

# 東海第二発電所 新規制基準への適合性に係る 主な変更点について

平成30年1月19日  
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

# 説明項目

これまでの審査会合での説明内容から基本設計を変更，追加又は明確化する事項について，基準適合性を説明する。また，隣接事業所敷地関連の合意文書に係る隣接事業所との協議の状況を報告する。

分類	No.	説明項目	区分	関連条文	頁
溢水	1	施設定期検査期間中の原子炉棟6階に対する溢水防護方針の変更について	変更	9条	P1
体制 共用	2.1	東海発電所の事故の同時発生による東海第二災害対策本部体制への影響について	変更	技術的能力1.0	P7
	2.2	緊急時対策所，通信連絡設備の共用について	変更	61条、62条	P11
	2.3	東海発電所との共用設備について	変更	12条	P17
線量	3	格納容器ベント実施時(炉心損傷前)における敷地境界の線量評価の追加について	追加	37条、48条	P19
建屋 外壁	4	原子炉建屋付属棟のALCパネル部への対応方針について	追加	4条、6条、43条	P20
その他	5.1	隣接事業所敷地の管理等の対応状況について	(報告)	—	P25
	5.2	敷地境界及び周辺監視区域について	変更	実用炉規則第2.3条	P26
	5.3	隣接事業所からの飛来物対策の追加について	追加	6条	P27
	5.4	落雷の考慮に関する設計基準雷撃電流値の変更について	変更	6条	P29
	5.5	安全保護回路の一部に使用されるデジタル機器の設計方針明確化について	明確化	24条	P30
	5.6	重大事故等対処施設の設置に伴う放射性廃棄物処理施設の一部撤去について	変更	27条	P31
	5.7	電線路の物理的分離に関する設計方針の追加について	追加	33条	P34
	5.8	被ばく評価におけるコンクリート密度の変更について	変更	12、26、50、59、61条 57条、技術的能力1.13	P35
	5.9	緊急時対策所建屋の換気系設備の重大事故等対処設備範囲明確化について	明確化	61条	P39

# 1. 施設定期検査期間中の原子炉棟6階に対する溢水防護方針の変更について(1/6)

## 1. 内容

【変更前】(審査会合2017年8月)

- (1) 使用済燃料プール(SFP)からのスロッシング水は、原子炉棟6階には滞留させず、下階に導き最下層(地下2階)のみに滞留
- (2) 施設定期検査期間中に考慮するスロッシング対応は、仮設等を考慮した現実的な運用で対応

【変更後】

通常運転時 :

- ◆ 変更なし

施設定期検査時 :

- ◆ SFP, ドライヤセパレータプール(DSP), 原子炉ウェル満水時のスロッシングを考慮し、原子炉棟6階での溢水は、6階面より流下させず、SFP等へ導き戻す運用とする

【施設定期検査期間中の具体的な溢水防護対応(原子炉棟6階)】

- ◆ 溢水量に対応する高さの止水板を開口部に設置 『溢水の下階への流下防止措置』
- ◆ 床ドレンファンネルを閉止 『溢水の下階への流下防止措置』
- ◆ プール等外周部の異物落下防止堰(高さ約10cmのコンクリート製)に一部切り欠きを設置 『溢水は全てプール等に戻す対策』

【対応期間】原子炉ウェル及びDSPの水張期間

プラント停止直後より格納容器上蓋開放までに止水板及びファンネル閉止装置の取付を行い、原子炉ウェル及びDSPの水張り中はこれを維持する。原子炉復旧のための原子炉ウェル及びDSPの水抜き終了後、格納容器上蓋復旧時に、取り外しを行う。

【対応時の影響】

溢水したスロッシング水を再びプール側に戻す場合、水質悪化等による燃料等への影響が考えられるが、各浄化系統を運転することで、設備等への大きな影響はない。

# 1. 施設定期検査期間中の原子炉棟6階に対する溢水防護方針の変更について(2/6)

## 2. 理由

施設定期検査期間中は、通常運転時と異なり、SFPに加え原子炉ウェルやDSPも水張され、スロッシングによる溢水量が増加する。一方、溢水がプール等の元の場所に戻るための開口部が大幅に拡大するため、原子炉ウェル及びDSPも含めた最大溢水量を考慮したうえで、スロッシングによる溢水を原子炉建屋6階面に滞留させることなく、元の場所(原子炉ウェルやDSP等)に導く運用とし、6階面で溢水の速やかな排除と汚染拡大防止を図る。

### 通常運転時

スロッシングによる溢水は、閉止していない床ドレンファンネル10か所から下階に流下させ、耐震性や余震による影響を速やかに排除



### 通常運転時と比較した施設定期検査時の特徴

- ① 原子炉ウェル及びDSPが水張状態(施設定期検査中の点検及び燃料交換作業)であるため、スロッシング量は増加するが、原子炉ウェル等が開口状態のため床面への溢水は、溢水評価における流下開口となるプール等(元の場所に)に戻る
- ② 原子炉ウェル等の水は、SFPの水に比べ放射性物質濃度が高い(平均にして約10倍)ため、スロッシングによる汚染範囲を拡大させない方針とする。また、通常運転時に比べ作業員等の立入も多く、被ばく防止の観点からも溢水範囲を拡大させないことが望ましい。
- ③ 施設定期検査時と通常運転時の対策を同一(大物機器搬入口への施設定期検査時のスロッシングを考慮したコンクリート堰設置)とする場合、通常時の作業(ドライキャスクの6階への搬出入)に影響がある。



施設定期検査中(原子炉ウェル等の水張期間)は、その特徴も踏まえた特別な運用として、原子炉建屋原子炉棟6階床面の溢水は、下階ではなく、元の場所(SFPや原子炉ウェル等)に速やかに導き対応

# 1. 施設定期検査期間中の原子炉棟6階に対する溢水防護方針の変更について(3/6)

## 3. 具体的対策

### 3.1 スロッシングによる溢水量の評価結果

スロッシング評価結果(最大応答波)

評価対象	地震波の種類	溢水量(m <sup>3</sup> )
使用済燃料プール	S <sub>s</sub> -13	81.49 <sup>*1</sup> (156 <sup>*2</sup> )
原子炉ウェル	S <sub>s</sub> -13	210 <sup>*2</sup>
ドライヤセパレータ プール	S <sub>s</sub> -13	211 <sup>*2</sup>
合計		約503

※1: 3次元解析によるスロッシング量

※2: 簡易評価による保守的なスロッシング量

簡易評価は詳細  
評価の約2倍

スロッシングによる溢水水位

評価対象	溢水量(m <sup>3</sup> )	水位(m)※
通常時評価	89.64 ※※※	0.12
停止時評価	503	0.67

→ 高さ0.4m堰により防護

→ 高さ0.4m堰+0.3m止水板※※  
により防護(堰を設置しない  
RHRハッチの場合は0.7mの止  
水板)

※ 水位の評価(0.12及び0.67m)では、スロッシング水はプール等には戻らないとして評価。

SFP, DSP, 原子炉ウェルの面積は水位評価のための滞留面積からは除外し保守性を確保。

※※ 止水板については、DSP, 原子炉ウェルの3次元スロッシング解析により詳細値を確認し、

0.2m以上の裕度を有することを確認する。なお、現設計から低い側には見直さない。

裕度が確保されない場合には、高さを見直し裕度を確保。

※※※ スロッシングの評価値に対して、10%の裕度を確保

### 3.2 スロッシング対策



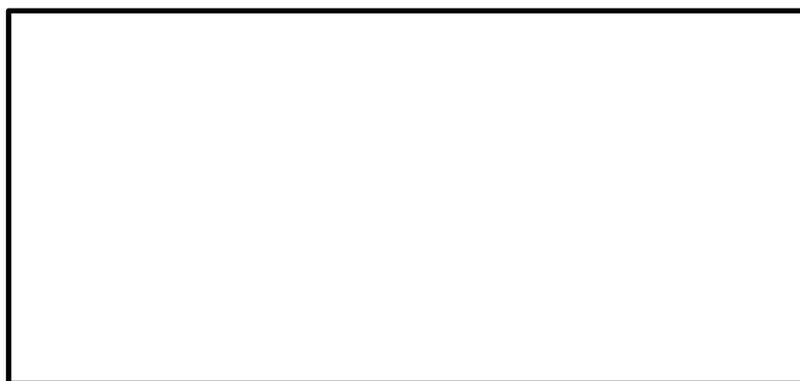
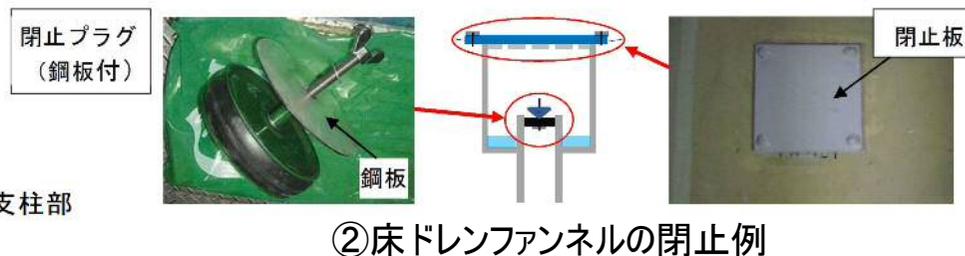
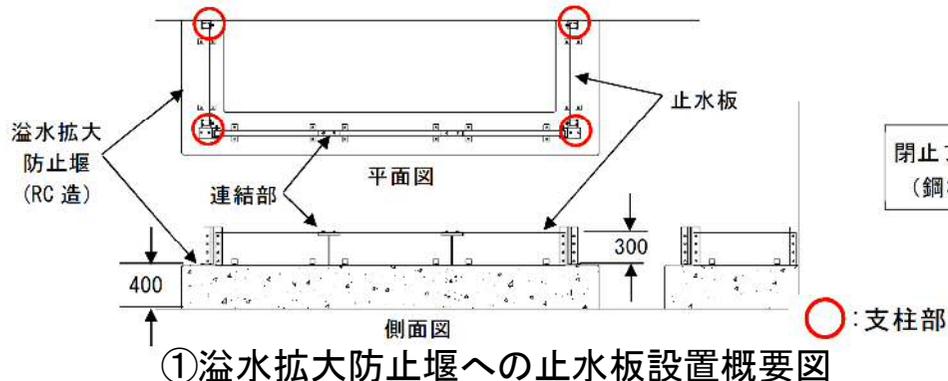
# 1. 施設定期検査期間中の原子炉棟6階に対する溢水防護方針の変更について(4/6)

## 3.3 スロッシング対策(詳細)

◆原子炉ウェル及びDSPの水張期間は、以下の運用を実施

- ①溢水拡大防止堰(高さ0.4m)の上に0.3mの止水板を設置  
機器ハッチを開放する場合は、開口部に0.7mの止水板を設置
- ②西側床ドレンファンネルの閉止
- ③プール外周部の堰に切欠きを設置

- ・止水板及び床ドレンファンネル閉止は強度、耐震性(基準地震動 $S_s$ )、止水性を有する設計とする
- ・止水板取り付け及び床ドレンファンネルの閉止は、寸法管理や締付けトルク管理にて止水機能を維持できることを、モックアップ試験にて確認する
- ・各取付(機能確認を含む)の運用については、保安規定に基づき管理する



③プール外周部堰の切欠き概要図

- ・SFP及びDSP外周部には異物混入防止を目的とした堰(高さ約0.1m)が設置されているが、溢水がプール側に流入するよう、堰の一部を切欠く対策を実施する(SFP, DSPに各2箇所設置)
- ・切欠き部については、スロッシングによる仮置物品等の流入を防止するため二重構造とし、入口部には異物混入防止の網を設置する
- ・切欠き部の閉塞を想定した排水作業について、保安規定に基づく運用として、対応手順等を社内規定に定める

# 1. 施設定期検査期間中の原子炉棟6階に対する溢水防護方針の変更について(5/6)

## 3.4 各段階で担保すべき事項

	溢水拡大防止堰	SFP等外周部の堰への切り欠き (通常運転時は評価上期待せず)	止水板の設置 (溢水拡大防止堰上及び点検用ハッチ開口部)	床ファンネルの閉止措置	備考
想定時期	通常運転時	施設定期検査中(原子炉ウェル及びDSPの水張期間及び点検用ハッチ開放期間)			
スロッシング*	SFP	SFP+原子炉ウェル+DSP			
基本設計 (設置変更許可)	◆SFP等からのスロッシングに対する基本方針 (滞留させない)	◆SFP等からのスロッシングに対する基本方針 (滞留させない)	◆SFP等からのスロッシングに対する基本方針 (下階に流下させない)	◆SFP等からのスロッシングに対する基本方針 (下階に流下させない)	
	・評価に用いたスロッシング水量(通常運転時)及び堰高さの妥当性	・評価に用いたスロッシング水量(施設定期検査時)及びプールに戻る流下の妥当性, 閉塞可能性と対応方針	・評価に用いたスロッシング水量(施設定期検査時)及び止水板高さの妥当性	・評価に用いたスロッシング水量(施設定期検査時)及び閉止措置の妥当性	
詳細設計 (工事計画認可)	◆スロッシング量の詳細値及び詳細評価での水位 ◆溢水拡大防止堰の構造健全性(構造強度, 耐震)及び止水機能	◆スロッシング量の詳細値及び詳細評価での水位 ◆切り欠きの部の構造健全性(構造強度, 耐震)及び流下評価	—	—	
運用管理 (保安規定等)	◆保守管理(ひび割れ, 損傷等のないことの定期的な確認等)	◆保守管理(施設定期検査前に閉塞等のないこと及び閉塞時の対策, 資機材の確保を確認) ◆具体的な閉塞対策は以下 ◆可搬型排水ポンプ2台(予備1台), ホース等の必要資機材を準備, 対応体制の確立(要員, 連絡体制, 訓練) ◆仮置き状態にある原子炉格納容器上蓋や大型工具類については, スロッシング水により流されないように固縛を実施。小型工具類については, 工具箱内に保管し, 工具箱を固縛	◆施設定期検査期間における6階開口部への止水板の取り付け運用(水張前に確認) ◆止水板を取り付けた際の構造健全性及び止水機能が確保されていること (外観点検及び取り付けの際の面間(パッキン締め付け量)等が規定範囲内にあることの確認)	◆施設定期検査期間における6階床ファンネルの閉止運用(水張前に確認) ◆床ファンネルを閉止した際の構造健全性及び止水機能が確保されていること (外観点検及び取り付けの際の面間(パッキン締め付け量)等が規定範囲内にあることの確認)	止水板及び閉止プラグについては, 取外し, 取付けを実施するため, 運用を保安規定にて管理

# 1. 施設定期検査期間中の原子炉棟6階に対する溢水防護方針の変更について(6/6)

## 4. 基準適合性

<b>实用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則</b>	<b>实用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈(抜粋)</b>
<p>(溢水による損傷の防止等)</p> <p>第九条 安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>2 設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。</p>	<p>第9条(溢水による損傷の防止)</p> <p>3 第1項に規定する「安全機能を損なわないもの」とは、発電用原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、及び放射性物質の閉じ込め機能を維持できること、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できることをいう。さらに、使用済燃料貯蔵槽においては、プール冷却機能及びプールへの給水機能を維持できることをいう。</p>

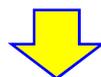
### ◆施設定期検査期間中の具体的な溢水防護対応(原子炉棟6階)

#### 『溢水の下階への流下防止措置』

- ① 溢水量に対応する高さの止水板を開口部に設置
- ② 床ドレンファンネルを閉止

#### 『溢水は全てプール等に戻す対策』

- ③ プール等外周部の異物落下防止堰(高さ約10cmのコンクリート製)に一部切り欠きを設置



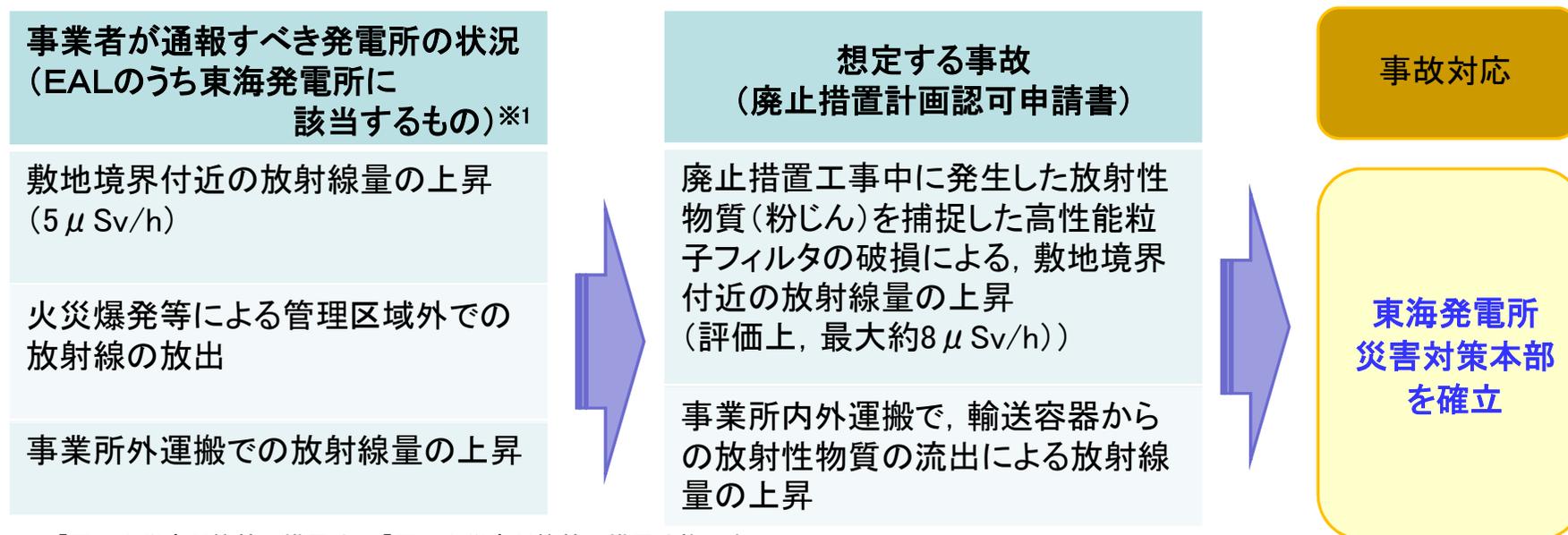
- ① 原子炉棟6階範囲の運用の変更であり、これ以外の溢水評価に影響はない
- ② 床ドレンファンネルの閉止運用を行うが、漏えい検知器を設置し、検知機能は確保する
- ③ プール等への滞留先の変更であるが、他エリアへの影響はないことから、これ以外の溢水評価に影響はない

## 2. 1 東海発電所の事故の同時発生による東海第二災害対策本部体制への影響について

### 1. 内容

東海第二の重大事故等時には、災害対策本部(110名)を確立する。隣接する東海発電所では、全ての核燃料が搬出済みであり重大事故等は発生しないため、これまでの審査会合では、東海第二への影響がないことは説明したが、東海第二の重大事故時に、東海発電所で原災法及び関連法令に定める特定事象が同時発生した場合には、東海第二及び東海発電所で災害対策本部を同時に確立することについて説明していなかった。

このため、東海第二及び東海発電所の災害対策本部の体制及び災害対策要員のうち両発電所を兼務する要員の考え方にに基づき、両発電所の災害対策本部を同時に確立した場合における、東海発電所の事故対応が東海第二の重大事故等対応に影響を及ぼさないことを説明する。



※1 「原子力災害対策特別措置法」、「原子力災害対策特別措置法施行令」、「原子力災害対策指針」及び「原子力災害対策特別措置法に基づき原子力防災管理者が通報すべき事象等に関する規則」に基づく。

図1 原子力災害対策特別措置法等における廃止措置中の東海発電所で想定される特定事象とその対応

## 2. 1 東海発電所の事故の同時発生による東海第二災害対策本部体制への影響について

- 東海第二と東海発電所で災害対策本部を同時に確立した場合には、各発電所の対応要員は基本的に別組織とするが、東海第二の災害対策本部の一部の要員は、東海発電所の災害対策本部の要員を兼務する。
- 重大事故等の対応に係わる現場作業を行う要員及びその要員に指示をする要員、また、特定施設に係る課題等の専門的な現場作業又は検討を行う要員は、各発電所の独立した組織とするが、これ以外の要員は、表1に示すとおり、両発電所の対応を共通して行うことが必要である作業に係る要員であり、東海発電所の災害対策本部の要員と兼務する。
- 各班の作業等の内容を踏まえて、別組織とする要員と兼務する要員を組み合わせる体制を確立することにより、迅速かつ確実に、東海第二の重大事故等(東海:事故)に対応できる。

表1 東海第二と東海発電所の災害対策要員を兼務する要員

区分※2	兼務する要員
I	両発電所の状況を総合的に把握し対応の優先度を含めて指示を行う必要がある要員
II	両発電所の状況の対外的な発信及び対応等、両発電所の状況を迅速に説明及び回答(関連作業含む)することが求められる要員
III	警備, 救護, 資機材の調達及び緊急時対策所の立ち上げ(換気系の切替え, 専用電源の起動等)等の両発電所に係る共通の作業を行う要員
IV	火災発生時に初期消火活動に係る要員 (発電所別の対応より敷地全体を網羅的に対応する必要がある)

※2 組織図(後段の図参照)に各区分を記載

## 2.1 東海発電所の事故の同時発生による東海第二災害対策本部体制への影響について

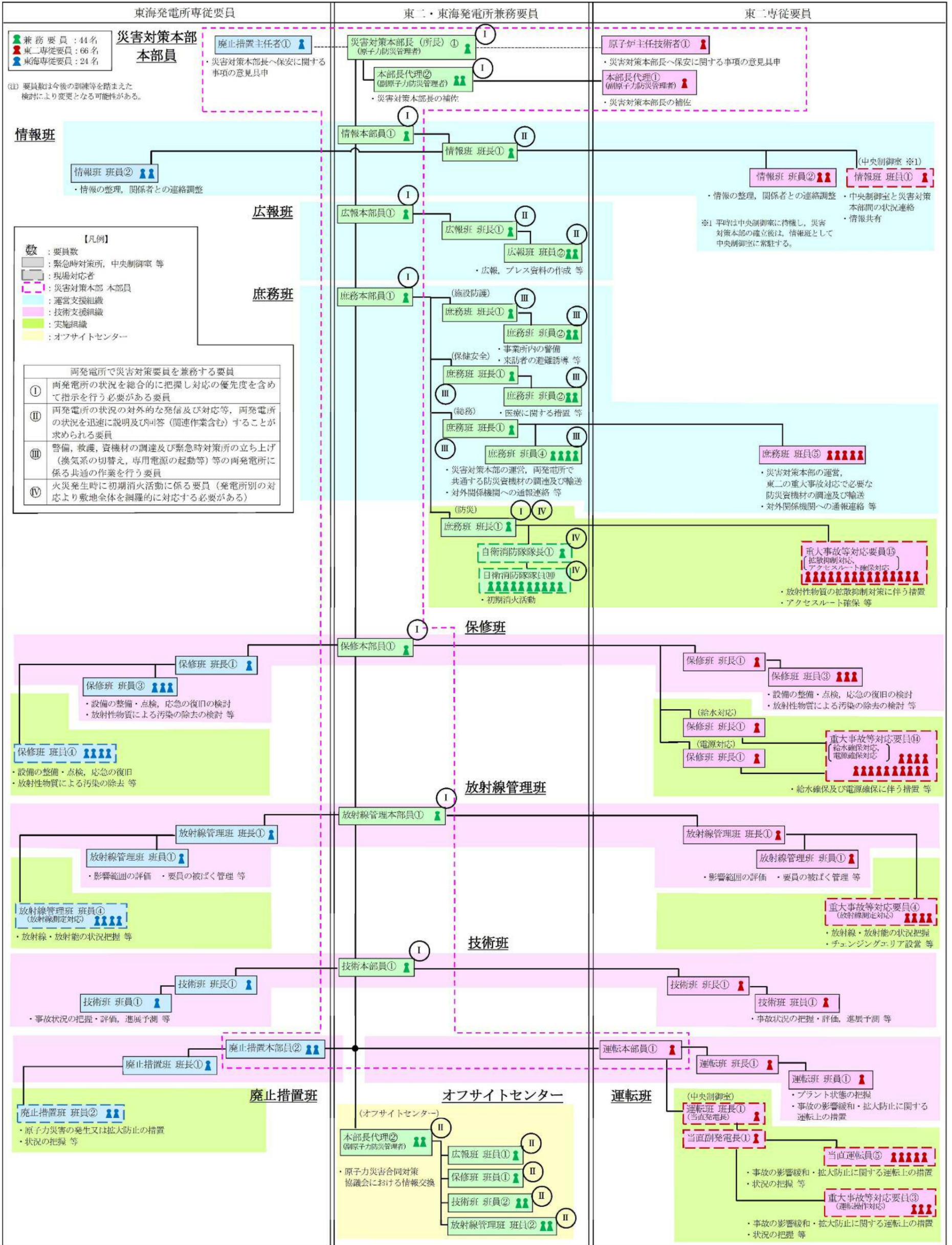
これらの考え方を踏まえて、東海第二及び東海発電所の災害対策本部の要員を確保することにより、東海第二及び東海発電所の災害対策本部を同時に確立した場合にも、東海第二の重大事故等の収束に係る作業を迅速かつ確実に行うことができる。したがって、東海発電所の事故対応が東海第二の重大事故等対応に影響を及ぼさない。

表2 東海第二と東海発電所の災害対策本部の要員数

発電所	専従要員	兼務要員	合計
東海第二	66名	44名※3	110名
東海	24名	33名※3	57名

※3 東二災害対策要員の自衛消防隊(11名)は、東海第二に加えて東海発電所における初期消火対応も行うため兼務とするが、東海発電所原子力防災業務計画では、東海発電所の災害対策要員に自衛消防隊を含まないため、東海第二と東海発電所の災害対策本部の兼務要員の数が異なる。

# 東二及び東海発電所の災害対策要員の構成 (各職位及び各班における発電所別の組織及び兼務の関係を整理したもの)



## 2.2 緊急時対策所、通信連絡設備の共用について

### 〔緊急時対策所〕

#### 1. 内容

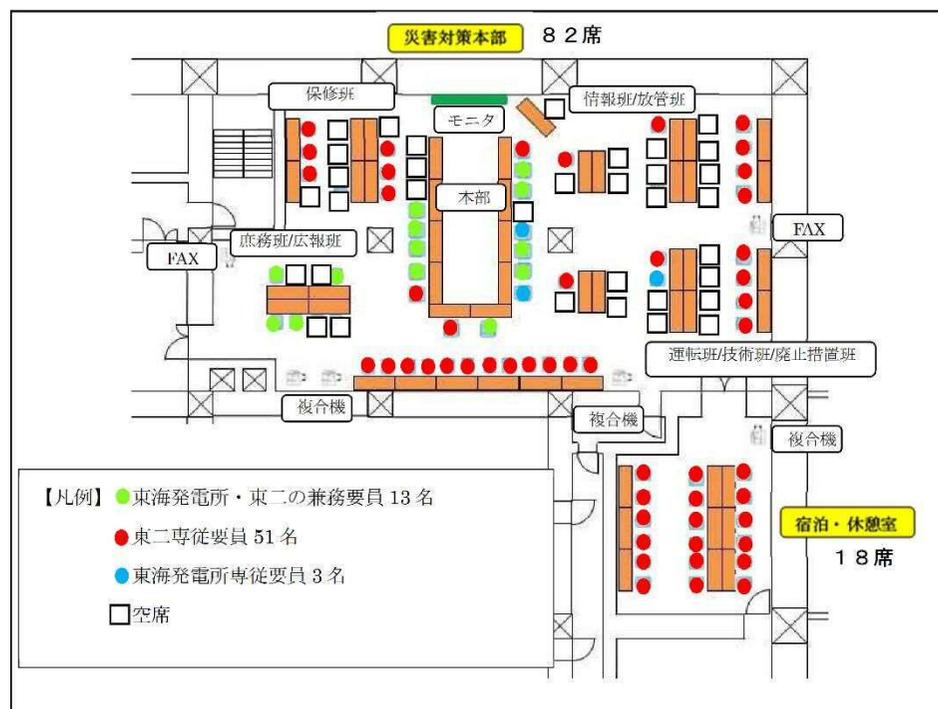
東二の重大事故等発生時に東海発電所の事故が同時に発生した場合において、緊急時対策所の同一スペースを共用することから、東海専従要員を収容した場合の緊急時対策所の設計の妥当性について説明する。

#### 2. 基準適合性

##### ○第六十一条(緊急時対策所)第2項への適合性について

東二重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、東二の原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための要員の合計64名(プルーム通過中、最大)を収容でき、東海発電所専従要員3名を加えた合計67名(詳細は別図参照)を十分収容できる設計としている。

#### 【プルーム通過中:67名】



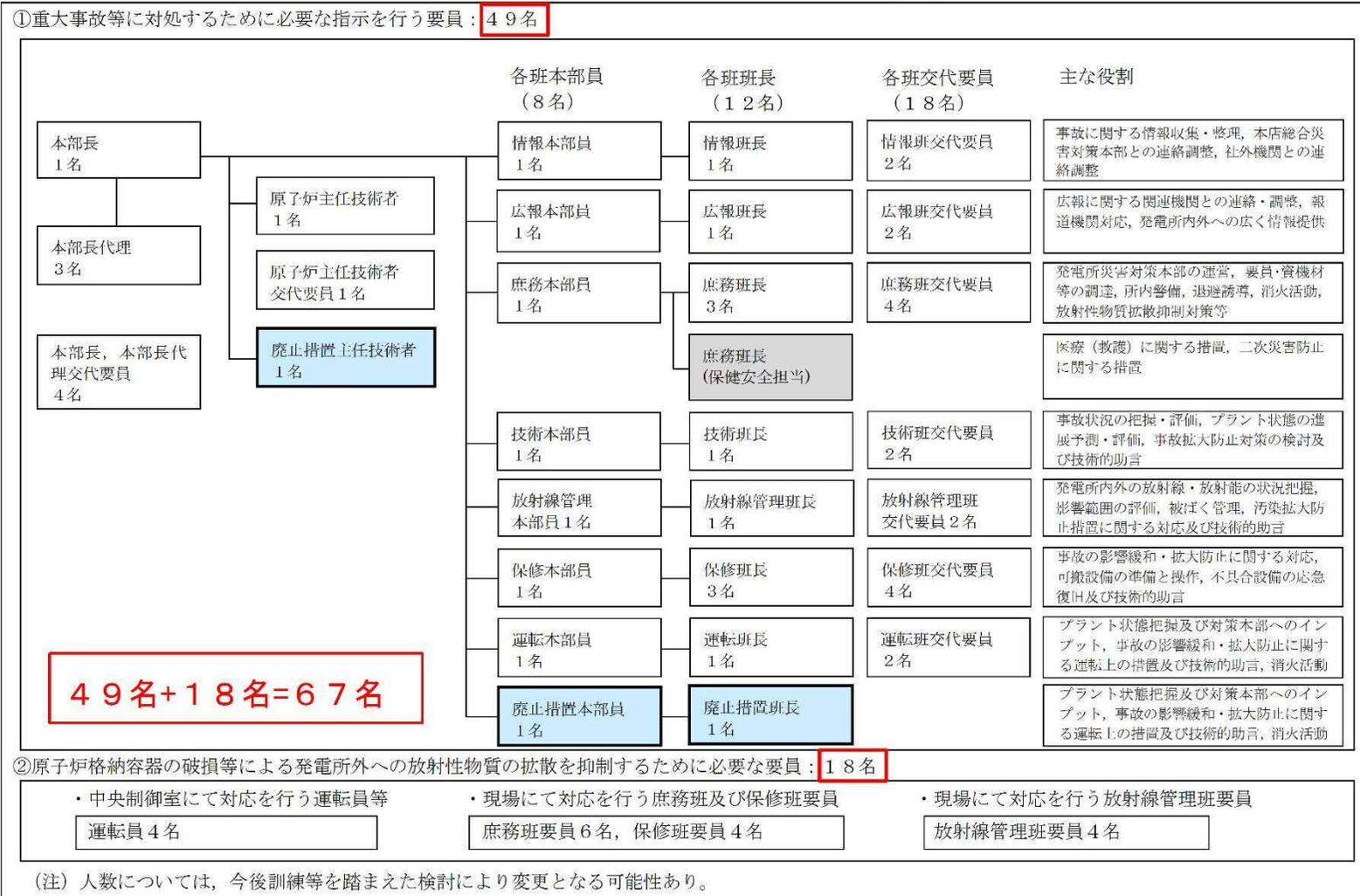
・緊急時対策所内スペースに裕度あり

・東二の重大事故等時における指揮命令に悪影響を及ぼさないよう要員はビブス等により識別。

## 2.2 緊急時対策所、通信連絡設備の共用について

### 【別図】

凡例：  
 プルーフ通過時は庶務本部員又は班長が兼務  
 緊急時対策所にとどまる東海発電所専従要員



東海発電所の事故が同時に発生した場合の緊急時対策所プルーフ通過時の要員

## 2. 2 緊急時対策所，通信連絡設備の共用について

### ○第四十三条(重大事故等対処設備)第2項二号への適合性について

共用する常設重大事故等対処設備		安全性の向上	共用による悪影響
緊急時対策所遮蔽		<ul style="list-style-type: none"> <li>・同スペースを共用することにより，東二及び東海発電所の災害対策本部を別々のスペースとした場合に生じる情報共有の遅延や漏れを防止することができる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設計条件に収容要員数は考慮不要</li> </ul>
緊急時対策所 非常用換気設備	緊急時対策所非常用送風機		<ul style="list-style-type: none"> <li>・設計において考慮する条件のうち，収容要員の呼気に含まれる二酸化炭素濃度を考慮した必要外気量は，東海発電所及び東二同時発災を考慮した体制を収容する緊急時対策所建屋の換気に必要な外気量に包絡されるため，収容要員数による悪影響は無い。</li> </ul>
	緊急時対策所非常用フィルタ装置		<ul style="list-style-type: none"> <li>・設計条件に収容要員数は考慮不要</li> </ul>
	緊急時対策所用差圧計		<ul style="list-style-type: none"> <li>・設計条件に収容要員数は考慮不要</li> </ul>
常設代替電源設備	緊急時対策所用 <ul style="list-style-type: none"> <li>・発電機</li> <li>・発電機燃料油貯蔵タンク</li> <li>・発電機給油ポンプ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・発電機等の容量は，東海発電所及び東二同時発災を考慮した体制を収容する緊急時対策所建屋の負荷に対して，十分な裕度を有しており悪影響無し</li> </ul>	

### ○第四十三条(重大事故等対処設備)第3項一号への適合性について

共用する可搬型重大事故等対処設備		容量
緊急時対策所 非常用換気設備	緊急時対策所加圧設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>・加圧設備の容量は，東海発電所及び東二同時発災を考慮した体制67名を上回る100名を対象とした容量としている。</li> </ul>
酸素濃度計，二酸化炭素濃度計		<ul style="list-style-type: none"> <li>・設計条件に収容要員数は考慮不要</li> </ul>

### 3. 東海発電所の事故対応を行う場合に用いる飲料水，食料及び放射線防護具類

緊急時対策所の建屋外に東海発電所専用確保し，必要に応じ緊急時対策所に持ち込むため，東二の重大事故等への対応には悪影響を及ぼさない。

## 2.2 緊急時対策所、通信連絡設備の共用について

### 〔通信連絡設備〕

#### 1. 内容

東二の重大事故等発生時に東海発電所の事故が同時に発生した場合においては、通信連絡設備の一部として無線連絡設備(携帯型)、衛星電話設備(固定型)、衛星電話設備(携帯型)及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX)を共用することから、これらの通信連絡設備の設計の妥当性について説明する。

#### 2. 基準適合性について

○第四十三条(重大事故等対処設備)第2項二号への適合性について

共用する常設重大事故等対処設備		使用者／用途	安全性の向上	共用による悪影響
衛星電話設備	・固定型	広報班(兼務)及び庶務班(兼務)等／所内外通信連絡	以下の用途に使用する通信連絡設備は、同一の端末を使用することにより、端末を変更する場合に生じる情報共有の遅延を防止することができる。 ・兼務要員間 ・兼務要員と発電所外関係箇所間	共用による悪影響を及ぼさないよう、使用する通信連絡設備は東二専従要員及び兼務要員の重大事故等の対応に必要な容量を確保している。 なお、東海発電所の専従要員は別に確保する通信連絡設備を使用することから容量の考慮不要。
統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備	・テレビ会議システム ・IP電話 ・IP-FAX	広報班(兼務)及び庶務班(兼務)等／所外通信連絡		

○第四十三条(重大事故等対処設備)第3項一号への適合性について

共用する可搬型重大事故等対処設備		使用者／用途	容量
無線連絡設備	・携帯型	自衛消防隊(兼務)／所内通信連絡	使用する通信連絡設備は、東二専従要員及び兼務要員の重大事故等の対応に必要な容量を確保している。 なお、東海発電所の専従要員は別に確保する通信連絡設備を使用することから容量の考慮不要。
衛星電話設備	・携帯型	自衛消防隊(兼務)等／所内外通信連絡	

## 2.2 緊急時対策所、通信連絡設備の共用について

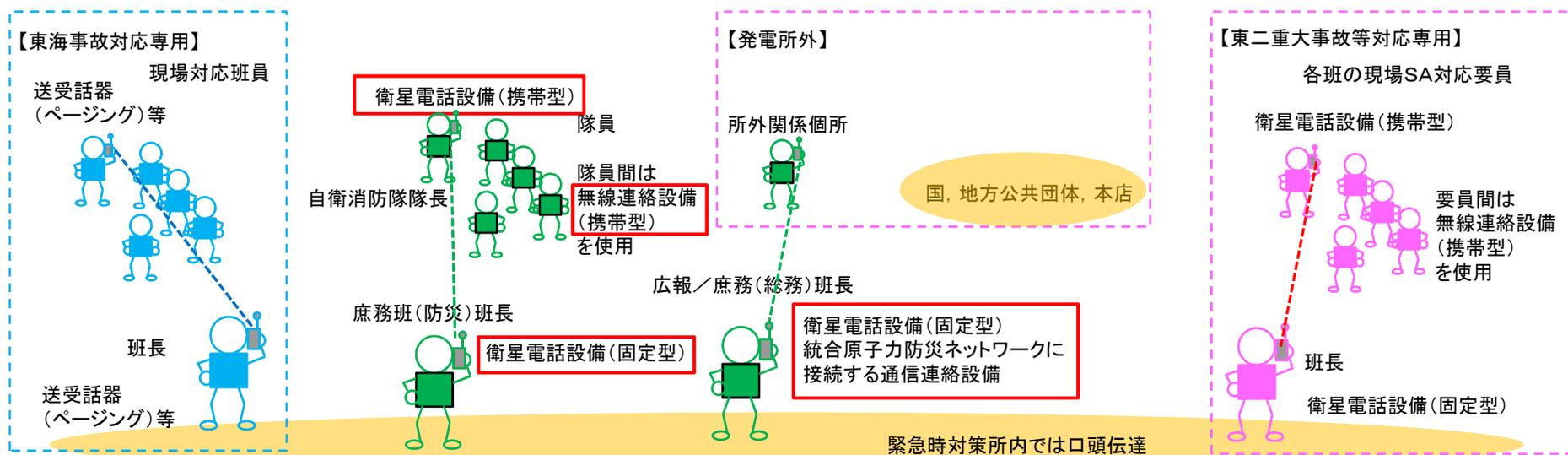
### 【参考】

		事故発生、拡大	炉心露出、損傷、溶融	プルーム通過	プルーム通過後
防災対策		▽ 災害対策本部体制による事故収束活動		▽ プルーム通過直前	▽ プルーム通過後
中央制御室 (現場対応含む)		事故拡大防止、炉心損傷防止活動、格納容器破損防止活動		緊急時対策所(4) 【中央制御室待避室】当直要員(3)	事故拡大防止、 格納容器破損防止活動
		当直要員(7)			当直要員(7)
		重大事故等対応要員 (運転班員)(3)		退避(3)	重大事故等対応要員 (運転班員)(3)
		情報班員(1)		退避(1)	情報班員(1)
東二 現場	重大事故等 対応要員	構内瓦礫撤去、炉心損傷防止活動、格納容器破損防止活動 (電源復旧、注水等)、放射性物質拡散抑制活動		格納容器ベント対応 【二次隔離弁操作室】 重大事故等対応要員(3)	構内瓦礫撤去、 格納容器破損防止活動 (電源復旧、注水等)、 放射性物質拡散抑制活動
		重大事故等対応要員 (庶務班員(15)、保修班員(14))		退避(19) 緊急時対策所(10) プルーム通過後に必要な要員以外の 現場要員は基本的に発電所外退避	重大事故等対応要員 (庶務班員)(6) (保修班員)(4)
	モニタリング 要員	構内モニタリング、可搬型モニタ設置		緊急時対策所(4)	モニタリング等
		重大事故等対応要員 (放射線管理班員(4))			重大事故等対応要員 (放射線管理班員(4))
東海 現場	災害対策要員	災害対策要員 (廃止措置班員(2)、放射線管理班員(4)、保修班員(4))		退避(10)	
緊急時対策所		東海発電所災害対策本部要員(14)		退避(12)	東海第二災害対策本部要員(47)
		東海第二災害対策本部要員(47)		東海第二災害対策本部要員(46)	東海第二災害対策本部要員(47)
		《計61》		【緊急時対策所】 東二本部要員(23)、 東二本部交替要員(23) 現場要員(庶務班員、保修要員)(10)、 運転要員(当直運転員)(4)、 モニタリング要員(4)	《計50》
		《計49》		《計67》	
発電所外		交替・待機要員			必要時招集

【別図1】東海発電所の事故が同時に発生した場合の緊急時対策所 事故発生からプルーム通過後までの要員の動き

## 2.2 緊急時対策所、通信連絡設備の共用について

### 【参考】



### 【凡例】

-  : 東海発電所専従要員
-  : 東二専従要員
-  : 兼務要員
-  : 共用する通信連絡設備※  
※東二専従要員と兼務要員の用いる端末は運用で区分する。

別図2 通信連絡設備の用途概要

## 2.3 東海発電所との共用設備について(1/2)

---

### 1. 内容

安全施設の共用(12条7項)に関して、東海発電所と共用している設備について説明する。

### 2. 基準適合性

東海発電所と共用している設備は以下のとおりであり、重要安全施設に該当しない。

＜共用している安全施設＞

- ① 固体廃棄物処理系設備の一部
- ② 所内ボイラ設備, 所内蒸気系の設備
- ③ 給水処理系設備の一部
- ④ 緊急時対策所
- ⑤ 通信連絡設備の一部
- ⑥ 放射線管理施設の一部
- ⑦ 消火設備の一部

これらの安全施設については、いずれも必要な容量を有した設計とするなど、共用により原子炉施設の安全性に影響を与えることがない設計としている。

なお、これらの安全施設については、相互接続はしていない。

## 2.3 東海発電所との共用設備について(2/2)

	共用している安全施設	安全機能の重要度	共用により安全性を損なわないことの説明
①	固体廃棄物処理系のうち、セメント混練固化装置、雑固体廃棄物焼却装置、雑固体減容処理設備、固体廃棄物貯蔵庫及び固体廃棄物作業建屋	PS-3	東海発電所と共用とするが、その処理量は東海第二発電所及び東海発電所における合計の予想発生量を考慮することで安全性を損なわない設計とする。
②	所内ボイラ設備及び所内蒸気系	PS-3	東海発電所と共用とするが、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。
③	給水処理系のうち、原水タンク、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク及び純水貯蔵タンク	PS-3	東海発電所と共用とするが、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。
④	緊急時対策所	MS-3	東海発電所と共用とするが、東海発電所と同時発災時に対応するために必要な居住性を確保する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。
⑤	通信連絡設備のうち無線連絡設備(固定型)、無線連絡設備(携帯型)、衛星電話設備(固定型)、衛星電話設備(携帯型)、電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末及びFAX)、テレビ会議システム(社内)、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話及びIP-FAX)、加入電話設備(加入電話及び加入FAX)及び専用電話設備(ホットライン)(地方公共団体向)	MS-3	東海発電所と共用とするが、東海発電所で同時に通信・通話するために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。
⑥	放射線管理施設のうち固定モニタリング設備、気象観測設備、放射能観測車及び環境試料測定設備	MS-3	東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である発電所周辺の放射線等を監視、測定するために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。
	放射線管理施設のうち出入管理室	MS-3	東海第二発電所及び東海発電所の共通の対象である管理区域の出入管理及び被ばく線量の監視をするために必要な仕様を満足する設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。
⑦	消火系のうち構内消火用ポンプ、ディーゼル駆動構内消火ポンプ、原水タンク、多目的タンク	MS-3	東海発電所と共用とするが、必要な容量をそれぞれ確保するとともに、発電用原子炉施設間の接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、安全性を損なわない設計とする。

### 3. 格納容器ベント実施時(炉心損傷前)における敷地境界の線量評価の追加について

#### 1. 内容

格納容器ベント実施時(炉心損傷前)における線量評価においては、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを確認するため、設計基準事故と同様の線量評価点で評価を行っている。

一方、有効性評価ガイド※1では「敷地境界で実効線量を評価する」としているため、敷地境界における線量評価を追加する。

※1 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド

#### 2. 基準適合性

線量評価結果を下表に示す。その結果、最大線量となる方位においては、評価距離に大きな違いがないため、線量結果に影響はなく、有効性評価ガイドに基づく周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクに対する判断基準である5mSvを満足している。

事象	評価地点	最大線量となる方位	実効線量※2 (mSv)
LOCA時 注水機能喪失	非居住区域境界	W (530m)	約 $6.2 \times 10^{-1}$
	敷地境界 (追加)	W (500m)	約 $6.2 \times 10^{-1}$

※2 格納容器ベント実施時の線量評価には、格納容器逃がし装置及び耐圧強化ベント系によるベントの線量評価があるが、どちらもドライウエルからの放出を想定しており、より厳しい線量となる耐圧強化ベント系によるベントの場合の線量評価結果を記載。

## 4. 原子炉建屋付属棟のALCパネル部への対応方針について

### 1. 内容

原子炉建屋付属棟ALCパネル※1部(図1参照)における基準適合への対応方針

※1: “Autoclaved Lightweight aerated Concrete” (高温高圧蒸気養生された軽量気泡コンクリート)の頭文字をとって名付けられた建材で、板状に成型したもの

### 2. 基準適合性

地震及び竜巻によってALCパネル部の脱落及び損傷が考えられる。影響を受ける可能性がある防護対象設備及びアクセスルートを図2に示す。また、関係する各条文毎の基準適合のための必要事項及び必要事項への対応方針を確認した。

条文	要求事項	適合のための必要事項	図1,2のパネル番号	必要事項への対応方針
4条 (39条)	Sクラス施設並びに常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備への波及的影響評価	Sクラス施設並びに常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備への波及的影響を防止	③ ④ ⑤	基準地震動Ssによって脱落及び損傷しない外壁に変更
6条	外部事象によって安全施設の安全機能を損なわない設計	屋内の安全施設に対して外殻となる外壁で防護	③ ④ ⑤	設計竜巻によって脱落及び損傷しない外壁に変更
	安全施設への波及的影響評価	安全施設への波及的影響を防止		
43条 1項1号	環境条件及び荷重条件	想定される環境条件に変化を生じさせないこと	①～⑤	基準地震動Ss及び設計竜巻によって脱落及び損傷しない外壁に変更
43条 2項3号	設計基準事故対処設備との多様性	波及的影響を起因とする設計基準事故対処設備との同時損傷を防止	③ ④ ⑤	基準地震動Ss及び設計竜巻によって脱落及び損傷しない外壁に変更
43条 3項3号	複数の接続口	波及的影響を起因とする接続口の損傷防止	① ⑥	基準地震動Ss及び設計竜巻によって脱落及び損傷しない外壁に変更
43条 3項6号	アクセスルートの確保	波及的影響を起因とするアクセスルートのアクセス性の阻害防止	① ② ⑥	基準地震動Ss及び設計竜巻によって脱落及び損傷しない外壁に変更

#### 4. 原子炉建屋付属棟のALCパネル部への対応方針について

---

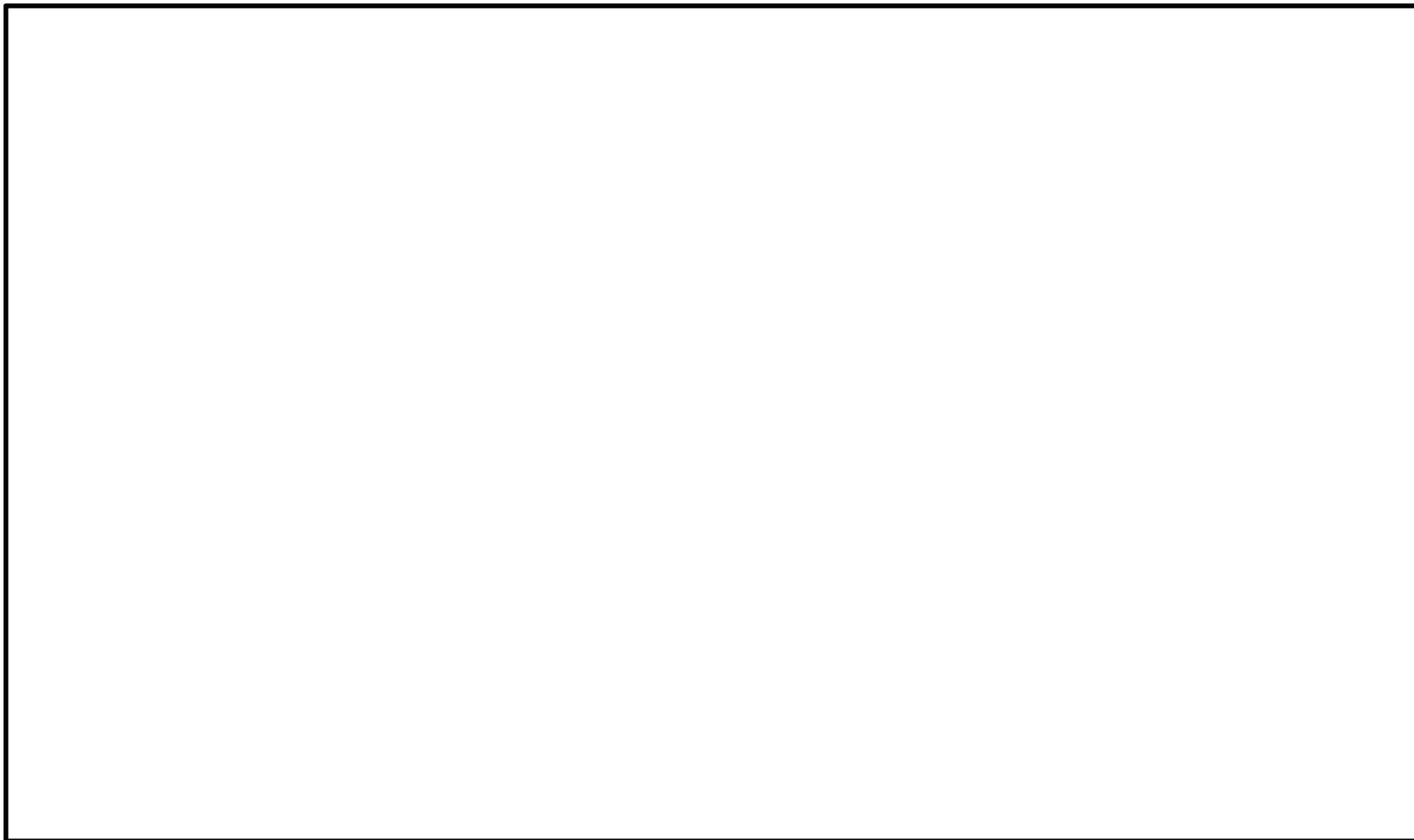


図1 ALCパネルの設置位置

## 4. 原子炉建屋付属棟のALCパネル部への対応方針について



図2 ALCパネルの損傷, 脱落により, 影響を受ける可能性のある防護対象設備, アクセスルート

## 4. 原子炉建屋付属棟のALCパネル部への対応方針について

### 3. 対応方針

基準適合への対応方針を踏まえ、設計方針を以下のとおり整理した。

基準適合への対応方針	図1,2の パネル 番号	設計方針		成立性
基準地震動 $S_s$ によって脱落及び損傷しない外壁に変更	①～⑤	【竜巻】 設計飛来物 (貫通)	壁厚の 確保	鋼板壁, コンクリート壁について, 以下の厚さにて設計飛来物※の貫通防止可能 なお, 材質及び壁厚は, 構造計画を踏まえて最終決定とする。 ・鋼板: 16mm程度 ・コンクリート: 26cm程度  ※: 鋼製材(0.2m × 0.3m × 4.2m, 135kg, 衝突速度51m/s)
設計竜巻(最大風速100m/s)によって脱落及び損傷しない外壁に変更	①～⑥	【地震】 基準地震動 $S_s$  【竜巻】 設計風荷重 及び 設計飛来物 (衝撃荷重)	壁板及び 取付部の 強度確保	鋼板壁の場合, 取付ボルトの本数等を調整することで, 脱落及び損傷しない  コンクリート壁の場合, 建屋と一体構造とすることにより, 脱落及び損傷しない

## 4. 原子炉建屋付属棟のALCパネル部への対応方針について

### 鋼板壁の強度確保について

鋼板取付部について、強度を確保可能

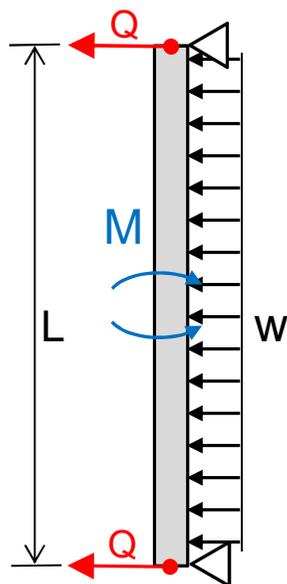
#### ●鋼板壁における取付ボルトの裕度概算

竜巻荷重(負圧( $\Delta P=8.9\text{kPa}$ ))や地震荷重によりボルトに発生する応力について、簡易モデルによる概算により、許容値に対し余裕が得られる見通しを得た。

壁板を、ボルト留め部を支点と見なした単位幅の両端支持はりモデルとし、風荷重若しくは地震荷重を分布荷重 $w$ とした時の

- ・ボルトの引張荷重 $Q = w L / 2$
- ・板中央部での最大曲げモーメント $M = w L^2 / 8$

は、下表となる。



簡易モデル

	w (kN/m)	L (m)	Q (kN)	M (kN・m)
竜巻	8.9	2.5	12	7.0
地震(水平)	1.3 (@1.0G)	2.5	1.3	1.1

部材を以下のとおり仮定した場合、部材に発生する応力は、材料の許容値に比べ余裕がある。

- ・鋼板:SS400, 厚さ16mm
- ・端部固定ボルト:(SS400, M12, 500mmピッチ(=各端2本))

	ボルト 引張応力 (MPa)	許容値 (MPa)	板の 曲げ応力 (MPa)	許容値 (MPa)
竜巻	72	235	165	325
地震(水平)	8	235	26	325

衝撃荷重に関しては、鋼板壁と同様な構造となる竜巻飛来物防護対策設備の設計実績も踏まえ、強度を確保可能

## 5.1 隣接事業所敷地の管理等の対応状況について

○新規規制基準適合性に係る隣接事業所の敷地に関する当社の対応については、相手先と敷地管理等の合意内容に係る文書の取り交わしを行うことで進めている。

○以下の①～④については、**相手先のコメントを反映して合意文書案の記載振りを調整中**である。

番号	種別	内容	対応状況
①	隣接事業所敷地の管理	森林火災による防潮堤の熱影響防護のための植生の管理	合意文書案を調整中
②	隣接事業所敷地の管理	竜巻による飛来物発生防止のための車両等の配置規制の措置	
③	隣接事業所敷地の情報入手	津波による漂流物評価のための工事・作業に伴う仮設物等の情報入手	
④	隣接事業所敷地内の運用	重大事故等発生時の災害対策要員の参集ルートの確保(通行・障害物除去)	

○⑤については、**両方で覚書\*を交わす手続きを実施中**である。

また、許可取得後に、土地の権利を得るための契約を交わす予定。

\*施設等の設置のために隣接事業所敷地を利用すること及び設置変更許可申請書に東海第二発電所の敷地として記載すること。

番号	種別	内容	対応状況
⑤	隣接事業所の敷地の利用	可搬型重大事故等対処設備の保管場所、緊急時対策所建屋等の各施設等の設置・利用	土地利用に関する覚書を締結中

## 5.2 敷地境界及び周辺監視区域について

### 1. 既許可からの変更内容

敷地面積について、可搬型設備保管場所、緊急時対策所建屋、防潮堤、防火帯の設置及びアクセスルート設定に伴う利用のため、東海第二発電所の敷地として隣接事業所より権利を取得する土地(約11万 $m^2$ )及び現社有地(約38万 $m^2$ )を追加し、敷地面積を約26万 $m^2$ から約75万 $m^2$ に変更する。

周辺監視区域のうち、敷地東側の海岸沿いについて、フェンスが波の影響を受けない位置に変更。また、敷地南西側の隣接事業所境界について、敷地境界と合わせる位置に変更。

### 2. 基準適合性

設置許可基準規則の各逐条への適合性については、右図に示す敷地境界、周辺監視区域を前提としており、これまでの基準適合の説明内容に変更はない。

(線量評価の追加は3.参照)

### 5.3 隣接事業所からの飛来物対策の追加について(1/2)

#### 1. 内容

東海第二発電所南方の隣接事業所敷地内植生管理エリア※<sup>1</sup>に、フェンス等の設置により物品の配置を防止する措置を追加する。

※<sup>1</sup>: 森林火災による防潮堤への熱影響防護のため近傍の植生管理を行う。

#### 2. 理由

当該植生管理エリアは、傾斜地であり物品配置には適さない地形※<sup>2</sup>であるが、隣接事業所敷地内では物品管理(固縛, 固定若しくは避難)が不要であることをより確実に担保するため。

※<sup>2</sup>: 次頁参照

### 5.3 隣接事業所からの飛来物対策の追加について(2/2)

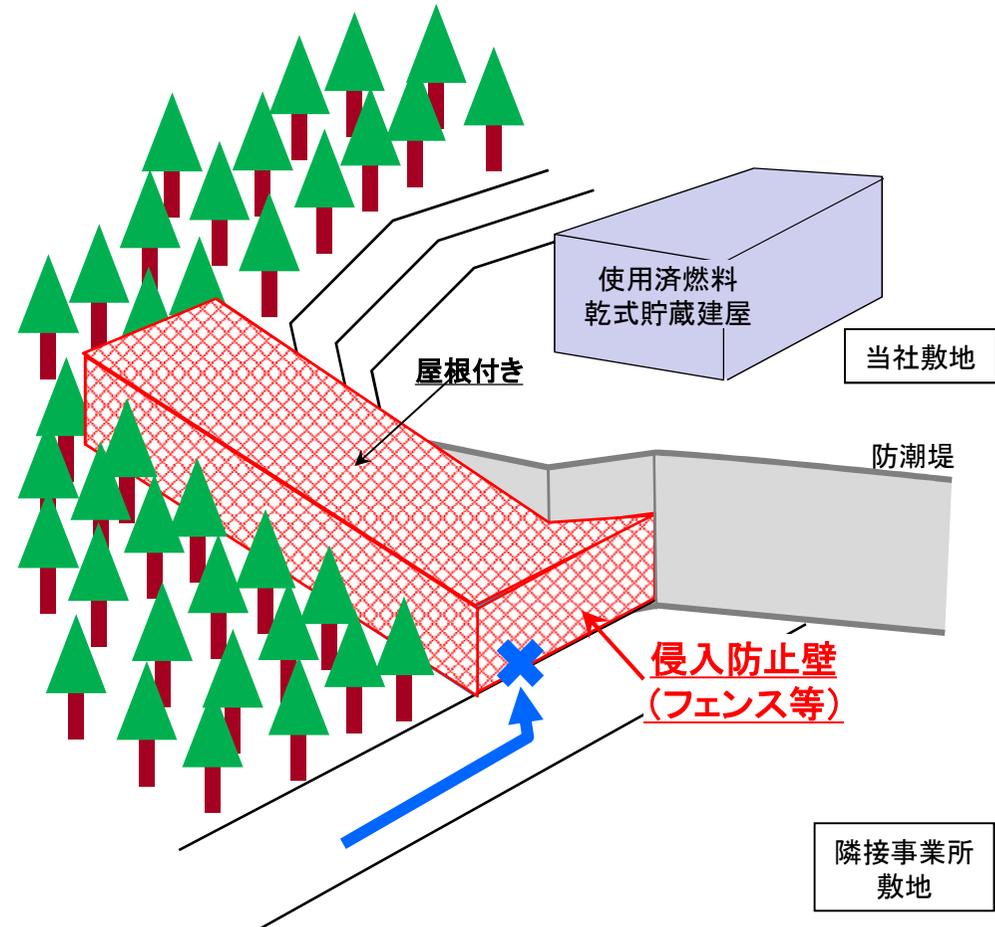
〔前ページ※:

植生管理エリアへの物品配置について

- ・植生管理エリアは傾斜地であり、そのうち、特に車両等の配置を避ける必要があるエリア(前ページ図の  部)については、「駐車場設計・施工指針」に定める勾配制限(12%以下が望ましい)を超える様な急勾配となっており、駐車場等の用途に適した場所ではない。
- ・また、植生伐採後の地面には整地等を行わず、物品配置を考慮した設計とはしない。

#### ○フェンス等の設置イメージ

植生管理エリア全域を、フェンス等(屋根付き)で囲うことで、同エリア内への物品の侵入を防止する。



## 5.4 落雷の考慮に関する設計基準雷撃電流値の変更について

### 1. 内容

落雷の考慮に関して最新の観測データ傾向を踏まえ、2017年11月までの観測データを拡充した結果、設計基準雷撃電流値を220kAから400kAに変更する。

なお、他事象との整合性の観点より、設計基準の設定要素として「観測記録による極値」を追加する。

### 2. 基準適合性

設計基準雷撃電流値の変更後においても、生じる雷サージ電圧は、評価対象施設の雷サージ耐電圧以下であり、評価対象施設が安全機能を損なうことがないことを確認した。

要求事項	基準適合性			
(外部からの衝撃による損傷の防止) 第六条 安全施設は、想定される自然現象(地震及び津波を除く。次項においても同じ。)が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。	安全施設は、電気技術指針JEAG4608「原子力発電所の耐雷指針」を参照し、設計基準電流値(400kA)の落雷が発生した場合においても、安全機能を損なわない設計とする。(赤字:変更事項)			
<b>【変更前(赤字:変更箇所)】</b>	<b>【変更後(赤字:変更箇所)】</b>			
<b>(1) 基本方針</b> 以下の値のうち最大値を設定		<b>(1) 基本方針</b> 以下の値のうち最大値を設定		
発電所の耐雷設計ガイド	100kA	発電所の耐雷設計ガイド	100kA	
消防庁通知	150kA	消防庁通知	150kA	
観測記録による年超過確率による雷撃電流値評価(年超過頻度 $10^{-4}$ /年値となる雷撃電流値)	220kA ( '98年8月から'13年3月までの観測データ)	観測記録による年超過確率による雷撃電流値評価(年超過頻度 $10^{-4}$ /年値となる雷撃電流値)	400kA ( '98年8月から'17年11月までの観測データ)	
		観測記録による極値	131kA ( '98年8月から'17年11月までの観測データ)	
↓ 設計基準雷撃電流値は220kAを設定		↓ 設計基準雷撃電流値は400kAを設定		
<b>(2) 評価結果</b> 建屋内機器に対する雷サージ特性の実証試験データから算出する雷サージ電圧(220kA換算値)により、評価対象施設が安全機能を損なうことがないことを確認		<b>(2) 評価結果</b> 建屋内機器に対する雷サージ特性の実証試験データから算出する雷サージ電圧(400kA換算値)により、評価対象施設が安全機能を損なうことがないことを確認		
評価対象施設 (代表記載)	(a)雷サージ電圧(V)	(b)雷サージ耐電圧(V)	評価結果 ((a)<(b))	
電源回路・制御回路 原子炉建屋内	440	4,000	影響なし	
電源回路・制御回路 原子炉建屋内	800	4,000	影響なし	

・年超過頻度 $10^{-4}$ /年値が220kA⇒400kAに増加した要因は、落雷頻度の増加によるもの。雷活動は年単位ではバラつきがある。そのため、設計基準雷撃電流値として設定する年超過頻度 $10^{-4}$ /年値は、IEC61662で定める手法で用いる落雷頻度を2倍(多いほど安全側評価となる)とし、保守性を確保している。

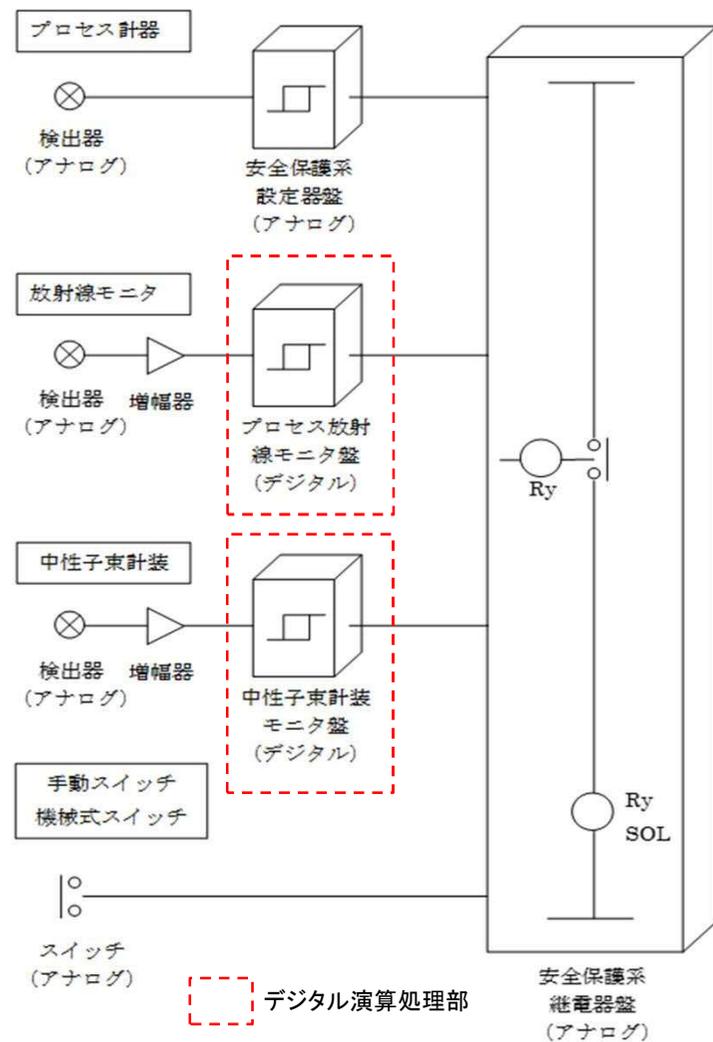
## 5.5 安全保護回路の一部に使用されるデジタル機器の設計方針明確化について

### 1. 内容

東二の安全保護回路は、論理回路等アナログ機器を中心に構成しているが、一部にデジタル演算処理を行う機器があり、これらに対する不正アクセス行為防止対策を審査会合にて説明した。一方、設置許可基準規則24条6号(不正アクセス行為防止)に対する設計方針は、論理回路等アナログ機器を含む安全保護回路全体に対する包括的な不正アクセス行為防止対策を記載していたため、デジタル演算処理部に対する不正アクセス行為防止対策を設計方針において明確化することとした。

### 2. 基準適合性

要求	方針(追加)
<p>(安全保護回路)</p> <p>第二十四条 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路(安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。)を設けなければならない。</p> <p>六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。</p> <p>【解釈】</p> <p>6 第6号に規定する「不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止すること」とは、ハードウェアの物理的分離、機能的分離に加え、システムの導入段階、更新段階又は試験段階でコンピュータウイルスが混入することを防止する等、承認されていない動作や変更を防ぐ設計のことをいう。</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 盤の施錠等によりハードウェアを直接接続させない。</li> <li>・ 安全保護回路の信号は一方方向(送信機能のみ)通信に制限し、外部ネットワークへは防護装置(片方向のみの通信を許可する装置)を介して伝送する。</li> <li>・ 固有のプログラム言語の使用による一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境とする。</li> <li>・ 設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証と妥当性の確認がなされたソフトウェアを使用する。</li> <li>・ 発電所での出入管理による物理的アクセスの制限により不正な変更等による承認されていない動作や変更を防止する。</li> </ul>

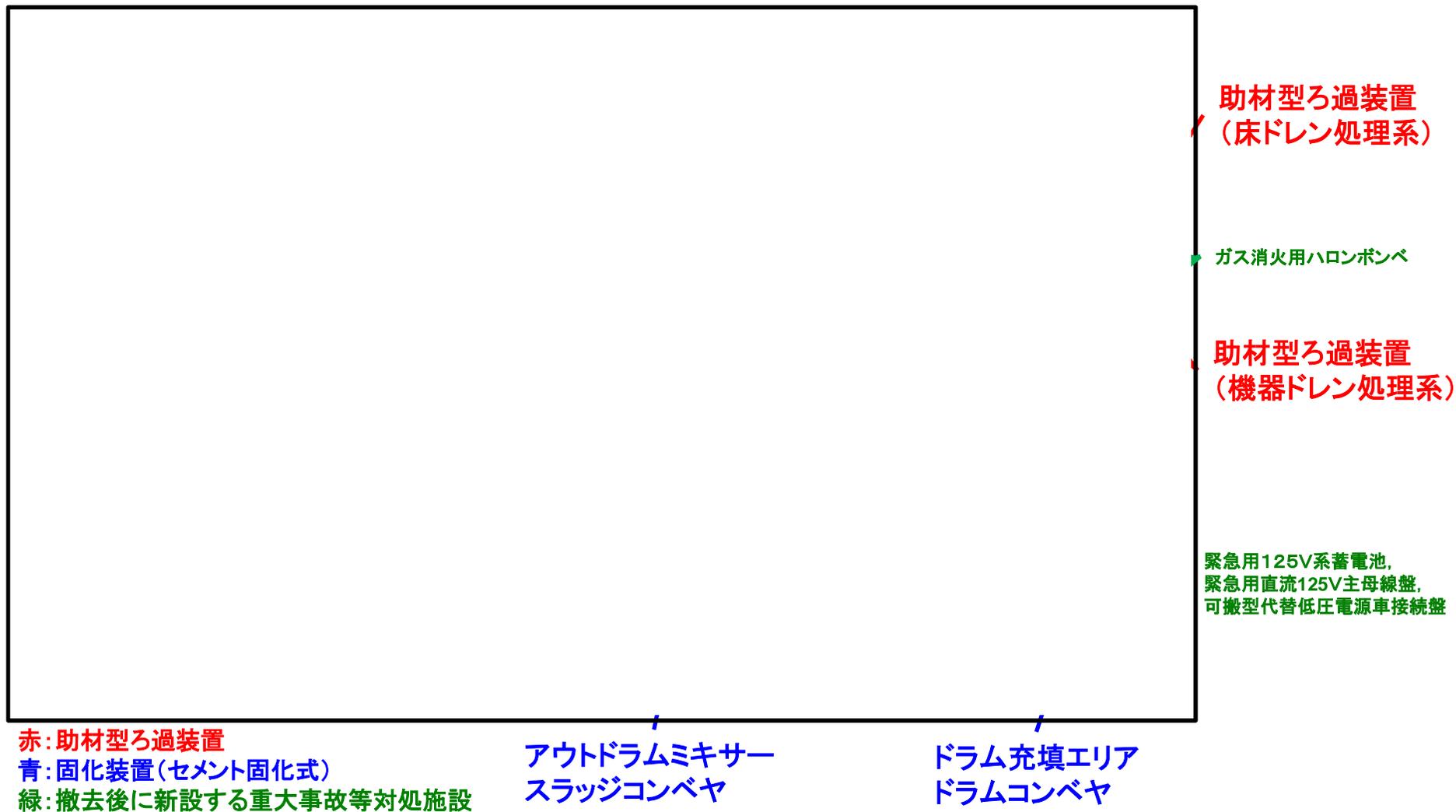


安全保護系構成概略図

## 5.6 重大事故等対処施設の設置に伴う放射性廃棄物処理施設の一部撤去について(1/3)

### 1. 内容

格納容器圧力逃がし装置, 電源盤等の重大事故等対処施設を設置するスペースを確保するため, 放射性廃棄物の処理施設の内, 休止状態となっている助材型ろ過装置及び固化装置(セメント固化式)を撤去することにおける, 第27条の基準への適合性について説明する。



## 5.6 重大事故等対処施設の設置に伴う放射性廃棄物処理施設の一部撤去について(2/3)

### 2.1 基準適合性

残存する非助材型ろ過装置及び再生廃液処理系は十分な処理能力があり、液体状の放射性廃棄物の漏えいの防止に係る設計を変更しないことから、「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第二十七条(放射性廃棄物の処理施設)の基準への適合性に影響を及ぼさない。

		現在	撤去後
系統図			
	廃棄物	<p>機器ドレン処理系については、助材型ろ過装置(赤枠内)と非助材型ろ過装置(青枠内)のいずれかによる処理が可能である。</p> <p>床ドレン処理系については、助材型ろ過装置(赤枠内)と再生廃液処理系(青破線枠内)のいずれかによる処理が可能である。</p>	<p>機器ドレン処理系については、非助材型ろ過装置(青枠内)による処理が可能である。</p> <p>床ドレン処理系については、再生廃液処理系(青破線枠内)による処理が可能である。</p>

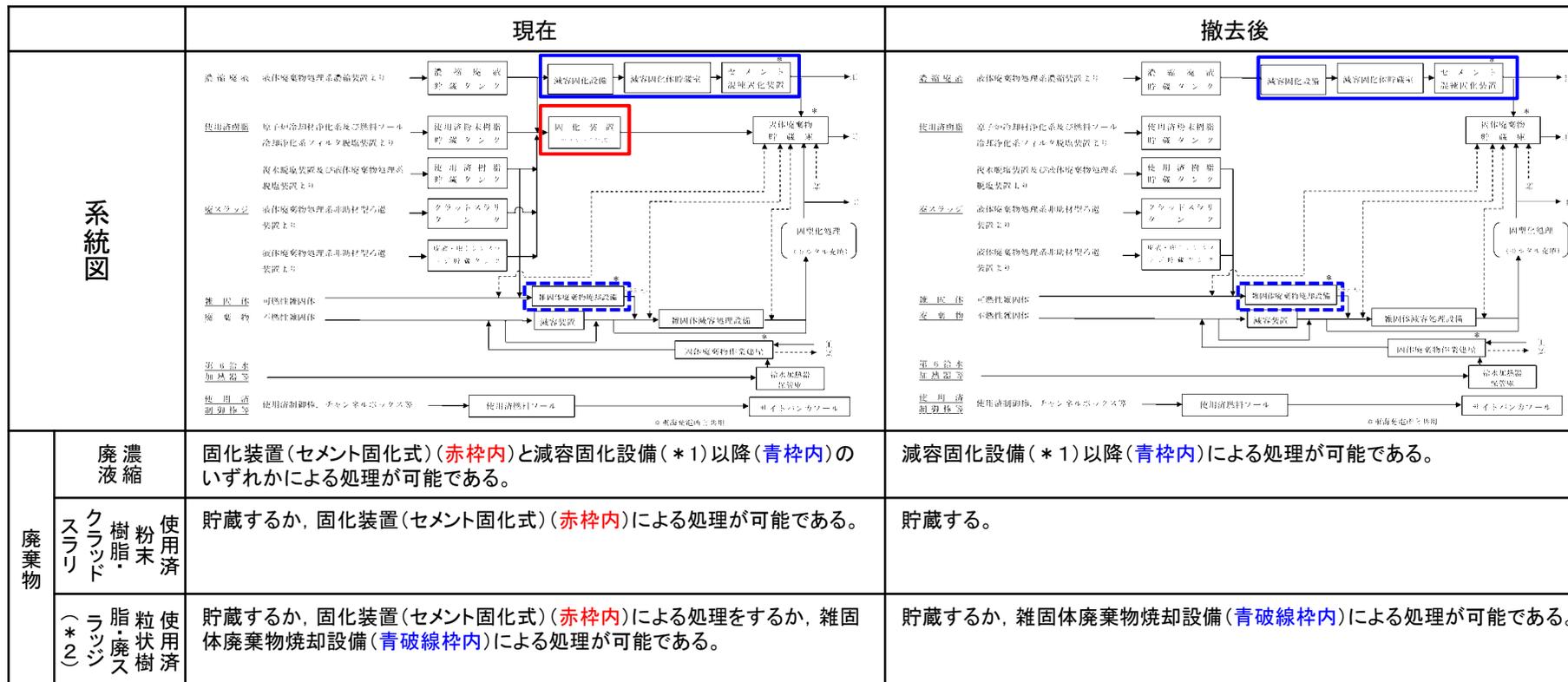
#### 処理方法の切り替えと処理能力について

助材型ろ過装置で廃液の浄化に用いたろ過助材の廃棄物量が多く、抑制する必要があるため、この設備による処理を休止し、昭和61年度に、発生した機器ドレン廃液及び床ドレン廃液を処理する能力を有するろ過助材を用いない非助材型ろ過装置及び再生廃液処理系に切り替えた。

## 5.6 重大事故等対処施設の設置に伴う放射性廃棄物処理施設の一部撤去について(3/3)

### 2.2 基準適合性

減容固化装置以降及び雑固体廃棄物焼却設備は発生した放射性廃棄物を処理する能力があること、使用済粉末樹脂及び非助材型ろ過装置から発生する廃スラッジをタンクに貯留し放射能を減衰する能力があること、固体状の放射性廃棄物の処理の過程における放射性物質の散逸防止に係る設計を変更しないことから、「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第二十七条(放射性廃棄物の処理施設)の基準への適合性に影響を及ぼさない。



- \*1 減容固化設備 : 濃縮廃液を、乾燥装置により水分を除去し乾燥させた後、造粒装置によって粒状に圧縮成形し、減容固化体(ペレット)に処理するための設備
- \*2 廃スラッジ : 廃液スラッジ及び床ドレンスラッジ

#### 処理方法の切り替えと処理能力について

固化装置(セメント固化式)により濃縮廃液を処理し約5000本のセメント固化体を製作したが、処分時の圧力に耐える固化体強度を得る目的でドラム缶への濃縮廃液の供給量を少なくしたため、セメント固化体の保管本数が大きく増加することから、この設備による処理を休止し、昭和61年度に濃縮廃液の処理を減容固化設備に切り替えた。これまで、廃スラッジ及び使用済粒状樹脂の固化装置(セメント固化式)による処理実績はないが、平成17年度に、発生したこれらの放射性廃棄物を処理する能力を有する雑固体廃棄物焼却設備に切り替えた。

## 5.7 電線路の物理的分離に関する設計方針の追加について

### 1. 内容

電線路の物理的分離(33条 第5項)に関する設計方針に、「仮に1つの鉄塔が倒壊しても、すべての送電線が同時に機能喪失しない水平距離を確保する」を追加する。

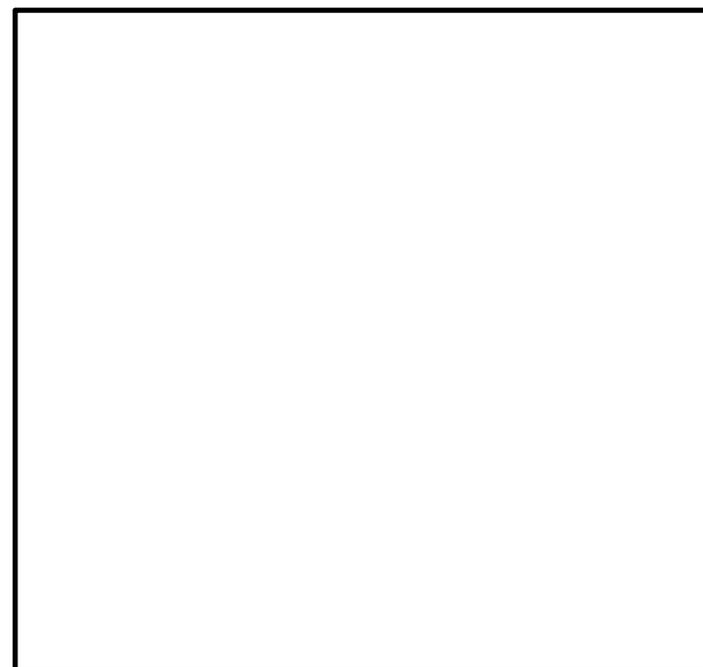
### 2. 基準適合性

要求事項	基準適合性
電線路の物理的分離	<ul style="list-style-type: none"> <li>・275kV送電線と154kV送電線を同一の送電鉄塔に架線しない</li> <li>・鉄塔基礎の安定性の確保, 強風発生時及び着氷雪の事故防止対策実施</li> <li>・絶縁距離及び<b>水平距離</b>の確保</li> </ul> <p style="text-align: right;">【赤字:追加事項】</p>

- ・電線路の近接箇所である275kV東海原子力線No2鉄塔－154kV原子力1号線 No5 鉄塔間について, 154kV原子力1号線 No5鉄塔を275kV東海原子力線 No2鉄塔の倒壊範囲外へ移設, 電線路間の水平距離を確保し, 電線路を物理的に分離する。
- ・鉄塔の移設場所は2018年3月末頃までに決定する予定。



第1図 外部電源送電線ルート



第2図 発電所敷地周辺の鉄塔配置

## 5.8 被ばく評価におけるコンクリート密度の変更について(1/4)

### 1. 内容

被ばく評価に用いるコンクリート密度の一部を、調合比に基づく乾燥状態のコンクリート密度に変更する。また、評価において遮蔽として期待する壁を変更する。

#### (1) 被ばく評価におけるコンクリート密度の変更の経緯

①従来の設置許可申請書、工事計画認可申請書では、一次遮蔽(原子炉格納容器外壁)、二次遮蔽(原子炉建屋原子炉棟外壁)、原子炉建屋付属棟外壁は、同一の密度として遮へい計算を実施。新規制基準に係る設置許可申請書でも同様の考え方を踏襲。

②新規制基準に係る工事計画認可申請書準備の際に以下を確認。

- ・当初の工事計画認可申請書の生体遮蔽装置の要目表には、一次遮蔽、二次遮蔽の寸法のみを記載。
- ・最新の生体遮蔽装置の要目表には、コンクリート密度の記載が必要であるため、当時の工事記録(1977年4月)等を確認していたところ、密度管理を要求し、密度の記録があるのが一次遮蔽のみであることを確認(一次遮蔽の密度は $2.23\text{g/cm}^3$  : 使用前検査で確認されている乾燥状態の密度)。

③1985年の建築工事標準仕様書・同解説(原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事, 日本建築学会)(以下, JASS 5Nという。)において、遮蔽コンクリートの密度試験方法や調合比から密度を求める方法が示され、これ以降の要目表にはJASS 5Nに基づく値(乾燥状態の密度)が記載されている。

④一次遮蔽以外については、③の調合比から密度を求める方法で密度を設定する方針とし、密度を評価すると、一次遮蔽以外の遮蔽として期待しているコンクリートの密度は以下のとおりとなる。

対象	密度	根拠
一次遮蔽以外	$2.00(\text{g/cm}^3)$	建設当時の調合記録からJASS5Nに基づき算出した乾燥状態の密度(標準偏差はJASS 5N(2013)の最大値, 含水量は $0\text{kg/m}^3$ とした保守的な値)

⑤原子炉設置変更許可申請書について、上記のコンクリート密度を用い、被ばく評価を実施する。なお、コンクリート密度の変更に伴い、遮蔽として期待する壁についても変更する。

## 5.8 被ばく評価におけるコンクリート密度の変更について(2/4)

### (2) 各遮蔽壁毎のコンクリート密度の変更の内容

設置許可申請書の被ばく評価において期待している遮蔽について、以下の様にコンクリート密度を変更する。

遮蔽壁名称	コンクリート密度(g/cm <sup>3</sup> )		
	既許可	H291108補正時点	変更後
原子炉建屋原子炉棟外壁 (二次遮蔽)	2.23 2.15(天井)	2.23 2.15(天井)	2.00
中央制御室壁	※1	2.23	2.00
第二弁操作室壁	※1	2.23 2.10(新設)	2.00
原子炉建屋付属棟外壁	2.23	2.23	期待しない※2
タービン建屋外壁	※1	2.23	期待しない※3



※1: 既許可の「原子炉冷却材喪失事故時の周辺公衆の実効線量評価」において、これらの構造物は遮蔽の対象としていない。

※2: 被ばく評価においては、線源と人体間に存在する建物は、現実的には遮蔽効果を有するが、遮蔽として設計している一次遮蔽、二次遮蔽と人体を取り囲む遮蔽壁(中央制御室壁、第二弁操作室壁等)の基本設計の確認のため、これらの壁に限定して評価を実施することとした。

※3: タービン建屋は耐震Bクラスであり事故時にその遮蔽性能に期待できない場合があるため。

## 5.8 被ばく評価におけるコンクリート密度の変更について(3/4)

### 2. 基準適合性

線量評価結果は、下表のとおり全て基準値以下であり、基準適合性に影響はない。

被ばく評価項目		従来(既許可) (mSv)	H291108補正時点 (mSv)	変更後 (mSv)	基準値 (mSv)
原子炉冷却材喪失事故時の 周辺公衆の実効線量評価(添付書類十)		約 $2.7 \times 10^{-4}$	約 $2.7 \times 10^{-4}$	約 $3.2 \times 10^{-4}$	5
炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価(第59条)		—	約58	約60	100
重大事故時の緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価(第61条)		—	約37	約35(注1)	100
設計基準事故時の中央制御室の 居住性に係る被ばく評価 (第26条)	原子炉冷却材喪失事故時	—	約1.8	約2.9	100
	主蒸気管破断事故時	—	約1.6	約1.7	100
静的機器の単一故障時の 原子炉冷却材喪失事故時の周辺公衆の実効線量評価		—	約 $1.0 \times 10^{-2}$	約 $1.1 \times 10^{-2}$	5
静的機器の単一故障時の 中央制御室の居住性に係る 被ばく評価(第12条)	原子炉冷却材喪失事故時	—	約2.1	約3.1	100
	主蒸気管破断事故時	—	約2.7	約2.8	100
格納容器圧力逃がし装置 (FCVS)手動第二弁操作時の 被ばく評価(第50条)	S/Cからのベント操作時	—	約25	約28(注2)	100
	D/Wからのベント操作時	—	約40	約42(注2)	100
重大事故時の屋外作業の 被ばく評価(第56、57条)	水源補給準備・補給作業時	—	約60	約62(注2)	100
	燃料給油準備・給油作業時	—	約22	約23(注2)	100

注1:設計進捗により壁厚を100→150cmに変更したため線量低下

注2:簡易計算値(密度変更によるコンクリート減衰率補正)(詳細計算はH30年2月末まで実施中)

## 5.8 被ばく評価におけるコンクリート密度の変更について(4/4)

### 3. 既許可の妥当性確認について

既許可の「原子炉冷却材喪失事故時の周辺公衆の実効線量評価」について、2. の変更後の評価では、保守的に原子炉建屋原子炉棟外壁についてはコンクリート密度 $2.00 \text{ g/cm}^3$ 、原子炉建屋付属棟の遮蔽効果は期待しないものとして評価を実施した。

その結果、既許可では約 $2.7 \times 10^{-4} \text{ mSv}$ であった評価値が約 $3.2 \times 10^{-4} \text{ mSv}$ と、 $5 \text{ mSv}$ の基準は十分満足するものの、若干の増加が認められた。

ここでは、従来の評価が妥当であったことを確認するため、現実的な評価条件を設定し、既許可の妥当性を確認する。

- (1) 既許可で期待して評価を行っている原子炉建屋原子炉棟外壁については、特別点検(特別点検結果報告書 平成29年11月)における実測値でコンクリート密度は $2.23 \text{ g/cm}^3$ 以上あることが確認されているため $2.23 \text{ g/cm}^3$ を用い、原子炉建屋原子炉棟天井、原子炉建屋付属棟外壁については実測値がないため、1. (1)④で述べたJASS 5NIに基づき算出した $2.00 \text{ g/cm}^3$ を用いて評価を実施する。

遮蔽壁名称	コンクリート密度( $\text{g/cm}^3$ )		影響評価の密度の設定
	既許可	妥当性確認	
原子炉建屋原子炉棟外壁(二次遮蔽)	2.23 2.15(天井)	2.23 2.00(天井)	特別点検での実測値が $2.23 \text{ g/cm}^3$ 以上あるため $2.23 \text{ g/cm}^3$ を使用 (天井はJASS 5NIに基づき算出した密度を採用)
原子炉建屋付属棟外壁	2.23	2.00	JASS 5NIに基づき算出した密度を採用

- (2) 評価結果は下表のとおりであり、従来の結果は変わらず、既許可は妥当であると考えられる。

既許可	妥当性確認
約 $2.7 \times 10^{-4} \text{ mSv}$	約 $2.7 \times 10^{-4} \text{ mSv}$

## 5.9 緊急時対策所建屋の換気系設備の重大事故等対処設備範囲明確化について(1/3)

### 1. 内容

- ・第61条（緊急時対策所）への適合のための「緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備による放射線防護」に係る設備については、流路として機能を期待する重大事故等対処設備の範囲が不明確であったことから、明確化を図った。

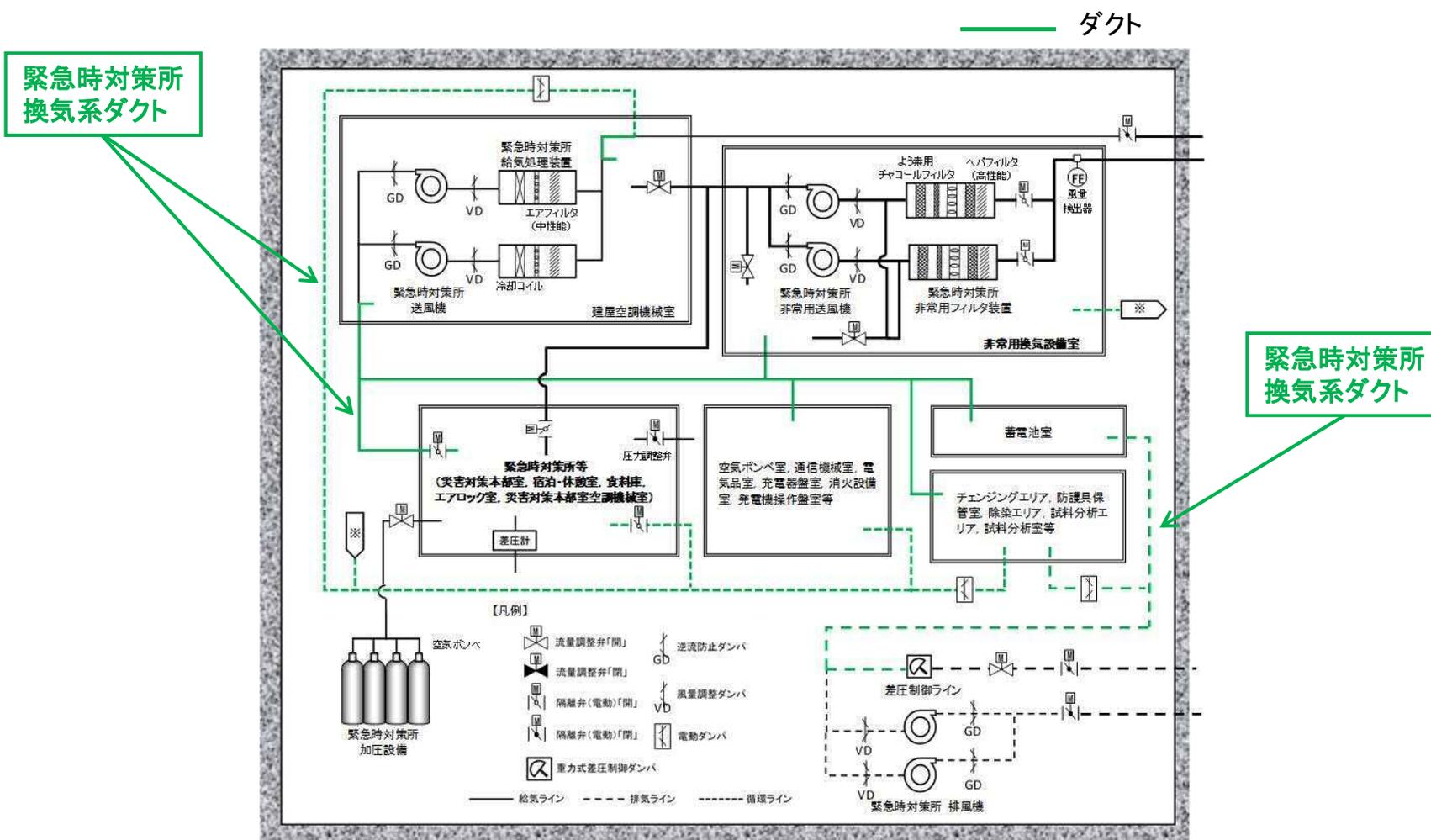
### 2. 基準適合性

居住性確保に必要な条件 (被ばく評価の条件)	重大事故等対処設備	重大事故等対処設備の仕様
遮蔽厚さ ・コンクリート100cm以上	・緊急時対策所遮蔽	緊急時対策所遮蔽 事故後7日間で100mSvを超えない設計
緊急時対策所非常用送風機流量 ・5,000m <sup>3</sup> /h（事故発生～24時間） ・900m <sup>3</sup> /h（事故後24～34時間） ・5,000m <sup>3</sup> /h（事故後34～168時間）	・緊急時対策所非常用送風機，給気・排気配管及び給気・排気隔離弁	緊急時対策所非常用送風機 容 量：5,000m <sup>3</sup> /h（1台当たり）
緊急時対策所非常用よう素フィルタ及び微粒子フィルタによる除去効率 ・有機よう素：99.0 % ・無機よう素：99.0 % ・粒子状物質：99.9 %	・緊急時対策所非常用フィルタ装置，給気・排気配管及び給気・排気隔離弁	緊急時対策所非常用フィルタ装置 よう素除去効率：99%以上 粒子除去効率：99.9%以上
緊急時対策所の空気流入率：0回/h ※緊急時対策所内の加圧によりフィルタを通らない空気流入はないものとする。	・緊急時対策所非常用送風機，給気・排気配管，給気・排気隔離弁及び <u>換気系ダクト(流路)</u>	緊急時対策所給気・排気配管 緊急時対策所給気・排気隔離弁 <u>緊急時対策所換気系ダクト</u> →3. 緊急時対策所換気系バウンダリ図
緊急時対策所換気系の系統構成 ※各運転モードに系統を切り替える。	・緊急時対策所給気・排気配管，給気・排気隔離弁及び <u>換気系ダクト(流路)</u>	緊急時対策所加圧設備（空気ポンペ） 本 数：320（予備80） 容 量：約47L/本 充填圧力：約19.6MPa
空気ポンペ加圧 事故後24～35時間（11時間）	・緊急時対策所加圧設備及び配管・弁	緊急時対策所差圧計 測定範囲：0.0～100.0Pa

## 5.9 緊急時対策所建屋の換気系設備の重大事故等対処設備範囲明確化について(2/3)

### 3. 緊急時対策所換気系バウンダリ図

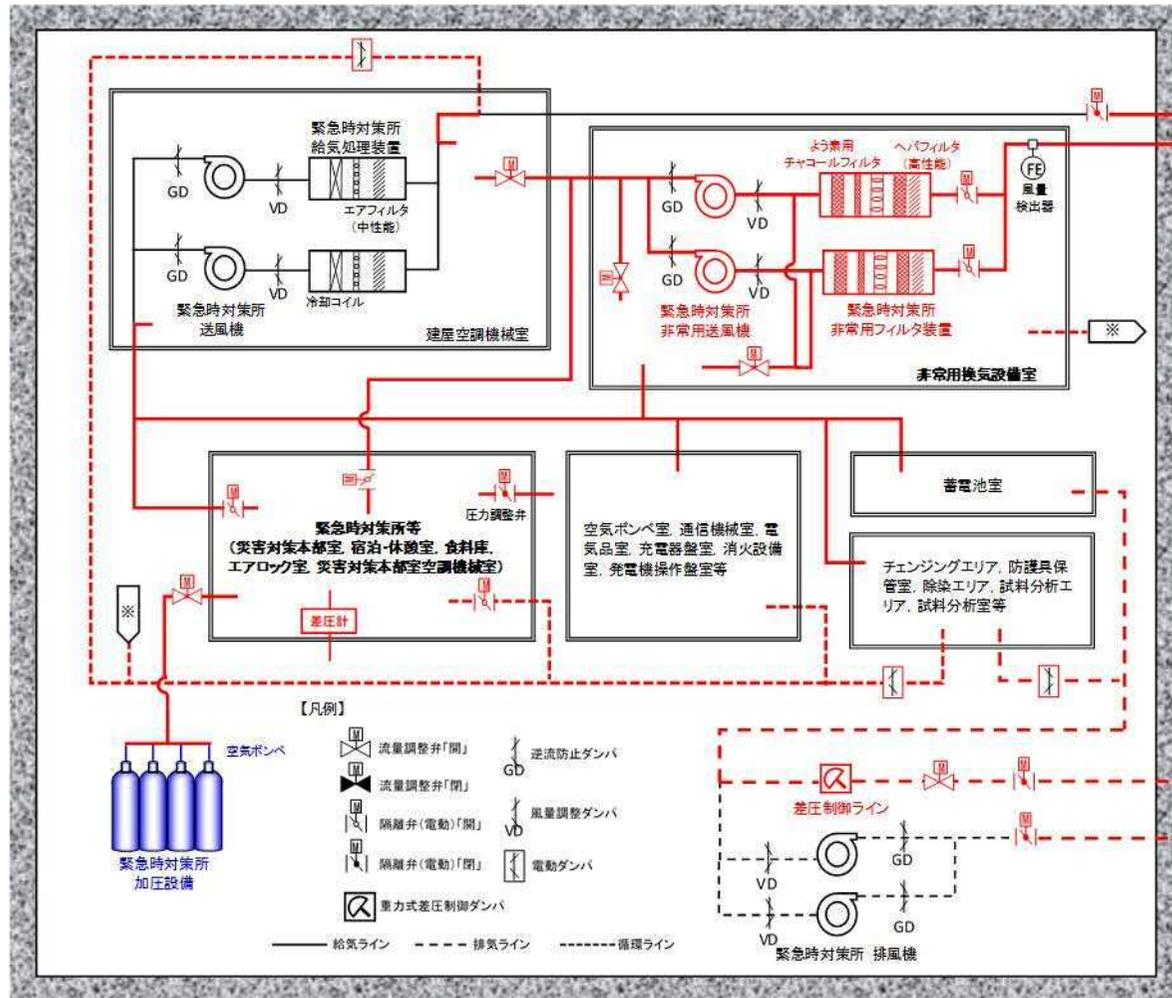
- 緊急時対策所換気設備の配管・弁・ダクトについて、重大事故等対処設備の範囲を明確化した。



## 5.9 緊急時対策所建屋の換気系設備の重大事故等対処設備範囲明確化について(3/3)

(補足)

- ・3. で示した流路に加え、「緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備による放射線防護」に係る重大事故等対処設備を以下に示す。
- ・赤線部は常設設備, 青線部は可搬型設備を示す。



【参考】施設定期検査期間中の原子炉棟6階に対する溢水防護方針の変更について(1/13)

◆ スロッシングによる溢水量の評価方法とその保守性(評価手法)

原子炉棟の原子炉ウェル及びDSPを評価対象とし、速度ポテンシャル理論による簡易評価により溢水量を算定する

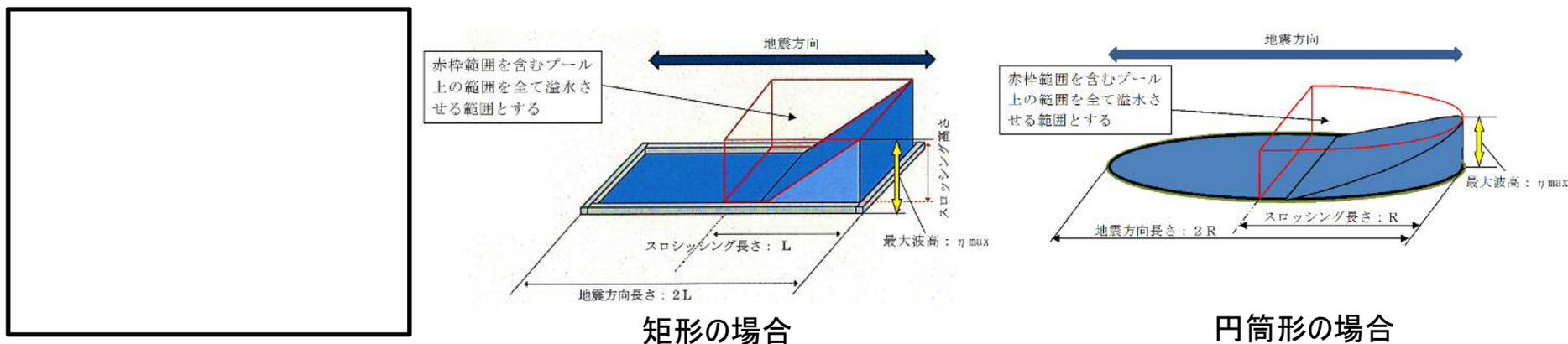


表 3.7 速度ポテンシャル理論に基づく計算手順

項目	円筒形容器	矩形容器
$f_1$	$\frac{1}{2\pi} \sqrt{\frac{1.841}{R} g \tanh(1.841 \frac{H}{R})}$	$\frac{1}{2\pi} \sqrt{\frac{1.571}{L} g \tanh(1.571 \frac{H}{L})}$
$\eta_{max}$	$0.837 \frac{R}{g} \alpha_1$	$0.811 \frac{L}{g} \alpha_1$

表 3.7 の出典：耐震設計の標準化に関する調査報告書 別冊 2 (機器系) (昭和 60 年 3 月 (財)原子力工学試験センター)

L : 矩形容器の振動方向長さの 1 / 2  
 R : 円筒形容器の振動方向長さの 1 / 2  
 H : プールの底面から水面の高さ  
 g : 重力加速度  
 $\alpha_1$  : 加速度スペクトル応答値

簡易解析の保守性

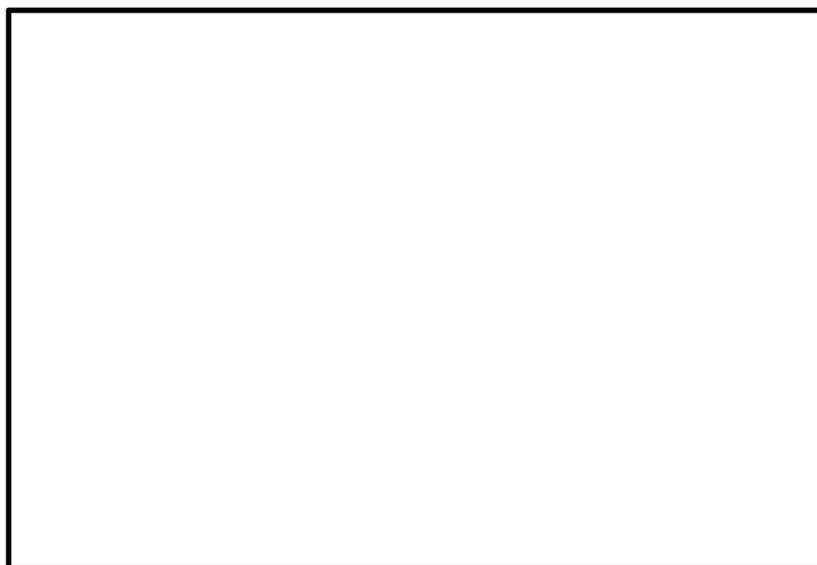
	簡易評価	3次元流体解析	保守性
使用済燃料プール	81.49m <sup>3</sup>	156m <sup>3</sup>	約2倍

◆ スロッシングによる溢水評価における前提条件の保守性

溢水評価における水位算出のための保守性は以下を考慮している。

実際の床面積に対し、

- ① SFP, 原子炉ウェル, DSPの面積は除外
- ② 溢水はSFP, 原子炉ウェル, DSPには戻らないと仮定
- ③ ①面積に30%裕度を持たせ水位を算定



① : 滞留範囲  $\text{約}1085.5\text{m}^2 \times 0.7\text{倍} = 759.7\text{m}^2$   
③水位評価のための床面積

①の場合の水位 約0.47m, ③の場合の水位 約0.67m

 : 原子炉ウェル及びDSP開口 +  SFP開口部を  
床面積として考慮した場合  
約1485.5m<sup>2</sup>  
約0.34m

・実際に①, ③のマーヅンを考慮しない場合と比較すると約2倍の裕度を有する

### ◆スロッシング発生時の状況比較

	溢水源	①溢水量	②溢水の放射能密度 (停止時平均)	②総放射能	③開口面積	④建屋内に滞在する要員	備考
通常運転時	SFP	約 89.64m <sup>3</sup>	1. 55 E+0 Bq/ml	139MBq	約116m <sup>2</sup>	少	
施設定期検査時 (DSP等水張期間)	SFP DSP 原子炉ウェル	約503m <sup>3</sup>	5. 23 E+1 Bq/ml	2.33GBq	約400m <sup>2</sup>	多	

- ①DSP, 原子炉ウェルが水張状態であるため, スロッシング量はSFP単独と比べて増加する
- ②DSP等の水は, SFPの水に比べ放射性物質濃度が高い(平均にして約10倍)ため, スロッシングによる汚染拡大時の影響が大
- ③DSP, 原子炉ウェルは開放状態であり, 原子炉棟6階における開口部の面積が拡大
- ④通常運転時に比べ作業員等の立入等も多く, 溢水の拡大は被ばく防止の観点で影響が大

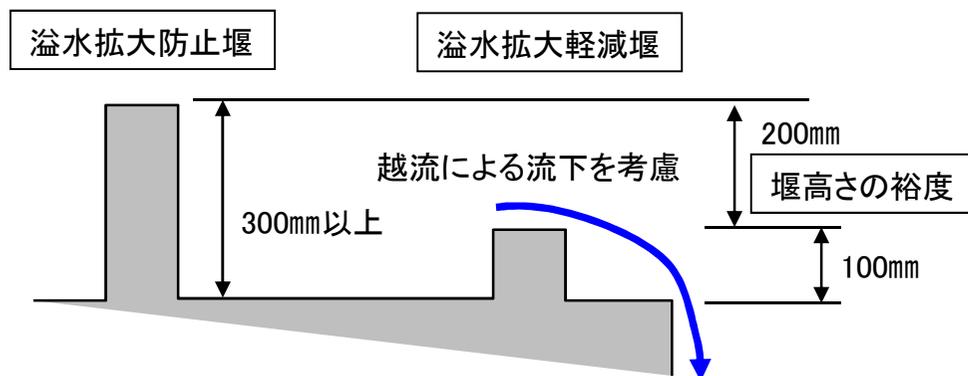
## 【参考】施設定期検査期間中の原子炉棟6階に対する溢水防護方針の変更について(4/13)

### ◆ 堰、止水板の高さに対する保守性

- ・溢水量については、評価条件において十分な保守性を見込んでいるが、対策面からも以下の保守性を確保
- ・溢水高さに対して、0.2m以上の裕度を考慮  
保守的に評価した施設定期検査中のスロッシング時の水位は0.67mであるため、現在は、コンクリート堰(0.4m)+止水板(0.3m)の合計で0.7mを想定しているが、DSP及び原子炉ウェルからの3次元流体解析結果による溢水量を踏まえ、0.2m以上の裕度が確保できる場合には基本方針通りとし、0.2mの裕度が確保できない場合には、これが確保できるように止水板の高さ変更を実施

### ◆ 堰高さの裕度に対する考え方

原子炉棟6階以外



溢水の流下を想定する開口部(階段部、大物搬入口開口)については、溢水拡大軽減堰の設置により、エリアで発生する溢水は、堰を越流し、開口部より流下する。この際、同じエリア内の溢水拡大防止堰の高さは、裕度200mmを確保した設計としている(高さ300mm以上)。(左図)

#### 【水位と堰高さの評価】

- ・地震時:スロッシング量 約89m<sup>3</sup>時 水位 約120mm  
(裕度200mmを確保)
- ・想定破損時:  
実質的な溢水量 44m<sup>3</sup>(評価水位 58mm)  
(堰高さは320mm以上)  
キャスク移送時の干渉を考慮し、高さの上限400mmを確保した堰とする。  
RCW系統溢水の評価値※ 298m<sup>3</sup>(評価水位392mm)  
についても高さを満足する。  
※系統の最大水量で一律に評価しているため、  
原子炉棟6階での実質的な溢水量と比較して裕度を含む。

## ◆ 通常運転時の床ドレン配管の管理について

### ・保守管理

通常運転時に原子炉棟6階からの排水を考慮する床ドレン配管については、点検計画を定め、年1回の通水試験を行い健全性の確認を行う※。これにより、溢水時の排水はファンネルからの処理が可能である。

※ ドレン配管の定期的な健全性確認

東海第二発電所 タンクベント処理装置室内の各ドレンファンネル配管に鉄さび等による閉塞部位や狭隘化した部位を確認したことから、管理区域内で放射能を含んだ液体を排水する各ドレンファンネル配管については、定期的に健全性を確認するため、通水確認することを点検計画に反映した。また、その排水状況により修繕を行うこととする。

## ◆ 排水ポンプの個数、容量に対する考え方

個数: 2台(予備1台)

◆スロッシング水の戻り先は、SFPとDSP(原子炉ウェルとDSPは接続されている)の2か所であるため、それぞれに戻ることを想定し、2台の専用ポンプを準備(故障を想定し予備1台を確保)

設置場所: 2か所(SFP近傍及びDSP近傍)

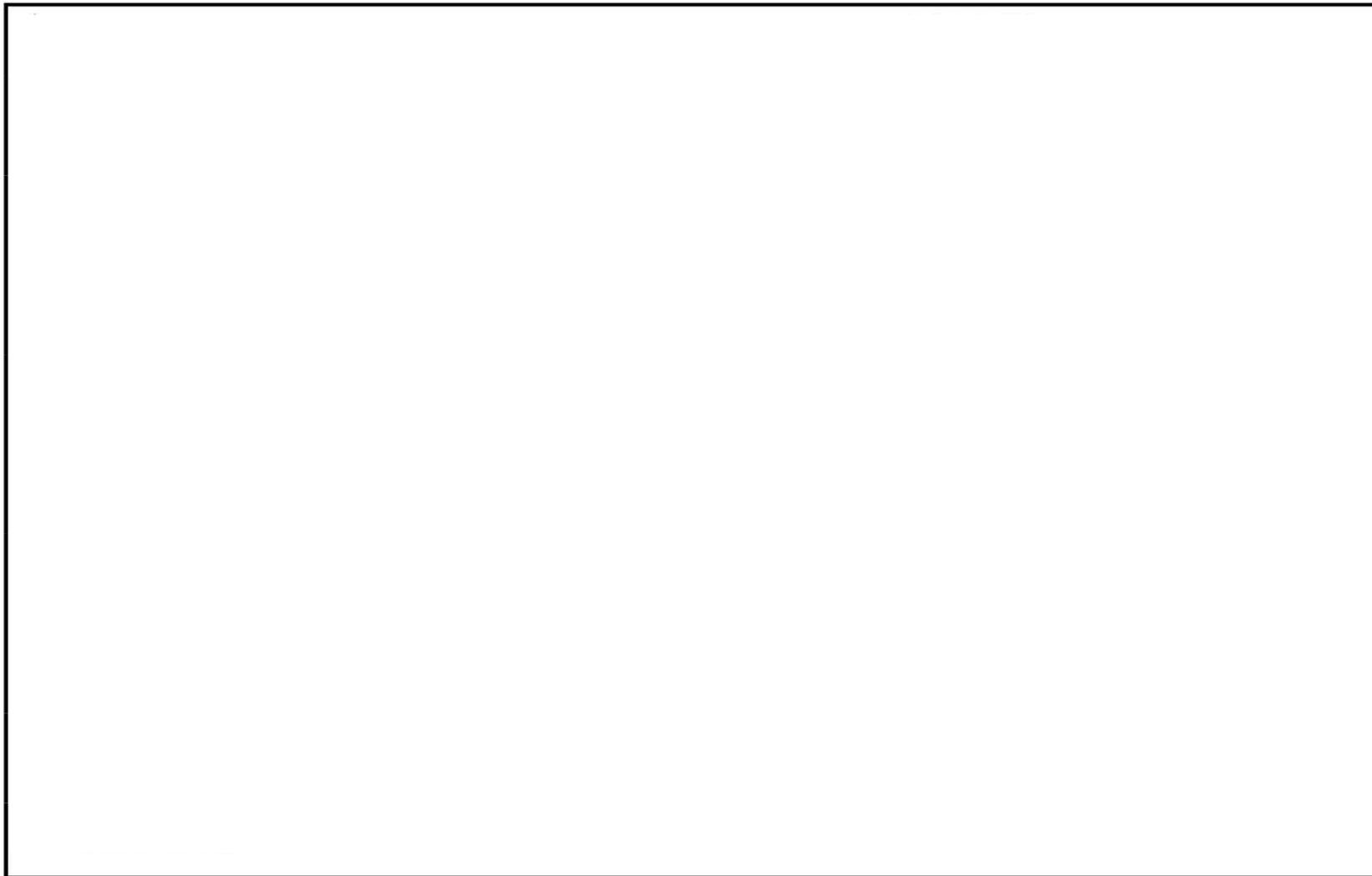
◆スロッシング水の戻り先は、SFPとDSP(原子炉ウェルとDSPは接続されている)の2か所であるため

排水容量: 19m<sup>3</sup>/h以上

◆最大溢水量は約503m<sup>3</sup>と評価されるが、SFP等の周りの10cmのコンクリート堰より高位には水は滞留しない(SFP等の開口部から速やかに元に戻る)ため、滞留水は約76m<sup>3</sup>の滞留水(評価上の滞留床面積760m<sup>2</sup>×コンクリート堰高さ10cm)

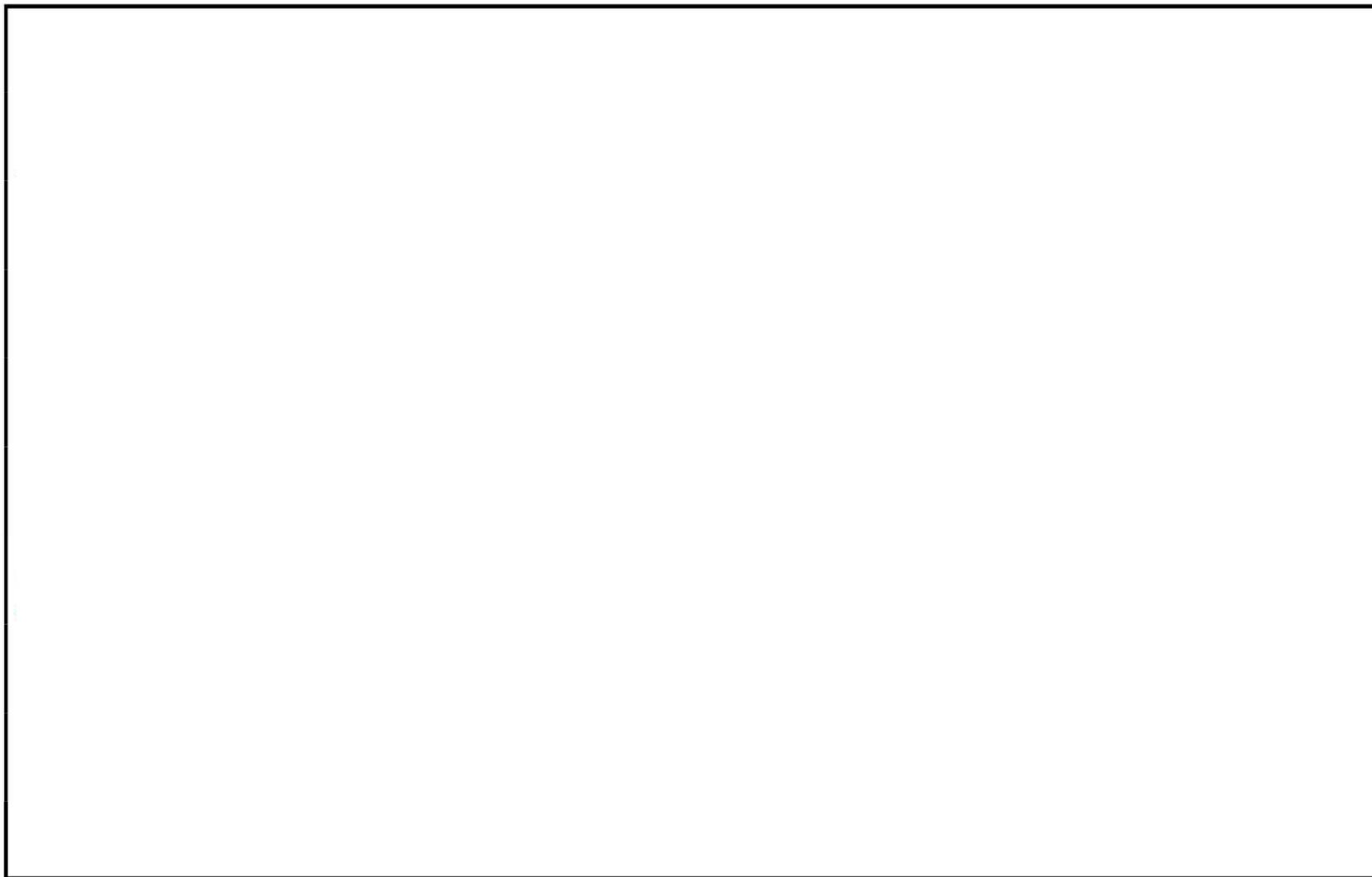
◆4か所の切り欠きを設置するため、1か所の閉塞を考え、76m<sup>3</sup>の1/4にあたる19m<sup>3</sup>が1時間程度で排水できる容量として設定

◆ 基本設計方針の詳細



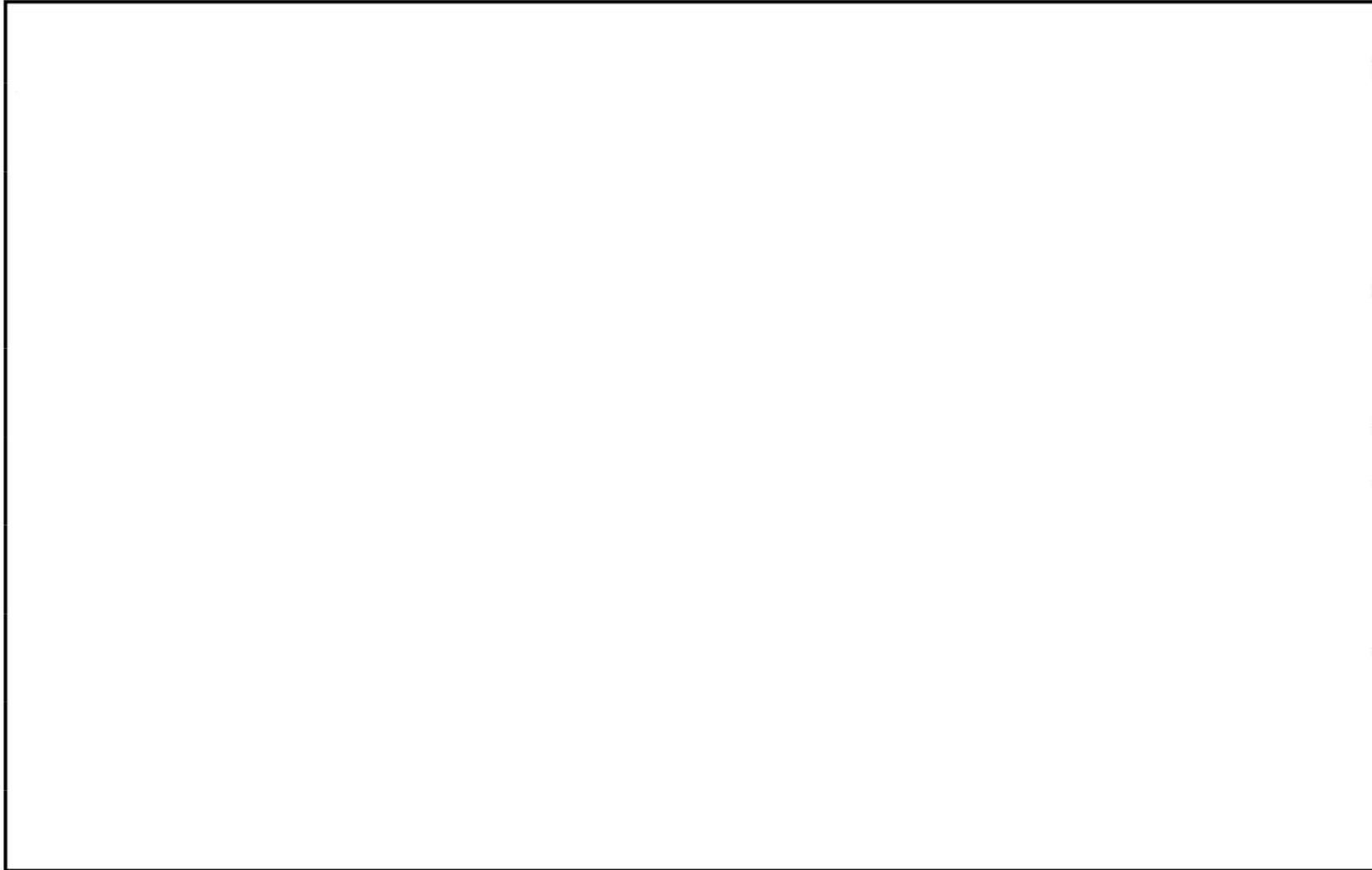
溢水防護対策の詳細 原子炉棟 6階(変更有)

◆ 基本設計方針の詳細



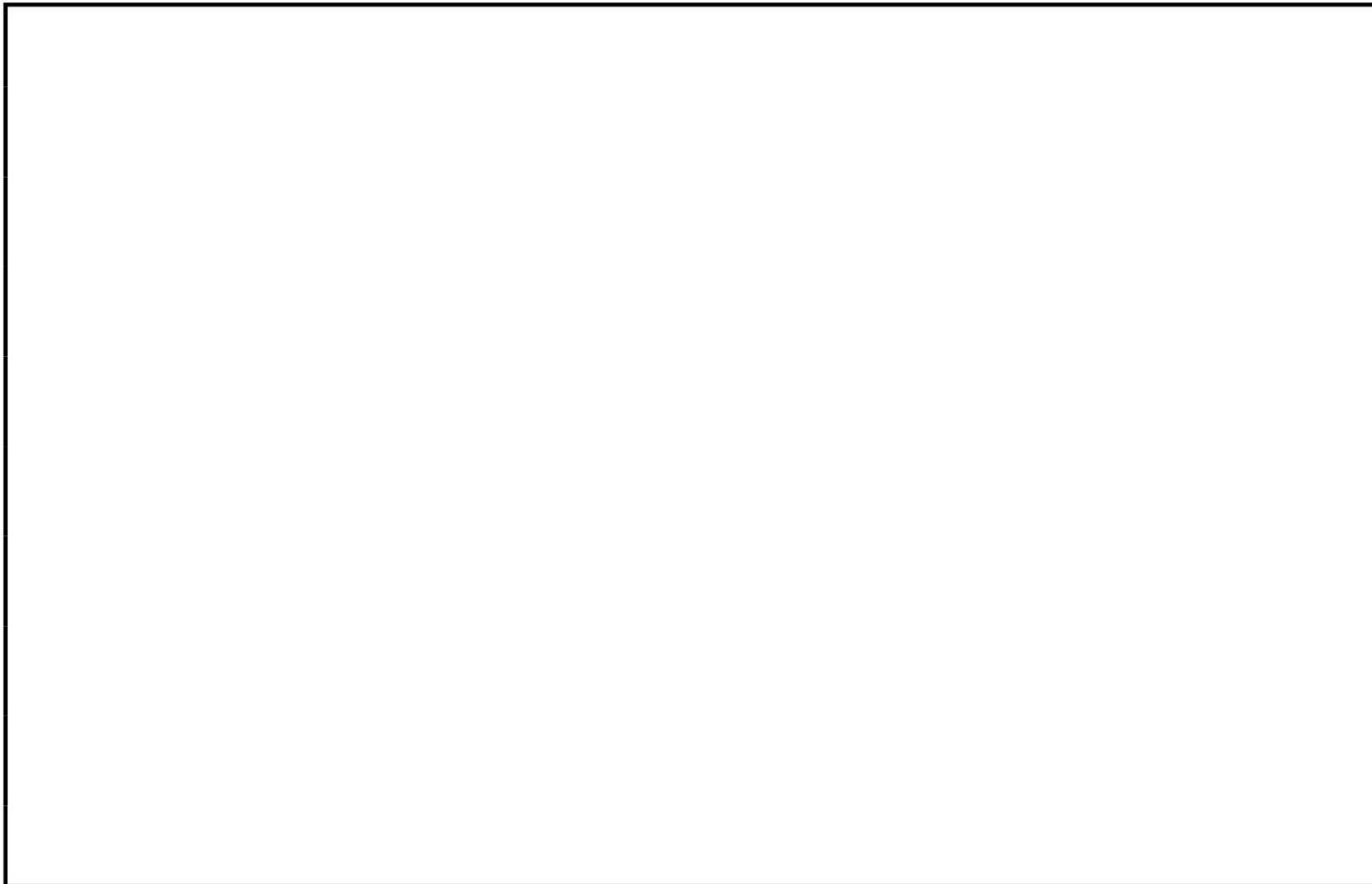
溢水防護対策の詳細 原子炉棟 5階(変更なし)

◆ 基本設計方針の詳細



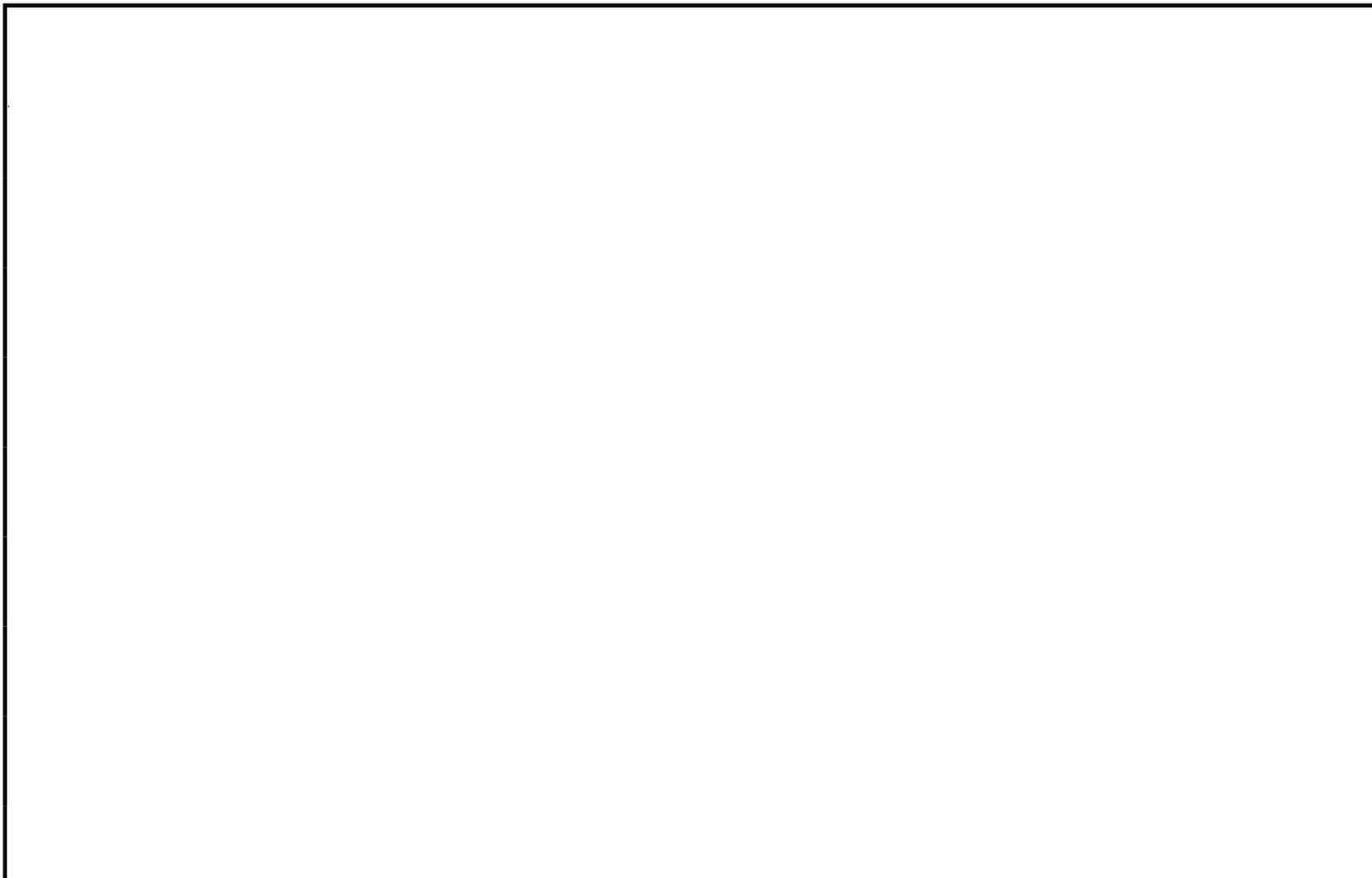
溢水防護対策の詳細 原子炉棟 4階(変更なし)

◆ 基本設計方針の詳細



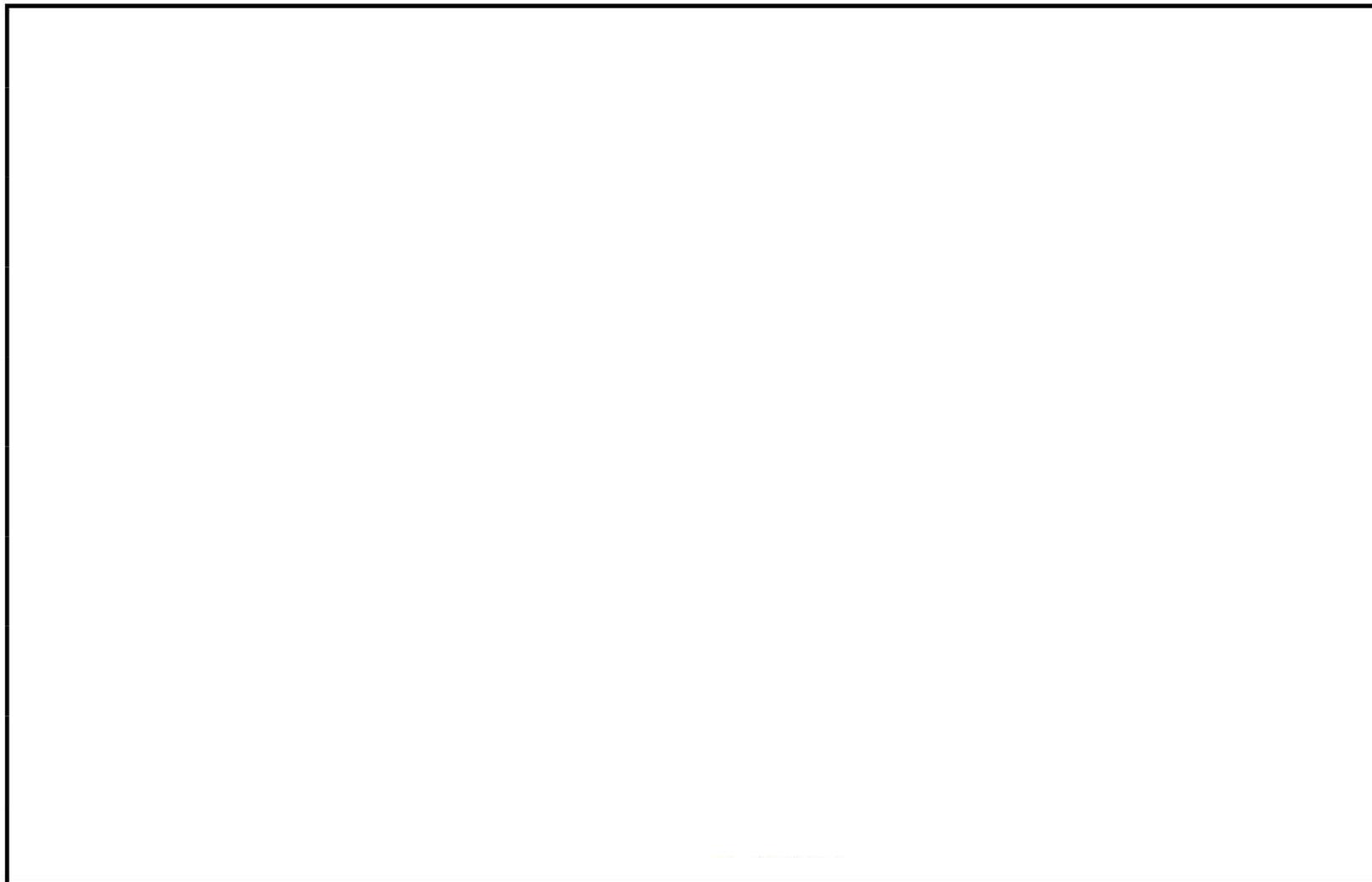
溢水防護対策の詳細 原子炉棟 3階(変更なし)

◆ 基本設計方針の詳細



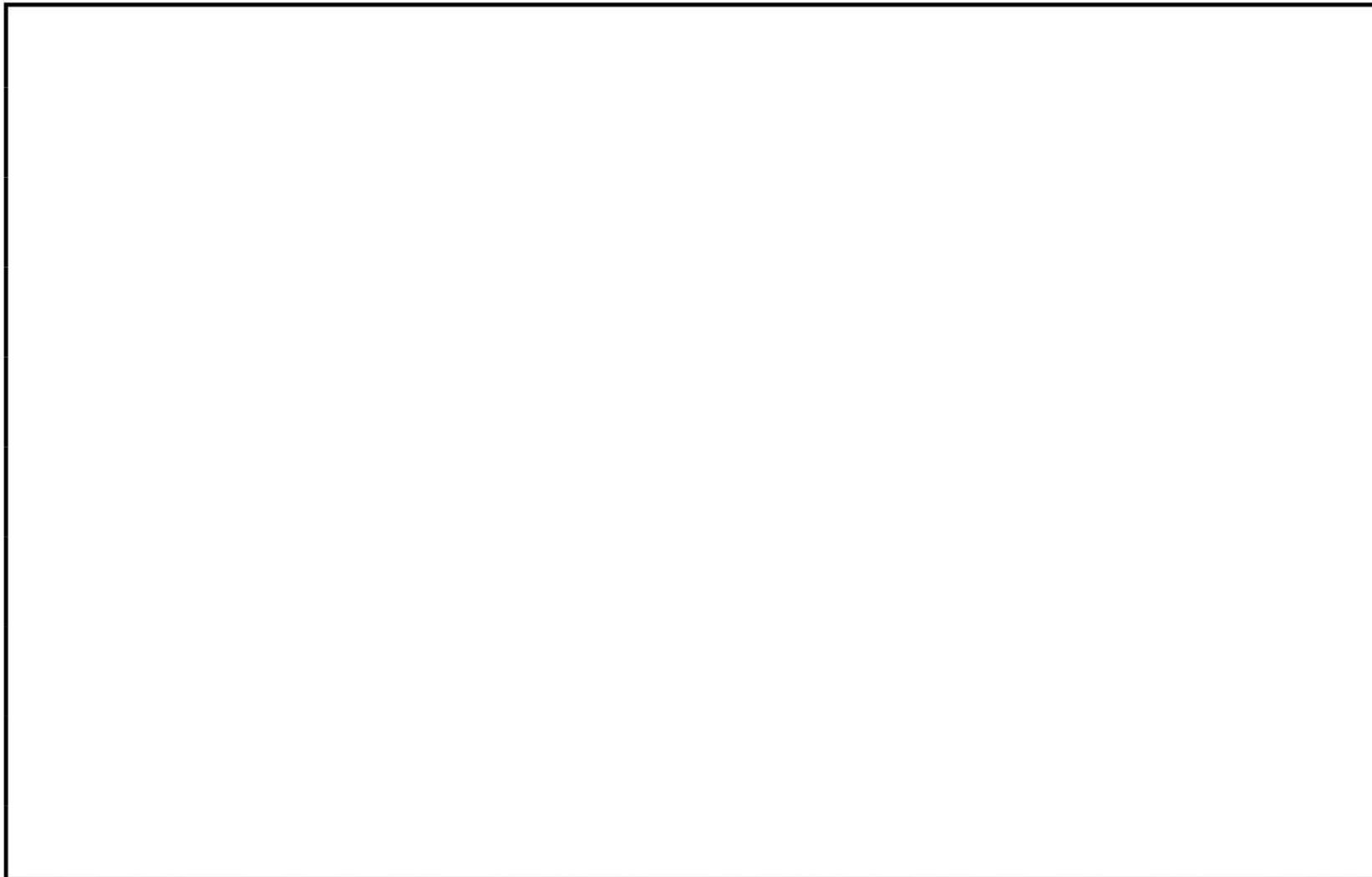
溢水防護対策の詳細 原子炉棟 2階(変更なし)

◆ 基本設計方針の詳細



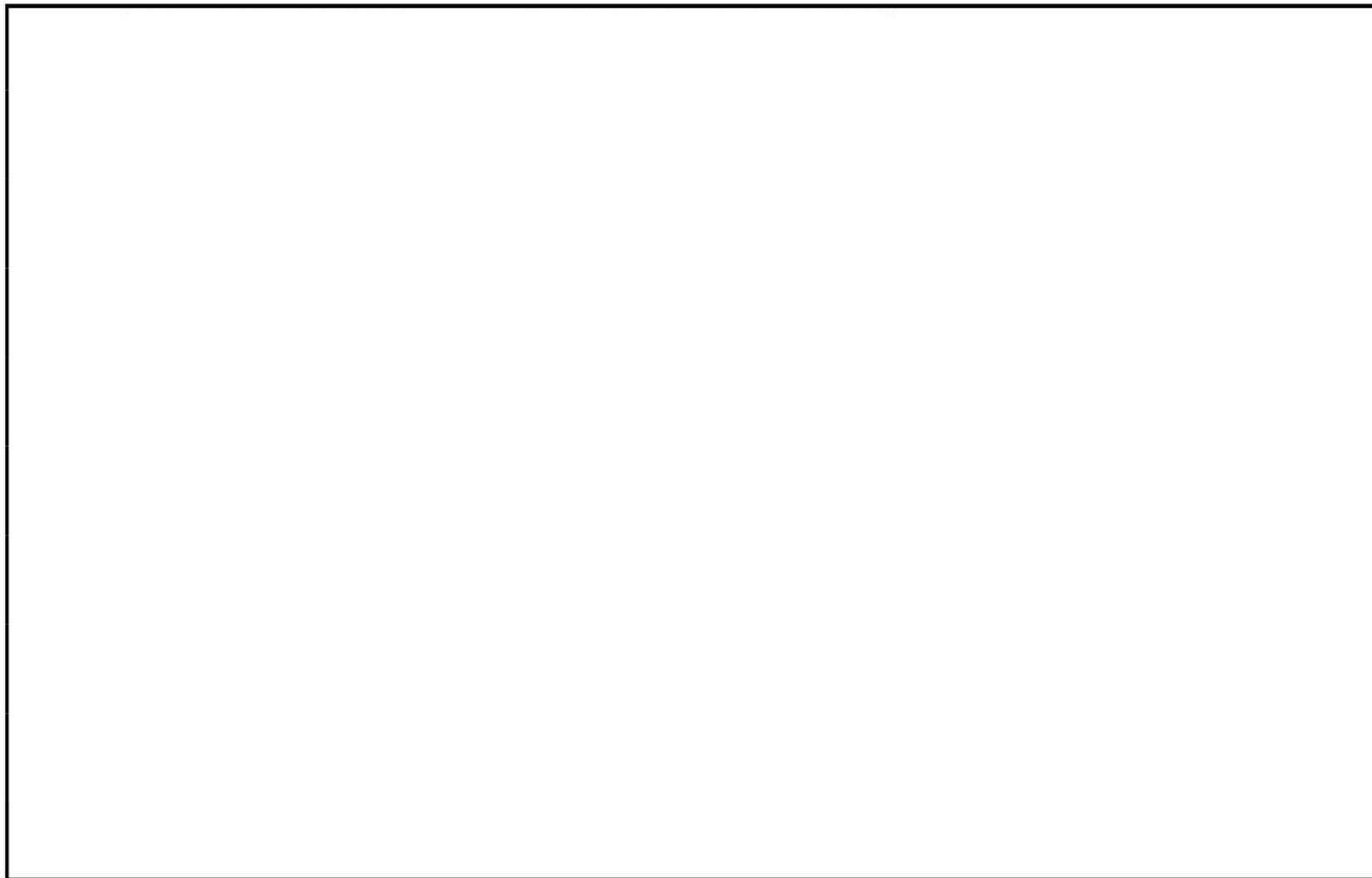
溢水防護対策の詳細 原子炉棟 1階(変更なし)

◆ 基本設計方針の詳細



溢水防護対策の詳細 原子炉棟 地下1階(変更なし)

◆ 基本設計方針の詳細



溢水防護対策の詳細 原子炉棟 地下2階(変更なし)