

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第34条、第47条、第67条、第69条、第73条、第75条及び第76条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる放射線管理施設のうち放射線管理用計測装置の構成、計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。併せて、技術基準規則第34条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録、保存及び外部電源が喪失した場合の計測についても説明する。

- ① なお、技術基準規則第34条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装置のうち設計基準対象施設としてのみ使用する計測装置の構成、計測範囲及び技術基準規則第47条及びその解釈に関わる放射線管理用計測装置の警報機能に関しては、要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、設計基準対象施設に関する表示、電源、記録の保存及びデータ伝送系の多様化並びに重大事故等対処設備に関する放射線管理用計測装置について説明する。

## 2. 基本方針

### 2.1 設計基準対象施設に関する計測

周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率を計測するための固定式周辺モニタリング設備は、非常用所内電気設備に接続するとともに、専用の無停電電源装置を有し、電源の供給元の切替時に発生する短時間の停電時においても電源を供給できる設計とする。指示値は中央制御室及び緊急時対策所へ表示し、中央制御室及び緊急時対策所建屋までの伝送は多様性を有する設計とする。

管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率を計測するためのエリアモニタリング設備のうち、原子炉建屋エリアモニタ（燃料取替フロア燃料プール）は、外部電源が喪失した場合でも計測できるよう、非常用所内電気設備から給電できる設計とする。

技術基準規則第34条及びその解釈に基づき、計測装置の計測結果は、中央制御室に原則表示し、確実に記録計にて継続的に記録し、記録紙は取り替えて保存できる設計とする。ただし、断続的な試料の分析を行う場合は、従事者が測定結果を記録し保存できる設計とする。

### 2.2 重大事故等対処設備に関する計測

技術基準規則第67条及びその解釈に基づき、炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉格納容器外に水素ガスを排出する場合の排出経路における放射性物質濃度を計測するためのプロセスモニタリング設備を設置し、計測結果は中央制御室に表示し、記録及び保存できる設計とする。また、直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電が可能な設計とする。

技術基準規則第69条及びその解釈に基づき、使用済燃料貯蔵槽の上部の空間線量率を、燃料貯蔵設備に係る重大事故等<sup>(注)</sup>により変動する可能性がある範囲にわたり計測するためのエリアモニタリング設備を設置し、計測結果は中央制御室に表示し、記録及び保存できる設計とする。また、直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電が可能な設計とする。

(注) 燃料貯蔵設備に係る重大事故等は以下のとおり

- a. 「実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」第37条 3-1 (a) 及び (b) で定義する想定事故1 (使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故) 及び想定事故2 (サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下する事故) において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下
- b. 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯蔵槽内の水位が異常に低下した場合

### 3. 放射線管理用計測装置の構成

①

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の放射線管理用計測装置における検出器から測定値の指示、表示及び記録に至るシステム構成及び電源構成については、「3.1 プロセスモニタリング設備」、「3.2 エリアモニタリング設備」、「3.3 固定式周辺モニタリング設備」、「3.4 移動式周辺モニタリング設備」に示す。

設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の放射線管理用計測装置による計測結果の表示、記録及び保存については、「3.5 放射線管理用計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」にてとりまとめる。

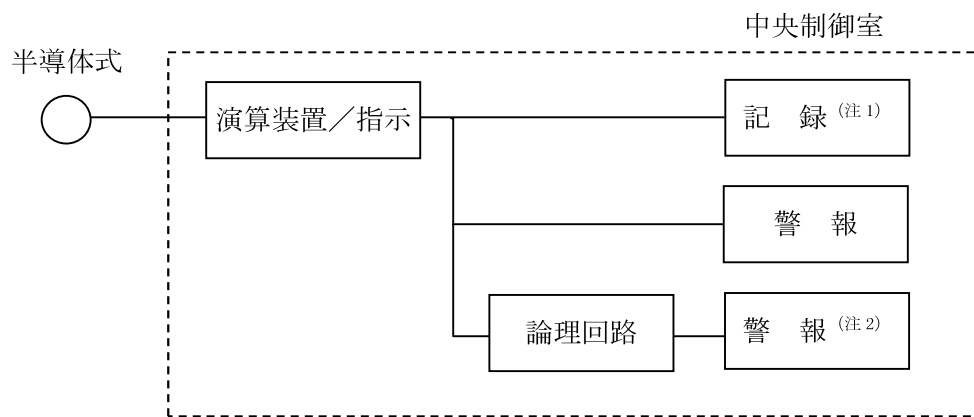
①

(4) 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ

原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタは、設計基準対象施設の機能を有しており、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの検出信号は、半導体式からのパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録する。

また、検出信号が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。

（「図 3.1.2-8 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの概略構成図」及び「図 3.1.2-9 検出器の構造図（原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ）」参照。）



(注 1) 記録計

(注 2) 原子炉建屋ガス処理系起動

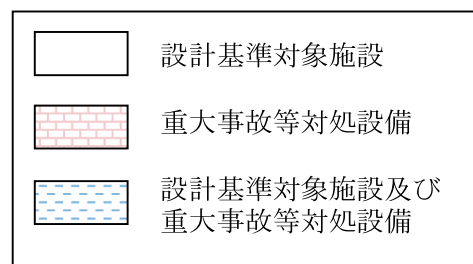


図 3.1.2-8 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの概略構成図

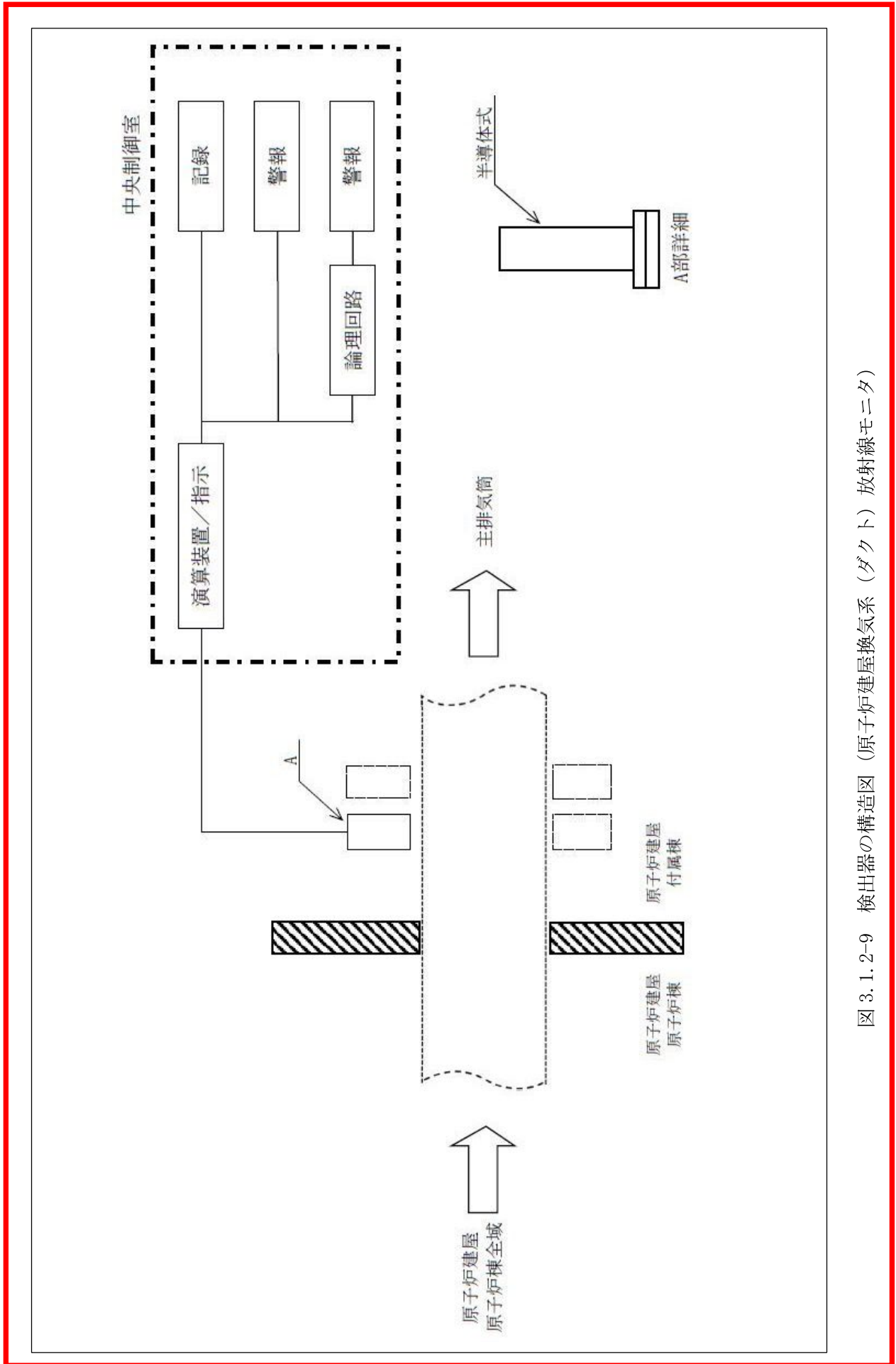


図 3.1.2-9 検出器の構造図 (原子炉建屋換気系 (ダクト) 放射線モニタ)

V-1-1-9 発電用原子炉施設の蒸気タービン，ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第15条第4項及びその「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき、機器の損壊又は配管の破損に伴う飛散物により発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とすることについて説明するとともに、技術基準規則第54条第1項第5号及びその解釈に基づき、悪影響防止として高速回転機器が飛散物とならないことについて説明するものである。

③

配管の破損に関しては、設計基準対象施設に属する設備のうち原子炉冷却材圧力バウンダリの拡大範囲となる弁E12-F009から弁E12-F008まで及び弁E12-F053A, Bから弁E12-F050A, Bまでの主配管（以下「RCPB拡大範囲」という。）が今回の申請範囲となることから、RCPB拡大範囲の破損に伴う飛散物により、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計を行うことについて説明する。

また、機器の損壊に関しては、高速回転機器のうち新たな設計基準対象施設、改造を伴う設計基準対象施設及び重大事故等対処設備が今回の申請範囲となることより、これらの高速回転機器がオーバースピードに起因する損壊に伴う飛散物とならないことを説明する。

なお、重大事故等対処設備のうち、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ、ディーゼル発電機等については、設計基準事故時と使用する系統設備及び使用方法に変更がないこと並びに設計基準対象施設に関しては技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

## 2. 基本方針

③

設計基準対象施設に属する設備は、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。

内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管については、材料選定、強度設計に十分な考慮を払うとともに、「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 J E A G 4613-1998」（日本電気協会）（以下「J E A G 4613」という。）に基づき配管破損を想定し、その結果生じる可能性のある動的影響により、発電用原子炉施設の機能が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うこととする。

また、新たな設計基準対象施設、改造を伴う設計基準対象施設及び重大事故等対処設備については、高速回転機器が損壊し、飛散物とならないように保護装置を設けること等により、オーバースピードとならない設計とする。

### 3. 評価

③

発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定される配管の破損又は機器の損壊には、以下の要因が考えられる。内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管については破損に伴う飛散物により、発電用原子炉施設の安全性を損なわないことを、また、高速回転機器については損壊に伴う飛散物とならないことを評価する。

#### (1) 内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損

- ・ RCPB拡大範囲

#### (2) 高速回転機器の損壊

- ・ 常設代替高圧電源装置，常設高圧代替注水系ポンプ，常設低圧代替注水系ポンプ，電動機駆動消火ポンプ等，今回の申請範囲となる高速回転機器である新たな設計基準対象施設，改造を伴う設計基準対象施設及び重大事故等対処設備を第1表「主要回転機器一覧」に示す。

### 3.1 内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損による飛散物

#### 3.1.1 評価方針

高温高圧の流体を内包する原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する主配管のうちRCPB拡大範囲について、J E A G 4613に基づき配管破損を想定し、以下の評価内容により評価し、設計上考慮する。なお、L B B概念は適用しない。

ただし、J E A G 4613に記載されている基準地震動 $S_1$ については、弾性設計用地震動 $S_d$ と読み替える。また、「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（昭和55年通商産業省告示第501号，最終改正平成15年7月29日経済産業省告示第277号）に関する内容については、「発電用原子力設備規格設計・建設規格（2005年版（2007追補版含む。））＜第I編 軽水炉規格＞ J S M E S N C 1 - 2005/2007」（日本機械学会）（以下「J S M E S N C 1」という。）に従うものとする。

#### 3.1.2 評価内容

評価においては、配管破損想定位置を考慮したうえで、防護対象を防護する。

##### (1) 防護対象

防護対象は、原子炉施設の異常状態において、この拡大を防止し、又は緩和する機能を有するもののうち、次のとおりとする。

a. 原子炉停止系

③ b. 炉心冷却に必要な工学的安全施設及び関連施設

c. 原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放散

### (3) 防護対策の実施

配管破損による動的影響により、他の安全機能を有する構築物、系統及び機器が損傷しないように、必要に応じ以下の措置を講じる設計とする。

- a. 配管破損想定位置と防護対象機器は、十分な離隔距離をとる。
- b. 配管破損想定位置又は防護対象機器を障壁で囲む。
- c. 上記のいずれかの対策がとれない場合、配管破損による動的影響に十分耐えるパイプホイッププレストレイント等を設ける。

#### 3.1.3 評価結果

③

RCPB拡大範囲における配管破損に関し、J E A G 4613に基づき評価した結果、発生応力又は疲労累積係数が所定の値を超える箇所はなく、配管破損想定位置は弁E12-F009から弁E12-F008まで及び弁E12-F053A, Bから弁E12-F050A, Bまでの各配管において格納容器外に位置するターミナル・エンド（配管アンカーサポート点）の3箇所であることを確認した。また、当該配管破損想定位置は障壁で囲まれていること及び障壁内に設置される防護対象については多重化が考慮されていることを確認した。したがって、配管の破損に伴う飛散物により発電用原子炉施設の安全性は損なわれない。

### 3.2 高速回転機器の損壊による飛散物

#### 3.2.1 評価方針

ポンプ、ファン等の回転機器は、使用材料の検査、製品の品質管理、規格等に基づき安全設計及び定期検査により損壊防止を図ること並びにディーゼル駆動補機及びタービン駆動補機については、調速装置及び非常調速装置等を設けることにより損壊防止対策が十分実施される。具体的な回転機器のオーバースピードに起因する損壊防止対策については、「3.2.2 評価内容」により評価し、必要に応じ設計上考慮する。

#### 3.2.2 評価内容

高速回転機器については、機器毎に駆動源が異なるため、それぞれオーバースピードに対する損壊防止について必要に応じ設計上考慮する。

##### (1) 電動補機

誘導電動機を駆動源とする機器は、供給側の電源周波数が一定であることより、負荷（インペラ側の水等）が喪失しても、電流が変動するのみで回転速度は一定を維持し、オーバースピードとならないため、設計上考慮する必要はない。



第1表 主要回転機器一覧

補機（回転機器）		電動	ディーゼル 駆動	タービン 駆動
設計基準 対象施設	非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	○		
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	○		
	電動機駆動消火ポンプ	○		
	ディーゼル駆動消火ポンプ		○	
	構内消火用ポンプ	○		
	ディーゼル駆動構内消火ポンプ		○	
	中央制御室換気系空気調和機ファン*	○		
	中央制御室換気系フィルタ系ファン*	○		
	非常用ガス処理系排風機*	○		
重大事故等 対処設備	代替燃料プール冷却系ポンプ	○		
	常設高圧代替注水系ポンプ			○
	常設低圧代替注水系ポンプ	○		
	可搬型代替注水大型ポンプ		○	
	可搬型代替注水中型ポンプ		○	
	代替循環冷却系ポンプ	○		
	緊急用海水ポンプ	○		
	緊急時対策所非常用送風機	○		
	常設代替高圧電源装置		○	
	常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ	○		
	緊急時対策所用発電機		○	
	緊急時対策所用発電機給油ポンプ	○		
	可搬型代替低圧電源車		○	
窒素供給装置用電源車		○		

注記 \*：改造を伴う機器を示す。

③

NT2 補② V-1-1-9 R1E

補足-100-1 【発電用原子炉施設の蒸気タービン，ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書】

## 4. 原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破損による損傷防護について

### 4.1 概要

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第15条第4項及びその「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に基づき、配管の破損に伴う飛散物により発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とすることについて説明するものである。

③

配管破損に関しては、設計基準対象施設に属する設備のうち新規基準において拡大となった原子炉冷却材圧力バウンダリ（以下「RCPB」という。）の範囲を除く、既存のRCPB範囲について配管破損に伴う飛散物により、発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計を行うことについて説明する。

### 4.2 基本方針

設計基準対象施設に属する設備は、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損に伴う飛散物により安全性を損なわない設計とする。

内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管については、材料選定、強度設計に十分な考慮を払うとともに、「原子力発電所配管破損防護設計技術指針 J E A G 4613-1998」（日本電気協会）（以下「J E A G 4613」という。）に基づき配管破損を想定し、その結果生じる可能性のある動的影響により、発電用原子炉施設の機能が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うこととする。

なお、配管破損想定位置の想定にあたって、応力算出には地震動  $S_d$  を用いる。

### 4.3 評価

発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定される内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損に伴う飛散物により、発電用原子炉施設の安全性を損なわないことを評価する。

#### 4.3.1 内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管の破損による飛散物

##### 4.3.1.1 評価方針

③

高温高圧の流体を内包する原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する主配管のうち既存のRCPB範囲について、J E A G 4613に基づき配管破損を想定し、以下の評価内容により評価し、設計上考慮する。なお、L B B 概念は適用しない。

ただし、J E A G 4613に記載されている基準地震動  $S_1$  については、弾性設計用地震動  $S_d$  と読み替える。また、「発電用原子力設備に関する

構造等の技術基準」(昭和55年通商産業省告示第501号, 最終改正平成15年7月29日経済産業省告示第277号)に関する内容については, 「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005年版(2007追補版含む。)) <第I編 軽水炉規格> J S M E S N C 1 - 2005/2007」(日本機械学会)(以下「J S M E S N C 1」という。)に従うものとする。

#### 4.3.1.2 評価内容

評価においては, 配管破損想定位置を考慮したうえで, 防護対象を防護する。

##### (1) 防護対象

防護対象は, 原子炉施設の異常状態において, この拡大を防止し, 又は緩和する機能を有するもののうち, 次のとおりとする。

- a. 原子炉停止系
- ③ b. 炉心冷却に必要な工学的安全施設及び関連施設
- c. 原子炉冷却材喪失時に圧力障壁となり, かつ, 放射性物質の放散に対する障壁を形成するよう設計された範囲の施設

##### (2) 配管破損想定位置

既存のRCPB範囲について, J E A G 4613に基づき, ターミナル・エンド及び発生応力又は疲労累積係数が所定の値を超える点を配管破損想定位置とする。

- a. ターミナル・エンド
- b. 供用状態A, B及び(1/3)  $S_d$ 地震荷重\*に対して次のいずれかの条件を満たす点
  - (a)  $S_n > 2.4 S_m$ , かつ,  $S_e > 2.4 S_m$
  - (b)  $S_n > 2.4 S_m$ , かつ,  $S_n' > 2.4 S_m$

ただし,  $S_n$  : J S M E S N C 1 PPB-3531の計算式に準じて計算した一次+二次応力。

$S_e$  : J S M E S N C 1 PPB-3536(6)の計算式に準じて計算した熱膨張応力。

$S_n'$  : J S M E S N C 1 PPB-3536(3)の $S_n$ の計算式に準じて計算した一次+二次応力。

$S_m$  : J S M E S N C 1 付録材料図表Part5表1に規定される材料の設計応力強さ。

(c) 疲労累積係数  $> 0.1$

ただし、上述する疲労累積係数は供用状態 A、B における疲労累積係数に  $(1/3) S_d$  ( $S_d - D1$ ,  $S_d - 11$ ,  $S_d - 12$ ,  $S_d - 13$ ,  $S_d - 14$ ,  $S_d - 21$ ,  $S_d - 22$  及び  $S_d - 31$ ) 地震のみによる疲労累積係数を加算したものとする。

注記 \* :  $S_d$  ( $S_d - D1$ ,  $S_d - 11$ ,  $S_d - 12$ ,  $S_d - 13$ ,  $S_d - 14$ ,  $S_d - 21$ ,  $S_d - 22$  及び  $S_d - 31$ ) 地震とは、添付資料「V-2 耐震性に関する説明書」のうち、添付書類「V-2-1-1 耐震設計の基本方針の概要」に示す弾性設計用地震動  $S_d - D1$ ,  $S_d - 11$ ,  $S_d - 12$ ,  $S_d - 13$ ,  $S_d - 14$ ,  $S_d - 21$ ,  $S_d - 22$  及び  $S_d - 31$  による動的地震力をいう。なお、弾性設計用地震動  $S_d$  の概要は、添付書類「V-2 耐震性に関する説明書」のうち、添付書類「V-2-1-2 基準地震動  $S_s$  及び弾性設計用地震動  $S_d$  の策定概要」に示す。

(3) 防護対策の実施

配管破損による動的影響により、他の安全機能を有する構築物、系統及び機器が損傷しないように、必要に応じ以下の措置を講じる設計とする。

- a. 配管破損想定位置と防護対象機器は、十分な離隔距離をとる。
- b. 配管破損想定位置又は防護対象機器を障壁で囲む。
- c. 上記のいずれかの対策がとれない場合、配管破損による動的影響に十分耐えるパイプホイッププレストレイント等を設ける。

4.3.1.3 評価結果

③

既存のRCPB範囲における配管破損に関し、J E A G 4613に基づき評価した結果、発生応力又は疲労累積係数が所定の値を超える箇所及び各配管におけるターミナル・エンドがあり、配管破損を想定する箇所があることを確認した。

既存のRCPB範囲における配管破損想定位置を第1表に、各系統の配管鳥瞰図を第1図から第16図に示す。

これらの配管破損想定位置は必要な強度を有するパイプホイッププレストレイントが設置されている、又は設置されていない配管については、配管

- ③ 破損想定位置近傍に防護対象設備がないことを確認した。したがって、配管の破損に伴う飛散物により発電用原子炉施設の安全性は損なわれない。

第 1 表 RCPB 範囲における配管破損想定位置

対象		配管破損想定位置の有無		パイプホイップレストレイント設置の有無	破損想定位置近傍の防護対象設備の有無
系統名	モデル No.	ターミナル・エンド	発生応力又は疲労累積係数が所定の値を超える点		
給水系	FDW-1, 2, 3, 4, 9	有	有	有	—
	FDW-5, 6, 7, 8, 11	有	有	有	—
主蒸気系	MS-A	有	有	有	—
	MS-B	有	有	有	—
	MS-C	有	有	有	—
	MS-D	有	有	有	—
	MS-24	有	有	無	無
原子炉冷却材再循環系	PLR-PD-1	有	有	有	—
	PLR-PD-2	有	有	有	—
原子炉隔離時冷却系	RCIC-19, 20, 29	有	無	無	無
	RCIC-24-1	有	無	無	無
	RCIC-24-2	有	有	無	無
残留熱除去系	RHR-PD-29	有	無	有	—
	RHR-PD-35	有	無	有	—
	RHR-PD-36	有	無	有	—
原子炉冷却材浄化系	CU-PD-9	有	有	有	—

## 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの変更認可申請に伴う影響について 【第35条 安全保護装置】

### 1. 基準適合性の確認範囲

#### ①安全保護装置の機能について

既工事計画においては、安全保護装置は、運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、その異常な状態を検知し及び原子炉緊急停止系その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉緊急停止系及び工学的安全施設を自動的に作動させる設計とすることを記載している。

「V-1-5-3 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書」（1頁参照）

「V-1-5-4 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書」（7, 8, 15, 19頁参照）  
今回の変更認可申請に伴い、上記の設計に変更がないことを確認する。

#### ②不正アクセス行為等の被害の防止について

既工事計画においては、安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、外部ネットワークと物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止及びウイルス等の侵入防止並びに物理的及び電气的アクセスの制限を設け、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作及びウイルス等の侵入を防止する措置を講ずること、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できる設計とすることを記載している。

「V-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」（1, 121～125頁参照）  
今回の変更認可申請に伴い、不正アクセス行為等の被害を防止する設計に変更がないことを確認する。

原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの変更認可申請に伴う影響について  
**【第35条 安全保護装置】**

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
<p>V-1-5-3 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書                      V-1-5-4 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>今回の放射線モニタの改造により，原子炉建屋ガス処理系の作動回路及び起動（作動）信号の設定値に変更がないことを確認した。【①】</li> </ul>
<p>V-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>今回の放射線モニタの改造により，不正アクセス行為等の被害を防止する設計に変更がないことを確認した。【②】</li> </ul>



## 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの変更認可申請に伴う影響について

### 【第35条 安全保護装置】

3. まとめ
  - ・ 今回の放射線モニタの改造について、原子炉建屋ガス処理系を自動的に作動させる安全保護装置の構成に変更がないことを確認した。
  - ・ 安全保護装置に要求される機能に変更が無いため、既工事計画で確認された技術基準の適合性に影響を与えない。
  - ・ 既工事計画で確認された設計を変更するものではない。また、安全保護装置に関する基本設計方針についても変更がないことから、審査対象条文とならない。

V-1-5-1 計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第34条、第35条、第47条、第67条、第68条及び第73条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる計測制御系統施設のうち計測装置の構成、計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。併せて技術基準規則第34条及びその解釈に関わる計測装置の計測結果の記録の保存についても説明するとともに、計測装置の機能を有した安全保護装置に関して、技術基準規則第35条及びその解釈に関わる計測制御系統施設のうち安全保護装置の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ために必要な措置について説明する。

なお、技術基準規則第34条及びその解釈に関わる計測装置のうち設計基準対象施設としてのみ使用する計測装置の構成及び計測範囲、技術基準規則第35条及びその解釈に関わる安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止以外の構成並びに技術基準規則第47条の計測装置の警報動作範囲に関しては、要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。

今回は、計測制御系統施設のうち設計基準対象施設に関する計測結果の記録の保存及び安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止並びに重大事故等対処設備に関する計測装置の構成、計測範囲について説明する。

## 2. 基本方針

### 2.1 設計基準対象施設に関する計測

#### (1) 計測結果の記録の保存

技術基準規則第34条及びその解釈に基づき、発電用原子炉の停止及び炉心の冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータの計測装置の計測結果は、原則、確実に記録計にて継続的に記録し、記録紙は取り替えて保存できる設計とし、断続的な試料の分析を行う場合は、従事者が測定結果を記録し保存できる設計とする。

#### ② (2) 安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止

技術基準規則第35条及びその解釈に基づき、安全保護装置のうち、アナログ回路で構成する機器は、外部ネットワークとの物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止、物理的及び電氣的アクセスの制限を設けることにより、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作を防止すること等の措置を講じることで、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設計とする。

安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、外部ネットワークと物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止及びウイルス等の侵入防止、物理的及び電氣的アクセスの制限を設けることにより、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作及びウイルス等の侵入を防止すること等の措置を講じることで、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設計とする。

### 3.3 安全保護装置

安全保護装置は、検出信号処理において一部デジタル演算処理を行う機器がある他は、アナログ回路で構成している。また安全保護装置とそれ以外の設備との間で用いる信号はアナログ信号（接点信号を含む）であり、外部ネットワークを介した不正アクセス等による被害を受けることはない。

安全保護装置を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう独立性を確保する設計とする。例として、原子炉緊急停止系の構成例を「図 3.3-1 原子炉緊急停止系の構成例」に示す。

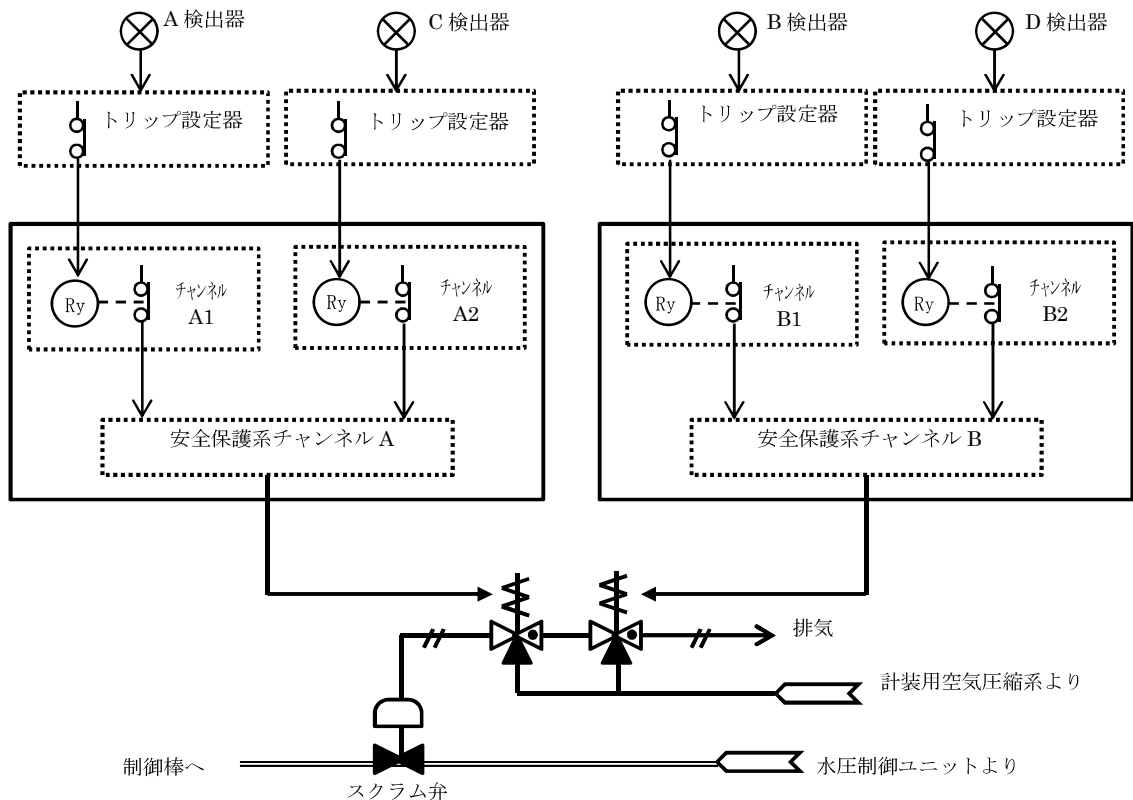


図 3.3-1 原子炉緊急停止系の構成例

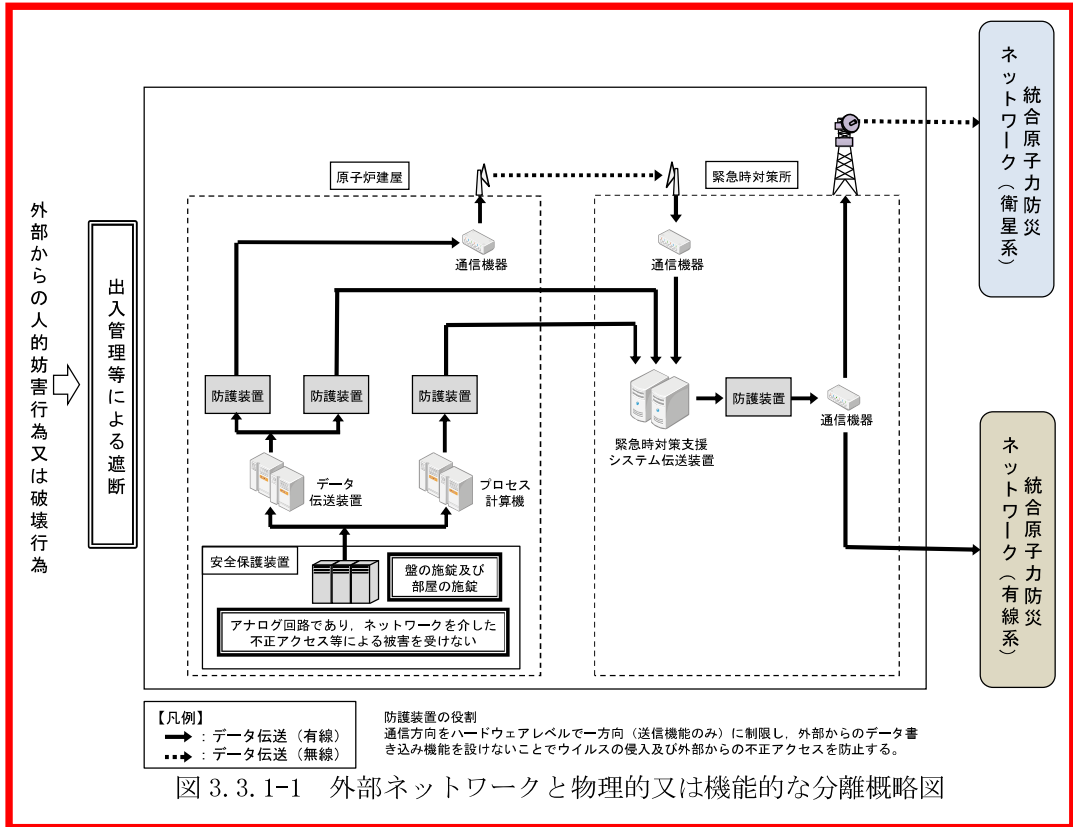
#### ② 3.3.1 不正アクセス行為等の被害の防止

安全保護装置のうち、アナログ回路で構成する機器は、外部ネットワークとの物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止、物理的及び電氣的アクセスの制限を設けることにより、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作を防止すること等の措置を講じることで、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設計とする。

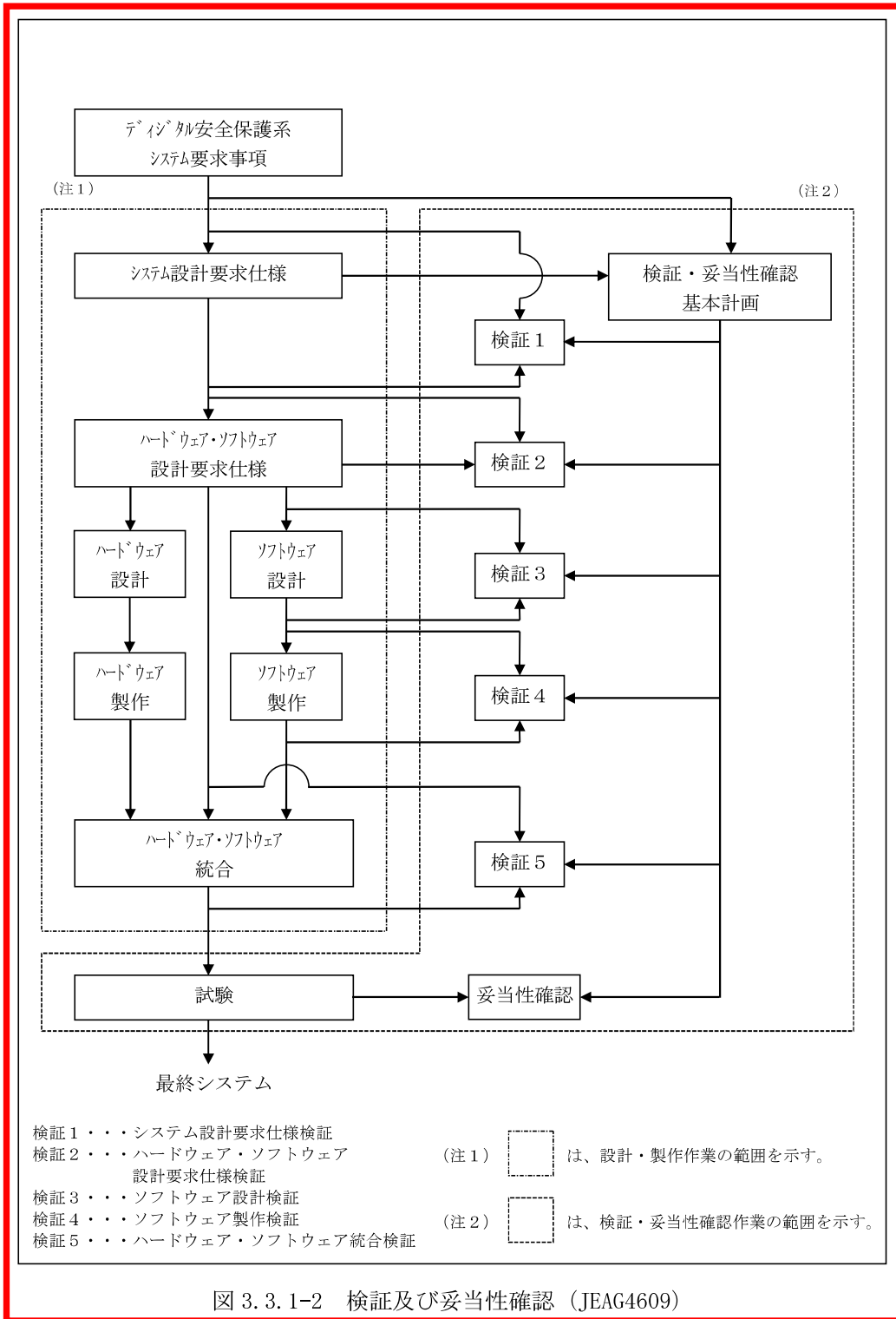
安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、外部ネットワークと物理的分離及び機能的分離、外部ネットワークからの遠隔操作防止及びウイルス等の侵入防止、物理的及び電氣的アクセスの制限を設けることにより、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作及びウイルス等の侵入を防止すること等の措置を講じる

- ② ことで、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設計とする。
- (1) 外部ネットワークと物理的な分離  
安全保護装置は、盤に対する施錠によりハードウェアを直接接続させないことにより物理的に分離する設計とする。  
安全保護装置は、盤の施錠等によりハードウェアを直接接続させない措置を実施することを保安規定に定める。
- (2) 外部ネットワークと機能的な分離  
安全保護装置は、統合原子力防災ネットワークに接続されている緊急時対策支援システム伝送装置等外部からの侵入に対して、防護装置を介して外部への信号の流れを送信のみに制限することにより機能的に分離する設計とする。（「図 3.3.1-1 外部ネットワークと物理的又は機能的な分離概略図」参照。）
- (3) コンピュータウイルスが動作しない環境  
安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、計算機固有のプログラム及び言語を使用し一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境となる設計とする。
- (4) 物理的及び電氣的アクセスの制限  
人的侵入や不正行為が発生しないように、発電所への入域の出入管理、盤の施錠、部屋の施錠等による物理的アクセスを制限する設計とするとともに、安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器のパスワード管理により電氣的アクセスを制限する設計とする。
- (5) システムの導入段階、更新段階または試験段階で承認されていない変更を防ぐ対策  
安全保護装置のうち、一部デジタル演算処理を行う機器は、「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規定」（JEAC4620-2008）及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」（JEAG4609-2008）、又は米国 Regulatory Guide 1.152「原子力発電所安全関連システムのプログラマブルデジタル計算機システムソフトウェアの基準」に準じて、設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証及び妥当性確認（コンピュータウイルスの混入防止含む。）がなされたソフトウェアを使用する設計とする。（「図 3.3.1-2 検証及び妥当性確認（JEAG4609）」及び「表 3.3.1-1 各検証項目における検証内容」参照）
- (6) 有線又は無線による外部ネットワークからの遠隔操作の防止及びウイルス等の侵入防止  
外部ネットワークと物理的な分離及び機能的な分離、コンピュータウイルスが動作しない環境、物理的及び電氣的アクセスの制限、システムの導入段階、更新段階または試験段階で承認されていない変更を防ぐ対策を行うことにより有線又は無線による外部ネットワークからの遠隔操作及びウイルス等の侵入を防止できる設計とする。

②



②



②

表 3.3.1-1 各検証項目における検証内容

検証項目	検証内容
検証 1	JEAC4620 のデジタル安全保護系システム要求事項が正しくシステム設計要求仕様に反映されていることを検証する。
検証 2	システム設計要求仕様が正しくソフトウェア設計要求仕様に反映されていることを検証する。
検証 3	ソフトウェア設計要求仕様が正しくソフトウェア設計に反映されていることを検証する。
検証 4	ソフトウェア設計通りに正しくソフトウェアが製作されていることを検証する。
検証 5	ハードウェアとソフトウェアを統合してハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様通りのシステムとなっていることを検証する。
妥当性確認	ソフトウェアとハードウェアを統合して検証されたシステムが、JEAC4620 のデジタル安全保護系システム要求事項を満足していることを確認する。



V-1-5-3 工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書

## 1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 35 条、第 59 条及び第 61 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる、工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠について説明する。

今回、設計基準対象施設である、工学的安全施設等の作動信号のうち、設定値を変更する、原子炉水位低、原子炉水位異常低下（レベル 2）及び原子炉水位異常低下（レベル 1）について説明する。なお、変更後の設定値は設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化の解析及び事故の解析において燃料要素の許容損傷限界を超えないことを確認している。重大事故等対処設備に関しては、工学的安全施設等の自動作動信号を発信する設備として、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備及び原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備を設置したことから、本設備から発信される作動信号の設定値根拠について説明する。

## 2. 基本方針

### ① 2.1 工学的安全施設

運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合においても、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとするため、原子炉停止系統と併せて機能する以下の工学的安全施設の作動回路を設ける。各工学的安全施設の起動（作動）信号の考え方を以下に示す。

#### (1) 主蒸気隔離弁

原子炉水位異常低下（レベル 2）、主蒸気管圧力低、主蒸気管放射能高、主蒸気管トンネル温度高、主蒸気管流量大、復水器真空度低のいずれかの信号により作動（閉）する。

#### (2) その他の原子炉格納容器隔離弁

ドライウエル圧力高、原子炉水位低、原子炉水位異常低下（レベル 2）のいずれかの信号によりその他の原子炉格納容器隔離弁は作動（閉）する。

### ① (3) 原子炉建屋ガス処理系

原子炉建屋放射能高、ドライウエル圧力高、原子炉水位低のいずれかの信号により原子炉建屋ガス処理系は起動する。

#### (4) 高圧炉心スプレイ系

ドライウエル圧力高、原子炉水位異常低下（レベル 2）のいずれかの信号により高圧炉心スプレイ系は起動する。

#### (5) 低圧炉心スプレイ系

ドライウエル圧力高、原子炉水位異常低下（レベル 1）のいずれかの信号により低圧炉心スプレイ系は起動する。

V-1-5-4 発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る  
制御方法に関する説明書

NT2 補① V-1-5-4 R0

発電機の負荷喪失場合には設定負荷信号を零に戻し、タービン蒸気加減弁、インターセプト弁を全閉するようになっている。さらに、発電機が定格出力の40%以上で運転中に負荷遮断が発生した場合には、出力-負荷アンバランスリレーにより、タービン蒸気加減弁、インターセプト弁を急速に閉鎖させる。

### (3) 圧力制御装置

タービンの入口圧力は圧力制御装置で制御される。実際の圧力と設定圧力との平均誤差はある調定率で蒸気流量信号に変換され、低値優先回路に入る。低値優先回路では、負荷制御装置からの制御弁流量信号と比較される。負荷制御装置からの流量信号はある一定のバイアスがかけられ、圧力制御装置からの流量信号よりも高くなっている。従って、定常運転時にはいつも圧力制御装置からの流量信号がタービン蒸気加減弁の流量制御装置へ送られる。

また高値優先回路を出た流量信号はバイパス制御装置へも送られる。

### (4) バイパス制御装置

バイパス制御装置は、圧力制御装置からの流量信号が実際のタービン蒸気加減弁の流量信号よりも大きくなった場合に、タービンバイパス弁を開けるものである。この回路にはバイアスがかけてあり、多少の圧力変動ではタービンバイパス弁は開かないようになっている。

また、最大流量制限がありタービン蒸気加減弁とタービンバイパス弁流量との合計をある範囲内に制限している。

蒸気タービン起動時及び停止時には、原子炉で発生した蒸気を流すためにタービンバイパス弁ジャッキがある。このタービンバイパス弁ジャッキからの信号は高値優先回路を通りタービンバイパス弁流量信号となり流量制御装置に送られる。

### (5) 流量制御装置

タービン蒸気加減弁、インターセプト弁、タービンバイパス弁に独立して流量制御装置があり、各弁の開閉をサーボ弁制御により行う。

## ① 3.4.4 安全保護系（原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設作動回路）及びその他の工学的安全施設等の作動設備

発電用原子炉の異常状態を検知した場合に発電用原子炉を停止させ、必要に応じて非常用炉心冷却設備を作動させることにより燃料要素の許容損傷限界を超える等のことがない設計とする原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設等の作動設備。運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象(以下「ATWS」という。)が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行させるATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）及びATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）並びに原子炉冷却材圧力バウ

ンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の自動減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する過渡時自動減圧機能について以下に示す。

(1) 原子炉緊急停止系作動回路

原子炉緊急停止系作動回路は、発電用原子炉の安全性を損なうおそれのある運転時の異常な過渡変化あるいは設計基準事故が発生した場合又は発生が予想される場合に、それを抑制あるいは防止するため、異常を検知し原子炉をスクラムさせる。

原子炉緊急停止系作動回路は、2チャンネルで構成され各チャンネルには、1つの測定変数に対して少なくとも2つ以上の独立したトリップ接点があり、いずれかの接点の動作でそのチャンネルがトリップし、両チャンネルの同時のトリップに対して、原子炉がスクラムされるようになっている。

原子炉スクラム信号一覧表を「表 3.4.4-1 原子炉スクラム信号一覧表」に示すとともに、安全評価の条件である応答時間及びその内訳を「表 3.4.4-2 解析に使用する原子炉スクラム信号の応答時間」に示す。

① (2) 工学的安全施設作動回路

工学的安全施設作動回路は、原子炉冷却材喪失あるいは主蒸気管破断等に際して、事故の拡大の防止及び環境への放射性物質の放出を抑制するため、異常を検知し工学的安全施設を作動させる。

工学的安全施設作動回路は、発電用原子炉の諸変数を監視する多重計測回路と、そこから信号を受けて工学的安全施設を作動させる論理回路とで構成する。

工学的安全施設作動信号一覧表を「表 3.4.4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表」の「1. 工学的安全施設作動信号」に示すとともに、安全評価の条件である応答時間及びその内訳を「表 3.4.4-4 解析に使用する工学的安全施設の作動信号の応答時間」に示す。

(3) A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

運転時の異常な過渡変化に対して、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉スクラム系統とは独立した原子炉圧力高（A T W S）又は原子炉水位異常低下（レベル2）の信号により、全制御棒を全挿入させる。あるいは、操作スイッチを手動で操作することで作動させる。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動信号を「表 3.4.4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表」の「2. A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動信号」に示す。

(4) A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）

運転時の異常な過渡変化に対して、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉スクラム系統とは独立した原子炉圧力高（A T W S）又

表 3.4.4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表 (2/6)

工学的安全施設等の作動信号の種類			検出器及び作動信号				工学的安全施設等の作動信号を発信させない条件
			検出器の種類	個数	工学的安全施設等の作動に要する信号の個数	設定値	
その他の原子炉格納容器隔離弁	*16 (1)	ドライウエル 圧力高	格納容器 圧力検出器	4	2*4	13.7 kPa 以下	—
		原子炉 水位低	原子炉水位 検出器	4		1372 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
	*17 (2)	原子炉 水位低	原子炉水位 検出器	4	2*5	1372 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
	*18 (3)	原子炉水位 異常低下 (レベル2)	原子炉水位 検出器	4	2*5	1243 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
① 原子炉建屋ガス処理系		原子炉建屋 放射能高	原子炉建屋 放射能 検出器	8	2*6	通常運転時の 放射能の10 倍以下	—
		ドライウエル 圧力高	格納容器圧 力検出器	4	2*7	13.7 kPa 以下	—
		原子炉 水位低	原子炉水位 検出器	4		1372 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—
高圧炉心スプレイ系		ドライウエル 圧力高	格納容器 圧力検出器	4	2*8	13.7 kPa 以下	—
		原子炉水位 異常低下 (レベル2)	原子炉水位 検出器	4	2*8	1243 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	—

NT2 補① V-1-5-4 R1

表 3.4.4-3 工学的安全施設等の作動信号一覧表 (6/6)

4. 過渡時自動減圧機能の作動信号

工学的安全施設等の 作動信号の種類	検出器及び作動信号				工学的安全施設等 の作動信号を発信 させない条件	
	検出器の 種類	個数	工学的安全施設等 の作動に要する信 号の個数	設定値		
過渡時自動減圧機能	原子炉水位 異常低下 (レベル1)	原子炉水位 検出器	4	2*15	961 cm 以上 (原子炉圧力 容器零レベル より)	自動減圧系の起動 阻止スイッチに より過渡時自動減 圧機能の作動信号 を阻止できる

\*1：主蒸気隔離弁の作動回路は 2 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 主蒸気隔離弁は閉となる。

\*2：主蒸気隔離弁の作動回路は 20 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 主蒸気隔離弁は閉となる。

\*3：主蒸気隔離弁の作動回路は 8 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 主蒸気隔離弁は閉となる。

\*4：内側及び外側隔離弁の各作動回路は各検出器 1 個ずつからなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 隔離弁は閉となる。

\*5：内側及び外側隔離弁の各作動回路は検出器 1 個ずつからなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する検出器が同時に動作すれば, 隔離弁は閉となる。

① \*6：原子炉建屋ガス処理系 A, B の各作動回路は 2 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 原子炉建屋ガス処理系起動となる。

\*7：原子炉建屋ガス処理系 A, B の各作動回路は各検出器 1 個ずつからなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, A, B 各々に属する最低 1 個の検出器が同時に動作すれば, 原子炉建屋ガス処理系起動となる。

\*8：高圧炉心スプレイ系の作動回路は 4 個の検出器からなる並列の論理和回路で構成され, 最低 2 個の検出器が同時に動作すれば, 高圧炉心スプレイ系起動となる。

\*9：低圧炉心スプレイ系の作動回路は各検出器 2 個ずつの計 4 個の検出器からなる並列の論理和回路で構成され, 最低 2 個の検出器が同時に動作すれば, 低圧炉心スプレイ系起動となる。

\*10：残留熱除去系の作動回路は各検出器 2 個ずつからなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, 同じチャンネルに属する最低 2 個の検出器が同時に動作すれば, 1 系統以上の論理回路の成立で低圧注水系 1 系統以上起動となる。

\*11：自動減圧系の作動回路は 2 個の検出器からなる A, B2 系統のチャンネルで構成され, 同じ

NT2 補① V-1-5-4 R1

## 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの変更可申請に伴う影響について

## 【第47条 警報装置等】

## 1. 基準適合性の確認範囲

## ① 警報装置等の施設について

既工事計画においては、警報装置等のうち、発電用原子炉施設の機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合（原子炉建屋原子炉棟内の放射能レベルが設定値を超えた場合、主蒸気管又は空気抽出器排ガス中の放射能レベルが設定値を超えた場合等）に、これらを確実に検出して自動的に警報する装置（原子炉建屋放射能高、主蒸気管放射能高等）を施設していることを記載している。

「補足-5【原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ改工事の概要について】」

「V-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」（15, 16, 41, 46, 49頁参照）

今回の変更可申請に伴い、上記の警報装置の構成及び主要仕様に変更がないことを確認する。



原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの変更可申請に伴う影響について  
**【第47条 警報装置等】**

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
<p>補足-5 【原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ改造工事の概要について】</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 今回の放射線モニタの改造により，警報装置の構成に変更がないことを確認した。【①】</li> </ul>
<p>V-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 今回の放射線モニタの改造により，原子炉建屋換気系（ダクト）モニタは，通常運転時等において，警報機能を有することとしており，計測装置の構成，検出器の種類，測定範囲及び警報動作範囲に変更がないことを確認した。【①】</li> </ul>

## 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの変更可申請に伴う影響について

### 【第47条 警報装置等】

3. まとめ
  - ・ 今回の放射線モニタの改造について、原子炉建屋放射能高の警報装置の構成に変更がないことを確認した。
  - ・ 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの計測装置の構成、検出器の種類、測定範囲、警報動作範囲に変更がなく、要求される機能に変更がないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
  - ・ 既工事計画で確認された設計を変更するものではない。また、警報装置等に関する基本設計方針についても変更がないことから、審査対象条文とならない。

V-1-7-1 放射線管理用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書

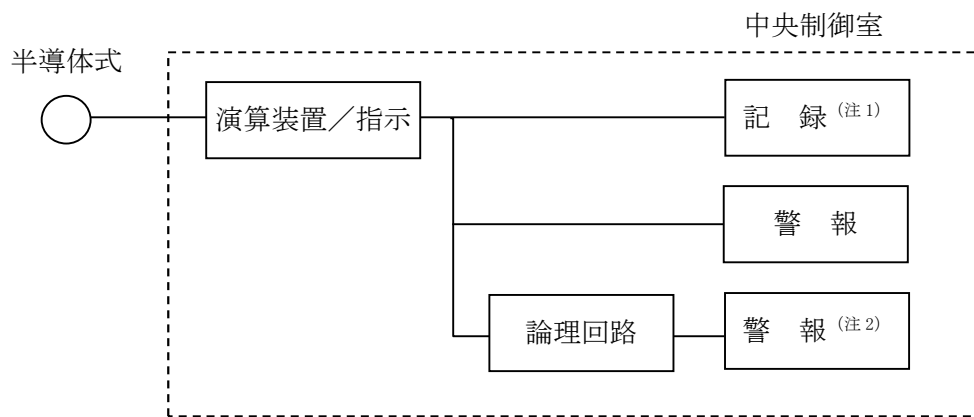
①

(4) 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ

原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタは、設計基準対象施設の機能を有しており、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの検出信号は、半導体式からのパルス信号を演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録する。

また、検出信号が警報設定値に達した場合には、中央制御室に音とともに警報表示を行う。

（「図 3.1.2-8 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの概略構成図」及び「図 3.1.2-9 検出器の構造図（原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ）」参照。）



（注1）記録計

（注2）原子炉建屋ガス処理系起動

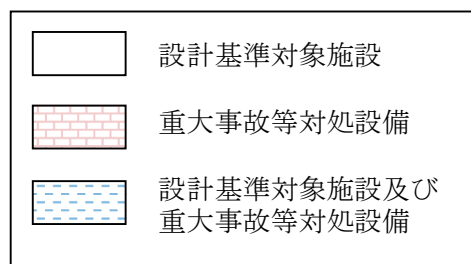


図 3.1.2-8 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの概略構成図

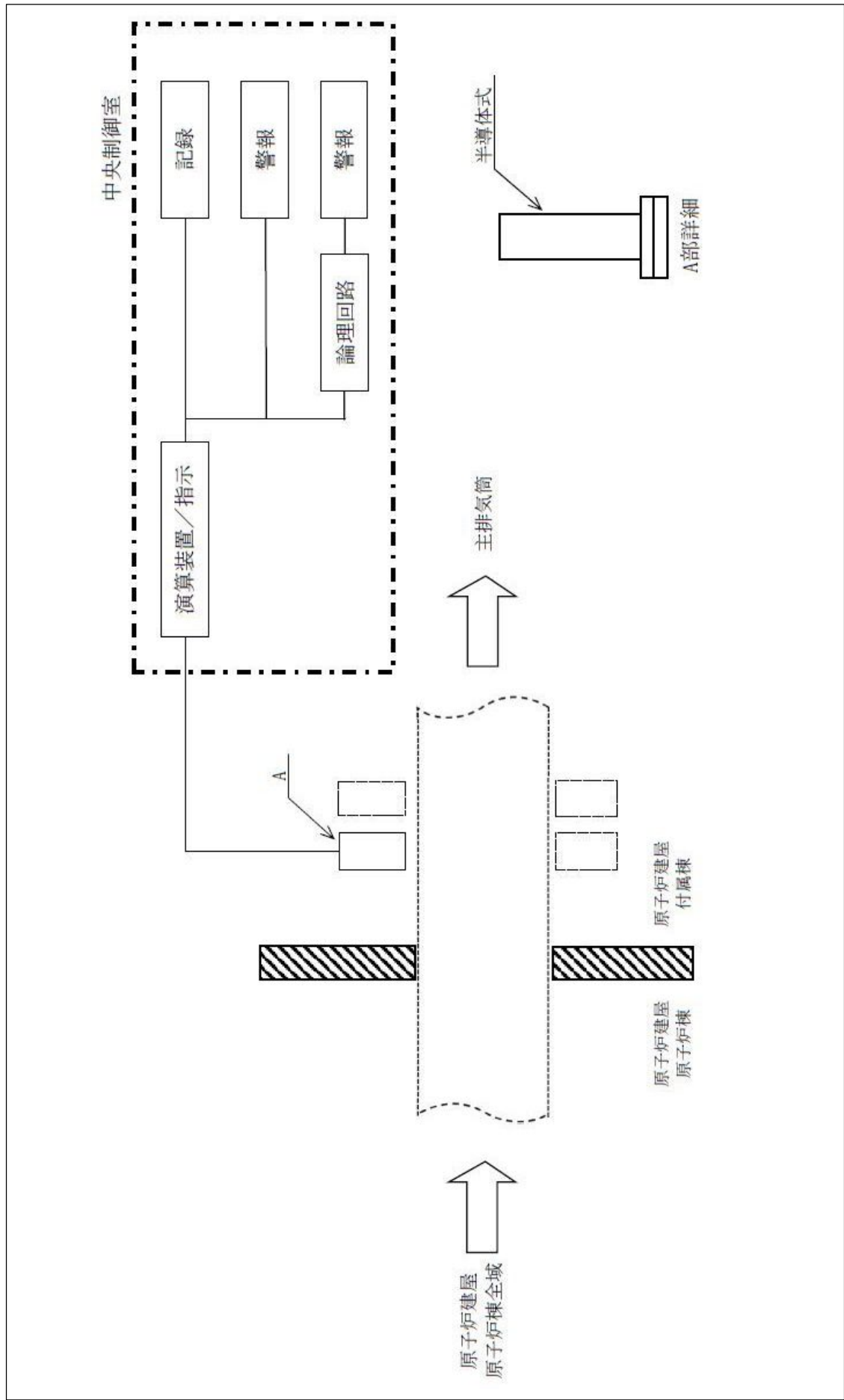


図 3.1.2-9 検出器の構造図 (原子炉建屋換気系 (ダクト) 放射線モニタ)

表 3.5.1-1 放射線管理用計測装置の計測結果の指示、表示及び記録

放射線管理用計測装置		指示又は表示	記録
プロセスモニタリング設備	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	中央制御室	中央制御室 (記録計) 緊急時対策支援システム伝送装置
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	中央制御室	中央制御室 (記録計) 緊急時対策支援システム伝送装置
	フィルタ装置出口放射線モニタ (低レンジ)	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ)	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
①	原子炉建屋換気系 (ダクト) 放射線モニタ	中央制御室	中央制御室 (記録計)
エリアモニタリング設備	緊急時対策所エリアモニタ	緊急時対策所	緊急時対策所 (電磁的記録)
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ)	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ)	中央制御室	緊急時対策支援システム伝送装置
移動式周辺モニタリング設備	可搬型モニタリング・ポスト	現場	現場 (電磁的記録)
		緊急時対策所	緊急時対策所 (電磁的記録)
	$\beta$ 線サーベイ・メータ	現場	現場 (従事者が記録)
	NaIシンチレーションサーベイ・メータ	現場	現場 (従事者が記録)
	ZnSシンチレーションサーベイ・メータ	現場	現場 (従事者が記録)
	電離箱サーベイ・メータ	現場	現場 (従事者が記録)

NT2 変② V-1-7-1 R0

表 4.1-1 放射線管理用計測装置の計測範囲 (1/3)

(プロセスモニタリング設備)		計測範囲の設定に関する考え方	
名称	計測範囲		
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	設計基準事故及び重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。計測上限値は、「事故時放射線計測指針」を満足するように設定する。	
格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	設計基準事故及び重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。計測上限値は、「事故時放射線計測指針」を満足するように設定する。	
フィルタ装置出口放射線モニタ (低レンジ)	$10^{-3} \sim 10^4$ mSv/h	格納容器ベント実施時 (炉心損傷していない場合) に、想定されるフィルタ装置出口最大線量当量率 (約 $7 \times 10^0$ mSv/h) を計測できる範囲として設定する。	
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ)	$10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h	計測上限値は、重大事故等時における計測に対してフィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ) の計測下限値とオーバーラップするよう設定する。	
耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5$ mSv/h	格納容器ベント実施時 (炉心損傷している場合) に、想定されるフィルタ装置出口最大線量当量率 (約 $5 \times 10^1$ Sv/h) を計測できる範囲として設定する。	
原子炉建屋換気系 (ダクト) 放射線モニタ	$10^{-4} \sim 1$ mSv/h	計測下限値は、通常運転時のバックグラウンドを包絡するように設定する。 計測上限値は、設定すべき警報動作値 (通常運転時の放射線の 10 倍以下) を包絡するよう設定する。	

①

表 4.2-1 放射線管理用計測装置の警報動作範囲

(プロセスマモニタリング設備)

名称	警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ	10 <sup>-4</sup> ～1 mSv/h	変動するバックグラウンド値に依存した警報設定値（通常運転時の放射能の10倍以下）以上で警報動作する。

①



補足－2【設計及び工事計画変更認可申請書に  
添付する書類の整理について】

## 設計及び工事計画変更認可申請書に添付する書類の整理について

### 1. 概 要

本資料では、「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく当該手続きを行うにあたり，設計及び工事計画変更認可申請書に添付する書類について整理する。

また，併せて「電気事業法」に基づく工事計画変更の手続きの要否についても整理する。

### 2. 「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく設計及び工事計画変更認可申請書に添付する書類の整理について

設計及び工事計画変更認可申請書に添付すべき書類は，「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。）の第九条第三項に規定の，別表第二の上覧に掲げる種類に応じた同表の下欄に掲げる書類並びに設計及び工事に係る品質マネジメントの説明書類となるが，別表第二では「認可の申請又は届出に係る工事の内容に関係あるものに限る。」との規定があるため，本申請範囲である「計測制御系統施設」及び「放射線管理施設」に要求される添付書類の要否の検討を行った。検討結果を表1に示す。

### 3. 「電気事業法」に基づく工事計画変更認可申請書に添付する書類の整理について

「電気事業法」に基づく工事計画の手続き対象となる工事については，「原子力発電工作物の保安に関する命令」（以下，「保安命令」という。）の別表第一及び別表第三に規定されている。

今回改造するプロセス放射線モニタについては，計測制御系統設備及び放射線管理設備に係る設備であり，保安命令の別表第一に規定する工事計画の認可を要するもの<sup>※</sup>に該当する。

※：今回の改造において，要目表の変更及び保安命令の別表第一に規定する工事に該当する設備は「放射線管理設備」のみであるが，「計測制御系統設備」の要目表においても同一の記載があるため，併せて申請する。

表1 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく設計及び工事計画  
変更認可申請において要求される添付書類及び本申請における添付の要否の検討結果

(1)原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ

実用炉規則 第九条第三項に 規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
別表第二（各発電用原子炉施設に共通）		
送電関係一覧図	×	送電設備に変更はないため、添付しない。
急傾斜地崩壊危険区域内において行う制限工事に係る場合は、当該区域内の急傾斜地の崩壊の防止措置に関する説明書	×	東海第二発電所において急傾斜地崩壊危険区域に指定された箇所はないため、添付しない。
工場又は事業所の概要を明示した地形図	×	発電所の概要を明示した地形図に変更はないため、添付しない。
主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図	×	主要設備の配置に変更はないため、添付しない。
単線結線図	×	単線結線図に変更はないため、添付しない。
新技術の内容を十分に説明した書類	×	新技術に該当しないため、添付しない。
発電用原子炉施設の熱精算図	×	熱精算に変更はないため、添付しない。
熱出力計算書	×	熱出力計算に変更はないため、添付しない。
発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書	○	本申請では、変更する機器が設置許可との整合性に影響がないことを説明するため添付する。 ※本文五号との整合性に関する説明書 ※本文十一号との整合性に関する説明書
排気中及び排水中の放射性物質の濃度に関する説明書	×	排気中及び排水中の放射性物質の濃度に変更はないため、添付しない。
人が常時勤務し、又は頻繁に出入する工場又は事業所内の場所における線量に関する説明書	×	発電所の場所における線量に影響を与えないため、添付しない。

実用炉規則 第九条第三項に 規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
発電用原子炉施設の自然現象 等による損傷の防止に関する 説明書	○	<p>補足-1 の添付書類で確認した書類であることから添付する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ V-1-1-2-1-1*<sup>1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-1-2*<sup>1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-2-1*<sup>1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-2-4*<sup>1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-2-5*<sup>1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-3-1*<sup>1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-3-2*<sup>1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-3-3*<sup>1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-4-1*<sup>1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-4-2*<sup>1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-4-3*<sup>1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-5-1*<sup>1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-5-2*<sup>1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-5-3*<sup>1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-5-4*<sup>1</sup></li> <li>・ V-1-1-2-5-6*<sup>1</sup></li> </ul>
排水監視設備及び放射性物質 を含む排水を安全に処理する 設備の配置の概要を明示した 図面	×	該当する設備はないため、添付しない。
取水口及び放水口に関する説 明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
設備別記載事項の設定根拠に 関する説明書	○	<p>既工事計画では本設備の改造等の工事を行う計画がなかったため、添付していなかったが、設備の改造を行うため添付する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ V-1-1-4-6-26</li> </ul>
環境測定装置の構造図及び取 付箇所を明示した図面	×	該当する設備はないため、添付しない。
クラス 1 機器及び炉心支持構 造物の応力腐食割れ対策に関 する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。

実用炉規則 第九条第三項に規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	○	設計基準事故時に想定される環境条件及び系統施設毎の機能に影響はなく、必要な箇所の保守点検ができる設計とすること等に変更はないが、設備の改造を行うため添付する。 ・ V-1-1-6* <sup>1</sup>
発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書	○	本工事により火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減の火災防護対策について影響を与えない。なお、改造する範囲に使用する非難燃ケーブルは火災を想定した場合にも延焼が発生しないよう処置する設計に変更はないが、補足-1 の添付書類で確認した書類であることから添付する。 ・ V-1-1-7* <sup>1</sup>
発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書	○	本工事により、溢水評価対象の防護対象設備の配置を変更するため添付する。 ・ V-1-1-8-2 補足-1 の添付書類で確認した書類であることから添付する。 ・ V-1-1-8-1* <sup>1</sup> ・ V-1-1-8-3* <sup>1</sup> ・ V-1-1-8-4* <sup>1</sup> ・ V-1-1-8-5* <sup>1</sup>
発電用原子炉施設の蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書	○	補足-1 の添付書類で確認した書類であることから添付する。 ・ V-1-1-9* <sup>1</sup>
通信連絡設備に関する説明書及び取付箇所を明示した図面	×	該当する設備はないため、添付しない。
安全避難通路に関する説明書及び安全避難通路を明示した図面	×	該当する設備はないため、添付しない。
非常用照明に関する説明書及び取付箇所を明示した図面	×	該当する設備はないため、添付しない。

実用炉規則 第九条第三項に 規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
別表第二 (計測制御系統施設)		
計測制御系統施設に係る機器 (計測装置を除く。)の配置を 明示した図面及び系統図	×	該当する設備はないため、添付しない。
制御能力についての計算書	×	該当する設備はないため、添付しない。
耐震性に関する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
強度に関する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
構造図	×	該当する設備はないため、添付しない。
計測装置の構成に関する説明 書、計測制御系統図及び検出 器の取付箇所を明示した図面 並びに計測範囲及び警報動作 範囲に関する説明書	○	補足-1 の添付書類で確認した書類であること から添付する。 ・ V-1-5-1* <sup>1</sup>
原子炉非常停止信号の作動回 路の説明図及び設定値の根拠 に関する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
工学的安全施設等の起動 (作 動) 信号の起動 (作動) 回路の 説明図及び設定値の根拠に関 する説明書	○	補足-1 の添付書類で確認した書類であること から添付する。 ・ V-1-5-3* <sup>1</sup>
デジタル制御方式を使用する 安全保護系等の適用に関する 説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
発電用原子炉の運転を管理す るための制御装置に係る制御 方法に関する説明書	○	補足-1 の添付書類で確認した書類であること から添付する。 ・ V-1-5-4* <sup>1</sup>

実用炉規則 第九条第三項に 規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
中央制御室の機能に関する説明書、中央制御室外の原子炉停止機能及び監視機能並びに緊急時制御室の機能に関する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
安全弁の吹出量計算書	×	該当する設備はないため、添付しない。
別表第二 (放射線管理施設)		
放射線管理施設に係る機器 (放射線管理用計測装置を除く。)の配置を明示した図面及び系統図	×	該当する設備はないため、添付しない。
放射線管理用計測装置の構成に関する説明書	○	補足-1 の添付書類で確認した書類であることから添付する。 ・ V-1-7-1
放射線管理用計測装置の系統図及び検出器の取付箇所を明示した図面並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	○	本工事により、検出器の配置を変更するため、配置を明示した図面を添付する。 ・ 第7-1-5 図 補足-1 の添付書類で確認した書類であることから添付する。 ・ V-1-7-1
管理区域の出入管理設備及び環境試料分析装置に関する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。

実用炉規則 第九条第三項に規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
耐震性に関する説明書	○	<p>本工事において、検出器の配置を変更するため添付するが、既工事計画における評価に変更はない。</p> <p>・ V-2-8-2-4*<sup>1</sup></p> <p>補足-1 の添付書類で確認した書類であることから添付する。</p> <p>・ V-2-1-1*<sup>1</sup></p> <p>・ V-2-1-4*<sup>1</sup></p> <p>・ V-2-1-5*<sup>1</sup></p> <p>・ V-2-1-8*<sup>1</sup></p> <p>・ V-2-1-9*<sup>1</sup></p> <p>・ V-2-1-11*<sup>1</sup></p> <p>・ V-2-1-13-9*<sup>1</sup></p> <p>・ V-2-2-1*<sup>1</sup></p> <p>・ V-2-12*<sup>1</sup></p>
強度に関する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
構造図	×	該当する設備はないため、添付しない。
生体遮蔽装置の放射線の遮蔽及び熱除去についての計算書	×	該当する設備はないため、添付しない。
中央制御室及び緊急時制御室の居住性に関する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
別表第二 (その他発電用原子炉の附属施設 (4 火災防護設備))		
火災防護設備に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	○	<p>補足-1 の添付書類で確認した書類であることから添付する。</p> <p>・ 第 9-3-6 図*<sup>1</sup></p>
耐震性に関する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
強度に関する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
構造図	×	該当する設備はないため、添付しない。
安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書	×	該当する設備はないため、添付しない。



実用炉規則 第九条第三項に 規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
別表第二 (その他発電用原子炉の附属施設 (5 浸水防護施設))		
浸水防護施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	○	補足-1 の添付書類で確認した書類であることから添付する。 ・ 第 9-4-1 図 <sup>*1</sup> ・ 第 9-4-2 図 <sup>*1</sup> ・ 第 9-4-3 図 <sup>*1</sup> ・ 第 9-4-4 図 <sup>*1</sup> ・ 第 9-4-5 図 <sup>*1</sup> ・ 第 9-4-6 図 <sup>*1</sup> ・ 第 9-4-7 図 <sup>*1</sup> ・ 第 9-4-8 図 <sup>*1</sup> ・ 第 9-4-9 図 <sup>*1</sup> ・ 第 9-4-10 図 <sup>*1</sup> ・ 第 9-4-11 図 <sup>*1</sup> ・ 第 9-4-12 図 <sup>*1</sup> ・ 第 9-4-13 図 <sup>*1</sup> ・ 第 9-4-14 図 <sup>*1</sup> ・ 第 9-4-15 図 <sup>*1</sup> ・ 第 9-4-16 図 <sup>*1</sup>
耐震性に関する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
強度に関する説明書	○	補足-1 の添付書類で確認した書類であることから添付する。 ・ V-3-別添 3-2-1-1 <sup>*1</sup>
構造図	○	補足-1 の添付書類で確認した書類であることから添付する。 ・ 第 9-4-17 図 <sup>*1</sup> ・ 第 9-4-18 図 <sup>*1</sup> ・ 第 9-4-19 図 <sup>*1</sup>

\* 1 : 平成30年10月18日付け原規規発第1810181号にて認可された工事の計画から変更がないことを示す。

補足－3【工事の方法に関する補足説明資料】

## 工事の方法に関する補足説明資料

### 1. 概要

工事の方法として、工事手順、使用前事業者検査の方法、工事上の留意事項を、それぞれ施設、主要な耐圧部の溶接部、燃料体に区分し定めており、これら工事手順及び使用前事業者検査の方法は、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に定めたプロセス等に基づいたものとしている。

また、工事の方法は、すべての施設を網羅するものとして作成しており、それを原子炉本体に記載し、その他施設については該当箇所を呼び込むことにしている。

本資料では、工事の方法のうち当該工事に該当する箇所を明示するものである。

### 2. 当該工事に該当する箇所

工事の方法のうち、当該工事に該当する箇所を示す。

凡例

(黄色マーキング) : 当該工事に該当する箇所

申請に係る工事の方法として、原子炉本体に係る工事の方法を以下に示す。

変 更 前	変 更 後
<p>発電用原子炉施設の設置又は変更の工事並びに主要な耐圧部の溶接部における工事の方法として、原子炉設置(変更)許可を受けた事項、及び「実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則」(以下「技術基準」という。)の要求事項に適合するための設計(基本設計方針及び要目表)に従い実施する工事の手順と、それら設計や工事の手順に従い工事が行われたことを確認する使用前事業者検査の方法を以下に示す。</p> <p>これらの工事の手順及び使用前事業者検査の方法は、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に定めたプロセス等に基づいたものとする。</p> <p>1. 工事の手順</p> <p>1.1 工事の手順と使用前事業者検査</p> <p>発電用原子炉施設の設置又は変更の工事における工事の手順を使用前事業者検査との関係を含め図1に示す。</p> <p>1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査</p> <p>主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順を使用前事業者検査との関係を含め図2に示す。</p> <p>1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査</p> <p>燃料体に係る工事の手順を使用前事業者検査との関係を含め図3に示す。</p> <p>2. 使用前事業者検査の方法</p> <p>構造、強度及び漏えいを確認するために十分な方法、機能及び性能を確認するために十分な方法、その他設置又は変更の工事がその設計及び工事の計画に従って行われたものであることを確認するために十分な方法により、使用前事業者検査を図1、図2及び図3のフローに基づき実施する。使用前事業者検査は「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセスにより、抽出されたものの検査を実施する。</p> <p>また、使用前事業者検査は、検査の時期、対象、方法、検査体制に加えて、検査の内容と重要度に応じて、立会、抜取り立会、記録確認のいずれかとするを要領書等で定め実施する。</p> <p>2.1 構造、強度又は漏えいに係る検査</p> <p>2.1.1 構造、強度又は漏えいに係る検査</p> <p>構造、強度又は漏えいに係る検査ができるようになったとき、表1に示す検査を実施する。</p>	<p>変更なし</p>

変更前

変更後

表1 構造、強度又は漏えいに係る検査（燃料体を除く）\*1

検査項目	検査方法		判定基準
「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセスにより、当該工事における構造、強度又は漏えいに係る確認事項として次に掲げる項目の中から抽出されたもの。 ・材料検査 ・寸法検査 ・外観検査 ・組立て及び据付け状態を確認する検査(据付検査) ・状態確認検査 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・原子炉格納施設が直接設置される基盤の状態を確認する検査 ・建物・構築物の構造を確認する検査	材料検査	使用されている材料の化学成分、機械的強度等が工事計画のとおりであることを確認する。	設工認のとおりであること、技術基準に適合するものであること。
	寸法検査	主要寸法が工事計画のとおりであり、許容寸法内であることを確認する。	設工認に記載されている主要寸法の計測値が、許容寸法を満足すること。
	外観検査	有害な欠陥がないことを確認する。	健全性に影響を及ぼす有害な欠陥がないこと。
	組立て及び据付け状態を確認する検査(据付検査)	組立て状態並びに据付け位置及び状態が工事計画のとおりであることを確認する。	設工認のとおりに組立て、据付けされていること。
	状態確認検査	評価条件、手順等が工事計画のとおりであることを確認する。	設工認のとおりであること。
	耐圧検査*2	技術基準の規定に基づく検査圧力で所定時間保持し、検査圧力に耐え、異常のないことを確認する。耐圧検査が構造上困難な部位については、技術基準の規定に基づく非破壊検査等により確認する。	検査圧力に耐え、かつ、異常のないこと。
	漏えい検査*2	耐圧検査終了後、技術基準の規定に基づく検査圧力により漏えいの有無を確認する。なお、漏えい検査が構造上困難な部位については、技術基準の規定に基づく非破壊検査等により確認する。	著しい漏えいのないこと。
	原子炉格納施設が直接設置される基盤の状態を確認する検査	地盤の地質状況が、原子炉格納施設の基盤として十分な強度を有することを確認する。	設工認のとおりであること。
建物・構築物の構造を確認する検査	主要寸法、組立方法、据付位置及び据付状態等が工事計画のとおり製作され、組み立てられていることを確認する。	設工認のとおりであること。	

変更なし

注記 \*1：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

\*2：耐圧検査及び漏えい検査の方法について、表1によらない場合、基本設計方針の共通項目として定めた「耐圧試験等」の方針によるものとする。

変 更 前	変 更 後
<p>2.1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る検査</p> <p>主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査は、技術基準第17条第15号、第31条、第48条第1項及び第55条第7号、並びに実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「技術基準解釈」という。）に適合するよう、以下の(1)及び(2)の工程ごとに検査を実施する。</p> <p>(1) あらかじめ確認する事項</p> <p>次の①及び②については、主要な耐圧部の溶接をしようとする前に、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 溶接規格（JSME S NB1-2007）（以下「溶接規格」という。）第2部 溶接施工法認証標準及び第3部 溶接士技能認証標準に従い、表2-1、表2-2に示す検査を行う。その際、以下のいずれかに該当する特殊な溶接方法は、その確認事項の条件及び方法の範囲内で①溶接施工法に関することを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・平成12年6月以前に旧電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令（昭和45年通商産業省令第81号）第2条に基づき、通商産業大臣の認可を受けた特殊な溶接方法。</li> <li>・平成12年7月以降に、一般社団法人日本溶接協会又は一般財団法人発電設備技術検査協会による確性試験により適合性確認を受けた特殊な溶接方法。</li> </ul> <p>① 溶接施工法に関すること</p> <p>② 溶接士の技能に関すること</p> <p>なお、①又は②について、既に、以下のいずれかにより適合性が確認されているものは、主要な耐圧部の溶接をしようとする前に表2-1、表2-2に示す検査は要さないものとする。</p> <p>① 溶接施工法に関すること</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・平成12年6月30日以前に電気事業法（昭和39年法律第170号）に基づき国の認可証又は合格証を取得した溶接施工法。</li> <li>・平成12年7月1日から平成25年7月7日に、電気事業法に基づく溶接事業者検査において、各設置者が技術基準への適合性を確認した溶接施工法。</li> <li>・平成25年7月8日以降、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）に基づき、各設置者が技術基準への適合性を確認した溶接施工法。</li> <li>・前述と同等の溶接施工法として、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）における他の施設にて、認可を受けたもの、溶接安全管理検査、使用前事業者検査等で溶接施工法の確認を受けたもの又は客観性を有する方法により確認試験が行われ判定基準に適合しているもの。ここで、他の施設とは、加工施設、試験研究用等原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、再処理施設、特定第一種廃棄物埋設施設、特定廃棄物管理施設をいう。</li> </ul> <p>② 溶接士の技能に関すること</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・溶接規格第3部 溶接士技能認証標準によって認定されたものと同等と認められるものとして、技術基準解釈別記-5に示されている溶接士が溶接を行う場合。</li> <li>・溶接規格第3部 溶接士技能認証標準に適合する溶接士が、技術基準解釈別記-5の有効期間内に溶接を行う場合。</li> </ul>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前

変更後

表 2-1 あらかじめ確認すべき事項（溶接施工法）

検査項目	検査方法及び判定基準
溶接施工法の内容確認	計画している溶接施工法の内容が、技術基準に適合する方法であることを確認する。
材料確認	試験材の種類及び機械的性質が試験に適したものであることを確認する。
開先確認	試験をする上で、健全な溶接が施工できることを確認する。
溶接作業中確認	溶接施工法及び溶接設備等が計画どおりのものであり、溶接条件等が溶接検査計画書のとおりを実施されることを確認する。
外観確認	試験材について、目視により外観が良好であることを確認する。
溶接後熱処理確認	溶接後熱処理の方法等が技術基準に基づき計画した内容に適合していることを確認する。
浸透探傷試験確認	技術基準に適合した試験の方法により浸透探傷試験を行い、表面における開口した欠陥の有無を確認する。
機械試験確認	溶接部の強度、延性及び靱性等の機械的性質を確認するため、継手引張試験、曲げ試験及び衝撃試験により溶接部の健全性を確認する。
断面検査確認	管と管板の取付け溶接部の断面について、技術基準に適合する方法により目視検査及びのど厚測定により確認する。
(判定) *	以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接施工法は技術基準に適合するものとする。

注記 \* : ( ) 内は検査項目ではない。

変更なし

変更前

変更後

表 2-2 あらかじめ確認すべき事項（溶接士）

検査項目	検査方法及び判定基準
溶接士の試験内容の確認	検査を受けようとする溶接士の氏名，溶接訓練歴等，及びその者が行う溶接施工法の範囲を確認する。
材料確認	試験材の種類及び機械的性質が試験に適したものであることを確認する。
開先確認	試験をする上で，健全な溶接が施工できることを確認する。
溶接作業中確認	溶接士及びその溶接士が行う溶接作業が溶接検査計画書のとおりであり，溶接条件が溶接検査計画書のとおり実施されることを確認する。
外観確認	目視により外観が良好であることを確認する。
浸透探傷試験確認	技術基準に適合した試験の方法により浸透探傷試験を行い，表面に開口した欠陥の有無を確認する。
機械試験確認	曲げ試験を行い，欠陥の有無を確認する。
断面検査確認	管と管板の取付け溶接部の断面について，技術基準に適合する方法により目視検査及びのど厚測定により確認する。
(判定) *	以上の全ての工程において，技術基準に適合していることが確認された場合，当該溶接士は技術基準に適合する技能を持った者とする。

注記 \* : ( ) 内は検査項目ではない。

(2) 主要な耐圧部の溶接部に対して確認する事項

発電用原子炉施設のうち技術基準第 17 条第 15 号，第 31 条，第 48 条第 1 項及び第 55 条第 7 号の主要な耐圧部の溶接部について，表 3-1 に示す検査を行う。

また，以下の①又は②に限り，原子炉冷却材圧力バウンダリに属する容器に対してテンパービード溶接を適用することができ，この場合，テンパービード溶接方法を含む溶接施工法の溶接部については，表 3-1 に加えて表 3-2 に示す検査を実施する。

- ① 平成 19 年 12 月 5 日以前に電気事業法に基づき実施された検査において溶接後熱処理が不要として適合性が確認された溶接施工法
- ② 以下の規定に基づく溶接施工法確認試験において，溶接後熱処理が不要として適合性が確認された溶接施工法
  - ・平成 12 年 6 月以前に旧電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令（昭和 45 年通商産業省令第 81 号）第 2 条に基づき，通商産業大臣の許可を受けた特殊な溶接方法。
  - ・平成 12 年 7 月以降に，一般社団法人日本溶接協会又は一般財団法人発電設備技術検査協会による確性試験による適合性確認を受けた特殊な溶接方法。

変更なし



変 更 前		変 更 後
表 3-1 主要な耐圧部の溶接部に対して確認する事項		
検査項目	検査方法及び判定基準	
適用する溶接施工法, 溶接士の確認	適用する溶接施工法, 溶接士について, 表 2-1 及び表 2-2 に示す適合確認がなされていることを確認する。	
材料検査	溶接に使用する材料が技術基準に適合するものであることを確認する。	
開先検査	開先形状, 開先面の清浄及び継手面の食違い等が技術基準に適合するものであることを確認する。	
溶接作業検査	あらかじめの確認において, 技術基準に適合していることが確認された溶接施工法及び溶接士により溶接施工しているかを確認する。	
熱処理検査	溶接後熱処理の方法, 熱処理設備の種類及び容量が, 技術基準に適合するものであること, また, あらかじめの確認において技術基準に適合していることを確認した溶接施工法の範囲により実施しているかを確認する。	
非破壊検査	溶接部について非破壊試験を行い, その試験方法及び結果が技術基準に適合するものであることを確認する。	
機械検査	溶接部について機械試験を行い, 当該溶接部の機械的性質が技術基準に適合するものであることを確認する。	
耐圧検査*1	規定圧力で耐圧試験を行い, これに耐え, かつ, 漏えいがないことを確認する。規定圧力で行うことが著しく困難な場合は, 可能な限り高い圧力で試験を実施し, 耐圧試験の代替として非破壊試験を実施する。 (外観の状況確認) 溶接部の形状, 外観及び寸法が技術基準に適合することを確認する。	
(適合確認)*2	以上の全ての工程において, 技術基準に適合していることが確認された場合, 当該溶接部は技術基準に適合するものとする。	
<p>注記 *1: 耐圧検査の方法について, 表 3-1 によらない場合, 基本設計方針の共通項目として定めた「材料及び構造等」の方針によるものとする。</p> <p>*2: ( ) 内は検査項目ではない。</p>		
		変更なし

変 更 前						変 更 後					
表 3-2 溶接施工した構造物に対して確認する事項 (テンパービード溶接を適用する場合)											
検査項目	検査方法及び判定基準	同種材の溶接	クラッド材の溶接	異種材の溶接	バタリング材の溶接	同種材の溶接	クラッド材の溶接	異種材の溶接	バタリング材の溶接	同種材の溶接	クラッド材の溶接
材料検査	1. 中性子照射 10 <sup>19</sup> nvt 以上受ける設備を溶接する場合に使用する溶接材料の銅含有量は、0.10%以下であることを確認する。 2. 溶接材料の表面は、錆、油脂付着及び汚れ等がないことを確認する。	適用	適用	適用	適用	適用	適用	適用	適用	適用	適用
開先検査	1. 当該施工部位は、溶接規格に規定する溶接後熱処理が困難な部位であることを図面等で確認する。 2. 当該施工部位は、過去に当該溶接施工法と同一又は類似の溶接後熱処理が不要な溶接方法を適用した経歴を有していないことを確認する。 3. 溶接を行う機器の面は、浸透探傷試験又は磁粉探傷試験を行い、これに合格することを確認する。 4. 溶接深さは、母材の厚さの2分の1以下であること。 5. 個々の溶接部の面積は650cm <sup>2</sup> 以下であることを確認する。 6. 適用する溶接施工法に、クラッド材の溶接開先底部とフェライト系母材との距離が規定されている場合は、その寸法が規定を満足していることを確認する。 7. 適用する溶接施工法に、溶接開先部がフェライト系母材側へまたがって設けられ、そのまたがりの距離が規定されている場合は、その寸法が規定を満足していることを確認する。	適用	適用	適用	適用	適用	適用	適用	適用	適用	適用
溶接作業検査	自動ティグ溶接を適用する場合は、次によることを確認する。 1. 自動ティグ溶接は、溶加材を通電加熱しない方法であることを確認する。 2. 溶接は、適用する溶接施工法に規定された方法に適合することを確認する。 ①各層の溶接入熱が当該施工法に規定する範囲内で施工されていることを確認する。 ②2層目端部の溶接は、1層目溶接端の母材熱影響部（1層目溶接による粗粒化域）が適切なテンパー効果を受けるよう、1層目溶接端と2層目溶接端の距離が1mmから5mmの範囲であることを確認する。 ③予熱を行う溶接施工法の場合は、当該施工法に規定された予熱範囲及び予熱温度を満足していることを確認する。 ④当該施工法にパス間温度が規定されている場合は、温度制限を満足していることを確認する。 ⑤当該施工法に、溶接を中断する場合及び溶接終了時の温度保持範囲と保持時間が規定されている場合は、その規定を満足していることを確認する。 ⑥余盛り溶接は、1層以上行われていることを確認する。 ⑦溶接後の温度保持終了後、最終層ビードの除去及び溶接部が平滑となるよう仕上げ加工されていることを確認する。	適用	適用	適用	適用	適用	適用	適用	適用	適用	適用
非破壊検査	溶接部の非破壊検査は、次によることを確認する。 1. 1層目の溶接終了後、磁粉探傷試験又は浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。 2. 溶接終了後の試験は、次によることを確認する。 ①溶接終了後の非破壊試験は、室温状態で48時間以上経過した後に実施していることを確認する。 ②予熱を行った場合はその領域を含み、溶接部は磁粉探傷試験又は浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。 ③超音波探傷試験を行い、これに合格することを確認する。 ④超音波探傷試験又は2層目以降の各層の磁粉探傷試験若しくは浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。 ⑤放射線透過試験又は超音波探傷試験を行い、これに合格することを確認する。 3. 温度管理のために取り付けた熱電対がある場合は、機械的方法で除去し、除去した面に欠陥がないことを確認する。	適用	適用	適用	適用	適用	適用	適用	適用	適用	適用
						変更なし					

変更前

変更後

2.1.3 燃料体に係る検査

燃料体については、以下(1)～(3)の加工の工程ごとに表4に示す検査を実施する。なお、燃料体を発電用原子炉に受け入れた後は、原子炉本体として機能又は性能に係る検査を実施する。

- (1) 燃料材、燃料被覆材その他の部品については、組成、構造又は強度に係る試験をすることができる状態になった時
- (2) 燃料要素の加工が完了した時
- (3) 加工が完了した時

また、燃料体については構造、強度又は漏えいに係る検査を実施することにより、技術基準への適合性が確認できることから、構造、強度又は漏えいに係る検査の実施をもって工事の完了とする。

表4 構造、強度又は漏えいに係る検査（燃料体）\*

検査項目	検査方法		判定基準
(1) 燃料材、燃料被覆材その他の部品の化学成分の分析結果の確認その他これらの部品の組成、構造又は強度に係る検査	材料検査	使用されている材料の化学成分、機械的強度等が工事計画のとおりであることを確認する。	設工認のとおりであること、技術基準に適合するものであること。
	寸法検査	主要寸法が工事計画のとおりであり、許容寸法内であることを確認する。	
(2) 燃料要素に係る次の検査 一 寸法検査 二 外観検査 三 表面汚染密度検査 四 溶接部の非破壊検査 五 漏えい検査（この表の(3)三に掲げる検査が行われる場合を除く。）	外観検査	有害な欠陥等がないことを確認する。	
	表面汚染密度検査	表面に付着している核燃料物質の量が技術基準の規定を満足することを確認する。	
	溶接部の非破壊検査	溶接部の健全性を非破壊検査等により確認する。	
	漏えい検査	漏えい試験における漏えい量が、技術基準の規定を満足することを確認する。	
	質量検査	燃料集合体の総質量が工事計画のとおりであり、許容値内であることを確認する。	
(3) 組み立てられた燃料体に係る次の検査 一 寸法検査 二 外観検査 三 漏えい検査（この表の(2)五に掲げる検査が行われる場合を除く。） 四 質量検査	漏えい検査	漏えい試験における漏えい量が、技術基準の規定を満足することを確認する。	
	質量検査	燃料集合体の総質量が工事計画のとおりであり、許容値内であることを確認する。	

変更なし

注記 \*：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

変更前

変更後

2.2 機能又は性能に係る検査

機能又は性能を確認するため、以下のとおり検査を行う。

ただし、表1の表中に示す検査により機能又は性能を確認できる場合は、表5、表6又は表7の表中に示す検査を表1の表中に示す検査に替えて実施する。

また、改造、修理又は取替の工事であって、燃料体を挿入できる段階又は臨界反応操作を開始できる段階と工事完了時が同じ時期の場合、工事完了時として実施することができる。

構造、強度又は漏えいを確認する検査と機能又は性能を確認する検査の内容が同じ場合は、構造、強度又は漏えいを確認する検査の記録確認をもって、機能又は性能を確認する検査とすることができる。

2.2.1 燃料体を挿入できる段階の検査

発電用原子炉に燃料体を挿入することができる状態になったとき表5に示す検査を実施する。

表5 燃料体を挿入できる段階の検査\*

検査項目	検査方法	判定基準
発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要なものを確認する検査及び工程上発電用原子炉に燃料体を挿入する前であれば実施できない検査	発電用原子炉に燃料体を挿入するにあたり、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等により確認するほか、発電用原子炉施設の安全性確保の観点から、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要な工学的安全施設、安全設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。	原子炉に燃料体を挿入するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。

注記 \*：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

2.2.2 臨界反応操作を開始できる段階の検査

発電用原子炉の臨界反応操作を開始することができる状態になったとき、表6に示す検査を実施する。

表6 臨界反応操作を開始できる段階の検査\*

検査項目	検査方法	判定基準
発電用原子炉が臨界に達する時に必要なものを確認する検査及び工程上発電用原子炉が臨界に達する前であれば実施できない検査	発電用原子炉の出力を上げるにあたり、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態での確認項目として、燃料体の炉内配置及び原子炉の核的特性等を確認する。また、工程上発電用原子炉が臨界に達する前であれば機能又は性能を確認できない設備について、機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。	原子炉の臨界反応操作を開始するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。

注記 \*：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

変更なし

変更前

変更後

2.2.3 工事完了時の検査

全ての工事が完了したとき、表7に示す検査を実施する。

表7 工事完了時の検査\*

検査項目	検査方法	判定基準
発電用原子炉の出力運転時における発電用原子炉施設の総合的な性能を確認する検査、その他工事の完了を確認するために必要な検査	<p>工事の完了を確認するために、発電用原子炉で発生した蒸気を用いる施設の試運転等により、当該各系統の機能又は性能の最終的な確認を行う。</p> <p>発電用原子炉の出力を上げた状態における確認項目として、プラント全体での最終的な試運転により発電用原子炉施設の総合的な性能を確認する。</p>	<p>当該原子炉施設の供用を開始するにあたり、原子炉施設の安全性を確保するために必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。</p>

注記 \*：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

2.3 基本設計方針検査

基本設計方針のうち「構造、強度又は漏えいに係る検査」及び「機能又は性能に係る検査」では確認できない事項について、表8に示す検査を実施する。

表8 基本設計方針検査

検査項目	検査方法	判定基準
基本設計方針検査	基本設計方針のうち表1、表4、表5、表6、表7では確認できない事項について、基本設計方針に従い工事が実施されたことを工事中又は工事完了時における適切な段階で確認する。	「基本設計方針」のとおりであること。

2.4 品質マネジメントシステムに係る検査

実施した工事が、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセス、「1. 工事の手順」並びに「2. 使用前事業者検査の方法」のとおり行われていることの実施状況を確認するとともに、使用前事業者検査で記録確認の対象となる工事の段階で作成される製造メーカー等の記録の信頼性を確保するため、表9に示す検査を実施する。

変更なし

変 更 前	変 更 後						
<p style="text-align: center;">表9 品質マネジメントシステムに係る検査</p> <table border="1" data-bbox="296 325 1475 640"> <thead> <tr> <th data-bbox="296 325 664 373">検査項目</th> <th data-bbox="664 325 1240 373">検査方法</th> <th data-bbox="1240 325 1475 373">判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="296 373 664 640">品質マネジメントシステムに係る検査</td> <td data-bbox="664 373 1240 640">工事が設工認の「工事の方法」及び「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に示すプロセスのとおり実施していることを品質記録や聞き取り等により確認する。この確認には、検査における記録の信頼性確認として、基となる記録採取の管理方法の確認やその管理方法の遵守状況の確認を含む。</td> <td data-bbox="1240 373 1475 640">設工認で示す「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」及び「工事の方法」のとおり工事管理が行われていること。</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 工事上の留意事項</p> <p>3.1 設置又は変更の工事に係る工事上の留意事項</p> <p>発電用原子炉施設の設置又は変更の工事並びに主要な耐圧部の溶接部における工事の実施にあたっては、発電用原子炉施設保安規定を遵守するとともに、従事者及び公衆の安全確保や既設の安全上重要な機器等への悪影響防止等の観点から、以下に留意し工事を進める。なお、工事の手順と使用前事業者検査との関係については、図1、図2及び図3に示す。</p> <p>a. 設置又は変更の工事を行う発電用原子炉施設の機器等について、周辺資機材、他の発電用原子炉施設及び環境条件からの悪影響や劣化等を受けないよう、隔離、作業環境維持、異物侵入防止対策等の必要な措置を講じる。</p> <p>b. 工事にあたっては、既設の安全上重要な機器等へ悪影響を与えないよう、現場状況、作業環境及び作業条件を把握し、作業に潜在する危険性又は有害性や工事用資機材から想定される影響を確認するとともに、隔離、火災防護、溢水防護、異物侵入防止対策、作業管理等の必要な措置を講じる。</p> <p>c. 設置又は変更の工事を行う発電用原子炉施設の機器等について、必要に応じて、供用後の施設管理のための重要なデータを採取する。</p> <p>d. プラントの状況に応じて、検査・試験、試運転等の各段階における工程を管理する。</p> <p>e. 設置又は変更の工事を行う発電用原子炉施設の機器等について、供用開始後に必要な機能性能を発揮できるよう製造から供用開始までの間、管理する。</p> <p>f. 放射性廃棄物の発生量低減に努めるとともに、その種類に応じて保管及び処理を行う。</p> <p>g. 現場状況、作業環境及び作業条件を把握し、放射線業務従事者に対して防護具の着用や作業時間管理等適切な被ばく低減措置と、被ばく線量管理を行う。また、公衆の放射線防護のため、気体及び液体廃棄物の放出管理については、周辺管理区域外の空気中・水中の放射性物質濃度が「核原料物質又は核燃料物質の精錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定める値を超えないようにするとともに、放出管理目標値を超えないように努める。</p> <p>h. 修理の方法は、基本的に「図1 工事の手順と使用前事業者検査のフロー（燃料体を除く。）」の手順により行うこととし、機器等の全部又は一部について、撤去、切断、切削又は取外しを行い、据付、溶接又は取付け、若しくは同等の方法により、同等仕様又は性能・強度が改善されたものに取替を行う等、機器等の機能維持又は回復を行う。また、機器等の一部撤去、一部撤去の既設端部について閉止板の取付け、熱交換器又は冷却器の伝熱管への閉止栓取付け又は同等の方法により適切な処置を実施す</p>	検査項目	検査方法	判定基準	品質マネジメントシステムに係る検査	工事が設工認の「工事の方法」及び「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に示すプロセスのとおり実施していることを品質記録や聞き取り等により確認する。この確認には、検査における記録の信頼性確認として、基となる記録採取の管理方法の確認やその管理方法の遵守状況の確認を含む。	設工認で示す「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」及び「工事の方法」のとおり工事管理が行われていること。	<p style="text-align: center;">変更なし</p>
検査項目	検査方法	判定基準					
品質マネジメントシステムに係る検査	工事が設工認の「工事の方法」及び「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に示すプロセスのとおり実施していることを品質記録や聞き取り等により確認する。この確認には、検査における記録の信頼性確認として、基となる記録採取の管理方法の確認やその管理方法の遵守状況の確認を含む。	設工認で示す「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」及び「工事の方法」のとおり工事管理が行われていること。					

変 更 前	変 更 後
<p>る。</p> <p>i. 特別な工法を採用する場合の施工方法は、技術基準に適合するよう、安全性及び信頼性について必要に応じ検証等により十分確認された方法により実施する。</p> <p>3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項</p> <p>燃料体の加工に係る工事の実施にあたっては、以下に留意し工事を進める。</p> <p>a. 工事対象設備について、周辺資機材、他の加工施設及び環境条件から波及的影響を受けないよう、隔離等の必要な措置を講じる。</p> <p>b. 工事を行うことにより、他の供用中の加工施設が有する安全機能に影響を与えないよう、隔離等の必要な措置を講じる。</p> <p>c. 工事対象設備について、必要に応じて、供用後の施設管理のための重要なデータを採取する。</p> <p>d. 加工施設の状況に応じて、検査・試験等の各段階における工程を管理する。</p> <p>e. 工事対象設備について、供用開始後に必要な機能性能を発揮できるよう維持する。</p> <p>f. 放射性廃棄物の発生量低減に努めるとともに、その種類に応じて保管及び処理を行う。</p> <p>g. 放射線業務従事者に対する適切な被ばく低減措置と、被ばく線量管理を行う。</p>	<p style="text-align: center;">変更なし</p>

変更前

変更後

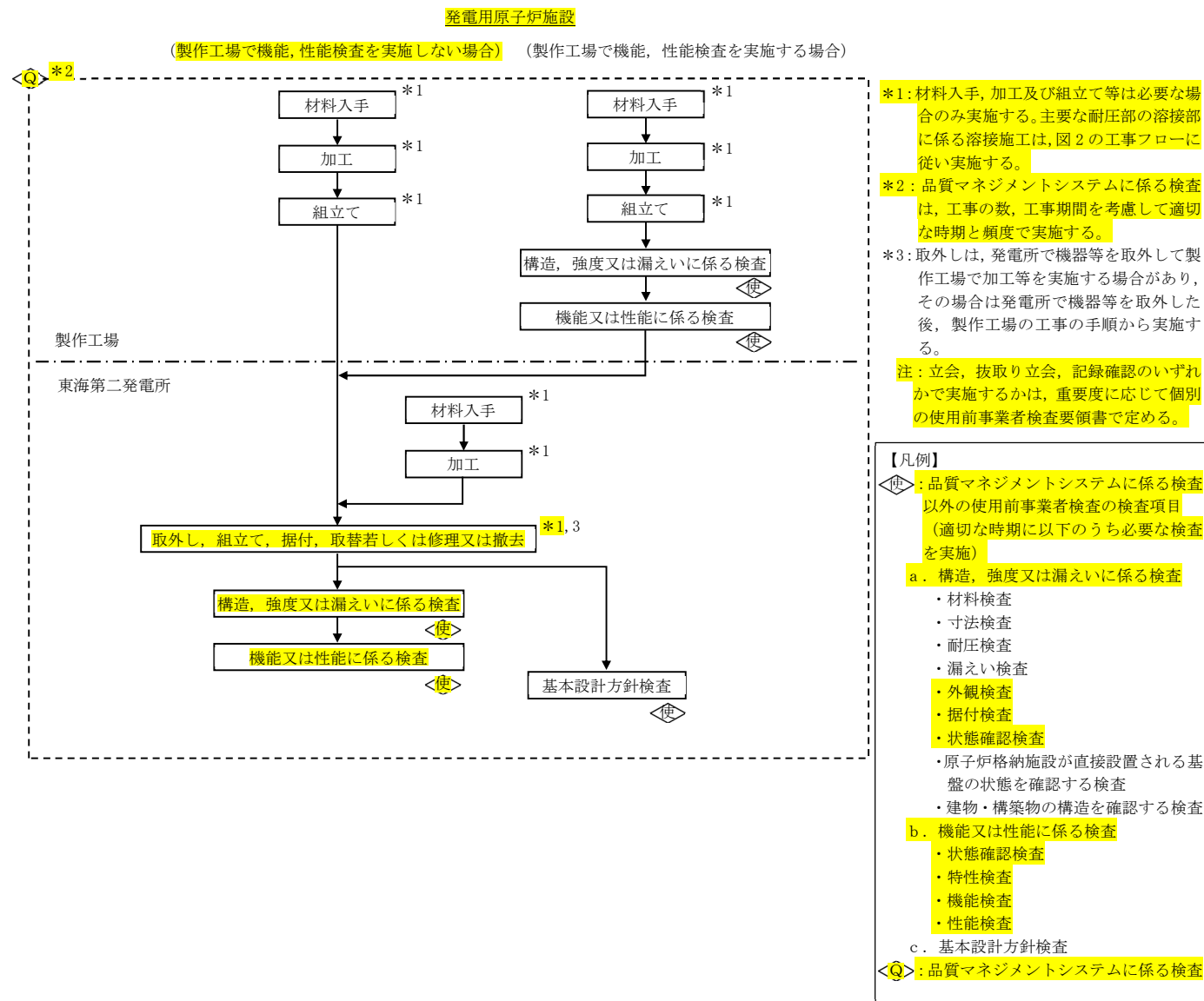


図1 工事の手順と使用前事業者検査のフロー (燃料体を除く。)

変更なし



変更前

変更後

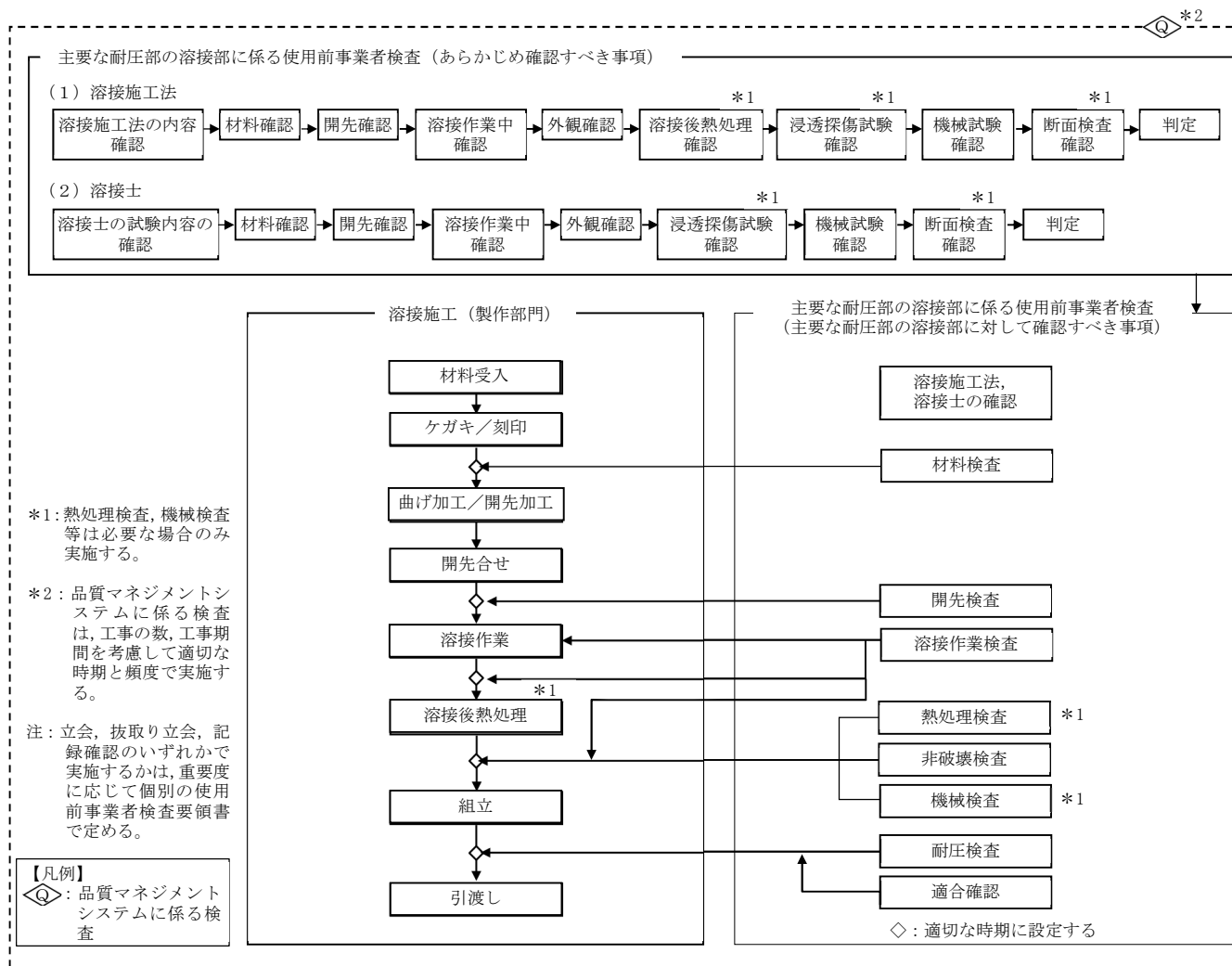
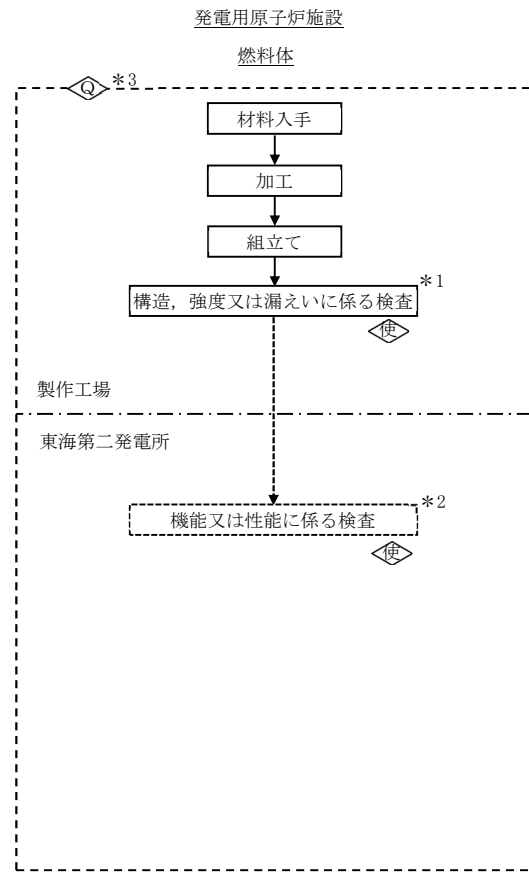


図2 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査フロー

変更なし

変更前

変更後



\*1: 下記の加工の工程ごとに構造、強度又は漏えいに係る検査を実施する。  
 ①燃料材、燃料被覆材その他の部品については、組成、構造又は強度に係る試験をすることができる状態になった時  
 ②燃料要素の加工が完了した時  
 ③加工が完了した時

\*2: 燃料体を発電用原子炉に受け入れた後は、原子炉本体として機能又は性能に係る検査を実施する。

\*3: 品質マネジメントシステムに係る検査は、工事の数、工事期間を考慮して適切な時期と頻度で実施する。

注: 立会、抜き取り立会、記録確認のいずれかで実施するかは、重要度に応じて個別の使用前事業者検査要領書で定める。

- 【凡例】
- ◇: 品質マネジメントシステムに係る検査以外の使用前事業者検査の検査項目 (適切な時期に以下のうち必要な検査を実施)
  - a. 構造、強度又は漏えいに係る検査
    - ・材料検査
    - ・寸法検査
    - ・外観検査
    - ・表面汚染密度検査
    - ・溶接部の非破壊検査
    - ・漏えい検査
    - ・質量検査
  - ◇: 品質マネジメントシステムに係る検査

変更なし

図3 工事の手順と使用前事業者検査のフロー (燃料体)

補足－4【原子炉建屋換気系（ダクト）改造工事  
の概要について】

## 東海第二発電所 原子炉建屋換気系（ダクト）改造工事の概要について

# 原子炉建屋換気系（ダクト）改造概要（1 / 3）

## 1. 工事計画認可時点での設計

2018年（平成30年）10月18日に認可された新規制基準への適合に係る工事計画の一部において、原子炉建屋換気系については、溢水防護対策による原子炉建屋6階のスロッシング対策のみ（プール廻りの排気口ダンパを閉止）であり、原子炉建屋換気系の改造は計画をしていなかった。

なお、使用済燃料プール（以下、「SFP」という）、原子炉ウエル及びドライセパレーター（以下、「DSP」という）廻りの吸込みダクトの閉止に伴い、原子炉建屋6階の排気流量（風量）が不足し、建屋の負圧バランスに影響を与えることから、不足分を原子炉建屋6階の風量調整ダンパ（図中の②のラインのダンパ）で対応可能としていた。（別添1参照）

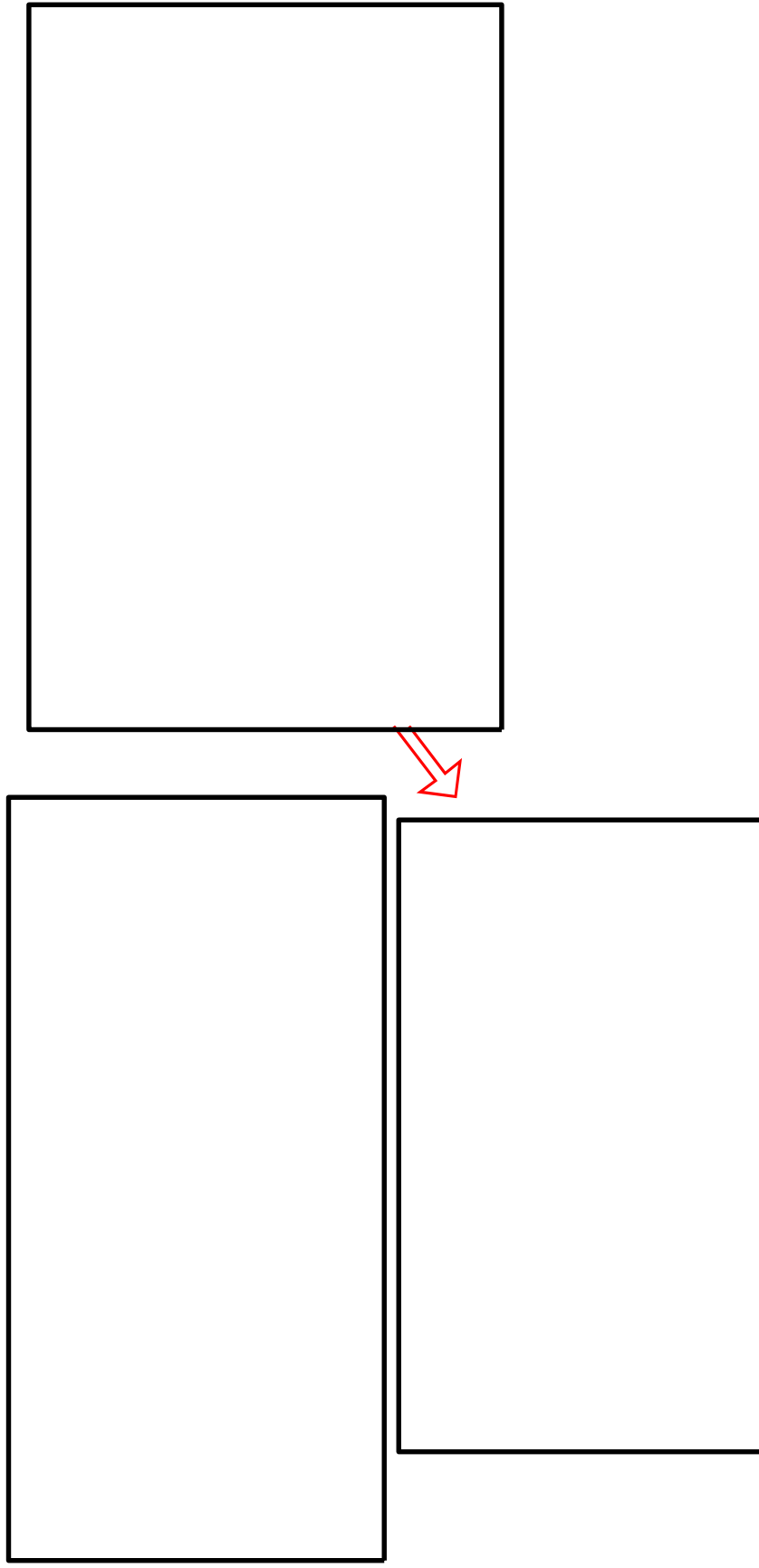


図1 SFP等のスロッシング対策概要

## 原子炉建屋換気系（ダクト）改造概要（2 / 3）

また、2018年（平成30年）10月18日に認可された新規制基準への適合に係る工事計画の一部において、原子炉建屋付属棟（以下、「C/S」という）に設置している原子炉建屋換気系の排気隔離弁の排気隔離弁に対して基準地震動Ss及び設計竜巻による波及的影響を防止するため、排気隔離弁室の外壁補強（鉄骨部）（下図①、②及び③の補強に付随して③の補強）を行う計画であった。

下図①は通常換気系の排気隔離弁A室、下図②は燃料取替時専用換気系の排気隔離弁B室、下図③は原子炉建屋付属棟（廃棄物処理棟）（以下、「R/W」という）である。

### 2. 工事計画認可後の設計進捗

#### （1）外壁補強の一部取止め

工事計画認可後、詳細な現場確認及び工事の施工性検討を実施した結果、③の補強を行うには多岐にわたる干渉物（配管、ケーブル、ダクト等）を撤去及び補強後に復旧を必要があり、工事工程に多大な影響を与えることがわかった。

③の外壁補強が困難であることが確認されたため、それに付随して①の外壁補強も困難となることから、①の外壁補強を不要とする方策を検討した。その結果、原子炉建屋換気系の系統運用の見直しをすれば、①に設置されている隔離弁の隔離機能が不要となり、外壁補強を取止めることができることから、原子炉建屋換気系の改造について検討をすることとした。（詳細はP4参照）

検討した結果、原子炉建屋換気系の改造が可能と判断し、①の補強を取止め、②の補強のみを行うこととした。（外壁補強取止めによる基準適合性への影響については、P5参照。）



図2 C/S及びR/Wの外壁補強概要

## 原子炉建屋換気系（ダクト）改造概要（3 / 3）

### （2）漏えいポテンシャルリスク低減

東海第二発電所の原子炉建屋換気系は、通常換気系（図3中の①②）と、燃料取替時専用換気系※1※2（図3中の③④）（未運用）があり、これまで東海第二発電所では建設以降、通常換気系のみで運用してきた。

※1 東海第二が110万級BWR初号機であり、燃料取替時において使用済燃料貯蔵プール水等の気化による結露発生が懸念され、炉水への異物等混入防止の目的から換気量を増やせるよう建設時に設置。

※2 運用後、当該換気系を使用した際に建屋差圧が大きくなりプラント運用に支障が生じたため、当該換気系を使用しないこととした。また、現在に至るまで当該換気系は使用されておらず、懸念された燃料取替時における結露等の問題も生じていない。

原子炉建屋換気系の排気ライン改造（図中③参照）に対して技術基準の要求はなく、改造をすることにより、隔離弁とダクトの取合い部からの漏えいポテンシャルリスクも低減できることから、改造を行うこととした。（改造に伴う、既許可への影響はP6参照。）

また、最新プラントの設計では燃料取替時専用換気系はないことを確認している。

これらの理由に伴い、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ検出器が設置されている排気隔離弁Aは、運用を停止することとなるため、改造後に通常運用される排気隔離弁Bに検出器を移設する。

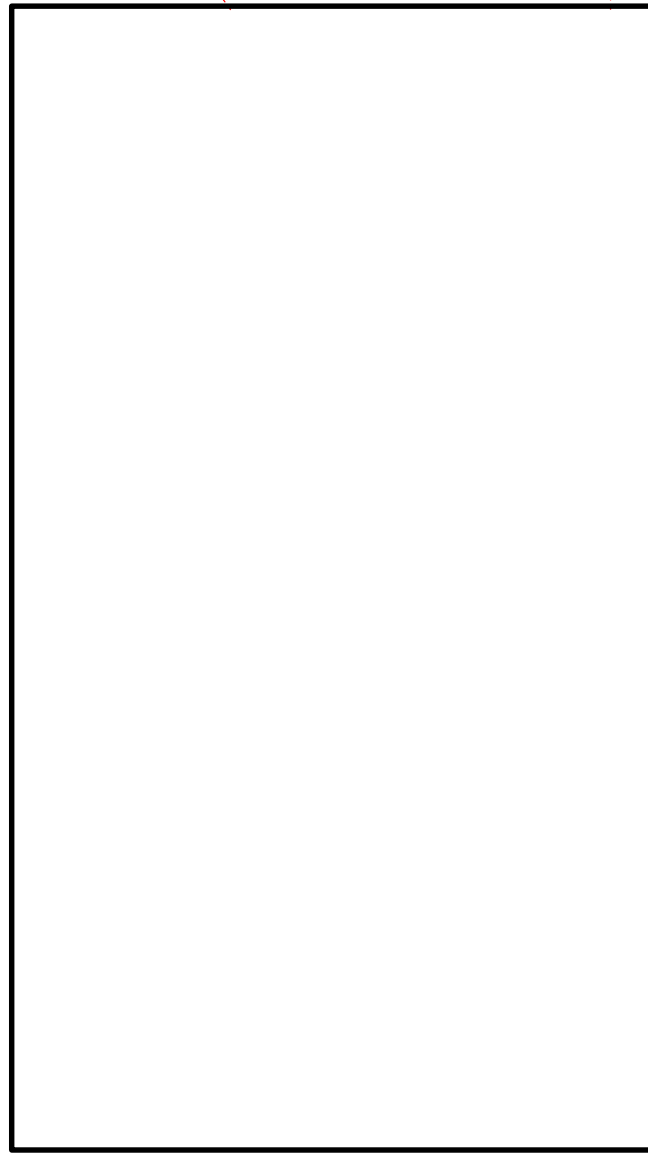


図3 原子炉建屋換気系排気ライン改造概要

## 外壁補強取止めによる基準適合性への影響について

外壁補強取止めによる基準適合性への影響を下表に示す。

設置許可基準 規則条文	条文要求設備等	基準適合のための必要事項	図 2 中の 番号を示す	基準適合への対応方針	
				変更前	変更後
4 条	耐震重要施設	スクラス施設への波及的影響を防止	①	基準地震動Ssによって脱落及び損傷しない外壁等に変更	排気隔離弁Aの運用停止により対策不要 変更なし
			②		
6 条	安全施設	屋内の安全施設に対して外殻となる外壁で防護安全施設への波及的影響を防止	①	設計竜巻によって脱落及び損傷しない外壁等に変更	排気隔離弁Aの運用停止により対策不要 変更なし
			②		

排気隔離弁 A の運用停止により、排気隔離弁 A 室の外壁補強を取止めても基準適合性に影響はない。



## 原子炉建屋換気系（ダクト）改造に伴う既許可の変更について（1 / 2）

- ① 設置許可申請書では、本文に原子炉建屋換気系の排気隔離弁及びダクトに関する記述はない。  
また、添付書類入においても、「換気風量の増大」及び「入口及び出口ダクトはそれぞれ2系統を有し、それぞれ2個の空気作動の隔離弁」と記載されているが、排気ラインの改造により記載されている機能・個数に変更はないこと及び原子炉建屋の排気流量（風量）に関する記載はないことから、変更手続きは必要ないと考える。（P7 参照）
- ② 工認本文（要目表及び基本設計方針）には、排気隔離弁に関して「放射能高等の信号により、隔離弁を自動閉鎖するとともに常用換気系から原子炉建屋ガス処理系に切り替わることで放射性物質の拡散を防ぐ設計とする。」と記載があるが、記載されている機能に変更はなく維持されることから、変更手続きは必要ないと考える。（P8 参照）
- ③ 外壁補強の範囲見直しにより、排気隔離弁 A 室の外壁補強を取止めた場合においても、工認本文（要目表及び基本設計方針）に変更はないことから、変更手続きは必要ないと考える。

# 原子炉建屋換気系（ダクト）改造に伴う既許可の変更について（2 / 2）

## <原子炉建屋換気系（ダクト）>

1. 原子炉設置許可申請書
    - 1) 本文に該当する弁及びダクトに関する記述はない。（別添 2 参照）
    - 2) 添付書類八には、当該隔離弁及びダクトに関する以下の記載があるが、本文記載に影響を与えるものではないため、変更手続きは必要ないと考える。（別添 3 参照）
  - ・9. 原子炉格納施設
    - 9.1.1.4.2.2 原子炉建屋の補助系
      - (1) 常用換気系及び空気冷却装置
        - 「燃料交換作業時には予備ファン 1 台を起動させ、原子炉建屋運転階の換気風量の増大を行うことができる。」と記載されている。  
⇒当該弁及びダクトが撤去された状態であっても予備ファンを起動した上で系統の弁（ダンパー）の開度調整により可能であり、風量の増大は可能。
        - 「換気用の原子炉建屋入口及び出口ダクトはそれぞれ 2 系統を有し、それぞれ 2 個の空気作動の隔離弁があって」と記載されている。  
⇒当該弁及びダクトが撤去された状態であっても上記の記載に変更はない。
      - 「第 9.1-1 図 原子炉建屋ガス処理系の構造概要図」として撤去される当該弁及びダクトが図示されている。  
⇒この図は、原子炉建屋ガス処理系の説明図であり、当該弁及びダクトがなくなっても説明内容には抵触しない。
- 上記より、原子炉設置許可申請書の変更手続きは必要ない。  
参考に、他フロントの当該設備の添付書類八の記載を別添 4 に取りまとめた。



「換気用の原子炉建屋入口ダクト及び出口ダクトはそれぞれ 2 系統を有し」とについては、図中に示した緑部と青部の入口側はタイラインまで、出口側はフィルタ以降からを指している。

「それぞれ 2 個の空気作動の隔離弁があって」とについては、入口ダクト及び出口ダクトを指しているため、入口及び出口ダクトそれぞれに 2 個の空気作動の隔離弁があることから、変更はないとされている。

図 4 添付書類八 第9.1-1-1図 原子炉建屋ガス処理系の構造概要

## 2. 工事計画認可申請書

1) 放射線管理施設の工認本文に以下の記載があるが、記載事項の変更はないため、工認変更手続きは必要ないと考える。

(別添 5 参照)

- ・ (1) 基本設計方針

- 2.2.3 原子炉建屋常用換気系

「原子炉建屋原子炉棟の常用換気系は、送風機及び排風機により、発電所通常運転中、原子炉建屋原子炉棟内の換気を行い、原子炉建屋原子炉棟内をわずかに負圧に保ち、排気空気はフィルタを通したのち、主排気筒から放出する。また、原子炉建屋放射能高等の信号により、隔離弁を自動閉鎖するとともに常用換気系から原子炉建屋ガス処理系に切り替わることで放射性物質の放散を防ぐ設計とする。」と記載されている。

⇒当該弁の原子炉建屋放射能高の信号により自動閉鎖する機能に変更はない。

上記より、工事計画認可申請書の変更手続きは必要ない。

本資料のうち、枠囲みの内容は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	補足-310 改1

### 工事計画に係る補足説明資料

補足-310 【その他発電用原子炉の附属施設のうち溢水防護に関する施設に係る補足説明資料】

平成 30 年 10 月

日本原子力発電株式会社

### 9.12.2 排気ダクトへの流入防止対策

使用済燃料プールのスロッシングにより、燃料プールの水がダクト換気口から埋設ダクトを経由して、換気空調系の排気ダクトへ流入することを防止するため、プール側換気口の閉止、並びに埋設ダクト出口側の躯体壁面へ閉止板を設置する。本対策により、排気ダクトへプール水が流入することはない。

排気ダクトへの流入防止対策前の概略図を図 9.12-3、対策後の燃料プール廻りのダクト敷設状況を図 9.12-4 に、閉止板設置箇所を図 9.12-5 に示す。

閉止板については、基準地震動  $S_0$  による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対し、必要な健全性を維持できる構造とする。

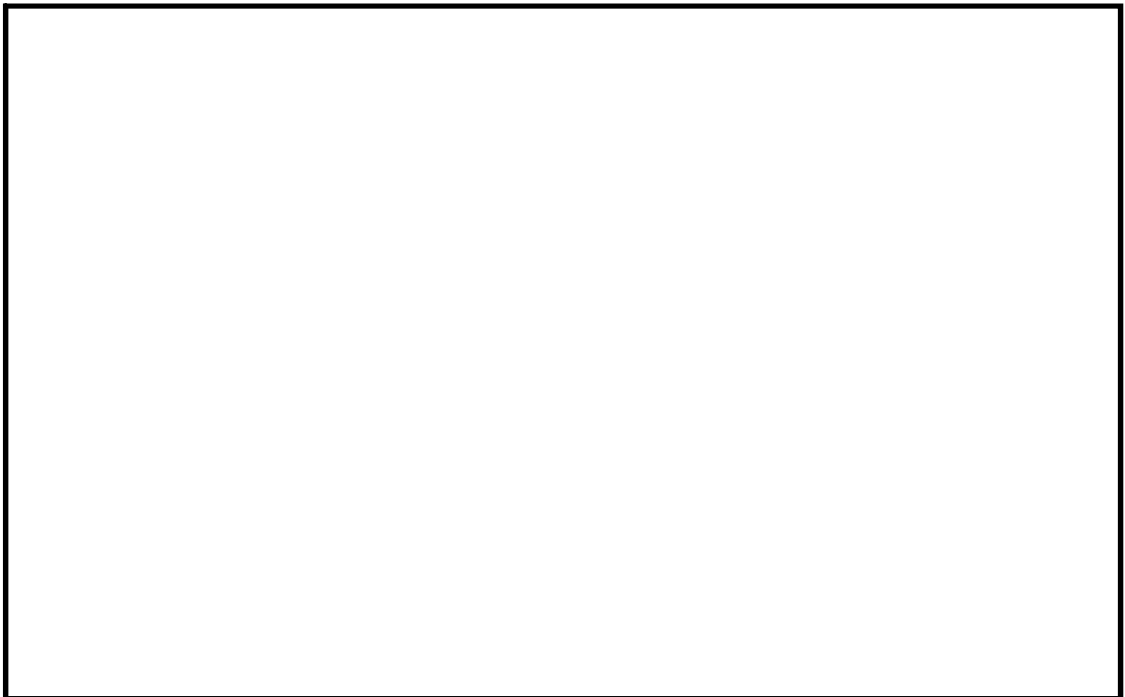


図 9.12-3 対策前（概略図）

### 9.12.3 ダクト閉止における影響評価

プール面の排気口は、プール水面上の汚染空気を原子炉建屋 6 階に拡散させないよう設置されている。6 階フロアの通常空調の設計は、同じ目的で、負圧を維持し、プール側へ風の流れができるよう、給気と排気のダクトを設置している。

プール水面の排気口を閉止した場合は、汚染拡大の影響と負圧バランスへの影響が考えられるが、これらを考慮した風量調整ダンパを既に設置しており、既設空調の排気ダクトで閉止前と同様の排気ができることから、汚染拡大や負圧バランスへの影響はない。

### 9.12.4 対策実施における考慮事項

現状のスロッシング水の建屋下層への拡大防止を目的とした、排気ダクトへの構成は以下のとおりとする。

- ・通常空調へ繋がる下階のダクトに隔離弁を追設（スロッシングのプール水位変動を検知して閉動作する）し、下流の通常空調ダクトへの溢水の流入・汚染拡大を防止。
- ・上記隔離弁が閉となるまでの間にプール水が隔離弁下流に流出しないよう、上流側でダクトの一部を補強改造し、機器ドレンに排出するチャンバを設ける。

上記設備に対して、今後のダクト閉鎖を考慮した場合の考慮事項は以下。

#### 【確認結果】

燃料プール換気ダクトの設備区分は放射線管理設備であるが、非常用換気設備ではない。

既設のダクトを利用し、地震時のスロッシングにより流入したプール水を隔離弁から下流に流出させず、機器ドレン系に連続して排水できる構造\*であるが、設備の主目的はあくまで換気（放射線管理設備）であることから、廃棄設備（液体廃棄物処理設備）に該当しない。

注記 \*：既設のダクトにも配置上プール水が溜まる構造となっている部分やドレンラインがある。

東海第二発電所発電用原子炉設置変更許可申請書  
本文（抜粋）

屋容積の 100%を超えない。

(iii) 原子炉建屋常用換気系

送風機及び排風機により、発電所通常運転中、原子炉建屋原子炉棟内の換気を行う。

送風機数 1（予備 1）

排風機数 1（予備 1）

(iv) 原子炉建屋ガス処理系

この設備は非常用ガス再循環系及び非常用ガス処理系から構成される。非常用ガス処理系は、電気加熱器、粒子用高効率フィルタ、よう素用チャコールフィルタ等を含むフィルタトレイン及び排風機等からなり、また、非常用ガス再循環系は、湿分除去装置、電気加熱器、前置フィルタ、粒子用高効率フィルタ、よう素用チャコールフィルタ等を含むフィルタトレイン及び排風機等からなり、放射性物質の放出を伴う事故時には常用換気系を閉鎖し、非常用ガス処理系で原子炉建屋原子炉棟内を水柱約6mmの負圧に保ちながら、原子炉格納容器から漏えいした放射性物質を非常用ガス再循環系を通して除去し、一部を非常用ガス処理系を通して更に放射性物質を除去した後、非常用ガス処理系排気筒より放出する。

重大事故等時において、炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス再循環系排風機及び非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉棟を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系排気筒から排気することで、中央制御室にとどまる運転員を過度の被ばくから防護する設計とする。

重大事故等時において、炉心の著しい損傷が発生し、原子炉建屋ガ

重大事故等時の原子炉建屋は、「9.1.2 重大事故等時」に記述する。

#### 9.1.1.4.2.2 原子炉建屋の補助系

##### (1) 常用換気系及び空気冷却装置

原子炉建屋の常用換気系は、他の換気系とは独立になっており、空気供給系と排気系を備え、それぞれ 100%容量のファン 2 台（1 台は予備）を持っている。

なお、燃料交換作業時には予備ファン 1 台を起動させ、原子炉建屋運転階の換気風量の増大を行うことができる。

空気供給系には、ファンのほかフィルタ及び蒸気加熱コイルがあり、冬期原子炉建屋内温度を約 10℃以上に保つ。また、差圧制御器があつて、出口弁を調整し原子炉建屋内は、わずかに負圧に保たれている。排気系を出た排気空気は、排気筒から大気中へ放出される。

換気用の原子炉建屋入口及び出口ダクトはそれぞれ 2 系統を有し、それぞれ 2 個の空気作動の隔離弁があつて、原子炉建屋内の放射能レベルが高くなると、自動閉鎖するとともに常用換気系から原子炉建屋ガス処理系（「9.1.1.4.2.3 原子炉建屋ガス処理系」参照）に切換わつて放射性ガスの放散を防ぐ。

以上のほか、補助設備として、原子炉建屋内の局部的熱発生源となる機器のあるところには空気冷却装置がある。

常用換気系の主要な設計仕様を第 9.1-8 表に示す。

#### 9.1.1.4.2.3 原子炉建屋ガス処理系

事故などで、原子炉建屋の放射能レベルが高くなる場合、原子炉建屋から直接外部へ放射能が放散されることを防止するため、常用換気系を閉鎖し、原子



第 9.1-8 表 原子炉建屋常用換気系の主要仕様

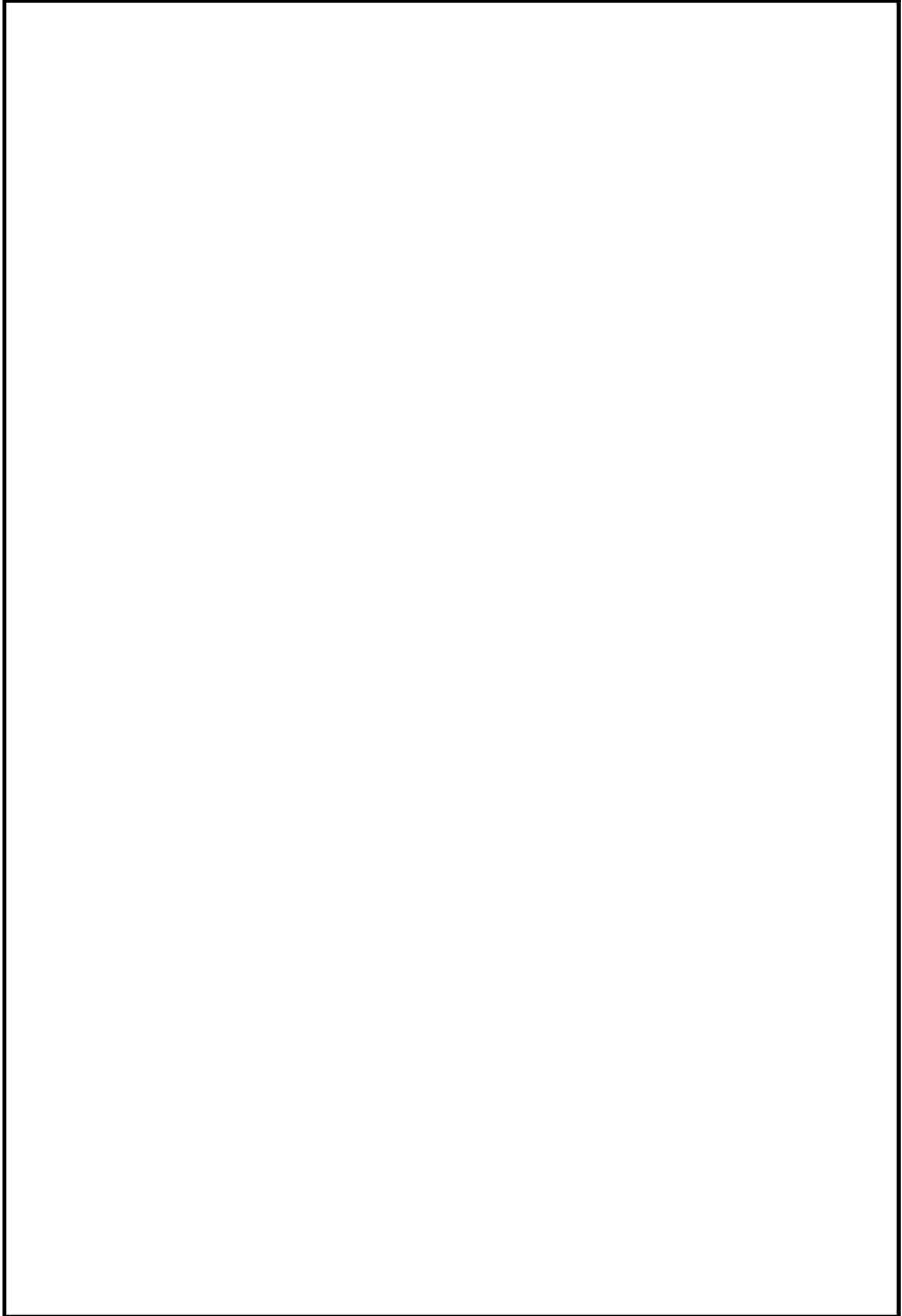
原子炉建屋常用換気系

a. 給気ファン

台 数	1(予備 1)
容 量	約 230,000m <sup>3</sup> /h

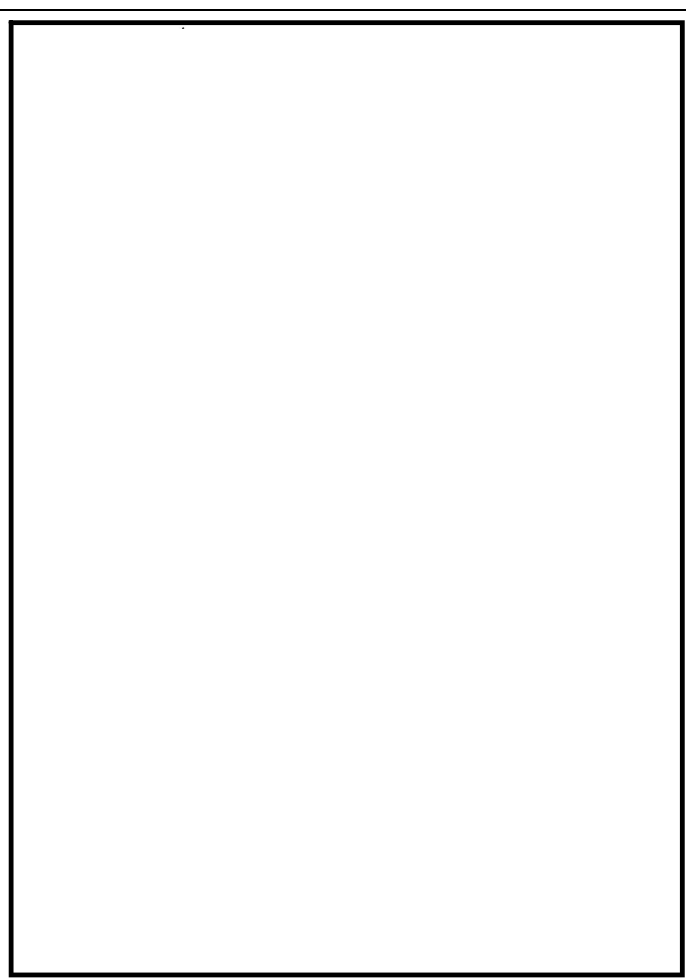
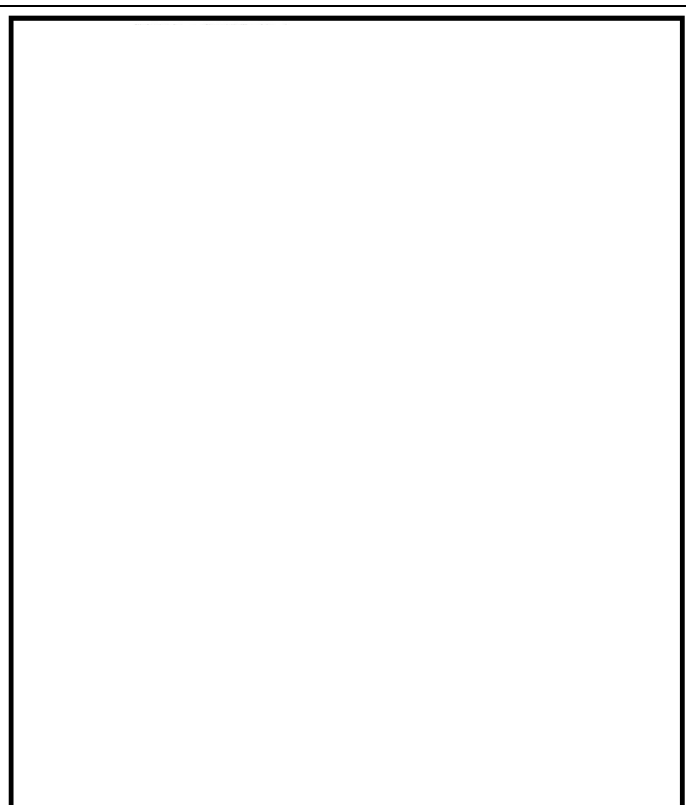
b. 排気ファン

台 数	1(予備 1)
容 量	約 230,000m <sup>3</sup> /h

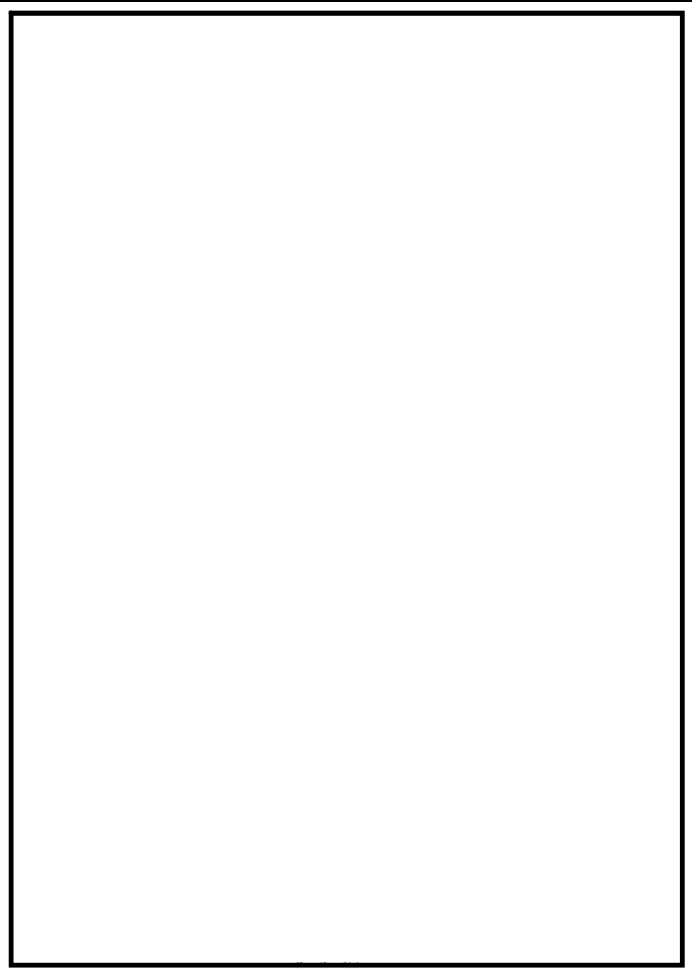
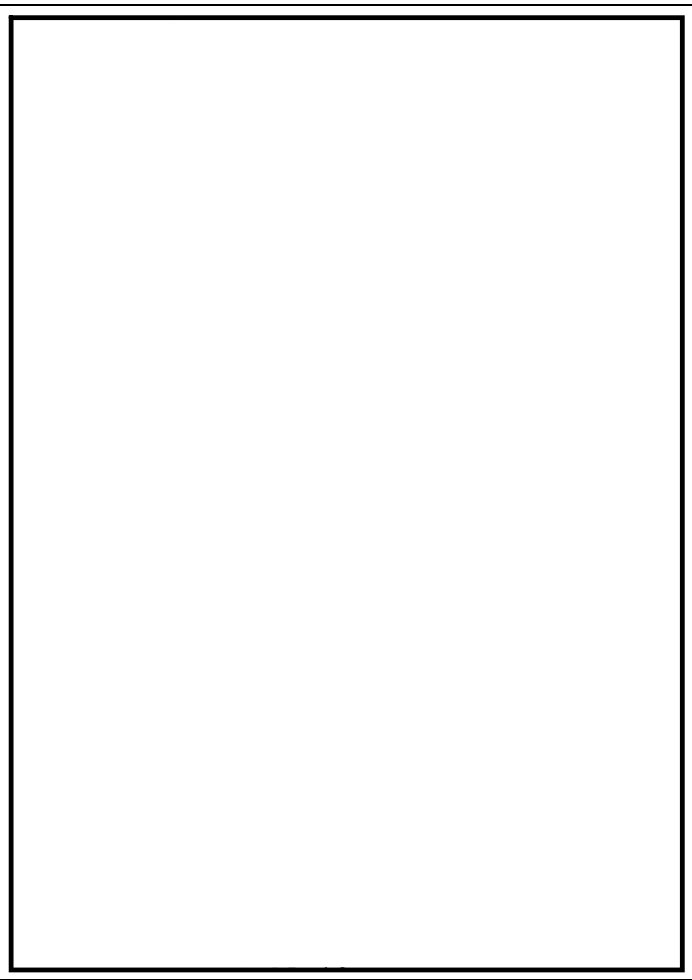


8-9-36

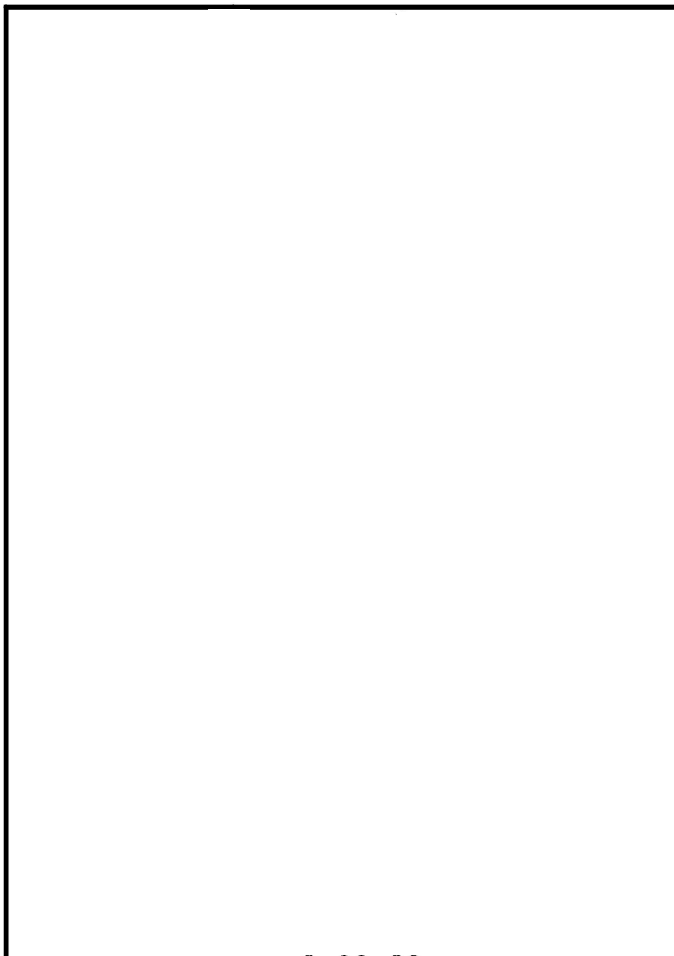
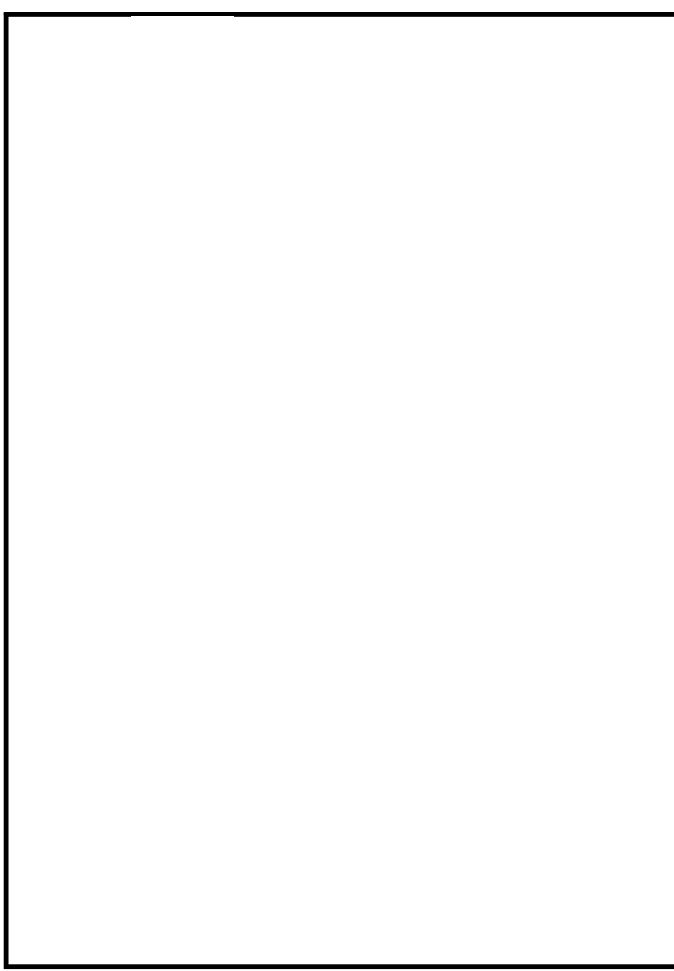
原子炉建屋換気系記載事項 添付書類八比較 (1/3)

<p>日本原子力発電株式会社 東海第二発電所</p>	<p>東北電力株式会社 女川原子力発電所 2 号機</p>
<p>9.1.1.4.2.2 原子炉建屋の補助系 (1) 常用換気系及び空気が冷却装置 原子炉建屋の常用換気系は、他の換気系とは独立になっており、空気が供給系と排気系を備え、それぞれ 100%容量のファン 2 台 (1 台は予備) を持っている。 なお、燃料交換作業時には予備ファン 1 台を起動させ、原子炉建屋運転階の換気風量の増大を行うことができる。 空気が供給には、ファンのほかフィルタ及び蒸気加熱コイルがあり、冬季原子炉建屋内温度を約 10℃以上に保つ。また、差圧制御器があつて、出口弁を調整し原子炉建屋内は、わずかに負圧に保たれている。排気系を出た排気空気が、排気筒から大気中へ放出される。 <b>換気用の原子炉建屋入口及び出口ダクトはそれぞれ 2 系統を有し、それぞれ 2 個の空気が作動の隔離弁があつて、原子炉建屋内の放射能レベルが高くなると、自動閉鎖するとともに常用換気系から原子炉建屋ガス処理系 (9.1.1.4.2.3 原子炉建屋ガス処理系参照) に切り換つて放射性ガスの拡散を防ぐ。</b> 以上のほか、補助設備として、原子炉建屋内の局部的熱発生源となる機器のあるところには空気が冷却装置がある。 常用換気系の主要な設計仕様を第 9.1-8 表に示す。</p>	<p>12.4 換気空調系 12.4.4 主要設備 (1) 原子炉棟換気空調系 原子炉棟換気空調系は、給気ファン、排気ファン、フィルタ等で構成する。 原子炉棟換気空調系を適切に設定することによって、清浄区域より負圧に保つ。 汚染の可能性のある区域は、給・排気量を適切に設定することによって、清浄区域より負圧に保つ。 棟内に供給された空気が、フィルタを通じた後、排気ファンにより排気筒から大気へ放出する。 <b>給気及び排気ダクトには、それぞれ 2 個の空気が作動の隔離弁を設けて、排気ダクトの放射能レベルが高くなった場合自動閉鎖し、本換気空調系から非常用ガス処理系に切り換えて、放射性ガスの放出を防ぐ。</b> また、非常用炉心冷却系の各ポンプ室、残留熱除去系ポンプ室、原子炉隔離時冷却系ポンプ室等非常時に作動を要求される機器の設置される部屋は、外部電源喪失時に非常用電源から供給を受ける空気が冷却装置で冷却除熱する。</p>
	

原子炉建屋換気系記載事項 添付書類八比較 (2/3)

<p>東京電力ホールディングス株式会社 柏崎刈羽原子力発電所 6・7 号機</p> <p>8.2.4 主要設備 (1)原子炉・タービン区域換気空調系 原子炉・タービン区域換気空調系は、給気ファン、排気ファン、フィルタ等で構成する。原子炉・タービン区域換気空調系の系統概要を第 8.2-1 図に示す。 汚染の可能性のある区域は、給・排気量を適切に設定することによって、清浄区域より負圧に保つ。区域内に供給された空気が、フィルタを通じた後、排気ファンにより主排気筒から大気へ放出される。 <b>原子炉区域の給気及び排気ダクトには、それぞれ 2 個の空気作動の隔離弁を設け、排気ダクトの放射能レベルが高くなくなった場合自動閉鎖し、本換気空調系から非常用ガス処理系に切り換えて、放射性ガスの放出を防ぐ。</b> また、高圧炉心注水系ポンプ室、残留熱除去系ポンプ室、原子炉隔離時冷却系ポンプ室等非常時に作動を要求される機器の設置される部屋は、外部電源喪失時に非常用電源から供給を受ける空気を冷却装置で冷却除熱する。</p>	<p>中部電力株式会社 浜岡原子力発電所 4 号機</p> <p>12.4.4 主要設備 (1)原子炉建屋原子炉室換気空調系 原子炉建屋原子炉室換気空調系は、フィルタ、給気ファン、排気ファン等で構成し、原子炉建屋原子炉室（以下 12 では原子炉室という。）の換気を行う。 原子炉建屋原子炉室換気空調系の系統図を第 12.4-1 図に示す。 汚染の可能性のある区域は、給・排気量を適切に設定することによって、清浄区域より負圧に保つ。 原子炉室に供給された空気が、フィルタを通じた後、排気ファンにより排気筒から大気へ放出する。 <b>原子炉室の給気及び排気ダクトには、それぞれ 2 個の空気作動の隔離弁を設け、排気ダクトの放射能レベルが高くなくなった場合等に自動閉鎖し、本換気空調系から非常用ガス処理系に切り換えて、放射性ガスの放出を防ぐ。</b> また、非常用炉心冷却系の各ポンプ室、余熱除去ポンプ室、原子炉隔離時冷却ポンプ室等非常時に作動を要求される機器の設置される部屋は、外部電源喪失時に非常用電源から供給を受ける空気を冷却装置で冷却除熱する。</p>
	

原子炉建屋換気系記載事項 添付書類八比較 (3/3)

<p>北陸電力株式会社 志賀原子力発電所 2号機</p>	<p>中国電力株式会社 島根原子力発電所 2号機</p>
<p>(2)換気空調設備 a. 原子炉棟・タービン建屋換気空調系 原子炉棟・タービン建屋換気空調系は、送風機、排風機、フィルタ、計測制御装置等で構成する。原子炉棟・タービン建屋換気空調系概要図を第 11.1-13 図に示す。 汚染の可能性のある区域は、給・排気量を適切に設定することによって、清浄区域より負圧に保つ。 原子炉棟及びタービン建屋内に供給された空気が、フィルタを通じた後、排風機により排気筒から大気に放出する。 <b>原子炉棟の給気及び排気ダクトに、それぞれ 2 個の空気が作動の隔離弁を設け、排気ダクトの放射能レベルが高くなくなった場合自動閉止し、非常用ガス処理系側の弁を開いて本換気空調系から非常用ガス処理系に切り替えることにより、放射性ガスの放出を防ぐ。</b> また、高圧炉心注入ポンプ室、残留熱除去系ポンプ室、原子炉隔離時冷却系ポンプ室等非常時に作動を要求される機器を設置する部屋は、外部電源喪失時に非常用電源から供給を受ける空気を冷気冷気冷装置で冷却除熱する。</p>	<p>(1)原子炉棟換気系 原子炉棟換気系は給気ファン、排気ファン、フィルタ等で構成する。系統概要を第 12.4-1 図に示す。 給気ファン及び排気ファンは、それぞれ 100%容量のもの 2 台を設ける。 建物に供給された空気が、排気ファンにより排気筒から放出する。定期検査時等排気に汚染の可能性のあるときは、フィルタを通ず。 <b>給気及び排気ダクトには、それぞれ 2 個の空気が作動の隔離弁を設け、排気の放射線レベルが高くなった場合は自動閉鎖し、本換気系から非常用ガス処理系に切り替えて、放射性物質の放出を低減する。</b> (15.工学的安全施設]参照) 以上のほか、補助設備として、冷却又は加熱の必要な場所には、それぞれ空気を冷却装置又は空気を加熱装置を設ける。 なお、非常用炉心冷却系、残留熱除去系及び原子炉隔離時冷却系等のポンプ室に設ける空気を冷気冷気冷装置は、非常用電源に接続し、外部電源喪失時でも運転可能とする。</p>
	

放射線管理施設  
4 放射線管理施設の基本設計方針，適用基準及び適用規格  
(1) 基本設計方針

変更前	変更後
<p>2.2.3 原子炉建屋常用換気系 原子炉建屋原子炉棟の常用換気系は，送風機及び排風機により，発電所通常運転中，原子炉建屋原子炉棟内の換気を行い，原子炉建屋原子炉棟内をわずかに負圧に保ち，排気空気は，フィルタを通して，主排気筒から放出する。また，原子炉建屋放射能高等の信号により，隔離弁を自動閉鎖する</p>	<p>重大事故等対処設備としての基本方針に示す設計方針を適用する。ただし，多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから，重大事故等対処設備の基本方針のうち「5.1.2 多様性，位置的分散等」に示す設計方針は適用しない。</p> <p>重要度が特に高い安全機能を有する系統において，設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち，単一設計とする中央制御室換気系のダクトの一部については，当該設備に要求される原子炉制御室非常用換気空調機能が喪失する単一故障のうち，想定される最も過酷な条件として，ダクトの全周破断を想定しても，単一故障による放射線物質の放出に伴う破ばくの影響を最小限に抑えるよう，安全上支障のない期間に単一故障を確実に除去又は修復できる設計とし，その単一故障を仮定しない。</p> <p>想定される単一故障の発生に伴う中央制御室の運転員の破ばく量は保守的に単一故障を除去又は修復ができない場合で評価し，緊急作業時に係る線量限度を下回ることを確認する。また，単一故障の除去又は修復のための作業期間として想定する2日間を考慮し，修復作業に係る従事者の破ばく線量は緊急時作業に係る線量限度に照らしても十分小さくする設計とする。</p> <p>単一設計とする箇所設計に当たっては，想定される単一故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり，かつ，補修作業が容易となる設計とする。</p> <p>2.2.2 緊急時対策所換気系 緊急時対策所非常用換気設備として，緊急時対策所非常用送風機，緊急時対策所非常用フィルタ装置（東海，東海第二発電所共用）を設ける設計とする。また，緊急時対策所等の加圧のために，緊急時対策所加圧設備及び緊急時対策所差圧計を設ける設計とする。</p> <p>緊急時対策所加圧設備は，緊急時対策所等を正圧化し，緊急時対策所等内へ希ガスを含む放射性物質の侵入を防止するとともに，酸素濃度及び二酸化炭素濃度を活動に支障がない範囲に維持するために必要な容量を設置及び保管する設計とする。</p> <p>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の設計に当たっては，緊急時対策所に必要な外気取入れ量に対して十分な余裕を考慮した設計とする。また，緊急時対策所外の火災により発生する燃焼ガス又はばい煙，有毒ガス及び降下火砕物に対する換気設備の隔離及びその他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。</p> <p>緊急時対策所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は，基準地震動S<sub>1</sub>による地震力に対し，機能を喪失しないようにするとともに，緊急時対策所の気密性とあいまいまって緊急時対策所の居住性に係る判断基準を満足する設計とする。</p> <p>2.2.3 原子炉建屋常用換気系 原子炉建屋原子炉棟の常用換気系は，送風機及び排風機により，発電所通常運転中，原子炉建屋原子炉棟内の換気を行い，原子炉建屋原子炉棟内をわずかに負圧に保ち，排気空気は，フィルタを通して，主排気筒から放出する。また，原子炉建屋放射能高等の信号により，隔離弁を自動閉鎖する</p>

変更前	変更後
<p>とともに常用換気系から原子炉建屋ガス処理系に切り替わることで放射性物質の放散を防ぐ設計とする。</p>	<p>とともに常用換気系から原子炉建屋ガス処理系に切り替わることで放射性物質の放散を防ぐ設計とする。</p>
<p>2.2.4 タービン建屋換気系 タービン建屋換気系は、1系統の空気供給系、2系統の排気系及び補助系からなり、供給系のファン及び排気系のファン並びに運転階専用の排気ファンから構成され、屋外から取り入れた空気を通路など清浄な場所に給気し、給水加熱器室、空気抽出器室など、汚染の可能性の高い区域から排気し、フィルタを通してのち、主排気筒から放出する設計とする。</p>	<p>2.2.4 タービン建屋換気系 タービン建屋換気系は、1系統の空気供給系、2系統の排気系及び補助系からなり、供給系のファン及び排気系のファン並びに運転階専用の排気ファンから構成され、屋外から取り入れた空気を通路など清浄な場所に給気し、給水加熱器室、空気抽出器室など、汚染の可能性の高い区域から排気し、フィルタを通してのち、主排気筒から放出する設計とする。</p>
<p>2.2.5 廃棄物処理棟換気系 廃棄物処理棟換気系は、1系統の空気供給系及び排気系からなり、その給気は、廃棄物処理制御室及び通路に行い、排気は液体廃棄物貯蔵タンク室、フィルタ室などから排気ファンによって、高性能粒子フィルタを通してのち、主排気筒から放出する設計とする。</p>	<p>2.2.5 廃棄物処理棟換気系 廃棄物処理棟換気系は、1系統の空気供給系及び排気系からなり、その給気は、廃棄物処理制御室及び通路に行い、排気は液体廃棄物貯蔵タンク室、フィルタ室などから排気ファンによって、高性能粒子フィルタを通してのち、主排気筒から放出する設計とする。</p>
<p>2.2.6 廃棄物処理建屋換気系 廃棄物処理建屋換気系は、1系統の空気供給系、主排気系及び廃棄物処理建屋排気系の2系統の排気系からなり、主排気系は、放射性希ガス及び放射性よう素による汚染の可能性のある区域の排気を排気ファンにより高性能粒子フィルタを通して主排気筒から放出する。その他区域の排気は排気ファンにより高性能粒子フィルタを通して廃棄物処理建屋排気筒から放出する設計とする。</p>	<p>2.2.6 廃棄物処理建屋換気系 廃棄物処理建屋換気系は、1系統の空気供給系、主排気系及び廃棄物処理建屋排気系の2系統の排気系からなり、主排気系は、放射性希ガス及び放射性よう素による汚染の可能性のある区域の排気を排気ファンにより高性能粒子フィルタを通して主排気筒から放出する。その他区域の排気は排気ファンにより高性能粒子フィルタを通して廃棄物処理建屋排気筒から放出する設計とする。</p>
<p>2.2.7 サービス建屋換気系 サービス建屋換気系は、1系統の空気供給系及び排気系からなり、その排気は、排気ファンにより高性能粒子フィルタを通してのち、主排気筒から放出する設計とする。</p>	<p>2.2.7 サービス建屋換気系 サービス建屋換気系は、1系統の空気供給系及び排気系からなり、その排気は、排気ファンにより高性能粒子フィルタを通してのち、主排気筒から放出する設計とする。</p>
<p>2.2.8 固体廃棄物作業建屋換気系 固体廃棄物作業建屋換気系は、1系統の空気供給系及び排気系からなり、その排気は、排気ファンにより高性能粒子フィルタを通して廃棄物処理建屋排気筒から放出する設計とする。</p>	<p>2.2.8 固体廃棄物作業建屋換気系 固体廃棄物作業建屋換気系は、1系統の空気供給系及び排気系からなり、その排気は、排気ファンにより高性能粒子フィルタを通して廃棄物処理建屋排気筒から放出する設計とする。</p>
<p>2.3 生体遮蔽装置等 設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による発電所周辺の空間線量率が、放射線業務従事者等の放射線障害を防止するために必要な生体遮蔽等を適切に設置すること及び発電用原子炉施設と周辺監視区域境界までの距離とあいまって、発電所周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減し、周辺監視区域外における線量限度に比べ十分に下回る、空気カーマで年間 50 <math>\mu\text{Gy}</math> を超えないような遮蔽設計とする。 発電所内における外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場所には、通常運転時の放射線業務従事者等の被ばく線量が適切な作業管理とあいまって、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」を満足できる遮蔽設計とする。</p>	<p>2.3 生体遮蔽装置等 設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による発電所周辺の空間線量率が、放射線業務従事者等の放射線障害を防止するために必要な生体遮蔽等を適切に設置すること及び発電用原子炉施設と周辺監視区域境界までの距離とあいまって、発電所周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減し、周辺監視区域外における線量限度に比べ十分に下回る、空気カーマで年間 50 <math>\mu\text{Gy}</math> を超えないような遮蔽設計とする。 発電所内における外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場所には、通常運転時の放射線業務従事者等の被ばく線量が適切な作業管理とあいまって、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」を満足できる遮蔽設計とする。</p>

補足－5【原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ改造工事  
の概要について】



## 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ改造工事の概要について

## 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ改造について

---

### 【概要】

今回の原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ改造に伴い、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第5条、第11条、第12条、第14条、第15条、第35条及び第47条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に基づき、原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの施設に関する技術基準の適用条文を示す。なお、適用条文の整理については、補足－1に示す。



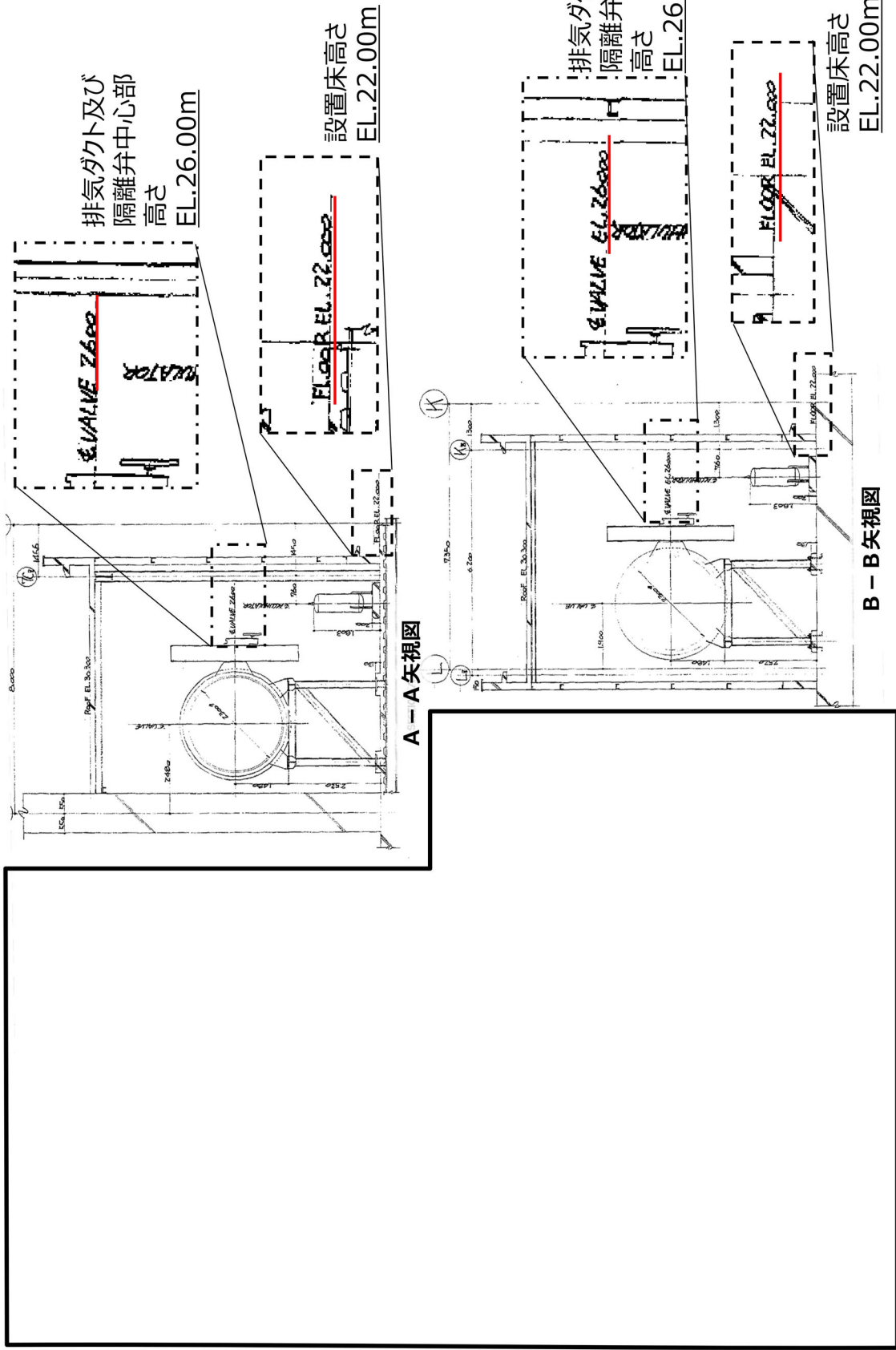
	溢水防護区画番号	設置床（高さ）	溢水防護区画内における溢水防護対象設備である「C/S排気隔離ダンパ」の最下端を目安に設定。
現行	CS-3-2	EL.22.00m	なお、CS-3-2内においても排気ダクト及びダンパの配置（設置高さ）は同様。
移設後	CS-3-3	変更なし	

※ 当該溢水防護区画内における溢水防護対象設備である「C/S排気隔離ダンパ」の最下端を目安に設定。  
なお、CS-3-2内においても排気ダクト及びダンパの配置（設置高さ）は同様。

原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ改造工事概要

# 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ改造について

適用条文  
第5条, 第11条, 第12条



原子炉建屋換気系排気隔離弁室内機器配置図

# 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ改造について

## 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ設置床高さの記載誤りについて【既工事計画より抜粋】

要目表\_放射線管理施設『原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ』

変更前		変更後	
名			
検出器の種類	半導体式*4		
計測範囲	10 <sup>-1</sup> ~1	10 <sup>-3</sup> ~10	
警報動作範囲	10 <sup>-4</sup> ~1*2	10 <sup>-3</sup> ~10*2	
系統名 (ライン名)	原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ		
設置床	EL.23.00 m (監視・記録は中央制御室)*3	EL.46.50 m (監視・記録は中央制御室)*3	変更なし
溢水防護上の 区画番号		RB-6-1	
溢水防護上の 配慮が必要な高さ		EL.24.00 m以上	EL.46.83 m以上
個数	4*4	4*4	変更なし

添付書類\_V-1-1-8-2 防護すべき設備の設定より抜粋

表2-7 溢水評価対象設備リスト (41/73)

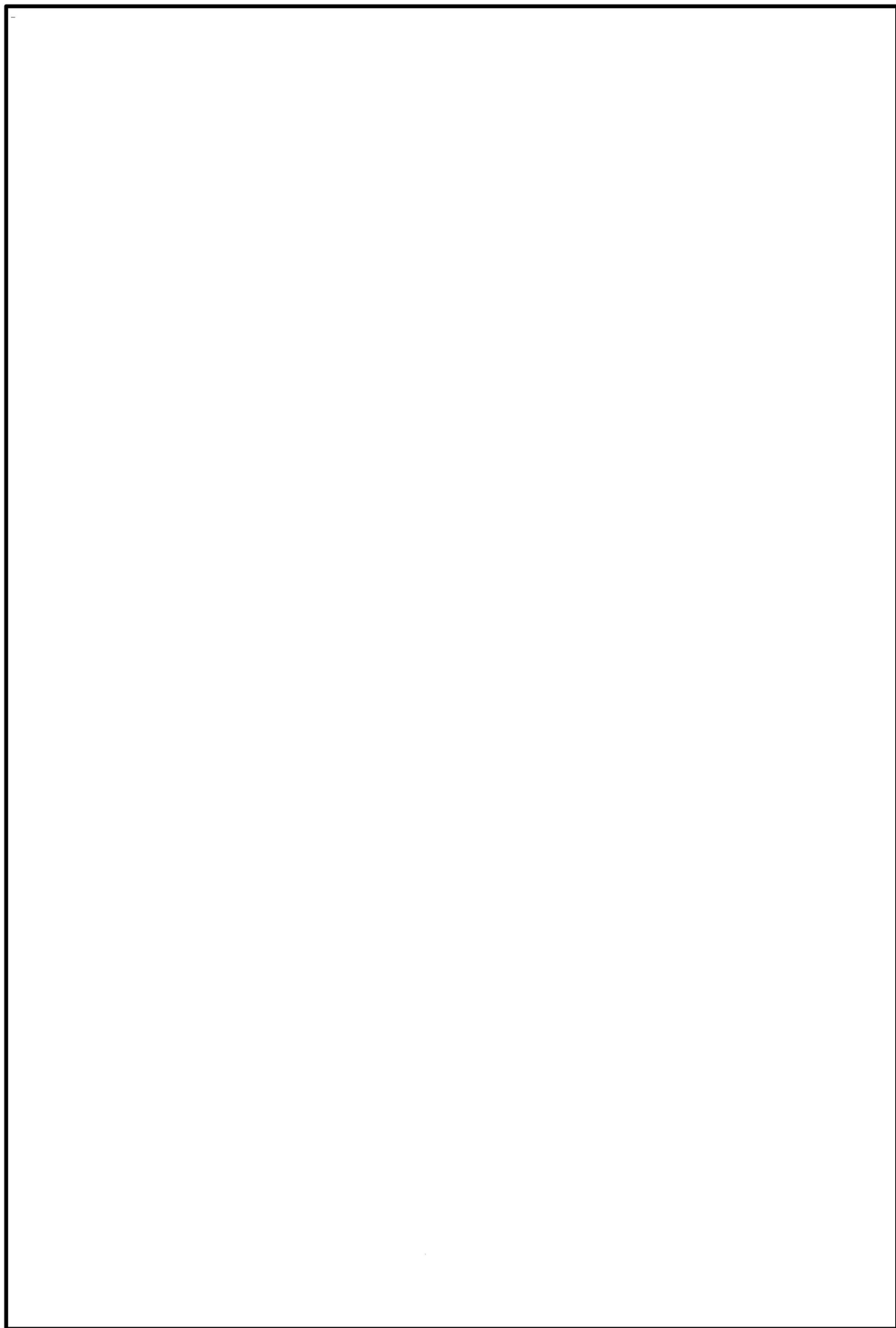
系統	設備	溢水防護区画	設置建屋	設置高さ*
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ（検出器）(D17-N009A)		原子炉建屋付属棟	
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ（検出器）(D17-N009B)		原子炉建屋付属棟	
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ（検出器）(D17-N009C)		原子炉建屋付属棟	
プロセス放射線モニタ系	原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ（検出器）(D17-N009D)		原子炉建屋付属棟	

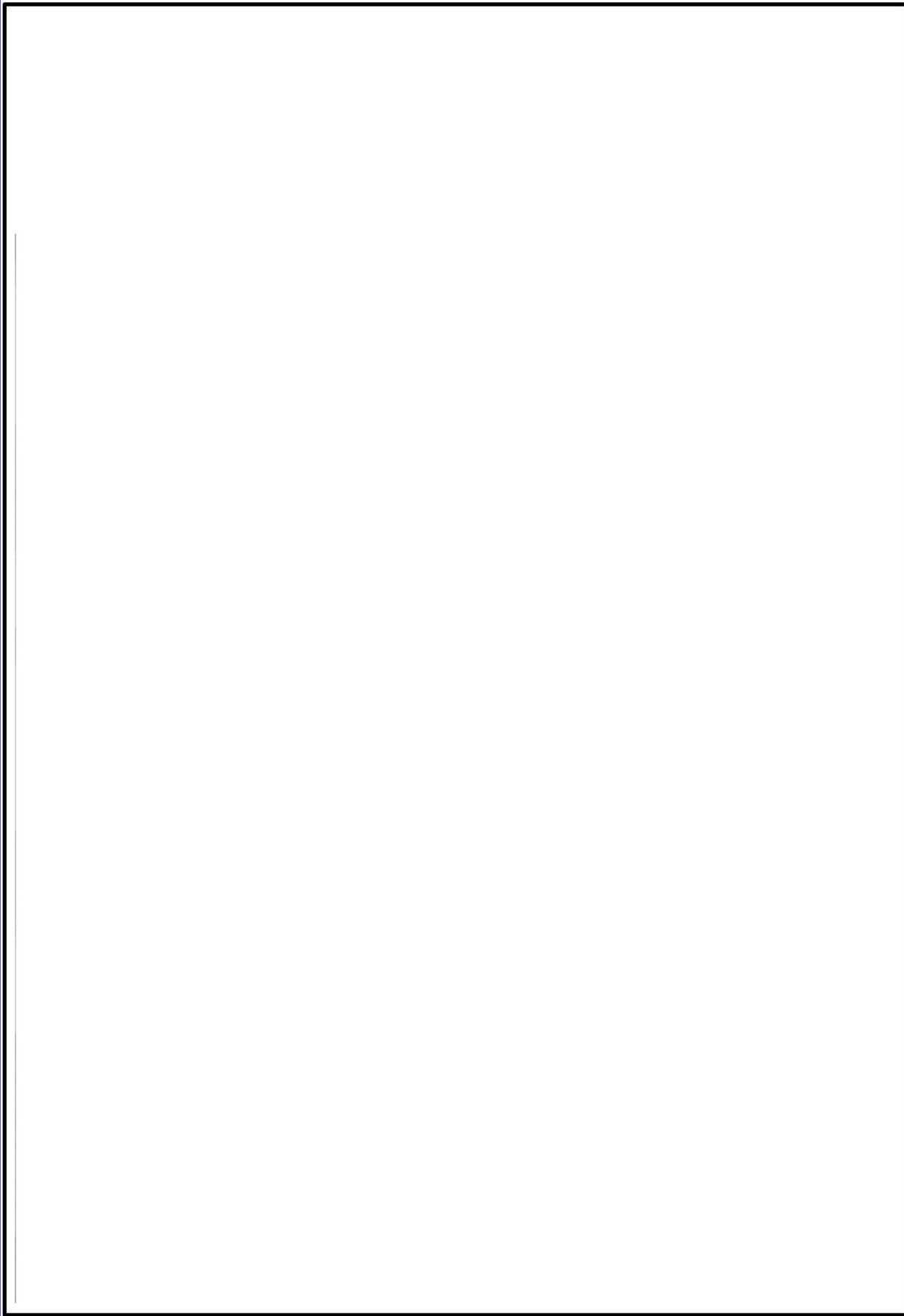
## 要目表\_計測制御系統施設『原子炉建屋放射能高』

7.3 原子炉建屋ガス処理系  
・常設

変更前				変更後			
工学的安全施設等の起動信号の種類*1	個数	取付箇所	工学的安全施設等の起動信号の種類*2	工学的安全施設等の起動信号の種類*3	設定値	工学的安全施設等の起動信号を発生させない条件	工学的安全施設等の起動信号を発生させない条件
	8	系統名 (ライン名) 設置床 EL.22.00 m*5, *6 EL.46.50 m*5, *7	2*18 通常運転時の放射能の10倍以下	変更なし	CS-3-2 RB-6-1*7	変更なし	変更なし
					溢水防護上の区画番号 CS-3-2*5 RB-6-1*7		
					溢水防護上の配慮が必要な高さ EL.24.00 m以上*6 EL.46.83 m以上*7		

○上記はいずれも原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタを示しているが、放射線管理施設の要目表について「設置床高さ」の記載を誤った。なお、耐震計算書についても『EL.23.00』と同様の記載があるが評価に影響はない（評価上の基準床高さに包絡されるため）。





# 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ改造について

## 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタの耐震性についての計算書（V-2-8-2-4）抜粋【既工事計画より】

【原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ（RE-DI7-N009A, B, C, D）の耐震性についての計算結果】

### 1. 設計基準対象施設

#### 1.1 設計条件

機器名称	耐震設計上の 重要度分類	据付場所及び床面高さ (m)	固有周期 (s)		弾性設計地震動 $S_d$ 又は静的震度		基準地震動 $S_s$		周囲環境温度 (°C)
			水平方向	鉛直方向	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	水平方向 設計震度	鉛直方向 設計震度	
原子炉建屋換気系（ダクト） 放射線モニタ	S	EL. 23.00 (EL. 29.00*1)			$C_H=0.88$	$C_V=0.62$	$C_H=1.55$	$C_V=1.17$	

注記 \*1: 基準レベルを示す。

床面高さは、EL.22.00となる。  
耐震評価上の基準レベルに包絡される高さであり、評価に影響はない。

#### 1.2 機器要目

##### 1.2.1 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ

部	材	m (kg)	$h_2$ (mm)	$\phi_3$ (mm)	$\phi_a$ (mm)	$\phi_b$ (mm)	$A_b$ (mm <sup>2</sup> )	n	$n_{AV}$	$n_{FH}$
基礎ボルト								2	2	2

部	材	$S_y$ (MPa)	$S_u$ (MPa)	$S_y$ (R.T.) (MPa)	F (MPa)	F* (MPa)	転倒方向	
							弾性設計用地震動 $S_d$ 又は静的震度	基準地震動 $S_s$
基礎ボルト		205	520	205	205	246	鉛直方向	鉛直方向

○今回の放射線モニタの改造では、当該放射線モニタ検出器の他、計器スタンションも既設設備を取り外し、継続使用する。また、移設先での設置高さ並びに取付方法も既設同様であるため、既工事計画にて説明済みの耐震評価に変更は生じない。

（上記に示す「1.1 設計条件」及び「1.2 機器要目」に変更なし）

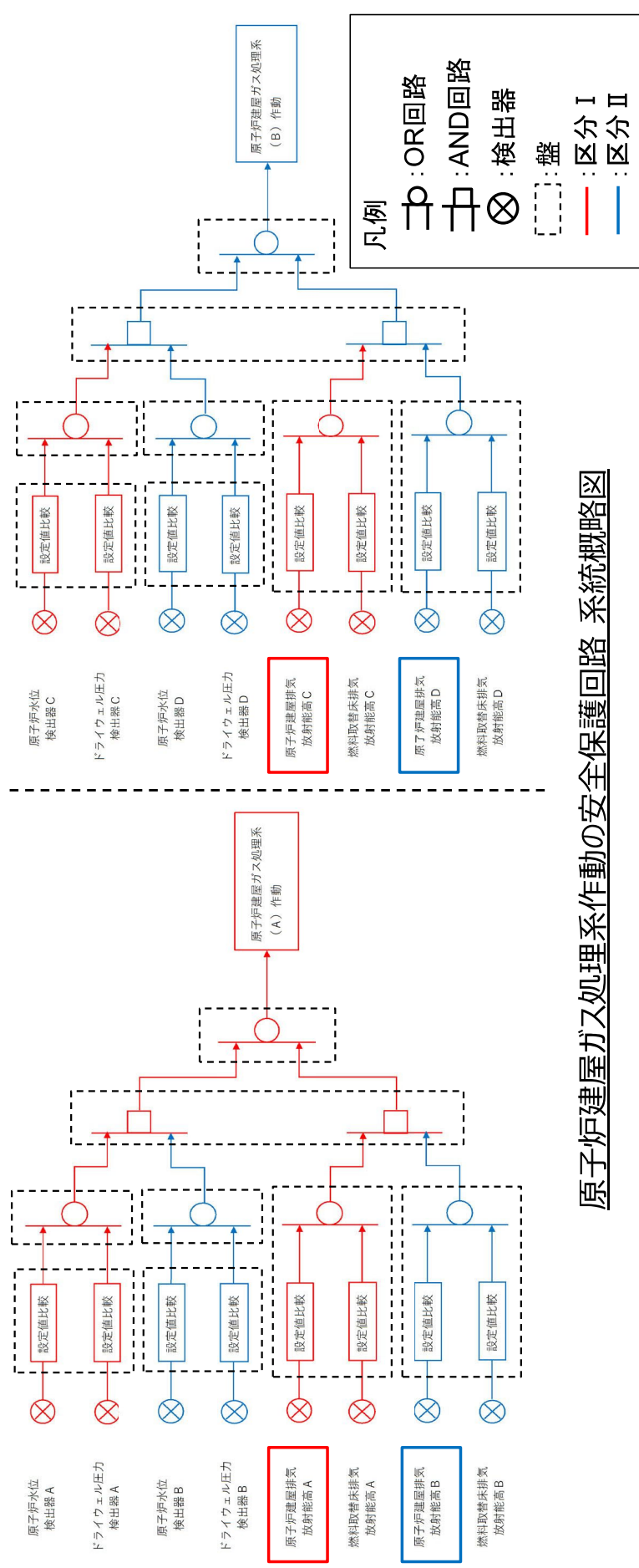


# 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ改造について

適用条文  
第14条, 第15条, 第35条

## <原子炉建屋ガス処理系作動の安全保護回路>

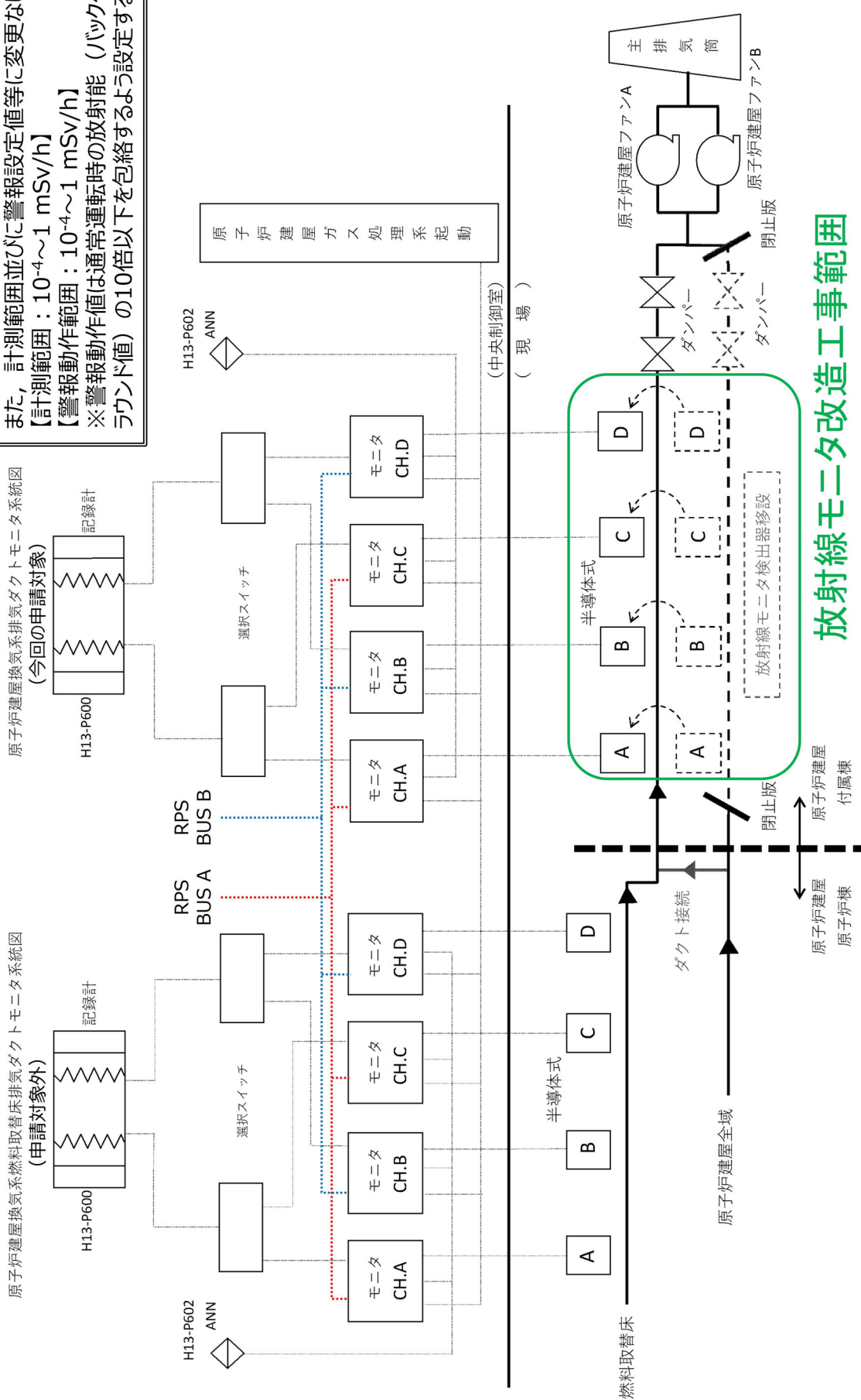
- 2 区分の検出器から得られた信号を用い, 論理回路 ( 1 o u t o f 2 t w i c e ) を通じて作動信号を発生させており, 多重性を有している。
- 想定される最も過酷な環境条件である原子炉冷却材喪失時及び主蒸気管破断時において健全に動作するよう設計している。
- 耐震 S クラス設備として設計している。また, その区分に応じ, それぞれ異なるエリアに設置しており, 溢水, 火災が発生した場合においても, 安全機能を損なわないよう設計している。
- その区分に応じ, 中央制御室の異なる盤に設置しており, あるいは盤内に隔離して設置しており, それぞれ分離して配置している。また, 電源についてはそれぞれ異なる区分から供給しており, 1 つの区分に故障が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計している。



原子炉建屋ガス処理系作動の安全保護回路 系統概略図

# 原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ改造について

中央制御室側のモニタ等計装品は工事対象外。  
また、計測範囲並びに警報設定値等に変更なし。  
【計測範囲： $10^{-4} \sim 1 \text{ mSv/h}$ 】  
【警報動作範囲： $10^{-4} \sim 1 \text{ mSv/h}$ 】  
※警報動作値は通常運転時の放射能（バックグラウンド値）の10倍以下を包絡するよう設定する。



## 放射線モニタ改造工事範囲

原子炉建屋換気系（ダクト）放射線モニタ 系統概略図