

# 廃止措置実施方針

(重水臨界実験装置)

令和3年10月

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

大洗研究所（南地区）

## 一 氏名又は名称及び住所

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

## 二 工場又は事業所の名称及び所在地

名 称	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 大洗研究所（南地区）
所 在 地	茨城県東茨城郡大洗町成田町4002番地

## 三 試験研究用等原子炉の名称

名 称	重水臨界実験装置
-----	----------

## 四 廃止措置の対象となることが見込まれる試験研究用等原子炉施設（以下「廃止措置対象施設」という。）及びその敷地

### 1. 廃止措置対象施設の範囲

廃止措置対象施設は、昭和43年11月8日付け43原第5659号をもって設置の許可を受けた国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（南地区）（以下「大洗研究所（南地区）」という。）の原子炉設置変更許可申請書のうち、重水臨界実験装置（以下「DCA」という。）である。

### 2. 敷地

原子炉施設を設置する大洗研究所（南地区）の敷地は、茨城県東茨城郡大洗町南部の太平洋に面した丘陵地帯の台地（標高：約38m）に位置する。敷地の面積は、約160万m<sup>2</sup>であり、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所（北地区）（以下「大洗研究所（北地区）」という。）と共用している。当該敷地の東西の幅は約1.2km、南北の幅は約1.9kmである。廃止措置対象施設の敷地を図4-1に示す。

### 3. 廃止措置対象施設の状況

#### (1) 事業の許可等の変更の経緯

大洗研究所（南地区）の原子炉設置変更許可申請書のうち、DCAに係る原子炉設置許可及び設置変更許可の経緯を表4-1に、解体届及び変更届の経緯を表4-2に、廃止措置計画認可及び変更認可の経緯を表4-3に示す。

(2) その他（廃止措置に資する設計上の考慮）

今後、新たに設計・設置等する施設・設備については、解体撤去作業の容易化及び放射性廃棄物発生量の最小化に留意する。

表 4-1 設置許可及び設置変更許可の経緯

許可年月日	許可番号	許可の内容
昭和 43 年 11 月 8 日	43 原第 5659 号	(設置の許可)
昭和 46 年 7 月 8 日	46 原第 5031 号	プルトニウム富化燃料(0.54w/o PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub> )の使用
昭和 47 年 5 月 2 日	47 原第 4400 号	実験用二酸化ウラン燃料の使用
昭和 47 年 7 月 27 日	47 原第 7479 号	プルトニウム富化燃料(0.87w/o PuO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub> )の使用及び燃料体昇温装置の使用
昭和 49 年 10 月 8 日	49 原第 9069 号	燃料棒混合型燃料体使用
昭和 51 年 11 月 16 日	51 安(原規)第 167 号	60 本燃料体使用
昭和 52 年 8 月 3 日	52 安(原規)第 226 号	多数本クラスタ燃料体使用
昭和 55 年 1 月 14 日	54 安(原規)第 170 号	36/40 燃料集合体、防振板使用
昭和 58 年 10 月 25 日	58 安(原規)第 191 号	ポイズン急速注入装置の追加
昭和 59 年 3 月 1 日	59 安(原規)第 30 号	24.2cm ピッチグリッド板 36 本燃料集合体の使用
昭和 62 年 9 月 29 日	62 安(原規)第 235 号	36 本軸方向富化度分布付ガドリニア入り燃料集合体の使用
平成元年 7 月 31 日	元安(原規)第 349 号	実験用二酸化ウラン燃料集合体用ガドリニア入り燃料棒の使用
平成 5 年 4 月 28 日	5 安(原規)第 58 号	未臨界度測定機能の追加
平成 7 年 9 月 28 日	7 安(原規)第 291 号	未臨界度測定実験範囲の拡大
平成 17 年 8 月 2 日	16 諸文科科第 3450 号	使用済燃料の処分の方法の変更
平成 24 年 3 月 30 日	23 受文科科第 5939 号	敷地形状の一部変更

表 4-2 解体届及び変更届の経緯

届出年月日	届出番号	届出内容
平成 14 年 1 月 21 日	13 サイクル機構 (大洗) 218	DCA の解体の届出
平成 14 年 2 月 4 日	13 サイクル機構 (大洗) 231	記載表現の適正化
平成 14 年 6 月 12 日	14 サイクル機構 (大洗) 076	工事工程の一部変更
平成 15 年 3 月 18 日	14 サイクル機構 (大洗) 314	第 2 段階の解体工事内容の詳細化
平成 15 年 9 月 9 日	15 サイクル機構 (大洗) 128	起動用中性子源装置等の解体撤去の方法の変更
平成 16 年 1 月 23 日	15 サイクル機構 (大洗) 234	理事長の交代に伴う代表者の氏名の変更
平成 16 年 2 月 2 日	15 サイクル機構 (大洗) 245	重水の処分計画の明確化
平成 17 年 6 月 24 日	17 サイクル機構 (大洗) 127	性能を維持すべき設備の見直し並びに、燃料体分解設備・燃料体運搬設備のうちプール内燃料集合体移送装置と放射線管理施設のうち一部のモニタ等についての機能の停止

表 4-3 廃止措置計画認可及び変更認可の経緯

認可年月日	認可番号	備 考
平成 18 年 10 月 20 日	18 諸文科科第 938 号	原子炉等規制法の一部を改正する法律 (平成 17 年 5 月 20 日法律第 44 号) 附則第 2 条第 2 項の規定に基づく廃止措置計画の認可
平成 27 年 10 月 30 日	原規規発第 1510308 号	固体廃棄物の一時保管場所を保管廃棄施設に変更
令和 3 年 6 月 25 日	原規規発第 2106255 号	品質マネジメントシステムに係る事項、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、廃止措置の実施体制に関する説明書の追加等の変更

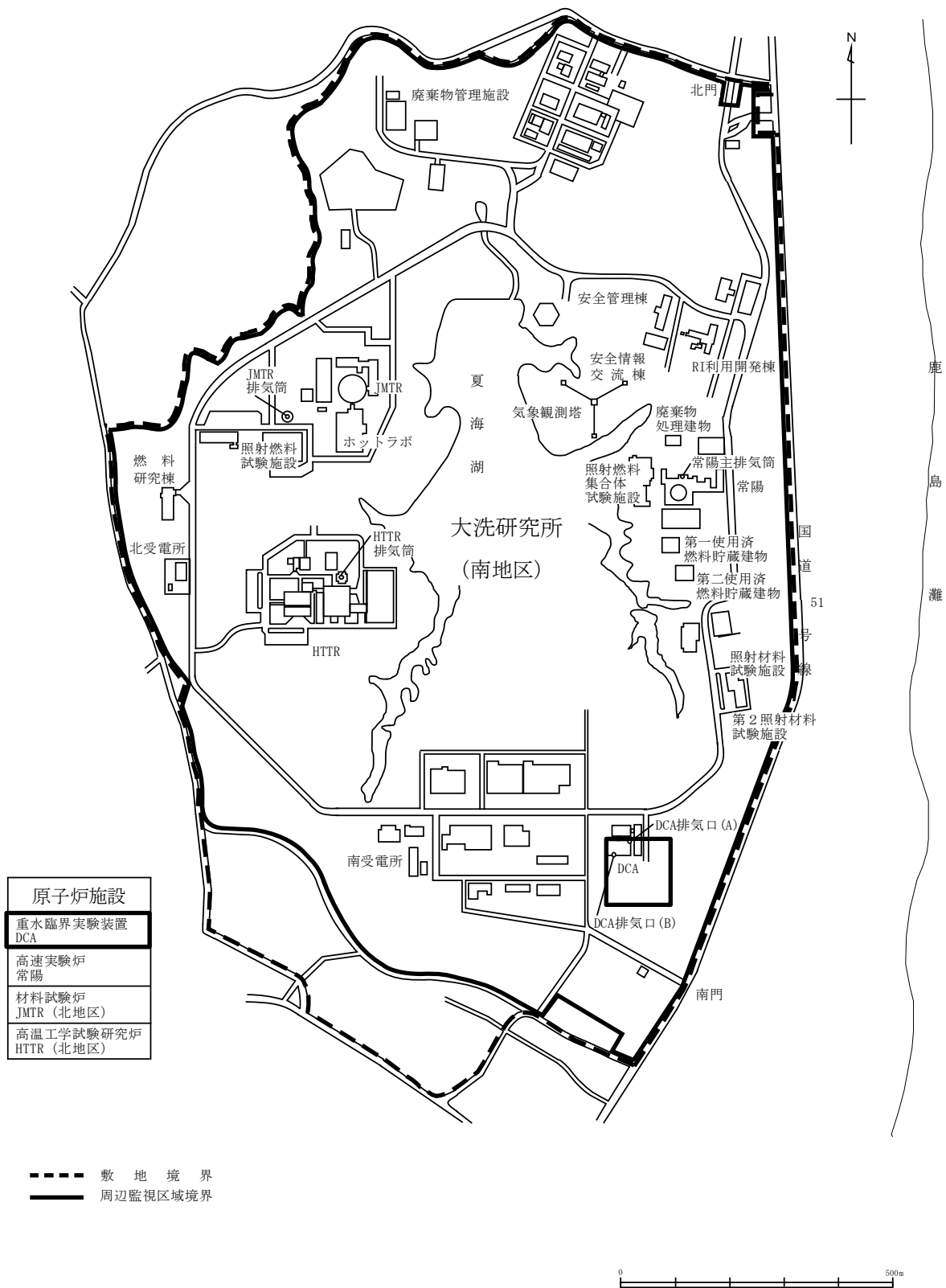


図 4-1 廃止措置対象施設の敷地

## 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

解体の対象となる施設は、原子炉建屋、DP タンクヤード及び重水倉庫の全ての施設・設備、機械室建屋に設置されている放射性廃棄物の廃棄施設の排気設備及び電気設備、並びに付属建屋に設けられている制御室、放射線管理施設、汚染検査室及びホット実験室に設置されている内装設備である。附属施設のうち、高速実験炉と共用している野外管理用固定モニタについては、廃止措置終了後に DCA の附属施設としての許可は失効するが、引き続き高速実験炉の附属施設となることから、解体対象施設には含めない。DCA の解体対象施設を表 5-1 に示す。

解体対象施設及び管理区域の範囲を、それぞれ図 5-1 及び図 5-2 に示す。管理区域のうち、外部放射線に係る線量のみが「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（以下「線量限度等告示」という。）に定める管理区域に係る値を超え、又は超えるおそれがある区域を第二種管理区域として、それ以外の区域を第一種管理区域とする。

### 2. 解体の方法

#### (1) 廃止措置の基本方針

廃止措置中の原子炉施設については、解体の各過程に応じて当該機器ごとに要求される機能を、大洗研究所（南地区）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、解体中の原子炉施設を適切に管理する。

#### (2) 廃止措置の概要

DCA の廃止措置は、次に述べる 4 段階に区分して実施する。第 4 段階の工事は、全ての燃料の搬出が終了した後に着手する。

各段階の概要は以下のとおりである。

##### 1) 運転停止～第 1 段階（原子炉の機能停止に係る措置）

平成 13 年 9 月の運転終了後に、炉心から燃料を全て抜き取り、燃料貯蔵庫に収納した。また、原子炉本体及び重水系設備から重水を全て抜き取って保管し、平成 14 年 1 月に解体届を届け出てから、解体に係る作業に着手した。

解体の第 1 段階では、平成 14 年度までに炉心タンクに封印蓋を取り付け、燃料を装荷できないようにし、安全棒と制御棒の解体、計測制御系統施設の機能停止、並びに起動用中性子源の取り外し及び搬出を実施した。

燃料は第 3 段階で搬出するまでの間、燃料貯蔵庫にて安全に保管中である。

##### 2) 第 2 段階（燃料棒分解洗浄設備等の解体撤去）

第 2 段階では、平成 15 年度から、燃料棒分解洗浄設備及び起動用中性子源装置の解体撤去を実施した。また、保管していた重水を全て搬出した。

平成 16 年度からは、残存放射性物質の評価のための試料採取及び放射能測定を実施しており、原子炉建屋の放射線遮蔽体のコンクリート、炉心タンク等の構造材から試料を採取し、放射能測定を行った。この結果は第 3 段階以降の工事計画の策定に用いる。

なお、第 2 段階以降の解体工事の進捗に伴い、機能維持が不要となった設備及び機器は、機能を停止する。

### 3) 第 3 段階（原子炉本体等の解体撤去）

第 3 段階では、原子炉本体、重水系設備、ガス系設備及び計測制御系統施設を解体撤去する。また、燃料を搬出する。

### 4) 第 4 段階（原子炉建屋等の解体撤去等）

第 4 段階では、管理区域の解除を行い、残存する設備及び施設を解体後、原子炉建屋、DP タンクヤード及び重水倉庫を解体し、廃止措置を終了した後、廃止措置の終了の確認を受ける。

## (3) 解体の方法

原子炉本体等の解体では、足場、作業台等を設置し、主に可搬工具を使用して、炉心タンク、グリッド板、圧力管、カランドリア管、重水系及びガス系配管等を切断又は分解する。

原子炉建屋等の解体では、後述の方法（七項）で除染を行った後、主に可搬工具又は重機を使用して原子炉建屋を解体する。

解体対象の施設及び設備のうち、管理区域内に設置されているものは、後述の方法（七項）により解体を行う。管理区域内の施設及び設備の解体後、管理区域は除染を行い、汚染の状況の確認を行った上で、管理区域を順次解除する。

なお、全ての放射性液体廃棄物及び放射性固体廃棄物が搬出された後、それぞれの廃棄設備の機能を停止した上で解体撤去し、また、原子炉建屋内の管理区域が全て解除された時点で、放射線管理施設及び非常用電源設備を解体する。また、原子炉建屋の解体時に炉室及び炉室内クレーンも解体する。

付属建屋、機械室建屋及びグリッド板保管庫は解体せず、それぞれ研究開発棟、機械室建屋、保管庫として引き続き利用する。また、放射線管理施設のうち、大洗研究所で共用している野外管理用固定モニタについては、大洗研究所の放射線管理施設として継続して使用する。廃止措置終了後の状態を図 5-3 に示す。



表5-1 DCA施設の廃止措置対象 (1/5)

設備			位置、構造	機能		性能	維持すべき期間	
施設区分	設備等の区分	構成目		維持の必要性	維持すべき機能			
ハ 原子炉本体	1. 燃料体	a. 燃料要素	燃料貯蔵庫内 ・種類 ・二酸化ウラン燃料 ・ウラン・アルミニウム合金燃料 ・プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料	○	健全性	・燃料体の健全性に影響するような有害な変色等がない状態であること。	全ての燃料が搬出されるまで	
	2. 減速材及び反射材	a. 重水					搬出済み	
		b. 軽水と重水の混合液					搬出済み	
	3. 原子炉容器	a. 炉心タンク (グリッド板含む)						
		b. カランドリア管						
		c. 圧力管						
		d. 炉心中央タンク						
		e. 試験体容器						
	4. 放射線遮蔽体	普通コンクリート	原子炉建屋内 ・鉄筋コンクリート造 ・地下1階(重水系室) 地上2階(炉室)	○	放射線遮蔽機能	・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状態であること。	原子炉本体の解体終了まで	
	5. その他の主要な事項	(1)起動用中性子源装置						解体済み(中性子源は搬出済み)
		(2)試験体減速材供給設備						

表5-1 DCA施設の廃止措置対象 (2/5)

設備			位置、構造	機能		性能	維持すべき期間	
施設区分	設備等の区分	構成品目		維持の必要性	維持すべき機能			
二 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	1. 核燃料物質取扱設備	(1)燃料体組立設備	燃料取扱室内 ・クラスタ燃料組立装置	○	燃料の取扱機能	・燃料集合体の組立てに影響するような有害な損傷等がない状態であること。	全ての燃料が搬出されるまで	
		(2)燃料体分解設備						
		(3)燃料体運搬設備	原子炉建屋内 ・炉室内燃料運搬車 型式：手押し台車 数量：1台 ・貯蔵庫内運搬車 数量：1台	○	燃料の取扱機能	・燃料集合体の運搬に影響するような有害な損傷等がない状態であること。	全ての燃料が搬出されるまで	
		(4)燃料棒分解洗浄設備					解体済み	
	2. 核燃料物質貯蔵設備	(1)燃料貯蔵庫(A)	燃料貯蔵庫(A)内 ・燃料懸架台 貯蔵能力：188体(燃料集合体)	○	燃料の貯蔵機能	・貯蔵能力に影響するような有害な損傷等がない状態であること。	全ての燃料が搬出されるまで	
		(2)燃料貯蔵庫(B)	燃料貯蔵庫(B)内 ・燃料懸架台 貯蔵能力：182体(燃料集合体) ・燃料棒貯蔵棚 型式：トレイ収納型 貯蔵能力：300本(燃料棒)	○	燃料の貯蔵機能	・貯蔵能力に影響するような有害な損傷等がない状態であること。		
	ハ 計測制御系統施設	1. 計装	(1)核計装					
			(2)その他の主要な計装 重水系プロセス計装					
ガス系プロセス計装								
試験体減速材供給系プロセス計装等								
2. 安全保護回路		a. 原子炉停止回路						
3. 制御設備		(1)制御材 a. 炉心タンク内重水						
		b. 制御棒						
		(2)制御材駆動設備 a. 重水水位制御装置 給排水弁 重水系ポンプ 溢流管						
		b. 制御棒駆動装置						

表5-1 DCA施設の廃止措置対象 (3/5)

設備			位置、構造	機能		性能	維持すべき期間
施設区分	設備等の区分	構成品目		維持の必要性	維持すべき機能		
へ 計測制御系統施設	4. 非常用制御設備	(1)制御材 a. 安全棒					
		b. 試験体内減速材					
		(2)主要な機器 a. 重水ダンプ装置					
		b. 安全棒駆動装置					
		c. 試験体急速排水装置					
ト 放射性廃棄物の廃棄施設	1. 気体廃棄物廃棄施設	a. 管理区域(A)系統	機械室建屋内 ・炉室系フィルタケーシング 構成：粗フィルタ 1段 微粒子除去フィルタ 1段 基数：1基 ・ホット系フィルタケーシング 構成：粗フィルタ 1段 微粒子除去フィルタ 1段 基数：1基	○	管理区域の排気機能	・除去効率が99%以上であること。	管理区域の解除まで
		b. 管理区域(B)系統	機械室建屋内 ・燃料取扱室系フィルタユニット 構成：粗フィルタ 1段 微粒子除去フィルタ 2段 基数：2基 ・貯蔵庫・測定室系フィルタユニット 構成：粗フィルタ 1段 微粒子除去フィルタ 1段 基数：2基 ・排風機室排気フィルタケーシング 構成：粗フィルタ 1段 微粒子除去フィルタ 1段 基数：1基	○	管理区域の排気機能	・除去効率が99%以上であること。	
		排気筒(A)	鉄筋コンクリート造 排気口(A)地上高さ：約20m	○	放出高さとしての機能	排気筒の機能を損なうような有害な損傷等がないこと。	
		排気筒(B)	鉄筋コンクリート造 排気口(B)地上高さ：約20m	○			
	2. 液体廃棄物廃棄設備	a. 廃液タンク	DPタンク室内 ・廃液タンク 容量：約5m <sup>3</sup> 基数：2基	○	管理区域内の廃液の貯留機能	・貯留能力に影響するような有害な損傷等がない状態であること。	放射性液体廃棄物が発生しなくなり、かつ全ての放射性液体廃棄物が搬出されるまで
		3. 固体廃棄物廃棄設備	a. 廃棄物保管庫	燃料取扱室内 ・廃棄物保管庫	○	管理区域の廃棄物の保管機能	・廃棄物の保管に影響するような損傷がない状態であること。
	b. 保管廃棄施設		原子炉建屋内 ・燃料取扱室：約26m <sup>3</sup> ・Pu燃料取扱室：約57m <sup>3</sup> ・軽水ガス系室：約57m <sup>3</sup>	・保管廃棄施設全てに1m <sup>3</sup> 容器を置いた場合は約47個、2000ドラム缶の場合は約185本保管できる状態であること。			

表5-1 DCA施設の廃止措置対象 (4/5)

設備			位置、構造	機能		性能	維持すべき期間
施設区分	設備等の区分	構成目		維持の必要性	維持すべき機能		
チ 放射線管理施設	1. 屋内管理用の主要な設備	(1)エアモニタ ガンマ線エアモニタ (炉室1階及び制御室以外)	原子炉建屋内 ・ガンマ線エアモニタ 指示範囲 重水系室、炉室2階： $10^{-2} \sim 10^2$ mSv/h 軽水ガス系室、燃料取扱室、燃料貯蔵庫(B)： $10^{-3} \sim 10^1$ mSv/h	○	放射線管理モニタとしての機能	・線量当量率を測定できる状態であること。 ・警報作動値の誤差±5%以内で警報を発する状態であること。	管理区域の解除まで
		(炉室1階及び制御室)					
		中性子エアモニタ					
		(2)ダストモニタ プルトニウムダストモニタ					
		炉室用β(γ)ダストモニタ	機械室建屋内 ・炉室用β(γ)ダストモニタ 指示範囲： $1 \sim 10^6$ cpm	○	放射線管理モニタとしての機能	・空気中の放射性物質の濃度を測定できる状態であること。 ・警報作動値の誤差±5%以内で警報を発する状態であること。	管理区域の解除まで
	2. 屋外管理用の主要な設備	(1)排気モニタ 排気口(A) 排気口(B)	機械室建屋内 ・排気口(A)用αダストモニタ 指示範囲： $1 \sim 10^6$ cpm ・排気口(A)用β(γ)ダストモニタ 指示範囲： $1 \sim 10^6$ cpm ・排気口(A)用ガスモニタ 指示範囲： $10^{-14} \sim 10^{-10}$ A 排風機室内 ・排気口(B)用αダストモニタ 指示範囲： $1 \sim 10^6$ cpm	○	排気中の放射性物質の濃度の監視機能	・排気中の放射性物質の濃度を測定できる状態であること。 ・警報作動値の誤差±5%以内で警報を発する状態であること。	管理区域の解除まで
(2)野外管理用固定モニタ		周辺監視区域及びその周辺区域 ・野外管理用固定モニタ 指示範囲： $10^{-2} \sim 10^5 \mu$ Gy/h	○	野外の空間線量の監視機能	・空間線量率を測定できる状態であること。	(大洗研究所の共用施設であるため撤去対象外)	
リ 原子炉格納施設	—	炉室	原子炉建屋内 ・鉄筋コンクリート造 ・地下1階(重水系室) 地上2階(炉室)	○	構造物としての機能	・放射性物質が漏えいするような有害な損傷等がない状態であること。	原子炉建屋の解体開始まで
		遮蔽扉					
		排気ダンパ	原子炉建屋内、機械室建屋内 ・排気ダンパ ・バタフライ弁	○	管理区域の排気の調節機能	・排気ダンパとバタフライ弁が円滑に作動する状態であること。	管理区域の解除まで
		炉室内クレーン	原子炉建屋内 ・容量：主巻5t/補巻1t ・数量：1基	○	炉室内の解体物を移動するための機能	・荷の移動ができる状態であること。	原子炉建屋の解体開始まで

表5-1 DCA施設の廃止措置対象 (5/5)

設備			位置、構造	機能		性能	維持すべき期間
施設区分	設備等の区分	構成目		維持の必要性	維持すべき機能		
ヌ その他原子炉の附属施設	1. 非常用電源設備	(1)蓄電池	機械室建屋内 ・容量：15kVA(Na1及U <sub>2</sub> 交互代替)／インバータ ・方式：バッテリー浮遊式 ・保持時間：約30分以上	○	放射線管理施設の電源としての機能	・外部電源喪失時に、蓄電池の負荷設備に給電できる状態であること。	管理区域の解除まで
		(2)非常用発電機					
	2. 主要な実験設備	(1)パルス中性子発生装置					
		(2)炉心挿入物 (a)実験用吸収体					
		(b)実験用線源					
	3. その他主要な事項	(c)実験用反射材					
		(1)ガス系設備					
		(2)重水系設備					
	その他の附属施設	消火設備	原子炉建屋内、付属建屋内 ・自動火災報知設備 ・基数：一式	○	火災報知機能	消防法の規格を満足すること。	原子炉建屋の解体開始まで
原子炉建屋内 ・消火器、消火栓 ・基数：一式			○	消火機能			
照明設備		原子炉建屋内 ・非常灯、誘導灯 ・基数：一式	○	照明機能	・非常灯及び誘導灯が点灯できること。	原子炉建屋の解体開始まで	

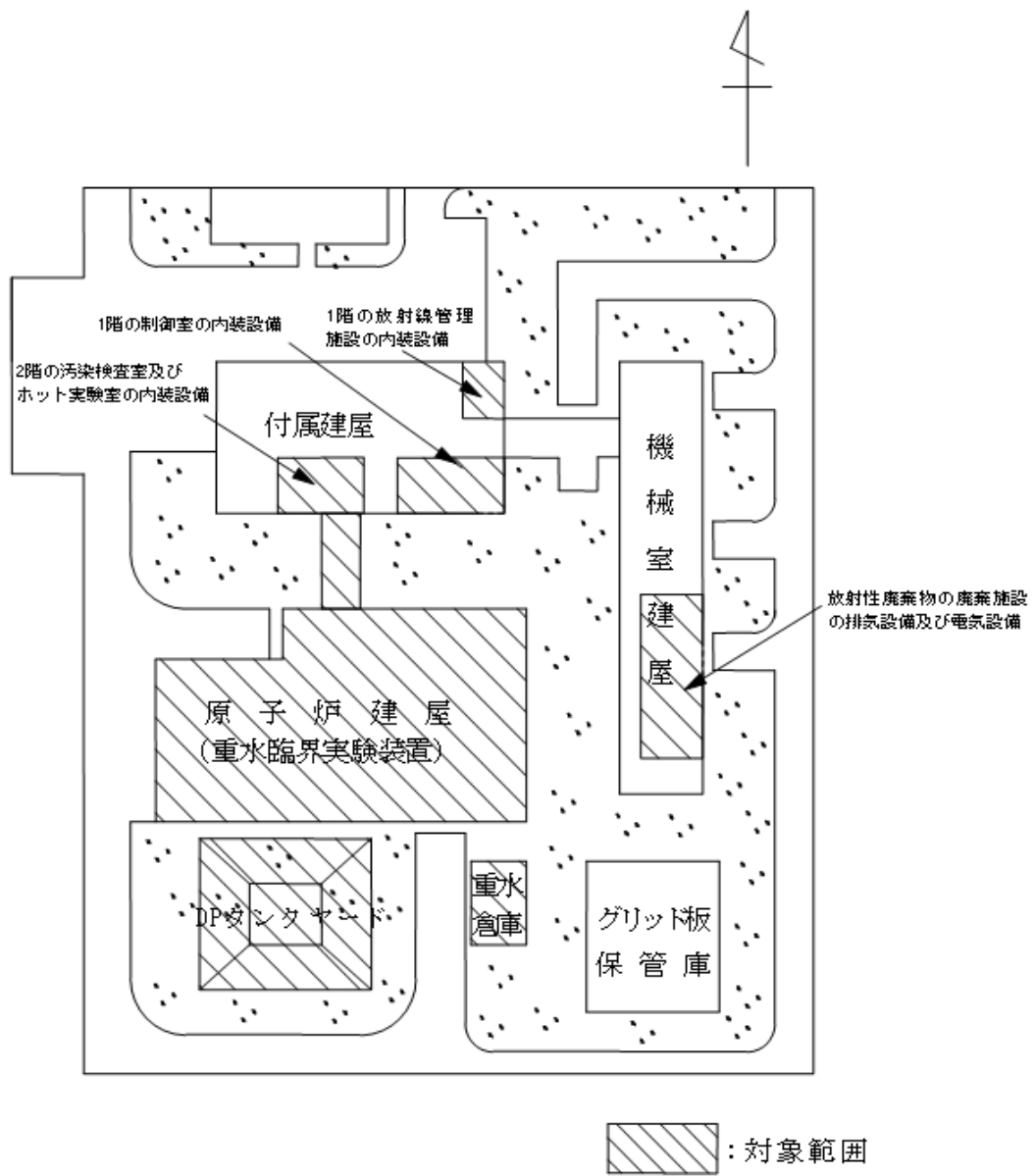


図 5-1 解体対象範囲

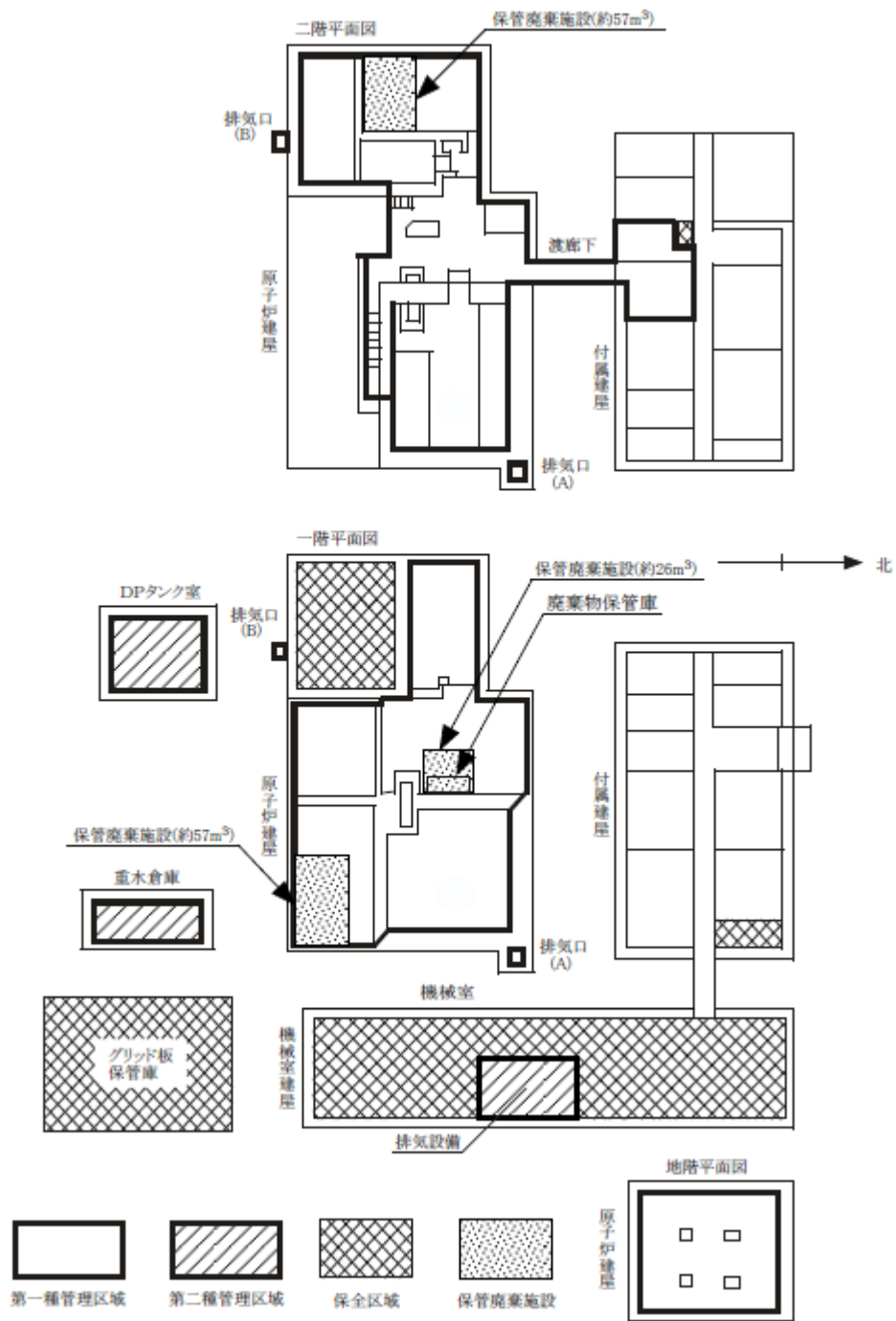


図 5-2 管理区域の範囲

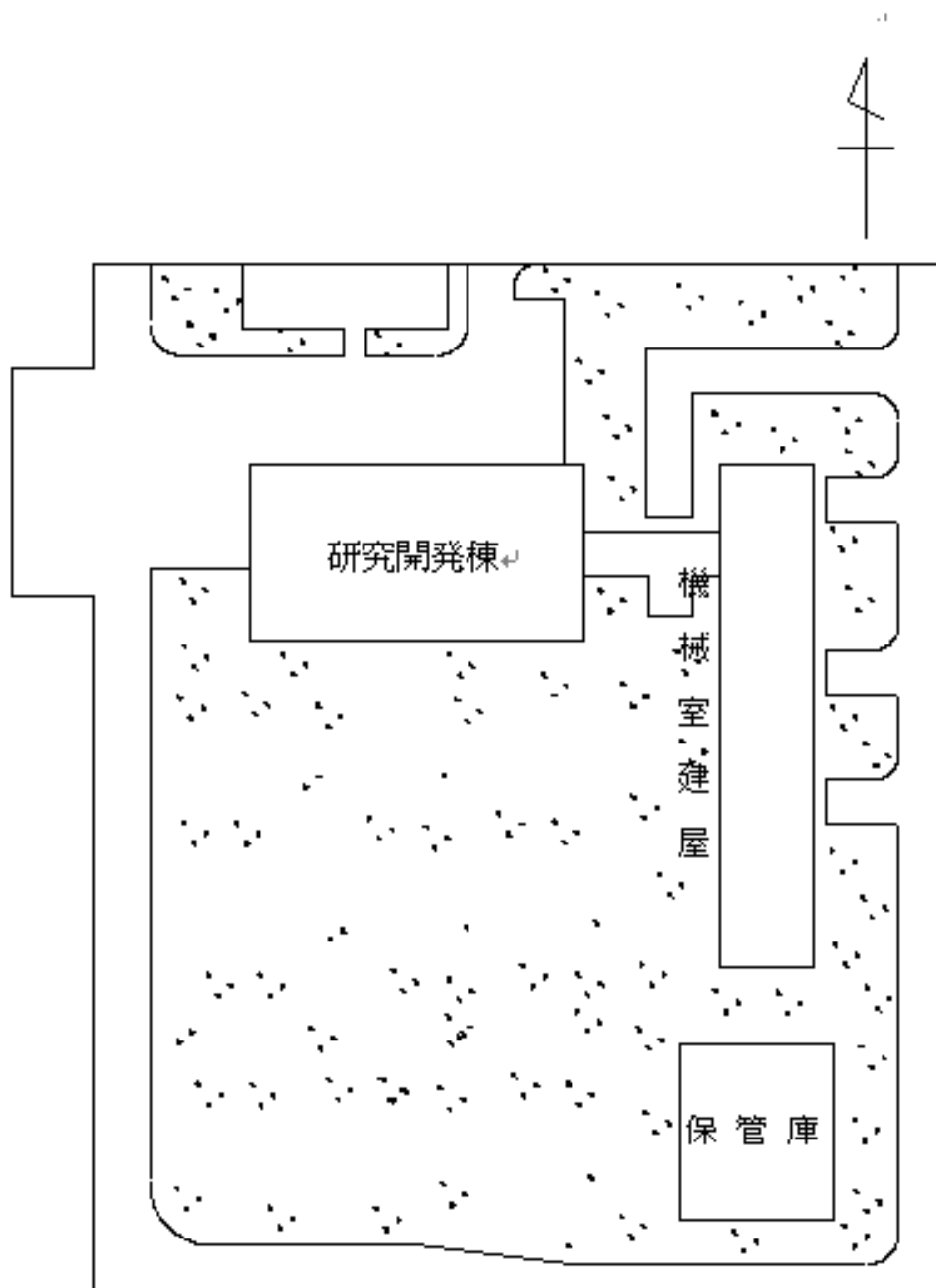


図 5-3 廃止措置終了後の状態



## 六 廃止措置に係る核燃料物質の管理及び譲渡し

### 1. 核燃料物質の現状及び搬出の方針

DCA で使用した燃料は、廃止措置着手前に炉心から取り出し、現在は核燃料物質の貯蔵施設において安全に保管されている。現在の保有量は約 28 トンである。

これらの燃料は、廃止措置を完了するまでに譲渡しを行うものとし、ウラン・アルミニウム合金燃料は、原子力の平和的利用に関する協力のための日本国政府とアメリカ合衆国政府との間の協定に基づき米国のエネルギー省に引き渡す。その他の燃料については、国内の他施設に引き渡す。

### 2. 核燃料物質の保管及び搬出について講じる措置並びに安全確保

DCA で使用した燃料は、核燃料物質の貯蔵施設において、施設の包蔵機能、保障措置及び核物質防護措置を維持しつつ安全に保管する。また、燃料については定期的に検査を行い、その健全性が維持されていることを確認する。

燃料の搬出においては、原子炉等規制法及び「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則」を遵守するとともに、計量管理を確実に実施する。また、作業員の内部被ばく及び核燃料物質又は核分裂生成物の環境への放出の対策として、燃料の積み降ろしでの落下等による損傷が起こらないよう、事前に作業手順の確認を十分に行うとともに、クレーン、吊具等の点検についても十分に行うものとする。さらに、搬出の前に燃料の健全性の確認及び表面汚染がないことの確認を行う。

燃料の輸送時の安全性を確保するため、事前に必要な遮蔽性能を評価し、これを十分に満たすことが確認された輸送容器を使用する。

## 七 廃止措置に係る核燃料物質による汚染の除去（核燃料物質による汚染分布とその評価方法を含む。）

### 1. 核燃料物質による汚染の分布とその評価方法

炉心及びその周辺部に設置されている機器並びに炉室建屋等の構造物は、原子炉運転中に中性子照射を受けたことから、放射化汚染している。また、炉心タンク、炉内構造物、重水系設備等は、放射化したトリチウム、腐食生成物等により汚染している可能性がある。

#### (1) 汚染の分布

##### 1) 放射化汚染物質

評価対象は炉心構造物及び放射線遮蔽体であり、推定放射エネルギーは炉停止から 7 年後の時点で約  $5.04 \times 10^9$  (Bq) である。

##### 2) 二次汚染物質

評価対象は汚染の可能性のある炉心タンク、炉内構造物、重水系設備、ガス系設備、計測制御系統施設及び原子炉建屋コンクリートであり、想定汚染面積と表面汚染密度の検出限界の積から求めた推定放射エネルギーは約  $3.02 \times 10^7$  (Bq) である。

## (2) 評価方法

原子炉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ることができる。放射化汚染物質は、炉心、炉心周辺部に設置されている機器及び原子炉建屋等の構造物が中性子照射を受けて放射化することにより発生し、残存するものである。二次汚染物質は、放射化した腐食生成物等が配管、機器類に付着することにより、施設内に残存するものである。

DCA における放射化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) 放射化汚染物質

炉心構造物及び放射線遮蔽体等に残存する核種別放射化汚染物質の量は、ここでは原子炉停止 7 年後を目安に、放射性物質の量を計算によって評価する。計算手順を図 7-1 に示す。

#### ① 中性子束分布の計算

中性子束の計算では、まず、JENDL-3.1 から編集された遮蔽計算用定数ライブラリ「JSSTDL」を附属のユーティリティプログラムにより 22 群 (DLC-23 の群構造) に縮約し、これを用いて、1 次元輸送計算コード「ANISN-JR」により領域依存のマクロ断面積を求める。次に、このマクロ断面積を用いて 2 次元輸送計算コード「DOT3.5」により放射線遮蔽体を含む原子炉各部での中性子束を求める。輸送計算に用いる原子炉の物質組成は、DCA の図面を基に作成した解析モデルに対して、JAERI-M6928 を基に作成した原子個数密度を適用した。

2 次元輸送計算モデルを図 7-2 に、中性子束分布の計算結果の例を図 7-3 に示す。

#### ② 放射化汚染物質の量の計算

放射化汚染物質の量は、DOT3.5 で算出した中性子スペクトルを用いて、燃焼計算コード「ORIGEN-79」で計算した。計算においては、軽水炉用の 1 群断面積を使用した。① で求めた中性子束、原子炉運転履歴及び原子炉建屋等の図面から求めた材料及び構造材、設備機器の重量等の物量データから求めた親元素の存在量を用い、構造物ごとに計算する。

##### (a) 原子炉運転履歴

DCA の初臨界から解体届提出時までの年度ごとの積算出力実績値を入力データとして与える。評価時点は、最終運転を行った平成 13 年 9 月から 7 年間経過した日とする。原子炉運転履歴を、表 7-1 に示す。

##### (b) 炉心構造物及び原子炉建屋等の物質組成

放射化を検討すべき主な機器は、炉心タンク、グリッド板、炉心タンク支持台及び

放射線遮蔽体を兼ねる原子炉建屋等であり、これらの構造材は、アルミニウム合金、ステンレス鋼、炭素鋼及びコンクリートである。これらの構造材中に生成される放射性核種は現状の知見で可能な限り全てを評価対象とする。計算に用いる放射性物質の親元素の存在量は、材料証明書、文献等に基づく。計算に用いた主要構造物の物質組成を表 7-2 に示す。

### ③評価結果

炉心構造物及び建屋等の機器別、核種別の放射化汚染物質の推定量を表 7-3 に示す。「重水炉、高速炉等におけるクリアランスレベルについて（平成 13 年 7 月 16 日原子力安全委員会）」において重要放射性核種として抽出された 8 核種及び全  $\alpha$  核種以外の核種の推定量は、「その他」の欄に一括して記載した。評価の結果、運転によって生成し、炉停止から 7 年後に残存する放射化汚染物質の全量は、約  $5.04 \times 10^9$  (Bq) と評価される。

主な構造材別、核種別の放射化汚染物質の最高濃度の推定値を表 7-4 に示す。各推定値のうち、Co-60 及び Eu-152 以外の核種は、参考値として示したクリアランスレベルを十分に下回っている。

なお、重要放射性核種以外の核種としては、Fe-55 の放射能の推定量は、金属では Co-60、コンクリートでは H-3 に次いで多かったが、放射能濃度の評価においては、「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」別表第三欄に掲げる放射能濃度を十分に下回った。

## 2) 二次汚染物質

二次汚染物質の量の評価は、汚染の可能性のある炉心タンク、炉内構造物、重水系設備、ガス系設備、計測制御系統施設及び原子炉建屋を対象とする。

二次汚染物質の量を評価するためには、全汚染面積と表面密度を求めることが必要である。汚染面積については、機器、配管等の図面及び現場調査に基づき算出した。しかし、複雑な構造・形状のポンプ、機器、弁等の汚染面積を正確に求めることは困難なので、不確定要素として 10%を見込み、計算値の 1.1 倍を全汚染面積とした。また、表面密度については、使用流体の放射能濃度、過去の保守・整備作業時の測定値及び原子炉運転時間等を考慮し推定した。

汚染面積、汚染放射性物質表面密度及び汚染放射性物質の放射エネルギーの推定結果を表 7-5 に示す。二次汚染物質の放射エネルギーは、約  $3.02 \times 10^7$  (Bq) と推定される。

## 2. 汚染の除去の方法

残存放射能は放射化が主体であり、化学的、物理的方法による表面除染では大きな効果が期待できない。また、残存放射能も比較的軽微であり時間的減衰措置の必要性も少ないことから、除染の方法としては、第 3 段階以降での解体撤去による除去、すなわち、汚染の存在する機器及び設備の解体撤去、また、放射線遮蔽体のコンクリートを残存放射能の

測定結果を考慮した上で原子炉側の内面を所定の厚さ分割り取るなどの方法により行うものとする。

汚染の除去の主要手順を図 7-4 に、管理区域解除までの汚染の除去の方法を表 7-6 に示す。解体撤去による汚染の除去においては、放射性物質の拡散防止の措置を講じながら行う。また、第 2 段階の工事で実施する残存放射性物質の評価のための試料採取及び放射能測定の結果を踏まえ、放射能濃度の確認を受けた上で、放射性物質として扱う必要のない物及び放射性廃棄物でない廃棄物となる物を適切に区分することにより、放射性廃棄物発生量の低減を図る。

表 7-1 原子炉運転履歴

年 度	運転時間		積算熱出力
	時間	分	[Wh]
昭和 44	56	50	15.011
45	807	33	22793.722
46	623	34	41141.246
47	647	27	35950.893
48	630	21	28821.111
49	270	29	40867.242
50	232	47	39162.028
51	326	23	29308.674
52	153	1	21098.432
53	249	7	27608.626
54	176	9	28966.275
55	197	7	29460.805
56	186	48	30758.535
57	237	52	16727.080
58	234	49	12860.629
59	132	0	18905.265
60	225	29	13855.937
61	117	31	25875.709
62	94	58	10054.639
63	180	21	13764.603
平成 元年	124	2	7891.240
2	172	55	17037.082
3	138	43	13417.818
4	212	38	4726.131
5	137	5	2597.594
6	156	20	8526.482
7	238	20	4313.543
8	198	42	3467.387
9	130	59	5303.939
10	51	37	2517.277
11	95	13	1881.289
12	29	54	2427.604
13	89	1	5291.888
合 計	7556	5	567395.736

表 7-2 物質組成データ

(単位：wt%)

機器等	炉心タンク 炉内構造物	グリッド板	重水系炉槽類 軽水サージタンク	炉心タンク支持台	放射線遮へい体
材質	アルミニウム	SUS304	アルミニウム	炭素鋼	コンクリート
密度 (g/cm <sup>3</sup> )	2.70	7.93	2.70	7.85	2.28
H	-	-	-	-	6.10×10 <sup>-1</sup>
Li	-	1.30×10 <sup>-3</sup>	-	3.00×10 <sup>-3</sup>	2.00×10 <sup>-3</sup>
B	5.57×10 <sup>-4</sup>	-	5.57×10 <sup>-4</sup>	-	2.00×10 <sup>-3</sup>
C	-	4.70×10 <sup>-2</sup>	-	2.50×10 <sup>-1</sup>	-
N	-	4.52×10 <sup>-2</sup>	-	8.40×10 <sup>-3</sup>	1.20×10 <sup>-2</sup>
O	-	-	-	-	4.37×10 <sup>1</sup>
Na	-	9.70×10 <sup>-4</sup>	-	2.30×10 <sup>-3</sup>	7.39×10 <sup>-1</sup>
Mg	2.54×10 <sup>0</sup>	-	2.54×10 <sup>0</sup>	-	2.30×10 <sup>-1</sup>
Al	9.68×10 <sup>1</sup>	1.00×10 <sup>-2</sup>	9.68×10 <sup>1</sup>	3.30×10 <sup>-2</sup>	3.10×10 <sup>0</sup>
Si	1.08×10 <sup>-1</sup>	4.62×10 <sup>-1</sup>	1.08×10 <sup>-1</sup>	1.64×10 <sup>-1</sup>	1.68×10 <sup>1</sup>
P	-	2.90×10 <sup>-2</sup>	-	3.50×10 <sup>-2</sup>	5.00×10 <sup>-1</sup>
S	-	9.45×10 <sup>-3</sup>	-	4.00×10 <sup>-2</sup>	3.10×10 <sup>-1</sup>
Cl	-	7.00×10 <sup>-3</sup>	-	4.00×10 <sup>-3</sup>	4.50×10 <sup>-3</sup>
K	-	3.00×10 <sup>-4</sup>	-	1.20×10 <sup>-3</sup>	7.50×10 <sup>-1</sup>
Ca	-	1.90×10 <sup>-3</sup>	-	1.40×10 <sup>-3</sup>	1.83×10 <sup>1</sup>
Sc	6.46×10 <sup>-6</sup>	3.00×10 <sup>-6</sup>	6.46×10 <sup>-6</sup>	2.60×10 <sup>-5</sup>	6.50×10 <sup>-4</sup>
Ti	3.75×10 <sup>-2</sup>	6.00×10 <sup>-2</sup>	3.75×10 <sup>-2</sup>	2.00×10 <sup>-4</sup>	2.12×10 <sup>-1</sup>
V	-	4.56×10 <sup>-2</sup>	-	8.00×10 <sup>-3</sup>	1.03×10 <sup>-2</sup>
Cr	1.98×10 <sup>-1</sup>	1.84×10 <sup>-1</sup>	1.98×10 <sup>-1</sup>	1.70×10 <sup>-1</sup>	1.09×10 <sup>-2</sup>
Mn	2.92×10 <sup>-2</sup>	1.05×10 <sup>0</sup>	2.92×10 <sup>-2</sup>	1.02×10 <sup>0</sup>	3.77×10 <sup>-2</sup>
Fe	2.74×10 <sup>-1</sup>	7.15×10 <sup>-1</sup>	2.74×10 <sup>-1</sup>	9.80×10 <sup>-1</sup>	3.90×10 <sup>0</sup>
Co	1.62×10 <sup>-4</sup>	1.41×10 <sup>-1</sup>	1.62×10 <sup>-4</sup>	1.22×10 <sup>-2</sup>	9.80×10 <sup>-4</sup>
Ni	-	8.50×10 <sup>0</sup>	-	6.60×10 <sup>-1</sup>	3.80×10 <sup>-3</sup>
Cu	2.92×10 <sup>-2</sup>	3.08×10 <sup>-1</sup>	2.92×10 <sup>-2</sup>	1.27×10 <sup>-1</sup>	2.50×10 <sup>-3</sup>
Zn	3.08×10 <sup>-2</sup>	4.57×10 <sup>-2</sup>	3.08×10 <sup>-2</sup>	1.00×10 <sup>-2</sup>	7.50×10 <sup>-3</sup>
Ga	8.88×10 <sup>-3</sup>	1.29×10 <sup>-2</sup>	8.88×10 <sup>-3</sup>	8.00×10 <sup>-3</sup>	8.80×10 <sup>-4</sup>
As	-	1.94×10 <sup>-2</sup>	-	5.32×10 <sup>-2</sup>	7.90×10 <sup>-4</sup>
Se	-	3.50×10 <sup>-3</sup>	-	7.00×10 <sup>-3</sup>	9.20×10 <sup>-3</sup>
Br	-	2.00×10 <sup>-4</sup>	-	8.50×10 <sup>-3</sup>	2.40×10 <sup>-4</sup>
Rb	-	1.00×10 <sup>-3</sup>	-	4.80×10 <sup>-3</sup>	3.50×10 <sup>-3</sup>
Sr	-	2.00×10 <sup>-3</sup>	-	1.50×10 <sup>-3</sup>	4.38×10 <sup>-2</sup>
Y	-	5.00×10 <sup>-4</sup>	-	2.00×10 <sup>-3</sup>	1.82×10 <sup>-3</sup>
Zr	-	1.00×10 <sup>-3</sup>	-	1.00×10 <sup>-3</sup>	7.10×10 <sup>-3</sup>
Nb	-	8.90×10 <sup>-3</sup>	-	1.88×10 <sup>-3</sup>	4.30×10 <sup>-4</sup>
Mo	-	2.60×10 <sup>-1</sup>	-	5.60×10 <sup>-3</sup>	1.03×10 <sup>-3</sup>
Pd	-	-	-	-	3.00×10 <sup>-4</sup>
Ag	-	2.00×10 <sup>-4</sup>	-	2.00×10 <sup>-4</sup>	2.00×10 <sup>-3</sup>
Cd	1.71×10 <sup>-4</sup>	-	1.71×10 <sup>-4</sup>	-	3.00×10 <sup>-3</sup>
Sn	3.12×10 <sup>-3</sup>	-	3.12×10 <sup>-3</sup>	-	7.00×10 <sup>-4</sup>
Sb	2.40×10 <sup>-4</sup>	1.23×10 <sup>-3</sup>	2.40×10 <sup>-4</sup>	1.10×10 <sup>-3</sup>	1.80×10 <sup>-4</sup>
Cs	-	3.00×10 <sup>-3</sup>	-	2.00×10 <sup>-3</sup>	1.30×10 <sup>-4</sup>
Ba	-	5.00×10 <sup>-2</sup>	-	2.73×10 <sup>-2</sup>	9.50×10 <sup>-2</sup>
La	4.30×10 <sup>-3</sup>	2.00×10 <sup>-3</sup>	4.30×10 <sup>-3</sup>	1.00×10 <sup>-3</sup>	1.30×10 <sup>-3</sup>
Ce	-	3.71×10 <sup>-2</sup>	-	1.00×10 <sup>-4</sup>	2.43×10 <sup>-3</sup>
Sm	-	1.00×10 <sup>-3</sup>	-	1.70×10 <sup>-3</sup>	2.00×10 <sup>-4</sup>
Eu	-	2.00×10 <sup>-6</sup>	-	3.10×10 <sup>-6</sup>	5.50×10 <sup>-3</sup>
Tb	-	4.70×10 <sup>-3</sup>	-	4.50×10 <sup>-3</sup>	4.10×10 <sup>-3</sup>
Dy	-	1.00×10 <sup>-4</sup>	-	-	2.30×10 <sup>-4</sup>
Ho	-	1.00×10 <sup>-4</sup>	-	8.00×10 <sup>-3</sup>	9.00×10 <sup>-3</sup>
Yb	-	2.00×10 <sup>-4</sup>	-	1.00×10 <sup>-4</sup>	1.40×10 <sup>-4</sup>
Lu	-	8.00×10 <sup>-3</sup>	-	2.00×10 <sup>-3</sup>	2.70×10 <sup>-3</sup>
Hf	8.61×10 <sup>-3</sup>	2.00×10 <sup>-4</sup>	8.61×10 <sup>-3</sup>	2.10×10 <sup>-3</sup>	2.20×10 <sup>-4</sup>
Ta	-	-	-	1.30×10 <sup>-3</sup>	4.40×10 <sup>-3</sup>
W	-	1.86×10 <sup>-2</sup>	-	5.50×10 <sup>-4</sup>	1.40×10 <sup>-4</sup>
Pb	-	6.70×10 <sup>-3</sup>	-	8.20×10 <sup>-2</sup>	6.10×10 <sup>-3</sup>
Th	-	1.00×10 <sup>-4</sup>	-	1.80×10 <sup>-3</sup>	3.50×10 <sup>-4</sup>
U	1.85×10 <sup>-4</sup>	2.00×10 <sup>-4</sup>	1.85×10 <sup>-4</sup>	2.00×10 <sup>-3</sup>	2.70×10 <sup>-4</sup>

表 7-3 放射化汚染物質の推定量

(原子炉停止7年後、単位：Bq)

名称	核種	H-3	Mn-54	Co-60	Sr-90	Cs-134	Cs-137	Eu-152	Eu-154	α核種 <sup>注)</sup>	その他	合計
	炉心タンク、炉内構造物		$2.80 \times 10^3$	$3.86 \times 10^2$	$1.71 \times 10^6$	$1.54 \times 10^3$	$5.76 \times 10^1$	$1.61 \times 10^3$	$7.71 \times 10^2$	$7.81 \times 10^1$	$8.27 \times 10^1$	$3.35 \times 10^6$
グリッド板		$7.36 \times 10^3$	$1.07 \times 10^4$	$1.44 \times 10^7$	$1.53 \times 10^2$	$2.05 \times 10^3$	$1.63 \times 10^2$	$2.16 \times 10^3$	$7.62 \times 10^2$	$1.79 \times 10^1$	$1.05 \times 10^7$	$2.49 \times 10^7$
炉心タンク支持台		$1.24 \times 10^5$	$8.81 \times 10^2$	$1.67 \times 10^6$	$7.65 \times 10^0$	$2.87 \times 10^2$	$7.94 \times 10^0$	$2.29 \times 10^4$	$1.69 \times 10^3$	$3.39 \times 10^{-1}$	$1.31 \times 10^7$	$1.49 \times 10^7$
重水系塔槽類、 軽水サージタンク		$3.76 \times 10^3$	$3.03 \times 10^1$	$8.84 \times 10^5$	$9.93 \times 10^0$	$1.94 \times 10^1$	$1.03 \times 10^1$	$9.14 \times 10^2$	$6.17 \times 10^1$	$3.66 \times 10^{-1}$	$1.98 \times 10^6$	$2.87 \times 10^6$
その他の機器		$5.81 \times 10^5$	$4.16 \times 10^3$	$1.61 \times 10^7$	$9.47 \times 10^1$	$1.48 \times 10^3$	$9.84 \times 10^1$	$1.09 \times 10^5$	$7.87 \times 10^3$	$4.48 \times 10^0$	$7.45 \times 10^7$	$9.14 \times 10^7$
機器類合計 (金属)	Bq	$7.19 \times 10^5$	$1.62 \times 10^4$	$3.47 \times 10^7$	$1.80 \times 10^3$	$3.89 \times 10^3$	$1.89 \times 10^3$	$1.36 \times 10^5$	$1.05 \times 10^4$	$1.06 \times 10^2$	$1.03 \times 10^8$	$1.39 \times 10^8$
	%	0.52	0.01	24.98	<0.01	<0.01	<0.01	0.10	<0.01	<0.01	74.38	100.00
放射線遮蔽体 (コンクリート、鉄筋)	Bq	$9.58 \times 10^8$	$3.86 \times 10^3$	$2.57 \times 10^7$	$1.18 \times 10^4$	$1.58 \times 10^5$	$1.22 \times 10^4$	$4.69 \times 10^7$	$3.00 \times 10^6$	$4.24 \times 10^2$	$3.86 \times 10^9$	$4.90 \times 10^9$
	%	19.56	<0.01	0.52	<0.01	<0.01	<0.01	0.96	0.06	<0.01	78.90	100.00

注) α核種：Pu-238、Pu-239、Am-241

表 7-4 主な構造材の放射化汚染物質の最高濃度

(原子炉停止 7 年後、単位 : Bq/g)

核種 材質	H-3	Mn-54	Co-60	Sr-90	Cs-134	Cs-137	Eu-152	Eu-154	$\alpha$ 核種 <sup>注1)</sup>
アルミニウム	$5.25 \times 10^{-7}$	$2.01 \times 10^{-5}$	$9.14 \times 10^{-2}$	$2.73 \times 10^{-4}$	$1.18 \times 10^{-10}$	$2.85 \times 10^{-4}$	$3.33 \times 10^{-12}$	$6.29 \times 10^{-11}$	$1.45 \times 10^{-5}$
ステンレス鋼	$1.67 \times 10^{-2}$	$2.81 \times 10^{-4}$	$6.25 \times 10^0$	$2.38 \times 10^{-5}$	$1.58 \times 10^{-4}$	$2.47 \times 10^{-5}$	$4.55 \times 10^{-3}$	$3.66 \times 10^{-4}$	$1.18 \times 10^{-6}$
炭素鋼	$3.85 \times 10^{-2}$	$3.85 \times 10^{-4}$	$5.40 \times 10^{-1}$	$2.38 \times 10^{-6}$	$1.05 \times 10^{-4}$	$2.47 \times 10^{-6}$	$7.07 \times 10^{-3}$	$5.66 \times 10^{-4}$	$1.18 \times 10^{-7}$
コンクリート	$2.23 \times 10^0$	$1.41 \times 10^{-5}$	$3.77 \times 10^{-2}$	$2.79 \times 10^{-5}$	$5.88 \times 10^{-4}$	$2.90 \times 10^{-5}$	$1.10 \times 10^{-1}$	$8.70 \times 10^{-3}$	$1.38 \times 10^{-6}$
参考値 <sup>注3)</sup>	100	0.1	0.1	1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1 <sup>注2)</sup>

注1) Pu-238、Pu-239、Am-241

注2) Pu-239、Am-241

注3) 参考値として、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 別表第三欄に掲げる放射能濃度を示す。



表 7-5 二次汚染物質の推定結果

対象施設・系統	汚染表面積 (m <sup>2</sup> )	二次汚染物質 <sup>注)</sup> 表面密度(Bq/cm <sup>2</sup> )	二次汚染物質の 放射エネルギー (Bq)
炉心タンク及び炉内構造物	506	0.4	$2.02 \times 10^6$
重水系設備	302	0.4	$1.21 \times 10^6$
ガス系設備	130	0.4	$5.20 \times 10^5$
計測制御系統施設	86	0.4	$3.44 \times 10^5$
核燃料物質取扱設備	69	0.4	$2.76 \times 10^5$
原子炉建屋	6,445	0.4	$2.58 \times 10^7$
合計	7,538		$3.02 \times 10^7$

注) 炉心構成組替え時等の作業時にスミヤ等により測定した結果、汚染は検出されなかった。したがって、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。なお、トリチウムによる汚染は、機器類の表面で  $1.2 \times 10^{-1}$ (Bq/cm<sup>2</sup>)、コンクリート中には0.3(Bq/g)と評価されており、第2段階における残存放射性物質の評価のための試料採取及び測定において、詳細な評価を実施する。

表 7-6 管理区域解除までの汚染の除去の方法 (1/4)

工事件名	場所	対象機器	着手要件	工事概要	安全確保対策	終了要件
(1) 原子炉本体等の解体撤去 ① 重水系設備の解体撤去	重水系室及び炉室	重水系設備、配管等	—	・主に可搬工具を用いて、重水系設備及び重水系配管を切断・分解し、撤去する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・トリチウム及び放射性粉塵の飛散防止のため、必要に応じて作業区域にグリーンハウス、局所排気装置等を設置する。</li> <li>・内部被ばく防止のため、必要に応じて防護マスク、防護衣等を用いる。</li> <li>・施設内の給排気系を維持する。</li> </ul>	重水系設備の対象機器を解体撤去すること。
② ガス系設備の解体撤去	軽水ガス系室及び炉室	ガス系設備、配管等	—	・主に可搬工具を用いて、ガス系設備及びガス系配管を切断・分解し、撤去する。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性粉塵の飛散防止のため、必要に応じて作業区域にグリーンハウス、局所排気装置等を設置する。</li> <li>・内部被ばく防止のため、必要に応じて防護マスク、防護衣等を用いる。</li> <li>・施設内の給排気系を維持する。</li> </ul>	ガス系設備の対象機器を解体撤去すること。

表 7-6 管理区域解除までの汚染の除去の方法 (2/4)

工事件名	場所	対象機器	着手要件	工事概要	安全確保対策	終了要件
③ 計測制御系統施設の解体撤去	炉室等	制御棒、重水水位制御装置、制御棒駆動装置、安全棒、重水ダンプ装置、安全棒駆動装置及び試験体急速排水装置	重水系及びガス系設備の解体撤去が完了していること。	<ul style="list-style-type: none"> <li>主に可搬工具を用いて、各機器を切断・分解し、撤去する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>トリチウム及び放射性粉塵の飛散防止のため、必要に応じて作業区域にグリーンハウス、局所排気装置等を設置する。</li> <li>内部被ばく防止のため、必要に応じて防護マスク、防護衣等を用いる。</li> <li>施設内の給排気系を維持する。</li> </ul>	計測制御系統施設の対象機器を解体撤去すること。
④ 原子炉本体の解体撤去	炉室	炉心タンク、カランドリア管、圧力管、炉心中央タンク及び試験体容器	重水系及びガス系設備の解体撤去が完了していること。	<ul style="list-style-type: none"> <li>主に可搬工具を用いて、各機器を切断・分解し、撤去する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>トリチウム及び放射性粉塵の飛散防止のため、必要に応じて作業区域にグリーンハウス、局所排気装置等を設置する。</li> <li>内部被ばく防止のため、必要に応じて防護マスク、防護衣等を用いる。</li> <li>施設内の給排気系を維持する。</li> </ul>	原子炉本体の対象機器を解体撤去すること。

表 7-6 管理区域解除までの汚染の除去の方法 (3/4)

工事件名	場所	対象機器	着手要件	工事概要	安全確保対策	終了要件
(2) 原子炉建屋等の解体撤去 ① 核燃料物質取扱施設及び貯蔵施設の解体撤去	燃料貯蔵庫及び燃料取扱室	燃料体組立設備、燃料体分解設備、燃料体運搬設備及び核燃料物質貯蔵設備	全ての燃料の搬出が終了していること。	<ul style="list-style-type: none"> <li>主に可搬工具を用いて、各機器を切断・分解し、撤去する。</li> <li>汚染の状況の確認を行い、必要に応じて除染を行った上で管理区域を解除する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射性粉塵の飛散防止のため、必要に応じて作業区域にグリーンハウス、局所排気装置等を設置する。</li> <li>内部被ばく防止のため、必要に応じて防護マスク、防護衣等を用いる。</li> <li>施設内の給排気系を維持する。</li> </ul>	燃料貯蔵庫及び燃料取扱室の機器を解体撤去し、管理区域を解除すること。
② 原子炉建屋等の除染	原子炉建屋	炉室及び遮蔽扉	全ての燃料の搬出が終了していること。	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉室及び遮蔽扉については、可搬工具又は重機を用いて、原子炉側の必要な部位に対して削り取りによる除染を行う。</li> <li>原子炉建屋の他の部分については、汚染の状況の確認を行い、必要に応じて除染を行う。</li> <li>除染が完了次第、汚染の状況の確認を行った上で、液体及び固体廃棄物廃棄設備並びに気体廃棄物廃棄施設を除く管理区域を解除する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射性粉塵の飛散防止のため、必要に応じて作業区域にグリーンハウス、局所排気装置等を設置する。</li> <li>内部被ばく防止のため、必要に応じて防護マスク、防護衣等を用いる。</li> <li>施設内の給排気系を維持する。</li> </ul>	液体及び固体廃棄物廃棄設備並びに気体廃棄物廃棄施設を除く原子炉建屋の管理区域を解除すること。

表 7-6 管理区域解除までの汚染の除去の方法 (4/4)

工事件名	場所	対象機器	着手要件	工事概要	安全確保対策	終了要件
③ 液体廃棄物廃棄設備の解体撤去	重水倉庫及び DP タンクヤード	廃液タンク及び配管類	液体及び固体廃棄物廃棄設備並びに気体廃棄物廃棄施設を除く原子炉建屋の管理区域が解除され、放射性液体廃棄物の搬出が終了していること。	<ul style="list-style-type: none"> <li>主に可搬工具を用いて、廃液タンク及び配管類を切断・分解し、撤去する。</li> <li>汚染の状況の確認を行い、必要に応じて除染を行った上で管理区域を解除する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射性粉塵の飛散防止のため、必要に応じて作業区域にグリーンハウス、局所排気装置等を設置する。</li> <li>内部被ばく防止のため、必要に応じて防護マスク、防護衣等を用いる。</li> <li>施設内の給排気系を維持する。</li> </ul>	廃液タンク及び配管類を解体撤去し、管理区域を解除すること。
④ 気体廃棄物廃棄施設の解体撤去	原子炉建屋及び機械室建屋	管理区域(A)及び(B)系統	気体廃棄物廃棄施設及び固体廃棄物廃棄設備を除く原子炉建屋の管理区域が解除されていること。	<ul style="list-style-type: none"> <li>主に可搬工具を用いて、管理区域(A)及び(B)系統の機器を切断・分解し、撤去する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射性粉塵の飛散防止のため、必要に応じて作業区域にグリーンハウス、局所排気装置等を設置する。</li> <li>内部被ばく防止のため、必要に応じて防護マスク、防護衣等を用いる。</li> </ul>	管理区域(A)及び(B)系統の機器を解体撤去し、管理区域を解除すること。
⑤ 固体廃棄物廃棄設備の解体撤去	原子炉建屋	保管廃棄施設 廃棄物保管庫	放射能濃度確認対象物の放射能濃度の確認が終了し、放射性固体廃棄物の搬出が終了していること。	<ul style="list-style-type: none"> <li>廃棄物保管庫等の、クリアランス検認エリアについて、汚染の状況の確認を行い、必要に応じて除染を行った上で管理区域を解除する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射性粉塵の飛散防止のため、必要に応じて作業区域にグリーンハウス、局所排気装置等を設置する。</li> <li>内部被ばく防止のため、必要に応じて防護マスク、防護衣等を用いる。</li> </ul>	全ての管理区域の解除を終了すること。

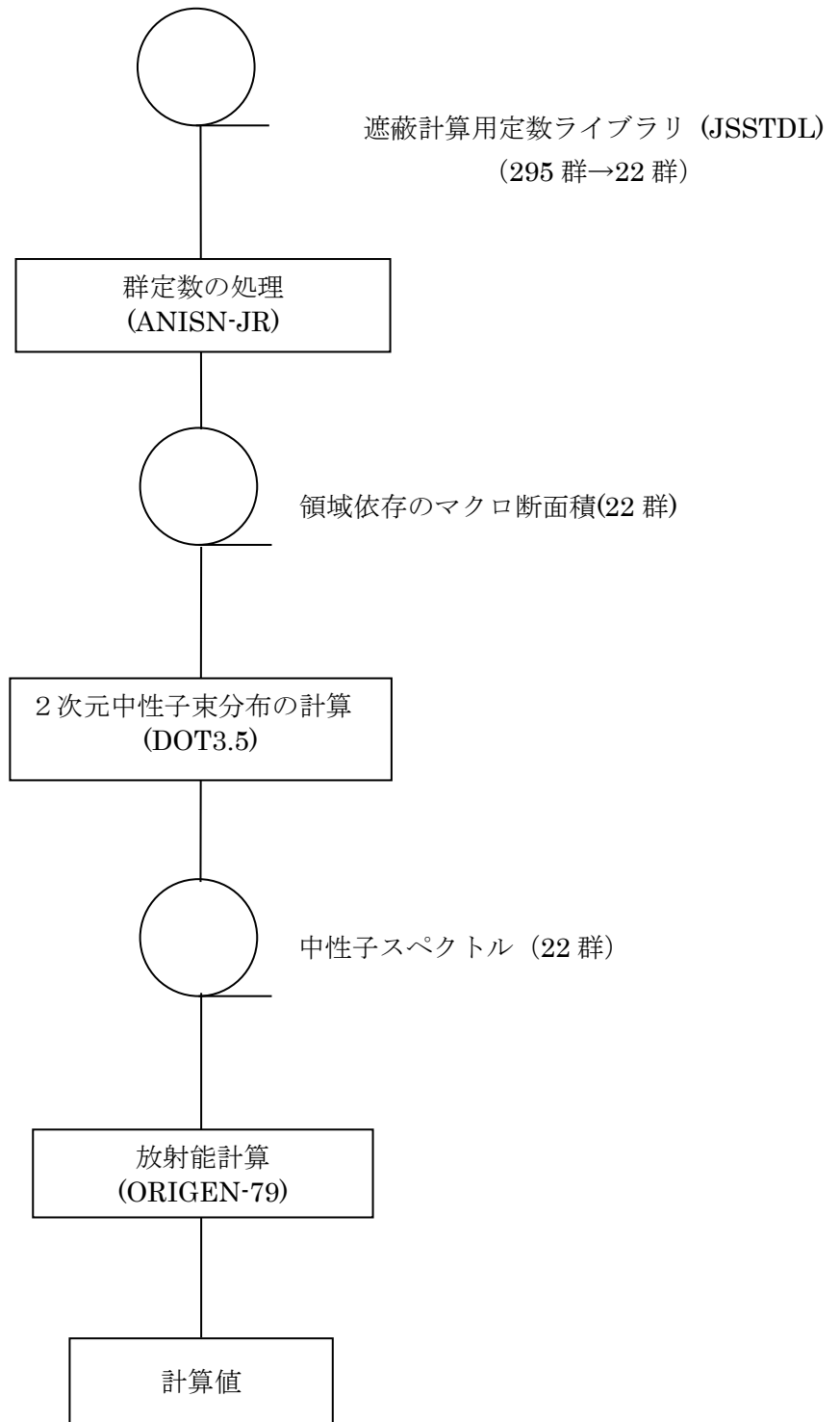


図 7-1 放射化放射性物質の計算手順

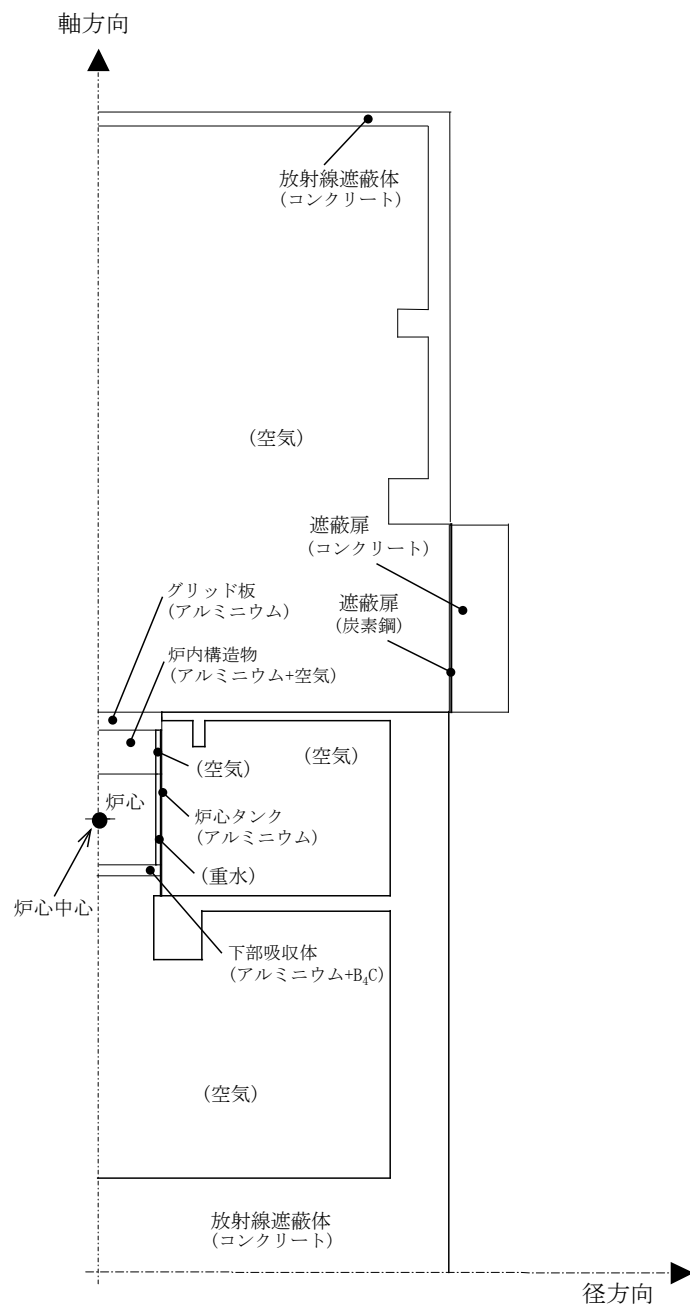


図 7-2 2次元輸送計算モデル

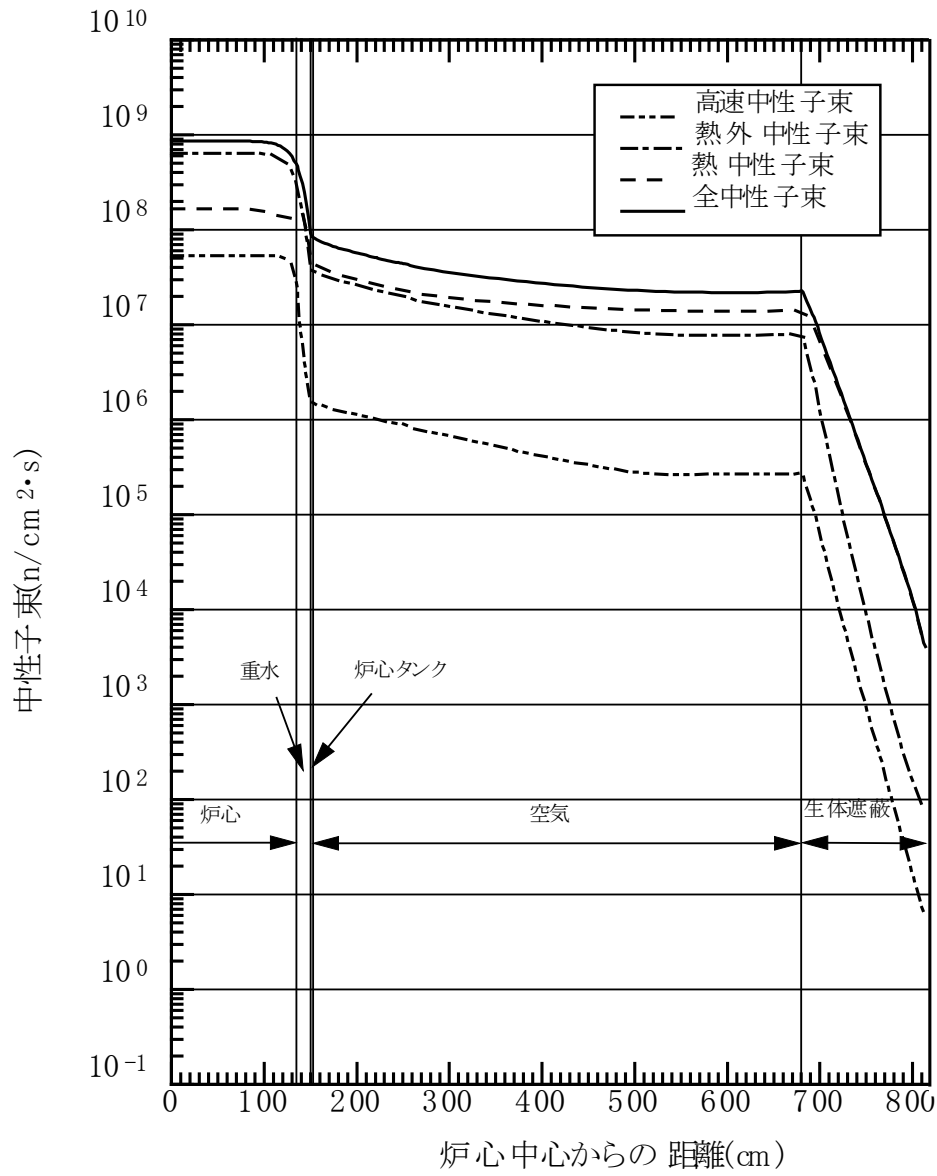


図 7-3 炉心半径方向の中性子束分布(主要箇所の計算値)



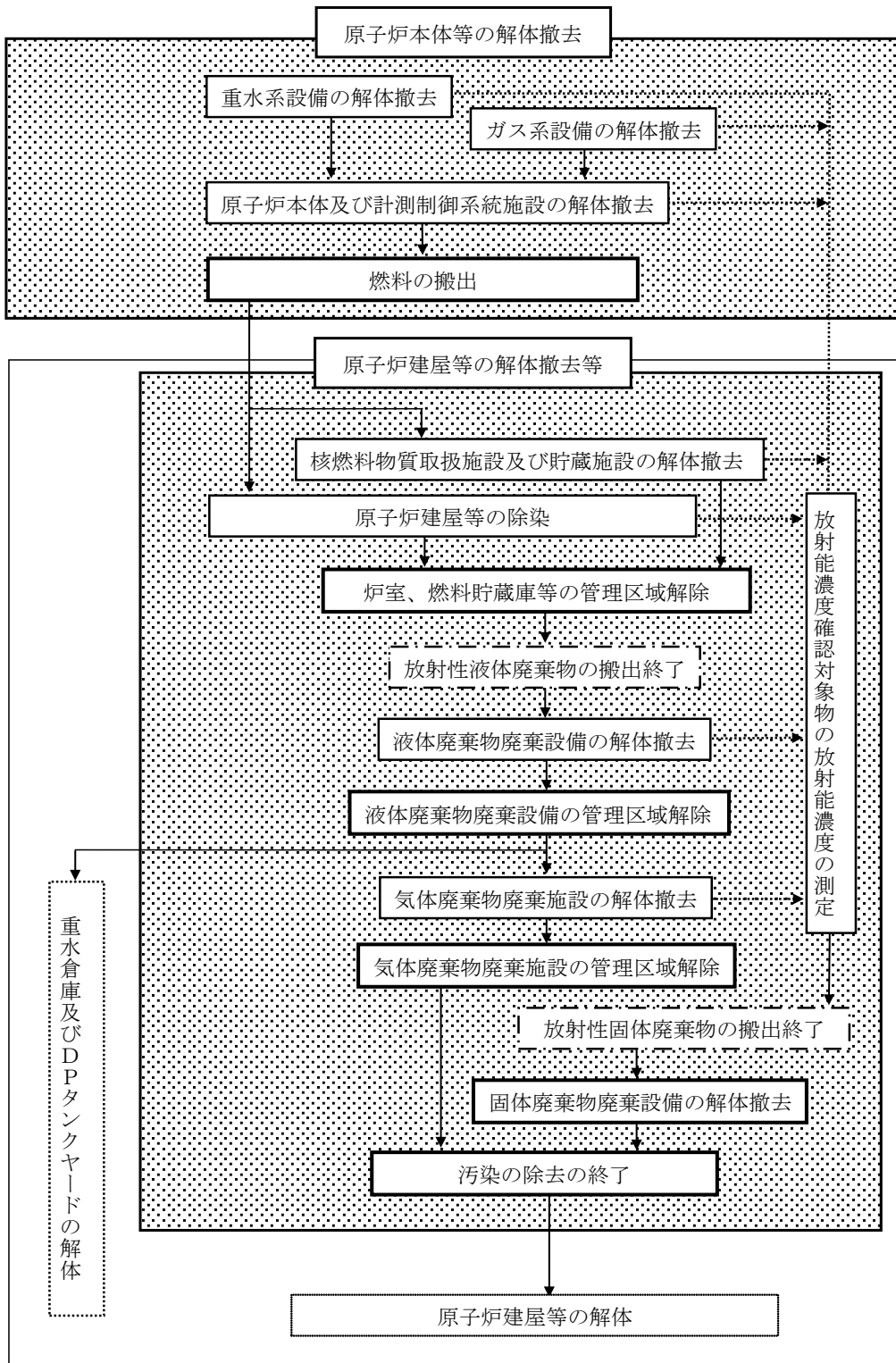


図 7-4 汚染の除去の主要手順

## 八 廃止措置において廃棄する核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の発生量の見込み及びその廃棄

### 1. 放射性気体廃棄物の廃棄

気体廃棄物は、気体廃棄物廃棄施設の排気系の高性能フィルタでろ過した後、排気モニタにより放射性物質の濃度が、線量限度等告示に定める濃度限度以下であることを連続監視しながら排気口から放出する。

### 2. 放射性液体廃棄物の廃棄

液体廃棄物は、液体廃棄物廃棄設備によって、廃液タンクに一時貯留した後、放射性物質の濃度を測定し、線量限度等告示に定める Sr-90 の濃度限度以下のものについては、一般排水溝へ排出する。Sr-90 の濃度限度を超えるものについては、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所の廃棄物管理施設（以下「廃棄物管理施設」という。）へ搬出する。なお、一般排水溝への排出においては、現状どおり年間の放射能放出量が  $3.7 \times 10^7$  (Bq) を超えないよう管理する。

### 3. 放射性固体廃棄物の廃棄

固体廃棄物は、材質、性状及び放射能レベルに応じて区分し、減容処理を考慮して適切に分類し、廃棄物管理施設へ搬出する。廃棄物管理施設の保管容量を超えないように、解体計画の管理を行う。なお、固体廃棄物は、第一種管理区域で区分・分類し、廃棄物管理施設へ搬出するまでの間、原子炉建屋第一種管理区域内の保管廃棄施設に保管する。保管廃棄施設の位置を図 5-2 に示す。

原子力規制委員会からクリアランスレベル以下であることを確認されたもの（「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」の規定に基づく放射能濃度確認対象物）については、放射性廃棄物として扱わなくてもよいもの（CL）として、再利用又は産業廃棄物として処分する。

また、使用履歴や設置状況等で付着・浸透等の汚染がないと判断され、かつ、計算などにより放射化による汚染がないと判断される設備については、確認測定を実施した後放射性廃棄物ではない廃棄物として処分する。

なお、放射性廃棄物ではない廃棄物については、付着・浸透等の汚染又は放射化の影響が認められるものは、分離除去する。

解体に係る工事中に発生する放射性及び非放射性固体廃棄物の発生量について、廃棄物量を推定した。

ここで、放射線遮蔽体内側の金属等は放射性廃棄物に区分した。また、放射線遮蔽体のコンクリートは、JPDR の例により、放射線遮蔽体内表面から 40 (cm) までの深さの範囲を放射性廃棄物に区分したが、削り取りによる除染の実施に当たっては、第 2 段階における残存放射性物質の評価のための試料採取及び放射能測定の結果を用い、削り取り深

さの合理化を図るものとした。放射線遮蔽体の外側の金属及びコンクリートについては、過去の汚染検査の実績及び使用履歴に基づいて区分した。

平成 14 年度から 21 年度までの放射性廃棄物として扱わなくて良いもの（CL）以外の放射性固体廃棄物は廃棄物管理施設に払い出していることから、保管量は放射性廃棄物として扱わなくて良いもの（CL）のみ記載した。

平成 30 年度 12 月から発生する放射性固体廃棄物の推定発生量を以下に示す。

放射性固体廃棄物の推定発生量

放射能レベル区分		発生量（トン）	保管量（トン）
低レベル 放射性 廃棄物	放射能レベルの比較的高いもの（L1）	0	0
	放射能レベルの比較的低いもの（L2）	0	0
	放射能レベルの極めて低いもの（L3）	227	0
放射性廃棄物として扱わなくて良いもの（CL）		2,231	15
合 計		2,458	15

## 九 廃止措置に伴う放射線被ばくの管理

### 1. 廃止措置期間中の放射線管理

DCA の管理区域解除までの解体工事期間中における作業環境の放射線監視及び被ばく管理、放射線業務従事者の出入り及び搬出物品の管理、管理区域の設定及び解除、周辺環境の放射線監視は、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。

管理区域解除までの解体工事期間中は、随時、必要な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、必要に応じて作業方法の改善、防護方法の強化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化を図る。そのために必要とされる放射線管理用測定装置類、エリアモニタ、排気ダストモニタ等の放射線管理施設の維持管理を行う。

#### (1) 作業環境の放射線監視及び被ばく管理

##### 1) 作業環境の放射線監視

- ・線量当量率

管理区域内の線量当量率は、ガンマ線エリアモニタにより放射線レベルの監視を行う。放射線業務従事者が頻繁に立ち入る場所については、定期的に線量当量率を測定し、異常のないことを確認する。

- ・表面汚染

放射線業務従事者が頻繁に立ち入る場所の管理区域内の床、機器等の放射性物質の表面密度は、定期的に定点をスマヤ法によって測定し、異常のないことを確認する。また、表面汚染の発生するおそれのある作業等を行う場合は、必要に応じてサーベイ法を併用して汚染の管理を行う。

・ 空気汚染

管理区域内の空気中の放射性物質の濃度は、ダストモニタ等によって作業中連続して監視する。

2) 被ばく管理

作業を実施するに当たっては、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。

解体工事中の個人の外部被ばくによる実効線量は、個人線量計等で測定する。内部被ばく線量は、必要に応じてホールボディカウンタ等により測定する。

また、作業を実施する前には放射線作業計画の策定において計画線量を設定し、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。

(2) 放射線業務従事者の出入り及び搬出物品の管理

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。

管理区域に立ち入るときは、個人線量計及び保護衣等の作業上必要な防護具を着用させ作業を行う。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等によって身体表面及び衣服の汚染検査を行い、放射線業務従事者の被ばく防護、管理区域外への汚染の拡大防止を図る。汚染が検出された場合は、汚染除去等必要な措置を採る。

2) 搬出物品管理

管理区域から物品を搬出するときは、当該物品の表面汚染密度を測定記録し、保安規定に定める基準を超えた物品が持ち出されないよう管理する。

(3) 管理区域の設定及び解除

1) 管理区域の設定

解体工事の進捗に伴って既存の管理区域以外の区域における線量当量率等が法令に定める値を超える、又は超えるおそれがある場合は、対象区域を一時管理区域として設定する。設定した一時管理区域は、壁、さく等の区画物によって区画するほか、標識を設けることによって明らかに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) で設定した一時管理区域の線量当量率等が管理区域に係る値以下であることが確認された場合には、解体状況等を考慮してその設定を解除する。

#### (4) 周辺環境の放射線監視

排気モニタにて、排気中の放射性物質の濃度を監視し、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敷地周辺の放射線測定、環境試料の採取・測定等を行う。

### 2. 廃止措置期間中の平常時における線量評価

今後の解体工事における放射線業務従事者及び公衆の被ばく評価は、以下のとおりである。

#### (1) 放射線業務従事者の被ばく

##### 1) 第2段階

第2段階において、残作業である残存放射性物質の評価のための試料採取に係る集団実効線量を評価すると、作業区域における予測線量当量率  $1(\mu\text{Sv/h})$  に想定作業人工数  $84(\text{人}\cdot\text{h})$  を乗じることにより、約  $0.084(\text{人}\cdot\text{mSv})$  と評価される。なお、内部被ばくについては、必要に応じて防護マスク、防護衣等を用いることから、十分に小さいものと評価できる。

##### 2) 第3段階以降

燃料搬出作業における集団実効線量は、作業区域における予測線量当量率： $300(\mu\text{Sv/h})$  に想定作業人工数  $3(\text{人}) \times 8(\text{h/日}) \times 20(\text{日}) = 480(\text{人}\cdot\text{h})$  を乗じることにより、約  $144(\text{人}\cdot\text{mSv})$  と評価される。

これ以外の原子炉本体及び原子炉建屋等の解体期間において、管理区域解除までの解体作業における集団実効線量は、作業区域における予測線量当量率  $1(\mu\text{Sv/h})$  に想定作業人工数  $30(\text{人}) \times 8(\text{h/日}) \times 20(\text{日/月}) \times 12(\text{月/年}) \times 6(\text{年}) = 345,600(\text{人}\cdot\text{h})$  を乗じることにより、約  $346(\text{人}\cdot\text{mSv})$  と評価される。なお、内部被ばくについては、必要に応じて防護マスク、防護衣等を用いることから、十分に小さいものと評価できる。

#### (2) 公衆の被ばく

##### 1) 放射性気体廃棄物の放出による被ばく

管理区域解除までの解体工事期間中における公衆の被ばく線量を「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下「気象指針」という。）に基づき評価する。公衆の被ばくに影響を及ぼす放出核種としては、以下のとおりトリチウムを対象とし、吸入及び皮膚からの浸透による内部被ばくによる実効線量の評価を行う。

#### ①計算条件

##### ・年間放出量

解体工事期間中は原子炉の運転が行われないこと及び保管中の燃料の健全性を定期的に確認することから、放射性希ガス及び放射性よう素による周辺公衆の実効線量は、十分に小さいものと評価できる。また、管理区域の解除まで気体廃棄物の廃棄施設の機能を維持するため、建屋等の解体に伴う放射性塵埃による実効線量も十分に小さいものと評価できる。

トリチウムについては、主にコンクリート中の放射化放射性物質及び配管、機器類に付着した汚染放射性物質に含まれるものが、解体工事期間中を通じて放出される。解体に伴い、解体対象物に含まれるトリチウムの全量が環境中に放出されるものと仮定すると、年間放出量が最大となる第4段階において、放出量は次のとおり評価される。

第4段階における解体対象に含まれるトリチウムの量は、次のように推定した。放射化汚染物質としては、放射線遮蔽体のコンクリート及び鉄筋中に  $9.6 \times 10^8$  (Bq) が見込まれる。二次汚染物質としては、核燃料物質取扱設備の表面に、汚染表面積  $69$  (m<sup>2</sup>) に推定トリチウム吸着密度  $1.2 \times 10^{-1}$  (Bq/cm<sup>2</sup>) を乗じて  $8.3 \times 10^4$  (Bq)、原子炉建屋コンクリート中には、放射線遮蔽体のコンクリート中の推定最大トリチウム濃度  $0.3$  (Bq/g) に放射性廃棄物対象コンクリート最大重量  $2157$  (t) を乗じて  $6.5 \times 10^8$  (Bq) が見込まれる。以上より、第4段階における解体対象に含まれるトリチウムの量は最大  $1.6 \times 10^9$  (Bq) と推定される。

ここで、第4段階での管理区域解除までの工期が1年未満で完了するものと仮定した場合、原子炉建屋等の解体によるトリチウムの最大年間放出量は  $1.6 \times 10^9$  (Bq/y) と推定される。

以上から、解体工事期間中のトリチウムの年間最大放出量を、連続モードで  $1.6 \times 10^9$  (Bq/y) とする。

##### ・放出源の有効高さ

大洗研究所及びその周辺の地形は、ほぼ平坦と判断される。DCAの排気筒高さは  $21$  (m) であるが、建物の高さが  $19$  (m) でありその影響を無視し得ない。そのため、安全側の評価として、吹上げ高さを期待せず、排気筒地点からの地上放出を仮定し、有効高さを  $0$  (m) とする。

なお、排気筒から周辺監視区域境界までの距離を表 9-1 に示す。

##### ・気象条件

大気拡散計算に用いる気象条件の統計量は、日本原子力研究所大洗研究所（現国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所）敷地（以下「敷地」という。）内で観測した平成8年1月から平成12年12月までの観測データを使用し、気象指針に基づく

方法によって、1年ごとに計算した5年分の統計量を平均して求めた（使用した気象データを別添に示す）。

・実効線量の評価地点

トリチウムによる実効線量の評価は、方位ごとの周辺監視区域境界のうち、トリチウムの年平均地表空気中濃度が最大となる地点で行う。

②計算方法

・平均地表空気中濃度

トリチウムの年平均地表空気中濃度は、気象指針に示された基本拡散式を用いて計算する。なお、放出源の有効高さは0(m)、建物断面積は386(m<sup>2</sup>)（最小投影面積）、形状係数は0.5とした。

・実効線量

トリチウムの内部被ばくによる実効線量は、次式を用いて求める。

$$H_y = 365 \cdot K_3 \cdot \bar{\chi} \cdot M_A \cdot k$$

ここに

$H_y$  : 年間の内部被ばく実効線量 ( $\mu$  Sv/y)

365 : 年間日数への換算係数 (d/y)

$K_3$  : 実効線量への換算係数 ( $\mu$  Sv/Bq)

$\bar{\chi}$  : 年平均地表空気中濃度 (Bq/cm<sup>3</sup>)

$M_A$  : 呼吸率 (cm<sup>3</sup>/d)

$k$  : 皮膚浸透による摂取量増加係数 (—)

本評価に当たっては、実効線量への換算係数  $K_3 = 1.8 \times 10^{-5}$  ( $\mu$  Sv/Bq)（トリチウム水）（「線量限度等告示 別表第1）、呼吸率  $M_A = 2.22 \times 10^7$  (cm<sup>3</sup>/d)、皮膚浸透による摂取量増加係数  $k = 1.5$  を用いた。

③評価結果

DCA から大気中に放出されるトリチウムによる年平均地表空気中濃度は、排気筒の東201(m)地点で最大となる。各方位軸上の最大地点における相対濃度を表9-1に示す。

これに対する年間の内部被ばくによる実効線量は約  $1.1 \times 10^{-3}$  ( $\mu$  Sv/y) となる。この値

は、平成 24 年 3 月 30 日付け 23 受文科科第 5939 号にて許可された日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター(現国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区))の原子炉設置変更許可申請書の DCA に係る添付書類 9 に記載されている、DCA の平常運転時における一般公衆の実効線量： $2.3(\mu\text{Sv}/\text{y})$ と比較して十分小さい。

## 2) 放射性液体廃棄物の放出による被ばく

原子炉本体及び原子炉建屋等の解体期間中における DCA の放射性液体廃棄物の一般排水溝への排水量は、約  $10(\text{m}^3/\text{月})$ と評価されている。一般排水溝への排水に当たっては、対象核種中で最も厳しい濃度限度である Sr-90 の濃度限度： $3\times 10^{-2}(\text{Bq}/\text{cm}^3)$ 以下で放出することから、放射性液体廃棄物の年間放出量は最大  $3.6\times 10^6(\text{Bq}/\text{y})$ と評価される。

上記の年間放出量に対して、平成 24 年 3 月 30 日に原子炉設置変更許可(23 受文科科第 5939 号)を受けた大洗研究開発センター原子炉設置許可申請書の高速実験炉に係る添付書類 9 における放射性液体廃棄物による被ばく評価と同様の方法で、一般公衆の実効線量を評価した。ここに、炉心構造物及び建屋等の放射化汚染物質のうち、生成量、一般公衆の実効線量への寄与度、工事中の排水への移行等を考慮し、Co-60 を代表核種として選定した。また、トリチウムについては、全量が大气へ放出されるものとして評価していることから、液体廃棄物の評価からは除外した。

評価の結果、一般公衆の実効線量は約  $8.4\times 10^{-3}(\mu\text{Sv}/\text{y})$ となった。

なお、コンクリートと一体で解体する鉄筋に含まれる Fe-55 については、生成量及び実効線量への寄与の大きい核種であるが、手洗い水中への移行は支配的ではないと考えられる。また、仮に上記の年間放出量の全量が Fe-55 によるものとした場合であっても、一般公衆の実効線量は約  $1.4\times 10^{-2}(\mu\text{Sv}/\text{y})$ である。

## 3) 放射性固体廃棄物による被ばく

解体に伴い発生する放射性固体廃棄物は、廃棄物管理施設へ搬出するまでの間、原子炉建屋第一種管理区域内の保管廃棄施設に保管することになる。

このときの直接線及びスカイシャイン線による公衆の被ばくを、直接線に関しては点減衰核積分コード「QAD」、スカイシャイン線においては「QAD」及びガンマ線 1 回散乱線計算コード「G33」を用いて算出した。計算条件を表 9-2 に示す。計算においては、DCA の解体対象物のいかなる機器、設備等においても有意な表面線量率が検出されていないことから、原子炉建屋の生体遮蔽体の内表面の空間線量率を  $1(\mu\text{Sv}/\text{h})$ として線源を設定した。その結果、DCA 原子炉建屋から最も近い周辺監視区域境界(原子炉建屋から東南東 190mの地点)において、直接線及びスカイシャイン線による線量の評価値は、それぞれ  $2.0\times 10^{-10}(\mu\text{Gy}/\text{y})$ 、 $5.2\times 10^{-3}(\mu\text{Gy}/\text{y})$ となることから、直接線及びスカイシャイン線による空間線量の評価値は、合計  $5.2\times 10^{-3}(\mu\text{Gy}/\text{y})$ となる。



#### 4) 総合評価

##### ① 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物からの被ばく

廃止措置期間中の放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物からの公衆の被ばくは、それぞれ約  $1.1 \times 10^{-3} (\mu\text{Sv/y})$ 、約  $8.4 \times 10^{-3} (\mu\text{Sv/y})$  となる。この値は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」で示された、施設周辺の公衆の受ける線量についての目標値  $50 (\mu\text{Sv/y})$  に比較して十分に小さい値となる。

##### ② 放射性固体廃棄物による被ばく

原子炉建屋管理区域内の保管廃棄施設に保管した放射性固体廃棄物からの直接線及びスカイシャイン線による評価地点における空間線量の評価値は、合計  $5.2 \times 10^{-3} (\mu\text{Gy/y})$  となり、施設周辺の公衆の受ける線量についての目標値 ( $50 \mu\text{Gy/y}$ ) に比較して十分に小さい値となる。

表 9-1 各方位軸上の最大地点における相対濃度（連続放出）

方位	周辺監視区域境界 までの距離(m)	最大地点までの 距離(m)	相対濃度 $\chi/Q(\text{h}/\text{m}^3)$
NNE	700	700	$1.7 \times 10^{-9}$
NE	398	398	$6.2 \times 10^{-9}$
ENE	259	259	$1.5 \times 10^{-8}$
E	201	201	<b><math>2.8 \times 10^{-8}</math></b>
ESE	190	190	$1.9 \times 10^{-8}$
SE	201	201	$1.3 \times 10^{-8}$
SSE	243	243	$1.4 \times 10^{-8}$
S	368	368	$7.3 \times 10^{-9}$
SSW	337	337	$8.2 \times 10^{-9}$
SW	360	360	$8.4 \times 10^{-9}$
WSW	502	502	$3.5 \times 10^{-9}$
W	603	603	$2.1 \times 10^{-9}$
WNW	881	881	$3.2 \times 10^{-10}$
NW	1096	1096	$9.1 \times 10^{-11}$
NNW	1406	1406	$8.5 \times 10^{-11}$
N	1367	1367	$3.6 \times 10^{-10}$

表 9-2 放射性固体廃棄物による被ばく評価に用いた計算条件

項目	条件	
線源	放射性核種	$^{60}\text{Co}$
	線源強度*1	1.87×10 <sup>9</sup> Bq (スカイシャイン線評価) 1.50×10 <sup>8</sup> Bq (直接線評価)
	線源位置	原子炉建屋炉室中心位置 (地上高 0m)
原子炉建屋天井*2	材質	普通コンクリート
	密度	2.1g/cm <sup>3</sup>
原子炉建屋壁*3	材質	普通コンクリート
	密度	2.1g/cm <sup>3</sup>
評価地点	DCA原子炉建屋から最も近い周辺監視区域境界 (原子炉建屋から東南東方向 190mの地点)	
評価期間	1年	

\* 1 スカイシャイン線評価では原子炉建屋炉室天井コーナー部、直接線評価では原子炉建屋炉室壁の遮蔽体内表面において、空間線量率 1  $\mu$  Sv/h を与える強度を設定した。

\* 2 スカイシャイン線評価において考慮

\* 3 スカイシャイン線及び直接線評価において考慮

## 十 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

DCA の解体工事において、工事上の過失等に起因する周囲の公衆に影響を与えうる事故とその影響を選定し、周辺監視区域境界外における公衆の最大の実効線量を評価した。その評価結果は以下のとおりであり、公衆に対して著しい被ばくのリスクを与えないことは明らかである。

### 1. 最も影響の大きい事故の選定

廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等による原子炉の事故の種類、程度、影響等は、以下のとおりと評価される。これらのうち、公衆が被ばくを受ける可能性のある最も影響の大きい事故として、燃料貯蔵庫にて保管中の燃料集合体を取扱時に落下させ燃料棒被覆管が全数破損を来し燃料-被覆管ギャップ部に存在する核分裂生成物の全量が瞬時に環境に放出された場合を選定し、公衆の被ばく評価を行うこととする。

#### (1) 廃止措置の工事上の過失、機械又は装置の故障

DCA は原子炉の運転を終了しているため、機械又は装置の故障が公衆に対して著しい被ばくのリスクを与えることは考えられない。

廃止措置の工事上の過失については、原子炉本体及び原子炉建屋の解体工事では、取り扱う解体物の放射能濃度が低いため、工事上の過失が公衆に著しい被ばくのリスクを与えることは考えられない。

一方、DCA で使用した燃料は燃料貯蔵庫にて保管中であることから、燃料の搬出までの期間中に燃料集合体を取扱時に落下させた場合、燃料棒被覆管が破損を来し燃料-被覆管ギャップ部に存在する核分裂生成物が環境に放出される可能性がある。

#### (2) 地震

原子炉施設では、各施設・設備について安全設計上の重要度に応じた耐震クラスを設定し、それぞれに応じた設計地震力に対して十分な耐震性を有する設計を行っている。また、解体に当たっては、解体する施設・設備の耐震クラスと耐震設計を考慮して、必要な強度を確保して作業を進める。したがって、廃止措置期間中において、地震に起因する事故を想定する必要はない。

#### (3) 火災

火災については、次の要素を組み合わせた措置を講じているので、廃止措置期間中において、火災に起因する事故を想定する必要はない。

- ① 各施設・設備には、可能な限り不燃性又は難燃性材料を用いている。
- ② 火災が発生した場合、早期に火災を感知して早期消火を行うため、適切な火災警報設備及び消火設備を、解体の進捗状況に応じて必要な場所に随時配置する。
- ③ 原子炉施設内の各区域は、必要に応じて隣接する区域の火災の影響を遮断できる構造となっている。

#### (4) その他の災害

##### 1) 台風

原子炉施設は、建築基準法に定める基準に従って、風荷重に対する設計が行われている。また、各施設・設備の解体に当たっても、原子炉建屋等は、その解体まで適切に維持し、必要な強度を確保する。したがって、廃止措置期間中において、台風等の風に起因する事故を想定する必要はない。

##### 2) 津波及び洪水

原子炉施設の設置場所は、十分な敷地高さを有するとともに、河川及び海からの十分な距離を有しており、原子炉施設が洪水及び津波の影響を受けることはないものと考えられる。したがって、廃止措置期間中において、津波及び洪水に起因する事故を想定する必要はない。

## 2. 被ばく線量の評価

### (1) 評価する被ばく線量の種類

上記で想定した燃料破損事故における周辺監視区域境界外での公衆の被ばく線量として、大気中に放出された核分裂生成物のうち、希ガス及びよう素からのガンマ線の外部被ばくによる全身に対する実効線量を評価するとともに、希ガス及びよう素のベータ線による皮膚への等価線量の寄与を積算し、全身に対する実効線量を評価する。

### (2) 核分裂生成物の大気中への放出量

#### 1) 計算条件

燃料貯蔵庫にて保管中の燃料集合体のうち、核分裂生成物の含有量が最も多いプルトニウム試験用燃料棒(1) 70本で構成している試験燃料体が取扱中に落下したものとする。

落下した試験燃料体は、炉心の最大出力1(kW)のうち、7.5(%)を分担し、希ガス及びよう素の組成が平衡に達するまで運転されていたものとする。

平成13年9月26日の最終運転時において上述の条件で運転を実施し、試験燃料体中に生成された核分裂生成物は、平成17暦年末までの期間にわたり崩壊が進んでいるものとする。

落下した試験燃料体の燃料棒のギャップ中には、運転停止時点にて、燃料ペレットで生成される希ガス及びヨウ素のうち、約 0.2(%)が存在していたものとする。

落下時において燃料棒のギャップ部に残存している希ガス及びヨウ素の全量が燃料貯蔵庫内に放出されるものとする。

大気中に放出される核分裂生成物は、燃料貯蔵庫からそのまま短時間のうちに地上放出されるものとする。

## 2) 計算方法

### ①燃料棒内の希ガス及びヨウ素の量

落下を想定するプルトニウム試験体用燃料棒内に残存している希ガス及びヨウ素の量は表 10-1 に示すとおりであることから、以下、Kr-85 のみを計算対象とする。

### ②大気中への放出量

Kr-85 の大気中への放出量は、燃料棒内の残存量に、燃料棒から燃料貯蔵庫内への放出割合 (0.002) を乗じて求め、その値は約  $1.0 \times 10^7$  (Bq) である。

### ③ガンマ線換算放出量

Kr-85 のガンマ線換算放出量は、上述で求めた大気中への放出量に、ガンマ線実効エネルギー (0.0022MeV) を乗じて求め、その値は約  $2.3 \times 10^4$  (MeV・Bq) である。

## (3) 大気拡散計算

DCA 原子炉施設の想定する事故時に放出される放射性物質による敷地周辺の線量の評価は、実際に敷地で観測した気象データを基にして、出現頻度から見て、それより悪い条件にめったに遭遇しないと見える大気拡散状態（気象条件）を推定することにより行う。拡散状態の推定は観測データを使用し、気象指針に示された方法に従って、相対濃度 ( $\chi/Q$ ) 及び相対線量 (D/Q) を求める。

### 1) 大気拡散計算に使用する気象条件

大気拡散計算に用いる気象条件は、敷地内で観測した平成 8 年 1 月から平成 12 年 12 月までの観測データを使用した。

### 2) 相対濃度の計算

線量計算に用いる相対濃度は、気象指針に示された基本拡散式を用いて次のようにして求める。

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、方位別に周辺監視区域境界外で最大となる着目地点について求める。

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、その累積出現率が 97%に当たる相対濃度とする。

線量計算に用いる相対濃度は、上述で求めた相対濃度のうちで最大の値を使用する。

方位別 ( $\chi/Q$ ) の累積出現頻度を求めるとき、静穏の場合には風速を 0.5(m/s) とし て計算し、その風向は静穏出現前の風向を使用する。

また、本計算においては、実効放出継続時間 1(h)、建屋等の風向方向の投影面積 386 (m<sup>2</sup>) (最小投影面積)、形状係数 0.5、放出源の有効高さ 0(m) とした。

### 3) 相対線量の計算

相対線量 (D/Q) は、( $\chi/Q$ ) から空気カーマ率を計算して求める。建屋等の影響 を考慮して求めた方位別の周辺監視区域境界外で最大となる地点における D/Q の値を表 10-2 に、その地点における累積出現相対頻度を図 10-1 に示す。D/Q は DCA 排気筒の東 201 (m) 地点で最大となり、その値は  $1.6 \times 10^{-11}$  ( $\mu\text{Gy} \cdot \text{h} / (\text{MeV} \cdot \text{Bq})$ ) である。

なお、 $\chi/Q$  は D/Q と同じく DCA 排気筒の東 201 (m) 地点で最大となり、その値は  $3.2 \times 10^{-3}$  (s/m<sup>3</sup>) である。

### (4) 被ばく線量の計算

大気中に放出された Kr-85 からのガンマ線の外部被ばくによる実効線量は、次式により 計算する。

$$H_{\gamma} = K_1 \cdot Q_{\gamma} \cdot (D/Q)$$

ここに、

$H_{\gamma}$  : ガンマ線の外部被ばくによる実効線量 ( $\mu\text{Sv}$ )

$K_1$  : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 (=1 (Sv/Gy))

$Q_{\gamma}$  : ガンマ線換算放出率 (MeV · Bq/h)

(D/Q) : 相対線量 ( $\mu\text{Gy} \cdot \text{h} / \text{MeV} \cdot \text{Bq}$ )

また、Kr-85 からのベータ線による皮膚の等価線量は、ベータ線の空気中での飛程が極 めて短いことを考慮して、サブマージョンモデルに基づく次式により計算する。

$$H_{\beta} = k \cdot E_{\beta} \cdot (\chi/Q) \cdot (Q/3600)$$

ここに、

$H_{\beta}$  : ベータ線による皮膚の等価線量 (Sv)

$k$  : Kr-85 の線量換算係数

$$k = 2.226 \times 10^{-10} \cdot k_{\beta} (\text{m}^3 \cdot \text{Sv} / \text{MeV} \cdot \text{Bq})$$

ここで、 $k_{\beta}$  は、ベータ線吸収線量から皮膚への等価線量への換算係数 (= 0.72 (Sv/Gy)) である。

$E_{\beta}$  : Kr-85 のベータ線の実効エネルギー (=0.251MeV)

( $\chi/Q$ ) : 相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

Q : Kr-85 の放出率 (Bq/h)

上式にて得られた Kr-85 からのベータ線による皮膚の等価線量に、皮膚に対する組織荷重係数 (=0.01) を乗じてガンマ線の外部被ばくによる実効線量に積算し、全身に対する実効線量の評価値とする。

#### (5) 評価結果

この事故による周辺監視区域境界外における公衆の最大の実効線量は、約  $4.1 \times 10^{-6}$  ( $\mu\text{Sv}$ ) であり、この評価値は「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に示された、リスクは小さいと判断される発生事故当たりの周辺公衆の被ばく線量：5(mSv) より十分小さいことから、この事故により周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはないと判断される。



表 10-1 燃料棒内の希ガス及びヨウ素の残存量

核種	残存量(Bq)
$^{83m}\text{Kr}$	$0.000 \times 10^0$
$^{85m}\text{Kr}$	$0.000 \times 10^0$
$^{85}\text{Kr}$	$5.163 \times 10^9$
$^{87}\text{Kr}$	$0.000 \times 10^0$
$^{88}\text{Kr}$	$0.000 \times 10^0$
$^{89}\text{Kr}$	$0.000 \times 10^0$
$^{90}\text{Kr}$	$0.000 \times 10^0$
$^{131m}\text{Xe}$	$\sim 0.0$
$^{133m}\text{Xe}$	$\sim 0.0$
$^{133}\text{Xe}$	$\sim 0.0$
$^{135m}\text{Xe}$	$0.000 \times 10^0$
$^{135}\text{Xe}$	$0.000 \times 10^0$
$^{137}\text{Xe}$	$0.000 \times 10^0$
$^{138}\text{Xe}$	$0.000 \times 10^0$
$^{139}\text{Xe}$	$0.000 \times 10^0$
$^{131}\text{I}$	$\sim 0.0$
$^{132}\text{I}$	$0.000 \times 10^0$
$^{133}\text{I}$	$0.000 \times 10^0$
$^{134}\text{I}$	$0.000 \times 10^0$
$^{135}\text{I}$	$0.000 \times 10^0$

表 10-2 各方位軸上の最大地点における相対線量 (D/Q) の 97%値

方位	周辺監視区域境界 までの距離(m)	最大地点までの 距離(m)	相対線量 D/Q(Gy・h/MeV・Bq)
NNE	700	700	$1.8 \times 10^{-18}$
NE	398	398	$5.2 \times 10^{-18}$
ENE	259	259	$9.2 \times 10^{-18}$
E	201	201	<b><math>1.6 \times 10^{-17}</math></b>
ESE	190	190	$9.7 \times 10^{-18}$
SE	201	201	$4.6 \times 10^{-18}$
SSE	243	243	$1.1 \times 10^{-17}$
S	368	368	$7.9 \times 10^{-18}$
SSW	337	337	$5.7 \times 10^{-18}$
SW	360	360	$3.9 \times 10^{-18}$
WSW	502	502	$2.6 \times 10^{-18}$
W	603	603	$1.2 \times 10^{-18}$
WNW	881	881	$7.0 \times 10^{-20}$
NW	1096	1096	$9.5 \times 10^{-21}$
NNW	1406	1406	$5.9 \times 10^{-21}$
N	1367	1367	$4.4 \times 10^{-19}$

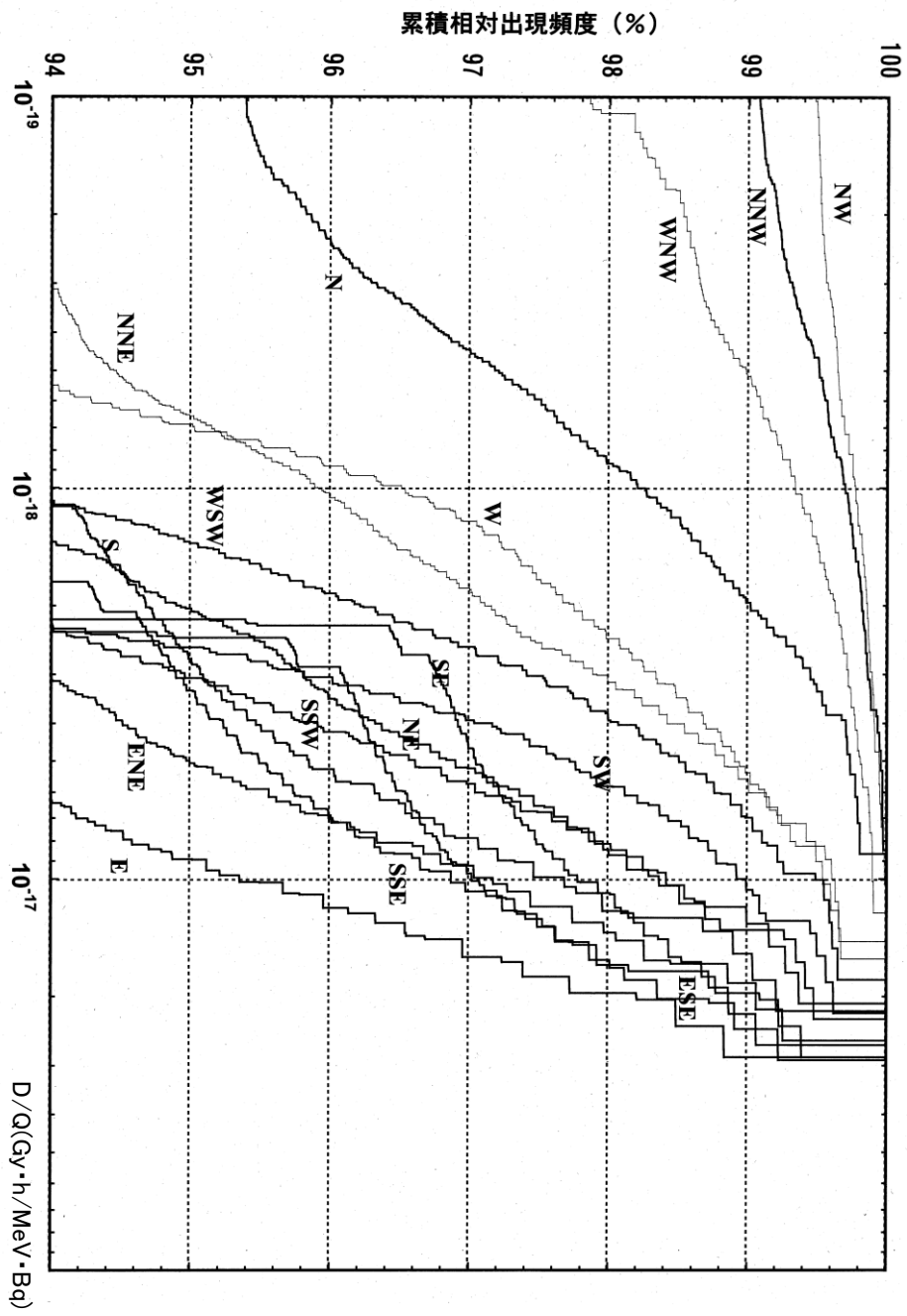


図 10-1 方位別相対線量 (D/Q) の累積相対出現頻度

## 十一 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及びその性能並びにその性能を維持すべき期間

### 1. 廃止措置期間中の原子炉施設の維持管理

DCAに残存している各施設・設備のうち、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、放射線業務従事者が受ける放射線被ばくの低減に必要な設備等、廃止措置期間中に性能を維持すべき施設・設備（以下「性能維持施設」という。）については、解体の各過程に応じて要求される性能を保安規定に基づき維持することとし、廃止措置期間中のDCAを適切に管理する。

施設区分ごとの維持管理は、次のように実施する。また、「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」に定める定期事業者検査を行う対象設備を含め、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を表11-1に示す。

#### (1) 原子炉本体

原子炉本体については、全ての燃料が搬出されるまでの間、燃料体の健全性を維持する。また、放射線遮蔽体は、原子炉本体の解体終了までの間、放射線遮蔽としての性能を維持する。

#### (2) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

核燃料物質の貯蔵施設では、DCAで使用した燃料を保管中であることから、全ての燃料が搬出されるまでの間、貯蔵性能を維持する。取扱設備については、燃料の搬出に備えて、全ての燃料が搬出されるまでの間、燃料の取扱性能を維持する。

#### (3) 計測制御系統施設

計測制御系統施設については、炉心タンク内重水及び試験体内減速材は搬出済みである。他の設備等については、原子炉の運転を行わないため性能を維持すべき設備とはならない。これらの設備等は放射化及び汚染物質による汚染を含むものがあるが、原子炉建屋の管理区域としての性能を適切に維持管理することにより、原子炉施設の安全性は確保できる。したがって、計測制御系統施設自体については、維持管理すべき施設・設備は存在しない。

#### (4) 放射性廃棄物の廃棄施設

放射性廃棄物の廃棄施設については、原子炉建屋内に放射性物質を内包していることから、原子炉施設内における汚染拡大を防止し、気体状の放射性物質の原子炉施設外への放出を抑制するため、管理区域が解除されるまでの間、管理区域の排気性能を維持する。

また、解体付随廃液（プール水及び解体作業に伴う手洗い水）が発生することから、液

体状の放射性物質の原子炉施設外への放出を抑制するため、廃液の貯留性能を維持する。

固体廃棄物廃棄設備については、解体に係る放射性固体廃棄物が発生するため、放射能濃度確認対象物の放射能濃度の確認が終了し、かつ、全ての放射性固体廃棄物が搬出されるまでの間、廃棄物の保管性能を維持する。

#### (5) 放射線管理施設

放射線管理施設については、原子炉建屋内に放射性物質を内包していることから、解体工事等の管理区域内作業に係る放射線業務従事者の被ばく管理及び原子炉施設外への放射性物質の放出管理を行う必要があるため、ガンマ線エリアモニタ（炉室 1 階及び制御室以外）、炉室用 $\beta$ （ $\gamma$ ）モニタ及び排気モニタについて、管理区域の解除までの間、放射線管理モニタとしての性能を維持する。

#### (6) 原子炉格納施設

原子炉格納施設については、排気ダンパは放射性廃棄物の廃棄施設に係る管理区域の排気の調節機能を有することから、管理区域の解除までの間、その性能を維持する。炉室及び炉室内クレーンについては、それぞれ、構造物の機能、炉室内の解体物を移動するための性能を、原子炉建屋の解体開始までの間維持する。

#### (7) その他原子炉の附属施設

非常用電源設備は、放射線管理施設に電源を供給する性能を有することから、管理区域の解除までの間、その性能を維持する。

#### (8) その他の附属施設

(1)～(7)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（消火設備及び照明設備）については、保安規定に基づき適切に維持管理を行う。

#### (9) 検査・校正

性能維持施設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、安全確保上必要な性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。

#### (10) その他の安全対策

##### 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。

##### 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間線量の測定を行う。

3) 核物質防護

DCA の燃料は燃料貯蔵庫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。

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11-1 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 (1/4)

設備			位置、構造	維持すべき機能	性能	維持すべき期間
施設区分	設備等の区分	構成品目				
原子炉本体	燃料体	燃料要素	燃料貯蔵庫内 ・種類 二酸化ウラン燃料 ウラン・アルミニウム合金燃料 プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料	健全性	・燃料体の健全性に影響するような有害な変色等がない状態であること。	全ての燃料が搬出されるまで
	放射線遮蔽体	普通コンクリート	原子炉建屋内 ・鉄筋コンクリート造 ・地下1階(重水系室) 地上2階(炉室)	放射線遮蔽機能	・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状態であること。	原子炉本体の解体終了まで
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	核燃料物質取扱設備	燃料体組立設備	燃料取扱室内 ・クラスタ燃料組立装置	燃料の取扱機能	・燃料集合体の組立てに影響するような有害な損傷等がない状態であること。	全ての燃料が搬出されるまで
		燃料体運搬設備	原子炉建屋内 ・炉室内燃料運搬車 型式：手押し台車 数量：1台 ・貯蔵庫内運搬車 数量：1台	燃料の取扱機能	・燃料集合体の運搬に影響するような有害な損傷等がない状態であること。	全ての燃料が搬出されるまで
	核燃料物質貯蔵設備	燃料貯蔵庫(A)	燃料貯蔵庫(A)内 ・燃料懸架台 貯蔵能力：188体(燃料集合体)	燃料の貯蔵機能	・貯蔵能力に影響するような有害な損傷等がない状態であること。	全ての燃料が搬出されるまで
		燃料貯蔵庫(B)	燃料貯蔵庫(B)内 ・燃料懸架台 貯蔵能力：182体(燃料集合体) ・燃料棒貯蔵棚 型式：トレイ収納型 貯蔵能力：300本(燃料棒)	燃料の貯蔵機能	・貯蔵能力に影響するような有害な損傷等がない状態であること。	

表11-1 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 (2/4)

設備			位置、構造	維持すべき機能	性能	維持すべき期間
施設区分	設備等の区分	構成品目				
放射性廃棄物の廃棄施設	気体廃棄物廃棄施設	管理区域(A)系統	機械室建屋内 ・炉室系フィルタケーシング 構成：粗フィルタ 1段 微粒子除去フィルタ 1段 基数：1基 ・ホット系フィルタケーシング 構成：粗フィルタ 1段 微粒子除去フィルタ 1段 基数：1基	管理区域の排気機能	・除去効率が99%以上であること。	管理区域の解除まで
		管理区域(B)系統	機械室建屋内 ・燃料取扱室系フィルタユニット 構成：粗フィルタ 1段 微粒子除去フィルタ 2段 基数：2基 ・貯蔵庫・測定室系フィルタユニット 構成：粗フィルタ 1段 微粒子除去フィルタ 1段 基数：2基 ・排風機室排気フィルタケーシング 構成：粗フィルタ 1段 微粒子除去フィルタ 1段 基数：1基	管理区域の排気機能	・除去効率が99%以上であること。	
		排気筒(A)	鉄筋コンクリート造 排気口(A)地上高さ：約20m	放出高さとしての機能	排気筒の機能を損なうような有害な損傷等がないこと。	
		排気筒(B)	鉄筋コンクリート造 排気口(B)地上高さ：約20m			
		液体廃棄物廃棄設備	廃液タンク	DPタンク室内 ・廃液タンク 容量：約5m <sup>3</sup> 基数：2基	管理区域内の廃液の貯留機能	
	固体廃棄物廃棄設備	廃棄物保管庫	燃料取扱室内 ・廃棄物保管庫	管理区域の廃棄物の保管機能	・廃棄物の保管に影響するような損傷がない状態であること。	国による放射能濃度確認対象物の放射能濃度の確認が終了し、かつ全ての放射性固体廃棄物が搬出されるまで
		保管廃棄施設	原子炉建屋内 ・燃料取扱室：約26m <sup>3</sup> ・Pu燃料取扱室：約57m <sup>3</sup> ・軽水ガス系室：約57m <sup>3</sup>		・保管廃棄施設全てに1m <sup>3</sup> 容器を置いた場合は約47個、2000ドラム缶の場合は約185本保管できる状態であること。	



表11-1 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 (3/4)

設備			位置、構造	維持すべき機能	性能	維持すべき期間
施設区分	設備等の区分	構成目				
放射線管理施設	屋内管理用の主要な設備	エアロモニタ ガンマ線エアロモニタ (炉室1階及び制御室以外)	原子炉建屋内 ・ガンマ線エアロモニタ 指示範囲 重水系室、炉室2階： $10^{-2} \sim 10^2$ mSv/h 軽水ガス系室、燃料取扱室、燃料貯蔵庫(B)： $10^{-3} \sim 10^1$ mSv/h	放射線管理モニタとしての機能	・線量当量率を測定できる状態であること。 ・警報作動値の誤差±5%以内で警報を発する状態であること。	管理区域の解除まで
		ダストモニタ 炉室用β(γ)ダストモニタ	機械室建屋内 ・炉室用β(γ)ダストモニタ 指示範囲： $1 \sim 10^6$ cpm	放射線管理モニタとしての機能	・空気中の放射性物質の濃度を測定できる状態であること。 ・警報作動値の誤差±5%以内で警報を発する状態であること。	管理区域の解除まで
	屋外管理用の主要な設備	排気モニタ 排気口(A) 排気口(B)	機械室建屋内 ・排気口(A)用αダストモニタ 指示範囲： $1 \sim 10^6$ cpm ・排気口(A)用β(γ)ダストモニタ 指示範囲： $1 \sim 10^6$ cpm ・排気口(A)用ガスモニタ 指示範囲： $10^{-14} \sim 10^{-10}$ A 排風機室内 ・排気口(B)用αダストモニタ 指示範囲： $1 \sim 10^6$ cpm	排気中の放射性物質の濃度の監視機能	・排気中の放射性物質の濃度を測定できる状態であること。 ・警報作動値の誤差±5%以内で警報を発する状態であること。	管理区域の解除まで
		野外管理用固定モニタ	周辺監視区域及びその周辺区域 ・野外管理用固定モニタ 指示範囲： $10^{-2} \sim 10^5$ μ Gy/h	野外の空間線量の監視機能	・空間線量率を測定できる状態であること。	(大洗研究所の共用施設であるため撤去対象外)
	原子炉格納施設	—	炉室	原子炉建屋内 ・鉄筋コンクリート造 ・地下1階(重水系室) 地上2階(炉室)	構造物としての機能	・放射性物質が漏えいするような有害な損傷等がない状態であること。
排気ダンパ			原子炉建屋内、機械室建屋内 ・排気ダンパ ・バタフライ弁	管理区域の排気の調節機能	・排気ダンパとバタフライ弁が円滑に作動する状態であること。	管理区域の解除まで
炉室内クレーン			原子炉建屋内 ・容量：主巻5t/補巻1t ・数量：1基	炉室内の解体物を移動するための機能	・荷の移動ができる状態であること。	原子炉建屋の解体開始まで
その他原子炉の附属施設	非常用電源設備	蓄電池	機械室建屋内 ・容量：15kVA(Na1及びNa2交互替)／インバータ ・方式：バッテリー浮遊式 ・保持時間：約30分以上	放射線管理施設の電源としての機能	・外部電源喪失時に、蓄電池の負荷設備に給電できる状態であること。	管理区域の解除まで

表11-1 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 (4/4)

設備			位置、構造	維持すべき機能	性能	維持すべき期間
施設区分	設備等の区分	構成品目				
その他の附属施設	その他の附属設備	消火設備	原子炉建屋内、付属建屋内 ・自動火災報知設備 ・基数：一式	火災報知機能	・消防法の規格を満足すること。	原子炉建屋の解体開始まで
			原子炉建屋内 ・消火器、消火栓 ・基数：一式	消火機能		
		照明設備	原子炉建屋内 ・非常灯、誘導灯 ・基数：一式	照明機能	・非常灯及び誘導灯が点灯できること。	原子炉建屋の解体開始まで

## 十二 廃止措置に要する費用の見積り及びその資金の調達の方法

### 1. 廃止措置に要する費用の見積り

作業で発生する解体廃棄物量から想定される原子炉施設（対象を五.1に記載）の廃止措置に要する総見積額は、約15億円である。内訳を以下に示す。

#### 廃止措置に要する費用の見積額<sup>※1</sup>

単位：億円

施設解体費 <sup>※2</sup>	廃棄物処理処分費	合計 <sup>※1</sup>
約5.3	約9.9	約15

※1 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。

※2 建屋解体費用含む。

### 2. 資金の調達の方法

特別会計運営費交付金（エネルギー対策特別会計・電源利用勘定運営費交付金）により充当する計画である。

## 十三 廃止措置の実施体制

### 1. 廃止措置の実施体制

保安規定において保安管理体制を定め、廃止措置の業務に係る各職位の職務内容を明確にするとともに、保安に必要な事項を審議するための検討会を設置する。

廃止措置の実施区分の段階に応じた保安の監督を行う者（以下「廃止措置主任者」という。）の任命に関する事項及びその職務を保安規定において明確にし、廃止措置主任者に廃止措置の保安の監督に当たらせる。

廃止措置に係る作業の安全かつ着実な遂行に資するため、必要となる人員を計画的に確保するとともに、適切に配置する。

### 2. 廃止措置を適切に実施するために必要な情報の保持

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。）は、旧日本原子力研究所及び旧核燃料サイクル開発機構が長年にわたって携わってきた原子炉施設等の建設経験並びに多くの運転・保守経験の技術的能力を有している。

大洗研究所（南地区）は、重水臨界実験装置の設計・建設の経験と30年以上に及ぶ運転・保守経験及び解体実績を有している。

機構は、JPDR、JRR-2、新型転換炉ふげん等の原子炉施設等の解体実績を有し、廃止措

置に係る技術開発等の成果が、原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方（昭和60年12月19日原子力安全委員会決定、平成13年8月6日一部改訂）に反映される等、廃止措置に係る経験を有している。

廃止措置を適切に実施するために必要な廃止措置対象施設の機器、設備等の基本情報、運転実績、保守実績、核燃料物質管理状況、放射線管理状況等の情報については、原子炉設置変更許可及び保安規定に定める記録の中で維持しているとともに、廃止措置先行炉の情報を取り入れ、参考になる部分を反映する。

### 3. 技術者の確保及び技術者に対する教育・訓練

廃止措置の実施区分の段階に応じて、必要な技術者及び有資格者を確保する。

災害の発生を未然に防止し、一般公衆の被ばくを合理的に達成可能な限り低い水準に保つため、関係法令及び保安規定の遵守に関する教育、他の原子力施設における事故トラブル事例の周知など安全意識の向上に関する教育、技術者として素養を高めるために必要な教育並びに非常の場合に講ずべき措置についての総合的な訓練を実施する。

保安活動や意識向上のための啓発活動等を通じて、安全文化の育成及び維持を図る。

## 十四 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、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。

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。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。

## 十五 廃止措置の工程

廃止措置に係る全体工程を表15-1に示す。各工程の概要は、次のとおりである。

### 1. 運転停止～第1段階（原子炉の機能停止に係る措置）

平成14年度までに炉心タンクに封印蓋を取り付け、燃料を装荷できないようにし、安全棒と制御棒の解体、計測制御系統施設の機能停止、並びに起動用中性子源の取り外し及び搬出を実施した。

### 2. 第2段階（燃料棒分解洗浄設備等の解体撤去）

平成 15 年度から、燃料棒分解洗浄設備及び起動用中性子源装置を解体撤去した。また、保管していた重水を全て搬出した。平成 16 年度からは、残存放射性物質の評価のための試料採取及び放射能測定を実施しており、原子炉建家の放射線遮蔽体のコンクリート、炉心タンク等の構造材から試料を採取し、放射能測定を行った。

### 3. 第 3 段階（原子炉本体等の解体撤去）

原子炉本体、重水系設備、ガス系設備及び計測制御系統施設を解体撤去する。また、燃料を搬出する。

### 4. 第 4 段階（原子炉建屋等の解体撤去等）

管理区域の解除を行い、残存する設備及び施設を解体後、原子炉建屋、DP タンクヤード及び重水倉庫を解体し、廃止措置を終了する。

表15-1 廃止措置計画に係る全体工程

項目	工期 (年度)	← 第1段階 →		← 第2段階 →		← 第3段階 →		← 第4段階 →	
		平成13年度	平成14年度	平成15～19年度	平成20～令和4年度※	(着手後約5年間)			
		▼ 解体届出	原子炉の機能停止に係る措置	燃料棒分解洗浄設備等の解体撤去	原子炉本体等の解体撤去	燃料搬出の完了	原子炉建屋等の解体撤去等	▲	廃止措置終了
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 封印蓋の取付け</li> <li>・ 安全棒・制御棒の解体</li> <li>・ 計測制御系統施設の機能停止</li> <li>・ 起動用中性子源の取外し及び搬出</li> </ul>		■	■						
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 残存放射性物質の評価のための試料採取及び評価</li> <li>・ 燃料棒分解洗浄設備の解体撤去</li> <li>・ 起動用中性子源装置の解体撤去</li> <li>・ 重水の搬出</li> </ul>				■	■				
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 重水系設備、ガス系設備、計測制御系統施設、原子炉本体の解体撤去</li> <li>・ 燃料の搬出</li> </ul>						■	□		
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉建屋、放射線遮へい体の除染及び放射能濃度確認対象物の放射能濃度の測定</li> <li>・ 核燃料物質取扱施設、貯蔵施設、廃棄物廃棄設備、放射線管理施設の解体撤去及び重水倉庫、DPタンクヤードの解体、原子炉建屋、放射線遮蔽体の解体</li> </ul>						□	□		

※ 燃料搬出の時期に依存する。  
注) ■ : 実績 □ : 計画を示す。

十六 廃止措置実施方針の変更の記録（作成若しくは変更又は見直しを行った日付、変更の内容及びその理由を含む。）

No.	日付	変更の内容	変更理由
0	平成 30 年 12 月 25 日	廃止措置実施方針作成	—
1	令和 3 年 10 月 29 日	廃止措置計画の認可に伴う変更及び記載項目名称等の変更	廃止措置計画が認可されたため及び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の改正に伴う記載項目の変更のため

## 気象データ

公衆の被ばく線量の計算に使用する気象データの詳細並びにその代表性の検定方法及び結果は、以下のとおりである。

### 1.1 敷地における観測結果

観測結果に基づいて環境での被ばく評価を行う場合、気象観測データは気象指針で定める欠測率以下でなければならない。平成8年1月から平成12年12月までの5年間の気象データのうち、被ばく評価に必要な同時刻の風向、風速（着目高及び地上）、日射量、放射収支量のいずれか1つでも欠測した場合、その時刻の測定値を欠測として扱い、集計した。連続した12か月において、欠測率は最大でも4.4%であったことから、この気象観測データは気象指針で定める基準（10%以下）を満たしている。

#### (1) 風向

##### ① 風向出現頻度

各年の風向頻度の5年間の平均値は、図1に示すとおりであり、北東の風が卓越していることが分かる。

##### ② 低風速時の風向出現頻度

低風速（0.5～2.0m/s）時の風配図を図2に示す。西の頻度が高く、10%以上に達する。

#### (2) 風速

##### ① 平均風速

5年平均の月別平均風速を図3に示す。季節的にみると、春～夏に風速が大きく、冬が小さい傾向を示している。年平均風速は2.2m/sである。

##### ② 風速階級別出現頻度

5年平均の年間風速階級別出現頻度は図4に示すとおりである。最も高い頻度を示す風速階級は、1～2m/sで28%である。

##### ③ 静穏継続時間出現回数及び年間静穏時間

5年平均の静穏（風速0.5m/s未満）継続時間出現回数及び年間静穏時間を表1に示す。静穏継続時間は最大7時間であり、年間静穏時間は867時間である。

##### ④ 風向別風速

5年平均の風向別年平均風速は図5に示すように、4月～10月の卓越風である北東及び12月から1月にかけて冬の季節風である南西風の風速が強い。風向別風速出現頻度は、図6に示すように、北東風の場合は、風速の大きい頻度が高い。



### (3) 大気安定度

大気安定度は、高さ 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決定する。大気安定度を A、B、C、D、E、F の 6 つの型で表現する場合は、A-B、B-C、C-D 及び G を、それぞれ B、C、D 及び F に加算して統計処理を行った。

#### ① 大気安定度出現頻度

年間及び 5 年平均の大気安定度出現頻度は、図 7 に示すように、年により多少異なるが、不安定（A+B+C 型）が約 26%、中立（D 型）が約 43%、安定（E+F 型）が約 31% である。5 年平均の月別大気安定度出現頻度は、図 8 に示すように、6、7 月は D 型が多く、12 月から 2 月は F 型が多いことが分かる。

#### ② 大気安定度継続時間出現回数

5 年平均の大気安定度継続時間出現回数は、表 2 に示すように、不安定（A+B+C 型）は長くとも 10 時間程度であるが、中立（D 型）及び安定（E+F 型）の場合は 15 時間以上継続することもある。

## 1.2 安全解析に使用する気象条件

### 1.2.1 観測期間における気象データの代表性の検討

安全解析に使用した気象データは、平成 8 年 1 月から平成 12 年 12 月における 5 年間のデータの平均で、長期間の気象状態を代表していると考えられるが、念のため平成 8 年から平成 12 年の各 1 年が長期間の気象状態を代表しているかどうか、すなわち、異常年でないかどうかの検討を行った。

検定項目は、年間風向頻度及び年間風速階級とし、敷地内で観測した平成 2 年 1 月から平成 12 年 12 月の資料を用いて、不良標本の棄却検定に関する F 分布検定によって検定した。

本検定では、過去 11 年のうちから 1 年を選び、注目する標本年とし、残りの 10 年間に他の標本年として棄却検定値を求め、有意水準 5% で棄却検定する。

検定の結果は、表 3 及び表 4 に示すとおりであり、表中 \* 印が棄却データである。平成 8 年から平成 12 年の各 1 年で、28 項目中棄却された項目は平成 12 年 2 件、平成 8 年、平成 9 年、平成 10 年及び平成 11 年各 1 件の 6 件のみであり、当該 5 年間の各年が残りの 10 年と比べて特に多いということにはならない。したがって、これらの 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ことから、その全てを安全解析に使用した。

### 1.2.2 平常時の被ばく評価に使用する気象条件

DCA の平常時に周辺環境に放出される放射性物質による公衆の線量評価のための気象データとしては、平成 8 年 1 月～平成 12 年 12 月までの 5 年間の風向、風速及び大気安定度のデータを基に、気象指針に示された方法に従って 1 年ごとに計算した 5 年分の統計量の

平均を使用する。地上 10m での風向出現頻度及び風向別大気安定度出現回数を表 5 に、風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均を表 6 に示す。

表1 静穏継続時間出現回数（頻度）及び年間静穏時間

(1996年1月～2000年12月)  
( )内は出現割合(%)

観測高	継続時間														年間静穏時間
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	
10m	373 (67)	112 (20)	40 (7)	16 (3)	7 (1)	5 (0.9)	3 (0.5)								867

表2 大気安定度継続時間出現回数

(1996年1月～2000年12月)  
( )内は出現割合(%)

大気安定度	継続時間														15時間以上
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	
A	84 (66)	25 (20)	13 (10)	3 (2)	2 (2)										
B	188 (36)	123 (24)	87 (17)	41 (8)	31 (6)	23 (4)	19 (4)	6 (1)	4 (0.8)	1 (0.2)					
C	275 (69)	76 (19)	28 (7)	10 (3)	5 (1)	3 (0.8)	3 (0.8)								
D	349 (39)	238 (27)	76 (9)	46 (5)	34 (4)	22 (3)	14 (2)	13 (2)	10 (1)	8 (0.9)	8 (0.9)	7 (0.8)	5 (0.6)	5 (0.6)	57 (6)
E	137 (73)	36 (19)	9 (5)	4 (2)	1 (0.5)	1 (0.5)									
F	284 (41)	117 (17)	64 (9)	38 (6)	33 (5)	25 (4)	23 (3)	17 (2)	16 (2)	16 (2)	14 (2)	12 (2)	11 (2)	15 (2)	2 (0.3)

(注)大気安定度分類表(気象指針第3表)のA-B, B-C, C-D, 及びGはそれぞれB, C, D, 及びFに加算した。

表3 異常年の検定 (年別の風向 F<sub>0</sub> 値)

年 \ 風向	N	NNE	NE	ENE	E	ESE	SE	SSE	S	SSW	SW	WSW	W	WNW	NW	NNW	CALM
1990	0.59	1.57	0.31	3.23	3.44	2.58	14.23*	4.84	1.10	0.10	0.03	0.40	0.47	1.44	7.98*	99.64*	6.87*
1991	3.34	0.05	0.66	0.10	1.22	2.66	0.70	0.00	0.61	3.25	0.54	0.24	0.09	1.13	1.11	0.03	0.18
1992	0.91	2.23	0.00	0.00	0.05	1.21	0.06	0.69	0.72	1.69	0.15	2.78	0.35	0.34	0.11	0.02	0.00
1993	4.58	0.00	0.78	1.82	0.17	0.94	0.24	0.04	0.46	2.53	3.84	1.64	5.08	6.11*	0.79	0.02	0.16
1994	0.00	0.09	0.85	0.01	0.15	0.39	0.41	0.25	4.20	0.05	0.54	0.25	1.31	0.99	0.03	0.05	5.71*
1995	0.05	1.63	2.03	0.31	0.01	0.21	0.01	0.23	0.10	0.89	0.11	5.11	0.41	0.22	0.04	0.57	1.17
1996	0.00	0.01	0.39	6.35*	0.23	0.10	0.00	0.15	2.23	0.13	0.10	0.29	0.46	0.16	0.19	0.03	0.42
1997	0.06	0.10	0.37	0.17	1.33	0.06	0.32	0.07	0.54	1.60	1.54	1.64	0.20	0.18	0.02	0.74	0.17
1998	0.01	0.13	11.63*	0.03	1.08	1.41	0.76	1.76	0.15	0.20	0.11	0.08	0.01	2.04	1.29	0.11	0.41
1999	0.30	0.25	0.01	0.79	0.03	2.25	1.80	2.40	2.13	1.35	5.99*	0.40	3.76	0.30	1.21	0.17	0.04
2000	3.71	10.14*	0.01	1.06	5.99*	0.18	0.58	2.60	0.12	0.31	0.86	0.14	1.07	0.31	1.63	0.01	0.14

\*印は棄却された項目を示す。(F(0.05)=5.12)

表4 異常年の検定 (年別の風速階級 F<sub>0</sub> 値)

年 \ 風速階級	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
1990	6.87*	1.79	5.94*	1.69	2.94	1.32	1.41	1.81	1.25	2.78	0.54
1991	0.18	0.03	4.85	1.06	0.43	5.83*	2.79	0.02	0.16	2.09	2.92
1992	0.00	2.52	1.33	1.50	0.09	0.53	1.83	3.58	0.32	0.35	0.76
1993	0.16	8.63*	1.14	1.64	1.18	0.92	0.20	0.00	0.00	0.58	0.07
1994	5.71*	1.32	0.00	1.01	4.92	2.28	3.20	3.31	2.57	3.45	1.22
1995	1.17	0.06	0.04	0.02	3.47	0.46	0.90	0.17	0.19	0.17	0.28
1996	0.42	0.00	0.11	0.01	0.00	0.67	0.16	0.01	0.06	0.01	1.36
1997	0.17	0.07	0.31	1.51	0.01	0.01	0.07	0.99	7.02*	0.50	1.45
1998	0.41	0.01	0.06	1.02	0.12	0.15	1.19	2.76	0.70	1.52	0.22
1999	0.04	0.00	0.04	0.22	0.06	0.06	0.10	0.09	0.74	0.75	0.14
2000	0.14	0.78	0.48	1.79	0.29	0.84	0.28	0.12	0.88	0.06	3.07

\*印は棄却された項目を示す。(F(0.05)=5.12)

表5 風向出現頻度及び風向別大気安定度別出現回数 (10m 高)

(1996年1月～2000年12月)

風向	風向出現頻度 (%)		風向別大気安定度別出現回数 (N <sub>d,s</sub> )					
	fd	f <sub>dT</sub> *1	A	B	C	D	E	F*2
N	5.7	20.0	4.3	62.7	9.5	194.6	5.5	207.5
NNE	9.1	32.7	7.1	56.4	33.7	453.3	31.7	196.7
NE	17.9	35.8	8.4	141.0	193.3	987.8	51.1	153.6
ENE	8.8	33.6	20.6	174.9	83.7	325.9	24.1	124.9
E	6.9	17.5	52.7	249.6	31.7	159.7	4.1	93.8
ESE	1.8	9.3	27.8	61.6	6.0	33.7	1.4	22.5
SE	0.6	3.4	8.7	18.8	1.8	11.8	0.2	9.9
SSE	1.0	6.4	9.1	25.4	7.0	31.7	1.2	14.5
S	4.8	11.9	11.1	66.1	49.8	164.7	25.2	92.1
SSW	6.1	19.5	5.6	54.5	42.2	212.4	35.4	170.6
SW	8.7	23.1	7.4	84.6	81.7	293.2	40.3	236.6
WSW	8.4	24.7	7.8	106.6	46.9	231.4	27.1	296.8
W	7.6	20.0	8.2	100.9	15.7	194.6	5.7	328.5
WNW	4.0	15.0	6.0	50.5	4.1	99.1	2.7	179.5
NW	3.4	12.6	5.1	52.9	5.9	103.5	2.0	118.2
NNW	5.3	14.3	6.5	72.7	9.9	168.3	4.1	192.4

\*1)着目風向及びその隣接2風向の出現頻度の和

\*2)大気安定度FはGを含む

表6 風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均 (10m 高)

(1996年1月～2000年12月)

風向	風向別大気安定度別風速逆数総和S <sub>ds</sub> 及び平均 $\bar{S}_{ds}$											
	A		B		C		D		E		F*1	
	S <sub>ds</sub>	$\bar{S}_{ds}$	S <sub>ds</sub>	$\bar{S}_{ds}$	S <sub>ds</sub>	$\bar{S}_{ds}$	S <sub>ds</sub>	$\bar{S}_{ds}$	S <sub>ds</sub>	$\bar{S}_{ds}$	S <sub>ds</sub>	$\bar{S}_{ds}$
N	5.49	1.25	57.34	0.90	4.39	0.49	207.64	1.05	2.75	0.48	269.99	1.26
NNE	6.72	0.85	49.18	0.84	11.65	0.35	268.44	0.59	12.08	0.37	214.43	1.07
NE	8.94	0.84	84.62	0.58	57.94	0.29	377.60	0.38	18.46	0.35	167.25	1.06
ENE	16.93	0.78	108.03	0.60	28.72	0.34	205.86	0.62	9.29	0.38	149.29	1.18
E	38.59	0.74	152.20	0.60	12.17	0.39	139.67	0.86	1.83	0.38	130.47	1.37
ESE	22.55	0.80	49.00	0.84	2.19	0.35	35.01	1.11	0.61	0.56	36.33	1.59
SE	8.44	0.94	17.51	0.97	0.66	0.36	14.43	1.28	0.11	0.49	15.90	1.68
SSE	7.72	0.83	19.54	0.80	2.29	0.28	24.38	0.93	0.46	0.54	20.81	1.44
S	9.65	0.85	41.55	0.62	16.18	0.32	91.15	0.55	9.89	0.39	85.74	0.93
SSW	5.57	0.89	39.34	0.69	12.94	0.30	122.72	0.56	13.58	0.38	163.18	0.94
SW	8.20	1.03	61.26	0.70	21.53	0.27	164.40	0.56	13.94	0.34	256.12	1.05
WSW	7.48	0.90	83.84	0.77	15.47	0.33	194.91	0.82	9.65	0.35	342.64	1.12
W	8.03	0.99	99.84	0.99	6.06	0.41	233.52	1.18	2.30	0.51	435.79	1.29
WNW	6.29	1.01	53.84	1.06	2.05	0.53	136.42	1.36	1.36	0.45	265.01	1.44
NW	5.02	0.92	61.00	1.12	2.05	0.39	138.14	1.31	1.10	0.65	177.68	1.49
NNW	6.69	0.99	72.85	0.99	4.03	0.43	201.74	1.18	2.07	0.48	265.75	1.35

\*1)大気安定度FはGを含む

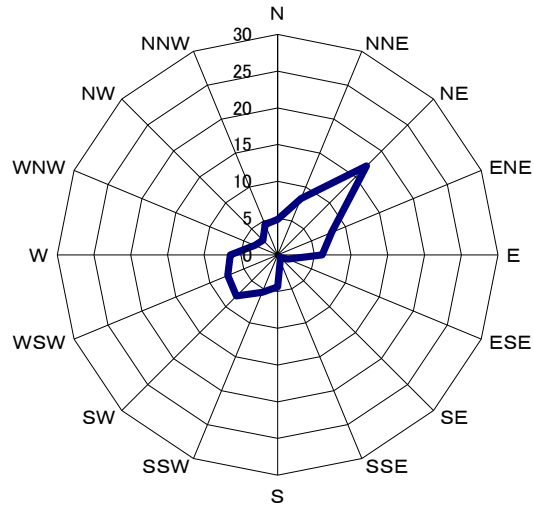


図1 5年平均年間風配図 (1996年～2000年の平均)

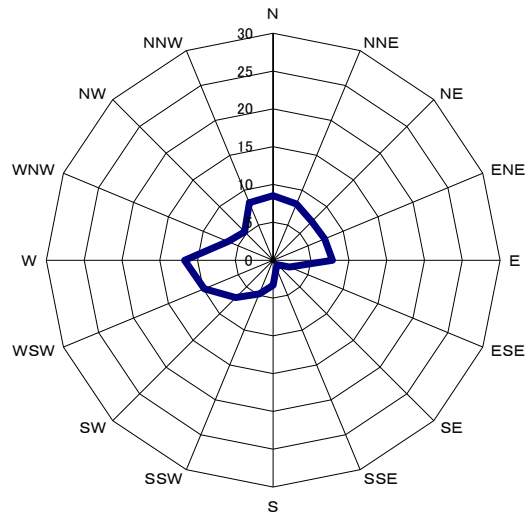


図2 風速 0.5～2.0m/s の5年平均年間風配図 (1996年～2000年の平均)

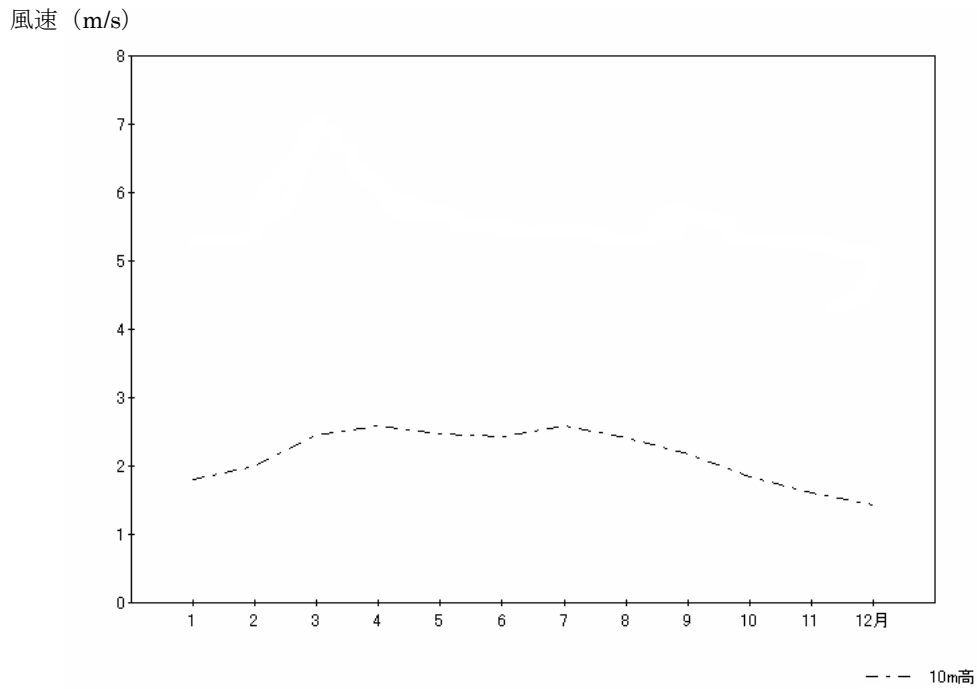


図3 5年平均月別平均風速 (1996年～2000年の平均)

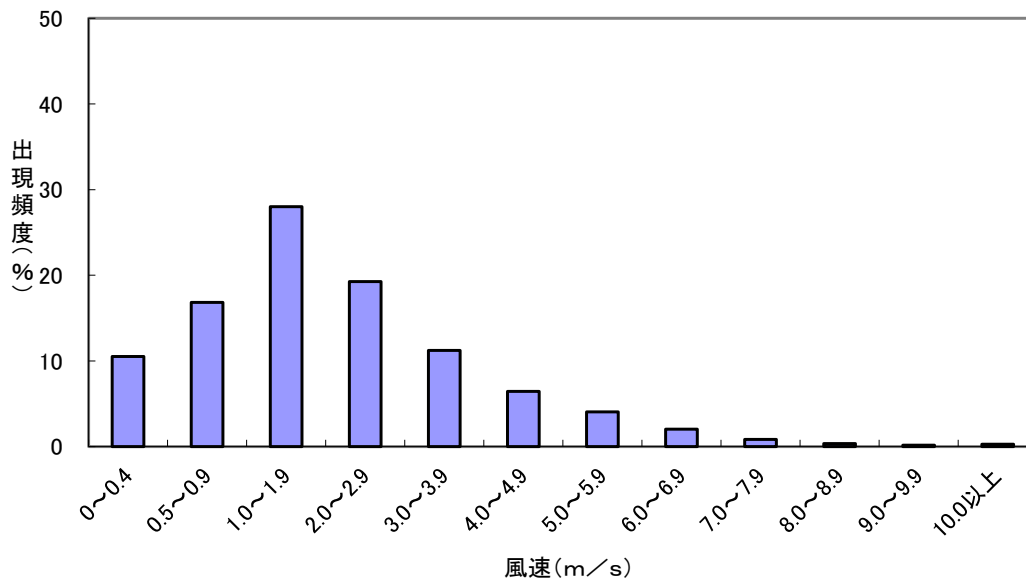


図4 5年平均年間風速階級別出現頻度 (1996年1月～2000年12月)

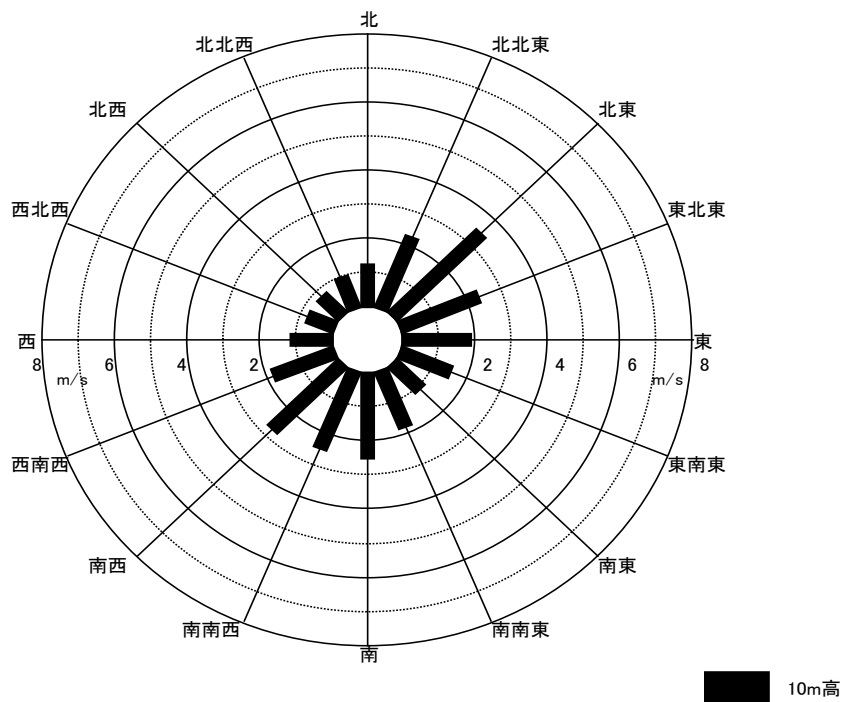


図5 風向別年間平均風速（1996年～2000年の平均）

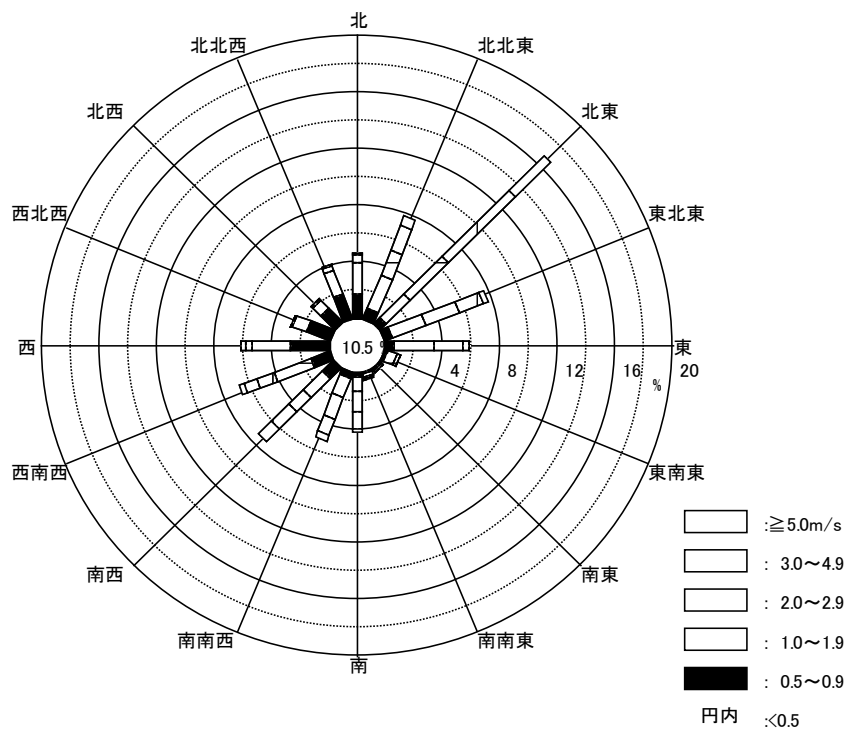


図6 風向別風速出現頻度(10m高)（1996年～2000年の平均）



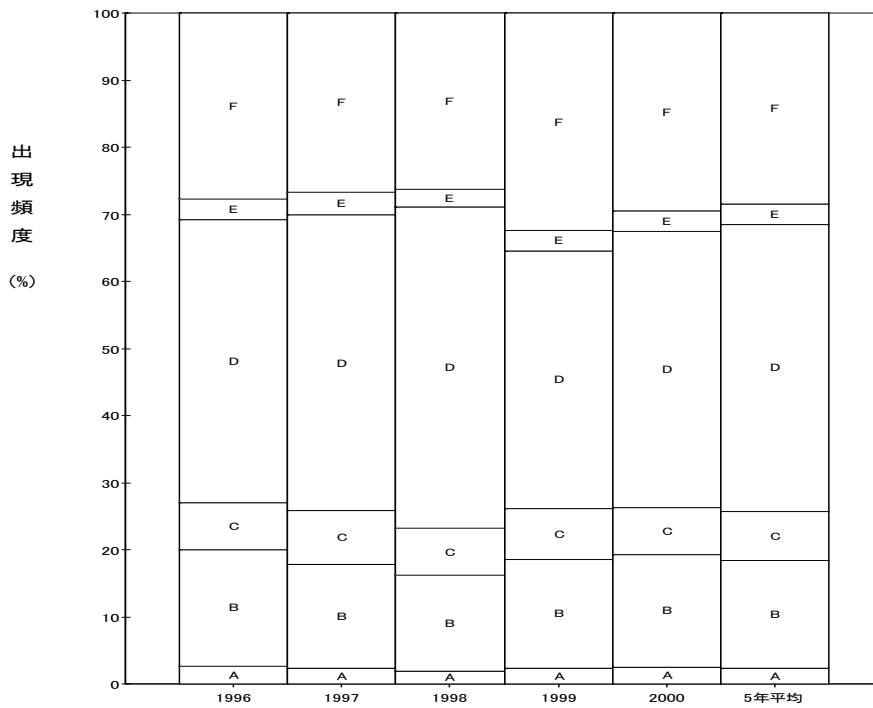


図7 年間及び5年間平均大気安定度出現頻度  
(1996年～2000年の平均)

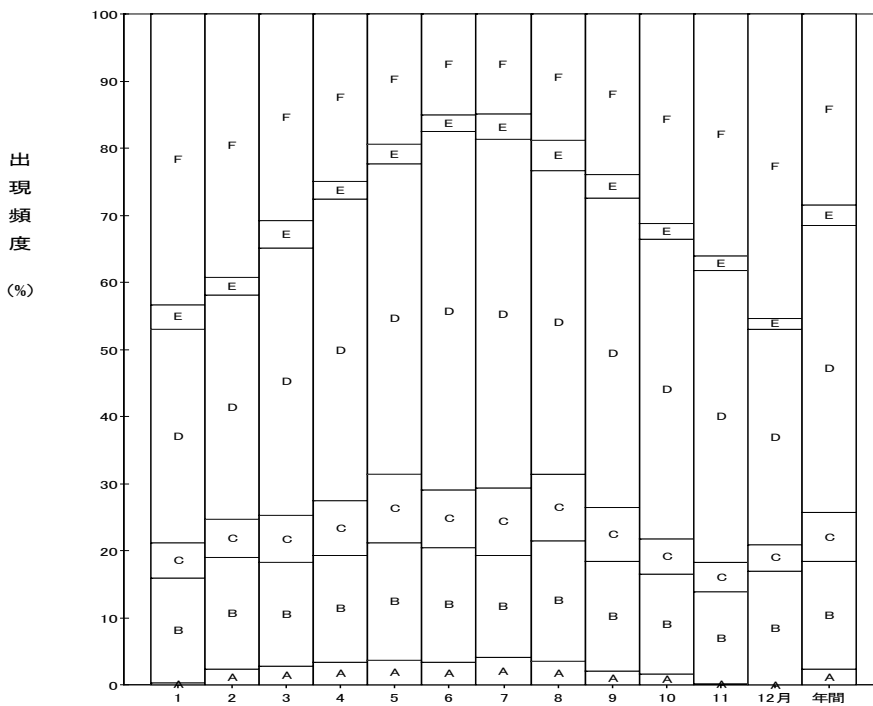


図8 月別大気安定度出現頻度 (1996年～2000年の平均)