

日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)の核燃料物質使用変更許可申請等について  
(固体廃棄物前処理施設)

R3. 12. 24

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構  
大洗研究所 環境保全部 環境技術課

(1)WDF において取り扱う核種について

WDF は、核燃料物質によって汚染された大型の機器等の廃棄物（以下「処理対象物」という。）を廃棄物管理施設において処理可能な大きさに解体切断等することが主な目的の廃棄施設であり（別添資料 1 参照）、WDF において取り扱う核種は、計量管理上問題とならない量の 239-Pu、241-Pu 等や、その他  $\alpha$  核種（241-Am 等）、核分裂生成物（137-Cs、90-Sr 等）及び放射化物（60-Co、54-Mn 等）である。核分裂生成物のうち、気体状の核種（85-Kr、131-I 等、以下「気体状 FP」という。）については、処理対象物の発生元施設（以下「上流側施設」という。）において試験に伴って放出されるが、WDF において同様の試験は実施しないため放出することはない（別添資料 2 参照）。

なお、平常時の放出評価、事故時の放出評価については、運転開始当初より、安全側に評価を行うため、 $\alpha$  核種はその全量が 239-Pu、 $\beta$  核種はその全量が 60-Co であるものとみなして評価が行われている（別添資料 2、6、7 参照）。

(2)上流側施設が行う気体状 FP の放出が伴う試験について

燃料照射後の気体状 FP は、燃料ピンの被覆管及び燃料要素内に閉じ込められた状態となり、上流側施設においては、気体状 FP が閉じ込められた「燃料ピン」や「燃料要素」について、ピンパンクチャ試験、燃料溶解試験等を行っている。これらの試験により、閉じ込められた気体状 FP を計画的に放出している。

一方、WDF において搬入される処理対象物は、上流側施設（FMF、AGF、MMF 及び MMF-2）で使用された「工作機器、試験機器、遠隔操作機等」であり（別添資料 3、4 参照）、また、WDF には臨界管理上有意な核燃料物質を含んだ廃棄物は搬入されない（別添資料 1、4 参照）。これらの記載から、WDF の処理対象物に気体状 FP が閉じ込められた「燃料ピン」や「燃料要素」は含まれず、搬入することができない許可であることが明らかである。

従って、今後も WDF に搬入された処理対象物において、気体状 FP が放出されることはない。

(3) WDF の気体廃棄施設の設計について

WDF においては、運転開始当初より、核燃料物質使用許可申請書「気体廃棄物は（中略）塵埃のみ」と記載しているとおり、気体廃棄施設の設計においても、気体状ヨウ素を吸着させ又は放射性希ガスを減衰及び放出を緩やかにさせるためのチャコールフィルタは設置しておらず、放射性塵埃の環境への放出を抑制するためのプレフィルタ、高性能エアフィルタ（HEPA フィルタ）のみが設置されている設計となっている（別添資料 5 ①、②参照）。

(4) WDF の想定事故による放射性核種の漏えいについて

①核燃料物質使用（変更）許可申請書（既許可）の安全対策書において、火災事故により周辺住民の被ばく線量評価において、評価されている放射性物質の性状は塵埃のみである（別添資料 6 参照）。

なお、上記のとおり、運転開始当初より、安全側に評価を行うため、 $\alpha$  核種はその全量が 239-Pu、 $\beta$  核種はその全量が 60-Co であるものとみなして放出評価が行われている。

②安全上重要な施設に係る評価についても、平成 28 年 5 月に提出した報告書のとおりであり、各想定される事象において、放出評価されている放射性物質の性状は塵埃のみである（別添資料 2、7 参照）。

なお、同様に  $\alpha$  核種はその全量が 239-Pu、 $\beta$  核種はその全量が 60-Co であるものとみなして放出評価が行われている。

(5) ガスモニタ及びヨウ素モニタを設置した理由について

上記のとおり、WDF においては気体状 FP が放出されることはないが、気体状 FP が放出されていないことを当該排気口の測定実績をもって実証するため、運転開始当初からガスモニタ、ヨウ素モニタを設置していたものである。

以上

**【取扱注意】**

(原子力機構 大洗研究所)

本書には、核物質防護情報が含まれています。  
当機構の同意なく、本書の全部又は一部を複写  
及び第三者に開示することを禁止します。

# 核燃料物質使用変更許可申請書

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）

大洗研究所(南地区) 施設編

固体廃棄物前処理施設

9-3-4 固体廃棄施設の設備

設備の名称	仕様
<p>固体廃棄設備</p>	<p>本施設は、日本原子力研究開発機構大洗研究所の核燃料物質によって汚染された大型の機器等の廃棄物（以下「処理対象物」という。）を廃棄物管理施設において処理可能な大きさにすることを目的とする。処理対象物はFMF、MMF及びAGFの核燃料物質使用施設から搬入される。</p> <p>なお、本施設には、臨界管理上有意な核燃料物質を含んだ廃棄物を搬入しないものとする。</p> <p>搬入された処理対象物は<math>\alpha</math>放射性物質の汚染の有無及び線量率によって、次の三種類に区分して処理する。</p> <p>(1) <math>\alpha</math>固体廃棄物B  <math>\alpha \cdot \gamma</math>セル等から発生したもので、表面における線量率が500 <math>\mu\text{Sv/h}</math> 以上のものは、<math>\alpha</math>固体廃棄物Bとして<math>\alpha</math>除染セル及び<math>\alpha</math>解体セル内で除染、解体切断、圧縮等の処理を行う。</p> <p>(2) <math>\alpha</math>固体廃棄物A  <math>\alpha \cdot \gamma</math>セル等から発生したもので、表面における線量率が500 <math>\mu\text{Sv/h}</math> 未満のものは、<math>\alpha</math>固体廃棄物Aとして<math>\alpha</math>ホール内で除染、解体切断等の処理を行う。</p> <p>(3) <math>\beta \cdot \gamma</math>固体廃棄物  <math>\beta \cdot \gamma</math>セル等から発生したものは、<math>\beta \cdot \gamma</math>固体廃棄物として<math>\beta \cdot \gamma</math>セル内で解体、切断等の処理を行う。</p> <p>本施設のセル及びホールで処理した処理対象物（以下「処理済廃棄物」という。）は容器に収納後、廃棄物管理施設に搬出する。これらの基本処理工程を図17に示す。また、本施設各室の機能を表6に示す。</p>
<p>(1) セル設備            イ. 搬出入セル            ロ. <math>\alpha</math>除染セル            ハ. <math>\alpha</math>解体セル            ニ. <math>\beta \cdot \gamma</math>解体セル            ホ. <math>\beta \cdot \gamma</math>搬出セル</p>	<p>セルに附属する設備及び機器の概略仕様を表7に示す。</p>
<p>(2) <math>\alpha</math>ホール設備            イ. <math>\alpha</math>搬入ホール            ロ. <math>\alpha</math>除染ホール            ハ. <math>\alpha</math>解体ホール</p>	<p>ホールに附属する設備及び機器の概略仕様を表8に示す。</p>
<p>(3) 共通設備            イ. 移送設備</p>	<p>処理対象物及び機器部品等のセル間、又は、セル～ホール間移送のためコンベア及び移送台車を設ける。移送設備の概略仕様を表9に示す。</p>

## 障害対策書

## 4-2-1 気体廃棄物放出量の計算条件

## (1) 放出核種

処理対象物に含まれる放射性物質による汚染は $\beta$ ・ $\gamma$ 核種についてはマンガン-54、鉄-59、コバルト-60、その他核分裂生成物であり、 $\alpha$ 核種については核燃料物質であるプルトニウム-239、プルトニウム-240及びプルトニウム-241等である。

ここでは放出時の主要核種として、コバルト-60およびプルトニウム-239について評価を行う。

## (2) 塵埃の発生量

本施設で使用する切断用機器はハクソー及びプラズマ溶断機である。このうち、ハクソーは湿式を採用しているため、切断作業時に発生する塵埃の量は極めて少ない。

したがって、切断作業時に最も多く塵埃が発生するプラズマ溶断によって、全ての処理対象物を切断したと仮定して塵埃の発生量を計算した。

プラズマ溶断作業時における切断断面積当りの塵埃発生量は、 $0.26\text{kg}/\text{m}^2$ とし、全処理対象物の推定切断断面積を乗じて塵埃発生量を算出する。

## (3) 排気フィルタの効率

発生した塵埃が全て排気中に飛散し、セル又はホールの排気フィルタでろ過し、さらに排気機械室の排気フィルタを通して環境に放出するものとする。

フィルタの塵埃捕集効率は次のとおりとする。

セル及びホール内高性能フィルタ

99.9% (0.3 $\mu$ 粒子に対して)

排気機械室排気フィルタ

90.0% (0.3 $\mu$ 粒子に対して)

従って、塵埃の透過率は $1/10^4$ となる。

## 4-2-2 気体廃棄物の放出量

排気筒より環境に放出される放射性物質の量は次式により計算する。

$$\text{放出量} = (\text{塵埃発生量}) \times (\text{比放射能}) \times (\text{高性能フィルタの透過率})$$

計算結果を表5に示す。

## 4-2-3 気体廃棄物に起因する一般公衆の実効線量

前項で求めた排気筒から放出される気体廃棄物の放出量から、気象指針<sup>2)</sup>を準用して、一般公衆の実効線量を評価する。

気象データとしては、1986年1月～12月の1年間の大洗地区における実測値を使用した。また、測定値は40mである。

以上の式を基にして、「添付書類1(共通編)」に記された評価方法によって求められた本施設から環境に放出される放射性物質による一般公衆の年間の実効線量への寄与は、「添付書類1(共通編)」の表1.1-4に示すとおりである。

## 5. 液体廃棄物管理

## 5-1 液体廃棄物の処理

本施設から発生する液体廃棄物は $\alpha$ 廃液、液体廃棄物A、放出前廃液に区分する。

(1)  $\alpha$ 廃液

$\alpha$ 廃液は $\alpha$ セル、 $\alpha$ ホール、 $\beta$  $\gamma$ セル内の除染及び機器ドレン廃液である。

廃液は各発生箇所から配管により、 $\alpha$ 廃液系ドレンタンクに一時貯留した後、廃液フィルタでろ過し、廃液貯槽室の $\alpha$ 廃液貯槽(5 $\text{m}^3 \times 2$ 基)に貯留する。

表5 塵埃発生量及び放射性物質の放出量

処理対象物の区分	塵埃発生量 [kg/y]	コバルト-60		プルトニウム-239	
		比放射能 [Bq/kg]	放出量 [Bq/y]	比放射能 [Bq/kg]	放出量 [Bq/y]
α 固体廃棄物 B	5.4	$3.3 \times 10^8$	$1.8 \times 10^5$	$3.3 \times 10^7$	$1.8 \times 10^4$
α 固体廃棄物 A	1.5	$7.0 \times 10^5$	$1.05 \times 10^2$	$7.0 \times 10^4$	$1.05 \times 10^1$
β・γ 固体廃棄物 B	0.4	$1.0 \times 10^8$	$4.00 \times 10^3$	—	—
β・γ 固体廃棄物 A	3.3	$2.7 \times 10^6$	$8.81 \times 10^2$	—	—
合 計	10.6	—	$1.85 \times 10^5$	—	$1.80 \times 10^4$

## 2. 火災等による損傷の防止

固体廃棄物のうち、収納物が可燃物であるもの及び容器が可燃性のもの場合は、廃棄物管理施設へ引き渡すまでの間、火災による延焼防止のため保管廃棄容器に収納した上で保管廃棄施設に保管する。

なお、保管廃棄容器に収納できない可燃物である場合は火災防止措置を講じて保管廃棄施設に保管する。

## 3. 廃棄施設

### 3-1 固体廃棄物管理

固体廃棄物は処理済廃棄物及び処理工程で発生する濃縮液固化体、排気フィルタ、ウエス等である。

#### 3-1-1 処理対象物及び受入推定量

本施設に搬入される処理対象物は、核燃料物質使用施設で使用された工作機器、試験機器、遠隔操作機器等である。

これらの処理対象物は、常陽等の原子炉で照射された燃料及び材料の照射後試験のため、切断、研磨を行う工程で発生する核燃料物質の粉塵等で汚染されたものである。処理対象物 1 件当たりの最大放射能強度はコバルト-60 換算で  $3.7 \times 10^{11}$ Bq 程度と推定される。

年間の処理対象物発生推定量を表 3 に示す。

この他に、核燃料物質使用施設で内容容器に収納された燃料被覆管等の試験廃材及びウエス等の雑固体のうち、減容可能なものを受入れ、分類、減容する。内容容器 1 缶当たりの放射能強度は大洗研究所の AGF の実績からコバルト-60 換算で最大  $7.4 \times 10^{11}$ Bq 程度と推定され、この場合本施設への 1 回当たりの受入個数は内容容器 10 缶までとする。

本施設は処理工程上、処理対象物と内容容器収納物の同時受入れは行わないので、セル内に一時的に滞留する最大放射性物質質量は、内容容器の 1 回当たり受入れ量からみてコバルト-60 換算で  $7.4 \times 10^{12}$ Bq 程度となるが、最大取扱量は余裕をみてコバルト-60 換算で  $1.11 \times 10^{13}$ Bq 程度とする。

#### 3-1-2 固体廃棄物の廃棄

##### (1) α 固体廃棄物

αセルから発生する処理済廃棄物及びフィルタ等は内容容器に収納し、α解体セルの天井ポートから PVC バックアウトし、キャスクにより搬出入セルに移送する。

搬出入セルでは内容容器を保護容器に入れ、天井ポートからキャスク内に格納し、廃棄物管理施設に搬出する。

αホールから発生する処理済廃棄物及びフィルタ等はα解体ホールの廃棄物搬出ポートから PVC バックアウトし、所定の容器（カートンボックス、ペール缶容器、100 ℓ ドラム缶容器、200 ℓ ドラム缶容器等）（以下「所定の容器」という。）に収納後、汚染の拡大防止及び容器表面における汚染検査並びに線量率の測定を行い、保管廃棄施設で保管した後、廃棄物管理施設へ搬出し処理する。



安全対策書	<p>と推定される。</p> <p>9. 臨界安全に対する考慮</p> <p>本施設に搬入される処理対象物は、FMF、MMF、MMF-2及びAGFにおいて計量管理上問題とならない極微量の<math>\alpha</math>放射性核種で汚染された固体廃棄物のみであり、国際規制物質扱いの固体廃棄物が搬入されることはなく、臨界事故が起こる可能性はない。</p> <p>従って、本施設においては、臨界安全が十分に確保されている。</p>
-------	--

表2 排気設備

排気系統	対象場所	フィルタ種類	フィルタ 段数	風量 (m <sup>3</sup> /h)	排風機 台数*
第1系統	$\alpha$ 解体セル、 $\alpha$ 除染セル、 $\alpha$ セル側エアロック、固化セル	プレフィルタ 高性能フィルタ	2 2	約 9,400	2
第2系統	搬出入セル、 $\beta$ $\gamma$ 解体セル $\beta$ $\gamma$ 搬出セル	プレフィルタ 高性能フィルタ	2 2	約 7,800	2
第3系統	$\alpha$ 解体ホール $\alpha$ 除染ホール 搬入ホール、前室(2)	プレフィルタ 高性能フィルタ	2 2	約 19,200	2
第4系統	廃液貯槽室、蒸発缶室 蒸発缶補機室、固化室 空気吸引装置室、化学室、排 気機械室、セル補機室、除染 補修室、放射線管理室、暗室、 コールド更衣室、補修室、フ ロッグマン準備室、ホット更 衣室、前室(1)、キャスク除 染室、サービスエリア(B) 一時保管室、器材室、サービ スエリア(A)	プレフィルタ 高性能フィルタ	1 1	約 44,100	2
第5系統	廃液サンプリング用フ ード、試料調整用フード、廃 液試料測定用フード、空気汚 染モニタ用フード、除染試験 用フード	プレフィルタ 高性能フィルタ	1 1	約 5,100	2
第6系統	固化設備グローブボッ クス、気送管設備グローブボ ックス、除染補修設備グロー ブボックス	プレフィルタ 高性能フィルタ	2 2	約 500	2
第7系統**	$\alpha$ 解体セル、 $\alpha$ 除染セル、固 化セル、 $\alpha$ 解体ホール、 $\alpha$ 除 染ホール、固化設備グローブ ボックス、気送管設備グロー ブボックス、除染補修設備グ ローブボックス	プレフィルタ 高性能フィルタ	1 1	約 1,200	2

\* 第1系統から第7系統に排風機台数のうち1台は予備

\*\* 電源設備の定検等に使用する。

## 障害対策書

## 2-2 シャヘい能力評価の結果

セル、廃液貯槽、蒸発缶室、固化セルの評価点における線量率の計算結果及び設計基準値を表4に示す。

この結果によると、各評価点における線量率は設計基準値を超えない。

## 2-3 周辺監視区域境界における線量率

想定される放射線線量の最も高い場所は、WDFの東方向 180mの地点で、この地点での直接線量とスカイシャイン線量との合算値は、 $8.2 \times 10^{-1} \mu\text{Sv/y}$ 以下となる。

## 3. 放射線内部被ばく対策

プルトニウムを含む $\alpha$ 放射性物質によって汚染された処理対象物を取扱う $\alpha$ セル、 $\alpha$ ホール及びグローブボックスは、気密構造とし、かつ常時換気して負圧に維持し、内部の放射性物質の漏洩を防止する。

$\alpha$ 固体廃棄物Bを取扱う $\alpha$ 除染セル及び $\alpha$ 解体セルは、コンクリート構造で床、壁、天井とも内面にステンレス鋼でライニングを施し気密構造とする。セルに附属する設備もシャヘい窓、シャヘい扉にガasket方式を採用する等の気密構造とする。また、処理対象物を搬入するとき、サービスエリア(A)への放射性物質の漏洩を防止するため、搬出入セルと $\alpha$ 除染セル間にエアロックチャンバーを設け、セル内汚染空気の流出を防ぐ。

$\alpha$ 固体廃棄物Aを取扱う $\alpha$ 除染ホール及び $\alpha$ 解体ホールは、コンクリート構造で床はステンレス鋼ライニング、壁及び天井は炭素鋼ライニングの上に塗装を施した気密構造とする。ホールに附属する設備も気密窓、気密扉はガasket方式を採用する等の気密構造とする。また、処理対象物を搬入するとき、サービスエリア(A)への放射性物質の漏洩を防止するため、 $\alpha$ 搬入ホールと $\alpha$ 除染ホール間の扉と $\alpha$ 搬入ホールの天井ハッチにインターロックを組み、ホール汚染空気の流出を防ぐ。フロッグマン作業者の出入はフロッグマンチャンバーに設けた気密型着脱方式の防護服を採用する。

セル、ホール及びグローブボックスの換気は、給気側及び排気側にプレフィルタ及び高性能フィルタを設けることにより外部への放射性物質の漏洩を防止する。

換気設備は故障にそなえて予備の排風機を設ける。また、停電時には非常用電源設備に自動切替する。

セル及びホールは大気圧に対し、200Pa (20mmH<sub>2</sub>O) 以上の負圧を保持する。

以上のように、本施設ではセル、ホール及びグローブボックスからの放射性物質の漏洩を防止し、さらにローカルエアサンプリング装置及び空気汚染モニタによって管理区域内の空气中放射性物質濃度を監視する等、放射線管理の面からも放射線業務従事者の内部被ばくが生じないように、安全を十分に確保する。

## 4. 気体廃棄物管理

## 4-1 気体廃棄物の処理

管理区域の排気中に含まれる放射性物質は排気機械室に設置した排気設備のプレフィルタ及び高性能フィルタによって除去する。特に、セル内及びホール内の排気口にはプレフィルタ及び高性能フィルタを設ける。

排気設備を通した排気は放射性物質濃度を排気モニタにより連続的に測定しながら排気筒より大気に放出する。

## 4-2 周辺環境への影響の評価

本施設で取扱う処理対象物にはクリプトン、キセノン等の希ガスは含まれないので、気体廃棄物は処理対象物の解体、切断工程中に発生する塵埃のみ対象とし大気拡散による最大濃度地点及び周辺監視区域境界点における放射性物質濃度を求め評価する。

## 安全対策書

定し、周辺住民の線量当量を評価する。

## 8-1 事故の想定

本施設で想定される事故のうち、周辺住民への影響が最も大きいと考えられる事故はα解体セル内火災である。

セル内火災を次のように想定する。

## (1) 火災発生

セル内に存在する可燃物は電線ケーブル、処理対象物を包装したPVCシートである。火災原因としては、セル内での漏電による加熱、またはプラズマ溶断作業時の火粉の飛散による可燃物への着火が考えられる。

## (2) セル内圧力の上昇

セル内で発生した場合は火災感知器等により給気弁を閉じ、ハロゲン化物消火設備が作動(手動も可)し、負圧を維持しながら消火する。

しかし、消火に至るまでの間は火災が進行し、可燃物の不完全燃焼による煤煙の発生が予想される。

この煤煙により、セル内のフィルタが目づまりしたとすると、燃焼ガスの発生等により、セル内圧力は約3分間で最大約19.61kPa(2,000mmH<sub>2</sub>O)まで上昇する。最終のセル内圧力はハロンガス噴出により、約10.49kPa(1,070mmH<sub>2</sub>O)になると推定される。

セルの壁、窓及び扉等の付属機器は最大セル内圧力19.61kPa(2,000mmH<sub>2</sub>O)に対して十分な耐圧をもつ。

## (3) 放射性物質の漏洩

放射性物質はセル内圧力の上昇により、気密保持部から汚染空気としてセル外に漏洩する。

さらに、漏洩した放射性物質は換気設備の第4系統の高性能フィルタを通過して排気筒から放出される。

## 8-2 線量評価

## 8-2-1 計算条件

セル内火災時にセル内に滞留する放射性物質質量及び排気筒からの放出量は次の条件により計算する。

## (1) セル内に滞留する放射性物質質量

## ・床汚染によるもの

セル内の床滞留量はセル床の表面密度にセル床の面積を乗じたものとする。

空気中の放射性物質濃度はセル床の表面密度に再浮遊係数<sup>2)</sup>を乗じたものである。

ここでは床の表面密度を37kBq/cm<sup>2</sup>、再浮遊係数を4×10<sup>-7</sup>cm<sup>-1</sup>とする。

## ・燃焼物によるもの

燃焼物の付着量は燃焼物の表面密度に燃焼物の表面積を乗じたものとする。

空気中への飛散量は燃焼物の付着量に燃焼時の飛散率を乗じたものとする。

ここでは燃焼物の表面密度を37kBq/cm<sup>2</sup>、燃焼時の飛散率を0.1%<sup>3)</sup>とする。

## ・床汚染及び燃焼物に付着して、セル内に滞留する放射性物質質量及びセル内の空気中放射性物質濃度を表1に示す。

## (2) セル外へ漏洩する放射性物質質量

セル外へ漏洩する放射性物質質量は漏洩空気量にセル内空気中放射性物質濃度を乗じたものとする。

漏洩空気量は、火災により上昇したセル内圧力が大気圧に降下するまでにセル外へ漏洩する汚染空気量とする。

漏洩空気量は約44m<sup>3</sup>となる。

## (3) 排気筒から放出される放射性物質質量

セル外へ漏洩した汚染空気は排気設備の高性能フィルタでろ過され排気筒より大気中に放出される。

排気設備の高性能フィルタの効率を 99.9% とする。

排気筒より大気中に放出される放射性物質量を表 1 に示す。

8-2-2 線量の推定

周辺住民の線量を評価するために、最大濃度地点における内部被ばくによる線量及び最大線量地点における外部被ばくによる線量を求めた。

気象条件及び放出条件は次のとおりとした。

- 大気安定度 : A 型
- 風速 : 1.5 m/s
- 放出高さ : 40 m
- 放出継続時間 : 1 時間

(1) 内部被ばくによる実効線量

イ. 計算方法

放射性物質の吸入摂取に伴う内部被ばくによる実効線量は、次式により求める<sup>4)</sup>。

$$H_H = \sum_i D F H_i \cdot (\chi / Q) \cdot M a \cdot Q_i \cdot t$$

- $H_H$  : 吸入摂取による実効線量 [Sv]
- $D F H_i$  : 核種 i の吸入摂取による実効線量換算係数<sup>7)</sup>  
[Sv/Bq]
- $(\chi / Q)$  : 相対濃度 [Bq/m<sup>3</sup>/Bq/h]
- $M a$  : 呼吸率 [m<sup>3</sup>/h] [1.2]<sup>8)</sup>
- $Q_i$  : 核種 i の放出量 [Bq/h]
- $t$  : 放出継続時間 [h]

ロ. 計算結果

相対濃度  $\chi / Q$  の最大値は、図 1 に示すとおり本施設から 200m の地点に生じ、 $2.1 \times 10^{-8}$  [Bq/m<sup>3</sup>/Bq/h] となる。

本施設の風下軸距離  $x$  と相対濃度  $\chi / Q$  の関係を図 1 に示す。

周辺住民の事故時における吸入摂取による内部被ばくによる線量を表 2 に示す。

これらの値は、核燃料施設の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量<sup>9)</sup>と比較しても極めて低い。

(2) 放射性雲の外部被ばくによる実効線量

イ. 計算方法

放射性雲の  $\gamma$  線外部被ばくによる実効線量は次式により計算した<sup>9)</sup>。

$$D_\gamma = \sum_i E_\gamma i \cdot Q_i \cdot (D / Q) \cdot F_x$$

- $D_\gamma$  : 核種 i の  $\gamma$  線による外部被ばくによる実効線量 [Sv]
- $E_\gamma i$  : 核種 i の  $\gamma$  線実効エネルギー [MeV/dis]
- $Q_i$  : 核種 i の放出量 [Bq]
- $(D / Q)$  : 相対線量 [dis · Sv/Bq · MeV]
- $F_x$  : 吸収線量に対するビルドアップ係数を実効線量に対するビルドアップ係数にする換算係数<sup>10)</sup>

ロ. 計算結果

相対線量  $D / Q$  の最大値は図 2 に示すとおり本施設から 150m の地点に生じる。

周辺住民の事故時における外部被ばくによる実効線量は  $7.8 \times 10^{-15}$  Sv



表1 事故時における放射性物質のセル滞留量、空气中放射性物質濃度  
及び排気筒からの放出量

核種	セル内滞留量 [Bq]		セル内空气中 放射性物質濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	排気筒からの 放出量Q <sub>i</sub> [Bq]
コバルト -60	床汚染	$2.87 \times 10^{10}$	$6.07 \times 10^{-2}$	$2.65 \times 10^8$
	燃焼物	$1.93 \times 10^{10}$		
プルトニウム -239	床汚染	$2.87 \times 10^9$	$6.07 \times 10^{-3}$	$2.65 \times 10^2$
	燃焼物	$1.93 \times 10^9$		

表2 事故時の呼吸摂取に起因する内部被ばくによる線量

核種	実効線量 [Sv]	等価線量 [Sv]		
		骨表面	肺	肝
コバルト -60	$2.1 \times 10^{-12}$	$6.2 \times 10^{-13}$	$1.2 \times 10^{-11}$	$1.3 \times 10^{-12}$
プルトニウム -239	$3.3 \times 10^{-10}$	$1.2 \times 10^{-9}$	$5.8 \times 10^{-10}$	$2.6 \times 10^{-10}$

化学形は「核燃料施設の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について」に基づくものを用いた。

別紙

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構における  
核燃料物質の使用等に関する規則（昭和32年総理府  
令第84号）第1条第2項第8号に規定する「安全上  
重要な施設」に該当する構築物、系統及び機器の選定  
に係る再評価の修正について

平成28年5月

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構





(5) 固体廃棄物前処理施設 (WDF)

本施設には、内的要因によって安全機能が喪失したとしても、周辺監視区域周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超える施設はない。

今回、外的要因による安全機能の喪失（共通要因故障を含む。）を考慮した評価においても、周辺監視区域周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えず、安全上重要な施設は特定されないことを確認した。

① 外的事象による機能喪失による安全上重要な施設の特定方針

外的要因を考慮した多重故障では、PS 施設及び MS 施設が同時に機能を喪失することを想定する必要がある。そのため、PS 施設又は MS 施設に分けた検討は実施せずに、外的要因による多重故障によって引き起こされる可能性のある異常事象ごとに、周辺監視区域周辺の公衆の被ばく線量を評価した。多重故障によって引き起こされる可能性のある異常事象としては、閉じ込め機能の喪失による放射性物質の環境への放出に、外部電源喪失時の非常用電源設備の機能喪失を重ね合わせた。

上記評価の結果 5mSv を超えた場合には、5mSv を下回るために安全機能を維持する必要がある施設を「安全上重要な施設」に特定することとした。本評価で用いた被ばく影響評価条件を添付 a に示す。

なお、WDF においては、核燃料物質の取り扱いはないため臨界防止に対する考慮は不要とする。

② 安全上重要な施設の特定結果

(i) 地震

a) 異常事象の想定

地震による安全機能の喪失を想定した異常事象と、それによる公衆の線量の評価結果を下表に示す。

### 異常事象の想定

異常事象	事象の想定と線量
閉じ込め機能の喪失による放射性物質の環境への放出	<p>地震により建家及びセル設備、ホール設備、グローブボックス、フード、廃液貯槽が損傷する。</p> <p>建家、設備等の静的閉じ込め機能が喪失して、放射性物質が部屋に漏洩（移行率（以下「DF」という。）=1）し、さらには建家からもDF=1で環境に放出される。</p> <p>また、地震により外部電源喪失時に非常用電源設備が機能喪失し、全ての排気系統が停止して負圧維持機能が喪失する。</p> <p>実効線量： 3.8mSv（添付 b-1 参照）</p>

#### b) 「安全上重要な施設」の特定結果

地震による安全機能の喪失を想定した異常事象において実効線量は 5mSv を下回ったことから、安全上重要な施設は特定されない。

#### (ii) 津波

WDF は標高約 40m に位置しており、基準津波による大洗研究開発センター敷地前面の海岸での最大遡上高さ T.P.+16.9m を考慮した場合でも津波が到達するおそれはないことから、津波の考慮は要しない。

#### (iii) 竜巻

##### a) 異常事象の想定

竜巻による安全機能の喪失を想定した異常事象と、それによる公衆の線量の評価結果を下表に示す。

異常事象の想定

異常事象	事象の想定と線量
閉じ込め機能の喪失による放射性物質の環境への放出	<p>竜巻による飛来物によって建家壁が貫通し、セル設備のβγセル、ホール設備は損傷する。</p> <p>建家及びセル設備のβγセル、ホール設備の静的閉じ込め機能が喪失して、放射性物質が部屋に漏洩（DF=1）し、さらには建家からDF=10で環境に放出される。</p> <p>また、竜巻により外部電源喪失時に非常用電源設備が機能喪失し、全ての排気系統が停止して負圧維持機能が喪失して、セル設備のαセル、搬出入セル及び固化セルから放射性物質が部屋に漏洩（DF=100）し、さらには建家からDF=10で環境に放出される。</p> <p>実効線量：<math>1.4 \times 10^{-2}</math> mSv（添付 c-1 参照）</p>

b) 「安全上重要な施設」の特定結果

竜巻による安全機能の喪失を想定した異常事象において実効線量は 5mSv を下回ったことから、安全上重要な施設は特定されない。

(iv) その他の外的事象による安全機能喪失を想定した場合

「使用施設等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」第 11 条第 1 項及び第 5 項に例示されている自然現象（竜巻については前項で評価済み。）及び人為事象について評価した結果、以下に示すとおり安全上重要な施設は特定されない。

1) 洪水

敷地は、太平洋に面した標高約 35～40m の鹿島台地にあり、WDF は標高約 40m に設置している。敷地内には、窪地をせき止めて造成した夏海湖があり、水面は標高約 29m、最深部は約 6m である。敷地に降った雨水等の表流水のほとんどは夏海湖に集まり、一般排水溝に流れる経路となるが、大雨等により万一夏海湖から溢れた場合でも、地形的な関係から敷地北部の谷地を流れる経路となり、谷地や水路を伝って涸沼に流れる。このような地形及び表流水の状況からみて洪水によって施設の安全機能を損なうおそれはない。

2) 風（台風）

施設の風荷重に対する設計は、日本の最大級の台風を考慮した建築基準法に基づいて行っており、風（台風）によって施設の安全機能を損なうおそれはない。

3) 凍結

屋外の保安上重要な設備機器で凍結による影響のおそれのあるものは、凍結防止対策を行っているため、凍結の考慮は要しない。

4) 降水

施設は高台に立地しており地形的にみて降水の影響は考えられないほか、雨水は夏海湖を介して一般排水溝へ排水されており、降水によって施設の安全機能を損なうおそれはない。

5) 積雪

建家は茨城県建築基準法等施行細則に定める垂直積雪量で設計を行っており、積雪によって施設の安全機能を損なうおそれはない。

6) 落雷

雷害防止として、建築基準法に基づき排気筒へ日本工業規格（JIS）に準拠した避雷設備（避雷針）を設置しており、落雷によって施設の安全機能を損なうおそれはない。

7) 地滑り

WDFは平地に立地しているため地滑りによって施設の安全機能を損なうおそれはない。

8) 火山の影響

「原子力発電所の火山影響評価ガイド」を参考に立地評価及び影響評価を行った結果、使用施設の安全性に影響を与える可能性のある火山事象は降下火砕物のうち火山灰である。敷地内ボーリング調査結果を用いた降下火砕物の敷地調査の結果及び降下火砕物の敷地周辺の文献調査結果に基づき、降下火砕物の堆積厚さは最大約 50cm と評価している。火山灰が施設に降灰する際は、火山灰除去を実施する等の対策を講じることが可能であるため、火山の影響によって施設の安全機能を損なうおそれはない。

9) 生物学的影響

WDFは海水及び夏海湖からの取水を行っていないため、海生生物や微生物等による影響はない。また、屋外に小動物等の侵入による影響のおそれのある保安上重要な設備機器はないため、生物学的影響は考慮しない。

10) 森林火災

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」に準じて評価した結果、施設外壁表面の温度は最大 56℃であり、許容温度 200℃を超えないことから、森林火災によって施設の安全機能を損なうおそれはない。

11) 飛来物

WDF への航空機落下確率を「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」等に準じて評価したところ、落下確率は  $8.8 \times 10^{-8}$  回/年との結果が得られた。このように航空機の落下確率は、基準である  $1 \times 10^{-7}$  回/年を超えないことから、飛来物の考慮は要しない。

12) ダムの崩壊

WDF 周辺地域のダムとしては、大洗研究開発センターの敷地から北西方向約 20km の地点に楮川（こうそがわ）ダムが存在するが、敷地との距離が十分離れていることから、ダムの崩壊による影響はない。そのためダムの崩壊の考慮は要しない。

13) 爆発

大洗研究開発センターの敷地外 10km 以内には、爆発の発生要因となる石油コンビナート等特別防災区域に指定される石油コンビナート施設はないことから、爆発による影響はない。そのため爆発の考慮は要しない。

14) 有毒ガス

大洗研究開発センターの敷地外 10km 以内には、有毒ガスの発生源となる工場等はないことから、有毒ガスによる影響はない。そのため有毒ガスの考慮は要しない。

15) 近隣工場等の火災

大洗研究開発センターの近隣工場等として東側に国道 51 号線を隔てた海側にごみ処理施設（大洗・銚田・水戸環境組合クリーンセンター）、西側に日本核燃料開発株式会社及び日揮株式会社があるが、いずれの施設も WDF からは十分離れており、これらの施設等の火災による熱影響はない。また、敷地内で WDF から最も近い屋外タンク貯蔵所が万一火災となっても 650m 以上の距離があり、影響はない。また、航空機落下による火災の影響が最も厳しくなる条件にて評価を行った結果、建家外壁温度は最大 77℃まで上昇するが、許容温度 200℃を超えない。そのため近隣工場等火災の考慮は要しない。

16) 船舶の衝突

WDF は港湾等を有しておらず、大洗研究開発センターの北方約 5km に大洗

港があるがWDFからは十分離れており、WDFは海水の取水を行っていないため、船舶の衝突や座礁により重油等が流出したとしても影響はない。そのため船舶の衝突の考慮は要しない。

#### 17) 電磁的障害

サージ、ノイズや電磁波等、電磁的障害により動的安全機能が喪失する可能性があるが、そのような機能喪失が発生した場合の評価は「全電源喪失事象」での評価と同等であり、「安全上重要な施設」に該当する施設はない。

#### ③ その他の安全強化策について

本施設では、更なる安全強化策として以下の対応を図る。

##### (i) 実施を予定している安全強化策

今後、マニュアル制定又は改正を予定している対策を以下に示す。なお、本対策については上半期までに完了させて運用する予定である。

- 1) 今回の評価結果では、周辺監視区域周辺の公衆の実効線量は 5mSv 以下となったが更なる低減を図るために、自主的に放射性物質の取扱量を定めて管理する。
- 2) 竜巻が到達するおそれが生じた場合は、竜巻に係る注意報等の発表を確認した後、使用中の放射性物質で可能なものは速やかに容器に収納する。

## 添付 a 被ばく影響評価条件

一般公衆の被ばく影響評価は内部被ばく及び外部被ばくの合算により評価する。

以下に評価方法及び条件を示す。なお、固体廃棄物前処理施設では核燃料物質を使用することはないが、核燃料物質により汚染された物を取扱うため、被ばく評価核種として<sup>60</sup>Coの他に<sup>239</sup>Puについて評価を実施した。

### 1. 一般公衆の被ばく影響評価方法

#### 1.1 内部被ばく

内部被ばくによる実効線量評価は核燃料物質使用変更許可申請書（以下「変更許可申請書」という。）安全対策書に記載されている。

放射性物質の吸入摂取に伴う内部被ばくによる実効線量は、次式により求める。

$$H_H = \sum_i DFH_i \cdot (\chi/Q) \cdot MA \cdot Q_i \cdot t \quad (式1)$$

$H_H$  : 放射性物質の吸入摂取に伴う内部被ばくによる実効線量 (mSv)

$DFH_i$  : 核種  $i$  の吸入摂取における実効線量換算係数 (mSv/Bq) <sup>2)</sup>

→ <sup>60</sup>Co:  $3.1 \times 10^{-5}$  mSv/Bq、<sup>239</sup>Pu:  $1.2 \times 10^{-1}$  mSv/Bq

$(\chi/Q)$  : 相対濃度 ( (Bq/m<sup>3</sup>) / (Bq/h) )

→ 1.1.1 項に示す。

$MA$  : 呼吸率 (m<sup>3</sup>/h) <sup>1)</sup>

→ 成人: 1.2 m<sup>3</sup>/h

$Q_i$  : 核種  $i$  の放出量 (Bq/h)

→ 2 項に示す。

$t$  : 放出継続時間 (h) <sup>1)</sup>

→ 1h

#### 1.1.1 相対濃度

##### ① 排気筒放出

放射性物質が排気筒から放出された場合、公衆の内部被ばくによる実効線量の評価に用いる相対濃度  $(\chi/Q)$  は、気象指針を参考に下記の計算条件により求める。

i) 風速 : 1.5m/s

- ii) 放出源の有効高さ : 40m
- iii) 大気安定度 : A
- iv) 建家影響 : なし

上記条件で計算した結果、 $(\chi/Q)$  の最大値は距離 200m の地点に生じ、 $2.1 \times 10^{-8}$  (Bq/m<sup>3</sup>) / (Bq/h) となる。

## ② 地上放出

放射性物質が建家から地上放出される場合、公衆の内部被ばくによる実効線量の評価に用いる相対濃度  $(\chi/Q)$  は、気象指針を参考に下記の計算条件により求める。

- i) 風速 : 1.0m/s
- ii) 放出源の有効高さ : 0m
- iii) 大気安定度 : F
- iv) 建家影響 : あり
- v) 建家投影面積 : 450m<sup>2</sup>

上記条件で計算した結果、 $(\chi/Q)$  の最大値は距離 150m (周辺監視区域境界に相当) の地点に生じ、 $9.5 \times 10^{-7}$  (Bq/m<sup>3</sup>) / (Bq/h) となる。

## 1.2 外部被ばく

外部被ばくによる実効線量評価は変更許可申請書安全対策書に記載されている。放射性雲の  $\gamma$  線外部被ばくによる実効線量は、次式により求める。

$$D_{\gamma} = \sum_i E_{\gamma i} \cdot Q_i \cdot (D/Q) \cdot F_x \quad (\text{式 2})$$

$D_{\gamma}$  : 核種 i の  $\gamma$  線による外部被ばくによる実効線量 (Sv)

$E_{\gamma i}$  : 核種 i の  $\gamma$  線実効エネルギー (MeV/dis) <sup>3)</sup>

→ <sup>60</sup>Co: 2.504MeV/dis

$Q_i$  : 核種 i の放出量 (Bq) . . . . . 2 項に示す。

$(D/Q)$  : 相対線量 (dis · Sv/Bq · MeV)

→ 1.2.1 項に示す。

$F_x$  : 吸収線量に対するビルドアップ係数を実効線量に対するビルドアップ係数にする換算係数 <sup>3)</sup>

→ 1.2.1 項に示す。



### 1.2.1 相対線量

#### ① 排気筒放出

放射性物質が排気筒から放出された場合、公衆の外部被ばくによる実効線量の評価に用いる相対線量 ( $D/Q$ ) は、気象指針を参考に下記の計算条件により求める。

- i) 風速 : 1.5m/s
- ii) 放出源の有効高さ : 40m
- iii) 大気安定度 : A

上記条件で計算した結果、( $D/Q$ ) の最大値は距離 150m の地点に生じ、 $1.7 \times 10^{-18}$  (dis · Sv/Bq · MeV) となる。

#### ② 地上放出

放射性物質が建家から地上放出された場合、公衆の外部被ばくによる実効線量の評価に用いる相対線量 ( $D/Q$ ) は、気象指針を参考に下記の計算条件により求める。

- i) 風速 : 1.0m/s
- ii) 放出源の有効高さ : 0m
- iii) 大気安定度 : F

上記条件で計算した結果、( $D/Q$ ) の最大値は距離 150m (周辺監視区域境界に相当) の地点に生じ、 $1.5 \times 10^{-17}$  (dis · Sv/Bq · MeV) となる。

なお、前記 1.2.1①、1.2.1②で求めたそれぞれの相対線量は、式 2 中の  $F_x$  を組み込んで評価をした値である。

## 2. 放出放射エネルギーの設定

### 2.1 評価対象核種と放射エネルギー

WDFは廃棄施設であり、変更許可申請書による取扱放射性物質の放射エネルギーは、 $\beta \gamma$  核種は  $^{60}\text{Co}$  換算値を用いていることから、 $^{60}\text{Co}$  換算値で評価する。また、WDFでは核燃料物質を使用することはないが、 $\alpha$ セル及び $\alpha$ ホールでは核燃料物質により汚染された物を取扱うため、被ばく評価核種として  $^{60}\text{Co}$  の他に  $^{239}\text{Pu}$  について評価するものとし、その放射エネルギーは変更許可申請書の評価の考え方にあわせ、 $\beta \gamma$  核種 ( $^{60}\text{Co}$ ) 放射エネルギーの 1/10 とする。

## 2.2 閉じ込め機能喪失（全電源機能喪失）

### 2.2.1 セル・ホール内に滞留する放射性物質質量

セルにおける放射性物質の放射エネルギーは、変更許可申請書障害対策書における遮蔽評価に用いた取扱放射性物質質量から最大取扱放射エネルギーを設定する。 $\alpha$ 除染セルと $\alpha$ 解体セル、 $\beta\gamma$ 解体セルと $\beta\gamma$ 搬出セルは、セル間の壁に遮蔽機能がないことから一つのセルとして扱い、変更許可申請書障害対策書に記載の最大放射性物質質量に基づき設定した。また、搬出入セルは処理工程上、1日当たりの最大取扱量を2缶として、変更許可申請書障害対策書に記載の $^{60}\text{Co}$ 換算で1缶当たりの最大放射性物質質量 $7.4 \times 10^{11}\text{Bq}$ であることから $1.48 \times 10^{12}\text{Bq}$ となるが、余裕をみて $2.22 \times 10^{12}\text{Bq}$ を設定した。

変更許可申請書に取扱量の記載がない $\alpha$ 搬入ホール、 $\alpha$ 除染ホール及び $\alpha$ 解体ホールは、変更許可申請書障害対策書の年間の処理対象物質量より最大取扱量を求め設定した。 $\alpha$ 固体廃棄物Aの年間の処理対象物質量1,700kgを各ホール内で処理し、廃棄物容器（最大収納重量5kg）に収納した際の発生個数は340個である。 $\alpha$ 固体廃棄物Aの廃棄物容器の $\alpha$ 核種の放射性物質含有量は $3.7 \times 10^7\text{Bq/個}$ 未満であることから、廃棄物容器1個当たりの $\alpha$ 核種の放射エネルギーを $3.7 \times 10^7\text{Bq}$ とし、廃棄物容器個数340個の放射エネルギーは、 $1.26 \times 10^{10}\text{Bq}$  ( $^{239}\text{Pu}$ )となる。また、 $\alpha$ 核種 ( $^{239}\text{Pu}$ ) と $\beta\gamma$ 核種 ( $^{60}\text{Co}$ ) の比の1:10より各ホール内の $\beta\gamma$ 核種の放射エネルギー $1.26 \times 10^{11}\text{Bq}$  ( $^{60}\text{Co}$ ) に設定した。各セル、ホールの設定値は以下のとおりとする。

設備名称	$\beta\gamma$ 核種 (Bq)	$\alpha$ 核種 (Bq)
搬出入セル	$2.22 \times 10^{12}$ ( $^{60}\text{Co}$ )	$2.22 \times 10^{11}$ ( $^{239}\text{Pu}$ )
$\alpha$ セル	$1.11 \times 10^{13}$ ( $^{60}\text{Co}$ )	$1.11 \times 10^{12}$ ( $^{239}\text{Pu}$ )
$\beta\gamma$ セル	$1.48 \times 10^{10}$ ( $^{60}\text{Co}$ )	—
固化セル	$1.85 \times 10^{11}$ (0.8MeV $\gamma$ 線)	$1.85 \times 10^{10}$ ( $^{239}\text{Pu}$ )
$\alpha$ 搬入ホール	$1.26 \times 10^{11}$ ( $^{60}\text{Co}$ )	$1.26 \times 10^{10}$ ( $^{239}\text{Pu}$ )
$\alpha$ 除染ホール	$1.26 \times 10^{11}$ ( $^{60}\text{Co}$ )	$1.26 \times 10^{10}$ ( $^{239}\text{Pu}$ )
$\alpha$ 解体ホール	$1.26 \times 10^{11}$ ( $^{60}\text{Co}$ )	$1.26 \times 10^{10}$ ( $^{239}\text{Pu}$ )

### 2.2.2 廃液貯槽における放射性物質質量

廃液貯槽における放射性物質の放射エネルギーは、変更許可申請書障害対策書の遮蔽評

価に用いた取扱放射性物質質量から設定した。それぞれの放射エネルギーを以下に示す。

貯槽名称	廃液量 (cm <sup>3</sup> )	体積線源の強さ (Bq)	廃液濃度 (Bq/cm <sup>3</sup> )
放出前廃液貯槽	13.7×10 <sup>6</sup>	5.07×10 <sup>4</sup>	3.7×10 <sup>-3</sup>
液体廃棄物 A 貯槽	6.87×10 <sup>6</sup>	2.54×10 <sup>4</sup>	3.7×10 <sup>-3</sup>
α 廃液貯槽	6.87×10 <sup>6</sup>	2.54×10 <sup>9</sup>	3.7×10 <sup>2</sup>
蒸発缶	0.604×10 <sup>6</sup>	2.23×10 <sup>12</sup>	3.7×10 <sup>6</sup>
加熱器	0.527×10 <sup>6</sup>	9.51×10 <sup>11</sup>	1.8×10 <sup>6</sup>
濃縮液貯槽	1.08×10 <sup>6</sup>	4.00×10 <sup>12</sup>	3.7×10 <sup>6</sup>

### 2.2.3 廃棄物から気体廃棄物への移行率

- ・ 固体廃棄物から気体廃棄物への移行率は、落下に伴い空気中へ移行する気体廃棄物への移行率とし、 $2.0 \times 10^{-5}$  <sup>4)</sup> とする。
- ・ 液体廃棄物から気体廃棄物への移行率は、液体廃棄物が堰に滞留し蒸発して放射性物質が気体廃棄物へ移行するものとして、1時間当たり  $4.0 \times 10^{-6}\%$  <sup>5)</sup> とする。

### 2.2.4 壁からの移行率

地震による閉じ込め機能喪失時の評価に用いる DF 値を以下に示す。

- ・ 各設備から部屋への DF=1
- ・ 部屋間及び部屋から建家外への DF=1

竜巻による閉じ込め機能喪失時の評価に用いる DF 値を以下に示す。

- ・ αセル、搬出入セル、固化セルから部屋への DF=100
- ・ αセル、搬出入セル以外の設備から部屋への DF=1
- ・ 部屋間及び部屋から建家外への DF=10

### 3. 文献等

- 1) 変更許可申請書 安全対策書 8. 最大想定事故時における周辺住民の放射線被ばく評価より
- 2) ICRP Publication 72
- 3) 発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について
- 4) AIRBORNE RELEASE FRACTIONS/RATES AND RESPIRABLE FRACTIONS FOR NONREACTOR NUCLEAR

FACILITIES (DOE-HDBK-3010-94)

5) " Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook" NUREG/CR-6410 , 1998

添付b-1 地震によるWDFの閉じ込め機能喪失時の評価

- ① 外部電源が停止した状態で非常用電源設備からの電源供給機能が喪失すると、全ての排気系統が停止する。
- ② 地震により放射性廃棄物を取り扱うセル設備、ホール設備及び廃液貯槽の閉じ込め機能が喪失して放射性物質が部屋に漏えいし、建家外壁から環境へ漏えいする。
- ③ セル設備における放射性物質の放射エネルギーは、変更許可申請書に記載がある取扱放射性物質質量から最大取扱放射エネルギーを、ホール設備では $\alpha$ 固体廃棄物Aの年間の処理対象物質量1,700 kgより最大取扱量を求めた。それぞれの放射エネルギーを以下に示す。なお、 $\alpha$ 核種の取扱いがあるセル、ホールでは $^{239}\text{Pu}$ についても評価する。

設備名称	$\beta$ $\gamma$ 核種 (Bq)	$\alpha$ 核種 (Bq)
搬出入セル	$2.22 \times 10^{12}$ ( $^{60}\text{Co}$ )	$2.22 \times 10^{11}$ ( $^{239}\text{Pu}$ )
$\alpha$ セル	$1.11 \times 10^{13}$ ( $^{60}\text{Co}$ )	$1.11 \times 10^{12}$ ( $^{239}\text{Pu}$ )
$\beta$ $\gamma$ セル	$1.48 \times 10^{10}$ ( $^{60}\text{Co}$ )	—
固化セル	$1.85 \times 10^{11}$ (0.8MeV $\gamma$ 線)	$1.85 \times 10^{10}$ ( $^{239}\text{Pu}$ )
$\alpha$ 搬入ホール	$1.26 \times 10^{11}$ ( $^{60}\text{Co}$ )	$1.26 \times 10^{10}$ ( $^{239}\text{Pu}$ )
$\alpha$ 除染ホール	$1.26 \times 10^{11}$ ( $^{60}\text{Co}$ )	$1.26 \times 10^{10}$ ( $^{239}\text{Pu}$ )
$\alpha$ 解体ホール	$1.26 \times 10^{11}$ ( $^{60}\text{Co}$ )	$1.26 \times 10^{10}$ ( $^{239}\text{Pu}$ )

- ④ 廃液貯槽における放射性物質の放射エネルギーは、変更許可申請書に記載がある遮蔽計算に用いた取扱放射性物質質量から求めた。それぞれの放射エネルギーを以下に示す。

貯槽名称	廃液量 ( $\text{cm}^3$ )	体積線源の強さ (Bq)	廃液濃度 ( $\text{Bq}/\text{cm}^3$ )
放出前廃液貯槽	$13.7 \times 10^5$	$5.07 \times 10^4$	$3.7 \times 10^{-3}$
液体廃棄物A貯槽	$6.87 \times 10^5$	$2.54 \times 10^4$	$3.7 \times 10^{-3}$
$\alpha$ 廃液貯槽	$6.87 \times 10^5$	$2.54 \times 10^9$	$3.7 \times 10^2$
蒸発缶	$0.604 \times 10^5$	$2.23 \times 10^{12}$	$3.7 \times 10^6$
加熱器	$0.527 \times 10^5$	$9.51 \times 10^{11}$	$1.8 \times 10^6$
濃縮液貯槽	$1.08 \times 10^5$	$4.00 \times 10^{12}$	$3.7 \times 10^6$

⑤ 廃液貯槽が設置されている堰の面積は、放出前廃液貯槽と液体廃棄物 A 貯槽は同じ堰内に設置され、面積は約  $900\text{cm} \times 625\text{cm}$  で  $5.63 \times 10^5 \text{cm}^2$ 、 $\alpha$  廃液貯槽の堰は約  $650\text{cm} \times 550\text{cm}$  で  $3.58 \times 10^5 \text{cm}^2$ 、蒸発缶、加熱器、濃縮液貯槽は約  $400\text{cm} \times 590\text{cm}$  で  $2.36 \times 10^5 \text{cm}^2$  である。

⑥ 固体廃棄物から気体廃棄物への移行率は、落下に伴い空気中へ移行する気体廃棄物への移行率とし、 $2.0 \times 10^{-5}$  とする。

⑦ 液体廃棄物の蒸発により放射性物質が気体廃棄物に移行する割合は、1 時間当たり  $4.0 \times 10^{-6}\%$  とする。

⑧ 各設備から部屋及び部屋から建家外への閉じ込め機能の喪失による DF 値は 1 とする。

⑨ このとき、公衆の実効線量は  $3.8\text{mSv}$  となる。

添付 c-1 竜巻によるWDFの閉じ込め機能喪失時の評価

1. 設計竜巻の設定

設計竜巻の特性値は下表のとおりとする。

設計竜巻の特性値

最大風速 $V_D$ (m/s)	移動速度 $V_T$ (m/s)	最大接線 風速 $V_{Rm}$ (m/s)	最大接線 風速半径 $R_m$ (m)	最大気圧 低下量 $\Delta P_{max}$ (hPa)	最大気圧低下率 $(dp/dt)_{max}$ (hPa/s)
100	15	85	30	89	45

2. 建家の健全性評価

上記の設計竜巻に対する建家の健全性を「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」に示される方法に従って実施した。

(1) 設計荷重に対する建家の構造健全性

竜巻時に考慮すべきとされている設計荷重（風圧力、気圧差及び飛来物による衝撃荷重の複合荷重）に対して、建家の保有水平耐力が上回っており建家は健全である。

(2) 設計飛来物に対する建家の構造健全性の検討

設計飛来物に対する建家の構造健全性を評価した結果を以下に示す。

【評価条件】

- ・飛来物：鋼製材（4, 200mm×300mm×200m、135kg、水平速度 51m/s）
- ・コンクリート貫通限界厚さ：修正 NDRC 式と Degen の式により算出
- ・コンクリート裏面剥離限界厚さ：Chang の式により算出

評価結果

	コンクリート 厚さ (mm)	貫通 限界厚 さ (mm)	裏面剥離 限界厚さ (mm)	評価結果	
				貫通	裏面剥離
4F 側面	180	269	478	有	有
3F 側面	220	269	478	有	有
1~2F 側面	270	269	478	有	有
屋上面	80	191	364	有	有

### 3. 公衆の被ばく影響評価

建家の健全性評価の結果、設計飛来物が建家外壁を貫通することから、静的閉じ込め機能の喪失を想定して公衆の線量評価を行った。

- ① 竜巻による建家への影響は、風圧及び衝撃荷重に対し健全であるが、飛来物による貫通損傷が生じると想定する。
- ② 設計飛来物である鋼製材が建家の外壁を貫通し、貫通した鋼製材により放射性廃棄物を取り扱うセル設備及びホール設備が損傷する。なお、セル設備の $\alpha$ セルは、厚さ900mm以上の鉄筋コンクリートを有する強固な構造体で貫通及び裏面剥離限界厚さに比べ十分な厚さを有していること、また、固化セルは地階に設置されていることから損傷はしないものとする。
- ③ 負圧維持機能の停止により放射性廃棄物を取り扱うセル設備、ホール設備から放射性物質が部屋に漏えいし、竜巻通過後に飛来物により貫通損傷した建家外壁等から環境へ漏えいする。
- ④ セルにおける放射性物質の放射エネルギーは、変更許可申請書に記載がある取扱放射性物質から最大取扱放射エネルギーを、ホールでは $\alpha$ 固体廃棄物Aの年間の処理対象物量1700kgより最大取扱量を求めた。それぞれの放射エネルギーを以下に示す。なお、 $\alpha$ 核種の取扱いがあるセル、ホールでは $^{239}\text{Pu}$ についても評価する。

設備名称	$\beta$ $\gamma$ 核種 (Bq)	$\alpha$ 核種 (Bq)
搬出入セル	$2.22 \times 10^{12}$ ( $^{60}\text{Co}$ )	$2.22 \times 10^{11}$ ( $^{239}\text{Pu}$ )
$\alpha$ セル	$1.11 \times 10^{13}$ ( $^{60}\text{Co}$ )	$1.11 \times 10^{12}$ ( $^{239}\text{Pu}$ )
$\beta$ $\gamma$ セル	$1.48 \times 10^{10}$ ( $^{60}\text{Co}$ )	—
固化セル	$1.85 \times 10^{11}$ (0.8MeV $\gamma$ 線)	$1.85 \times 10^{10}$ ( $^{239}\text{Pu}$ )
$\alpha$ 搬入ホール	$1.26 \times 10^{11}$ ( $^{60}\text{Co}$ )	$1.26 \times 10^{10}$ ( $^{239}\text{Pu}$ )
$\alpha$ 除染ホール	$1.26 \times 10^{11}$ ( $^{60}\text{Co}$ )	$1.26 \times 10^{10}$ ( $^{239}\text{Pu}$ )
$\alpha$ 解体ホール	$1.26 \times 10^{11}$ ( $^{60}\text{Co}$ )	$1.26 \times 10^{10}$ ( $^{239}\text{Pu}$ )

- ⑤ 固体廃棄物から気体廃棄物への移行率は、落下に伴い空気中へ移行する気体廃棄物への移行率とし、 $2.0 \times 10^{-5}$ とする。
- ⑥  $\alpha$ セル、搬出入セル及び固化セルからのDF値は100、その他の設備から部屋へのDF値は1、部屋間及び部屋から建家外へのDF値は10とする。
- ⑦ このとき、公衆の実効線量は $1.4 \times 10^{-2}\text{mSv}$ となる。