

玄海原子力発電所 2 号炉  
廃止措置計画認可申請書  
補足説明資料

令和 2 年 2 月  
九州電力株式会社

## 目 次

(2号炉、共通)

1. 【本文四、五－1】 廃止措置対象施設、解体対象施設の考え方について
2. 【本文四、五、添六－2】 廃止措置対象施設、解体対象施設、維持管理対象設備の選定結果について
3. 【本文五－3】 運転号炉への影響確認について
4. 【本文六－1】 使用済燃料貯蔵施設に貯蔵中の新燃料の搬出に係る燃料集合体解体作業時の未臨界性維持について
5. 【本文六－2】 使用済燃料貯蔵設備に貯蔵中の新燃料の解体・除染後の搬出作業について
6. 【本文七－1】 解体工事準備期間における除染について
7. 【添三－1】 放射線業務従事者の被ばく評価について
8. 【添三－2】 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出量について
9. 【添三－3】 廃止措置計画に係る被ばく評価に使用する気象条件について
10. 【添三－4】 解体工事準備期間における直接線及びスカイシャイン線による線量について
11. 【添四－1】 燃料集合体落下事故時における放射性物質放出量の評価方法について
12. 【添五－1】 放射能レベル区別の放射性廃棄物の発生量の評価について
13. 【添六－1】 維持管理対象設備について
14. 【添六追補－1】 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の使用済燃料の健全性評価における入力パラメータについて
15. 【添六追補－2】 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の未臨界性評価について
16. 【添六追補－3】 使用済燃料ピット水大規模漏えい時の周辺公衆の被ばく評価について
17. 【全般－1】 廃止措置計画認可申請書の審査基準への適合状況について
18. 【その他－1】 廃止措置計画認可申請書の相違点について

玄海原子力発電所 2 号炉 審査資料	
資料番号	本文四、五-1 改 4
提出年月日	令和 2 年 2 月 27 日

## 玄海原子力発電所 2 号炉

# 廃止措置対象施設、解体対象施設 の考え方について

令和 2 年 2 月  
九州電力株式会社

## 目 次

1. はじめに	1
2. 基本的な考え方	1
3. 廃止措置計画認可申請書記載の考え方	1
3.1 廃止措置対象施設	1
3.2 解体対象施設の範囲	2
3.3 廃止措置の終了確認について	3



## 1. はじめに

本資料は、廃止措置計画認可申請書「四 廃止措置対象施設及びその敷地」に記載した廃止措置対象施設、「五 廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法」（以下「本文五」という。）に記載した解体対象施設の記載の考え方について説明する。

## 2. 基本的な考え方

原子炉設置許可又は原子炉設置変更許可（以下「設置許可」という。）を受けた発電用原子炉施設は、廃止措置計画に基づき廃止措置を行い、廃止措置の終了した結果が原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることについて原子力規制委員会の確認（以下「終了確認」という。）を受けたとき、設置許可の効力を失うこととなる。

このため、廃止措置計画認可申請書の廃止措置対象施設は、設置許可された発電用原子炉及びその付属施設（以下「原子炉施設」という。）を対象とする。

## 3. 廃止措置計画認可申請書記載の考え方

廃止措置対象施設及び解体対象施設の廃止措置計画認可申請書への記載の考え方を以下に示す。

また、廃止措置対象施設と解体対象施設の関係を図1に、廃止措置計画認可申請書へ記載する廃止措置対象施設等の選定フローを図2に示す。

### 3.1 廃止措置対象施設

#### (1) 廃止措置対象施設の法令上の定義

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（以下「実用炉規則」という。）において、廃止措置対象施設は次のとおり定義されている。

(実用炉規則)

(施設定期検査を受ける発電用原子炉施設)

第四十五条第二項

前項の規定にかかわらず、法第四十三条の三の三十四第二項の認可を受けた廃止措置計画に係る廃止措置の対象となる発電用原子炉施設（以下「廃止措置対象施設」という。）については、法第四十三条の三の十五の原子力規制委員会規則で定める発電用原子炉施設は、次に掲げるもの（核燃料物質の取扱い又は貯蔵に係るものに限る。）以外のものとする。

(略)

(2) 廃止措置対象施設の審査基準における要求

発電用原子炉施設及び試験研究用等原子炉施設の廃止措置計画の審査基準では、廃止措置対象施設について、「解体する原子炉施設については、対象原子炉施設に係る設置の許可がなされたところにより、廃止措置対象施設の範囲を特定する」こととされている。

(3) 廃止措置対象施設の範囲

上記 (1)、(2) を踏まえ、廃止措置対象施設の範囲は、玄海原子力発電所 2 号炉の設置許可がなされた発電用原子炉及びその付属施設の全てとする。

3.2 解体対象施設の範囲

廃止措置対象施設のうち、3 号炉又は 4 号炉との共用施設は、2 号炉の廃止措置終了後も 3 号炉又は 4 号炉の施設として引き続き供用していく計画としていることから、2 号炉の廃止措置計画認可申請書における解体の対象から除くものとする。なお、1 号炉との共用施設は、2 号炉の廃止措置計画認可申請書における解体対象施設の範囲に含むものとする。

また、放射性物質による汚染のないことが確認された地下建屋、地下構造物及び建屋基礎についても、解体の対象から除くものとする。

廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設を第 1 表に示す。

燃料集合体を除くこれらの解体の方法等については、廃止措置計画認可申請書本文五に示す。

また、燃料集合体の取扱いについては、廃止措置計画認可申請書「六 核燃料物質の管理及び譲渡し」に示す。

なお、解体対象施設のうち、廃止措置期間中に機能を維持すべき原子炉施設等については、廃止措置計画認可申請書「添付書類六 廃止措置期間中に機能を維持すべき発電用原子炉施設及びその性能並びにその機能を維持すべき期間に関する説明書」に示す。また、1号炉との共用施設は、2号炉で管理し、3号炉又は4号炉との共用施設は3号炉又は4号炉で管理する。

### 3.3 廃止措置の終了確認について

実用炉規則第二百一十一条の廃止措置の終了確認の基準の一つに、「廃止措置対象施設の放射線障害防止の措置が不要であること」が規定されている。

(実用炉規則)

(廃止措置の終了確認の基準)

第二百一十一条

法第四十三条の三の三十四第三項において準用する法第十二条の六第八項に規定する原子力規制委員会規則で定める基準は、次の各号に掲げるとおりとする。

(略)

二 廃止措置対象施設の敷地に係る土壌及び当該敷地に残存する施設が放射線による障害の防止の措置を必要としない状況にあること。

3号炉又は4号炉との共用施設は、2号炉の解体終了後も3号炉又は4号炉で引き続き供用する計画としているため、これらの施設は残存することになり、3号炉又は4号炉側で管理されることとなる。

2号炉の廃止措置終了確認時においては、3号炉又は4号炉との共用施設は残存しているが、これらの施設については引き続き3号炉又は4号炉側で放射線による障害の防止の措置が講じられており、2号炉側で放射線による障害の防止の措置が必要とされない状況であることから、終了確認の基準を満足することになり、2号炉の廃止措置は終了できる。

第1表 廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設（1／3）

施設区分	設備等の区分	設備（建屋）名称	解体対象
原子炉施設の一般構造	その他の主要な構造	原子炉補助建屋	○※1※4
原子炉本体	炉心	炉心支持構造物	○
	燃料体	燃料集合体	○※2
	原子炉容器	原子炉容器	○
	放射線遮へい体	原子炉容器周囲のコンクリート壁	○
		原子炉格納容器外周のコンクリート壁	○※1
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（燃料取扱設備）	燃料取替装置	○
		燃料移送装置	○※3
		除染装置	○※3
	核燃料物質貯蔵設備	新燃料貯蔵設備	○
		使用済燃料貯蔵設備	○※3
原子炉冷却系統施設	1次冷却設備	蒸気発生器	○
		1次冷却材ポンプ	○
		1次冷却材管	○
		加圧器	○
	2次冷却設備	主蒸気管	○
		蒸気タービン	○
		タービンバイパス設備	○
		主蒸気安全弁及び大気放出弁	○
	非常用冷却設備	高圧注入系	○
		低圧注入系	○
		蓄圧注入系	○
	その他の主要な事項	化学体積制御設備	○
		余熱除去設備	○
		原子炉補機冷却水設備	○

※1：放射性物質による汚染のないことが確認された地下建屋、地下構造物及び建屋基礎は解体対象施設から除く。

※2：燃料集合体は、再処理事業者又は加工事業者へ譲り渡す。

※3：3号炉又は4号炉との共用施設については解体対象施設から除く。

※4：1号炉のみとの共用施設については解体対象施設に含む。

第1表 廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設（2 / 3）

施設区分	設備等の区分	設備（建屋）名称	解体対象
計測制御系統 施設	計装	核計装	○
		その他の主要な計装	○
	安全保護回路	原子炉停止回路	○
		その他の主要な安全保護回路	○
	制御設備	制御材	○
		制御材駆動設備	○
	その他の主要 な事項	1次冷却材温度制御設備	○
		加圧器制御設備	○
		中央制御室	○※4
	放射性廃棄物 の廃棄施設	気体廃棄物の 廃棄設備（気 体廃棄物処理 設備）	ガス圧縮装置
ガス減衰タンク			○※4
原子炉補助建屋排気筒			○
液体廃棄物の 廃棄設備（液 体廃棄物処理 設備）		ほう酸回収系	○
		廃液処理系	○※4
		洗浄排水処理系	×
		復水器冷却水放水口	○※3※4
固体廃棄物の 廃棄設備（固 体廃棄物処理 設備）		アスファルト固化装置	○※4
		セメント固化装置	○※3※4
		ベイラ	○※3※4
		雑固体焼却設備	×
		燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備	×
		雑固体溶融処理設備	×
		使用済樹脂貯蔵タンク	○※3※4
		使用済樹脂処理装置	○※4
		固体廃棄物貯蔵庫	×
		蒸気発生器保管庫	×

※1：放射性物質による汚染のないことが確認された地下建屋、地下構造物及び建屋基礎は解体対象施設から除く。

※2：燃料集合体は、再処理事業者又は加工事業者へ譲り渡す。

※3：3号炉又は4号炉との共用施設については解体対象施設から除く。

※4：1号炉のみとの共用施設については解体対象施設に含む。

第1表 廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設（3 / 3）

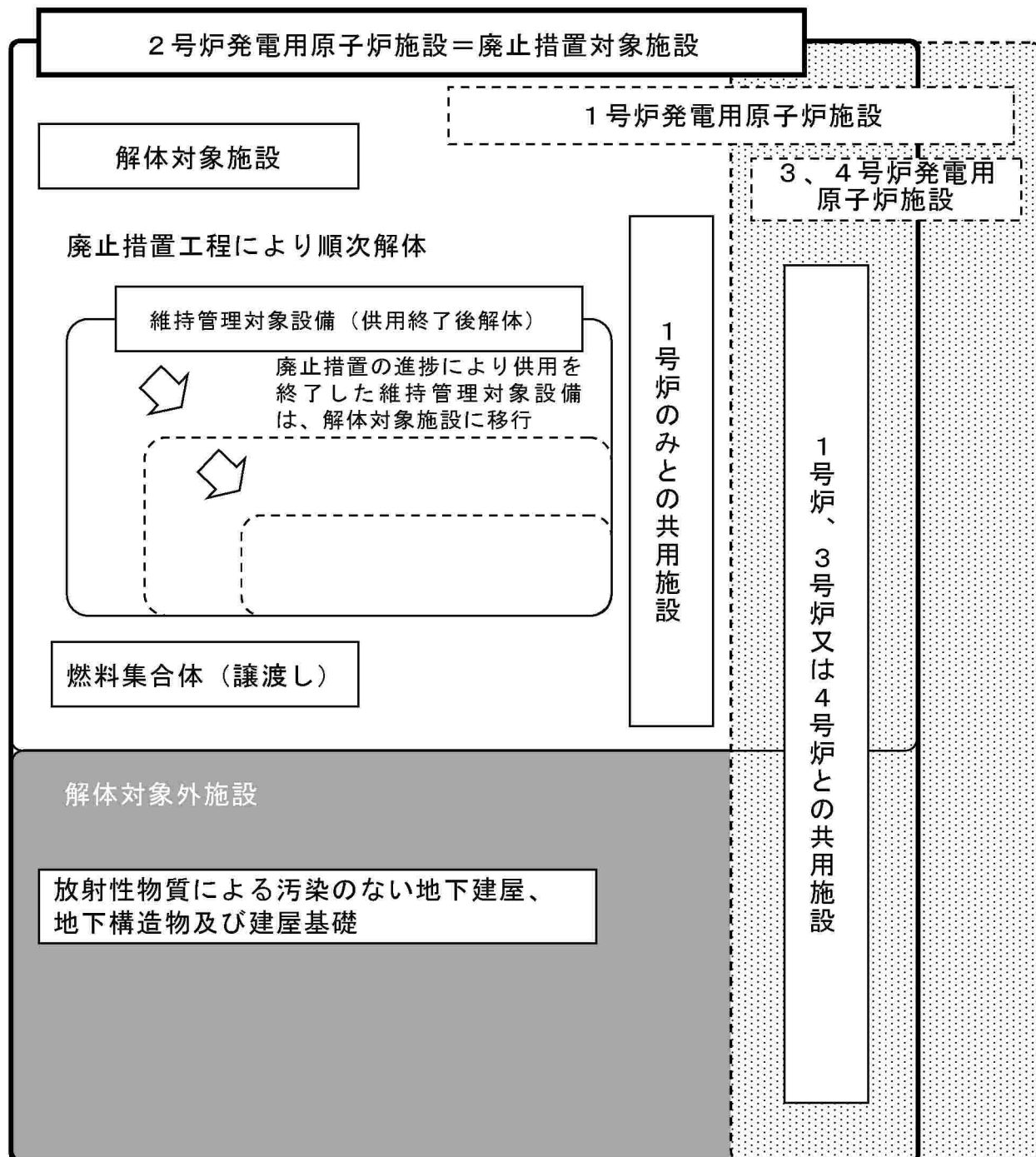
施設区分	設備等の区分	設備（建屋）名称	解体対象
放射線管理施設	屋内管理用の 主要な設備	放射線監視設備	○※4
		放射線管理設備	○※3※4
	屋外管理用の 主要な設備	排気モニタ	○
		排水モニタ	○
		気象観測設備	×
		敷地内外の固定モニタ	×
		モニタリングカー	×
環境試料の分析装置及び放射能測定装置	×		
原子炉格納施設	構造	原子炉格納容器	○※1
	その他の主要な事項	原子炉格納容器空気再循環設備	○
		原子炉格納容器換気設備	○
		アニュラス空気再循環設備	○
		補助建屋換気設備	○
原子炉格納容器スプレイ設備	○		
その他原子炉の附属施設	非常用電源設備	受電系統	○※3※4
		ディーゼル発電機	○
		蓄電池	○
	その他の主要な事項	キャスク保管建屋	○※4
その他主要施設	建物及び構築物	タービン建屋	○※1

※1：放射性物質による汚染のないことが確認された地下建屋、地下構造物及び建屋基礎は解体対象施設から除く。

※2：燃料集合体は、再処理事業者又は加工事業者へ譲り渡す。

※3：3号炉又は4号炉との共用施設については解体対象施設から除く。

※4：1号炉のみとの共用施設については解体対象施設に含む。

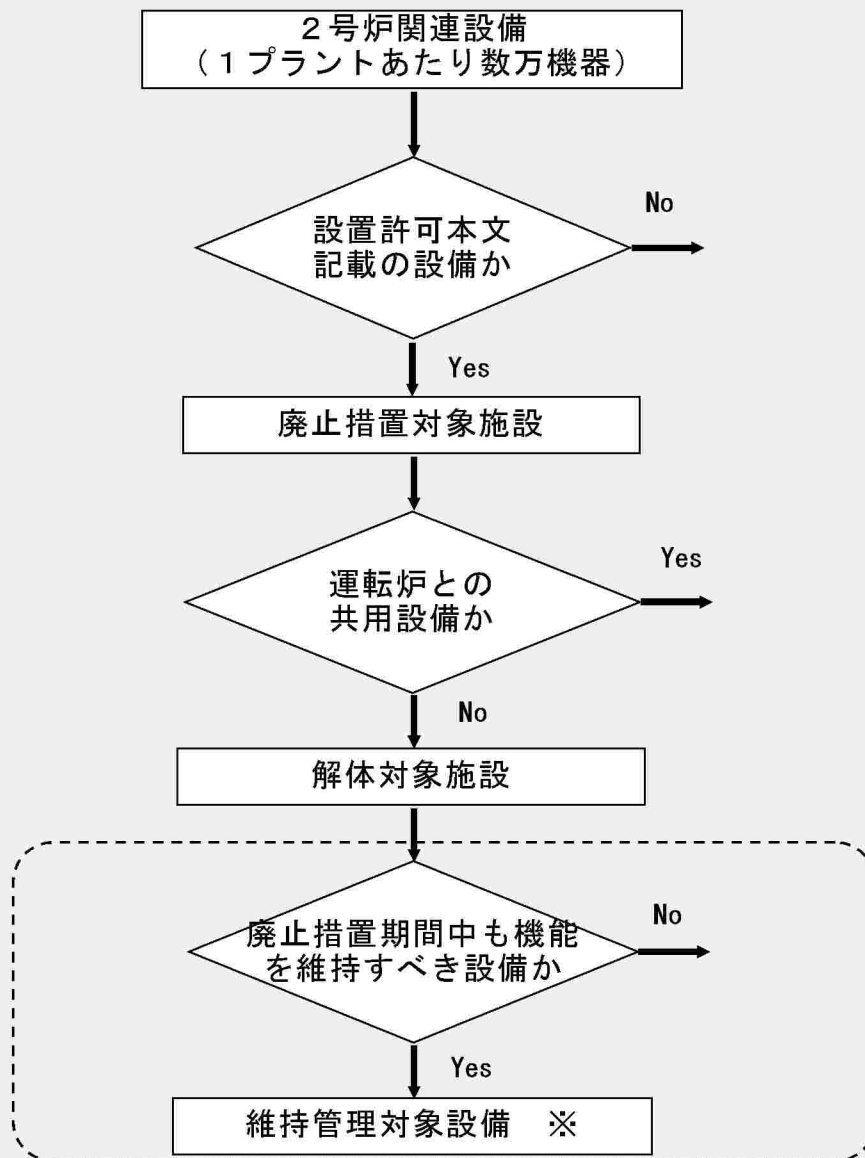


※ 1号炉及び3号炉との共用施設（蒸気発生器保管庫）については、2号炉にて維持管理を実施する。

第1図 廃止措置対象施設と解体対象施設の関係

廃止措置計画認可申請書へ記載する  
廃止措置対象施設等の選定フロー

○下記のフローに基づき、廃止措置対象施設、解体対象施設、維持管理対象設備を選定し、廃止措置計画に記載している。



※設置許可本文記載の設備ではないが、廃止措置計画の審査基準の要求事項に基づき維持管理する設備を含む。  
また、1号炉及び3号炉との共用施設（蒸気発生器保管庫）については、2号炉にて維持管理を実施する。

〔 〕：詳細説明は、資料「添六-1 維持管理対象設備について」に記載している。

第2図 廃止措置計画認可申請書へ記載する廃止措置対象施設等の選定フロー



玄海原子力発電所 2 号炉審査資料	
資料番号	本文四、五、添六－2 改4
提出年月日	令和 2 年 2 月 27 日

## 玄海原子力発電所 2 号炉

廃止措置対象施設、解体対象施設、  
維持管理対象設備の  
選定結果について

令和 2 年 2 月  
九州電力株式会社

# 玄海原子力発電所 2号炉 廃止措置対象施設、解体対象施設、維持管理対象設備の選定結果について (1/4)

施設区分 (設置許可本文)	施設等の区分 (設置許可本文)	設置許可本文記載設備	内 訳	内 訳	解体時期	判定	維持管理対象設備	備考
1 原子炉施設	その他の主要な構造 炉心	原子炉補助建屋	原子炉補助建屋	原子炉補助建屋	1, 2	○	原子炉補助建屋	設置許可本文
		炉心支持構造物	炉心支持構造物	炉心支持構造物	2	○	—	—
2 原子炉本体	燃料体	燃料集合体	燃料集合体	燃料集合体	2	○	—	—
		原子炉容器	原子炉容器	原子炉容器	2	○	—	—
3 放射線遮へい体	放射線遮へい体	原子炉容器周囲のコンクリート壁	原子炉容器周囲のコンクリート壁	原子炉容器周囲のコンクリート壁	2	○	原子炉容器周囲のコンクリート壁	設置許可本文
		原子炉格納容器外周のコンクリート壁	原子炉格納容器外周のコンクリート壁	原子炉格納容器外周のコンクリート壁	2	○	—	—
4 核燃料物質貯蔵設備 (燃料取扱設備)	核燃料物質貯蔵設備 (燃料取扱設備)	燃料取扱装置	燃料取扱装置	燃料取扱装置	2	○	燃料取扱装置	設置許可添付A
		燃料移送装置	燃料移送装置	燃料移送装置	1, 2, 4	×	—	—
		燃料移送装置	燃料移送装置	燃料移送装置	2	○	—	—
		燃料移送装置	燃料移送装置	燃料移送装置	1, 2, 4	×	—	—
		燃料移送装置	燃料移送装置	燃料移送装置	2	○	—	—
		燃料移送装置	燃料移送装置	燃料移送装置	1, 2, 4	×	—	—
		燃料移送装置	燃料移送装置	燃料移送装置	2	○	—	—
		燃料移送装置	燃料移送装置	燃料移送装置	1, 2, 4	×	—	—
		燃料移送装置	燃料移送装置	燃料移送装置	2	○	—	—
		燃料移送装置	燃料移送装置	燃料移送装置	1, 2, 4	×	—	—
		燃料移送装置	燃料移送装置	燃料移送装置	2	○	—	—
		燃料移送装置	燃料移送装置	燃料移送装置	1, 2, 4	×	—	—
5 核燃料物質貯蔵設備 (燃料取扱設備)	核燃料物質貯蔵設備 (燃料取扱設備)	燃料取扱装置	燃料取扱装置	燃料取扱装置	2	○	燃料取扱装置	設置許可添付A
		燃料移送装置	燃料移送装置	燃料移送装置	1, 2, 4	×	—	—
		燃料移送装置	燃料移送装置	燃料移送装置	2	○	—	—
		燃料移送装置	燃料移送装置	燃料移送装置	1, 2, 4	×	—	—
		燃料移送装置	燃料移送装置	燃料移送装置	2	○	—	—
		燃料移送装置	燃料移送装置	燃料移送装置	1, 2, 4	×	—	—
		燃料移送装置	燃料移送装置	燃料移送装置	2	○	—	—
		燃料移送装置	燃料移送装置	燃料移送装置	1, 2, 4	×	—	—
		燃料移送装置	燃料移送装置	燃料移送装置	2	○	—	—
		燃料移送装置	燃料移送装置	燃料移送装置	1, 2, 4	×	—	—
		燃料移送装置	燃料移送装置	燃料移送装置	2	○	—	—
		燃料移送装置	燃料移送装置	燃料移送装置	1, 2, 4	×	—	—
6 非常用冷却設備	非常用冷却設備	非常用冷却設備	非常用冷却設備	非常用冷却設備	2	○	非常用冷却設備	設置許可添付A
		非常用冷却設備	非常用冷却設備	非常用冷却設備	1, 2, 4	×	—	—
		非常用冷却設備	非常用冷却設備	非常用冷却設備	2	○	—	—
		非常用冷却設備	非常用冷却設備	非常用冷却設備	1, 2, 4	×	—	—
		非常用冷却設備	非常用冷却設備	非常用冷却設備	2	○	—	—
		非常用冷却設備	非常用冷却設備	非常用冷却設備	1, 2, 4	×	—	—
		非常用冷却設備	非常用冷却設備	非常用冷却設備	2	○	—	—
		非常用冷却設備	非常用冷却設備	非常用冷却設備	1, 2, 4	×	—	—
		非常用冷却設備	非常用冷却設備	非常用冷却設備	2	○	—	—
		非常用冷却設備	非常用冷却設備	非常用冷却設備	1, 2, 4	×	—	—
		非常用冷却設備	非常用冷却設備	非常用冷却設備	2	○	—	—
		非常用冷却設備	非常用冷却設備	非常用冷却設備	1, 2, 4	×	—	—
7 その他の主要な事項	その他の主要な事項	その他の主要な事項	その他の主要な事項	その他の主要な事項	2	○	その他の主要な事項	設置許可添付A
		その他の主要な事項	その他の主要な事項	その他の主要な事項	1, 2, 4	×	—	—
		その他の主要な事項	その他の主要な事項	その他の主要な事項	2	○	—	—
		その他の主要な事項	その他の主要な事項	その他の主要な事項	1, 2, 4	×	—	—
		その他の主要な事項	その他の主要な事項	その他の主要な事項	2	○	—	—
		その他の主要な事項	その他の主要な事項	その他の主要な事項	1, 2, 4	×	—	—
		その他の主要な事項	その他の主要な事項	その他の主要な事項	2	○	—	—
		その他の主要な事項	その他の主要な事項	その他の主要な事項	1, 2, 4	×	—	—
		その他の主要な事項	その他の主要な事項	その他の主要な事項	2	○	—	—
		その他の主要な事項	その他の主要な事項	その他の主要な事項	1, 2, 4	×	—	—
		その他の主要な事項	その他の主要な事項	その他の主要な事項	2	○	—	—
		その他の主要な事項	その他の主要な事項	その他の主要な事項	1, 2, 4	×	—	—

※1：廃止措置計画審査基準「核燃料物質貯蔵設備」に基づき維持管理対象設備として追加する設備  
 ※2：廃止措置計画審査基準「非常用冷却設備」に基づき維持管理対象設備として追加する設備  
 ※3：廃止措置計画審査基準「放射線遮へい体」に基づき維持管理対象設備として追加する設備  
 ※4：廃止措置計画審査基準「放射線遮へい体」に基づき維持管理対象設備として追加する設備

# 玄海原子力発電所 2号炉 廃止措置対象施設、解体対象施設、維持管理対象設備の選定結果について (2/4)

施設区分 (設置許可本文)	設置者の区分 (設置許可本文)	設置許可本文記載設備		廃止措置対象施設		解体対象施設		維持管理対象設備		設備引用元
		内訳	内訳	内訳	内訳	内訳	内訳	内訳	内訳	
計測制御系統施設	計装	設計装	設計装	設計装	設計装	設計装	設計装	設計装	設計装	—
		その他の主要な計装	その他の主要な計装	その他の主要な計装	その他の主要な計装	その他の主要な計装	その他の主要な計装	その他の主要な計装	その他の主要な計装	—
		原子炉停止回路	原子炉停止回路	原子炉停止回路	原子炉停止回路	原子炉停止回路	原子炉停止回路	原子炉停止回路	原子炉停止回路	—
		その他の主要な安全保護回路	その他の主要な安全保護回路	その他の主要な安全保護回路	その他の主要な安全保護回路	その他の主要な安全保護回路	その他の主要な安全保護回路	その他の主要な安全保護回路	その他の主要な安全保護回路	—
		制御材	制御材	制御材	制御材	制御材	制御材	制御材	制御材	—
		制御材駆動設備	制御材駆動設備	制御材駆動設備	制御材駆動設備	制御材駆動設備	制御材駆動設備	制御材駆動設備	制御材駆動設備	—
		1次冷却材温度制御設備	1次冷却材温度制御設備	1次冷却材温度制御設備	1次冷却材温度制御設備	1次冷却材温度制御設備	1次冷却材温度制御設備	1次冷却材温度制御設備	1次冷却材温度制御設備	—
		加圧器制御設備	加圧器制御設備	加圧器制御設備	加圧器制御設備	加圧器制御設備	加圧器制御設備	加圧器制御設備	加圧器制御設備	—
		中央制御室	中央制御室	中央制御室	中央制御室	中央制御室	中央制御室	中央制御室	中央制御室	—
		ガス圧縮装置	ガス圧縮装置	ガス圧縮装置	ガス圧縮装置	ガス圧縮装置	ガス圧縮装置	ガス圧縮装置	ガス圧縮装置	—
気体廃棄物の廃棄設備	ガス減圧タンク	ガス減圧タンク	ガス減圧タンク	ガス減圧タンク	ガス減圧タンク	ガス減圧タンク	ガス減圧タンク	ガス減圧タンク	—	
	原子炉補助建屋排気筒	原子炉補助建屋排気筒	原子炉補助建屋排気筒	原子炉補助建屋排気筒	原子炉補助建屋排気筒	原子炉補助建屋排気筒	原子炉補助建屋排気筒	原子炉補助建屋排気筒	—	
	ほう酸回収系	ほう酸回収系	ほう酸回収系	ほう酸回収系	ほう酸回収系	ほう酸回収系	ほう酸回収系	ほう酸回収系	—	
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
放射性廃棄物の 廃棄設備	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	

設備許可本文記載の設備ではないが、廃止措置計画に基づき維持管理対象設備として追加する設備  
 ※1：廃止措置計画管理基準 (新燃料及び使用済燃料を核燃料物質貯蔵設備で保管する期間)については、所定の性能を満足するよう当該核燃料物質貯蔵設備及び核燃料物質取扱設備を維持管理すること。Jに基づき追加  
 ※2：廃止措置計画管理基準 (その他の安全確保上必要な設備(照明設備、補給冷却設備等)については、適切な性能が確保されるよう維持管理すること。Jに基づき追加  
 ※3：廃止措置計画管理基準 (核燃料の貯蔵管理及び放射性廃棄物の処理に伴い必要な場合、放射線業務従事者の被ばく低減のための空気浄化が必要な場合並びに除染作業に伴い放射性物質の拡散防止に必要となる場合)は、換気設備を適切に維持管理すること。Jに基づき追加  
 ※4：廃止措置計画管理基準 (放射線管理防止の観点から、火災の防犯設備については適切に維持管理すること。Jに基づき追加)





玄海原子力発電所 1、2号炉審査資料	
資料番号	本文五-3 改3
提出年月日	令和2年2月27日

玄海原子力発電所 1号炉及び2号炉  
運転号炉への影響確認について

令和2年2月  
九州電力株式会社

## 目 次

1. はじめに ..... 1
2. 運転号炉への影響確認の方法について ..... 1

## 1. はじめに

本資料は、廃止措置計画（変更）認可申請書「五 廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法」の「1. 廃止措置の基本方針」で定めている内容のうち、「3号炉及び4号炉の運転に必要な施設（可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルートを含む。）の機能に影響を及ぼさないことを確認したうえで工事を実施する。」との記載について、その確認内容を以下のとおり整理した。

## 2. 運転号炉への影響確認の方法について

運転号炉への影響確認については、保安規定第2編第19条第2項に廃止措置計画に基づく工事計画を策定するに当たり、工事の内容が、運転号炉の原子炉施設に影響を与えないことを確認する旨、規定している。

具体的には、「保守工事計画及び予算運用管理要領（1、2号）」に定める「他号炉への影響確認チェックシート」（添付）により、廃止措置計画に基づく工事計画時において、運転号炉（3号炉及び4号炉）の運転に必要な施設の機能に影響を及ぼさないことを廃止措置号炉及び運転号炉で確認する。廃止措置計画に基づく工事着工フローを第1図に示す。また、他号炉への影響確認チェックシートでは以下(1)～(4)の観点を確認する運用とする。

なお、廃止措置計画に基づく工事に関する運転号炉へ影響を及ぼさないことの確認については、保安規定第1編（運転段階の発電用原子炉施設編）第7条の玄海原子力発電所安全運営委員会の審議事項として第7条第2項(6)に「改造の実施に関する事項（第2編第19条第2項に関する事項を含む）」と規定しており、運転号炉側の炉主任等による確認も実施する体制としている。（ただし、保安規定第7条第2項で「あらかじめ運営委員会において定めた軽微な事項は、審議事項に該当しない」としている。）

また、廃止措置計画に基づく工事着工前に、廃止措置号炉及び運転号炉に工事の実施及び工事内容を周知する。

### (1) 可搬型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルートの観点

廃止措置計画に基づく工事計画時に、運転号炉の運転に必要な施設（可搬



型重大事故等対処設備の保管場所及びアクセスルート)の機能に影響を及ぼさないことを確認する。

<具体的確認内容(例)>

- a. 屋外のアクセスルートについて、建屋外における周辺施設の損傷、転倒、落下等によるアクセス性への影響はないこと。
- b. 屋内のアクセスルートについて、操作対象場所までのアクセスルートにおける周辺施設の損傷、転倒、落下等によるアクセス性への影響はないこと。

## (2) 設計の観点

廃止措置計画に基づく工事計画時に、運転号炉の運転に必要な施設の機能・性能・構造・強度に影響を及ぼさないことを確認する。

特に、玄海1、2号炉設置設備で、玄海1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉との共用施設である雑固体焼却設備、1、2-固体廃棄物貯蔵庫、受電系統は、運転号炉に影響する可能性がある設備のため、注意を要する。

## (3) 内部溢水の観点

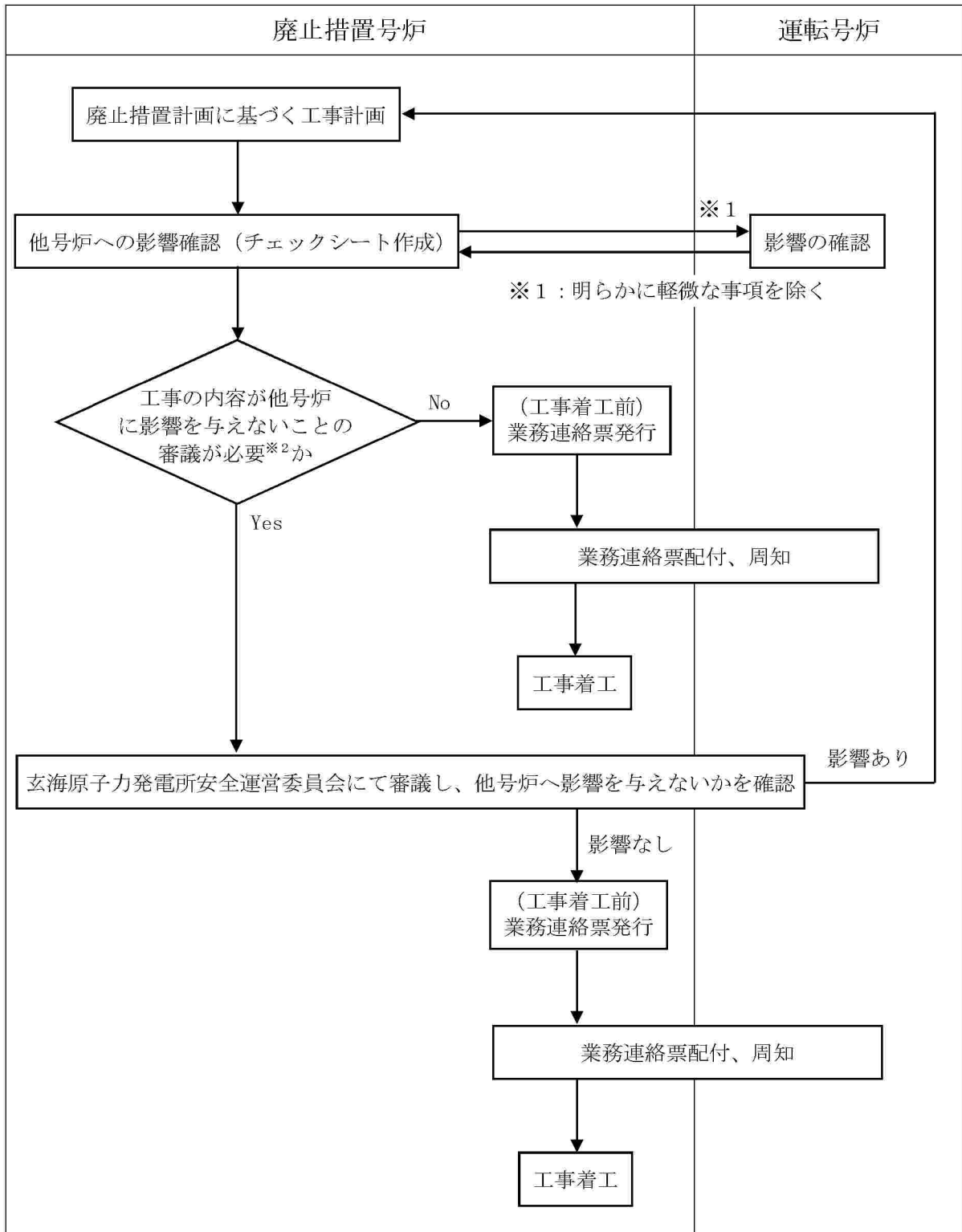
内部溢水の観点に基づく玄海1、2号炉の運転号炉への影響については、玄海3、4号炉の再稼働時に認可された工事計画認可申請において、影響がないことを評価済である。

今後の廃止措置計画に基づく工事で内部溢水の観点に基づく影響確認が必要な場合は、運転号炉の運転に必要な施設の機能に影響を及ぼさないことを確認する。

## (4) 火災防護の観点

火災防護の観点に基づく玄海1、2号炉の運転号炉への影響については、玄海3、4号炉の再稼働時に認可された工事計画認可申請において、影響がないことを評価済である。

今後は、廃止措置計画に基づく工事計画時に「火災防護計画(要領)」に基づき運転号炉の運転に必要な施設の機能に影響を及ぼさないことを確認する。



- ※1：明らかに軽微な事項とは、「廃止措置号炉専用の建屋内で実施かつ運転号炉との共用施設以外の工事」等の明らかに運転号炉に影響がないものであり、別途定める予定である。
- ※2：安全運営委員会の審議事項に該当しない軽微な事項とは、「廃止措置計画に基づく工事のうち、工事の内容が、3号炉及び4号炉の原子炉施設に影響を与えないと判断できるもの。」である。具体的には、「明らかに軽微な事項」に加え、アクセスルートを含む屋外での資機材等の仮置き、工事用車両及び廃棄物等運搬時の駐停車等であり、別途定める予定である。

第1図 廃止措置計画に基づく工事着工フロー

サンプル
------

他号炉への影響確認チェックシート  
(廃止措置計画に基づく工事)

主管箇所：\_\_\_\_\_

担 当	副 長	課 長
月 日		

廃 止 措 置 主 任 者

〔運転号炉担当課〕

担 当	副 長	課 長
月 日		

玄海原子力発電所      号機

件 名      : \_\_\_\_\_

	確 認 項 目	結 果 (良・否)	備 考
1	アクセスルートへの影響確認 ・屋外のアクセスルートについて、建屋外における周辺施設の損傷、転倒、落下等によるアクセス性への影響はない ・屋内のアクセスルートについて、操作対象場所までのアクセスルートにおける周辺施設の損傷、転倒、落下等によるアクセス性への影響はない		
2	設計への影響確認 ・運転号炉の運転に必要な施設の機能・性能・構造・強度に影響を及ぼさない		
3	内部溢水への影響確認 ・運転号炉の運転に必要な施設の機能に影響を及ぼさない		
4	火災防護への影響確認 ・運転号炉の運転に必要な施設の機能に影響を及ぼさない		
5	その他 ・ 運転号炉へ影響を及ぼす事項はないか。 ・		

玄海原子力発電所 2 号炉 審査資料	
資料番号	本文六 - 1 改 2
提出年月日	令和 2 年 2 月 27 日

## 玄海原子力発電所 2 号炉

使用済燃料貯蔵施設に貯蔵中の  
新燃料の搬出に係る燃料集合体解体  
作業時の未臨界性維持について

令和 2 年 2 月  
九州電力株式会社

## 目 次

1.	はじめに .....	1
2.	新燃料の搬出に係る燃料集合体の解体作業方法 .....	1
3.	解体作業時の未臨界性評価 .....	2
3.1	評価条件 .....	2
3.2	評価結果 .....	2

別紙 解体作業時の未臨界性評価における評価体系の設定について

## 1. はじめに

玄海原子力発電所 2 号炉では使用済燃料貯蔵設備に28体の新燃料を貯蔵しており、これらの燃料は原子炉等解体撤去期間の開始までに廃止措置対象施設から搬出し、加工事業者に譲り渡すこととしている。搬出する際は、輸送容器の仕様を満足させるために、燃料集合体を解体して除染する作業を行う場合があり、燃料集合体を解体することで燃料棒の状態を取り扱うこととなるため、本作業における臨界の防止について説明する。

## 2. 新燃料の搬出に係る燃料集合体の解体作業方法

2 号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵している新燃料の表面には放射性物質が付着しているため、気中で燃料集合体の水洗浄を行った後に、輸送容器に収納する。輸送容器に収納する際、燃料の表面汚染により、使用する輸送容器の基準を満足しない場合は、汚染の拡大防止措置を講じた上で、第 1 図に示すとおり、気中で燃料集合体 1 体ごとに燃料棒を引き抜き、燃料棒表面を除染し、燃料集合体形状への再組立てを行った後、輸送容器に収納する。

この燃料の取扱いにおいては、燃料棒を安全に取り扱うために専用の作業台を使用し、燃料棒の変形及び損傷を防止するとともに、取り扱う数量を燃料集合体 1 体ごと、かつ、その 1 体分の燃料棒に限定し、臨界を防止する。

### 3. 解体作業時の未臨界性評価

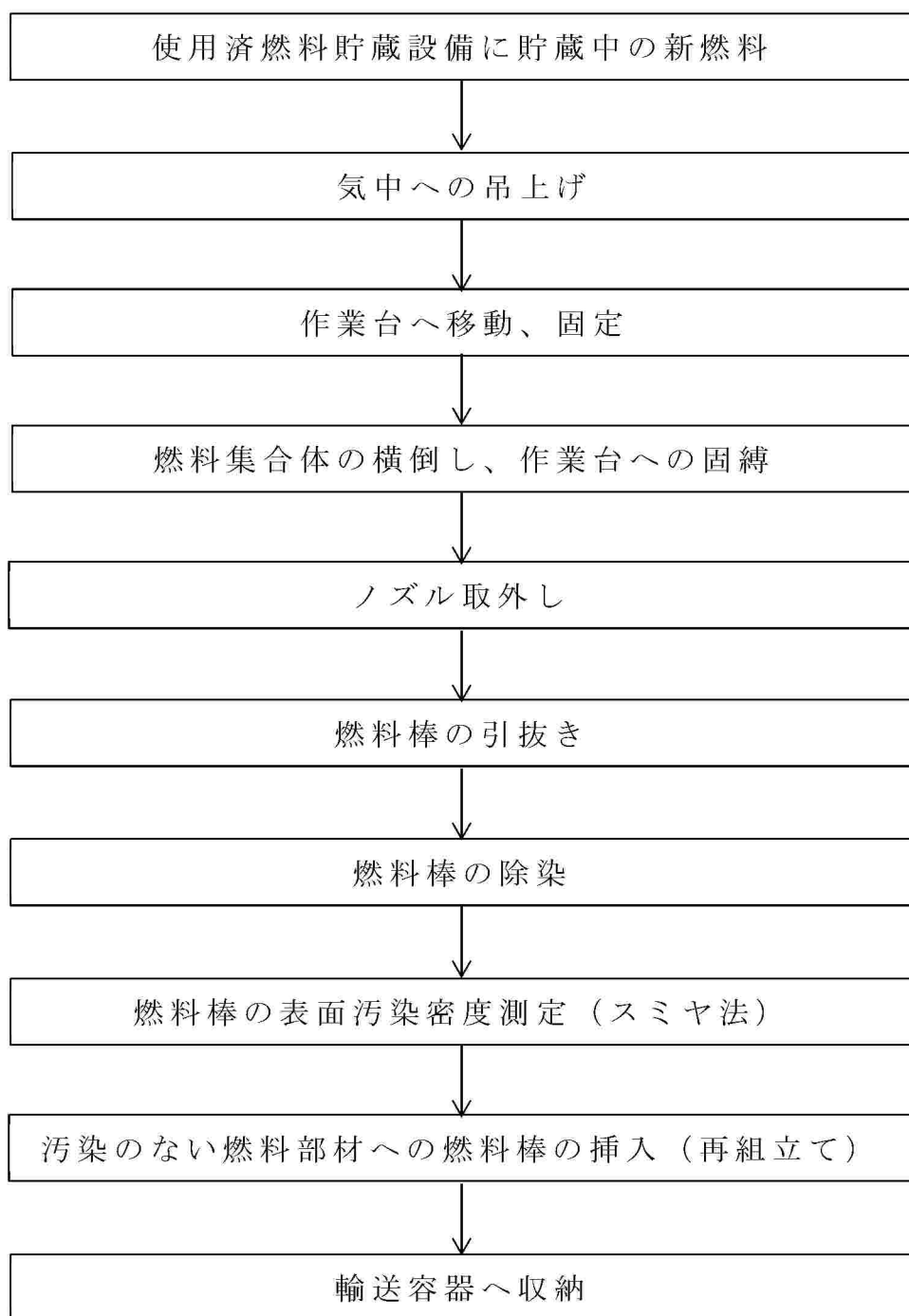
#### 3.1 評価条件

- (1) 解析コード：KENO-VI
- (2) 未臨界性を維持できる範囲で最も厳しいと考えられる配列として、第2図に示す燃料棒 180 本(15 本×12 段)を考慮する。
- (3) 燃料棒の軸方向は無限長さとし、燃料棒周辺には十分な厚さの水反射体を置く。
- (4) すべての燃料棒に含まれるウランの濃縮度を一律  $\left[ \quad \quad \right]_{\text{wt}\%}$  と仮定。なお、2号炉から搬出対象の新燃料のウラン濃縮度を包含する値である。
- (5) ペレット密度は、理論密度  $\left[ \quad \quad \right]\%$  とする。
- (6) 中性子を吸収するガドリニアを考慮しない。

#### 3.2 評価結果

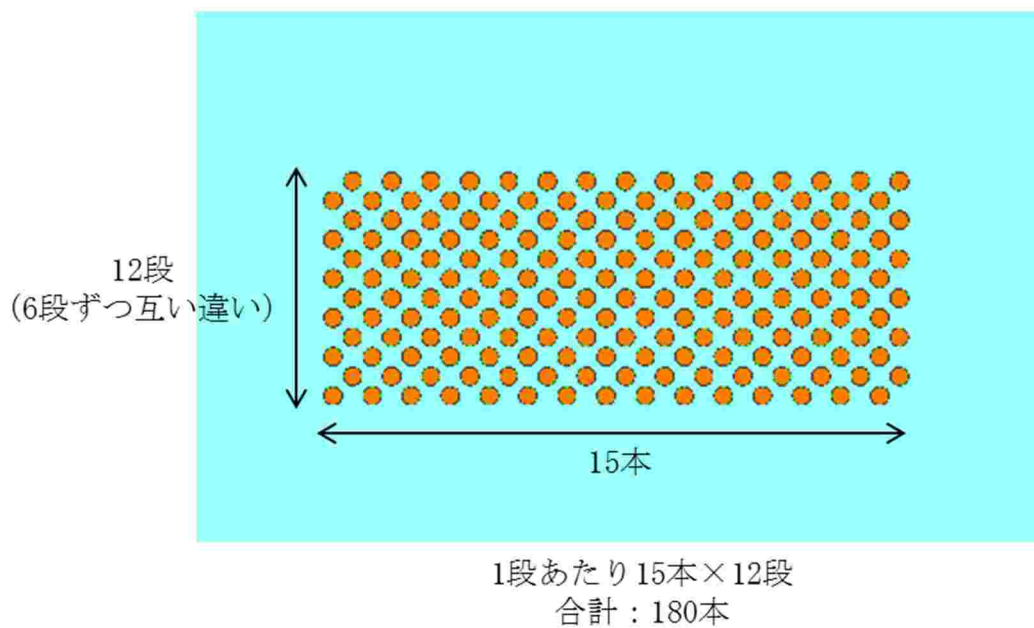
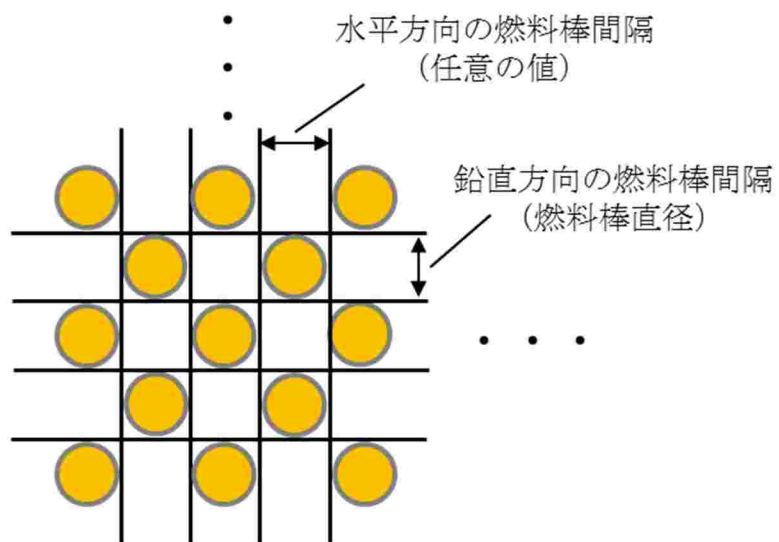
評価条件として設定した配列で燃料棒 180 本(15 本×12 段)、最も厳しくなる水密度  $1.0\text{g}/\text{cm}^3$  で、実効増倍率は最大  $k_{\text{eff}} + 3\sigma = 0.938$  であり、1 体分の燃料棒 179 本であれば、万一水没したとしても臨界に達するおそれはない。

枠囲みの範囲は商業機密に係る事項のため、公開できません。



第1図 使用済燃料貯蔵設備に貯蔵している新燃料の解体作業



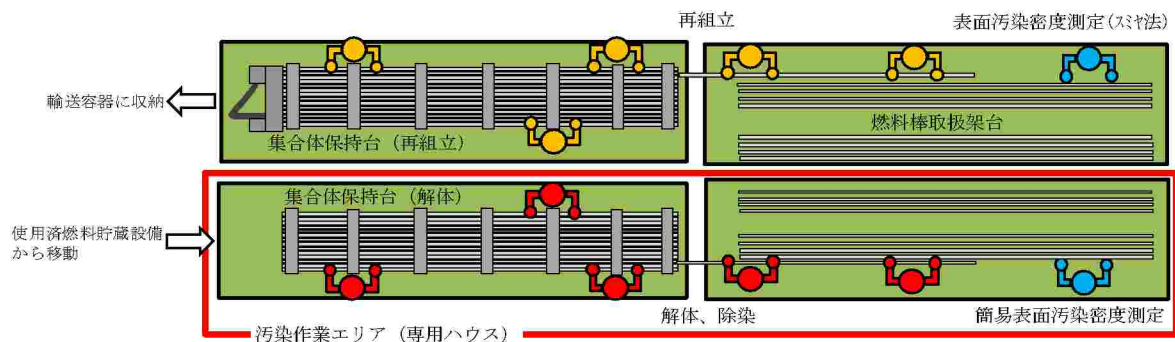


第 2 図 評価条件として設定した配列

解体作業時の未臨界性評価における評価体系の設定について

1. 作業工程について

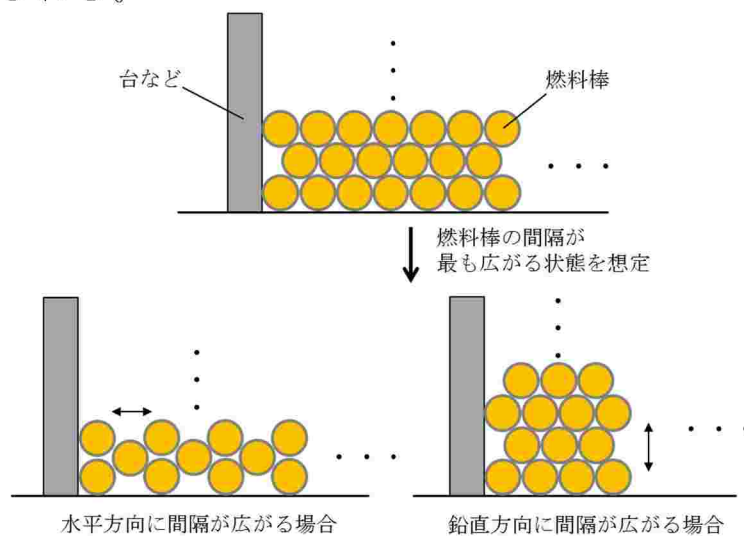
作業員の配置については第1図のような配置で作業することを想定している。



第1図 作業員配置イメージ

2. 作業工程から想定される燃料棒の積み上がりについて

燃料棒が間隔をもって積み上がることを想定した場合として、第2図のとおり、水平または鉛直方向に燃料棒間隔が広がった状態が考えられる。



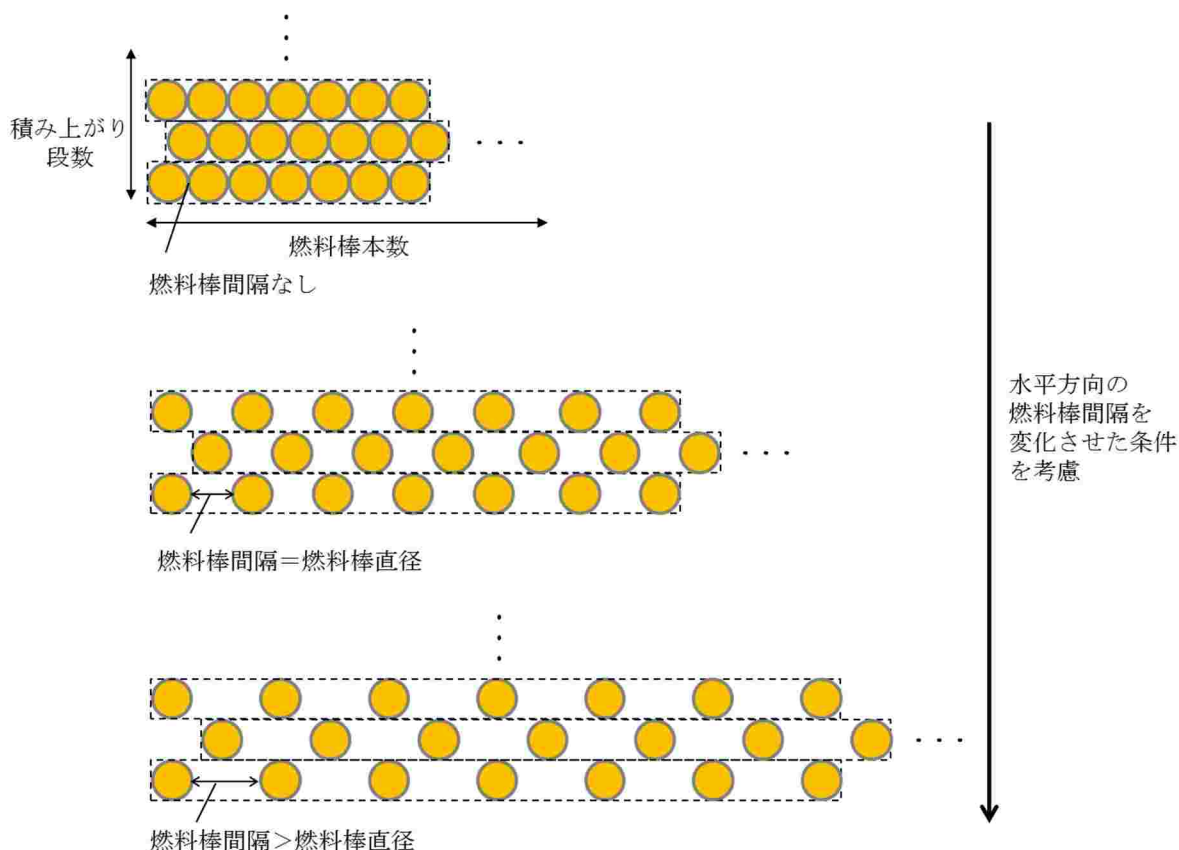
第2図 燃料棒の積み上がり方

### 3. 計算体系

臨界に達するおそれがない燃料棒の積み上がり段数について、以下の計算体系で確認した。

- ・燃料棒の積み上がり方として、水平または鉛直方向に燃料棒間の間隔が広がることが想定されるが、計算体系を設定する上では鉛直方向には重力が働くことを考慮し、鉛直方向の燃料棒間隔は燃料棒直径とする。
- ・水平方向の燃料棒間隔を変化させ、実効増倍率がピークを持つ地点までサーベイを行う。

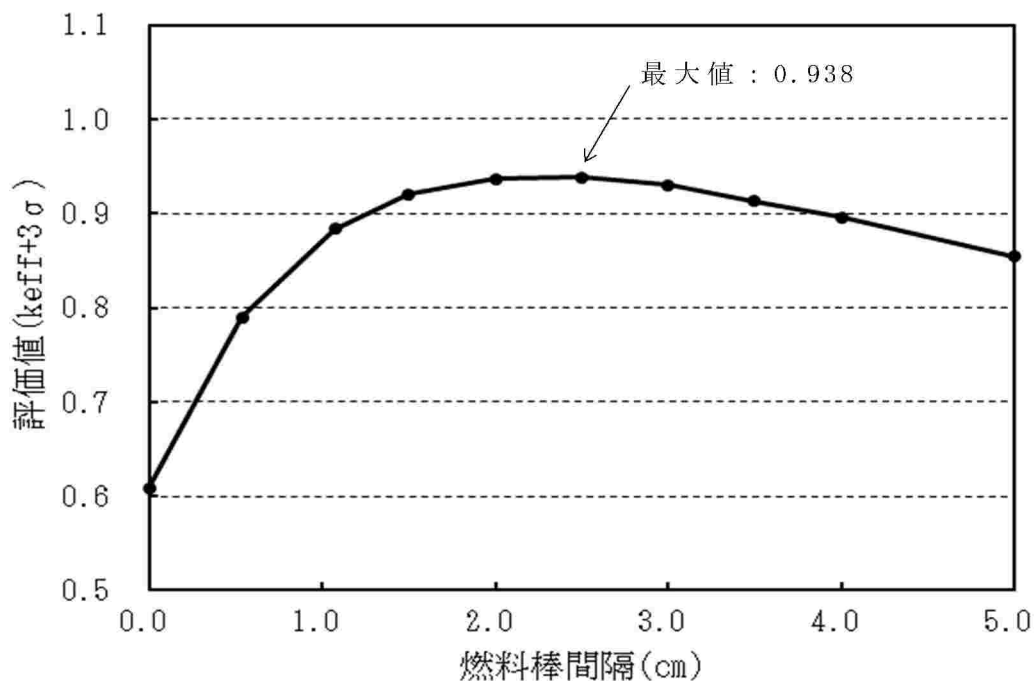
計算体系を第3図に示す。



第3図 計算体系

#### 4. 計算結果

計算結果を第4図に示す。第4図より、燃料棒の積み上がり段数を12段とした場合、燃料棒間隔を任意の値に変化させても、臨界に達するおそれはないことを確認した。



燃料棒間隔 (cm)	keff	$\sigma$	keff + 3 $\sigma$ ※1	備考
0.000	0.60723	0.00043	0.609	
0.536	0.78858	0.00046	0.790	燃料棒半径
1.072	0.88195	0.00046	0.884	燃料棒直径
1.500	0.91774	0.00044	0.920	
2.000	0.93504	0.00053	0.937	
2.500	0.93520	0.00063	0.938	
3.000	0.92828	0.00046	0.930	
3.500	0.91171	0.00041	0.913	
4.000	0.89453	0.00042	0.896	
5.000	0.85189	0.00047	0.854	

※1 臨界安全ハンドブック第2版、JAERI 1340 (1999年3月 日本原子力研究所) を参考に、keff+3 $\sigma$ を評価値とし、評価値が0.95以下となるとき、臨界に達するおそれはないと判断する。

第4図 燃料棒の積み上がり段数が12段の場合の計算結果

## 5. 解体作業時の燃料棒積み上がり段数について

解体作業時の燃料棒積み上がり段数について、解体作業時の作業内容及び作業工程を考慮し、以下の理由から 12 段を超えて積み上がることはない。

- 作業中は燃料棒を 1 段で取り扱うこととしている。
- 作業中の燃料棒落下防止のため、作業台の周囲には落下防止用の壁を設けることとしているが、作業中の燃料棒に対して水平方向に大きな加速度が付加されるなどの不測の事態が生じ、燃料棒落下防止壁部において燃料棒が積み上がると仮定した場合においても、燃料棒の直径よりも大きい 2～3 cm 程度の間隔を維持した状態で 12 段を超えて積み上がることは現実的に考えられない。

なお、落下防止壁の高さは、作業性の観点を踏まえ、燃料棒 12 段分の高さよりも十分低い高さとする。したがって、上述のような不測の事態が生じた場合において、燃料棒の積み上がり段数が 12 段を超えることはない。

玄海原子力発電所 1、2号炉審査資料	
資料番号	本文六一二 改1
提出年月日	令和2年2月27日

## 玄海原子力発電所 1号炉及び2号炉

使用済燃料貯蔵設備に貯蔵中の新燃料の  
解体・除染後の搬出作業について

令和2年2月  
九州電力株式会社

## 目 次

1. はじめに .....	1
2. 新燃料搬出作業の概要 .....	1
3. 保安上の措置 .....	1

## 1. はじめに

本資料は、玄海原子力発電所1号炉及び2号炉の原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵されている新燃料の解体・除染後の搬出作業について説明するものである。

## 2. 新燃料搬出作業の概要

1, 2号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵されている新燃料は、その表面に放射性物質が付着しているため、気中で燃料集合体の水洗浄を行った後に、輸送容器に収納するが、輸送容器に収納する際、燃料の表面汚染により、使用する輸送容器の基準を満足しない場合は、汚染の拡大防止措置を講じた上で、気中で燃料集合体1体毎に燃料棒を引き抜き、燃料棒表面を除染し、燃料集合体形状への再組立てを行った後に、輸送容器に収納することとしている。

輸送容器への収納後、新燃料を輸送容器に収納した状態で発送前検査を行い、その後、車両運搬確認申請を行い、確認証を取得した後、新燃料を搬出することとしている。

新燃料解体・除染後のフロー及び所要(予定)期間を第1表に示す。また、今回の搬出作業時に使用する可能性のある輸送容器について第1～4図、輸送容器収納後の一時保管予定場所について第5～10図に示す。新燃料搬出時においては、必要な許認可を取得した輸送容器を使用する。但し、現時点において一部許認可を取得していない輸送容器があるが、使用する前に必要な許認可を取得する。

## 3. 保安上の措置

新燃料の搬出作業において、車両運搬確認申請から輸送の了解が得られる確認証の取得までに一定の期間を要するため、その間、発電所の管理区域内で仮置きする必要がある。

本仮置きは輸送に向けての申請手続き中の行為であるため、従来より輸送作業の一環として取り扱っており、この間は貯蔵には該当しない。

輸送容器の仮置きにおいては、輸送容器の支持脚や輸送容器同士を連結する等により転倒防止を図ることとしている。

輸送容器の仮置き期間中においては、その保管状況を巡視点検により定期的に確認を行う。

また、輸送容器の許認可において、容器内の燃料集合体が最も近接した状態かつ水没した状態での未臨界性を確認しており、輸送容器の仮置きにおいて、容器を積み上げたとしても燃料集合体は輸送容器で覆われており、かつ燃料

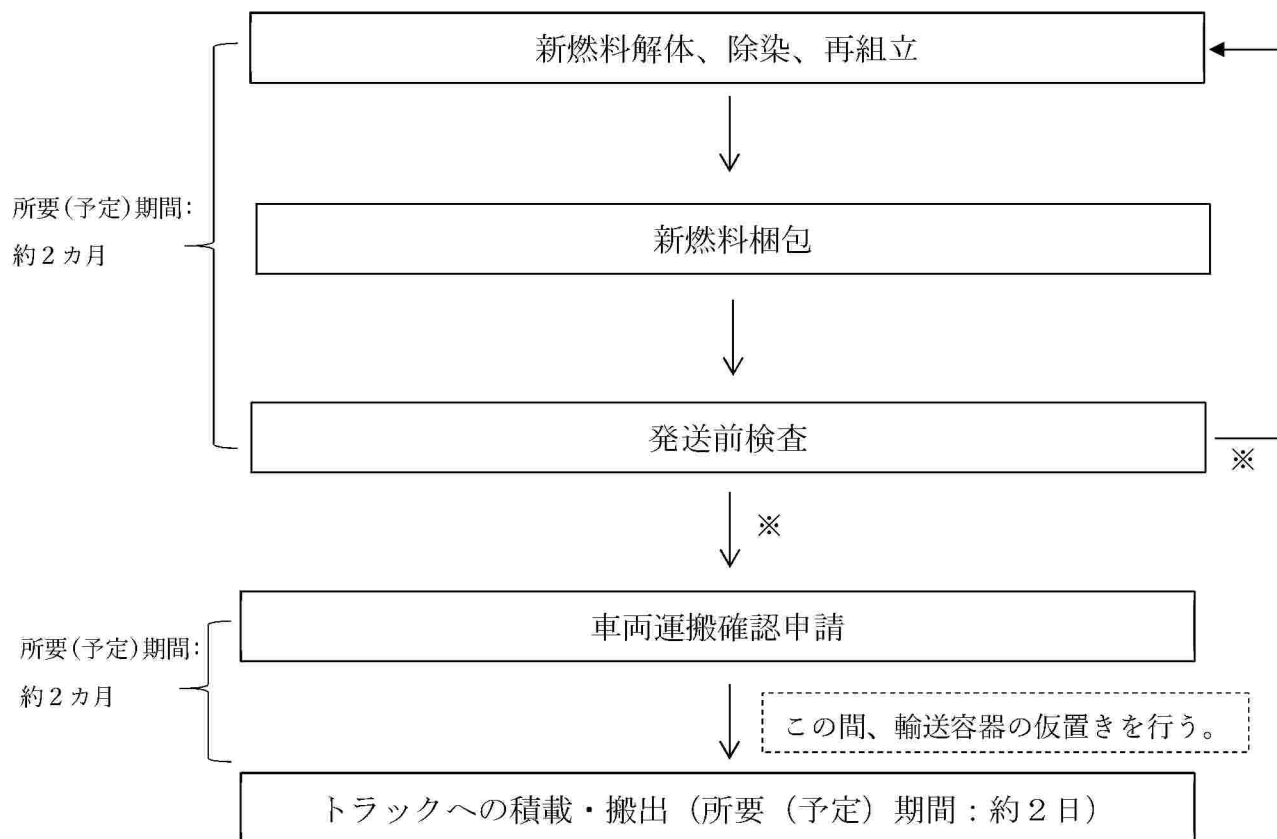


集合体間の距離もあることから臨界となることはない。

よって、輸送容器を積み上げて仮置きすることは問題ない。

新燃料の搬出作業に当たっての保安のために必要な措置は保安規定第**25**条（新燃料の運搬）（第2表）に定めており、本内容に従い新燃料搬出作業を実施する。

第1表 新燃料解体・除染後のフロー及び所要（予定）期間  
 （所要（予定）期間については最も長いB型汚染新燃料の場合を記載）



※ 新燃料解体、除染、再組立～発送前検査は輸送容器一基毎に実施し、全基の発送前検査終了後、車両運搬確認申請を行う。

## 第2表 新燃料搬出作業に係る保安規定要求事項

### (新燃料の運搬)

第25条 設備管理課長は、新燃料輸送容器から新燃料を取り出す場合は、補助建屋クレーン、新燃料エレベータ、使用済燃料ピットクレーンのうちから必要な燃料取扱設備を使用する。

2 廃止措置運営課長及び設備管理課長は、発電所内において、新燃料を運搬する場合は、次の事項を遵守し、新燃料輸送容器に収納する。

(1) 設備管理課長は、法令に適合する容器を使用すること。

(2) 設備管理課長は、補助建屋クレーン、新燃料エレベータ、使用済燃料ピットクレーンのうちから必要な燃料取扱設備を使用すること。

(3) 廃止措置運営課長は、新燃料が臨界に達しない措置を講じること。

3 設備管理課長は、発電所内において、新燃料から燃料棒を引き抜き、燃料棒表面を除染し、燃料集合体形状への再組立てを行う場合は、次の事項を遵守する。

(1) 取り扱う数量を燃料集合体1体ごとかつその1体分の燃料棒に制限すること。

(2) 燃料集合体形状への再組立てを行った新燃料は、新燃料輸送容器に収納すること。

4 廃止措置運営課長及び設備管理課長は、発電所内において、新燃料を収納した新燃料輸送容器を管理区域外に運搬する場合又は船舶輸送に伴い車両によって運搬する場合は、次の事項を遵守する。

(1) 設備管理課長は、容器の車両への積付けに際し、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じること。

(2) 設備管理課長は、法令に定める危険物と混載しないこと。

(3) 廃止措置運営課長は、容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。

5 廃止措置運営課長は、第4項の運搬において、容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないこと及び容器等の表面の放射性物質の密度(以下「表面汚染密度」という。)が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、第36条第1項(1)に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度について確認を省略できる。

6 廃止措置運営課長は、管理区域内で第36条第1項(1)に定める区域に新燃料を収納した新燃料輸送容器を移動する場合は、容器等の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。

7 廃止措置運営課長は、新燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。





輸送容器の概要

外形寸法	長さ：約 [ ] m 外径：約 [ ] m 高さ：約 [ ] m
総重量（最大）	[ ] kg 以下（燃料集合体を含む）
収納する燃料集合体数	2 体
設計承認日	2019年7月8日
容器承認日	2019年7月8日
有効期間	2019年7月8日から2024年7月7日まで

収納する核燃料物質

燃料集合体タイプ	軽水炉（PWR）用新燃料集合体（14×14型（12フィート））	
性状	固体（二酸化ウラン粉末焼結体 又はガドリニア入り二酸化ウラン粉末焼結体）	
ウラン235濃縮度	5 w t % 以下	
重量	集合体重量	[ ] kg 以下
	UO <sub>2</sub> 量	[ ] kg 以下

第2図 MFC-1型（A型非汚染新燃料用）【参考】

枠囲みの範囲は、防護上の観点又は機密に係る事項であるため、公開できません。



輸送容器の概要

外形寸法	長さ：約 [ ] m 外径：約 [ ] m 高さ：約 [ ] m
総重量	[ ] kg 以下 (燃料集合体を含む)
収納する燃料集合体数	[ ] 体
設計承認日	2018年5月15日
容器承認日	2018年5月15日
有効期間	2018年11月1日から2023年10月31日

収納する核燃料物質

燃料集合体タイプ	軽水炉 (PWR) 用新燃料集合体 (14×14型)	
性状	固体 (二酸化ウラン粉末焼結体 又はガドリニア入り二酸化ウラン粉末焼結体)	
ウラン235濃縮度	[ ] wt% 以下	
重量	集合体重量	[ ] kg 以下
	UO <sub>2</sub> 量	[ ] kg 以下

第3図 NFI-V型 (B型汚染、非汚染新燃料用)

枠囲みの範囲は、防護上の観点又は機密に係る事項であるため、公開できません。



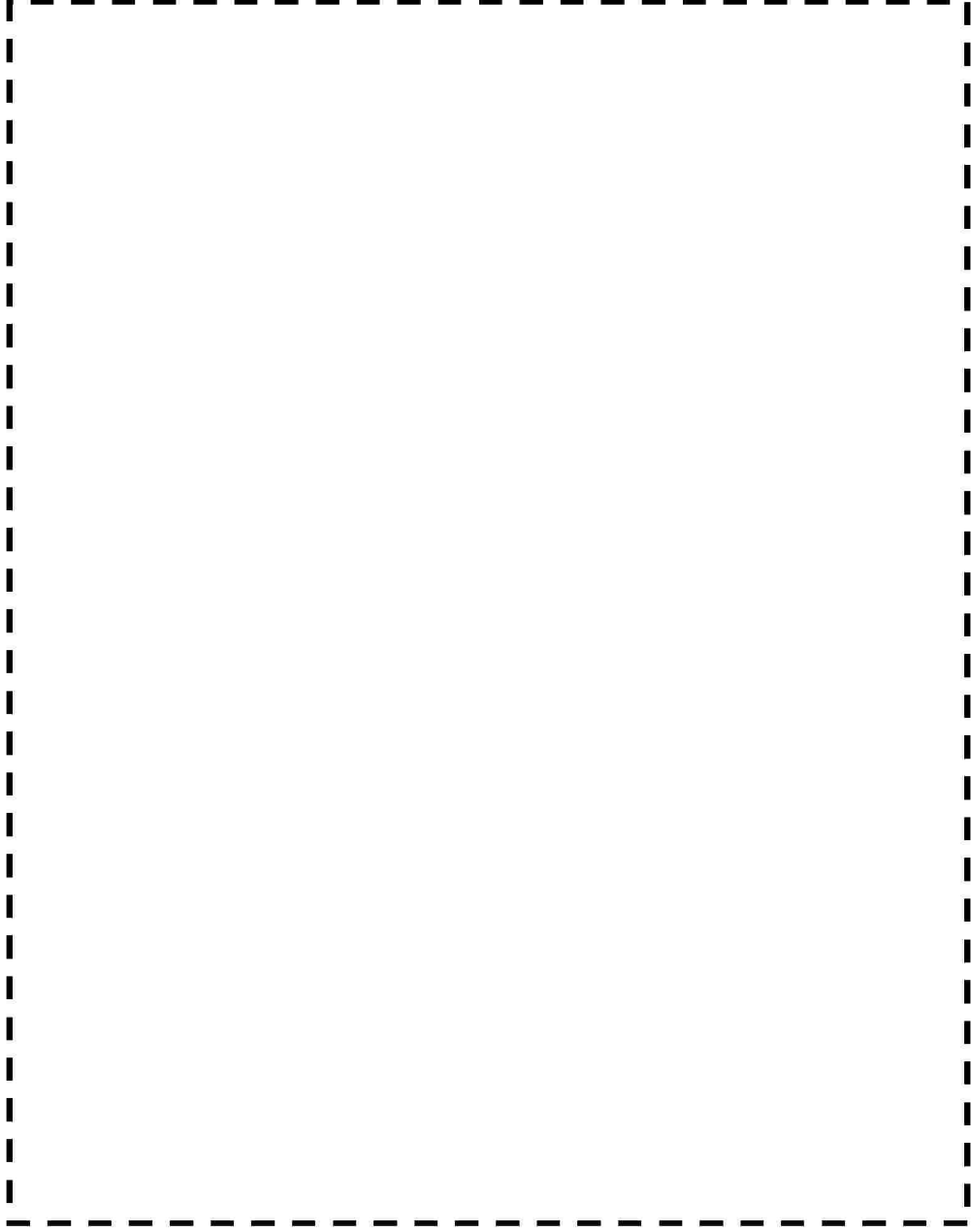
輸送容器の概要

外形寸法	長さ：約 [ ] m 外径：約 [ ] m 高さ：約 [ ] m
総重量	約 [ ] kg (燃料集合体を含む)
収納する燃料集合体数	[ ] 体
設計承認日※	—
容器承認日※	—
有効期間※	—

※未取得

第4図 Traveller 型 (B型汚染、非汚染新燃料用)

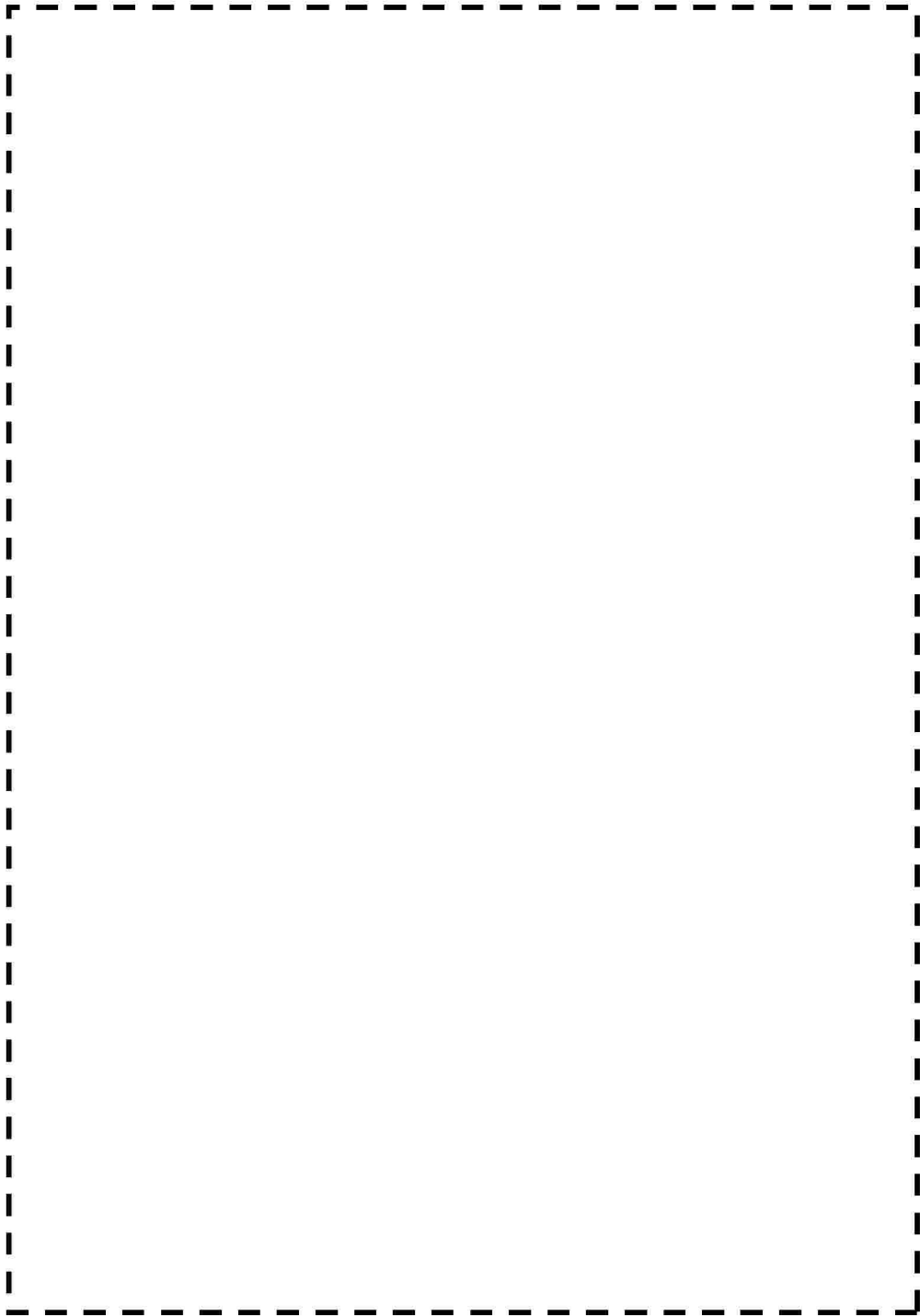
枠囲みの範囲は、防護上の観点又は機密に係る事項であるため、公開できません。



第5図 【玄海1号機】輸送容器収納後の一時仮置き予定場所 (MX-6P)

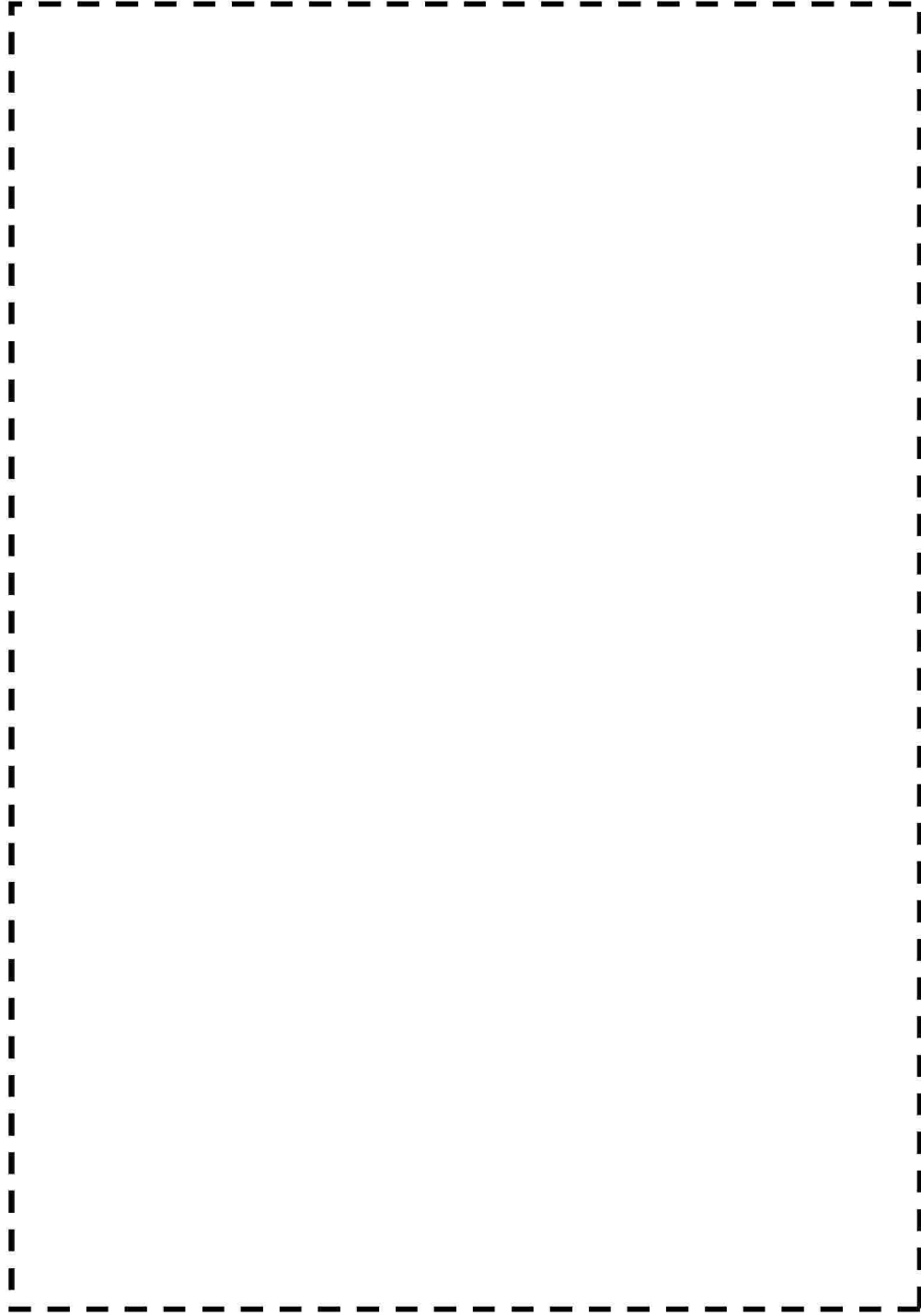
枠囲みの範囲は、防護上の観点又は機密に係る事項であるため、公開できません。





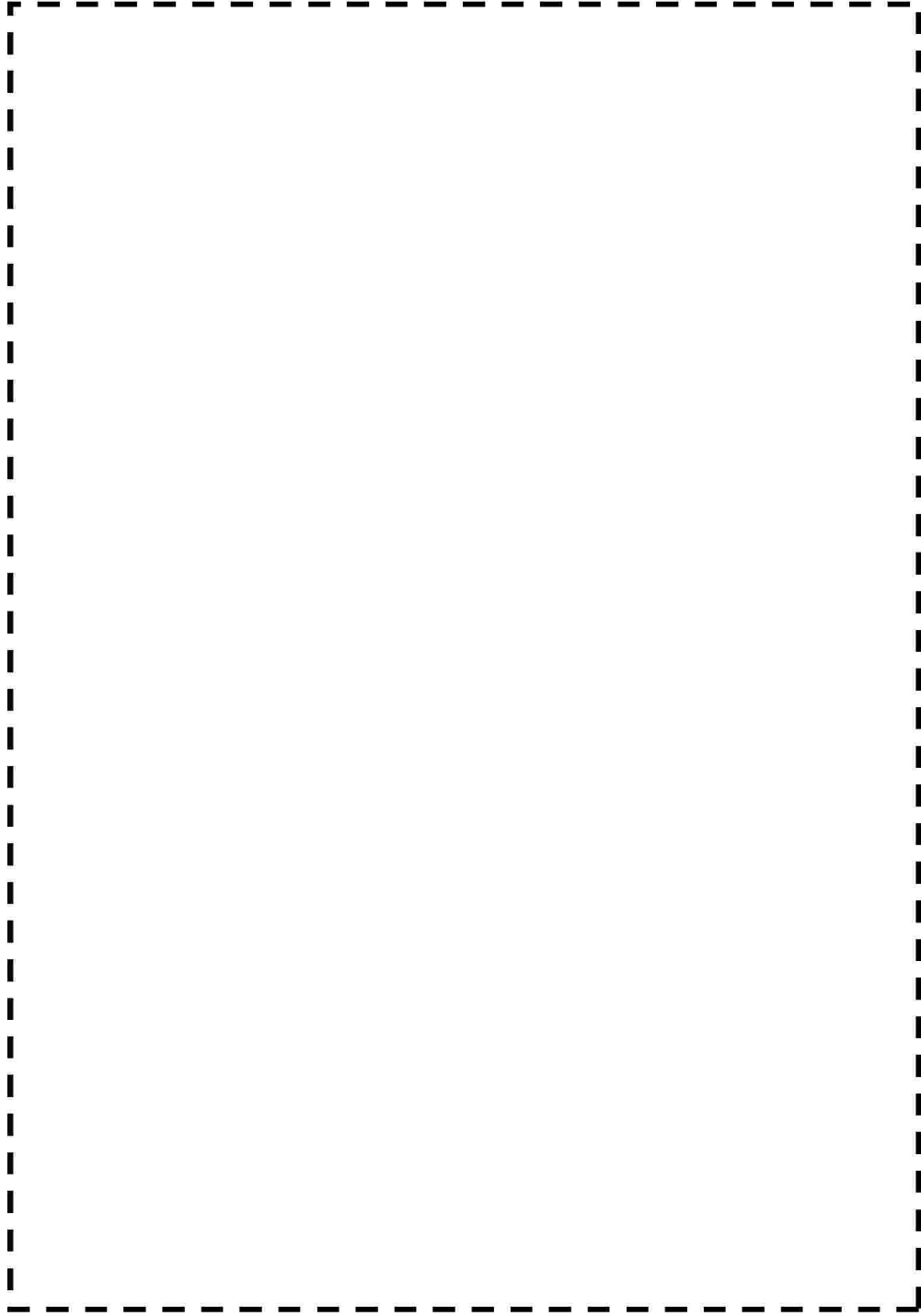
第6図 【玄海2号機】輸送容器取納後の一時仮置き予定場所 (MX-6P)

枠囲みの範囲は、防護上の観点又は機密に係る事項であるため、公開できません。



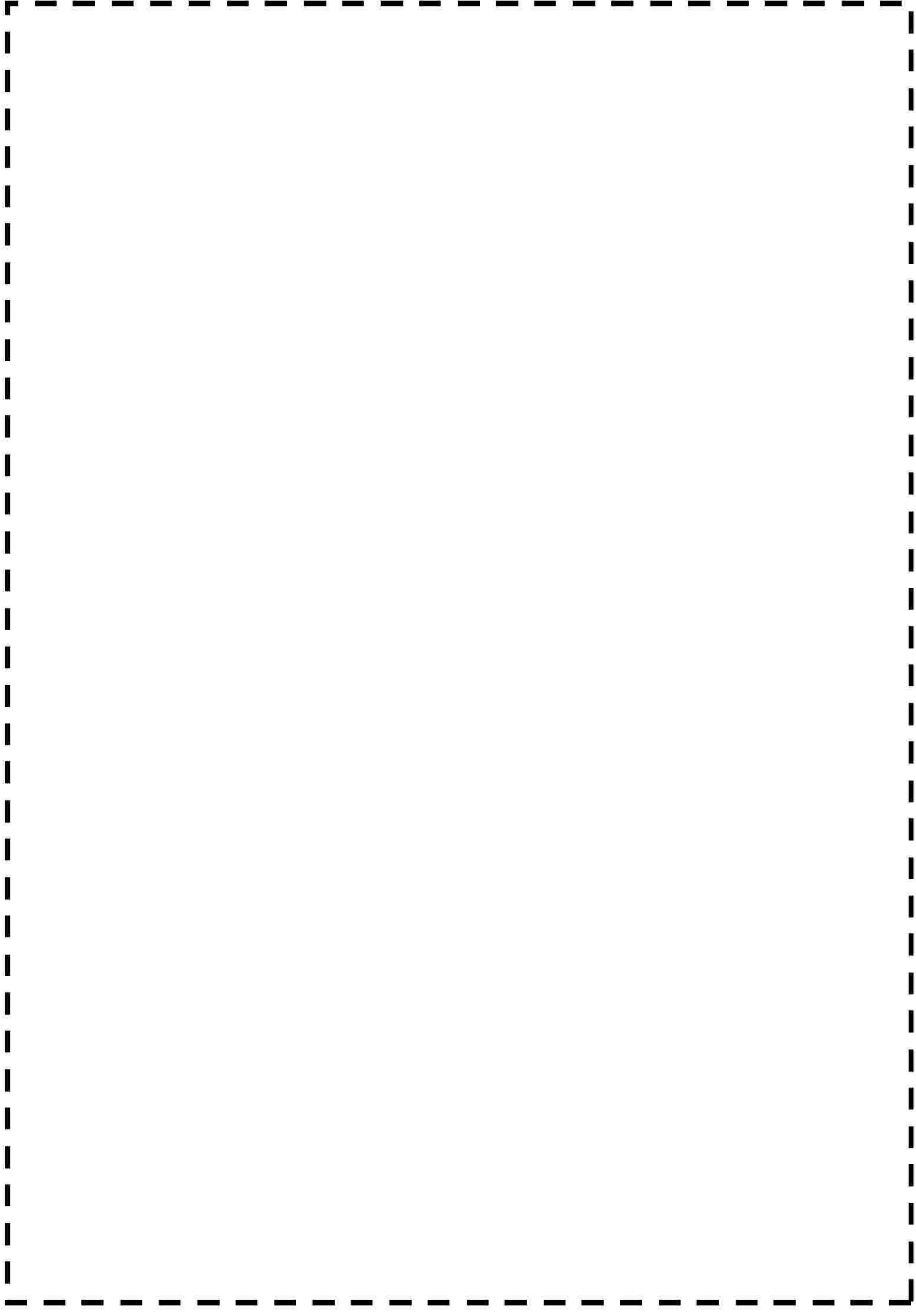
第7図 【玄海1号機】輸送容器収納後の一時仮置き予定場所（MFC-1）【参考】

枠囲みの範囲は、防護上の観点又は機密に係る事項であるため、公開できません。



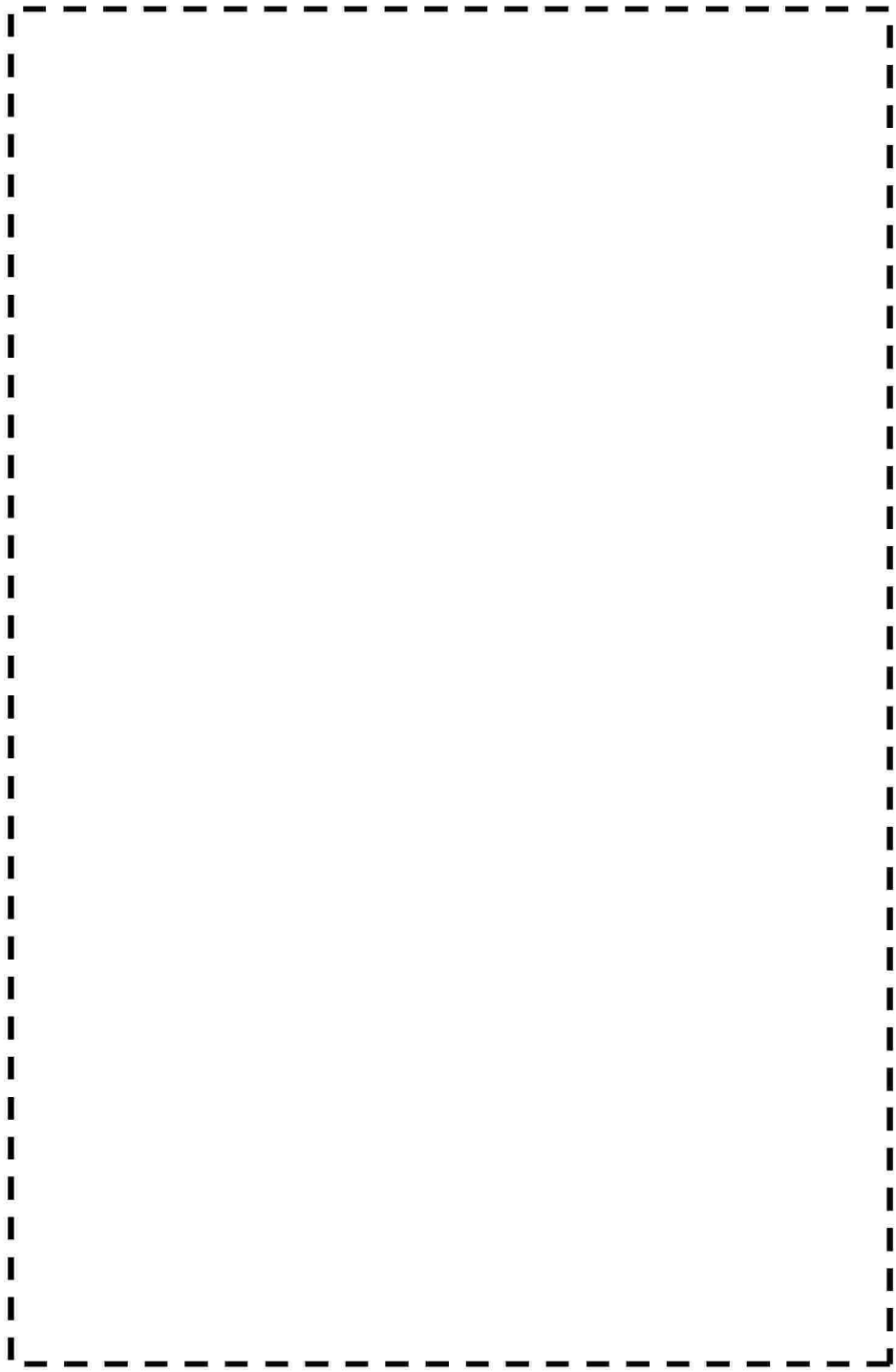
第8図 【玄海2号機】輸送容器収納後の一時仮置き予定場所（MFC-1）【参考】

枠囲みの範囲は、防護上の観点又は機密に係る事項であるため、公開できません。



第9図 【玄海1号機】輸送容器収納後の一時仮置き予定場所（NF I - V）

枠囲みの範囲は、防護上の観点又は機密に係る事項であるため、公開できません。



第10図 【玄海2号機】輸送容器収納後の一時仮置き予定場所（NF I - V）

枠囲みの範囲は、防護上の観点又は機密に係る事項であるため、公開できません。

玄海原子力発電所2号炉審査資料	
資料番号	本文七-1 改2
提出年月日	令和2年2月27日

玄海原子力発電所2号炉  
解体工事準備期間における  
除染について

令和2年2月  
九州電力株式会社

## 目 次

1. 除染の対象範囲及び方法 .....	1
2. 具体的な除染対象及び除染方法 .....	2
3. 安全管理上の措置 .....	2

## 1. 除染の対象範囲及び方法

2号炉の廃止措置工程は、廃止措置の第1段階を実施中の1号炉と第2段階以降の工程を合わせて進めることで解体作業に必要な資機材等の有効活用を図るため、第1段階6年、第2段階15年、第3段階7年、第4段階7年の合計35年としている。この工程から、原子炉周辺設備等の解体撤去を開始するまで（第2段階に移行するまで）、原子炉本体等の解体撤去を開始するまで（第3段階に移行するまで）の期間は、それぞれ6年、21年であり、放射能減衰を考慮すると線量当量率は十分低減できる見込みである。

第1段階に実施する除染の対象範囲は、放射線業務従事者の被ばく低減するため、原子炉施設の維持管理設備が多いこと等を考慮し、第2段階に主に解体撤去を行う原子炉補助建屋内とする。なお、原子炉格納容器内については、解体撤去を行うのは主に第3段階であること、維持管理対象設備が少ないことを考慮し第1段階の除染の対象外とする。原子炉補助建屋内における除染の対象範囲の選定は、設備の表面線量当量率が0.05mSv/h<sup>\*</sup>程度を超える箇所を抽出し、除染後に設備の表面線量当量率を0.05mSv/h程度以下とするため、表面線量当量率を実測して除染対象箇所を選定する。除染対象範囲の選定フローを第1図に示す。

除染の方法は、その箇所について、研磨剤を使用するブラスト法、ブラシ等による研磨法等の機械的方法により除染を行うこととする。また、除染対象物の形状や汚染の状況等を踏まえ、有効と判断した場合には、化学的方法により除染を行う。

※：管理区域内での1日の最大労働時間（10時間）を考慮しても、「原子力施設における放射線業務及び緊急作業に係る安全衛生管理対策の強化について」（平成24年8月10日基発0810第1号）において示されている「実効線量が1日につき1ミリシーベルト」に対して十分低く抑えられる線量当量率として設定した。



## 2. 具体的な除染対象及び除染方法

具体的な除染対象については、選定した範囲を詳細に表面線量当量率測定を実施し決定するが、選定した範囲の系統構成は主に配管及び弁となっている。これらの除染方法についてはプラント運転中等の実績を踏まえ以下のとおりとする。

なお、1号炉は第1段階に系統除染を行ったが、1号炉に比べ2号炉は1次冷却系の線量が低く、系統除染を行わない計画である。詳細は、別紙—1に示す。

### (1) 機械的方法

単純形状である配管及び弁については、研磨剤を使用するブラスト法、ブラシ等による研磨法等の除染を行う。

### (2) 化学的方法

選定した範囲、除染対象物の形状及び汚染の状況等を踏まえ、有効と判断した場合には化学的除染を行う。

## 3. 安全管理上の措置

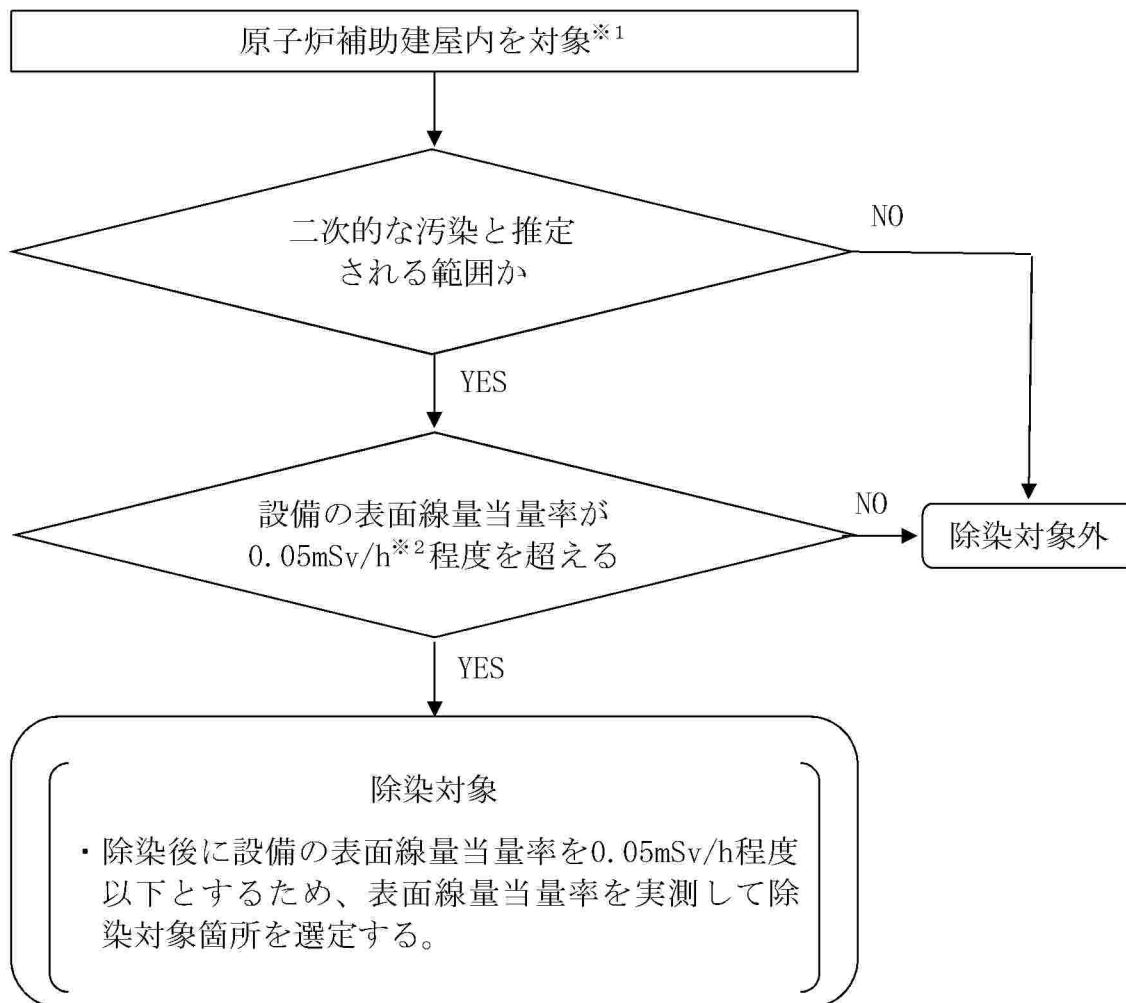
除染に当たっては、放射性物質の漏えい及び拡散防止対策並びに被ばく低減対策を講じることを基本とし、環境への放射性物質の放出抑制及び放射線業務従事者の放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くするよう努める。また、安全確保対策として事故防止対策を講じる。

具体的には以下の事項等を実施する。

- ・放射性物質の漏えい及び拡散防止のため、グリーンハウス、局所排風機等を設置する。
- ・外部被ばく低減のため、線量当量率を考慮し、放射線遮へい、遠隔操作装置の導入及び立入制限等を行う。
- ・内部被ばく防止のため、汚染レベルを考慮し、マスク等の防護具を用いる。
- ・除染の実施に当たっては、目標線量を設定し、実績線量と比較し改善策を検討する等して、被ばく低減に努める。
- ・線量当量率が著しく変動するおそれがある場合は、作業中の線量当量率を監視する。
- ・火災、爆発及び重量物の取扱いによる人為事象に対する安全対策として、難燃性の資機材の使用、可燃性ガスを使用する場合の管理の徹底及び重量物に適合した揚重設備の使用等の措置を講じる。

- ・ 事故発生時には、事故拡大防止等の応急措置を講じるとともに、早期の復旧に努める。

以上



※1：放射線業務従事者の被ばく低減するため、原子炉施設の維持管理設備が多いこと等を考慮し第2段階に主に解体撤去を行う原子炉補助建屋内のエリアを除染の対象とする。原子炉格納容器内のエリアについては、解体撤去を行うのは主に第3段階であること、維持管理を行う設備が少ないことを考慮し除染の対象外とする。

※2：管理区域内での1日の最大労働時間（10時間）を考慮しても、「原子力施設における放射線業務及び緊急作業に係る安全衛生管理対策の強化について」（平成24年8月10日 基発0810第1号）において示されている「実効線量が1日につき1ミリシーベルト」に対して十分低く抑えられる線量当量率として設定。

第1図 除染対象範囲の選定フロー

## 玄海原子力発電所 2号炉における 1次冷却系統の放射線量率と除染方法について

### 1. 目的

1号炉は解体工事準備期間(第1段階)に系統除染を行ったが、2号炉は新たな水質管理\*の導入時期と蒸気発生器の取替時期の関係\*\*から1号炉に比べて2号炉は1次冷却系の線量が低く、2号炉の系統除染は行わない計画である。

本資料は2号炉の線量当量率の状況を踏まえ、第1段階における除染の考え方を説明する。

\* 1次冷却材への亜鉛注入と腐食抑制のpH管理を導入

\*\* 1号炉及び2号炉は蒸気発生器取替(SGR)を行っており、1号炉はSGRの11年後、2号炉は4年後に新たな水質管理を導入

### 2. 2号炉と1号炉の線量当量率の比較

#### (1) 2号炉「第1段階開始時」と1号炉「系統除染前」の比較

2号炉の第1段階開始を2020年5月と想定し、その時点での1次冷却系の主要部における線量当量率と1号炉の系統除染前2018年6月の実績値を比較したものを表1に示す。

1号炉の系統除染前の線量当量率は2号炉の第1段階開始時の約2～7倍であり、2号炉の線量が全体的に低い状況にある。

表1 2号炉第1段階開始時と1号炉系統除染前の線量当量率の比較表 (単位: mSv/h)

線量当量率 の測定箇所		蒸気発生器 (ハドホル内部)	加圧器 (スプレ配管)	余熱除去ポンプ (入口配管)	余熱除去冷却 器(パイプライン)	再生熱交換 器(胴部)
2号	第1段階開始 時(計算)	3.3	0.03	0.03	0.03	0.36
1号	系統除染前 (実績)	6.6	0.21	0.16	0.14	1.30

#### (2) 2号炉「第1段階終了時」と1号炉「系統除染後」の比較

2号炉の第1段階終了時を2026年5月終了と想定し、その時点での1次冷却系の主要部における線量当量率と1号炉の系統除染後2018年7月の実績値を比較したものを表2に示す。

2号炉の第1段階終了時の線量当量率は、蒸気発生器を除き1号炉系統除染後の実績と概ね同等の値となる。

表2 2号炉第1段階終了時と1号炉系統除染後の線量当量率の比較表 (単位: mSv/h)

線量当量率 の測定箇所		蒸気発生器 (ハドホル内部)	加圧器 (スプレ配管)	余熱除去ポンプ (入口配管)	余熱除去冷却 器(パイプライン)	再生熱交換 器(胴部)
2号	第1段階終了 時(計算)	1.50	0.01	0.01	0.01	0.16
1号	系統除染後 (実績)	0.09	<0.01	<0.01	<0.01	0.18

### 3. まとめ

2号炉は、現時点では主要部の線量当量率のデータから時間減衰により系統除染と概ね同等の線量低減は可能と推定しており、従って系統除染は不要と判断している。但し、蒸気発生器等、線量が高い部分については、機械的方法又は化学的方法により局所的な除染を検討する。

第1段階における汚染状況の調査を踏まえ、今後、除染の要否及び除染の方法等について詳細な検討を行う。

以上

玄海原子力発電所 2 号炉審査資料	
資料番号	添三－1 改 2
提出年月日	令和 2 年 2 月 27 日

## 玄海原子力発電所 2 号炉

放射線業務従事者の  
被ばく評価について

令和 2 年 2 月  
九州電力株式会社

## 目 次

1.	解体工事準備期間中の放射線業務従事者の総被ばく線量	1
1.1	汚染のない設備の解体撤去	1
1.2	廃止措置対象施設からの核燃料物質の搬出	1
1.3	汚染状況の調査	2
1.4	汚染の除去	2
1.5	汚染された物の廃棄	3
1.6	原子炉施設の維持管理	3
2.	解体工事準備期間中の放射線業務従事者の 総被ばく線量の算定結果	3
3.	解体工事準備期間中の放射線業務従事者の 総被ばく線量の評価	3

## 1. 解体工事準備期間中の放射線業務従事者の総被ばく線量

解体工事準備期間中の主な実施事項(廃止措置計画認可申請書 18～19 頁記載)及び原子炉施設の維持管理における放射線業務従事者の被ばく線量について、1号炉廃止措置における作業実績や過去の同種作業等の実績を踏まえ、以下の考えに基づき算定する。

### 1.1 汚染のない設備の解体撤去

解体工事準備期間中に実施する解体撤去工事は、管理区域外の汚染のない設備・機器が対象となることから、被ばく線量はないと評価する。

### 1.2 廃止措置対象施設からの核燃料物質の搬出

2号原子炉施設には、使用済燃料 254 体、新燃料 112 体が貯蔵されている。解体工事準備期間及び原子炉周辺設備等解体撤去期間に、貯蔵中の燃料全てを廃止措置対象施設から搬出するため、汚染の除去作業による資機材の搬入出と作業が輻輳しないよう燃料の搬出数を想定し、解体工事準備期間の被ばく線量を算定する。

#### 1.2.1 使用済燃料

使用済燃料 254 体の内、解体工事準備期間中に 84 体を 4号炉に搬出すると想定する。また、残り 170 体については、原子炉周辺設備等解体撤去期間中に 2号原子炉施設より搬出することとする。

解体工事準備期間中に実施する使用済燃料搬出作業は、供用期間中に実施した使用済燃料搬出作業と同等の作業環境であることから、至近の使用済燃料搬出作業で輸送した燃料集合体数と被ばく実績及び作業量を踏まえ解体工事準備期間の被ばく線量を算定する。

#### 1.2.2 新燃料

解体工事準備期間中に実施する新燃料搬出作業は、搬出を計画している新燃料貯蔵設備に貯蔵中の 84 体を加工事業者に輸送することを想定する。また、使用済燃料ピットに貯蔵中の新燃料 28 体につい

ては、表面汚染密度が輸送容器の基準を満たさない場合に実施する除染作業を想定し、作業量及び環境線量当量率を踏まえ算定する。

### 1.3 汚染状況の調査

廃止措置対象施設に残存する放射性物質の量を把握するため、放射化汚染及び二次的な汚染の状況調査を実施する。付帯作業が多い原子炉内部の汚染状況の調査と、その他の汚染状況の調査に分類し、被ばく線量を算定する。

#### 1.3.1 原子炉内部の汚染状況の調査

炉心構造物等の試料採取を実施することから、原子炉容器上蓋の開放、原子炉キャビティ水張り等を実施する。

また、被ばく低減及び作業環境改善のため、試料採取終了後に原子炉キャビティ除染等を実施する。

これらの作業については、至近の定期検査で実施した原子炉容器照射試験片取出し、原子炉容器上蓋開放、復旧及び原子炉キャビティ除染における作業実績を踏まえ、作業量の補正及び当時と現在の環境線量当量率の比率により被ばく線量を算定する。

#### 1.3.2 その他の汚染状況の調査

その他の汚染状況の調査については、作業場所が放射線管理区域の広範囲で、足場組立て、遮へいの撤去等の作業を行うため、定期検査で実施した供用期間中検査を類似作業と想定し、至近の定期検査の被ばく実績を基に、汚染の状況調査に要する1日当たりの想定作業員数、想定作業期間により被ばく線量を算定する。

### 1.4 汚染の除去

2号炉は解体工事準備期間中において、表面線量当量率測定を実施し、その結果を踏まえて部分除染を実施する計画である。

除染は化学体積制御設備及び余熱除去設備等を想定し、被ばく線量は



類似作業の被ばく線量実績を基に、作業量の補正及び当時と現在の環境線量当量率の比率により算定する。

#### 1.5 汚染された物の廃棄

解体工事準備期間中に発生する放射性廃棄物の廃棄については、次項に示す原子炉施設の維持管理に含まれると評価する。

#### 1.6 原子炉施設の維持管理

解体工事準備期間中の原子炉施設の維持管理は、1号炉の解体工事準備期間中における至近の保全活動の被ばく線量実績を踏まえ、解体工事準備期間の年数から全体の被ばく線量を算定する。

ただし、汚染の除去で利用する設備については追加点検を計画し、至近の定期検査等の被ばく実績を基に当時と現在の環境線量当量率の比率により被ばく線量を算定する。

### 2. 解体工事準備期間中の放射線業務従事者の総被ばく線量の算定結果

1. の条件により、解体工事準備期間中における放射線業務従事者の被ばく線量を算定した結果を第1.1表に示す。

総被ばく線量は、約0.2人・Svであり、その内訳は、核燃料物質の搬出：0.02人・Sv、汚染状況の調査：0.09人・Sv、汚染の除去：0.02人・Sv、原子炉施設の維持管理：0.11人・Svである。

### 3. 解体工事準備期間中の放射線業務従事者の総被ばく線量の評価

総被ばく線量約0.2人・Sv（6年間の合計）は、供用期間中に実施した定期検査、第18回～第22回（現在第23回定期検査中）の平均値に相当するもので、供用期間中と比較しても十分低いと評価できる。

なお、原子炉周辺設備等解体撤去期間以降については、解体工事準備期間中に実施する施設の汚染状況の調査結果、解体工法等を踏まえ、原子炉周辺設備等解体撤去期間に入るまでに評価し、廃止措置計画に反映し変更の認可を受ける。

第 1.1 表 解体工事準備期間中の  
放射線業務従事者の被ばく線量 (1 / 2)

作 業		算 定 方 法	被ばく線量 (人・Sv)
核 燃 料 の 搬 出	使用済 燃料	①至近 <sup>*1</sup> の輸送実績：1.84 人・mSv (4 キャスク) ②4 号機に 6 キャスク搬出を想定 ③4 号機の作業量を考慮：2 倍 <sup>*2</sup> ・解体工事準備期間中の搬出： <u>5.52 人・mSv</u>	0.024
	新燃料	①想定搬出量 新燃料貯蔵設備：84 体 使用済燃料ピット：28 体 ②環境線量当量率及び作業量により算出 新燃料貯蔵設備搬出：3.37 人・mSv 使用済燃料ピット搬出：15.15 人・mSv ・新燃料搬出： <u>18.52 人・mSv</u>	
汚染状況 の調査		○原子炉内の汚染状況調査 ①汚染状況の調査 ⇒類似作業実績より作業量を補正：5.87 人・mSv ②付帯作業 ⇒至近 <sup>*3</sup> の同一作業の被ばく線量 × 当時と現在環境線量率比 <sup>*4</sup> 原子炉容器上蓋開放 他：7.22 人・mSv ○その他の汚染状況調査 ①類似作業一人当たりの被ばく率：0.029 mSv/日 ②1 日の想定作業員：10 人 ③想定日数：3 年 ⇒①×②×③に環境線量率を補正：73.08 人・mSv ・汚染状況の調査： <u>86.17 人・mSv</u>	0.086
汚染の除去		⇒類似作業の平均被ばく率×作業量 × 当時と現在環境線量率比 <sup>*4</sup> ①類似作業一人当たりの平均被ばく率：0.209 mSv/日 ②作業量：888 人・日 ⇒①×②に環境線量率を補正： <u>19.89 人・mSv</u>	0.020

第 1.1 表 解体工事準備期間中の  
放射線業務従事者の被ばく線量 (2 / 2)

作 業		算 定 方 法	被ばく線量 (人・Sv)
設 備 の 維 持 管 理	追加点検	⇒至近 <sup>※5</sup> の同一作業の被ばく線量 × 当時と現在環境線量率比 <sup>※4</sup>  ① 1次冷却材ポンプ点検：6.22人・mSv ② 余熱除去ポンプ点検：0.60人・mSv ③ 充てんポンプ点検：約0人・mSv ④ その他機器・設備点検：0.24人・mSv	0.007
	維持管理	○1年当たりの被ばく線量 1号炉廃止措置計画認可以降の約2年間実績の 平均 : 16.51人・mSv  ○解体工事準備期間：6年 ⇒ 16.51人・mSv × 6年 = 99.06人・mSv	0.099
合 計		6年間	0.236

※1：2号炉の使用済燃料の搬出計画に基づいた直近の作業実績を使用。

※2：使用済燃料の搬出は、2号炉から発電所外への搬出実績に基づき4号炉への搬入を行うため作業量を2倍として算定。

※3：当該設備の点検計画に基づいた直近の作業実績を使用。

※4：当該設備の点検計画に基づいた直近の作業実績時と2号炉における現在の環境線量当量率との比率。

※5：当該設備の点検計画に基づいた直近の作業実績又は1号炉の解体工事準備期間に実施した作業計画のうち直近の作業実績を使用。

玄海原子力発電所 2 号炉審査資料	
資料番号	添三－2 改3
提出年月日	令和 2 年 2 月 27 日

## 玄海原子力発電所 2 号炉

### 放射性気体廃棄物及び

### 放射性液体廃棄物の放出量について

令和 2 年 2 月  
九州電力株式会社

## 目 次

1. 放射性気体廃棄物の放出量…………… 1
2. 放射性液体廃棄物の放出量…………… 1

## 1. 放射性気体廃棄物の放出量

解体工事準備期間中に廃止措置対象施設から発生する放射性気体廃棄物は、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」で評価を行っている放射性希ガス（以下、「希ガス」という。）及び放射性よう素（以下、「よう素」という。）である。

希ガス及びよう素の放出量は、「原子炉設置許可申請書 添付書類九」において評価している事項のうち、1号及び2号原子炉施設から寄与する、ガス減衰タンクからの排気、原子炉停止時の原子炉格納容器換気、原子炉格納容器減圧時の排気、原子炉補助建屋等の換気により放出される希ガス及びよう素は、2号原子炉施設が運転を終了していること及び原子炉の運転を停止してから長期間が経過していることから無視できる。また、定期検査時のよう素<sup>131</sup>についても、半減期が約8日と短く、原子炉の運転を停止してから長期間が経過していることから無視できる。

解体工事準備期間中における1号、2号、3号及び4号炉の放射性気体廃棄物の年間放出量を第1表に示す。

以上を踏まえ、放射性気体廃棄物の放出管理目標値（1号、2号、3号及び4号炉合算）は、第2表のとおり設定し、これを超えないように努める（平常時の敷地等境界における実効線量は、別紙1参照）。

## 2. 放射性液体廃棄物の放出量

解体工事準備期間中に、廃止措置対象施設から発生する放射性液体廃棄物は、原子炉運転中と同様な廃棄物がある。

放出管理目標値は、1号炉及び2号炉の運転終了に伴う復水器冷却水量及び補機冷却水量の減少を考慮し、実効線量の計算に用いる海水中における放射性物質の濃度を1号及び2号原子炉運転中と同等に維持するよう、以下のとおり変更する。

(a) 海水中における放射性物質の濃度

1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の運転中においては、放射性液体廃棄物の放出管理目標値を1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の合計（トリチウムを除く。）で $1.4 \times 10^{11} \text{Bq/y}$ に設定して放出管理していた。

「原子炉設置許可申請書 添付書類九」では、液体廃棄物中に含まれる放射性物質に起因する実効線量の計算に用いる海水中における放射性物質の濃度は、放射性物質の年間放出量を年間の復水器冷却水量（補機冷却水を含む。）で除した放水口における濃度としている。実効線量評価を行う際には、年間放出量（トリチウムを除く。）は、各号炉とも $3.7 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ とし、復水器冷却水量は保守的に最も少ない1号炉及び2号炉の値を用いている（別紙2参照）。

(b) 解体工事準備期間中における放出管理目標値

運転中の実効線量の計算に用いる海水中における放射性物質の濃度は、運転中の復水器冷却水量（補機冷却水を含む。）を基に計算している。

今後、2号炉の冷却水量を減少させるが、実効線量の計算に用いる海水中における放射性物質の濃度を2号原子炉運転中と同等に維持するよう、2号炉の年間放出量を減少させる。

解体工事準備期間中における1号、2号、3号及び4号炉の放射性液体廃棄物の年間放出量を第3表に示す。

以上を踏まえ、放射性液体廃棄物の放出管理目標値（1号、2号、3号及び4号炉合算）は、第4表のとおり設定し、これを超えないよう努める（平常時の敷地等境界における実効線量は、別紙1参照）。

第1表 解体工事準備期間中における放射性気体廃棄物の年間放出量

	核種	1号炉 (Bq/y)	2号炉 (Bq/y)		3号炉 <sup>※1</sup> (Bq/y)	4号炉 <sup>※1</sup> (Bq/y)
			解体工事 準備期間	運転(設置許可 記載値)【参考】		
希ガス	Kr-85m	~0	~0	$1.7 \times 10^{12}$	$1.8 \times 10^{12}$	$1.8 \times 10^{12}$
	Kr-85	~0	~0	$8.4 \times 10^{13}$	$1.9 \times 10^{14}$	$1.9 \times 10^{14}$
	Kr-87	~0	~0	$9.9 \times 10^{11}$	$1.0 \times 10^{12}$	$1.0 \times 10^{12}$
	Kr-88	~0	~0	$2.9 \times 10^{12}$	$3.1 \times 10^{12}$	$3.1 \times 10^{12}$
	Xe-131m	~0	~0	$2.4 \times 10^{13}$	$2.3 \times 10^{13}$	$2.2 \times 10^{13}$
	Xe-133m	~0	~0	$2.7 \times 10^{12}$	$2.8 \times 10^{12}$	$2.8 \times 10^{12}$
	Xe-133	~0	~0	$4.7 \times 10^{14}$	$3.0 \times 10^{14}$	$3.0 \times 10^{14}$
	Xe-135m	~0	~0	$9.1 \times 10^{10}$	$9.4 \times 10^{10}$	$9.4 \times 10^{10}$
	Xe-135	~0	~0	$3.2 \times 10^{12}$	$3.2 \times 10^{12}$	$2.6 \times 10^{12}$
	Xe-138	~0	~0	$4.8 \times 10^{11}$	$5.0 \times 10^{11}$	$5.0 \times 10^{11}$
	放出量合計	~0	~0	$5.9 \times 10^{14}$	$5.2 \times 10^{14}$	$5.2 \times 10^{14}$
よう素	I-131	~0	~0	$1.4 \times 10^{10}$	$1.5 \times 10^{10}$	$1.5 \times 10^{10}$
	I-133	~0	~0	$1.6 \times 10^{10}$	$1.8 \times 10^{10}$	$1.8 \times 10^{10}$

※1 3号及び4号炉から放出される希ガス及びよう素の年間放出量は「原子炉設置許可申請書 添付書類九」に示す値。

第2表 解体工事準備期間中における放射性気体廃棄物の放出管理目標値 (単位：Bq/y)

項目		放出管理目標値 <sup>※1</sup>	
		1、2号炉：廃止 3、4号炉：運転	【参考】 1号炉：廃止 2号炉：運転 3、4号炉：運転
放射性 気体廃棄物	希ガス	$1.0 \times 10^{15}$	$1.6 \times 10^{15}$
	よう素 131	$3.0 \times 10^{10}$	$4.4 \times 10^{10}$

※1：1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算の値を示す。



第3表 解体工事準備期間中における放射性液体廃棄物の年間放出量

核種	1号炉 (Bq/y)	2号炉 (Bq/y)		3号及び 4号炉各炉 <sup>※1</sup> (Bq/y)
		解体工事 準備期間	運転(設置許可 記載値)【参考】	
Cr-51	$1.65 \times 10^7$	$1.65 \times 10^7$	$7.4 \times 10^8$	$7.4 \times 10^8$
Mn-54	$2.48 \times 10^7$	$2.48 \times 10^7$	$1.11 \times 10^9$	$1.11 \times 10^9$
Fe-59	$1.65 \times 10^7$	$1.65 \times 10^7$	$7.4 \times 10^8$	$7.4 \times 10^8$
Co-58	$8.26 \times 10^7$	$8.26 \times 10^7$	$3.7 \times 10^9$	$3.7 \times 10^9$
Co-60	$1.24 \times 10^8$	$1.24 \times 10^8$	$5.55 \times 10^9$	$5.55 \times 10^9$
Sr-89	$1.65 \times 10^7$	$1.65 \times 10^7$	$7.4 \times 10^8$	$7.4 \times 10^8$
Sr-90	$8.26 \times 10^6$	$8.26 \times 10^6$	$3.7 \times 10^8$	$3.7 \times 10^8$
I-131	$1.24 \times 10^8$	$1.24 \times 10^8$	$5.55 \times 10^9$	$5.55 \times 10^9$
Cs-134	$1.65 \times 10^8$	$1.65 \times 10^8$	$7.4 \times 10^9$	$7.4 \times 10^9$
Cs-137	$2.48 \times 10^8$	$2.48 \times 10^8$	$1.11 \times 10^{10}$	$1.11 \times 10^{10}$
放出量合計 (H-3を除く)	$8.2 \times 10^8$	$8.2 \times 10^8$	$3.7 \times 10^{10}$	$3.7 \times 10^{10}$
H-3	$8.2 \times 10^{11}$	$8.2 \times 10^{11}$	$3.7 \times 10^{13}$	$7.4 \times 10^{13}$
年間の復水器冷却水量 (補機冷却水を含む)	$2.10 \times 10^7$ (m <sup>3</sup> /y)	$2.10 \times 10^7$ (m <sup>3</sup> /y)	$9.41 \times 10^8$ (m <sup>3</sup> /y)	$2.06 \times 10^9$ (m <sup>3</sup> /y)

※1 3号及び4号炉から放出される放射性液体廃棄物の年間放出量は「原子炉設置許可申請書 添付書類九」に示す値。

第4表 解体工事準備期間中における放射性液体廃棄物の放出管理目標値 (単位:Bq/y)

項目	放出管理目標値 <sup>※1</sup>	
	1、2号炉：廃止 3、4号炉：運転	【参考】 1号炉：廃止 2号炉：運転 3、4号炉：運転
放射性液体廃棄物 (トリチウムを除く。)	$7.5 \times 10^{10}$	$1.1 \times 10^{11}$

※1 : 1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉合算の値を示す。

(別紙 1)

平常時の敷地等境界における実効線量とその内訳について

解体工事準備期間における平常時の敷地等境界での実効線量については、下表に示すとおりとなっている。

単位：[ $\mu$ Sv/y]

		1号炉	2号炉	3号炉	4号炉	合計
①放射性気体廃棄物中の希ガスの $\gamma$ 線からの外部被ばくによる実効線量		0	0	約 $3.5 \times 10^{-1}$	約 $3.3 \times 10^{-1}$	約0.7
②放射性液体廃棄物中の放射性物質（よう素を除く）の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量		約 $2.8 \times 10^0$				約2.8
③よう素の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量	気体廃棄物に含まれるよう素	0	0	約 $3.2 \times 10^{-1}$	約 $2.1 \times 10^{-1}$	約0.8
	液体廃棄物に含まれるよう素	約 $2.5 \times 10^{-1}$				
合計						約4.2

ここで、①放射性気体廃棄物中の希ガスからの $\gamma$ 線からの外部被ばくによる実効線量の計算は、1～4号炉各炉の原子炉施設から環境に放出される希ガスを放出源として考慮するため、各号炉それぞれの実効線量が計算される。

一方、②放射性液体廃棄物中の放射性物質（よう素を除く）の摂取に伴う内部被ばくは、原子炉施設の前面海域に生息する海産物を摂取することによる実効線量を評価するものであり、原子炉施設の放水口における海水中の放射性物質濃度を用いて計算される。評価においては、濃度が最も高くなる1号炉及び2号炉の放水口の濃度を発電所全体の値として用いて、実効線量が計算される。

また、③よう素の摂取に伴う内部被ばくによる実効線量の計算は、気体廃棄物に含まれるよう素は①と同様に各号炉それぞれの実効線量が、液体廃棄物に含まれるよう素は②と同様に1号炉及び2号炉の放水口の濃度を発電所全体の値として用いた実効線量が計算される。

(別紙 2)

解体工事準備期間中の被ばく評価に用いる年間の復水器冷却水流量等について

放射性液体廃棄物による被ばく評価において、周辺公衆の受ける被ばく線量は海水中の放射性物質の濃度に依存する。このため、放出される放射性物質量及び復水器冷却水量（原子炉補機冷却水含む）の条件により被ばく線量変動する。

復水器冷却水量（原子炉補機冷却水含む）について、設置許可申請書での評価条件から、以下のように評価条件を変更して評価を実施した。

		原子炉運転中 (設置許可申請)	解体工事準備期間 (廃止措置認可申請)
計算条件	循環水ポンプ（復水器冷却水） 運転台数	2台	0台
	海水ポンプ（原子炉補機冷却水） 運転台数	3台	1台
	ポンプ稼働率 <sup>※1</sup>	80%	100%
計算結果	復水器冷却水流量(m <sup>3</sup> /h)	約 128,000 <sup>※2</sup>	0
	原子炉補機冷却水量(m <sup>3</sup> /h)	約 6,020 <sup>※3</sup>	約 2,400 <sup>※4</sup>
	年間復水器冷却水量(m <sup>3</sup> /y) ①	約 8.99×10 <sup>8</sup>	0
	年間原子炉補機冷却水量(m <sup>3</sup> /y) ②	約 4.22×10 <sup>7</sup>	約 2.10×10 <sup>7</sup>
	合計 ①+②	9.41×10 <sup>8</sup>	2.10×10 <sup>7</sup>

※1 原子炉運転中（設置許可申請）は「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき、原子炉施設の稼働率を80%としている。

解体工事準備期間（廃止措置認可申請）については、海水ポンプ1台を常時運転することから年間100%としている。

※2 原子炉運転中（設置許可申請）の復水器冷却水流量は循環水ポンプの容量から設定。  
(循環水ポンプ容量) × (台数) = 約64,000 × 2 = 約128,000

※3 原子炉運転中（設置許可申請）の原子炉補機冷却水量は1、2次系機器に必要な海水流量から設定。

※4 解体工事準備期間（廃止措置認可申請）の原子炉補機冷却水量は海水ポンプの容量から設定。

(海水ポンプ容量) × (台数) = 約2,400 × 1 = 約2,400