

## 2.11 使用済燃料プールからの燃料取り出し設備

### 2.11.1 基本設計

#### 2.11.1.1 設置の目的

使用済燃料プールからの燃料取り出しは、燃料取り出し用カバー（構台及び換気設備含む）の設置による作業環境の整備、燃料等を取り扱う燃料取扱設備の設置を行い、燃料を使用済燃料プール内の使用済燃料貯蔵ラックから取り出し原子炉建屋から搬出することを目的とする。

使用済燃料プールからの燃料取り出し設備（以下、「燃料取り出し設備」という。）は、燃料取扱設備、構内用輸送容器、燃料取り出し用カバーで構成される。燃料取扱設備は、燃料取扱機、クレーンで構成され、燃料取り出し用カバーにより支持される。なお、燃料の原子炉建屋外への搬出には、構内用輸送容器を使用する。

また、クレーンはオペレーティングフロア上での資機材運搬や揚重等にも使用する。

#### 2.11.1.2 要求される機能

##### (1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は、二重のワイヤなどにより落下防止を図る他、駆動源喪失時にも燃料集合体を落下させない設計とする。

また、遮蔽、臨界防止を考慮した設計とする。

##### (2) 構内用輸送容器

構内用輸送容器は、除熱、密封、遮蔽、臨界防止を考慮した設計とする。また、破損燃料集合体を収納して輸送する容器については、燃料集合体の破損形態に応じて輸送中に放射性物質の飛散・拡散を防止できる設計とする。

##### (3) 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは、燃料取扱設備の支持、作業環境の整備及び放射性物質の飛散・拡散防止ができる設計とする。

#### 2.11.1.3 設計方針

燃料取り出し設備は、「特定原子力施設への指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項について（平成24年11月7日原子力規制委員会決定。以下、「措置を講ずべき事項」という。）」等の規制基準を満たす設計とする。

その上で、燃料取り出し設備の設計において特に留意すべき点は、以下のとおり。

##### (1) 燃料取扱設備

###### a. 落下防止

(a) 使用済燃料貯蔵ラック上には、重量物を吊ったクレーンを通過できないようにインターロックを設け、貯蔵燃料への重量物の落下を防止できる設計とする。

(b) 燃料取扱機の燃料把握機は、二重のワイヤや種々のインターロックを設け、また、

クレーンの主要要素は、二重化を施すことなどにより、燃料移送操作中の燃料集合体等の落下を防止できる設計とする。

b. 遮蔽

燃料取扱設備は、使用済燃料プールから構内用輸送容器への燃料集合体の収容操作を、燃料の遮蔽に必要な水深を確保した状態で、水中で行うことができる設計とするか、放射線防護のための適切な遮蔽を設けて行う設計とする。

c. 臨界防止

燃料取扱設備は、燃料集合体を一体ずつ取り扱う構造とすることにより、燃料の臨界を防止する設計とする。

d. 放射線モニタリング

燃料取扱エリアの放射線モニタリングのため、放射線モニタを設け放射線レベルを測定し、これを免震重要棟集中監視室に表示すると共に、過度の放射線レベルを検出した場合には警報を発し、放射線業務従事者に伝える設計とする。

e. 単一故障

(a) 燃料取扱機の燃料把握機は、二重のワイヤや燃料集合体を確実につかんでいない場合には吊上げができない等のインターロックを設け、圧縮空気等の駆動源が喪失した場合にも、フックから燃料集合体が外れない設計とする。

(b) 燃料取扱機の安全運転に係わるインターロックは電源喪失、ケーブル断線で安全側になる設計とする。

(c) クレーンの主要要素は、二重化を施すことなどにより、移送操作中の構内用輸送容器等の落下を防止できる設計とする。

f. 試験検査

燃料取扱設備のうち安全機能を有する機器は、適切な定期的試験及び検査を行うことができる設計とする。

また、破損燃料を取り扱う場合、燃料取扱設備は、破損形態に応じた適切な取扱手法により、移送中の放射性物質の飛散・拡散を防止できる設計とする。

(2) 構内用輸送容器

a. 除熱

使用済燃料の健全性及び構内用輸送容器構成部材の健全性が維持できるように、使用済燃料の崩壊熱を適切に除去できる設計とする。

b. 密封

周辺公衆及び放射線業務従事者に対し、放射線被ばく上の影響を及ぼすことのないよう、使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込める設計とする。

c. 遮蔽

内部に燃料を入れた場合に放射線障害を防止するため、使用済燃料の放射線を適切に遮蔽する設計とする。

d. 臨界防止

想定されるいかなる場合にも、燃料が臨界に達することを防止できる設計とする。

また、破損燃料集合体を収納して輸送する容器は燃料集合体の破損形態に応じて輸送中に放射性物質の飛散・拡散を防止できる設計とする。

(3) 燃料取り出し用カバー

a. 燃料取り出し作業環境の整備

燃料取り出し用カバーは、燃料取り出し作業に支障が生じることのないよう、風雨を遮る設計とする。

また、必要に応じ燃料取り出し用カバー内にローカル空調機を設置し、カバー内の作業環境の改善を図るものとする。

b. 放射性物質の飛散・拡散防止

燃料取り出し用カバーは、原子炉建屋から大気への開放部分を低減するとともに、換気設備を設け、排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出することにより、カバー内の放射性物質の大気への放出を抑制し、敷地周辺の線量への影響を達成できる限り低減できる設計とする。

(4) 大型カバー（燃料取り出し用カバー）

大型カバーは、その必要な安全機能について、十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計とする。

大型カバーは、その健全性及び能力を確認するため、適切な方法により、その必要な安全機能を検査ができる設計とする。

2.11.1.4 供用期間中に確認する項目

(1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は、動力源がなくなった場合においても吊り荷を保持し続けること。

(2) 構内用輸送容器

構内用輸送容器は、除熱、密封、遮蔽、臨界防止の安全機能が維持されていること。

(3) 燃料取り出し用カバー

対象外とする。

#### 2.11.1.5 主要な機器

##### (1) 燃料取扱設備

燃料取扱設備は、燃料取扱機、クレーンで構成する。なお、2号機の燃料取扱設備には、これらに加えてジブクレーンを備える。

##### a. 燃料取扱機

燃料取扱機は、使用済燃料プール及びキャスクピット上を水平に移動するブリッジ並びにその上を移動するトロリで構成する。なお、2号機の燃料取扱機は、低床ジブクレーンとし、原子炉建屋オペレーティングフロア、燃料取り出し用カバー間を水平に移動する走行台車とその上に設置する旋回体で構成する。

##### b. クレーン

クレーンは、オペレーティングフロア上部を水平に移動するガーダ及びその上を移動するトロリで構成する。なお、2号機のクレーンは、低床ジブクレーンとし、原子炉建屋オペレーティングフロア、燃料取り出し用カバー間を水平に移動する走行台車とその上に設置する旋回体で構成する。

##### (2) 構内用輸送容器

構内用輸送容器は、容器本体、蓋、バスケット等で構成する。

##### (3) 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは、2号機を除き使用済燃料プールを覆う構造としており、必要により、燃料取扱機支持用架構及びクレーン支持用架構を有する。

なお、2号機については、燃料取扱機支持用架構及びクレーン支持用架構を有する燃料取り出し用構台を新設し、既存の原子炉建屋に新たに設ける開口部から、燃料取扱設備を出し入れする構造とする。

また、燃料取り出し用カバーは換気設備及びフィルタユニットを有する。

1号機の燃料取り出し用カバーは、大型カバーとその内部に設ける内部カバーで構成する。

なお、換気設備の運転状態やフィルタユニット出入口で監視する放射性物質濃度等の監視状態は現場制御盤及び免震重要棟集中監視室に表示され、異常時は警報を発するなどの管理を行う。

#### 2.11.1.6 自然災害対策等

##### (1) 津波

燃料取扱設備は、東北地方太平洋沖地震津波相当の津波が到達しないと考えられる原子炉建屋オペレーティングフロア上（地上からの高さ約30m）に設置する。

燃料取り出し用カバーは鉄骨構造と鋼製の外装材により構成されているが、閉空間になっておらず、津波襲来時には、水は燃料取り出し用カバーの裏側に回り込み、津波による影響を受けない。

## (2) 豪雨，台風，竜巻，落雷

燃料取り出し用カバーは，建築基準法及び関係法令に基づいた風圧力に対し耐えられるよう設計する。

燃料取扱設備は，建築基準法及び関係法令に基づいた風圧力に対し耐えられるよう設計している燃料取り出し用カバー内に設置する。

燃料取り出し用カバーは外装材で覆うことにより風雨を遮る設計とする。燃料取扱設備は，風雨を遮る設計である燃料取り出し用カバー内に設置する。

燃料取扱設備および燃料取り出し用構台は建築基準法及び関連法令に従い必要に応じて避雷設備を設ける。

## (3) 外部人為事象

外部人為事象に対する設計上の考慮については，Ⅱ.1.14 参照。

## (4) 火災

燃料取り出し用カバー及び燃料取り出し用カバー内外の主要構成部材は不燃性のものを使用し，電源盤については不燃性又は難燃性，ケーブルについては難燃性のものを可能な限り使用し，火災が発生することを防止する。火災の発生が考えられる箇所について，火災の早期検知に努めるとともに，消火器を設置することで初期消火活動を可能にし，火災による影響を軽減する。

## (5) 環境条件

燃料取扱設備については，燃料取り出し用カバーに換気設備を設け，排気はフィルタユニットを通じて大気へ放出することとしている。

燃料取り出し用カバーの外部にさらされている鉄骨部及び機器等は，劣化防止を目的に，塗装を施す。

## (6) 被ばく低減対策

放射線業務従事者が立ち入る場所の外部放射線に係る線量率を把握し，作業時間等を管理することで，作業時の被ばく線量が法令に定められた線量限度を超えないようにする。

また，放射線業務従事者の被ばく線量低減策として，大組した構造物をクレーンにてオペレーティングフロアへ吊り込むことにより，オペレーティングフロア上での有人作業の削減を図る。

### 2.11.1.7 運用

#### (1) 燃料集合体の健全性確認

使用済燃料プールに貯蔵されている燃料集合体について，移送前に燃料集合体の機械的健全性を確認する。

#### (2) 破損燃料の取り扱い

燃料集合体の機械的健全性確認において，破損が確認された燃料集合体を移送する

場合には、破損形態に応じた適切な取扱手法及び収納方法により、放射性物質の飛散・拡散を防止する。

## 2.11.1.8 構造強度及び耐震性

### (1) 構造強度

#### a. 燃料取扱設備

燃料取扱設備は、設計、材料の選定、製作及び検査について、適切と認められる規格及び基準による。

燃料取扱設備は、地震荷重等の適切な組合せを考慮しても強度上耐え得る設計とする。

#### b. 構内用輸送容器

構内用輸送容器は取扱中における衝撃、熱等に耐え、かつ、容易に破損しない設計とする。

構内用輸送容器は、設計、材料の選定、製作及び検査について適切と認められる規格及び基準によるものとする。

#### c. 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは、設計、材料の選定、製作及び検査について、適切と認められる規格及び基準を原則とするが、特殊な環境下での設置となるため、必要に応じ解析や試験等を用いた評価により確認する。

燃料取り出し用カバーは、燃料取扱設備を支持するために必要な構造強度を有する設計とする。

### (2) 耐震性

#### a. 燃料取扱設備

##### (a) 燃料取扱機

燃料取扱機は、2021年9月8日及び2022年11月16日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ、その安全機能の重要度、地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響（公衆への被ばく影響）や廃炉活動への影響等を考慮した上で、核燃料物質を非密封で扱う燃料加工施設や使用施設等における耐震クラス分類を参考にして適切な耐震設計上の区分を行うとともに、適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計とする。

ただし、2021年9月8日以前に認可された設備については、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考にして耐震クラスを分類している。

##### (b) クレーン

クレーンは、2021年9月8日及び2022年11月16日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ、その安全機能の重要度、地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響（公衆への被ばく影響）や廃炉活動への影響等

を考慮した上で、核燃料物質を非密封で扱う燃料加工施設や使用施設等における耐震クラス分類を参考にして適切な耐震設計上の区分を行うとともに、適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計とする。

ただし、2021年9月8日以前に認可された設備については、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考にして耐震クラスを分類している。

b. 燃料取り出し用カバー

燃料取り出し用カバーは、2021年9月8日及び2022年11月16日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方を踏まえ、その安全機能の重要度、地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響（公衆への被ばく影響）や廃炉活動への影響等を考慮した上で、核燃料物質を非密封で扱う燃料加工施設や使用施設等における耐震クラス分類を参考にして適切な耐震設計上の区分を行うとともに、適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計とする。

ただし、2021年9月8日以前に認可された設備については、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考にして耐震クラスを分類している。

## 2.11.2 基本仕様

### 2.11.2.1 主要仕様

#### (1) 燃料取扱設備

(2号機, 3号機及び4号機を除く)

##### a. 燃料取扱機

個数 1 式

##### b. クレーン

個数 1 式

(4号機)

##### a. 燃料取扱機

型式 燃料把握機付移床式

基数 1 基

定格荷重 燃料把握機 : 450kg

補助ホイスト : 450kg

##### b. クレーン

型式 天井走行式

基数 1 基

定格荷重 主巻 : 100t

補巻 : 5t

ホイスト : 10t

##### c. エリア放射線モニタ

検出器の種類 半導体検出器

計測範囲  $10^{-3}$ ~10mSv/h

個数 2 個

取付箇所 4号機 原子炉建屋 5FL (燃料取り出し用カバーオペフロ階)



(3号機)

a. 燃料取扱機

型式	燃料把握機付移床式		
基数	1基		
定格荷重	燃料把握機	:	1t
	西側補助ホイスト	:	4.9t
	東側補助ホイスト	:	4.9t
	テンシルトラス	:	1.5t

b. クレーン

型式	床上走行式		
基数	1基		
定格荷重	主巻	:	50t
	補巻	:	5t

c. エリア放射線モニタ

検出器の種類	半導体検出器		
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^2 \text{mSv/h}$		
個数	2個		
取付箇所	3号機 燃料取り出し用カバー 燃料取り出し作業フロア		

(2号機)

a. 燃料取扱機

型式	低床ジブクレーン		
基数	1基		
定格荷重	: 1t		

b. クレーン

型式	低床ジブクレーン		
基数	1基		
定格荷重	: 47t		

c. ジブクレーン

型式	低床ジブクレーン		
基数	1基		
定格荷重	: 3.9t		

d. エリア放射線モニタ

検出器の種類	半導体検出器
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^2 \text{mSv/h}$
個数	2 個
取付箇所	2 号機 燃料取り出し用構台作業エリア

(2) 構内用輸送容器

(3号機及び4号機を除く)

基数	1 式
----	-----

(4号機)

型式	NFT-22B 型
収納体数	22 体
基数	2 基

型式	NFT-12B 型
収納体数	12 体
基数	2 基

(3号機)

種類	密封式円筒形
収納体数	7 体
基数	2 基

種類	密封式円筒形
収納体数	2 体
基数	1 基

(3) 燃料取り出し用カバー（構台及び換気設備含む）

（4号機）

a. 燃料取り出し用カバー

種類	鉄骨造
寸法	約 69m（南北）×約 31m（東西）×約 53m（地上高） （作業環境整備区画） 約 55m（南北）×約 31m（東西）×約 23m（オペレーティングフロア上部高さ）
個数	1 個

b. 送風機（給気フィルタユニット）

種類	遠心式
容量	25,000m <sup>3</sup> /h
台数	3 台

c. プレフィルタ（給気フィルタユニット）

種類	中性能フィルタ（袋型）
容量	25,000m <sup>3</sup> /h
台数	3 台

d. 高性能粒子フィルタ（給気フィルタユニット）

種類	高性能粒子フィルタ
容量	25,000m <sup>3</sup> /h
効率	97%（粒径 0.3 μm）以上
台数	3 台

e. 排風機（排気フィルタユニット）

種類	遠心式
容量	25,000m <sup>3</sup> /h
台数	3 台

f. プレフィルタ（排気フィルタユニット）

種類	中性能フィルタ（袋型）
容量	25,000m <sup>3</sup> /h
台数	3 台

g. 高性能粒子フィルタ（排気フィルタユニット）

種類	高性能粒子フィルタ
容量	25,000m <sup>3</sup> /h
効率	97%（粒径 0.3 μm）以上
台数	3 台

h. 放射性物質濃度測定器（排気フィルタユニット出入口）

(a) 排気フィルタユニット入口

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10 <sup>0</sup> ~10 <sup>4</sup> s <sup>-1</sup>
台数	1 台

(b) 排気フィルタユニット出口

排気フィルタユニット出口については、Ⅱ.15 放射線管理関係設備等参照

i. ダクト

(a) カバー内ダクト

種類	長方形はげ折りダクト／鋼板ダクト
材質	溶融亜鉛めっき鋼板（SGCC 又は SGHC）／SS400

(b) 屋外ダクト

種類	長方形はげ折りダクト／鋼板ダクト
材質	溶融亜鉛めっき鋼板 （SGCC 又は SGHC，ガルバニウム付着）／SS400

(c) 柱架構ダクト

種類	柱架構
材質	鋼材

（3号機）

a. 燃料取り出し用カバー

種類	鉄骨造
寸法	約 19m（南北）×約 57m（東西）×約 54m（地上高） （作業環境整備区画） 約 19m（南北）×約 57m（東西）×約 24m（オペレーテ ィングフロア上部高さ）
個数	1 個

b. 排風機

種類	遠心式
容量	30,000m <sup>3</sup> /h
台数	2台

c. プレフィルタ（排気フィルタユニット）

種類	中性能フィルタ
容量	10,000m <sup>3</sup> /h
台数	4台

d. 高性能粒子フィルタ（排気フィルタユニット）

種類	高性能粒子フィルタ
容量	10,000m <sup>3</sup> /h
効率	97%（粒径 0.3 μm）以上
台数	4台

e. 放射性物質濃度測定器（排気フィルタユニット出入口）

(a) 排気フィルタユニット入口

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10 <sup>-1</sup> ～10 <sup>5</sup> s <sup>-1</sup>
台数	1台

(b) 排気フィルタユニット出口

排気フィルタユニット出口については、Ⅱ2.15 放射線管理関係設備等参照

f. ダクト

種類	はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質	ガルバリウム鋼板／SS400

(2号機)

a. 燃料取り出し用構台

種類	鉄骨造
寸法	約 33m（南北）×約 27m（東西）×約 45m（地上高） （作業環境整備区画） 約 33m（南北）×約 27m（東西）×約 17m（オペレーティングフロア上部高さ）
個数	1個

b. 排風機

種類	遠心式
容量	30,000m <sup>3</sup> /h
台数	2台

c. プレフィルタ（排気フィルタユニット）

種類	中性能フィルタ
容量	10,000m <sup>3</sup> /h
台数	4台

d. 高性能粒子フィルタ（排気フィルタユニット）

種類	高性能粒子フィルタ
容量	10,000m <sup>3</sup> /h
効率	97%（粒径 0.3 μm）以上
台数	4台

e. 放射性物質濃度測定器（排気フィルタユニット出入口）

(a) 排気フィルタユニット入口

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10 <sup>-1</sup> ～10 <sup>5</sup> s <sup>-1</sup>
台数	4台

(b) 排気フィルタユニット出口

排気フィルタユニット出口については、Ⅱ2.15 放射線管理関係設備等参照

f. ダクト

種類	はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質	ガルバリウム鋼板／SS400

(1号機)

a. 大型カバー

種類	鉄骨造
寸法	約 66m（南北）×約 56m（東西）×約 68m（地上高） （作業環境整備区画）

約 66m（南北）×約 56m（東西）×約 40m（オペレーティングフロア上部高さ）

個数 1 個

b. 排風機

種類	遠心式
容量	30,000m <sup>3</sup> /h
台数	2台（うち1台予備）

c. プレフィルタ（排気フィルタユニット）

種類	中性能フィルタ
容量	30,000m <sup>3</sup> /h
台数	2台（うち1台予備）

d. 高性能粒子フィルタ（排気フィルタユニット）

種類	高性能粒子フィルタ
容量	30,000m <sup>3</sup> /h
効率	97%（粒径0.3μm）以上
台数	2台（うち1台予備）

e. 放射性物質濃度測定器（排気フィルタユニット出入口）

(a) 排気フィルタユニット入口

検出器の種類	シンチレーション検出器
計測範囲	10 <sup>0</sup> ~10 <sup>4</sup> s <sup>-1</sup>
台数	2台

(b) 排気フィルタユニット出口

排気フィルタユニット出口については、Ⅱ2.15 放射線管理関係設備等参照

f. ダクト

種類	はぜ折りダクト／鋼板ダクト
材質	ガルバリウム鋼板／SS400

### 2.11.3 添付資料

#### 添付資料－1 燃料取扱設備の設計等に関する説明書

添付資料－1－1 燃料の落下防止，臨界防止に関する説明書※<sup>1</sup>

添付資料－1－2 放射線モニタリングに関する説明書※<sup>1</sup>

添付資料－1－3 燃料の健全性確認及び取り扱いに関する説明書※<sup>2</sup>

#### 添付資料－2 構内用輸送容器の設計等に関する説明書

添付資料－2－1 構内用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書※<sup>2</sup>

添付資料－2－2 破損燃料用輸送容器に係る安全機能及び構造強度に関する説明書※<sup>2</sup>

添付資料－2－3 構内輸送時の措置に関する説明書※<sup>2</sup>

#### 添付資料－3 燃料取り出し用カバーの設計等に関する説明書

添付資料－3－1 放射性物質の飛散・拡散を防止するための機能に関する説明書

添付資料－3－2 移送操作中の燃料集合体の落下※<sup>1</sup>

#### 添付資料－4 構造強度及び耐震性に関する説明書

添付資料－4－1 燃料取扱設備の構造強度及び耐震性に関する説明書※<sup>1</sup>

添付資料－4－2 燃料取り出し用カバーの構造強度及び耐震性に関する説明書

添付資料－4－3 燃料取り出し用カバー換気設備の構造強度及び耐震性に関する説明書

#### 添付資料－5 使用済燃料プールからの燃料取り出し工程表※<sup>1</sup>

#### 添付資料－6 福島第一原子力発電所第1号機原子炉建屋カバーに関する説明書

#### 添付資料－7 福島第一原子力発電所第2号機原子炉建屋西側外壁の開口設置について

※<sup>1</sup>（2号機，3号機及び4号機を除く）及び※<sup>2</sup>（3号機及び4号機を除く）の説明書については，別途申請する。



## 移送操作中の燃料集合体の落下

### 1. 原因

福島第一 2～4 号機使用済燃料プール内における燃料の移送操作中に、何らかの原因で燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される。

### 2. 事故防止対策

燃料集合体の落下を防止するため、次のような設計及び運転管理上の対策を講じる。

- (1) 燃料取扱機は、燃料集合体の総重量を十分上回る重量に耐えることのできる強度に設計する。
- (2) 燃料把握機のワイヤを二重化する。
- (3) 燃料把握機は、圧縮空気等の駆動源が喪失した場合、燃料集合体が外れないフェイル・セーフ設計とする。
- (4) 燃料把握機が燃料集合体を確実につかんでいない場合には、吊上げができないようなインターロックを設ける。
- (5) 運転要領を十分整備し、よく訓練された監督者の直接指揮下で燃料取扱作業を行う運転管理体制をとる。
- (6) 使用済燃料プールに貯蔵されている燃料集合体について、移送前に燃料集合体の機械的健全性を確認する。
- (7) 燃料集合体の機械的健全性確認において、破損が確認された燃料集合体を移送する場合には、破損形態に応じた適切な取扱手法及び収納方法により、放射性物質の飛散・拡散を防止する。

### 3. 第 4 号機核分裂生成物の放出量及び線量の評価

#### 3.1. 核分裂生成物の放出量

##### (1) 破損燃料棒の評価

本事故時に破損する燃料棒の本数は、次の仮定に基づいて評価する。

- a. 燃料取り出し作業に際し、使用済燃料貯蔵ラックの上部で取扱中の燃料集合体 1 体が使用済燃料貯蔵ラックに落下するものと仮定する。
- b. 落下による燃料集合体の破損体数は、炉心での落下を想定した設置許可申請書の評価と同様の 2.3 体とする。

なお、炉心での落下高さ 10m に対し、使用済燃料プールでの落下高さは使用済燃料貯蔵ラックへの落下及び構内用輸送容器への落下共に 1m 以下であり、装荷・貯蔵されている燃料集合体の配置密度も炉心と比較して使用済燃料プール及び構内用輸

送容器の方が低いため、使用済燃料プールでの落下を想定した場合の破損体数が、炉心での落下を想定した場合の破損体数を上回ることはない。

(2) 評価条件

事故時の核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が定格出力の約 105%（熱出力 2,483MW）で十分長時間（2,000 日）運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力燃料集合体について行う。
- b. 燃料取り出し作業は、原子炉停止後 365 日冷却された後に行われるものとし、原子炉停止後の放射能の減衰は考えるものとする。  
 なお、第 4 号機の発電停止は 2010 年 11 月 30 日であり、使用済燃料プールからの燃料取り出しはステップ 2 終了から 2 年以内の 2013 年 11 月頃の開始を目標としている。この場合の冷却日数は約 1100 日となる。
- c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス及びよう素それぞれ 30%とする。
- d. 放出された希ガスは、全量が水中から燃料取り出し用カバーの空气中へ移行するものとする。
- e. 燃料取り出し作業開始時には、燃料及び冷却材温度は低下しているため、放出されたよう素のうち 1%は有機状とし、すべて燃料取り出し用カバー内に移行するものとする。
- f. 水中へ放出された無機よう素の水中での除染係数は 500 とする。

(3) 評価結果

上記の評価条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表 3.1 の通りである。

表 3.1 核分裂生成物の大気中への放出量

核分裂生成物	放出量
希ガス(γ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値) 大気放出量	約 $5.0 \times 10^{11}$ Bq
よう素(I-131 等価量(小児実効)) 大気放出量	約 $3.3 \times 10^6$ Bq
よう素(I-131 等価量(成人実効)) 大気放出量	約 $1.3 \times 10^7$ Bq

3.2. 線量当量の評価

(1) 評価の前提

大気中へ放出される核分裂生成物は、地上放出されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 敷地境界外の地表空气中濃度は、設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対濃度に核分裂生成物の全放出量に乗じて求める。

なお、相対濃度 ( $\chi/Q$ ) は設置許可申請書記載の主蒸気管破断 (地上放出) の値  $3.4 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$  を適用する。

- b. 敷地境界外の希ガスによる  $\gamma$  線空気吸収線量は、設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対線量に希ガスの全放出量に乗じて求める。

なお、相対線量 ( $D/Q$ ) は設置許可申請書記載の主蒸気管破断 (地上放出) の値  $3.4 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$  を適用する。

## (2) 評価方法

敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばく ( $\gamma$  線及び  $\beta$  線) による実効線量の和として計算する。

よう素の内部被ばくによる実効線量  $H_I$  (Sv) は、(3.2-1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots \cdots \cdots (3.2-1)$$

ここで、

R : 呼吸率 ( $\text{m}^3/\text{s}$ )

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率 (小児 :  $0.31 \text{m}^3/\text{h}$ , 成人 :  $1.2 \text{m}^3/\text{h}$ ) を秒当りに換算して用いる。

$H_\infty$  : よう素 (I-131) を 1Bq 吸入した場合の実効線量

(I-131, 小児 :  $1.6 \times 10^{-7} \text{Sv/Bq}$ , 成人 :  $2.0 \times 10^{-8} \text{Sv/Bq}$ )

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

$Q_I$  : 事故期間中のよう素の大気放出量 (Bq) (I-131 等価量)

希ガスの  $\gamma$  線外部被ばくによる実効線量  $H_\gamma$  (Sv) は、(3.2-2)式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \cdots \cdots \cdots (3.2-2)$$

ここで、

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

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

$Q_\gamma$  : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq)

( $\gamma$  線実効エネルギー  $0.5 \text{MeV}$  換算値)

希ガスの  $\beta$  線外部被ばくによる実効線量  $H_\beta$  (Sv) は、(3.2-3)式で計算する。

$$H_\beta = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi / Q \cdot Q_\beta \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \cdots \cdots \cdots (3.2-3)$$

ここで、

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

$Q_\beta$  : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq)

$E_{\beta}$  :  $\beta$ 線のエネルギー (MeV) (0.251MeV Kr-85 実効エネルギー)  
 $W_{TS}$  : 皮膚の組織荷重係数は ICRP Publication. 60 の値を用いる。  
 (0.01)

### (3) 評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 3.2 の通りである。

表 3.2 燃料集合体の落下時の実効線量

実効線量 (小児)	実効線量 (成人)
約 $7.8 \times 10^{-4}$ mSv	約 $7.8 \times 10^{-4}$ mSv

上記の値から判断して、本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

今回評価した実効線量は設置許可申請書での評価 ( $6.8 \times 10^{-2}$ mSv) と比較して 2 桁以上減少しているが、その原因は、設置許可申請書の評価で排気筒放出であったものが、今回地上放出として評価することによる実効線量の上昇要因があるものの、冷却が進んだことによる希ガス及びヨウ素の減少効果がそれ以上に大きいことである。

### 3.3. 判断基準への適合性の検討

3.1, 3.2 に示した通り、周辺公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

#### 4. 第3号機核分裂生成物の放出量及び線量の評価

##### 4.1. 核分裂生成物の放出量

###### (1) 破損燃料棒の評価

本事故時に破損する燃料棒の本数は、次の仮定に基づいて評価する。

- a. 燃料取り出し作業に際し、使用済燃料貯蔵ラックの上部で取扱中の燃料集合体1体が使用済燃料貯蔵ラックに落下するものと仮定する。
- b. 落下による燃料集合体の破損体数は、炉心での落下を想定した設置許可申請書の評価と同様の2.3体とする。

なお、炉心での落下高さ10mに対し、使用済燃料プールでの落下高さは使用済燃料貯蔵ラックへの落下及び構内用輸送容器への落下共に1m以下であり、装荷・貯蔵されている燃料集合体の配置密度も炉心と比較して使用済燃料プール及び構内用輸送容器の方が低いため、使用済燃料プールでの落下を想定した場合の破損体数が、炉心での落下を想定した場合の破損体数を上回ることはない。

###### (2) 評価条件

事故時の核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が定格出力の約105%（熱出力2,483MW）で十分長時間（2,000日）運転された取替炉心のサイクル末期の最大出力燃料集合体について行う。
- b. 燃料取り出し作業は、原子炉停止後365日冷却された後に行われるものとし、原子炉停止後の放射能の減衰は考えるものとする。

なお、第3号機の使用済燃料プールに貯蔵中の使用済燃料は2010年6月18日に発電停止したものであり、使用済燃料プールからの燃料取り出しはステップ2終了から3年程度後の2014年末の開始を目標としている。この間の冷却日数は約1600日となる。

- c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス及びよう素それぞれ30%とする。
- d. 放出された希ガスは、全量が水中から燃料取り出し用カバーの空气中へ移行するものとする。
- e. 燃料取り出し作業開始時には、燃料及び冷却材温度は低下しているので、放出されたよう素のうち1%は有機状とし、すべて燃料取り出し用カバー内に移行するものとする。
- f. 水中へ放出された無機よう素の水中での除染係数は500とする。

###### (3) 評価結果

上記の評価条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表4.1の通

りである。

表 4.1 核分裂生成物の大気中への放出量

核分裂生成物	放出量
希ガス(γ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値) 大気放出量	約 $5.0 \times 10^{11}$ Bq
よう素(I-131 等価量(小児実効))大気放出量	約 $3.3 \times 10^6$ Bq
よう素(I-131 等価量(成人実効))大気放出量	約 $1.3 \times 10^7$ Bq

#### 4.2. 線量当量の評価

##### (1) 評価の前提

大気中へ放出される核分裂生成物は、地上放出されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 敷地境界外の地表空気中濃度は、設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。

なお、相対濃度 ( $\chi/Q$ ) は設置許可申請書記載の主蒸気管破断(地上放出)の値  $2.6 \times 10^{-5}$ s/m<sup>3</sup> を適用する。

- b. 敷地境界外の希ガスによるγ線空気吸収線量は、設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。

なお、相対線量 (D/Q) は設置許可申請書記載の主蒸気管破断(地上放出)の値  $3.0 \times 10^{-19}$ Gy/Bq を適用する。

##### (2) 評価方法

敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばく(γ線及びβ線)による実効線量の和として計算する。

よう素の内部被ばくによる実効線量  $H_I$  (Sv) は、(4.2-1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi/Q \cdot Q_I \dots \dots \dots (4.2-1)$$

ここで、

R : 呼吸率 (m<sup>3</sup>/s)

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率(小児: 0.31m<sup>3</sup>/h, 成人: 1.2m<sup>3</sup>/h)を秒当たりに換算して用いる。

$H_\infty$  : よう素(I-131)を1Bq吸入した場合の小児の実効線量  
(I-131, 小児:  $1.6 \times 10^{-7}$ Sv/Bq, 成人:  $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq)

$\chi/Q$  : 相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)

$Q_I$  : 事故期間中のよう素の大気放出量 (Bq) (I-131 等価量)

希ガスの $\gamma$ 線外部被ばくによる実効線量 $H_\gamma$  (Sv) は、(4.2-2)式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \dots\dots\dots (4.2-2)$$

ここで、

- K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 (K=1Sv/Gy)
- D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)
- Q $_\gamma$  : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq)  
( $\gamma$ 線実効エネルギー0.5MeV換算値)

希ガスの $\beta$ 線外部被ばくによる実効線量 $H_\beta$  (Sv) は、(4.2-3)式で計算する。

$$H_\beta = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi / Q \cdot Q_\beta \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \dots\dots\dots (4.2-3)$$

ここで、

- $\chi / Q$  : 相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)
- Q $_\beta$  : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq)
- E $_\beta$  :  $\beta$ 線のエネルギー (MeV) (0.251MeV Kr-85実効エネルギー)
- W $_{TS}$  : 皮膚の組織荷重係数はICRP Publication. 60の値を用いる。  
(0.01)

### (3) 評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表4.2の通りである。

表4.2 燃料集合体の落下時の実効線量

実効線量 (小児)	実効線量 (成人)
約 $6.2 \times 10^{-4}$ mSv	約 $6.2 \times 10^{-4}$ mSv

上記の値から判断して、本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

今回評価した実効線量は設置許可申請書での評価 ( $6.8 \times 10^{-2}$  mSv) と比較して2桁以上減少しているが、その原因は、設置許可申請書の評価で排気筒放出であったものが、今回地上放出として評価することによる実効線量の上昇要因があるものの、冷却が進んだことによる希ガス及びヨウ素の減少効果がそれ以上に大きいことである。

### 4.3. 判断基準への適合性の検討

4.1, 4.2 に示した通り、周辺公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

## 5. 第2号機核分裂生成物の放出量及び線量の評価

### 5.1. 核分裂生成物の放出量

#### (1) 破損燃料棒の評価

本事故時に破損する燃料棒の本数は、次の仮定に基づいて評価する。

- a. 燃料取り出し作業に際し、使用済燃料貯蔵ラックの上部で取扱中の燃料集合体1体が使用済燃料貯蔵ラックに落下するものと仮定する。
- b. 落下による燃料集合体の破損体数は、炉心での落下を想定した設置許可申請書の評価と同様の2.3体とする。

なお、炉心での落下高さ10mに対し、使用済燃料プールでの落下高さは使用済燃料貯蔵ラックへの落下及び構内用輸送容器への落下共に2m以下であり、装荷・貯蔵されている燃料集合体の配置密度も炉心と比較して使用済燃料プール及び構内用輸送容器の方が低いため、使用済燃料プールでの落下を想定した場合の破損体数が、炉心での落下を想定した場合の破損体数を上回ることはない。

#### (2) 評価条件

事故時の核分裂生成物の移行と放出量の評価は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉熱出力2483MW(定格出力の約105%)で2000日運転を行った9×9燃料集合体について行う。
- b. 燃料集合体の冷却期間は365日とする。
- c. 破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の全量が水中に放出されるものとする。破損した燃料棒のギャップ内核分裂生成物の存在量については、半減期の長い核種の放出が支配的であることを考えて、破損した燃料棒内の全蓄積量に対して希ガス(Kr-85)及びよう素(I-129)それぞれ30%とする。
- d. 放出された希ガスは、全量が水中から原子炉建屋および燃料取り出し用構台の大気中へ移行するものとする。
- e. 燃料取り出し作業開始時には、燃料及び冷却材温度は低下しているので、放出されたよう素のうち1%は有機状とし、すべて原子炉建屋および燃料取り出し用構台内へ移行するものとする。
- f. 水中へ放出された無機よう素の水中での除染係数は500とする。

#### (3) 評価結果

上記の評価条件に基づいて計算した核分裂生成物の大気中への放出量は表5.1の通りである。

表5.1 核分裂生成物の大気中への放出量

核分裂生成物	放出量
希ガス(γ線実効エネルギー0.5MeV換算値)大気放出量	約 $5.0 \times 10^{11}$ Bq
よう素(I-131等価量(小児実効))大気放出量	約 $3.4 \times 10^6$ Bq
よう素(I-131等価量(成人実効))大気放出量	約 $1.3 \times 10^7$ Bq



## 5.2. 線量当量の評価

### (1) 評価の前提

大気中へ放出される核分裂生成物は、地上放出されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。

a. 敷地境界外の地表空气中濃度は、設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。なお、相対濃度 ( $\chi/Q$ ) は保守的な評価となる設置許可申請書記載の2号機の主蒸気管破断(地上放出)の値  $2.0 \times 10^{-5} \text{s/m}^3$  を適用する。

b. 敷地境界外の希ガスによる  $\gamma$  線空気吸収線量は、設置許可申請書添付書類六の「5.5 安全解析に使用する気象条件」に記述される相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。なお、相対線量 ( $D/Q$ ) は保守的な評価となる設置許可申請書記載の2号機の主蒸気管破断(地上放出)の値  $2.4 \times 10^{-19} \text{Gy/Bq}$  を適用する。

### (2) 評価方法

設置許可申請書添付書類十の「3.4.3 燃料集合体の落下」ならびに「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様の方法で評価する。

敷地境界外における実効線量は、次に述べる内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算する。

よう素の内部被ばくによる実効線量  $H_I$  (Sv) は、(5.2-1)式で計算する。

$$H_I = R \cdot H_\infty \cdot \chi / Q \cdot Q_I \cdots \cdots \cdots (5.2-1)$$

ここで、

R : 呼吸率 ( $\text{m}^3/\text{s}$ )  
「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の活動中の呼吸率を秒当たりに換算して用いる。

(小児 :  $0.31 \text{m}^3/\text{h}$ , 成人 :  $1.2 \text{m}^3/\text{h}$ )

$H_\infty$  : よう素 (I-131) を 1Bq 吸入した場合の実効線量  
(小児 :  $1.6 \times 10^{-7} \text{Sv/Bq}$ , 成人 :  $2.0 \times 10^{-8} \text{Sv/Bq}$ )

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

$Q_I$  : よう素の大気放出量 (Bq) (I-131 等価量)

希ガスの  $\gamma$  線外部被ばくによる実効線量  $H_\gamma$  (Sv) は、(5.2-2)式で計算する。

$$H_\gamma = K \cdot D / Q \cdot Q_\gamma \cdots \cdots \cdots (5.2-2)$$

ここで、

K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 ( $1 \text{Sv}/\text{Gy}$ )

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

$Q_\gamma$  : 希ガスの大気放出量 (Bq) ( $\gamma$  線実効エネルギー  $0.5 \text{MeV}$  換算値)

また、希ガスの  $\beta$  線外部被ばくによる実効線量  $H_\beta$  (Sv) は、(5.2-3)式で計算する。

$$H_\beta = 6.2 \times 10^{-14} \cdot \chi / Q \cdot Q_\beta \cdot E_\beta \cdot W_{TS} \cdots \cdots \cdots (5.2-3)$$

ここで、

- $x/Q$  : 相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)  
 $Q_{\beta}$  : 希ガスの大気放出量 (Bq)  
 $E_{\beta}$  :  $\beta$ 線実効エネルギー「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」を用いる。(0.251MeV Kr-85 実効エネルギー)  
 $W_{TS}$  : 皮膚の組織荷重係数は ICRP Publ. 60 の値を用いる。(0.01)

### (3) 評価結果

上記の評価前提及び方法に基づき敷地境界外の実効線量を評価した結果は表 5.2 の通りである。

表 5.2 燃料集合体の落下時の実効線量

実効線量 (小児)	実効線量 (成人)
約 $4.8 \times 10^{-4}$ mSv	約 $4.8 \times 10^{-4}$ mSv

上記の値から判断して、本事象による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

今回評価した実効線量は設置許可申請書での評価 ( $6.4 \times 10^{-2}$  mSv) と比較して 2 桁以上減少しているが、その原因は、設置許可申請書の評価で排気筒放出であったものが、今回地上放出として評価することによる実効線量の上昇要因があるものの、冷却が進んだことによる希ガス及びよう素の減少効果がそれ以上に大きいことである。

### 5.3. 判断基準への適合性の検討

5.1, 5.2 に示した通り、周辺公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。