

JAERI-M

5511

核分裂ガス拡散ループ(FGRL)の撤去

1974年1月

柴 是行・半田 宗男・山岸 滋・福田 健
高橋 良寿・谷藤 隆昭・大森 俊造・近藤 昭憲

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.

核分裂ガス拡散ループ (F G R L) の撤去

日本原子力研究所東海研究所燃料工学部

柴 是行, 半田 宗男, 山岸 滋, 福田 健
高橋 良寿, 谷藤 隆昭, 大森 俊造, 近藤 昭憲

(1 9 7 3 年 1 2 月 1 4 日 受 理)

J R R - 3 に設置されていた核分裂ガス拡散ループ (F G R L) は, その所期の目的を達成し, 昭和 4 8 年 8 月に撤去された。本レポートは, この撤去作業のあらましをまとめたものである。まず, 所内外の安全審査, 撤去後の使用前検査などの諸手続きや, 撤去作業の進め方の基本方針について述べる。つづいて, プラグ本体など強放射性物質を含む炉内装置を撤去するためのコフィン類の設計・製作, その収納・保管廃棄の手順などについて述べる。強放射線下の作業を含む炉外装置撤去に関しては, 解体方針や作業上留意した事項などにふれ, 最後に, 放射線被ばく線量の評価でしめくくる。なお, プラグ本体の生成放射能, コフィン類のしゃへい計算, プラグ本体収納時の被ばく線量など主要な計算式とその結果を付録とした。

Removal of Fission Gas Release Loop from JRR-3

Koreyuki Shiba, Muneo Handa, Shigeru Yamagishi,
Takeshi Fukuda, Yoshihisa Takahashi, Takaaki Tanifuji,
Shunzo Omori and Akinori Kondo

Division of Nuclear Fuel Research, Tokai, JAERI
(Received December 14, 1973)

Fission Gas Release Loop was removed from JRR-3 (Japan Research Reactor - 3) in August 1973; which had been used for the studies of the fission gas release from nuclear fuels. The works involved in this removal are described : safety considerations, safety examination and post-removal reactor check, coffines to contain activated plugs, the detailed procedure for placement of the plugs in coffines and the storage, cautions in disassemblage of the out-of-pile portion, and radiation exposure analysis. In the Appendix are given the equations and calculations for induced activities of the plugs, radiation exposure in handling, and shielding of the coffines.

目 次

1	核分裂ガス拡散ループ (FGRL) の概要および撤去に至る経過と撤去理由	1
1.1	FGRLの概要	1
1.2	撤去に至るまでの経過と撤去理由	1
2	FGRL撤去の概要	2
2.1	所内の安全審査	3
2.2	所外の安全審査	4
2.3	コフィン類の設計と製作	4
2.4	炉外装置撤去作業の外注	5
2.5	FGRL各部の撤去	5
2.6	JRR-3使用前検査	5
3	炉内装置の撤去	8
3.1	コフィンおよびコフィン架台の設計	8
3.1.1	コフィン1の設計	8
3.1.2	コフィン2の設計	8
3.1.3	コフィン架台の設計	9
3.2	コフィンおよびコフィン架台の製作	9
3.3	コフィンの設置とプラグ本体収納リハーサル	9
3.4	プラグ本体およびしゃへいプラグのコフィンへの収納作業	10
3.4.1	しゃへいプラグのコフィン2への収納	10
3.4.2	プラグ本体のコフィン1への収納	10
3.5	コフィン1の実測表面線量率	10
3.6	コフィンの保管廃棄	11
4	炉外装置の撤去	19
4.1	方針と概要	19
4.2	一次冷却水の抜取りと一次冷却水系の洗じょう	19
4.3	ガス系配管, 一次冷却水系配管および内筒保管用スリーブの切断方法	20
4.4	ループテスト用ダクト内の配管・配線類の撤去	20
5	放射線被ばく線量	26
5.1	計画被ばく線量	26
5.2	実測被ばく線量	26
5.3	まとめ	26

6 あとがき	29
7 謝 辞	29
付録1 プラグ本体中の生成放射能の推定	30
付録2 コフィン1のしゃへの計算	34
付録3 プラグ本体のコフィン1への収納時における作業者の被ばく線量の計算	37
参考文献	39

1 核分裂ガス拡散ループ(FGRL)の概要および撤去に至る経過と撤去理由

1.1 FGRLの概要

FGRLは高温照射下において、核燃料より放出されるFPガスの挙動を研究するため、昭和40年3月JRR-3に設置された。本装置は炉内装置と炉外装置とに大別される。炉内装置は、燃料試験片を照射する試料部を含むプラグ本体としゃへいプラグよりなり、VC-3垂直実験孔にそり入される。炉外装置は、炉内装置に付属するガス系、冷却水系、測定制御機器などよりなり、主としてJRR-3炉室地階のループテスト室に設置されている。

プラグ本体は外筒と内筒とからなる。外筒は主として冷却水ジャケットとしての機能を持つ。内筒は、その先端に試料部が接続され、燃料試験片より放出されるFPガスを炉外に導くHeガスの流路としての機能を有している。外筒はVC-3垂直実験孔に固定されているが、内筒はFGRL運転時のみ外筒内にそり入され、運転しないときはしゃへいプラグが代りにそり入される。

Heガスは炉外装置Iにより精製、定流量化されてプラグ本体に入る。そこでFPガスをスイープし、バルブボックスを経由したのち、炉外装置IIおよびIIIに導かれる。FPガスはそこで活性炭にトラップされる。FPガスを除去したHeガスは一旦廃ガス貯所に貯えられ、必要に応じてモニタで放射能を調べられたのちJRR-3排気ガスダクトに放出される。

一次冷却水系は純水の閉ループであり、循環ポンプ、プラグ本体、断水継電器、ホールドアップタンク兼熱交換器よりなる。ループ中3箇所水位計が、バイパス系路にイオン交換塔が設けられている。

測定制御機器として、ループの機能を維持しその安全を保つ計装盤A~D、放射能測定用γ線スペクトロメータおよびガス採取分析装置がある。計装盤A~Dには、湿度記録調節計、圧力記録調節計、流量指示計などが装備され、ループの安全のためのインターロック回路および原子炉スクラム回路が組込まれている。スクラム信号には、冷却水温度上昇、冷却水流量低下、He系圧力上昇の3種類がある。

その他、ホールドアップタンク兼熱交換器のしゃへい用重コンクリートブロック、しゃへい用鉛ブロックなどがある。

1.2 撤去に至るまでの経過と撤去理由

FGRLの設置にあたっては、昭和39年3月に安全性に関する審査のための書類を提出し、同年7月に設置に係る安全性が認められた。つづいて、同年7月に設計および工事の方法に係る認可申請をし、同年8月に認可がおり、昭和40年3月(局立合検査のための運転)以降昭和45年11月までの5年9か月間、延べ約7,000時間にわたり運転された。UO₂-黒鉛分散型平均質燃料、UO₂およびUC燃料について高温照射下実験を行ない、照射下におけるFPガス放出に関する貴重な知見を得た。その成果は学界および国内外の学術雑誌に報告し、所期の目的を達成した。

8か年に及ぶ長期使用により装置の老朽化のきざしがみえはじめた。特に内筒の電源コネク

2 FGRL 撤去の概要

初めに、研究炉業務課と打合わせを行ない、所内外の手続きを含むFGRL撤去の進め方を検討した。FGRLの撤去時期として、48年度JRR-3定期自主検査期間(5~8月)を選んだ。プラグ本体など強い放射能をもつ炉内装置の撤去は原研側が行ない、汚染の少ない炉外装置の解体撤去作業は外注することとし、諸準備を行なった。表1にFGRL撤去の主要日程を示す。以下項目別に撤去の概要を述べる。

2.1 所内の安全審査

所内原子炉運転委員会においてFGRL撤去の安全審査を受けることを目標におき、「JAERI-1121(核分裂ガス拡散ループ)」をもとにその書類作成に取りかかった。研究炉業務課より入手した「LNTLの撤去作業(作業の安全性の検討)」および「EFTL-2の撤去作業(作業の安全性の検討)」を参考資料とした。書類作成にあたり、撤去に関連する8課室すなわちJRR-3管理課、RIキャスクおよびホットケープ内作業に関する研究炉利用課、放射線管理課、クレーンによる重量物運搬に関する施設第2課、汚染撤去物品の運搬およびその保管廃棄に関する放射性汚染処理課、研究炉業務課、安全管理室および管財課と連絡をいじは打合わせを行ない万全を期した。これらの打合わせの中で、プラグ本体を収納するコフィン1などの重量物のクレーン操作法、コフィン類の廃棄物処理場での保管廃棄場所などの重要な決定がなされた。さらに、EFTL-2の撤去作業にみられた小さなトラブルの原因は、炉内照射部の生成放射能の推算値における不確定さにあると思われたので、FGRLの生成放射能の計算には特に留意した。また、プラグ本体を収納したコフィン1の表面線量率の計算は、プラグ本体の軸方向の生成放射能分布を考慮に入れ、精密に行なった。こうして、「FGRLの撤去作業(作業の安全性の検討)」第1次案を作成し、関連課室へ配布し、その検討を依頼した。

関連課室からのコメントに基づき、第1次案を改良し第2次案を作成した。主要な改良事項は、プラグ本体に使用したSUS-27ステンレス鋼のCo含有率である。第1次案では、0.03%の数値を使用したのが、後述する理由により、第2次案では0.3%の推定値を採用することにした。この結果、プラグ本体の全 ^{60}Co 生成量は、185Ciに達し、その最大線量率260R/hr at 1mの90%以上が ^{60}Co によることがわかった。

第2次案も関連課室による検討を受け、その結果、第3次案が作成された。第3次案は、①まえがき、②炉内そう入部分の引抜き、③装置各部の解体、④解体装置の処理、⑤装置撤去に伴う本体施設への影響、⑥解体後の検査、⑦付記、および参考資料1~4より構成され、原子炉運転委員会への提出資料となった。

昭和48年1月開催の第75回原子炉運転委員会において、FGRL撤去の安全性が詳細に審議された。その結果、作業の安全性は充分に確保されると認められた。ただし、プラグ本体の放射能が強いので、そのコフィン1への収納作業のリハーサルを行なうべきであるという条件が付加された。

2.2 所外の安全審査

FGRL撤去に関する原子力委員会による安全審査(原子炉施設の変更許可)を受けるための準備として、原子力局規制課と原研側(研究炉業務課、JRR-3原子炉主任技術者、FP研究室)との予備折衝がもたれた。原子力委員会への提出添付書類として第3次案を使用し、4月中に原子炉施設の変更許可申請を行えば、5月初旬にその許可が得られるとの見通しを得た。

4月に入り、原子力局規制課担当官の交替があり、新しい担当官の指示により、FGRLとJRR-2に設置されているHWL-1の撤去に関する原子炉施設の変更許可申請を一括して行なうことになった。このためFGRL関係の安全審査の日程は大幅に遅れることを余儀なくされた。

5月1日に上述の許可申請を行なった。その後規制課との詳細な打合せを重ねた。5月29日の原子力委員会においてFGRL撤去の安全性は十分に確保されるものと判断され、原子炉施設の変更が許可された。即日、原子炉施設の変更に係る設計および工事の認可申請を行ない、6月9日科学技術庁長官の許可が下りた。これによりFGRL撤去に必要な対外的手続きが完了した。

2.3 コフィン類の設計と製作

FGRL設計時には、プラグ本体は溶断機を用いて数個に解体し保管廃棄する予定であった。しかし、プラグ本体のコフィンに関するしゃへい計算を行なったところ、プラグ本体を切断することなく一体として収納した場合、表面での線量率をわれわれの目標値 40mR/hr 以下(所内運搬制限値は 200mR/hr 以下)におさえるコフィンが、保管廃棄施設からの制約(長さ 4m 以下)およびクレーン操作上の制約(重量 7t 以下)の範囲内で製作可能であることが明らかとなった。長尺の重量物を扱う欠点はあるが、無用な労力と放射線被ばくを避けるためにこの方針を採用することにした(詳細は第3章を参照)。

所内原子炉運転委員会の安全審査に合格すると、ただちに撤去に必要なコフィン類(上述のプラグ本体収納用コフィン1、しゃへいプラグ収納用コフィン2、コフィン1の架台、収納リハール用ダミープラグ、その他)の発注準備を行なった。3月にコフィン類の仮発注を工作課に行ない、48年度予算決定後4月1日に正式発注を行なった。工作課においてさらに詳しい設計を行ない、それに基づくコフィン表面線量率や強度の再計算を行ない、また関連課室の意見を取入れて、最終図面を作成した。それに基づき中島製作所との契約が成立した。

コフィン類の製作においては、中間立合検査を7回実施し、性能の確保および早期完成をめざした。コフィン1の場合鉛い込み工程を含むので、い込み後 ^{60}Co による透過試験を行ない、気泡やすきがないことをX線写真により確認した。しかしこの方法は時間を要し、通常行なわれるサーベイメータによる表面線量率測定方式を採用すべきであったことを痛感した(X線方式は契約事項であった)。コフィン類の製作は短期間に完了したがこれは製作者の絶大な協力による。

2.4 炉外装置撤去作業の外注

外注に先立ち、炉外装置の撤去範囲を明確にするため、JRR-3施設と接続している非常用冷却水取口、二次冷却水出入口、床面アスタイルなどの項目についてJRR-3管理課と協議決定した。さらに、炉外装置各部の解体方法、配管の切断方法など、放射線管理課およびJRR-3管理課と協議のうえに炉外装置撤去作業の仕様書を作成した。これに基づき、大平電業KKとの契約が成立した。原子炉の定期自主検査期間中の工事は日程変更を受けがちなため、工事期間範囲を大きくとるよう留意した。

なお、物品の有効利用をはかるため、しゃへい用鉛ブロックの一部をコフィン製作に再使用し、残りはJRR-2管理課に移管することになった。しゃへい用重コンクリートブロックについても使用者を捜すべく努力したが見当らず、廃棄処分されることになったのは残念である。

2.5 FGRL各部の撤去

一次冷却水系水抜き、重コンクリートブロック撤去などの準備作業の終了するところ撤去に関する理事長決裁が下り、FGRL撤去作業が本格化した。炉内装置の撤去・保管廃棄、炉外装置の解体撤去を進め、8月14日に撤去作業が無事終了した。その詳細は次章以降に述べるので省略する。ただ、コフィンIの最大表面線量率は 2.5 mR/hr で計算値とほぼ一致したこと、撤去作業中1件の人身事故や汚染事故をも起こさなかったこと、および計画被ばく線量以内で作業が完了したことを述べるにとどめる。

2.6 JRR-3使用前検査

8月14日にFGRLの撤去作業が完了し、同月16日原子力局規制官立合いのもとにFGRL撤去に係るJRR-3使用前検査が行われた。① 工事日程表、撤去前・中の写真、撤去後の現場視察などによる解体撤去作業の確認、② 撤去物品の表面汚染および表面線量率の測定記録、保管廃棄施設の現場視察などによる保管廃棄状態の確認、③ 作業員の被ばく線量の確認、④ 撤去に伴うJRR-3余剰反応度変化の確認が行われた。

②項ではコフィンの置き方をより安定な状態にすること、③項ではサーベイメータの較正表を添付すること、④項では余剰反応度変化の推定値と実測値とのずれに関する説明書を提出することの3件の指示があった。8月25日までこれら指示を実行し、9月1日付でJRR-3使用前検査に合格した。これによりFGRL撤去が完了した。

表 1 FGR L 撤去日程

- 1972年
- 9. 28 研究炉業務課と打合わせ(撤去作業の進め方)
 - 11. 14 「FGR Lの撤去作業(作業の安全性の検討)」第1次案の作成と関連課室への配布(JRR-3管理課, 研究炉利用課, 放射線管理課, 施設第2課, 放射性汚染処理課, 研究炉業務課, 安全管理室および管財課)
 - 12. 15 「FGR Lの撤去作業(作業の安全性の検討)」第2次案作成, 関連課室への配布
 - 12. 26 「FGR Lの撤去作業(作業の安全性の検討)」第3次案作成
- 1973年
- 1. 18 第75回原子炉運転委員会において, FGR L撤去作業の安全審査, 認可
 - 2. 15 原子力局規制課と予備折衝(安審)
 - 3. 2 コフィン類の工作課への仮発注(正式発注は4月1日)
 - 3. 16 FGR L撤去作業範囲などの決定(JRR-3管理課, 研究炉利用課)
 - 4. 1 FGR L撤去実行予算決定
 - 4. 16 炉外装置撤去作業の外注
 - 5. 1 原子炉施設の変更許可申請(48原研05第6号)
 - 5. 16 原子力局規制課と打合わせ(安審), FGR L撤去の所長承認申請(48管財第13号)
 - 5. 18 同上承認
 - 5. 21 FGR L撤去の理事長承認申請東管理第50号)
 - 5. 22 炉外装置撤去作業の契約(大平電業KK)
 - 5. 25 装電の写真撮影
 - 5. 26 原子力局規制課と打合わせ(安審)
 - 5. 28 準備作業開始
 - 5. 29 原子炉施設の変更許可(48原第5577号)原子炉施設の変更に係る設計および工事の認可申請(48原研19第16号)
 - 5. 30 一次冷却水系水抜き(5月31日まで)
 - 5. 31 コフィン類の契約(中島製作所), 撤去業者との打合わせ(放射線管理課)
 - 6. 8 FGR L撤去の理事長承認(48財務第68号)
 - 6. 9 原子炉施設の変更に係る設計および工事の認可(48原第5581号), 準備作業完了
 - 6. 12 原子力局規制課と打合わせ(使用前検査)
 - 6. 22 コフィン類製作立合検査開始(7月2日まで)
 - 7. 7 コフィン類製作完了, 所内搬入
 - 7. 10 コフィン1のすえ付け調整完了, コフィン類の検収
 - 7. 11 RIキャスクによるコフィン1への収納リハーサル
 - 7. 13 JRR-3管理課と打合わせ(日程調整)

- 7. 14 シャヘいプラグのコフィン2への収納，廃棄物処理場への運搬・保管廃棄
- 7. 17 試料部切断溶接装置の撤去（ホットラボ管理室へ移管，7月18日まで）
- 7. 20 プラグ本体引抜き試験
- 7. 23 プラグ本体周囲の配管切断，盲ぶた，JRR-3管理課と打合わせ（コフィン1への収納作業）
- 7. 24 プラグ本体のコフィン1への収納
- 7. 25 コフィン1の表面線量率測定，廃棄物処理場への運搬・保管廃棄
- 7. 26 JRR-3使用前検査申請（48原研19第27号）
- 7. 30 撤去業者と打合わせ（炉外装置撤去作業）
- 7. 31 炉外装置撤去作業開始
- 8. 3 ループテスト用ダクト内配管撤去
- 8. 13 床面アスタイル張替え
- 8. 14 炉外装置撤去作業完了
- 8. 16 JRR-3使用前立合検査
- 9. 1 JRR-3使用前検査合格（48原第7008号），FGRL撤去作業完了

3 炉内装置の撤去

3.1 コフィンおよびコフィン架台の設計

プラグ本体を収納廃棄するためのコフィン1およびしゃへいプラグを収納廃棄するためのコフィン2の設計を行なうにあたって、プラグ本体を収納したコフィン1およびしゃへいプラグを収納したコフィン2の最大表面線量率が所内運転制限値(200mR/hr)以下となること、廃棄物処理場に保管廃棄できる大きさ(最大長さ4m)であること、設置中の地震(0.4G)および移動運搬操作に耐えうる構造強度を持っていること、JRR-3炉室内クレーン(最大荷重30tおよび5tの2種)を用いる必要上の重量制限があることなどの条件があった。また、コフィン架台についても、コフィン1を設置しうる強度を持たせることはもちろん、コフィン1を設置した状態でも地震(0.4G)に対して構造上安全なものとする必要があった。

3.1.1 コフィン1の設計

まず、プラグ本体中に生成する放射能を計算した。この計算上問題となつたのはプラグ本体構成材料のSUS-27ステンレス鋼(以下SUS-27と略記)のCo含有率であった。当初SUS-27中のNiのCo含有率¹⁾のみを考慮して0.03%という値を考えたが、昭和38年頃購入したステンレス鋼の分析値²⁾(0.28%)や、最近の原子炉用ステンレス鋼のCo含有率³⁾(~0.1%)を考慮し、安全側の値として、0.3%を用いた。計算の結果、推定全生成量は785Ciで、このうち⁵¹Crが581Ci、⁶⁰Coが185Ciであった。Ci数としては⁵¹Crが最も多いが、⁵¹Crのγ線は放射率とエネルギーが低いので、線量率としては⁶⁰Coの方が多くなり、全線量率の90%以上を占める。プラグ本体から1m離れた位置での最大線量率は約260R/hrと推算された。詳細は付録1に示す。

ついで付録2に示すしゃへい計算に従って図1に示すコフィン1を設計した。主しゃへい材料は鉛であり、長円筒形状である。本設計ではγ線のBuild-up Factor⁴⁾を考慮すると最大表面線量率が約40mR/hrとなるが、これは制限値(200mR/hr)の5分の1である。重量は約6.5t、全長約4mである。構造強度は最外周鉄管のみが受持つと仮定し、コフィン1の移動運搬のさい水平状態になる時に材料にかかる最大応力を計算し、これに耐えうる肉厚の最外周鉄管を使用した。ふたのガスケットには、コフィン1の保管期間が長期にわたること留意してアルミニウムを使用した。

3.1.2 コフィン2の設計

しゃへいプラグは、炉内にそり入して使用した位置が炉本体のしゃへい壁と同じレベルであり、この位置における中性子束のデータは不確実であるので、昭和45年5月における実測表面線量率から逆に中性子束を推定し、また被照射歴は外筒と同一として、しゃへいプラグ中に生成する放射能を推算した。その結果、生成放射能は先端に集中しており、最大推定線量率は1R/hr at 20cmであった。

ついで、コフィン1の場合と同様のしゃへい計算に従い図2に示すコフィン2を設計した。コフィン1と同様、円筒形状であるが、主しゃへい材料は軽コンクリートである。推定表面線量率は40mR/hr以下である。重量は約2.1t、全長は約2.2mである。コフィン1の場合

と同じ肉厚の最外周鉄管を使用し、充分な構造強度を持たせている。ふたには、コフィン1と同様アルミニウムガasketを使用した。

3.1.3 コフィン架台の設計

コフィン架台はコフィン1をその上に設置するための架台で、RIキャスクを用いてプラグ本体をコフィン1にそり入する時RIキャスクとコフィン1の間隔をできるだけ短くして放射線被ばく線量を低くおさえる目的で製作することになったものである。この間隔は付録3に示す被ばく線量推定計算の結果20cmとし、その結果、コフィン架台の高さは約2.4mとなった。図3に示すようにコフィン架台は4本の支柱を持つ角型架台で、上部水平面の対角線上に2本のほりをX字状にわたしている。このほりの上にコフィン1を設置する。構造強度上問題となるのは、支柱の圧縮強度、座屈強度、およびほりの曲げ強度であり、それぞれ許容荷重計算をして設計した。角型構造の各側面にはX字状にすじかいを入れ、0.4Gの横方向応力に対しても充分安全な強度を持たせた。本設計中、底面形状については、設置場所の広さと許容床荷重とからの制限があり、その結果、縦長の架台になったので、アンカボルトを用いて床面に固定する設計とした。

3.2 コフィンおよびコフィン架台の製作

コフィン1、2およびコフィン架台は工作課を通して外部に発注し製作させた。製作途中で工作課とFP研究室による工場立合検査を7回行なった。立合検査の主な項目は製作物各部分の寸法の確認と製作日程消化状況の確認であった。コフィン1に関しては、このほか、プラグ本体がその中に収納される最内周鉄管の真直度の検査、およびしゃへい鉛のい込み工程で発生する可能性のあるす（または気泡）のX線検査を行なった。真直度は7/1000以内であることを確認した。X線による鉛中のすの検査は、鉛のい込み後、軽コンクリート埋込み以前に内側に6.7Ciの ^{60}Co 点線源をそり入し、鉛の外側に張りつけたX線フィルムですを投影検出する方法で行なった。その結果、すは検出されず鉛のい込みは満足すべきものであった。またこのX線検査時に γ 線計測器によって鉛外周における線量率を測定し、Build-up Factorの推定を行なった。鉛しゃへいのみに関してBuild-up Factorは3程度であった。コフィン1、2およびコフィン架台とも最終表面仕上げはベンガラさび止め塗装とした。

3.3 コフィンの設置とプラグ本体収納リハーサル

まず炉上面北側の鉄すのこ3枚を取りはずし、この真下の炉室1階床にクレーンによりコフィン架台を設置し、アンカボルトで固定した。ついでコフィン1をコフィン架台の上にクレーンにより設置し、その下部は固定ねじによってコフィン架台に固定し、上部は連結棒4本を用いて炉体北側ほりと連結し、コフィン1の中心線が鉛直になるように連結棒のターンバックルを調節したのち固定した。コフィン2は炉室1階南側トラックドア付近に設置した。

RIキャスクによりプラグ本体をコフィン1に収納する作業については、ダミープラグを用いてリハーサルを行ない、作業の習熟と安全の確保をはかった。

3.4 プラグ本体およびしゃへいプラグのコフィンへの収納作業

この作業は放射線管理課の立合いと管理のもとに行なった。またこの作業に必要なR1キャスクの操作は研究炉利用課が行なった。重量物のクレーンによる移動は施設第2課が行なった。以下に個々の作業手順について述べる。

3.4.1 しゃへいプラグのコフィン2への収納

- ① 外筒にそう入されているしゃへいプラグをクレーンにより引抜き、コフィン2へ収納した。
- ② コフィン2の最大表面線量率は 3 mR/hr であり、所内運搬制限値以下であることを確認した。

3.4.2 プラグ本体のコフィン1への収納

- ① 一次冷却水系の冷却水を抜取った(詳細は4.1節参照)。
- ② R1キャスクにより、プラグ置場に置いてある内筒を抜取り、外筒にそう入し、相互に固定した。
- ③ 水位計フランジをはずし、荷重計を付けたクレーンによりプラグ本体を約30cmつりあげ、プラグ本体をVC-3垂直実験孔からためらかに引抜くことができるかどうかをあらかじめ確認した。
- ④ 外筒に接続されている一次冷却水系配管およびガス系配管を内筒フランジの上部でパイプカッターを用いて切断した。切断部は内側にゴムせんを押し込みさらにアラルダイトで密封した。アラルダイトの固化のため一昼夜放置した。
- ⑤ クレーンによりプラグ本体を約2mつりあげ、外筒外壁のステンレス鋼・アルミニウムろう付け部分を短時間肉眼観察したのち、もとにもどした。
- ⑥ 無用な被ばくを避けるため、作業関係者を除いて炉室内立入制限をした(第5章参照)。
- ⑦ R1キャスクにより、R1キャスク内部のモニタテレビで観察しつつプラグ本体を引抜き、R1キャスク内に収めた。
- ⑧ コフィン1上部に、R1キャスクとコフィン1の中心線を合致させるための心合わせ治具を取付けた。
- ⑨ R1キャスクをコフィン1の真上まで移動させ、プラグ本体をコフィン1にそう入した。
- ⑩ コフィン1のふたをしたのち、コフィン1表面各部の線量率を測定し、所内運搬制限値以下であることを確認した。測定結果については3.5節に述べる。
- ⑪ VC-3垂直実験孔に専用しゃへいプラグをそう入した。

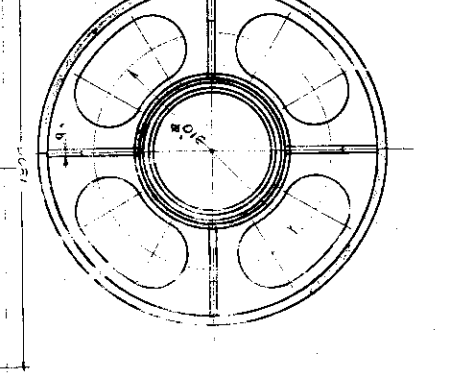
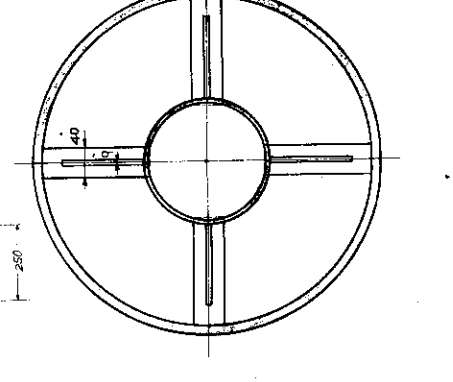
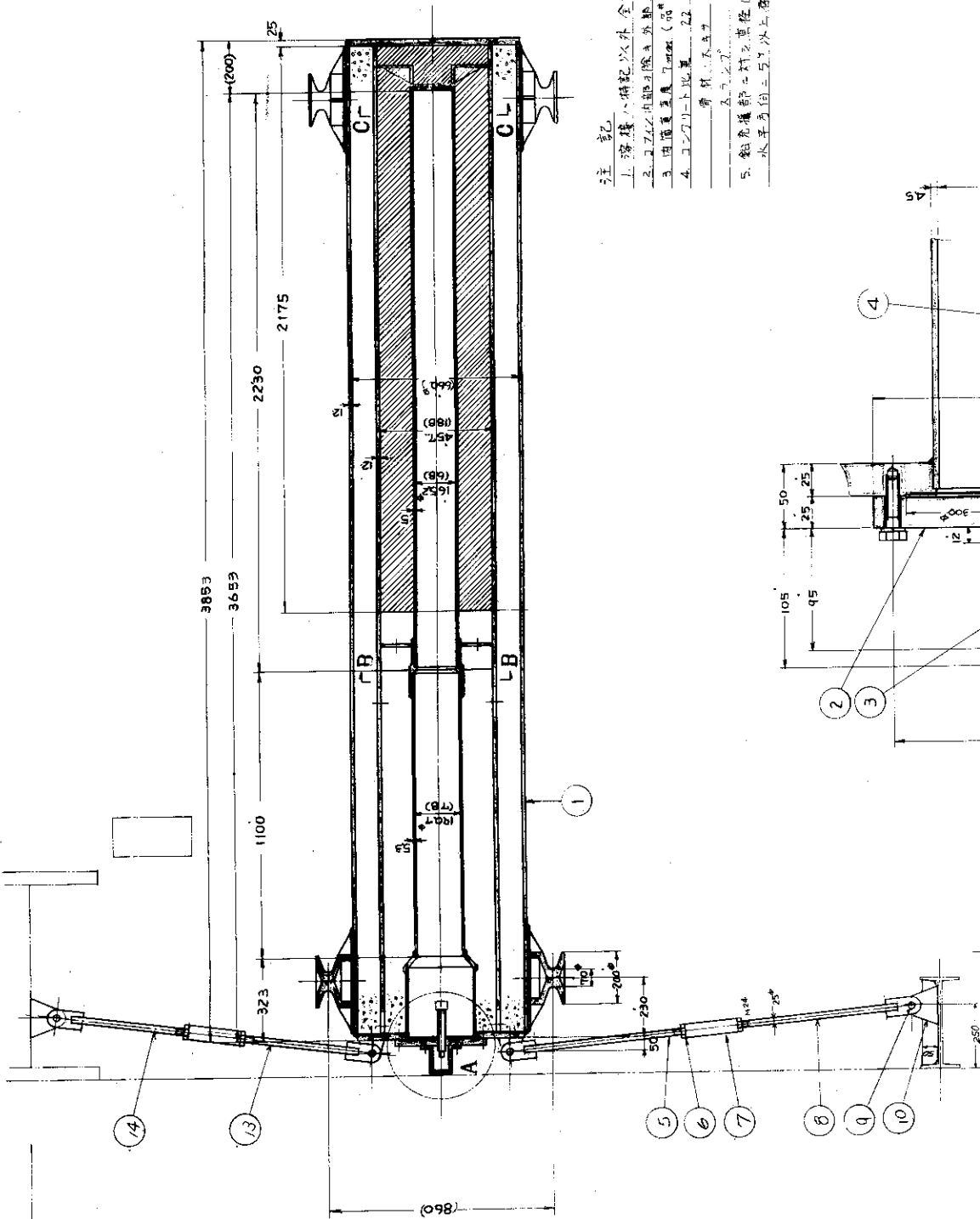
3.5 コフィン1の実測表面線量率

プラグ本体を収納したコフィン1の実測表面線量率を図5に示す。実測値は計算値(Build-up Factorを考慮していない)より約2倍大きい。Build-up Factorを考慮すると、おおよそ一致したと言える。このことからプラグ本体のSUS-27のCo含有率の推定値(0.3%)はおおよそ正確であったと考えられる。外筒先端位置からの距離が大きくなるにつれて実測値と計算値(Build-up Factorを考慮した)が離れているが、これは付録1に述べた通り、中性子束の見積りを最大側にとったためであると思われる。

3.6 コフィンの保管廃棄

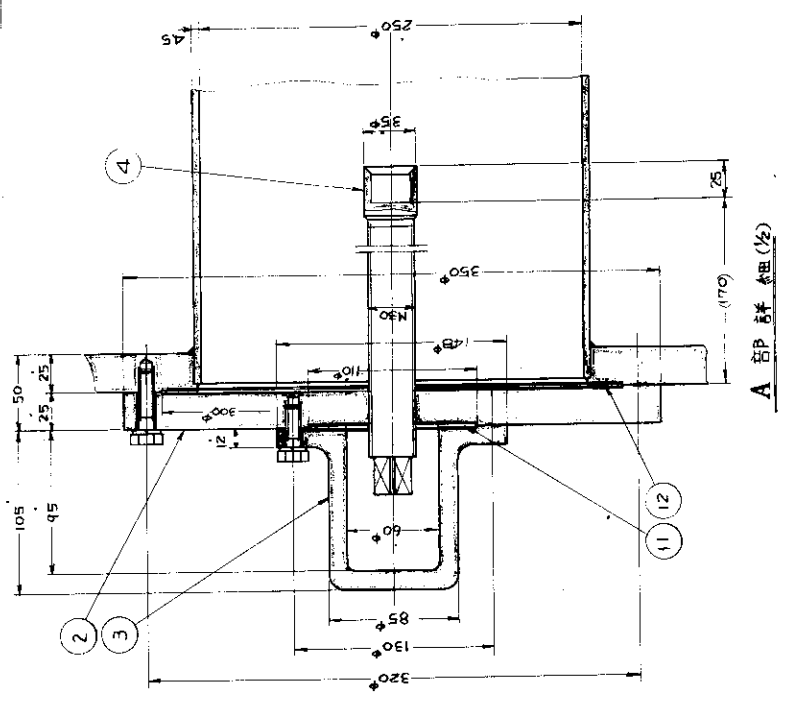
コフィン1および2はともに放射性汚染処理課が廃棄物処理場の中高レベルD型保管廃棄施設(D-19)に運搬し保管廃棄した。

品名	材料	規格	数量
ボルト	SS	M10	10
ナット	SS	M10	10
ワッシャー	SS	M10	10
コナシ	SS	M10	10
油圧シリンダー	SS	M10	10
シリンダーヘッド	SS	M10	10
シリンダーボディ	SS	M10	10
シリンダーボトム	SS	M10	10
シリンダーヘッドカバー	SS	M10	10
シリンダーボトムカバー	SS	M10	10
シリンダーヘッドボルト	SS	M10	10
シリンダーボトムボルト	SS	M10	10
シリンダーヘッドナット	SS	M10	10
シリンダーボトムナット	SS	M10	10
シリンダーヘッドワッシャー	SS	M10	10
シリンダーボトムワッシャー	SS	M10	10
シリンダーヘッドコナシ	SS	M10	10
シリンダーボトムコナシ	SS	M10	10
シリンダーヘッドシリンダー	SS	M10	10
シリンダーボトムシリンダー	SS	M10	10



C-C シリンダー(表)

B-B シリンダー(表)



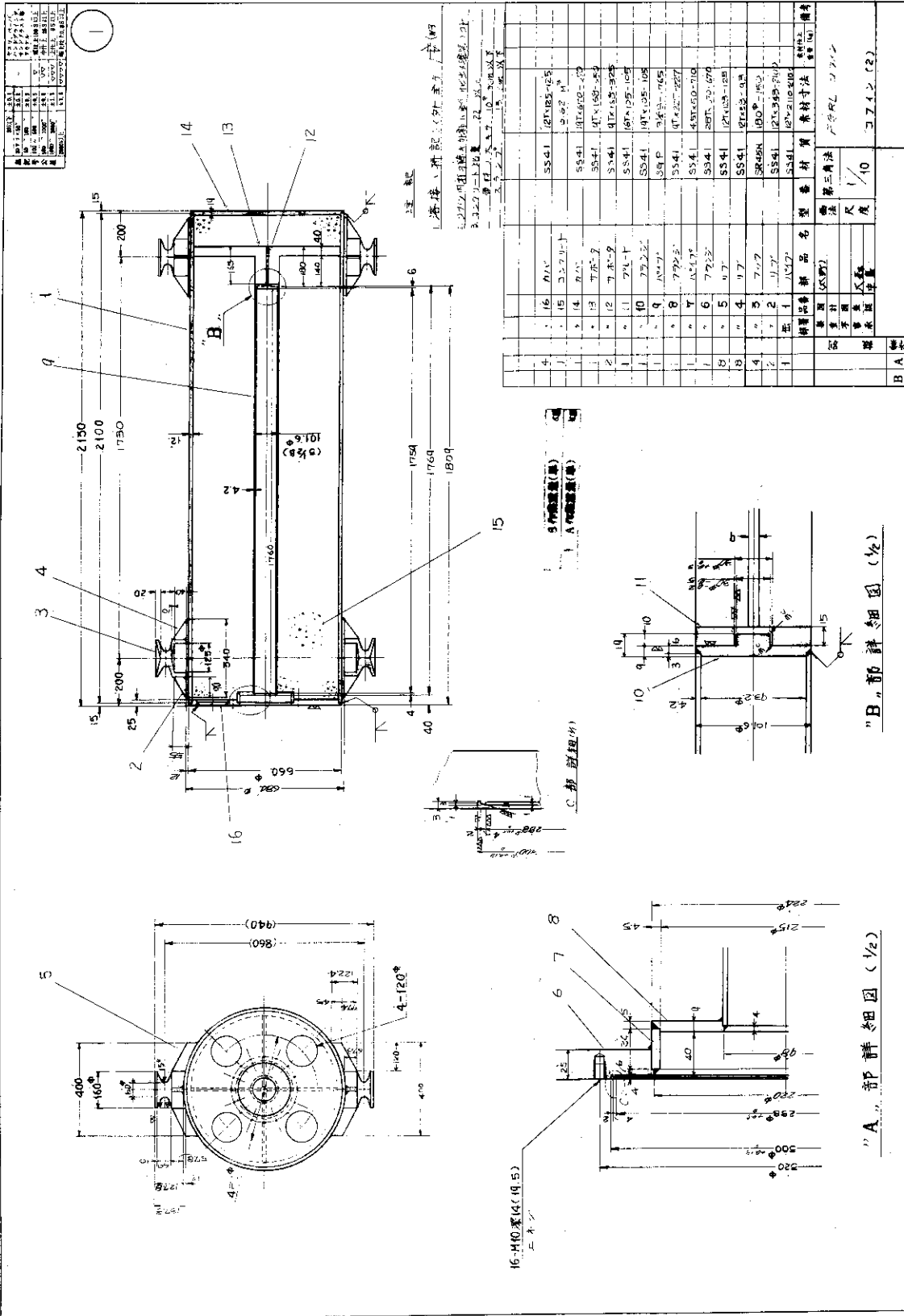
A-A 詳細(表)

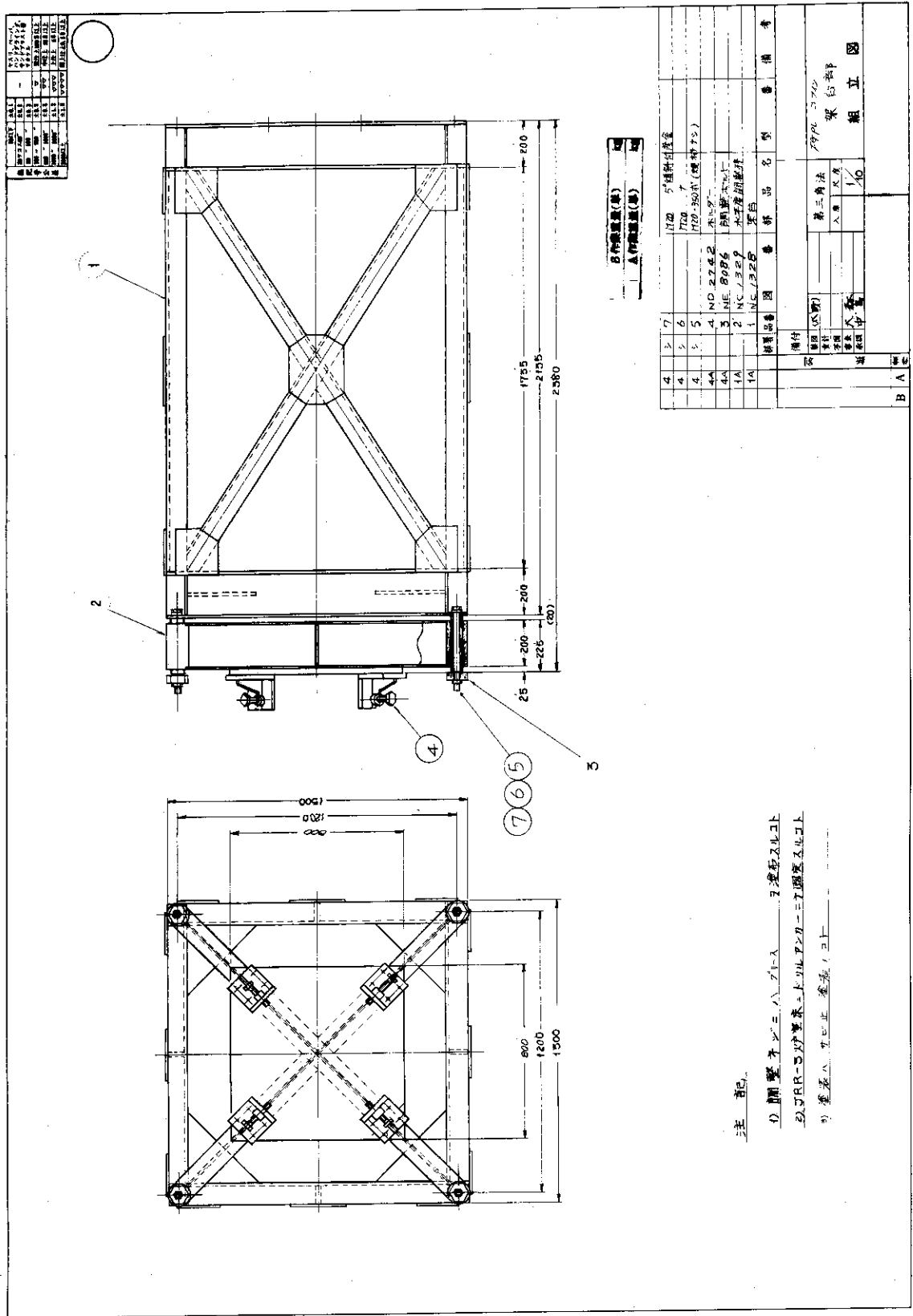
注記
 1. 本機は、特記以外、すべて鉄製。
 2. 本機は、内装部は、すべてステンレス製。
 3. 潤滑油は、Lubricant (品名) (図説)。
 4. コナシは、すべて、SS製。
 5. 本機の、すべての部品の、寸法は、10mm以上、5mm以下、かつ、必ず、5mmの整数倍である。
 6. 本機の、すべての部品の、寸法は、10mm以上、5mm以下、かつ、必ず、5mmの整数倍である。

製作工場
 A (図説)
 B (図説)

品名	材料	規格	数量
ボルト	SS	M10	10
ナット	SS	M10	10
ワッシャー	SS	M10	10
コナシ	SS	M10	10
油圧シリンダー	SS	M10	10
シリンダーヘッド	SS	M10	10
シリンダーボディ	SS	M10	10
シリンダーボトム	SS	M10	10
シリンダーヘッドカバー	SS	M10	10
シリンダーボトムカバー	SS	M10	10
シリンダーヘッドボルト	SS	M10	10
シリンダーボトムボルト	SS	M10	10
シリンダーヘッドナット	SS	M10	10
シリンダーボトムナット	SS	M10	10
シリンダーヘッドワッシャー	SS	M10	10
シリンダーボトムワッシャー	SS	M10	10
シリンダーヘッドコナシ	SS	M10	10
シリンダーボトムコナシ	SS	M10	10
シリンダーヘッドシリンダー	SS	M10	10
シリンダーボトムシリンダー	SS	M10	10

図1 コフィン1





注 記
 1) 調整ネジは、A、B、C、D、E、F、G、H、I、J、K、L、M、N、O、P、Q、R、S、T、U、V、W、X、Y、Z、AA、AB、AC、AD、AE、AF、AG、AH、AI、AJ、AK、AL、AM、AN、AO、AP、AQ、AR、AS、AT、AU、AV、AW、AX、AY、AZ、BA、BB、BC、BD、BE、BF、BG、BH、BI、BJ、BK、BL、BM、BN、BO、BP、BQ、BR、BS、BT、BU、BV、BW、BX、BY、BZ、CA、CB、CC、CD、CE、CF、CG、CH、CI、CJ、CK、CL、CM、CN、CO、CP、CQ、CR、CS、CT、CU、CV、CW、CX、CY、CZ、DA、DB、DC、DD、DE、DF、DG、DH、DI、DJ、DK、DL、DM、DN、DO、DP、DQ、DR、DS、DT、DU、DV、DW、DX、DY、DZ、EA、EB、EC、ED、EE、EF、EG、EH、EI、EJ、EK、EL、EM、EN、EO、EP、EQ、ER、ES、ET、EU、EV、EW、EX、EY、EZ、FA、FB、FC、FD、FE、FF、FG、FH、FI、FJ、FK、FL、FM、FN、FO、FP、FQ、FR、FS、FT、FU、FV、FW、FX、FY、FZ、GA、GB、GC、GD、GE、GF、GG、GH、GI、GJ、GK、GL、GM、GN、GO、GP、GQ、GR、GS、GT、GU、GV、GW、GX、GY、GZ、HA、HB、HC、HD、HE、HF、HG、HH、HI、HJ、HK、HL、HM、HN、HO、HP、HQ、HR、HS、HT、HU、HV、HW、HX、HY、HZ、IA、IB、IC、ID、IE、IF、IG、IH、II、IJ、IK、IL、IM、IN、IO、IP、IQ、IR、IS、IT、IU、IV、IW、IX、IY、IZ、JA、JB、JC、JD、JE、JF、JG、JH、JI、JJ、JK、JL、JM、JN、JO、JP、JQ、JR、JS、JT、JU、JV、JW、JX、JY、JZ、KA、KB、KC、KD、KE、KF、KG、KH、KI、KJ、KK、KL、KM、KN、KO、KP、KQ、KR、KS、KT、KU、KV、KW、KX、KY、KZ、LA、LB、LC、LD、LE、LF、LG、LH、LI、LJ、LK、LL、LM、LN、LO、LP、LQ、LR、LS、LT、LU、LV、LW、LX、LY、LZ、MA、MB、MC、MD、ME、MF、MG、MH、MI、MJ、MK、ML、MM、MN、MO、MP、MQ、MR、MS、MT、MU、MV、MW、MX、MY、MZ、NA、NB、NC、ND、NE、NF、NG、NH、NI、NJ、NK、NL、NM、NN、NO、NP、NQ、NR、NS、NT、NU、NV、NW、NX、NY、NZ、OA、OB、OC、OD、OE、OF、OG、OH、OI、OJ、OK、OL、OM、ON、OO、OP、OQ、OR、OS、OT、OU、OV、OW、OX、OY、OZ、PA、PB、PC、PD、PE、PF、PG、PH、PI、PJ、PK、PL、PM、PN、PO、PP、PQ、PR、PS、PT、PU、PV、PW、PX、PY、PZ、QA、QB、QC、QD、QE、QF、QG、QH、QI、QJ、QK、QL、QM、QN、QO、QP、QQ、QR、QS、QT、QU、QV、QW、QX、QY、QZ、RA、RB、RC、RD、RE、RF、RG、RH、RI、RJ、RK、RL、RM、RN、RO、RP、RQ、RR、RS、RT、RU、RV、RW、RX、RY、RZ、SA、SB、SC、SD、SE、SF、SG、SH、SI、SJ、SK、SL、SM、SN、SO、SP、SQ、SR、SS、ST、SU、SV、SW、SX、SY、SZ、TA、TB、TC、TD、TE、TF、TG、TH、TI、TJ、TK、TL、TM、TN、TO、TP、TQ、TR、TS、TT、TU、TV、TW、TX、TY、TZ、UA、UB、UC、UD、UE、UF、UG、UH、UI、UJ、UK、UL、UM、UN、UO、UP、UQ、UR、US、UT、UU、UV、UW、UX、UY、UZ、VA、VB、VC、VD、VE、VF、VG、VH、VI、VJ、VK、VL、VM、VN、VO、VP、VQ、VR、VS、VT、VU、VV、VW、VX、VY、VZ、WA、WB、WC、WD、WE、WF、WG、WH、WI、WJ、WK、WL、WM、WN、WO、WP、WQ、WR、WS、WT、WU、WV、WW、WX、WY、WZ、XA、XB、XC、XD、XE、XF、XG、XH、XI、XJ、XK、XL、XM、XN、XO、XP、XQ、XR、XS、XT、XU、XV、XW、XZ、YA、YB、YC、YD、YE、YF、YG、YH、YI、YJ、YK、YL、YM、YN、YO、YP、YQ、YR、YS、YT、YU、YV、YW、YX、YZ、ZA、ZB、ZC、ZD、ZE、ZF、ZG、ZH、ZI、ZJ、ZK、ZL、ZM、ZN、ZO、ZP、ZQ、ZR、ZS、ZT、ZU、ZV、ZW、ZX、ZY、ZZ

図 3 コフイン架台

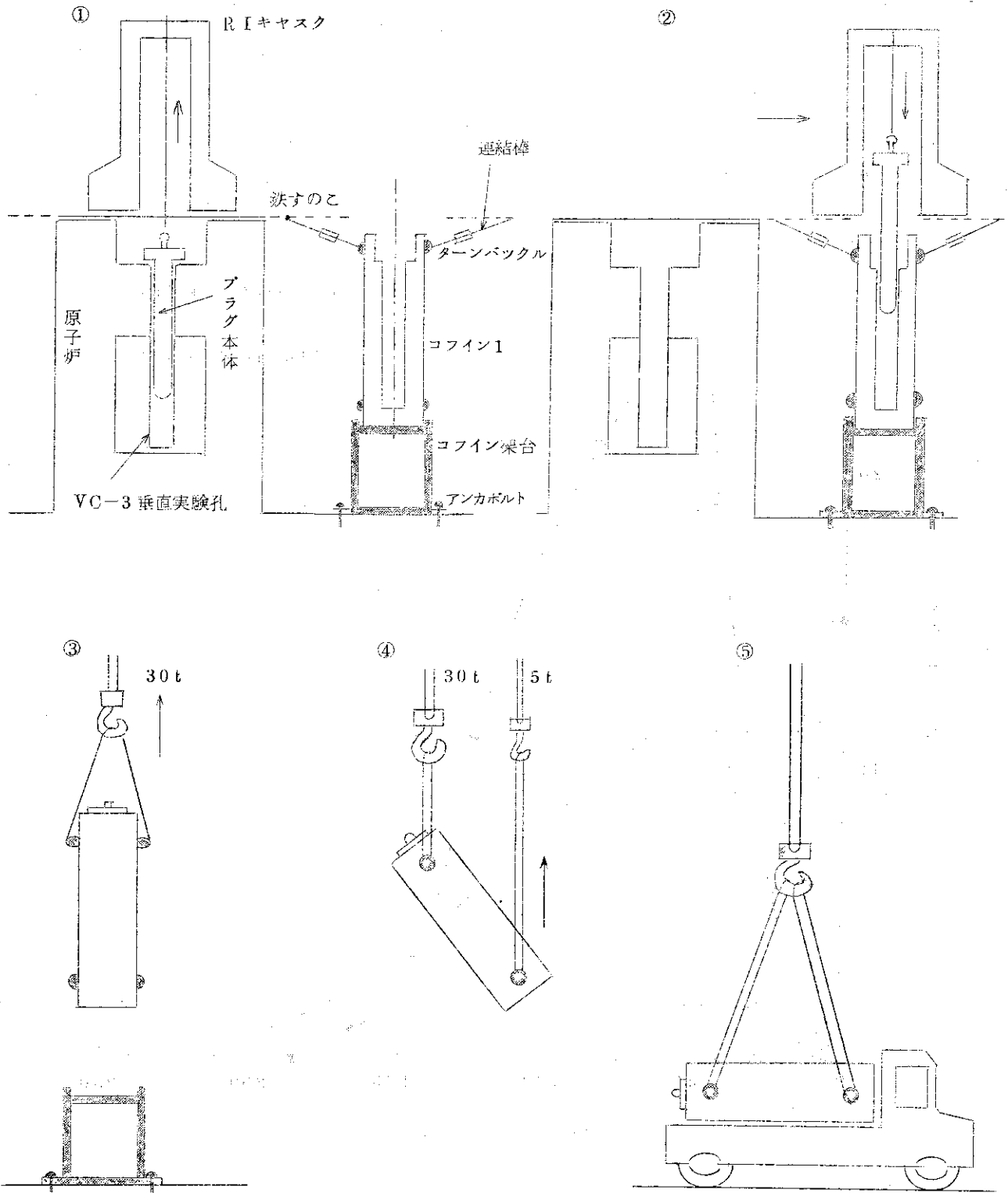


図4 プラグ本体収納手順

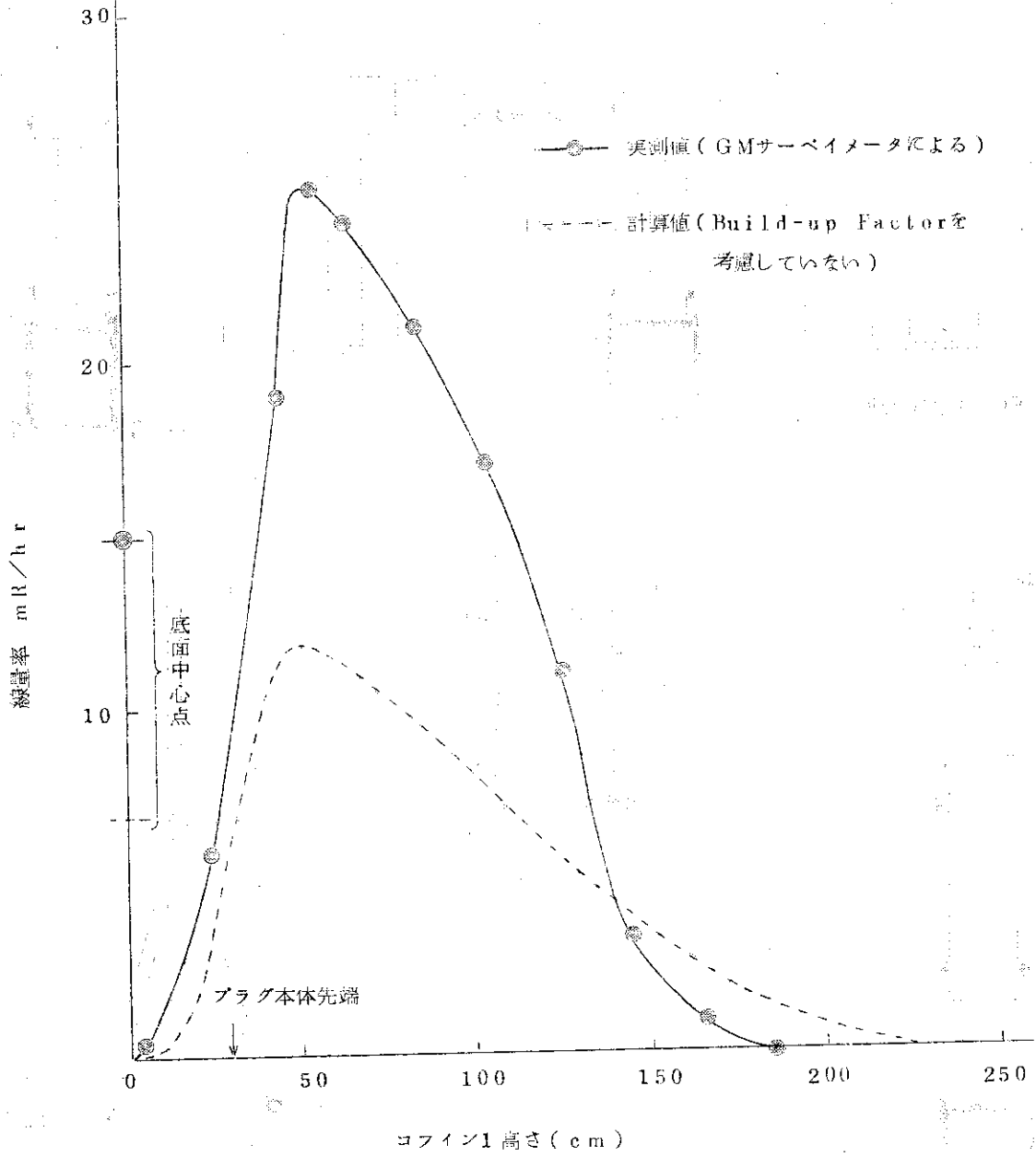


図5 コフィン1 実測表面線量率

4 炉外装置の撤去

本章では各装置の解体手順に関する詳細な報告は省略し、撤去作業の方針と概要について述べ、つづいて、撤去作業を行なうにあたって一次冷却水配管の切断方法など特に注意したことおよび問題となった点について、項目別に述べる。

4.1 方針と概要

撤去作業は、放射線管理課による放射線管理とFP研究室の立合いのもとに、業者によって実施された。作業者は、フィルムバッチ、直読式ポケット線量計などの個人被ばく線量測定器を着用したほか、特殊作業衣、ゴム手袋などの放射線防護用具を着用した。

放射性汚染のある装置とない装置が近接した場所にある場合には、放射性汚染の拡大を防止するために後者から撤去すること、また一部汚染された装置の場合は、汚染部分を非汚染部分から取除き、できるだけコールド部品として撤去することを原則とした。

シャベリ系、測定制御系など、放射性汚染の通常考えられる装置は、表面汚染検査をして、制限値（スミヤ法で $200 \text{ dpm}/100 \text{ cm}^2$ 、サーベイメータで $200.0 \text{ dpm}/100 \text{ cm}^2$ ）以下であることを確認して搬出し、FP研究室で使用できるものを除き管財課へ（再使用可能な物品は物品返納票、不要な物品は不用決定要求票により）返却した。

ホールドアップタンク兼熱交換器など大型で放射性汚染のある装置は、接続した配管をフランジ部分ではずし、盲フランジをしたのち、表面汚染のないことを確認して廃棄物処理場のL型保管廃棄施設に運搬し保管廃棄した。放射性汚染のあるガス系、一次冷却水系配管などは、黄色ドラムかんに入れて、廃棄物処理場の低レベル保管廃棄施設に運搬し保管廃棄した。全作業を通じて生じた放射性固体廃棄物の量は黄色ドラムかん19個におさえることができた。

炉外装置撤去後、非常用冷却水取水配管などJRR-3建屋の諸設備と直結した部分については、JRR-3管理課の指示にしたがって、指定される場所でフランジをはずしたのち、盲フランジを取り付けた。最後に、壁および床の修復を行なった。

炉外装置の解体撤去作業日程および主要な解体部品の搬出先などについて、それぞれ表2および表3にまとめて示す。

4.2 一次冷却水の抜取りと一次冷却水系の洗じよう

解体作業中一次冷却水の漏えいによる汚染を防止するために、解体作業に先だって、一次冷却水の抜取りと一次冷却水系の洗じようを行なった。まず、一次冷却水を循環させたのち、一次冷却水系で最も低い場所に設けられたバルブを開いて排水し、排水中の放射能を測定した。その後、冷却水の注入、循環、採水、排水を繰り返して、排水中の放射能を測定した。汚染核種はほとんど ^{60}Co であった。得られた結果を表4に示す。

1回の排水で一次冷却水系の水の90%近くが排水されるにもかかわらず、洗じよう効果が洗じよう回数とともに期待されるよりも減少した。したがって、これ以上洗じようを繰り返してもあまり効果が期待できないので、洗じようは中止した。洗じよう効果が減少するのは、ホ-

ルドアップタンク兼熱交換器、冷却水配管などの滞留部に付着または沈殿していた⁶⁰Coを含む腐食生成物が洗じょう中徐々に放出されるためであると推定される。

上述の排水法では、プラグ本体の外筒ジャケット部（内容積約5ℓ）の冷却水を抜取るとは、その構造および配置からむずかしい。一次冷却水の入口側配管は、ジャケット内部を通過して先端までのびているので、一次冷却水出口側から 2 kg/cm^2 以下の圧力で窒素ガスを送込み、ジャケット部に残留する大部分の冷却水を入口側配管から追出した。

4.3 ガス系配管、一次冷却水系配管および内筒保管用スリーブの切断方法

ガス系および一次冷却水系の配管には、それぞれ外径10mm、厚さ1mm、および外径34mm、厚さ3mmのステンレス鋼管が使用されている。一方、内筒保管用スリーブはアルミニウム製で、その最大外径は176mm、長さ5127mm、厚さ3mmである。これらの配管およびスリーブの内壁は、すべて放射性物質で汚染されていると考えられるので、切断方法については特に留意した。

ガス系配管の切断には、最初パイプカッターを使用することを考えた。しかし、切断口が閉じるボルトクリップの方が放射性物質の飛散がより少なく、かつ、能率的にもすぐれているので、ガス系配管の切断にはすべてボルトクリップを使用した。

一次冷却水系配管の場合は、外径が大きいため、ボルトクリップの使用はむずかしい。このため、ボルトクリップと同様切断口が閉じ、かつ大口径配管が切断できる油圧切断機の使用を考えた。しかし、業者から、適当な油圧切断機を所有していないので簡易ビニール小屋を組んでエヤマスタソーを使用したいという提案がなされた。

予備的にコールドの配管を切断してみた結果、切りくずの飛散が予想よりはげしいために、エヤマスタソーの使用を断念した。結局、すこし能率は悪いけれども切りくずの飛散が少ないことから、大型のパイプカッターを使用することになった。

内筒保管用スリーブを黄色ドラムかんに入れて廃棄するためには、ドラムかんに入るように少なくとも5箇所切断しなければならぬ。この切断も、大口径配管の切断ができ、かつ、切りくずの飛散の少ないチェーンパイプカッターを用いることで解決できた。

以上述べたように、放射性汚染のある配管の切断には、切りくずの飛散の多い金のこの使用はできるだけ避け、飛散の少ない切断法のみを採用し、汚染事故なく解体作業を進めることができた。

4.4 ループテスト用ダクト内の配管配線類の撤去

炉内装置とループテスト室の装置は、炉頂面から冷却機器室までのループテスト用ダクト（ $0.4 \times 0.3 \times 10\text{ m}$ ）内および冷却機器室からループテスト室までのダクト（ $0.17\phi \times 5\text{ m}$ ）内に設けられたガス系配管、一次冷却水系配管および電気配線で結ばれていた。ループテスト用ダクト内の配管および配線は、耐震上および設置作業上L型鋼で作られたハシゴに取付けられており、このハシゴの上・下端部がダクト内壁に溶接で固定されていた。上部溶接部はループテスト用ダクト入口から約1m下がった位置にあり、下部溶接部は線量率の高い冷却機器室の天井付近（約 50 mR/hr ）にあった。このため、これらの溶接部を取りはずす作業は非常

にせまい場所で、かつ下部溶接部の取りはずしは、被ばくを少なくすることからできるだけ短時間で行なわなければならないという制約があった。上部溶接部は、“長柄のたがね”で、下部溶接部はガス溶断で取りはずすことができた。しかし、次章で述べるように、FGRL撤去作業に伴い全被ばく線量の約2/3を本作業で被ばくする結果となった。今後ループを製作する場合には、撤去作業を考慮に入れて設計する必要がある。

表2 炉外装置解体撤去作業日程

解体部品名		5月		6月			7月			8月															
		日	25	1	5	10	20	25	30	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	
ガ ス 系	炉外装置Ⅰ																								
	〃Ⅱ																								
	〃Ⅲ																								
	バルブボックス																								
	廃ガス貯蔵																								
	ガス採取装置																								
	炉頂面配管																								
冷 却 水 系	ループテスト用ダクト内配管																								
	ループテスト室内配管																								
	ホルドアップタンク兼熱交換器																								
	イオン交換塔																								
	水位計																								
	循環ポンプ																								
	断水継電器																								
二次系	炉頂面配管																								
	ループテスト用ダクト内配管																								
	ループテスト室内配管																								
	熱交換器空気ぬき配管																								
	採水配管																								
	排水配管																								
測 定 制 御 系	プロセスガスクロマトグラフ																								
	TEN-γ線スペクトロメータ																								
	計装盤																								
	液体窒素自動注入装置																								
シ ャ ヘ ッ ス 系	電気配線																								
	炉外装置Ⅰ～Ⅲ 鉛ブロック 配管用 重コンクリートブロック																								
そ の 他	内筒保管用スリーブ																								
	試料部切断溶接装置																								
床壁の修復																									

表 3 解体部品一覧

解体部品名	数量	寸法(mm)	重量(kg)	材質	解体・搬出方法	表面線量率 (mR/hr)	搬出先			
炉内装置	ブラケット本体 (内筒, 外筒, 試料部)	1式	159φ×3,333.5	重モルタル アルミニウム SUS 27	コフィン1C収納	25	中高レベルD型保管 廃棄施設(廃19)			
	しゃへいブラケット	1本	86φ×1,689.5	重モルタル SUS 27	コフィン2C収納	3				
	ダミーブラケット	1本	159φ×3,803	SUS 27		<0.03				
ガス系炉外装置	炉外装置(ヘリウム流量装置)	1式	750×900×1,357	SUS 27	配管類はドラム かん 架台はコールド 廃棄	<2	低レベル保管廃棄施設 管財課			
	炉外装置(キセノン)	1式	800×1,000×1,250			<0.03				
	炉外装置(トリプトラン)	1式	1,040×1,540×1,322			<0.03				
	バルブボックス	1式	1,000×800×700			<0.03				
	廃ガス貯せう	1台	1,050×1,050×2,094			SUS 27		直フランジ	<0.03	低レベル保管廃棄 施設(廃23)
	廃ガス採取装置	1式	900×300×1,300					コールド廃棄	<0.03	管財課
冷却水系炉外装置	配管	1式	10φ	SUS 27	切断後ドラムかん	<2	低レベル保管廃棄施設			
	ホールドアップ交換器	1台	1,006φ×1,509.2	SUS 27	直フランジ	15	低レベル保管廃棄 施設(廃23)			
	イオン交換塔	1式	160φ×1,080	SUS 27	返納	<0.03	管財課			
	水位計	3台	200φ×650			<2				
	循環ポンプ	2台	300×600×300			<2				
	断水継電器	2台	145φ×475			<2				
配管	1式	34φ					低レベル保管廃棄施設			

解体部品名	数量	寸法(mm)	重量(kg)	材質	解体・搬出方法 など	表面線量率 (mR/hr)	搬出先
プロセスガスクロマトグラフ	1台	1200×550×2,000	~500		返納	<0.03	管財課
ガスクロマトグラフ用 ガス採取装置	1式	900×300×1,300	~150				
TEN-7線スペクトロメータ	1台	550×600×2,000	~200		管財課	<0.03	管財課
同上モーター	1台	400φ×400	~500	鉛			
計装	4台	630×961×1,739	~1,200		管財課	<0.03	管財課
液体窒素自動注入装置	1式	450×500×900	~100				
電気配線	1式				再使用(コフィン1), 移管	<0.03	中高レベルD型保管廃棄施設, JRR-2 管理課に移管
鉛	1式		~5,600				
電コンクリートブロック	1式		~36,000		コールド廃棄	<0.03	構内課
試料部切断溶接装置	1式		~500		移管	3	ホットラボ管理室
内筒保管用スリーブ	1本	176φ×5,127	~70	アルミニウム	切断後ドラムかん	<0.02	低レベル保管廃棄施設

* 表面線量率の測定は、JRR-3炉室より搬出する状態における測定値である。したがって、ホット廃棄するため、コフィンまたはドラムかんなどの容器に入れた部品は、容器表面における測定値である。

** 搬出先のうち、各種保管廃棄施設は、すべて廃棄物処理場に設置されている。

表 4 一次冷却水系の洗じょう

	放射能 ($\mu\text{Ci/ml}$)
一次冷却水	1×10^{-4}
1 回目の洗じょう水	1×10^{-5}
2 回目の洗じょう水	6×10^{-6}
3 回目の洗じょう水	4×10^{-6}

5 放射線被ばく線量

5.1 計画被ばく線量

本撤去作業には、第3章で述べたような強放射性の炉内装置の撤去作業と、第4章で述べたような強放射線下での炉外装置の撤去作業とが含まれる。作業中の被ばく線量については、当初から留意して計算を行ない、その結果をコフィン1およびコフィン架台の設計および撤去作業の方法に反映させた。

本撤去作業の中での主な放射線下作業は、炉内装置については、① プラグ本体のコフィン1への収納作業、および② コフィン1の運搬作業、炉外装置については、③ JRR-3冷却機器室内の配管・配線類の撤去作業、および④ 炉頂面の配管・配線類と水位計の撤去作業である。このうち、①の作業における被ばく線量については付録3において計算した。一方、作業場所の線量率が、②については付録2で約40mR/hrと推算され、③および④についてはそれぞれ50および10mR/hrと測定されていたので、これらの作業については作業時間を推定して被ばく線量を計算した。表5に計画被ばく線量をまとめた。

5.2 実測被ばく線量

本撤去作業には、FP研究室員8名と業者10名が携わった。その他、プラグ本体のコフィン1への収納作業には、RIキャスクの操作のため研究炉利用課員5名が携わった。これらの作業者の被ばく線量(直読式ポケット線量計による測定値)を作業内容とともに表6に示す。

本作業における総被ばく線量は237 man·mremで、このうち約170 man·mremがJRR-3冷却機器室での作業によるものである。

また、プラグ本体の収納作業には、計算値との比較のしやすい3箇所に直読式ポケット線量計A~Cを固定して、その位置での被ばく線量も測定した。これらの線量計の位置と実測値を、付録3による計算値とともに表7に示す。

5.3 まとめ

プラグ本体の収納時における実測被ばく線量の計算値に対する比は、表7からわかるように1/5~1/15であった。第3章で述べたように、プラグ本体中の生成放射能は低線計算値どおりであった。それゆえ、実測値が低い原因は、計算ではプラグ本体が低速(1cm/sec)で途中停止せずに降下するとしていたのに対し、実際のRIキャスクの操作[コフィン1の上端の少し下まで断続的に高速(100cm/sec)で降下し、そこで少し停止したのち高速でコフィン1へそり入を完了]が計算に用いた条件より短時間で終了したこと、および心合わせ治具など計算では考慮していない物によるしゃへい効果のためであると思われる。

全作業中の被ばくに関して、前節で述べたようにJRR-3冷却機器室での配管・配線撤去作業時のものが主たるものであった。これは、前章で述べたように、作業場所の条件からやむを得ないものであった。しかし全体としては、作業方法、作業手順などについて事前に充分準備し、またコフィンなども安全側に製作したことにより、被ばく線量を計画量よりかなり低

くおさえることができた。また、内部被ばく事故も起こさず全作業を終了することができた。

表5 計画被ばく線量

作業内容		線量率 (mR/hr)	時間 (hr)	人数	被ばく線量 (man·mrem)
炉内装置の撤去	プラグ本体のコフィン1への収納	4.5*		4	18
	コフィン1の運搬	40**	0.5	2	40
炉外装置の撤去	JRR-3冷却機器室内の配管・配線撤去	50	2	4	400
	炉頂面の配管・配線撤去	10	4	4	160
	その他	<0.1	160	7	<112
合計					<730

* 付録3参照

** 付録2参照

表7 プラグ本体のコフィン1への収納作業時の被ばく線量

測定位置		測定器	被ばく線量 (mR)	
			実測値	計算値
RIキャスク 作業台上	$f^* = 240 \text{ cm}$	固定線量計A	~1	4.5
	$f^* = 240 \text{ cm}$	作業者No.19~23着用	0~1	4.5
	$f^* = 300 \text{ cm}$	作業者No.11着用	2	11
	$f^* = 300 \text{ cm}$	作業者No.16着用	1	11
コフィン1上端 の露出部よりの 直線距離	4.120 cm	固定線量計B	9	145
	9.360 cm	固定線量計C	2	28
	~10.000 cm	作業者No.12, 18着用	2	25

* 図A5参照

表 6 実測被ばく線量*

作業月日	主要作業内容	作業者	業 者													計										
			F P 研究 室																							
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13		14	15	16	17	18	19	20	21	22	23
5.28~6.8	炉外装置撤去準備						5																			
7.6~7.13	プラグ本体をろ入りハリハサー																									
7.14	シヤへいプラグのコフィン2への収納と内筒の外筒へのろ入り																									
7.20	炉頂面の水位計よりはずし、プラグ本体引き抜きテスト													1	6											
7.23	炉頂面の配管・配線撤去、外筒AL-SUS ろり付点確認													1												
7.24	プラグ本体のコフィン1への収納													2	2	1								1	1	
7.25	コフィン1運搬																								2	
8.1	炉外装置1, 4, 4解体撤去		0	0	0	0	0		0		0														5	
8.2	冷却機器室内配管・配線撤去		2	11	0	4	6	0	3	3	1				6	1	3	3							55	
8.3	"		0	7	1	1	6	16	2		0	0	5		5	0	0	1							54	
8.4	"		13	0	0	27	10	1		0	0	1					6	0	1						64	
8.6~8.13	炉外装置解体撤去		1	0	1	1		1	0		0	1													6	
	計		21	18	2	65	32	4	0	3	3	8		16	9	4	20	2	6	19	5	0	0	1	1	237

* 一印は直読式ボックト線量計を用います

6 あとがき

FGR L撤去の準備作業を開始するにあたり当惑したことは、このような炉内照射装置撤去の所内での経験やその記録が非常に少ないということであった。このことが本レポートを作成させる大きな動機となった。その意味で、本レポートが将来この種の作業を行なう人あるいはヘルプを設計する人などに少しでも役に立つならば幸いである。

また、本レポートはあくまで撤去を行なったFP研究室の立場で書かれており、関連課室の重要な動きに関してはほとんどふれていない。この種の作業を行なう場合には関係する課室との緊密な連絡が大切であることを特に強調しておきたい。

なお、撤去後の重要な仕事として、JRR-3保安規程の改定および核燃料物質使用廃止の届出（撤去後30日以内）があったことを付記する。

7 謝 辞

FGR L撤去にあたり、作業にご協力いただいた研究炉管理部JRR-3管理課、同研究炉利用課、保健物理安全管理部放射線管理課、同放射性汚染処理課、技術部工作課および同施設第2課の諸課員、安全審査などの諸手続きでお世話になった研究炉管理部研究炉業務課、安全管理室および管理部核燃料課の課室員、所内事務手続きでお世話になった管理部管財課および燃料工学部事務室の課室員、また、ご支援いただいた燃料工学部長石原健彦氏、同次長長崎隆吉氏およびFP研究室長木谷進氏に感謝いたします。

6 あとがき

FGRL撤去の準備作業を開始するにあたり当惑したことは、このような炉内照射装置撤去の所内での経験やその記録が非常に少ないということであった。このことが本レポートを作成させる大きな動機となった。その意味で、本レポートが将来この種の作業を行なう人あるいはループを設計する人などに少しでも役に立つならば幸いである。

また、本レポートはあくまで撤去を行なったFP研究室の立場で書かれており、関連課室の重要な動きに関してはほとんどふれていない。この種の作業を行なう場合には関係する課室との緊密な連絡が大切であることを特に強調しておきたい。

なお、撤去後の重要な仕事として、JRR-3保安規程の改定および核燃料物質使用廃止の届出(撤去後30日以内)があったことを付記する。

7 謝 辞

FGRL撤去にあたり、作業にご協力いただいた研究炉管理部JRR-3管理課、同研究炉利用課、保健物理安全管理部放射線管理課、同放射性汚染処理課、技術部工作課および同施設第2課の諸課員、安全審査などの諸手続きでお世話になった研究炉管理部研究炉業務課、安全管理室および管理部核燃料課の課室員、所内事務手続きでお世話になった管理部管財課および燃料工学部事務室の課室員、また、ご支援いただいた燃料工学部長石原健彦氏、同次長長崎隆吉氏およびFP研究室長木谷進氏に感謝いたします。

付録1 プラグ本体中の生成放射能の推定

外筒および内筒は垂直方向に2.0 cm長さのセクションにわけて計算した。各セクションおよび試料部とも生成放射能の点から考慮すべき構成材料はSUS-27のみである。各セクション中のSUS-27の重量を表A1に示した。SUS-27に含まれる元素のうち考慮すべき元素とその含有率は、Fe 67%、Ni 11%、Cr 20%、Mn 2%およびCo（不純物）0.3%とした。プラグ本体製作に用いられた材料の元素分析を行なわなかったため、上の値は推定値である。

JRR-3熱出力10 MWの場合の各セクションの平均中性子束を表A1に合わせて示す。中性子束分布は炉の出力が同じでも運転条件によって変動する。炉中心付近での変動は比較的小さいが周辺では大きい。表A1中の中性子の値はVC-3垂直実験孔について最大となる時の値である。

FGRL設置（昭和40年）後JRR-3の運転は毎年度間欠的に最大約3,000時間程度行なわれたが、これを計算上、図A1に示すスケジュールで各年度の終りに連続して10 MWの運転が行なわれたものと仮定し、最後の運転後の冷却期間は30日とした。（内筒はFGRL運転停止時には炉外のプラグ置場に置かれているので、上の仮定は過大評価である。）ただし、試料部（昭和45年6月新規交換）は昭和45年度末に4サイクル照射されたのち2年間冷却されたものとした。

上述の仮定のもとにプラグ本体（外筒、内筒および試料部）中に生成する放射能を計算した結果を表A2および表A3に示す。表A3をもとに、プラグ本体の放射能分布 $D(x)$ を次式で近似し、付録2に示すコフィン1の設計および付録3に示す被ばく線量の計算にはこの近似式を用いた（図A2参照）。

$$D(x) = 3520 e^{-2.11 \times 10^{-7} (x+67.3)^3} \text{ (mR/hr at 1m) / cm}$$

$$(0 \leq x \leq 240)$$

上式中、 x はプラグ本体先端からの距離である。

表A1 内筒, 外筒の各セクションおよび試料部中のSUS-27の重量と平均中性子束

	セクション	重量 (g)	中性子束 ($n/cm^2 \cdot sec$)
外筒	1	1380	6.67×10^{12}
	2	1390	5.87×10^{12}
	3	"	5.22×10^{12}
	4	"	4.14×10^{12}
	5	"	3.22×10^{12}
	6	"	2.37×10^{12}
	7	"	1.55×10^{12}
	8	"	0.60×10^{12}
内筒	1	44.9	4.1×10^{12}
	2	"	3.2×10^{12}
	3	"	2.4×10^{12}
	4	"	1.7×10^{12}
	5	"	1.0×10^{12}
試料部		1930	5.5×10^{12}

表A2 外筒, 内筒の各セクションおよび試料部の生成放射能 (単位Ci)

	セクション	^{51}Cr	^{54}Mn	^{59}Fe	^{60}Co	合計
外筒	1	128.4	1.40	1.97	40.79	172.6
	2	113.8	1.24	1.75	36.16	153.0
	3	101.2	1.10	1.55	32.16	136.0
	4	80.3	0.87	1.23	25.50	107.9
	5	62.4	0.68	0.96	19.84	83.9
	6	46.0	0.50	0.70	14.61	61.7
	7	29.6	0.32	0.46	9.43	39.9
	8	11.6	0.13	0.18	3.68	15.6
内筒	1	2.57	0.028	0.039	0.815	3.45
	2	2.00	0.021	0.030	0.636	2.69
	3	1.50	0.016	0.023	0.477	2.02
	4	1.06	0.012	0.016	0.338	1.43
	5	0.63	0.007	0.009	0.198	0.84
試料部		0.105	—	—	3.70	3.71
計		581.165	6.324	8.917	184.63	784.8

表 A 3 * 外筒、内筒の各セクションおよび試料部の線量率 (R/hr at 1m)

	セクション	⁵¹ Cr	⁵⁴ Mn	⁵⁹ Fe	⁶⁰ Co	合計
外筒	1	2.172	0.704	1.380	60.03	64.29
	2	1.952	0.624	1.223	53.21	56.99
	3	1.712	0.555	1.090	47.32	50.68
	4	1.358	0.440	0.863	37.53	40.20
	5	1.056	0.342	0.671	29.19	31.26
	6	0.777	0.252	0.494	21.49	23.01
	7	0.501	0.163	0.319	13.87	14.85
	8	0.196	0.064	0.125	5.44	5.83
内筒	1	0.043	0.009	0.027	1.20	1.28
	2	0.033	0.007	0.021	0.94	1.00
	3	0.025	0.005	0.016	0.70	0.75
	4	0.018	0.004	0.011	0.50	0.53
	5	0.011	0.002	0.007	0.29	0.31
試料部		0.005	—	—	5.46	5.47

* 表A2およびCi数-R/hr換算係数⁵⁾とから計算した。

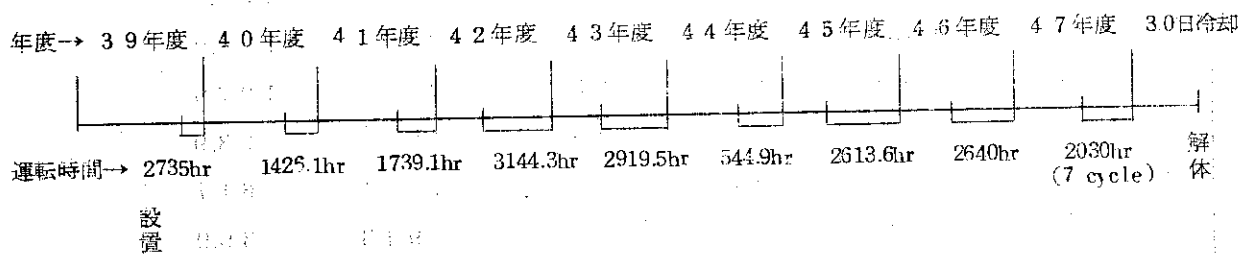


図 A 1 EGRL内・外筒生成放射能計算のため仮定したJRR-3運転スケジュール

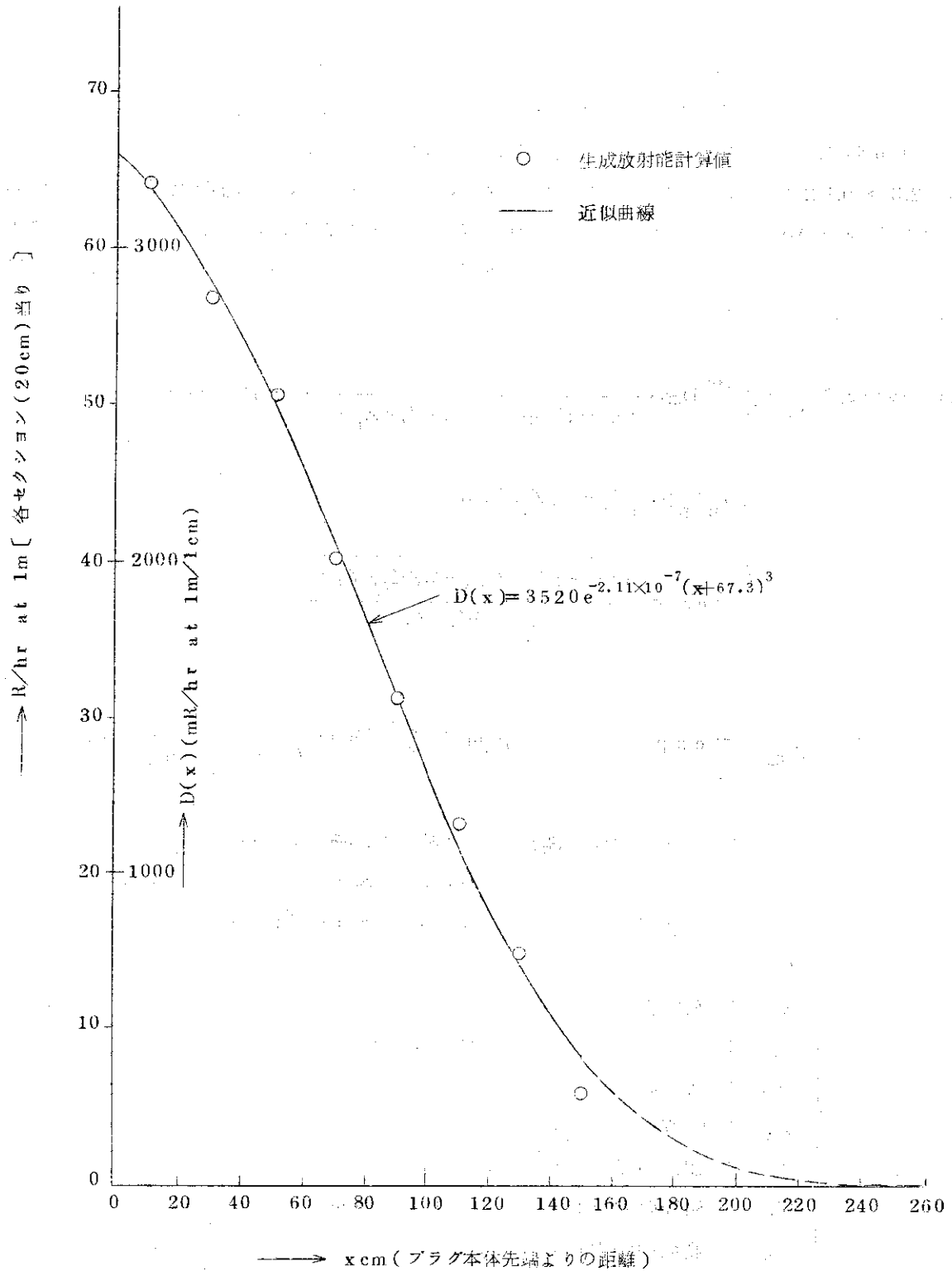


図 A 2 プラグ本体放射能分布

付録2 コフィン1のしゃへい計算

表A2および表A3に示すようにプラグ本体中に生成した放射性核種のうち、Ci数としては ^{51}Cr が最も多いが、 ^{51}Cr の γ 線は放出率とエネルギーが低いため線量率としては ^{60}Co の方が多くなり、全線量率の90%以上を占める。それゆえ、しゃへい材料の γ 線減衰係数としては ^{60}Co の1.33MeV γ 線に対する値⁶⁾(鉛 0.638 cm^{-1} 、鉄 0.399 cm^{-1} 、軽コンクリート $\langle\rho=2.3\rangle 0.1242\text{ cm}^{-1}$)を用いた。また放射能はプラグ本体の中心線上に存在しかつ付録1で述べた分布 $D(x)$ を持つと仮定した。この仮定のもとで図A3に示す模式図に従い、次式を用いてコフィン1の表面線量率を計算し、表面線量率が最大10mR/hr程度となるように各しゃへい材料の厚さをきめた。

$$[\text{側面線量率}]_{x_0} = \int_0^{240} D(x) \cdot \frac{C^2}{(x_0-x)^2 + (l_A + l_P + l_C + l_F)^2} \cdot \exp\{-\sec\theta \cdot (\mu_P l_P + \mu_C l_C + \mu_F l_F)\} dx$$

$$\left(\sec\theta = \frac{\sqrt{(x_0-x)^2 + (l_A + l_P + l_C + l_F)^2}}{l_A + l_P + l_C + l_F} \right)$$

$$[\text{底面線量率}]_{\text{中心点}} = \exp\{-(\mu_P m_P + \mu_F m_F)\} \int_0^{240} D(x) \cdot \frac{C^2}{(x+m_A+m_P+m_F)^2} dx$$

- ただし、
- x : プラグ本体先端からの距離(中心線), cm
 - x_0 : プラグ本体先端レベルからの距離(コフィン表面), cm
 - $D(x)$: プラグ本体放射能分布, (mR/hr at 1m)/cm
 - C : 100 cm
 - μ_P : 鉛の減衰係数, cm^{-1}
 - μ_C : 軽コンクリートの減衰係数, cm^{-1}
 - μ_F : 鉄の減衰係数, cm^{-1}
 - l_A : 内管半径, cm
 - l_P : 側面の鉛の厚さ, cm
 - l_C : 側面の軽コンクリートの厚さ, cm
 - l_F : 側面の鉄の厚さ, cm
 - m_A : プラグ本体先端と底面のしゃへい材料との間隔, cm
 - m_P : 底面の鉛の厚さ, cm
 - m_F : 底面の鉄の厚さ, cm

コフィン1の推定表面線量率分布を図A4に示す。推定最大表面線量率は12mR/hrであ

る。底面中心部の推定表面線量率は 7mR/hr である。ただし、これらの値は γ 線の Build-up Factor⁴⁾ を考慮していない場合の値で、これを考慮すると、コフィンの最大表面線量率は約 40mR/hr と推定される。なお、参考のため、プラグ本体を露出した場合、プラグ本体から 1m 離れた位置における線量率を図 A.4 に合わせて示す。

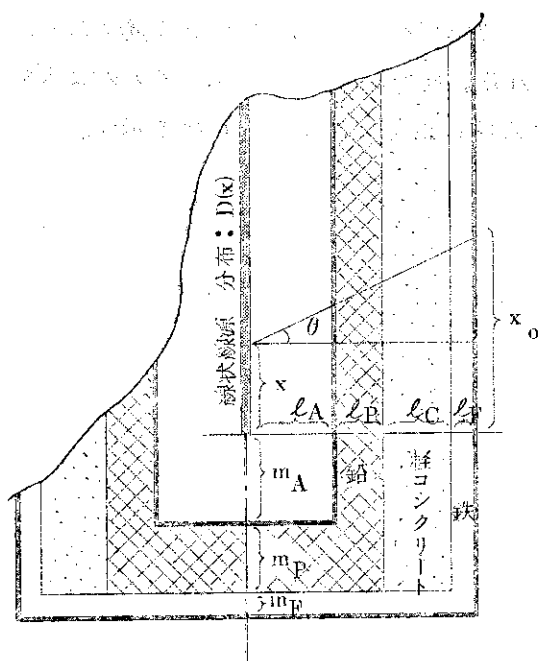


図 A 3 放射線しゃへい計算のためのコフィン 1 模式図

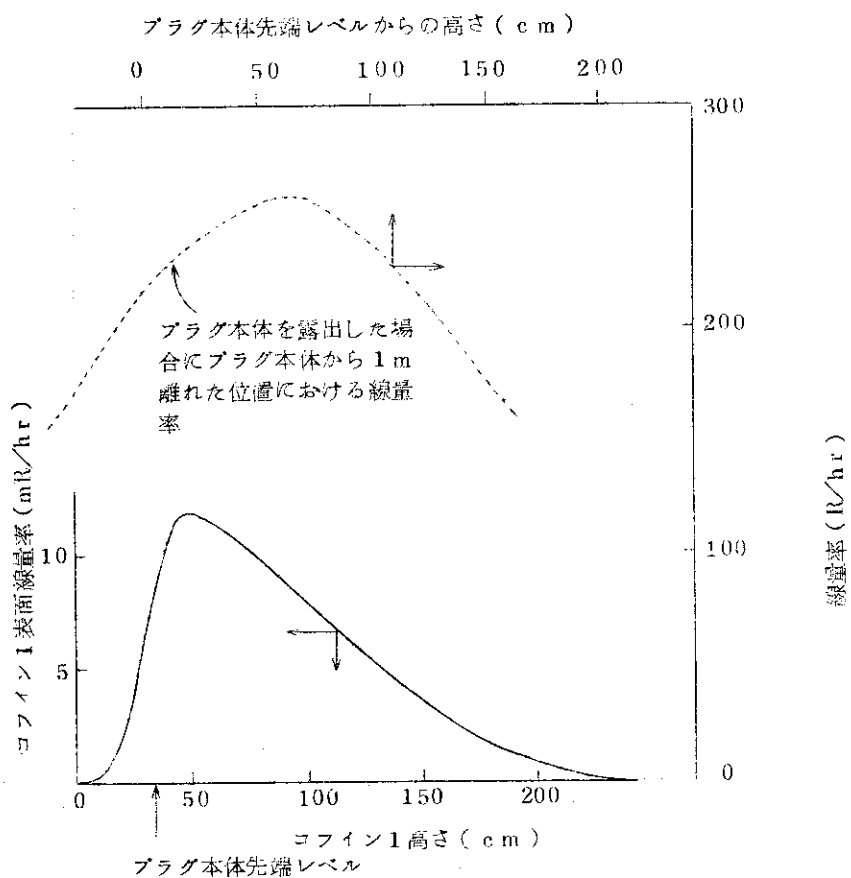


図 A 4 コフィン 1 推定表面線量率

付録3 プラグ本体のコフィン1への収納時における作業者の被ばく線量の計算

プラグ本体の引抜きおよびコフィン1への収納作業は、10,000 Ci の ^{60}Co の取扱いが安全に行なえるように製作されたRIキャスクを用いて実施される。それゆえ、VQ-3垂直実験孔からRIキャスク内へプラグ本体を引抜いてからコフィン1の真上に運ぶまでの間の作業者の被ばくはほとんど問題とならない。問題となるのはコフィン1にプラグ本体をそり入するときである。コフィン1はRIキャスクとの心合わせのための治具を取付ける関係から、その上端と炉上面の間に、ある程度の間隔をとった状態ですえ付けざるを得なかった。それゆえ、プラグ本体がコフィン1にそり入されるときにしゃへい物のないところを通ることになる。このときの作業者の被ばく線量を次のように計算した。

(1) プラグ本体をコフィン1に収納するときのRIキャスク作業台上の作業者の被ばく線量の計算

計算を簡単にするため、図A5のようにコフィン1を単純な形の軽コンクリートの円筒として扱い、内径を $2a$ 、軽コンクリートの厚さを b とし、コフィン上端が炉上面より距離 c だけ下にあるとする。また、RIキャスクの鉛しゃへいリングの半径を d とし、炉上面より距離 e だけ上方の平面上で、RIキャスクおよびコフィン1の中心線(XY)から距離 f だけ離れた点Pに作業者がいるとする。この条件では、プラグ本体の先端が炉上面に達するまで降下する間の被ばくは問題とならないので、プラグ本体が炉上面より下を通過するときのみを計算の対象とする。

まず、単位量(1 m離れた位置で 1 mR/hr の線量率を与える量)の ^{60}Co 点線源が、炉上面から距離 l だけ下方のXY線上の点Qにあるときの点Pにおける線量率 R を求める。線分PQがA、B、Cの各点を通るような位置に点Qがあるときの l の値をそれぞれ l_1 、 l_2 、 l_3 とすると、それらの値は次式で表わされる。

$$l_1 = \frac{ae + cf}{f - a}$$

$$l_2 = \frac{(a+b)e + cf}{f - a - b}$$

$$l_3 = \frac{de}{f - d}$$

また、PQがXYと成す角を θ とすると

$$\tan \theta = \frac{f}{l + e}$$

$$\operatorname{cosec} \theta = \sqrt{1 + \{(l + e)/f\}^2}$$

なる関係があるので、鉛および軽コンクリート中の $1.33 \text{ MeV } \gamma$ 線の減衰率を μ_P および μ_C とすると、 R は

$$R = \frac{10^4}{r^2} \exp[-(\mu_P \cdot y + \mu_C \cdot z)] \left[\frac{mR}{hr} \right] \left[\frac{mR}{hr} \text{ at } 1m \right]$$

で与えられる。ここで、 r 、 y および z は、それぞれ線分PQの長さ、線分PQが切る鉛の長さおよび線分PQが切るコンクリートの厚さであり、次式で与えられるものである。

$$r = \sqrt{(l+e)^2 + f^2}$$

$$y = \begin{cases} 0 & (l > l_3 \text{ の場合}) \\ (d-l \cdot \tan \theta) \operatorname{cosec} \theta & (0 \leq l \leq l_3 \text{ の場合}) \end{cases}$$

$$z = \begin{cases} 0 & (0 \leq l < l_1 \text{ の場合}) \\ \{(l-e) \tan \theta - a\} \operatorname{cosec} \theta & (l_1 \leq l \leq l_2 \text{ の場合}) \\ b \cdot \operatorname{cosec} \theta & (l > l_2 \text{ の場合}) \end{cases}$$

この点線源が速度Vで炉上面から360 cm下方(プラグ本体をコフィン1に収納したとき予想される先端の位置)まで降下する間に点Pで被ばくする線量Iは、

$$I = \int_0^{360} \frac{R}{3600V} dl \left[\frac{mR}{(mR/hr \text{ at } 1m)} \right]$$

で与えられる。

さて、プラグ本体の放射能の分布を、単位長さの部分の放射能による1 m離れた位置での線量率で表わすと、先端からxだけ離れた位置の放射能D(x)は、付録1で述べたように

$$D(x) = 3520 \exp[-2.11 \times 10^{-7} (x+67.3)^3] \left[\frac{mR}{hr} \text{ at } 1m \right] / \text{cm}$$

で近似される。プラグ本体の放射能のある部分($0 \leq x \leq 240$)のすべてが、XYに沿って炉上面から360 cm下方に降下する間の点Pでの被ばく線量 I_T は、

$$I_T = \int_0^{240} I \cdot D(x) dx \quad (\text{mR})$$

で与えられる。

この式に、実際の数値[$a=12.5 \text{ cm}$, $b=20.5 \text{ cm}$, $d=70 \text{ cm}$, $e=240 \text{ cm}$, $\mu_P=0.638 \text{ cm}^{-1}$, $\mu_C=0.1242 \text{ cm}^{-1}$, $V=1 \text{ cm/sec}$ (安全側に低速の値を使用)]と、 e として20 cmを入れて、種々の f について I_T を計算した結果が表A4である。この結果、 $e=20 \text{ cm}$ となるようにコフィン1およびコフィン架台を製作すれば、プラグ本体収納時のRIキャスク作業台上の作業者の被ばく線量は、20 mR以下(万一、プラグ本体の放射能が計算値より数倍多くても100 mR程度)におさえられることがわかった。

(2) その他の作業者の被ばく線量の計算

炉上面、炉室1階、制御室などにいる作業者の被ばく線量を次のように計算した。安全側に計算するため、プラグ本体の各部分がそれぞれ30秒間しゃへいたしに露出されるとした。そのとき、露出部分から距離Mだけ離れた位置にいる作業者が被ばくする線量 I_0 は、

$$I_0 = \frac{30}{3600} \times \left(\frac{100}{M} \right)^2 \int_0^{240} D(x) dx \quad (\text{mR})$$

で与えられる。Mを与えて I_0 を計算した結果を表A5に示す。この結果、プラグ本体収納時には関係者以外の作業者の炉室内への立入りを禁止することとした。

表A4 プラグ本体のコフィン1への収納時におけるRIキャスク作業台上の作業者の被ばく線量の計算値

RIキャスク中心線からの距離, f (cm)	被ばく線量, I_T (mR)
180	0.6
240	4.5
300	11
350	16
400	19
500	23

表A5 プラグ本体のコフィン1への収納時に、炉上面とコフィン1上端との間の露出部を直視する位置での被ばく線量の計算値

露出部からの距離, M (cm)	被ばく線量, I_0 (mR)
100	2460
200	614
300	273
400	154
412	145
500	100
936	28
1,000	25
1,500	11
2,000	6
3,000	3

参考文献

- 1) 長谷川正義(編): "ステンレス鋼便覧", 日刊工業新聞社, (1961)
- 2) 白井英次 : 私 信
- 3) 長谷川正義 (編): "ステンレス鋼便覧", 日刊工業新聞社, 1092 (1973)
- 4) TIPTON C. R. (Ed.): "Reactor Handbook", Interscience, vol. 1, 1052 (1960)
- 5) 木村健二郎(編): "放射線データブック", 地人書館, 181 (1963)
- 6) 同 上 : 同 上 , 同 上 , 194 (1963)

で与えられる。Mを与えて I_0 を計算した結果を表A5に示す。この結果、プラグ本体収納時には関係者以外の作業者の炉室内への立入りを禁止することとした。

表A4 プラグ本体のコフィン1への収納時におけるRIキャスク作業台上の作業者の被ばく線量の計算値

RIキャスク中心線からの距離, f (cm)	被ばく線量, I_T (mR)
180	0.6
240	4.5
300	11
350	16
400	19
500	23

表A5 プラグ本体のコフィン1への収納時に、炉上面とコフィン1上端との間の露出部を直視する位置での被ばく線量の計算値

露出部からの距離, M (cm)	被ばく線量, I_0 (mR)
100	2460
200	614
300	273
400	154
412	145
500	100
936	28
1,000	25
1,500	11
2,000	6
3,000	3

参考文献

- 1) 長谷川正義(編): "ステンレス鋼便覧", 日刊工業新聞社, (1961)
- 2) 白井英次 : 私 信
- 3) 長谷川正義 (編): "ステンレス鋼便覧", 日刊工業新聞社, 1092 (1973)
- 4) TIPTON C. R. (Ed.): "Reactor Handbook", Interscience, vol. 1, 1052 (1960)
- 5) 木村健二郎(編): "放射線データブック", 地人書館, 181 (1963)
- 6) 同 上 : 同 上 , 同 上 , 194 (1963)

R1キャスタおよびコフィン1の

中心線
X

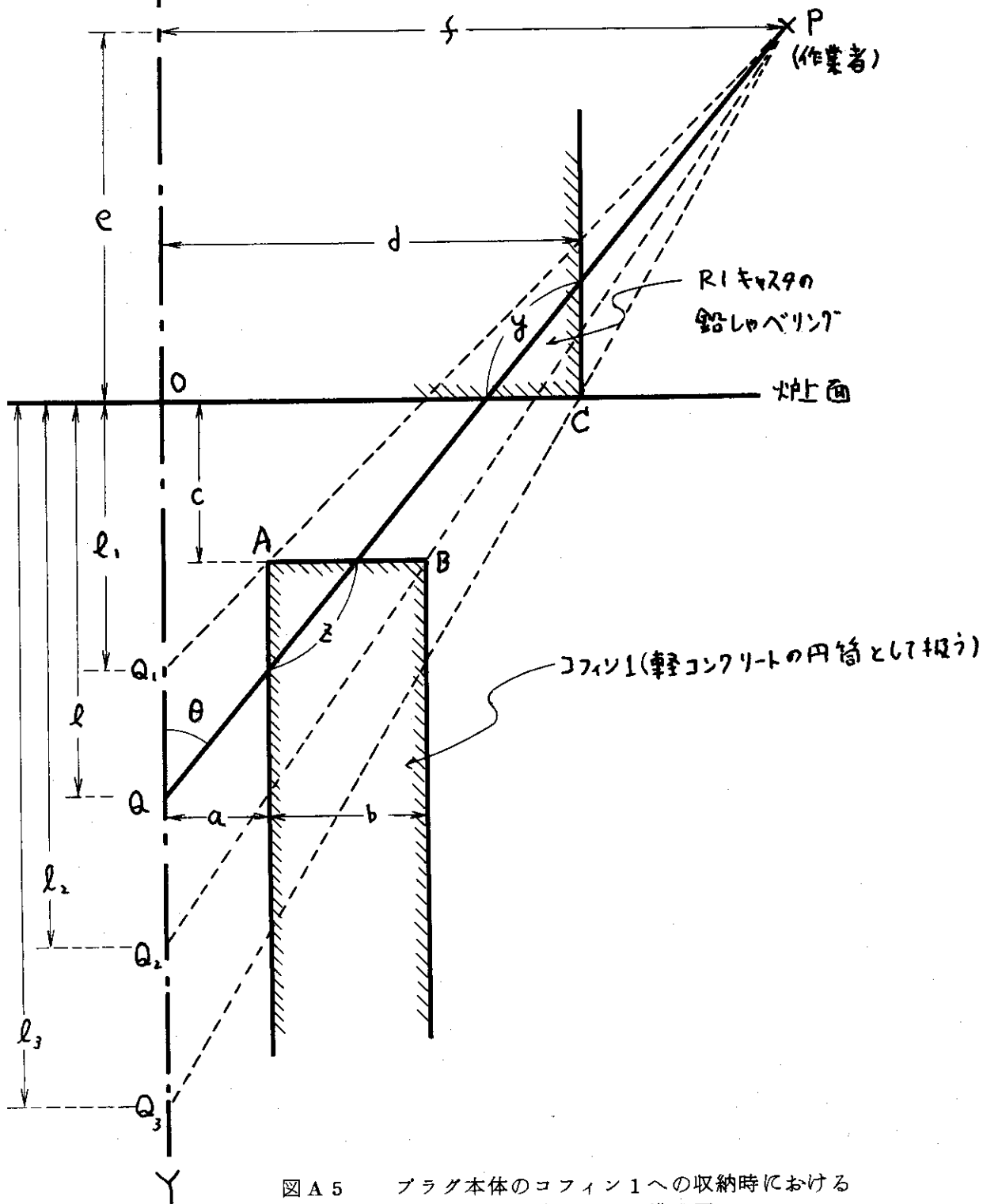


図 A 5 プラグ本体のコフィン1への収納時における被ばく線量計算のための模式図