連続照射を実施すれば、このターゲットで30Ci/g Feの ^{59}Fe を得ることが可能である。しかし ^{54}Mn と ^{59}Fe の生成する割合についてはさらに検討が必要である。

18) スズ(Sn)ターゲット

試用期間中、Snターゲットは石英アンプルを直接包装材として、第5と第6サイクルで2回の照射をおこなった。照射中の熱でSnターゲットは溶融していた(Snの融点231.9℃)。Snの照射結果をTable 22に示す。第5サイクルで照射したキャプセル番号68M-23R-3のターゲット0.0650gを分取して5N塩酸で溶解し、NaI(Tℓ)3inφ×3inクリスタルを用いてγ線スペクトルを測定した。この結果 $^{113}\text{Sn}(n, \gamma)^{125}\text{Sn}(T_{1/2}=9.5 \text{ m})$ と $^{125}\text{Sb}(T_{1/2}=2.07 \text{ y})$ 反応により生成した無担体の ^{125}Sb が検出された。この結果から照射直後の放射能は ^{113}Sn 38.1mCi/g Sn, ^{125}Sb 7.16mCi/g Snと求められた。

19) 炭酸バリウム(BaCO₃)ターゲット

試用期間中、第7から第9サイクルで照射孔J-7-1でキャプセル番号67M-53R-3で115mgのBaCO₃を1回照射したが測定はおこなわなかった。

20) イリジウム(Ir)ターゲット

試用期間中、第2, 第3, 第4, 第7および第9の各サイクルで照射をおこなった。照射孔は照射試験に先立ち、臨界実験装置により熱中性子束分布を測定し、ベリリウム反射体の第一層目にある照射孔I-11で照射することに決定した。照射孔内での照射位置は、熱中性子束の最大分布を持ちかつ比較的分布の変動の小さい中段の位置(I-11-3)を使用した。ターゲット

としては $2\text{mm}\phi \times 2\text{mm}$ (約 140mg) のペレット状 Ir, $2\text{mm}\phi \times 0.2\text{mm}$ (約 14mg) のウエファ状 Ir を使用した。これらを第 4 サイクルまではグラファイト円柱のコアを, 第 7 サイクル以降はアルミニウム円柱のコアにあけた孔にアルミニウムスペーサーと交互に挿入して照射した。グラファイトコア使用の時には, 照射後約半数のターゲットの表面にグラファイトが付着し, 超音波洗滌によっても剝離できないという現象を生じた。しかしアルミニウムコアを使用した場合には異常を生じなかった。照射結果を Table 23 に示す。Table 中の生成放射能の値は各サイクルの照射ターゲットの総数から求めた照射直後の放射能の平均値である。第 7 および第 9 サイクルで照射したウエファ状ターゲットの比放射能は, ペレット状線源の比放射能の約 2.1 から 2.6 倍の値を示した。なお生成した放射能の測定には Co ウエファ型ターゲットの場合と同様に Victoreen Instrument 社製 Radocon Model 555-1HA を使用して線量率を求めこの値から生成量を求めた。

2.1) 二酸化テルル (TeO_2) ターゲット

試用期間中, 第 3, 第 4, 第 5, 第 7 および第 8 サイクルでキャプセル当り 10g から 30g の照射をおこなった。ターゲットの容器は, DL型インナーキャプセル, 冷間圧接型アルミニウム製キャプセル (以下 DL型アウターキャプセル²⁾) と略す, および照射用キャプセルといずれもアルミニウム製の三重の容器から成っている。これらのキャプセル, キャプセルのそれぞれについて中の空気をヘリウムで置換したのち, DL型アウターキャプセルを冷間圧接により, また照射用キャプセルを熱溶接により気密に封じた。照射結果を Table 24 に示す。第 5 サイクルで照射したキャプセル番号 68M-8R の TeO_2 ターゲットは外觀上 JRR-2 の垂直照射孔 VT-9 で照射孔の中に入れられた循環しない冷却水に漬けられた状態で照射した試料と色, 形状が類似していたが, 第 7 および第 8 サイクルで照射孔 I-11 で照射したターゲットは一部黒く変色すると共に固化しているのが認められた。照射した試料はいずれも通常の製造方法で処理することが可能であることが確かめられた。

2.2) 硫黄 (S) ターゲット

試用期間中, 第 3, 第 5, 第 7 および第 9 サイクルでキャプセル当り, 5g から 15g の照射をおこなった。S ターゲット照射容器として DL型インナーキャプセルを用い, この中に 4 ケあるいは 1 ケの孔をあけたアルミニウムスペーサーを入れ, この孔に粉末の S を挿入したのち, ヘリウム置換して冷間圧接した。これをさらにアルミニウム製照射用キャプセル³⁾ に入れ熱溶接して気密封入した。照射試験に先立って材料試験炉部では, 第 3 サイクルで特に設計製作した計測付キャプセル⁴⁾ に製造部の提供したターゲットを使用して照射中の試料の温度を測定し照射の安全性を確かめた。その結果から熱伝導率が良いと考えられる $6\text{mm}\phi$ の孔 4 ケをあけたスペーサーを使用し, この孔にターゲットを挿入して第 5, 第 6 サイクルの照射をおこなった。1 キャプセル当り 5g の S の照射では, 照射中発熱した S は気化して全部冷却効果の良い蓋の部分に固着していた。第 6 サイクルで照射した 1 キャプセル 10g の S の照射では発熱量が多く S はスペーサーにあけた 4 ケの孔の中に固着していた。第 7 および第 8 サイクルではターゲットの挿入部分を $12\text{mm}\phi$ の孔を中心に 1 ケだけあけたスペーサーとキャプセルを一体化した構造のキャプセルを用い, 1 体のキャプセル当り 15g の S を照射した。第 7 サイクルで照射したキャプセル番号 70M-12R-3 および 4 を化学処理した結果, 照射直後の ^{32}P の生成量は 520mCi /

g Sであることが見出された。これらの照射結果をTable 25に示す。

23) 酸化第二水銀 (HgO) ターゲット

HgOターゲットは試用期間の最後である第9サイクルから第10サイクルにかけて2サイクル連続で照射をおこなった。HgO 6.23mgを石英アンプルに減圧封入しステンレス鋼製容器²⁾に入れた上で、DL型アウターカプセルさらに照射用キャプセルに熱溶接封入した状態で照射した。

24) 炭酸ストロンチウム (SrCO₃) ターゲット

SrCO₃ターゲットは⁸⁴Sr 75.6%の濃縮安定同位体を使用した。試用期間の最後の第9サイクルから第10サイクルにかけて2サイクル連続で照射をおこなった。

25) 酸化マグネシウム (MgO) ターゲット

試用期間中に水送管の速中性子束を求めめるため、第4、第6および第8サイクルでラビットキャプセル番号025、027、029と3回の照射をおこなった。²⁴Mg (n, p)²⁴Na反応を利用して速中性子束は50MW換算で 9.1×10^{12} n/cm²·sec相当であるという結果を得た。これは同時に照射したアルミニウム箔から²⁷Al (n, α)²⁴Na反応を利用して求めた値と2%の誤差範囲で一致した。

9 照射孔と中性子束

垂直照射孔M-6, M-7, J-7, K-4およびI-11の熱中性子束をCo箔で実測し、50MW運転時に換算してFig. 2に示す。実際に照射したターゲットから求めた中性子束はTable 7にまとめて示したのでこゝでは省略する。また水送管の中性子束を照射試料の実測値から求めて、50MW時に換算した値をTable 26にまとめて示す。

Au, Zn, KCl, Cr, MoO₃, Cd, Sm₂O₃などのターゲットの場合は、これらの主生成量から求めた熱中性子束と、同時に照射したCo箔から求めた熱中性子束とでは他の原子炉における照射の場合と同様に相違が見られるので、生成量は実測値から推定する方法が良いと考えられる。

最後に総括して、試用期間中の照射結果から推定した50MW運転時の核種別生成量をTable 27に示す。

10 問題点の検討

試用期間中の照射試験で生じた支障およびその検討内容を以下に記した。これらはいずれも照射後試料の取扱いの際に支障となるものではあるが照射の時の安全性という観点からは問題にはならないと考えられる。

1) 試料直接包装材

1) さし込み式インナーカプセル

外套キャプセル密封時の溶接熱、照射中のγ発熱などのため約90%が開封不可能となった。これを防ぐためさし込み部分を短かくすることで解決した。

g Sであることが見出された。これらの照射結果をTable 25に示す。

23) 酸化第二水銀 (HgO) ターゲット

HgOターゲットは試用期間の最後である第9サイクルから第10サイクルにかけて2サイクル連続で照射をおこなった。HgO 6.23mgを石英アンプルに減圧封入しステンレス鋼製容器²⁾に入れた上で、DL型アウターカプセルさらに照射用キャプセルに熱溶接封入した状態で照射した。

24) 炭酸ストロンチウム (SrCO₃) ターゲット

SrCO₃ターゲットは⁸⁴Sr 75.6%の濃縮安定同位体を使用した。試用期間の最後の第9サイクルから第10サイクルにかけて2サイクル連続で照射をおこなった。

25) 酸化マグネシウム (MgO) ターゲット

試用期間中に水送管の速中性子束を求めるため、第4、第6および第8サイクルでラビットキャプセル番号025、027、029と3回の照射をおこなった。²⁴Mg (n, p) ²⁴Na反応を利用して速中性子束は50MW換算で 9.1×10^{12} n/cm²·sec相当であるという結果を得た。これは同時に照射したアルミニウム箔から²⁷Al (n, α) ²⁴Na反応を利用して求めた値と2%の誤差範囲で一致した。

9 照射孔と中性子束

垂直照射孔M-6, M-7, J-7, K-4およびI-11の熱中性子束をCo箔で実測し、50MW運転時に換算してFig. 2に示す。実際に照射したターゲットから求めた中性子束はTable 7にまとめて示したのでここでは省略する。また水送管の中性子束を照射試料の実測値から求めて、50MW時に換算した値をTable 26にまとめて示す。

Au, Zn, KCl, Cr, MoO₃, Cd, Sm₂O₃などのターゲットの場合は、これらの主生成量から求めた熱中性子束と、同時に照射したCo箔から求めた熱中性子束とは他の原子炉における照射の場合と同様に相違が見られるので、生成量は実測値から推定する方法が良いと考えられる。

最後に総括して、試用期間中の照射結果から推定した50MW運転時の核種別生成量をTable 27に示す。

10 問題点の検討

試用期間中の照射試験で生じた支障およびその検討内容を以下に記した。これらはいずれも照射後試料の取扱いの際に支障となるものではあるが照射の時の安全性という観点からは問題にはならないと考えられる。

1) 試料直接包装材

1) さし込み式インナーカプセル

外套キャプセル密封時の溶接熱、照射中のγ発熱などのため約90%が開封不可能となった。これを防ぐためさし込み部分を短かくすることで解決した。

g Sであることが見出された。これらの照射結果をTable 25に示す。

23) 酸化第二水銀 (HgO) ターゲット

HgOターゲットは試用期間の最後である第9サイクルから第10サイクルにかけて2サイクル連続で照射をおこなった。HgO 6.23mgを石英アンプルに減圧封入しステンレス鋼製容器²⁾に入れた上で、DL型 OUTERカプセルさらに照射用キャプセルに熱溶接封入した状態で照射した。

24) 炭酸ストロンチウム (SrCO₃) ターゲット

SrCO₃ターゲットは⁸⁴Sr 75.6%の濃縮安定同位体を使用した。試用期間の最後の第9サイクルから第10サイクルにかけて2サイクル連続で照射をおこなった。

25) 酸化マグネシウム (MgO) ターゲット

試用期間中に水送管の速中性子束を求めめるため、第4、第6および第8サイクルでラビットキャプセル番号025, 027, 029と3回の照射をおこなった。²⁴Mg(n, p)²⁴Na反応を利用して速中性子束は50MW換算で 9.1×10^{12} n/cm²·sec相当であるという結果を得た。これは同時に照射したアルミニウム箔から²⁷Al(n, α)²⁴Na反応を利用して求めた値と2%の誤差範囲で一致した。

9 照射孔と中性子束

垂直照射孔M-6, M-7, J-7, K-4およびI-11の熱中性子束をCo箔で実測し、50MW運転時に換算してFig.2に示す。実際に照射したターゲットから求めた中性子束はTable 7にまとめて示したのでこゝでは省略する。また水送管の中性子束を照射試料の実測値から求めて、50MW時に換算した値をTable 26にまとめて示す。

Au, Zn, KCl, Cr, MoO₃, Cd, Sm₂O₃などのターゲットの場合は、これらの主生成量から求めた熱中性子束と、同時に照射したCo箔から求めた熱中性子束とは他の原子炉における照射の場合と同様に相違が見られるので、生成量は実測値から推定する方法が良いと考えられる。

最後に総括して、試用期間中の照射結果から推定した50MW運転時の核種別生成量をTable 27に示す。

10 問題点の検討

試用期間中の照射試験で生じた支障およびその検討内容を以下に記した。これらはいずれも照射後試料の取扱いの際に支障となるものではあるが照射の時の安全性という観点からは問題にはならないと考えられる。

1) 試料直接包装材

1) さし込み式インナーカプセル

外套キャプセル密封時の溶接熱、照射中のγ発熱などのため約90%が開封不可能となった。これを防ぐためさし込み部分を短かくすることで解決した。

ii) 巻きしめ式インナーカプセル

a) アルミニウム箔をかぶせて蓋をしているが、箔をしめた部分からゆるみ、ターゲットがインナーカプセルから飛散した(67M-46R-5, CaCO_3 の場合)。

b) DL型アウターカプセルの開封切断部の“バリ”のため、インナーカプセルを取り出せなかった(67M-53R-3, Fe粉末の場合)。

iii) 蓋のせ式インナーカプセル

アルミニウム箔で蓋および胴部を包んでいるが箔がゆるんで蓋がずれ、ターゲットがインナーカプセルから飛散した(67M-53R-3, Fe粉末の場合)。

IV) 石英アンブル

衝撃によったと考えられるが、アンブル破損が1回起った(67M-48R-2, Rb_2CO_3 の場合)。

2) キャプセル

i) 水力ラビットキャプセル

a) ヘリウム封入孔の溶接部分が照射の際の衝撃で1~2mm凹み、気密が破壊されるおそれがあったが現実に水の入った例はなかった。

b) 長型のDL型インナーカプセルを使用すると、ラビットキャプセル溶接時の熱で底部がふくらみ破損したことがあった。短型のカプセルでは起らないのでラビットキャプセルの端栓部までの距離が問題になると考えられる。

ii) TeO_2 照射用キャプセル

TeO_2 照射用キャプセルを溶接した際、その熱でDL型インナーおよびアウターカプセルが共に変形し気密が保てなかった(70M-10R-2, 3, 5の場合)。この対策としてヘリウム置換封入を高圧から常圧封入に改めて解決した。

11 あとがき

JMTRの試用期間中に照射したRI関係の照射試験およびその結果について記した。これらはJMTRを利用するRI関係の代表者の立場で、JMTRのRI関係一般照射利用の面からまとめたものである。したがって個々の試料についてはRI製造に必要な面からは現在もなお詳細な検討が続けられているものもあり、それらの結果については別の報告によることにしたい。個々の試料についての照射試験結果は、試用期間中を通してすべての面で予想と大きく異なったものはなく、いずれの試料も安全に照射されたことを示している。しかしながら今後この結果に基づいて50MW運転時の実用照射がおこなわれることになるが、試料によっては照射中の挙動の検討がさらに必要であろう。

謝 辞

RIの照射試験計画をたてるに当って御協力下さった材料試験炉部計画課の諸氏、また照射用キャプセルの設計、試験および検査について御協力下さった材料試験炉部照射第1課、第3

ii) 巻きしめ式インナーカプセル

a) アルミニウム箔をかぶせて蓋をしているが、箔をしめた部分からゆるみ、ターゲットがインナーカプセルから飛散した(67M-46R-5, CaCO_3 の場合)。

b) DL型アウターカプセルの開封切断部の“バリ”のため、インナーカプセルを取り出せなかった(67M-53R-3, Fe粉末の場合)。

iii) 蓋のせ式インナーカプセル

アルミニウム箔で蓋および胴部を包んでいるが箔がゆるんで蓋がずれ、ターゲットがインナーカプセルから飛散した(67M-53R-3, Fe粉末の場合)。

IV) 石英アンプル

衝撃によつたと考えられるが、アンプル破損が1回起つた(67M-48R-2, Rb_2CO_3 の場合)。

2) キャプセル

i) 水力ラビットキャプセル

a) ヘリウム封入孔の溶接部分が照射の際の衝撃で1~2mm凹み、気密が破壊されるおそれがあったが現実に水の入った例はなかった。

b) 長型のDL型インナーカプセルを使用すると、ラビットキャプセル溶接時の熱で底部がふくらみ破損したことがあった。短型のカプセルでは起らないのでラビットキャプセルの端栓部までの距離が問題になると考えられる。

ii) TeO_2 照射用キャプセル

TeO_2 照射用キャプセルを溶接した際、その熱でDL型インナーおよびアウターカプセルが共に変形し気密が保てなかった(70M-10R-2, 3, 5の場合)。この対策としてヘリウム置換封入を高圧から常圧封入に改めて解決した。

11 あとがき

JMTRの試用期間中に照射したRI関係の照射試験およびその結果について記した。これらはJMTRを利用するRI関係の代表者の立場で、JMTRのRI関係一般照射利用の面からまとめたものである。したがって個々の試料についてはRI製造に必要な面からは現在もなお詳細な検討が続けられているものもあり、それらの結果については別の報告によることにしたい。個々の試料についての照射試験結果は、試用期間中を通してすべての面で予想と大きく異なつたものはなく、いずれの試料も安全に照射されたことを示している。しかしながら今後この結果に基づいて50MW運転時の実用照射がおこなわれることになるが、試料によっては照射中の挙動の検討がさらに必要であろう。

謝 辞

RIの照射試験計画をたてるに当って御協力下さった材料試験炉部計画課の諸氏、また照射用キャプセルの設計、試験および検査について御協力下さった材料試験炉部照射第1課、第3

課の諸氏に深く感謝の意を表する。

参 考 文 献

- 1) 鴨志田誠, 田中勲, 高橋秀武, 松永朔郎: RI製造用キャプセルおよびラビット, 日本原子力学会年会, H28(1972)
- 2) 山林尚道, 小野間克行, 本石章司, 鈴木義雄: Hg-197, 203の製造(I)照射技術の開発, JAERI-memo(公開)4220(1970)
- 3) 山林尚道, 岡根章五, 伊藤太郎: 原子炉照射用アルミニウム製試料容器の耐圧強度, 日本原子力学会年会, H17(1972)
- 4) 田中勲: JMTRにおけるイオウ, 二酸化テルル照射キャプセルの開発, 日本原子力学会年会, B59(1971)

課の諸氏に深く感謝の意を表す。

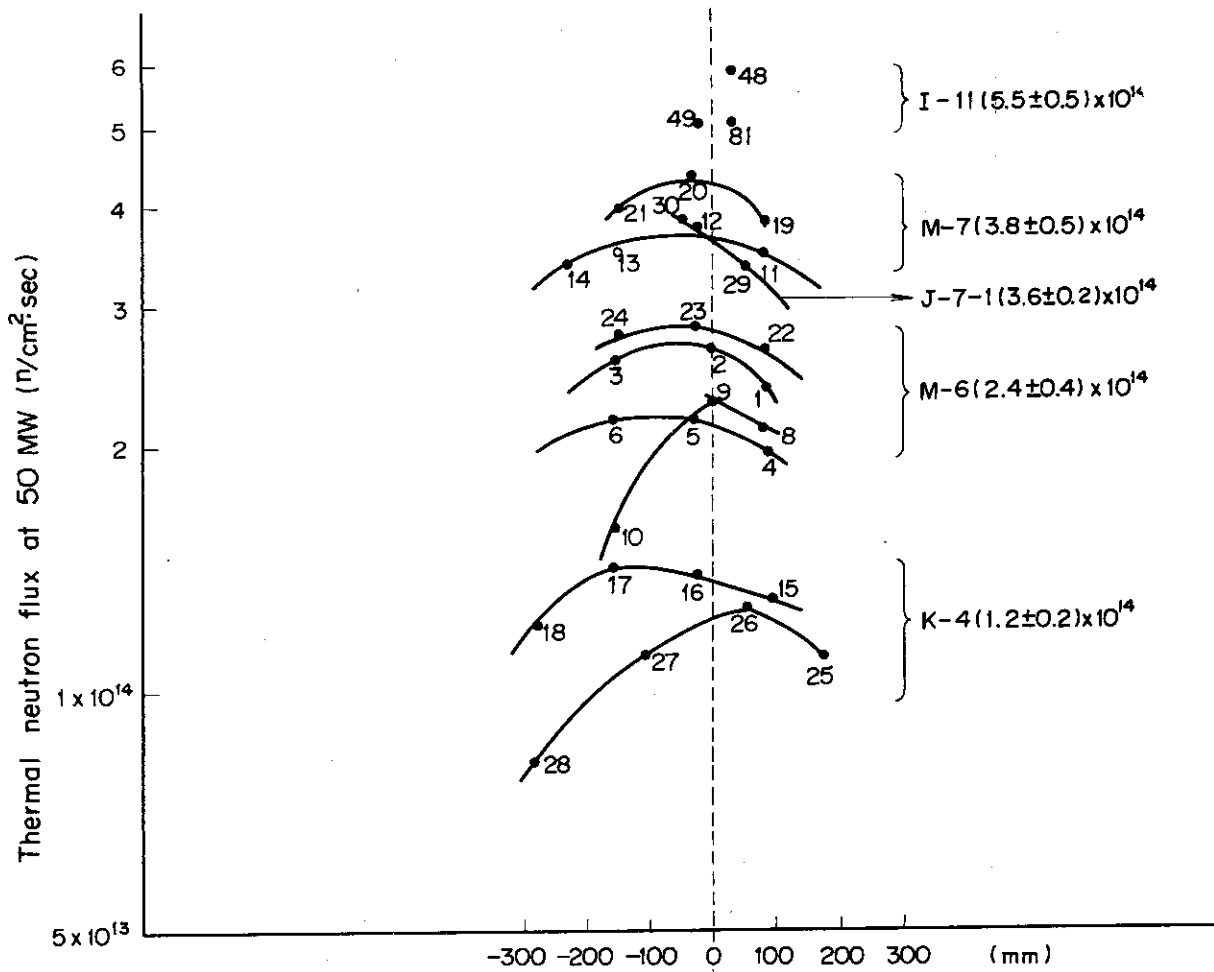
参 考 文 献

- 1) 鴨志田誠, 田中勲, 高橋秀武, 松永朔郎: RI製造用キャプセルおよびラビット, 日本原子力学会年会, H28 (1972)
- 2) 山林尚道, 小野間克行, 本石章司, 鈴木義雄: Hg-197, 203の製造 (I) 照射技術の開発, JAERI-memo (公開) 4220 (1970)
- 3) 山林尚道, 岡根章五, 伊藤太郎: 原子炉照射用アルミニウム製試料容器の耐圧強度, 日本原子力学会年会, H17 (1972)
- 4) 田中勲: JMTRにおけるイオウ, 二酸化テルル照射キャプセルの開発, 日本原子力学会年会, B59 (1971)

Target material	Target material containers	Encapsulation *	Reactor hole	JMTR Capsule No.
Au (Wire) Zn (Block)		 Co-foil Al-foil	M - 6 K - 4	67M-45R-2, 67M-46R-3 67M-47R-2, 67M-48R-3 67M-49R-4, 67M-50R-2 etc.
Ni (Plate)			M - 6	67M-45R-2, 67M-47R-2, 67M-50R-3, 67M-53R-3
Ta ₂ O ₅ (Powder)			M - 6	67M-45R-3, 67M-47R-3, 67M-50R-3
KCl (Crystalline powder)			M - 6 K - 4	67M-45R-3, 67M-47R-3, 67M-51R-4, 67M-52R-4
ALN (Powder) (Pellet)		 Co-foil	M - 6 K - 4	67M-45R-4, 67M-47R-4, 67M-49R-3 67M-50R-4, 67M-51R-3, 67M-52R-2 70M-17R, 70M-18R, 70M-19R, etc.
Sm ₂ O ₃ (Powder) Rb ₂ CO ₃ (Powder)			M - 6	67M-46R-2, 68M-48R-2, 67M-53R
Cs ₂ CO ₃ (Powder)			M - 6 K - 4	67M-46R-3, 67M-48R-2 67M-52R-3
CaCO ₃ (Powder) MoO ₃ (Powder)			M - 6 K - 4 I - 11	67M-46R-5, 67M-48R-5, 67M-49R-5, 67M-51R-4, 67M-52R-5, 70M-2R-4, etc.
Cr (Block) Cr ₂ O ₃ (Powder) K ₂ CrO ₄ (Crystalline powder)			M - 6 F - 11 I - 11	67M-46R-4, 67M-48R-4, 67M-49R-2, 67M-52R-4, 70M-2R-1, 70M-9R-1 etc.
Cd (Plate) Ag (Wire) Pt (Wire)			K - 4 M - 6	67M-49R-4, -5, 67M-50R-3, 67M-51R-2, 67M-52R-2.
Fe (Powder) Fe ₂ O ₃ (Powder)			J - 11 J - 4	67M-53R-2, 68M-23R-3 68M-24R-3
Sn (Block) SrCO ₃ (Powder)			I - 11	68M-24R, 70M-15R
Ir (Pellet)	Graphite or Al	 Al-foil Al or Graphite	G - 11 K - 11, P - 11 I - 11	68M-1R, 68M-2R, 68M-3R, 68M-4R, 68M-20R, etc.
Co (Wafer)	Graphite	 Al-foil Graphite	I - 11 M - 8	70M-2R-5, 70M-9R-5,
TeO ₂ (Powder)			K - 4 J - 7-1 I - 11	68M-5R, 68M-8R, 68M-11-1 70M-2R-2, 70M-8R-2, 70M-10R-1, -2, etc.
S (Powder)			J - 7-1 J - 9-3 J - 9-4	68M-9R, 10R, 11R, 70M-12R, 13R
HgO (Powder)		 SUS-27 Al-foil Quartz wool	J - 4	70M-15R, 16R, 25R

* The samples are encapsulated in JMTR irradiation capsules, except for S.

Fig.1 Encapsulation for target materials.



Bottom ← Core center → Top



Capsule No.	RI Capsule No.	Reactor hole
67M-45R	3 2 1	(M-6)
-46R	7 6 5 4	()
-47R	10 9 8	()
-48R	14 13 12 11	(M-7)
-49R	18 17 16 15	(K-4)
-50R	21 20 19	(M-7)
-51R	24 23 22	(M-6)
-52R	28 27 26 25	(K-4)
-53R	30 29	(J-7-1)
68M-23R	48	(I-11)
-24R	49	()
70M-8R	81	()

Fig. 2 Axial distribution of thermal neutron flux at 50MW (Measured with Co foil)

Fast neutron flux (n/cm²·sec) at 50MW
 M-6-2 (2.9 ± 0.1) x 10¹³ n/cm²·sec (Ni(n,p)⁵⁸Co reaction, corrected value for burn up)
 I-11-2 1.46 x 10¹⁴ (Fe(n,p)⁵⁴Mn reaction)
 J-7-2 2.5 x 10¹⁴ (Ni(n,p)⁵⁸Co reaction)

Reactor hole ← Capsule position from the top of the hole.

Table 1. Target materials for irradiation in J M T R

Target materials and their properties				Characteristics of materials				Objective radionuclides				Irradiation			
Materials	Formula	Melting point (°C) ²⁾	Boiling point (°C) ²⁾	Specific gravity ²⁾	Solubility ²⁾	Thermal conductivity ³⁾	Form	Purity	Maker	Nuclide	Half life ⁴⁾	Nuclear reaction of formation	Applications	Capsule No.	Remarks
Gold	Au	1,063	2,660	19.3	insoluble	0.71	1.0mmφ Wire	99.99%	Ishifuku Metal Industry Co., Ltd.	¹⁹⁸ Au	2,697 d	(n, γ)	Medicine	67M-45R, 46R, 47R, 48R, 49R, etc.	Hydro rabbit
Zinc	Zn	419.5	907	7.14	"	0.27	Grain	99.999%	Mitsui Mining & Smelting Co., Ltd.	⁶⁵ Zn	245 d	"	Science Industry	67M-45R, 47R, 50R, 51R	
Nickel	Ni	1,455	3,177	8.90	"	0.22	0.5mmt Plate	99.99%	Johnson Matthey & Co., Ltd.	⁶³ Ni ⁶⁴ Ni	125 y 71.3 d	{n, γ} {n, p}	"	67M-45R, 47R, 50R, 53R	
Cobalt	Co	1,492	3,100	8.9	"	0.165	Foil	29.85%	Sumitomo Special Metals Co., Ltd.	⁶⁰ Co	5.24 y	(n, γ)	Medicine Industry	70M-2R, 9R 024, 026, 028	Hydro rabbit
Tantalum oxide	Ta ₂ O ₅	1,470	decomposition	8.735	"		Powder	Specpure	Johnson Matthey & Co., Ltd.	¹⁸² Ta	115.1 d	"	Science Industry	67M-45R, 47R, 50R	
Potassium chloride	KCl	776	1,500	1.938	2.76 at 0°C		Crystalline Powder	Guaranteed Reagent	Kanto Chemical Co., Inc.	³⁵ S ³⁶ S	87 d 3.08 × 10 ⁸ y	{n, p} {n, γ}	"	67M-45R, 47R, 51R, 52R	
Aluminum nitride	AlN	2,200 2,450 (decomp.)	decomposes >1,400	3.05 at 25°C			Powder, Pellet		Radio Chemical Centre	¹⁴ C	5,568 y	(n, p)	"	67M-45R, 47R, 49R 50R, 51R, 52R	
Samarium oxide	Sm ₂ O ₃			7.43 at 15°C	insoluble		Powder	Specpure	Johnson Matthey & Co., Ltd.	¹⁵² Eu	1.7 y	(n, γ)	Science	67M-46R, 48R	
Rubidium carbonate	Rb ₂ CO ₃	837	decomposes at 740	3.468 at 20°C	4.50 at 20°C		"	Specpure RbCl was converted	"	⁸⁴ Rb	18.66 d	(n, γ)	"	"	
Cesium carbonate	Cs ₂ CO ₃	decomposition	610	4.11 at 15°C	260.5 at 15°C		"	Specpure	"	¹³⁴ Cs	2.07 y	"	Science Industry	67M-46R, 48R, 52R	
Chromium	Cr	1,905	2,200	7.1	insoluble	0.16	"	99.99%	Yokozawa Chemical Co., Ltd.	⁵¹ Cr	27.8 d	"	Medicine	67M-46R, 48R	
Potassium chromate	K ₂ CrO ₄	975		2.732 at 18°C	58 at 0°C		Crystalline Powder	Guaranteed Reagent	Kanto Chemical Co., Inc.	"	"	"	"	"	
Chromium oxide	Cr ₂ O ₃	1,990	decomposition	5.21 rhombic	insoluble		Powder	95.9% ⁵⁰ Cr >99.9%	Oak Ridge National Laboratory	"	"	"	"	70M-2R, 9R	
Calcium carbonate	CaCO ₃	1,339 at 10.25 atm	decomposes at 825	2.711 rhomb 2.93	0.0015 at 25°C		"	Specpure	Johnson Matthey & Co., Ltd.	⁴⁶ Ca	1.64 d	"	"	67M-46R, 48R, 49R 50R, 51R, 52R	
Cadmium	Cd	320.9	767	8.642	insoluble	0.22	1.0mmt Plate		"	¹⁰⁹ Cd	43 d	"	Medicine Science	67M-49R, 52R	
Silver	Ag	960.8	~2,170	10.5	"	1.0	1.0mmφ Wire	99.99%	Tanaka Kikinzoku-Kogyo K.K.	^{110m} Ag	253 d	"	Science Industry	67M-49R, 51R	
Molybdenum(V) oxide	MoO ₃	795	Sublimation	4.50 at 195°C	0.1086 at 18°C		Powder	Specpure	Johnson Matthey & Co., Ltd.	⁹⁹ Mo	67.0 h	"	Medicine	70M-2R, 8R, 9R 031	Hydro rabbit
Platinum	Pt	1,773.5	4,300	21.45	insoluble	0.17	0.5mmφ Wire		Ishifuku Metal Industry Co., Ltd.	¹⁹⁹ Pt	31.4 d	(n, γ)	Science	67M-50R	
Iron	Fe	1,535	3,000	7.86 at 20°C	"	0.18	Powder	99.99%	Yokozawa Chemical Co., Ltd.	⁵⁵ Fe ⁵⁹ Fe	2.60 y 4.51 d	(n, γ) "	Science Industry	67M-53R 68M-23R, 24R	
Iron(III)oxide	Fe ₂ O ₃	1,565		5.24	"		"	82.48% ⁵⁶ Fe >99%	Oak Ridge National Laboratory	⁵⁴ Mn	291 d	(n, p)	"	70M-15R	
Tin	Sn	231.9	2,270	6.52-6.56	"	0.16	Grain	99.999+%	Mitsubishi Metal Mining Co., Ltd.	¹¹³ Sn	119 d	(n, γ)	Medicine Industry	68M-23R, 24R	
Barium carbonate	BaCO ₃	1,740 at 90 atm	decomposition	4.43 at 20°C	0.002 at 20°C		Powder	Specpure	Johnson Matthey & Co., Ltd.	¹³¹ Ba	7.20 y	"	Science Medicine	67M-53R	
Iridium	Ir	2,443	4,400	22.421	insoluble	0.14	Pellet	99.98%	Ishifuku Metal Industry Co., Ltd.	¹⁹² Ir	743.7 d	"	Industry	68M-1R, 2R, 3R, 4R, 20R 70M-2R, 9R	
Tellurium (IV)oxide	TeO ₂		Sublimes at 450	tetrag: 5.67 rhomb: 5.91	6.7 × 10 ⁻² in cold H ₂ O		Powder	Guaranteed Reagent	Kanto Chemical Co., Inc.	¹³¹ I	8.08 d	(n, γ)	Medicine	68M-5R, 8R, 11R 70M-8R, 9R	
Sulfur	S	114	444.6	1.92	insoluble		"	G-R sulfur was distilled 4 times	"	³² P	14.22 d	(n, p)	Medicine Agriculture	68M-9R, 10R, 11R 70M-13R	
Mercury(II) oxide	HgO	decomposes at 500		11.14 at 25°C	0.005 at 25°C		"	Specpure	Johnson Matthey & Co., Ltd.	¹⁹⁷ Hg ²⁰³ Hg	65 h 47.3 d	(n, γ) "	Industry Medicine	70M-15R	
Strontium carbonate	SrCO ₃	1,340 at 60 atm		3.736 at 18°C	0.0018 at 18°C		"	75.6% ⁸⁴ Sr >98.6%	Oak Ridge National Laboratory	⁸⁶ Sr		(n, γ)	Science Industry	"	
Magnesium oxide	MgO	2,800	3,600	3.65	6.2 × 10 ⁻⁴		"	Specpure	Johnson Matthey & Co., Ltd.	²⁴ Na	14.97 h	(n, p)	Science	025, 027, 029	Hydro rabbit

1) : Enriched target was used.

2) : Ed. Nihon Kagakukai : "KAGAKUBENRAN" The Maruzen Co., Ltd. Tokyo (1958)

3) : Ed. Nihon Kinzokugakukai : "KINZOKUBENRAN" The Maruzen Co., Ltd. Tokyo (1960)

4) : Strominger D., Hollander J.M., and Seaborg G.T. : "Table of Isotopes" (Rev. Mod. Phys. 30(2) (1958))

JAERI-M 5363

Table 2. Nuclides and activities produced with the neutron flux of 10^{14} n/cm²·sec)

Target material	Nuclide formed	Half life	Nuclear reaction	Activation cross section ¹⁾	Saturated activity (Ci/g target)	Activity (Ci/g target) 21d irradi.	Activity produced (Ci/g target) 28d irradi.	Specific γ -ray constant (R/mCi·h at 1cm)	
MgO (Mg/MgO=0.603)	²⁴ Na*	1497 h	²⁴ Mg(n, p)	1.2mb	0.0381	0.0381	0.0381	18.4	
	²⁷ Mg	9.45 m	²⁶ Mg(n, γ)	27mb	0.115	0.115	0.115		
Al	²⁴ Na	1497 h	²⁷ Al(n, α)	4.3mb	0.259	0.259	0.259	18.4	
AlN (N/AlN=0.342)	²⁴ Na	1497 h	²⁷ Al(n, α)	4.3mb	0.886	0.886	0.886	18.4	
	²⁸ Al	227 m	²⁷ Al(n, γ)	0.21 b	4.45	4.45	4.45		8.5
	¹⁴ C*	5.568 y	¹⁴ N(n, p)	1.75 b	69.4	0.000495	0.000660		
S	³² P*	14.22 d	³² S(n, p)	60mb	290	1.86	2.16		
	³³ P	2.44 d	³³ S(n, p)	65mb	0.0241	0.0108	0.0132		
	³³ S	87 d	³⁴ S(n, γ)	0.26 b	0.537	0.0827	0.107		
	³⁴ P	124 s	³⁴ S(n, p)	0.63mb	0.00130	0.00130	0.00130		
	³¹ Si	2.62 h	³⁴ S(n, α)	25mb	0.00536	0.00536	0.00536		
KCl (Cl/KCl=0.476)	³⁶ Cl	3.08×10^4 y	³⁶ Cl(n, γ)	30 b	495				
	³⁵ S	87 d	³⁶ Cl(n, p)	16mb	0.268	0.0412	0.0535		
	³² P	14.22 d	³⁵ Cl(n, α)	6.1mb	0.102	0.0654	0.0759		
	³⁸ Cl	37.29 m	³⁷ Cl(n, γ)	0.56 b ²⁾	290	290	290		7.0
	³⁷ S	5.04 m	³⁷ Cl(n, p)	0.24mb	0.0122	0.00122	0.00122		
	⁴² K	1252 h	⁴¹ K(n, γ)	1.1 b	1.58	0.00215	0.00215		1.4
	⁴¹ A	110 m	⁴¹ K(n, p)	1.5mb	0.0215	0.00345	0.00345		6.6
³⁸ Cl	37.3 m	⁴¹ K(n, α)	24mb	0.00345	1.58	1.58	7.0		
CaCO ₃ (Ca/CaCO ₃ =0.400)	⁴⁰ K	1.25×10^4 y	⁴⁰ Ca(n, p)	47mb	1.85				
	³⁷ A	35.0 d	⁴⁰ Ca(n, α)	6.7mb	0.106	0.0360	0.0450		
	⁴⁵ Ca*	164 d	⁴⁴ Ca(n, γ)	0.67 b	0.205	0.0174	0.0229		
Cr or K ₂ CrO ₄ or Cr ₂ O ₃ (Cr/K ₂ CrO ₄ =0.268) (2Cr/Cr ₂ O ₃ =0.684)	⁵¹ Cr*	27.8 d	⁵⁰ Cr(n, γ)	13.5 b	1.86	7.57	9.52	0.16	
	⁵⁰ V	4×10^4 y	⁵⁰ Cr(n, p)	25.0mb	0.0338			7.4	
	⁵² V	376 m	⁵² Cr(n, p)	0.8mb	0.0210	0.0209	0.0209		
	⁵⁵ Cr	352 m	⁵⁴ Cr(n, γ)	0.38 b	0.284	0.284	0.284		
Fe or Fe ₂ O ₃ (2Fe/Fe ₂ O ₃ =0.699)	⁵⁶ Fe*	260 y	⁵⁶ Fe(n, γ)	25 b	4.40	0.0670	0.0891		
	⁵⁴ Mn	291 d	⁵⁴ Fe(n, p)	4.8mb	0.0845	0.00412	0.00545		
	⁵⁶ Mn*	2576 h	⁵⁶ Fe(n, p)	0.87mb	0.0232	0.0232	0.0232		8.3
	⁵⁹ Fe*	45.1 d	⁵⁸ Fe(n, γ)	0.98 b	0.0853	0.0235	0.0298		6.4
Co	⁶⁰ Co*	5.24 y	⁵⁹ Co(n, γ)	36.3 b	1.003	7.62	10.0	13.2	
	⁵⁹ Fe	45.1 d	⁵⁹ Co(n, p)	0.3mb	0.00828	0.00228	0.00290	6.4	
	⁵⁸ Mn	2576 h	⁵⁸ Co(n, α)	0.23mb	0.00635	0.00635	0.00635	8.3	
Ni	⁵⁸ Co	71.3 d	⁵⁸ Ni(n, p)	105mb	2.00	0.369	0.476	5.5	
	⁶⁰ Co	5.24 y	⁶⁰ Ni(n, p)	~2mb	—	—	—	13.2	
	⁶³ Ni*	125 y	⁶³ Ni(n, γ)	15 b ²⁾	1.44	0.00460	0.00613		
	⁶⁵ Ni	2564 h	⁶⁴ Ni(n, γ)	1.6 b	0.472	0.472	0.472		

JAERI-M 5363

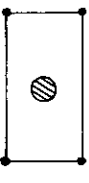

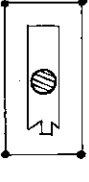
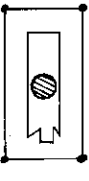
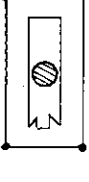
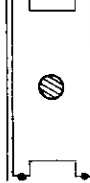
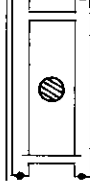
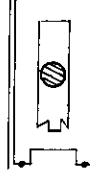
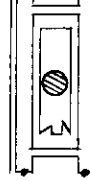
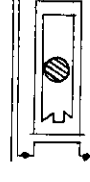
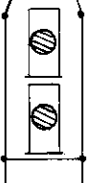
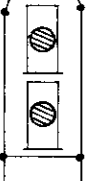
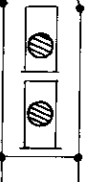
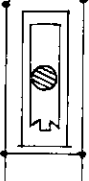
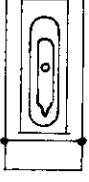
Target material	Nuclide formed	Half life	Nuclear reaction	Activation cross section ¹⁾	Saturated activity (Ci/g target)	Activity (Ci/g) 21d irradi.	Activity produced (Ci/g target) 28d irradi.	Specific γ -ray constant (R/mCi·h at 1cm)
Zn	⁶⁵ Zn	245 d	⁶⁴ Zn (n, γ)	0.44b	5.47	0.316	0.417	2.7
	⁶⁴ Cu	1280 h	⁶⁴ Zn (n, p)	39mb	0.485	0.485	0.485	1.2
	^{69m} Zn	138 h	⁶⁸ Zn (n, γ)	0.097b	0.431	0.431	0.431	
	⁶⁹ Zn	57 m	⁶⁸ Zn (n, γ)	1.0b	4.44	4.44	4.44	
Rb ₂ CO ₃ (2Rb/Rb ₂ CO ₃ =0.740)	⁸⁶ Rb*	18.66 d	⁸⁵ Rb (n, γ)	0.80b	8.18	4.43	5.29	0.5
	⁸⁷ Rb	17.8 m	⁸⁶ Rb (n, γ)	0.12b	0.463	0.463	0.463	
MoO ₃ (Mo/MoO ₃ =0.666)	^{98m} Mo	6.95 h	⁹⁸ Mo (n, γ)	6mb	0.0121	0.0120	0.0120	
	⁹² Nb	10.1 d	⁹² Mo (n, p)	1.1mb	0.0222	0.0168	0.0189	
	⁹⁹ Mo*	66.0 h	⁹⁸ Mo (n, γ)	0.13b ⁴⁾	0.342	0.339	0.342	
	^{99m} Tc	6.04 h	⁹⁸ Mo (n, γ) ^β					
Ag	^{110m} Ag*	253 d	¹⁰⁹ Ag (n, γ)	32b	237	132	175	143
Sn	¹¹² Sn*	119 d	¹¹² Sn (n, γ)	13b	0.180	0.0207	0.0270	
	^{117m} Sn	14.0 d	¹¹⁶ Sn (n, γ)	6.0mb	0.0120	0.0775	0.0899	
	^{119m} Sn	~250 d	¹¹⁸ Sn (n, γ)	10mb	0.0331	0.00187	0.00247	
	^{121m} Sn	>400 d	¹²⁰ Sn (n, γ)	1mb	0.0447	0.00159	0.000211	
	¹²¹ Sn	27.5 h	¹²⁰ Sn (n, γ)	0.14b	0.626	0.626	0.626	
	¹²⁶ Sn	9.4 d	¹²⁴ Sn (n, γ)	4mb	0.00314	0.00247	0.00274	
	¹²⁶ Sb	2.07 y	¹²⁴ Sn (n, γ) ^β					
Cd	¹⁰⁷ Cd	6.7 h	¹⁰⁶ Cd (n, γ)	1.0b	0.186	0.186	0.186*	
	¹⁰⁹ Cd	470 d	¹⁰⁸ Cd (n, γ)					
	^{113m} Cd	5.1 y	¹¹² Cd (n, γ)	30mb	0.105	0.000817	0.00109	
	^{116m} Cd*	43 d	¹¹⁴ Cd (n, γ)	0.14b	0.577	0.166	0.210	
	¹¹⁶ Cd	53 h	¹¹⁴ Cd (n, γ)	1.1b	4.53	4.53	4.53	
	^{117m} Cd	3.0 h	¹¹⁶ Cd (n, γ)	1.5b	1.60	1.60	1.60	
TeO ₂ (Te/TeO ₂ =0.799)	^{121m} Te	154 d	¹²⁰ Te (n, γ)	70b	0.296	0.0267	0.0350	
	^{122m} Te	104 d	¹²² Te (n, γ)	1.1b	0.289	0.0377	0.0491	
	^{124m} Te	5.8 d	¹²⁴ Te (n, γ)	5b	2.42	0.537	0.688	
	^{127m} Te	105 d	¹²⁶ Te (n, γ)	90mb	0.174	0.0225	0.0293	
	¹²⁷ Te	9.4 h	¹²⁶ Te (n, γ)	0.8b	1.55	1.55	1.55	
	^{129m} Te	33.5 d	¹²⁸ Te (n, γ)	15mb	0.0485	0.0171	0.0213	
	^{131m} Te	30 h	¹³⁰ Te (n, γ)	<8mb	0.0353	0.0353	0.0353	
	¹³¹ Te	24.8 m	¹³⁰ Te (n, γ)	0.22b	0.778	0.778	0.778	
	¹³¹ I*	8.08 d	¹³⁰ Te (n, γ) ^β		0.778	0.650	0.709	22

Target material	Nuclide formed	Half life	Nuclear reaction	Activation cross section ¹⁾	Saturated activity (Ci/g target)	Activity (Ci/g target) 21d irradiation	Activity (Ci/g target) 28d irradiation	Specific γ -ray constant (R/mCi·h at 1cm)
BaCO ₃ (Ba/BaCO ₃ =0.696)	¹³¹ Ba*	11.5 d	¹³⁰ Ba(n, γ)	10b ²⁾	0.0880	0.0632	0.0718	
	^{133m} Ba	3.88 h	¹³² Ba(n, γ)	7b	0.0583	0.0583	0.0583	
	^{136m} Ba	2.87 h	¹³⁴ Ba(n, γ)	2b ²⁾	0.409	0.409	0.409	
	¹³⁹ Ba	84.0m	¹³⁸ Ba(n, γ)	0.5b	2.94	2.94	2.94	
Cs ₂ CO ₃ (2Cs/Cs ₂ CO ₃ =0.816)	^{134m} Cs	3.2 h	¹³² Cs(n, γ)	0.017b	0.170	0.170	0.170	
	¹³⁷ Cs*	2.07 y	¹³⁶ Cs(n, γ)	26b	260	4.95	6.59	8.7
Sm ₂ O ₃ (2Sm/Sm ₂ O ₃ =0.862)	¹⁴⁵ Sm	340 d	¹⁴⁴ Sm(n, γ)	<2b	0.616	0.0258	0.0342	
	¹⁵³ Sm*	47.1 h	¹⁵² Sm(n, γ)	140b	344	344	344	
	¹⁵⁶ Sm	23.5m	¹⁵⁴ Sm(n, γ)	5.5b	11.3	11.3	11.3	
	¹⁵⁵ Eu*	1.7 y	¹⁵⁴ Sm(n, γ) ⁶⁾					
Ta ₂ O ₅ (2Ta/Ta ₂ O ₅ =0.819)	^{182m} Ta	16.5m	¹⁸¹ Ta(n, γ)	30mb	0.221	0.221	0.221	
	¹⁸² Ta*	115.1 d	¹⁸¹ Ta(n, γ)	19b	140	140	140	6.8
Ir	¹⁹² Ir*	74.37 d	¹⁹¹ Ir(n, γ)	960b ³⁾	3150	560	720	4.8
	¹⁹⁴ Ir	19.0 h	¹⁹³ Ir(n, γ)	130b ³⁾	670	670	670	1.5
Pt	¹⁹¹ Pt	3.00 d	¹⁹⁰ Pt(n, γ)	150b ²⁾	0.154	0.153	0.154	
	^{193m} Pt	4.3 d	¹⁹² Pt(n, γ)	90b	5.95	5.75	5.95	
	^{196m} Pt	3.5 d	¹⁹⁴ Pt(n, γ)	1.2b ²⁾	3.30	3.25	3.30	
	¹⁹⁷ Pt	18 h	¹⁹⁶ Pt(n, γ)	0.8b	1.69	1.69	1.69	
	¹⁹⁹ Pt	3.1m	¹⁹⁸ Pt(n, γ)	3.9b	2.31	2.31	2.31	
	¹⁹⁹ Au*	3.14 d	¹⁹⁸ Pt(n, γ) ⁶⁾					
Au	¹⁹⁸ Au*	2.697 d	¹⁹⁷ Au(n, γ)	96b	790	790	790	2.3
	^{197m} Hg*	24 h	¹⁹⁶ Hg(n, γ)	1.25b ⁵⁾	1.40	1.40	1.40	
	¹⁹⁷ Hg	65 h	¹⁹⁶ Hg(n, γ)	2930b ⁵⁾	329	327	329	
	²⁰³ Hg*	46.9 d	²⁰² Hg(n, γ)	3.8b ⁵⁾	8.45	2.23	2.84	1.3

* Aimed radioisotopes

- 1) Cited from Koch, R.C.: "Activation Analysis Handbook", Academic Press, New York (1960). Cross sections for (n, p) and (n, α) reactions are those for fast neutrons cited from Roy, J.C., Hawton, J.J.: "Table of estimated cross sections for (n, p), (n, α) and (n, α n) reactions in a fission neutron spectrum", AEC L, CRC-1003 (1960)
- 2) Absorption cross sections cited from the literature mentioned above.
- 3) Cited from Boehm, F., Marmier, P.: "Isomer in Iridium-193", Phys. Rev. 105, 974-976 (1957)
- 4) Hughes, D.J., Schwartz, R.B.: "Neutron Cross Sections", U.S.A.E.C. BNL-325 (1955)
- 5) ibid., 2nd edition, Supplement No. 2 (1966)
- 6) Cited from Wilson B.J., editor, "The Radiochemical Manual", 2nd edition, The Radiochemical Centre, Amersham (1966)

Table 3. Irradiation capsules classified with target materials for RI production in JMTR

Classification	1st class	2nd class	3rd class	4th class	5th class
Target materials	<u>Metal</u> Au, Zn, Ni, Co, Cd Cr, Ag, Pt, Fe, Ir etc.	<u>Powder</u> KCl, BaCO ₃ , Rb ₂ CO ₃ K ₂ CrO ₄ , CaCO ₃ , Cs ₂ CO ₃ Ta ₂ O ₅ , Sm ₂ O ₃ , MoO ₃ etc.	<u>Special</u> S	<u>Special</u> Telluric acid or Tellurium oxide	<u>Special</u> A LN
Rabbit type capsule					
Basket type capsule					
Outer capsule					 future







- N.B.
-  Target material
 -  Quartz ampoule wrapped with aluminum foil
 -  Cold-welded capsule (DL type inner capsule)
 -  Cold-welded capsule (DL type outer capsule)
 -  Welding part
 -  Future plan

Table 4. Standard items of inspection of irradiation capsules for RI production in JMTR

Classification Item	1st class		2nd class		3rd class		4th class			5th class		
	Single	Double	Double		Double		Triple			Triple		
Encapsulation	JMTR Capsule	Outer JMTR Capsule	Outer or Inner Capsule	JMTR Capsule	Inner Capsule	JMTR Capsule	Inner Capsule	Outer Capsule	JMTR Capsule	Quartz ampoule (Capsule)	Outer Capsule	JMTR Capsule
Species												
Inspection of exterior	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
Inspection of dimensions	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
Measurement of weight	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
X-ray photograph of welded part	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
Leak test with glycol	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
Leak test with He detector	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
Inspection of raw material (millsheet)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
Photograph of whole view	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

N.B. Dimensions are measured with the precision of 1/20mm for I.D., O.D., and thickness, and 1/10 mm for length.

Weight is measured with a spring balance.

X-ray photographs are taken in both the horizontal and vertical directions.

Inspection of raw material is substituted for the millsheet.

Contents of millsheet : ① Chemical composition

② Mechanical properties a. Tensile strength b. Elongation percentage
(JIS standard) c. Hardness (Vickers) d. Yield strength

Inspection of width and height of bead of welded part has been left pending.

Table 5. Irradiation schedule in JMTR during the test irradiation period.

Cycle No. Irradiation hole	2	3	4	5	6	7	8	9
D-9		67M-45R Au, Zn, Ni* Ta ₂ O ₅ , KCl* AlN*	67M-46R Sm ₂ O ₃ , Rb ₂ CO ₃ * Au, Cs ₂ CO ₃ * Cr, K ₂ CrO ₄ * CaCO ₃ *	67M-47R Au, Zn, Ni* Ta ₂ O ₅ , KCl* AlN*	67M-48R Sm ₂ O ₃ , Rb ₂ CO ₃ * Au, Cs ₂ CO ₃ * Cr, K ₂ CrO ₄ * CaCO ₃ *	67M-50R Zn, Ni* Ta ₂ O ₅ , Pt* AlN*	67M-51R Ag, Zn* AlN* CaCO ₃ , KCl*	
F-4			68M-5R TeO ₂ × 3	68M-8R TeO ₂ × 3	67M-49R Cr, K ₂ CrO ₄ * AlN* Au, Cd* Ca, CO ₃ , Ag MoO ₃ *	67M-52R AlN* Cd, Cs ₂ CO ₃ * Cr, KCl* CaCO ₃ *		
H-7-1		68M-11R TeO ₂ S × 3		68M-9R S × 3	68M-11R S × 3	67M-53R Ni, Fe* BaCO ₃ , Sm ₂ O ₃ *		
G-12 or J-3	68M-1R Ir*	68M-3R Ir*						
M-11 or K-12	68M-2R Ir*	68M-4R Ir*						
I-11			68M-20R Ir*	68M-23R Fe, Sn*	68M-24R Fe, Sn*	70M-2R Cr ₂ O ₃ * TeO ₂ Ir* MoO ₃ * Co*	70M-8R TeO ₂ MoO ₃ *	70M-9R Cr ₂ O ₃ * TeO ₂ Ir* MoO ₃ * Co
J-9-3						70M-12R S × 2		
J-9-4								70M-13R S × 2
M-9								70M-15R HgO* Fe ₂ O ₃ , SrCO ₃ *
K-11						70M-17R AlN × 5		
E-6						70M-18R AlN × 5		
N-8						70M-19R AlN × 5		
Hydro rabb it		Au × 3	Co* Zn, MgO Au		Co* Zn, MgO Au		Co* Zn, MgO Au	

* : Encapsulated with Co foil as the neutron flux monitor.

Table 6. Operational accomplishment of JMTR in each cycle

Date	1971										
	9.1	10.1	11.1	12.1	1.1	2.1	3.1	4.1	5.1	6.1	7.1
JMTR Cycle No.	3	4	5	6	7	8	9				
Reactor Power	30MW	25MW	30MW	30MW	30MW	30MW	30MW	30MW	30MW	30MW	30MW
Operating Period	16d6h41min	18d19h59min	18d6h45min	20d15h23min	17d15h14min	17d4h54min	19d26min				
Date of Shut Down	9/25 8:00	11/6 8:31	12/18 8:30	2/12 11:31	3/26 8:31	5/7 8:30	6/17 18:55				
Capsule No.	67M-45R 68M-3R 68M-4R 68M-11R	67M-46R 68M-5R 68M-20R	67M-47R 68M-8R 68M-9R 68M-23R	67M-48R 67M-49R 68M-10R 68M-24R	67M-50R 67M-52R 67M-53R 70M-2R	67M-51R 67M-52R 67M-53R 70M-8R	67M-51R 67M-52R 67M-53R 70M-8R	67M-51R 67M-52R 67M-53R 70M-8R	67M-51R 67M-52R 67M-53R 70M-8R	67M-51R 67M-52R 67M-53R 70M-8R	67M-51R 67M-52R 67M-53R 70M-8R
Hydro Rabbit No.	018	019	020	022	024	025	023	026	027	028	029
										030	031

Table 7. Results of the irradiation in JMTR

Capsule No.	Reactor hole Dia.	Reactor hole No.	Cycle No.	BI sample No.	Target material Formula	Weight(g)	Nuclide produced	Half life	Irradiation period at 30MW	Neutron flux at 50MW thermal	Neutron flux at 50MW fast	Produced activity (Ci/g target)	Results and Remarks
-2				1	Au	0.1780	¹⁹⁸ Au	2897d					Radioactivity could not be measured because of being allowed to decay for 134 days
"				"	Zn	0.0019	⁶⁶ Zn	245d				0.683	
"				"	Ni	1.0505	⁶⁰ Ni	125y			(274×10^{18})	0.0329	* Corrected value for burn-up of ⁶⁰ Co
"				"	Co	0.000642	⁶⁰ Co	524y		243 #	(1.95×10^{18})	835	
67M-45R	42φ	M-6	3	2	Ta ₂ O ₅	0.0032	¹⁸² Ta	1151d	16d6h41min	0.97 #		7.97	Target material container could not be taken out of the inner capsule.
(Noninstrumented capsule)				"	KCl	2.1311	³⁵ S	87d					Decomposition gas volume 81.0C.
"				"	Co	0.000724	⁶⁰ Co	524y		270 #		9.26	
-4				3	AlN	5.00	¹⁴ C	5568y				0.00396	
"				"	Co	0.000878	⁶⁰ Co	524y		260 #		8.93	
-2				4	Sm ₂ O ₃	0.0094	¹⁵² Eu	17y					
"				"	Rb ₂ CO ₃	0.0315	⁸⁶ Rb	1866d		226 #		1.86	
"				"	Co	0.000689	⁶⁰ Co	524y		200 #		6.81	
-3				5	Au	0.1794	¹⁹⁸ Au	2897d					Radioactivity could not be measured because of being allowed to decay for 93 days.
"				"	Co	0.0016	⁶⁰ Co	524y					
"				"	Os ₂ CO ₃	0.0039	¹⁹⁰ Os	207y		268 #		7.93	
67M-46R	42φ	M-6	4	"	Co	0.000547	⁶⁰ Co	524y	18d19h59 min at 25MW	230 #		7.81	
(Noninstrumented capsule)				6	Cr	0.005082	⁵¹ Cr	27.8d				7	Target material dispersed from the target material container and was abandoned.
"				"	K ₂ CrO ₄	0.0138	⁵¹ Cr	27.8d				7	
"				"	Co	0.000656	⁶⁰ Co	524y		218 #		7.43	
-5				"	CaCO ₃	1.008	⁴⁵ Ca	164d					
"				"	Co	0.000500	⁶⁰ Co	524y					
-2				8	Au	0.1864	¹⁹⁸ Au	2897d		532 #		278×10^3	Target material container could not be opened and radioactivity was measured together with the container.
"				"	Zn	0.0020	⁶⁶ Zn	245d		375 #		213×10^3	
"				"	Ni	0.9797	⁶⁰ Ni	125y			(2.81×10^{18})	0.863	* Corrected value for burn-up of ⁶⁰ Co
"				"	Co	0.000515	⁶⁰ Co	524y		214 #		0.0384	
67M-47R	42φ	M-6	5	9	Ta ₂ O ₅	0.0040	¹⁸² Ta	1151d	18d6h45min	112 #		8.23	
(Noninstrumented capsule)				"	KCl	2.0132	³⁵ S	87d		484 #		1.64	Chem. yield 65.1%

Capsule No.	Reactor hole Dia. No.	Cycle No.	R.I. sample No.	Target material Formula	Weight (g)	Nuclide produced	Half life	Irradiation period 30 MW	Neutron flux at 50 MW thermal	Produced activity (OI/g target)	Results and Remarks
-3 mented capsule)			9	Co	0.000644	⁶⁰ Co	5.24y		2.32 × 10 ¹⁴	8.91	
-4			10	A ₂ N	5.00	¹⁴ C	5568y				
#			#	Co	0.000839	⁶⁰ Co	5.24y		1.62 #	6.22	Decomposition gas volume 8.0CC
-2			11	Sm ₂ O ₃	0.0111	¹⁵² Eu	17y	17d4h54min			
#			#	Rb ₂ CO ₃	0.0454	⁸⁶ Rb	1866d	+			Quartz ampoule had been broken probably because of shock
#	4.2φ	M-6	#	Co	0.000760	⁶⁰ Co	5.24y	19d26min	3.47 #	1.55	
-3		8~9	12	Au	0.1588 0.0022	¹⁹⁸ Au	2697d		2.30 # 3.84 #	6.93 × 10 ¹ 1.82 × 10 ²	
#			#	Os ₂ O ₃	0.0026	¹⁹⁴ Os	207y		3.39 #	1.25	
#			#	Co	0.000836	⁶⁰ Co	5.24y		3.76 #	1.68	
-4			13	Cr	0.005791	⁵¹ Cr	27.8d		3.04 #	1.63	
#	4.2φ	M-6	#	K ₂ CrO ₄	0.0132	⁵¹ Cr	27.8d	20d15h23min	3.01 #	1.61	
#			#	Co	0.000760	⁶⁰ Co	5.24y		3.44 #	1.54	
-5			14	CaCO ₃	1.0139	⁴⁸ Ca	164d		3.33 #	8.29	Chemical yield 9.4%
#			#	Co	0.000519	⁶⁰ Co	5.24y		2.30 #	1.52	
-2			15	Cr	0.003109	⁵¹ Cr	27.8d		1.12 #	6	
#			#	K ₂ CrO ₄	0.005973	⁵¹ Cr	27.8d				
#			#	Co	0.000836	⁶⁰ Co	5.24y		0.936 #	4.19	
-3			16	A ₂ N	5.00	¹⁴ C	5568y				Decomposition gas volume 7.4CC
#			#	Co	0.000699	⁶⁰ Co	5.24y		1.31 #	5.86	
-4	4.2φ	K-4	17	Au	0.0777 0.0021	¹⁹⁸ Au	2697d	20d15h23min	1.37 #	6.51 × 10 ¹	
#			#	Cd	0.0116	^{115m} Cd	43d		2.32 #	0.0273	
#			#	Co	0.000704	⁶⁰ Co	5.24y		1.42 #	6.36	
-5			18	CaCO ₃	0.1158	⁴⁸ Ca	164d				
#			#	Ag	0.0331	^{110m} Ag	253d		1.50 #	1.17	
#			#	MoO ₃	0.1300	⁹⁹ Mo	660h		4.97 #	1.19	Target material container could not be opened Measured in that condition.
#			#	Co	0.000814	⁶⁰ Co	5.24y		1.21 #	5.40	
-2	4.2φ	M-7	19	Zn	0.0388	⁶⁶ Zn	245d		2.03 #	0.317	Chemical yield 130%
#			#	Ni	0.9465	⁶⁰ Ni ⁵⁸ Co	125y 710d				* Corrected value for burn-up of ⁵⁸ Co

Capsule No.	Reactor hole		Cycle No.	RI sample No.	Target material Formula	Nuclide produced	Half life	Irradiation period at 30MW	Neutron flux at 50MW		Produced activity (Ci/g target)	Results and Remarks
	Di a.	No.							(n/cm ² sec) thermal	(n/cm ² sec) fast		
67M-50R	-2			19	Co	⁶⁰ Co	524y		3.77x10 ⁴		137	
(Noninstrumented capsule)	-3	42φ M-7	7	20	Ta ₂ O ₅	¹⁸² Ta	1151d	17d15h14min	1.15		925	Not measured because of decay
					Pt	¹⁹⁸ Au	314d					
					Co	⁶⁰ Co	524y		4.37		158	
	-4			21	A ₂ N	¹⁴ C	5568y					Decomposition gas volume 8300
					Co	⁶⁰ Co	524y		3.90		141	
	-2			22	Ag	^{110m} Ag	253d		2.90		382	
					Zn	⁶⁵ Zn	245d		4.45		135	
					Co	⁶⁰ Co	524y	17d4h54min	2.62		206	
67M-51R	-3	42φ M-6	8~9	23	A ₂ N	¹⁴ C	5568y	+				
(Noninstrumented capsule)					Co	⁶⁰ Co	524y	19d26min	2.83		223	
	-4			24	CaCO ₃	⁴⁵ Ca	164d		2.58		0.0528	
					KOH	³³ S	87d		6.24		4.54	
					Co	⁶⁰ Co	524y		2.74		216	
	-2			25	A ₂ N	¹⁴ C	5568y					Decomposition gas volume 6400
					Co	⁶⁰ Co	524y		1.10		125	
	-3			26	Od	^{115m} Od	43d	17d15h14min	7.72		116	
					Co ₂ CO ₃	¹¹⁴ Os	207y	+	1.13		110	
67M-52R		42φ K-4	7~9		Co	⁶⁰ Co	524y	17d4h54min	1.28		145	
(Noninstrumented capsule)	-4			27	Cr	⁵¹ Cr	278d	+			46	Calculated Value.
					KOH	³³ S	87d		2.03		88.6	Measured value together with the target material container
					Co	⁶⁰ Co	524y		1.10		124	
	-5			28	CaCO ₃	⁴⁵ Ca	164d		0.803		0.0212	
					Co	⁶⁰ Co	524y		0.813		921	
	-3			29	Ni	⁶³ Ni	125y	17d15h14min			0.504*	* Corrected value for burn up.
					Fe	⁵⁹ Fe	451d	+				Target material dispersed from its container and was abandoned
67M-53R		32φ J-7-1	7~9		Co	⁶⁰ Co	524y	+			379	
(Noninstrumented capsule)	-4			30	BaCO ₃	¹³⁵ Ba	115d	19d26min	3.34			

Capsule No.	Reactor Hole		RI sample No.	Target material		Nuclide produced	Half life	Irradiation period at 30MW	Neutron flux at 50MW thermal (n/cm ² ·sec)	Produced activity (Ci/g target)	Results and Remarks
	Dia.	No.		Formula	Weight (g)						
mented capsule)	-4		30	S _m O ₃	0.0052	¹⁵⁴ Eu	1.7y				
				Co	0.000693	⁶⁰ Co	5.24y		3.80 × 10 ¹⁴	4.30	
68M-5R (Basket)	-1		31	TeO ₂	1.00	¹³¹ I	8.08d				
	-2	42φ K-4	32					18d10h31min at 25MW			
	-3		33								
68M-8R (Basket)	-1		34		2.00						
	-2	42φ K-4	35					18d6h45min			
	-3		36								
68M-9R (Basket)	-1		37	S	5.0	³³ P	14.23d				Aluminum spacer with 4 holes (6φ) was used. Sulfur changed to dark brown, and solidified on the lid of the inner capsule.
	-2	32φ J-7-1	38					18d6h45min			
	-3		39								
68M-10R (Basket)	-1		40		1.00						Aluminum spacer with 1 hole (12φ) was used.
	-2	32φ J-7-1	41					20d15h23min			
	-3		42								
68M-1R (Basket)		42φ G-11	43	Ir	0.280	¹⁹² Ir	743.7d				
68M-2R (Basket)		42φ K-11	44		0.280						
68M-3R (Basket)		42φ P-11	45		2.66			16d6h41min			
68M-4R (Basket)		42φ I-11	46		6.3			16d6h41min			
68M-11R (Instrumented capsule)		32φ J-7-1		TeO ₂	2.00	¹³¹ I	8.08d				The temperature rise due to γ-heating of the target materials and the effect of the spacers for thermal conduction during the irradiation were determined by the staff of JMTR.
				S	1.00	³³ P	14.23d				
018~030			50-61								Irradiation inhydraulic tube c.f. Table 26
68M-20R (Basket)		42φ I-11	47	Ir	2.66	¹⁹² Ir	743.7d	18d19h59min at 25MW	3.0 × 10 ¹⁴	1.01	Graphite adhered on 65 pellets among 190 ones, and could not be stripped off by the super-sonic cleaning. The contamination in the cave was enormous.
68M-23R (Basket)	-3		48	Fe	0.0061	⁵⁹ Fe	45.1d		5.37	⁵⁴ Mn 0.00298	* The value obtained by the ⁵⁴ Fe(n, p) ⁵⁴ Mn reaction ⁵⁴ Mn/ ⁵⁹ Fe = 0.0475
		42φ I-11	5	Sn	1.0319	¹¹⁵ Sn	119d	18d6h45min	3.70	0.0381	Melted during the irradiation and produced ¹¹⁵ Sb activity was 71.6mCi/g Sn
				Co	0.000379	⁶⁰ Co	5.24y		5.85		

Capsule No.	Reactor hole Dia., No.	Cycle No.	R.I. sample No.	Target Formula	material Weight(g)	Nuclide produced	Half life	Irradiation period at 30MW	Neutron flux at 50MW (n/cm ² ·sec) thermal fast	Produced activity (Ci/g target)	Results and Remarks
68M-24R (Basket)	4.2φ I-11	6	49	Fe	0.0051	⁵⁹ Fe	4.51d	20d15h23min	5.53 × 10 ¹⁴	0.08028	
				Sn	1.0343	¹¹³ Sn	1.19d				
				Oo	0.000467	¹⁶ Oo	5.24y		4.98	2.230	
70M-2R (Basket)	4.2φ I-11	7	65	Cr ₂ O ₃	0.005667	⁵¹ Cr	2.78d				Enriched target was used, but could not be dissolved.
				Oo	0.000474	¹⁶ Oo	5.24y		3.17		
			64	TcO ₃	3.00	¹¹¹ I	8.09d				
			63	Ir	7.0	¹⁹³ Ir	7.437d	17d15h14min		1.43	The use of aluminum spacer reduced the contamination of the core.
				Oo	0.0019	¹⁶ Oo	5.24y				
			66	MoO ₃	1.03850	⁹⁹ Mo	6.60h				
				Oo	0.000275	¹⁶ Oo	5.24y		5.60	61	
			67		2.53				1.65	6.4	Wafer type target, 23 wafers were irradiated
70M-12R (Basket)	3.2φ J-9-3	7	68	S	1.55557	³³ S	1.422d	17d15h14min			Chem. yield 3.36% when calculated for an assumed fast neutron flux of 1.57 × 10 ¹⁴ n/cm ² ·sec
			69		1.52724						
70M-17R (Noninstrumented capsule)	4.2φ K-11	7~11	70	AlM	4.0329	¹⁴ O	5.568y	17d15h14min			
			71		4.1046			17d4h54min			
			72		4.1732			19d26min			
			73		4.1550			18d12h59min			
			74		4.2876			20d3h			
70M-18R (Noninstrumented capsule)	3.2φ E-6	7~11	75		4.1949						
			76		4.0882						
			77		4.0365						
			78		4.0374						
			79		4.3441						Decomposition gas volume 21.300
70M-19R (Noninstrumented capsule)	3.2φ N-8	7~11	97		3.8904						
			98		3.717						
			99		4.1312						
			100		3.8441						
			101		3.9497						

Capsule No.	Reactor hole Dia. No.	Cycle No.	R.I. sample No.	Target material Formula	Weight(g)	Nuclide produced	Half life	Irradiation period at 30MW	Neutron flux at thermal (n/cm ² .sec)	Neutron flux at 50MW (n/cm ² .sec)	Produced activity (Ci/g target)	Results and Remarks
70M-8R (-2)			80	TeO ₂	300	¹³¹ I	8.08 d					
(Basket) (-3)	42φ I-11	8	81	MoO ₃	101705	⁹⁹ Mo	66.0 h	17d4h54min	4.99 × 10 ¹⁴	435 × 10 ¹³	359	Activity of ⁹⁹ Nb was 362mCi/g MoO ₃ . ⁹⁹ Nb/ ⁹⁹ Mo=0.00011
				Co	0.000463	⁶⁰ Co	5.24 y		5.00 #			
			83	Cr ₂ O ₃	0.004747	⁵¹ Cr	27.8 d					
				Co	0.000309	⁶⁰ Co	5.24 y		1.41 #		584	
			82	TeO ₂	300	¹³¹ I	8.08 d					
70M-9R (-3)	42φ I-11	9	94	Ir	63	¹⁹² Ir	74.37 d	19d26min			220	
(Basket) (-4)			84	MoO ₃	100689	⁹⁹ Mo	66.0 h					
				Co	0.000318	⁶⁰ Co	5.24 y		4.78 × 10 ¹⁴			
			85	Co	439	#	#					
70M-13R (-3)	32φ J-9-4	9	86	S	155557	³² P	14.22 d	19d26min				Wafer type target. 3 wafers were irradiated Pellet # 200pellets #
(Basket) (-4)			87	#	152724	#	#					
			88	HgO	0.0623	²⁰³ Hg	4.69 d				7.8	
				Co	0.000239	⁶⁰ Co	5.24 y	19d26min	4.19 × 10 ¹⁴			
70M-15R (-4)	42φ M-9	9~10	89	Fe ₂ O ₃	0.001356	⁵⁹ Fe	45.1 d	+			1.87	Enriched target was used. #
(Basket) (-4)				SrCO ₃	0.003370	⁹⁰ Sr	64 d	18d12h59min				
				Co	0.000299	⁶⁰ Co	5.24 y		3.56 × 10 ¹⁴			

Table 8. Results of the Irradiation of Au Targets

Capsule No.	Cycle No.	R I sample No.	Reactor hole	Irradiation period at 30 MW	Target		Thermal neutron flux at 50MW (n/cm ² ·sec)	Activity ratio for wire/Foil
					Form	material Weight(g)		
018	3	50	Hydro Rabbit	66h30min	Wire Foil	0.3681 0000692	4.57 × 10 ¹³ 7.95 "	0.575
019	"	51	"	66h25min	Wire Foil	0.3476 0.000635	4.76 " 9.00 "	0.530
020	"	52	"	66h20min	Wire Foil	0.3492 0.000690	3.77 " 7.52 "	0.502
67M-45R-2	"	1	M-6	16d6h41min	Wire Foil	0.1780 0.0019	Allowed to decay for 143d	
022	4	55	Hydro Rabbit	96h	Wire	0.3583	3.43 × 10 ¹³	
025	"	57	"	22h45min	Foil	0.000693	6.67 × "	
67M-46R-3	"	5	M-6	18d10h31min	Wire Foil	0.1794 0.0016	Allowed to decay for 93d	
67M-47R-2	5	8	M-6	18d6h45min	Wire Foil	0.1864 0.0020	5.32 × 10 ¹⁴	
023	6	58	Hydro Rabbit	91h32min	Wire	0.3453	2.98 × 10 ¹³	
027	"	54	"	24h	Foil	0.000744	7.74 × "	
67M-48R-3	"	12	M-6	20d15h23min	Wire Foil	0.1588 0.0022	2.30 × 10 ¹⁴ 3.84 "	0.598
67M-49R-4	"	17	K-4	"	Wire Foil	0.0777 0.0021	1.37 × 10 ¹⁴	
029	8	60	Hydro Rabbit	10h	Foil	0.000594	9.05 × 10 ¹³	
030	"	61	"	96h	Wire	0.3471	2.94 × "	

Note. Wire: 1.0mmφ, Foil: ~16mg/cm², Saturated activity 7.94 Ci/g · Au (φ = 10¹³)

Activation cross section 96 barn. Not corrected for epithermal neutrons.

Table 9. Results of the Irradiation of Zn Targets

Capsule No.	Cycle No.	RI sample No.	Reactor hole	Irradiation period at 30MW	Target weight(g)	Specific activity of ⁶⁵ Zn(Ci/g Zn)	Thermal neutron flux at 50MW(n/cm ² ·sec)
67M-45R-2	3	1	M-6	16d6h41min	0.0232	0.683	4.56 × 10 ¹⁴
025	4	57	Hydro Rabbit	22h45min	0.6816	—	8.34 × 10 ¹³
67M-47R-2	5	8	M-6	18d6h45min	0.0362	0.863	3.75 × 10 ¹⁴
67M-50R-2	7	19	M-6	17d15h14min	0.0388	0.317	2.54 × 10 ¹⁴
029	8	60	Hydro Rabbit	10h5min	0.5747	—	8.44 × 10 ¹³
67M-51R-2	8~9	22	M-6	36d5h20min	0.1517	1.35	4.40 × 10 ¹⁴

* : ⁶⁵Zn was measured after the decay of ^{69,69m}Zn.

Table 10. Results of the Irradiation of Ni Targets

Capsule No.	Cycle No.	RI sample No.	Reactor hole	Irradiation period at 30MW	Target weight(g)	Fast neutron flux obtained by the reaction ⁵⁸ Ni(n,p) ⁵⁸ Co at 50MW(n/cm ² ·sec)	
						σ : 105mb	σ : 92mb, Corrected value for burn up
67M-45R-2	3	1	M-6	16d 6h41min	1.0505	1.95 × 10 ¹³	284 × 10 ¹³
67M-47R-2	5	8	M-6	18d 6h45min	0.9797	2.04	291
67M-50R-2	7	19	M-6	17d15h14min	0.9465	3.05	5.20
67M-53R-3	7~9	29	J-7-1	53d20h34min	0.1281	1.24	249

Table 11. Results of the Irradiation of Co Needle Targets

Capsule No.	Cycle No.	R.I. sample No.	Reactor hole	Irradiation period at 30MW	Target material		Activity of ^{60}Co (mCi/needle)	Thermal neutron flux at 50MW ($\text{n}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec}$)
					Size	Weight (g)		
024	4	53	Hydro Rabbit	96 h	0.91 mm ϕ \times 15 mm	0.255	28.3	$4.8^* \times 10^{13}$
					0.46 " 10 "	0.045	5.55	"
026	6	56	"	72 h	0.91 " 15 "	0.255	35.2	6.8^*
					0.46 " 10 "	0.045	5.75	"
028	8	59	"	96 h	0.91 " 15 "	0.255	33.9	6.2^*
					0.46 " 10 "	0.045	6.9	"

* : The neutron flux was measured with Co foil.

Table 12. Results of the Irradiation of Ta_3O_5 Targets

Capsule No.	Cycle No.	R.I. sample No.	Reactor hole	Irradiation period at 30MW	Target weight (mg)	Specific activity of ^{182}Ta (Ci/g Ta)	Thermal neutron flux at 50MW ($\text{n}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec}$)	
								67M-45R-3
67M-47R-3	5	9	M-6	18d6h45min	4.0	1.25	1.12	"
67M-50R-3	7	20	M-7	17d15h14min	3.9	1.13	2.28*	"

* : The neutron flux was measured with Co foil.

Table 13. Results of the Irradiation of KCo Targets

Capsule No.	Cycle No.	R.I. sample No.	Reactor hole	Irradiation period at 30MW	Target weight(g)	Activity of ⁵⁸ S (Ci/KCo)	Thermal neutron flux at 50MW (n/cm ² ·sec)	Description
67M-45R-3	3	2	M-6	16d6h41min	21311	—	270* × 10 ¹⁴	Target material container could not be taken out of the inner capsule. Chemical processing yield 65% " 53% " 74%
67M-47R-3	5	9	M-6	18d6h45min	20132	1.64	2.28*	
67M-51R-4	8~9	24	M-6	36d5h20min	1.0287	4.54	4.84*	
67M-52R-3	7~9	27	K-4	53d20h34min	0.5050	2.31	2.76* 6.24* 1.10*	

* : The neutron flux was measured with Co foil.

Table 14. Results of the Irradiation of ACo Targets

Capsule No.	Cycle No.	R.I. sample No.	Reactor hole	nvt	Target Form	Target material Weight(g)	Gas evolved CC	Dose rate at surface (mR/h)	
								Component	Capsule
67M-45R-4	3	3	M-6	2.2 × 10 ²⁰	Powder	5	8.1	air	240
67M-47R-4	5	10	"	1.5 "	"	5	8.0	"	640
67M-49R-3	6	16	K-4	1.4 "	"	5	7.4	"	540
67M-50R-4	7	21	M-7	"	Pellet	1	8.3	"	900
67M-51R-3	8~9	23	M-6	"	"	1	—	—	—
67M-52R-2	7~9	25	K-4	3.0 "	"	1	6.4	"	—
70M-17R-1~5	7~11	70~74	K-11	6.0~1.8 × 10 ²⁰	"	207.811	24,3420	"	—
70M-18R-1~5	"	75~79	E-6	"	"	195.871	16	"	—
70M-19R-1~5	"	97~101	N-8	"	"	207.533	4.3	"	—

Table 15. Results of the Irradiation of Cs₂CO₃ Targets

Capsule No.	Cycle No.	RI sample No.	Reactor hole	Irradiation period at 30MW	Target weight(g)	Specific activity of ¹³⁴ Cs(Ci/g Cs)	Thermal neutron flux at 50MW(n/cm ² ·sec)
67M-46R-3	4	5	M-6	18d19h59min at 25MW	3.9	9.72	2.14* × 10 ¹⁴ 2.68
67M-48R-3	6	12	M-6	20d15h23min	2.6	14.5	3.76* 3.39
67M-52R-3	7~9	26	K-4	53d20h34min	6.5	13.5	1.28* 1.13

* : The neutron flux was measured with Co foil.

Table 16. Results of the Irradiation of Cr, K₂CrO₄, Cr₂O₃ Targets

Capsule No.	Cycle No.	RI sample No.	Reactor hole	Irradiation period at 30MW	Target material Chemical form	Weight(g)	Specific activity of ⁵¹ Cr(Ci/gCr)	Thermal neutron flux at 50MW(n/cm ² ·sec)	Remarks
67M-46R-4	4	6	M-6	18d19h59min at 25MW	Cr	0.005082	7	2.18 × 10 ¹⁴	Discoloration from yellow to black
"	"	"	"	"	K ₂ CrO ₄	0.0138	7	"	
67M-48R-4	6	13	M-6	20d15h23min	Cr	0.005792	1.63	3.44	Discoloration from yellow to black
"	"	"	"	"	K ₂ CrO ₄	0.0132	1.61	"	
67M-49R-2	6	15	K-4	20d15h23min	Cr	0.003109	6	0.94 1.12*	"
67M-52R-4	7~9	27	K-4	"	Cr	0.0026	"	1.10	
70M-2R-1	7	65	I-11	17d15h14min	Cr ₂ O ₃ **	0.005667	"	3.14 1.32*	Insoluble in acid and alkaline solns
70M-9R-1	9	83	I-11	19d26min	Cr ₂ O ₃ **	0.004747	"	1.41 1.33*	

* : The neutron flux was measured with Co foil.

** : ⁵⁰Cr enriched to 95.9% was used.

Table 17. Results of the Irradiation of CaCO₃ Targets

Capsule No.	Cycle No.	R.I. sample No.	Reactor hole	Irradiation period at 30MW	Target Weight(g)	Specific activity of ⁴⁵ Ca(mCi/gCa)	Thermal neutron flux at 50MW(n/cm ² ·sec)	Chemical yield
67M-46R-5	4	7	M-6	18d19h59min at 25MW	1.008	—	—	—
67M-48R-5	6	14	M-6	20d15h23min	1.0139	8.3	2.30* × 10 ¹⁴ 3.33	9.4%
67M-48R-5	6	18	K-4	"	0.1158	—	1.21* "	—
67M-51R-4	8~9	24	M-6	36d 5h20min	0.5111	1.30	2.74* 2.58	100%
67M-52R-5	7~9	28	K-6	53d20h34min	0.5113	5.3	3.13* × 10 ¹³ 8.02	100%

* : The neutron flux was measured with Co foil

Table 18. Results of the Irradiation of Cd Targets

Capsule No.	Cycle No.	R.I. sample No.	Reactor hole	Irradiation period at 30MW	Target Weight(g)	Specific activity of ^{115m} Cd(mCi/gCd)	Thermal neutron flux at 50MW(n/cm ² ·sec)
67M-49R-6	6	17	K-4	20d15h23min	1.1.6	2.7.3	1.42* × 10 ¹⁴ 2.32 × 10 ¹³
67M-52R-2	7~9	26	K-4	53d20h34min	9.6	1.1.7	1.28* × 10 ¹⁴ 7.72 × 10 ¹³

* : The neutron flux was measured with Co foil

Table 19. Results of the Irradiation of Ag Targets

Capsule No.	Cycle No.	R I sample No.	Reactor hole	Irradiation period at 30MW	Target Weight(g)	Specific activity of ^{110m} Ag (Ci/g Ag)	Thermal neutron flux at 50MW (n/cm ² ·sec)
67M-49R-5	6	18	K-4	20d15h23min	0.0331	1.17	1.21* × 10 ¹⁴ 1.50 "
67M-51R-2	8~9	22	M-6	36d 5h20min	0.0402	3.82	2.62* " 2.90 "

* : The neutron flux was measured with Co foil

Table 20 Results of the Irradiation of MoO₃ Targets

Capsule No.	Cycle No.	R I sample No.	Reactor hole	Irradiation period at 30MW	Target Weight(g)	Specific activity of ⁹⁹ Mo (Ci/g Mo)	Thermal neutron flux at 50MW (n/cm ² ·sec)
70M-2R-4	7	66	I-11	17d15h14min	1.03850	6.10*	5.60** × 10 ¹⁴
70M-8R-3	8	81	I-11	17d4h54min	1.01705	3.59	4.99** " 5.00 " " 4.35*** "
031	8	152	Hydro rabbit	10h4min at 31.9MW	1.0281	0.0321	9.58 "
70M-9R-4	9	84	I-11	19d26min	1.00684	2.20	4.78** "

* : This value include the activity of ⁹²Nb

** : The neutron flux was measured with Co foil

*** : The fast neutron flux obtained by the ⁹⁹Mo(n, p) ⁹⁹Nb reaction.

Table 21. Results of the Irradiation of Fe, Fe₂O₃ Targets

Capsule No.	Cycle No.	R I sample No.	Reactor hole	Irradiation period at 30MW	Target material Chemical form	Weight (mg)	Specific activity of ⁵⁹ Fe (Ci/g Fe)	Thermal neutron flux at 50 MW (n/cm ² ·sec)
68M-23R-3	5	48	I-11	18d 6h45min	Fe	6.1	62.7 ⁵⁴ Mn 298	5.85* × 10 ¹⁴ 5.37 1.46**
68M-24R-3	6	49	I-11	20d15h23min	Fe	5.1	~80	5.00* 5.53
67M-53R-3	7~9	29	J-7-1	53d20h34min	Fe	1.00.5	—	3.34*
70M-15R-4	9~10	89	J-4	37d13h25min	Fe ₂ O ₃ ^{***}	1.356	26.8 × 10 ³	3.56*

* : The neutron flux was measured with Co foil.

** : The fast neutron flux obtained by the ⁵⁴Fe(n, p) ⁵⁴Mn reaction*** : ⁵⁸Fe enriched to 82.4% was used

Table 22. Results of the Irradiation of Sn Targets

Capsule No.	Cycle No.	R I sample No.	Reactor hole	Irradiation period at 30MW	Target weight (g)	Specific activity of ¹¹³ Sn (Ci/g Sn)	Thermal neutron flux at 50 MW (n/cm ² ·sec)
68M-23R-3	5	48	I-11	18d 6h45min	1.0319	38.1 ¹³⁵ Sb 7.16	5.85* × 10 ¹⁴ 3.70 "
68M-24R-3	6	49	I-11	20d15h23min	1.0343	"	5.00 "

* : The neutron flux was measured with Co foil

Table 23. Results of the Irradiation of Ir Target

Capsule No.	Cycle No.	R I sample No.	Reactor hole	Irradiation period at 30MW	Target material		Activity of ¹⁹² Ir (Ci/pellet)	Thermal neutron flux at 50MW (n/cm ² ·sec)	
					Form	Weight(g)			
68M-20R-3	4	47	I-11	18d19h59min at 25MW	2mm φ × 2mm	190	2.66	1.4	2.8* × 10 ¹⁴
70M-2R-3	7	63	I-11	17d15h14min	"	47	6.6	19.1	5.0*
70M-9R-3	9	94	I-11	19d26min	"	30	0.42	4.9	"
					"	45	6.3	19.6	6.2*
					"	49	0.69	4.6	"

* : The neutron flux was measured with Co foil.

Table 24. Results of the Irradiation of TeO₃ Target

Capsule No.	Cycle No.	R I sample No.	Reactor hole	Irradiation period at 30MW	Target weight(g)	State of the target after irradiation	
						Estimated Activity of ¹³¹ I	Estimated Activity of ¹³¹ I / g TeO ₃
68M-5R-1		31			1.00	Estimated Activity of ¹³¹ I : 0.39 Ci/g TeO ₃	
" -2	4	32	K-4	18d19h59min at 25MW	1.00	"	0.45 "
" -3		33			1.00	"	0.49 "
68M-8R-1		34			2.00	Dry, fine powder of dark brown	
" -2	5	35	K-4	18d6h45min	2.00	Estimated Activity of ¹³¹ I : 0.46 Ci/g TeO ₃	
" -3		36			2.00	"	0.52 "
						"	0.57 "
70M-2R-2	7	64	I-11	17d15h14min	3.00	Dark brown in the middle and became darker toward the capsule wall. Partially solidified.	
						Estimated activity of ¹³¹ I : 1.4 Ci/g TeO ₃	
						" thermal neutron flux : 2.4 × 10 ¹⁴ n/cm ² ·sec	
70M-8R-2	8	80	I-11	17d4h54min	3.00	Black, annular layer at the distance of 2-3mm from the capsule wall	
						Estimated activity of ¹³¹ I : 1.7 Ci/g TeO ₃	
						" thermal neutron flux : 2.9 × 10 ¹⁴ n/cm ² ·sec	

Table 25. Results of the Irradiation of S Target

Capsule No.	Cycle No.	R I sample No.	Reactor hole	Irradiation period at 30MW	Target weight(g)	State of the target after irradiation
68M-9R-1		37			5.0	
" -2	5	38	J-7-1	18d6h45min	5.0	Sulfur solidified on the lid of the inner capsule.
" -3		39			5.0	Aluminum spacer with 4 holes(6φ) was used.
68M-10R-1		40			10.0	
" -2	6	41	J-7-1	20d15h23min	10.0	Recognized to be processable.
" -3		42			10.0	
70M-12R-3		68			15.5557	
" -4	7	79	J-9-3	17d15h14min	15.2724	Activity of ^{32}P : 520m Ci/gS (when the chem. yield was assumed to be 100%) Chem. yield became 33.6%, when calculated on an assumed fast neutron flux of 1.57×10^{14} n/cm 2 .sec
70M-13R-3		86			15.2257	
" -4	9	87	J-9-4	19d26min	15.5470	Not Processed

Table 26. Neutron Flux in the Hydro Rabbit
at 50MW Operation

Capsule No.	Cycle No.	RI sample No.	Target material	Thermal neutron flux at 50MW ($n/cm^2 \cdot sec$)
018	3	50	Au wire	4.57×10^{13}
			" foil	7.95 "
019	"	51	Au wire	4.76 "
			" foil	9.00 "
020	"	52	Au wire	3.77 "
			" foil	7.52 "
024	4	53	Co foil	4.84 "
			"	4.25 "
022	"	55	Au wire	3.88 "
025	"	57	Au foil	7.55 "
"	"	"	Zn block	5.11 "
"	"	"	MgO powder	$9.10^* \times 10^{12}$
"	"	"	Al foil	9.12^* "
027	6	54	Au foil	7.44×10^{13}
			Zn block	8.34 "
"	"	"	MgO powder	2^* "
026	"	56	Co foil	6.8 "
			"	7.7 "
028	8	59	Co foil	6.2×10^{13}
			Au foil	9.05 "
"	"	"	Zn block	8.44 "
"	"	"	MgO powder	2.14 "
030	"	61	Au wire	2.94 "
031	"	152	MoO ₃ powder	9.58 "
"	"	"	Co foil	4.92 "

* : Fast neutron flux ($n/cm^2 \cdot sec$)

Table 27. Specific Activities to be obtained by the Irradiation for 21 Days at a 50 MW Reactor Power, Estimated from the Results of Test Irradiation.

Nuclide	Target material	Half-life	Specific activity (Ci/g elem.)	Thermal neutron flux (n/cm ² ·sec)	Reactor Hole
³² P	S	14.22d	30	1.6* × 10 ¹⁴	I-7-1
³⁵ S	KCl	87d	2.0 ^{Ci/KCl}	2.2 "	M-6
⁵¹ Cr	K ₂ CrO ₄	27.8d	100	4.0 "	I-11
⁵¹ Cr	Cr**	"	300	"	"
⁴⁵ Ca	CaCO ₃	164d	0.090	3.0 "	M-6
⁵⁴ Mn	Fe	291d	0.0050	1.5* "	I-11
⁵⁹ Fe	"	45.1d	0.100	4.5 "	"
⁵⁸ Co	Ni	71.3d	0.50	2.5* "	J-7
⁶³ Ni	"	125y	0.010	2.3 "	M-6
⁶⁵ Zn	Zn	245d	1.0	4.0 "	"
⁸⁶ Rb	Rb ₂ CO ₃	18.66d	24	3.5 "	"
"	"	"	9.0	1.8 "	I-11
⁹⁹ Mo	MoO ₃	67.0h	0.16	5.0 × 10 ¹³ (100h)	Hydro Rabbit
"	"	"	1.2	1.2 × 10 ¹⁴	K-4
^{110m} Ag	Ag	253d	6.3	2.6 "	M-6
¹¹³ Sn	Sn	119d	0.070	4.0 "	I-11
¹²⁵ Sb	"	"	0.012	"	"
^{115m} Cd	Cd*** (~10mg)	43d	0.050	1.4 "	K-4
¹³⁴ Cs	Cs ₂ CO ₃	2.07y	23	4.0 "	M-6
¹⁹⁸ Au	Au	2.697d	1800	2.3 "	"
"	"	"	800	1.0 "	K-4
¹⁹⁹ Au	"	315d	150	3.0 × 10 ¹³ (100h)	Hydro Rabbit
"	Pt	"	(10) ^{***}	4.0 × 10 ¹⁴	M-6
¹³¹ I	TeO ₂	8.08d	3.3 ^{Ci/TeO₂}	5.0 "	I-11
¹⁵⁵ Eu	Sm ₂ O ₃	1.7y	(~10) ^{***}	4.0 "	M-6
¹⁸² Ta	Ta ₂ O ₅	115.1d	18	4.0 "	"

* : Fast neutron flux (n/cm²·sec)

** : Enriched in ⁵⁰Cr to 95.9%

*** : Calculated value