

JAERI-Tech
2002-006



JP0250141



解体廃棄物を用いた再利用製品の製造と利用に係る
放射線被ばくの検討

2002年3月

中村 寿・中島 幹雄

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問い合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2002

編集兼発行 日本原子力研究所

解体廃棄物を用いた再利用製品の製造と利用に係る
放射線被ばくの検討

日本原子力研究所東海研究所バックエンド技術部
中村 寿⁺・中島 幹雄

(2002年1月18日受理)

原子力施設内での限定再利用を想定して、金属廃棄物を用いた再利用製品の製造と利用により作業員が受ける被ばく線量を評価した。その結果、Co-60の放射能濃度がクリランスレベルよりも2桁高い汚染金属を再利用した場合でも金型鑄鉄複合容器、スラグ受け容器、ドラム缶補強材の1体当たりの製造に関する被ばく線量が数 μ Sv～数十 μ Svの範囲にあることが分かった。また、金型鑄鉄複合容器を利用した多重鑄造廃棄物の鑄造では、放射能濃度が最大37MBq/gの廃棄物を処分する場合でも、廃棄物の取り扱いに支障がないように重量を20t程度に抑え、放射性輸送物の運搬に係る線量当量率の基準を満足させられることが分かった。以上の結果より、放射線被ばくの観点からは、放射性の金属廃棄物を廃棄物管理のための製品に再利用することが可能であると考えられる。

Radiation Exposure Estimates on Production and Utilization of Recycled Items
Using Dismantling Waste

Hisashi NAKAMURA⁺ and Mikio NAKASHIMA

Department of Decommissioning and Waste Management
Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received January 18, 2002)

Radiation exposure was estimated on production and utilization of recycled items using dismantling wastes by assuming that their usage are restricted to nuclear facilities. The radiation exposure attributed to production of a steel-plate cast iron waste container, a receptacle for slag, and a drum reinforcement was calculated to be in the range of several μSv to several tens of μSv even in recycling contaminated metal waste of which radioactivity concentration of Co-60 is higher than the clearance level by a factor of two figures. It is also elucidated that casting of a multiple casting waste package meets the standards of dose equivalent rate for the transport of a radioactive package and the weight of the package will be able to kept around 20 tons for the convenience of the handling, in case of disposal of metal waste less than 37MBq/g with the steel-plate cast iron waste container.

As the results, from the radiological exposure's point of view, it should be possible to use slightly contaminated metal for recycled items in waste management.

Keywords : Decommissioning, Nuclear Power Plant, Dismantling Waste, Restricted Recycling,
Recycled Items, Radiation Exposure, Steel-plate Cast Iron Waste Container,
Multiple Casting Waste Package, Receptacle for Slag, Drum Reinforcement,
Clearance Level

⁺ At present, he belongs to the Department of Safety Research Technical Support

目 次

1. はじめに	1
2. 検討内容	1
3. 計算方法	2
3.1 被ばく評価の基礎式	2
3.2 被ばく計算の前提条件	3
3.3 評価方法	5
4. 結果	7
4.1 金属廃棄物の溶融過程における被ばく	7
4.2 再利用製品の製造時の被ばく	7
4.3 再利用製品の利用時の被ばく	8
5. 検討	8
5.1 多重鋳造廃棄体の構造と放射性輸送物の運搬に係る線量基準との関係	8
5.2 スラグ受け容器を用いたスラグ充填廃棄体の製造	9
5.3 ドラム缶補強材を用いた金属廃棄物の収納	10
6. まとめ	11
謝辞	12
参考文献	12
付録	
付録 1 種々の線源に対する線量当量率の計算結果	48
付録 2 集中荷重を受ける円環の応力計算結果	56

Contents

1. Introduction	1
2. Scope of Study	1
3. Calculation Method for Radiation Exposure	2
3.1 Calculation Formula for Radiation Exposure.	2
3.2 Premise for Radiation Exposure Estimate	3
3.3 Methodology for Radiation Exposure Estimate	5
4. Results	7
4.1 Exposure in Melting Process for Metal Waste	7
4.2 Exposure in Making Recycled Items	7
4.3 Exposure in Utilizing Recycled Items	8
5. Discussion	8
5.1 Relationship between Structure of a Multiple Casting Waste Package and Radiological Standards Concerning Transport of a Radioactive Package	8
5.2 Production of a Slag-filled Drum Package Using a Receptacle for Slag	9
5.3 Storage of Metal Waste Using a Drum with a Reinforcement	10
6. Concluding Remarks	11
Acknowledgement	12
References	12
Appendices	
Appendix 1 Calculated Dose Equivalent Rate for Various Radiation Source	48
Appendix 2 Surface Stresses on the Ring Receiving Concentrated Load	56

図表リスト

- Table 1 溶融プロセスにおける安全評価項目及び計算条件
- Table 2 金型鑄鉄複合容器の鑄造における安全評価項目及び計算条件(1/2), (2/2)
- Table 3 スラグ受け容器の鑄造における安全評価項目及び計算条件
- Table 4 ドラム缶補強材の鑄造における安全評価項目及び計算条件
- Table 5 多重鑄造廃棄体の鑄造における安全評価項目及び計算条件
- Table 6 想定したスラグの組成
- Table 7 溶融プロセスに対する安全評価結果
- Table 8 金型鑄鉄複合容器の鑄造に対する安全評価結果(1/2), (2/2)
- Table 9 スラグ受け容器の鑄造に対する安全評価結果
- Table 10 ドラム缶補強材の鑄造に対する安全評価結果
- Table 11 多重鑄造廃棄体の鑄造に対する安全評価結果
- Table 12 原子力発電所の解体廃棄物の発生量特性 (BWR, 1100MWe級)
-
- Fig.1 原子力施設における限定再利用のための解体廃棄物の処理の流れ
- Fig.2 金型鑄鉄複合容器
- Fig.3 多重鑄造廃棄体及び寸法
- Fig.4 スラグ受け容器及び寸法
- Fig.5 ドラム缶補強材及び寸法
- Fig.6 溶融プロセスの外部被ばくの評価モデル
- Fig.7 金型鑄鉄複合容器の鑄造に係る外部被ばくの評価モデル(1/2), (2/2)
- Fig.8 スラグ受け容器の鑄造に係る外部被ばくの評価モデル
- Fig.9 ドラム缶補強材の製造に係る外部被ばくの評価モデル(1/2), (2/2)
- Fig.10 多重鑄造廃棄体鑄造プロセスの外部被ばくの評価モデル(1/2), (2/2)
- Fig.11 スラグ受け容器を用いたスラグ充填廃棄体の外部被ばくの評価モデル
- Fig.12 ドラム缶補強材を用いた金属廃棄物のドラム缶収納に係る外部被ばくの評価モデル
- Fig.13 スラグ受け容器及びスラグの放射能濃度を変えたときのスラグ充填廃棄体における線量当量率
- Fig.14 ドラム缶周囲の線量当量率
- Fig.15 廃棄物及び充填材の放射能濃度を変えたときの多重鑄造廃棄体周囲における線量当量率
- Fig.16 多重鑄造廃棄体に起因する線量当量率に及ぼす廃棄物寸法の影響(1/3), (2/3), (3/3)
- Fig.17 スラグ充填廃棄体周囲の線量当量率
- Fig.18 ドラム缶補強材の放射能濃度を一定にして廃棄物の放射能濃度を变化させたときのドラム缶周囲における線量当量率
- Fig.19 ドラム缶補強材の厚みを变化させたときのドラム缶周囲の線量当量率

List of Tables and Figures

- Table 1 Safety assessment items and calculation conditions in melting process
- Table 2 Safety assessment items and calculation conditions in casting a steel-plate cast iron waste container (1 of 2), (2 of 2)
- Table 3 Safety assessment items and calculation conditions in casting a receptacle for slag
- Table 4 Safety assessment items and calculation conditions in casting a drum reinforcement
- Table 5 Safety assessment items and calculation conditions in casting a multiple casting waste package
- Table 6 Assumed chemical composition of slag
- Table 7 Results of safety assessment for melting process
- Table 8 Results of safety assessment for casting a steel-plate cast iron waste container (1 of 2), (2 of 2)
- Table 9 Results of safety assessment for casting a receptacle for slag
- Table 10 Results of safety assessment for casting a drum reinforcement
- Table 11 Results of safety assessment for casting a multiple casting waste package
- Table 12 Characteristics of metal waste arising from dismantling of a nuclear power plant (BWR, 1100MWe)
-
- Fig.1 Treatment flow of dismantling waste for restricted recycling in nuclear facilities
- Fig.2 Steel-plate cast iron waste container
- Fig.3 Multiple casting waste package and its dimension
- Fig.4 Receptacle for slag and its dimension
- Fig.5 Drum Reinforcement and its dimension
- Fig.6 Calculation models for external exposure in melting process
- Fig.7 Calculation models for external exposure in casting a steel-plate cast iron waste container (1 of 2), (2 of 2)
- Fig.8 Calculation models for external exposure in casting a receptacle for slag
- Fig.9 Calculation models for external exposure in casting a drum reinforcement (1 of 2), (2 of 2)
- Fig.10 Calculation models for external exposure in casting a multiple casting waste package (1 of 2), (2 of 2)
- Fig.11 Calculation models for external exposure around a slag-filled drum package
- Fig.12 Calculation models for external exposure around a drum with a reinforcement loaded with metal waste
- Fig.13 Dose equivalent rate around a slag-filled drum package calculated by changing radioactivity concentrations of the receptacle and the slag
- Fig.14 Dose equivalent rate around a drum
- Fig.15 Dose equivalent rate around a multiple casting waste package calculated by changing radioactivity concentrations of the waste and the filler
- Fig.16 Influence of waste size on the dose equivalent rate attributed to a multiple casting waste package (1 of 3), (2 of 3), (3 of 3)

Fig.17 Dose equivalent rate around a slag-filled drum package

Fig.18 Dose equivalent rate around a drum calculated by changing the specific activity of waste with that of the drum reinforcement kept constant

Fig.19 Dose equivalent rate around a drum calculated by changing the thickness of a drum reinforcement

This is a blank page.

1. はじめに

我が国で初めて商業用の原子力発電を行った東海発電所（黒鉛減速・炭酸ガス冷却炉）が1998年に営業運転を停止し、その廃止措置が2001年12月から始められようとしている。また、30年を超えて運転を続けている商業用原子力発電炉もいくつか存在する。このため、原子力発電所の廃止措置が社会的な重要性を増しており、廃止措置に伴って発生する解体廃棄物に対して、合理的な処理処分方策の確立が法整備を含めて急務となっている。

原子力発電所等の原子力施設の解体により発生する廃棄物については、大部分が極めて放射能レベルの低い、あるいは非放射性的な廃棄物として扱うことが合理的な廃棄物である¹⁾。これらの廃棄物の中には、廃棄物の低減、資源の有効利用、環境負荷の低減の観点から再利用が可能な資源も含まれている。そこで、これらを非放射性的な廃棄物として扱うための基準として、「解体廃棄物に含まれる放射性物質の濃度が極めて低く、特段の対策を施さなくても人間環境への放射線による影響を考慮する必要のない放射性物質の濃度」としてのクリアランスレベル^{2),3)}の法整備が進められている。また一方では、再利用の社会的受容性を高めるため、原子力分野における解体廃棄物の再利用に対して積極的な取り組みと実績の積み上げが求められている。

このため、原研では解体金属廃棄物の原子力施設内における限定再利用を目的に、放射性金属を再利用するための実用的な技術開発を行ってきた。これまでに、極めて放射能レベルの低い金属廃棄物を用いて廃棄物収納容器を作ることを想定し、中空の鋼板製金型を除熱材である鉄球で囲み、この金型に球状化处理した鑄鉄の溶湯を流し込んで容器の鑄造を行う鉄球金型複合鑄造法の開発^{4),5)}を行った。また、再利用が困難な放射能レベルの高い廃棄物の処分を想定して、鉄球金型複合鑄造法により鑄造した金型鑄鉄複合容器に廃棄物を収納し、金属の溶湯で容器との隙間を充填することによって廃棄物の遮蔽と安定化を図る廃棄体の鑄造試験及びこの廃棄体の取扱い事故を想定した落下試験を実施した。その結果、健全な容器及び廃棄体を製作できることを確認した。

他方、放射性金属廃棄物の原子力分野への再利用を可能にするためには、適切な再利用製品を選定し、それらの製造技術を開発することに加えて、製造時及び利用時の安全性を検討・評価しておく必要がある。このような観点から、原子力施設内での需要が見込まれ、比較的小規模な設備で製作できる廃棄物管理に有効な再利用製品を想定し、これらの製品製造と利用に伴って受ける被ばく線量についてシミュレーションを行った。この結果、金型鑄鉄複合容器、スラグ受け容器、ドラム缶補強材などの製品に対しては、放射性金属廃棄物の再利用が可能であることが分かった。

本報告は、想定した再利用製品の構造及び放射能濃度と放射線被ばく線量との関係についてまとめたものである。

2. 検討内容

放射性金属を扱うことに対する安全性及び処理費用に対する経済性を考慮して、複雑な処理

・加工プロセスを必要としない鑄造製品を選定し、放射性金属を用いた製造とその利用に係わる被ばく線量評価を実施した。被ばくの原因となる過程は、1)廃棄物の溶融過程、2)製品の製造過程、3)製品の利用過程に分け、それぞれの過程における代表的な作業に対して被ばく線量の計算を行った。解体廃棄物の処理の流れ及び選定した候補品目を Fig.1 に示す。また、その使用目的及び構造等を以下に示す。これらの候補製品は原子力施設での需要が見込まれること、製造方法に関して技術的な見通しが得られていること、製造工程における放射線防護が比較的容易であること等を考慮して選定した。

a. 金型鑄鉄複合容器

市販の鋼板を角型容器の形状に加工し、この金型の中に放射性の金属溶湯を充填することによって鑄造を行う廃棄物収納容器である。金属溶湯には、鑄造性と耐衝撃性を考慮して、鑄鉄の成分に調整した溶湯を球状化处理して用いる。容器の鑄造方法並びに想定した形状及び寸法を Fig.2 に示す。ただし、蓋については一般鋼材により別途製作するものとした。

b. 多重鑄造廃棄体

再利用が困難な放射能レベルの高い金属廃棄物の処分を目的に、a. で製作した容器を対象とする廃棄物を装入した後、周囲を金属溶湯で充填し、外部への放射線遮蔽と安定化を図った廃棄体である。金属廃棄物を充填材として利用する場合には厳しい成分調整を要求されないので、廃棄物の大幅な減容に貢献すると期待される。多重鑄造廃棄体の鑄造方法及び想定した構造と寸法を Fig.3 に示す。

c. スラグ受け容器

放射性廃棄物の減容等の溶融処理に伴って発生するスラグを詰め、そのままドラム缶に装入して廃棄体とするための容器である*。200ℓドラム缶の形状及び寸法から、スラグ受け容器の形状及び寸法は Fig.4 のとおりとした。

d. ドラム缶補強材

埋設処分時のドラム缶の多段積み重ねが可能のように、内部に挿入してドラム缶の撓みや圧壊強度を高めるための中空円筒構造物である。六ヶ所低レベル廃棄物埋設センターでの第二期埋設に対応した廃棄体製作では、不定形固体廃棄物のモルタル充填に際して30mm以上のモルタル層を確保するとしているので、ドラム缶補強材とモルタルを組み合わせた代替利用が可能と考えられる。想定した形状及び寸法を Fig.5 に示す。

3. 計算方法

3.1 被ばく評価の基礎式

(1) 外部被ばく

作業者の外部被ばくによる実効線量は、対象物を適当な形状に近似し、線源の放射能濃度分

* バックエンド技術部で実施中の研究所廃棄物に対する高減容処理計画においては、汚染金属を用いたスラグ受け容器の製作が予定されている⁶⁾。

布は一様であるとして次式により評価した。ただし、作業位置での実効線量率は、計算コード QAD-CGGP2を用いて計算した。

$$H_{ext,i} = D_i \times t$$

$H_{ext,i}$: 核種 i による作業者の外部被ばくによる実効線量 (Sv)

D_i : 単位放射能濃度の核種 i を含む線源による作業位置での実効線量率 (Sv/h)

t : 作業時間 (h)

(2) 内部被ばく

作業者の内部被ばくによる実効線量は次式により評価した。なお、放射線管理が実施される原子力施設内での限定再利用を想定していることから、吸入摂取については考慮するが、飲食等による経口摂取については考慮しないこととした。

$$H_{int,i} = V \times C_i \times K_i \times t$$

$H_{int,i}$: 核種 i による作業者の内部被ばくによる実効線量 (Sv)

V : 作業者の呼吸率 (1.2m³/h)

C_i : 核種 i の空气中濃度 (Bq/m³)

K_i : 核種 i の実効線量への換算係数 (Sv/Bq) でICRP-30を使用

t : 作業時間 (h)

単位摂取量当たりの預託実効線量当量 (ICRP-30より)

核種	吸入摂取 (Sv/Bq)	核種	吸入摂取 (Sv/Bq)
Mn-54	1.7×10^{-9}	Sr-90	3.4×10^{-7}
Fe-55	6.9×10^{-10}	Cs-137	8.7×10^{-9}
Co-60	4.1×10^{-8}	Eu-152	5.9×10^{-8}
Ni-63	8.4×10^{-10}	U-238	3.2×10^{-5}
Zn-65	5.0×10^{-9}	Am-241	1.2×10^{-4}

3.2 被ばく計算の前提条件

(1) 金属廃棄物の溶融過程

放射性の金属廃棄物を溶融炉に投入し、取鍋に出湯するまでの溶融過程に関して被ばく評価を行った。溶融作業に係わる主な作業項目、設定した線源物質及び被ばく条件を Table1 に示す。ここに、廃棄物の切断、放射能レベル毎の仕分け作業など、溶融前の準備作業は終了しているものと考えた。また、遠隔操作による作業は被ばくに寄与しないものとした。基本的な前提条件は以下のとおりである。

- 溶融対象物：炭素鋼 (固体密度7.83g/cm³、液体密度6.9g/cm³)
- 溶融量：8ton/1 バッチ

- 汚染放射性核種：Co-60、Cs-137、Sr-90、Am-241（ α 核種の代表）
- 放射能濃度：Co-60の濃度は37Bq/g、その他の核種の存在割合は「六ヶ所低レベル放射性廃棄物貯蔵センター廃棄物埋設事業許可申請書」に記載されている核種ごとの放射能比率を参考に、Co-60：Cs-137：Sr-90：Am-241 = 1：0.05：0.01：0.0005
- スラグの生成割合：溶湯重量の2%
- スラグの密度：2.7g/cm³
- 溶融炉への溶湯の残留割合：溶融金属の1%
- 溶融炉へのスラグの残留割合：生成スラグの10%
- 粉塵濃度：1 mg/m³

(2) 再利用製品の製造過程

廃棄物容器（金型鑄鉄複合容器）の製造過程では、評価の対象を溶融炉から取鍋に移された溶湯の除さい、温度測定などの初期作業から容器鑄造後の吊り具取付け作業までとし、取鍋の補修作業も考慮した。金型鑄鉄複合容器の鑄造に係わる主な作業項目、線源物質と形状等の被ばく条件を Table2 に示す。ただし、容器の鑄造時には金型が鉄球に覆われており、金型内部の溶湯による被ばくは極めて小さいので（ $10^{-2} \mu\text{Sv/h}$ 以下）、鑄込時の被ばくは取鍋からのものを考えた。また、線源と作業者の距離は、原則として常時接近する必要のある作業を0.3m、一時的に接近する必要のある作業を1mとみなした。

スラグ受け容器の製造では、溶融炉から取鍋に移された溶湯の除さい、温度測定などの初期作業から、スラグ受け容器を鑄造した後の外観検査までを評価対象とした。想定した鑄造作業及び被ばく条件を Table3 に示す。取鍋の溶湯量はスラグ受け容器の寸法を考慮して1tonとし、溶融炉で生成したスラグが溶湯の分取量に比例して取鍋に移行するものとした。また、取鍋への溶湯及びスラグの付着量はそれぞれ1%、10%とした。

ドラム缶補強材の製造では、ドラム缶補強材を遠心鑄造法によって製造した後、プラズマ切断により所定の長さに成形することとし、取鍋の除さい及び温度測定などの初期作業から補強材鑄造後の切断までを評価対象とした。想定した鑄造作業及び被ばく条件を Table4 に示す。鑄造に必要な取鍋の溶湯量は1tonとし、取鍋への溶湯及びスラグの付着量はスラグ受け容器の製造と同様とした。

(3) 再利用製品の利用過程

再利用製品の利用過程に関しては、金型鑄鉄複合容器を用いた多重鑄造廃棄体の鑄造、スラグ受け容器を用いたスラグ充填廃棄体の製造、ドラム缶補強材を用いた金属廃棄物の収納について評価した。

金型鑄鉄複合容器を用いた多重鑄造廃棄体の鑄造作業に係わる被ばく評価の対象は、取鍋に移した溶湯の除さい及び温度測定などの初期作業から、廃棄体鑄造後の塗装及び外観検査までとした。想定した主要な鑄造作業及び被ばく条件を Table5 に示す。鑄込時の被ばく計算に当たっては、安全側の評価となるように、容器と廃棄物との間は中空で充填材による放射線遮蔽効果は全くないものとした。また、廃棄物領域は実際には廃棄物と充填材とが混合した状態になるが、ここでは組成と放射能濃度が廃棄物に等しく一様であると見なした。

スラグ受け容器の利用に関しては、金属廃棄物等の溶融時に発生するスラグを外径550mm、内径500mm、厚さ25mm、高さ800mmのスラグ受け容器に詰め、ドラム缶に収納してモルタル充填することにより廃棄体（スラグ充填廃棄体）を作ることを想定し、被ばく線量を計算した。ただし、スラグ受け容器は炭素鋼でできており、ドラム缶の内寸法は直径567mm、厚さ1.6mm、高さ830mmとした。また、スラグの組成は Table6 のように仮定し、密度は 2.7g/cm^3 とした。

ドラム缶補強材の利用に関しては、ドラム缶補強材を放射能濃度 37Bq/g 、外径560mm、内径524mm、高さ820mmの円筒形構造物とし、ドラム缶の内部に挿入して使用する時のドラム缶外表面及び1m離れた点での線量当量率を計算した。ここで、ドラム缶補強材の肉厚は、重量1tonのドラム缶が10段積みされ、耐変形強度が補強材のみで担保されると仮定し、10tonの荷重に対して、ドラム缶補強材の内側に生ずる最大応力が降伏応力（ 196N/mm^2 [20kgf/mm^2] とする）以下となるように決定した。ただし、ドラム缶の内側寸法は直径567mm、高さ830mmとした。また、ドラム缶補強材の肉厚は、Appendix 2 に示す検討から18mmとした。

3.3 評価方法

(1) 金属廃棄物の溶融過程

金属廃棄物の溶融過程に関する外部被ばく評価には、Fig.6 に示す計算モデルを使用した。試料採取、温度測定、スラグの除去（除さい）作業に対して線源となる溶湯は、1バッチ当たり8tonと設定したことから、密度を 6.9g/cm^3 として、直径1m、高さ1.5mの円柱で近似することとした。この際、被ばく評価点は、実際の作業状況を近似するため、円柱の円周表面を軸方向に延長した面上の1点とした。また、溶融炉の補修作業においては、前提条件で示した割合の溶湯やスラグが溶融炉耐火物の表面に円環状に付着し、これらの汚染線源から被ばくを受けるものと考えた。線源核種には、溶融時の放射性核種の移行挙動及び光子エネルギーの大きさを考慮して、溶湯に対してCo-60を、スラグに対してCs-137を代表核種として選定した。1壊変当たりのエネルギーは、Co-60で1.25MeVの光子が2個、Cs-137で0.662MeVの光子が1個放出されるものとした。

一方、内部被ばくについては、除さい時及び溶融炉補修時におけるスラグからの発生粉塵を対象とし、スラグ中にはCs-137, Sr-90及びAm-241の3核種が存在するものとした。ここに、Am-241は単位摂取量当たりの預託実効線量当量が大きいので、 α 核種の代表核種として選定したものである。

(2) 再利用製品の製造過程

金型鋳鉄複合容器の鋳造作業の被ばく評価には、Fig.7 に示す計算モデルを使用した。取鍋に移された溶湯の放射能濃度は 37Bq/g 、重量は8tonとし、取鍋からの試料採取、温度測定、除さい、鋳込による外部被ばくの評価は、溶湯を直径1m、高さ1.5mの円柱線源で近似して行った。湯口及び揚がりの切断では、直径100mm、長さ400mmの4本の円柱が容器の上部に露出した状態を想定し、容器からの放射線被ばくに加えて、これらの円柱からの放射線被ばくを考慮した。鉄球の回収、ショットブラスト処理及び吊り具加工では、縦、横、高さ1.4mの角型容器本体からの放射線による被ばくを評価した。取鍋の補修では、溶湯とスラグが耐火物に円環状に付着汚染しているものとし、Co-60あるいはCs-137を代表核種として被ばく計算を行った。一方、

内部被ばくについては、取鍋からの除さい及び取鍋の補修作業に対してスラグの粉塵が発生し、スラグ中にはCs-137、Sr-90、Am-241の3核種が存在するものとした。また、鑄込、鉄球回収、湯口及び揚がりの切断に関しては、Co-60のみを含む粉塵が発生するものとした。設定した粉塵濃度は 1 mg/m^3 である。

スラグ受け容器の製造に係わる被ばく評価には、Fig.8 に示す計算モデルを使用した。取鍋からの試料採取、温度測定、除さい、鑄込による外部被ばくは、取鍋に移された溶湯の放射能濃度を 37Bq/g とし、溶湯を直径 500mm 、高さ 750mm の円柱線源で近似して行った。仕上げ加工・検査ではスラグ受け容器からの直接被ばくを考慮した。取鍋の補修では、溶湯とスラグの各々が耐火物に円環状に付着汚染しているものとし、Co-60あるいはCs-137を代表核種として被ばく計算を行った。一方、内部被ばくについては、取鍋からの除さい及び取鍋の補修作業に対してスラグの粉塵が発生し、スラグ中にはCs-137、Sr-90、Am-241の3核種が存在するものとした。また、鑄込時にはCo-60を含む粉塵が発生するものとした。ここに、粉塵濃度はいずれの場合も 1 mg/m^3 とした。

ドラム缶補強材の製造に係わる被ばく評価には、Fig.9 に示す計算モデルを使用した。取鍋からの試料採取、温度測定、除さい、鑄込による外部被ばくは、取鍋に移された溶湯の放射能濃度を 37Bq/g とし、溶湯を直径 500mm 、高さ 750mm の円柱線源で近似して行った。ショットブラスト処理のための移動及び切断作業では、ドラム缶補強材3個分の長さの円環状構造物からの被ばくを考慮した。取鍋の補修では、溶湯とスラグが耐火物に円環状に付着しているものとし、Co-60あるいはCs-137を代表核種として被ばく計算を行った。一方、内部被ばくについては取鍋からの除さい及び取鍋の補修作業に対してスラグの粉塵が発生し、スラグ中にはCs-137、Sr-90、Am-241の3核種が存在するものとした。また、鑄込と切断の両作業時には、Co-60のみを含む粉塵が 1 mg/m^3 の粉塵濃度で発生するものとした。

(3) 再利用製品の利用過程

金型鑄鉄複合容器を用いた多重鑄造廃棄体の鑄造に係わる被ばく評価には、Fig.10 に示す計算モデルを使用した。取鍋に移された溶湯の放射能濃度は $3,700\text{Bq/g}$ 、重量は 8ton とし、取鍋からの試料採取、温度測定、除さいによる外部被ばくの評価は、溶湯を直径 1m 、高さ 1.5m の円柱線源で近似した。また、鑄込については、上述の円柱線源からの被ばくと廃棄物を詰めた状態の容器からの被ばくを考慮した。廃棄体の塗装・外観検査では、縦、横、高さ 1.4m の大きさの廃棄体を線源とした。取鍋の補修では、溶湯とスラグが耐火物に円環状に付着しているものとし、Co-60あるいはCs-137を被ばく計算の代表核種とした。一方、内部被ばくについては取鍋からの除さい及び取鍋の補修作業に対してスラグの粉塵が発生し、スラグ中にはCs-137、Sr-90、Am-241の3核種が存在するものとした。また、鑄込に関してはCo-60のみを含む粉塵が 1 mg/m^3 の濃度で発生するものとした。ただし、廃棄物は一辺の寸法が 800mm の立法体（充填材の厚みは 150mm ）で、廃棄物の放射能濃度が 37MBq/g のケースを基準モデルとして計算を行った。

スラグ受け容器の利用に係る外部被ばく評価には、Fig.11 に示す計算モデルを使用した。図に示すように、ドラム缶にスラグ受け容器を装入した場合とスラグが密に詰まった場合（各々図 a),b)に対応）に対して計算モデルを作成した。スラグ受け容器の放射能濃度及びスラグの放射能濃度によって廃棄体周囲の空間線量は変化するので、空間線量に及ぼすこれらの影響を

把握するため、スラグ受け容器の放射能濃度は37、370、3,700Bq/gの3段階、スラグの放射能濃度は370、3,700、37,000Bq/gの3段階に変えて計算を行った。被ばく計算の代表核種は、スラグ受け容器がCo-60、スラグがCs-137である。

ドラム缶補強材の利用に係る外部被ばく評価には、Fig.12 の計算モデルを使用した。図に示すように、ドラム缶に補強材を装入した場合と汚染金属が詰まった場合（各々図 a),b)に対応)に対して計算モデルを作成した。また、被ばく評価の代表核種はCo-60とした。

4. 結果

4.1 金属廃棄物の溶融過程における被ばく

溶融過程に対する被ばく計算結果を Table7 に示す。被ばく量を作業毎に総和すると、1バッチ当たり8ton、Co-60で37Bq/gの放射能濃度を有する鋼材の溶融に起因する外部被ばくは2.8 μ Sv、内部被ばくは0.1 μ Svであった。従って、溶融鋼材中のCo-60の放射能濃度が37Bq/g程度であれば、溶融過程での作業被ばくは放射線業務従事者の線量管理基準値である20mSv/y（5年間の平均）と比較して、極めて小さい結果となった。

4.2 再利用製品の製造時の被ばく

(1) 廃棄物容器（金型鋳鉄複合容器）の製造

金型鋳鉄複合容器の鋳造に関する被ばく計算結果を Table8 に示す。全ての作業を1人で実施するものとし容器鋳造作業に起因する被ばくを総和すると、1体当たりの鋳造に伴う個人線量の外部被ばくは28.7 μ Sv、内部被ばくは0.12 μ Svであった。外部被ばくの約半分は湯口及び揚がりの切断作業が占めているので、被ばくの低減には切断時間の短縮化が重要である。

(2) スラグ受け容器の製造

スラグ受け容器の鋳造に対する被ばく計算結果を Table9 に示す。全ての作業を1人で実施する場合でも、スラグ受け容器の鋳造作業に伴う被ばくの総量は外部被ばくが2.4 μ Sv、内部被ばくが0.07 μ Svであった。ただし、外部被ばくの大部分は容器の仕上げ加工・検査に起因するものである。この結果は、被ばくを放射線業務従事者の線量管理基準値である20mSv/y以内に抑えた場合でも、最大で年間約25,000個ものスラグ受け容器の製造が行えることを示している。従って、放射能レベルの低い金属廃棄物によるスラグ受け容器への再利用は、十分な安全裕度をもって実施可能であると考えられる。

(3) ドラム缶補強材の製造

ドラム缶補強材の製造に係わる被ばく計算結果を Table10 に示す。全ての作業を1人で実施する場合、ドラム缶補強材の鋳造作業に伴う総被ばく量は、外部被ばくが8.5 μ Sv、内部被ばくが0.1 μ Svであった。外部被ばくについては、大部分が切断作業に起因するものである。遠心鋳造技術は既に確立された技術であることから、金属廃棄物のドラム缶補強材への再利用は技術的にも被ばくの観点からも特に大きな問題はないと考えられる。

4.3 再利用製品の利用時の被ばく

(1) 多重鋳造廃棄体の鋳造

多重鋳造廃棄体の鋳造に伴う被ばく計算結果を Table11 に示す。全ての鋳造作業に伴う被ばくを総和すると、1体当たりの外部被ばくが0.42mSv、内部被ばくが8.3 μ Svであった。廃棄物の放射能濃度を37 MBq/gと想定したことから外部被ばくは高めとなっているが、内部被ばくは問題となるような値ではない。外部被ばくの大部分は鋳込(40%)と取鍋補修(42%)に起因するので、外部被ばくの低減にはこれらの作業の遠隔化及び作業時間の短縮化を図ることが重要である。なお、溶湯の放射能濃度を一定とし廃棄物の放射能濃度を1桁～2桁低下させた場合でも(3.7MBq/gと0.37MBq/gに設定)、外部被ばくの大きな低減は期待できず、各々0.29mSv、0.27mSvとなった。

(2) スラグ受け容器を用いたスラグ充填廃棄体の製造

スラグ受け容器及びスラグの放射能濃度をパラメータとした場合の、スラグ充填廃棄体の表面及び表面から1mの位置での線量当量率を Fig.13 に示す。この図から、軸方向の線量率はスラグ受け容器の放射能濃度にはほとんど依存せず、スラグの放射能濃度に支配されることが分かった。また、スラグ受け容器の放射能濃度が3,700Bq/g以下のときには、放射能濃度が3,700Bq/g以下のスラグに対して、放射性輸送物の運搬に係る線量基準を満たすことが分かった。

(3) ドラム缶補強材を用いたドラム缶への金属廃棄物の収納

ドラム缶に円筒状補強材(密度7.83g/cm³、放射能濃度37Bq/g)を装入した状態及び金属廃棄物(密度1g/cm³、放射能濃度37Bq/g)を詰めた状態でのドラム缶の半径方向及び中心軸方向の線量当量率変化を Fig.14 に示す。ドラム缶に補強材を装入した状態では、黒丸で示されるようにドラム缶中央の表面線量当量率が18 μ Sv/h、半径方向に1m離れた位置での線量当量率が0.93 μ Sv/hであった。また、金属廃棄物を詰めた状態では、ひし形を連ねた曲線が示すように表面で25 μ Sv/h、1m離れた点で1.5 μ Sv/hであった。

一方、ドラム缶中心軸方向の線量当量率は、金属廃棄物を充填した状態で上面が28 μ Sv/h(このうちの11 μ Sv/hは補強材によるもの)、垂直に1m離れた点で1.3 μ Sv/hとなった。

以上のことから、37Bq/gの放射能濃度を有する汚染金属をドラム缶補強材として再利用した場合でも、ドラム缶周囲の線量当量率はさほど大きくならないこと、また、ドラム缶中央での表面線量当量率は廃棄物からよりも補強材からの寄与が大きくなるが、軸方向については逆に廃棄物からの寄与が大きくなることが分かった。

5. 検討

5.1 多重鋳造廃棄体の構造と放射性輸送物の運搬に係る線量基準との関係

金型鋳鉄複合容器を用いた再利用製品の利用過程に係る被ばく評価では、多重鋳造廃棄体を鋳造する場合について、容器に収納する廃棄物の寸法(一辺が800mmの立方体)、その放射能濃度(37MBq/g)及び充填材の放射能濃度(3,700Bq/g)を一定として廃棄体周りの線量当量率

の計算を行った。しかし、多重鋳造廃棄体からの被ばく線量は、上述のパラメータに依存する。このため、多重鋳造廃棄体の取り扱いを想定し、その内部構造と放射性輸送物の運搬に係る線量基準との関係を調べることを目的に、5ケースの廃棄物寸法に対して廃棄物の放射能濃度あるいは充填材の放射能濃度をパラメータとして廃棄体表面及び表面から1 mの位置での線量当量率を求めた。

計算に際しては、Table12 に示す大型軽水炉の解体時に発生する廃棄物と放射能レベルとの関係を参考とした。解体金属廃棄物の97%が37 MBq/g以下の放射能濃度であると推定されることから、廃棄物の放射能濃度を37MBq/g、3.7MBq/g、0.37MBq/gの3段階に設定した。また、充填材の放射能濃度は、370Bq/g及び3,700Bq/gの2段階に変化させた。これらの放射能レベルが物量的に大きな割合を占めるからである。

計算結果を Fig.15 に示す。図に顕著に見られるように、廃棄体の表面線量当量率は充填材の放射能濃度の影響をあまり受けないが、廃棄物寸法と廃棄物の放射能濃度の影響を強く受ける。特に、廃棄物の放射能濃度が高い程、廃棄物寸法による影響が急激に大きくなる。例えば、廃棄物の放射能濃度が37MBq/gのとき、廃棄物寸法が900mmから1,000 mmへと変化すると、廃棄体の表面線量当量率は充填材の放射能濃度に拘わらず約7倍に上昇した。このとき、表面での基準値(2mSv/h以下)は満足するが、表面から1 m離れた位置での基準値(100 μ Sv/h以下)を超えてしまう。これは充填層が薄くなり、放射線遮蔽効果が小さくなるためである。

一方、多重鋳造廃棄体を構成する廃棄物、充填材及び容器の各々が廃棄体の表面及び1 m離れた位置での線量当量率に及ぼす影響については、廃棄物の放射能濃度が37MBq/gで充填材の放射能濃度が3,700Bq/gのとき、Fig.16 に示す結果が得られた。廃棄物寸法が600mmのときには、計算値の約99%が容器及び充填材中の放射能に起因し、廃棄物自体からの寄与分は極めて小さいことが分かった。しかし、廃棄物寸法が700mm、800mmと増大するにつれ、相対的に廃棄物からの寄与が増え、800mmのときには表面線量当量率の40~50%を占め、900mmではその値が約90%に達する結果が得られた。

以上の結果から、多重鋳造廃棄体の鋳造に際して放射性輸送物の運搬に係る線量当量率の基準を満足させるためには、廃棄物の寸法を900mm以下(充填材の厚みを100mm以上)にする必要があると考えられる。

5.2 スラグ受け容器を用いたスラグ充填廃棄体の製造

スラグ充填廃棄体周りの線量当量率に及ぼすスラグ受け容器及びスラグの放射能濃度の影響については4.3の(2)で述べたとおりである。そこで、スラグ受け容器の放射能濃度が37Bq/g、スラグの放射能濃度が3,700Bq/gのケースを代表例にとり、ドラム缶にスラグ受け容器を装入した状態、さらにスラグを満杯に詰めた状態(スラグ充填廃棄体)での半径方向及び中心軸方向の線量当量率について計算した。

計算結果を Fig.17 に示す。ドラム缶にスラグ受け容器を装入した状態では、ひし形(◆)の記号で示されるように、ドラム缶中央の表面線量当量率が20 μ Sv/h、半径方向に1 m離れた点での線量当量率が1.1 μ Sv/hであった。これに対して、黒丸(●)で示されるスラグ充填廃棄体では、半径方向の線量当量率が中央部の外表面で133 μ Sv/h、1 m離れた点で11.3 μ Sv/hであった。また、中心軸方向については、上面で366 μ Sv/h、垂直に1 m離れた点で15.6 μ Sv/h

であった。従って、この場合のスラグ充填廃棄体の表面及び1 m離れた点での線量当量率は、放射性輸送物の運搬に係る基準を満足する。

一方、計算値の線量当量率の基準値に対する比は、表面で約5.5 (2000/366)、1 m離れた点で約6.4 (100/15.6) であり、表面においては1 m離れた点よりも小さくなった。また、廃棄体周囲の空間線量はスラグの放射能濃度に正比例することから、スラグ受け容器の放射能濃度が37Bq/gのとき、線量当量率の基準を満足するスラグの最大放射能濃度はスラグ中のCs-137の放射能濃度 (3,700Bq/g) を2,000/366倍することにより得られ、約20,000Bq/gとなる。従って、このスラグをスラグ充填廃棄体として処分することを想定した場合、スラグの生成割合が溶湯に対して約2%、Cs-137のCo-60に対する存在比が約5%と仮定して、放射性輸送物の運搬に係る線量当量率の基準を満足させるためには、溶融前の放射性金属の平均放射能濃度を約8,000Bq/g以下 (Co-60) に抑える必要がある。

5.3 ドラム缶補強材を用いた金属廃棄物の収納

4.3の(3)で述べたように、37Bq/gの放射能濃度を有する汚染金属をドラム缶補強材として再利用した場合でも、ドラム缶周囲の線量当量率はさほど大きくならなかった。

通常ドラム缶に詰めることができる解体金属廃棄物の嵩密度はおおよそ $1\text{g}/\text{cm}^3$ であることから7)、放射能濃度が37Bq/g (Co-60) の金属廃棄物を $1\text{g}/\text{cm}^3$ の嵩密度で充填したときのドラム缶まわりの線量当量率について検討した。廃棄物の嵩密度を $1\text{g}/\text{cm}^3$ とすると、詰め込む廃棄物の放射能濃度に応じてドラム缶周囲の線量当量率は Fig.18 のように変化する。放射能濃度が3,700 Bq/gまでの廃棄物に対しては、半径方向及び軸方向ともに運搬に係る線量基準を満足するので (軸方向表面で $1730\ \mu\text{Sv}/\text{h}$ 、軸方向表面から1 mで $62\ \mu\text{Sv}/\text{h}$)、詰め込むことができる廃棄物の放射能濃度はおおよそ3,700Bq/gであると推定される。

なお、ドラム缶補強材の厚みを18mmから15mmへと減らしたとき、また30mmへと増やしたときのドラム缶周囲における線量当量率の変化は、Fig.19 に示すとおりである。補強材の板厚がドラム缶の表面線量当量率に及ぼす影響の小さいことが分かる。

6. まとめ

原子力施設における金属廃棄物の限定再利用を対象に、金属廃棄物の溶融、金型鑄鉄複合容器、スラグ受け容器及びドラム缶補強材の製造、これら再利用製品の利用に関する被ばく線量評価を行った。その結果は以下のとおりである。

- (1) 金属廃棄物の溶融では、クリランスレベルよりも2桁高い放射性金属（Co-60の濃度が37Bq/g）を1バッチ当たり8ton溶融した場合、溶融過程での作業被ばくは約3 μ Svであった。
- (2) 再利用製品の製造では、金型鑄鉄複合容器、スラグ受け容器及びドラム缶補強材の製造に伴う内部被ばくは無視できる大きさであった。これらの製造に当たって、Co-60の濃度が37Bq/gとクリランスレベルよりも2桁高い放射能濃度の金属を再利用した場合でも、製造時の被ばく線量当量は1体当たり3 μ Sv～30 μ Svの範囲にある。
- (3) 再利用製品の利用では、金型鑄鉄複合容器を用いた多重鑄造廃棄体の鑄造、スラグ受け容器を用いたスラグ充填廃棄体の製造、ドラム缶補強材を用いた金属廃棄物のドラム缶収納について検討し、これらの製品に放射性金属廃棄物を利用することが可能であることが分かった。各々の再利用製品を利用した場合の特徴は次のとおりである。
 - ・スラグ受け容器の利用では、スラグ受け容器の放射能濃度が37Bq/gのとき、ドラム缶に装入された状態でこの容器に起因するドラム缶表面での線量当量率は約20 μ Sv/hである。また、スラグ受け容器に収納可能なスラグの最大放射能濃度は、ドラム缶の運搬に係る線量当量率の基準（表面で2mSv/h、表面から1mで100 μ Sv/h）から約20,000Bq/gであると推定される。
 - ・ドラム缶補強材の放射能濃度を37Bq/g、降伏応力を196N/mm²、ドラム缶の重量を1tonとして、ドラム缶を10段積みした場合でも塑性変形を起こすことのない板厚のドラム缶補強材を想定すると、これに起因するドラム缶表面での線量当量率は約20 μ Sv/hである。また、補強材の板厚がドラム缶表面での線量当量率に及ぼす影響は小さい。
 - ・金型鑄鉄複合容器を用いた多重鑄造廃棄体の鑄造においては、最大37MBq/gの放射能濃度を有する廃棄物を処分する場合でも（解体金属廃棄物の97%はこの濃度以下である）、廃棄体の取り扱いに支障がないように重量を20ton程度に抑え、放射性輸送物を運搬する際の線量当量率の基準を満足させられることが分かった。この際、溶湯の鑄込及び取鍋補修に伴う外部被ばくの占める割合が大きくなるため（全体の約82%）、被ばく低減の観点から、これらの作業の遠隔化及び作業時間の短縮化を図ることが重要である。

以上のことから、放射線被ばくの観点からは、放射性の金属廃棄物を廃棄物管理のための製品に再利用することが可能であると考えられる。

謝辞

本報告をまとめるにあたっては、廃棄物処理技術試験室及びデコミッショニング技術開発室の諸氏より有益な助言を頂いた。ここに、深甚なる感謝の意を表する。

参考文献

- 1) (財)原子力環境整備センター：放射性廃棄物データブック、p.65(1998).
- 2) 原子力安全委員会 放射性廃棄物安全基準専門部会：主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて(1999).
- 3) Okoshi, M., et al., : Deterministic Approach Towards Establishing of Clearance Levels in Japan, *Radioactive Waste Management and Environmental Remediation*, ASME(1999).
- 4) 中村寿、平林孝罔：放射性廃棄物の限定再利用技術開発；廃棄物収納容器鑄造試験、No. 98-17 第6回動力エネルギー技術シンポジウム講演論文集、p. 371(1998).
- 5) Nakamura, H., et al., : An Investigation of Steel Plate - Cast Iron Hybrid Casting Process for Recycling of Low Level Radioactive Metal Waste, *Int. Journal of cast metals research*, Vol.11, No.5, p.339(1999).
- 6) Higuchi, H., et al., : Advanced Volume Reduction Program for LLW at JAERI, *Proc. Int. Conf. SAFEWASTE 2000*, Montpellier Corum, France, Oct.1-5, p.314(2000).
- 7) 白石邦生、助川武則、柳原敏：動力試験炉 (JPDR) の解体廃棄物データの分析 (受託研究)、JAERI-Data/Code 99-050、p. 12(2000).

Table 1 Safety assessment items and calculation conditions in melting process

Radiation Exposure	Category of Work	Radiation Source and Its Shape	Typical Radionuclide and Its Concentration	Distance between Radiation Source and Worker (m)	Per Batch	
					Working Time (hour)	Manpower (person)
External	Material charge	Remote handling	—	—	—	—
	Melting	Remote handling	—	—	—	—
	Taking samples	Melt (Cylinder 150cm long with a diameter of 100cm)	Co-60 (37 Bq/g)	1	0.08	1
	Temperature measurement	Melt (Cylinder 150cm long with a diameter of 100cm)	Co-60 (37 Bq/g)	1	0.15 (0.05x3)	1
	Removing slag	Melt (Cylinder 150cm long with a diameter of 100cm)	Co-60 (37 Bq/g)	1	0.2	1
	Pouring melt into ladle	Remote handling	—	—	—	—
	Maintenance work for melting furnace on metal contamination	Metal adhered to the refractory (Pipe of 100.44cm OD, 100cm ID, and 150cm length)	Co-60 (37 Bq/g)	0.3	0.5 (5h/10 melting)	2
	Maintenance work for melting furnace on slag contamination	Slag adhered to the refractory (Pipe of 100.26cm OD, 100cm ID, and 150cm length)	Cs-137 (92.5 Bq/g)	0.3	0.5 (5h/10 melting)	2
	Removing slag	Fine particles of slag	Cs-137: Sr-90: Am-241 = 1:0.2:0.01 (1 mg/m ³)	—	0.2	2
	Maintenance work for melting furnace on slag contamination	Fine particles of slag	Cs-137: Sr-90: Am-241 = 1:0.2:0.01 (1 mg/m ³)	—	0.5	2
Internal						

Table 2 Safety assessment items and calculation conditions in casting a steel-plate cast iron waste container (1 of 2)

Radiation Exposure	Category of Work	Radiation Source and Its Shape	Typical Radionuclide and Its Concentration	Distance between Radiation Source and Worker (m)	Per Container	
					Working Time (hour)	Manpower (person)
External	Removing slag and measuring temperatures	Melt in the ladle (Cylinder 150cm long with a diameter of 100cm)	Co-60 (37 Bq/g)	1	0.2	1
	Taking samples	Melt in the ladle (Cylinder 150cm long with a diameter of 100cm)	Co-60 (37 Bq/g)	1	0.08	1
	Pouring	Melt in the ladle (Cylinder 150cm long with a diameter of 100cm)	Co-60 (37 Bq/g)	1	0.08	1
	Cutting of a gate and risers	Gate and risers (Cylinder 40cm long with a diameter of 10cm) Container (140cm long concave cubic)	Co-60 (37 Bq/g)	0.3	1	2
	Collection of steel balls	Container (140cm long concave cubic)	Co-60 (37 Bq/g)	1	1	1
	Transfer of the container for shot blasting	Container (140cm long concave cubic)	Co-60 (37 Bq/g)	1	0.2	1
	Installation of grips	Container (140cm long concave cubic)	Co-60 (37 Bq/g)	0.3	1	1
	Maintenance work for ladle on metal contamination	Metal adhered to the refractory (Pipe of 100.44cm OD, 100cm ID, and 150cm length)	Co-60 (37 Bq/g)	0.3	0.5 (per batch)	2
	Maintenance work for ladle on slag contamination	Slag adhered to the refractory (Pipe of 100.26cm OD, 100cm ID, and 150cm length)	Cs-137 (92.5 Bq/g)	0.3	0.5 (per batch)	2

Table 2 Safety assessment items and calculation conditions in casting a steel-plate cast iron waste container (2 of 2)

Radiation Exposure	Category of Work	Radiation Source and its Shape	Typical Radionuclide and its Concentration	Distance between Radiation Source and Worker (m)	Per Container	
					Working Time (hour)	Manpower (person)
Internal	Removing slag	Fine particles of slag	Cs-137:Sr-90:Am-241 = 1:0.2:0.01 (1 mg/m ³)	—	0.08	1
	Pouring	Fine particles of metal	Co-60 (1 mg/m ³)	—	0.08	1
	Collection of steel balls	Fine particles of metal	Co-60 (1 mg/m ³)	—	1	2
	Cutting of a gate and risers	Fine particles of metal	Co-60 (1 mg/m ³)	—	1	2
	Maintenance work for ladle on slag contamination	Fine particles of slag	Cs-137:Sr-90:Am-241 = 1:0.2:0.01 (1 mg/m ³)	—	0.5	2

Table 3 Safety assessment items and calculation conditions in casting a receptacle for slag

Radiation Exposure	Category of Work	Radiation Source and Its Shape	Typical Radionuclide and Its Concentration	Distance between Radiation Source and Worker (m)	Per Receptacle	
					Working Time (hour)	Manpower (person)
External	Removing slag and measuring temperatures	Melt in the ladle (Cylinder 75cm long with a diameter of 50cm)	Co-60 (37 Bq/g)	1	0.2	1
	Pouring	Melt in the ladle (Cylinder 75cm long with a diameter of 50cm)	Co-60 (37 Bq/g)	0.5	0.05	1
	Finishing and inspection	Receptacle for slag (Cylindrical container of 55cm OD, 50cm ID, and 80cm height)	Co-60 (37 Bq/g)	0.3	0.2	1
	Maintenance work for ladle on metal contamination	Metal adhered to the refractory (Pipe of 50.22cm OD, 50cm ID, and 75cm length)	Co-60 (37 Bq/g)	0.25	0.5 (per batch)	1
	Maintenance work for ladle on slag contamination	Slag adhered to the refractory (Pipe of 50.13cm OD, 50cm ID, and 75cm length)	Cs-137 (92.5 Bq/g)	0.25	0.5 (per batch)	1
	Removing slag	Fine particles of slag	Cs-137: Sr-90: Am-241 = 1:0.2:0.01 (1 mg/m ³)	—	0.2	1
Internal	Pouring	Fine particles of metal	Co-60 (1 mg/m ³)	—	0.05	1
	Maintenance work for ladle on slag contamination	Fine particles of slag	Cs-137: Sr-90: Am-241 = 1:0.2:0.01 (1 mg/m ³)	—	0.5 (per batch)	1

Table 4 Safety assessment items and calculation conditions in casing a drum reinforcement

Radiation Exposure	Category of Work	Radiation Source and Its Shape	Typical Radionuclide and Its Concentration	Distance between Radiation Source and Worker (m)	Per Ring 82cm long	
					Working Time (hour)	Manpower (person)
External	Removing slag and measuring temperatures	Melt in the ladle (Cylinder 75cm long with a diameter of 50cm)	Co-60 (37 Bq/g)	1	0.2	1
	Pouring	Melt in the ladle (Cylinder 75cm long with a diameter of 50cm)	Co-60 (37 Bq/g)	0.5	0.05	1
	Transfer of the pipe for shot blasting	Drum reinforcement (Pipe of 56cm OD, 52.4cm ID, and 250cm length)	Co-60 (37 Bq/g)	1	0.1	1
	Cutting	Drum reinforcement (Pipe of 56cm OD, 52.4cm ID, and 250cm length)	Co-60 (37 Bq/g)	0.3	1	1
	Maintenance work for ladle on metal contamination	Metal adhered to the refractory (Pipe of 50.22cm OD, 50cm ID, and 75cm length)	Co-60 (37 Bq/g)	0.25	0.5 (per batch)	1
	Maintenance work for ladle on slag contamination	Slag adhered to the refractory (Pipe of 50.13cm OD, 50cm ID, and 75cm length)	Cs-137 (92.5 Bq/g)	0.25	0.5 (per batch)	1
	Removing slag	Fine particles of slag	Cs-137: Sr-90: Am-241 = 1:0.2:0.01 (1 mg/m ³)	—	0.05	1
	Pouring	Fine particles of metal	Co-60 (1 mg/m ³)	—	0.05	1
	Cutting	Fine particles of metal	Co-60 (1 mg/m ³)	—	1	1
	Maintenance work for ladle on slag contamination	Fine particles of slag	Cs-137: Sr-90: Am-241 = 1:0.2:0.01 (1 mg/m ³)	—	0.5 (per batch)	1
Internal						

Table 5 Safety assessment items and calculation conditions in casting a multiple casting waste package

Radiation Exposure	Category of Work	Radiation Source and Its Shape	Typical Radionuclide and its Concentration	Distance between Radiation Source and Worker (m)	Per Package	
					Working Time (hour)	Manpower (person)
External	Removing slag and measuring temperatures	Melt in the ladle (Cylinder 150cm long with a diameter of 100cm)	Co-60 (3700 Bq/g)	1	0.2	1
	Pouring	<ul style="list-style-type: none"> Melt in the ladle (Cylinder 150cm long with a diameter of 100cm) Container with waste (140cm long concave cubic) 	Co-60 Melt : 3700 Bq/g Container : 37 Bq/g Waste : 37 MBq/g	1	0.08	1
	Painting and inspection	Container, Filler, Waste (140cm long concave cubic)	Co-60 Container : 37 Bq/g Filler : 3700 Bq/g Waste : 37 MBq/g	0.3	1	1
	Maintenance work for ladle on metal contamination	Metal adhered to the refractory (Pipe of 100.44cm OD, 100cm ID, and 150cm length)	Co-60 (3700 Bq/g)	0.3	0.5 (per batch)	2
	Maintenance work for ladle on slag contamination	Slag adhered to the refractory (Pipe of 100.26cm OD, 100cm ID, and 150cm length)	Cs-137 (9250 Bq/g)	0.3	0.5 (per batch)	2
Internal	Removing slag	Fine particles of slag	Cs-137: Sr-90: Am-241 = 1:0.2:0.01 (1 mg/m ³)	—	0.08	1
	Pouring	Fine particles of metal	Co-60 (1 mg/m ³)	—	0.08	1
	Maintenance work for ladle on slag contamination	Fine particles of slag	Cs-137: Sr-90: Am-241 = 1:0.2:0.01 (1 mg/m ³)	—	0.5 (per batch)	2

Table 6 Assumed chemical composition of slag

Composition	Weight percentage
Al ₂ O ₃	10
CaO	20
FeO	10
SiO ₂	60

Notes : Density of slag is 2.7g/cm³.

Table 7 Results of safety assessment for melting process

Radiation Exposure	Category of Work	Dose Equivalent Rate (Sv/h)	Calculation Point	Radiation Exposure per Batch		
				Individual (Sv)	Cumulative (Person · Sv)	
External	Material charge	—	Remote handling	—	—	
	Melting	—	Remote handling	—	—	
	Taking samples	2.35E-6	1m from the end surface periphery of the cylinder to axial direction	1.9E-7	1.9E-7	
	Temperature measurement	2.35E-6	1m from the end surface periphery of the cylinder to axial direction	3.5E-7	3.5E-7	
	Removing slag	2.35E-6	1m from the end surface periphery of the cylinder to axial direction	4.7E-7	4.7E-7	
	Pouring melt into ladle	—	Remote handling	—	—	
	Maintenance work for melting furnace on metal contamination	3.05E-6	0.3m from the inside surface of the pipe Thickness of pipe : 0.22cm	1.5E-6	3.0E-6	
	Maintenance work for melting furnace on slag contamination	5.11E-7	0.3m from the inside surface of the pipe Thickness of pipe : 0.13cm	2.6E-7	5.2E-7	
	Total				2.77E-6	4.53E-6
	Internal	Removing slag	—	—	2.9E-8	5.8E-8
Maintenance work for melting furnace on slag contamination		—	—	7.1E-8	1.4E-7	
Total				1.0E-7	1.98E-7	

Table 8 Results of safety assessment for casting a steel-plate cast iron waste container (1 of 2)

Radiation Exposure	Category of Work	Dose Equivalent Rate (Sv/h)	Calculation Point	Radiation Exposure per Container	
				Individual (Sv)	Cumulative (person · Sv)
External	Removing slag and measuring temperatures	2.35E-6	1m from the end surface periphery of the cylinder to axial direction	4.7E-7	4.7E-7
	Taking samples	2.35E-6	1m from the end surface periphery of the cylinder to axial direction	1.9E-7	1.9E-7
	Pouring	3.58E-6	1m from the surface at the center of the cylinder	2.9E-7	2.9E-7
	Cutting of a gate and risers	1.14E-5 (1.75E-6 +9.64E-6)	0.3m from the surface at the center of the cylinder and 0.3m from the side of the concave cube container	1.2E-5	2.3E-5
	Collection of steel balls	3.57E-6	1m from the side of the concave cube container	3.6E-6	3.6E-6
	Transfer of the container for shot blasting	3.57E-6	1m from the side of the concave cube container	7.2E-7	7.2E-7
	Installation of grips	9.64E-6	0.3m from the side of the concave cube container	9.7E-6	9.7E-6
	Maintenance work for ladle on metal contamination	3.05E-6	0.3m from the inside surface of the pipe Thickness of pipe : 0.22cm	1.5E-6	3.0E-6
	Maintenance work for ladle on slag contamination	5.11E-7	0.3m from the inside surface of the pipe Thickness of pipe : 0.13cm	2.6E-7	5.2E-7
	Total				2.87E-5

Table 8 Results of safety assessment for casting a steel-plate cast iron waste container (2 of 2)

Radiation Exposure	Category of Work	Dose Equivalent Rate (Sv/h)	Calculation Point	Radiation Exposure per Container	
				Individual (Sv)	Cumulative (person · Sv)
Internal	Removing slag	—	—	2.9E-8	5.8E-8
	Pouring	—	—	1.4E-8	1.4E-8
	Collection of steel balls	—	—	1.8E-9	3.6E-9
	Cutting of a gate and risers	—	—	1.8E-9	3.6E-9
	Maintenance work for ladle on slag contamination	—	—	7.1E-8	1.4E-7
Total				1.18E-7	2.19E-7

Table 9 Results of safety assessment for casting a receptacle for slag

Radiation Exposure	Category of Work	Dose Equivalent Rate (Sv/h)	Calculation Point	Radiation Exposure per Receptacle	
				Individual (Sv)	Cumulative (person · Sv)
External	Removing slag and measuring temperatures	8.23E-7	1m from the end surface of the cylinder to axial direction	1.7E-7	1.7E-7
	Pouring	3.50E-6	0.5m from the surface at the center of the cylinder	1.8E-7	1.8E-7
	Finishing	5.80E-6	0.3m from the outer surface at the center of the cylindrical container	1.2E-6	1.2E-6
	Maintenance work for ladle on metal contamination	1.43E-6	0.25m from the inside surface at the center of the pipe Thickness of pipe : 0.11 cm	7.2E-7	7.2E-7
	Maintenance work for ladle on slag contamination	2.38E-7	0.25m from the inside surface at the center of the pipe Thickness of pipe : 0.065cm	1.2E-7	1.2E-7
		Total		2.39E-6	2.39E-6
Internal	Removing slag	—	—	2.9E-8	2.9E-8
	Pouring	—	—	8.9E-11	8.9E-11
	Maintenance work for ladle on slag contamination	—	—	7.1E-8	7.1E-8
			Total		7.11E-8

Table 10 Results of safety assessment for casting a drum reinforcement

Radiation Exposure	Category of Work	Dose Equivalent Rate (Sv/h)	Calculation Point	Radiation Exposure per Ring 82cm long	
				Individual (Sv)	Cumulative (person · Sv)
External	Removing slag and measuring temperatures	8.23E-7	1 m from the end surface of the cylinder to axial direction	1.7E-7	1.7E-7
	Pouring	3.50E-6	0.5 m from the surface at the center of the cylinder	1.8E-7	1.8E-7
	Transfer of the pipe for shot blasting	2.28E-6	1 m from the outer surface at the center of the pipe	2.3E-7	2.3E-7
	Cutting	7.11E-6	0.3 m from the outer surface at the center of the pipe	7.1E-6	7.1E-6
	Maintenance work for ladle on metal contamination	1.43E-6	0.25m from the inside surface at the center of the pipe Thickness of pipe : 0.11 cm	7.2E-7	7.2E-7
	Maintenance work for ladle on slag contamination	2.38E-7	0.25m from the inside surface at the center of the pipe Thickness of pipe : 0.065cm	1.2E-7	1.2E-7
Total				8.52E-6	8.52E-6
Internal	Removing slag	—	—	2.9E-8	2.9E-8
	Pouring	—	—	8.9E-11	8.9E-11
	Cutting	—	—	1.8E-9	1.8E-9
	Maintenance work for ladle on slag contamination	—	—	7.1E-8	7.1E-8
Total				1.02E-7	1.02E-7

Table 11 Results of safety assessment for casting a multiple casting waste package

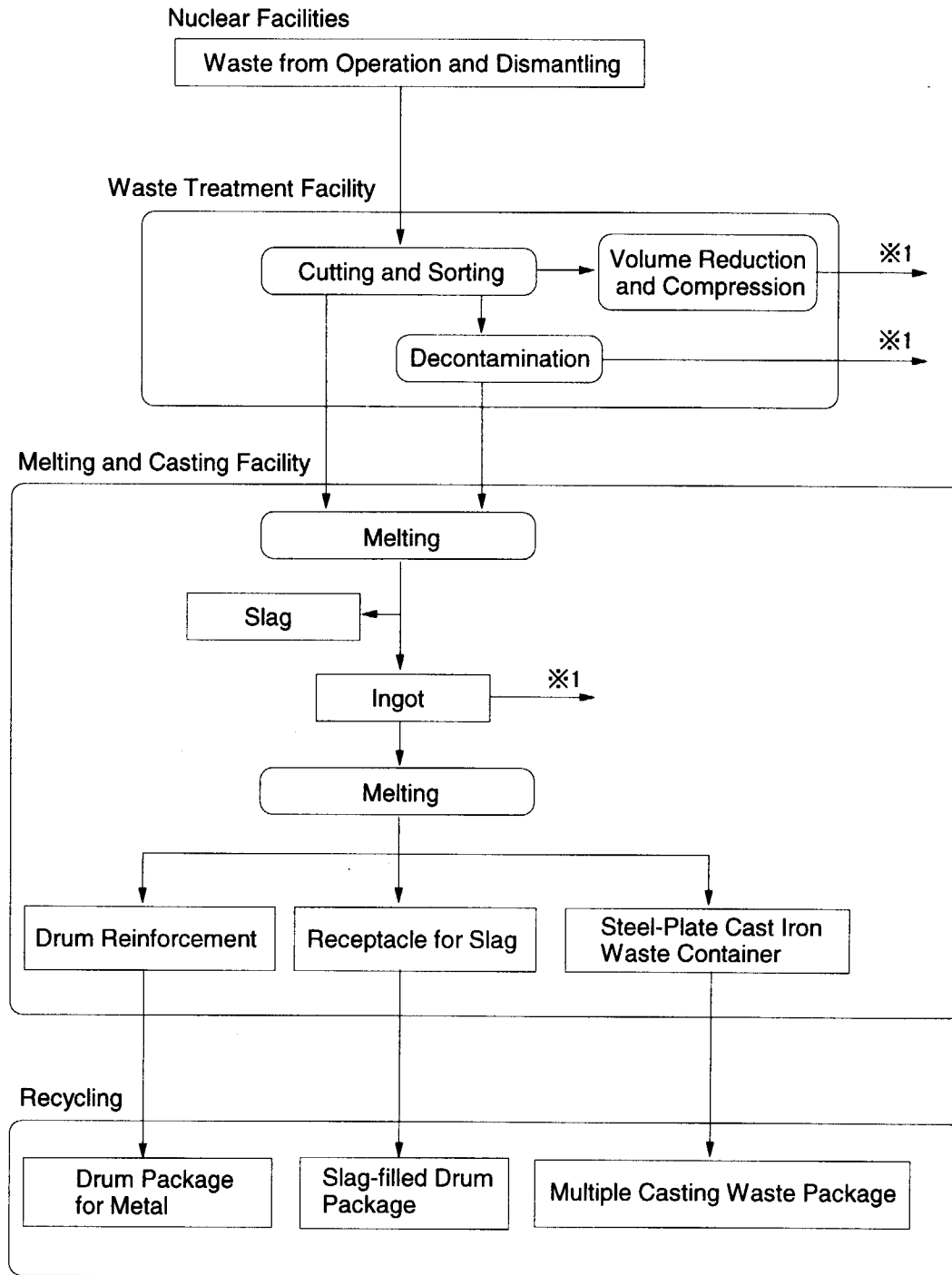
Radiation Exposure	Category of Work	Dose Equivalent Rate (Sv/h)	Calculation Point	Radiation Exposure per Package	
				Individual (Sv)	Cumulative (person · Sv)
External	Removing slag and measuring temperatures	2.35E-4	1m from the end surface periphery of the cylinder to axial direction	4.7E-5	4.7E-5
	Pouring	3.58E-4 1.78E-3	1m from the surface at the center of the cylinder and 1m from the side of the container	2.86E-5 1.42E-4	2.86E-5 1.42E-4
	Painting and inspection	2.72E-5	0.3 m from the side of the package	2.7E-5	2.7E-5
	Maintenance work for ladle on metal contamination	3.05E-4	0.3 m from the inside surface at the center of the pipe Thickness of pipe : 0.22cm	1.53E-4	3.05E-4
	Maintenance work for ladle on slag contamination	5.11E-5	0.3 m from the inside surface at the center of the pipe Thickness of pipe : 0.13cm	2.56E-5	5.11E-5
	Total				4.23E-4
Internal	Removing slag	—	—	1.2E-6	1.2E-6
	Pouring	—	—	1.4E-8	1.4E-8
	Maintenance work for ladle on slag contamination	—	—	7.1E-6	1.4E-5
Total				8.31E-6	1.52E-5

Table 12 Characteristics of metal waste arising from dismantling of a nuclear power plant (BWR, 1100MWe)

Category of activity level (Bq/ton)		Amount of waste (ton)		
		Activated	Contaminated	Total
A	> 3.7E+13	70	0	70
B1	3.7E+13 ~ 3.7E+12	10	0	10
B2	3.7E+12 ~ 3.7E+11	20	0	20
B3	3.7E+11 ~ 3.7E+10	240	0	240
C1	3.7E+10 ~ 3.7E+09	70	200	270
C2	3.7E+09 ~ 3.7E+08	860	890	1,750
C3	3.7E+08 ~ 3.7E+07	1,150	3,100	4,250
D	3.7E+07 ~ 3.7E+06	780	12,790	13,570
E	3.7E+06 ~ 3.7E+05	1,300	520	1,820
F	3.7E+05 ~ 3.7E+04	410	1,110	1,520
G	3.7E+04 >	810	5,760	6,570

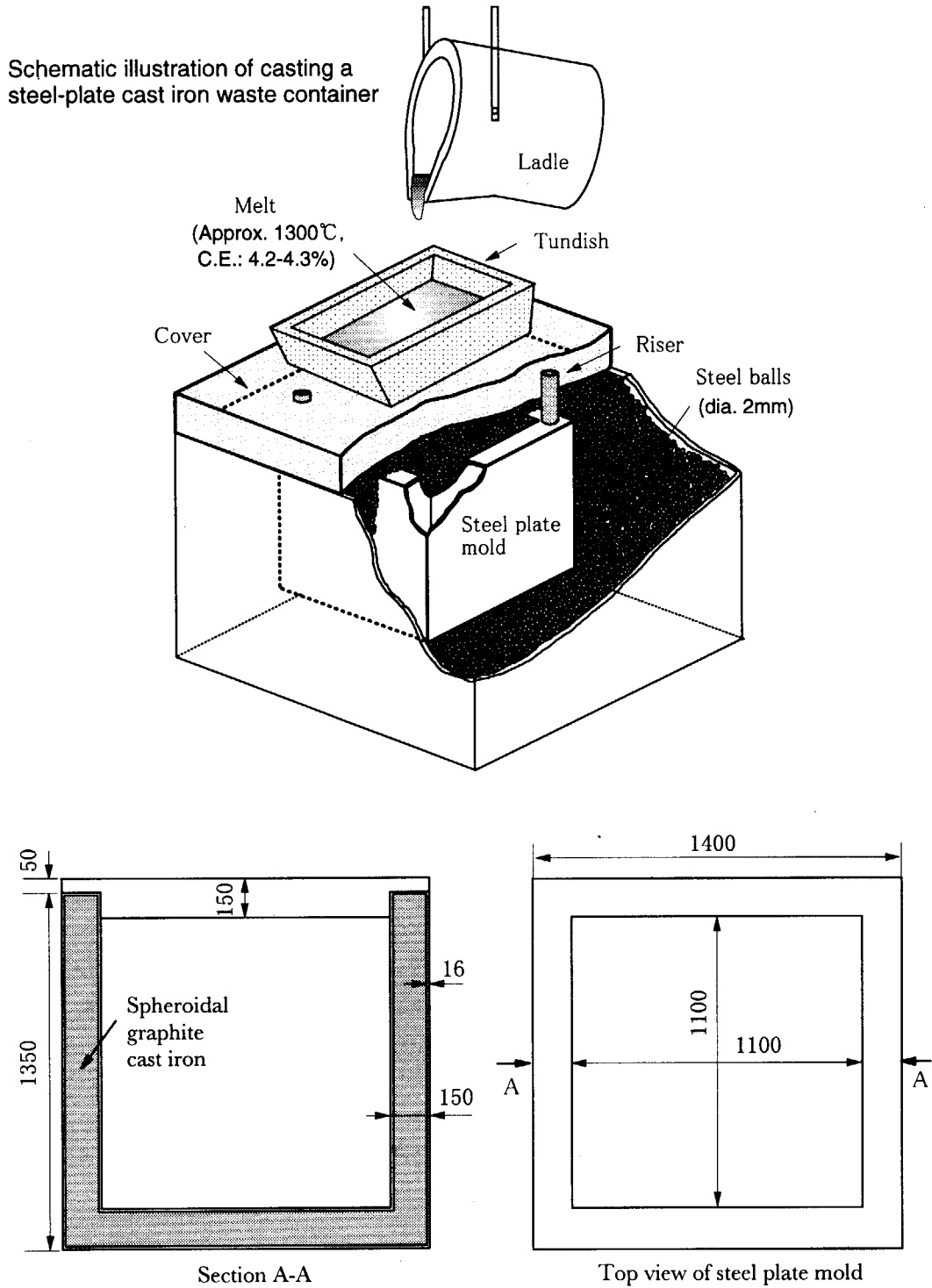
Notes 1 : Levels of F and G are considered to be less than clearance level.

Notes 2 : Data were excerpted from the Radioactive Waste Data Book published in 1998 at the Radioactive Waste Management Funding and Research Center.



※1: Storage or disposal facilities

Fig.1 Treatment flow of dismantling waste for restricted recycling in nuclear facilities



Notes : The lid is made separately by commercial steel.

Fig.2 Steel-plate cast iron waste container

Schematic illustration of casting a multiple casting waste package

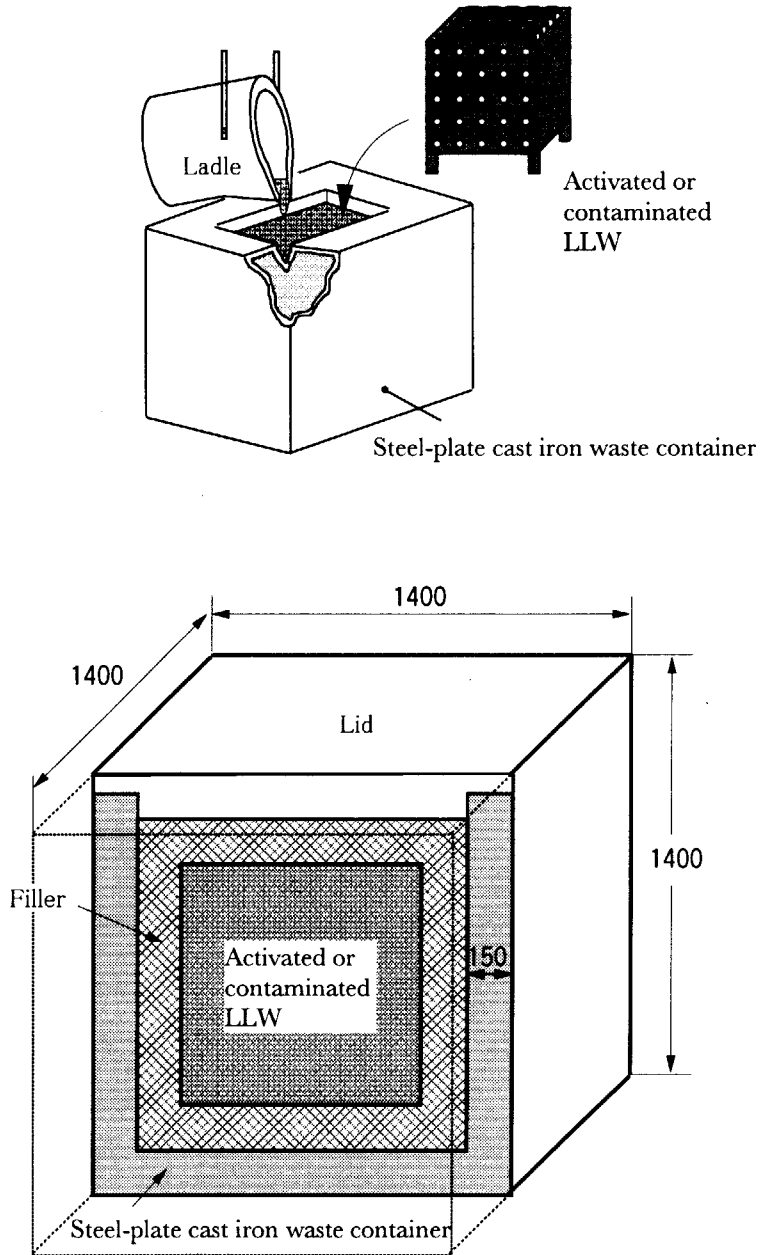


Fig.3 Multiple casting waste package and its dimension

Dimension of drum
Outer dimension : dia. 600 mm, 890mm high
Inner dimension : dia. 567 mm, 830mm high
Thickness : 1.6 mm

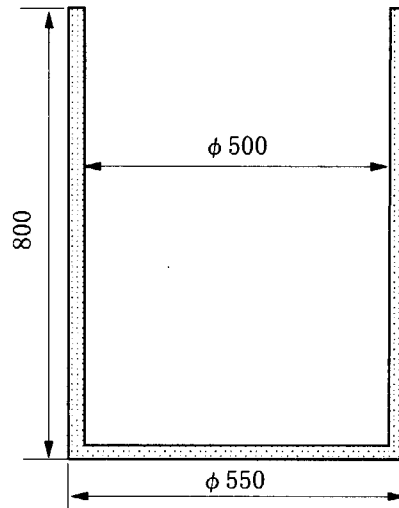


Fig.4 Receptacle for slag and its dimension

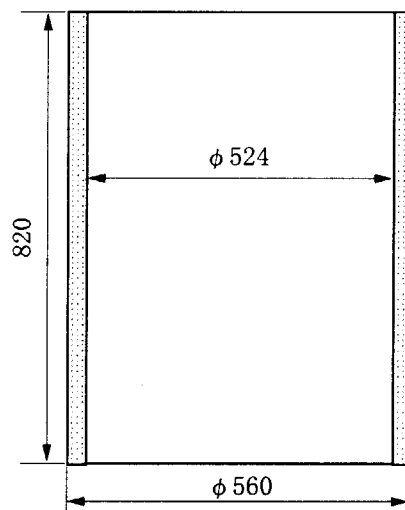
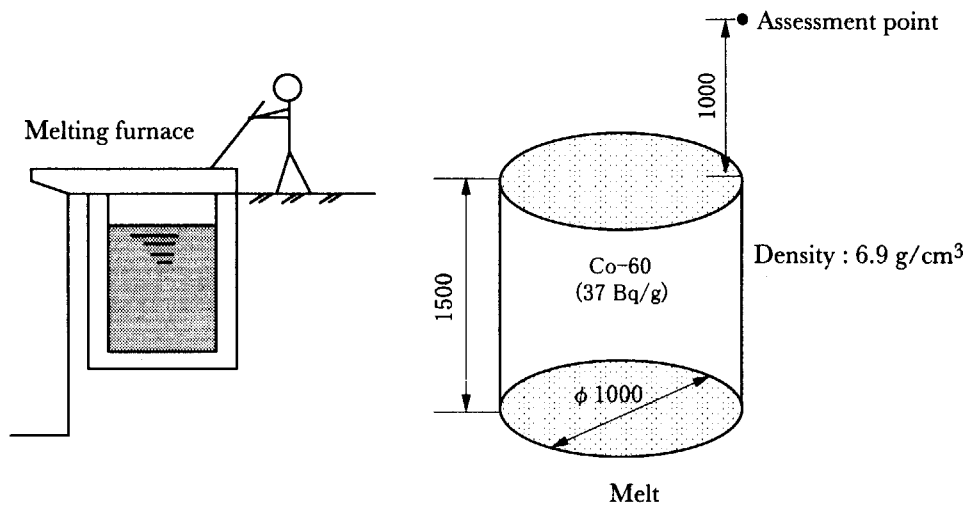
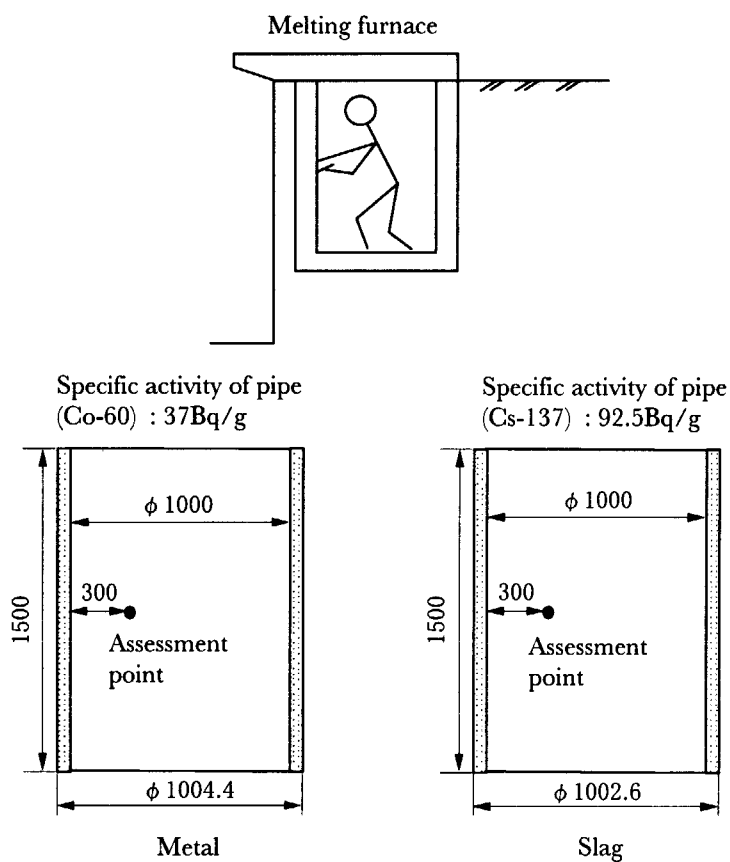


Fig.5 Drum reinforcement and its dimension

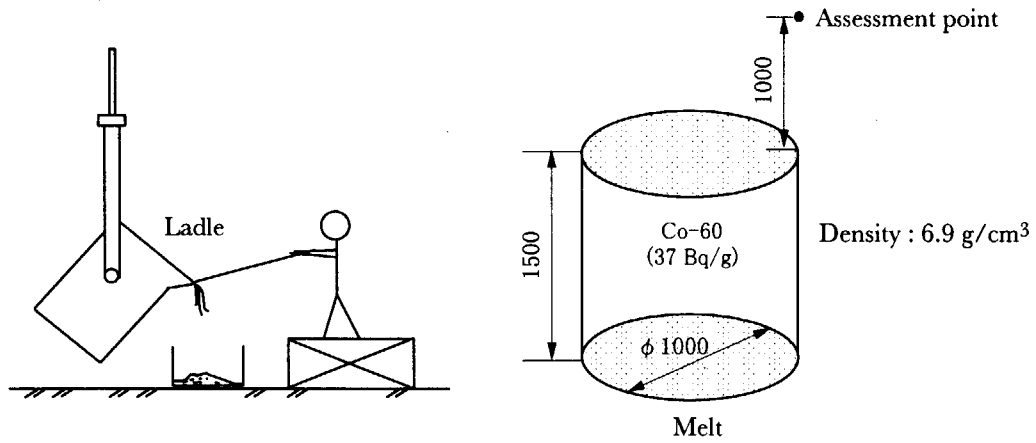


a) Taking samples, removing slag, and measuring temperatures

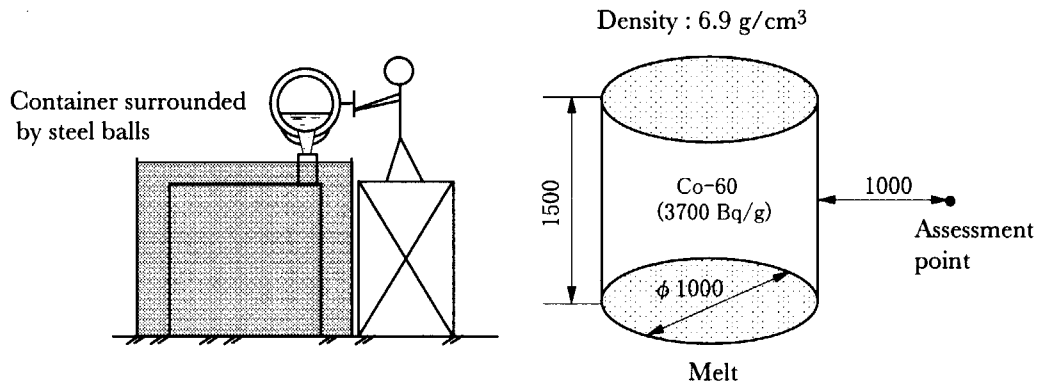


e) Maintenance work for melting furnace

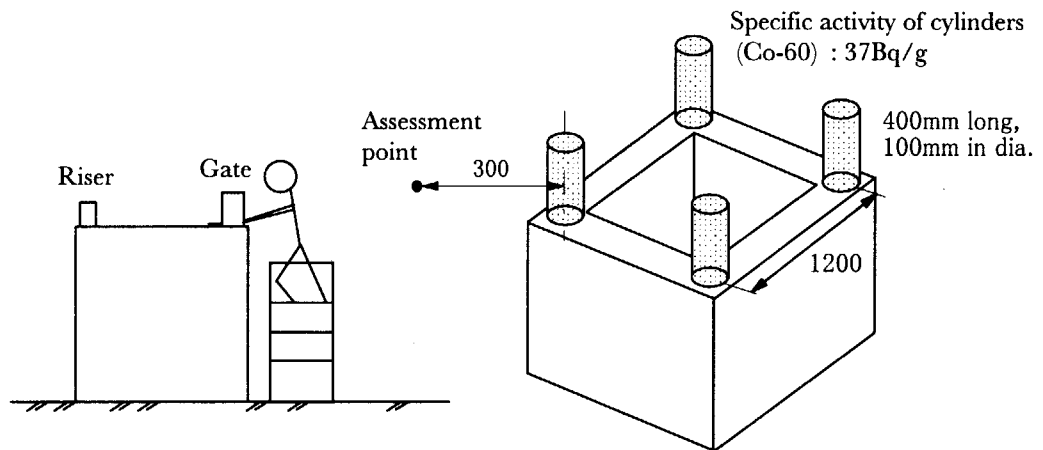
Fig.6 Calculation models for external exposure in melting process



a) Taking slag, removing slag, and measuring temperatures

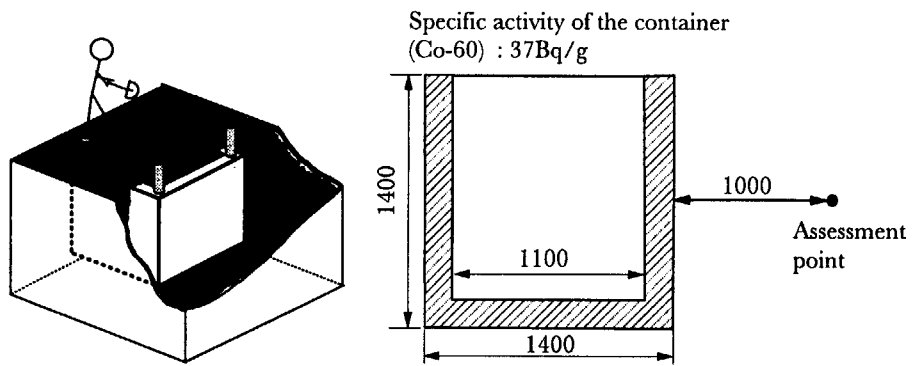


b) Pouring melt

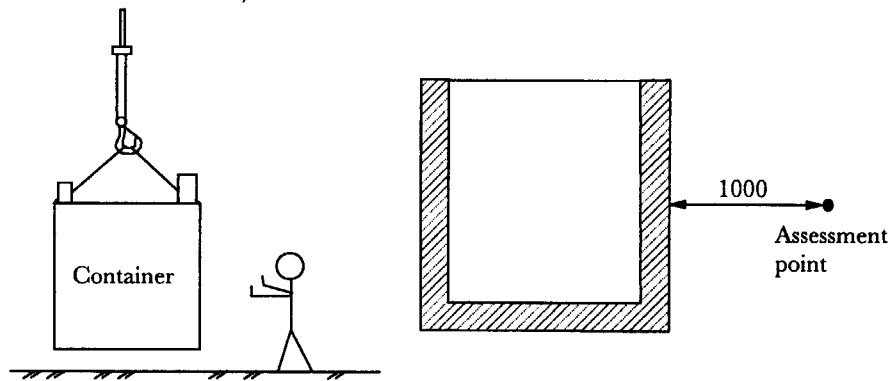


c) Cutting a gate and risers

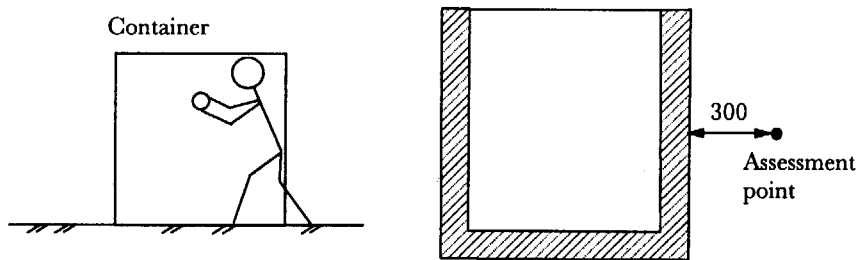
Fig.7 Calculation models for external exposure in casting a steel-plate cast iron waste container (1 of 2)



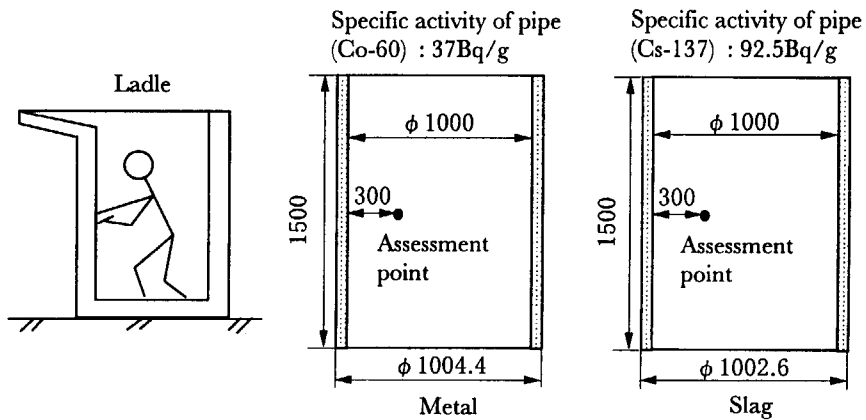
d) Collection of steel balls



e) Transferring container for shot blasting

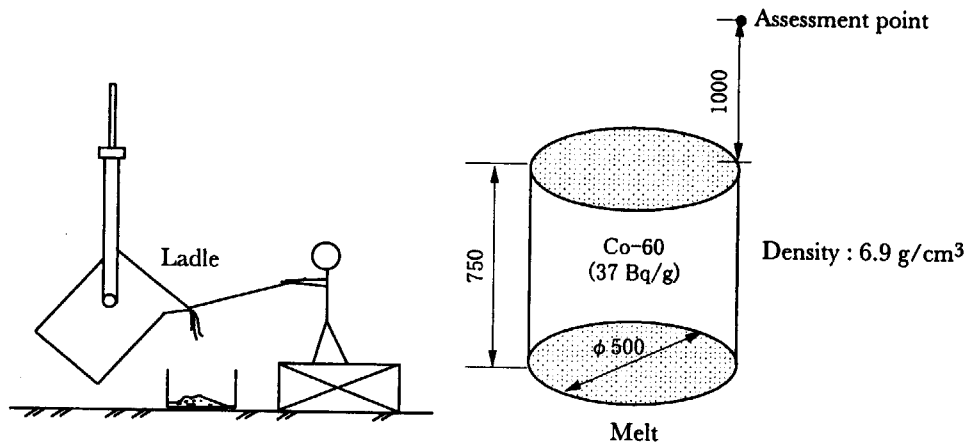


f) Installation of grips

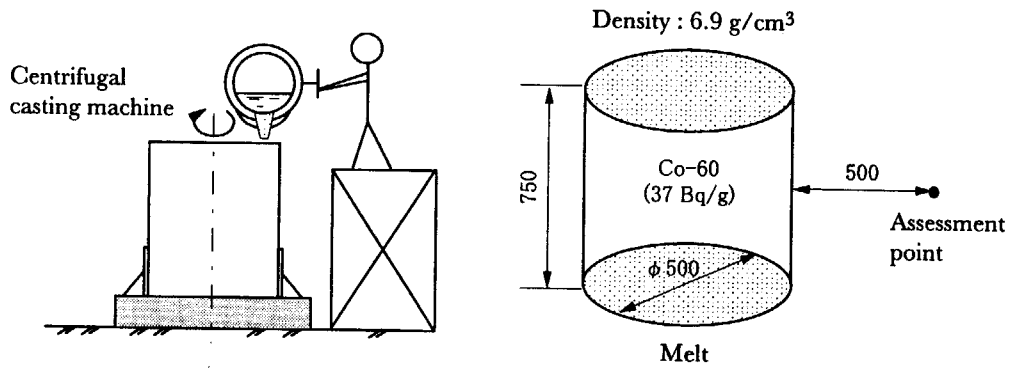


g) Maintenance work for ladle

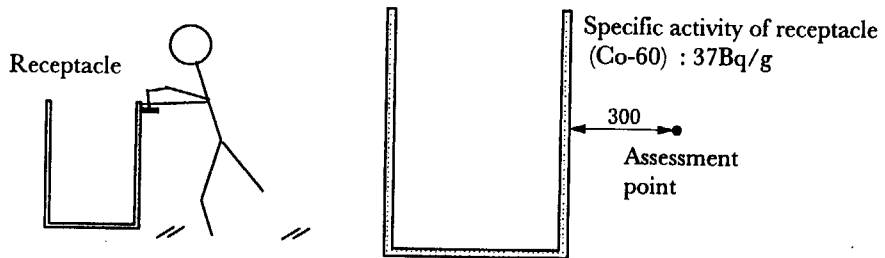
Fig.7 Calculation models for external exposure in casting a steel-plate cast iron waste container (2 of 2)



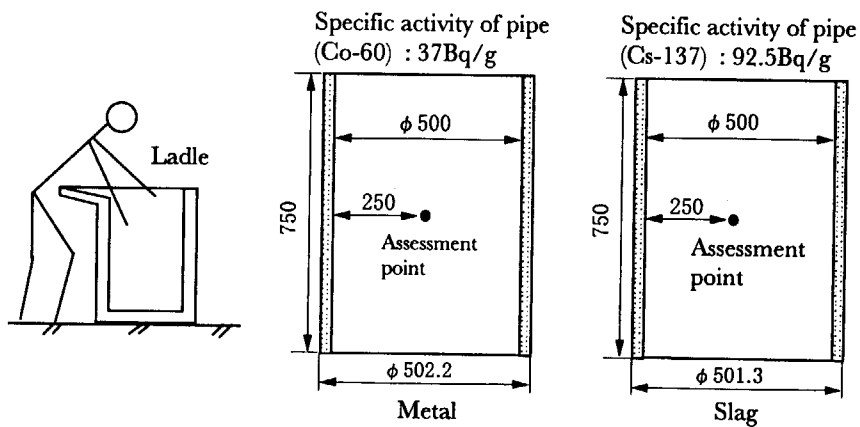
a) Removing slag and measuring temperatures



b) Pouring melt

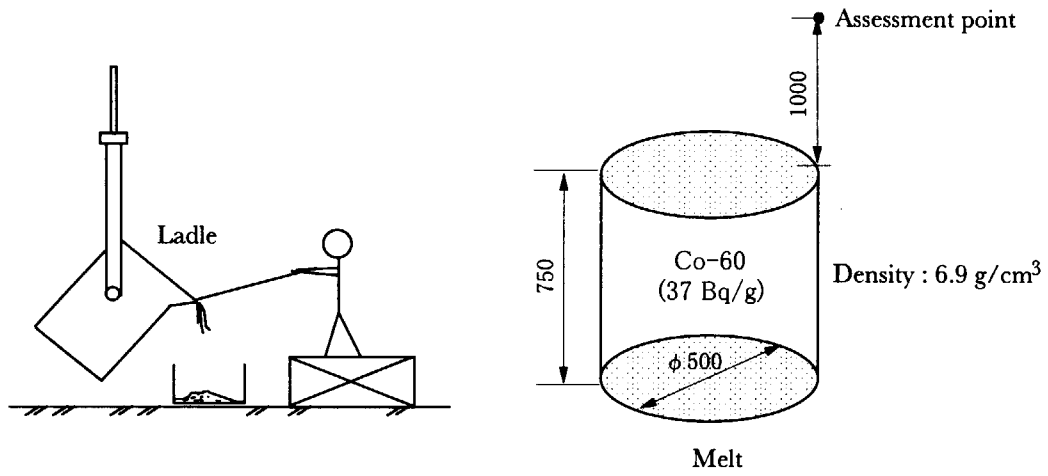


c) Finishing and inspection

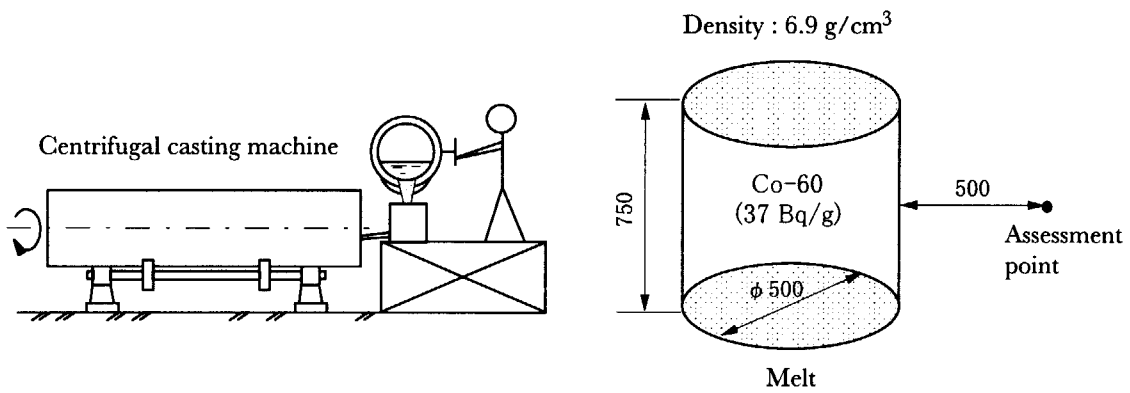


e) Maintenance work for ladle

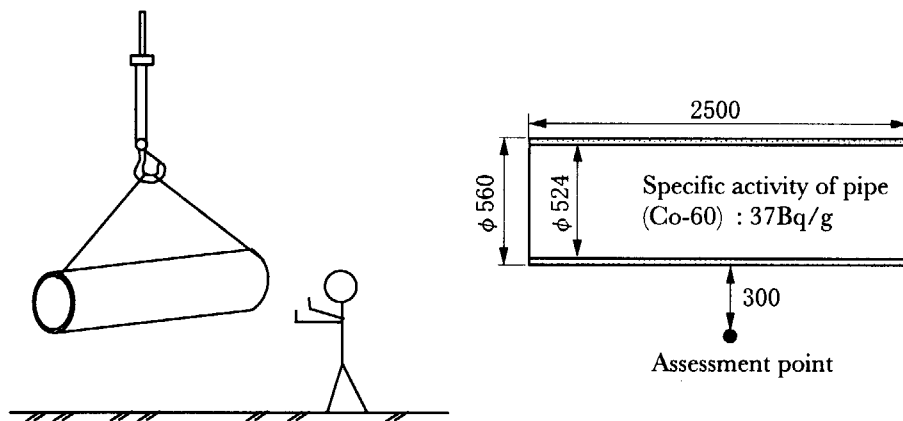
Fig.8 Calculation models for external exposure in casting a receptacle for slag



a) Removing slag and measuring temperatures

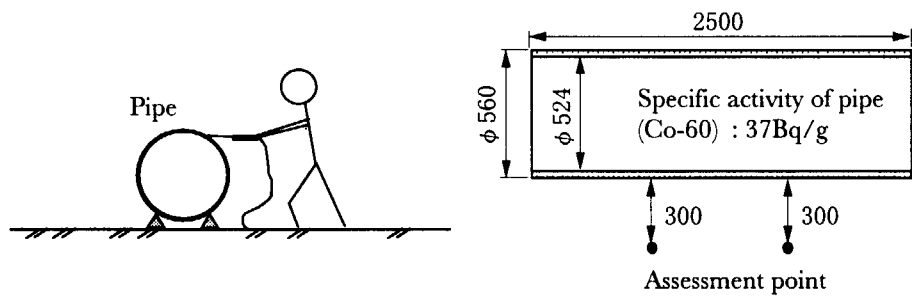


b) Pouring melt

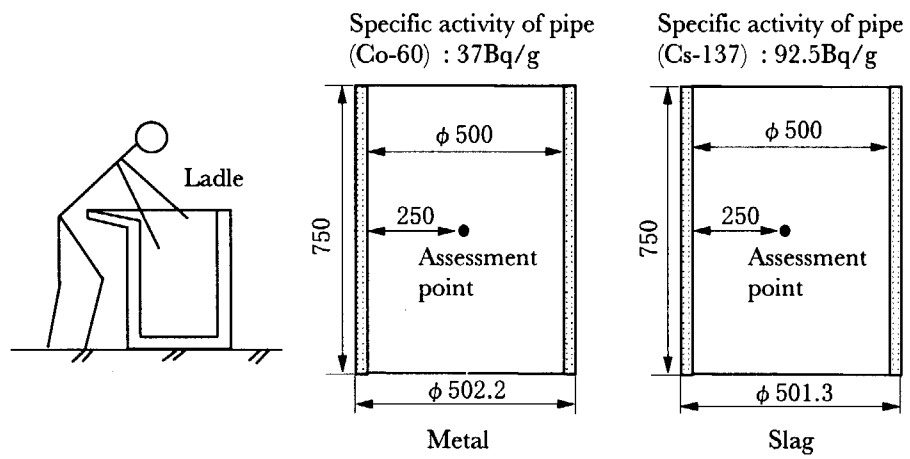


c) Transferring pipe for shot blasting

Fig.9 Calculation models for external exposure in casting a drum reinforcement (1 of 2)

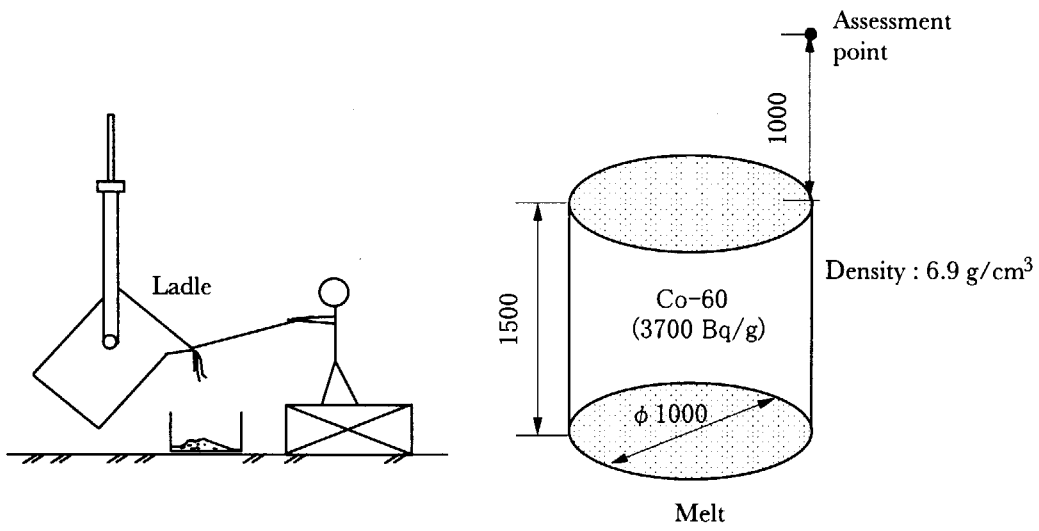


d) Cutting

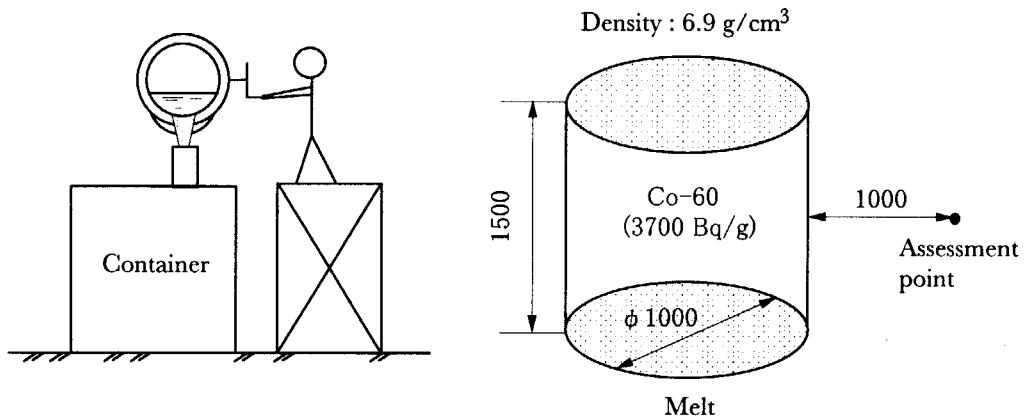


e) Maintenance work for ladle

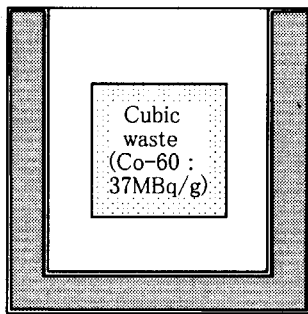
Fig.9 Calculation models for external exposure in casting a drum reinforcement (2 of 2)



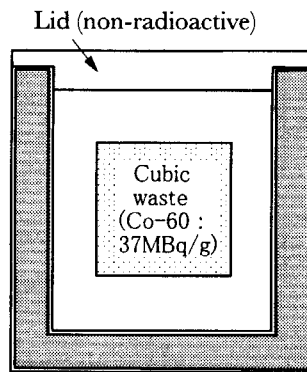
a) Removing slag and measuring temperatures



Specific activity of container
(Co-60) : 37Bq/g



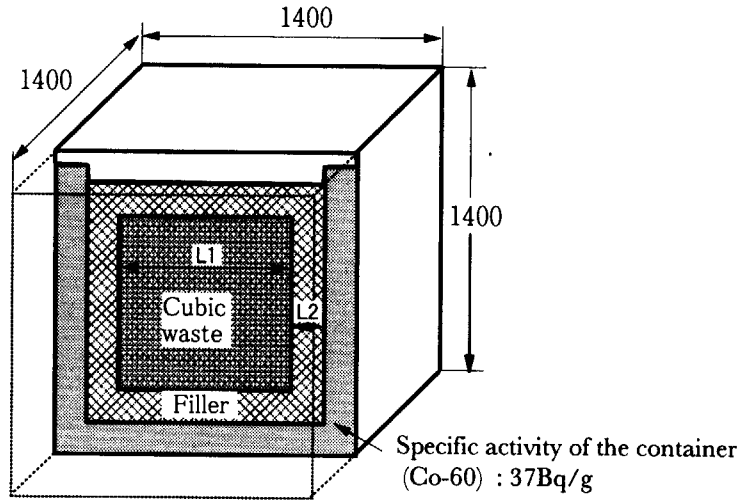
Open pouring



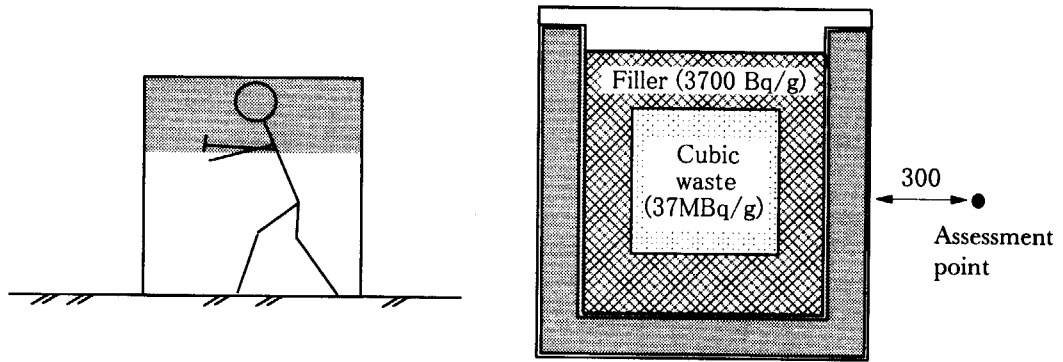
Shielded pouring

b) Pouring melt

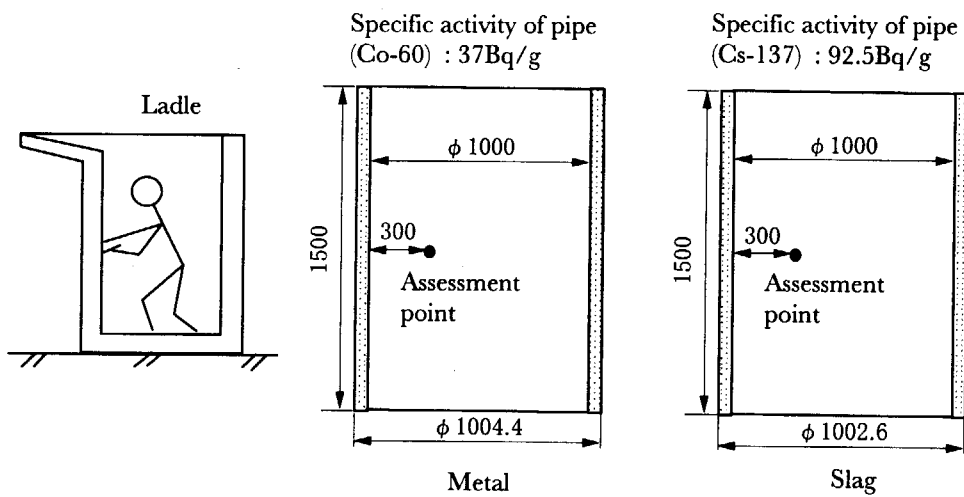
Fig.10 Calculation models for external exposure in casting a multiple waste package (1 of 2)



Internal structure of a multiple casting waste package
 L1 : 600 mm to 1000 mm



d) Painting and external inspection



e) Maintenance work for ladle

Fig.10 Calculation models for external exposure in casting a multiple waste package (2 of 2)

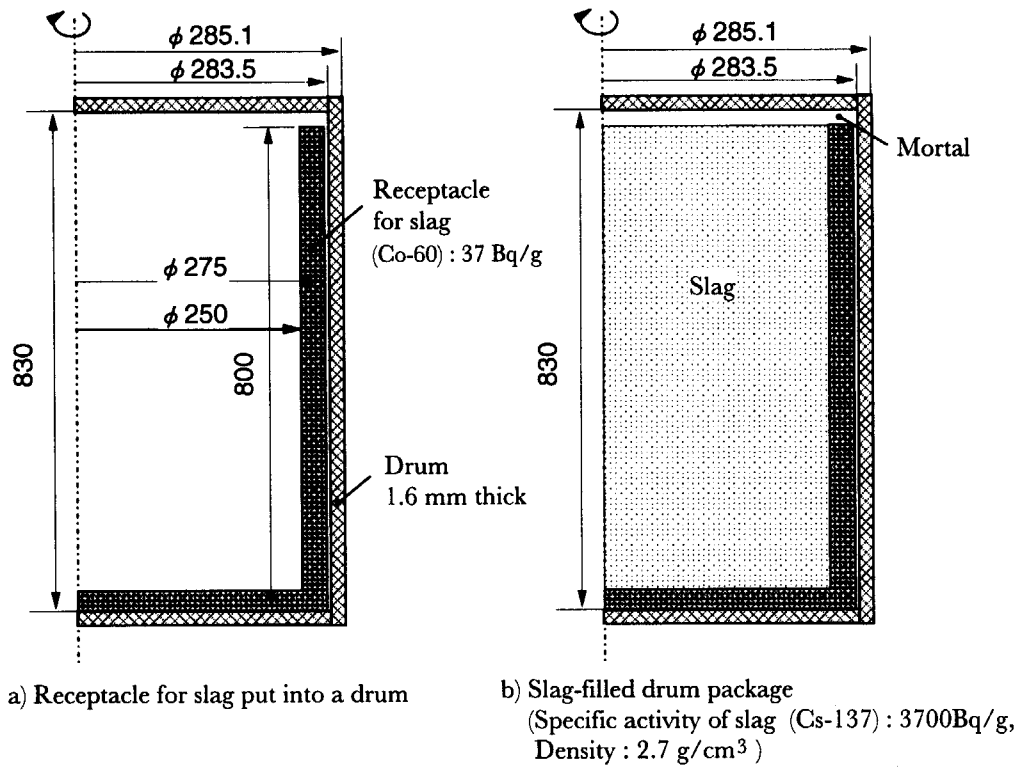


Fig.11 Calculation models for external exposure around a slag-filled drum package

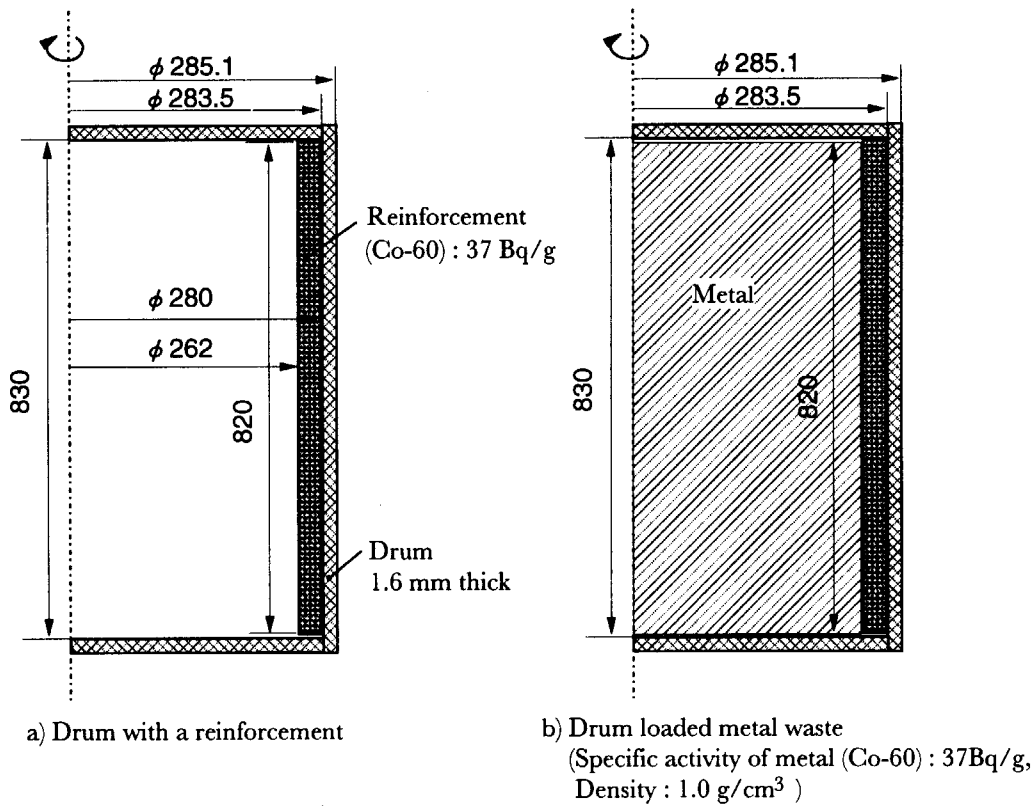
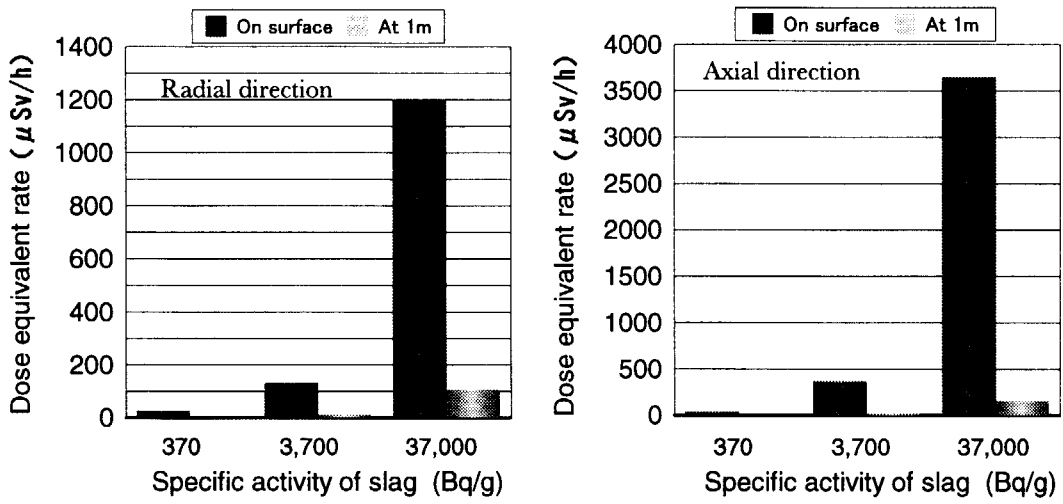
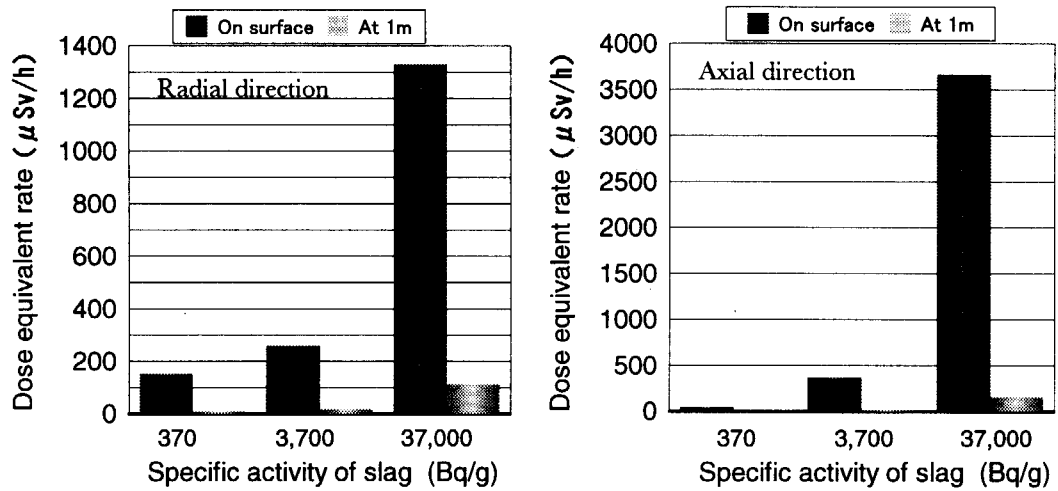


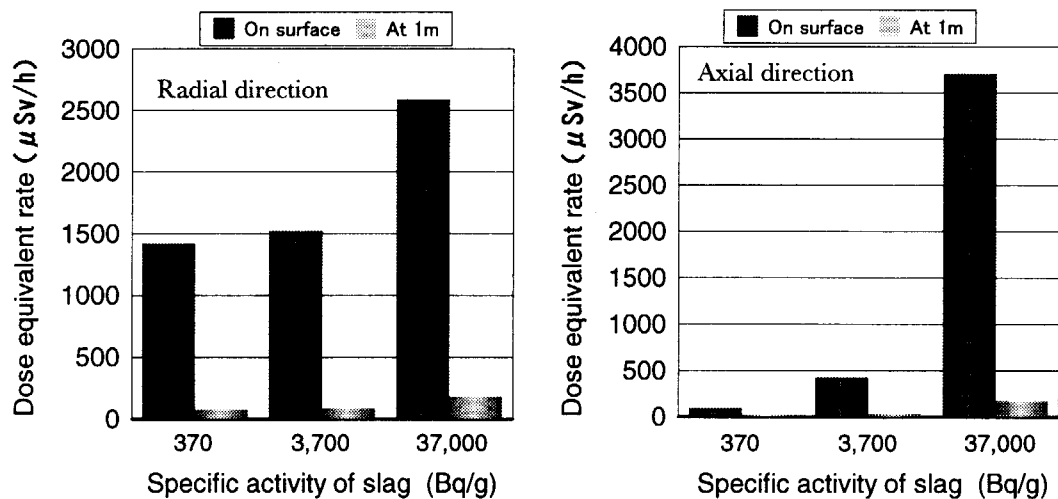
Fig.12 Calculation models for external exposure around a drum with a reinforcement



a) Specific activity of receptacle : 37 Bq/g



b) Specific activity of receptacle : 370 Bq/g



c) Specific activity of receptacle : 3700 Bq/g

Fig.13 Dose equivalent rate around a slag-filled drum package calculated by changing radioactivity concentrations of the receptacle and the slag

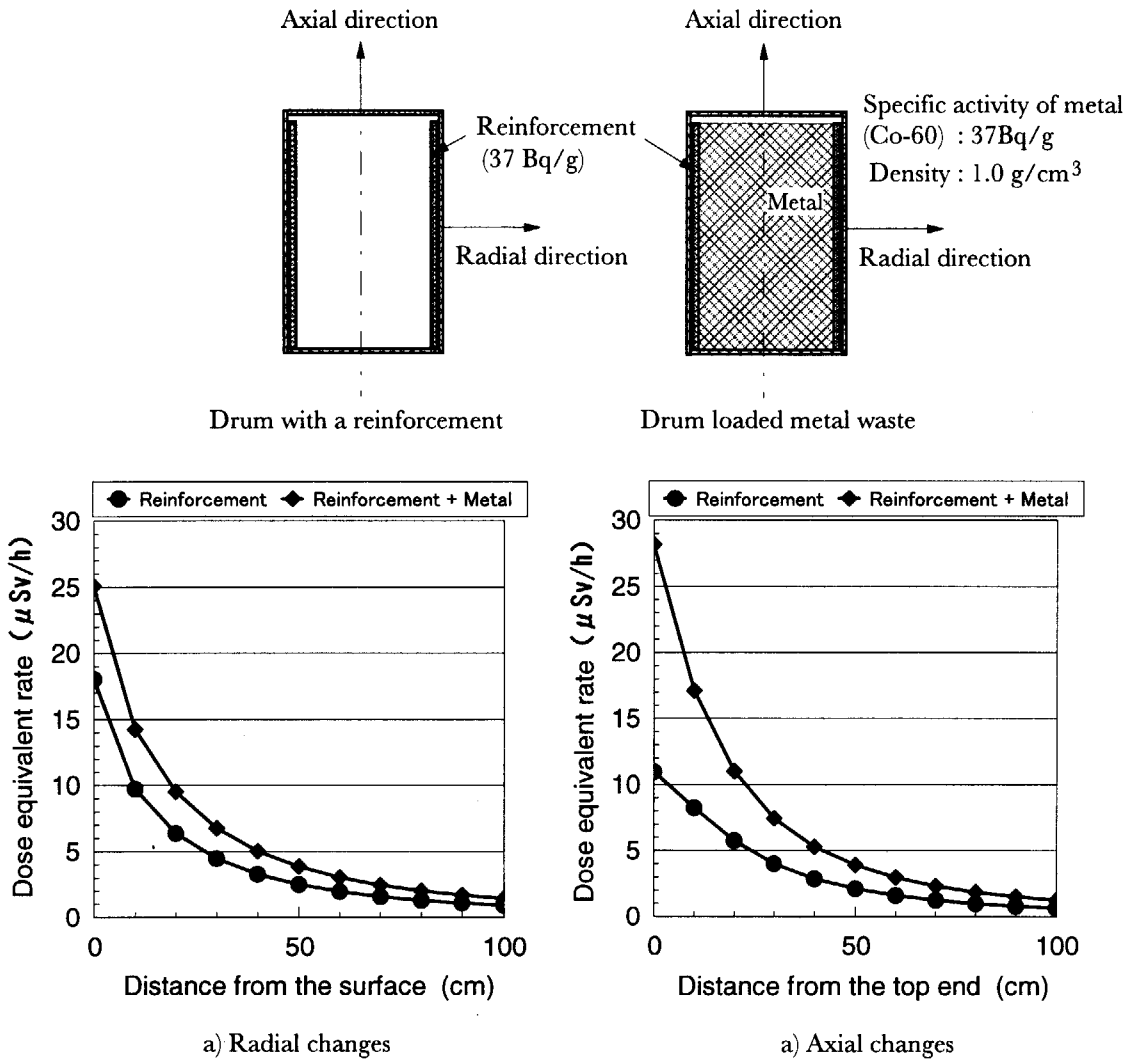
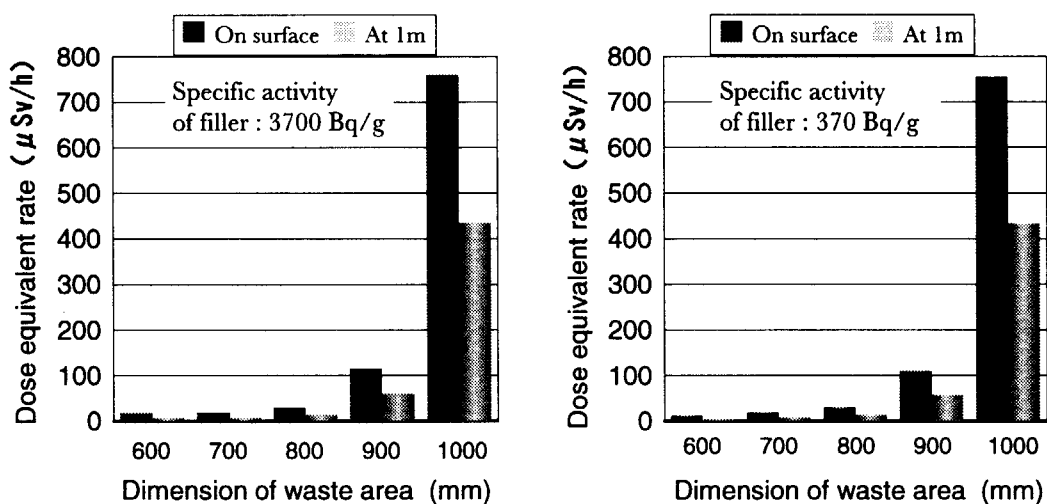
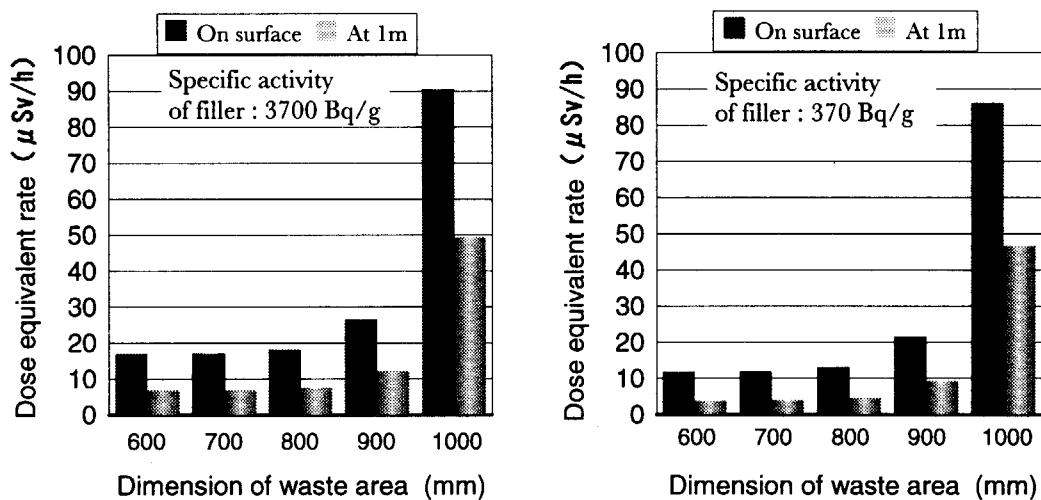


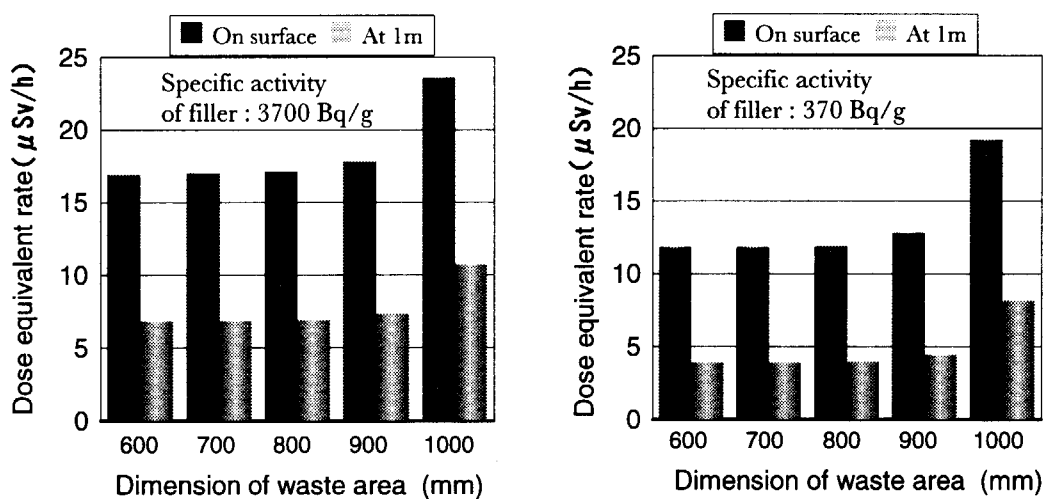
Fig.14 Dose equivalent rate around a drum



a) Specific activity of waste : 37MBq/g

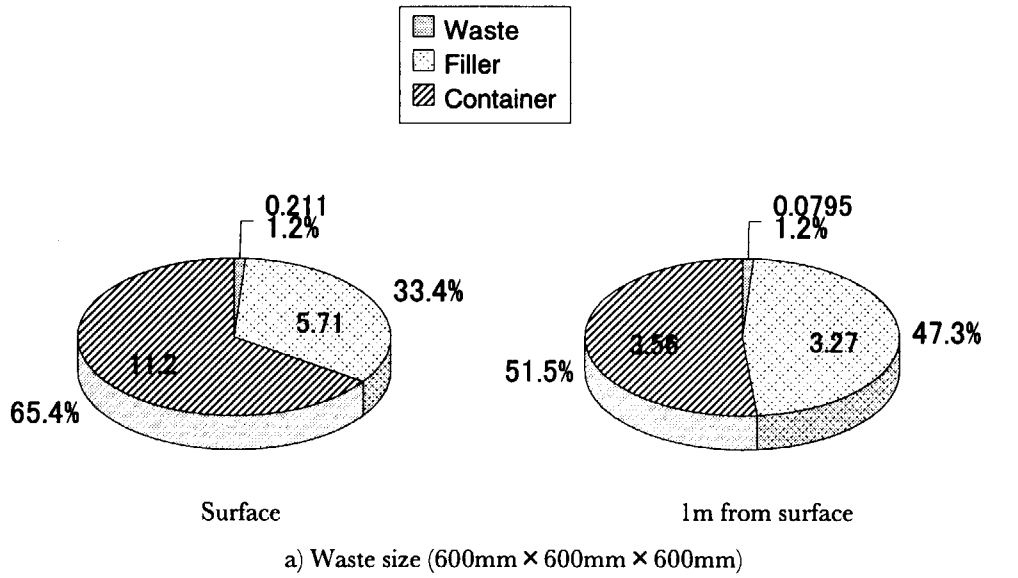


b) Specific activity of waste : 3.7MBq/g



b) Specific activity of waste : 0.37MBq/g

Fig.15 Dose equivalent rate around a multiple casting waste package calculated by changing radioactivity concentrations of the waste and the filler.



Notes : Numerical values in the figure show the dose equivalent rate (μ Sv/h) attributed to each source and percentage to the whole.

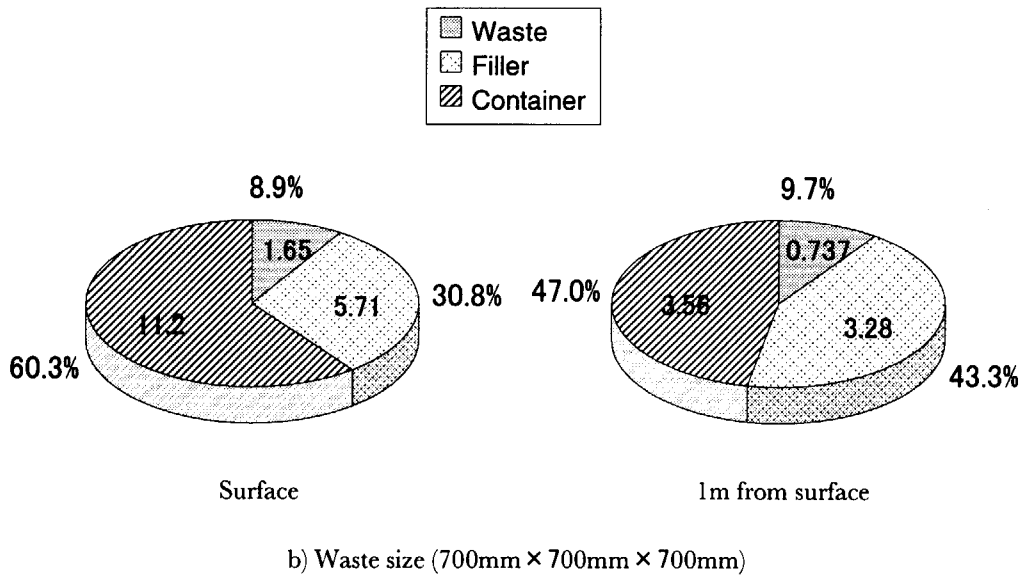
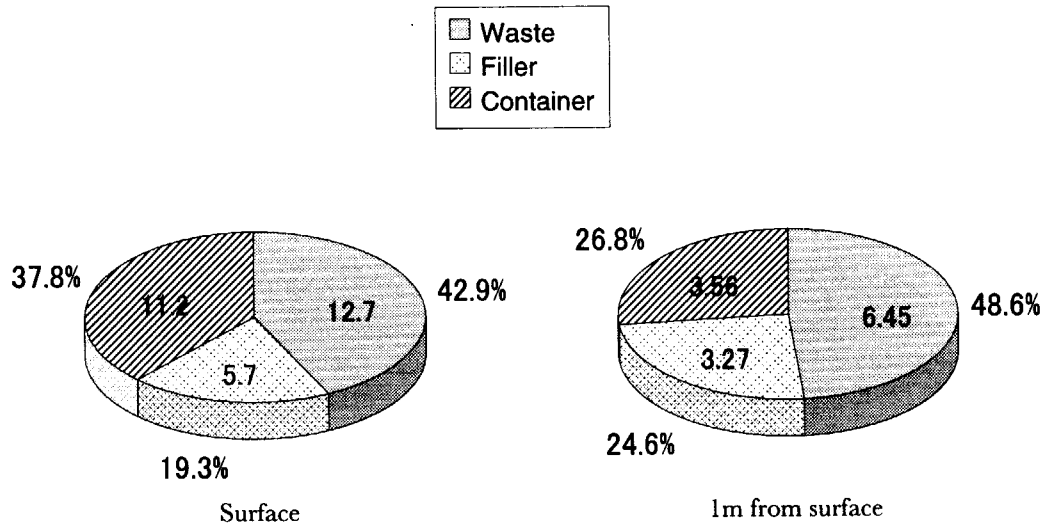
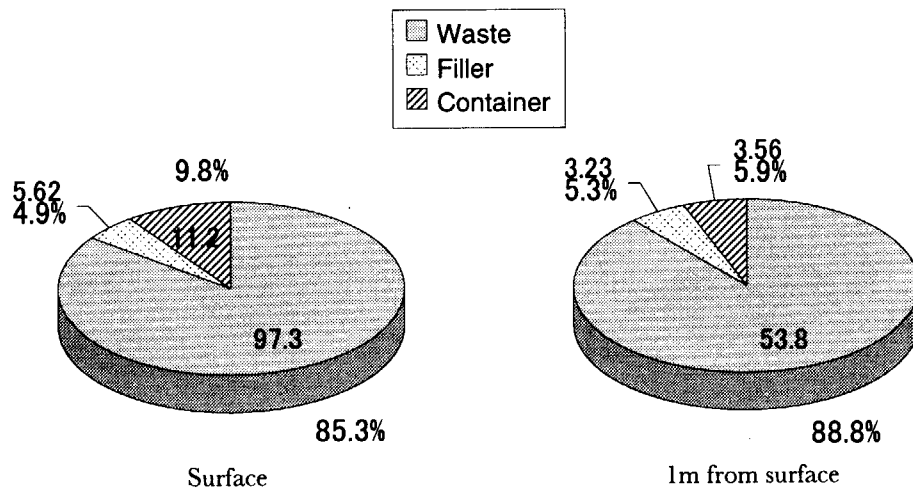


Fig.16 Influence of waste size on the dose equivalent rate attributed to a multiple casting waste package (1 of 3)



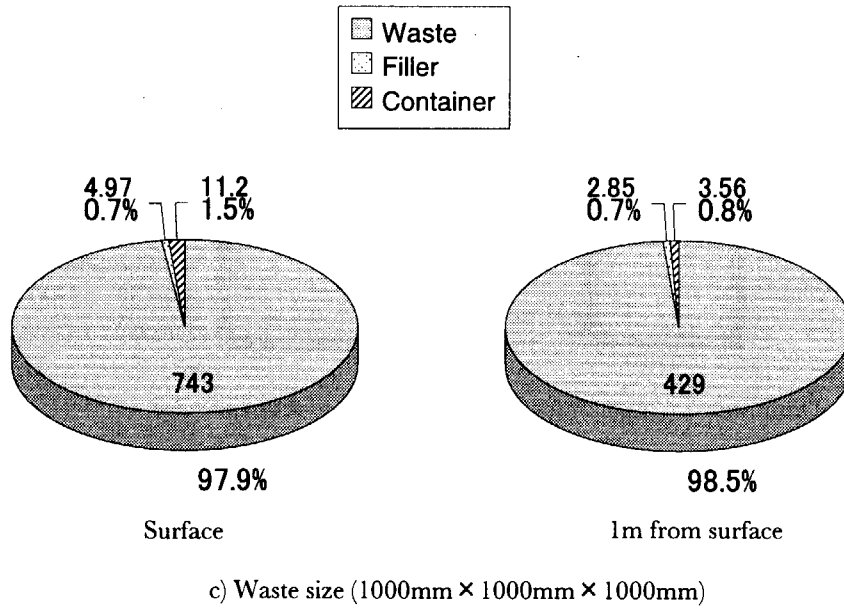
c) Waste size (800mm × 800mm × 800mm)

Notes : Numerical values in the figure show the dose equivalent rate (μSv/h) attributed to each source and percentage to the whole.



d) Waste size (900mm × 900mm × 900mm)

Fig.16 Influence of waste size on the dose equivalent rate attributed to a multiple casting waste package (2 of 3)



Notes : Numerical values in the figure show the dose equivalent rate (μ Sv/h) attributed to each source and percentage to the whole.

Fig.16 Influence of waste size on the dose equivalent rate attributed to a multiple casting waste package (3 of 3)

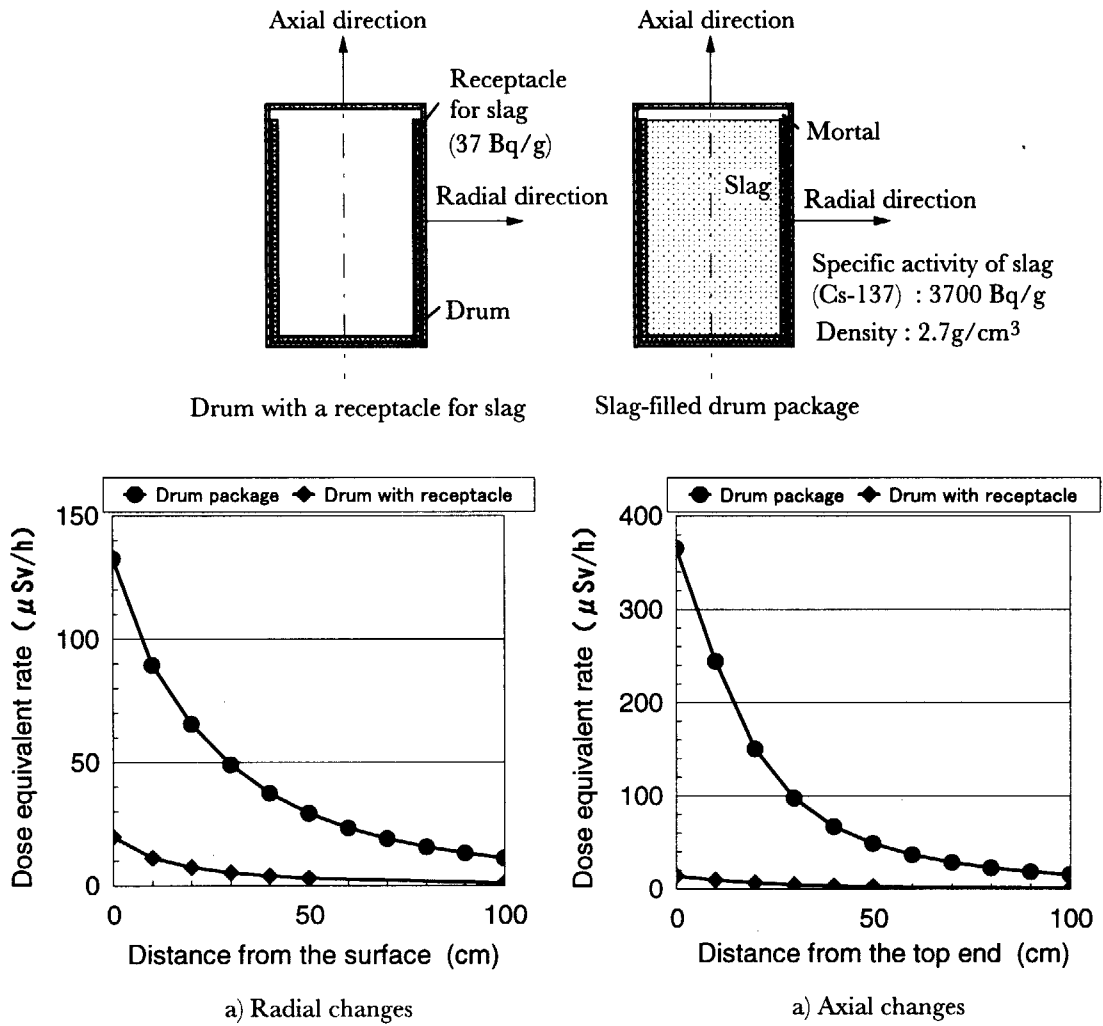


Fig.17 Dose equivalent rate around a slag-filled drum package

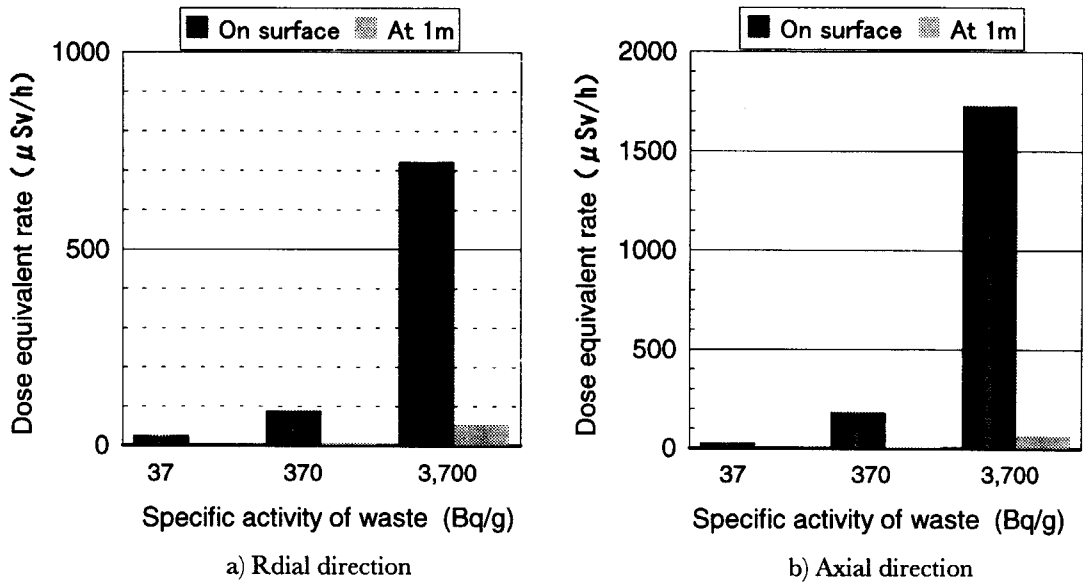


Fig.18 Dose equivalent rate around a drum calculated by changing the specific activity of waste with that of the drum reinforcement kept constant

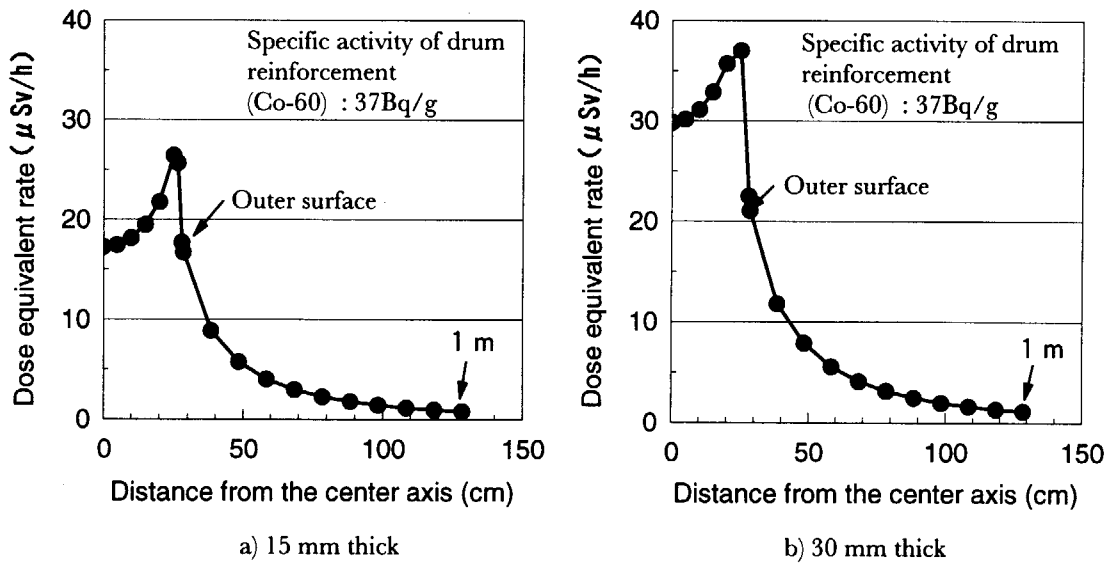


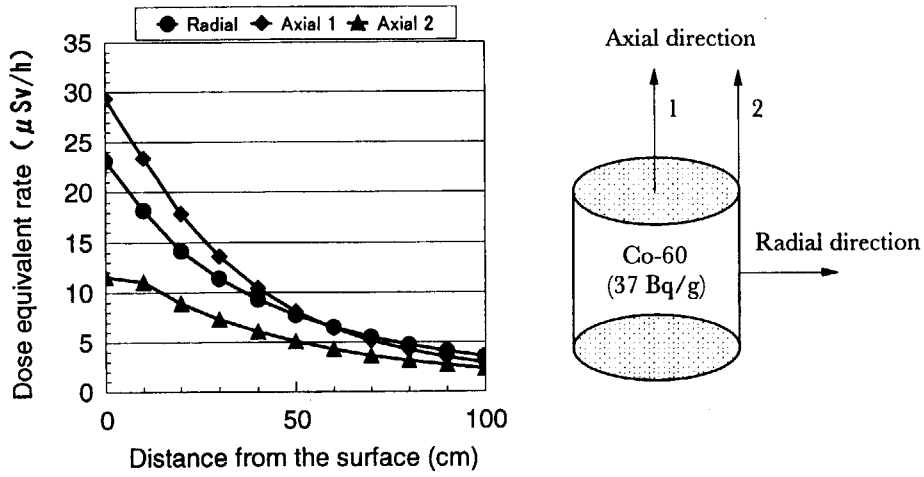
Fig.19 Dose equivalent rate around a drum calculated by changing the thickness of a drum reinforcement

Appendix 1

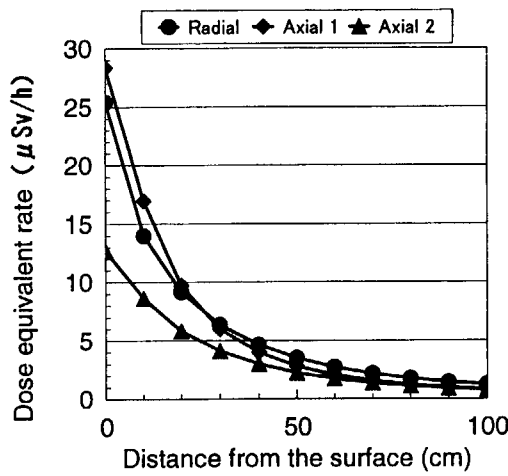
Calculated Dose Equivalent Rate for Various Radiation Source

- A. Dose Equivalent Rate Around a Cylindrical Source
- B. Dose Equivalent Rate Around a Cluster of Cylindrical Source
- C. Dose Equivalent Rate Around a Pipe Source
- D. Dose Equivalent Rate Around a Steel-Plate Cast Iron Waste Container and a Multiple Casting Waste Package
- E. Dose Equivalent Rate Around a Receptacle for Slag and a Slag-filled Drum Package
- F. Dose Equivalent Rate Around a Drum Reinforcement
- G. Dose Equivalent Rate Around a Drum with a Reinforcement and Metal Waste

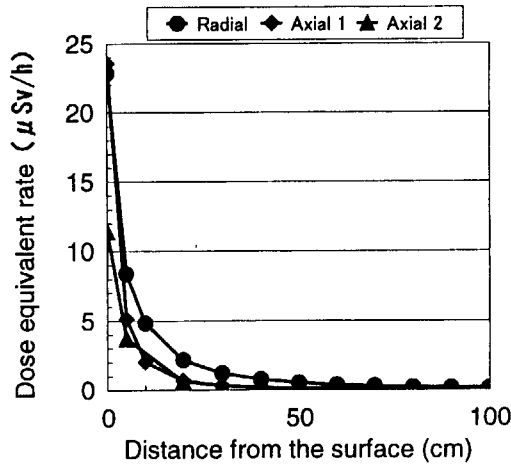
A. Dose Equivalent Rate Around a Cylindrical Source



a) Cylinder of dia. 100cm and 150 cm long
(Density : 6.9g/cm^3 , Specific activity : 37Bq/g)

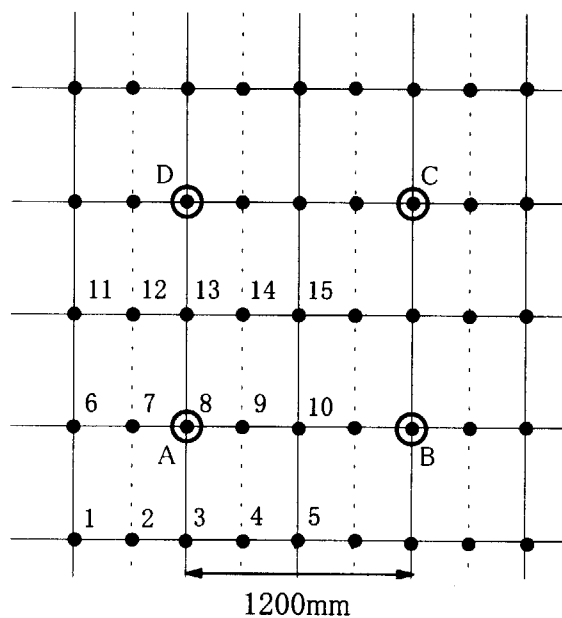
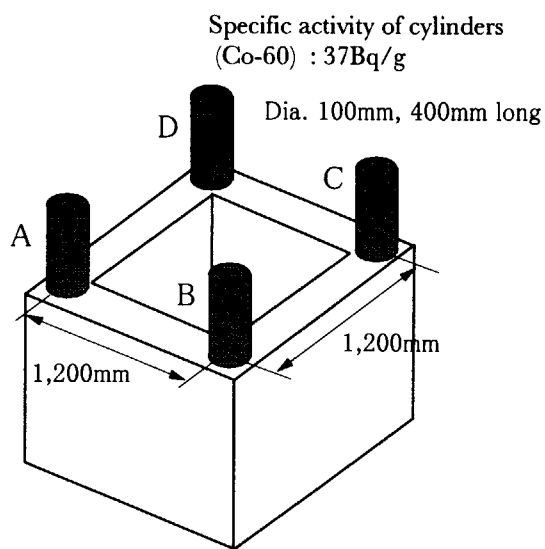


b) Cylinder of dia. 50cm and 75 cm long
(Density : 6.9g/cm^3 , Specific activity : 37Bq/g)



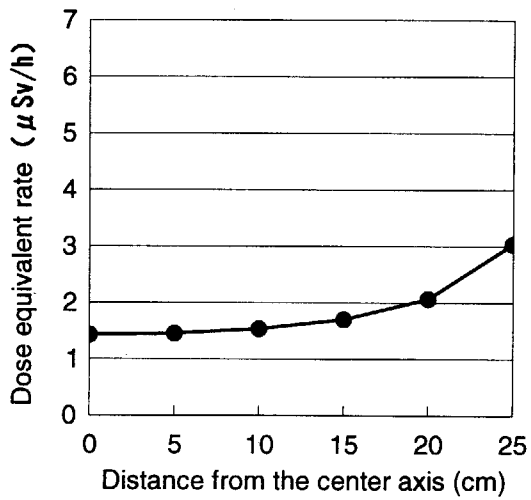
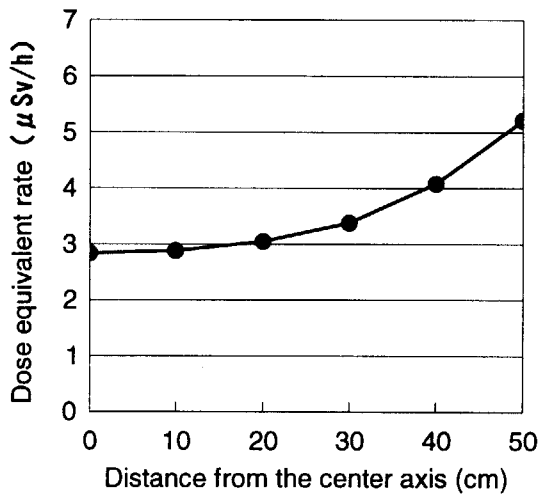
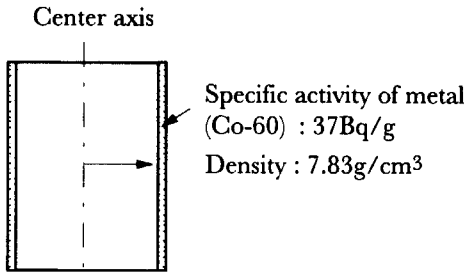
c) Cylinder of dia. 10cm and 40 cm long
(Density : 7.83g/cm^3 , Specific activity : 37Bq/g)

B. Dose Equivalent Rate Around a Cluster of Cylindrical Source

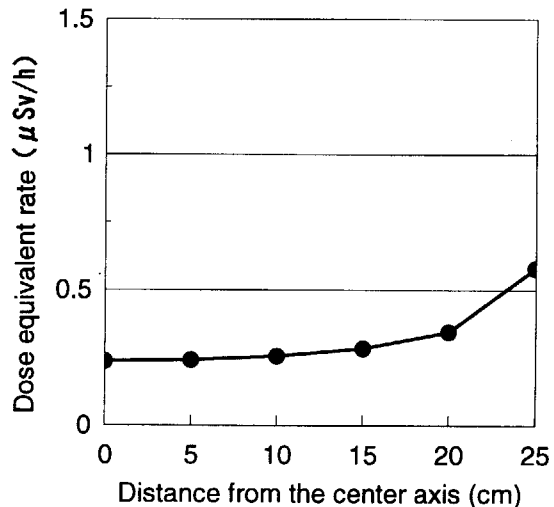
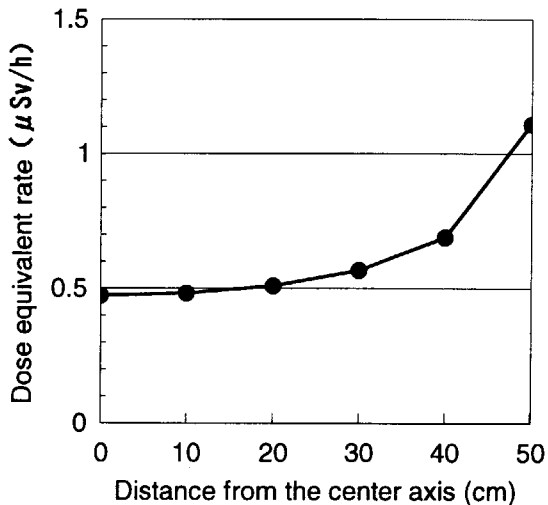
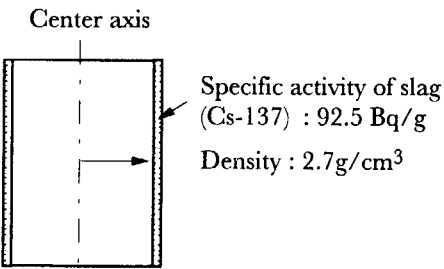


Location	Dose equivalent rate (μ Sv/h)
1	3.15E-1
2	4.95E-1
3	5.68E-1
4	5.81E-1
5	5.37E-1
6	5.68E-1
7	1.75E+0
8	4.72E+1
9	1.98E+0
10	1.06E+0
11	5.37E-1
12	8.33E-1
13	1.06E+0
14	9.85E-1
15	8.94E-1

C. Dose Equivalent Rate Around a Pipe Source

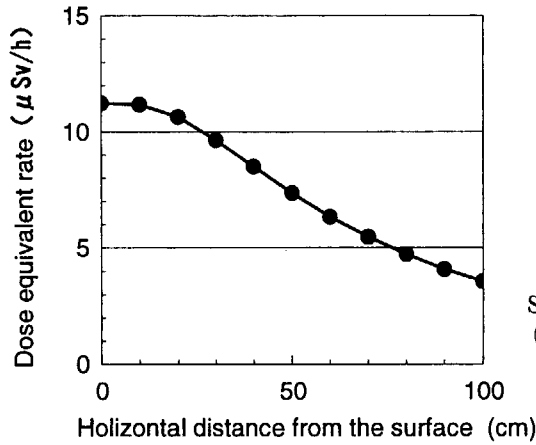


a) Pipe of O.D. 100.44cm, I.D. 100cm, and 150 cm long b) Pipe of O.D. 50.22cm, I.D. 50cm, and 75 cm long

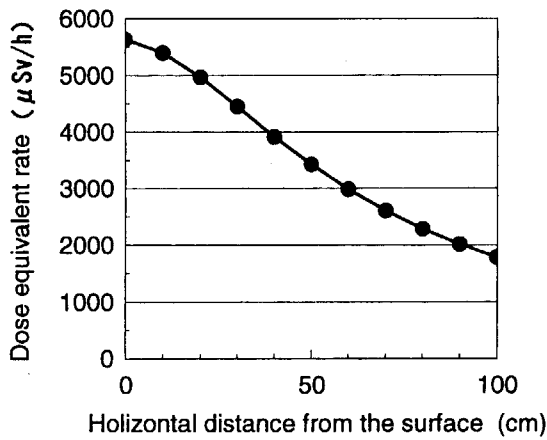
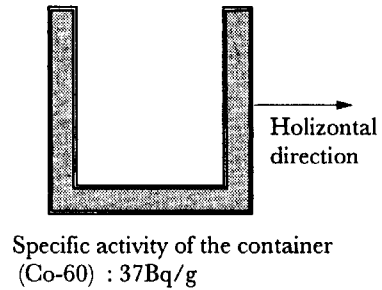


c) Pipe of O.D. 100.26cm, I.D. 100cm, and 150 cm long d) Pipe of O.D. 50.13cm, I.D. 50cm, and 75 cm long

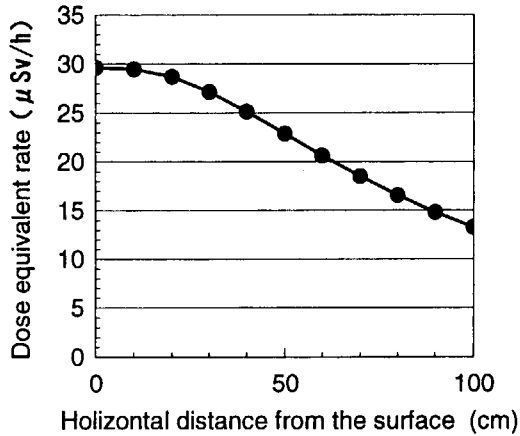
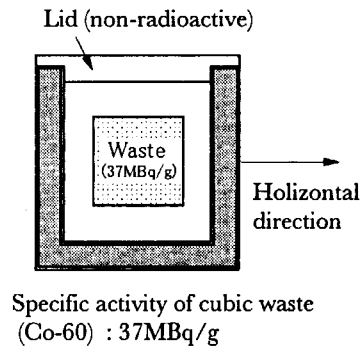
D. Dose Equivalent Rate Around a Steel-Plate Cast Iron Waste Container and a Multiple Casting Waste Package



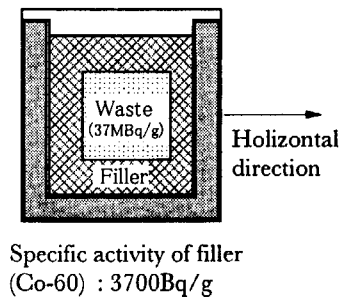
a) Steel-plate cast iron waste container
(Density of container : 7.3g/cm^3)



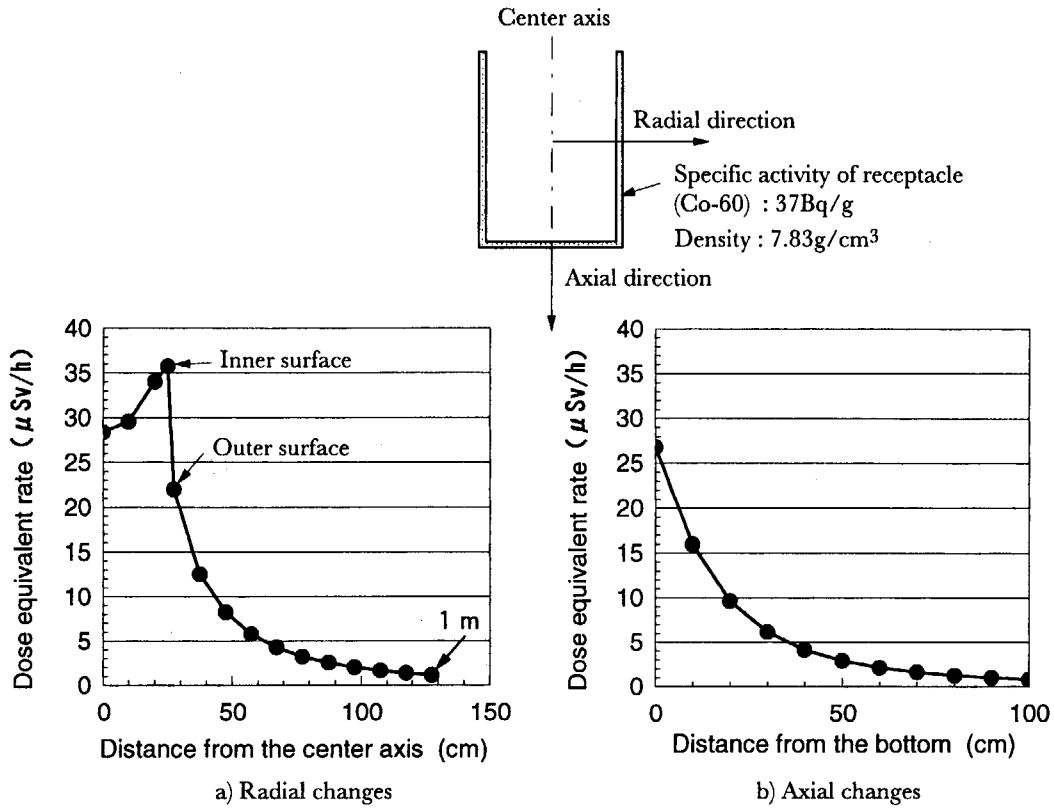
b) Steel-plate cast iron waste container having cubic waste of 37MBq/g
(Density of waste : 7.83g/cm^3)



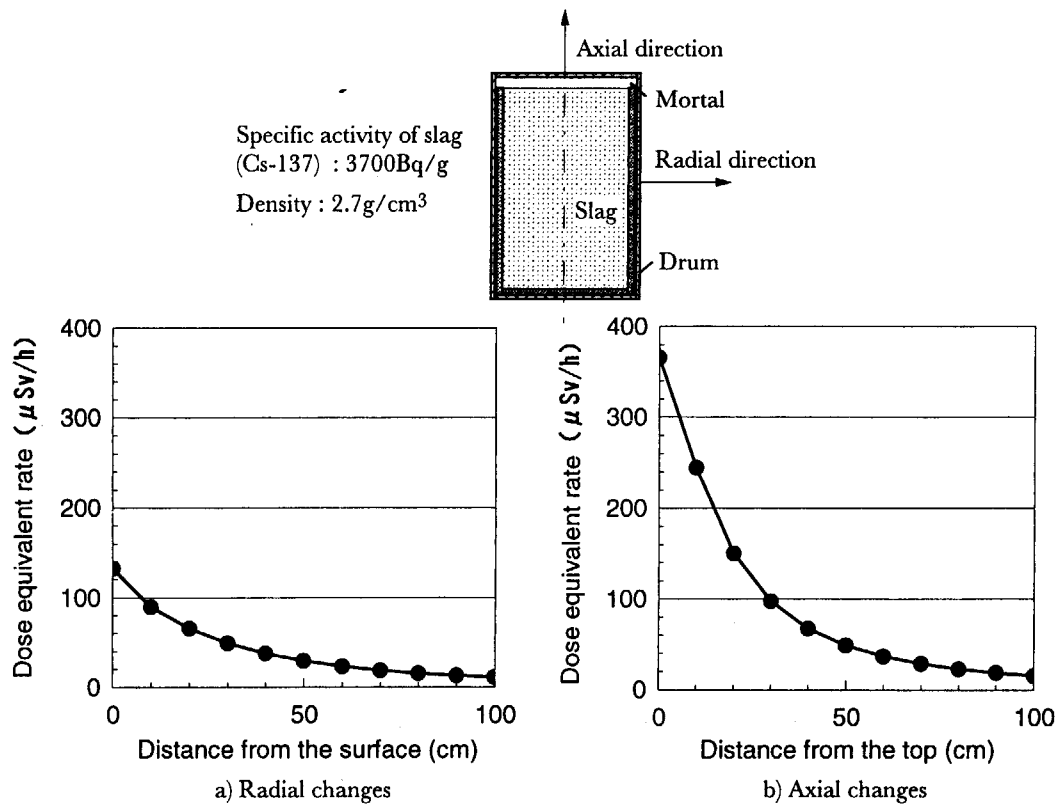
c) Multiple casting waste package
(Density of filler : 7.83g/cm^3)



E. Dose Equivalent Rate Around a Receptacle for Slag and a Slag-filled Drum Package

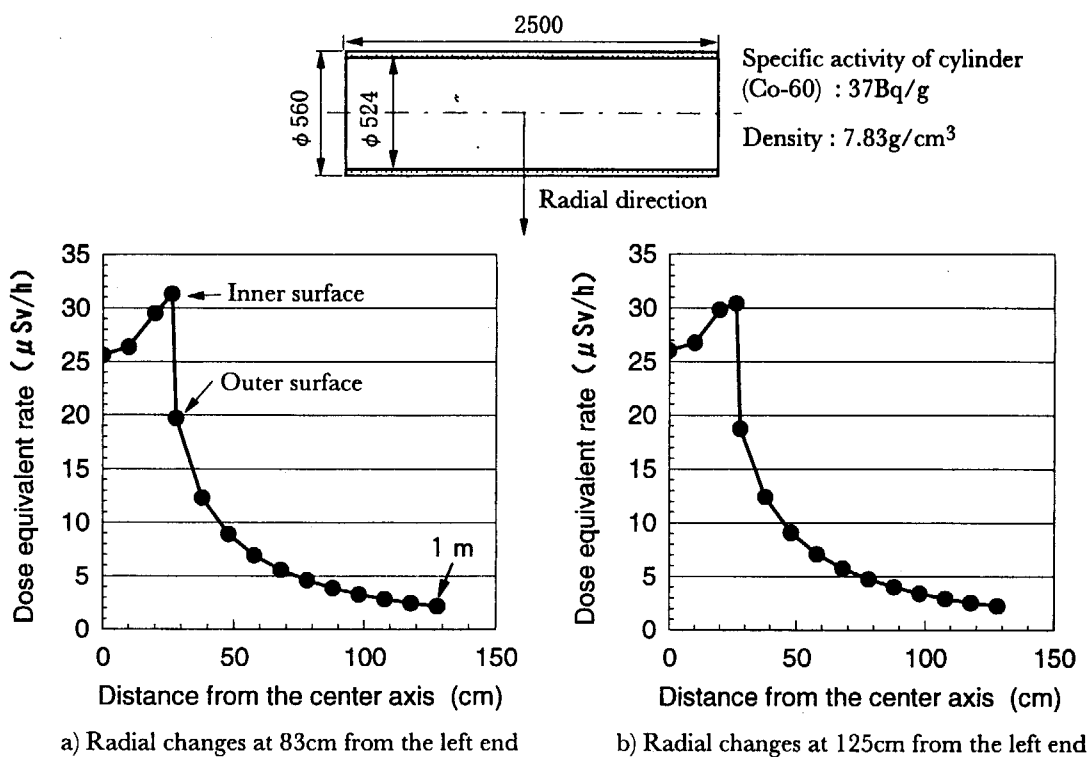


Dose Equivalent Rate Around a Receptacle for Slag

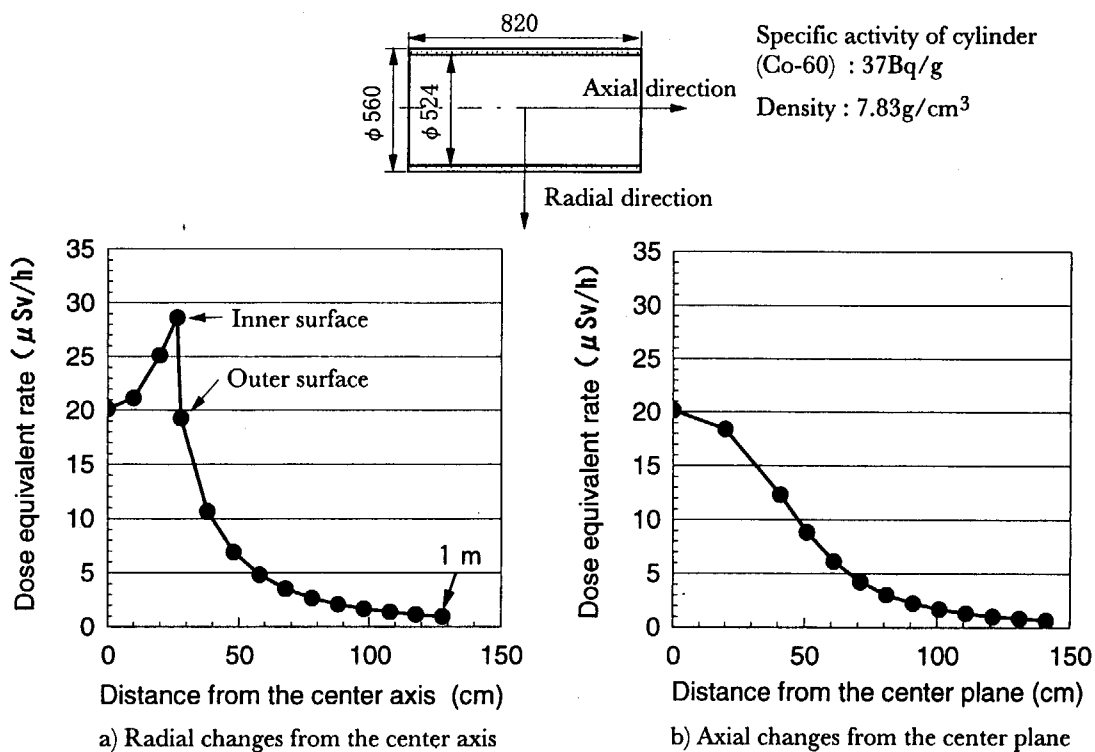


Dose Equivalent Rate Around a Slag-filled Drum Package

F. Dose Equivalent Rate Around a Drum Reinforcement

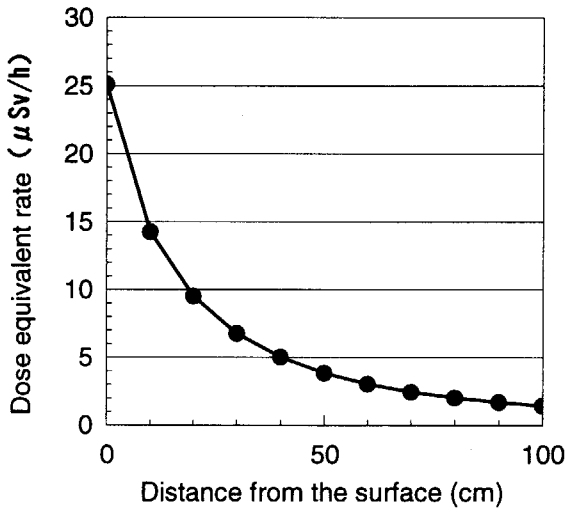
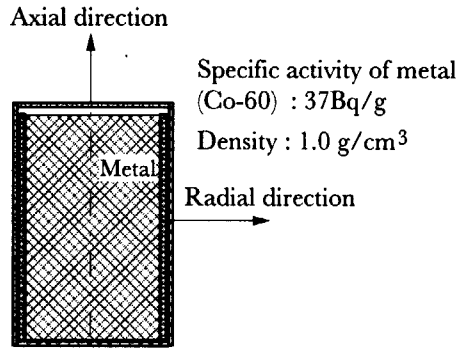


Dose Equivalent Rate Around a Drum Reinforcement (250cm)

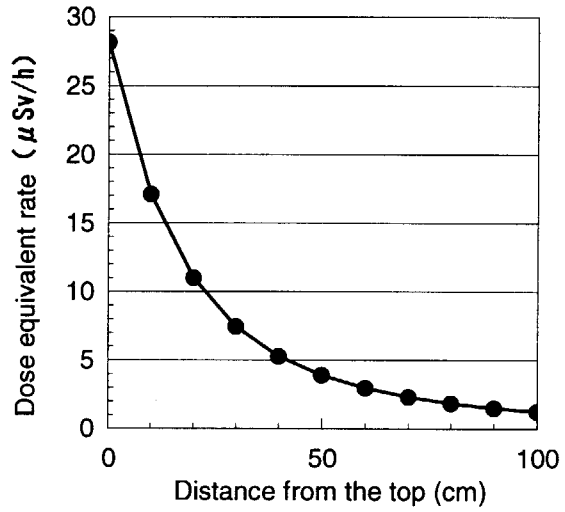


Dose Equivalent Rate Around a Drum Reinforcement (82cm)

G. Dose Equivalent Rate Around a Drum with a Reinforcement and Metal Waste



a) Radial changes



a) Axial changes

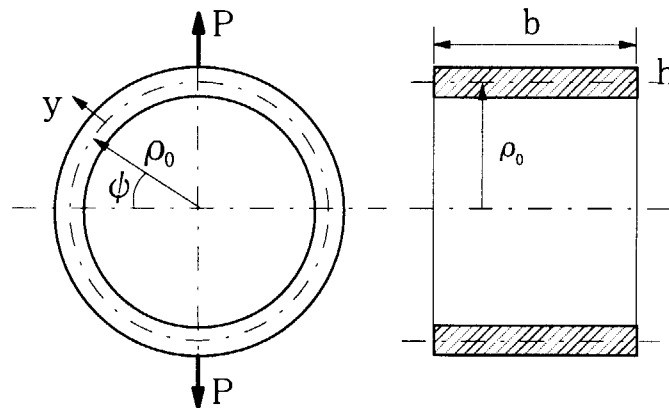
Changes in Dose Equivalent Rate Around a Drum

Appendix 2

Surface Stresses on the Ring Receiving Concentrated Load

- A. Calculation Formula of Stress for a Ring Received Concentrated Load
- B. Stress Distributions on the Surfaces of a Ring Compressed with Concentrated Load
- C. Influence of the Thickness of a Ring on the Inner Surface Stress

A. Calculation Formula of Stress for a Ring Received Concentrated Load



Ring with tensile force

Fiber stresses at any cross section of a ring

$$\sigma = \frac{P}{A} \left[\frac{1}{\pi(1+\kappa)} + \frac{1}{\kappa} \left\{ \frac{1}{\pi(1+\kappa)} - \frac{1}{2} \cos \psi \right\} \frac{y}{\rho_0 + y} \right]$$

where

P : Tensile force

ρ_0 : Radius of curvature of the center line

A : Cross section of a ring

y : Distance from the center line

κ : Section modulus of a ring

ψ : Angle to the horizontal line

Section modulus of curved beam (Rectangle)

$$\begin{aligned} \kappa &= \frac{\rho_0}{h} \log \frac{\rho_0 + \frac{1}{2}h}{\rho_0 - \frac{1}{2}h} - 1 \\ &= \frac{1}{3} \left(\frac{e}{\rho_0} \right)^2 + \frac{1}{5} \left(\frac{e}{\rho_0} \right)^4 + \frac{1}{7} \left(\frac{e}{\rho_0} \right)^6 + \dots \end{aligned}$$

where $e = h/2$

Stress Distribution

Outer skin stress

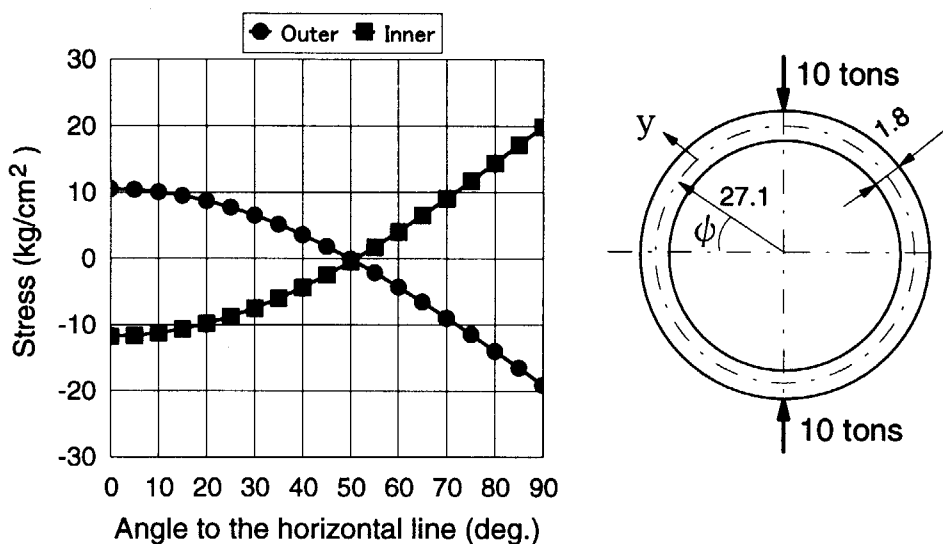
$$\sigma_{\text{ext}} = \frac{P}{A} \left[\frac{1}{\pi(1+\kappa)} + \frac{1}{\kappa} \left\{ \frac{1}{\pi(1+\kappa)} - \frac{1}{2} \cos \psi \right\} \frac{e}{\rho_0 + e} \right]$$

Inner skin stress

$$\sigma_{\text{int}} = \frac{P}{A} \left[\frac{1}{\pi(1+\kappa)} - \frac{1}{\kappa} \left\{ \frac{1}{\pi(1+\kappa)} - \frac{1}{2} \cos \psi \right\} \frac{e}{\rho_0 - e} \right]$$

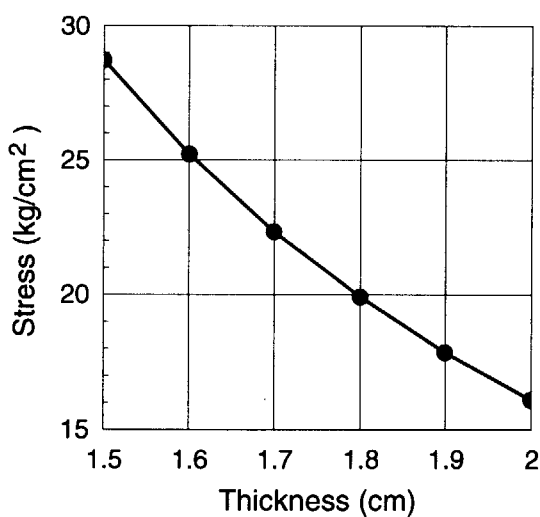
B. Stress Distributions on the Surfaces of a Ring Compressed with Concentrated Load

$$\sigma = -\frac{P}{A} \left[\frac{1}{\pi(1+\kappa)} + \frac{1}{\kappa} \left\{ \frac{1}{\pi(1+\kappa)} - \frac{1}{2} \cos\psi \right\} \frac{y}{\rho_0 + y} \right]$$



Stresses of the ring compressed with 10 tons of concentrated load $\rho_0 = 27.1$ cm, $y = \pm 0.9$ cm

C. Influence of the Thickness of a Ring on the Inner Surface Stress



Maximum tensile stress vs. thickness of a ring
 Concentrated load : 10 tons
 O.D. of a ring : 56 cm

国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分, 時, 日	min, h, d
度, 分, 秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

1 eV=1.60218×10⁻¹⁹J
1 u=1.66054×10⁻²⁷kg

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 ¹⁸	エクサ	E
10 ¹⁵	ペタ	P
10 ¹²	テラ	T
10 ⁹	ギガ	G
10 ⁶	メガ	M
10 ³	キロ	k
10 ²	ヘクト	h
10 ¹	デカ	da
10 ⁻¹	デシ	d
10 ⁻²	センチ	c
10 ⁻³	ミリ	m
10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ⁻¹⁸	アト	a

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N·m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束	ルーメン	lm	cd·sr
照射度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量等量	シーベルト	Sv	J/kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バーン	b
バル	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å=0.1nm=10⁻¹⁰m
1 b=100fm²=10⁻²⁸m²
1 bar=0.1MPa=10⁵Pa
1 Gal=1cm/s²=10⁻²m/s²
1 Ci=3.7×10¹⁰Bq
1 R=2.58×10⁻⁴C/kg
1 rad=1cGy=10⁻²Gy
1 rem=1cSv=10⁻²Sv

(注)

- 表1-5は「国際単位系」第5版, 国際度量衡局1985年刊行による。ただし, 1 eVおよび1 uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里, ノット, アール, ヘクトールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは, JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- F.C閣僚理事会指令では bar, barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換算表

力	N(=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘度 1 Pa·s(N·s/m²)=10 P(ポアズ)(g/(cm·s))

動粘度 1 m²/s=10⁴St(ストークス)(cm²/s)

圧	MPa(=10bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062×10 ³	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322×10 ⁻⁴	1.35951×10 ⁻³	1.31579×10 ⁻³	1	1.93368×10 ⁻²
	6.89476×10 ⁻³	7.03070×10 ⁻²	6.80460×10 ⁻²	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft·lbf	eV
	1	0.101972	2.77778×10 ⁻⁷	0.238889	9.47813×10 ⁻⁴	0.737562	6.24150×10 ¹⁸
	9.80665	1	2.72407×10 ⁻⁶	2.34270	9.29487×10 ⁻³	7.23301	6.12082×10 ¹⁹
	3.6×10 ⁶	3.67098×10 ⁵	1	8.59999×10 ⁵	3412.13	2.65522×10 ⁶	2.24694×10 ²⁵
	4.18605	0.426858	1.16279×10 ⁻⁶	1	3.96759×10 ⁻³	3.08747	2.61272×10 ¹⁹
	1055.06	107.586	2.93072×10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515×10 ²¹
	1.35582	0.138255	3.76616×10 ⁻⁷	0.323890	1.28506×10 ⁻³	1	8.46233×10 ¹⁸
	1.60218×10 ⁻¹⁹	1.63377×10 ⁻²⁰	4.45050×10 ⁻²⁶	3.82743×10 ⁻²⁰	1.51857×10 ⁻²²	1.18171×10 ⁻¹⁹	1

1 cal= 4.18605J (計量法)
= 4.184J (熱化学)
= 4.1855J (15°C)
= 4.1868J (国際蒸気表)
仕事率 1 PS(仏馬力)
= 75 kgf·m/s
= 735.499W

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270×10 ⁻¹¹
	3.7×10 ¹⁰	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58×10 ⁻⁴	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

解体廃棄物を用いた再利用製品の製造と利用に係る放射線被ばくの検討



古紙配合率100%再生紙を使用しています