

31原機（科保）011
平成31年4月26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

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
TCA（軽水臨界実験装置）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TCA（軽水臨界実験装置）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
T C A（軽水臨界実験装置）施設に係る
廃止措置計画

平成31年4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 | T C A |
|-----|-------|

四 廃止措置の対象となる試験研究用等原子炉施設及びその敷地

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 6 月 10 日法律第 166 号。以下「原子炉等規制法」という。）に基づき許可（平成 30 年 11 月 7 日付け原規規発第 1811076 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 36 年 11 月 28 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 TCA（軽水臨界実験装置）（以下「TCA」という。）施設である。TCA 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。

TCA 施設は、炉室建家（炉室）、附属建家（燃料貯蔵室、作業室、第 1 貯蔵室、第 2 貯蔵室、汚染検査室、除染室、制御室、測定室、機械室（電気機械室）、居室等）、機械室、廃水タンク室、排風機エリア及び排気筒、並びにこれらの建家・エリア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、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。TCA 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、廃水タンク室、排風機エリア及び排気筒、並びにこれらの建家・エリア内外に設置されている全ての施設・設備である。なお、管理区域を有する施設は、炉室、燃料貯蔵室、作業室、第 1 貯蔵室、第 2 貯蔵室、汚染検査室及び除染室である。

放射性廃棄物の廃棄施設の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 TCA 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。

TCA 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。

TCA 施設は、我が国最初の軽水型動力試験炉（JPDR）の核特性についてより深く研究することを目的として設置され、その後、ウラン及びプルトニウム

を燃料とする軽水減速炉心の基本的な核特性の研究、各種改良炉心に関する実験等に用いられ、我が国の軽水炉開発に寄与してきた。T C Aは、1962年8月23日に初臨界を達成した後、2010年11月まで11,835回の運転を行った。その間の全運転時間は10,499時間であり、総積算出力は13,923Wh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の廃棄施設である放射性廃棄物処理場（以下「放射性廃棄物処理場」という。）（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

T 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) T 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機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T 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) 燃料は、国内外の許可を有する事業者引き渡す。

4. 廃止措置計画の概要

TCA施設の廃止措置は、第1段階（原子炉の機能停止から燃料搬出までの段階）、第2段階（維持管理段階）、第3段階（解体撤去段階）の順に3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燃料搬出までの段階）

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燃料搬出を行う。

原子炉の機能停止措置として、炉心タンク内への燃料の再装荷を不可とするため、炉心タンク上部開放部の閉止措置を実施する。なお、炉心の現状は、全ての燃料が取り出し済みであり、軽水も排水状態である。

燃料は、「六. 核燃料物質の管理及び譲渡し」に基づき、国内外の許可を有する事業者引き渡す。

(2) 第2段階（維持管理段階）

燃料の搬出が完了した時点で、第1段階から第2段階へ移行する。第2段階では、第3段階の解体撤去工事に着手するまでの間、各建家及びそれらの維持管理に必要となる施設・設備について維持管理を行う。第2段階の期間は、日本原子力研究開発機構の施設中長期計画に従って2025年度までの予定とする。

(3) 第3段階（解体撤去段階）

解体撤去工事の着手予定時期である2026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た時点で、第2段階から第3段階に移行し、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、廃水タンク室、排風機エリア及び排気筒、並びにこれらの建家・エリア内外に設置されている全ての施設・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うえで管理区域を順次解除する。その後、全ての建家を解体し、土地に汚染の無いことを確認する。

2. 解体の方法

第3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「七. 核燃料物質による汚染の除去 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態を考慮し、管理区域内に設置されている施設・設備は「七. 核燃料物質による汚染の除去 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。

その後、建家等の構造物は、粉塵障害対策等の一般安全対策を講じたうえで、ジャイアントブレーカ等の大型重機、クレーン等を用いて解体する。これらの解体に当たっては、FCA施設等の周辺施設への影響を考慮したうえで実施する。解体後、土地に汚染の無いことを確認する。

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き渡しが出来たことでTCA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3段階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．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

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

燃料については、その全量を国内外の許可を有する事業者へ引き渡す。

2．核燃料物質の譲渡しのための措置

核燃料物質の国内外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、TCA施設の燃料貯蔵室の燃料要素格納容器 [REDACTED] (酸化ウラン燃料 [REDACTED]、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 [REDACTED]、酸化トリウム燃料 [REDACTED]) 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、燃料貯蔵室の燃料要素格納容器に貯蔵する。

(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、2020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、国内外の許可を有する事業者とする。

七．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（炉心タンク等）、炉心タンク回り機器（水位微調整ピストン、オーバーフロータンク等）、炉心タンク架台、配管、ダンプタンク、構造物等である。

二次汚染物質は、主として、原子炉の運転に伴い発生した放射性腐食生成物等が施設・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、炉心タンク水と接触する炉心タンク、ダンプタンク、純水装置（脱塩器）、廃水タンク、廃水ピット、配管等である。

炉室内に設置されている施設・設備及び炉室は、「添付書類四．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」で示した放射化汚染物質等の評価結果から、極少量の放射化汚染が存在するが、放射性腐食生成物等による二次汚染も極めてわずかであると評価できる。

また、燃料貯蔵室、作業室、第1貯蔵室、第2貯蔵室、汚染検査室、除染室、廃水タンク室及び炉室地階内の液体廃棄物の廃棄設備、排風機エリア内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6年（2017年3月末）経過時及び解体撤去工事時期（2026年4月以降）を想定し安全側となるように原子炉停止後約10年（2021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7-1に示す。

1.1 放射化汚染物質

原子炉停止後約6年（2017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 1.5×10^7 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炉心タンク及び炉心タンク回り機器類である。また、原子炉停止後約10年（2021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 1.0×10^7 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4tである。

1.2 二次汚染物質

原子炉停止後約6年（2017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 $6.1 \times 10^5 \text{Bq}$ 、主要な放射性核種は、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タンク、ダンプタンク、純水装置（脱塩器）、廃水タンク、廃水ピット、配管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タンクにおいて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 0.4Bq/cm^2 を用いた。なお、二次汚染物質の総重量は約6 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、拭き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うえで実施する。

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。

八．核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄

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燃料搬出までの段階）及び第2段階（維持管理段階）に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「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8月31日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8-1に気体廃棄物の廃棄設備の系統図を示す。

廃止措置の第3段階（解体撤去段階）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燃料搬出までの段階）及び第2段階（維持管理段階）に発生する放射性液体廃棄物は、主として手洗い水であり、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水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8-2に液体廃棄物の廃棄設備の系統図を示す。

廃止措置の第3段階（解体撤去段階）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、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水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。

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燃料搬出までの段階）及び第2段階（維持管理段階）で発生する放射性固体廃棄物は、主として、施設の維持管理に伴い発生する少量かつ汚染レベルの低いものである。

廃止措置の第1段階及び第2段階に発生する放射性固体廃棄物は、運転段階に発生する廃棄物と同等の発生量である。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作業室で保管し、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。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。

廃止措置の第3段階（解体撤去段階）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3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作業室のほか、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。

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を行い、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できるように措置する。

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3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8-1、放射能レベル区分の適用基準を表8-2に示す。

九. 廃止措置の工程

TCA施設の廃止措置全体工程を表9-1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燃料搬出までの段階）

第1段階では、原子炉の機能停止に係る措置及び燃料搬出を行う。

原子炉の機能停止措置として、炉心タンク内への燃料の再装荷を不可とするため、炉心タンク上部開放部の閉止措置を実施する。なお、炉心の現状は、全ての燃料が取り出し済みであり、軽水も排水状態である。

燃料は、国内外の許可を有する事業者引き渡す。現在、燃料は燃料貯蔵室の燃料要素格納容器に貯蔵しており、2020年度までに搬出する予定である。

また、解体撤去で発生する廃棄物の取扱いに関する事前評価のため、試料採取及び分析を行う。

(2) 第2段階（維持管理段階）

燃料の搬出が完了した時点で、第1段階から第2段階へ移行する。第2段階では、第3段階の解体撤去工事に着手するまでの間、各建家及びそれらの維持管理に必要となる施設・設備について維持管理を行う。第2段階の期間は、2025年度までの予定とする。

また、解体撤去で発生する廃棄物の取扱いに関する事前評価のため、試料採取及び分析を行う。

(3) 第3段階（解体撤去段階）

解体撤去工事の着手予定時期である2026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た時点で、第2段階から第3段階へ移行し、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) 附属建家（燃料貯蔵室、作業室等）の施設・設備の解体撤去
- 3) 廃水タンク室の施設・設備の解体撤去
- 4) 排風機エリア等の施設・設備の解体撤去
- 5) 炉室建家、附属建家等の管理区域解除
- 6) 建家等の解体

解体撤去工事では、炉室建家（炉室）、附属建家（燃料貯蔵室、作業室、第1貯蔵室、第2貯蔵室、汚染検査室、除染室、制御室、測定室、機械室（電気機械

室)、居室等)、機械室、廃水タンク室、排風機エリア及び排気筒に設置されている施設・設備の解体撤去を行い、汚染状況を確認したうえで管理区域を順次解除する。その後、全ての建家を解体し、廃止措置を終了した後、廃止措置終了確認を受ける。

表 4 - 1 T 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43年12月26日 | 43原 第6393号 | 炉心構成の変更 |
| 昭和44年11月27日 | 44原 第6144号 | 炉心構成の変更 |
| 昭和46年 5 月28日 | 46原 第4173号 | 炉心構成の変更 |
| 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63年 3 月 4 日 | 63安(原規)第35号 | 燃料要素等の更新 |
| 平成 7 年 4 月28日 | 7 安(原規)第81号 | 使用の目的の変更 |

表 4-2 TCA施設の廃止措置対象

| 建家 | 解体対象 | 施設・設備 | 解体撤去対象 |
|--------|------|---|--------|
| 炉室建家 | ○ | <ul style="list-style-type: none"> ・炉心タンク ・炉心タンク架台 ・炉心構造物（燃料支持板、格子板、格子板支持枠） ・起動用中性子源装置 ・ダンプタンク ・給水ポンプ ・配管（排水管、給水管、弁） ・純水装置（脱塩器） ・加熱装置 ・操作空気装置 ・水位制御装置（給水系統、排水系統、水位微調整ピストン） ・水位制限装置（高速給水制限スイッチ、運転水位制限スイッチ、後備水位制限スイッチ、オーバーフロータンク） ・安全板装置 ・実験制御棒装置 ・廃水ピット | ○ |
| 附属建家*1 | ○ | <ul style="list-style-type: none"> ・燃料要素格納容器 ・核計装設備 ・プロセス計装設備（炉心タンク水位計、水電導度計、温度計） ・安全保護回路（原子炉停止回路、警報回路、インターロック回路） ・制御盤 ・屋内管理用の主要な設備 ・屋外管理用の主要な設備 ・無停電電源装置 ・主要な実験設備（パルス中性子発生装置、固定吸収体、模擬ボイド） | ○ |
| 機械室 | ○ | <ul style="list-style-type: none"> ・気体廃棄物の廃棄設備 | ○ |
| 廃水タンク室 | ○ | <ul style="list-style-type: none"> ・液体廃棄物の廃棄設備（廃水タンク） | ○ |
| 排風機エリア | ○ | <ul style="list-style-type: none"> ・気体廃棄物の廃棄設備（炉室系統、燃料貯蔵室等系統） | ○ |
| 排気筒 | ○ | — | ○ |

*1 附属建家：燃料貯蔵室、作業室、第1貯蔵室、第2貯蔵室、汚染検査室、除染室、制御室、測定室、機械室（電気機械室）、居室等

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の廃棄施設の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 8 - 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) | 炉心タンク、水位微調整 ピストン、オーバーフロ ータンク等 | 金属 | 7 | 77*3 |
| | コンクリート | | 68 | | |
| | その他 | | 2 | | |
| 放射性物質として扱う必要がない物*2 | | 炉心タンク架台、排風機 等 | 金属 | 24 | 26 |
| | | | コンクリート | — | |
| | | | その他 | 2 | |
| 合 計 | | | 金属 | 31 | 103*4 |
| | | | コンクリート | 68 | |
| | | | その他 | 4 | |

*1；放射能レベル区分は原子炉運転停止後約 10 年（2021 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 8 - 2 に基づく区分

*3；放射化汚染物質約 4t 及び二次汚染物質約 6t（このうち放射化汚染物質かつ二次汚染物質のものは約 1t）に加え、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 68t を含む。

*4；このほか、「放射性廃棄物でない廃棄物」の推定発生量は、約 1967t（炉室等のコンクリート約 1864t を含む）と推定。合わせて総重量約 2070t。

表 8 - 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 11 月 21 日政令第 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 1 月 13 日総理府令第 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「試験研究の用に供する原子炉等に係る放射能濃度についての確認等に関する規則」(平成 17 年 11 月 30 日文部科学省令第 49 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 | | 「試験研究の用に供する原子炉等に係る放射能濃度についての確認等に関する規則」(平成 17 年 11 月 30 日文部科学省令第 49 号) 第 2 条に定める放射能濃度を超えない物 |

表 9 - 1 廃止措置全体工程表

| 年度 | 2018 | 2019 | 2020 | 2021~2025 | 2026 | 2027 | 2028 |
|-----|-------------------------------------|------|---------------------------|-----------|--|------|------|
| 工 程 | ▼ 廃止措置計画 認可申請 | | ▼ 廃止措置計画の 変更認可申請の認可 | | | | |
| | ← 第 1 段階*1 (原子炉の機能停止から燃料搬出までの段階) | | ← 第 2 段階*1 (維持管理段階) | | ← 第 3 段階 (解体撤去段階) | | |
| | | | | | ▼ 廃 止 了 措 置 | | |
| 項 目 | ↔ ・原子炉の機能停止に係る措置 | | ↔ ・燃料の引き渡し | | ↔ ・炉室建家の施設・設備の解体撤去*2 ↔ ・附属建家（燃料貯蔵室、作業室等）の施設・設備の解体撤去*2 ↔ ・廃水タンク室の施設・設備の解体撤去 ↔ ・排風機エリア等の施設・設備の解体撤去 ↔ ・炉室建家、附属建家等の管理区域解除 ↔ ・建家等の解体 | | |

*1 廃止措置の第 1 段階～第 2 段階において、解体撤去で発生する廃棄物の取扱いに関する事前評価のため、試料採取及び分析を行う。

*2 管理区域を解除するまで機能を維持すべき放射線管理施設を除く。



図 4 - 1 T C A 施設 の 鳥 瞰 図



図 4 - 2 T C A 施設 の 解体 対象 施設



図 4 - 3 T C A 施設 の 管理 区域 の 範囲

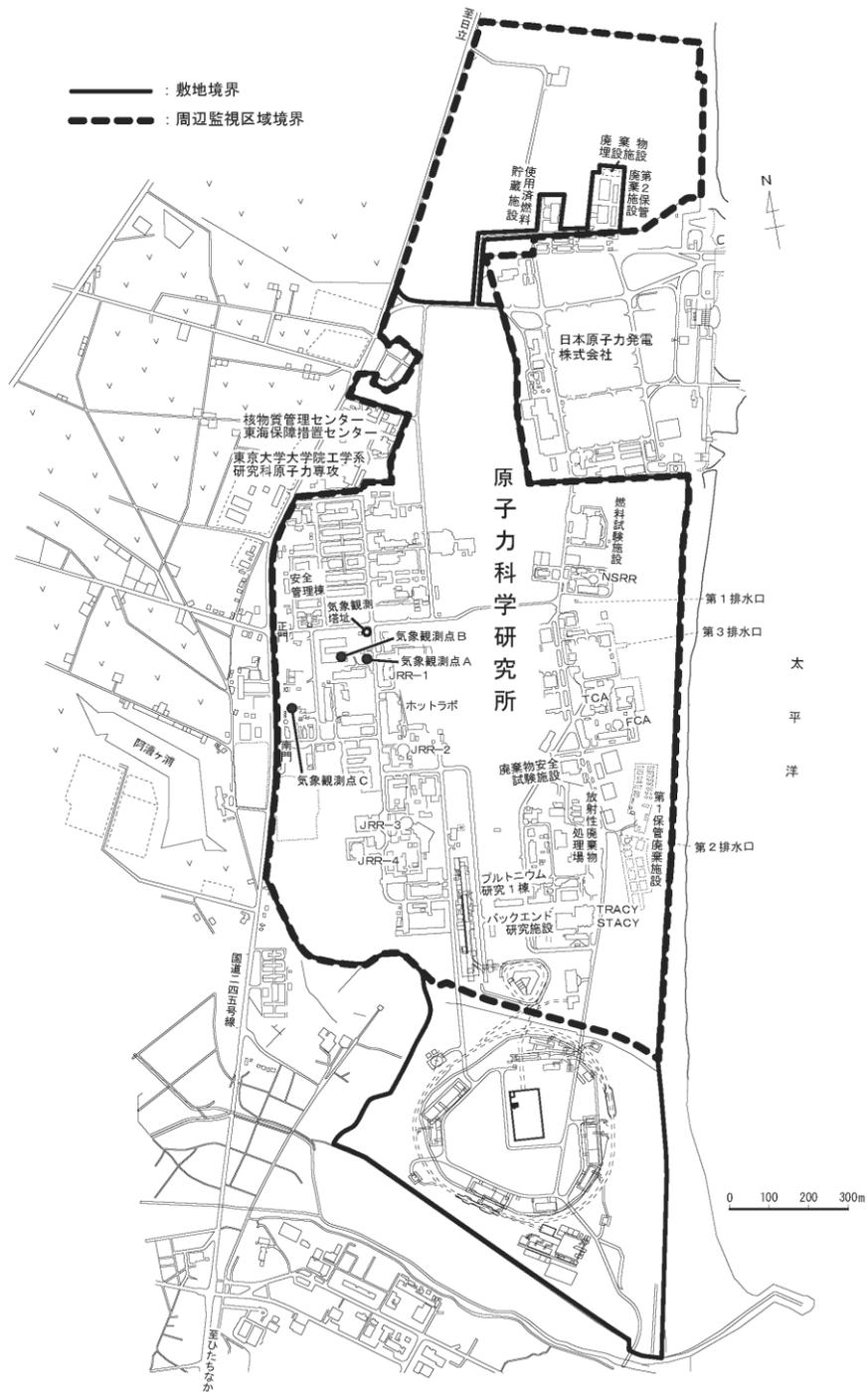


図4-4 原子力科学研究所の敷地図

N
↑

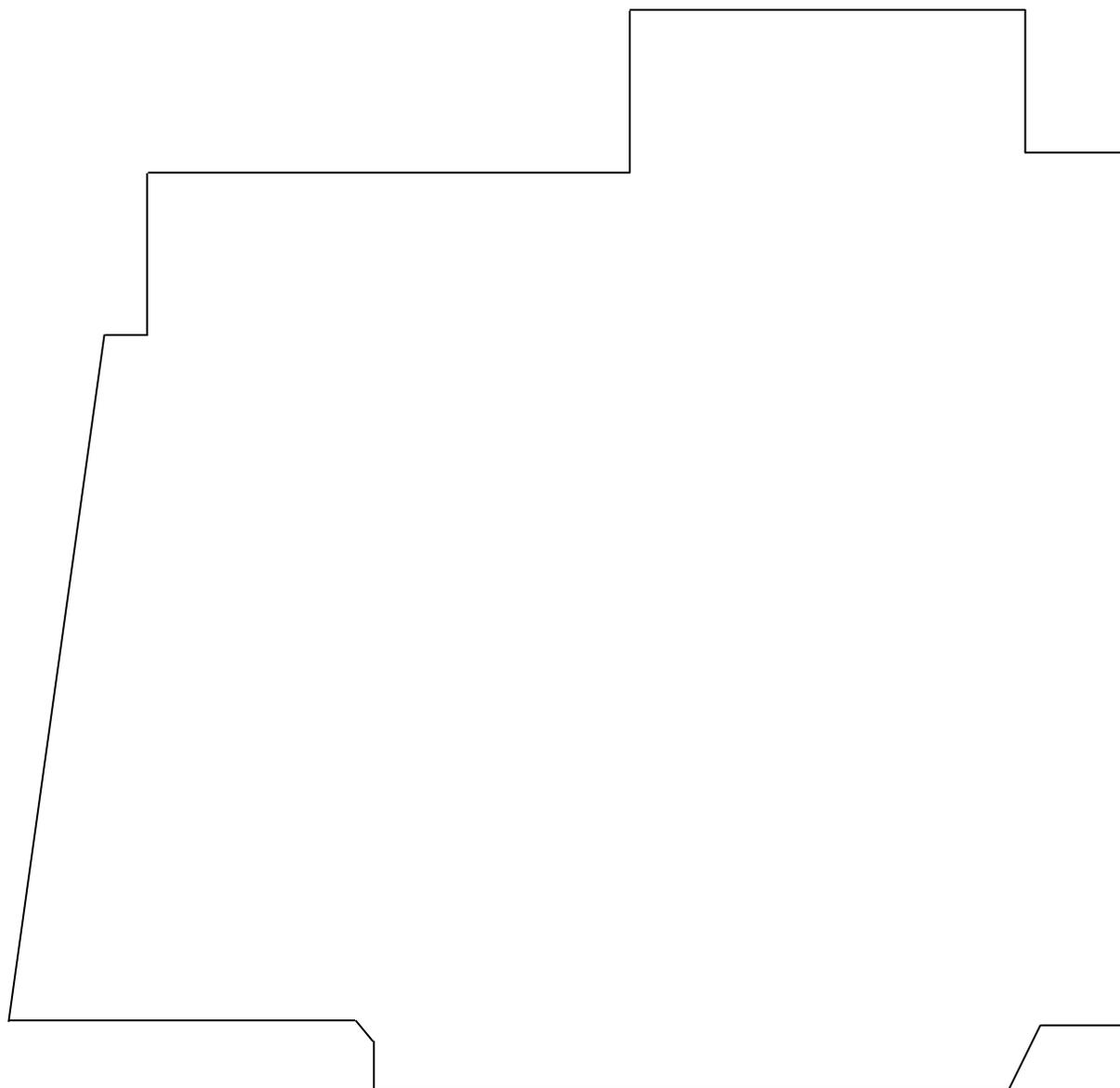


図 5 - 1 T C A施設の廃止措置終了後の状態

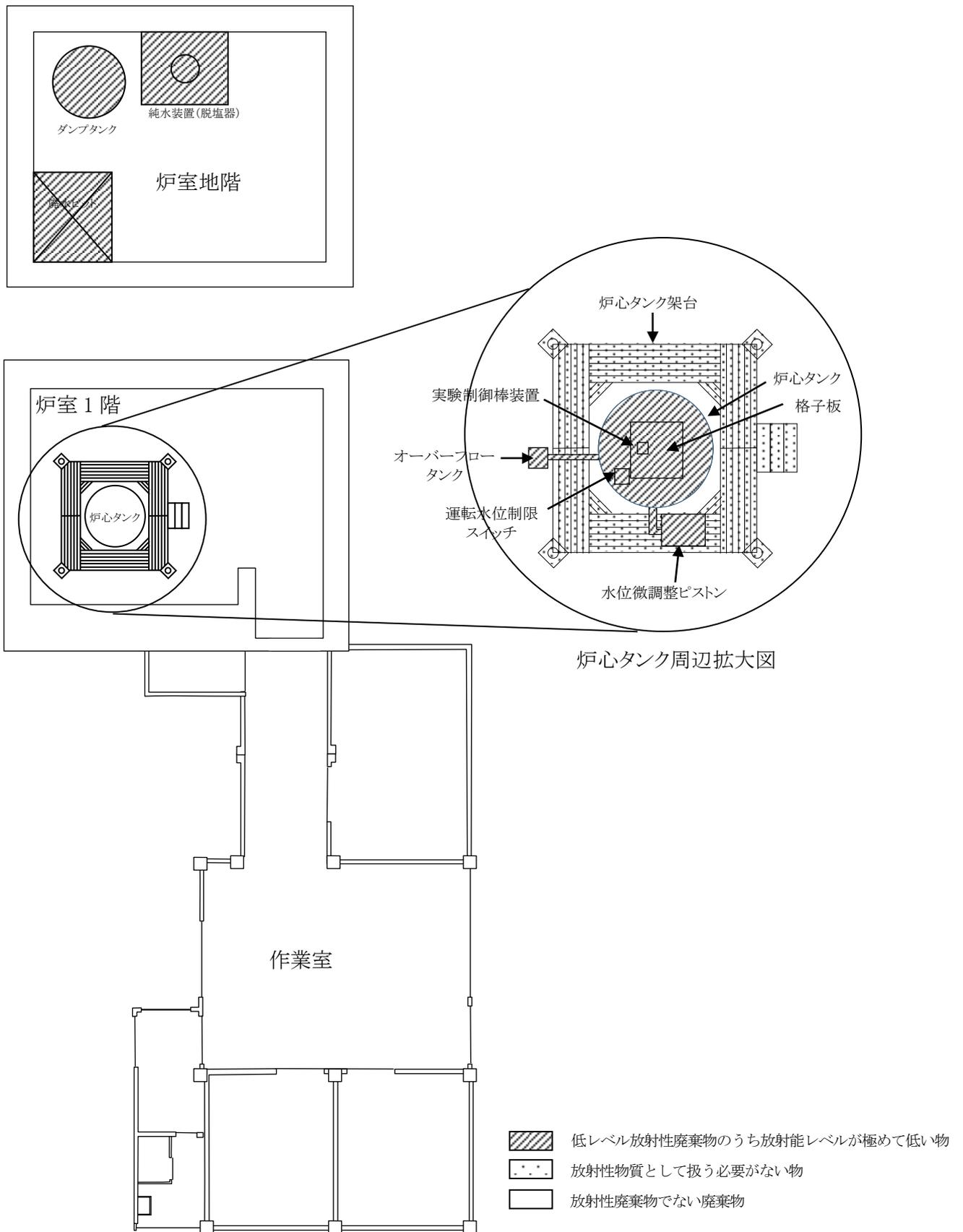


図 7 - 1 主な施設の推定汚染分布

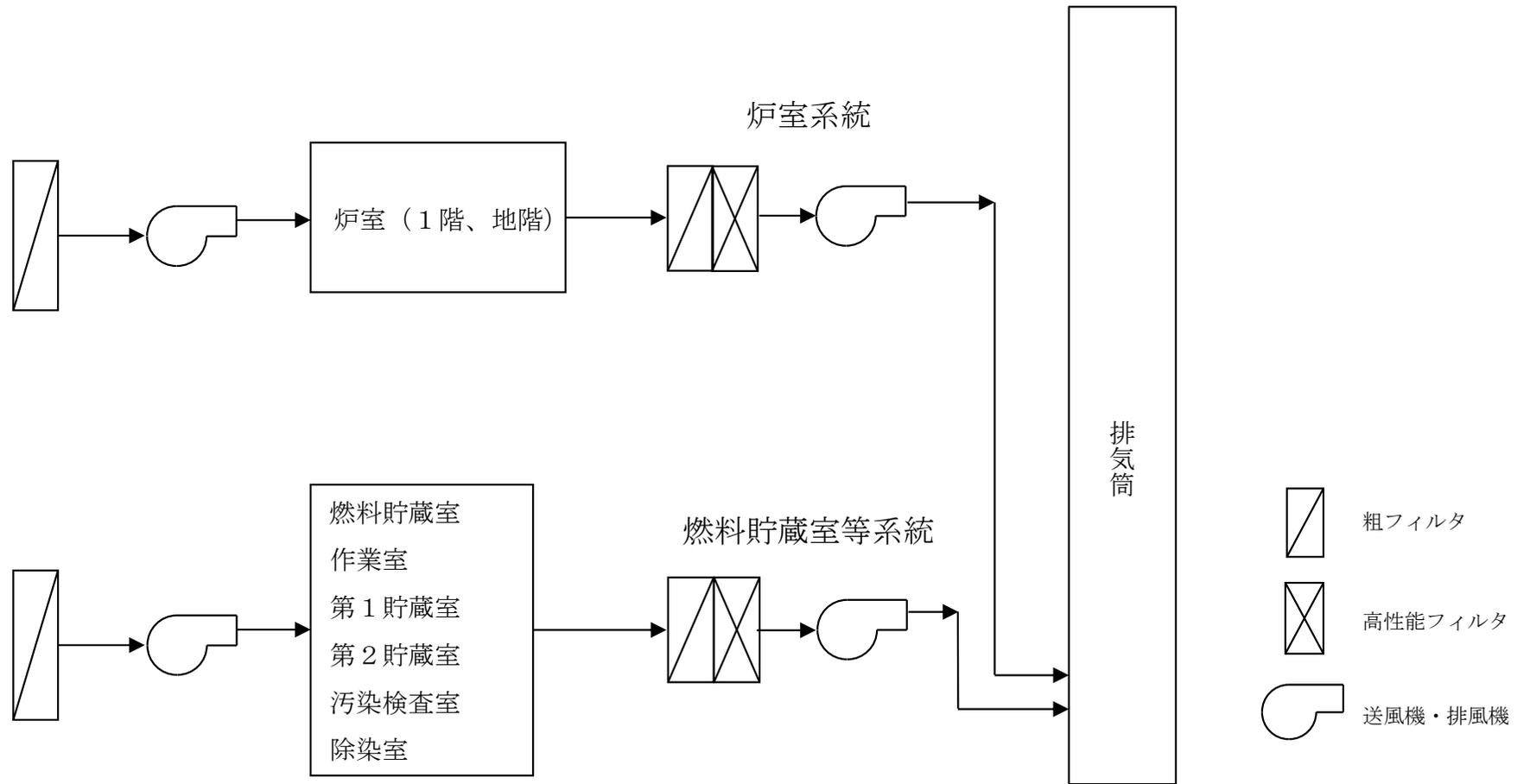


図8-1 気体廃棄物の廃棄設備の系統図

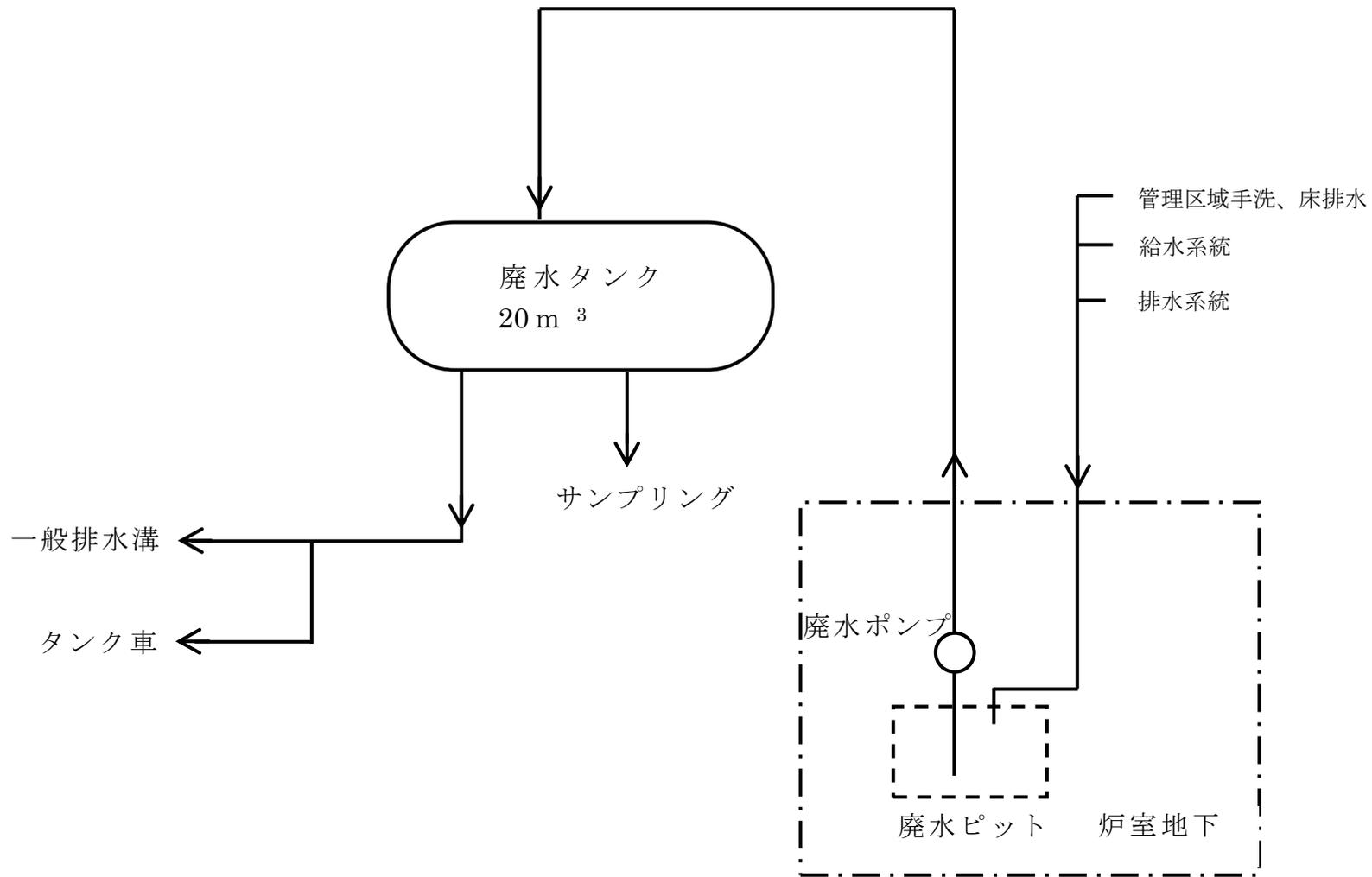


図 8 - 2 液体廃棄物の廃棄設備の系統図

添付書類一

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 1 - 1 に示す。

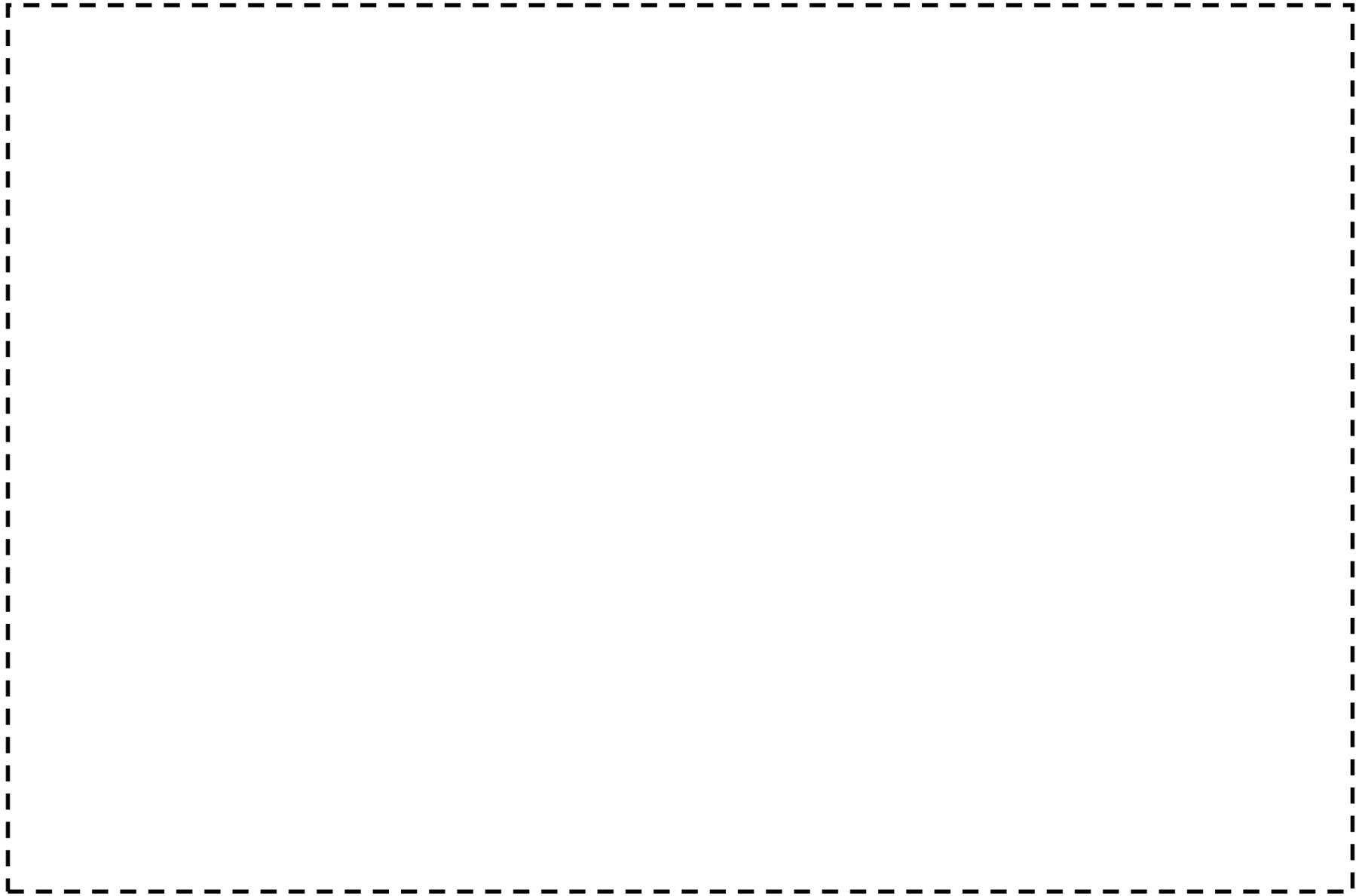


図 1 - 1 廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る工事作業区域図

添付書類二

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

管理区域内の空気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、作業環境の空気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燃料搬出までの段階）

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炉心タンク上部開放部の閉止措置及び燃料の搬出作業については、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ことで、被ばく低減を図ることが可能である。

(2) 第2段階（維持管理段階）

第2段階では、各建家及びそれらの維持管理に必要となる施設・設備について維持管理を行う。これは、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ことで、被ばく低減を図ることが可能である。

(3) 第3段階（解体撤去段階）

第3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、「添付書類四 1. 残存放射性物質の評価」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3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3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燃料搬出までの段階）及び第2段階（維持管理段階）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。

廃止措置の第3段階（解体撤去段階）で発生する放射性気体廃棄物は、主として、第3段階で切断対象としている放射化汚染物質のうち、炉心タンク、水位微調整ピストン、オーバーフロータンク等の切断に伴う放射性物質（切断カーフ幅、切断回数を考慮した、炉心タンク、水位微調整ピストン、オーバーフロータンク等に含む放射性物質の11%）がある。しかしながら、「添付書類四 1. 残存放射性物質の評価」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、TCA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。

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、廃止措置の第3段階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、「添付書類三 3. 評価（第3段階）」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 1.3×10^{-6} mSvの100分の1となり、約 1.3×10^{-8} 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燃料搬出までの段階）及び第2段階（維持管理段階）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水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。廃水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3段階（解体撤去段階）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、「添付書類四 1. 残存放射性物質の評価」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水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。廃水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。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燃料搬出までの段階）及び第2段階（維持管理段階）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。これらの廃棄物は、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、廃棄物保管場所である作業室で保管する。

廃止措置の第3段階（解体撤去段階）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、作業室のほか、炉室で保管する。炉室は、第3段階における廃棄物保管場所とする。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。廃棄物保管場所は、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、当該室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、「添付書類四 1. 残存放射性物質の評価」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（バックグラウンドレベル）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。

添付書類三

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段階及び第2段階（解体撤去をしない期間）と第3段階（解体撤去期間）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段階及び第2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) 燃料の搬出作業中等の燃料破損事故

廃止措置の第1段階において、燃料をTCA施設からSTACY施設へ搬出する。事故の想定として、燃料搬出作業中等に何らかの原因（誤操作、地震等）により、燃料の被覆管が破損し、燃料内に蓄積された核分裂生成物（原子炉停止後約6年（2017年3月末）経過時の核分裂生成物であり、主要な放射性核種はKr-85、I-129で放射エネルギー： $2.7 \times 10^7 \text{Bq}$ ）が環境へ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Co-60で放射エネルギー： $6.0 \times 10^4 \text{Bq}$ ）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、「添付書類四 1.3 二次汚染物質」の評価対象機器のうち、維持管理のため機器内面に触れる可能性のある開放型の炉心タンクに係る放射性物質（炉心タンクに係る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 Co-60 で放射エネルギー： $6.0 \times 10^4 \text{Bq}$ ）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、「添付書類四 1.3 二次汚染物質」の評価対象機器のうち、開放タンクである炉心タンクより遊離した放射性物質（炉心タンクに係る二次汚染物質の全放射エネルギー）が蓄積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 9 m 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 6 m 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）⁽¹⁾より、TCA 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。また、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)の事故の想定が燃料内に蓄積された核分裂生成物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事故の影響を上回ることはない。

以上から、廃止措置期間中の第 1 段階及び第 2 段階（解体撤去をしない期間）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、放射エネルギー共に「(2) 廃棄物保管中の火災」と同様であり、事故の影響は同じである。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) 燃料の搬出作業中等の燃料破損事故」、「(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。

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

燃料の搬出作業中等の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 燃料の搬出作業中等に破損する燃料は、全燃料が破損したものとする。
- ② TCA 施設の特長、また、最終運転日から約 6 年以上経過していることから、対象とする核種は、原子炉運転中に燃料内に蓄積された核

分裂生成物（放射性希ガス及びよう素）のうち、長半減期核種である Kr-85 及び I-129 とする。

- ③ Kr-85 及び I-129 の全量が燃料貯蔵室内に放出されたのち、作業室非常扉から瞬時に地上放出されるものとする。
- ④ Kr-85 及び I-129 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

燃料内に蓄積された核分裂生成物の蓄積放射エネルギーは、ORIGEN-S により算出した。

評価に当たっては、核分裂生成物の放射エネルギーが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、総積算出力（13,923Wh）分の運転を最高熱出力 200W で連続（約 70 時間）して行った後、約 6 年間冷却するものとした。

全燃料に蓄積する核分裂生成物の蓄積放射エネルギーは、Kr-85 が 2.7×10^7 Bq 及び I-129 が 7.2×10^1 Bq である。事故時の放射性物質放出量の評価結果を表 3-1 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(χ/Q)、相対線量(D/Q)

被ばく線量計算に用いる相対濃度(χ/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。

$$D_i = R \cdot (\chi/Q) \cdot \sum \{(DC)_i \cdot Q_i\} \quad (3-1)$$

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⁽²⁾ (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。
- χ/Q : 相対濃度 (h/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 3-1 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) (2.2.2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。

$$D_\gamma = K_\gamma \cdot (D/Q) \cdot \Sigma \{Q_{\gamma i}\} \quad (3-2)$$

ここで、

D_γ : γ 線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)

K_γ : 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 γ 線換算放出量 (MeV·Bq)

(= γ 線実効エネルギー (MeV) × 放出量 Q_i (Bq))

評価対象核種の γ 線の実効エネルギーは表 3-1 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 1.6×10^{-10} mSv であり、 γ 線放出核種からの外部被ばくの実効線量が約 1.2×10^{-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 γ 線放出核種からの外部被ばくの実効線量の合計は、約 2.8×10^{-10} 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 保管中の廃棄物中の放射性物質の全量が瞬時に地上に放出される。
- 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。

2.3.2 放出量評価

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 Co-60 で放射エネルギー： 6.0×10^4 Bq）が環境へ放出されるものとする。カートンボックスには、「添付書類四 1.3 二次汚染物質」の評価対象機器のうち、維持管理のため機器内面に触れる可能性のある開放型の炉心タンクに係る放射性物質（炉心タンクに係る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。事故時の放射性物質放出量の評価結果を表 3-2 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 γ 線放出核種からの外部被ばくを評価する。

(1) 相対濃度(χ/Q)、相対線量(D/Q)

被ばく線量計算に用いる相対濃度(χ/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。

$$D_i = R \cdot (\chi/Q) \cdot \sum \{(DC)_i \cdot Q_i\} \quad (3-1)$$

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⁽²⁾ (成人の場合 $1.2\text{m}^3/\text{h}$ 、小児の場合 $0.31\text{m}^3/\text{h}$)
 χ/Q : 相対濃度 (h/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 3-2 参照)
 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。

$$D_\gamma = K_\gamma \cdot (D/Q) \cdot \sum \{Q_{\gamma i}\} \quad (3-2)$$

ここで、

- D_γ : γ 線の外部被ばくによる実効線量 (Sv)
 K_γ : 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 γ 線換算放出量 (MeV·Bq)
(= γ 線実効エネルギー (MeV) \times 放出量 Q_i (Bq))

評価対象核種の γ 線の実効エネルギーは表 3-2 に示すとおりである。

2.3.4 評価結果

廃棄物の保管中の火災により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 7.7×10^{-8} mSvであり、 γ 線放出核種からの外部被ばくの実効線量が約 3.0×10^{-10} mSvである。

以上より、廃棄物の保管中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 γ 線放出核種からの外部被ばくの実

効線量の合計は、約 7.8×10^{-8} 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 2.8×10^{-10} mSv、廃棄物保管中の火災による実効線量は、約 7.8×10^{-8} mSvであることから、廃棄物保管中の火災が最も影響の大きい事故となる。

以上より、第1段階及び第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 7.8×10^{-8} 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3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) 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3段階の放射化汚染物質の解体撤去工事では、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、「添付書類四 1.2 放射化汚染物質」の評価対象機器である炉心タンク、水位微調整ピストン、オーバーフロータンク等とし、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10年（2021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： 1.1×10^6 Bq）が環境へ放出される想定とする。

(2) 廃棄物保管中の火災

廃止措置の第3段階の放射化汚染物質の解体撤去工事では、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10年（2021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： $1.1 \times$

10⁶Bq) 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 Co-60 で放射エネルギー：6.1×10⁵Bq）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、「添付書類四 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) その他の災害

第1段階及び第2段階と同様、津波、洪水に起因する事故を想定する必要はない。また、外部火災、台風、竜巻等の災害についても第1段階及び第2段階と同様、上記(1)、(2)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)、(2)の事故で想定している事故の影響を上回ることはない。

以上から、廃止措置期間中の第3段階（解体撤去期間）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「(2) 廃棄物保管中の火災」による想定では、「(1) 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「(1) 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、一般公衆への被ばく影響が最も大きい事故として、「(2) 廃棄物保管中の火災」を選定する。

3.2 廃棄物保管中の火災の一般公衆の被ばく評価

3.2.1 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環境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うえ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3-3参照）

3.2.2 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： $1.1 \times 10^6 \text{Bq}$ ）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、構造材全体の約11%とする。（切断後のチップが「20cm×20cm×構造材の厚さ」となる切断回数及び切断カーフ幅1.2cm⁽³⁾と想定し、粒子状の放射性物質の量を切断カーフ幅と切断長から算出することとした場合、その量は構造材全体の約11%となる。）構造材中の放射性物質の量は、「添付書類四 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10年（2021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3-3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Co-60で放射エネルギー： $6.1 \times 10^5 \text{Bq}$ ）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3-4に示す。

3.2.3 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(χ/Q)、相対線量(D/Q)

被ばく線量計算に用いる相対濃度(χ/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。

$$D_i = R \cdot (\chi/Q) \cdot \sum \{(DC)_i \cdot Q_i\} \quad (3-1)$$

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⁽²⁾（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。

χ/Q : 相対濃度（ h/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 3-3 及び表 3-4 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）（3.2.2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。

$$D_\gamma = K_\gamma \cdot (D/Q) \cdot \sum \{Q_{\gamma i}\} \quad (3-2)$$

ここで、

D_γ : γ 線の外部被ばくによる実効線量（Sv）

K_γ : 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 γ 線換算放出量（MeV·Bq）

（= γ 線実効エネルギー（MeV）×放出量 Q_i （Bq））

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

3.2.4 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 1.3×10^{-6} mSvであり、 γ 線放出核種からの外部被ばくの実効線量が約 4.5×10^{-9} 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 γ 線放出核種からの外部被ばくの実効線量の合計は、約 1.3×10^{-6} 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」⁽⁶⁾（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 3-1 及び図 3-2 に示す。また、観測項目、気象測器、観測高等を表 3-5 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3-3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3-4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3-5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3-6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1～2 m/s未満で38%、地上20mでは同じく1～2 m/s未満で32%、地上40mでは3～4 m/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3-6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3-7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3-8～図3-10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3-7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3-11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3-12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3-8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 安全解折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。

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

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

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

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3-9、表3-10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（ χ/Q ）は、次式により計算する。

$$\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (\chi/Q)_i \cdot {}_d \delta_i \quad (3-4)$$

ここで、

- χ/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度（ h/m^3 ）
- T : 実効放出継続時間（ h ）
- $(\chi/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度（ h/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（ χ/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 γ 線量については、相対濃度（ χ/Q ）の代わりに空間濃度分布と γ 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（ χ/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（ χ/Q ）及び相対線量（ D/Q ）の値を表3-11及び表3-12に、累積出現頻度を図3-13及び図3-14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) 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.
- (3) 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.
- (4) ICRP, Radionuclide Transformations - Energy and Intensity of Emissions. ICRP Publication 38,1983.
- (5) 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.
- (6) 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 3-1 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、 γ 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) | γ 線実効エネルギー ⁽⁴⁾ (MeV) | 1Bqの放射性物質を 吸入摂取したときの 実効線量係数 ⁽⁵⁾ (Sv/Bq) |
|-------|-------------------|---|---|
| Kr-85 | 2.7×10^7 | 2.2×10^{-3} | — |
| I-129 | 7.2×10^1 | 2.5×10^{-2} | 2.0×10^{-7} |

表 3-2 第1段階及び第2段階での火災により発生する放射性物質の放出量、 γ 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) | γ 線実効エネルギー ⁽⁴⁾ (MeV) | 1Bqの放射性物質を 吸入摂取したときの 実効線量係数 ⁽⁵⁾ (Sv/Bq) |
|-------|-------------------|---|---|
| Co-60 | 6.0×10^4 | 2.5×10^0 | 3.1×10^{-8} |

表 3-3 第3段階での火災により発生する放射性物質の放出量、
γ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) | γ線実効エネルギー ⁽⁴⁾ (MeV) | 1Bqの放射性物質を吸入摂取し たときの実効線量係数 ⁽⁵⁾ (Sv/Bq) |
|---------|-----------------------|-----------------------------------|---|
| H-3 | 2.2×10^3 | — | 4.5×10^{-11} |
| C-14 | 9.9×10^2 | — | 5.8×10^{-10} |
| Cl-36 | 2.3×10^1 | 1.6×10^{-4} | 7.3×10^{-9} |
| Ca-41 | 2.0×10^{-1} | 4.2×10^{-4} | 9.5×10^{-11} |
| Sc-46 | 4.5×10^{-12} | 2.0×10^0 | 6.8×10^{-9} |
| Mn-54 | 2.5×10^0 | 8.4×10^{-1} | 1.5×10^{-9} |
| Fe-55 | 1.5×10^5 | 1.7×10^{-3} | 7.7×10^{-10} |
| Fe-59 | 1.4×10^{-20} | 1.2×10^0 | 3.7×10^{-9} |
| Co-58 | 5.3×10^{-12} | 8.2×10^{-1} | 2.1×10^{-9} |
| Co-60 | 3.1×10^5 | 2.5×10^0 | 3.1×10^{-8} |
| Ni-59 | 6.9×10^3 | 2.4×10^{-3} | 8.3×10^{-10} |
| Ni-63 | 6.5×10^5 | — | 2.0×10^{-9} |
| Zn-65 | 6.9×10^{-2} | 5.7×10^{-1} | 2.0×10^{-9} |
| Sr-90 | 9.0×10^{-7} | — | 2.4×10^{-8} |
| Nb-94 | 5.8×10^0 | 1.6×10^0 | 4.9×10^{-8} |
| Nb-95 | 2.2×10^{-19} | 7.7×10^{-1} | 1.8×10^{-9} |
| Tc-99 | 8.8×10^{-1} | — | 4.0×10^{-9} |
| Ru-106 | 2.5×10^{-22} | — | 6.6×10^{-8} |
| Ag-108m | 9.1×10^{-1} | 1.6×10^0 | 3.7×10^{-8} |
| Ag-110m | 1.8×10^{-3} | 2.7×10^0 | 1.2×10^{-8} |
| Sb-124 | 1.8×10^{-16} | 1.8×10^0 | 6.4×10^{-9} |
| Te-123m | 2.4×10^{-17} | 1.5×10^{-1} | 4.0×10^{-9} |
| I-129 | 2.3×10^{-12} | 2.5×10^{-2} | 2.0×10^{-7} |
| Cs-134 | 2.4×10^0 | 1.6×10^0 | 6.6×10^{-9} |
| Cs-137 | 1.4×10^{-3} | 6.0×10^{-1} ※ | 4.6×10^{-9} |
| Ba-133 | 4.0×10^1 | 4.0×10^{-1} | 1.5×10^{-9} |
| Eu-152 | 5.4×10^2 | 1.1×10^0 | 4.2×10^{-8} |
| Eu-154 | 2.1×10^1 | 1.2×10^0 | 5.3×10^{-8} |
| Tb-160 | 6.2×10^{-14} | 1.1×10^0 | 7.0×10^{-9} |
| Ta-182 | 1.2×10^{-9} | 1.3×10^0 | 1.0×10^{-8} |
| 合計 | 1.1×10^6 | | |

— : γ線の放出がないことを示す。

※ 娘核種であるBa-133mからのγ線の値

表 3-4 第3段階での火災により発生する放射性物質の放出量、
 γ 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) | γ 線実効エネルギー ⁽⁴⁾ (MeV) | 1Bqの放射性物質を 吸入摂取したときの 実効線量係数 ⁽⁵⁾ (Sv/Bq) |
|-------|-------------------|---|---|
| Co-60 | 6.1×10^5 | 2.5×10^0 | 3.1×10^{-8} |

表 3-5 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3-1及び図3-2を参照

*2 露場を基準とする地上高

表 3-6 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 3-7 大気安定度分類表

| 風速 (U) m/s | 日射量 (T) kW/m ² | | | | 放射収支量 (Q) kW/m ² | | |
|---------------|---------------------------|-----------------|-----------------|----------|-----------------------------|-------------------------|------------|
| | 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 3-8 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 3-5 の A-B、B-C、C-D はそれぞれ B、C、D に加算した。

表3-9 異常年の検定 (年別の風向のF₀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 (F₀(0.05)=5.12)

表 3-10 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 3-11 事故時の方位別相対濃度 (χ/Q) (h/m^3) の97%値

放出源：T C A

| 事象名 | | 燃料破損事故 | 火災 | |
|----------------|-----|-----------------------|----------------------|--|
| 評価核種 | | Kr-85、I-129 | 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 ² | | |
| 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 | 670 | 0 | 1.6×10^{-8} |
| | SSW | 1360 | 0 | 1.2×10^{-8} |
| | SW | 900 | 0 | 2.6×10^{-8} |
| | WSW | 840 | 0 | <u>3.5×10^{-8}</u> |
| | W | 810 | 0 | 4.1×10^{-9} |
| | WNW | 820 | 0 | — |
| | NW | 940 | 0 | — |
| | NNW | 1050 | 0 | 2.8×10^{-9} |
| 海側 参考 方位 | N | 1600 | 0 | — |
| | NNE | 610 | 0 | 5.6×10^{-8} |
| | NE | 270 | 0 | 3.3×10^{-7} |
| | ENE | 200 | 0 | 7.6×10^{-7} |
| | E | 180 | 0 | 8.3×10^{-7} |
| | ESE | 190 | 0 | 2.5×10^{-6} |
| | SE | 240 | 0 | 1.7×10^{-6} |
| SSE | 410 | 0 | 2.1×10^{-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 3-12 事故時の方位別相対線量 (D/Q) (Gy/(MeV・Bq)) の97%値

放出源：T C A

| 事象名 | | 燃料破損事故 | 火災 | |
|----------------------------|-----|-----------------------|-----------------------|---|
| 評価核種 | | Kr-85、I-129 | 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 ² | | |
| 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 | 670 | 0 | 1.1×10^{-18} |
| | SSW | 1360 | 0 | 9.3×10^{-19} |
| | SW | 900 | 0 | 1.5×10^{-18} |
| | WSW | 840 | 0 | <u>2.0×10^{-18}</u> |
| | W | 810 | 0 | 5.0×10^{-19} |
| | WNW | 820 | 0 | 1.4×10^{-19} |
| | NW | 940 | 0 | 7.8×10^{-20} |
| | NNW | 1050 | 0 | 3.2×10^{-19} |
| 海 側 参 考 方 位 | N | 1600 | 0 | 1.2×10^{-20} |
| | NNE | 610 | 0 | 2.5×10^{-18} |
| | NE | 270 | 0 | 7.0×10^{-18} |
| | ENE | 200 | 0 | 1.3×10^{-17} |
| | E | 180 | 0 | 1.3×10^{-17} |
| | ESE | 190 | 0 | 2.4×10^{-17} |
| | SE | 240 | 0 | 1.9×10^{-17} |
| SSE | 410 | 0 | 6.9×10^{-18} | |

*: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

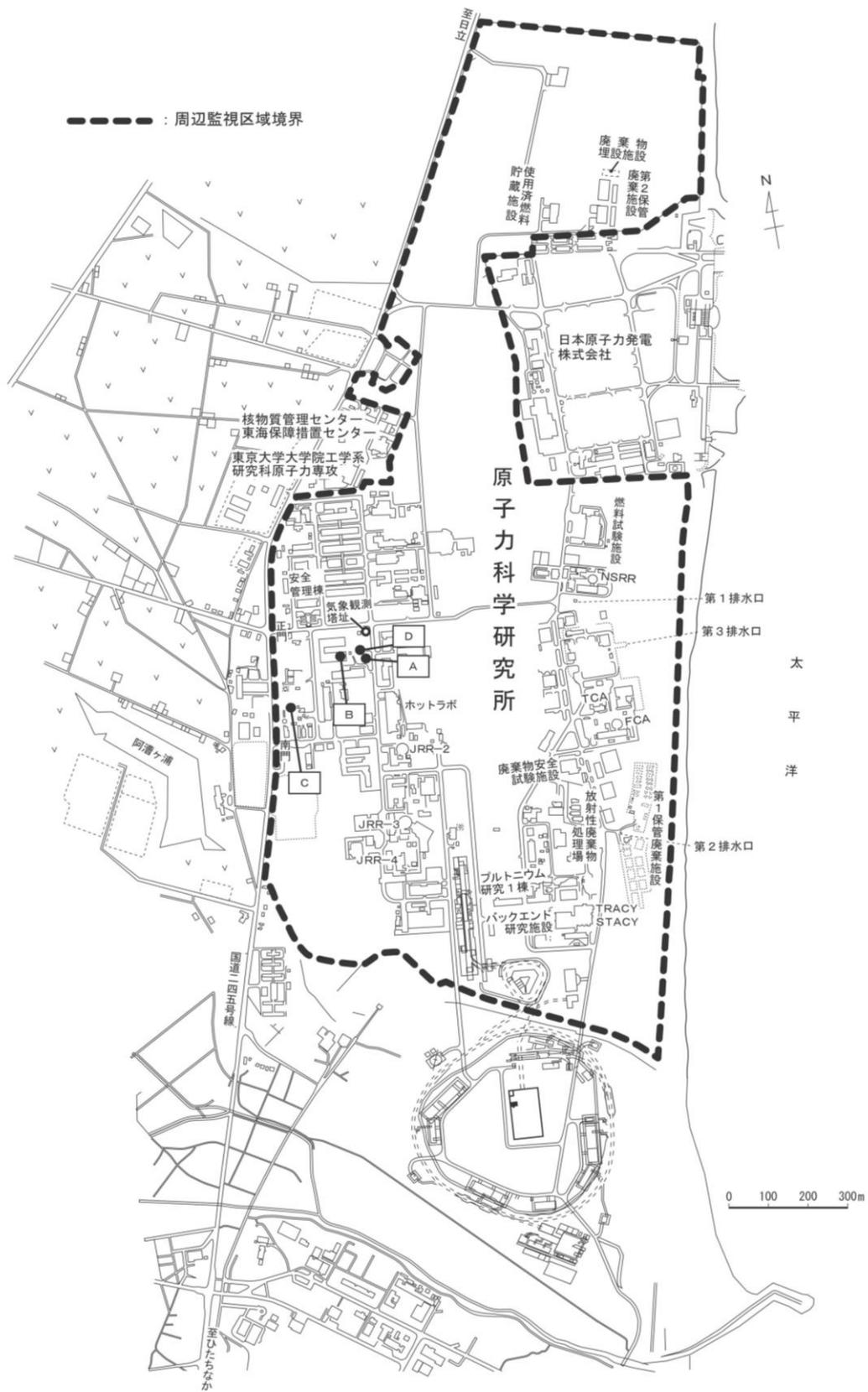


図3-1 気象観測設備配置図(その1)

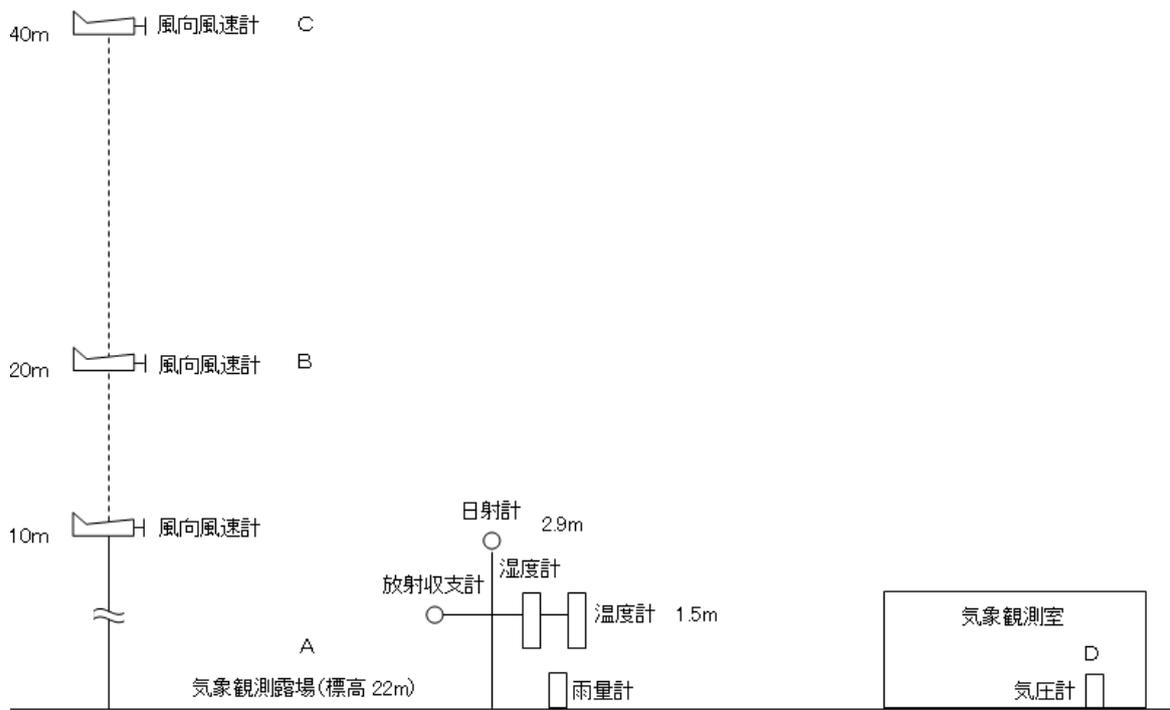


図 3 - 2 気象観測設備配置図 (その 2)

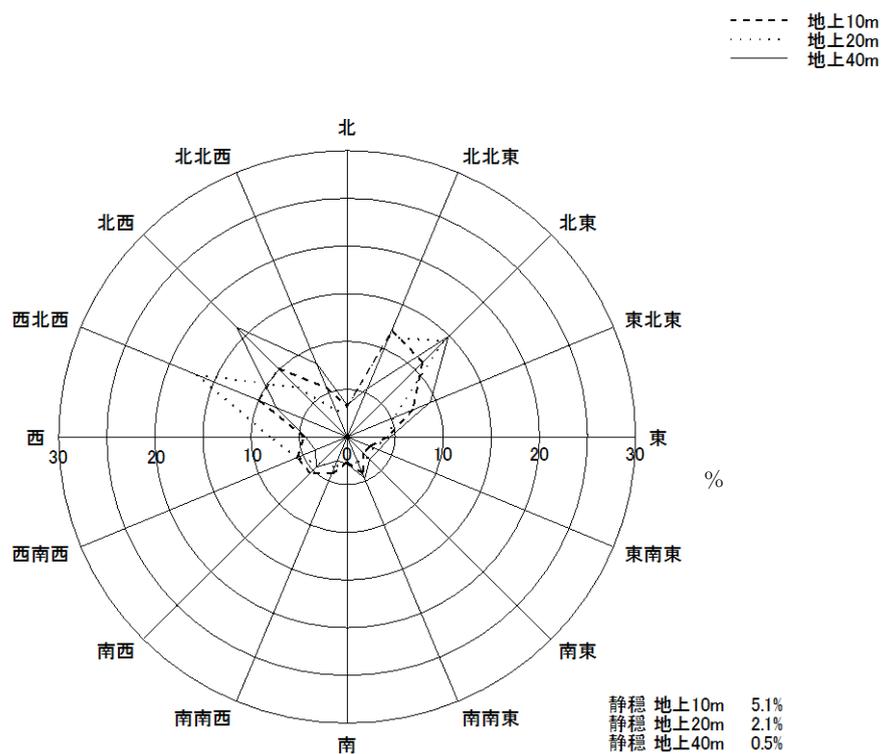


図 3 - 3 5年平均年間風配図 (2009年~2013年の平均)

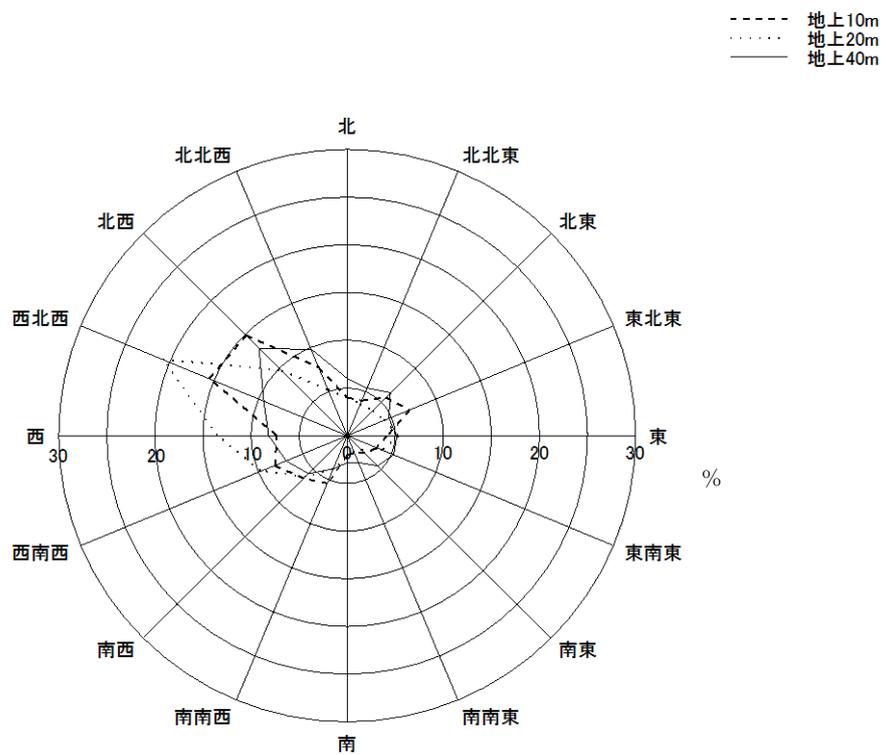


図 3 - 4 低風速時 (0.5~2.0m/s) の 5 年平均年間風配図
(2009年~2013年の平均)

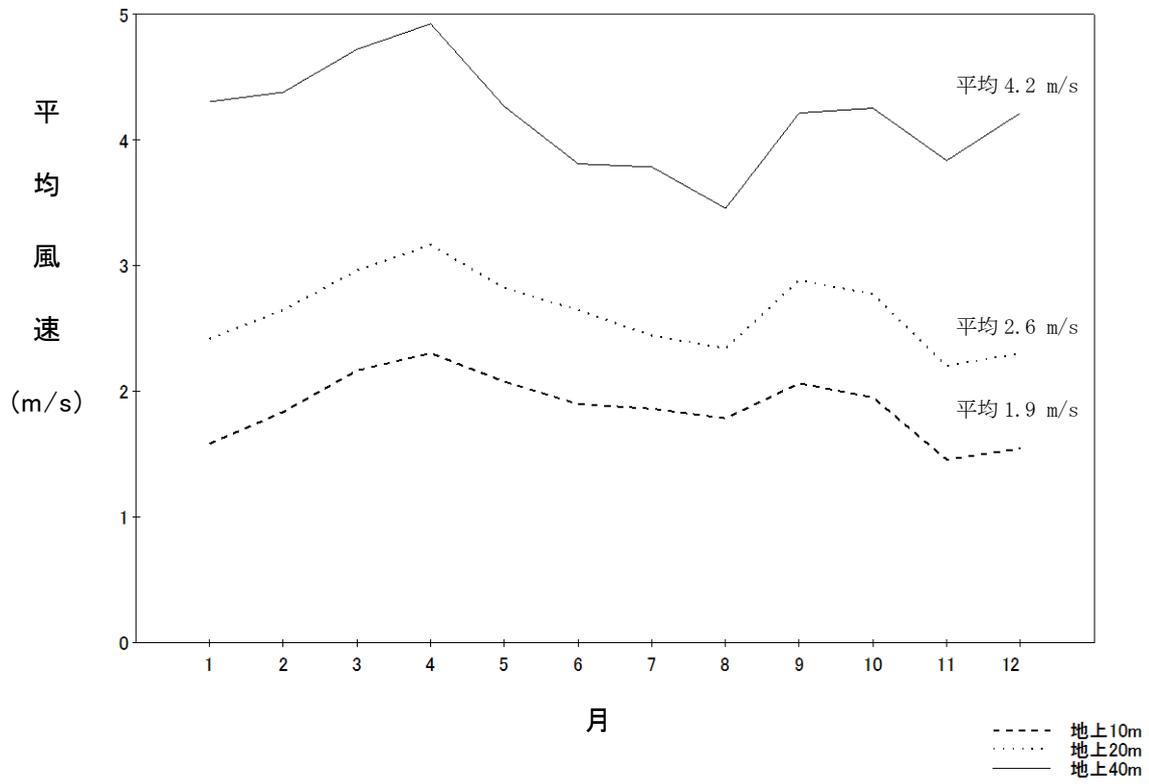


図 3 - 5 5年平均月別平均風速 (2009年~2013年の平均)

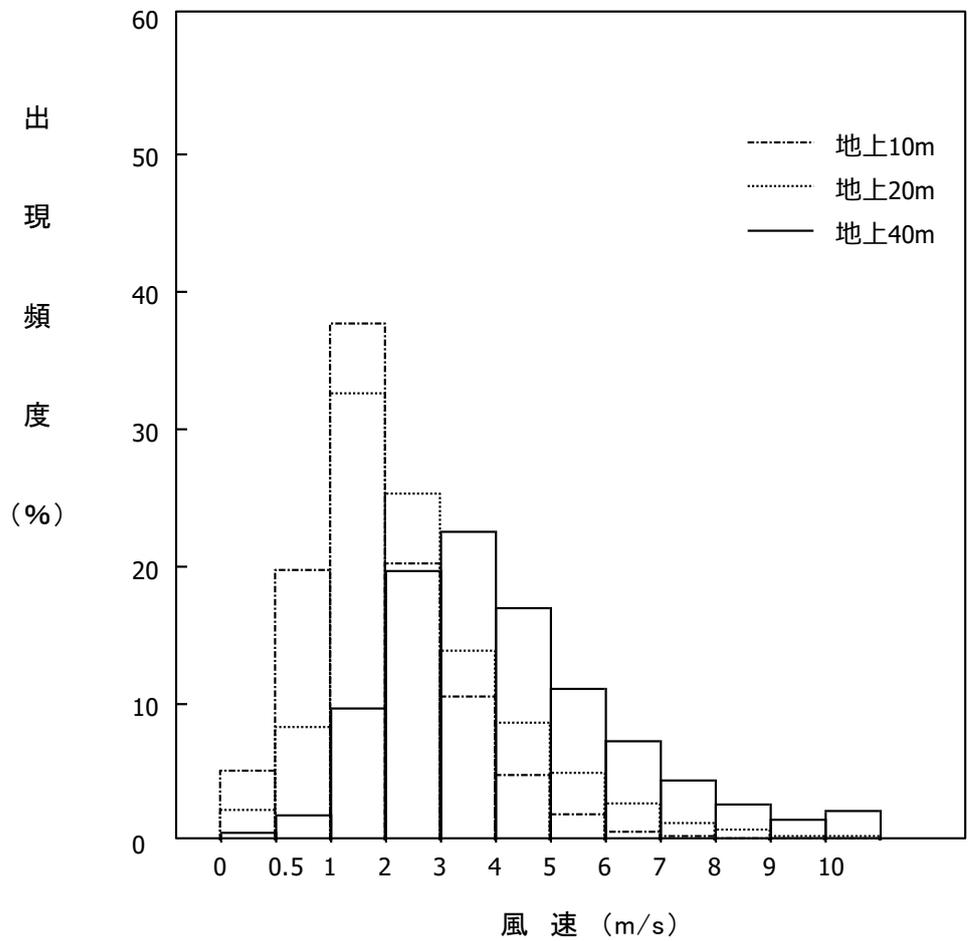


図 3 - 6 5年平均年間風速階級別出現頻度 (2009年~2013年の平均)

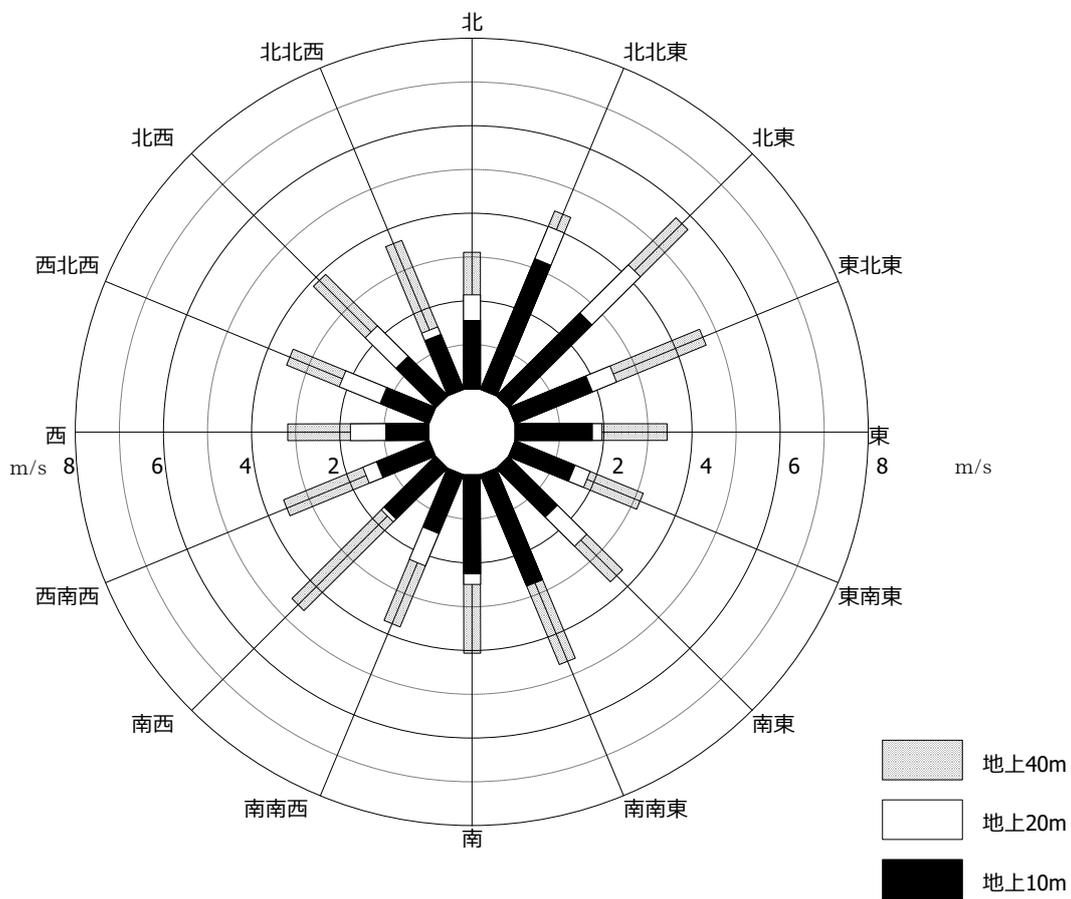


図 3 - 7 風向別年間平均風速 (2009年~2013年の平均)

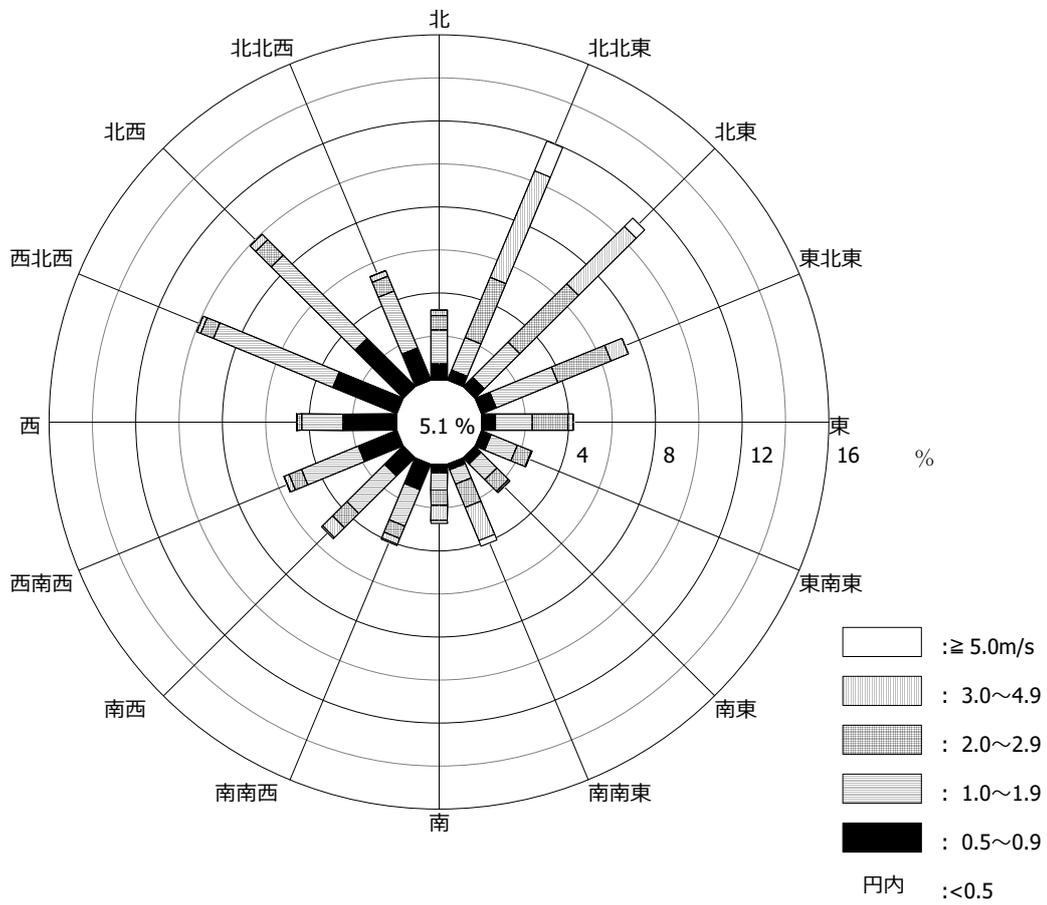


図 3 - 8 風向別風速出現頻度 (地上10m) (2009年~2013年の平均)

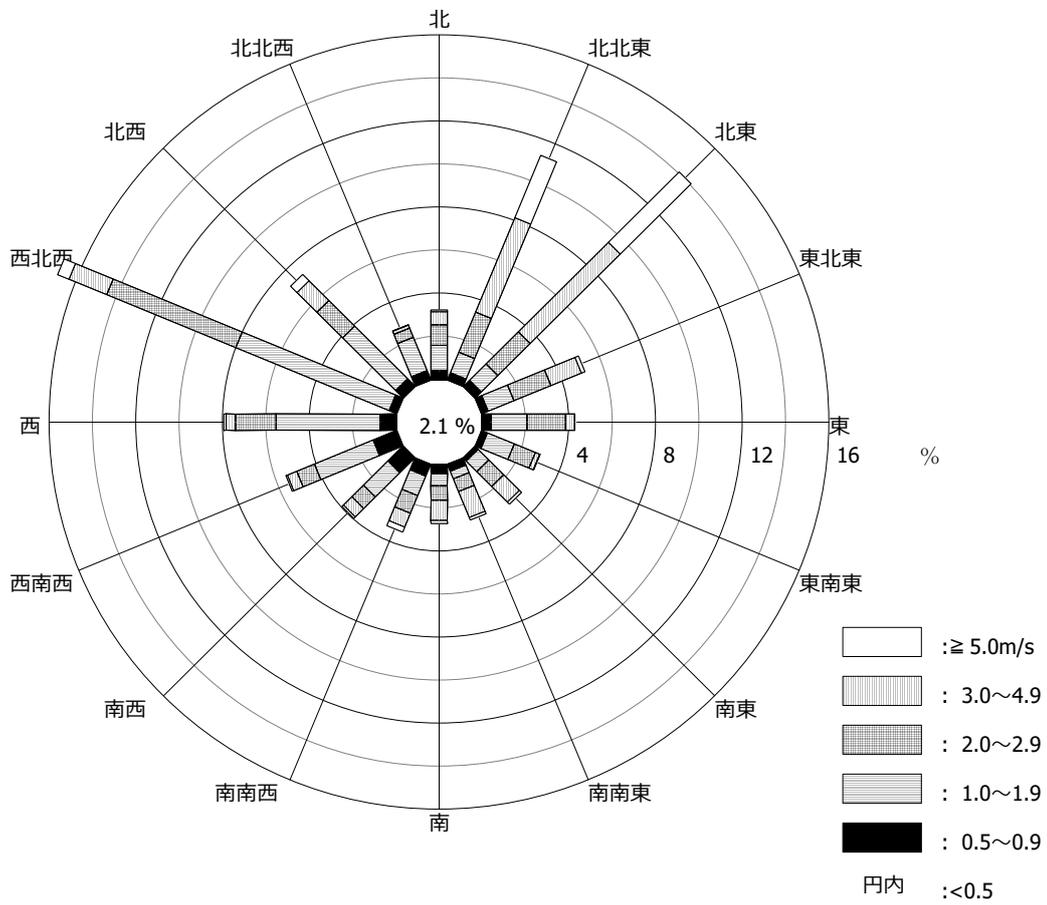


図 3 - 9 風向別風速出現頻度 (地上20m) (2009年~2013年の平均)

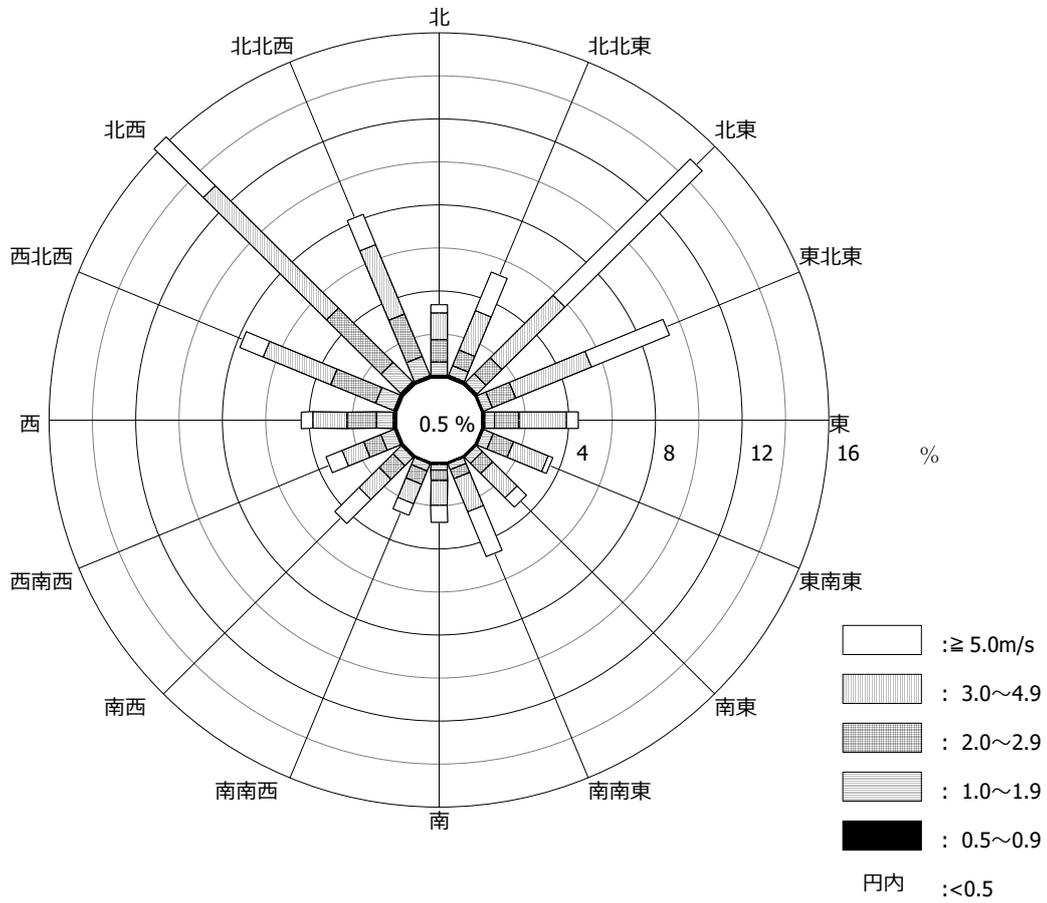


図 3 - 10 風向別風速出現頻度 (地上40m) (2009年~2013年の平均)

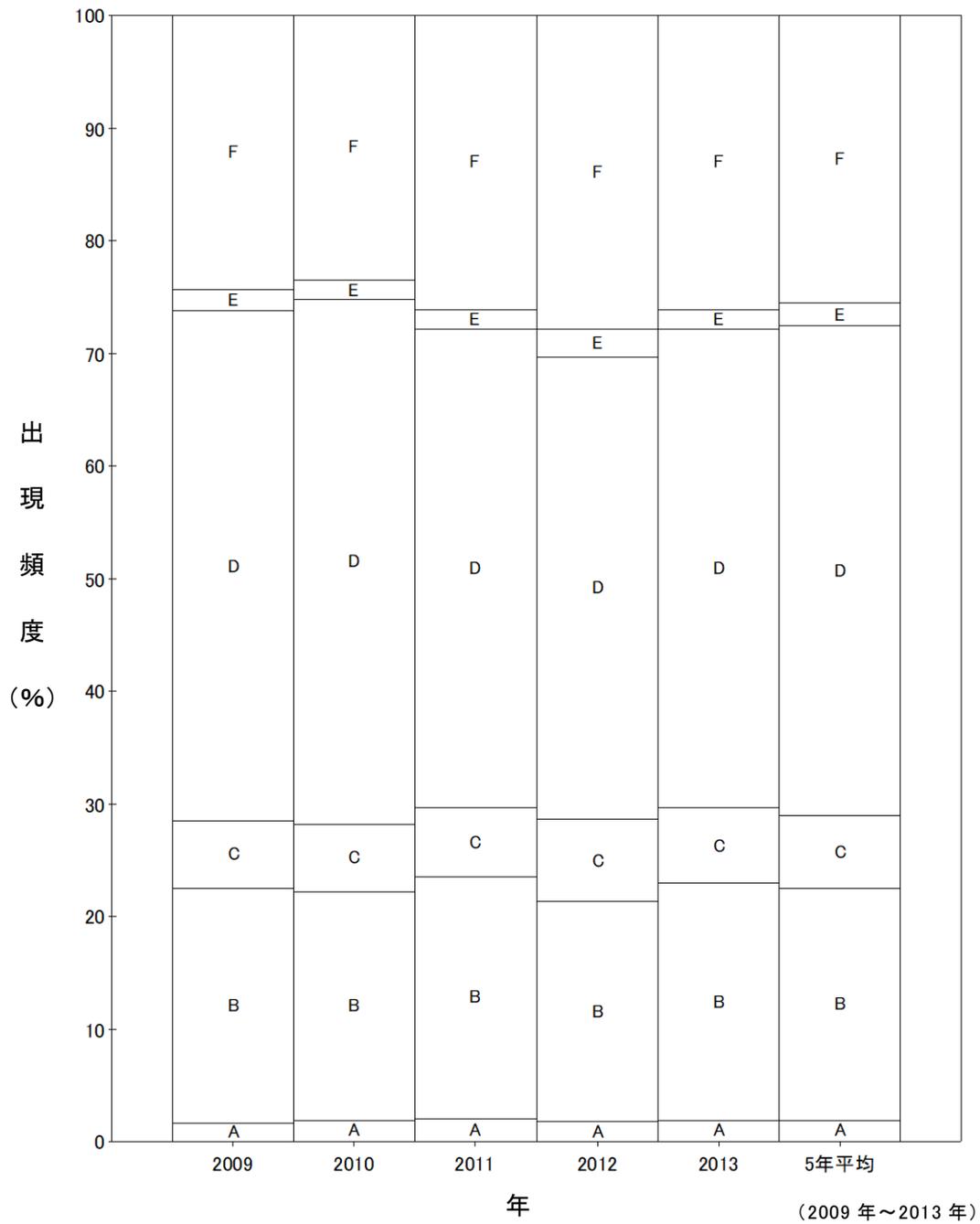


図 3 - 11 年間及び 5 年平均大気安定度出現頻度 (2009年~2013年の平均)

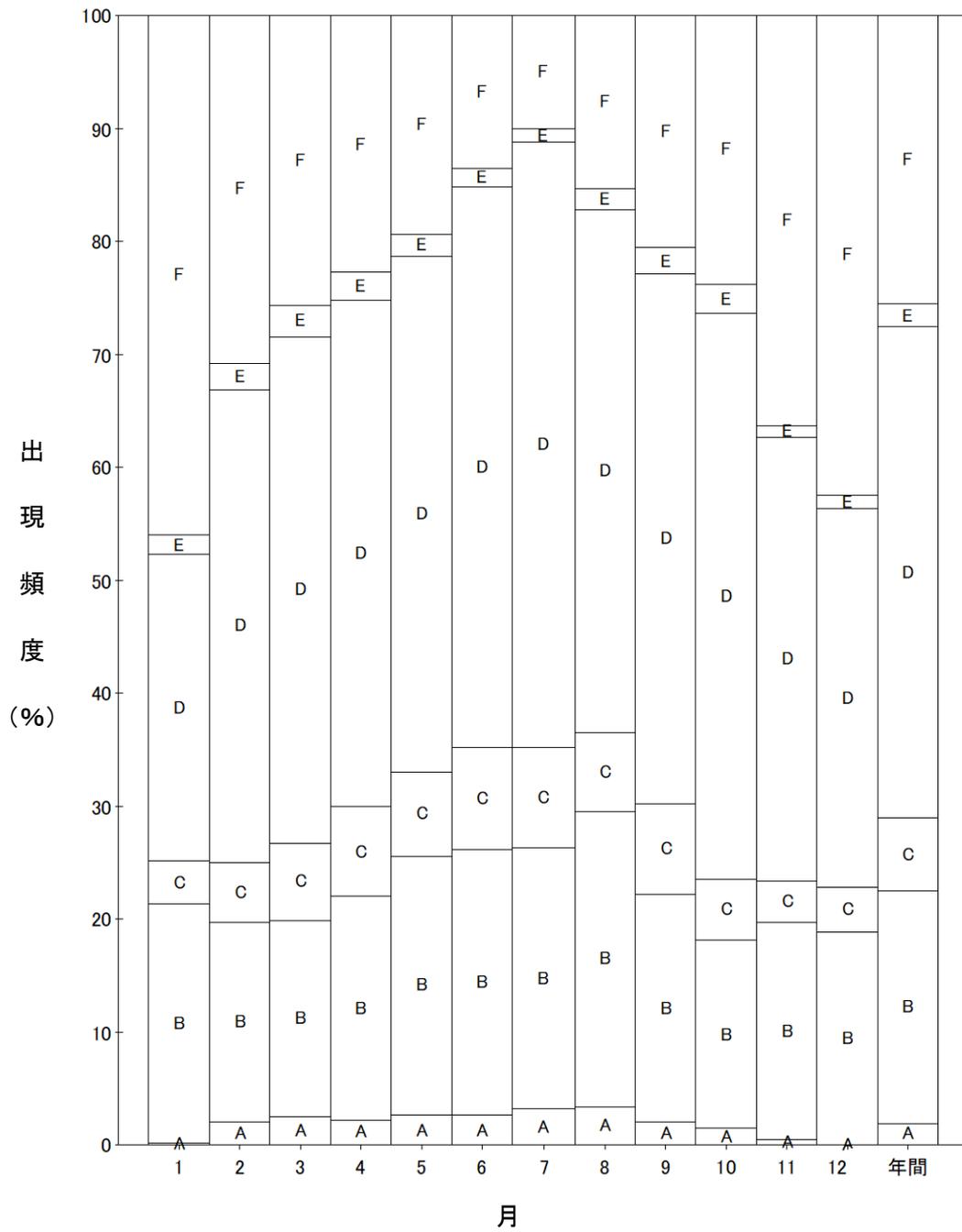


図 3-12 月別大気安定度出現頻度 (2009年~2013年の平均)

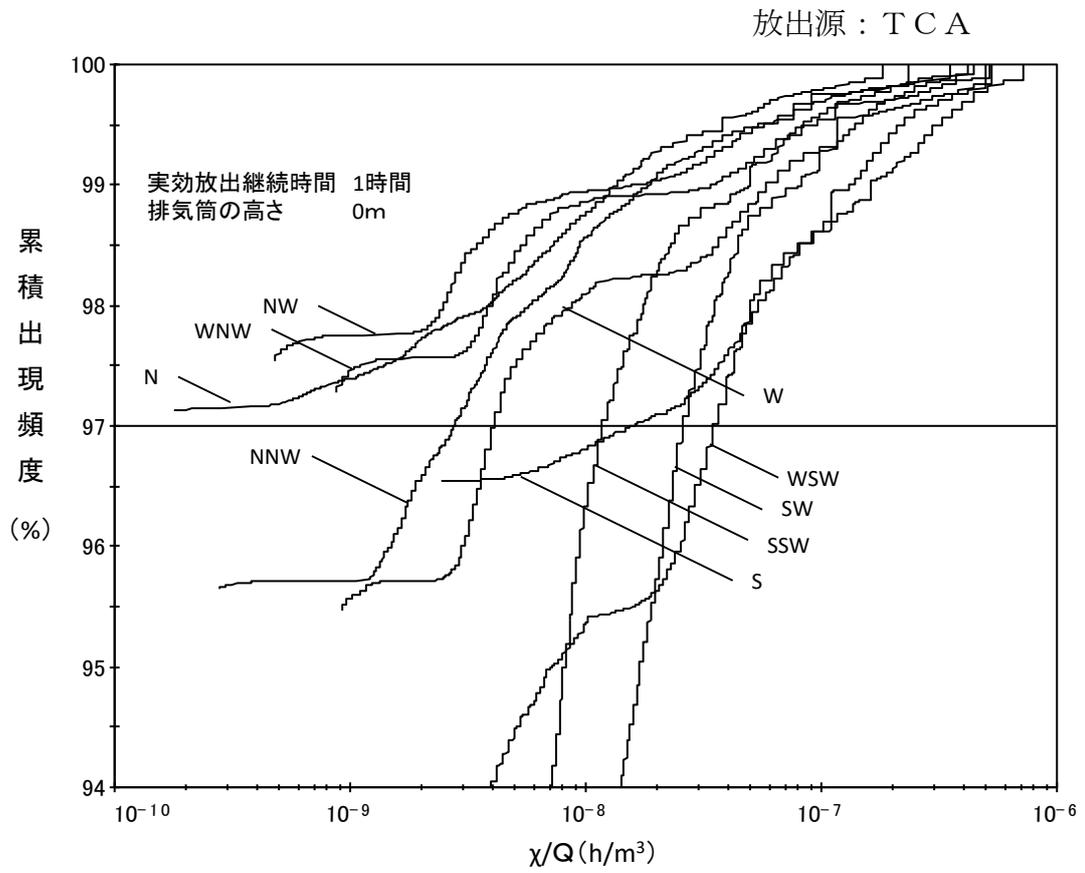


図 3 - 13 方位別相対濃度 (χ / Q) の累積出現頻度

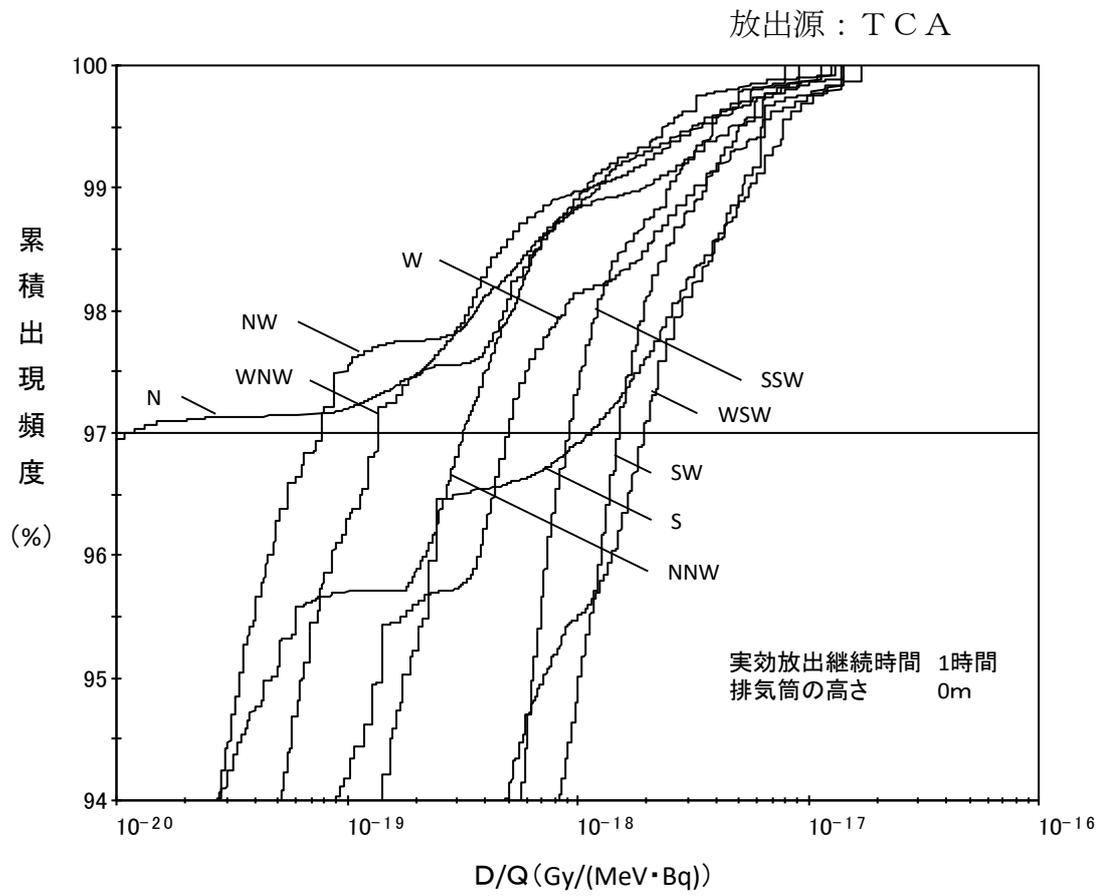


図 3-14 方位別相対線量(D/Q)の累積出現頻度

添付書類四

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、炉心タンク及び炉心タンク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、放射性腐食生成物等が機器等に付着することにより、施設内に残存するものである。

T 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1階及び炉室地階の設備機器、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能量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4-1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⁽¹⁾に基づく MATXS 形式ライブラリ MATXSLIB-J33⁽²⁾を TRANSX-2.15⁽³⁾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⁽⁴⁾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能量の評価

(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⁽⁵⁾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能濃度を求め、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能量を算出した。

(3) 原子炉運転履歴

T 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。T C A施設の年度ごとの原子炉運転履歴を表4-1に示す。

なお、評価に当たっては、放射化汚染物質の放射能量を実際の放射能量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 200W で行うこととし、運転日は年度の最終日（3月 31日）とした。但し、最終運転年度である 2010 年度については、最終運転日の 11 月 8 日を運転日とした。

また、冷却時間は、TCA の最終運転を行った 2010 年 11 月 8 日から約 6 年後（2017 年 3 月末）及び約 10 年後（2021 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^{(6), (7)}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 4-2 に示す。

(5) 評価対象核種

評価対象核種は、「試験研究の用に供する原子炉等に係る放射能濃度についての確認等に関する規則」（平成 17 年 11 月 30 日文部科学省令第 49 号）の別表第一欄第一号の放射能濃度確認対象物に対する第二欄に規定するもの（但し、超ウラン元素の Pu-239、Pu-241 及び Am-241 を除く）とした。

1.2.2 評価結果

炉室 1 階及び炉室地階における主要設備機器について、原子炉停止後約 6 年（2017 年 3 月末）経過時及び原子炉停止後約 10 年（2021 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 4-3 及び表 4-4 にそれぞれ示す。原子炉停止後約 6 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 $1.5 \times 10^7 \text{Bq}$ 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 10 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 $1.0 \times 10^7 \text{Bq}$ 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、原子炉の運転に伴い発生した放射性腐食生成物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、炉心タンク水と接触する炉心タンク、ダンプタンク、純水装置（脱塩器）、廃水タンク、廃水ピット、配管等である。

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タンクにおいて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 0.4Bq/cm^2 を用いた。

二次汚染物質の推定放射エネルギーを表 4-5 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 $6.1 \times 10^5 \text{Bq}$ 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 4 - 1 放射化汚染物質の評価に用いた原子炉の運転履歴

| 年 度 | 運転回数 | 運転時間 (h) | 積算出力 (Wh) | 年 度 | 運転回数 | 運転時間 (h) | 積算出力 (Wh) |
|------|------|-------------|--------------|------|-------|-------------|--------------|
| 1962 | 280 | 198.6 | 159.7 | 1987 | 182 | 166.0 | 34.1 |
| 1963 | 449 | 285.6 | 287.1 | 1988 | 331 | 264.8 | 143.7 |
| 1964 | 912 | 490.9 | 634.4 | 1989 | 542 | 431.0 | 419.0 |
| 1965 | 570 | 512.6 | 699.7 | 1990 | 56 | 92.0 | 1936.7 |
| 1966 | 628 | 722.9 | 505.1 | 1991 | 527 | 306.1 | 124.2 |
| 1967 | 396 | 492.4 | 1265.1 | 1992 | 134 | 93.1 | 1287.9 |
| 1968 | 545 | 344.2 | 540.6 | 1993 | 102 | 263.7 | 250.9 |
| 1969 | 181 | 233.5 | 609.6 | 1994 | 52 | 95.3 | 100.3 |
| 1970 | 373 | 421.2 | 128.1 | 1995 | 184 | 139.0 | 95.9 |
| 1971 | 716 | 474.2 | 583.5 | 1996 | 172 | 161.1 | 131.5 |
| 1972 | 306 | 245.0 | 255.8 | 1997 | 201 | 205.1 | 96.7 |
| 1973 | 217 | 186.0 | 149.9 | 1998 | 212 | 183.9 | 93.8 |
| 1974 | 162 | 154.8 | 172.7 | 1999 | 183 | 139.9 | 160.6 |
| 1975 | 233 | 208.2 | 264.8 | 2000 | 200 | 251.8 | 18.6 |
| 1976 | 171 | 111.1 | 356.5 | 2001 | 223 | 232.9 | 52.7 |
| 1977 | 121 | 87.6 | 107.0 | 2002 | 137 | 171.4 | 72.5 |
| 1978 | 113 | 97.9 | 107.2 | 2003 | 154 | 123.4 | 89.0 |
| 1979 | 224 | 195.5 | 300.6 | 2004 | 145 | 108.7 | 30.5 |
| 1980 | 154 | 254.7 | 269.4 | 2005 | 26 | 30.4 | 59.3 |
| 1981 | 255 | 355.2 | 428.2 | 2006 | 95 | 108.5 | 164.8 |
| 1982 | 134 | 140.9 | 164.0 | 2007 | 5 | 6.2 | 57.7 |
| 1983 | 185 | 195.8 | 67.9 | 2008 | 6 | 9.9 | 66.3 |
| 1984 | 260 | 235.8 | 62.6 | 2009 | 5 | 8.6 | 71.4 |
| 1985 | 246 | 147.1 | 189.7 | 2010 | 13 | 16.7 | 22.6 |
| 1986 | 117 | 98.1 | 33.0 | 合計 | 11835 | 10499.3 | 13922.9 |

表 4-2 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 | 炉心タンク、水位微調整ピストン、オーバーフロータンク* ¹ | 炉心タンク架台、運転水位制限スイッチ、実験制御棒装置* ² | 格子板* ³ | 炉室建家* ⁴ |
|--------|--|--|----------------------|----------------------|
| 材質 | SUS304 | SS400 | アルミニウム (A6061) | コンクリート |
| H | — | — | — | 1.0×10^0 |
| Li | 1.3×10^{-5} | 3.0×10^{-5} | — | 2.0×10^{-3} |
| B | — | — | — | 2.0×10^{-3} |
| C | 8.0×10^{-2} | — | — | 1.0×10^{-1} |
| N | 4.5×10^{-2} | 8.4×10^{-3} | — | 1.2×10^{-2} |
| O | — | — | — | 5.3×10^1 |
| F | — | — | — | — |
| Na | 9.7×10^{-4} | 2.3×10^{-3} | — | 1.6×10^0 |
| Mg | — | — | 1.2×10^{-0} | 2.2×10^{-1} |
| Al | 1.0×10^{-2} | 3.3×10^{-2} | 9.7×10^1 | 3.4×10^0 |
| Si | 1.0×10^0 | — | 8.0×10^{-1} | 3.4×10^1 |
| P | 4.5×10^{-2} | 5.0×10^{-2} | — | 5.0×10^{-1} |
| S | 3.0×10^{-2} | 5.0×10^{-2} | — | 3.1×10^{-1} |
| Cl | 7.0×10^{-3} | 4.0×10^{-3} | — | 4.5×10^{-3} |
| K | 3.0×10^{-4} | 1.2×10^{-3} | — | 1.3×10^0 |
| Ca | 1.9×10^{-3} | 1.4×10^{-3} | — | 4.3×10^0 |
| Sc | 3.0×10^{-6} | 2.6×10^{-5} | — | 6.5×10^{-4} |
| Ti | 6.0×10^{-2} | 2.0×10^{-4} | 1.5×10^{-1} | 2.1×10^{-1} |
| V | 4.6×10^{-2} | 8.0×10^{-3} | — | 1.0×10^{-2} |
| Cr | 2.0×10^1 | 1.7×10^{-1} | 3.5×10^{-1} | 1.1×10^{-2} |
| Mn | 2.0×10^0 | 1.0×10^0 | 1.5×10^{-1} | 3.8×10^{-2} |
| Fe | 7.1×10^1 | 1.0×10^2 | 7.0×10^{-1} | 1.4×10^0 |
| Co | 1.4×10^{-1} | 1.2×10^{-2} | — | 9.8×10^{-4} |
| Ni | 1.1×10^1 | 6.6×10^{-1} | — | 3.8×10^{-3} |
| Cu | 3.1×10^{-1} | 1.3×10^{-1} | 4.0×10^{-1} | 2.5×10^{-3} |
| Zn | 4.6×10^{-2} | 1.0×10^{-2} | 2.5×10^{-1} | 7.5×10^{-3} |
| Ga | 1.3×10^{-2} | 8.0×10^{-3} | — | 8.8×10^{-4} |
| Ge | — | — | — | — |
| As | 1.9×10^{-2} | 5.3×10^{-2} | — | 7.9×10^{-4} |
| Se | 3.5×10^{-3} | 7.0×10^{-5} | — | 9.2×10^{-5} |
| Br | 2.0×10^{-4} | 8.5×10^{-5} | — | 2.4×10^{-4} |
| Rb | 1.0×10^{-3} | 4.8×10^{-3} | — | 3.5×10^{-3} |
| Sr | 2.0×10^{-5} | 1.5×10^{-5} | — | 4.4×10^{-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 JIS H 4000 (2014)から引用

* 4 文献6及び文献7から引用

表 4-2 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 | 炉心タンク、水位微調整ピストン、オーバーフロータンク* ¹ | 炉心タンク架台、運転水位制限スイッチ、実験制御棒装置* ² | 格子板* ³ | 炉室建家* ⁴ |
|--------|--|--|-------------------|----------------------|
| 材質 | SUS304 | SS400 | アルミニウム (A6061) | コンクリート |
| Rb | 1.0×10^{-3} | 4.8×10^{-3} | — | 3.5×10^{-3} |
| Sr | 2.0×10^{-5} | 1.5×10^{-5} | — | 4.4×10^{-2} |
| Y | 5.0×10^{-4} | 2.0×10^{-3} | — | 1.8×10^{-3} |
| Zr | 1.0×10^{-3} | 1.0×10^{-3} | — | 7.1×10^{-3} |
| Nb | 8.9×10^{-3} | 1.9×10^{-3} | — | 4.3×10^{-4} |
| Mo | 2.6×10^{-1} | 5.6×10^{-1} | — | 1.0×10^{-3} |
| Pd | — | — | — | 3.0×10^{-4} |
| Ag | 2.0×10^{-4} | 2.0×10^{-4} | — | 2.0×10^{-5} |
| Cd | — | — | — | 3.0×10^{-5} |
| Sn | — | — | — | 7.0×10^{-4} |
| Sb | 1.2×10^{-3} | 1.1×10^{-3} | — | 1.8×10^{-4} |
| Cs | 3.0×10^{-5} | 2.0×10^{-5} | — | 1.3×10^{-4} |
| Ba | 5.0×10^{-2} | 2.7×10^{-2} | — | 9.5×10^{-2} |
| La | 2.0×10^{-5} | 1.0×10^{-5} | — | 1.3×10^{-3} |
| Ce | 3.7×10^{-2} | 1.0×10^{-4} | — | 2.4×10^{-3} |
| Sm | 1.0×10^{-5} | 1.7×10^{-6} | — | 2.0×10^{-4} |
| Eu | 2.0×10^{-6} | 3.1×10^{-6} | — | 5.5×10^{-5} |
| Gd | — | — | — | — |
| Tb | 4.7×10^{-5} | 4.5×10^{-5} | — | 4.1×10^{-5} |
| Dy | 1.0×10^{-4} | — | — | 2.3×10^{-4} |
| Ho | 1.0×10^{-4} | 8.0×10^{-5} | — | 9.0×10^{-5} |
| Yb | 2.0×10^{-4} | 1.0×10^{-4} | — | 1.4×10^{-4} |
| Lu | 8.0×10^{-5} | 2.0×10^{-5} | — | 2.7×10^{-5} |
| Hf | 2.0×10^{-4} | 2.1×10^{-5} | — | 2.2×10^{-4} |
| Ta | — | 1.3×10^{-5} | — | 4.4×10^{-5} |
| W | 1.9×10^{-2} | 5.5×10^{-4} | — | 1.4×10^{-4} |
| Au | — | — | — | — |
| Hg | — | — | — | — |
| Tl | — | — | — | — |
| Pb | 6.7×10^{-3} | 8.2×10^{-2} | — | 6.1×10^{-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 JIS H 4000 (2014)から引用

* 4 文献6及び文献7から引用

表 4 - 3 放射化汚染物質の推定放射能量
(原子炉停止後約 6 年経過時)

(単位 : Bq)

| 核種 | 炉心 タンク (SUS304) | 水位微調整ピストン、オーバー フロータンク (SUS304) | 運転水位制限ス イッチ、実験制 御棒装置 (SS400) | 合計 |
|---------|-----------------------|--------------------------------------|---------------------------------------|-----------------------|
| H-3 | 5.2×10^3 | 1.0×10^4 | 9.5×10^3 | 2.5×10^4 |
| C-14 | 2.9×10^3 | 5.7×10^3 | 4.2×10^2 | 9.0×10^3 |
| Cl-36 | 6.1×10^1 | 1.2×10^2 | 2.7×10^1 | 2.1×10^2 |
| Ca-41 | 5.2×10^{-1} | 1.0×10^0 | 3.0×10^{-1} | 1.8×10^0 |
| Sc-46 | 8.1×10^{-7} | 1.6×10^{-6} | 4.9×10^{-6} | 7.3×10^{-6} |
| Mn-54 | 1.6×10^2 | 2.7×10^2 | 1.5×10^2 | 5.8×10^2 |
| Fe-55 | 9.5×10^5 | 1.9×10^6 | 1.1×10^6 | 3.9×10^6 |
| Fe-59 | 2.4×10^{-10} | 4.7×10^{-10} | 2.7×10^{-10} | 9.8×10^{-10} |
| Co-58 | 2.8×10^{-5} | 4.7×10^{-5} | 1.2×10^{-6} | 7.7×10^{-5} |
| Co-60 | 1.5×10^6 | 3.0×10^6 | 1.1×10^5 | 4.7×10^6 |
| Ni-59 | 2.1×10^4 | 4.1×10^4 | 1.0×10^3 | 6.3×10^4 |
| Ni-63 | 2.0×10^6 | 4.0×10^6 | 9.9×10^4 | 6.1×10^6 |
| Zn-65 | 1.3×10^1 | 2.5×10^1 | 2.2×10^0 | 4.0×10^1 |
| Sr-90 | 3.1×10^{-6} | 4.2×10^{-6} | 1.7×10^{-6} | 9.0×10^{-6} |
| Nb-94 | 1.7×10^1 | 3.3×10^1 | 2.8×10^0 | 5.3×10^1 |
| Nb-95 | 3.7×10^{-10} | 7.3×10^{-10} | 3.0×10^{-10} | 1.4×10^{-9} |
| Tc-99 | 1.7×10^0 | 3.4×10^0 | 2.9×10^0 | 8.0×10^0 |
| Ru-106 | 4.9×10^{-21} | 2.2×10^{-20} | 8.7×10^{-21} | 3.5×10^{-20} |
| Ag-108m | 2.2×10^0 | 4.4×10^0 | 1.8×10^0 | 8.4×10^0 |
| Ag-110m | 2.4×10^{-1} | 4.8×10^{-1} | 1.9×10^{-1} | 9.0×10^{-1} |
| Sb-124 | 8.4×10^{-9} | 1.7×10^{-8} | 6.1×10^{-9} | 3.2×10^{-8} |
| Te-123m | 1.1×10^{-13} | 7.2×10^{-13} | 2.6×10^{-13} | 1.1×10^{-12} |
| I-129 | 7.0×10^{-12} | 1.1×10^{-11} | 2.9×10^{-12} | 2.1×10^{-11} |
| Cs-134 | 2.4×10^1 | 4.8×10^1 | 1.3×10^1 | 8.5×10^1 |
| Cs-137 | 4.9×10^{-3} | 7.4×10^{-3} | 1.6×10^{-3} | 1.4×10^{-2} |
| Ba-133 | 1.4×10^2 | 2.7×10^2 | 5.9×10^1 | 4.6×10^2 |
| Eu-152 | 1.4×10^3 | 2.8×10^3 | 1.7×10^3 | 6.0×10^3 |
| Eu-154 | 6.2×10^1 | 1.2×10^2 | 7.6×10^1 | 2.6×10^2 |
| Tb-160 | 1.8×10^{-7} | 3.6×10^{-7} | 1.4×10^{-7} | 6.8×10^{-7} |
| Ta-182 | 4.6×10^{-10} | 6.5×10^{-10} | 7.8×10^{-5} | 7.8×10^{-5} |
| 合計 | 4.5×10^6 | 8.9×10^6 | 1.3×10^6 | 1.5×10^7 |

表4-4 放射化汚染物質の推定放射能量
(原子炉停止後約10年経過時)

(単位：Bq)

| 核種 | 炉心 タンク (SUS304) | 水位微調整ピストン、オーバー フロータンク (SUS304) | 運転水位制限ス イッチ、実験制 御棒装置 (SS400) | 合計 |
|---------|-----------------------|--------------------------------------|---------------------------------------|-----------------------|
| H-3 | 4.2×10^3 | 8.2×10^3 | 7.6×10^3 | 2.0×10^4 |
| C-14 | 2.9×10^3 | 5.7×10^3 | 4.2×10^2 | 9.0×10^3 |
| Cl-36 | 6.1×10^1 | 1.2×10^2 | 2.7×10^1 | 2.1×10^2 |
| Ca-41 | 5.2×10^{-1} | 1.0×10^0 | 3.0×10^{-1} | 1.8×10^0 |
| Sc-46 | 4.6×10^{-12} | 8.8×10^{-12} | 2.8×10^{-11} | 4.1×10^{-11} |
| Mn-54 | 6.3×10^0 | 1.1×10^1 | 5.9×10^0 | 2.3×10^1 |
| Fe-55 | 3.5×10^5 | 6.8×10^5 | 3.9×10^5 | 1.4×10^6 |
| Fe-59 | 3.1×10^{-20} | 6.2×10^{-20} | 3.5×10^{-20} | 1.3×10^{-19} |
| Co-58 | 1.7×10^{-11} | 2.9×10^{-11} | 7.4×10^{-13} | 4.8×10^{-11} |
| Co-60 | 9.1×10^5 | 1.8×10^6 | 6.2×10^4 | 2.8×10^6 |
| Ni-59 | 2.1×10^4 | 4.1×10^4 | 1.0×10^3 | 6.3×10^4 |
| Ni-63 | 2.0×10^6 | 3.8×10^6 | 9.7×10^4 | 5.9×10^6 |
| Zn-65 | 2.0×10^{-1} | 3.9×10^{-1} | 3.5×10^{-2} | 6.3×10^{-1} |
| Sr-90 | 2.8×10^{-6} | 3.8×10^{-6} | 1.5×10^{-6} | 8.2×10^{-6} |
| Nb-94 | 1.7×10^1 | 3.3×10^1 | 2.8×10^0 | 5.3×10^1 |
| Nb-95 | 5.2×10^{-19} | 1.0×10^{-18} | 4.2×10^{-19} | 2.0×10^{-18} |
| Tc-99 | 1.7×10^0 | 3.4×10^0 | 2.9×10^0 | 8.0×10^0 |
| Ru-106 | 3.2×10^{-22} | 1.4×10^{-21} | 5.7×10^{-22} | 2.3×10^{-21} |
| Ag-108m | 2.2×10^0 | 4.4×10^0 | 1.7×10^0 | 8.3×10^0 |
| Ag-110m | 4.1×10^{-3} | 8.2×10^{-3} | 3.3×10^{-3} | 1.6×10^{-2} |
| Sb-124 | 4.2×10^{-16} | 8.4×10^{-16} | 3.0×10^{-16} | 1.6×10^{-15} |
| Te-123m | 2.2×10^{-17} | 1.5×10^{-16} | 5.3×10^{-17} | 2.2×10^{-16} |
| I-129 | 7.0×10^{-12} | 1.1×10^{-11} | 2.9×10^{-12} | 2.1×10^{-11} |
| Cs-134 | 6.3×10^0 | 1.3×10^1 | 3.3×10^0 | 2.2×10^1 |
| Cs-137 | 4.5×10^{-3} | 6.7×10^{-3} | 1.5×10^{-3} | 1.3×10^{-2} |
| Ba-133 | 1.0×10^2 | 2.1×10^2 | 4.5×10^1 | 3.6×10^2 |
| Eu-152 | 1.2×10^3 | 2.3×10^3 | 1.4×10^3 | 4.9×10^3 |
| Eu-154 | 4.5×10^1 | 8.9×10^1 | 5.5×10^1 | 1.9×10^2 |
| Tb-160 | 1.5×10^{-13} | 3.0×10^{-13} | 1.1×10^{-13} | 5.6×10^{-13} |
| Ta-182 | 2.9×10^{-11} | 4.4×10^{-11} | 1.1×10^{-8} | 1.1×10^{-8} |
| 合計 | 3.2×10^6 | 6.4×10^6 | 5.5×10^5 | 1.0×10^7 |

表4-5 二次汚染物質の推定放射能量

| 対象施設・設備 | 汚染面積 (cm^2) | 表面密度 (Bq/cm^2) | 二次汚染物質の放射能量 (Bq) |
|------------|---------------------------|-------------------------------------|---------------------|
| 炉心タンク | 1.5×10^5 | 0.4 | 6.0×10^4 |
| ダンプタンク | 2.1×10^5 | 0.4 | 8.4×10^4 |
| 純水装置 (脱塩器) | 3.7×10^4 | 0.4 | 1.5×10^4 |
| 廃水タンク | 4.5×10^5 | 0.4 | 1.8×10^5 |
| 廃水ピット | 2.8×10^5 | 0.4 | 1.1×10^5 |
| 配管等 | 4.0×10^5 | 0.4 | 1.6×10^5 |
| 合 計 | | | 6.1×10^5 |

注) 二次汚染物質の評価に当たっては、測定時の検出限界値を表面密度として用いた。

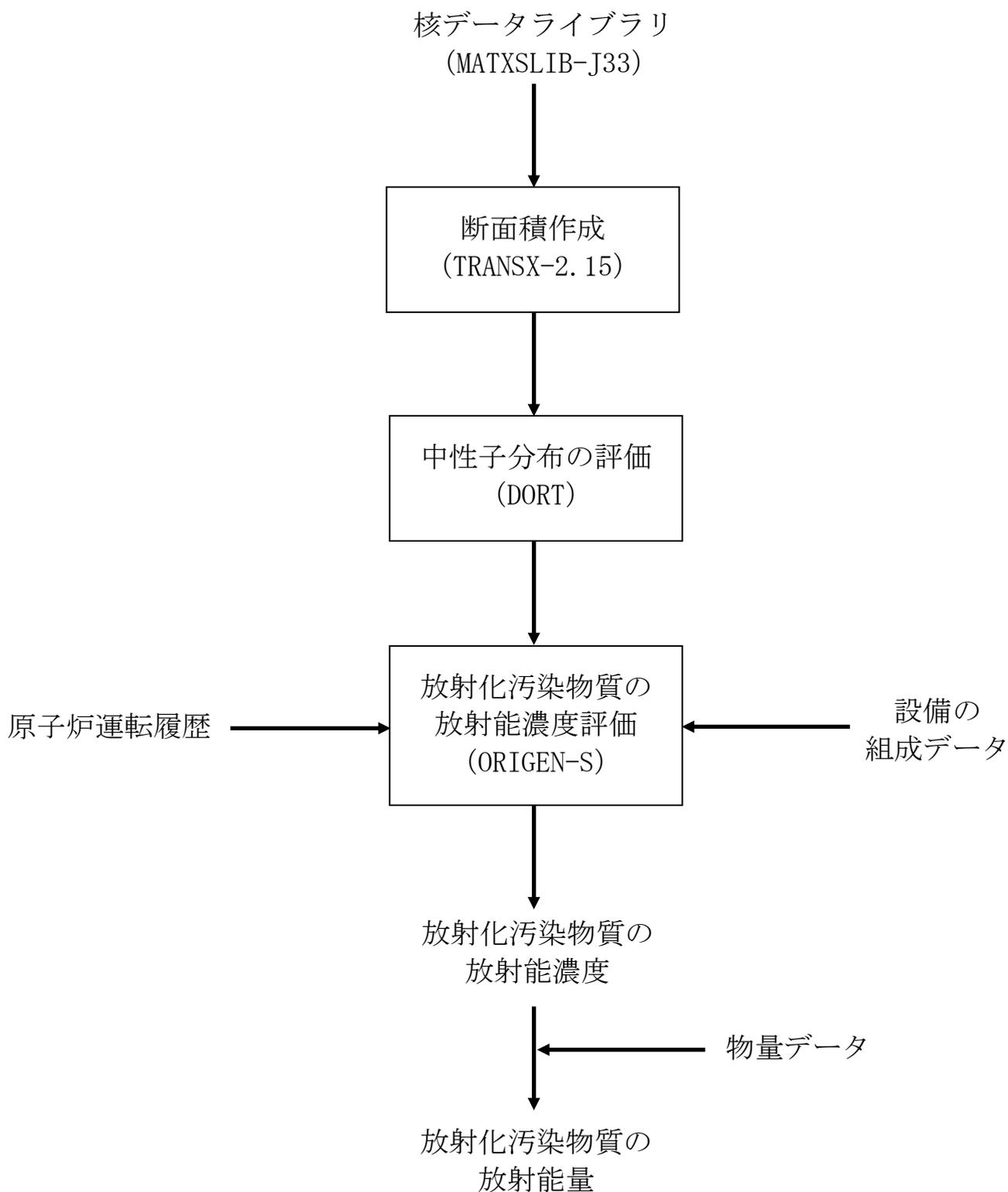


図 4 - 1 放射化汚染物質の評価手順

添付書類五

廃止措置期間中に機能を維持すべき試験研究用
等原子炉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. 廃止措置期間中の原子炉施設の維持管理

廃止措置期間中に機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機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、廃止措置期間中に機能を維持すべき設備及びその機能並びにその機能を維持すべき期間を表5-1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の廃棄施設の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、TCA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、炉心から全ての燃料が取り出し済みであり、軽水も排水状態であるため、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、表5-1に示すとおり、燃料貯蔵室及び燃料要素格納容器の維持管理を行う。

1.3 原子炉冷却系統施設

原子炉冷却系統施設は、廃止措置期間中に軽水による冷却や遮蔽機能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、気体状及び液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、表5-1に示すとおり、気体廃棄物の廃棄設備及び液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

ため必要である。したがって、表 5 - 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、表 5 - 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（電気設備のうち電灯設備等）についても、保安規定等に基づき気体廃棄物の廃棄対象となる施設の除染が終了するまでの期間、適切に維持管理を行う。

1.8 検査・校正

廃止措置期間中に機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

T C A 施設の燃料は、燃料貯蔵室の燃料要素格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 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。

表 5-1 廃止措置期間中に機能を維持すべき設備及びその機能並びにその機能を維持すべき期間

| 施設区分 | 設備等の区分 | 構成品目 | 維持すべき機能 | 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 | 燃料貯蔵室 | 燃料の貯蔵機能 | 燃料の引き渡しの完了まで |
| | | 燃料要素格納容器 | 未臨界性維持機能 | |
| 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、フィルタユニット | 気体廃棄物の処理機能 | 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 |
| | | 燃料貯蔵室等系統 排風機、フィルタユニット | | |
| | 液体廃棄物の廃棄設備 | 廃水タンク、廃水ピット | 液体廃棄物の貯留機能 | 廃水タンク及び廃水ピットでの放射性液体廃棄物の受入及び排出が終了するまで |
| 放射線管理施設 | 屋内管理用の主要な設備 | ガンマ線エリアモニタ (3台)* | 放射線モニタとしての機能 | 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 | | |
| | 屋外管理用の主要な設備 | 排気ダストモニタ | | 気体廃棄物の廃棄設備の使用を終了するまで |
| 原子炉格納施設 | 格納施設 | 炉室建家 | 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 | 炉室建家の管理区域を解除するまで |

* : 炉室1階 γ 、炉室入口 γ 、炉室地階 γ

添付書類六

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6-1に示すとおり約4.7億円である。

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6-1 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2.0 | 約2.8 | 約4.7 |

※ 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。

添付書類七

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施設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する。また、廃止措置期間中の体制については、廃止措置の実施の前に保安規定で定める。

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50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、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

平成30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282名であり、このうち、廃止措置の監督を行う者の選任要件である原子炉主任技術者の有資格者は13名、第1種放射線取扱主任者の有資格者は92名、核燃料取扱主任者の有資格者は27名、技術士（原子力・放射線部門）の有資格者は11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。

添付書類八

品質保証計画に関する説明書

1. 廃止措置に係る品質保証計画

試験研究用等原子炉施設の許可の範囲で行う廃止措置の期間中の品質保証活動は、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保証計画を定め、試験研究用等原子炉施設に係る保安上の業務を品質保証の考え方のもとに適切に実施する。品質保証計画には、以下を記載する。

- (1) 品質保証計画の策定の目的に関する事項
- (2) 品質保証活動を行う者の職務及び組織に関する事項
- (3) 品質保証活動の実施に関する事項
- (4) 品質保証活動の評価に関する事項
- (5) 品質保証計画の継続的な改善に関する事項
- (6) 文書及び記録の管理に関する事項

また、廃止措置計画認可後においても、供用中と同様の品質保証計画を定め、品質保証活動を実施する。