

JAERI-Tech  
2005-017



JP0550125



東海研究所における原子力施設等の  
解体に関する技術的検討

2005年 3月

富居 博行・松尾 浄・白石 邦生・加藤 六郎・渡部 晃三  
東山 豊・長根 悟・塙 幸光\*

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

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

**This report is issued irregularly.**

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2005

編集兼発行 日本原子力研究所

東海研究所における原子力施設等の解体に関する技術的検討

日本原子力研究所東海研究所バックエンド技術部

富居 博行・松尾 浄<sup>\*1</sup>・白石 邦生・加藤 六郎・渡部 晃三

東山 豊・長根 悟<sup>\*2</sup>・塙 幸光\*

(2005年1月31日受理)

日本原子力研究所東海研究所では、JPDR が解体撤去されて以来、使命を終えた原子力施設等の解体が進められている。現在、解体対象となる原子力施設は約 20 施設を数え、バックエンド対策を考える上で、これら施設の解体計画が重要な課題となっている。しかしながら、多様な原子力施設等に対応した解体手法等は必ずしも明確には定められていない。

本報告書では、解体作業や法的手続を適切かつ確実に実施するため、これまでの解体経験や技術的な知見をまとめるとともに、これらの経験を基に、今後進められる原子力施設等の解体手法等に関して技術的な考察を加えたものである。

---

東海研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2-4

\*1 業務協力員

\*2 出向中：(財)核物質管理センター

\* (財)放射線利用振興協会

The Technological Study on the Decommissioning  
of Nuclear Facility, etc. in the Tokai Research Establishment

Hiroyuki TOMII, Kiyoshi MATSUO\*<sup>1</sup>, Kunio SHIRAIISHI, Rokuro KATO, Kozou WATABE,  
Yutaka HIGASHIYAMA, Satoru NAGANE\*<sup>2</sup> and Yukimitsu HANAWA\*

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

(Received January 31, 2005)

Since JPDR is dismantled and is removed, in Tokai Research Establishment, Japan Atomic Energy Research Institute, the dismantling of nuclear facility which finished the mission, etc. is advanced. At present, nuclear facility as a dismantling object count the approximately 20 facilities, and decommissioning plan of these facilities becomes an important problem, when the decommissioning countermeasure is considered. However, decommissioning techniques in proportion to various nuclear facility, etc. are clearly, and it has not been determined.

In this report, the technical consideration on decommissioning techniques of nuclear facility promoted on the basis of this experience in future, while until now decommissioning experience and technical knowledge are arranged, etc. was added in order to appropriately and surely carry out decommissioning techniques and legal procedures, etc.

**Keywords :** Decommissioning, Project Management, Dismantling, Research Reactor, Facility Using Nuclear Fuel Materials, Facility for Use of Radioisotopes, JPDR, JRR-2

---

\*<sup>1</sup> Cooperative Staff

\*<sup>2</sup> On loan to Nuclear Material Control Center

\* Radiation Application Development Association

## 目 次

1. はじめに.....	1
2. 解体の概要.....	1
2.1 計画から終了までの流れ.....	1
2.2 解体の実施における留意点.....	2
3. 事前評価.....	5
3.1 文書等による調査.....	5
3.2 汚染状況調査.....	5
3.3 計算による放射能インベントリ評価.....	8
3.4 廃棄物の物量評価.....	8
4. 安全性と費用の評価.....	11
4.1 解体工法の検討と被ばく管理.....	11
4.2 外部被ばく線量評価.....	12
4.3 内部被ばく線量評価.....	12
4.4 一般公衆の被ばく線量評価.....	14
4.5 解体費用評価.....	16
5. 解体管理と終了措置.....	19
5.1 契約手続文書等の作成と確認.....	19
5.2 解体工事の管理.....	21
5.3 解体中の各種施設の維持管理.....	23
5.4 管理区域解除に係る確認測定.....	23
5.5 核燃料物質等の搬出.....	24
5.6 廃棄物及び再利用資源の取扱い.....	25
5.7 地方自治体への報告.....	27
5.8 その他の法的手続.....	28
5.9 品質保証活動と所内審査.....	28
5.10 解体完了報告書と記録の保管.....	29
6. 原子炉施設編.....	33
6.1 解体手順の流れ.....	33
6.2 解体実施体制と検討項目.....	33
6.3 解体計画立案.....	34
6.4 解体手続.....	36
7. 核燃料物質使用施設編.....	42
7.1 解体手順の流れ.....	42
7.2 解体計画立案.....	42
7.3 解体手続.....	44

8. RI使用施設編.....	50
8.1 解体手順の流れ.....	50
8.2 解体計画立案.....	50
8.3 解体手続.....	52
9. おわりに.....	54
謝 辞.....	56
参 考 文 献.....	56
付 録.....	57

## Contents

1. Introduction .....	1
2. Outline of the Decommissioning .....	1
2.1 Flow Sheet from Plan to End .....	1
2.2 Important Matters of Decommissioning .....	2
3. Preliminary Survey .....	5
3.1 Reference Investigation .....	5
3.2 Measurement Investigation .....	5
3.3 Estimation of Radioactivity Inventory by Calculation .....	8
3.4 Estimation of Waste Quantity .....	8
4. Estimation of Safety and Cost .....	11
4.1 Dismantling Method of Construction and Management of Exposure .....	11
4.2 Estimation of External Exposure .....	12
4.3 Estimation of Internal Exposure .....	12
4.4 Estimation of General Public Exposure .....	14
4.5 Estimation of Decommissioning Cost .....	16
5. Management of Decommissioning and Procedure of End .....	19
5.1 Confirmation of Contract Procedure Documents .....	19
5.2 Management of Dismantling .....	21
5.3 Maintenance Management of Facilities under Dismantling .....	23
5.4 Confirmation Measurement of Controlled Area Release .....	23
5.5 Taking Out of Nuclear Fuel Materials .....	24
5.6 Handling of Waste and Reuse Resources .....	25
5.7 Report to Local Self-government .....	27
5.8 Other Legal Procedure .....	28
5.9 Guarantee of Quality and Internal Examination .....	28
5.10 Decommissioning Completion Report and Storage of Data .....	29
6. Reactor Facility .....	33
6.1 Flow of Decommissioning .....	33
6.2 Decommissioning Organization and Examination .....	33
6.3 Planning of Decommissioning .....	34
6.4 Procedure of Decommissioning .....	36
7. Facility Using Nuclear Fuel Materials .....	42
7.1 Flow of Decommissioning .....	42
7.2 Planning of Decommissioning .....	42
7.3 Procedure of Decommissioning .....	44

8. Facility for Use of Radioisotopes .....	50
8.1 Flow of Decommissioning .....	50
8.2 Planning of Decommissioning .....	50
8.3 Procedure of Decommissioning .....	52
9. Afterword .....	54
Acknowledgment .....	56
References .....	56
Appendix .....	57



## 図表リスト

表 4-1	解体工法と線量当量率 .....	18
図 2-1	原子力施設等における解体手順の流れ .....	4
図 4-1	安全評価の流れ .....	18
図 5-1	非放射性廃棄物として処理するための手順.....	31
図 5-2	解体廃棄物の発生とデータ管理の流れ .....	32
図 6-1	原子炉施設における解体手順の流れ .....	41
図 7-1	核燃料物質使用施設における解体手順の流れ.....	49
図 8-1	RI 使用施設における解体手順の流れ .....	55

## List of Tables and Figures

Table 4-1	Dismantling Method and Dose Rate .....	18
Fig 2-1	Flow Sheet of Decommissioning .....	4
Fig 4-1	Flow Sheet of Safety Estimation .....	18
Fig 5-1	Procedure for Processing as Nonradioactive Waste.....	31
Fig 5-2	Quantity of Waste, and Management of Data .....	32
Fig 6-1	Flow Sheet of Decommissioning (Reactor Facility) .....	41
Fig 7-1	Flow Sheet of Decommissioning (Facility Using Nuclear Fuel Materials) .....	49
Fig 8-1	Flow Sheet of Decommissioning (Facility for Use of Radioisotopes) .....	55

**This is a blank page.**

## 1. はじめに

日本原子力研究所（以下「原研」という。）東海研究所（以下「東海研」という。）では JPDR の解体が行われて以来、使命終了及び老朽化した JRR-2 等の原子力施設及び電源特会施設等の放射性同位元素使用施設（以下両施設を「原子力施設等」という。）の解体が行われてきた。この他に使命が終了した約 20 の原子力施設等があり、東海研としての総合的な解体計画の策定が必要になったため、平成 13 年 6 月にデコミッショニング計画検討委員会が設置された。その後、原研及び核燃料サイクル開発機構（以下「サイクル機構」という。）の統合計画が提案され、二法人の統合においても解体計画が重要な課題となった。このため、平成 15 年 4 月に原研及びサイクル機構によるバックエンド対策推進会議とバックエンド対策合同推進室を設置して検討が開始された。

この間、JRR-2 や再処理特別研究棟（以下「再処理特研」という。）等の解体が進行し、JPDR 解体とともにこれらの解体に関する技術データが蓄積されている。一方、二法人統合後の中期計画では、廃止措置の技術開発に必要な残存放射能評価や作業員の被ばく線量評価等の検討に活用するハンドブック（以下「解体ハンドブック」という。）の作成が課題となっている。東海研においては、今後も原子力施設等の解体が行われること、及び解体ハンドブックの作成に対応するために、これまでの解体経験で蓄積した技術的な知見や課題をまとめることとした。

本報告書は、JPDR を含む複数施設の解体経験から、解体管理及び技術的な知見と課題を整理し、解体計画の概要、事前評価や解体管理等の共通事項、原子炉施設編、核燃料物質使用施設編、放射性同位元素等使用施設（以下「RI 使用施設」という。）編で作成した。

以下にその概要を示す。

## 2. 解体の概要

### 2.1 計画から終了までの流れ

原子力施設等の解体は、解体計画立案後、法的手続を行って解体工事に着手し、管理区域解除、終了措置の手順で行われる。原子力施設等における解体手順の流れを図 2-1 に示す。

#### (1) 解体計画立案

解体計画の立案では、予想される使用停止後の残存放射能レベルと設備機器の配置等から被ばく線量及び解体廃棄物の低減に留意した解体工法を想定し、作業方法、解体工程及び解体期間等を検討して概要を作成する。

事前評価には、汚染状況調査、物量調査と使用履歴及び放射能インベントリ評価があり、解体廃棄物の処理処分に応じた管理を行うため、同一核種組成となる区域及び系統別に分類することが必要である。これらの評価から、解体方法及び解体工程、作業者と公衆の安全、廃棄物量及び解体費用を評価して解体計画が策定される。

#### (2) 解体手続

原子炉施設では、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「炉規法」という。）等に基づき文部科学省（以下「文科省」という。）に解体届を提出する。解体届提出後は、解体工事の安全性を確認するため、文科省の指導により工事方法等明細書及び工事工程明細表を提出することとなる。

核燃料物質使用施設では、東海研においては一部施設の廃止であることから、変更許可申

請に基づく解体手続により行われる。変更許可申請には、再処理特研のように分割して申請する場合と、フッ素実験室のように一括して申請する場合がある。

RI使用施設では、核燃料物質使用施設と同様に東海研では一部施設の廃止であることから、軽微な変更届により行われる。

また、地方自治体への手続では、原子力施設等の解体または用途の廃止計画を立案した時点で、茨城県、東海村及び隣接市と原子力事業所との協定書<sup>[1]</sup>により地方自治体へ報告する。

### (3) 事前措置

保有している核燃料物質等については、解体工事实施の事前措置として搬出先と事前協議を行い、受け入れ条件対策を講じることが必要である。核燃料物質等の搬出については、炉規法及び放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律（以下「障防法」という。）に基づき容器に封入して搬出する。

### (4) 解体工事

解体工事の実施にあたっては、契約文書の作成、解体工事の管理及び施設の維持管理、管理区域解除のための確認測定、解体廃棄物の管理が必要である。

解体工事を安全、確実かつ円滑に実施するため、引合仕様書、作業要領書の作成では、誤解を生じないように具体的に記述することが重要である。

解体工事の管理では、被ばく低減や安全確保のため解体方法及び手順の教育訓練や事故対応の周知徹底を図ることが不可欠である。

管理区域解除の確認測定は、施設内の設備機器及び建家構造物の除染後に行うこととなる。

解体廃棄物の管理は、処理処分や検認に備え、同一の核種組成に分別して容器に封入し、内容物や放射能データ等を個別に保存することが必要となっている。また、大量に発生するコンクリート廃棄物については、再利用を前提とした検討が必要である。

### (5) 終了措置

解体の終了手続は、原子炉施設では廃止届及び廃止に伴う措置の届出を行う。核燃料物質使用施設では、核燃料物質使用施設保安規定から当該施設を削除する。RI使用施設では、障防法に基づき廃止に伴う措置を報告し、障害予防規定から当該施設を削除する。

解体完了報告書は、IAEA の廃止措置における安全指針<sup>[2]~[4]</sup>を参考に、解体後に土地・建家の再利用や廃棄物の処分の確認に備え、解体に係る事項を記録として作成することが必要である。

## 2.2 解体の実施における留意点

- (1) 解体計画では、施設や予算の規模に応じて、総括、放射能インベントリ評価、解体工事計画、安全評価及び解体実施等を検討する実施体制を確立することが有効である。
- (2) 総合的に被ばくを低減するため、現場の状況を考慮し、線量当量率が工事の進捗に伴い変化する場合は、複数の解体手順による被ばく線量を評価し、解体工法や手順を選択する。
- (3) 処理処分に対応するため、解体廃棄物を同一核種組成ごとに分別することが必要である。
- (4) 放射性廃棄物を低減するため、解体前に汚染のない機器を搬出する。また、事前評価結果を機器、区域ごとの除染・分離作業に反映させることが有効である。

- (5) 解体費用低減のため、放射線防護壁やクレーン等の既設設備を有効利用し、放射能減衰を考慮して安全貯蔵期間を設定する必要がある。
- (6) 原子炉施設、核燃料物質使用施設及びRI使用施設の許可を重複して取得している施設では、申請手続の欠落防止のため早期に文科省と協議し、法的手続に係る手順や解体工程を作成することが重要である。
- (7) 核燃料物質等の搬出では、搬出先と搬出時期や形状及び性状等の受け入れ条件について協議し、費用を要する場合は別途予算措置を講じる必要がある。
- (8) 特殊機器を有効利用するため、利用価値の高い特殊機能をもつ機器の再利用先とその移設方法を検討し、移設先との協議及び移設費用を確保する。
- (9) 解体期間中の安全確保は、残存する監視設備の維持管理と解体作業における災害及び火災の発生防止を優先した作業管理が不可欠である。
- (10) 解体廃棄物の保管場所を確保することが必要である。
- (11) 産業廃棄物については、廃棄物の処理及び清掃に関する法律（廃棄物処理法）のマニフェスト制度に基づいた処理処分が必要である。
- (12) 品質保証体制を整え、品質保証活動を実施する。

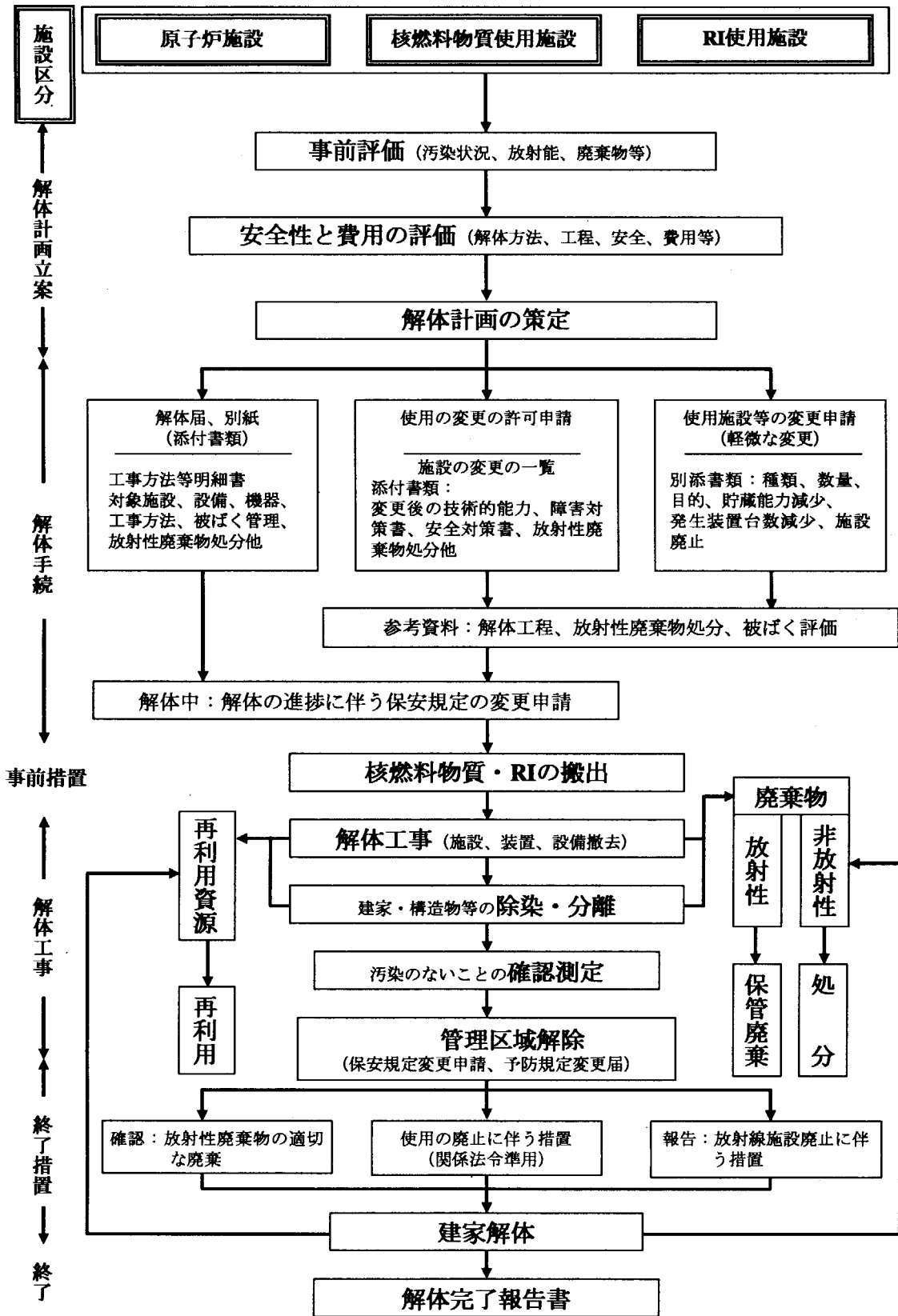


図 2-1 原子力施設等における解体手順の流れ

### 3. 事前評価

#### 3.1 文書等による調査

施設の使用開始年度から解体までの研究及び実験内容等の使用履歴に係わる文書を調査し、残存している可能性のある核種や場所を推定する。以下に、調査対象の文書等とその概要を示す。

##### (1) 認可申請書等の申請履歴

過去に使用した装置の特性や使用核種を調査し、当該施設に残存する可能性のある核種や場所の推定に利用する。東海研では、現在、原子力施設等における許認可申請書等の文書を収納した施設情報データベースを構築中である。

##### (2) 事故及び故障等の履歴

事故及び故障では、放射性廃液等の漏洩による当該機器や区域の放射能汚染が予想される。汚染履歴の調査は、残存する放射能の存在場所や汚染核種の根拠データとなる。

##### (3) 汚染等の記録

汚染場所、汚染面積、汚染核種等の汚染記録は、当該施設の機器や区域汚染の有無を判断する根拠データとなる。これらの記録から、汚染場所や核種を確認して浸透汚染等の可能性を検討することにより、効率的な汚染状況調査が可能となる。

##### (4) 聞き取り調査

残存放射能の調査には、当該施設の利用者からの聞き取り調査が有効であり、実験内容や方法、経緯の情報を得ることにより、信頼性の高い汚染の有無判断が可能になる。

#### 3.2 汚染状況調査

汚染状況調査は、解体計画の立案や放射性廃棄物を評価する根拠データで、事前評価の主要な課題である。これらは、JPDRの解体<sup>[5]</sup>や他の原子力施設等の解体で行われ、解体計画の立案に重要な情報となった。

調査にあたっては、放射化による汚染物（以下「放射化物」という。）と放射性物質の付着、浸透による二次的な汚染（以下「汚染物」という。）に分類し、それぞれの特性に応じて測定方法を選択する。測定方法には試料採取と直接法があり、解体対象物における汚染の特徴に対応して選択することとなる。以下に、放射化物と汚染物の試料採取と測定方法を示す。

#### 放射化物

##### (1) 試料採取

放射化物の測定対象は、主に、中性子照射に起因する機器及び構造物の金属とコンクリートである。測定の効率化と合理化を図るには、構造物表面の線量当量率と試料採取による放射能測定を組み合わせることが有効である。

金属構造物のうち、原子炉施設の炉内構造物のように高放射化部からの試料採取については、遠隔による採取装置が必要になる。一方、比較的低レベルの解体対象物等では、解体で使用されるバンドソー等により対象物を切断して試料を採取することができる。容易な方法として、放射化部の部品交換による試料採取がある。採取は材料別に行い、濃度分布を把握できる場所を選定することが必要である。

コンクリート構造物は、構造物表面の線量当量率を測定して代表点を選択し、コアボーリング法で試料を採取する。JPDR の解体では、コアボーリング法により放射線遮へい体貫通させてコンクリート試料を採取し、コンクリート中の放射能濃度分布を評価している<sup>[5]</sup>。

コアボーリング試料は撤去範囲や放射能レベル区分の信頼性を確保するため、深さ方向の分布を把握できる厚さに切断して測定試料とする。

## (2) 測定方法

### 1) 金属

金属の $\gamma$ 線放出核種については、代表点からの採取試料を Ge 半導体分析装置により測定する。 $^{63}\text{Ni}$  等の難測定核種については、放射化学分析後、液体シンチレーション測定装置等で測定する。

### 2) コンクリート

採取試料は、距離の変化に伴う放射能濃度分布を把握するため距離ごとにスライスし、 $\gamma$ 線放出核種を Ge 半導体分析装置により測定する。 $^3\text{H}$  及び  $^{14}\text{C}$  については、採取試料から燃焼法で酸化した水及び二酸化炭素を吸収剤に捕集し、液体シンチレーション測定装置で測定する<sup>[6], [7]</sup>。また、 $^3\text{H}$  は、簡便な方法として粉碎したコンクリート試料を水に浸漬する浸出法がある。

## 汚染物

### (1) 試料採取

汚染物の測定対象は、原子炉施設の 1 次系のように放射能を含む流体と接触する機器や漏洩によって汚染した機器と建家コンクリートである。

試料採取には、金属等では間接（拭き取り）法及び対象物を切り取る方法、建家等のコンクリートについては、間接法、コアボーリング法及び表面剥離法がある。また、区域汚染の試料採取として JPDR の解体で行われた、ダクト等に堆積した塵埃捕集法がある。

汚染物の試料採取では、対象物や汚染核種の特性を考慮して計画を立案する。採取計画の立案にあたっては、当該施設の使用履歴や汚染履歴を調査し、信頼性の確保と測定の合理化を図るため、装置では系統別に、区域では室やエリア別に汚染区域及び非汚染区域に分類し、測定点数を決定することとなる。

JPDR では使用及び汚染履歴調査から機器を内部汚染と外部汚染に分類し、系統別に機器表面の線量当量率を示す一覧表を作成することが有効であった。この場合には、機器表面の線量当量率を推定するため、周辺の線量当量率も併せて測定する必要がある。また、採取試料は系統別に核種分析を行うことが必要である。

床・壁等のコンクリートは、使用及び汚染履歴調査から区域を汚染区域と非汚染区域に、表面汚染及び浸透汚染に分類し、使用履歴と施設特性に応じて測定方法や測定点数を決定することとなる。JPDR の建家コンクリートでは、汚染履歴調査から汚染の可能性の高い区域については、機器等の設置状況を考慮し、約 2m の間隔で試料採取を行っている<sup>[8]</sup>。

採取点数は汚染分布に応じて決定する必要がある。汚染分布は汚染核種や汚染原因によって異なる。このため、これまでの事前調査データを評価・解析して採取点数等の決定方法を



検討する必要がある。

## (2) 測定方法

### 1) 浸透汚染

コアボーリングの深さは検出下限濃度までとし、 $\gamma$ 線放出核種では Ge 半導体分析装置で測定する。 $^3\text{H}$  及び  $^{14}\text{C}$  の測定法については、放射化コンクリートと同様に、燃焼法と浸出法が適用できる。

### 2) 表面汚染<sup>[7]</sup>

① 直接法：直接法の測定対象は、主に、建家コンクリートである。測定点数等については汚染分布や汚染核種の特性を考慮する必要があり、これらの決定方法については今後の検討課題である。

全 $\alpha$ 及び全 $\beta$ の測定は、ガス充てん式サーベイメータ等を用いることとなる。以下に、評価式を示す。

$$As = (N - Nb) \times K / W \dots \dots \dots (3.1)$$

$$K = 1/(\varepsilon_i \times \varepsilon_s) \dots \dots \dots (3.2)$$

ただし、

$As$ : 表面密度 ( $\text{Bq}/\text{cm}^2$ )	$N$ : 測定値 ( $\text{s}^{-1}$ )
$Nb$ : バックグラウンド ( $\text{s}^{-1}$ )	$K$ : 換算係数 ( $\text{Bq}/\text{s}^{-1}$ )
$W$ : 測定器の窓面積 ( $\text{cm}^2$ )	$\varepsilon_i$ : 機器効率
$\varepsilon_s$ : 線源効率	

② 間接法：間接法の測定対象は、管理区域内に設置された機器と建家コンクリートである。全 $\alpha$ 及び全 $\beta$ についてはガス比例型計数装置等で測定する。多数の試料を効率的に測定するため、サンプルチェンジャーの利用が有効である。以下に、評価式を示す。

$$As = (N - Nb) \times K / (S \times F) \dots \dots \dots (3.3)$$

ただし、

$S$  : 採取面積 ( $\text{cm}^2$ )

$F$  : 拭き取り効率

$^3\text{H}$ 、 $^{14}\text{C}$  等の $\beta$ 線放出核種には、グリセリン含浸ろ紙で採取し、液体シンチレーション測定装置で測定する方法がある。

③ 核種分析：測定対象は、コアボーリングや切断した金属等のうち核種組成を評価する採取試料である。 $\gamma$ 線放出核種については、採取試料を所定の容器に封入し、Ge 半導体分析装置で核種分析を行う。 $\alpha$ 線放出核種については、Si 半導体分析装置により核種分析を行う。

以上の測定結果から、装置及び区域、表面汚染及び浸透汚染に分類した一覧表や汚染マップを作成する。

### 3.3 計算による放射能インベントリ評価

計算による放射能インベントリ評価は、解体方式や解体工法の選択、解体時期の決定及び作業者や一般公衆の被ばく線量評価の基礎データとなる。

放射化物の評価は、原子炉施設では炉内構造物や原子炉容器及び放射線遮へい体、加速器施設では周辺機器や放射線遮へい体を対象に行う。

#### (1) 放射化計算対象となる構造物の物質組成

原子炉施設と加速器施設の機器・構造物を以下のように材料別に分類して、物質組成一覧表を作成することが必要である。

原子炉施設：炉内構造物、原子炉容器、放射線遮へい体

加速器施設：金属（機器、ビームダンプ等）、放射線遮へい体

物質組成に文献値を引用する場合には、文献名を明記する。

一方、核燃料物質使用施設では、セル・ケープ内に残存した放射能の核種を把握する方法として、施設に搬入した核燃料物質の種類や照射条件に基づく計算コードによる放射能インベントリ評価が利用できる。

#### (2) 施設の運転履歴

運転履歴の調査は、放射化計算の複雑化を避けるため、当該施設の特徴を考慮して整理する。その例として、JRR-2では積分出力の増加傾向がほぼ一定となる時期ごとに期間を区切って整理し、放射能インベントリが評価された。一方、JPDRでは、故障や改造による停止期間が長かったため、運転期間が集中している時期をまとめた履歴モデルで計算されている。

#### (3) 中性子分布

中性子分布は、放射化放射性物質インベントリ計算用中性子群定数と計算コードANISN及びDOT3.5のSn輸送計算コードにより評価する<sup>[5]</sup>。原子炉体系では、炉心、原子炉容器及び放射線遮へい体の構造図から簡略化したモデルを作成することにより、計算の複雑化が避けられる。また、加速器施設のうち、高エネルギー粒子の発生施設では、計算コードPHIS等から中性子束を評価することができる。

#### (4) 放射能インベントリ計算

放射化物の放射能インベントリ評価は、構造物の物質組成、施設の運転履歴と中性子束分布から燃焼計算コードORIGEN等により計算する<sup>[5]</sup>。計算においては、外部被ばく線量評価の主要な<sup>60</sup>Coの他、廃棄物の処理処分の観点から、クリアランスの対象となった核種を含める必要がある。計算コードによる評価結果は、測定結果と比較してその妥当性を確認することが必要である。

### 3.4 廃棄物の物量評価

解体廃棄物の材質（種類）には、機器等の主要材料である金属等と建家の主要材料であるコンクリートがある。今回の検討では、類似施設の解体実績を利用したコンクリート物量から評価する簡便な方法を設定した。以下に、金属等とコンクリートの廃棄物量評価方法を示す。

#### 金属等の物量評価

金属等の物量評価は、設計工事認可申請書等（以下「設工認」という。）に示された施設の設

備・機器を対象として行う必要がある。金属等の物量評価には、系統別と区域別による分類で物量を算出する方法がある。これは、汚染核種及び組成の同一な廃棄物に分別するために選択するもので、内部汚染は系統別に、外部汚染及び放射化は区域別に分類して評価することが必要である。

(1) 系統別物量評価

系統別物量評価は、主に、原子炉施設のように残存放射能が放射化や内部汚染による施設に適用する。

- 1) 系統：原子炉本体、核燃料物質取扱及び貯蔵施設、原子炉冷却系統施設、計測制御施設、放射性廃棄物の廃棄施設、放射線管理施設、その他原子炉の主要な附属施設
- 2) 項目：主要設備機器、構成要素、数量、形状または構造、寸法、材質、重量、放射能レベル（主要設備機器とは、原子炉本体では炉心タンク、廃棄施設では気体廃棄設備と液体廃棄設備、構成要素とは気体廃棄設備では排気ダクトや排気ファン等がある。）

(2) 区域別物量評価

区域別物量評価は、主に、ホットラボのセル内のように外部汚染による残存放射能を評価する施設に適用する。評価は、区域及び室に分類し、機器名、数量、形状または構造、寸法、材質、重量、放射能レベル、核種組成等の調査により行う。

(3) コンクリート物量換算法

コンクリート物量換算法は、JPDR等の過去の解体実績データ等によりコンクリート物量に対する金属等の物量の比を換算係数として、コンクリートの物量から金属等の物量を評価するものである。以下に評価式と換算係数を示す。

$$W_m = W_c \times f_{mc} \dots \dots \dots (3.4)$$

ただし、

- $W_m$  : 金属等の物量 (t)
- $W_c$  : コンクリート物量 (t)
- $f_{mc}$  : 金属コンクリート換算係数 (t/t)

施設名	換算係数	施設名	換算係数
原子炉施設	0.072	加速器施設	0.035
廃棄物処理施設	固体処理設備；0.032 液体処理設備；0.028	非密封 RI 使用施設	0.033
ホットラボ等	0.063		

金属コンクリート換算係数は、次の施設による物量評価と実績から算出した。

- 原子炉施設：JPDR、廃棄物処理施設：大洗研処理施設、ホットラボ等：東海ホットラボ
- 加速器施設：JT-60、非密封 RI 使用施設：研究 3 棟

コンクリートの物量評価

コンクリート物量評価には、評価対象が建家全体と浸透汚染等の撤去部のみのケースがある。建家全体の評価では、竣工図書及び延床面積による評価法がある。

## (1) 建家物量評価

竣工図書による物量評価では、主要構造部及び放射線遮へい壁、並びに基礎コンクリート部の寸法を竣工図から求め、鉄筋コンクリート密度を乗じて算出する。

延床面積による物量評価では、一般産業の解体経験<sup>[9]</sup>により式 (3.5) により算出することができる。

$$W_c = S_F \times V_f \times \rho \quad \dots \dots \dots (3.5)$$

ただし、

$W_c$  : コンクリート物量 (t)

$S_F$  : 延床面積 (m<sup>2</sup>)

$V_f$  : 単位床面積あたりのコンクリート発生量 (m<sup>3</sup>/m<sup>2</sup>) 0.7

$\rho$  : 鉄筋コンクリート密度 (t/m<sup>3</sup>)

## (2) 撤去部物量評価

放射化及び浸透汚染の物量評価では、事前評価、放射能インベントリ評価から汚染の深さと床及び壁の汚染面積から式 (3.6) により算出することができる。

$$W_{ac} = S_c \times t \times \rho \quad \dots \dots \dots (3.6)$$

ただし、

$W_{ac}$  : 放射性廃棄物コンクリート (t)

$S_c$  : 床及び壁の汚染面積 (m<sup>2</sup>)

$t$  : 汚染深さ (m)

$\rho$  : コンクリート密度 (t/m<sup>3</sup>)

放射能レベル区分評価

放射能レベル区分別物量評価は、廃棄物の処理処分方法を選択するための基礎データとなる。放射能レベル区分については、法令の制度内容に依存することから、法制化された段階で検討する必要がある。

以下に各処分方法の概要を示す。

## (1) 余裕深度処分

余裕深度処分とは、50m～100m（一般的であると考えられる地下利用に対して十分余裕をもった深度）の地下に廃棄体をコンクリート製ピット等に収納し、数百年間管理して処分する方法である。

## (2) 浅地中処分

浅地中処分とは、数メートルの地下に余裕深度処分と同様な方法で埋設し、約 300 年間管

理する処分方法である。

### (3) 簡易処分

簡易処分とは、コンクリートピット等の人工バリアを設けず、土地を掘削した空間に廃棄体を定置して覆土し、数十年程度管理する処分方法である。JPDR では実地試験として廃棄体を原研北地区に処分した。

### (4) クリアランス

クリアランスとは、汚染の可能性のある区域として定めた管理区域内の固体状物質に含まれる放射性物質を放射性物質として扱う必要がない物として区分し、一般産業廃棄物として処分又は再利用することを可能にしようとするものである。クリアランスレベルは、放射性廃棄物に含まれる放射性物質の濃度が極めて低く、特段の対策を施さなくても人間環境への放射線による影響を考慮する必要のない放射性物質の濃度として求められたものである。

## 4. 安全性と費用の評価

解体計画の策定にあたり、予め、一般公衆及び作業者の安全が確保されることを確認するために安全評価を行うことが必要である。安全評価の流れを図4-1に示す。安全評価では、解体対象機器ごとの解体方法と機器等の線量当量率や放射能濃度から、作業者の集団被ばく線量及び一般公衆の被ばく線量評価を行う。

解体費用の評価は、解体計画の立案や工事期間の設定に不可欠な事項である。今回の検討では、主に、JPDR の解体データを根拠とした解体対象機器等の物量や管理区域面積等から算出する簡便な方法を設定した。

以下に、安全性と費用評価の概要を示す。

### 4.1 解体工法の検討と被ばく管理

作業者の被ばく線量を評価するため、選択された解体工法から作業環境の線量当量率を推定することが必要になる。作業環境の線量当量率は、測定値または計算コード QAD-CGGP2 等により推定する。その例として、JPDR 解体経験等の解体工法における機器表面と作業環境の線量当量率を表4-1に示す。これらは、解体工法選択における線量当量率や被ばく線量評価の概算に利用できる。以下に解体工法の概要を示す。

遠隔解体工法は、原子炉施設のように高度に放射化された炉内構造物等の解体に適用され、当該施設専用装置で解体する工法である。

重装備解体工法は、作業者がエアラインスーツを装備してセル内に立ち入り、一般産業に使用されているバンドソー等の機械的切断機で内装機器等を解体する工法である。

一般解体工法は、比較的線量当量率の低い機器の解体に適用され、汚染拡大防止囲い（以下「グリーンハウス」という。）等を設置して作業者がバンドソーやガス切断機等により解体する工法である。

重機解体工法は、主に管理区域解除後の建家やコンクリート構造物の解体に適用され、ジャイアントブレイカー等の重機で解体する工法である。

被ばく管理は、推定される個人被ばく線量に応じて、警報器付き個人線量計による外部被ばく管理や体内汚染の測定による内部被ばく管理が行われる。

#### 4.2 外部被ばく線量評価

外部被ばく線量評価では、放射能インベントリ評価から各機器解体作業における作業環境の線量当量率を推定する。線量当量率は、通常、解体前の線量当量率の測定結果を用いるが、原子炉施設のように、撤去によって線量当量率が変化する場合には、撤去後の線量当量率を推定することが必要になる。外部被ばくは、事前の測定や推定値と作業人工数及び作業時間から評価する。以下に、評価式を示す。

$$D_D = \sum_{i=1}^n (6R_i \times T_i) \quad \dots \dots \dots (4.1)$$

$$D = \sum_{i=1}^n (6R_i \times M_i) \quad \dots \dots \dots (4.2)$$

ただし、

- $D_D$  : 作業員 p の個人線量 (mSv)
- $D$  : 全解体作業の集団線量 (人・mSv)
- $R_i$  : 機器 i 解体における作業環境の線量当量率 (mSv/h)
- $T_i$  : 機器 i 解体の作業日数 (日) (1日の作業時間を6時間とする。)
- $M_i$  : 機器 i 解体の所要人工数 (人・日)

#### 4.3 内部被ばく線量評価

内部被ばく線量評価では、放射能インベントリ評価から各機器解体作業における作業環境の空气中濃度を推定する。解体作業時の空気汚染には、床等の遊離性表面汚染の再浮遊と機器の切断等の飛散で発生する2つのケースがある。以下に、評価式を示す。

##### (1) 再浮遊による空气中濃度評価

セル・ケープ内のように、床や機器表面の汚染による再浮遊で空気汚染が発生する場合は、式 (4.3) により空气中濃度を評価する。

$$C_{ij} = K \times S_{ij} \quad \dots \dots \dots (4.3)$$

ただし、

- $C_{ij}$  : 区域 i の核種 j の空气中濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)
- $K$  : 再浮遊係数 (cm<sup>-1</sup>) (切断以外の解体作業では  $5 \times 10^{-6}$  cm<sup>-1</sup>)
- $S_{ij}$  : 区域 i の核種 j の表面密度 (Bq/cm<sup>2</sup>)

##### (2) 飛散による空气中濃度評価

グリーンハウス内の切断のように、機器切断により放射能が飛散して空気汚染が発生する場合は、式 (4.4) 及び (4.5) により空气中濃度を評価する。

$$\text{汚染物 } C_{ij} = \frac{(S_{ij} \times A \times d)}{(V_f \times T_i)} \dots \dots \dots (4.4)$$

$$\text{放射化物 } C_{ij} = \frac{(a_{ij} \times A \times t_i \times \rho_i \times d)}{(V_f \times T_i)} \dots \dots \dots (4.5)$$

ただし、

- $C_{ij}$  : 機器 i 解体時の核種 j の空气中濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)
- $S_{ij}$  : 機器 i の核種 j の表面密度 (Bq/cm<sup>2</sup>)
- $A$  : 切断面積 (カーフ幅×切断長さ) (cm<sup>2</sup>)
- $d$  : 飛散率 (飛散した放射能/切断部分の放射能)
- $V_f$  : 局所排気装置の排気風量 (cm<sup>3</sup>/h)
- $T_i$  : 作業時間 (h)
- $a_{ij}$  : 機器 i の核種 j の放射能濃度 (Bq/g)
- $t_i$  : 機器 i の厚さ (cm)
- $\rho_i$  : 機器 i の密度 (g/cm<sup>3</sup>)

参考例として、JPDR 解体データにおける飛散率を示す<sup>[10]</sup>。

- 水中切断 [プラズマ] : 深さ 2m :  $6 \times 10^{-5}$ 、8m :  $3 \times 10^{-7}$
- 気中切断 [熱的切断 ; プラズマ、ガス切断機] :  $3.1 \times 10^{-3}$
- [機械的切断 ; バンドソー等] :  $9.1 \times 10^{-2}$

(3) 内部被ばく線量評価

個人と集団の内部被ばく線量は、機器ごとに評価した核種ごとの空气中濃度と作業時間から式 (4.6) 及び (4.7) により計算する。

$$E_i = \frac{\sum (C_{ij} \times 6B \times T_i) \times e_j}{F_j} \dots \dots \dots (4.6)$$

$$\sum_{i=1}^n E_i = \frac{\sum_i \sum_j (C_{ij} \times 6B \times T_i \times M_j) \times e_j}{F_j} \dots \dots \dots (4.7)$$

ただし、

- $E_i$  : 機器 i 解体時の内部被ばくによる実効線量 (mSv)
- $\Sigma E_i$  : 機器 i 解体時の内部被ばくによる集団実効線量 (人・mSv)
- $C_{ij}$  : 機器 i 解体時の核種 j の空气中濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)
- $B$  : 作業者の呼吸量 (cm<sup>3</sup>/h)、 $1.2 \times 10^6$
- $T_i$  : 機器 i の解体作業日数 (日) (1 日の作業時間を 6 時間とする。)
- $e_j$  : 核種 j を吸入摂取した場合における実効線量係数 (mSv/Bg)

$F_j$  : 呼吸保護具の防護係数

(粒子状の核種に対して、半面マスク：10、全面マスク：50)

$M_i$  : 機器*i* 解体の所要人工数 (人・日)

#### 4.4 一般公衆の被ばく線量評価

一般公衆の被ばく線量評価には、気体及び液体廃棄物の環境への放出による評価がある。

##### (1) 気体廃棄物

気体廃棄物の環境放出及び一般公衆の被ばく線量評価には、排気口における3ヶ月間の放射能濃度から周辺監視区域外における空気中の濃度限度と比較する方法と、年平均の放出量から原子炉安全基準専門部会報告書「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量当量評価について」<sup>[11]</sup>により評価する方法とがある。前者は核燃料物質使用施設及びRI使用施設に、後者は原子炉施設に適用する。

##### 1) 排気口の放射能濃度評価

排気口の放射能濃度評価は、解体時の切断条件、グリーンハウス等からの漏洩率及び排気フィルタの透過率から式(4.8)及び(4.9)により3ヶ月間の放射能濃度を核種ごとに計算する。

$$\text{汚染物} : C_{3M} = \frac{(S \times A_{3M} \times d \times \eta_1 \times \eta_2)}{(V_S \times T_{3M})} \dots (4.8)$$

$$\text{放射化物} : C_{3M} = \frac{(a \times A_{3M} \times t \times \rho \times \eta_1 \times \eta_2)}{(V_S \times T_{3M})} \dots (4.9)$$

ただし、

$C_{3M}$  : 排気口の3ヶ月間平均濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

$S$  : 表面密度 (Bq/cm<sup>2</sup>)

$A_{3M}$  : 3ヶ月間の切断面積 (cm<sup>2</sup>)

$d$  : 飛散率、

$\eta_1$  : グリーンハウスからの漏洩率 0.1

$V_S$  : スタック排気風量 (cm<sup>3</sup>/h)

$T_{3M}$  : 3ヶ月間の排風機運転時間 (h)

$\eta_2$  : フィルタの透過率 (HEPA フィルタ 1段 0.01)

$a$  : 機器の放射能濃度 (Bq/g)

$t$  : 機器の厚さ (cm)

$\rho$  : 機器の密度 (g/cm<sup>3</sup>)

##### 2) 一般公衆の被ばく線量評価

一般公衆の被ばく線量評価は、解体開始以後は原子炉の運転がなく、一般には希ガスやヨウ素による被ばくは無視できる。したがって、解体中では解体作業で飛散する放射性塵埃や<sup>3</sup>Hの内部被ばくが評価対象となる。放射性塵埃の放出は、前記と同様の方法で年間あたりの放出量を推定する。<sup>3</sup>Hについては、漏洩率及び透過率を1として評価する。一般公



衆の内部被ばくは、年間あたりの放出量から安全審査指針に基づき、以下の評価式で算出する。

$$\chi(x, y, z) = \frac{Q}{2\pi \times \sigma_y \times \sigma_z \times U} \times \exp\left(-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}\right) \times \left[ \exp\left\{-\frac{(z-h)^2}{2\sigma_z^2}\right\} + \exp\left\{-\frac{(z+h)^2}{2\sigma_z^2}\right\} \right] \cdots (4.10)$$

$$H = 365 \sum_{i=1}^n (K_i \times \chi_i) \times M_s$$

ただし、

- $\chi$  : 年平均地表濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)
- $Q$  : 放射能の放出率 (Bq/s)
- $\sigma_y \cdot \sigma_z$  : 拡散パラメータ (m)
- $h$  : 放出源の有効高さ (m)
- $U$  : 放出源高さを代表する風速 (m/s)
- $H$  : 一般公衆の実効線量 ( $\mu$ Sv/y)
- $K_i$  : 核種  $i$  を吸入摂取した場合における実効線量係数 ( $\mu$ Sv/Bq)
- $\chi_i$  : 核種  $i$  の年平均地表濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)
- $M_s$  : 呼吸率 (cm<sup>3</sup>/d)  $2.3 \times 10^7$

地表濃度は、排気口の年平均空気中濃度と排気風量から求めた放出率と相対濃度 ( $\chi/Q$ ) から計算する。

## (2) 液体廃棄物

液体廃棄物による一般公衆の被ばく評価は、解体作業で水中に移行する <sup>3</sup>H 等の放射能の海洋放出による内部被ばくが評価対象となる。液体廃棄物の発生量や環境への放出量については、施設の特徴や汚染核種によって異なるため、過去の放出実績から評価することが妥当と考えられる。以下に、液体廃棄物の環境放出による被ばく線量評価方法を示す。

### 1) 海水中における放射能濃度評価

液体廃棄物中の放射性核種  $i$  の海水中における濃度は、次式により算出する。

$$C_{wi} = 0.75 \times Q / (z \times r)$$

ただし、

- $C_{wi}$  : 排水口から距離  $r$  における年間平均濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)
- $Q$  : 年間平均放出率 (Bq/s)
- $z$  : 鉛直混合層の厚さ (=200cm)
- $r$  : 排水口から平均流量にそった流下距離 (=105cm)

海藻は、上記式で、魚類、無脊椎動物に対しては、排水口を中心とした半径  $r$  の半円内について同式を平均化して得られる濃度を  $\bar{C}_{wi}$  用いる。 $\bar{C}_{wi}$  は次式で表せる。

$$\bar{C}_{wi} = 2 \times C_{wi}$$

2) 実効線量の評価

$$H_w = 365 \sum_i K_{wi} \times A_{wi} \dots \dots \dots (4.11)$$

$$A_{wi} = C_{wi} \sum_k (CF)_{ik} \times W_k \times f_{mk} \times f_{ki} \dots \dots \dots (4.12)$$

ただし、

$H_w$  : 海産物を摂取した場合の年間の実効線量 ( $\mu\text{Sv/y}$ )

365 : 年間日数への換算係数 (d/y)

$K_{wi}$  : 核種  $i$  の実効線量への換算係数 ( $\mu\text{Sv/Bq}$ )

$A_{wi}$  : 核種  $i$  の摂取率 (Bq/d)

$C_{wi}$  : 海水中の核種  $i$  の濃度 ( $\text{Bq/cm}^3$ )

$(CF)_{ik}$  : 核種  $i$  の海産物  $k$  に対する濃縮係数 ( $\frac{\text{Bq/g}}{\text{Bq/cm}^3}$ )

$W_k$  : 海産物  $k$  の摂取量 (g/d)

$f_{mk}$  : 海産物  $k$  の市場希釈係数

$f_{ki}$  : 海産物  $k$  の採取から摂取までの核種  $i$  の減衰比

$$f_{ki} = \exp\left(-\frac{0.693}{T_{ri}} \times t_k\right) \quad (\text{海藻類以外の海産物に対して})$$

$$f_{ki} = \frac{3}{12} + \left\{ \frac{T_{ri}}{(0.693 \times 365)} \right\} \times \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{0.693 \times 365}{T_{ri} \times \frac{9}{12}}\right) \right\} \dots \dots \dots (4.13)$$

(海藻類に対して)

$T_{ri}$  : 核種  $i$  の物理的半減期 (d)

$t_k$  : 海産物 (海藻類を除く) の採取から摂取までの時間 (d)

4.5 解体費用評価

解体費用は、解体計画における費用の概算として以下の評価方法で算出することができる。

(1) 評価項目

解体費用の評価項目は、以下の 13 項目とする。

- 1) 調査・計画費、2) 安全貯蔵費、3) 機器解体費、4) 建家解体費、
- 5) コンクリートはつり費、6) 残存放射能測定費、7) 設備・資材費、8) 廃棄物容器費、
- 9) 放射線管理費、10) 現場管理費、11) 解体期間中の維持管理費、12) その他の費用、
- 13) 消費税

(2) 評価式

解体費用を算定する一般式は式 (4.14) で表せる。

$$Y = M \left( \sum_{i=1}^n W_i \times P_i + \sum_{i=1}^n S_i \times P_{si} \right) \times \prod_1^{\theta} (1 + f_{\theta}) + \sum_{i=1}^n W_i \times C_i \quad \dots \dots (4.14)$$

ただし、

- $Y$  : 廃止措置費用 (円)
- $M$  : 人件費単価 (円/人・日)
- $W_i$  : 解体工法  $i$  を適用する解体廃棄物量 (t)
- $P_i$  : 解体工法  $i$  の人工換算係数 (人・日/t)
- $S_i$  : 測定  $i$  の対象面積 ( $m^2$ )
- $P_{si}$  : 解体工法  $i$  の除染、測定の人換算係数 (人・日/ $m^2$ )
- $f_{\theta}$  : 付随型項目の換算係数
- $C_i$  : 解体廃棄物  $i$  区分の廃棄物容器単価 (円/t)

(3) 換算係数

換算係数は JPDR の解体データ<sup>[12],[13]</sup>等から評価した。以下にその項目と換算係数を示す。

1) 調査・計画費	0.05	6) 残存放射能測定費	0.20 人・日/ $m^2$
2) 安全貯蔵費	0.005/年	7) 設備・資材費	
3) 機器解体費		・原子炉施設	0.59
・遠隔解体 (水中)	210 人・日/t	・原子炉施設外	0.21
・遠隔解体 (気中)	100 人・日/t	・第2種管理施設	0.69
・一般解体 (セル内)	74 人・日/t	8) 廃棄物容器費	購入費
・一般解体 (セル外)	18 人・日/t	9) 放射線管理費	0.1
・クリアランス	3.4 人・日/t	10) 現場管理費	0.2
・ライニング剥離	29 人・日/t	11) 解体期間中の維持管理費	0.025~0.1
4) 建家解体費		12) 諸経費	0.05~0.07
・鉄筋コンクリート	0.27 人・日/t	13) 消費税	0.05
5) コンクリートのはつり費			
・表面はつり	0.75 人・日/ $m^2$		
・深層はつり	1.3 人・日/ $m^2$		

表 4-1 解体工法と線量当量率

項目 解体工法			適用施設	機器表面 線量当量率	作業環境 線量当量率
1	遠隔 解体 工法	水中切断	原子炉施設	100mSv/h 以上	~100 $\mu$ Sv/h
2		気中切断	原子炉施設	~10mSv/h	~100 $\mu$ Sv/h
3	重装備解体工法		セル・ケーブル施設	~1mSv/h	~100 $\mu$ Sv/h
4	一般解体工法		施設全般	B.G~1mSv/h	B.G~100 $\mu$ Sv/h
5	重機解体工法		施設全般	B.G	B.G

B.G : バックグラウンド

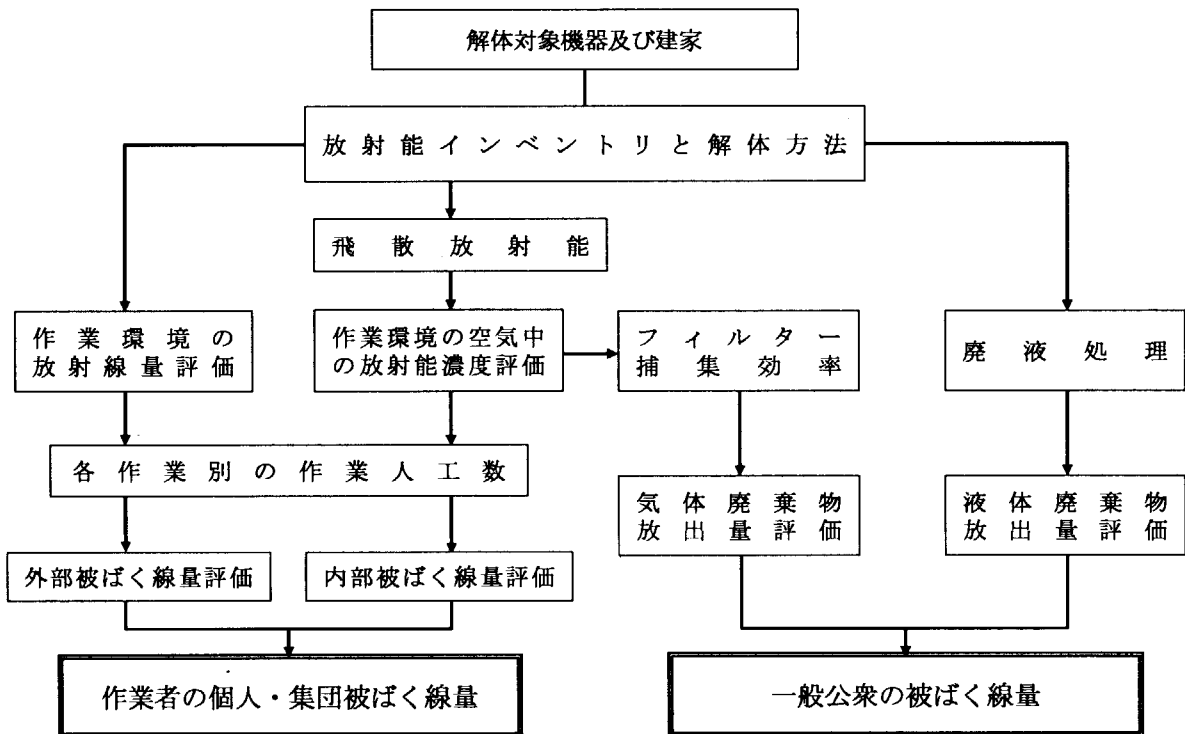


図 4-1 安全評価の流れ

## 5. 解体管理と終了措置

### 5.1 契約手続文書等の作成と確認

引合仕様書は、解体作業を安全かつ確実に実施するための根拠となることから、対象機器や作業方法を具体的に示す必要がある。受注業者は、契約仕様書に基づき解体手順や方法を記載した作業要領書を作成し、作業担当課室等による確認後、解体作業を開始する。以下に、作業担当課室が行う契約手続文書の作成例と確認に係る留意点を示す。

#### 引合仕様書作成における留意点

##### (1) 引合仕様書の構成

引合仕様書は、以下の項目による構成で作成することが望ましい。

1. 目的、2. 概要、3. 作業範囲、4. 実施期間、5. 実施場所、6. 作業内容、
- 6.1 作業の基本方針、6.2 作業手順、6.3 解体廃棄物処理、7. 放射線管理と一般安全管理、
8. 支給・貸与品、9. 検査、10. 提出書類、11. 検収条件、12. 納期、13. 特記事項

##### (2) 解体機器と作業範囲

解体機器と作業範囲は、原子炉施設では解体届や工事方法等明細書、核燃料及び RI 使用施設では変更申請書等（以下「工事方法等明細書等」という。）に基づくとともに、解体工事遂行上、撤去が不可欠な機器も解体範囲に含めることが必要である。このため、引合仕様書の作成においては、受注業者に誤解を与えないよう、解体機器や区域を図表で示すことが必要である。また、除染・分離方法は、放射性廃棄物の低減のため、機器や構造物の場所及び範囲等を図等で示す必要があり、作業に係る記録として写真等による記録方法を示し、作業工程、作業内容を確実に保存することが望ましい。

##### (3) 作業内容及び解体方法

作業内容及び解体方法では、工事方法等明細書等に示された基本方針とともに、安全確保、被ばく低減に係わる作業手順を明記する必要がある。解体作業では、汚染拡大防止のため、放射能汚染レベルに応じてグリーンハウス及び局所排気装置等を設置することが必要になる。さらに、放射性廃棄物低減のため、設備機器等の除染・分離方法を具体的に示し、放射性廃棄物及び放射性廃棄物でない廃棄物（以下「非放射性廃棄物」という。）（産業廃棄物含む）の取扱い方法を明確にすることが重要である。

##### (4) 放射線管理と一般安全管理

受注業者に対しては、教育訓練、健康診断等の実施が放射線業務従事者の不可欠な要件として示す必要がある。また、解体作業中の放射線管理を強化するため、受注業者の作業員に放射線管理要員を含めることが望ましい。一般安全管理では、火災発生の防止対策や、誤操作、傷害防止のための有資格者の配置を明記し、人身事故防止対策要領を示すことが必要である。

##### (5) 支給・貸与品

支給・貸与品は、施設によって異なることが予想される。以下に、その例を示す。

###### 1) 支給品

- ① 解体作業に必要な電力、水

- ② 放射線防護機材
- 2) 貸与品
  - ① クレーン等の揚重装置
  - ② 個人線量計及び放射線測定器
  - ③ 放射線防護機材（再使用可能なもの）
  - ④ 放射性廃棄物容器
  - ⑤ 休憩室、資材置場、駐車場
- (6) 提出書類
 

提出書類の例を以下に示す。

1) 現場代理人選任届	:	1部
2) 作業体制表及び有資格者	:	2部
3) 作業要領書、作業工程表（全体及び月間）	:	最低で3部 要承認
4) 打ち合わせ議事録	:	2部
5) 従事者名簿、管理区域内作業従事者名簿	:	1部
6) 作業日報	:	2部
7) 作業データ及び放射線管理データ：必要に応じて	:	2部
8) 作業の記録写真	:	2部
9) 作業完了確認書	:	1部
- (7) 特記事項

特記事項としては、解体作業に従事する作業者の能力や、労働基準法、所内規定等、受注者が負うべき関係法令等の遵守事項等を明記することとなる。また、作業遂行上の注意事項や事故時の対応についても示すべきである。

#### 作業要領書確認における留意点

- (1) 作業要領書の構成
 

作業要領書は、受注者や作業内容によって異なるが、その構成例を以下に示す。

1. 適用範囲、2. 作業場所、3. 作業期間、4. 解体撤去範囲、5. 作業工程、6. 作業要領、6.1 解体準備、6.2 解体作業、6.3 後処理、6.4 解体廃棄物処理、6.5 解体使用機材、6.6 記録類作成、7. 放射線管理と安全管理、8. 作業体制、9. 緊急時連絡体制、10. 添付図
- (2) 適用範囲、作業場所及び作業期間
 

作業担当課室は、契約仕様書に示す適用範囲、作業場所及び作業期間を確認する必要がある。
- (3) 解体撤去範囲及び作業工程
 

解体範囲が明確に示され、被ばく線量低減と安全確保を考慮した作業工程となっていること。また、必要に応じて品質管理チェックシートを作成することが望ましい。
- (4) 解体作業要領
 

解体作業要領には、以下の事項が示されていることを確認する必要がある。

  - 1) 解体準備

作業環境の放射能レベルに応じたバリア及びグリーンハウス等の設置が明記されていること。また、災害防止のため、解体用機器及び安全確保関連機器の点検事項が明記されていること。

2) 解体作業

解体作業は、図等により、解体対象機器や作業要領を示し、高線量当量率の作業環境での機器解体では遮へい、遠隔及び作業の習熟等の被ばく低減対策が作業手順に組み込まれていること。解体手順は、解体対象機器ごとに、配置や現場の状況に留意して記述されていること。

3) 後処理

汚染拡大防止のため、解体等で使用した機器や工具の取扱い及び一連の作業が終了した段階での点検等が明記されていること。

4) 解体廃棄物処理

放射性廃棄物の種類、性状、材質、放射能レベル別の容器への封入方法、必要な措置やドラム缶等の廃棄物置場及び搬出物品等の搬出方法と搬出場所が示されていること。また、産業廃棄物については、搬出及び処分方法等が示されていること。

5) 解体使用機材

切断機等の解体使用機器、局所排気装置及び防護機材等、受注者の使用する機器が明記されていること。

6) その他

特定化学物質、危険物、アスベスト等の取扱が明記されていること。

(5) 放射線管理及び安全管理

放射線管理については、線量当量率等の測定、バリア設定による出入管理や身体汚染測定、個人線量計による作業員の被ばく管理について記載されていること。また、作業環境の放射能レベルに応じて、エリアモニタ、ダストモニタ等による監視が明記されていること。

安全管理においては、事前に行う作業手順の確認事項や火気使用時の防火対策、危険物アスベスト対策が示されていること。また、密閉作業や危険作業が含まれる場合は、監視員の配置が明記されていること。

(6) 作業体制と緊急時連絡体制

図等により作業管理体制及び緊急時連絡体制が明確に示されていること。

## 5.2 解体工事の管理

### 作業管理

(1) 管理体制と責任者

受注業者及び作業担当課室に作業責任者を置き、必要に応じて作業責任者間で協議を行い、その内容を周知徹底することが重要である。

(2) 解体に係る確認事項

作業前のミーティング等により解体手順等を確認し、解体対象機器の特徴と現場の状況を周知させ、作業の目的、手順、危険性を理解させ、解体に使用する切断機等の事前点検内容

を確認することが重要である。

(3) 指定登録依頼書等及び教育訓練

東海研では、指定登録依頼書等に必要事項を記入し、作業担当課室責任者に提出することにより、被ばく線量測定器が貸与している。

作業開始前に所内規定に基づき教育訓練を実施し、受講者及び内容等を記入した記録を作成・保存する。以下に、教育訓練の内容例を示す。

- ① 保安規定、障害予防規定
- ② 解体対象機器の構造及び作業上の注意事項
- ③ 放射線防護、管理区域及び立入制限区域への立入方法
- ④ 解体廃棄物の取扱
- ⑤ 非常時の措置
- ⑥ その他当該作業に関する核物質防護等の必要な事項

(4) 作業に係わる被ばく管理と計画線量

解体作業における被ばく管理のため、工事方法等明細書等または事前測定による作業環境の放射能レベル及び作業手順に基づき、区域放射線管理担当課（以下「区域放管」という。）との協議により被ばく低減対策と計画線量を決定することとなる。

放射線管理及び安全管理

放射線管理及び安全管理は、以下の方法で行われる。

(1) 放射線作業連絡票等

東海研では、放射線作業を適切に管理するため、事前に作業環境の放射能レベル、防護具や着用する個人線量計等を指定した放射線作業連絡票等を作成し、区域管理者等に提出することとなっている。

(2) 管理用測定器の貸与

東海研では、被ばく管理のため個人線量計や解体作業管理に必要な線量率計等を貸与している。また、作業環境の放射能レベルに対応してエリアモニタやダストモニタを貸与することとなる。

(3) 被ばく管理

被ばく管理は、放射線業務従事者の被ばく管理表を作成し、作業日の測定値及び累積値を記録することが有効である。また、作業環境の放射能レベルに対応して、区域放管の作業立会を依頼し、被ばく管理を強化することが必要である。

(4) 人身事故時の措置

人身事故が発生した場合は、直ちに作業担当責任者や区域放管に連絡するとともに、非常電話により関係部署に通報する。

(5) 火災発生時の措置

作業場所で火災が発生した場合は、消火器等で初期消火や延焼防止措置を行い、直ちに施設管理者及び非常電話で関係部署に通報する。また、施設内放送設備等により火災発生が通報された場合は、作業を中止して退避し、指定された場所に集合する。



### 5.3 解体中の各種施設の維持管理

解体工事の進捗状況に対応し、以下に示す残存施設の維持管理を図ることが必要である。

#### 保安等に必要な機器の維持管理

##### (1) 本体施設、特定施設及び放射線管理施設

本体施設、特定施設及び放射線管理施設は、工事方法等明細書等に示された残存機器について、原則として設置許可や設工認等に示された性能の技術上の基準に基づき、維持管理を行う。

##### (2) 電源及び給水設備

電源については、電気工作物保安規程に基づき日常点検及び定期自主検査を行う。また、解体工事で設置する仮設電源については、管理担当部署と協議し電力容量や安全対策を確認する。

給水設備では、使用の可能性のない箇所は閉止措置を行い、漏水及び閉め忘れ防止のため日常点検を継続する。

##### (3) 防火設備

解体作業に使用する機器等に対応して、作業場所に消火器等を配置するとともに、解体対象作業区域の火災報知器及び消火栓の点検を継続する。

#### 各種機器による監視と安全管理

解体作業における放射線安全や一般安全確保のため、保安規定等に基づき放射線モニタにより監視を継続する。防火設備による監視は、解体作業の特徴を考慮して対策を講じる必要がある。

#### 建家・構造物の維持管理

建家・構造物については、施設解体中においても、施設の安全確保のため漏水防止対策や構造物崩落防止対策等の維持管理を継続することが必要である。

### 5.4 管理区域解除に係る確認測定

#### 解除基準

これまでの解体では、管理区域解除は非放射性廃棄物の考え方を適用して行われた。非放射性廃棄物として処理するための手順を図5-1に示す。管理区域の解除条件は、対象区域から埋設配管等を含む放射性廃棄物が撤去され、確認測定で汚染が検出されないこととしている。

#### 測定方法

##### (1) 直接法と間接法

表面汚染の測定では、直接法と間接法を併用し、汚染のないことを確認するため、以下の表面密度が測定可能な計測器を用いている。

$\alpha$ 線を放出する放射性物質 : 0.04 Bq/cm<sup>2</sup>

$\alpha$ 線を放出しない放射性物質 : 0.4 Bq/cm<sup>2</sup>

直接法では、効率性と信頼性からガス充てん型の広面積表面汚染計が有効であった。測定においては、素材によってバックグラウンドが異なるため、コンクリートや金属等のバックグラウンドを把握することが重要である。

#### (2) 試料採取による測定

浸透汚染区域については、当該区域で最も高い濃度の履歴をもつ場所を代表点として試料採取し、Ge 半導体分析装置等による測定で汚染のないことを確認する必要がある。

#### (3) 測定範囲と測定頻度

汚染分布や汚染履歴を考慮して、測定範囲及び測定点数を決定することが必要である。JPDR の管理区域解除では、管理区域の床、壁及び天井の全面 (23,800m<sup>2</sup>、約 67,800 点) を対象に確認測定が行われた<sup>[8]</sup>。この測定では、汚染は検出されなかったが多大な労力を要した。測定方法及び測定頻度については汚染分布特性等に基づく決定方法が必要であり、今後の検討課題である。

#### (4) 確認測定の実施

作業担当課室の実施にあたっては、原研が貸与する表面汚染検査計で受注業者の放射線管理担当者等により行うこととなる。この場合は、測定方法やスキニング及びバックグラウンドの値付けについては、作業前に区域放管の指導を受ける必要がある。

区域放管では、汚染状況調査及び作業担当課室の測定結果から、代表点による測定が行われる。

測定結果はデータとともに測定条件等を保存する必要がある。

管理区域解除における確認測定は、今後のクリアランス法制化に依存することから、これらに備えた技術的検討を行う必要がある。

### 5.5 核燃料物質等の搬出

#### (1) 輸送容器の確保と搬出準備

核燃料物質等の搬出は、認可された輸送容器を使用することとなるが、この場合は当該容器で運搬できる核燃料物質等の種類、放射エネルギーや形状等を確認して輸送計画を立案することが必要となる。また、当該輸送容器による搬出の準備として、必要に応じて核燃料物質等の安定化措置や容器に封入するための加工が必要である。

#### (2) 運搬容器の設計、製作

原研に当該核燃料物質等を輸送する容器がない場合には、容器の設計、製作が必要になるので、解体の費用に含めることが不可欠となる。輸送容器は、法令の技術上の基準に基づき設計及び製作について国土交通省の承認を受ける。容器承認の申請は、核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則第 17 条の 2 に基づき行う。

#### (3) 搬出

搬出にあたっては、炉規法及び所内規則に基づき、輸送する放射性物質の種類、濃度、量に応じて区分し、関連部署の承認を得ることが必要である。

## 5.6 廃棄物及び再利用資源の取扱い

### (1) 解体廃棄物の流れ

解体廃棄物を適切に処理処分するため、事前評価の根拠データや解体作業及び保管管理データを確実かつ集中して管理することが必要である。解体廃棄物の発生とデータ管理の流れを図5-2に示す。東海研では、解体廃棄物の品質保証を確保するため、解体廃棄物等情報管理システムを用いて計画段階から解体作業及び処理処分までの情報の一元化を目指している。

### (2) 放射性廃棄物及び非放射性廃棄物

炉規法、試験炉規則第1条の2、第2項、使用規則第1条第5項では、放射性廃棄物を以下のように定義している。

放射性廃棄物とは、核燃料物質または核燃料物質によって汚染された物（以下「核燃料物質等」という。）で廃棄しようとするものをいう。

原子力安全委員会では、非放射性廃棄物を以下のように定義している。

#### 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の場合

- ① 十分な遮へい体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等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が、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。

東海研では、これらを適用する場合は、適用基準に基づいて予め原子炉運転委員会または使用施設等運転委員会等において、サンプリングの方法等の妥当性について審議している。

## 放射性廃棄物の取扱い

### (1) 放射性廃棄物の低減化

解体では放射性廃棄物が大量に発生するので、種々の放射性廃棄物低減対策が必要である。これらの対策として、解体作業での汚染による放射性廃棄物の発生を防止する観点から、解体作業前に汚染のない不要物品及び測定器等を搬出することが有効である。解体対象機器の放射性廃棄物の低減対策では、除染・分離の方法及び場所を明らかにして作業要領に示すことが必要である。また、汚染の可能性の高い解体作業では、使用する工具類を管理区域専用のもとし、解体用の大型機器等については、ビニール養生等により汚染拡大防止対策を講じる。

## (2) 分類、分別方法と放射能評価

東海研では、核種、放射能レベル区分、性状及び内容物等で放射性廃棄物を分類している。分類にあたっては、事前評価から処理処分を考慮して同一核種組成と推定される機器ごとに分別する必要がある。

廃棄物中の放射能は、容器表面線量当量率または汚染状況調査結果からスケーリングファクター法により推定する方法がある。これらの実施にあたっては、廃棄物の核種組成に対応する線量当量率と放射能濃度との換算係数を把握することが今後の検討課題である。

クリアランス廃棄物の取扱い

## (1) 事前評価

クリアランス廃棄物は、事前評価における汚染状況調査や放射化計算から対象物が選定される。クリアランス対象物は、評価対象核種のクリアランスレベルに対する放射能濃度比の総和から判定される。評価結果の他、根拠や評価条件等を記載した記録を作成する必要がある。

## (2) 解体作業時の管理

解体作業時の管理は、放射性廃棄物のクリアランス廃棄物の混入を防止するため、解体手順や区域及び系統別に解体手順を明記し、撤去後の保管場所も含めて検討することが必要である。

非放射性廃棄物の取扱い

## (1) 非放射性廃棄物の手続き

東海研では、非放射性廃棄物は、事前評価から対象となる機器及び構造物を選定し、解体工事に係る所内安全審査で対象物の名称と確認方法、サンプリング方法を記述し、妥当性についての審議を受けることとなっている。非放射性廃棄物の搬出では、予め、区域放管に汚染の有無の測定を依頼し、関連部署の承認を得る。

## (2) 非放射性廃棄物の確認方法

非放射性廃棄物は、使用履歴から汚染のないこと及び限定された汚染で、汚染部分の分離が確認された解体廃棄物である。確認は使用履歴で行い、測定は念のために行うものである。

放射化物では、原子炉運転委員会等による審議から、一般的に存在するコンクリートとの間に有意差がある部分が分離されたものとされている。

## (3) 産業廃棄物の処分方法

産業廃棄物の処分は、不適正な処理による環境汚染や不法投棄を防止するため、廃棄物処理法により排出業者から処分業者までの一連の受け渡しで、廃棄物の種類や量等を記入した文書を渡すマニフェスト制度を遵守することが必要である。産業廃棄物は、東海研ではこれらの制度に留意し、下記のとおり分別して所定の場所に保管することとしている。

① コンクリート、② 金属：鉄（炭素鋼、ステンレス）、非鉄金属（アルミニウム、銅等）、特種金属（鉛、水銀等）、③ プラスチック、④ ガラス、陶器、磁器、⑤ 木屑

特別管理産業廃棄物等に該当する有害物質等のアスベスト、フロン等を含む廃棄物については、処理処分方法が他の廃棄物と異なるため専門業者に依頼することが必要である。

#### 再利用資源の取扱い

コンクリートや鉛等の有用な非放射性廃棄物は、廃棄物発生の低減化のため、再利用を検討する。

コンクリートについては、再利用に必要な品質に加工することが不可欠である。このための費用については解体計画に含めることが必要となる。発生及び加工時期については、再利用関係部署と協議し、一時的な保管場所が必要な場合には、保管場所を確保することが必要である。また、鉛等は、利用者と現場確認を行って再利用方法等について検討する必要がある。

### 5.7 地方自治体への報告

地方自治体への報告は、茨城県原子力安全協定により、以下の事項について随時報告を行うこととなる（付録5-1）。

#### (1) 協定書に基づく随時の報告事項

原子力施設周辺の安全確保及び環境保全に関する協定書第16条に基づき、原子力施設等を解体しまたはその用途を廃止しようとするときは、茨城県知事、東海村長、隣接市長に報告する。以下に、その概要を示す。

原子力施設使用廃止（変更）報告書（協定運営要項第11条第5項 様式第13）

- ① 種別（1. 解体 2. 用途の廃止 3. 既提出報告書の変更）
- ② 廃止（予定）年月日
- ③ 廃止（変更）する理由
- ④ 使用廃止に係る補足事項

添付資料

- ① 解体の方法及び工事工程表
- ② 核燃料物質、放射性同位元素またはこれらによって汚染された物の処分方法
- ③ 原子力関係法令に基づく届出書等の写し

#### (2) 随時報告事項の変更

茨城県原子力安全協定運用基準に基づき、随時報告に変更が生じた場合は以下の手続を行う。

- 1) 提出された原子力使用施設廃止報告書の記載事項のうち、解体の方法、工事工程等に追加、変更等が生じたときは、その都度、変更報告書を提出する。
- 2) 原子力施設使用施設廃止（変更）報告書の提出期限は、以下のとおりである。
  - ① 原子炉施設の解体にあつては、解体の届出をするとき。
  - ② 原子力施設の用途の廃止にあつては、廃止に係る工事に着手する前に報告するものとする。
- 3) 原子炉等の解体に関しては、解体方法に変更の有無にかかわらず定期的に状況を報告している。

## 5.8 その他の法的手続

解体時においては、その他の法的手続として、以下の届出や提出書類がある。

### (1) 労働基準法

水戸労働基準監督署長の通知<sup>\*1</sup>第4項(報告等)に基づき、1日の線量が1mSvを超えるおそれがある放射線作業を行う場合は、あらかじめ放射線作業届(様式第1号)を水戸労働基準監督署長に届出する必要がある。

### (2) 建築基準法

建築物除去届を、法令第15条(届出、統計)及び同施行規則第8条(建築工事届及び建築物除去届)に基づき、建家解体の着工前に茨城知事に提出する(施工業者)。

### (3) 消防法

消防法に係る施設・設備については、法令第12条の6及び東海村火災予防条例第46条に基づき、解体の進捗状況に合わせて東海村消防署長に提出する。

### (4) クレーン等安全規則

解体の進捗に合わせて労働基準監督署長に、休止の場合は同規則第48条(休止の報告)、廃止の場合は同規則第52条(検査証の返還)に基づき提出する。

### (5) 高圧ガス取締法

解体の進捗に合わせて、冷凍高圧ガス使用廃止届を茨城県北地方総合事務所商工労政課に提出する。

## 5.9 品質保証活動と所内審査

### (1) 品質保証活動

品質保証活動は、原子炉施設の設計、製作・工事、運転及び解体の全期間にわたって原子炉施設の機能を確保し、これを維持するための業務で、これらを実施するため原子炉施設品質保証管理規程があり、同規程第17条に基づく原子炉施設品質保証基本計画が定められている。解体における品質保証活動には、被ばく管理や放射性廃棄物管理に係る記録類を保存するための文書管理があり、事前に記録類を含めた施設品質保証計画を作成することが必要である。

### (2) 所内審査

原子力施設等の解体及び変更許可申請書に係る文書に関しては、所内の審査を受けること。

#### 原子炉施設

解体に係る書類は、部内品質保証審査機関、原子炉運転委員会及び原子炉等安全審査委員会で審査を受ける。

- 1) 部内品質保証審査機関(品質保証統括部長の諮問機関)
- 2) 原子炉運転委員会(所長の諮問機関)

<sup>\*1</sup> : 「原子力施設における放射線業務に係る安全衛生管理対策の強化について」

(水戸基署発第580号 平成12年12月11日付)

## 3) 原子炉等安全審査委員会（理事長の諮問機関）

核燃料物質使用施設

変更許可申請書については核燃料物質使用施設保安規定により、原子炉等安全審査委員会及び使用施設等運転委員会で審議される。このため、当該部署では所内安全審査資料及び使用施設等運転委員会説明資料として、文科省に説明する文書を作成し、解体工事の安全に係わる審査を受ける。

また、所内審査の審議にあたっては、事前に当該施設担の部内安全審査機関による審議を受ける。

RI 使用施設

解体に係る使用許可に関する軽微な変更に係る変更届の提出においては、放射線障害防止規定に基づき、管理区域の解除、建家の解体等の安全性を確認する文書が使用施設等運転委員会で審議される。

## 5.10 解体完了報告書と記録の保管

解体完了報告書

解体後の再利用や処分された廃棄物の確認に備えて、解体が終了した時点で下記の項目を記述した解体完了報告書を作成する制度を検討する必要がある。以下に、解体完了報告書の記載例を示す。

## (1) 解体施設の使用履歴の概要と事前評価

- 1) 施設の概要：竣工年度、施設及び主要装置の概要
- 2) 使用履歴：運転履歴及び汚染状況調査資料
- 3) 放射能インベントリ：核種と放射性物質の量
- 4) 解体の理由：老朽化、目的終了、再利用等

## (2) 撤去範囲と解体工事

- 1) 解体方式及び解体撤去範囲
- 2) 解体期間： 年 月 日～ 年 月 日
- 3) 解体工事の概要：各機器及び建家構造物の撤去方法、解体作業時の異常の有無
- 4) 当該施設の主要な汚染核種
- 5) 解体作業に係る被ばく管理記録

## (3) 解体後確認測定結果

- 1) 測定年月日： 年 月 日～ 年 月 日
- 2) 確認測定方法：直接法、間接法、試料採取
- 3) 測定結果：確認測定データ添付

## (4) 解体廃棄物の特性

- 1) 放射性廃棄物（固体）発生量：放射能レベル区分別物量（ドラム缶換算）
- 2) 放射性廃棄物（固体）中の核種と放射能量
- 3) 放射性廃棄物（固体）の保管場所または処分場所
- 4) 非放射性廃棄物の発生量：種類別物量

- 5) 非放射性廃棄物の搬出または処分場所
  - 6) 放射性廃棄物（気体及び液体）の放出量
  - 7) クリアランス廃棄物の材料別発生量等（法制化に対応）
- (5) 解体終了年月日： 年 月 日

#### 記録管理

解体に係る記録は解体管理報告書の根拠となる文書で、放射能インベントリ等の事前評価、解体作業管理、管理区域解除の確認測定及び廃棄物管理に分類される。

事前評価に係わる記録は、解体計画の立案や廃棄物の処理処分方法を決定する根拠となる。クリアランスレベルに該当する廃棄物については、文科省への申請書に記載することが考えられ、評価結果の他、測定条件や測定器の校正記録も併せて保管管理する必要がある。

作業管理記録には、解体作業と放射線管理記録がある。これらは、解体作業が安全かつ確実に行われたことを示すもので、今後の解体計画立案にも活用するデータとして保管管理することが必要である。

管理区域解除に係る記録には、設置者が行う測定記録と文科省による確認測定記録があり、更地化や再利用における安全確保を保障する文書となる。

廃棄物管理記録では、放射性廃棄物、クリアランス廃棄物及び非放射性廃棄物に分類される。これらの記録は、発生場所や年月日、廃棄物分類の根拠データ等を示すもので、安全確保に重要な文書となる。ことから記録類の保管については、今後の重要な検討課題であり早期に対応する必要がある。



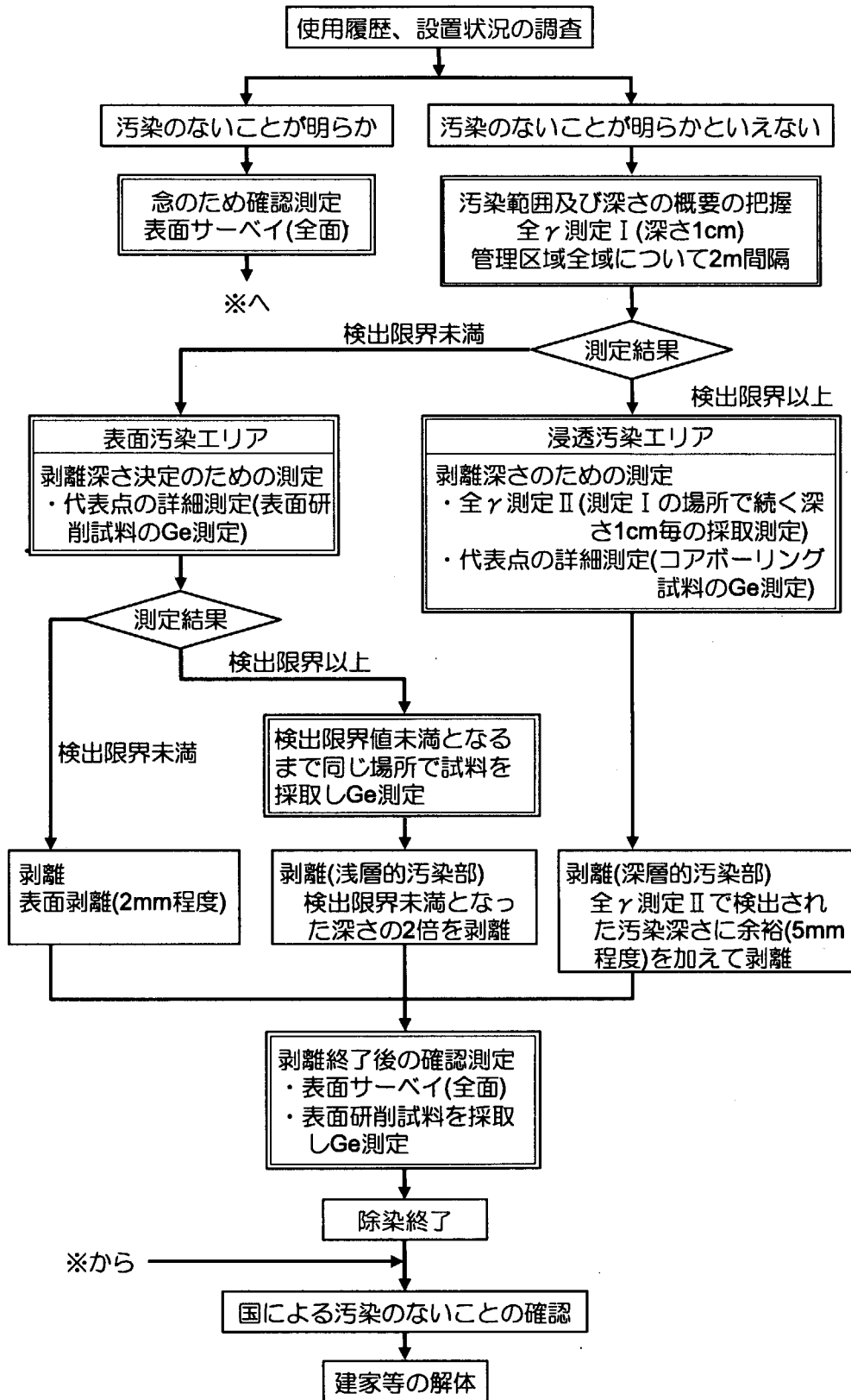


図 5-1 非放射性廃棄物として処理するための手順

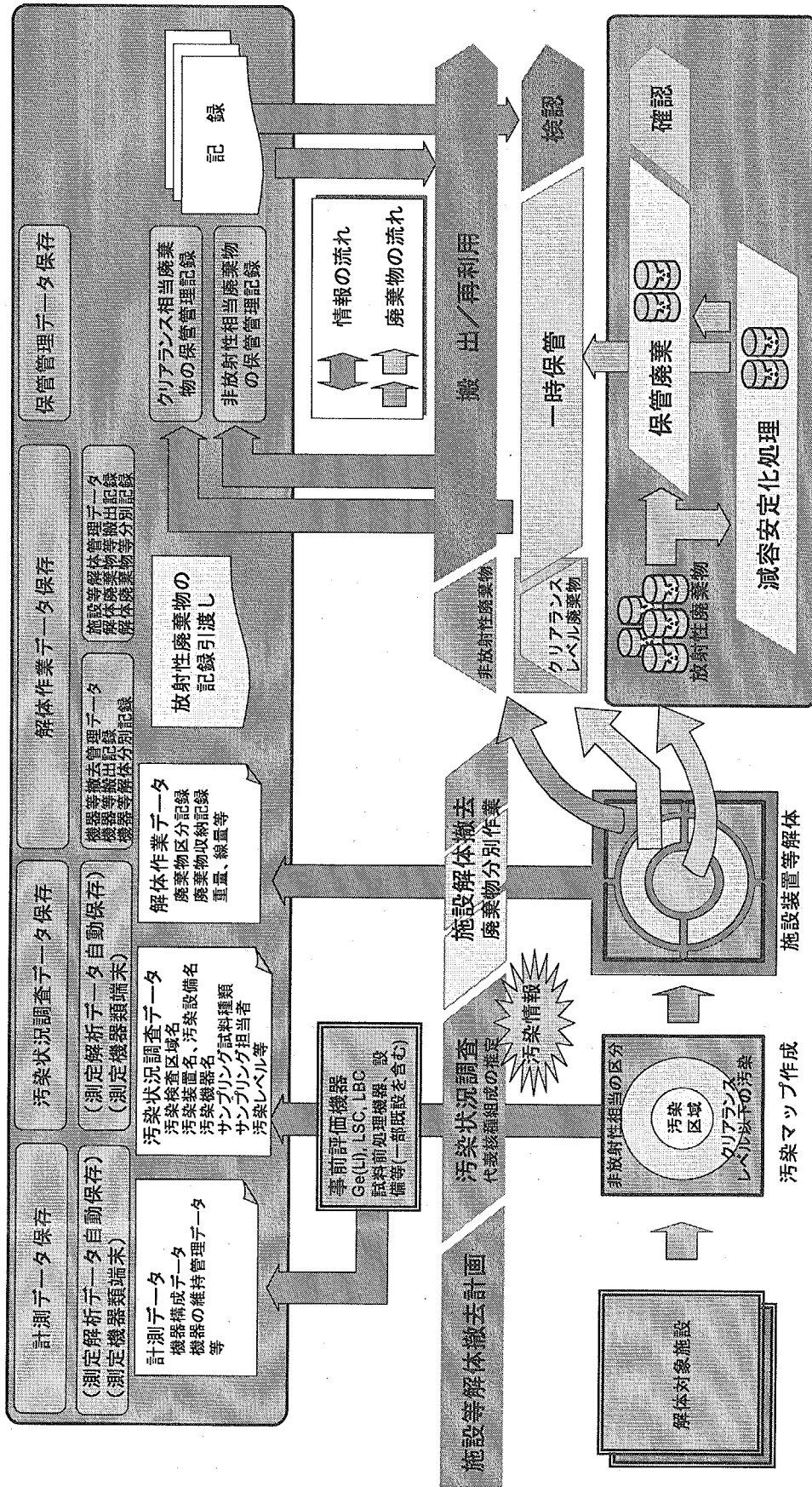


図 5-2 解体廃棄物の発生とデータ管理の流れ

## 6 原子炉施設編

### 6.1 解体手順の流れ

原子炉施設の解体方式には、即時解体撤去と安全貯蔵・解体撤去に分類される。原子炉施設の解体には原子炉の機能停止措置、原子炉冷却系統の隔離、原子炉本体の密閉措置及び解体撤去がある。また、解体方式や解体措置は、被ばく線量評価や廃棄物の処理処分への対応等を考慮し、施設の状況に応じて選択する。

原子炉の機能停止措置は、核分裂発生能力を除去するため燃料棒の再挿入や制御設備の再取り付けを不能にする。原子炉本体と冷却系統を切り離した後、冷却系統の開口部を閉止する場合を冷却系統の隔離、原子炉本体の開口部を密閉する場合を密閉措置という。JPDR では解体撤去、JRR-2 では原子炉本体の密閉措置が行われている。原子炉施設における解体手順の流れを図 6-1 に示す。

### 6.2 解体実施体制と検討項目

解体計画は、検討・評価における確実性の確保と期間短縮のため、原子炉最終停止の確定前に概要等を検討することが望ましい。解体計画の立案では、「原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方（昭和 60 年 12 月 19 日（一部改訂 平成 13 年 8 月 6 日）、原子力安全委員会決定）<sup>[14]</sup>」を参考にする。

解体計画の立案から解体工事管理を円滑に進めるため、次の項目を検討する業務を実施することが必要になる。これらは、解体規模や保有人員等の施設状況、解体時期や解体の進捗状況に応じて担当業務を見直すこととなる。

- (1) 総括
  - 1) 解体届等に係る諸手続
  - 2) 使用済及び未使用燃料の処分方法
  - 3) 解体工事全体計画
  - 4) 安全協定に基づく地方自治体への報告等
- (2) 放射能インベントリ評価
  - 1) 放射化及び汚染量の評価
  - 2) 放射性固体廃棄物発生量の予測と処理処分方法
- (3) 解体工事計画
  - 1) 解体に係る工事範囲
  - 2) 解体工法
  - 3) 作業工程（競合する工事の調整）
  - 4) 解体の費用評価
- (4) 安全評価
  - 1) 作業者と一般公衆の被ばく評価
  - 2) 汚染拡大防止対策と設備、想定される事故と対策
  - 3) 一般安全対策と有害物質の評価
  - 4) 作業被ばく、廃棄物量、費用等を考慮した除染計画の立案

## (5) 解体実施

- 1) 工事契約仕様書作成
- 2) 解体工事管理
- 3) 維持管理すべき施設の管理
- 4) 廃棄物の管理及び保管廃棄施設等への引き渡し

## 6.3 解体計画立案

解体計画の概要

研究用原子炉は、炉型や出力、運用履歴が多種多様で、放射能インベントリは施設によって大きく異なる。このため解体工法や解体時期及び解体後の再利用等、選択肢も多岐にわたる。したがって、発電用原子炉のように解体方式や工程を画一的に決定することは困難であるが、基本的には安全貯蔵後解体撤去と即時解体撤去に分類できる。解体方式の選択では、原子炉停止後の放射能インベントリ評価から、それぞれの解体方式における被ばく線量及び廃棄物量並びに解体費用等の評価から最適化を検討して選択することになる。なお、廃棄物対策においては、廃棄物の保管能力、処理能力、年間計画等について検討が必要である。また、費用評価については、当該施設の再利用も考慮し試算することが必要である。

事前評価

原子炉施設の解体計画を策定するため、運転を終了した原子炉施設の残存放射能を放射化物質と汚染物に分類して、事前評価を行う。

## (1) 放射能インベントリの把握

原子炉施設では、「3.3 計算による放射能インベントリ評価」から、放射化による放射能インベントリを把握するため、以下の事項を調査する。

- 1) 運転履歴
- 2) 各年度の運転実績
- 3) 機器等の元素組成
- 4) 炉心及び放射線遮へい体の中性子束分布（運転中の測定データを含む。）

放射能インベントリ調査では、計算コード及び測定による調査を併用し、その信頼性を向上させる。このデータは、解体方式の決定、解体作業に伴う作業員及び一般公衆の被ばく、放射性廃棄物の処理処分並びに解体費用等の評価資料となる。

## (2) 施設内汚染状況の把握

使用履歴と汚染履歴調査及び汚染測定から、施設内汚染状況を把握する。

## 1) 書類等による調査

表面及び浸透汚染測定の信頼性を向上させるため、運転日誌や故障履歴、改造工事等の汚染記録を調査する。また、区域放管等が保管している汚染記録から汚染核種や性状及び措置等を調査する。

## 2) 汚染状況調査

原子炉施設では、原子炉本体や実験装置等が設置されている炉室、冷却機器や排水・排

気設備が設置されている室及び区域に分類される。書類等の調査から、これらの区域を非汚染区域及び汚染区域に分類して測定する。

放射化物については、炉内構造物等金属類は遠隔の採取装置、コンクリートではコアボーリング法等により測定試料を採取することとなる。汚染物については表面剥離法と直接法を併用し、汚染核種や汚染履歴から汚染状況に応じて測定点数を決定する。

## 安全性の評価

### (1) 被ばく管理と解体工法の選択

解体工法は、作業員及び一般公衆の被ばく線量と放射性廃棄物の低減及び解体費用を考慮して選択する。作業員の被ばく低減対策は、一般に①線源からの距離、②遮へい壁等の設置、③作業時間の短縮であるが、高放射化物の解体では、距離と遮へいを組み合わせた遠隔解体工法が主要になる。遠隔解体工法の適用については、技術開発を必要とする場合も予想されるが、解体コストの低減と確実性を考慮して、適用経験のある解体工法を選択することが望ましい。解体工法を選択にあたっては、運転中の作業記録、適用する装置、遮へいの設置に要する被ばく等を総合的に評価して決定する。

一般解体工法及び重機解体工法については、放射能レベルの低い廃棄物と非放射性廃棄物であることから、内部被ばく防護や汚染拡大防止及び一般安全の確保が課題となる。重機解体工法は、一般解体工法に比べて数十倍の作業能率が期待できるため解体費用の低減に有効であるが、現場の状況や安全を考慮して選択する必要がある。

### (2) 解体工程

解体工程は、作業員の被ばくと放射性廃棄物の低減を考慮して作成する。解体手順は、JPDRでは高放射化物から解体撤去する方式が採用されたが、JRR-2では最終段階に原子炉本体を撤去する方法が選択された。このように、解体手順は施設の状況によって異なるので、解体方式を選択した段階で先行例を参考にし、解体経験を有する部署から技術的な知見を得ることが必要である。また、原子炉施設の解体は、長期間にわたることから、解体方法や解体工程に変更を伴うことが考えられる。このため解体工程については、当該原子炉の特徴を考慮して段階ごとに区分した解体工程を作成することが有効である。この場合、残存施設の維持管理及び安全対策を検討することが必要になる。

## 使用済燃料の取出し及び搬出方法

使用済燃料の取出しは、原子炉の運転管理の一環として、当該施設内の燃料貯蔵施設等に移送する。搬出先が設置許可以外の施設となる場合は、設置許可の変更や使用済燃料の受け入れ条件等を検討し対応する。未使用燃料が存在する場合は、その取扱いについての事前協議が必要である。

原子炉の機能停止措置には、使用済燃料と中性子源の撤去があり、撤去後は再装荷を不能にするための措置を施す必要がある。取出し後から搬出までの期間は、当該施設内の核燃料貯蔵施設に保管する。

核燃料物質の搬出は、炉規法、所内規定に基づき行う。中性子源の処分については、放射性

廃棄物管理第1課等と協議して搬出条件を整え、障防法に基づく法的手続を行う。

#### 6.4 解体手続

解体工事を確実に進めるためには、工事の進行に留意しながら法規制、所内審査及び自治体への報告等に対応することが必要である。原子炉施設の解体に係る申請等の手順を付録6-1に示す。解体に係る手続は、JPDR及びJRR-2等の解体先行施設の例を参考に進めることが有効である。また、品質保証計画及び保安規定の変更にもなうマニュアル類の変更等を確実に実施するため、必要に応じて解体に係る関係者との協議が必要である。

#### 解体前

##### (1) 解体届

原子炉の解体に係る規制上の手続は、炉規法第38条（原子炉の解体）及び試験炉規則第15条の2（解体届の提出）に基づいて解体届を文科省へ提出する。また、炉規法第38条第2項においては、文科省が原子炉設置者に対して、原子炉による災害を防止するために必要な措置を命ずることができる旨を規定している。このため、解体届には試験炉規則第15条の2に基づく記述内容の他、以下の事項に関する添付書類を作成する。

##### 1) 解体の方法に関する説明書

解体工事期間中の安全性を確保するため、撤去開始迄の維持管理と解体の方法を原子炉施設の区分ごとに表で表す。性能を維持すべきものについても、表の中で明記するとともに施設・設備区分に基づく構成品目の解体の方法を記述する。

##### 2) 工事工程に関する説明書

解体工事期間中の安全性を確保するため、性能を維持すべき期間及び工事工程を明記する。

##### 3) 残存放射性物質及び放射性廃棄物の推定並びに放射性廃棄物の処理処分に関する説明書

放射性廃棄物の推定発生量については、放射化物と汚染物に分類して評価した結果を示す。これらは、当該施設の構造、運転履歴、保守・整備作業履歴等、施設の特徴により異なり、解体の方法や解体工事の範囲によっても変化する。

解体工事に伴って発生する放射性廃棄物の処理及び処分の方法では、施設区分に従って示すことが必要である。

##### 4) 安全性に関する説明書

- ① 安全対策：一般安全対策、解体工事等に係る安全対策、放射線管理
- ② 公衆の実効線量評価：平常時及び事故時の実効線量評価
- ③ 放射線業務従事者の集団実効線量評価：解体工事に係る集団実効線量評価
- ④ 技術的能力

##### (2) 工事方法等明細書及び工事工程明細表

工事方法等明細書及び工事工程明細表は、文科省が解体工事にあたっての安全性を確認するため、工事の明細、当該年度の工程を把握する目的で提出を求める書類である。当該文書は、解体届を提出した時点で「平成13年11月15日付13文科科第457号の文科省科学技術・

学術政策局原子力安全課長（通知）」に示す記載要領により作成する。

工事方法等明細書に示すべき概要は、次の通りである。

1) 工事の対象施設、設備、装置及び機器

- ① 対象施設等の分類：解体届の工事工程に係る説明書と同様の施設、設備区分
- ② 設備機器の一覧表：工事の対象施設、設備、装置及び機器の構成と機器名称

2) 工事方法

- ① 対象施設等の解体方法の概要
- ② 図による機器ごとの工事方法と手順
- ③ 既設設備の維持管理のための必要な措置
- ④ 安全管理

3) 被ばく線量評価

- ① 工事に係る作業場所の線量当量率と表面密度
- ② 解体作業における空气中濃度
- ③ 作業者の防護と汚染拡大防止措置

4) 廃棄物の処理処分

- ① 放射性廃棄物の発生量
- ② 放射性廃棄物の放射能レベル区分別物量

5) 品質保証計画

工事方法等明細書に示す品質保証活動の実施

工事工程明細表については、解体届で示した原子炉施設の区分ごとの工事工程表に記載されている工事のうち、当該年度に予定されているものについて、工事名称、月単位の工事期間を明らかにする必要がある。

(3) 確認調査

JPDR の解体工事では、着手前に文科省による確認調査を受けた。

(4) 保安規定

原子炉施設保安規定は、解体届の工事工程に示された維持管理に基づき、運転管理用から解体中の維持管理用に改定する。改定においては、解体先行施設の JPDR や JRR-2 の改定例を参考にし、設備・機器等の撤去による変更することのなく安全確保ができる内容とし、より適切な保安規定を制定することが重要である。

(5) 品質保証活動

品質保証活動では、解体を行う施設は、解体に先立って解体中の品質保証について定めた施設品質保証計画を作成（運転中のものから改訂）することが必要である。

参考として、解体工事に先立って改訂した JRR-2 施設品質保証計画の構成を次に示す。

- ① 通則
- ② 解体撤去（使用済燃料要素に係るものを除く）に係る品質保証計画
- ③ 解体中の本体施設（使用済燃料要素に係るものを除く）の維持管理に係る品質保証計画
- ④ 解体中の特定施設の維持管理に係る品質保証計画

- ⑤ 解体中の屋内管理用放射線管理施設の維持管理に係る品質保証計画
- ⑥ 解体中の建設工事に係る品質保証計画

(6) 所内審査

解体に係る文書類の所内審査には、部内品質保証審査機関、原子炉運転委員会及び原子炉等安全審査委員会があり、以下の項目について審議される。

1) 部内品質保証審査機関（品質保証統括部長の諮問機関）

- ① 解体届、解体届の変更
- ② 工事方法等明細書、工事方法等明細書の変更
- ③ 許認可申請書類、修理及び改造計画
- ④ 保安規定の改定
- ⑤ 施設品質保証計画書

2) 原子炉運転委員会（所長の諮問機関）

- ① 工事方法等明細書、工事方法等明細書の変更
- ② 許認可申請書類、修理及び改造計画
- ③ 保安規定の改定

3) 原子炉等安全審査委員会（理事長の諮問機関）

- ① 解体届、解体届の変更

なお、解体に使用する装置等は、科学技術庁（現文科省）の見解として「解体のための設備機器は原子炉施設に該当しないので、設置許可や設工認を要しない。しかしながら、解体も原子炉施設の範疇で行われるので、原子炉等の災害を防止する上で支障のないものでなければならない。」が示された（昭和63年12月19日 原子炉規制課）。そのため、解体に使用する各種装置の安全については、解体届等で明記することになっているが、これらについては文科省との協議が必要である。

解体中

(1) 解体届の変更

解体で以下の事項が生じた場合は、必要に応じ解体届の変更届を提出する。

- 1) 解体の方法や工事の工程等に変更を生じた場合
- 2) 予算、解体技術等で解体届の全貌を明らかにできない部分があり、それらについて見通しがついた場合
- 3) 最初から解体計画で解体工事を段階（期間）ごとに分割して解体届の変更を行うとした場合

解体届の変更については、変更の内容、変更の理由を示さなければならないが、これらについては解体先行施設の記載例が参考となる。

(2) 工事方法等明細書、工事工程明細表及び解体進捗状況報告

工事方法等明細書及び工事工程明細表については、原子力安全課長通知に基づき、解体前に準じて提出する。

解体進捗状況報告については、月単位で次の事項を明らかにしたものであること。



- ① 工事の対象施設、設備、装置及び機器等の名称
  - ② 工事内容の明細
  - ③ 工事に係る被ばく管理状況
  - ④ 工事に伴い発生した放射性廃棄物の処分
- (3) 確認調査  
解体工事が工事方法等明細書の内容に従って行われていることを確認するため、文科省と協議し、頻度、確認事項及び確認方法を示す文書に基づき確認調査を受ける。
- (4) 保安規定等
- 1) 原子炉施設保安規定  
解体の進捗状況に応じて改訂することが必要である。その場合、解体届の添付書類1解体の方法に関する説明書及び添付書類2工事工程に関する説明書に示す性能を維持すべき期間に該当する設備、機器等が保安規定上担保されていることが重要である。改訂を行ったときは、下部規定類の見直しも行う必要がある。
  - 2) 国際規制物資計量管理規定  
当該原子炉施設の核燃料物質の処分に応じて改正する。下部規定についても見直し、改訂・廃止等の措置を行う。
- (5) 品質保証活動  
解体中の品質保証活動では、施設品質保証計画の別表に示された品質保証活動に係る文書の分類及び管理区分に基づいて文書管理を行うこと。施設品質保証計画は解体の進捗によって変更が必要となるので、保安規定とともに改正する。
- (6) 所内審査  
所内審査を伴う事項については、解体前に準じ計画的に対応して解体工程に支障をきたさないよう検討する必要がある。

## 解体後

- (1) 解体進捗状況報告  
解体中に準じる。
- (2) 確認・調査及び解体工事の完了報告書  
JPDR の事例では、解体中に準じ工事完了後の確認・調査の結果を解体工事の完了報告書として取りまとめ、科学技術庁（現文科省）に報告した。報告書には、解体工事の確認・調査の結果を集約し、解体届、工事方法等明細書にしたがって全ての工事が完了したことを示した。解体工事の完了は、解体完了の確認のありかたとして示された①核燃料物質等が全て撤去されていること、②放射性廃棄物は適切な廃棄が確実になされていることをその要件として確認された。
- (3) 保安規定  
原子炉施設保安規定から当該施設を削除する。
- (4) 品質保証活動  
原子炉施設品質保証管理規程から当該施設を削除し、施設品質保証管理計画を廃止する。

(5) その他の諸手続

- 1) 当該施設の原子炉主任技術者を炉規法第 40 条第 2 項に従って解任し、30 日以内に届出る。
- 2) 原子炉施設の廃止届及び廃止に伴う措置  
「平成 14 年 10 月 15 日付 14 科原安第 62 号の文部科学省科学技術・学術政策局原子力安全課長指示文書『文部科学省が所管する原子炉の廃止手続について（通知）』に基づき炉規法第 65 条第 1 項の届出を行う。  
また、炉規法第 66 条第 1 項の報告を、廃止の日から 30 日以内に報告する。
- 3) 原子炉設置許可申請書上から当該施設を削除する。

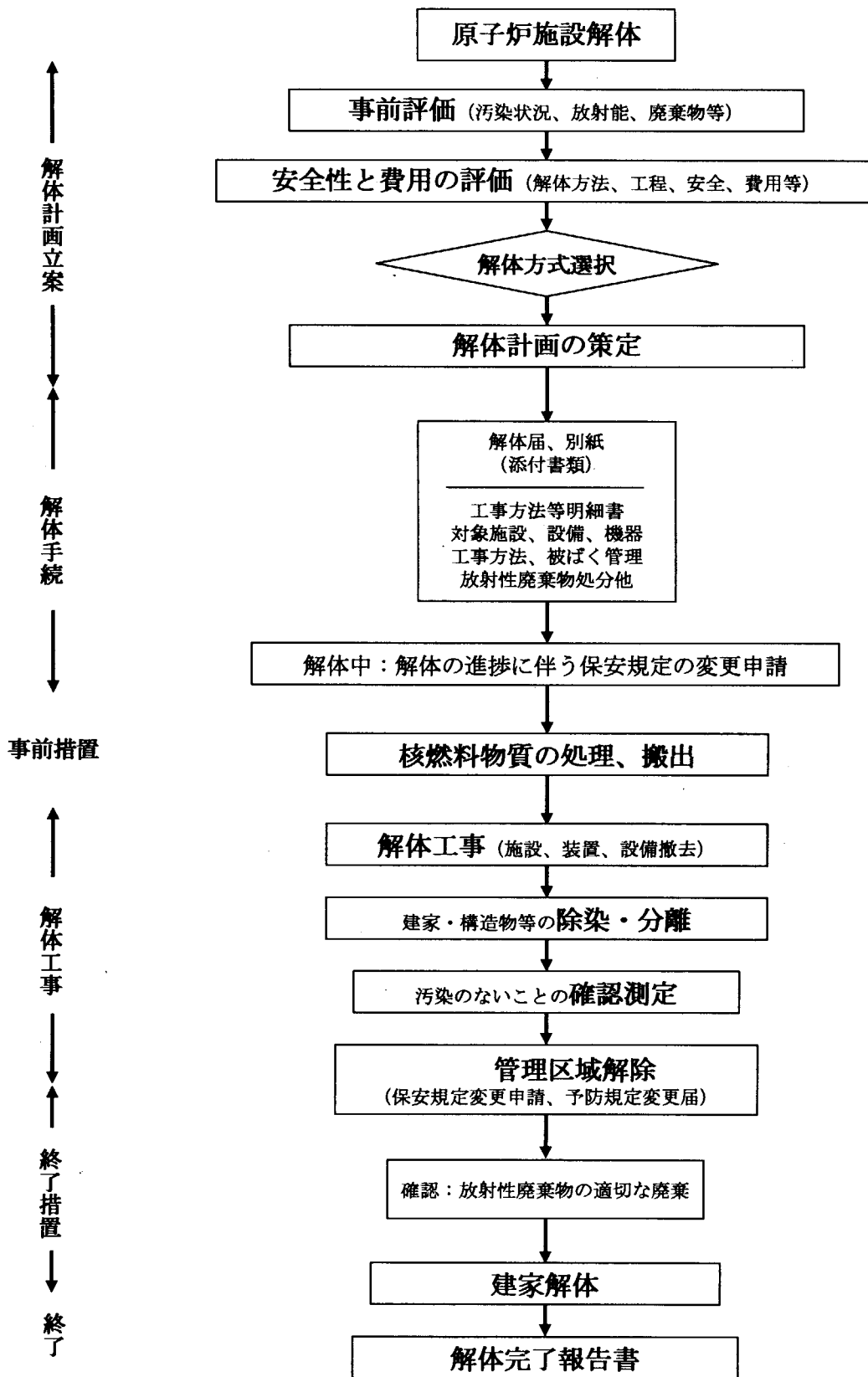


図 6-1 原子炉施設における解体手順の流れ

## 7. 核燃料物質使用施設編

### 7.1 解体手順の流れ

核燃料物質使用施設には、天然及び濃縮ウラン、使用済核燃料物質及び TRU 取扱施設があり、核燃料物質の種類や使用量で規制内容が異なる。このため、東海研では核燃料物質使用施設を 16 条の 2 該当施設と少量核燃料物質使用施設に分類している。核燃料物質使用施設における解体手順の流れを図 7-1 に示す。

核燃料物質使用施設の解体方式は、原子炉施設のように放射能減衰を想定した安全貯蔵を要することなく、①全面撤去、②機器撤去及び管理区域解除、③機器撤去及び再利用の 3 ケースが考えられる

ホットラボ等の 16 条の 2 該当施設における解体工事は、作業者の被ばく線量を低減するため、セル・ケープ等の高汚染区域では、事前に既設のマニプレータによる遠隔及び直接除染が行われる。その後、機器撤去、建家除染、確認測定と管理区域解除等の手順で解体が行われる。一方、少量核燃料物質使用施設では、放射能レベルが低いため、機器等の撤去、建家除染、確認測定と管理区域解除等の手順で解体が行われる。

### 7.2 解体計画立案

#### 解体計画の概要

解体計画の立案においては、施設の老朽化状況から再利用または全面撤去を選択し、施設停止を確定する段階で解体対象、解体範囲、解体方法、核燃料物質の処理と搬出、廃棄物処理処分、解体工程及び期間等を検討することとなる。

解体方法は、セル・ケープやグローブボックス等が存在する 16 条の 2 該当施設では、重装備解体工法が予想され、これらの作業における作業者の内部被ばく低減のため、改造や修理作業経験を利用することが有効である。一方、少量核燃料物質使用施設では一般解体工法が予想され、先行施設の解体経験を参考にすることが有効である。

核燃料物質については再利用や譲渡を検討し、移送方法等について譲渡先と協議することが必要である。放射性廃棄物については、放射性廃棄物管理第 1 課と協議し、引き渡し条件を確認する必要がある。

解体工程及び期間は、施設の規模や資金調達計画によって異なるが、これまでの経験から 16 条の 2 該当施設では 5～10 年、少量核燃料物質使用施設では 1～2 年が想定される。また、核燃料物質の貯蔵に係る安定化措置や特殊装置の移設等、当該施設特有の費用を要する事項については別途予算を確保することが必要である。

#### 事前評価

核燃料物質使用施設では、同一放射能レベルであっても放射性廃棄物の処理処分方法が異なるおそれがあるため、核種組成に関する事前評価が重要である。以下に、核燃料物質使用施設における文書と汚染状況調査の内容を示す。

##### (1) 文書等による調査

文書等の調査では、残存放射能の特性と同一核種組成の区域、系統を推定するため、以下

の項目に係わる記録等を調査することが必要である。

- 1) 核燃料物質の種類：変更許可申請書、核燃料物質の化合物
- 2) 使用履歴：核燃料物質の使用履歴、除染作業データ、利用者等からの聞き取り調査
- 3) 汚染履歴：汚染発生記録、汚染性状（浸透汚染及び表面汚染）及び核種、汚染場所

これらの調査結果を測定による調査に反映させることにより、信頼性の高い事前評価が可能になる。

## (2) 汚染状況調査

汚染状況調査では、文書等による調査結果を考慮して計画を立案する必要がある。

16条の2 該当施設では、高汚染区域のセル・ケーブル内やグローブボックス等とそれ以外の区域に分類して測定計画を立案することとなる。セル・ケーブル内の測定では、セルによって汚染核種や組成が異なることが予想されるため、区域ごとに調査することが必要である。実施にあたっては、汚染物の核種組成を確認するため、スミヤ試料等を採用して必要な測定を行う。また、放射能の核種組成等を検討するため、搬入された核燃料物質の種類と履歴から、計算コードORIGEN-2等による評価が必要となる。

セル・ケーブル外の区域と少量核燃料物質使用施設では、使用した核燃料物質の核種や種類によって汚染分布が異なるため、使用履歴や汚染履歴から、同一の核種組成と汚染特性に分類して、信頼性の確保と測定の省力化を図る。

## 安全性の評価

### (1) 被ばく低減と解体工法の選択

#### 1) 基本的考え方

解体工法は、当該施設の機器・設備を利用し、適用経験のある解体工法を選択することが有効である。また、作業者の被ばく線量を低減するため、解体前及び解体中の除染が有効である。

#### 2) 解体前除染

高汚染区域のセル・ケーブル等では、解体前に内装機器や床、壁の除染が行われる。セル・ケーブル内の除染は、放射線レベルに応じてマニプレータ等による遠隔除染とエアラインスーツ着用による直接除染が適用される。安全かつ合理的な除染計画の立案においては、供用中の除染経験や除染手順を利用することが有効である。

#### 3) セル等の内装機器解体

セル等の内装機器解体では、重装備解体工法が適用され、供用中の系統機器の機能を維持しながら機器の撤去が行われる。このため、施設の構造や配置、汚染拡大防止、安全確保から供用中の経験を利用した解体工程を立案することが必要である。

重装備解体工法では、多数の作業者の立入が困難なこと及び重装備等により作業効率は低下する。このため、高汚染機器の先行撤去による手順を検討して被ばく線量低減を図り、早期に一般解体工法を適用できる汚染レベルまで低下させることが重要である。

なお、ガス切断器等の溶断機器を適用する場合は、切断で発生するエアロゾルによる排気フィルタの目詰対策が必要となる。

## 4) セル・ケーブル以外の機器解体

セル・ケーブル以外の機器解体では、一般解体工法が適用される。一般解体工法では、被ばく線量低減と作業能率向上のため、高線量当量率の撤去場所と細断場所を分離し、撤去と除染を効果的に行うことが有効である。解体手順は、一般的に切断等による汚染防止のため低汚染レベルの機器から撤去するが、機器の配置や高線量当量率の機器がある場合は、被ばく線量低減からその変更が必要となる。また、機器の細断作業や廃棄物容器への封入作業は、建家構造物の汚染防止のため、グリーンハウス及び局所排気装置を設置して行われる。

## (2) 解体工程

核燃料物質使用施設では、残存放射能はセル・ケーブルやグローブボックス内に集中しているが、これらの設備は施設の広範囲に設置されていることから、施設を区域ごとに分類した解体工程が予想される。以下に、16条の2 該当施設及び少量核燃料物質使用施設の解体工程例を示す。

## 1) 16条の2 該当施設の解体工程

- ① 核燃料物質等の処理、搬出
- ② セル・ケーブル内遠隔除染及び直接除染
- ③ セル・ケーブル内装機器解体撤去またはグローブボックス解体撤去
- ④ 表面及び浸透汚染部の除染
- ⑤ 排水・排気設備撤去
- ⑥ 確認測定及び管理区域解除

## 2) 少量核燃料物質使用施設の解体工程

- ① 核燃料物質の処理、搬出
- ② フード、実験装置等の除染分離、解体撤去
- ③ 表面及び浸透汚染部の除染分離
- ④ 排水・排気設備撤去
- ⑤ 確認測定及び管理区域解除

核燃料物質の事前措置、搬出方法

解体の実施にあたっては、事前措置として化学反応の可能性のある核燃料物質については、安定化措置が必要となる。金属ウラン等の核燃料物質は、安定化措置として酸化処理が必要と考えられ、容器の形状や封入方法等を搬出先と協議し、対策を講じる必要がある。

## 7.3 解体手続

東海研の核燃料物質使用施設では、炉規法第55条、同施行令第16条及び使用規則第2条の規定で解体を行うこととなる。核燃料物質使用施設の申請手順を付録7-1に示す。

解体前

## (1) 変更申請書

核燃料物質使用施設では炉規法中に解体条項はなく、同法第65条（事業の廃止等の届出）

第1項の規定による核燃料物質の使用等に関する規則（以下「使用規則」という。）第9条（使用の廃止の届出）に基づき、事業の廃止の届出を行う。しかし、東海研では、一部の核燃料物質使用施設の廃止であることから、炉規法第55条、施行令第16条及び使用規則第2条の変更許可申請によって解体が行われる。以下に、変更許可申請の記載内容を示す。

- 1) 氏名又は名称及び住所並びに法人にあっては、その代表者の氏名
- 2) 使用の場所
- 3) 変更の内容
- 4) 変更の理由

16条の2該当施設で分割申請する場合、現行の許可申請書の部分的変更となる。

一方、少量核燃料物質使用施設では、一括して変更許可申請が行われる。

(2) 添付書類（16条の2該当施設）

再処理特研における解体経験から、16条の2該当施設における変更許可申請では、炉規法施行令第16条に基づく申請書及び各段階または工程ごとの現行許可における変更項目一覧と削除箇所等を記載した書類の他、使用規則第2条に基づく以下の添付書類が必要となる。

1) 変更に係る核燃料物質の使用に必要な技術的能力に関する説明書（変更後）

- ① 使用に関する技術的能力
- ② 使用者の略歴
  - 施設管理統括者
  - 施設管理者
  - 放射線管理責任者
  - 保安管理統括者

2) 障害対策書（変更後）

- ① 障害対策書の変更箇所（主に、削除）及び変更事項を示す書類。
- ② 平常時の放射線作業における放射線業務従事者の放射線防護と環境汚染防止対策

3) 安全対策書（変更後）

- ① 安全対策書の変更箇所（主に、削除）及び変更事項を示す書類。
- ② 想定される事故考慮：火災、爆発、停電、自然（地震）、誤操作、臨界、その他
- ③ 想定される事故と一般公衆への影響評価

安全評価において、機器等の解体撤去に伴い想定事故に変更を要する場合は、新たに対象となる機器の事故を適切に選定し、原子力安全委員会安全審査指針に基づく再評価が必要である。

(3) 参考書類-1

参考書類-1は、文科省の指導により作成する文書で、解体方法、安全対策、被ばく及び廃棄物発生量の評価を記載した文書で、原子炉施設では工事方法等明細書に相当するものである。これらは、変更申請書と同時に提出するため、変更申請に係る文科省との協議により評価及び記載内容を確認することが必要である。以下に、16条の2該当施設と少量核燃料物質使用施設の記述内容例の概要を示す。

1) 16条の2 該当施設

① 概要及び解体対象設備

- 当該工程における設備機器と区域の概要
- 図表による区域及び系統ごとの解体予定機器の表示
- 代表的な解体対象機器の機能や使用履歴

② 解体作業の内容及び方法

- 機器ごとに作業内容と手順
- 使用する切断装置等とグリーンハウス設置概略図

③ 作業工程

- 機器ごとの作業手順に基づく所要日数
- 解体対象の全機器の作業工程

④ 解体作業における安全対策

- 放射線管理：被ばく測定器及び着用する呼吸保護具
- 作業安全管理：人身災害や火災の防止対策、エアラインスーツ着用による安全確保
- 緊急時の対応と教育訓練：保安規定等に示された内容と項目

⑤ 解体作業に伴う被ばく線量評価

- 外部被ばく線量：作業区域または解体対象機器ごとの線量当量率と評価結果
- 内部被ばく線量：作業区域または解体対象機器ごとの表面密度  
解体作業条件と評価内容及び結果

⑥ 廃棄物発生量の推定

- 容器種別発生量；解体対象機器の重量に基づく発生量及び付随廃棄物発生量
- 廃棄物の種類： $\alpha$ 及び $\beta \cdot \gamma$ 廃棄物

2) 少量核燃料物質使用施設

フッ素実験室の解体経験から少量核燃料物質使用施設では、文科省への説明文書として16条の2 該当施設と同様に、以下の項目を記述した文書が必要となる。

① 概要及び解体対象設備

- 解体対象の設備機器の概要
- 図表による区域及び系統ごとの解体機器の表示

② 解体作業の内容及び方法

- 機器ごとの作業内容と手順
- 使用する切断装置とグリーンハウス等の汚染拡大防止対策
- 管理区域解除のための測定方法

③ 解体作業に伴う被ばく評価

- 汚染状況調査データに基づく作業者の被ばく及び排気口の濃度

④ 廃棄物発生量の推定

- 解体対象機器の重量に基づく推定結果

⑤ 解体作業工事期間

- 表による当該施設の解体工事期間



## (4) 参考書類-2

参考書類-2 は、解体工事の全体計画及び工程を示す文書で、文科省の指導により提出している。その内容は、全工事期間にわたる解体工事の方法と安全確保、廃棄物等の処理処分方法が示されている。文書の作成は文科省と協議により参考書類-2 を作成する。以下に、その概要を示す。

- 1) 経緯、概要、解体の範囲及び解体の進め方  
施設の概要と解体の経緯、解体の全体計画と範囲及び解体方針
- 2) 解体作業の方法  
解体方法や汚染拡大防止措置、解体に用いる切断機器
- 3) 解体中の施設の維持管理  
残存機器と核燃料物質使用施設の技術上の基準に適合す管理方法
- 4) 廃棄物処理
  - ① 固体廃棄物の分類と保管方法または処理方法
  - ② 液体及び気体廃棄物の処理と環境への放出
- 5) 放射線管理と被ばく線量評価
  - ① 作業環境の各種モニタリングによる放射線監視方法
  - ② 被ばく測定器、防護具の着用及び出入管理方法
  - ③ 管理区域の設定、解除とその条件
  - ④ 放射能インベントリに基づく平常時と事故時の被ばく線量評価とその対策
- 6) 一般安全管理
  - ① 解体作業における作業手順や教育訓練の遵守
  - ② 解体作業に使用する切断装置等の性能の維持管理
  - ③ 火災・爆発、停電対策、作業員保護のための感電、墜落・落下、粉塵障害等の対策
- 7) 解体に係る法的手続等
  - ① 変更許可申請時期と解体工事の工程
  - ② 当該工程または段階の解体計画
  - ③ 地方自治体への報告
- 8) 解体工程及び工程別解体対象機器  
図表による施設全体の解体計画と工程ごとの解体対象機器

## (5) 参考書類-3

核燃料施設安全審査指針<sup>[15]</sup>に対応する文書として、立地条件、放射線管理、環境安全、臨界安全、その他の安全対策など 21 項目にわたる記述内容が示されている。

立地条件では、基本的条件と平常時及び事故時における一般公衆の被ばく線量評価について、変更を必要とする場合はその内容を記述する。

放射線管理では、核燃料物質の封じ込め、放射線遮へい、グリーンハウス設置、高線量設備の遮へい措置及び区域管理、解体作業における管理方法を記述する。

放射性廃棄物の放出管理、貯蔵に対する考慮及び放射線監視方法については、解体作業で設置するグリーンハウスの換気用排気フィルタや室内モニタ及び排気モニタによる管理方法

を記述する。

臨界安全では、変更を要しないことが予想される。

その他の安全対策では、地震、火災・爆発、電源喪失、放射性物質の移動、事故時、共用に対する考慮、準拠規格及び基準、検査、修理等に対する考慮について、解体作業で想定される事項とその対策を記述する。

#### (6) 所内審査

原研では、変更許可申請書については核燃料物質使用施設保安規定により、原子炉等安全審査委員会及び使用施設等運転委員会で審議される。このため、当該部署では所内安全審査資料及び使用施設等運転委員会説明資料として、文科省に説明する参考書類-1、2と同様の下記に示す文書を作成する。

所内審査資料の記述項目は、以下のとおりである。

- 1) 概要、2) 解体対象設備概要、3) 解体工程、4) 解体作業の内容及び方法、
- 5) 作業工程、6) 解体作業における安全対策、7) 解体作業に伴う被ばく評価、
- 8) 廃棄物発生量の推定

また、所内審査の審議にあたっては、事前に当該施設担当部の部内安全審査機関により審議される。

### 解体中

#### (1) 変更許可申請

分割申請する16条の2該当施設では、解体工程に基づく変更許可申請計画から、解体前と同様に変更許可の申請を行う必要がある。変更許可の申請では、解体前と同様に、事前に部内安全審査機関、原子炉等安全審査委員会により審議される。

#### (2) 保安規定変更申請

分割申請する16条の2該当施設では、変更許可申請に示す撤去対象で保安規定に記載されている機器については、変更申請と連動させて保安規定を変更することが必要である。変更にあたっては、事前に部内安全審査機関及び使用施設等運転委員会により審議される。

#### (3) 解体進捗状況報告

文科省の指導により、原子炉施設と同様に、以下の項目を記載した文書を提出する。

- 1) 解体工事の内容、2) 被ばく管理データ、3) 放射性廃棄物の処理処分、4) 今後の計画
- なお、少量核燃料物質使用施設は、比較的短い年度での解体が予想されるので、解体中の変更申請許可は不要となる。

### 解体後

#### (1) 解体工事の完了報告書

「5. 解体管理と終了措置」に基づき、解体工事の完了報告書を作成し、関係部署に送付する。

#### (2) 保安規定変更申請

核燃料物質使用施設等保安規定から当該施設を削除する。解除手続は、解体中に準じる。

#### (3) 解体進捗状況報告：文科省の指導に基づき行う。

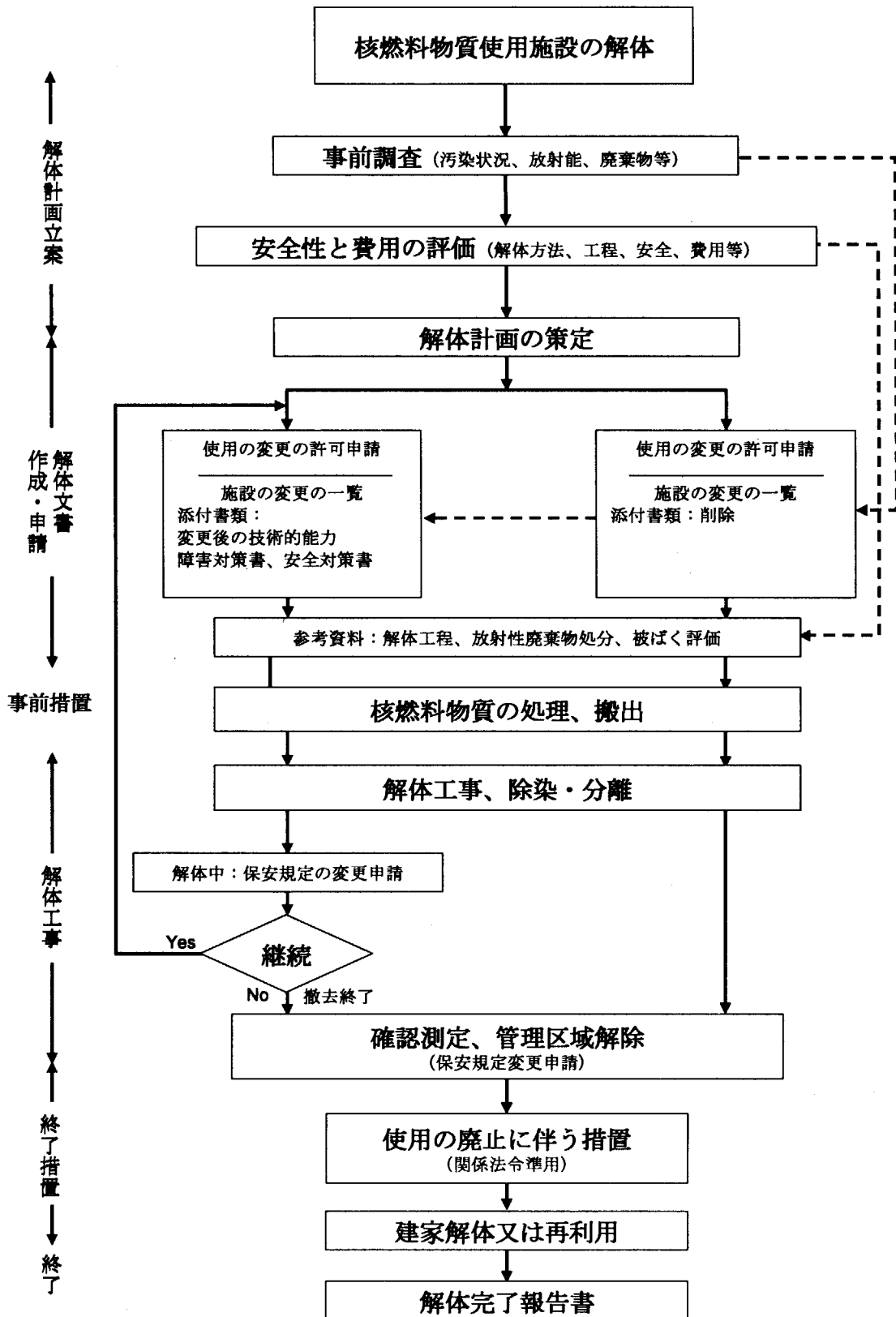


図 7-1 核燃料物質使用施設における解体手順の流れ

## 8. RI使用施設編

### 8.1 解体手順の流れ

RI 使用施設における解体手順の流れを図 8-1 に示す。東海研の RI 使用施設では、核燃料物質使用許可と同様に一部施設の廃止主となる。

解体方式としては、放射性同位元素（以下「RI」という。）の種類や放射線発生装置の特性によって異なる残存放射能の特性を考慮した次の選択肢が考えられる。

①全面撤去、②管理区域解除・再利用、③放射能減衰後全面撤去、④放射能減衰後管理区域解除・再利用

解体方式は、主に、①及び②が非密封及び密封 RI 使用施設、③及び④は放射化のある加速器施設に適用することが考えられる。このため、施設の特徴を考慮して、非密封 RI 使用施設、加速器施設、密封 RI 使用施設及び放射線発生装置使用施設（以下「密封 RI 等使用施設」という。）に区分する。

### 8.2 解体計画立案

#### 解体計画の概要

解体計画の立案においては、施設の老朽化状況から再利用または全面撤去を選択し、解体対象、解体範囲、解体方法、RI の処理と搬出、解体行程と解体期間を検討することとなる。

解体方式の選択は、非密封 RI 使用施設及び密封 RI 使用施設では放射能インベントリ、被ばく低減、廃棄物評価、解体費用及び再利用計画を検討し、総合的に判断する。

一方、下記の加速器施設については放射能減衰による放射性廃棄物の処理処分と被ばく低減及び解体費用の最適化を行って解体方式を選択する。なお、東海研では、加速器施設の加速器から除外される放射線発生装置を東海研では以下のとおりとしている。

<放射化物の管理を要しない放射線発生装置>

核子当たりの最大加速エネルギーが 2.5 メガエレクトロンボルト未満の加速器（ただし、重陽子と三重水素の核反応などを用いて中性子を発生させる目的で使用される加速器を除く。）及び最大加速エネルギーが 6.0 メガエレクトロンボルト未満の電子加速器。

#### 事前評価

##### (1) 文書等による調査

文書等の調査は、非密封 RI 使用施設では RI の種類、使用履歴及び汚染履歴の記録を対象に行う。加速器施設では、計算コードによる残存放射能を評価するため、施設の運転履歴が必要となる。密封 RI 使用施設では、汚染発生の有無を確認するため RI 線源等の使用記録等の調査が必要である。

##### (2) 汚染状況調査

汚染状況調査では、文書等による調査結果を考慮して測定計画を立案する。以下に各 RI 使用施設における汚染状況調査の概要を示す。

##### 1) 非密封 RI 使用施設

非密封 RI 使用施設では、文書による調査に基づき、使用室等や区域を非汚染区域、汚染

区域に区分して測定する。測定に当たっては、 $^3\text{H}$ や $^{14}\text{C}$ のようにコンクリートへの浸透性の高いRIについては、表面剥離やコアボーリング法を適用し、汚染区域や深さ方向の濃度分布を把握することが必要である。実験室では局部的な汚染があり、汚染の可能性のある使用室等や区域については床面等の全面測定が有効である。

## 2) 加速器施設

加速器のビームライン構成機器、実験機器（一次ビーム発生用ターゲット及び測定装置類）で放射化のおそれがある機器については、代表試料を採取してGe半導体核種分析装置等で測定し、核種及び放射能濃度を把握する。

遮へい用コンクリートについては、「3. 事前評価」に基づきコアボーリング試料を採取してGe半導体核種分析装置等で測定する。また、計算コードによる評価と測定結果との比較によりその妥当性を確認することが必要である。

## 3) 密封RI使用施設

密封RI使用施設では、線源本体の汚染検査と目視検査により密封RIに腐食やピンホール等のないことを確認するとともに、貯蔵施設及び使用施設についても、表面密度の測定により汚染のないことを確認することが必要である。

## 安全性の評価

### (1) 解体工法の選択

RI使用施設の解体では、遠隔解体工法や重装備解体工法を適用する解体対象物は少なく、一般解体工法及び重機解体工法での解体が主体になると予想される。RI使用施設の解体対象は、次のとおりである。

#### 1) 管理区域を解除し、再利用する場合

- 使用許可申請書に示す使用施設等の機器及び構造物

#### 2) 全面撤去の場合

- 使用施設と非管理区域の一般施設

解体する主な機器は、上記施設内のフード、排水・排気設備、貯蔵設備等及び使用測定機器等が考えられる。

解体手順は、放射性廃棄物を低減するため、解体対象機器を汚染機器、除染分離対象機器及び非汚染機器に分類し、汚染の無い機器から撤去することが望ましい。

### (2) 解体工程

非密封RI使用施設では、除染を考慮した解体工程となるが、密封RIでは除染の必要がない簡易な解体工程となる。以下に、各施設の解体工程を示す。

#### 1) 非密封RI使用施設

非密封RI使用施設では、以下の解体工程が考えられる。

- ① 使用及び貯蔵中のRIの処理（廃棄する場合には安定化）
- ② RIの搬出
- ③ フード、実験装置等の除染分離、解体撤去
- ④ 表面及び浸透汚染部の除染分離

- ⑤ 排水・排気設備撤去
  - ⑥ 確認測定及び管理区域の解除
  - ⑦ 建家解体または再利用
- 2) 加速器施設

加速器施設では、コンクリート構造物の放射性廃棄物が大量に発生するおそれがある。このため、放射能インベントリ、廃棄物処理処分及び被ばく線量評価を行って解体方式や解体工程を決定することが必要となる。以下に、放射能の減衰を考慮した解体工程を示す。

- ① 機器の解体撤去
  - ② 放射化コンクリート等の放射能減衰待機
  - ③ 放射化部の除染分離
  - ④ 排水・排気設備撤去
  - ⑤ 確認測定及び管理区域の解除
  - ⑥ 建家解体または再利用
- 3) 密封 RI 使用施設

密封 RI 使用施設では、以下の解体工程が考えられる。

- ① 放射線源の搬出または放射線発生装置の撤去
- ② 確認測定及び管理区域の解除
- ③ 建家解体または再利用

#### RI の搬出方法

RI の搬出については、線源の性状からコンクリート固化等の安定化措置が必要と考えられるが、容器の形状や封入方法を搬出先と事前に協議し、引渡し条件を整える必要がある。

#### 8.3 解体手続

使用者が事業所内全ての放射性同位元素若しくは放射線発生装置の使用を廃止したときは、障防法第 27 条（使用の廃止等の届出）に基づき、使用の廃止等の届出を行うとともに、同法第 28 条（許可の取消し、使用の廃止に伴う措置）によりその講じた措置を報告する。

事業所内の全 RI 使用施設を廃止する場合には、次の区分に応じた手続が必要である。

区 分	条 項	届出を行う者	書 式	そ の 他
1) 許可の取消し	法第 26 条			届出なし
2) 使用の廃止	法第 27 条第 1 項 施行規則第 25 条	使用者	使用廃止届 様式第 13	正本 1 通、副本 2 通に 許可証を添えて廃止の 日から 30 日以内に届出
3) 法人の解散	法第 27 条第 3 項 施行規則第 25 条	清算人	使用者解散届 様式第 14	正本 1 通、副本 2 通に 許可証を添えて解散の 日から 30 日以内に届出

しかしながら東海研では、一部の使用施設の廃止であることから、障防法第 10 条（使用施設等の変更）によって当該施設の解体が行われる。解体に係る使用施設等の変更許可申請では、RI の数量や放射線発生装置の台数の減少に相当するため、同法施行規則第 5 条の 2（変更の許可を要しない軽微な変更）から同法第 10 条第 5 項の届出が適用されることとなる。

## 解体前

### (1) 軽微な変更による使用施設等の廃止

東海研における解体手続は、RI 使用施設では軽微な変更届（障防法第 10 条第 5 項、同施行規則第 10 条の 3 第 1 項）、販売業及び廃棄業の施設では変更許可申請（同法第 11 条及び第 11 条の 2、同施行令第 9 条、第 10 条）により解体を行うこととなる。

解体までの法手続を付録 8-1 に示す。軽微変更届には、あらかじめ許可証を添えて、様式第 7 の 3 により、以下の資料を添付する（同法施行規則第 5 条第 2 項に規定する書類）。

- 1) 変更の予定時期
- 2) 変更に係る文書（RI の種類、数量、使用の目的や施設の位置情報等）
- 3) 工事期間及び解体中の放射線障害防止に関する文書

### (2) 使用施設等の廃止

RI 若しくは放射線発生装置の全ての使用を廃止したとき、または販売業、賃貸業及び廃棄業を廃止したときは、文科省に使用の廃止届を提出する。

### (3) 別添書類

変更の予定時期、廃止に伴う措置と解体作業等の概要を記載した文書を作成する。

### (4) 所内審査

変更届の提出においては、放射線障害防止規定に基づき、管理区域の解除、建家の解体等の安全性を確認する下記の文書が使用施設等運転委員会で審議される。

#### 1) 作成資料の概要

- ① 目的及び概要
- ② 作業要領
  - 機器類の解体撤去、汚染除去と管理区域解除
- ③ 作業工程
- ④ 解体作業における安全対策
  - 作業管理体制と放射線管理及び作業安全管理
  - 保安教育訓練と緊急時の対応
- ⑤ 解体撤去作業に伴う被ばく評価
- ⑥ 廃棄物容器の種類及び発生量等
- ⑦ 文科省への変更申請日程等

#### 2) 事前準備資料：実施体制、使用機材、実施方法、汚染検査方法等

## 解体後

### (1) 予防規定変更届

管理区域内測定装置等の搬出、設備・機器等の解体撤去及び汚染箇所の除染が終了した後、管理区域解除のための確認測定を実施する。汚染の無いことを確認し、その後、次項の解体報告を行う。

### (2) 放射線施設の廃止に伴う措置の報告

放射線施設を廃止したときは、RIによる汚染の除去その他の講じた措置を報告する。

### (3) 使用の廃止に伴う措置の報告書

全ての使用を廃止したときは、使用の廃止等の届出を文科省に提出する。

## 9. おわりに

本報告では、東海研究所における原子力施設の解体に関する技術的検討について、これまでの解体経験等に基づきまとめたものである。現在、関連省庁では、解体・廃止措置等に係る管理の軽減等について議論が進められているとともに、法令へのクリアランス制度の取り込み等の検討が進められている。

今後は、これらの法令改正等の状況を踏まえつつ、新たな経験から得られる知見をもとに、適切な解体に関する技術的検討を進め、「解体ハンドブック」等の作成を進めていく予定である。



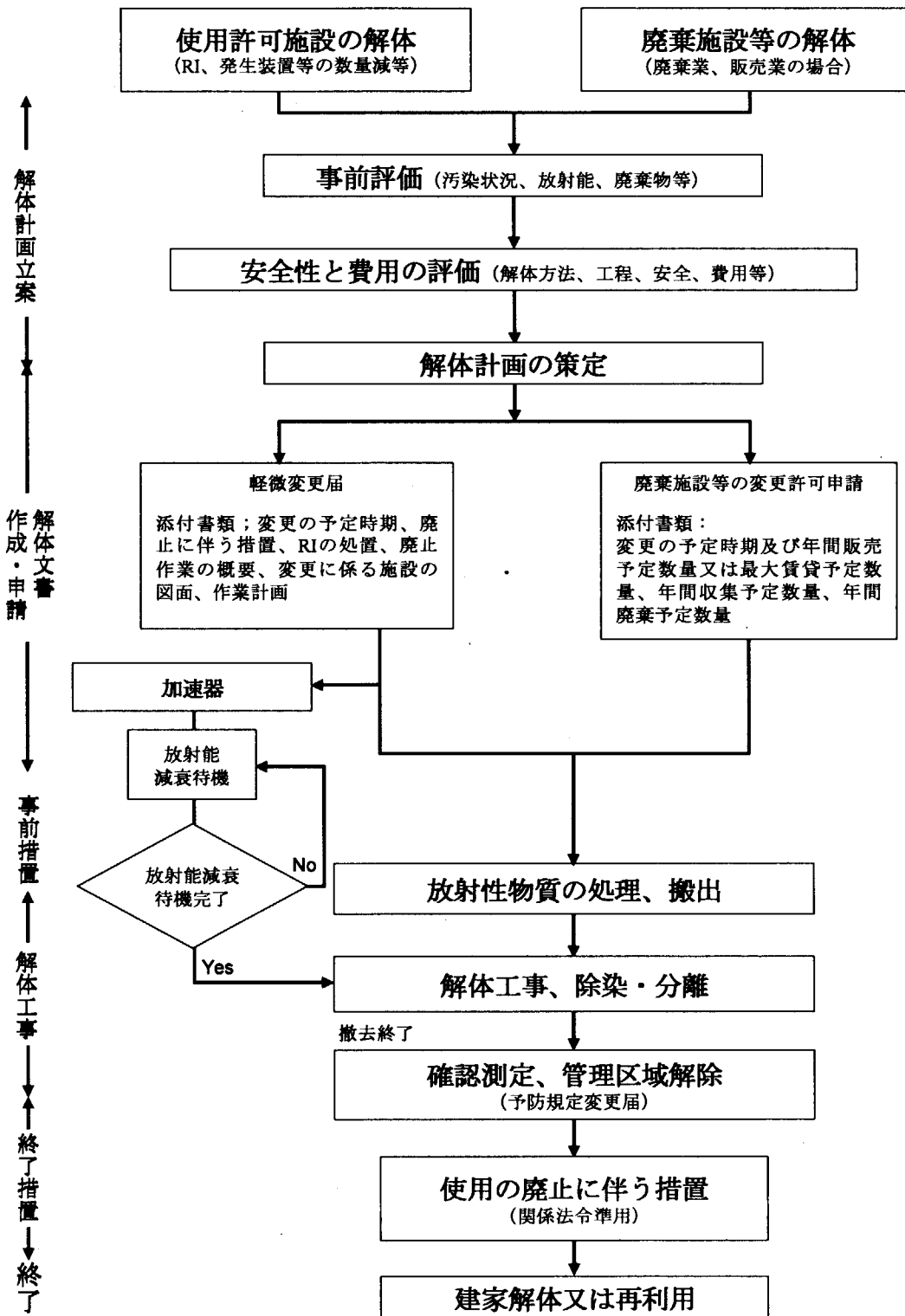


図 8-1 RI 使用施設における解体手順の流れ

## 謝 辞

本報告書をまとめるにあたり、ご協力を得ました核燃料サイクル機構、安全管理室、環境整備計画室、保安管理室、バックエンド技術部の諸氏に多くの協力を頂きました。ここに、深甚なる感謝の意を表します。

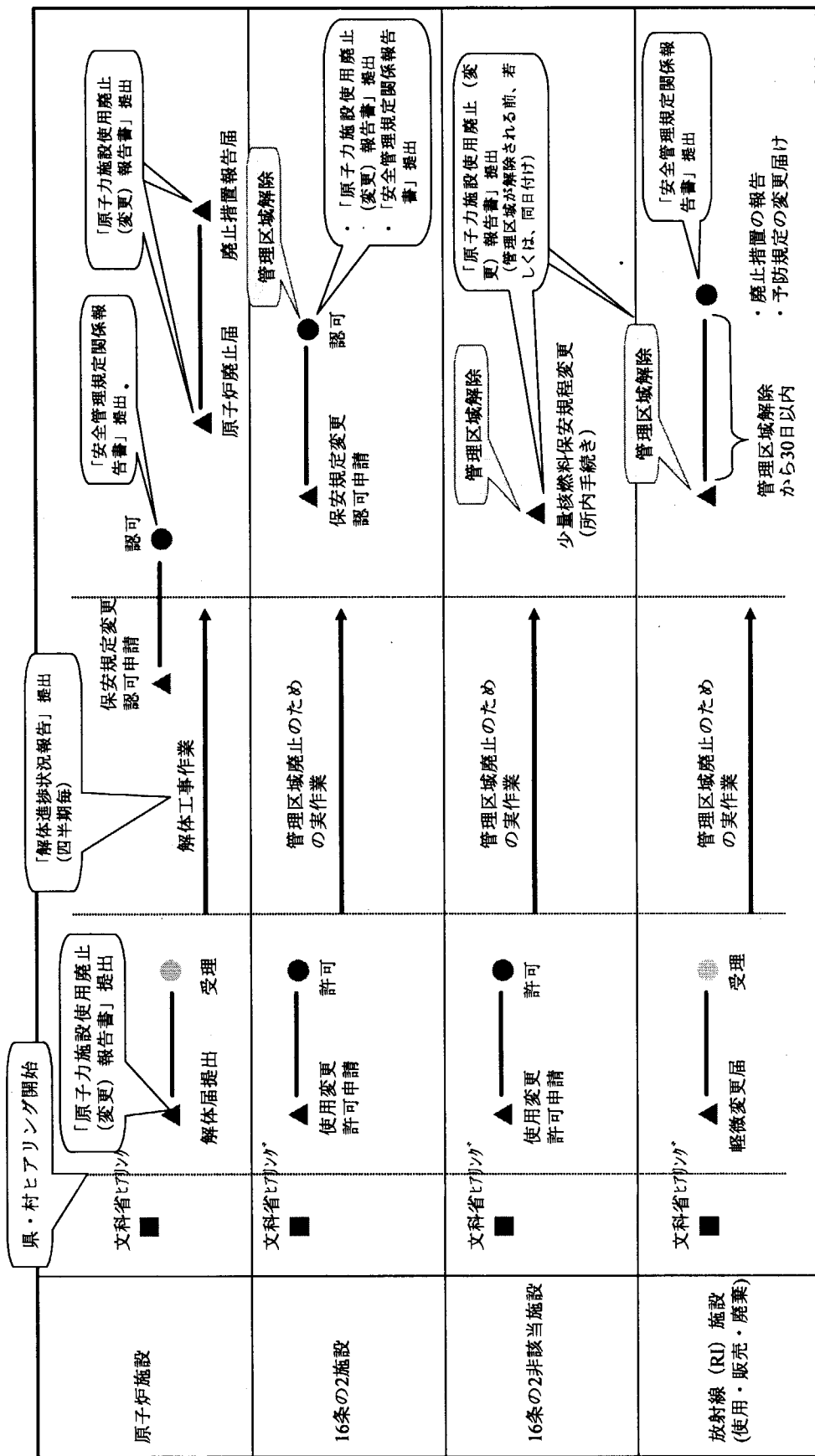
## 参 考 文 献

- [1] 茨城県原子力安全協定集, (平成 12 年 10 月).
- [2] IAEA, Safety Standards Series No. WS-G-2.1, : Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors. (1999).
- [3] IAEA, Safety Standards Series No. WS-G-2.2, : Decommissioning of Medical, Industrial and Research Facilities. (1999).
- [4] IAEA, Safety Standards Series No. WS-G-2.4, : Decommissioning of Nuclear Fuel Cycle Facilities. (2001).
- [5] 助川武則、他：JAERI-Tech 2001-58, 原子炉の解体における残存放射能評価方法の検討, (2001 年 9 月).
- [6] 放射性炭素分析法, 科学技術庁, (平成 5 年).
- [7] 放射性表面汚染の測定・評価マニュアル, 原子力安全技術センター, (1988).
- [8] 畠山睦夫、他：JAERI-Tech 97-064, 動力試験炉 (JPDR) の解体における建家表面の除染と放射能測定, (1997 年 12 月).
- [9] 積算資料, (財)経済調査会
- [10] 宮坂靖彦、他：JPDR 解体実地試験の概要と成果, 日本原子力学会誌, Vol.38, No.7, pp.553～576, (1996 年 7 月).
- [11] 原子炉安全基準専門部会報告書：発電用安全基準軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量当量評価について, 原子力安全委員会安全指針集
- [12] 白石邦生、他：JAERI-Data/Code 99-050, 動力試験炉 (JPDR) の解体廃棄物データの分析, (2000 年 1 月).
- [13] 白石邦生、他：JAERI-Data/Code 98-010, 動力試験炉 (JPDR) の解体における作業データの分析, (1998 年 3 月).
- [14] 原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方 (昭和 60 年 12 月 19 日 (一部改訂 平成 13 年 8 月 6 日)), 原子力安全委員会
- [15] 核燃料施設安全審査基本指針, 原子力安全委員会安全指針集

# 付 録

This is a blank page.

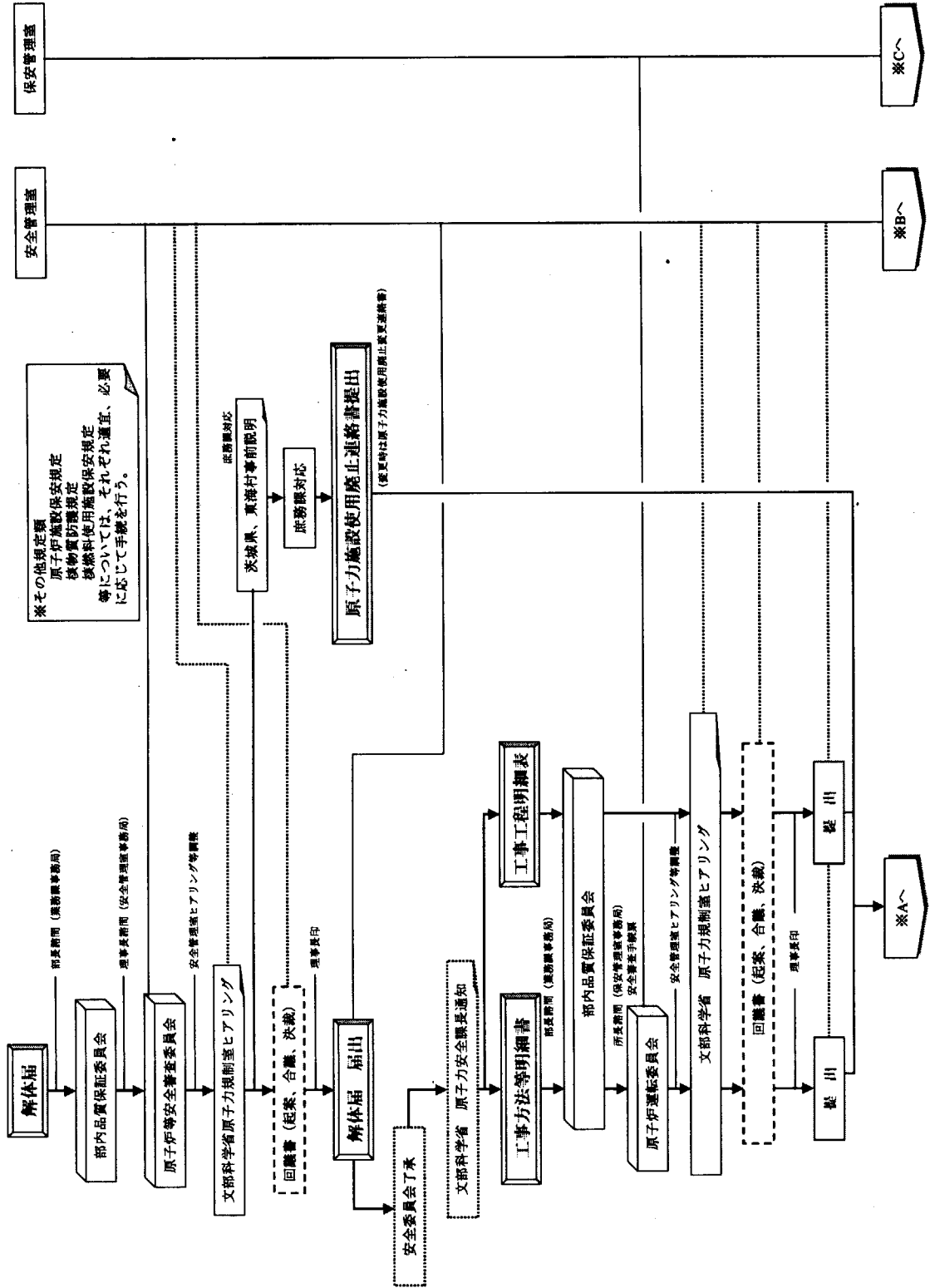
原子力施設等の地方自治体協定に基づく廃止申請手続



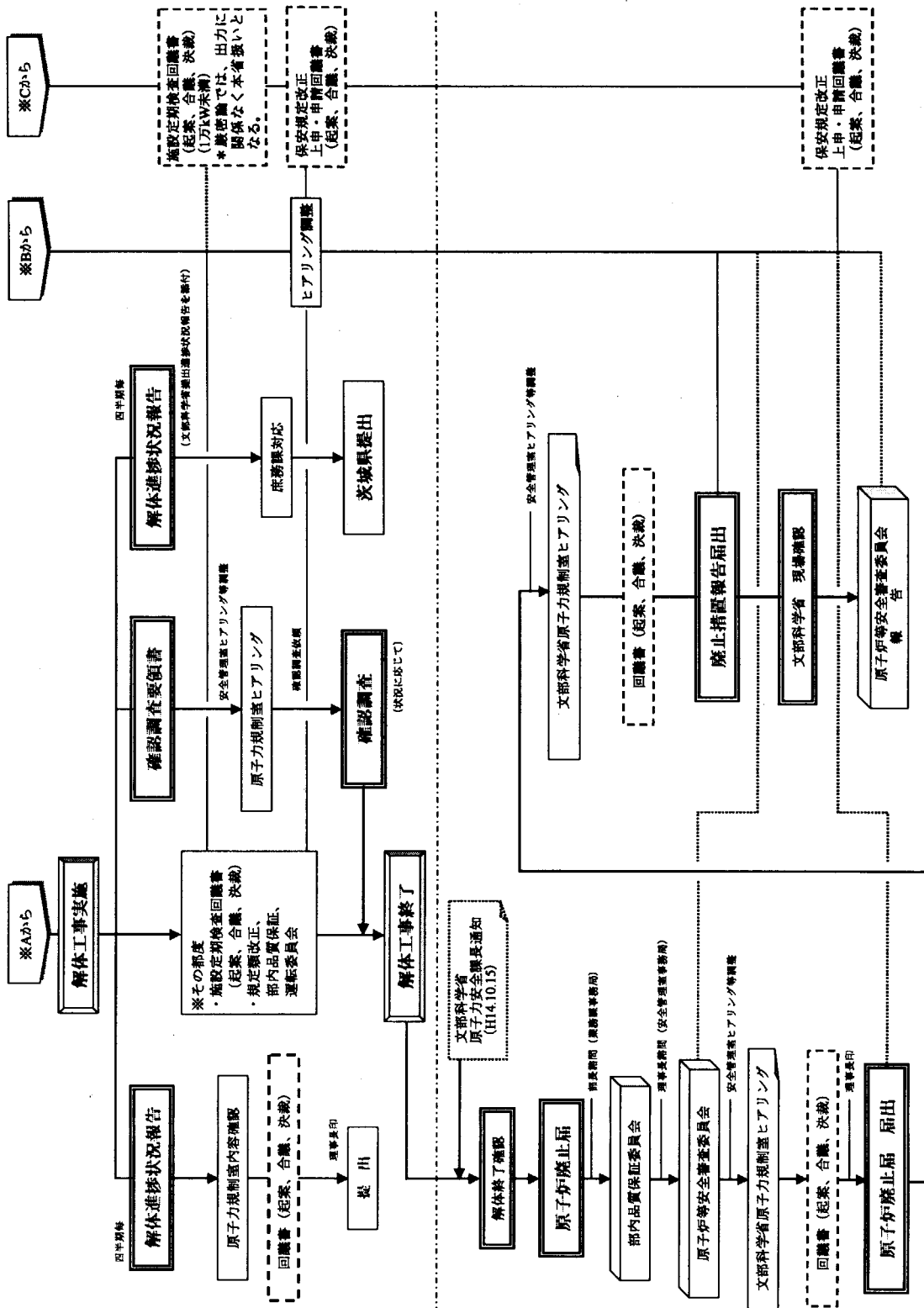
注) ・核燃料及びRI施設についての「原子力施設使用廃止(変更)報告書」の提出時期の現状は、県、村のヒアリング状況に応じて、管理区域解除時に提出している。  
 ・保安規定及び予防規定を変更した場合の「安全管理規定関係報告書」は、変更後速やかに提出する。

付録 6-1

原子炉施設の解体に係る申請等の手順

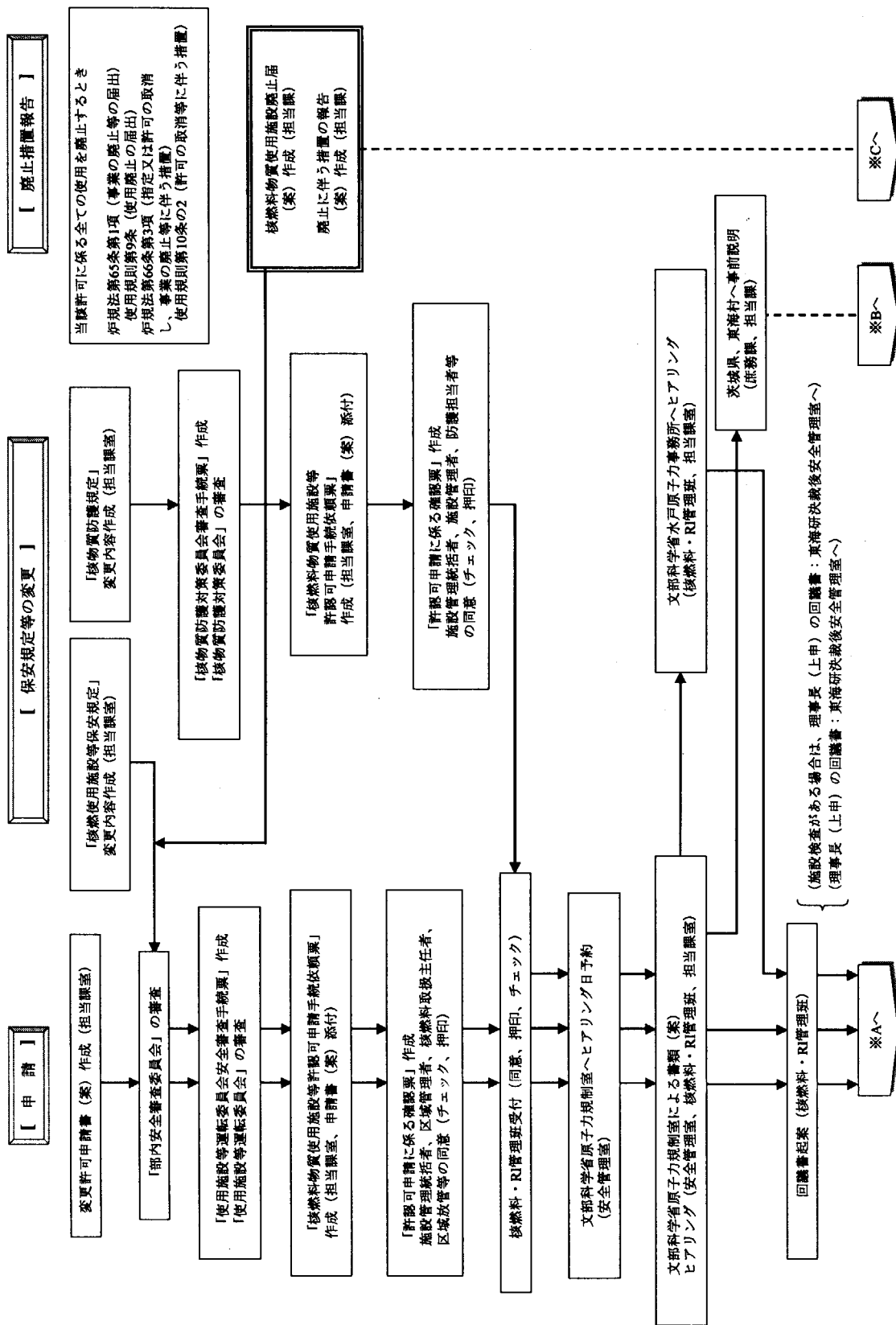


原子炉施設の解体に係る申請等の手順 (続き)



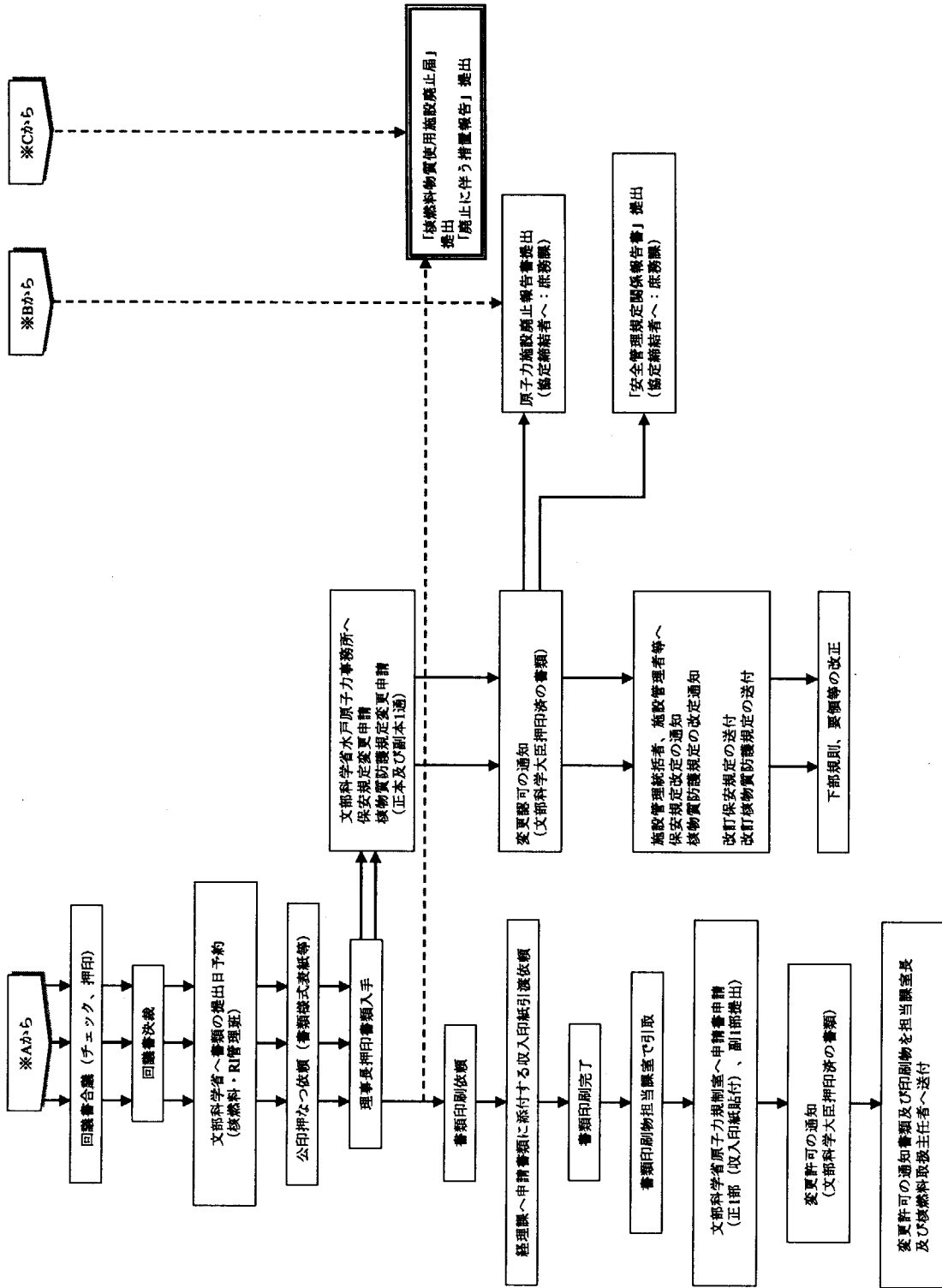
付録7-1

核燃料物質使用施設の申請手順



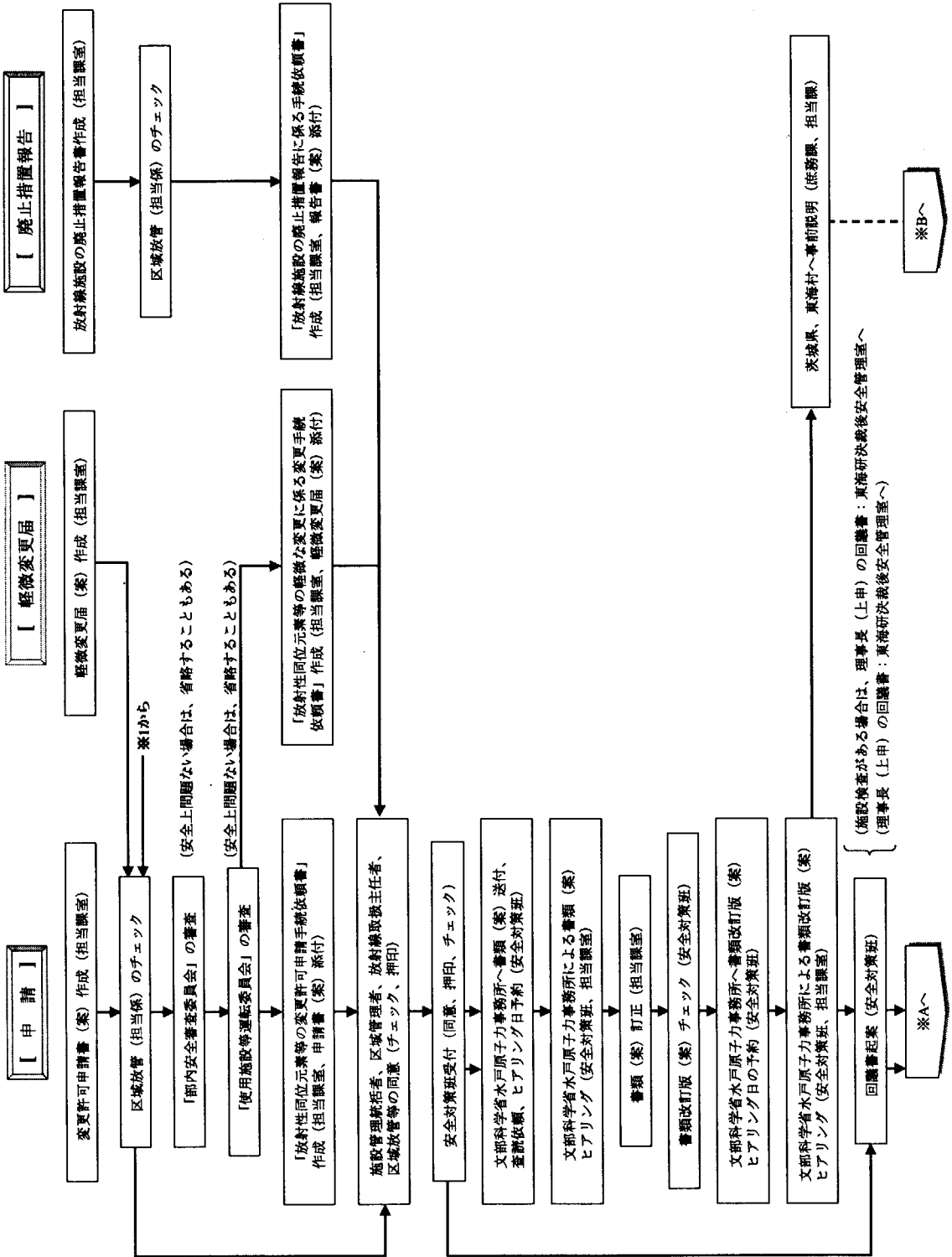


核燃料物質使用施設の申請手順 (続き)

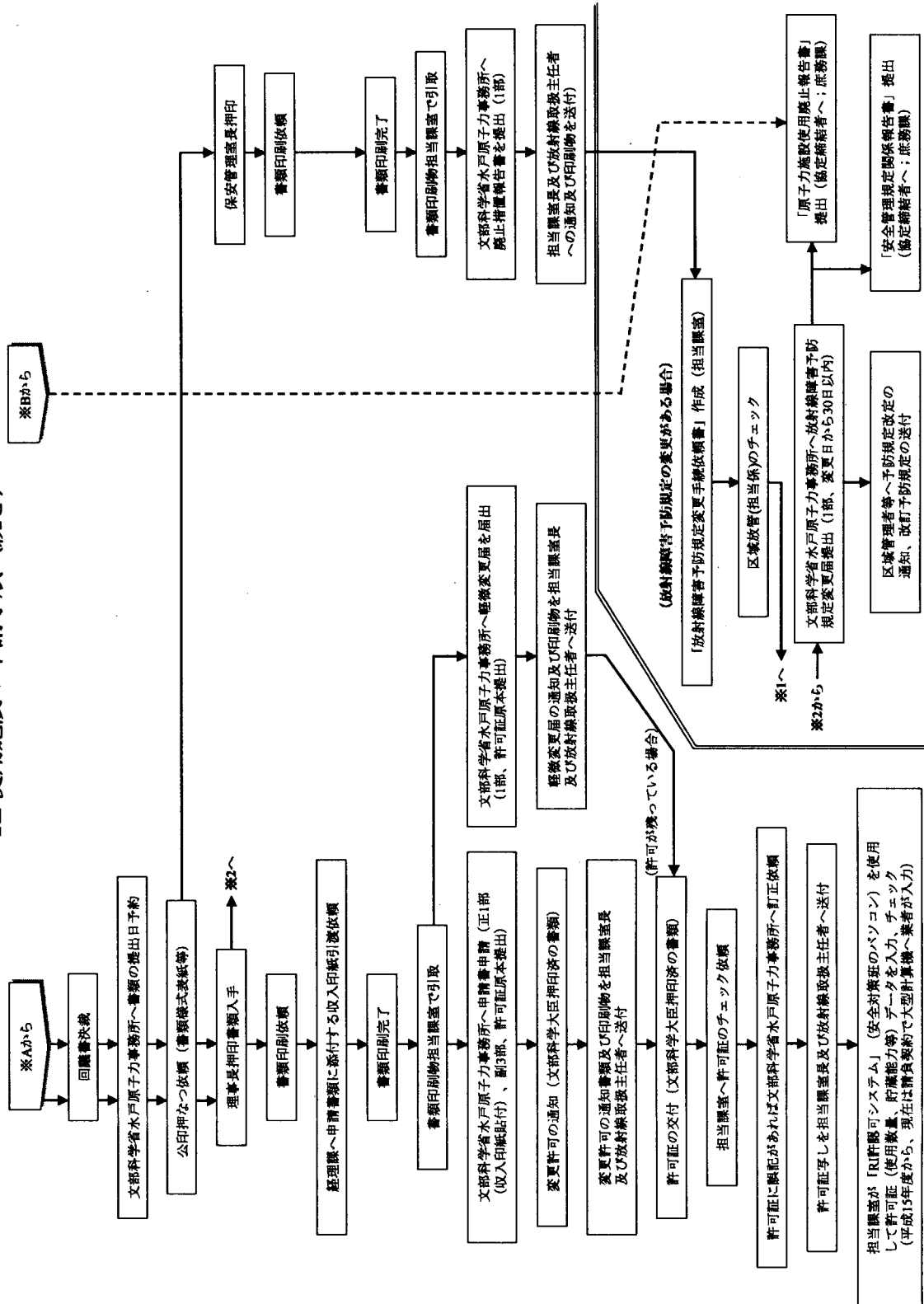


付録 8-1

RI 使用施設の申請手順



RI 使用施設の申請手順 (続き)



This is a blank page.

# 国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

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

表3 固有の名称をもつ SI組立単位

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

表2 SIと併用される単位

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

1 eV = 1.60218 × 10<sup>-19</sup> J  
 1 u = 1.66054 × 10<sup>-27</sup> kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

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

1 Å = 0.1 nm = 10<sup>-10</sup> m  
 1 b = 100 fm<sup>2</sup> = 10<sup>-28</sup> m<sup>2</sup>  
 1 bar = 0.1 MPa = 10<sup>5</sup> Pa  
 1 Gal = 1 cm/s<sup>2</sup> = 10<sup>-2</sup> m/s<sup>2</sup>  
 1 Ci = 3.7 × 10<sup>10</sup> Bq  
 1 R = 2.58 × 10<sup>-4</sup> C/kg  
 1 rad = 1 cGy = 10<sup>-2</sup> Gy  
 1 rem = 1 cSv = 10<sup>-2</sup> Sv

表5 SI接頭語

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

(注)

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

## 換算表

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

粘度 1 Pa·s (=N·s/m<sup>2</sup>) = 10 P (ポアズ) (g/(cm·s))

動粘度 1 m<sup>2</sup>/s = 10<sup>4</sup> St (ストークス) (cm<sup>2</sup>/s)

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

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

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

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270 × 10 <sup>-11</sup>
	3.7 × 10 <sup>10</sup>	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 <sup>-4</sup>	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

東海研究所における原子力施設等の解体に関する技術的検討

**R100**

古紙配合率100%  
白色度70%再生紙を使用しています