

令02原機(科保)156  
令和3年3月31日

原子力規制委員会 殿

茨城県那珂郡東海村大字舟石川765番地1  
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構  
理事長 児玉 敏雄  
(公印省略)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所  
FCA(高速炉臨界実験装置)施設に係る廃止措置計画認可申請書

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の2第2項に基づき、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所FCA(高速炉臨界実験装置)施設に係る廃止措置計画の認可について、別紙のとおり申請します。

別紙

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構  
原子力科学研究所  
F C A（高速炉臨界実験装置）施設に係る  
廃止措置計画

令和3年3月

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

一 氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名

氏名又は名称	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
住 所	茨城県那珂郡東海村大字舟石川765番地1
代表者の氏名	理事長 児玉 敏雄

二 工場又は事業所の名称及び所在地

名 称	原子力科学研究所
所 在 地	茨城県那珂郡東海村大字白方2番地4

三 試験研究用等原子炉の名称

名 称	F C A
-----	-------

## 四 廃止措置対象施設及びその敷地

### 1. 廃止措置対象施設

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「機構」という。）の原子力科学研究所では、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（昭和 32 年法律第 166 号。以下「原子炉等規制法」という。）に基づき許可（令和 2 年 8 月 21 日付け原規規発第 2008214 号）を受けた原子炉設置変更許可申請書に記載しているとおり、複数の原子炉施設（JRR-3、JRR-4、NSRR 等）の設置許可を受けている。

本廃止措置計画により廃止措置を申請する原子炉施設は、昭和 40 年 10 月 27 日に原子炉等規制法第 27 条第 1 項に基づく原子炉施設の設計及び工事の方法の認可を受けて原子炉施設を設置した FCA（高速炉臨界実験装置）（以下「FCA」という。）施設である。FCA 施設における原子炉設置変更許可の経緯を表 4-1 に示す。

FCA 施設は、炉室建家（炉室）、附属建家（燃料取扱室、燃料貯蔵庫、セミホット実験室、制御室、汚染検査室、汚染除去室、測定室、研究室等）、機械室、DP タンク室、排風機室、アルゴンタンク室及び排気筒、並びにこれらの建家内外に設置されている全ての施設・設備に加えて、原子力科学研究所の原子炉施設の共通施設である放射性廃棄物の廃棄施設の放射性廃棄物処理場（以下「放射性廃棄物処理場」という。）、並びに放射線管理施設の屋外管理用の主要な設備のうちモニタリングポスト、モニタリングステーション装置、中央監視装置及び環境放射線観測車によって構成されている。FCA 施設の廃止措置対象施設を表 4-2 に示す。

これらのうち解体対象施設は、炉室建家、附属建家、機械室、DP タンク室、排風機室及びアルゴンタンク室の建家内外に設置されている施設・設備である。建家については、施設・設備を解体撤去し、管理区域解除を実施するが、建家の解体は実施せず一般施設として管理する。なお、管理区域を有する施設は、炉室、燃料取扱室、燃料貯蔵庫、セミホット実験室、汚染検査室、汚染除去室及び測定室である。

放射性廃棄物処理場、放射線管理施設の屋外管理用の主要な設備のうちモニタリングポスト、モニタリングステーション装置、中央監視装置及び環境放射線観測車は、原子力科学研究所の原子炉施設の共通施設であることから、廃止措置終了後に FCA 施設としての許可はその効力を失うが、他の原子炉施設の共通施設として引き続き使用するため、解体対象施設とはしない。

FCA 施設の鳥瞰図を図 4-1 に、解体対象施設を図 4-2 に、管理区域の範囲を図 4-3 に示す。

F C A施設は、高速炉に関する炉物理的基礎データ及び実験炉と原型炉や将来の実用炉のための設計データ並びに制御安全性に関するデータを実験的に求める目的として建設され、1967年（昭和42年）4月29日に20%濃縮ウラン燃料を使用した炉心で初臨界に達した後、2011年3月まで運転を行った。その間の全運転時間は29,160時間21分であり、総積算出力は172,015Whとなった。

## 2. 廃止措置対象施設の敷地

敷地内には、正門の南東約450mにJ R R - 2原子炉施設が設けられ、その周辺にはJ R R - 3原子炉施設（南約200m）及びJ R R - 4原子炉施設（南約300m）の各施設がある。また、正門の東約800mの海岸寄りの位置にN S R R原子炉施設が設けられている。この周辺にはT C A施設（南約300m）、F C A施設（南約350m）、S T A C Y施設及びT R A C Y施設（南約900m）、並びに共通施設としての放射性廃棄物処理場（南約600m）の各施設がある。N S R R原子炉施設の北約1,000mには、第2保管廃棄施設及び使用済燃料貯蔵施設（J R R - 3原子炉附属施設）がある。また、正門の東約250mには、気象観測塔址がある。

主要な原子炉施設から西側敷地境界までの最短距離は、J R R - 2原子炉施設が約320m、J R R - 3原子炉施設が約340m、J R R - 4原子炉施設が約330m、N S R R原子炉施設が約580m、S T A C Y施設及びT R A C Y施設が約480mである。

N S R R原子炉施設の放水口はN S R R原子炉施設の東側海岸にあり、その南方約90mの海岸にF C A施設及びT C A施設が共用している放水口、さらに、南方約560mの海岸にその他の原子炉施設の放水口がある。

なお、N S R R原子炉施設の北約250mには日本原子力発電株式会社の敷地が、正門の北東約400mには東京大学大学院工学系研究科原子力専攻の敷地がある。原子力科学研究所の敷地図を図4-4に示す。

## 3. 廃止措置の基本方針

F C A施設の廃止措置における基本方針は、次のとおりである。

- (1) F C A施設の廃止措置は、本廃止措置計画の認可以降、本廃止措置計画に基づき実施する。
- (2) 残存する各施設・設備について、廃止措置の各過程に応じて要求される性能を原子力科学研究所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）に基づき維持し、廃止措置中のF C A施設の放射線管理、廃棄物管理等を適切に行う。また、安全対策として汚染の拡大防止対策、被ばく低

減対策、事故防止対策等を講じ、施設の運転期間中に準じた安全確保を図る。

- (3) 使用済燃料については、国内の許可を有する事業者引き渡す。引渡しまでの間は、F C A施設の核燃料物質貯蔵施設において貯蔵する。なお、使用済の<sup>235</sup>U濃縮度 93%ウラン燃料及びプルトニウム燃料は、我が国が原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国である米国のエネルギー省への引渡し完了している。

#### 4. 廃止措置計画の概要

F C A施設の廃止措置は、第1段階（原子炉の機能停止から炉室設備の解体撤去までの段階）、第2段階（燃料搬出から管理区域解除までの段階）の順に2段階に区分して実施する。各段階の概要は、次のとおりである。

##### (1) 第1段階（原子炉の機能停止から炉室設備の解体撤去までの段階）

本廃止措置計画の認可を得た時点で第1段階とし、原子炉の機能停止措置及び炉室設備の解体撤去を行う。

原子炉の機能停止措置として、炉心への燃料の再装荷を不可とするため、燃料装荷部分にPu燃料装荷用生体遮蔽板を設置した状態での固定を行う。また、制御設備の機能停止措置として、制御安全棒の撤去及び移動テーブル駆動機構電源の撤去を実施する。なお、使用済燃料は炉心から全て取り出し済みである。

機能停止措置実施後、解体対象設備の汚染状況調査を行う。汚染状況の調査では、サンプルを採取して放射エネルギーを測定し、解析結果との比較を行う。その後、これらの調査結果を踏まえた解体方法及び手順、並びに解体廃棄物の管理方法の検討を行うとともに、放射性廃棄物処理場への搬出計画の検討及び調整を行う。また、上記の事項を踏まえた、解体撤去工事を実施するための廃止措置計画変更及び保安規定変更を行う。なお、この間、ALARA (As Low As Reasonably Achievable) の考え方に基づく解体作業員の被ばく低減のため、放射化汚染物質の放射能の減衰も図る。汚染状況調査後、解体撤去工事の詳細を定めた本廃止措置計画の変更認可申請の認可を受け、解体撤去工事に着手する。

##### (2) 第2段階（燃料搬出から管理区域解除までの段階）

使用済燃料の搬出予定時期である2026年度を目途に、燃料搬出の詳細を定めた本廃止措置計画の変更認可申請の認可を受けた時点で、第1段階から第2段階に移行する。

使用済燃料は、「八 核燃料物質の管理及び譲渡し」に基づき、国内の許可を有する事業者に引き渡す。

第2段階の解体撤去工事に着手するまでの間、解体撤去のための準備作業として、解体対象施設の汚染状況を調査した上で解体手順の検討を行う。汚染状況の調査では、サンプルを採取して放射エネルギーを測定し、解析結果との比較を行う。その後、これらの調査結果を踏まえた解体方法及び手順、並びに解体廃棄物の管理方法の検討を行うとともに、放射性廃棄物処理場への搬出計画の検討及び調整を行う。また、上記の事項を踏まえた、解体撤去工事を実施するための廃止措置計画変更及び保安規定変更を行う。なお、この間、ALARA (As Low As Reasonably Achievable) の考え方に基づく解体作業員の被ばく低減のため、放射化汚染物質の放射能の減衰も図る。

附属建家、機械室、DPタンク室、排風機室及びアルゴンタンク室の建家内外に設置されている施設・設備の解体撤去工事の着手予定時期である2030年度を目途に、解体撤去工事の詳細を定めた本廃止措置計画の変更認可申請の認可を受け、解体撤去工事に着手する。

## 五 解体の対象となる施設及びその解体の方法

### 1. 解体の対象となる施設

解体撤去工事では、炉室建家、附属建家、機械室、DPタンク室、排風機室及びアルゴンタンク室の建家内外に設置されている施設・設備を解体撤去し、管理区域を有する施設は汚染状況を確認した上で管理区域を順次解除する。解体に当たっては、施設・設備を撤去し、管理区域解除までを行うが、建家の解体は実施せずに一般施設として管理する。

### 2. 解体の方法

第1段階に係る解体撤去工事については、使用済燃料の全量が炉心から取り出され、燃料貯蔵庫にて未臨界を維持し安全に貯蔵されていること、及び「九 核燃料物質による汚染の除去」の「1. 汚染の状況」に示すとおり、放射線被ばくのリスクが極めて小さい施設の状況を考慮し、管理区域内に設置されている施設・設備は、「九 核燃料物質による汚染の除去」の「2. 汚染の除去の方法」に示す方法により汚染を除去した後、解体撤去を行う。

第2段階に係る解体撤去工事については、燃料の搬出が完了していること、及び「九 核燃料物質による汚染の除去」の「1. 汚染の状況」に示すとおり、放射線被ばくのリスクが極めて小さい施設の状況を考慮し、管理区域内に設置され

ている施設・設備は、「九 核燃料物質による汚染の除去」の「2. 汚染の除去の方法」に示す方法により汚染を除去した後、解体撤去を行う。管理区域内の施設・設備の解体撤去後、汚染の状況の確認のうえ、保安規定に定める管理区域を順次解除する。

放射性廃棄物は、放射性廃棄物処理場へ引き渡す。放射性廃棄物の放射性廃棄物処理場への引渡しが出来たことでFCA施設の共通施設から放射性廃棄物処理場を解除し、放射性廃棄物処理場は、他の原子炉施設の共通施設とする。なお、放射性廃棄物処理場に引き渡した放射性廃棄物は、放射性廃棄物処理場が管理する。

廃止措置を終了した後、原子炉等規制法第43条の3の2第3項において準用する同法第12条の6第8項に基づく廃止措置の終了の確認（以下「廃止措置終了確認」という。）を受ける。

なお、第1段階及び第2段階で行う解体撤去工事に係る詳細事項については、解体撤去工事に着手する前に、本廃止措置計画の変更認可申請を行うことにより示すこととする。

廃止措置終了後の状態を図5-1に示す。

### 3. 安全対策

廃止措置期間中においては、以下に示す汚染の拡大防止対策、被ばく低減対策、事故防止対策、並びに原子炉施設への第三者の不法な接近及び侵入の防止対策を講じるとともに、施設の運転期間中に準じた安全確保を図る。

#### 3.1 汚染の拡大防止対策

汚染の拡大防止対策を含む作業計画を立案し、必要に応じて汚染拡大防止の養生、集塵装置及び高性能フィルタ付局所排気装置の使用等の措置を行い、汚染拡大を防止する。

#### 3.2 被ばく低減対策

作業に当たっては、ALARA (As Low As Reasonably Achievable) の考え方に基づき、放射線業務従事者及び一般公衆の被ばくの低減に努める。このため、あらかじめ作業環境の放射線モニタリングを実施するとともに、残存放射性物質の量及び放射性廃棄物の発生量を評価し、作業計画の立案に資する。また、作業計画に基づき、適切な遮蔽体の設置、集塵装置及び高性能フィルタ付局所排気装置の使用、並びに防護マスク及び防護衣の着用等により、放射線業務従事者の外部及び内部被ばくを低減する。さらに、気体廃棄物の廃棄設備及び液



体廃棄物の廃棄設備を適切に用いることにより、気体状及び液体状の放射性物質の施設外への放出を抑制し、一般公衆の被ばくの低減を図る。

### 3.3 事故防止対策

作業に当たっては、あらかじめ事故の誘因となる人為事象及び自然事象に留意して労働災害に対する防止対策を検討し、それに基づいた作業計画を立案し、安全確保に必要な措置を行う。さらに、必要に応じて、訓練及び試行・試験を行い、安全対策の徹底を図る。また、その他の一般労働災害防止対策として、停電対策、感電防止対策、墜落・落下防止対策、火災・爆発防止対策、粉塵障害防止対策、閉所作業安全対策及び地震等の自然事象に対する安全対策を検討し、必要な対策を講じる。

### 3.4 原子炉施設への不法な接近及び侵入の防止対策

管理区域の出入口において出入管理を行うとともに、適切な施錠管理を行い、第三者の不法な接近及び侵入を防止する。

## 六 性能維持施設

### 1. 廃止措置期間中の原子炉施設の維持管理

廃止措置期間中に性能を維持すべき試験研究用等原子炉施設（以下「性能維持施設」という。）については、原子炉施設外への放射性物質の放出抑制、放射性廃棄物の処理処分及び放射線業務従事者が受ける放射線被ばくの低減といった観点から決定し、保安規定に基づき、廃止措置の各過程に応じて要求される性能を維持することとする。

## 七 性能維持施設の位置、構造及び設備並びにその性能並びにその性能を維持すべき期間

性能維持施設の位置、構造及び設備並びにその性能並びにその性能を維持すべき期間を表7-1に示す。

原子力科学研究所の原子炉施設の共通施設である放射性廃棄物処理場、並びに放射線管理施設の屋外管理用の主要な設備のうち、モニタリングポスト、モニタリングステーション装置、中央監視装置及び環境放射線観測車は、廃止措置中維

持管理し、F C A施設の廃止措置終了後も他の原子炉施設の共通施設として維持管理する。

また、解体撤去工事を実施するに当たって、専ら廃止措置のために使用する施設又は設備を導入する場合には、当該施設又は設備の設計及び工事の方法に関することを、解体撤去工事に着手するまでに、本廃止措置計画の変更認可申請を行うことにより示すこととする。

## 八 核燃料物質の管理及び譲渡し

### 1. 核燃料物質の譲渡しの方針

使用済燃料は、最終運転後に炉心から取り出し、現在は炉心から取り出した使用済燃料を含む保有する全ての燃料をFCA施設の核燃料物質の貯蔵施設において貯蔵中である。

使用済燃料については、その全量を国内の許可を有する事業者を引き渡す。使用済燃料を引き渡すまでの間は、現行許可のとおり施設内で貯蔵管理を継続し、引渡し先が確定した後、使用済燃料の引渡しを行う廃止措置第2段階の前に、引渡し先に係る原子炉設置変更許可及び廃止措置計画変更認可を申請し、使用済燃料の引渡し先を明記する。なお、使用済の<sup>235</sup>U濃縮度93%ウラン燃料及びプルトニウム燃料は、我が国が原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国である米国のエネルギー省への引渡しが完了している。

### 2. 核燃料物質の譲渡しのための措置

使用済燃料の国内の許可を有する事業者への引渡しに当たっては、以下の措置を実施する。

#### (1) 核燃料物質の存在場所と種類、数量の確認

使用済燃料は、FCA施設の燃料貯蔵庫の燃料貯蔵棚又は濃縮ウラン収納容器に濃縮ウラン金属燃料約■■■■kg、天然ウラン金属燃料約■■■■kg、劣化ウラン金属燃料約■■■■kg、劣化ウラン酸化物燃料約■■■■kgを貯蔵している。

#### (2) 核燃料物質の貯蔵

使用済燃料は、搬出までの間、燃料貯蔵庫の燃料貯蔵棚又は濃縮ウラン収納容器に貯蔵する。

#### (3) 核燃料物質の搬出、輸送

使用済燃料は、輸送容器に収納のうえ、2026年度までに搬出する予定である。使用済燃料の搬出及び輸送に当たっては、保安規定等に従った措置を講ずる。

#### (4) 核燃料物質の譲渡し先の選定

使用済燃料の引渡し先は、国内の許可を有する事業者とする。

## 九 核燃料物質による汚染の除去

### 1. 汚染の状況

施設に残存する放射性物質は、放射化汚染物質と二次汚染物質に分けられる。

放射化汚染物質は、主として、原子炉運転中に中性子照射により施設・設備が放射化することにより発生する。その評価対象機器は、炉室内に設置されている原子炉本体（1 / 2 格子管集合体）、1 / 2 格子管集合体周辺機器（移動テーブル駆動機構等）、Pu 燃料装荷用生体遮蔽板、燃料移送設備、構造物等である。

二次汚染物質は、主として、炉心変更に伴う燃料の装荷・装脱によりウラン燃料の酸化膜、放射化汚染物質等が施設・設備の表面に付着することによって発生する。その評価対象機器は、燃料と接触する炉心物質装填用引出し、燃料装填用デスク、Pu 燃料取扱・装填用フード、作業台、1 / 2 格子管集合体、格子管集合体冷却設備、燃料移送設備、燃料貯蔵庫等である。

炉室内に設置されている施設・設備及び炉室は、「添付書類五」で示した放射化汚染物質等の評価結果から、放射化汚染及びウラン燃料の酸化膜、放射化汚染物質等による二次汚染は極めてわずかであると評価できる。

また、汚染検査室、汚染除去室及びDPタンク室等の液体廃棄物の廃棄設備、排風機室等の気体廃棄物の廃棄設備は、使用来歴及び放射線管理記録等から二次汚染量は極めてわずかであると評価できる。

汚染の状況の評価結果は、次のとおりである。ここでは、本廃止措置計画の認可申請の近傍時期となる原子炉停止後約8年（2019年3月末）経過時、原子炉停止後約12年（2023年3月末）経過時を評価時期とする。主な施設の推定汚染分布を図9-1に示す。

#### 1.1 放射化汚染物質

原子炉停止後約8年（2019年3月末）経過時の放射化汚染物質の推定放射エネルギーは約  $3.1 \times 10^9 \text{Bq}$ 、主要な放射性核種は Fe-55、Co-60、Ni-63 等である。放射エネルギーが大きい機器は1 / 2 格子管集合体である。また、原子炉停止後約12年（2023年3月末）経過時の放射化汚染物質の推定放射エネルギーは約  $2.4 \times 10^9 \text{Bq}$  となり、主要な放射性核種は Fe-55、Co-60、Ni-63 等である。なお、放射化汚染物質の総重量は約 218 t である。

#### 1.2 二次汚染物質

原子炉停止後約8年（2019年3月末）経過時の二次汚染物質の推定放射エネルギーは約  $1.2 \times 10^7 \text{Bq}$ 、主要な放射性核種は U-235、Co-60 等である。

二次汚染物質の放射エネルギーは、表面密度に評価対象機器の表面積を乗じて評価した。表面密度については、表面汚染検査計等により測定した結果、評価対象機器である炉心物質装填用引出し、燃料装填用デスク、Pu 燃料取扱・装填用フード、作業台、1 / 2 格子管集合体、格子管集合体冷却設備、燃料移送設備、燃料貯蔵庫等のうち最も二次汚染の影響が大きいと想定される炉心物質装填用引出しにおいても有意な汚染は検出されなかった。このため、二次汚染物質の放射エネルギーの評価における表面密度は、測定時の検出限界値 U-235 で  $0.04\text{Bq}/\text{cm}^2$ 、Co-60 で  $0.4\text{Bq}/\text{cm}^2$  を用いた。なお、二次汚染物質の総重量は約 96 t である。

## 2. 汚染の除去の方法

放射化汚染物質については、放射化汚染を生じている施設・設備の放射化汚染を生じている部分を取り除くための切断、又は放射化汚染を生じている施設・設備全体の解体撤去により、汚染の除去を行う。

二次汚染物質については、可能な限り洗浄、拭取り等により汚染の除去を行う。

汚染の除去に当たっては、「1. 汚染の状況」に示した汚染の状況の評価結果を勘案し、汚染の除去の方法、被ばく低減対策等の安全管理上の措置を検討した上で実施する。

なお、汚染の除去の方法に係る詳細事項については、解体撤去工事に着手する前に、本廃止措置計画の変更認可申請を行うことにより示すこととする。

## 十 核燃料物質等の廃棄

核燃料物質によって汚染された物（放射性気体廃棄物、放射性液体廃棄物及び放射性固体廃棄物）の廃棄の方法は、それぞれ以下のとおりである。

### 1. 放射性気体廃棄物

廃止措置の第1段階（原子炉の機能停止から炉室設備の解体撤去までの段階）に発生する放射性気体廃棄物は、主として、管理区域内で発生した放射化汚染物質を含む金属等の切断時に発生する放射性物質であるが、従来の廃棄の方法と同様、気体廃棄物の廃棄設備の高性能フィルタでろ過した後、排気ダストモニタにより、放射性物質の濃度が「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」（平成 27 年原子力規制委員会告示第 8 号。以下「線量告示」という。）に定める排気中の濃度限度以下であるこ

とを連続監視しながら、排気筒から放出する。図 10-1 に気体廃棄物の廃棄設備の系統図を示す。

廃止措置の第2段階（燃料搬出から管理区域解除までの段階）に発生する放射性気体廃棄物は、主として、管理区域解除のための炉室のコンクリートはつり作業時に発生する放射性物質であるが、従来の廃棄の方法と同様、気体廃棄物の廃棄設備の高性能フィルタでろ過した後、排気ダストモニタにより、放射性物質の濃度が線量告示に定める排気中の濃度限度以下であることを連続監視しながら、排気筒から放出する。

## 2. 放射性液体廃棄物

廃止措置の第1段階（原子炉の機能停止から炉室設備の解体撤去までの段階）に発生する放射性液体廃棄物は、主として、解体撤去等を行う作業員が管理区域から退出する際の手洗い水及び汚染の除去等に伴う解体撤去工事の付随廃液である。

放射性液体廃棄物は、従来の廃棄の方法と同様、液体廃棄物の廃棄設備の廃液タンクに一時貯留し、放射性物質の濃度を確認し、線量告示に定める排水中の濃度限度以下のものについては、原子力科学研究所の一般排水溝へ排出する。排水中の濃度限度を超えるものについては、原子力科学研究所の放射性廃棄物処理場へ運搬して処理する。図 10-2 に液体廃棄物の廃棄設備の系統図を示す。

廃止措置の第2段階（燃料搬出から管理区域解除までの段階）に発生する放射性液体廃棄物は、主として、解体撤去等を行う作業員が管理区域から退出する際の手洗い水及び汚染の除去等に伴う解体撤去工事の付随廃液であるが、従来の方法と同様、液体廃棄物の廃棄設備の廃液タンクに一時貯留し、放射性物質の濃度を確認し、線量告示に定める排水中の濃度限度以下のものについては原子力科学研究所の一般排水溝へ排出する。廃液タンクに一時貯留したもののうち排水中の濃度限度を超えるものについては、原子力科学研究所の放射性廃棄物処理場へ搬出し処理する。

## 3. 放射性固体廃棄物

廃止措置の第1段階（原子炉の機能停止から炉室設備の解体撤去までの段階）で発生する放射性固体廃棄物は、施設・設備の解体撤去によって発生する金属、コンクリート等の解体撤去廃棄物及び解体撤去工事に伴う付随物等が発生する。また、廃止措置の第1段階の期間中においても、残存している施設・設備の維持管理に伴い汚染レベルの低い廃棄物が発生する。これらの放射性固体廃棄物は、保安規定で定める廃棄物保管場所である燃料取扱室のほか、炉室で保管し、順次原子力科学研究所の放射性廃棄物処理場に引き渡す。なお、炉室内に設置されて

いる放射化汚染物である解体対象機器の廃棄物は、炉室以外に保管しない。引き渡した放射性固体廃棄物は、放射性廃棄物処理場が管理する。保管に当たっては、炉室を廃棄物保管場所として保安規定で指定するとともに、対象とする固体廃棄物の管理方法を保安規定等に定め、安全上必要な措置を講じた上で適切に管理する。

放射化汚染した廃棄物の保管場所となる炉室は、原子炉運転を考慮して設計されているため、廃止措置期間中の解体廃棄物の保管に必要な遮蔽及び閉じ込めの機能を有しており、これらの機能は廃止措置期間中も維持される。さらに、解体対象機器の放射エネルギーは、今後増加するおそれはない。

廃止措置の第2段階（燃料搬出から管理区域解除までの段階）で発生する放射性固体廃棄物は、施設・設備の解体撤去によって発生する金属、コンクリート等の解体撤去廃棄物及び解体撤去工事に伴う付随物等である。また、廃止措置の第2段階の期間中においても、残存している施設・設備の維持管理に伴い、汚染レベルの低い廃棄物が発生する。これらの放射性固体廃棄物は、保安規定で定める廃棄物保管場所である燃料取扱室のほか、炉室で保管し、順次原子力科学研究所の放射性廃棄物処理場に引き渡す。なお、炉室の管理区域解除のためのコンクリート掘削に伴う廃棄物は、炉室以外に保管しない。引き渡した放射性固体廃棄物は、放射性廃棄物処理場が管理する。保管に当たっては、炉室を廃棄物保管場所として保安規定で指定するとともに、対象とする固体廃棄物の管理方法を保安規定等に定め、安全上必要な措置を講じた上で適切に管理する。

放射化汚染した廃棄物の保管場所となる炉室は、原子炉運転を考慮して設計されているため、廃止措置期間中の解体廃棄物の保管に必要な遮蔽及び閉じ込めの機能を有しており、これらの機能は廃止措置期間中も維持される。さらに、解体対象機器の放射エネルギーは、今後増加するおそれはない。

固体廃棄物のうち、放射性物質として扱う必要のある物は、放射性物質による汚染の程度により区分し、原子力科学研究所の放射性廃棄物処理場へ引き渡し、処理した後、保管廃棄施設で保管廃棄する。その際、保管廃棄施設の保管廃棄容量を超えることがないように、解体撤去工事計画の管理を行う。また、その発生から保管等の各段階の取扱いにおいて、飛散、汚染の拡大及び放射線による被ばくを適切に防止するための措置として、ビニールシートによる梱包、容器への収納、汚染検査及び線量当量率の測定を行う。

設備機器の解体撤去段階では、金属等の廃棄物が200リットルドラム缶に換算して約734本発生する。また、金属等の廃棄物を搬出後、管理区域解除のためのコンクリート掘削を行う段階では、コンクリート廃棄物が200リットルドラム缶に換算して約727本発生する。これらの廃棄物の保管場所となる炉室は、1次容器が地上1階の構造で、寸法は14m×14m×高さ14mであり、2次容器が地下

1階の構造で、寸法は直径 24m×高さ 21mである。炉室には、200 リットルドラム缶に換算して約 880 本の廃棄物を保管することが可能である。

なお、原子炉等規制法第 61 条の 2 に基づく放射能濃度についての確認を受け、放射性物質として扱う必要がない物として認められた物は、再利用又は産業廃棄物として処理処分を行うなど、放射性固体廃棄物の低減を図る。

廃止措置の第 1 段階及び第 2 段階に係る解体撤去工事において発生する放射性固体廃棄物及び放射性物質として扱う必要がない物の推定発生量を表 10-1、放射能レベル区分の適用基準を表 10-2 に示す。

## 十一 廃止措置の工程

FCA 施設の廃止措置全体工程を表 11-1 に示す。各工程の概要は、以下のとおりである。

### (1) 第 1 段階（原子炉の機能停止から炉室設備の解体撤去までの段階）

第 1 段階では、原子炉の機能停止に係る措置及び炉室設備の解体撤去を行う。

原子炉の機能停止措置として、炉心への燃料の再装荷を不可とするため、燃料装荷部分に Pu 燃料装荷用生体遮蔽板を設置した状態での固定を行う。また、制御設備の機能停止措置として、制御安全棒の撤去及び移動テーブル駆動機構電源の撤去を実施する。なお、使用済燃料は炉心から全て取出し済みである。

機能停止措置実施後、解体対象設備の汚染状況調査を行う。汚染状況の調査では、サンプルを採取して放射エネルギーを測定し、解析結果との比較を行う。汚染状況調査後、解体撤去工事の詳細を定めた本廃止措置計画の変更認可申請の認可を受け、炉室内外に設置されている施設・設備の解体撤去工事に着手する。

解体撤去工事は、以下の工程で行う。

#### 1) 炉室建家の施設・設備の解体撤去

### (2) 第 2 段階（燃料搬出から管理区域解除までの段階）

使用済燃料の搬出予定時期である 2026 年度を目途に、燃料搬出の詳細を定めた本廃止措置計画の変更認可申請の認可を受けた時点で、第 1 段階から第 2 段階に移行する。第 2 段階では、燃料搬出及び附属建家、機械室、DP タンク室、排風機室及びアルゴンタンク室の建家内外に設置されている施設・設備の解体撤去を行う。

使用済燃料は、国内の許可を有する事業者を引き渡す。現在、使用済燃料は燃料貯蔵庫の燃料貯蔵棚又は濃縮ウラン収納容器に貯蔵しており、2026 年度



までに搬出する予定である。

また、第２段階の解体撤去工事に着手するまでの間、解体撤去のための準備作業として、解体対象施設の汚染状況を調査した上で解体手順の検討を行う。汚染状況の調査では、サンプルを採取して放射エネルギーを測定し、解析結果との比較を行う。その後、これらの調査結果を踏まえた解体方法及び手順、並びに解体廃棄物の管理方法の検討を行うとともに、放射性廃棄物処理場への搬出計画の検討及び調整を行う。

附属建家、機械室、D P タンク室、排風機室及びアルゴンタンク室の建家内外に設置されている施設・設備の解体撤去工事の着手予定時期である 2030 年度を目途に、解体撤去工事の詳細を定めた本廃止措置計画の変更認可申請の認可を受け、解体撤去工事に着手する。

解体撤去工事は、以下の工程で行う。

- 1) 附属建家（燃料取扱室、燃料貯蔵庫等）の施設・設備の解体撤去
- 2) 機械室の施設・設備の解体撤去
- 3) D P タンク室の施設・設備の解体撤去
- 4) 排風機室の施設・設備の解体撤去
- 5) アルゴンタンク室の施設・設備の解体撤去
- 6) 炉室建家、附属建家等の管理区域解除

解体撤去工事では、表 4 - 2 に示す施設・設備の解体撤去を行い、汚染状況を確認した上で管理区域を順次解除する。その後、管理区域を全て解除し、廃止措置を終了した後、廃止措置終了確認を受ける。

## 十二 廃止措置に係るマネジメントシステム

廃止措置については、以下に示す品質マネジメントシステムに基づき実施する。

試験研究用等原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項について、機構は、次の品質管理体制の計画（以下「品質管理計画」という。）に定める要求事項に従って、保安活動の計画、実施、評価及び改善を行う。

### 1. 目的

機構は、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（令和 2 年原子力規制委員会規則第 2 号）に基づき、原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制を品質マネジメントシステムとして構築し、原子力の安全を確保する。

## 2. 適用範囲

本品質管理計画の第4章から第8章までは、原子炉施設において実施する保安活動に適用する。

## 3. 定義

本品質管理計画における用語の定義は、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則及び原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則の解釈に従うものとする。

## 4. 品質マネジメントシステム

### 4.1 一般要求事項

- (1) 保安に係る各組織は、本品質管理計画に従い、保安活動に係る品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その有効性を維持するために、継続的に改善する。
- (2) 保安に係る各組織は、保安活動の重要度に応じて品質マネジメントシステムを構築し、運用する。その際、次の事項を考慮する。
  - a) 原子炉施設、組織又は個別業務の重要度及びこれらの複雑さの程度
  - b) 原子炉施設若しくは機器等の品質又は保安活動に関連する原子力の安全に影響を及ぼすおそれのあるもの及びこれらに関連する潜在的影響の大きさ
  - c) 機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は保安活動が不適切に計画され、若しくは実行された場合に起こり得る影響
- (3) 保安に係る各組織は、原子炉施設に適用される関係法令及び規制要求事項を明確にし、品質マネジメントシステムに必要な文書に反映する。
- (4) 保安に係る各組織は、品質マネジメントシステムに必要なプロセス及びそれらの組織への適用を明確にする。また、保安活動の各プロセスにおいて次の事項を実施する。
  - a) プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスにより達成される結果を明確にする。
  - b) プロセスの順序及び相互関係（組織内のプロセス間の相互関係を含む。）を明確にする。
  - c) プロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために、必要な保安活動の状況を示す指標（該当する安全実績指標を含む。以下「保安活動指標」という。）並びに判断基準及び方法を明確にする。
  - d) プロセスの運用並びに監視及び測定に必要な資源及び情報が利用できる体制を確保する（責任及び権限の明確化を含む。）。

- e) プロセスの運用状況を監視及び測定し、分析する。ただし、監視及び測定することが困難な場合は、この限りでない。
  - f) プロセスについて、業務の計画どおりの結果を得るため、かつ、有効性を維持するために必要な処置（プロセスの変更を含む。）を行う。
  - g) プロセス及び組織を品質マネジメントシステムと整合のとれたものにする。
  - h) 意思決定のプロセスにおいて対立が生じた場合には、原子力の安全が確保されるように適切に解決する。これにはセキュリティ対策と原子力の安全に係る対策とが互いに与える潜在的な影響を特定し、解決することを含む。
  - i) 健全な安全文化を育成し、維持するための取組を実施する。
- (5) 保安に係る各組織は、業務・原子炉施設に係る要求事項への適合に影響を与える保安活動のプロセスを外部委託する場合には、当該プロセスの管理の方式及び程度を明確にし、管理する。
- (6) 保安に係る各組織は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。

## 4.2 文書化に関する要求事項

### 4.2.1 一般

品質マネジメントシステムに関する文書について、保安活動の重要度に応じて作成し、次の文書体系の下に管理する。

- (1) 品質方針及び品質目標
- (2) 品質マニュアル
- (3) 規則が要求する手順
- (4) プロセスの効果的な計画、運用及び管理を確実に実施するために必要と判断した指示書、図面等を含む文書

### 4.2.2 品質マニュアル

理事長は、本品質管理計画に基づき、品質マニュアルとして、次の事項を含む品質マネジメント計画を策定し、維持する。

- a) 品質マネジメントシステムの適用範囲（適用組織を含む。）
- b) 保安活動の計画、実施、評価、改善に関する事項
- c) 品質マネジメントシステムのために作成した文書の参照情報
- d) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係

#### 4.2.3 文書管理

- (1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を管理し、不適切な使用又は変更を防止する。
- (2) 保安に係る組織は、適切な品質マネジメント文書が利用できるよう、次に掲げる管理の方法を定めた手順を作成する。これには、文書改定時等の必要な時に当該文書作成時に使用した根拠等の情報が確認できることを含む。
  - a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書の妥当性をレビューし、承認する。
  - b) 文書は定期的に改定の必要性についてレビューする。また、改定する場合は、文書作成時と同様の手続で承認する。
  - c) 文書の妥当性のレビュー及び見直しを行う場合は、対象となる実施部門の要員を参加させる。
  - d) 文書の変更内容の識別及び最新の改定版の識別を確実にする。
  - e) 該当する文書の最新の改定版又は適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。
  - f) 文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。
  - g) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。
  - h) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切に識別し、管理する。

#### 4.2.4 記録の管理

- (1) 保安に係る組織は、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成する記録の対象を明確にし、管理する。また、記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能とする。
- (2) 保安に係る組織は、記録の識別、保管、保護、検索の手順、保管期間及び廃棄に関する管理の方法を定めた手順を作成する。

### 5. 経営者等の責任

#### 5.1 経営者の関与

理事長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムの構築、実施及びその有効性を継続的に改善していることを実証するために、次の事項を行う。

- a) 品質方針を設定する。
- b) 品質目標が設定されていることを確実にする。
- c) 要員が、健全な安全文化を育成し、維持する取組に参画できる環境を整える。
- d) マネジメントレビューを実施する。
- e) 資源が使用できることを確実にする。
- f) 関係法令・規制要求事項を遵守すること及び原子力の安全を確保することの重要性を、組織内に周知する。
- g) 保安活動に関して、担当する業務について理解し遂行する責任を持つことを要員に認識させる。
- h) 全ての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにする。

## 5.2 原子力の安全の重視

理事長は、原子力の安全の確保を最優先に位置付け、組織の意思決定の際には、業務・原子炉施設に対する要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がその他の事由によって損なわれないようにすることを確実にする。

## 5.3 品質方針

- (1) 理事長は、次に掲げる事項を満たす品質方針を設定する。これには、安全文化を育成し維持することに関するものを含む。
  - a) 組織の目的及び状況に対して適切である。
  - b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対して責任を持って関与することを含む。
  - c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。
  - d) 組織全体に伝達され、理解される。
  - e) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に責任を持って関与することを含む。

## 5.4 計画

### 5.4.1 品質目標

- (1) 理事長は、保安に係る組織において、毎年度、品質目標（業務・原子炉施設に対する要求事項を満たすために必要な目標を含む。）が設定されていることを確実にする。また、保安活動の重要度に応じて、品質目標を達成するための計画が作成されることを確実にする。

- (2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針と整合がとれていることを確実にする。

#### 5.4.2 品質マネジメントシステムの計画

- (1) 理事長は、4.1 項に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの実施に当たっての計画を策定する。
- (2) 理事長は、プロセス、組織等の変更を含む品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、管理責任者を通じて、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合性が取れていることをレビューすることにより確実にする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次の事項を適切に考慮する。
  - a) 変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）
  - b) 品質マネジメントシステムの有効性の維持
  - c) 資源の利用可能性
  - d) 責任及び権限の割当て

### 5.5 責任、権限及びコミュニケーション

#### 5.5.1 責任及び権限

理事長は、保安に係る組織の責任及び権限を明確にする。また、保安活動に係る業務のプロセスに関する手順となる文書を定めさせ、関係する要員が責任を持って業務を遂行するようにする。

#### 5.5.2 管理責任者

- (1) 理事長は、保安活動の実施部門の長、監査プロセスの長を管理責任者として、また、本部（監査プロセスを除く。）は管理者の中から管理責任者を任命する。
- (2) 管理責任者は、与えられている他の責任と関わりなく、それぞれの領域において次に示す責任及び権限をもつ。
  - a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。
  - b) 品質マネジメントシステムの実施状況及び改善の必要性の有無について、理事長に報告する。
  - c) 組織全体にわたって、安全文化を育成し、維持することにより、原子力の安全を確保するための認識を高めることを確実にする。
  - d) 関係法令を遵守する。

### 5.5.3 管理者

- (1) 理事長は、管理者に、所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与えることを確実にする。また、必要に応じて、管理者に代わり、個別業務のプロセスを管理する責任者を置く場合は、その責任及び権限を文書で明確にする。
  - a) 業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、有効性を継続的に改善する。
  - b) 業務に従事する要員の、業務・原子炉施設に対する要求事項についての認識を高める。
  - c) 成果を含む業務の実施状況について評価する。
  - d) 健全な安全文化を育成し、維持する取組を促進する。
  - e) 関係法令を遵守する。
- (2) 管理者は、前項の責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。
  - a) 品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定する。
  - b) 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにする。
  - c) 原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達する。
  - d) 要員に、常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設の保安に関する問題の報告を行えるようにする。
  - e) 要員が、積極的に業務の改善への貢献を行えるようにする。
- (3) 管理者は、品質マネジメントシステムの有効性を評価し、新たに取り組むべき改善の機会を捉えるため、年1回以上（年度末及び必要に応じて）、自己評価（安全文化について強化すべき分野等に係るものを含む。）を実施する。

### 5.5.4 内部コミュニケーション

理事長は、保安に係る組織内のコミュニケーションが適切に行われることを確実にする。また、マネジメントレビューを通じて、原子炉施設の品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換が行われることを確実にする。

## 5.6 マネジメントレビュー

### 5.6.1 一般

- (1) 理事長は、品質マネジメントシステムが、引き続き適切で、妥当で、かつ有効であることを確実にするために、年1回以上(年度末及び必要に応じて)、マネジメントレビューを実施する。
- (2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価及び品質方針を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。

### 5.6.2 マネジメントレビューへのインプット

管理責任者は、マネジメントレビューへのインプット情報として、次の事項を含め報告する。

- a) 内部監査の結果
- b) 組織の外部の者からの意見
- c) 保安活動に関するプロセスの成果を含む実施状況（品質目標の達成状況を含む。）
- d) 使用前事業者検査、定期事業者検査及び使用前検査（以下「使用前事業者検査等」という。）並びに自主検査等の結果
- e) 安全文化を育成し、維持するための取組の実施状況（安全文化について強化すべき分野等に係る自己評価の結果を含む。）
- f) 関係法令の遵守状況
- g) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況
- h) 前回までのマネジメントレビューの結果に対する処置状況のフォローアップ
- i) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更
- j) 改善のための提案
- k) 資源の妥当性
- l) 保安活動の改善のために実施した処置の有効性

### 5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット

- (1) 理事長は、マネジメントレビューのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置を含め、管理責任者に必要な改善を指示する。
  - a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善
  - b) 業務の計画及び実施に関連する保安活動の改善
  - c) 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のために必要な資源



- d) 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善
- e) 関係法令の遵守に関する改善
- (2) マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する（4.2.4参照）。
- (3) 管理責任者は、(1)項で改善の指示を受けた事項について必要な処置を行う。

## 6. 資源の運用管理

### 6.1 資源の確保

保安に係る組織は、保安活動に必要な次に掲げる資源を明確にし、それぞれの権限及び責任において確保する。

- (1) 人的資源（要員の力量）
- (2) インフラストラクチャ（個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系）
- (3) 作業環境
- (4) その他必要な資源

### 6.2 人的資源

#### 6.2.1 一般

- (1) 保安に係る組織は、原子力の安全を確実なものにするために必要とする要員を明確にし、保安に係る組織体制を確保する。
- (2) 保安に係る組織の要員には、業務に必要な教育・訓練、技能及び経験を判断の根拠として、力量のある者を充てる。
- (3) 外部へ業務を委託することで要員を確保する場合には、業務の範囲、必要な力量を明確にすることを確実にする。

#### 6.2.2 力量、教育・訓練及び認識

- (1) 保安に係る組織は、要員の力量を確保するために、保安活動の重要度に応じて、次の事項を確実に実施する。
  - a) 保安に係る業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。
  - b) 必要な力量を確保するための教育・訓練又はその他の処置を行う。
  - c) 教育・訓練又はその他の処置の有効性を評価する。
  - d) 要員が、品質目標の達成に向けて自らが行う業務のもつ意味と重要性の認識及び原子力の安全に自らどのように貢献しているかを認識することを確実にする。

- e) 要員の力量及び教育・訓練又はその他の処置についての記録を作成し、管理する。

## 7. 業務の計画及び実施

### 7.1 業務の計画

- (1) 保安に係る組織は、原子炉施設ごとに運転管理、施設管理、核燃料物質の管理等について業務に必要なプロセスの計画を策定する。
- (2) 保安に係る組織は、個別業務の計画と、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合性（業務の計画を変更する場合を含む。）を確保する。
- (3) 保安に係る組織は、業務の計画の策定及び変更に当たっては、次の事項のうち該当するものについて個別業務への適用の程度とその内容を明確にする。
  - a) 業務の計画の策定又は変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）
  - b) 業務・原子炉施設に対する品質目標及び要求事項
  - c) 業務・原子炉施設に特有なプロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性
  - d) 業務・原子炉施設のための使用前事業者検査等、検証、妥当性確認、監視及び測定並びにこれらの合否判定基準
  - e) 業務・原子炉施設のプロセス及びその結果が要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録
- (4) 保安に係る組織は、業務の計画を、個別業務の運営方法に適した形式で分かりやすいものとする。

### 7.2 業務・原子炉施設に対する要求事項に関するプロセス

#### 7.2.1 業務・原子炉施設に対する要求事項の明確化

保安に係る組織は、次に掲げる事項を要求事項として明確にする。

- a) 業務・原子炉施設に関連する法令・規制要求事項
- b) 明示されてはいないが、業務・原子炉施設に必要な要求事項
- c) 組織が必要と判断する追加要求事項

#### 7.2.2 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビュー

- (1) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。

- (2) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項のレビューでは、次の事項について確認する。
  - a) 業務・原子炉施設に対する要求事項が定められている。
  - b) 業務・原子炉施設に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。
  - c) 当該組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。
- (3) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項のレビューの結果の記録及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。
- (4) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項が変更された場合には、関連する文書を改定する。また、変更後の要求事項が関連する要員に理解されていることを確実にする。

#### 7.2.3 外部とのコミュニケーション

保安に係る組織は、原子力の安全に関して組織の外部の者と適切なコミュニケーションを図るため、効果的な方法を明確にし、これを実施する。

### 7.3 設計・開発

#### 7.3.1 設計・開発の計画

- (1) 保安に係る組織は、原子炉施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。この設計・開発には、設備、施設、ソフトウェア及び原子力の安全のために重要な手順書等に関する設計・開発を含む。
- (2) 保安に係る組織は、設計・開発の計画において、次の事項を明確にする。
  - a) 設計・開発の性質、期間及び複雑さの程度
  - b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制
  - c) 設計・開発に関する部署及び要員の責任及び権限
  - d) 設計開発に必要な内部及び外部の資源
- (3) 保安に係る組織は、効果的なコミュニケーションと責任及び権限の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関与する関係者（他部署を含む。）間のインタフェースを運営管理する。
- (4) 保安に係る組織は、設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に変更する。

### 7.3.2 設計・開発へのインプット

- (1) 保安に係る組織は、原子炉施設の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。インプットには次の事項を含める。
  - a) 機能及び性能に関する要求事項
  - b) 適用可能な場合は、以前の類似した設計から得られた情報
  - c) 適用される法令・規制要求事項
  - d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項
- (2) 保安に係る組織は、これらのインプットについて、その適切性をレビューし承認する。要求事項は、漏れがなく、あいまいではなく、かつ、相反することがないようにする。

### 7.3.3 設計・開発からのアウトプット

- (1) 保安に係る組織は、設計・開発からのアウトプット（機器等の仕様等）は、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式により管理する。また、次の段階に進める前に、承認をする。
- (2) 保安に係る組織は、設計・開発のアウトプット（機器等の仕様等）は、次の状態とする。
  - a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。
  - b) 調達、業務の実施及び原子炉施設の使用に対して適切な情報を提供する。
  - c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。
  - d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な原子炉施設の特性を明確にする。

### 7.3.4 設計・開発のレビュー

- (1) 保安に係る組織は、設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに体系的なレビューを行う。
  - a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。
  - b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。
- (2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部署を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家を含める。
- (3) 保安に係る組織は、設計・開発のレビューの結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する。

#### 7.3.5 設計・開発の検証

- (1) 保安に係る組織は、設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットとして与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに検証を実施する。
- (2) 設計・開発の検証には、原設計者以外の者又はグループが実施する。
- (3) 保安に係る組織は、設計・開発の検証の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する。

#### 7.3.6 設計・開発の妥当性確認

- (1) 保安に係る組織は、設計・開発の結果として得られる原子炉施設又は個別業務が、規定された性能、指定された用途又は意図された用途に係る要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。ただし、当該原子炉施設の設置の後でなければ妥当性確認を行うことができない場合は、当該原子炉施設の使用を開始する前に、設計・開発の妥当性確認を行う。
- (2) 保安に係る組織は、実行可能な場合はいつでも、原子炉施設を使用又は個別業務を実施するに当たり、あらかじめ、設計・開発の妥当性確認を完了する。
- (3) 保安に係る組織は、設計・開発の妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する。

#### 7.3.7 設計・開発の変更管理

- (1) 保安に係る組織は、設計・開発の変更を行った場合は変更内容を識別するとともに、その記録を作成し、管理する。
- (2) 保安に係る組織は、変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。
- (3) 保安に係る組織は、設計・開発の変更のレビューにおいて、その変更が、当該原子炉施設を構成する要素（材料又は部品）及び関連する原子炉施設に及ぼす影響の評価を行う。
- (4) 保安に係る組織は、変更のレビュー、検証及び妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する。

### 7.4 調達

#### 7.4.1 調達プロセス

- (1) 保安に係る組織は、調達する製品又は役務（以下「調達製品等」という。）が規定された調達要求事項に適合することを確実にする。

- (2) 保安に係る組織は、保安活動の重要度に応じて、供給者及び調達製品等に対する管理の方式と程度を定める。これには、一般産業用工業品を調達する場合は、供給者等から必要な情報を入手し、当該一般産業用工業品が要求事項に適合していることを確認できるよう管理の方法及び程度を含める。
- (3) 保安に係る組織は、供給者が要求事項に従って調達製品等を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。また、必要な場合には再評価する。
- (4) 保安に係る組織は、調達製品等の供給者の選定、評価及び再評価の基準を定める。
- (5) 保安に係る組織は、供給者の評価の結果の記録及び評価によって必要とされた処置があればその記録を作成し、管理する。
- (6) 保安に係る組織は、適切な調達の実施に必要な事項（調達製品等の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法及びそれらを他の原子炉設置者と共有する場合に必要な処置に関する方法を含む。）を定める。

#### 7.4.2 調達要求事項

- (1) 保安に係る組織は、調達製品等に関する要求事項を仕様書にて明確にし、必要な場合には、次の事項のうち該当する事項を含める。
  - a) 製品、業務の手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項
  - b) 要員の力量（適格性を含む。）確認に関する要求事項
  - c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項
  - d) 不適合の報告及び処理に関する要求事項
  - e) 安全文化を育成し維持するための活動に関する必要な要求事項
  - f) 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項
  - g) その他調達物品等に関し必要な要求事項
- (2) 保安に係る組織は、前項に加え、調達製品等の要求事項として、供給者の工場等において使用前事業者検査又はその他の活動を行う際、原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。
- (3) 保安に係る組織は、供給者に調達製品等に関する情報を伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。
- (4) 保安に係る組織は、調達製品等を受領する場合には、調達製品等の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。

#### 7.4.3 調達製品等の検証

- (1) 保安に係る組織は、調達製品等が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を定めて検証を実施する。
- (2) 保安に係る組織は、供給者先で検証を実施することにした場合には、その検証の要領及び調達製品等のリリース（出荷許可）の方法を調達要求事項の中で明確にする。

### 7.5 業務の実施

#### 7.5.1 個別業務の管理

保安に係る組織は、個別業務の計画に従って業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含む。

- a) 原子力施設の保安のために必要な情報が利用できる。
- b) 必要な時に、作業手順が利用できる。
- c) 適切な設備を使用している。
- d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。
- e) 監視及び測定が実施されている。
- f) 業務のリリース（次工程への引渡し）が規定どおりに実施されている。

#### 7.5.2 個別業務に関するプロセスの妥当性確認

- (1) 保安に係る組織は、業務実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能な場合には、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。これらのプロセスには、業務が実施されてからでしか不具合が顕在化しないようなプロセスが含まれる。
- (2) 保安に係る組織は、妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。
- (3) 保安に係る組織は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、管理する。
- (4) 保安に係る組織は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ管理の方法を明確にする。
  - a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準
  - b) 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量の確認の方法
  - c) 妥当性確認の方法
  - d) 記録に関する要求事項

### 7.5.3 識別管理及びトレーサビリティ

- (1) 保安に係る組織は、業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務・原子炉施設の状態を識別し、管理する。
- (2) 保安に係る組織は、トレーサビリティが要求事項となっている場合には、業務・原子炉施設について固有の識別をし、その記録を管理する。

### 7.5.4 組織外の所有物

- (1) 保安に係る組織は、組織外の所有物のうち原子力の安全に影響を及ぼす可能性のあるものについて、当該機器等に対する識別や保護など取扱いに注意を払い、必要に応じて記録を作成し、管理する。

### 7.5.5 調達製品の保存

保安に係る組織は、調達製品の検収後、受入から据付、使用されるまでの間、調達製品を要求事項への適合を維持した状態のまま保存する。この保存には、識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含める。なお、保存は、取替品、予備品にも適用する。

## 7.6 監視機器及び測定機器の管理

- (1) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項への適合性を実証するために、実施すべき監視及び測定を明確にする。また、そのために必要な監視機器及び測定機器を明確にする。
- (2) 保安に係る組織は、監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にする。
- (3) 保安に係る組織は、測定値の正当性を保証しなければならない場合には、測定機器に関し、次の事項を満たすようにする。
  - a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレース可能な計量標準に照らして校正又は検証する。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録し、管理する（4.2.4 参照）。
  - b) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。
  - c) 校正の状態が明確にできる識別をする。
  - d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。
  - e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。
- (4) 保安に係る組織は、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する。また、その機器及び影響を受けた業務・原子炉施設に対して、適切な処置を行う。



- (5) 保安に係る組織は、監視機器及び測定機器の校正及び検証の結果の記録を作成し、管理する。
- (6) 保安に係る組織は、規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアを組み込んだシステムが意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。

## 8. 評価及び改善

### 8.1 一般

- (1) 保安に係る組織は、必要となる監視測定、分析、評価及び改善のプロセスを「8.2 監視及び測定」から「8.5 改善」に従って計画し、実施する。なお、改善のプロセスには、関係する管理者等を含めて改善の必要性、方針、方法等について検討するプロセスを含む。
- (2) 監視測定の結果は、必要な際に、要員が利用できるようにする。

### 8.2 監視及び測定

#### 8.2.1 組織の外部の者の意見

- (1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力の安全を確保しているかどうかに関して組織の外部の者がどのように受けとめているかについての情報を外部コミュニケーションにより入手し、監視する。
- (2) 保安に係る組織は、前項で得られた情報を分析し、マネジメントレビュー等による改善のための情報に反映する。

#### 8.2.2 内部監査

- (1) 理事長は、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを確認するため、毎年度1回以上、内部監査の対象業務に関与しない要員により、監査プロセスの長に内部監査を実施させる。
  - a) 本品質管理計画の要求事項
  - b) 実効性のある実施及び実効性の維持
- (2) 理事長は、内部監査の判定基準、監査対象、頻度、方法及び責任を定める。
- (3) 理事長は、内部監査の対象となり得る部門、個別業務、プロセス、その他の領域（以下「領域」という。）の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定するとともに、内部監査に関する基本計画を策定し、実施させることにより、内部監査の実効性を維

持する。また、監査プロセスの長は、前述の基本計画を受けて実施計画を策定し内部監査を行う。

- (4) 監査プロセスの長は、内部監査を行う要員（以下「内部監査員」という。）の選定及び内部監査の実施において、客観性及び公平性を確保する。
- (5) 監査プロセスの長は、内部監査員に自らの個別業務又は管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。
- (6) 理事長は、監査に関する計画の作成及び実施並びに監査結果の報告並びに記録の作成及び管理について、その責任及び権限並びに監査に係る要求事項を明確にした手順を定める。
- (7) 監査プロセスの長は、理事長に監査結果を報告し、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。
- (8) 内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者は、前項において不適合が発見された場合には、不適合を除去するための措置及び是正処置を遅滞なく講じるとともに、当該措置の検証を行い、それらの結果を監査プロセスの長に報告する。

### 8.2.3 プロセスの監視及び測定

- (1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視及び測定を行う。

この監視及び測定の対象には機器等及び保安活動に係る不適合についての強化すべき分野等に関する情報を含める。また、監視及び測定の方法には、次の事項を含める。

- a) 監視及び測定の時期
- b) 監視及び測定の結果の分析及び評価の方法
- (2) 保安に係る組織は、プロセスの監視及び測定の実施に当たり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。
- (3) 保安に係る組織は、プロセスの監視及び測定の方法により、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものとする。
- (4) 保安に係る組織は、プロセスの監視及び測定の状況について情報を共有し、その結果に応じて、保安活動の改善のために、必要な処置を行う。
- (5) 保安に係る組織は、計画どおりの結果が達成できない又は達成できないおそれがある場合には、当該プロセスの問題を特定し、適切に、修正及び是正処置を行う。

#### 8.2.4 検査及び試験

- (1) 保安に係る組織は、原子炉施設の要求事項が満たされていることを検証するために、個別業務の計画に従って、適切な段階で使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。
- (2) 保安に係る組織は、検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠となる使用前事業者検査等又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、管理する。
- (3) 保安に係る組織は、リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人が特定できるよう記録を作成し、管理する。
- (4) 保安に係る組織は、個別業務の計画で決めた検査及び試験が支障なく完了するまでは、当該機器等や原子炉施設を運転、使用しない。ただし、当該の権限をもつ者が、個別業務の計画に定める手順により承認する場合は、この限りでない。
- (5) 保安に係る組織は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないよう検査する要員の独立性を確保する。また、自主検査等の検査及び試験要員の独立性については、これを準用する。

#### 8.3 不適合管理

- (1) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項に適合しない状況が放置され、運用されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。
- (2) 保安に係る組織は、不適合の処理に関する管理の手順及びそれに関する責任と権限を定め、これを管理する。
- (3) 保安に係る組織は、次のいずれかの方法で不適合を処理する。
  - a) 不適合を除去するための処置を行う。
  - b) 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響を評価し、当該業務や機器等の使用に関する権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース（次工程への引渡し）又は合格と判定することを正式に許可する。
  - c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。
  - d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。
- (4) 保安に係る組織は、不適合を除去するための処置を施した場合は、要求事項への適合性を実証するための検証を行う。

- (5) 保安に係る組織は、不適合の性質の記録及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を作成し、管理する。

#### 8.4 データの分析及び評価

- (1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために、適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定の結果から得られたデータ及びそれ以外の関連情報源からのデータを含める。
- (2) 保安に係る組織は、前項のデータの分析及びこれらに基づく評価を行い、次の事項に関連する改善のための情報を得る。
  - a) 組織の外部の者からの意見の傾向及び特徴その他分析より得られる知見
  - b) 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合性
  - c) 是正処置の機会を得ることを含む、プロセス及び原子炉施設の特性及び傾向
  - d) 供給者の能力

#### 8.5 改善

##### 8.5.1 継続的改善

保安に係る組織は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、未然防止処置及びマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を向上させるために継続的に改善する。

##### 8.5.2 是正処置等

- (1) 保安に係る組織は、検出された不適合及びその他の事象（以下「不適合等」という。）の再発防止のため、原子力の安全に及ぼす影響に応じて、不適合等の原因を除去する是正処置を行う。
- (2) 是正処置の必要性の評価及び実施について、次に掲げる手順により行う。
  - a) 不適合等のレビュー及び分析
  - b) 不適合等の原因の特定
  - c) 類似の不適合等の有無又は当該不適合等が発生する可能性の明確化
  - d) 必要な処置の決定及び実施
  - e) とった是正処置の有効性のレビュー
- (3) 必要に応じ、次の事項を考慮する。
  - a) 計画において決定した保安活動の改善のために実施した処置の変更

- b) 品質マネジメントシステムの変更
- (4) 原子力の安全に及ぼす影響が大きい不適合に関して根本的な原因を究明するための分析の手順を確立し、実施する。
- (5) 全ての是正処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する。
- (6) 保安に係る組織は、前項までの不適合等の是正処置の手順（根本的な原因を究明するための分析に関する手順を含む。）を定め、これを管理する。
- (7) 保安に係る組織は、前項の手順に基づき、複数の不適合等の情報について、必要により類似する事象を抽出し、分析を行い、その結果から類似事象に共通する原因が認められた場合、適切な処置を行う。

#### 8.5.3 未然防止処置

- (1) 保安に係る組織は、原子力施設及びその他の施設の運転経験等の知見を収集し、起こり得る不適合の重要度に応じて、次に掲げる手順により適切な未然防止処置を行う。
  - a) 起こり得る不適合及びその原因についての調査
  - b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価
  - c) 必要な処置の決定及び実施
  - d) とった未然防止処置の有効性のレビュー
- (2) 全ての未然防止処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する。
- (3) 保安に係る組織は、前項までの未然防止処置の手順を定め、これを管理する。

表 4 - 1 F C A施設における原子炉設置変更許可の経緯

許 可 年 月 日	許 可 番 号	備 考
昭和43年 9 月18日	—	原子炉設置に関する書類届出
昭和44年 2 月27日	44原 第1120号	Pu燃料の使用に伴う変更
昭和45年 6 月30日	45原 第4109号	燃料体の仕様変更等
昭和46年 8 月19日	46原 第5863号	U濃縮度の変更
昭和48年10月12日	48原 第9743号	炉心構造の変更
昭和51年 8 月24日	51安(原規)第78号	使用済燃料の処分の方法の変更
昭和55年 7 月 4 日	55安(原規)第38号	非常用電源の更新
昭和58年 7 月22日	58安(原規)第131号	300kV パルス中性子発生装置の撤去
平成元年 3 月 2 日	元安(原規)第27号	燃料貯蔵施設の貯蔵能力の変更
平成 7 年11月29日	7安(原規)第353号	模擬物質の種類を追加(含窒素化合物)
平成27年 7 月28日	原規規発第1507285号	使用済燃料の処分の方法の変更

表 4-2 FCA施設の廃止措置対象

(1/3)

建家	解体対象	施設・設備		解体撤去対象	
				第1段階	第2段階
炉室建家	×*1	1/2格子管集合体	四角柱格子管	○	
			炉心物質装填用引出し	○	
		パルス中性子発生装置		○	
		起動用中性子源装置		○	
		模擬物質		○	
		作業台		○	
		格子管集合体冷却設備	送風機	○	
			高性能フィルタ	○	
			冷却室	○	
			ダンパー	○	
		制御安全棒		○	
		制御安全棒駆動機構		○	
		移動テーブル		○	
		移動テーブル駆動機構		○	
		安全棒		○	
		Pu 燃料装荷用生体遮蔽板		○	
		クレーン(炉室)		○	
		1次容器		—*3	
		2次容器		—*3	
		非常用アルゴンガス放出設備		○	
		空気調和器		○	
		ドップラー係数測定装置		○	
		中性子カウンター駆動装置		○	
消火設備			○		
照明設備			○		

表 4-2 FCA施設の廃止措置対象

(2/3)

建家	解体対象	施設・設備	解体撤去対象		
			第1段階	第2段階	
附属建家*2	×*1	燃料装填用デスク		○	
		燃料移送設備		○	
		Pu 燃料取扱・装填用フード		○	
		核計装	起動系		○
			運転系		○
			安全系		○
		その他の主要な計装	炉心温度計		○
			テーブル位置表示計		○
			制御安全棒シリンダー圧力計		○
		安全保護回路	原子炉停止回路		○
		その他の主要な安全保護回路	警報回路		○
			インターロック回路		○
		クレーン(燃料取扱室)		○	
		燃料貯蔵庫		—*3	
		濃縮ウラン収納容器		○	
		Pu 燃料収納容器		○	
		燃料貯蔵棚		○	
		屋内管理用の主要な設備		○	
		屋外管理用の主要な設備		○	
		固体廃棄物の廃棄設備		○	
消火設備		○			
照明設備		○			
制御盤		○			



表 4-2 FCA施設の廃止措置対象

(3/3)

建家	解体対象	施設・設備		解体撤去対象	
				第1段階	第2段階
排風機室	×	気体廃棄物の廃棄設備	排気設備		○
			フィルタ装置		○
			気密バタフライバルブ		○
DPタンク室	×	液体廃棄物の廃棄設備	廃液タンク		○
			排水ポンプ		○
			配管		○
機械室	×	非常用電源設備	ガスタービン発電機		○
			蓄電池		○
		受変電設備	高圧受電盤		—*3
			低圧受電盤		—*3
変圧器		—*3			
アルゴンタンク室	×	非常用アルゴンガス放出設備			○
排気筒	×	-			—*3

\*1 管理区域を有する施設については管理区域解除のみを実施

\*2 燃料取扱室、燃料貯蔵庫、セミホット実験室、汚染検査室、汚染除去室、制御室等

\*3 一般施設として継続管理

注) 原子力科学研究所の原子炉施設の共通施設である放射性廃棄物処理場、並びに放射線管理施設の屋外管理用の主要な設備のうちモニタリングポスト、モニタリングステーション装置、中央監視装置及び環境放射線観測車は解体しない。

表 7 - 1 性能維持施設の位置、構造及び設備並びにその性能並びにその性能を維持すべき期間

( 1 / 5 )

施設区分	設備等の区分	構成品目	位置、構造	維持すべき機能	性能	維持すべき期間
核燃料物質の 取扱施設及び 貯蔵施設	核燃料物質貯 蔵設備	燃料貯蔵庫	鉄筋コンクリート構造 7.0m×3.6m ×3.0m 高×7庫 貯蔵能力：濃縮ウラン収納容器 (低濃縮ウラン) 最大 480 個	燃料の貯蔵機能	・貯蔵能力に影響するよう な有害な変形等がないこ と。	燃料の引渡しの 完了まで
		濃縮ウラン収納容 器 (低濃縮ウラン)	燃料貯蔵庫内 形状：鳥籠状容器 材質：鋼製 寸法：40cm×40cm×40cm	燃料の貯蔵機能 未臨界性維持機 能	・貯蔵能力に影響するよう な有害な変形等がないこ と。 ・未臨界性に影響するよう な有害な変形等がないこ と。	
		燃料貯蔵棚	燃料貯蔵庫内 貯蔵庫の壁に固定 材質：鋼製 寸法：幅 100～613cm 奥行 42.5～100cm 高さ 240～265cm	燃料の貯蔵機能	・貯蔵能力に影響するよう な有害な変形等がないこ と。	

表 7 - 1 性能維持施設の位置、構造及び設備並びにその性能並びにその性能を維持すべき期間

(2 / 5)

施設区分	設備等の区分	構成品目	位置、構造	維持すべき機能	性能	維持すべき期間
放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄設備	炉室系統 排風機、フィルタ	炉外排気 排風機室内 ・排風機 形式：ターボファン 基数：2基 ・フィルタ 形式：チャンバ式 基数：1基  炉内排気 排風機室内 ・排風機 形式：ターボファン 基数：2基 ・フィルタ 形式：ユニット式 基数：2基	気体廃棄物の処理機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>総排気風量が 28930 m<sup>3</sup>/h 以上であること（炉外排気、炉内排気は各1台運転時）。</li> <li>各フィルタの捕集効率が 99.0%以上であること。</li> </ul>	気体廃棄物の廃棄対象とする施設の除染が終了するまで
		附属建家系統 排風機、フィルタ  Pu 燃料取扱・装填用フード排気 排風機室内 ・排風機 形式：ターボファン 基数：1基 ・フィルタ 形式：ユニット式 基数：1基				

表 7 - 1 性能維持施設の位置、構造及び設備並びにその性能並びにその性能を維持すべき期間

( 3 / 5 )

施設区分	設備等の区分	構成品目	位置、構造	維持すべき機能	性能	維持すべき期間
放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物の廃棄設備	附属建家系統 排風機、フィルタ	セミホット実験室排気 排風機室内 ・排風機 形式：ターボファン 基数：1基 ・フィルタ 形式：ユニット式 基数：1基  ホットシャワー・トイレ排気 排風機室内 ・排風機 形式：ターボファン 基数：1基 ・フィルタ 形式：ユニット式 基数：1基	気体廃棄物の処理機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・総排気風量が 28930 m<sup>3</sup>/h 以上であること（炉外排気、炉内排気は各 1 台運転時）。</li> <li>・各フィルタの捕集効率が 99.0%以上であること。</li> </ul>	気体廃棄物の廃棄対象とする施設の除染が終了するまで
		排気筒	鉄筋コンクリート構造 排気口地上高さ：55m	放出経路確保機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・排気筒の構造を損なうような有害な損傷等がないこと。</li> </ul>	
	液体廃棄物の廃棄設備	廃液タンク	DPタンク室内 形式：タンク 容量：4 m <sup>3</sup> 基数：2基	液体廃棄物の貯留機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・水漏れがなく有害な損傷等がないこと。</li> </ul>	廃液タンクでの放射性液体廃棄物の受入及び排出が終了するまで
	固体廃棄物の廃棄設備	保管廃棄施設	燃料取扱室内 ・廃棄物保管場所：約 14m <sup>2</sup>	固体廃棄物の保管機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・200 リットルドラム缶が 26 本保管できること。</li> </ul>	全ての放射性固体廃棄物が搬出されるまで

表 7 - 1 性能維持施設の位置、構造及び設備並びにその性能並びにその性能を維持すべき期間

(4 / 5)

施設区分	設備等の区分	構成品目	位置、構造	維持すべき機能	性能	維持すべき期間
放射線管理施設	屋内管理用の 主要な設備	室内モニタ	炉室 測定線種:ベータ線 指示範囲: $10^{-1} \sim 10^3 \text{s}^{-1}$ 数量:1	放射線監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 空气中の放射性物質の濃度を測定できること。</li> <li>・ 警報設定値に達したときに警報を発すること。</li> </ul>	燃料の引渡しの完了まで
		ガンマ線エリアモニタ	炉室及び燃料取扱室 指示範囲: $10^{-1} \sim 10^5 \mu \text{Sv/h}$ 数量:2		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 線量当量率を測定できること。</li> <li>・ 警報設定値に達したときに警報を発すること。</li> </ul>	管理対象の建家の管理区域を解除するまで
		放射線サーベイ設備	管理区域内 表面汚染検査用サーバイメータ 測定線種:アルファ線、ベータ線		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 表面密度を測定できること。</li> </ul>	
			管理区域内 ガンマ線サーバイメータ 測定線種:ガンマ線		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 線量当量率を測定できること。</li> </ul>	
	屋外管理用の 主要な設備	排気ダストモニタ	排風機室 測定線種:ベータ線 指示範囲: $10^{-1} \sim 10^5 \text{s}^{-1}$ 数量:1		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 排気中の放射性物質の濃度を測定できること。</li> <li>・ 警報設定値に達したときに警報を発すること。</li> </ul>	気体廃棄物の廃棄設備の使用を終了するまで

表 7 - 1 性能維持施設の位置、構造及び設備並びにその性能並びにその性能を維持すべき期間

( 5 / 5 )

施設区分	設備等の区分	構成品目	位置、構造	維持すべき機能	性能	維持すべき期間
原子炉格納施設	格納施設	炉室建家	1次容器 鉄筋コンクリート構造 天井壁厚:110cm 床厚:240cm  2次容器 鉄筋コンクリート構造、内側鋼板ライニング 壁厚:40cm	放射性物質の漏えい防止及び放射線遮蔽体としての機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部と区画できること。</li> <li>放射線障害の防止に影響するような有害な損傷等がないこと。</li> </ul>	炉室建家の管理区域を解除するまで
その他の附属施設	その他の附属設備	消火設備	炉室建家及び附属建家 自動火災報知設備 基数:一式	火災報知機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>消防法の規格を満足すること。</li> </ul>	管理区域を解除するまで
			炉室建家及び附属建家 消火器 基数:一式	消火機能		
		照明設備	炉室建家及び附属建家 非常灯、誘導灯 基数:一式	避難用照明機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>非常灯、誘導灯が点灯すること。</li> </ul>	

表 10-1 放射性固体廃棄物及び放射性物質として扱う必要がない物の推定発生量

放射能レベル区分*1		種 類	材 質	重 量 (t)	
低レベル放射 性廃棄物	比較的放射能レベルが高い 物*2 (余裕深度処分相当)	—	—	—	—
	放射能レベルが低い物*2 (ピット処分相当)	—	—	—	—
	放射能レベルが極めて低い 物*2 (トレンチ処分相当)	1 / 2 格子管集合体、炉 心物質装填用引出し、制 御安全棒駆動機構等	金属	163	381*3
	コンクリート		218		
	その他		—		
放射性物質として扱う必要がない物*2		空気調和器、燃料貯蔵棚 等	金属	47	57*4
			コンクリート	—	
			その他	10	
合 計			金属	210	438*5
			コンクリート	218	
			その他	10	

\*1：放射能レベル区分は原子炉運転停止後約 12 年（2023 年 3 月末）経過時における推定放射能濃度により区分した。

\*2：表 10-2 に基づく区分

\*3：放射化汚染物質約 218t（金属約 163t、コンクリート約 55t）

放射化汚染物質かつ二次汚染物質約 66t（金属のみ）

管理区域解除のためのコンクリート掘削等に伴う廃棄物約 218t（炉室約 55t、炉室以外約 163t）

\*4：二次汚染物質約 30t（金属のみ）を含む。

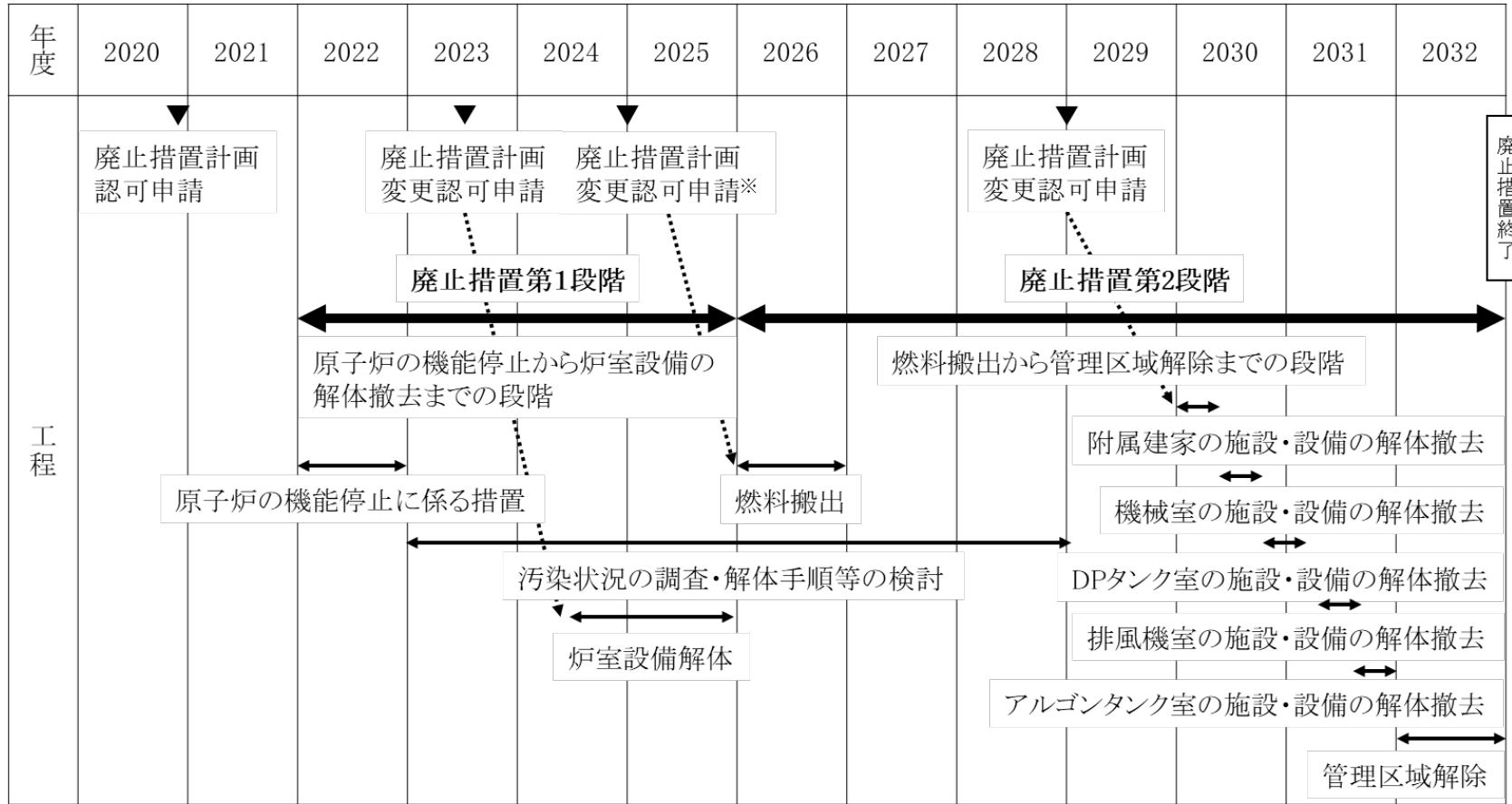
\*5：このほか、「放射性廃棄物でない廃棄物」の推定発生量は、約 100t と推定。合わせて総重量約 538t。

表 10-2 放射性固体廃棄物及び放射性物質として扱う必要がない物の放射能レベル区分の適用基準

放射能レベル区分		適用基準
低レベル放射性廃棄物	比較的放射能レベルが高い物	「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令」(昭和 32 年政令第 324 号) 第 31 条に定める放射能濃度を超えない物であり、かつ「核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の第二種廃棄物埋設の事業に関する規則」(昭和 63 年総理府令第 1 号。以下「第二種埋設規則」という。) 第 1 条の 2 第 2 項第 4 号別表第 1 に定める放射能濃度を超える物
	放射能レベルが低い物	第二種埋設規則第 1 条の 2 第 2 項第 4 号別表第 1 に定める放射能濃度を超えない物であり、かつ第二種埋設規則第 1 条の 2 第 2 項第 5 号別表第 2 に定める放射能濃度を超える物
	放射能レベルが極めて低い物	第二種埋設規則第 1 条の 2 第 2 項第 5 号別表第 2 に定める放射能濃度を超えない物であり、かつ「工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度が放射線による障害の防止のための措置を必要としないものであることの確認等に関する規則」(令和 2 年原子力規制委員会規則第 16 号) 第 2 条に定める放射能濃度を超える物
放射性物質として扱う必要がない物		「工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度が放射線による障害の防止のための措置を必要としないものであることの確認等に関する規則」(令和 2 年原子力規制委員会規則第 16 号) 第 2 条に定める放射能濃度を超えない物



表 11-1 廃止措置全体工程表



※ 原子炉設置変更許可も併せて申請する



図 4 - 1 F C A施設の鳥瞰図



図 4 - 2 F C A 施設の解体対象施設

50



図 4 - 3 F C A施設の管理区域の範囲

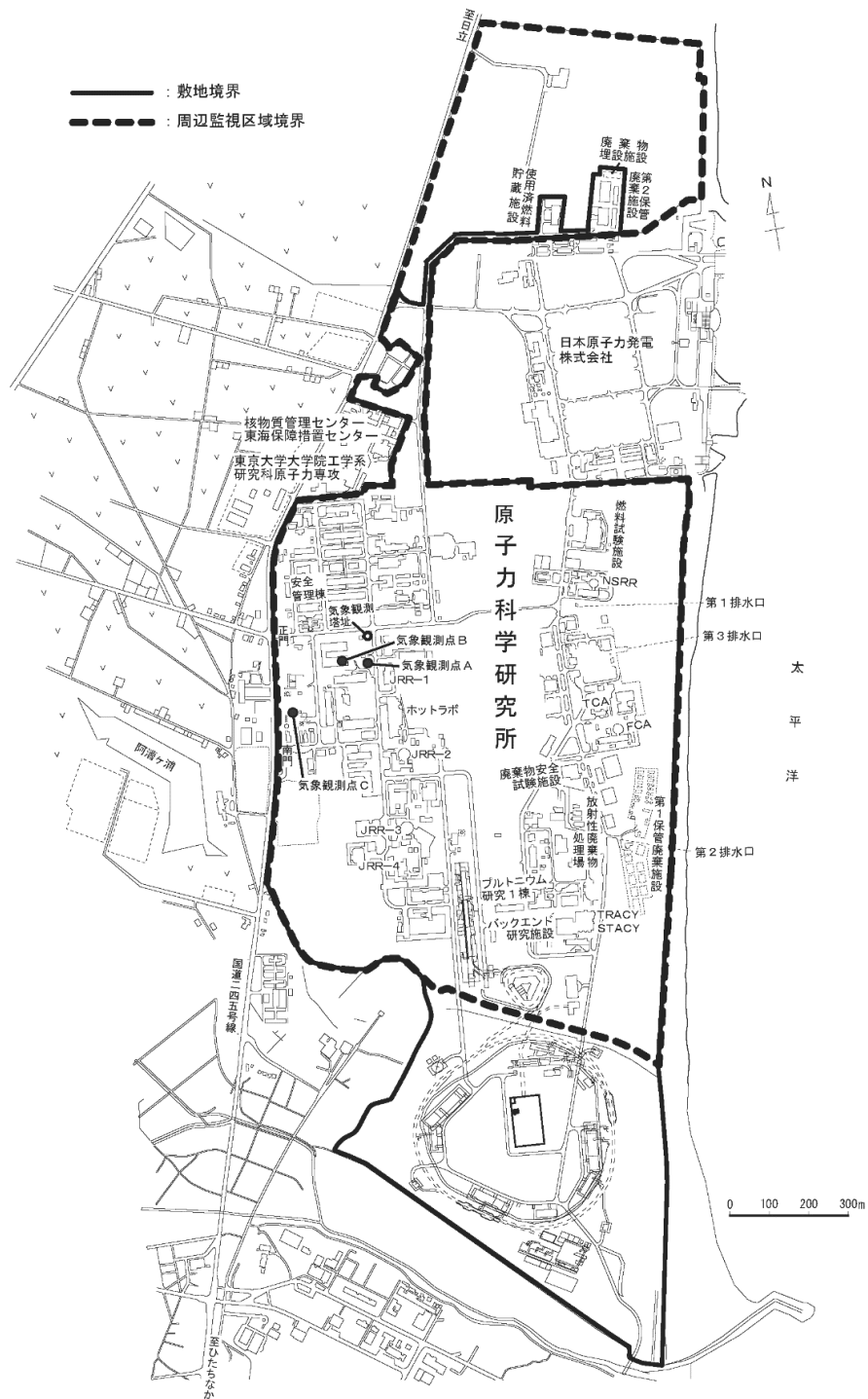


図4-4 原子力科学研究所の敷地図

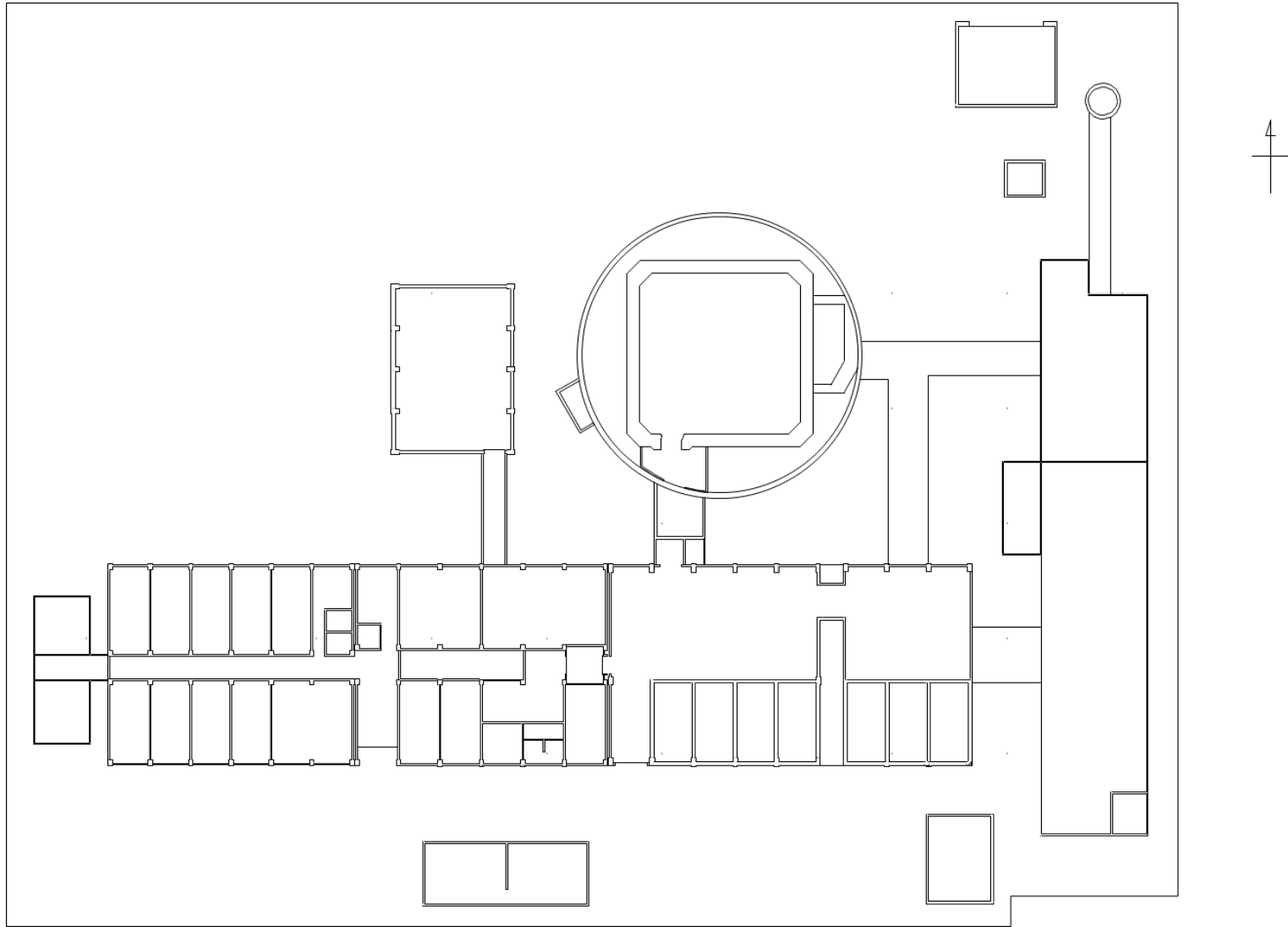


図 5 - 1 F C A施設の廃止措置終了後の状態



図9-1 主な施設の推定汚染分布

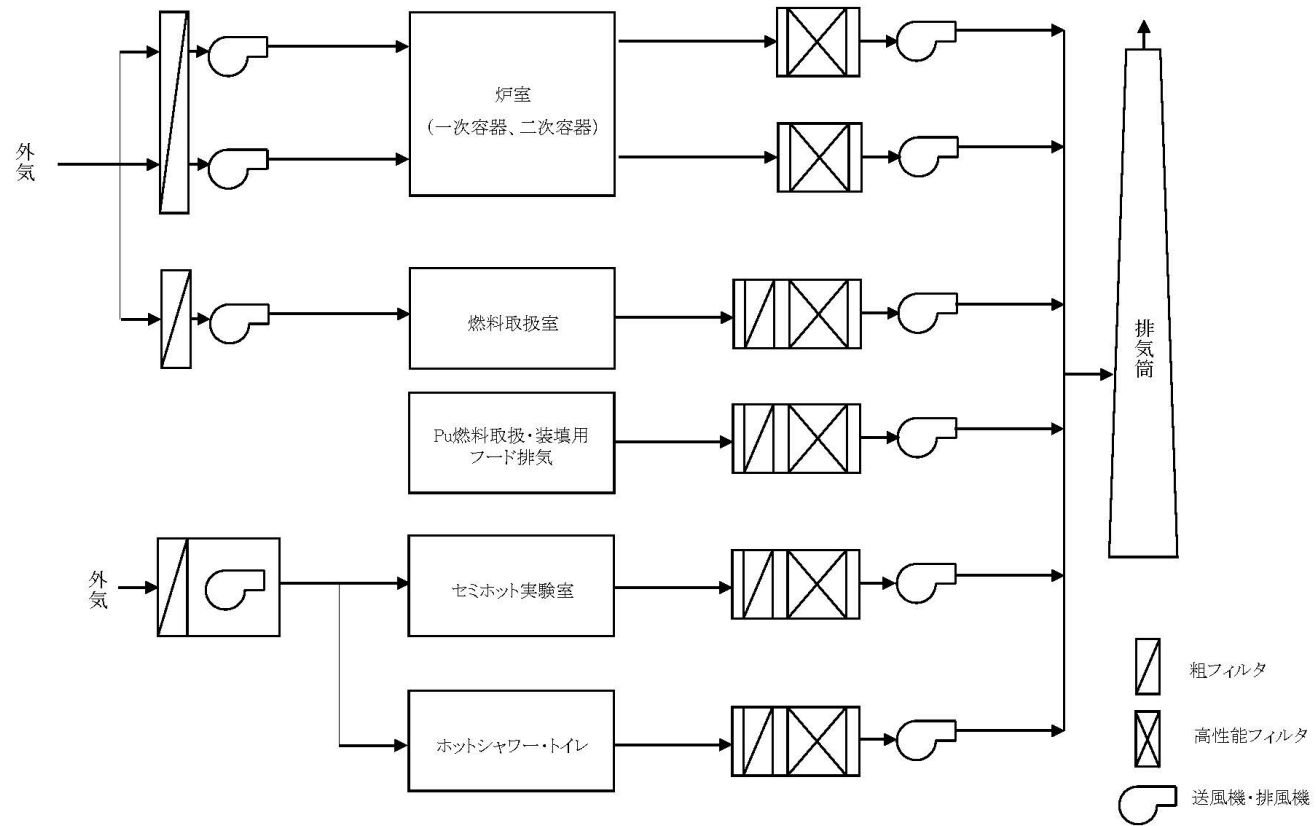


図 10-1 気体廃棄物の廃棄設備の系統図



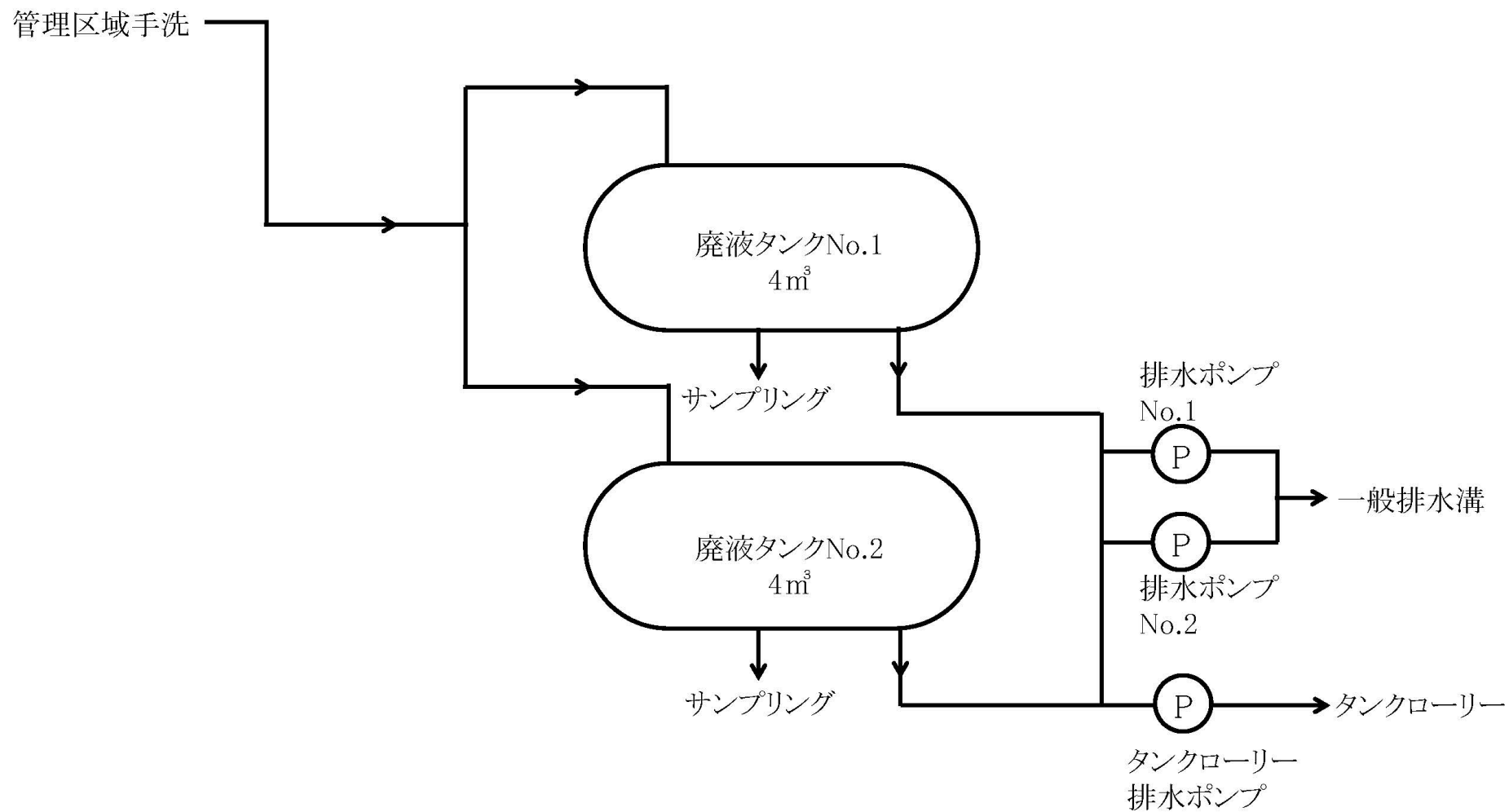


図 10-2 液体廃棄物の廃棄設備の系統図

## 添付書類一

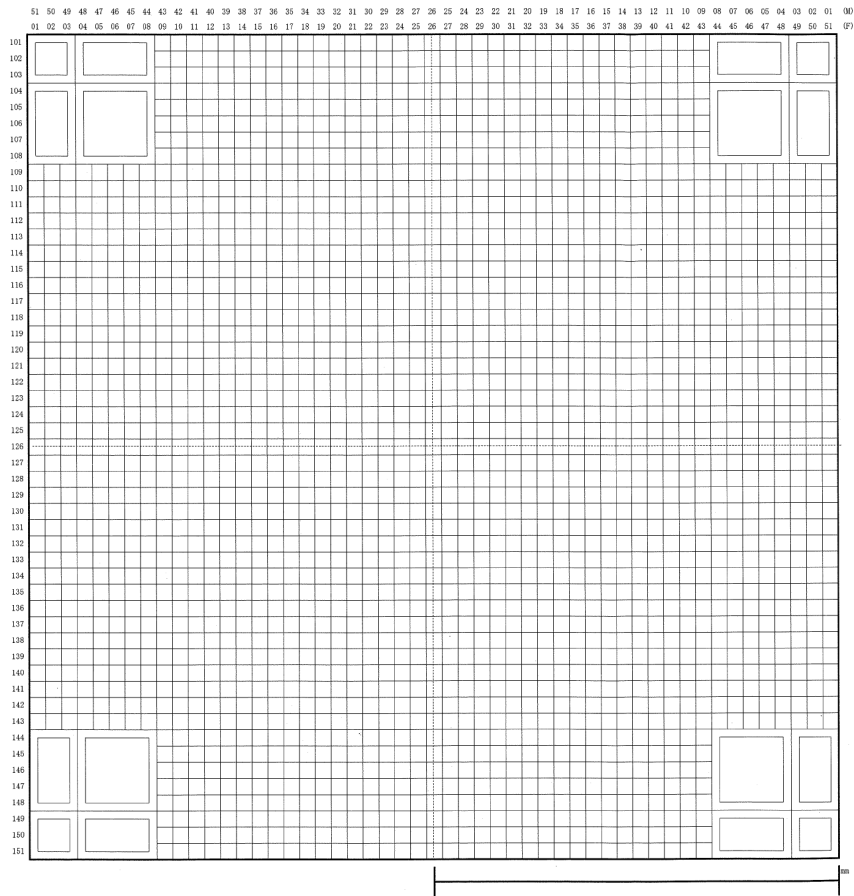
既に使用済燃料を試験研究用等原子炉の炉心から  
取り出していることを明らかにする資料

1. 使用済燃料を試験研究用等原子炉の炉心から取り出していることを明らかにする資料  
試験研究用等原子炉の炉心に装荷された燃料体、減速材、反射材及び原子核分裂の連鎖反応の反応度を変化させる実験のために挿入する物質（以下「燃料体等」という。）の配置は、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」（昭和 32 年総理府令第 83 号）第 6 条の規定に基づく記録である試験研究用等原子炉（臨界実験装置に限る。）内における燃料体等の配置図（以下「炉心装荷図」という。）に記録している。

本記録は、燃料体等の配置又は配置替えの都度作成することとなっており、F C A の炉心装荷図は、原子炉の炉心から最後に燃料体等を取り出した後、新たに作成していない。

## 2. F C A の燃料体等取出し

F C A の燃料体等は、平成 29 年 5 月 23 日に試験研究用等原子炉の炉心から取り出す作業を完了した。このときに作成した炉心装荷図を図 1 - 1、図 1 - 2 に示す。



炉心装荷図

原子炉主任 技術者	臨界技術 第2課長	実験主 担当者

平成29年 5月23日

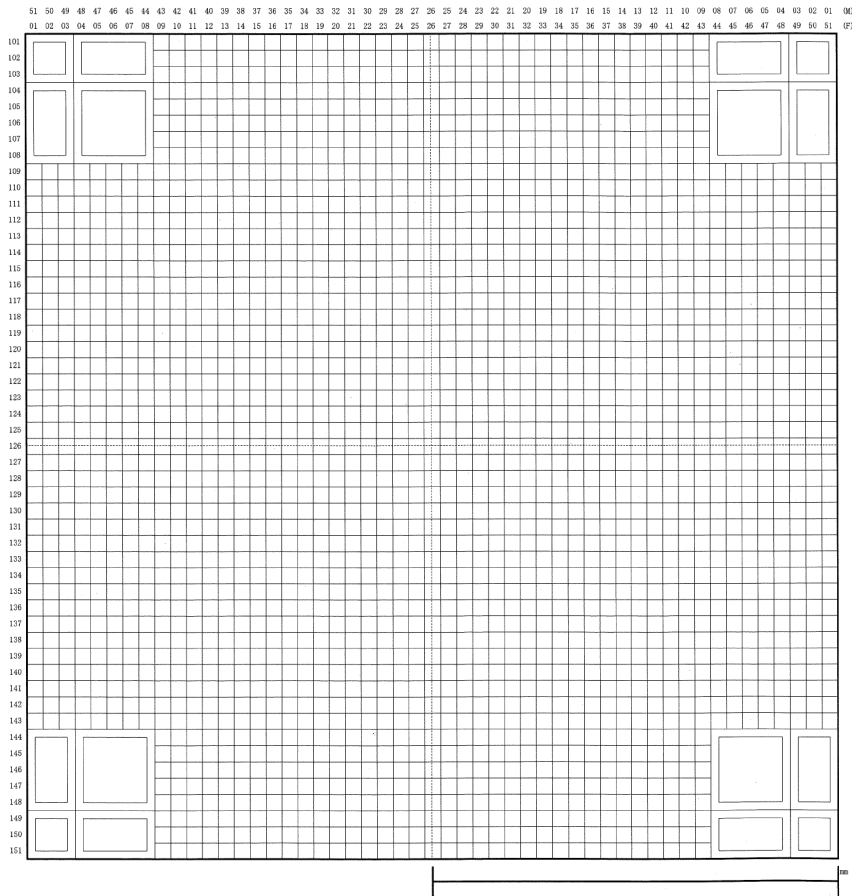
集合体 番号	XXIX-1	装 荷 番 号	装 脱 後
○	移動側		固定側

装填様式	種 別	引出本数
□	引出しなし	
▨	SUS	0 本
■	SB	0 本
▤	DUB	0 本
▣	装脱予定引出	0 本
引出本数総計		0 本
装荷重量総計		<sup>235</sup> U kg
		<sup>239+241</sup> P u kg

確 認 項 目	結 果
燃料要素の異常の有無	—
装 填 状 態	—
装 荷 状 態	—

注) 空白は燃料体等が装荷されていないことを示す。

図1-1 FCA炉心装荷図(移動側)(平成29年5月23日)



炉心装荷図

原子炉主任 技術者	臨界技術 第2課長	実験主 担当者

平成29年5月23日

集合体 番号	XXIX-1	装 荷 番 号	装脱後
		移動側	○ 固定側

装填様式	種 別	引出本数	
	引出しなし		
	DOP	0 本	
	SUS	0 本	
	SB	0 本	
	DUB	0 本	
	装脱予定引出	0 本	
引出本数総計		0 本	
装荷重量総計		<sup>235</sup> U	kg
		<sup>239+241</sup> P u	kg

確 認 項 目	結 果
燃料要素の異常の有無	—
装 填 状 態	—
装 荷 状 態	—

注) 空白は燃料体等が装荷されていないことを示す。

図1-2 FCA炉心装荷図(固定側)(平成29年5月23日)

## 添付書類二

廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び  
廃止措置に係る工事作業区域図

1. 廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る工事作業区域図  
廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る工事作業区域図  
を図 2 - 1 に示す。



図 2 - 1 廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る工事作業区域図



## 添付書類三

廃止措置に伴う放射線被ばくの管理に関する説明書

## 1. 放射線の被ばく管理

### 1.1 放射線管理

廃止措置期間中の作業環境の放射線監視、被ばく管理、放射線業務従事者の出入り及び搬出物品の管理、管理区域の指定及び解除、並びに周辺環境の放射線監視等の放射線管理は保安規定に基づいて実施し、法令又は保安規定で定める基準値を超えないように管理する。

被ばくのおそれのある作業を行う場合は、随時、作業環境の放射線モニタリングを実施するとともに、作業方法等の評価を行い、作業方法及び放射線防護方法の改善等の適切な措置を講じ、放射線業務従事者の被ばくの低減を図る。それらに必要とされるガンマ線エリアモニタ、室内モニタ等の放射線管理施設の維持管理を行う。また、周辺環境への放射性物質の放出管理のために、排気ダストモニタの維持管理を行う。

#### 1.1.1 作業環境の放射線管理

##### (1) 線量当量率

管理区域内の線量当量率は、保安規定に基づき定期的に測定を行い、異常のないことを確認する。また、管理区域内の線量当量率の変化を生じる遮蔽状況の変化、廃棄物の移動又は特殊な作業がある場合、その都度線量当量率を測定し、安全確保のために必要な措置を講じる。

##### (2) 表面汚染

管理区域内の床の放射性物質の表面密度は、保安規定に基づき定期的に測定を行い、異常のないことを確認する。

表面汚染が発生するおそれのある作業等を行う場合は、作業環境を含めて表面密度を測定し、汚染があれば除染し、汚染の管理を行う。

##### (3) 空気汚染

管理区域内の空气中放射性物質の濃度は、保安規定に基づき定期的に測定を行い、異常のないことを確認する。

空気汚染の発生するおそれのある作業を行う場合には、汚染拡大防止の養生を設置するとともに、可搬型ダストモニタ等による監視又はサンプリングによる測定により、作業環境の空气中放射性物質の濃度の管理を行う。

#### 1.1.2 被ばく管理

作業に当たっては、事前に詳細な作業分析を行い、効率的な作業手順、放射線防護方法（防護具の使用等）、モニタリング方法等を決定し、放射線業務従事者の被ばくの低減を図る。

個人の外部被ばく線量は、個人線量計（OSL バッジ、ポケット線量計等）で測定する。内部被ばく線量は、ホールボディカウンタ又はバイオアッセイ法により評価する。また、作業を実施する前に計画線量を設定し、適宜、線量の実績値と比較して、放射線業務従事者の線量限度を超えないように管理する。

### 1.1.3 放射線業務従事者の出入り及び搬出物品管理

#### (1) 出入り管理

放射線業務従事者に対しては、作業開始前に当該作業についての指示及び教育訓練を行い、管理区域内遵守事項を徹底させ、作業の安全を図る。

放射線業務従事者が管理区域に立ち入るときは、保護衣等作業上必要な防護具及び個人線量計を着用のうえ、作業を行う。また、管理区域から退出するときは、ハンドフットクロスモニタ又はサーベイメータによって身体表面の汚染検査を行い、管理区域外への汚染の拡大防止を図る。管理区域退出時に汚染が検出されたときは、汚染除去等必要な措置を講じる。

#### (2) 搬出物品の管理

管理区域から物品を搬出するときは、物品の表面密度を測定し、保安規定に定める基準を超えた物品を管理区域外に持ち出すことがないように管理する。

### 1.1.4 管理区域の指定及び解除

#### (1) 管理区域の指定

管理区域以外の区域における線量当量率、空気中の放射性物質濃度又は表面密度が、法令に定める値を超えるか、又は超えるおそれがある場合は、対象区域を保安規定に基づき一時的な管理区域として指定する。指定した管理区域は、壁、さく等の区画物によって区画するとともに、標識を設けることによって他の場所と区別する等の措置を講じる。

#### (2) 管理区域の解除

(1)で指定した管理区域の線量当量率、空気中の放射性物質濃度及び表面密度が法令に定める値以下であることを確認した場合には、その指定を解除する。

### 1.1.5 周辺環境の放射線監視

#### (1) 平常時における放射線監視

原子炉施設から周辺環境に放出される放射性気体廃棄物は、排気ダストモニタにより、放射性物質の濃度が線量告示に定める排気中の濃度限度以下で

あることを連続監視するとともに、保安規定に基づき管理を行う。また、定期的に周辺監視区域の境界付近のモニタリングポストにより空気吸収線量率の監視を行う。

## (2) 異常時における放射線監視

万一、放射性物質の放出を伴う異常が発生した場合には、サーベイメータ等を用いて建家周辺の放射線測定を行うとともに、環境試料の採取・測定等を行う。

## 1.2 被ばく評価

廃止措置期間中における放射線業務従事者及び一般公衆の被ばく評価は、以下のとおりである。

### 1.2.1 放射線業務従事者の被ばく

#### (1) 第1段階（原子炉の機能停止から炉室設備の解体撤去までの段階）

第1段階の原子炉の機能停止に係る措置として実施するPu燃料装荷用生体遮蔽板を設置した状態での固定並びに制御安全棒の撤去及び移動テーブル駆動機構電源の撤去については、十分実績のある従来施設の保守管理と同様の作業であることから、放射線業務従事者の被ばくについても、特段の考慮を必要としない。このため、従来と同様、保安規定に基づき放射線管理を適切に行うとともに、実績のある保守管理作業等の経験に基づき、被ばく低減を図ることが可能である。

機能停止措置実施後、炉室内外に設置されている施設・設備の解体撤去を行う。第1段階に係る解体撤去工事着手時の被ばくの面からみた施設の状況は、外部被ばくの線源であった燃料は燃料貯蔵庫にて未臨界を維持し安全に貯蔵され、また、内部被ばくに係る汚染状況として、「添付書類五」で示した放射化汚染物質等の評価結果から、管理区域内の施設・設備及び建家等の放射化汚染及び二次汚染は極めてわずかであると評価できる。

本評価結果及び施設・設備の表面線量の実測値より、解体撤去工事範囲における放射線レベルは最大でも $1.2\mu\text{Sv/h}$ と推定され、第1段階に係る解体撤去工事における放射線業務従事者の外部被ばくは極めてわずかであると評価できる。また、切断による施設・設備の解体撤去作業では塵埃が発生するが、塵埃中の放射性物質の量が極めて少ないと評価できること、管理区域内で発生した塵埃に対しては、集塵装置、局所排気装置、汚染拡大防止の養生等の対策を講じるとともに、放射線業務従事者には防護マスク等の適切な呼吸用保護具を着用させることにより、放射線業務従事者の内部被ばくを防止することができる。

第1段階で実施する解体撤去作業等に伴う放射線業務従事者の総被ばく線量評価結果については、解体撤去工事に着手する前に、本廃止措置計画の変更認可申請を行うことにより示すこととする。

## (2) 第2段階（燃料搬出から管理区域解除までの段階）

燃料の搬出作業並びに各建家及びそれらの維持管理に必要となる施設・設備についての維持管理については、十分実績のある従来の施設の保守管理と同様の作業であることから、放射線業務従事者の被ばくについても、特段の考慮を必要としない。

このため、従来と同様、保安規定に基づき放射線管理を適切に行うとともに、実績のある保守管理作業等の経験に基づき、被ばく低減を図ることが可能である。

第2段階に係る解体撤去工事着手時の被ばくの面からみた施設の状況は、外部被ばくの線源であった燃料は搬出され、また、内部被ばくに係る汚染状況として、「添付書類五」で示した放射化汚染物質等の評価結果から、管理区域内の施設・設備及び建家等の放射化汚染及び二次汚染は極めてわずかであると評価できる。

本評価結果及び施設・設備の表面線量の実測値より、全ての管理区域の放射線レベルはバックグラウンドレベルと推定され、第2段階に係る解体撤去工事における放射線業務従事者の外部被ばくは極めてわずかであると評価できる。また、切断による施設・設備の解体撤去作業では塵埃が発生するが、塵埃中の放射性物質の量が極めて少ないと評価できること、管理区域内で発生した塵埃に対しては、集塵装置、局所排気装置、汚染拡大防止の養生等の対策を講じるとともに、放射線業務従事者には防護マスク等の適切な呼吸用保護具を着用させることにより、放射線業務従事者の内部被ばくを防止することができる。

第2段階で実施する解体撤去作業等に伴う放射線業務従事者の総被ばく線量評価結果については、解体撤去工事に着手する前に、本廃止措置計画の変更認可申請を行うことにより示すこととする。

### 1.2.2 一般公衆の被ばく

#### (1) 放射性気体廃棄物の放出による被ばく

廃止措置の第1段階（原子炉の機能停止から炉室設備の解体撤去までの段階）のうち原子炉の機能停止に係る措置として実施するPu燃料装荷用生体遮蔽板を設置した状態での固定並びに制御安全棒の撤去及び移動テーブル駆動機構電源の撤去で発生する放射性気体廃棄物は、施設の運転段階における原子炉停止時の発生量と同程度であり、従来の廃棄の方法と同様、気体廃棄物の廃棄設備の高性能フィルタでろ過した後、排気ダストモニタにより、放射性物質の濃

度が線量告示に定める排気中の濃度限度以下であることを連続監視しながら、排気筒から放出するため、一般公衆への被ばく影響は極めて小さい。また、第1段階のうち解体撤去工事で発生する放射性気体廃棄物は、主として、炉室設備の解体撤去工事で切断対象としている放射化汚染物質のうち、1/2格子管集合体、格子管集合体冷却設備、Pu燃料装荷用生体遮蔽板、燃料移送設備等の切断に伴う放射性物質がある。しかしながら、「添付書類五」で示した放射化汚染物質等の評価結果から、塵埃中の放射性物質の量が極めて少ないと評価できること、管理区域内で発生した塵埃に対しては、集塵装置、局所排気装置、汚染拡大防止の養生等の対策を講じるとともに、FCA施設の気体廃棄物の廃棄設備により排気するため、放射性塵埃の環境への放出は極めてわずかであると評価できる。したがって、放射性気体廃棄物による一般公衆の被ばくの影響は極めて小さいと評価できる。

廃止措置の第2段階（燃料搬出から管理区域解除までの段階）のうち燃料搬出及び解体撤去工事に着手するまでの維持管理で発生する放射性気体廃棄物の発生量は第1段階の機能停止措置の際と同程度であり廃棄の方法も同様であることから、一般公衆への被ばく影響は極めて小さい。また、第2段階のうち解体撤去工事で発生する放射性気体廃棄物は、主として、管理区域解除のための炉室のコンクリートはつり作業に伴う放射性物質がある。しかしながら、第1段階に係る解体撤去工事の評価と同様、一般公衆の被ばくの影響は極めて小さいと評価できる。

なお、平常時においては、気体廃棄物の廃棄設備の高性能フィルタによる低減（除去効率99%）が期待できるため、廃止措置の期間中に室内空間に放出される放射性気体廃棄物として、「添付書類四」に示す事故評価で放出される最大量を想定しても、一般公衆の被ばくは事故時の被ばく評価結果である約 $1.7 \times 10^{-2}$  mSvの100分の1となり、約 $1.7 \times 10^{-4}$  mSvとなる。

## (2) 放射性液体廃棄物の放出による被ばく

廃止措置の第1段階（原子炉の機能停止から炉室設備の解体撤去までの段階）のうち原子炉の機能停止に係る措置として実施するPu燃料装荷用生体遮蔽板を設置した状態での固定並びに制御安全棒の撤去及び移動テーブル駆動機構電源の撤去において発生する放射性液体廃棄物は、主として、保守点検等を行う作業員が管理区域から退室する際に発生する手洗い水であり、施設の運転段階における発生量と同程度である。放射性液体廃棄物は、従来の方法と同様、液体廃棄物の廃棄設備の廃液タンクに一時貯留し、放射性物質の濃度を確認し、線量告示に定める排水中の濃度限度以下のものについては、原子力科学研究所一般排水溝に排出する。廃液タンクに一時貯留したもののうち排水中の濃度限度を超えるものについては、原子力科学研究所の放射性廃棄物処理場に運搬して処理するため、一般公衆への被ばく影響は極めて小

さい。また、第1段階のうち解体撤去工事において発生する放射性液体廃棄物は、主として、保守点検や解体撤去等を行う作業員が管理区域から退室する際に発生する手洗い水及び汚染の除去等に伴う解体撤去工事の付随廃液であり、「添付書類五」で示した放射化汚染物質等の評価結果から、付随廃液中の放射性物質の量は極めて少ないと評価できる。これらの放射性液体廃棄物は、従来の方法と同様、液体廃棄物の廃棄設備の廃液タンクに一時貯留し、放射性物質の濃度を確認し、線量告示に定める排水中の濃度限度以下のものについては、原子力科学研究所一般排水溝に排出する。廃液タンクに一時貯留したもののうち排水中の濃度限度を超えるものについては、原子力科学研究所の放射性廃棄物処理場に運搬して処理するため、一般公衆への被ばく影響は極めて小さい。

廃止措置の第2段階（燃料搬出から管理区域解除までの段階）のうち燃料搬出及び解体撤去工事に着手するまでの維持管理において発生する放射性液体廃棄物の発生量は、第1段階の機能停止措置の際と同程度であり廃棄の方法も同様であることから、一般公衆への被ばく影響は極めて小さい。また、第2段階のうち解体撤去工事において発生する放射性液体廃棄物の発生量は、第1段階に係る解体撤去工事の際と同程度であり廃棄の方法も同様であることから、一般公衆への被ばく影響は極めて小さい。

したがって、一般公衆が受ける被ばくは、原子力科学研究所の原子炉設置変更許可申請書共通編添付書類九に記載している全原子炉施設からの放射性液体廃棄物による実効線量を超えるおそれはない。

### (3) 放射性固体廃棄物による被ばく

廃止措置の第1段階（原子炉の機能停止から炉室設備の解体撤去までの段階）のうち原子炉の機能停止に係る措置として実施するPu燃料装荷用生体遮蔽板を設置した状態での固定並びに制御安全棒の撤去及び移動テーブル駆動機構電源の撤去で発生する放射性固体廃棄物は、施設の運転段階における発生量と同程度であることから、放射性固体廃棄物による一般公衆に被ばく影響を与えることはない。また、第1段階のうち解体撤去工事において発生する放射性固体廃棄物は、原子力科学研究所の放射性廃棄物処理場へ引き渡すまでの間、燃料取扱室のほか、炉室で保管する。炉室内に設置されている放射化汚染物質である解体対象機器の廃棄物は、炉室以外に保管しない。放射性固体廃棄物は、原子力科学研究所の放射性廃棄物処理場の保管容量を確保した上で、順次引き渡されるため、廃棄物保管場所の保管容量を超えることはない。また、炉室は原子炉運転を考慮して設計されているため、廃止措置期間中の解体廃棄物の保管に必要な遮蔽及び閉じ込め機能を有しており、これらの機能は炉室の管理区域を解除するまでの間、維持される。

さらに、「添付書類五」で示した放射化汚染物質等の評価結果及びそれらの表面線量の実測値（最大でも  $1.2 \mu\text{Sv/h}$ ）から、これらの放射性固体廃棄物の放射線レベルは、極めて低いものであり、施設運転中に発生するレベルを超えることはない。また、放射化汚染物質の保管についても、遮蔽設計された炉室内で行うことから、放射性固体廃棄物による直接線及びスカイシャイン線による一般公衆への被ばく影響は無視できる。

廃止措置の第2段階（燃料搬出から管理区域解除までの段階）のうち燃料搬出及び解体撤去工事に着手するまでの維持管理で発生する放射性固体廃棄物の発生量は、第1段階の機能停止措置の際と同程度であり廃棄の方法も同様であることから、一般公衆に被ばく影響を与えることはない。また、第2段階のうち解体撤去工事において発生する放射性固体廃棄物の発生量は、第1段階に係る解体撤去工事の際と同程度かつ汚染レベルの低い物であり廃棄の方法も同様であることから、一般公衆への被ばく影響は無視できる。



## 添付書類四

廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生することが想定される事故の種類、程度、影響等に関する説明書

## 1. 概要

本説明書では、廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生することが想定される事故が発生したとしても、一般公衆に対して著しい放射線被ばくリスクを与えないことを説明する。なお、想定される事故は、第1段階（原子炉の機能停止から炉室設備の解体撤去までの段階）と第2段階（燃料搬出から管理区域解除までの段階）で異なることから、それぞれの段階について評価する。

## 2. 評価(第1段階)

### 2.1 最も影響の大きい事故の選定

廃止措置の工事上の過失、機械若しくは装置の故障又は地震、火災その他の災害に起因して発生すると想定される事故は、以下のとおりである。これらのうち、一般公衆への被ばく影響が最も大きい事故を選定する。

#### (1) 燃料の貯蔵中等における燃料破損事故

廃止措置の第1段階において、燃料はFCA施設の核燃料物質の貯蔵施設において貯蔵する。事故の想定として、貯蔵中等に何らかの原因（誤操作、地震等）により、燃料が落下、破損し、破損した劣化ウラン酸化物燃料の粉末（主要な放射性核種はU-234、U-235、U-238で放射エネルギー： $5.5 \times 10^7 \text{Bq}$ ）が環境に放出されるものとする。

#### (2) 放射化汚染物質の切断作業における汚染拡大防止機器の機能不全

廃止措置の第1段階に係る解体撤去工事では、放射化汚染物質の切断作業を行う。切断作業においては、必要に応じて汚染拡大防止の養生、集塵装置及び高性能フィルタ付局所排気装置の使用等の措置を行い、切断に伴って発生する粒子状の放射性物質による汚染拡大を防止する。事故の想定として、本作業中に何らかの原因（機器の故障、誤操作等）により、これらの汚染拡大を防止する機器が機能不全となり、粒子状の放射性物質が環境へ放出されるものとする。切断対象として想定する設備は、「添付書類五」の「1.2 放射化汚染物質」の評価対象機器である、1/2格子管集合体、クレーン等とし、その解体撤去工事における切断により発生する粒子状の放射性物質の全量（原子炉停止後約12年（2023年3月末）経過時の推定放射エネルギーの一部であり、主要な放射性核種はFe-55、Co-60、Ni-63等で放射エネルギー： $1.2 \times 10^7 \text{Bq}$ ）が環境へ放出される想定とする。

### (3) 廃棄物保管中の火災

廃止措置の第1段階に係る解体撤去工事では、放射化汚染物質の切断作業を行う。切断作業において発生する粒子状の放射性物質（原子炉停止後約12年（2023年3月末）経過時の推定放射エネルギーの一部であり、主要な放射性核種はFe-55、Co-60、Ni-63等で放射エネルギー： $1.2 \times 10^7$ Bq）を捕集した使用済フィルタは、火災防止のため金属製の容器又は金属製の保管庫に収納する。一方、廃止措置期間中の解体撤去作業等により発生する可燃性廃棄物を収納したカートンボックスについても同様に、火災防止のため金属製の容器又は金属製の保管庫に収納する。事故の想定として、放射化汚染物質の切断において発生した粒子状の放射性物質を捕集した使用済フィルタを保管中に火災が発生し、粒子状の放射性物質が環境へ放出されるものとする。さらに、火災が、廃止措置期間中の解体撤去作業等により発生する可燃性の廃棄物を収納したカートンボックスに延焼し、カートンボックス内に含まれる放射性物質（主要な放射性核種はU-235、Co-60で放射エネルギー： $1.2 \times 10^7$ Bq）が環境へ放出される想定とする。切断により発生した粒子状の放射性物質及びカートンボックス内の放射性物質の全量が環境へ放出されるものとする。なお、カートンボックスには、「添付書類五」の「1.3 二次汚染物質」の全評価対象機器の放射性物質（二次汚染物質の全放射エネルギー）が収納されていたものとする。

### (4) その他の災害

原子炉施設の設置場所は、海拔約9mの位置にある。一方、行政機関により評価された津波による遡上高さは海拔約6mであることから十分な敷地高さを有しているため、津波に起因する事故を想定する必要はない。また、東海村が公開している「東海村自然災害ハザードマップ」（2018）<sup>(1)</sup>より、FCA施設が浸水区域に指定されていないことから、洪水に起因する事故を想定する必要はない。さらに、燃料搬出までの間は貯蔵管理のみを行い、施設の運転段階と同様に保安規定に基づく臨界管理を行うことから、臨界事故を想定する必要はない。危険物（金属ナトリウム）については、ステンレス被覆により密封されていること、かつ、管理区域を禁水としていることから、金属ナトリウムによる火災を想定する必要はない。その他、外部火災、台風、竜巻等の災害に起因する事故については、上記(1)～(3)の事故の想定が劣化ウラン酸化物燃料の粉末若しくは粒子状の放射性物質の全量放出といった最大の想定をしていることから、上記(1)～(3)の事故で想定している評価結果を上回ることはない。

(1)～(3)の事故のうち、廃止措置期間中の第1段階での一般公衆への被ばく影響が最も大きい事故を選定する。

上記「(3) 廃棄物保管中の火災」による想定では、「(2) 放射化汚染物質の切断作業における汚染拡大防止機器の機能不全」で想定した放射化汚染物質の全放出に加え、カートンボックス内の二次汚染物質の全放出も含んでいることから「(2) 放射化汚染物質の切断作業における汚染拡大防止機器の機能不全」を包含する。

以上より、「(1) 燃料の貯蔵中等における燃料破損事故」、「(3) 廃棄物保管中の火災」の事故は、対象の放射性核種が異なることから、それぞれの事故を評価する。

## 2.2 燃料破損事故の一般公衆の被ばく評価

### 2.2.1 評価条件

燃料の貯蔵中等における燃料破損事故における評価条件は以下のとおりである。

- ① 燃料の貯蔵中等に破損する燃料は、全ての劣化ウラン酸化物燃料が破損したものとする。
- ② 劣化ウラン酸化物燃料の構成核種は U-234、U-235、U-238 とする。
- ③ 劣化ウラン酸化物燃料が破損したときの、粉末の大気中への移行率は  $5.0 \times 10^{-3}$  とする<sup>(2)</sup>。
- ④ 核燃料物質貯蔵設備（燃料貯蔵庫）の構造物への沈着による除染係数は 10 とする<sup>(3)</sup>。
- ⑤ U-234、U-235、U-238 が被ばく評価地点（敷地境界外）に到達するまでの時間減衰は考慮しない。

### 2.2.2 放出量評価

燃料破損事故によって環境に放出される放射エネルギーは、U-234が  $6.2 \times 10^6 \text{Bq}$ 、U-235が  $6.5 \times 10^5 \text{Bq}$  及びU-238が  $4.8 \times 10^7 \text{Bq}$  である。事故時の放射性物質放出量の評価結果を表4-1に示す。

### 2.2.3 被ばく線量評価

環境へ放出された放射性物質による一般公衆の被ばく線量として、呼吸に伴う吸入摂取による内部被ばく及びγ線放出核種からの外部被ばくを評価する。

(1) 相対濃度 ( $\chi/Q$ )、相対線量 ( $D/Q$ )

被ばく線量計算に用いる相対濃度( $\chi/Q$ )及び相対線量( $D/Q$ )は、後述の「4.3.2 被ばく評価に使用する気象条件」に示す値を用いる。

## (2) 計算方法

1) 放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量は、次式により求められる。

$$D_i = R \cdot (\chi/Q) \cdot \sum \{(DC)_i \cdot Q_i\} \quad (4-1)$$

ここで、

$D_i$  : 核種  $i$  の吸入に伴う内部被ばくによる実効線量 (Sv)

$R$  : 呼吸率<sup>(4)</sup> (成人の場合  $1.2\text{m}^3/\text{h}$ 、小児の場合  $0.31\text{m}^3/\text{h}$ )

$\chi/Q$  : 相対濃度 ( $\text{h}/\text{m}^3$ )

$(DC)_i$  : 1 Bqの核種  $i$  を吸入摂取したときの実効線量係数 (Sv/Bq) (表4-1参照)

$Q_i$  : 核種  $i$  の放出量 (Bq) (2.2.2項参照)

2) 放射性物質の外部被ばくの実効線量は、次式により求められる。

$$D_\gamma = K_\gamma \cdot (D/Q) \cdot \sum \{Q_{\gamma i}\} \quad (4-2)$$

ここで、

$D_\gamma$  :  $\gamma$ 線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)

$K_\gamma$  : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy)  
(= 1)

$D/Q$  : 相対線量 (Gy/(MeV·Bq))

$Q_{\gamma i}$  : 核種  $i$  の  $\gamma$ 線換算放出量 (MeV·Bq)  
(=  $\gamma$ 線実効エネルギー (MeV) × 放出量  $Q_i$  (Bq) )

評価対象核種の  $\gamma$ 線の実効エネルギーは表4-1に示すとおりである。

### 2.2.4 評価結果

環境に放出される放射性物質による敷地境界外における最大の被ばく線量は、吸入摂取による内部被ばくの実効線量が約  $1.7 \times 10^{-2}$  mSvであり、 $\gamma$ 線放出核種からの外部被ばくの実効線量が約  $3.1 \times 10^{-10}$  mSvである。

以上より、環境に放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量及び  $\gamma$ 線放出核種からの外部被ばくの実効線量の合計は、約  $1.7 \times 10^{-2}$  mSvである。

## 2.3 廃棄物保管中の火災による一般公衆の被ばく評価

### 2.3.1 評価条件

廃棄物保管中の火災における評価条件は以下のとおりである。

- ① 廃棄物保管中に、火災が発生し、保管中の廃棄物中の放射性物質の全量が瞬時に室内へ放出されるものとする。
- ② 放射性物質が被ばく評価地点（敷地境界外）に到達するまでの時間減衰は考慮しない。
- ③ 放射化汚染物質の切断により発生する粒子状の放射性物質に係る評価対象核種は、実効線量への寄与を考慮した上で優位な放射能となる、Fe-55、Co-60、Ni-63等の30核種を選定する。（表4-2参照）
- ④ 炉室建家の構造物への沈着による除染係数は10とする<sup>(3)</sup>。

### 2.3.2 放出量評価

放射化汚染を生じている部分の切断を行う可能性のある全ての設備について、切断により発生する粒子状の放射性物質の全量（主要な放射性核種はFe-55、Co-60、Ni-63等で放射エネルギー： $1.2 \times 10^7 \text{Bq}$ ）が放出するものとする。

切断により発生する粒子状の放射性物質の量は、構造物全体の約5%とする。（切断カーブ幅 $1.2 \text{cm}^{(5)}$ と想定し、粒子状の放射性物質の量を切断カーブ幅と総切断長から算出した場合、その量は構造物全体の約5%となる。）構造物中の放射性物質の量は、「添付書類五」の「1.2.1 評価方法」に記載した評価方法により算出し、原子炉停止後約12年（2023年3月末）経過時の放射エネルギーで評価した。事故時の放射性物質放出量の評価結果を表4-2に示す。

さらに、カートンボックス内に二次汚染物質の全量が収納され、カートンボックス内の放射性物質の全量（放射性核種はU-235、Co-60で放射エネルギー： $1.2 \times 10^7 \text{Bq}$ ）が放出するものとする。事故時の放射性物質の放出量の評価結果を表4-3に示す。

### 2.3.3 被ばく線量評価

環境へ放出された放射性物質による一般公衆の被ばく線量として、呼吸に伴う吸入摂取による内部被ばく及び $\gamma$ 線放出核種からの外部被ばくを評価する。

#### (1) 相対濃度( $\chi/Q$ )、相対線量( $D/Q$ )

被ばく線量計算に用いる相対濃度( $\chi/Q$ )及び相対線量( $D/Q$ )は、後述の「4.3.2 被ばく評価に使用する気象条件」に示す値を用いる。

## (2) 計算方法

1) 放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量は、次式により求められる。

$$D_i = R \cdot (\chi / Q) \cdot \Sigma \{ (DC)_i \cdot Q_i \} \quad (4-1)$$

ここで、

$D_i$  : 核種  $i$  の吸入に伴う内部被ばくによる実効線量 (Sv)  
H-3については、皮膚浸透による摂取を考慮し、本計算結果に増加係数 (1.5) を乗じるものとする。

$R$  : 呼吸率<sup>(4)</sup> (成人の場合  $1.2 \text{ m}^3/\text{h}$ 、小児の場合  $0.31 \text{ m}^3/\text{h}$ )  
よう素については、小児の値を使用する。

$\chi / Q$  : 相対濃度 ( $\text{h}/\text{m}^3$ )

$(DC)_i$  : 1 Bqの核種  $i$  を吸入摂取したときの実効線量係数 (Sv/Bq) (表 4-2 及び表 4-3 参照)  
よう素については、小児 (1歳) の値を使用する。

$Q_i$  : 核種  $i$  の放出量 (Bq) (2.3.2項参照)

2) 放射性物質の外部被ばくの実効線量は、次式により求められる。

$$D_\gamma = K_\gamma \cdot (D/Q) \cdot \Sigma \{ Q_{\gamma i} \} \quad (4-2)$$

ここで、

$D_\gamma$  :  $\gamma$  線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)

$K_\gamma$  : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy)  
(= 1)

$D/Q$  : 相対線量 (Gy/(MeV·Bq))

$Q_{\gamma i}$  : 核種  $i$  の  $\gamma$  線換算放出量 (MeV·Bq)  
(=  $\gamma$  線実効エネルギー (MeV) × 放出量  $Q_i$  (Bq))

評価対象核種の  $\gamma$  線の実効エネルギーは表 4-2 及び表 4-3 に示すとおりである。

### 2.3.4 評価結果

環境に放出される放射化汚染物質による敷地境界外における最大の被ばく線量は、吸入摂取による内部被ばくの実効線量が約  $4.0 \times 10^{-6}$  mSv であり、 $\gamma$  線放出核種からの外部被ばくの実効線量が約  $1.3 \times 10^{-8}$  mSv である。

環境に放出される二次汚染物質による敷地境界外における最大の被ばく線量は、吸入摂取による内部被ばくの実効線量が約  $3.6 \times 10^{-4}$  mSv であり、 $\gamma$  線放出核種からの外部被ばくの実効線量が約  $5.0 \times 10^{-8}$  mSv である。

以上より、放射化汚染物質の切断作業における使用済フィルタ及び保管中のカートンボックスの火災により、環境に放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量及び $\gamma$ 線放出核種からの外部被ばくの実効線量の合計は、約 $3.6 \times 10^{-4}$  mSvである。

#### 2.4 最も影響の大きい事故における一般公衆の被ばく線量評価結果

燃料破損事故による実効線量は、約 $1.7 \times 10^{-2}$  mSv、廃棄物保管中の火災による実効線量は、約 $3.6 \times 10^{-4}$  mSvであることから、燃料破損事故が最も影響の大きい事故となる。

以上より、第1段階において最も影響の大きい事故における一般公衆の実効線量は、約 $1.7 \times 10^{-2}$  mSvであり、判断基準（5mSv）に比べて小さく、一般公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

### 3. 評価(第2段階)

#### 3.1 最も影響の大きい事故の選定

廃止措置の工事上の過失、機械若しくは装置の故障又は地震、火災その他の災害に起因して発生すると想定される事故は以下のとおりである。これらのうち、一般公衆への被ばく影響が最も大きい事故を選定する。

##### (1) 燃料の貯蔵中等における燃料破損事故

廃止措置の第2段階において、燃料搬出まで燃料はFCA施設の核燃料物質の貯蔵施設において貯蔵する。事故の想定として、貯蔵中等に何らかの原因（誤操作、地震等）により、燃料が落下、破損し、破損した劣化ウラン酸化物燃料の粉末（主要な放射性核種はU-234、U-235、U-238で放射エネルギー： $5.5 \times 10^7$  Bq）が環境に放出されるものとする。

##### (2) 廃棄物保管中の火災

施設の維持管理に伴い発生した廃棄物を収納したカートンボックスは、火災防止のため金属製の容器又は金属製の保管庫に収納する。事故の想定として、カートンボックスを保管中に火災が発生し、粒子状の放射性物質が環境へ放出されるものとする。廃棄物保管場所に保管されていたカートンボックス内の放射性物質の全量（放射性核種はU-235、Co-60で放射エネルギー： $1.2 \times 10^7$  Bq）が環境へ放出されるものとする。なお、カートンボックスには、「添付書類五」の「1.3 二次汚染物質」の全評価対象機器の放射性物質（二次汚染物質の全放射エネルギー）が収納されていたものとする。



### (3) 気体廃棄物の廃棄設備のフィルタユニットの破損

管理区域から発生した粒子状の放射性物質は、気体廃棄物の廃棄設備のフィルタユニットに蓄積される。事故の想定として、気体廃棄物の廃棄設備のフィルタユニットが火災により破損し、付着している粒子状の放射性物質の全量（放射性核種は U-235、Co-60 で放射エネルギー： $1.2 \times 10^7 \text{Bq}$ ）が環境へ放出されるものとする。なお、フィルタユニットには、「添付書類五」の「1.3 二次汚染物質」の全評価対象機器の放射性物質（二次汚染物質の全放射エネルギー）が収納されていたものとする。

### (4) その他の災害

第1段階と同様、津波、洪水、危険物（金属ナトリウム）に起因する事故を想定する必要はない。また、燃料搬出時は、保安規定に基づく臨界管理を行うことから、臨界事故を想定する必要はない。その他、外部火災、台風、竜巻等の災害についても第1段階と同様、上記(1)～(3)の事故の想定が放射性物質の全量放出といった最大の想定をしていることから、上記(1)～(3)の事故で想定している評価結果を上回ることはない。

(1)～(3)の事故のうち、廃止措置期間中の第2段階での一般公衆への被ばく影響が最も大きい事故を選定する。

「(3) 気体廃棄物の廃棄設備のフィルタユニットの破損」については、放射性核種、放射エネルギーともに「(2) 廃棄物保管中の火災」と同様であり、評価結果は同じである。したがって、評価は「(2) 廃棄物保管中の火災」について実施する。

以上より、「(1) 燃料の貯蔵中等における燃料破損事故」、「(2) 廃棄物保管中の火災」の事故は、対象の放射性核種が異なることから、それぞれの事故を評価する。

## 3.2 燃料破損事故の一般公衆の被ばく評価

本評価は、第1段階の評価対象及び評価方法と同様であり、評価結果も同じである。すなわち、環境に放出される放射性物質による敷地境界外における最大の被ばく線量は、吸入摂取による内部被ばくの実効線量が約  $1.7 \times 10^{-2} \text{mSv}$  であり、 $\gamma$ 線放出核種からの外部被ばくの実効線量が約  $3.1 \times 10^{-10} \text{mSv}$  である。

以上より、環境に放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量及び $\gamma$ 線放出核種からの外部被ばくの実効線量の合計は、約  $1.7 \times 10^{-2} \text{mSv}$  である。

### 3.3 廃棄物保管中の火災による一般公衆の被ばく評価

本評価は、第1段階の二次汚染物質の評価に関し、評価対象及び評価方法と同様であり、評価結果も同じである。すなわち、環境に放出される放射性物質による敷地境界外における最大の被ばく線量は、吸入摂取による内部被ばくの実効線量が約  $3.6 \times 10^{-4}$  mSv であり、 $\gamma$ 線放出核種からの外部被ばくの実効線量が約  $5.0 \times 10^{-8}$  mSv である。

以上より、環境に放出された放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量及び $\gamma$ 線放出核種からの外部被ばくの実効線量の合計は、約  $3.6 \times 10^{-4}$  mSv である。

### 3.4 最も影響の大きい事故における一般公衆の被ばく線量評価結果

燃料破損事故による実効線量は、約  $1.7 \times 10^{-2}$  mSv、廃棄物保管中の火災による実効線量は、約  $3.6 \times 10^{-4}$  mSv であることから、燃料破損事故が最も影響の大きい事故となる。

以上より、第2段階において最も影響の大きい事故における一般公衆の実効線量は、約  $1.7 \times 10^{-2}$  mSv であり、判断基準 (5mSv) に比べて小さく、一般公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

## 4. 原子力科学研究所における2009年1月から2013年12月までの気象条件

### 4.1 気象観測の概要

原子炉施設の周辺環境に放出される放射性廃棄物による一般公衆の線量評価に使用する気象資料を得るために、敷地内に「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」<sup>(8)</sup> (以下「気象指針」という。)に基づき気象観測設備を配置し、風向、風速、日射量、放射収支量等を観測している。

気象観測設備の配置図を図4-1及び図4-2に示す。また、観測項目、気象測器、観測高等を表4-4に示す。

#### 4.1.1 観測点の状況

##### (1) 排気筒高さ付近を代表する風向、風速の観測点

敷地ほぼ中央の平坦地の露場(標高22m、気象観測塔址の南約60m)に支柱を設置し、地上10mの高さ位置に風向風速計を配置した。また、情報交流棟屋上(気象観測塔址の南西約60m)及び高架水槽上(気象観測塔址の南西約270m)に支柱を設置し、それぞれ露場を基準とする地上20m、40mの高さ位置に風向風速計を配置した。これらにより、原子炉施設の排気筒高さ付近の風向風速の観測を行っている。

## (2) 地上風を代表する観測点

(1)で述べた露場に設置した地上10mでの風向風速の観測値を、敷地を代表する地上風の資料とする。

## (3) 大気安定度を求めるための風速、日射量及び放射収支量の観測点

風速は、(2)の地上風を代表する観測点で測定した風速を使用する。日射量及び放射収支量については、露場に配置した気象測器による観測値を使用する。

## (4) 大気温度

地上1.5mで観測した気温を使用する。

### 4.1.2 気象観測項目

次の観測項目について連続観測を行い、毎時の観測値を得ている。

風向、風速 : 地上10m (標高32m)、地上20m (標高42m)、  
地上40m (標高62m)

大気温度 : 露場

湿度 : 露場

日射量 : 露場

放射収支量 : 露場

降雨量 : 露場

気圧 : 気象観測室

### 4.1.3 気象測器の検定

気象測器のうち、気象庁の検定対象のものについては、検定合格品を使用し、定期的に点検校正を行っている。

## 4.2 敷地における観測結果

安全解析に使用する気象データは、2009年1月から2013年12月までの5年間とし、その観測結果を以下に述べる。

### 4.2.1 風向

#### (1) 風向出現頻度

図4-3は、2009年～2013年の年間の風向頻度及び静穏出現頻度の5年平均値を地上10m、20m、40mのそれぞれについて示したものである。5年平均の年風向頻度を地上10mについてみると、西北西～北北西の3方位

の合計が26%（北西10%）、北北東～東北東の3方位の合計が31%（北北東12%）となる。

#### (2) 低風速時の風向出現頻度

地上10m、20m、40mそれぞれについての低風速（0.5～2.0m/s）時の風配図を図4-4に示す。10mについては西～北西の出現頻度が高い。

### 4.2.2 風速

#### (1) 平均風速

地上10m、20m、40mのそれぞれにおける5年間の月別平均風速を図4-5に示す。春季、秋季に風速が大きく、夏季、冬季が小さい傾向を示す。年平均風速は、地上10m、20m、40mでそれぞれ1.9m/s、2.6m/s、4.2m/sである。

#### (2) 風速階級別出現頻度

地上10m、20m、40mのそれぞれについての5年平均の風速階級別による年間出現頻度を図4-6に示す。年間出現頻度図において最も高い頻度を示す風速階級は、地上10mでは1～2m/s未満で38%、地上20mでは同じく1～2m/s未満で32%、地上40mでは3～4m/s未満で23%である。

#### (3) 静穏継続時間出現回数及び静穏時間

地上10m、20m、40mにおける静穏（風速0.5m/s未満）継続時間の出現回数及び静穏時間を表4-5に示す。観測高が高くなるほど、静穏の継続時間及び静穏時間が短くなる。静穏継続時間は、地上10mでは最大6時間であるが、地上20mでは4時間、地上40mでは2時間であり、静穏時間は、地上10mで434時間、地上20mで180時間、地上40mで40時間である。

#### (4) 風向別風速

地上10m、20m、40mにおける風向別による年平均風速を図4-7に示す。夏季の卓越風である北北東～東北東の風速が大きく、冬季の卓越風である西北西～北北西の風速は比較的小さい。

地上10m、20m、40mそれぞれについての風向別による風速出現頻度を図4-8～図4-10に示す。地上10m、20m、40mとも、北北東風あるいは北東風の場合は、大きい風速の出現頻度が高く、西北西風又は北西風の場合は低風速の出現頻度が高い。

### 4.2.3 大気安定度

大気安定度は、地上10mの風速（敷地を代表する地上風）と日射量又は放射収支量を基に、表4-6の大気安定度分類表に従って決定する。なお、同表中の中間安定度A-BはBに、B-CはCに、C-DはDに、また、GはFに含めて統計処理を行う。

#### (1) 大気安定度出現頻度

年間及び5年平均の大気安定度の出現頻度を図4-11に示す。年により多少異なるが、5年平均で見ると不安定（A～C型）が29%、中立（D型）が44%、安定（E～F型）が27%である。

5年平均の月別による大気安定度の出現頻度を図4-12に示す。夏季はD型が高く、冬季はF型が高い。

#### (2) 大気安定度別による継続時間出現回数

5年平均の大気安定度の継続時間の出現回数を表4-7に示す。不安定（A、B、C型）は長くとも11時間であるが、中立（D型）及び安定（E、F、G型）のときには15時間以上継続する場合もある。

### 4.3 安全解析に使用する気象条件

#### 4.3.1 観測期間の気象データの代表性の検討

安全解析に使用する気象データは2009年～2013年の5年間の平均データであり、気象状態を代表しているものと考えられるが、念のため2009年～2013年のそれぞれの年が長期間の気象状態を代表しているものかどうかについて検定を行った。

検定項目は、年間の風向頻度及び風速階級とし、2003年～2013年の11年間の敷地内の気象データを用いて、不良標本の棄却検定に関するF分布検定により行った。

本検定では、11年間のうちから選んだ1年を注目する標本年とし、残りの10年を他の標本年として、次式により棄却検定値 $F_0$ を求め、有意水準5%にて棄却検定する。

$$F_0 = \frac{(n-1) \cdot (X_0 - \bar{X})^2}{(n+1) \cdot S^2} \quad (4-3)$$

$$\bar{X} = \sum_{i=1}^n X_i / n$$

$$S^2 = \sum_{i=1}^n (X_i - \bar{X})^2 / n$$

ここで、

- $F_0$  : 棄却検定値  
 $\bar{X}$  : 注目する標本年を除く10年分のデータの平均値  
 $X_0$  : 注目する標本年のデータ  
 $n$  : 10  
 $S$  : 標準偏差

検定の結果を表4-8、表4-9に示す。同表中の\*印が棄却データである。2009年～2013年の各年の中で、28項目中棄却された項目は2項目で、2009年～2013年の5年間の気象データは、長期間の気象状態を代表していると判断される。

#### 4.3.2 被ばく評価に使用する気象条件

原子力科学研究所の原子炉施設に係る想定事故時に周辺環境に放出される放射性物質による一般公衆の線量評価のための気象データとしては、2009年1月～2013年12月の5年間の風向、風速及び大気安定度の観測値を基に出現頻度からみてほとんど遭遇しない大気拡散状態を推定し、「気象指針」に示された方法に従って、次のように相対濃度 ( $x/Q$ ) 及び相対線量 ( $D/Q$ ) を求める。

- (i) 相対濃度は、毎時刻の気象データと実効放出継続時間を基に、方位別に非居住区域（周辺監視区域及び敷地から敷地内居住地を除いた区域）外で最大となる着目地点について求める。
- (ii) 着目地点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を5年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする。
- (iii) 被ばく線量計算に用いる相対濃度は、上記(ii)で求めた相対濃度のうち陸側方位で最大の値を使用する。

相対濃度 ( $x/Q$ ) は、次式により計算する。

$$x/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (x/Q)_i \cdot {}_d \delta_i \quad (4-4)$$

ここで、

- $x/Q$  : 実効放出継続時間中の相対濃度 ( $\text{h}/\text{m}^3$ )  
 $T$  : 実効放出継続時間 (h)  
 $(x/Q)_i$  : 時刻  $i$  における相対濃度 ( $\text{h}/\text{m}^3$ )  
 ${}_d \delta_i$  : 時刻  $i$  において風向が当該方位  $d$  にあるとき  
 ${}_d \delta_i = 1$   
時刻  $i$  において風向が他の方位にあるとき

$$d \delta_i = 0$$

方位別による相対濃度 ( $\chi/Q$ ) の累積出現頻度を求めるとき、静穏時の取扱いについては風速を0.5m/sとして計算し、その風向は静穏出現前の風向とする。

実効放出継続時間は、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除することにより求める。

なお、放射性雲からの $\gamma$ 線量については、相対濃度 ( $\chi/Q$ ) の代わりに空間濃度分布と $\gamma$ 線量計算モデルを組み合わせた相対線量 ( $D/Q$ ) を相対濃度 ( $\chi/Q$ ) と同様の方法で求めて使用する。

大気拡散計算は、地上放出として求めた。これらの方位別による計算結果相対濃度 ( $\chi/Q$ ) 及び相対線量 ( $D/Q$ ) の値を表4-10及び表4-11に、累積出現頻度を図4-13及び図4-14に示す。

## 参考文献

- (1) 東海村 村民生活部 防災原子力安全課, “東海村自然災害ハザードマップ”, 平成30年3月発行, pp. 9-14.
- (2) U. S. Nuclear Regulatory Commission, Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook, NUREG/CR-6410, 1998.
- (3) E. M. FLEW, B. A. J. LISTER, ASSESSMENT OF THE POTENTIAL RELEASE OF RADIOACTIVITY FROM INSTALLATIONS AT AERE, HARWELL. IMPLICATIONS FOR EMERGENCY PLANNING, IAEA-SM-119/7, 1969.
- (4) 原子力安全委員会, 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針, 平成13年3月.
- (5) 財団法人 原子力研究バックエンド推進センター, デコミッションング技報, Journal of the RANDEC, ISSN 1343-3881, No.29 2004.
- (6) ICRP, Radionuclide Transformations - Energy and Intensity of Emissions. ICRP Publication 38, 1983.
- (7) ICRP, The ICRP Database of Dose Coefficients: Workers and Members of the Public, Ver2.01, An extension of ICRP Publication 68 and 72, Prepared by the Task Group on Dose Calculations of Committee 2 of the INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION (CD-ROM), Elsevier Science Ltd., 2001.
- (8) 原子力安全委員会, 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針, 平成13年3月.



表 4-1 第1段階及び第2段階での燃料破損事故により発生する放射性物質の放出量、 $\gamma$ 線実効エネルギー及び吸入摂取による実効線量係数

核種名	放出量 (Bq)	$\gamma$ 線実効エネルギー <sup>(6)</sup> (MeV)	1Bqの放射性物質を 吸入摂取したときの 実効線量係数 <sup>(7)</sup> (Sv/Bq)
U-234	$6.2 \times 10^6$	$1.7 \times 10^{-3}$	$9.4 \times 10^{-6}$
U-235	$6.5 \times 10^5$	$1.5 \times 10^{-1}$	$8.5 \times 10^{-6}$
U-238	$4.8 \times 10^7$	$1.4 \times 10^{-3}$	$8.0 \times 10^{-6}$

表 4-2 第1段階での火災により発生する放射化汚染物質の放出量、  
 $\gamma$ 線実効エネルギー及び吸入摂取による実効線量係数

核種	放出量 (Bq)	$\gamma$ 線実効エネルギー <sup>(6)</sup> (MeV)	1Bqの放射性物質を吸入摂取したときの実効線量係数 <sup>(7)</sup> (Sv/Bq)
H-3	$4.4 \times 10^5$	—	$4.5 \times 10^{-11}$
C-14	$1.2 \times 10^4$	—	$5.8 \times 10^{-10}$
Cl-36	$2.9 \times 10^2$	$1.6 \times 10^{-4}$	$7.3 \times 10^{-9}$
Ca-41	$9.1 \times 10^2$	$4.2 \times 10^{-4}$	$9.5 \times 10^{-11}$
Sc-46	$2.8 \times 10^{-12}$	$2.0 \times 10^0$	$6.8 \times 10^{-9}$
Mn-54	$2.1 \times 10^1$	$8.4 \times 10^{-1}$	$1.5 \times 10^{-9}$
Fe-55	$7.7 \times 10^5$	$1.7 \times 10^{-3}$	$7.7 \times 10^{-10}$
Fe-59	$0.0 \times 10^0$	$1.2 \times 10^0$	$3.7 \times 10^{-9}$
Co-58	$5.0 \times 10^{-13}$	$8.2 \times 10^{-1}$	$2.1 \times 10^{-9}$
Co-60	$2.9 \times 10^6$	$2.5 \times 10^0$	$3.1 \times 10^{-8}$
Ni-59	$8.1 \times 10^4$	$2.4 \times 10^{-3}$	$8.3 \times 10^{-10}$
Ni-63	$7.6 \times 10^6$	—	$2.0 \times 10^{-9}$
Zn-65	$1.2 \times 10^{-1}$	$5.7 \times 10^{-1}$	$2.0 \times 10^{-9}$
Sr-90	$3.7 \times 10^{-5}$	—	$2.4 \times 10^{-8}$
Nb-94	$1.6 \times 10^2$	$1.6 \times 10^0$	$4.9 \times 10^{-8}$
Nb-95	$5.6 \times 10^{-21}$	$7.7 \times 10^{-1}$	$1.8 \times 10^{-9}$
Tc-99	$6.0 \times 10^1$	—	$4.0 \times 10^{-9}$
Ru-106	$4.8 \times 10^{-14}$	—	$6.6 \times 10^{-8}$
Ag-108m	$1.4 \times 10^1$	$1.6 \times 10^0$	$3.7 \times 10^{-8}$
Ag-110m	$5.8 \times 10^{-3}$	$2.7 \times 10^0$	$1.2 \times 10^{-8}$
Sb-124	$3.3 \times 10^{-18}$	$1.8 \times 10^0$	$6.4 \times 10^{-9}$
Te-123m	$4.3 \times 10^{-16}$	$1.5 \times 10^{-1}$	$4.0 \times 10^{-9}$
I-129	$1.2 \times 10^{-10}$	$2.5 \times 10^{-2}$	$2.0 \times 10^{-7}$
Cs-134	$3.9 \times 10^1$	$1.6 \times 10^0$	$6.6 \times 10^{-9}$
Cs-137	$6.7 \times 10^{-2}$	$6.0 \times 10^{-1}$ ※	$4.6 \times 10^{-9}$
Ba-133	$6.7 \times 10^2$	$4.0 \times 10^{-1}$	$1.5 \times 10^{-9}$
Eu-152	$2.7 \times 10^4$	$1.1 \times 10^0$	$4.2 \times 10^{-8}$
Eu-154	$1.2 \times 10^3$	$1.2 \times 10^0$	$5.3 \times 10^{-8}$
Tb-160	$3.8 \times 10^{-15}$	$1.1 \times 10^0$	$7.0 \times 10^{-9}$
Ta-182	$2.4 \times 10^{-9}$	$1.3 \times 10^0$	$1.0 \times 10^{-8}$
合計	$1.2 \times 10^7$		

— :  $\gamma$ 線の放出がないことを示す。

※ 娘核種であるBa-137mからの $\gamma$ 線の値

表 4-3 第1段階及び第2段階での火災により発生する二次汚染物質の放出量、  
 $\gamma$ 線実効エネルギー及び吸入摂取による実効線量係数  
 (カートンボックス内の放射性物質)

核種名	放出量 (Bq)	$\gamma$ 線実効エネルギー <sup>(6)</sup> (MeV)	1Bqの放射性物質を 吸入摂取したときの 実効線量係数 <sup>(7)</sup> (Sv/Bq)
Co-60	$1.1 \times 10^7$	$2.5 \times 10^0$	$3.1 \times 10^{-8}$
U-235	$1.1 \times 10^6$	$1.5 \times 10^{-1}$	$8.5 \times 10^{-6}$

表 4-4 気象観測項目

観測 種類	観測項目	気象測器	気象測器の設置位置及び高さ			観測期間
			設置位置*1	地上高*2 (m)	標高 (m)	
通 常 観 測	風向風速	プロペラ型 風向風速計	A	10	32	1958年9月～ (移設) 2005年4月～
			B	20	42	
			C	40	62	
	日射量	電気式 日射計	A	2.9	24.9	1958年9月～ (移設) 1989年4月～ (移設) 2003年9月～
	放射収支量	風防型 放射収支計	A	1.5	23.5	1958年9月～ (移設) 2003年9月～
	大気温度	白金抵抗 温度計	A	1.5	23.5	1958年8月～ (移設) 2004年9月～
	湿度	静電容量式 湿度計	A	1.5	23.5	1960年1月～ (移設) 2004年9月～
降雨量	転倒ます型 雨量計	A	0.5	22.5	1958年3月～ (移設) 2004年9月～	
気圧	電気式 気圧計	D	0.7	22.7	1958年4月～	

\*1 設置位置については図4-1及び図4-2を参照

\*2 露場を基準とする地上高

表 4-5 静穏継続時間出現回数（頻度）及び静穏時間

(2009年～2013年の5年平均)

継続時間 観測高	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	静穏時間
地上10m	237 (75)	51 (16)	18 (6)	5 (2)	3 (1)	1 (0.3)									434
地上20m	124 (83)	20 (13)	4 (3)	1 (0.7)											180
地上40m	34 (92)	3 (8)													40

( ) 内は頻度 (%)

表 4-6 大気安定度分類表

風速 (U) m/s	日射量 (T) kW/m <sup>2</sup>				放射収支量 (Q) kW/m <sup>2</sup>		
	T ≥ 0.60	0.60 > T ≥ 0.30	0.30 > T ≥ 0.15	0.15 > T	Q ≥ -0.020	-0.020 > Q ≥ -0.040	-0.040 > Q
U < 2	A	A-B	B	D	D	G	G
2 ≤ U < 3	A-B	B	C	D	D	E	F
3 ≤ U < 4	B	B-C	C	D	D	D	E
4 ≤ U < 6	C	C-D	D	D	D	D	D
6 ≤ U	C	D	D	D	D	D	D

表 4 - 7 大気安定度継続時間出現回数

(2009年～2013年の5年平均)  
( ) 内は各安定度の出現頻度 (%)

継続 安定度 \ 時間	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15時間 以上
A	79 (69)	24 (21)	9 (8)	2 (2)											
B	150 (28)	107 (20)	83 (16)	54 (10)	34 (6)	34 (6)	37 (7)	22 (4)	8 (2)	5 (0.9)	2 (0.4)				
C	234 (66)	74 (21)	28 (8)	10 (3)	5 (1)	2 (0.6)	1 (0.3)	1 (0.3)							
D	385 (47)	134 (17)	62 (8)	33 (4)	20 (3)	17 (2)	14 (2)	12 (2)	13 (2)	11 (1)	8 (1)	6 (0.7)	9 (1)	12 (2)	77 (10)
E	82 (71)	24 (21)	6 (5)	2 (2)	1 (0.9)										
F	43 (69)	13 (21)	5 (8)	1 (2)											
G	120 (28)	62 (14)	44 (10)	30 (7)	26 (6)	22 (5)	17 (4)	16 (4)	16 (4)	19 (4)	14 (3)	12 (3)	7 (2)	13 (3)	14 (3)
$\frac{A+B+C}{3}$	154 (46)	68 (20)	40 (12)	22 (7)	13 (4)	12 (4)	13 (4)	8 (2)	3 (0.9)	2 (0.6)	1 (0.3)				
$\frac{E+F+G}{3}$	82 (40)	33 (16)	18 (9)	11 (5)	9 (4)	8 (4)	6 (3)	5 (3)	5 (3)	6 (3)	5 (3)	4 (2)	2 (1)	4 (2)	5 (3)

(注) 表 4 - 6 の A-B、B-C、C-D はそれぞれ B、C、D に加算した。

表4-8 異常年の検定 (年別の風向のF<sub>0</sub>値)

地上10m

風向 年	CALM	NNE	NE	ENE	E	ESE	SE	SSE	S	SSW	SW	WSW	W	WNW	NW	NNW	N
2003	0.17	2.39	30.92*	7.51*	0.23	2.42	1.89	6.17*	0.55	2.46	2.22	10.12*	1.91	1.80	1.98	0.49	0.13
2004	0.88	10.26*	0.63	0.00	0.21	7.38*	13.75*	0.83	17.02*	0.48	0.50	3.57	0.51	0.88	7.03*	0.03	8.74*
2005	1.43	0.03	0.01	0.01	1.36	0.17	0.05	0.03	1.56	1.29	0.55	0.00	0.36	0.58	0.00	0.00	2.41
2006	4.25	1.50	0.06	0.38	0.90	0.15	0.03	0.04	0.73	0.56	0.63	0.06	0.62	0.34	1.05	0.92	0.89
2007	0.36	0.03	0.18	0.23	0.10	0.99	0.90	0.90	0.01	0.29	0.29	0.76	4.25	3.90	0.87	1.30	0.01
2008	1.10	0.80	0.01	0.43	0.13	0.05	0.56	0.24	1.14	0.67	1.79	0.02	1.46	1.88	0.95	0.47	0.99
2009	0.09	0.59	0.07	0.57	4.42	0.01	0.29	0.44	0.13	0.00	0.06	0.29	0.49	0.48	1.44	0.71	0.01
2010	2.82	0.09	0.12	0.10	0.53	0.05	0.04	0.94	0.08	4.59	2.66	0.97	0.15	0.62	0.13	0.95	0.23
2011	0.33	0.16	1.12	2.37	2.55	0.39	0.05	3.35	0.00	1.30	2.13	0.07	0.96	0.37	0.05	1.28	0.43
2012	0.34	0.33	0.75	2.06	2.23	0.91	0.48	0.64	0.01	0.45	0.53	0.23	0.91	0.85	0.22	5.96*	1.24
2013	0.65	0.01	0.20	0.65	0.00	1.69	0.70	0.05	0.26	0.35	0.47	0.37	0.49	0.28	0.10	0.84	0.00

\* 棄却された項目を示す (F<sub>0</sub>(0.05) = 5.12)

表 4 - 9 異常年の検定 (年別の風速階級の  $F_0$  値)

地上10m

風速階級 : m/ s

風速階級 年	0~0.4	0.5~0.9	1.0~1.9	2.0~2.9	3.0~3.9	4.0~4.9	5.0~5.9	6.0~6.9	7.0~7.9	8.0~8.9	9.0以上
2003	0.17	2.18	2.21	1.82	11.59*	16.47*	1.90	5.08	1.72	0.08	0.93
2004	0.88	1.28	0.00	1.98	0.50	1.14	9.50*	4.38	5.30*	6.35*	4.82
2005	1.43	0.74	0.09	0.56	0.28	0.43	0.58	0.17	0.28	0.76	0.12
2006	4.25	0.26	0.80	0.14	0.01	0.23	0.00	0.20	0.12	1.55	3.59
2007	0.36	1.87	0.67	0.00	0.03	0.26	0.89	1.64	1.06	1.30	0.32
2008	1.10	0.85	0.30	0.01	0.57	0.07	1.08	0.07	1.41	0.12	0.93
2009	0.09	1.93	0.52	1.14	1.34	1.47	0.07	0.00	0.00	0.01	0.04
2010	2.82	0.19	1.95	0.04	0.13	0.11	0.19	0.37	0.00	0.01	0.04
2011	0.33	0.01	3.41	6.04*	1.48	0.44	0.24	0.66	0.16	0.17	0.31
2012	0.34	0.94	0.10	0.22	1.04	0.33	0.77	0.00	3.08	1.78	1.39
2013	0.65	1.31	2.13	1.40	0.03	0.00	0.19	1.02	0.12	1.30	0.53

\* 棄却された項目を示す ( $F_0(0.05) = 5.12$ )

表 4-10 事故時の方位別相対濃度 ( $\chi/Q$ ) ( $\text{h}/\text{m}^3$ ) の97%値

放出源：F C A

事象名		燃料破損事故	火災	
評価核種		U-234、U-235、U-238	Fe-55、Co-60、Ni-63等	
実効放出 継続時間		1時間		
放出高		0m		
建家投影面積		0m <sup>2</sup>		
着目方位		計算地点まで の距離* (m)	有効 高さ (m)	97%値
陸側 方位	S	530	0	$2.4 \times 10^{-8}$
	SSW	1350	0	$1.2 \times 10^{-8}$
	SW	900	0	$2.6 \times 10^{-8}$
	WSW	890	0	<u><math>3.1 \times 10^{-8}</math></u>
	W	860	0	$3.6 \times 10^{-9}$
	WNW	880	0	-
	NW	1010	0	-
	NNW	1120	0	$2.4 \times 10^{-9}$
海側 参考 方位	N	1760	0	-
	NNE	390	0	$1.2 \times 10^{-7}$
	NE	190	0	$6.2 \times 10^{-7}$
	ENE	140	0	$1.4 \times 10^{-6}$
	E	120	0	$1.7 \times 10^{-6}$
	ESE	130	0	$4.9 \times 10^{-6}$
	SE	170	0	$3.1 \times 10^{-6}$
SSE	300	0	$3.7 \times 10^{-7}$	

\*:非居住区域外の各方位内最大地点

(陸側は各方位内の最短距離、海側は各方位範囲内の中心軸上距離)

注：気象データ（2009年1月～2013年12月）

下線は被ばく評価に用いる値



表 4-11 事故時の方位別相対線量 (D/Q) (Gy/(MeV・Bq)) の97%値

放出源：F C A

事象名		燃料破損事故	火災	
評価核種		U-234、U-235、U-238	Fe-55、Co-60、Ni-63等	
実効放出 継続時間		1 時間		
放出高		0m		
建家投影面積		0m <sup>2</sup>		
着目方位		計算地点まで の距離* (m)	有効 高さ (m)	97%値
陸 側 方 位	S	530	0	1.5 × 10 <sup>-18</sup>
	SSW	1350	0	9.3 × 10 <sup>-19</sup>
	SW	900	0	1.5 × 10 <sup>-18</sup>
	WSW	890	0	<u>1.8 × 10<sup>-18</sup></u>
	W	860	0	4.6 × 10 <sup>-19</sup>
	WNW	880	0	1.1 × 10 <sup>-19</sup>
	NW	1010	0	5.9 × 10 <sup>-20</sup>
	NNW	1120	0	2.9 × 10 <sup>-19</sup>
N	1760	0	8.2 × 10 <sup>-21</sup>	
海 側 参 考 方 位	NNE	390	0	3.8 × 10 <sup>-18</sup>
	NE	190	0	9.8 × 10 <sup>-18</sup>
	ENE	140	0	1.9 × 10 <sup>-17</sup>
	E	120	0	1.9 × 10 <sup>-17</sup>
	ESE	130	0	3.3 × 10 <sup>-17</sup>
	SE	170	0	2.6 × 10 <sup>-17</sup>
	SSE	300	0	9.0 × 10 <sup>-18</sup>

\*: 非居住区域外の各方位内最大地点

(陸側は各方位内の最短距離、海側は各方位範囲内の中心軸上距離)

注：気象データ (2009年1月～2013年12月)

下線は被ばく評価に用いる値

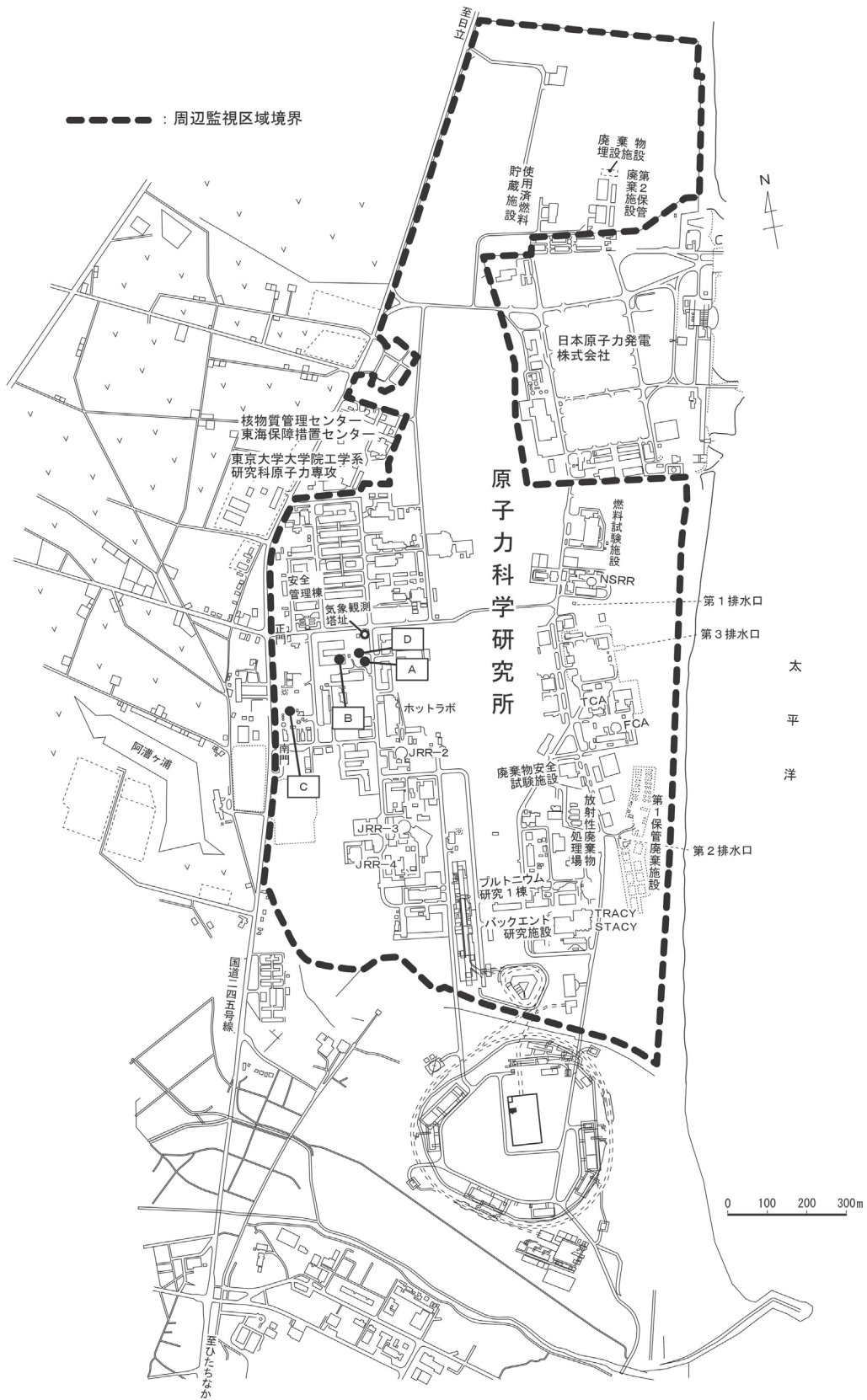


図4-1 気象観測設備配置図(その1)

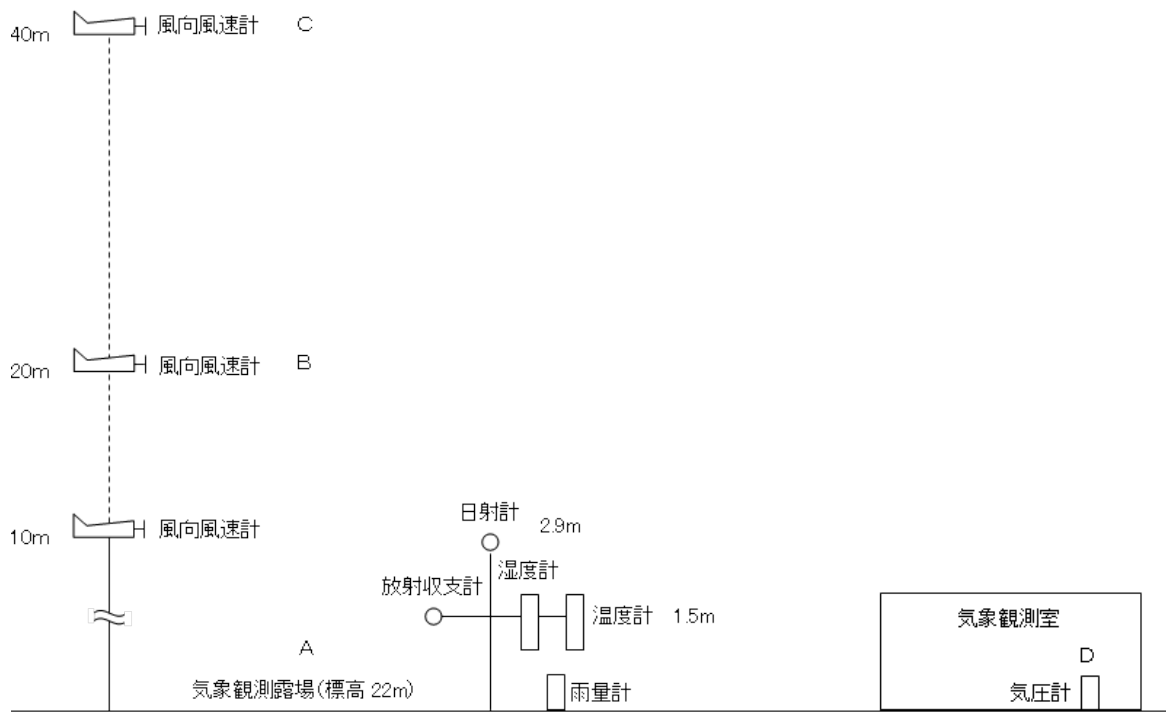


図 4 - 2 気象観測設備配置図 (その 2)

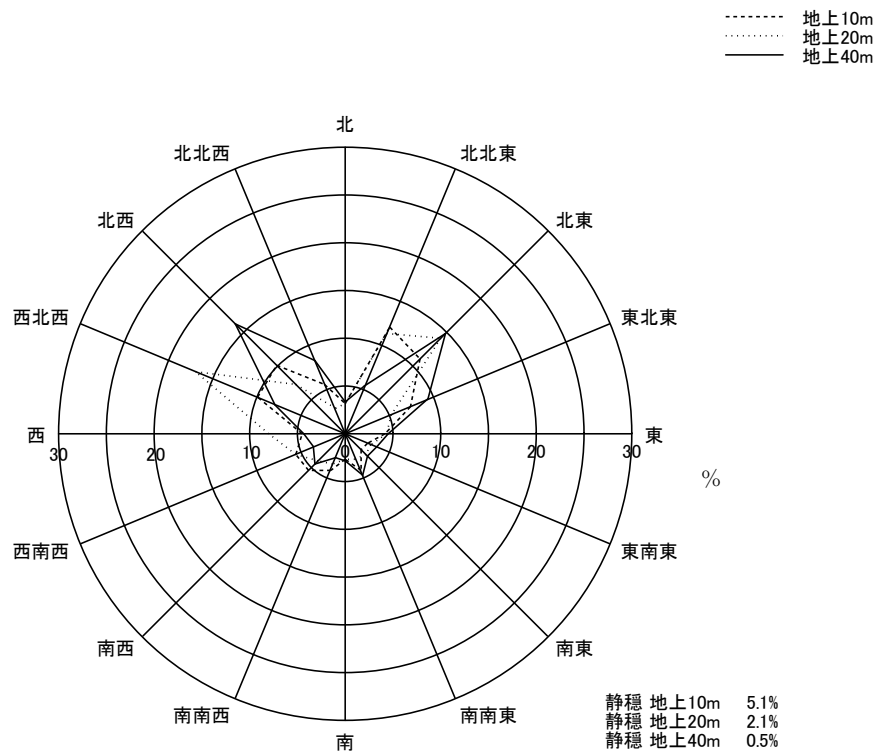


図4-3 5年平均年間風配図（2009年～2013年の平均）

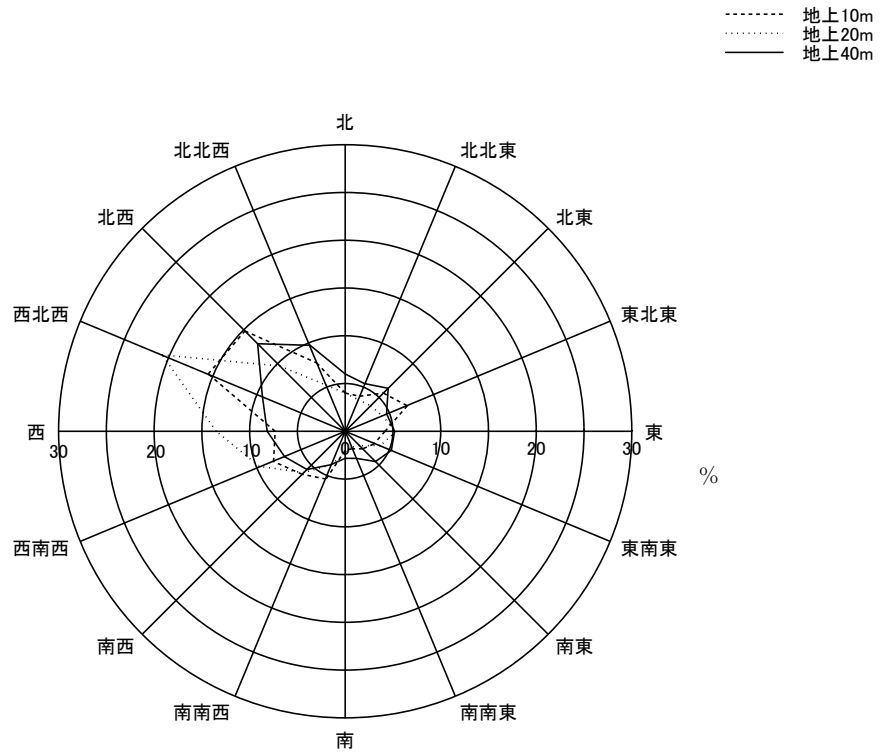


図4-4 低風速時(0.5~2.0m/s)の5年平均年間風配図  
(2009年~2013年の平均)

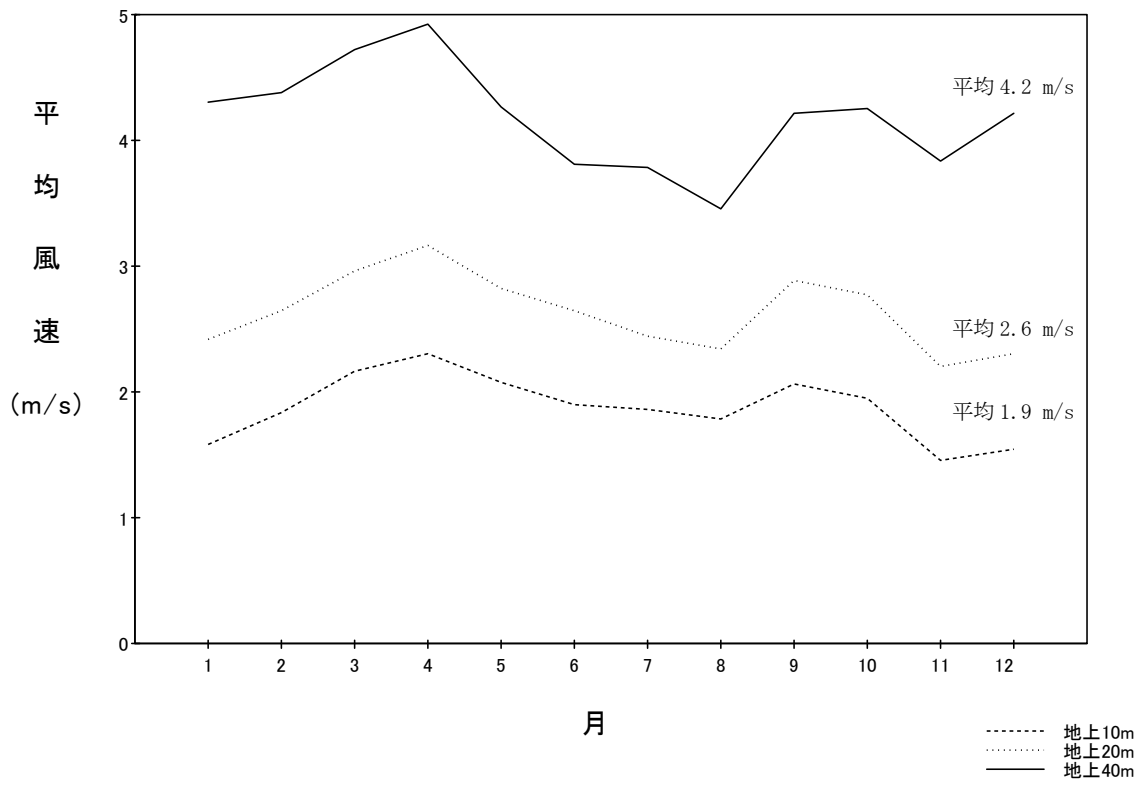


図 4 - 5 5 年平均月別平均風速 (2009年~2013年の平均)

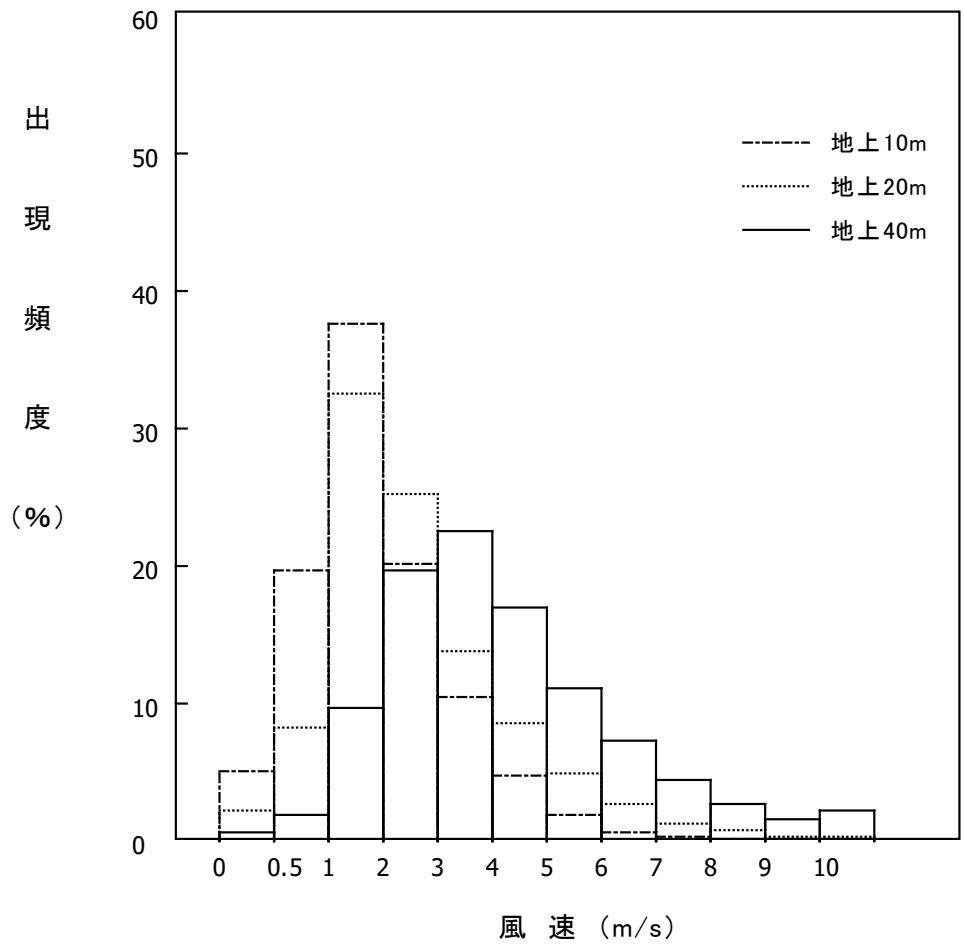


図 4 - 6 5年平均年間風速階級別出現頻度 (2009年~2013年の平均)

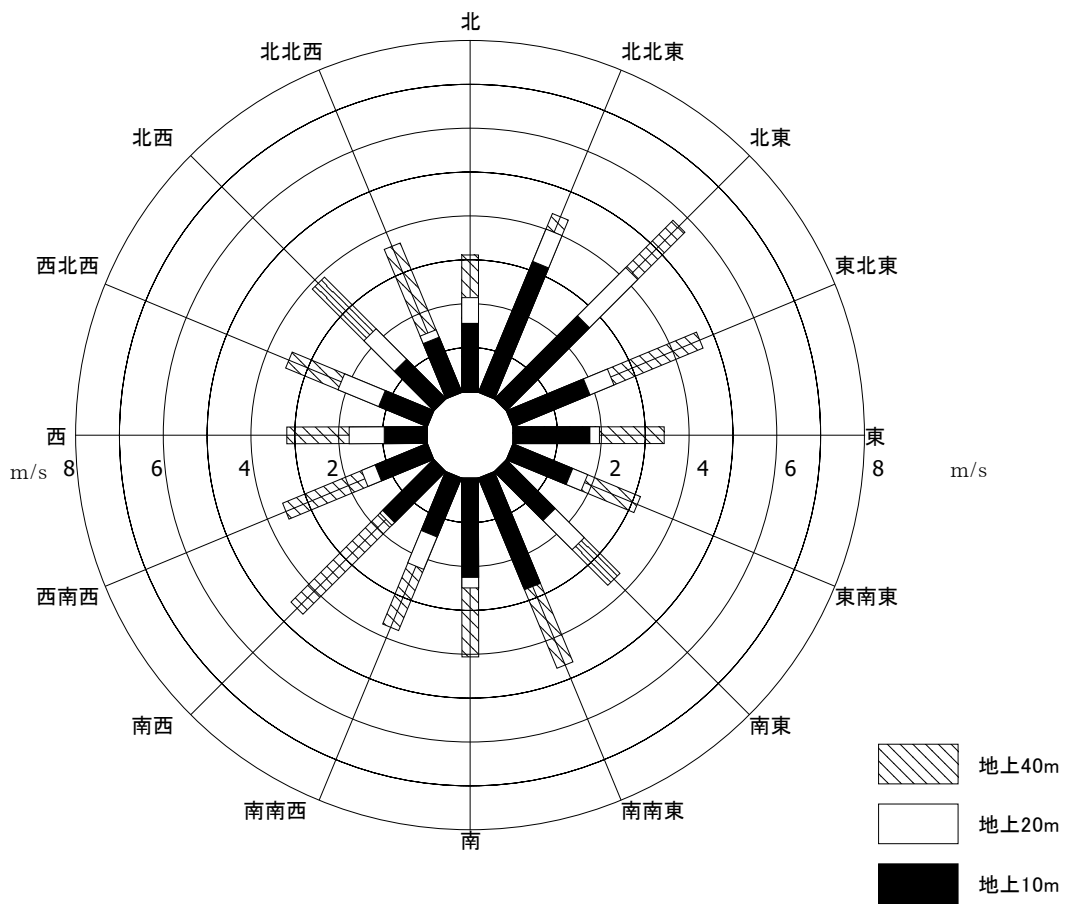


図 4 - 7 風向別年間平均風速 (2009年~2013年の平均)



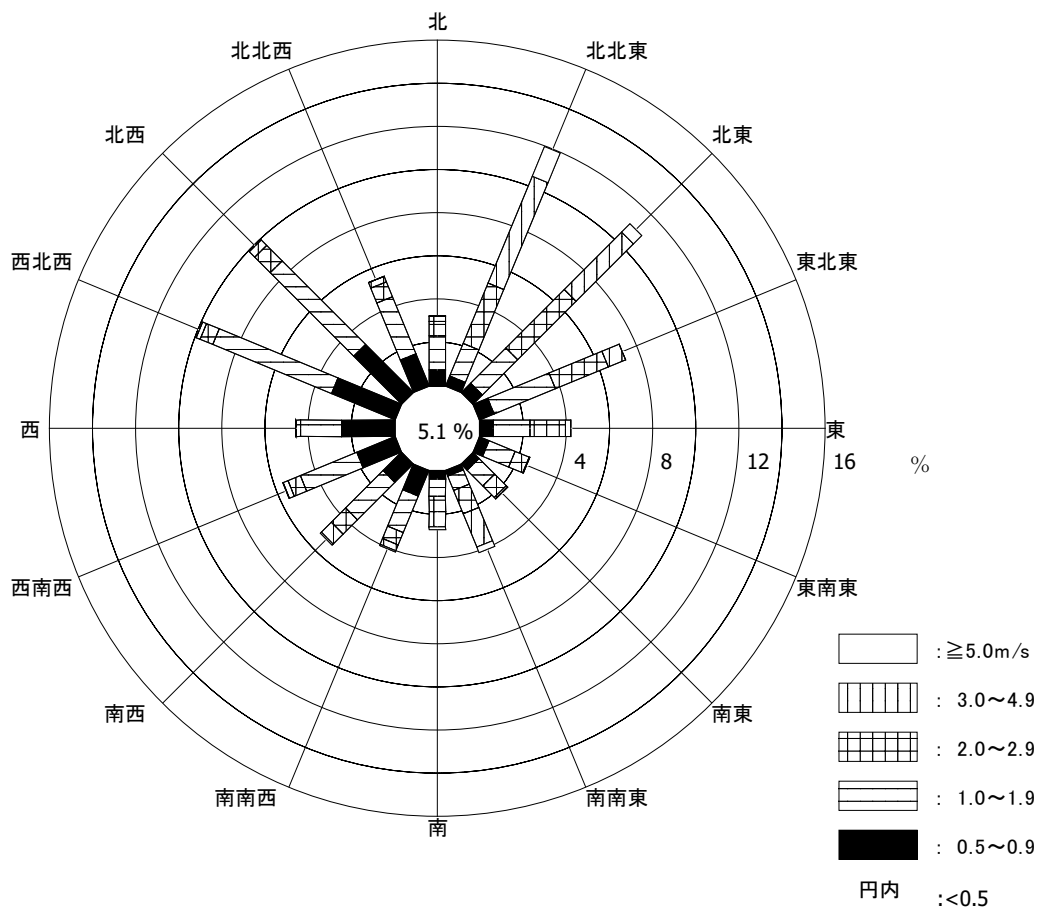


図 4 - 8 風向別風速出現頻度 (地上10m) (2009年~2013年の平均)

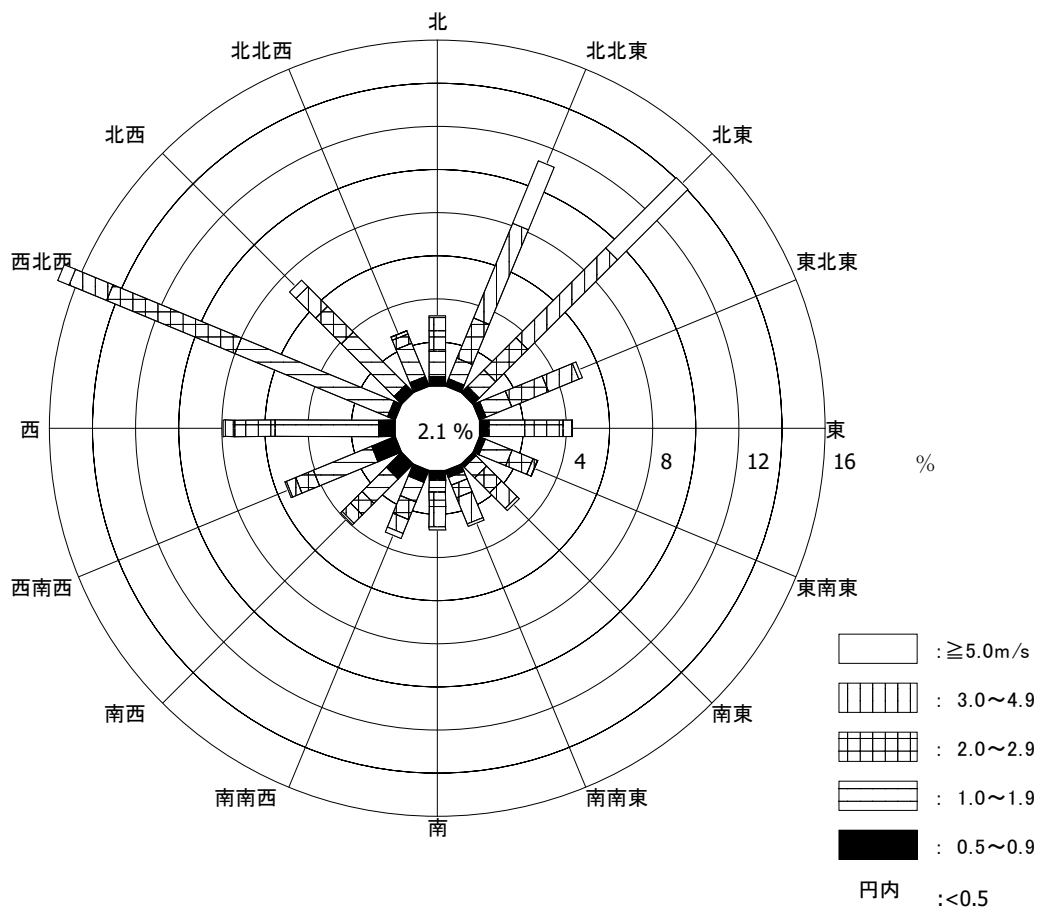


図 4 - 9 風向別風速出現頻度 (地上20m) (2009年~2013年の平均)

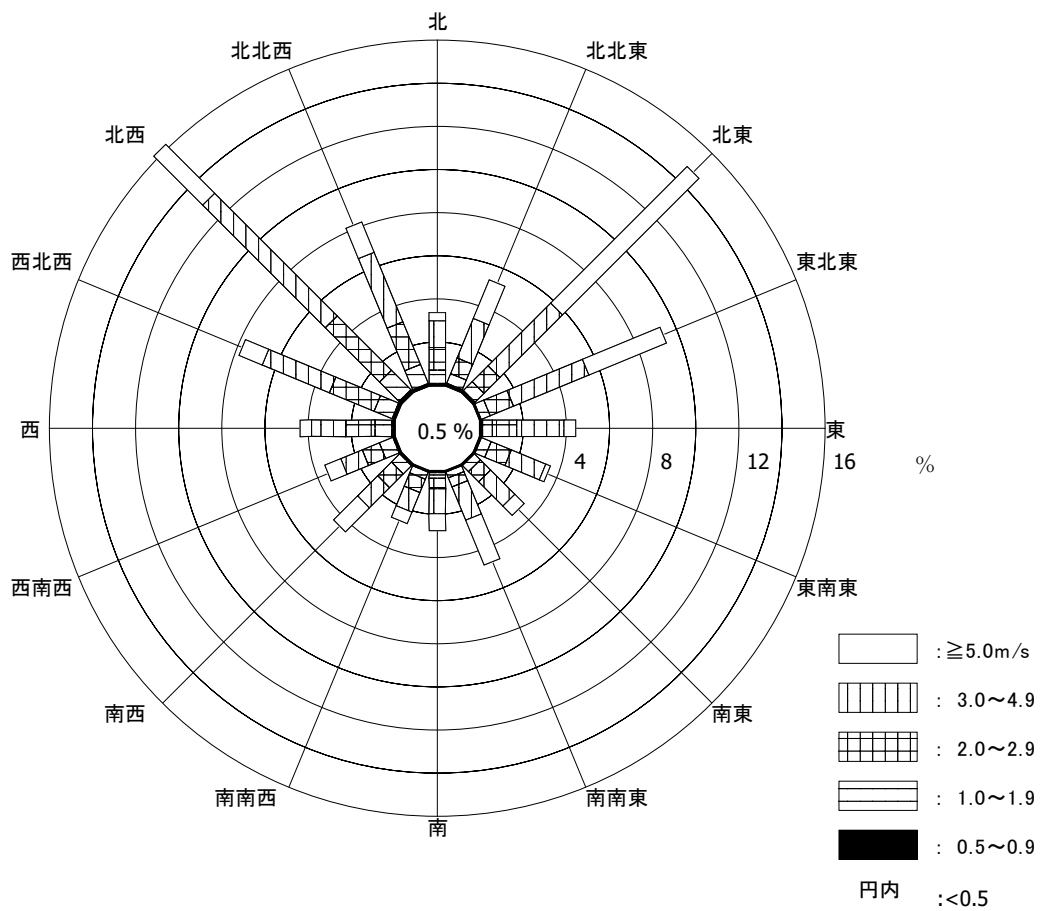


図 4 - 10 風向別風速出現頻度 (地上40m) (2009年~2013年の平均)

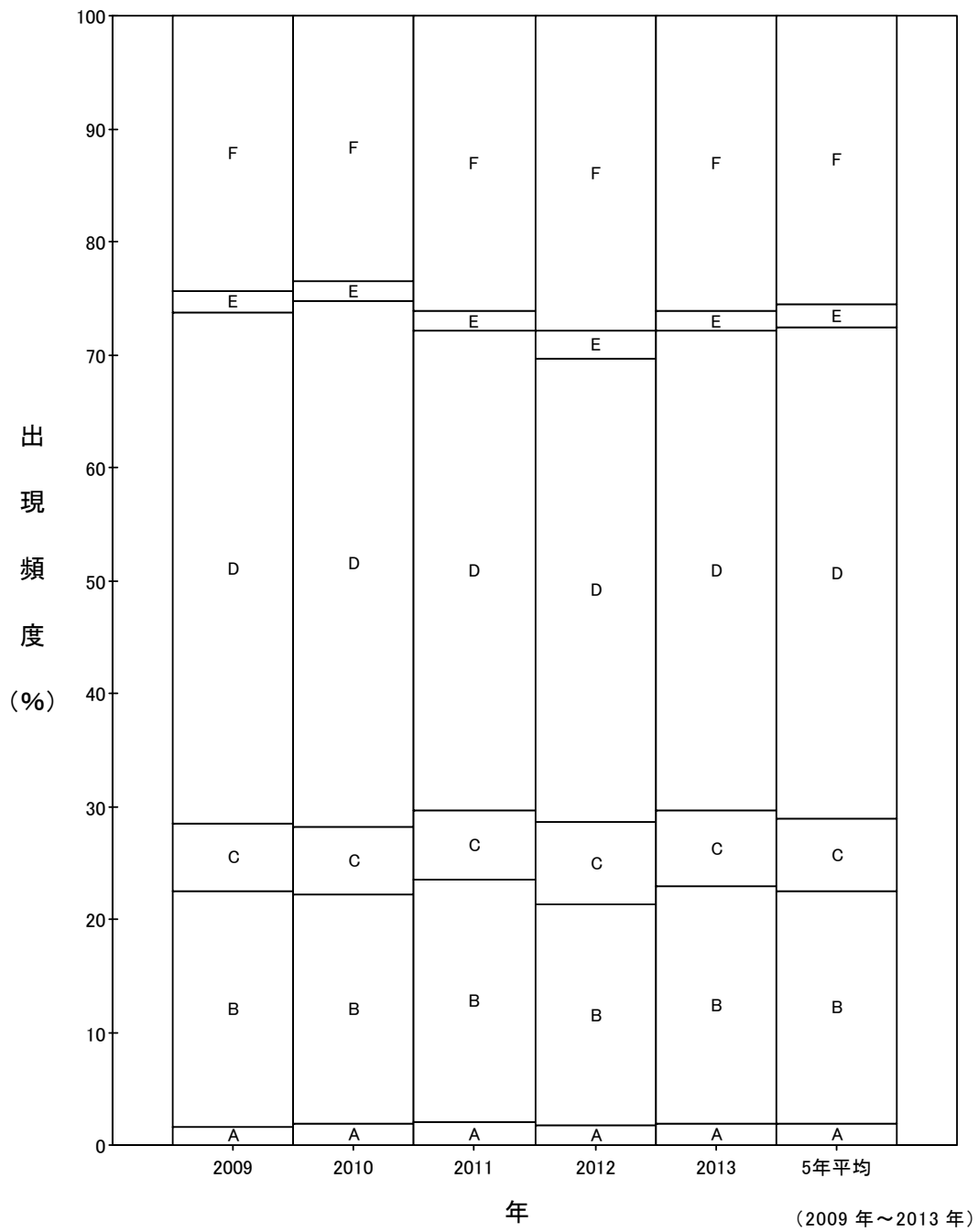


図 4 - 11 年間及び 5 年平均大気安定度出現頻度 (2009年~2013年の平均)

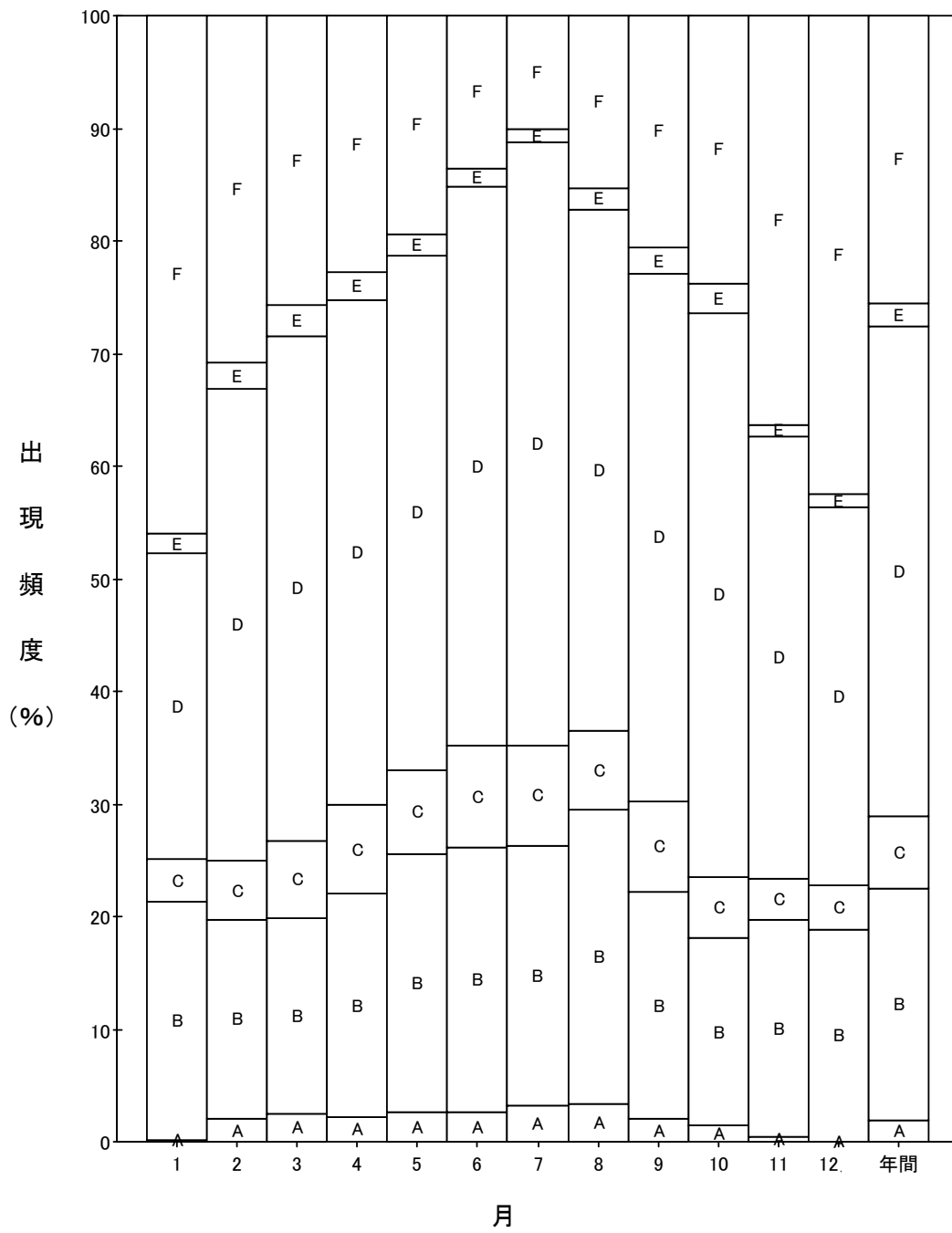


図4-12 月別大気安定度出現頻度 (2009年~2013年の平均)

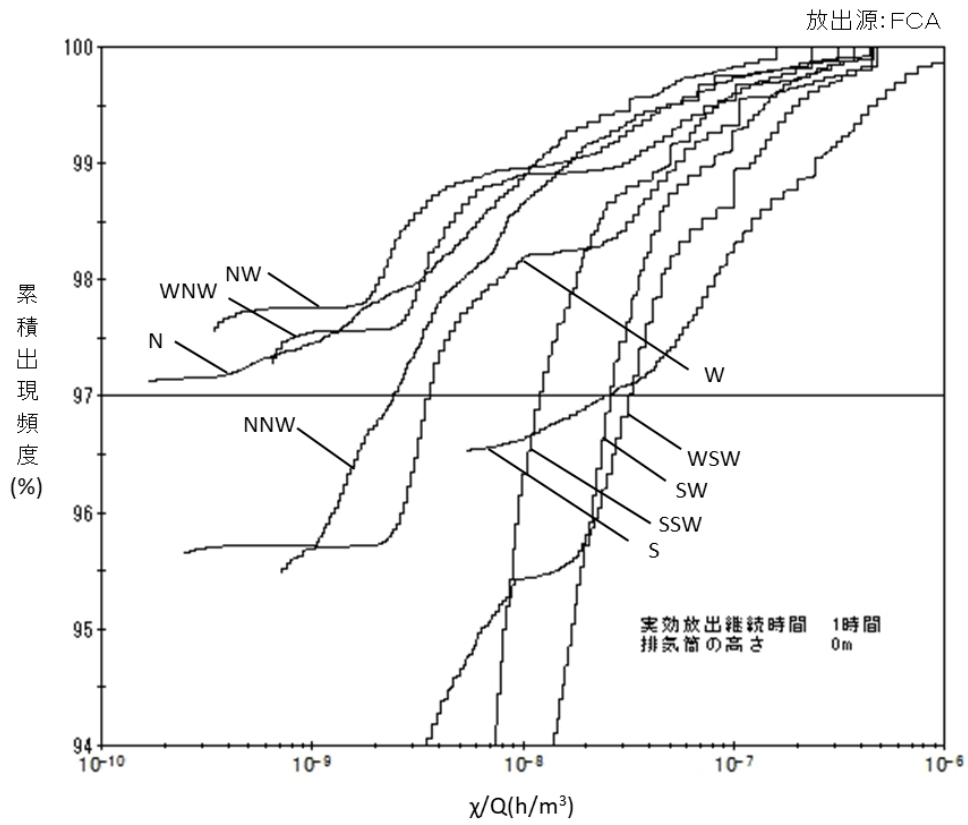


図 4-13 方位別相対濃度 ( $\chi/Q$ ) の累積出現頻度

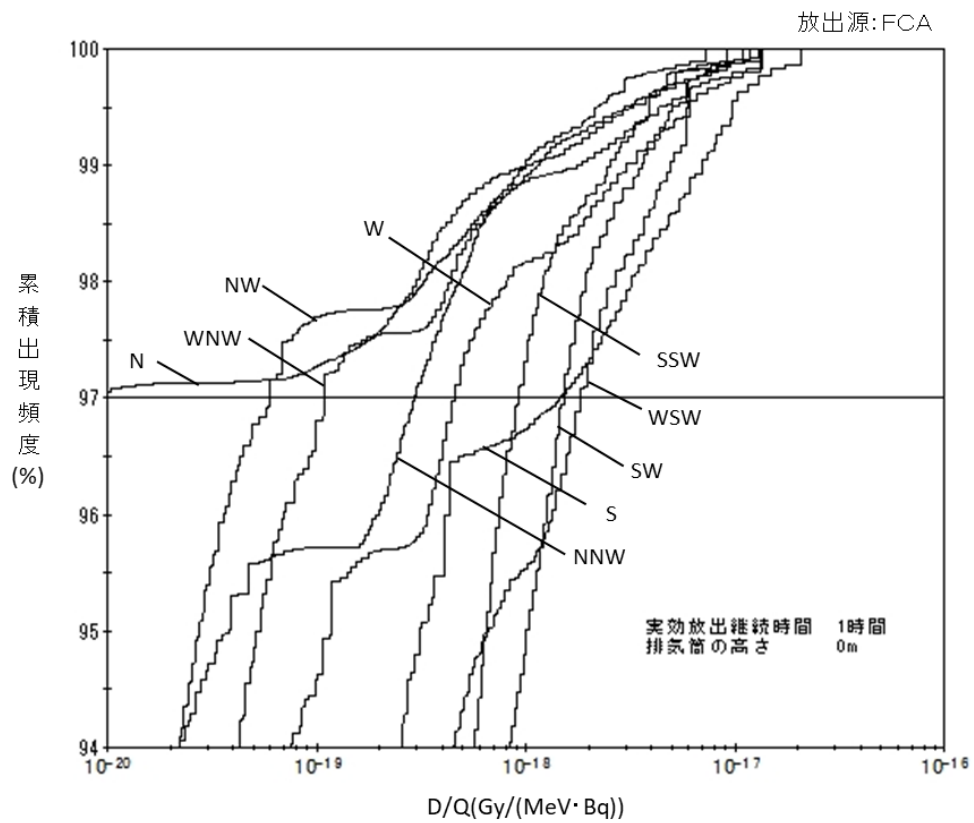


図 4-14 方位別相対線量(D/Q)の累積出現頻度

## 添付書類五

核燃料物質による汚染の分布と  
その評価方法に関する説明書



## 1. 残存放射性物質の評価

### 1.1 概要

施設に残存する放射性物質は、放射化汚染物質と二次汚染物質に分けられる。放射化汚染物質は、1 / 2 格子管集合体及び1 / 2 格子管集合体周辺部に設置されている機器等が中性子照射を受けて放射化することにより発生するものである。二次汚染物質は、炉心変更に伴う燃料の装荷・装脱によりウラン燃料の酸化膜、放射化汚染物質等が施設・設備の表面に付着することにより、施設内に残存するものである。

F C A施設における放射化汚染物質及び二次汚染物質の評価は、それぞれ以下のとおりである。

### 1.2 放射化汚染物質

原子炉運転による中性子の到達範囲を考慮して、炉室の設備機器、配管、構造物等を対象として、放射化汚染物質の核種及び放射エネルギーを次の方法により評価した。

#### 1.2.1 評価方法

放射化汚染物質の評価手順を図5-1に示す。詳細は以下のとおりである。

##### (1) 中性子束分布の評価

JENDL-3.3<sup>(1)</sup>に基づく MATXS 形式ライブラリ MATXSLIB-J33<sup>(2)</sup>を TRANSX-2.15<sup>(3)</sup>コードにより処理して175群の中性子群定数を作成した。この群定数を用いて、Doors 3.2a コードシステム<sup>(4)</sup>に含まれる2次元輸送計算コードDORTにより各領域における中性子束分布を求めた。

##### (2) 放射化汚染物質の放射エネルギーの評価

(1)で算出した各領域における中性子束、(3)に示す原子炉運転履歴及び(4)に示す機器の組成データを用いて、SCALE-6.1 コードシステム<sup>(5)</sup>に含まれる燃焼計算コードORIGEN-Sにより、設備機器等ごとの放射化汚染物質の放射エネルギー濃度を求め、さらに、設備機器等の重量を用いることにより、放射化汚染物質の放射エネルギーを算出した。

##### (3) 原子炉運転履歴

F C A施設の初回臨界から最終運転までの年度ごとの積算出力の実績値を入力データとして与えた。F C A施設の年度ごとの原子炉運転履歴を表5-1に示す。

なお、評価に当たっては、放射化汚染物質の放射エネルギーを実際の放射エネルギーよりも多くなるように保守的な評価とするため、各年度における積算出力分の運転を最高熱出力 2000W で行うこととし、運転日は年度の最終日（3月31日）とした。ただし、最終運転年度である 2011 年度については、最終運転日の 3月10日を運転日とした。

また、冷却時間は、FCAの最終運転を行った 2011 年 3月10日から約 8年後（2019 年 3月末）及び約 12 年後（2023 年 3月末）とした。

#### （4） 設備の元素組成

放射化汚染物質の評価対象設備の元素組成は、JIS 記載値、文献<sup>(6), (7)</sup>等に基づいて決定した。主要な評価対象設備の元素組成を表 5-2 に示す。

#### （5） 評価対象核種

評価対象核種は、「工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度が放射線による障害の防止のための措置を必要としないものであることの確認等に関する規則」（令和 2 年原子力規制委員会規則第 16 号）に基づき選定した（ただし、超ウラン元素の Pu-239、Pu-241 及び Am-241 を除く）。

### 1.2.2 評価結果

炉室における主要設備機器について、原子炉停止後約 8 年（2019 年 3月末）経過時及び原子炉停止後約 12 年（2023 年 3月末）経過時における放射化汚染物質の推定放射エネルギーを表 5-3 及び表 5-4 にそれぞれ示す。原子炉停止後約 8 年経過時における放射化汚染物質の総放射エネルギーは約  $3.1 \times 10^9$ Bq と推定され、主要な放射性核種は、Fe-55、Co-60、Ni-63 等である。また、原子炉停止後約 12 年経過時における放射化汚染物質の総放射エネルギーは約  $2.4 \times 10^9$ Bq と推定され、主要な放射性核種は、Fe-55、Co-60、Ni-63 等である。

### 1.3 二次汚染物質

二次汚染物質は、主として、炉心変更に伴う燃料の装荷・装脱によりウラン燃料の酸化膜、放射化汚染物質等によって二次汚染したものであり、その評価対象機器は、燃料と接触する炉心物質装填用引出し、燃料装填用デスク、Pu 燃料取扱・装填用フード、作業台、1/2 格子管集合体、格子管集合体冷却設備、燃料移送設備、燃料貯蔵庫等である。

二次汚染物質の放射エネルギーは、表面密度に評価対象物の表面積を乗じて評価した。表面密度については、表面汚染検査計等により測定した結果、最も二次汚染の影響が大きいと想定される炉心物質装填用引出しにおいても有意な汚染は検出されなかった。このため、二次汚染物質の放射エネルギーの評価における表面密度は、測定時の検出限界値であるアルファ線を放出する放射性物質  $0.04\text{Bq}/\text{cm}^2$ 、アルファ線を放出しない放射性物質  $0.4\text{Bq}/\text{cm}^2$  を用いた。

二次汚染物質の推定放射エネルギーを表5-5に示す。その結果、二次汚染物質の放射エネルギーの総量は、約  $1.2 \times 10^7\text{Bq}$  と評価できる。

## 参考文献

- (1) K. Shibata, et. al., “Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3”, J. Nucl. Sci. Technol. 39, 1125, 2002.
- (2) K. Kosako, et. al., “THE LIBRARIES FSXLIB AND MATXSLIB BASED ON JENDL-3.3”, JAERI-Data/Code 2003-011, 2003.
- (3) R. E. MacFarlane, “TRANSX 2: A Code for Interfacing MATXS Cross-Section Libraries to Nuclear Transport Codes”, LA-12312-MS, 1992.
- (4) Oak Ridge National Laboratory, “DOORs 3.2a: One, Two- and Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code System”, CCC-650, 2003.
- (5) Oak Ridge National Laboratory, “Scale: A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design”, ORNL/TM-2005/39, Version 6.1, 2011.
- (6) 科学技術庁原子力安全局核燃料規制課編, 「臨界安全ハンドブック」, につかん書房, 1988.
- (7) J. C. Evans, et. al., “Long-Lived Activation Products in Reactor Materials”, NUREG/CR-3474, 1984.

表 5 - 1 放射化汚染物質の評価に用いた原子炉運転履歴

年 度	運転時間 (h)	積算出力 (kWh)	年 度	運転時間 (h)	積算出力 (kWh)
1967	780.95	0.620	1990	684.73	5.373
1968	1423.38	4.297	1991	684.58	5.287
1969	1014.55	2.622	1992	601.85	5.696
1970	1202.48	8.605	1993	455.23	2.505
1971	980.93	9.927	1994	595.88	4.550
1972	1081	7.397	1995	647.28	3.898
1973	877.68	8.011	1996	657.8	1.340
1974	500.65	18.933	1997	722.92	1.144
1975	653.53	2.412	1998	575.92	0.643
1976	538.1	1.538	1999	380.68	0.377
1977	734.55	2.565	2000	452.57	0.238
1978	698.15	3.942	2001	558.37	0.592
1979	747.11	19.192	2002	496.97	0.370
1980	569.85	7.410	2003	568.57	1.142
1981	760.93	5.159	2004	748.02	0.982
1982	788.98	5.011	2005	606.63	0.991
1983	873.71	3.615	2006	306.48	1.144
1984	949.45	5.251	2007	32.68	0.071
1985	748.16	4.075	2008	95.27	0.586
1986	746.65	2.906	2009	384.52	0.480
1987	803.02	3.507	2010	355.03	0.633
1988	523.18	3.395	2011	0	0
1989	551.38	3.583	合計	29160.35	172.015

表5-2 主要な評価対象設備の元素組成 (1/2)

(単位: wt%)

評価対象設備	1/2格子管集合体、炉心物質装填用引出し、クレーン(炉室) <sup>*1</sup>	制御安全棒駆動機構、移動テーブル <sup>*2</sup>	銅管 <sup>*3</sup>	1次容器 <sup>*4</sup>
材質	SUS304	SS400	銅	コンクリート
H	—	—	—	$1.0 \times 10^0$
Li	$1.3 \times 10^{-5}$	$3.0 \times 10^{-5}$	—	$2.0 \times 10^{-3}$
B	—	—	—	$2.0 \times 10^{-3}$
C	$8.0 \times 10^{-2}$	—	—	$1.0 \times 10^{-1}$
N	$4.5 \times 10^{-2}$	$8.4 \times 10^{-3}$	—	$1.2 \times 10^{-2}$
O	—	—	—	$5.3 \times 10^1$
F	—	—	—	—
Na	$9.7 \times 10^{-4}$	$2.3 \times 10^{-3}$	—	$1.6 \times 10^0$
Mg	—	—	—	$2.2 \times 10^{-1}$
Al	$1.0 \times 10^{-2}$	$3.3 \times 10^{-2}$	—	$3.4 \times 10^0$
Si	$1.0 \times 10^0$	—	—	$3.4 \times 10^1$
P	$4.5 \times 10^{-2}$	$5.0 \times 10^{-2}$	—	$5.0 \times 10^{-1}$
S	$3.0 \times 10^{-2}$	$5.0 \times 10^{-2}$	—	$3.1 \times 10^{-1}$
Cl	$7.0 \times 10^{-3}$	$4.0 \times 10^{-3}$	—	$4.5 \times 10^{-3}$
K	$3.0 \times 10^{-4}$	$1.2 \times 10^{-3}$	—	$1.3 \times 10^0$
Ca	$1.9 \times 10^{-3}$	$1.4 \times 10^{-3}$	—	$4.3 \times 10^0$
Sc	$3.0 \times 10^{-6}$	$2.6 \times 10^{-5}$	—	$6.5 \times 10^{-4}$
Ti	$6.0 \times 10^{-2}$	$2.0 \times 10^{-4}$	—	$2.1 \times 10^{-1}$
V	$4.6 \times 10^{-2}$	$8.0 \times 10^{-3}$	—	$1.0 \times 10^{-2}$
Cr	$2.0 \times 10^1$	$1.7 \times 10^{-1}$	—	$1.1 \times 10^{-2}$
Mn	$2.0 \times 10^0$	$1.0 \times 10^0$	—	$3.8 \times 10^{-2}$
Fe	$7.1 \times 10^1$	$1.0 \times 10^2$	—	$1.4 \times 10^0$
Co	$1.4 \times 10^{-1}$	$1.2 \times 10^{-2}$	—	$9.8 \times 10^{-4}$
Ni	$1.1 \times 10^1$	$6.6 \times 10^{-1}$	—	$3.8 \times 10^{-3}$
Cu	$3.1 \times 10^{-1}$	$1.3 \times 10^{-1}$	$1.0 \times 10^2$	$2.5 \times 10^{-3}$
Zn	$4.6 \times 10^{-2}$	$1.0 \times 10^{-2}$	—	$7.5 \times 10^{-3}$
Ga	$1.3 \times 10^{-2}$	$8.0 \times 10^{-3}$	—	$8.8 \times 10^{-4}$
Ge	—	—	—	—
As	$1.9 \times 10^{-2}$	$5.3 \times 10^{-2}$	—	$7.9 \times 10^{-4}$
Se	$3.5 \times 10^{-3}$	$7.0 \times 10^{-5}$	—	$9.2 \times 10^{-5}$
Br	$2.0 \times 10^{-4}$	$8.5 \times 10^{-5}$	—	$2.4 \times 10^{-4}$
Rb	$1.0 \times 10^{-3}$	$4.8 \times 10^{-3}$	—	$3.5 \times 10^{-3}$
Sr	$2.0 \times 10^{-5}$	$1.5 \times 10^{-5}$	—	$4.4 \times 10^{-2}$

\*1 JIS G 4304 (2012)及び文献(7)から引用

\*2 JIS G 3101 (2010)及び文献(7)から引用

\*3 銅については銅単体(微量元素なし)とした

\*4 文献(6)及び文献(7)から引用

表5-2 主要な評価対象設備の元素組成 (2/2)

(単位: wt%)

評価対象設備	1/2格子管集合体、炉心物質装填用引出し、クレーン(炉室) <sup>*1</sup>	制御安全棒駆動機構、移動テーブル <sup>*2</sup>	銅管 <sup>*3</sup>	1次容器 <sup>*4</sup>
材質	SUS304	SS400	銅	コンクリート
Rb	$1.0 \times 10^{-3}$	$4.8 \times 10^{-3}$	—	$3.5 \times 10^{-3}$
Sr	$2.0 \times 10^{-5}$	$1.5 \times 10^{-5}$	—	$4.4 \times 10^{-2}$
Y	$5.0 \times 10^{-4}$	$2.0 \times 10^{-3}$	—	$1.8 \times 10^{-3}$
Zr	$1.0 \times 10^{-3}$	$1.0 \times 10^{-3}$	—	$7.1 \times 10^{-3}$
Nb	$8.9 \times 10^{-3}$	$1.9 \times 10^{-3}$	—	$4.3 \times 10^{-4}$
Mo	$2.6 \times 10^{-1}$	$5.6 \times 10^{-1}$	—	$1.0 \times 10^{-3}$
Pd	—	—	—	$3.0 \times 10^{-4}$
Ag	$2.0 \times 10^{-4}$	$2.0 \times 10^{-4}$	—	$2.0 \times 10^{-5}$
Cd	—	—	—	$3.0 \times 10^{-5}$
Sn	—	—	—	$7.0 \times 10^{-4}$
Sb	$1.2 \times 10^{-3}$	$1.1 \times 10^{-3}$	—	$1.8 \times 10^{-4}$
Cs	$3.0 \times 10^{-5}$	$2.0 \times 10^{-5}$	—	$1.3 \times 10^{-4}$
Ba	$5.0 \times 10^{-2}$	$2.7 \times 10^{-2}$	—	$9.5 \times 10^{-2}$
La	$2.0 \times 10^{-5}$	$1.0 \times 10^{-5}$	—	$1.3 \times 10^{-3}$
Ce	$3.7 \times 10^{-2}$	$1.0 \times 10^{-4}$	—	$2.4 \times 10^{-3}$
Sm	$1.0 \times 10^{-5}$	$1.7 \times 10^{-6}$	—	$2.0 \times 10^{-4}$
Eu	$2.0 \times 10^{-6}$	$3.1 \times 10^{-6}$	—	$5.5 \times 10^{-5}$
Gd	—	—	—	—
Tb	$4.7 \times 10^{-5}$	$4.5 \times 10^{-5}$	—	$4.1 \times 10^{-5}$
Dy	$1.0 \times 10^{-4}$	—	—	$2.3 \times 10^{-4}$
Ho	$1.0 \times 10^{-4}$	$8.0 \times 10^{-5}$	—	$9.0 \times 10^{-5}$
Yb	$2.0 \times 10^{-4}$	$1.0 \times 10^{-4}$	—	$1.4 \times 10^{-4}$
Lu	$8.0 \times 10^{-5}$	$2.0 \times 10^{-5}$	—	$2.7 \times 10^{-5}$
Hf	$2.0 \times 10^{-4}$	$2.1 \times 10^{-5}$	—	$2.2 \times 10^{-4}$
Ta	—	$1.3 \times 10^{-5}$	—	$4.4 \times 10^{-5}$
W	$1.9 \times 10^{-2}$	$5.5 \times 10^{-4}$	—	$1.4 \times 10^{-4}$
Au	—	—	—	—
Hg	—	—	—	—
Tl	—	—	—	—
Pb	$6.7 \times 10^{-3}$	$8.2 \times 10^{-2}$	—	$6.1 \times 10^{-3}$
Bi	—	—	—	—
Th	—	—	—	—
U	—	—	—	—

\*1 JIS G 4304 (2012)及び文献(7)から引用

\*2 JIS G 3101 (2010)及び文献(7)から引用

\*3 銅については銅単体(微量元素なし)とした

\*4 文献(6)及び文献(7)から引用

表5-3 放射化汚染物質の推定放射能量  
(原子炉停止後約8年経過時)

(単位：Bq)

核種	1 / 2 格子管集合体、炉心物質 装填用引出し (SUS304)	制御安全棒 駆動機構 (SS400)	クレーン (炉室) (SUS304)	1次容器 (コンクリート)	その他	合計
H-3	$3.2 \times 10^6$	$3.3 \times 10^4$	$1.5 \times 10^5$	$1.1 \times 10^8$	$1.5 \times 10^6$	$1.1 \times 10^8$
C-14	$2.1 \times 10^6$	$1.7 \times 10^3$	$9.5 \times 10^4$	$1.4 \times 10^5$	$1.7 \times 10^5$	$2.5 \times 10^6$
Cl-36	$4.2 \times 10^4$	$1.1 \times 10^2$	$2.0 \times 10^3$	$6.2 \times 10^3$	$6.7 \times 10^3$	$5.7 \times 10^4$
Ca-41	$3.7 \times 10^2$	$1.2 \times 10^0$	$1.7 \times 10^1$	$1.8 \times 10^5$	$6.9 \times 10^1$	$1.8 \times 10^5$
Sc-46	$3.0 \times 10^{-6}$	$7.5 \times 10^{-8}$	$9.5 \times 10^{-8}$	$9.2 \times 10^{-5}$	$3.3 \times 10^{-6}$	$9.8 \times 10^{-5}$
Mn-54	$1.1 \times 10^5$	$4.3 \times 10^1$	$5.1 \times 10^2$	$2.7 \times 10^0$	$7.0 \times 10^2$	$1.1 \times 10^5$
Fe-55	$3.1 \times 10^8$	$1.9 \times 10^6$	$1.4 \times 10^7$	$1.3 \times 10^6$	$9.6 \times 10^7$	$4.2 \times 10^8$
Fe-59	$4.9 \times 10^{-12}$	$2.8 \times 10^{-14}$	$2.1 \times 10^{-13}$	$1.9 \times 10^{-14}$	$1.5 \times 10^{-12}$	$6.6 \times 10^{-12}$
Co-58	$1.6 \times 10^{-4}$	$3.0 \times 10^{-9}$	$7.9 \times 10^{-7}$	$8.9 \times 10^{-11}$	$3.9 \times 10^{-7}$	$1.6 \times 10^{-4}$
Co-60	$8.9 \times 10^8$	$2.9 \times 10^5$	$3.5 \times 10^7$	$1.1 \times 10^6$	$5.1 \times 10^7$	$9.8 \times 10^8$
Ni-59	$1.5 \times 10^7$	$4.1 \times 10^3$	$6.8 \times 10^5$	$1.2 \times 10^3$	$9.0 \times 10^5$	$1.6 \times 10^7$
Ni-63	$1.4 \times 10^9$	$4.0 \times 10^5$	$6.5 \times 10^7$	$1.1 \times 10^5$	$8.6 \times 10^7$	$1.6 \times 10^9$
Zn-65	$1.3 \times 10^3$	$1.1 \times 10^0$	$5.3 \times 10^1$	$4.0 \times 10^1$	$1.1 \times 10^2$	$1.5 \times 10^3$
Sr-90	$7.9 \times 10^{-3}$	$2.4 \times 10^{-6}$	$3.8 \times 10^{-5}$	$9.6 \times 10^{-5}$	$4.3 \times 10^{-5}$	$8.0 \times 10^{-3}$
Nb-94	$2.9 \times 10^4$	$1.6 \times 10^1$	$8.1 \times 10^2$	$1.8 \times 10^2$	$1.9 \times 10^3$	$3.2 \times 10^4$
Nb-95	$4.1 \times 10^{-10}$	$1.1 \times 10^{-12}$	$1.2 \times 10^{-11}$	$3.5 \times 10^{-10}$	$7.4 \times 10^{-11}$	$8.5 \times 10^{-10}$
Tc-99	$9.2 \times 10^3$	$3.5 \times 10^1$	$1.7 \times 10^2$	$3.1 \times 10^0$	$2.6 \times 10^3$	$1.2 \times 10^4$
Ru-106	$6.4 \times 10^{-17}$	$1.2 \times 10^{-21}$	$1.8 \times 10^{-20}$	$1.5 \times 10^{-10}$	$2.7 \times 10^{-20}$	$1.5 \times 10^{-10}$
Ag-108m	$2.2 \times 10^3$	$7.9 \times 10^0$	$8.2 \times 10^1$	$3.9 \times 10^1$	$4.6 \times 10^2$	$2.8 \times 10^3$
Ag-110m	$5.5 \times 10^1$	$1.5 \times 10^{-1}$	$1.5 \times 10^0$	$7.7 \times 10^{-1}$	$9.7 \times 10^0$	$6.7 \times 10^1$
Sb-124	$1.1 \times 10^{-8}$	$2.2 \times 10^{-11}$	$2.5 \times 10^{-10}$	$1.9 \times 10^{-10}$	$1.6 \times 10^{-9}$	$1.3 \times 10^{-8}$
Te-123m	$4.2 \times 10^{-10}$	$3.2 \times 10^{-14}$	$3.4 \times 10^{-13}$	$5.8 \times 10^{-13}$	$4.6 \times 10^{-12}$	$4.2 \times 10^{-10}$
I-129	$2.4 \times 10^{-8}$	$4.6 \times 10^{-12}$	$1.1 \times 10^{-10}$	$1.4 \times 10^{-10}$	$9.7 \times 10^{-11}$	$2.5 \times 10^{-8}$
Cs-134	$1.7 \times 10^4$	$3.1 \times 10^1$	$4.8 \times 10^2$	$1.0 \times 10^4$	$2.2 \times 10^3$	$3.0 \times 10^4$
Cs-137	$1.5 \times 10^1$	$2.3 \times 10^{-3}$	$6.7 \times 10^{-2}$	$4.0 \times 10^{-2}$	$5.4 \times 10^{-2}$	$1.5 \times 10^1$
Ba-133	$1.2 \times 10^5$	$2.2 \times 10^2$	$4.2 \times 10^3$	$3.8 \times 10^4$	$1.5 \times 10^4$	$1.8 \times 10^5$
Eu-152	$9.4 \times 10^5$	$6.3 \times 10^3$	$4.2 \times 10^4$	$5.4 \times 10^6$	$3.1 \times 10^5$	$6.7 \times 10^6$
Eu-154	$5.5 \times 10^4$	$2.8 \times 10^2$	$1.9 \times 10^3$	$2.5 \times 10^5$	$1.5 \times 10^4$	$3.2 \times 10^5$
Tb-160	$7.2 \times 10^{-7}$	$1.6 \times 10^{-9}$	$1.7 \times 10^{-8}$	$7.2 \times 10^{-8}$	$1.1 \times 10^{-7}$	$9.1 \times 10^{-7}$
Ta-182	$1.1 \times 10^{-7}$	$1.1 \times 10^{-5}$	$5.3 \times 10^{-10}$	$2.0 \times 10^{-3}$	$6.5 \times 10^{-4}$	$2.7 \times 10^{-3}$
合計	$2.6 \times 10^9$	$2.7 \times 10^6$	$1.2 \times 10^8$	$1.1 \times 10^8$	$2.4 \times 10^8$	$3.1 \times 10^9$



表5-4 放射化汚染物質の推定放射能量  
(原子炉停止後約12年経過時)

(単位：Bq)

核種	1/2格子管集合体、炉心物質 装填用引出し (SUS304)	制御安全棒 駆動機構 (SS400)	クレーン (炉室) (SUS304)	1次容器 (コンクリート)	その他	合計
H-3	$2.6 \times 10^6$	$2.6 \times 10^4$	$1.2 \times 10^5$	$8.5 \times 10^7$	$1.2 \times 10^6$	$8.9 \times 10^7$
C-14	$2.1 \times 10^6$	$1.7 \times 10^3$	$9.4 \times 10^4$	$1.4 \times 10^5$	$1.7 \times 10^5$	$2.5 \times 10^6$
Cl-36	$4.2 \times 10^4$	$1.1 \times 10^2$	$2.0 \times 10^3$	$6.2 \times 10^3$	$6.7 \times 10^3$	$5.7 \times 10^4$
Ca-41	$3.7 \times 10^2$	$1.2 \times 10^0$	$1.7 \times 10^1$	$1.8 \times 10^5$	$6.9 \times 10^1$	$1.8 \times 10^5$
Sc-46	$1.7 \times 10^{-11}$	$4.3 \times 10^{-13}$	$5.4 \times 10^{-13}$	$5.2 \times 10^{-10}$	$1.8 \times 10^{-11}$	$5.5 \times 10^{-10}$
Mn-54	$4.1 \times 10^3$	$1.7 \times 10^0$	$2.0 \times 10^1$	$1.1 \times 10^{-1}$	$2.7 \times 10^1$	$4.2 \times 10^3$
Fe-55	$1.1 \times 10^8$	$7.0 \times 10^5$	$5.1 \times 10^6$	$4.7 \times 10^5$	$3.5 \times 10^7$	$1.5 \times 10^8$
Fe-59	$0.0 \times 10^0$	$0.0 \times 10^0$	$0.0 \times 10^0$	$0.0 \times 10^0$	$0.0 \times 10^0$	$0.0 \times 10^0$
Co-58	$1.0 \times 10^{-10}$	$1.9 \times 10^{-15}$	$4.9 \times 10^{-13}$	$5.5 \times 10^{-17}$	$2.4 \times 10^{-13}$	$1.0 \times 10^{-10}$
Co-60	$5.2 \times 10^8$	$1.7 \times 10^5$	$2.1 \times 10^7$	$6.8 \times 10^5$	$3.0 \times 10^7$	$5.8 \times 10^8$
Ni-59	$1.5 \times 10^7$	$4.1 \times 10^3$	$6.8 \times 10^5$	$1.2 \times 10^3$	$9.0 \times 10^5$	$1.6 \times 10^7$
Ni-63	$1.4 \times 10^9$	$3.8 \times 10^5$	$6.4 \times 10^7$	$1.1 \times 10^5$	$8.4 \times 10^7$	$1.5 \times 10^9$
Zn-65	$2.1 \times 10^1$	$1.8 \times 10^{-2}$	$8.3 \times 10^{-1}$	$6.3 \times 10^{-1}$	$1.7 \times 10^0$	$2.4 \times 10^1$
Sr-90	$7.1 \times 10^{-3}$	$2.1 \times 10^{-6}$	$3.5 \times 10^{-5}$	$8.7 \times 10^{-5}$	$3.9 \times 10^{-5}$	$7.3 \times 10^{-3}$
Nb-94	$2.9 \times 10^4$	$1.6 \times 10^1$	$8.1 \times 10^2$	$1.8 \times 10^2$	$1.9 \times 10^3$	$3.2 \times 10^4$
Nb-95	$6.0 \times 10^{-19}$	$0.0 \times 10^0$	$0.0 \times 10^0$	$5.1 \times 10^{-19}$	$0.0 \times 10^0$	$1.1 \times 10^{-18}$
Tc-99	$9.2 \times 10^3$	$3.5 \times 10^1$	$1.7 \times 10^2$	$3.1 \times 10^0$	$2.6 \times 10^3$	$1.2 \times 10^4$
Ru-106	$4.2 \times 10^{-18}$	$0.0 \times 10^0$	$0.0 \times 10^0$	$9.6 \times 10^{-12}$	$0.0 \times 10^0$	$9.6 \times 10^{-12}$
Ag-108m	$2.2 \times 10^3$	$7.9 \times 10^0$	$8.2 \times 10^1$	$3.8 \times 10^1$	$4.5 \times 10^2$	$2.8 \times 10^3$
Ag-110m	$9.6 \times 10^{-1}$	$2.6 \times 10^{-3}$	$2.7 \times 10^{-2}$	$1.3 \times 10^{-2}$	$1.7 \times 10^{-1}$	$1.2 \times 10^0$
Sb-124	$5.6 \times 10^{-16}$	$1.1 \times 10^{-18}$	$1.3 \times 10^{-17}$	$9.3 \times 10^{-18}$	$8.1 \times 10^{-17}$	$6.6 \times 10^{-16}$
Te-123m	$8.5 \times 10^{-14}$	$6.5 \times 10^{-18}$	$7.0 \times 10^{-17}$	$1.2 \times 10^{-16}$	$9.4 \times 10^{-16}$	$8.6 \times 10^{-14}$
I-129	$2.4 \times 10^{-8}$	$4.6 \times 10^{-12}$	$1.1 \times 10^{-10}$	$1.4 \times 10^{-10}$	$9.7 \times 10^{-11}$	$2.5 \times 10^{-8}$
Cs-134	$4.4 \times 10^3$	$8.1 \times 10^0$	$1.2 \times 10^2$	$2.7 \times 10^3$	$5.8 \times 10^2$	$7.8 \times 10^3$
Cs-137	$1.3 \times 10^1$	$2.1 \times 10^{-3}$	$6.1 \times 10^{-2}$	$3.7 \times 10^{-2}$	$4.9 \times 10^{-2}$	$1.3 \times 10^1$
Ba-133	$9.1 \times 10^4$	$1.7 \times 10^2$	$3.3 \times 10^3$	$2.9 \times 10^4$	$1.2 \times 10^4$	$1.3 \times 10^5$
Eu-152	$7.6 \times 10^5$	$5.1 \times 10^3$	$3.4 \times 10^4$	$4.4 \times 10^6$	$2.5 \times 10^5$	$5.5 \times 10^6$
Eu-154	$4.0 \times 10^4$	$2.1 \times 10^2$	$1.4 \times 10^3$	$1.8 \times 10^5$	$1.1 \times 10^4$	$2.3 \times 10^5$
Tb-160	$5.9 \times 10^{-13}$	$1.3 \times 10^{-15}$	$1.4 \times 10^{-14}$	$5.9 \times 10^{-14}$	$8.9 \times 10^{-14}$	$7.5 \times 10^{-13}$
Ta-182	$8.6 \times 10^{-8}$	$1.7 \times 10^{-9}$	$4.3 \times 10^{-10}$	$2.9 \times 10^{-7}$	$9.6 \times 10^{-8}$	$4.8 \times 10^{-7}$
合計	$2.0 \times 10^9$	$1.3 \times 10^6$	$9.0 \times 10^7$	$9.1 \times 10^7$	$1.5 \times 10^8$	$2.4 \times 10^9$

表5-5 二次汚染物質の推定放射能量

対象施設・設備	汚染面積 ( $\text{cm}^2$ )	表面密度* <sup>1</sup> ( $\text{Bq}/\text{cm}^2$ )	二次汚染物質の放射能量 (Bq)
炉心物質装填用引出し	$4.2 \times 10^6$	0.04/0.4	$1.9 \times 10^6$
燃料装填用デスク	$6.1 \times 10^4$	0.04/0.4	$2.7 \times 10^4$
Pu 燃料取扱・装填用フード	$3.1 \times 10^5$	0.04/0.4	$1.3 \times 10^5$
作業台	$6.2 \times 10^4$	0.04/0.4	$2.7 \times 10^4$
1 / 2 格子管集合体	$1.3 \times 10^7$	0.04/0.4	$5.9 \times 10^6$
格子管集合体冷却設備	$6.6 \times 10^5$	0.04/0.4	$2.9 \times 10^5$
燃料移送設備	$4.1 \times 10^5$	0.04/0.4	$1.8 \times 10^5$
燃料貯蔵庫等	$7.5 \times 10^6$	0.04/0.4	$3.3 \times 10^6$
合 計			$1.2 \times 10^7$

\* 1 二次汚染物質の評価に当たっては、測定時の検出限界値（アルファ線を放出する放射性物質  $0.04\text{Bq}/\text{cm}^2$ 、アルファ線を放出しない放射性物質  $0.4\text{Bq}/\text{cm}^2$ ）を表面密度として用いた。

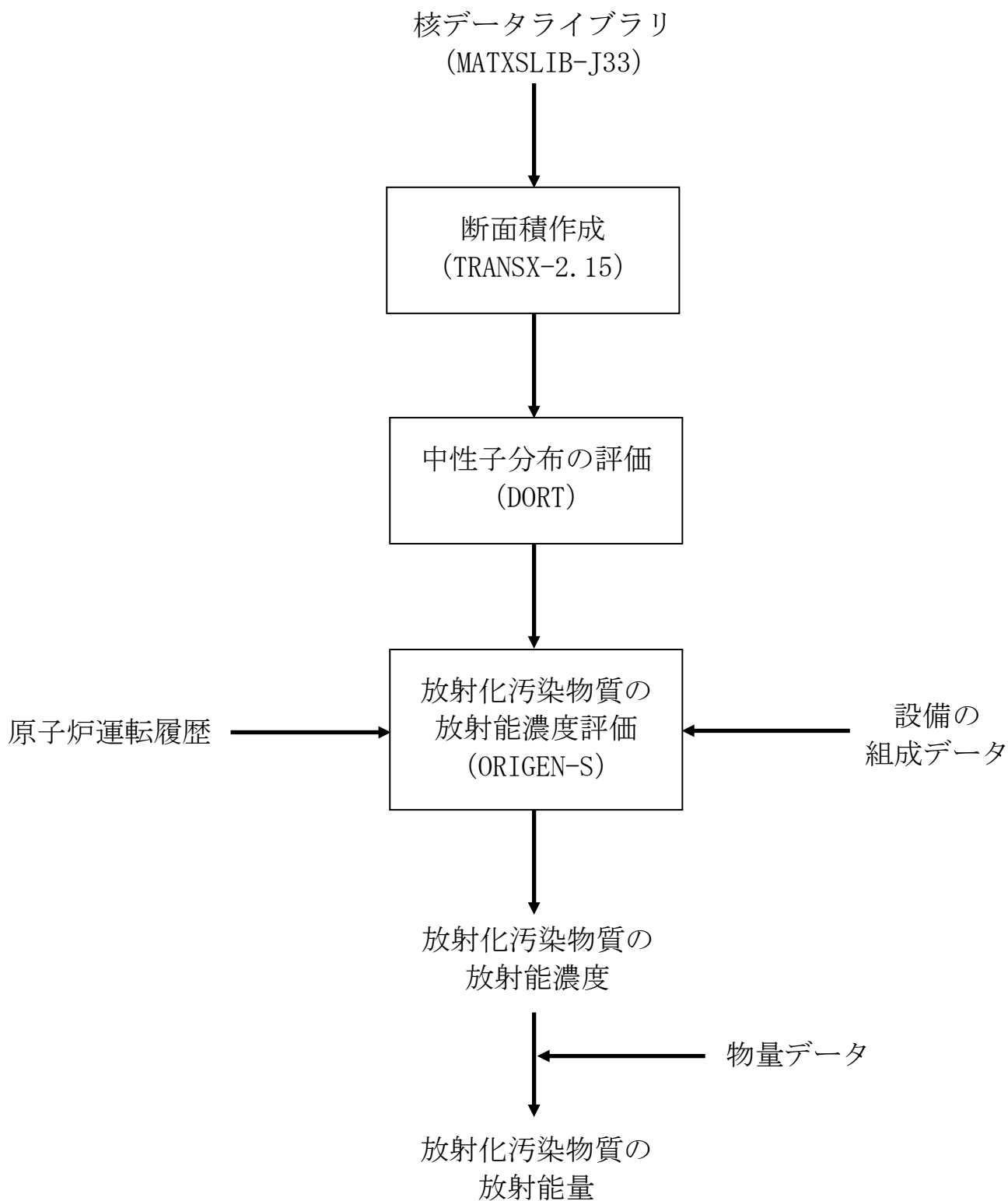


図 5 - 1 放射化汚染物質の評価手順

## 添付書類六

性能維持施設及びその性能並びにその性能を  
維持すべき期間に関する説明書

## 1. 性能維持施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間

廃止措置期間中に性能を維持すべき施設・設備については、原子炉施設外への放射性物質の放出抑制、放射性廃棄物の処理処分及び放射線業務従事者が受ける放射線被ばくの低減といった観点から決定し、保安規定に基づき、廃止措置の各過程に応じて要求される性能を維持することとする。

施設区分毎の維持管理は、以下のように実施する。また、廃止措置期間中に性能を維持すべき設備及びその性能並びにその性能を維持すべき期間は、本文 表 7-1 に示すとおりである。

原子力科学研究所の原子炉施設の共通施設である放射性廃棄物処理場、並びに放射線管理施設の屋外管理用の主要な設備のうちモニタリングポスト、モニタリングステーション装置、中央監視装置及び環境放射線観測車は、廃止措置期間中維持管理し、FCA施設の廃止措置終了後も他の原子炉施設の共通施設として維持管理する。

### 1.1 原子炉本体

原子炉本体は、炉心から全ての使用済燃料が取出し済みであるため、維持すべき施設・設備に該当しない。

### 1.2 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設は、未臨界を維持し燃料を安全に貯蔵するために必要である。したがって、本文 表 7-1 に示すとおり、燃料貯蔵庫、濃縮ウラン収納容器（低濃縮ウラン）及び燃料貯蔵棚の維持管理を行う。

### 1.3 原子炉冷却系統施設

原子炉冷却系統施設は、廃止措置期間中に空冷を必要としないため、維持すべき施設・設備に該当しない。

### 1.4 放射性廃棄物の廃棄施設

放射性廃棄物の廃棄施設は、管理区域内における汚染拡大を防止し、気体状、液体状及び固体状の放射性物質の環境への放出を抑制するために必要である。したがって、本文 表 7-1 に示すとおり、気体廃棄物の廃棄設備、液体廃棄物の廃棄設備及び固体廃棄物の廃棄設備の維持管理を行う。

### 1.5 放射線管理施設

放射線管理施設は、炉室建家等内外の放射線監視、環境への放射性物質の放出管理及び管理区域内作業に係る放射線業務従事者の被ばく管理を行うために必要である。したがって、本文 表 7-1 に示すとおり、放射線管理施設の維持管理を行う。

#### 1.6 原子炉格納施設

原子炉格納施設である炉室建家は、解体工事等における炉室建家外への放射性物質の漏えいを防止するための障壁及び放射線遮蔽として必要である。したがって、本文 表 7-1 に示すとおり、炉室建家の維持管理を行う。

#### 1.7 その他の附属施設

1.1～1.6 以外で、廃止措置期間中の施設の維持に必要なその他の附属施設（消火設備、照明設備）についても、保安規定等に基づき本文 表 7-1 に示す期間、適切に維持管理を行う。

#### 1.8 検査・校正

廃止措置期間中に性能を維持すべき設備及び廃止措置に伴い保安のために講じる措置に用いる設備は、安全確保上必要な機能及び性能を必要な期間維持できるように、適切な頻度で検査・校正を行う。

#### 1.9 その他の安全対策

##### 1.9.1 管理区域の管理

管理区域は、汚染の除去が終了し管理区域を解除するまでの間、保安規定に基づく管理として区画、標識の設置、出入管理等を行う。

##### 1.9.2 周辺環境に放出される放射性物質の管理

解体撤去中の原子炉施設から周辺環境に放出される放射性物質は、従来と同様に保安規定に基づく管理を行う。保安規定に基づく管理として、放射性気体廃棄物については、気体廃棄物の廃棄設備運転中連続して放射性物質の濃度測定を行い、放射性液体廃棄物についても、放出の都度、放射性物質の濃度測定を行う。また、定期的に周辺監視区域の境界付近の空気吸収線量率の測定を行う。

##### 1.9.3 核物質防護

F C A施設の使用済燃料は、燃料貯蔵庫の燃料貯蔵棚又は濃縮ウラン収納容器に貯蔵中であるため、出入管理等、必要な核物質防護措置を行う。

#### 1.9.4 臨界管理

廃止措置期間中に貯蔵を継続する使用済燃料は、他施設に引き渡すまでの期間、その全量をF C A施設の核燃料物質の貯蔵施設において貯蔵し、施設の運転段階と同様に保安規定に基づく臨界管理（形状寸法管理及び質量管理）を継続する。なお、臨界管理を含めた燃料搬出の詳細については、使用済燃料の引渡しを行う第2段階の前に、本廃止措置計画の変更認可申請を行うことにより示すこととする。

#### 1.9.5 危険物（金属ナトリウム）の管理

廃止措置期間中に保管を継続するステンレス被覆ナトリウムは、搬出するまでの期間、禁水管理する炉室内の専用鋼製キャビネットにおいて保管し、施設の運転段階と同様に保安規定等に基づく管理を継続する。なお、工事期間中又は搬出時のナトリウム管理方法については、第1段階に係る炉室内設備の解体撤去工事に着手する前又は搬出する前に、本廃止措置計画の変更認可申請を行うことにより示すこととする。

#### 1.9.6 火災の防護設備の維持管理

保安規定等に基づき、消火器、自動火災報知設備等の火災の防護設備の維持管理を行う。

## 添付書類七

廃止措置に要する費用の見積り及び  
その資金の調達計画に関する説明書



1. 廃止措置に要する費用

廃止措置に要する費用の見積り額は、表7-1に示すとおり約19億円である。

2. 資金調達計画

一般会計運営費交付金、一般会計設備整備費補助金及び一般会計施設整備費補助金により充当する計画である。

表7-1 廃止措置に要する費用の見積り額

単位：億円

施設解体費	廃棄物処理処分費	合計※
約5.7	約13	約19

※ 端数処理により、「施設解体費」と「廃棄物処理処分費」の合計と「合計」の記載は一致しない場合がある。

## 添付書類八

廃止措置の実施体制に関する説明書

### 1. 廃止措置の実施体制

廃止措置においては、原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書及び保安規定に記載された体制の下で実施し、保安規定に廃止措置の業務に係る各職位の職務内容を明確にする。また、廃止措置の実施に当たり、その監督を行う者（以下「廃止措置施設保安主務者」という。）の選任及びその選任の基本方針に関する事項並びにその職務を保安規定において明確にし、廃止措置施設保安主務者を廃止措置の保安の監督にあたらせる。

### 2. 廃止措置を適切に実施するために必要な情報の保持

原子力科学研究所は、旧日本原子力研究所東海研究所発足以来、JRR-1、JRR-2、JRR-3、JRR-4、FCA、TCA、VHTRC、JPDR、NSRR、STACY、TRACY等の原子炉施設の設計及び工事の経験と60年以上の運転経験を有している。今後も運転、保守を継続及び廃止措置を実施することにより、さらに多くの保守管理、設備改造、保安管理、放射線管理等の経験及び実績を有することとなる。また、運転の状況、汚染分布等の情報についても試験研究用等原子炉施設の許可の中で維持されるとともに、廃止措置先行施設の情報を取り入れ、参考になる部分を廃止措置に反映させる。

### 3. 技術者の確保

令和2年4月1日現在における原子力科学研究所の技術者の数は298名であり、このうち、廃止措置の監督を行う廃止措置施設保安主務者の選任要件である原子炉主任技術者の有資格者は15名、第1種放射線取扱主任者の有資格者は91名、核燃料取扱主任者の有資格者は29名、技術士（原子力・放射線部門）の有資格者は10名である。今後も廃止措置を適切に実施し、安全の確保を図るために必要な技術者及び有資格者を確保していく。

### 4. 技術者に対する教育・訓練

廃止措置に係る業務に従事する技術者に対しては、保安規定に基づき、対象者、教育内容、教育時間等の実施計画を立てて、教育を実施する。

## 添付書類九

廃止措置に係る品質マネジメントシステム  
に関する説明書

## 1. 廃止措置に係る品質マネジメントシステム

廃止措置期間中における品質マネジメント活動は、本文「十二 廃止措置に係るマネジメントシステム」を踏まえ、原子炉等規制法第 35 条第 1 項並びに「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」（昭和 32 年総理府令第 83 号）第 6 条の 3 及び第 15 条第 2 項に基づき、保安規定において、理事長をトップマネジメントとする品質マネジメント計画を定め、保安規定及び品質マネジメント計画書並びにその関連文書により廃止措置に関する保安活動の計画、実施、評価及び改善の一連のプロセスを明確にし、これらを効果的に運用することにより、原子力安全の達成・維持・向上を図る。

また、廃止措置期間中における品質マネジメント活動は、廃止措置における安全の重要性に応じた管理を実施する。

本文「六 性能維持施設」に示す廃止措置期間中の性能維持施設その他の設備の保守等の廃止措置に係る業務は、この品質マネジメント計画の下で実施する。