

デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC

卷頭言：原子力バックエンドの合理化

総 説：放射性廃棄物の安全規制に関する検討の現状
について

技術報告：東海発電所蒸気発生器を対象としたクリアラ
ンス除染技術開発

廃棄物焼却設備の解体・撤去

TRIGA II型研究炉の廃止措置事例研究

財団法人 原子力研究バックエンド推進センター

Radioactive Waste Management and Nuclear Facility
Decommissioning Technology Center

No. 27 2003

RANDEC

RANDECは、原子力施設のデコミッショニング
(廃止措置)技術の確立をめざして活動しています。

事業の内容

デコミッショニングに関する試験研究・調査を行います。

デコミッショニングに関する技術・情報を提供します。

デコミッショニングに関する人材を養成します。

デコミッショニングに関する普及啓発活動をします。

デコミッショニング技報

第27号（2003年3月）

一目 次一

巻頭言

原子力バックエンドの合理化	1
	朽山 修

総 説

放射性廃棄物の安全規制に関する検討の現状について	2
	川上 泰

技術報告

東海発電所蒸気発生器を対象としたクリアランス除染技術開発	7
	三角 昌弘、西崎 忠、松本 武志、 山崎 誠一郎、小栗 第一郎

廃棄物焼却設備の解体・撤去	19
	小坪 亨、飛田 典幸、植松 真一

TRIGA II型研究炉の廃止措置事例研究	28
	福村 信男、中山 富佐雄、宮坂 靖彦

Journal of the RANDEC

No.27 Mar. 2003

CONTENTS

General Remarks

Present status of the regulatory infrastructures for the radioactive waste management	2
	Yutaka KAWAKAMI

Technical Report

Development of Decontamination technologies for Tokai Power Station's Steam Raising Units(SRU)	7
	Masahiro MISUMI, Tadashi NISHIZAKI, Takeshi MATSUMOTO, Seiichiro YAMAZAKI and Daiichiro OGURI
Dismantling of Pu Contaminated Waste Incinerator Equipment	19
	Toru KOAKUTSU, Noriyuki TOBITA and Shinichi UEMATSU
A Case Study on the Decommissioning of TRIGA II Type Resarch Reactor	28
	Nobuo FUKUMURA, Fusao NAKAYAMA and Yasuhiko MIYASAKA

SUMMARIES

Present status of the regulatory infrastructures for the radioactive waste management

Yutaka KAWAKAMI

J.RANDEC, No27 (Mar. 2003) page 2 ~ 6, 1 Table

A present status of regulatory infrastructures for radioactive waste disposal mainly results and situations of the discussion at Nuclear Safety Commission are described. At the present time, radioactive wastes possible to disposal are only limited for the radioactive waste generated from reactor operation and the waste of reactor internals which generated from operation and decommissioning. Regulatory issues of radioactive waste disposal other than these waste, which described above are now in the situation of under discussion. Discussions on clearance levels relate to the waste, which generated from reactors has been finalized at Nuclear Safety Commission.

Development of Decontamination technologies for Tokai Power Station's Steam Raising Units(SRU)

Masahiro MISUMI, Tadashi NISHIZAKI,

Takeshi MATSUMOTO, Seiichiro YAMAZAKI,

and Daiichiro OGURI

J.RANDEC, No27 (Mar. 2003) page 7 ~ 18, 9 Figures, 2 Tables, 6 Photos

Steam Raising Units(SRU) are identified as the largest metallic radioactive waste appearing from the ongoing decommissioning campaign of Tokai Power Station. Considering its low activity, it is believed that a practical way to minimize the disposal cost should be decontamination together with other contaminated metallic components.

To find a reasonable and effective decontamination method for SRU, research and development efforts were made by Japan Atomic Power Company (JAPC) and Nuclear Power Engineering Corporation(NUPEC).

Kawasaki Heavy Industries Ltd.(KHI), the manufacturer of SRU, took an important role in these R&D activities, applying its rich store of knowledge from experiences of maintenance, engineering abilities, and so on.

Here we present the detail of these R&D activities and our own efforts.

Dismantling of Pu Contaminated Waste Incinerator Equipment

Toru KOAKUTSU, Noriyuki TOBITA,

and Shinichi UEMATSU

J.RANDEC, No27 (Mar. 2003) page 19 ~ 27, 6 Figures, 3 Tables, 3 Photos

A plutonium-contaminated waste incinerator equipment (PWIE) was operated from 1983 to 1990 to demonstrate the treatment of combustible plutonium-contaminated wastes from MOX fuel production facilities in Tokai works of the former Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation (PNC). PWIE has following features:

- (1) The space for dismantling work was not maintained.
- (2) Silicon carbide cakes (approximately 400kg) were filled in the incinerator, and plutonium-contaminated ashes adhered on the inner surface of the incinerator.
- (3) PWIE has a ventilation process. It was necessary for dismantling of PWIE in safety and with rationality to choose optimum dismantling methods and procedures in which these features were considered. An absorbing device for extracting the silicon carbide cakes from the incinerator and a remote-controlled device for decontamination of the inner surface of the incinerator were developed. The pre-treatment work was performed by using these devices successfully. The dismantling work was performed safely and efficiently from the beginning of May 2000 to the end of December 2001.

A Case Study on the Decommissioning of TRIGA II Type Research Reactor

Nobuo FUKUMURA, Fusao NAKAYAMA,
and Yasuhiko MIYASAKA

J.RANDEC, No27 (Mar. 2003) page 28 ~49, 22 Figures,
5 Tables

As one example of decommissioning studies of low power research reactors, RANDEC studied the decommissioning case of a 100kW TRIGA II type research reactor. Immediate dismantling (one year after shutdown) and deferred dismantling after several safestore terms were selected as decommissioning modes, and decommissioning schedules, dismantling methods , costs etc. were studied for these selected modes.

The following results were obtained ;

- generated radwaste exceeding clearance level was approx. 87tons in the case of immediate dismantling, and approx. 27tons in the case of deferred dismantling after a 50-year-safestore.

- as the index of 100 for dismantling costs of the reactor without dismantling of the concrete biological shielding, the estimated index is 1,090 (except the reactor building dismantling) in the immediate dismantling mode. For the deferred dismantling modes after a 5-year, 10-year, 20-year, and a 50-year-safestore, the indexes are 1,300, 1,500, 1,700, and 2,300 respectively.

As described above, the decommissioning cost was estimated that the longer safestore resulted in the cost increase, because more management costs were needed for the care during the longer safestore.

原子力バックエンドの合理化



日本原子力学会バックエンド部会
部会長 柄山 修

原子力学会のバックエンド部会は、原子力施設のデコミッショニング、使用済燃料の再処理、貯蔵、輸送、放射性廃棄物の処理・処分を対象として活動を行っているが、平成5年にその前身の放射性廃棄物部会から名称を変更した。この名称変更の背景には、上記の諸問題の解決には、原子力利用の結果として与えられる廃棄物を相手にするという視点ではなく、バックエンド全体および核燃料サイクル全体から見て廃棄物問題を考えるという視点が必要だととの認識がある。

放射性廃棄物の処理・処分の開発がある程度進むと、いつも合理化という話が現れる。これには二つの面があり、その一つは現在の処理・処分技術は安全から考えて過剰防護であるので、余分な投資を避けたいというものである。しかしこの場合に忘れてならないのは、廃棄物処理・処分を含む安全の問題は、技術者が安全と判断してよしとする問題ではなく、社会がリスクをどこまで受容するかという内容が含まれるという点である。安全基準は社会がその技術を受容する際の条件であるので、その技術がもたらすリスクに関する社会への説明が不十分で社会が過度の要求をする場合も、社会の理解をうながすかその要求を実現するかしなければならない。つまりこれらの基準はその技術のもたらす直接のリスクからくるのではなく、リスクに関して意思決定をする社会とのやり取りの場からフィードバックによりもたらされるもので、この点経済性、合理性の大変分かりにくい分野である。しかし、人々がそれについて十分理解しておらず陽に要求がないからといって、技術者側が技術と社会の全体像から目をそらし社会受容性に対する配慮を怠り、目前の経済的利益にとらわれて安全に関する措置を軽視していると、いずれは社会からの非常に手厳しいしっぺ返しを受けることは、牛乳による食中毒、食品の産地偽装、無登録農薬、原子力発電における自主点検記録の不正等々の昨今の多くの不祥事に明らかである。その技術のもたらすリスクに関する社会に対する説明と安全措置は、技術の供給者の責務であり、究極的にその技術が社会に受け入れられるかどうかの命運を握っている。

合理化のもう一つの面は、現在の基準を満たすように技術を改善しようというものである。この場合も、廃棄物の問題は、技術全体のバランスを考えながら最適化し解決を図って行くものであるという視点が大事になる。現在は、発生してしまった廃棄物をどうするかで精一杯であるが、いずれはものを造る時から、解体廃棄のことを考えて設計計画がつくられ、許認可が行われる時代がくるかもしれない。例えば、クリアランスのために苦労して測定システムを開発するのではなく、汚染の起こる材料が限定されるように設計する、コンクリート壁を苦労して削るのではなく、最初から防護ペイントを塗布しておきこれを剥がすなど、局所的な解決法を探すのではなく、システム全体からみた最適化を図るのである。こうした最適化は、建設、廃棄物処理・処分のいずれについても部分をとれば利益を生み出さないため採用され難いが、廃棄物の問題が核燃料サイクル全体の中でとらえられるようになれば話は違ってくる。バックエンド工学は、発生した廃棄物をどうするかではなく、廃棄物の発生そのものを減らすように合理的に技術システムを設計するようになって初めて成熟したといえるようになるのだろう。

放射性廃棄物の安全規制に関する検討の現状について

川上 泰*

Present status of the regulatory infrastructures for the radioactive waste management

Yutaka KAWAKAMI

A present status of regulatory infrastructures for radioactive waste disposal mainly results and situations of the discussion at Nuclear Safety Commission are described. At the present time, radioactive wastes possible to disposal are only limited for the radioactive waste generated from reactor operation and the waste of reactor internals which generated from operation and decommissioning. Regulatory issues of radioactive waste disposal other than these waste, which described above are now in the situation of under discussion. Discussions on clearance levels relate to the waste, which generated from reactors have been finalized at Nuclear Safety Commission.

1. はじめに

放射性廃棄物の処分は長期にわたる課題であり、とくに高レベル廃棄物の地層処分については数万年から数十万年に及ぶ安全確保を考慮しなければならない。このため、放射性廃棄物処分の安全を確保するためには、現在の知見を総合して適切な安全確保の方策を確立するとともに、この方策を的確に実施するための安全規制が重要である。安全規制には安全確保のため方策と安全性を判断するための規準（基準）が必要となる。同時に規制を実施する機関の整備、人材の確保も課題となる。

我が国における放射性廃棄物に関する処分の政策は原子力委員会、安全規制の政策、規準等について原子力安全委員会において検討が行なわれており、その決定等に基づいて法令等の制定が行なわれている。

2. 放射性廃棄物の種類と処分の形態

放射性廃棄物は高レベル廃棄物と低レベル廃棄物に分類される。これに対応する処分の形態としては地層処分と管理型処分がある。地層処分は地下数百メートルより深い安定な地層に放射性廃棄物を埋設し天然バリアの効果により、長期にわたり人間の生活環境から放射性物質を隔離しようとするものである。管理型処分は比較的半減期の短い放射性核種を含む低レベル廃棄物を数十メートル程度の深さの地層に埋設し、一定期間の管理（制度的管理）を実施する。この制度的管理期間中に放射性物質は減衰し、管理期間が終了した後は人に対する被ばくが安全上の規準を満足することが条件となる。高レベル廃棄物および超ウラン廃棄物の一部のように半減期が極めて長く、管理期間中に放射性核種の有意な減衰が期待できないものは地層処分で対応することが検討されている。

* (財) 原子力研究バックエンド推進センター (RADEC) 顧問

3. 放射性廃棄物の種類と検討の状況

放射性廃棄物の種類については、再処理のプロセスで発生する高レベル廃液をガラス固化した高レベル廃棄物、原子力発電所、試験研究炉などの原子炉の運転に伴って発生した低レベル廃棄物、原子炉のデコミッショニングに際して発生する炉内構造物等を含む低レベル廃棄物、研究施設、医療等での放射性物質の利用、研究炉の運転等から発生するRI・研究所等廃棄物、核燃料の製造等に伴って発生するウラン廃棄物、再処理施設の運転、解体等に伴って発生する超ウラン廃棄物がある。これらの放射性廃棄物は適切な方法で減容し、容器中に固化される。これを「処理」と言い、処分場の受け入れ基準に適合した固化体は「廃棄体」という。

前述の放射性廃棄物の区分に従って処分方策の検討が原子力委員会で、安全規制方策、規準等の検討が原子力安全委員会において行われている。

原子力委員会における放射性廃棄物の処分に関する検討は終了し、原子力安全委員会における安全規制に関連する検討が進められている。放射性廃棄物の処分の実施に至るまでの規準、法令等の整備が行われているのは原子炉施設から発生する低レベル廃棄物と原子炉のデコミッショニングによって発生する炉内構造物等の埋設に関わるもののみであり、それ以外は検討中あるいは今後の検討課題とされている。

4. 原子力安全委員会における検討の状況

(1) 専門部会等

原子力安全委員会においては原子力安全総合部会の下に放射性廃棄物分科会が設置され、安全規制の考え方等について検討が進められている。基準等については原子力安全基準部会の下にクリアランスレベル分科会、高 β ・ γ 埋設分科会が設置され、検討を進めている。さらに、高レベル廃棄物の処分場を選定するに際しての「概要調査地区」選定の要件を検討する特定放射性廃棄物処分安全調査会が設置されている。

(2) 放射性廃棄物分科会における検討

この委員会における検討の目的は、全ての種類の放射性廃棄物の処分の安全性に係る包括的な共

通の基本的考え方の整理、検討を行い、必要に応じてその整合性をとり、統一的な考え方を示すことで、放射性廃棄物埋設施設の安全審査に関する指針類の整備に向けた基本的考え方を整備している。主要な検討課題としては、①発生者責任の原則、②放射線防護の基本原則、③シナリオに応じた規制規準の考え方等である。

(3) 高レベル廃棄物に関する安全規制の考え方

高レベル廃棄物の処分は30年から50年間貯蔵した後、安定な地層深部（地下300m以深）に搬入、埋設し、高レベル廃棄物の周りに人工的に設けられた複数の障壁（人工バリア）とこれらを長期に亘って固定する働きを備えた天然の地層（天然バリア）とを組み合わせた「多重バリア」により、高レベル廃棄物を物理的に生活環境から隔離し、その中の放射能やそれからの放射線が人間とその生活環境に影響を及ぼさないようにすることを基本としている。

安全確保原則として、高レベル放射性廃棄物は放射能の濃度が高く、半減期が極めて長い放射性核種を含むため、常に長期的な観点から安全性に影響が及ぶ因子に考慮しつつ、安全確保のための対策（サイト選定、工学的対策）を講じることを必要としている。このため、処分事業の各段階で、それぞれの安全確保対策の妥当性について確認することが必要であり、事業許可申請時における安全確認は安全評価によって行うこととしている。

処分地に要求される環境要件として、

① 地質環境として

—隆起・侵食については、処分場の安全性に影響を与えるような著しい隆起・侵食が認められないこと。

—断層については、処分場の安全性に影響を与える可能性のある活断層が認められないこと。

—火山・火成活動については、処分場の安全性に影響を与えるような火山・火成活動が認められないこと。

② 鉱物資源の存賦については有用な鉱物資源のないこと。

があげられている。

安全規制については、許可申請時における安全評価の基本的考え方として、処分施設の安全性に

影響を及ぼす可能性のある種々の現象を考慮したシナリオに対して適切なモデルとパラメータによる解析を行い、その結果が最大となる時期においても基準値を超えないことを確認することを基本としている。

長期間に亘る評価は時間の経過とともにモデルやパラメータの不確実性が増していくが、今後の科学的知見を取り入れていくことにより、その安全性をより精度良く確かめることができるようになると考えられるとしている。

安全評価の指標および基準値については、安全評価の指標としては線量が用いられる。ICRP勧告では人間侵入以外の自然プロセスに基づく評価に対し、 0.3 mSv/y を超えない値を勧告していること、地質環境や生活環境等の不確実性が増大する時期（例えば1万年）以降はその評価値を判断するための「参照値」とする例もあるとしている。これらについては今後、国際動向等を踏まえて安全指標および基準値の設定を行うとしている。

評価モデルおよびパラメータについては、処分地が持つ条件を適切に考慮した設計、シナリオに基づいて人工バリア、地質環境等に対する評価モデルおよびパラメータを設定することが重要とし、比較的緩慢な天然現象により、地質環境が徐々に変化することも考えられるため、評価モデルの不確実さやパラメータの変動幅等を考慮した評価も検討する必要があるとしている。

評価シナリオについては、放射性核種が地下水に溶出し、地層を経て人間の生活環境に運ばれるという、地下水移行シナリオを以て安全評価上の第一義的なシナリオとして想定することが適当であるとしている。接近シナリオとして、天然現象に起因するシナリオとしては急激、かつ、局所的な現象として地震、断層活動、火山・火成活動、隆起、侵食が挙げられ、人間活動に起因する接近シナリオについては、地下水シナリオとは別な位置づけとし、社会対応の有効性も踏まえ、万一、発生した場合の影響を評価するとしている。

建設操業段階等における安全確認においては、建設段階においては安全設計が技術上の基準に適合していることの確認、施設、設備等の製作、施工が要求どおり実施されていることを確認している。操業段階に安全確認として、処分坑道

埋め戻し時の安全確認、閉鎖段階の安全確認を必要とするとしている。管理段階から事業廃止時の安全確認として、建設段階および操業段階で得られたデータを追加し、安全評価の妥当性を確認することとし、それまでの期間は回収可能性を維持するとしている。

(4) 特定廃棄物処分安全調査会

この委員会の設置目的は、高レベル放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的考え方について（第1次報告）のフォローアップを通じて、特定廃棄物の処分の安全確保を図るとしている。

具体的な調査審議事項は、基本的考え方について、国内外における最新の研究開発の状況や処分事業の進捗状況を踏まえ、最終処分における安全確保のための技術的事項についての調査審議を行うことおよび最終処分法に基づき、「最終処分に関する基本方針」の改定および「最終処分に関する計画」の策定又は改訂について経済産業大臣から意見を求められた場合に、原子力安全委員会からの指示に基づき、安全確保のための規制に係る技術的事項についての調査審議を行う。

当面の取り組み事項として、「地層処分研究開発第2次取りまとめ」を参考に、高レベル放射性廃棄物処分の安全確保の観点から、概要調査地区選定段階における環境要件の考え方について検討するとしている。

長期的な取り組み事項としては、欧米における安全規制上の技術的事項として廃棄物の回収可能性、管理、モニタリング等について、検討が行われている。これらの検討状況を調査し、我が国においても今後安全上重要と考えられる事項について検討し、必要に応じ、その考え方を取りまとめていている。

平成14年7月18日、「高レベル放射性廃棄物処分の概要調査地区選定段階において考慮すべき環境要件について」を決定した。この報告書において、概要調査地区選定段階において考慮すべき環境要件として、隆起・沈降・侵食については対象地域の隆起・侵食量から見て、処分場およびその周辺の地質環境に対し著しい変動をもたらす恐れがあることが、文献調査で明らかな地域については、主に処分施設および廃棄体が地表近くに接近することを避ける観点から、これを概要調査地区

には含めないこととしている。地震・断層活動については、処分施設を合理的に配置することが困難となるような活断層の存在が、文献調査で明らかな地域については、主に処分施設および廃棄体が直接破損することを避ける観点からこれを概要調査地区に含めないとしている。火山・火成活動については第四紀に活動していたことのある火山の存在が、文献調査で明らかな地域は、主に処分施設および廃棄体が直接破損することを避ける観点から、これを概要調査地区には含めないとしている。鉱物資源の賦存については経済的に重要な鉱物資源の鉱床等の存在が、文献調査で明らかな地域は、処分の安全確保に関する影響の可能性を低くする観点から、これを概要調査地区に含めないとしている。岩盤の特性については想定される処分施設の深度においては第四紀の未固結堆積層が広く分布することが、文献調査で明らかな地域は、処分施設の建設可能性の観点から、これを概要調査地区に含めないとしている。

(5) 現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物の処分について

この区分に相当する放射性廃棄物は、主に原子炉のデコミッショニングに際して発生する炉内構造物等の解体物である。(このため、「高 β ・ γ 廃棄物」あるいは「炉心等廃棄物」と呼ばれ、内容は使用済チャンネルボックス (BWR)、バーナブルポイズン (PWR) などである。) このような廃棄物の処分については原子力委員会バックエンド対策専門部会報告書においては、原子炉施設の運転と解体に伴って発生する使用済制御棒や炉内構造物等の一部は現行の政令濃度上限値を超える。ほとんどがステンレス鋼などの金属が燃料近傍で放射化されたものであり、これ以外にコンクリート、使用済イオン交換樹脂などが含まれる。2030年時点での発生量は約2万トンであり、このうち5千トンが解体廃棄物である。

安全規制の考え方としては、原子力委員会バックエンド対策専門部会報告書に示された処分方法である、想定される地下構造物に対して余裕をもった深度に埋設処分することとし、放射能レベルに応じた段階的管理に依存して放射能の影響を防止する「管理型処分(数百年後に無拘束段階に移行)」が適用可能であるとしている。

原子力安全基準専門部会における検討においては、原子力委員会報告書に基づく処分概念に従い、政令濃度上限値を算出した。結論として、対象廃棄物について原子力委員会バックエンド対策専門部会から提示された処分概念および原子力安全委員会放射性廃棄物規制専門部会による安全規制の基本的考え方を踏まえ、その濃度上限値の算出を行った結果は対象廃棄物の推定最大濃度を十分上回るとしている。また、同時に検討された、非固化形金属等を人工構築物を設置しない廃棄物理施設に浅地中処分する場合の濃度上限値の算出値は、非固化形コンクリート等廃棄物に対する政令濃度上限値と同一となるとしている。

以上の検討結果を取りまとめた報告書は平成12年9月に公表され、これに基づき、原子炉等規制法の改正が平成12年12月に公布され、平成13年10月に施行されている。

(6) クリアランスレベルに関する検討

原子力安全委員会におけるクリアランスレベルの検討については、1993年3月、放射性廃棄物安全基準部会報告書として「主な原子力施設におけるクリアランスレベルについて」が公表され、2000年7月には「重水炉・高速炉におけるクリアランスレベルについて」さらに2001年7月には安全基準部会報告書「原子炉施設におけるクリアランスレベル検認のあり方について」が公表されている。クリアランスの概念は、一旦、規制の対象となった放射性廃棄物であっても、その放射線に起因する被ばくが極めて低く、容認できるリスクレベル以下であれば、規制の対象から開放しようとするものである。このための規準として、個人線量については、発生頻度の観点から起こり得る事象については $10 \mu\text{Sv}/\text{y}$ 、発生頻度が小さいと考えられる事象については $10 \mu\text{Sv}/\text{y}$ を著しく超えない範囲($10 \mu\text{Sv}/\text{y}$ のオーダー以下)とし、集団線量については個人線量が $10 \mu\text{Sv}/\text{y}$ 以下の場合には、リスクが無視できるほど小さいため、考慮する必要がないとしている。検討においては、クリアランスレベルを下回る物質が規制から開放され、埋設処分される場合および再利用・再使用される場合を想定して被ばく経路、パラメータを選定してクリアランスレベルの算出が行われた。その結果はIAEAが算出したクリアランスレベル

の値と数核種を除いてほぼ一致している。一致しない数核種については海草の摂取量の違い等生活環境に起因する差である。

5. 今後の検討事項

放射性廃棄物の安全規制については、今後、具現化してくる多様な処分形態に対応した合理的で整合性のある放射性廃棄物の区分、安全評価シナリオ（評価期間、評価パラメータ、制度的管理の在り方）の検討が必要となるものと思われ、線量基準については国際的に整合性のある線量拘束値の考え方の導入、「介入」の概念の具体化などの課題がある。また、国際機関等で検討されている「Safety Case」,[Common Framework]などの概念の具体化が必要となると思われる。

実用発電炉のデコミッショニングとして、日本原子力発電（株）の東海発電所のGCRの廃止措置が進められているが、さらに進展し、炉内構造物等の放射性解体廃棄物が発生する段階が予想されることから、いわゆる高 β ・ γ 廃棄物（炉心等廃棄物）に関わる規制の整備、審査指針等の整備も早急に必要とされるものと思われる。また、これに関連してクリアランスレベル（最近のIAEAの表現では「規制から開放」）についても早急な法制化が必要であろう。

国内において、医療、工業、研究施設等におい

て広範囲に利用されている放射性同位元素（RI）使用施設および研究用原子炉、核燃料物質使用施設等から発生するRI・研究所等廃棄物についても、原子力委員会における検討が終了していることから、安全規制の基本的考え方、基準値に関する検討が行われる必要がある。RI・研究所等廃棄物については、従来の原子炉施設から発生する放射性廃棄物に適用されてきた放射性廃棄物の汚染源を原子炉冷却水とし、これに起因する汚染源としての放射性核種の分布は一定とする考え方は適用できない。さらに、想定される廃棄体中の放射性核種の濃度は比較的低いものの、核種分布は多様であり、広範囲に分布している。また、RI・研究所等廃棄物の一部にはウラン廃棄物、TRU廃棄物に相当するものもある。以上のことから、従来の規制の考え方を適用して処分できるものと、異なった考え方を取り込む必要のあるものがあり得る。今後、総合的な検討が必要であろう。

最初に述べたように、放射性廃棄物の処分は長期間にわたる課題であり、「stake holder」との十分な対話が必要である。さらに、将来世代の負担を考え、放射性廃棄物の発生者である「現世代」の倫理的な責任の考え方などについても、規制の枠組みの根幹にあるものとしての検討が行われるものと思われる。

以上

放射性廃棄物の種類と検討の状況

廃棄物の種類	原子力委員会における検討	原子力安全委員会における検討	法令等の整備状況
高レベル廃棄物	検討済み	規制の考え方（検討済）	今後整備
高 β ・ γ 廃棄物	検討済み	規制、基準値（検討済）	整備済
低レベル廃棄物	検討済み	規制、基準値、安全審査の考え方（検討済）	整備済
TRU廃棄物	検討済み	今後検討	今後整備
ウラン廃棄物	検討済み	今後検討	今後整備
RI・研究所等廃棄物	検討済み	検討中	今後整備
クリアランスレベル以下の廃棄物	検討済み	検討済み 検討中（検認）	今後整備

東海発電所蒸気発生器を対象としたクリアランス除染技術開発

三角昌弘*、西崎忠*、松本武志*、山崎誠一郎*、小栗第一郎**

Development of Decontamination technologies for Tokai Power Station's Steam Raising Units(SRU)

Masahiro MISUMI, Tadashi NISHIZAKI, Takeshi MATSUMOTO,
Seiichiro YAMAZAKI and Daiichiro OGURI

Steam Raising Units(SRU) are identified as the largest metallic radioactive waste appearing from the ongoing decommissioning campaign of Tokai Power Station. Considering its low activity, it is believed that a practical way to minimize the disposal cost should be decontamination together with other contaminated metallic components.

To find a reasonable and effective decontamination method for SRU, research and development efforts were made by Japan Atomic Power Company (JAPC) and Nuclear Power Engineering Corporation(NUPEC).

Kawasaki Heavy Industries Ltd.(KHI), the manufacturer of SRU, took an important role in these R&D activities, applying its rich store of knowledge from experiences of maintenance, engineering abilities, and so on.

Here we present the detail of these R&D activities and our own efforts.

1. はじめに

廃止措置技術開発は、日本原子力発電株式会社(以下原電殿)の廃止措置技術調査を始めとして、(財)原子力バックエンド推進センター殿及び(財)原子力発電技術機構(以下NUPEC)での研究や川崎重工社内研究により、各種要素技術の開発がすすめられてきた。廃止措置で重要な解体・切断技術、減容処理技術などについては、既に本技報¹⁾でも紹介されているので、ここでは解体廃棄物の除染技術について採り上げる。

平成13年12月から東海発電所の17年間に亘る

廃止措置工事が開始された。東海発電所の熱交換器(以下SRU)は、解体物の中で最大の量を占める低レベル汚染金属であり、平成18年度から始まる「先行解体(その2)」(第2期工事)の中で解体し除染することが計画されている²⁾(Table 1参照)。

平成12年度に循環型社会の形成に向けた法律が整備され、各方面でリサイクル社会の実現に向けた様々な取り組みが活発化する一方、原子力の分野でも解体物を再資源化する道筋を示すクリアランスの制度化が間近なものとなっている。このような状況の下、SRUの解体・除染は、将来に向

* 川崎重工業株式会社 (Kawasaki Heavy Industries, Ltd.)

** (財)原子力発電技術機構 (Nuclear Power Engineering Corporation)

Table 1 Decommissioning Schedule of Takai Power Station

平成
13年度
(2001) 平成
14年度
(2002) 平成
15年度
(2003) 平成
16年度
(2004) 平成
17年度
(2005) 平成
18年度
(2006) 平成
19年度
(2007) 平成
20年度
(2008) 平成
21年度
(2009) 平成
22年度
(2010) 平成
23年度
(2011) 平成
24年度
(2012) 平成
25年度
(2013) 平成
26年度
(2014) 平成
27年度
(2015) 平成
28年度
(2016) 平成
29年度
(2017)

平成13年
12月

安全貯蔵

平成13年
12月

平成18年
3月

先行解体(その1)

平成18年
4月

先行解体(その2)

平成23年
3月

平成23年
4月

解体撤去

平成30年
3月

第1期工事

第2期工事

第3期工事

解体届け²⁾より転記

けて解体物のスクラップ再資源化、及び限定再利用への途を切り開く重要な役割を担うものとして注目される。

SRUを対象とした除染技術の研究開発は、原電(株)殿から川崎重工への委託研究として開始した。そして、そこで得られた成果に基づいて、炉停止後は、NUPECによる国のプロジェクトとして実施された。ここでは、原電殿の研究、川崎重工の社内研究及びNUPECの試験の一部について、川崎重工が貢献した成果内容をまとめて紹介する。

2. 技術開発の全体経緯

SRUは、4基の総重量が約3,000トンにも及ぶ非常に大型の低レベル汚染金属廃棄物であるため、これを除染して処分を合理化することが望まれる。

このため原電殿においては、炉停止前から S R U の実機鋼材を用いた汚染核種や酸化皮膜形態の分析調査を開始した。そして、ガス炉固有の酸化皮膜による汚染形態があること、及び酸化皮膜の除去により比較的容易に除染できることをビーカ規模の試験で確認してきた^{3), 4)}。

この基礎研究の成果を受けて、炉停止後の平成10年から、SRUに適した除染技術の開発が、NUPECによる廃止措置技術確認試験の研究テー

マに採り上げられ、クリアランス化を目標にした除染技術と計測技術の試験研究が国の研究プロジェクトとして実施された^{8)~11)}。その結果、SRU伝熱管の除染方法としては、プラストによる前処理と浸漬化学除染を組み合わせた除染方法が効果的であり経済的にも有利であるとの結論が得られた^{10)、11)}。

川崎重工はSRUの製造、保守点検を担当した
メーカとして原電殿の基礎研究^{3)、4)}を担当すると
共に、NUPECの技術開発においても、基礎研究
や定検での知見、経験を活用して伝熱管サンプル
の採取工事や現地での除染試験を担当してこれら
R&Dにおいて中心的な役割を担ってきた。

以下、SRUの特徴、上記の研究開発の経緯と主要成果、並びにこれを補完するため当社で実施した研究開発の概要を示す。

3. 蒸気発生器(SRU)の概要

3.1 SRU の構造と基本仕様⁴⁾

東海発電所の熱交換器は原子炉圧力容器の周囲に4基設置されており、一次冷却材(炭酸ガス)は上から下に向かって流れて水と熱交換する構造となっている(Fig.1)。S R Uの内部は6層(下からティア2～ティア7と呼称)の伝熱管群(チューブバンク)に分かれており(Fig.2)、各ティアの

チューブバンクは、伝熱管を折り返しながら千鳥格子状に配列した伝熱管パネルを梁から吊り下げて固定した構造となっている (Fig.3)。また伝熱面積を得るために、伝熱管は全てフィンチューブであり、汚染のある表面(一次冷却ガスの接触面)は極めて複雑な形状となっている。

S R U の基本仕様を Table 2 に示す。材質は全て炭素鋼であり、1 基あたりの重量は、胴体が約 250 トン、伝熱管群が約 500 トンあり、合計 750 ト

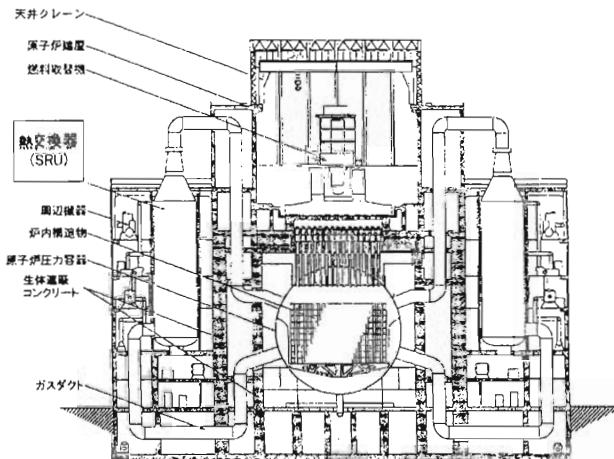


Fig.1 Arrangement of Tokai GCR Heat Exchangers (SRU)⁴⁾

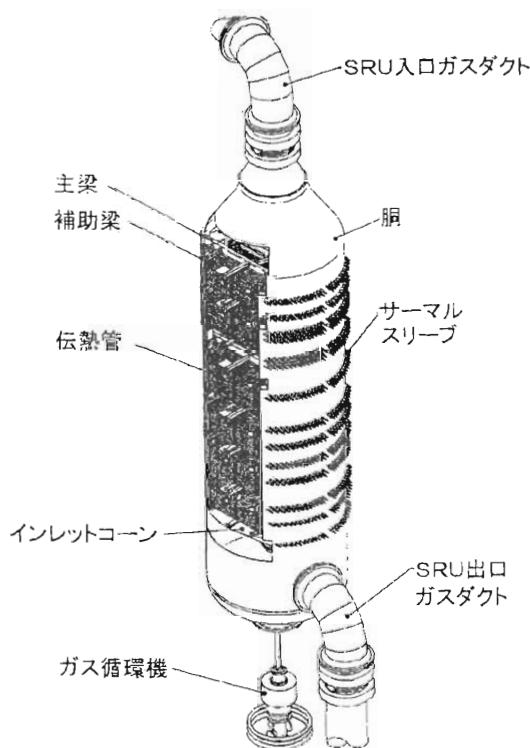


Fig.2 Structure of SRU⁴⁾

ン／基、(3,000 トン／4 基) と推定されている。

また、伝熱面積は 1 基あたり約 30,000m² あり、伝熱管以外の構造物を含めると汚染面の総面積は 1 基あたり 40,000m² (160,000 m² / 4 基) 程度になると予想される。

3.2 S R U の特徴⁴⁾

除染の観点から S R U の特徴を整理すると以下のようにまとめられる。

- ・物量が多い (~3,000 トン／4 基)
- ・材料は炭素鋼
- ・形状が複雑 (フィン付き伝熱管)
- ・汚染面積が大きい (~160,000m² / 4 基)
- ・黒色の酸化皮膜 (Fe₃O₄) で覆われている。
- ・汚染レベルは低く、低レベル放射性廃棄物のうち、レベルの低いもの (レベルⅡ)、および極めて低いもの (レベルⅢ) に相当する。
- ・汚染は、ほぼ酸化皮膜中に存在する。

これら S R U の特徴を踏まえた上で、適用可能な除染技術、解体工事との整合性、派生する二次廃棄物の処理・処分方法などを含め、総合的な経済性を考慮して最適な除染方法を絞りこむ必要がある。

4. 原電殿における予備調査

4.1 実機鋼材のサンプル調査^{3), 4)}

除染検討の第1段階として S R U 内部の汚染の実態を把握するため、バッフル板 (冷却材ガスの整流板) を採取して分析した。(Photo 1)

バッフル板表面の酸化皮膜の断面を拡大したミクロ写真を (Photo 2) に示す。

Table 2 Main Specification of SRU

基数	4基	
主要材質 (炭素鋼)	胴	SB46B相当
	伝熱管	STB35相当
形状寸法	高さ	24.7m
	外径	6.3m
重 量 (1基あたり)	胴	250 トン
	伝熱管	500トン
伝熱面積 (1基あたり)	30,000 m ²	

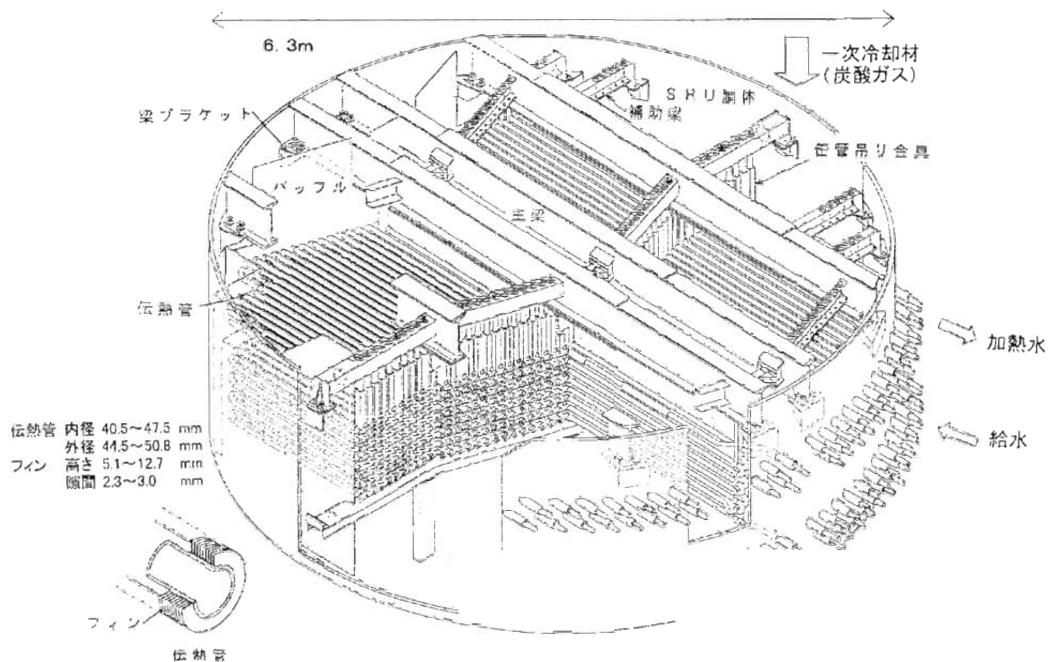


Fig.3 Inner Structures of SRU⁴⁾

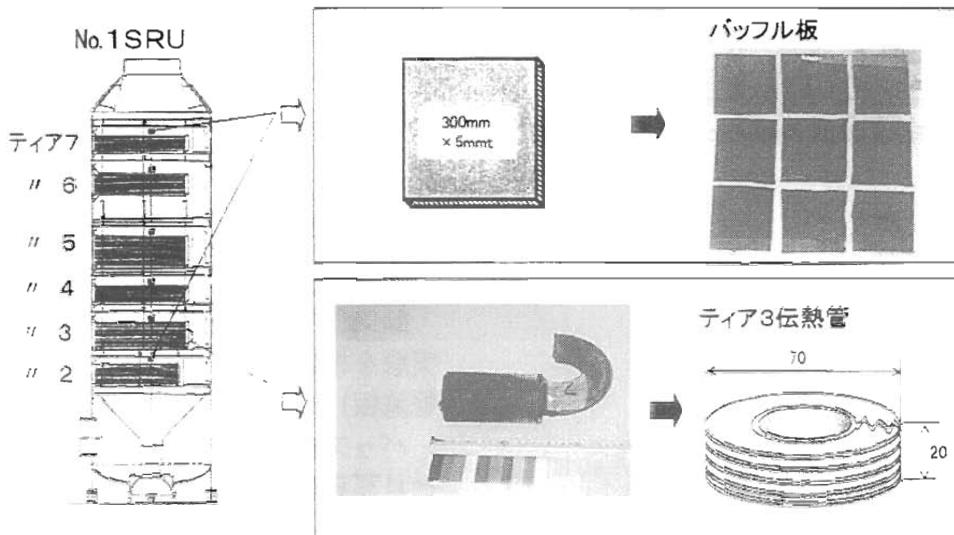
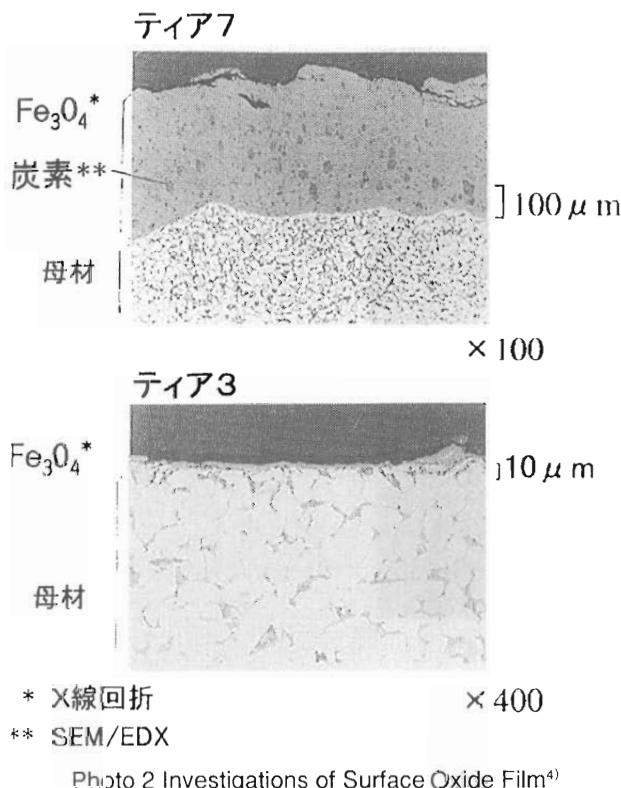


Photo 1 Extraction of Hot Samples from SRU⁴⁾

SRUの上層部（ティア7）では、 $\sim 300 \mu\text{m}$ 以上の厚い酸化皮膜が形成されている。この酸化皮膜の化学形態をX線回折で分析した結果、マグネタイト(Fe_3O_4)である事が確認された。また酸化皮膜の内部に見られる粒状の介在物をSEM/EDXで分析した結果、炭素の粒子であることが確認された。これは、炭酸ガス冷却炉に固有の酸化膜形態であり、炉内構造材で知られたいわゆる

ブレークアウウェイ酸化膜の特徴を示すものである。文献によると^{5), 6)}、炉内の炭酸ガス雰囲気下にある炭素鋼の表面には、運転開始初期の段階で保護性の Fe_3O_4 酸化皮膜が形成され、それ以降は殆ど酸化皮膜は成長し無くなる。しかし、 300°C 以上の高温部では、ある条件の下で保護性の皮膜が破れて CO_2 ガスが鋼材表面に浸透しやすくなる。その結果、母材との界面で Fe_3O_4 を生成し炭素粒



子が析出する反応が起こって酸化膜が厚く成長すると説明されている。

一方、下層部（ティア3）では~10 μm以下の薄い酸化膜が形成されている。酸化膜が薄く、炭素の析出も見られない事から通常の保護性のFe₃O₄酸化皮膜が維持されていると考えられる。

また、バッフル板試料の酸化皮膜を塩酸で処理した溶液をGe測定した結果、主要核種はCo60であり、汚染密度は10~70Bq/cm²に分布していた。また、酸化膜を塩酸で処理した後の母材を測定した結果、検出下限(4×10³Bq/g)以下になった³⁾。(Fig.4)

本調査により、SRUの汚染形態と除染性について以下の点が明らかになった。

- ① SRU内部の酸化皮膜は上下で大きな違いがある。上部には厚い(≤300 μm)マグネタイト(Fe₃O₄)の酸化皮膜が形成されている。
- ② 汚染はCo60によるものが主体でその汚染レベルは低い。(数10Bq/cm²)
- ③ 鋼材表面の酸化皮膜を除去することにより、Co60のクリアランスレベル(0.4Bq/g)より十分低いレベルにまで除染できる。

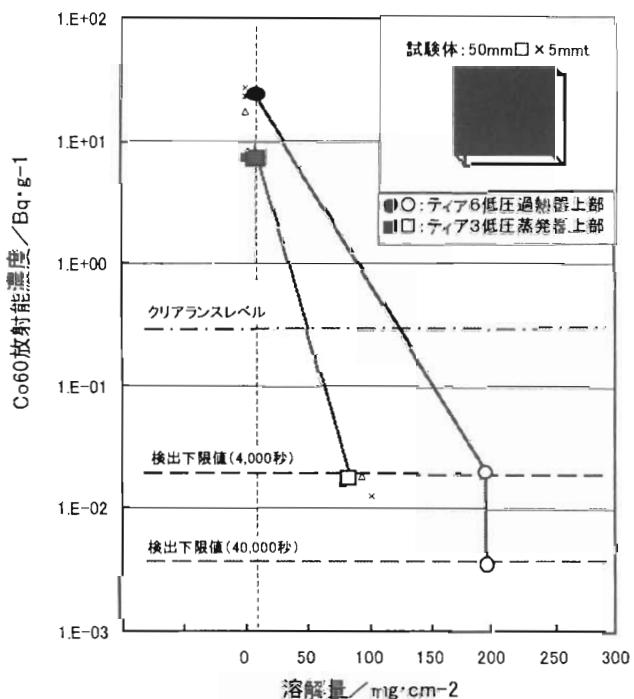


Fig.4 Radio Activities of SRU Structure Material-Before and After Immersion in HCl Solution.³⁾

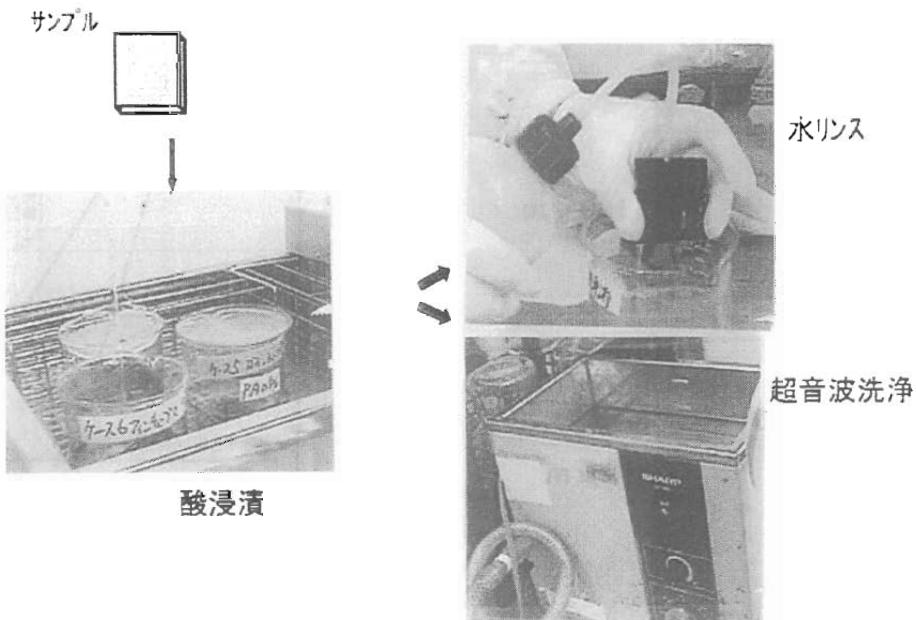
4.2 化学除染法の予備検討⁴⁾

バッフル板サンプルと、過去の定検時に採取されていた下層部の交換部材をサンプルとしてビーカ試験を行い、化学除染の適用性を検討した。

炭素鋼表面のマグネタイト酸化皮膜を除去するためには、軽水炉分野でステンレス鋼等を対象に開発された高価な化学除染法を用いる必要は無く、一般産業分野で経験・実績が豊富な鋼材の酸洗浄技術を用いるのが合理的と考えられる。中でもインヒビタ(腐蝕抑制剤)を添加して母材の腐蝕を抑制した塩酸は、ボイラーパイプや鉄鋼材料のマグネタイト酸化皮膜を除去する酸洗浄に最も多く用いられており⁵⁾、東海発電所の放射性廃液処理設備への適合性もあることから、SRUの化学除染液として適切と考えられる。ここでは、塩酸を代表薬液として選び、酸洗浄法と同様の手法によってSRU鋼材の除染性を調査した。

除染試験の状況をPhoto 3に示す。バッフル板と伝熱管サンプルを用いて、インヒビタの有無、超音波洗浄時の超音波洗浄の有無などをパラメータとして除染効果の違いを調査して得られた結果を以下に要約する。

- ① 腐蝕抑制した塩酸に浸漬した後、水洗いで

Photo 3 Decontamination Test Operations⁴⁾

仕上げると、酸化膜が残りやすく、汚染も残る。

- ② 腐蝕抑制しない塩酸で母材も含めて溶解すると泡で酸化皮膜が剥がれ除染速度は速くなるが、腐蝕量も多くなり、二次廃棄物が増える。
- ③ 腐蝕抑制した塩酸へ浸漬した後、純水中で超音波洗浄すると残留している酸化皮膜が効果的に剥離し、短時間にクリアランスペベル以下に除染できる。
- ④ 形状が複雑な伝熱管に対しても超音波洗浄は有効であり、フィンの付け根や溶接部の酸化皮膜も除去され、比較的容易にクリアランスペベル以下に除染できる。

予備試験の結果、腐蝕抑制した塩酸へ浸漬し、純水中での超音波洗浄で仕上げる酸洗浄法により、汚染核種を含む酸化膜が効果的に除去され、二次廃棄物を抑えながらクリアランスペベル以下に除染できることが確認できた。

5. 川崎重工における研究

腐蝕抑制した塩酸で除染できる見通しは得られたが、SRUの場合にはさらに工夫が必要と考えられる。即ち、SRUの特異性として鋼材表面に厚い酸化皮膜が形成されており、しかも表面積が大き

い。溶解すべき酸化皮膜の量が多いため、母材の腐蝕を抑制するのは当然の事としても溶出する鉄イオンの量が多くなり、酸廃液を処理した後に二次廃棄物として発生する水酸化鉄スラッジの量が多くなる。これを固型化処理した廃棄体の量も多くなって除染の経済性に影響することが懸念される。従って、できるだけ物理的な方法で除染するのが望ましいと考えられる。このため、プラスト技術の適用性を検討した。

5.1 酸化膜の研削性確認

SRU固有の酸化膜の研削性を調べるために、炉内雰囲気を模擬したオートクレーブ処理によってブレークアウェイ酸化皮膜を形成させた鋼材サンプルを入手した。ドライアイスプラスト（二次廃棄物最少）、超高压水ジェット（英国のバークレイ発電所で一次冷却系ガスダクトを除染した実績がある）、スチールプラスト（一般的な除錆技術）を試験して夫々の適用性を試験により検討した。そこで得た知見をまとめると、

- ① ブレークアウェイ酸化膜は予想以上に強固であり、ドライアイスプラストでは殆ど剥離できない。また超高压水ジェットでも研削効率は小さく実機への適用は難しそうである。

- ② スチールblastでは実用的な研削速度が得られる。(Photo 4)
 ③ ブラスト材はショット材(球形)でも利用可能であるが、グリット材(角形)の方が研削効率が高い。
 となり、SRUの除染には、スチールblast(グリット材)の適用性が高いことを確認した。

5.2 伝熱管形状への適用性

blastはSRUの胴体やバッフル板などの平面形状の物には適用しやすいが、伝熱管のような複雑な形状の物では、blastを全面的に当てるのは難しいと考えられる。そこで伝熱管の形状(フィンチューブ)に対するblast除染の適用性を確認するため、表面を黒錆処理した伝熱管のモックアップを作成し、これをblast処理してみることで適切な照射法を検討した。伝熱管パネルを水平に置き、長手方向に移動させながら上下に配置した揺動式ノズルでblast材を全面照射する実機の自動blast処理を模擬して、伝熱管モックアップを水平に置いて手動ノズルを左右に振りながら長手方向に移動して研削した。ここで得た知見は以下であった。

- ① ブラスト材の照射方向に平行となる左右の側面は研削し難いが、その他の面は、ほぼ全面的に研削できる。(Photo 5)



Photo 4 Blast Trial for a Oxide Coated Material

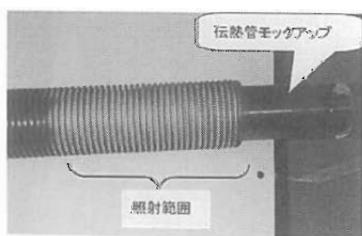


Photo 5 Blast Test for a Finned Tube Mock-up of SRU

- ② 表面積の割合が大きいフィンの表面を狙って斜め方向から照射するのが最も効率が良い。
 ③ 斜め照射でフィンを狙って照射しても、跳ね返ったblast材で伝熱管の母管や溶接線部分も洗浄できる。

5.3 ブラスト材の耐久性

blast材は風力分級器で研削粉や破碎粉のダストを分離することで繰り返し使用できるが、研削性能が極端に低下すれば交換が必要になる。また繰り返し使用できる回数が少ないと、廃blast材の処分費用が問題になる。このため、スチールグリットを炭素鋼の板材に照射してその耐久性を確認する試験を実施した。(Photo 6)

その結果、繰り返し使用により、blast材の尖った角が取れて丸くなるため、100回程度の繰り返し使用で研削性能が初期値の半分程度にまで低下する。しかし、その後は300回まで繰り返しても研削速度は変わらないことが確認された。目安として300回或いはそれ以上の繰り返し使用が可能と予想できる。

以上の結果、スチールblastはSRU固有の酸化皮膜を研削でき、胴体やバッフル板への適用性が高いこと。さらにフィン付きの伝熱管に対してもある程度の洗浄効果が期待できることから、化学除染の負荷を減らす前処理としての適用性が高いことが確認できた。

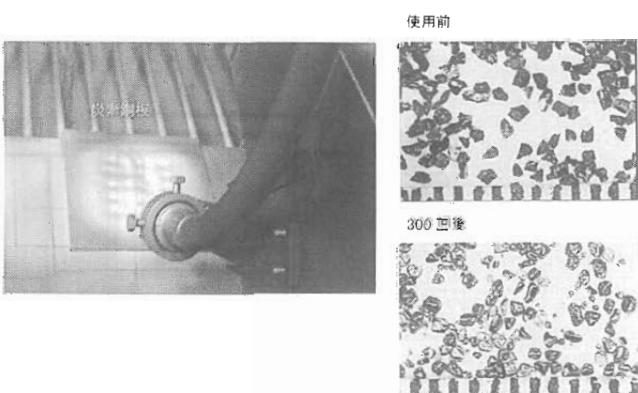


Photo 6 Durability Test of Steel Grit

6. NUPEC の確証試験^{8)～11)}

6.1 全体経緯

SRU伝熱管の最適な除染技術の開発をテーマとした確証試験が平成10年に開始された。はじめに、炉停止後のSRUの1基についてその内の3箇所（最上層：ティア7、中間層：ティア5、最下層：ティア2）から伝熱管パネル各1枚分とバッフル板を試験用サンプルとして採取した。次に、各ティア伝熱管の代表箇所について酸化皮膜の性状を調査し、原電殿のバッフル板の調査と同様の汚染レベル、酸化皮膜形態であることが確認された。さらに各種の除染方法についてビーカ規模の予備試験を実施し、適用性と操作条件を確認した。この段階でバッフル板はブラストだけでも除染できることを確認した。また、解体～処理・処分シナリオの経済性の予備評価を実施して、SRU伝熱管はパネル単位で解体して除染し、全体をクリアランス化するシナリオが経済的に有利であるという見通しが示された。

続いて、有力な除染方法について工学規模の除染試験が実施された。ここでは、採取した伝熱管

を用いて、伝熱管パネルの配列を再現した模擬試験体を作成し、これを汎用の自動ブラスト機、あるいは、酸浸漬槽と超音波洗浄槽からなる化学除染装置を用いて除染試験した。また、除染廃液の処理試験も実施され、それらの結果に基づいてSRU除染方法の経済性の総合評価が行われた。

川崎重工は、前記の予備試験及び社内研究の成果を踏まえてスチールブラスト法と腐蝕抑制した塩酸による化学除染法、及びそれらを組み合わせた除染法を提案し良好な試験結果を得た。

以下にNUPECで実施した試験の一部として、川崎重工の提案技術に関する成果内容を示す。

6.2 化学除染試験¹²⁾

化学除染と物理除染を含めた工学規模試験の全体概要をFig. 5に示す。

ティア7、5、2について、夫々のティアの伝熱管パネル全体を模擬するため、パネル最上部と最下部の伝熱管を含む5本の伝熱管を選んで500mmLに切断し、両端を施栓して実機パネルの配列に組み立てたものを試験体とした。

化学除染試験では、これを腐蝕抑制した塩酸

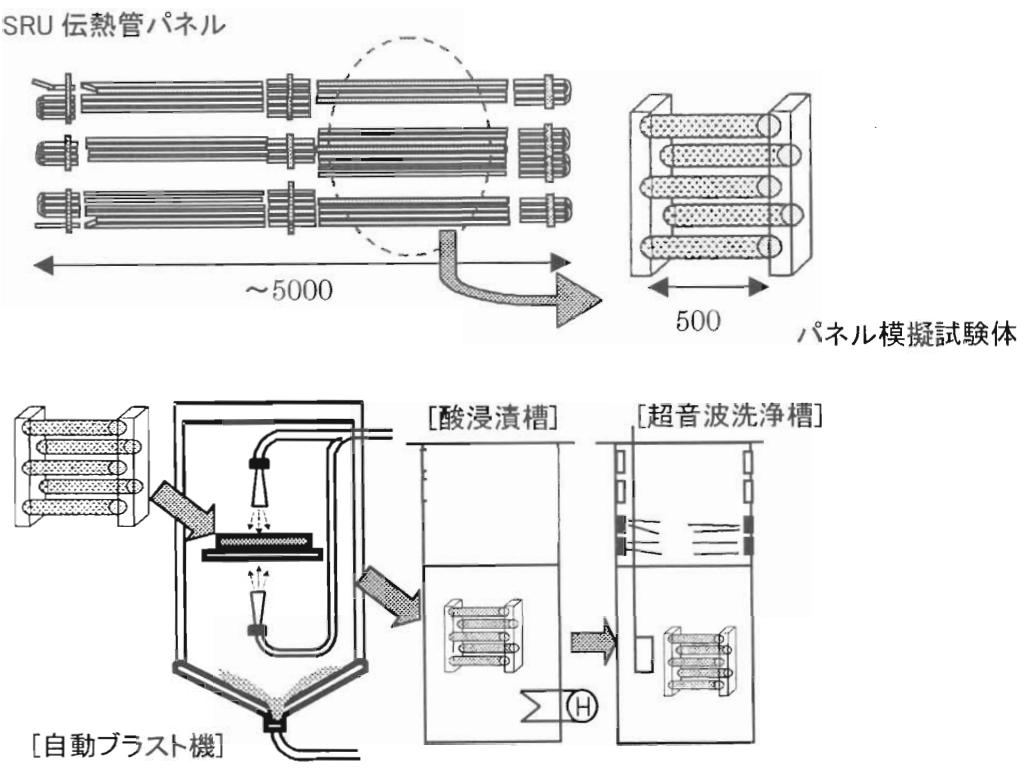


Fig.5 NUPEC's Engineering Scale Decontamination Test^{12), 13)}

(5%、50°C)に浸漬し、続いて純水中で超音波洗浄して残留放射能を測定する操作を繰り返した。試験体の中央にGM管を当てて測った計数率の変化をFig. 6に示す。SRUの上層ティア7、中層ティア5の試験体は計6時間の除染で酸化膜の殆どが除去され、全ての伝熱管がバックグランドと同等のレベルに除染できた。しかし、最下層のティア2では、最下段の伝熱管に若干量の酸化膜が固着残留しており、その部分に残存汚染が多い結果となつた。

化学除染試験で得た結論を以下に要約する。

- ① 殆ど全ての伝熱管は塩酸浸漬法によりパネルの形状のまま実用的な時間内に除染できる。
- ② 伝熱管の位置によって酸化膜の性状が異なり、除染性も異なる。上層部の厚い酸化膜層は塩酸で化学除染し易い。
- ③ 最下層：ティア2の伝熱管の一部に汚染レベルが高く、除染困難な箇所がある。

6.3 物理除染試験¹³⁾

同様のパネル模擬試験体を用いて、自動ブラスト機による除染性能を試験した。試験体を水平にして伝熱管の軸方向にローラコンベアで移動させながら、上下の揺動ノズルよりグリット材を噴射して試験体全面を均等に照射した。はじめ、伝熱

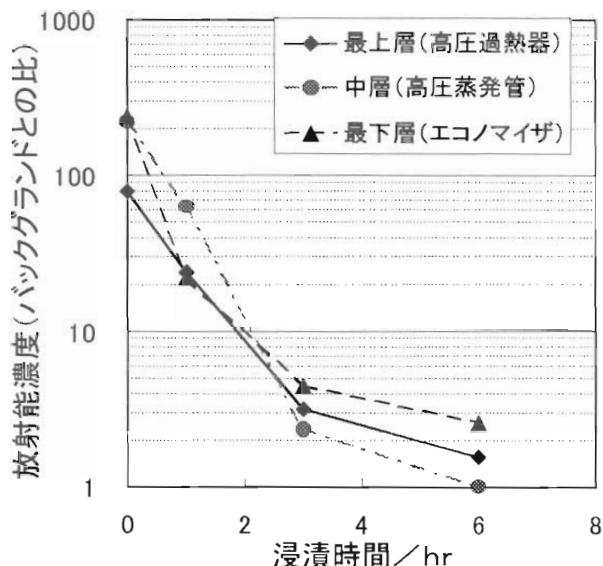


Fig.6 Decontamination Profiles of the Mock-up Tube Bundles by Acid Immersion¹²⁾

管のフィンに平行（母管に垂直）の方向からスチールグリットを照射したところ初期に比較的大きなDFを得た後、除染効果が直ぐに鈍化する傾向を示した。次にフィン表面を狙う向きにノズルの向きを変えて照射したところ除染効果が向上することが確認できた。しかし、伝熱管の隣り合う側面などプラスチック材の当たり難い部分には酸化膜が残りやすく、汚染を完全に除去するのは難しかった。(Fig. 7)

自動ブラスト除染試験で得た結論は次のようにまとめられる。

- ① 伝熱管のフィンを狙って斜め14°から照射する方法で効果的に伝熱管パネルを除染できる。
- ② ブラストだけで伝熱管パネルを除染するのは難しいが、化学除染の負担軽減を狙った前処理法としては十分な効果が得られる。

6.4 組合せ除染試験^{13)、14)}

ブラスト処理した後に酸化膜と放射能が部分的に残留した中層と最下層の伝熱管を塩酸に浸漬して化学除染した。試験結果の一例を同じくFig. 7に示す。ブラストに続けて実施した化学除染では、開始初期から化学除染単独の場合と同様の大きな除染速度が得られ、化学除染だけでは除染し難かった最下層の伝熱管も含め全てが短時間(～1時間)でバックグランドレベルに除染できた。ブラスト照射によって表面の汚染が母材に打ち込まれ除染し難くなる現象は見られなかった。

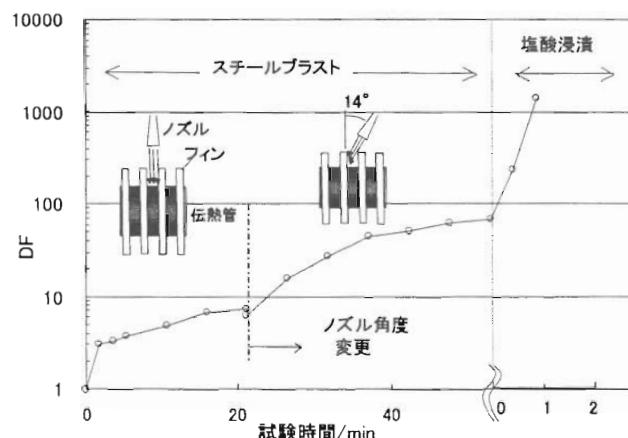


Fig.7 Decontamination Profile by Automatic Blaster and Acid Immersion¹³⁾

この結果、プラストで前処理した後に塩酸で化学除染する組合せ除染法により、ティア2の除染困難な箇所を含め、全ての伝熱管をクリアランス化できる見通しが得られた。

そこで次に、コストミニマムの観点から、プラストと化学除染の最適な組合せ条件を調査した。最も除染困難であった最下層の伝熱管を対象とし、実機のパネル形状に組み立てた試験体を自動プラストで処理してプラスト処理時間の異なる3種類の伝熱管を作成した。これを、それまでと同様にパネル形状に組立て直し、腐蝕抑制した塩酸に浸漬した後、純水で超音波洗浄して残留放射能を測定する操作を3回繰り返した。

試験の結果をFig. 8に示す。図中の白抜きの点はプラスト時間とDFの関係をプロットしたもので、図中の黒抜きの点は、それぞれの時間でプラスト処理後の伝熱管を塩酸に浸漬した時のDFを合計の処理時間（プラスト+化学除染）に対してプロットしたものである。実線は、酸化皮膜内の汚染核種の深さ方向分布と、プラストで酸化皮膜が表面から研削される過程をモデル化して計算した予想曲線である。点線も同様に核種の深さ分布と酸洗浄による酸化皮膜の除去過程をモデル化して計算した予想曲線である。

プラスト照射、塩酸浸漬とともに、除染速度は時間と共に鈍化する傾向がある。プラストの除染速度が速い比較的初期の段階（～5mLの実機パネルのプラスト時間で約40分に相当）で塩酸浸漬に

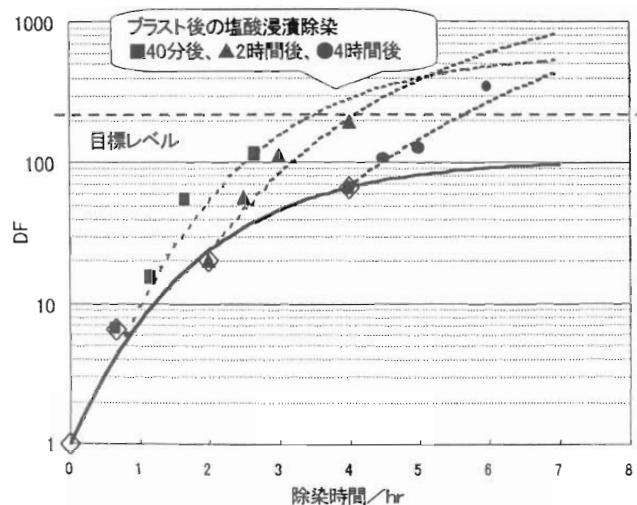


Fig. 8 Decontamination Profile by Automatic Blast and Successive Acid Immersion¹⁴⁾

切り替えた場合が合計の除染時間は最短になることが予想できる。

二次廃棄物の処分費や設備費用を含めた最適条件は以下のように考えられる。

- ① プラスト処理をせずに化学除染だけで除染する場合、必用な処理速度を確保するため化学除染設備の容量が大きくなる。
- ② プラスト処理を加えると化学除染時間が短くなり、設備容量を小さくできる。このため、プラストを導入しても導入コストは相殺できる。
- ③ プラスト処理によって酸化皮膜が除去される割合（%）は、比較的初期の段階で飽和し、以後は主に母材を研削する傾向がある。
- ④ このため、プラスト処理を長く続けても、酸化皮膜は除去されず、化学除染の負担は減らない。逆にプラストの廃材の量は処理時間に比例して増大する。
- ⑤ 従って、プラストの効果が鈍り始める比較的初期の段階で化学除染に切り替えるのが、最も経済的と予想できる。

7. SRU 実機除染の概念構築

以上のR&Dの成果を総合すると、SRUの除染技術について以下のようにまとめられる。

- ① SRUの鋼材表面にはマグネタイトの酸化皮膜が形成されている。汚染核種（主にCo60）は酸化皮膜中にあり、この酸化皮膜を除去することで除染できる。
- ② SRUの上下で酸化皮膜の性状や厚みが異なり、除染性にも違いがある。SRUの最下層が最も除染し難い。
- ③ スチールプラストで前処理した後、腐蝕抑制した塩酸への浸漬と超音波洗浄で化学除染する組合せ除染法により、全ての伝熱管を短時間に除染できる。

これらのR&D成果を総合し、川崎重工ではSRUの除染に相応しい除染方法としてスチールプラストと塩酸洗浄による組合せ除染プロセスを代表案として提案している。SRU除染設備の構成と配置概念例をFig. 9に示す。最も除染が難しくかつ物量的に最大のSRU伝熱管を主対象にした設計であるが、スチールプラストと塩酸洗浄という最も

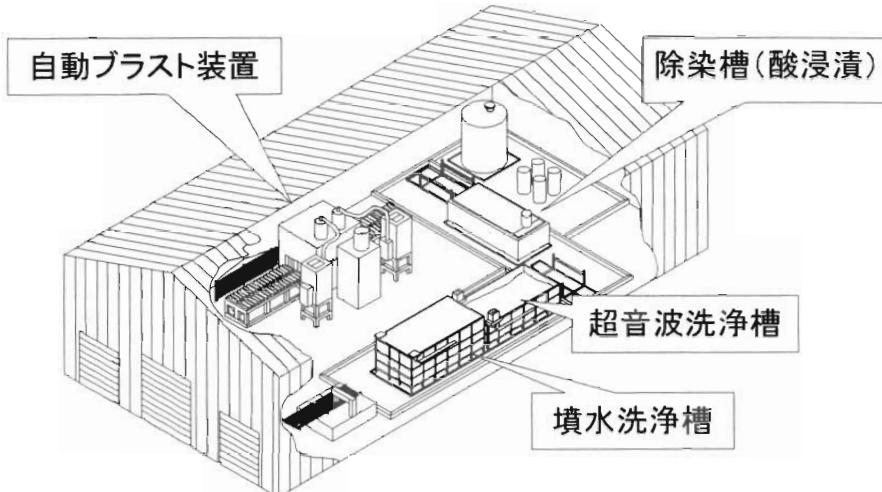


Fig.9 A Conceptual Plant Layout for SRU Decontamination

信頼性のある鋼材の除鏽技術を基本としており、胴体その他のSRU構造材のほか、ガスダクトや一般機器の除染にも適用可能である。

8. 終わりに

東海発電所のSRUという我が国最初の商業炉廃止措置で発生する大型の金属解体物を対象とした除染技術開発の取り組みについて紹介した。

炭酸ガス冷却炉の熱交換器は、海外でもこれを除染し成功した事例が殆ど見られ無い。このため、ここで紹介したR&Dのほかにも、解体前の現位置除染の可能性や、既設廃液処理設備における処理性の検討など、様々な試験・検討を積み重ねながらSRUの除染法に対する最適解を求めてきた。その結果、鋼材の除鏽技術として一般的かつシンプルな方法、すなわちスチールブラストと腐食抑制した塩酸への浸漬と超音波洗浄、及びその組合せが、SRUの除染方法として相応しいことを見出し、その有効性を示すことが出来た。

今までの研究開発を通じて得た除染技術に関する豊かな知見とノウハウをベースに、さらに合理化のための努力を続けながらSRUの解体除染の実現とそれに続く軽水炉の廃止措置に貢献していく必要がある。

参考文献

- 1) 安達潤一他:「放射性廃棄物処理技術の開発状況—川崎重工の開発技術」デコミッショニ

ング技報No.13 (1995)

- 2) 「東海発電所原子炉解体届」平成13年10月、日本原子力発電株式会社
- 3) 三角昌弘 他:「東海発電所蒸気発生器(SRU)除染技術の開発—鋼材のサンプリング調査—」日本原子力学会1998年春の年会
- 4) 山本龍美:東海発電所の廃止措置に向けた除染技術への取り組み、平成11年9月3日、(株)日本原子力情報センター主催セミナー「原子炉廃止措置に関わる除染技術」
- 5) G.B.Gibbs, L.A.Popple: Oxidation of structural steels in CO₂ cooled reactors, "Nucl. Energy", 1982, Vol.21, Feb., No.1
- 6) P.C.Rowland et al.: The oxidation performance of Magnox and advanced gas-cooled reactor steels in high pressure CO₂, Nucl. Energy, 1986, Vol.25, No.5 Oct.
- 7) 「最新洗浄技術総覧」(株)産業技術サービスセンター 1996年
- 8) 軽水炉等改良技術確証試験「実用発電用原子炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書; 平成10年度」、平成11年3月、財団法人 原子力発電技術機構
- 9) 軽水炉等改良技術確証試験「実用発電用原子炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書; 平成11年度」、平成12年3月、財団法人 原子力発電技術機構
- 10) 軽水炉等改良技術確証試験「実用発電用原子

- 炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書；平成12年度」、平成13年3月、財団法人 原子力発電技術機構
- 11) 軽水炉等改良技術確証試験「実用発電用原子炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書；平成13年度」、平成14年3月、財団法人 原子力発電技術機構
- 12) 最首貞典、三角昌弘 他：解体廃棄物処理システム技術確証試験 実機除染・測定試験－東海発電所蒸気発生器(SRU)実機サンプルの除染試験(1)－日本原子力学会2000年秋の大会
- 13) 小栗第一郎、三角昌弘 他：解体廃棄物処理システム技術確証試験 実機除染・測定試験－東海発電所蒸気発生器(SRU)実機サンプルの除染試験(2)－日本原子力学会2001年秋の大会
- 14) 小栗第一郎、三角昌弘 他：解体廃棄物処理システム技術確証試験 実機除染・測定試験－東海発電所蒸気発生器(SRU)実機サンプルの除染試験(4)－日本原子力学会2002年秋の大会

廃棄物焼却設備の解体・撤去

小坪 亨*、飛田 典幸*、植松 真一*

Dismantling of Pu Contaminated Waste Incinerator Equipment

Toru KOAKUTSU, Noriyuki TOBITA and Shinichi UEMATSU

A plutonium-contaminated waste incinerator equipment (PWIE) was operated from 1983 to 1990 to demonstrate the treatment of combustible plutonium-contaminated wastes from MOX fuel production facilities in Tokai works of the former Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation (PNC). PWIE has following features: (1) The space for dismantling work was not maintained. (2) Silicon carbide cakes (approximately 400kg) were filled in the incinerator, and plutonium-contaminated ashes adhered on the inner surface of the incinerator. (3) PWIE has a ventilation process. It was necessary for dismantling of PWIE in safety and with rationality to choose optimum dismantling methods and procedures in which these features were considered. An absorbing device for extracting the silicon carbide cakes from the incinerator and a remote-controlled device for decontamination of the inner surface of the incinerator were developed. The pre-treatment work was performed by using these devices successfully. The dismantling work was performed safely and efficiently from the beginning of May 2000 to the end of December 2001.

1. はじめに

核燃料サイクル開発機構東海事業所のプルトニウム燃料第一開発室に設置されているプルトニウム系廃棄物焼却設備を、2000年5月から2001年10月の期間において解体・撤去した。

本設備は、1974年竣工後、設備改造、ウラン試験及びプルトニウム試験を経て1983年から1990年までの7年間、プルトニウム系可燃性低レベル放射性廃棄物の焼却処理及び試験を実施したものである。

本設備の解体・撤去は、グローブボックスを有するプルトニウム取扱設備と比べて、構成設備、構成材料、設置状況の点で異なる特徴を有してい

る。本解体・撤去作業を安全かつ効率良く行うため、設備の特徴を踏まえた解体・撤去方法、手順を考慮して実施した。

本報では、設備の概要及び特徴、解体・撤去方法、解体・撤去作業におけるデータ採取等について紹介する。

2. 廃棄物焼却設備の概要

本設備は、大きく焼却炉と排ガス処理設備である高温フィルタ、ダイリュータ、耐熱型高性能フィルタ(HEPAフィルタ)、排ガス処理装置等からなる。廃棄物焼却設備の全体図をFig.1に示す。

焼却炉は鋼板製ケーシング内に耐火レンガを積

* 核燃料サイクル開発機構 東海事業所 (Japan Nuclear Cycle Development Institute Tokai Works)

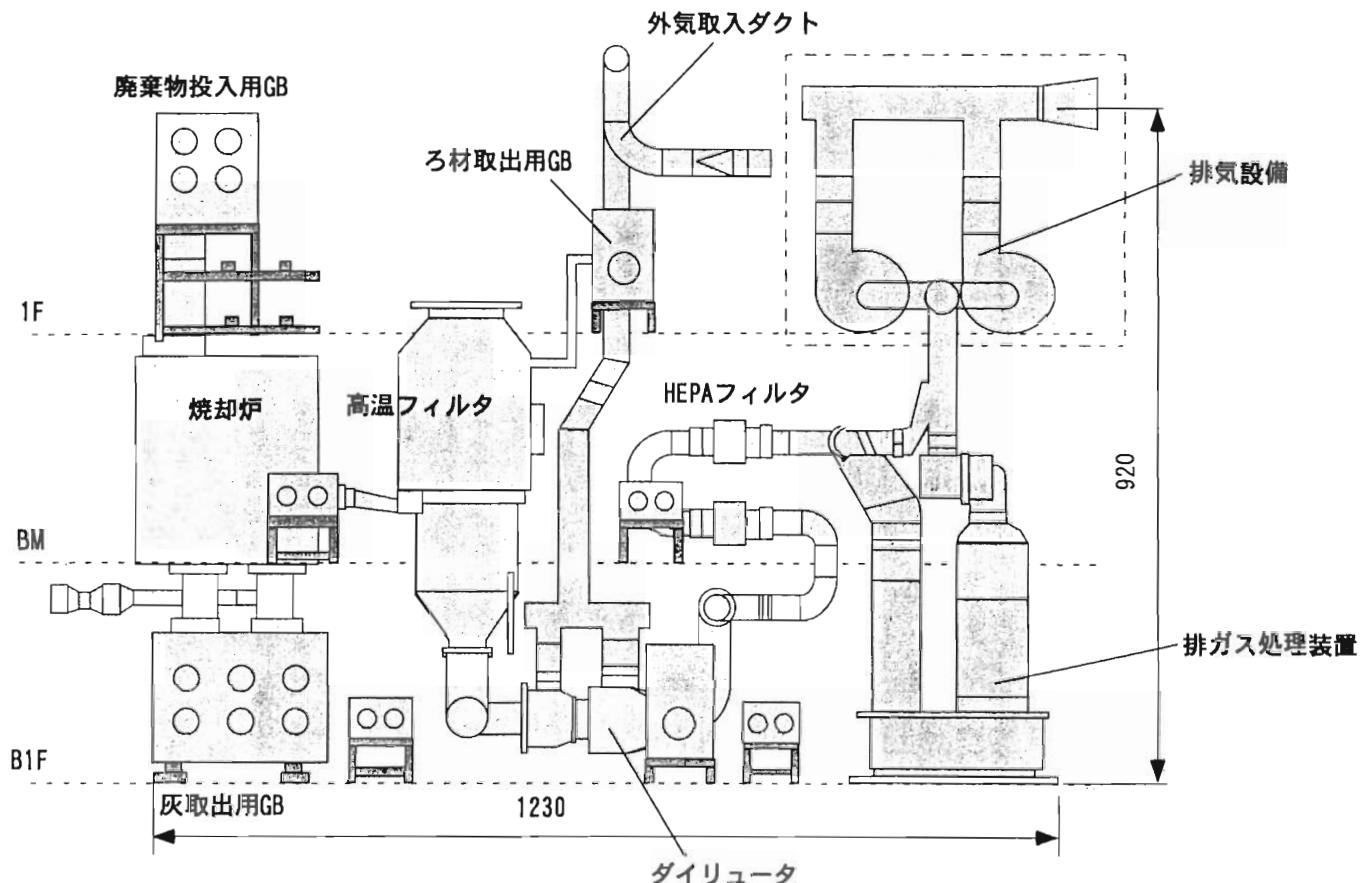


Fig.1 Plutonium-Contaminated Waste Incinerator Equipment

上げた構造で、一次及び二次燃焼室の2つの燃焼室がある。そのうち、二次燃焼室には、平均形状が約35W×30D×70L(mm)、重量が約50gの粒状物質の炭化珪素が約400kg充填されており、未燃物の再燃焼及びフィルタの役目を有している。

高温フィルタはケーシング内に222本のキャンドルフィルタ(SUS製多孔円筒内にろ材(短繊維アスペスト)をプレコートしたもの)が収納され、このフィルタにより二次燃焼室からのダストを捕集するとともに、カーボン等不完全燃焼物の完全燃焼をはかる。

高温フィルタを通過した排ガスは、ダイリューターで冷却され、耐熱型高性能フィルタ(HEPAフィルタ)、排ガス処理装置、排氣設備を通過後、放射性物質のモニタリングを行いながら施設のスタックから放出される。

本設備の焼却処理能力は20kg/h(火格子面積約0.6m²)であり、焼却処理実績は実焼却時間835

時間(366日)、焼却量約19トンである。

3. 廃棄物焼却設備の特徴

解体・撤去作業は、以下に示す設備の特徴を考慮した。

(1) 工程室内の作業エリアが狭い

廃棄物焼却設備が設置されている工程室は、1階、中階、地下1階から構成され、どの階も設備や配管等で占有されているため、初めに非汚染機器(機器の遮熱材、制御盤、ユーティリティ配管等)の撤去を行い、グリーンハウス(以下「GH」という)設置のための作業エリアを確保しながら解体を進めた。

(2) 焼却炉内に焼却灰が付着し、炭化珪素が充填されている

廃棄物焼却設備の焼却炉内には、廃棄物を焼却した時の細かいプルトニウムを含んだ焼却灰が炉壁に付着していること、及び焼却灰を吸着してい

る炭化珪素が二次燃焼室内に充填されていることから、解体作業時の汚染の拡大防止(灰飛散防止)及び作業者の外部被ばく低減を図るために、炉の解体前に炭化珪素の回収及び炉内の除染・汚染固定を行う必要があった。このため、遠隔装置等を開発し、解体前に焼却炉内の前処理を行った。

(3) プロセス系排気設備を単独で有している

通常の解体用GHの場合、GH設置ごとにGH排気装置を設置して換気を行うが、今回の解体・撤去では、本設備の排気設備が単独のもので、他設備に影響しないことから解体用GHの換気設備として使用した。方法としては、解体する設備等の開口部を介して、本設備の排気設備でGH内を換気するものである。

この排気設備の利用により、通常、設置する排気装置が不要となるため、二次廃棄物発生の低減化が図れた。また、解体・撤去は、廃棄物焼却設備の上流側である1階、中階、地下1階の順にGHを設置して実施した。

4. 遠隔装置等の開発

廃棄物焼却設備の解体・撤去は大型の焼却炉を有している。この焼却炉の解体方法として、炉解体作業時の汚染の拡大防止(灰飛散防止)及び作業者の外部被ばく低減を図るために、解体前に焼却炉内の前処理を行う装置の開発を行い、炉壁の焼却灰を除去し、汚染が固定できる装置(遠隔除染・汚染固定装置)を開発した。また、炭化珪素を取り出すことについては、焼却炉の構造等を考慮して、安全に作業できる方法を検討した結果、焼却炉上部から焼却灰を飛散させずに炭化珪素が回収できる吸引装置(炭化珪素回収装置)を開発した。装置は製作後、実物大模擬焼却炉及びグローブボックス(以下「GB」という)を設置してモックアップ試験を行い、装置の性能及び作業性を確認したのち、今回の撤去作業で使用した。

(1) 遠隔除染・汚染固定装置

装置はモニターカメラ、除染機器又は汚染固定機器、照明及びこれらのサポート部から構成される。サポート部は上下方向の移動、水平方向の回転(360度)、仰角方向の首振り(±60度)が可能である。除染機器は遠隔操作が可能であること、除染対象物が耐火レンガに付着した焼却灰で

あること、二次廃棄物の発生が少ないと等から回転式のブラッシング法を採用した。汚染固定機器はスプレーガンにより行うが、付着性、塗膜厚さ、均一性の観点から各種塗料を比較した結果、水性塗料を採用した。

本装置は各部品を灰取出GB内に搬入しGB内で組立後、焼却炉下部から挿入し、モニターカメラで炉内の様子を確認しながら炉壁の灰の除去、汚染固定作業を行うものである。

遠隔除染・汚染固定装置の概略図をFig.2及び3に示す。

(2) 炭化珪素回収装置

本装置は吸引部、炭化珪素及び焼却灰の回収部、吸排気系から構成される。吸引部の炭化珪素を直接吸引する部分は、アルミ管(100φ)を使用して軽量化し、その先端は試験の結果から空気の流れと共に効率良く吸引できるように溝が付けられている。回収部は炭化珪素回収セパレータ部と後段の焼却灰回収用サイクロン部からなり、焼却灰を分離回収できる。吸排気系はプレフィルタ、HEPAフィルタ等からなり、廃棄物投入用GBを介して焼却炉内に排気される。

本装置は焼却炉上部に設置され、吸引管を炭化珪素投入口から挿入して炭化珪素及び焼却灰を回収容器に回収する作業を行うものである。

炭化珪素回収装置の概略図をFig.4に示す。

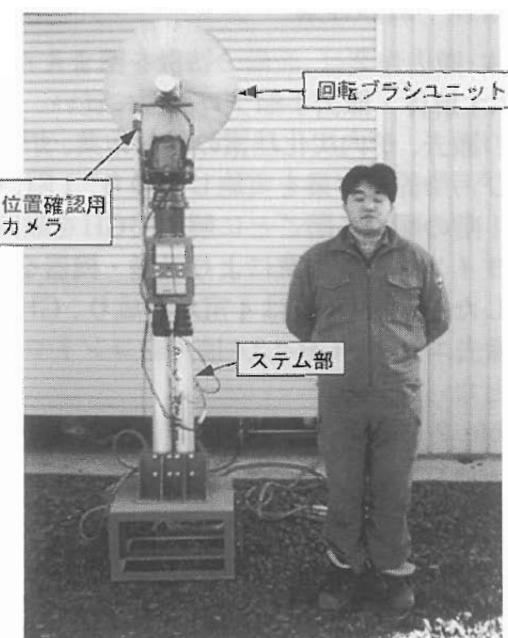


Fig.2 Remote-Controlled Device for Decontamination

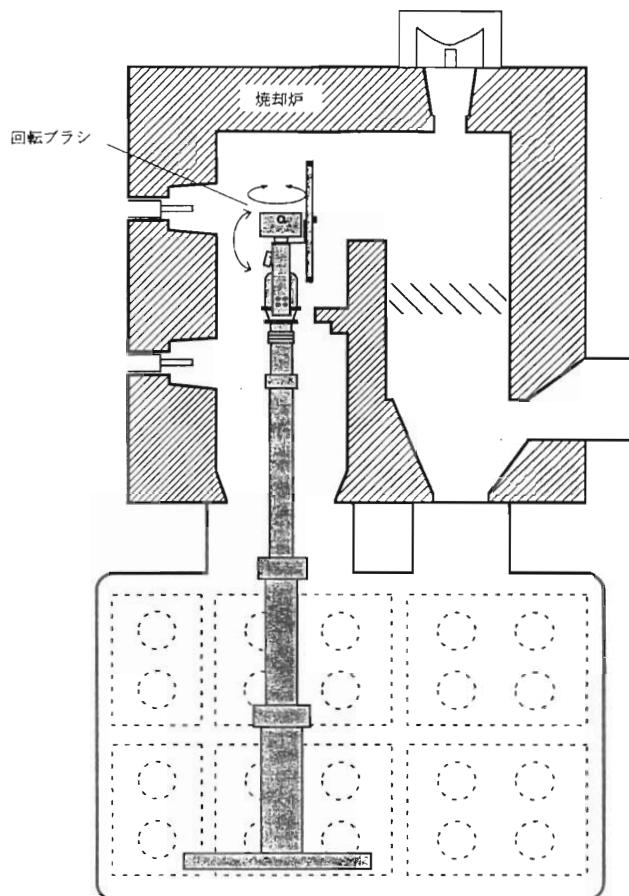


Fig.3 Remote-Controlled Device for Decontamination

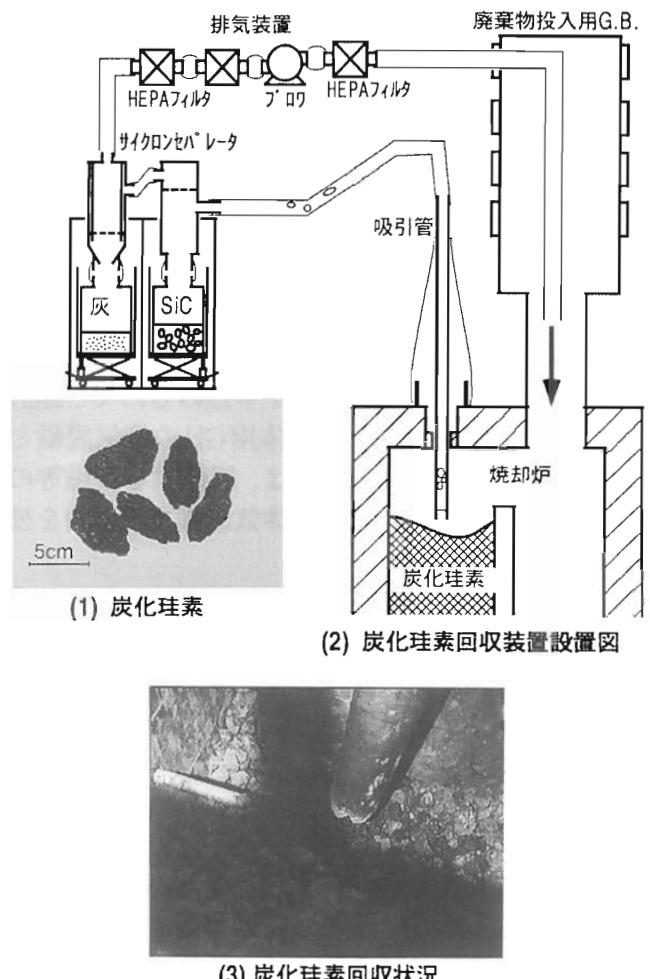


Fig.4 Extracting Silicon Carbide Cakes

5. 解体・撤去作業

解体・撤去作業は、設備の特徴を踏まえたTable 1に示す解体・撤去手順フロー図に従い、非汚染機器の撤去、炉内炭化珪素の回収作業、炉壁の除染及び汚染固定作業を実施したのち、1階、中階、地下1階の順に各階ごとに解体用GHを設置してエアラインスツーツ作業により設備・機器を解体・撤去した。解体用GHは4室から成り、GH-1は解体・撤去エリア、GH-2,3,4は汚染コントロールエリアとなっている。

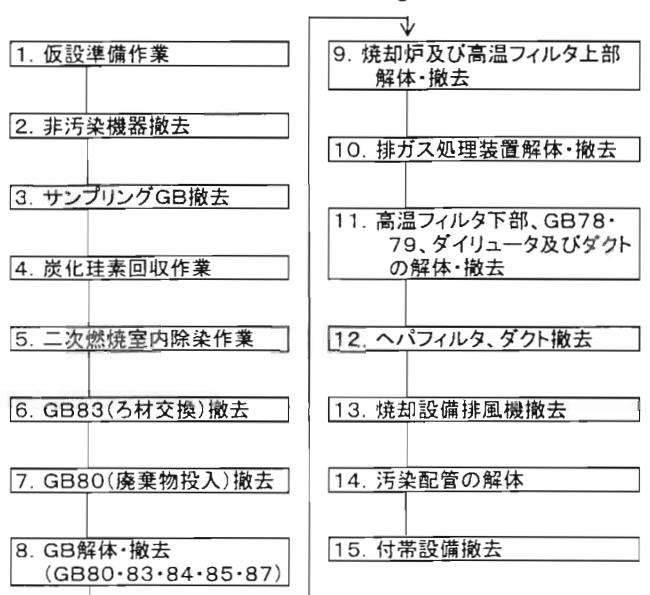
Table 2に解体・撤去スケジュールを示す。

本解体・撤去作業における延作業日数は360日、総作業人工数は7,320人工であった。

5.1 炭化珪素回収作業

炉内炭化珪素回収作業はFig. 4に示す炭化珪素回収装置を設置後、一次燃焼室の内部観察用カメ

Table 1 Dismantling Flow



ラからのモニター画像を見ながら吸引するアルミ管を操作して、二次燃焼室の炭化珪素を回収容器に回収した。炭化珪素等の回収実績は、炭化珪素384kg、焼却灰13kgであり、炭化珪素の回収容器表面での線量率は最大 $180 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 、回収容器を収納したドラム缶表面で $30 \mu\text{Sv}/\text{h}$ であった。

5.2 遠隔除染・汚染固定作業

遠隔除染装置を灰取出GBで組立後、焼却炉下部から挿入し、回転ブラシの下部に取付けた位置確認用カメラからのモニター画像を見ながら、回転角、仰角、上下方向を遠隔操作して二次燃焼室炉壁の除染作業（灰の除去）を行った。汚染固定は回転ブラシをスプレーガンに交換し、除染作業と同様に遠隔操作して炉壁に水性塗料を塗布した。

炉壁の除染効果は、二次燃焼室内にポケット線量計を挿入し、作業前後の線量を測定して確認した。その結果、除染作業前が $138 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 、除染作業後が $90 \mu\text{Sv}/\text{h}$ であり、約 $50 \mu\text{Sv}/\text{h}$ の低減効果を得た。また、炉壁をペイントで塗布後、炉壁表面のスミヤろ紙による汚染測定を行った結果、

表面密度が $0.5\text{Bq}/\text{cm}^2$ であったことから、十分に水性塗料で汚染が固定できたと考える。焼却炉の表面状態をFig.5に示した。

5.3 設備・機器の解体・撤去

解体・撤去は、各階ごとに床面をゴム板、酢ビシート等で養生後、足場用パイプで骨組を組み立て、解体用GHを設置した。GH内の負圧は3~7 mmAqで管理した。

解体工具はバンドソー、チップソー、ニブラ、防塵丸ノコ、グラインダーを使用した。

主な設備の解体・撤去について以下に述べる。

(1) GBの解体・撤去

1階の解体・撤去作業においては、ろ材取出用GB、中階、地下1階のサンプリングGB及びダクト類を作業の効率化を図るために、廃棄物投入用GBの周りの一箇所に集めて実施した。廃棄物投入口は、焼却炉上面まで解体・撤去し、開口部を仮閉止処置した。これらGB等の解体・撤去により1階に設置されている設備・機器の撤去を完了させた。残った設備等の負圧の維持は、ダイリュータからの入気量及びGB系の排気量の調整

Table 2 Dismantling Schedule

項目	平成12年							平成13年												
	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
1. 非汚染機器の撤去	■	■																		
2. 炭化珪素回収、焼却炉内除染、GB撤去 (No.80, 83 85, 87)			■																	
3. GB解体 (No.80, 83 85, 87)				■	■															
4. 焼却炉、高温フィルタ上部解体						■	■	■												
5. 高温フィルタ下部、ダイレクタ、GB (78, 79, 86) 解体									■	■	■	■	■	■	■					
6. HEPAフィルタ、プロセス系配管及び排風機等解体															■	■				
7. 付帯設備撤去*				■													■	■		

*付帯設備撤去項目：床・壁補修、室内クーラー及び付属配管撤去、コンクリート出入用吊り架台撤去（管理区域内）

苛性ソーダタンク、灯油タンク、冷却塔及び付属機器撤去、仮設エアロック室撤去、屋外ダクト撤去、（管理区域外）

を行い、所定値を確保した。

解体・撤去作業状況を Photo 1 に示す。

(2) 焼却炉及び高温フィルタ上部の解体・撤去
中階の解体用 GH 設置エリアを確保するため、
1階床面を一部撤去した。解体・撤去作業は焼却
炉、高温フィルタ上部のキャンドルフィルタ保護
蓋まで実施し、高温フィルタ開口部を仮閉止処置
して中階部分の設備・機器の撤去を完了させた。
残った設備等の負圧の維持は、前項と同じように
実施した。

また、耐火レンガの外観目視観察では、レンガ
表面の刻印文字が残っていたこと、クラック、欠
落等もなかったことから、レンガの劣化はなく健
全であった。

解体・撤去作業状況を Photo 2 に示す。

(3) 高温フィルタ下部及びダイリュータ等の解
体・撤去

高温フィルタに補強足及びダイリュータに補強
サポートを取り付け後、中階床面を撤去し、地下1
階の解体用 GH の設置エリアを確保した。解体・
撤去作業は高温フィルタの近くにサンプリングガ
ス吸引装置用 GB を移動し、高温フィルタ下部、灰

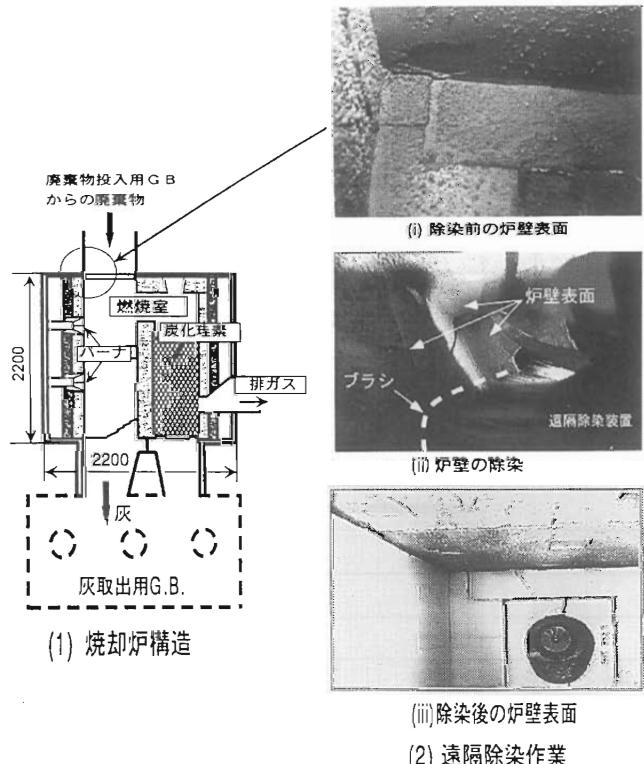


Fig.5 Structure of Incinerator and Decontamination

取出 GB、ダイリュータ、排気ダクトの地下1階
部分まで実施し、排気ダクト開口部を仮閉止処置
した。これらの解体・撤去により、地下1階部分
の設備・機器の撤去を完了させた。

解体・撤去作業状況を Photo 3 に示す。

6. 解体・撤去作業中のデータ採取

6.1 焼却炉耐火レンガ断面のPu透過プロファイル

本設備の焼却処理期間における焼却炉内での炉
壁に対する汚染の広がり、耐火レンガ内部の Pu
透過プロファイルを確認することを目的に本試験
を実施した。焼却炉の炉壁は4層構造であり、炉
内側から第1層が耐火レンガ、第2層が断熱レン
ガ、第3層及び第4層が石綿圧縮ボードから成つ



Photo 1 Cutting of G.B.



Photo 2 Detaching of Bricks

ている。材質は耐火レンガ、断熱レンガとも高アルミナ質レンガである。

炉壁に対する汚染の広がりについては、直接サーベイメータによるレンガの層別測定(炉壁外側から炉内方向に測定)を行い、何層目まで汚染しているかを確認した。また、1層目の耐火レンガ(寸法200×300×100t(mm)、重量6kg)を採取し、レンガ断面のPu透過プロファイルを確認した。レンガの中央部をタガネで裁断後、所定の測定点に2.5mmのスリットを開けた紙製治具を断面に押しつけて、レンガ断面の中央部を直接サーベイメータで測定した。

測定箇所は、層別測定が炉内で一番線量が高いと思われる二次燃焼室上部1箇所、断面のPu透過プロファイルが炉内を代表する箇所として一次燃焼室上部、下部、二次燃焼室上部の3箇所を選定した。



Photo 3 Cutting of H.T.Filter

試験結果は以下のとおりである。

- ①炉壁に対する汚染の広がりについては、第4層の外側まで汚染があった。これは、レンガの継ぎ目を介して焼却時の負圧変動の影響により、汚染が拡大したものと考えられる。直接サーベイメータによる測定値は、1層、2層目で約140Bq/cm²、3層目で約80Bq/cm²、4層の外側で約8Bq/cm²であった。
- ②耐火レンガ断面のPu透過プロファイルをFig.6に示す。レンガ内部へのPuの拡散による浸透は、一次燃焼室上部、下部、二次燃焼室上部とも同じ傾向で検出された。

6.2 線量等の測定結果

解体作業開始前及び作業中に設備内部等について線量率、表面密度の測定を行った。その主な結果はTable 3のとおりであった。

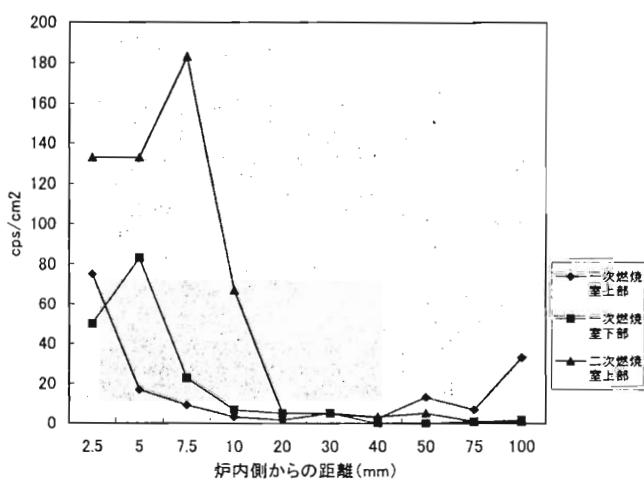


Fig.6 Pu Penetration Profile of Firebrick Cutting Plane

Table 3 Radioactive Inventory

	線量率(最大 μ Sv/h)	表面密度(最大Bq/cm ²)
サンプリングGB	全て測定下限値未満(外周)	1.3×10^{-2}
廃棄物投入用GB	7(外周)	13
焼却灰取出用GB	26(外周)	145
高温フィルタ	測定下限値未満(外周)	1.5
焼却炉一次燃焼室	100	ペイント固定済
焼却炉二次燃焼室	138 [90]	30 [0.5]
炭化珪素回収容器表面	180	—

[]:除染・汚染固定後の測定値

7. 放射線管理

線量率は作業区域の線量率が、作業員の被ばく評価（線量推定）時の条件値以下になるように管理した。

表面密度及び空気中放射性物質濃度は、事前の測定結果を基に管理目標値を定め管理した。GH内の管理目標値は、表面密度が $150\text{Bq}/\text{cm}^2$ 、空気中放射性物質濃度が $3.7 \times 10^{-5}\text{Bq}/\text{cm}^3$ である。

本作業期間における最大値は、表面密度が焼却炉及び高温フィルタ上部解体・撤去時の $16.7\text{Bq}/\text{cm}^2$ (GH-1)、空気中放射性物質濃度が投入用GB解体・撤去時の $3.9 \times 10^{-6}\text{Bq}/\text{cm}^3$ (GH-1)であり、管理値内での作業であった。

作業員の被ばくは、毎日ポケット線量計の値を記録及びTLDの1か月管理で実施した。本作業期間における被ばくは、実効線量が灰取出GB内灰回収作業時の 0.4mSv が1名、等価線量（手部）が焼却炉及び高温フィルタ上部解体・撤去時の 0.1mSv が2名で、その他作業員は検出下限値未満であった。当初、予想していた被ばく（推定値：実効最大 5.5mSv 、手部最大 4.6mSv ）より低くおさえることができたのは、炉内の炭化珪素の事前回収及び炉壁の焼却灰除去及び固定を実施した効果であると思われる。

8. 廃棄物発生量

解体・撤去により発生した放射性廃棄物は 1m^3 コンテナ92基、200Lドラム缶188本、容積にして約 130m^3 であった。この内、設備構造物は約 100m^3 で全量の約78%、可燃物、難燃物、不燃物の割合では、それぞれ約18%、7%、75%であった。

本作業においては2次廃棄物量の発生低減に努め、GHテントの外張り、GH内で使用したスツカバー及び除染用キムタオル等を廃棄物梱包の養生材に使用したこと等の工夫を実施したことにより、可燃性廃棄物の発生量を200Lドラム缶で約50本低減した。

また、収納容器表面線量毎の発生状況では、コンテナは全て $10\mu\text{Sv}/\text{h}$ 以下、ドラム缶は約97%が $10\mu\text{Sv}/\text{h}$ 以下、最大が $50\mu\text{Sv}/\text{h}$ であり、線量が $11\mu\text{Sv}/\text{h}$ 以上の6本は、炭化珪素、焼却灰

を収納したドラム缶であった。

収納容器表面線量毎の発生状況をTable 4に示す。

9. おわりに

日本では過去に例がないプルトニウム廃棄物焼却設備の解体・撤去作業を実施したが、ほぼ工程通りに遂行することができた。

今回の解体・撤去作業の実施結果をまとめると以下のとおりである。

- ①大型の焼却炉を有する解体・撤去作業においては、事前に遠隔除染・汚染固定装置、炭化珪素回収装置により炉内の除染等を実施することは、GH内作業中における空気中放射性物質濃度の上昇を押さえることができ、作業者の安全性の確保及び作業者の被ばく低減策として有効であると考える。
- ②解体・撤去作業は、本設備の特徴を踏まえた解体・撤去方法、手順で実施したため、安全かつ効率良くできた。
- ③本設備の焼却処理期間における焼却炉内の炉壁に対する汚染の拡散性については、第1層の耐火レンガから第4層の石綿圧縮ボード外側まで汚染が広がっていた。また、1層目の耐火レンガ断面のPu透過プロファイルについては、レンガ内部へのPuの拡散による浸透は一次燃焼室上部、下部、二次燃焼室上部とも同じ傾向で検出された。
- ④GHテントの外張り、GH内で使用したス

Table 4 Dose Equivalent Rate of Radioactive Wastes

収納容器	容器表面線量 ($\mu\text{Sv}/\text{h}$)	発生量
コンテナ	~10以下	92 (基)
ドラム缶	~10以下	182
	11~30	4
	31~50	2
	51以上	0
	合 計	188 (本)

ツカバー及び除染用キムタオル等を廃棄物梱包の養生材に使用したこと等の工夫を実施して、2次廃棄物量の発生を低減することができた。

10. 参考文献

伊藤一郎、他：“低放射性廃棄物（可燃性）焼却設備（第1報）アルファ可燃性廃棄物焼却炉の概要と試験記録”、PNC N843-75-09、

(1975)

植松真一、桜庭吉郎：“L-39 プルトニウム廃棄物焼却設備解体・撤去（1）”日本原子力学会2000年秋の大会予稿集第Ⅲ分冊、p.755、(2000)

桜庭吉郎、植松真一：“L-40 プルトニウム廃棄物焼却設備解体・撤去（2）モックアップ試験”日本原子力学会2000年秋の大会予稿集第Ⅲ分冊、p.756、(2000)

TRIGA II型研究炉の廃止措置事例研究

福村信男^{*1}、中山富佐雄^{*1}、宮坂靖彦^{*2}

A Case Study on the Decommissioning of TRIGA II Type Research Reactor

Nobuo FUKUMURA^{*1}, Fusao NAKAYAMA^{*1} and Yasuhiko MIYASAKA^{*2}

As one example of decommissioning studies of low power research reactors, RANDEC studied the decommissioning case of a 100kW TRIGA II type research reactor. Immediate dismantling (one year after shutdown) and deferred dismantling after several safestore terms were selected as decommissioning modes, and decommissioning schedules, dismantling methods , costs etc. were studied for these selected modes.

The following results were obtained ;

- generated radwaste exceeding clearance level was approx. 87tons in the case of immediate dismantling, and approx. 27tons in the case of deferred dismantling after a 50-year-safestore.

- as the index of 100 for dismantling costs of the reactor without dismantling of the concrete biological shielding, the estimated index is 1,090 (except the reactor building dismantling) in the immediate dismantling mode. For the deferred dismantling modes after a 5-year, 10-year, 20-year, and a 50-year-safestore, the indexes are 1,300, 1,500, 1,700, and 2,300 respectively.

As described above, the decommissioning cost was estimated that the longer safestore resulted in the cost increase, because more management costs were needed for the care during the longer safestore.

1. はじめに

わが国の廃止措置を実施した研究炉施設は、完了した炉施設5基（うち臨界実験装置4基）、解体中3基、安全貯蔵中5基および解体準備中1基である。また、現在、運転中のものが15基あり、そのうち建設から30年を経過した炉が約10基ある。これまでに動力試験炉（JPDR）の解体撤去、研究炉JRR-3の旧原子炉本体の一括撤去あるいは臨界

実験装置の解体撤去の経験があるが、コスト低減、廃棄物の処理・処分の観点から、さらに合理的な方策の確立が必要である。

小型の研究炉については、すでに運転を30年以上経過した炉が数基あり、これらの炉は近い将来、廃止措置を必要とする。特に大学の研究炉については、関係者から具体的な廃止措置方策の検討が要望されている。さらに、中、大型の研究炉の廃止措置を検討する時期もきている。

本報告は、電源開発促進対策特別会計法に基づく文部科学省（旧科学技術庁）からの委託研究「原子炉解体高度化技術開発」の成果の一部である。

*1 (財) 原子力研究バックエンド推進センター

*2 元 (財) 原子力研究バックエンド推進センター技術顧問

廃止措置事例研究は、炉型毎に、各種シナリオに基づくケース・スタディができるだけ早い段階で実施すべきである。特に、解体放射性廃棄物の発生量、コスト、作業者の被ばく量の事前評価は、将来の廃止措置戦略を考える上で重要である。

今回は、わが国の代表的研究炉の一つである出力100kWのTRIGA II型（以下参考炉という）を選定し、廃止措置事例研究を行ったので、その成果を報告する。

2. 基本的な考え方

廃止措置計画は、安全性、経済性等を考慮すると廃止措置決定時に迅速に対応できるように、運転中に準備することが望ましい。原子炉停止後には、使用済燃料、冷却材及び放射性の原子炉機器、構造物が存在するので、これらを適切に管理、処理することを目標に計画する必要がある。その際、最終的な廃止措置完了の以下の条件を考慮しなければならない。

- ①使用済燃料及び未使用燃料がないこと。
- ②解体後の放射性廃棄物がないこと。
- ③施設内に残留放射能がないこと。

燃料については、米国が引き取るものについては基本的には問題がない。MTR型燃料（Alベース板状燃料）及びTRIGA型燃料の場合は、2006年5月まで米国施設への輸送が可能である。今回の参考炉の場合、TRIGA型であるため①のことは、基本的に問題ないとして検討から除いた。しかし、MTR、TRIGA型燃料以外の燃料を使用している場合、国内での処理・処分が必要となる。

前述の廃止措置完了条件、施設の特徴等を考慮して、基本的な考え方を整理すると、次のことが挙げられる。

- ①廃止措置の最終目標を明確にすること。例えば、
 - ・サイトのグリーンフィールド化（完全解体）
 - ・サイトの再利用（原子炉施設）
 - ・サイト残存施設の再利用（原子炉建屋等施設のRI等施設への転用）
- ②廃止措置方式、解体シナリオ等を適切に選択し、合理的な廃止措置により、コストの低減を図ること。研究炉の廃止措置方式は、放射

能インベントリが小さいので即時解体を基本として検討する。しかし、解体廃棄物の処分場が確保されていない現状では、安全貯蔵・解体撤去方式を選択する。この場合でも施設、管理区域の最小化を図ること。最大の解体物となる遮へい体のみ安全貯蔵することも有効な選択肢とする。

- ③解体に当たっては、適切な作業管理を行い、作業者の被ばく低減を図ること。
- ④解体廃棄物は、適切に放射能レベル区分をし、処理を行い、放射性廃棄物量を最小化するとともに、解体物の有効利用を図ること。

3. 廃止措置事例研究の検討手順

廃止措置事例研究は、まず、参考炉の施設特性として原子炉施設構造、運転実績、運転中の中性子束測定データ、汚染状況、など調査することから始める。放射化放射能インベントリは、これらの調査に基づき原子炉評価モデル等を作成し、中性子束分布の計算結果から求めた。放射性廃棄物の発生量は、廃止措置シナリオ毎にクリアランス・レベル（案）を基準とする放射化および非放射化量を概算した。廃止措置シナリオは、施設特性調査と前述の基本的考え方に基づいて選択した。具体的な解体工法は、炉心部については建設時の据付工法および運転保守経験を参考に、また、生体遮へい体の解体には一般工法や最近採用されるようになったワイヤソーによるブロック状の切断工法等を考慮して検討した。最終的には、即時解体および安全貯蔵—解体の廃止措置シナリオ毎に廃棄物量、作業者の被ばく量、作業人工数およびコスト評価を実施した。これらの検討手順フローを一般化して Fig.3.1 に示す。

4. 施設特性調査

4.1 施設概要

事例研究の対象とした参考炉の原子炉鳥瞰図と炉心機器及び照射装置の全体図を Fig.4.1 に示す。また、原子炉の主要諸元を Table 4.1 に示す。

原子炉タンクは、Fig.4.2 に示すように、外径2,095mm、高さ 6,366mm、厚さ 6mm の鉄製タンク内に、外径 1,920mm、高さ 6,240mm、厚さ 6.35mm（底部のみ 12.7mm）のアルミニウム製タ

ンクが挿入された二重構造となっており、底部はモルタルにて、上部はアルミニウム製のリングで鉄タンクと固定され、内部に軽水が満たされている。また、鉄製タンクとアルミニウム製タンクの隙間には非アルカリ性の玉石が詰められている。

炉心は、有効直径、有効高さとともに360mmの円筒状で、Fig.4.3に示す上下2枚の格子板と

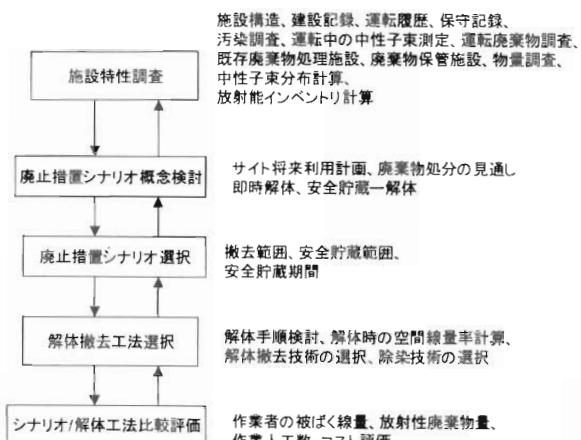


Fig.3.1 Decommissioning Feasibility Studies Flow of TRIGA II Type Reactor

Fig.4.4に示す91個の孔に装荷される燃料要素から構成され、直径約50cmのアルミニウム製炉心タンク内に収納されている。炉心タンクは、原子炉タンク底に設置されており、原子炉タンク内の軽水は、冷却材であるとともに遮へい機能も兼ねている。このため、運転中でも上部から炉心部を肉眼で観察することができる。燃料は、20%濃縮ウランと減速材としての水素化ジルコニウムとの合金で、上下にグラファイトが装填され、直径37.6mm、長さ720mmの円筒形状で、アルミニウム被覆されている。さらに、炉心タンク内には、外径31.7mm、長さ510mm、厚さ1mmのアルミニウムで被覆された炭化ホウ素の制御棒3本、外径38mm、内径35mmの制御棒案内管、外径37.3mm、長さ735.3mmのアルミニウム管にPo-Be中性子源を入れたホルダー、外径114.3mm、内径108.3mmの中性子検出器ホルダー3個等の炉内構造物がある。なお、炉心の冷却は、軽水の自然対流で行われる。

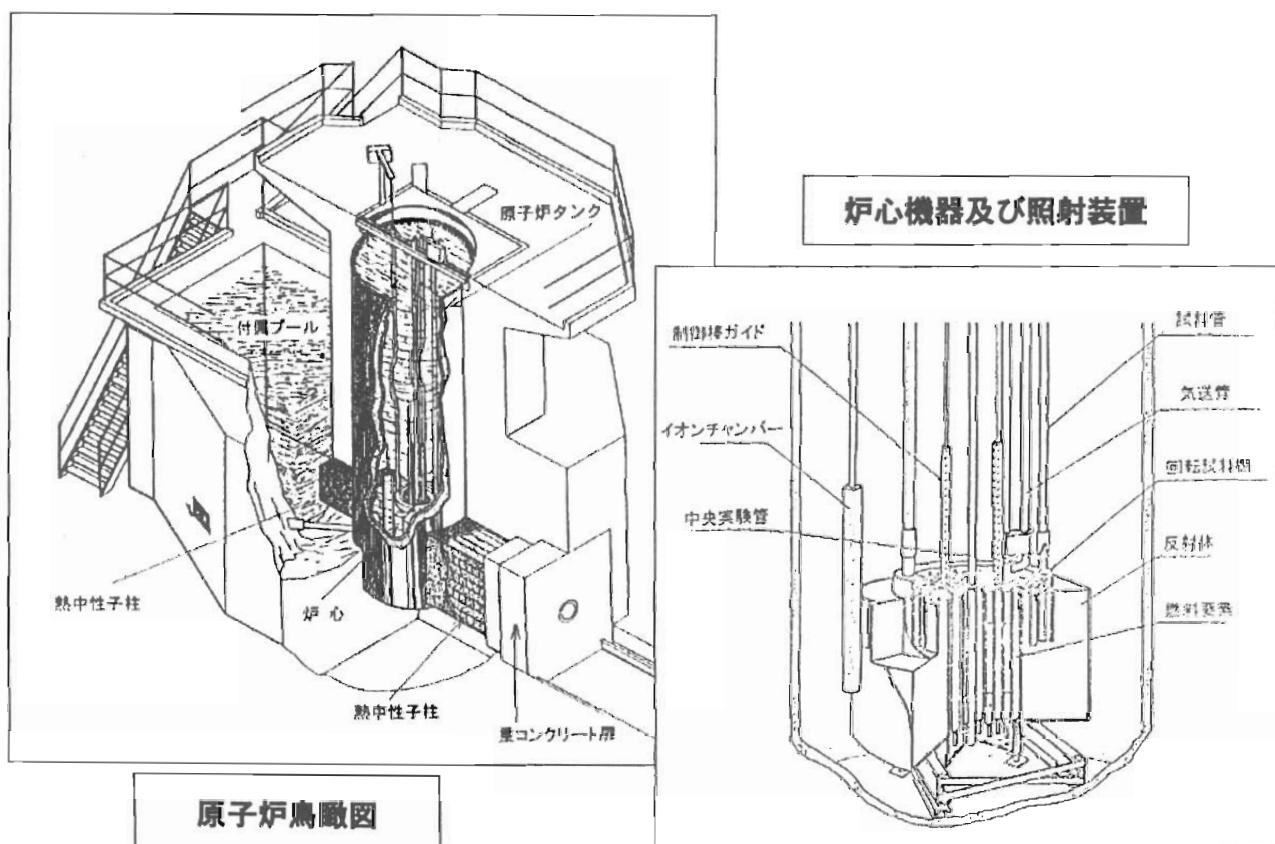


Fig.4.1 Conceptual Figure of TRIGA II Reactor

Table 4.1 Specification of TRIGA II Reactor

型式	トリガ (TRIGA) II型
最高熱出力	100kW
冷却の方法	軽水の自然対流
熱中性子束 最高	$\sim 4 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$
平均	$\sim 1.6 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$
燃料装荷量	U-235 約 2.5kg
燃料要素 大きさ	直徑 3.73cm、長さ 72cm
材料	ウラン一水素化ジルコニウム合金 (U : 8w/o, Zr : 91w/o, H : 1w/o)
ウランの濃縮度	20%U-235
被覆材	アルミニウムニウム
炉心	円柱状で有効直径、高さとも 35.6cm
反射体	グラファイト、厚さ約 30cm
制御棒	炭化ホウ素棒 3 本、直徑 3.2cm
生体遮へい	水平方向：普通コンクリート、重コンクリートおよび軽水 垂直方向：軽水

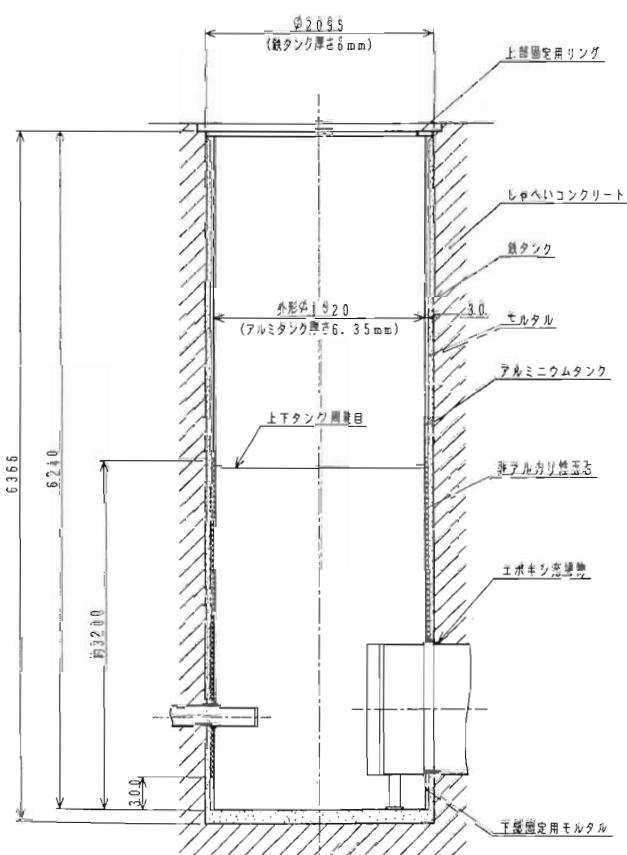


Fig. 4.2 Reactor Tank

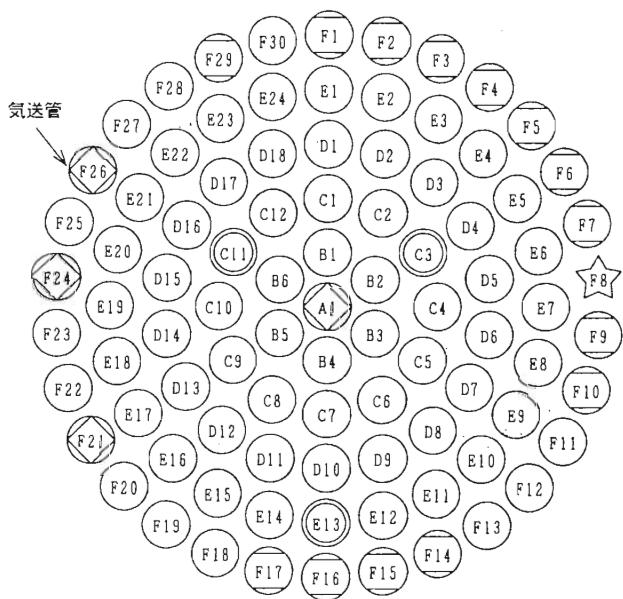
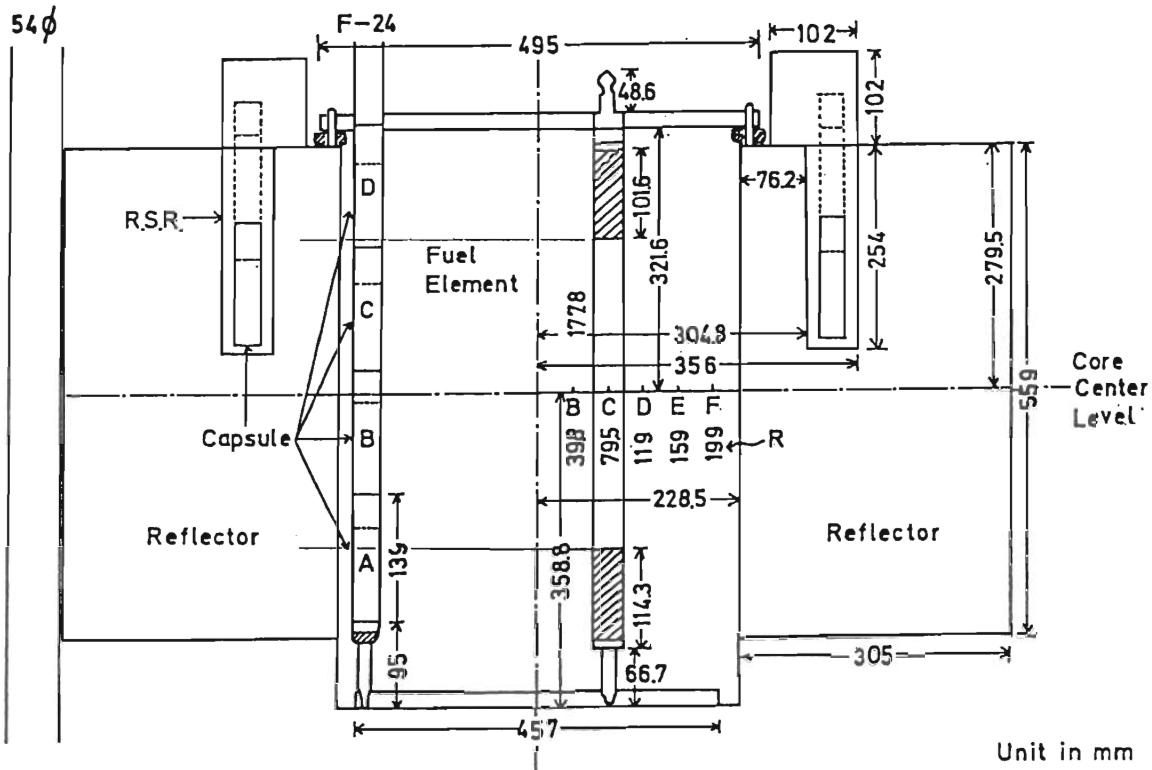
炉心の外側は、Fig. 4.5 に示すように厚さ 305mm、高さ 559mm の中空円筒状の黒鉛反射体が設けられ、アルミニウム容器により完全に覆われている。

遮へい体としては、水平方向には、原子炉タンク内の軽水と最大厚さ 2.29m のコンクリートがある。垂直方向には、原子炉タンク内の軽水（炉心タンク上 4.88m）がその機能を果たしている。熱中性子柱の周囲は、6.3mm 厚のボラール板で被覆され、さらに遮へい外壁面までは厚さ 107cm、幅 203cm、高さ 193cm の重コンクリートの移動扉で遮へいされている。

原子炉に設けられた主要な実験施設としては、以下のものがある。

① 热中性子柱

122 × 122 × 168cm の黒鉛製の熱中性子柱は、Fig. 4.5 に示すように、遮へいコンクリート内を通して黒鉛反射体から水平方向に外へ延びている。さらに、駆動用装置の上に設置された重コンクリート製の厚さ 107cm の扉で外部の遮へいを実施している。この扉には、扉全体を移動させなくても実験可能な取り外しできる 15cm Φ のコンクリートプラグが設け



○ 燃料要素

○ 黒鉛要素

○ 制御棒

☆ 中性子源要素

○ 照射孔

A1 : 中央シンプル
F21 : 照射管
F24 : 照射管
F26 : 気送管

C 3 : シム棒(約80%抜け)
C 11 : 安全棒(100%抜け)
E 13 : 調整棒(約60%抜け)

Fig.4.4 Fuel Element Arrangement

られている。熱中性子柱は、周囲の遮へいコンクリート中での2次ガンマ線を減少させるようボラール板で包まれている。

② 水平実験孔（ビームポート）

Fig.4.5に示すように4本の実験孔が遮へいコンクリート内を貫通している。実験孔は、直径20cm、長さ140cmの木製プラグと直径16.8cm、長さ93cmのコンクリート製プラグで2分割遮へいされている。先端はアルミニウム板の内側にボラール板と鉄が入っており、アルミニウム被覆されている。4本のうち1本は黒鉛反射体を貫通し、炉心タンクまで入っている。

③ 付属プール

熱中性子柱の反対側に、炉心に隣接して長さ2.74m、幅2.44m、深さ3.66mの遮へい実験用プールが設けられている。このプールと原子炉タンクとの間のコンクリート壁を貫通して61×61×91.4cmの黒鉛製のサーマライジングコラムがあり、2.5cm厚の鉛遮へい板があり、アルミニウムで覆われている。

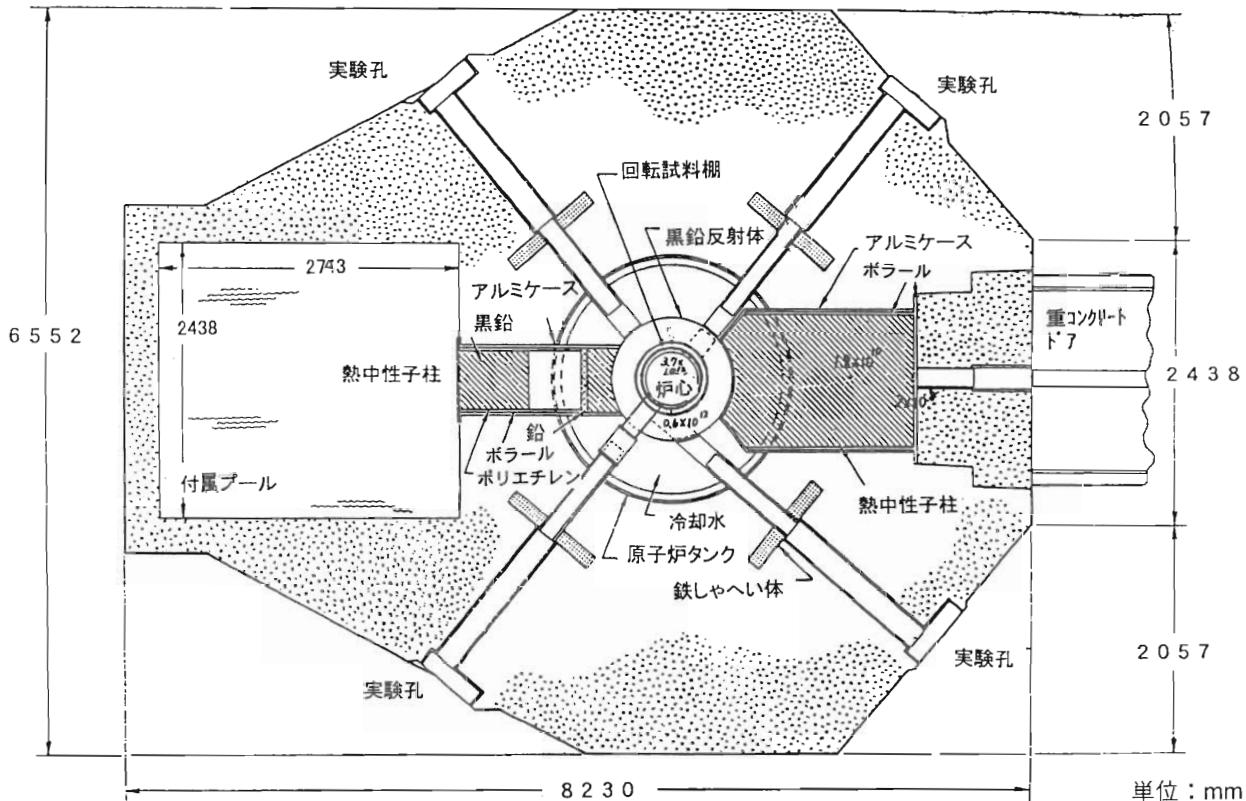


Fig.4.5 Plane View of TRIGA II Type Reactor

④ 回転試料棚

回転試料棚は、鋼製ベアリング上に乗せられたアルミニウム製のリングで、40個のアルミニウム製の照射ホルダーが設けられている。照射ホルダーには、高さ10cm、直径2.5cmの円筒形をした照射試料容器が設置できる。これらの容器の頂部は、炉心頂部と同じ高さである。気送管（内径23.9mm、アルミニウム製）は、試料容器の挿入、照射試料容器の取り出しに使用される。

4.2 物量調査

炉心機器、照射装置、原子炉構造物及び生体遮へい体に分類して主要材料と重量を調査した。

Fig.4.1に示すように炉心機器は、反射体、上部/下部格子板、制御棒案内管、中性子源ホルダー、反射体プラットホーム及び燃料貯蔵ラック等があり、主要材料は、アルミニウムと黒鉛である。また、照射装置としては、回転試料棚、中央実験孔及び気送管等があり、主要材料は、アルミニウムと炭素鋼である。原子炉構造物は、Fig.4.1に示す

ように原子炉タンク、炉心タンク、熱中性子柱及びビームポート等でアルミニウム、黒鉛及びコンクリート等が主要材料である。生体遮へい体の主なものは、コンクリートである。これら構造物毎に、材料毎にまとめた物量をTable4.2に示す。

4.3 汚染履歴調査

運転中は、週1回スミヤ法により、床の表面汚染物質を採取し、GM管により放射能濃度の測定（ β 、 γ 線）が行われた。表面汚染密度有無の規定値は、0.13Bq/cm²であるが、過去に大きな汚染トラブルはなかった。

4.4 気体、液体及び固体廃棄物の管理

気体状の放射性廃棄物は、フィルタ・流水洗浄器等の排気浄化設備により処理された後排気筒から排出される。放射能濃度は、排気筒の出口に設置されたモニター（電離箱、シンチレーション検出器、サンプラー等）で連続測定されている。管理目標値は、保安規定で定められている。

冷却水については、1次冷却系熱交換器の漏洩

Table4.2 Inventory of TRIGA II Reactor

構造区分	主要材料	重量(トン)
炉心機器	アルミニウム、黒鉛	0.9
照射装置	アルミニウム、炭素鋼	0.1
原子炉構造物	アルミニウム、黒鉛、鉛、炭素鋼、普通コンクリート(ドア)、木材、玉石、ボラール	26.3
生体遮へい	重コンクリート、普通コンクリート、モルタル、炭素鋼	453.8
合計		481.1

重コンクリート	普通コンクリート	炭素鋼	モルタル	アルミニウム	黒鉛	鉛	玉石	その他	合計
354.1	105.3	10.8	4.9	2.1	1.9	0.9	0.8	0.3	481.1

* ボラール、木材、ポリエスチル、B₄C

の有無を確認するために、水中放射能濃度を測定している。主たるものは、²⁷Al (n, α) ²⁴Na で生成された ²⁴Na あるが、半減期は 15 時間と非常に短いため放射能は小さい。廃液の放射能濃度は、処理済槽から 1 リットルの廃液をサンプリングし測定を行っている。

固体廃棄物は、可燃性、不燃性、特殊不燃、フィルター等に分類し、それぞれの容器に収納し廃棄物貯蔵施設で保管されている。

4.5 運転実績

運転は、通常 1 日 6 時間、1 週 4 日の周期で実施された。年間で定期検査その他保守点検のための休みがあり、運転日数は、約 140 日程度となる。40 年間の総積算出力は、約 120 GWD である。

4.6 放射化放射能インベントリ評価

放射能濃度レベル区分(放射能レベル区分)毎、材質毎に放射化放射能インベントリを評価するためには、放射化放射能濃度の算出が不可欠である。したがって放射線強度分布を求め、それによる放射化量を計算する必要がある。放射化放射能インベントリ評価のための一連の計算作業は、群定数処理から放射能インベントリ評価まで一貫して計算できるよう整備した Fig.4.6 に示す放射能インベントリ計算システムを用い実施した。

放射能インベントリ計算に必要な計算用定数データとしての中性子束分布計算用組成データについては、主要構造材寸法データを基本として設置許可申請および設工認資料、その他設計図等について調査し、計算モデルの各領域の組成割合と

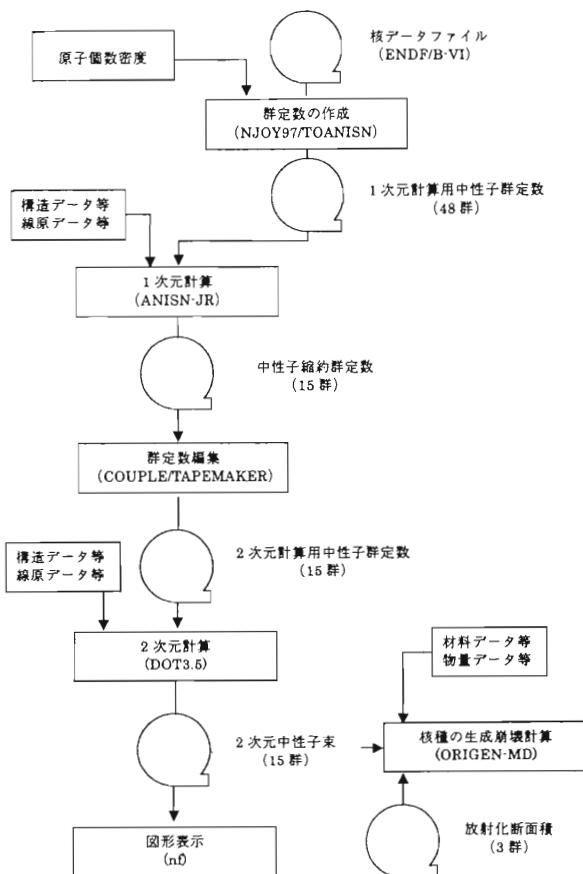
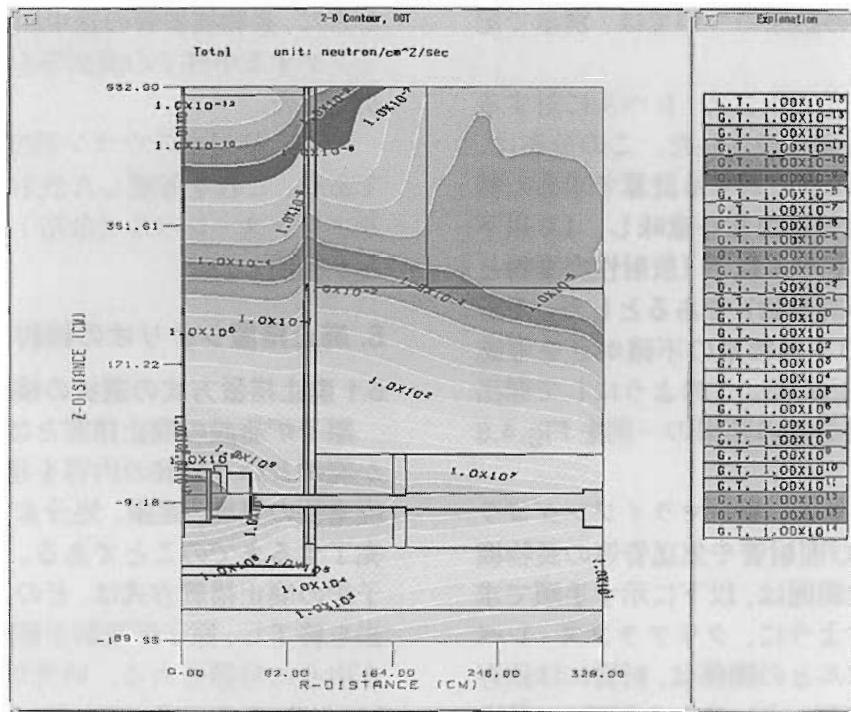


Fig.4.6 System for Radioactivity Inventory Calculation

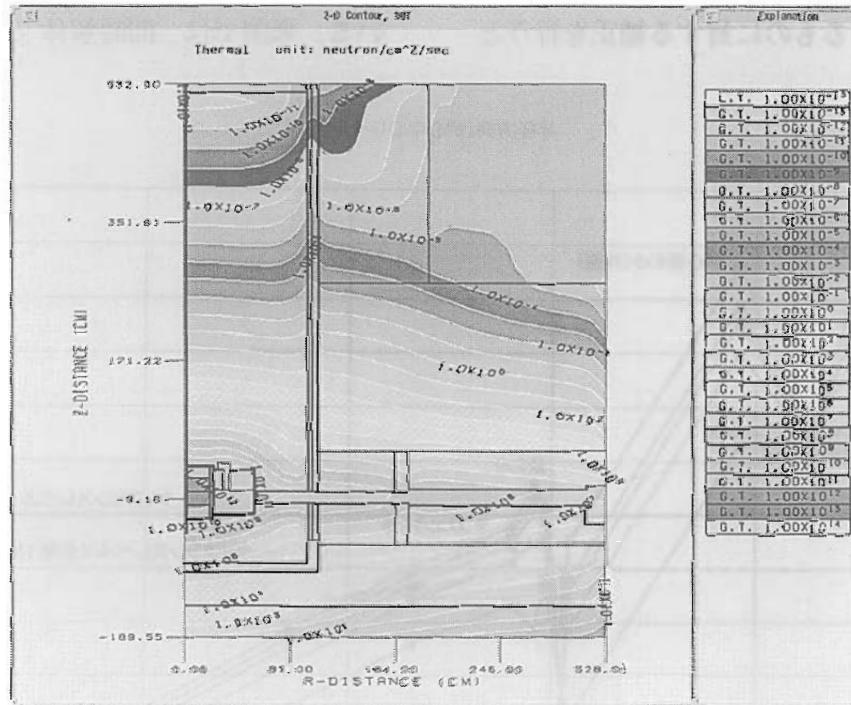
原子個数密度を求めた。一方、放射化計算用材料組成(不純物)データは、材料検査成績表、文献 NUREG - CR3479 等のデータ及び主要材であるアルミニウムについては、JRR-2 のデータを用いて算出した。

中性子束分布計算では、2 次元円筒モデルにより、エネルギー群 15 群、Sn 分点最大 160、径方向メッシュ最大 230、軸方向メッシュ最大 350、P1 展開次数 5 とした。線源強度は、核分裂中性子スペクトルの式を用い最大出力 100 kW 時における値として、出力分布の相対値は、測定値を用い、ビームポート、熱中性子柱及びこれらを除外した基本体系の 3 モデルについて実施した。この計算結果の一例を Fig.4.7 に示す。図から、ビームポート周辺部の中性子束ストリーミングの特徴的な分布が顕著に現れていることがわかる。

次に、放射化範囲(クリアランス・レベルを超える領域)を検討するために、また、放射能濃度区分の仕分けのために、上述の中性子束分布の結



(ビームポートモデル（プラグ未挿入時）一全エネルギー領域)



(ビームポートモデル（プラグ未挿入時）一熱中性子エネルギー領域)

Fig.4.7 Neutron Flux Distribution

果を用い ORIGEN-MD コードにより各構造材の核種別放射能濃度を上述の基本体系について求めた。評価時期は、停止直後、1年後、5年後、10年

後、20年後と50年後とし、運転履歴は、実績データを用いた。今回は、放射能濃度区分仕分けは、総放射能濃度区分ではなく、核種別放射能濃度区分

により導出した。この結果については、別章で記述する。

放射化範囲は、クリアランス・レベルに対する相対放射能濃度分布より設定した。この分布は、クリアランス・レベル値に対する計算で求めた核種別放射能濃度の相対比の和を意味し、1.0以下の時クリアランス・レベル以下（放射性廃棄物として扱う必要のない廃棄物）であるとした。ただし、この場合材料の不純物量の不確かさを考慮し、1桁の余裕を見込んだ。このようにして導出した相対放射能濃度分布の結果の一例を Fig.4.8 に示す。

また、サーマルコラム、サーマライジングコラム、ビームポート及び照射管や気送管等の長物機器についての放射化範囲は、以下に示す手順で求めた。Fig.4.9 に示すように、クリアランス・レベルと熱中性子束レベルとの関係は、材質には依存するが空間位置に依存しないことを利用し、熱中性子束分布の計算結果を用い設定した。なお、ビームポートについては、プラグの挿入状態や炉心まで挿入されているものに対する補正を行うと

ともに、長物機器管の途中屈曲の管内をストリーミングする中性子の減衰等を考慮し放射化範囲を決定した。

一方、Al材中のウラン濃度は、最大 2ppm 程度であり、これを考慮した放射化範囲は、上述のクリアランス・レベル（余裕 1 桁）に包含されることが判明した。

5. 廃止措置シナリオの検討

5.1 廃止措置方式の選択の検討

原子炉施設の廃止措置とは、単に施設の解体とか廃炉という狭義の内容を指すのではなく、解体廃棄物の処理、運搬、処分まで人間が行う管理が完了するまでのことである。しかし、一般的に原子炉の廃止措置方式は、どのような手順で解体撤去を終了し、原子炉規制が解除されるまでの過程を中心に分類される。研究炉の廃止措置方式は、IAEA Technical Reports Series No.74 によると第 1 段階（監視付の貯蔵）、第 2 段階（制限付サイト解放）、第 3 段階（サイト無制限解放）に分類している。米国では、即時解体（DECON），安全貯蔵

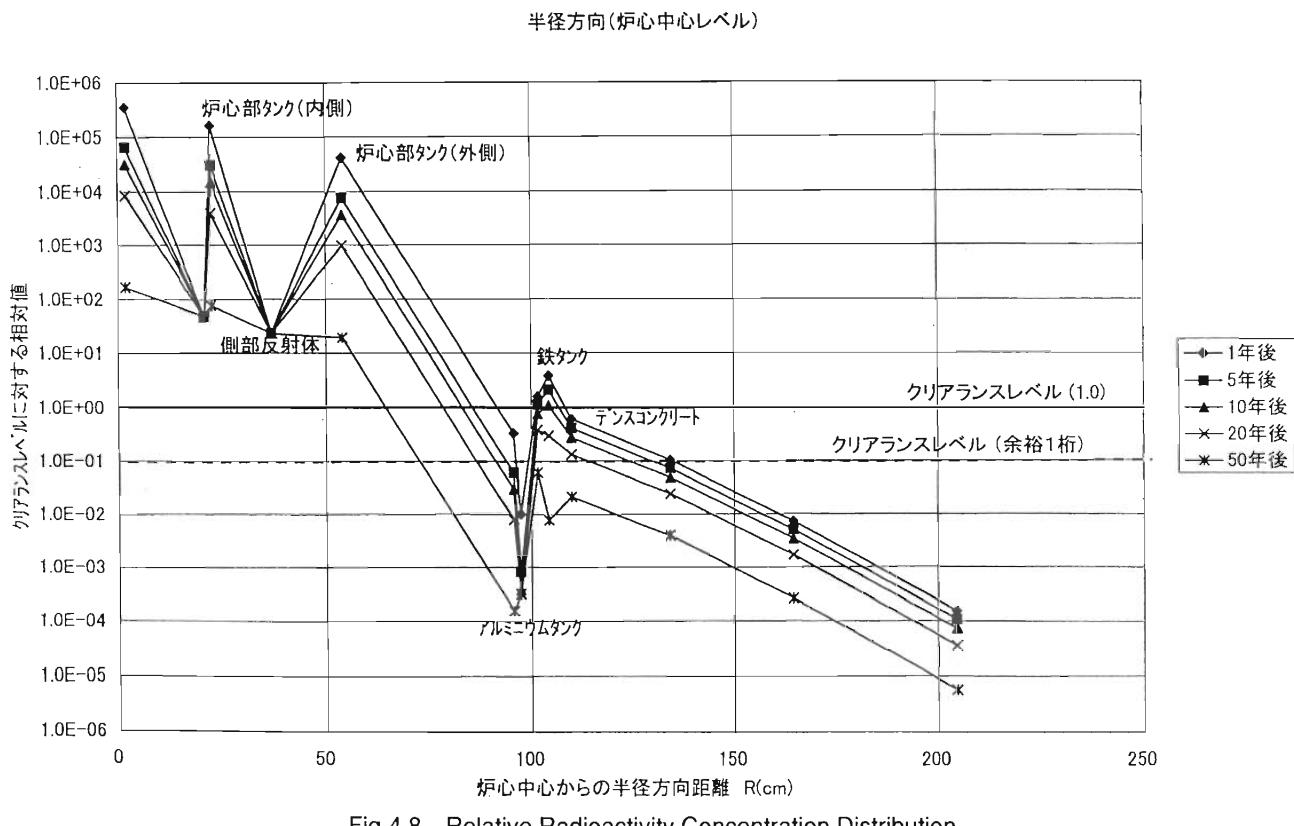


Fig.4.8 Relative Radioactivity Concentration Distribution

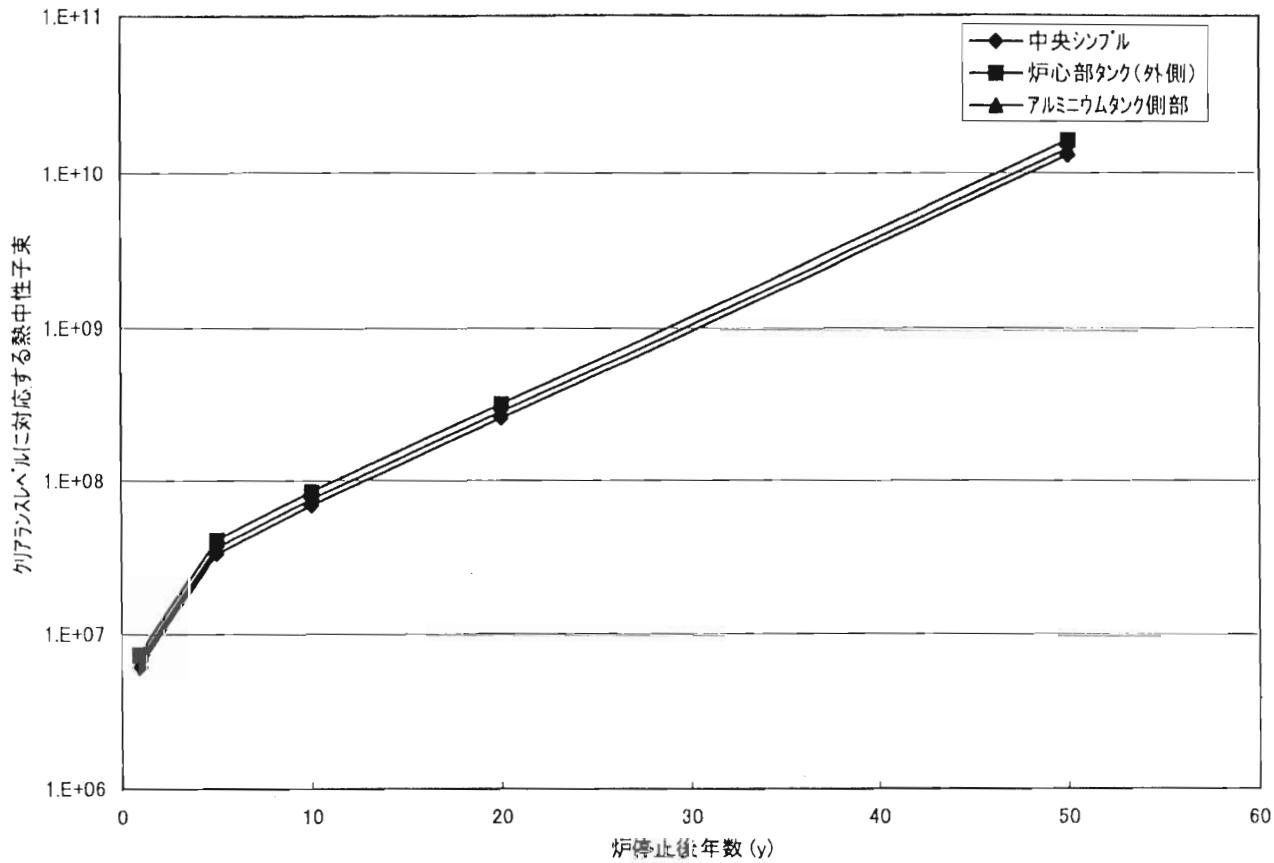


Fig.4.9 Thermal Neutron Flux Equivalent to Clearance Level (Material : Aluminium)

(SAFSTOR) および遮へい隔離 (ENTOMB) に区分している。

小型研究炉は、放射能インベントリが小さく、即時解体が可能である。安全貯蔵は、設備維持費、電力費、人件費を考えれば、この期間が長引けば長引くほど、トータルコストはかさむ。さらに、施設を熟知している人員が散逸する以前に廃止措置を行うことは、安全解体上重要な要素である。以上のことから研究炉等の廃止措置は、即時解体が最も望ましく、解体を先送りすることは得策ではない。

しかし、日本の実情を考えると、研究炉等の放射性廃棄物の処理・処分方策が確定していないので、即時解体であっても、適当な期間安全貯蔵せざるを得ないのが実情である。このため、ここでは、解体シナリオとして、即時完全解体、即時部分解体及び安全貯蔵方式について検討した。

5.2 廃止措置シナリオ

参考炉の廃止措置について、以下の4つのシナリオについて検討する。

- ①即時完全解体：原子炉停止1年後から原子炉の完全解体を開始し、原子炉建屋まで完全に解体し、サイトをグリーンフィールドにするシナリオ。
- ②即時部分解体：原子炉停止1年後から原子炉を完全に解体し、原子炉建屋を残し、RI等研究施設として再使用するシナリオ
- ③安全貯蔵一解体（炉内構造物撤去）：炉内構造物撤去後に原子炉を安全貯蔵し、その後解体するシナリオ。（炉内構造物その他放射化、汚染された全ての構造物を撤去し、原子炉は生体遮へい体のみを残して安全貯蔵される。安全貯蔵対策として、プール水を抜き、原子炉プール上面及び実験孔を密封処置する。）
- ④安全貯蔵一解体（全体貯蔵）：原子炉全体を安全貯蔵し、その後解体するシナリオ。（安

全貯蔵対策としては、プール水を抜き、原子炉プール上面及び実験孔を密封処置する。)

以下の廃止措置シナリオの検討では、原子炉解体撤去に限定したので、上記の①と②は、即時完全解体／即時部分解体と一つにまとめ、③、④と合わせ3つについて行う。発生する放射性廃棄物は、原子炉建屋内等に保管することを前提にする。また、③および④の安全貯蔵では、その期間を5年、10年、20年および50年をパラメータとしてシナリオを検討した。

6. 解体工法の検討

参考炉の原子炉解体工法については、生体遮へい体を除く原子炉構造物等と生体遮へい体に分けて検討する。

6.1 原子炉構造物等の解体工法の検討

(1) 即時完全解体／即時部分解体

即時完全解体及び即時部分解体は、先ず原子炉上部機器を撤去し、炉プール水が満水の状態で原子炉上部から照射設備の撤去を行う。次に、黒鉛反射体上面から800mmまで水位を下げて、反射体及びプラットホームを撤去する。これらの作業完了後、炉プール水を完全に抜く。水抜き後、タンク外部の熱中性子柱内機器撤去、ビームポート引抜き及び冷却機器の解体を行う。

アルミニウムタンク、熱中性子柱等タンク内部機器の切断撤去は、アルミニウム中の不純物の放射化によるタンク内の線量当量率が高いため、水中遠隔解体工法、遮へい対策を施した大気中遠隔解体工法及びアルミニウムタンクと生体遮へい体を一体で解体する生体遮へい体同時解体工法が考えられる。このうち、作業性、解体コスト等を勘案すると生体遮へい体同時解体工法が適切であるので、この工法について検討した。生体遮へい体解体工法については6.2項で述べる。

即時完全解体のケースでは、原子炉解体撤去後、建屋解体を行い、即時部分解体のケースでは、原子炉解体撤去後、建屋を他の目的で使用するための工事を行う。

(2) 安全貯蔵－解体（炉内構造物撤去）

安全貯蔵－解体（炉内構造物撤去）における炉内構造物の撤去と炉プール内の水抜きまでの手順

については、即時完全解体／即時部分解体と同様である。その後、原子炉上部及びサーマルカラム、ビームポートを密閉隔離するための閉止蓋等の安全貯蔵対策を施工し、安全貯蔵を行う。

安全貯蔵後、閉止蓋撤去等の安全貯蔵対策を解除して、タンク外部の熱中性子柱内機器撤去、ビームポート引抜きを行う。

安全貯蔵5年、10年後のケースでは、炉プール内の熱中性子柱及びビームポートの解体は遮へい工事を施して大気中で行う。安全貯蔵20年、50年のケースでは、タンク内部の線量当量率が低下するので、全て大気中で解体する。その後タンク内部のアルミニウム・タンク、熱中性子柱等の切断撤去を行う。

(3) 安全貯蔵－解体（全体貯蔵）

安全貯蔵－解体（全体貯蔵）のケースでは、原子炉上部機器の撤去、炉プールの水抜きをして、安全貯蔵－解体（炉内構造物撤去）と同様な安全貯蔵対策を行う。

安全貯蔵5年、10年後のケースでは、炉内構造物の撤去は、炉プールに水を張って水中で行う。炉プール内の熱中性子柱及びビームポートの解体は、水を抜いて遮へい工事を施して大気中で行う。安全貯蔵20年、50年のケースでは、タンク内部の線量当量率が低下するので、全て大気中で解体撤去する。

6.2 生体遮へい体解体の検討

生体遮へい体を除く原子炉構造物等を撤去した後、生体遮へい体を撤去する工法について検討する。解体には既設の天井クレーン（定格荷重3トン）を使用することとする。

(1) 解体工法の概要

参考炉の放射化コンクリート部分に着目した解体工法については、以下の方法を検討する。

- ① 先行解体工法：ワイヤーソー切断装置を用いて放射化部分を先行解体する。
- ② 順次解体工法：生体遮へい体壁の上部より順次下部へ解体を進め、放射化部分に到達したら、放射化部分を別に解体する。生体遮へい体壁の上部及び付属プール部の非放射性コンクリートの解体工法としては、ワイヤーソー切断装置によってコンクリートをブロック

ク状に解体する方法と、ブレイカーによってガラ状に解体する方法が考えられる。また、放射化部分の解体(縁切り)は、ワイヤーソー切断装置等による切り離しが妥当と考えられる。

(2) 搬出及び容器収納方法

放射化コンクリートの搬出及び容器収納方法は、放射化部分の一体ブロックによる方法と細断したブロックによる方法が考えられる。

一体ブロックの搬出及び容器収納方法には、スライディング、移動架台、大型クレーンによる方法がある。ならい容器(解体物の大きさにあわせた収納容器)に収納された一体ブロックは、保管(処分)場所へトランスポータなどにより輸送する。

ブロックを細断する場合は2トン程度に細断後、既設クレーンを使用し、5m³容器に収納する。ならい容器に収納する方法と5m³容器に収納する方法については「7.廃棄物の処理・処分の方法」の項で述べる。

(3) 解体工法の詳細

① 先行解体工法

これは放射化部分を先に撤去する工法であり、この概念を Fig. 6.1 に示す。

② 順次解体工法(ワイヤーソーによるブロック状解体)

この工法は放射化範囲の大小によらず適応可能である。Fig. 6.2にワイヤーソーによるブロック状に解体する順次解体工法の概念フローを示す。

③ 順次解体工法(ブレイカーによるブロック状解体)

この工法も、放射化範囲の大小によらず適応可能である。Fig. 6.3に生体遮へい体壁の上部からブレイカーによりガラ状に解体する順次解体の概念フローを示す。

(4) 搬出工法

ならい容器に収納する場合は、解体物が大型になるため、一体ブロック解体後①スライディングによる工法、②移動架台による工法、③大型ク

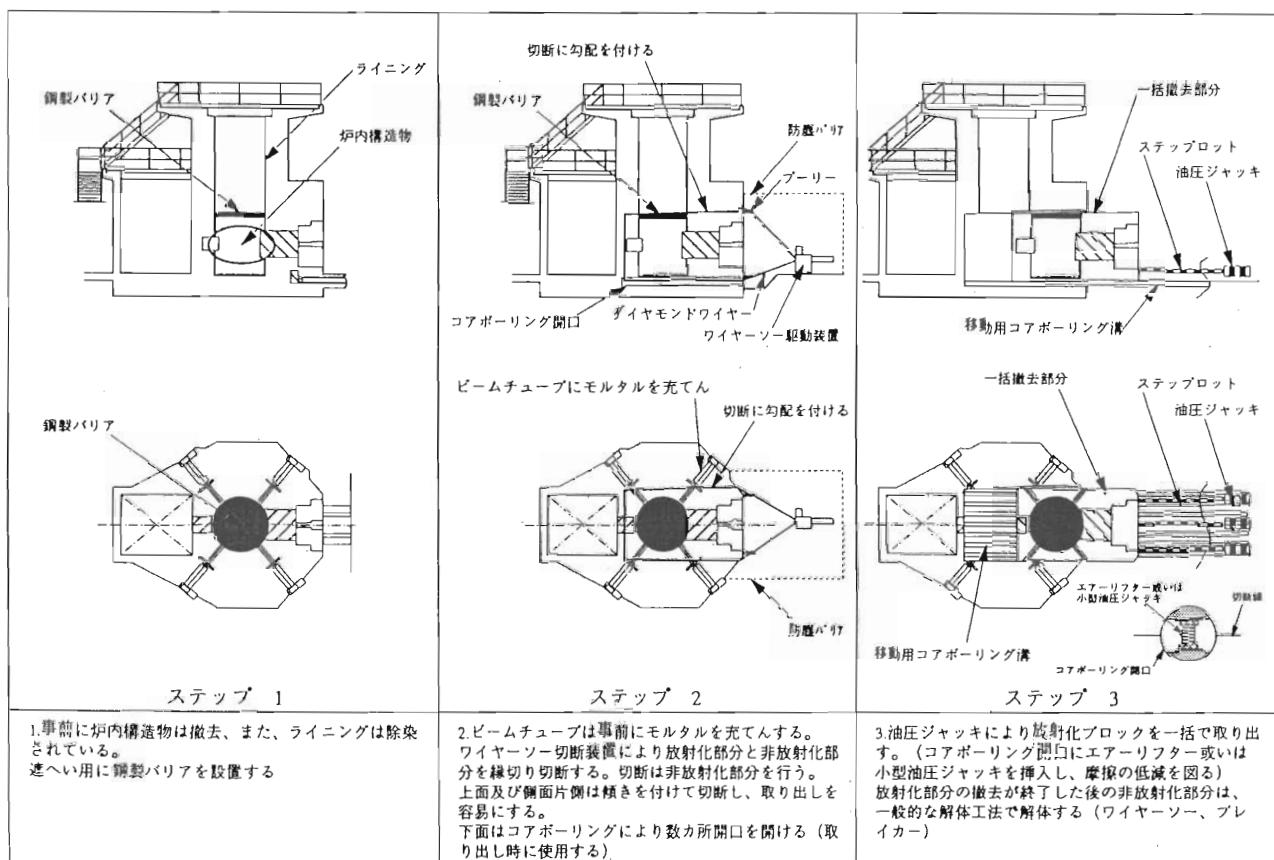


Fig.6.1 One Piece Removal of Radioactive Portion

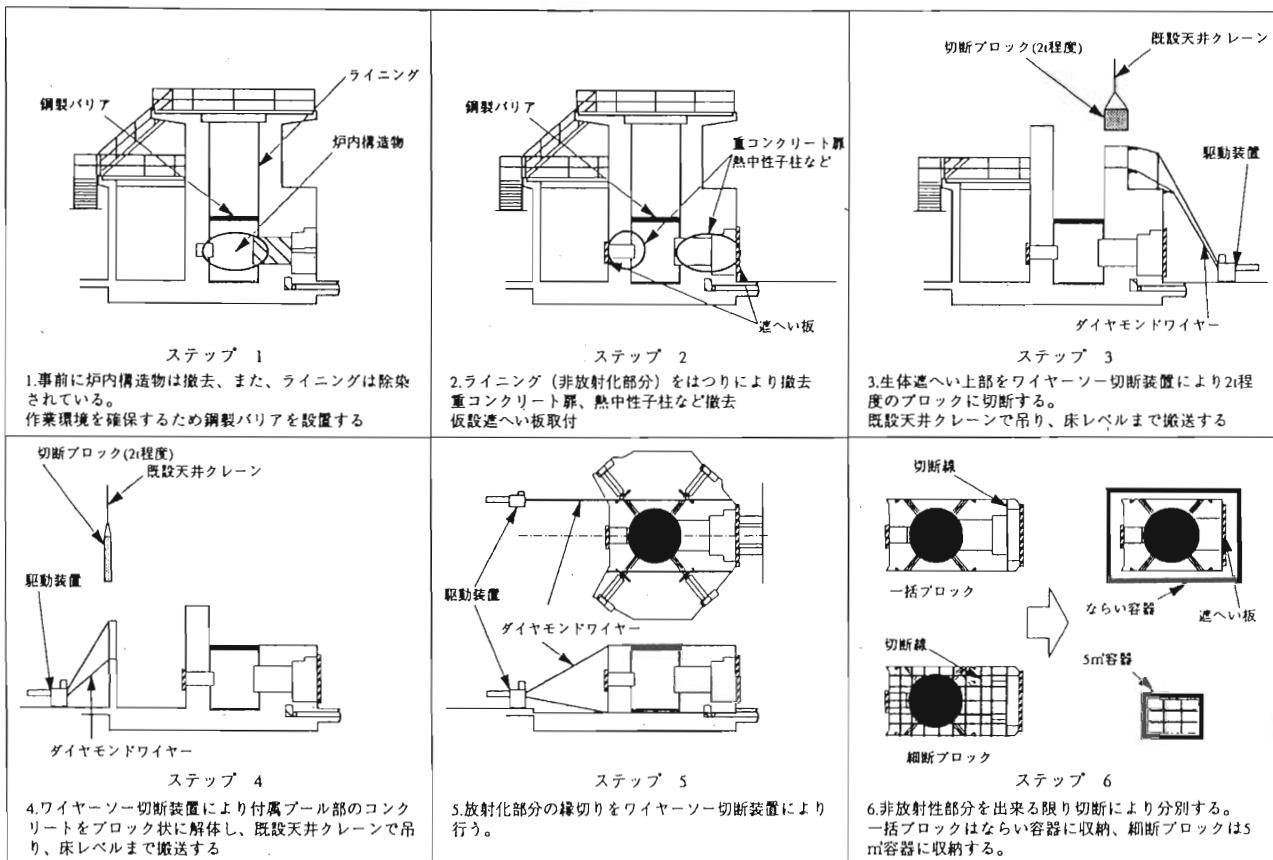


Fig.6.2 Demolition Method from the Top of the Reactor by Wire-saw

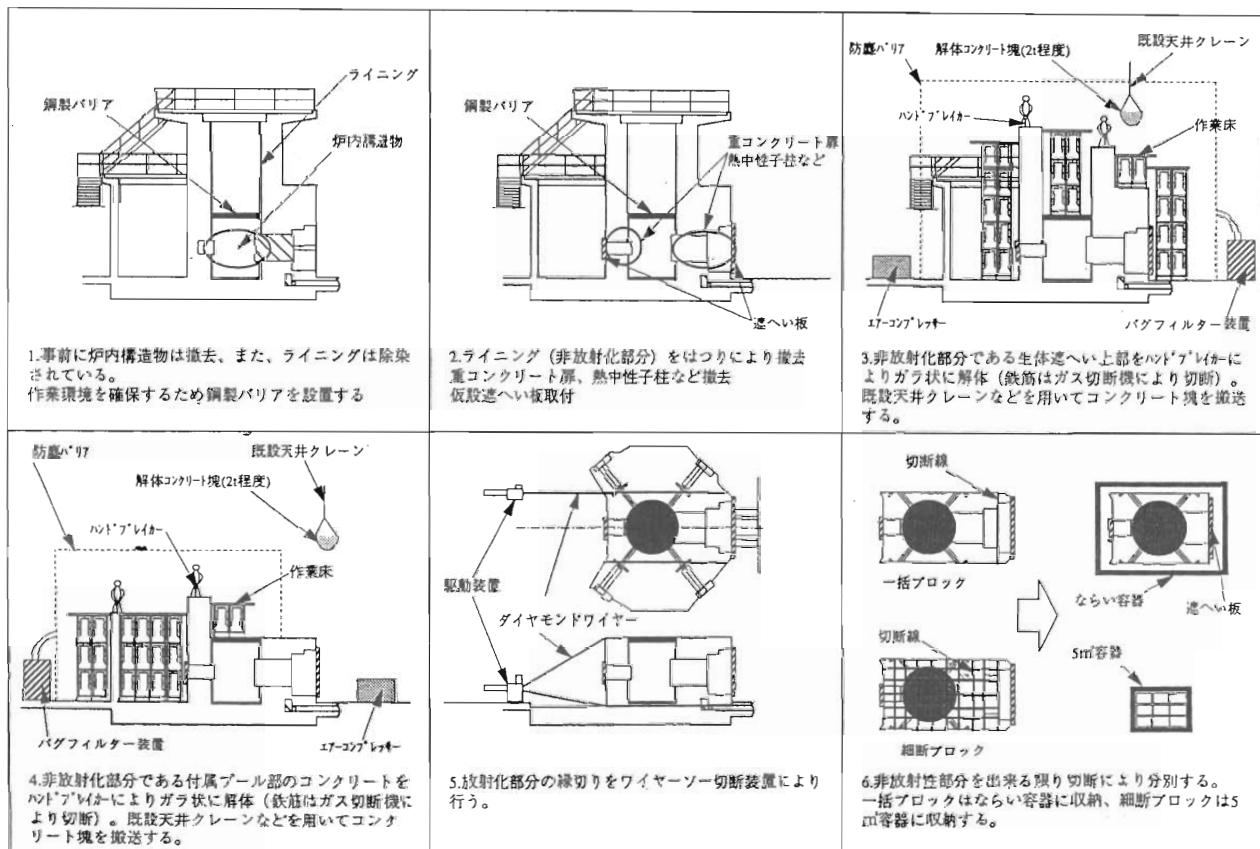


Fig.6.3 Demolition Method from the Top of the Reactor by Breaker

レーンによる工法を用いることが考えられる。いずれの場合も原子炉建屋の一部を開口して搬出すことになる。

6.3 解体工程

工程を検討するために、以下の条件を設定した。

- ①労働日を25日／月とする。
- ②作業時間は、管理区域の出入り時間を考慮して6時間／日とする。
- ③安全貯蔵（全体貯蔵）の場合の炉心機器等の解体は、20, 50年のケースでは大気中解体、それ以前では水中解体とする。
- ④炉心機器等は、炉室フロア上に遮へい機能を有した保管エリアを設置し、一時保管するものとする。
- ⑤放射線下の作業時間は、エネ総研の前提条件を準用し、以下の通りとした。
 - ・管理区域内実作業時間：360分／日（6時間／日）
 - ・軽放射線下作業：308分／日（放射線下作業係数：1.167）
 - ・重放射線下作業：286分／日（放射線下作業係数：1.257）

（放射線下作業係数：1.257）

検討の結果、原子炉建屋を残す即時部分解体の場合は約6ヶ月、原子炉建屋まで解体する即時完全解体の場合は約10ヶ月で完了する。即時完全解体及び即時部分解体の解体工程をTable 6.1に示す。これら以外の安全貯蔵後の解体ケースでの解体期間は、安全貯蔵準備工程を含めていずれの場合も約6ヶ月で完了する。

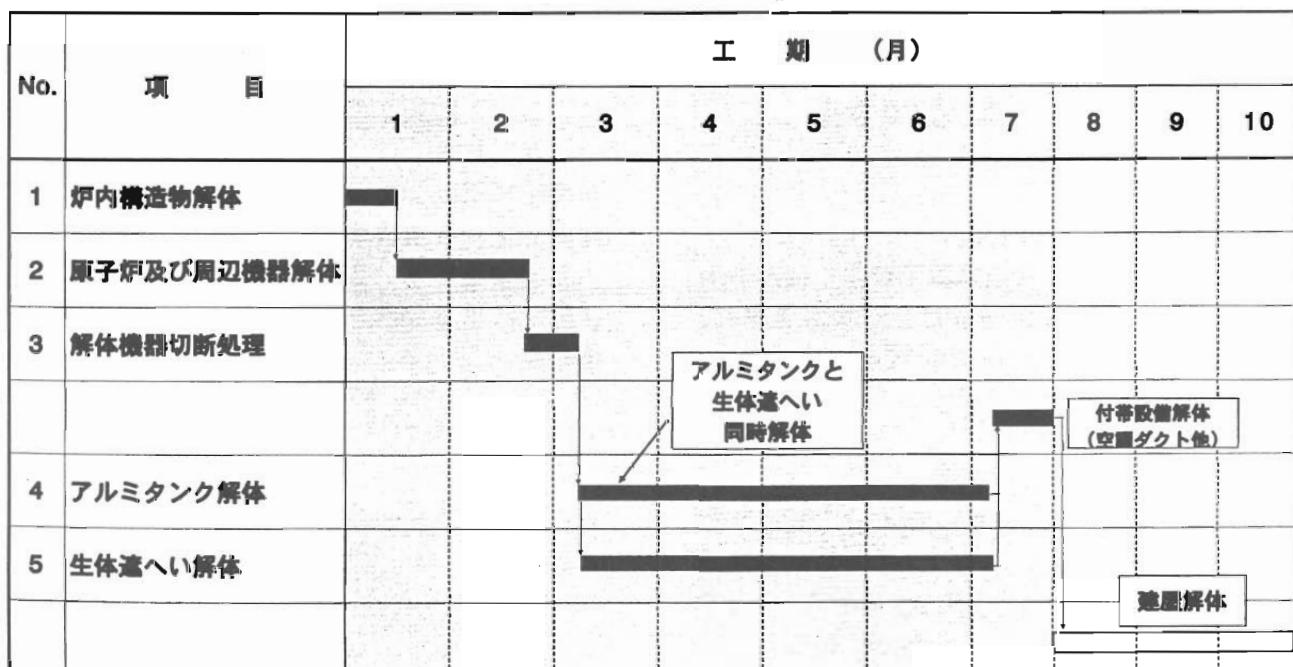
7. 廃棄物の処理・処分の方法

廃棄物の処理・処分については、生体遮へい体と生体遮へい体を除く原子炉構造物とに分けて、廃棄体の製作方法、発生する容器個数を検討した。

7.1 放射性廃棄物の物量変化

参考炉の物量は481トンであり、この内放射性廃棄物は、原子炉停止1年後で87トンである。これらは放射能の減衰により減少し、50年後には27トンになる。放射性廃棄物を生体遮へい体、原子炉構造物、炉心機器及び照射装置に分けて、各々の時間変化を示すと、Fig. 7.1のとおりとなる。

Table 6.1 Schedule of Removal and Dismantling to Unrestricted Release



注) 白抜き:期間不定

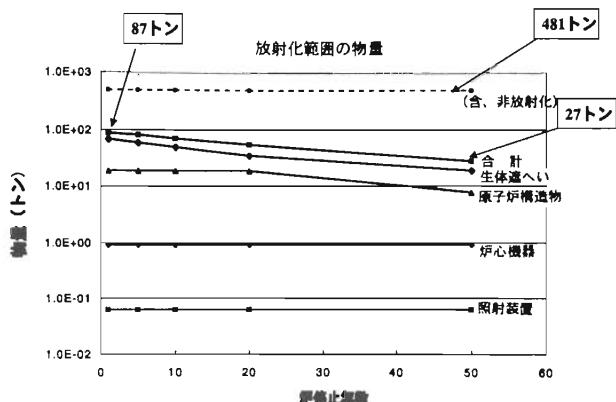


Fig.7.1 Change of Radioactive Materials Mass

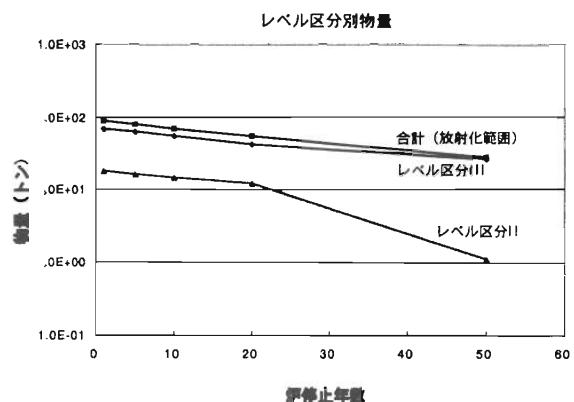


Fig.7.2 Change of Radioactive Level Classification

7.2 放射性廃棄物のレベル区分

放射性廃棄物を放射能レベルにより次のように定義する。

レベルⅠ：現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物（高 β γ ）

レベルⅡ：放射能レベルの比較的低い低レベル放射性廃棄物（低レベル）

レベルⅢ：放射能レベルが極めて低い低レベル放射性廃棄物（極低レベル）

レベルⅣ：放射性廃棄物として扱う必要のない廃棄物（クリアランスレベル以下）

ここでは原子炉から発生する廃棄物はレベルⅡとレベルⅢであり、以下のように区分する。

レベル区分Ⅱ：レベルⅡ以下

レベルⅢの1/10以上

レベル区分Ⅲ：レベルⅢの1/10未満
クリアランスレベル

7.3 放射能レベル区分の変化

発生する放射性廃棄物量は原子炉停止後の放射能減衰により、レベル区分Ⅱはレベル区分Ⅲに、レベル区分Ⅲはクリアランスレベルに移行する。この時間変化をFig.7.2に示す。

7.4 放射性廃棄物の処理・処分

放射性廃棄物は、生体遮へい体を除く原子炉構造物等と生体遮へい体に分けて、その処理方法及び廃棄体発生個数（収納容器個数）を検討した。放射性廃棄物の構造区分、レベル区分、処理方法等をTable 7.1に示し、これらについて以下に述べ

Table 7.1 Radwaste Level Classification and Treatment Method

構造区分	レベル区分	材質	処理方法
原子炉構造物等	レベル区分Ⅱ	アルミニウム	溶融処理、混合処理
	レベル区分Ⅲ	黒鉛、鉄、コンクリート	1m ³ パッケージ（モルタル充填）
	レベル区分Ⅳ	アルミニウム、黒鉛、鉄等	1m ³ 容器
生体遮へい	レベル区分Ⅱ レベル区分Ⅲ	コンクリート	ならい容器 5m ³ 容器

る。

1) 原子炉構造物等の処理処分

原子炉構造物等の放射性廃棄物はアルミニウム、黒鉛、鉄等である。このうちアルミニウムについては、処分する場合以下に示すように、制限があるため、黒鉛、鉄等と区別して処理する必要がある。

(1) レベル区分Ⅱのアルミニウムの処理・処分

アルミニウムは、セメント系充填剤中のアルカリ環境で反応してガスを発生し、多量に存在すれば固化化等を阻害する可能性がある他、ガス圧力上昇によるバリア等への影響、トリチウム含有ガス放出による公衆への影響等により、分別除去対象となっている。六ヶ所埋設センターにおいては、低レベル放射性廃棄物の1次及び2次埋設の、埋設対象から除くか、量を制限するとしている。

分別除去したアルミニウムは、鉄系金属と溶融処理する方法と他の廃棄物と混合処理することが考えられる。前者の場合、鉄—アルミニウム合金（アルミニウムの混合割合40%以下）にすることによって腐食速度（ガス発生速度）を低減できる。このようにアルミニウムは、現行低レベル放射性廃

棄物を対象とした場合、鉄系金属との溶融処理を行って処分することが考えられる。

なお、レベル区分Ⅲに相当するアルミニウム廃棄物の場合には、トレンチ型処分を行えるので、ガス発生の影響が懸念されないため問題なく処分できる。また、低レベルのアルミニウム廃棄物は、貯蔵（放射性廃棄物保管庫に適宜保管）して放射能の減衰を待って、極低レベル廃棄物として処分することも考えられる。

このようにアルミニウムは放射性廃棄物として処分する場合、幾つかのオプションを選択する必要がある。ここでは、レベル区分Ⅱのアルミニウムの処理・処分として溶融処理した場合及び混合処理した場合の廃棄体の製作方法と廃棄体発生個数について述べる。

① アルミニウムの溶融処理

レベル区分Ⅱのアルミニウムを溶融処理（高周波誘導溶融方式、プラズマ溶融方式）する場合、電力会社で検討されている運転中雑固体廃棄物を対象にした「充填固化体の標準的な製作方法」に準拠して検討した。アルミニウム廃棄体の製作方法は、セラミック容器（キャニスター）内で鉄系金属と混合溶融・固化した後、モルタルを充填して、このセラミック容器を200ℓ鋼製ドラム缶に収納し、ドラム缶とセラミック容器の空間にモルタル充填して廃棄体とする。アルミニウムの溶融固化の概念をFig. 7.3に示す。また、廃棄体発生個数をTable 7.2に示す。

② アルミニウムの混合処理

アルミニウムを他の廃棄物と混合する場合、混合率は定められていないが、ここでは5%として検討した。この場合の廃棄体発生個数をTable 7.2に示す。

(2) レベル区分Ⅱの鉄、黒鉛等の処理・処分

アルミニウム以外の主な原子炉構造物としては黒鉛、鉄、ボラール、生体遮へい体以外のコンクリートがある。アルミニウム以外のレベル区分Ⅱの原子炉構造物は、そのまま1m³容器に入れてモルタルを充填して処理する。混合率は、電力会社で検討されている値として、モルタルとの混合率を黒鉛70%、金属11%、コンクリート51%を採用した。検討の結果、廃棄体はTable 7.2に示す個

数が発生する。

(3) レベル区分Ⅲ廃棄物の処理・処分

レベル区分Ⅲについては、トレンチ処分形態として、ビニール梱包又はフレキシブルコンテナへの収納が想定されるが、ここでは1m³の保管容器に収納するとして容器個数を検討した。この結果を同じくTable 7.2に示す。

2) 生体遮へい体の処理・処分

生体遮へい体については、細断しない工法の場合はならい容器に、細断する工法の場合は5m³容器に収納するとして評価した。細断しない工法の場合、非放射化コンクリートを切断除去して、放射化コンクリートをレベル区分Ⅱとレベル区分Ⅲに分別しないで2体のブロックに切断して1ブロックを1基のならい容器に収納するとした。検討の結果、原子炉停止1年後の場合、1ブロックの重量は約82トンとなる。これを6.6m×3.7m×2.8mのならい容器に収納して空隙部分に密度1.0g/cm³のモルタルを充填すると、ならい容器総重量は131トンとなる。即ち、131トンのならい

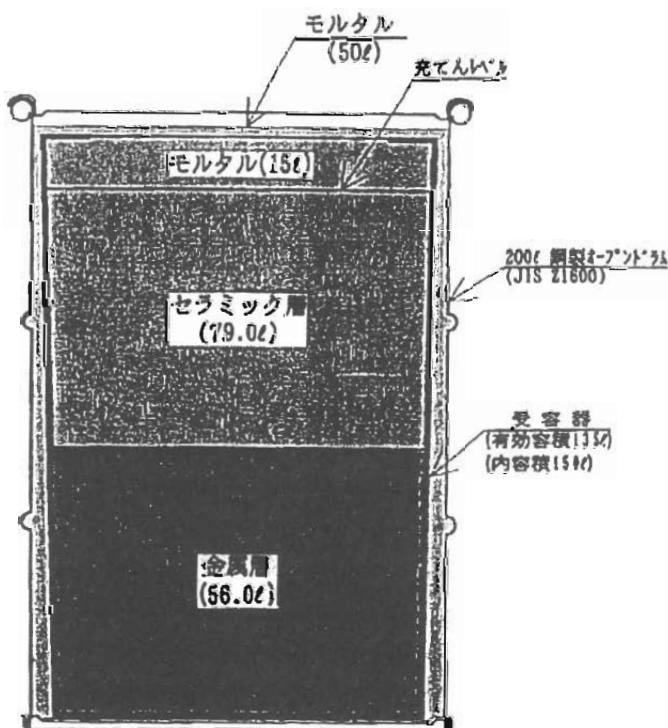


Fig.7.3 Concept of a Package of Aluminum Waste by Melting Method

Table 7.2 Number of 1m³ Packages Required for Each Level Classification

材料	レベル区分Ⅱ			レベル区分Ⅲ		
	1年	10年	50年	1年	10年	50年
アルミニウム（溶融処理）	1 (3)	1 (3)	0 (0)	1	3	4
アルミニウム（混合処理）	16	14	0	1	3	4
その他（黒鉛、鉄等）	3	3	2	19	19	9

- ・(1) 内数字は200kgドラム缶個数
- ・AIとレベル区分Ⅲのその他の廃棄物との混合はAIの容積充填率を5%とする。
- ・その他材料の容積充填率は、JPDR実績等に基づく設定値を使用。

容器が2基発生することになる。

細断する場合も同様にレベル区分Ⅱとレベル区分Ⅲに分別しないで、細断して5m³容器（収納可能な内径は2.4m×1.25m×0.85mとする。）に収納すると、原子炉停止1年後の場合、5m³容器は7基発生する。

7.5 検討結果

アルミニウムを溶融処理した場合と混合処理した場合の1m³の発生数は、Table 7.2に示したように1年（即時解体）と安全貯蔵10年後においては、溶融処理の方がかなり少なくて済む。50年後になると両者とも発生個数はゼロとなる。従って早期に解体する場合は、溶融処理が望ましい。溶融処理の場合、溶融設備が必要となるがこの費用を考慮しても経済的に有利と思われる。

8. 被ばく評価

原子炉施設解体時の被ばく評価のために、作業場所における空間線量率を求め、炉内構造物の撤去、これらの解体・処理及び生体遮へい体解体時の被ばく評価を行った。

8.1 ガンマ線の空間線量率計算

解体時におけるガンマ線の空間線量率の計算を行うために、4.6項で設定した基本モデルにおける放射化範囲を用いて、放射化範囲内に存在するガンマ線源を算出し、DOT3.5により空間線量率を求めた。さらに、炉心構造物を撤去する際の作業員への被ばく量を検討するために原子炉冷却水が満水状態である完全水没モデル、原子炉冷却水が炉心中心レベルから150cmまである状態の半水没モデル、原子炉冷却水を全て取り除いた空気モデルの3ケースについて計算した。

(1) 手順・計算方法

放射化範囲内にある各構造材の放射化放射能をORIGEN-MDで計算し、原子炉の物量データを用いて構造材ごとの放射能量を算出した。ORIGEN-MDで得られた放射化放射能の核種よりICRP Pub.38の光子発生データを用いて核種ごとの光子発生数を算出し、構造材ごとの放射能量及び放射化放射能計算で用いた計算体系データからDOT3.5用の線源データを作成した。

算出した線源データと中性子束計算で用いた計算モデルを用いてガンマ線束を計算し、得られたガンマ線束に1cm線量率換算係数を用いて、各領域の空間線量率を求めた。

DOT3.5で用いた群定数ライブラリは、先の中性子束計算で使用したANISN-JR等の計算モデルより計算して作成した。その際のガンマ線の断面積データは、ENDF/B-IVのガンマ線用のライブラリを用いている。

8.2 炉内構成物の撤去時の被ばく量評価

炉内構成物等を撤去する際の被ばく量を評価するため、以下の条件を設定した。

① 作業従事者による対象線量区分

- ・責任者、クレーン運転士：空間線量
- ・放管員、作業監督、副作業員：表面から1mにおける線量
- ・主作業員：表面線量

② 表面から1mにおける線量は、タンク内の様な周囲が壁の場合は、発電炉の先行事例を参考にして表面線量の0.5とし、機器単体の場合は、同様に発電炉の先行事例を参考にして表面線量の0.2とする。

③ 水中作業は、1.5m水没時の線量とする。

④ 経過年数の係数は、アルミニウムの線源強度計算より、即時（1年）を1とし、5年0.26、10年0.13、20年0.034、50年0.0007とする。

⑤ 1日一人当たりの被ばく量は、発電炉のプラント作業員の被ばく管理目標値の最大である0.8mSv/日とし、これを超える時は、作業時間、遮へい等により回避するものとする。

8.3 炉内構造物解体・処理時被ばく量評価

撤去した炉内構造物を解体・処理する時の被ばく

く量について、即時解体、安全貯蔵解体（炉内構造物撤去）及び安全貯蔵解体（全体貯蔵）について評価した。評価条件として、責任者は空間線量、放管員、作業監督は表面から1mにおける線量、作業員は表面線量とした。

8.4 生体遮へい体解体時の被ばく評価

生体遮へい体解体時の被ばく評価について、ならい容器に収納する工法と5m³容器に収納する工法毎に行った。評価条件は以下のとおりである。

- ①作業従事者による対象線量区分は、責任者、放管員、作業監督、作業員全てについて、空間線量を適応した。
- ②空間線量は、機器の表面近傍線量率（生体遮へい体）の値を用いる。解体は作業者の被ばく低減を考慮し、生体遮へい体の廻りから行うように計画する必要があり、その場合の予想される空間線量率を用いる。
- ③作業従事者は、必ずしも同じ空間線量の場所に止まるのではなく、作業中には作業場所の移動等により低い線量の場所へ移動することも考えられる。ここでは、作業係数として、空間線量から従事者被ばく量を計算する際の補正係数を設けた。撤去作業で、直接作業を伴うと考えられる遮へい処置、非放射化コンクリート上部解体および非放射化コンクリート搬出は0.5、ワイヤーソー切断およびワイヤーソー細断は0.25、その他の作業は0.2と設定する。

8.5 解体シナリオ毎の総被ばく量のまとめ

原子炉構造物を撤去して、これらを解体・処理し、次に生体遮へい体を解体してこれらをならい容器に収納する一連の工程における総被ばく量を原子炉停止1年、5年、20年及び50年後毎にまとめてFig. 8.1に示す。同様に5m³容器に収納する場合の総被ばく量をFig. 8.2に示す。これらの図に示すとおり、いずれの場合も原子炉停止1年後の即時完全解体/即時部分解体シナリオの場合の被ばく量は、他のいずれの解体シナリオの20年後の被ばく量にほぼ等しい。これは、即時解体の場合は、炉心機器及び照射装置を水中で撤去し、それ以外の炉内構成物である炉心タンク、サーマル

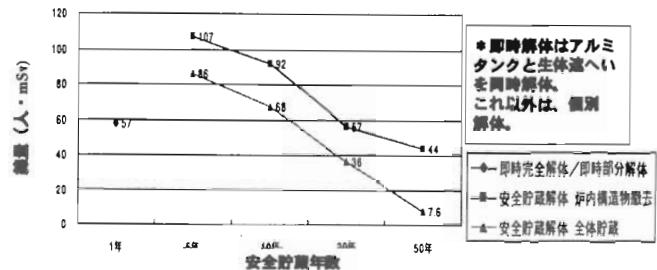


Fig. 8.1 Estimated Exposure Dose in the Case of 5m³ Packages Treatment

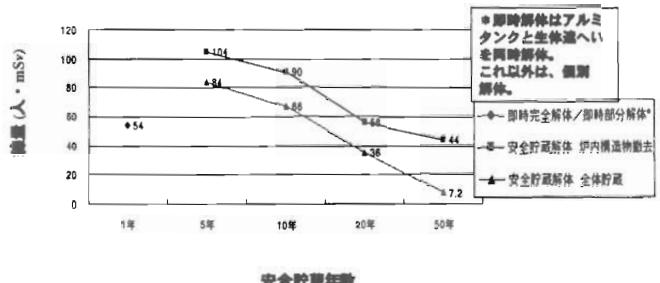


Fig. 8.2 Estimated Exposure Dose in the Case of a Large Scale Package Treatment

カラム等は生体遮へい体解体と同時に行うためである。

8.6 今後の課題

解体工法では、先行解体工法及び順次解体工法を提案したが、今回のケースの様に放射化範囲が大きい場合には先行解体工法は適さないため、工程および解体時被ばく量については詳細な検討を行っていない。しかし、運転履歴によっては放射化範囲が小さい場合のケースも考えられるため、放射化範囲の違いによる影響を検討する必要がある。

本検討では、100トン前後の総重量の廃棄体となるならい容器を提案し、処分するケースを提案しているが、処分施設の受け入れ側、輸送方法等については未検討である。今後は処分施設の受け入れ側、輸送方法等を考慮した処分方法の検討が必要と考えられる。

9. 廃止措置費用評価

9.1 評価の範囲

検討した原子炉では、熱交換器からの水の漏洩は発生していないことから2次冷却系以降の構造物についてはクリアランスレベル以下と推定される。また、液体廃棄物処理施設については、最近20年間は使用されておらず、同施設の機器・配管類もクリアランスレベル以下と推定される。

以上の理由から廃止措置費として、①原子炉構造物等（炉内構造物及び生体遮へい体を除く原子炉構造物）の解体費、②生体遮へいの解体費、③安全貯蔵費及び施設維持費、④原子炉構造物等及び生体遮へい体の処理・処分費について評価した。

9.2 原子炉構造物等の解体費及び処理・処分費の算出について

1) 原子炉構造物等の解体費

解体費用の算出条件を以下のように設定した。

(1) 解体費用の項目

解体費用は人件費（責任者、放射線管理責任者、作業監督、クレーン運転士、作業員）、共通管理費（労災保険料、一般安全仮設費、放射線管理費、事務所運営費、現場交通費）、副資材費（消耗品費、工具損料）、仮設備費（治具・吊具費、レッカーナー・構内運搬費、足場費）及び技術費（調査費、技術料）からなるとした。

(2) 放射線下作業係数

即時完全解体／即時部分解体及び安全貯蔵（5、10年）においては安全貯蔵前1.3、安全貯蔵後1.2とした。また、安全貯蔵（20、50年）においては、安全貯蔵前1.2、安全貯蔵後1.0とした。

(3) 解体費用範囲外費用

現地要領書作成等の設計費及び官庁対応費用については対象外とした。

2) 原子炉構造物の処理・処分費

処理・処分費（輸送費を含む）は、レベル区分Ⅱのアルミニウムを溶融処理（高周波誘導溶融方式、プラズマ溶融方式）した場合について算出した。また、算出に当っては、レベル区分Ⅱ、Ⅲの処理処分は、六ヶ所低レベル放射性廃棄物処分相当と仮定した。なお、鉛は、「廃棄物の処理及び清

掃に関する法律」において有害廃棄物に該当し、遮断型の処分形態が必要になることから、レベル区分Ⅱ相当の処分費で算出した。

9.3 原子炉生体遮へい体の解体費及び処理・処分費の算出条件

この費用の算出条件は以下のとおりとした。

- ①積算項目は、人工費、設備費等の積み上げにより積算する。人工費は直接作業に係わる作業員の労務費とする。
- ②各費用、工事費の分掛は一般建築工事の実績値を参考とし、放射線下作業係数は1.3とする。
- ③処分費はエネ総研（平成11年）報告書を参考にした。処分費には輸送費を含む。
- ④5m³容器での処分は、炉停止1年後では7個をレベル区分Ⅱ、残りの13個をレベル区分Ⅲとする。
- ⑤ならい容器の処分は全てをレベル区分Ⅱとして評価した。

なお、以下の項目については算出対象外とした。

- ①モルタル充てん設備費。
- ②放射化コンクリートを切断した際に発生する放射性二次生成物等の処理／処分費。
- ③クリアランスレベルの検知、廃棄体の搬出検査などの検査費。
- ④大型クレーンを用いて一括で吊るクレーン費用。
- ⑤原子炉建屋天井に設ける仮開口、あるいは壁に設ける開口等の設置費。
- ⑥解体作業中の遮へい装置費等
- ⑦解体作業中のユーティリティー費
- ⑧5m³容器およびならい容器費
- ⑨原子炉以外の除染費
- ⑩被ばく管理、放射線計測等放射線管理費用
- ⑪事前調査（放射能レベル分析、放射化、汚染調査）費用
- ⑫解体届・安全審査資料作成及び対応費用

9.4 安全貯蔵処置費及び施設維持費

(1) 安全貯蔵処置費

炉内構造物を撤去して安全貯蔵する場合の作業は以下のとおりである

- ①炉内構造物、制御棒駆動装置、原子炉タンク内の冷却水配管の撤去、保管容器への収納
- ②水抜き
- ③炉心タンク上面の密封措置、炉外の冷却水配管の密封措置、熱中性子柱、ビームポート遮へい扉の密封措置
- 炉内構造物を残したまま安全貯蔵（全体貯蔵）する場合は、以下の作業を行う。
 - ①原子炉上部構造物である制御棒駆動装置の撤去保管、原子炉冷却水配管、照射設備は非放射化部分での隔離措置の実施
 - ②水抜き
 - ③炉心タンク上面の密封措置、炉外の冷却水配管の密封措置、熱中性子柱、ビームポート遮へい扉の密封措置、追加遮へい体の設置

上記作業を行う安全貯蔵処置費については、炉心タンク上面の密封措置、炉外の冷却水配管の密封措置、熱中性子柱、ビームポート遮へい扉の密封措置に係る資材・設備費を算定し、工事費は解体工事費で積算するものとする。

(2) 施設維持費

安全貯蔵期間中の施設維持費については、国内で停止中の研究用原子炉を調査し、これを参考として下記の仮定を定めて評価した。

- ①原子炉は、安全貯蔵対策（開口部の密閉処置等）がなされ、建家の換気空調系、照明、排水系等は常時利用しているか利用できる状態にあるものとする。
- ②施設維持に必要な人員として、原子炉主任技術者1名以外に、役所対応1名、巡回点検要員として1名、事務員1名、警備員1名の計5名を想定する。なお、炉停止後安全貯蔵処置が完了するまでを2年間と想定し、その間は従事率50%、安全貯蔵処置完了後は従事率15%と仮定する（安全貯蔵期間後の原子炉解体時の体制は範囲外）。
- ③事務所の維持費（消耗品、水、電気、ガス等）、雑費。安全貯蔵処置完了後は、約1/3の費用がかかるものとする。
- ④換気空調等の保守点検（外部委託）を1回／年実施するものとする。

9.5 廃止措置評価まとめ

廃止措置費の算出には、以下の4ケースについて検討した。

- ①炉内構造物を撤去して安全貯蔵後、生体遮へい体をならい容器に収納する処理・処分（ケース1）
- ②炉内構造物を撤去して安全貯蔵後、生体遮へい体を5m³容器に収納して処理・処分（ケース2）
- ③原子炉全体を安全貯蔵後、生体遮へい体をならい容器に収納する処理・処分（ケース3）
- ④原子炉全体を安全貯蔵後、生体遮へい体を5m³容器に収納して処理・処分（ケース4）

上記の検討結果を各々 Fig. 9.1 ~ Fig. 9.4 に示す。これらの図は原子炉の即時解体費（生体遮へい体解体費を除く）を100として安全貯蔵期間による時間変化を示している。図に示されているように解体費は年々低下していくが、これに対して維持費は年々増加していく。また、生体遮へい体をならい容器と5m³容器で処分した場合の処分費を比較すると、前者が3倍強高くなる。これは後者の場合、収納容器の空隙部が少ない効率のよい収納ができることから、処分容量が前者に比べて少なくなるためである。このため、安全貯蔵期間を短くしてかつ5m³容器で処分することが廃止措置費用を安くすることになる。

10. まとめ

小型の参考炉（最大出力100kWのTRIGA II型炉）を選び、解体撤去の事例研究を行った。廃止措置シナリオについては、即時解体（原子炉停止1年後）と安全貯蔵（5, 10, 20, 50年）一解体撤去方式について概略工程、工法を検討した。即時解体でも解体工法を工夫すれば、比較的短期間に技術的に問題無く、作業者の被ばく線量を50人・mSv程度で解体撤去できることを確認した。一方、安全貯蔵期間が長くなればなるほど、維持費が蓄積されるため、経済的には即時解体が望ましい。本事例研究からの知見等をまとめると次のとおりである。

- ①小型の試験研究用原子炉の廃止措置方法は、IAEA報告書、NRC（Nuclear Regulatory Commission：米国原子力規制委員会）規制方

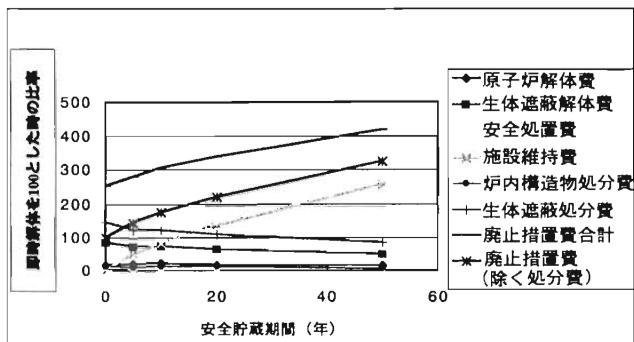


Fig.9.1 Change of Decommissioning Cost at Case1
(Safe Store After Core Internals Removal/treatment and Disposal by a Large Scale Package)

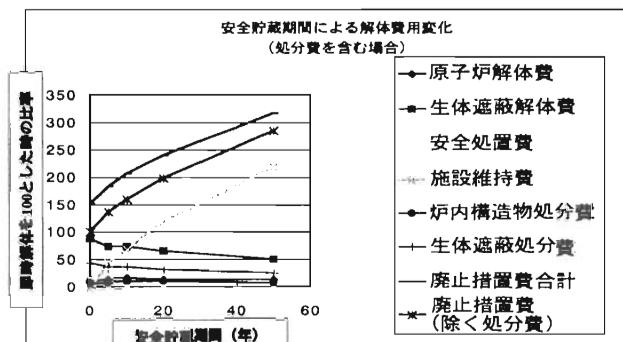


Fig.9.4 Change of Decommissioning Cost at Case4
(Entire Safe Store/treatment and Disposal by 5m³ Packages)

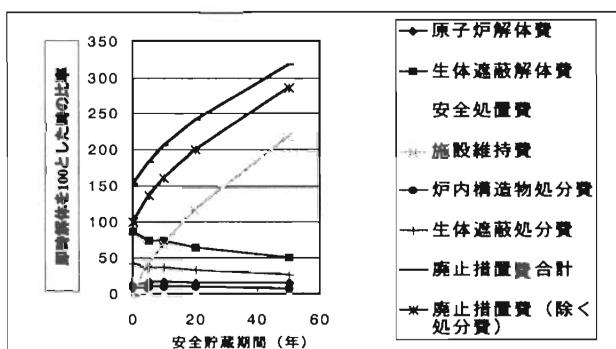


Fig.9.2 Change of Decommissioning Cost at Case2
(Safe Store After Core Internals Removal/treatment and Disposal by 5m³ Packages)

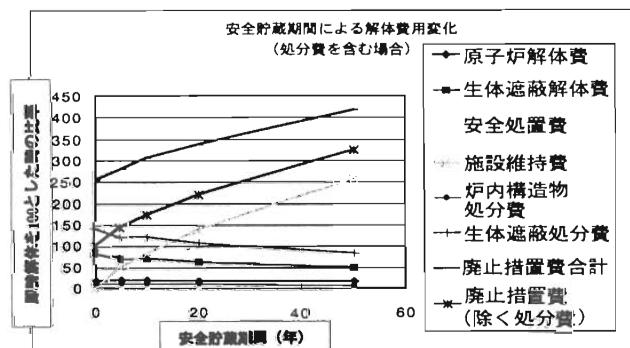


Fig.9.3 Change of Decommissioning Cost at Case3
(Entire Safe Store/treatment and Disposal by a Large Scale Package)

針などからも明らかかなように、放射能インベントリが低いこともあり、即時解体が可能であり、解体を先送りすることは得策でないとされている。また、施設情報の散逸の防止及び施設を熟知している人員が散逸する以前に

廃止措置を完了させることが重要であるとしている。今回の参考炉の事例研究からも、長期の安全貯蔵をすることは、経済性等の観点から不利であることが確認された。

②参考炉について施設構造、運転実績、汚染等の施設特性調査を行い、廃止措置に必要とする基礎資料を収集することができた。しかしながら、建設時等の記録等を含めた施設資料の収集に困難なところもあり、廃止措置を目的とした施設特性の早期調査の重要性が認識された。

③放射能インベントリ計算については、施設基礎資料より計算基礎データを作成し、中性子束分布を求め、放射能インベントリおよび放射性廃棄物中の放射能濃度を評価した。

④空間線量率は、解体工法の検討及び被曝線量の評価のために求めた。その計算結果は、同型炉について原子炉停止1年後に測定した炉内構造物の位置での線量測定値の約1.2倍であり、同じ運転条件で比較すると同レベルであることから、計算精度の妥当性が確認された。

⑤即時解体の場合、作業者の解体から廃棄体製作までの総被ばく線量は、5m³容器で処分すると仮定して約50人·mSvである。炉内構造物撤去後の安全貯蔵(5年)を経て、解体する場合、約110人·mSvである。この差は、安全貯蔵を挟んで2段階撤去作業となるためである。一方、炉内構造物の撤去なしに安全貯蔵5年後と20年後に解体撤去を開始する場合、それぞれ約90人·mSv、約40人·mSvである。参考炉の解体に伴う作業者の被ばく評価結果

- は、出力が低く、炉内構造物にアルミニウム合金材が使われているため、何れの場合も被ばく線量が少なく、問題ないことを確認した。
- ⑥放射性廃棄物発生量は、放射化インベントリ計算から、低レベル廃棄物(Ⅱ)、極低レベル廃棄物(Ⅲ)、クリアランス・レベル(Ⅳ)に区分して評価した。参考炉の解体で発生する廃棄物量は、約450トンである。このうちクリアランス・レベルを超える放射性廃棄物は、即時解体の場合約87トン、50年間の安全貯蔵後で約27トン発生する。
- ⑦経済性評価は、エネ総研で実施した「実用原子炉廃止措置調査(平成11年度)」で用いられた人件費、作業時間、処分費用等を参考にして実施した。また安全貯蔵の施設維持費を考慮して比較検討した。即時解体(原子炉建屋の解体を除く)のコスト指数は、5m³容器で処分することを前提で、原子炉本体の解体指数を100とすると、生体遮へい体の解体費600、炉内構造物処分費90、生体遮へい体処分費300、全体で1,090となる。これに対して安全貯蔵の場合、施設維持費が追加され、5年後1,300、10年後1,500、20年後1,700となる。これらの結果、生体遮へい体の解体費及び処分費は高く、また安全貯蔵の場合、施設維持費が高く、安全貯蔵のメリットがないことを示している。
- ⑧炉内構造物の解体撤去については、即時解体でもプール水による遮へい効果を活用した概略手順を検討することにより、比較的容易に解体撤去できることを確認した。
- ⑨生体遮へい体の解体は、放射化部分を先行し

て一括撤去する概念、上部より順次解体する概念(ワイヤーソーによるブロック解体及びブレイカーによるガラ状解体)を検討したが、これらは主要工事であるにもかかわらず、数ヶ月で撤去が可能である。

⑩研究炉では、参考炉のようにアルミニウム材が多く用いられている。アルミニウムを含む廃棄物は、アルミニウムとコンクリートの反応による水素発生の問題があるため、既存のコンクリート処分施設では厳しく制限されている。しかし、多くの研究炉のアルミニウム材は、放射能の減衰を考慮すると極低レベル廃棄物となるため、トレンチ型処分施設への処分が可能となる。この処分方法ではガス閉じ込めの問題がなく、アルミニウム廃棄物の処分上の制限はないため一定期間保管後の処分も選択肢である。この他、鉛、PCB入り廃棄物等の有害廃棄物は、当面保管しなければならず、研究炉施設等でも検討しなければならない課題である。

商業炉では、運転段階において解体シナリオ、解体工法が検討され、廃棄物量を明確にする努力が図られている。今後、試験研究炉についても炉型毎に概念検討を行い、解体廃棄物の処理・処分を含めた廃止措置対策を確立しておくことは、重要である。

今回の100kWのTRIGA II型の解体事例研究の結果、50年安全貯蔵してもすべて放射性廃棄物が現在検討されているクリアランス・レベルには達せず、安全貯蔵期間を長くすればするほど施設維持管理の負担が大きく、即時解体が経済的に有利であることを示した。

RANDEC's Capability

Radioactive Waste Management and Nuclear Facility

Decommissioning Technology Center

The capability and service of RANDEC are to ;

**Implement decommissioning research,
development and investigation.**

Provide technical information on decommissioning.

Train for decommissioning.

**Inform and enlighten the public
about decommissioning.**

© デコミッショニング技報 第27号

発行日 : 平成15年3月28日

編集・発行者 : 財団法人 原子力研究バックエンド
推進センター

〒319-1111 茨城県那珂郡東海村舟石川821-100
Tel. 029-283-3010, 3011
Fax. 029-287-0022

ホームページ : <http://www.randec.or.jp>
E-mail : decomi@randec.or.jp