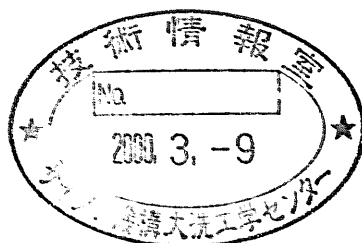


分冊

施設解体における放射線管理に係る調査・研究

(調査報告)

1999年9月



核燃料サイクル開発機構
大洗工学センター

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせ下さい。

〒319-1194 茨城県那珂郡東海村村松4番地49

核燃料サイクル開発機構

技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:

Technical Cooperation Section

Technology Management Division

Japan Nuclear Cycle Development Institute

4-49 Muramatu, Tokai-mura Naka-gun, Ibaraki 319-1194

© 核燃料サイクル開発機構(Japan Nuclear Cycle Development Institute)

1999

施設解体における放射線管理に係る調査・検討 〔調査報告〕

郷田 正*

安藤秀樹*

要旨

核燃料サイクル開発機構大洗工学センターにおいても、今後原子力施設の解体が予想されることから、JPDR 等先行の施設解体の実績を調査し、施設解体の放射線管理の検討を行い、基本的な考え方及び管理に必要な技術について整理した。

施設解体の放射線管理は日常の放射線作業管理の延長線上にあると考えられるが、着目すべき点は高放射線機器等の解体に伴う被ばく管理、大量に発生する建家解体廃棄物の合理的な表面密度測定及び放射化物の放射能濃度の測定である。

高放射線機器等の解体は遠隔操作により被ばくを防護して行うこととなるが、装置の設置等の準備段階の被ばく管理も含めた総合的な放射線防護計画を策定しておく必要がある。

建家解体で発生する廃棄物の表面密度等の測定をサーベイメータで行うと、多くの時間と要員が必要になる。このため、大面積の検出器を有する自動測定装置等を導入し、測定を合理化する必要がある。この種の装置は JPDR の解体で有効に機能を果たした実績があり、製作は既存の技術の組み合わせで可能である。

* 大洗工学センター 安全管理部

Research and Considerations of Radiation Control in Decommissioning

Tadashi Goda*, and Hideki Ando*

Abstract

In O-arai Engineering Center of Japan Nuclear Cycle Development Institute, decommissioning of nuclear facilities will be expected in future. The results of preceding JPDR decommissioning were researched and the radiation control in decommissioning was examined. The principles and technology necessary for radiation control in decommissioning were arranged.

The radiation control in decommissioning seems to be on extension line of daily radiological work control. Noticing points are the control of exposure dose with disassembly of high radiological equipment, the surface contamination measurement of building disassembly waste which large arises and the radioactivity measurement of activated material.

When high radiological equipment is disassembled, the measures which reduce the exposure in the remote manipulation are taken. The total radiation protection program including the control of exposure dose in preparedness stage must be decided.

Much time and personnel are required, when surface contamination of waste arisen in the building disassembly was measured by surveymeters. Therefore, it is necessary to rationalize the measurement using automatic inspection equipment with large detection area.

This type equipment has results which effectively fulfilled the function in the decommissioning of JPDR. It is possible to product the equipment in the combination of existing technology.

* Health and Safety Division, O-arai engineering center

目 次

I. 緒 言	1
II. 施設解体における放射線管理について	2
1. 施設解体の現状	2
(1) J P D R解体における管理方法	2
(2) その他の施設の解体状況	5
2. 施設解体における放射線管理の基本的な考え方について	6
3. 今後予想される施設の解体について	8
(1) 「常陽」旧廃棄物処理建家	8
① 「常陽」旧廃棄物処理建家の概要	8
② 建家内設備の汚染状況	10
③ 解体時の放射線管理	10
(2) 重水臨界実験装置	13
① 重水臨界実験装置の概要	13
② D C Aの放射化の状況	14
③ 解体時の放射線管理	15
III. 廃棄物の放射線管理について	17
1. 放射性廃棄物処理の現状と将来	17
(1) 放射性固体廃棄物処理の現状	17
(2) 科学技術庁における放射性固体廃棄物処理方法の検討状況	20
① クリアランスレベル	20
② R I・研究所等の低レベル放射性固体廃棄物	22
2. 管理方法の検討	23
(1) 廃棄物の分類について	23
(2) 廃棄物の保管方法と放射線管理について	25
(3) 廃棄物の測定・管理に係る記録の検討	26
VI. 放射線管理技術の検討	28
1. 表面密度測定自動化の検討	28
2. 放射化物の放射能濃度測定方法の検討	30
3. 床等の表面を削ったコンクリートの放射能濃度の測定方法の検討	32
V. まとめ	34
参考文献	36
別添資料 別添1：D C A炉室内野中性子フルエンスについて	39
別添2：放射化放射能濃度の簡易評価法について	41
別添3：放射性固体廃棄物の現状と原子力安全委員会等の検討状況	48
別添4：核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令 第13条の9に定められた低レベル放射性廃棄物の濃度	50

I. 緒 言

核燃料サイクル開発機構大洗工学センター（以下「当事業所」という。）では、「常陽」旧廃棄物処理建家の解体を控えており、さらに重水臨界実験装置（DCA）等の解体も検討されている。

また、施設の解体で大量に発生する解体廃棄物（管理区域内から発生する全ての廃棄物と撤去する管理区域境界のコンクリート壁等）の処分にあたっては、現在、原子力安全委員会で放射性廃棄物にしないで処分できる廃棄物の表面密度及び放射能濃度（クリアランスレベル）を検討中であり、現時点では解体廃棄物を明らかに汚染又は放射化の恐れがないもの以外は放射性廃棄物として処分しなければならない。しかしながら、クリアランスレベルの法令取り入れ時期が平成13年度頃の見通しであることから、法令改正を見込んで解体廃棄物を分類することが適当であると考える。

当事業所においては、原子力施設の本格的な解体を未経験であることから、施設解体時の放射線作業の管理方法並びに原子力安全委員会によるクリアランスレベルの検討推移を踏まえた解体廃棄物の管理方法を検討した。

施設解体における放射線作業の管理方法については、日本原子力研究所の動力試験炉（JPDR）等、国内外の先行解体施設の実施状況を調査し、解体作業時の放射線管理の要点を整理すると共に、整備を必要とする放射線管理技術の検討を行った。

廃棄物の管理方法の検討では、クリアランスレベルを考慮した解体廃棄物の表面密度及び放射化物の放射能濃度の測定方法の検討を行うと共に、放射性廃棄物（将来放射性の規制除外として処分できる廃棄物を含む）の保管時の放射線管理の要点を整理した。

II. 施設解体における放射線管理について

1. 施設解体の現状

(1) JPD R解体における管理方法

日本原子力研究所では、動力試験炉（Japan Power Demonstration Reactor: JPD R）について、原子炉解体に係る放射線関連データ、作業関連データ、物流関連データの収集・解析を目的として解体実地試験¹⁾（科学技術庁からの委託研究）を1986年12月～1996年3月の期間で行った。表-1にJPD Rの主な仕様を示す。

表-1 JPD Rの主な仕様

項 目	仕 様
原子炉の型式	沸騰水型
熱 出 力	90,000 kW（初期は45,000 kW）
熱中性子束	3.8×10^{13} n/cm ² ·s（平均）
燃 料	2.6%濃縮ウラン（装荷量：4.2t）
原子炉運転時間	約17,000時間
積算発生熱出力	約21,500MWD

以下に放射線管理を中心とした作業の概要を紹介する。

① 解体作業の放射線管理^{2), 3)}

i. 解体作業に係る放射線管理の基本的考え方

解体作業では、作業者の被ばく低減を基本とした下記の考え方で作業計画を立案している。

- ・ 作業者の被ばくの基となる高放射化部位から先に撤去する。
- ・ 高放射化部位の解体は、放射線遮蔽及び切断時の塵埃等の発生抑制のため、水中遠隔切断工法を採用する。

ii. 解体作業の管理

解体作業にあたっては、グリーンハウスを設置して汚染管理を行うと共に、炉心内部の放射化が大きく、表面線量当量率が約1 mSv/h以上の機器については水中遠隔切断⁴⁾を行っている。

水中遠隔切断では、切断作業を行っているプールの上部にグリーンハウスを設置し、切断で発生する放射性ガス等を回収・処理している。

作業エリアを、線量当量率、表面密度、空气中放射能濃度のレベルに応じて区分し、バリ

アを設けて分離して線量当量率、表面密度等を管理している。

外部被ばくについては、自動読み取り式警報器付ポケット線量計（APD）を用いて作業毎に管理している。また内部被ばくに対しては、マスクマンテスト装置による全面マスク装着状態の漏洩検査を実施すると共に、定期的に全身カウンタによる測定を行い管理している。

iii. 解体に係る技術開発

解体計画作成及び解体作業の実施にあたって、放射化物の放射能濃度評価技術、遠隔解体技術、廃棄物の処理・保管技術、放射線管理技術等解体に必要な技術開発を行っている。

放射化物の放射能濃度（放射能イベントリ）⁵⁾評価は、まず炉室内中性子束分布計算法を整備し、計算で求めた中性子束、原子炉運転実績及びミルシートに記載されている材料の成分から算出した核種別放射能濃度と解体物のコアサンプル測定値との比較・検討により行っている。

放射線管理技術では、大量に発生する解体廃棄物の表面密度の測定に多くの時間が費やされるため、大面積ガスフローカウンタを用いた搬出物品汚染検査装置の開発等を行っている。

② 廃棄物の分類と廃棄物の放射線管理について

i. 廃棄物の分類⁶⁾

解体廃棄物は、明らかに汚染又は放射化のおそれがないものと放射性廃棄物とに分離した後、放射性廃棄物を将来クリアランスレベルの法令取り入れを想定して、放射能レベル別に分類している。

明らかに汚染又は放射化のおそれがないものの判断基準を下記に示す。また、JPDR解体における廃棄物の分類を表-2に示す。

[明らかに汚染又は放射化のおそれがないものの判断基準]

(a) 二次的な汚染を考慮した場合

- ・ 使用履歴、設置状況から、放射性物質の付着、浸透等による二次的な汚染がないことが明らかであるもの。
- ・ 使用履歴、設置状況から、放射性物質の付着、浸透等による二次的な汚染部分が限定されていることが明らかであって、当該汚染部分が分離されたもの。

(b) 放射化の汚染を考慮したコンクリート廃棄物（一体的に含まれる鉄筋類を含む）の場合

- ・ 十分な遮へいにより遮へいされていた等、施設の構造上、中性子線による放射化の影響を考慮する必要がないことが明らかであるもの。

- ・ 計算等により、中性子線による放射化の影響が、一般的に存在するコンクリート（一体的に含まれる鉄筋類を含む）との間に有意な差を生じさせていないと評価されたもの。
- ・ 計算等により、中性子線による放射化の影響を評価し、一般的に存在するコンクリートとの間に有意な差がある部分が分離されたもの。

ここで、「一般的に存在するコンクリートとの間に有意な差」とは、汚染又は放射化していないコンクリート中に含まれる天然の放射能濃度の標準偏差内の値をいう。つまり、コンクリート中の放射能濃度が、天然の放射能濃度の変動範囲内であれば、有意な放射化がないものとして処理できる。

(c) 放射化の汚染を考慮した金属廃棄物の場合

原子力施設の解体等に伴って発生する金属廃棄物のうち、中性子線による放射化の汚染を考慮した場合については、(b)と同様の考え方が適用できる。

ii. 廃棄物の放射線管理²⁾

廃棄物の放射線管理の主な作業は、解体廃棄物の放射化放射能濃度の評価及び表面密度の測定である。

原子炉圧力容器、炉内構造物、放射化コンクリートの放射化放射能濃度の評価は、中性子束分布計算、原子炉運転実績等から算出した放射化放射能濃度をコアサンプルの測定結果及び表面線量当量率で補正して行っている。

放射化物については、上記評価結果に基づき表-2に示した分類に分けコンテナに収納し、保管している。廃棄物収納後のコンテナについては、表面線量当量率及び表面密度を測定し、管理している。

表-2 J P D R 解体における廃棄物の分類

廃棄物の種類	単位	廃棄物の放射能レベル			
		I	II	III	IV
放射化金属 放射化コンクリート 汚染コンクリート	Bq/g	$> 4 \times 10^3$	$< 4 \times 10^3$ } 4×10^1	$< 4 \times 10^1$ } 4×10^{-1}	$< 4 \times 10^{-1}$
汚染金属	Bq/cm ²	$> 4 \times 10^5$	$< 4 \times 10^5$ } 4×10^3	$< 4 \times 10^3$ } 4×10^1	$< 4 \times 10^1$

また、放射能レベルが極めて低く放射化及び汚染したコンクリートについては、廃棄物埋設事業の許認可を得て、素掘りトレンチに埋設³⁾している。なお、この廃棄物埋設事業の環境影響評価では、保全段階の被ばくが年 $6.2 \mu\text{Sv}$ となっている。

表面密度については、機器・配管等の金属類、床・壁等の表面を表面汚染計で直接測定している。また、床の汚染が浸透している場所については、コアサンプルを採取し、浸透深さを評価している。なお、汚染が浸透していた床については、汚染部分を削り取った後、表面汚染の有無を再確認している。

明らかに汚染又は放射化のおそれがないものについては、搬出物品汚染検査装置を用いて検査し（搬出物品汚染検査装置で検査できないものについては表面汚染計で直接測定）、管理区域外に搬出している。

(2) その他の施設の解体状況

JPDR以外で解体が行われた原子炉として、国内では日本原子力研究所の原子力船「むつ」、国外ではドイツのWAK再処理施設、イギリスの改良型ガス冷却炉WAGRなどがある。

原子力船「むつ」の⁹⁾解体では、JPDRと同様な解体技術及び管理方法が用いられている。ただし、船体を再使用するため、船体の中央を切断し、炉心を船体から取り出す工法が用いられている。

ドイツのWAK再処理施設の⁹⁾解体では、再処理工程上、多種多様に設置していたタンク、配管、機器等（比較的高く汚染している）を解体していくため、大規模な遠隔解体装置を開発している。この解体は、遠隔解体装置により良好におこなわれたが、施設解体後に遠隔解体装置を解体するための施設が必要となっている。

この経験より、解体を計画する場合、遠隔解体機器等の解体に使用する機器の処分方法までを考慮しておく必要がある。

イギリスの改良型ガス冷却炉WAGRの¹⁰⁾解体は、JPDRと異なり全て気中で行われており、線量当量率が高く作業者が解体部位に近づけない作業は、マニプレータを用いて行われている。また、汚染が高いものの解体は、グリーンハウスを用いて行っている。

WAGR解体作業の管理では、線量当量率が0.1mSv/h以上の区域を立入制限区域とし、この区域に立入る者へ、フィルムバッチの他に、警報機付個人線量計、局部被ばく管理用TLD等を用させて被ばく管理を行っている。

2. 施設解体の基本的な考え方について

当事業所の施設解体における放射線防護は、基本的に核燃料物質使用施設保安規定及び原子炉施設保安規定等に定められている放射線作業に係る放射線防護と同じと考える。

しかしながら施設規模の解体では、汚染又は放射化による高線量を解体する事、放射線作業期間が長い事等により外部被ばく等についての十分な放射線管理が必要であるため、国内外の施設解体の実績を参考にして、当事業所における施設解体に係る放射線管理の基本的な考えを下記のとおりまとめた。

(1) 被ばくの低減化について

解体作業に係る放射線被ばくを可能なかぎり低減させるため、以下の措置を行う。

① 外部被ばく

- ・ 被ばくの要因となる線量当量率が高い機器等から先に解体撤去する。
- ・ 機器等の表面の線量当量率が1 mSv/h以上のものについては、遠隔で解体する工法を取り入れる。ただし、1 mSv/h以上のものが少量で、それを短期間で解体できる場合を除く。
- ・ 線量当量率が0.1 mSv/h以上の作業エリアで作業する作業者に、警報機付線量計等を装着させ、作業毎の被ばく管理を行う。

② 内部被ばく

作業エリアの空气中放射能濃度の測定及び評価を確実にを行い、適当な防護装備を使用する。特に、ガス溶断作業のように放射性ガスが発生する又は発生するおそれがある作業では、エアラインマスク等を使用する。

(2) 汚染拡大防止について

汚染しているものの解体又は放射化している機器の切断を行う場合は、グリーンハウス等を用いて汚染の拡大を防止する。グリーンハウス内での作業の注意事項は、つぎのとおりである

- ・ グリーンハウスにフィルタ付局所排気を設け、十分な換気を行うこと。
- ・ 汚染レベルが異なるものを分けて作業すること。
- ・ 汚染レベルが高いものは、ペイント固定等により、汚染物の飛散を防止すること。
- ・ 廃棄物搬出場所を確保すると共に、搬出に伴う二次汚染を防止すること。
- ・ 切断作業の火花等による火災防止を施すこと。

(3) 解体廃棄物の汚染検査について

解体廃棄物の汚染レベル評価方法は、現在、原子力安全委員会で検討中である。ここでは、考えられる評価方法の内、最も安全側な方法について述べる。

なお、下記の汚染検査及び放射化放射能濃度評価に係る放射線管理技術については、「Ⅳ. 放射線管理技術の検討」で述べる。

- ・ 表面密度の測定は、原則として直接測定で行い、測定物の全ての面を測定する。
- ・ 測定を間接測定（スミヤ法）で行う場合は、拭き取り効率を十分に評価すること。
- ・ 建家を解体する場合は、管理区域側の床、壁、天井等全面の汚染検査を行う。
- ・ 床等に汚染が浸透しているおそれがある場合は、その部位のコアサンプルを採取し、汚染の有無を確認する。また、壁等が放射化しているおそれがある場合も、コアサンプルを採取し、放射化の有無を確認する。
- ・ 放射化放射能濃度の評価は、表面線量等から計算した放射能濃度又は中性子フルエンス及び原子炉運転実績等から計算した放射能濃度をコアサンプル測定値で補正して行う。なお、コアサンプルの測定値のみで評価することは可能であるが、計算値のみの評価は不可である。

3. 今後予想される施設の解体について

当事業所において、解体が控えている施設及び解体計画が検討されている施設として、「常陽」旧廃棄物処理建家及びDCAの2施設がある。

「常陽」旧廃棄物処理建家（以下「旧処理建家」という。）では、廃液中の放射性物質が廃液処理系の機器・配管内付着による線量当量率の上昇等により、設備の運転・保守が困難になったため、新たに廃棄物処理建家を建設し、旧処理建家で行っていた廃液処理を新建家で実施することとした。これにより、旧処理建家はその役割を終え、解体待ちとなっている。

DCAは、新型転換炉（ATR）開発中止によりATRの試験が終了した。現在行っている未臨界度測定試験は、平成12年度末でC&Rを行い、平成13年度以降に方向性を定めることとなっている。このことから、平成13年度以降にDCAの廃止・解体が計画されることが考えられる。

これらの施設の解体について、先に述べた基本的な考え方にに基づき、放射線管理をどのように行うか検討した結果を以下に述べる。

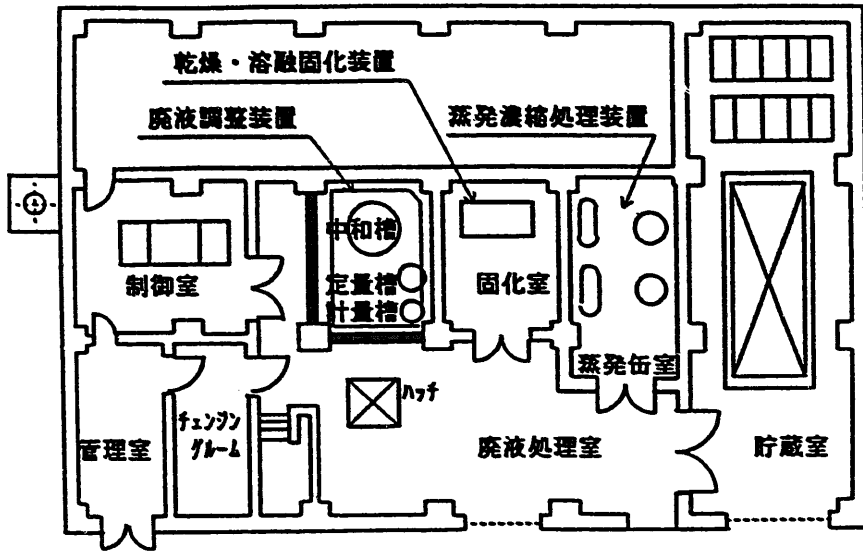
(1) 「常陽」旧廃棄物処理建家

① 「常陽」旧廃棄物処理建家の概要

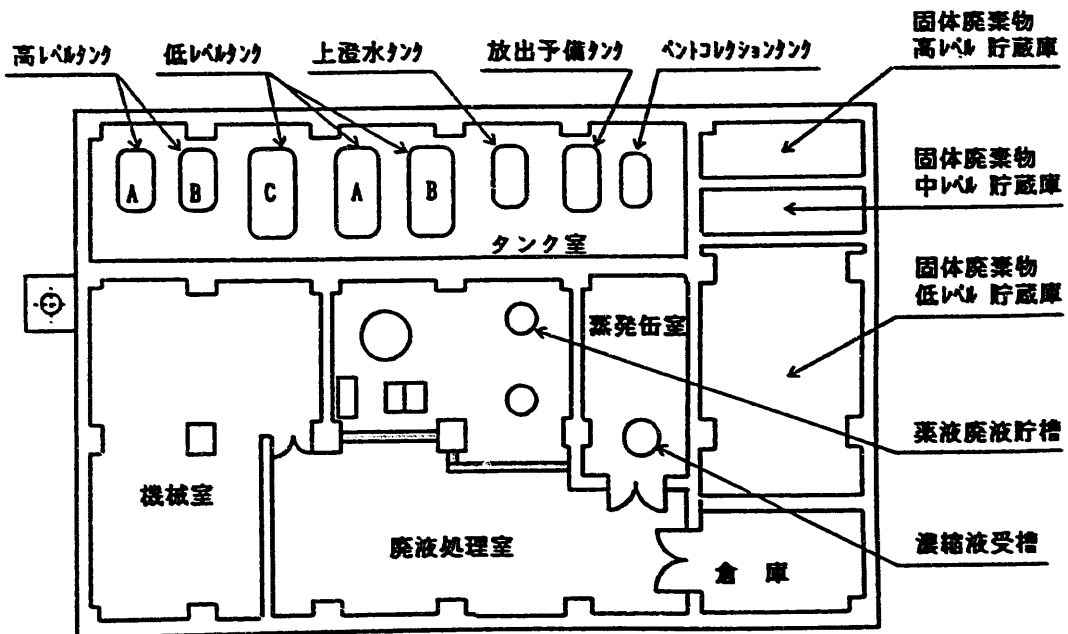
旧処理建家は、¹¹⁾高速実験炉「常陽」及び照射燃料集合体試験施設（FMF）等で発生する放射性廃液を処理する施設として、昭和53年10月から使用を開始した。

昭和57年頃から「常陽」より送られてきた廃液中に含まれる放射性腐食生成物（CP）等が、処理系の機器に付着し、運転及び保守作業者の被ばくが増大した。このため、新たに廃棄物処理建家を建設し、平成7年2月に旧処理建家で行っていた廃液処理を新建家で行うこととし、旧処理建家の運転を停止した。現在、旧処理建家は解体が行われるまで、保管管理されている。

旧処理建家の平面図を図-1に示す。



1階平面図



地階平面図

図-1 旧処理建家の平面図

② 建家内設備の汚染状況

旧処理建家の処理系機器は、ほとんどを槽類と配管類で占める。

槽類及び配管類の汚染状況を表面線量当量率で調査した結果、槽類では高レベルタンク等高濃度の廃液を扱っていたものは 0.1 mSv/h 以上であり、特に定量槽、計量槽等は 1 mSv/h を上回っていた。また、配管類もほとんどが 0.1 mSv/h 以上であり、特に廃液固化処理系の配管は 1 mSv/h を上回っていた。

表面線量当量率から汚染密度を推測すると槽類及び配管類のほとんどが 1 kBq/cm^2 以上であると思われる。

③ 解体時の放射線管理

旧処理建家の処理系の槽類及び配管類の表面密度は、表面線量当量率から、そのほとんどが除染を行わないかぎりクリアランスレベルをクリアできないと予想される。

処理系の機器・配管を除染することについては、すでに平成6年に薬品等を用いて実施されており、今後の除染作業は、表面を削る等の機械的な処理方法で行われるものと推測される。

この除染作業は、除染する機器・配管の線量当量率及び表面密度が高く、機械的な除染で発生する高濃度の廃液を処理しなければならないことから、遮蔽設備及び廃液処理設備等の大がかりな設備が必要となり、旧処理建家内で行うことは困難と考えられる。

このことから、処理系の槽類及び配管類の全てを（明らかに汚染していない部分を除く）放射性廃棄物とし、廃棄物の減容処理は、当事業所に建設を計画している固体廃棄物処理技術開発施設（LEDF）で行うことが好ましい。

ここでは、処理系の槽類及び配管類を分解して、LEDFに運搬する作業の放射線管理及び建家床等の除染作業等の放射線管理について述べる。なお、表面線量当量率が高くLEDFに運搬できないものは、遠隔除染等により表面線量当量率を下げる措置が必要となる。

(*1) IAEA Safty Series No. 111-P-1.1のTableXXIXから、 ^{60}Co の変換定数「 $4.3 \times 10^{-8} \text{ Sv/h per Bq/cm}^2$ 」を用いて推測した。

i. 表面線量当量率が 2 mSv/h 以上の機器について（所内運搬基準を上回るもの）

LEDFの廃棄物の受け入れ基準（現在の設計条件）では、表面線量当量率が 2 mSv/h 以下であり、また所内運搬規則の線量等量率の基準でも、運搬車両表面で 2 mSv/h 以下となっているため、表面線量当量率が 2 mSv/h 以上の機器等は、そのままではLEDFに運搬することができない。

このため、旧処理建家に簡易セルを設置し、計量槽、中和槽等の高放射線機器を簡易セル内でマニプレータ等による遠隔除染・解体で表面線量当量率を下げた後、LEDFに運搬することが考えられる。

配管類については、圧着密封切断工法等により遠隔切断して既存の運搬容器に納め、LEDFに運搬することが考えられる。

これらの作業の放射線管理では、外部被ばくの管理を主体として、準備作業、除染・解体作業、廃棄物搬出作業等において施設側と協議し、極力被ばくを抑えると共に、各作業の被ばく状況を把握・解析して作業方法の見直しを行い、被ばくの低減化を図る。

ii. 表面線量当量率が 2 mSv/h 以下の機器について

(a) 槽類

槽類のうち、運搬可能な形状で密封性が確保されているものは、直接LEDFに運搬することが考えられる。この場合の放射線管理は、キャスク類の搬出時と同様である。

槽類を切断する作業は、グリーンハウスにて行う必要がある。特に溶断による切断では、グリーンハウス内の空气中放射性物質濃度が高濃度となるので、エアラインマスク以上の十分な防護装備と換気が必要となる。

また、槽内の付着物をペイント固定し、汚染拡大防止を行う必要がある。

グリーンハウス内での解体作業の放射線管理は、空气中放射性物質濃度の推定と防護装備の検討、グリーンハウス内の空气中放射性物質濃度、線量当量率、表面密度の測定・管理及び作業者の被ばく、身体汚染の管理等となる。

(b) 配管類

配管の分離は、圧着密封切断工法等により遠隔切断、バックアウト法によるフランジ部^{11), 12)}を密封分離する方法等が考えられる。

この作業の放射線管理は、分離作業時の被ばく管理、分離部位の汚染検査となる。また、汚染の漏洩に備えた防護装備の検討も必要である。

分離作業により、床等の汚染が発生した場合は、その場所の除染を行う。

分離した配管類のうち、運搬可能な形状で密封性が確保されているものは、直接L E D Fに運搬することが考えられる。この場合の放射線管理は、放射性物質等の搬出時と同様である。

配管類を切断する作業は、グリーンハウスにて行う必要がある。この作業の放射線管理は、槽類の切断作業の管理と同様である。

iii. 建家床等の除染作業等の放射線管理について

旧処理建家において床等に汚染の可能性がある場所は、1階の廃液処理室、固化室、2階の廃液タンク室、蒸発缶室、固体廃棄物貯蔵室等である。

床等の除染は、第1ステップとして拭き取り（アルコール及び希硝酸洗浄等を含む）作業により行われる。

床面等がロンリューム等のコーティング処理が施されていない場所は、表面が荒いため拭き取りしやすく、さらに汚染が内部に浸透¹³⁾している可能性がある。また、汚染箇所¹³⁾にひび割れがある場合は、割れ目の中に汚染が入り込んでいる。

このような場所は、表面を削ることにより除染が行われる。表面を削る際に、削った粉塵で汚染が拡大すること及び空气中放射能濃度が上昇することに注意しなければならない。このため、削る作業を行う場所をグリーンハウス等により区画し、作業者は呼吸保護具を着用する必要がある。

削り取ったコンクリートは放射性物質として保管し、別途放射濃度を測定し処分方法を定める。なお、コンクリート中の放射能濃度の評価は、「IV. 放射線管理技術の開発」で説明する。

除染作業後、建家全体の汚染の有無の確認を行う。汚染検査方法は、 α 線及び β (γ) 線を直接測定法で行う。この検査を合理的に行う方法については、「IV. 放射線管理技術の開発」で説明する。

(2) 重水臨界実験装置

① 重水臨界実験装置の概要

重水臨界実験装置（DCA）は、濃縮ウラン及びプルトニウム富化燃料重水減速型で、最大熱出力が1 kWの原子炉である。DCAの運転実績は、昭和44年12月に運転を開始、平成11年3月末現在の積算運転時間：約7340時間、積算熱出力：約558 kWである。

原子炉主要構造物の材質は、炉心タンク、炉心中央タンク、カランドリア管はアルミニウム製、上部及び下部グリッド板はステンレス製となっている。DCAの構成を図-2示す。

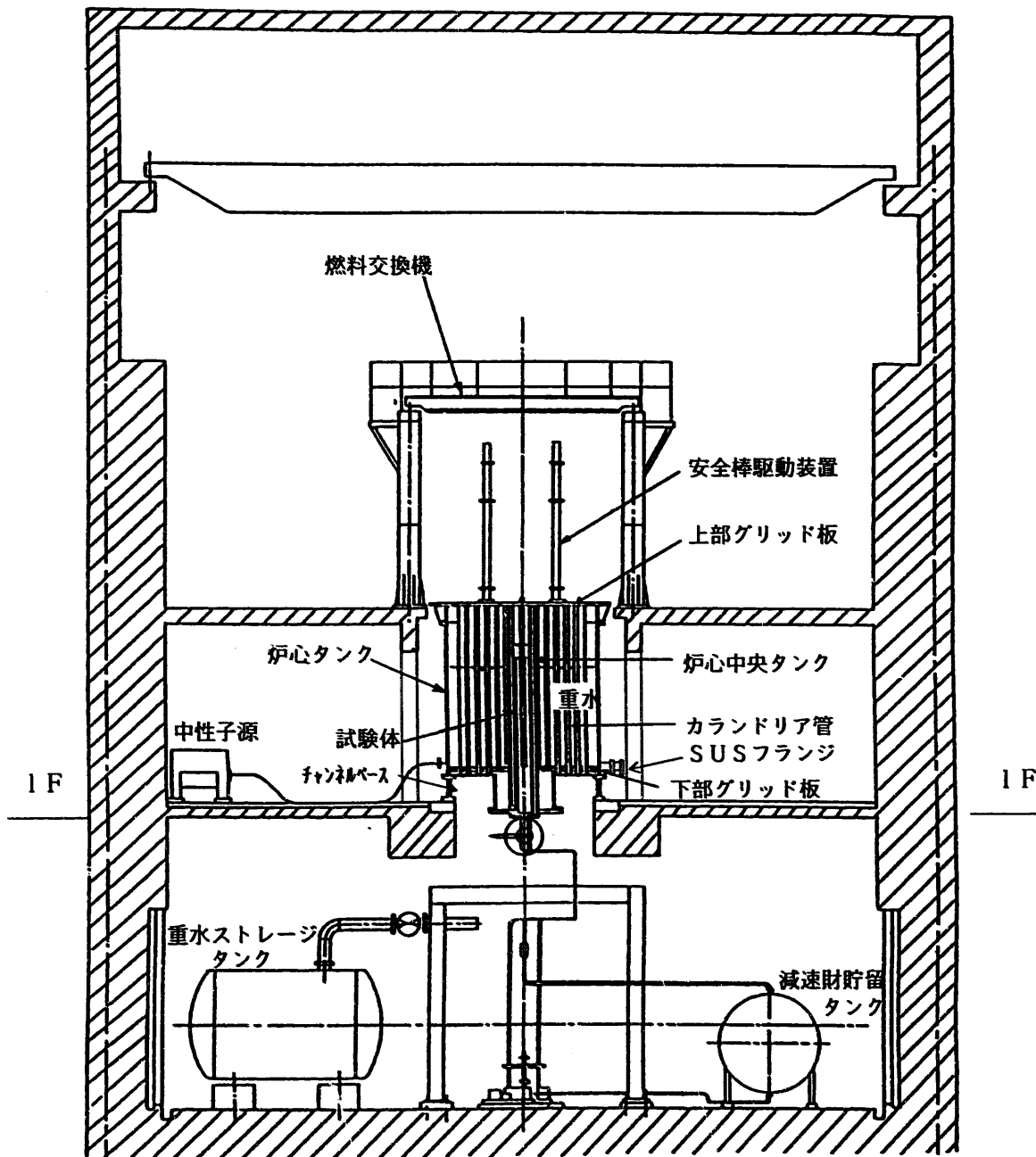


図-2 DCAの構成

② DCAの放射化の状況

DCAを改造又は解体するときの放射線管理及び廃棄物処理方法を検討するため、原子炉主要構造物の放射化状況の調査を行った。

調査方法は、カランドリア管及び炉心中央タンクから核燃料を全て取り出し、構造物の表面の線量当量率等を測定した。(実施時期：平成10年12月)

NaI(Tl)シンチレーションサンバイメータによる表面線量当量率測定の結果、炉心タンク近傍のSUS製フランジ、炉心タンクのチャンネルベース付近で約 $2\ \mu\text{Sv/h}$ であった他は全て $1\ \mu\text{Sv/h}$ 以下であった。

放射化放射能濃度の評価については、計算及びGe半導体検出器を用いた構造物表面の測定により行った。

放射化放射能濃度の計算では、評価位置を炉心表面(下部グリッド板から約1m上、炉室内の最も中性子線が高い場所)、中性子フルエンスを約 $1 \times 10^{14}\ \text{n/cm}^2/\text{s}$ (1Whの時)、ステンレス中のCoの含有量を $1300\ \text{ppm}$ として、原子炉運転実績からステンレス中の ^{60}Co の濃度を計算すると、約 $2\ \text{Bq/g}$ となった。

Ge半導体検出器を用いた構造物表面の測定では、ステンレス材から ^{60}Co 、 ^{59}Co 、 ^{54}Mn 、 ^{59}Fe 、 ^{51}Cr が検出された。

Ge半導体検出器による測定値から放射化放射能濃度の簡易評価法を用いて ^{60}Co の濃度を求めた結果、炉心タンク近傍のステンレス製フランジ及び下部グリッド板は $0.4\sim 1\ \text{Bq/g}$ 程度、その他の構造物は $0.4\ \text{Bq/g}$ 以下であった。

アルミニウム製のカランドリア管について上記と同様に測定した結果、極微量の ^{60}Co 、 ^{51}Cr 、 ^{65}Zn を検出したが、いずれも $0.1\ \text{Bq/g}$ 以下であった。

建家の放射化の調査では、炉室1階の炉心タンク近傍のコンクリート製柱を上記と同様に測定した結果、極微量の ^{60}Co 、 ^{152}Eu を検出したが、いずれも $0.1\ \text{Bq/g}$ 以下であった。

なお、炉心タンク近傍のステンレス製フランジについて、 ^{63}Ni の放射化放射能濃度を計算で求めた結果、約 $30\ \text{Bq/g}$ であった。

(*2) 別添1「DCA炉室内の中性子フルエンスについて」を参照。

(*3) 参考文献6)「JPDRにおける内蔵放射能評価について」のTable-3より引用

(*4) 別添2「放射化放射能濃度の簡易評価法について」を参照。

③ DCA解体時の放射線管理

DCAの原子炉構造物の放射化による表面線量当量率が $2\mu\text{Sv/h}$ 以下であるので、核燃料物質及び放射性同位元素（中性子線源等）撤去以外の解体時の外部被ばくについて、特別な管理は必要ないものとする。

また、DCAで使用している重水中のトリチウム濃度についても、周辺監視区域外の水中の濃度限度（3ヶ月平均濃度）以下であり、重水系統を工業用水等で洗浄した後は、特別な管理が必要ないものとする。

したがって、DCA解体時の放射線管理は、主に中性子線により放射化したものの放射濃度（以下「放射化放射能濃度」という。）の詳細測定、解体廃棄物の汚染検査及び原子炉構造物撤去後の建家床面等の汚染検査となる。

i. 核燃料物質の取り扱いについて

DCAの核燃料物質は燃焼度が低いので、燃料集合体の表面線量率（平成10年度の燃料移動時及び貯蔵庫内の測定値）は、最大で、ウラン燃料： $60\mu\text{Sv/h}$ 以下、Pu燃料： 1mSv/h 以下であり、燃料の移動は容易である。

また、Pu試験体の表面線量（平成10年度のPu試験体移動時の測定値）は最大で 10mSv/h であるが、試験体を分解して燃料ビン単位にすれば、運搬は容易となる。

したがって、核燃料物質を原子炉から取り出す時及び施設から搬出する時の放射線管理は、従来行っている管理及び搬出時の管理で行える。

ii. 放射化放射能濃度の詳細測定

DCAの放射化の状況調査の結果、炉心タンク周辺の鉄材について、原子力安全委員会で検討しているクリアランスレベルを若干上回るものがある他は、放射性でない廃棄物として処分できる可能性がある。炉心タンク周辺の鉄材も数年間減衰保管すれば、クリアランスレベル以下になると思われる。

上記の放射化放射能濃度は概算値であるので、DCA解体決定後にコアサンプルを採取し、放射能濃度を正確に評価しなければならない。この放射化放射能濃度の評価方法についても原子力安全委員会で検討中であるが、この検討は評価精度（トレサビリティ）を整える作業であり、当事業所においては原子力安全委員会の検討内容を把握し、試料採取方法及び分析方法を整備することとなる。

この放射化放射能濃度の評価方法については、「IV. 放射線管理技術の検討」で詳しく述べる。

iii. 解体廃棄物の汚染検査について

解体廃棄物のうち、明らかに汚染及び放射化のおそれがない物については、汚染検査を行い管理区域外に搬出される。この汚染検査は大量に行われるため、自動測定等合理的な測定が望まれる。この汚染検査における合理的な測定方法については、「IV. 放射線管理技術の検討」で詳しく述べる。

解体廃棄物のうち、クリアランスレベル案（0.4 Bq/g）以下の放射化物について、極微量の放射能の影響を受けて、表面密度の測定値が検出限界値を上回る場合が考えられる。

DCAの放射化状況の調査において、放射化放射能濃度が0.1 Bq/g程度の原子炉構造物の表面を端窓GMサーベイメータ（検出限界計数率：約70 cpm、検出限界値：約2 Bq/cm²）で測定した結果、NETで80 cpmが測定され、検出限界値を上回っていた。

このため、クリアランスレベル以下で表面密度の検出限界値を上回る物の取り扱いについては、今後、原子力安全委員会の検討内容を十分に把握し、事業所内で検討していかなければならない。

iv. 建家床面等の汚染検査について

原子炉構造物撤去後、建家建家全体の汚染の有無の確認を行う。汚染検査方法は、 α 線及び β （ γ ）線を直接測定法で行う。この検査を合理的に行う方法については、「IV. 放射線管理技術の開発」で説明する。

炉心タンク近傍のコンクリート柱等については、コアサンプルを採取しての放射化放射能濃度の測定が必要である。放射能濃度の測定方法は、原子炉構造物の放射能濃度測定方法と同様である。

また、重水と接触しているおそれがある床面のコアサンプルを採取し、コンクリート中のトリチウム濃度の測定が必要である。

コンクリート中のトリチウムの濃度は、コンクリートを粉碎・加熱・蒸留し、コンクリート中の水分を採取して水分中のトリチウム濃度を測定する。

Ⅲ. 廃棄物の放射線管理について

施設解体では、廃棄物が大量に発生し、その処分を安全かつ合理的に行わなければならない。

安全にとは、廃棄物の汚染等の有無、放射能レベルの評価を確実にを行い、法律等の基準に従った処分を行うこと、さらに解体作業及び廃棄物保管時の被ばくを極力抑える共に、環境への影響をなくすことである。

また、合理的にとは、廃棄物の再使用（機器、工具等を再度使用すること）及び再利用（材質別に分解・切断・圧縮及び金属類を溶融処理し、再生して使用すること）を行うこと並びに放射性廃棄物の減容化を図ることである。

しかし、現在の法律では、廃棄物を放射性廃棄物にしないで処分できる放射能レベル（クリアランスレベル）の定めがなく、汚染又は放射化のおそれがあるものについて全て放射性廃棄物として処理しなければならないため、合理的な処分が行いにくい状況である。

このような状況の中、原子力安全委員会等では、廃棄物の処分方法についてクリアランスレベルの法令取り入れ等検討が進められている。

以下に、放射性廃棄物処理の現状及び原子力安全委員会等で検討している廃棄物の処分方法の検討状況の紹介と、クリアランスレベルの法令取り入れを考慮した廃棄物の放射線管理について検討結果を述べる。なお、放射性廃棄物処理の現状及び原子力安全委員会等で検討している廃棄物の処分方法の概要を、別添3に示す。

1. 放射性廃棄物処理の現状と将来

(1) 放射性固体廃棄物処理の現状

i. 明らかに汚染又は放射化のおそれがないものについて

管理区域内から発生する廃棄物の内、明らかに汚染又は放射化のおそれがないものを放射性廃棄物として処分することは非合理的である。このため、原子力安全委員会では「放射性でない廃棄物」についての基本的な考え方を平成4年度に示している。この基本的な考え方を次に示す。

平成4年度「原子力安全白書」

表2-10：放射性廃棄物と「放射性廃棄物でない廃棄物」を区分

する際に考慮されるべき基本的考え方

1. 二次的な汚染を考慮した場合

- (1) 使用履歴、設置状況等から、放射性物質の付着、浸透等による二次的な汚染がないことが明らかであるもの。
- (2) 使用履歴、設置状況等から、放射性物質の付着、浸透等による二次的な汚染部分が限定されていることが明らかであって、当該汚染部分が分離されたもの。

2. 放射化の汚染を考慮したコンクリート廃棄物（一体的に含まれる鉄筋類を含む）の場合

- (1) 十分な遮へいにより遮へいされていた等、施設の構造上、中性子線による放射化の影響を考慮する必要がないことが明らかであるもの。
- (2) 計算等により、中性子線による放射化の影響が、一般的に存在するコンクリート（一体的に含まれる鉄筋類を含む。以下同じ。）との間に有意な差を生じさせていないと評価されたもの。
- (3) 計算等により、中性子線による放射化の影響を評価し、一般的に存在するコンクリートとの間に有意な差がある部分が分離されたもの。

3. 放射化の汚染を考慮した金属廃棄物の場合

原子力施設の解体等に伴って発生する金属廃棄物のうち、中性子線による放射化の汚染を考慮した場合については、2. と同様の考え方が適用できる。

この考え方にに基づき、当事業所では明らかに汚染のおそれがないものを下記のとおりとしている。

- イ) 管理区域を過去の経歴から「汚染のないエリア（エリアⅡ）」と「汚染のあるエリア及び汚染の可能性のあるエリア（エリアⅠ）」とに区分する。
- ロ) エリアⅡで発生した不使用器具・材料等不燃性の廃棄物について、汚染検査で汚染が検出されない時は、管理区域から搬出し、再使用及びスクラップ処理を行うことができる。
- ハ) エリアⅡで発生した可燃性の廃棄物について、汚染検査で汚染が検出されない時は、事業所内の専用（管理区域で発生した汚染がない可燃物専用）の焼却炉で焼却することができる。

- 二) エリア I で発生した不使用道具・材料等不燃性の廃棄物のうち、汚染された部分を分離でき、かつ汚染のないことが明確なものについては、上記イ)と同様に処理することができる。

なお、原子炉施設では、上記の他「明らかに放射化のおそれがないもの」であることの条件が追加される。

ii. 放射性固体廃棄物の処理について

先に述べたとおり、管理区域内から発生する廃棄物については、放射性廃棄物にしないで処分できる放射能レベルの定めがないため、汚染又は放射化のおそれがある廃棄物については全て放射性廃棄物として処分しなければならない。

原子炉施設の低レベル放射性固体廃棄物の処分については、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令第 13 条の 9（以下「法令 13 条の 9」という。）の規定により、埋設事業を行って埋設することができる。法令 13 条の 9 に定められた低レベル放射性廃棄物の濃度を別添 4 に示す。

商業用原子炉（電力会社が保有する発電用原子炉）施設では、法令 13 条の 9 の第 1 項のイ及び第 2 項に定める放射性固体廃棄物を、青森県の六ヶ所村に埋設事業を設立し、埋設している。

しかし、当事業所の放射性固体廃棄物については、埋設事業が設立されていないため、下記に述べるとおり当事業所で保管又は放射性固体廃棄物処理事業所にて保管廃棄している。

当事業所で発生した放射性固体廃棄物は、保安規定等に定める線量当量率及び放射性物質の含有量の基準に従って分類し、養生等必要な措置を講じ、ドラム缶等所定の容器に封入梱包している。当事業所では、放射性固体廃棄物の処分を日本原子力研究所と共同運用で行っており、日本原子力研究所にて減容処理した後、保管廃棄されている。

なお、線量当量率が保安規定等に定める運搬基準を上回るものについては、減衰保管等行っている。

(2) 科学技術庁における放射性固体廃棄物処理方法の検討状況

① クリアランスレベル

i. クリアランスレベルとは

クリアランス (Clearance) を翻訳すると、除去、整理、清掃という意味になる。

IAEAでは、クリアランスレベルの概念を「放射線防護に係る規制の体系から外してもよい物を区分するレベル」と定義し、¹⁵⁾原子力施設から発生する廃棄物が、廃棄あるいは再利用等が行える放射能濃度のレベルをクリアランスレベルとしている。

IAEAによるクリアランスレベルの検討は、¹⁶⁾廃棄物安全基準諮問委員会 (Waste Safety Standards Advisory Committee: WASSAC) により行われ、検討内容を1993年に発表、3年間のコメントを受け付けた後、1996年にTECDOC-855「固体廃棄物中の放射性核種のクリアランスレベル—規制免除の原則」を暫定出版している。

なお、WASSACからの放射性廃棄物安全基準 (Radioactive Waste Safety Standards: RADWASS) は、2000年までに発行される予定である。

ii. 国内におけるクリアランスレベルの検討状況¹⁵⁾

国内におけるクリアランスレベルの検討は、原子力安全委員会の放射性廃棄物安全基準専門部会内に設けられた「クリアランスレベルWG」により行われている。

クリアランスレベルWGは平成9年度に設立、平成9年6月17日に第1回会合が行われ、以降検討が積み重ねられ、平成10年12月にクリアランスレベルの案が作成された。

以下にクリアランスレベルWGでの検討内容を示す。

(a) 検討の対象範囲

クリアランスレベルの設定の検討の対象範囲は、当面、原子炉施設から発生する固体状の廃棄物 (廃止措置及び原子炉の運転に伴って発生する廃棄物) とする。

核燃料サイクル施設、RI施設等から発生する廃棄物のクリアランスレベルの設定は、原子炉施設から発生する廃棄物に係るクリアランスレベルの設定が終了した後に引き続き検討を行う。

(b) 線量基準の目安値

原子炉施設等で発生する廃棄物からの公衆の被ばくを、年間 $10\mu\text{Sv}$ 以下とする。

(c) クリアランスレベルWGでの検討内容

IAEA-TECDOC 855 (以下「IAEA資料」と言う。) を参考にして、評価シナリオ及びパラメータの検討を行っている。

評価シナリオでは、最終処分の形態を埋立 (簡易な埋設) と再利用の2とおりを定め、

それぞれ処分が完了するまでのシナリオを組み立てている。

シナリオの検討では、IAEA資料のシナリオの他にオートバイ、船舶、水道管、机などに再利用するケースを加えている。

パラメータの検討では、IAEA資料と国内の安全審査に用いている値（消費実態調査、栽培期間、市場調査など）を組み合わせて用いている。また、パラメータのばらつき評価（95%の信頼度で線量基準の目安値になることの確認）を行い、値（代表値）の妥当性を検討している。

これらの評価シナリオ及びパラメータの見直しにより、WGで試算したクリアランスレベルは、IAEA資料の値と一部異なるものがある。

iii. クリアランスレベル案

クリアランスレベルWGで検討した代表的な放射性各種のクリアランスレベル¹⁵⁾を表-3に示す。また、再使用に係る表面密度を表-4に示す。

表-3 代表的な放射性各種のクリアランスレベル

放射性核種	クリアランスレベル (Bq/g)	決定経路	放射性核種	クリアランスレベル (Bq/g)	決定経路
H-3	200	埋設処分	Nb-94	0.2	埋設処分
C-14	5		Tc-99	0.3	
Cl-36	2		I-129	0.7	
Ca-41	80		Cs-134	0.5	再利用
Mn-54	1		Cs-137	1	
Co-60	0.4		Eu-152	0.4	
Ni-59	600		Eu-154	0.4	
Ni-63	2000		Pu-239	0.2	
Zn-65	1		Am-241	0.2	
Sr-90	1				

表-4 再使用に係る表面密度

放射性物質の種類	クリアランスレベル (Bq/cm ²)
α線を放出する放射性物質	0.4
α線を放出しない放射性物質	4

② R I ・ 研究所等の低レベル放射性固体廃棄物

商業用原子炉施設で発生する低レベル放射性固体廃棄物については、埋設事業を設立して埋設を行っているが、当事業所を含むR I ・ 研究所等の低レベル放射性固体廃棄物の埋設事業は設立されていない。

このため、原子力委員会バックエンド対策専門部会は、R I ・ 研究所等の低レベル放射性固体廃棄物の埋設事業の設立を¹⁷⁾検討している。

原子力委員会バックエンド対策専門部会では、商業用原子炉施設及び再処理施設を除くR I 使用施設、核燃料物質使用施設、研究用原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物を、R I ・ 研究所等廃棄物と定義しており、当事業所から発生する放射性固体廃棄物もこの中に含まれる。

バックエンド対策専門部会によるR I ・ 研究所等の低レベル放射性固体廃棄物の処分に関する検討内容はつぎのとおりである。

- i. クリアランスレベルについては、原子力安全委員会の検討結果と同様な扱いとする。
- ii. 低レベル放射性固体廃棄物の埋設方法は、青森県六ヶ所村で行っている埋設事業と同様にする。
- iii. 低レベル放射性固体廃棄物の埋設事業の設立は平成12年度を目途に行う。設立準備会を核燃料サイクル開発機構、日本原子力研究所、R I 協会の三者による組織にて設置し、協力機関（会社）を含めた協議会にて運営方法等の検討を行う。（この準備会は、平成10年度に運営を開始している。）

2. 管理方法の検討

クリアランスの法令取り入れ後における解体廃棄物の放射線管理について以下に述べる。

(1) 廃棄物の分類について

クリアランスの法令取り入れ後の解体廃棄物の分類は、表-5に示す内容になることが考えられる。なお表-7の分類は、下記の放射能レベルの評価で行っている。

- ・ 表面が汚染している廃棄物の放射能濃度は、表面密度に表面積を掛け合わせた値に廃棄物の重量で割った値とした。

$$\text{放射能濃度 (Bq/g)} = \frac{\text{廃棄物の表面密度 (Bq/cm)} \times \text{廃棄物の表面積 (cm)}{\text{廃棄物の重量 (g)}}$$

- ・ 放射化放射能濃度の評価において、DCAの放射化の状況の調査経験から、直接汚染検査で検出限界以下のものは、 γ 線放出核種の放射能濃度がクリアランスレベル以下であるものとした。(II-3-(2)-③-iiiを参照。なお、この評価方法については、今後詳細に試験を行って評価方法を確立しておく必要がある。)

表-5 解体廃棄物の分類(案)

解体廃棄物の放射能レベル		処理方法
明らかに汚染又は放射化のおそれがないもの		一般処分(A)
汚染した又は汚染したおそれがあるもの 〔放射化のおそれがないもの〕	直接汚染検査で検出限界以下のもの	一般処分(A)
	汚染が検出され、クリアランスレベル以下のもの	条件付き一般処分(B)
放射化した又は放射化したおそれがあるもの	直接汚染検査で検出限界以下のもの(³Hを含むおそれがあるものを除く)	一般処分(A)
	クリアランスレベル以下のもの	条件付き一般処分(B)
クリアランスレベル以上のもの	法令13条の9の第3項及び第4項の濃度以下	簡易容器に収納(C)
	法令13条の9の第1項及び第2項の濃度以下	コンクリート固化等(D)
	法令13条の9の濃度を上回るもの	所定の方法にて保管(E)

なお、放射化した又は放射化したおそれがあるもので、³Hを含むおそれがあるコンクリート等は、コンクリート等に含まれる水分中の³Hの濃度を測定し、結果が検出限界以下であれば(A)の処理を、検出された場合は(B)等の処理を行う。

処理方法はつぎに述べるように行われると思われる。

(A) 一般処分

非管理区域の廃棄物と同様に処分される。

(B) 条件付き一般処分

最終処分はリサイクル（金属等再生処理）することが明確で、処理業者が廃棄物の経歴を理解・了解している場合に、当該業者へ処分を委託することができる。

(C) 簡易容器に収納

ドラム缶等の密封容器に収納。

(D) コンクリート固化等

青森県六ヶ所村で行っている廃棄物埋設事業において埋設している廃棄体と同様な処理。

なお、ドラム缶に納まらないもの（法令13条第1項のロ）については、原子力安全委員会で検討している処理方法に従う。

(E) 所定の方法にて保管

廃棄物を密封・遮蔽し、廃棄物からの被ばくを防止した保管方法による。

(2) 廃棄物の保管方法と放射線管理方法

① 解体廃棄物の汚染検査

解体廃棄物の表面密度の測定は、原則として直接測定で行い、廃棄物の全ての面を測定する。

解体廃棄物の汚染の有無を検査する場所は、汚染のおそれがない場所とする。なお、廃棄物に汚染物が混入している可能性を考慮し、床面をビニールシートで養生し、汚染物を測定した後にビニールシートを交換して、汚染がない状態を維持できるようにすることが好ましい。

② 明らかに汚染又は放射化のおそれがない廃棄物等一般処分する廃棄物の取り扱い

表面密度の測定にて汚染が検出されないことを確認した後は、廃棄物を非管理区域等汚染のない場所へ速やかに移動し保管する。汚染のない場所へ移動できない場合は、廃棄物を汚染させないように注意すると共に、移動前に再度表面密度の測定を行う。

③ 条件付き一般処分する廃棄物の取り扱い

当該廃棄物を養生し、汚染拡大防止を行い、原則として管理区域の汚染のおそれがない場所に保管する。

処理業者に搬出する前に、養生表面の表面密度の測定を行い、汚染がないことを確認する。

なお、当該廃棄物は可能な限り除染を行い、非固着性汚染を検出限界以下にすることが好ましい。

④ クリアランスレベル以上で、簡易容器に収納又はコンクリート固化した廃棄物（廃棄体）の取り扱い

廃棄物を納めた簡易容器又は廃棄体の表面密度及び表面の線量当量率を測定し、埋設の基準及び運搬の基準に適合していることを確認する。

廃棄物を納めた簡易容器又は廃棄体は管理区域内の汚染のおそれがない場所に保管する。

廃棄物を納めた簡易容器又は廃棄体の保管場所は、廃棄物一時保管場所の管理として、表面密度及び空間線量当量率の測定を定期的に行う。

なお、コンクリート固化の作業に係る放射線管理について、本報告に含めない。

⑤ 法令13条の9に定める濃度を上回る廃棄物の取り扱い

核燃料物質等の取り扱いに係る規定類の定めに従う。

(3) 廃棄物の測定・管理に係る記録の検討

① 明らかに汚染のおそれがない廃棄物の測定及び処理の記録

明らかに汚染のおそれがない廃棄物等一般処分する廃棄物について、その処分が正しく行われていることを証明するため、下記の事項の記録を残す必要がある。

- ・ 廃棄物は、汚染のおそれがないエリア等で使用し、汚染のおそれがないことを示すこと。
- ・ 表面密度の測定で、汚染が検出されなかったこと。
- ・ スクラップ等の処分方法

以上の事項を記録できるようになっている当事業の記録様式を、表-6に示す。

② 条件付き一般処分する廃棄物の測定及び処理の記録

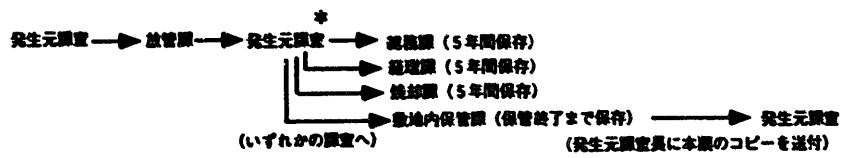
条件付き一般処分する廃棄物の扱いについて、現在法令の定めがないため、明確な記録事項を示すことができないが、少なくとも上記(①、明らかに汚染のおそれがない廃棄物)の記録に、放射化放射能濃度の測定及び評価結果を含めた記録になると思われる。

③ 簡易容器に収納又はコンクリート固化して埋設する廃棄物の記録

簡易容器に収納又はコンクリート固化して埋設する廃棄物の記録は、「核燃料物質又は核燃料物質等によって汚染された物の廃棄物埋設の事業に関する規則」等法令に定められた記録となる。

表-6 管理区域内不使用器具・材料等管理票 (様式)

発生元 課室記入	発生元 管理番号	発生元 施設名		年月日	年月日		
		課室長			担当者		
	名称 (内容)	容量	m ³				
		重量	kg				
	形態等	<input type="checkbox"/> ビニール袋 (個) <input type="checkbox"/> 未梱包 () <input type="checkbox"/> その他 ()				備考欄	
	発生区域 (場所)	<input type="checkbox"/> エリアII (汚染の可能 性のないエリア) ()	<input type="checkbox"/> エリアI (汚染のあるエリア、汚染の可能性のある エリア) ()				
	分類	<input type="checkbox"/> 汚染可能性箇所の 分離投物 <input type="checkbox"/> 不燃 <input type="checkbox"/> 可燃 <input type="checkbox"/> 不燃 <input type="checkbox"/> 可燃 <input type="checkbox"/> 不燃					
使用状況							
汚染抽出 の可能性				<input type="checkbox"/> 無			
放射線 管理課記入	汚染確認 の可否	<input type="checkbox"/> 否 <input type="checkbox"/> 可			年月日	年月日	
	測定方法	<input type="checkbox"/> αベータ <input type="checkbox"/> αベータ <input type="checkbox"/> αベータ <input type="checkbox"/> 物品抽出 <input type="checkbox"/> 物品抽出 <input type="checkbox"/> 物品抽出 <input type="checkbox"/> γ核種分析装置 <input type="checkbox"/> γ核種分析装置 <input type="checkbox"/> γ核種分析装置			課長	担当者	
	検出下限 値	<input type="checkbox"/> βγ: Bq/cm ² <input type="checkbox"/> βγ: Bq/cm ² <input type="checkbox"/> βγ: Bq/cm ² <input type="checkbox"/> α: Bq/cm ² <input type="checkbox"/> α: Bq/cm ² <input type="checkbox"/> α: Bq/cm ²			備考欄		
	測定結果	<input type="checkbox"/> 汚染不抽出 <input type="checkbox"/> 汚染不抽出 <input type="checkbox"/> 汚染不抽出					
発生元 課室記入	処置区分	<input type="checkbox"/> 産業廃棄物等→経理課長 又は工事業者 <input type="checkbox"/> スクラップ→経理課長 専用焼却→焼却課長		<input type="checkbox"/> 産業廃棄物等→経理課長 又は工事業者 <input type="checkbox"/> スクラップ→経理課長 専用焼却→焼却課長		年月日	年月日
		<input type="checkbox"/> 敷地内保管→敷地内保管 課長 <input type="checkbox"/> 放射性廃棄物 (放射性廃棄物につて は以下記入不要)		課室長	担当者		
	引出予定日	平成 年 月 日 ()				備考欄	
産業 廃棄物等	工事業者引 渡し年月日	平成 年 月 日 ()	業者名		年月日	年月日	
	受取年月日	平成 年 月 日 ()	業者名		課長	担当者	
経理 課記入	スクラップ	受取年月日	平成 年 月 日 ()	業者名	年月日	年月日	
	受取年月日	平成 年 月 日 ()	業者名		課長	担当者	
焼却 課記入	専用焼却	受取年月日	平成 年 月 日 ()		年月日	年月日	
	受取年月日	平成 年 月 日 ()			課室長	担当者	
敷地内 保管 課記入	保管物	受取年月日	平成 年 月 日 ()	内容物	<input type="checkbox"/> 不燃物	年月日	年月日
	保管管理番号		保管場所			課長	担当者



*: 他課室に本票を送付する前にコピーをとり写しを5年間保存する。
産業廃棄物等を業者等に直接引き渡した場合には、本票を5年間保存する。

IV. 放射線管理技術の検討

1. 表面密度測定自動化の検討

解体作業の放射線管理の中で最も作業量が多いのは廃棄物の表面密度測定である。また、床、壁、及び天井についても全域をサーベイすることが想定される。

そこで、作業の効率化を図ることを目的として、表面密度測定の自動化を検討した。

表面密度測定の自動化では、作業の効率化を図ると共に測定の精度を一定に保つことができ、さらには検出限界を低くすることも可能と考える。

(1) 自動化における測定等の検討条件

表面密度測定の自動化の検討において、下記の測定条件等を考慮した。

① 測定対象

測定対象は、物品及び解体機材と建家床面等とする。これにより自動化を検討するシステムは、物品及び解体機材用の物品等自動汚染検査装置と建家床面等用の自動走行式表面汚染検査装置とする。

② 測定線種

測定線種は、核燃料物質取り扱い施設の解体を考慮し、 α 線及び β (γ) 線とする。

③ 検出限界

検出限界は、クリアランスレベル案の再使用に係る表面密度 (α 線: 0.4 Bq/cm^2 、 β (γ) 線: 4 Bq/cm^2) とする。

④ 汚染の有無の判断

測定にて有意値を検出した場合、自動的に再測定を行い、汚染の有無の判断の精度を向上させる。

(2) 基本仕様

物品等自動汚染検査装置及び自動走行式表面汚染検査装置の製作は、既存技術の組み合わせで行うこととし、製作における基本仕様を下記のとおりとする。

① 物品自動汚染検査装置

(a) 検出部

検出部は、 α 線と β (γ) 線を同時計数するためZnSシンチレータ付きプラスチックシンチレータ又はガスフロー式プロポーショナルカウンタとする。

検出部の有効測定面積は、 400 cm^2 ($20 \times 20 \text{ cm}$) 程度の大面积とする。

(b) 試料搬送及び測定

試料を検出部に搬入する前に、モニタ等で試料の形状、寸法に自動的に認識させる。

試料の移動を自動的に行う。

試料の測定は、上下から行えるようにする。このため、上部の検出器は、試料の大きさに応じて、自動的に高さが移動できるようにする。

試料の大きさが検出器より大きい場合は、検出器が左右に移動して測定できるようにする。また、試料の大きさが検出器より小さい場合は、表面積の自動計算を行い表面密度を補正する。

② 自動走行式表面汚染検査装置

(a) 検出部

検出部は、 α 線と β (γ) 線を同時計数するためZnSシンチレータ付きプラスチックシンチレータ又はガスフロー式プロポーショナルカウンタとする。

検出部の有効測定面積は、400cm² (20×20cm) 程度の大面积とする。

(b) 自動走行部

自動走行部の制御及び電源供給を有線・遠隔方式とする。なお、電源内蔵・無線式のコストが有線方式に大差なければ、無線方式が好ましい。

自動走行部に音波等の位置検出器を取り付け、測定位置、移動方向等を自動的に判断して自動走行できるようにすると共に、汚染位置を画面(CRT)に表示できるようにする。

自動走行部は、床用と壁・天井用の2種類を整備する。なお、検出部を床用と壁・天井用とで共用にすることは可能である。

なお、天井が高く、自動走行式表面汚染検査装置のアームがとどかない場所では、足場(自動走行用の仮床を設置)を組み、装置を足場の上に移動して測定を行うこととなる。

2. 放射化物の放射能濃度測定方法の検討

(1) コアサンプルの放射能濃度の測定

① コアサンプルの形状

コアサンプルの形状は、Ge半導体検出器と同じ50mmφ程度とすることが好ましい。

② Ge半導体検出器の校正

Ge半導体検出器の校正は、平板状の標準線原と高さ補正及び自己吸収補正用スペーサの組み合わせで行う。

スペーサの材質は、ステンレス、アルミニウム及びコンクリート等を用意する。

スペーサの厚さは、1、2、3、5、10、20、30、50、100 (mm) を用意する。

Ge半導体検出器の校正測定は、図-3に示すようにGe半導体検出器と平板状標準線原との間にスペーサを入れて行う。スペーサの厚さを0～100mmまで可変させて測定を行い、補正曲線グラフを作成する。

補正曲線グラフから厚さ別の効率を求める。

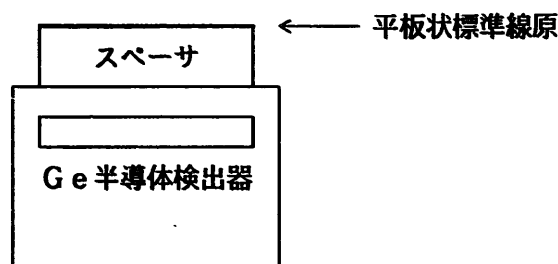


図-3 Ge半導体検出器の校正方法

③ コアサンプルの測定

コアサンプルをGe半導体検出器にあてて（乗せて）測定を行う。放射能濃度の算出は、上記②で求めた校正定数を用いて行う。

(2) 簡易評価法について

解体廃棄物の全てについてコアサンプルを採取して放射能濃度を評価するのは、非合理的である。そこで、以下にコアサンプルの測定値を基準にして放射能濃度を評価する簡易評価法について述べる。

(a) 端窓GMサーベイメータを使用する方法

コアサンプルと材質、厚さ、中性子線の照射経歴が同じであれば、コアサンプル表面と被検体表面の放射線を端窓GMサーベイメータで測定し、計数率を比較して求めることができる。

(b) ポータブルGe半導体検出器を使用する方法

ポータブルGe半導体検出器を、上記②で述べたGe半導体検出器の校正方法と同様に行って厚さ別の効率を求める。

被検体を別添2で示した方法で測定する。なお、測定値は前面斜め方向から入射する γ 線等により高めになるが、濃度評価上は安全側である。

(3) ステンレス中の ^{63}Ni の濃度の評価について

ステンレス中の ^{63}Ni の濃度の評価は、被検体から試料を数g採取し、放射科学分析により行う放射科学分析操作の概要はつぎのとおりである。

- ・ 試料を塩酸及び硝酸に溶かし分解する。
- ・ 試料を溶かした溶液にクエン酸を加え沸騰近くまで加熱する。
- ・ 試料を溶かした溶液にアンモニア水を加えて弱アルカリとする。
- ・ 試料を溶かした溶液にジメチルグリオキシムを加えて（予想含有量0.01gにつきジメチルグリオキシム溶液10ml）ニッケルジメチルグリオキシムを生成し、これを沈殿させる。
- ・ 沈殿物を試料皿に取り、蒸発乾固させる。
- ・ 沈殿物の重量を測定する。
- ・ 沈殿物を入れた試料皿をガスフローカウンタに入れ、放射能強度を測定する。
- ・ 沈殿物の重量から自己吸収補正を行う。
- ・ 自己吸収補正後の値から放射能濃度を求める。

3. 床等の表面を削ったコンクリートの放射能濃度の測定方法の検討

床等の表面を削ったコンクリートは、基本的に全量について放射能レベルを測定する。コンリート表面に付着している汚染は、表面を削ったコンクリートに混合することになるので、放射能レベルは、放射能濃度として評価する。

以下に、床等の表面を削ったコンクリートの放射能濃度測定方法の検討内容を述べる。

(1) α 線を放出する放射性物質が含まれない場合

① 試料の前処理

床等の表面を削ったコンクリートを、粉状近くまで粉碎し攪拌する。

粉碎したコンクリートを300cm³程度の容器に封入する。

② 試料の測定・評価

試料の測定は、NaI(Tl)シンチレーションカウンターで行う。

予め、汚染及び放射化していない場所10箇所のコンクリートを上記①と同様に前処理し、バックグラウンド試料を作成する。

バックグラウンド試料を測定し、平均値と標準偏差を求める。なお、標準偏差の3倍(3 σ)がクリアランスレベル以下になるよう測定条件を設定する。

床等の表面を削ったコンクリートを測定し、上記のバックグラウンド値等を用いて放射能濃度を評価する。

(2) α 線を放出する放射性物質が含まれる場合

α 線を放出する放射性物質が含まれる表面を削ったコンクリートについて、全量の α 放射能濃度を測定することは困難である。(全量を放射化学分析するのは非合理的である。)

ここでは、表面を削ったコンクリートを粉碎したものを抜き取りで汚染検査する方法について述べる。なお、抜き取り検査の良否及び抜き取りの割合等については、原子力安全委員会等の検討による。

① 試料の前処理

床等の表面を削ったコンクリートを、粉状近くまで粉碎し攪拌する。

② γ 放射能濃度の測定・評価

試料の測定は、NaI(Tl)シンチレーションカウンターで行う。

予め、汚染及び放射化していない場所10箇所のコンクリートを上記①と同様に前処理し、バックグラウンド試料を作成する。

バックグラウンド試料を測定し、平均値と標準偏差を求める。なお、標準偏差の3倍 (3σ) がクリアランスレベル以下になるよう測定条件を設定する。

床等の表面を削ったコンクリートを測定し、上記のバックグラウンド値等を用いて放射能濃度を評価する。

③ α 放射能濃度の測定

γ 放射能濃度を測定した被検体から α 放射能濃度測定試料を採取する。

1試料の採取量は10g程度。抜き取り割合は原子力安全委員会等の検討による。

ウラン、プルトニウム等目的核種の放射能濃度を放射化学分析にて求める。

V. まとめ

当事業所において、今後、核燃料物質使用施設及び原子炉施設の解体が予想されることから、J P D R等先行施設解体の実施状況の調査を踏まえて、これらの施設解体に係る放射線管理の検討を行った。

検討では、解体廃棄物の処分が将来、クリアランスレベルの法令取り入れ及びR I・研究所等の低レベル廃棄物処理事業の設立等を見込んだ廃棄物の区分の考えを取り入れた。このため、原子力安全委員会及び原子力委員会等によるクリアランスレベルの法令取り入れ及びR I・研究所等の低レベル廃棄物処理事業の検討状況についても調査を行った。

施設解体の放射線管理では、基本的に核燃料物質使用施設保安規定及び原子炉施設保安規定等に定められている放射線作業の管理で行えると考え、特に施設解体の放射線管理として必要な点は、高放射線機器等の解体に係る被ばく管理と、大量に発生する解体廃棄物の合理的な表面密度及び放射化放射能濃度の測定である。

施設の解体を控えている旧処理建家の汚染状況は、槽類の汚染レベルが 1 kBq/cm^2 以上であり、特に計量槽、中和槽は表面の線量当量率が 1 mSv/h 以上の高放射線機器となっていた。

高放射線機器等の解体は遠隔操作により被ばくを防護した作業方法で行われると予想されるが、遠隔解体装置の設置等準備作業での被ばく管理を含めた放射線防護計画を整備していく必要がある。

(この整備については、具体的な解体計画立案時に検討することとなる。)

施設解体で大量に発生する解体廃棄物の表面密度等の測定は、サーベイメータ等を用いた手作業で行うと、多くの時間と人員が必要となってしまうため、検出器を大面積にした自動物品汚染検査装置等を導入し、測定を合理化する必要がある。この自動物品汚染検査装置は、J P D Rの解体で有効に機能を果たした実績があり、装置の製作は既存の技術の組み合わせで可能である。

施設の解体が検討されているD C Aの原子炉構造物の放射化状況を調査した結果、ほとんどがクリアランスレベル(案)以下で、将来、放射性廃棄物としないで処分できるようになると考えられる。また、クリアランスレベルを上回っている炉心タンク近傍の鉄材(ステンレス等)についても、数年間減衰保管することによりクリアランスレベルを下回るものと考えられる。

なお、解体廃棄物の放射能濃度等の測定法について原子力安全委員会で検討を行っており、今後、原子力安全委員会の検討結果を十分に把握し、事業所内の測定方法(トレサビリティ)の整備を行っていく必要がある。

原子力安全委員会における検討では、平成10年度末に原子力施設のクリアランスレベル案を作成している。つづけてR I・研究所等のクリアランスレベルの検討を行い、平成13年度頃にクリアラ

ンスレベルを取り入れた内容に法令を改定する予定である。

また、原子力委員会では、R I ・研究所等の低レベル廃棄物処理事業の平成12年度設立を目途に検討がおこなわれている。

当事業所における、核燃料物質取扱施設及び原子炉施設の解体実施時期は、平成13年度以降になると考えられ、廃棄物の区分の考え方にクリアランスレベル等を取り入れておくことが適当である。

参 考 文 献

- 1) デコミッショニング技報No.10、JPDRデコミッショニング—解体実地試験に至る経緯とその概要—
- 2) デコミッショニング技報No.7、原子炉解体における放射線管理
- 3) デコミッショニング技報No.15、JPDR解体実地試験—放射線管理—
- 4) デコミッショニング技報No.15、JPDR解体実地試験—JPDR設備・機器の解体—
- 5) デコミッショニング技報No.8、JPDRにおける内蔵放射能評価について
- 6) デコミッショニング技報No.15、JPDR解体実地試験—JPDR解体廃棄物の管理—
- 7) デコミッショニング技報No.15、極低レベルコンクリート廃棄物の埋設実地試験
- 8) デコミッショニング技報No.15、原子力船「むつ」の解役計画について
- 9) 原子力施設デコミッショニング技術講座（原子力施設デコミッショニング研究協会）第10回
講座資料、「核燃料施設のデコミッショニング」—ドイツWAK再処理施設のデコミッショニング
を中心として—
- 10) デコミッショニング技報No.12、ウインズケール改良型ガス冷却炉（WAGR）の解体
- 11) デコミッショニング技報No.11、汚染拡散防止式配管切断技術の開発
- 12) デコミッショニング技報No.18、汚染拡散防止式配管切断技術の開発（その2）
- 13) デコミッショニング技報No.15、動力試験炉施設解体廃棄物等安全性実証試験（原子炉施設での汚染
浸透）
- 14) デコミッショニング技報No.17、コンクリート中のトリチウム分析
- 15) 原子力安全委員会放射性廃棄物安全基準専門部会資料第27-1号、主な原子力施設におけるクリ
アランスレベルについて（案）
- 16) デコミッショニング技報No.18、IAEAにおける放射性廃棄物安全基準・RADWASSの概要と
現状
- 17) 原子力委員会原子力バックエンド対策専門部会（平成10年2月5日）資料、RI・研究所等廃棄
物処理処分の基本的考え方について

別添資料

別添1：DCA炉室内の中性子フルエンスについて

別添2：放射化放射能濃度の簡易評価法について

別添3：放射性固体廃棄物の現状と原子力安全委員会等の検討状況

別添4：核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令

第13条の9に定められた低レベル放射性廃棄物の濃度

別添1

DCA炉室内の中性子フルエンスについて

1. 原子炉運転時の炉室内中性子線量当量率

DCAの原子炉運転時の中性子線量当量率を測定した結果、下記のとおりであった。

- ・ 原子炉熱出力 1wh
- ・ 炉心体系 主要燃料 : ウラン燃料、ボイド率100%
炉心中央タンク : Pu燃料試験体あり、タンク内水なし
- ・ 測定場所 炉室1階、高さ約1.5m
- ・ 使用測定器 レムカウンター
- ・ 測定値

炉心タンク表面からの距離 (m)	中性子線量当量率 ($\mu\text{Sv/h}$)
1	1500
2	970
4.5	400

2. 中性子線量当量率から中性子フルエンスの計算

(1) 計算条件

- ・ 中性子線の実効平均エネルギー : 0.1 (MeV)

昭和53年度に行われたDCA遮蔽壁側壁の実効エネルギー測定結果が、0.105 ~ 0.107 (MeV)であったので、実効平均エネルギーを0.1 (MeV)とした。

なお、この値は遮蔽壁側壁（炉室の外側）であるので、炉室内の中性子線のエネルギーは少し高くなっている可能性がある。

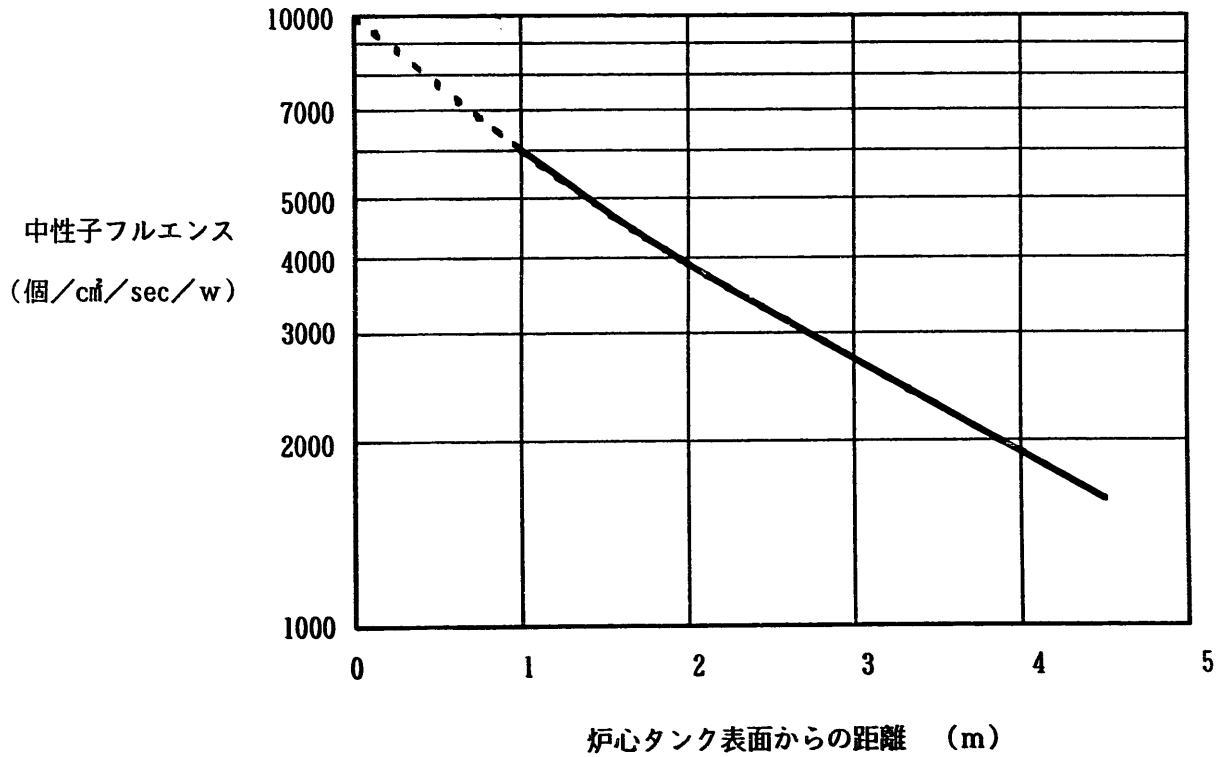
- ・ 0.1 (MeV) 中性子フルエンスが 10^{12} 個/cm²の時の線量当量 : 69 (Sv)

(*) PNC SJ160 84-04 「中速領域中性子線量測定評価に関する研究」より引用

(2) 中性子フルエンス計算結果

炉心タンク表面からの距離 (m)	中性子フルエンス (個/cm ² /sec/w)
1	6000
2	3900
4.5	1600

炉心タンク表面の中性子フルエンスを、次グラフを外挿して約 10000 (個/cm²/sec/w) とした。



別添 2

放射化放射能濃度の簡易評価法について

1. はじめに

本評価法は、原子炉から放出された中性子により放射化されたものの放射能濃度（以下「放射化放射能濃度」という。）が、クリアランスレベルに対して遥かに上回っているか、同レベルか、十分に下回っているかについて調査するための方法であり、原子炉構造物の表面の放射線を計ることにより放射化放射能が求められる一方、測定効率等が不十分なため測定精度が悪い。

ただし本評価法は、測定値を測定した試料のコアサンプルの分析値で補正していくことにより、廃棄物の実測定に取り入れていくことが可能であると考ええる。

本報告に記載しているDCAの放射化の状況調査では、原子炉が運用中で、コアサンプルの採取ができず、測定した値を炉室内の中性子フルエンス、原子炉の運転実績等から計算した濃度で比較・補正したのみで行っているため本報告での評価結果を推定値とし、さらに値の表記も0.1、0.4、1といった概算値に止めておく。

2. 放射化放射能濃度の測定方法

放射化放射能濃度の測定は、図-別2-1に示すようにポータブルGe半導体検出器の周りを鉛で囲み、斜め方向から入射してくる γ 線を遮蔽して被検体表面の放射線を測定した

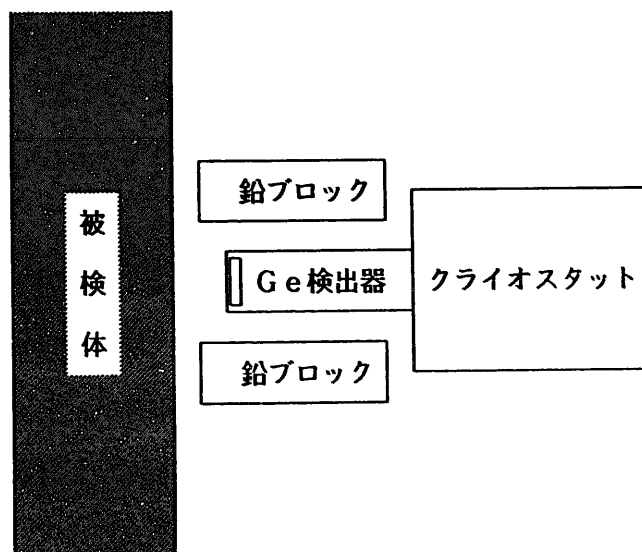


図-別2-1 放射化放射能濃度測定方法

3. 放射化放射能濃度の評価

(1) 評価モデル

図-別2-1に示した測定方法による放射化放射能濃度算出の評価モデルを、図-別2-2示すとおりとした。

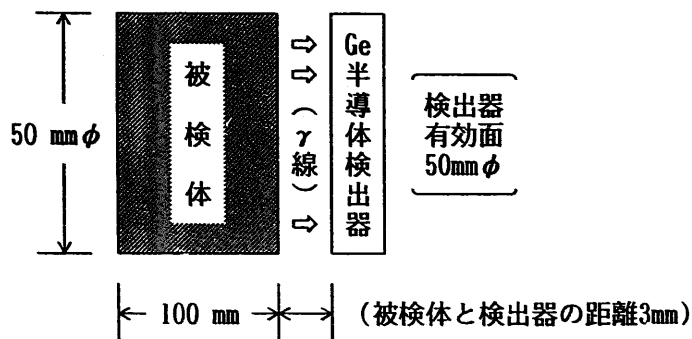


図-別2-2 放射化放射能濃度算出の評価モデル

(2) 放射能濃度の算出

Ge半導体検出器の測定値から放射能濃度への算出は、図-別2-2の評価モデルにて下記に示す計算等を行った。

① Ge半導体検出器のエネルギー別相対効率

DCAの放射化の状況調査に用いたポータブルGe半導体検出器のエネルギー別相対効率を測定した結果、表-別2-1のとおりであった。

$$[\text{計数効率}(\%) = (\text{計測した}\gamma\text{線の数} / \text{検出器に入射した}\gamma\text{線の数}) \times 100]$$

表-別2-1 測定に用いたGe半導体検出器の相対効率

核種	エネルギー (keV)	計数効率 (%)	核種	エネルギー (keV)	計数効率 (%)
Cr-51	320	21.4	Eu-152	122	24.8
Co-58	811	14.2		245	22.7
Mn-54	835	13.9		344	21.0
Fe-59	1099	10.9		964	12.3
Co-60	1173	10.1		1086	11.0
Fe-59	1292	9.0		1112	10.7
Co-60	1333	8.7		1408	8.0
			K-40	1461	7.6

② 本評価のモデルによる検出器に入射する γ 線の数の計算

本評価のモデルによる検出器に入射する γ 線の数は、自己吸収を含めて幾何学的入射数（積分値）に γ 線放出率を掛け合わせて算出した。

放射能濃度が1 Bq/gのときの本評価のモデルによる検出器に入射する γ 線の数を、表一別2-2に示す。

表一別2-2 放射能濃度が1 Bq/gのときの計算による入射 γ 線の数

材 質：ステンレス				材 質：コンクリート			
核 種	エネルギー (keV)	γ 線放出率 (%)	γ 線入射数 (dps)	核 種	エネルギー (keV)	γ 線放出率 (%)	γ 線入射数 (dps)
Cr-51	320	10	10.3	Eu-152	122	28	10.7
Co-58	811	99	122		245	7.5	2.88
Mn-54	835	100	125		344	27	10.4
Fe-59	1099	57	73.9		964	14	5.37
Co-60	1173	100	131		1086	10	3.84
Fe-59	1292	43	56.9		1112	14	5.37
Co-60	1333	100	133		1408	21	8.06
				K-40	1461	11	4.22

③ 放射化放射能濃度の算出

放射化放射能濃度は、次式により求めた。

$$\text{放射化放射能濃度 (Bq/g)} = \text{ピーク計数率 (cps)} \times \frac{100}{\text{計数効率 (\%)}} \times$$

$$\frac{1}{\text{放射能濃度が1 Bq/gのときの計算による入射}\gamma\text{線の数 (dps/Bq/g)}}$$

本評価のモデルにて算出した放射化放射能濃度を表一別2-3に示す。

表一別2-3 放射能濃度が1 Bq/gのときの計算による入射 γ 線の数

測定位置：炉室1階SUSフランジ 材 質：ステンレス				測定位置：炉室1階炉心タンク近傍の柱 材 質：コンクリート			
核 種	エネルギー (keV)	ピーク計数率 (cps)	放射化放射能濃度 (Bq/g)	核 種	エネルギー (keV)	ピーク計数率 (cps)	放射化放射能濃度 (Bq/g)
Cr-51	320	0.784	0.35	Eu-152	1408	0.00523	0.081
Co-60	1173	23.1	1.7	K-40	1461	0.620	1.9

(3) 放射化放射能濃度の補正

本評価のモデルによる検出器に入射する γ 線の数に対し、実際に検出器に入射する γ 線の数は、全面斜め方向から入射する γ 線や、コンクリート等が評価モデルより厚いことなどにより、増加している。

このため、下記に示す炉室内の中性子フルエンス及び原子炉運転実績等から計算したCo-60の濃度並びに一般的なコンクリート中のK-40の濃度と比較し、補正を行った。

① 原子炉運転実績等から計算した炉室1階SUSフランジのCo-60の濃度について

炉室1階SUSフランジの位置は、炉心タンクからの距離0.5m、床からの高さ約1mの場所である。

炉心タンクからの距離0.5m、高さ1.5mの中性子フルエンス(約8000個/cm²/sec/w)に高さ補正(0.5m下がることにより中性子フルエンスは2分の1～5分の1に減少)すると、炉心タンクからの距離0.5m、床からの高さ約1mの場所の中性子フルエンスは、1600～4000個/cm²/sec/wとなる。

中性子フルエンスが10000個/cm²/sec/wの場所の原子炉運転実績等から計算したCo-60の濃度は約2Bq/gであるので、炉室1階SUSフランジのCo-60の濃度は0.3～0.8Bq/gとなる。(補正計算での炉室1階SUSフランジのCo-60の濃度は、便宜上0.6Bq/gとした。)

② 一般的なコンクリート中のK-40の濃度について

日本国内の一般的なコンクリート中のK-40の濃度は、^(*)1)0.61±0.24 Bq/gである。また、JPD Rのコンクリート中のK-40の濃度は、^(**2)0.453±0.077 Bq/gと報告されている。

以上から、DCAのコンクリート中のK-40の濃度を0.5Bq/gとした。

(*1) 原子力デコミッション研究協会、原子炉の廃止措置に係る安全規制に関する調査報告書
(平成4年度)参考資料、表-1の値を引用

(*2) デコミッション技報No.15、動力試験炉施設解体廃棄物等安全性実証試験(原子炉施設での汚染浸透)、p.61の報告値を引用

③ 放射化放射能濃度の補正值

補正值は、原子炉運転実績等から算出した放射能濃度又は一般的なコンクリート中のK-40の濃度を、本評価モデルで求めた放射能濃度で割った値とした。

放射化放射能濃度の補正值を表-別2-4に示す。

表-別2-4 放射化放射能濃度の補正值

項 目	ステンレス	コンクリート
原子炉運転実績等から算出したCo-60の濃度 又は一般的なコンクリート中のK-40の濃度 (Bq/g)	0.6	0.5
本評価モデルで求めた放射能濃度 (Bq/g)	1.7	1.9
放射化放射能濃度の補正值	0.35	0.26

(4) 補正後の放射化放射能濃度

炉室内の中性子フルエンス及び原子炉運転実績等から算出したCo-60の濃度又は一般的なコンクリート中のK-40の濃度で補正した放射化放射能濃度を、表-別2-5及び表-別2-6に示す。

表-別2-5 補正後の放射化放射能濃度その1

測定位置：上部グリッド板 材 質：ステンレス				測定位置：炉室1階SUSフランジ 材 質：ステンレス			
核 種	エネルギー (keV)	ピーク 計数率 (cps)	放射化 放射能濃度 (Bq/g)	核 種	エネルギー (keV)	ピーク 計数率 (cps)	放射化 放射能濃度 (Bq/g)
Cr-51	320	0.159	0.03	Cr-51	320	0.784	0.1
Mn-54	835	0.281	0.005	Mn-54	835	—	—
Fe-59	1099	0.0585	0.003	Fe-59	1099	—	—
	1292	0.0436	0.003		1292	—	—
Co-58	811	0.257	0.006	Co-58	811	—	—
Co-60	1173	3.71	0.1	Co-60	1173	23.1	0.6
	1333	3.72	0.1		1333	21.9	0.7

表-別 2-6 補正後の放射化放射能濃度その2

測定位置：炉室1階炉心タンク近傍の柱 材 質：コンクリート				測定位置：炉室2階炉心タンク近傍の床 材 質：コンクリート			
核 種	エネルギー (keV)	ピーク 計数率 (cps)	放射化 放射能濃度 (Bq/g)	核 種	エネルギー (keV)	ピーク 計数率 (cps)	放射化 放射能濃度 (Bq/g)
Eu-152	122	0.344	0.03	Eu-152	122	—	—
	245	0.0957	0.04		245	—	—
	344	0.1145	0.04		344	—	—
	964	0.0609	0.01		964	—	—
	1086	0.0302	0.02		1086	—	—
	1112	0.0271	0.01		1112	—	—
	1408	0.0523	0.02		1408	0.00129	0.005
K-40	1461	0.620	0.5	K-40	1461	0.562	0.5

別添3

放射性固体廃棄物処理の現状と原子力安全委員会等の検討状況

廃棄物の区分	廃棄物の定義		処分方法			
高レベル放射性廃棄物	使用済燃料再処理の高レベル廃液、燃料ピン切断片（ハル）等、下記の低レベル放射性廃棄物の基準を上回るもの		セル内等の高レベル放射性廃棄物貯蔵場所にて保管	⇒ 最終処分方法を研究中 一部の使用済燃料再処理の高レベル廃液については、ガラス固化し、六ヶ所高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにて保管中		
法令第13条の9の放射能濃度よりも、α放出核種で約1000倍、β放出核種で約100倍高い濃度（原子力委員会、原子力バックエンド対策専門部会検討案）						
低レベル放射性廃棄物	法令第13条の9の基準を上回り、原子力委員会、原子力バックエンド対策専門部会で検討している濃度を下回るもの (放射能レベルが比較的高いもの)		放射性廃棄物保管場所にて保管	⇒ 原子力委員会、原子力バックエンド対策専門部会で処分方法を検討中 処分方法の案は、六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターを強化した埋設方法で検討中		
	核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令第13条の9（廃棄物埋設）で定める放射能濃度					
	放射能濃度等がクリアランスレベル以上で、法令第13条の9の基準を下回っているもの	原子力発電所	放射能レベルが比較的低いもの	法令第13条の9の第1項のイ及び第2項に該当するもの (均一固化体及びコンクリート)	管理区域に保管	⇒ 六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターにて最終処分
			放射能レベルが極めて低いもの	法令第13条の9の第1項のロに該当するもの (大型金属類)	管理区域に保管	⇒ 核燃料物質等の埋設に関する措置等に係る技術細目（科学技術庁告示）を整備中
			放射能レベルが極めて低いもの	法令第13条の9の第3項及び第4項に該当するもの (コンクリート)	管理区域に保管	⇒ 事業所内のトレンチに埋設（浅地埋設）
放射能レベルが極めて低いもの			法令第13条の9の第3項及び第4項と同等の濃度の金属類	管理区域に保管	⇒ 原子力安全委員会にて検討中	
RI施設及び研究施設等	原子力委員会、原子力バックエンド対策専門部会で処分方法を検討中 原子力発電所の分類と同様になるとと思われる		管理区域に保管	⇒ 原子力委員会、原子力バックエンド対策専門部会で処分方法を検討中 西暦2000年頃に処理事業を確立するため、事業推進協議会を設立 処分方法の案は、六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センターと同様		
クリアランスレベル（原子力安全委員会、放射性廃棄物安全専門部会にて検討中）						
放射性でない廃棄物	極微量の汚染又は極少量の放射化がある廃棄物で、クリアランスレベル以下の廃棄物（現在は、上記「低レベル廃棄物」として扱っている）		管理区域に保管 (*)	⇒ 法令にクリアランスレベル導入後（平成12年度末頃）、一般の廃棄物として処分		
	〔原子力安全委員会で「放射性廃棄物でない廃棄物」に区分したもの〕 (汚染の可能性がない廃棄物) ・ 使用履歴、設置状況等から汚染していないことが明らかなもの ・ 使用状況、設置状況等から汚染部分が限定され、汚染部分と分離されたもの (放射化の可能性がない廃棄物) ・ 十分な遮蔽により、放射化されていないことが明らかなもの ・ 計算等によりバックグランドレベルであることが明らかなもの ・ 計算等により放射化されたものからバックグランドレベルのものを分離したもの			⇒ 一般の廃棄物として処分		

(*) 汚染又は放射化の可能性のある廃棄物で、汚染検査等により汚染等が検出されなかったものについて、密封して非管理区域の建屋内に保管しているものもある。

別添 4

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令第13条の9に
定められた低レベル放射性廃棄物の濃度

廃棄物の状態	核種又は線種	放射能濃度
1. 原子炉施設を設置した工場又は事業所において生じた廃棄される物で次に掲げるもの イ 容器に固型化したもの（次号に掲げるものを除く） ロ 金属製のもの（容器に固型化することが困難なものに限る）で開口部の密閉その他の処理をしたもの	C-14	37 GBq/t
	Co-60	11.1 TBq/t
	Ni-63	1.11 TBq/t
	Sr-90	74 GBq/t
	Cs-137	1.11 TBq/t
	α線を放出する放射性物質	1.11 GBq/t
2. 原子炉施設を設置した工場又は事業所において生じた廃棄される物で容器に固型化したものうちコンクリート及び鉄筋その他これに類するもの（以下この条において「コンクリート等」という。）を含むもの（核燃料物質が照射されたことに伴って発生した中性子線の作用により当該コンクリート等において生成した放射性物質を含むものに限る。）	C-14	37 GBq/t
	Ca-41	3.1 GBq/t
	Co-60	11.1 TBq/t
	Ni-63	1.11 TBq/t
	Sr-90	74 GBq/t
	Cs-137	1.11 TBq/t
α線を放出する放射性物質	1.11 TBq/t	
3. 原子炉施設を設置した工場又は事業所において生じた廃棄されるコンクリート等での容器に固型化していないもの（次号に掲げるものを除く）	H-3	3.0 GBq/t
	C-14	110 MBq/t
	Co-60	8.1 GBq/t
	Ni-63	7.2 GBq/t
	Sr-90	4.7 MBq/t
	Cs-137	100 MBq/t
α線を放出する放射性物質	17 MBq/t	
4. 原子炉施設を設置した工場又は事業所において生じた廃棄されるコンクリート等での容器に固型化していないもの（核燃料物質が照射されたことに伴って発生した中性子線の作用により当該コンクリート等において生成した放射性物質を含むものに限る。）	H-3	3.0 GBq/t
	C-14	110 MBq/t
	Ca-41	150 MBq/t
	Co-60	8.1 GBq/t
	Ni-63	7.2 GBq/t
	Sr-90	4.7 MBq/t
	Cs-137	100 MBq/t
	Eu-152	360 MBq/t
	α線を放出する放射性物質	17 MBq/t