本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉審査資料	
資料番号	KK67-0072 改54
提出年月日	平成29年8月21日

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

重大事故等対処設備について

平成29年8月

東京電力ホールディングス株式会社

目次

1. 重大事故等対処設備
1.1 重大事故等対処設備の設備分類
2. 基本設計の方針
2.1 耐震性・耐津波性
2.1.1 発電用原子炉施設の位置
2.1.2 耐震設計の基本方針
2.1.3 津波による損傷の防止
2.2 火災による損傷の防止
2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針
2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等
2.3.2 容量等
2.3.3 環境条件等
2.3.4 操作性及び試験・検査性
3. 個別設備の設計方針
3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
3.7 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備
3.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
3.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
3.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備
3.14 電源設備
3.15 計装設備
3.16 原子炉制御室
3.17 監視測定設備
3.18 緊急時対策所
3.19 通信連絡を行うために必要な設備
3.20 原子炉圧力容器
3.21 原子炉格納容器
3.22 燃料貯蔵設備
3.23 非常用取水設備
3.24 原子炉建屋原子炉区域

添付資料　個別設備の設計方針の添付資料

別添資料－1　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について
別添資料－2　復水補給水系を用いた代替循環冷却の成立性について
別添資料－3　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について

2.1.2　耐震設計の基本方針

2.1.2.1　地震による損傷の防止に係る基準適合性

【設置許可基準規則】

（地震による損傷の防止）

第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。

一 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。

二 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができるものであること。

三 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。

四 特定重大事故等対処施設のため，省略。

2 重大事故等対処施設は、第四条第三項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

（解釈）

1 第39条の適用に当たっては、本規程別記２に準ずるものとする。

2 第１項第２号に規定する「第４条第２項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記２第４条第２項から第４項までにおいて、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力と同等のものとする。

3 特定重大事故等対処施設のため，省略。

4 特定重大事故等対処施設のため，省略。

5 特定重大事故等対処施設のため，省略。

適合のための設計方針

第１項について

重大事故等対処施設について，施設の各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて「Ⅰ．設備分類」のとおり分類し，設備分類に応じて「Ⅱ．設計方針」に示す設計方針に従って耐震設計を行う。耐震設計において適用する地震動及び当該地震動による地震力等については，設計基準対象施設のものを設備分類に応じて適用する。

なお，「Ⅱ．設計方針」の(1)，(2)及び(3)に示す設計方針が，それぞれ第１項の第一号，第二号及び第三号の要求事項に対応するものである。

Ⅰ．設備分類

(1)　常設重大事故防止設備

重大事故等対処設備のうち，重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって，設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において，その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備であって常設のもの

a. 常設耐震重要重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって，耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの

b. 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって，a. 以外のもの

(2)　常設重大事故緩和設備

重大事故等対処設備のうち，重大事故が発生した場合において，当該重大事故の拡大を防止し，又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの

(3) 常設重大事故防止設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設のうち，重大事故等時に機能を期待する設備であって，重大事故の発生を防止する機能を有する（1）以外の常設のもの

(4) 常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設のうち，重大事故等時に機能を期待する設備であって，重大事故の拡大を防止し，又はその影響を緩和するための機能を有する（2）以外の常設のもの

(5)　可搬型重大事故等対処設備

重大事故等対処設備であって可搬型のもの

Ⅱ．設計方針

(1)　常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設

基準地震動による地震力に対して，重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。

(2)　常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設

代替する機能を有する設計基準事故対処設備の耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができるように設計する。

(3)　常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設

基準地震動による地震力に対して，重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。

(4)　常設重大事故防止設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設

当該設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができるように設計する。

(5)　常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設

基準地震動による地震力に対して，重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。

(6)　可搬型重大事故等対処設備

地震による周辺斜面の崩壊，溢水，火災等の影響を受けない場所に適切に保管する。

なお，上記設計において適用する動的地震力は，水平２方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定する。

また，常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がＳクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設は，Ｂクラス及びＣクラスの施設，常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がＢクラス又はＣクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設，可搬型重大事故等対処設備，常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備並びに常設重大事故防止設備（設計基

準拡張）及び常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設の波及的影響によって，重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないように設計する。

第 2 項について

常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設については，基準地震動による地震力によって生じるおそれがある周辺斜面の崩壊に対して，重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない場所に設置する。

2.1.2.2　重大事故等対処施設の耐震設計

2.1.2.2.1　重大事故等対処施設の耐震設計の基本方針

重大事故等対処施設については，設計基準対象施設の耐震設計における動的地震力又は静的地震力に対する設計方針を踏襲し，重大事故等対処施設の構造上の特徴，重大事故等における運転状態，重大事故等時の状態で施設に作用する荷重等を考慮し，適用する地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを目的として，設備分類に応じて，以下の項目に従って耐震設計を行う。

(1)　常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。)

基準地震動による地震力に対して，重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。

(2)　常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）

代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができるように設計する。

(3)　常設重大事故緩和設備又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）

基準地震動による地震力に対して，重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。

なお，本施設と(2)の両方に属する重大事故等対処施設については，基準地震動による地震力を適用するものとする。

(4)　常設重大事故防止設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）

当該設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができるように設計する。

(5)　可搬型重大事故等対処設備

地震による周辺斜面の崩壊，溢水，火災等の影響を受けない場所に適切に保管する。

(6)　常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設については，基準地震動による地震力が作用した場合においても，接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

また，常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設については，代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設については，当該設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力が作用した場合においても，接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

(7)　重大事故等対処施設に適用する動的地震力は，水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定するものとする。なお，水平 2 方向及び鉛直方向の地震力が同時に作用し，影響が考えられる施設，設備については許容限界の範囲内に留まることを確認する。

(8)　常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物は，基準地震動による地震力に対して，重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。

(9)　重大事故等対処施設を津波から防護するための津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物は，基準地震動による地震力に対して，それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できるように設計することとし，「設計基準対象施設について　第 4 条：地震による損傷の防止　第 1 部　1.4.1　設計基準対象施設の耐震設計」に示す津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物の設計方針に基づき設計する。

(10)　常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設が，B クラス及び C クラスの施設，常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が B クラス又は C クラスのもの）が設置される重大事故等対処施設，可搬型重大事故等対処設備，常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備並びに常設重大事故防止設備（設計基準拡張）及び常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設の波及的影響によって，重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないよう

に設計する。

（11） 重大事故等対処施設の構造計画及び配置計画に際しては，地震の影響が低減されるように考慮する。

（12） 緊急時対策所の耐震設計の基本方針については，「2.1.2.2.7 緊急時対策所」に示す。

（13） 常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設は，地震動及び地殻変動による基礎地盤の傾斜が基本設計段階の目安値である1/2,000を上回る場合，傾斜に対する影響を地震力に考慮する。

2.1.2.2.2　重大事故等対処設備の設備分類

重大事故等対処設備について，施設の各設備が有する重大事故等に対処するために必要な機能及び設置状態を踏まえて，以下の区分に分類する。

(1)　常設重大事故防止設備

重大事故等対処設備のうち，重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって，設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において，その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備であって常設のもの

a.　常設耐震重要重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって，耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの

b.　常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって，a.以外のもの

(2)　常設重大事故緩和設備

重大事故等対処設備のうち，重大事故が発生した場合において，当該重大事故の拡大を防止し，又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの

(3)　常設重大事故防止設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設のうち，重大事故等時に機能を期待する設備であって，重大事故の発生を防止する機能を有する（1）以外の常設のもの

(4)　常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設のうち，重大事故等時に機能を期待する設備であって，重大事故の拡大を防止し，又はその影響を緩和するための機能を有する（2）以外の常設のもの

(5)　可搬型重大事故等対処設備

重大事故等対処設備であって可搬型のもの

重大事故等対処設備のうち，耐震評価を行う主要設備の設備分類について，　第2.1.2.2.2表に示す。

2.1.2.2.3　地震力の算定方法

重大事故等対処施設の耐震設計に用いる地震力の算定方法は，「設計基準対象施設について　第 4 条：地震による損傷の防止　第 1 部 1.4.1.3　地震力の算定方法」に示す設計基準対象施設の静的地震力，動的地震力及び設計用減衰定数について，以下のとおり適用する。

(1)　静的地震力

常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が B クラス又は C クラスのもの）が設置される重大事故等対処施設について，「設計基準対象施設について　第 4 条：地震による損傷の防止　第 1 部　1.4.1.3　地震力の算定方法」の「(1)静的地震力」に示す B クラス又は C クラスの施設に適用する静的地震力を適用する。

(2)　動的地震力

常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設について，「設計基準対象施設について　第 4 条：地震による損傷の防止　第 1 部　1.4.1.3　地震力の算定方法」の「(2)動的地震力」に示す入力地震動を用いた地震応答解析による地震力を適用する。

常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設のうち，B クラスの施設の機能を代替する共振のおそれのある施設，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設のうち，当該設備が属する耐震重要度分類が B クラスで共振のおそれのある施設については，「設計基準対象施設について　第 4 条：地震による損傷の防止　第 1 部　1.4.1.3　地震力の算定方法」の「(2)動的地震力」に示す共振のおそれのある B クラスの施設に適用する地震力を適用する。

常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類が S クラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物については，「設計基準対象施設について　第 4 条：地震による損傷の防止　第 1 部　1.4.1.3　地震力の算定方法」の「(2)動的地震力」に示す屋外重要土木構造物に適用する地震力を適用する。

なお，重大事故等対処施設のうち，設計基準対象施設の基本構造と異

なる施設については，適用する地震力に対して，要求される機能及び構造健全性が維持されることを確認するため，当該施設の構造を適切にモデル化した上での地震応答解析又は加振試験等を実施する。

(3)　設計用減衰定数

「設計基準対象施設について　第4条：地震による損傷の防止　第1部　1.4.1.3　地震力の算定方法」の「(3)設計用減衰定数」を適用する。

2.1.2.2.4　荷重の組合せと許容限界

重大事故等対処施設の耐震設計における荷重の組合せと許容限界は以下による。

(1)　耐震設計上考慮する状態

地震以外に設計上考慮する状態を次に示す。

a.　建物・構築物

(a)　運転時の状態

「設計基準対象施設について　第4条:地震による損傷の防止　第1部　1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1)耐震設計上考慮する状態 a.建物・構築物」に示す「(a)運転時の状態」を適用する。

(b)　設計基準事故時の状態

「設計基準対象施設について　第4条:地震による損傷の防止　第1部　1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1)耐震設計上考慮する状態 a.建物・構築物」に示す「(b)設計基準事故時の状態」を適用する。

(c)　重大事故等時の状態

発電用原子炉施設が，重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故時の状態で，重大事故等対処施設の機能を必要とする状態

(d)　設計用自然条件

「設計基準対象施設について　第4条:地震による損傷の防止　第1部　1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1)耐震設計上考慮する状態 a.建物・構築物」に示す「(c)設計用自然条件」を適用する。

b.　機器・配管系

(a)　通常運転時の状態

「設計基準対象施設について　第4条:地震による損傷の防止　第1部　1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1)耐震設計上考慮する状態 b.機器・配管系」に示す「(a)通常運転時の状態」を適用する。

(b)　運転時の異常な過渡変化時の状態

「設計基準対象施設について　第4条:地震による損傷の防止　第1部　1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1)耐震設計上考慮する状態 b.機器・配管系」に示す「(b)運転時の異常な過渡変化時の状態」を適用する。

(c)　設計基準事故時の状態

「設計基準対象施設について　第4条:地震による損傷の防止　第1部　1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(1)耐震設計上考慮する状態 b.機器・配管系」に示す「(c)設計基準事故時の状態」を適用

する。

(d)　重大事故等時の状態

発電用原子炉施設が，重大事故に至るおそれのある事故又は重大事故時の状態で，重大事故等対処施設の機能を必要とする状態

(e)　設計用自然条件

「設計基準対象施設について　第4条:地震による損傷の防止　第1部　1.4.1.4　荷重の組合せと許容限界」の「(1)耐震設計上考慮する状態 b.機器・配管系」に示す「(d)設計用自然条件」を適用する。

(2)　荷重の種類

a.　建物・構築物

(a)　発電用原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重，すなわち固定荷重，積載荷重，土圧，水圧及び通常の気象条件による荷重

(b)　運転時の状態で施設に作用する荷重

(c)　設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重

(d)　重大事故等時の状態で施設に作用する荷重

(e)　地震力，風荷重，積雪荷重等

ただし，運転時の状態，設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態での荷重には，機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとし，地震力には，地震時土圧，機器・配管系からの反力，スロッシング等による荷重が含まれるものとする。

b.　機器・配管系

(a)　通常運転時の状態で施設に作用する荷重

(b)　運転時の異常な過渡変化時の状態で施設に作用する荷重

(c)　設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重

(d)　重大事故等時の状態で施設に作用する荷重

(e)　地震力，風荷重，積雪荷重等

(3)　荷重の組合せ

地震力と他の荷重との組合せは次による。

a.　建物・構築物

(a)　常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については，常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と地震力とを組み合わせる。

(b)　常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がＳクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については，常時作用している荷重，設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち，地震によって引き起こされるおそれがある事象によって作用する荷重と地震力とを組み合わせる。重大事故等が地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては，設計基準対象施設の耐震設計の考え方に基づくとともに，確率論的な考察も考慮した上で設定する。

(c)　常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がＳクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については，常時作用している荷重，設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で施設に作用する荷重のうち，地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重は，その事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ，適切な地震力（基準地震動又は弾性設計用地震動による地震力）と組み合わせる。この組み合わせについては，事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の年超過確率の積等を考慮し，工学的，総合的に勘案の上設定する。なお，継続時間については対策の成立性も考慮した上で設定する。

以上を踏まえ，原子炉格納容器バウンダリを構成する施設（原子炉格納容器内の圧力，温度の条件を用いて評価を行うその他の施設を含む。）については，いったん事故が発生した場合，長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動による地震力とを組み合わせ，その状態からさらに長期的に継続する事象による荷重と基準地震動による地震力を組み合わせる。また，その他の施設については，いったん事故が発生した場合，長時間継続する事象による荷重と基準地震動による地震力とを組み合わせる。

(d)　常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がＢクラス又はＣクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物については，常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と，動的地震力又は静的地震力とを組み合わせる。

b.　機器・配管系

(a)　常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がＳクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については，通常運転時の状態で作用する荷重と地震力とを組み合わせる。

(b)　常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がＳクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については，運転時の異常な過渡変化時の状態，設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で作用する荷重のうち，地震によって引き起こされるおそれがある事象によって作用する荷重と地震力とを組み合わせる。重大事故等が地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては，設計基準対象施設の耐震設計の考え方に基づくとともに，確率論的な考察も考慮した上で設定する。

(c)　常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がＳクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については，運転時の異常な過渡変化時の状態，設計基準事故時の状態及び重大事故等時の状態で作用する荷重のうち地震によって引き起こされるおそれがない事象による荷重は，その事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の年超過確率の関係を踏まえ，適切な地震力（基準地震動又は弾性設計用地震動による地震力）と組み合わせる。この組み合わせについては，事故事象の発生確率，継続時間及び地震動の年超過確率の積等を考慮し，工学的，総合的に勘案の上設定する。なお，継続時間については対策の成立性も考慮した上で設定する。

以上を踏まえ，重大事故等時の状態で作用する荷重と地震力（基準地震動又は弾性設計用地震動による地震力）との組合せについては，以下を基本設計とする。原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備については，いったん事故が発生した場合，長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動による地震力とを組み合わせ，その状態からさらに長期的に継続する事象による荷重と基準地震動による地震力を組み合わせる。原子炉格納容器バウンダリを構成する設備（原子炉格納容器内の圧力，温度の条件を用いて評価を行う

その他の施設を含む。）については，いったん事故が発生した場合，長時間継続する事象による荷重と弾性設計用地震動による地震力とを組み合わせ，その状態からさらに長期的に継続する事象による荷重と基準地震動による地震力を組み合わせる。その他の施設については，いったん事故が発生した場合，長時間継続する事象による荷重と基準地震動による地震力とを組み合わせる。

(d) 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がＢクラス又はＣクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系については，通常運転時の状態又は運転時の異常な過渡変化時の状態で作用する荷重と動的地震力又は静的地震力とを組み合わせる。

c. 荷重の組合せ上の留意事項

(a) 常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がＳクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設に作用する地震力のうち動的地震力については，水平２方向と鉛直方向の地震力とを適切に組み合わせ算定するものとする。

(b) ある荷重の組合せ状態での評価が明らかに厳しいことが判明している場合には，その他の荷重の組合せ状態での評価は行わないことがある。

(c) 複数の荷重が同時に作用する場合，それらの荷重による応力の各ピークの生起時刻に明らかなずれがあることが判明しているならば，必ずしもそれぞれの応力のピーク値を重ねなくてもよいものとする。

(d) 重大事故等対処施設を支持する建物・構築物の当該部分の支持機能を確認する場合においては，支持される施設の設備分類に応じた地震力と常時作用している荷重，重大事故等時の状態で施設に作用する荷重及びその他必要な荷重とを組み合わせる。

(4) 許容限界

各施設の地震力と他の荷重とを組み合わせた状態に対する許容限界は次のとおりとし，安全上適切と認められる規格及び基準又は試験等で妥当性が確認されている許容応力等を用いる。

a. 建物・構築物

(a) 常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重

大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物（(e)に記載のものを除く。）

「設計基準対象施設について　第4条:地震による損傷の防止　第1部　1.4.1.4　荷重の組合せと許容限界」の「(4)許容限界」に示すSクラスの建物・構築物の基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界を適用する。

ただし，原子炉格納容器バウンダリを構成する施設の設計基準事故時の状態における長期的荷重と弾性設計用地震動による地震力との組合せに対する許容限界は,「設計基準対象施設について　第4条:地震による損傷の防止　第1部　1.4.1.4　荷重の組合せと許容限界」の「(4)許容限界」に示すSクラスの建物・構築物の弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界を適用する。

(b)　常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物（(f)に記載のものを除く。）

「設計基準対象施設について　第4条:地震による損傷の防止　第1部　1.4.1.4　荷重の組合せと許容限界」の「(4)許容限界」に示すBクラス及びCクラスの建物・構築物の許容限界を適用する。

(c)　設備分類の異なる重大事故等対処施設を支持する建物・構築物（(e)及び(f)に記載のものを除く。）

「設計基準対象施設について　第4条:地震による損傷の防止　第1部　1.4.1.4　荷重の組合せと許容限界」の「(4)許容限界」に示す耐震クラスの異なる施設を支持する建物・構築物の許容限界を適用する。

なお，適用に当たっては,「耐震重要度分類」を「設備分類」に読み替える。

(d)　建物・構築物の保有水平耐力（(e)，(f)に記載のものを除く。）

「設計基準対象施設について　第4条:地震による損傷の防止　第1部　1.4.1.4　荷重の組合せと許容限界」の「(4)許容限界」に示す建物・構築物の保有水平耐力に対する許容限界を適用する。

なお，適用に当たっては,「耐震重要度分類」を「重大事故等対処施設が代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重

要度分類のクラス」に読み替える。ただし，常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については，当該クラスをＳクラスとする。

(e)　常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がＳクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物

「設計基準対象施設について　第４条:地震による損傷の防止　第１部　1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4)許容限界」に示す屋外重要土木構造物の基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界を適用する。

(f)　常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がＢクラス又はＣクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の土木構造物

「設計基準対象施設について　第４条:地震による損傷の防止　第１部　1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4)許容限界」に示すその他の土木構造物の許容限界を適用する。

b.　機器・配管系

(a)　常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がＳクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系

「設計基準対象施設について　第４条:地震による損傷の防止　第１部　1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4)許容限界」に示すＳクラスの機器・配管系の基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界を適用する。

ただし，原子炉格納容器バウンダリを構成する設備及び非常用炉心冷却設備等の弾性設計用地震動と設計基準事故時の状態における長期的荷重との組合せに対する許容限界は，「設計基準対象施設について　第４条：地震による損傷の防止　第１部　1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4)許容限界」に示すＳクラスの機器・配管系の弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界を適用する。

(b)　常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属す

る耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の機器・配管系

「設計基準対象施設について　第4条:地震による損傷の防止　第1部　1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4)許容限界」に示すBクラス及びCクラスの機器・配管系の許容限界を適用する。

c.　基礎地盤の支持性能

(a)　常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物，機器・配管系及び土木構造物の基礎地盤

「設計基準対象施設について　第 4 条：地震による損傷の防止　第1部　1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4)許容限界」に示すSクラスの建物・構築物，Sクラスの機器・配管系，屋外重要土木構造物，津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物･構築物の基礎地盤の基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界を適用する。

(b)　常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設の建物・構築物，機器・配管系及び土木構造物の基礎地盤

「設計基準対象施設について　第 4 条：地震による損傷の防止　第1部　1.4.1.4 荷重の組合せと許容限界」の「(4)許容限界」に示すB，Cクラスの建物・構築物，機器・配管系及びその他の土木構造物の基礎地盤の許容限界を適用する。

2.1.2.2.5　設計における留意事項

「設計基準対象施設について　第4条:地震による損傷の防止　第1部1.4.1.5設計における留意事項」を適用する。

ただし，適用に当たっては，「耐震重要施設」を「常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設」に，「安全機能」を「重大事故等に対処するために必要な機能」に読み替える。

なお，耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響については，Bクラス及びCクラスの施設に加え，常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設，可搬型重大事故等対処設備，常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備並びに常設重大事故防止設備（設計基準拡張）及び常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設の影響についても評価する。

また，可搬型重大事故等対処設備については，地震による周辺斜面の崩壊，溢水，火災等の影響を受けない場所に適切な保管がなされていることを併せて確認する。

2.1.2.2.6　構造計画と配置計画

重大事故等対処施設の構造計画及び配置計画に際しては，地震の影響が低減されるように考慮する。

建物・構築物は，原則として剛構造とし，重要な建物・構築物は，地震力に対し十分な支持性能を有する地盤に支持させる。剛構造としない建物・構築物は，剛構造と同等又はそれを上回る耐震安全性を確保する。

機器・配管系は，応答性状を適切に評価し，適用する地震力に対して構造強度を有する設計とする。配置に自由度のあるものは，耐震上の観点からできる限り重心位置を低くし，かつ，安定性のよい据付け状態になるよう配置する。

また，建物・構築物の建屋間相対変位を考慮しても，建物・構築物及び機器・配管系の耐震安全性を確保する設計とする。

Bクラス及びCクラスの施設，常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備又は常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がBクラス又はCクラスのもの）が設置される重大事故等対処施設，可搬型重大事故等対処設備，常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備並びに常設重大事故防止設備（設計基準拡張）及び常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設は，原則，常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設に対して離隔をとり配置する，若しくは基準地震動に対し構造強度を保つようにし，常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故緩和設備，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）又は常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）が設置される重大事故等対処施設の重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。

2.1.2.2.7　緊急時対策所

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）から構成される。5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所については，基準地震動による地震力に対して，重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないように設計する。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）を設置する 5 号炉原子炉建屋については，耐震構造とし，基準地震動による地震力に対して，遮蔽性能を確保する。また，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の居住性を確保するため，鋼製の高気密室を設置し，基準地震動による地震力に対して，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）換気設備の性能とあいまって十分な気密性を確保する。

また，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）を設置する 5 号炉原子炉建屋及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）内に設置する室内遮蔽については，基準地震動による地震力に対して，遮蔽性能を確保する。また，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）の居住性を確保するため，基準地震動による地震力に対して，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）換気設備の性能とあいまって十分な気密性を確保する。

なお，地震力の算定方法及び荷重の組合せと許容限界については，「設計基準対象施設について　第 4 条：地震による損傷の防止　第 1 部 1.4.1.3　地震力の算定方法」及び「設計基準対象施設について　第 4 条：地震による損傷の防止　第 1 部　1.4.1.4　荷重の組合せと許容限界」に示す建物・構築物及び機器・配管系のものを適用する。

第 2.1.2.2.2 表　重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（１／１２）

設備分類	定義	主要設備 （[ ]内は、設計基準事故対処施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
1.常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって，耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの以外のもの	(1)　核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）[C] ・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (2)計測制御系統施設 ・無線連絡設備（常設）[C] ・衛星電話設備（常設）[C] ・5号炉屋外緊急連絡用インターフォン (3)非常用取水設備 ・スクリーン室[C] ・取水路[C]

第 2.1.2.2.2 表　重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（２／１２）

設備分類	定義	主要設備 （[ ]内は、設計基準事故対処施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
2.常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって，耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	(1)原子炉本体 ・原子炉圧力容器[S] (2)核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・使用済燃料プール[S] ・燃料プール代替注水系配管・弁［流路］ ・常設スプレイヘッダ ・燃料プール冷却浄化系ポンプ[B] ・燃料プール冷却浄化系熱交換器[B] ・燃料プール冷却浄化系配管・弁・スキマサージタンク・ディフューザ［流路］[S,B] (3)原子炉冷却系統施設 ・高圧代替注水系ポンプ ・高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁［流路］ ・主蒸気系配管・弁・クエンチャ［流路］[S,B] ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁［流路］[S] ・高圧代替注水系（注水系）配管・弁［流路］ ・復水補給水系配管・弁［流路］[B] ・高圧炉心注水系配管・弁［流路］[B] ・残留熱除去系配管・弁（7 号炉のみ）［流路］[S] ・給水系配管・弁・スパージャ［流路］[S] ・逃がし安全弁［操作対象弁］[S] ・逃がし弁機能用アキュムレータ[S] ・自動減圧機能用アキュムレータ[S] ・復水移送ポンプ[B] ・残留熱除去系配管・弁・スパージャ・残留熱除去系熱交換器［流路］[S] ・原子炉補機冷却系配管・弁・サージタンク［流路］[S] ・主排気筒（内筒）［流路］[S]

第 2.1.2.2.2 表　重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（３／１２）

設備分類	定義	主要設備 ([ ]内は、設計基準事故対処施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
2.常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって，耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	(4)計測制御系統施設 ・ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能） ・制御棒[S] ・制御棒駆動機構（水圧駆動）[S] ・制御棒駆動系水圧制御ユニット[S] ・制御棒駆動系配管［流路］[S] ・ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能） ・ほう酸水注入系ポンプ[S] ・ほう酸水注入系貯蔵タンク[S] ・ほう酸水注入系配管・弁［流路］[S] ・高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ［流路］[S] ・代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能） ・自動減圧系の起動阻止スイッチ[S] ・高圧窒素ガス供給系配管・弁［流路］[S,C] ・自動減圧機能用アキュムレータ［流路］[S] ・逃がし弁機能用アキュムレータ［流路］[S] ・起動領域モニタ[S] ・平均出力領域モニタ[S] ・復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） ・復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） ・高圧代替注水系系統流量 ・原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）[S] ・原子炉圧力容器温度 ・原子炉圧力[S] ・原子炉圧力（SA） ・原子炉水位（SA） ・格納容器内圧力（D/W） ・格納容器内圧力（S/C） ・サプレッション・チェンバ気体温度 ・ドライウェル雰囲気温度 ・格納容器内水素濃度（SA） ・格納容器内水素濃度[S] ・サプレッション・チェンバ・プール水温度 ・サプレッション・チェンバ・プール水位 ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置入口圧力 ・フィルタ装置水素濃度 ・フィルタ装置金属フィルタ差圧 ・フィルタ装置スクラバ水 pH ・復水貯蔵槽水位（SA） ・復水移送ポンプ吐出圧力 ・高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力[C] ・高圧窒素ガス供給系窒素ガスボンベ出口圧力[C] ・ドレンタンク水位 ・遠隔空気駆動弁操作用ボンベ出口圧力 (5)放射線管理施設 ・格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）[S] ・格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）[S] ・フィルタ装置出口放射線モニタ ・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・中央制御室遮蔽[S] ・中央制御室換気空調系給排気隔離弁（MCR 外気取入ダンパ，MCR 非常用外気取入ダンパ，MCR 排気ダンパ）[流路][S] ・中央制御室換気空調系ダクト（MCR 外気取入ダクト，MCR 排気ダクト）[流路][S] ・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽 ・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽 ・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽

第 2.1.2.2.2 表　重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（４／１２）

設備分類	定義	主要設備 ([ ]内は、設計基準事故対処施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類)
2.常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって，耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	(6)原子炉格納施設 ・原子炉格納容器[S] ・原子炉建屋ブローアウトパネル ・耐圧強化ベント系（W/W)配管・弁［流路］[S] ・遠隔手動弁操作設備 ・遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁［流路］ ・不活性ガス系配管・弁［流路］[S,C] ・耐圧強化ベント系（D/W)配管・弁［流路］[S] ・残留熱除去系配管・弁［流路］[S] ・格納容器スプレイ・ヘッダ［流路］[S] ・フィルタ装置 ・よう素フィルタ ・ラプチャーディスク ・ドレン移送ポンプ ・ドレンタンク ・フィルタベント遮蔽壁 ・配管遮蔽 ・格納容器圧力逃がし装置配管・弁［流路］ ・耐圧強化ベント系配管・弁［流路］[S] ・CSP 外部補給配管・弁［流路］[B] ・復水貯蔵槽[B] ・非常用ガス処理系配管・弁［流路］[S] (7)非常用電源設備 ・AM 用切替装置（SRV) ・第一ガスタービン発電機 ・軽油タンク[S] ・第一ガスタービン発電機用燃料タンク ・第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ・軽油タンク出口ノズル・弁［燃料流路］ ・第一ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁［燃料流路］ ・直流 125V 蓄電池 A[S] ・直流 125V 蓄電池 A-2[S] ・直流 125V 蓄電池 B[S] ・AM 用直流 125V 蓄電池 ・直流 125V 充電器 A[S] ・直流 125V 充電器 A-2[S] ・直流 125V 充電器 B[S] ・AM 用直流 125V 充電器 ・緊急用断路器 ・緊急用電源切替箱断路器 ・緊急用電源切替箱接続装置 ・AM用動力変圧器 ・AM用MCC ・AM用操作盤 ・AM用切替盤[S] ・非常用高圧母線 C 系[S] ・非常用高圧母線D系[S] ・M/C C電圧[S] ・M/C D電圧[S] ・第一GTG発電機電圧 ・非常用D/G発電機電圧[S] ・非常用D/G発電機電力[S] ・非常用 D/G 発電機周波数[S]

第 2.1.2.2.2 表　重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（５／１２）

設備分類	定義	主要設備 （[ ]内は、設計基準事故対処施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
2.常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって，耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	(7)非常用電源設備（続き） ・非常用D/G発電機電圧（他号炉） ・非常用D/G発電機電力（他号炉） ・非常用D/G発電機周波数（他号炉） ・P/C C-1電圧[S] ・P/C D-1電圧[S] ・P/C C-1電圧（他号炉） ・P/C D-1電圧（他号炉） ・直流125V主母線盤A電圧[S] ・直流125V主母線盤B電圧[S] ・直流125V充電器盤A-2蓄電池電圧[S] ・AM用直流125V充電器盤蓄電池電圧 ・第一GTG発電機周波数 (8)非常用取水設備 ・海水貯留堰[S] (9)緊急時対策所 ・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室 ・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置 ・負荷変圧器[S] ・交流分電盤[S]

第 2.1.2.2.2 表　重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（６／１２）

設備分類	定義	主要設備 （[ ]内は、設計基準事故対処施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
3.常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち，重大事故が発生した場合において，当該重大事故の拡大を防止し，又はその影響を緩和するための機能を有する設備（重大事故緩和設備）のうち，常設のもの	(1)原子炉本体 ・原子炉圧力容器[S] (2)核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 ・使用済燃料プール[S] ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） ・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）[C] ・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ ・燃料プール代替注水系配管・弁［流路］ ・常設スプレイヘッダ (3)原子炉冷却系統施設 ・高圧代替注水系ポンプ ・高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁［流路］ ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁［流路］[S] ・高圧代替注水系（注水系）配管・弁［流路］ ・残留熱除去系配管・弁（7 号炉のみ）［流路］[S] ・逃がし安全弁［操作対象弁］[S] ・自動減圧機能用アキュムレータ[S] ・主蒸気系配管・弁・クエンチャ［流路］[S,B] ・復水移送ポンプ[B] ・復水補給水系配管・弁［流路］[B] ・高圧炉心注水系配管・弁［流路］[B] ・給水系配管・弁・スパージャ［流路］[S] ・残留熱除去系配管・弁・スパージャ［流路］[S] ・残留熱除去系熱交換器[S] ・原子炉補機冷却系配管・弁・サージタンク［流路］[S] ・サプレッション・チェンバ[S] ・主排気筒（内筒）［流路］[S] (4)計測制御系統施設 ・ほう酸水注入系ポンプ[S] ・ほう酸水注入系貯蔵タンク[S] ・ほう酸水注入系配管・弁［流路］[S] ・高圧炉心注水系配管・弁・スパージャ［流路］[S] ・原子炉建屋水素濃度 ・静的触媒式水素再結合器動作監視装置 ・原子炉圧力容器温度 ・復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） ・復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） ・復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） ・復水補給水系温度（代替循環冷却） ・高圧代替注水系系統流量 ・原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）[S] ・原子炉圧力[S] ・原子炉圧力（SA） ・原子炉水位（SA） ・格納容器内酸素濃度[S] ・格納容器内圧力（D/W） ・格納容器内圧力（S/C） ・サプレッション・チェンバ気体温度 ・ドライウェル雰囲気温度

第 2.1.2.2.2 表　重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（７／１２）

設備分類	定義	主要設備 （[ ]内は、設計基準事故対処施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
3.常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち，重大事故が発生した場合において，当該重大事故の拡大を防止し，又はその影響を緩和するための機能を有する設備（重大事故緩和設備）のうち，常設のもの	(4)計測制御系統施設（続き） ・サプレッション・チェンバ・プール水温度 ・格納容器内水素濃度（SA） ・格納容器内水素濃度[S] ・サプレッション・チェンバ・プール水位 ・格納容器下部水位 ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置入口圧力 ・フィルタ装置水素濃度 ・フィルタ装置金属フィルタ差圧 ・フィルタ装置スクラバ水 pH ・復水移送ポンプ吐出圧力 ・復水貯蔵槽水位（SA） ・安全パラメータ表示システム（SPDS）[C] ・無線連絡設備（常設）[C] ・衛星電話設備（常設）[C] ・ドレンタンク水位 ・遠隔空気駆動弁操作用ボンベ出口圧力 ・5号炉屋外緊急連絡用インターフォン (5)放射線管理施設 ・格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）[S] ・格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）[S] ・フィルタ装置出口放射線モニタ ・耐圧強化ベント系放射線モニタ ・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・中央制御室遮蔽[S] ・中央制御室換気空調系給排気隔離弁（MCR外気取入ダンパ，MCR非常用外気取入ダンパ，MCR排気ダンパ）[流路][S] ・中央制御室換気空調系ダクト（MCR 外気取入ダクト，MCR 排気ダクト）[流路][S] ・中央制御室待避室遮蔽（常設） ・中央制御室待避室陽圧化装置（配管・弁）[流路] ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（配管・弁）[流路] ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽 ・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（配管・弁）[流路]

第 2.1.2.2.2 表　重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（８／１２）

設備分類	定義	主要設備 （[ ]内は、設計基準事故対処施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
3.常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち，重大事故が発生した場合において，当該重大事故の拡大を防止し，又はその影響を緩和するための機能を有する設備（重大事故緩和設備）のうち，常設のもの	(6)原子炉格納施設 ・原子炉格納容器[S] ・原子炉建屋原子炉区域[S] ・耐圧強化ベント系（W/W）　配管・弁［流路］[S] ・遠隔手動弁操作設備 ・遠隔空気駆動弁操作設備配管・弁［流路］ ・不活性ガス系配管・弁[S,C] ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・ポンプ［流路］[S] ・格納容器スプレイ・ヘッダ［流路］[S] ・フィルタ装置 ・よう素フィルタ ・ドレン移送ポンプ ・ドレンタンク ・ラプチャーディスク ・フィルタベント遮蔽壁 ・配管遮蔽 ・格納容器圧力逃がし装置配管・弁［流路］ ・耐圧強化ベント系配管・弁［流路］[S] ・コリウムシールド ・CSP 外部補給配管・弁［流路］[B] ・静的触媒式水素再結合器 ・復水貯蔵槽[B] ・非常用ガス処理系排風機[S] ・非常用ガス処理系フィルタ装置［流路］[S] ・非常用ガス処理系乾燥装置［流路］[S] ・非常用ガス処理系配管・弁［流路］[S] (7)非常用電源設備 ・第一ガスタービン発電機 ・軽油タンク[S] ・第一ガスタービン発電機用燃料タンク ・第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ・軽油タンク出口ノズル・弁［燃料流路］ ・第一ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁［燃料流路］ ・直流125V蓄電池A[S] ・直流125V蓄電池A-2[S] ・直流125V蓄電池B[S] ・AM用直流125V蓄電池 ・直流125V充電器A[S] ・直流125V充電器A-2[S] ・直流125V充電器B[S] ・AM 用直流 125V 充電器 ・緊急用断路器 ・緊急用電源切替箱断路器 ・緊急用電源切替箱接続装置 ・AM用動力変圧器 ・AM用MCC ・AM用操作盤 ・AM用切替盤[S] ・非常用高圧母線C系[S] ・非常用高圧母線D系[S] ・M/C C電圧[S] ・M/C D電圧[S]

第 2.1.2.2.2 表　重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（９／１２）

設備分類	定義	主要設備 （[ ]内は、設計基準事故対処施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
3.常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち，重大事故が発生した場合において，当該重大事故の拡大を防止し，又はその影響を緩和するための機能を有する設備（重大事故緩和設備）のうち，常設のもの	(7)非常用電源設備(続き) ・第一GTG発電機電圧 ・非常用D/G発電機電圧[S] ・非常用D/G発電機電力[S] ・非常用D/G発電機周波数[S] ・非常用D/G発電機電圧（他号炉） ・非常用D/G発電機電力（他号炉） ・非常用D/G発電機周波数（他号炉） ・P/C C-1電圧[S] ・P/C D-1電圧[S] ・P/C C-1電圧（他号炉） ・P/C D-1電圧（他号炉） ・直流125V主母線盤A電圧[S] ・直流125V主母線盤B電圧[S] ・直流125V充電器盤A-2蓄電池電圧[S] ・AM用直流125V充電器盤蓄電池電圧 ・第一GTG発電機周波数 (8)非常用取水設備 ・海水貯留堰[S] ・スクリーン室[C] ・取水路[C] (9)緊急時対策所 ・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室 ・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置 ・負荷変圧器[S] ・交流分電盤[S]

第 2.1.2.2.2 表　重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（１０／１２）

設備分類	定義	主要設備 （[ ]内は、設計基準事故対処施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
4.常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	設計基準対象施設のうち，重大事故等発生時に機能を期待する設備であって，重大事故の発生を防止する機能を有する常設重大事故防止設備以外の常設のもの	(1)原子炉冷却系統施設 ・原子炉隔離時冷却系ポンプ[S] ・原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁[S] ・原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ［流路］[S] ・主蒸気系配管・弁[S] ・復水補給水系配管［流路］[B] ・給水系配管・弁・スパージャ［流路］[S] ・高圧炉心注水系ポンプ[S] ・高圧炉心注水系配管・弁・ストレーナ・スパージャ［流路］[S,B] ・高圧炉心注水系注入隔離弁[S] ・残留熱除去系ポンプ　[S] ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スパージャ［流路］[S] ・残留熱除去系熱交換器[S] ・原子炉補機冷却水ポンプ[S] ・原子炉補機冷却海水ポンプ[S] ・原子炉補機冷却水系熱交換器[S] ・原子炉補機冷却系配管・弁・海水ストレーナ［流路］[S] ・原子炉補機冷却系サージタンク［流路］[S] (2)計測制御系統施設 ・残留熱除去系系統流量[S] ・残留熱除去系熱交換器入口温度[C] ・残留熱除去系熱交換器出口温度[C] ・高圧炉心注水系系統流量[S] ・原子炉隔離時冷却系系統流量[S] ・原子炉補機冷却水系系統流量[C] ・残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量[C] ・高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力[B] ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力[B] ・RCWサージタンク水位[S] ・原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度[C] (3)原子炉格納施設 ・残留熱除去系配管・弁・ストレーナ［流路］[S]

第 2.1.2.2.2 表　重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（１１／１２）

設備分類	定義	主要設備 （[ ]内は、設計基準事故対処施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
4.常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	設計基準対象施設のうち，重大事故等発生時に機能を期待する設備であって，重大事故の発生を防止する機能を有する常設重大事故防止設備以外の常設のもの	(4)非常用電源設備 ・非常用ディーゼル発電機[S] ・燃料ディタンク[S] ・燃料移送ポンプ[S] ・非常用ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁［燃料流路］[S] ・直流 125V 蓄電池 C[S] ・直流125V蓄電池D[S] ・直流125V充電器C[S] ・直流125V充電器D[S] ・M/C E電圧[S] ・P/C E-1電圧[S] ・直流125V主母線盤C電圧[S] (5)非常用取水設備 ・補機冷却用海水取水路[C] ・補機冷却用海水取水槽[C]

第 2.1.2.2.2 表　重大事故等対処設備（主要設備）の設備分類（１２／１２）

設備分類	定義	主要設備 （[ ]内は、設計基準事故対処施設を 兼ねる設備の耐震重要度分類）
5.常設重大事故緩和設備（設計基準拡張）	設計基準対象施設のうち，重大事故等発生時に機能を期待する設備であって，重大事故の拡大を防止し，又はその影響を緩和するための機能を有する常設重大事故緩和設備以外の常設のもの	(1)原子炉冷却系統施設 ・原子炉補機冷却水ポンプ[S] ・原子炉補機冷却海水ポンプ[S] ・原子炉補機冷却水系熱交換器[S] ・原子炉補機冷却系配管・弁・海水ストレーナ［流路］[S] ・原子炉補機冷却系サージタンク［流路］[S] (2)非常用電源設備 ・非常用ディーゼル発電機[S] ・燃料ディタンク[S] ・燃料移送ポンプ[S] ・非常用ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁［燃料流路］[S] ・直流 125V 蓄電池 C[S] ・直流 125V 蓄電池 D[S] ・直流125V充電器C[S] ・直流125V充電器D[S] ・M/C E電圧[S] (3)非常用取水設備 ・補機冷却用海水取水路[C] ・補機冷却用海水取水槽[C]

2.2　火災による損傷の防止

【設置許可基準規則】
（火災による損傷の防止）
第四十一条　重大事故等対処施設は、火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、火災感知設備及び消火設備を有するものでなければならない。
（解釈）
１　第４１条の適用に当たっては、第８条第１項の解釈に準ずるものとする。

2.2.1 火災による損傷の防止に係る基準適合性

重大事故等に対処するために必要な機能を有する構築物，系統及び機器を火災から防護することを目的として，以下に示す火災区域の分離に基づき，火災発生防止，火災の感知及び消火のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

(1) 火災発生防止

潤滑油等の発火性又は引火性物質を内包する機器は，漏えいを防止する構造としている。万一，潤滑油等が漏えいした場合に，漏えいの拡大を防止する堰等を設ける設計とする。

重大事故等対処施設は，不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものである場合若しくは他の重大事故等対処施設，設計基準事故対処設備等に火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合を除き，不燃性材料又は難燃性材料を使用した設計とする。

電気系統については，必要に応じて，過電流継電器等の保護装置と遮断器の組み合わせ等により，過電流による過熱，焼損の防止を図るとともに，必要な電気設備に接地を施す設計とする。

落雷や地震により火災が発生する可能性を低減するために，避雷設備を設けるとともに，施設の区分に応じた耐震設計を行う。

(2) 火災の感知及び消火

重大事故等対処施設に対する早期の火災感知及び消火を行うため異なる種類の感知器を設置する設計とする。

消火設備は，自動消火設備，手動操作による固定式消火設備，水消火設備及び消火器を設置する設計とし，重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画であって，火災発生時に煙の充満又は放射線の影響により

消火困難なところには，自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置する設計とする。

火災区域又は火災区画の火災感知設備及び消火設備は，重大事故等対処施設の区分に応じて，機能を維持できる設計とする。

(3) 消火設備の破損，誤動作又は誤操作について

消火設備の破損，誤動作又は誤操作が起きた場合においても，消火設備の消火方法，消火設備の配置設計等を行うことにより，安全機能や重大事故等に対処するために必要な機能を損なわない設計とする。

2.2.2 重大事故等対処施設の火災防護に関する基本方針

2.2.2.1 基本事項

重大事故等対処施設は，火災により重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがないよう，火災防護対策を講じる設計とする。火災防護対策を講じる設計を行うに当たり，重大事故等対処施設を設置する区域を，火災区域及び火災区画に設定する。設定する火災区域及び火災区画に対して，火災の発生防止，火災の感知及び消火のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計とする。火災防護対策を講じる設計とするための基本事項を，以下の「2.2.2.1(1) 火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブル」から「2.2.2.1(3) 火災防護計画」に示す。

なお，重大事故等対処設備の内部火災に関する設置許可基準規則第四十三条第二項第 3 号，及び同第三項第 7 号への適合性を含めた防護方針については，補足説明資料の「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す。

(1) 火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブル

重大事故等対処施設のうち常設のもの及び当該設備に使用しているケーブルを火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルとする。

重大事故等対処施設のうち可搬型のものに対する火災防護対策については，火災防護計画に定めて実施するが，その内容については「2.2.2.2 火災発生防止」及び「2.2.2.3 火災の感知，消火」に記載のとおりである。

(2) 火災区域及び火災区画の設定

原子炉建屋，タービン建屋，廃棄物処理建屋，コントロール建屋及び緊急時対策所の建屋内と屋外の重大事故等対処施設を設置するエリアについて，重大事故等対処施設と設計基準事故対処設備の配置も考慮して，火災区域及び火災区画を設定する。

建屋内の火災区域は，設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針に基づき設定した火災区域を適用し，他の区域と分離して火災防護対策を実施するために，重大事故等対処施設を設置する区域を，「(1) 火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブル」において選定する構築物，系統及び機器と設計基準事故対処設備の配置も考慮して火災区域として設定する。

屋外については，非常用ディーゼル発電機軽油タンク及び燃料移送系ポンプを設置する火災区域は，設計基準対象施設の火災防護に関する基本方新に基づき設定した火災区域を適用する。また，他の区域と分離して火災防護対策を実施するために，重大事故等対処施設を設置する区域を，「(1) 火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブル」において選定する構築物，系統及び機器と設計基準事故対処設備の配置も考慮して火災区域として設定する。

屋外の火災区域の設定に当たっては，火災区域外への延焼防止を考慮して，資機材管理，火気作業管理，危険物管理，可燃物管理，巡視を行う。本管理については，火災防護計画に定める。

また，火災区画は，建屋内及び屋外で設定した火災区域を重大事故等対処施設と設計基準事故対処設備の配置も考慮し，分割して設定する。

(3) 火災防護計画

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

2.2.2.2 火災発生防止

(1) 重大事故等対処施設の火災発生防止

重大事故等対処施設の火災発生防止については，発火性又は引火性物質を内包する設備及びこれらの設備を設置する火災区域又は火災区画に対する火災の発生防止対策を講じるほか，可燃性の蒸気又は可燃性の微粉に対する対策，発火源への対策，水素ガスに対する換気及び漏えい検知対策，放射線分解等により発生する水素ガスの蓄積防止対策，並びに電気系統の過電流による過熱及び焼損の防止対策等を講じた設計とする。具体的な設計を「2.2.2.2(1)a. 発火性又は引火性物質」から「2.2.2.2(1)f. 過電流による過熱防止対策」に示す。

重大事故等対処施設に使用するケーブルも含めた不燃性材料又は難燃性材料の使用についての具体的な設計について「2.2.2.2(2) 不燃性材料又は難燃性材料の使用」に，落雷，地震等の自然現象による火災発生の防止の具体的な設計について「2.2.2.2(3) 自然現象への対策」に示す。

a.　発火性又は引火性物質

発火性又は引火性物質を内包する設備及びこれらの設備を設置する火災区域には，以下の火災の発生防止対策を講じる設計とする。

ここでいう発火性又は引火性物質としては，消防法で定められている危険物のうち「潤滑油」及び「燃料油」，並びに高圧ガス保安法で定められている水素ガス，窒素ガス，液化炭酸ガス及び空調用冷媒等のうち，可燃性である「水素ガス」を対象とする。

(a) 漏えいの防止，拡大防止

火災区域に対する漏えいの防止対策，拡大防止対策について，以下を考慮した設計とする。

ⅰ．発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油を内包する設備

火災区域内に設置する発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油を内包する設備は，溶接構造，シール構造の採用による漏えい防止対策を講じるとともに，堰等を設置し，漏えいした潤滑油又は燃料油が拡大することを防止する設計とする。

ⅱ．発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備

火災区域内に設置する発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備は，溶接構造等による水素ガスの漏えいを防止する設計とする。

(b) 配置上の考慮

火災区域に対する配置については，以下を考慮した設計とする。

ⅰ．発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油を内包する設備

火災区域内に設置する発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油を内包する設備の火災により，重大事故等に対処する機能を損なわないよう，潤滑油又は燃料油を内包する設備と重大事故等対処施設は，壁等の設置及び隔離による配置上の考慮を行う設計とする。

ⅱ．発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備

火災区域内に設置する発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備の火災により，重大事故等に対処する機能を損なわないよう，水素ガスを内包する設備と重大事故等対処施設は，壁等の設置による配置上の考慮を行う設計とする。

(c) 換気

火災区域に対する換気については，以下の設計とする。

ⅰ．発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油を内包する設備

発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油を内包する設備を設置する火災区域を有する建屋等は，火災の発生を防止するために，原子炉区域・タービン区域送風機及び排風機等の空調機器による機械換気を行う設計とする。

また，屋外開放の火災区域（非常用ディーゼル発電機軽油タンク区域，燃料移送系ポンプ区域及び非常用ディーゼル発電機燃料移送系ケーブルトレンチ）については，自然換気を行う設計とする。

ⅱ．発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備

発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備である蓄電池及び水素ガスボンベを設置する火災区域又は火災区画は，火災の発生を防止するために，以下に示すとおり，重大事故等対処施設を設置する火災区域については常設代替交流電源設備又は電源車からも給電できる非常用電源から供給される送風機及び排風機による機械換気により換気を行う設計とする。

・蓄電池を設置する火災区域又は火災区画は機械換気を行う設計とする。特に，重大事故等対処施設である AM 用直流 125V 蓄電池を設置する火災区域は，常設代替交流電源設備からも給電できる非常用母線に接続される耐震 S クラス又は基準地震動に対して機能維持可能な設計とする排風機による機械換気を行うことによって，水素濃度を燃焼限界濃度以下とするよう設計する。

・格納容器雰囲気モニタ校正用水素ガスボンベを設置する火災区域又は火災区画は，常用電源から給電される原子炉区域・タービン区域送風機及び排風機による機械換気を行うことにより水素濃度を燃焼限界濃度以下とするよう設計する。

水素ガスを内包する機器を設置する火災区域又は火災区画は，水素濃度が燃焼限界濃度以下の雰囲気となるよう送風機及び排風機で換気されるが，送風機及び排風機は多重化して設置する設計とするため，動的機器の単一故障を想定しても換気は可能である。

(d) 防爆

火災区域に対する防爆については，以下の設計とする。

ⅰ．発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油を内包する設備

重大事故等対処施設を設置する火災区域内に設置する発火性又は

引火性物質である潤滑油又は燃料油を内包する設備は，「(a) 漏えいの防止，拡大防止」で示したように，溶接構造，シール構造の採用により潤滑油又は燃料油の漏えいを防止する設計とするとともに，万一，漏えいした場合を考慮し堰を設置することで，漏えいした潤滑油又は燃料油の拡大を防止する設計とする。

潤滑油又は燃料油が設備の外部へ漏えいしても，これらの引火点は油内包機器を設置する火災区域の重大事故発生時の原子炉建屋内の最高温度（潤滑油を内包する機器が設置された管理区域では IS-LOCA 発生時に約 100℃，燃料油を内包する機器が設置された非管理区域では約 40℃）よりも十分高く，機器運転時の温度よりも高いため，可燃性の蒸気とならないことから，潤滑油又は燃料油が爆発性の雰囲気を形成するおそれはない。また，重大事故等対処施設で軽油を内包する軽油タンク，常設代替交流電源設備及び地下燃料タンクは屋外に設定されており，可燃性の蒸気が滞留するおそれはない。

ⅱ．発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備

重大事故等対処施設を設置する火災区域に設置する発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備は，「(a) 漏えいの防止，拡大防止」で示したように，溶接構造等の採用により水素ガスの漏えいを防止する設計とするとともに，「(c) 換気」に示す機械換気により水素濃度を燃焼限界濃度以下とするよう設計する。

以上の設計により，「電気設備に関する技術基準を定める省令」第六十九条及び「工場電気設備防爆指針」で要求される爆発性雰囲気とはならないため，当該の設備を設ける火災区域又は火災区画に設置する電気・計装品を防爆型とせず，防爆を目的とした電気設備の接地も必要としない設計とする。

なお，電気設備が必要な箇所には，「原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める命令」第十条及び第十一条に基づく接地を施す設計とする。

(e) 貯蔵

重大事故等対処施設を設置する火災区域に設置される発火性又は引火性物質を内包する貯蔵機器については，以下の設計とする。

貯蔵機器とは供給設備へ補給するために設置する機器のことであり，重大事故等対処施設を設置する火災区域内の，発火性又は引火性物質である潤滑油又は燃料油の貯蔵機器としては，常設代替交流電源設備及び地下燃料タンク，非常用ディーゼル発電機燃料ディタンク及び軽油タンクがある。

常設代替交流電源設備及び地下燃料タンクは，常設代替交流電源設備を 12 時間以上連続運転するために必要な量を貯蔵することを考慮した設計とする。非常用ディーゼル発電機燃料ディタンクについては，各非常用ディーゼル発電機燃料ディタンクに対応した非常用ディーゼル発電機を 8 時間連続運転するために必要な量を貯蔵することを考慮した設計とする。軽油タンクについては， 1 基あたり非常用ディーゼル発電機 2 台，又は常設代替交流電源設備等の重大事故時に必要となる設備を 7 日間連続運転するために必要な量を貯蔵することを考慮した設計とする。

重大事故等対処施設を設置する火災区域内の，発火性又は引火性物質である水素ガスの貯蔵機器としては，格納容器内雰囲気モニタ校正用水素ガスボンベがあり，これらのボンベは運転上必要な量を考慮し貯蔵する設計とする。

b. 可燃性の蒸気及び微粉への対策

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

c. 発火源への対策

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

d. 水素ガス対策

火災区域に対する水素ガス対策については，以下の設計とする。

発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備を設置する火災区域又は火災区画は，「2.2.2.2.(1)a.(a)漏えいの防止，拡大防止」に示すように，発火性又は引火性物質である水素ガスを内包する設備を溶接構造等とすることにより雰囲気への水素ガスの漏えいを防止するとともに，「2.2.2.2.(1)a.(c)換気」に示すように，機械換気を行うことによって水素濃度が燃焼限界濃度以下となるように設計する。

蓄電池を設置する火災区域又は火災区画は，充電時において蓄電池から水素ガスが発生するおそれがあることから，当該区域又は区画に可燃物を持ち込まないこととするとともに，蓄電池室の上部に水素濃度検出器を設置し，水素ガスの燃焼限界濃度である 4vol%の 1/4 以下の濃度にて中央制御室に警報を発する設計とする。

また，格納容器雰囲気モニタ校正用水素ガスボンベを設置する火災区域又は火災区画については，通常時は元弁を閉とする運用とし，「2.2.2.2.(1)a.(c)換気」に示す機械換気により水素濃度を燃焼限界濃度以下とすることから，水素濃度検出器は設置しない設計とする。

e.　放射線分解等により発生する水素ガスの蓄積防止対策

放射線分解により水素ガスが発生する火災区域又は火災区画における，水素ガスの蓄積防止対策としては，社団法人火力原子力発電技術協会「BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン（平成 17 年 10 月)」に基づき，水素ガスの蓄積を防止する設計とする。蓄積防止対策の対象箇所については，ガイドラインに基づき選定したものである。

蓄電池を設置する火災区域又は火災区画は，「2.2.2.2.(1)d.水素ガス対策」に示すように，機械換気を行うことによって水素濃度が燃焼限界濃度以下となるように設計する。

f.　過電流による過熱防止対策

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

(2) 不燃性材料又は難燃性材料の使用

重大事故等対処施設に対しては，不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とし，不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は，以下のいずれかの設計とする。

・不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものを使用する設計とする。
・重大事故等対処施設の機能を確保するために必要な不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものの使用が技術上困難な場合には，当該構築物，系統及び機器における火災に起因して他の重大事故等対処施設及び設計基準事故対処設備において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。

a.　主要な構造材に対する不燃性材料の使用

重大事故等対処施設を構成する構築物，系統及び機器のうち，機器，配管，ダクト，トレイ，電線管，盤の筐体及びこれらの支持構造物の主要な構造材は，火災の発生防止及び当該設備の強度確保等を考慮し，ステンレス鋼，低合金鋼，炭素鋼等の金属材料，又はコンクリート等の不燃性材料を使用する設計とする。

ただし，配管のパッキン類は，その機能を確保するために必要な不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものの使用が技術上困難であるが，金属で覆われた狭隘部に設置し直接火炎に晒されることはなく，これにより他の重大事故等対処施設及び設計基準事故対処設備を構成する構築物，系統及び機器において火災が発生するおそれはないことから不燃性材料又は難燃性材料ではない材料を使用する設計とする。

また，金属に覆われたポンプ及び弁等の駆動部の潤滑油（グリス）並びに金属に覆われた機器躯体内部に設置される電気配線は，発火した場合でも他の重大事故等対処施設及び設計基準事故対処設備を構成する構築物，系統及び機器に延焼しないことから，不燃性材料又は難燃性材料ではない材料を使用する設計とする。

b. 変圧器及び遮断器に対する絶縁油等の内包

重大事故等対処施設を構成する構築物，系統及び機器のうち，屋内の変圧器及び遮断器は可燃性物質である絶縁油を内包していないものを使用する設計とする。

c. 難燃ケーブルの使用

重大事故等対処施設に使用するケーブルには，実証試験により自己消火性（UL 垂直燃焼試験）及び延焼性（IEEE383（光ファイバケーブルの場合は IEEE1202）垂直トレイ燃焼試験）を確認した難燃ケーブルを使用する設計とする。

ただし，一部のケーブルについては製造中止のため自己消火性を確認する UL 垂直燃焼試験を実施できない。このケーブルについては，UL 垂直燃焼試験と同様の試験である ICEA 垂直燃焼試験の結果と，同じ材質のシースを持つケーブルで実施した UL 垂直燃焼試験結果より，自己消火性を確認する設計とする。

また，核計装ケーブルは，微弱電流又は微弱パルスを扱う必要があるため，耐ノイズ性を確保するために高い絶縁抵抗を有する同軸ケーブルを使用する設計とする。放射線モニタケーブルについても，放射線検出のためには微弱電流又は微弱パルスを扱う必要があり，核計装ケーブルと同様に耐ノイズ性を確保するため，絶縁体に誘電率の低い架橋ポリエチレンを使用することで高い絶縁抵抗を有する同軸ケーブルを使用する設計とする。

これらのケーブルは，自己消火性を確認する UL 垂直燃焼試験は満足するが，耐延焼性を確認する IEEE383 垂直トレイ燃焼試験の要求を満足することが困難である。

このため，核計装ケーブル及び放射線モニタケーブルは，火災を想定した場合にも延焼が発生しないよう専用電線管に収納するとともに，電線管の両端を電線管外部からの酸素供給防止を目的とした耐火性を有するシール材による処置を行う設計とする。

d.　換気設備のフィルタに対する不燃性材料又は難燃性材料の使用

重大事故等対処施設に対して，設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

e.　保温材に対する不燃性材料の使用

重大事故等対処施設に対して，設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

f.　建屋内装材に対する不燃性材料の使用

重大事故等対処施設に対して，設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

(3) 自然現象への対策

柏崎刈羽原子力発電所の安全を確保する上で設計上考慮すべき自然現象としては，網羅的に抽出するために，発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず，国内外の基準や文献等に基づき事象を収集した。これらの事象のうち，発電所及びその周辺での発生可能性，重大事故等対処施設への影響度，事象進展速度や事象進展に対する時間的余裕の観点から，重大事故等対処施設に影響を与えるおそれがある事象として，地震，津波，風（台風），竜巻，低温（凍結），降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響及び生物学的事象を抽出した。

これらの自然現象のうち，津波及び地滑りについては，それぞれの現象に対して，重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないように防護することで火災の発生を防止する設計とする。

生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して，屋外の重大事故等対処施設は侵入防止対策により影響を受けない設計とする。

低温（凍結），降水，積雪及び生物学的事象のうちクラゲ等の海生生物の影響については，火災が発生する自然現象ではなく，火山の影響についても，火山から発電用原子炉施設に到達するまでに火山灰等が冷却されることを考慮すると，火災が発生する自然現象ではない。

したがって，落雷，地震，竜巻（風（台風）含む）について，これらの現象によって火災が発生しないように，以下のとおり火災防護対策を講じる設計とする。

また，森林火災についても，以下のとおり火災防護対策を講じる設計とする。

a.　落雷による火災の発生防止

重大事故等対処施設の構築物，系統及び機器は，落雷による火災発生

を防止するため，地盤面から高さ 20m を超える建築物には建築基準法に基づき「JIS A 4201 建築物等の避雷設備（避雷針）」に準拠した避雷設備（避雷針，接地網，棟上導体）を設置する設計とする。なお，これらの避雷設備は，基準地震動に対して機能維持可能な建屋又は主排気筒に設置する設計とする。

送電線については架空地線を設置する設計とするとともに，「2.2.2.2(1)f. 過電流による過熱防止対策」に示すとおり，故障回路を早期に遮断する設計とする。

常設代替交流電源設備のうちガスタービン発電機には，落雷による火災発生を防止するため，避雷設備を設置する設計とする。さらに，ガスタービン発電機の制御回路等に避雷器を設置する設計とする。

【避雷設備設置箇所】

・原子炉建屋（棟上導体）
・タービン建屋（棟上導体）
・廃棄物処理建屋（棟上導体）
・主排気筒
・5 号炉主排気筒

b. 地震による火災の発生防止

重大事故等対処施設は，施設の区分に応じて十分な支持性能をもつ地盤に設置するとともに，自らが破壊又は倒壊することによる火災の発生を防止する設計とする。

なお，耐震については「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第三十九条」に示す要求を満足するよう，「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」に従い耐震設計を行う設計する。

c. 竜巻（風（台風）含む）による火災の発生防止

屋外の重大事故等対処施設は，重大事故時の竜巻（風（台風）を含む）発生を考慮し，竜巻防護対策設備の設置や固縛等により，火災の発生防止を講じる設計とする。

d. 森林火災による火災の発生防止

屋外の重大事故等対処施設は，外部火災影響評価（発電所敷地外で発生する森林火災の影響評価）を行い，森林火災による原子炉施設への延焼防止対策として発電所敷地内に設置した防火帯（幅 20m）で囲んだ内側に配置することで，火災の発生を防止する設計とする。

2.2.2.3 火災の感知及び消火

火災の感知及び消火については，重大事故等対処施設に対して，早期の火災感知及び消火を行うため火災感知設備及び消火設備を設置する設計とする。具体的な設計を「2.2.2.3(1) 火災感知設備」から「2.2.2.3(4) 消火設備の破損，誤動作又は誤操作による重大事故等対処施設への影響」に示し，このうち，火災感知設備及び消火設備が，地震等の自然現象に対して，火災感知及び消火の機能，性能が維持され，かつ，重大事故等対処施設の区分に応じて，機能を維持できる設計とすることを「2.2.2.3(3) 自然現象」に示す。また，消火設備は，破損，誤動作又は誤操作が起きた場合においても，重大事故等に対処する機能を損なわない設計とすることを「2.2.2.3(4) 消火設備の破損，誤動作又は誤操作による重大事故等対処施設への影響」に示す。

(1) 火災感知設備

火災感知設備は，重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災を早期に感知するために設置する設計とする。

火災感知器と受信機を含む火災受信機盤等で構成される火災感知設備は，以下を踏まえて設置する設計とする。

a. 火災感知器の環境条件等の考慮

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

b. 固有の信号を発する異なる種類の感知器の設置

火災感知設備の火災感知器は，環境条件等を考慮し，火災感知器を設置する火災区域又は火災区画の重大事故等対処施設の種類に応じ，火災を早期に感知できるよう，固有の信号を発するアナログ式の煙感知器，アナログ式の熱感知器，又は非アナログ式の炎感知器から異なる種類の感知器を組み合わせて設置する設計とする。炎感知器は非アナログ式であるが，炎が発する赤外線又は紫外線を感知するため，炎が生じた時点で感知することができ，火災の早期感知に優位性がある。ここで，アナログ式とは「平常時の状況（温度，煙の濃度）を監視し，かつ，火災現象（急激な温度や煙の濃度の上昇）を把握することができる」ものと定義し，非アナログ式とは「平常時の状況（温度，煙の濃度）を監視することはできないが，火災現象（急激な温度や煙の濃度の上昇等）を把握することができる」ものと定義する。

以下に，上記に示す火災感知器の組み合わせのうち特徴的な火災区域又は火災区画を示す。

(a) 原子炉建屋オペレーティングフロア

原子炉建屋オペレーティングフロアは天井が高く大空間となっているため，火災による熱が周囲に拡散することから，熱感知器による感知は困難である。そのため炎感知器とアナログ式の光電分離型煙感知器をそれぞれの監視範囲に火災の検知に影響を及ぼす死角がないように設置する設計とする。

(b) 原子炉格納容器

原子炉格納容器内には，アナログ式の煙感知器及び熱感知器を設置する設計とする。

運転中の原子炉格納容器は，閉鎖した状態で長期間高温かつ高線量環境となることから，アナログ式の火災感知器が故障する可能性がある。このため，通常運転中，窒素ガス封入により不活性化し火災が発生する可能性がない期間については，原子炉格納容器内の火災感知器は，起動時の窒素ガス封入後に中央制御室内の受信機にて作動信号を除外する運用とし，プラント停止後に速やかに取り替える設計とする。

(c) 常設代替交流電源設備ケーブル敷設区域

第一ガスタービン発電機のケーブルは，屋外の一部においては火災の発生するおそれがないようケーブルを埋設して敷設し，その他の屋外部分についてはアナログ式の屋外仕様の熱感知カメラ及び非アナログ式の屋外仕様の炎感知器を設置する。建屋内においてはアナログ式の異なる 2 種の感知器（煙感知器及び熱感知器）を設置する火災区域又は火災区画に敷設する設計とする。

(d) 非常用ディーゼル発電機燃料移送系ケーブルトレンチ

非常用ディーゼル発電機燃料移送系ケーブルトレンチは，ハッチからの雨水の浸入によって高湿度環境になりやすく，一般的な煙感知器による火災感知に適さない。このため，防湿対策を施したアナログ式の煙吸引式検出設備，及び湿気の影響を受けにくいアナログ式の光ファイバケーブル式の熱感知器を設置する設計とする。

対して，以下に示す火災区域又は火災区画には，環境条件等を考慮し，上記とは異なる火災感知器を組み合わせて設置する。

(e) 蓄電池室

充電時に水素ガス発生のおそれがある蓄電池室は，万一の水素濃度の上昇を考慮し，火災を早期に感知できるよう，非アナログ式の防爆

型で，かつ固有の信号を発する異なる種類の煙感知器及び熱感知器を設置する設計とする。

(f) 常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機一式,燃料地下タンク含む）設置区域，可搬型重大事故等対処施設設置区域，モニタリング・ポスト用発電機区域，非常用ディーゼル発電機燃料移送系ポンプ区域，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備設置区域

常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機一式,燃料地下タンク含む）設置区域，可搬型重大事故等対処施設設置区域，モニタリング・ポスト用発電機区域,非常用ディーゼル発電機燃料移送系ポンプ区域,5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備設置区域は屋外開放であるため，区域全体の火災を感知する必要があるが，火災による煙は周囲に拡散し，煙感知器による火災感知は困難である。また，降水等の浸入により火災感知器の故障が想定される。

このため，アナログ式の屋外仕様の熱感知カメラ及び非アナログ式の屋外仕様の炎感知器をそれぞれの監視範囲に火災の検知に影響を及ぼす死角がないように設置する設計とする。

(g) 常設代替交流電源設備燃料地下タンク

常設代替交流電源設備設置区域には上述のとおり炎感知器と熱感知カメラを設置する設計とする。これらに加えて，常設代替交流電源設備燃料地下タンク内部は燃料の気化による引火性又は発火性の雰囲気を形成していることから，タンク内部の空間部に非アナログ式の防爆型の熱感知器を設置する設計とする。

(h) 格納容器フィルタベント設置区域

格納容器フィルタベント設置区域は，上部が外気に開放されていることから，当該区域で火災が発生した場合は，煙は屋外に拡散する。また,降水等の浸入により火災感知器の故障が想定される。このため，当該区域に設置する機器の特性を考慮し，制御盤内にアナログ式の煙感知器を設置する設計とし，格納容器フィルタベント設置区域全体を感知する屋外仕様の炎感知器を設置する設計とする。

(i) 非常用ディーゼル発電機軽油タンク区域

屋外開放の区域である非常用ディーゼル発電機軽油タンク区域は，火災による煙は周囲に拡散し，煙感知器による火災感知は困難である。また，降水等の浸入により火災感知器の故障が想定される。さらに，軽

油タンク内部は燃料の気化による引火性又は発火性の雰囲気を形成している。

このため，非常用ディーゼル発電機軽油タンク区域には非アナログ式の屋外仕様の炎感知器を監視範囲に火災の検知に影響を及ぼす死角がないよう設置することに加え，タンク内部の空間部に防爆型の非アナログ式熱感知器を設置する設計とする。

(j) 主蒸気管トンネル室

主蒸気管トンネル室については，通常運転中は高線量環境となることから，アナログ式の火災感知器を設置する場合，放射線の影響により火災感知器の故障が想定される。このため，放射線の影響を受けないよう検出器部位を当該区画外に配置するアナログ式の煙吸引式検出設備を設置する設計とする。加えて，放射線の影響を考慮した非アナログ式の熱感知器を設置する設計とする。

(k) 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備ケーブル敷設区域

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備ケーブルの敷設区域のうち，電線管が屋外に露出する部分は，電線管にアナログ式の光ファイバケーブル式熱感知器を設置するとともに，屋外仕様の炎感知器を設置する。

これら(a)～(k)のうち非アナログ式の火災感知器は，以下の環境条件等を考慮することにより誤作動を防止する設計とする。

・煙感知器は蒸気等が充満する場所に設置しない。
・熱感知器は作動温度が周囲温度より高い温度で作動するものを選定する。
・炎感知器は平常時より炎の波長の有無を連続監視し，火災現象（急激な環境変化）を把握でき，感知原理に「赤外線 3 波長式」（物質の燃焼時に発生する特有な放射エネルギーの波長帯を 3 つ検知した場合にのみ発報する）を採用するものを選定する。さらに，屋内に設置する場合は外光が当たらず，高温物体が近傍にない箇所に設置することとし，屋外に設置する場合は，屋外仕様を採用するとともに，太陽光の影響に対しては視野角への影響を考慮した遮光板を設置することで誤作動を防止する設計とする。

また，以下に示す火災区域又は火災区画は，火災の影響を受けるおそれが考えにくいことから，消防法又は建築基準法に基づく火災感知器を

設置する設計とする。

(1) 不燃性材料であるコンクリート又は金属により構成された火災防護対象機器のみを設けた火災区域又は火災区画

火災防護対象機器のうち，不燃性材料であるコンクリート又は金属により構成された配管，容器，タンク，手動弁，コンクリート構築物については流路，バウンダリとしての機能が火災により影響を受けることは考えにくいため，消防法又は建築基準法に基づく火災感知器を設ける設計とする。

c. 火災感知設備の電源確保

重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備は，全交流電源喪失時に常設代替交流電源から電力が供給されるまでの約 70 分間電力を供給できる容量を有した蓄電池を設け，電源を確保する設計とする。

また，重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災感知設備に供給する電源は，非常用ディーゼル発電機が接続されている非常用電源より供給する設計とする。

d. 火災受信機盤

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

(2) 消火設備

消火設備は，重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画の火災を早期に消火できるよう設置する設計とする。

a. 重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画に設置する消火設備

重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画に設置する消火設備は，当該火災区域又は火災区画が，火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画であるかを考慮して設計する。

(a) 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画の選定

建屋内の重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画は，「(b) 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画の選定」に示した火災区域又は火災区画を除き，火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動

が困難となるものとして選定する。

(b) 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画の選定

建屋内の重大事故等対処施設を設置する火災区域又は火災区画において，消火活動が困難とならないところを以下に示す。

なお，屋外については煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とはならないものとする。

ⅰ．中央制御室，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）

中央制御室，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）は，常駐する運転員並びに職員によって火災感知器による早期の火災感知及び消火活動が可能であり，火災が拡大する前に消火可能であること，万一，火災によって煙が発生した場合でも建築基準法に準拠した容量の排煙設備等によって排煙が可能な設計とすることから，消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画として選定する。

なお，中央制御室床下フリーアクセスフロアは，速やかな火災発生場所の特定が困難であると考えられることから，固有の信号を発する異なる種類の火災感知設備（煙感知器と熱感知器），及び中央制御室からの手動操作により早期の起動が可能な固定式ガス消火設備（消火剤はハロン 1301）を設置する設計とする。

ⅱ．原子炉格納容器

原子炉格納容器内において万一火災が発生した場合でも，原子炉格納容器の空間体積（約 7,300m^3）に対してパージ用排風機の容量が 22,000m^3/h であり，排煙が可能な設計とすることから，消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画として選定する。

ⅲ．可燃物の設置状況等により火災が発生しても煙が充満しない火災区域又は火災区画

以下に示す火災区域又は火災区画は，可燃物を少なくすることで煙の発生を抑える設計とし，煙の充満により消火困難とはならない箇所として選定する。各火災区域又は火災区画とも不要な可燃物を持ち込まないよう持ち込み可燃物管理を実施するとともに，点検に係る資機材等の可燃物を一時的に仮置きする場合は，不燃性のシートによる養生を実施し火災発生時の延焼を防止する。なお，可燃物の状況については，重大事故等対処施設以外の構築物，系統及び機器も含めて確認する。

（ⅰ）計装ラック室，地震計室（6 号炉），感震器室（7 号炉），制御棒駆動系マスターコントロール室

室内に設置している機器は，計装ラック，地震観測装置，空気作動弁，計器等である。これらは，不燃性材料又は難燃性材料で構成されており，ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

（ⅱ） サプレッションプール浄化系ポンプ室，ペネ室（7 号炉），原子炉冷却材浄化系非再生熱交換器漏えい試験用ラック室（6 号炉）

室内に設置している機器は，計装ラック，ポンプ，空気作動弁等である。これらは，不燃性材料又は難燃性材料で構成されており，可燃物としては軸受に潤滑油グリスを使用している。軸受は，不燃性材料である金属で覆われており，設備外部で燃え広がることはない。その他に可燃物は設置しておらず，ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

（ⅲ） 原子炉冷却材浄化系逆洗水移送ポンプ・配管室（6 号炉），プリコートタンク室（6 号炉）

室内に設置している機器は，ポンプ，タンク，空気作動弁等である。これらは，不燃性材料又は難燃性材料で構成されており，可燃物としては軸受に潤滑油グリスを使用している。軸受は，不燃性材料である金属で覆われており，設備外部で燃え広がることはない。その他に可燃物は設置しておらず，ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

（ⅳ）弁室及び配管室

室内に設置している機器は，電動弁，電磁弁，空気作動弁，計器等である。これらは，不燃性材料又は難燃性材料で構成されており，ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

（ⅴ）移動式炉心内計装系駆動装置室及びバルブアッセンブリ室

室内に設置している機器は，駆動装置，バルブアッセンブリ（ボール弁）等である。これらは不燃性材料又は難燃性材料で構成されており，可燃物としては駆動部に潤滑油グリスを使用している。駆動部は，不燃性材料である金属で覆われており，設備外部で燃え広がることはない。その他に可燃物は設置しておらず，ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

（ⅵ）除染パン室（6 号炉）

室内に設置している機器は，除染シンク等である。これらは，

不燃性材料又は難燃性材料で構成されており，可燃物としては除染シンクに一部ゴムを使用しているが，不燃性材料である金属で覆われており，設備外部で燃え広がることはない。その他に可燃物は設置しておらず，ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

（vii）主蒸気管トンネル室

室内に設置している機器は，主蒸気外側隔離弁（空気作動弁），電動弁等である。これらは，不燃性材料又は難燃性材料で構成されており，可燃物としては駆動部に潤滑油を使用している。駆動部は，不燃性材料である金属で覆われており，設備外部で燃え広がることはない。その他に可燃物は設置しておらず，ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

（viii）非常用ディーゼル発電機非常用送風機室及び電気品区域送風機室

室内に設置している機器は，送風機，電動機，空気作動弁等である。これらは，不燃性材料又は難燃性材料で構成されており，可燃物としては軸受に潤滑油グリスを使用している。軸受は，不燃性材料である金属で覆われており，設備外部で燃え広がることはない。その他に可燃物は設置しておらず，ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

（ix）燃料プール冷却浄化系ポンプ室，保持ポンプ室（6 号炉），熱交換器室，弁室

室内に設置している機器は，ポンプ，熱交換器，電動弁，計器等である。これらは，不燃性材料又は難燃性材料で構成されており，可燃物としては軸受に潤滑油グリスを使用している。軸受は，不燃性材料である金属で覆われており，設備外部で燃え広がることはない。その他に可燃物は設置しておらず，ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

（x）格納容器所員用エアロック室（6 号炉）

室内に設置している機器は，エアロック，電動弁，空気作動弁等である。これらは，不燃性材料又は難燃性材料で構成されており，ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

（xi）主蒸気隔離弁・逃がし安全弁ラッピング室（6 号炉）

室内に設置している機器は，空気作動弁，逃がし安全弁（予備品）等である。これらは，不燃性材料又は難燃性材料で構成されており，ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

（ｘ ⅱ）格納容器雰囲気モニタ室，ダストモニタ室（6 号炉），漏えい検出系モニタ室（6 号炉），サプレッションチェンバ室及び非常用ガス処理系モニタ室（6 号及び 7 号炉）

室内に設置している機器は，空調機，サンプリングラック，放射線モニタ，ダストサンプラ，電磁弁，サンプルポンプ，計装ラック，計器等である。これらは，不燃性材料又は難燃性材料で構成されており，可燃物としては軸受に潤滑油グリスを使用している。軸受は，不燃性材料である金属で覆われており，設備外部で燃え広がることはない。その他に可燃物は設置しておらず，ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

（ｘ ⅲ）非常用ディーゼル発電機燃料移送系ケーブルトレンチ

室内に設置している機器は，配管等である。これらは，不燃性材料又は難燃性材料で構成されており，ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

（ｘ ⅳ）非常用送風機室，コントロール建屋計測制御電源盤区域送風機室（7 号炉）

室内に設置している機器は，送風機，電動機，空気作動弁等である。これらは，不燃性材料又は難燃性材料で構成されており，可燃物としては軸受に潤滑油グリスを使用している。軸受は，不燃性材料である金属で覆われており，設備外部で燃え広がることはない。その他に可燃物は設置しておらず，ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

（ｘ ｖ） 原子炉冷却材浄化系／燃料プール冷却材浄化系ろ過脱塩器ハッチ室（7 号炉）

室内に設置している機器は，クレーン，ボックス等である。これらは，不燃性材料又は難燃性材料で構成されており，ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

（ｘ ⅵ）管理区域連絡通路（7 号炉）

室内に設置している機器は，空調ダクト，操作盤等である。これらは，不燃性材料又は難燃性材料で構成されており，可燃物としては操作盤があるが少量かつ近傍に可燃物がなく，不燃性材料である金属で覆われており燃え広がることはない。その他に可燃物は設置しておらず，ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

（ｘ ⅶ）計装用圧縮空気系／高圧窒素ガス供給系ペネ室（7 号炉）

室内に設置している機器は，配管，空気作動弁等である。これらは，不燃性材料又は難燃性材料で構成されており，ケーブルは

電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

（ⅹviii）南北連絡通路（7 号炉），原子炉建屋 4 階クリーン通路（7 号炉）

室内に設置している機器は，ボックス，ボンベ，配管等である。これらは，不燃性材料又は難燃性材料で構成されており，ケーブルは電線管及び金属製の可とう電線管で敷設する設計とする。

（ⅹix）階段室

室内に設置している機器は，ボックス，ボンベ等である。これらは，不燃性材料又は難燃性材料で構成されており，ケーブルは電線管，金属製の可とう電線管及び密閉型ダクトで敷設する設計とする。

(c) 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画に設置する消火設備

火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる火災区域又は火災区画は，自動又は中央制御室からの手動操作による固定式消火設備である全域ガス消火設備を設置し消火を行う設計とする。なお，これらの固定式消火設備に使用するガスは，消防法施行規則を踏まえハロゲン化物消火剤とする設計とする。

ただし，以下については，上記と異なる消火設備を設置し消火を行う設計とする。

ⅰ．原子炉建屋通路部及びオペレーティングフロア

原子炉建屋通路部及びオペレーティングフロアは，ほとんどの階層で周回できる通路となっており，その床面積は最大で約 1,000 m^2（原子炉建屋地下 2 階周回通路）と大きい。さらに，各階層間には開口部（機器ハッチ）が存在するが，これらは内部溢水対策として通常より開口状態となっている。

原子炉建屋通路部及びオペレーティングフロアは，このようなレイアウトであることに加え，火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難となる可能性が否定できないことから，煙の充満を発生させるおそれのある可燃物（ケーブル，電源盤・制御盤，潤滑油内包設備）に対しては自動又は中央制御室からの手動操作による固定式消火設備である局所ガス消火設備を設置し消火を行う設計とし，これ以外の可燃物については可燃物が少ないことから消火器で消火を行う設計とする。

なお，これらの固定式消火設備に使用するガスは，ハロゲン化物消火剤とする。

ⅱ．非常用ディーゼル発電機室，非常用ディーゼル発電機燃料ディタンク室

非常用ディーゼル発電機室及び非常用ディーゼル発電機燃料ディタンク室は，人が常駐する場所ではないことから，ハロゲン化物消火剤を使用する全域ガス消火設備は設置せず，全域自動放出方式の二酸化炭素消火設備を設置する設計とする。また，自動起動について，万一室内に作業員等がいた場合の人身安全を考慮し，煙感知器及び熱感知器の両方の作動をもって消火する設計とする。

ⅲ．火災により重大事故等対処施設の機能へ影響を及ぼすおそれが考えにくい火災区域又は火災区画

火災により重大事故等対処施設の機能へ影響を及ぼすおそれが考えにくい火災区域又は火災区画には，消防法又は建築基準法に基づく消火設備を設置する設計とする。

(d) 火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画に設置する消火設備

ⅰ．中央制御室，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）

火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない中央制御室，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）には，全域ガス消火設備，局所ガス消火設備は設置せず，消火器で消火を行う設計とする。中央制御室制御盤内又は 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の制御盤内の火災については，電気機器への影響がない二酸化炭素消火器で消火を行う。中央制御室床下フリーアクセスフロアは，中央制御室からの手動操作により早期の起動が可能な固定式ガス消火設備（消火剤はハロン 1301）を設置する設計とする。

ⅱ．原子炉格納容器

原子炉格納容器内において万一火災が発生した場合でも，原子炉格納容器の空間体積（約 7,300m^3）に対してパージ用排風機の容量が 22,000m^3/h であることから，煙が充満しないため，消火活動が可能である。

したがって，原子炉格納容器内の消火については，消火器を用いて行う設計とする。また，消火栓を用いても対応できる設計とする。

ⅲ．可燃物が少ない火災区域又は火災区画

火災発生時の煙の充満又は放射線の影響により消火活動が困難とならない火災区域又は火災区画のうち，中央制御室以外で可燃物が少ない火災区域又は火災区画については，消火器で消火を行う設計とする。

ⅳ．屋外の火災区域

屋外の火災区域については，消火器又は移動式消火設備により消火を行う設計とする。

b. 消火用水供給系の多重性又は多様性の考慮

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

c. 系統分離に応じた独立性の考慮

重大事故等対処施設は，重大事故等に対処する機能と設計基準事故対処設備の安全機能が単一の火災によって同時に機能喪失しないよう，区分分離や位置的分散を図る設計とする。

重大事故等対処施設のある火災区域又は火災区画，及び設計基準事故対処設備のある火災区域又は火災区画に設置する全域ガス消火設備は，上記の区分分離や位置的分散に応じた独立性を備えた設計とする。

d. 火災に対する二次的影響の考慮

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

e. 想定火災の性質に応じた消火剤の容量

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

f. 移動式消火設備の配備

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

g. 消火用水の最大放水量の確保

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

h. 水消火設備の優先供給

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

i. 消火設備の故障警報

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

j　消火設備の電源確保

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

k.　消火栓の配置

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

l.　固定式消火設備等の職員退避警報

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

m.　管理区域内からの放出消火剤の流出防止

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

n.　消火用非常照明

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

(3) 自然現象

柏崎刈羽原子力発電所の安全を確保する上で設計上考慮すべき自然現象としては，網羅的に抽出するために，発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず，国内外の基準や文献等に基づき事象を収集した。これらの事象のうち，発電所及びその周辺での発生可能性，重大事故等対処施設への影響度，事象進展速度や事象進展に対する時間的余裕の観点から，重大事故等対処施設に影響を与えるおそれがある事象として，地震，津波，風（台風），竜巻，低温（凍結），降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響及び生物学的事象を抽出した。

これらの自然現象に対して火災感知設備及び消火設備の機能を維持する設計とし，落雷については，「2.2.2.2(3)a. 落雷による火災の発生防止」に示す対策により，機能を維持する設計とする。

低温（凍結）については，「a. 凍結防止対策」に示す対策により機能を維持する設計とする。風（台風）に対しては，「b. 風水害対策」に示す対策により機能を維持する設計とする。地震については，「c. 地震対策」に示す対策により機能を維持する設計とする。

上記以外の津波，竜巻，降水，積雪，地滑り，火山の影響及び生物学的事象については，「d. 想定すべきその他の自然現象に対する対策について」に示す対策により機能を維持する設計とする。

また，森林火災についても，「d. 想定すべきその他の自然現象に対する対策について」に示す対策により機能を維持する設計とする。

a. 凍結防止対策

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

b. 風水害対策

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

c. 地震対策

(a) 地震対策

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

(b) 地盤変位対策

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

d. 想定すべきその他の自然現象に対する対策について

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

(4) 消火設備の破損，誤動作又は誤操作による重大事故等対処施設への影響

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

2.2.2.4 その他

設計基準対象施設の火災防護に関する基本方針を適用する。

2.3　重大事故等対処設備に関する基本方針

2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等【43 条 1 - 五、43 条 2 - 二,三、43 条 3 - 三,五,七】

【設置許可基準規則】

（重大事故等対処設備）

第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない

五 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないもの であること。

2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあっては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

二 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

三 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

三 常設設備と接続するものにあっては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

五 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

七 重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(解釈)

1 第１項から第３項までに規定する「想定される重大事故等」とは、本規程第３７条において想定する事故シーケンスグループ（炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあっては、計画された対策が想定するもの。）、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シーケンスグループをいう。

3 第１項第５号に規定する「他の設備」とは、設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。

4　第２項第３号及び第３項第７号に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、可能な限り多様性を考慮したものをいう。
6　第３項第３号について、複数の機能で一つの接続口を使用する場合は、それぞれの機能に必要な容量（同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量）を確保することができるように接続口を設けること。
7　第３項第５号について、可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から 100m 以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は、故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有すること。

(1) 多様性，位置的分散

共通要因としては，環境条件，自然現象，発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（外部人為事象），溢水，火災及びサポート系の故障を考慮する。

発電所敷地で想定される自然現象については，網羅的に抽出するために，地震，津波に加え，発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず，国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災等の事象を考慮する。これらの事象のうち，発電所敷地及びその周辺での発生の可能性，重大事故等対処設備への影響度，事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から，重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として，地震，津波，風（台風），竜巻，低温（凍結），降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響及び生物学的事象を選定する。また，設計基準事故対処設備等と重大事故等対処設備に対する共通要因としては，地震，津波，風（台風），竜巻，低温（凍結），降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響及び生物学的事象を選定する。なお，森林火災の出火原因となるのは，たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し，森林火災については，人為によるもの（火災・爆発）として選定する。

自然現象の組合せについては，地震，積雪及び火山の影響を考慮する。

発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものについては，網羅的に抽出するために，発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず，国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等），ダムの崩壊，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害，故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の事象を考慮する。これらの事象のうち，発電所敷地及びその周辺での発生の可能性，重大事故等対処設備への影響度，事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から，重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として，火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機落下火災等），有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを選定する。また，設計基準事故対処設備等と重大事故等対処設備に対する共通要因としては，火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機落下火災等），有毒ガス，船舶の衝

突，電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを選定する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては，可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。

建屋については，地震，津波，火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計とする。

重大事故緩和設備についても，可能な限り多様性を考慮する。

a．　常設重大事故等対処設備（第四十三条 第２項 第三号）

常設重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備及び使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能を有する設備（以下「設計基準事故対処設備等」という。）の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，可能な限り多様性，独立性，位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。ただし，常設重大事故防止設備のうち，計装設備について，重要代替監視パラメータ（当該パラメータの他チャンネルの計器を除く。）による推定は，重要監視パラメータと異なる物理量又は測定原理とする等，重要監視パラメータに対して可能な限り多様性を有する方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

環境条件に対しては，想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重及びその他の使用条件において，常設重大事故防止設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「2.3.3 環境条件等」に記載する。

常設重大事故防止設備は，「原子炉建屋等の基礎地盤及び周辺斜面の安定性について」に示す地盤上に設置する。なお，常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がＳクラスのもの）及び常設重大事故緩和設備（設計基準拡張については，「原子炉建屋等の基礎地盤及び周辺斜面の安定性について」に示す耐震重要施設並びに常設耐震重要重大事故防止設備及び重大事故緩和設備を設置する重大事故等対処施設下の地盤に設置する。常設重大事故防止設備は，地震，津波及び火災に対して，「2.1.2 耐震設計の基本方針」，「2.1.3 津波による損傷の防止」及び「2.2 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。地震，津波，溢水及び火災に対して常設重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように，可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。

風（台風），竜巻，低温（凍結），降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機落下火災等），有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害に対して，常設重大事故防止設備は，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置するか，又は設計基準事故対処設備等と同時に機能が損なわれないように，設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り，屋外に設置する。

落雷に対して常設代替交流電源設備は，避雷設備等により防護する設計とする。

生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外の常設重大事故防止設備は，侵入防止対策により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない

設計とする。

常設重大事故緩和設備についても，可能な限り上記を考慮して多様性，位置的分散を図る設計とする。

サポート系の故障に対しては，系統又は機器に供給される電力，空気，油，冷却水を考慮し，常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と異なる駆動源，冷却源を用いる設計，又は駆動源，冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また，常設重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。

b. 可搬型重大事故等対処設備（第四十三条 第３項 第五号及び第七号）

可搬型重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，可能な限り多様性，独立性，位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

また，可搬型重大事故等対処設備は，地震，津波，その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム，設計基準事故対処設備等及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する設計とする。

環境条件に対しては，想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重及びその他の使用条件において，可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「2.3.3 環境条件等」に記載する。

地震に対して，屋内の可搬型重大事故等対処設備は，「原子炉建屋等の基礎地盤及び周辺斜面の安定性について」に示す地盤上に設置する建屋内に保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備は，転倒しないことを確認する，又は必要により固縛等の処置をするとともに，地震により生ずる敷地下斜面のすべり，液状化又は揺すり込みによる不等沈下，傾斜及び浮き上がり，地盤支持力の不足，地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する。

地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は，「2.1.2 耐震設計の基本方針」，「2.1.3 津波による損傷の防止」にて考慮された設計とする。

火災に対して，可搬型重大事故等対処設備は「2.2 火災による損傷の防止」に基づく火災防護を行う。

地震，津波，溢水及び火災に対して可搬型重大事故等対処設備は，設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように，設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。

風（台風），竜巻，低温（凍結），降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機落下火災等），有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害に対して，可搬型重大事故等対処設備は，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に保管するか，又は設計基準事故対処設備等

及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように，設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り，防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。クラゲ等の海生生物の影響により可搬型重大事故等対処設備の取水ラインが閉塞する場合には，予備の可搬型重大事故等対処設備によって取水を継続し，閉塞箇所の清掃を行うことで対応できるよう，クラゲ等の海生生物から影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は，予備を有する設計とする。

飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムに対して，屋内の可搬型重大事故等対処設備は，可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する設計とする。屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は，原子炉建屋，タービン建屋及び廃棄物処理建屋から100m以上の離隔距離を確保するとともに，当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対象施設及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保した上で，複数箇所に分散して保管する設計とする。

サポート系の故障に対しては，系統又は機器に供給される電力，空気，油，冷却水を考慮し，可搬型重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と異なる駆動源，冷却源を用いる設計とするか，駆動源，冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また，水源についても可能な限り，異なる水源を用いる設計とする。

c．　可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口（第四十三条 第３項第三号）

原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備と常設設備との接続口は，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，それぞれ互いに異なる複数の場所に設置する設計とする。

環境条件に対しては，想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重及びその他の使用条件において，その機能を確実に発揮できる設計とするとともに，建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内及び建屋面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。重大事故等時の環境条件における健全性については「2.3.3 環境条件等」に記載する。風（台風），低温（凍結），降水，積雪，及び電磁的障害に対しては，環境条件にて考慮し，機能が損なわれない設計とする。

地震に対して接続口は，「原子炉建屋等の基礎地盤及び周辺斜面の安定性について」に示す地盤上の屋内又は建屋面に設置する。

地震，津波及び火災に対しては，「2.1.2 耐震設計の基本方針」「2.1.3 津波による損傷の防止」及び「2.2 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。溢水に対しては，想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。

風（台風），竜巻，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機落下火災等），有毒ガス，船舶の衝突及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムに対して，建屋の異なる面の隣接しない位置

又は屋内及び建屋面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して，屋外に設置する場合は，開口部の閉止により重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれのない設計とする。

また，一つの接続口で複数の機能を兼用して使用する場合には，それぞれの機能に必要な容量が確保できる接続口を設ける設計とする。

(2)　悪影響防止（第四十三条 第１項 第五号）

重大事故等対処設備は発電用原子炉施設（他号炉を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

他の設備への悪影響としては，重大事故等対処設備使用時及び待機時の系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し，他の設備の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

系統的な影響に対しては，重大事故等対処設備は，弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること，重大事故等発生前（通常時）の隔離若しくは分離された状態から弁等の操作や接続により重大事故等対処設備としての系統構成とすること，他の設備から独立して単独で使用可能なこと，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用すること等により，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また，放水砲については，建屋への放水により，当該設備の使用を想定する重大事故時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

内部発生飛散物による影響に対しては，内部発生エネルギの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断，高速回転機器の破損，ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し，重大事故等対処設備がタービンミサイル等の発生源となることを防ぐことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(3)　共用の禁止（第四十三条 第２項 第二号）

常設重大事故等対処設備の各機器については，2 以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。ただし，共用対象の施設ごとに要求される技術的要件（重大事故等に対処するために必要な機能）を満たしつつ，2 以上の発電用原子炉施設と共用することにより安全性が向上し，かつ，同一の発電所内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，共用できる設計とする。

2.3.2 容量等【43 条2－一，43 条3－一】

【設置許可基準規則】
（重大事故等対処設備）
第四十三条
２ 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあっては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。
一 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

３ 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。
一 想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。
（解釈）
１ 第１項から第３項までに規定する「想定される重大事故等」とは、本規程第３７条において想定する事故シーケンスグループ（炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあっては、計画された対策が想定するもの。）、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シーケンスグループをいう。
５ 第３項第１号について、可搬型重大事故等対処設備の容量は、次によること。
（a）可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型代替電源設備及び可搬型注水設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）にあっては、必要な容量を賄うことができる可搬型重大事故等対処設備を１基あたり２セット以上を持つこと。これに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを工場等全体で確保すること。
（b）可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型直流電源設備等であって負荷に直接接続するものにあっては、１負荷当たり１セットに、工場等全体で故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた容量を持つこと。
（c）「必要な容量」とは、当該原子炉において想定する重大事故等において、炉心損傷防止及び格納容器破損防止等のために有効に必要な機能を果たすことができる容量をいう。

(1) 常設重大事故等対処設備（第四十三条 第２項 第一号）

常設重大事故等対処設備は，想定される重大事故等の収束において，想定する事象及びその事象の進展等を考慮し，重大事故等時に必要な目的を果たすために，事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は，これらの系統の組み合わせにより達成する。

「容量等」とは，ポンプ流量，タンク容量，伝熱容量，弁吹出量，発電機容量，蓄電

池容量，計装設備の計測範囲及び作動信号の設定値等とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては，設計基準対象施設の容量等の仕様が，系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で，設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので，重大事故等時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては，その後の事故対応手段と合わせて，系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては，系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とする。

(2) 可搬型重大事故等対処設備（第四十三条 第３項 第一号）

可搬型重大事故等対処設備は，想定される重大事故等の収束において，想定する事象及びその事象の進展を考慮し，事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は，これらの系統の組合せにより達成する。

「容量等」とは，ポンプ流量，タンク容量，伝熱容量，発電機容量，蓄電池容量，ボンベ容量，計測器の計測範囲等とする。

可搬型重大事故等対処設備は，系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに，設備の機能，信頼度等を考慮し，予備を含めた保有数を確保することにより，必要な容量等に加え，十分に余裕のある容量等を有する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備のうち複数の機能を兼用することで，設置の効率化，被ばくの低減が図れるものは，同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量等を合わせた容量等とし，兼用できる設計とする。

可搬型重大事故等対処設備のうち，原子炉建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は，必要となる容量等を有する設備を１基当たり２セットに加え，故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして，発電所全体で予備を確保する。

また，可搬型重大事故等対処設備のうち，負荷に直接接続する可搬型蓄電池，可搬型ボンベ等は，必要となる容量等を有する設備を１基当たり１セットに加え，故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして，発電所全体で予備を確保する。

上記以外の可搬型重大事故等対処設備は，必要となる容量等を有する設備を１基当たり１セットに加え，設備の信頼度等を考慮し，予備を確保する。

2.3.3 環境条件等【43 条 1 - 一，六， 43 条 3 - 四】

【設置許可基準規則】
（重大事故等対処設備）
第四十三条
重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。
一 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。
六 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。
3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。
四 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。
（解釈）
1 第１項から第３項までに規定する「想定される重大事故等」とは、本規程第３７条において想定する事故シーケンスグループ（炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあっては、計画された対策が想定するもの。）、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シーケンスグループをいう。

(1) 環境条件（第四十三条 第１項 第一号）

重大事故等対処設備は，想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重及びその他の使用条件において，その機能が有効に発揮できるよう，その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに，操作が可能な設計とする。

重大事故等時の環境条件については，重大事故等時における温度（環境温度，使用温度），放射線，荷重に加えて，その他の使用条件として環境圧力，湿度による影響，重大事故等時に海水を通水する系統への影響，自然現象による影響，発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものの影響及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。荷重としては，重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて，環境圧力，温度及び自然現象による荷重を考慮する。

自然現象の選定に当たっては，網羅的に抽出するために，地震，津波に加え，発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず，国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災等の事象を考慮する。これらの事象のうち，重大事故等時にお

ける発電所敷地及びその周辺での発生の可能性，重大事故等対処設備への影響度，事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から，重大事故等時に重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として，地震，風（台風），低温（凍結），降水及び積雪を選定する。これらの事象のうち，低温（凍結）及び降水については，屋外の天候による影響として考慮する。

自然現象による荷重の組合せについては，地震，風（台風）及び積雪の影響を考慮する。

これらの環境条件のうち，重大事故等時における環境温度，環境圧力，湿度による影響，屋外の天候による影響，重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては，重大事故等対処設備を設置（使用）又は保管する場所に応じて，以下の設備分類ごとに必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は，想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。また，地震による荷重を考慮して，機能を損なわない設計とする。操作は，中央制御室から可能な設計とする。

原子炉建屋原子炉区域内の重大事故等対処設備は，想定される重大事故等時における環境条件を考慮する。また，地震における荷重を考慮して，機能を損なわない設計とするとともに，可搬型重大事故等対処設備は，必要により当該設備の落下防止，転倒防止，固縛の措置をとる。操作は，中央制御室，異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。

原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内の重大事故等対処設備は，重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また，地震による荷重を考慮して，機能を損なわない設計とするとともに，可搬型重大事故等対処設備は，必要により当該設備の落下防止，転倒防止，固縛の措置をとる。操作は中央制御室，異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。

屋外及び建屋屋上の重大事故等対処設備は，重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は，中央制御室，離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。

また，地震，風（台風）及び積雪の影響による荷重を考慮し，機能を損なわない設計とするとともに，可搬型重大事故等対処設備については，必要により当該設備の落下防止，転倒防止，固縛の措置をとる。

海水を通水する系統への影響に対しては，常時海水を通水する，海に設置する，又は海で使用する重大事故等対処設備は耐腐食性材料を使用する設計とする。常時海水を通水するコンクリート構造物については，腐食を考慮した設計とする。使用時に海水を通水する重大事故等対処設備は，海水の影響を考慮した設計とする。原則，淡水を通水するが，海水も通水する可能性のある重大事故等対処設備は，可能な限り淡水を優先し，海水通水を短期間とすることで，設備への海水の影響を考慮する。また，海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものの選定に当たっては，網羅的に抽出するために，発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず，国内外

の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等），ダムの崩壊，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害，故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の事象を考慮する。これらの事象のうち，発電所敷地及びその周辺での発生の可能性，重大事故等対処設備への影響度，事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から，重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として選定する電磁的障害に対しては，重大事故等対処設備は，重大事故等時においても電磁波により機能を損なわない設計とする。

重大事故等対処設備は，事故対応のために配置・配備している自主対策設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を損なわない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては，地震，火災，溢水による波及的影響を考慮する。

溢水に対しては，重大事故等対処設備は，想定される溢水により機能を損なわないように，重大事故等対処設備の設置区画の止水対策等を実施する。

地震による荷重を含む耐震設計については，「2.1.2 耐震設計の基本方針」に，火災防護については，「2.2 火災による損傷の防止」に示す。

(2) 重大事故等対処設備の設置場所（第四十三条 第１項 第六号）

重大事故等対処設備は，想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように，放射線量の高くなるおそれの少ない設置場所の選定，当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により当該設備の設置場所で操作可能な設計，放射線の影響を受けない異なる区画若しくは離れた場所から遠隔で操作可能な設計，又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。

(3) 可搬型重大事故等対処設備の設置場所（第四十三条 第３項 第四号）

可搬型重大事故等対処設備は，想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように，放射線量の高くなるおそれの少ない設置場所の選定，当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により，当該設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。

2.3.4 操作性及び試験・検査性【43 条1－二,三,四，43 条3－二,六】

【設置許可基準規則】
（重大事故等対処設備）
第四十三条
重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。
二 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。
三 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。
四 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。
3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。
二 常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。
六 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。
（解釈）
1 第１項から第３項までに規定する「想定される重大事故等」とは、本規程第３７条において想定する事故シーケンスグループ（炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあっては、計画された対策が想定するもの。）、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シーケンスグループをいう。
2 第１項第３号の適用に当たっては、第１２条第４項の解釈に準ずるものとする。

(1) 操作性の確保

a. 操作の確実性（第四十三条 第１項 第二号）

重大事故等対処設備は，想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため，重大事故等時の環境条件を考慮し，操作が可能な設計とする。（「2.3.3 環境条件等」）操作する全ての設備に対し，十分な操作空間を確保するとともに，確実な操作ができるよう，必要に応じて操作足場を設置する。また，防護具，可搬型照明等は重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備する。

現場操作において工具を必要とする場合は，一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて，確実に作業ができる設計とする。工具は，作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。可搬型重大事故等対処設備は運搬・設置が確実に行えるように，人力又は車両等による運搬，移動ができるとともに，必要により

設置場所にてアウトリガの張り出し又は輪留めによる固定等が可能な設計とする。

現場の操作スイッチは運転員等の操作性を考慮した設計とする。また，電源操作が必要な設備は，感電防止のため露出した充電部への近接防止を考慮した設計とする。

現場において人力で操作を行う弁は，手動操作が可能な設計とする。

現場での接続操作は，ボルト・ネジ接続，フランジ接続又はより簡便な接続方式等，接続方式を統一することにより，確実に接続が可能な設計とする。

また，重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は，必要な時間内に操作できるように中央制御室での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性を考慮した設計とする。

想定される重大事故等において操作する重大事故等対処設備のうち動的機器については，その作動状態の確認が可能な設計とする。

b．系統の切替性（第四十三条 第１項 第四号）

重大事故等対処設備のうち，本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備は，通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能なように，系統に必要な弁等を設ける設計とする。

c．可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性（第四十三条 第３項 第二号）

可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては，容易かつ確実に接続できるように，ケーブルはボルト・ネジ接続又はより簡便な接続方式等を用い，配管は配管径や内部流体の圧力によって，大口径配管又は高圧環境においてはフランジを用い，小口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続方式等を用いる設計とする。高圧窒素ガスボンベ，タンクローリ等については，各々専用の接続方式を用いる。また，発電用原子炉施設間で相互に使用することができるように，6 号及び 7 号炉とも同一形状とするとともに，同一ポンプを接続する配管は，口径を統一する等，複数の系統での接続方式の統一も考慮する。

d．発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保（第四十三条 第３項 第六号）

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，発電所内の道路及び通路が確保できるよう，以下の設計とする。

屋外及び屋内において，想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路，又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は，自然現象，発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの，溢水及び火災を想定しても，運搬，移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

屋外及び屋内アクセスルートに対する自然現象については，網羅的に抽出するために，地震，津波に加え，発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず，国内外の基準や文献等に基づき収集した洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災等の事象を考慮する。

これらの事象のうち，発電所敷地及びその周辺での発生の可能性，屋外アクセスルートへの影響度，事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から，屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として，地震，津波，風（台風），竜巻，低温（凍結），降水，積雪及び火山の影響を選定する。なお，森林火災の出火原因となるのは，たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し，森林火災については，人為によるもの（火災・爆発）として選定する。また，地滑りについては，地震による影響に包絡される。

屋外及び屋内アクセスルートに対する発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものについては，網羅的に抽出するために，発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず，国内外の基準や文献等に基づき収集した飛来物（航空機落下等），ダムの崩壊，爆発，近隣工場等の火災，有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害，故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の事象を考慮する。これらの事象のうち，発電所敷地及びその周辺での発生の可能性，屋外アクセスルートへの影響度，事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から，屋外アクセスルートに影響を与えるおそれがある事象として選定する火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機落下火災等）及び有毒ガスに対して，迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。

屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊，周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり），その他自然現象による影響（風（台風）及び竜巻による飛来物，積雪並びに火山の影響）を想定し，複数のアクセスルートの中から状況を確認し，早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため，障害物を除去可能なホイールローダを 4 台（予備 1 台）保管，使用する。また，地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対しては，道路上への自然流下も考慮した上で，通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する設計とする。

津波の影響については，基準津波による遡上域最大水位よりも高い位置にアクセスルートを確保する設計とする。

屋外のアクセスルートは，地震の影響による周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で，ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行うことで，通行性を確保できる設計とする。また，不等沈下等に伴う段差の発生が想定される箇所においては，段差緩和対策等を行う，迂回する，又は砕石による段差解消対策により対処する設計とする。

屋外アクセスルートは，考慮すべき自然現象のうち，低温（凍結）及び積雪に対して，道路については融雪剤を配備し，車両については走行可能なタイヤを装着することにより通行性を確保できる設計とする。なお，融雪剤の配備等については，『「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措

置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料（以下「技術的能力説明資料」という）1.0 重大事故等対策における共通事項』に示す。

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊発生時の消火活動等については，「技術的能力説明資料 2.大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応」に示す。

屋外アクセスルートの地震発生時における，火災の発生防止策（可燃物収納容器の固縛による転倒防止）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器の防油堤の設置）については，「火災防護計画」に定める。

屋内アクセスルートは，自然現象として選定する津波，風（台風），竜巻，低温（凍結），降水，積雪，落雷，火山の影響，生物学的事象による影響に対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。なお，森林火災の出火原因となるのは，たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し，森林火災については，人為によるもの（火災・爆発）として選定する。

また，発電所敷地又はその周辺における発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものとして選定する火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機落下火災等）及び有毒ガスに対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。

屋内アクセスルートにおいては，機器からの溢水に対して適切な防護具を着用する。また，地震時に通行が阻害されないように，アクセスルート上の資機材の固縛，転倒防止対策及び火災の発生防止対策を実施する。万一通行が阻害される場合は迂回する又は乗り越える。

屋外及び屋内アクセスルートにおいては，被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い，移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また，夜間及び停電時の確実な運搬や移動のため可搬型照明設備を配備する。これらの運用については，「技術的能力説明資料 1.0 重大事故等対策における共通事項」に示す。

(2) 試験・検査性（第四十三条 第１項 第三号）

重大事故等対処設備は，健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検，試験又は検査を実施できるよう，機能・性能の確認，漏えいの有無の確認，分解点検等ができる構造とする。また，接近性を考慮して必要な空間等を備え，構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする。

試験及び検査は，使用前検査，施設定期検査，定期安全管理検査及び溶接安全管理検査の法定検査に加え，保全プログラムに基づく点検が実施可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は，発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き，運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とする。また，多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあっては，各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。

代替電源設備は，電気系統の重要な部分として，適切な定期試験及び検査が可能な設計とする。

構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は，原則として分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とし，機能・性能確認，各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより，分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。

3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備【44 条】

【設置許可基準規則】

（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）

第四十四条　発電用原子炉施設には，運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象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，発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）

1　第44条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは，発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず，原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。

2　第44条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

(1) BWR

a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路（ARI）を整備すること。

b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に，原子炉出力を制御するため，原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。

c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を整備すること。

(2) PWR

a）上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に，原子炉出力を抑制するため，補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。

b）上記１の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」には，化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。

3.1.1　適合方針

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象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，発電用原子炉を未臨界にするために必要な重大事故等対処設備を設置する。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の説明図及び系統概要図を第 3.1－1 図から第 3.1－3 図に示す。

3.1.1.1　重大事故等対処設備

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備のうち，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，発電用原子炉を未臨界に移行し，炉心の著しい損傷を防止するための設備として，ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能），ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）及びほう酸水注入系を設ける。

なお，原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると，高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため，自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。自動減圧系の起動阻止スイッチについては，「3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」に記載する。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a.　ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入

発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず，原子炉出力，原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として，ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を使用する。

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，検出器（原子炉圧力及び原子炉水位），論理回路，代替制御棒挿入機能用電磁弁等で構成し，原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 2）の信号により，全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

また，ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで作動させることができる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

その他，設計基準対象施設である制御棒駆動系水圧制御ユニット及び設計基準事故対処設備である制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）を重大事故等対処設備として使用し，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

b.　原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず，原子炉出力，原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として，ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）を使用する。

ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は，検出器（原子炉圧力及び原子炉水位），論理回路，原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）等で構成し，原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 3）の信号により冷却材再循環ポンプ 4 台を自動停止し，原子炉水位低（レベル 2）の信号により冷却材再循環ポンプ 6 台を自動停止させて，発電用原子炉の出力を制御できる設計とする。

また，ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は，自動で停止しない場合に，中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで，冷却材再循環ポンプを停止させることができる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）

その他，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

c. ほう酸水注入

原子炉緊急停止系の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として，ほう酸水注入系を使用する。

ほう酸水注入系は，ほう酸水注入系ポンプ，ほう酸水注入系貯蔵タンク，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，ほう酸水注入系ポンプにより，ほう酸水を高圧炉心注水系等を経由して原子炉圧力容器へ注入することで，発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・ほう酸水注入系ポンプ

・ほう酸水注入系貯蔵タンク

本系統の流路として，ほう酸水注入系の配管及び弁並びに高圧炉心注水系の配管，弁及びスパージャを重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要機器仕様を第 3.1－1 表に示す。

原子炉圧力容器については，「3.20　原子炉圧力容器」に記載する。

非常用交流電源設備については，「3.14　電源設備」に記載する。

3.1.1.1.1　多様性，位置的分散

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，論理回路をアナログ回路で構築することで，ディジタル回路で構築する原子炉緊急停止系に対して多様性を有する設計とする。

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで，原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

また，ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，原子炉緊急停止系の電源と電気的に分離することで，共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は，原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，論理回路をアナログ回路で構築することで，ディジタル回路で構築する原子炉緊急停止系に対して多様性を有する設計とする。

ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は，検出器から原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで，共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

また，ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は，原子炉緊急停止系の電源と電気的に分離することで，原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

ほう酸水注入系は，制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう，ほう酸水注入系ポンプを非常用交流電源設備からの給電により駆動することで，アキュムレータにより駆動する制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットに対して多様性を有する設計とする。

ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは，原子炉建屋原子炉区域内の制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと異なる区画に設置することで，制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

3.1.1.1.2　悪影響防止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで，原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで，原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。また，ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，原子炉緊急停止系の電源と電気的に分離することで，原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。

ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は，検出器から原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで，原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで，原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。また，ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は，原子炉緊急停止系の電源と電気的に分離することで，原子炉緊急停止系に悪影響を

及ぼさない設計とする。
ほう酸水注入系は，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で，重大事故等対処設備として使用することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.1.1.1.3　容量等

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。
緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備として使用する ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，想定される重大事故等時において，原子炉圧力高の信号又は原子炉水位低（レベル 2）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。
緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備として使用する ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は，想定される重大事故等時において，原子炉水位低（レベル 2，レベル 3）及び原子炉圧力高の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。
ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は，炉心流量の急激な減少を緩和させるため，原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 3）の信号により冷却材再循環ポンプ 4 台を自動停止し，原子炉水位低（レベル 2）の信号により冷却材再循環ポンプ 6 台を自動停止する設計とする。
ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは，設計基準事故対処設備としての仕様が，想定される重大事故等時において，発電用原子炉を未臨界にするために必要な負の反応度添加率を確保するための容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

3.1.1.1.4　環境条件等

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。
ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。
ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は，中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。
ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは，原子炉建屋原子炉区域内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
ほう酸水注入系の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。

3.1.1.1.5　操作性の確保

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。
ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は検出器を多重化し，「2 out of 4」論理又は「2 out of 3」論理で自動的に作動する設計とする。また，ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は，想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は検出器を多重化し，「2 out of 4」論理又は「2 out of 3」論理で自動的に作動する設計とする。

また，ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

ほう酸水注入系は，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し，弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。ほう酸水注入系は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

3.1.1.1.6　試験検査

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として，模擬入力による論理回路の動作確認，校正及び設定値確認が可能な設計とする。

ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は，発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として，模擬入力による論理回路の動作確認，校正及び設定値確認が可能な設計とする。

ほう酸水注入系は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

ほう酸水注入系ポンプは，発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

また，ほう酸水注入系貯蔵タンクは，発電用原子炉の停止中にほう酸濃度及びタンク水位の確認によるほう酸質量の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

第 3.1－1 表　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要機器仕様

(1) ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

個　　数	1

(2) ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）

個　　数	1

(3) ほう酸水注入系

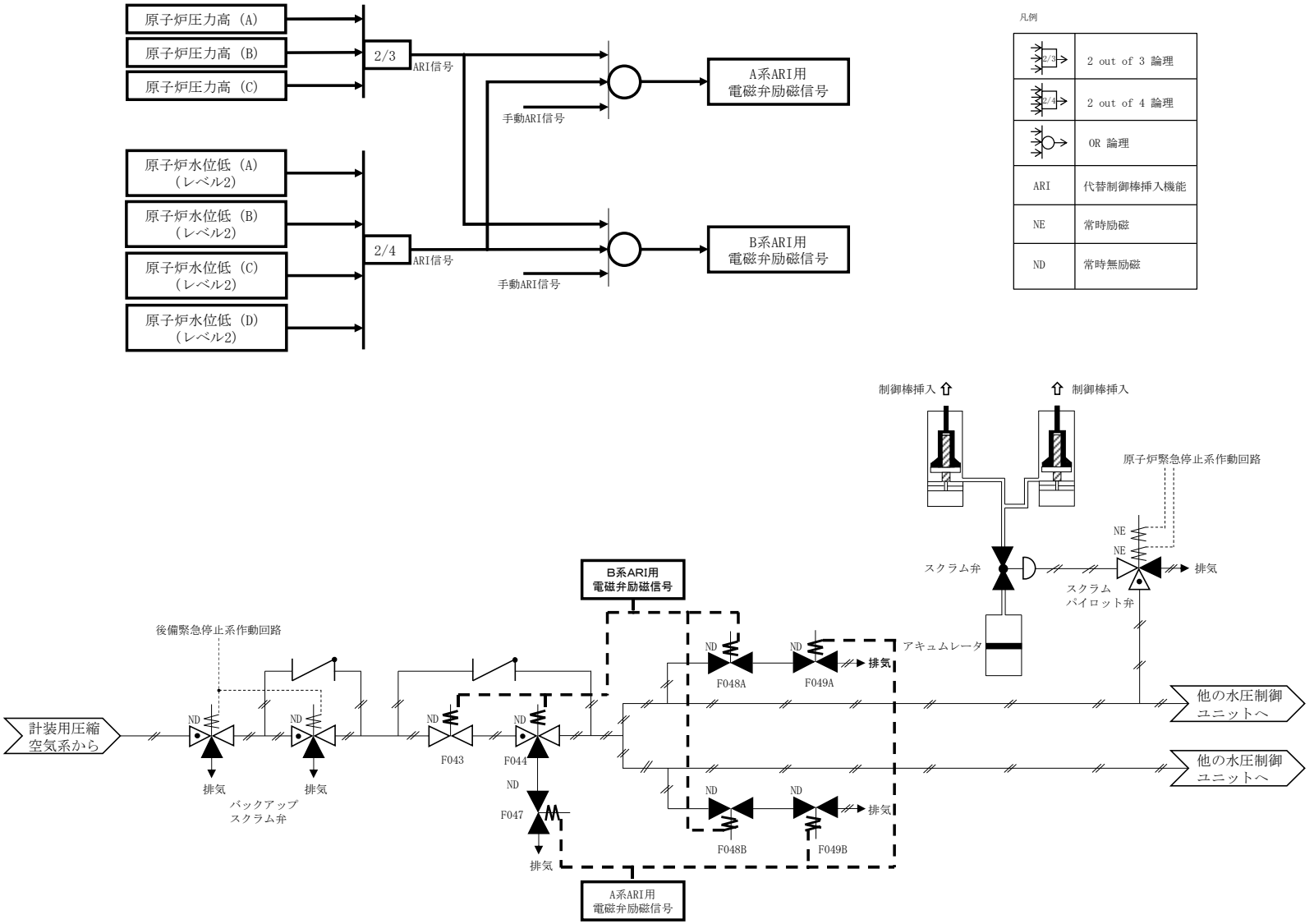
系統数	1
中性子吸収材	ほう素（五ほう酸ナトリウム溶液）
停止時実効増倍率	K_{eff}≦0.95
反応度印加速度	最低 0.001Δk/min

ほう酸水注入系貯蔵タンク

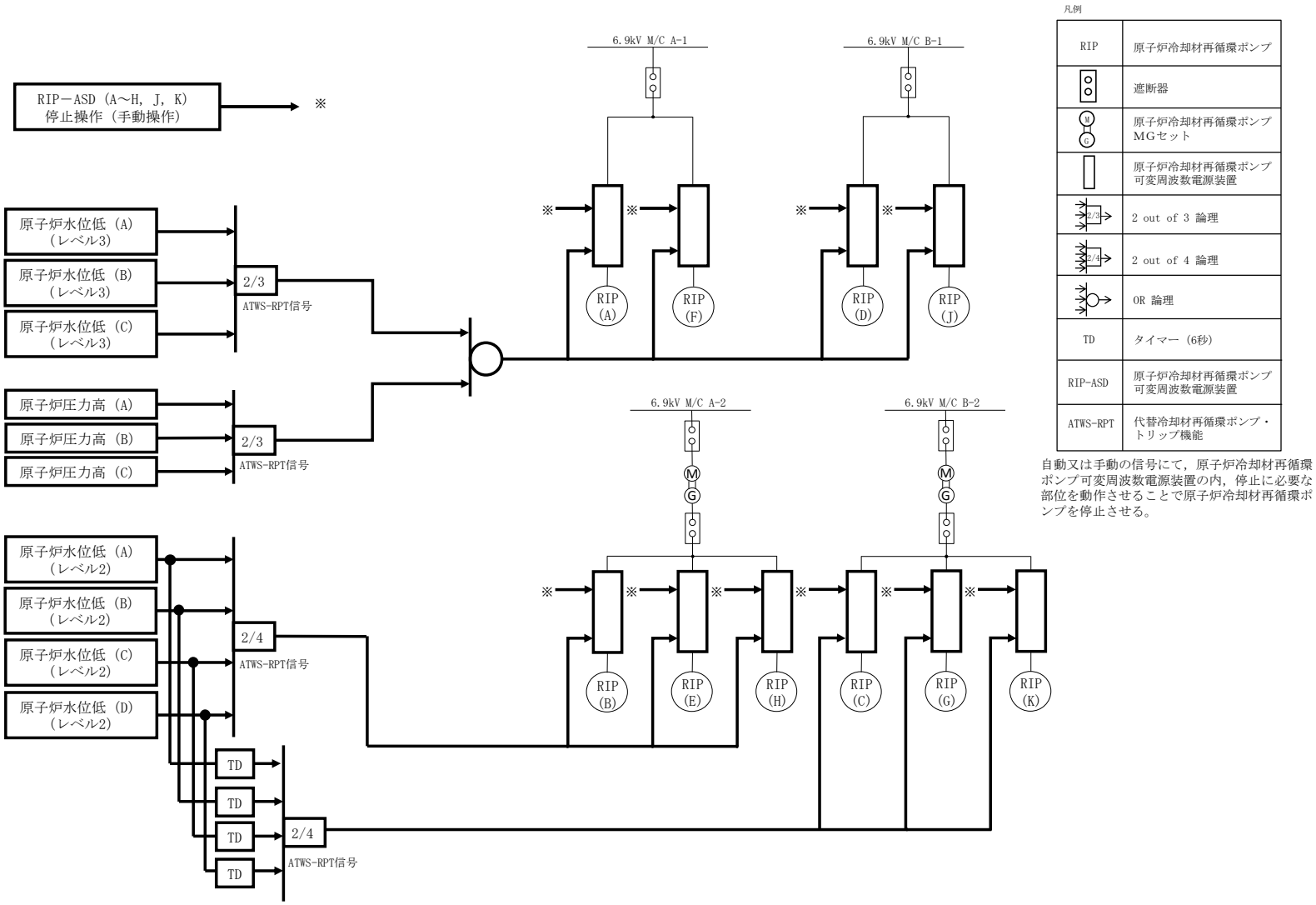
材　　料	ステンレス鋼
基　　数	1
容　　量	約 30m^3

ほう酸水注入系ポンプ

台　　数	1（予備 1）
容　　量	約 11m^3/h/台
揚　　程	約 860m

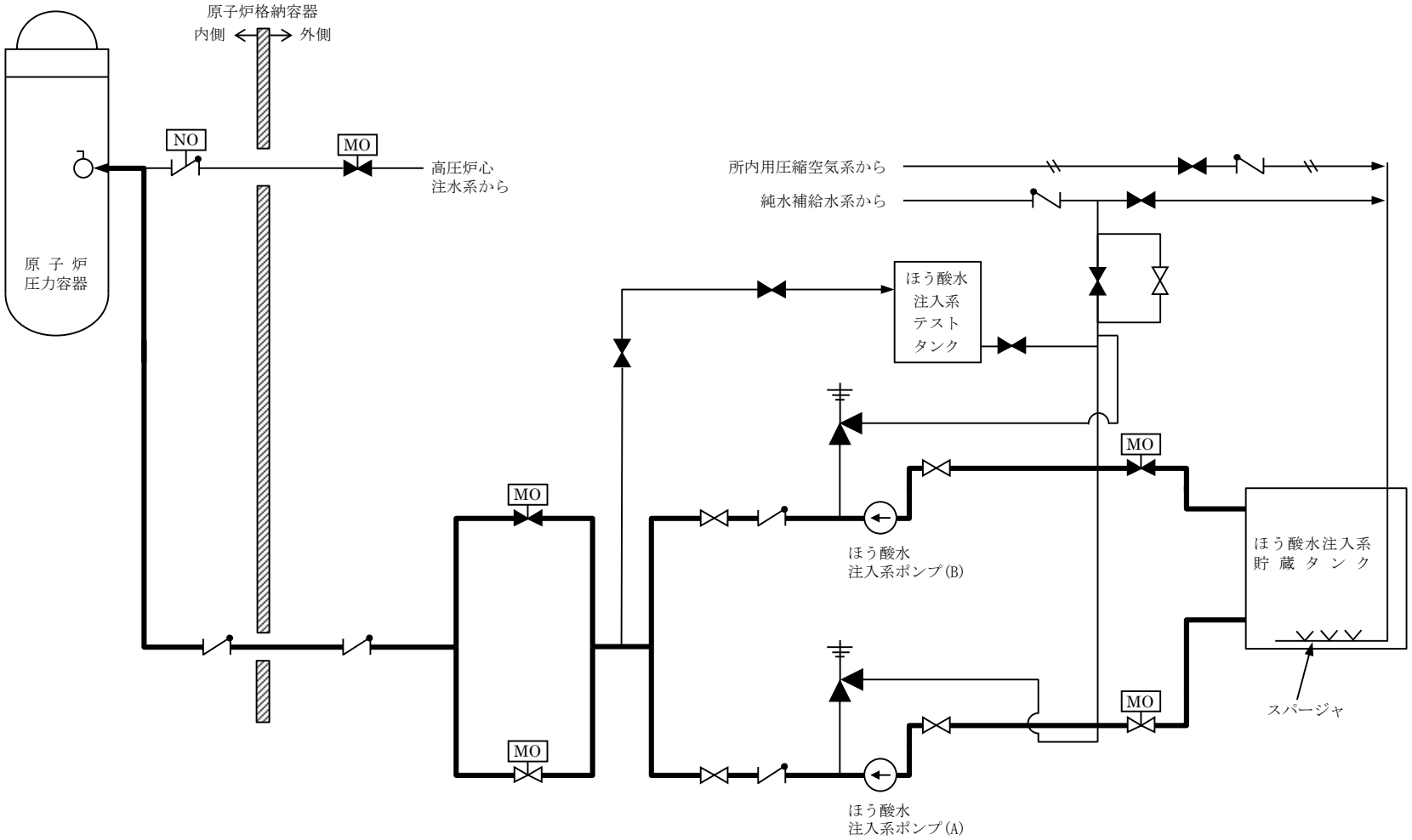


第 3.1－1 図　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備説明図
（ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入）

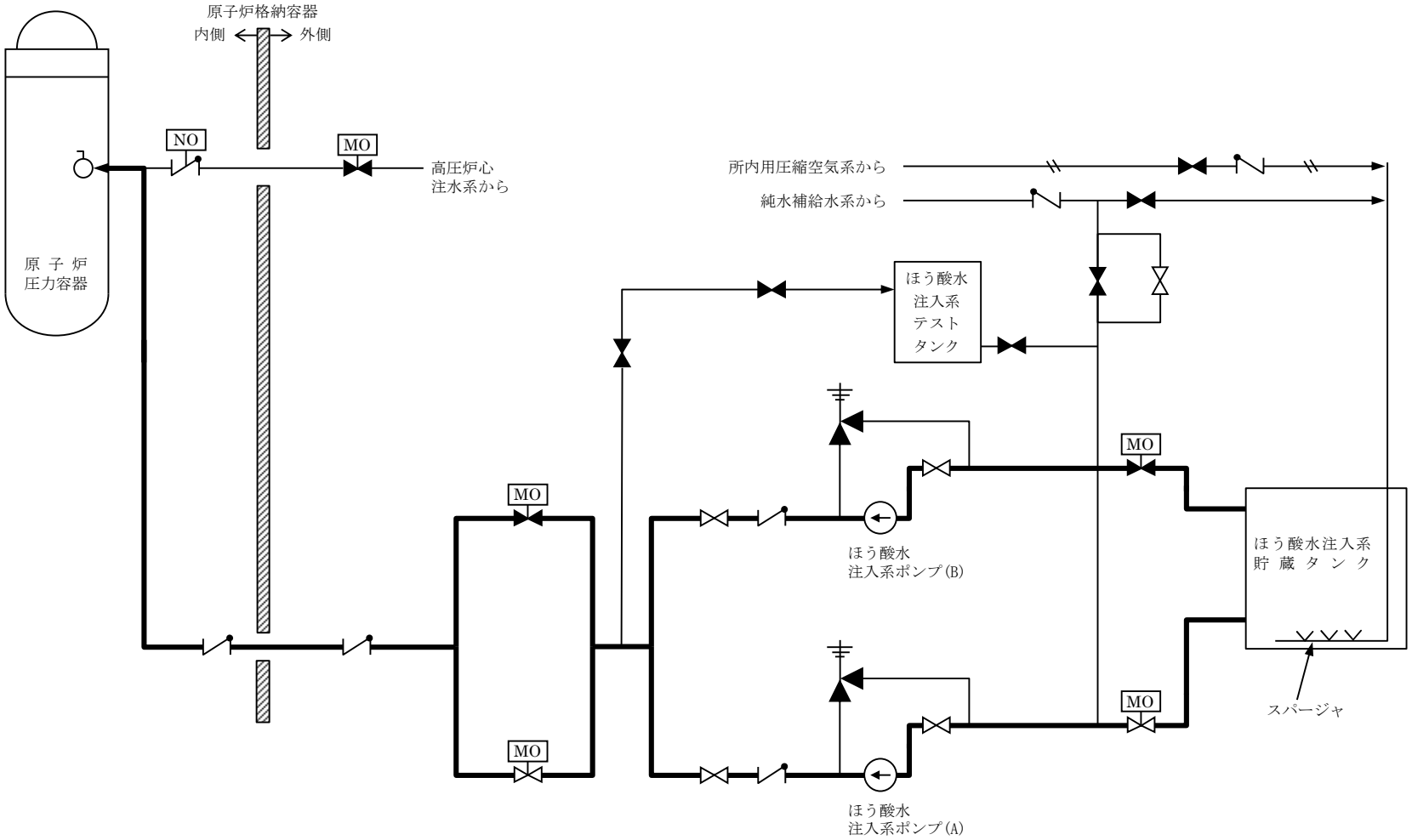


自動又は手動の信号にて，原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置の内，停止に必要な部位を動作させることで原子炉冷却材再循環ポンプを停止させる。

第 3.1－2 図　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備説明図
（原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制）



第 3.1－3 図(1)　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備系統概要図
（ほう酸水注入系）（6 号炉）



第 3.1－3 図(2)　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備系統概要図
（ほう酸水注入系）（7 号炉）

3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【45 条】

【設置許可基準規則】
（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）
第四十五条　発電用原子炉施設には，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発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）
１　第４５条に規定する「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
（１）全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し，原子炉隔離時冷却系（RCIC）若しくは非常用復水器（BWR の場合）又はタービン動補助給水ポンプ（PWR の場合）（以下「RCIC 等」という。）により発電用原子炉を冷却するため，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。
ａ）可搬型重大事故防止設備
ｉ）現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリ又は窒素ボンベ等）を用いた弁の操作により，RCIC 等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし，下記（１）ｂ）ｉ）の人力による措置が容易に行える場合を除く。
ｂ）現場操作
ｉ）現場での人力による弁の操作により，RCIC 等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。
※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。

3.2.1　適合方針

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発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の系統概要図を第 3.2－1 図から第 3.2－3 図に示す。

また，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

3.2.1.1　重大事故等対処設備

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち，炉心を冷却するための設備として，高圧代替注水系を設ける。また，設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により起動できない，かつ，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合に，高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動させる。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a.　高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却

高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として，高圧代替注水系を使用する。

高圧代替注水系は，蒸気タービン駆動ポンプである高圧代替注水系ポンプ，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水を高圧炉心注水系等を経由して，原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

高圧代替注水系は，常設代替直流電源設備からの給電が可能な設計とし，中央制御室からの操作が可能な設計とする。また，高圧代替注水系は，常設代替直流電源設備の機能喪失により中央制御室からの操作ができない場合においても，現場での人力による弁の操作により，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり，発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお，人力による措置は容易に行える設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・高圧代替注水系ポンプ
・復水貯蔵槽（3.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）
・常設代替直流電源設備（3.14　電源設備）

本系統の流路として，高圧代替注水系，高圧炉心注水系，原子炉隔離時冷却系，主蒸気系及び残留熱除去系（7 号炉のみ）の配管及び弁，復水補給水系の配管，並びに給水系の配管，弁及びスパージャを重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却

全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により，高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系での発電用原子炉の冷却ができない場合であって，中央制御室からの操作により高圧代替注水系が起動できない場合の重大事故等対処設備として，原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動させて使用する。

原子炉隔離時冷却系は，全交流動力電源及び常設直流電源系統が機能喪失した場合においても，現場で弁を人力操作することにより起動し，蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水を原子炉圧力容器へ注水することで原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり，発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお，人力による措置は容易に行える設計とする。

なお，設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し，設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

b. 代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧

全交流動力電源喪失により，原子炉隔離時冷却系が起動できない場合の重大事故等対処設備として，代替電源設備を使用し，原子炉隔離時冷却系を復旧する。

原子炉隔離時冷却系は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し，蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵槽の水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・可搬型代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

その他，設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し，設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

(3) 監視及び制御に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態で発電用原子炉を冷却する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備として，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA），原子炉圧力，原子炉圧力（SA），高圧代替注水系系統流量及び復水貯蔵槽水位（SA）を使用する。

原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）及び原子炉水位（SA）は原子炉水位を監視又は推定でき，原子炉圧力，原子炉圧力（SA），高圧代替注水系系統流量及び復水貯蔵槽水位（SA）は原子炉圧力容器へ注水するための高圧代替注水系の作動状況を確認できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・原子炉水位（広帯域）（3.15　計装設備）
・原子炉水位（燃料域）（3.15　計装設備）
・原子炉水位（SA）（3.15　計装設備）
・原子炉圧力（3.15　計装設備）

・原子炉圧力（SA）（3.15　計装設備）
・高圧代替注水系系統流量（3.15　計装設備）
・復水貯蔵槽水位（SA）（3.15　計装設備）

(4) 事象進展抑制のために用いる設備

a.　ほう酸水注入系による進展抑制

高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を用いた発電用原子炉への高圧注水により原子炉水位を維持できない場合を想定した重大事故等対処設備として，ほう酸水注入系を使用する。

ほう酸水注入系は，ほう酸水注入系ポンプ，ほう酸水注入系貯蔵タンク，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，ほう酸水注入系ポンプにより，ほう酸水を高圧炉心注水系等を経由して原子炉圧力容器へ注入することで，重大事故等の進展を抑制できる設計とする。

本系統の詳細については，「3.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」に記載する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様を第3.2－1表に示す。

原子炉圧力容器については，「3.20　原子炉圧力容器」に記載する。

原子炉隔離時冷却系については，「3.2.1.2.2　原子炉隔離時冷却系」に記載する。

復水貯蔵槽については，「3.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」に記載する。

原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（SA），原子炉圧力，原子炉圧力（SA），高圧代替注水系系統流量及び復水貯蔵槽水位（SA）は，「3.15　計装設備」に記載する。

ほう酸水注入系については，「3.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」に記載する。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び常設代替直流電源設備については，「3.14　電源設備」に記載する。

3.2.1.1.1　多様性，位置的分散

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

高圧代替注水系は，高圧炉心注水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，高圧代替注水系ポンプをタービン駆動とすることで，電動機駆動ポンプを用いた高圧炉心注水系に対して多様性を有する設計とする。また，高圧代替注水系の起動に必要な電動弁は，常設代替直流電源設備からの給電及び現場において人力により，ポンプの起動に必要な弁を操作できることで，非常用交流電源設備から給電される高圧炉心注水系及び非常用直流電源設備から給電される原子炉隔離時冷却系に対して，多様性を有する設計とする。

高圧代替注水系ポンプは，原子炉建屋原子炉区域内の高圧炉心注水系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプと異なる区画に設置することで，高圧炉心注水系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

原子炉隔離時冷却系の起動に必要な電動弁は，現場において人力による手動操作を可能とすることで，非常用直流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。

電源設備の多様性，位置的分散については「3.14　電源設備」に記載する。

3.2.1.1.2　悪影響防止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

高圧代替注水系は，通常時は弁等により他の系統・機器と隔離し，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，高圧代替注水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系は，相互に悪影響を及ぼすことのないように，同時に使用しない運用とする。高圧代替注水系の蒸気配管及び弁は十分な強度を有する設計とし，高圧代替注水系ポンプは，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉隔離時冷却系は，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で，重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.2.1.1.3　容量等

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

高圧代替注水系ポンプは，想定される重大事故等時において，十分な期間にわたって原子炉水位を維持し，炉心の著しい損傷を防止するために必要なポンプ流量を有する設計とする。

原子炉隔離時冷却系ポンプは，設計基準事故時の非常用炉心冷却機能と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が，重大事故等の収束に必要な注水流量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

3.2.1.1.4　環境条件等

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

高圧代替注水系ポンプは，原子炉建屋原子炉区域内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

高圧代替注水系の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能

な設計とする。また，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合において，高圧代替注水系の起動に必要となる弁の操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で人力により可能な設計とする。また，高圧代替注水系は，淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお，可能な限り淡水を優先し，海水通水を短期間とすることで，設備への影響を考慮する。

原子炉隔離時冷却系ポンプは，原子炉建屋原子炉区域内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。中央制御室からの操作により原子炉隔離時冷却系を起動できない場合において，原子炉隔離時冷却系の起動に必要となる弁の操作は，想定される重大事故等時において，防護具を装着することで設置場所で人力により可能な設計とする。

3.2.1.1.5　操作性の確保

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧代替注水系は，想定される重大事故等時において，通常時の隔離された系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。高圧代替注水系ポンプは，中央制御室の操作スイッチにより弁を操作することで，起動が可能な設計とし，系統構成に必要な弁は，中央制御室から操作可能な設計とする。また，高圧代替注水系の操作に必要な弁は，中央制御室から操作ができない場合においても，現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け，現場で人力により確実に操作が可能な設計とする。

原子炉隔離時冷却系は，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。原子炉隔離時冷却系の操作に必要な弁は，中央制御室から操作ができない場合においても，現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け，現場での人力により確実に操作が可能な設計とする。

3.2.1.1.6　試験検査

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧代替注水系は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また，高圧代替注水系ポンプは，発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

原子炉隔離時冷却系は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また，原子炉隔離時冷却系ポンプは，発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

第 3.2－1 表　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様

(1) 高圧代替注水系

ａ．高圧代替注水系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

台　　数	1
容　　量	約 180m^3/h
全 揚 程	約 900m 以上

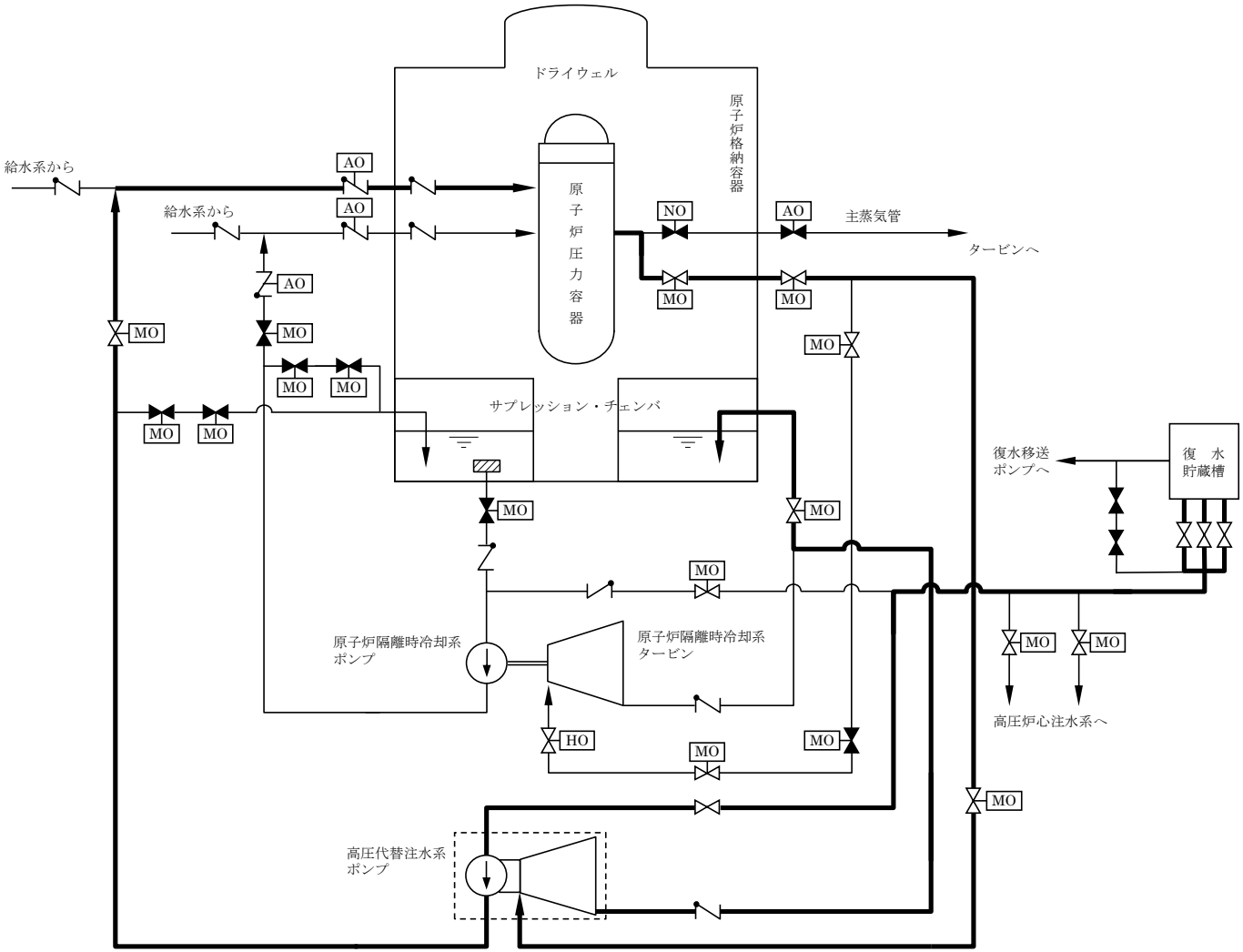
(2) ほう酸水注入系

ａ．ほう酸水注入系ポンプ

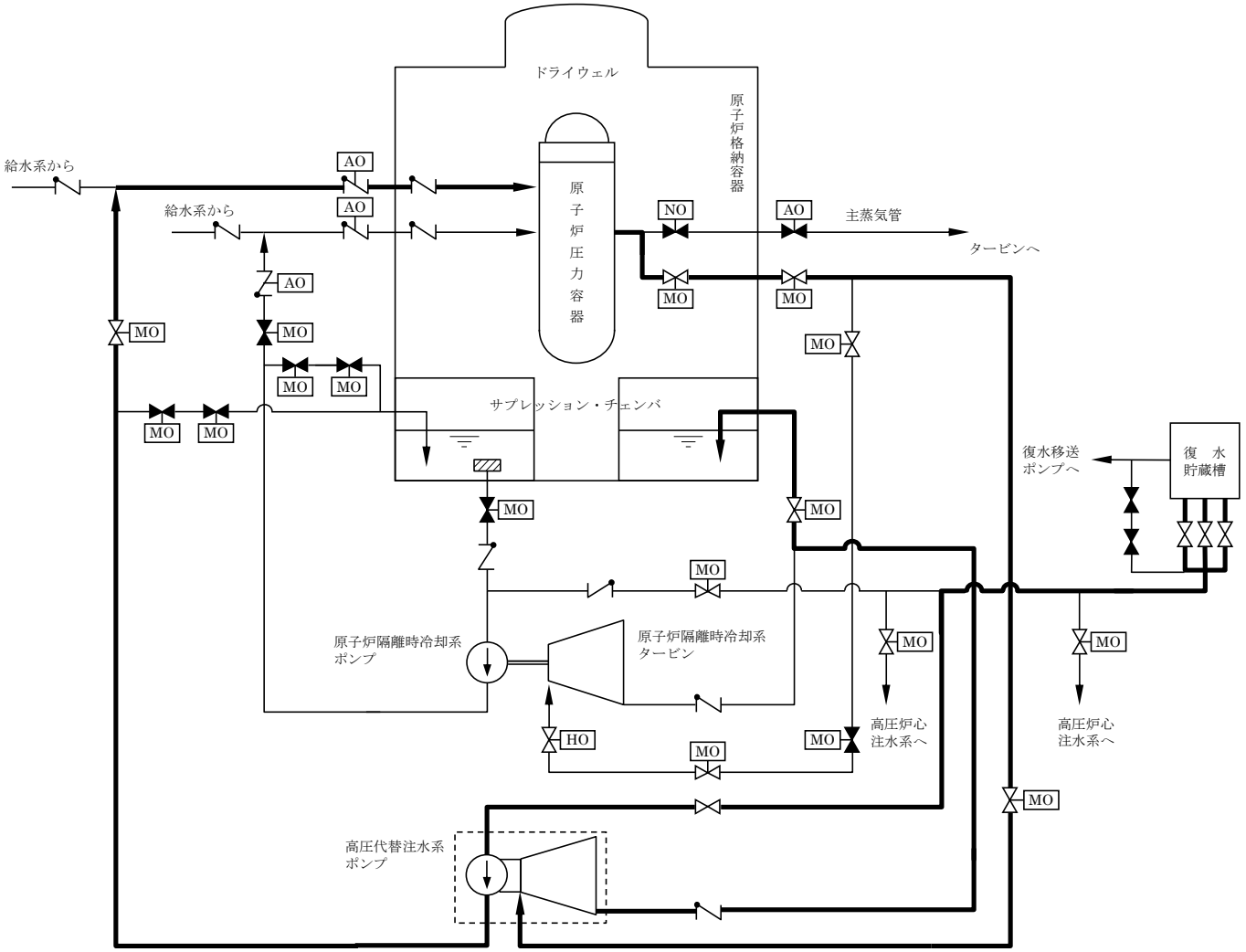
第3.1－1表　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要機器仕様に記載する。

ｂ．ほう酸水注入系貯蔵タンク

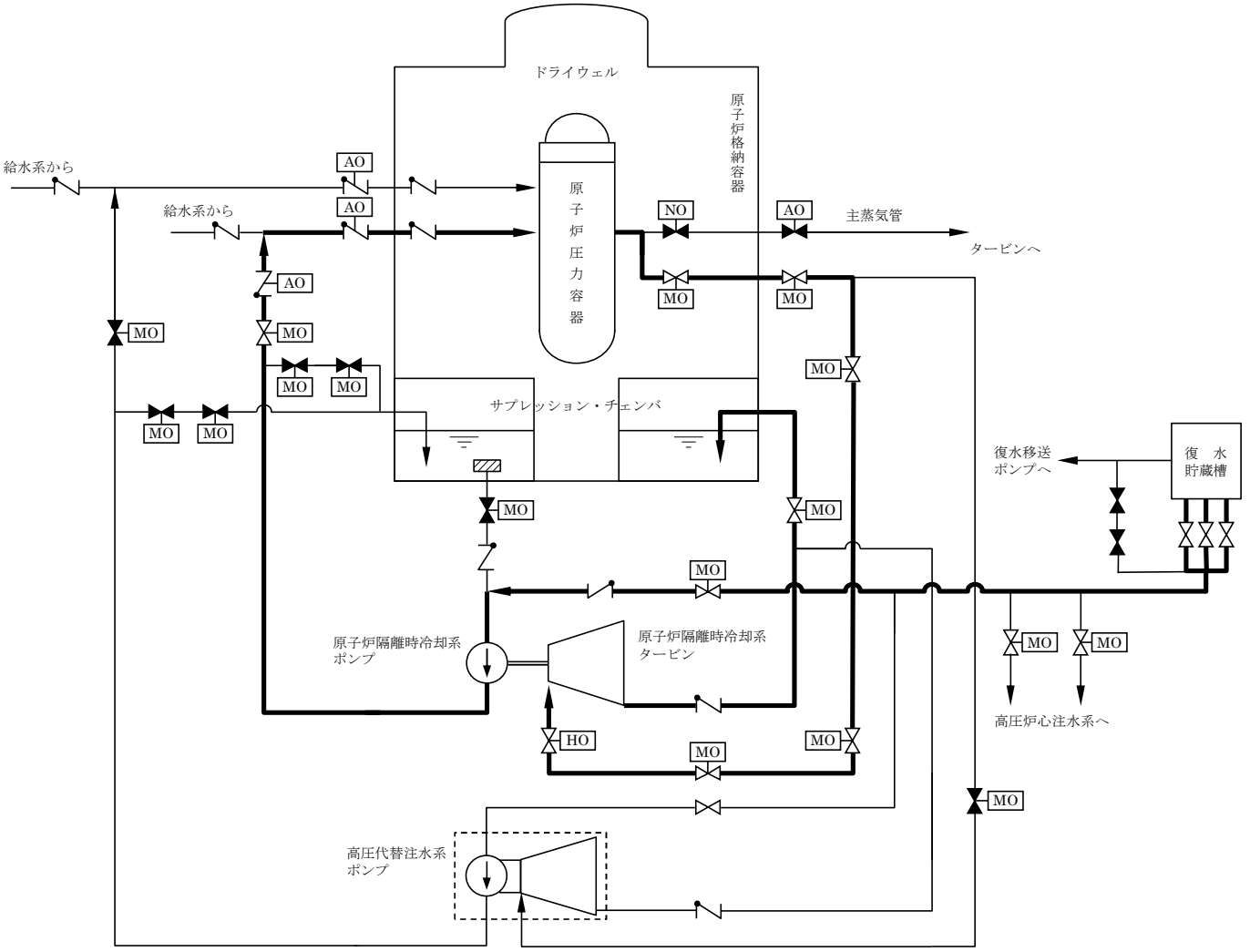
第3.1－1表　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要機器仕様に記載する。



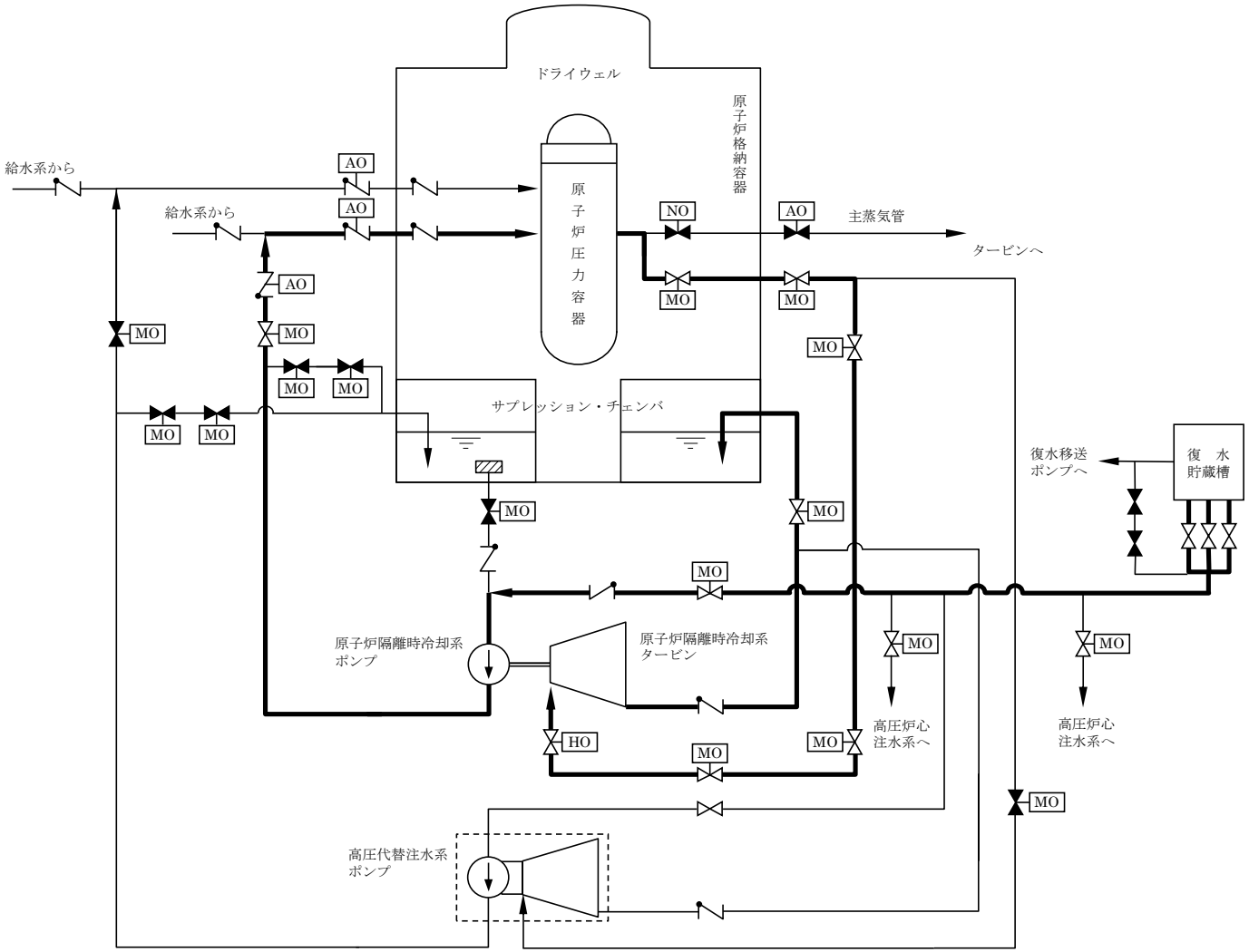
第 3.2－1 図(1)　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
（高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却）（6 号炉）



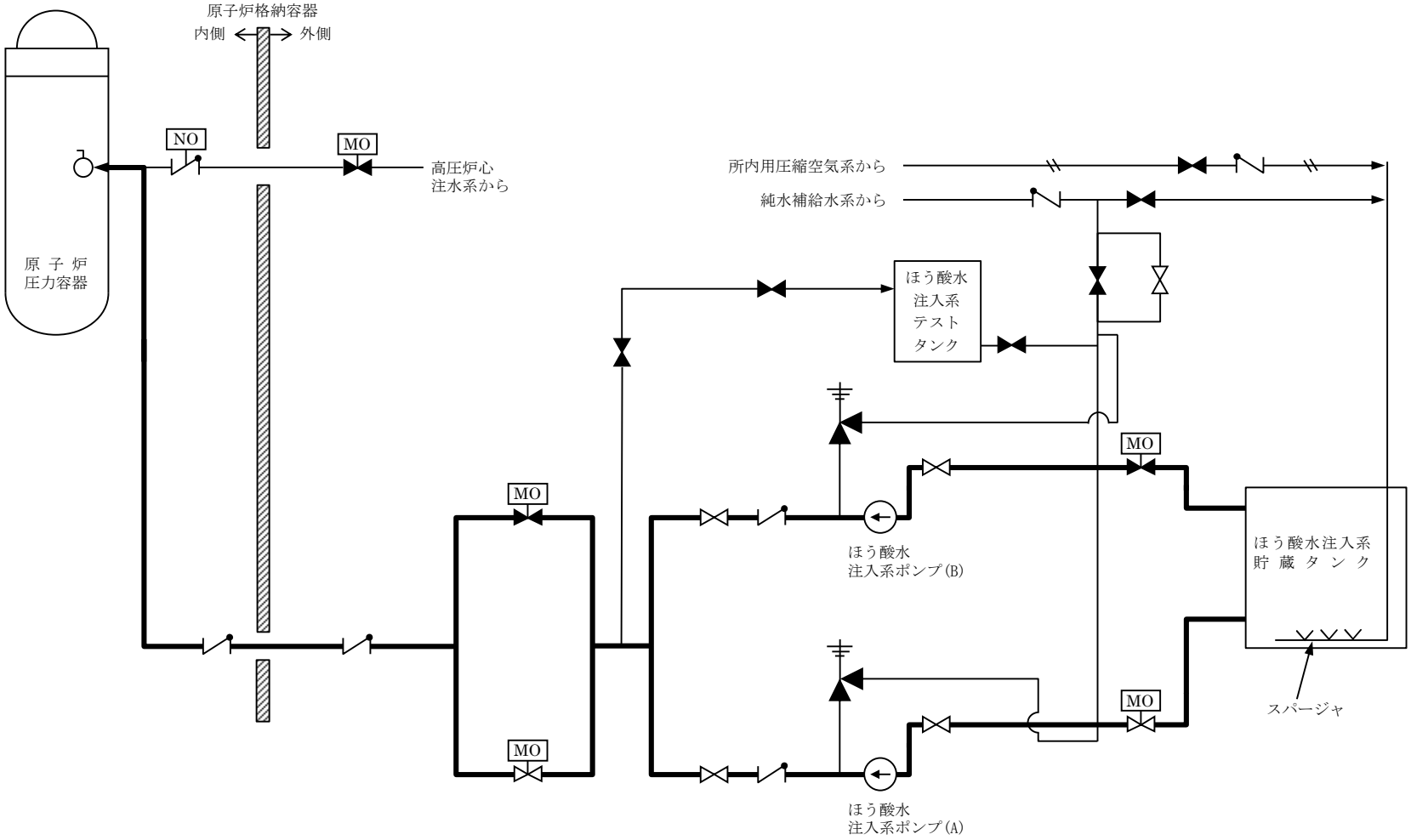
第 3.2－1 図(2)　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
（高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却）（7 号炉）



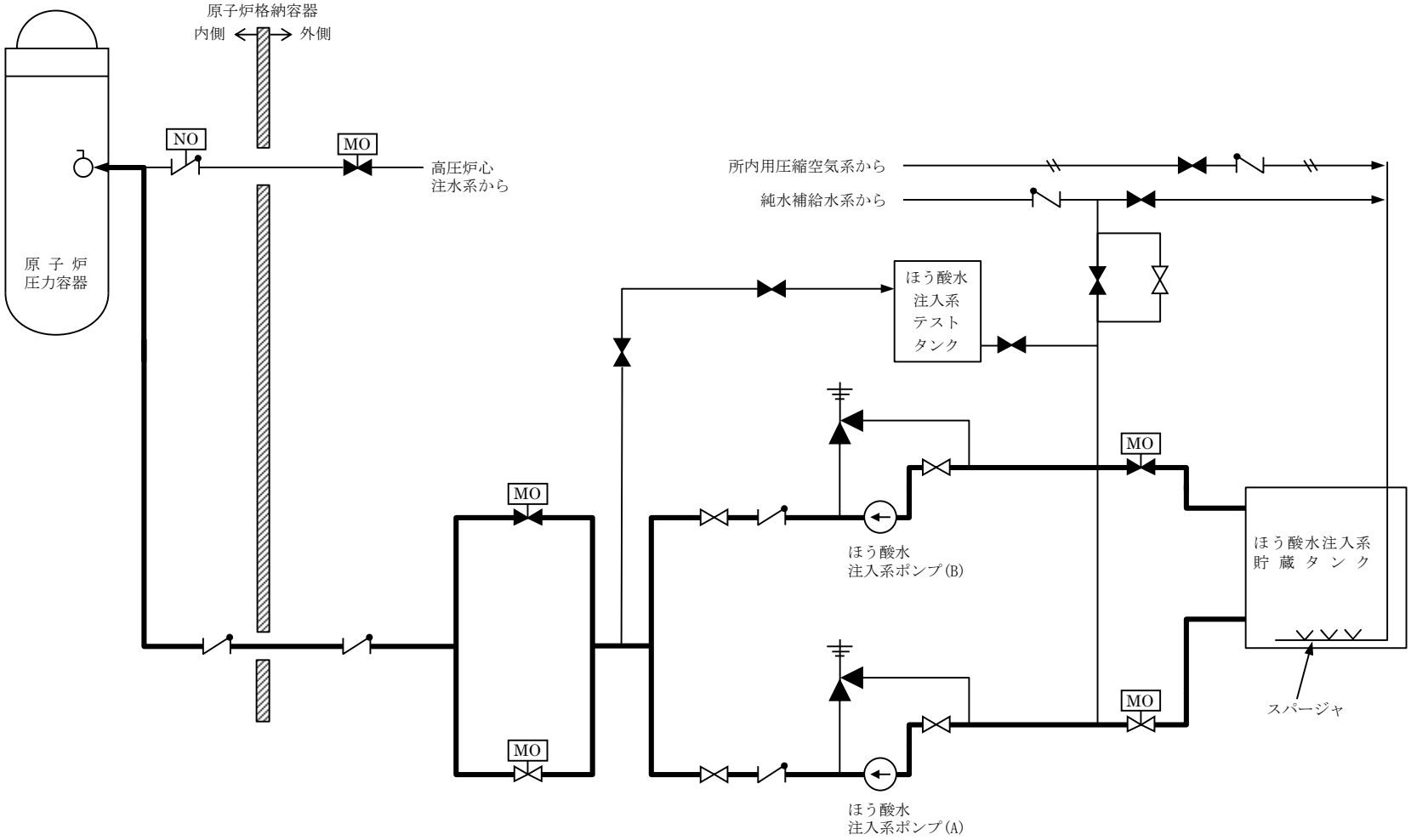
第 3.2－2 図(1)　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
（原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却）（6 号炉）



第 3.2－2 図(2)　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
（原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却）（7 号炉）



第 3.2－3 図(1)　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
（ほう酸水注入系による進展抑制）（6 号炉）



第 3.2－3 図(2)　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
（ほう酸水注入系による進展抑制）（7 号炉）

3.2.1.2　重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.2.1.2.1　高圧炉心注水系

高圧炉心注水系は，想定される重大事故等時において，重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

高圧炉心注水系は，「2.3　重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち，多様性，位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。

高圧炉心注水系主要機器仕様を第3.2－2表に，系統概要図を第3.2－4図に示す。

3.2.1.2.1.1　悪影響防止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

高圧炉心注水系は，設計基準事故対象設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.2.1.2.1.2　容量等

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

高圧炉心注水系ポンプは，設計基準事故時の非常用炉心冷却機能と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の容量が，重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

3.2.1.2.1.3　環境条件等

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

高圧炉心注水系ポンプ及び高圧炉心注水系注入隔離弁は，原子炉建屋原子炉区域内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。高圧炉心注水系の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。また，中央制御室からの操作により高圧炉心注水系注入隔離弁を閉止できない場合において，高圧炉心注水系注入隔離弁の操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

3.2.1.2.1.4　操作性の確保

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧炉心注水系は，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する設計とする。高圧炉心注水系は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。また，高圧炉心注水系注入隔離弁は，中央制御室から操作できない場合においても，現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け，現場での人力により確実に操作が可能な設計とする。

3.2.1.2.1.5　試験検査

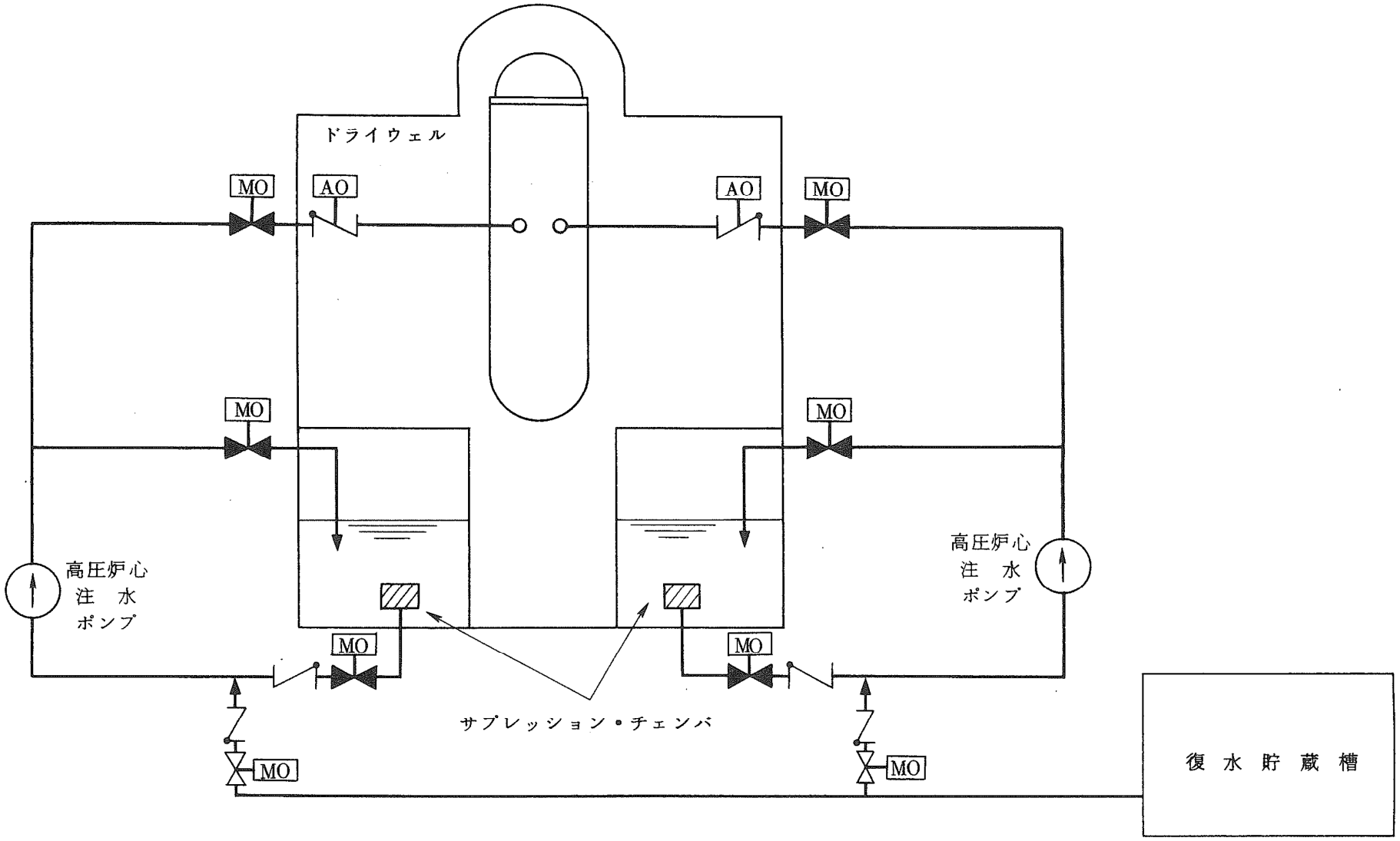
基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧炉心注水系は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，高圧炉心注水系ポンプ及び高圧炉心注水系注入隔離弁は，発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

第 3.2-2 表 高圧炉心注水系主要機器仕様

（１）高圧炉心注水系ポンプ

台　　数	2
容　　量	約 180m^3/h/台～約 730m^3/h/台
全　揚　程	約 890m～約 190m



第 3.2-4 図　高圧炉心注水系系統概要図

3.2.1.2.2　原子炉隔離時冷却系

原子炉隔離時冷却系は，想定される重大事故等時において，重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

原子炉隔離時冷却系は，「2.3　重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち，多様性，位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。

原子炉隔離時冷却系主要機器仕様を第 3.2-3 表に，系統概要図を第 3.2-5 図に示す。

3.2.1.2.2.1　悪影響防止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

原子炉隔離時冷却系は，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.2.1.2.2.2　容量等

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

原子炉隔離時冷却系ポンプは，設計基準事故時の非常用炉心冷却機能と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の容量が，重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

3.2.1.2.2.3　環境条件等

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

原子炉隔離時冷却系ポンプは，原子炉建屋原子炉区域内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。原子炉隔離時冷却系の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。

3.2.1.2.2.4　操作性の確保

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉隔離時冷却系は，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する設計とする。原子炉隔離時冷却系は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

3.2.1.2.2.5　試験検査

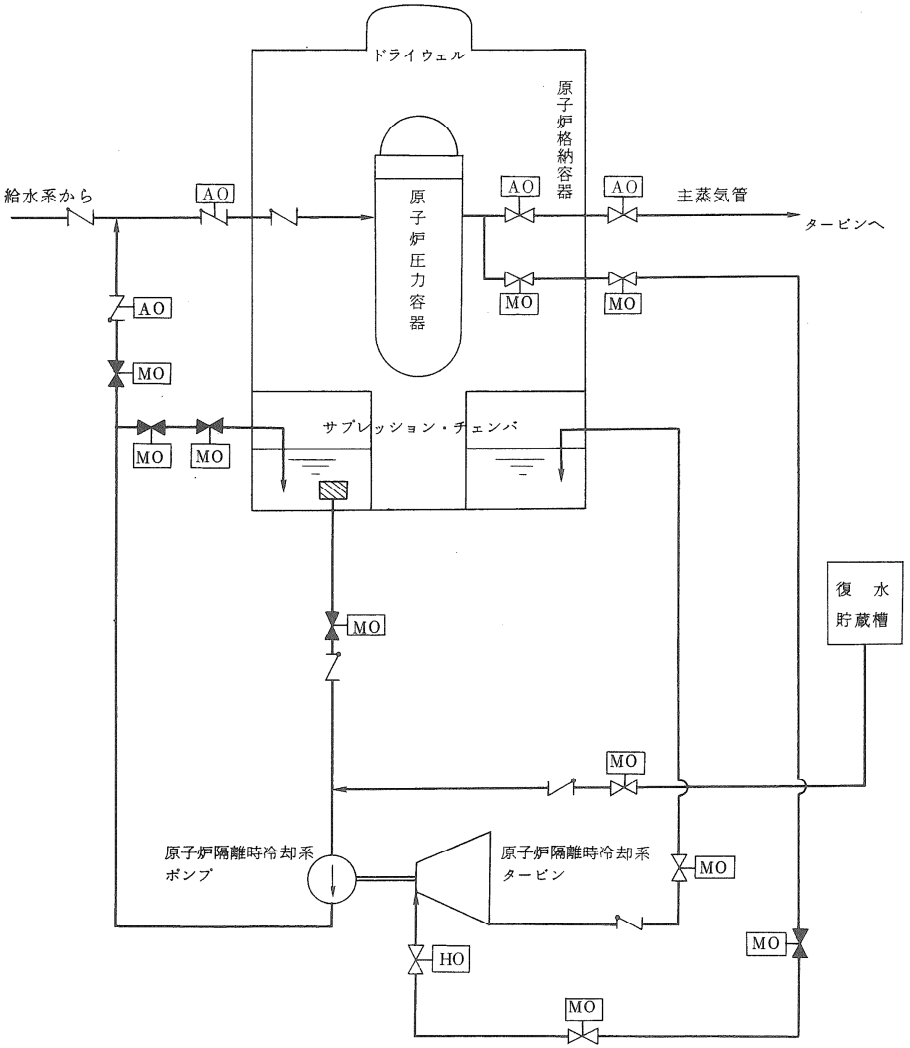
基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉隔離時冷却系は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，原子炉隔離時冷却系ポンプは，発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

第 3.2-3 表 原子炉隔離時冷却系主要機器仕様

（１）原子炉隔離時冷却系ポンプ

台　　数	1
容　　量	約 190m^3/h
全　揚　程	約 190m～約 900m



第 3.2-5 図　原子炉隔離時冷却系　系統概要図

3.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備【46 条】

【設置許可基準規則】

（原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）

第四十六条 発電用原子炉施設には，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発電用原子炉の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ため，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）

1　第４６条に規定する「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を減圧するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

（１）ロジックの追加

ａ）原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で，逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること（BWR の場合）。

（２）可搬型重大事故防止設備

ａ）常設直流電源系統喪失時においても，減圧用の弁（逃がし安全弁（BWR の場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう，手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。

ｂ）減圧用の弁が空気作動弁である場合，減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう，可搬型コンプレッサー又は窒素ボンベを配備すること。

ｃ）減圧用の弁は，想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。

3.3.1　適合方針

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発電用原子炉の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ため，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の系統概要図及び説明図を第3.3－1図から第3.3－4図に示す。

3.3.1.1　重大事故等対処設備（原子炉冷却系統施設）

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に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ための設備として逃がし安全弁を設ける。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a.　原子炉減圧の自動化

逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として，逃がし安全弁を代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）により作動させ使用する。

逃がし安全弁は，代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）からの信号により，自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し，蒸気を排気管によりサプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

なお，原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると，高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため，自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・逃がし安全弁
・自動減圧機能用アキュムレータ
・代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）（3.3.1.2　重大事故等対処設備（計測制御系統施設））
・自動減圧系の起動阻止スイッチ（3.3.1.2　重大事故等対処設備（計測制御系統施設））

その他，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

b.　手動による原子炉減圧

逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として，逃がし安全弁を手動により作動させて使用する。

逃がし安全弁は，中央制御室からの遠隔手動操作により，逃がし弁機能用アキュムレータ又は自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し，蒸気を排気管によりサプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・逃がし安全弁
・逃がし弁機能用アキュムレータ
・自動減圧機能用アキュムレータ
・所内蓄電式直流電源設備（3.14　電源設備）
・可搬型直流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

本系統の流路として，主蒸気系配管及びクエンチャを重大事故等対処設備として使用する。

(2) サポート系故障時に用いる設備

a.　常設直流電源系統喪失時の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち，逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として，可搬型直流電源設備を使用する。

(a) 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち，逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として，可搬型直流電源設備及び AM 用切替装置（SRV）を使用する。

可搬型直流電源設備は，逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても，AM 用切替装置（SRV）を切り替えることにより，逃がし安全弁（8 個）の作動に必要な電源を供給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・可搬型直流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・AM 用切替装置（SRV）

(b) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち，逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として，逃がし安全弁用可搬型蓄電池を使用する。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても，逃がし安全弁の作動回路に接続することにより，逃がし安全弁（2 個）を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・逃がし安全弁用可搬型蓄電池

b.　逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち，逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として，高圧窒素ガス供給系を使用する。

高圧窒素ガス供給系は，逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において，逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とする。

なお，高圧窒素ガスボンベの圧力が低下した場合は，現場で高圧窒素ガスボンベの切替え及び取替えが可能な設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・高圧窒素ガスボンベ（3.3.1.2　重大事故等対処設備（計測制御系統施設））

本系統の流路として，高圧窒素ガス供給系の配管及び弁並びに逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準事故対処設備である逃がし安全弁を重大事故等対処設備として使用する。

c.　代替電源設備を用いた逃がし安全弁の復旧

(a) 代替直流電源設備による復旧

全交流動力電源又は常設直流電源系統が喪失した場合の重大事故等対処設備として，可搬型直流電源設備を使用する。

逃がし安全弁は，可搬型直流電源設備により作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・可搬型直流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

(b) 代替交流電源設備による復旧

全交流動力電源又は常設直流電源系統が喪失した場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備を使用する。

逃がし安全弁は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内蓄電式直流電源設備を受電し，作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

・可搬型代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

(3) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち，炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において，高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として，逃がし安全弁を使用する。

本系統は，「(1) b. 手動による原子炉減圧」と同じである。

(4) インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備

インターフェイスシステム LOCA 発生時の重大事故等対処設備として，逃がし安全弁，原子炉建屋ブローアウトパネル及び高圧炉心注水系注入隔離弁を使用する。

逃がし安全弁は，中央制御室からの手動操作によって作動させ，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることで原子炉冷却材の漏えいを抑制できる設計とする。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，高圧の原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉区域へ漏えいして蒸気となり，原子炉建屋原子炉区域内の圧力が上昇した場合にお

いて，外気との差圧により自動的に開放し，原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

高圧炉心注水系注入隔離弁は，現場で弁を操作することにより原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・原子炉建屋ブローアウトパネル
・逃がし安全弁
・逃がし弁機能用アキュムレータ
・自動減圧機能用アキュムレータ
・所内蓄電式直流電源設備（3.14　電源設備）
・可搬型直流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

本系統の流路として，主蒸気系配管及びクエンチャを重大事故等対処設備として使用する。

なお，設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系注入隔離弁を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様を第 3.3－1 表に示す。

高圧炉心注水系注入隔離弁については，「3.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能），自動減圧系の起動阻止スイッチ及び高圧窒素ガスボンベについては，「3.3.1.2　重大事故等対処設備（計測制御系統施設）」に記載する。

非常用交流電源設備については，「3.14　電源設備」に記載する。

所内蓄電式直流電源設備，可搬型直流電源設備，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については，「3.14　電源設備」に記載する。

3.3.1.1.1　多様性，位置的分散

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

逃がし安全弁，逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは，設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備であるが，想定される重大事故等時に必要となる個数に対して十分に余裕をもった個数を分散して設置する設計とする。

逃がし安全弁は，中央制御室からの手動操作又は代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）からの信号により作動することで，自動減圧機能による作動に対して多様性を有する設計とする。また，逃がし安全弁は，所内蓄電式直流電源設備及び可搬型直流電源設備からの給電により作動することで，非常用直流電源設備からの給電による作動に対して多様性を有する設計とする。代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の多様性，位置的分散については「3.3.1.2　重大事故等対処設備（計測制御系統施設）」に記載し，所内蓄電式直流電源設備及び可搬型直流電源設備の多様性，位置的分散については「3.14　電源設備」に記載する。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，蓄電池（非常用）及びAM用直流125V蓄電池に対して異なる種類の蓄電池を用いることで多様性を有する設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，原子炉建屋内の原子炉区域外及びコントロール建屋と異なる区画の原子炉建屋内の原子炉区域外に分散して保管することで，コントロール建屋の蓄電池(非常用)及び原子炉建屋内の原子炉区域外のAM用直流125V蓄電池と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

3.3.1.1.2　悪影響防止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

逃がし安全弁，逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，通常時は逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，治具による固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

AM用切替装置（SRV）は，通常時は設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成とし，重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，他の設備と独立して作動することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また，原子炉建屋ブローアウトパネルは，開放動作により，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.3.1.1.3　容量等

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

逃がし安全弁は，設計基準事故対処設備の逃がし安全弁と兼用しており，設計

基準事故対処設備としての弁吹出量が，想定される重大事故等時において，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な弁吹出量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

自動減圧機能用アキュムレータは，設計基準事故対処設備の逃がし安全弁の自動減圧機能用アキュムレータと兼用しており，設計基準事故対処設備としての自動減圧機能用アキュムレータの容量が，想定される重大事故等時において，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁の開動作に必要な供給窒素の容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

逃がし弁機能用アキュムレータは，設計基準対象施設の逃がし安全弁の逃がし弁機能用アキュムレータと兼用しており，設計基準対象施設としての逃がし弁機能用アキュムレータの容量が，想定される重大事故等時において，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁の開動作に必要な供給窒素の容量に対して十分であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計する。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，想定される重大事故等時において，逃がし安全弁 2 個を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる容量を有するものを 6 号，7 号炉それぞれで 1 セット 1 個使用する。保有数は，6 号，7 号炉それぞれで 1 セット 1 個に加えて，故障時及び保守点検による待機徐外時のバックアップ用として 1 個（6 号及び 7 号炉共用）の合計 3 個を保管する。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，想定される重大事故等時において，原子炉建屋原子炉区域内に漏えいした蒸気を原子炉建屋外に排気して，原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度を低下させるために必要となる容量を有する設計とする。

3.3.1.1.4　環境条件等

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

逃がし安全弁は，想定される重大事故等時に確実に作動するように，原子炉格納容器内に設置し，制御用空気が喪失した場合に使用する高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスボンベの容量の設定も含めて，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

逃がし安全弁の操作は，想定される重大事故等時において中央制御室で可能な設計とする。

また，原子炉格納容器内へスプレイを行うことにより，逃がし安全弁近傍の格納容器温度を低下させることが可能な設計とする。

逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは，原子炉格納容器内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，原子炉建屋内の原子炉区域外に保管及び設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の常設設備との接続及び操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

AM 用切替装置（SRV）は，中央制御室に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

AM 用切替装置（SRV）の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，原子炉建屋原子炉区域と屋外との境界に設置

し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

3.3.1.1.5　操作性の確保

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁，逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

逃がし安全弁は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から接続操作により速やかに切り替えられる設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，人力による運搬が可能な設計とし，屋内のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所にて固縛による固定等が可能な設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は，ボルト・ネジ接続とし，一般的に用いられる工具を用いて確実に接続することができる設計とする。

AM用切替装置（SRV）は，想定される重大事故等時において，通常の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

AM用切替装置（SRV）は，中央制御室にて操作が可能な設計とする。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，想定される重大事故等時において，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，原子炉建屋原子炉区域内と外気との差圧により自動的に開放する設計とする。

3.3.1.1.6　試験検査

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁，逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは，発電用原子炉の停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに外観の確認が可能な設計とする。また，逃がし安全弁は，発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。

AM用切替装置（SRV）は，発電用原子炉の停止中に，機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，発電用原子炉の運転中又は停止中に，外観の確認が可能な設計とする。

第 3.3－1 表　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様

(1) 逃がし安全弁

個　　数　　18

容　　量

(安全弁機能)

吹出圧力 (MPa[gage])	弁個数	容量／個（吹出圧力×1.03 において）(t/h)
7.92	2	395
7.99	4	399
8.06	4	402
8.13	4	406
8.19	4	409

(逃がし弁機能)

吹出圧力 (MPa[gage])	弁個数	容量／個（吹出圧力において）(t/h)
7.51	1	363
7.58	1	367
7.64	4	370
7.71	4	373
7.78	4	377
7.85	4	380

(2) 逃がし弁機能用アキュムレータ

個　　数　　18

容　　量　　約 15L/個

(3) 自動減圧機能用アキュムレータ

個　　数　　8

容　　量　　約 200L/個

(4) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池

型　　式　　リチウムイオン電池

個　　数　　1（予備 1）　ただし，予備は 6 号及び 7 号炉共用

容　　量　　約 2,100Wh

電　　圧　　135V

使用箇所　　原子炉建屋地下 1 階

保管場所　　原子炉建屋地下 1 階

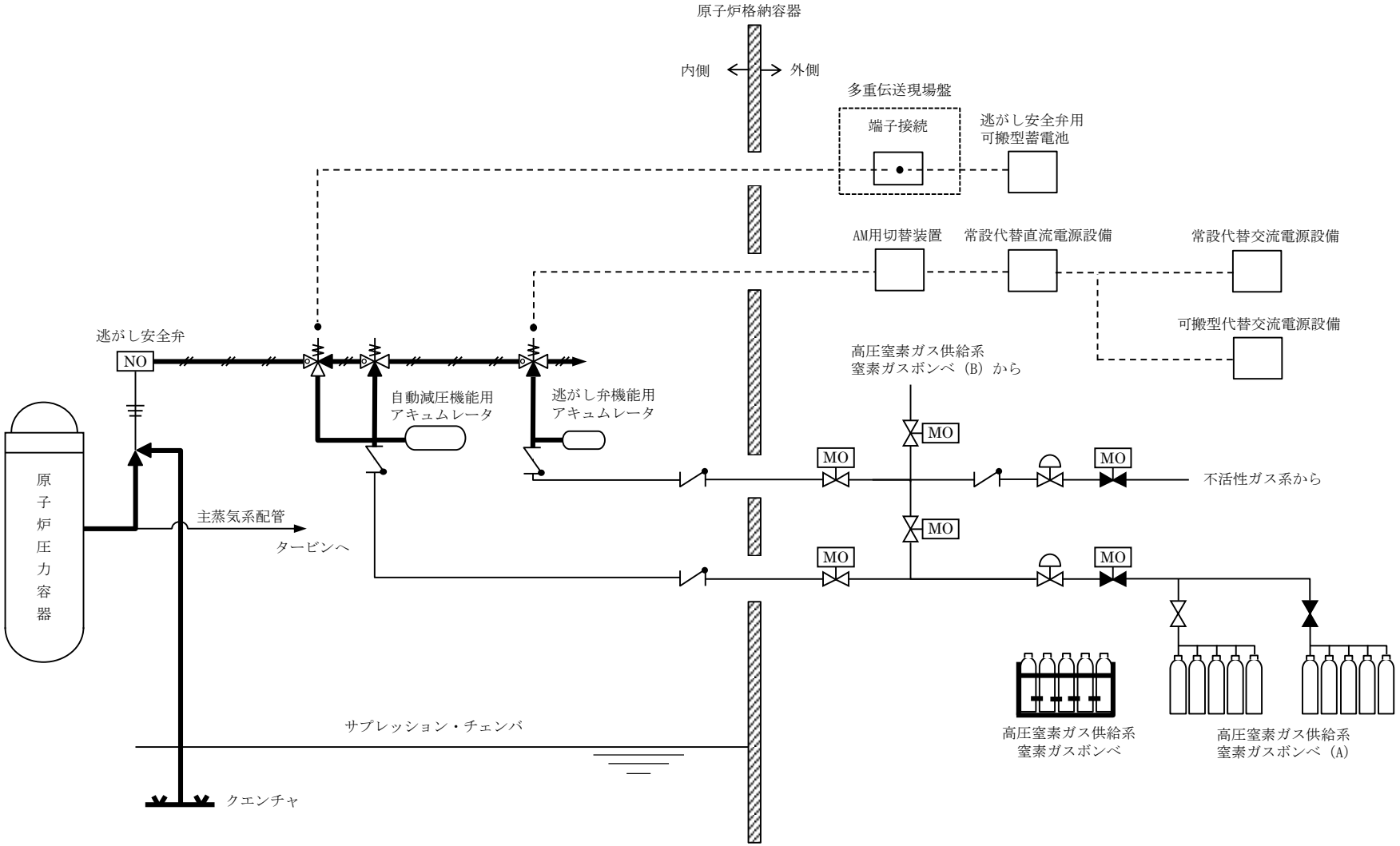
(5) AM 用切替装置（SRV）

個　　数　　1

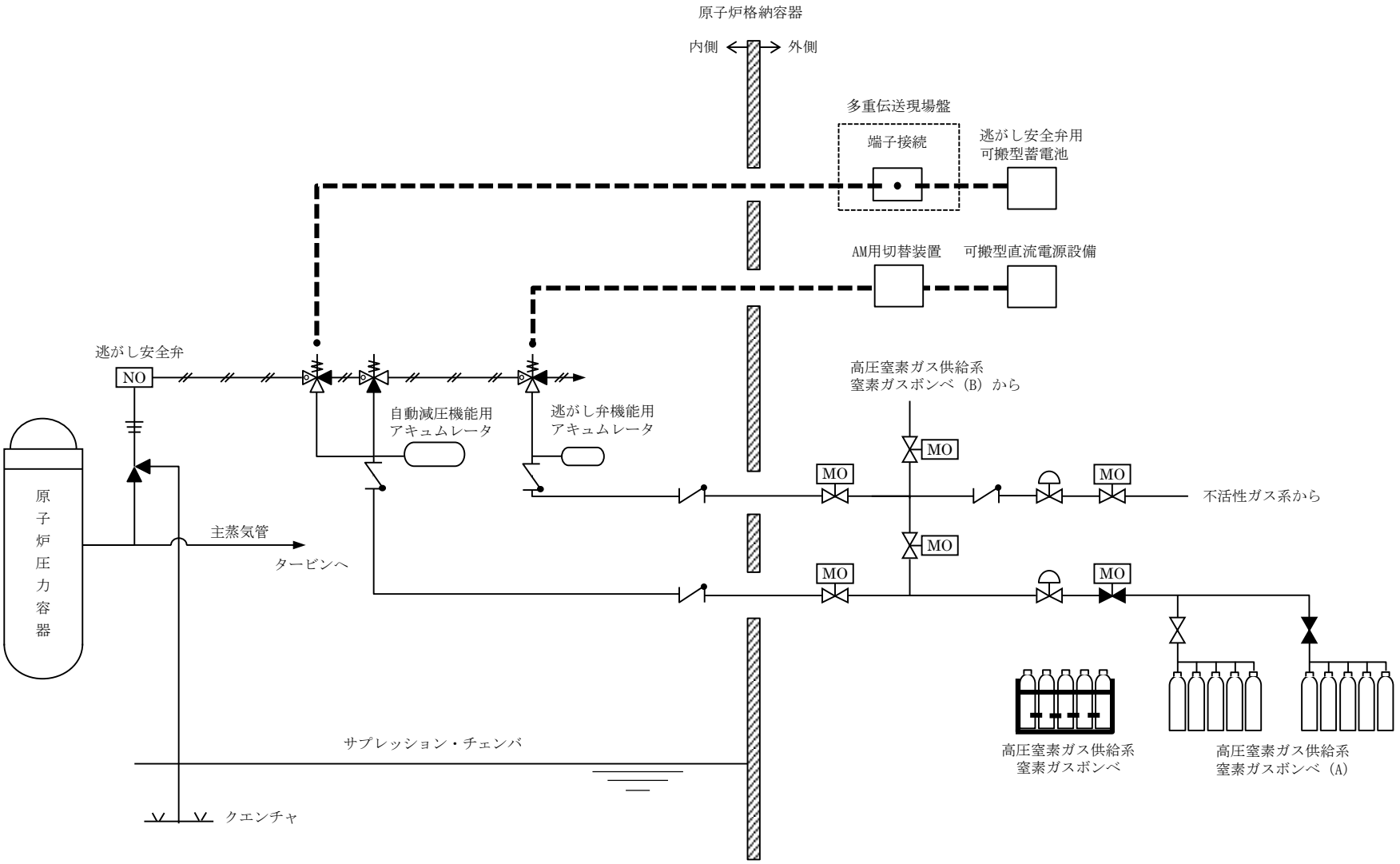
(6) 原子炉建屋ブローアウトパネル

個　　数　　1 式

取付箇所　　原子炉建屋地上 4 階



第 3.3－1 図　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図
（原子炉減圧の自動化，手動による原子炉減圧，代替直流電源設備による復旧，代替交流電源設備による復旧）



第 3.3－2 図　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図
（可搬型直流電源設備による逃がし安全弁の機能回復，逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復）

3.3.1.2 重大事故等対処設備（計測制御系統施設）

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に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ための設備として，逃がし安全弁を作動させる代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）及び高圧窒素ガス供給系を設ける。

逃がし安全弁については，「3.3.1.1 重大事故等対処設備（原子炉冷却系統施設）」に記載する。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 原子炉減圧の自動化

自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として，代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を使用する。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に，逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより，逃がし安全弁を強制的に開放し，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることができる設計とする。18 個の逃がし安全弁のうち，4 個がこの機能を有している。

なお，原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると，高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため，自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

・自動減圧系の起動阻止スイッチ

その他，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用し，設計基準事故対処設備である逃がし安全弁を重大事故等対処設備として使用する。

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち，逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として，高圧窒素ガス供給系を使用する。

高圧窒素ガス供給系は，逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において，逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とする。

なお，高圧窒素ガスボンベの圧力が低下した場合は，現場で高圧窒素ガスボンベの切替え及び取替えが可能な設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・高圧窒素ガスボンベ

本系統の流路として，高圧窒素ガス供給系の配管及び弁並びに逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準事故対処設備である逃がし安全弁を重大事故等対処設備として使用する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様を第 3.3－2 表に示す。

非常用交流電源設備については，「3.14　電源設備」に記載する。

3.3.1.2.1　多様性，位置的分散

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，自動減圧系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，論理回路をアナログ回路で構築することで，ディジタル回路で構築する自動減圧系に対して多様性を有する設計とする。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，他の設備と電気的に分離することで，共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，自動減圧系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，自動減圧系の制御盤と位置的分散を図る設計とする。

高圧窒素ガスボンベは，予備のボンベも含めて，原子炉建屋の原子炉区域外に分散して保管及び設置することで，原子炉格納容器内の自動減圧機能用アキュムレータ及び逃がし弁機能用アキュムレータと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

3.3.1.2.2　悪影響防止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の論理回路は，自動減圧系とは別の制御盤に収納することで，自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ吐出圧力高の検出器からの入力信号並びに論理回路からの逃がし安全弁用電磁弁制御信号を自動減圧系と共用するが，自動減圧系と電気的な隔離装置を用いて信号を分離することで，自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，他の設備と電気的に分離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

自動減圧系の起動阻止スイッチは，代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）と自動減圧系で阻止スイッチ（ハードスイッチ）を共用しているが，スイッチの接点で分離することで，自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

高圧窒素ガス供給系は，通常時は弁により他の系統と隔離し，弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.3.1.2.3　容量等

基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，想定される重大事故等時において，炉心の著しい損傷を防止するために作動する回路であることから，炉心が露出しないように有効燃料棒頂部より高い設定として，原子炉水位低（レベル 1）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。また，逃がし安全弁が作動すると冷却材が放出され，その補給に残留熱除去系による注水が必要であることから，原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に作動する設計とする。

高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスボンベは想定される重大事故等時において，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ため，逃がし安全弁を作動させ，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させるために必要となる容量を有するも

のを 1 セット 5 個使用する。保有数は，1 セット 5 個に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 20 個の合計 25 個を保管する。

3.3.1.2.4　環境条件等

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

自動減圧系の起動阻止スイッチは，中央制御室に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。自動減圧系の起動阻止スイッチの操作は，中央制御室で可能な設計とする。

高圧窒素ガス供給系は，想定される重大事故等時において，原子炉格納容器の圧力が設計圧力の 2 倍となった場合においても逃がし安全弁を確実に作動するために必要な圧力を供給可能な設計とする。

高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスボンベは，原子炉建屋の原子炉区域外に保管及び設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

高圧窒素ガスボンベの予備との取替え及び常設設備との接続は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

3.3.1.2.5　操作性の確保

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，想定される重大事故等時において，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に，4 個の逃がし安全弁を確実に作動させる設計とすることで，操作が不要な設計とする。なお，原子炉水位低（レベル 1）の検出器は多重化し，作動回路のトリップチャンネルは「2 out of 3」論理とし，信頼性の向上を図った設計とする。

自動減圧系の起動阻止スイッチは，想定される重大事故等時において，中央制御室にて操作が可能な設計とする。

高圧窒素ガス供給系は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から接続，弁操作等により速やかに切り替えられる設計とし，系統構成に必要な弁は，設置場所での手動操作が可能な設計とする。

高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスボンベは，人力による運搬が可能な設計とし，屋内のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所にて固縛による固定等が可能な設計とする。

高圧窒素ガスボンベを接続する接続口については，簡便な接続とし，一般的に用いられる工具を用いて確実に接続することができる設計とする。

3.3.1.2.6　試験検査

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

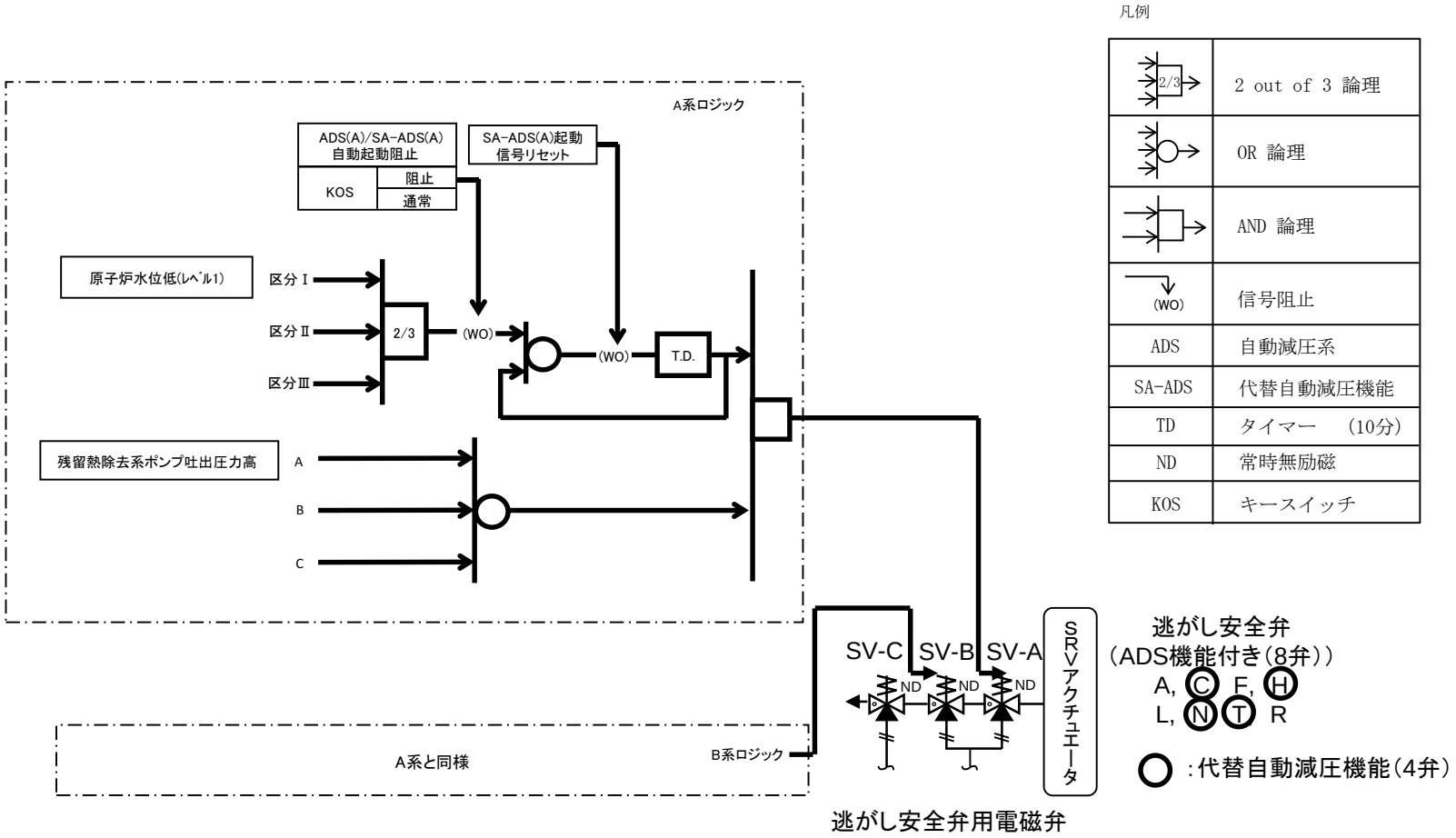
代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，発電用原子炉の停止中に機能・性能確認として，模擬入力による論理回路の動作確認（阻止スイッチの機能確認を含む），校正及び設定値確認が可能な設計とする。

高圧窒素ガス供給系は，発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として，系統の供給圧力の確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

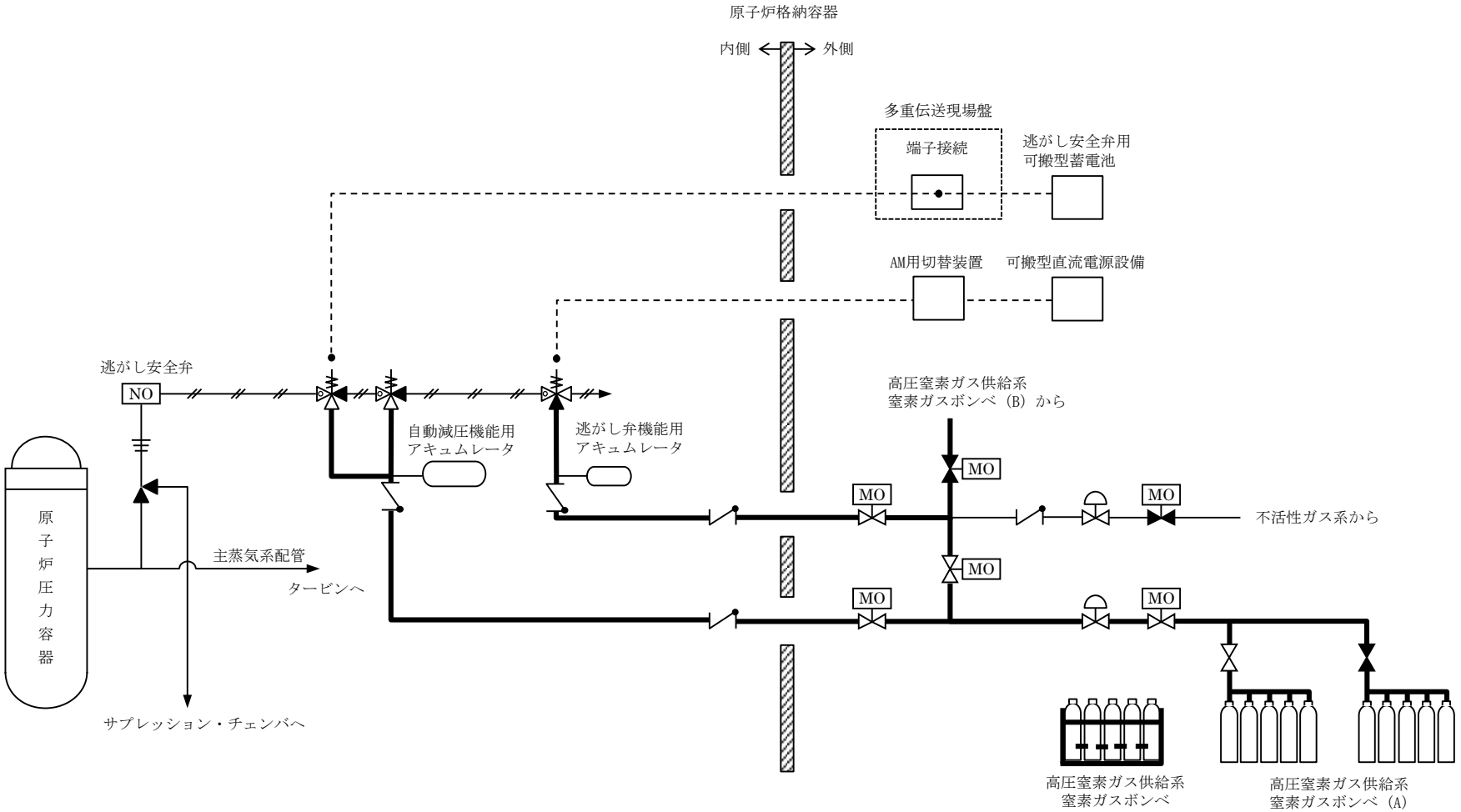
また，高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスボンベは，発電用原子炉の運転中又は停止中に規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

第 3.3－2 表　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様

(1) 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）
　　個　　数　　1
(2) 自動減圧系の起動阻止スイッチ
　　個　　数　　1
(3) 高圧窒素ガスボンベ
　　個　　数　　5（予備 20）
　　容　　量　　約 47L/個
　　充填圧力　　約 15MPa[gage]
　　使用箇所　　原子炉建屋地上 4 階
　　保管場所　　原子炉建屋地上 4 階



第 3.3－3 図　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備説明図（原子炉減圧の自動化）



第3.3－4図　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図
（逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧）

3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【47 条】

【設置許可基準規則】
（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）
第四十七条 発電用原子炉施設には，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却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ため，発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）
１ 第４７条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため，発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
（１）重大事故防止設備
ａ）可搬型重大事故防止設備を配備すること。
ｂ）炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため，常設重大事故防止設備を設置すること。
ｃ）上記ａ）及びｂ）の重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備に対して，多様性及び独立性を有し，位置的分散を図ること。

3.4.1　適合方針

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却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ため，発電用原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の系統概要図を第 3.4－1 図から第 3.4－4 図に示す。

また，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が使用できる場合は，重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

3.4.1.1　重大事故等対処設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち，発電用原子炉を冷却し，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ための設備として，低圧代替注水系（可搬型）を設ける。また，炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため，低圧代替注水系（常設）を設ける。

(1) 原子炉運転中の場合に用いる設備

a.　フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

残留熱除去系（低圧注水モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として，低圧代替注水系（常設）を使用する。

低圧代替注水系（常設）は，復水移送ポンプ，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，復水移送ポンプにより，復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

低圧代替注水系（常設）は，非常用交流電源設備に加えて，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・復水移送ポンプ
・復水貯蔵槽（3.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）
・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14 電源設備）
・可搬型代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14 電源設備）
・代替所内電気設備（3.14 電源設備）

本系統の流路として，復水補給水系及び高圧炉心注水系の配管及び弁並びに残留熱除去系及び給水系の配管，弁及びスパージャを重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

残留熱除去系（低圧注水モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として，低圧代替注水系（可搬型）を使用する。

低圧代替注水系（可搬型）は，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），配管・ホース・弁類，計測制御装置等で構成し，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により，代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は，代替淡水源が枯渇した場合において，重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大容量送水車（海水取水用）により海を利用できる設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は，非常用交流電源設備に加えて，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は，燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）
・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14 電源設備）
・可搬型代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14 電源設備）
・代替所内電気設備（3.14 電源設備）
・燃料補給設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14 電源設備）

本系統の流路として，復水補給水系の配管及び弁，残留熱除去系及び給水系の配管，弁及びスパージャ並びにホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

全交流動力電源喪失により，残留熱除去系（低圧注水モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（常設）は，「(1)a.(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じである。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

全交流動力電源喪失により，残留熱除去系（低圧注水モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（可搬型）は，「(1)a.(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」と同じである。

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧

全交流動力電源喪失により，残留熱除去系（低圧注水モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用し，残留熱除去系（低圧注水モード）を復旧する。

残留熱除去系（低圧注水モード）は，常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し，残留熱除去系ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

本系統に使用する冷却水は，原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系から供給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14 電源設備）

・代替原子炉補機冷却系（6 号及び 7 号炉共用）（3.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

その他，設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し，設計基準事故対処設備である残留熱除去系及び原子炉補機冷却系を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

c.　溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合に用いる設備

(a) 低圧代替注水系（常設）による残留溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合に，溶融炉心を冷却し，原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として，低圧代替注水系（常設）を使用する。

低圧代替注水系（常設）は，復水移送ポンプ，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，復水移送ポンプにより，復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧代替注水系（常設）は，非常用交流電源設備に加えて，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

本系統の詳細については，「(1)a.(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」に記載する。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残留溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合に，溶融炉心を冷却し，原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として，低圧代替注水系（可搬型）を使用する。

低圧代替注水系（可搬型）は，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），配管・ホース・弁類，計測制御装置等で構成し，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により，代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は，代替淡水源が枯渇した場合において，重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大容量送水車（海水取水用）からの送水により海を利用できる設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は，非常用交流電源設備に加えて，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は，燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

本系統の詳細については，「(1)a.(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」に記載する。

(2) 原子炉停止中の場合に用いる設備

a.　フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能が

喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（常設）は，「(1)a.(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じである。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（可搬型）は，「(1)a.(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」と同じである。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

原子炉停止中において全交流動力電源喪失により，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（常設）は，「(1)a.(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じである。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

原子炉停止中において全交流動力電源喪失により，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（可搬型）は，「(1)a.(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」と同じである。

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧

原子炉停止中において全交流動力電源喪失により，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用し，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は，常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し，冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ及び熱交換器を経由して原子炉圧力容器に戻すことにより炉心を冷却できる設計とする。

本系統に使用する冷却水は原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系から供給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14 電源設備）
・代替原子炉補機冷却系（6 号及び 7 号炉共用）（3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

その他，設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）及び原子炉補機冷却系を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様を第 3.4－1 表に示す。

原子炉圧力容器については，「3.20 原子炉圧力容器」に記載する。

残留熱除去系については，「3.4.1.2.1 残留熱除去系」に記載する。

大容量送水車（海水取水用），復水貯蔵槽及びサプレッション・チェンバについては，「3.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」に記載する。

原子炉補機冷却系及び代替原子炉補機冷却系については，「3.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に記載する。

非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備及び燃料補給設備については，「3.14 電源設備」に記載する。

3.4.1.1.1　多様性及び独立性，位置的分散

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

低圧代替注水系（常設）は，残留熱除去系（低圧注水モード）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，復水移送ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動することで，非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系ポンプを用いた残留熱除去系（低圧注水モード）に対して多様性を有する設計とする。

低圧代替注水系（常設）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，低圧代替注水系（常設）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また，低圧代替注水系（常設）は，復水貯蔵槽を水源とすることで，サプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）に対して異なる水源を有する設計とする。

復水移送ポンプ及び復水貯蔵槽は，廃棄物処理建屋内に設置することで，原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及びサプレッション・チェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は，残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧代替注水系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）をディーゼルエンジンにより駆動することで，電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧代替注水系（常設）に対して多様性を有する設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，低圧代替注水系（可搬型）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また，低圧代替注水系（可搬型）は，代替淡水源を水源とすることで，サプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（低圧注水モード）及び復水貯蔵槽を水源とする低圧代替注水系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，原子炉建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に分散して保管することで，原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び廃棄物処理建屋内の復水移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の接続口は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）は，残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について，残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって，低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計

とする。
電源設備の多様性及び独立性，位置的分散については「3.14　電源設備」に記載する。

3.4.1.1.2　悪影響防止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。
低圧代替注水系（常設）は，通常時は弁により他の系統と隔離し，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
低圧代替注水系（可搬型）は，通常時は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，治具や輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.4.1.1.3 容量等

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。
低圧代替注水系（常設）の復水移送ポンプは，設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており，設計基準対象施設としての復水移送ポンプ 2 台におけるポンプ流量が，想定される重大事故等時において，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ために必要な注水流量に対して十分であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計する。
低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，想定される重大事故等時において，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ために必要な注水流量を有するものを 1 セット 4 台使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 16 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 17 台を保管する。
また，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，想定される重大事故等時において，低圧代替注水系（可搬型）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）として同時に使用するため，各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

3.4.1.1.4　環境条件等

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。
低圧代替注水系（常設）の復水移送ポンプは，廃棄物処理建屋内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
復水移送ポンプの操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。
低圧代替注水系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。
また，低圧代替注水系（常設）は，淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。

なお，可能な限り淡水を優先し，海水通水を短期間とすることで，設備への影響を考慮する。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，屋外に保管及び設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の常設設備との接続及び操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の系統構成に必要な弁の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。

また，低圧代替注水系（可搬型）は，淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお，可能な限り淡水を優先し，海水通水を短期間とすることで，設備への影響を考慮する。

3.4.1.1.5　操作性の確保

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

低圧代替注水系（常設）は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

低圧代替注水系（常設）の復水移送ポンプは，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし，系統構成に必要な弁は，中央制御室若しくは離れた場所での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から接続，弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，付属の操作スイッチにより，設置場所での操作が可能な設計とし，系統構成に必要な弁は，中央制御室若しくは離れた場所での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を接続する接続口については，簡便な接続とし，接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また，6 号及び7 号炉が相互に使用することができるよう，接続口の口径を統一する設計とする。

3.4.1.1.6　試験検査

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

低圧代替注水系（常設）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

また，低圧代替注水系（常設）の復水移送ポンプは，発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに，分解又は取替えが可能な設計とする。

また，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

第 3.4－1 表　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様

(1) 低圧代替注水系（常設）

a.　復水移送ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

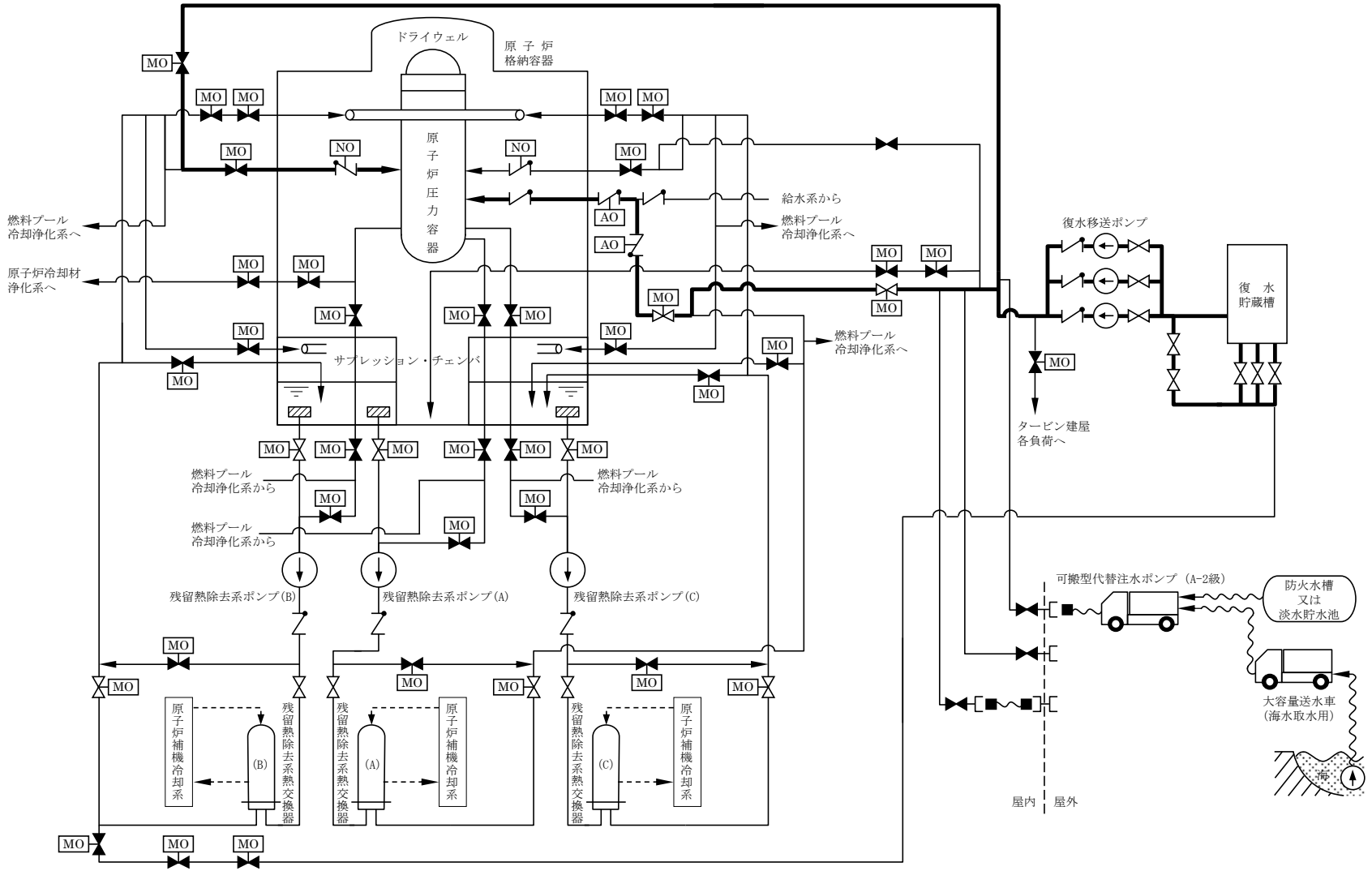
・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

台　　数	2（予備 1）
容　　量	約 125m^3/h/台
全 揚 程	約 85m

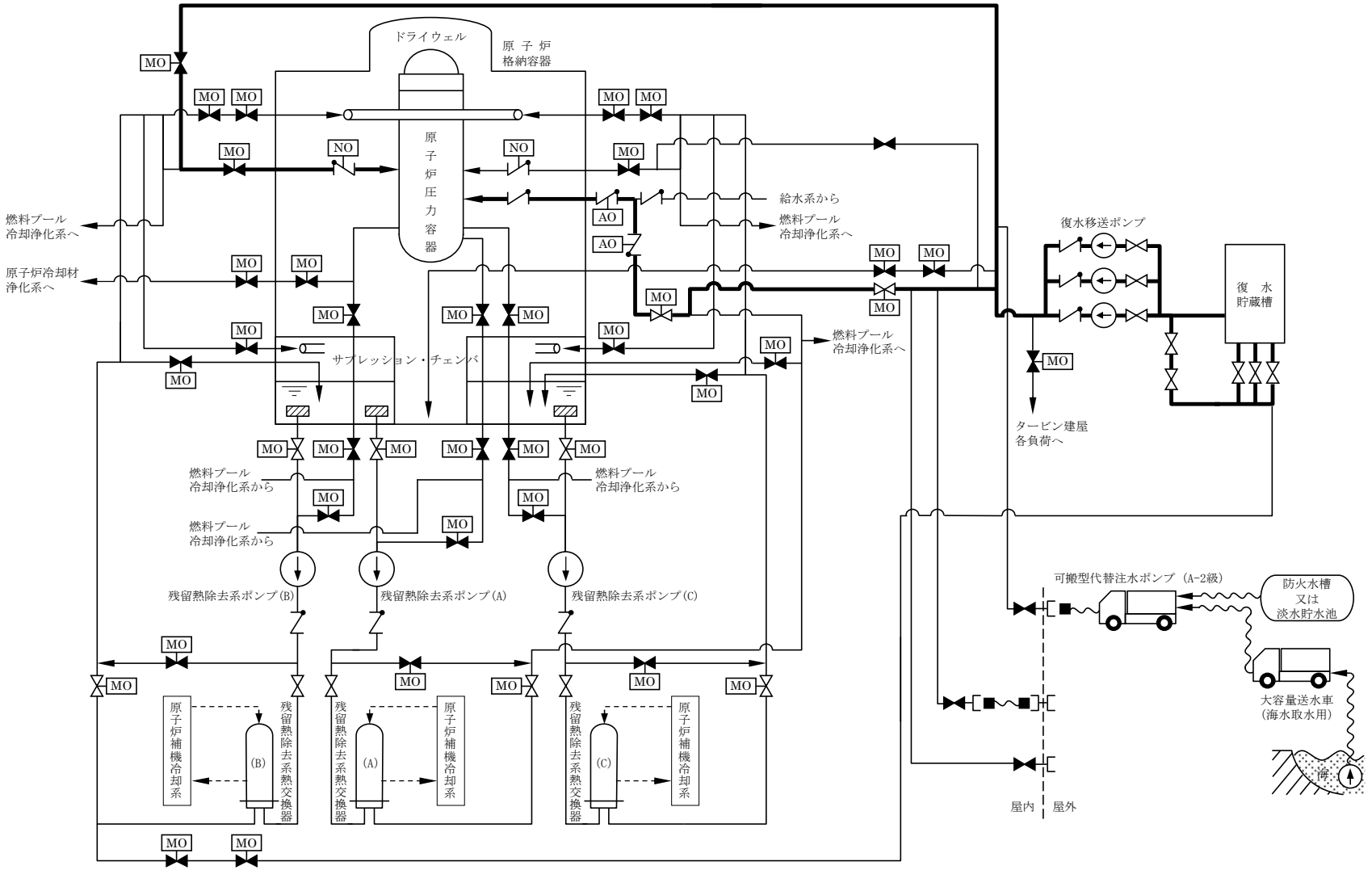
(2) 低圧代替注水系（可搬型）

a.　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）

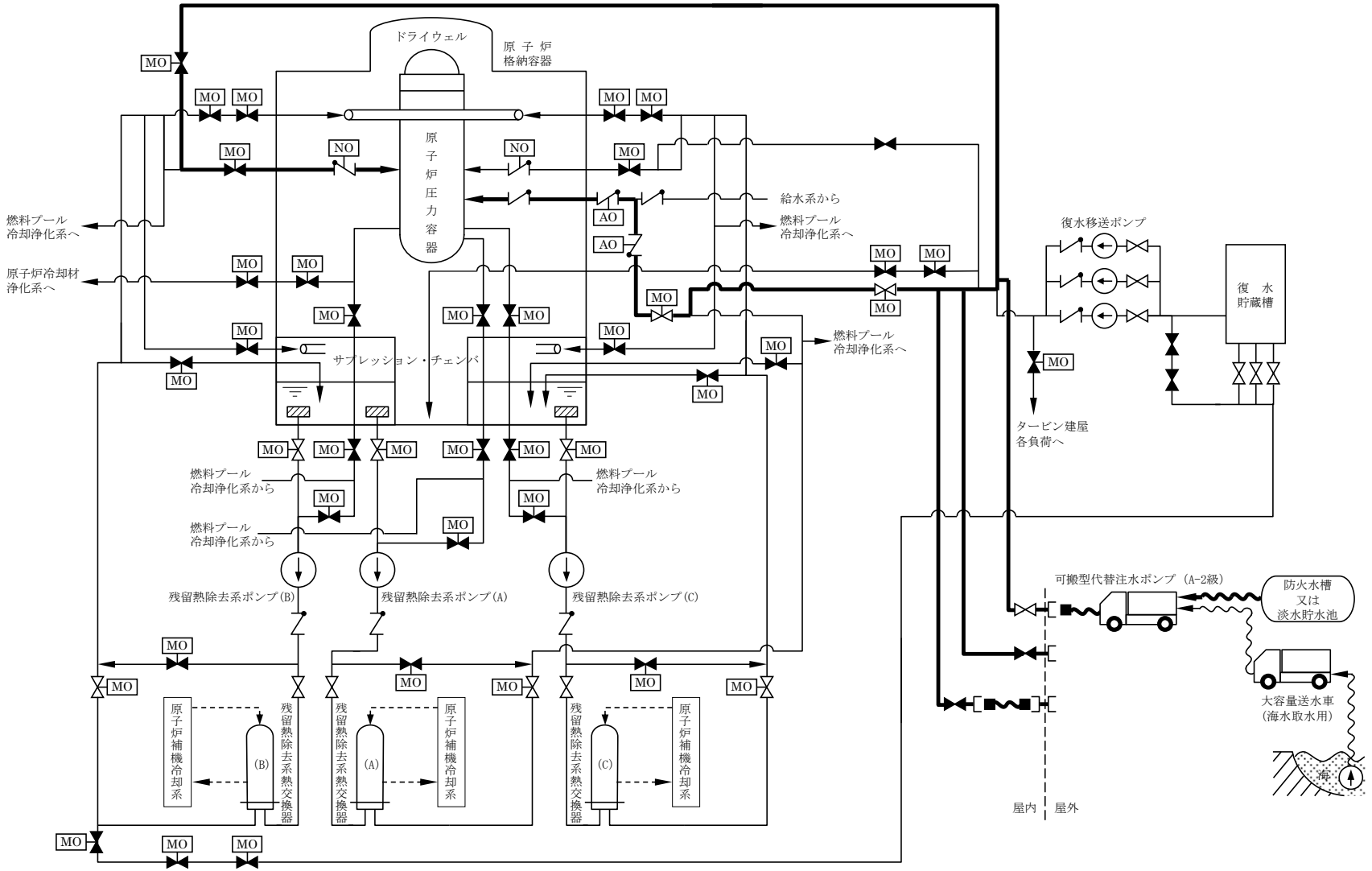
第 3.11－1 表　使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。



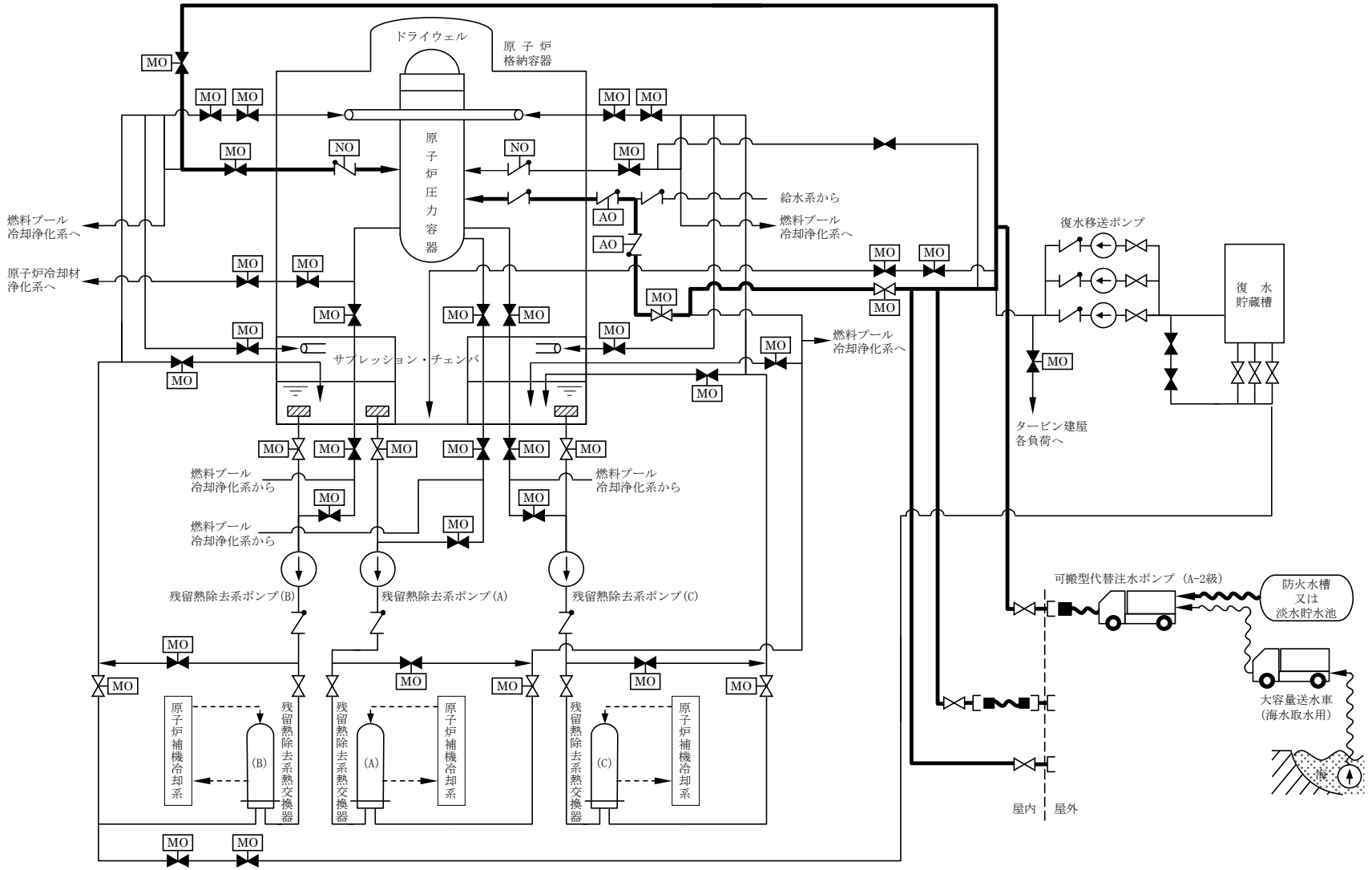
第 3.4－1 図(1)　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
（低圧代替注水系（常設））(6 号炉)



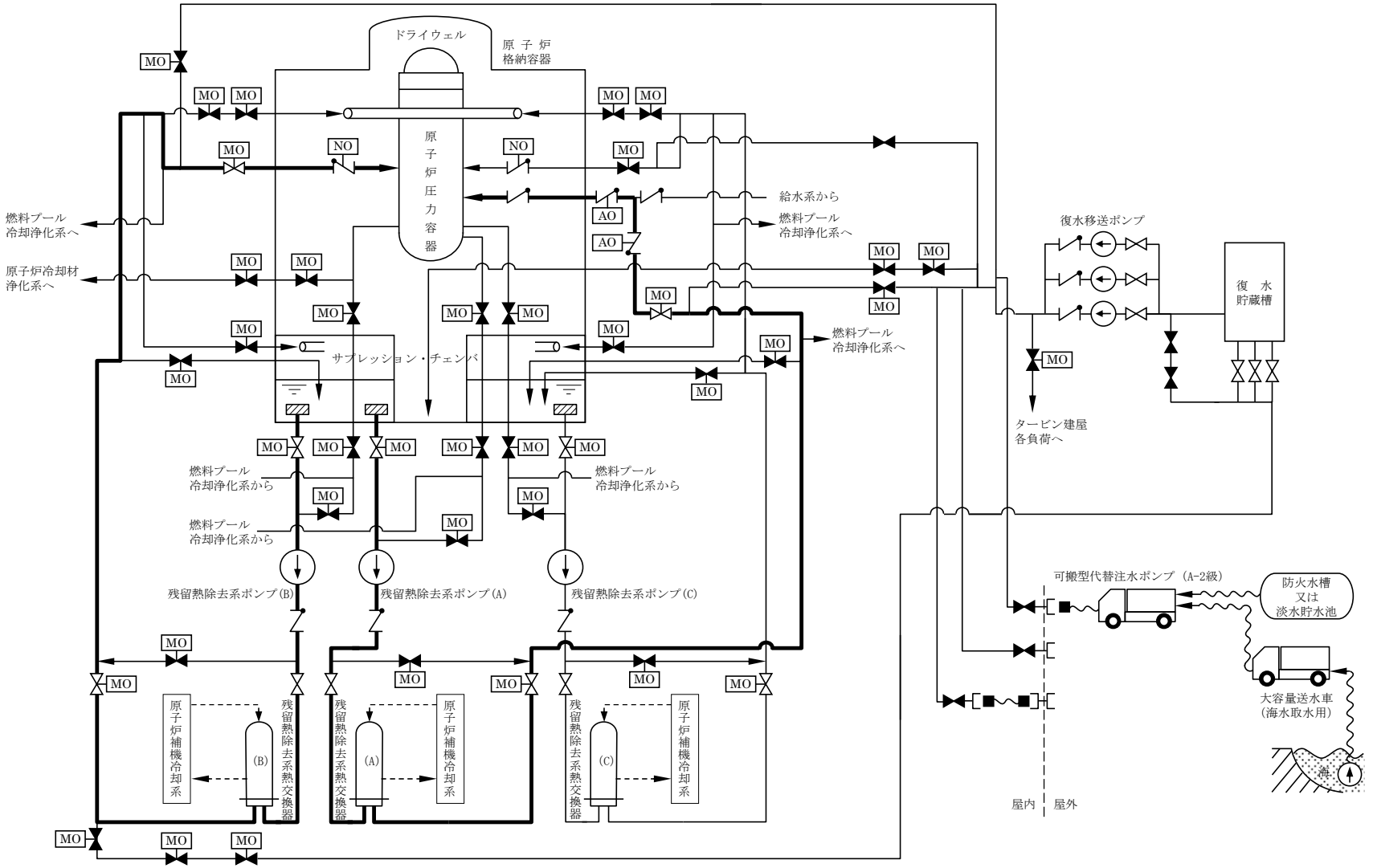
第 3.4－1 図(2)　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
（低圧代替注水系（常設））（7 号炉）



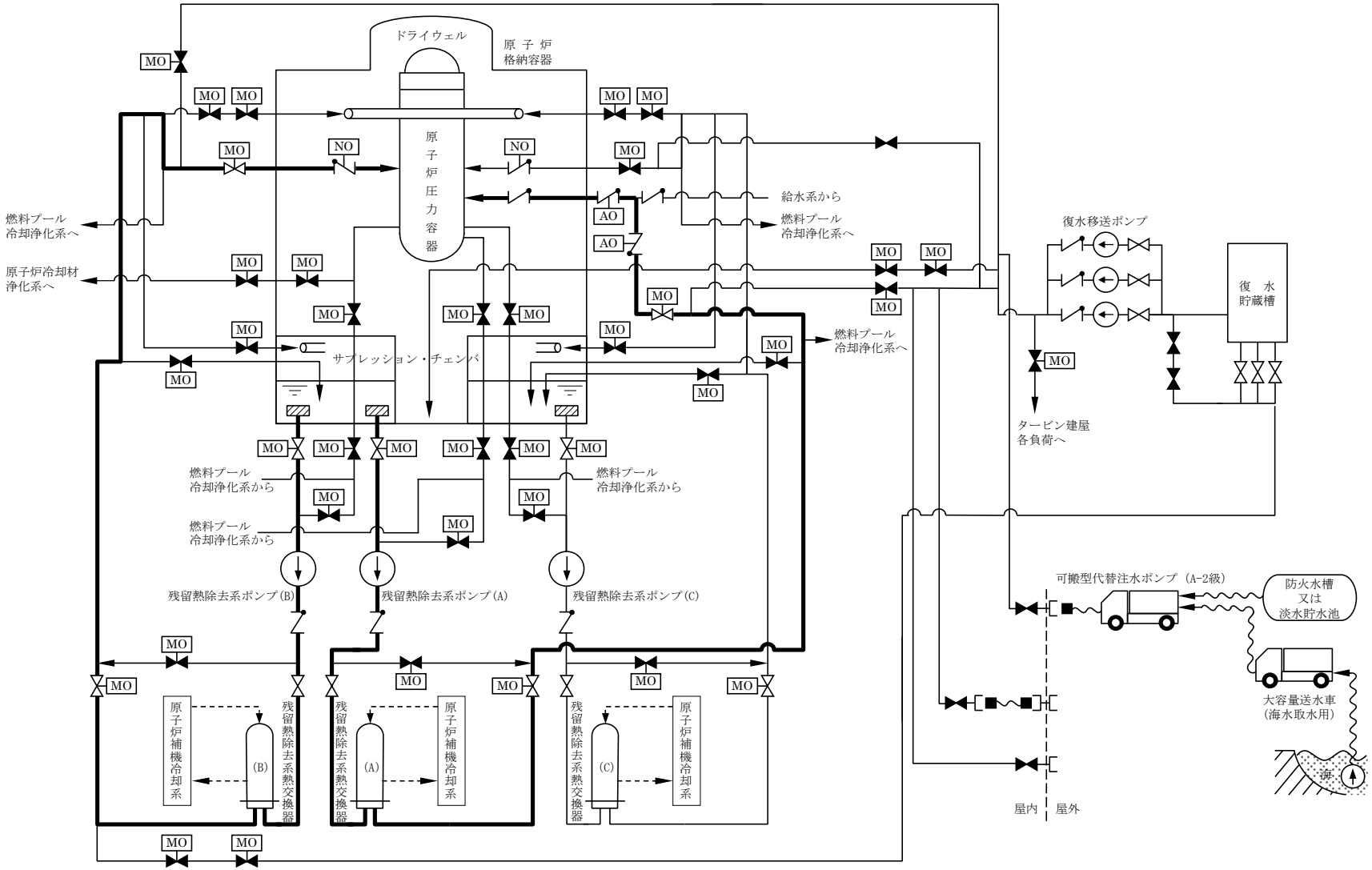
第 3.4－2 図(1)　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
（低圧代替注水系（可搬型））（6 号炉）



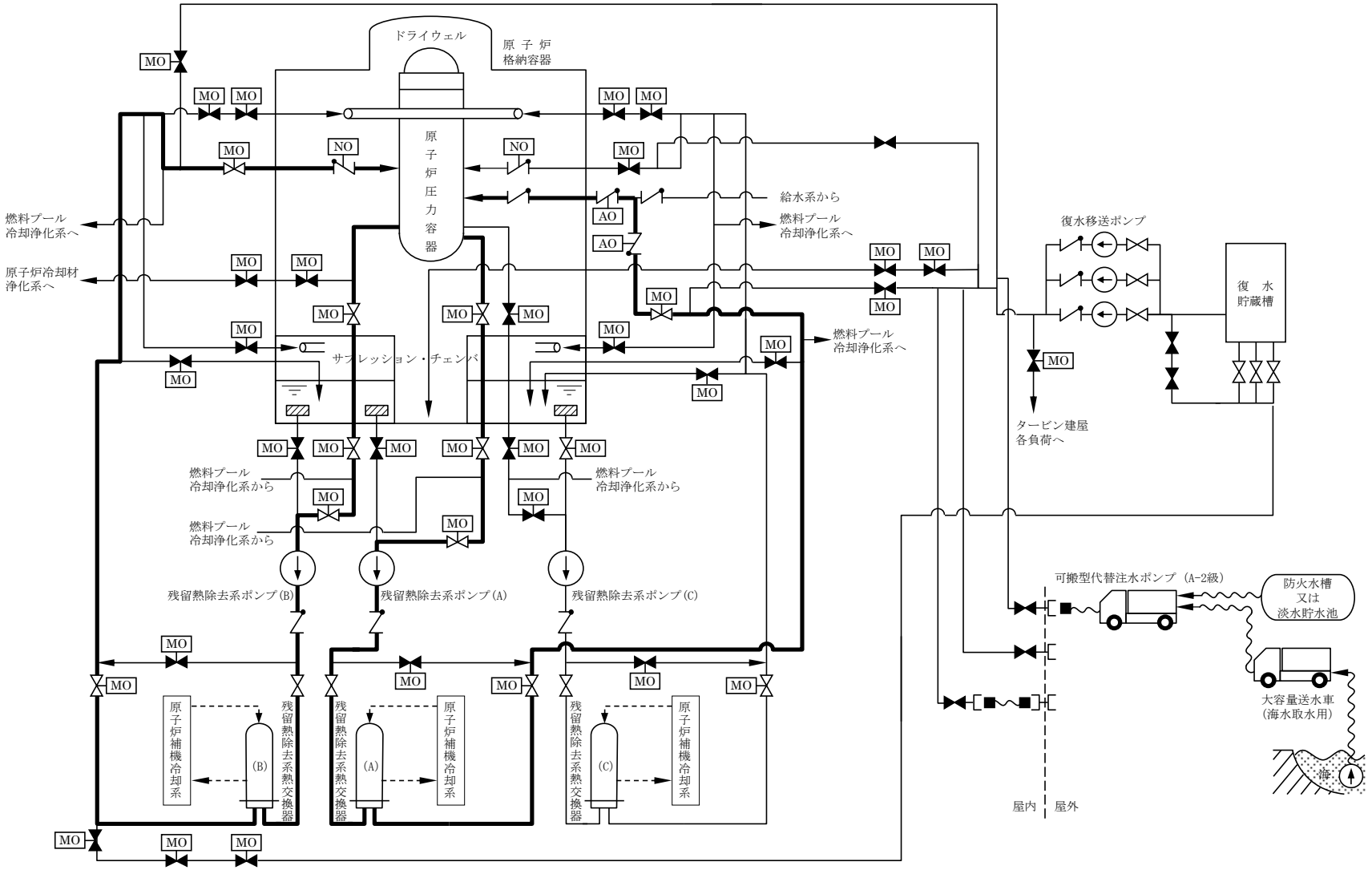
第 3.4－2 図(2)　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
（低圧代替注水系（可搬型））（7 号炉）



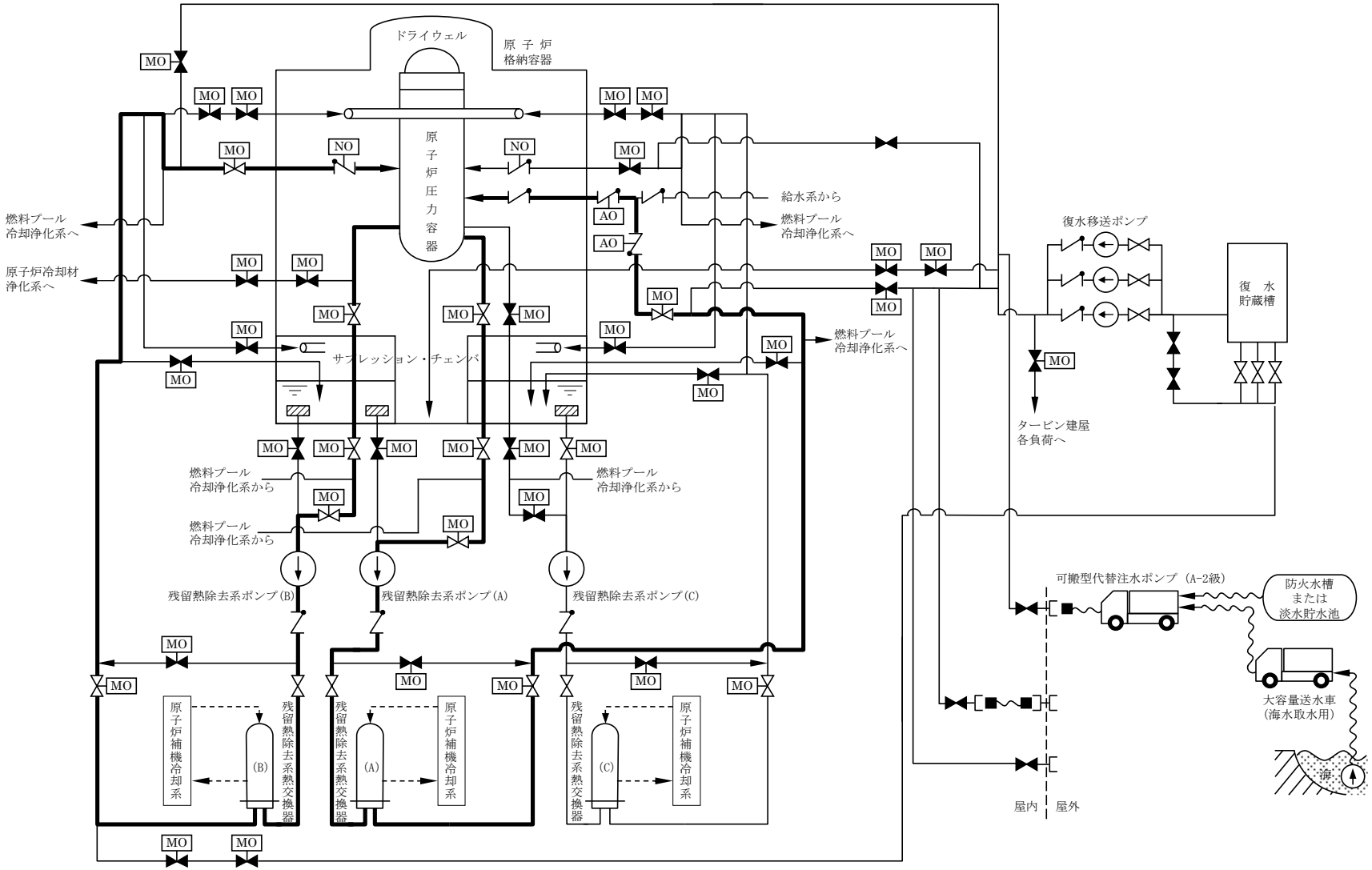
第 3.4－3 図(1)　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
（代替交流電源設備を用いた低圧注水系の復旧）（6 号炉）



第 3.4－3 図(2)　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
（代替交流電源設備を用いた低圧注水系の復旧）（7 号炉）



第 3.4－4 図(1)　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
（代替電源設備を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧）(6 号炉)



第 3.4－4 図(2)　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
（代替電源設備を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧）（7 号炉）

3.4.1.2　重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.4.1.2.1　残留熱除去系

残留熱除去系の低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モードは，想定される重大事故等時において，重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

残留熱除去系は，「2.3　重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち，多様性，位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。

残留熱除去系主要機器仕様を第3.4－2表に，系統概要図を第3.4－5図及び第3.4－6図に示す。

3.4.1.2.1.1　悪影響防止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

残留熱除去系の低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モードは，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.4.1.2.1.2　容量等

基本方針につては，「2.3.2　容量等」に示す。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，設計基準事故時の非常用炉心冷却機能と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の容量が，重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

3.4.1.2.1.3　環境条件等

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，原子炉建屋原子炉区域内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。残留熱除去系の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。

3.4.1.2.1.4　操作性の確保

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

残留熱除去系は，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。残留熱除去系は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

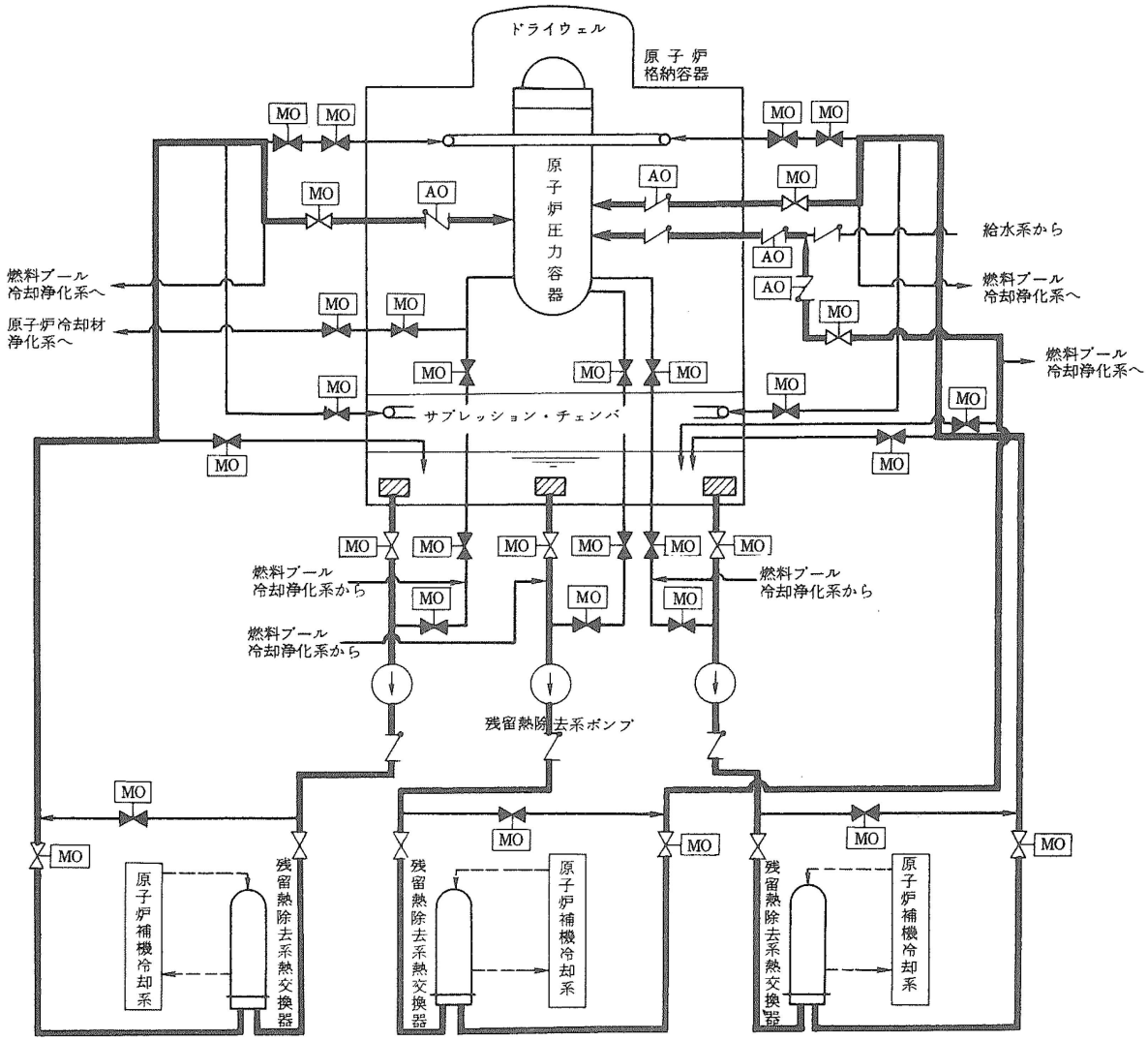
3.4.1.2.1.5　試験検査

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

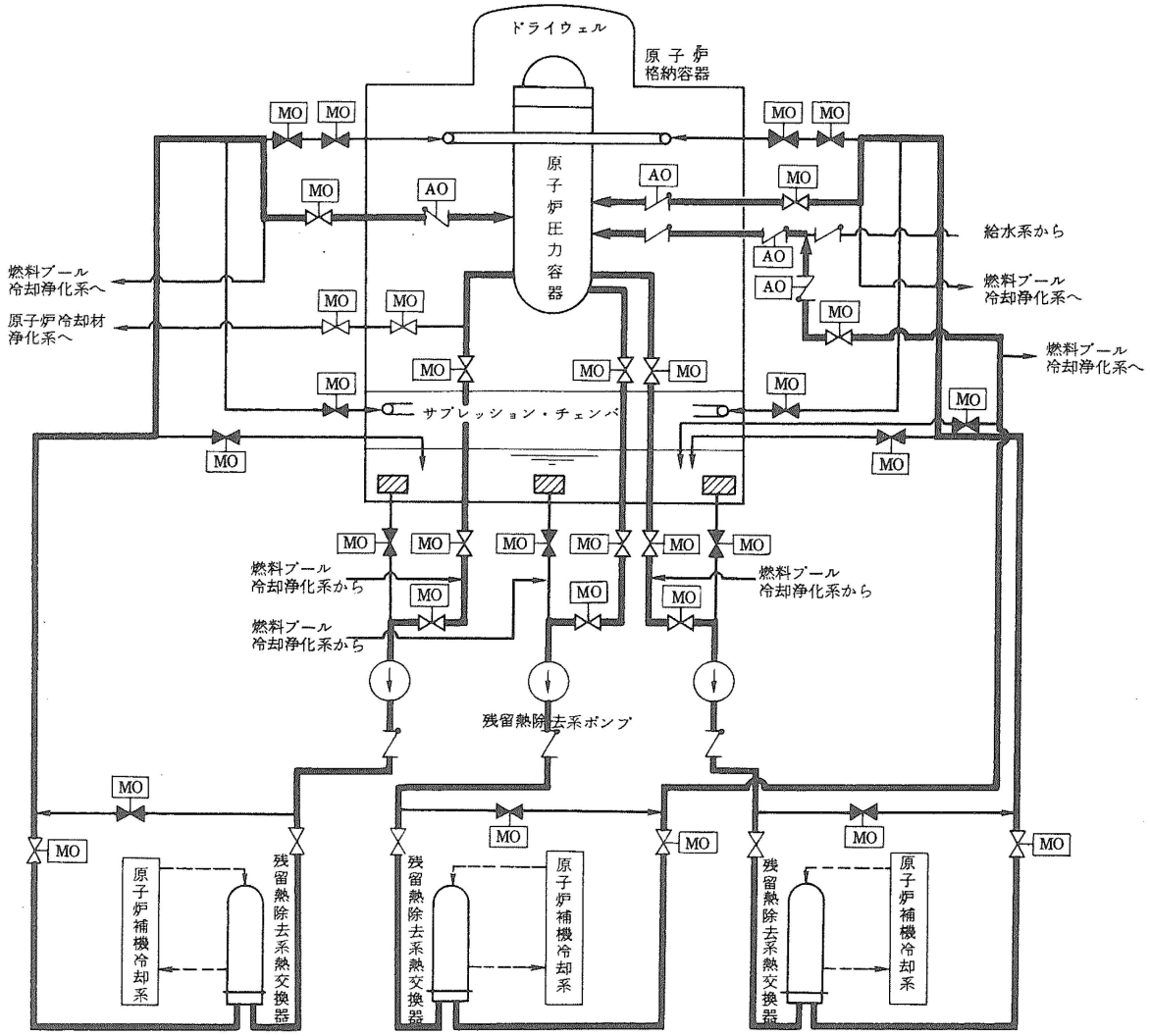
残留熱除去系は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

第3.4－2表　残留熱除去系主要機器仕様

(1) ポ　ン　プ		
	台　　数	3
	容　　量	約950m^3／h／台
(2) 熱 交 換 器		
	基　　数	3
	伝熱容量	約8.1 MW／基（海水温度30℃において）



第 3.4－5 図　残留熱除去系（低圧注水モード）系統概要図



第 3.4－6 図　残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）系統概要図

3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48 条】

【設置許可基準規則】
（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）
第四十八条 発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため，最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）
1 第４８条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
a）炉心の著しい損傷等を防止するため，重大事故防止設備を整備すること。
b）重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備に対して，多重性又は多様性及び独立性を有し，位置的分散を図ること。
c）取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で，BWR においては，サプレッションプールへの熱の蓄積により，原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に，十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて，残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。
また，PWR においては，タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による２次冷却系からの除熱により，最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。
d）格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は，本規程第５０条１ｂ）に準ずること。また，その使用に際しては，敷地境界での線量評価を行うこと。

3.5.1　適合方針

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため，最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の系統概要図を第 3.5－1 図から第 3.5－3 図に示す。

また，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード），残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）並びに原子炉補機冷却系が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

3.5.1.1　重大事故等対処設備

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち，設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する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ための設備として，格納容器圧力逃がし装置，耐圧強化ベント系及び代替原子炉補機冷却系を設ける。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a.　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に，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ための重大事故等対処設備として，格納容器圧力逃がし装置を使用する。

格納容器圧力逃がし装置は，フィルタ装置，よう素フィルタ，ラプチャーディスク，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して，フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き，放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から放出することで，排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ，原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して，あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。

本系統の詳細については，「3.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

b.　耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に，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ための重大事故等対処設備として，耐圧強化ベント系を使用する。

耐圧強化ベント系は，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して，主排気筒（内筒）を通して原子炉建屋外に放出することで，原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合の耐圧強化ベント系は，炉心損傷前に使用するため，排気中に含まれる放射性物質及び

可燃性ガスは微量である。

耐圧強化ベント系を使用する際に流路となる不活性ガス系等の配管は，他の発電用原子炉とは共用しない設計とし，他の系統・機器とは，弁により他の系統・機器と隔離することにより，悪影響を及ぼさない設計とする。

耐圧強化ベント系は，想定される重大事故等時において，原子炉格納容器が負圧とならない設計とする。仮に，原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても，原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には，原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。

耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は，遠隔手動弁操作設備によって人力による操作が可能な設計とする。

遠隔手動弁操作設備の操作場所は，原子炉建屋内の原子炉区域外とし，必要に応じて遮蔽材を配置することで，放射線防護を考慮した設計とする。また，排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については遠隔空気駆動弁操作用ボンベから遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由し，高圧窒素ガスを供給することによる操作も可能な設計とする。また，排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による操作も可能な設計とする。これらにより，隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する設計とする。

本系統はサプレッション・チェンバ及びドライウェルと接続し，いずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し，ドライウェル側からの排気では，ダイヤフラムフロア面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して，あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・可搬型代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・代替所内電気設備（3.14　電源設備）
・常設代替直流電源設備（3.14　電源設備）
・可搬型直流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

本系統の流路として，不活性ガス系，耐圧強化ベント系及び非常用ガス処理系の配管及び弁並びに主排気筒（内筒）を重大事故等対処設備として使用する。

また，耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁に，高圧窒素ガスを供給するための流路として，遠隔空気駆動弁操作設備の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

原子炉補機冷却系の故障又は全交流動力電源の喪失により，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として，代替原子

炉補機冷却系を使用する。

代替原子炉補機冷却系は，代替原子炉補機冷却水ポンプ及び熱交換器を搭載した熱交換器ユニット，大容量送水車（熱交換器ユニット用），配管・ホース・弁類，計測制御装置等で構成し，サプレッション・チェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に，熱交換器ユニットを原子炉補機冷却系に接続し，大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を送水することで，残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

熱交換器ユニットは，可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また，大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ(4kL)により補給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・熱交換器ユニット（6 号及び 7 号炉共用）
・大容量送水車（熱交換器ユニット用）（6 号及び 7 号炉共用）
・可搬型代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・燃料補給設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

本系統の流路として，原子炉補機冷却系の配管，弁及びサージタンク並びに残留熱除去系の熱交換器，ホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準事故対処設備である非常用取水設備の海水貯留堰，スクリーン室及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様を第 3.5－1 表に示す。

原子炉格納容器については，「3.21　原子炉格納容器」に記載する。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備，常設代替直流電源設備，可搬型直流電源設備及び燃料補給設備については「3.14　電源設備」に記載する。

非常用取水設備については，「3.23　非常用取水設備」に記載する。

3.5.1.1.1　多様性及び独立性，位置的分散

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで，残留熱除去系及び原子炉補機冷却系に対して，多様性を有する設計とする。

また，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は，排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔手動弁操作設備を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系に対して，多様性を有する設計とする。

また，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は，排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁を遠隔空気駆動弁操作設備による遠隔操作を可能にすること又は遠隔手動弁操作設備を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系に対して，多様性を有する設計とする。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは，原子炉建屋近傍の屋外に設置し，耐圧強化ベント系は，原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び熱交換器並びにタービン建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ，海水ポンプ及び熱交換器と異なる区画に設置することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は，除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって，残留熱除去系及び原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。

代替原子炉補機冷却系は，原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，熱交換器ユニットを可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで，非常用交流電源設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却系に対して，多様性及び独立性を有する設計とし，大容量送水車（熱交換器ユニット用）をディーゼルエンジンにより駆動することで，電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却系に対して多様性を有する設計とする。また，代替原子炉補機冷却系は，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系に対して，除熱手段の多様性を有する設計とする。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，タービン建屋，原子炉建屋，主排気筒及び格納容器圧力逃がし装置から離れた屋外に分散して保管することで，タービン建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ，海水ポンプ及び熱交換器，原子炉建屋内及び屋外に設置される耐圧強化ベント系並びに格納容器圧力逃がし装置と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

熱交換器ユニットの接続口は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

代替原子炉補機冷却系は，原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，原子炉補機冷却系の海水系に対して独立性を有するとともに，熱交

換器ユニットから原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について，原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって，代替原子炉補機冷却系は，設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

電源設備の多様性及び独立性，位置的分散については「3.14　電源設備」にて記載する。

3.5.1.1.2　悪影響防止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

耐圧強化ベント系は，通常時は弁により他の系統・機器と隔離し，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の系統・機器に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替原子炉補機冷却系は，通常時は熱交換器ユニットを接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，原子炉補機冷却系と代替原子炉補機冷却系を同時に使用しないことにより，相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，治具や輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.5.1.1.3　容量等

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

耐圧強化ベント系は，原子炉停止後約 16 時間後において原子炉格納容器内で発生する蒸気を排気し，その熱量分を除熱できる十分な排出流量を有する設計とする。

代替原子炉補機冷却系は，想定される重大事故等時において，炉心の著しい損傷を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とする。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，想定される重大事故等時において，残留熱除去系等の機器で発生した熱を除去するために必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する熱交換器ユニット1セット1式と大容量送水車（熱交換器ユニット用）1セット1台を使用する。熱交換器ユニットの保有数は，6号及び7号炉共用で4セット4式に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1式（6号及び7号炉共用）の合計5式を保管する。大容量送水車（熱交換器ユニット用）の保有数は，6号及び7号炉共用で4セット4台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計5台を保管する。

また，代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，想定される重大事故等時において，残留熱除去系による発電用原子炉又は原子炉格納容器内の除熱と燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に同時に使用するため，各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

3.5.1.1.4　環境条件等

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

耐圧強化ベント系は，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

耐圧強化ベント系の排出経路に設置される隔離弁の操作は，想定される重大事故等時において，原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔手動弁操作設備の設置に加え必要に応じて遮蔽材を設置することにより，離れた場所から人力で容易かつ確実に手動操作が可能な設計とする。また，排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については，原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔空気駆動弁操作用ボンベの設置に加え必要に応じて遮蔽材を設置し，離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由した高圧窒素ガスを供給することにより，容易かつ確実に操作が可能な設計とする。また，排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については，中央制御室から操作が可能な設計とする。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，屋外に保管及び設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

熱交換器ユニットの常設設備との接続及び操作は，想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

代替原子炉補機冷却系の系統構成に必要な弁の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の熱交換器ユニットとの接続及び操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

また，熱交換器ユニットの海水通水側及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，使用時に海水を通水するため，海水影響を考慮した設計とし，海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

3.5.1.1.5　操作性の確保

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

耐圧強化ベント系は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

耐圧強化ベント系を使用する際の排出経路に設置される隔離弁には，遠隔手動弁操作設備を設置するとともに，操作場所は原子炉建屋内の原子炉区域外とし，必要に応じて遮蔽材を設置することで，容易かつ確実に人力による操作が可能な設計とする。また，排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については，遠隔空気駆動弁操作用ボンベ及び遠隔空気駆動弁操作設備を設置するとともに，操作場所を原子炉建屋内の原子炉区域外とし，必要に応じて遮蔽材を設置することで，容易かつ確実に操作が可能な設計とする。また，排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

代替原子炉補機冷却系は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から接続，弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，付属の操作スイッチにより，設置場所での操作が可能な設計とする。代替原子炉補機冷却系の系統構成に必要な弁の操作は，中央制御室での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

熱交換器ユニットを接続する接続口については，フランジ接続とし，一般的に使用される工具を用いて，ホースを確実に接続することができる設計とする。また，6 号及び 7 号炉が相互に使用することができるよう，接続口の口径を統一する設計とする。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）と熱交換器ユニットとの接続は，簡便な接続とし，結合金具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。また，6 号及び 7 号炉が相互に使用することができるよう，接続口の口径を統一する設計とする。

3.5.1.1.6　試験検査

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

耐圧強化ベント系は，発電用原子炉の停止中に弁の開閉動作及び漏えいの確認が可能な設計とする。

代替原子炉補機冷却系は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また，代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットの代替原子炉補機冷却水ポンプ及び熱交換器は，発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替えが可能な設計とする。代替原子炉補機冷却系の大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替えが可能な設計とする。

また，熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

第 3.5－1 表　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様

(1) 格納容器圧力逃がし装置

第 3.7－1 表　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

(2) 耐圧強化ベント系

兼用する設備は以下のとおり。

・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

系　統　数	1
系統設計流量	約 15.8kg/s

(3) 代替原子炉補機冷却系

a.　熱交換器ユニット（6 号及び 7 号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
・使用済燃料プールの冷却等のための設備

数　量	4 式（予備 1）
熱交換器	
組　数	1/式
伝熱容量	約 23MW/組（海水温度 30℃において）

代替原子炉補機冷却水ポンプ

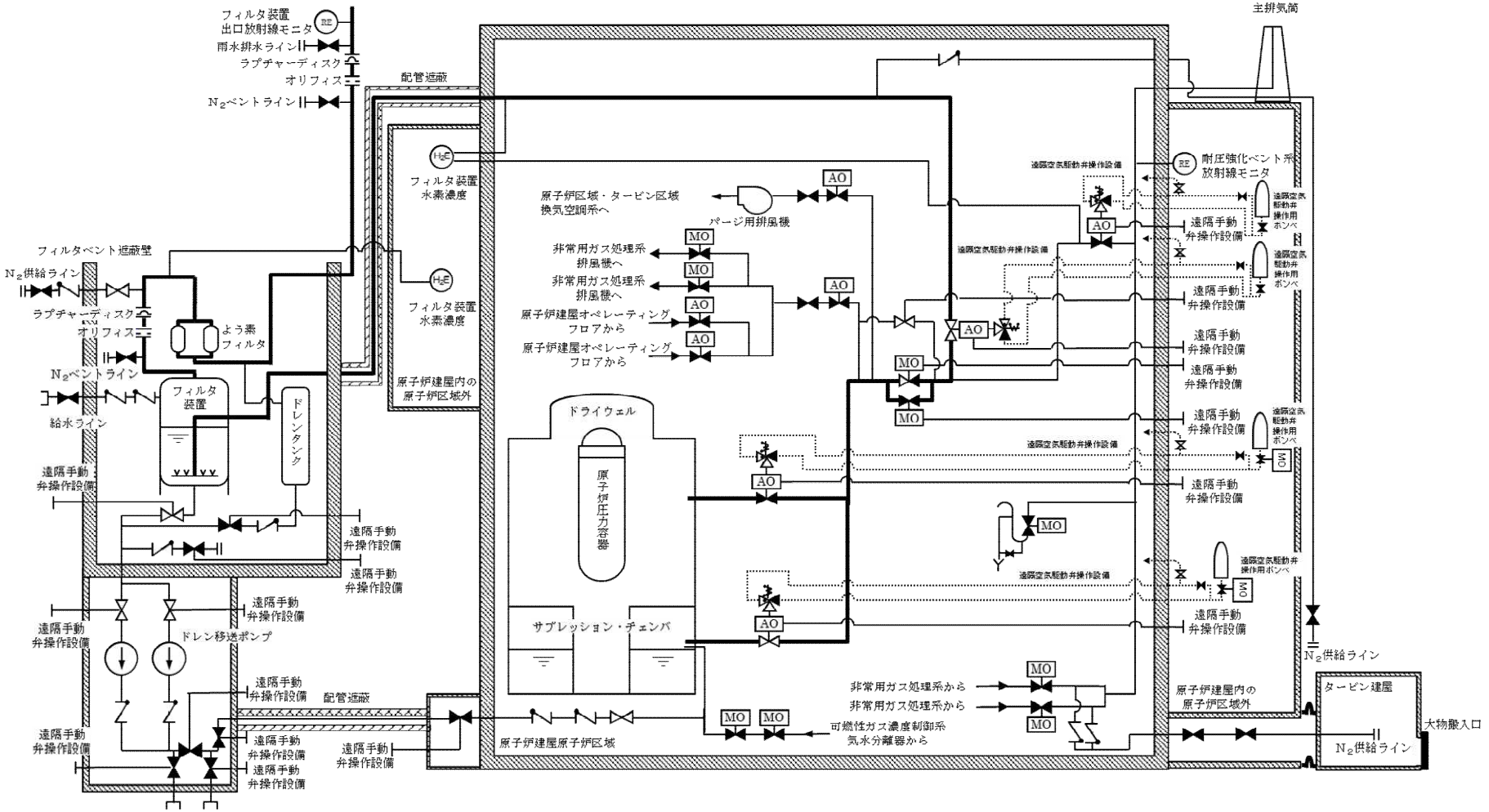
台　数	2
	1
容　量	約 300m^3/h/台
	約 600m^3/h/台
全 揚 程	約 75m

b.　大容量送水車（熱交換器ユニット用）（6 号及び 7 号炉共用）

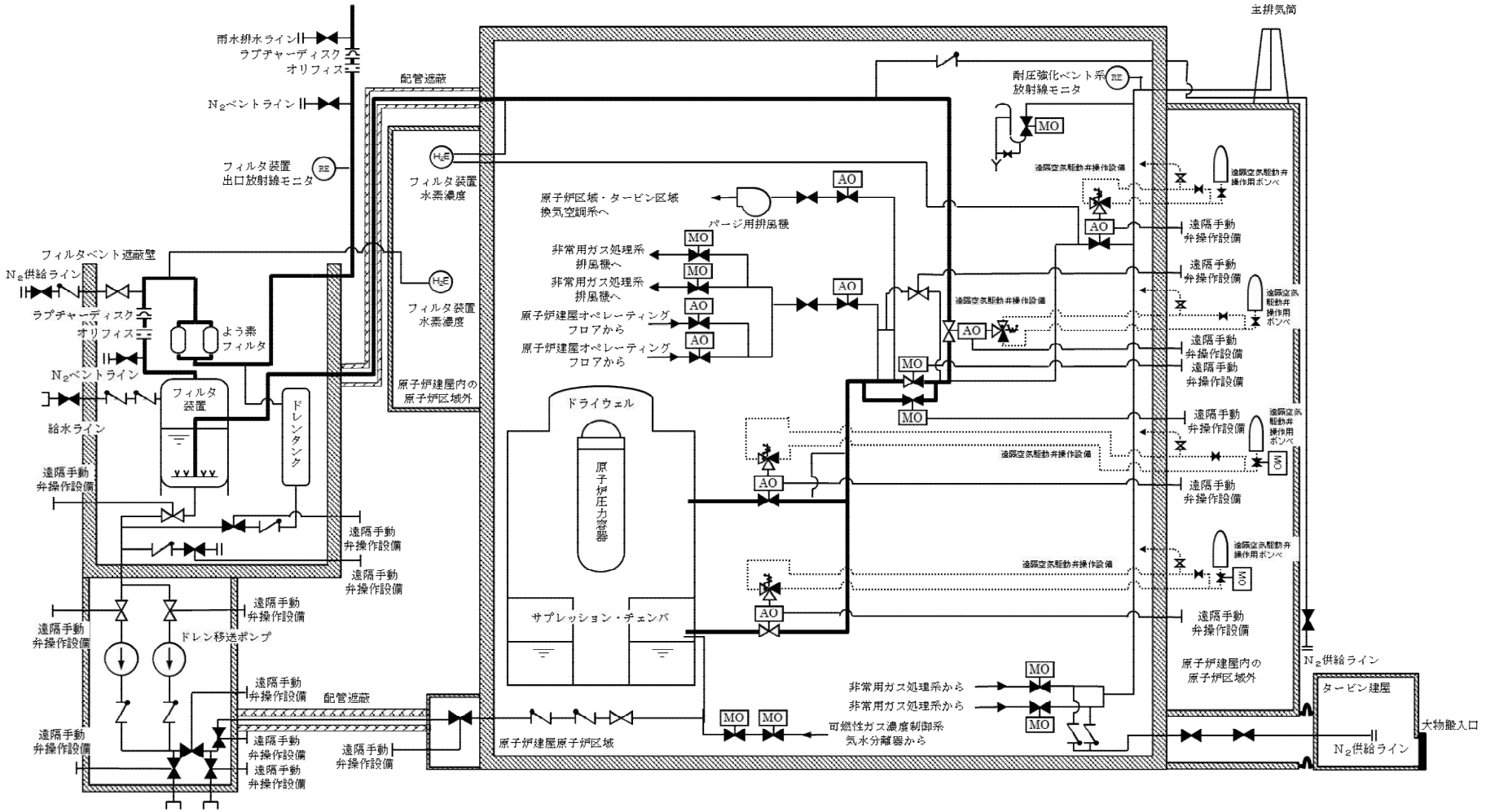
兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
・使用済燃料プールの冷却等のための設備

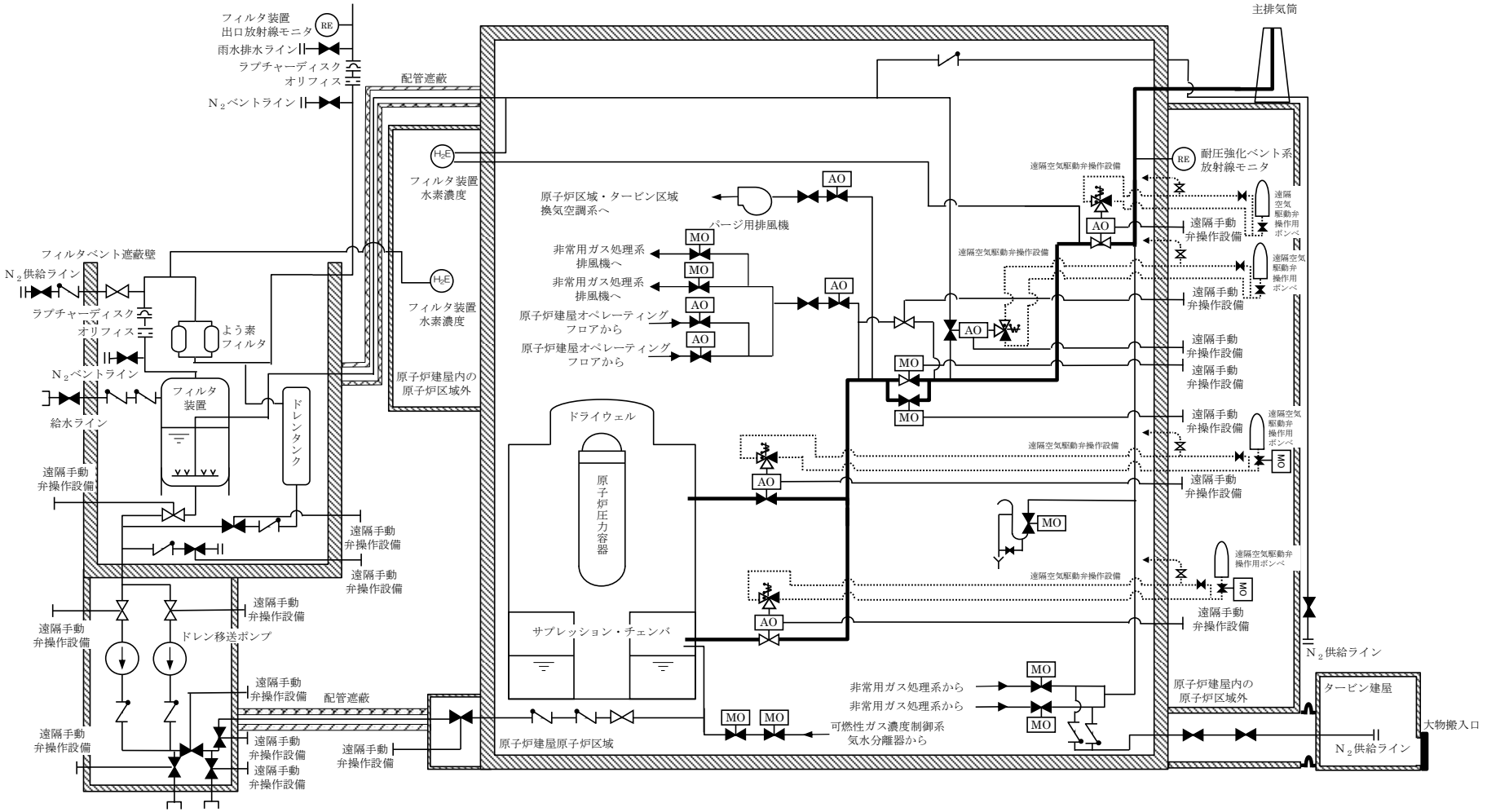
台　数	4（予備 1）
容　量	約 900m^3/h/台
吐出圧力	1.25MPa[gage]



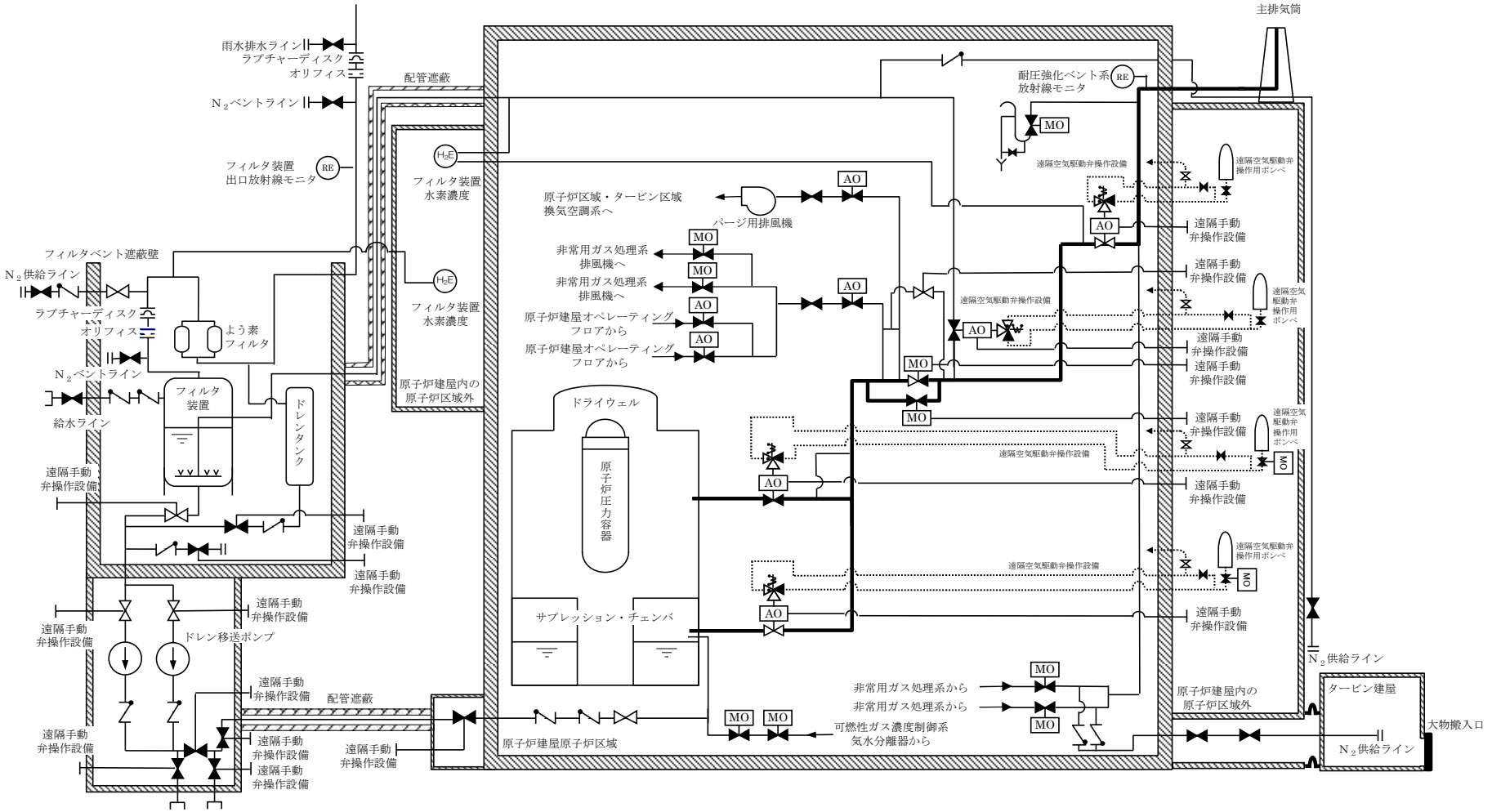
第 3.5－1 図(1)　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図
（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）（6 号炉）



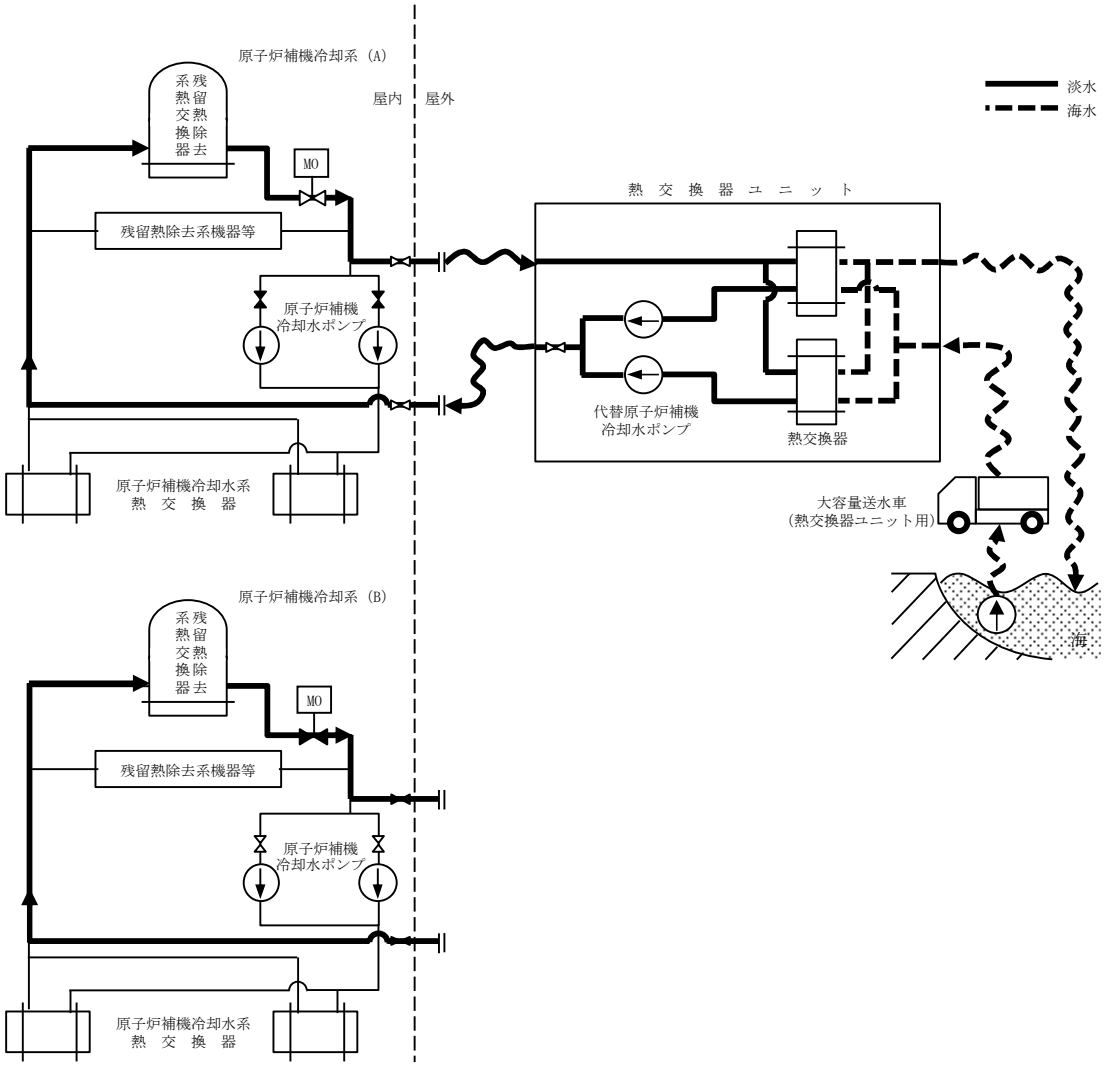
第 3.5－1 図(2)　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図
（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）（7 号炉）



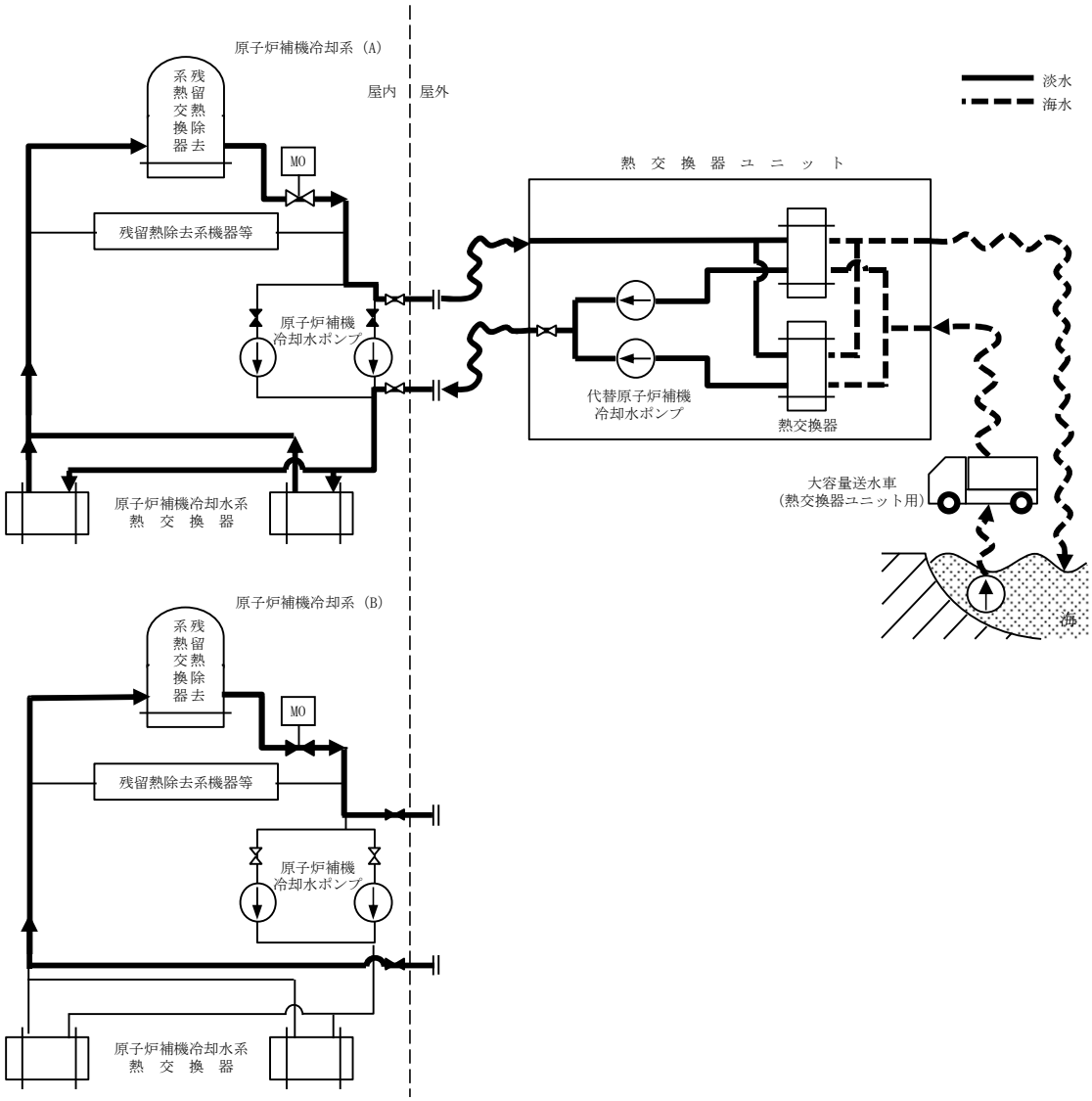
第 3.5－2 図(1)　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図
（耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）（6 号炉）



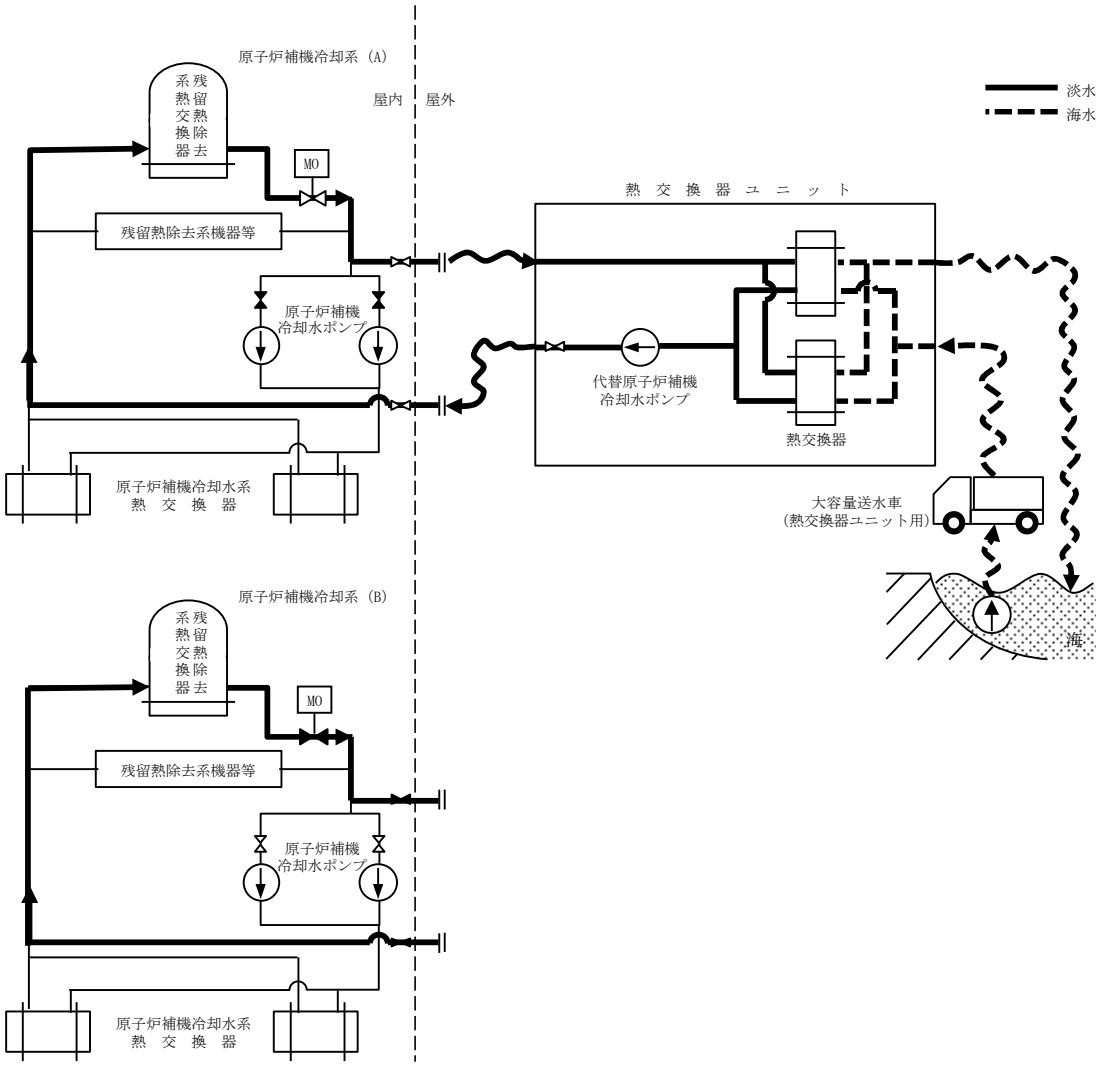
第 3.5－2 図(2)　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図
（耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）（7 号炉）



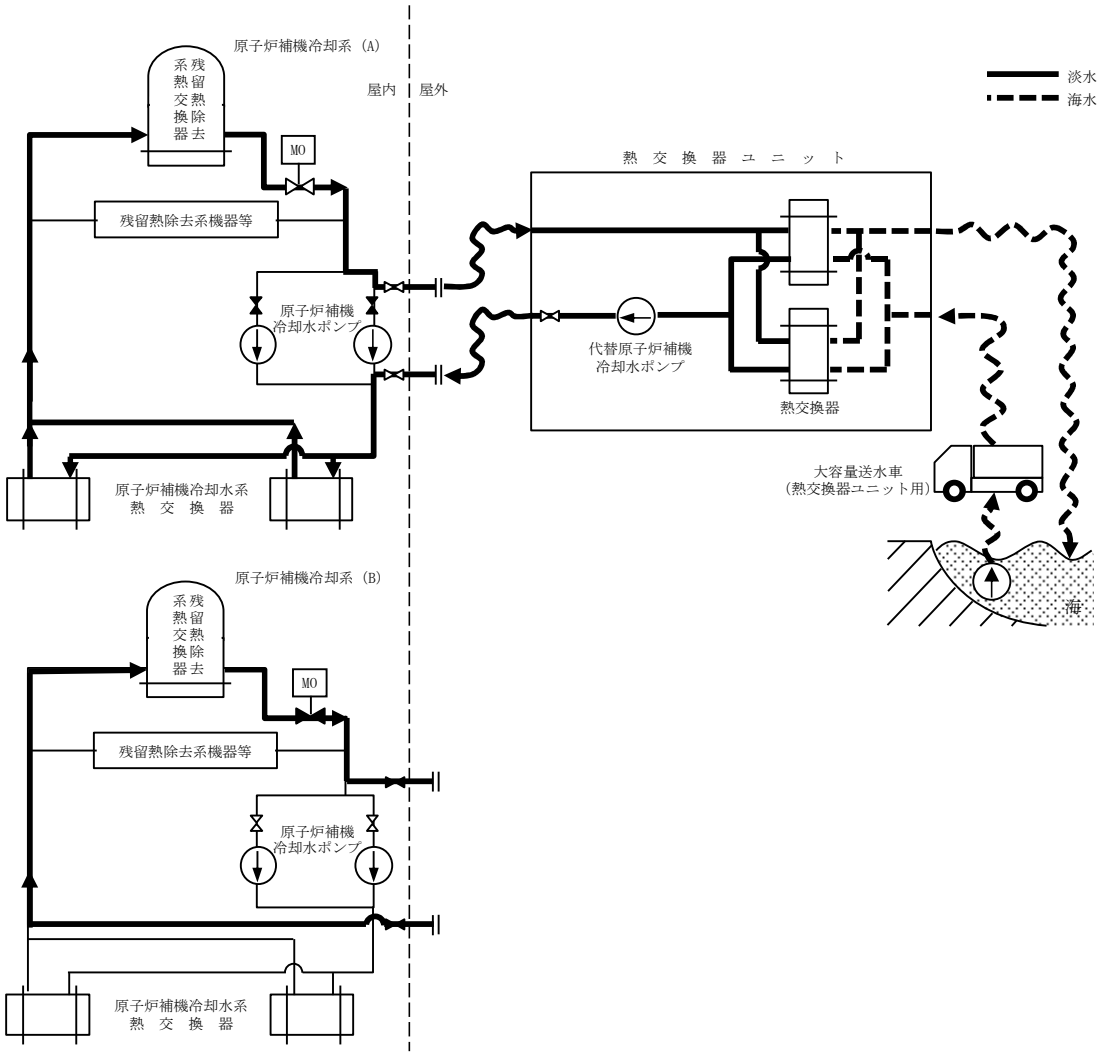
第 3.5－3 図(1)　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図
（代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）（その 1）（6 号炉）



第 3.5－3 図(2)　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図
（代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）（その 1）（7 号炉）



第 3.5－3 図(3)　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図
（代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）（その 2）（6 号炉）



第 3.5－3 図(4)　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図
（代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）（その 2）（7 号炉）

3.5.1.2　重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.5.1.2.1　原子炉補機冷却系

原子炉補機冷却系は，想定される重大事故等時において，重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。原子炉補機冷却系は，燃料プール冷却浄化系，残留熱除去系，高圧炉心注水系及び非常用交流電源設備に冷却水を供給する設計とする。

原子炉補機冷却系は，「2.3　重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち，多様性，位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。

原子炉補機冷却系主要機器仕様を第3.5－2表に，系統概要図を第3.5－4図に示す。

3.5.1.2.1.1　悪影響防止

基本方針については「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

原子炉補機冷却系は，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.5.1.2.1.2　容量等

基本方針については「2.3.2　容量等」に示す。

原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器は，設計基準事故時の原子炉補機冷却系と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の容量が，重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

3.5.1.2.1.3　環境条件等

基本方針については「2.3.3　環境条件等」に示す。

原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器は，タービン建屋内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。原子炉補機冷却系の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器の海水通水側及び原子炉補機冷却海水ポンプは，使用時に常時海水を通水するため，耐腐食性材料を使用する設計とする。

3.5.1.2.1.4　操作性の確保

基本方針については「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉補機冷却系は，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。原子炉補機冷却系は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

3.5.1.2.1.5　試験検査

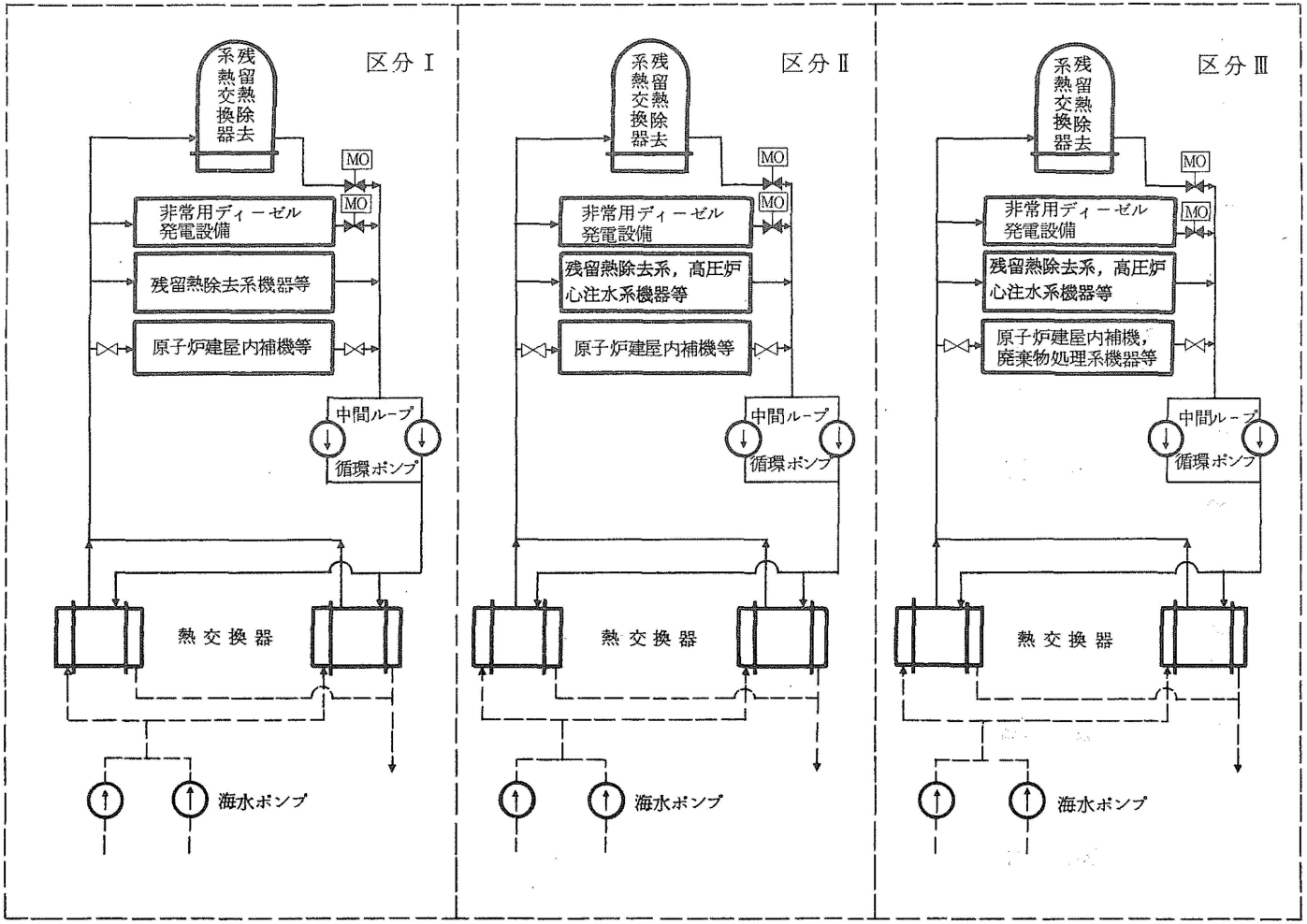
基本方針については「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉補機冷却系は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷

却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器は，発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

第 3.5－2 表　原子炉補機冷却系主要機器仕様

	区　分　Ⅰ　及　び　Ⅱ	区　分　Ⅲ
原子炉補機冷却水ポンプ 台　　数 容　　量	各区分について 2（うち 1 台は通常運転時予備） 約 1,300m^3／h／台	2（うち 1 台は通常運転時予備） 6 号炉　約 1,100m^3／h／台 7 号炉　約　800m^3／h／台
原子炉補機冷却海水ポンプ 台　　数 容　　量	各区分について 2（うち 1 台は通常運転時予備） 約 1,800m^3／h／台	2（うち 1 台は通常運転時予備） 約 1,800m^3／h／台
原子炉補機冷却水系熱交換器 基　　数 伝熱容量	各区分について 2（うち 1 台は通常運転時予備） 約 17MW／基 （海水温度 30℃において）	2（うち 1 台は通常運転時予備） 約 16MW／基 （海水温度 30℃において）



第 3.5－4 図　原子炉補機冷却系系統概要図

3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備【49 条】

【設置許可基準規則】

（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）

第四十九条 発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

２ 発電用原子炉施設には，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）

１ 第１項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第２項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

（１）重大事故等対処設備

ａ）設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして，格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。

ｂ）上記ａ）の格納容器スプレイ代替注水設備は，設計基準事故対処設備に対して，多様性及び独立性を有し，位置的分散を図ること。

（２）兼用

ａ）第１項の炉心損傷防止目的の設備と第２項の格納容器破損防止目的の設備は，同一設備であってもよい。

3.6.1　概要

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉格納容器内の冷却等のための設備の系統概要図を第 3.6－1 図から第 3.6－4 図に示す。

また，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

3.6.1.1　重大事故等対処設備

原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち，設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため，また，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための設備として，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を設ける。

(1) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備

a.　フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を使用する。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，復水移送ポンプ，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，復水移送ポンプにより，復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して格納容器スプレイ・ヘッダからドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内にスプレイすることで，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，非常用交流電源設備に加えて，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・復水移送ポンプ
・復水貯蔵槽（3.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）
・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・可搬型代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・代替所内電気設備（3.14　電源設備）

本系統の流路として，復水補給水系，高圧炉心注水系及び残留熱除去系の配管及び弁，格納容器スプレイ・ヘッダを重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用し，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を使用する。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，可搬型代替注水ポンプ（A-2級），配管・ホース・弁類，計測制御装置等で構成し，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により，代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して格納容器スプレイ・ヘッダからドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内にスプレイすることで，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，代替淡水源が枯渇した場合において，重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大容量送水車（海水取水用）により海を利用できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)は，非常用交流電源設備に加えて，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は，ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は，燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）
・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・可搬型代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・代替所内電気設備（3.14　電源設備）
・燃料補給設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

本系統の流路として，復水補給水系及び残留熱除去系の配管及び弁，格納容器スプレイ・ヘッダ並びにホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用し，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却

全交流動力電源喪失により，残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，「(1)a.(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却」と同じである。

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

全交流動力電源喪失により，残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，「(1)a.(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却」と同じである。

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧

全交流動力電源喪失により，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）を復旧する。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は，常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し，残留熱除去系ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水をドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

本系統に使用する冷却水は原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系から供給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・代替原子炉補機冷却系（6 号及び 7 号炉共用）（3.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

その他，設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用し，設計基準事故対処設備である残留熱除去系及び原子炉補機冷却系を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧

全交流動力電源喪失により，残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用し，残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）を復旧する。

残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）は，常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し，残留熱除去系ポンプ及び熱交換器により，サプレッション・チェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

本系統に使用する冷却水は原子炉補機冷却系又は代替原子炉補機冷却系から供給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・代替原子炉補機冷却系（6 号及び 7 号炉共用）（3.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

その他，設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用し，設計基準事故対処設備である残留熱除去系及び原子炉補機冷却系を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

(2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備

a.　フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を使用する。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，復水移送ポンプ，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，復水移送ポンプにより，復水貯蔵槽の水を残留熱除去系等を経由して格納容器スプレイ・ヘッダからドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内にスプレイすることで，原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，非常用交流電源設備に加えて，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

本系統の詳細については，「(1)a.(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却」に記載する。

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を使用する。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，可搬型代替注水ポンプ（A-2級），配管・ホース・弁類，計測制御装置等で構成し，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により，代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由して格納容器スプレイ・ヘッダからドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内にスプレイすることで，原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，代替淡水源が枯渇した場合において，重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大容量送水車（海水取水用）により海を利用できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)は,非常用交流電源設備に加えて，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は，ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は，燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

本系統の詳細については，「(1)a.(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却」に記載する。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において，全交流動力電源喪失により，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，「(1)b.(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却」と同じである。

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において，全交流動力電源喪失により，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，「(1)b.(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却」と同じである。

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧

炉心の著しい損傷が発生した場合において，全交流動力電源喪失により，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備は，「(1)b.(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧」と同じである。

(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧

炉心の著しい損傷が発生した場合において，全交流動力電源喪失により，残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備は，「(1)b.(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧」と同じである。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，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ための設備として兼用する設計とする。

原子炉格納容器内の冷却等のための設備の主要機器仕様を第3.6－1表に示す。

残留熱除去系については，「3.6.1.2.1　残留熱除去系」に記載する。

原子炉補機冷却系及び代替原子炉補機冷却系については，「3.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に記載する。

大容量送水車（海水取水用），復水貯蔵槽及びサプレッション・チェンバについては，「3.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」に記載する。

原子炉格納容器については，「3.21　原子炉格納容器」に記載する。

非常用交流電源設備については，「3.14　電源設備」に記載する。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備及び燃料補給設備については，「3.14　電源設備」に記載する。

3.6.1.1.1　多様性及び独立性，位置的分散

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，復水移送ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できることで，非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系ポンプを用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して多様性を有する設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，復水貯蔵槽を水源とすることで，サプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して異なる水源を有する設計とする。

復水移送ポンプ及び復水貯蔵槽は，廃棄物処理建屋内に設置することで，原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及びサプレッション・チェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）をディーゼルエンジンにより駆動することで，電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に対して多様性を有する設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，代替淡水源を水源とすることで，サプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び復水貯蔵槽を水源とする代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，原子炉建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に分散して保管することで，原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び廃棄物処理建屋内の復水移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の接続口は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，水源から残留

熱除去系配管との合流点までの系統について，残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

電源設備の多様性，独立性及び位置的分散については「3.14　電源設備」に記載する。

3.6.1.1.2　悪影響防止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，通常時は弁により他の系統と隔離し，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，通常時は可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，治具や輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.6.1.1.3　容量等

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは，設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており，設計基準対象施設としての復水移送ポンプ 2 台におけるポンプ流量が，想定される重大事故等時において，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ために必要なスプレイ流量に対して十分であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計する。また，復水移送ポンプは，想定される重大事故等時において，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）として同時に使用するため，各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，想定される重大事故等時において，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ために必要なスプレイ流量を有するものを 1 セット 4 台使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 16 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台(6 号及び 7 号炉共用)の合計 17 台を保管する。

また，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，想定される重大事故等時において，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び低圧代替注水系（可搬型）として同時に使用するため，各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

3.6.1.1.4　環境条件等

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは，廃棄物処理建屋内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

復水移送ポンプの操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。

また，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお，可能な限り淡水を優先し，海水通水を短期間とすることで，設備への影響を考慮する。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，屋外に保管及び設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の常設設備との接続及び操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の系統構成に必要な弁の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。

また，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお，可能な限り淡水を優先し，海水通水を短期間とすることで，設備への影響を考慮する。

3.6.1.1.5　操作性の確保

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし，系統構成に必要な弁は，中央制御室若しくは離れた場所での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から接続，弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，付属の操作スイッチにより，設置場所での操作が可能な設計とし，系統構成に必要な弁は，中央制御室若しくは離れた場所での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を接続する接続口については，簡便な接続とし，接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また，6 号及び7 号炉が相互に使用することができるよう，接続口の口径を統一する設計とする。

3.6.1.1.6　試験検査

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

また，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは，発電用原子炉の停止中に，分解及び外観の確認が可能な設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに，分解又は取替えが可能な設計とする。

また，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

第 3.6－1 表　原子炉格納容器内の冷却等のための設備の主要機器仕様

(1) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）

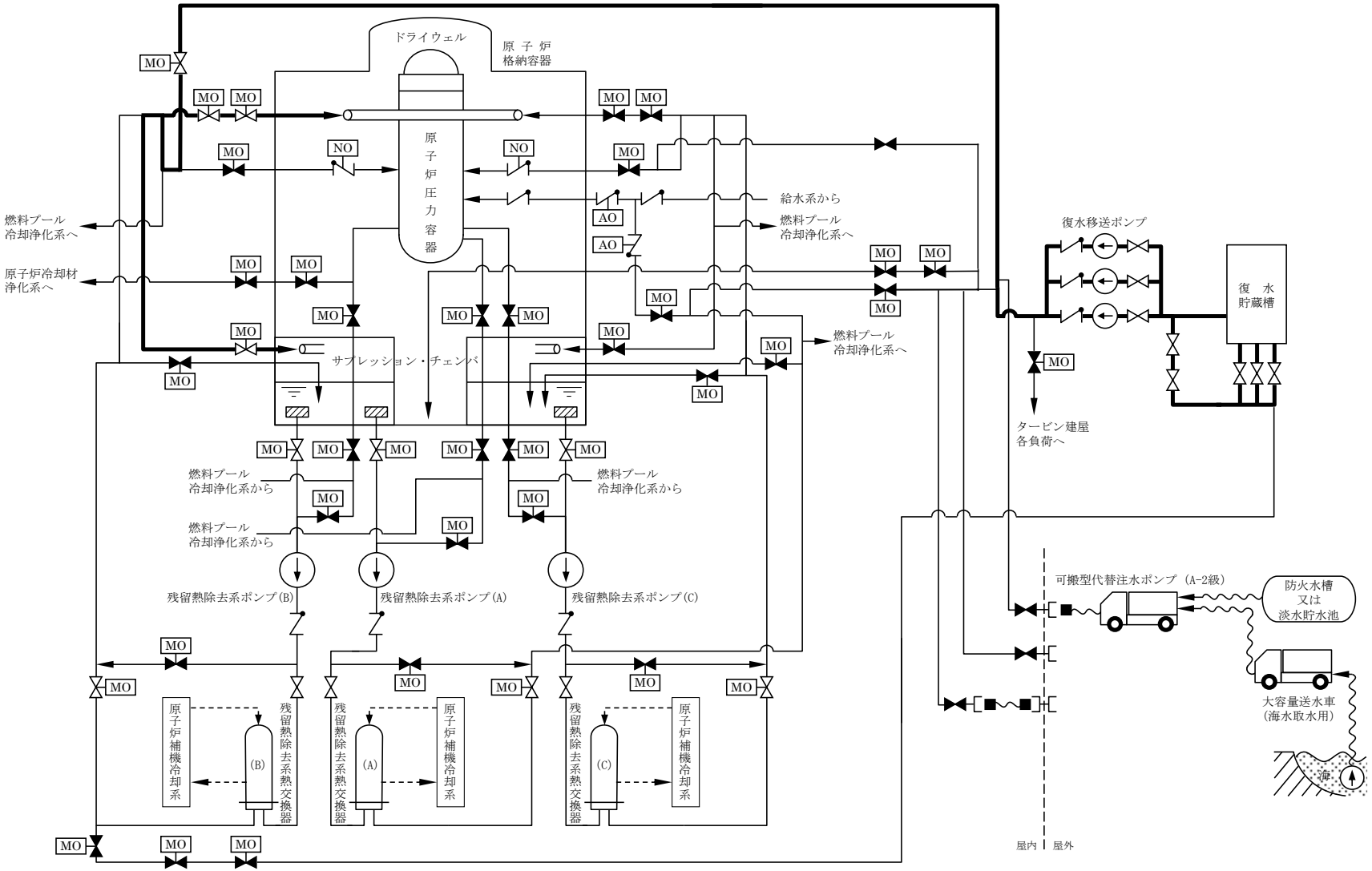
a.　復水移送ポンプ

第 3.4－1 表　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。

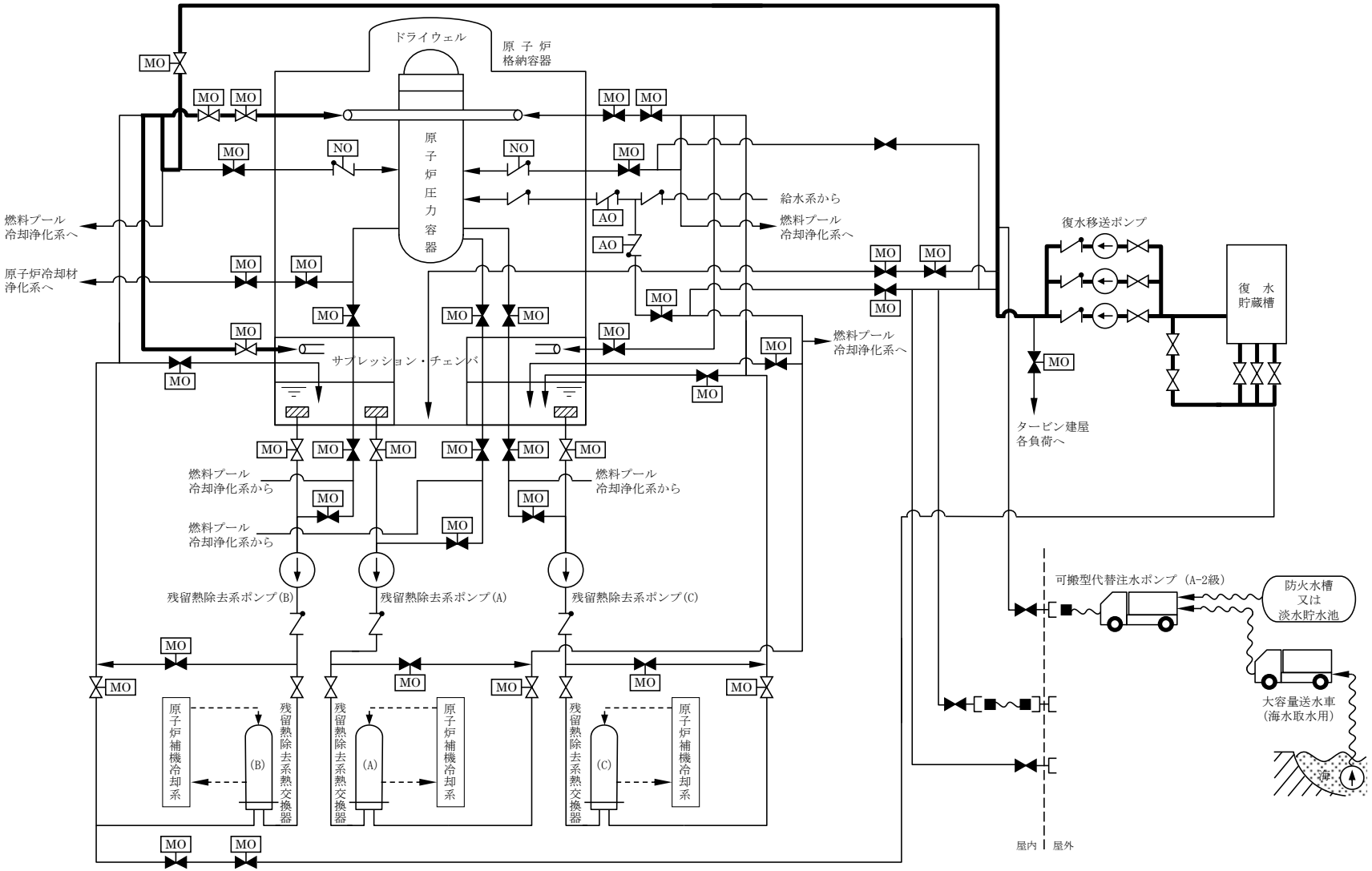
(2) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）

a.　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）

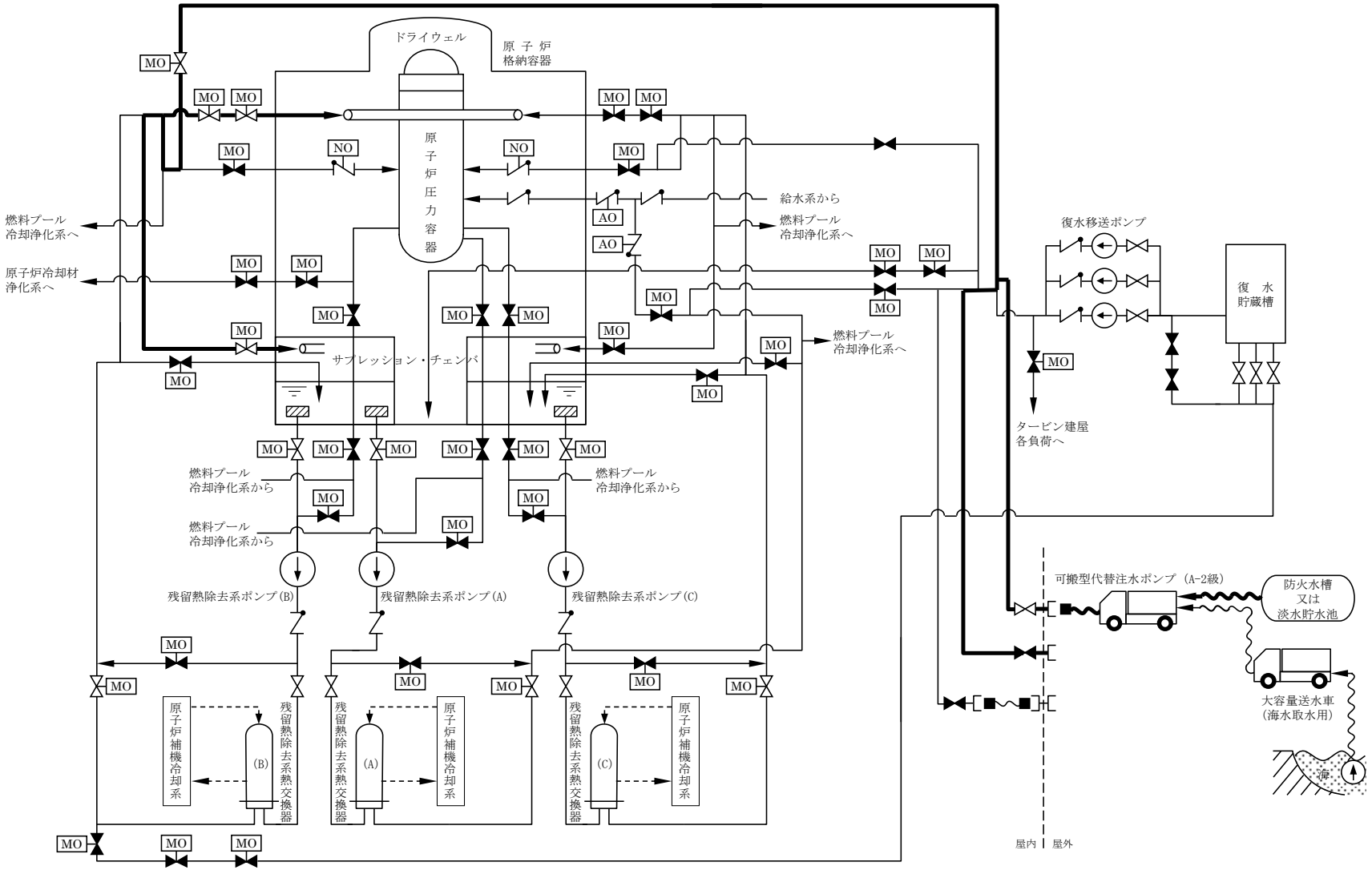
第3.11－1表　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。



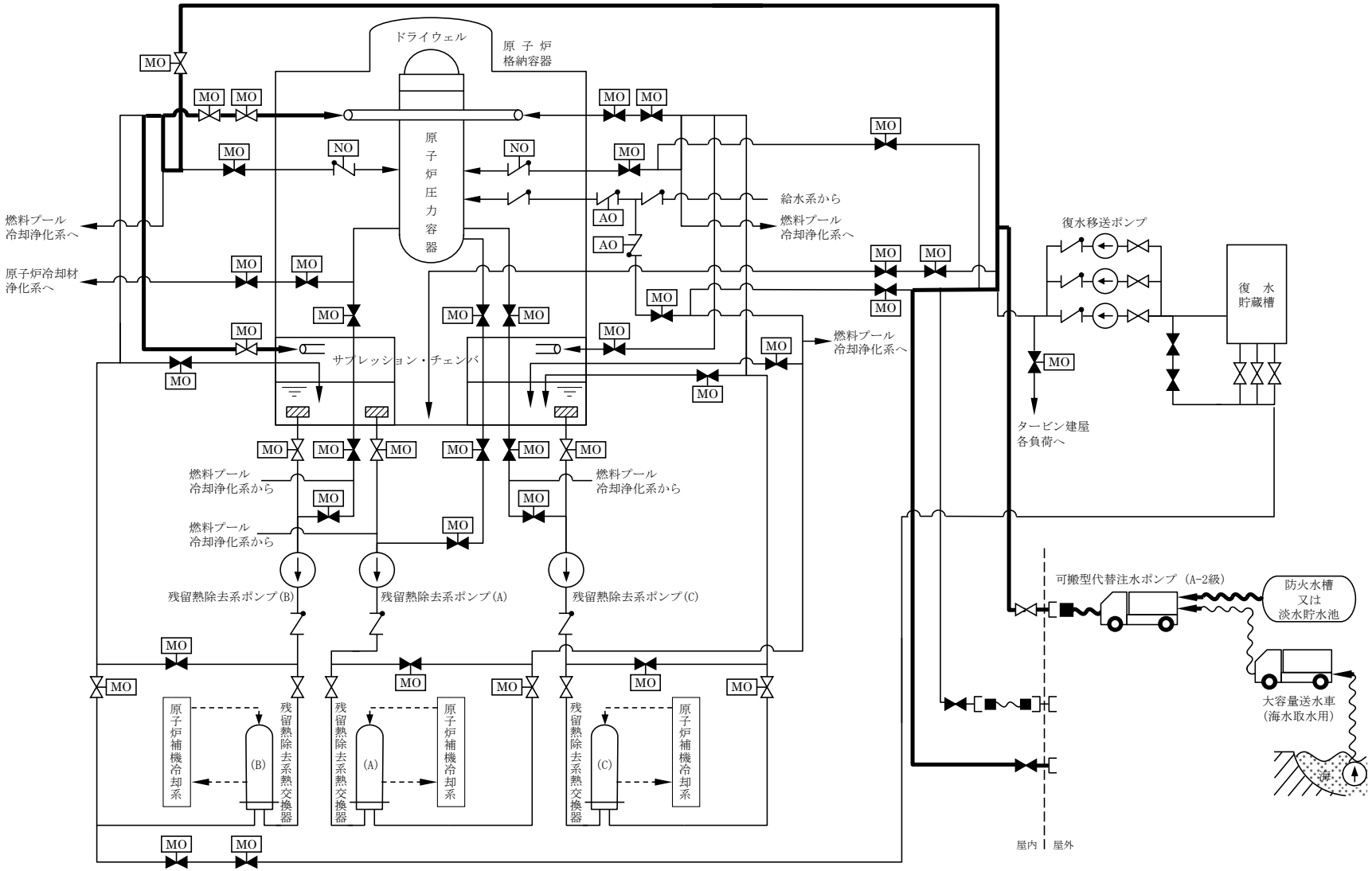
第 3.6－1 図(1)　原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図
（代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却）（6 号炉）



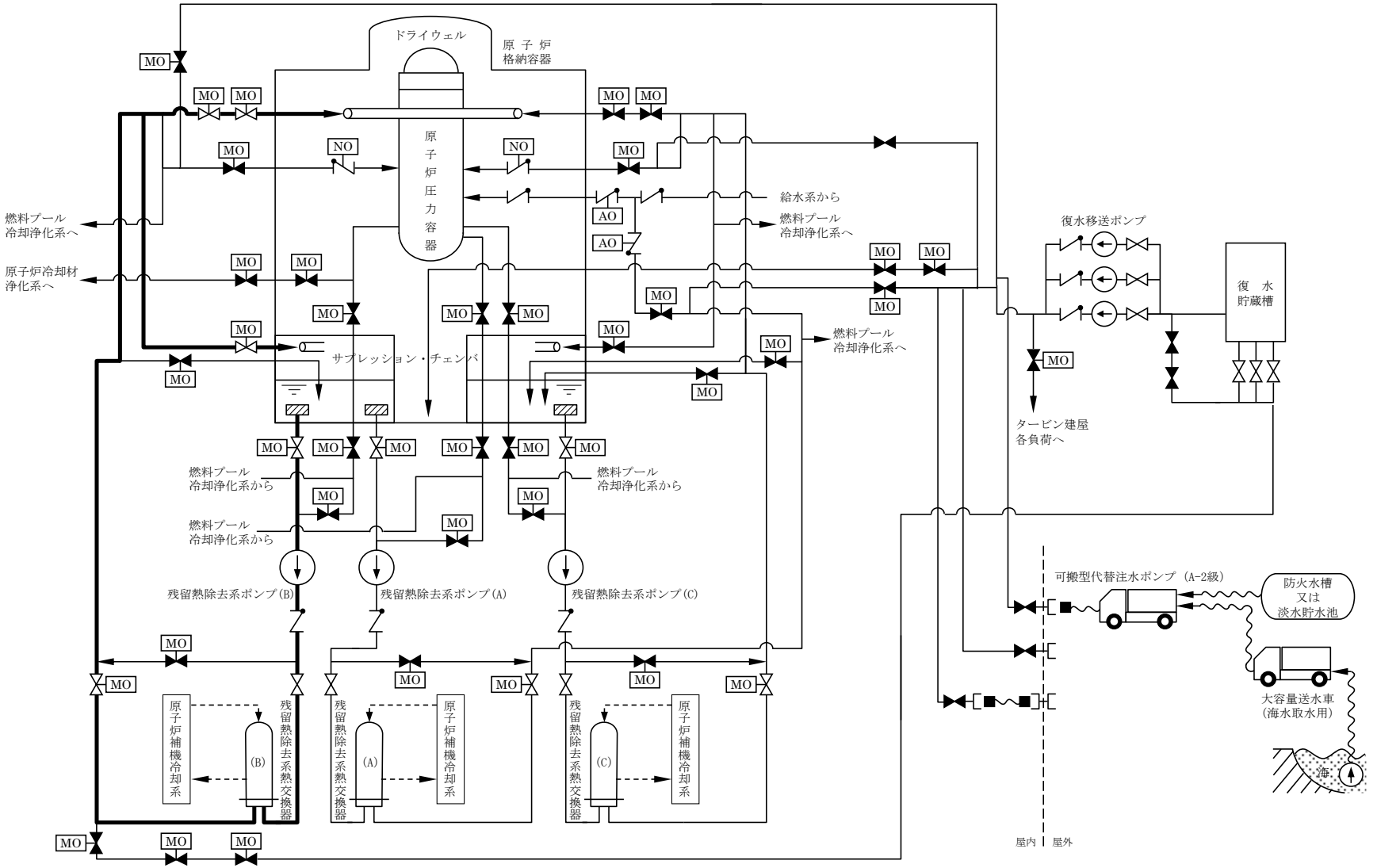
第 3.6－1 図(2)　原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図
（代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却）（7 号炉）



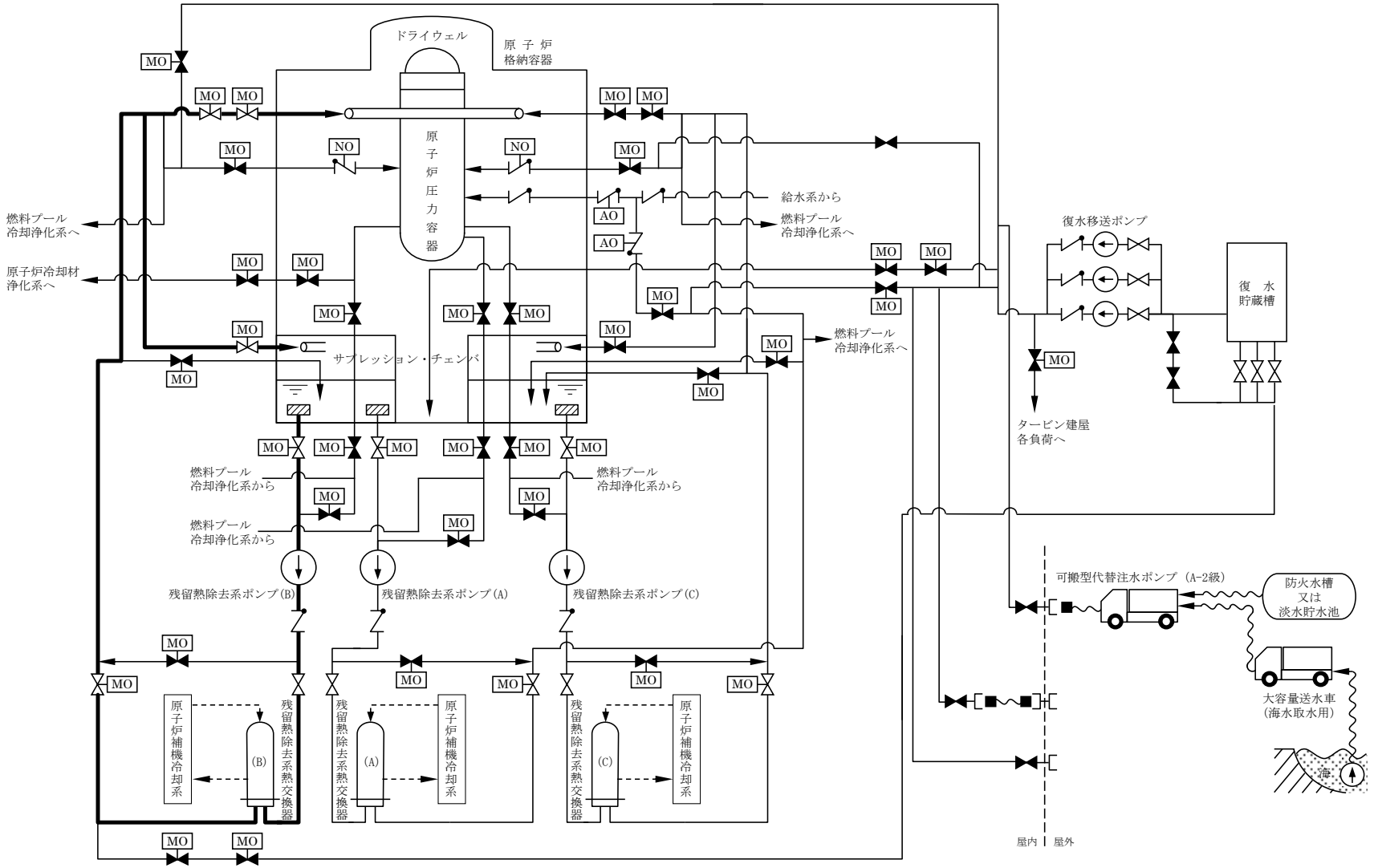
第 3.6－2 図(1)　原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図
（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却）（6 号炉）



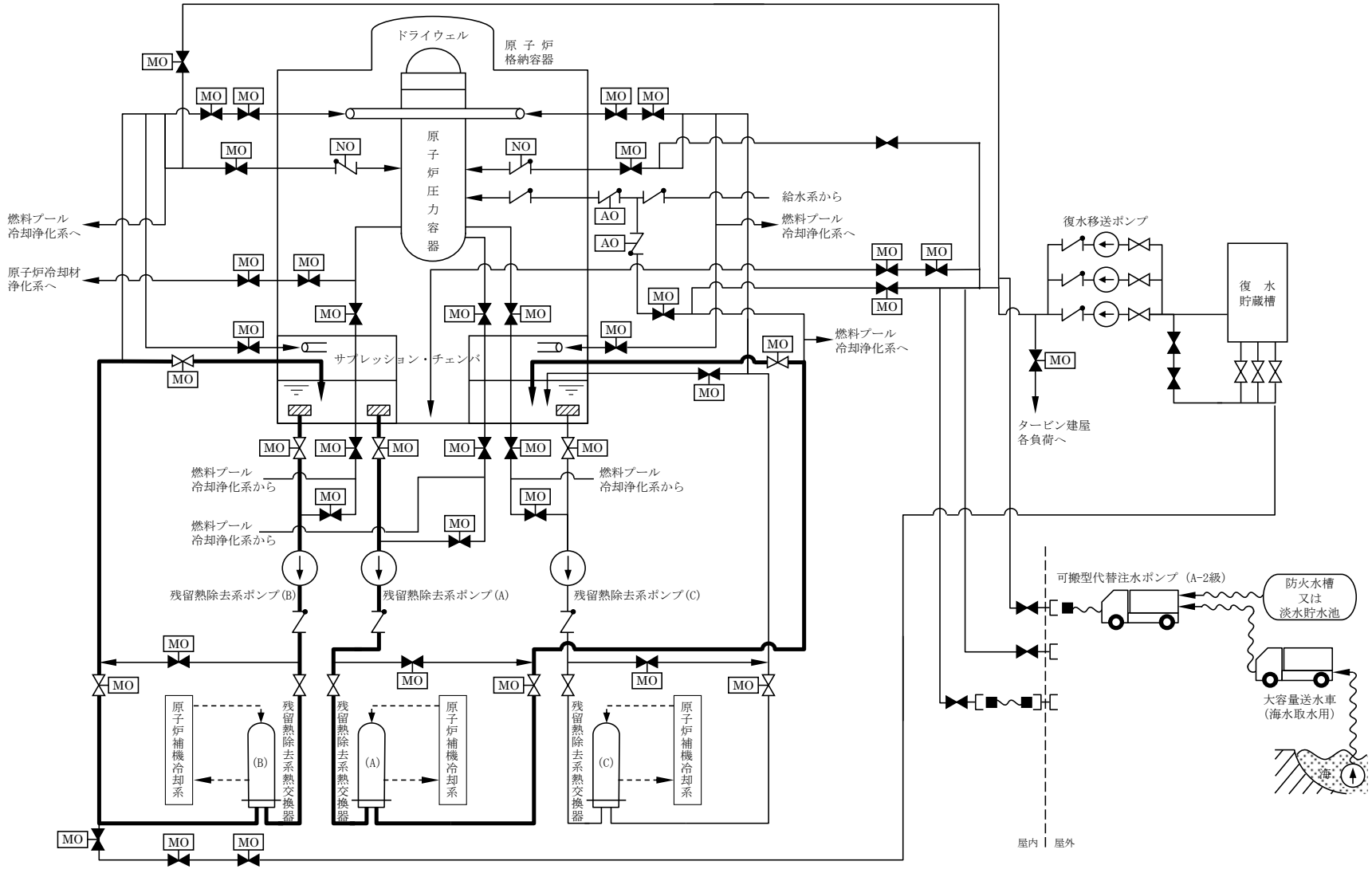
第 3.6－2 図(2)　原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図
（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却）（7 号炉）



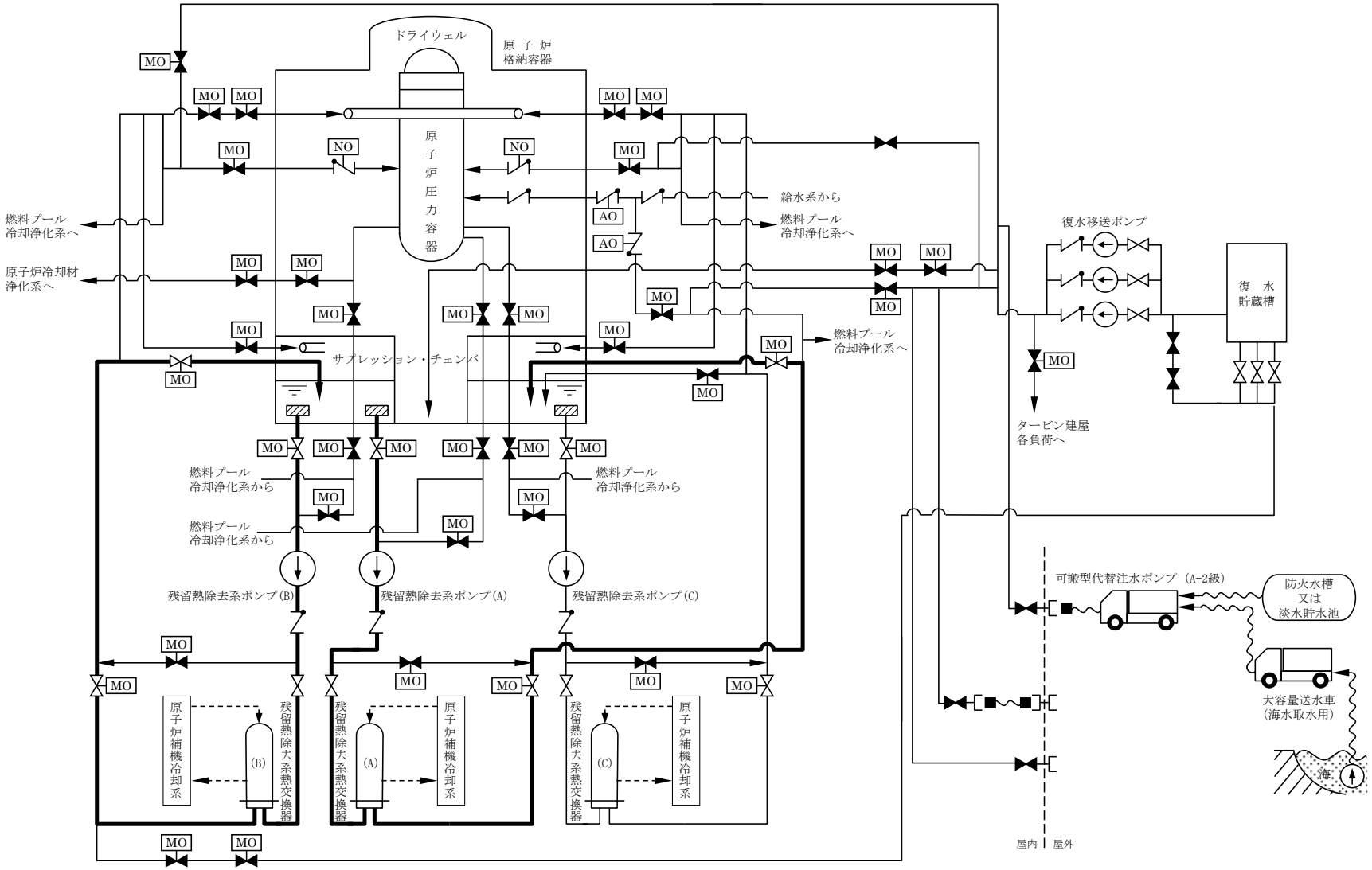
第 3.6－3 図(1)　原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図
（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧）(6 号炉)



第 3.6－3 図(2)　原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図
（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧）（7 号炉）



第 3.6－4 図(1)　原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧）(6 号炉)



第 3.6－4 図(2)　原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧）(7 号炉)

3.6.1.2　重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.6.1.2.1　　残留熱除去系

残留熱除去系の格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モードは，想定される重大事故等時において，重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

残留熱除去系は，「2.3　重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち，多様性，位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。

残留熱除去系主要機器仕様を第3.6－2表に，系統概要図を第3.6－5図及び第3.5－6図に示す。

3.6.1.2.1.1　悪影響防止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

残留熱除去系の格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モードは，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.6.1.2.1.2　　容量等

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，設計基準事故時の非常用炉心冷却機能と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の容量が，重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

3.6.1.2.1.3　　環境条件等

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，原子炉建屋原子炉区域内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。残留熱除去系の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。

3.6.1.2.1.4　　操作性の確保

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

残留熱除去系は，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する設計とする。残留熱除去系は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

3.6.1.2.1.5　　試験検査

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

残留熱除去系は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

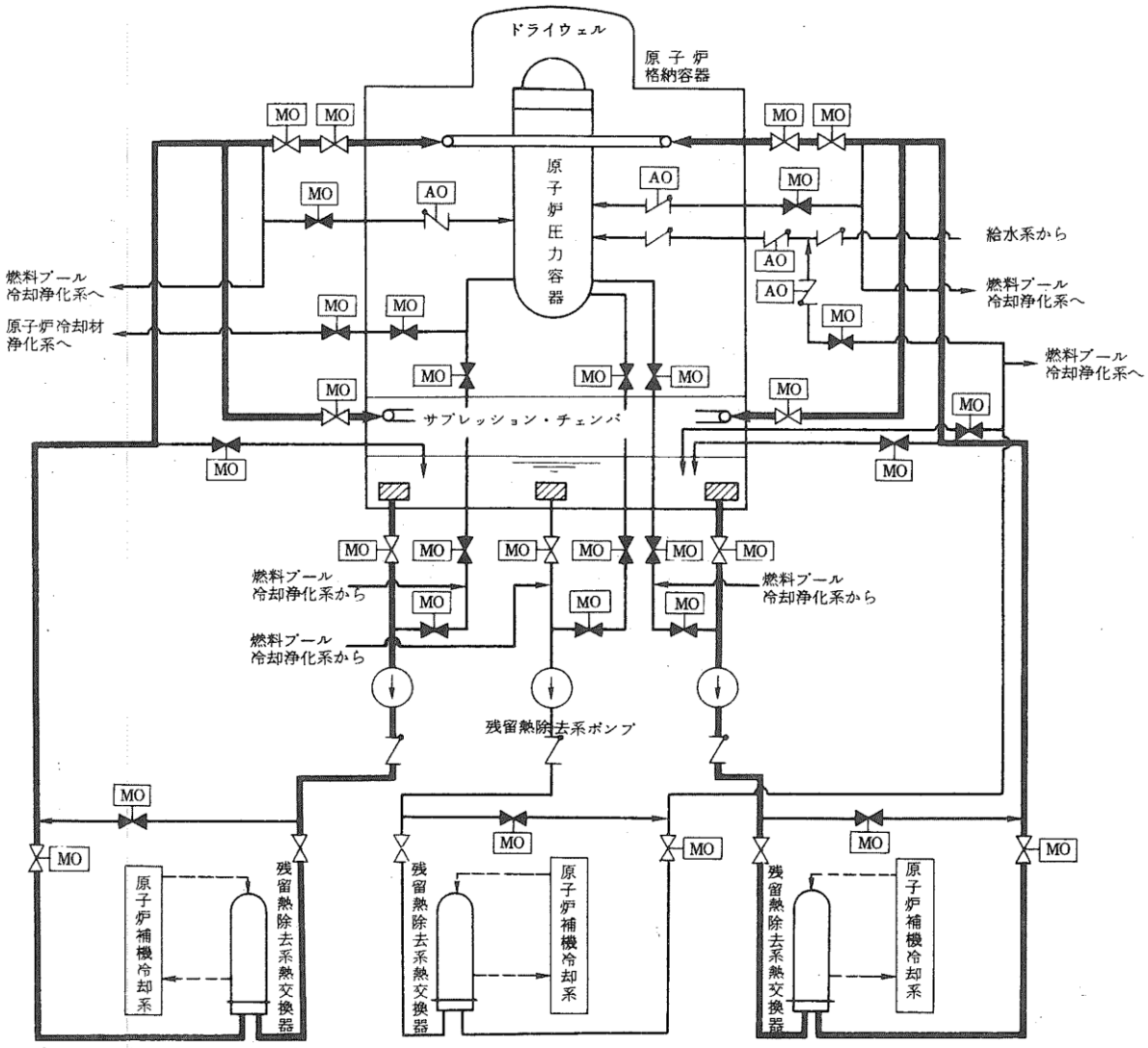
第 3.6－2 表　残留熱除去系主要機器仕様

(1) ポンプ

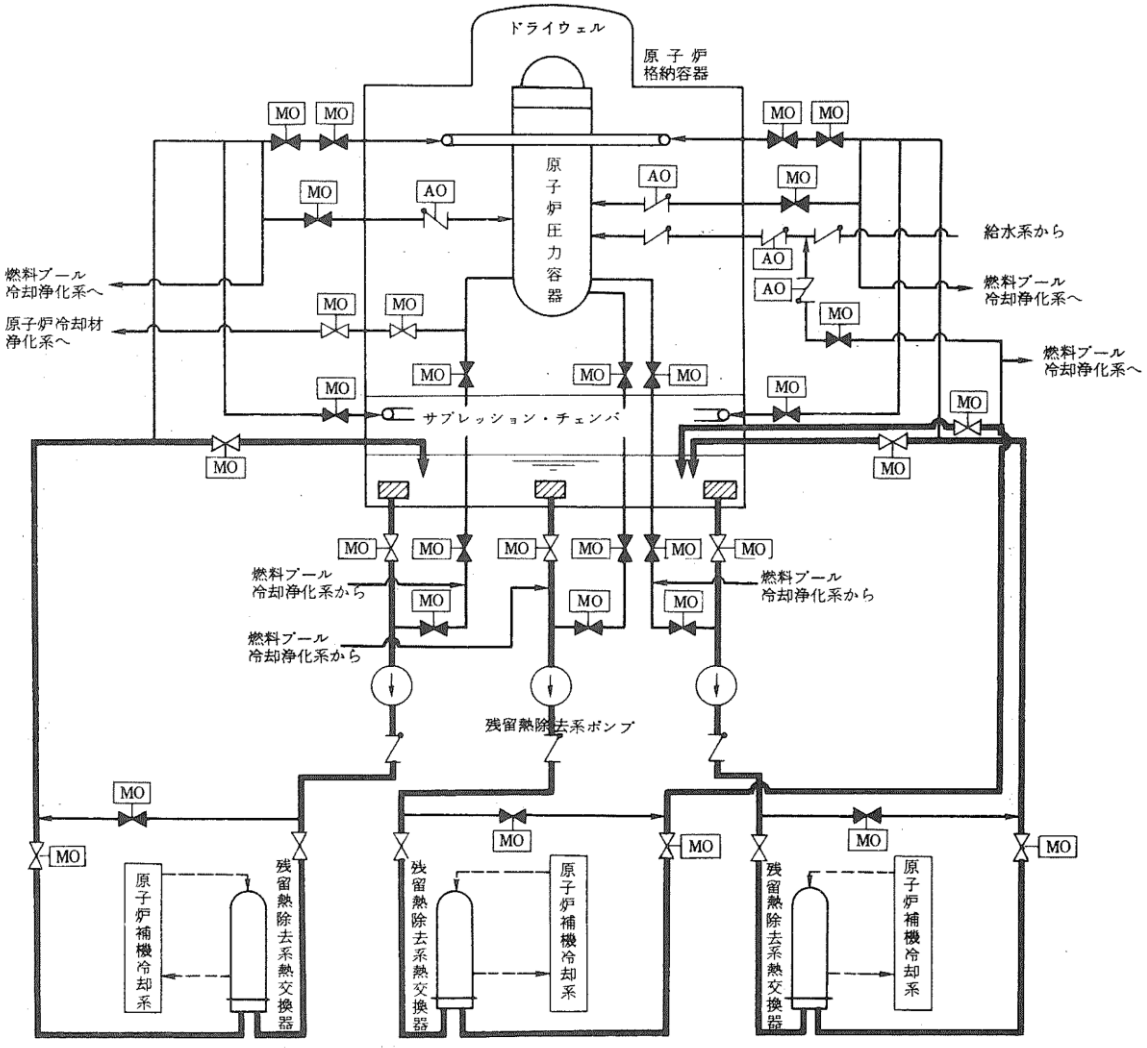
台　　数	3
容　　量	約 950m^3／h／台

(2) 熱交換器

基　　数	3
伝熱容量	約 8.1MW／基（海水温度 30℃において）



第 3.6－5 図　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）系統概要図



第 3.6－6 図　残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）
系統概要図

3.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50 条】

【設置許可基準規則】
（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）
第五十条 発電用原子炉施設には，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）
１　第５０条に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
a）格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。
b）上記ａ）の格納容器圧力逃がし装置とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
ⅰ）格納容器圧力逃がし装置は，排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。
ⅱ）格納容器圧力逃がし装置は，可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。
ⅲ）格納容器圧力逃がし装置の配管等は，他の系統・機器（例えば SGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし，他への悪影響がない場合を除く。
ⅳ）また，格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては，必要に応じて，原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。
ⅴ）格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は，人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。
ⅵ）炉心の著しい損傷時においても，現場において，人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう，遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。
ⅶ）ラプチャーディスクを使用する場合は，バイパス弁を併置すること。ただし，格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう，十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく，例えば，配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。
ⅷ）格納容器圧力逃がし装置は，長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。
ⅸ）使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。

3.7.1　適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の系統概要図を第 3.7－1 図から第 3.7－4 図に記載する。

3.7.1.1　重大事故等対処設備

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として，格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系を設ける。

(1) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備として，格納容器圧力逃がし装置を使用する。

格納容器圧力逃がし装置は，フィルタ装置，よう素フィルタ，ラプチャーディスク，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して，フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き，放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで，排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

フィルタ装置は，排気中に含まれる粒子状放射性物質及びガス状の無機よう素を除去し，よう素フィルタは，排気中に含まれる有機よう素を除去できる設計とする。

本系統はサプレッション・チェンバ及びドライウェルと接続し，いずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し，ドライウェル側からの排気では，ダイヤフラム・フロア面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は，排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため，系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ，使用後においても不活性ガスで置換できる設計とするとともに，系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け，可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで，系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は，他の発電用原子炉とは共用しない設計とする。また，格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で 2 弁設置し，格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで，悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器圧力逃がし装置の使用後に再度，代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は，原子炉格納容器が負圧とならないよう，原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には，スプレイを停止する運用とする。

格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は，遠隔手動弁操作設備によって人力による操作が可能な設計とする。

遠隔手動弁操作設備の操作場所は，原子炉建屋内の原子炉区域外とし，必要に応じて遮蔽材を配置することで，放射線防護を考慮した設計とする。また，排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については，原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔空気駆動弁操作用ボンベの設置に加え必要に応じて遮蔽材を設置し，離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより，容易かつ確実に操作が可能な設計とする。また，排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により，中央制御室から操作が可能な設計とする。

系統内に設けるラプチャーディスクは，格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう，原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置等の周囲には遮蔽体を設け，格納容器圧力逃がし装置の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・フィルタ装置
・よう素フィルタ
・ラプチャーディスク
・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・可搬型代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・常設代替直流電源設備（3.14　電源設備）
・可搬型直流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・代替所内電気設備（3.14　電源設備）

本系統の流路として，不活性ガス系，耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

また，格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁に，高圧窒素ガスを供給するための流路として，遠隔空気駆動弁操作設備の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

(2) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備として，代替循環冷却系を使用する。

代替循環冷却系は，復水移送ポンプ，残留熱除去系熱交換器，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，復水移送ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し，残留熱除去系等を経由して，原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに，原子炉格納容器内へスプレイすることで原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。原子炉圧力容器に注水された水は，原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し，原子炉格納容器内へスプレイされた水とともに，格納容器ベント管に設けられている連通孔を経て，サプレッション・チェンバに戻ることで循環

する。

代替循環冷却系は，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

残留熱除去系熱交換器は，代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）により冷却できる設計とする。

代替原子炉補機冷却系は，代替原子炉補機冷却水ポンプ及び熱交換器を搭載した熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用），配管・ホース・弁類，計測制御装置等で構成し，熱交換器ユニットを原子炉補機冷却系に接続し，大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を送水することで，残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の燃料は，燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・復水移送ポンプ
・残留熱除去系熱交換器
・熱交換器ユニット（6 号及び 7 号炉共用）
・大容量送水車（熱交換器ユニット用）（6 号及び 7 号炉共用）
・サプレッション・チェンバ（3.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）
・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・可搬型代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・代替所内電気設備（3.14　電源設備）
・燃料補給設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

代替循環冷却系の流路として，高圧炉心注水系，復水補給水系の配管及び弁，給水系の配管，弁及びスパージャ，残留熱除去系の配管，弁，ストレーナ及びポンプ並びに格納容器スプレイ・ヘッダを重大事故等対処設備として使用する。

代替原子炉補機冷却系の流路として，原子炉補機冷却系の配管，弁及びサージタンク並びにホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準対象施設である原子炉圧力容器及び原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準事故対処設備である非常用取水設備の海水貯留堰，スクリーン室及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様を第 3.7－1 表に示す。

原子炉圧力容器については，「3.20　原子炉圧力容器」に記載する。

サプレッション・チェンバについては，「3.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」に記載する。

原子炉格納容器については，「3.21　原子炉格納容器」に記載する。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備，可搬型直流電源設備，代替所内電気設備及び燃料補給設備については，「3.14　電源設備」に記載する。

非常用取水設備については，「3.23　非常用取水設備」に記載する。

3.7.1.1.1　多様性，位置的分散

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。

格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置し，代替循環冷却系の復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に，残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは原子炉建屋内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

代替循環冷却系に使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，格納容器圧力逃がし装置から離れた屋外に分散して保管することで，格納容器圧力逃がし装置と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

熱交換器ユニットの接続口は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，互いに異なる複数箇所に設置し，かつ格納容器圧力逃がし装置との離隔を考慮した設計とする。

電源設備の多様性，位置的分散については「3.14　電源設備」に記載する。

3.7.1.1.2　悪影響防止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

格納容器圧力逃がし装置は，通常時は弁により他の系統と隔離し，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，格納容器圧力逃がし装置は，重大事故等時の排出経路と非常用ガス処理系，原子炉区域・タービン区域換気空調系等の他系統及び機器との間に隔離弁を直列に2弁設置し，格納容器圧力逃がし装置使用時に確実に隔離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替循環冷却系は，通常時は弁により他の系統と隔離し，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，サプレッション・チェンバのプール水に含まれる放射性物質の系外放出を防止するため，代替循環冷却系は閉ループにて構成する設計とする。

代替循環冷却系に使用する代替原子炉補機冷却系は，通常時は熱交換器ユニットを接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，原子炉補機冷却系と代替原子炉補機冷却系を同時に使用しないことにより，相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，治具や輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.7.1.1.3　容量等

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタは，想定される重大事故等時において，原子炉格納容器内を減圧させるため，原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して，格納容器圧力逃がし装置での圧力損失を考慮しても十分な排出流量を有する設計とする。

フィルタ装置は，想定される重大事故等時において，粒子状放射性物質に対する除去効率が 99.9%以上確保できる設計とする。また，スクラバ水の待機時の薬物添加濃度は，想定される重大事故等時のスクラバ水の pH 値の低下を考慮しても，無機よう素に対する除去効率が 99.9%以上確保できる pH 値を維持できる設計とする。フィルタ装置は，サプレッション・チェンバへの排水及び薬液注入によるスクラバ水の pH 値の調整が可能な設計とする。フィルタ装置の金属フィルタは，想定される重大事故等時において，金属フィルタに流入するエアロゾル量に対して十分な容量を有する設計とする。

よう素フィルタの銀ゼオライト吸着層は，想定される排気ガスの流量に対して，有機よう素に対する除去効率が 98%以上となるために必要な排気ガス滞留時間を確保できる吸着層の厚さ及び有効面積を有する設計とする。

ラプチャーディスクは，格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう，原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。

代替循環冷却系の復水移送ポンプは，設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており，設計基準対象施設としての復水移送ポンプ 2 台におけるポンプ流量が，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するために必要な流量に対して十分であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計する。

代替循環冷却系の残留熱除去系熱交換器は，設計基準事故対処設備の残留熱除去系と兼用しており，設計基準事故対処設備としての伝熱容量が，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，代替原子炉補器冷却系での圧力損失を考慮しても原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とする。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系熱交換器で発生した熱を除去するために必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する熱交換器ユニット 1 セット 1 式と大容量送水車（熱交換器ユニット用）1 セット 1 台を使用する。熱交換器ユニットの保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 4 式に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 式（6 号及び 7 号炉共用）の合計 5 式を保管する。大容量送水車（熱交換器ユニット用）の保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 4 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 5 台を保管する。

また，代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，想定される重大事故等時において，代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱と燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱を同時に使用するため，各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計

とする。

3.7.1.1.4　環境条件等

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置，よう素フィルタ及びラプチャーディスクは，屋外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

格納容器圧力逃がし装置の排出経路に設置される隔離弁のうち原子炉建屋内に設置する弁の操作は，原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔手動弁操作設備の設置及び必要に応じた遮蔽材の設置により，想定される重大事故等時において，離れた場所から人力で容易かつ確実に手動操作が可能な設計とする。また，排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については，原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔空気駆動弁操作用ボンベの設置に加え必要に応じて遮蔽材を設置し，離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより，容易かつ確実に操作が可能な設計とする。また，排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については，中央制御室から操作が可能な設計とする。フィルタ装置，よう素フィルタの周囲及び必要に応じて配管等の周囲に遮蔽体を設けることで，屋外に設置する弁の操作，スクラバ水の排水，給水操作等のフィルタ装置周辺での操作が可能な設計とする。

代替循環冷却系の復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

復水移送ポンプの操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。

代替循環冷却系の残留熱除去系熱交換器は原子炉区域内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

代替循環冷却系の系統構成に必要な弁の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。代替循環冷却系運転後における弁の操作は，配管等の周囲の線量を考慮して，中央制御室又は離れた場所から遠隔で可能な設計とする。

代替循環冷却系に使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は屋外に保管及び設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

熱交換器ユニットの常設設備との接続及び操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

代替原子炉補機冷却系の系統構成に必要な弁の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の熱交換器ユニットとの接続及び操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

また，熱交換器ユニットの海水通水側及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，使用時に海水を通水するため，海水影響を考慮した設計とし，海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

代替循環冷却系運転後における配管等の周囲の線量低減のため，フラッシングが可能な設計とする。

3.7.1.1.5　操作性の確保

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器圧力逃がし装置は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁には，炉心の著しい損傷が発生した場合において，現場において人力で弁の操作ができるよう，遠隔手動弁操作設備を設置するとともに，操作場所は原子炉建屋内の原子炉区域外とし，必要に応じて遮蔽材を設置することで，容易かつ確実に人力による操作が可能な設計とする。また，排出経路に設置される隔離弁のうち，空気作動弁については，遠隔空気駆動弁操作用ボンベ及び遠隔空気駆動弁操作設備を設置するとともに，操作場所を原子炉建屋内の原子炉区域外とし，必要に応じて遮蔽材を設置することで，容易かつ確実に操作が可能な設計とする。また，排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

代替循環冷却系は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

復水移送ポンプは，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし，系統構成に必要な弁は，中央制御室若しくは離れた場所での操作スイッチにより操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。また，代替循環冷却系の運転中に残留熱除去系ストレーナが閉塞した場合においては，逆洗操作が可能な設計とする。

代替循環冷却系に使用する代替原子炉補機冷却系は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から接続，弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，付属の操作スイッチにより，設置場所での操作が可能な設計とする。代替原子炉補機冷却系の系統構成に必要な弁の操作は，中央制御室若しくは離れた場所での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

熱交換器ユニットを接続する接続口については，フランジ接続とし，一般的に使用される工具を用いて，ホースを確実に接続することができる設計とする。また，6 号及び 7 号炉が相互に使用することができるよう，接続口の口径を統一する設計とする。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）と熱交換器ユニットとの接続は，簡便な接続とし，結合金具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。

3.7.1.1.6　試験検査

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器逃がし装置は，発電用原子炉の停止中に排出経路の隔離弁の開閉動作及び漏えいの確認が可能な設計とする。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は，発電用原子炉の停止中に内部構造物の外観の確認が可能な設計とする。また，よう素フィルタは，発電用原子炉の停止中に内部構造物の外観の確認及び内部に設置されている銀ゼオライト試験片を用

いた性能の確認が可能な設計とする。

ラプチャーディスクは，発電用原子炉の停止中に取替えが可能な設計とする。

代替循環冷却系は，発電用原子炉の運転中又は停止中に弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また，復水移送ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

代替循環冷却系に使用する代替原子炉補機冷却系は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また，代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットの代替原子炉補機冷却水ポンプ及び熱交換器は，発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替えが可能な設計とする。代替原子炉補機冷却系の大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに，分解又は取替えが可能な設計とする。

また，熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 3.7－1 表　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様

(1) 格納容器圧力逃がし装置

兼用する設備は以下のとおり。

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

a. フィルタ装置

個　　数	1
系統設計流量	約 31.6kg/s
放射性物質除去効率	99.9%以上(粒子状放射性物質及び無機よう素に対して)
材　　料	
スクラバ水	水酸化ナトリウム水溶液（pH　以上）
金属フィルタ	ステンレス鋼

b. よう素フィルタ

個　　数	2
系統設計流量	約 15.8kg/s（1 基あたりの設計流量）
放射性物質除去効率	98%以上（有機よう素に対して）
材　　料	銀ゼオライト

c. ラプチャーディスク

個　　数	2
設定破裂圧力	約 100kPa[gage]

(2) 代替循環冷却系

a. 復水移送ポンプ

第 3.4－1 表　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。

b. 残留熱除去系熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系

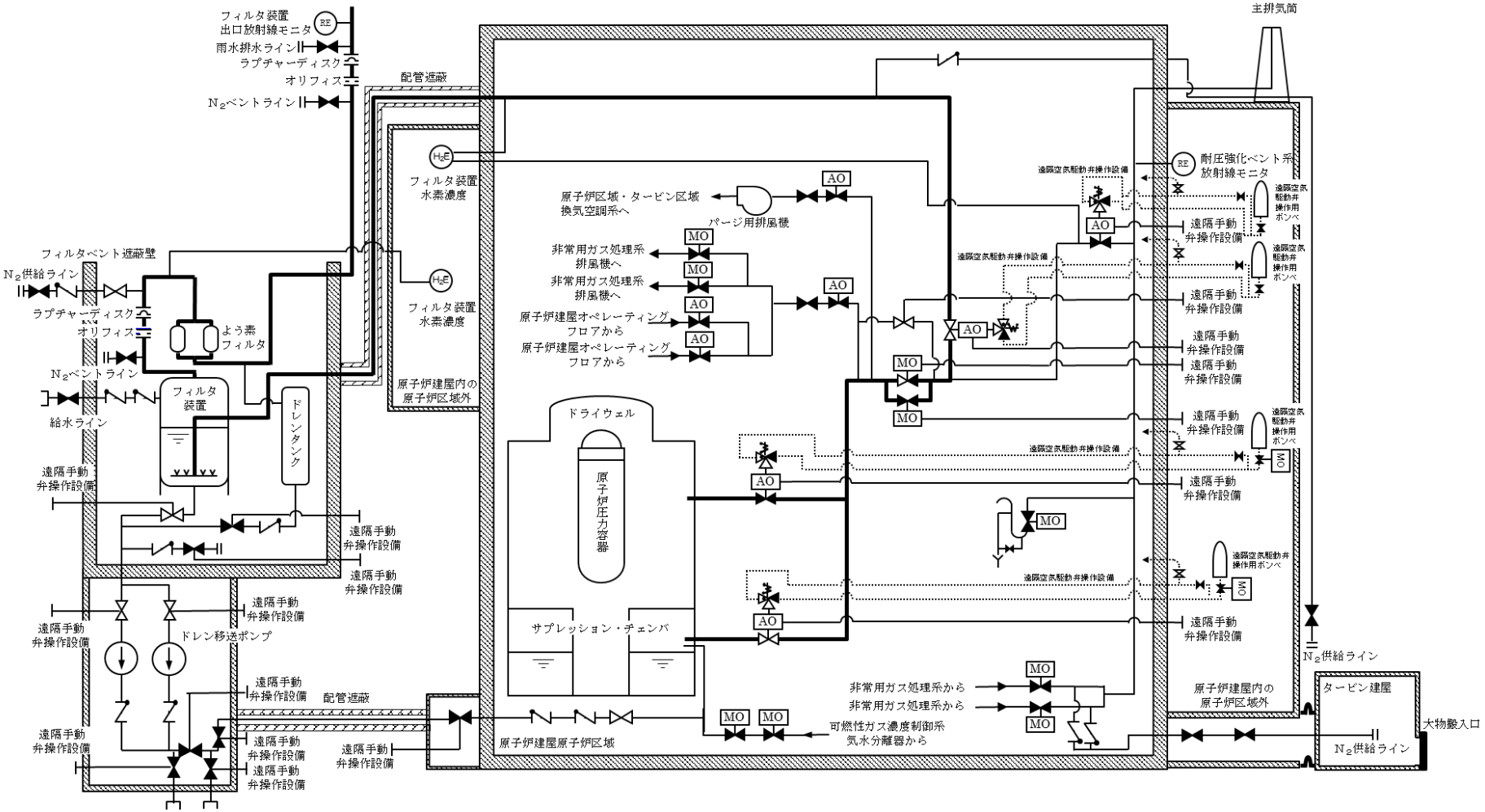
基　　数	1
伝熱容量	約 8.1MW

c. 熱交換器ユニット（6 号及び 7 号炉共用）

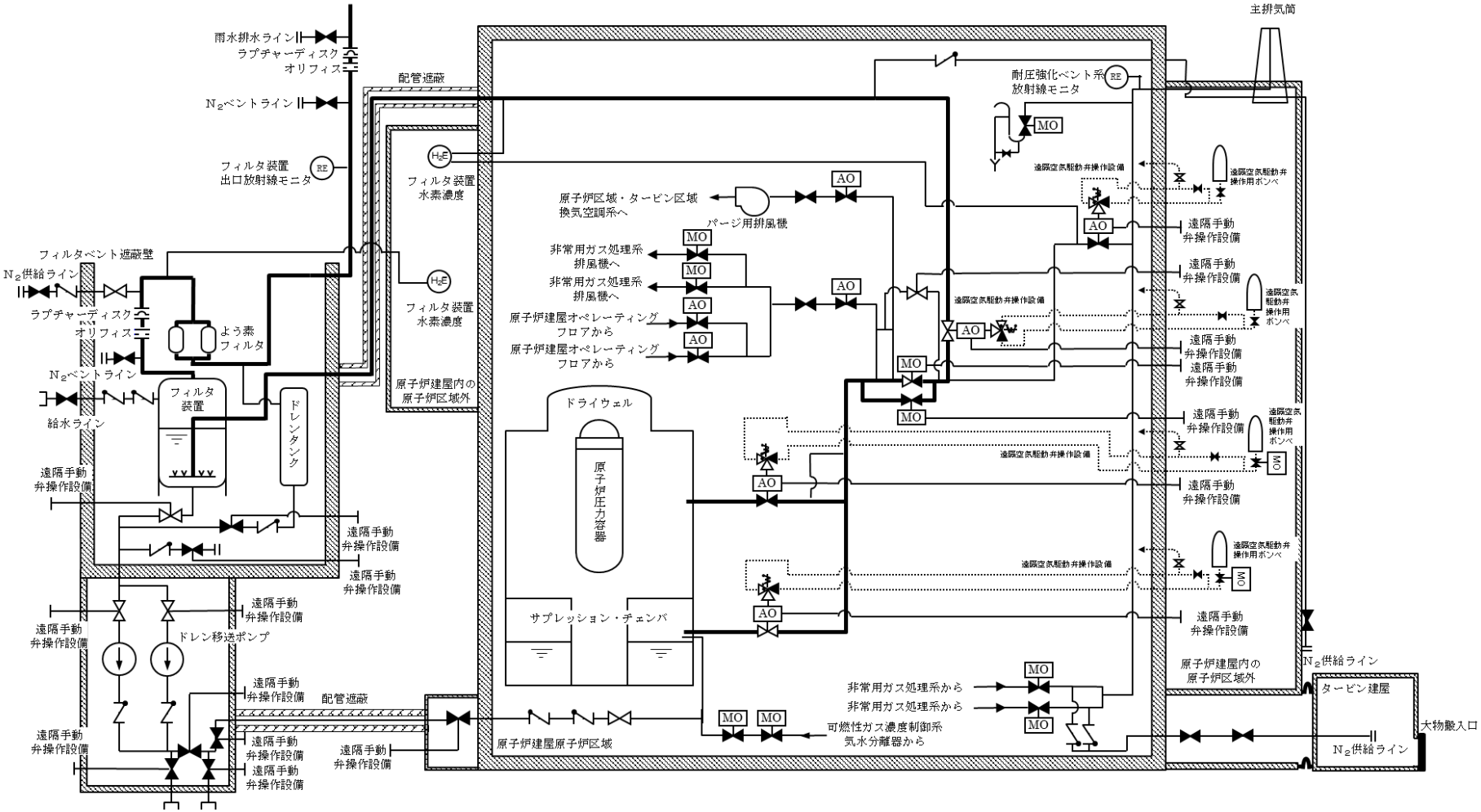
第 3.5－1 表　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様に記載する。

d. 大容量送水車（熱交換器ユニット用）（6 号及び 7 号炉共用）

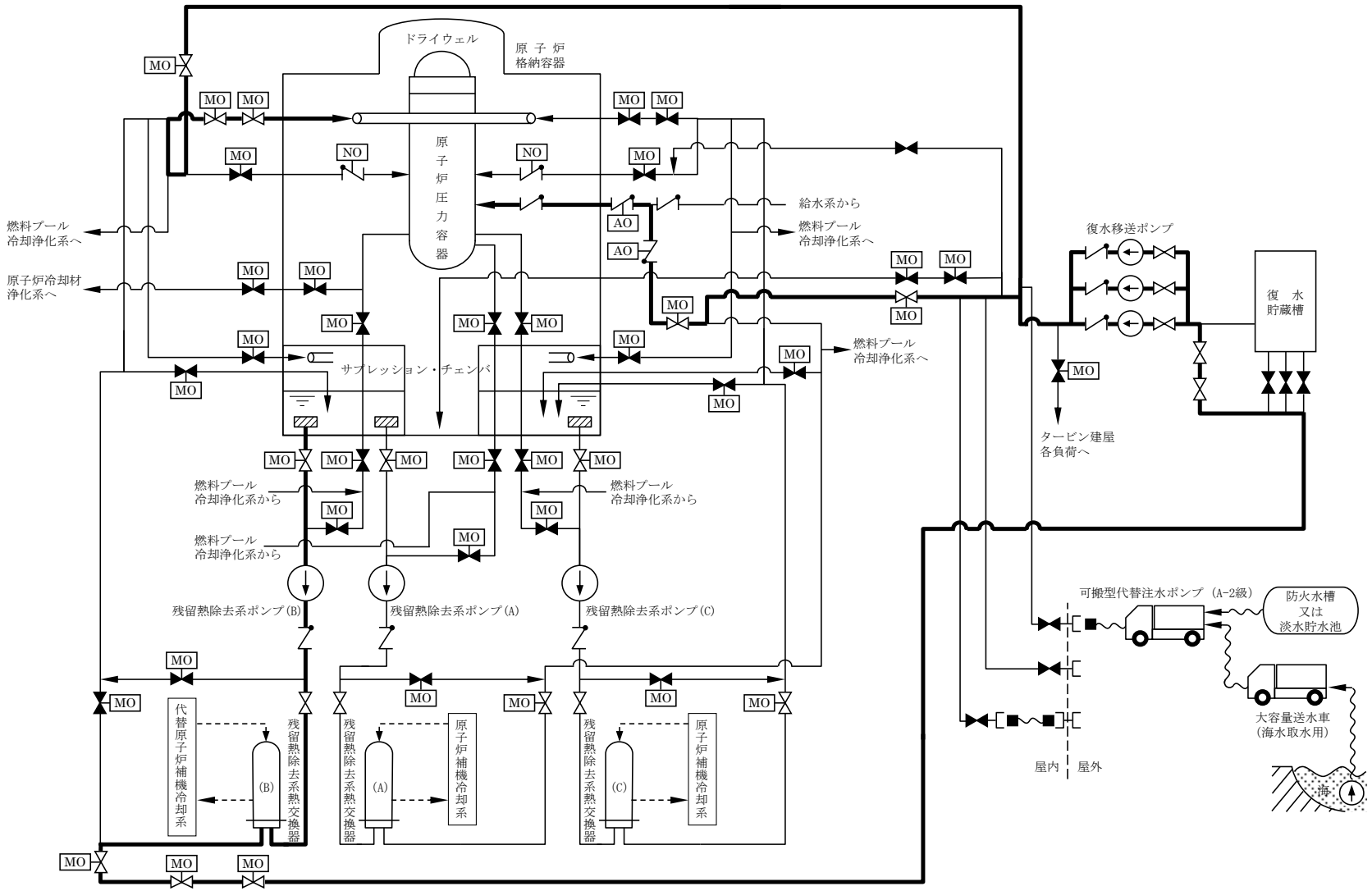
第 3.5－1 表　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様に記載する。



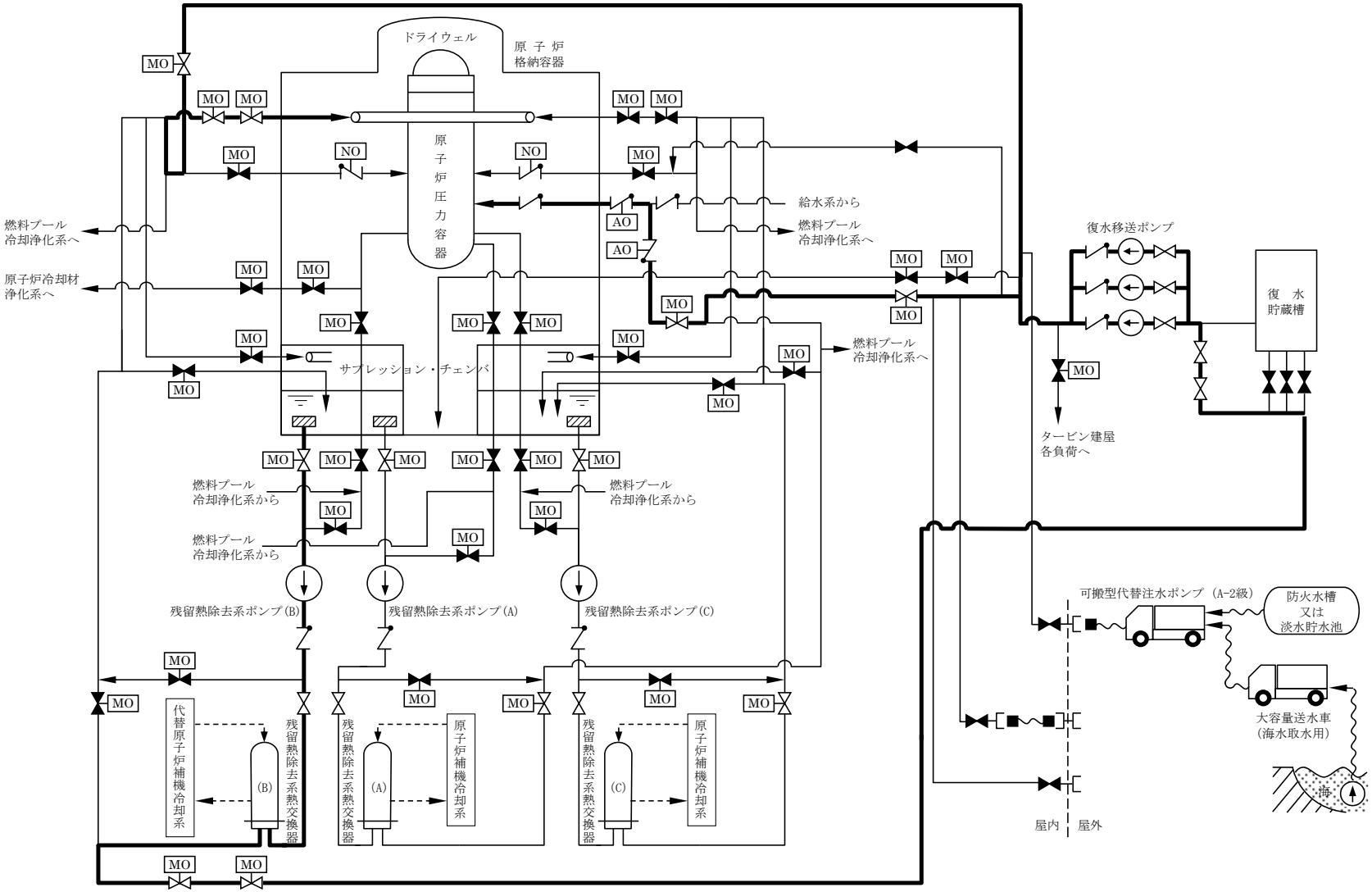
第 3.7－1 図(1)　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図
（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の減圧及び除熱）（6 号炉）



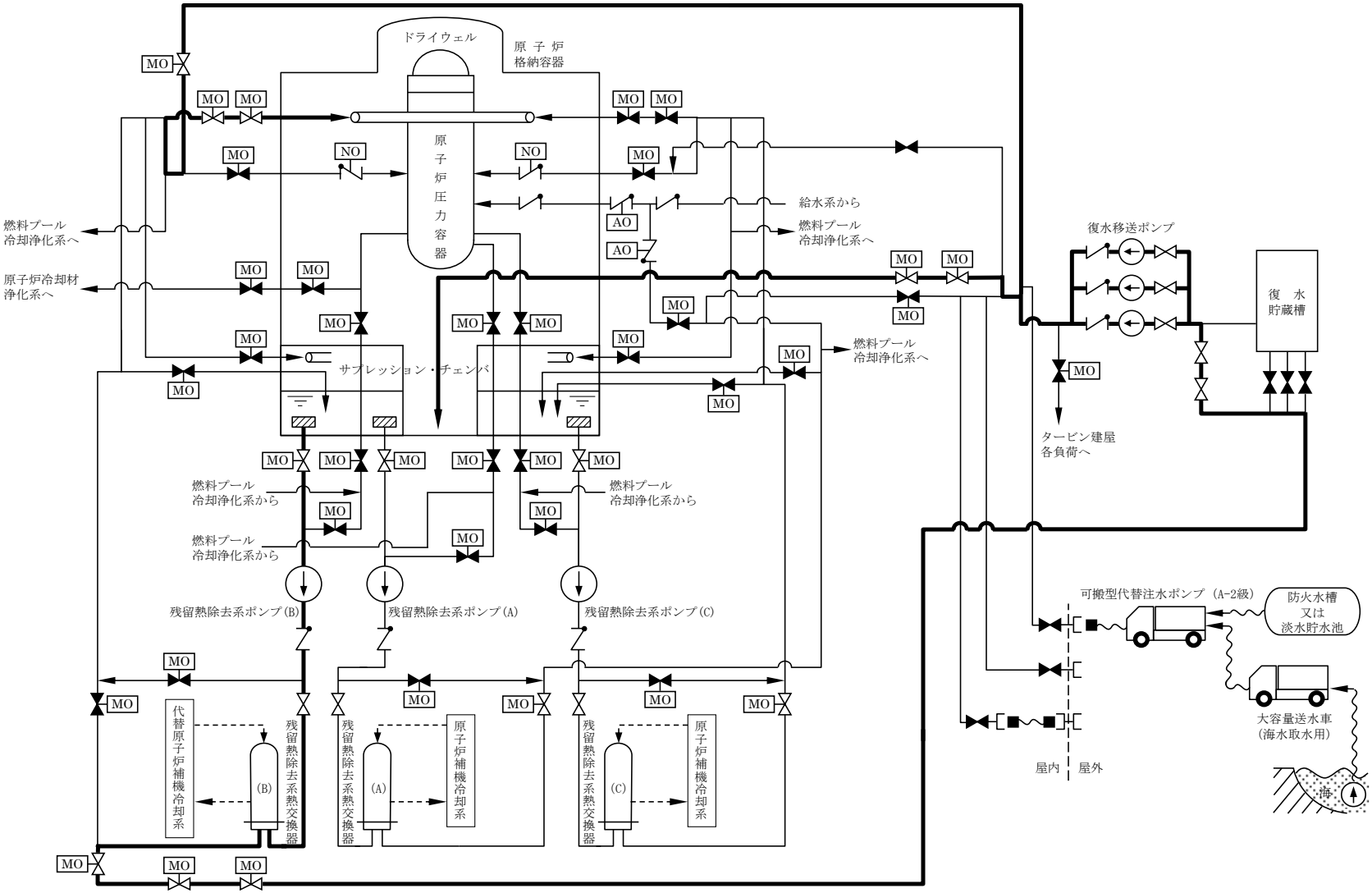
第 3.7－1 図(2)　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図
（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の減圧及び除熱）（7 号炉）



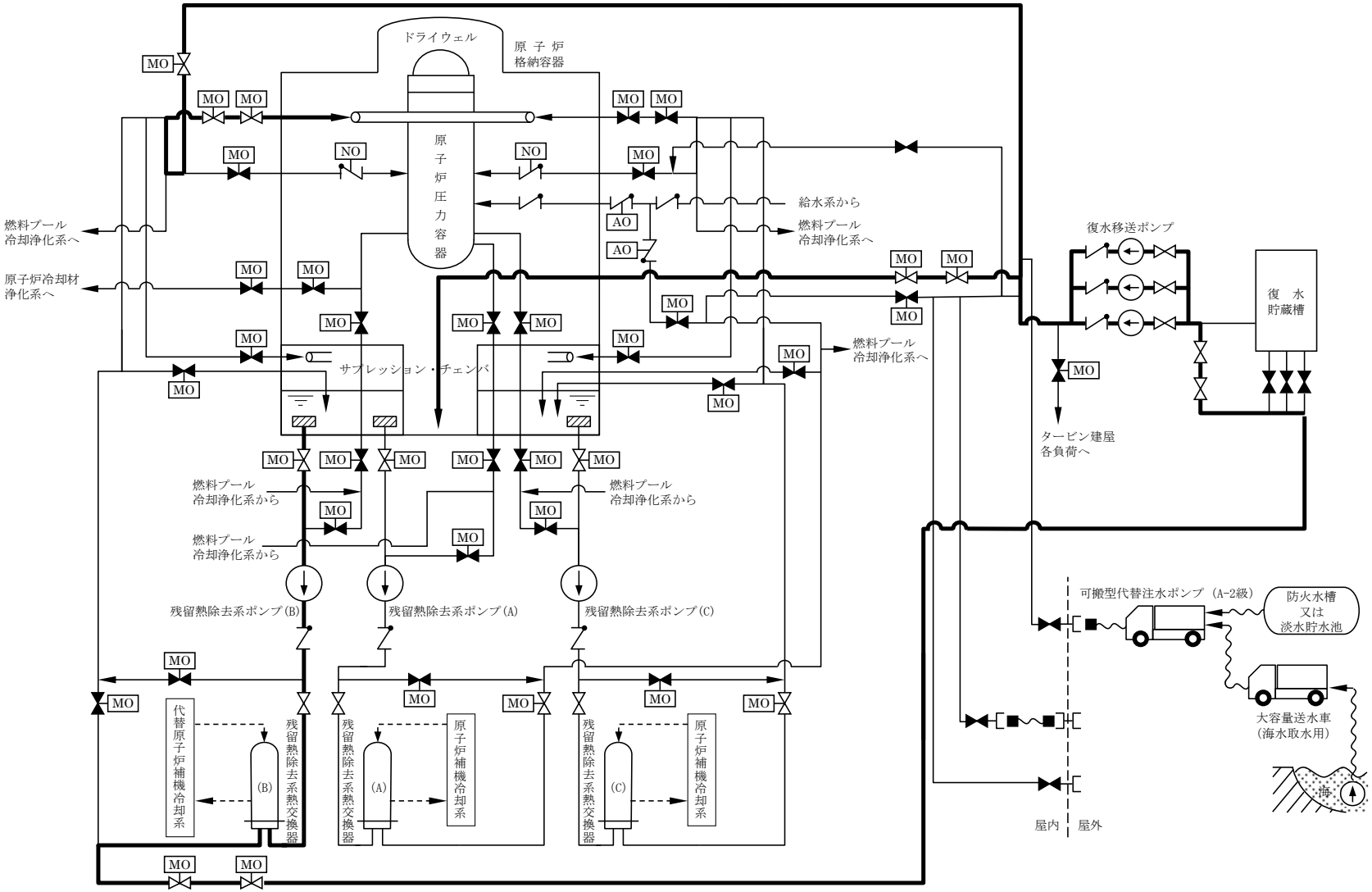
第 3.7−2 図(1)　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱（原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合））(6 号炉)



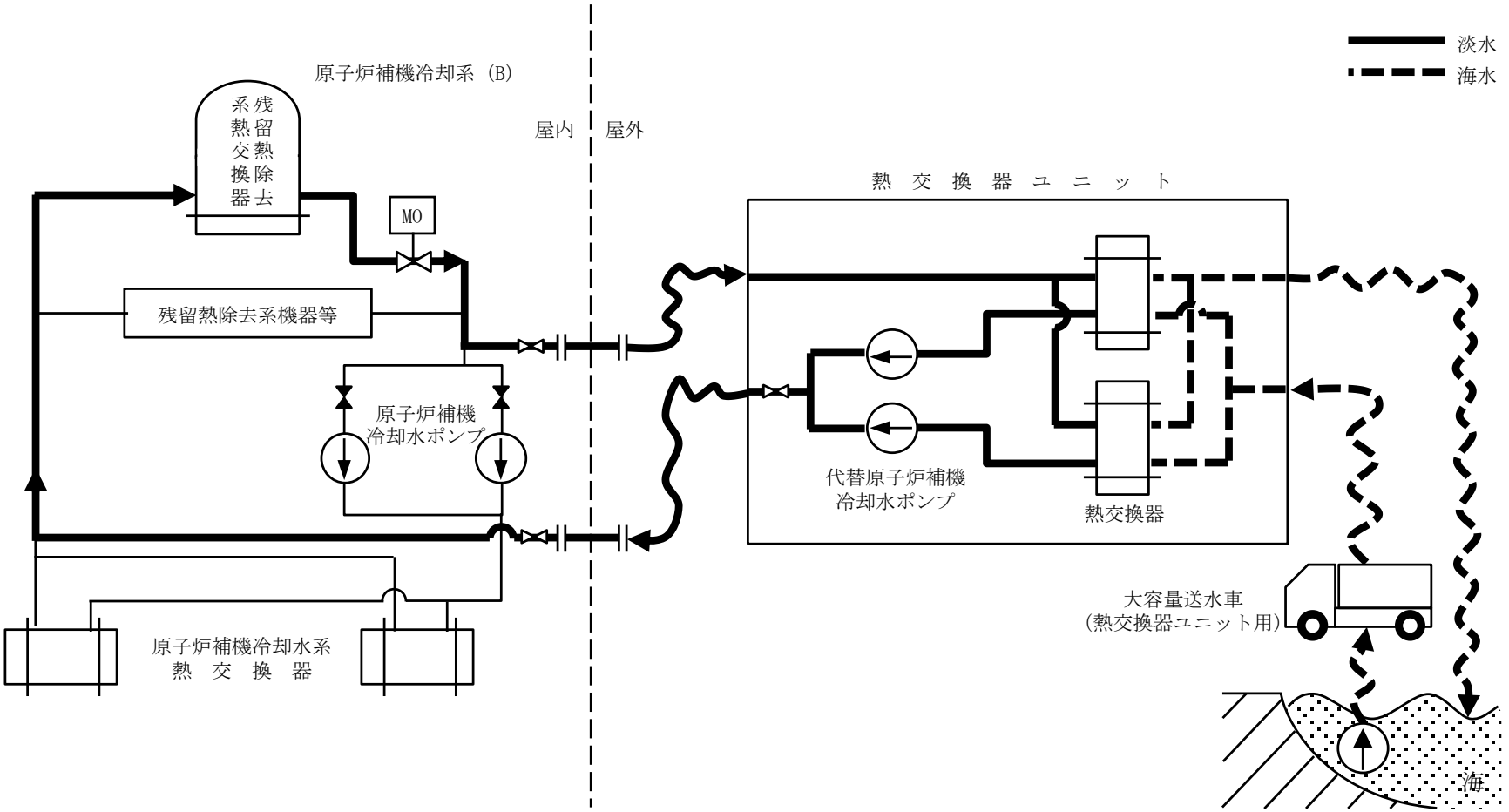
第 3.7－2 図(2)　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱（原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合））（7 号炉）



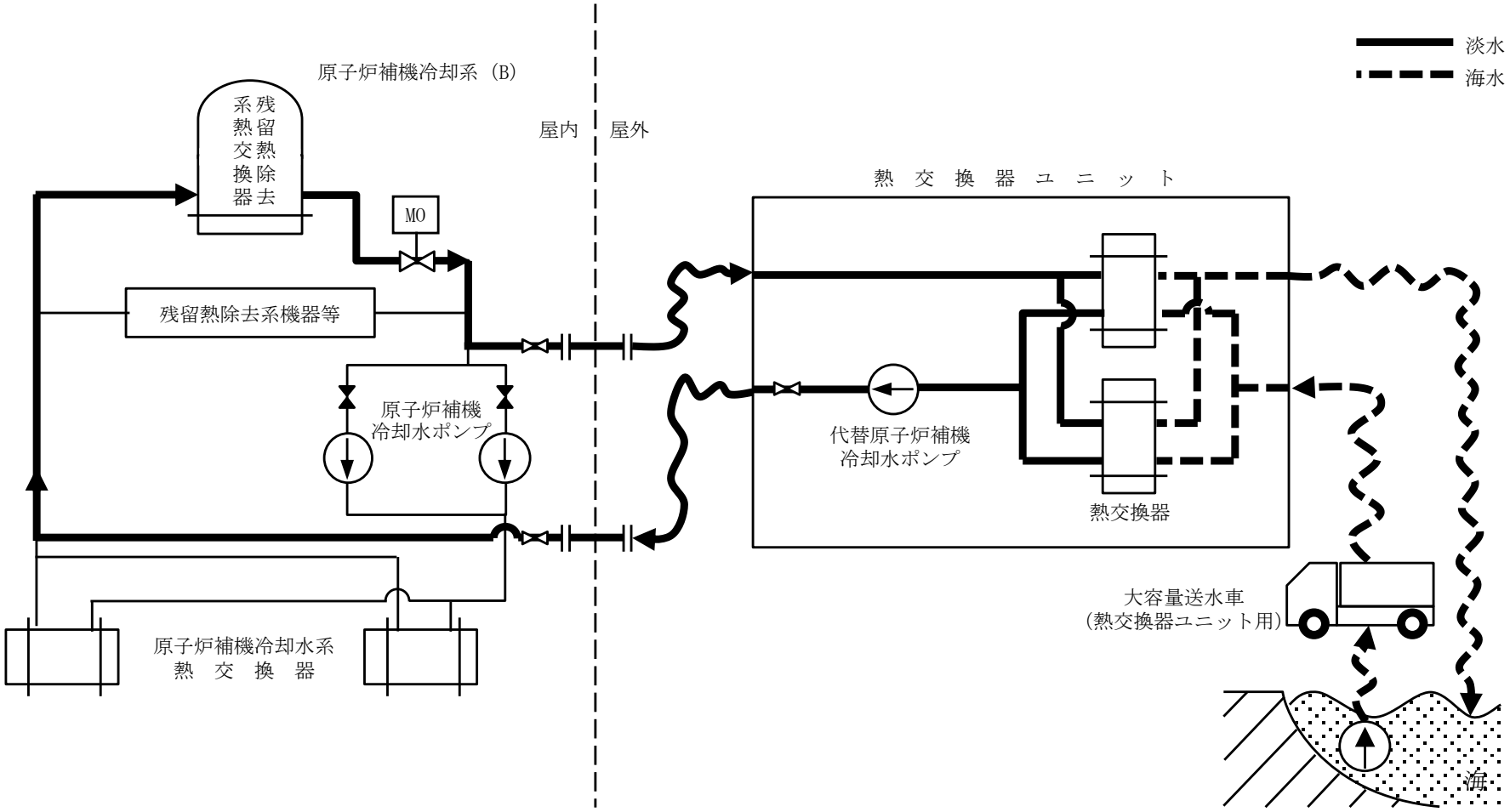
第 3.7－3 図(1)　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱(原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合)）(6 号炉)



第 3.7－3 図(2)　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱(原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合)）(7 号炉)



第 3.7－4 図(1)　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（代替原子炉補機冷却系））（その 1）



第 3.7－4 図(2)　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（代替原子炉補機冷却系））（その 2）

3.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備【51 条】

【設置許可基準規則】

（原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備）

第五十一条　発電用原子炉施設には，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，溶融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）

1　第 51 条に規定する「溶融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお，原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は，溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。

a）原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

ⅰ）原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は，接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）

ⅱ）原子炉格納容器下部注水設備は，多重性又は多様性及び独立性を有し，位置的分散を図ること。（ただし，建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）

b）これらの設備は，交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

3.8.1　適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，溶融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで，溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し，溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する。

原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の系統概要図を第 3.8－1 図から第 3.8－6 図に示す。

3.8.1.1　重大事故等対処設備

原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止できるよう，原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行うための設備として，格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）を設ける。また，溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合に，ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプへの溶融炉心の流入を抑制するための設備として，コリウムシールドを設ける。

(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に用いる設備

a.　格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として，格納容器下部注水系（常設）を使用する。

格納容器下部注水系（常設）は，復水移送ポンプ，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，復水移送ポンプにより，復水貯蔵槽の水を復水補給水系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し，溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに，落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

格納容器下部注水系（常設）は，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

また，コリウムシールドは，溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において，ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプへの溶融炉心の流入を抑制する設計とする。更に格納容器下部注水系（常設）を使用することにより，ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプのコンクリートの侵食を抑制し，溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・復水移送ポンプ
・コリウムシールド
・復水貯蔵槽（3.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）
・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・可搬型代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・代替所内電気設備（3.14　電源設備）

本系統の流路として，復水補給水系及び高圧炉心注水系の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

b. 格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として，格納容器下部注水系（可搬型）を使用する。

格納容器下部注水系（可搬型）は，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），配管・ホース・弁類，計測制御装置等で構成し，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により，代替淡水源の水を復水補給水系を経由して原子炉格納容器下部へ注水し，溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに，落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）は，代替淡水源が枯渇した場合において，重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大容量送水車（海水取水用）により海を利用できる設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）は，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は，燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

また，コリウムシールドは，溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合において，ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプへの溶融炉心の流入を抑制する設計とする。更に格納容器下部注水系（可搬型）を使用することにより，ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプのコンクリートの侵食を抑制し，溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）
・コリウムシールド
・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・可搬型代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・代替所内電気設備（3.14　電源設備）
・燃料補給設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

本系統の流路として，復水補給水系の配管及び弁並びにホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備

a. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として，低圧代替注水系（常設）を使用する。なお，この場合は，ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

本系統の詳細については，「3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電

用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として，低圧代替注水系（可搬型）を使用する。なお，この場合は，ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

本系統の詳細については，「3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

c. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として，高圧代替注水系を使用する。なお，この場合は，ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

本系統の詳細については，「3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

d. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として，ほう酸水注入系を使用する。なお，この場合は，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型）及び高圧代替注水系のいずれかによる原子炉圧力容器への注水と並行して行う。

本系統の詳細については，「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」に記載する。

原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の主要機器仕様を第 3.8－1 表に示す。

大容量送水車（海水取水用），復水貯蔵槽については，「3.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」に記載する。

原子炉格納容器については，「3.21　原子炉格納容器」に記載する。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備及び燃料補給設備については，「3.14　電源設備」に記載する。

3.8.1.1.1　多重性又は多様性及び独立性，位置的分散

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし，格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）をディーゼルエンジンによる駆動とすることで，多様性を有する設計とする。

格納容器下部注水系（常設）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，格納容器下部注水系（常設）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また，格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）の水源は，それぞれ復水貯蔵槽と代替淡水源とすることで，異なる水源を有する設計とする。

復水移送ポンプは，廃棄物処理建屋内に設置し，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は廃棄物処理建屋から離れた屋外に分散して保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，格納容器下部注水系（可搬型）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の接続口は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって，格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）は，互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

電源設備の多重性又は多様性及び独立性，位置的分散については「3.14　電源設備」に記載する。

3.8.1.1.2　悪影響防止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

格納容器下部注水系（常設）は，通常時は弁により他の系統と隔離し，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）は，通常時は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，治具や輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

コリウムシールドは，他の設備と独立して設置することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，コリウムシールドは，下部にスリットを設けることで，原子炉格納容器下部に設置されているドライウェル高電導度廃液サンプの原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えい検出機能に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

3.8.1.1.3　容量等

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプは，設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており，設計基準対象施設としてのポンプ流量が，想定される重大事故等時において，原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために必要な注水流量に対して十分であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計する。また，復水移送ポンプは，想定される重大事故等時において，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）として同時に使用するため，各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，想定される重大事故等時において，原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために必要な注水流量を有するものを 1 セット 4 台使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 16 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 17 台を保管する。

コリウムシールドは，原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心が，ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプへ流入することを抑制するために必要な厚さ及び高さを有する設計とする。

3.8.1.1.4　環境条件等

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプは，廃棄物処理建屋内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。復水移送ポンプの操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。

格納容器下部注水系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。

また，格納容器下部注水系（常設）は，淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお，可能な限り淡水を優先し，海水通水を短期間とすることで，設備への影響を考慮する。

格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，屋外に保管及び設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の常設設備との接続及び操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）の系統構成に必要な弁の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室若しくは離れた場所から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。

また，格納容器下部注水系（可搬型）は，淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお，可能な限り淡水を優先し，海水通水を短期間とすることで，設備への影響を考慮する。

コリウムシールドは，原子炉格納容器下部に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

3.8.1.1.5　操作性の確保

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器下部注水系（常設）は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプは，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし，系統構成に必要な弁は，中央制御室若しくは離れた場所での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から接続，弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，付属の操作スイッチにより，設置場所での操作が可能な設計とし，系統構成に必要な弁は，中央制御室若しくは離れた場所での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を接続する接続口については，簡便な接続とし，接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また，6 号及び7号炉が相互に使用することができるよう，接続口の口径を統一する設計とする。

3.8.1.1.6　試験検査

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器下部注水系（常設）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また，格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプは，発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに，分解又は取替えが可能な設計とする。また，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

コリウムシールドは，発電用原子炉の停止中に外観の確認が可能な設計とする。

第 3.8－1 表　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の主要機器仕様

(1) 格納容器下部注水系（常設）

a.　復水移送ポンプ

第 3.4－1 表　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。

(2) 格納容器下部注水系（可搬型）

a.　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）

第3.11－1表　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(3) コリウムシールド

材　　質	ジルコニア	
高　　さ	6 号炉	約 0.85m
	7 号炉	約 0.65m
厚　　さ	約 0.13m	

(4) 低圧代替注水系（常設）

a.　復水移送ポンプ

第 3.4－1 表　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。

(5) 低圧代替注水系（可搬型）

a.　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）

第3.11－1表　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(6) 高圧代替注水系

ａ．　高圧代替注水系ポンプ

第 3.2－1 表　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。

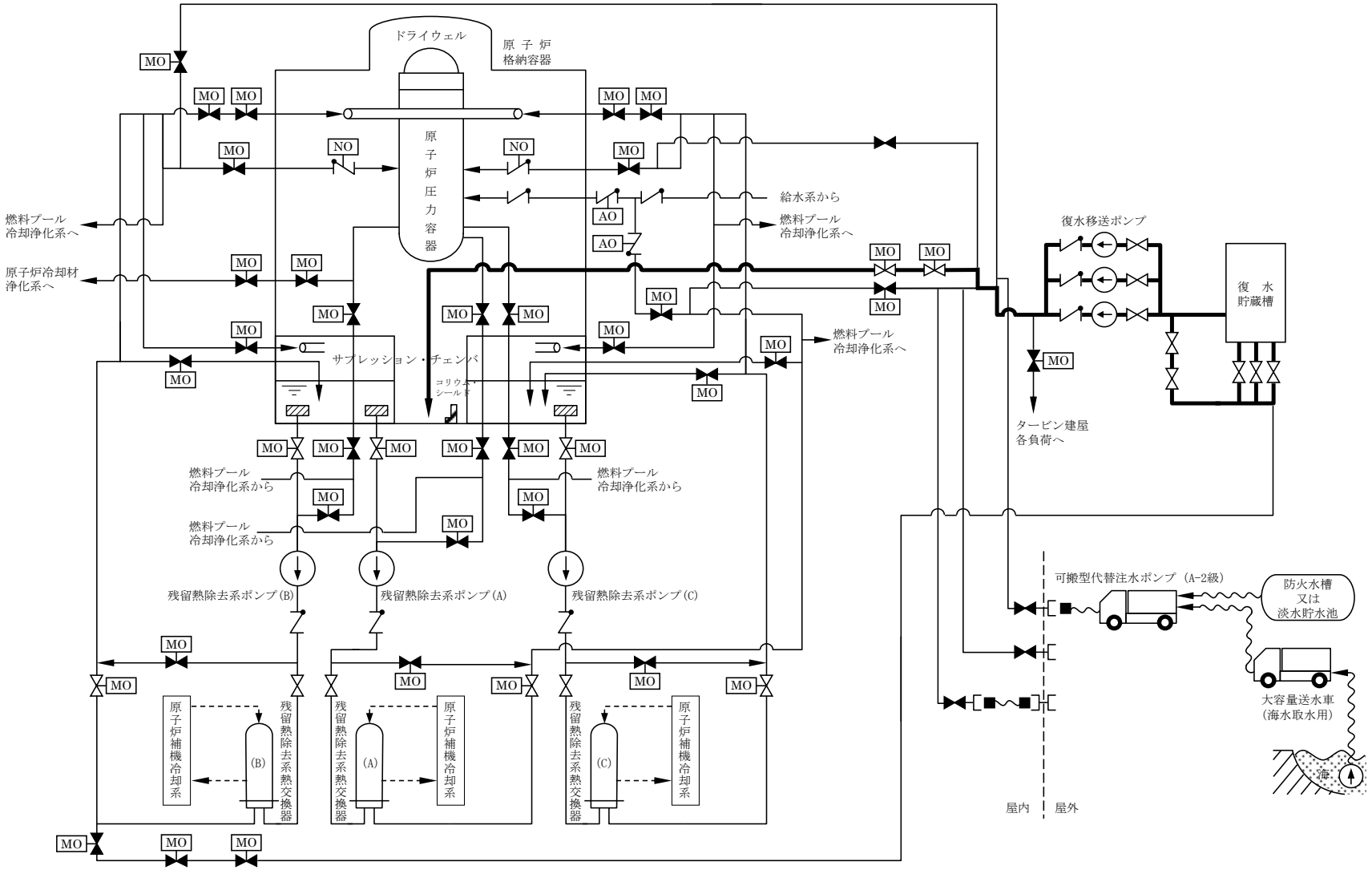
(7) ほう酸水注入系

ａ．　ほう酸水注入系ポンプ

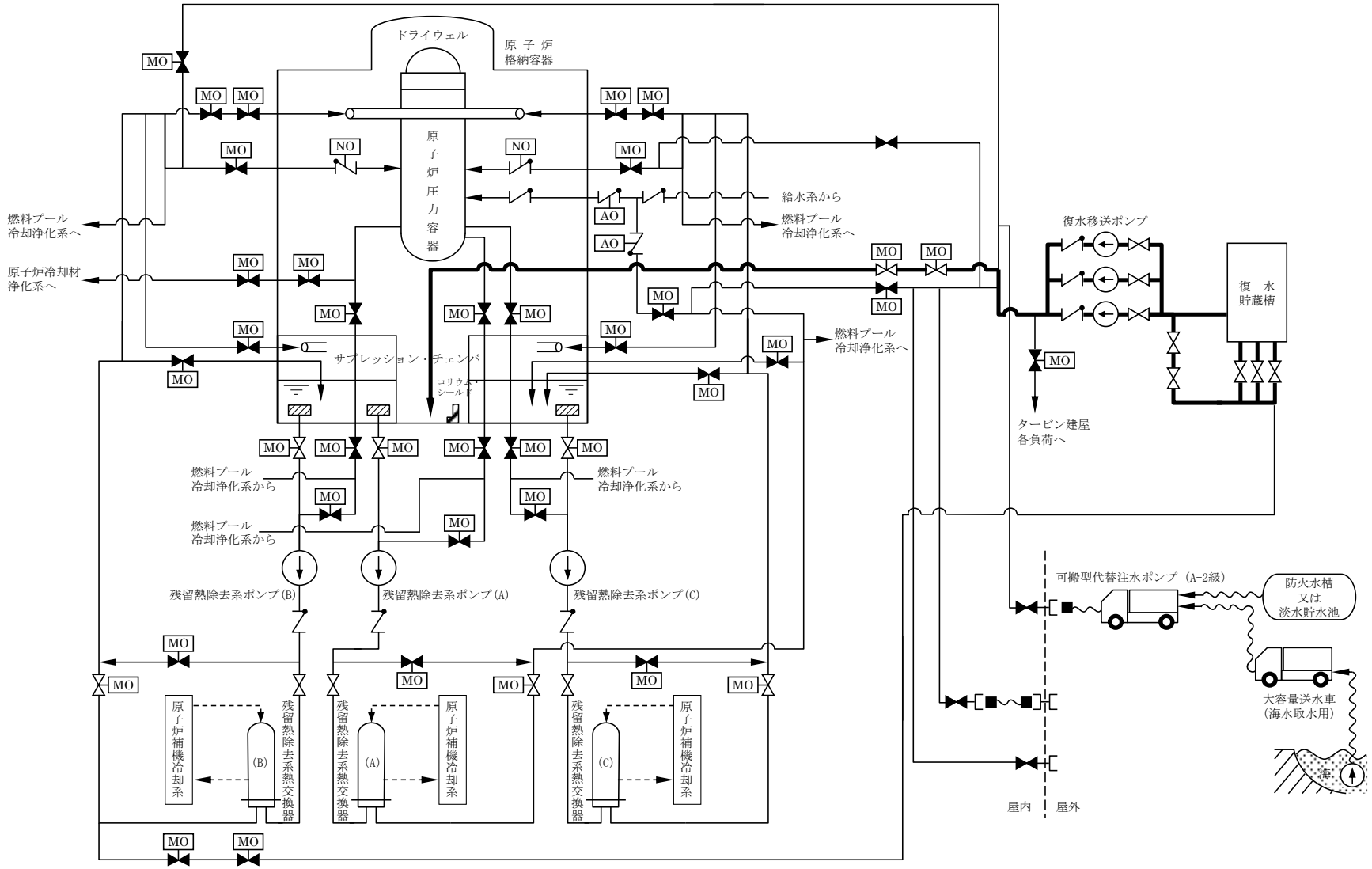
第 3.1－1 表　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要機器仕様に記載する。

ｂ．　ほう酸水注入系貯蔵タンク

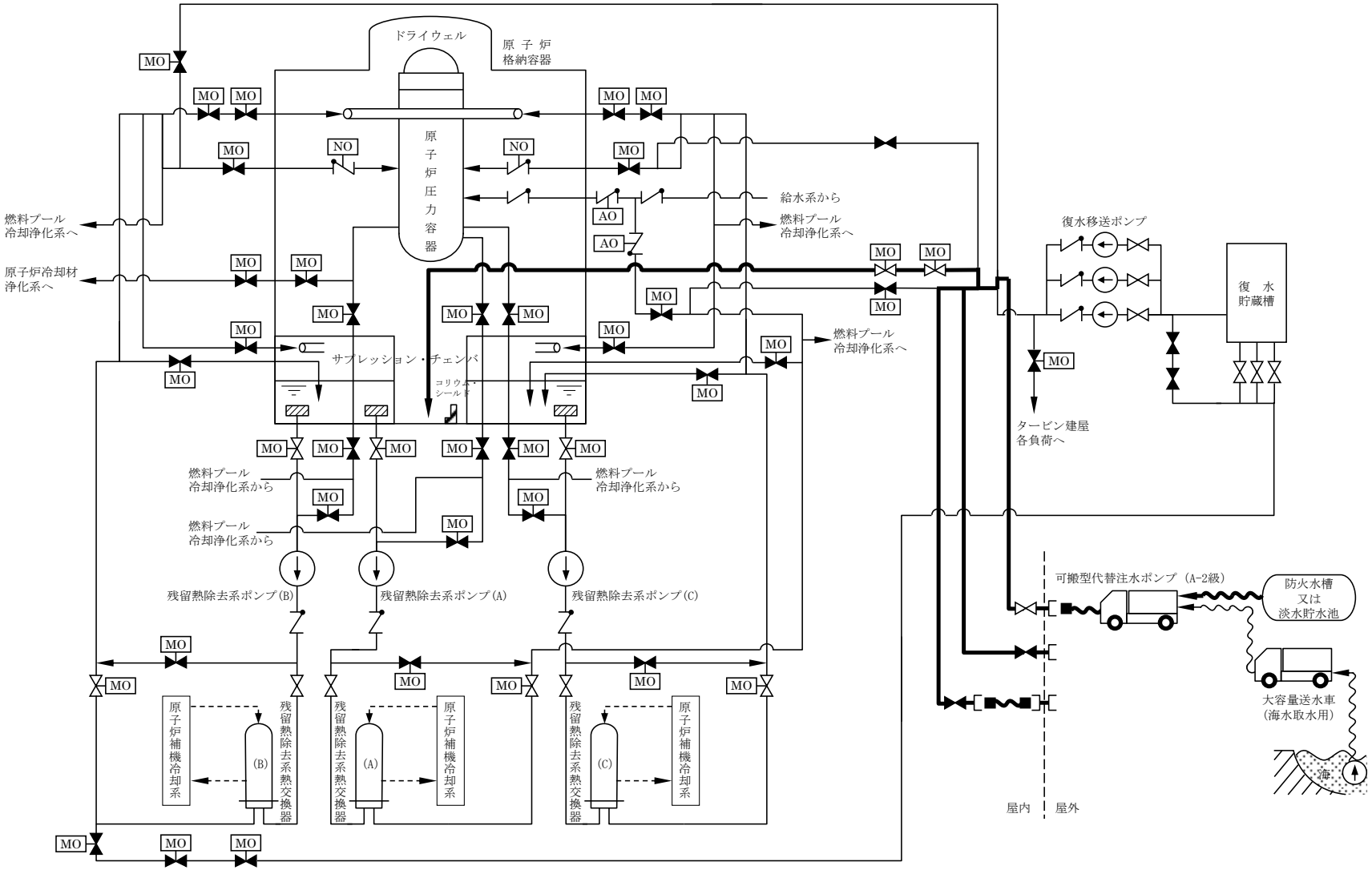
第 3.1－1 表　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要機器仕様に記載する。



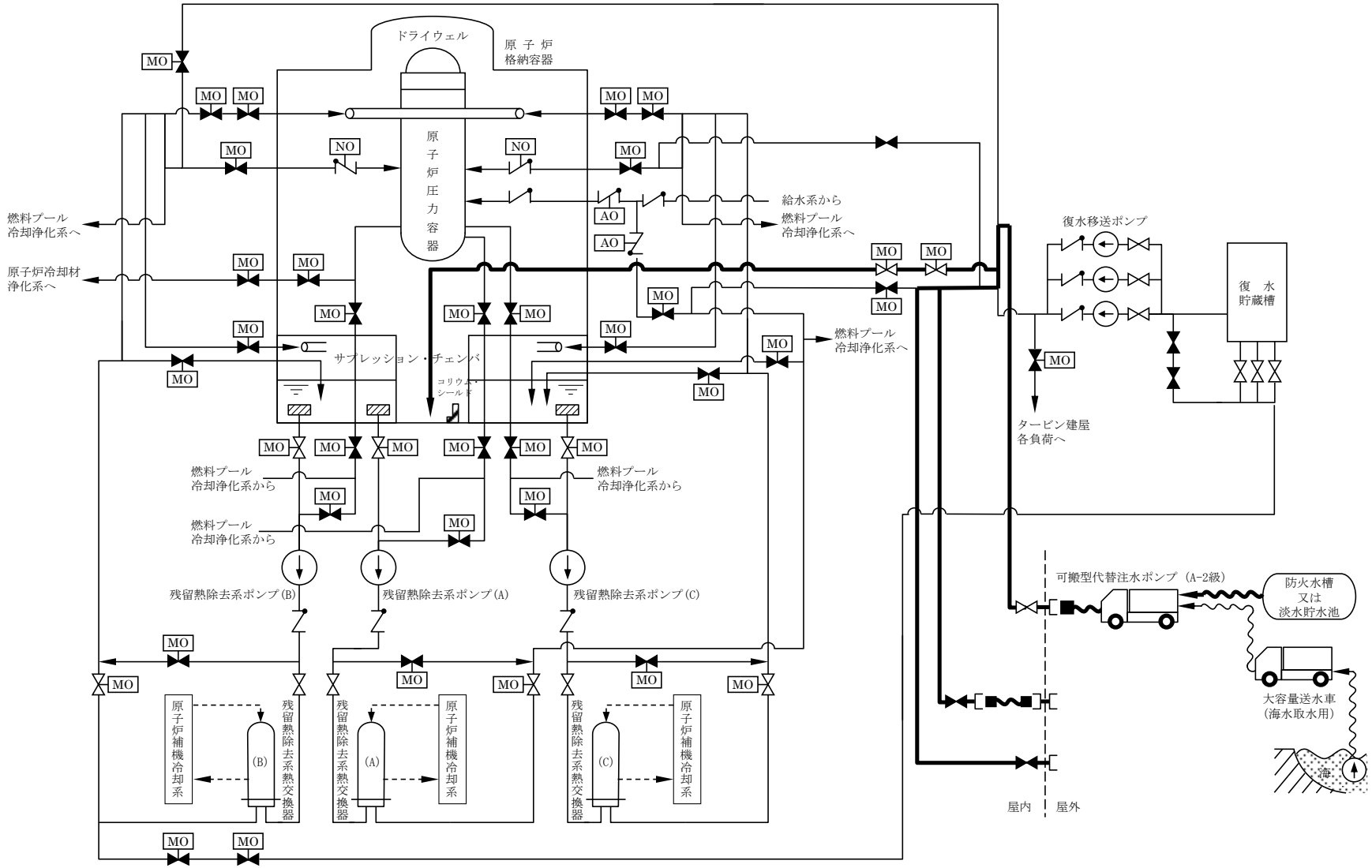
第 3.8－1 図(1)　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図
（格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水）(6 号炉)



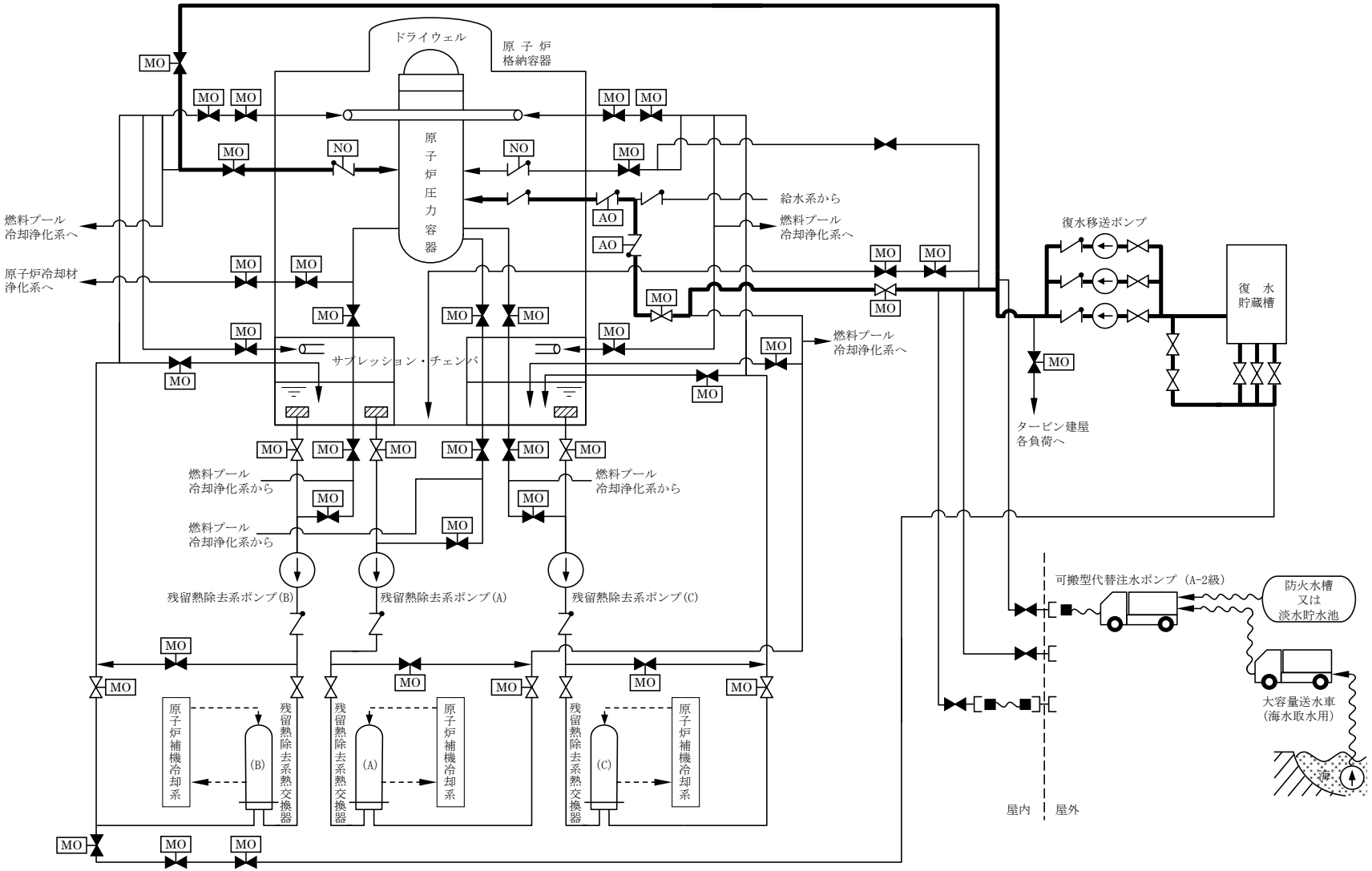
第 3.8－1 図(2)　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図
（格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水）（7 号炉）



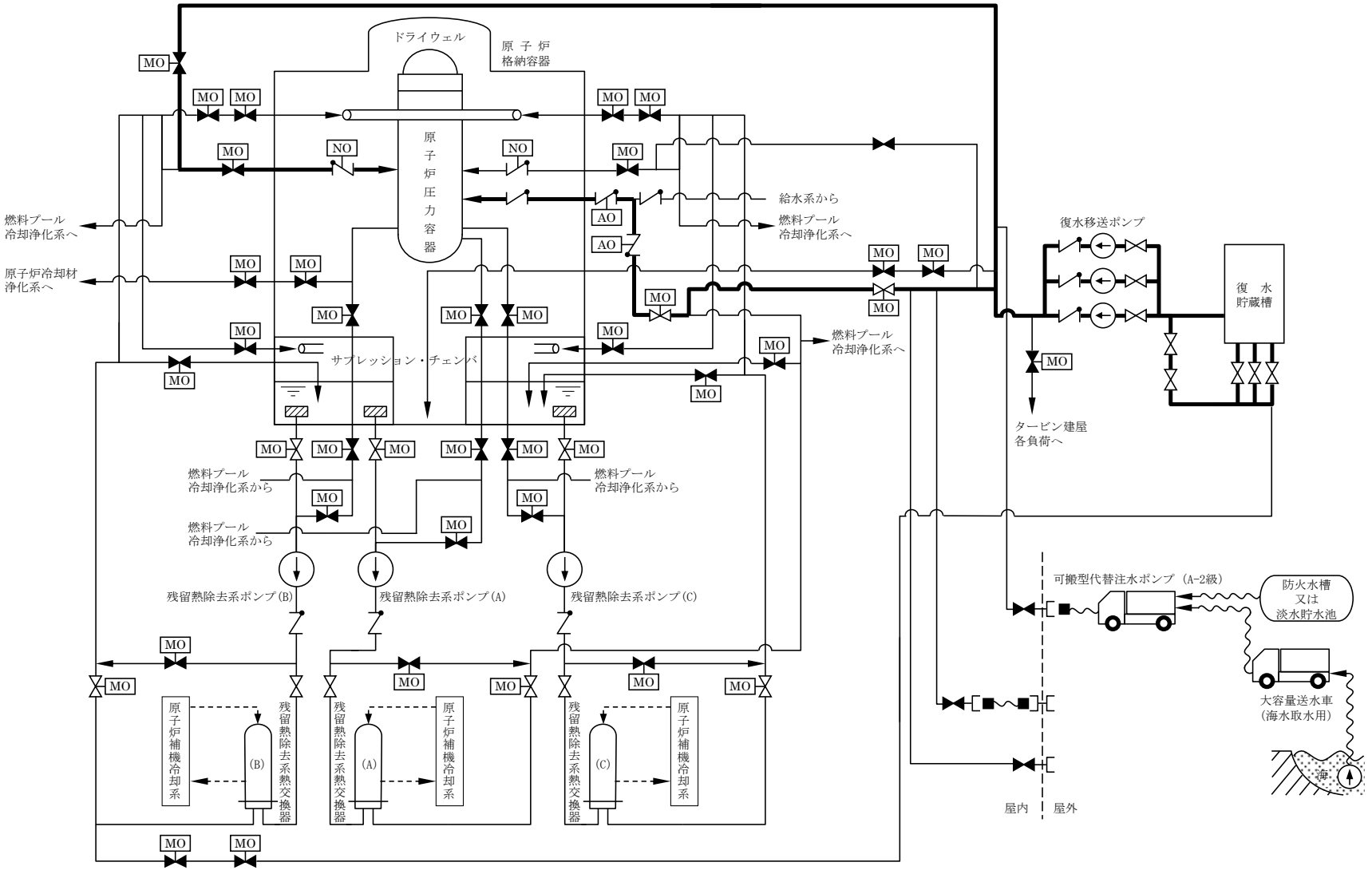
第 3.8－2 図(1)　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図
（格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水）（6 号炉）



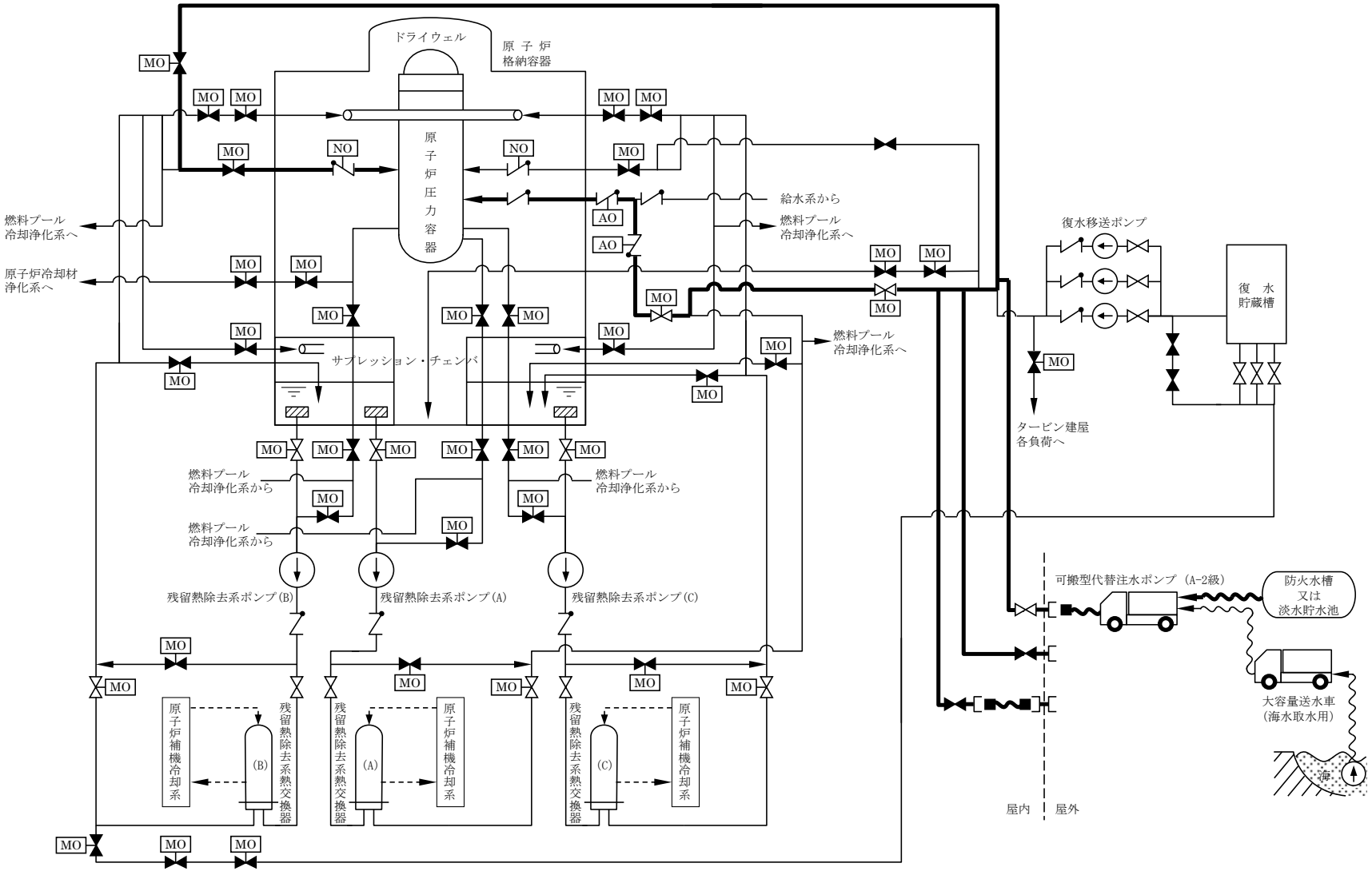
第 3.8－2 図(2)　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図
（格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水）（7 号炉）



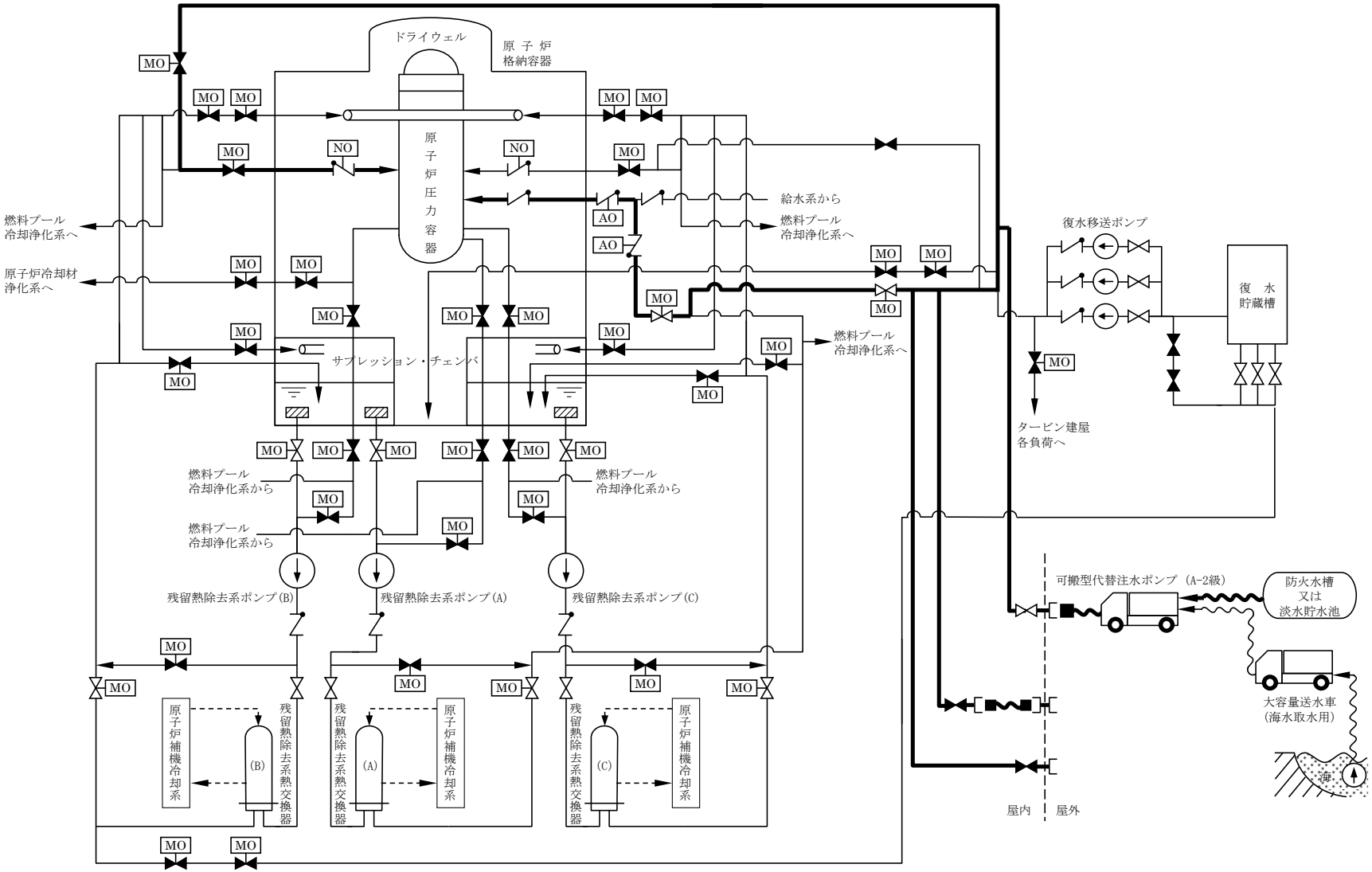
第 3.8－3 図(1)　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図
（低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水）(6 号炉)



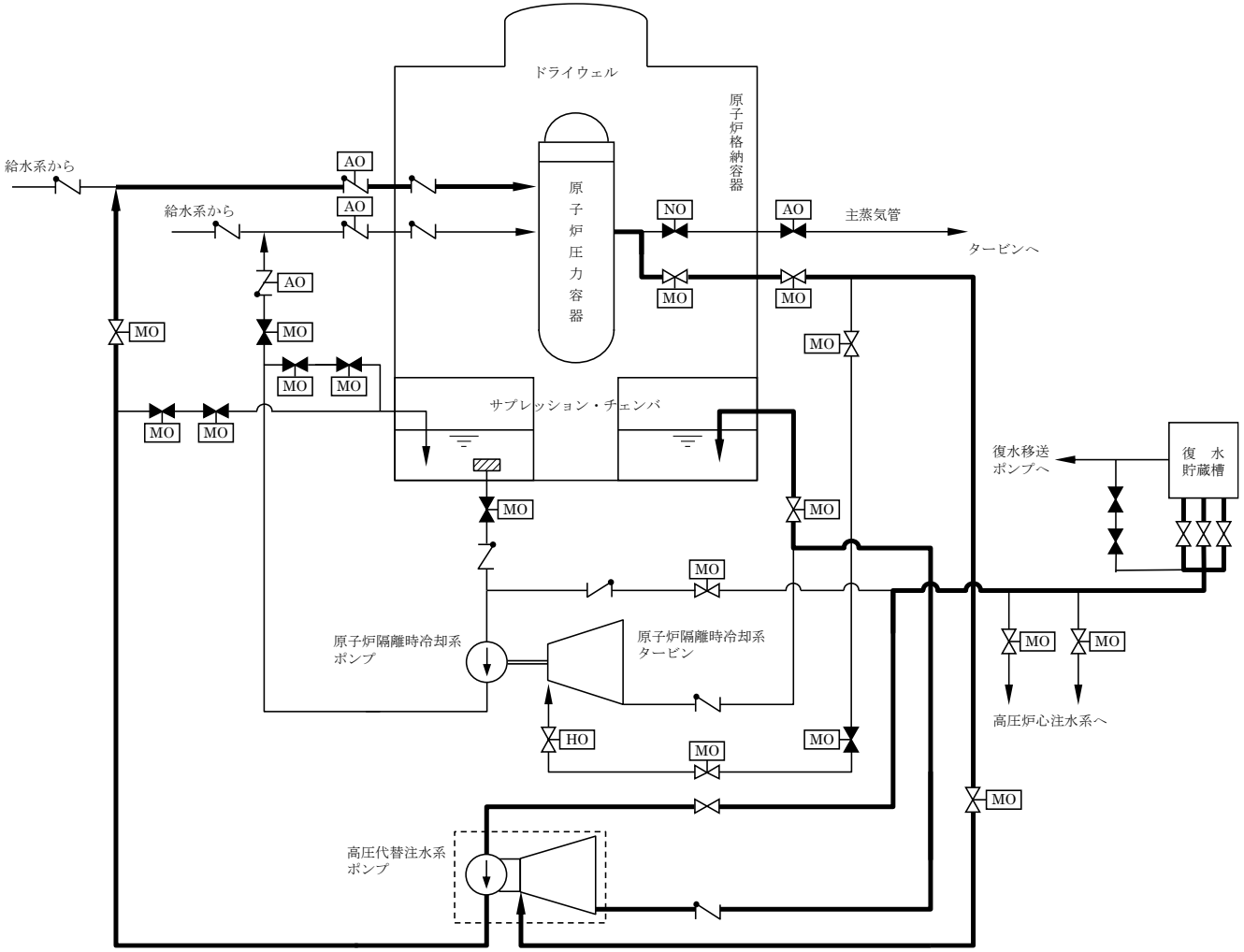
第 3.8－3 図(2)　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図
（低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水）（7 号炉）



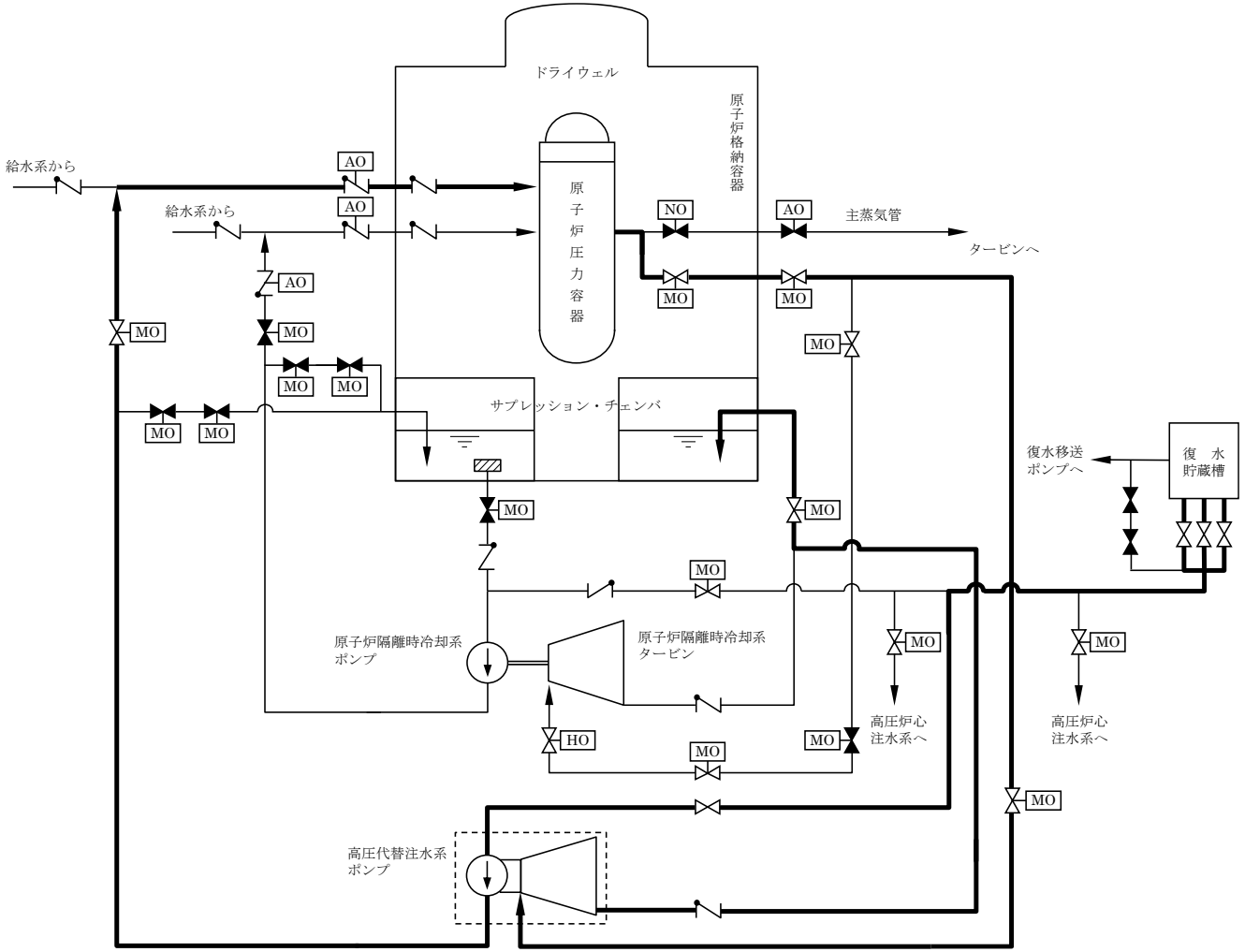
第 3.8－4 図(1)　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図
（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水）(6 号炉)



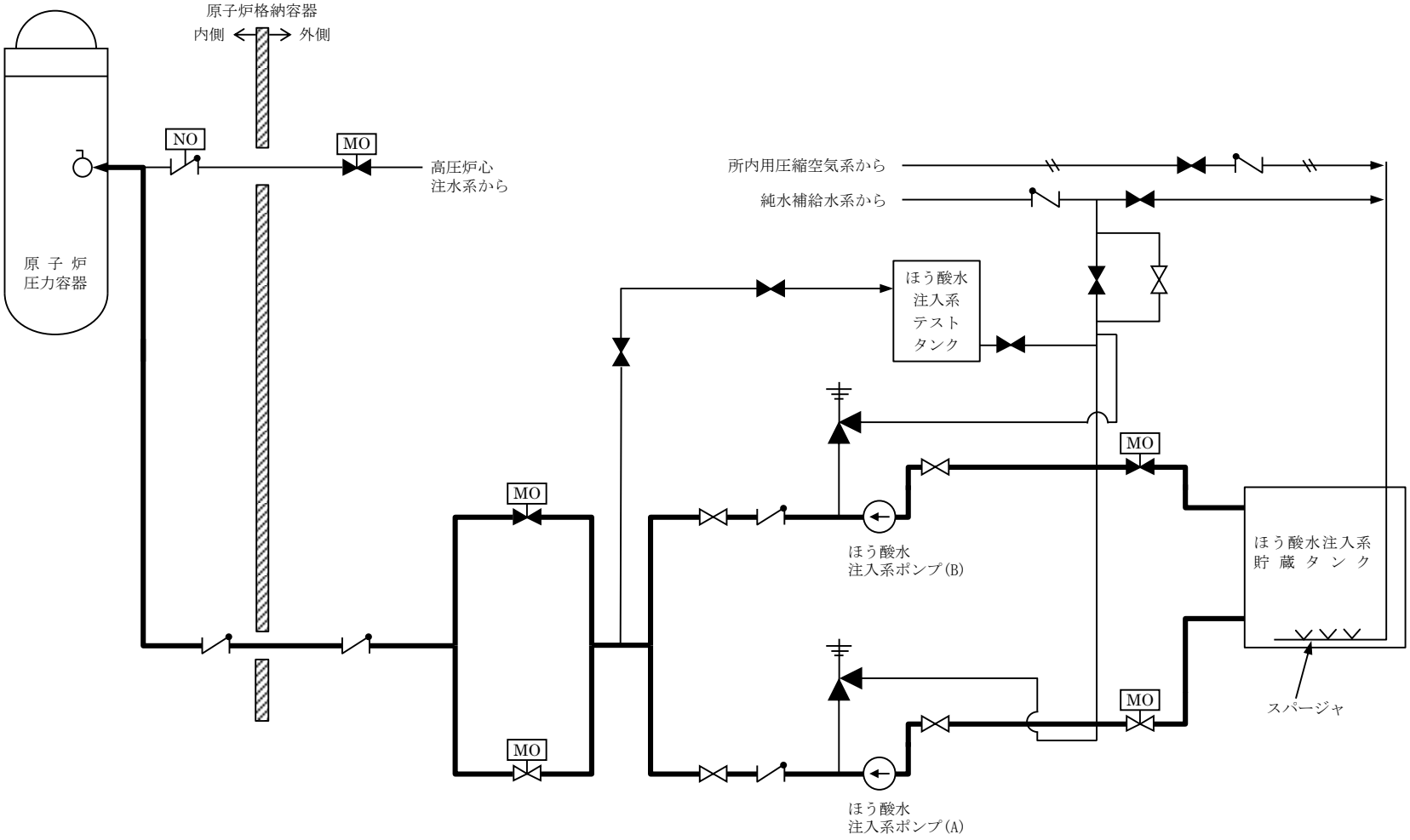
第 3.8－4 図(2)　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図
（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水）（7 号炉）



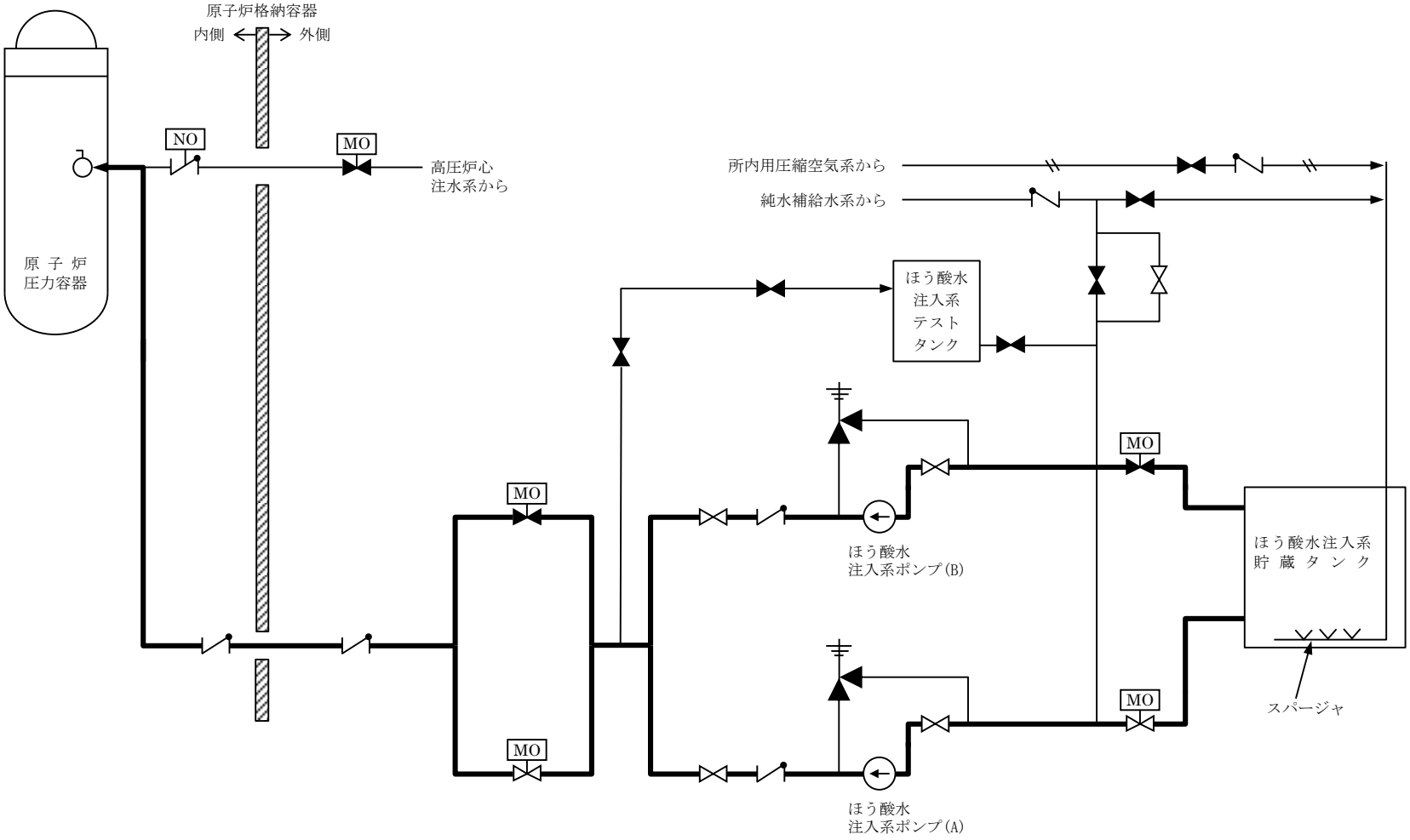
第 3.8－5 図(1)　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図
（高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水）（6 号炉）



第 3.8－5 図(2)　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図
（高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水）（7 号炉）



第 3.8－6 図(1)　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図
（ほう酸水注入系による進展抑制）（6 号炉）



第 3.8－6 図(2)　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図
（ほう酸水注入系による進展抑制）（7 号炉）

3.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備【52 条】

【設置許可基準規則】
(水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備)
第五十二条　発電用原子炉施設には,炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)
1　第５２条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
＜BWR＞
ａ）原子炉格納容器内を不活性化すること。
＜PWR のうち必要な原子炉＞
ｂ）水素濃度制御設備を設置すること。
＜BWR 及びPWR 共通＞
ｃ）水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には，排出経路での水素爆発を防止すること，放射性物質の低減設備，水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。
ｄ）炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。
ｅ）これらの設備は，交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

3.9.1　適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の系統概要図を第3.9－1図から第3.9－3図に示す。

3.9.1.1　重大事故等対処設備

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう，原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための設備として，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を設ける。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内の水素濃度を監視する設備として，水素濃度監視設備を設ける。

また，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう，発電用原子炉の運転中は，原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する設計とする。

(1) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

a.　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための重大事故等対処設備として，格納容器圧力逃がし装置を使用する。

格納容器圧力逃がし装置は，フィルタ装置，よう素フィルタ，ラプチャーディスク，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して，フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き，放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで，排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ，ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は，排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため，系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ，使用後においても不活性ガスで置換できる設計とし，排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け，可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで，系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

排出経路における水素濃度を測定し，監視できるよう，水素ガスが蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置水素濃度を設ける。また，放射線量率を測定し，放射性物質濃度を推定できるよう，フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタを設ける。フィルタ装置水素濃度は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。ま

た，フィルタ装置出口放射線モニタは，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・フィルタ装置
・よう素フィルタ
・ラプチャーディスク
・フィルタ装置水素濃度
・フィルタ装置出口放射線モニタ
・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・可搬型代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・代替所内電気設備（3.14　電源設備）
・常設代替直流電源設備（3.14　電源設備）
・可搬型直流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

本系統の流路として，不活性ガス系，耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

また，格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁に，高圧窒素ガスを供給するための流路として，遠隔空気駆動弁操作設備の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

本系統のうちフィルタ装置水素濃度及びフィルタ装置出口放射線モニタの詳細については，「3.15　計装設備」に記載し，その他系統の詳細については，「3.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

b.　耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための重大事故等対処設備として，耐圧強化ベント系を使用する。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために用いる耐圧強化ベント系は，サプレッション・チェンバ，可搬型窒素供給装置，配管・ホース・弁類，計測制御装置等で構成し，炉心の著しい損傷が発生した場合であって，代替循環冷却系を長期使用した際に，ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解等より原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを不活性ガス系等を経由して，主排気筒（内筒）を通して大気に排出できる設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内雰囲気ガスを排出するために使用する際には，排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため，系統待機中に原子炉格納容器から耐圧強化ベント弁までの配管については，系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換しておく運用とする。また，排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所についてはバイパスラインを設け，水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とする。可搬型窒素供給装置は，外部より排出経路の配管へ不活性ガス（窒素ガス）を供給できる設計とする。

耐圧強化ベント系はサプレッション・チェンバ及びドライウェルのいずれにも接続し，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出するために使用する場合は，サプレッション・チェ

ンバのプール水によるスクラビング効果が期待できるサプレッション・チェンバ側からの排出経路のみを使用する。

排出経路における水素濃度を測定し，監視できるよう，水素ガスが蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置水素濃度を設ける。また，放射線量率を測定し，放射性物質濃度を推定できるよう，排出経路の配管に耐圧強化ベント系放射線モニタを設ける。フィルタ装置水素濃度は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また，耐圧強化ベント系放射線モニタは，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

可搬型窒素供給装置は，ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・サプレッション・チェンバ
・可搬型窒素供給装置（6 号及び 7 号炉共用）
・フィルタ装置水素濃度
・耐圧強化ベント系放射線モニタ
・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・可搬型代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・代替所内電気設備（3.14　電源設備）
・常設代替直流電源設備（3.14　電源設備）
・可搬型直流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

本系統の流路として，不活性ガス系，耐圧強化ベント系及び非常用ガス処理系の配管，弁並びに主排気筒（内筒），ホースを重大事故等対処設備として使用する。

また，耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁に，高圧窒素ガスを供給するための流路として，遠隔空気駆動弁操作設備の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

本系統のうちフィルタ装置水素濃度及び耐圧強化ベント系放射線モニタの詳細については，「3.15　計装設備」に記載する。

(2) 原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視

a.　格納容器内水素濃度（SA）による原子炉格納容器内の水素濃度監視

原子炉格納容器内の水素濃度監視を行うための重大事故等対処設備として，格納容器内水素濃度（SA）を使用する。

格納容器内水素濃度（SA）は，炉心の著しい損傷が発生した時に水素濃度が変動する可能性のある範囲の水素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。格納容器内水素濃度（SA）は，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・格納容器内水素濃度（SA）
・常設代替直流電源設備（3.14　電源設備）
・可搬型直流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

b.　格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視

原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視を行うための重大事故等対処設備として，格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度を使用する。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，炉心の著しい損傷が発生した場合に，サンプリング装置により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉区域内へ導き，検出器で測定することで，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。なお，代替原子炉補機冷却系から冷却水を供給することにより，サンプリングガスを冷却できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・格納容器内水素濃度
・格納容器内酸素濃度
・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・可搬型代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の主要機器仕様を第 3.9－1 表に示す。

原子炉格納容器については，「3.21　原子炉格納容器」に記載する。

常設代替直流電源設備，可搬型直流電源設備，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については，「3.14　電源設備」に記載する。

3.9.1.1.1　多様性，位置的分散

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備，及び常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。

耐圧強化ベント系は，同一目的の水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための設備である可燃性ガス濃度制御系と異なる方式にて水素ガス及び酸素ガスの濃度を低減することで多様性を有する設計とし，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置し，耐圧強化ベント系のサプレッション・チェンバは原子炉建屋内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

格納容器内水素濃度（SA）は，格納容器内水素濃度と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。格納容器内水素濃度（SA）は，格納容器内水素濃度と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，検出器の設置箇所も位置的分散を図る設計とする。また，格納容器内水素濃度（SA）は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また，サンプリングガスの冷却に必要な冷却水は，原子炉補機冷却系に対して多様性を有する代替原子炉補機冷却系から供給が可能な設計とする。

電源設備の多様性，位置的分散については，「3.14　電源設備」に記載する。代替原子炉補機冷却系の多様性，位置的分散については，「3.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に記載する。

3.9.1.1.2　悪影響防止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

耐圧強化ベント系は，通常時は弁により他の系統と隔離し，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は，通常時は接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型窒素供給装置は，治具や輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型窒素供給装置は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器内水素濃度（SA），格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，他の設備と電気的な分離をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.9.1.1.3　容量等

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

耐圧強化ベント系は，想定される重大事故等時において，代替循環冷却系を長期使用した際に，原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出し，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために十分な排出流量を有する設計とする。

サプレッション・チェンバは，設計基準対象施設と兼用しており，設計基準対象施設としての保有水量が，想定される重大事故等時の原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出する際において，スクラビング効果による放射性物質の低減が可能な水量に対して十分であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計する。

耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は，想定される重大事故等時に，代替循環冷却系を長期使用した場合であって，耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内における水素ガス及び酸素ガスを排出する場合において，水素爆発を防止するため，水素ガス及び酸素ガスを排出する前までに排出経路の空気を窒素に置換するために十分な容量を有するものを１セット１台使用する。保有数は 6 号及び 7 号炉共用で 2 セット 2 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 3 台を保管する。

格納容器内水素濃度（SA）は，想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲を測定できる水素爆発による原子炉格納容器設計とする。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため，その可燃限界濃度を測定できる設計とする。

3.9.1.1.4　環境条件等

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

耐圧強化ベント系は，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

耐圧強化ベント系の排出経路に設置される隔離弁の操作は，想定される重大事故等時において，原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔手動弁操作設備の設置及び必要に応じた遮蔽材の設置により，離れた場所から人力で容易かつ確実に手動操作が可能な設計とする。また，排出経路に設置される隔離弁のうち空気作動弁については，原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔空気駆動弁操作用ボンベの設置に加え必要に応じて遮蔽材を設置し，離れた場所から遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由して高圧窒素ガスを供給することにより，容易かつ確実に操作が可能な設計とする。また，排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁については，中央制御室から操作が可能な設計とする。

耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は，屋外に保管及び設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

可搬型窒素供給装置の常設設備との接続及び操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

格納容器内水素濃度（SA）は，原子炉格納容器内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，原子炉区域内に設置し，想定さ

れる重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度のサンプリング装置の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。

3.9.1.1.5　操作性の確保

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

耐圧強化ベント系は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から接続，弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

耐圧強化ベント系は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から接続，弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。耐圧強化ベント系を使用する際の排出経路に設置される隔離弁は，遠隔手動弁操作設備を設置するとともに，操作場所は原子炉建屋内の原子炉区域外とし，必要に応じて遮蔽材を設置することで，容易かつ確実に人力による操作が可能な設計とする。また，排出経路に設置される隔離弁のうち，空気作動弁については，遠隔空気駆動弁操作用ボンベ及び遠隔空気駆動弁操作設備を設置するとともに，操作場所は原子炉建屋内の原子炉区域外とし，必要に応じて遮蔽材を設置することで，容易かつ確実に操作が可能な設計とする。また，排出経路に設置される隔離弁のうち，電動弁については，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は，付属の操作スイッチにより，設置場所での操作が可能な設計とし，系統構成に必要な弁は，設置場所での手動操作が可能な設計とする。

可搬型窒素供給装置は，車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

可搬型窒素供給装置を接続する接続口については，簡便な接続とし，ホースを確実に接続することができる設計とする。また，6 号及び 7 号炉が相互に使用することができるよう，接続口の口径を統一する設計とする。

格納容器内水素濃度（SA），格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，想定される重大事故等時において，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，想定される重大事故等時において，中央制御室にて監視及びサンプリング装置の操作が可能な設計とする。

3.9.1.1.6　試験検査

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

耐圧強化ベント系は，発電用原子炉の停止中に排出経路の隔離弁の開閉動作及び漏えいの確認が可能な設計とする。

耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は，発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに，分解又は取替えが可能な設計とする。

サプレッション・チェンバは，発電用原子炉の運転中に水位の監視により異常のないことの確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の停止中に内部の確認及び気密性能の確認が可能な設計とする。

また，可搬型窒素供給装置は，車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

格納容器内水素濃度（SA），格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度のサンプリング装置は，発電用原子炉の停止中に運転により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

第 3.9－1 表　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の主要機器仕様

(1) 格納容器圧力逃がし装置

a.　フィルタ装置

第 3.7－1 表　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

b.　よう素フィルタ

第 3.7－1 表　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

c.　ラプチャーディスク

第 3.7－1 表　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

d.　フィルタ装置水素濃度

第3.15－1表　計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様に記載する。

e.　フィルタ装置出口放射線モニタ

第3.17－1表　放射線管理設備(重大事故等時)の主要機器仕様に記載する。

(2) 耐圧強化ベント系

第 3.5－1 表　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様に記載する。

a.　サプレッション・チェンバ

第3.13－1表　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の主要機器仕様に記載する。

b.　可搬型窒素供給装置 (6 号及び 7 号炉共用)

台　　数　　2 (予備 1)

容　　量　　約 70Nm^3/h/台

c.　フィルタ装置水素濃度

第3.15－1表　計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様に記載する。

d.　耐圧強化ベント系放射線モニタ

第3.17－1表　放射線管理設備(重大事故等時)の主要機器仕様に記載する。

(3) 水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備

a.　格納容器内水素濃度 (SA)

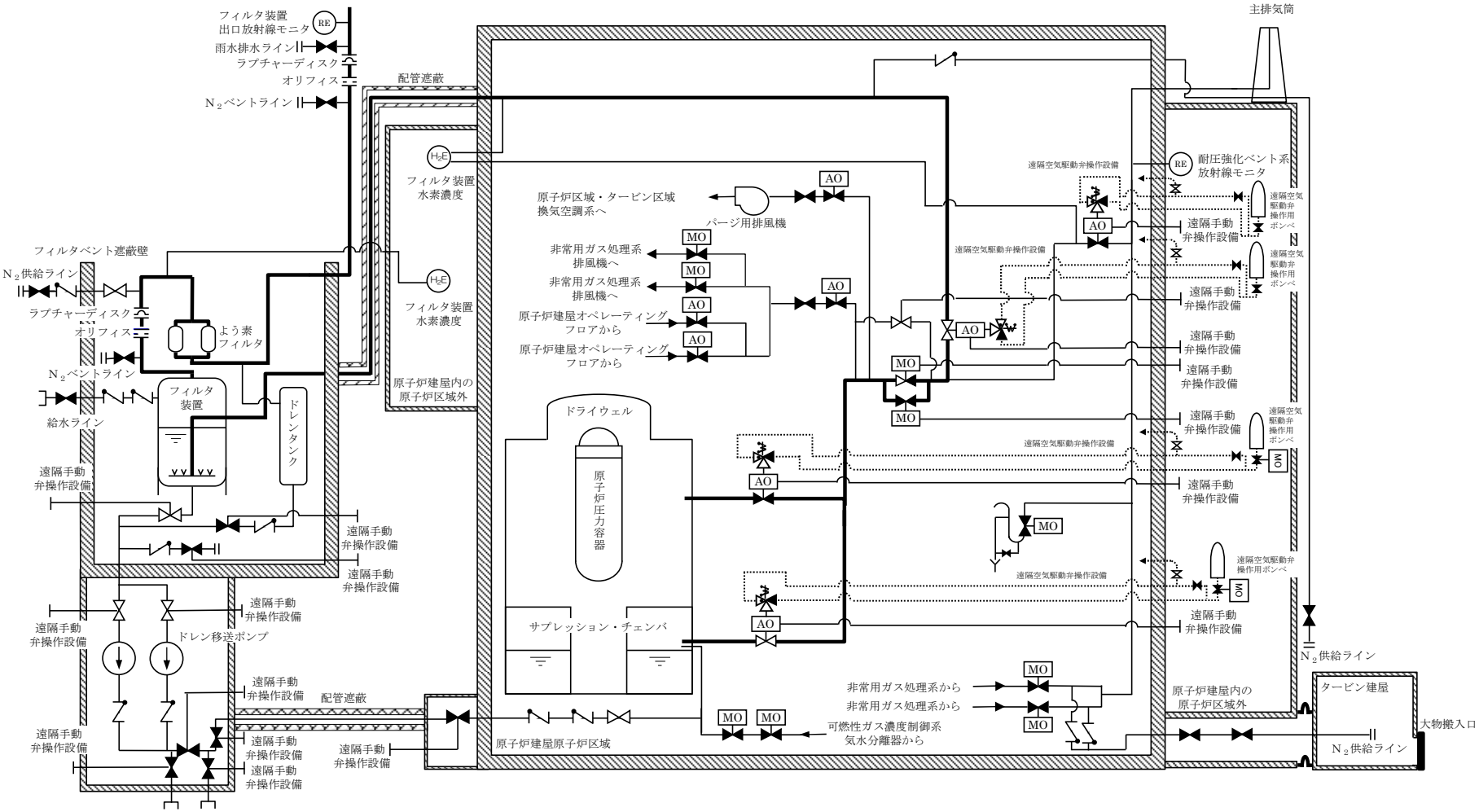
第3.15－1表　計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様に記載する。

b.　格納容器内水素濃度

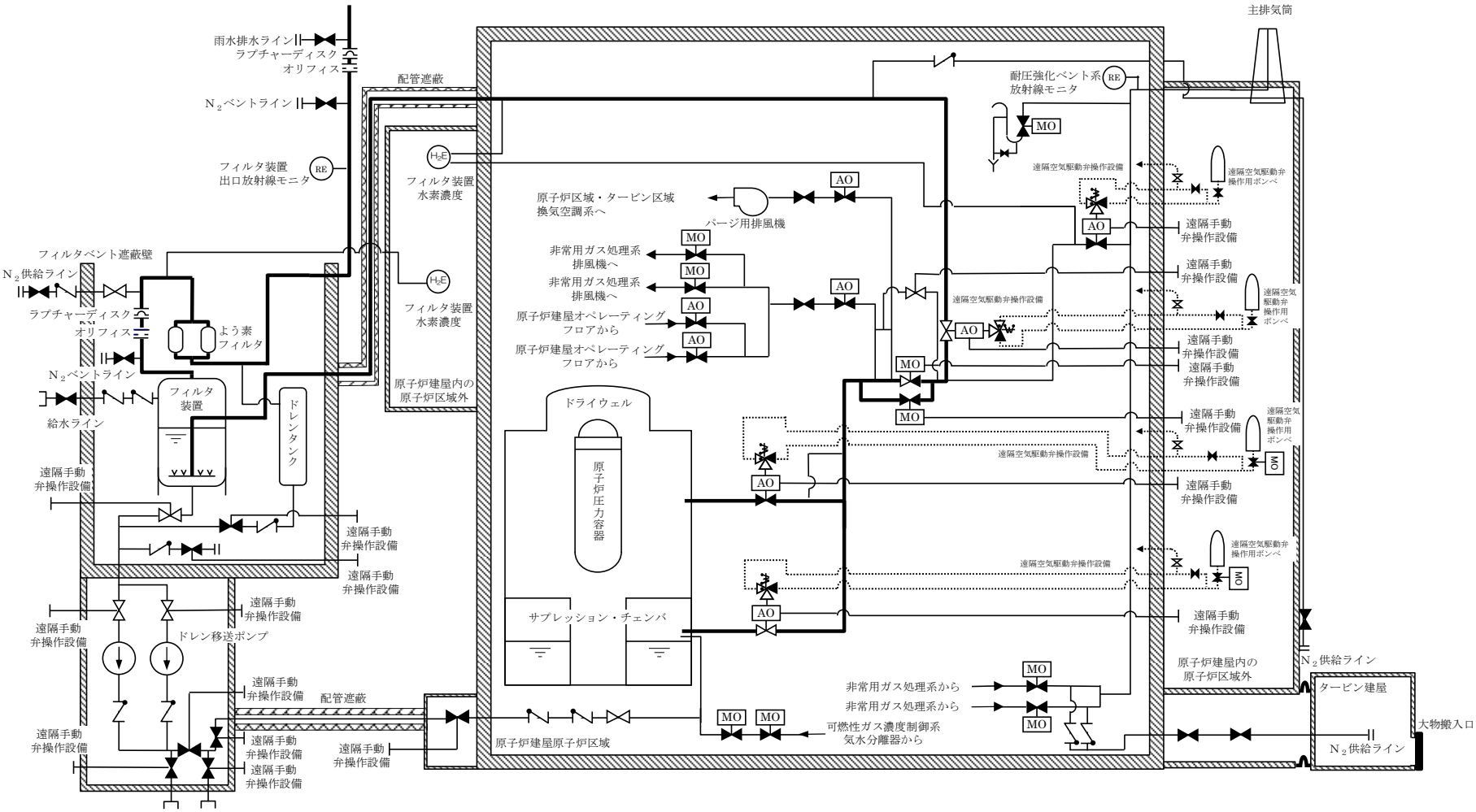
第3.15－1表　計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様に記載する。

c.　格納容器内酸素濃度

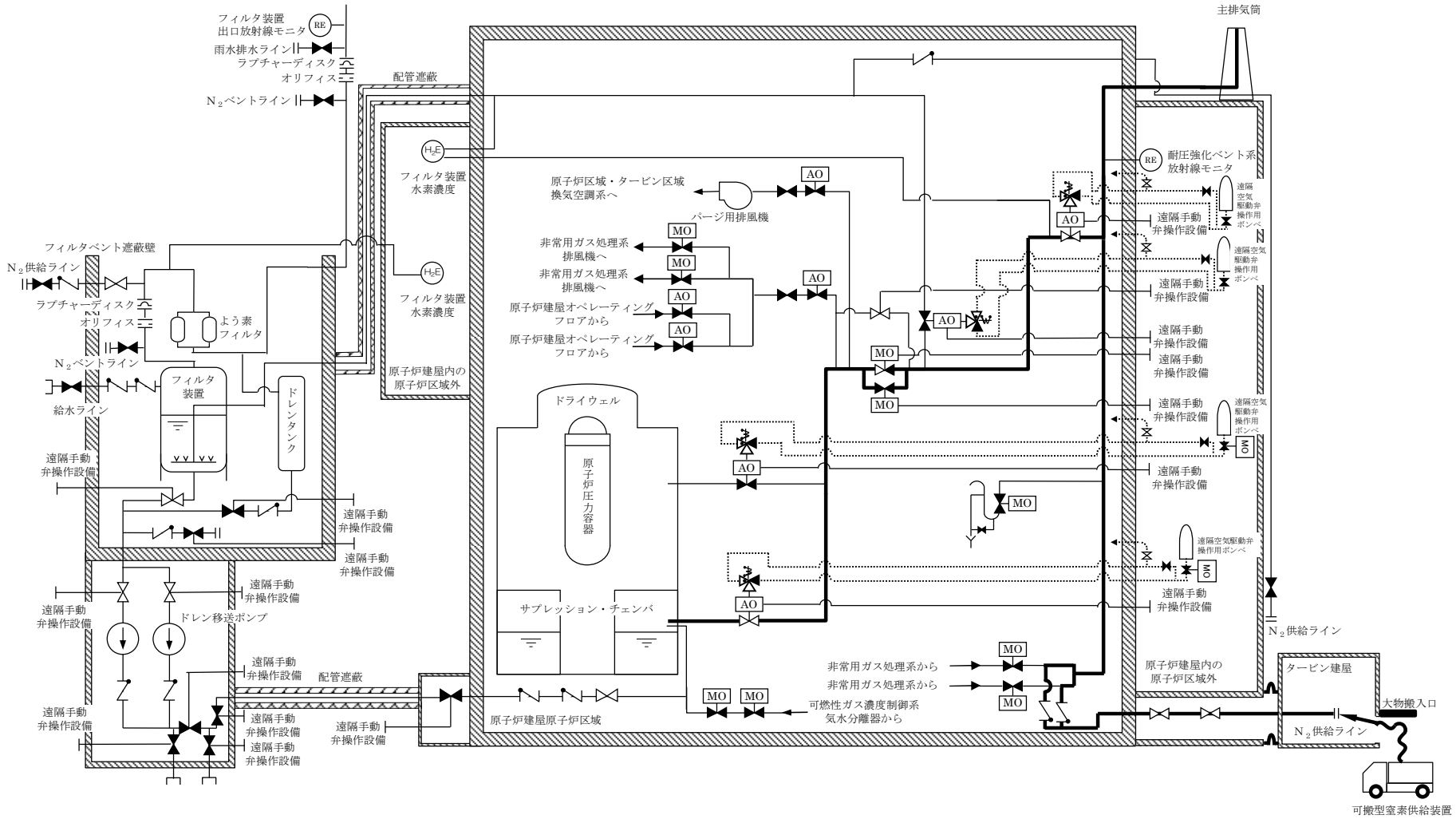
第3.15－1表　計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様に記載する。



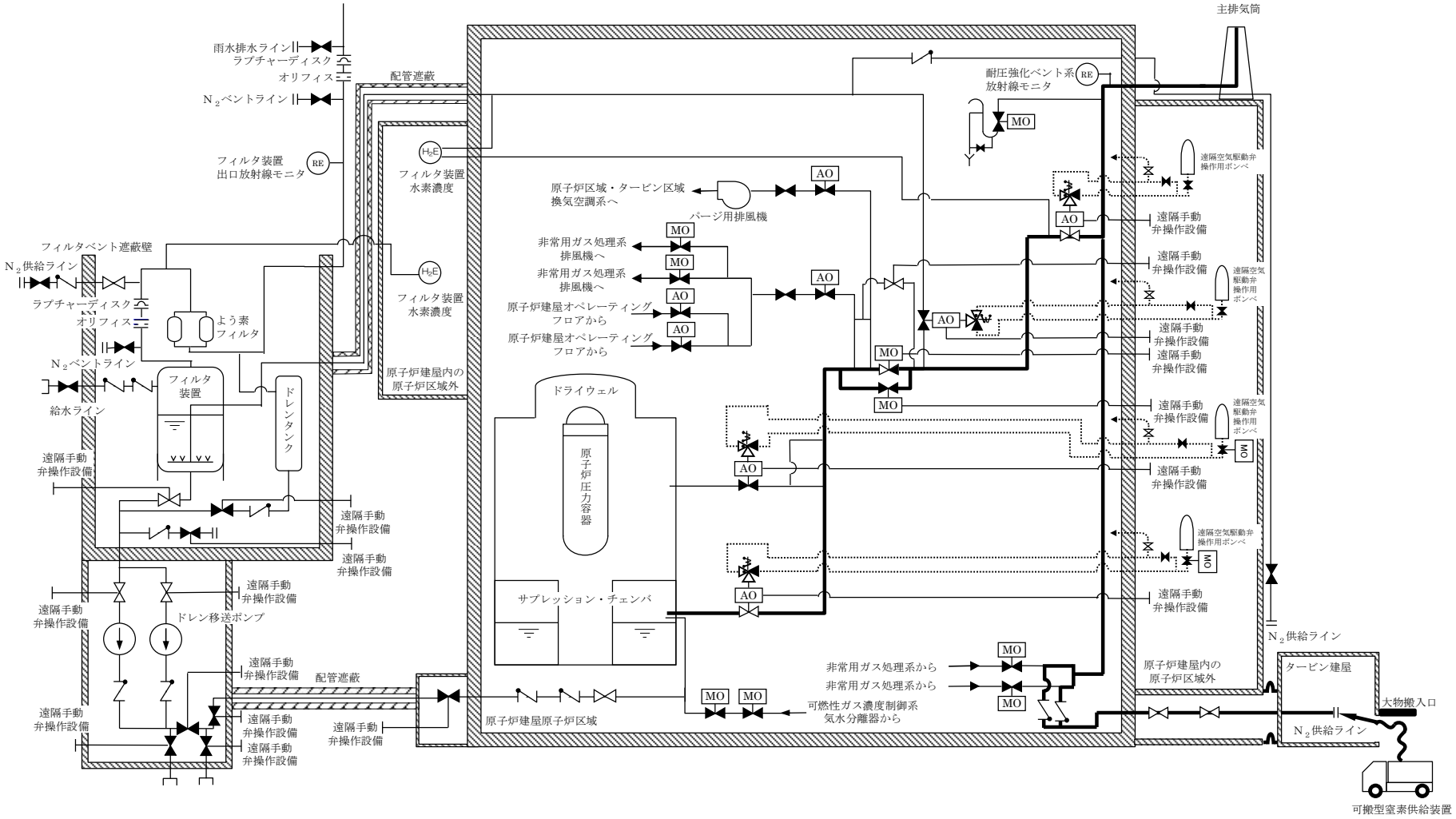
第 3.9－1 図(1)　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図
（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出）（6 号炉）



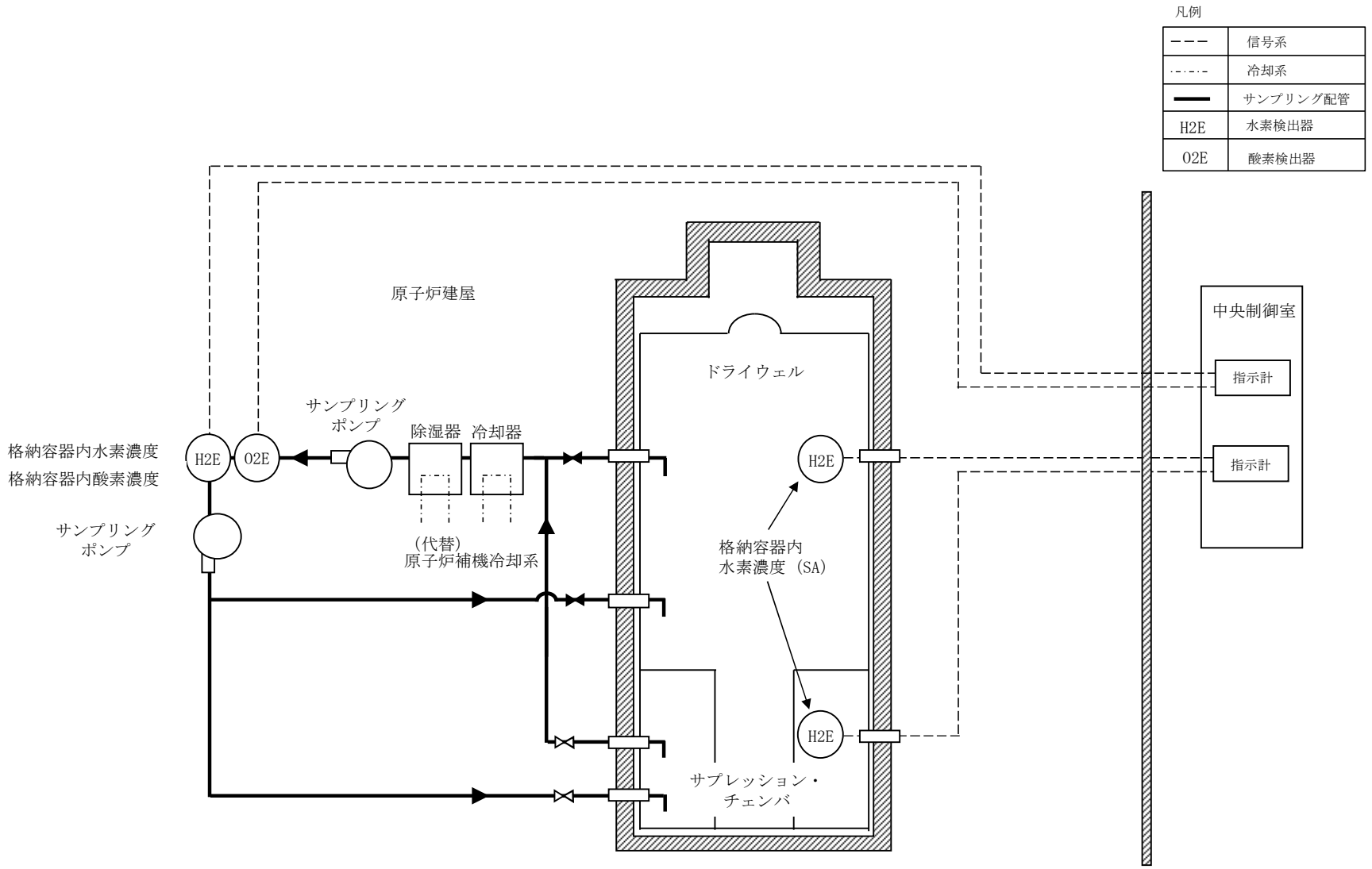
第 3.9－1 図(2)　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図
（格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出）（7 号炉）



第 3.9−2 図(1)　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図
（耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出）（6 号炉）



第 3.9−2 図(2)　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図
（耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出）（7 号炉）



第 3.9−3 図　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図
（水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備）

3.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備【53 条】

【設置許可基準規則】
（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）
第五十三条
　発電用原子炉施設には，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には，水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）
1　第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
a）　水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。
b）　想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。
c）　これらの設備は，交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

3.10.1　適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の構造図及び系統概要図を第3.10－1図から第3.10－3図に示す。

3.10.1.1 重大事故等対処設備

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち，原子炉建屋等の損傷を防止するための水素濃度制御設備として，静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置を設ける。また，原子炉建屋内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定するための設備として，原子炉建屋水素濃度監視設備を設ける。

(1) 水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

a.　静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち，炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいした場合において，原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制し，水素濃度を可燃限界未満に制御する重大事故等対処設備として，水素濃度制御設備である静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置を使用する。

静的触媒式水素再結合器は，運転員の起動操作を必要とせずに，原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることで，原子炉建屋内の水素濃度の上昇を抑制し，原子炉建屋の水素爆発を防止できる設計とする。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側の温度により静的触媒式水素再結合器の作動状態を中央制御室から監視できる設計とする。静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・静的触媒式水素再結合器
・静的触媒式水素再結合器動作監視装置
・常設代替直流電源設備（3.14 電源設備）
・可搬型直流電源設備（6号及び7号炉共用）（3.14 電源設備）

本系統の流路として，原子炉区域を重大事故等対処設備として使用する。

b.　水素濃度監視

(a) 原子炉建屋水素濃度監視設備による水素濃度測定

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち，炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいした水素ガスの濃度を測定するため，炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる重大事故等対処設備として，原子炉建屋水素濃度監視設備である原子炉建屋水素濃度を使用する。

原子炉建屋水素濃度は，中央制御室において連続監視できる設計とし，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電が可能な設計とす

る。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・原子炉建屋水素濃度
・常設代替直流電源設備（3.14 電源設備）
・可搬型直流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14 電源設備）

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の主要機器仕様を第3.10－1 表に示す。

常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備については，「3.14 電源設備」に記載する。

3.10.1.1.1 多様性，位置的分散

基本方針については，「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置と原子炉建屋水素濃度は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。また，静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により作動できる設計とする。電源設備の多様性，位置的分散については，「3.14　電源設備」に記載する。

3.10.1.1.2 悪影響防止

基本方針については，「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

静的触媒式水素再結合器は，原子炉建屋オペレーティングフロア壁面近傍に設置し，他の設備と独立して作動する設計とするとともに，重大事故等時の再結合反応による温度上昇が重大事故等時に使用する他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は，他の設備と電気的な分離を行うことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，静的触媒式水素再結合器内の水素ガス流路を妨げない配置及び寸法とすることで，静的触媒式水素再結合器の水素処理性能に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.10.1.1.3 容量等

基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。

静的触媒式水素再結合器は，想定される重大事故等時において，有効燃料部の被覆管がジルコニウムー水反応により全て反応したときに発生する水素ガス（約1,600kg）が，原子炉格納容器の設計圧力の 2 倍における原子炉格納容器漏えい率に対して保守的に設定した漏えい率（10%/日）で漏えいした場合において，ガス状よう素による性能低下及び水素再結合反応開始の不確かさを考慮しても，原子炉建屋の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止するために必要な水素処理容量を有する設計とする。

また，静的触媒式水素再結合器は，原子炉建屋内の水素ガスの効率的な除去を考慮して分散させ，適切な位置に配置する。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を測定できる設計とする。

原子炉建屋水素濃度は，原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近及び非常用ガス処理系吸込配管付近に分散させた適切な位置に配置し，想定される重大事故等時において，原子炉建屋内の水素濃度を測定できる設計とする。また，原子炉建屋水素濃度は，原子炉建屋オペレーティングフロア以外の水素ガスが漏えいする可能性の高いエリアにも設置し，水素ガスの早期検知及び滞留状況を把握できる設計とする。

3.10.1.1.4 環境条件等

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

静的触媒式水素再結合器，静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋

水素濃度は，原子炉区域内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

3.10.1.1.5 操作性の確保

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

静的触媒式水素再結合器，静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は，想定される重大事故等時において，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

静的触媒式水素再結合器は，水素ガスと酸素ガスが流入すると触媒反応によって受動的に起動する設備とし，操作不要な設計とする。静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は，中央制御室で監視が可能な設計とする。

3.10.1.1.6 試験検査

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

静的触媒式水素再結合器は，発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として触媒カートリッジの水素処理性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。

原子炉建屋水素濃度は，発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。

第 3.10－1 表 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備の主要機器仕様

(1) 静的触媒式水素再結合器

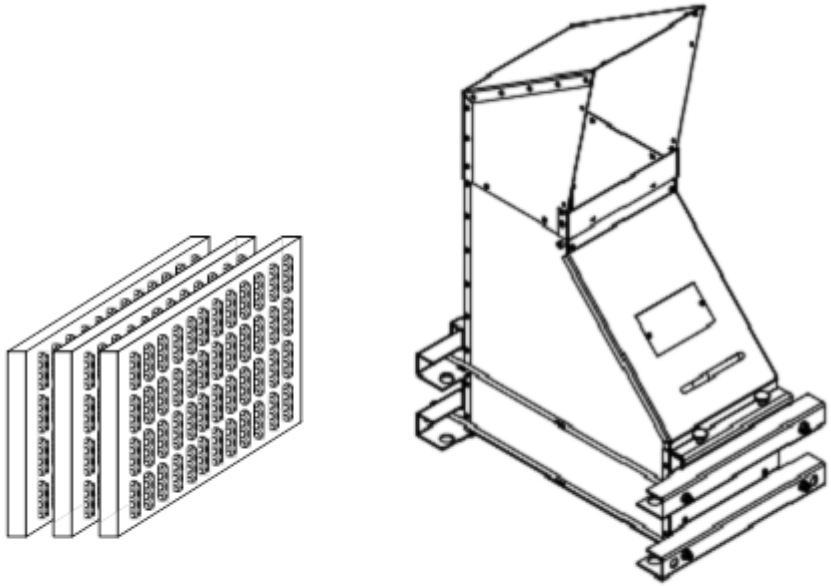
種　　類	触媒反応式
個　　数	56
水素処理容量	約 0.25kg/h/個（水素濃度 4.0vol%，100℃，大気圧において）

(2) 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

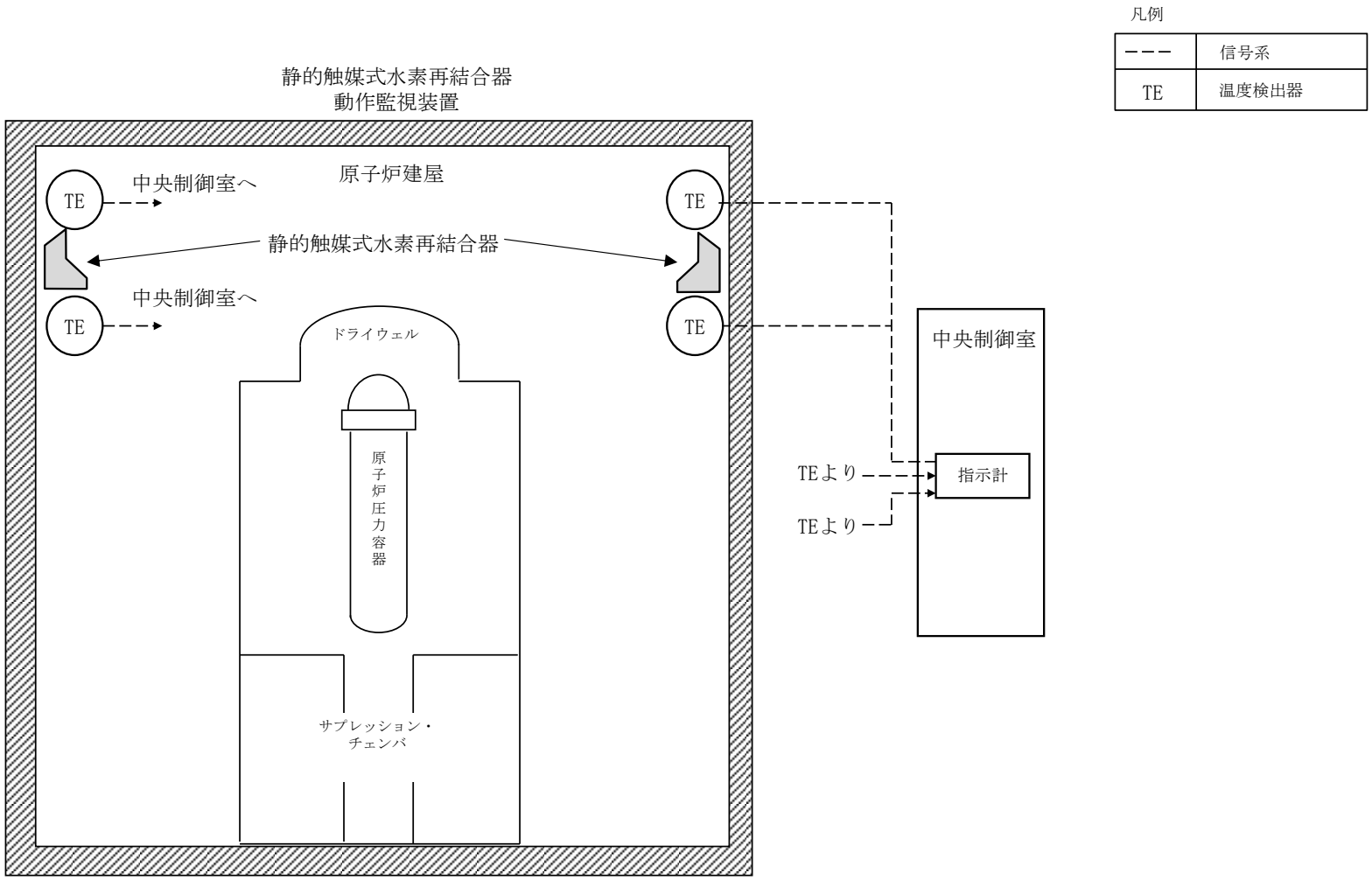
第 3.15－1 表　計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。

(3) 原子炉建屋水素濃度

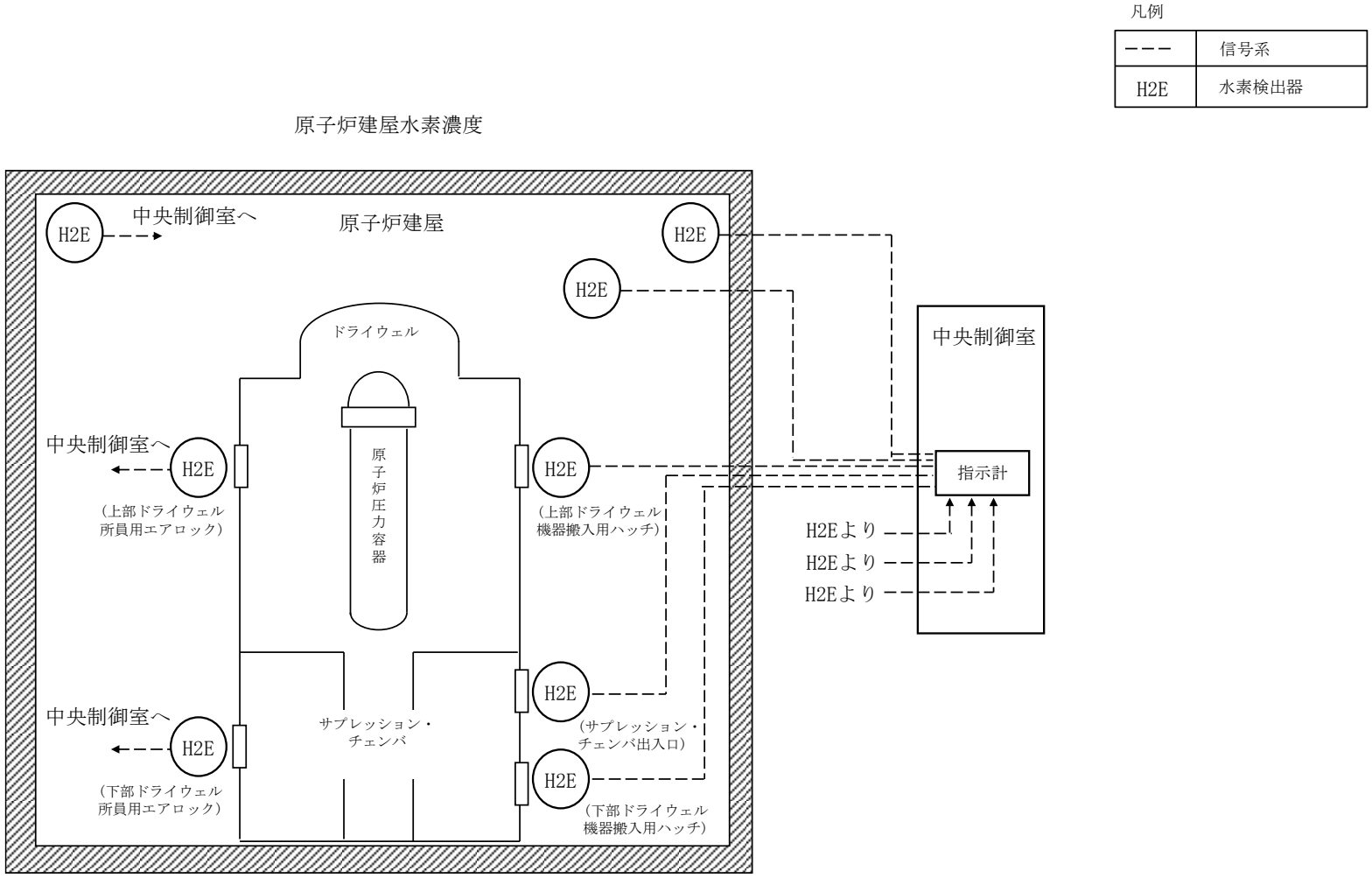
第 3.15－1 表　計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。



第 3.10－1 図　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備構造図
（静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制）



第 3.10－2 図　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備系統概要図
（静的触媒式水素再結合器による水素濃度の上昇抑制）



第 3.10－3 図　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備系統概要図
（原子炉建屋水素濃度監視設備による水素濃度測定）

3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備【54 条】

【設置許可基準規則】
（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）
第五十四条 発電用原子炉施設には，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。
2　発電用原子力施設には，使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。
（解釈）
1 第１項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは，本規程第３７条３－１(a)及び(b)で定義する想定事故１及び想定事故２において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。
2 第１項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
a）代替注水設備として，可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。
b）代替注水設備は，設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し，又は小規模な漏えいがあった場合でも，使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。
3 第２項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，及び臨界を防止するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
a）スプレイ設備として，可搬型スプレイ設備（スプレイヘッダ，スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。
b）スプレイ設備は，代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも，燃料損傷を緩和できるものであること。
c）燃料損傷時に，できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。
4 第１項及び第２項の設備として，使用済燃料貯蔵槽の監視は，以下によること。
a）使用済燃料貯蔵槽の水位，水温及び上部の空間線量率について，燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。
b）これらの計測設備は，交流又は直流電源が必要な場合には，代替電源設備からの給電を可能とすること。
c）使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。

3.11.1　適合方針

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において，使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

使用済燃料プールの冷却等のための設備の系統概要図を第 3.11－1 図から第 3.11－5 図，第 3.11－7 図及び第 3.11－8 図に示す。また，使用済燃料プールの監視等のための設備の系統概要図を第 3.11－6 図に示す。

3.11.1.1　重大事故等対処設備

使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち，使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合においても使用済燃料プール内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止できるよう使用済燃料プールの水位を維持するための設備，並びに使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合においても使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷を緩和し，及び臨界を防止するための設備として，燃料プール代替注水系を設ける。

使用済燃料プールに接続する配管の破損等により，使用済燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象による水の漏えいが発生した場合に，漏えいの継続を防止するため，ディフューザ配管上部にサイフォンブレーク孔を設ける。また，現場での手動弁の隔離操作によっても漏えいを停止できる設計とする。

使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち，使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において大気への放射性物質の拡散を抑制するための設備として原子炉建屋放水設備を設ける。

使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち，重大事故等時において，使用済燃料プールの状態を監視するための設備として，使用済燃料プールの監視設備を設ける。

(1) 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時に用いる設備

a.　燃料プール代替注水

(a) 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水

残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し，又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に，使用済燃料プール内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として，燃料プール代替注水系を使用する。

燃料プール代替注水系は，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級），可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），常設スプレイヘッダ，配管・ホース・弁類，計測制御装置等で構成し，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により，代替淡水源の水を燃料プール代替注水系配管等を経由して常設スプレイヘッダから使用済燃料プールへ注水することで，使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。

また，使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持することにより臨界を防止できる設計とする。

常設スプレイヘッダを使用した燃料プール代替注水系は，代替淡水源が枯渇した場合において，重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大容量送水車（海水取水用）により海を利用できる設計とする。また，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は，燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）（6 号及び 7 号炉共用）
・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）
・常設スプレイヘッダ
・燃料補給設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

本系統の流路として，配管，弁及びホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準対象施設である使用済燃料プールを重大事故等対処設備として使用する。

(b) 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水

残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し，又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に，使用済燃料プール内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するための重大事故等対処設備として，燃料プール代替注水系を使用する。

燃料プール代替注水系は，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級），可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），可搬型スプレイヘッダ，ホース・弁類，計測制御装置等で構成し，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により代替淡水源の水をホースを経由して可搬型スプレイヘッダから使用済燃料プールへ注水することで，使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。

また，使用済燃料貯蔵ラックの形状を維持することにより臨界を防止できる設計とする。

また，可搬型スプレイヘッダを使用した燃料プール代替注水系は，代替淡水源が枯渇した場合において，重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

である大容量送水車（海水取水用）により海を利用できる設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は，燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）（6 号及び 7 号炉共用）
・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）
・可搬型スプレイヘッダ
・燃料補給設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

本系統の流路として，配管，弁及びホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準対象施設である使用済燃料プールを重大事故等対処設備として使用する。

(2) 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備

a.　燃料プールスプレイ

(a) 燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に，燃料損傷を緩和するとともに，燃料損傷時には使用済燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として，燃料プール代替注水系を使用する。

燃料プール代替注水系は，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級），可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），常設スプレイヘッダ，配管・ホース・弁類，計測制御装置等で構成し，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により，代替淡水源の水を燃料プール代替注水系配管等を経由して常設スプレイヘッダから使用済燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで，燃料損傷を緩和するとともに，環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。

また，スプレイや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状によって，臨界を防止することができる設計とする。

常設スプレイヘッダを使用した燃料プール代替注水系は，代替淡水源が枯渇した場合において，重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大容量送水車（海水取水用）により海を利用できる設計とする。また，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は，燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）（6 号及び 7 号炉共用）
・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）
・常設スプレイヘッダ
・燃料補給設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

本系統の流路として，配管，弁及びホースを重大事故等対処設備として使

用する。
その他，設計基準対象施設である使用済燃料プールを重大事故等対処設備として使用する。

(b) 燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に，燃料損傷を緩和するとともに，燃料損傷時には使用済燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として，燃料プール代替注水系を使用する。

燃料プール代替注水系は，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級），可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），可搬型スプレイヘッダ，ホース・弁類，計測制御装置等で構成し，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により，代替淡水源の水をホース等を経由して可搬型スプレイヘッダから使用済燃料プール内燃料体等に直接スプレイすることで，燃料損傷を緩和するとともに，環境への放射性物質の放出をできる限り低減できる設計とする。

また，スプレイや蒸気条件下でも臨界にならないよう配慮したラック形状によって，臨界を防止することができる設計とする。

可搬型スプレイヘッダを使用した燃料プール代替注水系は，代替淡水源が枯渇した場合において，重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大容量送水車（海水取水用）により海を利用できる設計とする。また，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は，燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）（6 号及び 7 号炉共用）
・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）
・可搬型スプレイヘッダ
・燃料補給設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

本系統の流路として，配管，弁及びホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準対象施設である使用済燃料プールを重大事故等対処設備として使用する。

b.　大気への放射性物質の拡散抑制

(a) 原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制

使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位の異常な低下により，使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において，燃料損傷時にはできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備として，原子炉建屋放水設備を使用する。

原子炉建屋放水設備は，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，ホース等で構成し，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）により海水をホ

ースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水することで，環境への放射性物質の放出を可能な限り低減できる設計とする。

本系統の詳細については，「3.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」に記載する。

(3) 重大事故等時の使用済燃料プールの監視に用いる設備

a. 使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視

使用済燃料プールの監視設備として，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む。）を使用する。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は，想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。

また，使用済燃料貯蔵プール監視カメラは，想定される重大事故等時の使用済燃料プールの状態を監視できる設計とする。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は，所内蓄電式直流電源設備及び可搬型直流電源設備から給電が可能であり，使用済燃料貯蔵プール監視カメラは，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）
・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）
・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む。）
・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・所内蓄電式直流電源設備（3.14　電源設備）
・可搬型代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・可搬型直流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

(4) 重大事故等時における使用済燃料プールの除熱のための設備

a. 燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱

重大事故等時における使用済燃料プールの除熱のための重大事故等対処設備として，燃料プール冷却浄化系を使用する。

燃料プール冷却浄化系は，ポンプ，熱交換器，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，使用済燃料プールの水をポンプにより熱交換器等を経由して循環させることで，使用済燃料プールを冷却できる設計とする。

燃料プール冷却浄化系は，非常用交流電源設備及び原子炉補機冷却系が機能喪失した場合でも，常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備及び代替原子炉補機冷却系により復旧し，使用済燃料プールを除熱できる設計とする。

燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系は，代替原子炉補機冷却水ポンプ及び熱交換器を搭載した熱交換器ユニット，大容量送水車（熱交換器ユニット用），配管・ホース・弁類，計測制御装置等で構成し，熱交換器ユニットを原子炉補機冷却系に接続し，大容量送水車（熱交換器ユニット用）により熱交換器ユニットに海水を送水することで，燃料プール冷却浄化系の熱交換器等で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。また，大容量送水車（熱交換器ユニット用）の燃料は，燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・燃料プール冷却浄化系ポンプ
・燃料プール冷却浄化系熱交換器
・熱交換器ユニット（6 号及び 7 号炉共用）
・大容量送水車（熱交換器ユニット用）（6 号及び 7 号炉共用）
・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・可搬型代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・燃料補給設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

燃料プール冷却浄化系の流路として，配管，弁，スキマサージタンク及びディフューザを重大事故等対処設備として使用する。

代替原子炉補機冷却系の流路として，原子炉補機冷却系の配管，弁及びサージタンク並びにホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準事故対処設備である使用済燃料プール並びに非常用取水設備の海水貯留堰，スクリーン室及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。

使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様を第 3.11－1 表に示す。

使用済燃料プールについては，「3.22　燃料貯蔵設備」に記載する。

大容量送水車（海水取水用）については，「3.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」に記載する。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内蓄電式直流電源設備，可搬型直流電源設備及び燃料補給設備については，「3.14　電源設備」に記載する。

海水貯留堰，スクリーン室及び取水路については，「3.23　非常用取水設備」に記載する。

3.11.1.1.1　多様性，位置的分散

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料プール代替注水系は，残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）をディーゼルエンジンにより駆動することで，電動機駆動ポンプにより構成される燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して多様性を有する設計とする。

また，燃料プール代替注水系は，代替淡水源を水源とすることで，使用済燃料プールを水源とする残留熱除去系及び燃料プール冷却浄化系に対して異なる水源を有する設計とする。

燃料プール代替注水系の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで，原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系ポンプと共通要因によって同時に機能を喪失しないよう位置的分散を図る設計とする。可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の接続口は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は，使用済燃料貯蔵プール水位，燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度，使用済燃料貯蔵プール温度，燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ，燃料取替エリア排気放射線モニタ及び原子炉区域換気空調系排気放射線モニタと共通要因によって同時に機能を損なわないよう，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は，非常用交流電源設備に対して，多様性を有する所内蓄電式直流電源設備及び可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とし，使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は，残留熱除去系ポンプ及び熱交換器と異なる区画に設置することで，残留熱除去系ポンプ及び熱交換器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系は，原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，熱交換器ユニットを可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで，非常用交流電源設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却系に対して，多様性を有する設計とし，大容量送水車（熱交換器ユニット用）をディーゼルエンジンにより駆動することで，電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却系に対して多様性を有する設計とする。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，タービン建屋から離れた屋外に分散して保管することで，タービン建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却水系熱交換器及び原子炉補機冷却海水

ポンプと共通要因によって同時に機能を損わないよう位置的分散を図る設計とする。

熱交換器ユニットの接続口は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

電源設備の多様性，位置的分散については「3.14　電源設備」に記載する。

3.11.1.1.2　悪影響防止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料プール代替注水系は，他の設備と独立して使用することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料プール代替注水系の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，治具や輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は，他の設備と電気的な分離を行うことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系は，通常時は熱交換器ユニットを接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，原子炉補機冷却系と代替原子炉補機冷却系を同時に使用しないことにより，相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，治具や輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.11.1.1.3　容量等

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

燃料プール代替注水系の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，想定される重大事故等時において，使用済燃料プール内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するために必要な注水流量を有するものとして，可搬型スプレイヘッダ又は常設スプレイヘッダを使用する場合は，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）を 1 セット 1 台及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を 1 セット 3 台，又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を 1 セット 4 台使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の場合に 4 セット 16 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 17 台，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の場合に

6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 1 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 2 台を保管する。

燃料プール代替注水系の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，想定される重大事故等時において，使用済燃料プール内燃料体等の損傷を緩和し，及び臨界を防止するために必要なスプレイ量を有するものとして，可搬型スプレイヘッダを使用する場合は，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）を 1 セット 1 台及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を 1 セット 3 台又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を 1 セット 4 台使用し，常設スプレイヘッダを使用する場合は，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）を 1 セット 1 台及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を 1 セット 3 台として使用する。保有数は 6 号及び 7 号炉共用で可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の場合に 1 セット 4 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 5 台，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の場合に 6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 1 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 2 台を保管する。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）は，想定される重大事故等時において変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料上端近傍までの範囲を測定できる設計とする。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）は，想定される重大事故等時において変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲を測定できる設計とする。

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は，想定される重大事故等時において変動する可能性のある範囲を測定できる設計とする。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラは，想定される重大事故等時において赤外線機能により使用済燃料プール及びその周辺の状況が把握できる設計とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は，設計基準対象施設と兼用しており，設計基準対象施設としてのポンプ流量及び伝熱容量が，想定される重大事故等時において，使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を除去するために必要なポンプ流量及び伝熱容量に対して十分であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計する。

燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，想定される重大事故等時において，燃料プール冷却浄化系熱交換器等で発生した熱を除去するために必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する熱交換器ユニット 1 セット 1 式と大容量送水車（熱交換器ユニット用）1 セット 1 台を使用する。熱交換器ユニットの保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 4 式に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 式（6 号及び 7 号炉共用）の合計 5 式を保管する。大容量送水車（熱交換器ユニット用）の保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 4 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 5 台を保管する。

また，熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，想定される重大事故等時において，燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱と残留熱除去系による発電用原子炉若しくは原子炉格納容器内の除熱又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を同時に使用するため，各系統の必

要な除熱量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

3.11.1.1.4　環境条件等

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

燃料プール代替注水系の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，屋外に保管及び設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の常設設備との接続及び操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

燃料プール代替注水系の可搬型スプレイヘッダは，原子炉建屋原子炉区域内に保管及び設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

可搬型スプレイヘッダは，現場据付け後の操作は不要な設計とする。また，設置場所への据付けが困難な作業環境に備え，常設のスプレイヘッダを設ける。常設スプレイヘッダは，原子炉建屋原子炉区域内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。常設スプレイヘッダを使用した代替注水及びスプレイは，スロッシング又は使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プール付近の線量率が上昇した場合でも，被ばく低減の観点から原子炉建屋の外で操作可能な設計とする。

また，燃料プール代替注水系は，淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお，可能な限り淡水を優先し，海水通水を短期間とすることで，設備への影響を考慮する。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラは，原子炉建屋原子炉区域内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は，原子炉建屋内の原子炉区域外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の操作は，想定される重大事故等時において，原子炉建屋内の原子炉区域外で可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は，原子炉建屋原子炉区域内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプの操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系の系統構成に必要な弁の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，屋外に保管及び設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

熱交換器ユニットの常設設備との接続及び操作は，想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

代替原子炉補機冷却系の系統構成に必要な弁の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の熱交換器ユニットとの接続及び操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

また，熱交換器ユニットの海水通水側及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，使用時に海水を通水するため，海水影響を考慮した設計とし，海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

3.11.1.1.5　操作性の確保

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系は，想定される重大事故等時において，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

燃料プール代替注水系の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，付属の操作スイッチにより，設置場所での操作が可能な設計とし，系統構成に必要な弁は，設置場所での手動操作が可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を接続する接続口については，簡便な接続とし，接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また，6 号及び 7 号炉が相互に使用することができるよう，接続口の口径を統一する設計とする。

燃料プール代替注水系の可搬型スプレイヘッダとホースの接続については，簡便な接続とし，結合金具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。

可搬型スプレイヘッダは，現場据付け後の操作は不要な設計とする。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は，想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラは，想定される重大事故等時において，操作を必要とすることなく中央制御室から監視が可能な設計とする。また，使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は，想定される重大事故等時においても，原子炉建屋内の原子炉区域外で弁及び付属の操作スイッチにより，設置場所での操作が可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプは，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし，系統構成に必要な弁は，中央制御室の操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から接続，弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，付属の操作スイッチにより，設置場所での操作が可能な設計とする。代替

原子炉補機冷却系の系統構成に必要な弁の操作は，中央制御室での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

熱交換器ユニットを接続する接続口については，フランジ接続とし，一般的に使用される工具を用いて，ホースを確実に接続することができる設計とする。また，6 号及び 7 号炉が相互に使用することができるよう，接続口の口径を統一する設計とする。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）と熱交換器ユニットとの接続は，簡便な接続とし，接続治具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。

3.11.1.1.6　試験検査

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに，分解又は取替えが可能な設計とする。また，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

燃料プール代替注水系の可搬型スプレイヘッダ及び常設スプレイヘッダは，発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに，外観の確認が可能な設計とする。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの確認並びに弁開閉操作の確認が可能な設計とする。また，燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は，発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また，代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットの代替原子炉補機冷却水ポンプ及び熱交換器は，発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替えが可能な設計とする。

代替原子炉補機冷却系の大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに，分解又は取替えが可能な設計とする。また，熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

第 3.11－1 表　使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様

(1) 燃料プール代替注水系

a.　可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）（6 号及び 7 号炉共用）

型　　式	うず巻形
台　　数	1（予備 1）
容　　量	168m^3/h/台以上（吐出圧力 0.85MPa[gage]において）
	120m^3/h/台以上（吐出圧力 1.4MPa[gage]において）
吐出圧力	0.85MPa[gage]～1.4MPa[gage]以上

b.　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備
・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	うず巻形
台　　数	16（予備 1）
容　　量	120m^3/h/台以上（吐出圧力 0.85MPa[gage]において）
	84m^3/h/台以上（吐出圧力 1.4MPa[gage]において）
吐出圧力	0.85MPa[gage]～1.4MPa[gage]以上

c.　可搬型スプレイヘッダ（6 号及び 7 号炉共用）

数　　量	1（予備 1）

d.　常設スプレイヘッダ

数　　量	1

(2) 原子炉建屋放水設備

a.　大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）（6 号及び 7 号炉共用）

第 3.12－1 表　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の主要機器仕様に記載する。

b.　放水砲（6 号及び 7 号炉共用）

第 3.12－1 表　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の主要機器仕様に記載する。

(3) 燃料プール監視設備

a.　使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）

兼用する設備は以下のとおり。

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	1（検出点 14 箇所）	
計測範囲	水位　6 号炉	T.M.S.L.20,180～31,170mm
	7 号炉	T.M.S.L.20,180～31,123mm
	温度　0～150℃	

b.　使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）

兼用する設備は以下のとおり。

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数　　1（検出点 8 箇所）
計測範囲　　水位　6 号炉　　T.M.S.L.23,420～30,420mm
　　7 号炉　　T.M.S.L.23,373～30,373mm
　　温度　0～150℃

c.　使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
第3.17－1表　放射線管理設備(重大事故等時)の主要機器仕様に記載する。

d.　使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む。）
兼用する設備は以下のとおり。
・計装設備（重大事故等対処設備）
個　　数　　1

(4) 燃料プール冷却浄化系

a.　ポンプ
台　　数　　1（予備 1※1）
容　　量　　約 250m³/h/台
全 揚 程　　約 80m

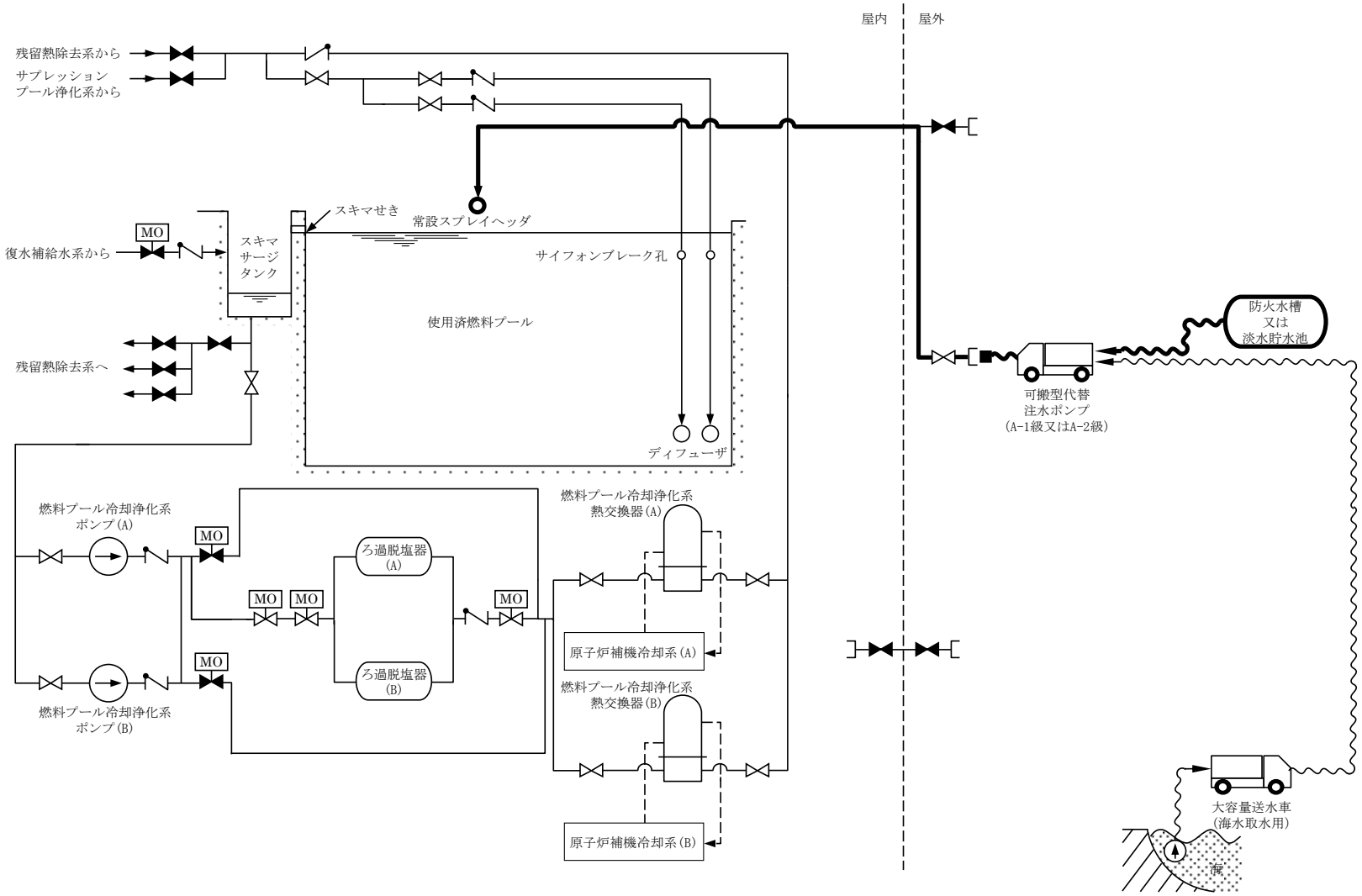
※1　6 号炉は代替循環冷却系と同時に使用する場合を除く

b.　熱交換器
基　　数　　1（予備 1※2）
伝熱容量　　約 1.9MW
※2　代替循環冷却系と同時に使用する場合を除く。

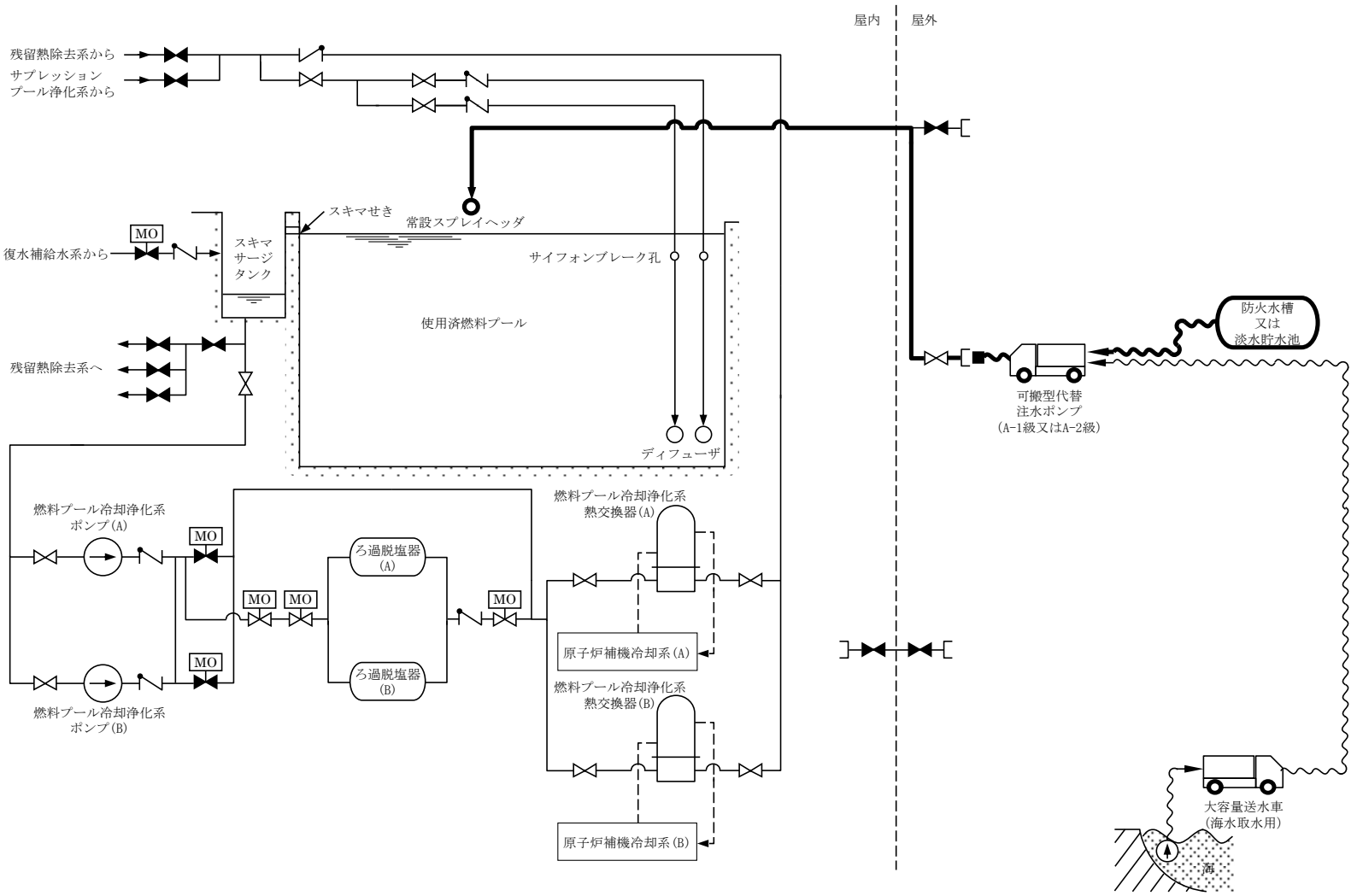
(5) 代替原子炉補機冷却系

a.　熱交換器ユニット（6 号及び 7 号炉共用）
第 3.5－1 表　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様に記載する。

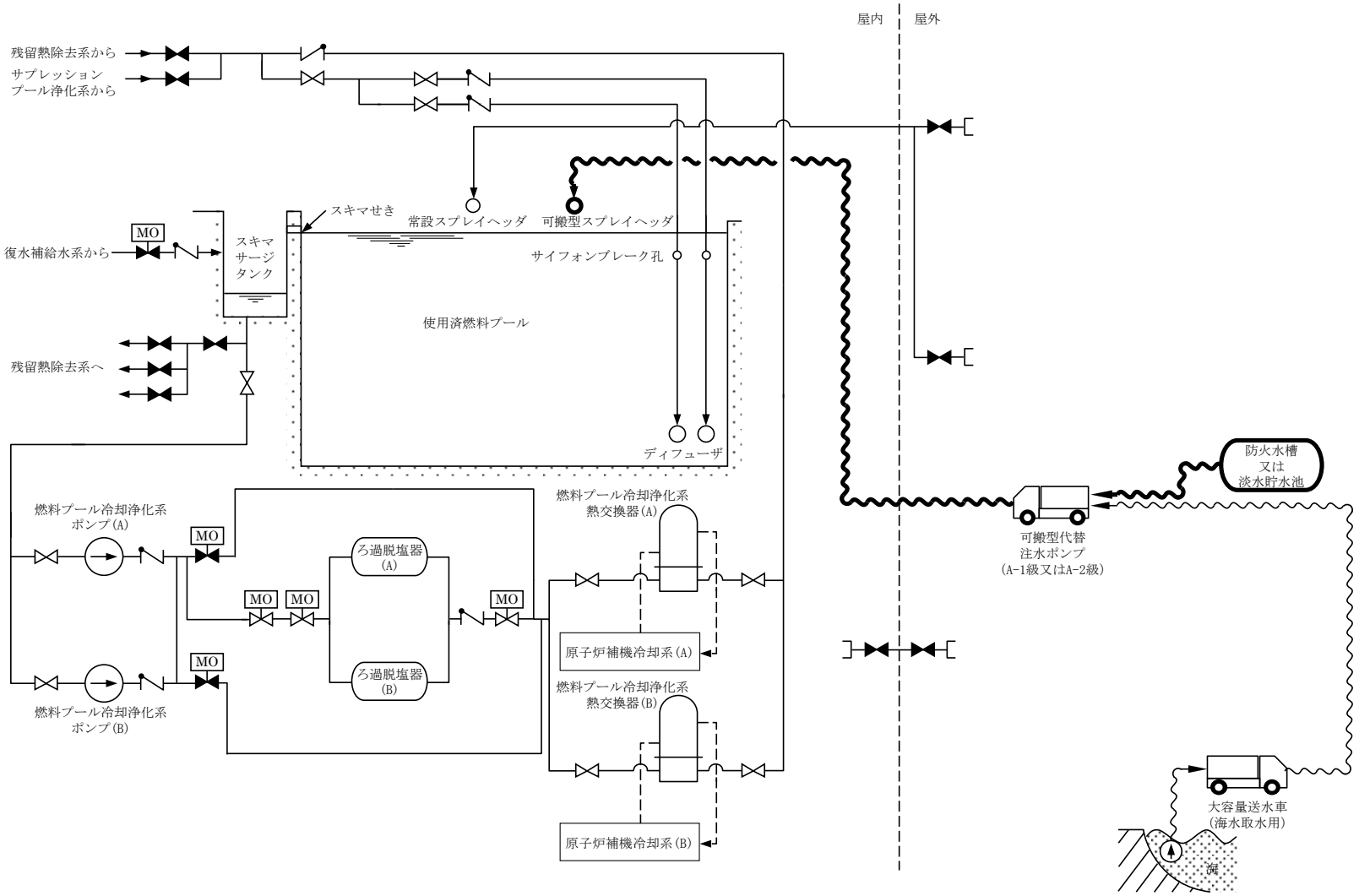
b.　大容量送水車（熱交換器ユニット用）（6 号及び 7 号炉共用）
第 3.5－1 表　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様に記載する。



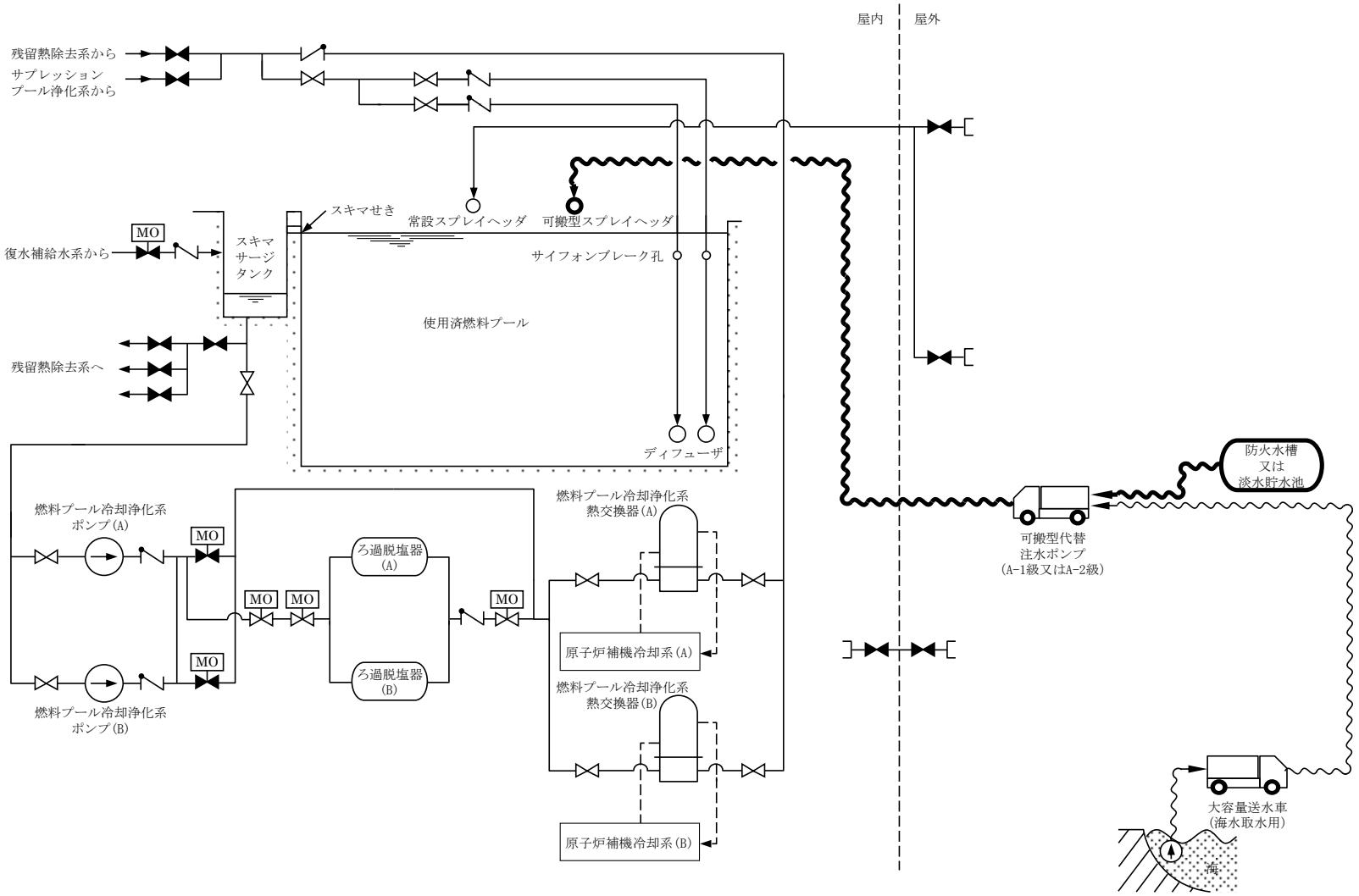
第 3.11－1 図(1)　使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水）(6 号炉)



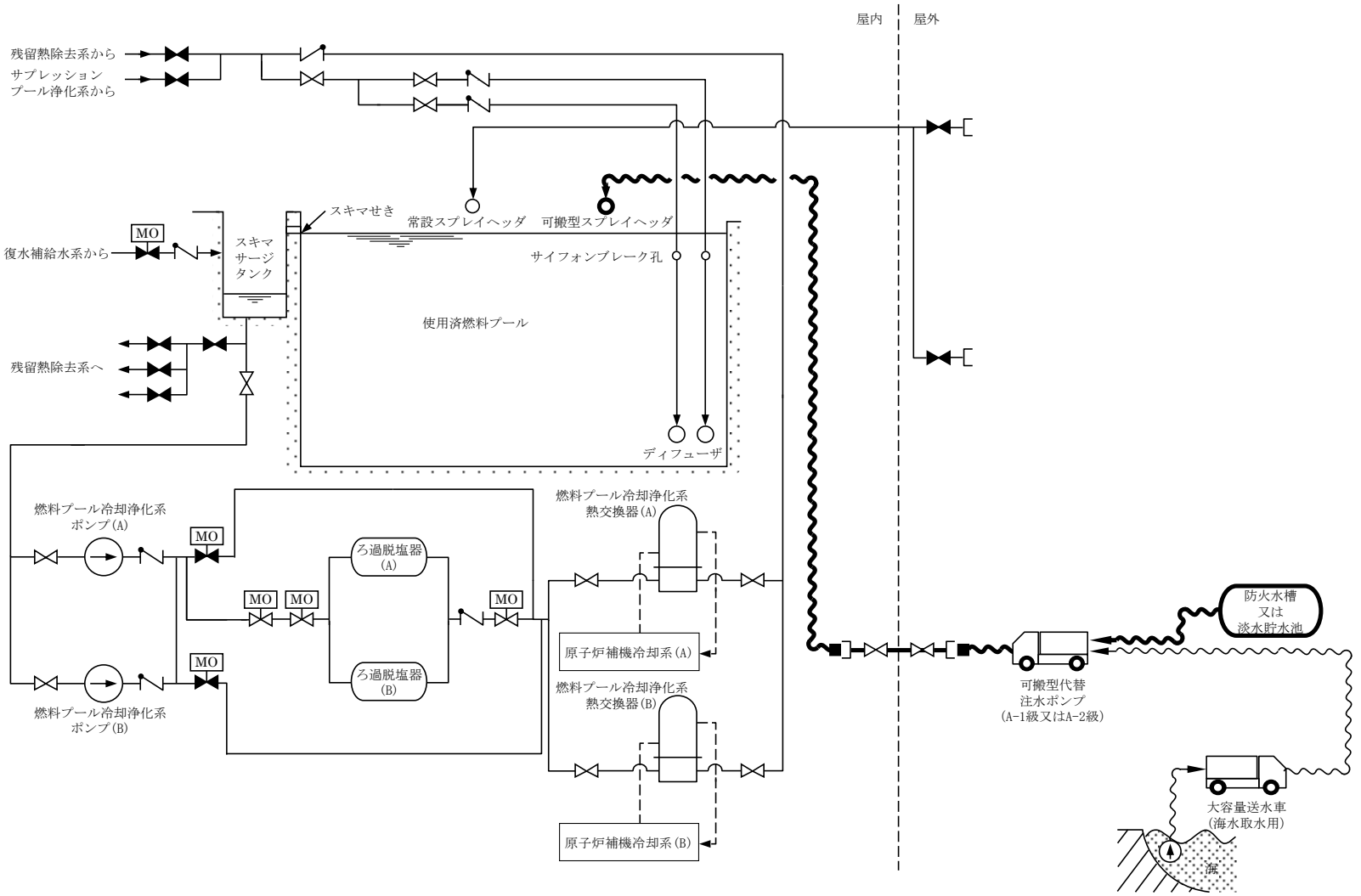
第 3.11－1 図(2)　使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水）（7 号炉）



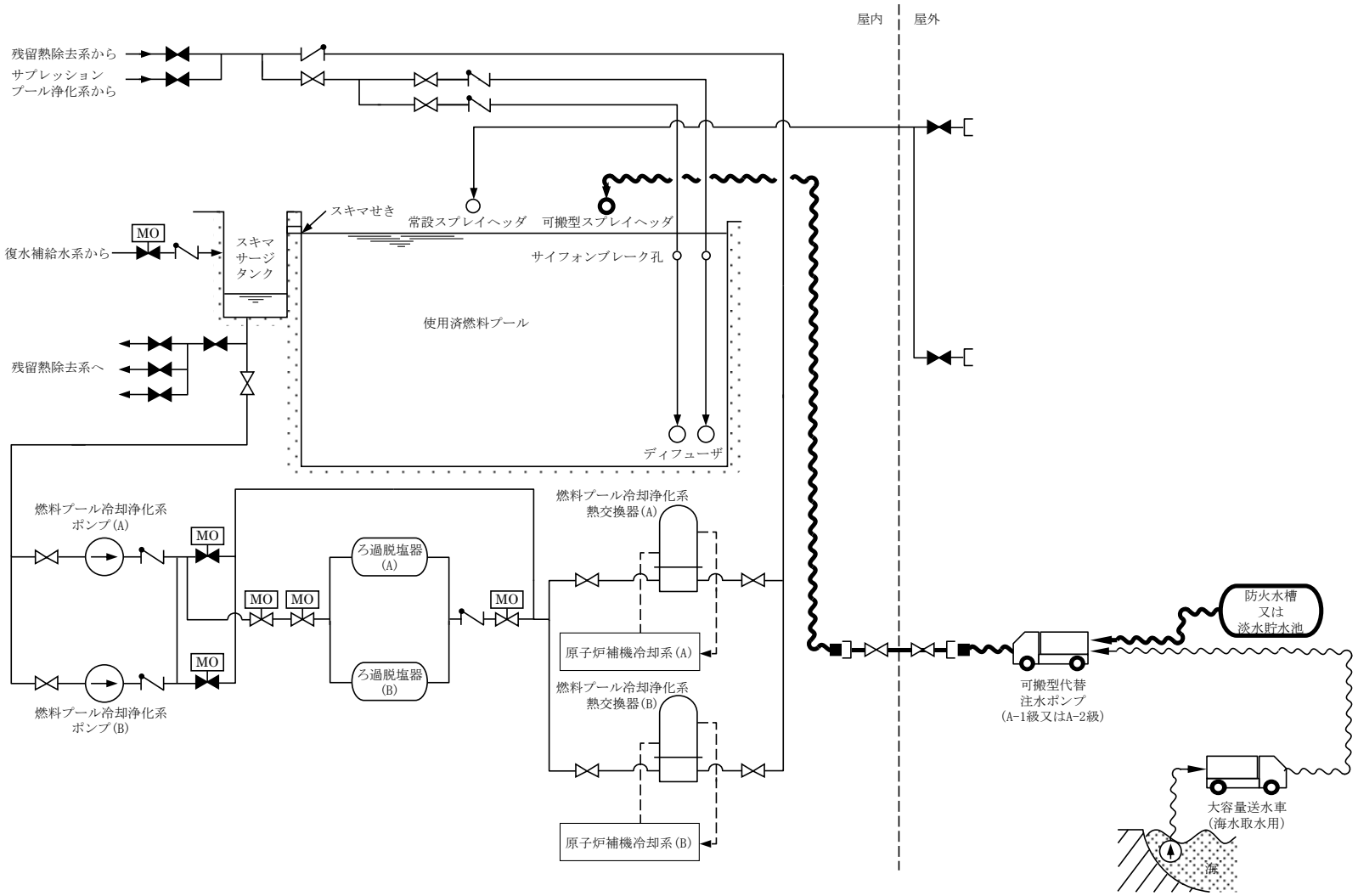
第 3.11－2 図(1)　使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水）（その 1）（6 号炉）



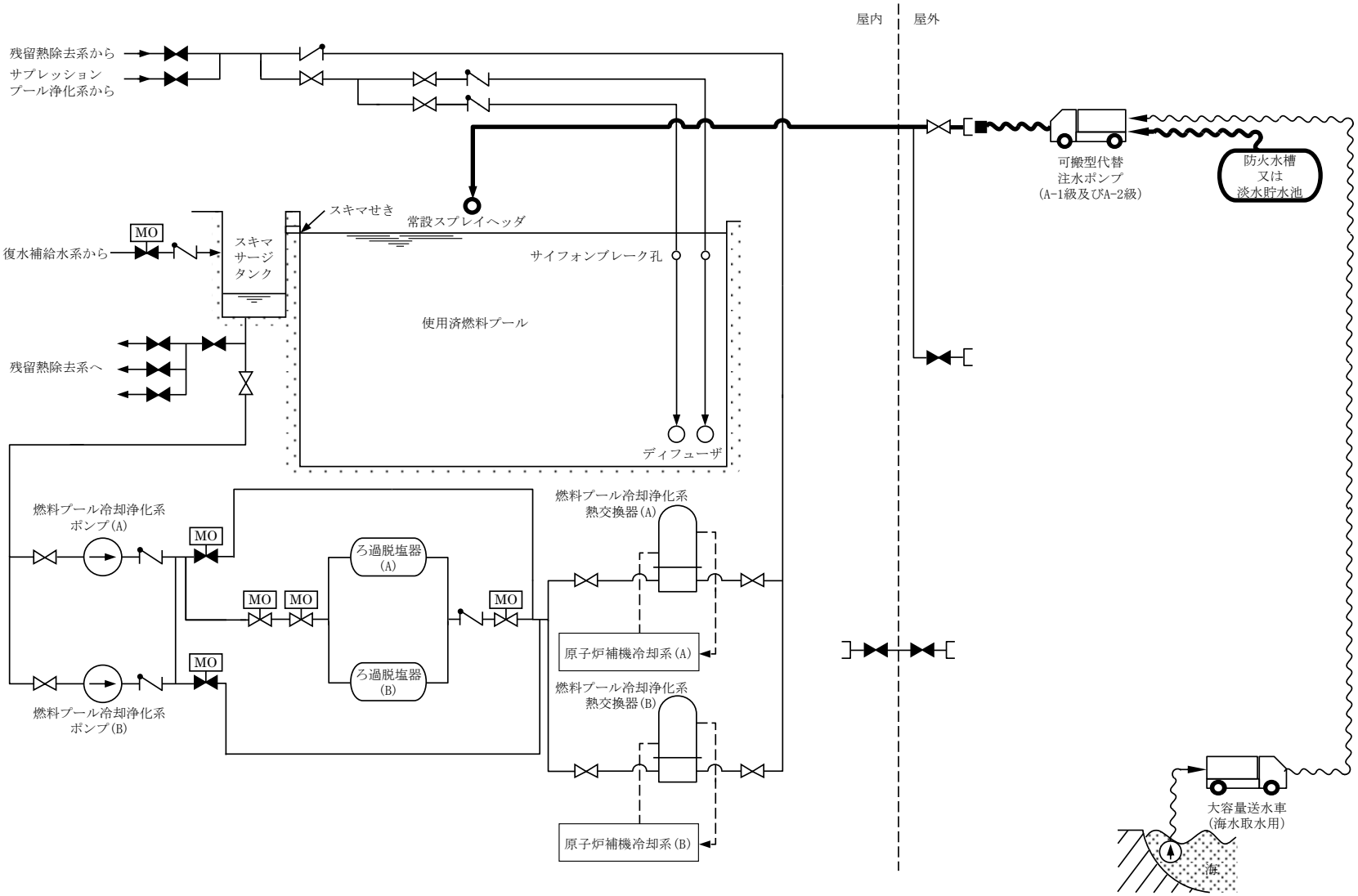
第 3.11－2 図(2)　使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水）（その 1）（7 号炉）



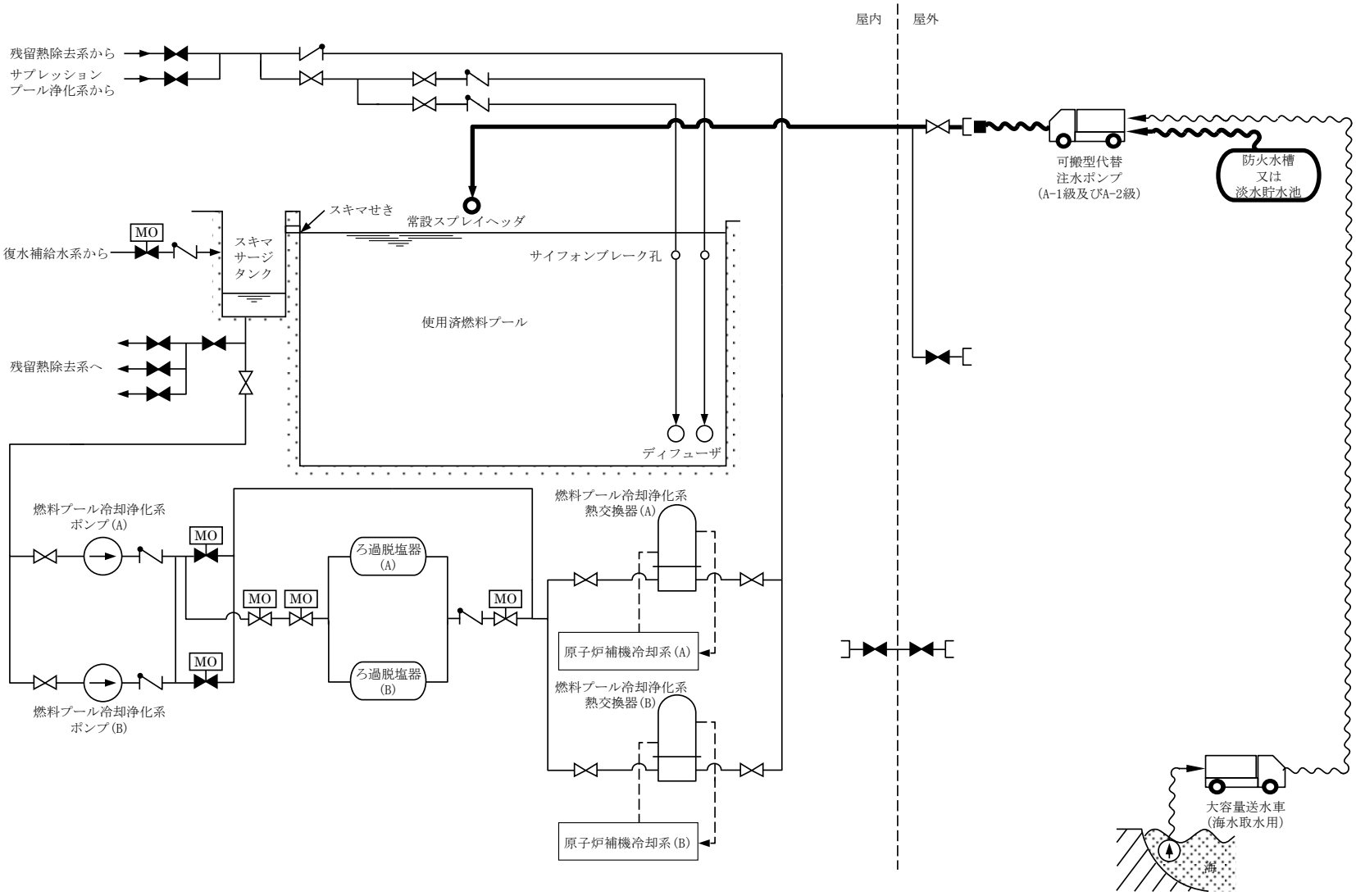
第 3.11－2 図(3)　使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水）（その 2）（6 号炉）



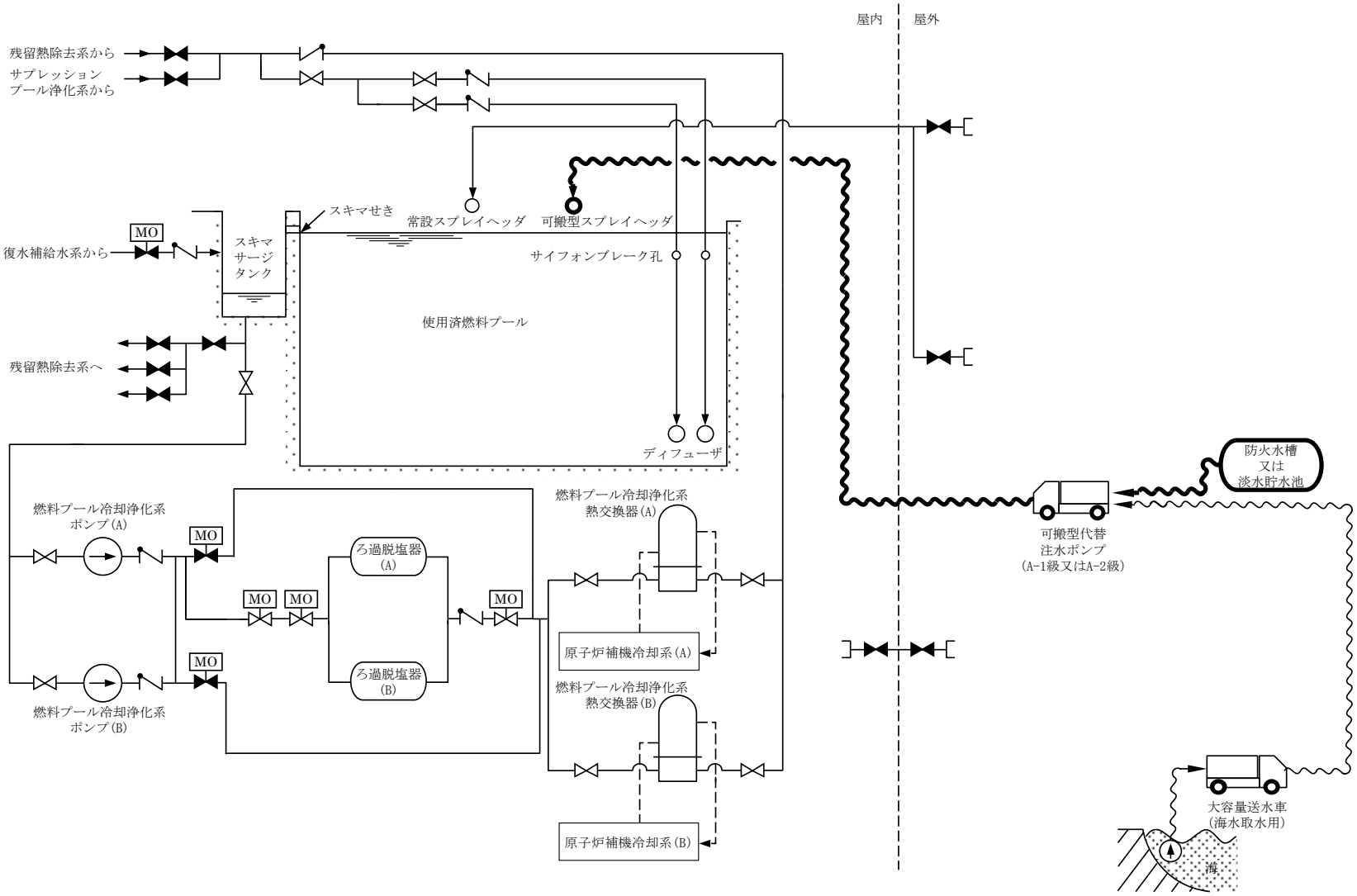
第 3.11－2 図(4)　使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水）（その 2）（7 号炉）



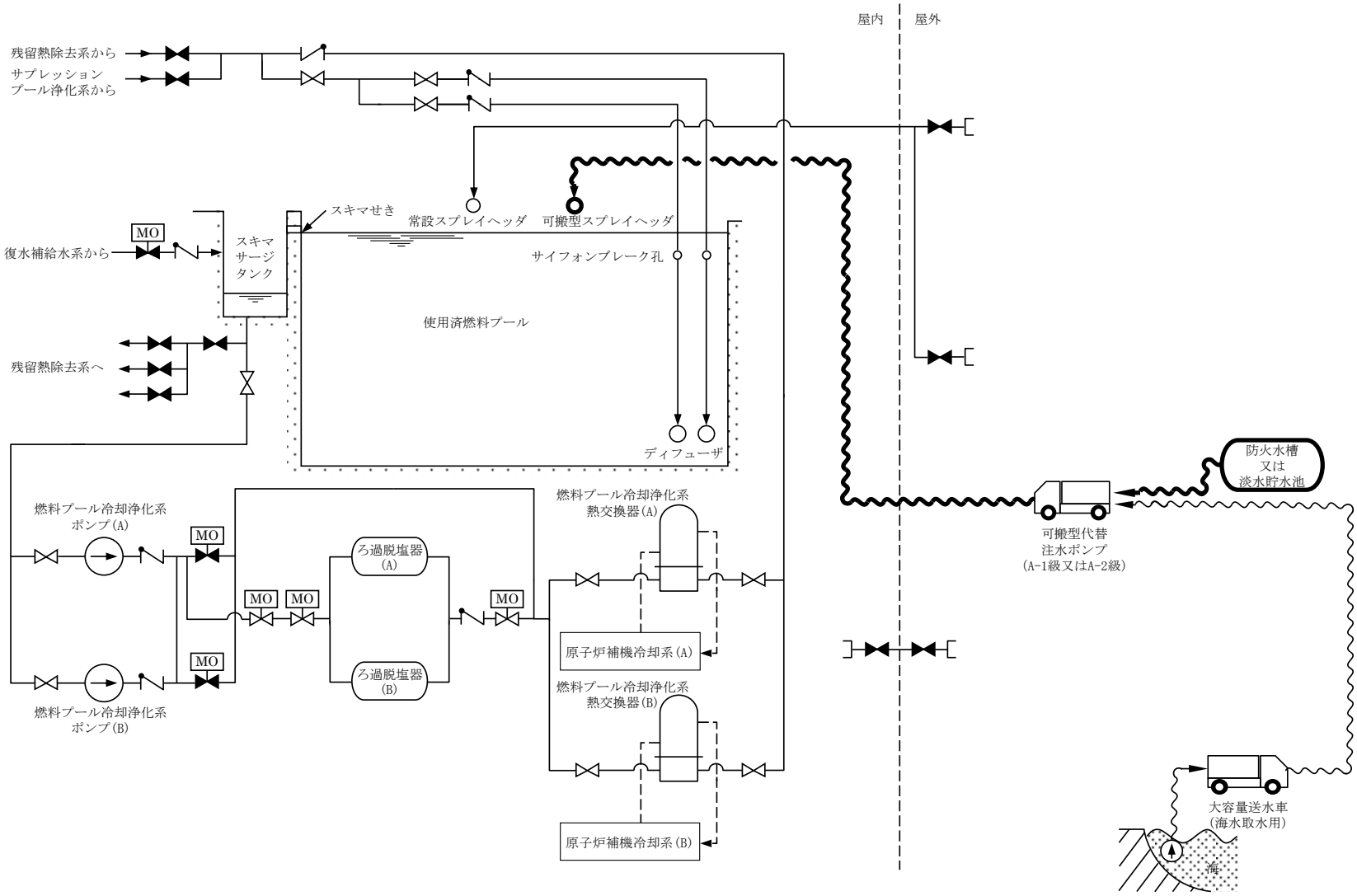
第 3.11－3 図(1)　使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ）(6 号炉)



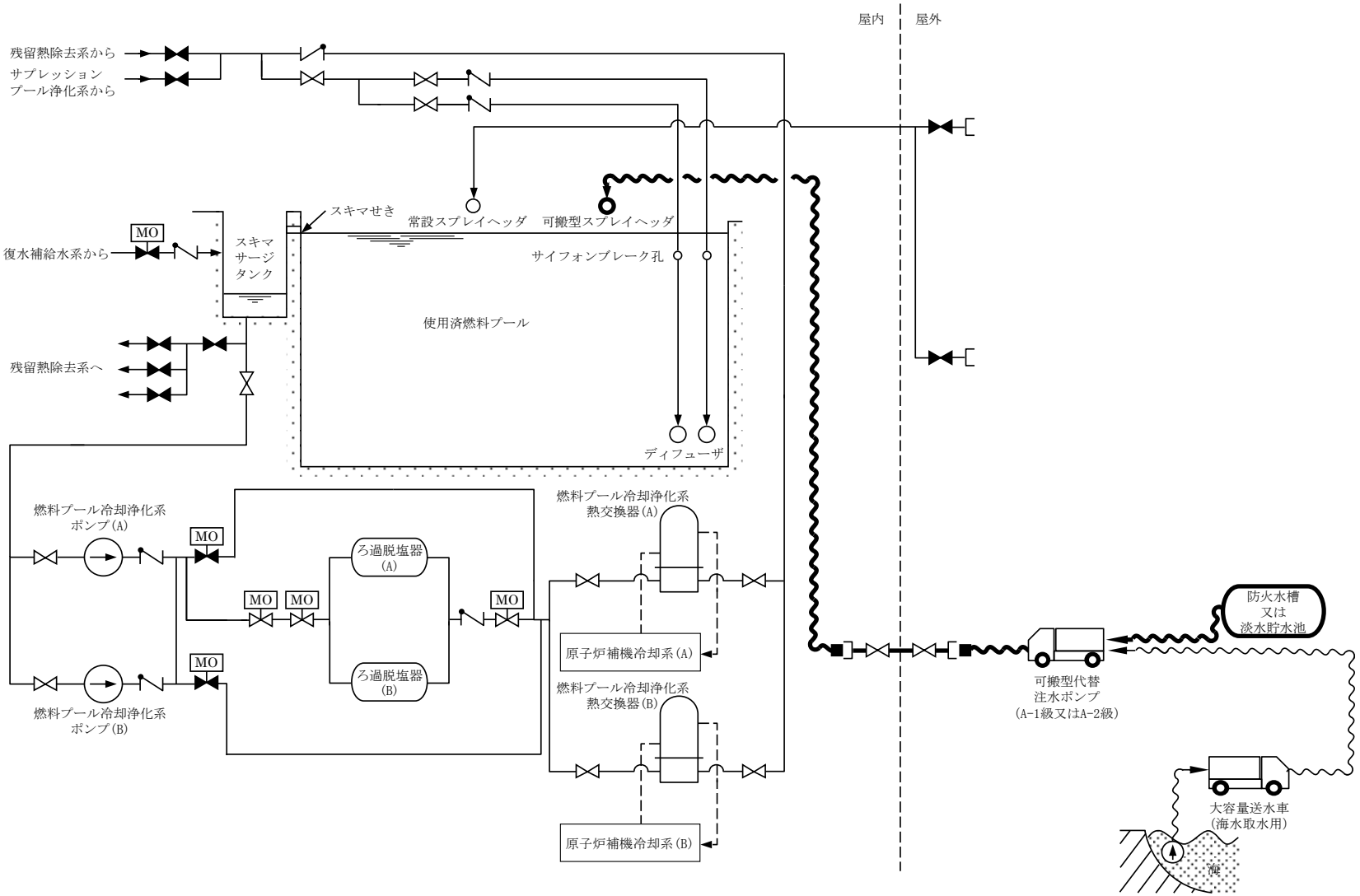
第 3.11－3 図(2)　使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ）（7 号炉）



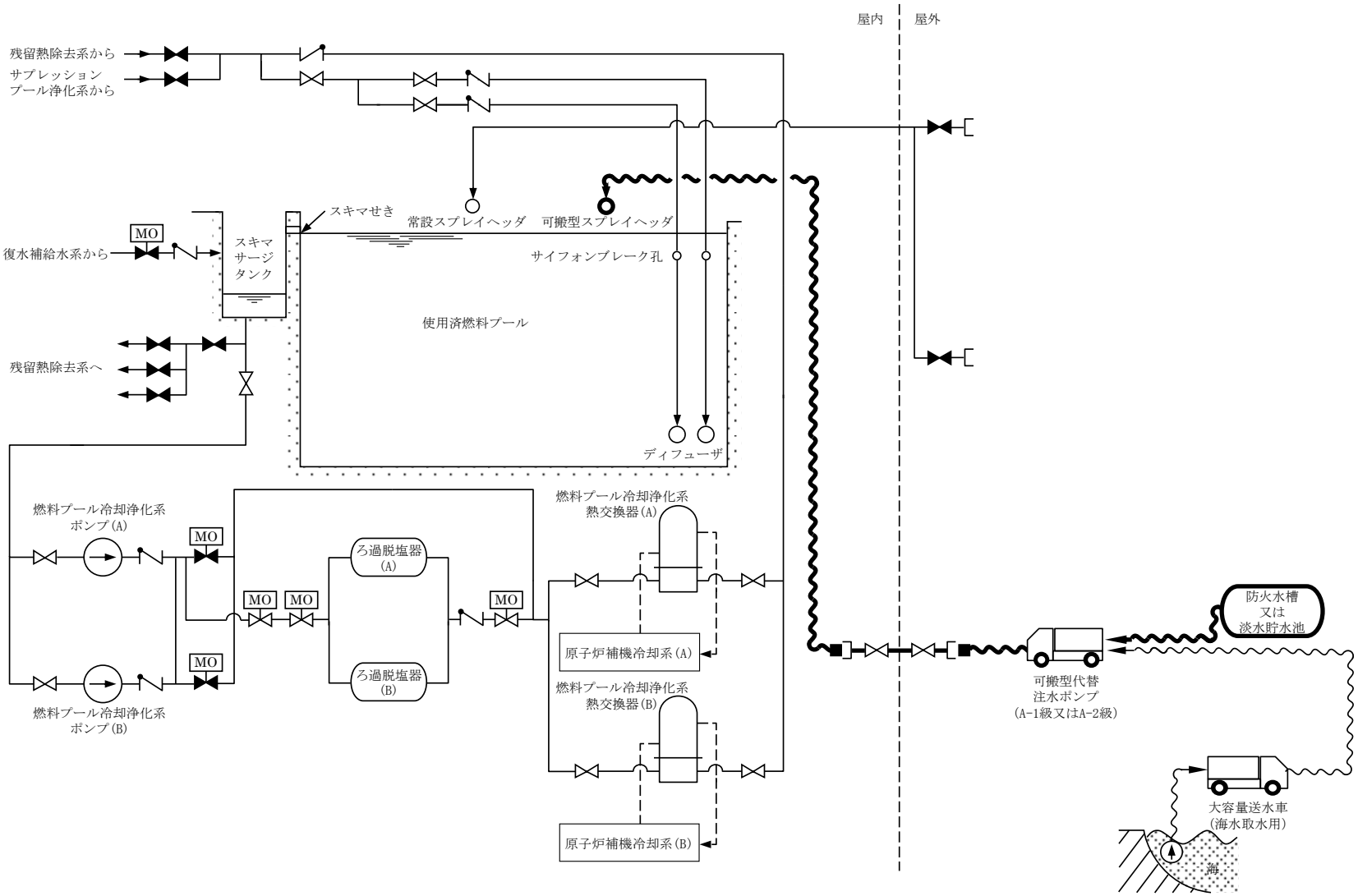
第 3.11－4 図(1)　使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ）（その 1）（6 号炉）



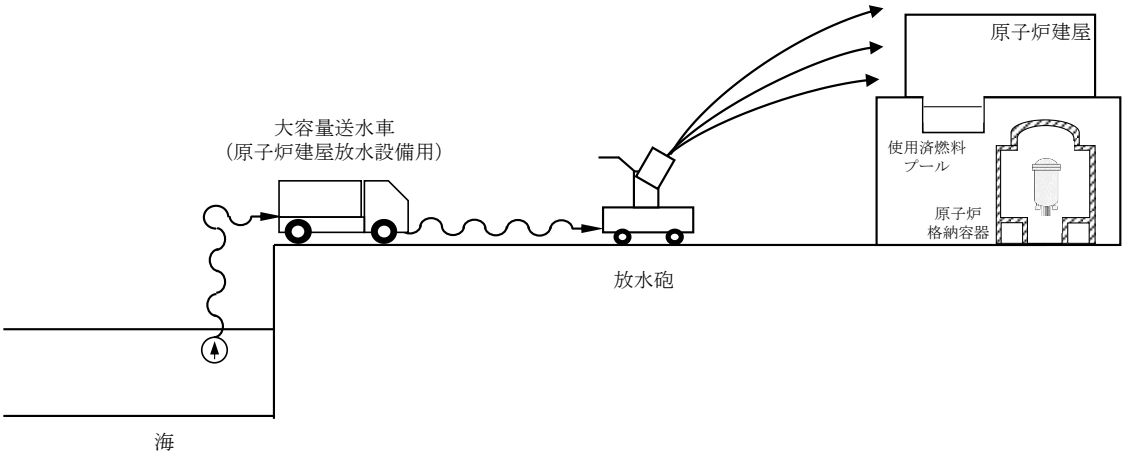
第 3.11－4 図(2)　使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ）（その 1）（7 号炉）



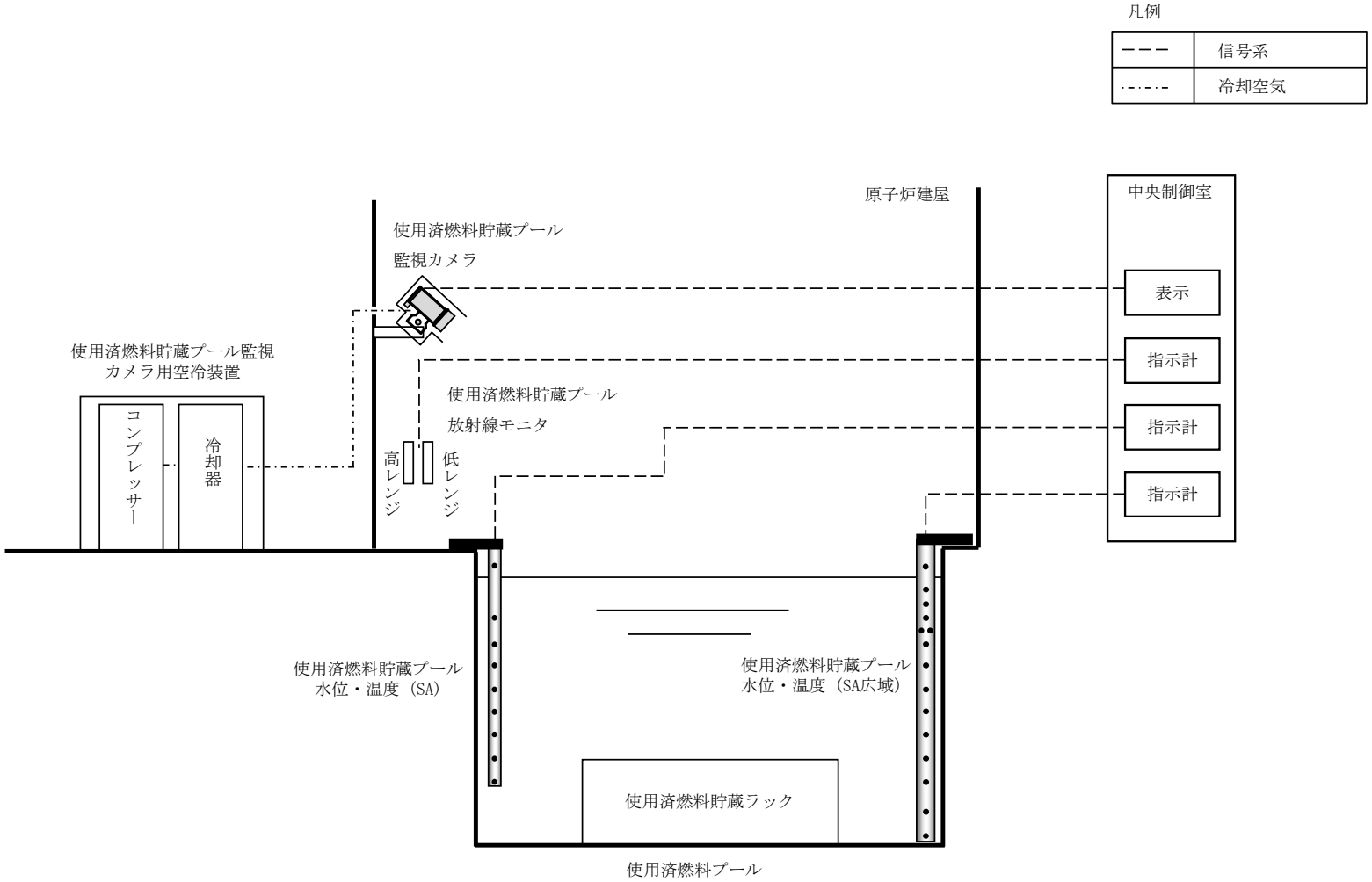
第 3.11－4 図(3)　使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ）（その 2）（6 号炉）



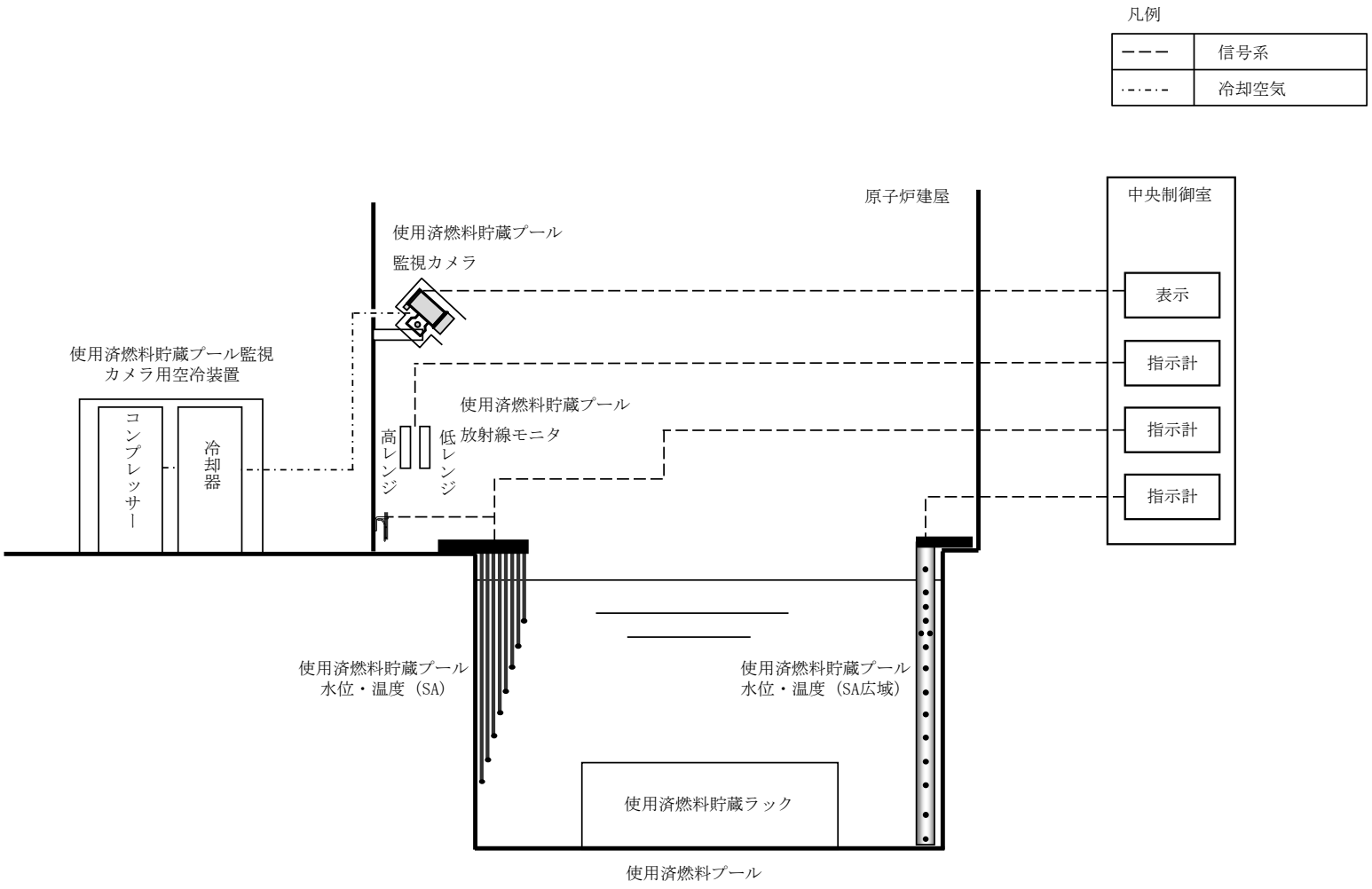
第 3.11－4 図(4)　使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図（燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ）（その 2）（7 号炉）



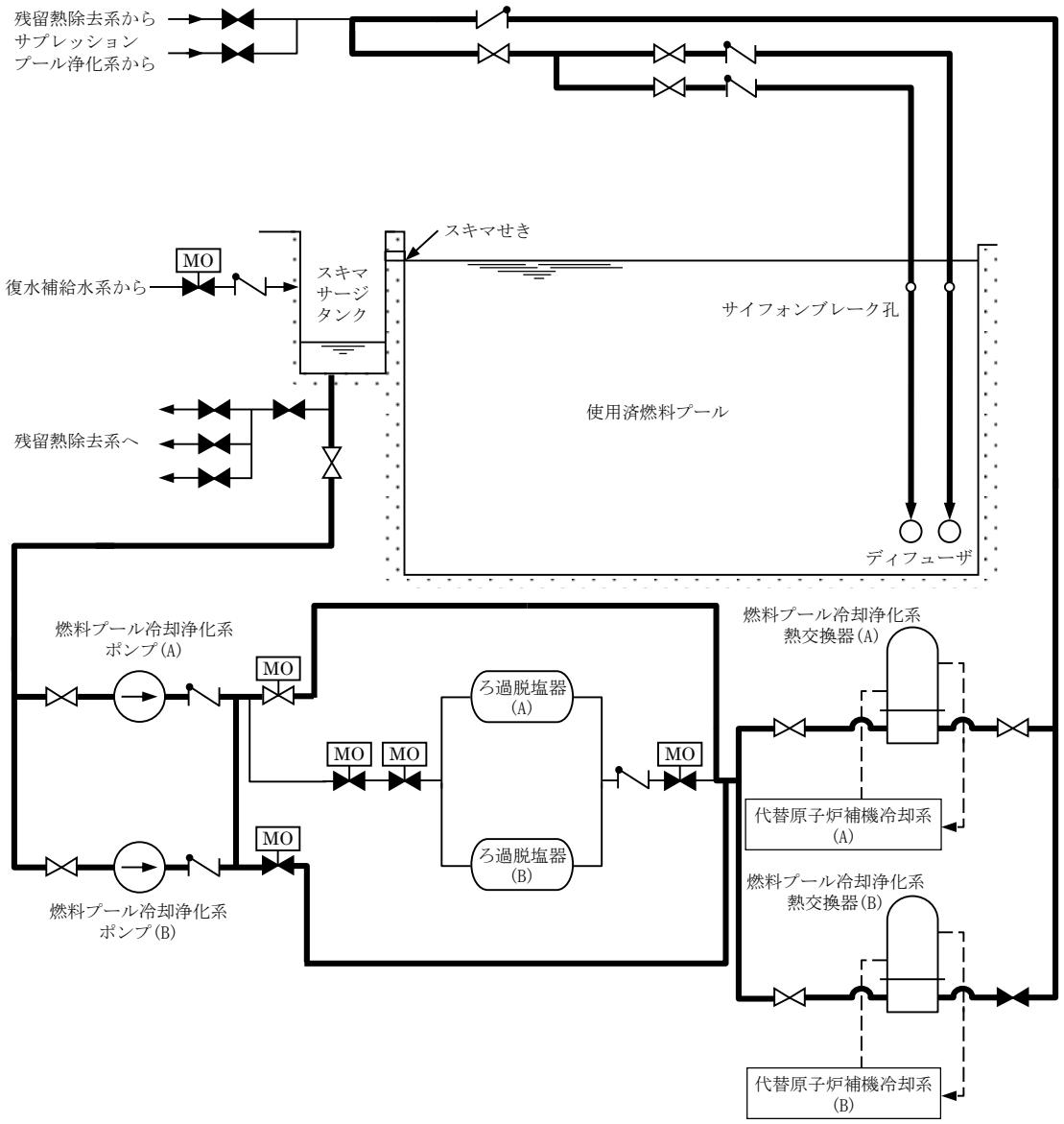
第 3.11－5 図　使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図
（原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制）



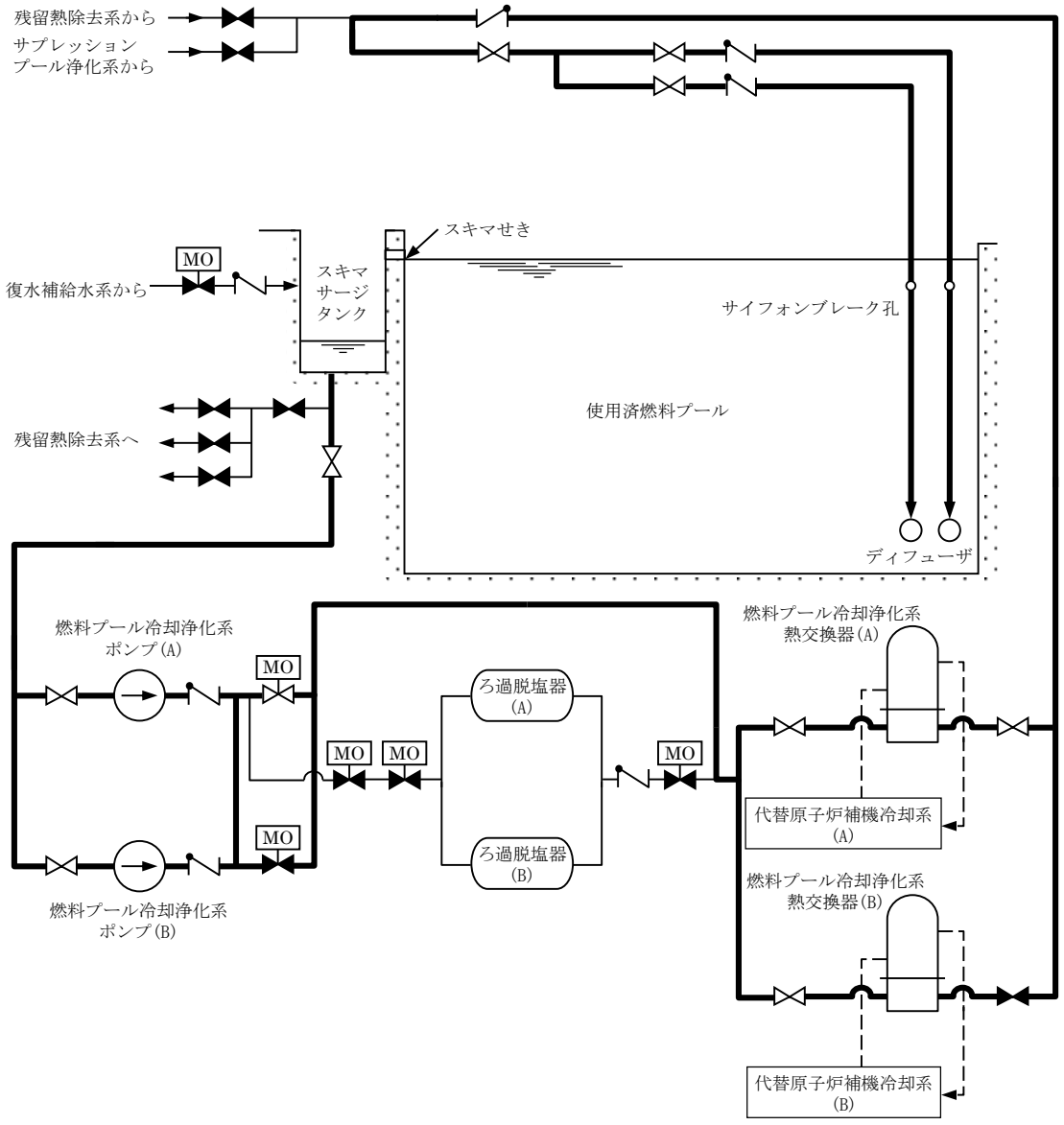
第 3.11－6 図(1)　使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図
（使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視）（6 号炉）



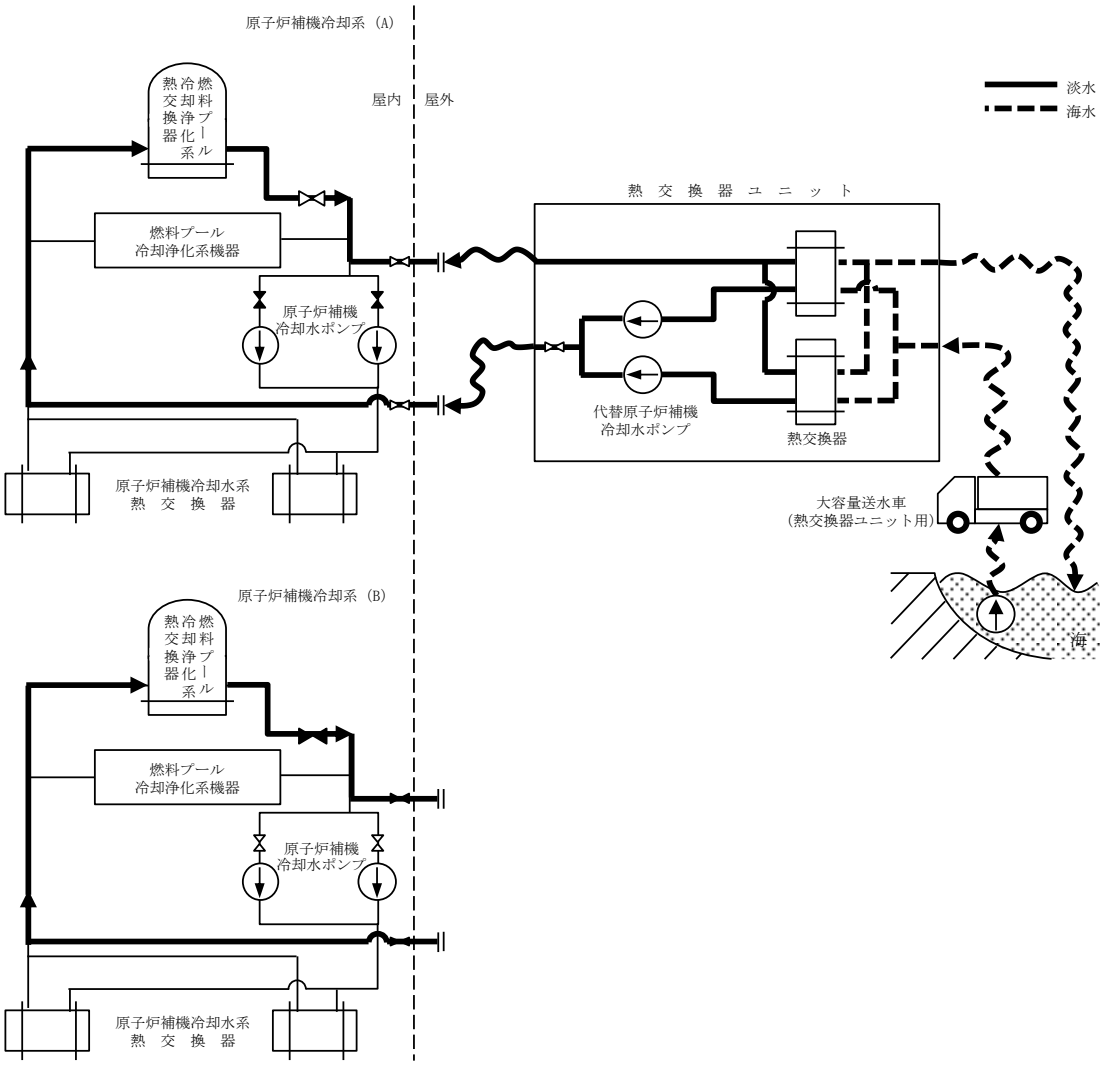
第 3.11－6 図(2)　使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図
（使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視）（7 号炉）



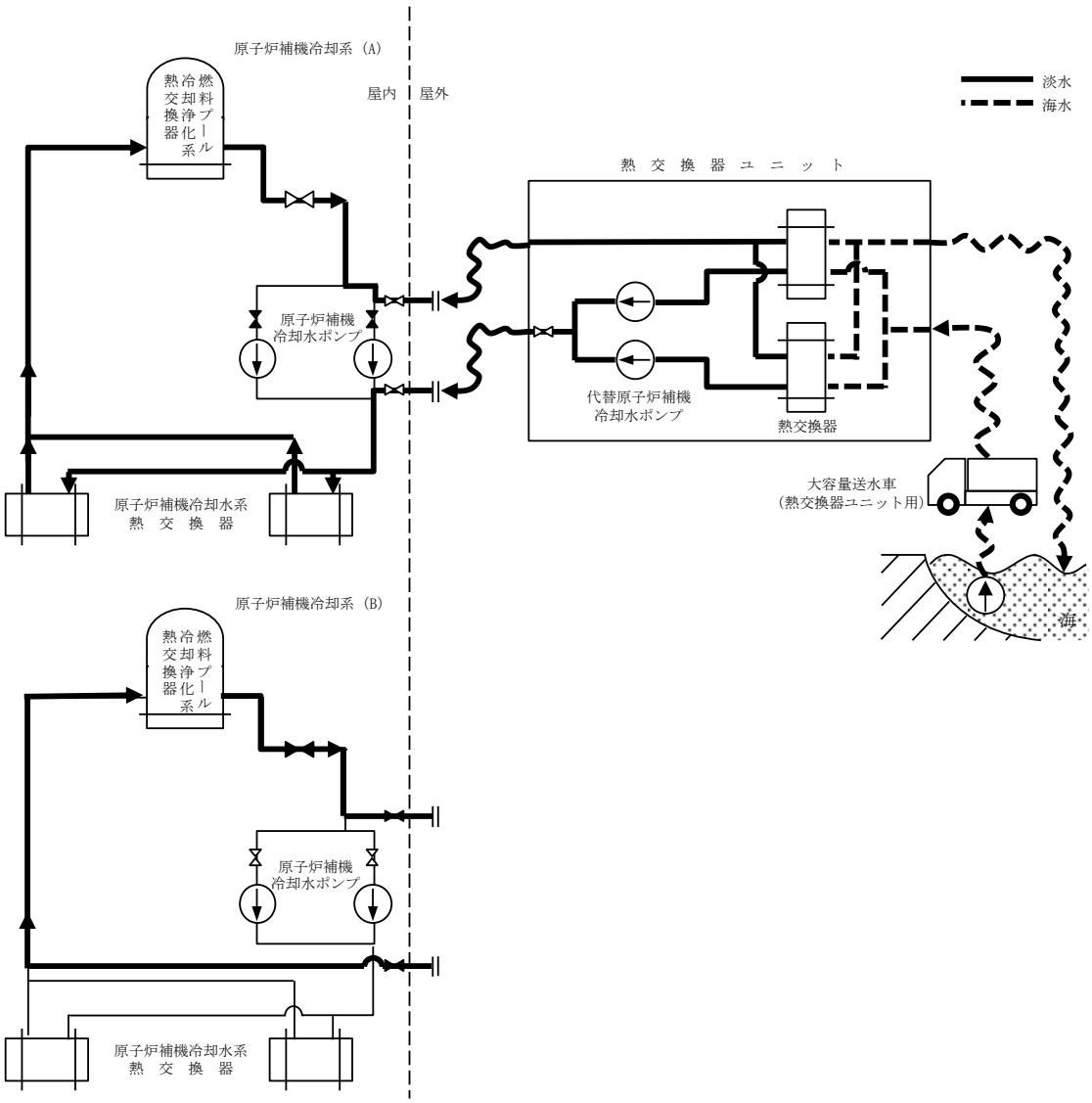
第 3.11－7 図(1)　使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図
(燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱
(燃料プール冷却浄化系)) (6 号炉)



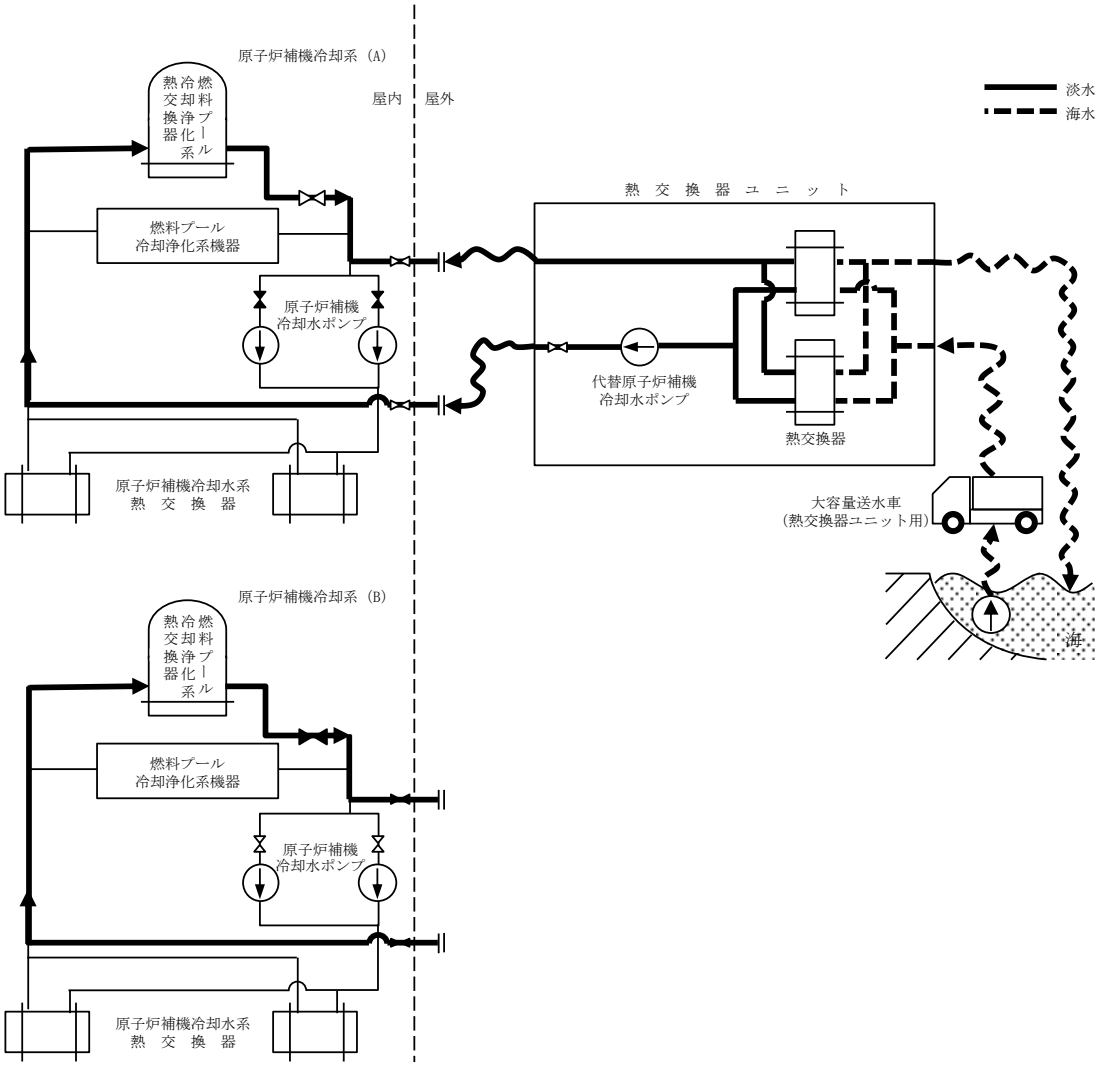
第 3.11－7 図(2)　使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図
(燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱
(燃料プール冷却浄化系)) (7 号炉)



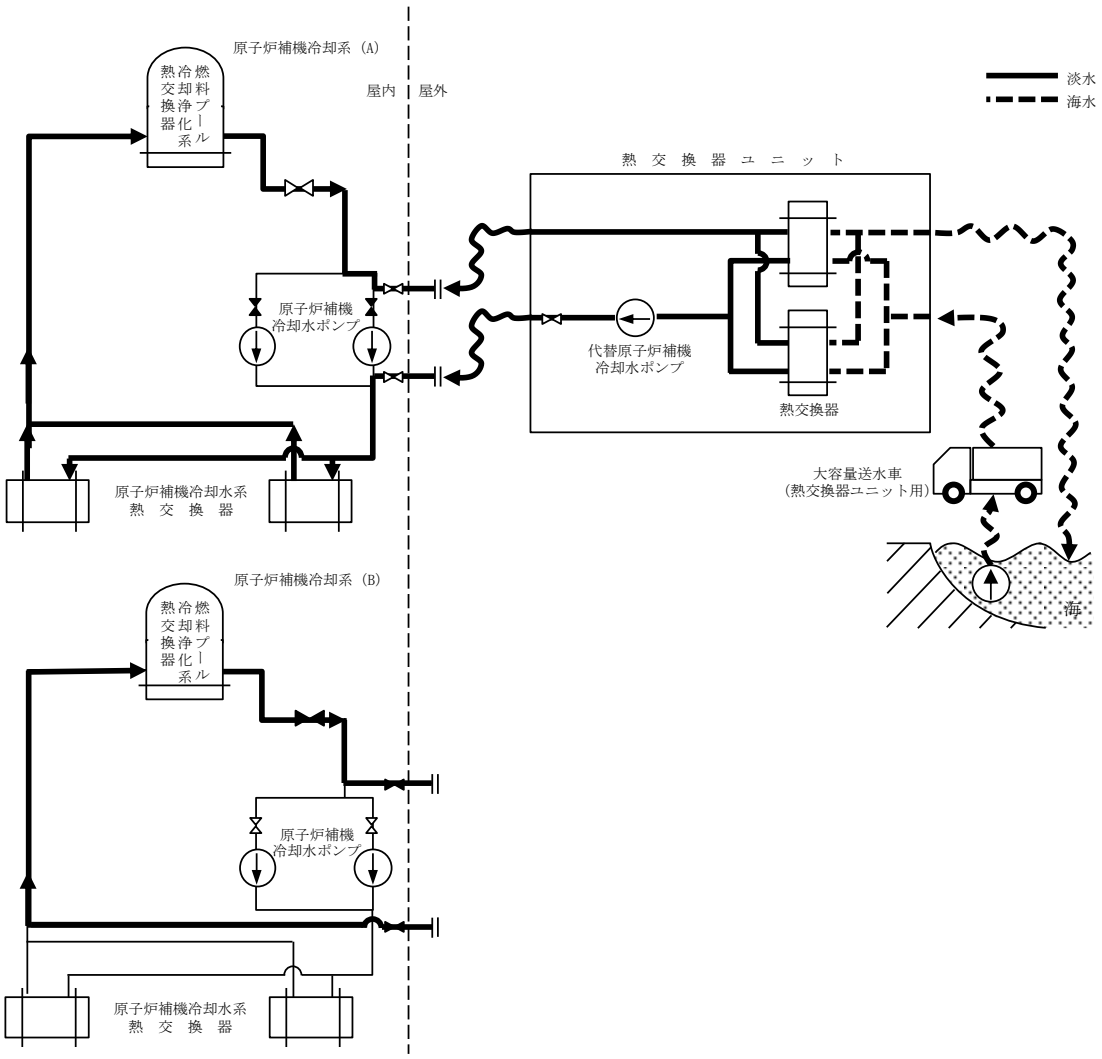
第 3.11－8 図(1)　使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図
（燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱
（代替原子炉補機冷却系））（その 1）（6 号炉）



第 3.11－8 図(2)　使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図
（燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱
（代替原子炉補機冷却系））（その 1）（7 号炉）



第 3.11－8 図(3)　使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図
（燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱
（代替原子炉補機冷却系））（その 2）（6 号炉）



第 3.11－8 図(4)　使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図
（燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱
（代替原子炉補機冷却系））（その 2）（7 号炉）

3.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備【55 条】

【設置許可基準規則】

（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）

第五十五条　発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）

1　第５５条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

ａ）原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。

ｂ）放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。

ｃ）放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。

ｄ）放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。

ｅ）海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。

3.12.1　適合方針

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の系統概要図及び配置図を第 3.12－1 図から第 3.12－3 図に示す。

3.12.1.1　重大事故等対処設備

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備として，原子炉建屋放水設備及び海洋拡散抑制設備を設ける。

また，原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できる設備として，原子炉建屋放水設備を設ける。

(1) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時に用いる設備

a.　原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制

大気への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として，原子炉建屋放水設備を使用する。

原子炉建屋放水設備は，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，ホース等で構成し，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）により海水をホースを経由して放水砲から原子炉建屋へ放水できる設計とする。大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲は，設置場所を任意に設定し，複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の燃料は，燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）（6 号及び 7 号炉共用）
・放水砲（6 号及び 7 号炉共用）
・燃料補給設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

本系統の流路として，ホースを重大事故等対処設備として使用する。

b.　海洋への放射性物質の拡散抑制

(a) 海洋拡散抑制設備による海洋への放射性物質の拡散抑制

海洋への放射性物質の拡散を抑制するための重大事故等対処設備として，海洋拡散抑制設備を使用する。

海洋拡散抑制設備は，放射性物質吸着材，汚濁防止膜等で構成する。放射性物質吸着材は，雨水排水路等に流入した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう，5 号，6 号及び 7 号炉の雨水排水路集水桝並びにフラップゲート入口 3 箇所の計 6 箇所に設置できる設計とする。

汚濁防止膜は，汚染水が発電所から海洋に流出する 4 箇所（北放水口 1 箇所及び取水口 3 箇所）に設置することとし，小型船舶（汚濁防止膜設置用）により設置できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・放射性物質吸着材（6 号及び 7 号炉共用）
・汚濁防止膜（6 号及び 7 号炉共用）
・小型船舶（汚濁防止膜設置用）（6 号及び 7 号炉共用）

(2) 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時に用いる設備

a. 航空機燃料火災への泡消火

(a) 原子炉建屋放水設備による航空機燃料火災への泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための重大事故等対処設備として，原子炉建屋放水設備を使用する。

原子炉建屋放水設備は，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液混合装置，泡原液搬送車，ホース等で構成し，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）により海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の燃料は，燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）（6 号及び 7 号炉共用）
・放水砲（6 号及び 7 号炉共用）
・泡原液混合装置（6 号及び 7 号炉共用）
・泡原液搬送車（6 号及び 7 号炉共用）
・燃料補給設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

本系統の流路として，ホースを重大事故等対処設備として使用する。

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の主要機器仕様を第 3.12－1 表に示す。

燃料補給設備については，「3.14　電源設備」にて記載する。

3.12.1.1.1　多様性，位置的分散

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

原子炉建屋放水設備又は海洋拡散抑制設備である大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液混合装置，泡原液搬送車，放射性物質吸着材，汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）は，原子炉建屋，タービン建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に保管する。

3.12.1.1.2　悪影響防止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

原子炉建屋放水設備又は海洋拡散抑制設備である大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液混合装置，泡原液搬送車，放射性物質吸着材，汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）は，他の設備から独立して保管及び使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。なお，放射性物質吸着材は，透過性を考慮した設計とすることで，雨水排水路集水桝等からの溢水により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，仮に閉塞した場合においても，放射性物質吸着材の吊り上げ等によって流路を確保することができる設計とする。

放水砲は，放水砲の使用を想定する重大事故等時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲及び泡原液搬送車は，治具や輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.12.1.1.3　容量等

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

原子炉建屋放水設備である大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液混合装置及び泡原液搬送車は，想定される重大事故等時において，大気への放射性物質の拡散抑制又は航空機燃料火災への対応に対して，1 台で複数号炉に放水するため，移動等ができる設計とし，放水砲による直状放射により原子炉建屋の最高点である屋上に放水又は噴霧放射により広範囲に放水するために必要な容量を有するものを 6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 1 台使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 1 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 2 台を保管する。

海洋拡散抑制設備である放射性物質吸着材は，想定される重大事故等時において，海洋への放射性物質の拡散を抑制するため，6 号及び 7 号炉の雨水排水路集水桝並びに 6 号及び 7 号炉の雨水排水路から汚染水が溢れた場合の代替排水路となる 5 号炉の雨水排水路集水桝及びフラップゲート入口 3 箇所の計 6 箇所に設置する。保有数は，各設置場所に対して 1 式を保管する。

海洋拡散抑制設備である汚濁防止膜は，想定される重大事故等時において，海洋への放射性物質の拡散を抑制するため，設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。保有数は，各設置場所の幅に応じて必要な本数を 2 組（6 号及び 7 号炉共用）に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として各設置場所に対して 2 本（6 号及び 7 号炉共用）を保管する。

海洋拡散抑制設備である小型船舶（汚濁防止膜設置用）は，想定される重大事故等時において，設置場所に汚濁防止膜を設置するために対応できる容量として，6号及び7号炉共用で1セット1台使用する。保有数は，6号及び7号炉共用で1セット1台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計2台を保管する。

3.12.1.1.4　環境条件等

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

原子炉建屋放水設備又は海洋拡散抑制設備である大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液混合装置，泡原液搬送車，放射性物質吸着材，汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）は，屋外に保管及び設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液混合装置及び泡原液搬送車の接続及び操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

小型船舶（汚濁防止膜設置用）の操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液混合装置及び放射性物質吸着材は，使用時に海水を通水するため，海水影響を考慮した設計とする。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は，海水を直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

汚濁防止膜は海に設置し，小型船舶（汚濁防止膜設置用）は海で使用するため，耐腐食性材料を使用する設計とする。

3.12.1.1.5　操作性の確保

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉建屋放水設備又は海洋拡散抑制設備である大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液混合装置，泡原液搬送車，放射性物質吸着材，汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）は，想定される重大事故等時において，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液混合装置及び泡原液搬送車は，車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲及び泡原液搬送車は設置場所にて輪留めにより固定等ができる設計とする。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液混合装置及び泡原液搬送車の接続は，簡便な接続とし，一般的に使用される工具を用いて，ホースを確実に接続することができる設計とする。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は，付属の操作スイッチにより，設置場所での操作が可能な設計とする。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液混合装置及び泡原液搬送車は，設置場所を任意に設定し，複数の方向から放水できる設計とする。

放射性物質吸着材は，車両により屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，容易に設置できる設計とする。

汚濁防止膜は，車両により屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計

とするとともに，小型船舶（汚濁防止膜設置用）を用いて設置できる設計とする。
小型船舶（汚濁防止膜設置用）は，車両により屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所で容易に操縦できる設計とする。

3.12.1.1.6　試験検査

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉建屋放水設備である大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲及び泡原液混合装置は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに，外観の確認が可能な設計とする。また，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，分解又は取替えが可能な設計とする。

原子炉建屋放水設備である泡原液搬送車は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，内容量及び外観の確認が可能な設計とする。

また，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び泡原液搬送車は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，車両として運転状態の確認が可能な設計とする。

海洋拡散抑制設備である放射性物質吸着材，汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，外観の確認が可能な設計とする。

第3.12－1表　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の主要機器仕様

(1) 原子炉建屋放水設備

a. 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）(6 号及び 7 号炉共用)
兼用する設備は以下のとおり。
・使用済燃料プールの冷却等のための設備
台　　数　　1（予備 1）
容　　量　　900m^3/h
吐出圧力　　1.25MPa

b. 放水砲（6 号及び 7 号炉共用）
兼用する設備は以下のとおり。
・使用済燃料プールの冷却等のための設備
台　　数　　1（予備 1）

c. 泡原液混合装置（6 号及び 7 号炉共用）
台　　数　　1（予備 1）

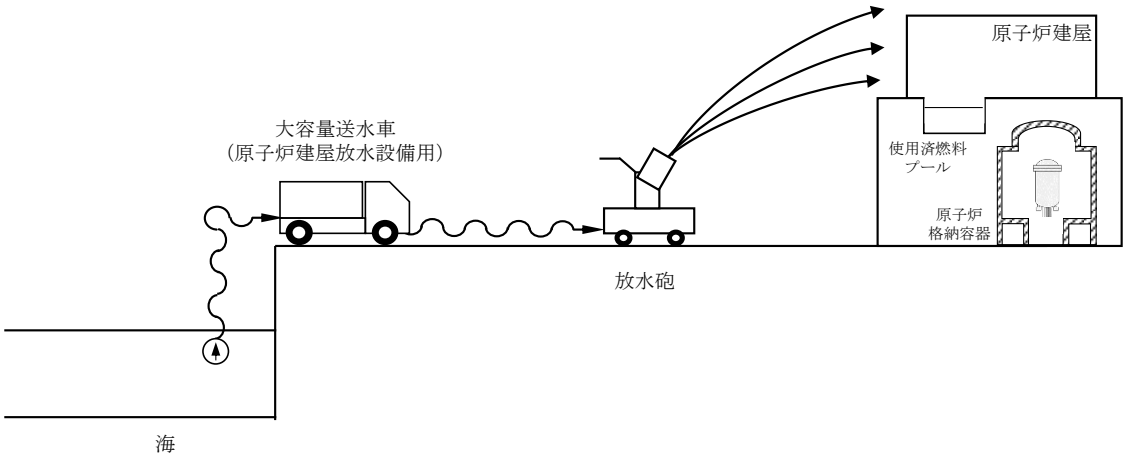
d. 泡原液搬送車（6 号及び 7 号炉共用）
台　　数　　1（予備 1）
容　　量　　4,000L

(2) 海洋拡散抑制設備

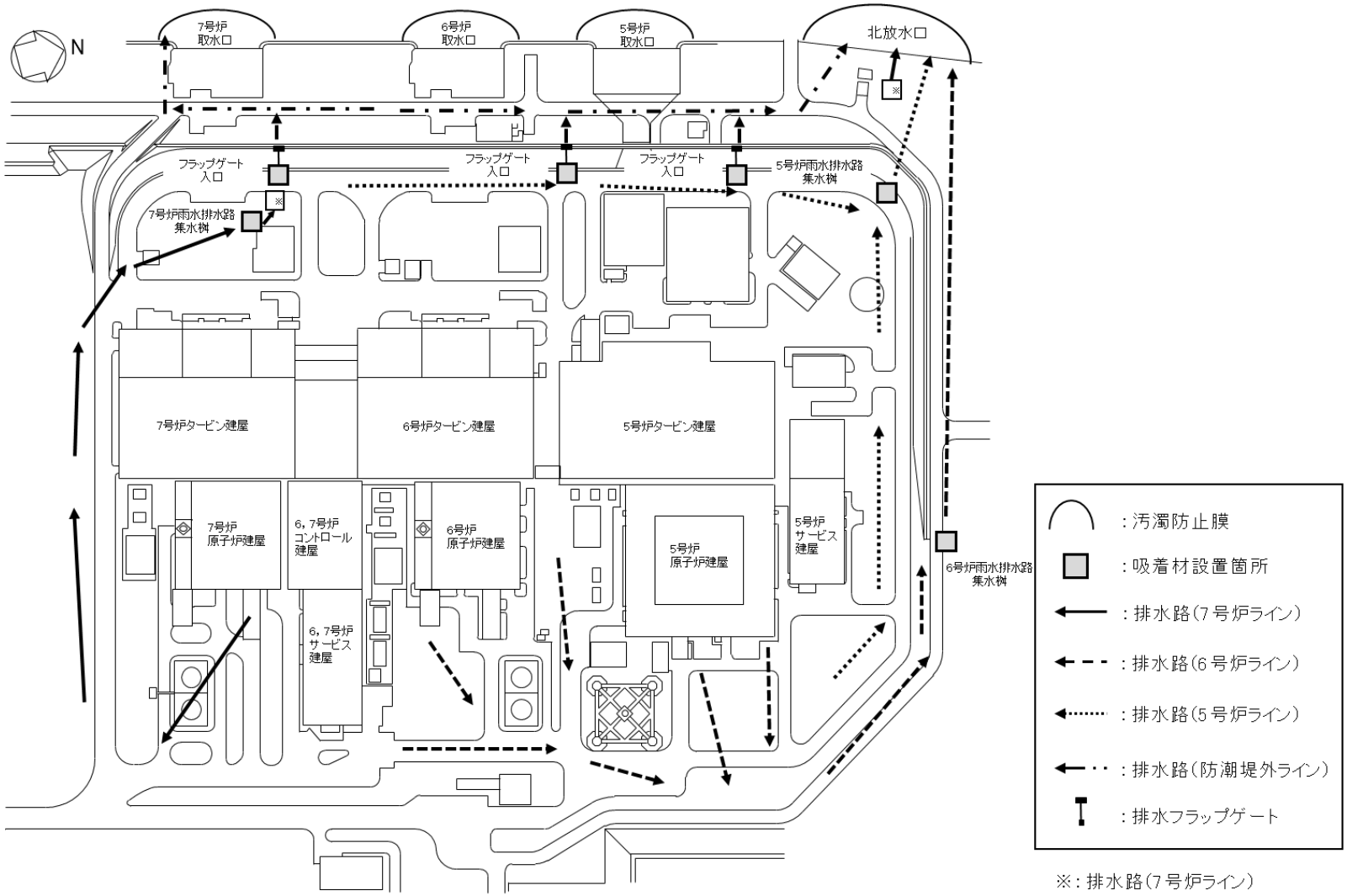
a. 放射性物質吸着材（6 号及び 7 号炉共用）
(a) 6 号及び 7 号炉雨水排水路集水桝用
個　　数　　1 式/箇所
(b) 5 号雨水排水路集水桝用及びフラップゲート入口用
個　　数　　1 式/箇所

b. 汚濁防止膜（6 号及び 7 号炉共用）
(a) 北放水口側
組　　数　　2※1
高　　さ　　6m
幅　　140m/組
※1 汚濁防止膜（幅 20m）を 7 本で 1 組として，2 組分 14 本と予備 2 本を含む。
(b) 取水口側（3 箇所）
組　　数　　2※2/箇所
高　　さ　　8m
幅　　80m/組
※2 汚濁防止膜（幅 20m）を 4 本で 1 組として，2 組分 8 本と予備 2 本を含む。

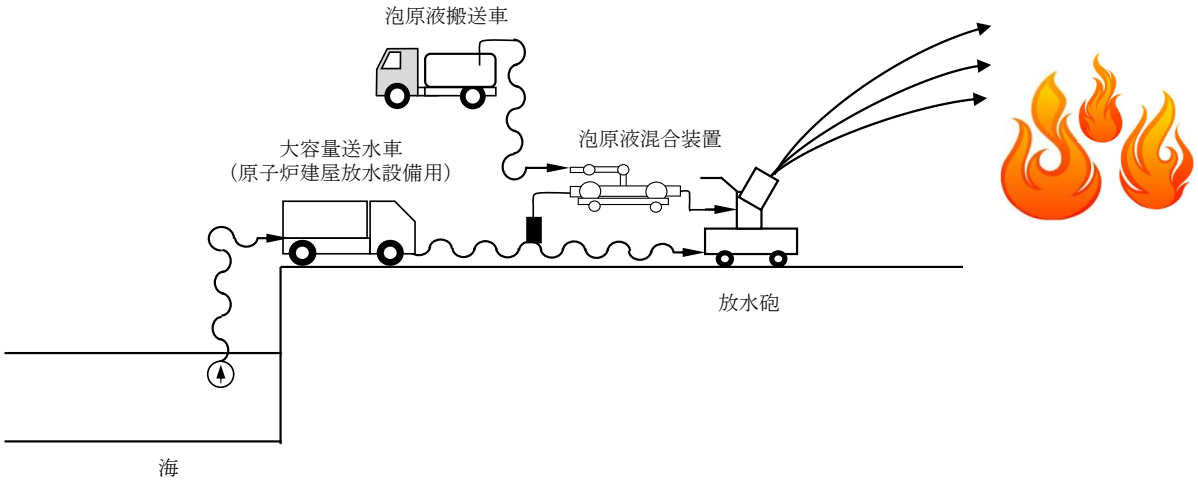
c. 小型船舶（汚濁防止膜設置用）(6 号及び 7 号炉共用)
台　　数　　1（予備 1）



第 3.12－1 図　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備系統概図
（原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制）



第 3.12－2 図　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備配置図
（海洋拡散抑制設備による海洋への放射性物質の拡散抑制）



第 3.12－3 図　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備系統概図
（原子炉建屋放水設備による航空機燃料火災への泡消火）

3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備【56 条】

【設置許可基準規則】

（重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）

第五十六条　設計基準事故の収束に必要な水源とは別に，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて，発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）

1　第５６条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて，発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

a）想定される重大事故等の収束までの間，十分な量の水を供給できること。

b）複数の代替淡水源（貯水槽，ダム又は貯水池等）が確保されていること。

c）海を水源として利用できること。

d）各水源からの移送ルートが確保されていること。

e）代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。

f）原子炉格納容器を水源とする再循環設備は，代替再循環設備等により，多重性又は多様性を確保すること。（PWR）

3.13.1　適合方針

設計基準事故の収束に必要な水源とは別に，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて，発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の系統概要図を第3.13－1図から第3.13－8図に示す。

3.13.1.1　重大事故等対処設備

重大事故等の収束に必要となる水の供給設備のうち，重大事故等の収束に必要となる水源として，復水貯蔵槽，サプレッション・チェンバ及びほう酸水注入系貯蔵タンクを設ける。これら重大事故等の収束に必要となる水源とは別に，代替淡水源として防火水槽及び淡水貯水池を設ける。また，淡水が枯渇した場合に，海を水源として利用できる設計とする。

重大事故等の収束に必要となる水の供給設備のうち，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な設備として，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を設ける。また，海を利用するために必要な設備として，大容量送水車（海水取水用）を設ける。

代替水源からの移送ルートを確保し，移送ホース及びポンプについては，複数箇所に分散して保管する。

(1) 重大事故等の収束に必要となる水源

a.　復水貯蔵槽を水源とした場合に用いる設備

想定される重大事故等時において，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である高圧代替注水系，低圧代替注水系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源として，復水貯蔵槽を使用する。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・復水貯蔵槽

各系統の詳細については，「3.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「3.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「3.6　原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「3.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」に記載する。

b.　サプレッション・チェンバを水源とした場合に用いる設備

想定される重大事故等時において，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である代替循環冷却系並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系，残留熱除去系（低圧注水モード），残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の水源として，サプレッション・チェンバを使用する。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・サプレッション・チェンバ

各系統の詳細については，「3.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「3.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「3.6　原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「3.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

c.　ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした場合に用いる設備

想定される重大事故等時において，原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段であるほう酸水注入系の水源として，ほう酸水注入系貯蔵タンクを使用する。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・ほう酸水注入系貯蔵タンク（3.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）

本系統の詳細については，「3.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」に記載する。

d.　代替淡水源を水源とした場合に用いる設備

想定される重大事故等時において，復水貯蔵槽へ水を供給するための水源であるとともに，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（可搬型），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器下部注水系（可搬型）の水源として，また，使用済燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プール代替注水系の水源として，代替淡水源である防火水槽及び淡水貯水池を使用する。

各系統の詳細については，「3.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「3.6　原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「3.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」及び「3.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」に記載する。

e.　海を水源とした場合に用いる設備

想定される重大事故等時において，淡水が枯渇した場合に，復水貯蔵槽へ水を供給するための水源であるとともに，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（可搬型），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器下部注水系（可搬型）の水源として，また，使用済燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プール代替注水系の水源として海を利用するための重大事故等対処設備として，大容量送水車（海水取水用）を使用する。

大容量送水車（海水取水用）は，海水を各系統へ供給できる設計とする。

また，代替原子炉補機冷却系の大容量送水車（熱交換器ユニット用）及び原子炉建屋放水設備の大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の水源として，海を使用する。

大容量送水車（海水取水用）の燃料は，燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・大容量送水車（海水取水用）（6 号及び 7 号炉共用）

・燃料補給設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

本系統の流路として，ホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準事故対処設備である非常用取水設備の海水貯留堰，スクリーン室及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。

各系統の詳細については，「3.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「3.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「3.6　原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「3.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」，「3.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「3.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」に記載する。

(2) 水源へ水を供給するための設備

a.　復水貯蔵槽へ水を供給するための設備

重大事故等の収束に必要な水源である復水貯蔵槽へ淡水を供給するための重大事故等対処設備として，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を使用する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，代替淡水源である防火水槽及び淡水貯水池の淡水を復水補給水系等を経由して復水貯蔵槽へ供給できる設計とする。

また，淡水が枯渇した場合に，重大事故等の収束に必要な水源である復水貯蔵槽へ海水を供給するための重大事故等対処設備として，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び大容量送水車（海水取水用）を使用する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び大容量送水車（海水取水用）は，海水を復水補給水系等を経由して復水貯蔵槽へ供給できる設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び大容量送水車（海水取水用）の燃料は，燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）

・大容量送水車（海水取水用）（6 号及び 7 号炉共用）

・燃料補給設備(6 号及び 7 号炉共用)（3.14　電源設備）

本系統の流路として，復水補給水系の配管及び弁並びにホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準事故対処設備である非常用取水設備の海水貯留堰，スクリーン室及び取水路並びに設計基準対象施設である復水貯蔵槽を重大事故等対処設備として使用する。

重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の主要機器仕様を第3.13－1表に示す。

ほう酸水注入系については，「3.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」に記載する。

燃料補給設備については，「3.14　電源設備」に記載する。

非常用取水設備については，「3.23　非常用取水設備」に記載する。

3.13.1.1.1　多様性，位置的分散

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

復水貯蔵槽を水源とする高圧代替注水系，低圧代替注水系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）の多様性，位置的分散については，「3.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「3.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「3.6　原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「3.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」に記載する。

サプレッション・チェンバを水源とする代替循環冷却系の多様性，位置的分散については，「3.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，屋外の複数の異なる場所に分散して保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の接続口は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

大容量送水車（海水取水用）は，屋外の複数の異なる場所に分散して保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

3.13.1.1.2　悪影響防止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

復水貯蔵槽及びサプレッション・チェンバは，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び大容量送水車（海水取水用）は，通常時は接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び大容量送水車（海水取水用）は，治具や輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び大容量送水車（海水取水用）は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.13.1.1.3　容量等

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

復水貯蔵槽は，設計基準対象施設と兼用しており，設計基準対象施設としての容量が，想定される重大事故等時において，代替淡水源又は海を使用するまでの間に必要な容量を有しているため，設計基準対象施設と同仕様で設計する。

サプレッション・チェンバは，設計基準対象施設と兼用しており，設計基準対象施設としての保有水量での水頭が，想定される重大事故等時において，代替循環冷却系で使用する復水移送ポンプの必要有効吸込水頭の確保に必要な容量に対して十分であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，想定される重大事故等時において，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを1セット4台使用する。保有数は，6号及び7号炉共用で4セット16台に加えて，故障時及

び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計17台を保管する。

大容量送水車（海水取水用）は，想定される重大事故等時において，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを6号及び7号炉共用で1セット1台使用する。保有数は，6号及び7号炉共用で2セット2台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計3台を保管する。

代替水源からの移送ホースは，複数ルートを考慮してそれぞれのルートに必要なホースの長さを満足する数量の合計に，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮した数量を分散して保管する。

3.13.1.1.4　環境条件等

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

復水貯蔵槽は，廃棄物処理建屋内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

サプレッション・チェンバは，原子炉建屋原子炉区域内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）及び大容量送水車（海水取水用）は，屋外に保管及び設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の常設設備との接続及び操作並びに系統構成に必要な弁操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。また，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は，淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお，可能な限り淡水を優先し，海水通水を短期間とすることで，設備への影響を考慮する。

大容量送水車（海水取水用）の操作等は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

大容量送水車（海水取水用）は，使用時に海水を通水するため，海水影響を考慮した設計とし，海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

3.13.1.1.5　操作性の確保

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

復水貯蔵槽を水源とする高圧代替注水系，低圧代替注水系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）の操作性については，「3.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「3.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「3.6　原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「3.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」に記載する。

サプレッション・チェンバを水源とする代替循環冷却系の操作性については，「3.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を用いて復水貯蔵槽へ淡水を供給する系統及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と大容量送水車（海水取水用）を用いて復水貯蔵槽へ海水を供給する系統は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から接続，弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）及び大容量送水車（海水取水用）は，付属の操

作スイッチにより，設置場所での操作が可能な設計とし，系統構成に必要な弁は，設置場所での手動操作が可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び大容量送水車（海水取水用）は，車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を接続する接続口については，簡便な接続とし，接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また，6 号及び7 号炉が相互に使用することができるよう，接続口の口径を統一する設計とする。

大容量送水車（海水取水用）と可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）との接続は，簡便な接続とし，接続治具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。

大容量送水車（海水取水用）を用いて海水を各系統に供給する系統は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から接続，弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

大容量送水車（海水取水用）は，付属の操作スイッチにより，設置場所での操作が可能な設計とする。

大容量送水車（海水取水用）は，車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

大容量送水車（海水取水用）と各系統との接続は，簡便な接続とし，接続治具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。

3.13.1.1.6　試験検査

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

復水貯蔵槽は，発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の停止中に漏えいの有無の確認並びに内部の確認が可能な設計とする。

サプレッション・チェンバは，発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の停止中に内部の確認及び気密性能の確認が可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに，分解又は取替えが可能な設計とする。

また，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

大容量送水車（海水取水用）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに，分解又は取替えが可能な設計とする。

また，大容量送水車（海水取水用）は，車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

第 3.13－1 表　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の主要機器仕様

(1) 復水貯蔵槽

基　　数	1
容　　量	約 2,100m^3
主要部材質	ステンレス鋼ライニング

(2) サプレッション・チェンバ

容　　積	サプレッション・チェンバ・プール水量	約 3,600m^3

(3) ほう酸水注入系貯蔵タンク

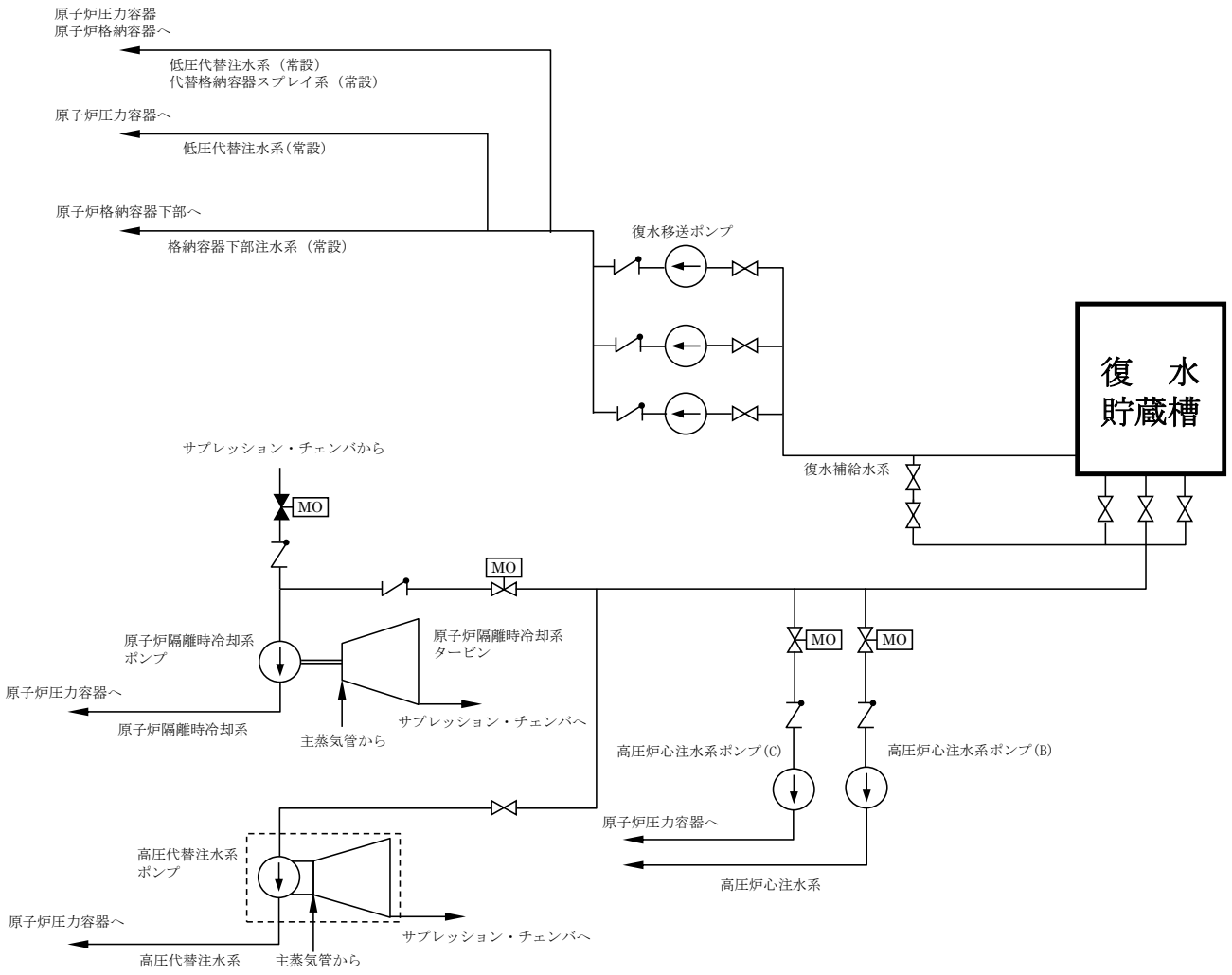
第 3.1-1 表　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要仕様に記載する。

(4) 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）

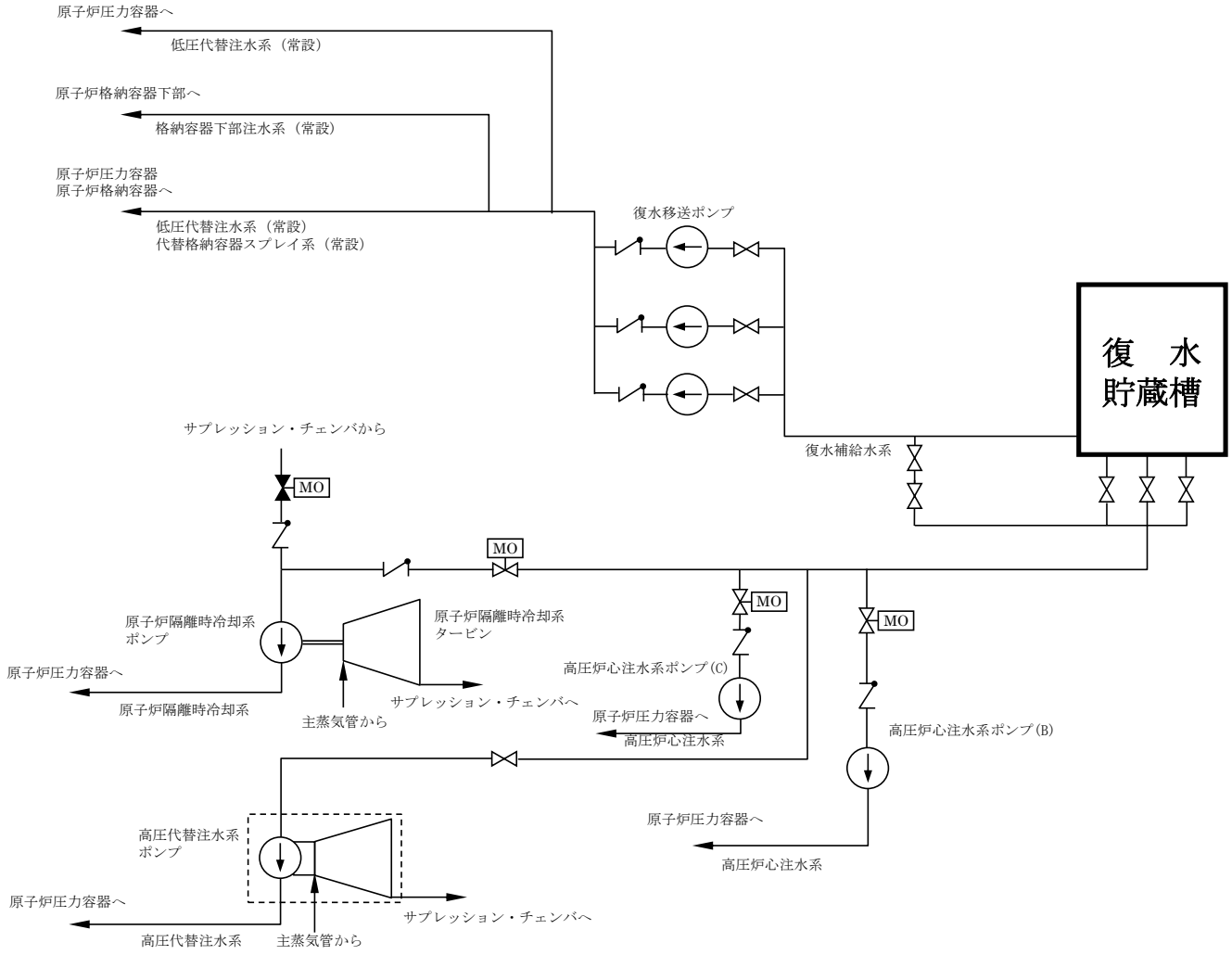
第 3.11－1 表　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(5) 大容量送水車（海水取水用）（6 号及び 7 号炉共用）

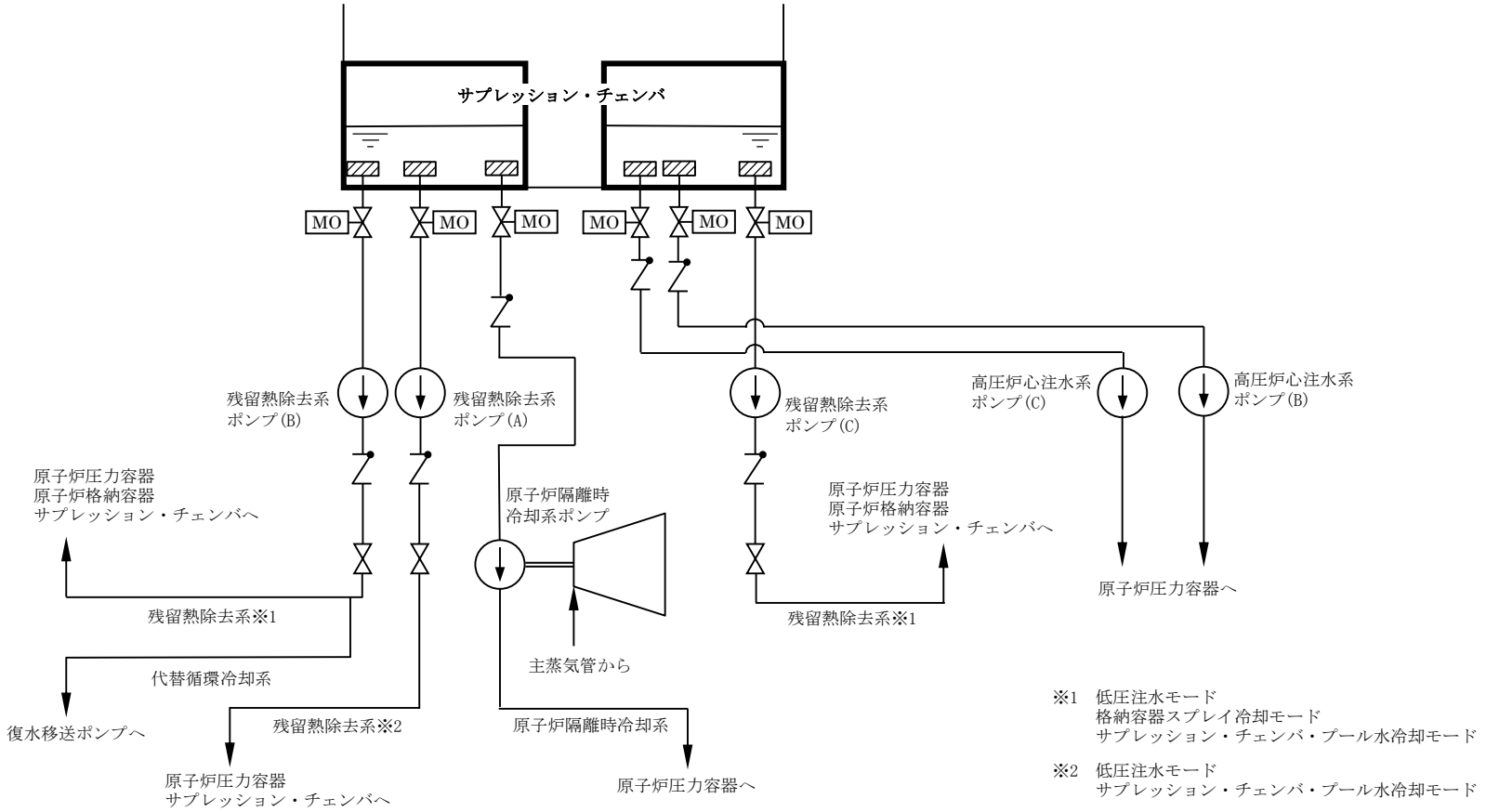
個　　数	2（予備 1）
容　　量	900m^3/h



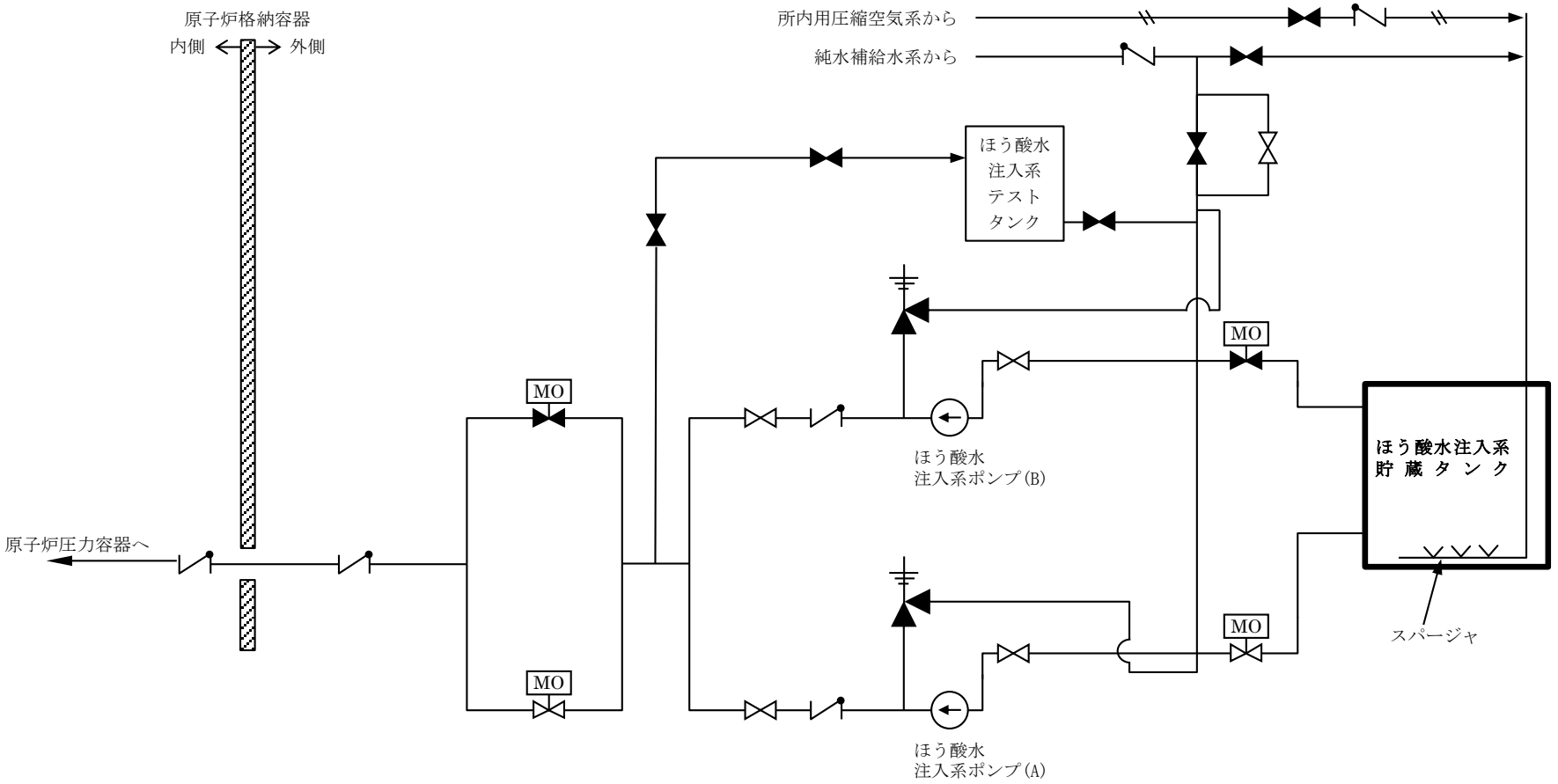
第 3.13－1 図(1)　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図
（復水貯蔵槽を水源とした場合に用いる設備）（6 号炉）



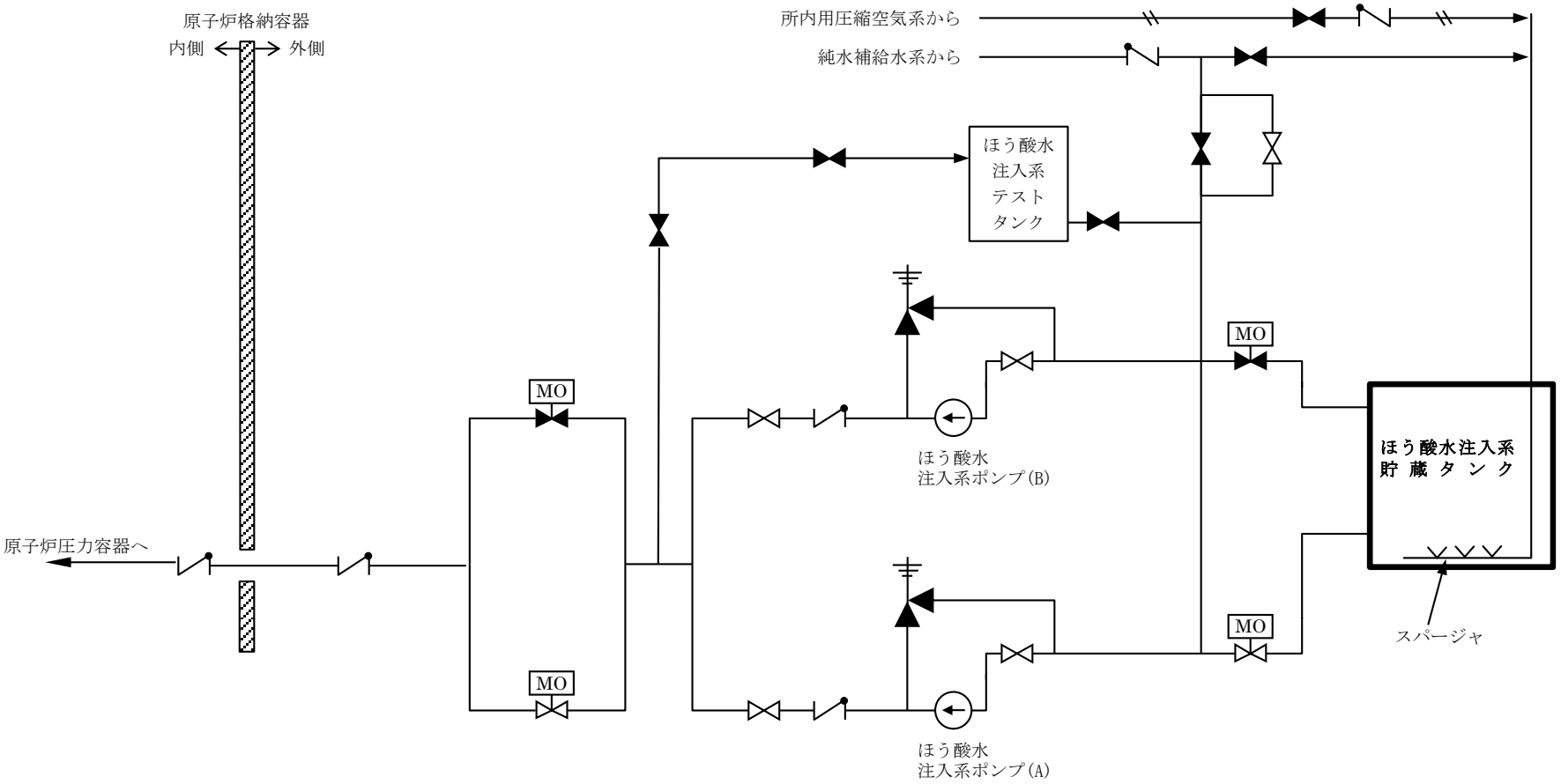
第 3.13－1 図(2)　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図
（復水貯蔵槽を水源とした場合に用いる設備）（7 号炉）



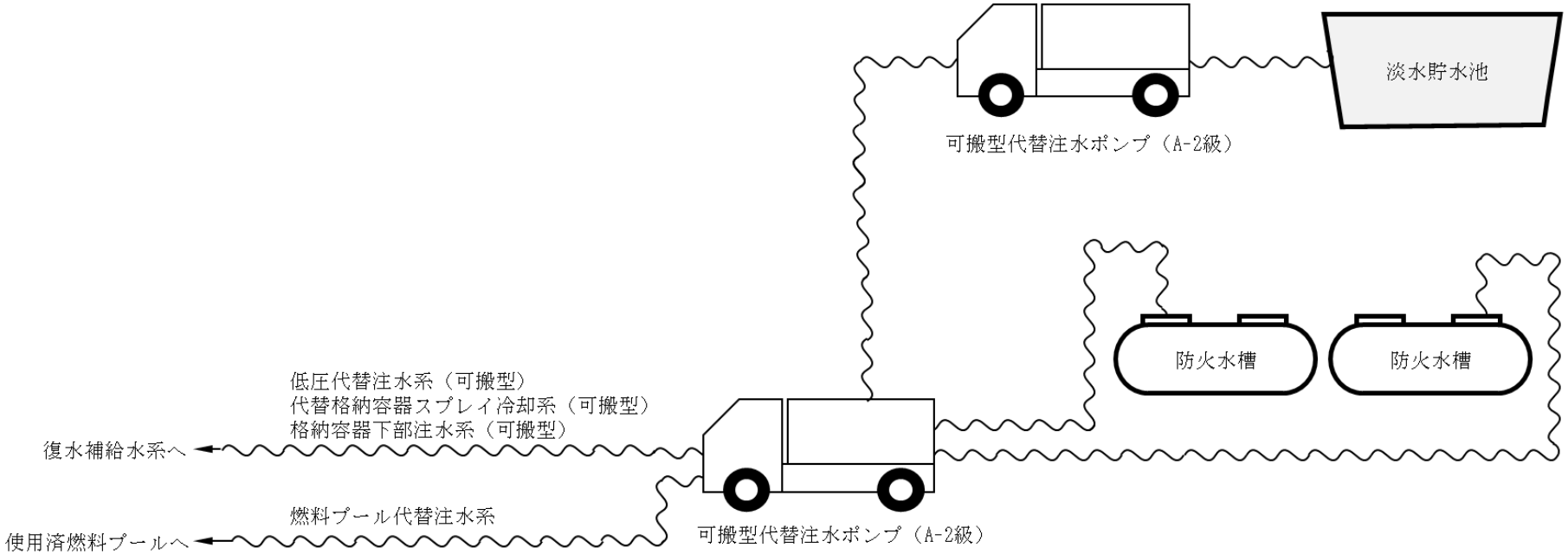
第 3.13－2 図　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図
（サプレッション・チェンバを水源とした場合に用いる設備）



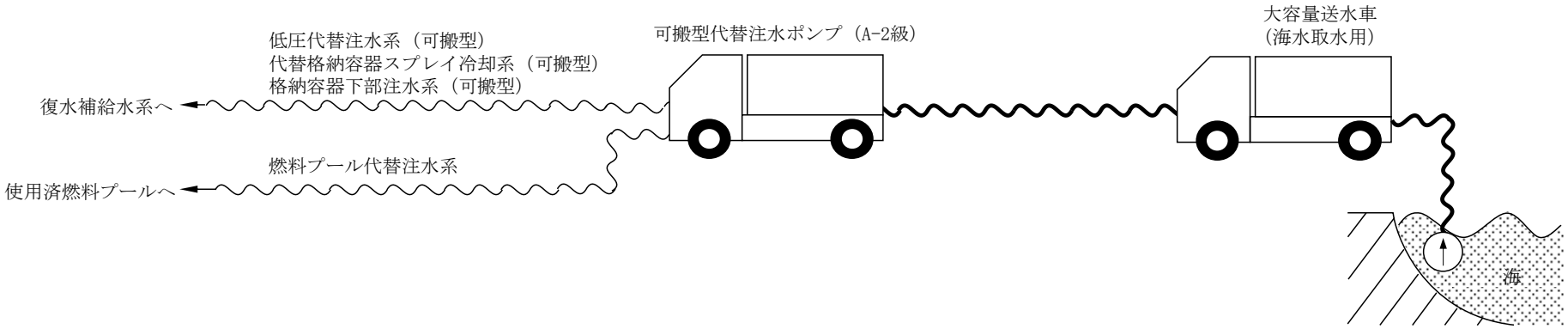
第 3.13－3 図(1)　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図
（ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした場合に用いる設備）（6 号炉）



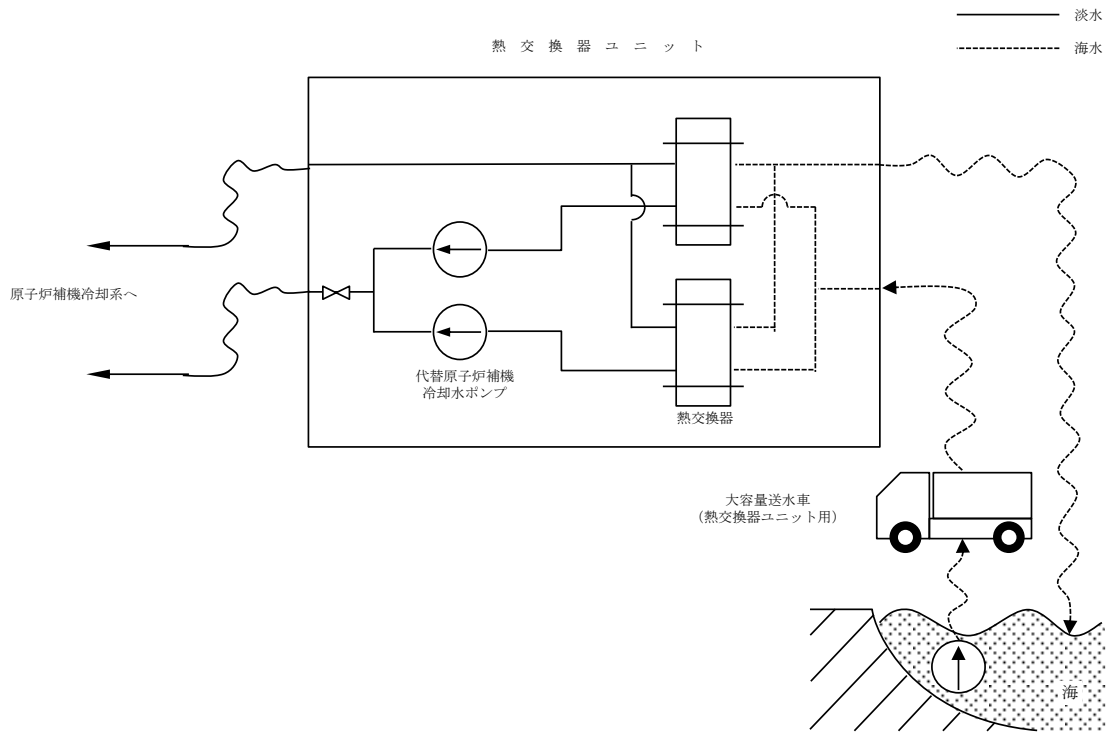
第 3.13－3 図(2)　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図
（ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした場合に用いる設備）（7 号炉）



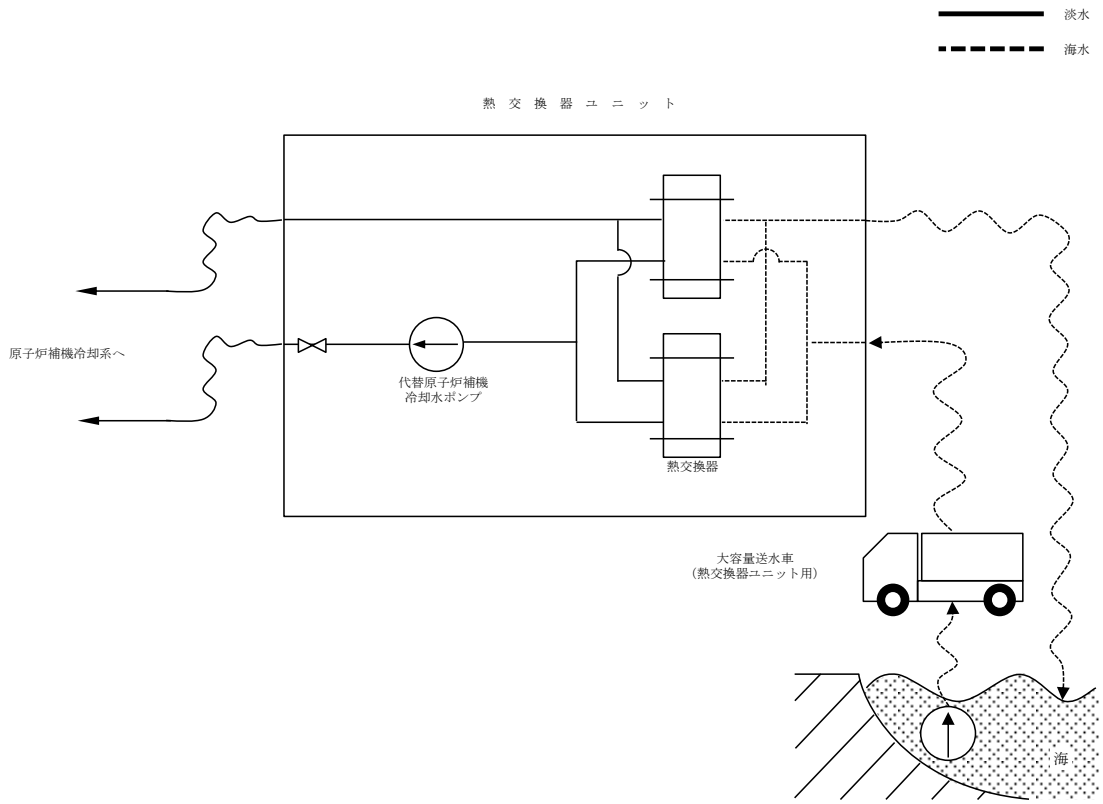
第 3.13－4 図　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図
（代替淡水源を水源とした場合に用いる設備（各系統の水源として使用））



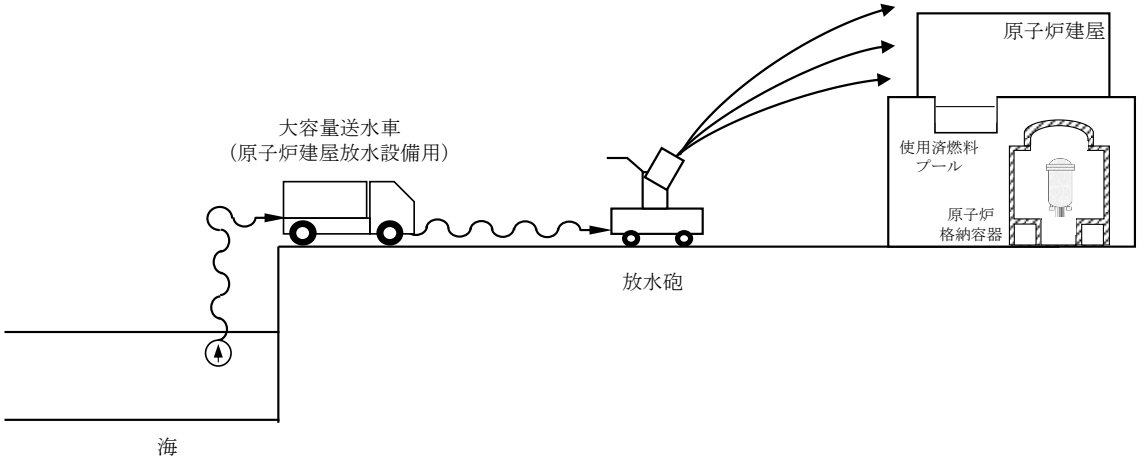
第 3.13－5 図　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図
（海を水源とした場合に用いる設備（各系統の水源として使用））



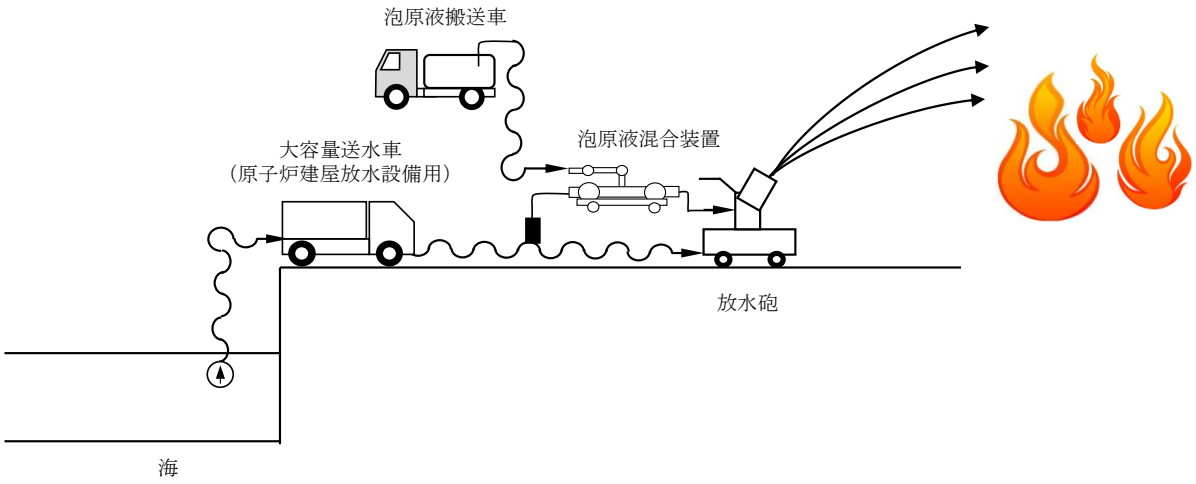
第 3.13－6 図(1)　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図（海を水源とした場合に用いる設備(最終ヒートシンクへの代替熱輸送)）（その 1)



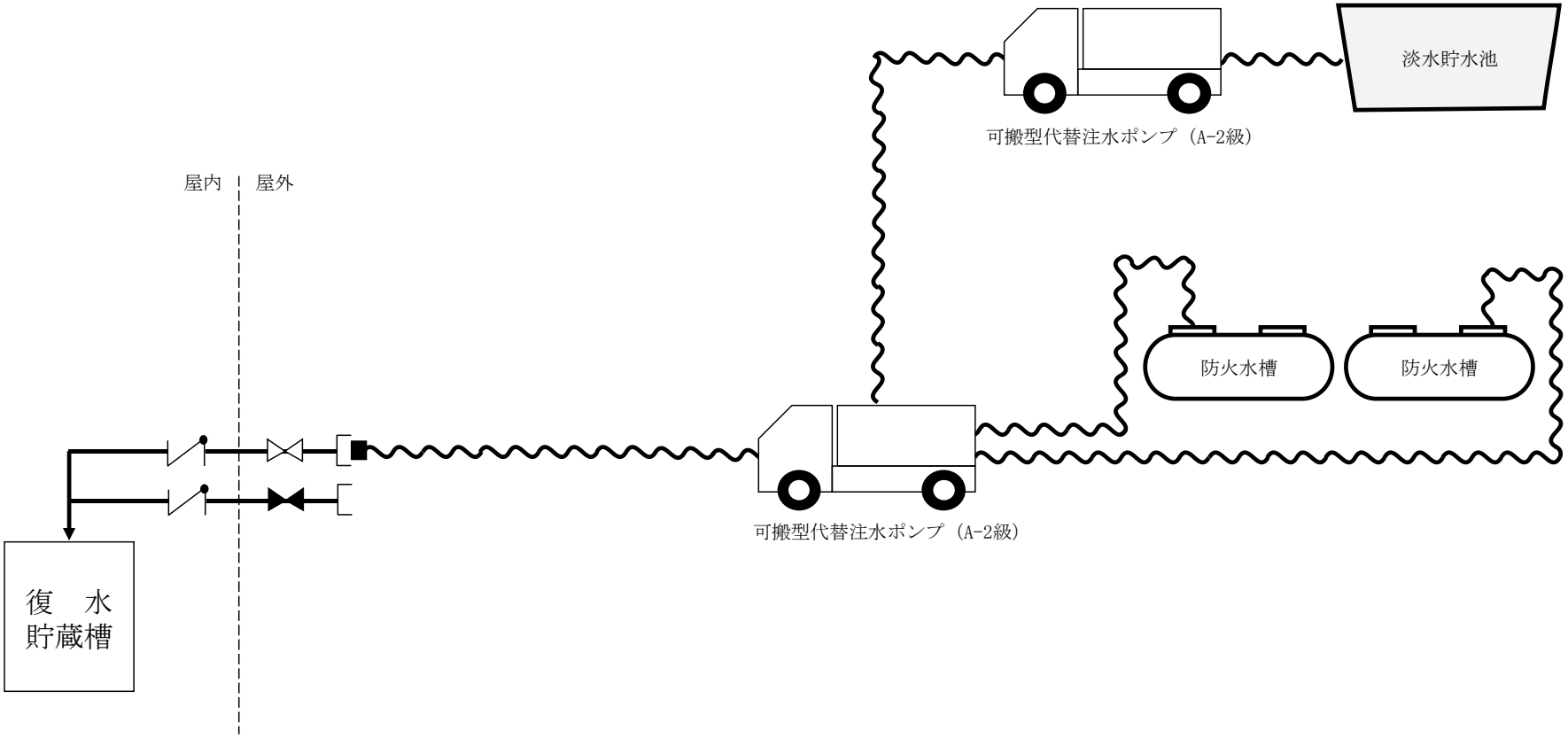
第 3.13－6 図(2)　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図
（海を水源とした場合に用いる設備(最終ヒートシンクへの代替熱輸送)）（その 2)



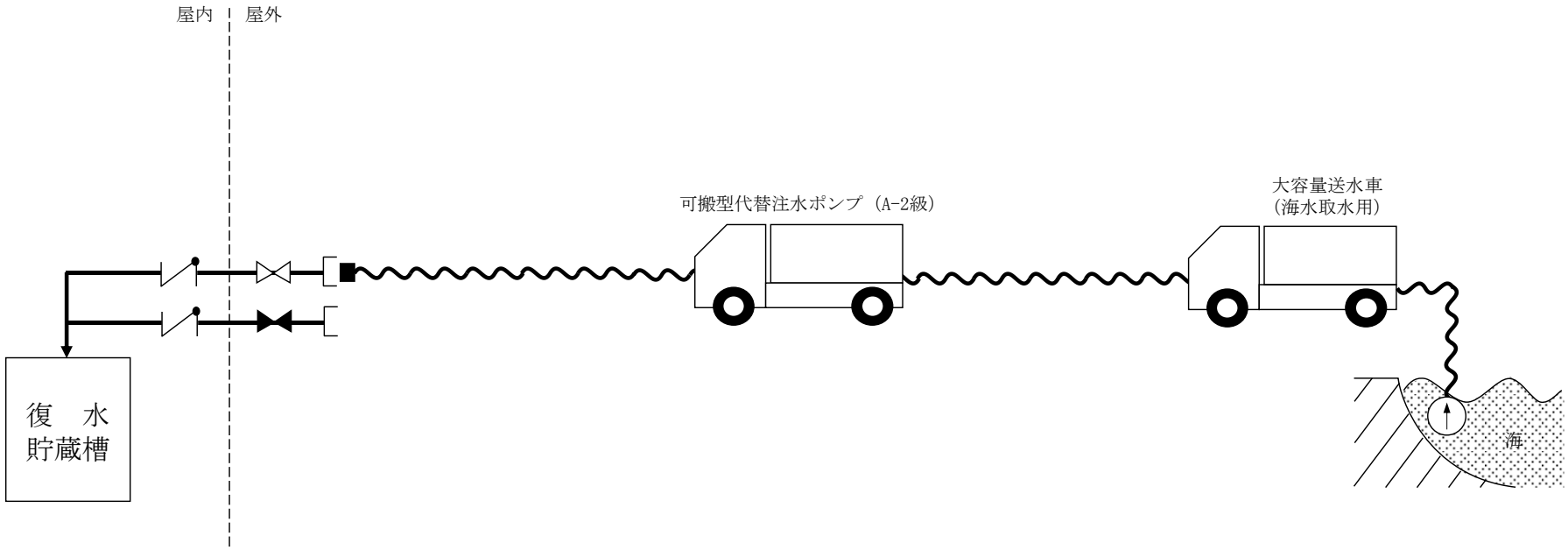
第 3.13－7 図(1)　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図
（海を水源とした場合に用いる設備（大気への拡散抑制））



第 3.13－7 図(2)　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図
（海を水源とした場合に用いる設備（航空機燃料火災への泡消火））



第 3.13－8 図(1)　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図
（復水貯蔵槽へ水を供給するための設備（代替淡水源を水源とした場合））



第 3.13－8 図(2)　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図
（復水貯蔵槽へ水を供給するための設備（海を水源とした場合））

3.14 電源設備【57 条】

【設置許可基準規則】
（電源設備）
第五十七条　発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。

2 発電用原子炉施設には，第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。

（解釈）
1　第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
ａ）代替電源設備を設けること。
ⅰ）可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリ等）を配備すること。
ⅱ）常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。
ⅲ）設計基準事故対処設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図ること。
ｂ）所内常設蓄電式直流電源設備は，負荷切り離しを行わずに8時間，電気の供給が可能であること。ただし，「負荷切り離しを行わずに」には，原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後，必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり，電気の供給を行うことが可能であること。
ｃ）24時間にわたり，重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。
ｄ）複数号機設置されている工場等では，号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し，手動で接続できること。
ｅ）所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)，パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(M/C)等）は，代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく，少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。

2 第 2 項に規定する「常設の直流電源設備」とは，以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。
ａ）更なる信頼性を向上するため，負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに 8 時間，その後，必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり，重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう 1 系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3 系統目）を整備すること。

3.14.1　適合方針

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため，必要な電力を確保するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

代替電源設備の系統図を第 3.14－1 図から第 3.14－18 図に示す。

また，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備が使用できる場合は，重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

3.14.1.1　重大事故等対処設備

代替電源設備のうち，重大事故等の対応に必要な電力を確保するための設備として，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，号炉間電力融通電気設備，所内蓄電式直流電源設備（常設代替直流電源設備を含む），可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備を設ける。また，重大事故等時に重大事故等対処設備の補機駆動用の軽油を補給するための設備として，燃料補給設備を設ける。

(1) 代替交流電源設備による給電

a.　常設代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用する。

常設代替交流電源設備は，第一ガスタービン発電機，第一ガスタービン発電機用燃料タンク，第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，軽油タンク，タンクローリ（16kL），電路，計測制御装置等で構成し，第一ガスタービン発電機を中央制御室での操作にて速やかに起動し，非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系，又は AM 用 MCC へ接続することで電力を供給できる設計とする。

第一ガスタービン発電機の燃料は，第一ガスタービン発電機用燃料タンクより第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて補給できる設計とする。また，第一ガスタービン発電機用燃料タンクの燃料は，軽油タンクよりタンクローリ（16kL）を用いて補給できる設計とする。

常設代替交流電源設備は，非常用交流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・第一ガスタービン発電機（6 号及び 7 号炉共用）
・第一ガスタービン発電機用燃料タンク（6 号及び 7 号炉共用）
・第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ（6 号及び 7 号炉共用）
・軽油タンク（6 号及び 7 号炉共用）
・タンクローリ（16kL）（6 号及び 7 号炉共用）

b.　可搬型代替交流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として，可搬型代替交流電源設備を使用する。

可搬型代替交流電源設備は，電源車，軽油タンク，タンクローリ（4kL），電路，計測制御装置等で構成し，電源車を非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系，又は AM 用 MCC へ接続することで電力を供給できる設計とする。

電源車の燃料は，軽油タンクよりタンクローリ（4kL）を用いて補給できる設

計とする。

可搬型代替交流電源設備は，非常用交流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・電源車（6 号及び 7 号炉共用）
・軽油タンク（6 号及び 7 号炉共用）
・タンクローリ（4kL）（6 号及び 7 号炉共用）

c. 号炉間電力融通電気設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として，号炉間電力融通電気設備を使用する。

号炉間電力融通電気設備は，号炉間電力融通ケーブル（常設），号炉間電力融通ケーブル（可搬型），計測制御装置等で構成し，号炉間電力融通ケーブル（常設）をあらかじめ敷設し，6 号及び 7 号炉の緊急用電源切替箱断路器に手動で接続することで，他号炉の電源設備から非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系に電力を供給できる設計とする。また，号炉間電力融通ケーブル（常設）が使用できない場合に，予備ケーブルとして号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を 6 号及び 7 号炉の緊急用電源切替箱断路器に手動で接続することで，他号炉の電源設備から非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系に電力を供給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・号炉間電力融通ケーブル（常設）（6 号及び 7 号炉共用）
・号炉間電力融通ケーブル（可搬型）（6 号及び 7 号炉共用）

(2) 代替直流電源設備による給電

a. 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合の重大事故等対処設備として，所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備を使用する。

所内蓄電式直流電源設備は，直流 125V 蓄電池 A，直流 125V 蓄電池 A-2，AM 用直流 125V 蓄電池，直流 125V 充電器 A，直流 125V 充電器 A-2，AM 用直流 125V 充電器，電路，計測制御装置等で構成し，全交流動力電源喪失から 8 時間後に，不要な負荷の切り離しを行い，全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり，直流 125V 蓄電池 A，直流 125V 蓄電池 A-2 及び AM 用直流 125V 蓄電池から電力を供給できる設計とする。また，交流電源復旧後に，交流電源を直流 125V 充電器 A，直流 125V 充電器 A-2 又は AM 用直流 125V 充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

常設代替直流電源設備は，AM 用直流 125V 蓄電池，AM 用直流 125V 充電器，電路，計測制御装置等で構成し，全交流動力電源喪失から 24 時間にわたり，AM 用直流 125V 蓄電池から電力を供給できる設計とする。また，交流電源復旧後に，交流電源を AM 用直流 125V 充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・直流 125V 蓄電池 A
・直流 125V 蓄電池 A-2
・AM 用直流 125V 蓄電池

・直流 125V 充電器 A
・直流 125V 充電器 A-2
・AM 用直流 125V 充電器

b. 可搬型直流電源設備による給電

設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として，可搬型直流電源設備を使用する。

可搬型直流電源設備は，電源車，AM 用直流 125V 充電器，軽油タンク，タンクローリ（4kL），電路，計測制御装置等で構成し，電源車を代替所内電気設備及び AM 用直流 125V 充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。

電源車の燃料は，軽油タンクよりタンクローリ（4kL）を用いて補給できる設計とする。

可搬型直流電源設備は，電源車の運転を継続することで，設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から 24 時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。

可搬型直流電源設備は，非常用直流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・電源車（6 号及び 7 号炉共用）
・AM 用直流 125V 充電器
・軽油タンク（6 号及び 7 号炉共用）
・タンクローリ（4kL）（6 号及び 7 号炉共用）

(3) 代替所内電気設備による給電

設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として，代替所内電気設備を使用する。

代替所内電気設備は，緊急用断路器，緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置，AM 用動力変圧器，AM 用 MCC，AM 用切替盤，AM 用操作盤，非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系，計測制御装置等で構成し，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備の電路として使用し電力を供給できる設計とする。

代替所内電気設備は，共通要因で設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備と同時に機能を喪失しない設計とする。また，代替所内電気設備及び非常用所内電気設備は，少なくとも 1 系統は機能の維持及び人の接近性を図る設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・緊急用断路器（6 号及び 7 号炉共用）
・緊急用電源切替箱断路器
・緊急用電源切替箱接続装置
・AM 用動力変圧器
・AM 用 MCC
・AM 用切替盤
・AM 用操作盤
・非常用高圧母線 C 系
・非常用高圧母線 D 系

(4) 燃料補給設備による給油

重大事故等時に補機駆動用の軽油を補給する設備として，軽油タンク，タンクローリ（4kL）及びホースを使用する。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級），可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），大容量送水車（熱交換器ユニット用），大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），大容量送水車（海水取水用），モニタリング・ポスト用発電機及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，軽油タンクからタンクローリ（4kL）を用いて燃料を補給できる設計とする。

軽油タンクからタンクローリ（4kL）への軽油の補給は，ホースを用いる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・軽油タンク（6 号及び 7 号炉共用）

・タンクローリ（4kL）（6 号及び 7 号炉共用）

本系統の流路として，ホースを重大事故等対処設備として使用する。

代替電源設備の主要機器仕様を第 3.14－1 表に示す。

3.14.1.1.1 多様性及び独立性，位置的分散

基本方針については，「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

常設代替交流電源設備は，非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，第一ガスタービン発電機をガスタービンにより駆動することで，ディーゼルエンジンにより駆動する非常用ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

常設代替交流電源設備の第一ガスタービン発電機，タンクローリ（16kL），第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，原子炉建屋から離れた屋外に設置又は保管することで，原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機並びに燃料ディタンク及び原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。

常設代替交流電源設備は，第一ガスタービン発電機から非常用高圧母線までの系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの系統に対して，独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって，常設代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備は，非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，電源車の冷却方式を空冷とすることで，冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また，可搬型代替交流電源設備は，常設代替交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，電源車をディーゼルエンジンにより駆動することで，ガスタービンにより駆動する第一ガスタービン発電機を用いる常設代替交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備の電源車及びタンクローリ（4kL）は，屋外の原子炉建屋から離れた場所に保管することで，原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機並びに燃料ディタンク及び原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。また，可搬型代替交流電源設備の電源車及びタンクローリ（4kL）は，屋外のタービン建屋近傍の第一ガスタービン発電機，第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプから離れた場所に保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替交流電源設備は，電源車から非常用高圧母線までの系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの系統に対して，独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって，可搬型代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備の電源車の接続箇所は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル（常設）は，コントロール建屋内に設置することで，原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は，原子炉建屋及びコントロール建屋から離れた屋外に保管することで，原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機及びコントロール建屋内の号炉間電力融通ケーブル（常設）と共通要

因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。

所内蓄電式直流電源設備は，コントロール建屋内の非常用直流電源設備 4 系統のうち 3 系統と異なる区画及び原子炉建屋内に設置することで，非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

所内蓄電式直流電源設備は，蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用直流電源設備 4 系統のうち 3 系統の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統に対して，独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって，所内蓄電式直流電源設備は非常用直流電源設備 4 系統のうち 3 系統に対して独立性を有する設計とする。

常設代替直流電源設備は，原子炉建屋内に設置することで，コントロール建屋内の非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

常設代替直流電源設備は，蓄電池及び充電器から直流母線までの系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用直流電源設備の蓄電池及び充電器から直流母線までの系統に対して，独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって，常設代替直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型直流電源設備は，非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，電源車の冷却方式を空冷とすることで，冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また，AM 用直流 125V 充電器により交流電力を直流に変換できることで，蓄電池（非常用）を用いる非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

可搬型直流電源設備の電源車，AM 用直流 125V 充電器及びタンクローリ（4kL）は，屋外の原子炉建屋から離れた場所及び原子炉建屋内に設置又は保管することで，原子炉建屋内の非常用ディーゼル発電機並びに燃料ディタンク，原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプ及びコントロール建屋内の充電器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。

可搬型直流電源設備は，電源車から直流母線までの系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用ディーゼル発電機から直流母線までの系統に対して，独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって，可搬型直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型直流電源設備の電源車の接続箇所は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

代替所内電気設備の緊急用断路器，緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置，AM 用動力変圧器，AM 用 MCC 及び AM 用操作盤は，非常用所内電気設備と異なる区画に設置することで，非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備は，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備に対して，独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって，代替所内電気設備は非常用所内電気設備に対して独立性を有する設計とする。

燃料補給設備のタンクローリ（4kL）は，原子炉建屋近傍の燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで，燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機

能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
軽油タンクは，屋外に分散して設置することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

10.2.2.2 悪影響防止

基本方針については，「1.1.7.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。
常設代替交流電源設備の第一ガスタービン発電機，第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，通常時は遮断器等により接続先の系統から隔離し，重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
常設代替交流電源設備のタンクローリ（16kL）は，接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
常設代替交流電源設備の軽油タンクは，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
第一ガスタービン発電機及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
可搬型代替交流電源設備の電源車及びタンクローリ（4kL）は，接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，弁操作，遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
可搬型代替交流電源設備の軽油タンクは，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
電源車は治具や輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル（常設）は，接続先の系統と分離し，重大事故等時に接続等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は，接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は治具による固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
所内蓄電式直流電源設備の直流 125V 蓄電池 A，直流 125V 蓄電池 A-2，直流 125V 充電器 A 及び直流 125V 充電器 A-2 は，通常時は設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成とし，重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の AM 用直流 125V 蓄電池及び AM 用直流 125V 充電器は，通常時は非常用直流電源設備と分離し，重大事故等時に通常時と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する，及び遮断器等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
可搬型直流電源設備の AM 用直流 125V 充電器は，通常時は非常用直流電源設備と

分離し，重大事故等時に通常時と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する，及び遮断器等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型直流電源設備の電源車及びタンクローリ（4kL）は，接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，弁操作，遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型直流電源設備の軽油タンクは，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替所内電気設備の緊急用断路器，緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置，AM 用動力変圧器，AM 用 MCC 及び AM 用操作盤は，通常時は遮断器等により接続先の系統から隔離し，重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替所内電気設備の AM 用切替盤，非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系は，重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料補給設備のタンクローリ（4kL）は，接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料補給設備の軽油タンクは，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

タンクローリ（4kL）及びタンクローリ（16kL）は治具や輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.14.1.1.3 共用の禁止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

第一ガスタービン発電機，第一ガスタービン発電機用燃料タンク，第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び緊急用断路器は，共用により第一ガスタービン発電機から自号炉だけでなく他号炉にも電力の供給が可能となり，安全性の向上を図れることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。第一ガスタービン発電機，第一ガスタービン発電機用燃料タンク，第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ及び緊急用断路器は，共用により悪影響を及ぼさないよう，6 号及び 7 号炉を断路器等により系統を隔離して使用する設計とする。

号炉間電力融通ケーブル（常設）は，共用により 6 号及び 7 号炉相互間での電力融通を可能とし，安全性の向上を図れることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。号炉間電力融通ケーブル（常設）は，共用により悪影響を及ぼさないよう，通常時は接続先の系統と分離した状態で設置する設計とする。

軽油タンクは，第一ガスタービン発電機，電源車，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級），可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），大容量送水車（熱交換器ユニット用），大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），大容量送水車（海水取水用），モニタリング・ポスト用発電機及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料を貯蔵しており，共用により他号炉のタンクに貯蔵している燃料も使用可能となり，安全性の向上が図られることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。軽油タンクは，共用により悪影響を及ぼさないよう，6 号及び 7 号炉で必要な重大事故等

対処設備の燃料を確保するとともに，号炉の区分けなくタンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）を用いて燃料を利用できる設計とする。

なお，軽油タンクは，重大事故等時に重大事故等対処設備へ燃料補給を実施する場合のみ6号及び7号炉共用とする。

3.14.1.1.4 容量等

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

第一ガスタービン発電機は，想定される重大事故等時において，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な容量を有する設計とする。

第一ガスタービン発電機用燃料タンクは，想定される重大事故等時において，タンクローリ（16kL）で燃料を補給するまでの間，第一ガスタービン発電機に燃料を補給可能な容量を有する設計とする。

第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，想定される重大事故等時において，第一ガスタービン発電機の運転に必要な燃料を補給できるポンプ容量を有する設計とする。

電源車は，想定される重大事故等時において，最低限必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを1セット2台使用する。保有数は，6号及び7号炉共用で4セット8台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計9台を保管する。

号炉間電力融通ケーブル（常設）は，想定される重大事故等時において，必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は，想定される重大事故等時において，必要な設備に電力を供給できる容量を有するものを1式として使用する。保有数は，号炉間電力融通ケーブル（常設）の故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1式（6号及び7号炉共用）を保管する。

直流125V蓄電池A，直流125V蓄電池A-2及びAM用直流125V蓄電池は，想定される重大事故等時において，負荷の切り離しを行わず8時間，その後必要な負荷以外を切り離して16時間の合計24時間にわたり必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

AM用直流125V充電器は，想定される重大事故等時において，必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

緊急用断路器，緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置，AM用動力変圧器及びAM用MCCは，想定される重大事故等時において，必要な設備に電力を供給できる容量を有する設計とする。

軽油タンクは，設計基準事故対処設備と兼用しており，設計基準事故対処設備としての容量が，想定される重大事故等時において，その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備が，事故後7日間連続運転するために必要となる燃料を供給できる容量を有しているため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

タンクローリ（16kL）は，想定される重大事故等時において，第一ガスタービン発電機用燃料タンクに，燃料を補給できる容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は，6号及び7号炉共用で1セット1台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計2台

を保管する。
タンクローリ（4kL）は，想定される重大事故等時において，その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に，燃料を補給できる容量を有するものを1セット3台使用する。保有数は，6号及び7号炉共用で1セット3台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台(6号及び7号炉共用)の合計4台を保管する。

3.14.1.1.5 環境条件等

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。
第一ガスタービン発電機，第一ガスタービン発電機用燃料タンク及び第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，屋外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
第一ガスタービン発電機の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。
第一ガスタービン発電機用燃料タンクの系統構成に必要な弁の操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。
第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。
電源車は，屋外に保管及び設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
電源車の常設設備との接続及び操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。
号炉間電力融通ケーブル（常設）は，コントロール建屋に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
号炉間電力融通ケーブル（常設）の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。
号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は，屋外に保管及びコントロール建屋内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
号炉間電力融通ケーブル（可搬型）の常設設備との接続及び操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。
直流125V蓄電池A，直流125V蓄電池A-2，直流125V充電器A及び直流125V充電器A-2は，コントロール建屋に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
AM用直流125V蓄電池及びAM用直流125V充電器は，原子炉建屋内の原子炉区域外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
緊急用断路器は，屋外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
緊急用断路器の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。
緊急用電源切替箱断路器は，コントロール建屋に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。
緊急用電源切替箱断路器の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。
緊急用電源切替箱接続装置，AM用動力変圧器，AM用MCC，AM用切替盤，AM用操

作盤，非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系は，原子炉建屋内の原子炉区域外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

緊急用電源切替箱接続装置，AM用MCC，AM用切替盤，AM用操作盤，非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系の操作は想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

軽油タンクは，屋外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

軽油タンクの系統構成に必要な弁の操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

タンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）は，屋外に保管及び設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

タンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）の常設設備との接続及び操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

3.14.1.1.6 操作性の確保

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

常設代替交流電源設備は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

第一ガスタービン発電機は，中央制御室の操作スイッチ等により，操作が可能な設計とする。系統構成に必要な遮断器等は，設置場所でのスイッチ操作等により操作が可能な設計とする。

可搬型代替交流電源設備は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

電源車は，付属の操作スイッチ等により，設置場所での操作が可能な設計とする。系統構成に必要な遮断器等は，設置場所でのスイッチ操作等により操作が可能な設計とする。

電源車は，車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

電源車を接続する接続箇所については，ボルト・ネジ接続又はより簡便な接続とし，一般的な工具を用いてケーブルを確実に接続できる設計とするとともに，確実な接続ができるよう足場を設ける設計とする。また，6号及び7号炉が相互に使用できるよう，接続箇所の形状を統一する設計とする。

号炉間電力融通電気設備は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

号炉間電力融通ケーブル（常設）及び号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は，系統構成に必要な遮断器等を，設置場所での遮断器操作等により操作が可能な設計とする。

号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は，人力による運搬が可能な設計とし，屋外及び屋内のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所にて固縛による固定等が可能な設計とする。

炉間電力融通ケーブル（可搬型）を接続する接続箇所については，ボルト・ネジ接続とし，接続治具を用いてケーブルを確実に接続することが可能な設計とする。また，6号及び7号炉が相互に使用できるよう，接続箇所の形状を統一する設計とする。

所内蓄電式直流電源設備（常設代替直流電源設備を含む）は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

可搬型直流電源設備は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から弁操作及び遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

代替所内電気設備は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

緊急用断路器，緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置，AM 用 MCC，AM 用切替盤，AM 用操作盤，非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系は，付属の操作スイッチ等により，設置場所での操作が可能な設計とする。

燃料補給設備は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

軽油タンクは，系統構成に必要な弁を，設置場所での手動操作が可能な設計とする。

タンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）は，付属の操作スイッチにより，設置場所での操作が可能な設計とし，系統構成に必要な弁は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

タンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）は，車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

タンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）を接続する接続口については，専用の接続方式とし，接続治具を用いてホースを確実に接続することができる設計とする。また，6 号及び 7 号炉が相互に使用することができるよう，接続口の口径を統一する設計とする。

3.14.1.1.7　試験検査

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

第一ガスタービン発電機は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とするとともに，分解が可能な設計とする。

第一ガスタービン発電機用燃料タンクは，発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認が可能な設計とする。

第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

また，第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

電源車は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能の確認が可能な設計とするとともに，分解又は取替えが可能な設計とする。また，電源車は，車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

号炉間電力融通ケーブル（常設）及び号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とするとともに，号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は取替えが可能な設計とする。

直流 125V 蓄電池 A，直流 125V 蓄電池 A-2，AM 用直流 125V 蓄電池，直流 125V 充電器 A，直流 125V 充電器 A-2 及び AM 用直流 125V 充電器は，発電用原子炉の運転

中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。

緊急用断路器は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。

緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置，AM 用動力変圧器，AM 用 MCC，AM 用切替盤，AM 用操作盤，非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系は，発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。

軽油タンクは，発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。

タンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査及び機能試験，漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに，分解又は取替えが可能な設計とする。また，タンクローリ（16kL）及びタンクローリ（4kL）は，車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

第 3.14－1 表　代替電源設備主要機器仕様

(1) 常設代替交流電源設備

a. 第一ガスタービン発電機（6 号及び 7 号炉共用）

ガスタービン

台　　数	2
使用燃料	軽油
出　　力	約 3,600kW/台

発電機

台　　数	2
種　　類	同期発電機
容　　量	約 4,500kVA/台
力　　率	0.8
電　　圧	6.9kV
周 波 数	50Hz

b. 第一ガスタービン発電機用燃料タンク（6 号及び 7 号炉共用）

基　　数	2
容　　量	約 50kL/基

c. 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ（6 号及び 7 号炉共用）

台　　数	2
容　　量	約 $3m^3$/h/台

d. 軽油タンク（6 号及び 7 号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用電源設備（通常運転時等）

・非常用電源設備（重大事故等時）

基　　数	1（予備 3）
容　　量	約 550kL/基

e. タンクローリ（16kL）（6 号及び 7 号炉共用）

台　　数	1（予備 1）
容　　量	約 16kL/台

(2) 可搬型代替交流電源設備

a. 電源車（6 号及び 7 号炉共用）

エンジン

台　　数	8（予備 1）
使用燃料	軽油

発電機

台　　数	8（予備 1）
種　　類	同期発電機
容　　量	約 500kVA/台
力　　率	0.8
電　　圧	6.9kV
周 波 数	50Hz

b. 軽油タンク（6 号及び 7 号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。
・非常用電源設備（通常運転時等）
・非常用電源設備（重大事故等時）

基　　数　　1（予備 3）
容　　量　　約 550kL/基

c. タンクローリ（4kL）（6 号及び 7 号炉共用）

台　　数　　3（予備 1）
容　　量　　約 4kL/台

(3) 号炉間電力融通電気設備

a. 号炉間電力融通ケーブル（常設）（6 号及び 7 号炉共用）

個　　数　　1

b. 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）（6 号及び 7 号炉共用）

個　　数　　1

(4) 所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備

a. 直流 125V 蓄電池 A 及び直流 125V 蓄電池 A-2

兼用する設備は以下のとおり。
・非常用電源設備（通常運転時等）
・非常用電源設備（重大事故等時）

組　　数　　1
電　　圧　　125V
容　　量　　約 10,000Ah
（直流 125V 蓄電池 A　：約 6,000Ah
直流 125V 蓄電池 A-2：約 4,000Ah）

b. AM 用直流 125V 蓄電池

組　　数　　1
電　　圧　　125V
容　　量　　約 3,000Ah

c. 直流 125V 充電器 A 及び直流 125V 充電器 A-2

兼用する設備は以下のとおり。
・非常用電源設備（通常運転時等）
・非常用電源設備（重大事故等時）

個　　数　　2
電　　圧　　125V
容　　量　　約 700A 及び約 400A

d. AM 用直流 125V 充電器

個　　数　　1
電　　圧　　125V
容　　量　　約 300A

(5) 可搬型直流電源設備

a. 電源車（6 号及び 7 号炉共用）

エンジン

台　　数　　8（予備 1）
使用燃料　　軽油

発電機

台　　数　　8（予備 1）
種　　類　　同期発電機
容　　量　　約 500kVA/台
力　　率　　0.8
電　　圧　　6.9kV
周 波 数　　50Hz

b.　AM 用直流 125V 充電器

個　　数　　1
電　　圧　　125V
容　　量　　約 300A

c.　軽油タンク（6 号及び 7 号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。
・非常用電源設備（通常運転時等）
・非常用電源設備（重大事故等時）

基　　数　　1（予備 3）
容　　量　　約 550kL/基

d.　タンクローリ（4kL）（6 号及び 7 号炉共用）

台　　数　　3（予備 1）
容　　量　　約 4kL/台

(6) 代替所内電気設備

a.　AM 用動力変圧器

個　　数　　1
容　　量　　約 750kVA（6 号炉），約 800kVA（7 号炉）
電　　圧　　6.9kV/480V

(7) 燃料補給設備

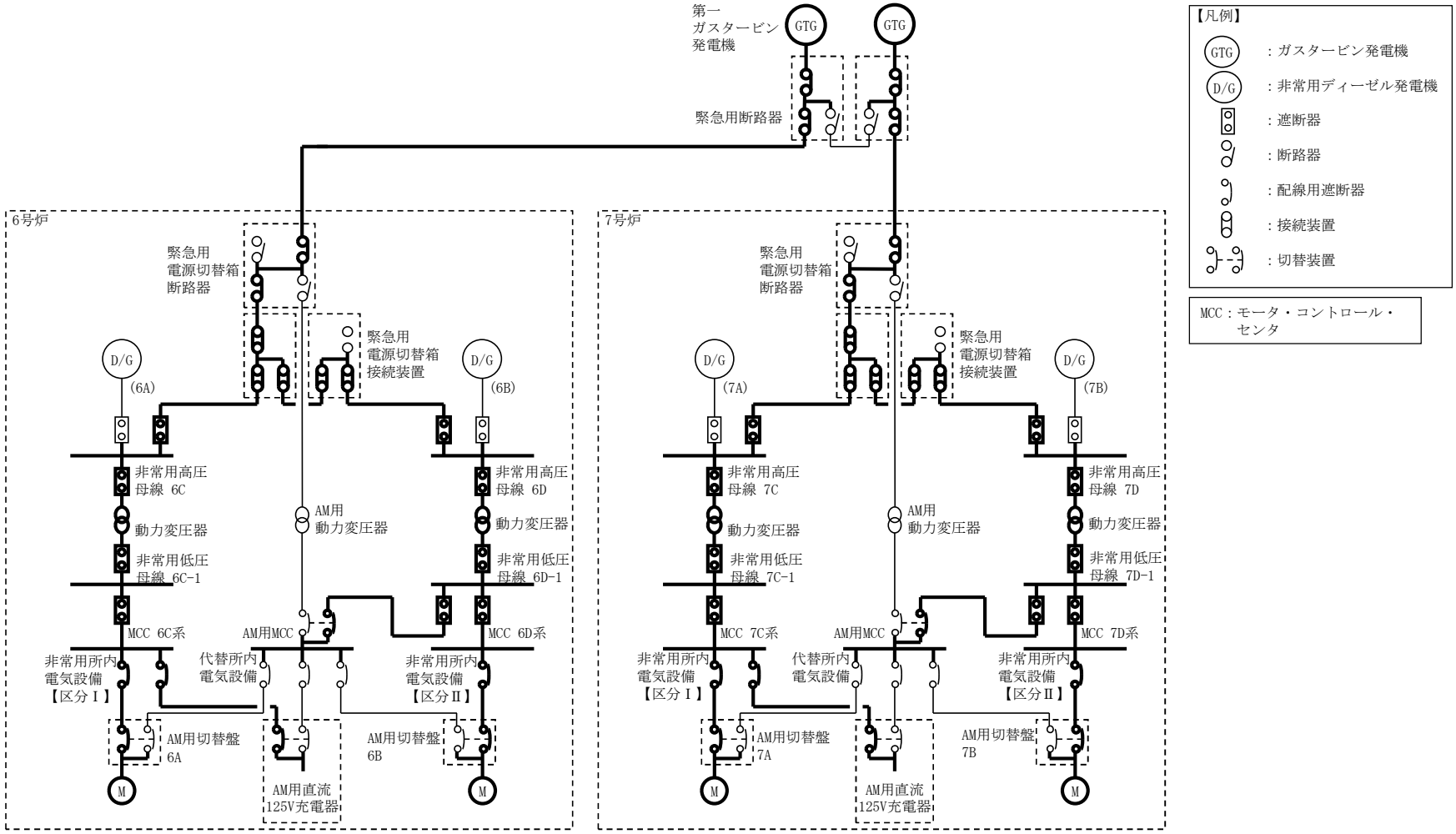
a.　軽油タンク（6 号及び 7 号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。
・非常用電源設備（通常運転時等）
・非常用電源設備（重大事故等時）

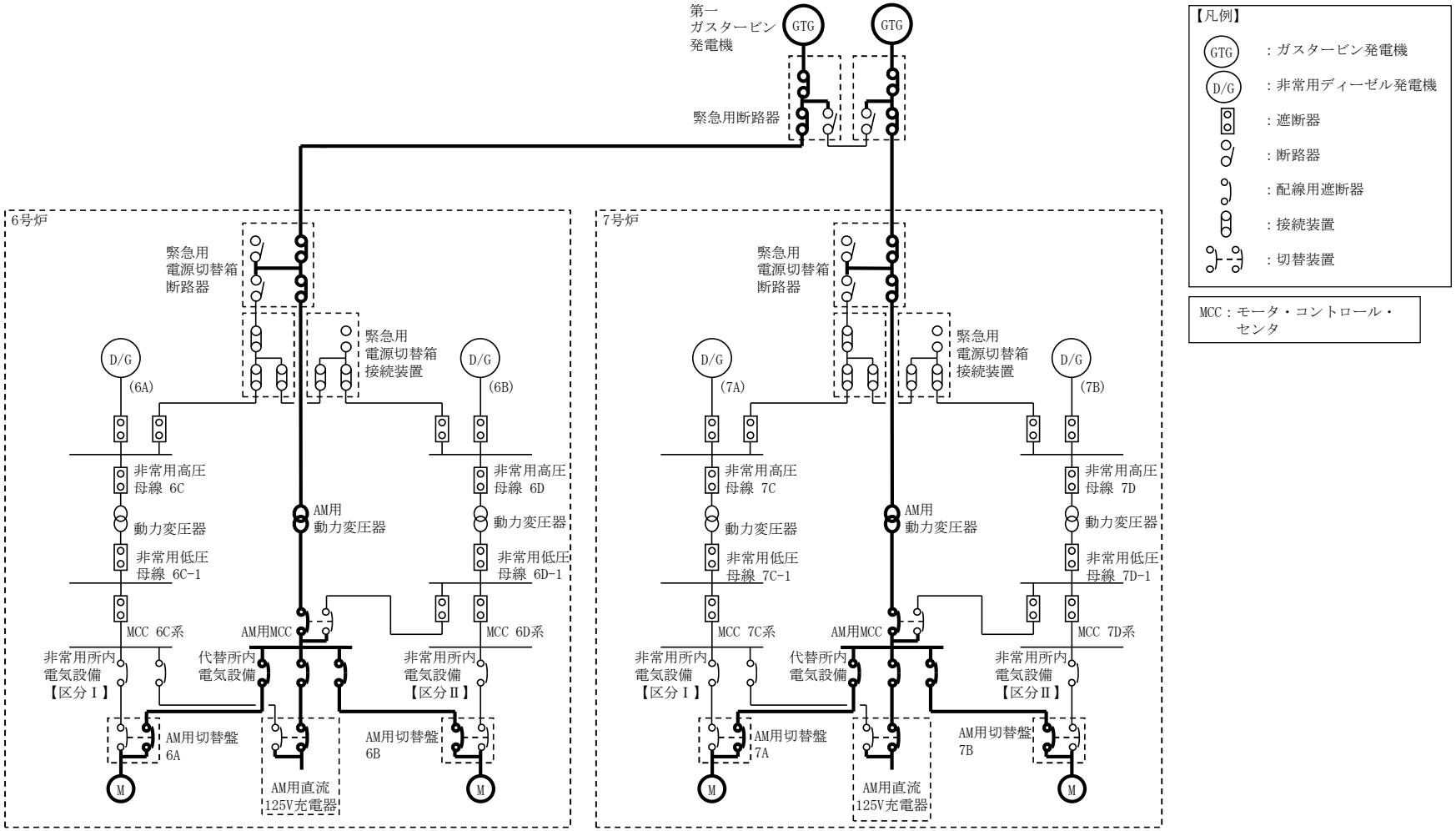
基　　数　　1（予備 3）
容　　量　　約 550kL/基

b.　タンクローリ（4kL）（6 号及び 7 号炉共用）

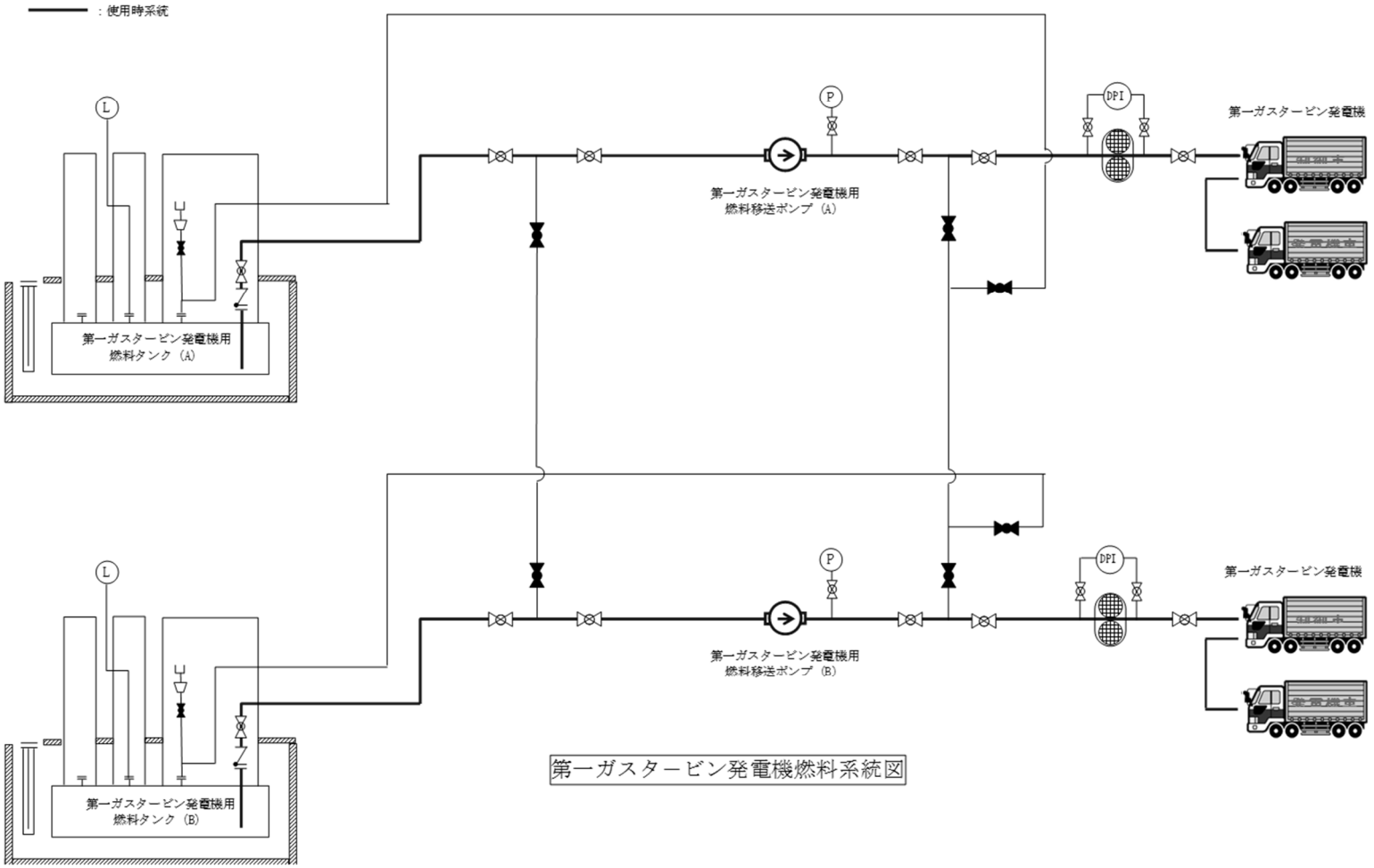
台　　数　　3（予備 1）
容　　量　　約 4kL/台



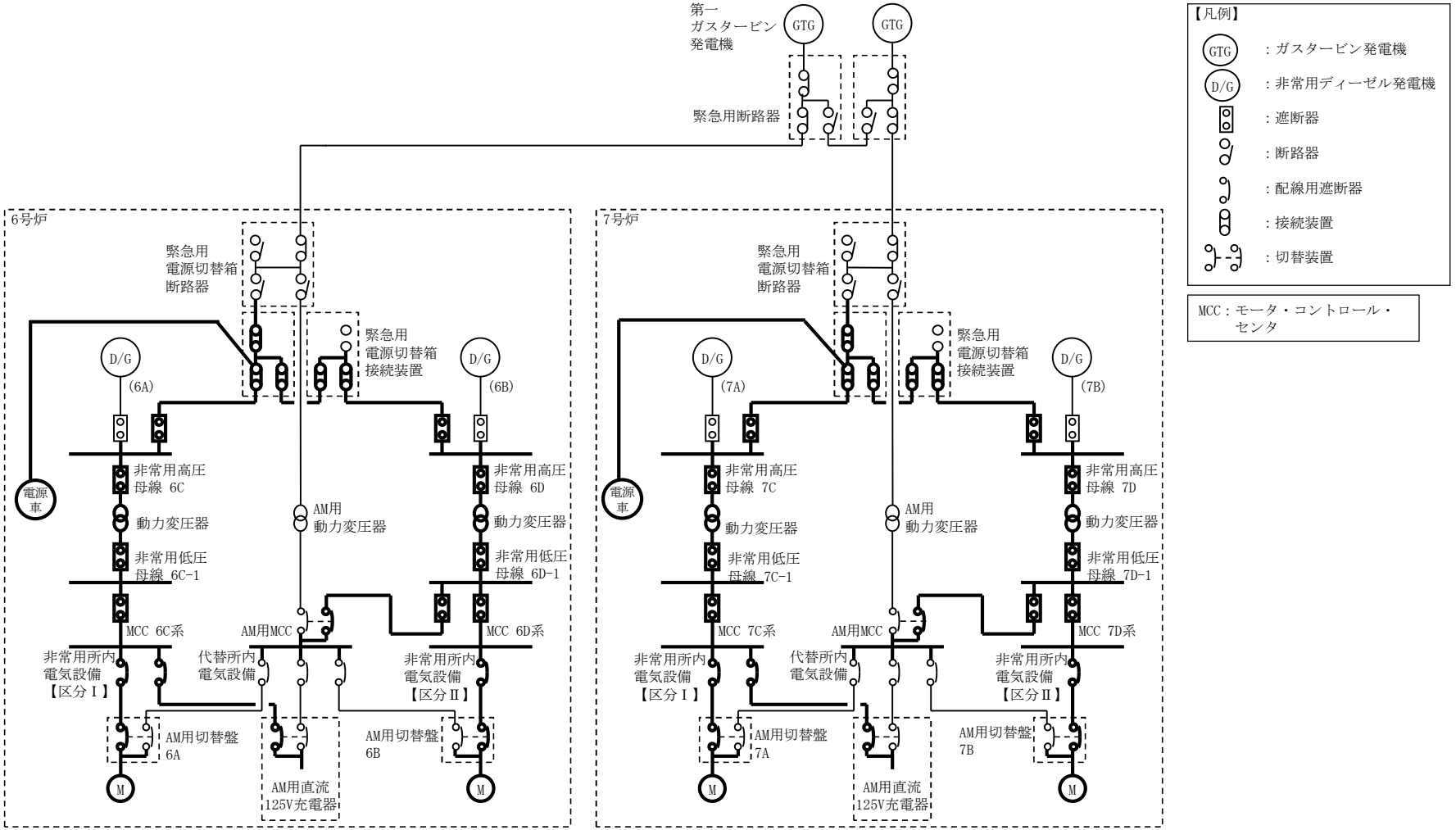
第 3.14－1 図　代替電源設備系統概要図（常設代替交流電源設備による給電）
（第一ガスタービン発電機から非常用所内電気設備を経由して給電）



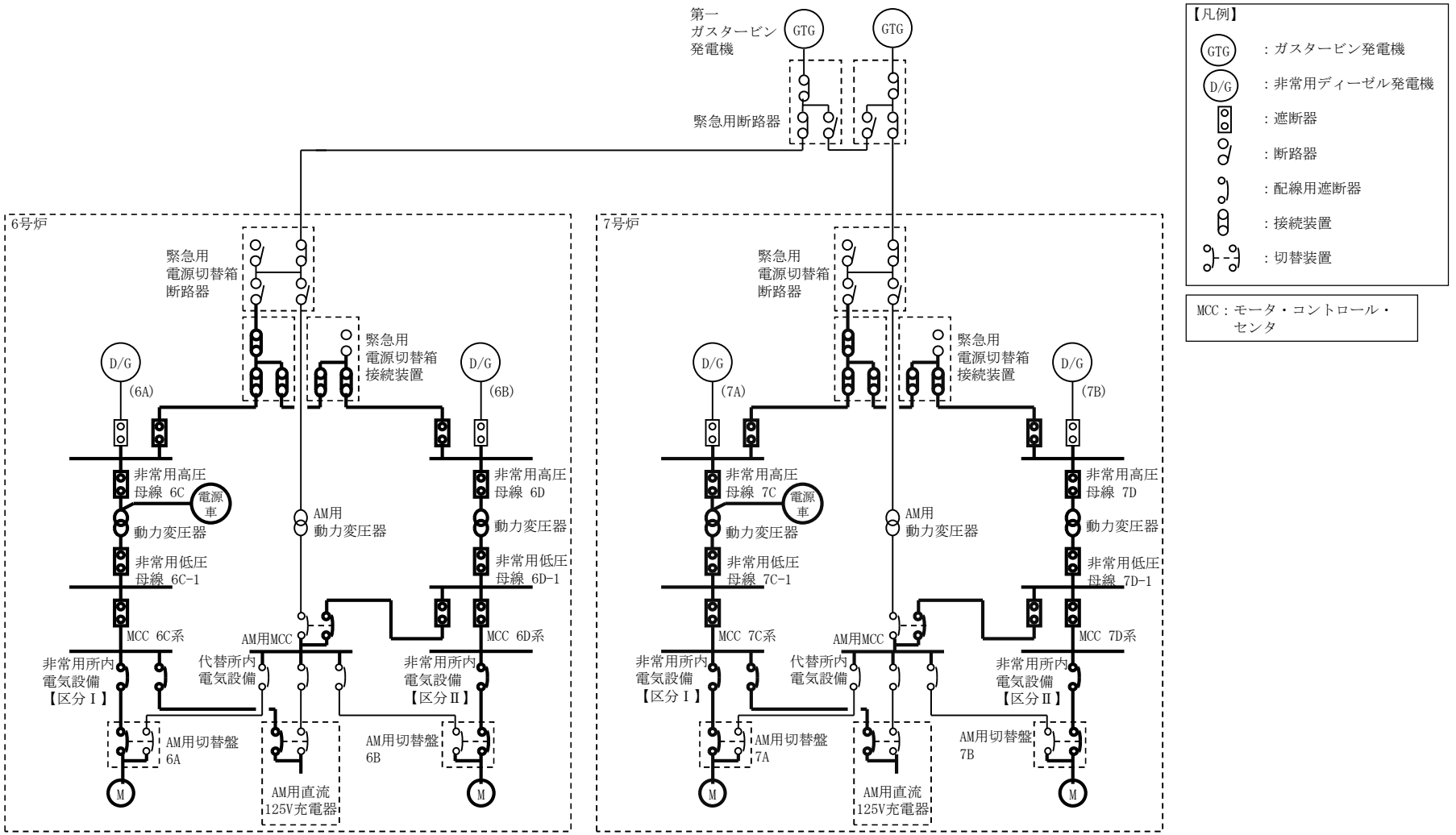
第 3.14－2 図　代替電源設備系統概要図（常設代替交流電源設備による給電）
（第一ガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由して給電）



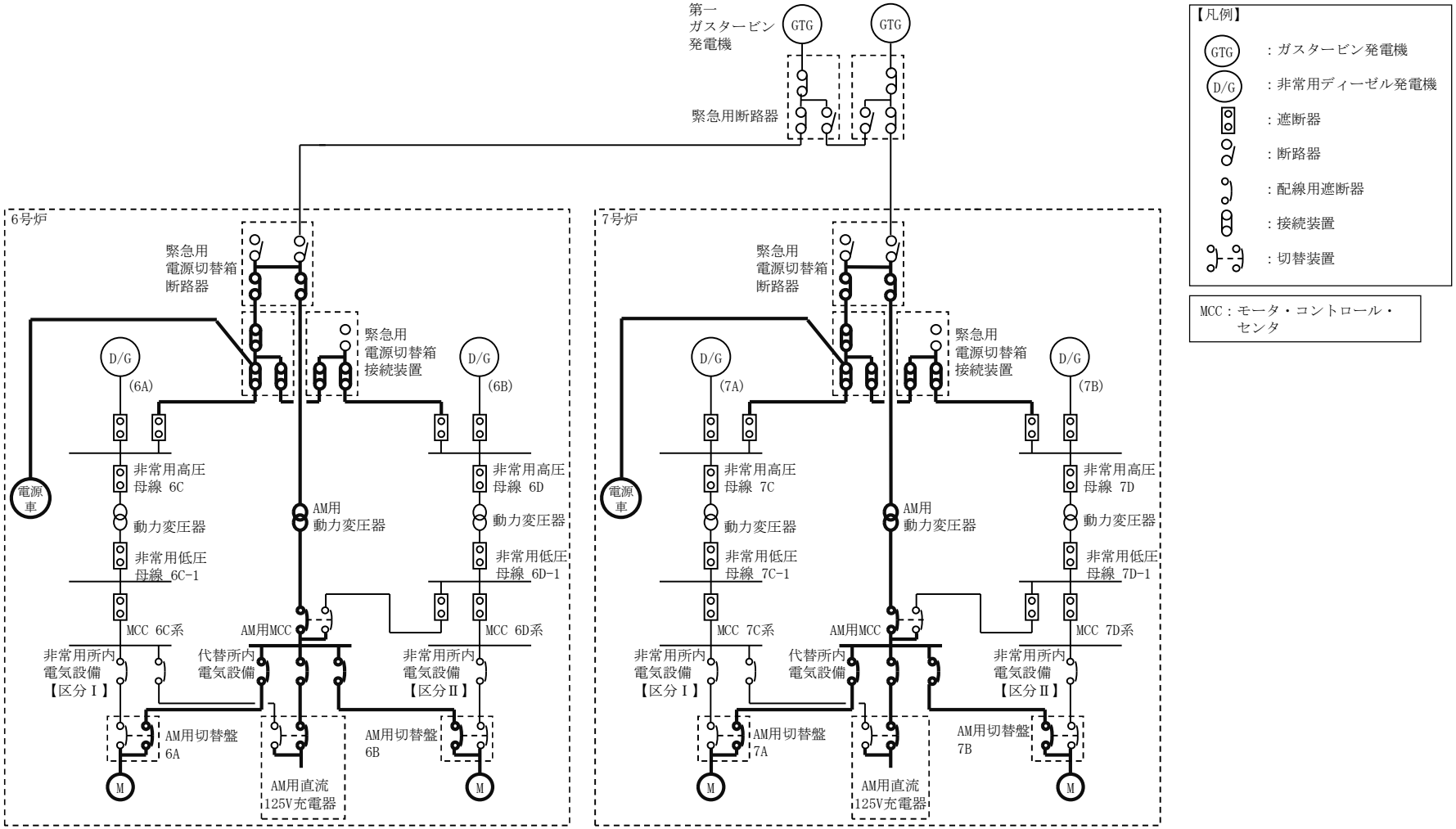
第 3.14－3 図　代替電源設備系統概要図（常設代替交流電源設備による給電）
（第一ガスタービン発電機の燃料系統）



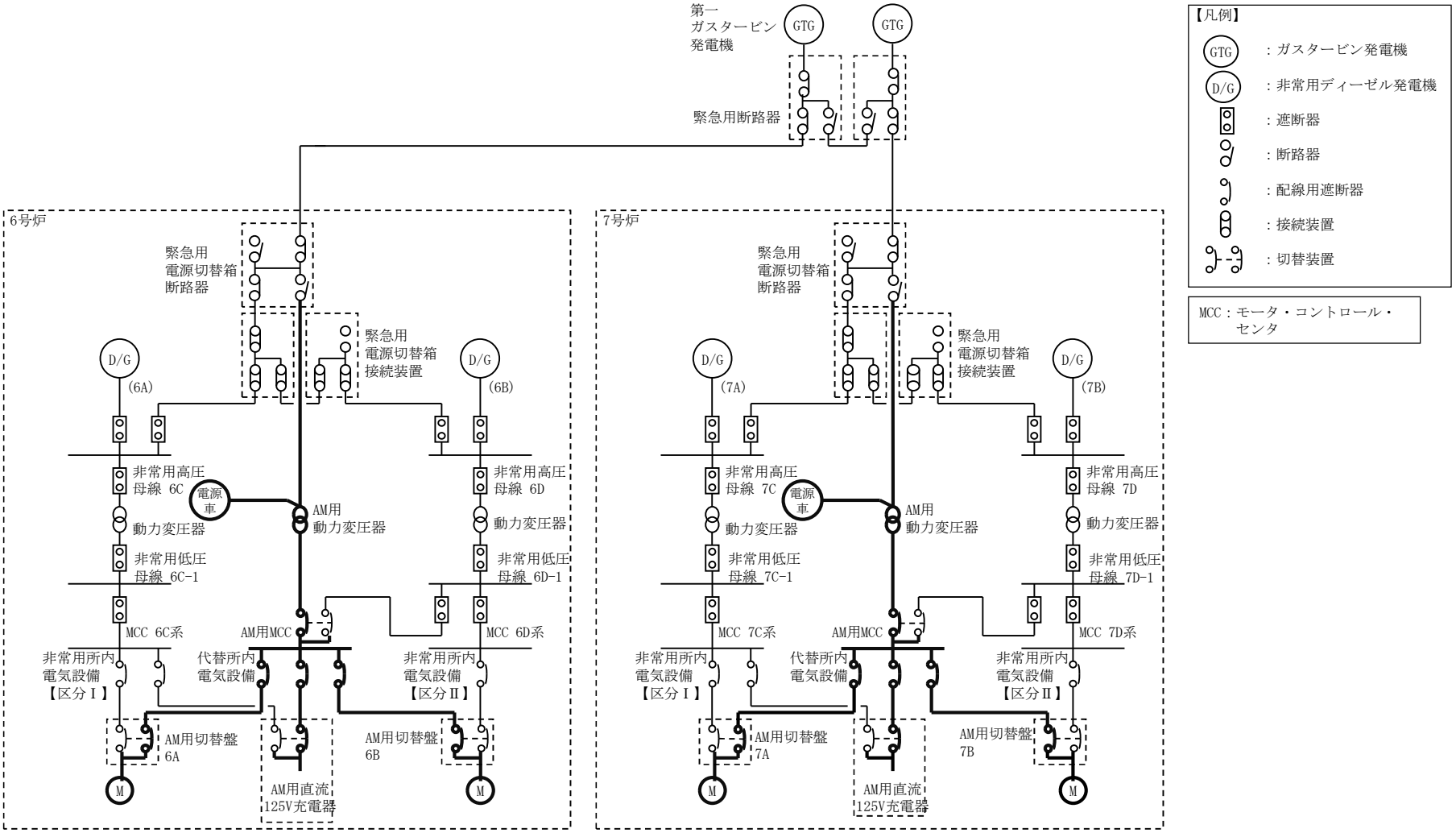
第 3.14－4 図　代替電源設備系統概要図（可搬型代替交流電源設備による給電）
（電源車から緊急用電源切替箱接続装置及び非常用所内電気設備を経由して給電）



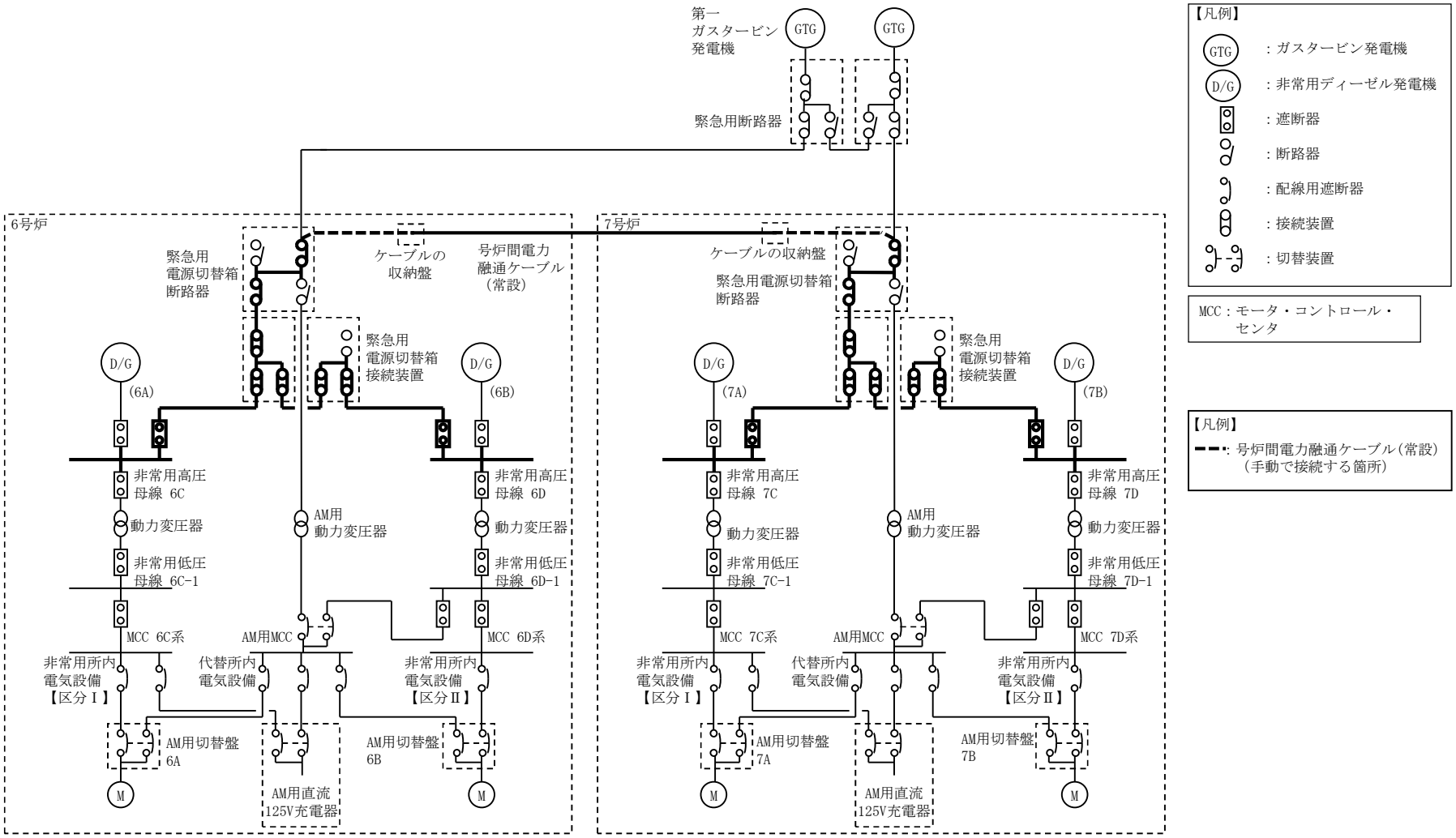
第 3.14－5 図　代替電源設備系統概要図（可搬型代替交流電源設備による給電）
（電源車から動力変圧器 C 系及び非常用所内電気設備を経由して給電）



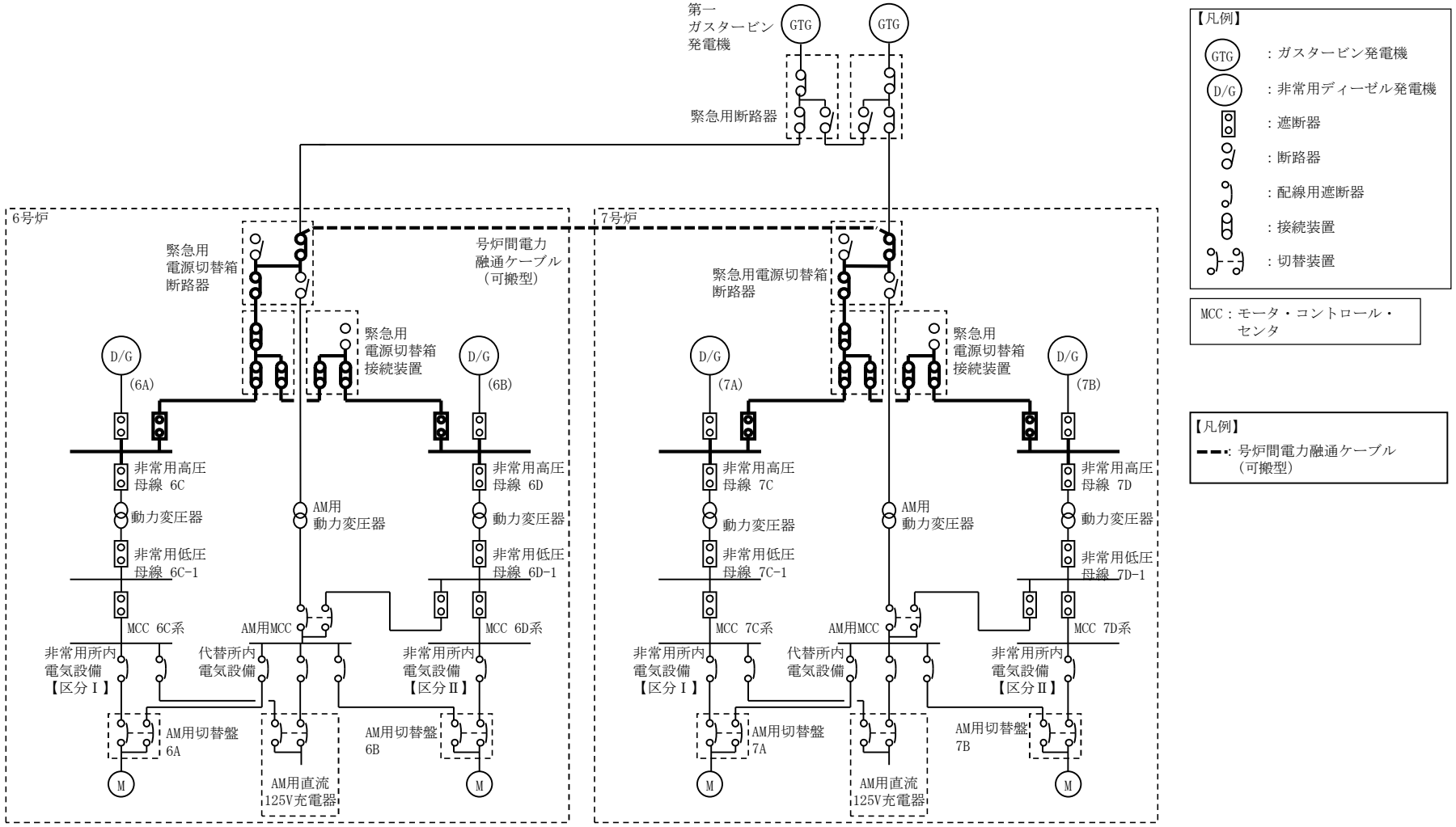
第 3.14－6 図　代替電源設備系統概要図（可搬型代替交流電源設備による給電）
（電源車から緊急用電源切替箱接続装置及び代替所内電気設備を経由して給電）



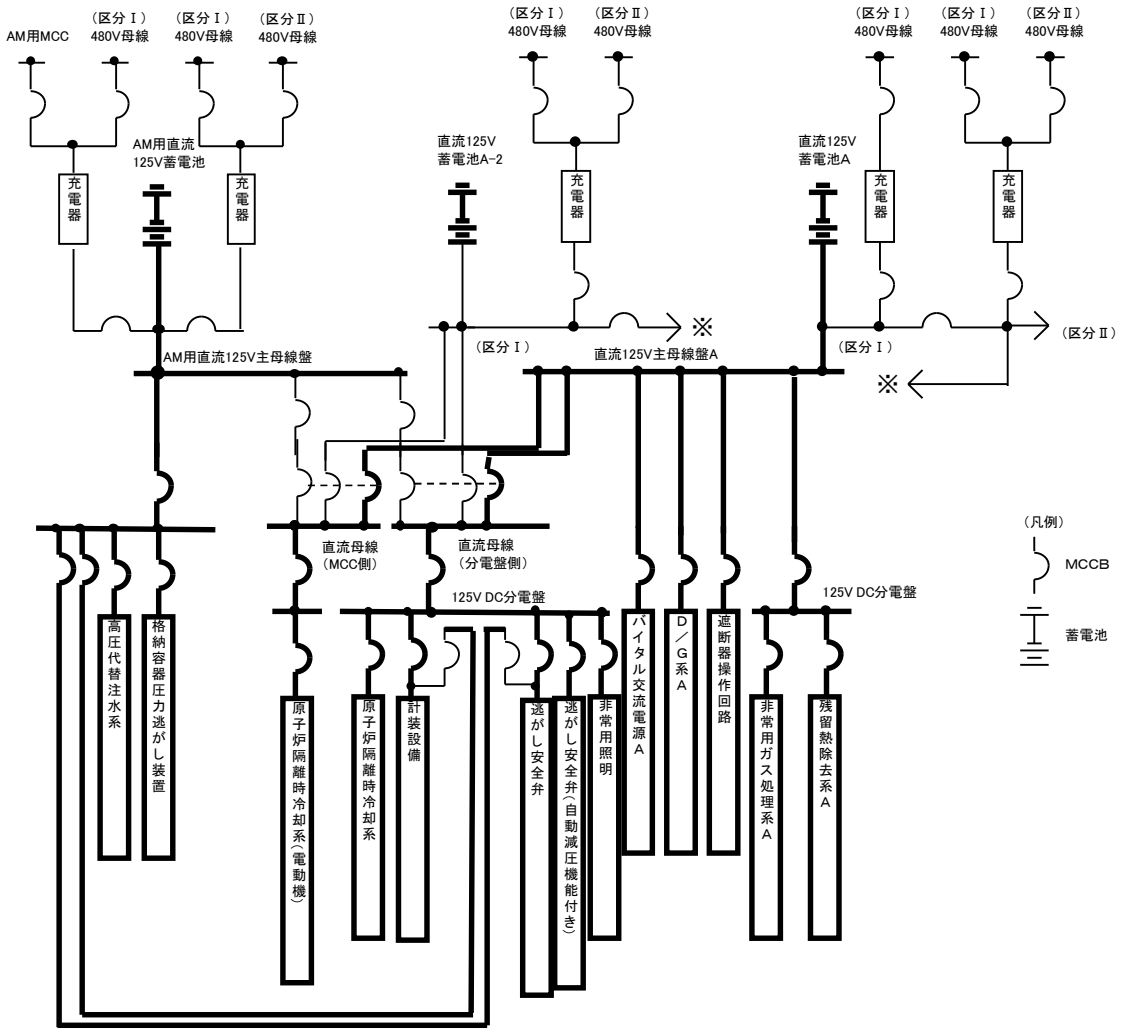
第 3.14－7 図　代替電源設備系統概要図（可搬型代替交流電源設備による給電）
（電源車から AM 用動力変圧器及び代替所内電気設備を経由して給電）



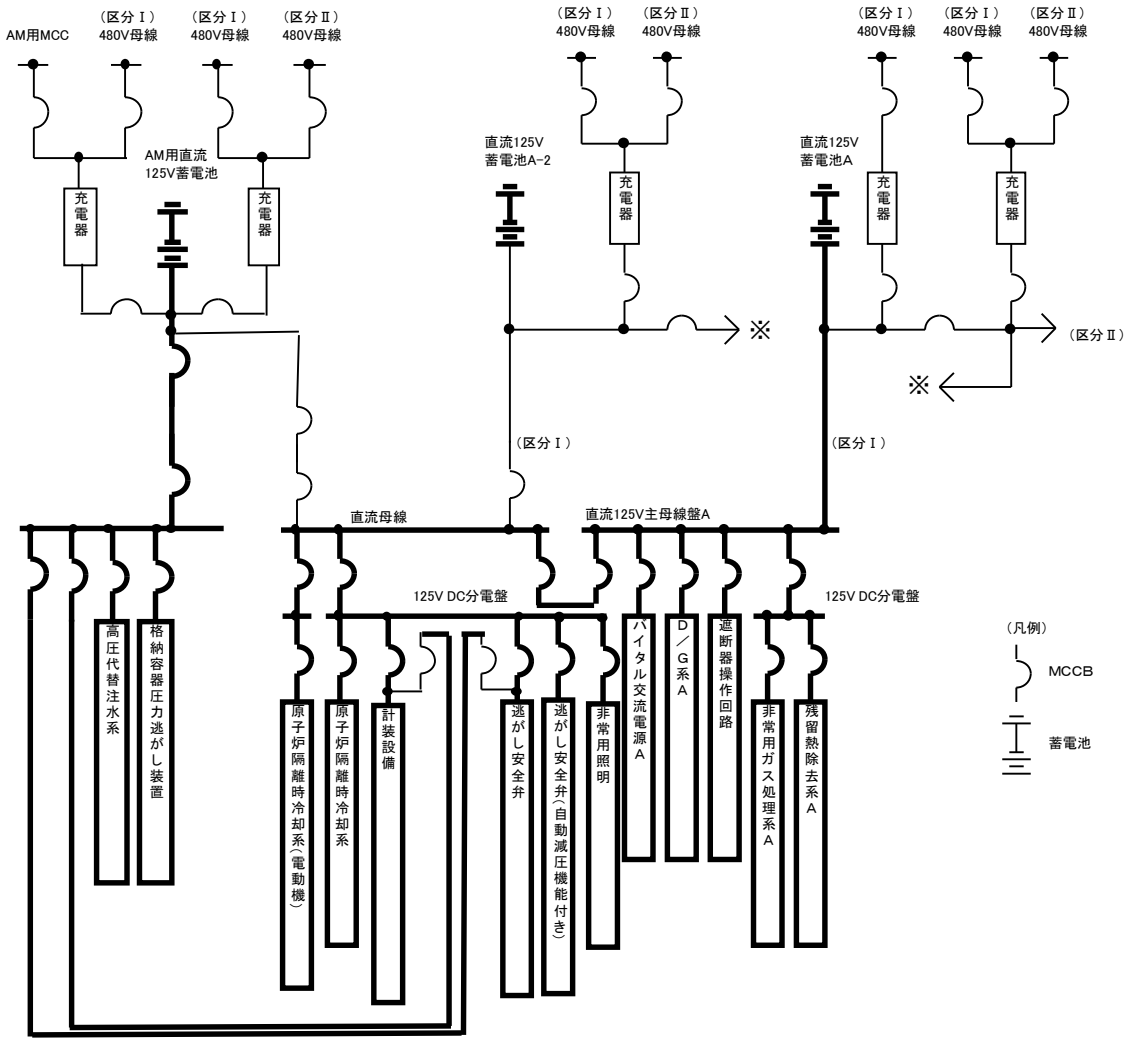
第 3.14－8 図　代替電源設備系統概要図（号炉間電力融通電気設備による給電）
（号炉間電力融通ケーブル（常設）による給電）



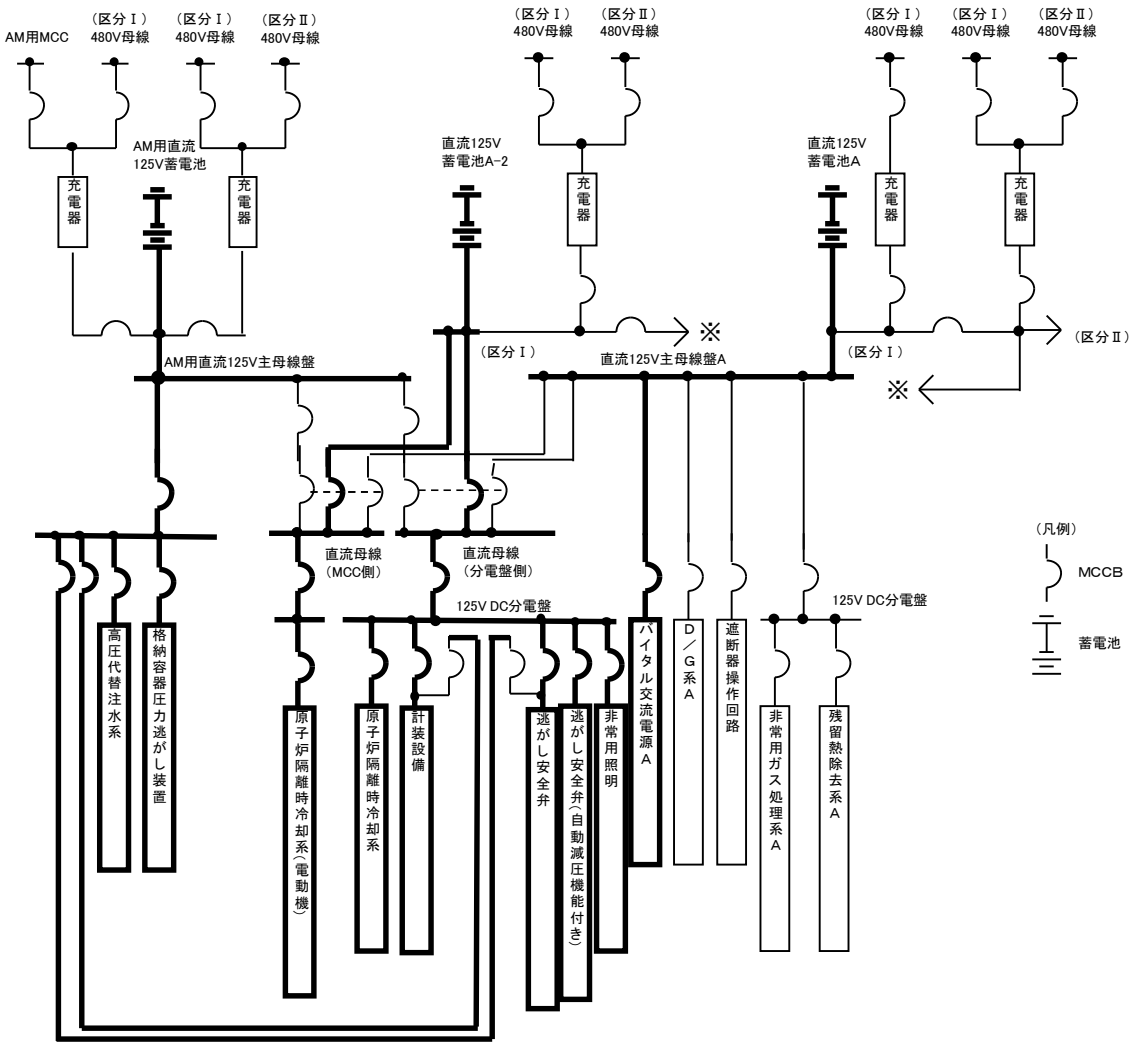
第 3.14－9 図　代替電源設備系統概要図（号炉間電力融通電気設備による給電）
（号炉間電力融通ケーブル（可搬型）による給電）



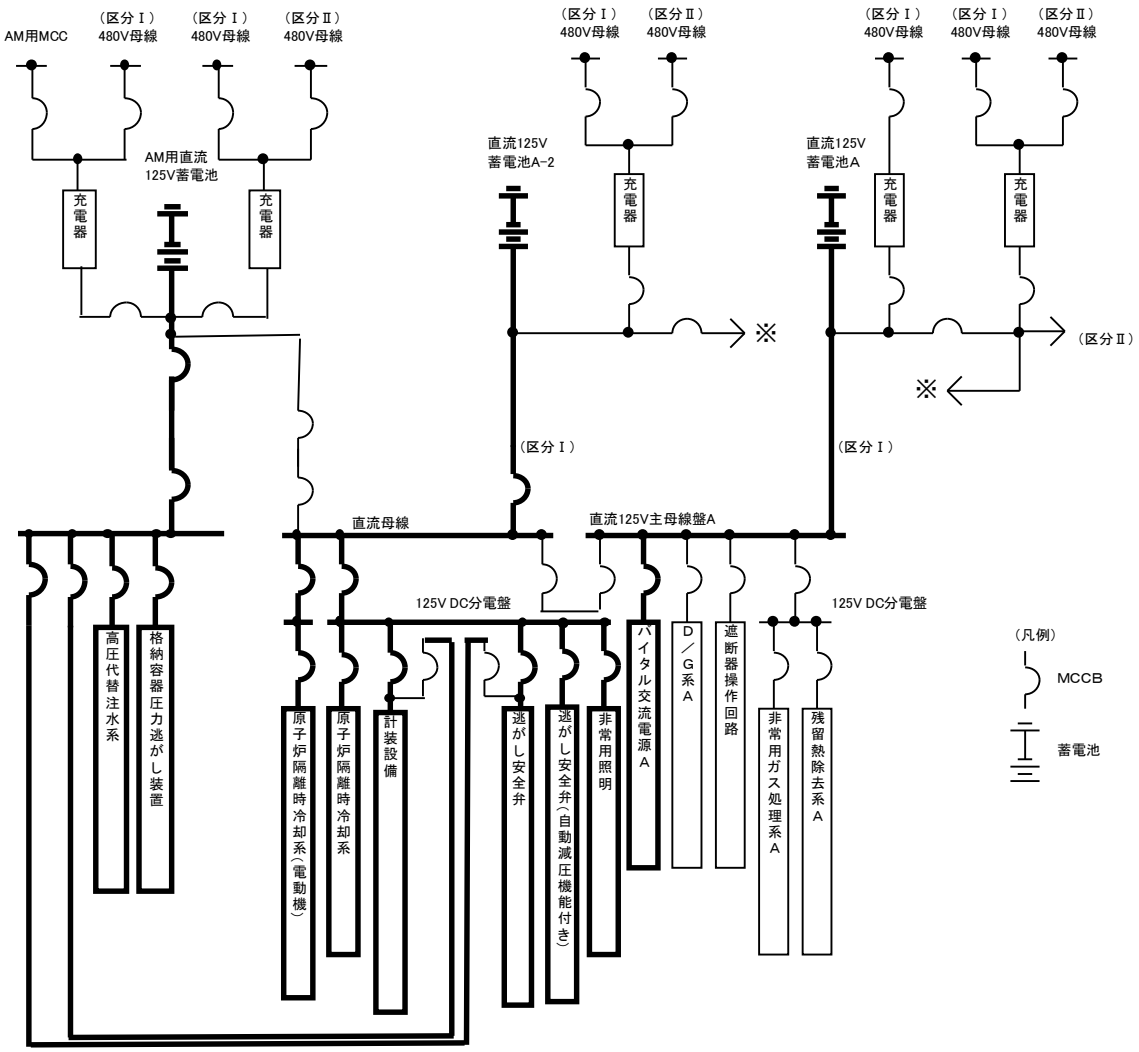
第 3.14－10 図(1)　代替電源設備系統概要図（所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電）（直流 125V 蓄電池 A による給電）（6 号炉）



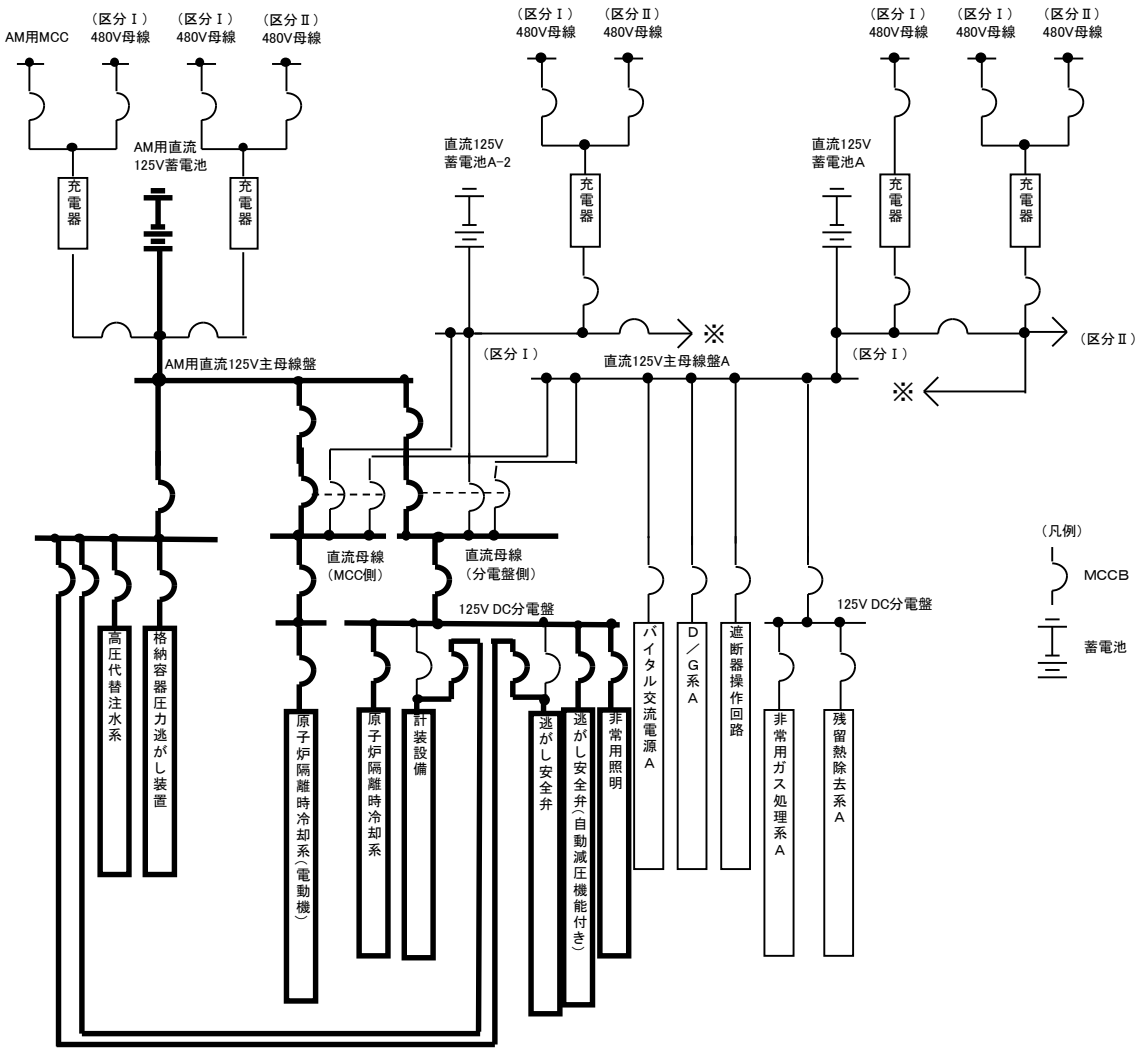
3.14－10 図(2)　代替電源設備系統概要図（所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電）（直流 125V 蓄電池 A による給電）（7 号炉）



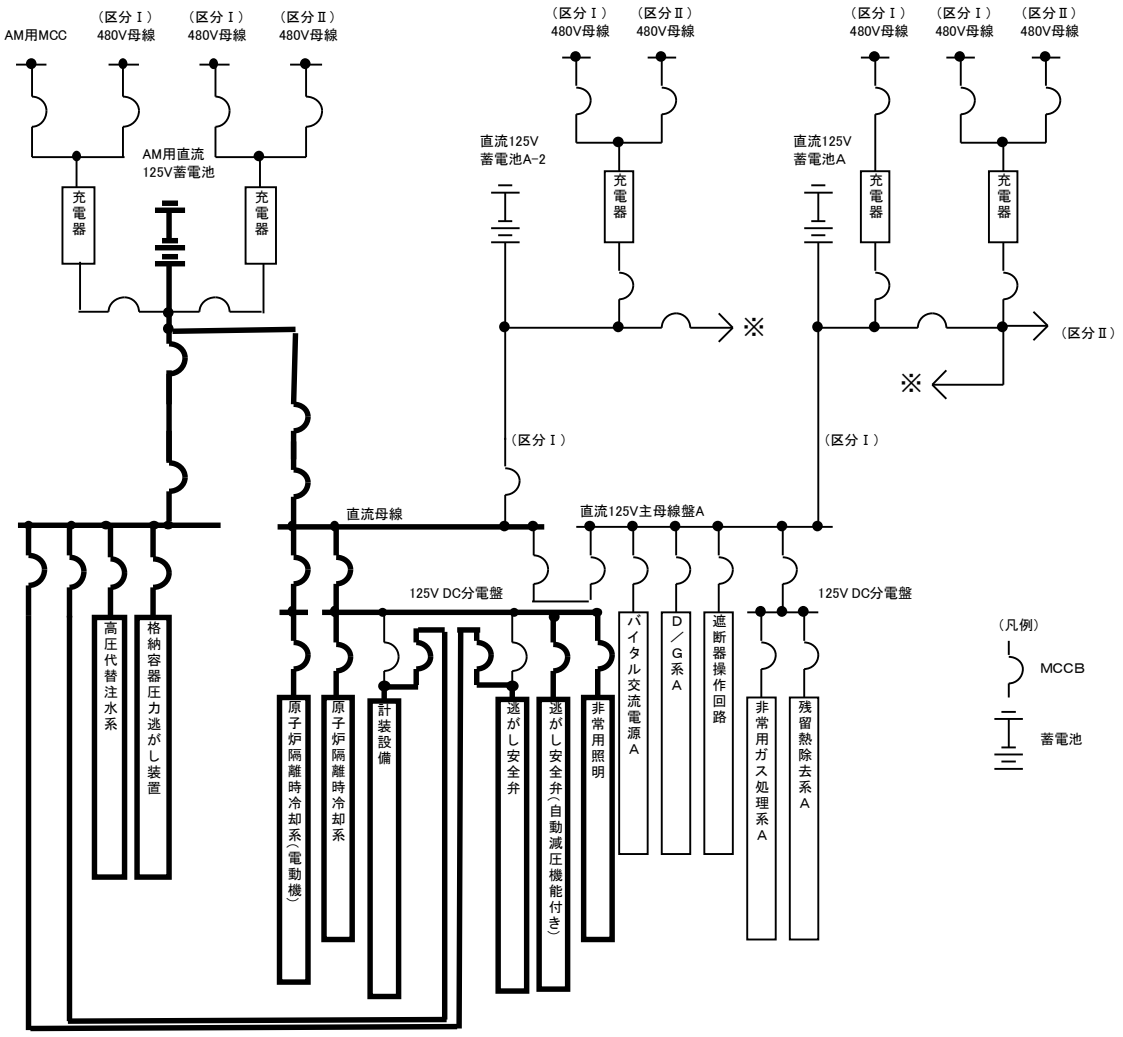
第 3.14－11 図(1)　代替電源設備系統概要図（所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電）（直流 125V 蓄電池 A-2 による給電）（6 号炉）



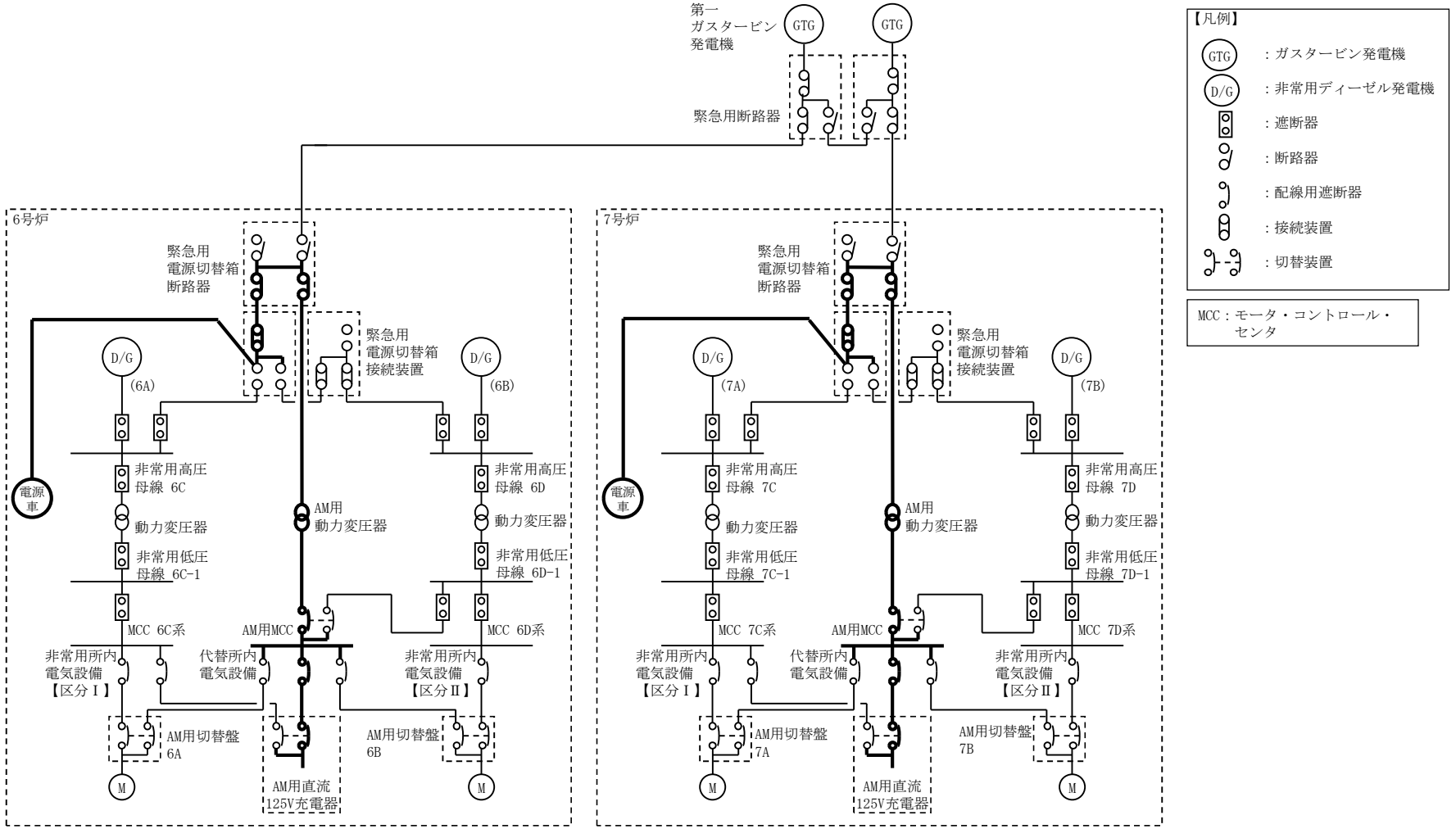
第 3.14－11 図(2)　代替電源設備系統概要図（所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電）（直流 125V 蓄電池 A-2 による給電）（7 号炉）



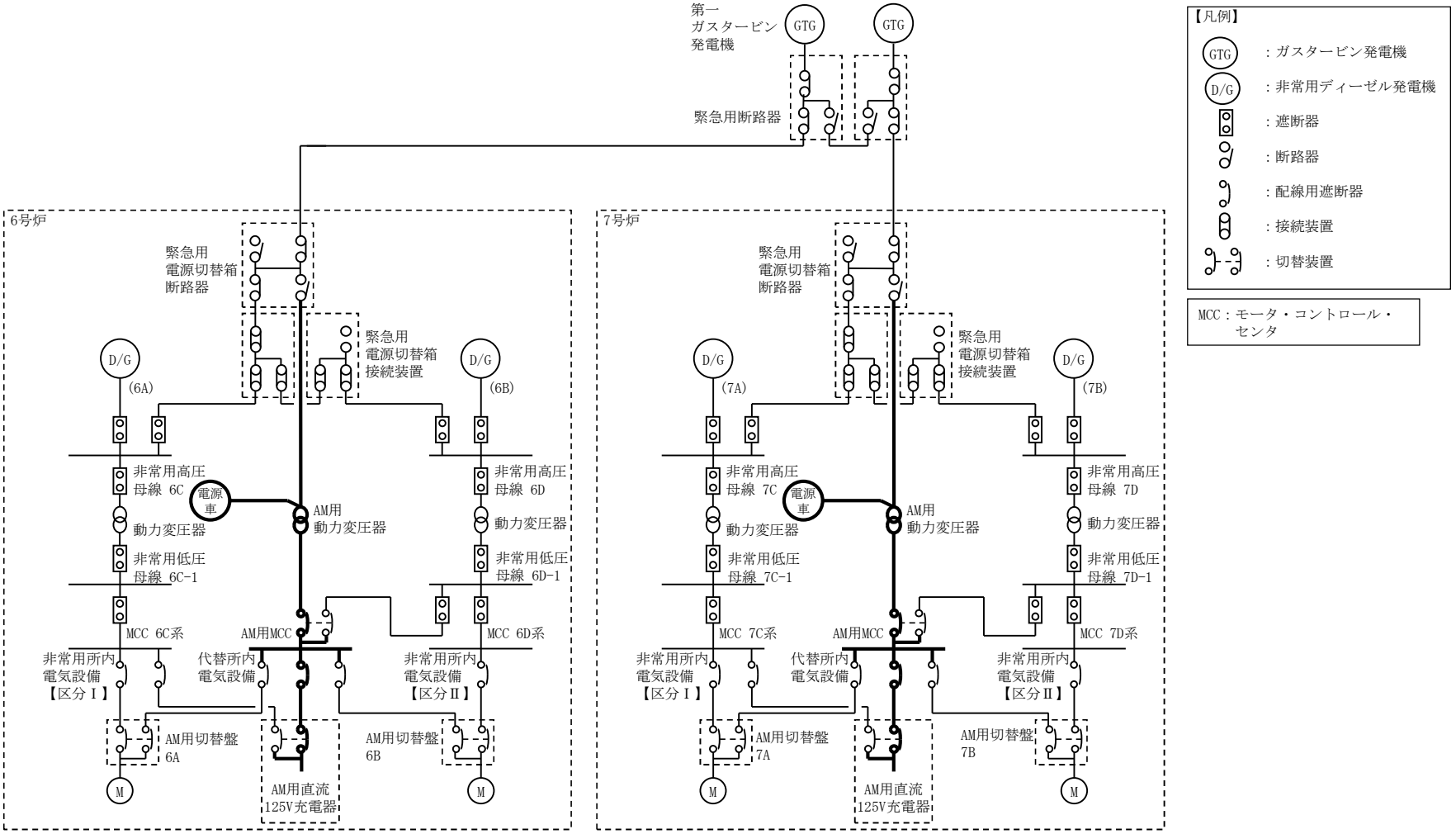
第 3.14－12 図(1)　代替電源設備系統概要図（所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電）（AM 用直流 125V 蓄電池による給電）（6 号炉）



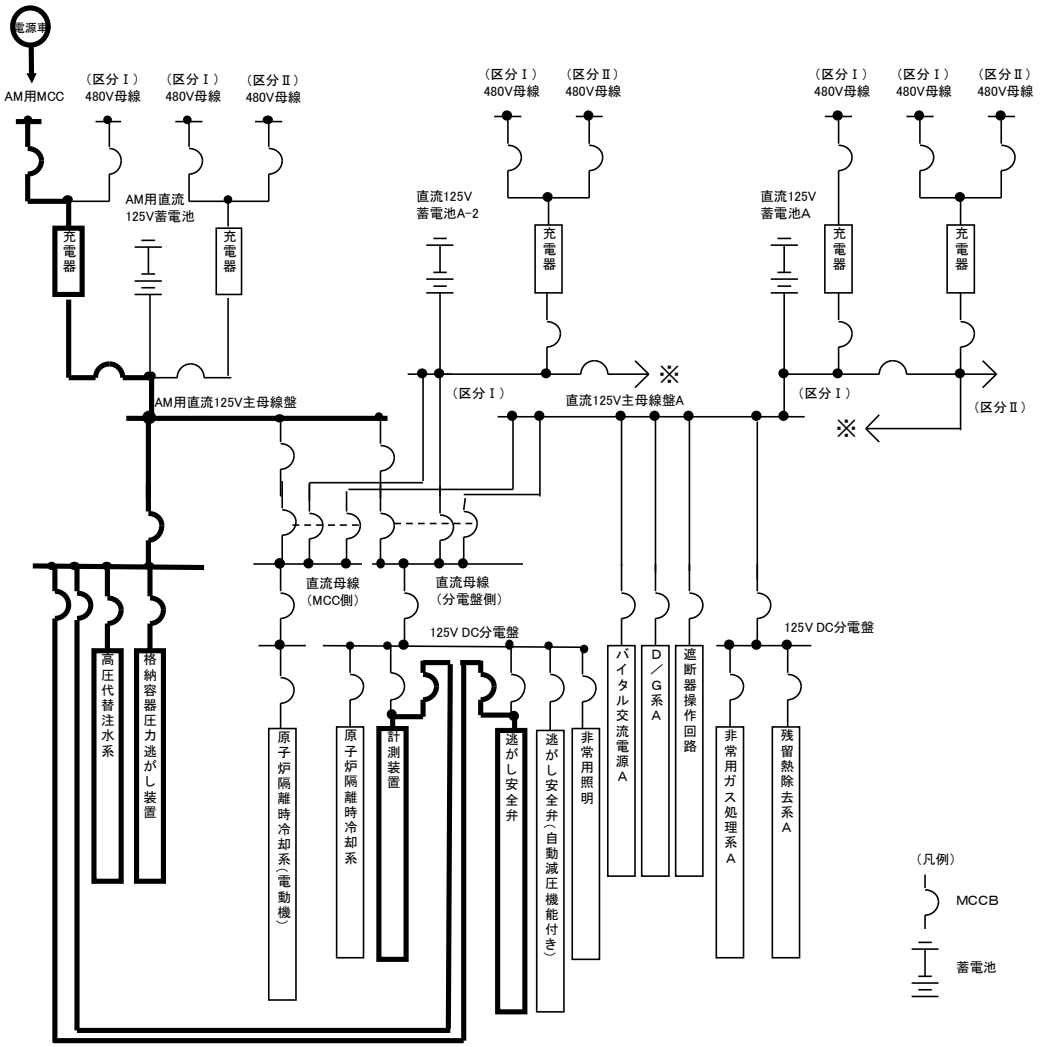
第 3.14－12 図(2)　代替電源設備系統概要図（所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電）（AM 用直流 125V 蓄電池による給電）（7 号炉）



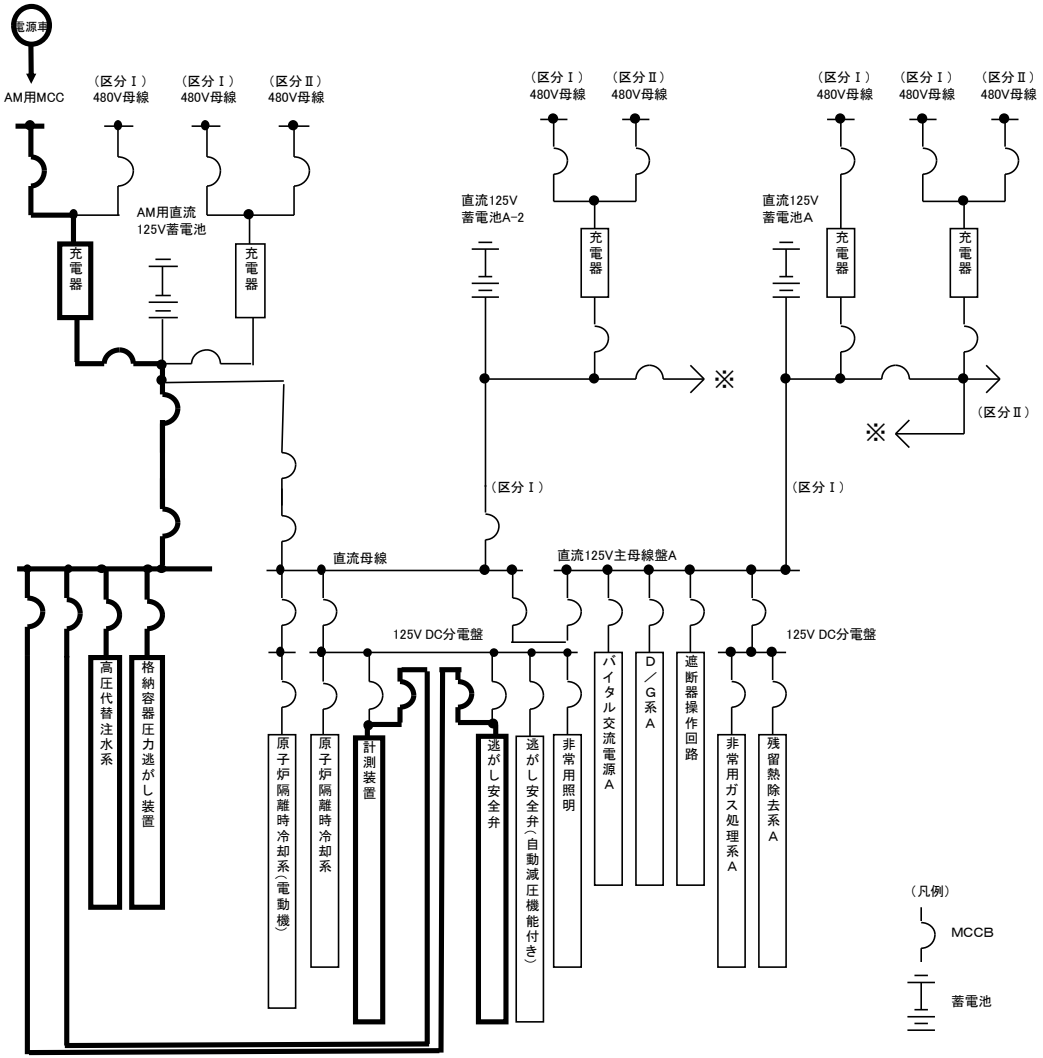
第 3.14－13 図　代替電源設備系統概要図（可搬型直流電源設備による給電）
（電源車から緊急用電源切替箱接続装置を経由して給電）



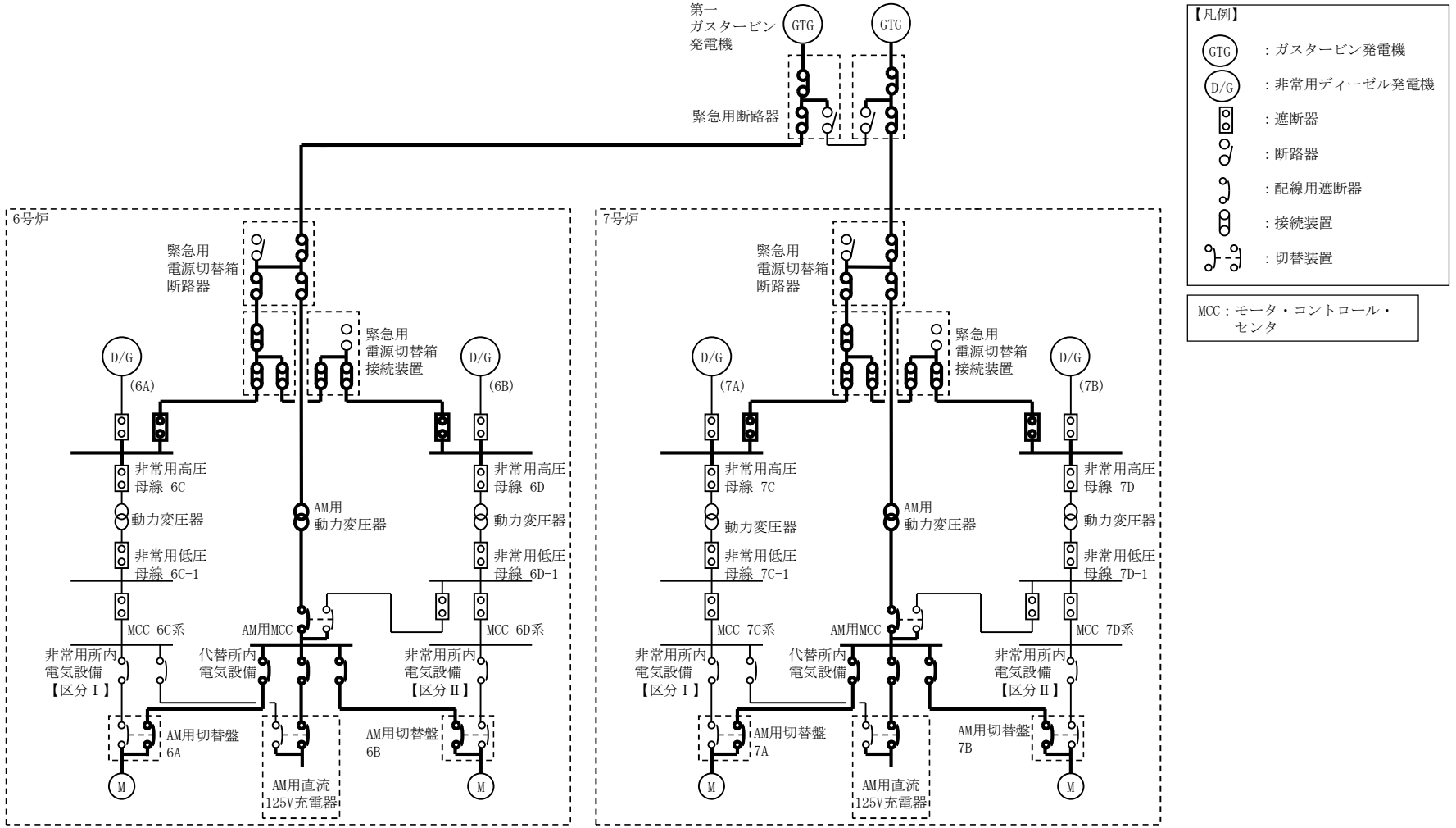
第 3.14－14 図　代替電源設備系統概要図（可搬型直流電源設備による給電）
（電源車から AM 用動力変圧器を経由して給電）



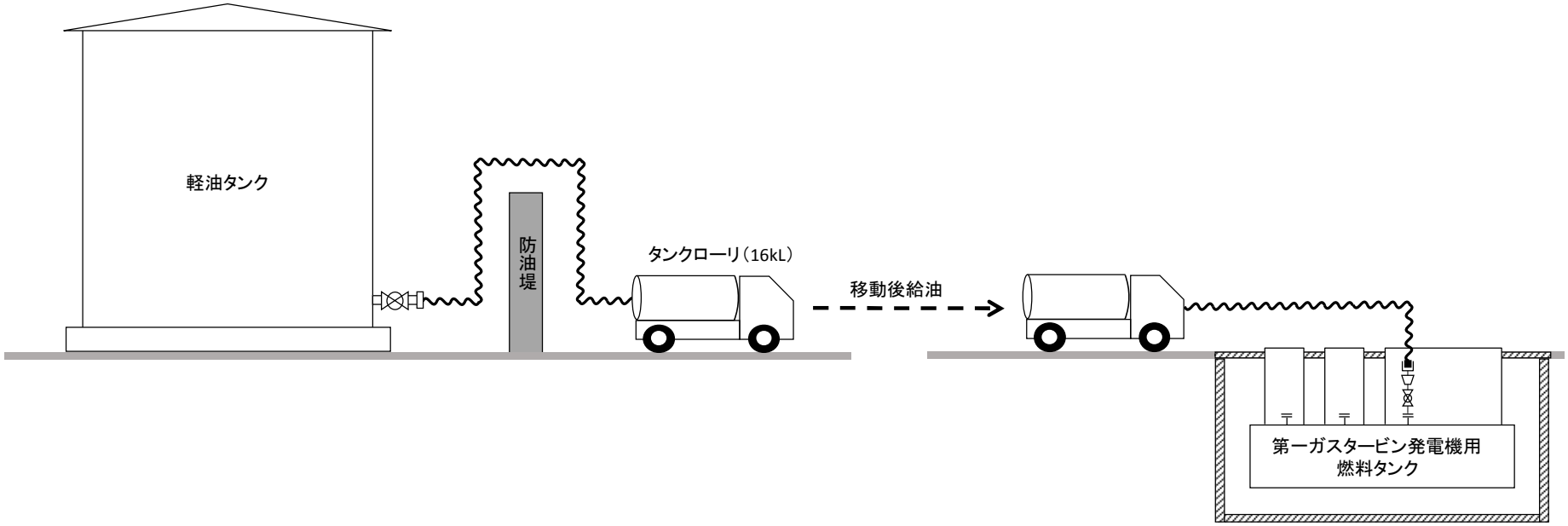
第 3.14－15 図(1)　代替電源設備系統概要図（可搬型直流電源設備による給電）
（AM 用直流 125V 充電器による給電）（6 号炉）



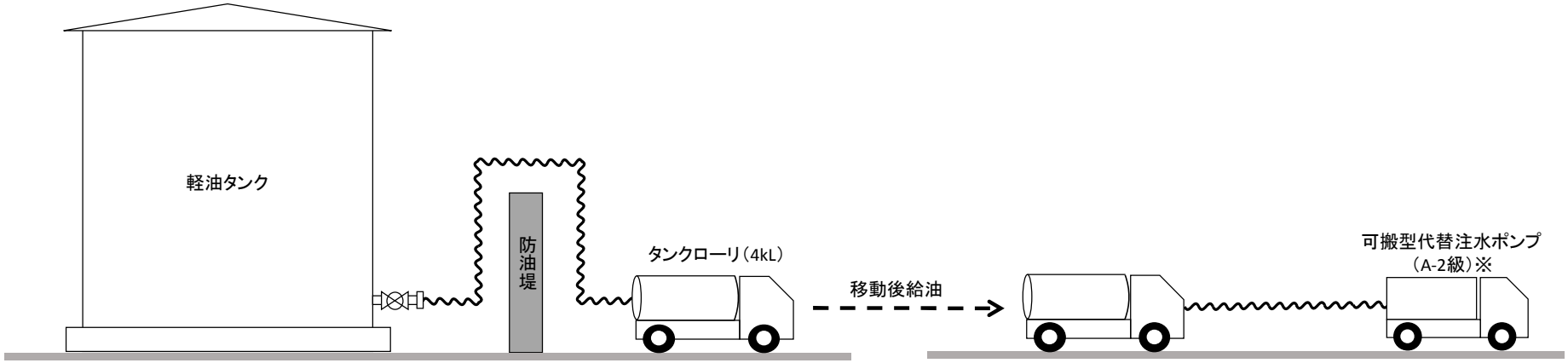
第 3.14－15 図(2)　代替電源設備系統概要図（可搬型直流電源設備による給電）
（AM 用直流 125V 充電器による給電）（7 号炉）



第 3.14－16 図　代替電源設備系統概要図（代替所内電気設備による給電）



第 3.14－17 図　代替電源設備系統概要図（タンクローリ（16kL）による給油）



※以下の設備にも同様に給油

・可搬型代替注水ポンプ（A-1級）
・電源車
・大容量送水車（熱交換器ユニット用）
・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）
・大容量送水車（海水取水用）
・モニタリング・ポスト用発電機
・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備

第 3.14－18 図　代替電源設備系統概要図（タンクローリ（4kL）による給油）

3.14.1.2　重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.14.1.2.1　非常用交流電源設備

非常用交流電源設備は，想定される重大事故等時において，重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

非常用交流電源設備は，重大事故等時に ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能），ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能），ほう酸水注入系，高圧炉心注水系，代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能），低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），残留熱除去系（低圧注水モード），残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード），原子炉補機冷却系，代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード），計装設備及び非常用ガス処理系へ電力を供給できる設計とする。

非常用交流電源設備は，「2.3　重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち，多様性，位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。

非常用交流電源設備の主要機器仕様を第 3.14－2 表に示す。

3.14.1.2.1.1　悪影響防止

基本方針については「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

非常用交流電源設備は，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.14.1.2.1.2　容量等

基本方針については「2.3.2　容量等」に示す。

非常用ディーゼル発電機，燃料ディタンク，軽油タンク及び燃料移送ポンプは，設計基準事故時に使用する場合の容量が，重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であることから，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

3.14.1.2.1.3　環境条件等

基本方針については「2.3.3　環境条件等」に示す。

非常用ディーゼル発電機及び燃料ディタンクは，原子炉建屋内の原子炉区域外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

非常用ディーゼル発電機の操作は，中央制御室から可能な設計とする。

軽油タンク及び燃料移送ポンプは，屋外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

3.14.1.2.1.4　操作性の確保

基本方針については「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

非常用交流電源設備は，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。非常用ディーゼル発電機は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

3.14.1.2.1.5　試験検査

基本方針については「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

非常用ディーゼル発電機は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

燃料ディタンクは，発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

軽油タンクは，発電用原子炉の運転中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

燃料移送ポンプは，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

第 3.14－2 表　非常用交流電源設備の主要機器仕様

(1)　非常用ディーゼル発電機

	非常用ディーゼル発電機
エンジン	
台　　数	3
出　　力	約 5,000kW/台（連続）
起動時間	約 13 秒
使用燃料	軽油
発電機	
台　　数	3
種　　類	横軸回転界磁 3 相同期発電機
容　　量	約 6,250kVA/台
力　　率	0.8
電　　圧	6.9kV
周 波 数	50Hz
軽油タンク	
基　　数	2
容　　量	約 550kL/基

3.14.1.2.2　非常用直流電源設備

非常用直流電源設備は，想定される重大事故等時において，重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

非常用直流電源設備は，全交流動力電源喪失から 12 時間，蓄電池（非常用）から電力を供給できる設計とする。

非常用直流電源設備は，「2.3　重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち，多様性，位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。

非常用直流電源設備の主要機器仕様を第 3.14－3 表に示す。

3.14.1.2.2.1　悪影響防止

基本方針については「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

非常用直流電源設備は，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.14.1.2.2.2　容量等

基本方針については「2.3.2　容量等」に示す。

蓄電池（非常用）は，設計基準事故時に使用する場合の容量が，重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であることから，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

3.14.1.2.2.3　環境条件等

基本方針については「2.3.3　環境条件等」に示す。

蓄電池（非常用）及びそれに充電する充電器は，コントロール建屋内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

3.14.1.2.2.4　操作性の確保

基本方針については「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

非常用直流電源設備は，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

3.14.1.2.2.5　試験検査

基本方針については「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

蓄電池（非常用）は，発電用原子炉の運転中及び停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。

蓄電池（非常用）に充電する充電器は，発電用原子炉の運転中及び停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の停止中に外観の確認が可能な設計とする。

第 3.14－3 表　非常用直流電源設備の主要機器仕様

(1)　蓄電池（非常用）

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用電源設備（通常運転時等）

・代替電源設備

	直流 125V 蓄電池
蓄電池 　組　　数 　電　　圧 　容　　量	 4 125V 約 10,000Ah（1 組） 約 3,000Ah（2 組） 約 2,200Ah（1 組）
充電器 　台　　数 　充電方式	 5（予備 2 台） 浮動（常時）

3.15　計装設備【58 条】

【設置許可基準規則】
（計装設備）
第五十八条　発電用原子炉施設には，重大事故等が発生し，計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。

（解釈）
1　第５８条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお，「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは，事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。
ａ）設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）
ｂ）発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。
ⅰ）原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。
ⅱ）原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。
ⅲ）推定するために必要なパラメータは，複数のパラメータの中から確からしさを考慮し，優先順位を定めておくこと。
ｃ）原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること。

3.15.1　適合方針

重大事故等が発生し，計測機器（非常用のものを含む。）の故障により，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において，当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は，「「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について　第 10.1 表　重大事故等対策における手順書の概要」のうち，「1.15　事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。

当該パラメータを推定するために必要なパラメータは，「「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について　第 10.1 表　重大事故等対策における手順書の概要」のうち，「1.15　事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について，設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。計測範囲を第 3.15－1 表に，設計基準最大値等を第 3.15－2 表に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要図等を第 3.15－1 図，第 3.15－2 図及び第 3.15－3 図に示す。

3.15.1.1　　重大事故等対処設備

(1) 監視機能喪失時に使用する設備

発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。

重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合は，「「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について　第 10.1 表　重大事故等対策における手順書の概要」のうち，「1.15　事故時の計装に関する手順等」の計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

計器故障時に，当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合，他チャンネルの計器により計測するとともに，重要代替監視パラメータが複数ある場合は，推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ，検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し，優先順位を定める。推定手段及び優先順位を第 3.15－3 表に示す。

(2) 計器電源喪失時に使用する設備

非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において，計測設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内蓄電式直流電源設備又は可搬型直流電源設備を使用する。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・可搬型代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・所内蓄電式直流電源設備（3.14　電源設備）
・可搬型直流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内蓄電式直流電源設備及び可搬型直流電源設備については，「3.14　電源設備」に記載する。

また，代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合，特に重要なパラメータとして，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備については，温度，圧力，水位及び流量に係るものについて，乾電池等を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。

なお，可搬型計測器による計測においては，計測対象の選定を行う際の考え方として，同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は，いずれか 1 つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。同一の物理量について，複数のパラメータがある場合は，いずれか 1 つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・可搬型計測器

(3) パラメータ記録時に使用する設備

原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度，放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要となる重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータが計測又は監視及び記録できる設計とする。

重大事故等の対応に必要となるパラメータは，電磁的に記録，保存し，電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また，記録は必要な容量を保存できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・安全パラメータ表示システム（SPDS）（データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置）

計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様並びに重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを第 3.15－1 表及び第 3.15－2 表に，代替パラメータによる主要パラメータの推定を第 3.15－3 表に示す。また，重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータを第 3.15－4 表に示す。

3.15.1.1.1　多様性，位置的分散

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

重要代替監視パラメータを計測する設備は，重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで，重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。

重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

電源設備の多様性，位置的分散については「3.14　電源設備」にて記載する。

3.15.1.1.2　悪影響防止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち，多重性を有するパラメータの計測装置は，チャンネル相互を物理的，電気的に分離し，チャンネル間の独立を図る設計とする。また，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においてもパラメータ相互をヒューズにより電気的に分離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型計測器は，通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.15.1.1.3　共用の禁止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は，号炉の区分けなく通信連絡することで，必要な情報（相互のプラント状況，運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理（事故処理を含む。）を行うことができ，安全性の向上が図れることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。

また，安全パラメータ表示システム（SPDS）は，共用により悪影響を及ぼさないよう，6 号及び 7 号炉に必要な容量を確保するとともに，号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。

3.15.1.1.4　容量等

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は，設計基準事故時の計測機能と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が，計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため，設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。

・原子炉圧力
・原子炉水位（広帯域）
・原子炉水位（燃料域）
・原子炉隔離時冷却系系統流量
・高圧炉心注水系系統流量
・残留熱除去系系統流量
・格納容器内水素濃度
・格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）
・格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）
・起動領域モニタ
・平均出力領域モニタ
・残留熱除去系熱交換器入口温度
・残留熱除去系熱交換器出口温度
・原子炉補機冷却水系系統流量
・残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
・高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力
・残留熱除去系ポンプ吐出圧力
・格納容器内酸素濃度
・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は，計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。

・原子炉圧力容器温度
・原子炉圧力（SA）
・原子炉水位（SA）
・高圧代替注水系系統流量
・復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）
・復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）
・復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）
・ドライウェル雰囲気温度
・サプレッション・チェンバ気体温度
・サプレッション・チェンバ・プール水温度
・格納容器内圧力（D/W）
・格納容器内圧力（S/C）
・サプレッション・チェンバ・プール水位
・格納容器下部水位
・格納容器内水素濃度（SA）
・復水補給水系温度（代替循環冷却）
・フィルタ装置水位
・フィルタ装置入口圧力
・フィルタ装置出口放射線モニタ
・フィルタ装置水素濃度
・フィルタ装置金属フィルタ差圧
・フィルタ装置スクラバ水 pH

・耐圧強化ベント系放射線モニタ
・復水貯蔵槽水位（SA）
・復水移送ポンプ吐出圧力
・原子炉建屋水素濃度
・静的触媒式水素再結合器 動作監視装置
・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）
・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）

安全パラメータ表示システム（SPDS）は，想定される重大事故等時に発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。

可搬型計測器は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度，圧力，水位及び流量（注水量）等の計測用として 6 号炉，7 号炉それぞれ 1 セット 24 個（測定時の故障を想定した予備 1 個含む）使用する。保有数は，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 24 個（6 号及び 7 号炉共用）を含めて合計 72 個を分散して保管する。

3.15.1.1.5　環境条件等

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，原子炉格納容器内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

・原子炉圧力容器温度
・ドライウェル雰囲気温度
・サプレッション・チェンバ気体温度
・サプレッション・チェンバ・プール水温度
・格納容器下部水位
・格納容器内水素濃度（SA）
・起動領域モニタ
・平均出力領域モニタ

なお，起動領域モニタ及び平均出力領域モニタについては，想定される重大事故等時初期における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，原子炉建屋原子炉区域内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

・原子炉圧力
・原子炉圧力（SA）
・原子炉水位（広帯域）
・原子炉水位（燃料域）
・原子炉水位（SA）
・高圧代替注水系系統流量
・原子炉隔離時冷却系系統流量
・高圧炉心注水系系統流量

・復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）
・復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）
・残留熱除去系系統流量
・復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）
・格納容器内圧力（D/W）
・格納容器内圧力（S/C）
・サプレッション・チェンバ・プール水位
・格納容器内水素濃度
・格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）
・格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）
・復水補給水系温度（代替循環冷却）
・耐圧強化ベント系放射線モニタ（7 号炉）
・残留熱除去系熱交換器入口温度
・残留熱除去系熱交換器出口温度
・原子炉補機冷却水系系統流量（6 号炉区分Ⅲ）
・残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
・高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力
・残留熱除去系ポンプ吐出圧力
・原子炉建屋水素濃度
・静的触媒式水素再結合器 動作監視装置
・格納容器内酸素濃度
・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）
・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）
・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，原子炉建屋内の原子炉区域外，タービン建屋内又は廃棄物処理建屋内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

・フィルタ装置入口圧力
・フィルタ装置水素濃度
・耐圧強化ベント系放射線モニタ（6 号炉）
・原子炉補機冷却水系系統流量（6 号炉区分Ⅰ，Ⅱ，7 号炉）
・復水貯蔵槽水位（SA）
・復水移送ポンプ吐出圧力
・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，屋外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

・フィルタ装置水位
・フィルタ装置金属フィルタ差圧
・フィルタ装置スクラバ水 pH

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，原子炉建屋屋上に設置し，想定される重大事故等時における環境

条件を考慮した設計とする。

・フィルタ装置出口放射線モニタ

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置は，コントロール建屋内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ伝送装置は，想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち緊急時対策支援システム伝送装置は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。緊急時対策支援システム伝送装置は，想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち SPDS 表示装置は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS 表示装置の操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

可搬型計測器は，コントロール建屋内及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型計測器の操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

3.15.1.1.6　操作性の確保

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち，以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とする。

・原子炉圧力
・原子炉水位（広帯域）
・原子炉水位（燃料域）
・原子炉隔離時冷却系系統流量
・高圧炉心注水系系統流量
・残留熱除去系系統流量
・格納容器内水素濃度
・格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）
・格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）
・起動領域モニタ
・平均出力領域モニタ
・残留熱除去系熱交換器入口温度
・残留熱除去系熱交換器出口温度
・原子炉補機冷却水系系統流量
・残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
・高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力
・残留熱除去系ポンプ吐出圧力
・格納容器内酸素濃度
・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で，重大事故等対処設備として使用できる設計とする。格納

容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度を計測するためのサンプリング装置は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

常設の重大事故等対処設備のうち，以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設と兼用せず，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

・原子炉圧力容器温度
・原子炉圧力（SA）
・原子炉水位（SA）
・高圧代替注水系系統流量
・復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）
・復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）
・復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）
・ドライウェル雰囲気温度
・サプレッション・チェンバ気体温度
・サプレッション・チェンバ・プール水温度
・格納容器内圧力（D/W）
・格納容器内圧力（S/C）
・サプレッション・チェンバ・プール水位
・格納容器下部水位
・格納容器内水素濃度（SA）
・復水補給水系温度（代替循環冷却）
・フィルタ装置水位
・フィルタ装置入口圧力
・フィルタ装置出口放射線モニタ
・フィルタ装置金属フィルタ差圧
・フィルタ装置スクラバ水 pH
・耐圧強化ベント系放射線モニタ
・復水貯蔵槽水位（SA）
・復水移送ポンプ吐出圧力
・原子炉建屋水素濃度
・静的触媒式水素再結合器 動作監視装置
・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）
・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）

フィルタ装置スクラバ水 pH を計測するためのサンプリング装置は，想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。フィルタ装置スクラバ水 pH を計測するためのサンプリング装置は，屋外で弁及び付属の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は，想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は，原子炉建屋内の原子炉区域外で弁及び付属の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

フィルタ装置水素濃度は，耐圧強化ベント系と格納容器圧力逃がし装置で兼用するものであり，想定される重大事故等時において耐圧強化ベント系を使用する

際に，弁操作により，サンプリングラインを格納容器圧力逃がし装置から耐圧強化ベント系に速やかに切り替えられる設計とする。フィルタ装置水素濃度を計測するためのサンプリング装置は，原子炉建屋内の原子炉区域外で弁及び付属の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置は，常時伝送を行うため，通常操作を必要としない設計とする。安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち SPDS 表示装置は，付属の操作スイッチにより 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内で操作が可能な設計とする。

可搬型計測器は，設計基準対象施設とは兼用しないため，想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。可搬型計測器は，運転員等が携行して屋内のアクセスルートを通行できる設計とする。可搬型計測器の計装ケーブルの接続は，ボルト・ネジ接続とし，接続規格を統一することにより，一般的に使用される工具を用いて確実に接続できる設計とし，付属の操作スイッチにより設置場所で操作が可能な設計とする。

3.15.1.1.7　試験検査

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

可搬型計測器は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，模擬入力による性能の確認が可能な設計とする。

第 3.15－1 表　計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様

(1) 原子炉圧力容器温度

個　　数　　2

計測範囲　　0～350℃

(2) 原子炉圧力

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装

個　　数　　3

計測範囲　　0～10MPa[gage]

(3) 原子炉圧力（SA）

個　　数　　1

計測範囲　　0～11MPa[gage]

(4) 原子炉水位（広帯域）

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装

個　　数　　3

計測範囲　　-3,200～3,500mm *1

(5) 原子炉水位（燃料域）

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装

個　　数　　2

計測範囲　　-4,000～1,300mm *2

(6) 原子炉水位（SA）

個　　数　　1

1

計測範囲　　-3,200～3,500mm *1

-8,000～3,500mm *1

(7) 高圧代替注水系系統流量

個　　数　　1

計測範囲　　0～300m^3/h

(8) 原子炉隔離時冷却系系統流量

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装

個　　数　　1

計測範囲　　0～300m^3/h

(9) 高圧炉心注水系系統流量

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装

個　　数　　2

計測範囲　　0～1,000m^3/h

(10)復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）

個　　数　　1

計測範囲　　6 号炉　　0～200m^3/h

7 号炉　　0～150m^3/h

(11)復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）

個　　数　　1

計測範囲　　0～350m^3/h

(12)残留熱除去系系統流量

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装

個　　数　　3

計測範囲　　0～1,500m^3/h

(13)復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）

個　　数　　1

計測範囲　　6号炉　　0～150m^3/h

7号炉　　0～100m^3/h

(14)ドライウェル雰囲気温度

個　　数　　2

計測範囲　　0～300℃

(15)サプレッション・チェンバ気体温度

個　　数　　1

計測範囲　　0～300℃

(16)サプレッション・チェンバ・プール水温度

個　　数　　3

計測範囲　　0～200℃

(17)格納容器内圧力（D/W）

個　　数　　1

計測範囲　　0～1,000kPa[abs]

(18)格納容器内圧力（S/C）

個　　数　　1

計測範囲　　0～980.7kPa[abs]

(19)サプレッション・チェンバ・プール水位

個　　数　　1

計測範囲　　-6～11m（T.M.S.L.-7,150～+9,850mm）*3

(20)格納容器下部水位

個　　数　　3

計測範囲　　+1m, +2m, +3m（T.M.S.L.-5,600mm, -4,600mm, -3,600mm）*3

(21)格納容器内水素濃度

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装

・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個　　数　　2

計測範囲　　6号炉　　0～30vol%

7号炉　　0～20vol%／0～100vol%

(22)格納容器内水素濃度（SA）

兼用する設備は以下のとおり。

・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個　　数　　2

計測範囲　　0～100vol%

(23)格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）

第3.17－1表　放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。

(24)格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）

第3.17－1表　放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。

(25)起動領域モニタ

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉核計装

個　　数　　10

計測範囲　　10^{-1}～$10^{6}s^{-1}$（1.0×10^{3}～$1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）

0～40%又は0～125%（1.0×10^{8}～$2.0\times10^{13}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）

(26)平均出力領域モニタ

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉核計装

個　　数　　4*4

計測範囲　　0～125%（1.2×10^{12}～$2.8\times10^{14}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）

(27)復水補給水系温度（代替循環冷却）

個　　数　　1

計測範囲　　0～200℃

(28)フィルタ装置水位

個　　数　　2

計測範囲　　0～6,000mm

(29)フィルタ装置入口圧力

個　　数　　1

計測範囲　　0～1MPa[gage]

(30)フィルタ装置出口放射線モニタ

第3.17－1表　放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。

(31)フィルタ装置水素濃度

兼用する設備は以下のとおり。

・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個　　数　　2

計測範囲　　0～100vol%

(32)フィルタ装置金属フィルタ差圧

個　　数　　2

計測範囲　　0～50kPa

(33)フィルタ装置スクラバ水 pH

個　　数　　1

計測範囲　　pH0～14

(34)耐圧強化ベント系放射線モニタ

第 3.17－1 表　放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。

(35)残留熱除去系熱交換器入口温度

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装

個　　数　　3

計測範囲　　0～300℃

(36)残留熱除去系熱交換器出口温度

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装

個　　数　　3

計測範囲　　0～300℃

(37)原子炉補機冷却水系系統流量

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装

個　　数　　3

計測範囲　　6 号炉　　区分Ⅰ，Ⅱ　　0～4,000m^3/h

区分Ⅲ　　0～3,000m^3/h

7 号炉　　区分Ⅰ，Ⅱ　　0～3,000m^3/h

区分Ⅲ　　0～2,000m^3/h

(38)残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装

個　　数　　3

計測範囲　　6 号炉　　0～2,000m^3/h

7 号炉　　0～1,500m^3/h

(39)高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装

個　　数　　2

計測範囲　　0～12MPa[gage]

(40)残留熱除去系ポンプ吐出圧力

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装

個　　数　　3

計測範囲　　0～3.5MPa[gage]

(41)復水貯蔵槽水位（SA）

個　　数　　1

計測範囲　　6 号炉　　0～16m

7 号炉　　0～17m

(42)復水移送ポンプ吐出圧力

個　　数　　3

計測範囲　　0～2MPa[gage]

(43)原子炉建屋水素濃度

兼用する設備は以下のとおり。

・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

個　　数　　8

計測範囲　　0～20vol%

(44)静的触媒式水素再結合器 動作監視装置

兼用する設備は以下のとおり。

・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

個　　数　　4

計測範囲　　0～300℃

(45)格納容器内酸素濃度

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装

・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個　　数　　2

計測範囲　　6 号炉　　0～30vol%

7 号炉　　0～10vol%／0～30vol%

(46)使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）

第 3.11－1 表　使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(47)使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）

第 3.11－1 表　使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(48)使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

第 3.17－1 表　放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載

する。

(49)使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）

第3.11－1表　使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(50)安全パラメータ表示システム（SPDS）

第3.19－1表　通信連絡を行うために必要な設備（常設）の主要機器仕様に記載する。

*1：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより1,224cm）

*2：基準点は有効燃料棒頂部（原子炉圧力容器零レベルより905cm）

*3：T.M.S.L.＝東京湾平均海面

*4：局部出力領域モニタの検出器は208個であり，平均出力領域モニタの各チャンネルには，52個ずつの信号が入力される。

第3.15－2表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）

分類	重要監視パラメータ， 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
①原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	0～350℃	最大値：300℃*4	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し，適切に対応するための判断基準（300℃）に対して，350℃までを監視可能。	1
	原子炉圧力*1	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉圧力（SA）*1					
	原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（燃料域）*1					
	原子炉水位（SA）*1					
	残留熱除去系熱交換器入口温度*1	「⑫最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）」を監視するパラメータと同じ。				
②原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力*2	3	0～10MPa[gage]	最大値： 8.48MPa[gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力(8.92MPa[gage])を包絡する範囲として設定。なお，主蒸気逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており，監視可能である。	1
	原子炉圧力（SA）*2	1	0～11MPa[gage]	最大値： 8.48MPa[gage]	原子炉圧力容器最高使用圧力（8.62MPa［gage］）の1.2倍（10.34MPa［gage］)を監視可能。	
	原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（燃料域）*1					
	原子炉水位（SA）*1					
	原子炉圧力容器温度*1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
③原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）*2	3	-3200～3500mm*5	-6872～1650mm*5,7	炉心の冷却状況を把握する上で，原子炉水位制御範囲（レベル3～8）及び有効燃料棒底部まで監視可能。	1
	原子炉水位（燃料域）*2	2	-4000～1300mm*6	-3680～4843mm*6,7		
	原子炉水位（SA）*2	1	-3200～3500mm*5	-6872～1650mm*5,7		
		1	-8000～3500mm*5			
	高圧代替注水系系統流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
	復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）*1					
	復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）*1					
	原子炉隔離時冷却系系統流量*1					
	高圧炉心注水系系統流量*1					
	残留熱除去系系統流量*1					
	原子炉圧力*1	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉圧力（SA）*1					
	格納容器内圧力（S/C）*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				

（つづき）

分類	重要監視パラメータ， 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
④原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	0～300m³/h	－*8	高圧代替注水系ポンプの最大注水量（182m³/h）を監視可能。	1
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0～300m³/h	0～182m³/h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量（182m³/h）を監視可能。	
	高圧炉心注水系系統流量	2	0～1000m³/h	0～727m³/h	高圧炉心注水系ポンプの最大注水量（727m³/h）を監視可能。	
	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）	1	0～200m³/h（6 号炉） 0～150m³/h（7 号炉）	－*8	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系（RHR A 系ライン）における最大注水量（90m³/h）を監視可能。	1
	復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	1	0～350m³/h	－*8	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系（RHR B 系ライン）における最大注水量（300m³/h）を監視可能。	
	残留熱除去系系統流量	3	0～1500m³/h	0～954m³/h	残留熱除去系ポンプの最大注水量（954m³/h）を監視可能。	
	復水貯蔵槽水位（SA）*1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。				
	サプレッション・チェンバ・プール水位*1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（燃料域）*1					
	原子炉水位（SA）*1					
⑤原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				1
	復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	1	0～150m³/h（6 号炉） 0～100m³/h（7 号炉）	－*8	復水移送ポンプを用いた格納容器下部注水系の最大注水量（90m³/h）を監視可能。	
	復水貯蔵槽水位（SA）*1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。				
	格納容器内圧力（D/W）*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
	格納容器内圧力（S/C）*1					
	格納容器下部水位*1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
⑥原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	0～300℃	最大値：138℃	格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	1
	サプレッション・チェンバ気体温度*2	1	0～300℃	最大値：138℃		1
	サプレッション・チェンバ・プール水温度*2	3	0～200℃	最大値：97℃	格納容器の限界圧力（2Pd：620kPa[gage]）におけるサプレッション・チェンバ・プール水の飽和温度（約 166℃）を監視可能。	
	格納容器内圧力（D/W）*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
	格納容器内圧力（S/C）*1					

（つづき）

分類	重要監視パラメータ， 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
⑦原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力（D/W）*2	1	0～1000kPa[abs]	最大値： 246kPa[gage]	格納容器の限界圧力（2Pd：620kPa[gage]）を監視可能。	1
	格納容器内圧力（S/C）*2	1	0～980.7kPa[abs]	最大値： 177kPa[gage]		
	ドライウェル雰囲気温度*1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
	サプレッション・チェンバ気体温度*1					
⑧原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	-6～11m （T.M.S.L.-7150～ ＋9850mm）*9	-2.59～0m （T.M.S.L.-3740～- 1150mm）*9	ウェットウェルベント操作可否判断（ベントライン高さ-1m：9.1m）を把握できる範囲を監視可能。 （サプレッション・チェンバ・プールを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される変動（低下）水位：-2.59m を監視可能。）	1
	格納容器下部水位	3	+1m，+2m，+3m （T.M.S.L.-5600mm，- 4600mm，-3600mm）*9	－*8	重大事故等時において，格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水深（底部から+2m）があることを監視可能。	1
	復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）*1	「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
	復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）*1					
	復水貯蔵槽水位（SA）*1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。				
	格納容器内圧力（D/W）*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
	格納容器内圧力（S/C）*1					
⑨原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度*2	2	0～30vol%（6 号炉） 0～20vol% /0～100vol%（7 号炉）	0～6.2vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～38vol%）を監視可能。なお，6 号炉については，格納容器内水素濃度が 30vol%を超えた場合においても，格納容器内水素濃度（SA）により把握可能。	－
	格納容器内水素濃度（SA）*2	2	0～100vol%			－
⑩原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）*2	2	10^{-2}～10^{5}Sv/h	10Sv/h 未満*10	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 10Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	－
	格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）*2	2	10^{-2}～10^{5}Sv/h	10Sv/h 未満*10	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 10Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	－

（つづき）

分類		重要監視パラメータ， 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
⑪未臨界の維持又は監視		起動領域モニタ*2	10	10^{-1}～10^{6}s^{-1}（1.0×10^{3}～1.0×10^{9}cm^{-2}・s^{-1}） 0～40%又は0～125% （1.0×10^{8}～2.0×10^{13} cm^{-2}・s^{-1}）	定格出力の 約10倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお，起動領域モニタが測定できる範囲を超えた場合は，平均出力領域モニタによって監視可能。	－
		平均出力領域モニタ*2	4*3	0～125% （1.2×10^{12}～2.8×10^{14} cm^{-2}・s^{-1}）		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお，設計基準事故時及び重大事故等時，一時的に計測範囲を超えるが，負の反応度フィードバック効果により短期間であり，かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでないことから，現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また，重大事故等時においても原子炉再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため，現状の計測範囲でも対応が可能。	－
⑫最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系	サプレッション・チェンバ・プール水温度*2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
		復水補給水系温度（代替循環冷却）	1	0～200℃	－*8	代替循環冷却時における復水移送ポンプの最高使用温度（85℃）に余裕を見込んだ設定とする。	1
		復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）*2	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
		復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）*2	「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
		復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）*2					
		原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
		原子炉水位（燃料域）*1					
		原子炉水位（SA）*1					
		復水移送ポンプ吐出圧力*1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。				
		格納容器内圧力（S/C）*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
		サプレッション・チェンバ・プール水位*1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
		格納容器下部水位*1					
		サプレッション・チェンバ気体温度*1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
		ドライウェル雰囲気温度*1					
		原子炉圧力容器温度*1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				

（つづき）

分類		重要監視パラメータ， 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
⑫最終ヒートシンクの確保	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位*2	2	0～6000mm	－*8	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし，フィルタ装置機能維持のための上限：約 2200mm，下限：約 500mm を監視可能。	1
		フィルタ装置入口圧力	1	0～1MPa[gage]	－*8	格納容器ベント実施時に，格納容器圧力逃がし装置内の最高圧力（0.62MPa[gage]）が監視可能。	1
		フィルタ装置出口放射線モニタ	2	10^{-2}～10^{5}mSv/h	－*8	格納容器ベント実施時に，想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率（約 7×10^{4}mSv/h）を監視可能。	－
		フィルタ装置水素濃度	2	0～100vol%	－*8	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し，フィルタ装置及び耐圧強化ベントラインの配管内に滞留する水素濃度が可燃限界（4vol%）未満であることを監視可能。	－
		フィルタ装置金属フィルタ差圧	2	0～50kPa	－*8	フィルタ装置金属フィルタの上限差圧が監視可能。	1
		フィルタ装置スクラバ水 pH	1	pH0～14	－*8	フィルタ装置スクラバ水のpH（pH0～14）が監視可能。	－
		格納容器内圧力（D/W）*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
		格納容器内圧力（S/C）*1					
		格納容器内水素濃度（SA）*1	「⑨原子炉格納容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ。				
	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10^{-2}～10^{5}mSv/h	－*8	重大事故等時の排気ラインの耐圧強化ベント系放射線モニタ設置位置における最大放射線量率（約 4×10^{4}mSv/h）を監視可能。	－
		フィルタ装置水素濃度	1	「⑫最終ヒートシンクの確保（格納容器圧力逃がし装置）」を監視するパラメータと同じ。			
		格納容器内水素濃度（SA）*1	「⑨原子炉格納容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ。				

（つづき）

分類		重要監視パラメータ， 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
⑫最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度*2	3	0～300℃	最大値：182℃	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系系統水の最高使用温度（182℃）を監視可能。	1
		残留熱除去系熱交換器出口温度	3	0～300℃	最大値：182℃	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系系統水の最高使用温度（182℃）を監視可能。	1
		残留熱除去系系統流量	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
		原子炉補機冷却水系系統流量*1	3	0～4000m³/h（6 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～3000m³/h（6 号炉区分Ⅲ，7 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～2000m³/h（7 号炉区分Ⅲ）	0～2200m³/h（6 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～1700m³/h（6 号炉区分Ⅲ） 0～2600m³/h（7 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～1600m³/h（7 号炉区分Ⅲ）	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの最大流量（2200m³/h（6 号炉区分Ⅰ，Ⅱ），1700m³/h（6 号炉区分Ⅲ），2600m³/h（7 号炉区分Ⅰ，Ⅱ），1600m³/h（7 号炉区分Ⅲ））を監視可能。 代替原子炉補機冷却水ポンプの最大流量（600m³/h）を監視可能。	1
		残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量*1	3	0～2000m³/h（6 号炉） 0～1500m³/h（7 号炉）	0～1200m³/h	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の最大流量（1200m³/h）を監視可能。 熱交換器ユニット（代替原子炉補機冷却水ポンプ）の最大流量（470m³/h）を監視可能。	
		原子炉圧力容器温度*1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
		サプレッション・チェンバ・プール水温度*1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力*1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。				

（つづき）

分類		重要監視パラメータ， 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
⑬格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域）*2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
		原子炉水位（燃料域）*2					
		原子炉水位（SA）*2					
		原子炉圧力*2	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
		原子炉圧力（SA）*2					
		原子炉圧力容器温度*1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉格納容器内の状態	ドライウェル雰囲気温度*2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
		格納容器内圧力（D/W）*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
		格納容器内圧力（S/C）*1					
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	0～12MPa[gage]	最大値： 11.8MPa[gage]	高圧炉心注水系の運転時における，高圧炉心注水系系統の最高使用圧力（約 11.8MPa[gage]）を監視可能。	1
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0～3.5MPa[gage]	最大値： 3.5MPa[gage]	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系系統の最高使用圧力（約 3.5MPa[gage]）を監視可能。	
		原子炉圧力*1	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
		原子炉圧力（SA）*1					
⑭水源の確保		復水貯蔵槽水位（SA）	1	0～16m（6 号炉） 0～17m（7 号炉）	0～15.5m(6 号炉) 0～15.7m(7 号炉)	復水貯蔵槽の底部からオーバーフローレベル（6 号炉：0～15.5m，7 号炉：0～15.7m）を監視可能。	1
		サプレッション・チェンバ・プール水位	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
		高圧代替注水系系統流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
		復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）*1					
		復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）*1					
		原子炉隔離時冷却系系統流量*1					
		高圧炉心注水系系統流量*1					
		残留熱除去系系統流量*1					
		復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）*1					
		原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
		原子炉水位（燃料域）*1					
		原子炉水位（SA）*1					
		復水移送ポンプ吐出圧力*1	3	0～2MPa[gage]	－*8	重大事故等時における，復水補給水系の最高使用圧力（約 1.7MPa[gage]）を監視可能。	1
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力*1	「⑬格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ。				

（つづき）

分類	重要監視パラメータ， 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
⑮原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	8	0～20vol%	－*8	重大事故等時において，原子炉建屋内の水素燃焼の可能性（水素濃度：4vol%）を把握する上で監視可能（なお，静的触媒式水素再結合器にて，原子炉建屋の水素濃度を可燃限界である 4vol%未満に低減する）。	－
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置*1	4	0～300℃	－*8	重大事故等時において，静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能。	1
⑯原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0～30vol%（6 号炉） 0～10vol% /0～30vol%（7 号炉）	4.9vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲（0～4.9vol%）を監視可能。	－
	格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）*1	「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。				
	格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）*1					
	格納容器内圧力（D/W）*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。				
	格納容器内圧力（S/C）*1					
⑰使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）*2	1*11	T.M.S.L.20180～31170mm（6 号炉）*9 T.M.S.L.20180～31123mm（7 号炉）*9	T.M.S.L.31395mm（6 号炉）*9 T.M.S.L.31390mm（7 号炉）*9	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	1
			0～150℃	66℃	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。	
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）*2	1*12	T.M.S.L.23420～30420mm（6 号炉）*9 T.M.S.L.23373～30373mm（7 号炉）*9	T.M.S.L.31395mm（6 号炉）*9 T.M.S.L.31390mm（7 号炉）*9	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	
			0～150℃	66℃	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。	
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）*2	1	10^{1}～10^{8}mSv/h	－*8	重大事故等により変動する可能性がある放射線量率の範囲（5×10^{-2}～10^{7}mSv/h）にわたり監視可能。	－
		1	10^{-2}～10^{5}mSv/h（6 号炉） 10^{-3}～10^{4}mSv/h（7 号炉）			
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ*2	1	－	－*8	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	－

＊ 1：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ，＊ 2：重要代替監視パラメータ
＊ 3：局部出力領域モニタの検出器は 208 個であり，平均出力領域モニタの各チャンネルには，52 個ずつの信号が入力される。
＊ 4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
＊ 5：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1224cm），＊ 6：基準点は有効燃料棒頂部（原子炉圧力容器零レベルより 905cm），＊ 7：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため，有効燃料棒頂部を下回ることはない。，＊ 8：重大事故時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。，＊ 9：T.M.S.L. =東京湾平均海面

（つづき）

＊10：炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

＊11：検出点は 14 箇所，＊12：検出点は 8 箇所

第 3.15－3 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ②原子炉圧力（SA） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA） ③残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は，原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また，スクラム後，原子炉水位が有効燃料棒頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力（SA） ③原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ③原子炉水位（SA） ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力（SA）により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力容器温度より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力（SA）	①原子炉圧力 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA） ②原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力（SA）の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力容器温度より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。

（つづき）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位（SA） ③高圧代替注水系系統流量 ③復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） ③復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高圧炉心注水系系統流量 ③残留熱除去系系統流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力（SA） ④格納容器内圧力（S/C）	①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（SA）により推定する。 ③高圧代替注水系系統流量，復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量），復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量），原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心注水系系統流量，残留熱除去系系統流量のうち機器動作状態にある流量より，崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し，原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し，原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位（SA）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②高圧代替注水系系統流量 ②復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） ②復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心注水系系統流量 ②残留熱除去系系統流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力（SA） ③格納容器内圧力（S/C）	①原子炉水位（SA）の水位の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）により推定する。 ②高圧代替注水系系統流量，復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量），復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量），原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心注水系系統流量，残留熱除去系系統流量のうち機器動作状態にある流量より，崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し，原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し，原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は，原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。

（つづき）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	①復水貯蔵槽水位（SA） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源である復水貯蔵槽水位（SA）の変化により注水量を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。 推定は，環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位（SA）を優先する。
	復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）* 復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量） ＊代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	①復水貯蔵槽水位（SA） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	①復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量），復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）の監視が不可能となった場合は，水源である復水貯蔵槽水位（SA）の変化により注水量を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量），復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）を推定する。 推定は，環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位（SA）を優先する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	①復水貯蔵槽水位（SA） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源である復水貯蔵槽水位（SA）の変化により注水量を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。 推定は，環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位（SA）を優先する。
	高圧炉心注水系系統流量	①復水貯蔵槽水位（SA） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	①高圧炉心注水系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源である復水貯蔵槽水位（SA）の変化により注水量を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心注水系系統流量を推定する。 推定は，環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位（SA）を優先する。
	残留熱除去系系統流量	①サプレッション・チェンバ・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。 推定は，水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位を優先する。
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）* 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）* ＊代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	①復水貯蔵槽水位（SA） ②格納容器内圧力（D/W） ②格納容器内圧力（S/C） ②格納容器下部水位	①復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量），復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の監視が不可能となった場合は，水源である復水貯蔵槽水位（SA）の変化により注水量を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の格納容器内圧力（D/W）又は格納容器内圧力（S/C）より格納容器への注水量を推定する。 ②注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）を推定する。 推定は，環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位（SA）を優先する。

（つづき）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力（D/W） ③格納容器内圧力（S/C）	①ドライウェル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②ドライウェル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は，飽和温度／圧力の関係を利用して格納容器内圧力（D/W）によりドライウェル雰囲気温度を推定する。 ③格納容器内圧力（S/C）により，上記②と同様にドライウェル雰囲気温度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	サプレッション・チェンバ気体温度	①サプレッション・チェンバ・プール水温度 ②格納容器内圧力（S/C） ③[サプレッション・チェンバ気体温度]*2	①サプレッション・チェンバ気体温度の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ・プール水温度によりサプレッション・チェンバ気体温度を推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用して格納容器内圧力（S/C）によりサプレッション・チェンバ気体温度を推定する。 ③監視可能であればサプレッション・チェンバ気体温度（常用計器）により，温度を推定する。 推定は，サプレッション・チェンバ内にあるサプレッション・チェンバ・プール水温度を優先する。
	サプレッション・チェンバ・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ気体温度	①サプレッション・チェンバ・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②サプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ気体温度によりサプレッション・チェンバ・プール水温度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力（D/W）	①格納容器内圧力（S/C） ②ドライウェル雰囲気温度 ③[格納容器内圧力（D/W）]*2	①格納容器内圧力（D/W）の圧力の監視が不可能となった場合は，格納容器内圧力（S/C）により推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してドライウェル雰囲気温度により格納容器内圧力（D/W）を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力（D/W）（常用計器）により，圧力を推定する。 推定は，真空破壊装置，連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力（S/C）を優先する。
	格納容器内圧力（S/C）	①格納容器内圧力（D/W） ②サプレッション・チェンバ気体温度 ③[格納容器内圧力（S/C）]*2	①格納容器内圧力（S/C）の圧力の監視が不可能となった場合は，格納容器内圧力（D/W）により推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してサプレッション・チェンバ気体温度により格納容器内圧力（S/C）を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力（S/C）（常用計器）により，圧力を推定する。 推定は，真空破壊装置，連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力（D/W）を優先する。

（つづき）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	①復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） ②復水貯蔵槽水位（SA） ③格納容器内圧力（D/W） ③格納容器内圧力（S/C） ④[サプレッション・チェンバ・プール水位]*2	①サプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合は，復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）の注水量により，サプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。 ②水源である復水貯蔵槽水位の変化により，サプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 （上記①，②の推定方法は，注水量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサプレッション・チェンバへ移行する場合を想定しており，サプレッション・チェンバ・プール水位の計測目的（ウェットウェルベントの操作可否判断（ベントライン高さ-1m：9.1m）を把握すること）から考えると保守的な評価となることから問題ない。） ③格納容器内圧力（D/W）と格納容器内圧力（S/C）の差圧によりサプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。 ④監視可能であればサプレッション・チェンバ・プール水位（常用計器）により，水位を推定する。 推定は，注水先に近い復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）を優先する。
	格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル ②復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） ③復水貯蔵槽水位（SA）	①格納容器下部水位の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は，復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の注水量により，格納容器下部水位を推定する。 ③水源である復水貯蔵槽水位の変化により，格納容器下部水位を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度（SA）	①格納容器内水素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内水素濃度の監視が不可能となった場合は，格納容器内水素濃度（SA）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内水素濃度（SA）	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度	①格納容器内水素濃度（SA）の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内水素濃度（SA）の監視が不可能となった場合は，格納容器内水素濃度により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。

（つづき）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア放射線モニタ]*2	①格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値を用いて，原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア放射線モニタ]*2	①格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値を用いて，原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域モニタ ③[制御棒操作監視系]*2	①起動領域モニタの1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②起動領域モニタの監視が不可能となった場合は，平均出力領域モニタにより推定する。 ③制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は，未臨界状態の維持を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	平均出力領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域モニタ ③[制御棒操作監視系]*2	①平均出力領域モニタの1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合は，起動領域モニタにより推定する。 ③制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は，未臨界状態の維持を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	[制御棒操作監視系]*2	①起動領域モニタ ②平均出力領域モニタ	①制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）の監視が不可能となった場合は，起動領域モニタにより推定する。 ②平均出力領域モニタにより推定する。 推定は，低出力領域を監視する起動領域モニタを優先する。

（つづき）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系	サプレッション・チェンバ・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ気体温度	①サプレッション・チェンバ・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②サプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ気体温度によりサプレッション・チェンバ・プール水温度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		復水補給水系温度（代替循環冷却）	①サプレッション・チェンバ・プール水温度	①復水補給水系温度（代替循環冷却）の監視が不可能となった場合は，熱交換器ユニットの熱交換量評価からサプレッション・チェンバ・プール水温度により推定する。
		復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ①原子炉水位（SA） ②原子炉圧力容器温度	①復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）の監視が不可能となった場合は，注水先の原子炉水位の水位変化により復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）を推定する。 ②原子炉圧力容器温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は，注水先の原子炉水位を優先する。
		復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）	①復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量） ①復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） ①復水移送ポンプ吐出圧力 ①格納容器内圧力（S/C） ①サプレッション・チェンバ・プール水位 ②サプレッション・チェンバ・プール水温度 ②ドライウェル雰囲気温度 ②サプレッション・チェンバ気体温度	①復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力容器側の流量計である復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）又は原子炉格納容器下部側の流量計である復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）と復水移送ポンプ吐出圧力，格納容器内圧力（S/C），サプレッション・チェンバ・プール水位から復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より，原子炉格納容器側への注水量を推定する。 ②代替循環冷却系による冷却において，復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ・プール水温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は，復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量），復水補給水系流量（格納容器下部注水流量），復水移送ポンプ吐出圧力，格納容器内圧力（S/C），サプレッション・チェンバ・プール水位を優先する。
		復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	①復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量） ①復水移送ポンプ吐出圧力 ①格納容器内圧力（S/C） ①サプレッション・チェンバ・プール水位 ②格納容器下部水位	①復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の監視が不可能となった場合は，原子炉格納容器側の流量計である復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）と復水移送ポンプ吐出圧力，格納容器内圧力（S/C），サプレッション・チェンバ・プール水位から復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より，原子炉格納容器下部への注水量を推定する。 ②復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の監視が不可能となった場合は，注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）を推定する。 推定は，復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量），復水移送ポンプ吐出圧力，格納容器内圧力（S/C），サプレッション・チェンバ・プール水位を優先する。

（つづき）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置入口圧力	①格納容器内圧力（D/W） ①格納容器内圧力（S/C）	①フィルタ装置入口圧力の監視が不可能となった場合は，格納容器内圧力（D/W）又は格納容器内圧力（S/C）の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。
		フィルタ装置出口放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度（SA）	①フィルタ装置水素濃度の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は，原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから，格納容器内水素濃度（SA）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		フィルタ装置金属フィルタ差圧	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置金属フィルタ差圧の1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置スクラバ水 pH	①フィルタ装置水位	①フィルタ装置スクラバ水 pH の監視が不可能となった場合は，フィルタ装置水位によりベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水の希釈状況により推定する。
	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	①耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置水素濃度	①格納容器内水素濃度（SA）	①フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は，原子炉格納容器内の水素ガスが耐圧強化ベント系の配管内を通過することから，格納容器内水素濃度（SA）により推定する。
	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サプレッション・チェンバ・プール水温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力容器温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
		残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②原子炉補機冷却水系系統流量 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は，熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②原子炉補機冷却水系系統流量，残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量により，最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は，残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。
		残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて，残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。

（つづき）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位（SA）	①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（SA）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		原子炉水位（SA）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域）	①原子炉水位（SA）の水位の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）により推定する。
		原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力（SA） ③原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ③原子炉水位（SA） ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力（SA）により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力容器温度より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		原子炉圧力（SA）	①原子炉圧力 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA） ②原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力（SA）の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力容器温度より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。
	原子炉格納容器内の状態	ドライウェル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力（D/W）	①ドライウェル雰囲気温度の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②ドライウェル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は，飽和温度／圧力の関係を利用して格納容器内圧力（D/W）によりドライウェル雰囲気温度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		格納容器内圧力（D/W）	①格納容器内圧力（S/C） ②ドライウェル雰囲気温度 ③[格納容器内圧力（D/W）]*2	①格納容器内圧力（D/W）の圧力の監視が不可能となった場合は，格納容器内圧力（S/C）により推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してドライウェル雰囲気温度により格納容器内圧力（D/W）を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力（D/W）（常用計器）により，圧力を推定する。 推定は，真空破壊装置，連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力（S/C）を優先する。
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（SA） ②[エリア放射線モニタ]*2	①高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力(SA)の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（SA）を優先する。
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（SA） ②[エリア放射線モニタ]*2	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力(SA)の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（SA）を優先する。

（つづき）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
水源の確保	復水貯蔵槽水位（SA）	①高圧代替注水系系統流量 ①復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） ①復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心注水系系統流量 ①復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA） ②復水移送ポンプ吐出圧力 ③[復水貯蔵槽水位]*2	①復水貯蔵槽水位（SA）の監視が不可能となった場合は，復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から，復水貯蔵槽水位（SA）を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵槽水位（SA）を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②復水貯蔵槽を水源とする復水移送ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。 ③監視可能であれば復水貯蔵槽水位（常用計器）により，水位を推定する。 推定は，復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量を優先する。
	サプレッション・チェンバ・プール水位	①復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） ①復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） ①残留熱除去系系統流量 ②復水移送ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ③[サプレッション・チェンバ・プール水位]*2	①サプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて，原子炉格納容器へ注水する復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）と経過時間より算出した注水量から推定する。また，サプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて，サプレッション・チェンバ・プール水から原子炉圧力容器へ注水する復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）又は残留熱除去系系統流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サプレッション・チェンバ・プールを水源とする復水移送ポンプ，残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ，残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。 ③監視可能であればサプレッション・チェンバ・プール水位（常用計器）により，水位を推定する。 推定は，サプレッション・チェンバ・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	①原子炉建屋水素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は，静的触媒式水素再結合器 動作監視装置（静的触媒式水素再結合器入口／出口の差温度により水素濃度を推定）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W） ②格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C） ②格納容器内圧力（D/W） ②格納容器内圧力（S/C）	①格納容器内酸素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は，格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）又は格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）にて炉心損傷を判断した後，初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果（解析結果）により格納容器内酸素濃度を推定する。 ②格納容器内圧力（D/W）又は格納容器内圧力（S/C）により，格納容器内圧力が正圧であることを確認することで，事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入有無を把握し，水素燃焼の可能性を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。

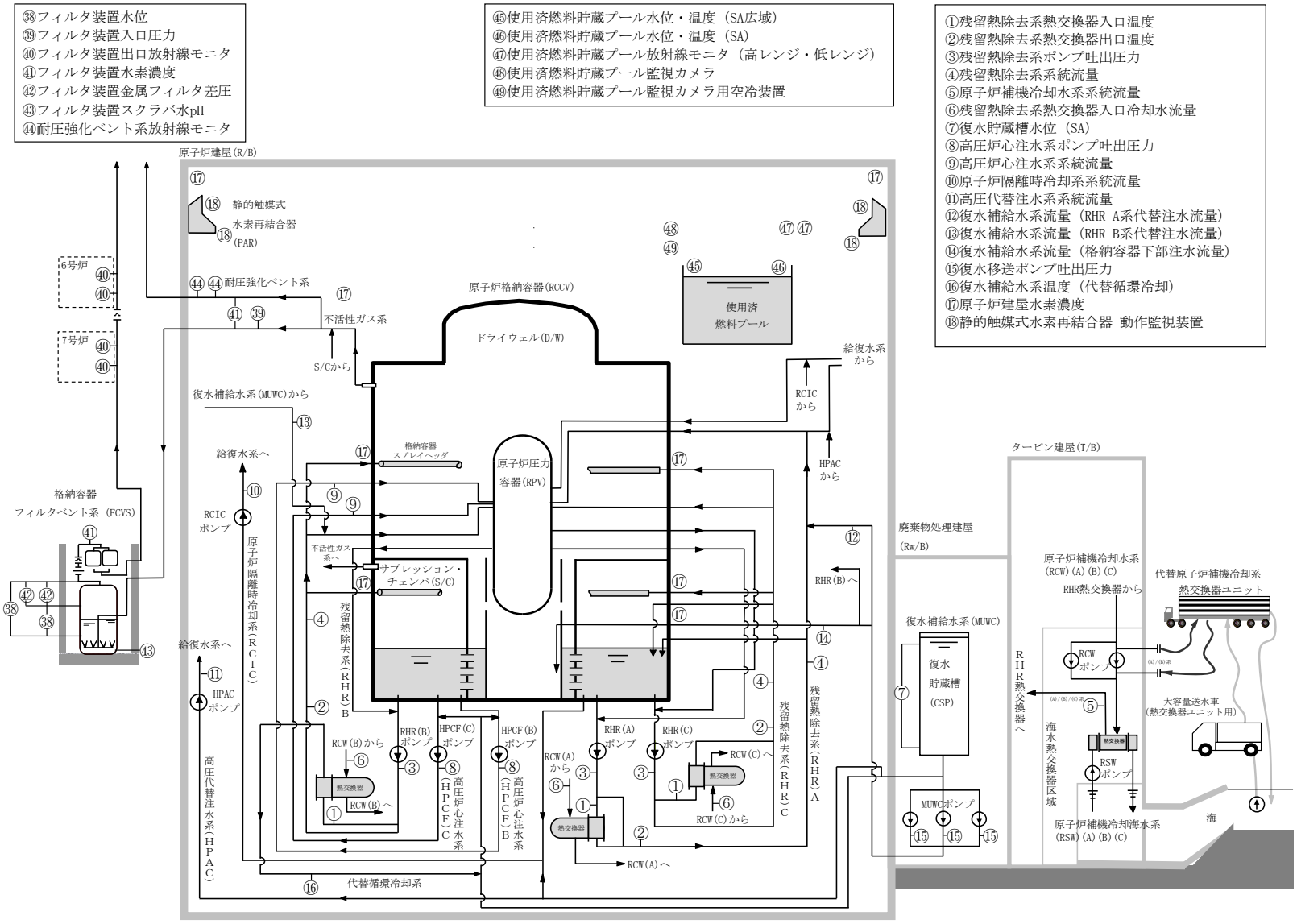
（つづき）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の監視が不可能となった場合は，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）により，水位・温度を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）にて使用済燃料プールの水位を推定する。 ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は，同じ仕様である使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の監視が不可能となった場合は，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）により，水位・温度を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）にて使用済燃料プールの水位を推定する。 ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は，同じ仕様である使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の監視が不可能となった場合は，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度(SA)にて水位を計測した後，水位と放射線量率の関係により放射線量率を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は，使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	①使用済燃料貯蔵プール監視カメラの監視が不可能となった場合は，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）にて，使用済燃料プールの状態を推定する。

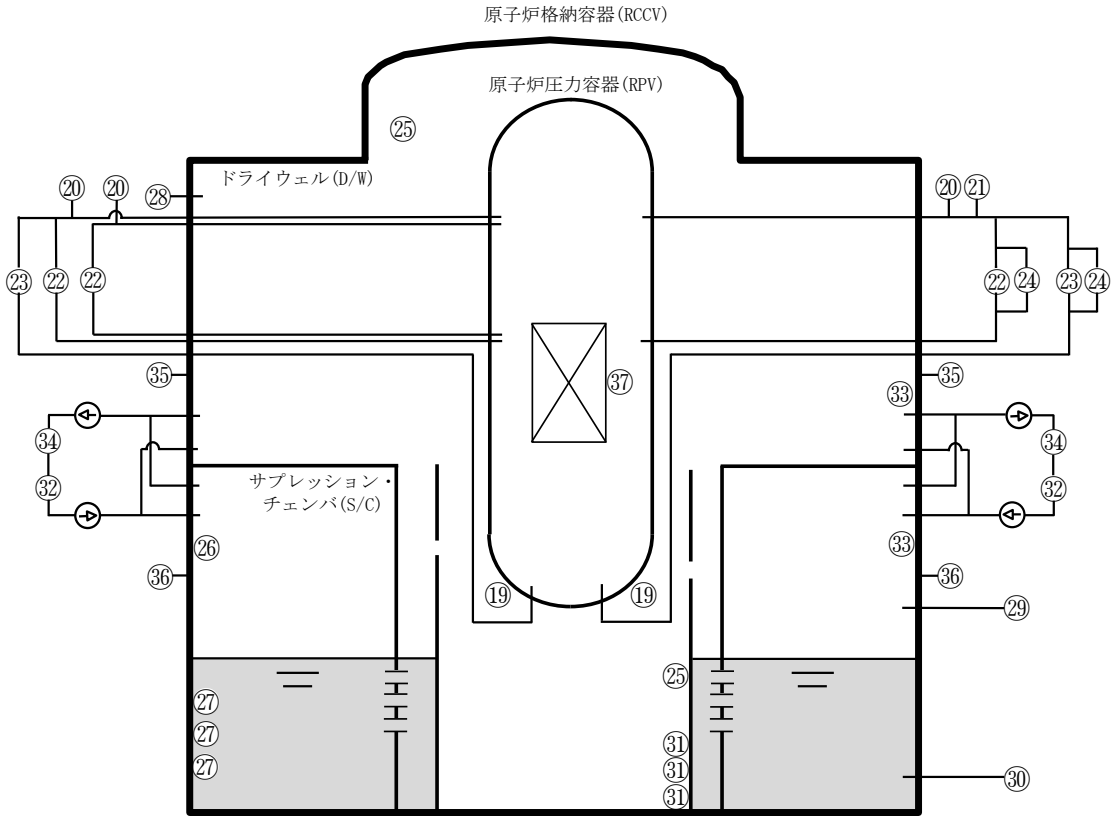
＊1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
＊2：［ ］は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 3.15－4 表　重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

分類	補助パラメータ
電源	M/C C 電圧
	M/C D 電圧
	M/C E 電圧
	P/C C-1 電圧
	P/C D-1 電圧
	P/C E-1 電圧
	P/C C-1 電圧（他号炉）
	P/C D-1 電圧（他号炉）
	直流 125V 主母線盤 A 電圧
	直流 125V 主母線盤 B 電圧
	直流 125V 主母線盤 C 電圧
	直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧
	AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧
	非常用 D/G 発電機電圧
	非常用 D/G 発電機周波数
	非常用 D/G 発電機電力
	非常用 D/G 発電機電圧（他号炉）
	非常用 D/G 発電機周波数（他号炉）
	非常用 D/G 発電機電力（他号炉）
	第一 GTG 発電機電圧
	第一 GTG 発電機周波数
	電源車電圧
	電源車周波数
その他	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力
	高圧窒素ガス供給系 窒素ガスボンベ出口圧力
	ドレンタンク水位
	遠隔空気駆動弁操作用ボンベ出口圧力
	RCW サージタンク水位
	原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度

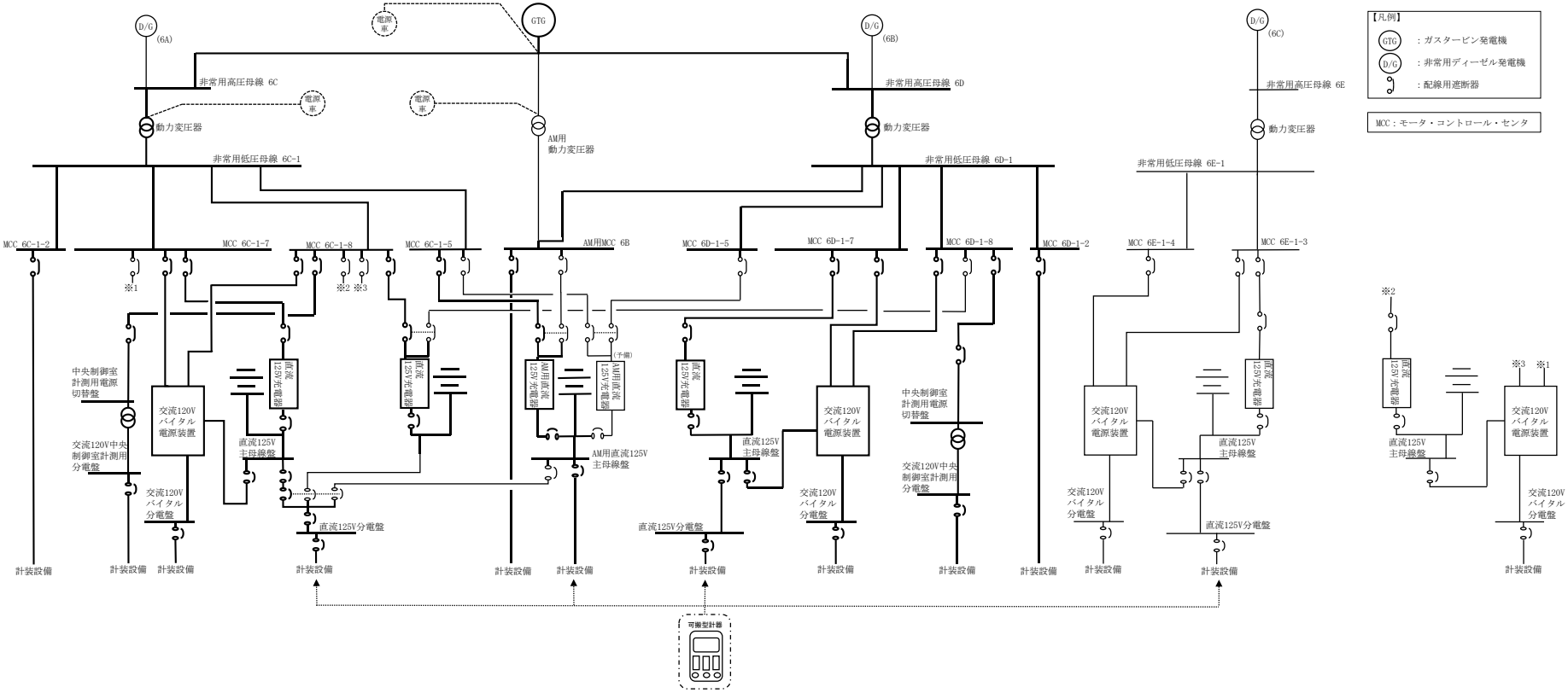


第 3.15－1 図(1)　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要図（その 1）

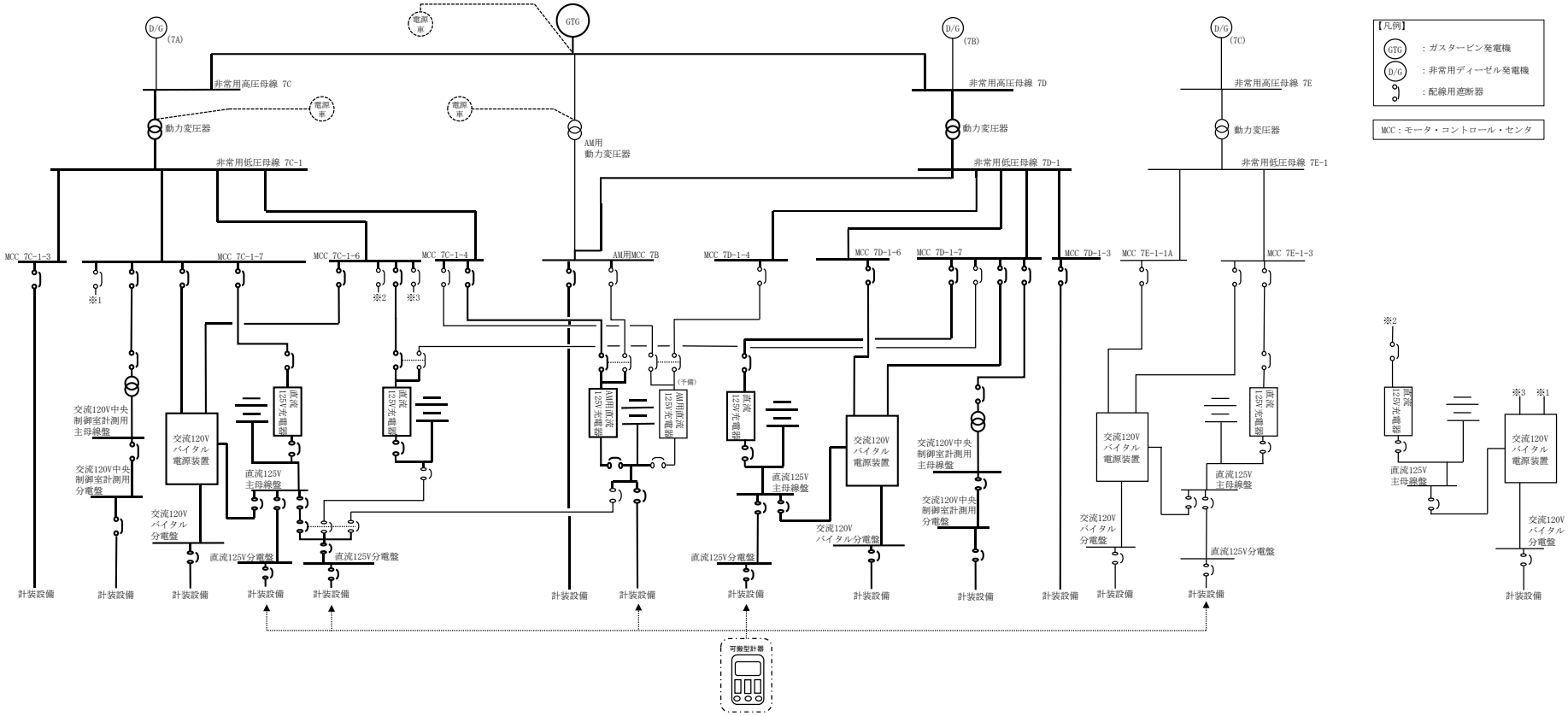


⑲原子炉圧力容器温度
⑳原子炉圧力
㉑原子炉圧力（SA）
㉒原子炉水位（広帯域）
㉓原子炉水位（燃料域）
㉔原子炉水位（SA）
㉕ドライウェル雰囲気温度
㉖サプレッション・チェンバ気体温度
㉗サプレッション・チェンバ・プール水温度
㉘格納容器内圧力（D/W）
㉙格納容器内圧力（S/C）
㉚サプレッション・チェンバ・プール水位
㉛格納容器下部水位
㉜格納容器内水素濃度
㉝格納容器内水素濃度（SA）
㉞格納容器内酸素濃度
㉟格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）
㊱格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）
㊲起動領域モニタ
　平均出力領域モニタ

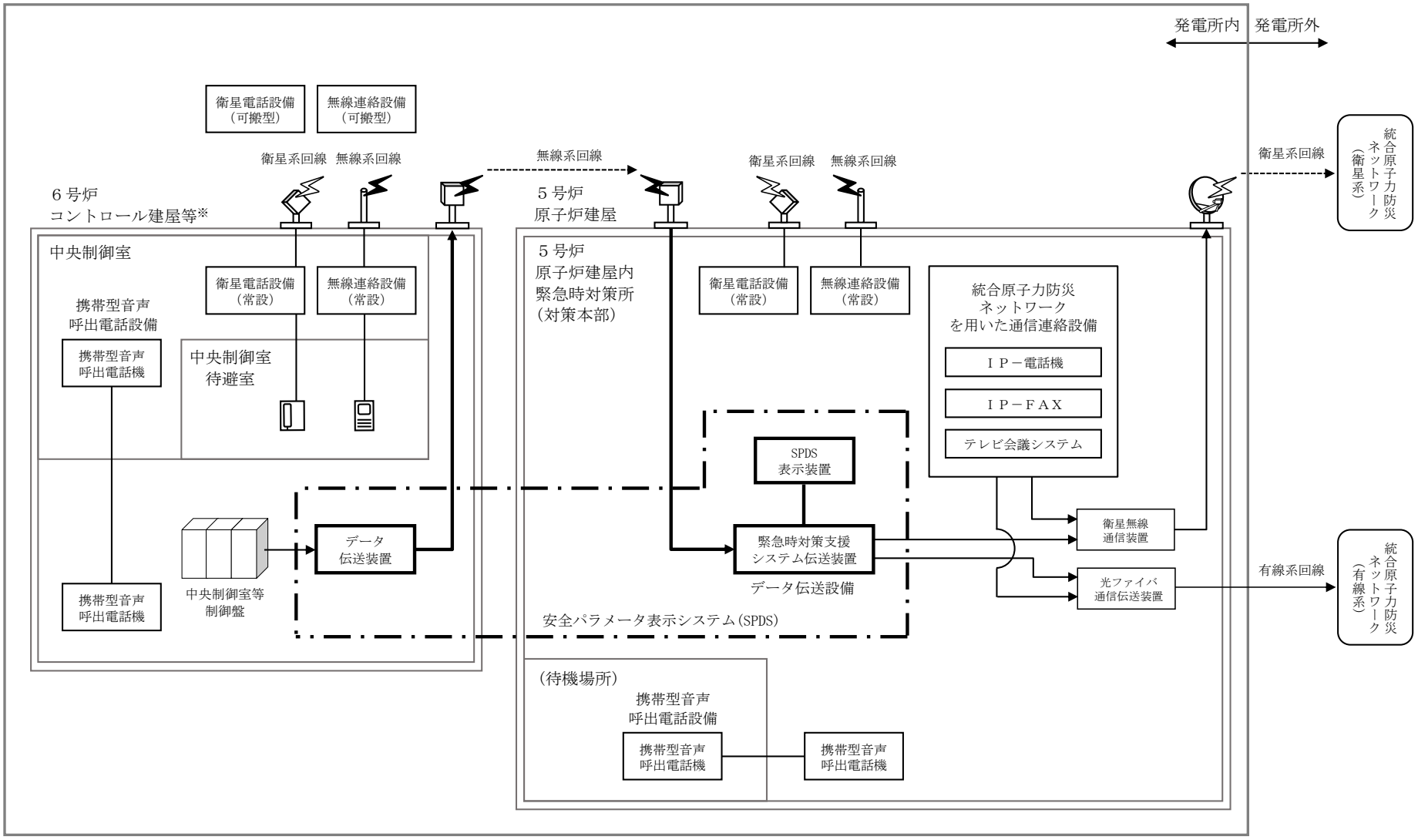
第 3.15－1 図(2)　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要図（その 2)



第 3.15－2 図(1)　計装設備単線結線図（6 号炉）



第 3.15－2 図(2)　計装設備単線結線図（7 号炉）



※：7号炉も同様

第3.15－3図　安全パラメータ表示システムによる記録　系統概要図（パラメータ記録時に使用する設備）

3.16　原子炉制御室【59 条】

【設置許可基準規則】
（原子炉制御室）
第五十九条 第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）
１ 第５９条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
ａ）原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。
ｂ）炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。
① 本規程第３７条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。
② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
③ 交替要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。
ｃ）原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

3.16.1　適合方針

中央制御室には，重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

中央制御室の系統概要図を第 3.16－1 図から第 3.16－4 図に示す。

3.16.1.1　重大事故等対処設備

(1) 居住性を確保するための設備

重大事故が発生した場合における炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に，放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため，中央制御室内に中央制御室待避室を設ける設計とする。重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるための設備として，可搬型蓄電池内蔵型照明，中央制御室可搬型陽圧化空調機，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ），中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽（常設），中央制御室待避室遮蔽（可搬型），差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計を設置する設計とする。

a.　換気空調設備及び遮蔽設備

重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として，中央制御室及び中央制御室待避室の運転員を過度の放射線被ばくから防護するために中央制御室可搬型陽圧化空調機を使用する。

中央制御室可搬型陽圧化空調機は，重大事故等時に炉心の著しい損傷が発生した場合において中央制御室を陽圧化することにより，放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計とする。

また，炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において，中央制御室待避室を中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）で陽圧化することにより，放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽（常設）は，運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故時に，中央制御室待避室遮蔽（可搬型），中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）の機能とあいまって，運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

また，全面マスク等の着用及び運転員の交替要員体制を考慮し，その実施のための体制を整備する。

中央制御室可搬型陽圧化空調機は，全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・中央制御室可搬型陽圧化空調機（6 号及び 7 号炉共用）
・中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）（6 号及び 7 号炉共用）
・中央制御室遮蔽（6 号及び 7 号炉共用）
・中央制御室待避室遮蔽（常設）（6 号及び 7 号炉共用）
・中央制御室待避室遮蔽（可搬型）（6 号及び 7 号炉共用）
・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・可搬型代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

本系統の流路として，中央制御室可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト，中央

制御室換気空調系ダクト（MCR 外気取入ダクト，MCR 排気ダクト），中央制御室待避室陽圧化装置（配管・弁）及び中央制御室換気空調系給排気隔離弁（MCR 外気取入ダンパ，MCR 非常用外気取入ダンパ，MCR 排気ダンパ）を重大事故等対処設備として使用する。

b. 通信連絡設備

重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として，中央制御室待避室に待避した運転員が，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所と通信連絡を行うため，無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）を使用する。

無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）は，全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・無線連絡設備（常設）（3.19 通信連絡設備）
・衛星電話設備（常設）（3.19 通信連絡設備）
・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・可搬型代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

c. データ表示装置（待避室）

重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として，中央制御室待避室に待避した運転員が，中央制御室待避室の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うためにデータ表示装置（待避室）を設置する。

データ表示装置（待避室）は，全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・データ表示装置（待避室）
・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・可搬型代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

d. 中央制御室の照明を確保する設備

想定される重大事故等時において，設計基準対象施設である中央制御室照明が使用できない場合の重大事故等対処設備として，可搬型蓄電池内蔵型照明を使用する。

可搬型蓄電池内蔵型照明は，全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・可搬型蓄電池内蔵型照明（6 号及び 7 号炉共用）
・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・可搬型代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

e. 差圧計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計

重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事

故等対処設備として，コントロール建屋と中央制御室との間が陽圧化に必要な差圧が確保できていること，及びコントロール建屋と中央制御室待避室との間が陽圧化に必要な差圧を確保できていることを把握するため，差圧計を使用する。

また，中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握するため，酸素濃度・二酸化炭素濃度計を使用する。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・差圧計

・酸素濃度・二酸化炭素濃度計

その他，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については，「3.14　電源設備」にて記載する。

無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）については，「3.19　通信連絡設備」にて記載する。

(2) 汚染の持ち込みを防止するための設備

重大事故等が発生し，中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，運転員が中央制御室の外側から中央制御室に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため，身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。身体サーベイの結果，運転員の汚染が確認された場合は，運転員の除染を行うことができる区画を，身体サーベイを行う区画に隣接して設置する設計とする。また，照明については，乾電池内蔵型照明により確保できる設計とする。

(3) 運転員の被ばくを低減するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において，運転員の被ばくを低減するための重大事故等対処設備として，非常用ガス処理系を使用する。

非常用ガス処理系は，非常用ガス処理系排風機，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉区域内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区域内に漏えいした放射性物質を含む気体を主排気筒（内筒）から排気することで，中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計とする。なお，本系統を使用することにより緊急時対策要員の被ばくを低減することも可能である。

非常用ガス処理系は，非常用交流電源設備に加えて，常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・非常用ガス処理系排風機

・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）

本系統の流路として，非常用ガス処理系の乾燥装置，フィルタ装置，配管及び弁並びに主排気筒（内筒）を重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

中央制御室（重大事故等時）の主要設備及び仕様を第 3.16－1 表及び第 3.16－2 表に示す。

非常用交流電源設備については，「3.14　電源設備」にて記載する。

常設代替交流電源設備については，「3.14　電源設備」にて記載する。

3.16.1.1.1　多様性，位置的分散

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

中央制御室可搬型陽圧化空調機は，中央制御室換気空調系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう独立性を有した設備構成とすることで多様性を有する設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置(空気ボンベ)は，コントロール建屋に保管し，中央制御室換気空調設備とは共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。

差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，中央制御室内及び中央制御室待避室内に分散して保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。

可搬型蓄電池内蔵型照明は，遮断器を設けることで中央制御室の非常用照明設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，電気的分離を図る設計とする。

可搬型蓄電池内蔵型照明は，中央制御室の非常用照明設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。

データ表示装置（待避室）は，計測制御設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，電気的分離を図る設計とする。

非常用ガス処理系は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。電源設備の多様性，位置的分散については，「3.14　電源設備」に記載する。

3.16.1.1.2　悪影響防止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽（常設）は，コントロール建屋と一体のコンクリート構造物とし，倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室待避室遮蔽（可搬型），中央制御室可搬型陽圧化空調機，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ），データ表示装置（待避室），差圧計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計及び可搬型蓄電池内蔵型照明は，他の設備から独立して使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型蓄電池内蔵型照明は，遮断器により，中央制御室の非常用照明と電気的に分離することで，中央制御室の非常用照明に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ），可搬型蓄電池内蔵型照明，差圧計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，固定により，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

非常用ガス処理系は，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で，重大事故等対処設備として使用することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.10.2.2.3　共用の禁止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽（常設）は，重大事故等時において，隣接する 6 号及び 7 号炉の事故対応を一つの中央制御室として共用することによって，プラント状態に応じた運転員の融通により安全性が向上することから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。

3.16.1.1.3　容量等

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

中央制御室可搬型陽圧化空調機は，想定される重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するため，運転員の放射線被ばくを防止するとともに中央制御室内の換気に必要な容量を確保できる設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニットは，想定される重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するため，運転員を過度の放射線被ばくから防護するために必要な放射性物質の除去効率及び吸着能力を有する設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機のフィルタユニットは，必要な容量を有するものを 1 セット 1 台使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉それぞれ 1 セット 1 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 3 台を保管する設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機のブロワユニットは，必要な容量を有するものを 1 セット 2 台使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉それぞれ 1 セット 2 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 2 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 6 台を保管する設計とする。

中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）は，想定される重大事故等時において中央制御室待避室の居住性を確保するため，中央制御室待避室を陽圧化することにより，必要な運転員の窒息を防止及び給気ライン以外から中央制御室待避室内へ外気の流入を一定時間遮断するために必要な容量を有するものを 1 セット 174 本使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 174 本に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 20 本以上（6 号及び 7 号炉共用）の合計 194 本以上を保管する。

データ表示装置（待避室）は，中央制御室待避室に待避中の運転員が，発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うために必要なデータの伝送及び表示が可能な設計とする。

可搬型蓄電池内蔵型照明は，想定される重大事故等時に，運転員が中央制御室内で操作可能な照度を確保するために必要な容量を有するものを 1 セット 3 台使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 3 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 4 台を保管する設計とする。

差圧計は，中央制御室内とコントロール建屋，中央制御室待避室内とコントロール建屋の居住環境の基準値を上回る範囲を測定できるものを 1 セット 2 個使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 2 個に加えて故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 個（6 号及び 7 号炉共用）の合計 3 個を保管する設計とする。

酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，中央制御室内及び中央制御室待避室内の居住環境の基準値を上回る範囲を測定できるものを，1 セット 3 個使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 3 個に加えて故障時及び保守点検時による待

機除外時のバックアップ用として 1 個（6 号及び 7 号炉共用）の合計 4 個を保管する設計とする。

非常用ガス処理系排風機は，設計基準事故対処設備としての仕様が，想定される重大事故等時において，中央制御室の運転員の被ばくを低減できるよう，原子炉建屋原子炉区域内を負圧に維持するとともに，主排気筒（内筒）を通して排気口から放出するために必要な容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

3.16.1.1.4　環境条件等

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽（常設），中央制御室待避室遮蔽（可搬型），中央制御室可搬型陽圧化空調機，データ表示装置（待避室），可搬型蓄電池内蔵型照明，差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，コントロール建屋内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）は，コントロール建屋内及び廃棄物処理建屋内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

中央制御室待避室遮蔽（可搬型），中央制御室可搬型陽圧化空調機，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ），データ表示装置（待避室），可搬型蓄電池内蔵型照明，差圧計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計の接続及び操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

非常用ガス処理系排風機は，原子炉建屋原子炉区域内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

非常用ガス処理系の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。

3.16.1.1.5 操作性の確保

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽（常設）は，コントロール建屋と一体構造とし，重大事故等時において，特段の操作を必要とせず直ちに使用できる設計とする。

中央制御室待避室遮蔽（可搬型）は，中央制御室待避室の均圧室内の壁面に固定して保管することで，重大事故等時において，特段の操作を必要とせずに直ちに使用できる設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ），データ表示装置（待避室），差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，通常時に使用する設備ではなく，重大事故等時において，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

可搬型蓄電池内蔵型照明は，通常時に使用する設備ではなく，重大事故等時において，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機は，付属の操作スイッチにより設置場所で操作可能な設計とする。

中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）は，重大事故等時において，現場での弁操作により，通常時の隔離された系統構成から重大事故等対処設備として

の系統構成に速やかに切替えが可能な設計とする。

中央制御室換気空調系給排気隔離弁は，電源供給ができない場合においても，現場操作が可能となるように手動操作ハンドルを設け，現場で人力により確実に操作が可能な設計とする。

データ表示装置（待避室）は，通常は，操作を行わずに常時伝送が可能な設計とする。

可搬型蓄電池内蔵型照明は，全交流動力電源喪失時に，内蔵している蓄電池により自動で点灯する設計とする。可搬型蓄電池内蔵型照明は，人力による持ち運びが可能な設計とする。

差圧計は，汎用の接続コネクタを用いて接続することにより，容易かつ確実に接続し，指示を監視することが可能な設計とする。

酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，付属の操作スイッチにより設置場所で操作が可能な設計とする。

差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，人力による持ち運びが可能な設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機，可搬型蓄電池内蔵型照明，差圧計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，屋内のアクセスルートを確保できる設計とし，設置場所にて固定できる設計とする。

また，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）は，設置場所にて固縛等により固定できる設計とする。

非常用ガス処理系は，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し，弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

非常用ガス処理系は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

3.16.1.1.6　試験検査

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽（常設），中央制御室待避室遮蔽（可搬型）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ），データ表示装置（待避室），可搬型蓄電池内蔵型照明，差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機は，発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替えが可能な設計とする。

非常用ガス処理系は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

また，非常用ガス処理系排風機は，発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

第 3.16－1 表　中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備の主要機器仕様

(1) 居住性を確保するための設備

a.　中央制御室遮蔽（6 号及び 7 号炉共用）

厚　　さ	[redacted] mm 以上
材　　料	コンクリート

b.　中央制御室待避室遮蔽（常設）（6 号及び 7 号炉共用）

厚　　さ	コンクリート [redacted] mm 以上
	鉛 [redacted] mm 以上
材　　料	コンクリート及び鉛

c.　無線連絡設備（常設）（6 号及び 7 号炉共用）

第 3.19－1 表　通信連絡を行うために必要な設備（常設）の主要機器仕様に記載する。

d.　衛星電話設備（常設）（6 号及び 7 号炉共用）

第 3.19－1 表　通信連絡を行うために必要な設備（常設）の主要機器仕様に記載する。

e.　データ表示装置（待避室）

個　　数	2

(2) 中央制御室の運転員の被ばくを低減するための設備

a.　非常用ガス処理系

(a) 非常用ガス処理系排風機

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用ガス処理系

基　　数	1（予備 1）
系統設計流量	約 2,000m^3/h （原子炉区域内空気を 1 日に 0.5 回換気できる量）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 3.16－2 表　中央制御室（重大事故等時）（可搬型）の設備の主要機器仕様

(1) 居住性を確保するための設備

a.　中央制御室可搬型陽圧化空調機（6 号及び 7 号炉共用）

(a) フィルタユニット

台　　数	2（予備 1）
よう素除去効率	99.9%以上
粒子除去効率	99.9%以上

(b) ブロワユニット

台　　数	4（予備 2）
容　　量	約 1,500m^3/h（1 台当たり）

b.　中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）（6 号及び 7 号炉共用）

(a) 空気ボンベ

本　　数	174（予備　20 以上）
容　　量	約 47 L/本
充填圧力	約 15MPa[gage]

c.　中央制御室待避室遮蔽（可搬型）（6 号及び 7 号炉共用）

厚　　さ	[redacted] mm 以上
材　　料	鉛

d.　可搬型蓄電池内蔵型照明（6 号及び 7 号炉共用）

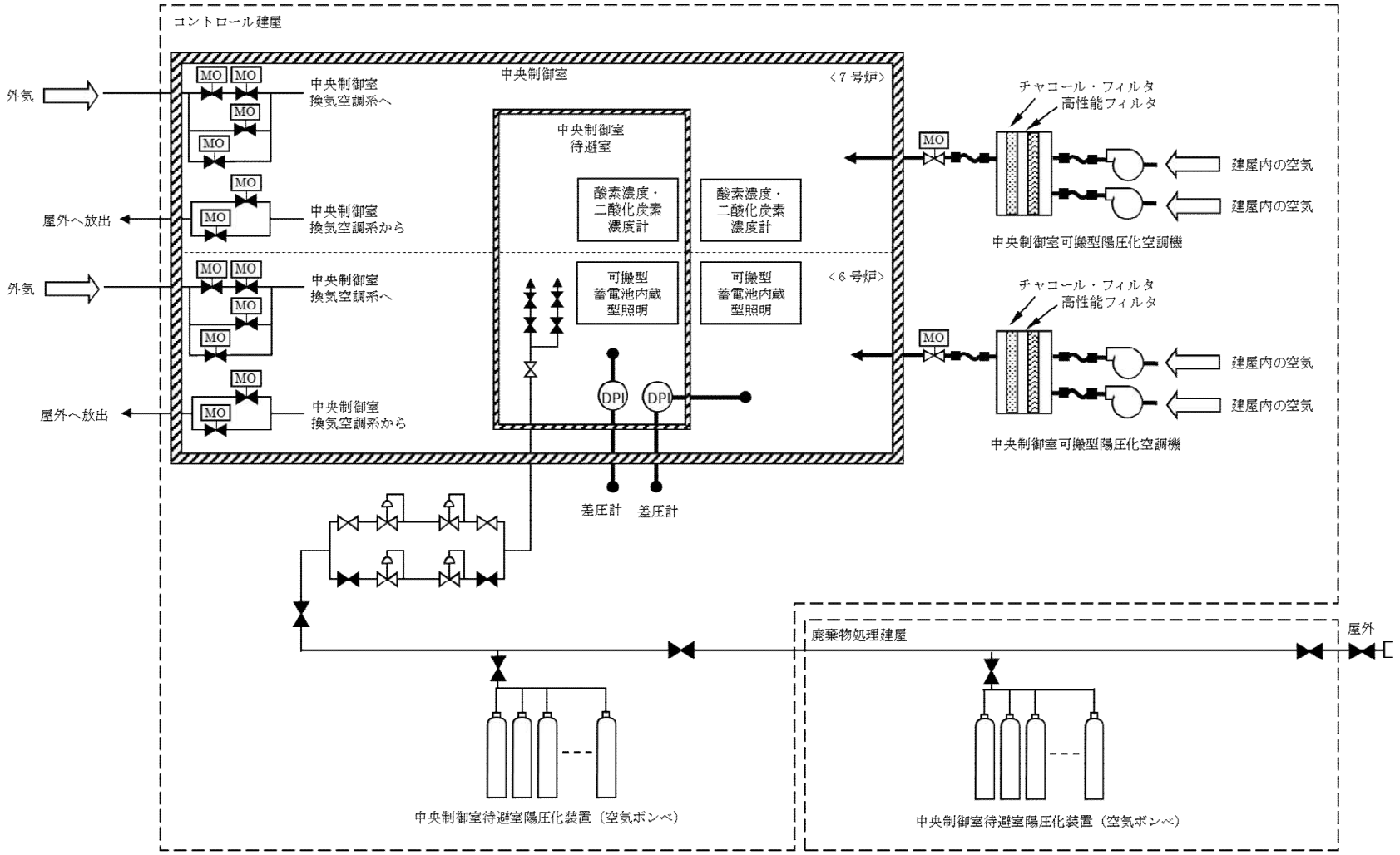
個　　数	3（予備 1）

e.　差圧計（6 号及び 7 号炉共用）

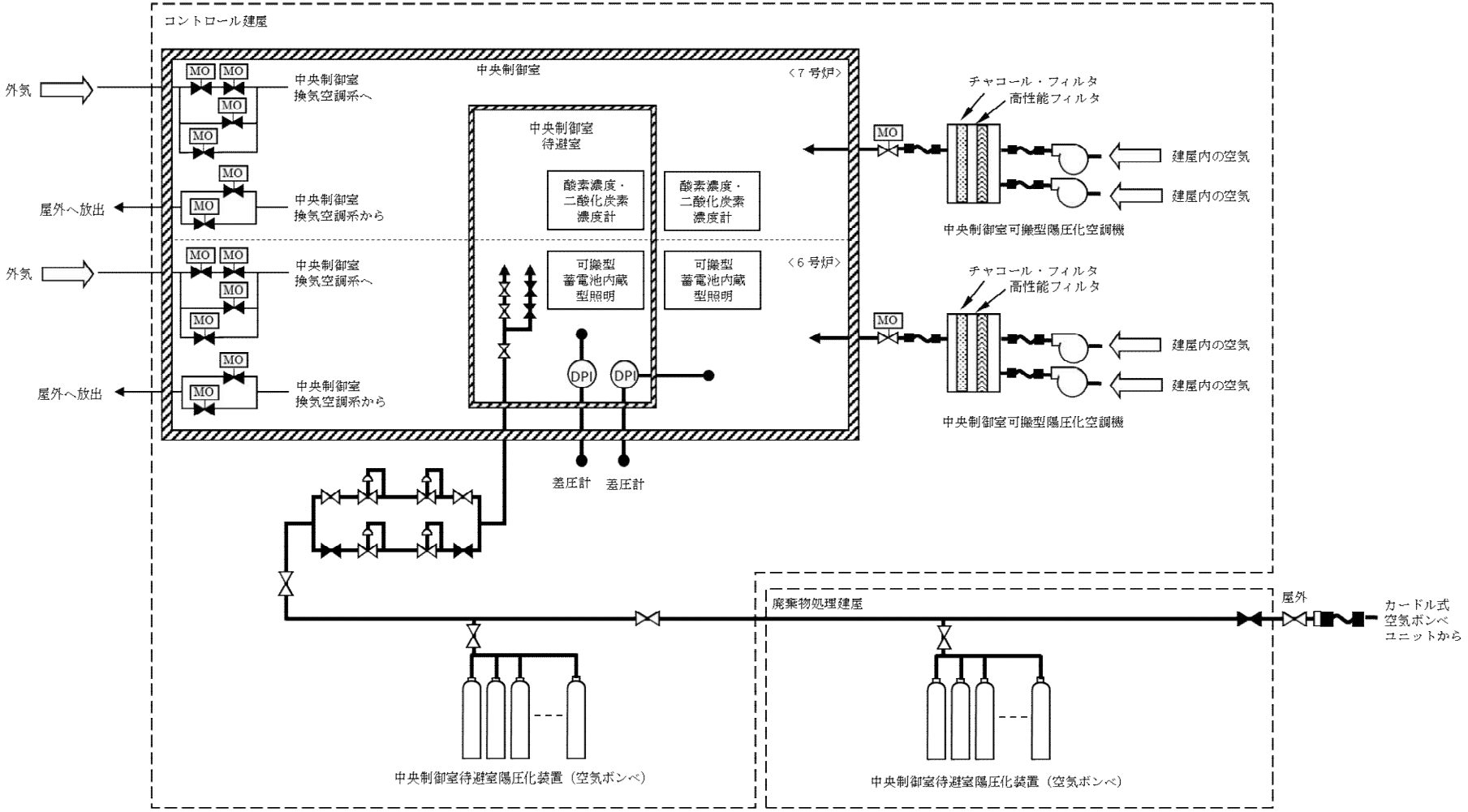
個　　数	2（予備 1）

f.　酸素濃度・二酸化炭素濃度計（6 号及び 7 号炉共用）

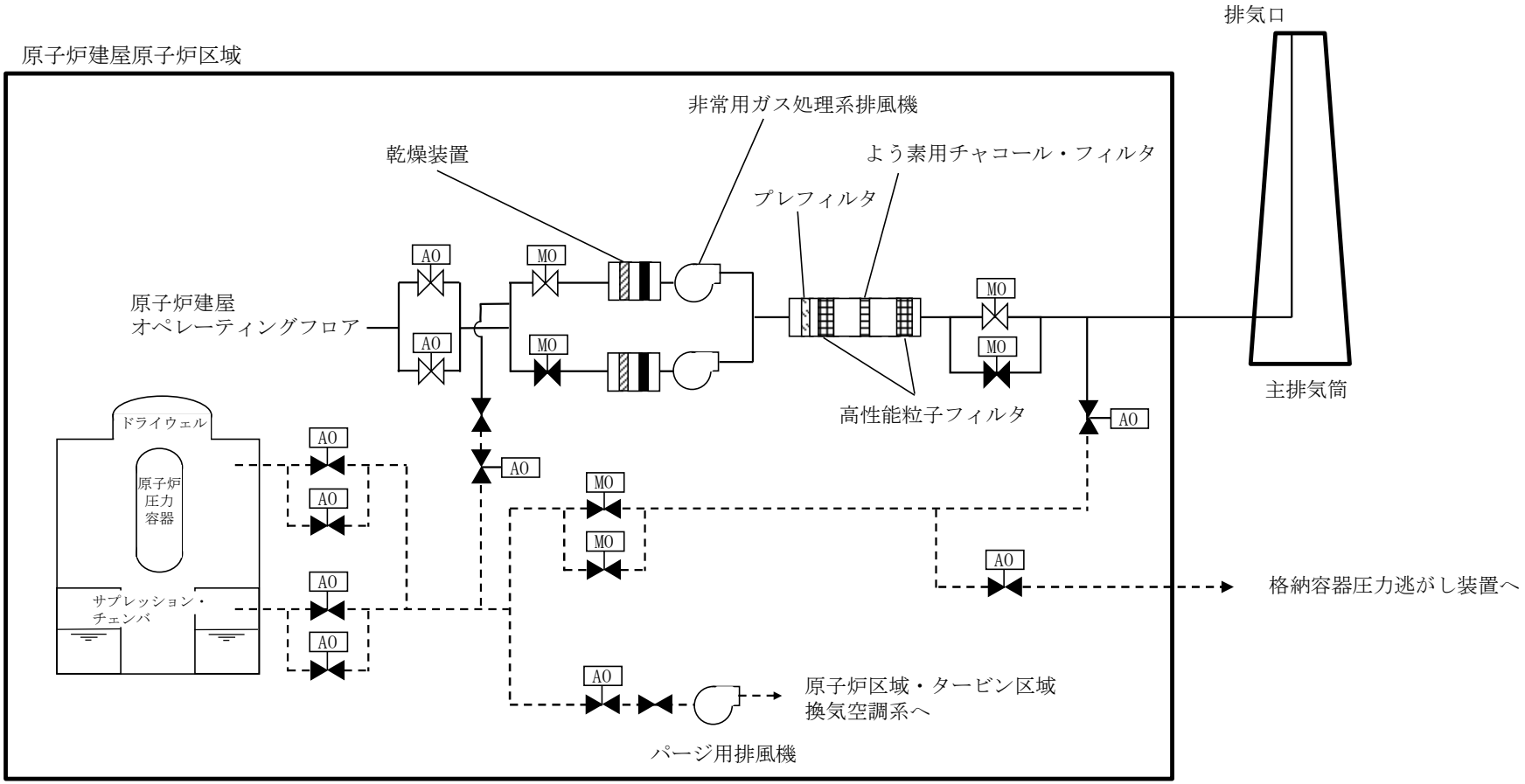
個　　数	3（予備 1）



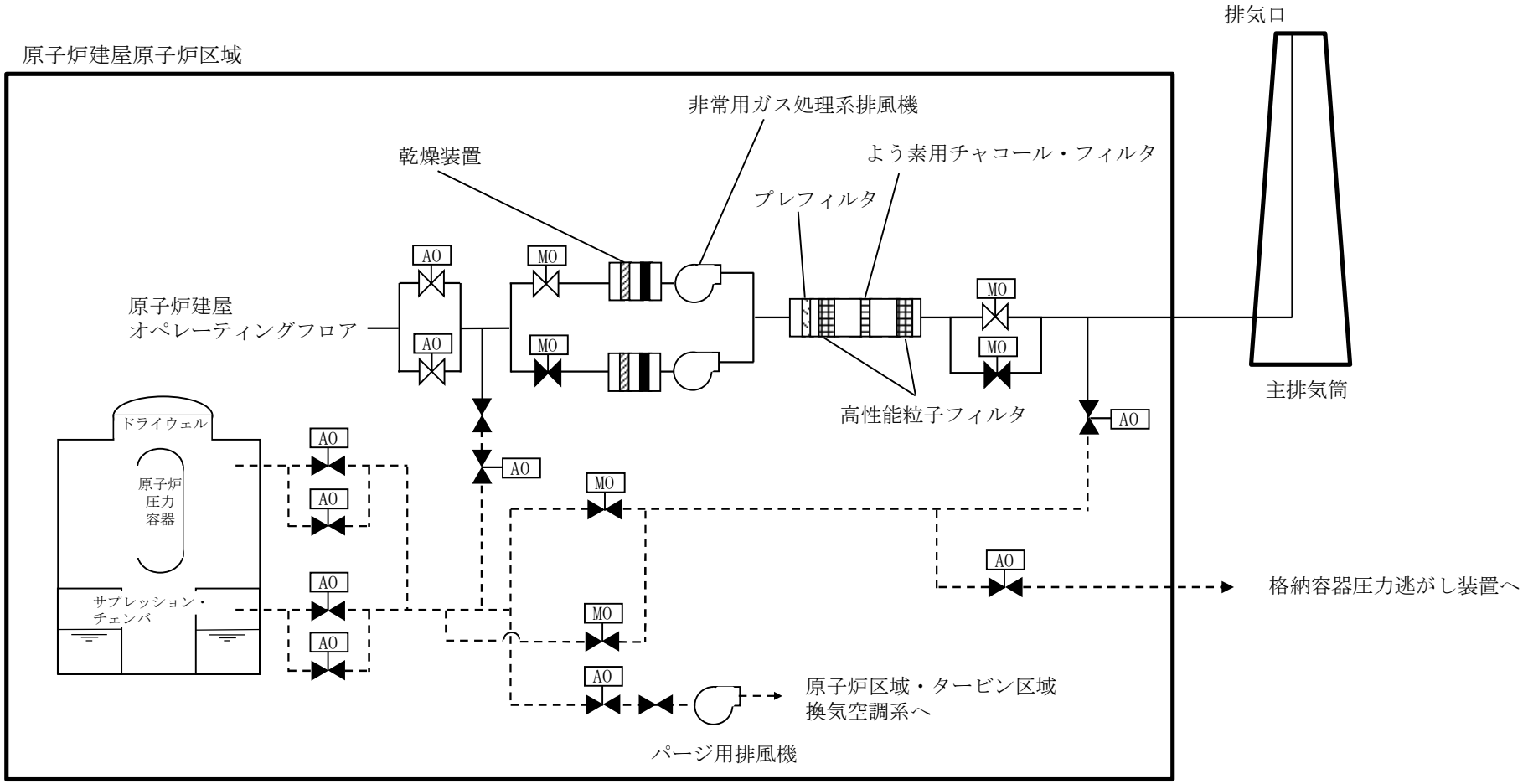
第3.16－1図　中央制御室（重大事故等時）系統概要図
（居住性を確保するための設備(中央制御室可搬型陽圧化空調機)）



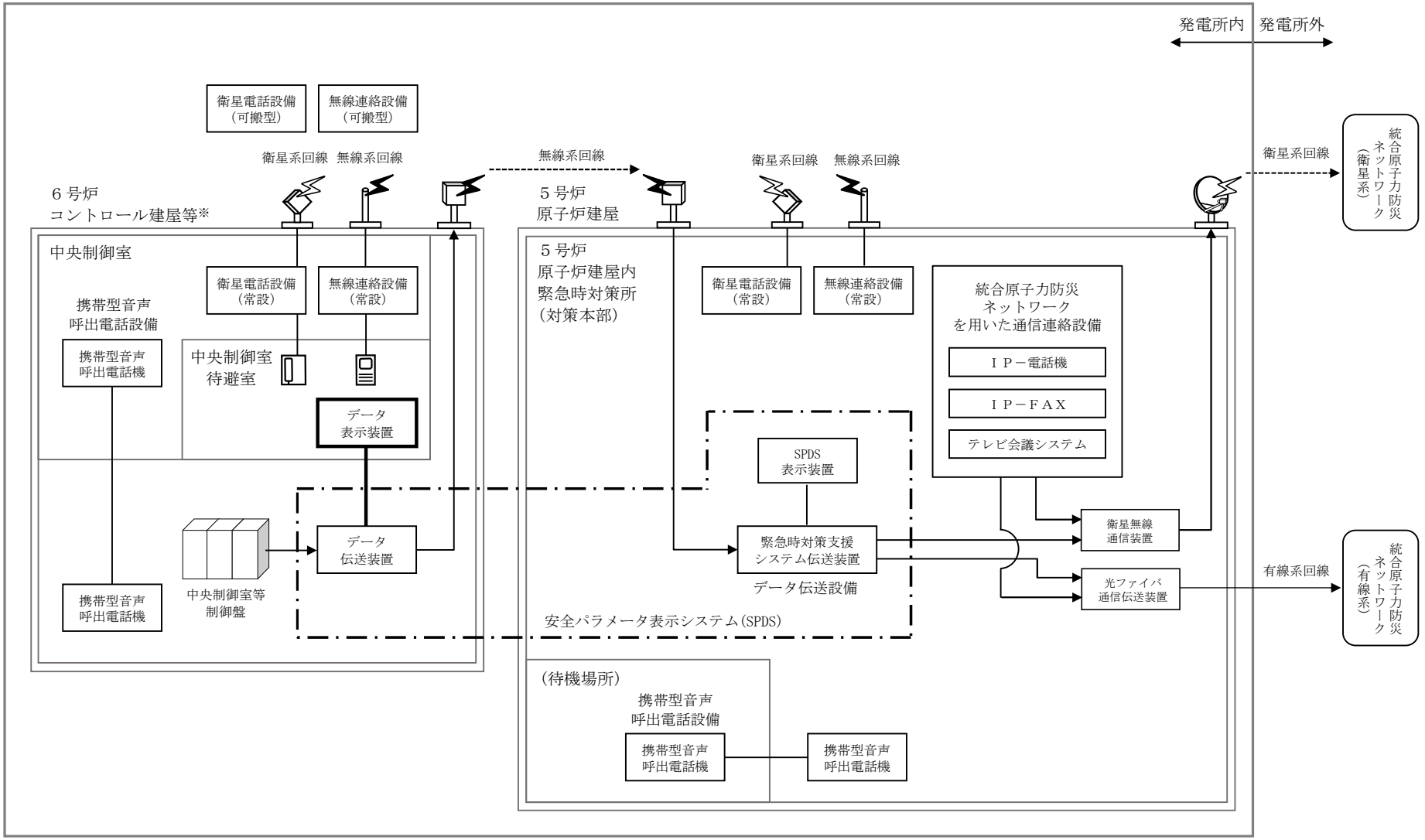
第 3.16－2 図　中央制御室（重大事故等時）系統概略図
（居住性を確保するための設備（中央制御室待避室陽圧化装置））



第 3.16－3 図(1)　中央制御室（重大事故等時）系統概要図
（運転員の被ばくを低減するための設備）（非常用ガス処理系）（6 号炉）



第 3.16－3 図(2)　中央制御室（重大事故等時）系統概要図
（運転員の被ばくを低減するための設備）（非常用ガス処理系）（7 号炉）



※：7 号炉も同様

第 6.10－4 図　中央制御室（重大事故等時）系統概要図（通信連絡設備等）

3.17　監視測定設備【60条】

【設置許可基準規則】
（監視測定設備）
第六十条　発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を設けなければならない。
２　発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けなければならない。
（解釈）
１　第１項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
ａ）モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。
ｂ）常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。
ｃ）常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。

3.17.1　適合方針

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。重大事故等が発生した場合に発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

放射線管理設備（重大事故等時）の保管，設置又は使用場所の概要図を第 3.17－1 図から第 3.17－5 図に示す。

3.17.1.1　重大事故等対処設備

(1) 放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備

a.　可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定

モニタリング・ポストが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として，可搬型モニタリングポストを使用する。

可搬型モニタリングポストは，重大事故等が発生した場合に，発電所敷地境界付近において，発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できる設計とし，モニタリング・ポストを代替し得る十分な個数を保管する。

また，可搬型モニタリングポストは，重大事故等が発生した場合に，発電所海側及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所付近等において，発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できる設計とする。

可搬型モニタリングポストの指示値は，無線により伝送し，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所で監視できる設計とする。可搬型モニタリングポストで測定した放射線量は，電源喪失により保存した記録が失われないよう，電磁的に記録，保存する設計とする。また，記録は必要な容量を保存できる設計とする。

可搬型モニタリングポストの電源は，蓄電池を使用する設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・可搬型モニタリングポスト

b.　可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

放射能観測車のダスト・よう素サンプラ，よう素測定装置又は GM 計数装置が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として，可搬型放射線計測器（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬型ダスト・よう素サンプラ，よう素測定装置の代替として NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 計数装置の代替として GM 汚染サーベイメータ）を使用する。

可搬型放射線計測器は，重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中）を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし，放射能観測車を代替し得る十分な個数を保管する。

可搬型放射線計測器のうち NaI シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータの電源は，乾電池を使用する設計とし，可搬型ダスト・よう素サンプラの電源は，蓄電池を使用する設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 汚染サーベイメータ）

c. 可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）及び放射線量を測定するための重大事故等対処設備として，可搬型放射線計測器及び小型船舶（海上モニタリング用）を使用する。

可搬型放射線計測器は，重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とする。発電所の周辺海域においては，小型船舶（海上モニタリング用）を用いる設計とする。

可搬型放射線計測器のうち NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 汚染サーベイメータ，ZnS シンチレーションサーベイメータ及び電離箱サーベイメータの電源は，乾電池を使用する設計とし，可搬型ダスト・よう素サンプラの電源は，蓄電池を使用する設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 汚染サーベイメータ，ZnS シンチレーションサーベイメータ，電離箱サーベイメータ）

・小型船舶（海上モニタリング用）

これらの設備は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。

(2) 風向，風速その他の気象条件の測定に用いる設備

a. 可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定

気象観測設備が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として，可搬型気象観測装置を使用する。

可搬型気象観測装置は，重大事故等が発生した場合に，発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録できる設計とし，気象観測設備を代替し得る十分な個数を保管する。

可搬型気象観測装置の指示値は，無線により伝送し，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所で監視できる設計とする。

可搬型気象観測装置で測定した風向，風速その他の気象条件は，電源喪失により保存した記録が失われないよう，電磁的に記録，保存する設計とする。また，記録は必要な容量を保存できる設計とする。

可搬型気象観測装置の電源は，蓄電池を使用する設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・可搬型気象観測装置

(3) モニタリング・ポストの代替交流電源設備

モニタリング・ポストは，常用所内電源に接続しており，常用所内電源が喪失した場合は，代替交流電源設備であるモニタリング・ポスト用発電機から給電できる設計とする。モニタリング・ポスト用発電機は，定期的に燃料を給油することで，モニタリング・ポストでの監視，及び測定，並びに記録を継続できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・モニタリング・ポスト用発電機

放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様を第 3.17－1 表に示す。

3.17.1.2　多様性，位置的分散

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬型モニタリングポストは，屋外のモニタリング・ポストと離れた 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び屋外の高台保管場所に分散して保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

可搬型放射線計測器は，屋外に保管する放射能観測車と離れた 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

小型船舶（海上モニタリング用）は，予備と分散して屋外の高台保管場所に保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

可搬型気象観測装置は，屋外の気象観測設備と離れた屋外の高台保管場所に分散して保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

モニタリング・ポスト用発電機は，常用所内電源設備と離れた屋外のモニタリング・ポスト 2，5，8 周辺エリアに設置することで，共通要因によって同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図る設計とする。

3.17.1.3　悪影響防止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬型モニタリングポスト，可搬型放射線計測器，小型船舶（海上モニタリング用）及び可搬型気象観測装置は，他の設備から独立して単独で使用可能とし，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

モニタリング・ポスト用発電機は，通常時は遮断器により切り離し，重大事故等時に遮断器を投入することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.17.1.4　共用の禁止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

モニタリング・ポスト用発電機は，モニタリング・ポストに給電する設備であるため，モニタリング・ポストと同様に 6 号及び 7 号炉で共用することで，操作に必要な時間及び要員を減少させて安全性の向上を図る設計とする。

3.17.1.5　容量等

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

可搬型モニタリングポスト及び可搬型放射線計測器は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると予想される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるよう，「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する設計とする。

可搬型モニタリングポストの保有数は，6 号及び 7 号炉共用で，モニタリング・ポストの機能喪失時の代替としての 9 台，発電所海側等での監視・測定のための 5 台，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の加圧判断用としての 1 台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）を保管する。

可搬型放射線計測器のうち可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 汚染サーベイメータ及び電離箱サーベイメータの保有数は，放射能観測車の代替並びに発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し得る十分な個数として，6 号及び 7 号炉共用で 2 台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）を保管する。可搬型放射線計測器のうち ZnS シンチレーションサーベイメータの保有数は，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を測定し得る十分な個数として，6 号及び 7 号炉共用で 1 台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）を保管する。

小型船舶（海上モニタリング用）は，発電所の周辺海域において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な設備及び要員を積載し得る十分な個数として，6 号及び 7 号炉共用で 1 台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）を保管する。

可搬型気象観測装置は，「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める観測項目を測定できる設計とする。

可搬型気象観測装置の保有数は，気象観測設備が機能喪失しても代替し得る十分な個数として，6 号及び 7 号炉共用で 1 台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）を保管する。

モニタリング・ポスト用発電機は，常用所内電源復旧までの期間，モニタリング・ポスト 3 台に必要な電力を供給できる容量を有するものを 6 号及び 7 号炉共用で 3 台設置する設計とする。

可搬型モニタリングポスト，可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 汚染サーベイメータ，ZnS シンチレーションサーベイメータ，電離箱サーベイメータ及び可搬型気象観測装置の電源は，蓄電池又は乾電池を使用し，予備品と交換することで，重大事故等時の必要な期間測定できる設計とする。

3.17.1.6　環境条件等

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

可搬型モニタリングポストは，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内及び屋外に保

管し，並びに屋外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型モニタリングポストの操作は，重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

可搬型放射線計測器は，５号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管し，及び屋内又は屋外で使用し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型放射線計測器の操作は，重大事故等時において使用場所で可能な設計とする。

小型船舶（海上モニタリング用）は，屋外に保管し，及び屋外で使用し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また，小型船舶（海上モニタリング用）は，海で使用するため，耐腐食性材料を使用する設計とする。小型船舶（海上モニタリング用）の操作は，重大事故等時において使用場所で可能な設計とする。

可搬型気象観測装置は，屋外に保管し，及び屋外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型気象観測装置の操作は，重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

モニタリング・ポスト用発電機は，屋外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。モニタリング・ポスト用発電機の操作は，重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

3.17.1.7　操作性の確保

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型モニタリングポスト及び可搬型気象観測装置は，屋内及び屋外のアクセスルートを通行し，車両等により運搬することができるとともに，設置場所において，固縛等の転倒防止措置が可能な設計とする。可搬型モニタリングポスト及び可搬型気象観測装置は，測定器と蓄電池を簡便な接続方式により確実に接続できるとともに，設置場所において，操作スイッチにより操作ができる設計とする。

可搬型放射線計測器は，屋内及び屋外のアクセスルートを通行し，人が携行して使用可能な設計とする。可搬型放射線計測器は，使用場所において，操作スイッチにより操作ができる設計とする。

小型船舶（海上モニタリング用）は，屋外のアクセスルートを通行し，車両等により運搬することができる設計とする。小型船舶（海上モニタリング用）は，使用場所において，操作スイッチにより起動し，容易に操縦ができる設計とする。

モニタリング・ポスト用発電機は，設置場所において，操作スイッチにより操作ができるとともに，遮断器操作により通常時に使用する系統からの切り替え操作ができる設計とする。

3.17.1.8　試験検査

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型モニタリングポスト，可搬型放射線計測器のうちNaIシンチレーションサーベイメータ，GM汚染サーベイメータ，ZnSシンチレーションサーベイメータ及び電離箱サーベイメータ並びに可搬型気象観測装置は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，模擬入力による機能・性能の確認（特性確認）及び校正ができる設計とする。

可搬型放射線計測器のうち可搬型ダスト・よう素サンプラ及び小型船舶（海上モ

ニタリング用）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，機能・性能の確認（特性確認）及び外観の確認ができる設計とする。

モニタリング・ポスト用発電機は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，模擬負荷による機能・性能の確認（特性確認）ができる設計とする。また，分解検査が可能な設計とする。

第3.17－1表　放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様

(1) 環境モニタリング設備

a.　固定式モニタリング設備

(a) モニタリング・ポスト用発電機（6号及び7号炉共用）

ディーゼルエンジン

個　　数	3
使用燃料	軽油

発電機

種　　類	3相同期発電機
容　　量	約40kVA/台
力　　率	0.8
電　　圧	460V
周 波 数	50Hz

b.　移動式モニタリング設備

(a) 可搬型モニタリングポスト（6号及び7号炉共用）

種　　類	NaI（Tl）シンチレーション半導体
計測範囲	$10\sim10^{9}$nGy/h
個　　数	15（予備1）
伝送方法	無線

(b) 可搬型放射線計測器（6号及び7号炉共用）

(b-1) 可搬型ダスト・よう素サンプラ

個　　数	2（予備1）

(b-2) NaIシンチレーションサーベイメータ

種　　類	NaI（Tl）シンチレーション
計測範囲	0.1～30μGy/h
個　　数	2（予備1）

(b-3) GM汚染サーベイメータ

種　　類	GM管
計測範囲	$0\sim100$kmin^{-1}
個　　数	2（予備1）

(b-4) ZnSシンチレーションサーベイメータ

種　　類	ZnS（Ag）シンチレーション
計測範囲	$0\sim100$kmin^{-1}
個　　数	1（予備1）

(b-5) 電離箱サーベイメータ

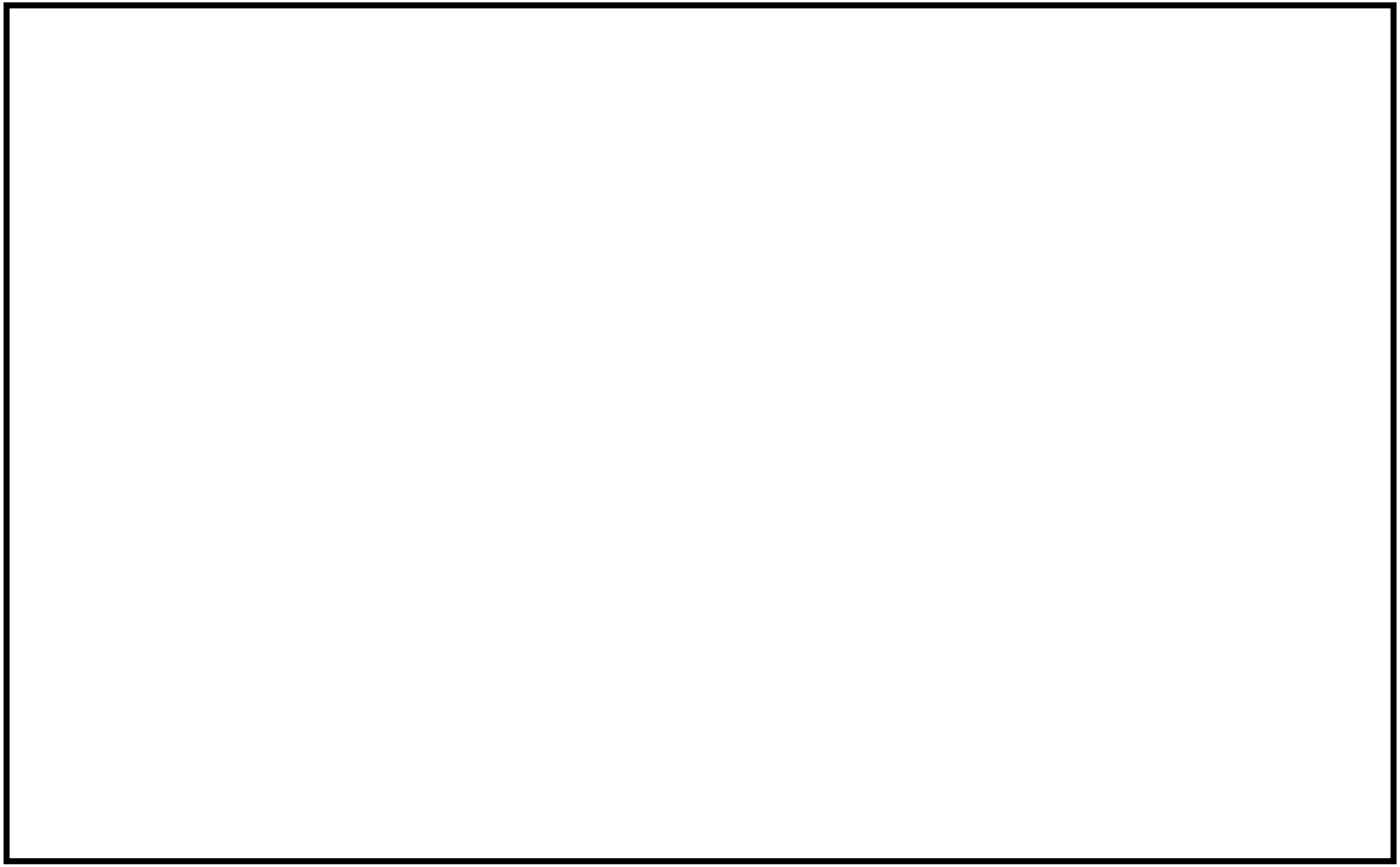
種　　類	電離箱
計測範囲	0.001～1000mSv/h
個　　数	2（予備1）

c.　小型船舶（海上モニタリング用）（6号及び7号炉共用）

個　　数	1（予備1）

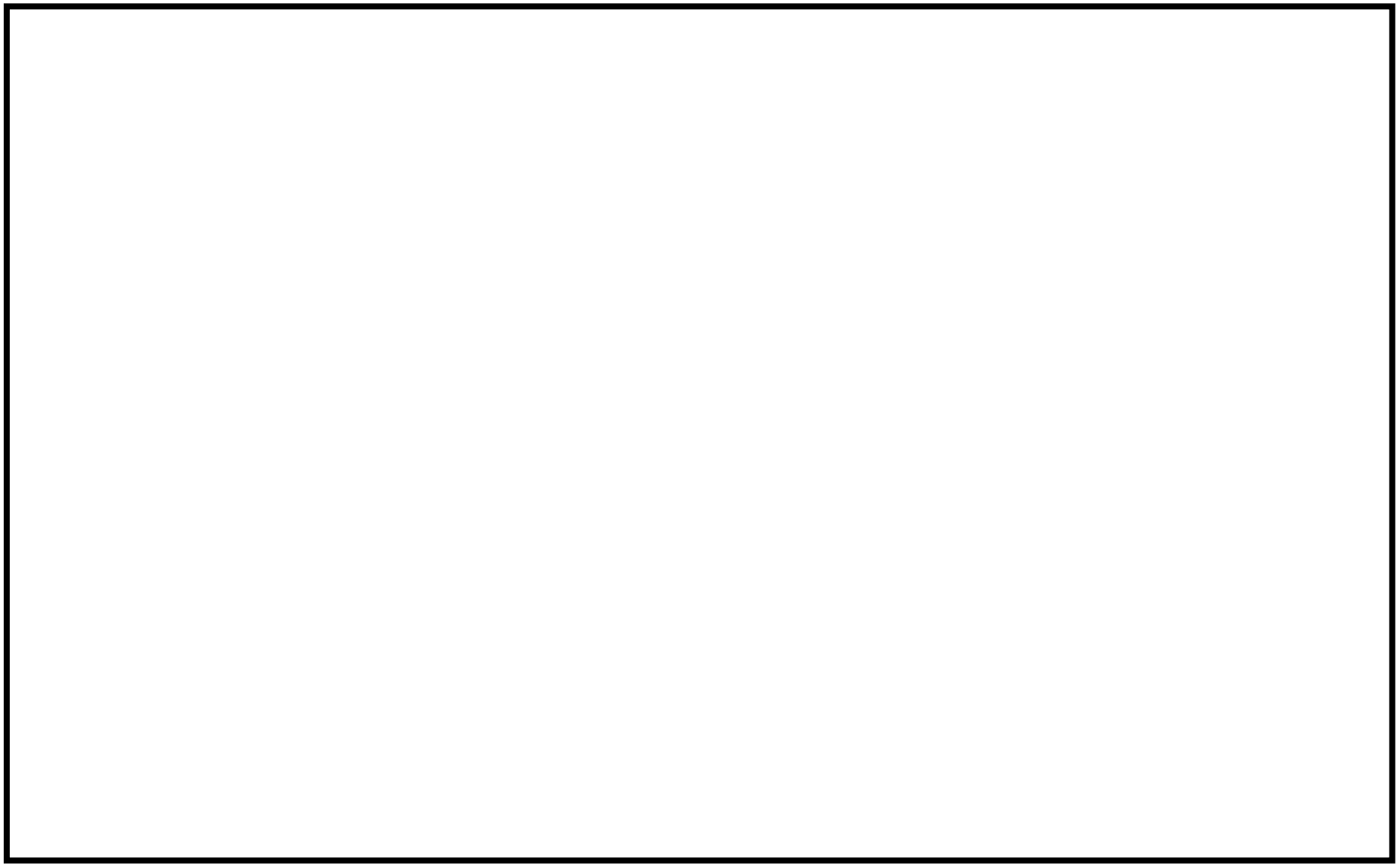
d.　可搬型気象観測装置（6号及び7号炉共用）

観測項目	風向，風速，日射量，放射収支量，雨量
個　　数	1（予備 1）
伝送方法	無線



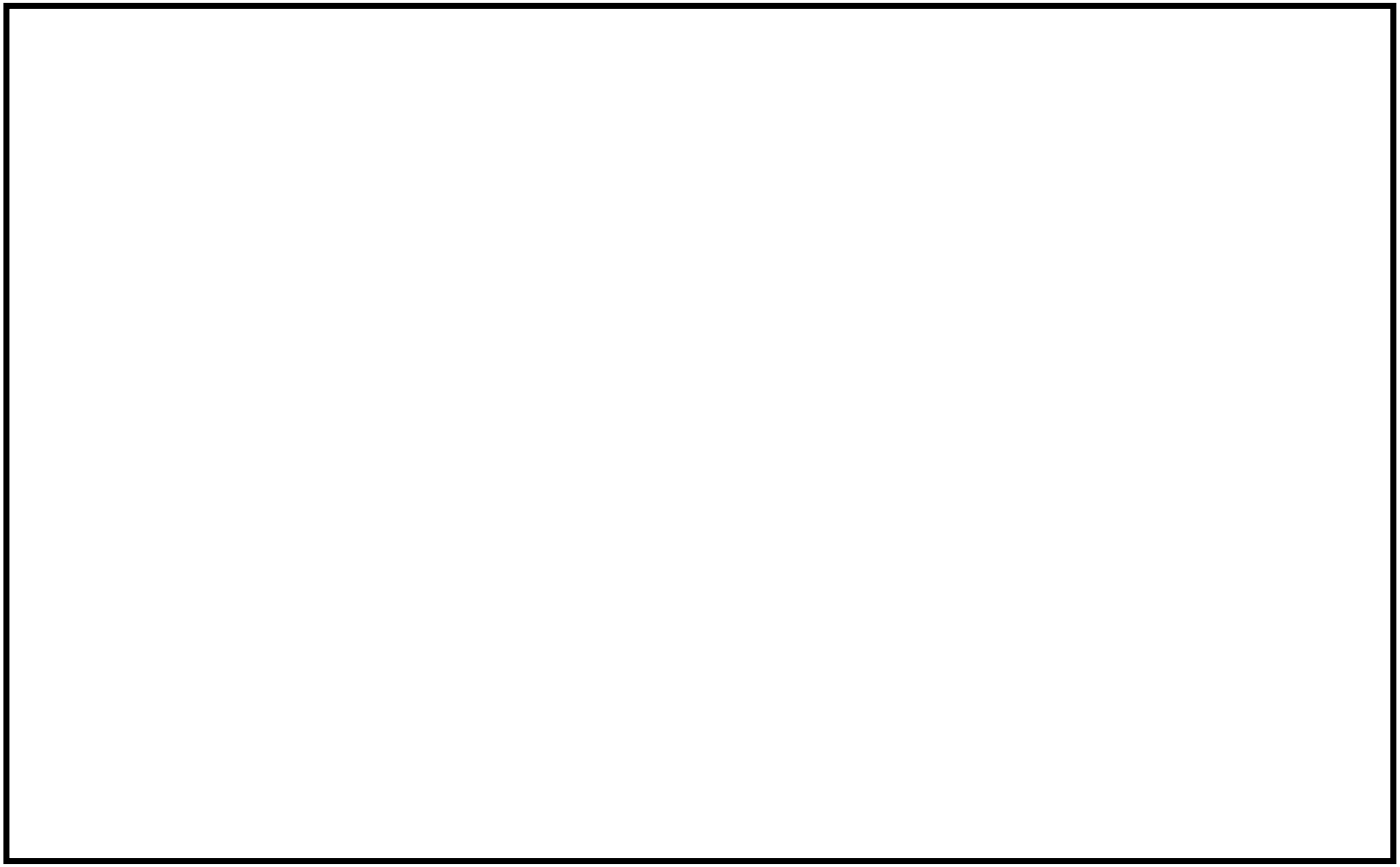
第 3.17－1 図　可搬型モニタリングポストの保管場所及び設置場所図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



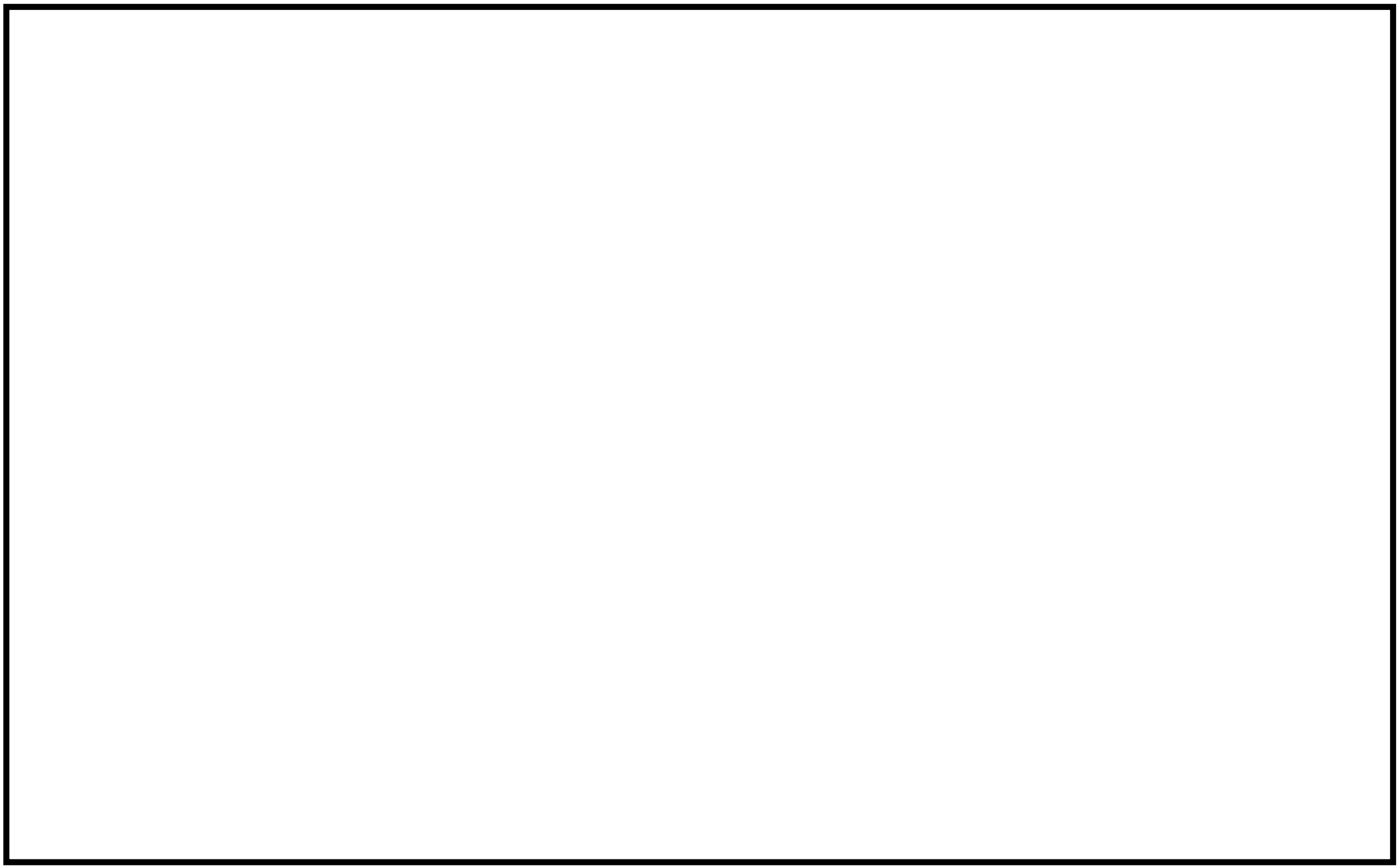
第 3.17－2 図　可搬型放射線計測器の保管場所及び使用場所図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



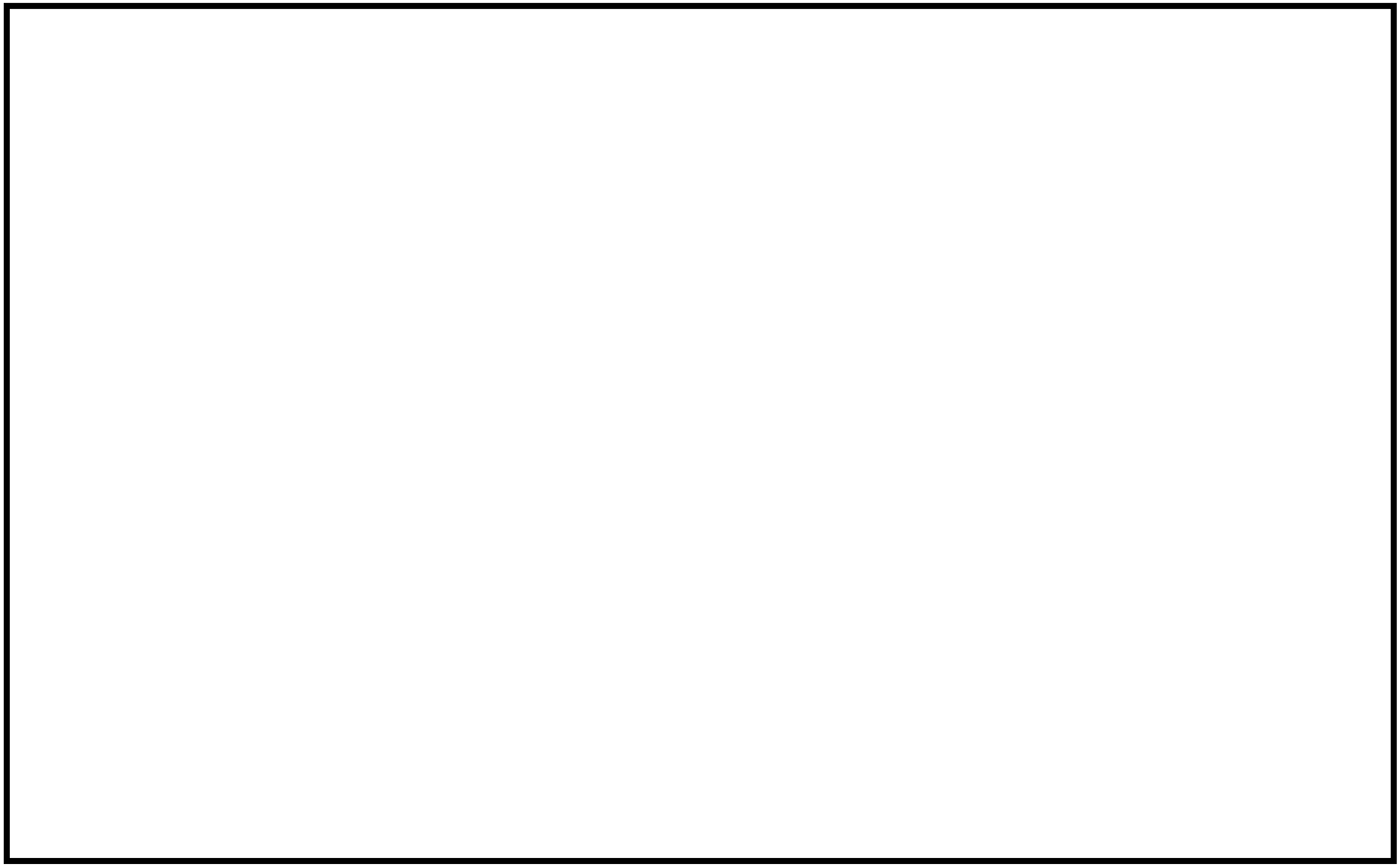
第 3.17－3 図　小型船舶（海上モニタリング用）の保管場所及び使用場所図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 3.17－4 図　可搬型気象観測装置の保管場所及び設置場所図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



第 3.17－5 図　モニタリング・ポスト用発電機の設置場所図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

3.18　緊急時対策所【61 条】

【設置許可基準規則】
（緊急時対策所）
第六十一条　第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。
一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。
二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。
三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。
２　緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。

（解釈）
１　第１項及び第２項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。
ａ）基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。
ｂ）緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。
ｃ）緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。
ｄ）緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。
ｅ）緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。
① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。
② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。
③ 交替要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。
④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7 日間で100mSv を超えないこと。
ｆ）緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。
２　第２項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第１項第１号に規定する「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、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。

3.18.1　適合方針

緊急時対策所は，重大事故等が発生した場合においても，当該重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう，適切な措置を講じた設計とするとともに，重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備及び発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設置又は保管する。また，重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容できる設計とする。

緊急時対策所の系統概要図を第 3.18-1 図から第 3.18-4 図に示す。

3.18.1.1　重大事故等対処設備

緊急時対策所として，対策本部と待機場所から構成する 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所を 5 号炉原子炉建屋内に設置する。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所は，重大事故等が発生した場合においても，当該事故等に対処するための適切な措置が講じることができるよう，その機能に係る設備を含め，基準地震動による地震力に対し，機能を損なわない設計とするとともに，基準津波の影響を受けない設計とする。地震及び津波に対しては，「2.1.2 重大事故等対処施設の耐震設計」及び「2.1.3 重大事故等対処施設の耐津波設計」に基づく設計とする。また，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の機能に係る設備は，中央制御室との共通要因により同時に機能喪失しないよう，中央制御室に対して独立性を有する設計とするとともに，中央制御室とは離れた位置に設置又は保管する。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所は，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，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対策に対処するために必要な数の要員を含め，重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる設計とする。

重大事故等が発生し，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，対策要員が 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため，身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。身体サーベイの結果，対策要員の汚染が確認された場合は，対策要員の除染を行うことができる区画を，身体サーベイを行う区画に隣接して設置することができるよう考慮する。

(1) 居住性を確保するための設備

重大事故等が発生した場合においても，当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性を確保するための設備として，緊急時対策所遮蔽，緊急時対策所換気空調設備，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室，差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，可搬型エリアモニタ及び可搬型モニタリングポストを設ける。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性については，想定する放射性物質の放出量等を福島第一原子力発電所事故と同等とし，かつ，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内でのマスクの着用，交替要員体制，安定よう素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

a. 緊急時対策所遮蔽，緊急時対策所換気空調設備

緊急時対策所遮蔽として，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽を設ける。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽は，重大事故が発生した場合において，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室の気密性及び緊急時対策所換気空調設備の機能とあいまって，対策本部にとどまる要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽及び室内遮蔽は，待機場所

の気密性及び緊急時対策所換気空調設備の機能とあいまって，待機場所にとどまる要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

緊急時対策所換気空調設備として，対策本部には，可搬型陽圧化空調機，可搬型外気取入送風機，陽圧化装置（空気ボンベ），二酸化炭素吸収装置及び差圧計を設け，待機場所には，可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ）及び差圧計を設ける。

対策本部の可搬型陽圧化空調機は，仮設ダクトを用いて高気密室を陽圧化し，放射性物質の侵入を低減できる設計とする。また，陽圧化装置（空気ボンベ）は，放射性雲通過時において，高気密室を陽圧化し，希ガスを含む放射性物質の侵入を防止できる設計とする。差圧計は，高気密室が陽圧化された状態であることを監視できる設計とする。

二酸化炭素吸収装置は，高気密室内の二酸化炭素を除去することにより，対策要員の窒息を防止する設計とする。

可搬型外気取入送風機は，放射性雲通過後の 5 号炉原子炉建屋内を換気できる設計とする。

待機場所の可搬型陽圧化空調機は，仮設ダクトを用いて待機場所を陽圧化し，放射性物質の侵入を低減できる設計とする。また，陽圧化装置（空気ボンベ）は，放射性雲通過時において，待機場所を陽圧化することにより，希ガスを含む放射性物質の侵入を防止できる設計とする。差圧計は，待機場所が陽圧化された状態であることを監視できる設計とする。

主要な設備は以下のとおりとする。

- 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（6 号及び 7 号炉共用）
- 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室（6 号及び 7 号炉共用）
- 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機（6 号及び 7 号炉共用）
- 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ボンベ）（6 号及び 7 号炉共用）
- 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置（6 号及び 7 号炉共用）
- 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機（6 号及び 7 号炉共用）
- 差圧計（対策本部）（6 号及び 7 号炉共用）
- 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（6 号及び 7 号炉共用）
- 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽（6 号及び 7 号炉共用）
- 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機（6 号及び 7 号炉共用）
- 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ボンベ）（6 号及び 7 号炉共用）
- 差圧計（待機場所）（6 号及び 7 号炉共用）

本系統の流路として，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（配管・弁）を重大事故等対処設備として使用する。

b.　酸素及び二酸化炭素濃度の測定設備

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所は，酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

主要な設備は以下のとおりとする。

・酸素濃度計（対策本部）（6 号及び 7 号炉共用）
・二酸化炭素濃度計（対策本部）（6 号及び 7 号炉共用）
・酸素濃度計（待機場所）（6 号及び 7 号炉共用）
・二酸化炭素濃度計（待機場所）（6 号及び 7 号炉共用）

c.　放射線量の測定設備

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所には，室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視，測定するため，さらに 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置による加圧判断のために使用する可搬型エリアモニタ及び可搬型モニタリングポストを保管する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

・可搬型エリアモニタ（対策本部）（6 号及び 7 号炉共用）
・可搬型エリアモニタ（待機場所）（6 号及び 7 号炉共用）
・可搬型モニタリングポスト（6 号及び 7 号炉共用）（8.1 放射線管理設備）

(2) 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関わる設備

a.　必要な情報を把握できる設備

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所には，重大事故等が発生した場合においても当該事故等に対処するために必要な指示ができるよう，重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備として，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は，重大事故等に対処するために必要な情報を中央制御室内の運転員を介さずに 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所において把握できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・安全パラメータ表示システム（SPDS）（緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置は 6 号及び 7 号炉共用）（10.12 通信連絡設備）

b.　通信連絡設備

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所には，重大事故等が発生した場合においても発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための設備として，無線連絡設備，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を設置及び保管する。対策本部と待機場所との間で必要な通信連絡を行うための設備として携帯型音声呼出電話設備を保管する。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所には，重大事故等が発生した場合において対策要員を 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に円滑かつ安全に収容することが

できるよう，5 号炉原子炉建屋の屋内外と 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び 5 号炉中央制御室との間で通話を行うことが出来る 5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンを設置する設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。
・衛星電話設備（6 号及び 7 号炉共用）（10.12 通信連絡設備）
・無線連絡設備（6 号及び 7 号炉共用）（10.12 通信連絡設備）
・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（6 号及び 7 号炉共用）（10.12 通信連絡設備）
・携帯型音声呼出電話設備（6 号及び 7 号炉共用）（10.12 通信連絡設備）
・5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン（6 号及び 7 号炉共用）（10.12 通信連絡設備）

(3) 代替電源設備からの給電

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所は，全交流動力電源が喪失した場合に，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，1 台で 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを，燃料補給時の切替えを考慮して，2 台を 1 セットとして使用することに加え，予備を 3 台保管することで，多重性を有する設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料は，燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。なお，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，放射性雲が通過時において，燃料を補給せずに運転できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。
・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（6 号及び 7 号炉共用）
・負荷変圧器（6 号及び 7 号炉共用）
・交流分電盤（6 号及び 7 号炉共用）
・可搬ケーブル（6 号及び 7 号炉共用）
・燃料補給設備（6 号及び 7 号炉共用）（10.2 代替電源設備）

可搬型モニタリングポストについては，「8.1 放射線管理設備」に記載する。

安全パラメータ表示システム（SPDS），衛星電話設備，無線連絡設備，携帯型音声呼出電話設備，原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及び 5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンについては，「10.12 通信連絡設備」に記載する。

燃料補給設備については，「10.2 代替電源設備」に記載する。

緊急時対策所の重大事故等対処設備の主要仕様を第 3.18－1 表に示す。

3.18.1.1.1　多様性，多重性，独立性及び位置的分散

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の対策本部は，中央制御室から独立した 5 号炉原子炉建屋及びそれと一体の遮蔽並びに換気空調設備として，可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ），二酸化炭素吸収装置及び可搬型外気取入送風機，差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタを有し，換気空調設備の電源を5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から給電できる設計とする。待機場所は，中央制御室から独立した 5 号炉原子炉建屋及びそれと一体の遮蔽及び室内遮蔽並びに換気空調設備として，可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置（空気ボンベ），差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタを有し，換気空調設備の電源を 5 号原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から給電できる設計とする。これらは中央制御室に対して独立性を有した設備により居住性を確保できる設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所，対策本部の遮蔽，高気密室，可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ），二酸化炭素吸収装置，可搬型外気取入送風機，差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタ並びに待機場所の遮蔽，室内遮蔽，可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置（空気ボンベ），差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタは，中央制御室とは離れた 5 号炉原子炉建屋に保管及び設置することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，6 号及び 7 号炉原子炉建屋内に設置する非常用交流電源設備とは離れた建屋の屋外に保管することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，中央制御室の電源である非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，電源の冷却方式を空冷式とすることで多様性を有する設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，１台で 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを，燃料補給時の切替えを考慮して，2 台を１セットとして使用することに加え，予備を 3 台保管することで，多重性を有する設計とする。

3.18.1.1.2　悪影響防止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

対策本部の遮蔽及び待機場所の遮蔽は，5 号炉原子炉建屋と一体のコンクリート構造物とし，倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。待機場所の室内遮蔽は，建屋床面に設置する鋼構造物とし，倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

対策本部の可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ）及び可搬型外気取入送風機並びに待機場所の可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置（空気ボンベ）は，通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成ができることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

対策本部の二酸化炭素吸収装置，差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタ並びに待機場所の差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，可搬

型エリアモニタは，他の設備から独立して使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また，対策本部の可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ），二酸化炭素吸収装置及び可搬型外気取入送風機並びに待機場所の可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置（空気ボンベ）は，固縛等実施することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

対策本部の可搬型陽圧化空調機，可搬型外気取入送風機及び二酸化炭素吸収装置並びに待機場所の可搬型陽圧化空調機は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備，負荷変圧器，交流分電盤及び可搬ケーブルは，通常時は遮断器により他の設備から切り離すことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備，負荷変圧器，交流分電盤及び可搬ケーブルは，固縛等実施することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.18.1.1.3　共用の禁止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所は，事故対応において 6 号及び 7 号炉双方のプラント状況を考慮した指揮命令を行う必要があるため，対策本部及び待機場所を共用化し，事故収束に必要な緊急時対策所遮蔽，緊急時対策所換気空調設備，重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備等を設置する。共用により必要な情報（相互のプラント状況，運転員の対応状況等）を共用・考慮しながら，総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことで，安全性の向上が図れることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。各設備は，共用により悪影響を及ぼさないよう，号炉の区分けなく使用できる設計とする。

3.18.1.1.4　容量等

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所は，想定される重大事故等時において，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，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に必要な対策を行う要員として，対策本部に最大 86 名，待機場所に最大 98 名を収容することで，合計 184 名を収容できる設計とする。また，対策要員等が 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に 7 日間とどまり重大事故等に対処するために必要な数量の放射線管理用資機材や食料等を配備できる設計とする。

対策本部の可搬型陽圧化空調機は，対策要員の放射線被ばくを低減及び防止するとともに，高気密室内の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換気容量を有する設計とする。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 1 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 2 台を保管する設計とする。

対策本部の可搬型外気取入送風機は，必要な換気容量を有するもの 1 セット 2 台使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 2 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合

計 3 台を保管する。

対策本部の陽圧化装置（空気ボンベ）は，重大事故時において対策本部の居住性を確保するため，高気密室を陽圧化し，高気密室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に加え，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮し，123 本を保管する。

対策本部の二酸化炭素吸収装置は，重大事故時に陽圧化装置（空気ボンベ）により高気密室を陽圧化する場合において，対策要員等が二酸化炭素濃度の増加により窒息することを防止できる処理容量を有する設計とする。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 1 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 2 台を設置する設計とする。

待機場所の可搬型陽圧化空調機は，対策要員の放射線被ばくを低減及び防止するとともに，待機場所内の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換気容量を有する設計とする。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 2 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 3 台を保管する設計とする。

待機場所の陽圧化装置（空気ボンベ）は，重大事故時において待機場所の居住性を確保するため，待機場所を陽圧化し，待機場所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に加え，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮し，1,792 本を保管する。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，高気密室及び待機場所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲内であることの測定が可能なものを，対策本部及び待機場所それぞれで 1 台使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で対策本部及び待機場所それぞれ 1 台に加え，故障時及び保守点検時による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用，対策本部と待機場所で共用）の合計 3 台を保管する。

差圧計は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化された室内と周辺エリアとの差圧範囲を監視できるものを，対策本部及び待機場所それぞれで 1 台使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で対策本部及び待機場所それぞれ 1 台に加え，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用，対策本部と待機場所で共用）の合計 3 台を保管する。

可搬型エリアモニタは，重大事故時において，対策本部内及び待機場所内の放射線量の監視に必要な測定範囲を有するものを，対策本部及び待機場所それぞれで 1 台使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で対策本部及び待機場所それぞれ 1 台に加え，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用，対策本部と待機場所で共用）の合計 3 台を保管する。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，1 台で 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを，補給時の切替えを考慮し，2 台を 1 セットとして使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 2 台に加え，故障対応時及び保守点検時のバックアップ用として 3 台の合計 5 台を保管する。

3.18.1.1.5　環境条件等

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

対策本部の遮蔽及び待機場所の遮蔽は5号炉原子炉建屋と一体設置した屋外設備であり，重大事故等時の環境条件を考慮した設計とする。

対策本部の高気密室，可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ），二酸化炭素吸収装置，可搬型外気取入送風機，差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタ，待機場所の室内遮蔽，可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ），差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタ並びに負荷変圧器，交流分電盤及び可搬ケーブルは，5号炉原子炉建屋内に設置又は保管し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ），二酸化炭素吸収装置，可搬型外気取入送風機差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，可搬型エリアモニタ及び負荷変圧器の操作は，設置場所で可能な設計とする。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，屋外に保管及び設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は，設置場所で操作可能な設計とする。

3.18.1.1.6　操作性の確保

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。

対策本部の換気空調設備である可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ），二酸化炭素吸収装置及び可搬型外気取入送風機及び差圧計並びに待機場所の換気空調設備である可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ），及び差圧計は，設計基準対象施設と兼用せず，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

可搬型陽圧化空調機は，付属の操作スイッチにより，設置場所での操作が可能な設計とする。可搬型陽圧化空調機は，対策本部又は待機場所近傍に保管することで，速やかに対策本部の高気密室又は待機場所を陽圧化できる設計とする。可搬型陽圧化空調機と接続口との接続は簡便な接続とし，一般的な工具を用いて容易かつ確実に接続できる設計とする。

陽圧化装置（空気ボンベ）は，対策本部又は待機場所近傍に保管し，設置場所及び対策本部内又は待機場所内での弁の手動操作により，速やかに対策本部の高気密室又は待機場所を陽圧化できる設計とする。

二酸化炭素吸収装置は，付属の操作スイッチにより，設置場所での操作が可能な設計とする。

可搬型外気取入送風機は，付属の操作スイッチにより，設置場所での操作が可能な設計とする。可搬型外気取入送風機は，人力により持ち運びが可能な設計とするとともに，設置場所にて固定等が可能な設計とする。

可搬型外気取入送風機と仮設ダクトの接続については，簡便な接続とし，一般的に使用される工具を用いて容易かつ確実に接続することができる設計とする。

差圧計の接続は，簡便な接続とし，容易かつ確実に接続でき，指示を監視できる設計とする。差圧計は，人力により容易に持ち運びが可能な設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，想定される重大事故等時において，設計基準対処施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。酸素濃度計は及び二酸化炭素計は，人力により容易に持ち運びが

可能な設計とするとともに，付属の操作スイッチにより，使用場所で操作が可能な設計とする。

可搬型エリアモニタは，設計基準対象施設と兼用せず，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。可搬型エリアモニタは，人力により容易に持ち運びが可能な設計とするとともに，設置場所にて固定等が可能な設計とする。可搬型エリアモニタは，付属の操作スイッチにより，設置場所で操作が可能な設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備，負荷変圧器，交流分電盤及び可搬ケーブルは，設計基準対象施設と兼用せず，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，付属の操作スイッチにより，設置場所で使用するための操作が可能な設計とする。

負荷変圧器は遮断器を切替えることにより，給電の切替えが可能な設計とする。

可搬ケーブルは，人力による持ち運びが可能な設計とする。

3.18.1.1.7　試験検査

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。

対策本部の遮蔽並びに待機場所の遮蔽及び室内遮蔽は，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。

対策本部の高気密室，可搬型陽圧化空調機，可搬型外気取入送風機，陽圧化装置（空気ボンベ）及び二酸化炭素吸収装置並びに待機場所の可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置（空気ボンベ）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観の確認が可能な設計とする。

差圧計，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能なように，標準器等による模擬入力ができる設計とする。

可搬型エリアモニタは，校正用線源による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備，負荷変圧器，交流分電盤及び可搬ケーブルは，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観の確認が可能な設計とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

第 3.18－1 表　緊急時対策所の重大事故等対処設備の主要仕様

(1) 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）

a. 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室（6 号及び 7 号炉共用）

個　　数	1

b. 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽（6 号及び 7 号炉共用）

厚　　さ	[　　] mm 以上
材　　料	コンクリート

c. 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機（6 号及び 7 号炉共用）

台　　数	1（予備 1）	
容　　量	600m^3/h/台	
効　　率	高性能フィルタ	99.9%以上
	活性炭フィルタ	99.9%以上

d. 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機（6 号及び 7 号炉共用）

台　　数	2(予備 1)
風　　量	600m^3/h/台

e. 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ボンベ）（6 号及び 7 号炉共用）

台　　数	123
容　　量	47L／本
充填圧力	15MPa

f. 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置（6 号及び 7 号炉共用）

台　　数	1(予備 1)
風　　量	[　　] m^3/h/台
吸収剤能力	[　　] m^3/kg

g. 差圧計（対策本部）（6 号及び 7 号炉共用）

個　　数	1（予備 1※1）

h. 酸素濃度計（対策本部）（6 号及び 7 号炉共用）

個　　数	1（予備 1※1）
測定範囲	0～100%

i. 二酸化炭素濃度計（対策本部）（6 号及び 7 号炉共用）

個　　数	1（予備 1※1）
測定範囲	0～10,000ppm

j. 可搬型エリアモニタ（対策本部）（6 号及び 7 号炉共用）

種　　類	半導体
計測範囲	0.001～99.9mSv/h
個　　数	1（予備 1※1）

※1 「待機場所」と兼用

(2) 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）

a. 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽（6 号及び 7 号炉共用）

厚　　さ　　[redacted] mm 以上
材　　料　　コンクリート

b. 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽（6 号及び 7 号炉共用）

厚　　さ　　コンクリート [redacted] mm 相当以上
材　　料　　鉄，鉛等

c. 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機（6 号及び 7 号炉共用）

台　　数　　2（予備 1）
容　　量　　600m3/h/台
効　　率　　高性能フィルタ　99.9%以上
　　活性炭フィルタ　99.9%以上

d. 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ボンベ）（6 号及び 7 号炉共用）

台　　数　　1,792
容　　量　　47L／本
充填圧力　　15MPa

e. 差圧計（待機場所）（6 号及び 7 号炉共用）

個　　数　　1（予備 1※2）

f. 酸素濃度計（待機場所）（6 号及び 7 号炉共用）

個　　数　　1（予備 1※2）
測定範囲　　0～100%

g 二酸化炭素濃度計（待機場所）（6 号及び 7 号炉共用）

個　　数　　1（予備 1※2）
測定範囲　　0～10,000ppm

h. 可搬型エリアモニタ（待機場所）（6 号及び 7 号炉共用）

種　　類　　半導体
計測範囲　　0.001～99.9mSv/h
個　　数　　1（予備 1※2）

※1 「待機場所」と兼用
※2 「対策本部」と兼用

(3) 電源設備

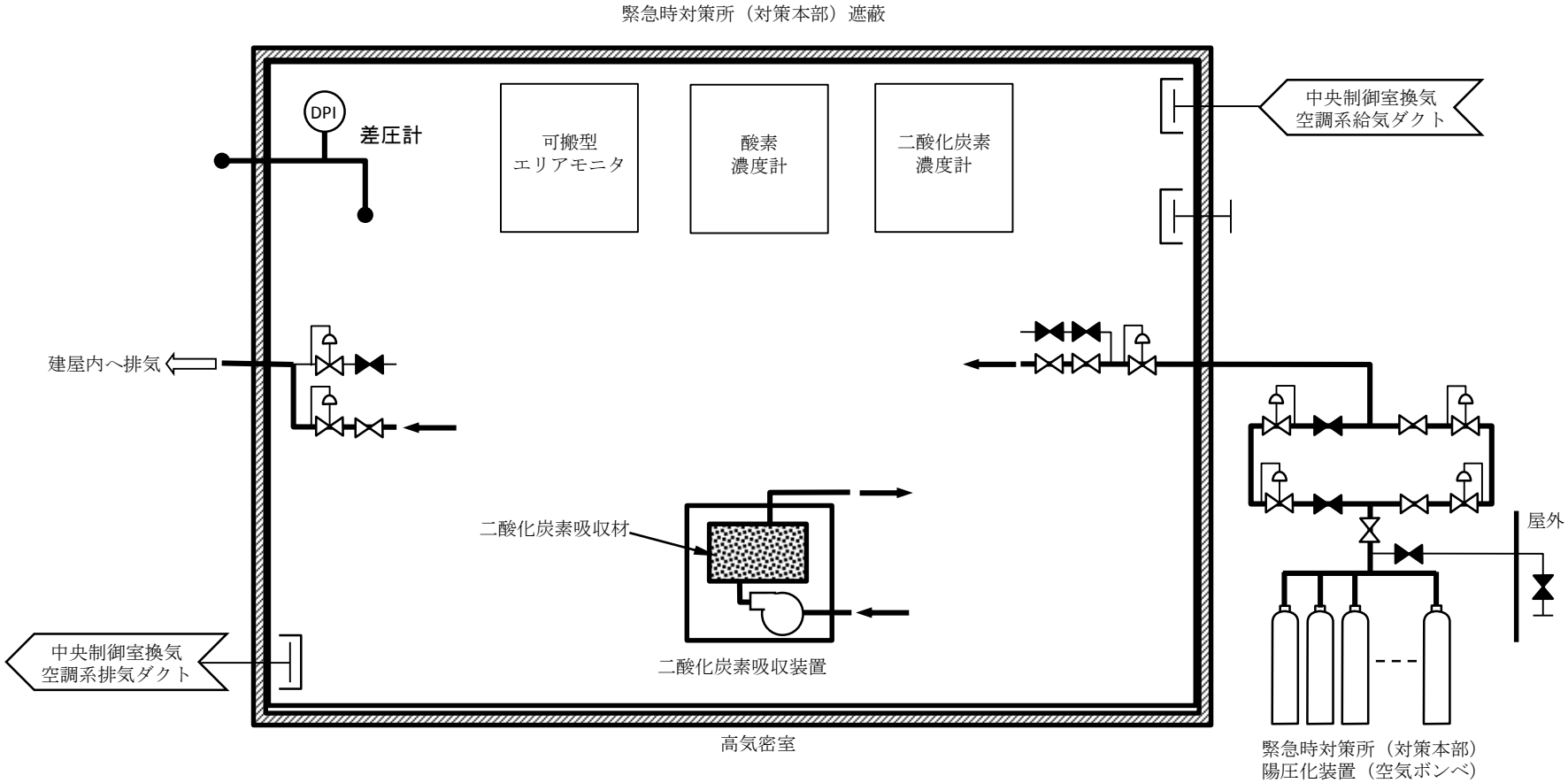
a. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（6号及び7号炉共用）

エンジン

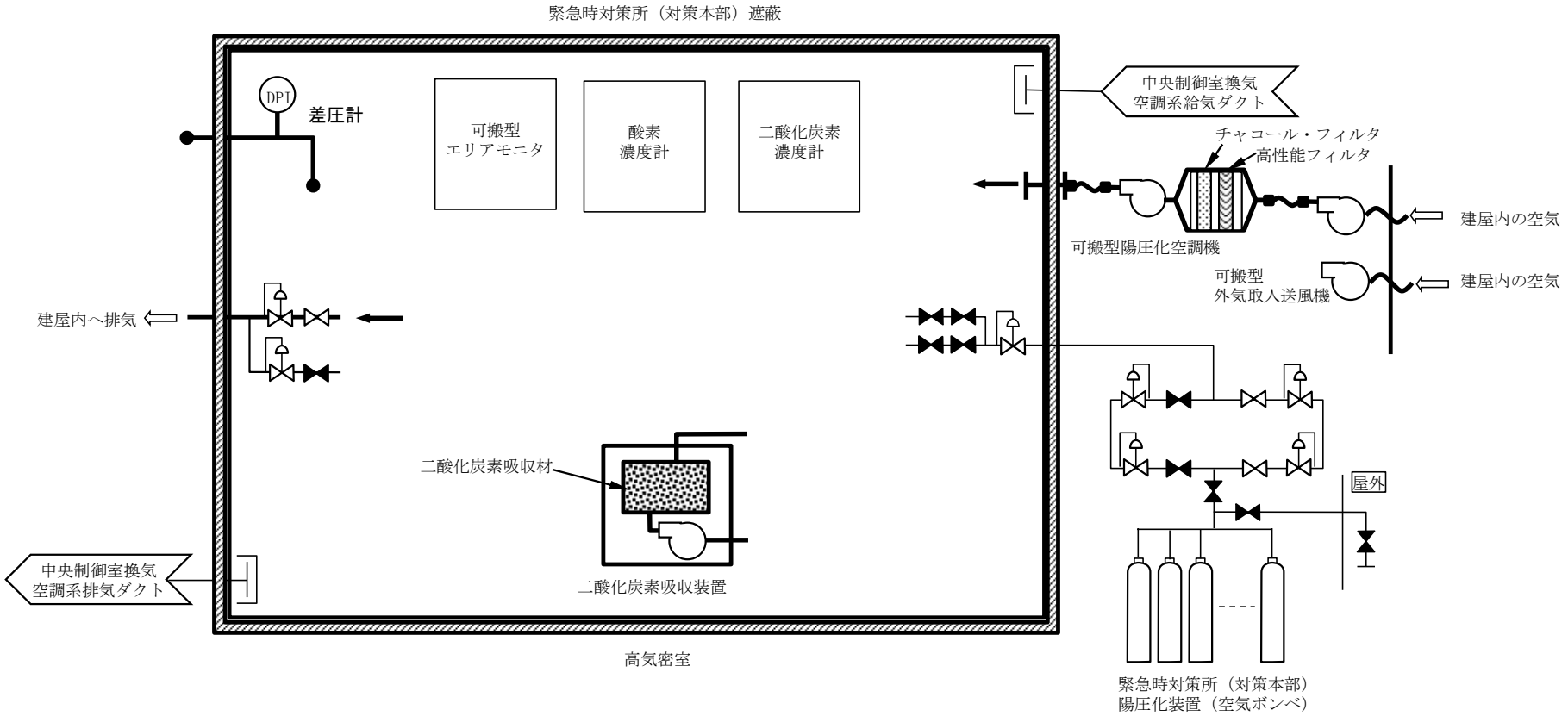
個　　数	2 （予備3）
使用燃料	軽油

発電機

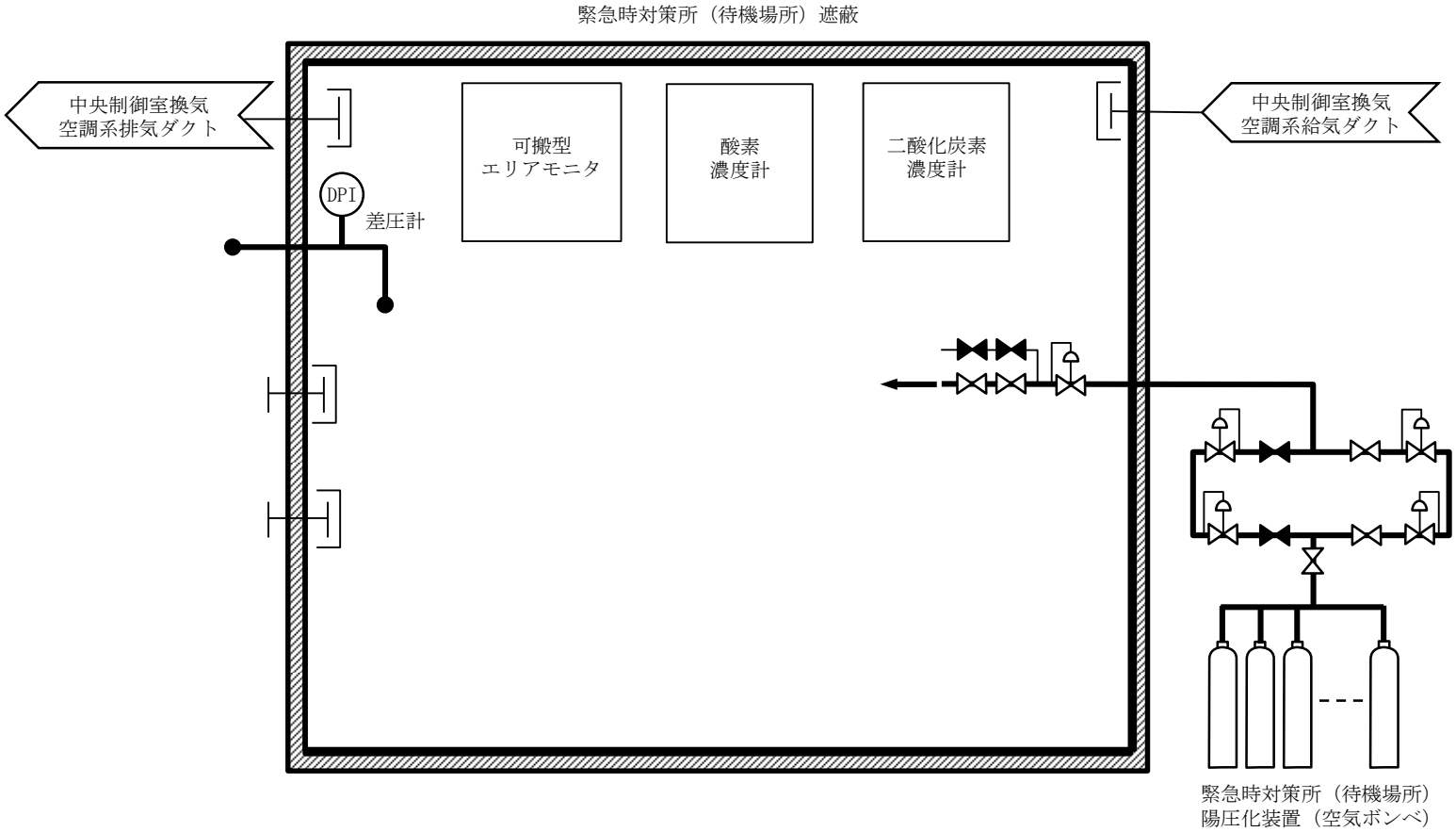
個　　数	2 （予備3）
種　　類	横軸回転界磁3相同期発電機
容　　量	約200kVA/台
力　　率	0.8
電　　圧	440V
周 波 数	50Hz



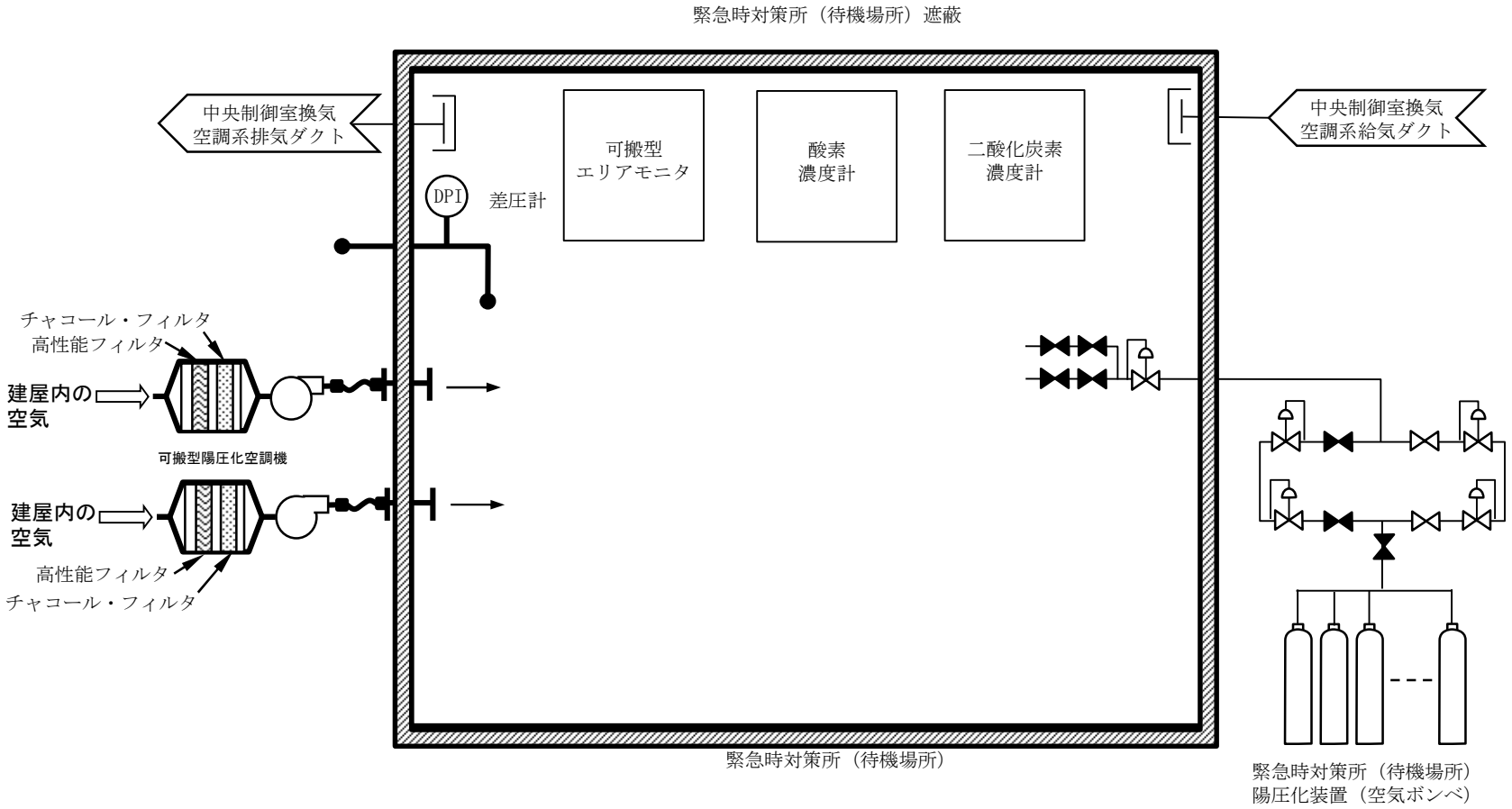
第 3.18－1 図　緊急時対策所（重大事故等時）系統概略図（陽圧化装置（空気ボンベ）（対策本部））



第 3.18－2 図　緊急時対策所（重大事故等時）系統概略図（可搬型陽圧化空調機（対策本部））



第 3.18－3 図　緊急時対策所（重大事故等時）系統概略図（陽圧化装置（空気ボンベ）（待機場所））



第 3.18－4 図　緊急時対策所（重大事故等時）系統概略図（可搬型陽圧化空調機（待機場所））

3.19　通信連絡を行うために必要な設備【62 条】

【設置許可基準規則】
（通信連絡を行うために必要な設備）
第六十二条　発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）
１　第６２条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
ａ）通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。

3.19.1　　適合方針

重大事故等が発生した場合において，発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備を設置又は保管する。

通信連絡設備の系統概要図を第 3.19-1 図に示す。

3.19.1.1　重大事故等対処設備

(1) 発電所内の通信連絡を行うための設備

重大事故等が発生した場合において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備（発電所内），5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送できる安全パラメータ表示システム（SPDS）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有するための通信連絡設備（発電所内）を設ける。

a.　通信連絡設備（発電所内）

重大事故等が発生した場合において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備（発電所内）として，衛星電話設備，無線連絡設備，携帯型音声呼出電話設備及び 5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンを設置又は保管する設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（可搬型）及び無線連絡設備のうち無線連絡設備（可搬型）は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管する設計とする。

携帯型音声呼出電話設備は，中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管する設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（常設）及び無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設）は，中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し，屋外に設置したアンテナと接続することにより，屋内で使用できる設計とする。また，衛星電話設備及び無線連絡設備のうち中央制御室内に設置する衛星電話設備（常設）及び無線連絡設備（常設）は，中央制御室待避室においても使用できる設計とする。

5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，5 号炉原子炉建屋屋外，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内及び 5 号炉中央制御室内に設置する設計とする。

衛星電話設備及び無線連絡設備のうち中央制御室内に設置する衛星電話設備（常設）及び無線連絡設備（常設）は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

衛星電話設備及び無線連絡設備のうち 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（常設）及び無線連絡設備（常設）は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。

5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（可搬型），無線連絡設備のうち無線連絡

設備（可搬型）及び携帯型音声呼出電話設備は，充電式電池又は乾電池を使用する設計とする。

充電式電池を用いるものについては，別の端末若しくは予備の充電式電池と交換することにより 7 日間以上継続して通話を可能とし，使用後の充電式電池は，中央制御室又は 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の電源から充電することができる設計とする。また，乾電池を用いるものについては，予備の乾電池と交換することにより，7 日間以上継続して通話ができる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・衛星電話設備（常設）（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するものは 6 号及び 7 号炉共用）
・衛星電話設備（可搬型）（6 号及び 7 号炉共用）
・無線連絡設備（常設）（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するものは 6 号及び 7 号炉共用）
・無線連絡設備（可搬型）（6 号及び 7 号炉共用）
・携帯型音声呼出電話設備（携帯型音声呼出電話機）（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するものは 6 号及び 7 号炉共用）
・5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン（6 号及び 7 号炉共用）
・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・可搬型代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.18　緊急時対策所）

その他，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

b.　安全パラメータ表示システム（SPDS）

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送するための設備として，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置は，コントロール建屋内に設置し，緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・安全パラメータ表示システム（SPDS）（データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置）（緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置は 6 号及び 7 号炉共用）

・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・可搬型代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備(6 号及び 7 号炉共用)
（3.18　緊急時対策所）

その他，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

c.　計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所内）

重大事故等が発生した場合に計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所内）は，「(1) a. 通信連絡設備（発電所内)」と同じである。

(2) 発電所外との通信連絡を行うための設備

重大事故等が発生した場合において，発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備（発電所外），発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有するための通信連絡設備（発電所外）を設ける。

a.　通信連絡設備（発電所外）

重大事故等が発生した場合において，発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備（発電所外）として，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。

衛星電話設備は，「(1) a.通信連絡設備（発電所内)」と同じである。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する設計とする。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・衛星電話設備（常設）（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するものは 6 号及び 7 号炉共用）
・衛星電話設備（可搬型）（6 号及び 7 号炉共用）
・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，IP-電話機及び IP-FAX）（6 号及び 7 号炉共用）
・常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・可搬型代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14　電源設備）
・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.18 緊急時対策所）

その他，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

b.　データ伝送設備

重大事故等が発生した場合において，発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる設備として，緊急時対策支援システム伝送装置で構成するデータ伝送設備を設置する設計とする。

データ伝送設備は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する設計とする。なお，データ伝送設備を構成する緊急時対策支援システム伝送装置は，「(1)b.安全パラメータ表示システム（SPDS)」と同じである。

c.　計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所外）

重大事故等が発生した場合に計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所外）は，「(2) a. 通信連絡設備（発電所外)」と同じである。

緊急時対策支援システム（ERSS）等へのデータ伝送の機能に係る設備及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の通信連絡機能に係る設備としての安全パラメータ表示システム（SPDS)，データ伝送設備，無線連絡設備，携帯型音声呼出電話設備，5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備については，固縛又は転倒防止処置を講じる等，基準地震動による地震力に対し，機能喪失しない設計とする。

通信連絡を行うために必要な設備の主要機器仕様を第 3.19－1 表及び第 3.19－2 表に示す。

非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については，「3.14　電源設備」に記載する。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備については，「3.18　緊急時対策所」に記載する。

非常用交流電源設備は，設計基準事故対処設備であるとともに，重大事故等時においても使用するため，「2.3　重大事故等対処設備の基本設計方針」のうち，多様性，位置的分散等を除く設計方針を適用する。非常用交流電源設備については「3.14 電源設備」にて記載する。

3.19.1.1.1　多様性，位置的分散

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（常設）の電源は，送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで，非常用交流電源設備及び充電器（蓄電池）からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また，無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）は，中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置することで，送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

携帯型音声呼出電話設備の電源は，送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，乾電池等を使用することで，非常用交流電源設備及び充電器（蓄電池）からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また，携帯型音声呼出電話設備は，中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管することで，送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンの電源は，送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで，非常用交流電源設備及び充電器（蓄電池）からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また，5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，5 号炉原子炉建屋屋外，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内及び 5 号炉中央制御室内に設置することで，送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

無線連絡設備のうち無線連絡設備（可搬型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（可搬型）の電源は，送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，充電式電池を使用することで，非常用交流電源設備及び充電器（蓄電池）からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また，無線連絡設備（可搬型）及び衛星電話設備（可搬型）は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管することで，送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

無線連絡設備，衛星電話設備，携帯型音声呼出電話設備及び 5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，異なる通信方式を使用し，共通要因によって同時に機能を損なわないよう多様性を有する設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の電源は，テレビ会議システム，専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで，非常用交流電源設備及び乾電池からの給電により使用するテレビ会議システム，専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）に対して多様性を有する設計とする。

コントロール建屋及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する安全パラ

メータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備の電源は，常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで，非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

電源設備の多様性，位置的分散については「3.14　電源設備」及び「3.18　緊急時対策所」にて記載する。

3.19.1.1.2 悪影響防止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設），衛星電話設備のうち衛星電話設備（常設），携帯型音声呼出電話設備，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備，安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，他の設備から独立した系統構成で使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

無線連絡設備のうち無線連絡設備（可搬型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（可搬型）は，他の設備と独立して使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.19.1.1.3　共用の禁止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する無線連絡設備（常設），5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（常設），5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備，安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備は，号炉の区分けなく通信連絡することで，必要な情報（相互のプラント状況，運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら，総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことができ，安全性の向上が図れることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。

また，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する無線連絡設備（常設），5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（常設），5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備，安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備は，共用により悪影響を及ぼさないよう，6 号及び 7 号炉に必要な容量を確保するとともに，号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。

3.19.1.1.4　容量等

基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。

携帯型音声呼出電話設備は，想定される重大事故等時において，発電所内の建屋内で必要な通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は，6 号及び 7 号炉で重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え，一式（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するものは 6 号及び 7 号炉共用）を保管する設計とする。

無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設）は，想定される重大事故等時において，

発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とする。

無線連絡設備のうち無線連絡設備（可搬型）は，想定される重大事故等時において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は，6 号及び 7 号炉で重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え，一式（6 号及び 7 号炉共用）を保管する設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（常設）は，想定される重大事故等時において，発電所内及び発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（可搬型）は，想定される重大事故等時において，発電所内及び発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を保管する設計とする。保有数は，6 号及び 7 号炉で重大事故等に対処するために必要な個数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え，一式（6 号及び 7 号炉共用）を保管する設計とする。

5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，対策要員が 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所と屋外のアクセスを円滑かつ安全に行うことができるようにするため，5 号炉原子炉建屋屋外，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内及び 5 号炉中央制御室内にそれぞれ設置する設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は，想定される重大事故等時において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は，想定される重大事故等時において，発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な個数を設置する設計とする。

データ伝送設備は，想定される重大事故等時において，発電所外の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。

3.19.1.1.5　環境条件等

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

携帯型音声呼出電話設備は，中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

携帯型音声呼出電話設備は，想定される重大事故等時において，発電所内の建屋内で使用し，使用場所で操作が可能な設計とする。

無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（常設）は，中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（常設）の操作は，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

無線連絡設備のうち無線連絡設備（可搬型）及び衛星電話設備のうち衛星電話設備（可搬型）は，発電所内の屋外で使用し，使用場所で操作が可能な設計とする。

5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，5 号炉原子炉建屋屋外，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内及び 5 号炉中央制御室内に設置し，想定される重大事故等時に

おける環境条件を考慮した設計とする。また，設置場所で操作が可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置は，コントロール建屋内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ伝送装置は，想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち緊急時対策支援システム伝送装置は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。緊急時対策支援システム伝送装置は，想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち SPDS 表示装置は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDS 表示装置の操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

データ伝送設備は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ伝送設備は，想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。

3.19.1.1.6　操作性の確保

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（常設），無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設）及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし，付属の操作スイッチにより，設置場所で操作が可能な設計とする。

無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設）は，中央制御室待避室で使用する場合，切替スイッチを操作することにより，速やかに切り替えられる設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（可搬型），無線連絡設備のうち無線連絡設備（可搬型）及び携帯型音声呼出電話設備は，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とし，人が携行して移動し，付属の操作スイッチにより，使用場所で操作が可能な設計とする。

携帯型音声呼出電話設備は，端末である携帯型音声呼出電話機と中継用ケーブルドラム及び専用接続箱内の端子の接続を簡便な端子接続とし，接続規格を統一することにより，使用場所において確実に接続できる設計とする。また，乾電池等の交換も含め容易に操作ができるとともに，通信連絡をする必要のある場所と確実に通信連絡が可能な設計とする。

5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンのうち 5 号炉原子炉建屋屋外に設置するインターフォンは，付属の操作スイッチにより，設置場所で操作が可能な設計とする。また，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び 5 号炉中央制御室内に設置するインタ

ーフォンは，一般的な電話機と同様の構造を有し，受話器部分を持ち上げることで5号炉原子炉建屋屋外のインターフォンと通信連絡が可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備は，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置，安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち緊急時対策支援システム伝送装置及びデータ伝送設備は，常時伝送を行うため，通常操作を必要としない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち SPDS 表示装置は，付属の操作スイッチにより5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内で操作が可能な設計とする。

3.19.1.1.7　試験検査

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

無線連絡設備，衛星電話設備，携帯型音声呼出電話設備，5号炉屋外緊急連絡用インターフォン，安全パラメータ表示システム（SPDS），統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備及びデータ伝送設備は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。

第 3.19－1 表　通信連絡を行うために必要な設備（常設）の主要機器仕様

(1) 無線連絡設備

無線連絡設備（常設）(6 号及び 7 号炉共用)

兼用する設備は以下のとおり。

・緊急時対策所（通常運転時等）
・緊急時対策所（重大事故等時）
・通信連絡設備（通常運転時等）

使用回線　　無線系回線
個　　数　　一式

無線連絡設備（常設）

兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室（重大事故等時）
・通信連絡設備（通常運転時等）

使用回線　　無線系回線
個　　数　　一式

(2) 衛星電話設備

衛星電話設備（常設）(6 号及び 7 号炉共用)

兼用する設備は以下のとおり。

・緊急時対策所（通常運転時等）
・緊急時対策所（重大事故等時）
・通信連絡設備（通常運転時等）

使用回線　　衛星系回線
個　　数　　一式

衛星電話設備（常設）

兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室（重大事故等時）
・通信連絡設備（通常運転時等）

使用回線　　衛星系回線
個　　数　　一式

(3) 安全パラメータ表示システム（SPDS）

兼用する設備は以下のとおり。

・計装設備（重大事故等対処設備）
・緊急時対策所（通常運転時等）
・緊急時対策所（重大事故等時）
・通信連絡設備（通常運転時等）

a.　データ伝送装置

使用回線　　有線系回線及び無線系回線
個　　数　　一式

b.　緊急時対策支援システム伝送装置（6 号及び 7 号炉共用）

使用回線　　有線系回線及び無線系回線
個　　数　　一式

c.　SPDS 表示装置（6 号及び 7 号炉共用）

個　　数　　一式

(4) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（6 号及び 7 号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・緊急時対策所（通常運転時等）

・緊急時対策所（重大事故等時）

・通信連絡設備（通常運転時等）

a. テレビ会議システム（6 号及び 7 号炉共用）

使用回線　　有線系回線及び衛星系回線

個　　数　　一式

b. IP－電話機（6 号及び 7 号炉共用）

使用回線　　有線系回線及び衛星系回線

個　　数　　一式

c. IP－FAX（6 号及び 7 号炉共用）

使用回線　　有線系回線及び衛星系回線

個　　数　　一式

(5) データ伝送設備（6 号及び 7 号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・通信連絡設備（通常運転時等）

a. 緊急時対策支援システム伝送装置（6 号及び 7 号炉共用）

使用回線　　有線系回線及び衛星系回線

個　　数　　一式

(6) 5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン（6 号及び 7 号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・緊急時対策所（重大事故等時）

a. インターフォン

使用回線　　有線系回線

個　　数　　一式

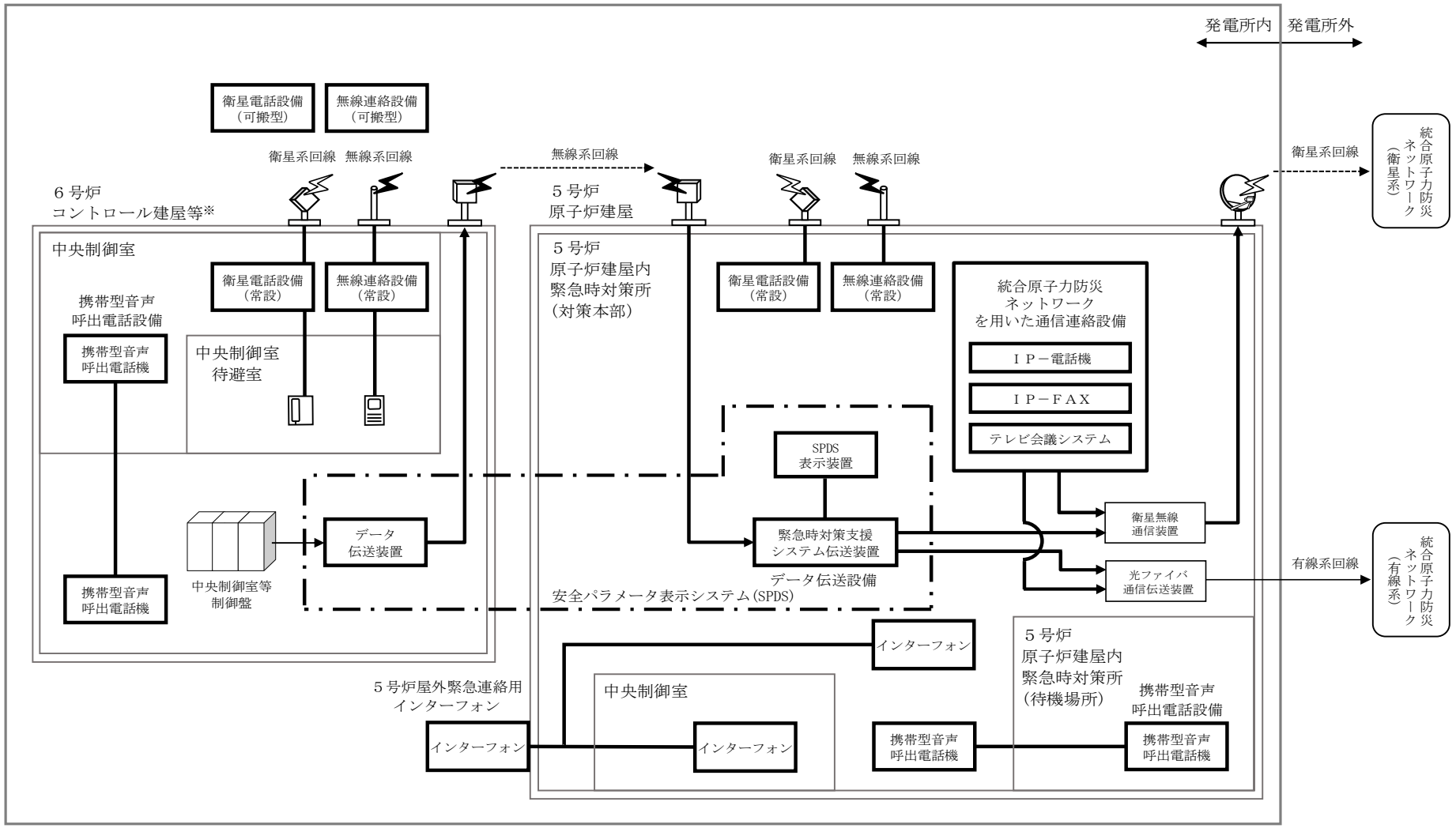
第 3.19－2 表　通信連絡を行うために必要な設備（可搬型）の主要機器仕様

(1) 携帯型音声呼出電話設備（6 号及び 7 号炉共用）
兼用する設備は以下のとおり。
・緊急時対策所（通常運転時等）
・緊急時対策所（重大事故等時）
・通信連絡設備（通常運転時等）
a.　携帯型音声呼出電話機（6 号及び 7 号炉共用）
使用回線　　有線系回線
個　　数　　一式

(2) 携帯型音声呼出電話設備
兼用する設備は以下のとおり。
・通信連絡設備（通常運転時等）
a.　携帯型音声呼出電話機
使用回線　　有線系回線
個　　数　　一式

(3) 無線連絡設備
無線連絡設備（可搬型）（6 号及び 7 号炉共用）
兼用する設備は以下のとおり。
・緊急時対策所（通常運転時等）
・緊急時対策所（重大事故等時）
・通信連絡設備（通常運転時等）
使用回線　　無線系回線
個　　数　　一式

(4) 衛星電話設備
衛星電話設備（可搬型）（6 号及び 7 号炉共用）
兼用する設備は以下のとおり。
・緊急時対策所（通常運転時等）
・緊急時対策所（重大事故等時）
・通信連絡設備（通常運転時等）
使用回線　　衛星系回線
個　　数　　一式



※：７号炉も同様

第 3.19－1 図　通信連絡設備系統概要図

3.20　原子炉圧力容器

3.20.1　重大事故等対処設備

原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む。）については，重大事故に至るおそれのある事故時において，重大事故等対処設備としてその健全性を確保できる設計とする。

また，炉心支持構造物については，重大事故に至るおそれのある事故時において，原子炉冷却材の流路が確保されるよう，炉心形状を維持する設計とする。

原子炉圧力容器（重大事故等時）の主要仕様を第3.20－1表に示す。

3.20.1.1　悪影響防止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

原子炉圧力容器は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.20.1.2　環境条件等

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

原子炉圧力容器は，原子炉格納容器内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

重大事故等対処設備による原子炉圧力容器への注水は，淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお，可能な限り淡水を優先し，海水通水を短期間とすることで，設備への影響を考慮する。

3.20.1.3　試験検査

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉圧力容器は，通常の系統構成により，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。

第3.20－1表　原子炉圧力容器（重大事故等時）主要仕様

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉圧力容器（通常運転時等）

最高使用圧力		8.62MPa［gage］
最高使用温度		302℃
材　　料	母　　材	JIS G 3120（圧力容器用調質型マンガン・モリブデン鋼及びマンガン・モリブテン・ニッケル鋼鋼板2種）及びJIS G 3204（圧力容器用調質型合金鋼鍛鋼品）
	内　　張	ステンレス鋼及び高ニッケル合金

3.21　原子炉格納容器

3.21.1　重大事故等対処設備

原子炉格納容器は，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度を超える可能性があるが，設計基準対象施設としての最高使用圧力の 2 倍の圧力及び 200℃の温度以下で閉じ込め機能を損なわない設計とする。

また，原子炉格納容器内に設置される真空破壊装置は，想定される重大事故等時において，ドライウェル圧力がサプレッション・チェンバ圧力より低下した場合に圧力差により自動的に働き，サプレッション・チェンバのプール水逆流並びにドライウェルとサプレッション・チェンバの差圧によるダイヤフラム・フロア及び原子炉圧力容器基礎の破損を防止できる設計とする。

原子炉格納容器（重大事故等時）の主要仕様を第 3.21－1 表に示す。

3.21.1.1　悪影響防止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

原子炉格納容器は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.21.1.2　　環境条件等

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

原子炉格納容器は，原子炉区域内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また，原子炉格納容器は，想定される重大事故等時における原子炉格納容器の閉じ込め機能を損なわないよう，原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

重大事故等対処設備による原子炉圧力容器への注水，ドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内へのスプレイ並びに原子炉格納容器下部への注水は，淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお，可能な限り淡水を優先し，海水通水を短期間とすることで，設備への影響を考慮する。

3.21.1.3　試験検査

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉格納容器は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。

第 3.21－1 表　原子炉格納容器（重大事故等時）主要仕様

兼用する設備は以下のとおり。

・一次格納施設

形　　式	圧力抑制形	
最高使用圧力	310kPa[gage]	
	約 620kPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）	
最高使用温度	ドライウェル	171℃
	サプレッション・チェンバ	104℃
材　　料		
本　体		鉄筋コンクリート
鋼製ライナ		炭素鋼及びステンレス鋼
ドライウェル・ヘッド		炭素鋼

3.22　燃料貯蔵設備

3.22.1　重大事故等対処設備

使用済燃料プールは，残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合において，燃料の貯蔵機能を確保する設計とする。また，使用済燃料プールに接続する配管の破損等により，使用済燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象によるプール水の漏えいが発生した場合に，漏えいの継続を防止するため，ディフューザ配管上部にサイフォンブレーク孔を設ける設計とする。

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合及び使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に，臨界にならないよう配慮した使用済燃料貯蔵ラックの形状により臨界を防止できる設計とする。

使用済燃料プール（重大事故等時）の主要仕様を第 3.22－1 表に示す。

3.22.1.1　悪影響防止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

使用済燃料プールは，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.22.1.2　　環境条件等

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

使用済燃料プールは，原子炉建屋原子炉区域内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水は，淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお，可能な限り淡水を優先し，海水通水を短期間とすることで，設備への影響を考慮する。

3.22.1.3　試験検査

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

使用済燃料プールは，漏えいの有無等の確認が可能な設計とする。

第 3.22－1 表　使用済燃料プール（重大事故等時）主要仕様

兼用する設備は以下のとおり。

・使用済燃料プール（通常運転時等）

(1) 種　　類		ステンレス鋼内張りプール形 （ラック貯蔵方式）
(2) 貯蔵能力		6 号炉：6 号炉全炉心の約 390%相当分 7 号炉：7 号炉全炉心の約 390%相当分

3.23　非常用取水設備

3.23.1　重大事故等対処設備

非常用取水設備の海水貯留堰，スクリーン室，取水路，補機冷却用海水取水路及び補機冷却用海水取水槽は，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

非常用取水設備（重大事故等時）の主要仕様を第 3.23－1 表に示す。

3.23.1.1　悪影響防止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

海水貯留堰，スクリーン室，取水路，補機冷却用海水取水路及び補機冷却用海水取水槽は，通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.23.1.2　共用の禁止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

非常用取水設備である海水貯留堰，スクリーン室及び取水路は，共用により他号炉の海水取水箇所も使用することで安全性の向上が図れることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。

これらの設備は，共用により悪影響を及ぼさないよう，6 号及び 7 号炉に必要な取水容量を十分に有する設計とする。なお，海水貯留堰，スクリーン室及び取水路は，重大事故等時のみ 6 号及び 7 号炉共用とする。

3.23.1.2　環境条件等

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

海水貯留堰，スクリーン室，取水路，補機冷却用海水取水路及び補機冷却用海水取水槽は，想定される重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

海水貯留堰は，鋼製構造物であり，海水中に設置するため，防食等により腐食を防止する設計とする。

スクリーン室，取水路，補機冷却用海水取水路及び補機冷却用海水取水槽は，コンクリート構造物であり，常時海水を通水するため，腐食を考慮して鉄筋に対して十分なかぶり厚さを確保する設計とする。

3.23.1.3　試験検査

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

海水貯留堰は，機能・性能の確認が可能な設計とする。

スクリーン室，取水路，補機冷却用海水取水路，補機冷却用海水取水槽は，外観の確認が可能な設計とする。

第 3.23－1 表　非常用取水設備（重大事故等時）主要仕様

(1) 海水貯留堰（重大事故等時のみ 6 号及び 7 号炉共用）
兼用する設備は以下のとおり。
・浸水防護設備
・非常用取水設備（通常運転時等）
種　　類　　貯留堰
個　　数　　2

(2) スクリーン室（重大事故等時のみ 6 号及び 7 号炉共用，既設）
兼用する設備は以下のとおり。
・非常用取水設備（通常運転時等）
種　　類　　鉄筋コンクリート函渠
個　　数　　2

(3) 取水路（重大事故等時のみ 6 号及び 7 号炉共用，既設）
兼用する設備は以下のとおり。
・非常用取水設備（通常運転時等）
種　　類　　鉄筋コンクリート函渠
個　　数　　2

(4) 補機冷却用海水取水路
種　　類　　鉄筋コンクリート函渠
個　　数　　1

(5) 補機冷却用海水取水槽
種　　類　　鉄筋コンクリート取水槽
個　　数　　3

3.24　原子炉建屋原子炉区域

3.24.1　重大事故等対処設備

原子炉区域は，重大事故等時においても，非常用ガス処理系により，内部の負圧を確保することができる設計とする。原子炉区域の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋ブローアウトパネルは，閉状態の維持又は開放時に再閉止が可能な設計とする。

また，原子炉建屋ブローアウトパネルは，原子炉格納容器外での配管破断事故時に原子炉区域の圧力が上昇し，原子炉建屋ブローアウトパネルの開放設定圧力に到達した場合に開放する機能を有する設計とする。

原子炉建屋原子炉区域（重大事故等時）の主要仕様を第3.24－1表に示す。

3.24.1.1　悪影響防止

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

原子炉区域は，設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等時においても使用するため，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また，原子炉建屋ブローアウトパネルは，誤開放しない設計又は開放した場合においても速やかに閉止できる設計とし，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.24.1.2　環境条件等

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

原子炉区域は，想定される重大事故等時における原子炉区域内及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。

3.24.1.3　操作性の確保

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，遠隔又は現場において，手動で閉止できる設計とする。

3.24.1.4　試験検査

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉区域は，発電用原子炉運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

第3.24－1表　原子炉建屋原子炉区域（重大事故等時）主要仕様

構　造	鉄筋コンクリート造（一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造，ブローアウトパネル付き）	
形　状	直方体	
寸　法	たて横	約56m×約59m
	全　高	約58m
気密度	建物内空間容積の50%/d以下（6.4mmAqの負圧時）	

添付資料　個別設備の設計方針の添付資料

目次

3.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
3.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
3.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
3.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
3.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
3.6　原子炉格納容器内の冷却等のための設備
3.7　原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備
3.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
3.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
3.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
3.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備
3.14 電源設備
3.15 計装設備
3.16 原子炉制御室
3.17 監視測定設備
3.18 緊急時対策所
3.19 通信連絡を行うために必要な設備
3.20 原子炉圧力容器
3.21 原子炉格納容器
3.22 燃料貯蔵設備
3.23 非常用取水設備
3.24 原子炉建屋原子炉区域

3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備【44 条】

【設置許可基準規則】

（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）

第四十四条　発電用原子炉施設には，運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象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，発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）

1　第44条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは，発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず，原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。

2　第44条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

(1) BWR

a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路（ARI）を整備すること。

b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に，原子炉出力を制御するため，原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。

c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を整備すること。

(2) PWR

a）上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に，原子炉出力を抑制するため，補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。

b）上記１の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」には，化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。

3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

3.1.1　設置許可基準規則第 44 条への適合方針

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象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，発電用原子炉を未臨界に移行するための設備として，ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）(ARI)，ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)，及び，ほう酸水注入系（SLC）を設ける。

(1)　ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）(設置許可基準規則解釈の第 2 項(1)a))

多重化された原子炉緊急停止系から独立した ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を設け，原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 2）の信号により全制御棒を挿入させることができる設計とする。なお，スクラム失敗時は手動により ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を動作させることができる設計とする。

また，ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により作動する制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットについて，発電用原子炉を未臨界にする設計とする。

(2)　ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）(設置許可基準規則解釈の第 2 項(1)b))

多重化された原子炉緊急停止系から独立した ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）を設けることにより，原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 3）の信号により，原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台を自動トリップできる設計とし，原子炉水位低（レベル 2）の信号により，原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台を自動トリップできる設計とする。なお，スクラム失敗時は手動により原子炉冷却材再循環ポンプをトリップさせることができる設計とする。

(3)　ほう酸水注入系(設置許可基準規則解釈の第 2 項(1)c))

原子炉緊急停止系の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として，ほう酸水注入系を使用する。

ほう酸水注入系は，発電用原子炉を十分未臨界にするための反応度制御能力を有する設計とする。

また，重大事故等時において原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると，高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され，出力の急激な上昇につながるため，自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する設計とする。

（これについては「3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（設置許可基準規則第 46 条に対する設計方針を示す章)」で示す。）

なお，緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための自主対策設備として，以下を整備する。

(4) 手動スクラムボタン

手動スクラムボタンを操作することで，制御棒のスクラム動作が可能であることから，手動スクラムボタンを整備している。

(5) 原子炉モードスイッチ「停止」

原子炉モードスイッチを「停止」位置に切り替えることで，制御棒のスクラム動作が可能であることから，原子炉モードスイッチを整備している。

(6) スクラムテストスイッチ

スクラムテストスイッチを操作することで，制御棒のスクラム動作が可能であることから，スクラムテストスイッチを整備している。

(7) 原子炉緊急停止系電源スイッチ

原子炉緊急停止系電源スイッチを操作することでスクラムパイロット弁電磁コイルの電源を遮断し，制御棒のスクラム動作が可能であることから，原子炉緊急停止系電源スイッチを整備している。

(8) 制御棒操作監視系，制御棒駆動機構（電動駆動）

スクラムテストスイッチ若しくは原子炉緊急停止系電源スイッチの操作により制御棒を水圧駆動で挿入完了するまでの間，又はこれらの操作が実施できない場合に，電動駆動で制御棒を挿入する手段として有効であることから，制御棒操作監視系，制御棒駆動機構（電動駆動）を整備している。なお，電動駆動で制御棒を挿入する手段には原子炉スクラム信号又は代替制御棒挿入機能作動信号による制御棒の自動挿入及び制御棒操作監視系にて選択した制御棒の手動挿入がある。

(9) 給水制御系，給水系（原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系

給水系（原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系による発電用原子炉への給水量の調整により，原子炉水位を低下でき，発電用原子炉の出力抑制を行えることから，給水制御系，給水系（原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系を整備している。

3.1.2　重大事故等対処設備

3.1.2.1　ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

3.1.2.1.1　設備概要

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず，原子炉出力，原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合に，発電用原子炉を未臨界にするため代替制御棒挿入を行うための機能である。

本系統は，検出器（原子炉圧力及び原子炉水位），論理回路及び代替制御棒挿入機能用電磁弁で構成し，原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 2）の場合に，代替制御棒挿入信号を発信する回路で構成する。原子炉圧力高及び原子炉水位低（レベル 2）の検出器を多重化し，原子炉圧力高は 2 out of 3 論理にて，原子炉水位低（レベル 2）は 2 out of 4 論理にて，作動回路が自動的に信号を発信するよう，信頼性向上を図る設計とする。

また，中央制御室の手動スイッチにより，代替制御棒挿入信号を発信する回路を作動することが可能な設計とする。

なお，ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）により作動する制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットについても，重大事故等対処設備として整備する。本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表3.1-1に示す。

表 3.1-1　ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）【常設】 上記 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）にて作動する設備として，以下の設備を整備する。 制御棒【常設】 制御棒駆動機構（水圧駆動）【常設】 制御棒駆動系水圧制御ユニット【常設】
附属設備	－
水源	－
流路	制御棒駆動系配管【常設】
注水先	－
電源設備※1	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備※2	平均出力領域モニタ【常設】 起動領域モニタ【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 44-2 に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器の破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

なお，ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，以降，代替制御棒挿入機能という。

3.1.2.1.2　主要設備の仕様

図 3.1-1 に代替制御棒挿入機能の説明図を示す。

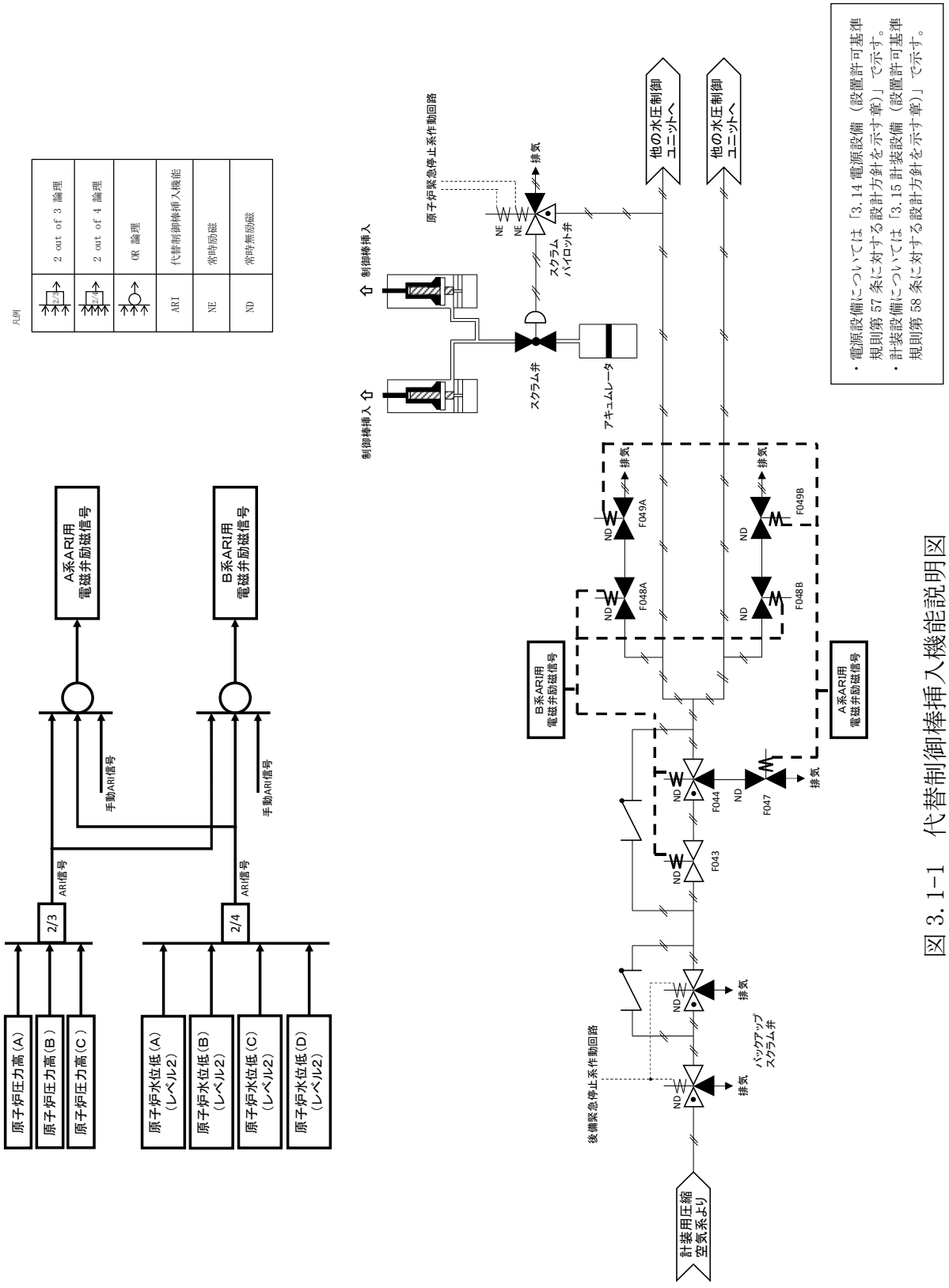


図 3.1-1　代替制御棒挿入機能説明図

主要機器の仕様を以下に示す。

(1)制御棒

種類	：十字形
中性子吸収材	：ボロンカーバイド粉末
有効長さ	：約 3.6m
個数	：205
取付箇所	：原子炉格納容器内(原子炉圧力容器内)

(2) 制御棒駆動機構（水圧駆動）

最高使用圧力	：8.62MPa[gage]
最高使用温度	：302℃
個数	：205
取付箇所	：原子炉格納容器内

(3) 制御棒駆動系水圧制御ユニット（アキュムレータ）

種類	：たて置円筒形
容量	：66L/個
最高使用圧力	：18.6MPa[gage]
最高使用温度	：66℃
個数	：103
取付箇所	：原子炉建屋地下 3 階

3.1.2.1.3　設置許可基準規制第 43 条への適合方針

3.1.2.1.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

代替制御棒挿入機能は，中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域内の環境条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.1-2 に示すような設計とする。

また，制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，原子炉格納容器内及び原子炉建屋原子炉区域内に設置される設備であることから，その機能を期待される重大事故等時の原子炉格納容器内及び原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.1-2 に示す設計とする。

(44-3)

表 3.1-2　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉格納容器内，中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉格納容器内，中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替制御棒挿入機能は，検出器を多重化し作動回路が2 out of 4論理若しくは2 out of 3論理にて自動的に信号を発信するよう，信頼性向上を図る設計とする。

なお，中央制御室にて，制御棒挿入状態の確認によりスクラムが失敗していることが確認された場合は，中央制御室の制御盤にて手動による代替制御棒挿入機能の操作が可能な設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり，運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，操作対象については銘板を付けることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。以下の表 3.1-3 に操作対象機器を示す。

また，想定される重大事故等が発生した場合において，制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，操作不要な設計とする。

(44-3)

表 3.1-3　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
代替制御棒挿入機能用電磁弁	無励磁→励磁	中央制御室	スイッチ操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替制御棒挿入機能は，制御棒挿入機能の作動信号を発信する設備であり，運転中に試験又は検査を実施する場合には，過大な出力変動等によりプラントに外乱を与える可能性があり，かつ，試験中又は検査中は代替制御棒挿入機能自体が維持できない状態となるため，表 3.1-4 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。機能・性能の確認として，模擬入力による論理回路の動作確認，校正及び設定値確認が可能な設計とする。

(44-5)

表 3.1-4　代替制御棒挿入機能の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	論理回路の動作確認 設定値確認 計器校正

制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，表 3.1-5 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能試験，分解検査及び外観検査を実施することで，機能・性能の確認が可能な設計とする。

制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，機能・性能試験として，制御棒を全引抜き位置からスクラムスイッチによりスクラムさせ，スクラム時間について性能の確認を行うことが可能な設計とする。

また，分解検査として，浸透探傷試験により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことについて，制御棒駆動機構（水圧駆動），制御棒駆動系水圧制御ユニット部品の表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

制御棒は，外観検査として，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことについて，表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

(44-5)

表 3.1-5　制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットの試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	スクラム性能の確認
	分解検査	制御棒駆動機構（水圧駆動），制御棒駆動系水圧制御ユニット部品の表面状態を，試験及び目視により確認
	外観検査	制御棒外観の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替制御棒挿入機能は，重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

また，制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，本来の用途以外の用途として使用するための切替えが不要であり，制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットの使用にあたり切り替えせずに使用できる設計とする。

(44-4)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替制御棒挿入機能は，他の設備に悪影響を及ぼさないよう以下の措置を講じる設計とする。

代替制御棒挿入機能は，検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで設計基準事故対処設備である多重化された原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており，多重化された原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。

多重化された原子炉緊急停止系と代替制御棒挿入機能の電源は，遮断器又はヒューズによる電気的な分離をすることで多重化された原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。

また，制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用可能とする。

(44-3, 44-4, 44-8)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

代替制御棒挿入機能の手動回路について，操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.1-6 に示す。代替制御棒挿入機能用電磁弁は，中央制御室で操作を行う設計としており，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

なお，制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，原子炉格納容器内及び原子炉建屋原子炉区域内に設置されている設備であるが，代替制御棒挿入機能による信号にて動作可能であり，制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットについては操作不要な設計とする。

(44-3)

表 3.1-6　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
代替制御棒挿入機能用電磁弁	原子炉建屋地下 3 階	中央制御室

3.1.2.1.3.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ｉ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

代替制御棒挿入機能は，原子炉圧力上昇及び原子炉水位低下に至る ATWS 事象の発生時に，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，発電用原子炉を未臨界にするためのシステムである。このため，スクラム失敗時に作動するシステムであることを考慮し，「原子炉圧力高」信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。また，原子炉水位低（レベル 3）信号発生時のスクラム失敗時に作動するシステムであることを考慮し，「原子炉水位低（レベル 2）」信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，発電用原子炉を未臨界にすることが可能な能力を有する設計とする。また，アキュムレータの容量にて全ての制御棒を全挿入することが可能な駆動水を有する容量とし，設計基準対象施設の容量等の仕様が，系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で，設計基準対象施設の容量等と同仕様の設計とする。

(44-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ｉ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替制御棒挿入機能は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

また，制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替制御棒挿入機能は，検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで多重化された原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており，地震，火災，溢水等の主要な共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

代替制御棒挿入機能の論理回路はアナログ回路であるが，多重化された原子炉緊急停止系の論理回路はディジタル回路で構築されており，多様性を有する設計とする。

多重化された原子炉緊急停止系と代替制御棒挿入機能の電源は，遮断器又はヒューズによる電気的な分離をすることで多重化された原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能が損なわれない設計とする。

(44-3, 44-4, 44-8)

3.1.2.2　ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）

3.1.2.2.1　設備概要

ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は，発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず，原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合に，原子炉出力を制御するため，原子炉冷却材再循環ポンプを停止させることを目的とした機能である。

本系統は，検出器（原子炉圧力及び原子炉水位），論理回路及び原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置(停止に必要な部位)で構成する。本系統の目的は，原子炉冷却材再循環ポンプを停止させることであるが，ABWR の原子炉冷却材再循環ポンプは慣性が小さく，10 台全台を同時に停止させると冷却能力の低下を招くことから，原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 3）の信号により，原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台を自動停止し，原子炉水位低（レベル 2）の信号により，原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台を自動停止する設計とする。原子炉圧力高及び原子炉水位低（レベル 2）の検出器を多重化し，原子炉圧力高及び原子炉水位低（レベル 3）は 2 out of 3 論理にて，原子炉水位低（レベル 2）は 2 out of 4 論理にて，作動回路が自動的に信号を発信するよう，信頼性向上を図る設計とする。

また，中央制御室の手動スイッチにより，原子炉冷却材再循環ポンプを停止することが可能な設計とする。本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.1-7 に示す。

表 3.1-7　ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）【常設】
附属設備	－
水源	－
流路	－
注水先	－
電源設備※1	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備※2	平均出力領域モニタ【常設】 起動領域モニタ【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 44-2 に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器の破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

なお，ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）は，以降，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能という。

3.1.2.2.2　主要設備の仕様

図 3.1-2 に代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の説明図を示す。

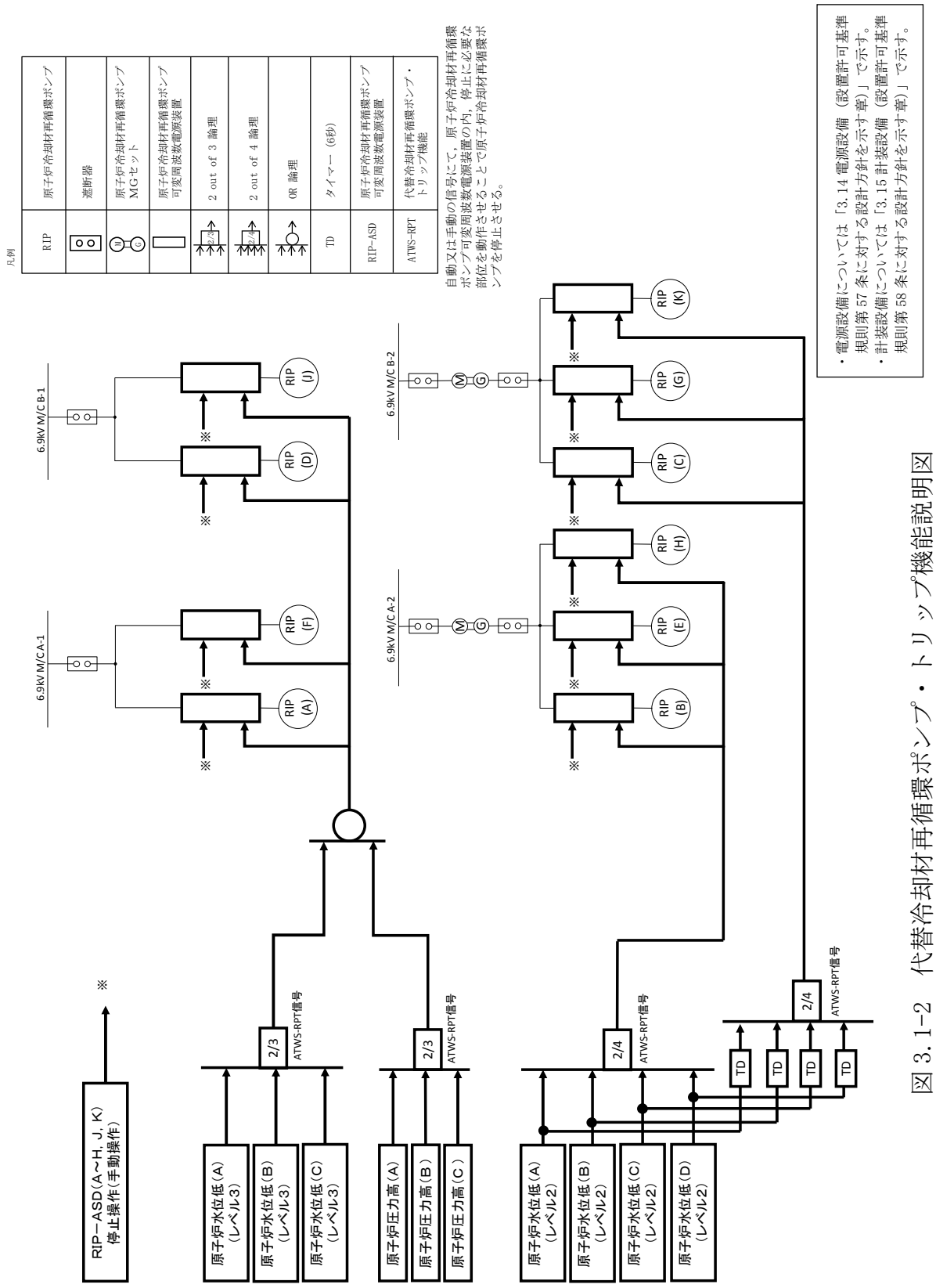


図 3.1-2　代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能説明図

3.1.2.2.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.1.2.2.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は，中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域内の環境条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.1-8 に示すような設計とする。

(44-3)

表 3.1-8　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は，検出器を多重化し，作動回路が2 out of 4 論理若しくは2 out of 3 論理にて自動的に信号を発信するよう，信頼性向上を図る設計とする。

なお，中央制御室の制御盤にて手動により原子炉冷却材再循環ポンプを停止させることが可能な設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり，運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，操作対象については銘板を付けることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。以下の表3.1-9に操作対象機器を示す。

(44-3)

表 3.1-9　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置	起動→停止	中央制御室	スイッチ操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は，原子炉冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の作動信号を発信する設備であり，運転中に試験又は検査を実施する場合には，過大な出力変動等によりプラントに外乱を与える可能性があり，かつ，試験中又は検査中は機能自体が維持できない状態となるため，表 3.1-10 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。機能・性能の確認として，模擬入力による論理回路の動作確認，校正及び設定値確認が可能な設計とする。

(44-5)

表 3.1-10　代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	論理回路の動作確認 設定値確認 計器校正

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は，重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

(44-4)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は，他の設備に悪影響を及ぼさないよう以下の措置を講じる設計とする。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は，検出器から原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで設計基準事故対処設備である多重化された原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており，多重化された原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。

多重化された原子炉緊急停止系と代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の電源は，遮断器又はヒューズによる電気的な分離をすることで多重化された原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。

(44-3, 44-8)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は，現場における操作が不要な設計

とする。

なお，中央制御室の制御盤にて手動により原子炉冷却材再循環ポンプを停止させる場合について，操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.1-11 に示す。操作スイッチは，中央制御室で操作を行う設計としており，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

(44-3)

表 3.1-11　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置	原子炉建屋地下 1 階	中央制御室

3.1.2.2.3.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は，原子炉圧力上昇及び原子炉水位低下に至る ATWS 事象の発生時に，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，「原子炉水位低（レベル 2，レベル 3）」及び「原子炉圧力高」信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

なお，ABWR の原子炉冷却材再循環ポンプは慣性が小さく，10 台全台同時に停止させると冷却能力の低下を招くことから，原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 3）の信号により，原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台を自動停止し，原子炉水位低（レベル 2）の信号により，原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台を自動停止する設計とする。

(44-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は，二以上の発電用原子炉施設にお

いて共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能は，検出器から原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで多重化された原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており，地震，火災，溢水等の主要な共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の論理回路はアナログ回路であるが，多重化された原子炉緊急停止系の論理回路はディジタル回路で構築されており，多様性を有する設計とする。

多重化された原子炉緊急停止系と代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の電源は，遮断器又はヒューズによる電気的な分離をすることで多重化された原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能が損なわれない設計とする。

(44-3, 44-8)

3.1.2.3　ほう酸水注入系

3.1.2.3.1　設備概要

原子炉緊急停止系の機能が喪失した場合においても，発電用原子炉を未臨界に移行し，炉心の著しい損傷を防止することを目的として，十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系を使用する。

本系統は，ほう酸水注入系ポンプ，電源設備（非常用交流電源設備），計測制御装置等，水源であるほう酸水注入系貯蔵タンク，流路であるほう酸水注入系の配管及び弁並びに高圧炉心注水系の配管，弁及びスパージャ並びに注入先である原子炉圧力容器等で構成される。

本系統は，ほう酸水注入系ポンプにより，ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水である五ほう酸ナトリウム溶液を高圧炉心注水系等を経由して原子炉圧力容器へ注入することで，発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

本系統は，中央制御室からの手動操作により，ほう酸水注入系の操作スイッチを「ポンプ A（又は B)」位置にすることで，ほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁が「全閉」から「全開」となり，ほう酸水注入系ポンプが起動し，原子炉圧力容器へほう酸水を注入する。

本系統全体の系統概要図を図 3.1-3 に，本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.1-12 に示す。

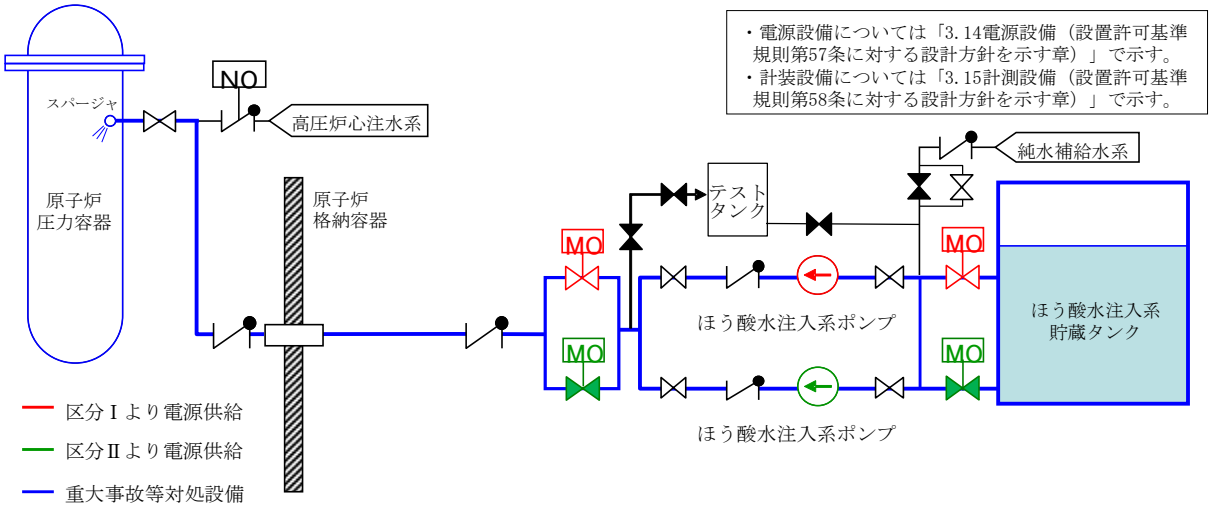


図 3.1-3　ほう酸水注入系　系統概要図

表 3.1-12　ほう酸水注入系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	ほう酸水注入系ポンプ【常設】 ほう酸水注入系貯蔵タンク【常設】
附属設備	―
水源	―
流路	ほう酸水注入系　配管・弁【常設】 高圧炉心注水系　配管・弁・スパージャ【常設】
注入先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備※1	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備※2	平均出力領域モニタ【常設】 起動領域モニタ【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 44-2 に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器の破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.1.2.3.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1)ほう酸水注入系ポンプ

種類　　：往復形
容量　　：約 11m^3/h/台
全揚程　　：約 860m
最高使用圧力　：吸込側 1.37MPa[gage]／吐出側 10.8MPa[gage]
最高使用温度　：66℃
個数　　：1（予備 1）
取付箇所　　：原子炉建屋地上 3 階
原動機の出力　：45kW

(2)ほう酸水注入系貯蔵タンク

種類　　：たて置円筒形
容量　　：約 30m^3
最高使用圧力　：静水頭
最高使用温度　：66℃
個数　　：1
取付箇所　　：原子炉建屋地上 3 階

3.1.2.3.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.1.2.3.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは，原子炉建屋原子炉区域内に設置される設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.1-13 に示す設計とする。

ほう酸水注入系ポンプの操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室の操作スイッチから可能な設計とする。

(44-3)

表 3.1-13　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

ほう酸水注入系の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室内の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上，中央制御室の操作スイッチにより操作可能な設計とする。

ほう酸水注入系の起動操作は，原子炉出力抑制により原子炉出力を抑制した後，中央制御室からの手動操作により，ほう酸水注入系の操作スイッチを「ポンプ A（又は B)」位置にすることで，ほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁が「全閉」から「全開」となり，ほう酸水注入系ポンプが起動し，原子炉圧力容器へほう酸水を注入する。

表 3.1-14 に操作対象機器を示す。

表 3.1-14　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
ほう酸水注入系ポンプ（A 又は B)	停止→起動	中央制御室	スイッチ操作
ほう酸水注入系ポンプ吸込弁（A 又は B)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
ほう酸水注入系注入弁（A 又は B)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり，運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，操作対象については銘板を付けることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

(44-3)

また，ほう酸水注入系ポンプは並列に 2 台設置され，1 台を予備とすることで多重性を備えた設計とし，必要なときに確実にほう酸水を注入できるよう，ポンプの吐出側に並列に 2 個のほう酸水注入弁を設けることで，確実に原子炉圧力容器へほう酸水を注入することが可能な設計とする。

なお，ほう酸水注入系貯蔵タンクについては，操作不要な設計とする。

(44-4)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又

は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは，表 3.1-15 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験，弁動作試験を，また，停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

操作対象弁であるほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁についても，発電用原子炉の運転中又は停止中に弁の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

表 3.1-15　ほう酸水注入系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	運転性能の確認 漏えいの確認 ほう酸質量の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を，試験及び目視により確認
	外観検査	タンク外観の確認
運転中	機能・性能試験	運転性能の確認 漏えいの確認 ほう酸質量の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認

ほう酸水注入系ポンプは，機能・性能試験として，脱塩水（純水）をテストタンクから循環させ，吐出圧力，系統（ポンプ廻り）の振動，異音，異臭及び漏えいについて運転性能の確認を行うことが可能な設計とする。

また，分解検査として，浸透探傷検査により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことについて，ポンプ部品表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

操作対象弁であるほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁は，機能・性能試験として，これら操作対象弁が全開することについて弁動作の確認を行うことが可能な設計とする。

ほう酸水注入系貯蔵タンクは，機能・性能試験として，中性子吸収材である五ほう酸ナトリウムの質量が発電用原子炉を十分未臨界にするための反応度制御能力を有する量を満足することとし，ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸濃度及びタンク水位の確認を行うことにより，ほう酸質量の確認が可能な設計

とする。
また，外観検査として，タンク本体外観に傷や漏えい痕がないことについてほう酸水注入系貯蔵タンク外表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

なお，ほう酸水注入系は，多重性を備えた系統及び機器であるが，各々が独立して他の系統へ悪影響を及ぼさず検査が可能な設計とし，ほう酸水注入系ポンプ，ほう酸水注入系貯蔵タンク及び操作対象弁であるほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁は，プラント運転中又は停止中における検査を行う際の接近性を考慮した必要な作業空間を備え，構造上接近又は検査が困難とならない設計とする。

(44-5)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

ほう酸水注入系は，想定される重大事故等時において，本来の用途である原子炉圧力容器へのほう酸水注入以外の用途として使用することはない。なお，当該系統の使用にあたり切替え操作が必要となることから，速やかに切替え操作が可能なように，系統に必要な弁等を設ける。

原子炉圧力容器へのほう酸水注入の際に操作が必要となるほう酸水注入系ポンプ，ほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁は，中央制御室内における操作盤上の操作スイッチにより，速やかに操作が可能な設計とすることで，中央制御室でのほう酸水注入開始操作における所要時間は想定として 1 分以内となる。

(44-4)

また，ほう酸水注入系によるほう酸水の注入は，原子炉自動スクラム又は手動スクラムを実施しても，原子炉スクラムが成功しない場合に実施される操作であり，図 3.1-4 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え操作を実施することが可能である。

切替え操作対象機器については，表 3.1-14 に示したとおりとなる。

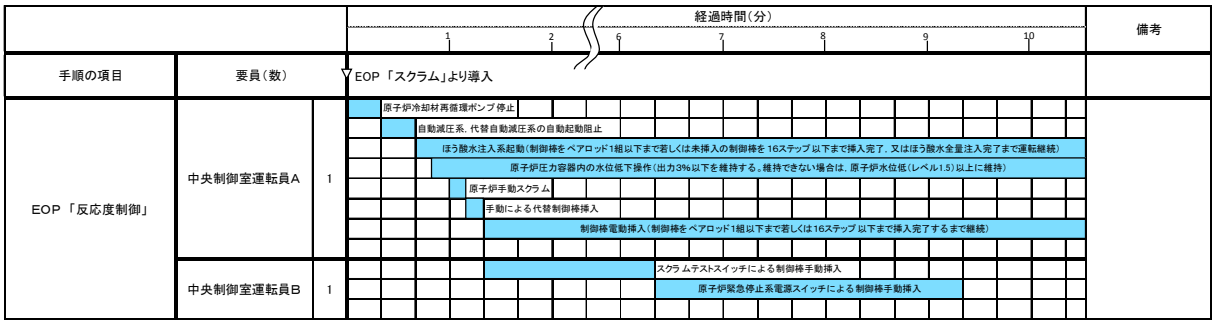


図 3.1-4　発電用原子炉の緊急停止対応タイムチャート※

※:「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1．1 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ，ほう酸水注入系貯蔵タンクは，設計基準事故対処設備として原子炉圧力容器へのほう酸水注入時に使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

なお，本系統は使用時以外，中央制御室内における操作盤上の操作スイッチを「切」位置にし，ほう酸水注入系注入弁を「全閉」とした系統隔離構成としており，取合系統である高圧炉心注水系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

(44-3，44-4)

高圧炉心注水系との隔離弁については，表 3.1-16 に示すとおりである。

表 3.1-16　他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
高圧炉心注水系	ほう酸水注入系注入弁(A)	電動駆動	通常時閉 電源喪失時※閉
	ほう酸水注入系注入弁(B)	電動駆動	通常時閉 電源喪失時※閉

※ 電源喪失時は，原子炉緊急停止系安全保護回路の電源が喪失することにより制御棒が挿入されることから，ATWS 事象発生時において，電源喪失は想定しない。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

ほう酸水注入系の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.1-17 に示す。

ほう酸水注入系ポンプ，ほう酸水注入系ポンプ吸込弁及びほう酸水注入系注入弁は，原子炉建屋原子炉区域内に設置されている設備であるが，想定される重大事故等時において，中央制御室から操作可能な設計とする。

なお，ほう酸水注入系貯蔵タンクについては，操作不要な設計とする。

(44-3)

表 3.1-17　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
ほう酸水注入系ポンプ（A）	原子炉建屋地上 3 階	中央制御室
ほう酸水注入系ポンプ（B）	原子炉建屋地上 3 階	中央制御室
ほう酸水注入系ポンプ吸込弁（A）	原子炉建屋地上 3 階	中央制御室
ほう酸水注入系ポンプ吸込弁（B）	原子炉建屋地上 3 階	中央制御室
ほう酸水注入系注入弁（A）	原子炉建屋地上 3 階	中央制御室
ほう酸水注入系注入弁（B）	原子炉建屋地上 3 階	中央制御室

3.1.2.3.3.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは，設計基準事故対処設備の容量等の仕様が，想定される重大事故等時において，発電用原子炉を未臨界にするために必要な負の反応度添加率を確保するための容量等の仕様に対して十分であるため，設計基準事故対処設備の容量と同仕

様の設計とする。

(44-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

ほう酸水注入系は，設計基準事故対処設備である制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能が損なわれないよう，ポンプを非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電により駆動できるようにすることで，アキュムレータを駆動源とする制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットに対して多様性を有する設計とする。

ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは，原子炉格納容器内及び原子炉建屋原子炉区域内の制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと異なる区画に設置することで，制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

ほう酸水注入系の設計基準事故対処設備との多様性及び位置的分散について，表 3.1-18 に示す。

(44-3, 44-4)

表 3.1-18　多様性又は多重性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	制御棒 制御棒駆動系水圧制御ユニット	ほう酸水注入系
機器	アキュムレータ	ほう酸水注入系ポンプ
	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地上 3 階
水源	不要	ほう酸水注入系貯蔵タンク
	－	原子炉建屋地上 3 階
駆動電源	不要	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)
	－	原子炉建屋地上 1 階

3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【45 条】

【設置許可基準規則】
（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）
第四十五条　発電用原子炉施設には，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発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）
１　第４５条に規定する「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
（１）全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し，原子炉隔離時冷却系（RCIC）若しくは非常用復水器（BWR の場合）又はタービン動補助給水ポンプ（PWR の場合）（以下「RCIC 等」という。）により発電用原子炉を冷却するため，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。
ａ）可搬型重大事故防止設備
ｉ）現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリ又は窒素ボンベ等）を用いた弁の操作により，RCIC 等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし，下記（１）ｂ）ｉ）の人力による措置が容易に行える場合を除く。
ｂ）現場操作
ｉ）現場での人力による弁の操作により，RCIC 等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。
※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。

3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

3.2.1　設置許可基準規則第 45 条への適合方針

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発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても，炉心の著しい損傷を防止するため，以下の対策及び設備を設ける。

(1)　高圧代替注水系の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 項(1)）

設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても，炉心の著しい損傷を防止するために，重大事故防止設備として高圧代替注水系を使用する。

高圧代替注水系は，原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合でも，原子炉隔離時冷却系ポンプよりも高所に配置された高圧代替注水系ポンプを用い，復水貯蔵槽を水源として高圧状態の原子炉圧力容器に注水し炉心を冷却できる設計とする。また，高圧代替注水系ポンプは，原子炉蒸気で駆動可能な蒸気タービン駆動ポンプとし，原子炉蒸気を弁操作で高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンに供給することで起動可能な設計とする。

また，高圧代替注水系は，全交流動力電源喪失及び設計基準事故対処設備である常設直流電源が喪失した場合でも，常設代替直流電源設備からの給電により，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり，発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。

これにより，高圧代替注水系は，原子炉隔離時冷却系の現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリ又は窒素ボンベ等）を用いた弁の操作による起動及び十分な期間の運転継続を行うための措置や，原子炉隔離時冷却系の現場での人力による弁の操作により起動及び十分な期間の運転継続を行うための措置に対し，同等以上の効果を有する設計とする。

(2)　高圧代替注水系の現場操作による運転（設置許可基準規則解釈の第 1 項(1)b)）

高圧代替注水系は，全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失した場合でも，現場で系統構成に必要な弁を人力で操作することにより，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり，発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお，人力による措置が容易に行えるよう，高圧代替注水系は機械式ガバナでタービン給気蒸気量を制御する方式とし，弁操作のみで起動停止運転継続が可能な設計とする。本操作弁については手動

で操作できる設計とし，共通要因によって常設直流電源を用いた弁と同時に機能を損なわないよう，ハンドルを設け，手動操作可能とすることで多様性を持つ設計とする。

なお，人力による措置が容易に行えるため，「現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリ又は窒素ボンベ等）を用いた弁の操作により，高圧代替注水系の起動及び十分な期間の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等の整備」（設置許可基準規則解釈の第 1 項(1)a)）は不要とするが，設置許可基準規則第 57 条への適合方針として，可搬型直流電源設備による給電も可能な設計とする。

(3) 原子炉隔離時冷却系の現場操作による運転（設置許可基準規則解釈の第 1 項(1)b)）

設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系は，全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失した場合でも，現場で系統構成に必要な弁を人力で操作することにより，起動及び運転継続ができる設計とする。なお，人力による措置が容易に行えるよう，本操作弁については手動で操作できる設計とし，共通要因によって常設直流電源を用いた弁と同時に機能を損なわないよう，ハンドルを設け，手動操作可能とすることで多様性を持つ設計とする。また，原子炉隔離時冷却系は常設直流電源系統喪失時にタービングランド部より蒸気が漏えいするが，蒸気漏えいによる劣悪な作業環境状態を回避するために，原子炉隔離時冷却系ポンプ室に現場運転員が入室するのはポンプ起動時のみとし，ポンプ起動後については原子炉隔離時冷却系ポンプ室から退室し，原子炉建屋地下 1 階に設置した原子炉隔離時冷却系過酷事故蒸気止め弁の開度調整により制御可能な運用とする。なお，ポンプ起動時は原子炉隔離時冷却系ポンプ室内に入室するが，その後速やかに退室するため蒸気漏えいによる環境温度の急激な上昇はないものと考えており，防護具（酸素呼吸器及び耐熱服）を確実に装着することにより現場操作が可能な運用とする。

高圧代替注水系の人力による現場操作に加え，高圧代替注水系とは別系統の原子炉隔離時冷却系についても人力による現場操作をできるように整備しておくことで，人力による措置の容易性が拡充されるため，「現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリ又は窒素ボンベ等）を用いた弁の操作により，原子炉隔離時冷却系の起動及び十分な期間の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等の整備」（設置許可基準規則解釈の第 1 項(1)a)）は不要とする。

その他，設計基準対象施設であるが，想定される重大事故時等においてその機能を期待するため，以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

(4)　原子炉隔離時冷却系

原子炉隔離時冷却系は，冷却材喪失事故時において，低圧注水系，高圧炉心注水系及び自動減圧系と連携して，炉心を冷却する機能を有する。

本系統は,原子炉水位低又はドライウェル圧力高の信号で作動を開始し，復水貯蔵槽の水又はサプレッション・チェンバのプール水を給水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水する。また，原子炉水位高信号で注水を自動的に停止する。

(5)　高圧炉心注水系

高圧炉心注水系は，冷却材喪失事故時において，低圧注水系，原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系と連携して，炉心を冷却する機能を有する。

本系統は,原子炉水位低又はドライウェル圧力高の信号で作動を開始し，復水貯蔵槽の水又はサプレッション・チェンバのプール水を炉心上部に取り付けられたスパージャから燃料集合体上に注水することによって炉心を冷却する。また，原子炉水位高信号で注水を自動的に停止する。

また，技術的能力審査基準への適合のため，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するために必要な監視及び制御の手順等として，以下を整備する。

(6)　監視及び制御に用いる設備

「高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却」及び「全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の発電用原子炉の冷却」により原子炉圧力容器を冷却する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備（監視及び制御）として，原子炉水位，原子炉圧力，高圧代替注水系系統流量，復水貯蔵槽水位を使用する。

原子炉水位は発電用原子炉を冷却するための原子炉水位を監視又は推定でき，原子炉圧力，高圧代替注水系系統流量，復水貯蔵槽水位は原子炉圧力容器へ注水するための高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の作動状況を確認できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

・原子炉水位（広帯域，燃料域，SA）　（3.15 計装設備【58 条】）

・原子炉圧力　(3.15 計装設備【58 条】)
・原子炉圧力（SA）　(3.15 計装設備【58 条】)
・高圧代替注水系系統流量　(3.15 計装設備【58 条】)
・復水貯蔵槽水位（SA）　(3.15 計装設備【58 条】)

また，技術的能力審査基準への適合のため，復旧手段として，以下を整備する。

(7) 復旧手段の整備

全交流動力電源が喪失し，原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内蓄電式直流電源設備により給電している場合は，所内蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に代替交流電源設備（常設又は可搬型)，可搬型直流電源設備及び自主対策設備である直流給電車により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する手段を整備する。なお，電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

また，技術的能力審査基準への適合のため，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に重大事故等の進展抑制をするための手段として，以下を整備する。

(8) ほう酸水注入系による進展抑制

高圧炉心注水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への高圧注水により原子炉水位が維持できない場合に，ほう酸水注入系を重大事故等の進展抑制のために使用し，ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源として，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備からの給電により，ほう酸水注入系ポンプを用いて原子炉圧力容器への注水を実施する。なお，ほう酸水注入系については「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備(設置許可基準規則第 44 条に対する設計方針を示す章)」で示す。常設代替交流電源設備については，「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

なお，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に重大事故等の進展抑制をするための自主対策設備として，以下を整備する。

(9) ほう酸水注入系による進展抑制（原子炉圧力容器への注水を継続させる場合）

高圧炉心注水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水機能が喪失した場合，「(8)ほう酸水注入系による進展抑制」に加えて，原子炉圧力容器への注水を継続するために，復水補給水系

等を水源としてほう酸水注入系貯蔵タンク又はほう酸水注入系テストタンクに補給する手順を整備する。これらの整備により，重大事故等の進展抑制のために，「(8)ほう酸水注入系による進展抑制」に加えて，原子炉圧力容器への注水を継続する。

(10) 制御棒駆動系による進展抑制

高圧炉心注水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水機能が喪失した場合，重大事故等の進展抑制のために，原子炉補機冷却系により冷却水を確保し，復水貯蔵槽を水源として制御棒駆動水ポンプを用いて原子炉圧力容器への注水を実施する。

(11) 高圧炉心注水系緊急注水の整備

全交流動力電源喪失時，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系が機能喪失した場合，重大事故等の進展抑制のために，常設代替交流電源設備により高圧炉心注水系の電源を復旧し，高圧炉心注水系ポンプを無冷却水の状態で短時間起動し，原子炉圧力容器への注水を実施する。

また，代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の淡水が枯渇した場合の海水の利用手段として，以下を整備する。

(12) 高圧代替注水系の海水の利用

高圧代替注水系の水源である復水貯蔵槽の淡水が枯渇した場合において，防潮堤の内側に設置している海水取水箇所（取水路）より，大容量送水車（海水取水用）を用いて復水貯蔵槽への供給を行う設計とする。なお，海の利用については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.2.2　重大事故等対処設備

3.2.2.1　高圧代替注水系の設置

3.2.2.1.1　設備概要

高圧代替注水系は，設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系の有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に，この機能を代替し，炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉圧力容器を冷却すること及び，原子炉水位を維持することを目的として使用する。

本系統は，蒸気タービン駆動ポンプである高圧代替注水系ポンプ 1 台，電源設備（常設代替直流電源設備），計測制御装置及び，水源である復水貯蔵槽，注水流路である高圧代替注水系（注水系），高圧炉心注水系，残留熱除去系（7 号炉のみ）の配管及び弁，復水補給水系の配管，並びに給水系の配管，弁及びスパージャ，蒸気流路である高圧代替注水系（蒸気系），主蒸気系，原子炉隔離時冷却系の配管及び弁，注水先である原子炉圧力容器から構成される。

高圧代替注水系の系統概要図を図 3.2-1 に，重大事故等対処設備一覧を表 3.2-1 に示す。

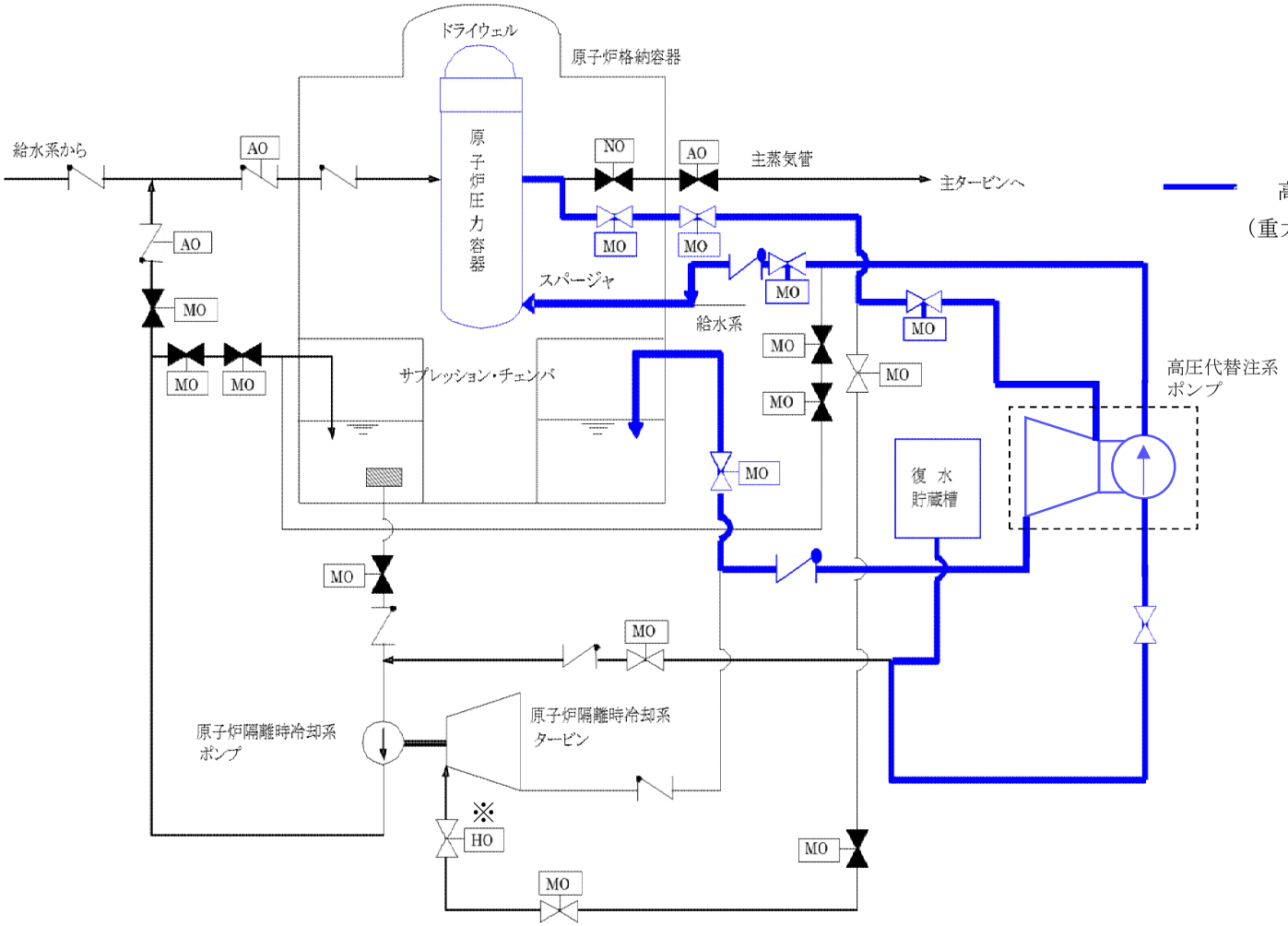
本系統は，全交流動力電源及び設計基準事故対処設備である常設直流電源が喪失した場合でも，常設代替直流電源設備からの給電により中央制御室から遠隔手動操作によって，復水貯蔵槽を水源に，給水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。仮に，常設代替直流電源設備が機能しない場合でも，現場での人力による弁の操作により，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり，発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。

高圧代替注水系蒸気供給ラインは，原子炉隔離時冷却系蒸気供給ラインから分岐し，高圧代替注水系タービン止め弁の開閉操作により高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンに蒸気を導く。高圧代替注水系排気ラインは，原子炉隔離時冷却系排気ラインに合流し，サプレッション・チェンバへ放出する。高圧代替注水系ポンプ吸込ラインは，高圧炉心注水系ポンプ吸込ラインから分岐し，復水貯蔵槽の水が供給される。高圧代替注水系ポンプ吐出ラインは，給水系等を経由して原子炉圧力容器へつながる。なお，高圧代替注水系ポンプ吐出ラインにはサプレッション・チェンバにつながるテストラインも設ける。

水源である復水貯蔵槽は，枯渇しそうな場合においても，代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の淡水を，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いて，廃棄物処理建屋外壁に設置した外部接続口から復水貯蔵槽へ供給できる設計とする。

本系統の操作に当たっては，中央制御室又は現場で高圧代替注水系タービン止め弁及び高圧代替注水系注入弁の開操作をすることで本系統を起動させ，運

転を行う。



・水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
・計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※：Hydraulic Operated の略。
油圧作動弁をさす。
当該弁の詳細は補足説明資料 45-8 に示す。

図 3.2-1　高圧代替注水系　系統概要図

表 3.2-1　高圧代替注水系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	高圧代替注水系ポンプ【常設】
附属設備	－
水源※1	復水貯蔵槽【常設】
流路	蒸気系 高圧代替注水系（蒸気系）　配管・弁【常設】 主蒸気系　配管・弁【常設】 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁【常設】 注水系 高圧代替注水系（注水系）　配管・弁【常設】 復水補給水系　配管【常設】 高圧炉心注水系　配管・弁【常設】 残留熱除去系　配管・弁（7 号炉のみ）【常設】 給水系　配管・弁・スパージャ【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備※2	常設代替直流電源設備 AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】
計装設備※3	高圧代替注水系系統流量【常設】 原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（SA）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】 復水貯蔵槽水位（SA）【常設】

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：単線結線図を補足説明資料 45-2 に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.2.2.1.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 高圧代替注水系ポンプ

種類　　：ターボ形
容量　　：182m^3/h/台
全揚程　　：958m
最高使用圧力：吸込側 1.37MPa[gage]/吐出側 11.8MPa[gage]
最高使用温度：77℃
個数　　：1
取付箇所　　：原子炉建屋地下 2 階

なお，水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」，電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」，計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.2.2.1.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.2.2.1.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

高圧代替注水系の高圧代替注水系ポンプは，原子炉建屋原子炉区域内に設置される設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.2-2 に示す設計とする。

(45-3, 45-4)

表 3.2-2　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない）。なお，原子炉圧力容器への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また，高圧代替注水系ポンプは，表 3.2-3 に示す操作対象弁を操作することで起動・停止し，中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧代替注水系を運転する場合は，原子炉隔離時冷却系側に蒸気が流入していないことを確認した後，高圧代替注水系注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁を開操作することで原子炉圧力容器へ注水を行う。なお，原子炉隔離時冷却系タービン止め弁が開状態から動作不能になった場合や，配管機能が喪失した場合で高圧代替注水系側へ蒸気供給ができない状況においては，原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁を閉操作することで，高圧代替注水系側へ蒸気供給を行うことができる。

高圧代替注水系ポンプは，高圧代替注水系注入弁を開操作することで起動することから，ポンプ自体の起動操作は不要である。以上のことから，高圧代替注水系の操作に必要な機器を表 3.2-3 に示す。

表に示すとおり，高圧代替注水系注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁の操作は，いずれも中央制御室における操作盤上での操作スイッチにより操作可能な設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり，運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，操作対象については銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

ただし，仮に，電源設備が全て喪失し，中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても，高圧代替注水系注入弁と高圧代替注水系タービン止め弁を現場で人力により手動操作することで，操作可能な設計とする。

いずれの操作弁も手動ハンドルが設置されており，現場での手動操作は，想定される重大事故等が発生した場合において，設置場所である原子炉建屋原子炉区域内の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上，十分な操作空間を確保し，確実に手動操作可能な設計とする。

(45-3, 45-4)

表 3.2-3　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
高圧代替注水系注入弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋地下 1 階	手動操作
高圧代替注水系タービン止め弁	弁閉→弁開 弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋地下 1 階（6 号炉） 原子炉建屋地上 1 階（7 号炉）	手動操作
原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁※	弁開→弁閉	原子炉建屋地下 1 階	手動操作

※:原子炉隔離時冷却系を運転中に原子炉隔離時冷却系タービン止め弁が開状態から動作不能となった場合や原子炉隔離時冷却系配管が機能喪失した場合に操作を行う。

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧代替注水系は表 3.2-4 に示すように，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験が可能な設計とする。また，停止中にポンプ分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

高圧代替注水系には，高圧代替注水系ポンプ吐出ラインからサプレッション・チェンバにつながるテストラインを設置し，発電用原子炉の運転中に原子炉蒸気を用いて高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンを駆動させ，復水貯蔵槽の水をサプレッション・チェンバへ送水する機能・性能試験が可能な設計とする。また，発電用原子炉の停止中においても所内蒸気による機能・性能試験も可能となるよう，高圧代替注水系蒸気供給ラインに所内蒸気供給ラインを設け，高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンに所内蒸気を供給可能な設計とする。

高圧代替注水系を運転するために必要な操作対象弁（高圧代替注水系注入弁，高圧代替注水系タービン止め弁）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に開閉動作確認可能な構成とすることで，弁動作試験が可能な設計とする。

一方で，原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁については，発電用原子炉の運転中に開閉試験を行った場合に，閉状態で動作不能になるリスクを踏まえて，停止中にのみ弁動作試験を実施する。

また，高圧代替注水系ポンプは，ケーシングカバー及びタービンカバーの取り外しが可能な構造とし,停止中にポンプ及びタービンの部品(主軸，軸受，羽根車及びタービン等）の分解検査による内部確認が可能な設計とする。

(45-5)

表 3.2-4　高圧代替注水系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能の確認，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能の確認，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ及びタービン部品の表面状態を，試験及び目視により確認
	外観検査	ポンプ及びタービンの外観確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧代替注水系は，原子炉隔離時冷却系と共用する高圧代替注水系蒸気供給ライン,高圧炉心注水系と共用する高圧代替注水系ポンプ吸込ライン，給水系（7 号炉は残留熱除去系を含む）と共用する高圧代替注水系ポンプ吐出ライン以外については，重大事故防止設備の目的のみに使用されるため，本来の用途以外の用途には使用しない。

本来の用途以外の用途として高圧代替注水系に使用する原子炉隔離時冷

却系，高圧炉心注水系及び給水系（7 号炉は残留熱除去系を含む）の配管ラインについては，通常時の隔離された系統構成から高圧代替注水系に切り替えるために表 3.2-3 で示す弁操作を行う。原子炉隔離時冷却系と共用する高圧代替注水系蒸気供給ラインについては，通常時の隔離された系統構成から高圧代替注水系タービン止め弁を開操作することで，原子炉隔離時冷却系から高圧代替注水系側への蒸気供給に切り替えることができる。また，給水系（7 号炉は残留熱除去系を含む）と共用する高圧代替注水系ポンプ吐出ラインについては，通常時の隔離された系統構成から高圧代替注水系注入弁を開操作することで，高圧代替注水系の流路に切り替えることができる。これらの切替え操作については，中央制御室から遠隔操作可能な設計とし，操作弁も 2 弁と最小限の弁操作とする系統構成とすることで，図 3.2-2 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え可能な設計とする。

なお，高圧炉心注水系のポンプ吸込ラインについては，弁操作で切り替えなくとも復水貯蔵槽の水を吸込可能な系統設計とする。原子炉隔離時冷却系タービン止め弁が開状態から動作不能になった場合や，配管機能が喪失した場合で高圧代替注水系側へ蒸気供給ができない状況においては，原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁を閉操作することで，高圧代替注水系側へ蒸気供給を行うことが可能な設計とする。

また，仮に，電源設備が全て喪失し，中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても，高圧代替注水系注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁を現場で手動弁操作することにより，図 3.2-3 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え可能とする。

(45-4)

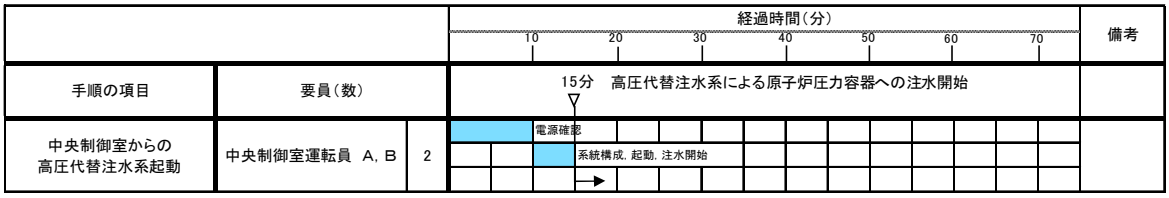


図 3.2-2　中央制御室からの高圧代替注水系起動のタイムチャート*

＊:「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.2 で示すタイムチャート

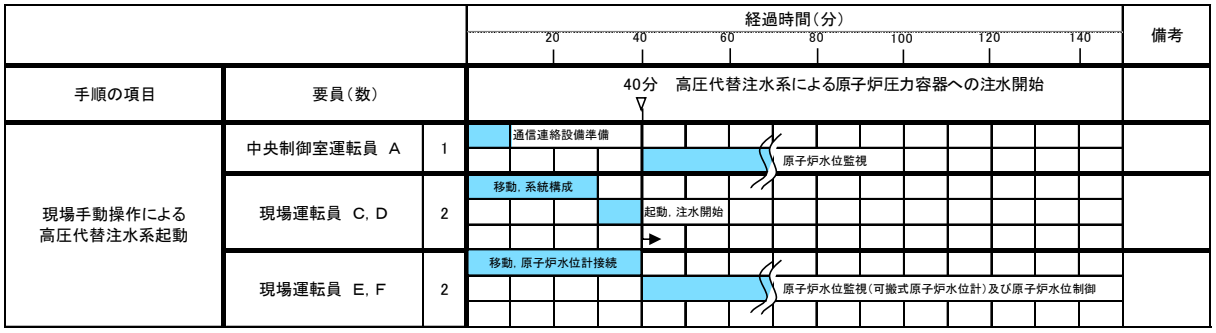


図 3.2-3　現場手動操作による高圧代替注水系起動のタイムチャート*

*:「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.2 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

高圧代替注水系は，通常時は高圧代替注水系タービン止め弁を閉運用とすることで原子炉隔離時冷却系の蒸気供給ラインから隔離し，高圧代替注水系注入弁を閉運用することで 6 号炉においては給水系の注水ライン，7 号炉においては残留熱除去系の注水ラインから隔離する構成としており，原子炉隔離時冷却系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。また，高圧代替注水系は，高圧炉心注水系(B)及び(C)に対して独立した注水ラインを有する設計とすることで，相互に悪影響を及ぼさない設計とする。

また，高圧代替注水系は，原子炉隔離時冷却系運転時に系統隔離弁が自動開することによる原子炉隔離時冷却系機能への悪影響を防止するために，高圧代替注水系タービン止め弁及び高圧代替注水系注入弁に自動開閉インターロックを設けない設計とし，高圧代替注水系を用いる場合は，弁操作によって，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

他系統との隔離弁を表 3.2-5 に示す。

なお，高圧代替注水系と原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系は，相互に悪影響を及ぼすことのないように，同時に使用しない運用とする。

また，高圧代替注水系の蒸気系配管及び弁は，高圧の原子炉蒸気が供給されるラインであることから十分な強度をもたせた設計とする。

また，高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンは，単段式のタービンであり，タービン翼は一体鍛造品の円板から放電加工により翼型を削り出す方法で製造されているものを適用することで，タービンが破損により飛散することがない設計とする。

(45-3，45-4，45-7)

表 3.2-5　他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
給水系（6 号炉） 残留熱除去系(7 号炉)	高圧代替注水系注入弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
原子炉隔離時冷却系	高圧代替注水系タービン止め弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

高圧代替注水系の系統構成に操作が必要な弁の設置場所，操作場所を表 3.2-6 に示す。このうち，高圧代替注水系注入弁，高圧代替注水系タービン止め弁は，中央制御室で操作するため，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

また，仮に，電源設備が全て喪失し，中央制御室からの遠隔操作ができない場合については，高圧代替注水系注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁を原子炉建屋内の設置場所で人力により手動操作を行うが，高圧代替注水系は事象初期に操作するものであり，操作位置の放射線量が高くなる前に操作する運用とする。

(45-3)

表 3.2-6　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
高圧代替注水系 注入弁	原子炉建屋地下 1 階	中央制御室
		原子炉建屋地下 1 階
高圧代替注水系 タービン止め弁	原子炉建屋地下 1 階(6 号炉) 原子炉建屋地上 1 階(7 号炉)	中央制御室
		原子炉建屋地下 1 階(6 号炉) 原子炉建屋地上 1 階(7 号炉)
原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁※	原子炉建屋地下 1 階	原子炉建屋地下 1 階

※　原子炉隔離時冷却系を運転中に原子炉隔離時冷却系タービン止め弁が開状態から動作不能となった場合や原子炉隔離時冷却系配管が機能喪失した場合に操作を行う。

3.2.2.1.3.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

高圧代替注水系は,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機能が喪失した場合においても，炉心の著しい損傷を防止するため，十分な期間，原子炉水位を維持できる容量を有する設計とする。高圧代替注水系ポンプの容量は，原子炉停止 30 分後に注水を確立した場合に炉心損傷を防止するために必要な流量 114m^3/h 以上とし，設計基準事故対処設備の原子炉隔離時冷却系注水流量 182m^3/h にあわせて 182m^3/h を公称値とする。なお，安全解析において，高圧代替注水系注水流量が 182m^3/h の 20%減である約 146m^3/h とした場合でも炉心損傷を防止することを確認しているため，注水流量の最小値は約 146m^3/h とする。

また，原子炉圧力容器に注水する場合の高圧代替注水系ポンプの全揚程は，原子炉圧力容器に注水する場合の水源（復水貯蔵槽）と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管及び弁類圧損を考慮し，高圧代替注水系ポンプ 1 台運転で注水流量 182m^3/h 達成可能な設計とする。

(45-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

高圧代替注水系の高圧代替注水系ポンプは，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

高圧代替注水系は，高圧注水機能を持つ設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系，原子炉隔離時冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，表 3.2-7 に示すとおり多様性，位置的分散を図った設計とする。ポンプについては，地震，津波，溢水及び火災に対して，高圧炉心注水系ポンプ(B)及び(C)，原子炉隔離時冷却系ポンプと同時に機能を損なうおそれがないように，異なる階に位置的分散された原子炉建屋地下 2 階に配置する設計とする。

高圧代替注水系のサポート系として，冷却水は自己冷却とすることで高圧炉心注水系ポンプ(B)及び(C)，原子炉隔離時冷却系ポンプの冷却水と同時に機能喪失しない設計とする。ポンプ駆動源については，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，タービン駆動とすることで電動機駆動ポンプを使用する高圧炉心注水系に対して多様性を確保する設計とする。

なお，タービンを駆動させるための蒸気を供給する電動弁については，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系(B)及び(C)，原子炉隔離時冷却系と異なる常設代替直流電源設備（AM 用 125V 蓄電池）により電源供給する設計とし，同時に機能喪失しない設計とする。

また，仮に，電源設備が全て喪失し，中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても，高圧代替注水系注入弁と高圧代替注水系タービン止め弁はハンドルを設けており手動操作可能であるため，現場で人力により手動操作することで，ポンプ起動可能であり，高圧炉心注水系と原子炉隔離時冷却系の電源と同時に機能喪失しない設計とする。

上記のとおり，高圧代替注水系は高圧注水機能を持つ設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系，原子炉隔離時冷却系と位置的分散され，可能な限り多様性を図った設計とする。

(45-2，45-3，45-4，45-7)

表 3.2-7　多様性又は多重性，位置的分散

<table>
<tr><td rowspan="2">項目</td><td colspan="3">設計基準事故対処設備</td><td colspan="2">重大事故等対処設備</td></tr>
<tr><td colspan="2">高圧炉心注水系</td><td>原子炉隔離時冷却系</td><td colspan="2">高圧代替注水系</td></tr>
<tr><td rowspan="2">ポンプ</td><td colspan="2">高圧炉心注水系ポンプ(B)(C)</td><td>原子炉隔離時冷却系ポンプ</td><td colspan="2">高圧代替注水系ポンプ</td></tr>
<tr><td colspan="2">原子炉建屋地下 3 階</td><td>原子炉建屋地下 3 階</td><td colspan="2">原子炉建屋地下 2 階</td></tr>
<tr><td rowspan="2">水源</td><td>復水貯蔵槽</td><td>サプレッション・チェンバ</td><td>復水貯蔵槽</td><td>サプレッション・チェンバ</td><td colspan="2">復水貯蔵槽</td></tr>
<tr><td>廃棄物処理建屋地下 2 階</td><td>原子炉建屋地下 3 階</td><td>廃棄物処理建屋地下 2 階</td><td>原子炉建屋地下 3 階</td><td colspan="2">廃棄物処理建屋地下 2 階</td></tr>
<tr><td>駆動用空気</td><td colspan="2">不要</td><td colspan="2">不要</td><td colspan="2">不要</td></tr>
<tr><td>潤滑方式</td><td colspan="2">水潤滑</td><td colspan="2">軸直結ポンプによる油潤滑</td><td colspan="2">水潤滑</td></tr>
<tr><td>冷却水</td><td colspan="2">原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系</td><td colspan="2">自己冷却</td><td colspan="2">自己冷却</td></tr>
<tr><td rowspan="2">駆動電源</td><td colspan="2">非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）</td><td colspan="2">非常用直流電源設備（蓄電池（非常用））</td><td>常設代替直流電源設備（AM 用 125V 蓄電池）</td><td>－</td></tr>
<tr><td colspan="2">原子炉建屋地上１階</td><td colspan="2">コントロール建屋地下１階及び地下中２階</td><td>原子炉建屋地上４階</td><td>－</td></tr>
<tr><td rowspan="2">操作系</td><td colspan="2">手動操作</td><td colspan="2">手動操作</td><td>手動操作</td><td>手動操作</td></tr>
<tr><td colspan="2">中央制御室</td><td colspan="2">中央制御室</td><td>中央制御室</td><td>原子炉建屋</td></tr>
</table>

3.2.3　高圧代替注水系の現場操作の整備

全交流動力電源喪失，直流電源喪失を想定し，高圧代替注水系について，現場での人力による弁の操作で系統の起動及び原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの十分な期間の運転継続を行うために必要な設備を整備する。

なお，操作手順等の詳細については，「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について（個別手順）の 1.2 に示す。

(1) 操作概要

全交流動力電源喪失，常設直流電源系統喪失により中央制御室からの遠隔操作ができない場合に，現場での手動操作により高圧代替注水系を起動し，原子炉圧力容器への注水を実施する。

また，高圧代替注水系の現場起動操作において現場での原子炉水位監視のため可搬式原子炉水位計の接続を行う。

(2) 操作場所（7 号炉の例）

・原子炉建屋　地上 1 階，地下 1 階，地下 2 階（管理区域）

(3) 必要要員数及び時間

高圧代替注水系現場起動のうち，現場での高圧代替注水系の系統構成及びタービン起動操作に必要な要員数，時間は以下のとおり。

・必要要員数　：2 名（現場運転員 2 名）
・想定時間：40 分（実績時間：35 分）

また，現場での高圧代替注水系現場起動のうち，現場での可搬式原子炉水位計の接続に必要な要員数，時間は以下のとおり。

・必要要員数　：2 名（現場運転員 2 名）
・想定時間：40 分（実績時間：37 分）

高圧代替注水系現場起動のタイムチャートを図 3.2-4 に示す。本操作は，放射線量が上昇する前に実施する。

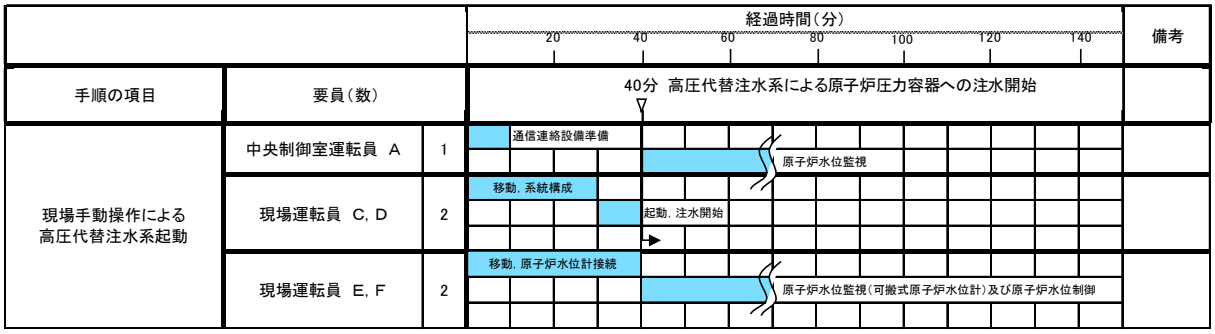


図 3.2-4　現場手動操作による高圧代替注水系起動のタイムチャート*

*:「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.2 で示すタイムチャート

(4) 操作の成立性について

・作業環境：バッテリー内蔵型 LED 照明を操作エリアに配備しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また，ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，ゴム手袋）を装備して作業を行う。

・移動経路：バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また，ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。
アクセスルート上に支障となる設備はない。

・操作性　：通常の弁操作であり，操作性に支障はない。

・連絡手段：通信連絡設備（送受話器，電力保安通信用電話設備，携帯型音声呼出電話設備）のうち，使用可能な設備により，中央制御室に連絡する。

(5) 人力操作対象弁について（7 号炉の例）

高圧代替注水系の人力による現場起動に当たっては，プラント通常運転状態から，図 3.2-5 で示す高圧代替注水系注入弁を開操作した後に，高圧代替注水系タービン止め弁の開閉操作で起動停止可能な設計であり，これら 2 弁は手動ハンドルが設置されている。

(6) 運転継続について

高圧代替注水系ポンプを人力操作で起動した後は，可搬式原子炉水位計を監視し，原子炉水位を所定の水位（L-3～L-8）に維持するように，L-8 に到

達した場合は高圧代替注水系を停止し，L-3 に到達した場合は高圧代替注水系を起動する操作を行う。また，復水貯蔵槽の補給が必要となった場合は，代替淡水源から外部接続口を通じて補給可能な設計となっている。以上の運転操作で，原子炉圧力容器が低圧になるまでの間，高圧代替注水系を運転することが可能であり，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの十分な期間の運転継続が可能であると考えている。

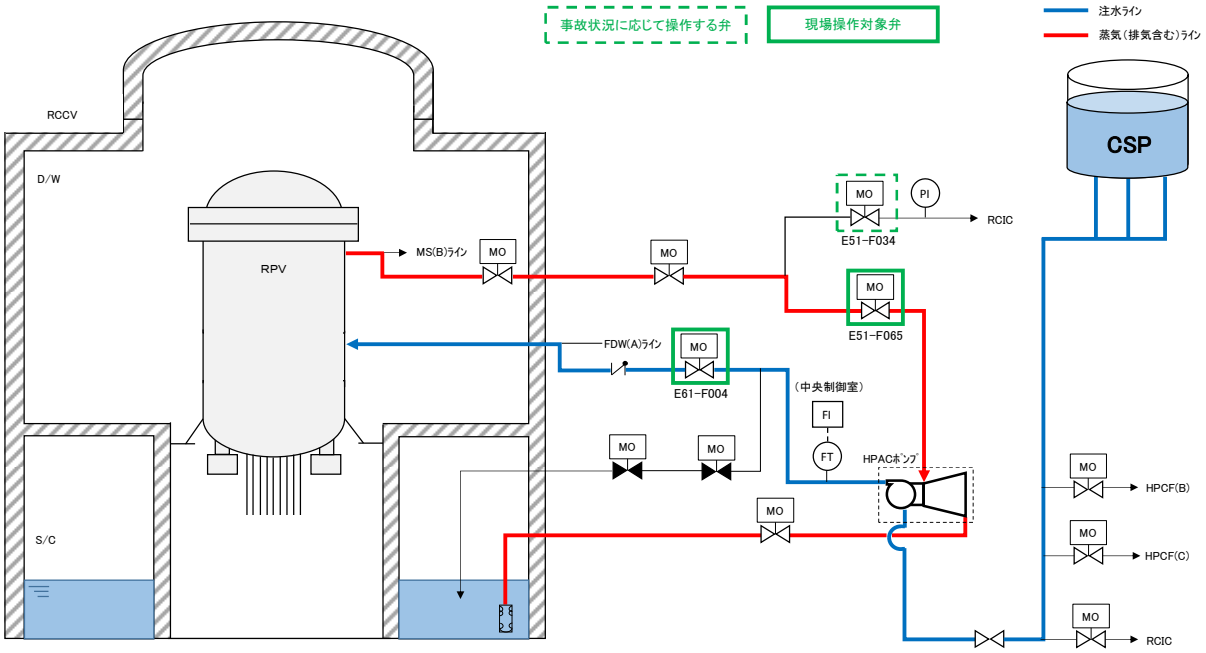


図 3.2-5　高圧代替注水系（HPAC）の現場操作（7 号炉の例）について

3.2.4　原子炉隔離時冷却系の現場操作の整備

全交流動力電源喪失，直流電源喪失を想定し，原子炉隔離時冷却系について，現場での人力による弁の操作で系統の起動及び原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの十分な期間の運転継続を行うために必要な設備を整備する。

なお，操作手順等の詳細については，「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について（個別手順）の 1.2 に示す。

(1) 操作概要

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により，中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合，かつ現場での弁の手動操作により高圧代替注水系を起動できない場合は，現場での弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉圧力容器への注水を実施する。

また，原子炉隔離時冷却系の現場起動操作において現場での原子炉水位監視のため可搬式原子炉水位計の接続を行う。

(2) 操作場所（7 号炉の例）

・原子炉建屋　地上 1 階，地下 1 階，地下 3 階（管理区域）

(3) 必要要員数及び時間

原子炉隔離時冷却系現場起動のうち，現場での原子炉隔離時冷却系系統構成及びタービン起動操作に必要な要員数，時間は以下のとおり。

・必要要員数　：2 名（現場運転員 2 名）
・想定時間：90 分（実績時間：80 分）

また，原子炉隔離時冷却系現場起動のうち，現場での可搬式原子炉水位計の接続に必要な要員数，時間は以下のとおり。

・必要要員数　：2 名（現場運転員 2 名）
・想定時間目安：40 分（実績時間：37 分）

原子炉隔離時冷却系現場起動のタイムチャートを図 3.2-6 に示す。本操作は，放射線量が上昇する前に操作を行う。

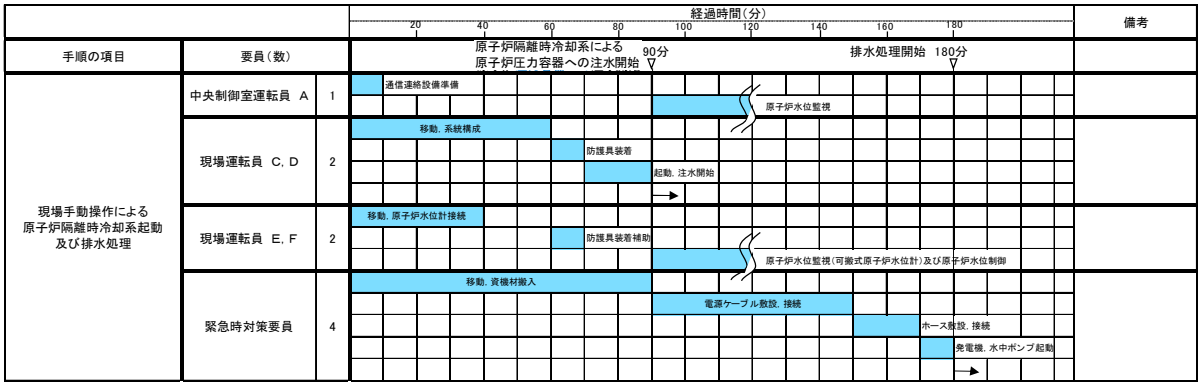


図 3.2-6　現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動及び排水処理のタイムチャート*

*:「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.2 で示すタイムチャート

(4) 操作の成立性について

・作業環境：バッテリー内蔵型 LED 照明を作業エリアに配備しており，建屋内常用照明消灯時における作業性を確保している。また，懐中電灯をバックアップとして携行している。
直流電源喪失時に原子炉隔離時冷却系を運転するとタービングランド部より蒸気が漏えいすることから，原子炉隔離時冷却系ポンプ室に現場運転員が入室するのは原子炉隔離時冷却系起動時のみとし，その後速やかに退室する手順とする。したがって，原子炉隔離時冷却系ポンプ室入室時の蒸気漏えいに伴う環境温度の上昇による運転員への影響はないものと考えており，防護具（酸素呼吸器及び耐熱服）を確実に装着することにより本操作が可能である。

・移動経路：バッテリー内蔵型 LED 照明をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また，ヘッドライト・懐中電灯をバックアップとして携行している。
アクセスルート上に支障となる設備はない。

・操作性　：通常の弁操作であり，操作性に支障はない。

・連絡手段：通信連絡設備（送受話器，電力保安通信用電話設備，携帯型音声呼出電話設備）のうち，使用可能な設備により，中央制御室に連絡する。

(5) 人力操作対象弁について（7 号炉の例）

原子炉隔離時冷却系の人力による現場起動に当たっては，プラント通常運転状態から，図 3.2-7 で示す原子炉隔離時冷却系注入弁の開操作，及びポンプ冷却水の流路確保のため，原子炉隔離時冷却系冷却水ライン止め弁，原子炉隔離時冷却系その他ドレン弁を開操作した後に，原子炉隔離時冷却系タービン止め弁の開閉操作で起動停止可能な設計であり，これら 7 弁は手動ハンドルが設置されている。

(6) 運転継続について

原子炉隔離時冷却系ポンプを人力操作で起動した後は，可搬式原子炉水位計を監視し，原子炉水位を所定の水位（L-3～L-8）に維持するように，原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁の開度調整を行う。原子炉隔離時冷却系ポンプ起動後，排水がポンプ室床面に溢水することが想定されるが，ポンプ本体が水没する前に，排水を移送することで運転継続可能とする。なお，運転継続に必要な原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁の開度調整及び排水処理についてはポンプ室外での運転操作であり，操作時に原子炉隔離時冷却系タービンからの蒸気漏えいの影響がない場所での操作運用とする。また，復水貯蔵槽の補給が必要となった場合は，代替淡水源から外部接続口を通じて補給可能な設計となっている。以上の運転操作で，原子炉圧力容器が低圧になるまでの間，原子炉隔離時冷却系を運転することが可能であり，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの十分な期間の運転継続が可能であると考えている。

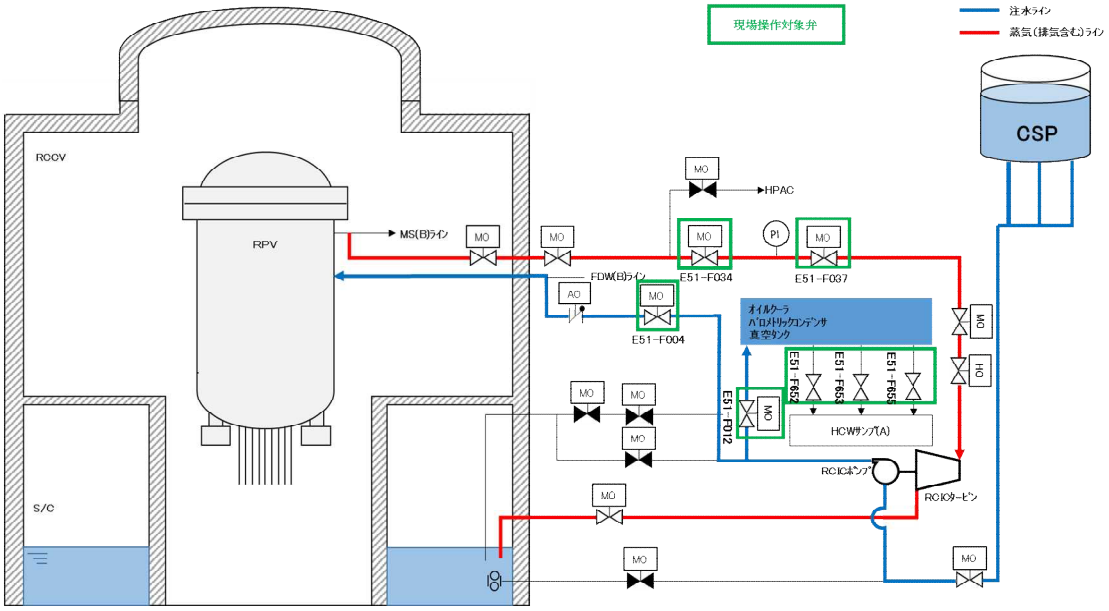


図 3.2-7　原子炉隔離時冷却系（RCIC）の現場操作（7 号炉の例）について

3.2.5　重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.2.5.1　原子炉隔離時冷却系

3.2.5.1.1　設備概要

原子炉隔離時冷却系は，非常用炉心冷却系の１つである。非常用炉心冷却系は，冷却材喪失事故時に燃料被覆管の重大な損傷を防止し，ジルコニウムー水反応を極力抑え，崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち，低圧注水系，高圧炉心注水系，原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系で構成する。

原子炉隔離時冷却系は，蒸気駆動タービン１台，タービン駆動ポンプ１台，配管，弁類，ストレーナ及び計測制御装置からなり，冷却材喪失事故時には，低圧注水系，高圧炉心注水系及び自動減圧系と連携して，炉心を冷却する機能を有する。

本系統は，原子炉水位低又はドライウェル圧力高の信号で作動を開始し，復水貯蔵槽の水又はサプレッション・チェンバのプール水を給水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水する。水源は，第一次水源として復水貯蔵槽の水を使用するが，復水貯蔵槽の水位が設定値より下がるか，サプレッション・チェンバのプール水位が設定値より上がると第二次水源のサプレッション・チェンバのプール水に自動的に切り替わる。

なお，本系統は，給水系からの給水喪失時に原子炉水位の異常低下を防止し水位を維持する機能も併せ持っている。

本系統の系統概要図を図 3.2-8 に，重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表 3.2-8 に示す。

本系統は設計基準対象施設であるが，想定される重大事故等時においてその機能を期待するため，重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

・水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
・計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

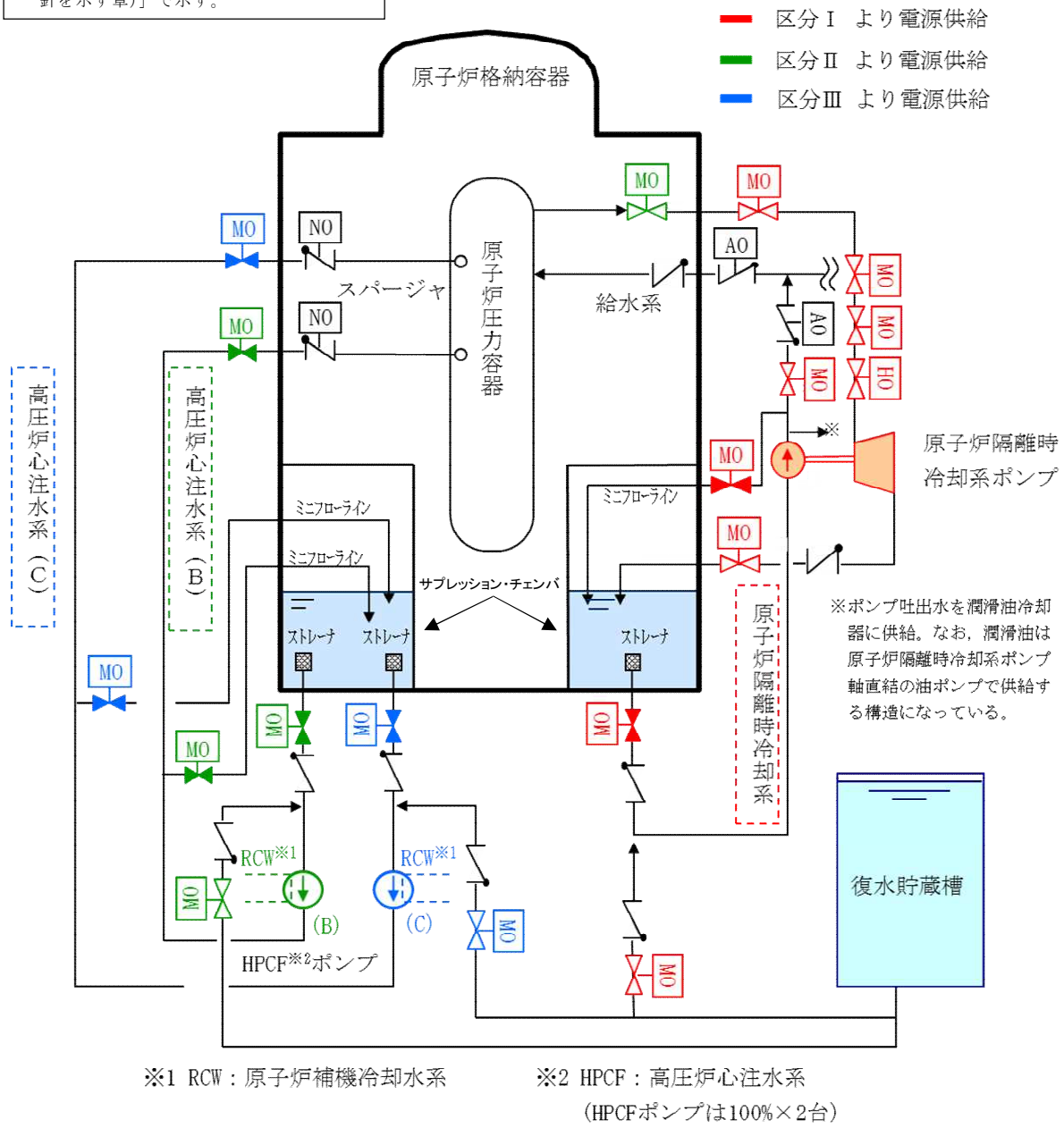


図 3.2-8　原子炉隔離時冷却系　系統概要図

表 3.2-8　原子炉隔離時冷却系に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ【常設】
附属設備	－
水源※1	復水貯蔵槽【常設】 サプレッション・チェンバ【常設】
流路	原子炉隔離時冷却系　配管・弁・ストレーナ【常設】 主蒸気系　配管・弁【常設】 復水補給水系　配管【常設】 高圧炉心注水系　配管・弁【常設】 給水系　配管・弁・スパージャ【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備※2	所内蓄電式直流電源設備 直流 125V 蓄電池 A【常設】 直流 125V 蓄電池 A-2【常設】 AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 直流 125V 充電器 A【常設】 直流 125V 充電器 A-2【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 上記所内蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備
計装設備※3	原子炉隔離時冷却系系統流量【常設】 原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（SA）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】 復水貯蔵槽水位（SA）【常設】

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.2.5.1.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 原子炉隔離時冷却系ポンプ

容量	：約 190m^3/h/台
全揚程	：約 190m～約 900m
個数	：1
取付箇所	：原子炉建屋地下 3 階

なお，水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」，電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」，計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.2.5.1.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

原子炉隔離時冷却系は，想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため，「2.3　重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち，多様性，位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

原子炉隔離時冷却系ポンプについては，設計基準事故対処設備として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため，他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

重大事故等対処設備（設計基準拡張）としての原子炉隔離時冷却系ポンプの多様性又は多重性，位置的分散については，非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）及び非常用直流電源設備（蓄電池（非常用））が使用可能な場合において，設計基準対象施設として使用する場合と同様に表 3.2-9 に示す設計である。

原子炉隔離時冷却系は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

表 3.2-9　重大事故等対処設備(設計基準拡張)の多様性又は多重性，位置的分散

項目	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
	高圧炉心注水系	原子炉隔離時冷却系
ポンプ	高圧炉心注水系ポンプ(B)(C)	原子炉隔離時冷却系ポンプ
	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階
水源	復水貯蔵槽 サプレッション・チェンバ	復水貯蔵槽 サプレッション・チェンバ
駆動用空気	不要	不要
潤滑方式	水潤滑	軸直結ポンプによる油潤滑
冷却水	原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系	自己冷却
駆動電源	非常用交流電源設備 （非常用ディーゼル発電機）	非常用直流電源設備 （蓄電池（非常用））
	原子炉建屋地上１階	コントロール建屋 地下１階及び地下中２階

原子炉隔離時冷却系ポンプについては，設計基準事故時の非常用炉心冷却機能を兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の容量が，重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

原子炉隔離時冷却系ポンプについては，原子炉建屋原子炉区域内に設置される設備であることから，想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.2-10 に示す設計である。

表 3.2-10　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す)。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また，原子炉隔離時冷却系は想定される重大事故等時において，中央制御室にて操作可能な設計である。原子炉隔離時冷却系の系統構成及び運転に必要な操作機器は，中央制御室で操作することから，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

原子炉隔離時冷却系については，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また，原子炉隔離時冷却系については，テストラインにより系統の機能・性能試験及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計である。原子炉隔離時冷却系ポンプについては，発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験が可能な設計であり，発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計である。

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

3.2.5.2　高圧炉心注水系

3.2.5.2.1　設備概要

高圧炉心注水系は，非常用炉心冷却系の１つである。非常用炉心冷却系は，冷却材喪失事故時に燃料被覆管の重大な損傷を防止し，ジルコニウムー水反応を極力抑え，崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち，低圧注水系，高圧炉心注水系，原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系で構成する。

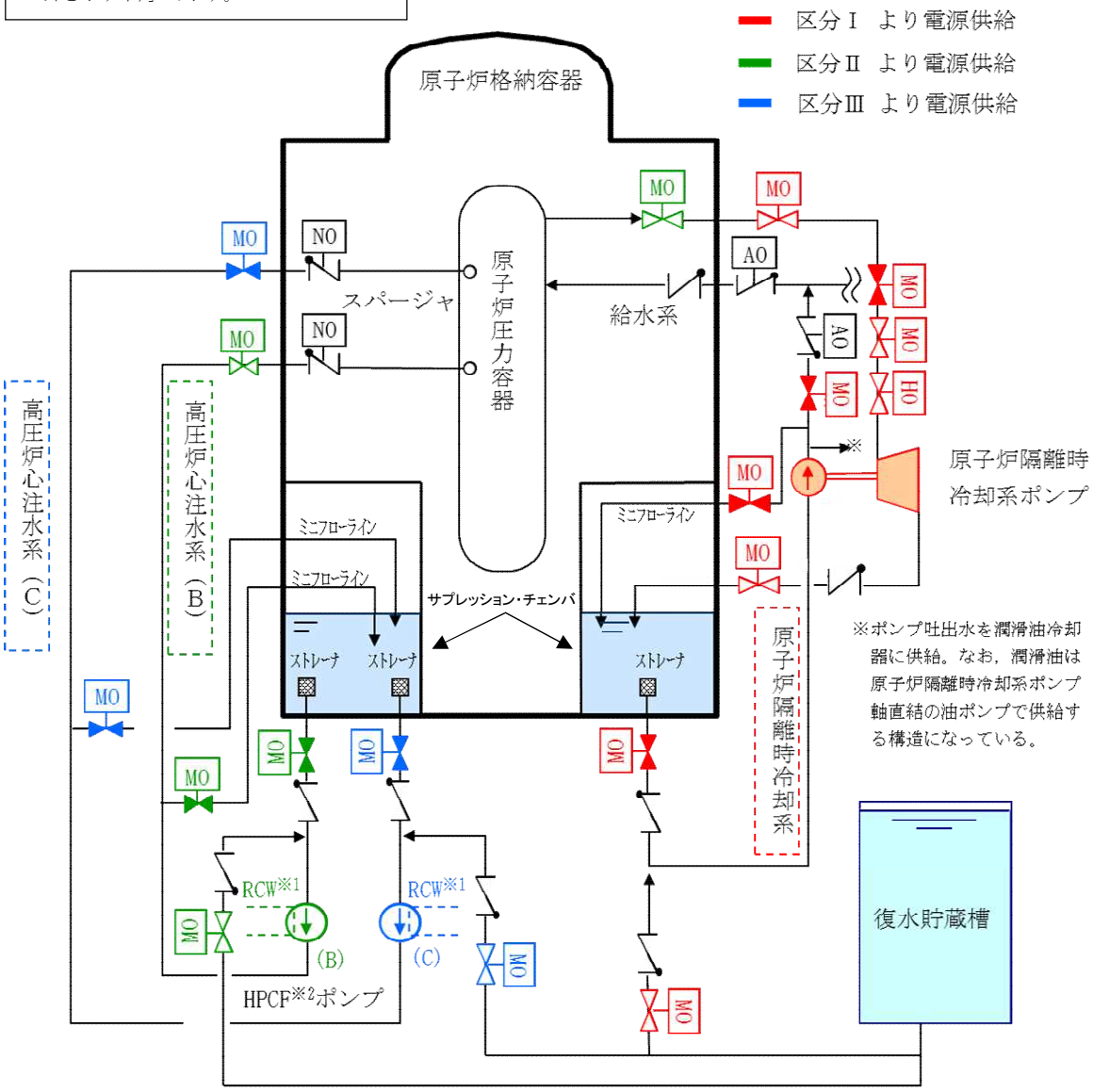
高圧炉心注水系は，電動機駆動ポンプ２台，スパージャ，配管，弁類，ストレーナ及び計測制御装置からなり，冷却材喪失事故時には，低圧注水系，原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系と連携して炉心を冷却する機能を有する。

本系統は，原子炉水位低又はドライウェル圧力高の信号で作動を開始し，復水貯蔵槽の水又はサプレッション・チェンバのプール水を炉心上部に取付けられたスパージャから燃料集合体上に注水することによって炉心を冷却する。また，原子炉水位高信号で注水を自動的に停止する。この系は，中央制御室外原子炉停止装置からの手動操作によっても運転が可能である。水源は，第一次水源として復水貯蔵槽の水を使用するが，復水貯蔵槽の水位が設定値より下がるか，サプレッション・チェンバのプール水位が設定値より上がると第二次水源のサプレッション・チェンバのプール水に自動的に切り替わるようになっている。

本系統の系統概要図を図 3.2-9 に，重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表 3.2-11 に示す。

本系統は設計基準対象施設であるが，想定される重大事故等時においてその機能を期待するため，重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

・水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
・計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。



※1 RCW：原子炉補機冷却水系　　※2 HPCF：高圧炉心注水系
（HPCFポンプは100%×2台）

図 3.2-9　高圧炉心注水系　系統概要図

表 3.2-11　高圧炉心注水系に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	高圧炉心注水系ポンプ【常設】
附属設備	－
水源※1	復水貯蔵槽【常設】 サプレッション・チェンバ【常設】
流路	高圧炉心注水系　配管・弁・ストレーナ・スパージャ【常設】 復水補給水系　配管【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備※1	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備※2	高圧炉心注入系系統流量【常設】 原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（SA）【常設】 復水貯蔵槽水位（SA）【常設】

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.2.5.2.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 高圧炉心注水系ポンプ

容量	：約 180m^3/h/台～約 730m^3/h/台
全揚程	：約 890m～約 190m
個数	：2
取付箇所	：原子炉建屋地下 3 階

なお，水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」，電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」，計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.2.5.2.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

高圧炉心注水系は，想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため，「2.3　重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち，多様性，位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

高圧炉心注水系ポンプについては，設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため，他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

重大事故等対処設備（設計基準拡張）としての高圧炉心注水系ポンプの多様性又は多重性，位置的分散については，非常用ディーゼル発電機及び常設直流電源が使用可能な場合において，設計基準対象施設として使用する場合と同様に表 3.2-9 に示す設計である。

高圧炉心注水系は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

高圧炉心注水系ポンプについては，設計基準事故時の非常用炉心冷却機能を兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の容量が，重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

高圧炉心注水系ポンプについては，原子炉建屋原子炉区域内に設置される設備であることから，想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.2-12 に示す設計である。

表 3.2-12　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す)。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また，高圧炉心注水系は中央制御室にて操作可能な設計である。高圧炉心注水系の系統構成及び運転に必要な操作機器は，中央制御室で操作することから，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

高圧炉心注水系については，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また，高圧炉心注水系については，テストラインにより系統の機能・性能試験及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計である。高圧炉心注水系ポンプについては，発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験が可能な設計であり，発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計である。

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

3.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備【46 条】

【設置許可基準規則】
（原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）
第四十六条 発電用原子炉施設には，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発電用原子炉の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ため，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）
1　第４６条に規定する「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を減圧するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
（１）ロジックの追加
ａ）原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で，逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること（BWR の場合）。
（２）可搬型重大事故防止設備
ａ）常設直流電源系統喪失時においても，減圧用の弁（逃がし安全弁（BWR の場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう，手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。
ｂ）減圧用の弁が空気作動弁である場合，減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう，可搬型コンプレッサー又は窒素ボンベを配備すること。
ｃ）減圧用の弁は，想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。

3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

3.3.1　設置許可基準規則第 46 条への適合方針

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発電用原子炉の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ため，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために，以下の逃がし安全弁の作動に必要な措置及び設備を設ける。

(1)　代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）（設置許可基準規則解釈の第 1 項(1) a)）

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，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するため，原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に，逃がし安全弁（4 個）を作動させる減圧自動化ロジックを設ける。

(2)　逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源供給）（設置許可基準規則解釈の第 1 項(2) a)）

逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合でも，AM 用切替装置(SRV)を切り替えることで，可搬型直流電源設備からの供給により逃がし安全弁（8 個）の作動が可能な設計とする。

また，駆動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続することで，逃がし安全弁（2 個）の手動による作動が可能な設計とする。

(3)　逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）（設置許可基準規則解釈の第 1 項(2) b)）

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち，逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として，高圧窒素ガス供給系を使用する。

高圧窒素ガス供給系は，逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において，高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスボンベにより，全ての逃がし安全弁（18 個）への窒素ガス供給が可能な設計とする。

(4)　逃がし安全弁の背圧対策（設置許可基準規則解釈の第 1 項(2) c)）

想定される重大事故等の環境条件を考慮して，原子炉格納容器圧力が仮に設計圧力の 2 倍の状態（620kPa[gage]）となった場合においても逃がし安全弁を確実に作動するために必要な圧力を供給可能な設計とする。

(5)　原子炉建屋ブローアウトパネル

格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時において，原子炉建屋ブローアウトパネルは，開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放することにより原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度を低下させることが可能な設計とする。

その他，設計基準対象施設であるが，想定される重大事故等時において，その機能を期待するため，以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

(6) インターフェイスシステム LOCA 隔離弁

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である高圧炉心注水系注入隔離弁は，格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時において，弁の手動操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離する機能を有する。

また，技術的能力審査基準への適合のため，復旧手段として，以下を整備する。

(7) 復旧手段の整備

設計基準事故対処設備である逃がし安全弁（自動減圧機能付き）が全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失により発電用原子炉の減圧ができない場合に，代替電源により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を確保し，逃がし安全弁を復旧することで発電用原子炉を減圧する。なお，電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

なお，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための自主対策設備として，以下を整備する。

(8) 手動（タービンバイパス弁，タービン制御系）による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧

主蒸気隔離弁が全開状態であり，かつ常設所内電源が健全で，復水器の真空が維持できている場合に，タービンバイパス弁を開操作することで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

(9) 直流給電車接続による減圧

直流給電車は，可搬型代替交流電源設備（電源車）の交流電源を整流することにより，直流電源を供給することができ，直流 125V 主母線盤に接続することで，逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

(10) 代替逃がし安全弁駆動装置による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧

代替逃がし安全弁駆動装置は，逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）との独立性，位置的分散を考慮した系統構成で，代替逃がし安全弁駆動装置からの窒素ガスを，手動操作により逃がし安全弁（自動減圧機能なし 10 個のうち 4 個）に供給する。

代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁の作動は，電磁弁操作を必要とせず，排気ポートから直接逃がし安全弁駆動用アクチュエータに高圧窒素ガスを供給することで，逃がし安全弁を開操作することができる。

3.3.2　重大事故等対処設備

3.3.2.1　逃がし安全弁

3.3.2.1.1　設備概要

逃がし安全弁は原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を防止するため原子炉格納容器内の主蒸気系配管に設置された重大事故等対処設備であり，主蒸気系からの排気は，排気管によりサプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮するようにする。逃がし安全弁は，バネ式(アクチュエータ付)で，アクチュエータにより逃がし弁として作動させることもできるバネ式安全弁である。

すなわち，逃がし安全弁は，バネ式の安全弁に，外部から強制的に開閉を行うアクチュエータを取付けたもので，蒸気圧力がバネの設定圧力に達すると自動開放するほか，外部信号によってアクチュエータのピストンに，逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素を供給してアクチュエータを作動させ，弁を強制的に開放することができる。逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは通常運転時に不活性ガス系及び高圧窒素ガス供給系より窒素が供給されており，アクチュエータの作動に必要となる圧力を上回る窒素圧力を蓄えることで，確実に逃がし安全弁の作動が可能な設計とする。なお，不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

なお，炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するため，逃がし安全弁を手動開操作して発電用原子炉を減圧することが可能な設計とする。

逃がし安全弁，逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータに関する系統概要図を図3.3-1に，逃がし安全弁の設備概要図を図3.3-2に，重大事故等対処設備一覧を表3.3-1に示す。

(1)　逃がし弁機能

本機能における逃がし安全弁は，原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため，原子炉圧力高の信号により，逃がし弁機能用アキュムレータに蓄圧された窒素をアクチュエータのピストンに供給して強制的に開放する。

(2)　安全弁機能

本機能における逃がし安全弁は，原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため，逃がし弁機能のバックアップとして，圧力の上昇に伴いスプリングに打ち勝って自動開放されることにより，原子炉冷却材圧力バウンダリの最も過酷な圧力変化の場合にも原子炉圧力が最高使用圧力の 1.1 倍を超えないように設計されている。なお，18 個の逃がし安全弁は，すべてこの機能を有している。

(3)　手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧

逃がし安全弁は，中央制御室からの遠隔手動操作による逃がし弁機能用アキュムレータの窒素をアクチュエータに供給して18個の弁を作動することが可能な設計とする。また，18個の逃がし安全弁のうち8個については，逃がし安全弁

機能用アキュムレータとは独立した自動減圧機能用アキュムレータを有しており，中央制御室からの遠隔手動操作による自動減圧機能用アキュムレータの窒素をアクチュエータに供給することにより弁を作動することも可能な設計とする。

なお，格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）発生時において，原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所の発見又は隔離ができない場合の重大事故等対処設備として，逃がし安全弁は，中央制御室からの手動操作によって弁を作動し，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることで原子炉冷却材の漏えいを抑制できる設計とする。

(4) 逃がし弁機能用アキュムレータ

アキュムレータのうち，逃がし弁機能用アキュムレータは，逃がし安全弁が逃がし弁機能により原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるために必要な駆動用窒素を供給する。逃がし弁機能用アキュムレータは，通常運転時に不活性ガス系及び高圧窒素ガス供給系より窒素供給されており，アクチュエータ作動に必要となる圧力を上回る窒素圧力をあらかじめ保有することが可能な設計とする。なお，18 個の逃がし弁機能用アキュムレータは，全てこの機能を有しており，各々のアキュムレータが各逃がし安全弁に窒素供給が可能な設計とする。

(5) 自動減圧機能用アキュムレータ

アキュムレータのうち，自動減圧機能用アキュムレータは，原子炉水位低とドライウェル圧力高の両方の信号により，逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を強制的に開放するために必要な駆動用窒素を供給する。自動減圧機能用アキュムレータは，通常運転時に不活性ガス系及び高圧窒素ガス供給系より窒素供給されており，アクチュエータ作動に必要となる圧力を上回る窒素圧力をあらかじめ保有することが可能な設計とする。なお，8 個の自動減圧機能用アキュムレータは，全てこの機能を有しており，各々のアキュムレータが各逃がし安全弁（自動減圧機能付き）に窒素供給が可能な設計とする。

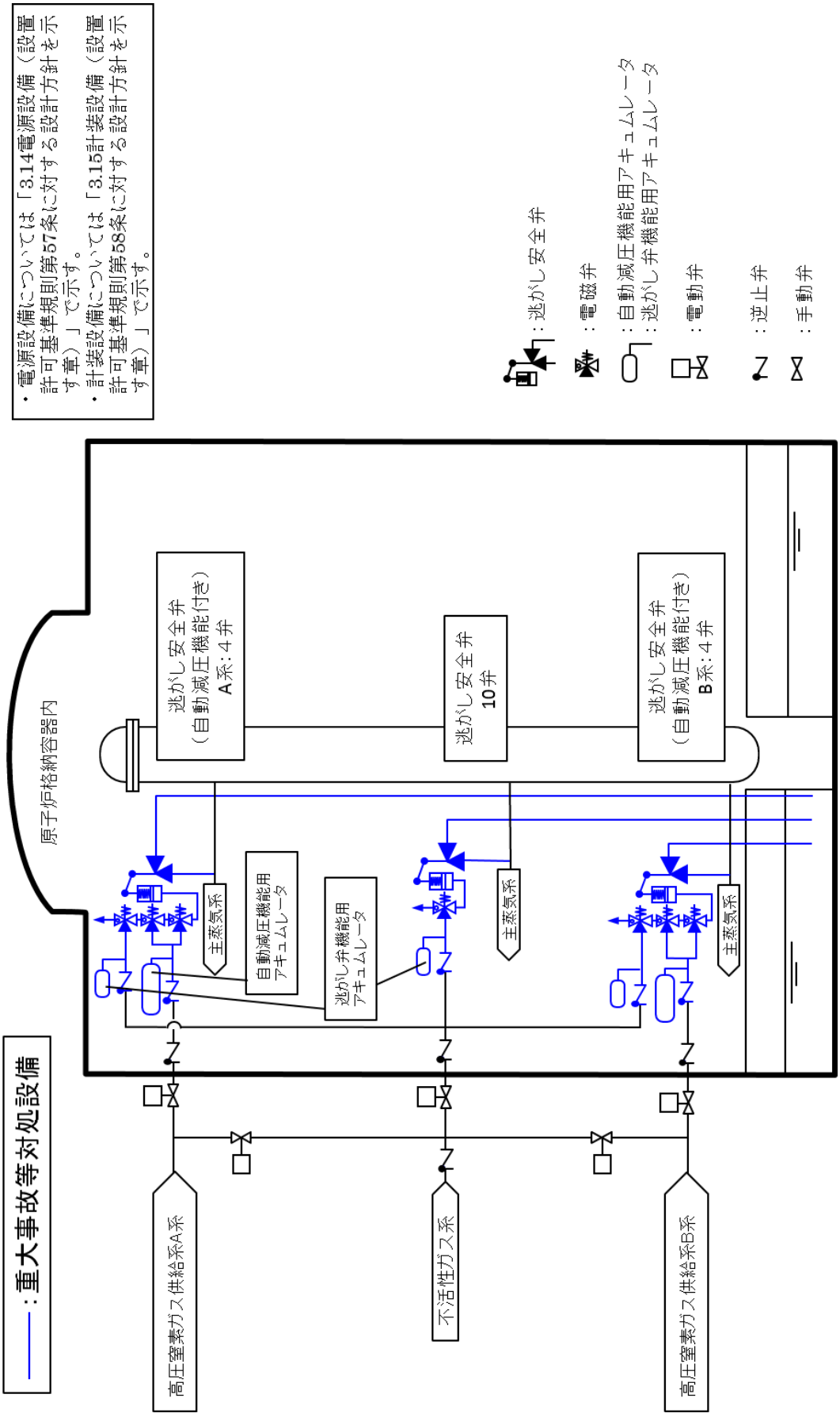


図 3.3-1　逃がし安全弁，逃がし弁機能用アキュムレータ及び
自動減圧機能用アキュムレータ　系統概要図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません

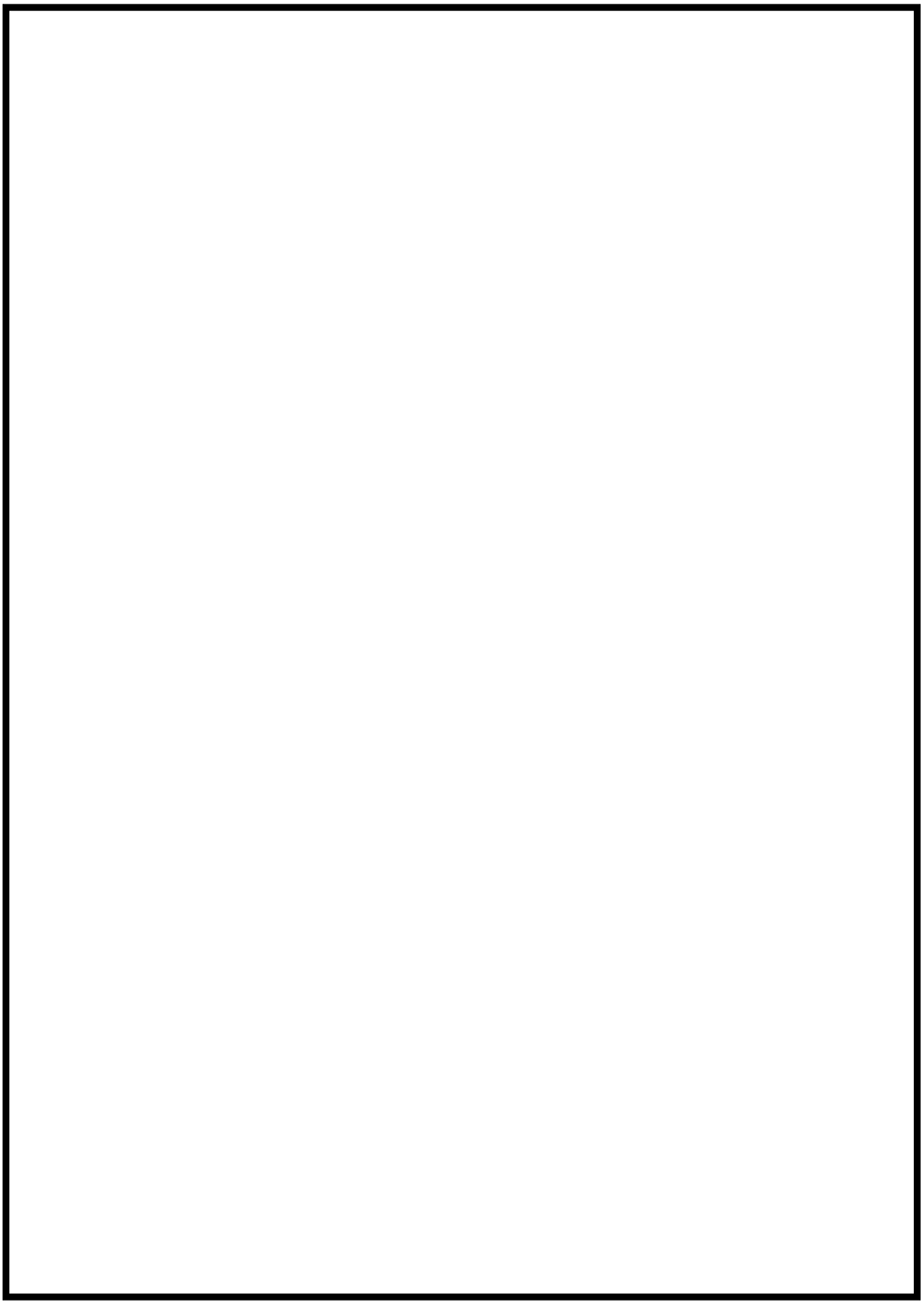


図 3.3-2　逃がし安全弁　設備概要図

表 3.3-1　逃がし安全弁に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	逃がし安全弁【常設】※1 逃がし弁機能用アキュムレータ【常設】 自動減圧機能用アキュムレータ【常設】
附属設備	－
水源	－
流路	主蒸気系配管・クエンチャ【常設】
注水先	－
電源設備※2	所内蓄電式直流電源設備 直流 125V 蓄電池 A【常設】 直流 125V 蓄電池 A-2【常設】 AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 直流 125V 充電器 A【常設】 直流 125V 充電器 A-2【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 上記所内蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備
計装設備※3	原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】

※1：6 号及び 7 号炉における逃がし安全弁各 18 個のうち，自動減圧機能を有する弁は，以下のとおり

（6 号炉）B21-NO-F001A,C,F,H,L,N,R,T　計 8 個

（7 号炉）B21-NO-F001A,C,F,H,L,N,R,T　計 8 個

※2：単線結線図を補足説明資料 46-2 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態

計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.3.2.1.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1)逃がし安全弁

型式　　：バネ式（アクチュエータ付）
個数　　：18
取付箇所　：原子炉格納容器内

（安全弁機能）

吹出圧力 (MPa[gage])	弁個数	容量／個（吹出圧力×1.03 において）(t/h)
7.92	2	395
7.99	4	399
8.06	4	402
8.13	4	406
8.19	4	409

（逃がし弁機能）

吹出圧力 (MPa[gage])	弁個数	容量／個（吹出圧力において）(t/h)
7.51	1	363
7.58	1	367
7.64	4	370
7.71	4	373
7.78	4	377
7.85	4	380

(2) 逃がし弁機能用アキュムレータ

種類　　：縦置円筒形（6 号炉），横置円筒形（7 号炉）
個数　　：18
容量　　：約 15L/個
最高使用圧力　：1.77MPa[gage]
最高使用温度　：171℃
取付箇所　：原子炉格納容器内

(3) 自動減圧機能用アキュムレータ

種類　　：縦置円筒形（6 号炉），横置円筒形（7 号炉）
個数　　：8
容量　　：約 200L/個
最高使用圧力　：1.77MPa[gage]
最高使用温度　：171℃
取付箇所　：原子炉格納容器内

3.3.2.1.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針
3.3.2.1.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）
（ⅰ）要求事項
想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性
基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

逃がし安全弁，逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは，原子炉格納容器内に設置している設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.3-2 に示す設計とする。
想定される重大事故等時の環境条件下のうち，原子炉格納容器の圧力が仮に設計圧力の 2 倍の状態（620kPa[gage]）となった場合においても，逃がし安全弁を確実に作動するために必要な高圧窒素ガス供給系の圧力を供給可能な設計とする。また，原子炉格納容器内へスプレイを行うことにより，逃がし安全弁近傍の格納容器温度を低下させることが可能な設計とする。
逃がし安全弁の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室の操作スイッチから遠隔操作が可能な設計とする。

(46-3)

表 3.3-2　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉格納容器内で想定される温度※，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉格納容器内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

※原子炉圧力容器下鏡部温度が 300℃に到達した場合には，逃がし安全弁の環境条件のうち，温度の条件を緩和するため，原子炉格納容器内へスプレイする。ただし，仮に原子炉格納容器内へスプレイしない場合であっても，評価上，原子炉圧力容器底部が破損に至るまでの間，逃がし安全弁は発電用原子炉の減圧機能を維持可能な設計とする。

(46-3)

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室における操作盤上での操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり，運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，操作対象については銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

また，逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータについては，操作不要な設計とする。

以下の表 3.3-3 に操作対象機器を示す。

(46-3)

表 3.3-3　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
逃がし安全弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁は，表 3.3-4 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能試験及び分解検査，外観検査を行うことが可能な設計とし，機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

機能・性能試験として，安全弁機能検査，逃がし弁機能検査，自動減圧機能検査を行うことが可能な設計とする。

安全弁機能検査として，窒素ガスにより検査対象弁の入口側を加圧し，その吹出し圧力を測定し，その吹出し圧力が許容範囲内にあることを確認し，また，

窒素ガスにより，弁の入口側を加圧し，規定圧力で保持後，弁座からの漏えい量を確認することが可能な設計とする。

逃がし弁機能検査として，圧力スイッチの動作に必要な圧力を加え，圧力スイッチが動作したときの動作値が許容範囲内であることを確認し，逃がし弁動作信号を模擬的に発信，復旧させることにより，逃がし安全弁が「全開」及び「全閉」することが確認可能な設計とする。

自動減圧機能検査として，自動減圧系を作動させ，逃がし安全弁が全開するまでの時間を測定し，自動減圧機能を有する逃がし安全弁の全数が，許容動作範囲内で「全開」動作することが確認可能な設計とする。

分解検査として，浸透探傷検査により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことについて逃がし安全弁部品の表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

逃がし安全弁は，中央制御室からの遠隔操作により弁の開閉を行い，「全開」から「全閉」，並びに「全閉」から「全開」へ動作することが確認可能な設計とする。

なお，逃がし安全弁は，多重性を備えた機器であるが，各々が独立して他の系統へ悪影響を及ぼさず検査が可能な設計とし，発電用原子炉の停止中における検査を行う際，接近性を考慮した必要な空間を備え，構造上接近又は検査が困難とならない設計とする。

(46-5)

表 3.3-4　逃がし安全弁の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	吹出し圧力確認 安全弁機能による作動確認 逃がし弁機能による作動確認 自動減圧機能による作動確認 弁本体，弁座からの漏えいの確認
	分解検査	逃がし安全弁の部品の表面状態を，検査及び目視により確認
	外観検査	逃がし安全弁外観の確認

逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは，表 3.3-5 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能試験，外観検査が可能とし，機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは，機能・性能試験として，高圧窒素ガスボンベから高圧窒素ガスを供給することで，

逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの漏えいの有無の確認を行うことが可能な設計とする。

逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは，外観検査として，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことについて表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

表 3.3-5　逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	逃がし弁機能用アキュムレータ（逃がし弁機能用，自動減圧機能用）からの漏えいの確認
	外観検査	逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータ外観の確認

なお，逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは，多重性を備えた機器であるが，各々が独立して他の系統へ悪影響を及ぼさず検査が可能な設計とし，発電用原子炉の停止中における検査を行う際，接近性を考慮した必要な空間を備え，構造上接近又は検査が困難とならない設計とする。

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁，逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは，本来の用途以外の用途として使用しない。また，切替えが不要であり，使用にあたり切り替えることなく使用できる設計とする。

(46-4)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

逃がし安全弁，逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

（46-3，46-4）

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

逃がし安全弁は，表 3.3-6 に示すように原子炉格納容器内に設置されている設備であるが，中央制御室から操作可能な設計とし，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータについては，操作不要な設計とする。また，逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合でも，高圧窒素ガス供給系の窒素ガスボンベにより全ての逃がし安全弁（18 個）への窒素ガス供給が可能であり，逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの復旧作業が不要な設計とする。

（46-3）

表 3.3-6　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
逃がし安全弁	原子炉格納容器内	中央制御室

3.3.2.1.3.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

逃がし安全弁は，設計基準事故対処設備の弁吹出量が，想定される重大事故等時において，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な弁吹出量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備の弁吹出量と同仕様の設計とする。

自動減圧機能用アキュムレータは，設計基準事故対処設備としての自動減圧機能用アキュムレータの供給窒素の容量が，想定される重大事故等時において，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁の開動作に必要な供給窒素の容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備の供給窒素の容量と同仕様の設計とする。

逃がし弁機能用アキュムレータは，設計基準対象施設としての逃がし弁機能用アキュムレータの供給窒素の容量が，想定される重大事故等時において，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁の開動作に必要な供給窒素の容量に対して十分であるため，設計基準対象施設の供給窒素の容量と同仕様の設計とする。

(46-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

逃がし安全弁，逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

逃がし安全弁，逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータは，設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備であるが，想定される重大事故等時に必要な個数に対して十分に余裕を持った個数を分散して設置することにより，多重性を有する設計とする。また，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉格納容器内に設置することにより，外部からの共通要因によって同時に安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。

逃がし安全弁は，中央制御室からの手動操作又は代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）からの信号により作動することで，自動減圧機能による作動に対して多様性を有する設計とする。また，逃がし安全弁は，所内蓄電式直流電源設備（直流 125V 蓄電池 A，直流 125V 蓄電池 A-2，AM 用直流 125V 蓄電池）及び可搬型直流電源設備（電源車）からの給電により作動することで，非常用直流電源設備(蓄電池（非常用）)からの給電による作動に対して多様性を有する設計とする。

逃がし安全弁の多様性又は多重性，位置的分散について，表 3.3-7 に示す。

(46-2，46-3，46-4)

表 3.3-7　多様性又は多重性，位置的分散

<table>
<tr><td rowspan="4">項目</td><td colspan="5">重大事故等対処設備
（設計基準事故対処設備としての安全機能を兼ねる）</td></tr>
<tr><td colspan="5">逃がし安全弁</td></tr>
<tr><td colspan="5">逃がし弁機能（18 個）※1</td></tr>
<tr><td colspan="3"></td><td colspan="2">自動減圧機能（8 個）※1</td></tr>
<tr><td rowspan="2">駆動用窒素供給源</td><td colspan="3">逃がし弁機能用アキュムレータ（18 個）</td><td colspan="2">自動減圧機能用アキュムレータ（8 個）</td></tr>
<tr><td colspan="3">原子炉格納容器内</td><td colspan="2">原子炉格納容器内</td></tr>
<tr><td rowspan="2">駆動電源</td><td>非常用直流電源設備(蓄電池（非常用）)</td><td>常設代替直流電源設備(AM 用直流 125V 蓄電池)</td><td>可搬型直流電源設備（電源車）</td><td>非常用直流電源設備（蓄電池（非常用））</td><td>所内蓄電式直流電源設備（直流 125V 蓄電池 A,直流 125V 蓄電池 A-2,AM 用直流 125V 蓄電池）</td></tr>
<tr><td>コントロール建屋</td><td>原子炉建屋</td><td>荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所</td><td>コントロール建屋</td><td>原子炉建屋及びコントロール建屋</td></tr>
<tr><td rowspan="2">操作系</td><td>インターロック又は手動操作</td><td>手動操作</td><td>手動操作</td><td>インターロック又は手動操作</td><td>手動操作</td></tr>
<tr><td>中央制御室</td><td>中央制御室</td><td>中央制御室</td><td>中央制御室</td><td>中央制御室</td></tr>
</table>

※1：6 号及び 7 号炉における逃がし安全弁各 18 個のうち，自動減圧機能を有する弁は，以下のとおり

(6 号炉) B21-NO-F001A,C,F,H,L,N,R,T　計 8 個

(7 号炉) B21-NO-F001A,C,F,H,L,N,R,T　計 8 個

3.3.2.2　代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

3.3.2.2.1　設備概要

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，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発電用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ため，原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に，逃がし安全弁を作動させることを目的として回路を設けるものである。

本系統は，原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に，逃がし安全弁（4 個）を作動させる減圧自動化ロジックを設ける構成とする。原子炉水位低（レベル 1）の検出器を多重化し作動回路を 2 out of 3 論理にて自動的に信号を発信し，信頼性向上を図る設計とする。なお，重大事故等時において原子炉スクラム失敗時に自動減圧系が自動起動すると，高圧炉心注水系及び低圧注水系から大量の冷水が注水され，出力の急激な上昇に繋がるため，自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する設計とする。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.3-8 に示す。

表 3.3-8　代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）に関する
重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）【常設】 自動減圧系の起動阻止スイッチ【常設】
附属設備	－
水源	－
流路	－
注水先	－
電源設備※1	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備※2	原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】 原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（SA）【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 46-2 に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.3.2.2.2　主要設備の仕様

主要設備の仕様を図 3.3-3 に示す。

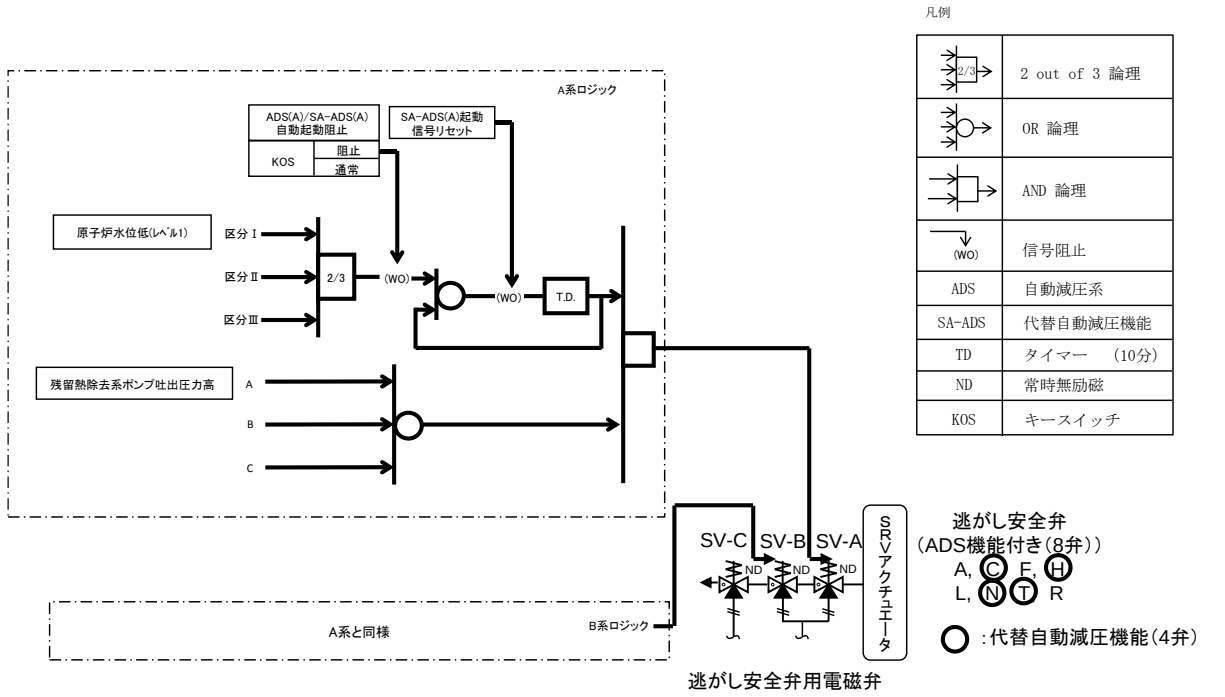


図 3.3-3　代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）説明図

なお，電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」，計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

また，代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，以降，代替自動減圧機能という。

3.3.2.2.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.3.2.2.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

代替自動減圧機能は，中央制御室内及び原子炉建屋原子炉区域内に設置される設備であることから，想定される重大事故等時における，中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.3-9 に示す設計とする。

自動減圧系の起動阻止スイッチは，中央制御室から遠隔操作が可能な設計とする。

(46-3)

表 3.3-9　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	中央制御室内及び原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	中央制御室内及び原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替自動減圧機能は，原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に，逃がし安全弁（4 個）を作動させる減圧自動化ロジックを設ける設計とする。原子炉水位低（レベル 1）の検出器を多重化し作動回路が 2 out of 3 論理にて自動的に信号を発信するよう，信頼性向上を図る設計とする。

自動減圧系の起動阻止スイッチは，想定される重大事故等時において，中央制御室にて操作が可能な設計とする。自動減圧系の起動阻止スイッチを操作するにあたり，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，誤操作防止のために銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

(46-3)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替自動減圧機能は，逃がし安全弁の作動信号を発信する設備であり，発電用原子炉の運転中に試験又は検査を実施する場合には，過大な出力変動等により発電用原子炉に外乱を与える可能性があり，かつ，試験中又は検査中は機能自体が維持できない状態となる為，表 3.3-10 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。機能・性能確認として，模擬入力によるロジック回路動作確認（自動減圧系の起動阻止スイッチの機能確認を含む。），校正，設定値及びタイマーの確認ができる設計とする。

(46-5)

表 3.3-10　代替自動減圧機能の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	設定値確認 タイマーの確認 ロジック確認（自動減圧系の起動阻止スイッチの機能確認を含む）

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替自動減圧機能は，想定される重大事故等時において，他の系統と切り替えることなく使用が可能な設計とする。

(46-4)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替自動減圧機能は，他の設備に悪影響を及ぼさないよう以下の措置を講じる設計とする。

代替自動減圧機能のロジック回路は，多重化された自動減圧系とは別の制御盤に収納することで，自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

検出器（原子炉水位低（レベル 1），残留熱除去系ポンプ吐出圧力高）からの入力信号については共用しているが，自動減圧系と電気的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離し，自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。また，ロジック回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが，自動減圧系と電気的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離しており，自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替自動減圧機能のロジック回路は，他の設備と遮断器又はヒューズによる電気的な分離をすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

自動減圧系の起動阻止スイッチは，代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）と自動減圧系で阻止スイッチ（ハードスイッチ）を共用しているが，スイッチの接点で分離することで，自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

(46-3, 46-11, 46-12)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

代替自動減圧機能は，現場における操作が不要な設計とする。

また，自動減圧系の起動阻止スイッチは，中央制御室から操作可能な設計とし，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

(46-3)

3.3.2.2.3.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

代替自動減圧機能は，想定される重大事故等時において，炉心の著しい損傷を防止するためのシステムであることを考慮し，炉心が露出しないように有効燃料棒頂部より高い設定として，「原子炉水位低（レベル 1)」信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。なお，逃がし安全弁の作動は冷却材の放出となり，その補給に残留熱除去系による注水が必要であることから，原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）の場合に，逃がし安全弁（4 個）を作動させる減圧自動化ロジックを設ける設計とする。

(46-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替自動減圧機能は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替自動減圧機能のロジック回路は，多重化された自動減圧系の制御盤と位置的分散を図ることで，地震，火災，溢水等の主要な共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

また，代替自動減圧機能は，自動減圧系と共通要因によって同時に機能が損なわれないよう，ロジック回路をアナログ回路で構築することで，ロジック回路をディジタル回路で構築する自動減圧系に対して多様性を有する設計とする。

代替自動減圧機能のロジック回路は，他の設備と遮断器又はヒューズによる電気的な分離をすることで，共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

（46-3，46-11）

3.3.2.3　逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源供給）

3.3.2.3.1　設備概要

逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合でも，AM 用切替装置(SRV)を切り替えることで，可搬型直流電源設備からの供給により逃がし安全弁（8 個）の作動が可能な設計とする。可搬型直流電源設備として，電源車を配備する。

電源車は，代替所内電気設備へ接続することにより，AM 用 MCC を経由し復水移送ポンプ等に電源供給しつつ，AM 用直流 125V 充電器を経由し，24 時間にわたり逃がし安全弁等，重大事故等の対応に必要な直流設備へ電源供給できる設計とする。また，軽油タンクより，タンクローリ（4kL）を用いて燃料を補給が可能な設計とする。

また，駆動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続することで，逃がし安全弁（2 個）の作動が可能な設計とする。逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，24 時間にわたり逃がし安全弁（2 個）を連続開可能な容量を有する設計とする。

逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源供給）に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.3-11 に示す。

表 3.3-11　逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源供給）に関する
重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備※1	電源車【可搬】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 AM 用切替装置（SRV）【常設】 逃がし安全弁用可搬型蓄電池【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】
附属設備	―
燃料流路	軽油タンク出口ノズル・弁【常設】 ホース【可搬】
電路	電源車～緊急用電源切替箱接続装置 ～AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器 ～AM 用切替装置（SRV）電路 （電源車～緊急用電源切替箱接続装置電路【可搬】） （緊急用電源切替箱接続装置～AM 用切替装置（SRV）電路【常設】） 電源車～AM 用動力変圧器 ～AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器 ～AM 用切替装置（SRV）電路 （電源車～AM 用動力変圧器電路【可搬】） （AM 用動力変圧器～AM 用切替装置（SRV）電路【常設】） 逃がし安全弁用可搬型蓄電池～駆動回路電路【可搬】

※1：単線結線図を補足説明資料 46-2 に示す。
主要設備のうち，電源車及び AM 用直流 125V 充電器については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.3.2.3.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池

型式　　：リチウムイオン電池
個数　　：2（予備 1（6 号及び 7 号炉で共用））
容量　　：2072Wh
電圧　　：135V
使用箇所　：原子炉建屋地下 1 階
保管場所　：原子炉建屋地下 1 階

(2) 電源車(6 号及び 7 号炉共用)

エンジン
台数　　：8（予備 1）
使用燃料　：軽油
発電機
台数　　：8（予備 1）
種類　　：同期発電機
容量　　：約 500kVA/台
力率　　：0.8
電圧　　：6.9kV
周波数　　：50Hz
設置場所　：原子炉建屋電源車第一設置場所及び第二設置場所
保管場所　：荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所

(3) AM 用直流 125V 充電器

個数　　：1
電圧　　：125V
容量　　：約 300A
取付箇所　：原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階

(4) AM 用切替装置（SRV）

個数　　：一式
取付箇所　：コントロール建屋地上 2 階

なお，上記 (2)，(3) の電源設備の詳細については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」にて示す。

3.3.2.3.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.3.2.3.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，原子炉建屋内の原子炉区域外に設置される設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉建屋内の原子炉区域外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.3-12 に示す設計とする。

AM 用切替装置（SRV）は，中央制御室内に設置される設備であることから，想定される重大事故等時における中央制御室内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.3-12 に示す設計とする。

また，逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続作業は，逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続場所である原子炉建屋内の原子炉区域外にて可能な設計とする。

(46-3)

表 3.3-12　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉区域外及び中央制御室内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋内の原子炉区域外及び中央制御室内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続作業は，想定される重大事故等時において，原子炉建屋内の原子炉区域外の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上，原子炉建屋内の原子炉区域外にて可能な設計とする。

作業場所である原子炉建屋内の原子炉区域外は，運転員のアクセス性，操作性を考慮して十分な作業空間を確保する。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続作業は，一般的に用いられる工具（ドライバー等）を用いて，確実に作業ができる設計とし，作業場所である原子炉建屋内の原子炉区域外近傍，アクセスルートの近傍又は中央制御室内に保管する。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，車輪の設置により運搬，移動ができるとともに，設置場所である原子炉建屋内の原子炉区域外にてボルト固定により転倒防止対策が可能な設計とする。

AM 用切替装置（SRV）は，中央制御室の制御盤内の切替え装置にて手動による操作が可能な設計とする。中央制御室の切替え装置を操作するにあたり，運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，切替え装置は誤操作防止のために銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

表 3.3-13 に操作対象機器の操作場所等を示す。

(46-3,46-4)

表 3.3-13　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	接続箇所端子リフト 逃がし安全弁用可搬型蓄電池接続	原子炉建屋内の原子炉区域外	接続操作
	スイッチ操作 OFF→ON （逃がし安全弁閉→開）		スイッチ操作
AM 用切替装置（SRV）	切→入 （AM 用直流 125V 充電器側）	中央制御室	切替え装置の操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，表 3.3-14 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査，機能・性能試験が可能な設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，外観検査として，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことについて表面状態の確認を行えるとともに，電圧の確認を行うことが可能な設計とする。

(46-5)

表 3.3-14　逃がし安全弁用可搬型蓄電池の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	逃がし安全弁用可搬型蓄電池外観の確認
	機能・性能試験	電圧の確認

AM 用切替装置（SRV）は，表 3.3-15 に示すように発電用原子炉の停止中に外観検査，機能・性能検査が可能な設計とする。

性能の確認として，電気回路の絶縁抵抗に異常がないことを確認する。外観検査として，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことについて表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

(46-5)

表 3.3-15　AM 用切替装置（SRV）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	外観検査	AM 用切替装置（SRV）外観の確認
	機能・性能試験	AM 用切替装置（SRV）の性能（電気回路の絶縁抵抗）確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池及びAM用切替装置（SRV）は，本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は，接続規格を統一することにより，速やかに接続操作が可能な設計とする。

図3.3-4に原子炉建屋内の原子炉区域外での逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放のタイムチャートを示す。

図3.3-5に可搬型直流電源設備からの供給による逃がし安全弁開放のタイムチャートを示す。

(46-4, 46-7)

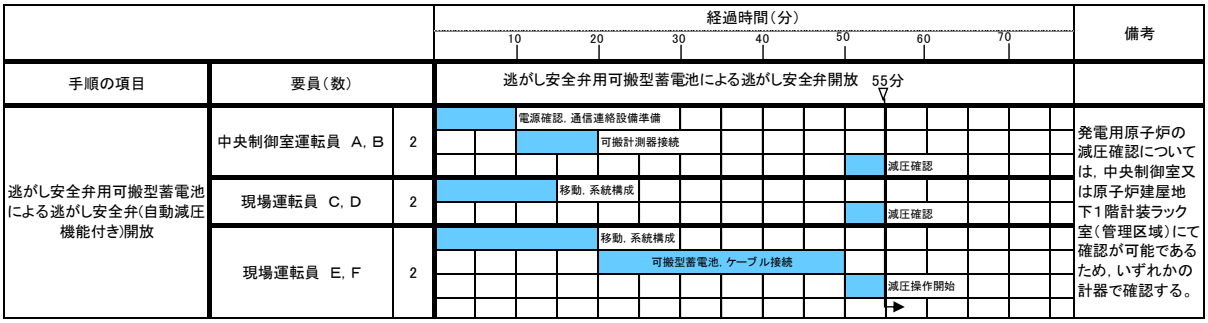


図 3.3-4　逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁
（自動減圧機能付き）開放のタイムチャート

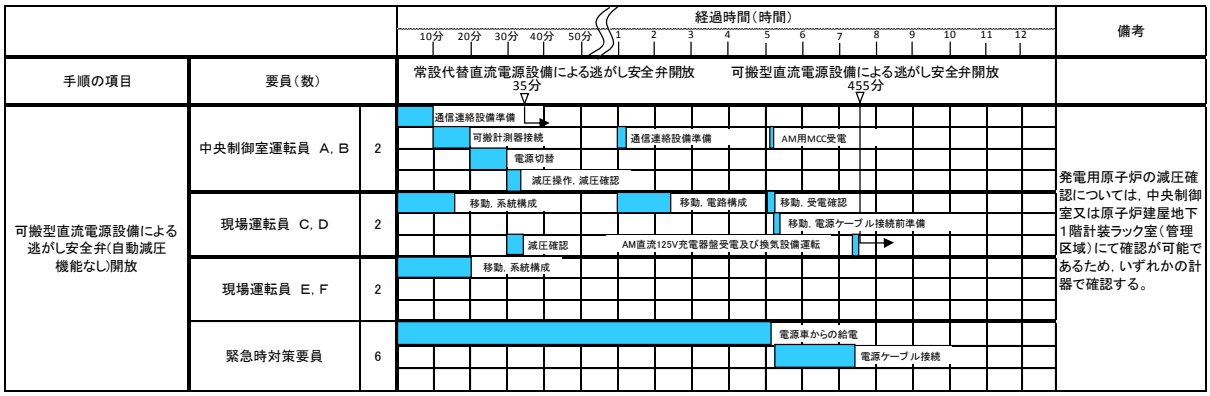


図 3.3-5　可搬型直流電源設備による逃がし安全弁
（自動減圧機能なし）開放のタイムチャート

＊：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.3で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池及びAM用切替装置（SRV）は，通常時に接続先の系統と分離された状態で保管する。逃がし安全弁用可搬型蓄電池及びAM用切替装置（SRV）を用いる場合は，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(46-4)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池及びAM用切替装置（SRV）は，線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所である，原子炉建屋内の原子炉区域外及び中央制御室に設置し，設置場所で操作可能である。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池及びAM用切替装置（SRV）の設置場所並びに操作場所を表3.3-16に示す。

(46-3)

表3.3-16　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	原子炉建屋地下1階（原子炉建屋内の原子炉区域外）	原子炉建屋地下1階（原子炉建屋内の原子炉区域外）
AM用切替装置（SRV）	中央制御室	中央制御室

3.3.2.3.3.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

AM 用切替装置(SRV)を切り替えることで，可搬型直流電源設備からの供給により，24 時間にわたり逃がし安全弁（8 個）の作動が可能な設計とする。

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

AM 用切替装置（SRV）は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

AM 用切替装置(SRV)を切り替えることで，可搬型直流電源設備からの電源供給による逃がし安全弁の作動は，直流 125V 蓄電池 A，直流 125V 蓄電池 A-2 及び直流 125V 蓄電池 B からの電源供給による逃がし安全弁の作動と異なる電源及び電路で構成されており，多様性を有する設計とする。

(46-3,46-4)

3.3.2.3.3.3　設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 3 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，24 時間にわたり逃がし安全弁（2 個）を連続開可能な容量を有するものを，6 号及び 7 号炉にそれぞれ 1 セット 1 個使用する。保有数は 6 号，7 号炉それぞれで 1 セット 1 個に，故障時及び保守点検による待機徐外時のバックアップ用として 1 個（6 号及び 7 号炉共用）を分散して保管する。

(46-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項二）

（ⅰ）要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては，当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ，かつ，二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう，接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は，接続規格を統一することにより，一般的に使用される工具（ドライバー等）を用いて容易かつ確実に接続操作が可能な設計とする。

(46-4, 46-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

（ⅰ）要求事項

常設設備と接続するものにあっては，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備ではなく，原子炉建屋内の原子炉区域外から接続可能な設計とする。

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は，線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所である，原子炉建屋内の原子炉区域外で確実に速やかに接続が可能である。

(46-3)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

（ⅰ）要求事項

地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，津波，その他自然現象による影響（風（台風），竜巻，積雪，低温，落雷，火山の影響，森林火災，降水，生物学的事象）及び外部人為事象（近隣工場等の火災又は爆発，有毒ガス）に対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋内の原子炉区域外に保管する。

また，直流125V蓄電池A，直流125V蓄電池A-2，直流125V蓄電池B及びAM用直流125V蓄電池と位置的分散を図り保管及び設置する。

(46-3)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の運搬経路は，津波，その他自然現象による影響（風（台風），竜巻，積雪，低温，落雷，火山の影響，森林火災，降水，生物学的事象）及び外部人為事象（近隣工場等の火災又は爆発，有毒ガス）に対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋内の原子炉区域外に確保し，地震時の迂回路も考慮して複数の屋内アクセスルートを確保する。（『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照）

なお，溢水等に対しては，アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具を着用することとし，運用については，「技術的能力説明資料　1.0 重大事故等対策における共通事項」に，火災防護については，「2.2　火災による損傷の防止（設置許可基準規則第 41 条に対する設計方針を示す章)」に示す。

(46-9)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

（ⅰ）要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋内の原子炉区域外に設置し，直流 125V 蓄電池 A，直流 125V 蓄電池 A-2，直流 125V 蓄電池 B 及び AM 用直流 125V 蓄電池と位置的分散を図る設計とする。

また，逃がし安全弁用可搬型蓄電池はリチウムイオン蓄電池であるが，直流 125V 蓄電池 A，直流 125V 蓄電池 A-2，直流 125V 蓄電池 B 及び AM 用直流 125V 蓄電池は鉛蓄電池であり，多様性を有する設計とする。

(46-3，46-4，46-8)

3.3.2.4　逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）

3.3.2.4.1　設備概要

逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合に備え，高圧窒素ガス供給系を設ける。

本系統は，逃がし安全弁に対して窒素ガスを供給するものであり，高圧窒素ガスボンベ及び高圧窒素ガス供給系の配管・弁等で構成する。

高圧窒素ガス供給系は，独立した2系列で位置的分散を図る系統構成であり，中央制御室又は現場での弁操作により高圧窒素ガスボンベの高圧窒素ガスを，逃がし安全弁及び逃がし安全弁（自動減圧機能付き）のアクチュエータのピストンへ供給する。なお，高圧窒素ガス供給系の各系列には使用側及び待機側の2系列の高圧窒素ガスボンベが設置されており，ボンベ圧力が低下した場合においても，現場操作により高圧窒素ガスボンベの切替え又は取替えが可能な設計とする。

高圧窒素ガス供給系の系統圧力は，逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の作動環境条件を考慮して格納容器圧力が設計圧力の2倍の状態（620kPa[gage]）においても全開可能な圧力に設定する。

高圧窒素ガス供給系の系統概要図を図3.3-6に，重大事故等対処設備一覧を表3.3-17に示す。

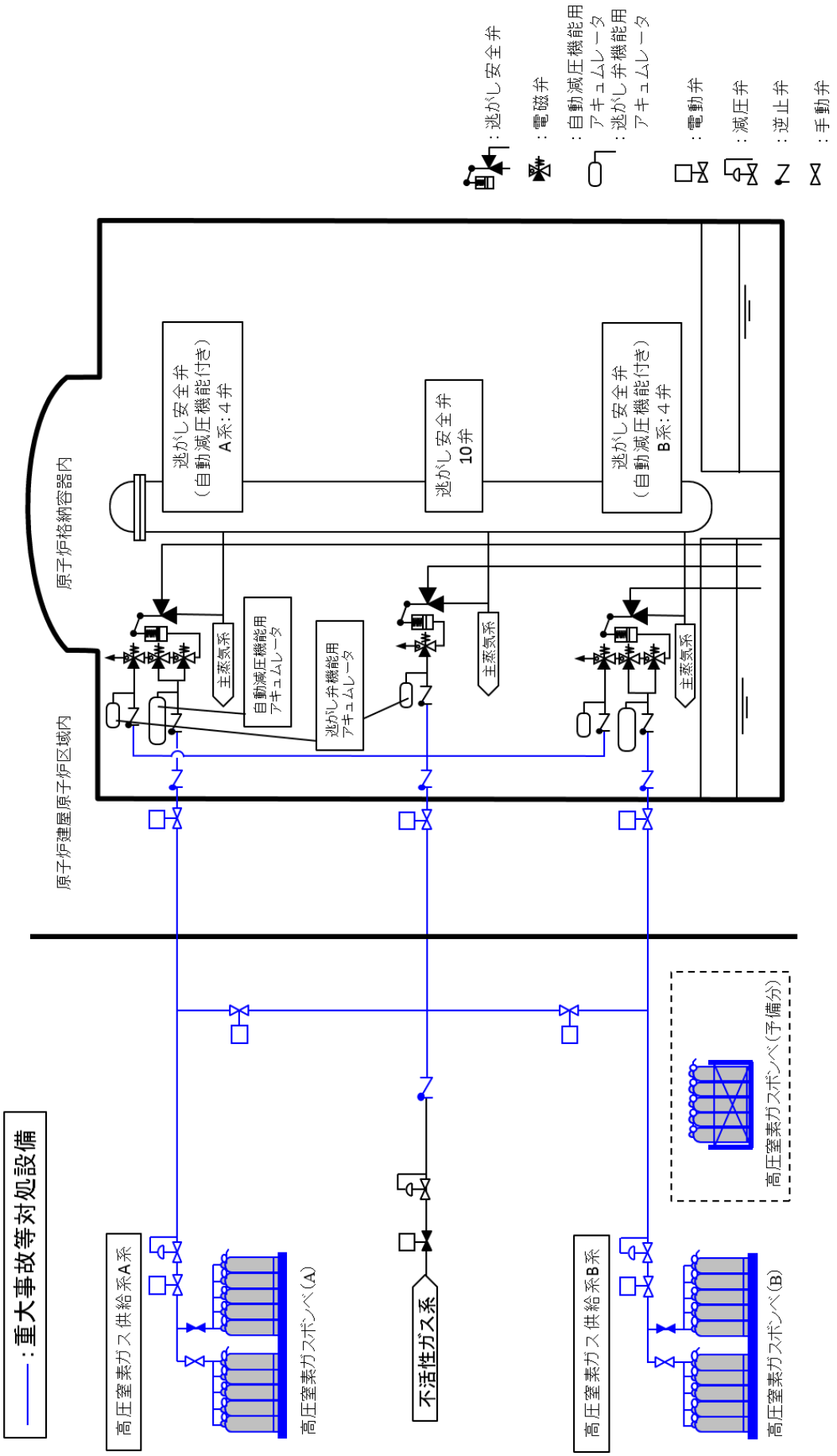


図 3.3-6　高圧窒素ガス供給系　系統概要図

表3.3-17　逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）に関する
重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	高圧窒素ガスボンベ【可搬】
附属設備	－
水源	－
流路	高圧窒素ガス供給系　配管・弁【常設】 自動減圧機能用アキュムレータ【常設】 逃がし弁機能用アキュムレータ【常設】
注水先	－
電源設備	－
計装設備（補助）※1	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力【常設】 高圧窒素ガス供給系 窒素ガスボンベ出口圧力【常設】

※1 ：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

3.3.2.4.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1)高圧窒素ガスボンベ

個数　　：5（予備 20）
容量　　：約 47L/個
充填圧力　：約 15MPa[gage]
設置場所　：原子炉建屋地上 4 階
保管場所　：原子炉建屋地上 4 階

3.3.2.4.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.3.2.4.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

高圧窒素ガスボンベは，原子炉建屋内の原子炉区域外に保管及び設置する設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉建屋内の原子炉区域外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.3-18 に示す設計とする。

また，高圧窒素ガスボンベの切替え及び取替え作業は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

(46-3, 46-7, 46-8)

表 3.3-18　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉区域外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋内の原子炉区域外に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガスボンベの切替え及び取替えは，想定される重大事故等時において，原子炉建屋内の原子炉区域外の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上，原子炉建屋内の原子炉区域外にて作業可能な設計とする。

作業場所である原子炉建屋内の原子炉区域外は，運転員のアクセス性及び操作性を考慮して十分な作業空間を確保する。

高圧窒素ガスボンベの切替え及び取替えは，一般的に用いられる工具（スパナ等）及び専用工具（ボンベ開閉ハンドル（ボンベコック操作用））を用いて，確実に作業ができる設計とし，作業場所である原子炉建屋内の原子炉区域外近傍，アクセスルートの近傍又は中央制御室内に保管する。

また，高圧窒素ガスボンベの接続は，袋ナットによる専用の接続方式により，確実に接続が可能な設計とする。

なお，高圧窒素ガスボンベの切替え及び取替えを行うために必要な操作対象弁（高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベラック出口弁(A)～(D)，高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁(A)～(V)（(I),(O)除く）及び高圧窒素ガスボンベ元弁）は，一般的に用いられる工具（スパナ等）及び専用工具（ボンベ開閉ハンドル(ボンベコック操作用)）を用いて操作が可能な設計とする。

高圧窒素ガスボンベは，人力による運搬が可能な設計とし，屋内アクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，必要に応じて固縛等が可能な設計とする。

高圧窒素ガス供給を行うために必要な操作対象弁（高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)供給弁，高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(B)供給弁及び高圧窒素ガス供給系常用･非常用窒素ガス連絡弁(A)，高圧窒素ガス供給系常用･非常用窒素ガス連絡弁(B)）は，原子炉建屋地上 4 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）に設置し，手動操作が可能な設計とする。

(46-3,46-4,46-7)

表 3.3-19　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)供給弁	全閉→全開	原子炉建屋地上 4 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作
高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(B)供給弁	全閉→全開	原子炉建屋地上 4 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作
高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)	全開→全閉	原子炉建屋地上 4 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作
高圧窒素ガス供給系常用・非常用窒素ガス連絡弁(B)	全開→全閉	原子炉建屋地上 4 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作
高圧窒素ガスボンベ	予備品と取替え	原子炉建屋地上 4 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）	切替え作業 取替え作業

※：高圧窒素ガスボンベの切替え及び取替えを行う際に操作する弁について，補足説明資料 46-4 に示す。

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガス供給系は，表 3.3-20 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能試験が可能な設計とし，発電用原子炉の運転中又は停止中に高圧窒素ガスボンベの外観検査が可能な設計とする。

表 3.3-20　高圧窒素ガス供給系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	外観検査	高圧窒素ガスボンベの外観の確認 規定圧力の確認
停止中	機能・性能試験	供給圧力の確認，漏えいの確認
	外観検査	高圧窒素ガスボンベの外観の確認 規定圧力の確認

高圧窒素ガス供給系は，機能・性能試験として，高圧窒素ガスボンベから高圧窒素ガスを供給することで，高圧窒素ガス供給系の供給圧力の確認及び系統全体の漏えいの確認を行うことが可能な設計とする。

高圧窒素ガスボンベは，外観検査として，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことについて表面状態の確認を行えるとともに，規定圧力の確認を行うことが可能な設計とする。

(46-5)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガス供給系は，想定される重大事故等時において，本来の用途以外の用途には使用しない。

なお，通常時の当該系統の使用にあたり切替え操作が必要となることから，速やかに切替え操作が可能なように，系統に必要な弁等を設ける。

高圧窒素ガス供給を行うために必要な操作対象弁（高圧窒素ガス供給系非常

用窒素ガス(A)供給弁，高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(B)供給弁及び高圧窒素ガス供給系常用･非常用窒素ガス連絡弁(A)，高圧窒素ガス供給系常用･非常用窒素ガス連絡弁(B)）は，原子炉建屋内の原子炉区域外に設置し，現場での手動操作により速やかに切替えが可能な設計とする。

系統構成を行うための弁操作に要する時間は 15 分程度を想定する。

逃がし安全弁への窒素ガスの供給に伴う作業について，「1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等（技術的能力審査基準 1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等に対する技術的能力を示す章)」に示す。

高圧窒素ガスボンベの切替え及び取替えを行うために必要な操作対象弁（高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベラック出口弁(A)～(D)，高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁(A)～(V)（(I)，(O)除く）及び高圧窒素ガスボンベ元弁）は，原子炉建屋内の原子炉区域外に設置し，現場での手動操作により速やかに切替えが可能な設計とする。

高圧窒素ガスボンベの切替え及び取替えを行うために要する作業時間は，1 時間程度を想定する。

高圧窒素ガスボンベによる駆動源確保について，図 3.3-7，図 3.3-8 のタイムチャートに示す。

(46-4)

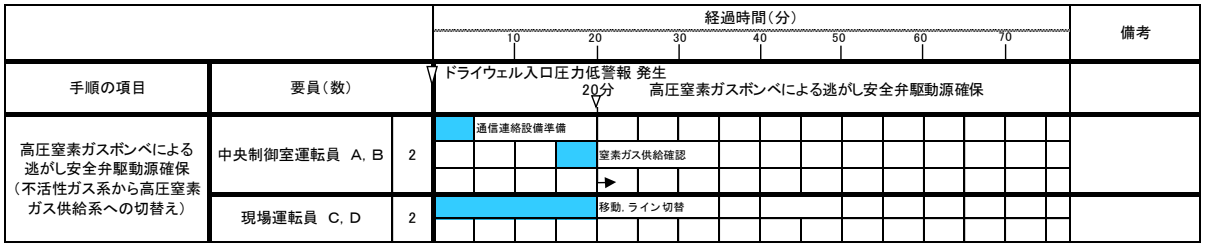


図 3.3-7　高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁駆動源確保（不活性ガス系から高圧窒素ガス供給系への切替え）のタイムチャート*

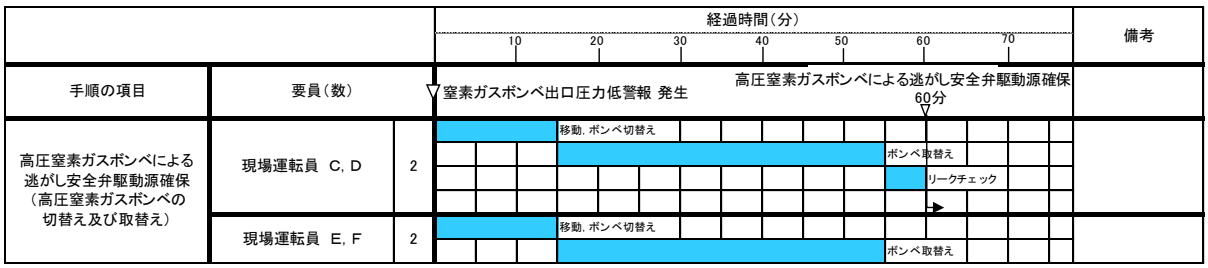


図 3.3-8　高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁駆動源確保（高圧窒素ガスボンベの切替え及び取替え）のタイムチャート*

＊：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.3 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ｉ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

高圧窒素ガス供給系は，通常時は弁により他の系統と隔離し，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。高圧窒素ガス供給系を用いる場合は，弁操作によって，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(46-3,46-4)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

高圧窒素ガス供給系の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.3-21 に示す。

高圧窒素ガスボンベ及び操作対象弁（高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(A)供給弁，高圧窒素ガス供給系非常用窒素ガス(B)供給弁及び高圧窒素ガス供給系常用･非常用窒素ガス連絡弁(A)，高圧窒素ガス供給系常用･非常用窒素ガス連絡弁(B)）は，原子炉建屋地上 4 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）に設置されていることから，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

また，高圧窒素ガスボンベの切替え及び取替えを行うために必要な操作対象弁（高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベラック出口弁(A)～(D)，高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベ出口弁(A)～(V)（(I),(O)除く）及び高圧窒素ガスボンベ元弁）は，原子炉建屋地上 4 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）に設置されていることから，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

(46-3,46-7)

表 3.3-21　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
高圧窒素ガス供給系 非常用窒素ガス(A)供給弁	原子炉建屋地上 4 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	原子炉建屋地上 4 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）
高圧窒素ガス供給系 非常用窒素ガス(B)供給弁	原子炉建屋地上 4 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	原子炉建屋地上 4 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）
高圧窒素ガス供給系 常用・非常用窒素ガス連絡弁(A)	原子炉建屋地上 4 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	原子炉建屋地上 4 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）
高圧窒素ガス供給系 常用・非常用窒素ガス連絡弁(B)	原子炉建屋地上 4 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	原子炉建屋地上 4 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）
高圧窒素ガスボンベ	原子炉建屋地上 4 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	原子炉建屋地上 4 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）

※：高圧窒素ガスボンベの切替え及び取替えを行う際に操作する弁について，補足説明資料 46-4 に示す。

3.3.2.4.3.2　設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 3 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

高圧窒素ガスボンベは，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発電用原子炉の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ため，逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を作動させ，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な窒素ガス供給量を有する設計とする。

負荷に直接接続する可搬型設備である高圧窒素ガスボンベは，必要となる容量等を有するものを 1 セット 5 個使用する。保有数は 1 セット 5 個に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用としてそれぞれ 20 個の合計 25 個を保管する。

(46-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項二）

（ⅰ）要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては，当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ，かつ，二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう，接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガスボンベは，専用の接続方式として袋ナットを用い，容易かつ確実に接続が可能な設計とする。

高圧窒素ガスボンベの接続に当たっては，一般的に用いられる工具（スパナ等）及び専用工具（ボンベ開閉ハンドル（ボンベコック操作用））を用いて，確実に作業ができる設計とし，作業場所である原子炉建屋内の原子炉区域外近傍，アクセスルートの近傍又は中央制御室内に保管する。

また，接続口について，6 号及び 7 号炉とも同一形状，同口径とし，複数の系統での接続方式の統一を図った設計とする。

(46-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

（ⅰ）要求事項

常設設備と接続するものにあっては，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

高圧窒素ガスボンベは，原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものではないことから本条文の直接的な要求は受けないが，高圧窒素ガス供給系がA系，B系独立した2系を有する系統であることから，それぞれの接続口を，原子炉建屋内の原子炉区域外の異なる複数の場所に設け，信頼性向上を図る設計とする。

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

高圧窒素ガスボンベは，原子炉建屋地上4階（原子炉建屋内の原子炉区域外）に設置されており，想定される重大事故等時における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが，仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとることにより，高圧窒素ガスボンベの予備品との取替え及び常設接続口との接続が可能である。また，現場での取替え及び接続作業に当たっては，袋ナットによる専用の接続方式により，確実に速やかに接続が可能である。

(46-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

（ⅰ）要求事項

地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

高圧窒素ガスボンベは，地震，津波，その他自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，原子炉格納容器内の多重化された逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータと位置的分散を図り，原子炉建屋地上4階（原子炉建屋内の原子炉区域外）に分散して保管する。

(46-3, 46-8)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガスボンベは，原子炉建屋地上 4 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）に分散して保管及び設置しており，想定される重大事故等時においても，保管場所から設置場所までの運搬経路について，設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数の屋内アクセスルートを確保する。（『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照）

なお，溢水等に対しては，アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具を着用することとし，運用については，「技術的能力説明資料　1.0 重大事故等対策における共通事項」に，火災防護については，「2.2　火災による損傷の防止（設置許可基準規則第 41 条に対する設計方針を示す章）」に示す。

(46-9)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

（ⅰ）要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

高圧窒素ガスボンベは，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋内の原子炉区域外に設置し，共通要因によって，設計基準事故対処設備である多重化された逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータと同時に機能を損なうおそれがないように，可能な限り設計基準事故対処設備である逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータと多様性又は多重性，位置的分散を図る設計とする。

高圧窒素ガスボンベの多様性又は多重性，位置的分散について，表 3.3-22 に示す。

(46-3, 46-4, 46-7, 46-8)

表 3.3-22　多様性又は多重性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	アキュムレータ	高圧窒素ガスボンベ
減圧用の弁	逃がし安全弁	逃がし安全弁
	18 個	18 個
	原子炉格納容器内	
駆動用窒素ガス	自動減圧機能用 アキュムレータ	高圧窒素ガスボンベ
	8 個	5 個（予備 20 個）
	逃がし弁機能用 アキュムレータ	－
	18 個	－
	原子炉格納容器内	原子炉建屋内の原子炉区域外

3.3.2.5　原子炉建屋ブローアウトパネル

3.3.2.5.1　設備概要

原子炉建屋ブローアウトパネルは，格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）発生時に，原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉区域内へ漏えいして蒸気となり，原子炉建屋原子炉区域内の圧力が上昇した場合において，原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度を低下させることを目的として使用する。

本設備は，止め板等で構成し，運転員による開放操作を行うことなく，原子炉建屋原子炉区域内と外気との差圧が開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放することで，原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度を低下させることが可能な設計とする。これにより，原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度を低下させることで，格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）発生時に高圧炉心注水系注入隔離弁を現場操作により閉止することが可能となる。

原子炉建屋ブローアウトパネルに関する設備概要図を図3.3-9に，重大事故等対処設備一覧を表3.3-23に示す。

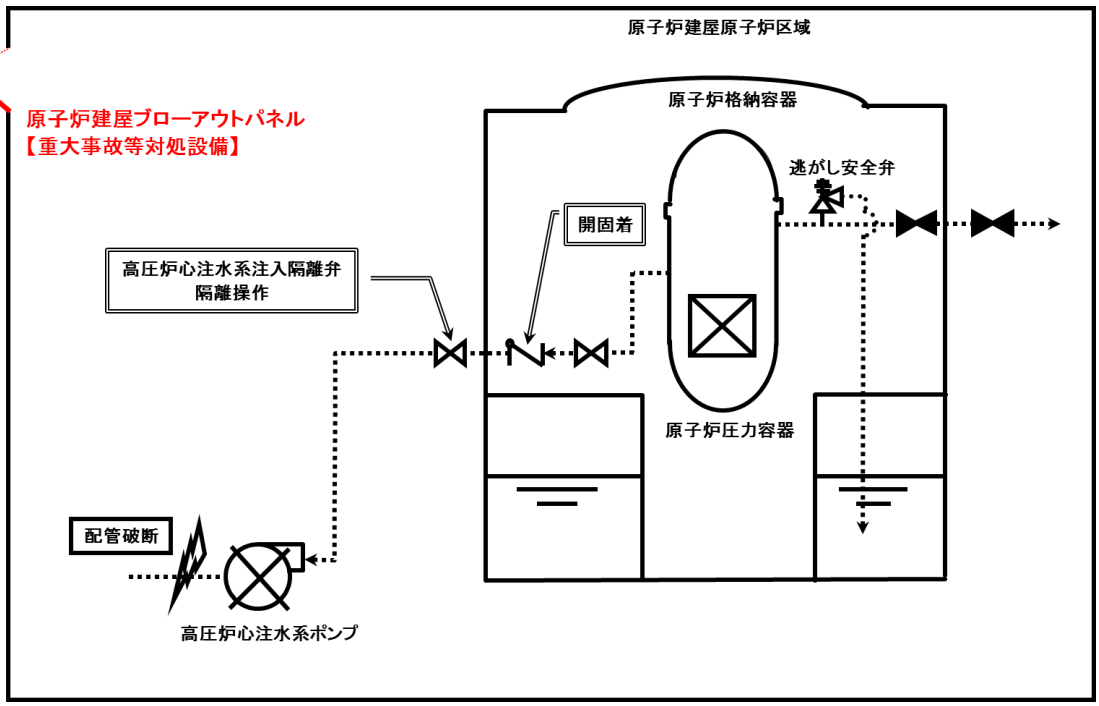


図3.3-9　原子炉建屋ブローアウトパネル設備概要図

表 3.3-23　原子炉建屋ブローアウトパネルに関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	原子炉建屋ブローアウトパネル【常設】
附属設備	―
水源	―
流路	―
注水先	―
電源設備	―
計装設備	―

3.3.2.5.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 原子炉建屋ブローアウトパネル

個数　　：1式

取付箇所　　：原子炉建屋地上4階

3.3.2.5.3　設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.5.3.1　設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，原子炉建屋原子炉区域と屋外との境界に設置し，想定される重大事故等時における，原子炉建屋原子炉区域内及び屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮できるよう，以下の表3.3-24に示す設計とする。

(46-3)

表3.3-24　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内及び屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	重大事故等時においても，降水及び凍結によりその機能が損なわれないことを確認する。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，原子炉建屋原子炉区域内と屋外との差圧により，自動的に開放する設計とする。

(46-3)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，表 3.3-25 に示すように，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。

(46-5)

表 3.3-25　原子炉建屋ブローアウトパネルの試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	原子炉建屋ブローアウトパネル外観の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，本来の用途以外の用途として使用しない。また，原子炉建屋ブローアウトパネルは，重大事故等時において他の系統と

切り替えることなく使用できる設計とする。

(46-4)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，他の設備と独立して作動することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また，原子炉建屋ブローアウトパネルは，開放動作により，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(46-3, 46-4)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，原子炉建屋原子炉区域内と屋外との差圧により，自動的に開放する設計とする。

3.3.2.5.3.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，想定される重大事故等時において，原子炉建屋原子炉区域内に漏えいした蒸気を原子炉建屋外に排気して，原子炉建屋原子炉区域内の圧力及び温度を低下させるために必要となる容量を有する設計とする。

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは常設重大事故防止設備であるが，同一目的の設計基準事故対処設備はない。

(46-3, 46-4)

3.3.3　重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.3.3.1　インターフェイスシステム LOCA 隔離弁

3.3.3.1.1　設備概要

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である高圧炉心注水系注入隔離弁は，格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生箇所の隔離によって，原子炉格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを防止する目的として使用する。

本設備は，原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統であり，プラント運転中に接続箇所の電動弁の開閉試験を実施する高圧炉心注水系(B)及び(C)の２つの独立した注水ラインに，それぞれ１台設置している。

格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）は，隔離弁の隔離失敗により低圧設計部分が異常に過圧されることで発生するが，逃がし安全弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧により原子炉冷却材漏えいの抑制を継続し，現場操作による隔離弁の全閉操作を実施することで，破断が発生した系統を隔離する設計とする。

なお，逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧は隔離弁の隔離操作が完了するまで継続する。

本設備の系統概要図を図 3.3-10 に，重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表 3.3-23 に示す。

本系統は設計基準対象施設であるが，想定される重大事故等時においてその機能を期待するため，重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

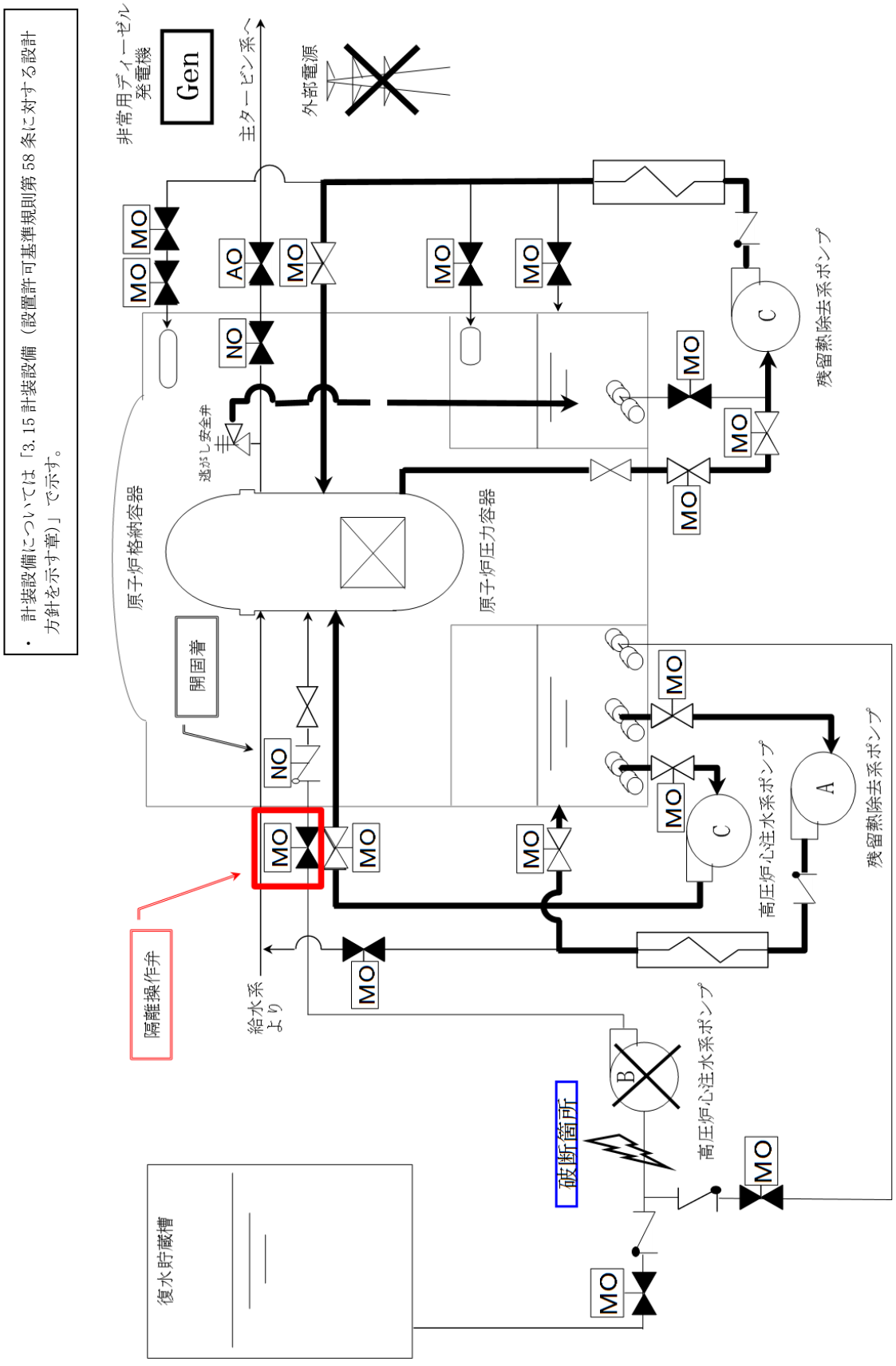


図 3.3-10　インターフェイスシステム LOCA 隔離弁　系統概要図

表 3.3-23　インターフェイスシステム LOCA 隔離弁に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	高圧炉心注水系注入隔離弁【常設】
附属設備	－
電源設備	－
計装設備*	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力【常設】

＊：計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.3.3.1.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

（１）高圧炉心注水系注入隔離弁

最高使用圧力：11.77MPa[gage]
最高使用温度：302℃
個数　　：2
取付箇所　　：原子炉建屋地上 1 階

3.3.3.1.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である高圧炉心注水系注入隔離弁は，想定される重大事故等時に重大事故等対処設備(設計基準拡張)として使用するため,「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち，多様性，位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である高圧炉心注水系注入隔離弁については，設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等時においても使用するため，他の設備に悪影響を及ぼさない設計である。

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である高圧炉心注水系注入隔離弁については，原子炉建屋原子炉区域内に設置される設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.3-24 に示す設計である。

表 3.3-24　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す)。
風（台風)・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また，インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である高圧炉心注水系注入隔離弁は設置場所である原子炉建屋原子炉区域内にて手動操作が可能な設計であり，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である高圧炉心注水系注入隔離弁は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等時においても使用する設計である。また，高圧炉心注水系注入隔離弁は，発電用原子炉の運転中に機能・性能試験，停止中に分解検査が可能な設計である。

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【47 条】

【設置許可基準規則】
（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）
第四十七条 発電用原子炉施設には，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却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ため，発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）
１ 第４７条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため，発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
（１）重大事故防止設備
ａ）可搬型重大事故防止設備を配備すること。
ｂ）炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため，常設重大事故防止設備を設置すること。
ｃ）上記ａ）及びｂ）の重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備に対して，多様性及び独立性を有し，位置的分散を図ること。

3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

3.4.1　設置許可基準規則第 47 条への適合方針

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって，設計基準事故対処設備である残留熱除去系が有する発電用原子炉の冷却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設備として，低圧代替注水系（可搬型）及び低圧代替注水系（常設）を設ける。

(1)　低圧代替注水系（可搬型）の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 項(1)a)）

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプが有する発電用原子炉の冷却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ため，可搬型重大事故等対処設備として低圧代替注水系（可搬型）を使用する。

低圧代替注水系（可搬型）は，荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所に分散配備した可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用い，残留熱除去系（低圧注水モード）とは異なる代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）を水源として原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。

(2)　低圧代替注水系（常設）の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 項(1)b)）

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプが有する発電用原子炉の冷却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ため，常設重大事故等対処設備として低圧代替注水系（常設）を使用する。

低圧代替注水系（常設）は，廃棄物処理建屋に配置された復水移送ポンプを用い，残留熱除去系（低圧注水モード）とは異なる復水貯蔵槽を水源として原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。

(3)　設計基準事故対処設備に対する多様性及び独立性，位置的分散の確保（設置許可基準規則解釈の第 1 項(1)c)）

上記(1)及び(2)の重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）に対して，異なるポンプ（復水移送ポンプ又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級)），駆動源（常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備），冷却源（自滑水冷却）を用いることで多様性及び独立性を有する設計とする。

また，原子炉建屋内に設置されている残留熱除去系（低圧注水モード）に対して，常設設備である復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に設置しており，常設代替交流電源設備は屋外に設置することで位置的分散を図った設計とする。可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），可搬型代替交流電源設備については，屋外に保管し，屋外から異なる複数の接続口に接続可能とし，残留熱除去系（低圧注水モード）に対して位置的分散を図る設計とする。

なお，多様性及び独立性，位置的分散については 3.4.2.1.3 項及び 3.4.2.2.3 項に詳細を示す。

その他，設計基準対象施設であるが，想定される重大事故等時においてその機

能を期待するため，以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

(4)　残留熱除去系（低圧注水モード）

残留熱除去系（低圧注水モード）は，冷却材喪失事故時において，高圧炉心注水系，原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系と連携して炉心を冷却する機能を有する。

本系統は，原子炉水位低又はドライウェル圧力高の信号で作動を開始し，サプレッション・チェンバのプール水を給水系等を経由して原子炉圧力容器へ注水する。

(5)　残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は，原子炉停止後，炉心の崩壊熱，原子炉圧力容器，配管，冷却材中の保有熱（残留熱）を除去して，原子炉を冷却する機能を有する。また，動的機器の単一故障を仮定した場合でも原子炉冷却材を低温まで冷却可能な設計である。冷却材は原子炉圧力容器から残留熱除去系のポンプ及び熱交換器，給水系等を経由して原子炉圧力容器に戻される。

(6)　原子炉補機冷却系

原子炉補機冷却系は，原子炉設備の非常用機器及び常用機器で発生する熱を冷却除去する機能を有する。本系統は，想定される重大事故等時においても，非常用機器，残留熱除去系の機器等の冷却を行うための機能を有する。

原子炉補機冷却系については，「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第 48 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

なお，原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉圧力容器に注水するための自主対策設備として，以下を整備する。

(7)　他系の残留熱除去系配管又は高圧炉心注水系配管を用いた低圧注水の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプが喪失し，残留熱除去系(A)注入ライン又は残留熱除去系(B)注入ラインの機能が喪失した場合においても低圧注水を可能とするために，自主対策設備として復水移送ポンプ又は可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)を用いて残留熱除去系洗浄水弁(C)を経由する残留熱除去系(C)注入ライン等の他系の残留熱除去系配管又は高圧炉心注水系洗浄用補給水止め弁を経由する高圧炉心注水系配管を用いた原子炉圧力容器への注水手段を整備している。

(8)　消火系を用いた低圧注水の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプ，復水移送ポンプ，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）が喪失した場合，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ため，自主対策設備として消火系を用いた原子炉圧力容器への注水手段を整備している。

消火系を用いた原子炉圧力容器への注水手段については，ディーゼル駆動消火ポンプを用い，残留熱除去系（低圧注水モード），低圧代替注水系（常設），

低圧代替注水系（可搬型）に用いる水源とは異なるろ過水タンクを水源として消火系，復水補給水系，残留熱除去系，高圧炉心注水系，給水系を経由して原子炉圧力容器へ注水する。

また，技術的能力審査基準への適合のため，復旧手段として，以下を整備する。

(9) 復旧手段の整備

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）が全交流動力電源喪失により起動できない場合には，常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給することで残留熱除去系（低圧注水モード及び原子炉停止時冷却モード）を復旧する手段を整備する。

なお，電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

また，技術的能力審査基準への適合のため，溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応設備として，以下を整備する。

(10) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合には，復水移送ポンプで原子炉圧力容器に注水する低圧代替注水系（常設）により残存溶融炉心を冷却する。

(11) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合には，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）で原子炉圧力容器に注水する低圧代替注水系（可搬型）により残存溶融炉心を冷却する。

なお，溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の自主対策設備として，以下を整備する。

(12) 消火系による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合には，ディーゼル駆動消火ポンプで原子炉圧力容器に注水する消火系により残存溶融炉心を冷却する。

また，代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の淡水が枯渇した場合の海水の利用手段として，以下を整備する。

(13) 低圧代替注水系の海水の利用

低圧代替注水系（常設）の水源である復水貯蔵槽並びに低圧代替注水系（可搬型）の水源である代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の淡水が枯渇した場合において，防潮堤の内側に設置している海水取水箇所（取水路）より，大容量送水車（海水取水用）を用いて復水貯蔵槽への供給及び防火水槽への供給又は低圧代替注水系（可搬型）で用いる可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に海水

を直接送水を行う設計とする。なお，海の利用については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.4.2　重大事故等対処設備

3.4.2.1　低圧代替注水系（常設）

3.4.2.1.1　設備概要

低圧代替注水系（常設）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）の有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に，この機能を代替し，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ため，発電用原子炉を冷却することを目的として使用する。

本系統は，復水移送ポンプ，電源設備（非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備），計測制御装置及び，水源である復水貯蔵槽，流路である復水補給水系及び高圧炉心注水系の配管及び弁並びに残留熱除去系及び給水系の配管，弁及びスパージャ，注水先である原子炉圧力容器等から構成される。

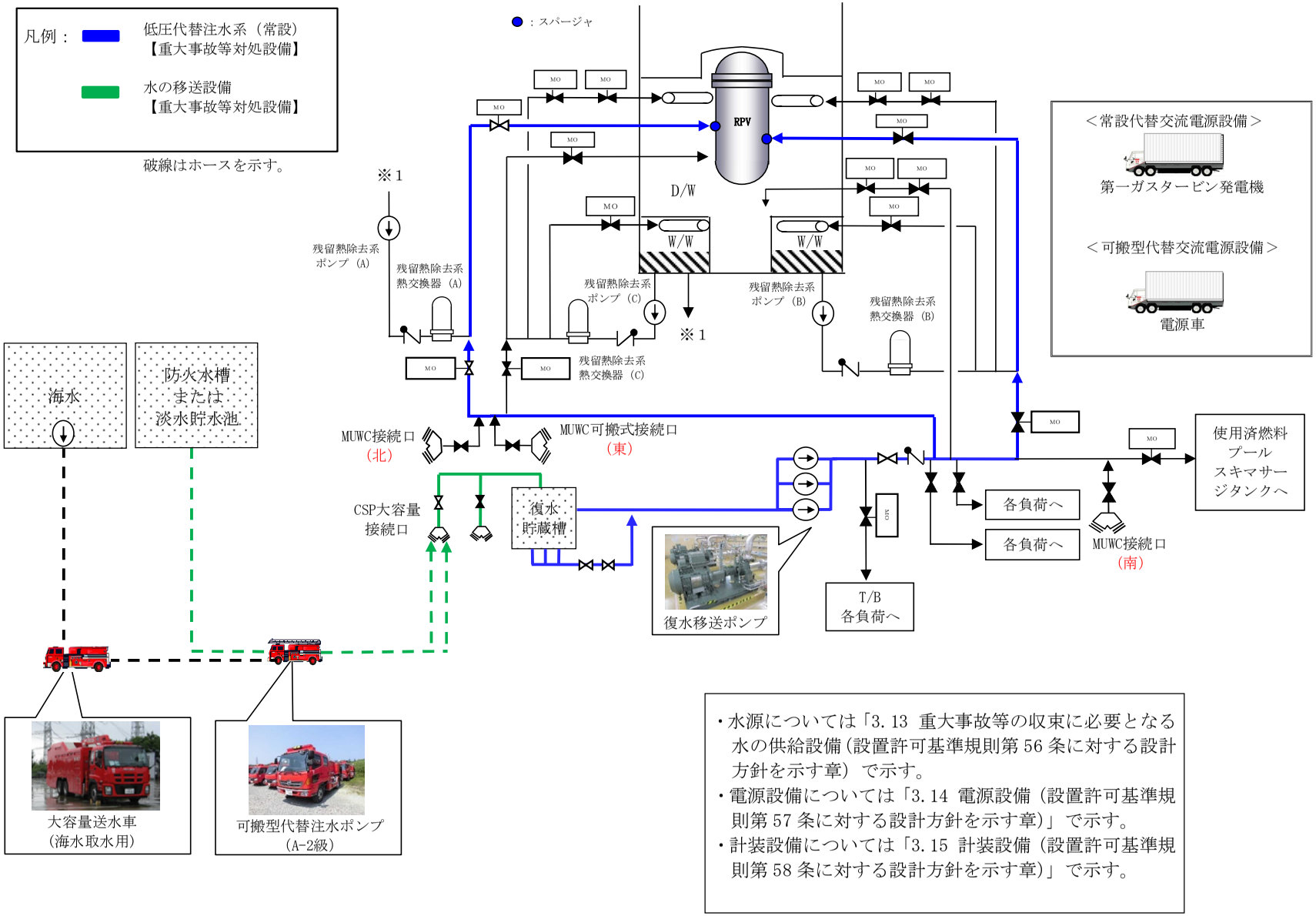
本系統の系統概要図を図 3.4-1，重大事故等対処設備一覧を表 3.4-1 に示す。

本系統は，復水移送ポンプ 3 台のうち 2 台により，復水貯蔵槽の水を残留熱除去系配管等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

復水移送ポンプの電源について，復水移送ポンプ(B)及び(C)は，常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から，代替所内電気設備である AM 用動力変圧器及び AM 用 MCC を介して給電が可能な設計とする。復水移送ポンプ(A)は，通常時は非常用所内電気設備である非常用 MCC C 系から給電しているが，重大事故等時に復水移送ポンプ(A)の動力ケーブルの接続操作を行うことにより，代替所内電気設備である AM 用 MCC から給電が可能な設計とする。

水源である復水貯蔵槽は，枯渇しそうな場合においても，代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の淡水を，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いて，廃棄物処理建屋外壁に設置した外部接続口から復水貯蔵槽へ供給できる設計とする。

本系統の操作に当たっては，中央制御室及び現場での弁操作（AM 用切替盤の切替え操作を含む）により系統構成を行った後，中央制御室の操作スイッチにより復水移送ポンプを起動し運転を行う。



・水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）で示す。
・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。
・計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

図3.4-1 低圧代替注水系（常設）系統概要図

表 3.4-1　低圧代替注水系（常設）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	復水移送ポンプ【常設】
附属設備	－
水源※1	復水貯蔵槽【常設】
流路	復水補給水系　配管・弁【常設】 残留熱除去系　配管・弁・スパージャ【常設】 給水系　配管・弁・スパージャ【常設】 高圧炉心注水系　配管・弁【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備※2	非常用交流電源設備 　非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】 常設代替交流電源設備 　第一ガスタービン発電機【常設】 　軽油タンク【常設】 　タンクローリ（16kL）【可搬】 　第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 　第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 　電源車【可搬】 　軽油タンク【常設】 　タンクローリ（4kL）【可搬】 代替所内電気設備 　緊急用断路器【常設】 　緊急用電源切替箱断路器【常設】 　緊急用電源切替箱接続装置【常設】 　AM 用動力変圧器【常設】 　AM 用 MCC【常設】 　AM 用切替盤【常設】 　AM 用操作盤【常設】 　非常用高圧母線 C 系【常設】 　非常用高圧母線 D 系【常設】
計装設備※3	原子炉水位（SA）【常設】 復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）【常設】 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）【常設】 復水移送ポンプ吐出圧力【常設】

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

※2：単線結線図を補足説明資料 47-2 に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計

方針を示す章)」で示す。

3.4.2.1.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 復水移送ポンプ

種類	：うず巻形
容量	：125m^3/h/台
全揚程	：85m
最高使用圧力	：1.37MPa[gage]
最高使用温度	：66℃
個数	：2（予備 1）
取付箇所	：廃棄物処理建屋地下 3 階
原動機出力	：55kW

なお，水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」，電源設備については，「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」，計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.4.2.1.3　低圧代替注水系（常設）の多様性及び独立性，位置的分散

低圧代替注水系（常設）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系と共通要因によって同時に機能が損なわれるおそれがないよう，表 3.4-2 で示すとおり多様性，位置的分散を図った設計とする。ポンプについては，残留熱除去系ポンプ(A)，(B)及び(C)と位置的分散された廃棄物処理建屋地下 3 階の復水移送ポンプを使用する設計とする。復水移送ポンプのサポート系として，ポンプ冷却水は自滑水とすることで，残留熱除去系ポンプの冷却水と共通要因によって同時に機能喪失しない設計とし，電源については，常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機），可搬型代替交流電源設備（電源車）から代替所内電気設備を経由した給電が可能な設計とすることで，残留熱除去系ポンプの電源である非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）と共通要因によって同時に機能喪失しない設計とする。水源については，残留熱除去系の水源であるサプレッション・チェンバと異なる復水貯蔵槽を使用する設計とする。操作に必要な電動弁については，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，低圧代替注水系（常設）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

残留熱除去系と低圧代替注水系（常設）の独立性については，表 3.4-3 で示すとおり地震，津波，火災，溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

なお，配管，スパージャ等の流路を構成する静的機器については，残留熱除去系注水ライン（残留熱除去系洗浄水弁より原子炉圧力容器につながる配管との合流部から原子炉圧力容器まで）を除く範囲で，可能な限り分離した設計とする。

ただし，残留熱除去系注入弁(A)又は(B)が故障した場合でも，自主対策設備として他系の残留熱除去系又は高圧炉心注水系の配管を用いた低圧注水を整備している。

なお，電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）で示す。

表 3.4-2　多様性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
	残留熱除去系 (低圧注水モード)	低圧代替注水系（常設）	
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	復水移送ポンプ	
	原子炉建屋 地下 3 階	廃棄物処理建屋 地下 3 階	
水源	サプレッション・チェンバ	復水貯蔵槽	
	原子炉建屋 地下 3 階	廃棄物処理建屋 地下 2 階	
駆動用 空気	不要	不要	
潤滑方式	水潤滑	油浴方式	
冷却水	原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系	不要 （自滑水）	
駆動電源	非常用交流電源設備 （非常用ディーゼル発電機）	常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）	可搬型代替交流電源設備（電源車）
	原子炉建屋 地上 1 階	7 号炉タービン建屋南側の屋外	荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所

表 3.4-3　設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
		残留熱除去系(A)(B)(C) （低圧注水モード）	低圧代替注水系（常設）
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系は耐震 S クラス設計とし，重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）は基準地震動 Ss で機能維持できる設計とすることで，基準地震動 Ss が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	6 号及び 7 号炉の原子炉建屋は，基準津波が到達しない位置に設置する設計とすることで，津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系と，重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）は，火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7　重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系と，重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）は，溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8　重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

3.4.2.1.4　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.4.2.1.4.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

低圧代替注水系（常設）の復水移送ポンプは，廃棄物処理建屋内に設置している設備であることから，想定される重大事故等時における，廃棄物処理建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.4-4 に示す設計とする。

復水移送ポンプの操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室の操作スイッチから可能な設計とする。

(47-3, 47-4)

表 3.4-4　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	廃棄物処理建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない)。なお，原子炉圧力容器への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。
風（台風）・積雪	廃棄物処理建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

低圧代替注水系（常設）を運転する場合は，復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施し，復水移送ポンプを起動する。その後，低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水の系統構成として，残留熱除去系注入弁(A)（又は(B)）の全開操作を実施し，残留熱除去系洗浄水弁(A)（又は(B)）を全開とすることで原子炉圧力容器への注水を行う。また，復水移送ポンプの水源確保として復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁と復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁の開操作を実施する。以上のことから，低圧代替注水系（常設）の操作に必要なポンプ及び操作に必要な弁を表 3.4-5 に示す。

このうちタービン建屋負荷遮断弁，残留熱除去系洗浄水弁(A)及び(B)については，中央制御室の格納容器補助盤からの遠隔操作で弁を開閉することが可能な設計とし，残留熱除去系注入弁(A)及び(B)は原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）に設置している AM 用切替盤より，配線用しゃ断器の「入」「切」操作にて電源を切り替えた後，近傍に設置している AM 用操作盤のスイッチ操作により，遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁，復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁については，廃棄物処理建屋地下 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）に設置されており，設置場所での手動操作で開閉することが可能な設計とする。

また，復水移送ポンプについては，中央制御室にある復水移送ポンプ操作スイッチからのスイッチ操作でポンプ 3 台のうち 2 台を起動する設計とする。

中央制御室の操作スイッチ，原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）AM 用操作盤の操作スイッチ及び廃棄物処理建屋地下 3 階の弁を操作するにあたり，運転員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作・監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

(47-3, 47-4)

表 3.4-5　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
復水移送ポンプ(A)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
復水移送ポンプ(B)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
復水移送ポンプ(C)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系注入弁(A)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）	スイッチ操作
残留熱除去系注入弁(B)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）	スイッチ操作
残留熱除去系洗浄水弁(A)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系洗浄水弁(B)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
タービン建屋負荷遮断弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁	弁閉→弁開	廃棄物処理建屋地下 3 階	手動操作
復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁	弁閉→弁開	廃棄物処理建屋地下 3 階	手動操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

低圧代替注水系（常設）の復水移送ポンプは，表 3.4-6 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験，弁動作試験を，また，停止中に分解検査，外観検査が可能な設計とする。

低圧代替注水系（常設）の復水移送ポンプは，発電用原子炉の停止中にケーシングカバーを取り外して，ポンプ部品（主軸，軸受，羽根車）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。

また，発電用原子炉の運転中又は停止中に，復水貯蔵槽を水源とし，復水移送ポンプを起動させ，サプレッション・チェンバへ送水する試験を行うテストラインを設けることで，低圧代替注水系（常設）の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。なお，残留熱除去系洗浄水弁から原子炉圧力容器までのラインについては，上記の試験に加えて，発電用原子炉の運転中又は停止中に残留熱除去系注入弁の弁動作試験を実施することで弁開閉動作の確認が可能な設計とする。

表 3.4-6　低圧代替注水系（常設）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を，試験及び目視により確認
	外観検査	ポンプ外観の確認

運転性能の確認として，復水移送ポンプの吐出圧力，系統（ポンプ廻り）の振動，異音，異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。

復水移送ポンプを構成する部品の表面状態の確認として，浸透探傷試験により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことの確認が可能な設計とする。

復水移送ポンプの外観検査として，傷や漏えい跡の確認が可能な設計とする。
(47-5)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

低圧代替注水系（常設）は，復水移送ポンプを通常時に使用する系統である復水補給水系から重大事故等時に対処するために系統構成を切り替えて使用する。切替え操作としては，復水移送ポンプの起動操作，復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作，原子炉圧力容器へ注水するために残留熱除去系注入弁(A)（又は(B)）の全開操作，残留熱除去系洗浄水弁(A)（又は(B)）の全開操作を行う。

なお，復水貯蔵槽から復水移送ポンプに移送するライン（復水移送ポンプ吸込ライン）は，復水貯蔵槽の中部（常用ライン），下部（非常用ライン）の 2 通りがある。通常運転時は中部（常用ライン）を使用しているため，長期運転を見込み，復水貯蔵槽を水源として確保するため，復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁，復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁の開操作を行い，復水移送ポンプ吸込ラインを下部（非常用ライン）に切り替える。ただし，復水移送ポンプ起動当初は復水貯蔵槽水位は確保されているため，本切替え操作は低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水が開始された後に実施する。

低圧代替注水系（常設）である復水移送ポンプの起動及び系統の切替えに必要な弁については，中央制御室及び原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）に設置している AM 用操作盤から遠隔操作する設計とすることで，図 3.4-2 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

系統の切替えに必要な弁のうちタービン建屋負荷遮断弁，残留熱除去系洗浄水弁(A)及び(B)については，中央制御室から遠隔で弁を開閉することが可能である。

系統の切替えに必要な弁のうち，残留熱除去系注入弁(A)及び(B)については，原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）に設置している AM 用切替盤より，配線用しゃ断器の「入」「切」操作にて電源を切り替えた後，近傍に設置している AM 用操作盤のスイッチ操作により，遠隔で弁を開閉することが可能である。

また，復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁，復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁は手動弁として廃棄物処理建屋地下 3 階に設置されており，現場の手動操作で開操作を行う。この操作は，長期運転を見込んだ復水貯蔵槽水源確保のために実施する操作であり，原子炉圧力容器への注水開始後に実施することで，図 3.4-2 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え可能である。

また，低圧代替注水のバイパス流を防止するため，低圧代替注水系の主流路からの分岐部については，主流路から最も近い弁（第一止め弁）で閉止する運

用とする。事故時の対応に支障を来たす等の理由から第一止め弁が閉止できないライン（非常用炉心冷却系ポンプ封水ライン等）についても，低圧代替注水のバイパス流を防止するため，第一止め弁以降の弁で閉止されたバウンダリ構成とし，このバウンダリ範囲においては，適切な地震荷重との組合せを考慮した上でバウンダリ機能が喪失しない設計とする。

(47-4)

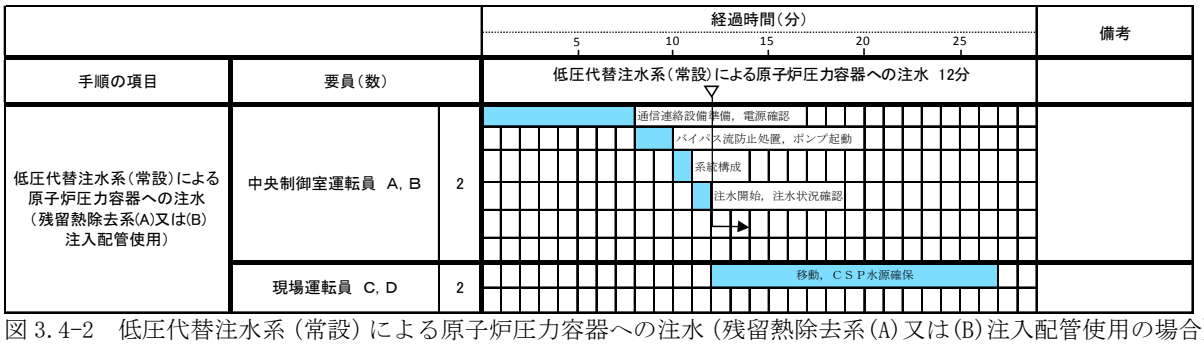


図 3.4-2　低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水（残留熱除去系(A)又は(B)注入配管使用の場合）のタイムチャート*

＊：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.4 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

低圧代替注水系（常設）は，通常時は残留熱除去系洗浄水弁(A)及び(B)を閉止することで隔離する系統構成としており，残留熱除去系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。隔離弁については表 3.4-7 に示す。また，低圧代替注水系（常設）を用いる場合は，弁操作によって，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(47-3, 47-4)

表 3.4-7　他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
残留熱除去系	残留熱除去系洗浄水弁(A)	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	残留熱除去系洗浄水弁(B)	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

低圧代替注水系（常設）の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.4-8 に示す。このうち，中央制御室で操作する復水移送ポンプ，残留熱除去系洗浄水弁(A)（又は(B)），タービン建屋負荷遮断弁は，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。原子炉建屋地上 3 階で操作する残留熱除去系注入弁(A)（又は(B)）は，原子炉建屋内の原子炉区域外に AM 用切替盤，AM 用操作盤が設置されており，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁，復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁は，廃棄物処理建屋地下 3 階での操作となり，原子炉建屋外であるため，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。これらの操作が可能な配置設計とする。

(47-3)

表 3.4-8　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
復水移送ポンプ(A)	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
復水移送ポンプ(B)	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
復水移送ポンプ(C)	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
残留熱除去系注入弁(A)	原子炉建屋地上 1 階	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）
残留熱除去系注入弁(B)	原子炉建屋地上 1 階	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）
残留熱除去系洗浄水弁(A)	原子炉建屋地上 1 階	中央制御室
残留熱除去系洗浄水弁(B)	原子炉建屋地上 1 階	中央制御室
タービン建屋負荷遮断弁	タービン建屋地下中 2 階(6 号炉) 廃棄物処理建屋地下 3 階(7 号炉)	中央制御室
復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁	廃棄物処理建屋地下 3 階	廃棄物処理建屋 地下 3 階
復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁	廃棄物処理建屋地下 3 階	廃棄物処理建屋 地下 3 階

3.4.2.1.4.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

低圧代替注水系（常設）の復水移送ポンプは，設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており，設計基準対象施設としての復水移送ポンプ 2 台におけるポンプ流量が，想定される重大事故等時において，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ために必要な注水流量に対して十分であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計する。

注水流量としては，炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち，高圧・低圧注水機能喪失，全交流動力電源喪失，崩壊熱除去機能喪失，LOCA 時注水機能喪失の重要事故シーケンス，及び格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量が最大 300m^3/h の範囲である。復水移送ポンプは 1 台あたり 150m^3/h 以上の注水が可能であるため，2 台使用する設計とする。

原子炉圧力容器に注水する場合の復水移送ポンプは，原子炉圧力容器に注水する場合の水源（復水貯蔵槽）と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管及び弁類圧損を考慮し，復水移送ポンプ 2 台運転で注水流量 300m^3/h 達成可能な揚程で設計する。

(47-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

低圧代替注水系（常設）の復水移送ポンプは，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

低圧代替注水系（常設）は，設計基準事故対処設備の残留熱除去系に対し，多様性，位置的分散を図る設計としている。これらの詳細については，3.4.2.1.3 項に記載のとおりである。

(47-2, 47-3, 47-4)

3.4.2.2　低圧代替注水系（可搬型）

3.4.2.2.1　設備概要

低圧代替注水系（可搬型）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）の有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に，この機能を代替し，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ため，発電用原子炉を冷却することを目的として使用する。

本系統は，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），電源設備（非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備）及び，水源である代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽），燃料補給設備である軽油タンク，タンクローリ（4kL），流路である復水補給水系，残留熱除去系，給水系の配管，弁，スパージャ，ホース，注水先である原子炉圧力容器から構成される。

重大事故等時においては，原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系及び手動による原子炉減圧操作と連携し，代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）を水源として，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）で注水することにより炉心を冷却する機能を有する。

本系統の系統概要図を図 3.4-3 に，重大事故等対処設備一覧を表 3.4-9 に示す。

本系統は，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により，代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の水を残留熱除去系配管等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とし，燃料は燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

本系統の操作に当たっては，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に付属の操作スイッチにより，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を起動し運転を行う。

なお，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を使用する際に接続する外部接続口は，共通の要因によって接続することができなくなることを防止するために，位置的分散を図った建屋の複数の異なる面に設置する設計とする。

本系統の流路のうち，低圧代替注水系（常設）の主流路への合流以降は，低圧代替注水系（常設）と同様の流路で構成し，復水補給水系，残留熱除去系，給水系の配管，弁，スパージャを経由して原子炉圧力容器へ注水する。低圧代替注水系（常設）の主流路への合流以降については，「3.4.2.1 低圧代替注水系（常設）」で示す。

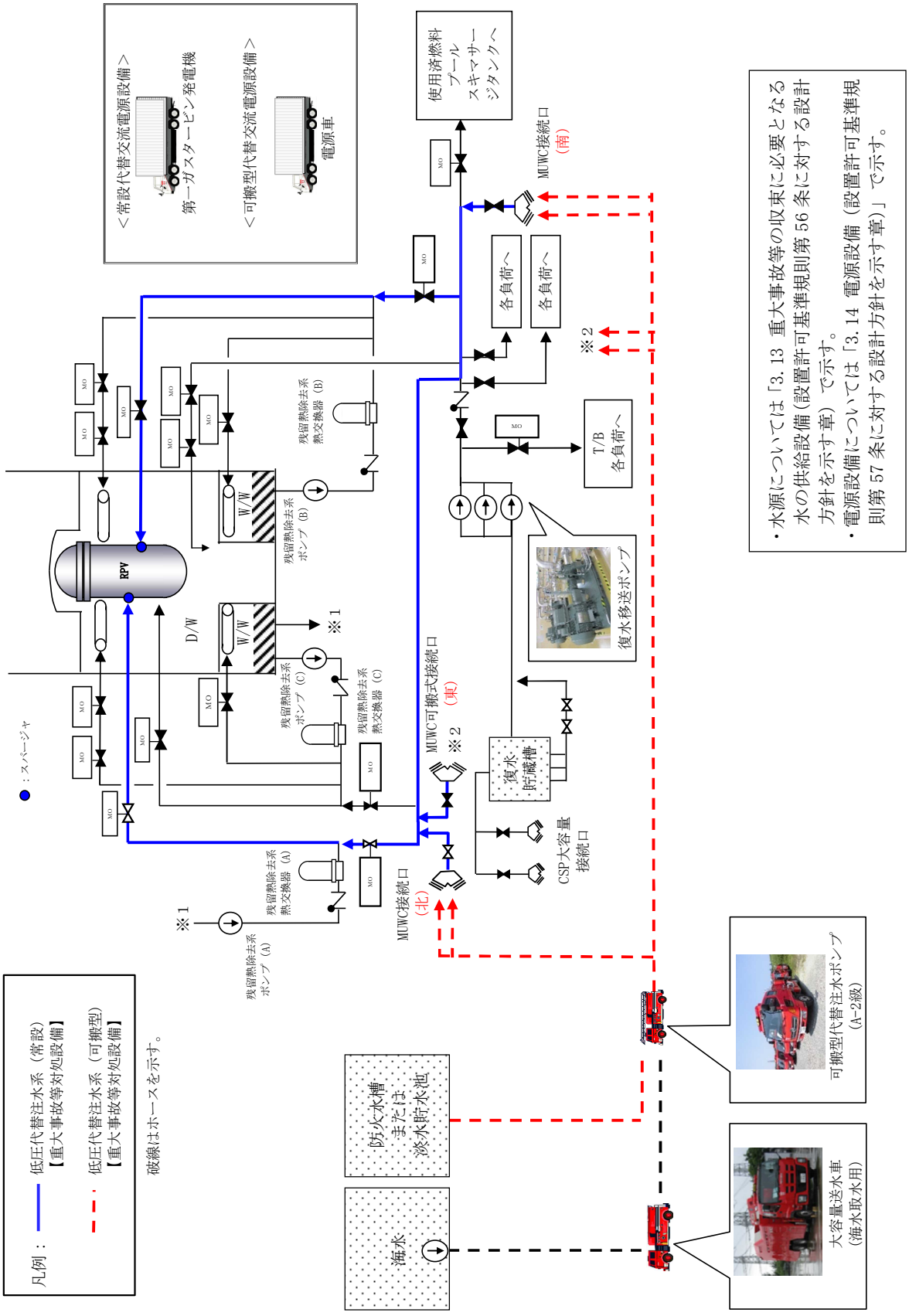


図 3.4-3　低圧代替注水系（可搬型）系統概要図

表 3.4-9　低圧代替注水系（可搬型）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）【可搬】
附属設備	―
水源※1	防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】
流路	復水補給水系　配管・弁【常設】 残留熱除去系　配管・弁・スパージャ【常設】 給水系　配管・弁・スパージャ【常設】 ホース・接続口【可搬】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備※2 (燃料補給設備を含む)	非常用交流電源設備 　非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】 常設代替交流電源設備 　第一ガスタービン発電機【常設】 　軽油タンク【常設】 　タンクローリ（16kL）【可搬】 　第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 　第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 　電源車【可搬】 　軽油タンク【常設】 　タンクローリ（4kL）【可搬】 代替所内電気設備 　緊急用断路器【常設】 　緊急用電源切替箱断路器【常設】 　緊急用電源切替箱接続装置【常設】 　AM 用動力変圧器【常設】 　AM 用 MCC【常設】 　AM 用切替盤【常設】 　AM 用操作盤【常設】 　非常用高圧母線 C 系【常設】 　非常用高圧母線 D 系【常設】 燃料補給設備 　軽油タンク【常設】 　タンクローリ（4kL）【可搬】
計装設備	―

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：単線結線図を補足説明資料 47-2 に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.4.2.2.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）

種類	：うず巻形
容量	：120m^3/h/台
吐出圧力	：0.85MPa[gage]
最高使用圧力	：2.0MPa[gage]
最高使用温度	：60℃
個数	：16（予備 1）
設置場所	：屋外
保管場所	：荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所
原動機出力	：100kW

なお，水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」,電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.4.2.2.3　低圧代替注水系（可搬型）の多様性，独立性，位置的分散

低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，共通要因によって機能が損なわれるおそれがないよう，表 3.4-10 で示すとおり，残留熱除去系ポンプ及び低圧代替注水系（常設）である復水移送ポンプと位置的分散を図り，水源及び駆動源についても，多様性を有する設計とする。

また，残留熱除去系に対する低圧代替注水系（可搬型）の独立性については，表 3.4-11 で示すとおり地震，津波，火災，溢水により同時に故障することを防止するために独立性を有する設計とする。

さらに，故障の影響を考慮し，低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，予備を有する設計とする。

表 3.4-10　多様性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備		
	残留熱除去系 （低圧注水モード）	低圧代替注水系 （常設）		低圧代替注水系 （可搬型）
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	復水移送ポンプ		可搬型代替注水ポンプ （A-2 級）
	原子炉建屋 地下 3 階	廃棄物処理建屋 地下 3 階		屋外
水源	サプレッション・チェンバ	復水貯蔵槽		代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）
	原子炉建屋 地下 3 階	廃棄物処理建屋 地下 2 階		屋外
駆動用空気	不要	不要		不要
潤滑方式	水潤滑	油浴方式		油浴方式
冷却水	原子炉補機冷却水系（及び原子炉補機冷却海水系）	不要（自滑水）		不要
駆動電源	非常用交流電源設備 （非常用ディーゼル発電機）	常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）	可搬型代替交流電源設備 （電源車）	―
	原子炉建屋 地上 1 階	7 号炉タービン建屋南側の屋外	荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所	

表 3.4-11　設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
		残留熱除去系(A)(B)(C) （低圧注水モード）	低圧代替注水系（可搬型）
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系は耐震 S クラス設計とし，重大事故等対処設備である低圧代替注水系（可搬型）は基準地震動 Ss で機能維持できる設計とすることで，基準地震動 Ss が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	6 号及び 7 号炉の原子炉建屋は，基準津波が到達しない位置に設置する設計とすることで，津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系と，重大事故等対処設備である低圧代替注水系（可搬型）は，火災が共通要因となり同時に故障することのない設計とする（「共-7　重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系と，重大事故等対処設備である低圧代替注水系（可搬型）は，溢水が共通要因となり同時に故障することのない設計とする（「共-8　重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

3.4.2.2.4　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.4.2.2.4.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，屋外の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所に保管し，重大事故等時に原子炉建屋の接続口付近の屋外に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における，屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.4-12 に示す設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の操作は，付属の操作スイッチにより，想定される重大事故等時において設置場所から可能な設計とする。風（台風）による荷重については，転倒しないことの確認を行っているが，詳細評価により転倒する結果となった場合は，転倒防止措置を講じる。積雪の影響については，適切に除雪する運用とする。

また，降水及び凍結により機能を損なうことのないよう，防水対策が取られた可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を使用し，凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。

(47-3, 47-7, 47-8)

表 3.4-12　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない）。なお，原子炉圧力容器への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）を運転する場合は，復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作又は，復水補給水系原子炉建屋復水積算流量計バイパス弁の全閉操作を実施し，残留熱除去系注入弁(A)（又は(B)）の全開操作，残留熱除去系洗浄水弁(A)（又は(B)）の全開操作を実施した後，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の配備及びホース接続を行い，送水準備が完了した後，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を起動することで原子炉圧力容器への注水を行う。なお，「全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）＋SRV 再閉失敗」シナリオにおいては，操作対象弁を現場で手動操作するが，弁に反射テープを施すことで暗闇でも識別可能な設計とする。また，残留熱除去系注入弁(A)については，弁を覆うように設置している耐火材を取り外す必要があるが，耐火材は互いにはめ合い構造とし，これを外部から固定する構造とする。固定部は特殊工具を要することなく，容易に取り外し作業が可能な設計とする。

以上のことから，低圧代替注水系（可搬型）の操作に必要なポンプ及び操作に必要な弁，ホースを表 3.4-13 に示す。

このうちMUWC接続口外側隔離弁1(A),2(A)及びMUWC接続口外側隔離弁1(B),2(B)，MUWC 可搬式接続口隔離弁 1 については，接続口が設置されている屋外の場所から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とし，MUWC 可搬式接続口隔離弁 2 及び MUWC 可搬式接続口隔離弁 3 については，原子炉建屋内の接続口が設置されている場所で手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。MUWC 接続口内側隔離弁(B)については，弁は原子炉建屋原子炉区域内に設置されているが，遠隔手動弁操作設備により，6 号炉は原子炉建屋内の原子炉区域外から，7 号炉は屋外から手動操作で開閉することが可能な設計とする。MUWC 接続口内側隔離弁(A)については，弁は原子炉建屋原子炉区域内に設置されているが，遠隔手動弁操作設備により，6 号炉は屋外から，7 号炉は原子炉建屋内の原子炉区域外から手動操作で開閉することが可能な設計とする。復水補給水系原子炉建屋復水積算流量計バイパス弁については，原子炉建屋原子炉区域内に設置されているが，原子炉建屋原子炉区域内の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上，手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

また，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）については，付属の操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は付属の操作スイッチ及び操作に必要な弁を操作するにあたり，運転員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，接続口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

ホースの接続作業に当たっては，特殊な工具，及び技量は必要とせず，簡便な結合金具による接続並びに一般的な工具を使用することにより，確実に接続が可能な設計とする。

(47-3,47-4,47-7)

表 3.4-13　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	起動・停止	屋外設置位置	スイッチ操作
MUWC 接続口外側隔離弁 1(A)	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 接続口外側隔離弁 2(A)	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 接続口外側隔離弁 1(B)	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 接続口外側隔離弁 2(B)	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 可搬式接続口隔離弁 1	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 可搬式接続口隔離弁 2	弁閉→弁開	屋内接続口位置	手動操作
MUWC 可搬式接続口隔離弁 3	弁閉→弁開	屋内接続口位置	手動操作
MUWC 接続口内側隔離弁(B)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 2 階（6 号炉） 屋外（7 号炉）	手動操作
MUWC 接続口内側隔離弁(A)	弁閉→弁開	屋外（6 号炉） 原子炉建屋地上 2 階（7 号炉）	手動操作
復水補給水系原子炉建屋復水積算流量計バイパス弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下 2 階	手動操作
ホース	ホース接続	屋外又は原子炉建屋内	人力接続

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，表 3.4-14 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能試験，弁

動作試験，分解検査，外観検査が可能な設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替え，車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

また，発電用原子炉の運転中又は停止中に，淡水貯水池を水源とし，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），仮設流量計，ホースの系統構成で淡水貯水池へ送水する試験を行うテストラインを設けることで，他系統と独立した試験系統で低圧代替注水系（可搬型）の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。なお，接続口から復水補給水系主配管までのラインについては，上記の試験に加えて，発電用原子炉の運転中又は停止中に各接続口の弁動作試験を実施することで弁開閉動作の確認が可能な設計とする。

表 3.4-14　低圧代替注水系（可搬型）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の運転性能（吐出圧力，流量）の確認，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプを分解し，部品の表面状態を，試験及び目視により確認 又は必要に応じて取替え
	外観検査	ポンプ及びホース外観の確認
	車両検査	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の車両としての運転状態の確認

運転性能の確認として，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力，流量の確認を行うことが可能な設計とする。

ホースの外観検査として，機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂，腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。

(47-5)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

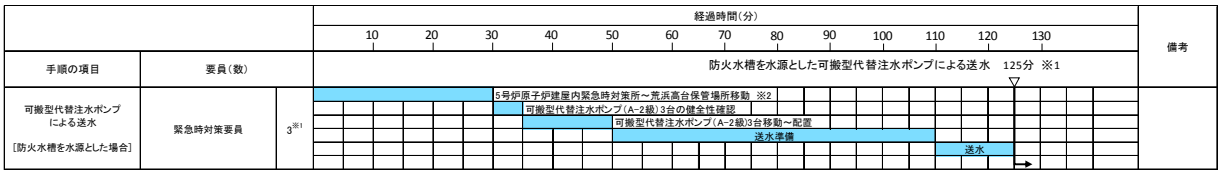
基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，本来の用途以外の用途には使用しない。

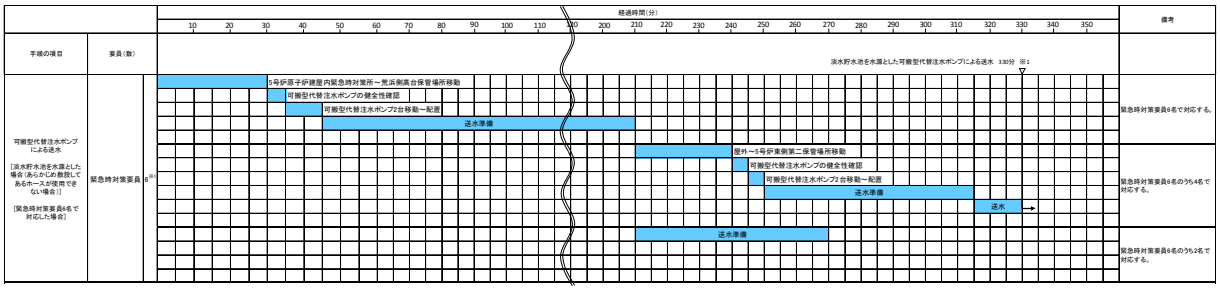
なお，通常時に使用する系統である復水補給水系から重大事故等時に対処するために低圧代替注水系（可搬型）に系統構成を切り替える場合，切替え操作としては，各接続口の弁開閉操作，ホース敷設及び接続作業，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の移動，設置，起動操作を行う。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の移動，設置，起動操作，及び系統の切替えに必要な弁操作については，図 3.4-4 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

(47-4)



※1　5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を使用した場合は，緊急時対策要員2名で105分以内で可能である。
※2　5号炉東側第二保管場所への移動は，10分と想定する。
図 3.4-4　低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)(可搬型代替注水ポンプによる注水)のタイムチャート(1/2)＊



※1　緊急時対策要員6名で2ユニット分を対応した場合，6号炉への送水開始まで約330分，7号炉への送水開始まで約345分で可能である。
図 3.4-4　低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水(淡水/海水)(可搬型代替注水ポンプによる注水)のタイムチャート(2/2)＊

＊：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.4 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，通常時は接続先の系統と分離して保管することで，他の設備に悪影響を及ぼさない運用とする。

また，低圧代替注水系（可搬型）を用いる場合は，弁操作によって，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)は,治具や輪留めによる固定等をすることで,他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

なお,低圧代替注水系（可搬型）は代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）と同時に使用する可能性があるため，各々の必要流量が確保可能な設計とする。各々の必要流量とは,「全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）＋SRV 再閉失敗」シナリオで注水が開始される原子炉停止後約 9 時間後に，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注入流量は 40m^3/h，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器へのスプレイ流量は 80m^3/h であり，これらの必要流量が確保可能な設計とする。

(47-3,47-4,47-5)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については,「2.3.3　環境条件等」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.4-15 に示す。このうち，屋外で操作する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級),MUWC 接続口外側隔離弁 1(A),2(A)及び MUWC 接続口外側隔離弁 1(B),2(B),MUWC 可搬式接続口隔離弁 1，MUWC 接続口内側隔離弁(B)（7 号炉），MUWC 接続口内側隔離弁(A)（6 号炉），ホースは，屋外で操作及び作業が可能であり，操作位置及び作業位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。MUWC 接続口内側隔離弁(B)（6 号炉）及び MUWC 接続口内側隔離弁(A)（7 号炉）については，原子炉建屋地上 2 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）で手動操作が可能であり，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

なお，原子炉建屋内にホースを設置する場合は，放射線量を確認して，適切な放射線対策に基づき作業安全確保を確認した上で作業を実施する。

(47-3,47-7)

表 3.4-15　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	屋外設置位置	屋外設置位置
MUWC 接続口外側隔離弁 1(A)	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 接続口外側隔離弁 2(A)	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 接続口外側隔離弁 1(B)	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 接続口外側隔離弁 2(B)	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 可搬式接続口隔離弁 1	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 可搬式接続口隔離弁 2	屋内接続口位置	屋内接続口位置
MUWC 可搬式接続口隔離弁 3	屋内接続口位置	屋内接続口位置
MUWC 接続口内側隔離弁(B)	原子炉建屋地上 2 階（6 号炉） 原子炉建屋地上 1 階（7 号炉）	原子炉建屋地上 2 階（6 号炉） 屋外（7 号炉）
MUWC 接続口内側隔離弁(A)	原子炉建屋地上 1 階（6 号炉） 原子炉建屋地上 2 階（7 号炉）	屋外（6 号炉） 原子炉建屋地上 2 階（7 号炉）
復水補給水系原子炉建屋復水積算計バイパス弁	原子炉建屋地下 2 階	原子炉建屋地下 2 階
ホース	屋外又は原子炉建屋内	屋外又は原子炉建屋内

3.4.2.2.4.2　設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 3 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却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ために必要な注水流量を有する設計とする。

注水流量としては，炉心の著しい損傷の防止の事故シーケンスのうち，全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）＋SRV 再閉失敗において，有効性が確認されている 84m^3/h で注水可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の容量については，原子炉停止後 4 時間後の崩壊熱除去に必要な注水流量として 84m^3/h 以上とする。原子炉圧力容器に注水する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の揚程は，原子炉圧力容器に注水する場合の水源（淡水貯水池）と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管，ホース及び弁類圧損を考慮し，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を直列 3 台運転で注水流量 84m^3/h 達成可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，重大事故等時において，原子炉圧力容器への注水として原子炉冷却に必要な流量を確保できる容量を有するものを 1 セット 4 台使用する。保有数は 1 プラントあたり 2 セット 8 台で 6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 16 台と，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（共用）の合計 17 台を分散して保管する。

(47-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項二）

（ⅰ）要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては，当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ，かつ，二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう，接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の接続箇所は，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），格納容器下部注水系（可搬型），燃料

プール代替注水系及び復水貯蔵槽への水の供給にも使用することができるよう，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）から来るホースと接続口について，簡便な接続方式である結合金具にすることに加え，接続口の口径を 75A 又は 65A に統一し，75A/65A の接続治具を配備しておくことで確実に接続ができる設計とする。また，6 号及び 7 号炉が相互に使用することができるよう，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）から来るホースと接続口について，ホースと接続口を簡便な接続方式である結合金具にすることに加え，接続口の口径を 75A 又は 65A に統一し，75A/65A の接続治具を配備しておくことで確実に接続ができる設計とする。

(47-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

（ⅰ）要求事項

常設設備と接続するものにあっては，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の接続箇所である接続口は，重大事故等時の環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため，接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設ける設計とする。

6 号炉については，接続口から復水補給水系配管まで鋼製配管でつながる「接続口（屋内本設）」を原子炉建屋南側に 1 箇所，原子炉建屋東側に 1 箇所設置し，接続口から復水補給水系配管まで建屋内にホースを敷設してつながる「接続口（屋内ホース）」を原子炉建屋内東側に 1 箇所設置し，合計 3 箇所設置することで共通要因によって接続できなくなることを防止する設計とする。

7 号炉については，接続口から復水補給水系配管まで鋼製配管でつながる「接続口（屋内本設）」を原子炉建屋南側に 1 箇所，原子炉建屋北側に 1 箇所設置し，接続口から復水補給水系配管まで建屋内にホースを敷設してつながる「接続口（屋内ホース）」を原子炉建屋内東側に 1 箇所設置し，合計 3 箇所設置することで共通要因によって接続できなくなることを防止する設計とする。

(47-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，炉心損傷後の格納容器ベントを実施していない状況で屋外で使用する設備であり，想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが，仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとること，線量を測定し線量が低い位置に配置することにより，これら設備の設置及び常設設備との接続が可能である。また，現場での接続作業に当たっては，簡便な結合金具による接続方式により，確実に速やかに接続が可能である。

(47-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

（ⅰ）要求事項

地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，残留熱除去系ポンプ，低圧代替注水系（常設）である復水移送ポンプと位置的分散を図り，発電所敷地内の高台の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所に分散して保管する。

(47-8)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，通常時は高台の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所に分散して保管しており，想定される重大事故等が発生した場合におい

ても，保管場所から接続場所までの運搬経路について，設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。(『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照)

(47-9)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

（ⅰ）要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）は，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故等対処設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，設計基準事故対処設備の残留熱除去系と常設重大事故等対処設備の低圧代替注水系（常設）に対し，多様性，位置的分散を図る設計としている。これらの詳細については，3.4.2.2.3 項に記載のとおりである。

(47-3, 47-4, 47-7, 47-8)

3.4.3　重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.4.3.1　残留熱除去系（低圧注水モード）

3.4.3.1.1　設備概要

残留熱除去系（低圧注水モード）は，非常用炉心冷却系の 1 つである。非常用炉心冷却系は，冷却材喪失事故時に燃料被覆管の重大な損傷を防止し，ジルコニウム－水反応を極力抑え，崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち，低圧注水系，高圧炉心注水系，原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系で構成する。

残留熱除去系（低圧注水モード）は，電動機駆動ポンプ 3 台，配管，弁類，ストレーナ，スパージャ及び計測制御装置からなり，冷却材喪失事故時には，高圧炉心注水系，原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系と連携して，炉心を冷却する機能を有する。

本系統は，3 台の残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプごとに別々のループとなっており，原子炉水位低又はドライウェル圧力高の信号で作動を開始し，サプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器内（炉心シュラウド外）に注水し，炉心を冷却する。

本系統の系統概要図を図 3.4-5 に，重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表 3.4-16 に示す。

本系統は設計基準対象施設であるが，想定される重大事故等時においてその機能を期待するため，重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

また，残留熱除去系（低圧注水モード）は，非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電に加えて，代替交流電源設備からの給電により復旧し，重大事故等時に使用できる設計とする。

・水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）で示す。
・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
・計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

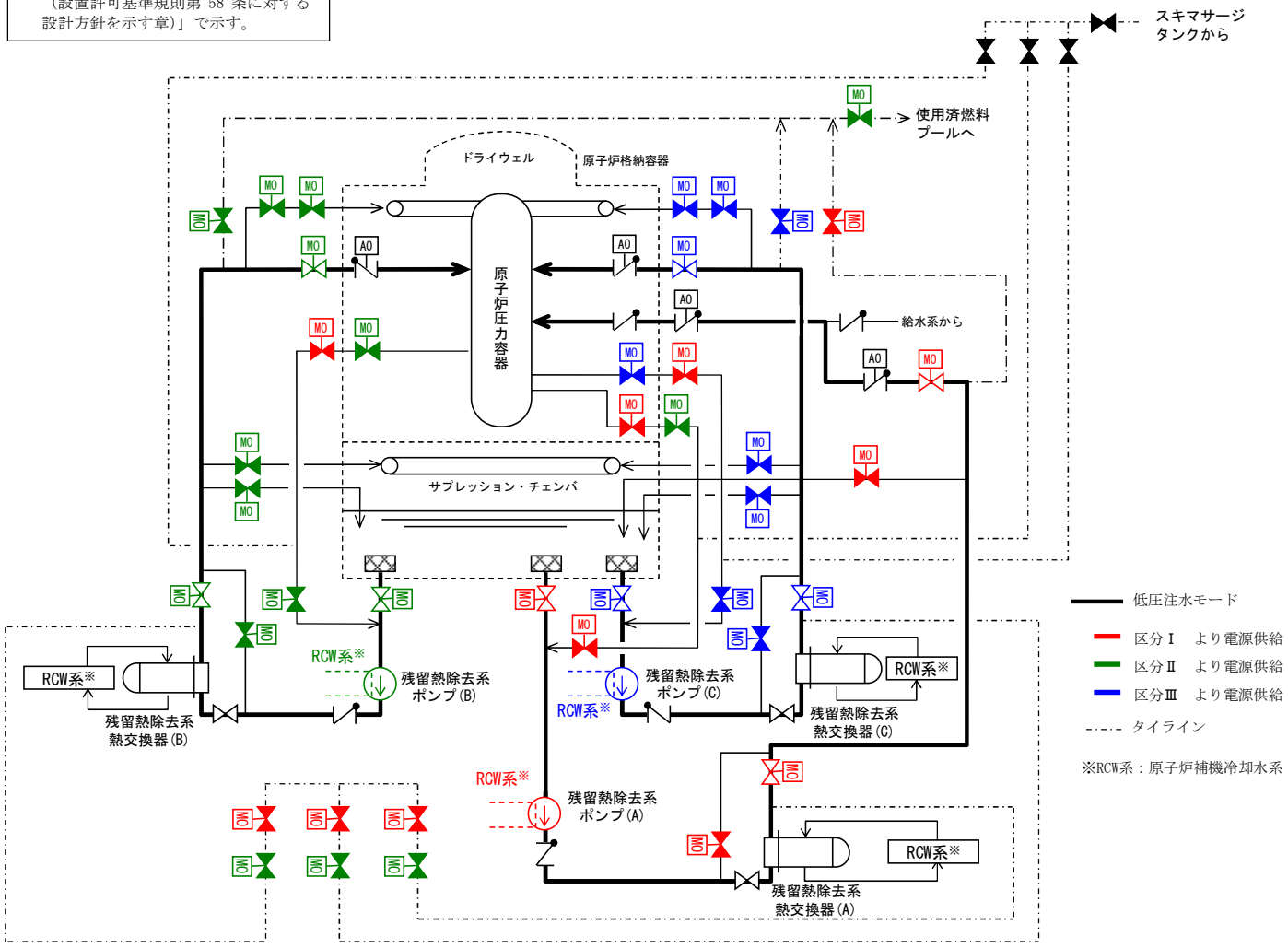


図 3.4-5　残留熱除去系（低圧注水モード）　系統概要図

表 3.4-16　残留熱除去系（低圧注水モード）に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプ【常設】
附属設備	－
水源※1	サプレッション・チェンバ【常設】
流路※2	残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ・スパージャ【常設】 給水系　配管・弁・スパージャ【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備※3	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備※4	原子炉水位（SA）【常設】 残留熱除去系系統流量【常設】

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

※2：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含む。

※3：電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

※4：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.4.3.1.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプ

容量	：約 950m^3/h/台
全揚程	：約 130m
個数	：3
取付箇所	：原子炉建屋地下 3 階

なお，水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」，電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」，計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.4.3.1.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

残留熱除去系（低圧注水モード）は，想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため，「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち，多様性，位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

ただし，代替交流電源設備からの給電により残留熱除去系(低圧注水モード)を復旧させる場合については，残留熱除去系（低圧注水モード）は，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電により起動する残留熱除去系（低圧注水モード）に対して，駆動電源の多様性を有する設計とする。常設代替交流電源設備の多様性，位置的分散については，「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」に示す。

残留熱除去系（低圧注水モード）については，設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため，他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

残留熱除去系（低圧注水モード）は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプについては，設計基準事故時の非常用炉心冷却機能を兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の容量が，重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプについては，原子炉建屋原子炉区域内に設置される設備であることから，想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.4-17 に示す設計である。

表 3.4-17　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す)。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また，残留熱除去系（低圧注水モード）は中央制御室にて操作可能な設計とする。残留熱除去系（低圧注水モード）の系統構成及び運転に必要な操作機器は，中央制御室で操作することから，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

残留熱除去系（低圧注水モード）については，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また，残留熱除去系（低圧注水モード）については，テストラインにより系統の機能・性能試験が可能な設計である。残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプについては，発電用原子炉の運転中に系統の機能・性能試験及び弁動作試験が可能な設計であり，発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計である。

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

3.4.3.2　残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）

3.4.3.2.1　設備概要

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は，3 ループから構成され，熱交換器 3 基，電動機駆動ポンプ 3 台，配管，弁類，スパージャ及び計測制御装置からなり，原子炉停止後，炉心崩壊熱及び原子炉圧力容器，配管，冷却材中の残留熱を除去して，発電用原子炉を冷却するためのものである。

炉心崩壊熱及び残留熱は，原子炉停止後には復水器等により冷却され，冷却材温度が十分下がった後は，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）によって冷却される。

本系統の系統概要図を図 3.4-6 に，重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表 3.4-18 に示す。

本系統は設計基準対象施設であるとともに，想定される重大事故等時においてその機能を期待するため，重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

また，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は，非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電に加えて，代替交流電源設備からの給電により復旧し，重大事故等時に使用できる設計とする。

・水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）で示す。
・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
・計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

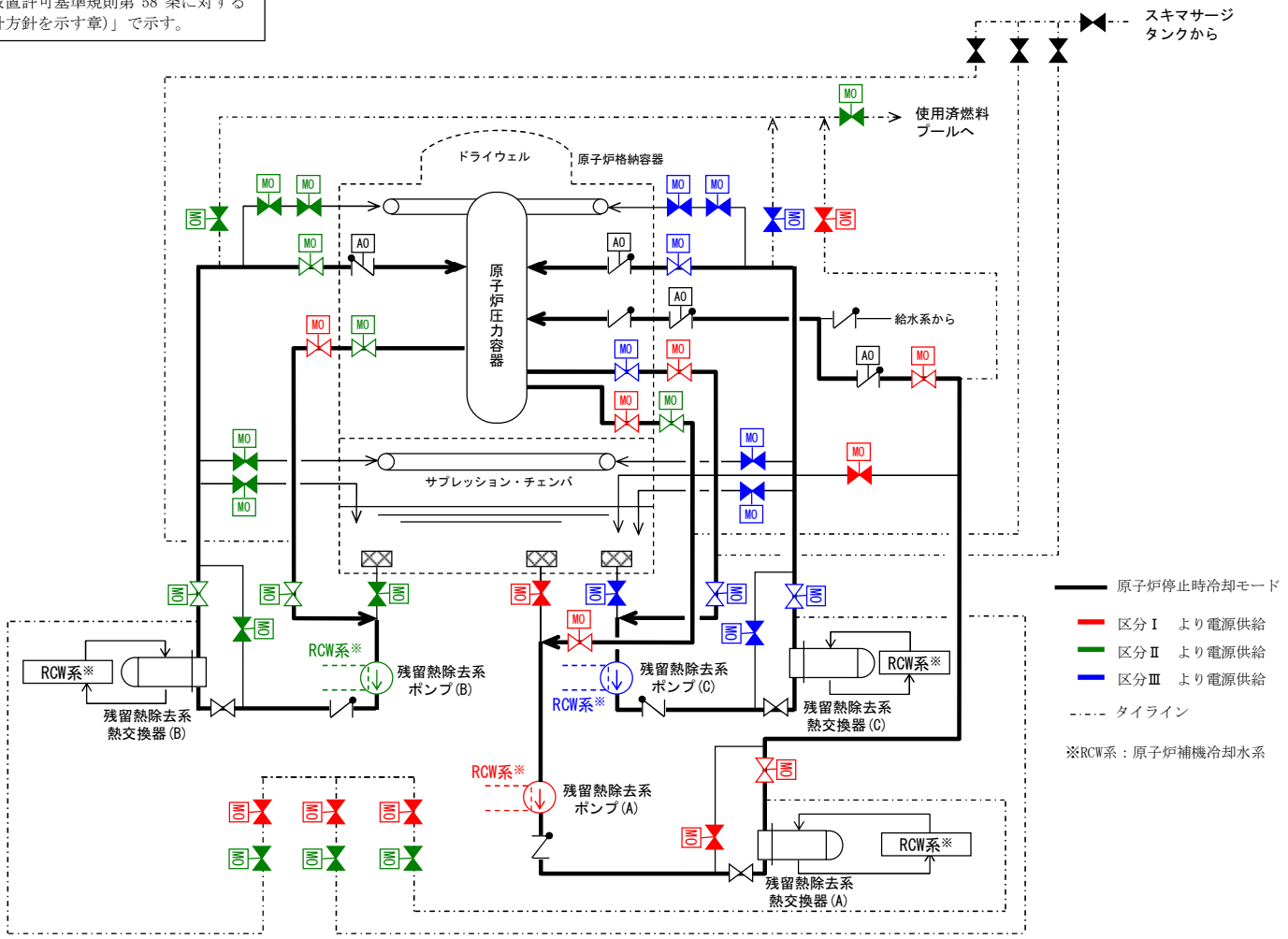


図 3.4-6　残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）　系統概要図

表 3.4-18　残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）ポンプ【常設】 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）熱交換器【常設】
附属設備	－
水源	－
流路	残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ・スパージャ【常設】 給水系　配管・弁・スパージャ【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備※1	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備※2	残留熱除去系系統流量【常設】 残留熱除去系熱交換器入口温度【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度【常設】

※1：電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.4.3.2.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）ポンプ

容量	：約 950m^3/h/台
全揚程	：約 130m
台数	：3
取付箇所	：原子炉建屋地下 3 階

(2) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）熱交換器

基数	：3
伝熱容量	：約 8.1　MW/基（海水温度 30℃において）

なお，水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」，電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」，計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.4.3.2.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は，想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため，「2.3　重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち，多様性，位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

ただし，代替交流電源設備からの給電により残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)を復旧させる場合については，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電により起動する残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）に対して，駆動電源の多様性を有する設計とする。常設代替交流電源設備の多様性，位置的分散については，「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」に示す。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）については，設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため，他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）ポンプ及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）熱交換器については，設計基準事故時に使用する場合の容量が，重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）ポンプ及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）熱交換器については，原子炉建屋原子炉区域内に設置される設備であることから，想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.4-19 に示す設計である。

表 3.4-19　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は中央制御室にて操作可能な設計である。残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の系統構成及び運転に必要な操作機器は，中央制御室で操作することから，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）については，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また，残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）については，テストラインにより系統の機能・性能試験が可能な設計である。残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）ポンプ及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）熱交換器については，発電用原子炉の運転中に系統の機能・性能試験及び弁動作試験が可能な設計であり，発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計である。

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48 条】

【設置許可基準規則】
（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）
第四十八条 発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため，最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）
1 第４８条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
a）炉心の著しい損傷等を防止するため，重大事故防止設備を整備すること。
b）重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備に対して，多重性又は多様性及び独立性を有し，位置的分散を図ること。
c）取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で，BWR においては，サプレッションプールへの熱の蓄積により，原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に，十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム（UHSS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて，残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。
また，PWR においては，タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による２次冷却系からの除熱により，最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。
d）格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は，本規程第５０条１ｂ）に準ずること。また，その使用に際しては，敷地境界での線量評価を行うこと。

3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

3.5.1　設置許可基準規則第 48 条への適合方針

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する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（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するための設備として，代替原子炉補機冷却系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を設ける。

(1) 代替原子炉補機冷却系の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a),b),c)）

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する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ため，代替原子炉補機冷却系を使用する。

代替原子炉補機冷却系は，津波の影響を受けない高台に配備した可搬型の熱交換器ユニット，大容量送水車(熱交換器ユニット用)等で構成する。

また，サプレッション・チェンバへの熱の蓄積により，原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に系統へ繋ぎ込み，最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送ができる設計とする。

当該設備は，設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系に対する多重性又は多様性及び独立性，位置的分散を図った設計とする。（代替原子炉補機冷却系の設計基準事故対処設備に対する多重性又は多様性及び独立性，位置的分散については 3.5.2.1.3 項に詳細を示す。）

(2) 格納容器圧力逃がし装置の設置(設置許可基準規則解釈の第 1 項 a),b),d)）

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する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ため，格納容器圧力逃がし装置を使用する。

当該設備は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系に対する多重性又は多様性及び独立性，位置的分散を図った設計とする。（格納容器圧力逃がし装置の設計基準事故対処設備に対する多重性又は多様性及び独立性，位置的分散については 3.5.2.2.2 項に詳細を示す。）

当該設備は残留熱除去系及び原子炉補機冷却系が機能喪失した場合に使用する設計とする。

また，当該設備は設置許可基準規則解釈の第 50 条第 1 項 b)の要求を満たすものとする。(設置許可基準規則第 50 条に対する適合方針に関しては,「3.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章）」に示す。）

当該設備を使用して格納容器ベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して，あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。また，敷地境界を含む原子力発電所周辺の放射性物質の濃度及び放射線量を監視，測定する設備を設けるものとする。（発電所敷地境界での線量監視設備に関しては,「3.17　監視測定設備（設置許可基準規則第 60 条に対する設計方針を示す章）」に示す。）

(3) 耐圧強化ベント系の設置（設置許可基準規則解釈の第1項a),b),d)）

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する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ため，耐圧強化ベント系を使用する。

当該設備は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系に対する多重性又は多様性及び独立性，位置的分散を図った設計とする。（耐圧強化ベント系の設計基準事故対処設備に対する多重性又は多様性及び独立性，位置的分散については3.5.2.3.3項に詳細を示す。）

当該設備は残留熱除去系及び原子炉補機冷却系が機能喪失した場合に使用する設計とする。

当該設備を使用して格納容器ベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して，あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。また，実際に重大事故等が発生した場合に，敷地境界を含む原子力発電所周辺の放射性物質の濃度及び放射線量を監視，測定する設備を設けるものとする。（発電所敷地境界での線量監視設備に関しては，「3.17　監視測定設備（設置許可基準規則第60条に対する設計方針を示す章）」に示す。）

また，当該設備については以下のとおり，設置許可基準規則解釈の第50条第1項b)に準ずる設計とする。

ⅰ）当該設備は炉心損傷前に使用するものであるため，排気ガスに含まれる放射性物質量は微量である。また，当該設備を使用して格納容器ベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して敷地境界での線量評価を行った結果，敷地境界での線量は「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」に記載の基準を満たしている。

ⅱ）当該設備は炉心損傷前に使用するものであり，排気ガスに含まれる可燃性ガスは微量であることから格納容器ベント中に可燃限界濃度に達することはない。

ⅲ）当該設備を使用する際に流路となる不活性ガス系，耐圧強化ベント系，及び非常用ガス処理系の配管等は，他号炉とは共用しない。また，当該系統と他の系統・機器は弁にて確実に隔離することにより，他の系統・機器に悪影響を及ぼさない設計とする。

ⅳ）重大事故等対策の有効性評価において，耐圧強化ベント系を使用しても原子炉格納容器が負圧にならないことを確認している。仮に格納容器スプレイを行う場合においても，原子炉格納容器内圧力を確認し，規定の圧力まで減圧した場合は格納容器スプレイを停止する運用とする。

ⅴ）当該設備の排出経路に設置される隔離弁は，遠隔手動弁操作設備により人力で容易かつ確実に開閉操作が可能な設計とする。また，空気作動弁については遠隔空気駆動弁操作用ボンベから遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由

し，高圧窒素ガスを供給することによる遠隔操作も可能な設計とし，電動弁については常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作も可能な設計とする。

vi）当該設備を使用する際に操作が必要な隔離弁の遠隔手動弁操作設備又は遠隔空気駆動弁操作用ボンベ及び遠隔空気駆動弁操作設備を介した操作エリアは，原子炉建屋内の原子炉区域外に設置するものとし，操作時の被ばく線量評価を行った上で，必要に応じて遮蔽材を設置することで，作業員の放射線防護を考慮する設計とする。

vii）当該設備を使用する際に流路となる配管については，ラプチャーディスクを設置しない設計とする。

viii）当該設備と原子炉格納容器との接続位置は，サプレッション・チェンバ及びドライウェルに設けるものとし，いずれからも排気操作を実施することができるよう設計する。

サプレッション・チェンバからの排気では，サプレッション・チェンバの水面からの高さを確保すること，また，ドライウェルからの排気では，ダイヤフラムフロア面からの高さを確保すること，及び有効炉心頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることにより，長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

ix）当該設備を使用する際に流路となる配管については，フィルタ装置等を設置しない設計とする。

その他，設計基準対象施設であるが，想定される重大事故等時においてその機能を期待するため，以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

(4) 残留熱除去系

残留熱除去系は，通常の原子炉停止時及び原子炉隔離時の崩壊熱及び残留熱の除去，原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし設置される設備であり，想定される重大事故等時においては，弁の切替え操作によって以下の 3 モードを使用する。

a. 原子炉停止時冷却モード
b. 格納容器スプレイ冷却モード
c. サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード

原子炉停止時冷却モードについては，「3.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第 47 条に対する設計方針を示す章）」，格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モードについては，「3.6　原子炉格納容器内の冷却等のための設備（設置許可基準規則第 49 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

(5) 原子炉補機冷却系

原子炉補機冷却系は，原子炉設備の非常用機器及び常用機器で発生する熱を冷却除去するために設けるものである。本系統は，想定される重大事故等時においても，非常用機器，残留熱除去機器等の冷却を行うための機能を期待する。

なお，設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において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ための自主対策設備として，以下を整備する。

(6) 大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる残留熱除去系除熱手段の整備

大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる残留熱除去系除熱手段は，代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットが機能喪失した際に，大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプにより，外部接続口を通じて海水を原子炉補機冷却系に注水し，残留熱除去系熱交換器の冷却を行うものであり，残留熱除去系を海水で直接冷却して除熱する手段を確保する。

3.5.2　重大事故等対処設備

3.5.2.1　代替原子炉補機冷却系

3.5.2.1.1　設備概要

代替原子炉補機冷却系は，原子炉補機冷却系の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に，この機能を代替するため，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器からの除熱を行うことを目的として使用する。

本系統は，可搬型の熱交換器ユニットを用いて原子炉圧力容器及び原子炉格納容器からの除熱を行うものであり，熱交換器及び代替原子炉補機冷却水ポンプを搭載した熱交換器ユニット，大容量送水車（熱交換器ユニット用），電源設備（可搬型代替交流電源設備），計測制御装置，及び流路である原子炉補機冷却系の配管，弁及びサージタンク，残留熱除去系の熱交換器，ホース，海水貯留堰，スクリーン室及び取水路，並びに燃料補給設備である軽油タンク，タンクローリ（4kL）等から構成する。

熱交換器ユニットは，海水を冷却源としたプレート式熱交換器と代替原子炉補機冷却水ポンプで構成され，移動可能とするために熱交換器及び代替原子炉補機冷却水ポンプは車両に搭載する設計とする。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，海を水源とし，熱交換器ユニットの熱交換器に送水することで，熱交換後の海水を海へ排水する。また，熱交換器ユニットの海水側配管及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の異物混入による機能低下を防ぐために，代替原子炉補機冷却海水ストレーナを設置する。

熱交換器ユニットと大容量送水車（熱交換器ユニット用）を含む海水側配管は，ホースを接続することで流路を構成できる設計とする。また，熱交換器ユニットの淡水側配管については，ホースを熱交換器ユニットとタービン建屋の接続口に接続することで流路を構成できる設計とする。

代替原子炉補機冷却系の全体構成としては，熱交換器ユニットの代替原子炉補機冷却水ポンプにより，大容量送水車（熱交換器ユニット用）を用いて除熱された系統水を接続口を介して原子炉補機冷却系に送水し，残留熱除去系熱交換器で熱交換を行う系統設計とする。熱交換後の系統水は，原子炉補機冷却系から接続口及びホースを介し，熱交換器ユニットに戻る構成とし，熱交換器で除熱された系統水は再び原子炉補機冷却系を通じて残留熱除去系熱交換器に送水される。代替原子炉補機冷却系は，上記の循環冷却ラインを形成することで，系統水を除熱する。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とし，燃料は燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

本系統に関する系統概要図を図 3.5-1，本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.5-1 に示す。

本系統は，現場での弁操作により系統構成を行った後，熱交換器ユニットに搭載された代替原子炉補機冷却水ポンプの操作スイッチ及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の車両に搭載された操作スイッチにより，現場での手動操作によって運転を行うものである。

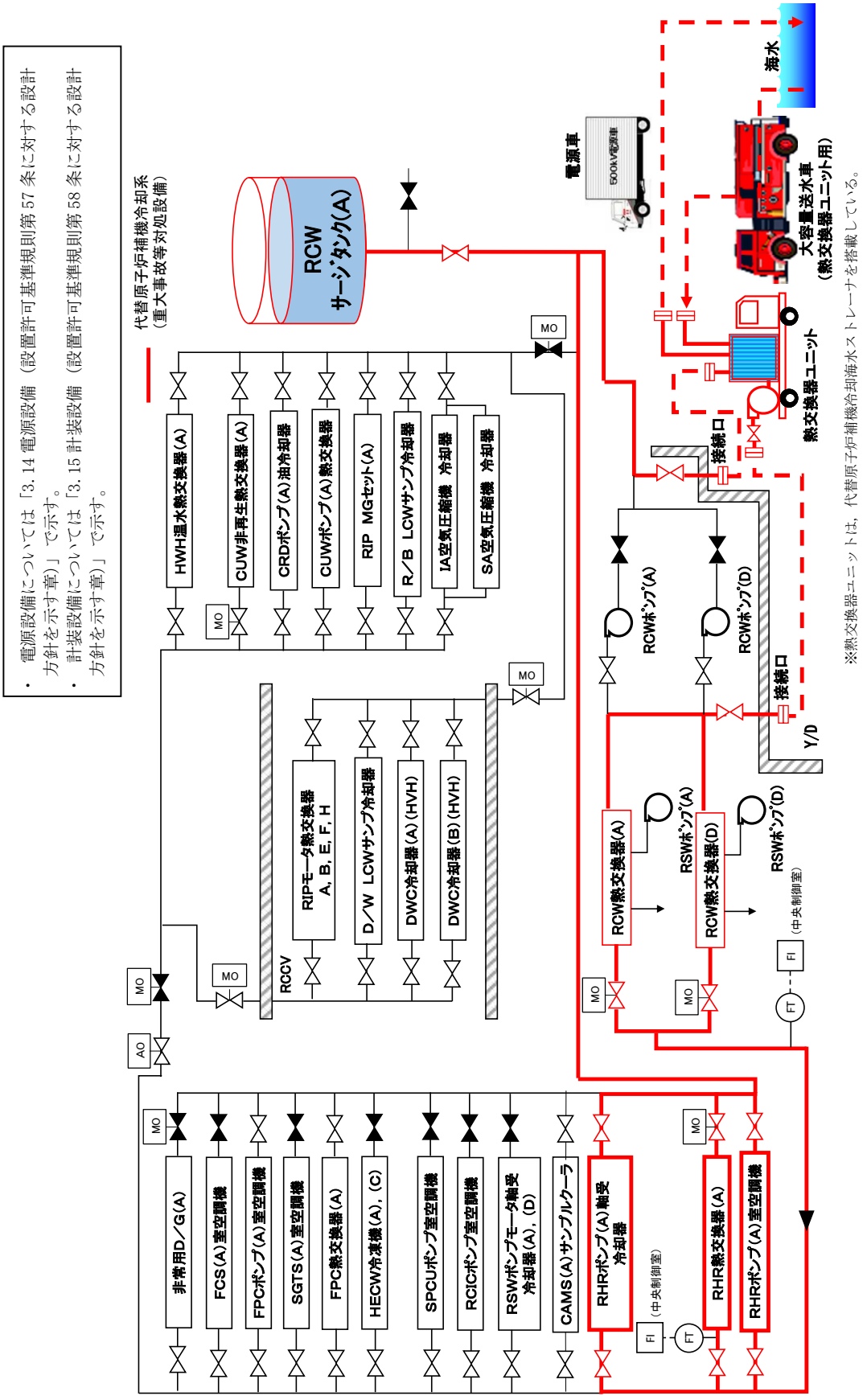


図 3.5-1　代替原子炉補機冷却系　系統概要図
(A 号機の例（B 号機も同様))

表 3.5-1　代替原子炉補機冷却系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	熱交換器ユニット【可搬】 大容量送水車（熱交換器ユニット用）【可搬】
附属設備	代替原子炉補機冷却海水ストレーナ【可搬】
水源	非常用取水設備 　海水貯留堰【常設】 　スクリーン室【常設】 　取水路【常設】
流路	原子炉補機冷却系　配管・弁・サージタンク【常設】 残留熱除去系　熱交換器【常設】 ホース【可搬】
注水先	－
電源設備※1 （燃料補給設備を含む）	可搬型代替交流電源設備 　電源車【可搬】 　軽油タンク【常設】 　タンクローリ（4kL）【可搬】 燃料補給設備 　軽油タンク【常設】 　タンクローリ（4kL）【可搬】
計装設備※2	ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ気体温度【常設】 格納容器内圧力（D/W）【常設】 格納容器内圧力（S/C）【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 48-2 に示す。
　　電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
　　計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

3.5.2.1.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 熱交換器ユニット（6 号及び 7 号炉共用）

個数　　：4 式（予備 1）
最高使用圧力　：淡水側 1.37MPa[gage]／海水側 1.4MPa[gage]
最高使用温度　：淡水側 70 又は 90℃／海水側 80 又は 50℃
　　淡水側 70 又は 90℃／海水側 80 又は 40℃
設置場所　　：屋外
保管場所　　：荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所

熱交換器

伝熱容量　　：約 23MW/式（海水温度 30℃において）
伝熱面積　　：約□ m^2/式
　　：約□ m^2/式

代替原子炉補機冷却水ポンプ

種類　　：うず巻形
容量　　：300 m^3/h/台
　　600 m^3/h/台
全揚程　　：75m
最高使用圧力　：1.37MPa[gage]
最高使用温度　：70℃
原動機出力　：110kW
　　200kW
個数　　：2
　　1

(2) 大容量送水車（熱交換器ユニット用）（6 号及び 7 号炉共用）

種類　　：うず巻形
容量　　：900m^3/h/台
吐出圧力　　：1.25MPa[gage]
最高使用圧力　：1.3MPa[gage]
最高使用温度　：60℃
原動機出力　：□kW
個数　　：4（予備 1）
設置場所　　：屋外
保管場所　　：荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所

なお，電源設備については，「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」，計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.5.2.1.3　多重性又は多様性及び独立性，位置的分散の確保

代替原子炉補機冷却系は，設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，表 3.5-2 で示すとおり多様性，位置的分散を図った設計とする。ポンプについては，原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプと位置的分散された荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所の大容量送水車（熱交換器ユニット用）と熱交換器ユニットの代替原子炉補機冷却水ポンプを使用する設計とし，設置位置についても原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプと位置的分散された屋外に配置する設計とする。電源について，熱交換器ユニットは，可搬型代替交流電源設備(電源車)からの給電により駆動する設計とし，また，大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，外部電源が不要なディーゼルエンジンにより駆動する設計とすることで，原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの電源である非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機)と共通要因によって同時に機能喪失しない設計とする。

原子炉補機冷却系と代替原子炉補機冷却系の独立性については，表 3.5-3 で示すとおり地震，津波，火災，溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

また，代替原子炉補機冷却系は，原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，原子炉補機冷却系の海水系に対して独立性を有するとともに，熱交換器ユニットから原子炉補機冷却系配管との合流点までの系統について，原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。

なお，静的機器の故障が系統機能喪失確率に与える影響は軽微であることから，静的機器である原子炉補機冷却系の配管については，設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備とで兼用している。また，動的機器である弁については，設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備とで兼用しているが，定期的な点検等により健全性を確認するとともに，異なる電源を供給する設計とすること，また，必要に応じて現場での手動操作も可能な設計とすることで駆動源の多様化を図っている。

なお，電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

表 3.5-2　多様性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	原子炉補機冷却系	代替原子炉補機冷却系
ポンプ	原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却海水ポンプ	大容量送水車（熱交換器ユニット用） 熱交換器ユニット(代替原子炉補機冷却水ポンプ)
	タービン建屋地下 1 階	設置場所：屋外 保管場所：荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所
水源	海	海（左記と取水位置が異なる）
駆動用空気	不要	不要
潤滑方式	原子炉補機冷却水ポンプ：油浴方式，原子炉補機冷却海水ポンプ：水潤滑	油浴方式
冷却水	不要	不要
駆動電源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	－（大容量送水車（熱交換器ユニット用）） 可搬型代替交流電源設備(電源車) （熱交換器ユニット(代替原子炉補機冷却水ポンプ)）
	原子炉建屋地上 1 階	荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所

表 3.5-3　設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		原子炉補機冷却系	代替原子炉補機冷却系
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系は耐震 S クラス設計とし，重大事故防止設備である代替原子炉補機冷却系は基準地震動 Ss で機能維持できる設計とすることで，基準地震動 Ss が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備を設置する 6 号及び 7 号炉のタービン建屋と，重大事故防止設備を保管する高台は，共に基準津波が到達しない位置とすることで，津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系と，重大事故防止設備である代替原子炉補機冷却系は，火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7　重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却系と，重大事故防止設備である代替原子炉補機冷却系は，溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8　重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

3.5.2.1.4　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.5.2.1.4.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，屋外の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管し，重大事故等時にタービン建屋の接続口付近の屋外に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能が有効に発揮することできるよう，以下の表 3.5-4 のとおりの設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の操作は，熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）に付属する操作スイッチにより，想定される重大事故等時において，設置場所から操作可能な設計とする。風（台風）による荷重については，転倒しないことの確認を行っているが，詳細評価により転倒する結果となった場合は，転倒防止措置を講じる。積雪の影響については，適切に除雪する運用とする。また，降水及び凍結により機能を損なわないよう防水対策を行うとともに，凍結対策を行う。さらに，使用時に海水を通水する熱交換器ユニット内の一部及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，海水の影響を考慮した設計とし，ストレーナを設置することで異物の流入を防止する設計とする。なお，熱交換器ユニットについては，地震により転倒するおそれがある場合，熱交換器，代替原子炉補機冷却水ポンプ等を収納したコンテナ部を車両から降ろし，治具や架台等により転倒防止措置を講じる。

（48-8，48-9，48-12）

表 3.5-4　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	使用時に海水を通水する機器については海水の影響を考慮した設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。

（次頁へ続く）

環境条件等	対応
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，タービン建屋外部に設置している接続口まで車両による運搬が可能な設計とする。また，設置場所であるタービン建屋脇にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。ホースの接続作業に当たっては，特殊な工具及び技量は必要とせず，簡便な結合金具による接続方式及びフランジ接続方式並びに一般的な工具を使用することにより，確実に接続が可能な設計とする。

また，付属の操作盤により設置場所であるタービン建屋脇において熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の操作を行う。操作盤の操作スイッチを操作するにあたり，運転員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，操作対象については銘板を付けることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

その他操作が必要な電動弁である残留熱除去系熱交換器（A）又は（B）冷却水出口弁，常用冷却水供給側分離弁（A）又は（B），常用冷却水戻り側分離弁（A）又は（B）については，中央制御室でのスイッチ操作より，遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり，運転員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，操作対象については銘板を付けることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

表 3.5-5 に操作対象機器の操作場所を示す。

(48-4, 48-5, 48-8)

表 3.5-5　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
熱交換器ユニット	起動・停止	タービン建屋脇	スイッチ操作
代替原子炉補機冷却水ポンプ	起動・停止	タービン建屋脇	スイッチ操作
大容量送水車 （熱交換器ユニット用）	起動・停止	タービン建屋脇	スイッチ操作
代替冷却水供給止め弁(A)	弁閉→弁開	タービン建屋地上 1 階	手動操作
代替冷却水戻り止め弁(A)	弁閉→弁開	タービン建屋地上 1 階	手動操作
熱交換器ユニット流量調整弁	弁閉→弁開	熱交換器ユニット内	手動操作

（次頁へ続く）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
残留熱除去系熱交換器(A) 冷却水出口弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
常用冷却水供給側分離弁(A)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
常用冷却水戻り側分離弁(A)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
可燃性ガス濃度制御系室空調機(A)出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上 1 階	手動操作
格納容器雰囲気モニタラック(A)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上中 3 階	手動操作
格納容器内雰囲気モニタ系(A)室空調機冷却水出口弁（6 号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上中 3 階	手動操作
燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上 2 階	手動操作
燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上 2 階	手動操作
燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)軸受冷却器冷却水出口弁（6 号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上 2 階	手動操作
非常用ガス処理系室空調機(A)出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上 3 階	手動操作
残留熱除去系ポンプ室空調機(A)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下 3 階	手動操作
残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下 3 階	手動操作
残留熱除去系ポンプ(A)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁（6 号炉のみ)	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下 3 階	手動操作
サプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下 3 階	手動操作
サプレッションプール浄化系ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁（6 号炉のみ)	弁開→弁閉	原子炉建屋地下 3 階	手動操作
原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下 3 階	手動操作
原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下 1 階	手動操作
原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下 1 階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋 地下 2 階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋 地下 2 階	手動操作
原子炉補機冷却海水ポンプ(A)電動機軸受出口弁（7 号炉のみ)	弁開→弁閉	タービン建屋地下 1 階	手動操作

（次頁へ続く）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
原子炉補機冷却海水ポンプ(D) 電動機軸受出口弁（7 号炉のみ）	弁開→弁閉	タービン建屋地下 1 階	手動操作
サージタンク(A)換気空調補機 非常用冷却水系側出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上 4 階(6 号炉) 原子炉建屋地上 2 階(7 号炉)	手動操作
代替冷却水供給第二止め弁(B)	弁閉→弁開	タービン建屋地上 1 階	手動操作
代替冷却水戻り第二止め弁(B)	弁閉→弁開	タービン建屋地上 1 階	手動操作
残留熱除去系熱交換器(B)冷却水 出口弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
常用冷却水供給側分離弁(B)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
常用冷却水戻り側分離弁(B)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
可燃性ガス濃度制御系室空調機 (B)出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下 1 階(6 号炉) 原子炉建屋地上 1 階(7 号炉)	手動操作
格納容器内雰囲気モニタ系 ラック(B)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上 3 階	手動操作
燃料プール冷却浄化系ポンプ室 空調機(B)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上 2 階	手動操作
燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上 2 階	手動操作
燃料プール冷却浄化系ポンプ (B)軸受冷却器冷却水出口弁 （6 号炉のみ）	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上 2 階	手動操作
非常用ガス処理系室空調機(B) 出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上 3 階	手動操作
残留熱除去系ポンプ室空調機(B) 出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下 3 階	手動操作
高圧炉心注水系ポンプ(B)冷却器 冷却水出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下 3 階	手動操作
高圧炉心注水系ポンプ室空調機 (B)出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下 3 階	手動操作
原子炉補機冷却水系ポンプ(B) 吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下 1 階	手動操作
原子炉補機冷却水系ポンプ(E) 吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下 1 階	手動操作
原子炉補機冷却海水ポンプ(B) 電動機軸受出口弁（7 号炉のみ）	弁開→弁閉	タービン建屋地下 1 階	手動操作
原子炉補機冷却海水ポンプ(E) 電動機軸受出口弁（7 号炉のみ）	弁開→弁閉	タービン建屋地下 1 階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水系 冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋 地下 2 階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水系 冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋 地下 2 階	手動操作
格納容器内雰囲気モニタ系(B)室 空調機冷却水出口弁 （6 号炉のみ）	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上 3 階	手動操作

（次頁へ続く）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
残留熱除去系ポンプ(B) モータ軸受冷却器冷却水出口弁 （6 号炉のみ）	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下 3 階	手動操作
残留熱除去系ポンプ(B)冷却水出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下 3 階	手動操作
高圧炉心注水系ポンプ(B) メカニカルシール冷却器 冷却水出口弁（6 号炉のみ）	弁開→弁閉	原子炉建屋地下 3 階	手動操作
サージタンク(B)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上 4 階 （6 号炉） 原子炉建屋地上 2 階 （7 号炉）	手動操作
ホース	ホース接続	屋外	人力接続

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替原子炉補機冷却系は，表 3.5-6 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に，各機器の機能・性能試験，分解検査及び外観検査並びに弁動作試験が可能な設計とする。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に車両としての運転状態の確認が可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中又は停止中の試験・検査として，熱交換器ユニットのうち，熱交換器はフレームを取り外すことでプレート式熱交換器の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。代替原子炉補機冷却水ポンプは，ケーシングカバーを取り外して，ポンプ部品（主軸，軸受，羽根車等）の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，ケーシングを取り外すことでポンプ部品（主軸，軸受，羽根車等）の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。

運転性能の確認として，熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の流量，系統（ポンプ廻り）の振動，異音，異臭及び漏えいの確認を行うことが可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中又は停止中の試験・検査として，系統を構成する弁は，単体で動作確認可能な設計とする。

ホースの外観検査として，機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂，腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。

(48-6)

表 3.5-6　代替原子炉補機冷却系の試験・検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両としての運転状態の確認
	分解検査	熱交換器及びポンプ部品の表面状態を，試験及び目視により確認 又は取替え
停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	熱交換器及びポンプ部品の表面状態を，試験及び目視により確認 又は取替え
	外観検査	熱交換器，ポンプ及びホースの外観の確認
	車両検査	車両としての運転状態の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

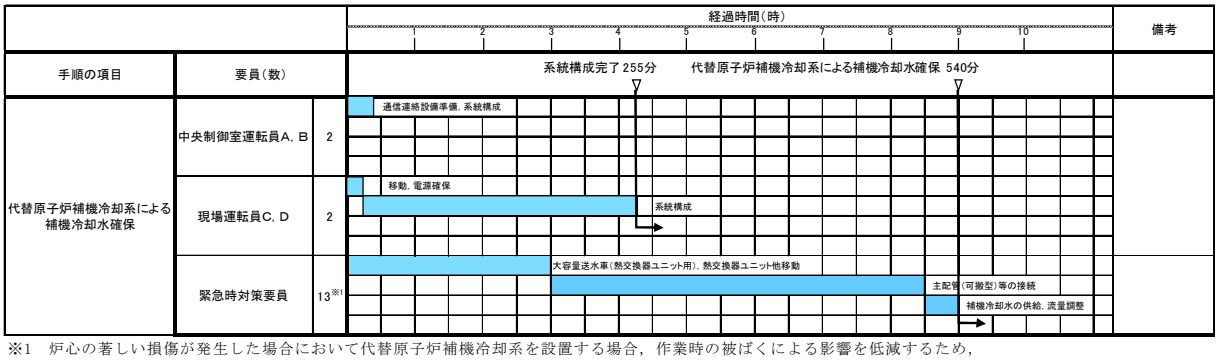
（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，本来の用途以外の用途には使用しない。なお，原子炉補機冷却系から代替原子炉補機冷却系に切り替えるために必要な操作弁については，原子炉補機冷却系ポンプ吸込弁を閉操作，代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットの接続ラインの代替冷却水供給止め弁及び代替冷却水戻り止め弁，熱交換器ユニット流量調整弁を開操作し，残留熱除去系熱交換器冷却水出口弁を開操作することで速やかに切り替えられる設計とする。なお，これら弁については中央制御室での操作スイッチによる操作とともに，現場での手動ハンドルによる操作も可能な設計とし，容易に操作可能とする。

これにより図 3.5-2 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えが可能である。

(48-5)



※1　炉心の著しい損傷が発生した場合において代替原子炉補機冷却系を設置する場合，作業時の被ばくによる影響を低減するため，緊急時対策要員を2班体制とし，交替して対応する。

図 3.5-2　代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保　タイムチャート*

＊:「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1．5 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットと大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，通常時は代替冷却水供給止め弁及び代替冷却水戻り止め弁を表 3.5-7 で示すとおり閉運用しておくことで，接続先の系統と分離された状態で保管する。

代替原子炉補機冷却系を用いる場合は，弁操作によって，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また，系統運転時には原子炉補機冷却系と代替原子炉補機冷却系と同時に使用しない運用とすることで，相互の機能に影響を及ぼさない構成とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，治具や輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(48-4, 48-5, 48-6)

表 3.5-7　他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
原子炉補機冷却系	代替冷却水供給止め弁	手動	通常時閉
	代替冷却水戻り止め弁	手動	通常時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設

置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ⅱ)適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

代替原子炉補機冷却系の系統構成に必要な機器の設置場所，操作場所を表3.5-8に示す。これらは全て炉心損傷前の操作となり，想定される事故時における放射線量は高くなるおそれが少ないため，中央制御室又は設置場所にて操作が可能である。

(48-4,48-8)

表3.5-8　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
熱交換器ユニット	タービン建屋脇	タービン建屋脇
代替原子炉補機冷却水ポンプ	タービン建屋脇	タービン建屋脇
大容量送水車 （熱交換器ユニット用）	タービン建屋脇	タービン建屋脇
代替冷却水供給止め弁(A)	タービン建屋地上1階	タービン建屋地上1階
代替冷却水戻り止め弁(A)	タービン建屋地上1階	タービン建屋地上1階
熱交換器ユニット流量調整弁	熱交換器ユニット内	熱交換器ユニット内
残留熱除去系熱交換器(A) 冷却水出口弁	原子炉建屋地下2階	中央制御室
常用冷却水供給側分離弁(A)	原子炉建屋地下2階	中央制御室
常用冷却水戻り側分離弁(A)	原子炉建屋地下2階	中央制御室
可燃性ガス濃度制御系室空調機(A)出口弁	原子炉建屋地上1階	原子炉建屋地上1階
格納容器雰囲気モニタラック(A)出口弁	原子炉建屋地上中3階	原子炉建屋地上中3階
格納容器内雰囲気モニタ系(A)室空調機冷却水出口弁（6号炉のみ）	原子炉建屋地上中3階	原子炉建屋地上中3階
燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)出口弁	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
燃料プール冷却浄化系ポンプ（A）軸受冷却器冷却水出口弁 （6号炉のみ）	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
非常用ガス処理系室空調機(A)出口弁	原子炉建屋地上3階	原子炉建屋地上3階
残留熱除去系ポンプ室空調機(A)出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
残留熱除去系ポンプ(A)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁 （6号炉のみ）	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階

（次頁へ続く）

機器名称	設置場所	操作場所
サプレッションプール浄化系 ポンプ室空調機出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
サプレッションプール浄化系 ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
原子炉隔離時冷却系ポンプ室 空調機出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
原子炉補機冷却水系ポンプ(A) 吸込弁	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
原子炉補機冷却水系ポンプ(D) 吸込弁	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
換気空調補機非常用冷却水系 冷凍機(A)冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋 地下2階	コントロール建屋 地下2階
換気空調補機非常用冷却水系 冷凍機(C)冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋 地下2階	コントロール建屋 地下2階
原子炉補機冷却海水ポンプ(A) 電動機軸受出口弁 (7号炉のみ)	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
原子炉補機冷却海水ポンプ(D) 電動機軸受出口弁 (7号炉のみ)	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
サージタンク(A)換気空調補機 非常用冷却水系側出口弁	原子炉建屋地上4階(6号炉) 原子炉建屋地上2階(7号炉)	原子炉建屋地上4階(6号炉) 原子炉建屋地上2階(7号炉)
代替冷却水供給第二止め弁(B)	タービン建屋地上1階	タービン建屋地上1階
代替冷却水戻り第二止め弁(B)	タービン建屋地上1階	タービン建屋地上1階
残留熱除去系熱交換器(B) 冷却水出口弁	原子炉建屋地下2階	中央制御室
常用冷却水供給側分離弁(B)	原子炉建屋地下2階	中央制御室
常用冷却水戻り側分離弁(B)	原子炉建屋地下2階	中央制御室
可燃性ガス濃度制御系室空調機 (B)出口弁	原子炉建屋地下1階(6号炉) 原子炉建屋地上1階(7号炉)	原子炉建屋地下1階(6号炉) 原子炉建屋地上1階(7号炉)
格納容器内雰囲気モニタ系ラック (B)出口弁	原子炉建屋地上3階	原子炉建屋地上3階
燃料プール冷却浄化系ポンプ室 空調機(B)出口弁	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B)出口弁	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
燃料プール冷却浄化系ポンプ (B) 軸受冷却器冷却水出口弁 (6号炉のみ)	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
非常用ガス処理系室空調機(B) 出口弁	原子炉建屋地上3階	原子炉建屋地上3階
残留熱除去系ポンプ室空調機(B) 出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
高圧炉心注水系ポンプ(B)冷却器 冷却水出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階

(次頁へ続く)

機器名称	設置場所	操作場所
高圧炉心注水系ポンプ室空調機(B)出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁（7号炉のみ）	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
原子炉補機冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁（7号炉のみ）	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋地下2階	コントロール建屋地下2階
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋地下2階	コントロール建屋地下2階
格納容器内雰囲気モニタ系(B)室空調機冷却水出口弁（6号炉のみ）	原子炉建屋地上3階	原子炉建屋地上3階
残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器冷却水出口弁（6号炉のみ）	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
残留熱除去系ポンプ(B)冷却水出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
高圧炉心注水系ポンプ(B)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁（6号炉のみ）	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
サージタンク(B)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	原子炉建屋地上4階(6号炉) 原子炉建屋地上2階(7号炉)	原子炉建屋地上4階(6号炉) 原子炉建屋地上2階(7号炉)
ホース	屋外	屋外

3.5.2.1.4.2　設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 3 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

代替原子炉補機冷却系は，想定される重大事故等時において，炉心の著しい損傷を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とする。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，最終ヒートシンクへの熱を輸送する機能が喪失した場合であって，残留熱除去系ポンプが起動可能な状況において，残留熱除去系等の機器で発生した熱を除去するために必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する熱交換器ユニット 1 セット 1 式と大容量送水車（熱交換器ユニット用）1 セット 1 台を使用する。

熱交換器ユニットの容量は熱交換容量約 23MW として，大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量は流量 900m^3/h として設計し，炉心の著しい損傷の防止の事故シーケンスのうち，崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）において，事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いて残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を行った場合に，同時に代替原子炉補機冷却系を用いて燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果を確保可能な設計とする。

また，熱交換器ユニットの保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 4 式に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 式（6 号及び 7 号炉共用）の合計 5 式を保管する。大容量送水車（熱交換器ユニット用）の保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 4 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 5 台を保管する。

(48-7)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項二）

（ⅰ）要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては，当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ，かつ，二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう，接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットを接続するためのホースは，タービン建屋側の接続口と口径を統一し，かつ，フランジ接続とすることで，常設設備と確実に接続ができる設計とする。また，6 号及び 7 号炉が相互に使用することができるよう，それぞれの熱交換器ユニット及びホースは，6 号及び 7 号炉に接続可能な設計とする。

また，代替原子炉補機冷却系の大容量送水車（熱交換器ユニット用）を接続するためのホースは，熱交換器ユニットの接続口と口径を統一し，かつ，簡便な接続方式である結合金具による接続とすることで，確実に接続可能な設計とする。また，6 号及び 7 号炉が相互に使用することができるよう，それぞれの大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，6 号及び 7 号炉の熱交換器ユニットに接続可能な設計とする。

(48-8)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

（ⅰ）要求事項

常設設備と接続するものにあっては，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットの接続箇所である接続口は，重大事故等時の環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため，接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設ける設計とする。具体的には原子炉補機冷却系 A 系に接続する接続口と，原子炉補機冷却系 B 系に接続する接続口をそれぞれ設けることとし，6 号炉についてはタービン建屋北側屋外に 1 箇所，タービン建屋西側屋外に 1 箇所，7 号炉については，タービン建屋西側屋外に 1 箇所，タービン建屋南側屋外に 1 箇所設置し，位置的分散を図っている。また，残留熱除去系 A 系及び B 系いずれもサプレッション・チェンバの除熱が可能であるため，原子炉補機冷却系 A 系及び B 系でそれぞれ接続口を設けることが可能な設計とする。

なお，第 50 条の「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」として代替循環冷却系を設置し，代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットを使用するが，この場合は原子炉補機冷却系 B 系の接続口のみが使用可能であるため本章における接続口の位置的分散の考えと異なる。代替循環冷却系の接続口の位置的分散については「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

(48-8)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備

を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，炉心損傷前の状況で屋外に設置する設備であり，想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても，線源からの離隔距離をとることにより，これら設備の設置及び常設設備との接続が可能とする。また，現場での接続作業に当たって，簡便な結合金具による接続方式及びフランジ接続方式により，確実に速やかに接続可能な設計とする。

(48-8)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

（ⅰ）要求事項

地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，原子炉補機冷却水ポンプ，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系と位置的分散を図り，発電所敷地内の高台にある荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所の複数箇所に分散して保管する。

(48-9)

(6) アクセスルートの確保（許可基準規則第 43 条第 3 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，通常時は高台に保管しており，想定される重大事故等が発生した

場合においても，可搬型重大事故等対処設備の運搬，移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。(『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照)

(48-10)

(7)　設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性(設置許可基準規則第 43 条第 3 項七)

(ⅰ) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

(ⅱ)適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替原子炉補機冷却系は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系及び重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系と表 3.5-9 で示すとおり多様性，位置的分散を図る。また，最終ヒートシンクについても，原子炉補機冷却系及び代替原子炉補機冷却系が海であることに対し，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は大気とし，多様性を有する設計とする。

(48-2, 48-4, 48-5, 48-8, 48-9)

表 3.5-9　代替原子炉補機冷却系の多様性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備		
	原子炉補機冷却系	格納容器圧力逃がし装置	耐圧強化ベント系	代替原子炉補機冷却系
ポンプ（淡水）	原子炉補機冷却水ポンプ ＜タービン建屋＞	—	—	熱交換器ユニット（代替原子炉補機冷却水ポンプ） ＜屋外＞
ポンプ（海水）	原子炉補機冷却海水ポンプ ＜タービン建屋＞	—	—	大容量送水車（熱交換器ユニット用） ＜屋外＞
熱交換器	原子炉補機冷却水系熱交換器 ＜タービン建屋＞	—	—	熱交換器ユニット（熱交換器） ＜屋外＞
最終ヒートシンク	海	大気	大気	海
駆動電源	非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機） ＜原子炉建屋＞	不要	不要	－（大容量送水車（熱交換器ユニット用）） 可搬型代替交流電源設備（電源車） （熱交換器ユニット（代替原子炉補機冷却水ポンプ）） ＜屋外＞

＜＞内は設置場所を示す。

3.5.2.2　格納容器圧力逃がし装置

3.5.2.2.1　設備概要

格納容器圧力逃がし装置は，設計基準事故対処設備の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に，炉心の著しい損傷等を防止するため，大気を最終ヒートシンクとして原子炉格納容器から熱を輸送することを目的として使用する。

本系統は，フィルタ装置，よう素フィルタ及びラプチャーディスク，電源設備（常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備，常設代替直流電源設備，可搬型直流電源設備），計測制御装置，及び流路である不活性ガス系，耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置及び遠隔空気駆動弁操作設備の配管及び弁並びにホース等，排出元である原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ，真空破壊弁を含む）で構成し，原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して，フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き，放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで，排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ，原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

本系統に関する系統概要図を図 3.5-3，本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.5-10 に示す。

格納容器圧力逃がし装置の詳細は，「3.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章）」で記述している。

図 3.5-3　格納容器圧力逃がし装置　系統概要図

- 水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- 電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- 計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

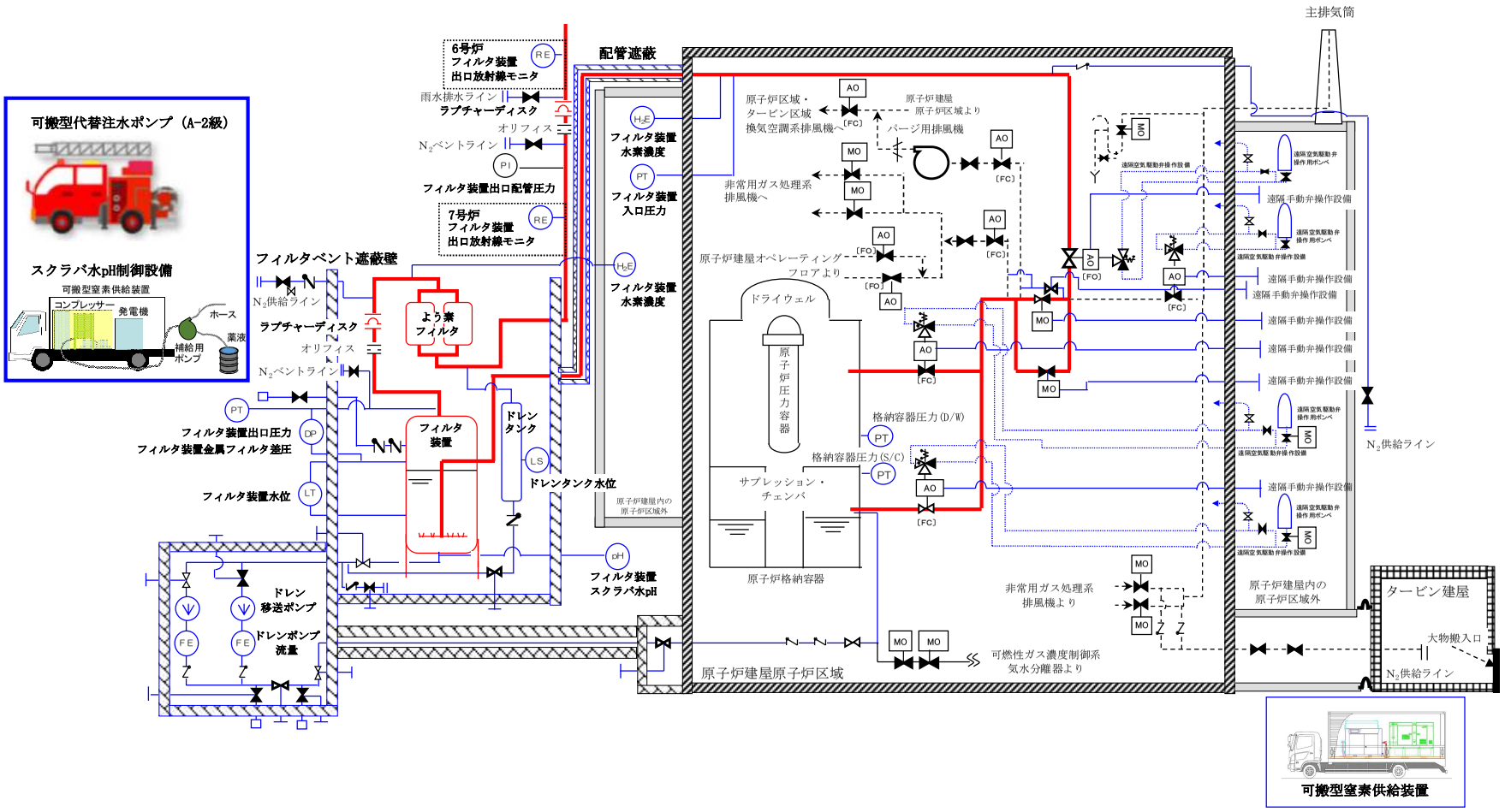


表 3.5-10　格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	フィルタ装置【常設】 よう素フィルタ【常設】 ラプチャーディスク【常設】
附属設備	ドレン移送ポンプ【常設】 ドレンタンク【常設】 遠隔手動弁操作設備【常設】 遠隔空気駆動弁操作用ボンベ【可搬】 可搬型窒素供給装置【可搬】 スクラバ水 pH 制御設備【可搬】 フィルタベント遮蔽壁【常設】 配管遮蔽【常設】 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）【可搬】
水源※1	防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】
排出元	原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ，真空破壊弁を含む）【常設】
流路	不活性ガス系　配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系　配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置　配管・弁【常設】 遠隔空気駆動弁操作設備　配管・弁【常設】 ホース・接続口【可搬】
注水先	－
電源設備※2	常設代替交流電源設備 　第一ガスタービン発電機【常設】 　軽油タンク【常設】 　タンクローリ（16kL）【可搬】 　第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 　第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 　電源車【可搬】 　軽油タンク【常設】 　タンクローリ（4kL）【可搬】 代替所内電気設備 　緊急用断路器【常設】 　緊急用電源切替箱断路器【常設】 　緊急用電源切替箱接続装置【常設】 　AM 用動力変圧器【常設】 　AM 用 MCC【常設】 　AM 用切替盤【常設】 　AM 用操作盤【常設】

（次頁へ続く）

設備区分	設備名
電源設備※2	非常用高圧母線 C 系【常設】 非常用高圧母線 D 系【常設】 常設代替直流電源設備 AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備
計装設備※3	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置入口圧力【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】 フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】 フィルタ装置スクラバ水 pH【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ気体温度【常設】 格納容器内圧力（D/W）【常設】 格納容器内圧力（S/C）【常設】
計装設備（補助）※4	ドレンタンク水位【常設】 遠隔空気駆動弁操作用ボンベ出口圧力【常設】

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：単線結線図を補足説明資料 50-2 に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※4 ：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

3.5.2.2.2　多重性又は多様性及び独立性，位置的分散の確保

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，表 3.5-11 に示すとおり多様性，位置的分散を図った設計とする。

残留熱除去系及び原子炉補機冷却系との独立性については，表 3.5-12 で示すとおり地震，津波，火災，溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

また，排出経路に設置される隔離弁の電源については，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作が可能な設計とすることとしているが，遠隔手動弁操作設備等を用いて必要に応じて現場での手動操作も可能な設計とすることで駆動源の多様化を図っている。

また，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系については，残留熱除去系及び原子炉補機冷却系と異なり，ポンプや熱交換器等を必要としないが，これらの系統を構成する主要設備については，残留熱除去系及び原子炉補機冷却系に対して位置的分散を図った設計とする。

なお，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の配管及び弁の一部については，残留熱除去系及び原子炉補機冷却系の配管及び弁と同一階に設置されているが，残留熱除去系及び原子炉補機冷却系の配管及び弁とは区画された部屋に設置することより，位置的分散を図った設計とする。

表 3.5-11　多様性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備	
	残留熱除去系 （格納容器スプレイ 冷却モード）	原子炉補機冷却系	格納容器圧力 逃がし装置	耐圧強化 ベント系
ポンプ	残留熱除去系ポンプ （原子炉建屋地下 3 階）	原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却海水ポンプ タービン建屋地下 1 階	不要※1	不要※2
水源	サプレッション・チェンバ 原子炉建屋地下 3 階	海		
駆動用空気	不要	不要		
潤滑方式	水潤滑	原子炉補機冷却水ポンプ：油浴方式，原子炉補機冷却海水ポンプ：水潤滑		
冷却水	原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系	不要		
駆動電源	非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機） 原子炉建屋地上 1 階	非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機 原子炉建屋地上 1 階		

※1　格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置，よう素フィルタ及びラプチャーディスクについては，原子炉建屋東側屋外（6 号炉），原子炉建屋南東側屋外（7 号炉）

に設置する

※2　耐圧強化ベント系は，残留熱除去系及び原子炉補機冷却系と区画され分離されている

表 3.5-12　設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却モード） 原子炉補機冷却系	格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却系は耐震 S クラス設計とし，重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は基準地震動 Ss で機能維持できる設計とすることで，基準地震動 Ss が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	6 号炉及び 7 号炉の原子炉建屋及びフィルタベント遮蔽壁は，基準津波が到達しない位置に設置することで，津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却系と，重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は，火災が共通要因となり同時に故障することのない設計とする（「共-7　重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却系と，重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は，溢水が共通要因となり同時に故障することのない設計とする（「共-8　　重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

3.5.2.3　耐圧強化ベント系

3.5.2.3.1　設備概要

耐圧強化ベント系は，設計基準事故対処設備の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に，炉心の著しい損傷等を防止するため，大気を最終ヒートシンクとして原子炉格納容器から熱を輸送することを目的として使用する。

本系統を使用する際には，サプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるウェットウェルベントを優先とするが，サプレッション・チェンバ側のベントラインが水没した場合，若しくは何らかの原因によりサプレッション・チェンバ側からのベントが実施できない場合は，ドライウェル側からベントを行う。ドライウェルベントを行った際には，サプレッション・チェンバ内の雰囲気ガスは真空破壊弁を経由してドライウェルへ排出される。

本系統は，電源設備（常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備，常設代替直流電源設備，可搬型直流電源設備），計測制御装置，及び流路である不活性ガス系，耐圧強化ベント系，遠隔空気駆動弁操作設備及び非常用ガス処理系の配管及び弁並びに主排気筒（内筒），排出元である原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ，真空破壊弁を含む）等で構成し，原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び本系統を経由して非常用ガス処理系へ導き，原子炉建屋屋上に設置している主排気筒（内筒）を通して大気へ放出する。

本系統に関する系統概要図を図 3.5-4，本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.5-13 に示す。

・ 電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
・ 計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

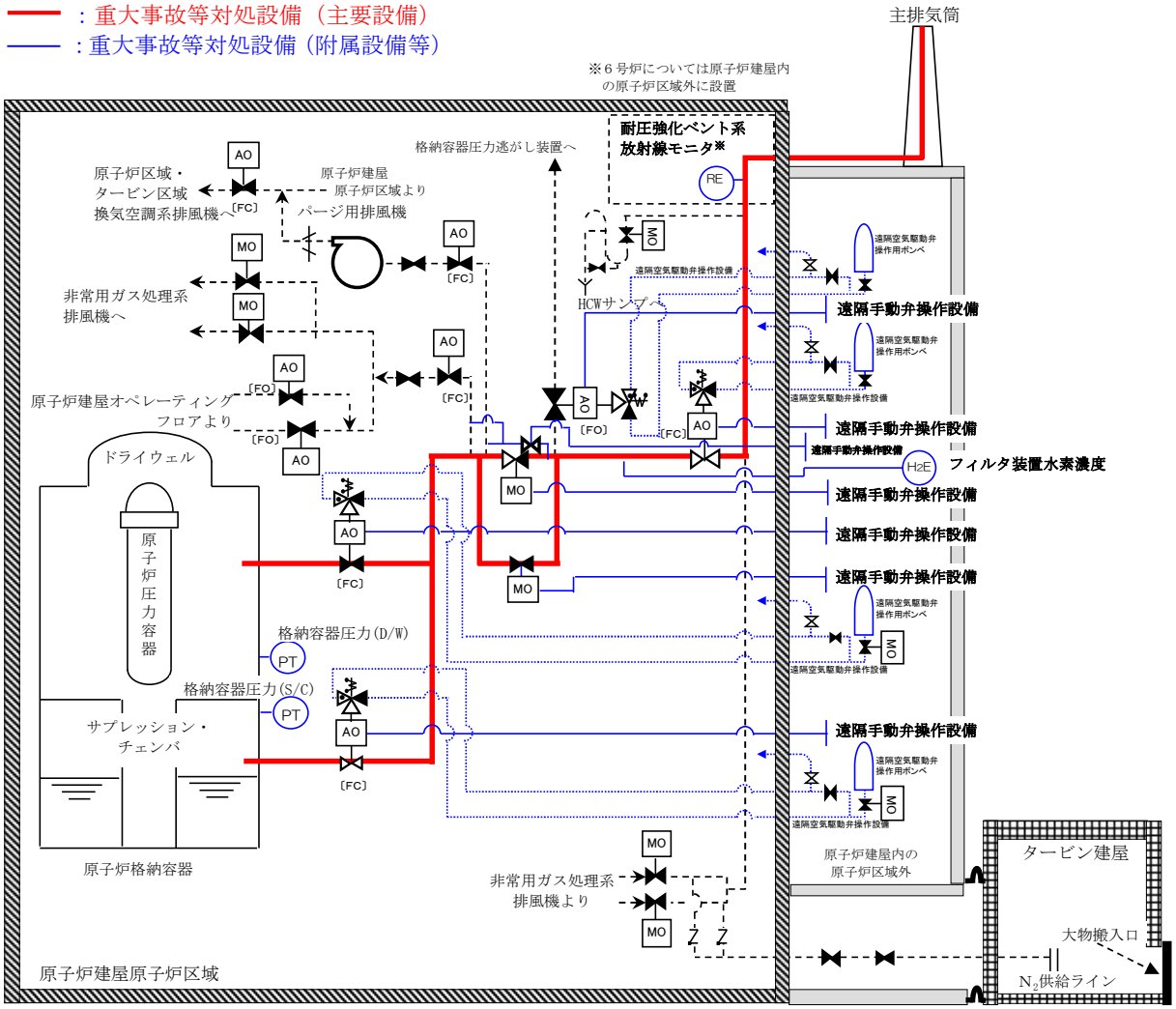


図 3.5-4　耐圧強化ベント系　系統概要図

表 3.5-13　耐圧強化ベント系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	－
附属設備	遠隔手動弁操作設備【常設】 遠隔空気駆動弁操作用ボンベ【可搬】
排出元	原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ，真空破壊弁を含む）【常設】
流路	不活性ガス系　配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系(W/W)　配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系(D/W)　配管・弁【常設】 遠隔空気駆動弁操作設備　配管・弁【常設】 非常用ガス処理系　配管・弁【常設】 主排気筒(内筒)【常設】
注水先	－
電源設備※1	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM 用動力変圧器【常設】 AM 用 MCC【常設】 AM 用切替盤【常設】 AM 用操作盤【常設】 非常用高圧母線 C 系【常設】 非常用高圧母線 D 系【常設】 常設代替直流電源設備 AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】

（次頁へ続く）

設備区分	設備名
電源設備※1	上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備
計装設備※2	ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ気体温度【常設】 格納容器内圧力（D/W）【常設】 格納容器内圧力（S/C）【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】※3

※1：単線結線図を補足説明資料 48-2 に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※3：フィルタ装置水素濃度については，設置許可基準規則第 52 条において原子炉格納容器内の水素ガスを排出する際に要求されるものである。格納容器圧力逃がし装置と兼用であり，サンプリングラインを切り替えることによって，耐圧強化ベント系も計測可能である。

3.5.2.3.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 耐圧強化ベント系

最高使用圧力	: 620kPa[gage]
最高使用温度	: 171℃
容量	: 約 15.8kg/s

なお，電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」，計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.5.2.3.3　多重性又は多様性及び独立性，位置的分散の確保

耐圧強化ベント系の多重性又は多様性及び独立性，位置的分散の確保については「3.5.2.2.2　多重性又は多様性及び独立性，位置的分散の確保」で示す。

3.5.2.3.4　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.5.2.3.4.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

耐圧強化ベント系を構成する機器は，原子炉建屋原子炉区域内及び屋外に設置されている設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉区域内及び屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.5-14 に示す設計とする。

(48-4, 48-8, 48-9)

表 3.5-14　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内及び屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す)。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

耐圧強化ベント系の操作は，重大事故等が発生した場合の原子炉建屋原子炉区域内及び屋外の環境条件を考慮し，また，電源喪失時においても操作可能なように，原子炉建屋内の原子炉区域外より遠隔手動弁操作設備を介しての人力操作が可能な設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであ

ること。

(ⅱ)適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁（一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウェル側），二次隔離弁，フィルタ装置入口弁，耐圧強化ベント弁）については，遠隔手動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて遠隔操作することにより，重大事故等の環境下においても確実に操作が可能となる設計とする。また，一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウェル側），フィルタ装置入口弁，耐圧強化ベント弁については，遠隔空気駆動弁操作用ボンベ及び遠隔空気駆動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より遠隔操作することにより，重大事故等の環境下においても確実に操作が可能な設計とする。さらに，一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウェル側），二次隔離弁については電源が復旧することにより，中央制御室でも遠隔操作可能である。二次隔離弁が使用できない場合には二次隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作設備により，原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて遠隔操作することも可能である。なお，二次隔離弁バイパス弁についても，電源が復旧することにより，中央制御室でも遠隔操作可能である。

耐圧強化ベント系使用時に，耐圧強化ベント系に接続される系統との隔離のための弁（換気空調系一次隔離弁，非常用ガス処理系一次隔離弁，非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 A 及び B，非常用ガス処理系 U シール隔離弁）については，中央制御室により閉操作，若しくは閉確認をすることができる。なお，原子炉区域・タービン区域換気空調系，非常用ガス処理系には，格納容器圧力逃がし装置との隔離を確実にするため，手動駆動の二次隔離弁をそれぞれ設置しているが，これらの弁については通常時閉とし，さらに運転操作上，弁を開とする必要が生じた場合には運転員を近傍に配置し，緊急時には即座に弁の閉操作を可能とすることで，格納容器圧力逃がし装置使用時には，これらの弁が確実に閉となるような運用とする。

水素バイパスラインに設置される止め弁については，遠隔手動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて遠隔操作することにより，重大事故等の環境下においても確実に操作が可能な設計とする。

表 3.5-15 に操作対象機器を示す。これら操作機器については，運転員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

(48-4, 48-5)

表 3.5-15　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
一次隔離弁 （サプレッション・チェンバ側）	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋地下 1 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作 （遠隔手動弁操作設備）
		原子炉建屋地下 1 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作 （遠隔空気駆動弁操作設備）
一次隔離弁 （ドライウェル側）	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋地上 2 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作 （遠隔手動弁操作設備）
		原子炉建屋地上 2 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作 （遠隔空気駆動弁操作設備）
二次隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作 （遠隔手動弁操作設備）
二次隔離弁 バイパス弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作 （遠隔手動弁操作設備）
フィルタ装置 入口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作 （遠隔手動弁操作設備）
		原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作 （遠隔空気駆動弁操作設備）
耐圧強化ベント弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作 （遠隔手動弁操作設備）
		原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作 （遠隔空気駆動弁操作設備）
換気空調系 第一隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※1
換気空調系 第二隔離弁	弁閉確認	中央制御室	手動操作※2
非常用ガス処理系 第一隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※1
非常用ガス処理系 第二隔離弁	弁閉確認	中央制御室	手動操作※2

（次頁へ続く）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口 隔離弁 A	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※1
		原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋原子炉区域内）	手動操作
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口 隔離弁 B	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※1
		原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋原子炉区域内）	手動操作
非常用ガス処理系 U シール隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※1
		6 号炉：原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋原子炉区域内） 7 号炉：原子炉建屋地上 4 階 （原子炉建屋原子炉区域内）	手動操作
水素バイパスライン 止め弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作 （遠隔手動弁操作設備）

※1 中央制御室にてランプ確認を行う。
全閉でないことが確認された場合はスイッチ操作にて閉操作を行う。

※2 中央制御室にてランプ確認を行う。
これらの弁は，運転操作上，弁を開とする必要が生じた場合には運転員を近傍に配置し，緊急時には即座に弁の閉操作を可能とすることで，耐圧強化ベント系使用時には，これらの弁が確実に閉となるような運用とする。

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

耐圧強化ベント系において原子炉格納容器から主排気筒（内筒）までのラインを構成する電動弁及び空気作動弁については，表 3.5-16 に示すように，発電用原子炉の停止中に機能・性能試験及び弁動作試験が可能な設計とする。発電用原子炉の運転中については，弁の開閉試験により系統内に封入されている窒素が外部に放出されることを防止するため，開閉試験は実施しない。

(48-6)

表 3.5-16　耐圧強化ベント系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	漏えい確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ｉ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

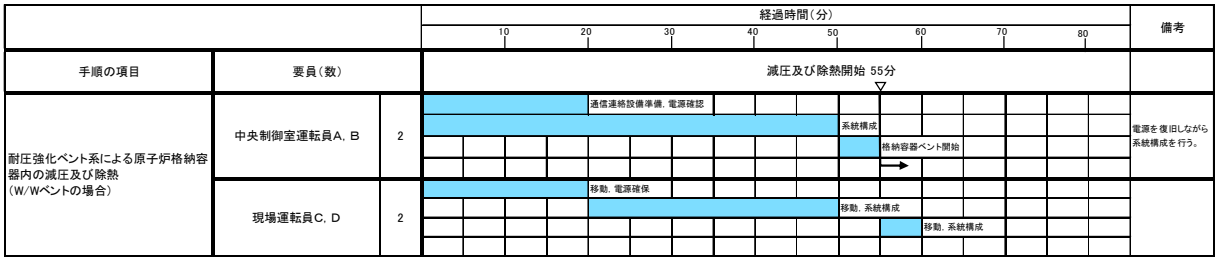
（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

本系統を使用する際には，流路に接続される弁（一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウェル側），二次隔離弁，フィルタ装置入口弁，耐圧強化ベント弁）を電源喪失時においても遠隔手動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて遠隔操作することにより，排気ガスを非常用ガス処理系配管を経由して主排気筒（内筒）へ導くことが可能である。また，一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウェル側），フィルタ装置入口弁，耐圧強化ベント弁については，遠隔空気駆動弁操作用ボンベ及び遠隔空気駆動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より遠隔操作可能である。さらに，一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウェル側），二次隔離弁については電源が復旧することにより，中央制御室でも遠隔操作可能である。二次隔離弁が使用できない場合には二次隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作設備により，原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて操作することも可能である。二次隔離弁バイパス弁は，電源が復旧することにより，中央制御室でも遠隔操作可能である。

これにより，図 3.5-5 及び図 3.5-6 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え操作が可能である。

(48-5)



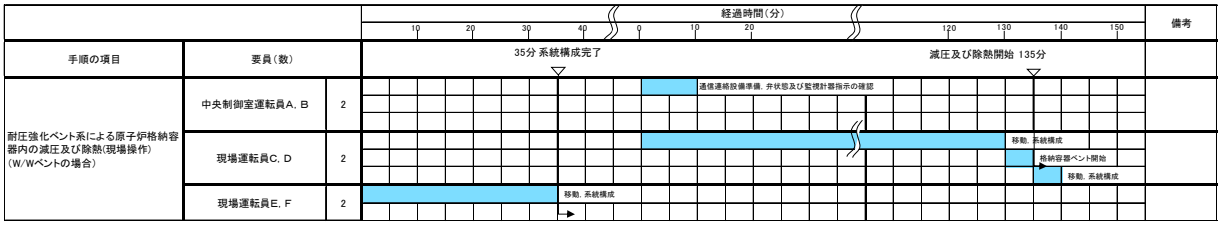
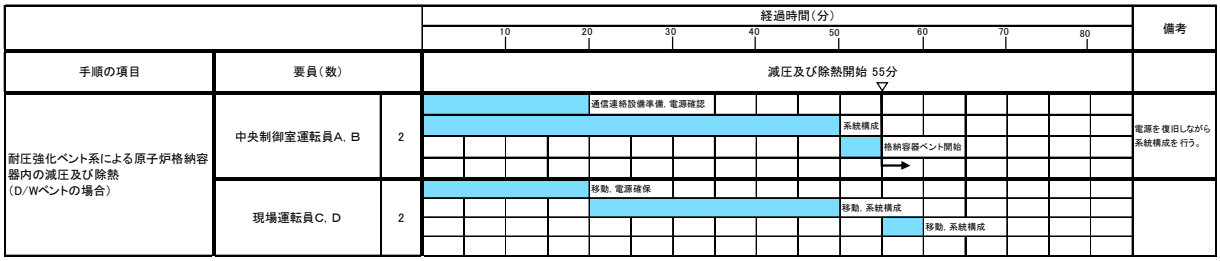


図 3.5-5　耐圧強化ベント系による除熱のタイムチャート
（ウェットウェルベントの場合）＊



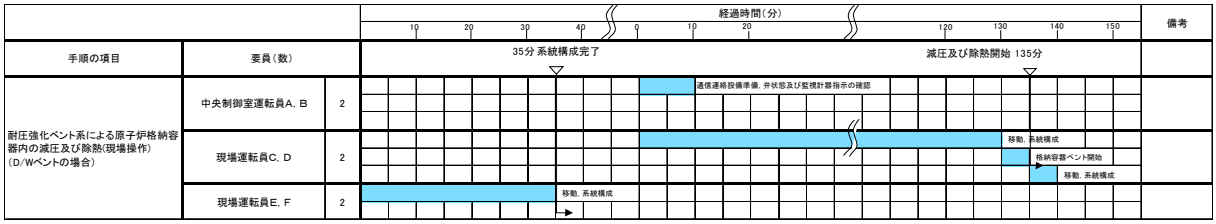


図 3.5-6　耐圧強化ベント系による除熱のタイムチャート
（ドライウェルベントの場合）＊

＊：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.5 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

耐圧強化ベント系は，不活性ガス系，非常用ガス処理系及び格納容器圧力逃がし装置が接続されている。

通常時に使用する系統としては表 3.5-17 のとおり，不活性ガス系及び非常用ガス処理系があるが，二次隔離弁，二次隔離弁バイパス弁及び耐圧強化ベント弁を閉状態とすることでこれらの系統とは隔離され，悪影響を防止する。格納容器圧力逃がし装置については，通常時は使用しない系統であるため，系統隔離弁であるフィルタ装置入口弁については通常時開としても悪影響を及ぼすことはない。

一方で，重大事故等時において耐圧強化ベント系を使用する際に，排出経路を構成するための隔離境界箇所は，表 3.5-18 のとおりである。

非常用ガス処理系（非常用ガス処理系排風機入口側），及び原子炉区域・タービン区域換気空調系との接続箇所は，一次隔離弁と二次隔離弁の間となっており，それぞれの系統を隔離する弁は直列に各 2 弁ずつ設置してある。これらの弁は通常時閉，電源喪失時にはフェイルクローズとなる空気作動弁と通常時閉の手動弁であり，万が一，弁座からシートパスがあったとしても，排気ガスが他系統へ回り込むことを防止し，悪影響を及ぼさない設計とする。

また，格納容器圧力逃がし装置，非常用ガス処理系（非常用ガス処理系フィルタ装置出口側），及び原子炉建屋との隔離弁については二次隔離弁より下流側に接続される。格納容器圧力逃がし装置との隔離弁は通常時開，電源喪失時

にはフェイルオープンとなる空気作動弁であるため，耐圧強化ベント系使用時には閉操作が必要である。非常用ガス処理系フィルタ装置との隔離弁は，通常時閉の電動弁であるが，非常用ガス処理系自動起動信号により自動開となるため，電源喪失時にはアズイズとなることを考慮すると，中央制御室での閉確認が必要である。また，排気筒で発生するドレンをサンプへ導くラインに接続する弁については通常時開の弁であり，耐圧強化ベント系使用前に中央制御室からの閉操作が必要である。

以上のことから，耐圧強化ベント系を用いる場合は，弁操作によって，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

表 3.5-17　他系統との隔離弁（通常時）

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
不活性ガス系	二次隔離弁	電動駆動	通常時閉
	二次隔離弁バイパス弁	電動駆動	通常時閉
非常用ガス処理系	耐圧強化ベント弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
格納容器圧力逃がし装置※	フィルタ装置入口弁	空気駆動	通常時開 電源喪失時開

※　格納容器圧力逃がし装置は，重大事故等対処設備であり，通常時は使用しない系統である。

表 3.5-18　他系統との隔離弁（重大事故等時）

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
非常用ガス処理系 （非常用ガス処理系 排風機入口側）	第一隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	第二隔離弁	手動	通常時閉
原子炉区域・タービン区域 換気空調系	第一隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	第二隔離弁	手動	通常時閉
非常用ガス処理系 （非常用ガス処理系フィルタ装置出口側）	第一隔離弁 （非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 A/B）	電動駆動	通常時閉 （自動起動インターロック有）
格納容器圧力逃がし装置	第一隔離弁 （フィルタ装置入口弁※）	空気駆動	通常時開 電源喪失時開
原子炉建屋内	第一隔離弁 （非常用ガス処理系 U シール隔離弁）	電動駆動	通常時開

※　耐圧強化ベント使用時に切替え操作が必要（中央制御室若しくは現場にて容易に切替え可能）

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ⅱ)適合性

基本方針については,「2.3.3　環境条件等」に示す。

耐圧強化ベント系の系統構成に必要な機器の設置場所,操作場所を表 3.5-19 に示す。

耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁について,炉心損傷前に耐圧強化ベント系を使用する場合においては,想定される重大事故等時における放射線量は高くないことから,中央制御室又は離れた場所から遠隔操作が可能である。また,原子炉建屋原子炉区域内に設置されている高線量配管に対して原子炉建屋原子炉区域壁厚さが足りないため,遮蔽効果が不十分である場合は,操作場所での被ばく線量率を評価した上で,追加で遮蔽体を設置する。

(48-4,48-5)

表 3.5-19　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
一次隔離弁 (サプレッション・チェンバ側)	原子炉建屋地下 1 階 (原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室
		原子炉建屋地下 1 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
一次隔離弁 (ドライウェル側)	原子炉建屋地上 2 階 (原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室
		原子炉建屋地上 2 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
二次隔離弁	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室
		原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
二次隔離弁バイパス弁	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室
		原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
フィルタ装置入口弁	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋原子炉区域内)	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
耐圧強化ベント弁	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋原子炉区域内)	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
換気空調系 第一隔離弁	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室
換気空調系 第二隔離弁	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋原子炉区域内)	原子炉建屋地上 3 階※1 (原子炉建屋原子炉区域内)
非常用ガス処理系 第一隔離弁	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋原子炉区域内)	中央制御室
非常用ガス処理系 第二隔離弁	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋原子炉区域内)	原子炉建屋地上 3 階※1 (原子炉建屋原子炉区域内)

(次頁へ続く)

機器名称	設置場所	操作場所
真空破壊弁	原子炉格納容器内	－
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 A	原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋原子炉区域内）	中央制御室
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 B	原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋原子炉区域内）	中央制御室
非常用ガス処理系 U シール隔離弁	6 号炉：原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋原子炉区域内） 7 号炉：原子炉建屋地上 4 階 （原子炉建屋原子炉区域内）	中央制御室
水素バイパスライン止め弁	原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋原子炉区域内）	原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）

※1 これらの弁は，運転操作上，弁を開とする必要が生じた場合には運転員を近傍に配置し，緊急時には即座に弁の閉操作を可能とすることで，耐圧強化ベント系使用時には，これらの弁が確実に閉となるような運用とする。

3.5.2.3.4.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

耐圧強化ベント系は，設計基準事故対処設備の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に，大気を最終ヒートシンクとして原子炉格納容器から除熱をするため，原子炉定格熱出力の 1%に相当する 15.8kg/s の蒸気を排気することができるよう，十分な排出流量を有する設計とする。

原子炉定格熱出力の 1%とは，原子炉停止から 2～3 時間後に相当する出力である。一方，炉心の著しい損傷の防止の事故シーケンスのうち，全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）において，炉心損傷前の格納容器ベント開始は，原子炉停止後約 16 時間後となっている。そのため，格納容器ベント開始時における原子炉格納容器の蒸気発生量は，耐圧強化ベント系の設計流量である 15.8kg/s よりも小さいことから，耐圧強化ベント系を用いて，原子炉格納容器から除熱することは可能である。

また，耐圧強化ベント系を炉心損傷前に使用する場合は，原子炉格納容器の最高使用圧力にて格納容器ベント判断をするものとし，格納容器ベント判断から格納容器ベント開始までの原子炉格納容器の圧力上昇を考慮し，耐圧強化ベント系の最高使用圧力は，原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍の 620kPa[gage]とする。

また，耐圧強化ベント系の最高使用温度は，原子炉格納容器の最高使用温度の 171℃とする。

(48-7)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

耐圧強化ベント系は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

耐圧強化ベント系は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却系とは構成機器を共用していないため，残留熱除去系及び原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能が失われることはない。また，耐圧強化ベント系は，原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び熱交換器並びにタービン建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ，海水ポンプ及び熱交換器と異なる区画に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

(48-2, 48-4, 48-5)

3.5.3　重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.5.3.1　原子炉補機冷却系

3.5.3.1.1　設備概要

原子炉補機冷却系は，原子炉設備の非常用機器及び常用機器で発生する熱を冷却除去するために設けるものである。本系統は，想定される重大事故等時においても，非常用機器，残留熱除去系機器，燃料プール冷却浄化系機器等の冷却を行うための機能を期待するため，重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

本系統は，非常用炉心冷却系の区分Ⅰ，区分Ⅱ及び区分Ⅲに対応した3系統としており，その系統は中間ループ及び海水系で構成し，原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却水系熱交換器，原子炉補機冷却海水ポンプ，配管及び弁類等で構成する。原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却水系熱交換器及び原子炉補機冷却海水ポンプは，各区分において通常運転時は1台運転としており，1台予備とする。

本系統に関する系統概要図を図 3.5-7，本系統に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表 3.5-20 に示す。

図 3.5-7　原子炉補機冷却系　系統概要図

表 3.5-20　原子炉補機冷却系に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	原子炉補機冷却水ポンプ【常設】 原子炉補機冷却海水ポンプ【常設】 原子炉補機冷却水系熱交換器【常設】
附属設備	－
水源	非常用取水設備 　海水貯留堰【常設】 　スクリーン室【常設】 　取水路【常設】 　補機冷却用海水取水路【常設】 　補機冷却用海水取水槽【常設】
流路	原子炉補機冷却系　配管・弁・海水ストレーナ 原子炉補機冷却系　サージタンク
電源設備※1	非常用交流電源設備 　非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備※2	原子炉補機冷却水系系統流量【常設】 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量【常設】
計装設備（補助）※3	RCW サージタンク水位【常設】 原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度【常設】

※1：電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

※3：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

3.5.3.1.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 原子炉補機冷却水ポンプ

容量（区分Ⅰ及びⅡ）	: 1300m^3/h/台
容量（区分Ⅲ）	: 1100m^3/h/台（6 号炉） 800m^3/h/台（7 号炉）
個数	: 1/区分（予備 1/区分）／通常運転時 : 2/区分／通常運転時以外
取付箇所	: タービン建屋地下 1 階及び地下 2 階

(2) 原子炉補機冷却海水ポンプ

容量	: 1800m^3/h/台
個数	: 1/区分（予備 1/区分）／通常運転時 : 2/区分／通常運転時以外
取付箇所	: タービン建屋地下 1 階

(3) 原子炉補機冷却水系熱交換器

容量（区分Ⅰ及びⅡ）	: 約 17MW/基（海水温度 30℃において）
容量（区分Ⅲ）	: 約 16MW/基（海水温度 30℃において）
個数	: 1/区分（予備 1/区分）／通常運転時 : 2/区分／通常運転時以外
取付箇所	: タービン建屋地下 1 階及び地下 2 階

なお，電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」，計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.5.3.1.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

原子炉補機冷却系は，想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため，「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち，多様性，位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却海水ポンプ，及び原子炉補機冷却水系熱交換器については，設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため，他の設備に悪影響を及ぼさない設計である。

原子炉補機冷却系は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却海水ポンプ，及び原子炉補機冷却水系熱交換器については，設計基準事故時の最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の容量が，重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却海水ポンプ，及び原子炉補機冷却水系熱交換器については，タービン建屋内に設置される設備であることから，想定される重大事故等が発生した場合におけるタービン建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.5-21 に示す設計とする。

また，使用時に海水を通水する原子炉補機冷却水系熱交換器内の一部及び原子炉補機冷却海水ポンプは，海水の影響を考慮した設計とし，ストレーナを設置することで異物の流入を防止する設計とする。

表 3.5-21　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	タービン建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	常時海水を通水するため，耐腐食性材料を使用する設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	タービン建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする

また，原子炉補機冷却系は中央制御室にて操作可能な設計である。原子炉補機冷却系の系統構成及び運転に必要な操作機器は，中央制御室で操作することから，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

原子炉補機冷却系については，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また，原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却海水ポンプ，及び原子炉補機冷却水系熱交換器については，発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁動作試験が可能な設計であり，発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計である。

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備【49 条】

【設置許可基準規則】

（原子炉格納容器内の冷却等のための設備）

第四十九条 発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

２ 発電用原子炉施設には，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）

１ 第１項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第２項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

（１）重大事故等対処設備

ａ）設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして，格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。

ｂ）上記ａ）の格納容器スプレイ代替注水設備は，設計基準事故対処設備に対して，多様性及び独立性を有し，位置的分散を図ること。

（２）兼用

ａ）第１項の炉心損傷防止目的の設備と第２項の格納容器破損防止目的の設備は，同一設備であってもよい。

3.6　原子炉格納容器内の冷却等のための設備

3.6.1　　設置許可基準規則第 49 条への適合方針

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため,原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備として，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を設ける。

また，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため,原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備として，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を設ける。

(1) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 項(1)a)）

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード）の機能喪失又はサプレッション・チェンバのプール水を水源として使用できない場合に，廃棄物処理建屋内に設置された復水移送ポンプを用い，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の水源とは異なる復水貯蔵槽を水源として，ドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。また,代替格納容器スプレイ冷却系(常設）は，スプレイ水の放射性物質叩き落としの効果により原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

(2) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 項(1)a)）

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード)，復水移送ポンプが機能喪失した場合に，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用い，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード)，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の水源とは異なる,代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）を水源として,復水補給水系,残留熱除去系を通じてドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内にスプレイすることで,原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。また，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，スプレイ水の放射性物質叩き落としの効果により原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備に対する多様性，独立性，位置的分散の確保（設置許可基準規則解釈の第 1 項(1) b））

上記(1)及び(2)の重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイ冷却系(常設),代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して，異なるポンプ（復水移送ポンプ又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級)),駆動源（常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及びディーゼルエンジン),冷却源（自滑水冷却）

を用いることで多様性及び独立性を有する設計とする。また，原子炉建屋内に設置されている残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して，常設設備である復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に設置しており，常設代替交流電源設備は屋外に設置することで位置的分散を図った設計とする。可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び可搬型代替交流電源設備については，屋外に保管し，屋外から異なる複数の接続口に接続可能とし，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して位置的分散を図る設計とする。

なお，多様性及び独立性，位置的分散については，3.6.2.1.3 項に詳細に示す。

(4) 兼用について（設置許可基準規則解釈の第 1 項(2)a)）

本項における炉心損傷防止目的の設備と格納容器破損防止目的の設備は同一設備とする。

その他，設計基準対象施設であるが，想定される重大事故等時においてその機能を期待するため，以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

(5) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は，サプレッション・チェンバのプール水をドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内にスプレイする。

ドライウェル内にスプレイされた水は，ベント管を通って，サプレッション・チェンバ内に戻り，サプレッション・チェンバ内にスプレイされた水とともに残留熱除去系の熱交換器で冷却された後，再びスプレイされる。

(6) 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）

残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）は，サプレッション・チェンバのプール水温を所定の温度以下に冷却できる機能を有する。

本系統は，サプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系のポンプ及び熱交換器を経由してサプレッション・チェンバに戻す。

(7) 原子炉補機冷却系

原子炉補機冷却系は，原子炉設備の非常用機器及び常用機器で発生する熱を冷却除去するために設けるものである。本系統は，想定される重大事故等時においても，非常用機器，残留熱除去機器等の冷却を行うための機能を期待する。

原子炉補機冷却系については，「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第 48 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

なお，原子炉格納容器内を冷却するための自主対策設備として，以下を整備する。

(8) 消火系を用いた代替格納容器スプレイ冷却の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却モード），復水移送ポンプが機能喪失した場合，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ため，自主対策設備として消火系を用いた格納容器スプレイ手段を整備している。

消火系を用いた格納容器スプレイ手段については，ディーゼル駆動消火ポンプを用い，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），代替格納容器スプレイ冷却系の水源とは異なるろ過水タンクを水源として消火系，復水補給水系，残留熱除去系を通じて格納容器スプレイを行う手順を整備している。

(9) ドライウェル冷却系による格納容器除熱

代替格納容器スプレイ及び残留熱除去系ポンプの復旧ができず，格納容器除熱手段がない場合に，常設代替交流電源により原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却海水ポンプの電源を復旧し，原子炉格納容器内へ冷却水を供給後，ドライウェル冷却系送風機を起動して原子炉格納容器を除熱する。

ドライウェル冷却系送風機を停止状態としても，原子炉格納容器内への冷却水の供給を継続することで，ドライウェル冷却系冷却器コイル表面で，原子炉格納容器内部の蒸気を凝縮し，原子炉格納容器の圧力上昇を緩和することが可能である。

また，技術的能力審査基準への適合のため，復旧手段として，以下を整備する。

(10) 復旧手段の整備

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）が全交流動力電源喪失により起動できない場合には，常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ電源を供給することで残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）を復旧する手段を整備する。なお，電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

また，代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の淡水が枯渇した場合の海水の利用手段として，以下を整備する。

(11) 代替格納容器スプレイ冷却系の海水の利用

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の水源である復水貯蔵槽並びに代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の水源である代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の淡水が枯渇した場合において，防潮堤の内側に設置している海水取水箇所（取水路）より，大容量送水車（海水取水用）を用いて復水貯蔵槽への補給及び防火水槽への供給又は代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）で用いる可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)に海水を直接送水を行う設計とする。なお，海の利用については「3.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.6.2　重大事故等対処設備

3.6.2.1　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）

3.6.2.1.1　設備概要

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に，この機能を代替し，炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることを目的として使用する。また，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させること及び逃がし安全弁の環境条件を緩和するため，原子炉格納容器内の温度を低下させることを目的として使用する。

本系統は，復水移送ポンプ，電源設備（非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備等），計測制御装置，水源である復水貯蔵槽，流路である復水補給水系，残留熱除去系，高圧炉心注水系の配管及び弁，格納容器スプレイ・ヘッダ並びにスプレイ先である原子炉格納容器等から構成される。

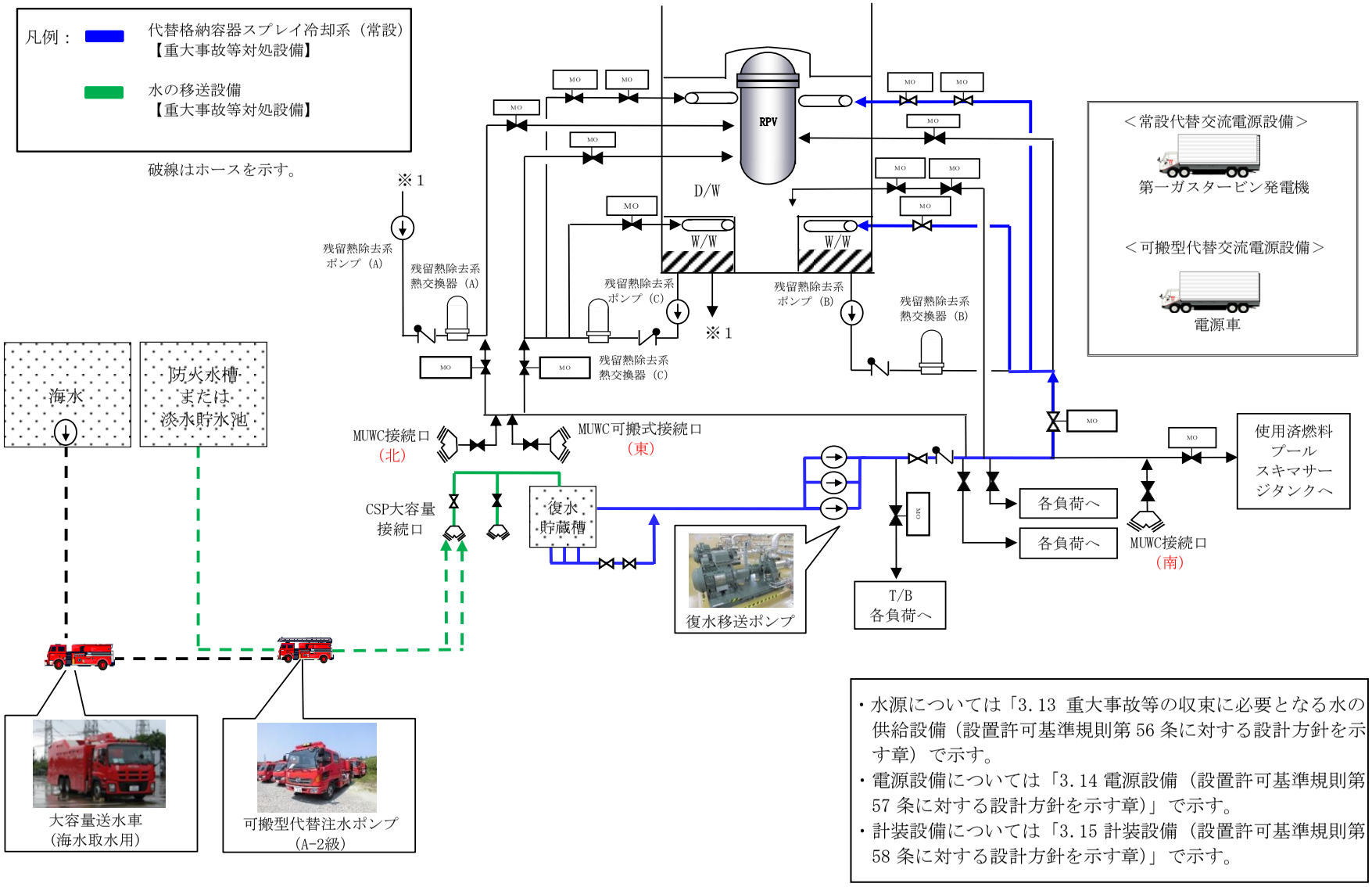
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の系統概要図を図 3.6-1 に，重大事故等対処設備一覧を表 3.6-1 に示す。

本系統は，復水移送ポンプ 3 台のうち 2 台により，復水貯蔵槽の水を残留熱除去系配管等を経由して原子炉格納容器へスプレイすることで原子炉格納容器内を冷却できる設計とする。

復水移送ポンプの電源について，復水移送ポンプ(B)及び(C)は，常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機及び可搬型代替交流電源設備である電源車から，代替所内電気設備である AM 用動力変圧器及び AM 用 MCC を介して給電が可能な設計とする。復水移送ポンプ(A)は，通常時は非常用所内電源設備である非常用 MCC C 系から給電しているが，重大事故等時に復水移送ポンプ(A)の動力ケーブルの接続操作を行うことにより，代替所内電源設備である AM 用 MCC から給電が可能な設計とする。

水源である復水貯蔵槽は，枯渇しそうな場合においても，代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の淡水を，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いて，廃棄物処理建屋外壁に設置した外部接続口から復水貯蔵槽へ供給できる設計とする。

本系統の操作に当たっては，中央制御室及び現場での弁操作（AM 用切替盤の切替え操作を含む）により系統構成を行った後，中央制御室の操作スイッチにより復水移送ポンプを起動し運転を行う。



・水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）で示す。
・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
・計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

図 3.6-1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 系統概要図

表 3.6-1　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	復水移送ポンプ【常設】
附属設備	―
水源※1	復水貯蔵槽【常設】
流路	復水補給水系　配管・弁【常設】 残留熱除去系　配管・弁【常設】 格納容器スプレイ・ヘッダ【常設】 高圧炉心注水系　配管・弁【常設】
注水先	原子炉格納容器【常設】
電源設備※2	非常用交流電源設備 　非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】 常設代替交流電源設備 　第一ガスタービン発電機【常設】 　軽油タンク【常設】 　タンクローリ（16kL）【可搬】 　第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 　第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 　電源車【可搬】 　軽油タンク【常設】 　タンクローリ（4kL）【可搬】 代替所内電気設備 　緊急用断路器【常設】 　緊急用電源切替箱断路器【常設】 　緊急用電源切替箱接続装置【常設】 　AM 用動力変圧器【常設】 　AM 用 MCC【常設】 　AM 用切替盤【常設】 　AM 用操作盤【常設】 　非常用高圧母線 C 系【常設】 　非常用高圧母線 D 系【常設】
計装設備※3	復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）【常設】 復水移送ポンプ吐出圧力【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ気体温度【常設】 格納容器内圧力（D/W）【常設】 格納容器内圧力（S/C）【常設】 サプレッション・チェンバ・プール水位【常設】

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：単線結線図を補足資料 49-2 に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把

握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.6.2.1.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 復水移送ポンプ

種類	：うず巻形
容量	：125m^3/h/台
全揚程	：85m
最高使用圧力	：1.37MPa[gage]
最高使用温度	：66℃
個数	：2（予備 1）
取付箇所	：廃棄物処理建屋地下 3 階
原動機出力	：55kW

なお，水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」，電源設備については，「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」，計装設備については「3.15 計装設備(設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.6.2.1.3　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の多様性，独立性，位置的分散

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，表 3.6-2 で示すとおり多様性，位置的分散を図った設計とする。ポンプについては，残留熱除去系ポンプ(B)，(C)と位置的分散された廃棄物処理建屋地下 3 階の復水移送ポンプを使用する設計とする。復水移送ポンプのサポート系として，ポンプ冷却水は自滑水とすることで，残留熱除去系ポンプの冷却水と共通要因によって同時に機能喪失しない設計とし，電源については，常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機），可搬型代替交流電源設備（電源車）から代替所内電気設備を経由した給電が可能な設計とすることで，残留熱除去系ポンプの電源である非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機）と共通要因によって同時に機能喪失しない設計とする。水源については，残留熱除去系の水源であるサプレッション・チェンバと異なる復水貯蔵槽を使用する設計とする。操作に必要な電動弁については，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

残留熱除去系と代替格納容器スプレイ冷却系(常設)の独立性については，表 3.6-3 で示すとおり地震，津波，火災，溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

なお，ドライウェルスプレイラインにおける配管，スプレイヘッダ等の流路を構成する静的機器については，残留熱除去系(B)ドライウェルスプレイライン（残留熱除去系洗浄水弁(B)よりドライウェルスプレイヘッダにつながる配管との合流部からドライウェルスプレイヘッダまで）を除く範囲で，可能な限り分離した設計とする。また，残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷

却流量調節弁(B)の動的機能については，残留熱除去系とは異なる電源を供給する設計とする。

サプレッション・チェンバ・プールスプレイラインにおける配管，スプレイヘッダ等の流路を構成する静的機器については，残留熱除去系(B)サプレッション・チェンバ・プールスプレイライン（残留熱除去系洗浄水弁(B)よりサプレッション・チェンバ・プールスプレイヘッダにつながる配管との合流部からサプレッション・チェンバ・プールスプレイヘッダまで）を除く範囲で，可能な限り分離した設計とする。また，サプレッション・チェンバ・プールスプレイ注入隔離弁(B)の動的機能については，残留熱除去系とは異なる電源を供給する設計とする。

ただし，残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)及び残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)が故障した場合でも，自主的対策設備として残留熱除去系(C)配管を用いた格納容器スプレイを整備している。

なお，電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

表 3.6-2　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の多様性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備	
	残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却モード）	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	復水移送ポンプ	
	原子炉建屋地下 3 階	廃棄物処理建屋地下 3 階	
水源	サプレッション・チェンバ	復水貯蔵槽	
	原子炉建屋地下 3 階	廃棄物処理建屋地下 2 階	
駆動用空気	不要	不要	
潤滑方式	水潤滑	油浴方式	
冷却水	原子炉補機冷却水系 及び原子炉補機冷却海水系	不要 （自滑水）	
駆動電源	非常用交流電源設備 （非常用ディーゼル発電機）	常設代替交流電源設備 （第一ガスタービン発電機）	可搬型代替交流電源設備（電源車）
	原子炉建屋地上 1 階	7 号炉タービン建屋南側の屋外	荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所

表 3.6-3　残留熱除去系と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
		残留熱除去系(B)(C) （格納容器スプレイ冷却モード）	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系は耐震 S クラス設計とし，重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は基準地震動 Ss で機能維持できる設計とすることで，基準地震動 Ss が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	6 号及び 7 号炉の原子炉建屋は，基準津波が到達しない位置に設置する設計とすることで，津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系と，重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7　重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系と，重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8　重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

3.6.2.1.4　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.6.2.1.4.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは，廃棄物処理建屋内に設置している設備であることから，想定される重大事故等時における，廃棄物処理建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.6-4 に示す設計とする。

復水移送ポンプの操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室の操作スイッチから可能な設計とする。

(49-3, 49-4)

表 3.6-4　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	廃棄物処理建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない）。なお，原子炉格納容器内へのスプレイは，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	廃棄物処理建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によるドライウェル内へのスプレイを実施する場合は，復水補給水系のバイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施し，復水移送ポンプを起動する。その後，系統構成として，残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)，残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)，残留熱除去系洗浄水弁(B)を開操作することでドライウェルへのスプレイを行う。

また，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によるサプレッション・チェンバ内へのスプレイを実施する場合は，復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施し，復水移送ポンプを起動する。その後，系統構成として，残留熱除去系サプレッション・チェンバ・プールスプレイ注入隔離弁(B)，残留熱除去系洗浄水弁(B)を開操作することでサプレッション・チェンバ内へのスプレイを行う。

復水移送ポンプの水源確保として復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁と復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁の開操作を実施する。

以上のことから，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の操作に必要なポンプ及び弁を表 3.6-5 に示す。

このうちタービン建屋負荷遮断弁，残留熱除去系洗浄水弁(B)については，中央制御室の格納容器補助盤からの遠隔操作で弁を開閉することが可能な設計とし，残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)，残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)，残留熱除去系サプレッション・チェンバ・プールスプレイ注入隔離弁(B)は原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）に設置している AM 用切替盤より，配線用しゃ断器の「入」「切」操作にて電源を切り替えた後，近傍に設置している現場操作盤（AM 用操作盤）のスイッチ操作により，遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁，復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁については，廃棄物処理建屋地下 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）に設置されており，設置場所での手動操作で開閉することが可能な設計とする。

また，復水移送ポンプについては，中央制御室にある復水移送ポンプ操作スイッチからのスイッチ操作でポンプ 3 台のうち 2 台を起動する設計とする。

中央制御室の操作スイッチ，原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）AM 用操作盤の操作スイッチ及び廃棄物処理建屋地下 3 階の弁を操作するにあたり，運転員等のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

(49-3, 49-4)

表 3.6-5　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
復水移送ポンプ(A)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
復水移送ポンプ(B)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
復水移送ポンプ(C)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）	スイッチ操作
残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）	スイッチ操作
残留熱除去系サプレッション・チェンバ・プールスプレイ注入隔離弁(B)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）	スイッチ操作
残留熱除去系洗浄水弁(B)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
タービン建屋負荷遮断弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁	弁閉→弁開	廃棄物処理建屋地下 3 階	手動操作
復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁	弁閉→弁開	廃棄物処理建屋地下 3 階	手動操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは，表 3.6-6 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験，弁動作試験を，また，停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは，発電用原子炉の停止中にケーシングカバーを取り外して，ポンプ部品（主軸，軸受，羽根車）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。

また，発電用原子炉の運転中又は停止中に，復水貯蔵槽を水源とし，復水移送ポンプを起動させ，サプレッション・チェンバへ送水する試験を行うテストラインを設けることで，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。なお，残留熱除去系洗浄水弁(B)から原子炉格納容器までのラインについては，上記の試験に加えて，発電用原子炉の運転中又は停止中に残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)，残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)の弁動作試験を実施することで弁開閉動作の確認が可能な設計とする。

表 3.6-6　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を，試験及び目視により確認
	外観検査	ポンプ外観の確認

運転性能の確認として，復水移送ポンプの吐出圧力，系統（ポンプ廻り）の振動，異音，異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。

復水移送ポンプを構成する部品の表面状態の確認として，浸透探傷試験により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことの確認が可能な設計とする。

復水移送ポンプの外観検査として，傷や漏えい跡の確認が可能な設計とする。
(49-5)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，復水移送ポンプを通常時に使用する系統である復水補給水系から重大事故等時に対処するために系統構成を切り替えて使用する。

ドライウェル内へのスプレイの切替え操作としては，復水移送ポンプの起動操作，復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作，ドライウェル内へスプレイするために残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作，残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)の全開操作，残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)の全開操作を行う。

サプレッション・チェンバ内へのスプレイの切替え操作としては，復水移送ポンプの起動操作，復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作，サプレッション・チェンバ内へスプレイするために残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作，残留熱除去系サプレッション・チェンバ・プール

スプレイ注入隔離弁(B)の全開操作を行う。
切替え操作対象機器については，表 3.6-5 に示す。

なお，復水貯蔵槽から復水移送ポンプに移送するライン（復水移送ポンプ吸込ライン）は，復水貯蔵槽の中部（常用ライン），下部（非常用ライン）の 2 通りがある。通常運転時は中部（常用ライン）を使用しているため，長期運転を見込み，復水貯蔵槽を水源として確保するため，復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁，復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁の開操作を行い，復水移送ポンプ吸込ラインを下部（非常用ライン）に切り替える。ただし，復水移送ポンプ起動当初は復水貯蔵槽水位は確保されているため，本切替え操作は代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイが開始された後に実施する。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）である復水移送ポンプの起動及び系統の切替えに必要な弁については，中央制御室及び原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）から遠隔操作可能な設計とすることで，図 3.6-2 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。
系統の切替えに必要な弁のうちタービン建屋負荷遮断弁，残留熱除去系洗浄水弁(B)については，中央制御室から遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。
系統の切替えに必要な弁のうち，残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)については，原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）に設置している AM 用切替盤より，配線用しゃ断器の「入」「切」操作にて電源を切り替えた後，近傍に設置している AM 用操作盤のスイッチ操作により，遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。
また，復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁，復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁は手動弁として廃棄物処理建屋地下 3 階に設置されており，現場の手動操作で開操作を行う。この操作は，長期運転を見込んだ復水貯蔵槽水源確保のために実施する操作であり，原子炉格納容器内へのスプレイ開始後に実施することで，図 3.6-2 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

また，代替格納容器スプレイ冷却のバイパス流を防止するため，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の主流路からの分岐部については，主流路から最も近い弁（第一止め弁）で閉止する運用とする。事故時の対応に支障を来たす等の理由から第一止め弁が閉止できないライン（非常用炉心冷却系ポンプ封水ライン等）についても，代替格納容器スプレイ冷却のバイパス流を防止するため，第一止め弁以降の弁で閉止されたバウンダリ構成とし，このバウンダリ範囲においては，適切な地震荷重との組合せを考慮した上でバウンダリ機能が喪失しない設計とする。

(49-4)

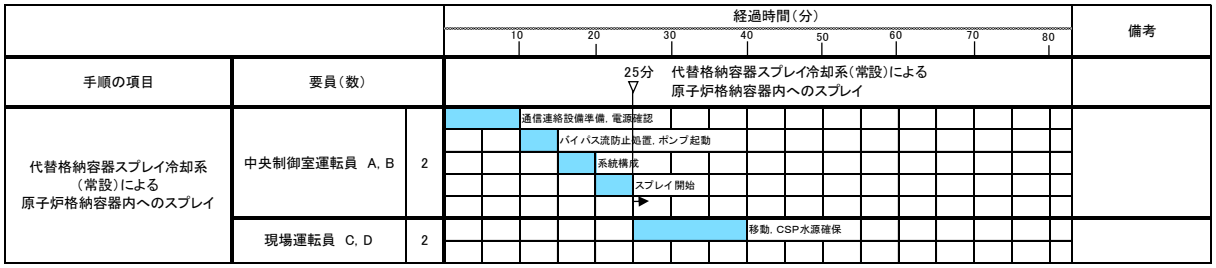


図 3.6-2　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ　タイムチャート*

＊:「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.6 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については,「2.3.1　多様性, 位置的分散, 悪影響防止等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は, 通常時は残留熱除去系洗浄水弁(B)を閉止することで隔離する系統構成としており, 取合系統である残留熱除去系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。隔離弁については表 3.6-7 に示す。また, 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を用いる場合は, 弁操作によって, 通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は, 格納容器下部注水系と同時に使用する可能性があるため, 各々の必要流量が確保可能な設計とする。各々の必要流量とは, 格納容器下部注水を行う場合において, 原子炉圧力容器の破損前は格納容器下部注水系 90m^3/h, 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）70m^3/h であり, 原子炉圧力容器の破損後は, 格納容器下部注水系は崩壊熱相当の注水量(最大 50m^3/h), 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）130m^3/h であり, これらの必要流量を確保可能な設計とする。

(49-3, 49-4)

表 3.6-7　他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
残留熱除去系	残留熱除去系洗浄水弁(B)	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.6-8 に示す。このうち，中央制御室で操作する復水移送ポンプ，残留熱除去系洗浄水弁(B)，タービン建屋負荷遮断弁は，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。原子炉建屋地上 3 階で操作する残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)，残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)，残留熱除去系サプレッション・チェンバ・プールスプレイ注入隔離弁(B)は，原子炉建屋内の原子炉区域外に AM 用切替盤，AM 用操作盤が設置されており，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁，復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁は，廃棄物処理建屋地下 3 階での操作となり，原子炉建屋外であるため，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。これらの操作が可能な配置設計とする。

(49-3)

表 3.6-8　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
復水移送ポンプ(A)	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
復水移送ポンプ(B)	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
復水移送ポンプ(C)	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	原子炉建屋地上 1 階	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）
残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	原子炉建屋地上 1 階	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）
残留熱除去系サプレッション・チェンバ・プールスプレイ注入隔離弁(B)	原子炉建屋地下 1 階	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）
残留熱除去系洗浄水弁(B)	原子炉建屋地上 1 階	中央制御室
タービン建屋負荷遮断弁	タービン建屋地下中 2 階(6 号炉) 廃棄物処理建屋地下 3 階(7 号炉)	中央制御室
復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁	廃棄物処理建屋地下 3 階	廃棄物処理建屋 地下 3 階
復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁	廃棄物処理建屋地下 3 階	廃棄物処理建屋 地下 3 階

3.6.2.1.4.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは，設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており，設計基準対象施設としての復水移送ポンプ 2 台におけるポンプ流量が，想定される重大事故等時において，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ために必要なスプレイ流量に対して十分であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計する。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要なスプレイ流量を有する設計とする。また，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要なスプレイ流量を有する設計とする。

スプレイ流量としては，炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち，高圧・低圧注水機能喪失，崩壊熱除去機能喪失，LOCA 時注水機能喪失の重要事故シーケンス，及び格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）において，有効性が確認されている原子炉格納容器内へのスプレイ流量が 140m^3/h であることから，復水移送ポンプ 1 台あたり 70m^3/h 以上をスプレイ可能な設計とし，2 台使用する設計とする。

原子炉格納容器内にスプレイする場合の復水移送ポンプは，原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源（復水貯蔵槽）と注水先（原子炉格納容器）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管及び弁類圧損を考慮し，復水移送ポンプ 2 台運転でスプレイ流量 140m^3/h 達成可能な揚程で設計する。

(49-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系に対し，多様性，位置的分散を図る設計としている。これらの詳細については，3.6.2.1.3 項に記載のとおりである。

(49-2, 49-3, 49-4)

3.6.2.2　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）

3.6.2.2.1　設備概要

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に，この機能を代替し，炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることを目的として使用する。また，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させること及び逃がし安全弁の環境条件を緩和するため，原子炉格納容器内の温度を低下させることを目的として使用する。

本系統は，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），電源設備（非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備），水源である代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽），燃料補給設備である軽油タンク，タンクローリ（4kL），流路である復水補給水系，残留熱除去系の配管及び弁，ホース，格納容器スプレイ・ヘッダ並びにスプレイ先である原子炉格納容器等から構成される。

重大事故等時においては，代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）を水源として可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）でスプレイすることにより原子炉格納容器内を冷却する機能を有する。

本系統に関する重大事故等対処設備を表 3.6-9 に，本系統全体の概要図を図 3.6-3 に示す。

本系統は，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により，代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の水を残留熱除去系配管等を経由して原子炉格納容器へスプレイすることで原子炉格納容器内を冷却できる設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とし，燃料は燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

本系統の操作に当たっては，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に付属の操作スイッチにより，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を起動し運転を行う。

なお，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を使用する際に接続する外部接続口は，共通の要因によって接続することができなくなることを防止するために，位置的分散を図った建屋の複数の異なる面に設置する設計とする。

本系統の流路のうち，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の主流路への合流以降は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）と同様の流路で構成し，復水補給水系，残留熱除去系の配管，弁，格納容器スプレイ・ヘッダを経由して原子炉格納容器内へスプレイする。代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の主流路への合流以降については，「3.4.2.1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）」で示す。

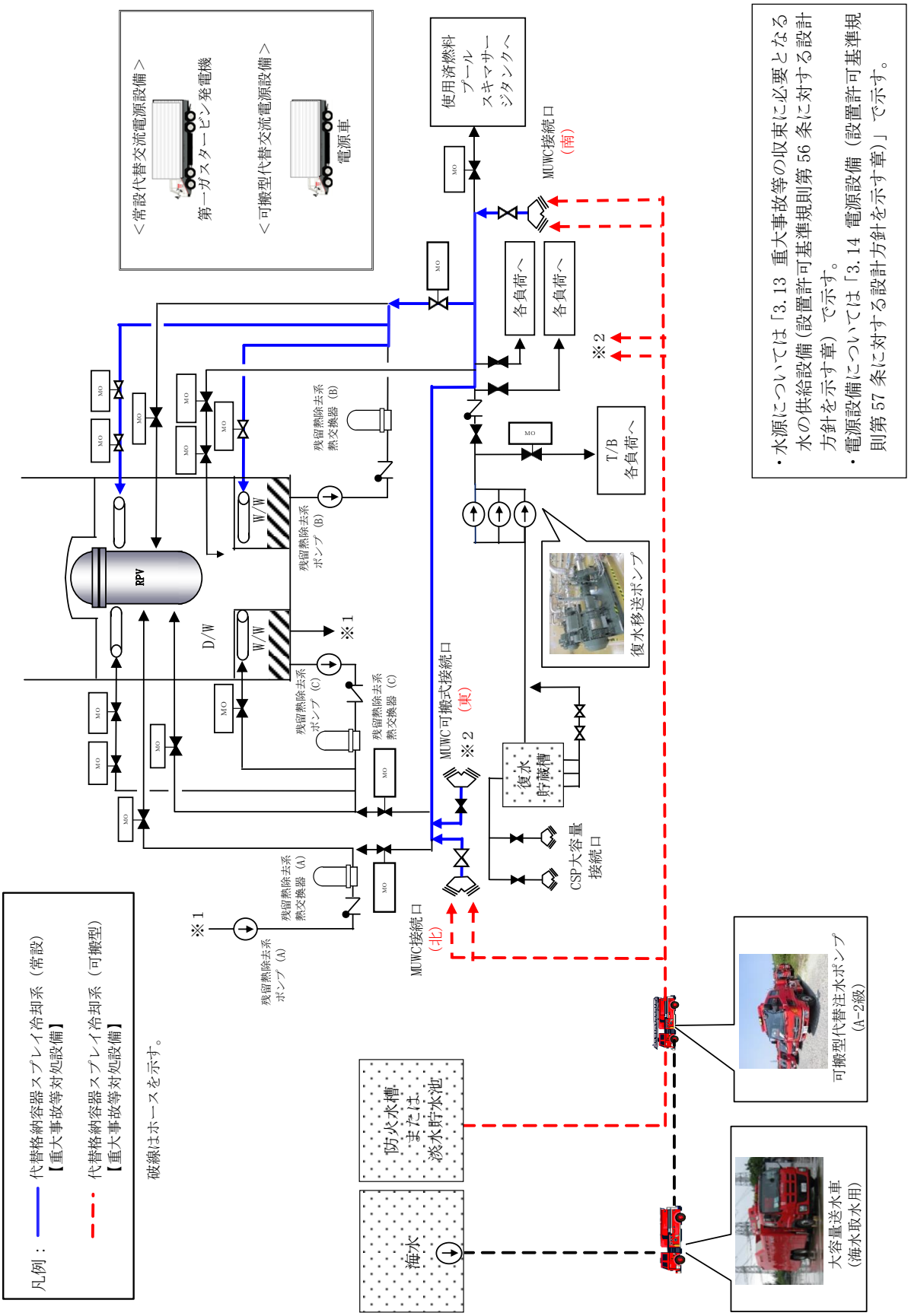


図 3.6-3　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）系統概要図

表 3.6-9　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）【可搬】
附属設備	―
水源※1	防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】
流路	復水補給水系　配管・弁【常設】 残留熱除去系　配管・弁【常設】 格納容器スプレイ・ヘッダ【常設】 ホース・接続口【可搬】
注水先	原子炉格納容器【常設】
電源設備※2 (燃料補給設備を含む)	非常用交流電源設備 　非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】 常設代替交流電源設備 　第一ガスタービン発電機【常設】 　軽油タンク【常設】 　タンクローリ（16kL）【可搬】 　第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 　第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 　電源車【可搬】 　軽油タンク【常設】 　タンクローリ（4kL）【可搬】 代替所内電気設備 　緊急用断路器【常設】 　緊急用電源切替箱断路器【常設】 　緊急用電源切替箱接続装置【常設】 　AM 用動力変圧器【常設】 　AM 用 MCC【常設】 　AM 用切替盤【常設】 　AM 用操作盤【常設】 　非常用高圧母線 C 系【常設】 　非常用高圧母線 D 系【常設】 燃料補給設備 　軽油タンク【常設】 　タンクローリ（4kL）【可搬】
計装設備	―

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：単線結線図を補足説明資料 49-2 に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.6.2.2.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）

種類	：うず巻形
容量	：120m^3/h/台
吐出圧力	：0.85MPa[gage]
最高使用圧力	：2.0MPa[gage]
最高使用温度	：60℃
個数	：16（予備 1）
設置場所	：屋外
保管場所	：荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所
原動機出力	：100kW

なお，水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」,電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.6.2.2.3　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の多様性，独立性，位置的分散

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故等対処設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，表 3.6-10 で示すとおり，残留熱除去系ポンプ(B),(C)及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）である復水移送ポンプと位置的分散を図り，水源及び駆動源についても，多様性を有する設計とする。

また，残留熱除去系に対する代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の独立性については，表 3.6-11 で示すとおり地震，津波，火災，溢水により同時に故障することを防止するために独立性を有する設計とする。

さらに，故障の影響を考慮し，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，予備を有する設計とする。

表 3.6-10　多様性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備		
	残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却モード）	代替格納容器スプレイ冷却系 （常設）		代替格納容器スプレイ冷却系 （可搬型）
ポンプ	残留熱除去系ポンプ(B),(C)	復水移送ポンプ		可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)
	原子炉建屋地下 3 階	廃棄物処理建屋地下 3 階		屋外
水源	サプレッション・チェンバ	復水貯蔵槽		代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）
	原子炉建屋地下 3 階	廃棄物処理建屋地下 2 階		屋外
駆動用空気	不要	不要		不要
潤滑方式	水潤滑	油浴方式		油浴方式
冷却水	原子炉補機冷却系(及び原子炉補機冷却海水系)	不要(自滑水)		不要
駆動電源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	常設代替交流電源設備 （第一ガスタービン発電機）	可搬型代替交流電源設備(電源車)	—
	原子炉建屋 地上 1 階	7 号炉タービン建屋南側の屋外	荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所	

表 3.6-11　設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
		残留熱除去系(B)(C) （格納容器スプレイ冷却モード）	代替格納容器スプレイ冷却系 （可搬型）
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系は耐震 S クラス設計とし，重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は基準地震動 Ss で機能維持できる設計とすることで，基準地震動 Ss が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	6 号及び 7 号炉の原子炉建屋は，基準津波が到達しない位置に設置する設計とすることで，津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系と，重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，火災が共通要因となり同時に故障することのない設計とする（「共-7　重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す)。	
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系と，重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，溢水が共通要因となり同時に故障することのない設計とする（「共-8　重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す)。	

3.6.2.2.4　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.6.2.2.4.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，屋外の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所に保管し，重大事故等時に原子炉建屋の接続口付近の屋外に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における，屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.6-12 に示す設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の操作は，付属の操作スイッチにより，想定される重大事故等時において設置場所から操作可能な設計とする。風（台風）による荷重については，転倒しないことの確認を行っているが，詳細評価により転倒する結果となった場合は，転倒防止措置を講じる。積雪の影響については，適切に除雪する運用とする。

また，降水及び凍結により機能を損なうことのないよう，防水対策が取られた可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を使用し，凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。

(49-4, 49-7, 49-8)

表 3.6-12　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない）。なお，原子炉格納容器内へのスプレイは，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）によるドライウェル内へのスプレイを実施する場合は，復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作又は，復水補給水系原子炉建屋復水積算流量計バイパス弁の全閉操作を実施し，ドライウェル内へスプレイするために残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作，残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)の全開操作，残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)の全開操作を実施した後，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の配備及びホース接続を行い，送水準備が完了した後，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を起動することで原子炉格納容器内へのスプレイを行う。

また，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）によるサプレッション・チェンバ内へのスプレイを実施する場合は，復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作又は復水補給水系原子炉建屋復水積算流量計バイパス弁の全閉操作を行い，サプレッション・チェンバ内へスプレイするために残留熱除去系洗浄水弁(B)の全開操作，残留熱除去系サプレッション・チェンバ・プールスプレイ注入隔離弁(B)の全開操作を行った後，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の配備及びホース接続を行い，送水準備が完了した後，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)を起動することで原子炉格納容器内へのスプレイを行う。なお，「全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）＋SRV 再閉失敗」シナリオにおいては，操作対象弁を現場で手動操作するが，弁に反射テープを施すことで暗闇でも識別可能な設計とする。

以上のことから，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の操作に必要なポンプ，弁及びホースを表 3.6-13 に示す。

このうちMUWC接続口外側隔離弁1(A),2(A)及びMUWC接続口外側隔離弁1(B),2(B)，MUWC 可搬式接続口隔離弁 1 については，接続口が設置されている屋外の場所から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。MUWC 可搬式接続口隔離弁 2 及びMUWC 可搬式接続口隔離弁 3 については，原子炉建屋内の接続口が設置されている場所で手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。MUWC接続口内側隔離弁(B)については，弁は原子炉建屋原子炉区域内に設置されているが，遠隔手動弁操作設備により 6 号炉は原子炉建屋内の原子炉区域外から，7 号炉は屋外から手動操作で開閉することが可能な設計とする。MUWC 接続口内側隔離弁(A)については，弁は原子炉建屋原子炉区域に設置されているが，遠隔手動弁操作設備により，6 号炉は屋外から，7 号炉は原子炉建屋内の原子炉区域外から手動操作で開閉することが可能な設計とする。復水補給水系原子炉建屋復水積算流量計バイパス弁については，原子炉建屋原子炉区域に設置されているが，原子炉建屋原子炉区域の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上，手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

また，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）については，付属の操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の付属の操作スイッチ及び操作に必要な弁を操作するにあたり，運転員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，接続口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

ホースの接続作業に当たっては，特殊な工具，及び技量は必要とせず，簡便な結合金具による接続並びに一般的な工具を使用することにより，確実に接続が可能な設計とする。

（49-4，49-7，49-8，49-9）

表 3.6-13　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	起動・停止	屋外設置位置	スイッチ操作
MUWC 接続口外側隔離弁 1(A)	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 接続口外側隔離弁 2(A)	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 接続口外側隔離弁 1(B)	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 接続口外側隔離弁 2(B)	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 可搬式接続口隔離弁 1	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 可搬式接続口隔離弁 2	弁閉→弁開	屋内接続口位置	手動操作
MUWC 可搬式接続口隔離弁 3	弁閉→弁開	屋内接続口位置	手動操作
MUWC 接続口内側隔離弁(B)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 2 階（6 号炉） 屋外（7 号炉）	手動操作
MUWC 接続口内側隔離弁(A)	弁閉→弁開	屋外（6 号炉） 原子炉建屋地上 2 階（7 号炉）	手動操作
復水補給水系原子炉建屋復水積算計バイパス弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下 2 階	手動操作
ホース	ホース接続	屋外又は原子炉建屋内	人力接続

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，表 3.6-14 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能試験，弁動作試験，分解検査，外観検査が可能な設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替え，車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

また，発電用原子炉の運転中又は停止中に，淡水貯水池を水源とし，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），仮設流量計，ホースの系統構成で淡水貯水池へ送水する試験を行うテストラインを設けることで，他系統と独立した試験系統で代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。なお，接続口から復水補給水系主配管までのラインについては，上記の試験に加えて，発電用原子炉の運転中又は停止中に各接続口の弁動作試験を実施することで弁開閉動作の確認が可能な設計とする。

表 3.6-14　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の運転性能（吐出圧力，流量）の確認，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプを分解し，部品の表面状態を，試験及び目視により確認 又は必要に応じて取替え
	外観検査	ポンプ及びホース外観の確認
	車両検査	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の車両としての運転状態の確認

運転性能の確認として，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吐出圧力，流量の確認を行うことが可能な設計とする。

ホースの外観検査として，機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂，腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。

(49-5)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるもの

であること。

（ⅱ）適合性

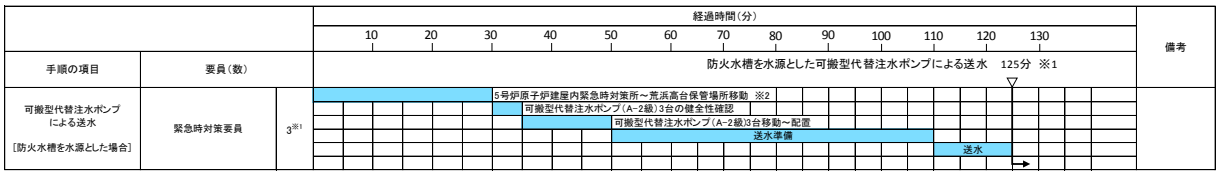
基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，本来の用途以外の用途には使用しない。

なお，通常時に使用する系統である復水補給水系から重大事故等時に対処するために代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）に系統構成を切り替える場合，切替え操作としては，各接続口の弁開閉操作，ホース敷設及び接続作業，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の移動，設置，起動操作を行うことになる。

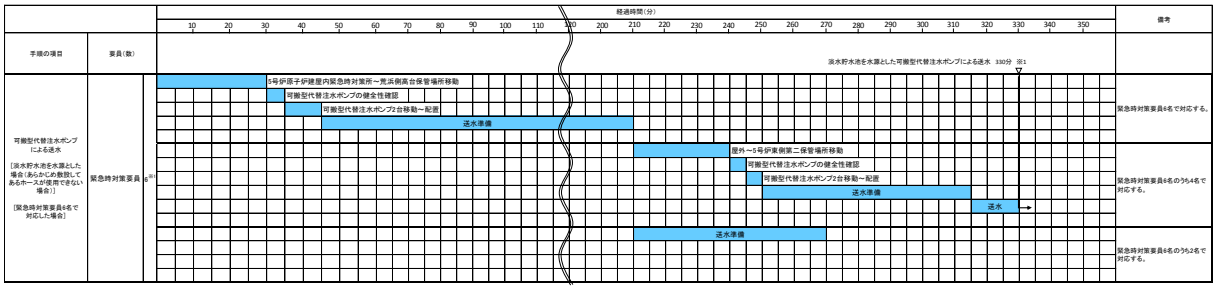
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の移動，設置，起動操作，及び系統の切替えに必要な弁操作については，図 3.6-4,5 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

(49-4)



※1　5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を使用した場合は，緊急時対策要員2名で105分以内で可能である。
※2　5号炉東側第二保管場所への移動は，10分と想定する。

図 3.6-4　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ　タイムチャート（1/2）＊



※1　緊急時対策要員6名で2ユニット分を対応した場合，6号炉への送水開始まで約330分，7号炉への送水開始まで約345分で可能である。

図 3.6-5　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ　タイムチャート（2/2）＊

＊：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.6 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，通常時は接続先の系統と分離して保管することで，他の設備に悪影響を及ぼさない運用とする。

また，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を用いる場合は，弁操作によって，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)は,治具や輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

なお,代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，低圧代替注水系（可搬型）と同時に使用する可能性があるため，各々の必要流量が確保可能な設計とする。各々の必要流量とは，原子炉停止後約 9 時間後に低圧代替注水系（可搬型）による注水を行う場合に 40m^3/h，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）によるスプレイを行う場合に 80m^3/h であり，これらの必要流量を確保可能な設計とする。

(49-4,49-5)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.6-15 に示す。このうち，屋外で操作する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），MUWC 接続口外側隔離弁 1(A)，2(A)及び MUWC 接続口外側隔離弁 1(B)，2(B)，MUWC 可搬式接続口隔離弁 1，MUWC 接続口内側隔離弁(B)（7 号炉），MUWC 接続口内側隔離弁(A)（6 号炉），ホースは，屋外で操作及び作業が可能であり，操作位置及び作業位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。MUWC 接続口内側隔離弁(B)（6 号炉）及び MUWC 接続口内側隔離弁(A)（7 号炉）については，原子炉建屋地上 2 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）で手動操作が可能であり，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

なお，原子炉建屋内にホースを設置する場合は，放射線量を確認して，適切な放射線対策に基づき作業安全確保を確認した上で作業を実施する。

(49-7)

表 3.6-15　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	屋外設置位置	屋外設置位置
MUWC 接続口外側隔離弁 1(A)	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 接続口外側隔離弁 2(A)	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 接続口外側隔離弁 1(B)	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 接続口外側隔離弁 2(B)	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 可搬式接続口隔離弁 1	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 可搬式接続口隔離弁 2	屋内接続口位置	屋内接続口位置
MUWC 可搬式接続口隔離弁 3	屋内接続口位置	屋内接続口位置
MUWC 接続口内側隔離弁(B)	原子炉建屋地上 2 階（6 号炉） 原子炉建屋地上 1 階（7 号炉）	原子炉建屋地上 2 階（6 号炉） 屋外（7 号炉）
MUWC 接続口内側隔離弁(A)	原子炉建屋地上 1 階（6 号炉） 原子炉建屋地上 2 階（7 号炉）	屋外（6 号炉） 原子炉建屋地上 2 階（7 号炉）
復水補給水系原子炉建屋復水積算計バイパス弁	原子炉建屋地下 2 階	原子炉建屋地下 2 階
ホース	屋外又は原子炉建屋内	屋外又は原子炉建屋内

3.6.2.2.4.2　設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 3 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要なスプレイ流量を有する設計とする。また，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要なスプレイ流量を有する設計とする。

スプレイ流量としては，炉心の著しい損傷の防止の事故シーケンスのうち，全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）＋SRV 再閉失敗において，有効性が確認されている 80m^3/h でスプレイ可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の容量については，原子炉停止後約 9 時間後の崩壊熱除去に必要なスプレイ流量として 80m^3/h 以上とする。原子炉格納容器内へスプレイする場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の揚程は，原子炉格納容器内へスプレイする場合の水源（淡水貯水池）と注水先（原子炉格納容器）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管，ホース及び弁類圧損を考慮し，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を直列 3 台運転でスプレイ流量 80m^3/h 達成可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，重大事故時において，代替格納容器スプレイ冷却に必要な流量を確保できる容量を有するものを 1 セット 4 台使用する。保有数は 1 プラントあたり 2 セット 8 台で 6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 16 台と，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（共用）の合計 17 台を分散して保管する。

(49-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項二）

（ⅰ）要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては，当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ，かつ，二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう，接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の接続箇所は，低圧代替注水系（可搬型），格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系及び復水貯蔵槽への水の供給にも使用することができるよう，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）から来るホースと接続口について，簡便な接続方式である結合金具にすることに加え，接続口の口径を 75A 又は 65A に統一し，75A/65A の接続治具を配備しておくことで確実に接続ができる設計とする。また，6 号及び 7 号炉が相互に使用することができるよう，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）から来るホースと接続口について，ホースと接続口を簡便な接続方式である結合金具にすることに加え，接続口の口径を 75A 又は 65A に統一し，75A/65A の接続治具を配備しておくことで確実に接続ができる設計とする。

(49-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

（ⅰ）要求事項

常設設備と接続するものにあっては，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の接続箇所である接続口は，重大事故等時の環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため，接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設ける設計とする。

6 号炉については，接続口から復水補給水系配管まで鋼製配管でつながる「接続口（屋内本設）」を原子炉建屋南側に 1 箇所，原子炉建屋東側に 1 箇所設置し，接続口から復水補給水系配管まで建屋内にホースを敷設してつながる「接続口（屋内ホース）」を原子炉建屋内東側に 1 箇所設置し，合計 3 箇所設置することで共通要因によって接続できなくなることを防止する設計とする。

7 号炉については，接続口から復水補給水系配管まで鋼製配管でつながる「接続口（屋内本設）」を原子炉建屋南側に 1 箇所，原子炉建屋北側に 1 箇所設置し，接続口から復水補給水系配管まで建屋内にホースを敷設してつながる「接続口（屋内ホース）」を原子炉建屋内東側に 1 箇所設置し，合計 3 箇所設置することで共通要因によって接続できなくなることを防止する設計とする。

(49-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が

高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は，炉心損傷後の格納容器ベントを実施していない状況で屋外で使用する設備であり，想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが，仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとること，線量を測定し線量が低い位置に配置することにより，これら設備の設置及び常設設備との接続が可能である。また，現場での接続作業に当たっては，簡便な結合金具による接続方式により，確実に速やかに接続が可能である。

(49-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

（ⅰ）要求事項

地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，残留熱除去系ポンプ，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）である復水移送ポンプと位置的分散を図り，発電所敷地内の高台の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所に分散して保管する。

(49-8)

(6) アクセスルートの確保（許可基準規則第 43 条第 3 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は，通常時は高台の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5号炉東側第二保管場所に分散して保管しており，想定される重大事故等が発生した場合においても，保管場所から接続場所までの運搬経路について，設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。(『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照)

(49-9)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七)

（ⅰ）要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故等対処設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，設計基準事故対処設備の残留熱除去系と常設重大事故等対処設備の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に対し，多様性，位置的分散を図る設計としている。これらの詳細については，3.6.2.2.3 項に記載のとおりである。

(49-3, 49-4, 49-7, 49-8)

3.6.3　重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.6.3.1　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）

3.6.3.1.1　設備概要

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は，熱交換器2基，電動機駆動ポンプ2台，配管，弁類，ストレーナ，格納容器スプレイ・ヘッダ及び計測制御装置からなり，冷却材喪失事故後に，サプレッション・チェンバのプール水をドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内にスプレイする。

ドライウェル内にスプレイされた水は，ベント管を通って，サプレッション・チェンバ内に戻り，サプレッション・チェンバ内にスプレイされた水とともに残留熱除去系の熱交換器で冷却された後，再びスプレイされる。

本系統は，独立した2系統で構成し，低圧注水系と連携して，1系統で給水配管破断による冷却材流出のエネルギ，崩壊熱及び燃料の過熱にともなう燃料被覆管の重大な損傷を防止し，ジルコニウムー水との反応による発生熱を除去し，原子炉格納容器内圧力及び温度が異常上昇することを緩和する。

冷却材喪失事故時には，残留熱除去系は低圧注水モードとして自動起動し，次に遠隔手動操作により，電動弁を切り替えることによって格納容器スプレイ冷却モードとして機能するような設計としている。

本系統の系統概要図を図3.6-6に，重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表3.6-16に示す。

本系統は設計基準対象施設であるが，想定される重大事故等時においてその機能を期待するため，重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

また，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は，非常用交流電源設備からの給電に加えて，代替交流電源設備からの給電により復旧し，重大事故等時に使用できる設計とする。

・水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）で示す。
・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
・計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

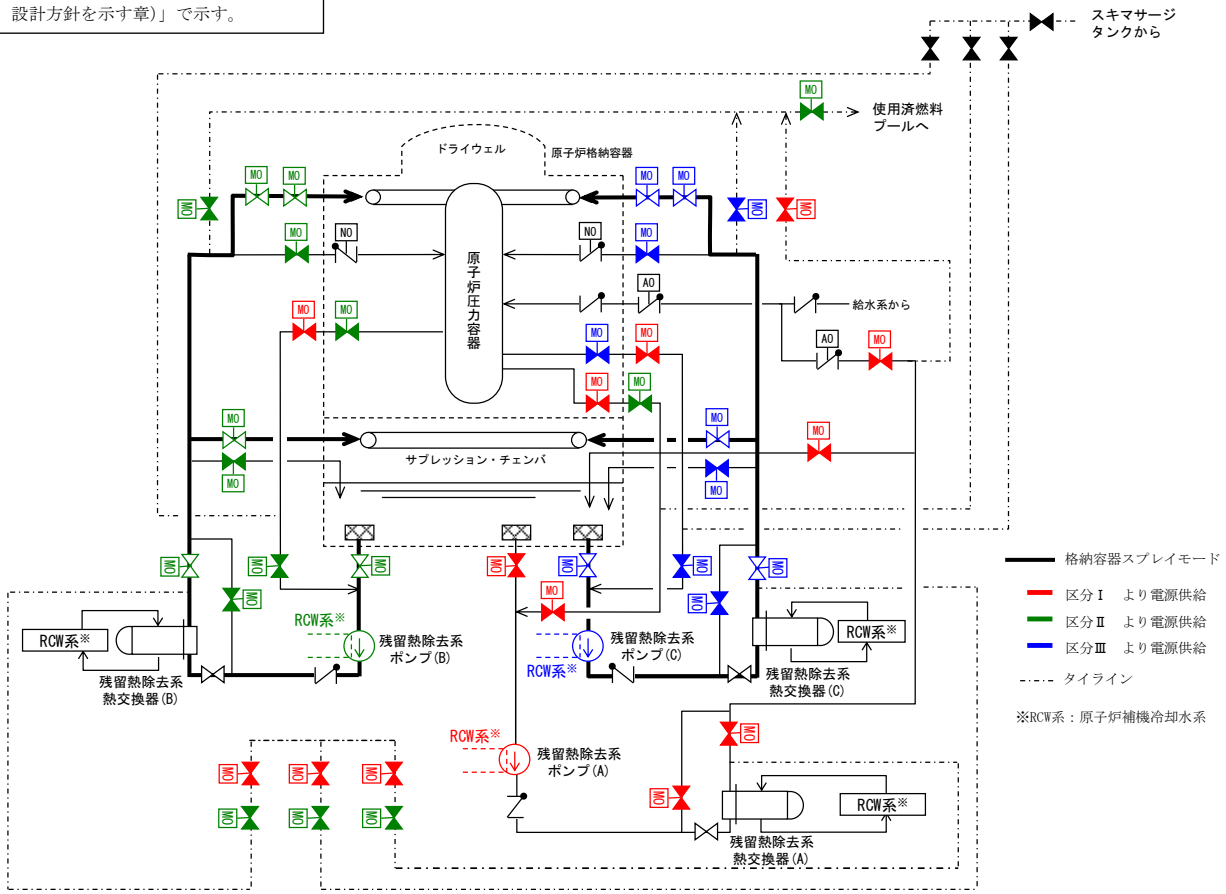


図 3.6-6　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）　系統概要図

表 3.6-16　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）ポンプ【常設】 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）熱交換器【常設】
附属設備	－
水源※1	サプレッション・チェンバ【常設】
流路	残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ【常設】 格納容器スプレイ・ヘッダ【常設】
注水先	原子炉格納容器【常設】
電源設備※2	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備※3	残留熱除去系系統流量【常設】 残留熱除去系熱交換器入口温度【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ気体温度【常設】 格納容器内圧力（D/W）【常設】 格納容器内圧力（S/C）【常設】

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.6.3.1.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）ポンプ

容量	：約 950m^3/h/台
全揚程	：約 130m
個数	：2
取付箇所	：原子炉建屋地下 3 階

(2) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）熱交換器

個数	：2
伝熱容量	：約 8.1MW/基（海水温度 30℃において）

なお，水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」，電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」，計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.6.3.1.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は，想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため，「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち，多様性，位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

ただし，代替交流電源設備からの給電により残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)を復旧させる場合については，残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却モード)は，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備からの給電により起動する残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して，駆動電源の多様性を有する設計とする。常設代替交流電源設備の多様性，位置的分散については，「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」に示す。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）については，設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため，他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）ポンプ及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）熱交換器については，設計基準事故時に使用する場合の容量が，重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）ポンプ及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）熱交換器については，原子炉建屋原子炉区域内に設置される設備であることから，想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.6-17 に示す設計である。

表 3.6-17　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は中央制御室にて操作可能な設計である。残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の系統構成及び運転に必要な操作機器は，中央制御室で操作することから，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）については，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）については，テストラインにより系統の機能・性能試験が可能な設計である。残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）ポンプについては，発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験が可能な設計であり，発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計である。

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

3.6.3.2　残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）

3.6.3.2.1　設備概要

残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）は，3 ループから構成され，熱交換器 3 基，電動機駆動ポンプ 3 台，配管，弁類，ストレーナ及び計測制御装置からなり，サプレッション・チェンバ・プールへ放出された熱を除去して，サプレッション・チェンバのプール水を冷却するためのものである。

サプレッション・チェンバ・プールへ放出された熱は，残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）によって冷却される。

本系統の系統概要図を図 3.6-7 に，重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表 3.6-18 に示す。

本系統は設計基準対象施設であるとともに，想定される重大事故等時においてその機能を期待するため，重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

また，残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）は，非常用交流電源設備からの給電に加えて，代替交流電源設備からの給電により復旧し，重大事故等時に使用できる設計とする。

・水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）で示す。
・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
・計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

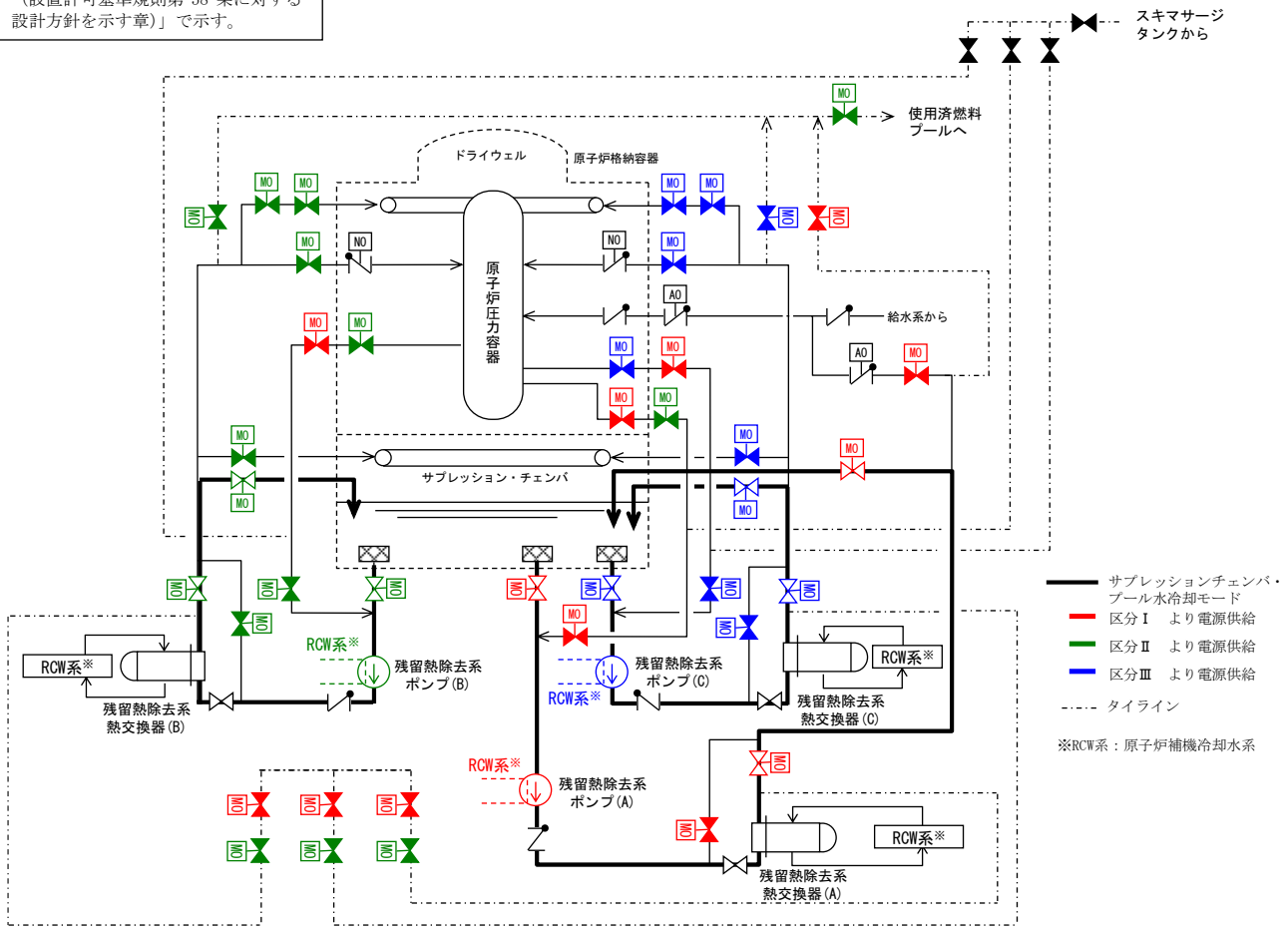


図 3.6-7　残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）系統概要図

表 3.6-18　残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）ポンプ【常設】 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）熱交換器【常設】
附属設備	－
水源※1	サプレッション・チェンバ【常設】
流路	残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ【常設】
注水先	原子炉格納容器【常設】
電源設備※2	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備※3	残留熱除去系系統流量【常設】 残留熱除去系熱交換器入口温度【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ気体温度【常設】 サプレッション・チェンバ・プール水温度【常設】 格納容器内圧力（D/W）【常設】 格納容器内圧力（S/C）【常設】

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.6.3.2.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）ポンプ

容量	：約 950m^3/h/台
全揚程	：約 130m
個数	：3
取付箇所	：原子炉建屋地下 3 階

(2) 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）熱交換器

個数	：3
伝熱容量	：約 8.1MW/基（海水温度 30℃において）

なお，水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」，電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」，計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.6.3.2.3　設置許可基準規則第 43 条への適合状況

残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）は，想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため，「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち，多様性，位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

ただし，代替交流電源設備からの給電により残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）を復旧させる場合については，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備からの給電により起動する残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）に対して，駆動電源の多様性を有する設計とする。常設代替交流電源設備の多様性，位置的分散については，「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」に示す。

残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）については，設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため，他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）ポンプ及び残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）熱交換器については，設計基準事故時に使用する場合の容量が，重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）ポンプ及び残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）熱交換器については，原子炉建屋原子炉区域内に設置される設備であることから，想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.6-19 に示す設計である。

表 3.6-19　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また，残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）は中央制御室にて操作可能な設計である。残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の系統構成及び運転に必要な操作機器は，中央制御室で操作することから，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）については，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）については，テストラインにより系統の機能・性能試験が可能な設計である。残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）ポンプについては，発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験が可能な設計であり，発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が可能な設計である。

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

3.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50 条】

【設置許可基準規則】
（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）
第五十条 発電用原子炉施設には，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）
１　第５０条に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
a）格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。
b）上記ａ）の格納容器圧力逃がし装置とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
ⅰ）格納容器圧力逃がし装置は，排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。
ⅱ）格納容器圧力逃がし装置は，可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。
ⅲ）格納容器圧力逃がし装置の配管等は，他の系統・機器（例えば SGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし，他への悪影響がない場合を除く。
ⅳ）また，格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては，必要に応じて，原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。
ⅴ）格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は，人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。
ⅵ）炉心の著しい損傷時においても，現場において，人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう，遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。
ⅶ）ラプチャーディスクを使用する場合は，バイパス弁を併置すること。ただし，格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう，十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく，例えば，配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。
ⅷ）格納容器圧力逃がし装置は，長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。
ⅸ）使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。

3.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

3.7.1　設置許可基準規則第 50 条への適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として，格納容器圧力逃がし装置及び代替循環冷却系を設ける。

(1)　格納容器圧力逃がし装置の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a),b)）

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために格納容器圧力逃がし装置を使用する。

この設備は，重大事故緩和設備として整備し，以下のとおり設置許可基準規則解釈の第 1 項 b)に対する要求事項を満たすものとする。

ⅰ）当該設備は排気中に含まれる放射性物質を低減するため，フィルタ装置及びよう素フィルタを設置する設計とする。

フィルタ装置にて，粒子状放射性物質の 99.9%以上，ガス状の無機よう素に対して 99.9%以上を除去可能である。また，よう素フィルタにて，有機よう素に対して 98%以上を除去可能である。

ⅱ）排気中に含まれる可燃性ガスの爆発防止等の対策として，当該系統内を可搬型窒素供給装置にて不活性ガス（窒素ガス）にて置換した状態で待機し，使用後には同様に可搬型窒素供給装置を用いて，系統内を不活性ガスにて置換できる設計とする。これにより，格納容器ベント初期に排気中に含まれる可燃性ガス及び使用後にスクラバ水の放射線分解により発生する可燃性ガスによる爆発を防ぐことが可能な設計とする。

なお，格納容器ベント実施後に原子炉格納容器及びスクラバ水内に貯留された核分裂生成物による水の放射線分解によって発生する可燃性ガスの量は微量であり，また，連続して系外に排出されていることから，系統内で可燃領域に達することはない。系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所については，可燃性ガスを連続して排出するバイパスラインを設置することで，局所的に滞留し，系統内で可燃性ガスの濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

ⅲ）格納容器圧力逃がし装置を使用する際に流路となる不活性ガス系，耐圧強化ベント系の配管等は，他号炉とは共用しない。また，格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で 2 弁設置し，格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで，悪影響を及ぼさない設計とする。

ⅳ）重大事故等対策の有効性評価において，格納容器圧力逃がし装置を使用しても原子炉格納容器が負圧にならないことを確認している。また，格納容器ベント停止後に再度，代替格納容器スプレイ冷却系等により原子炉格納容器

内へのスプレイを行う場合は，原子炉格納容器が負圧とならないよう，原子炉格納容器内圧力を確認し，規定の圧力まで減圧した場合には原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。

ⅴ）格納容器圧力逃がし装置の排出経路に設置される隔離弁は，遠隔手動弁操作設備により人力で容易かつ確実に開閉操作が可能な設計とする。また，空気作動弁については遠隔空気駆動弁操作用ボンベから遠隔空気駆動弁操作設備の配管を経由し，高圧窒素ガスを供給することにより容易かつ確実に開閉操作が可能な設計する。また，電動弁については常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備（電源車）からの給電により，中央制御室から開閉操作が可能な設計とする。

ⅵ）格納容器圧力逃がし装置を使用する際に，操作が必要な隔離弁の遠隔手動弁操作設備を介した操作場所は，原子炉建屋内の原子炉区域外に設置するものとし，操作時の被ばく線量評価を行った上で，必要に応じて遮蔽材を設置することで，作業員の放射線防護を考慮した設計とする。また，空気作動弁については，原子炉建屋内の原子炉区域外への遠隔空気駆動弁操作用ボンベの設置に加え，必要に応じて遮蔽材を設置することで，作業員の放射線防護を考慮した設計とする。

ⅶ）ラプチャーディスクについては，待機時に系統内を不活性ガス（窒素ガス）にて置換する際の大気との障壁，並びにフィルタ装置とよう素フィルタとの隔壁として設置する。また，バイパス弁は併置しないものの，ラプチャーディスクは原子炉格納容器からの排気圧力（620kPa[gage]）と比較して十分に低い圧力である約 100kPa[gage]にて破裂する設計であり，格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならない設計とする。

ⅷ）原子炉格納容器との接続位置は，サプレッション・チェンバ及びドライウェルに設けるものとし，いずれからも格納容器圧力逃がし装置を用いた排気を実施することができる設計とする。

サプレッション・チェンバ側からの排気では，サプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し，ドライウェル側からの排気では，ダイヤフラム・フロア面からの高さを確保するとともに，有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることにより，長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

ⅸ）格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置，よう素フィルタ及び使用時に高線量となる配管，機器等の周囲には遮蔽体を設置し，格納容器圧力逃がし装置の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする（詳細は 3.7.2.1.3.1(6)参照）。

(2)　代替循環冷却系の設置（設置許可基準規則第１項）

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために代替循環冷

却系を使用する。

代替循環冷却系は，サプレッション・チェンバを水源とし，代替原子炉補機冷却系による除熱と復水移送ポンプによる原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイ又は，原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイが可能な設計とする。

なお，格納容器圧力逃がし装置の排気中に含まれる放射性物質を低減するための自主対策設備として，以下を整備する。

(3) 格納容器 pH 制御設備

設置許可基準規則解釈第 1 項 b) i)に関連する自主対策設備として，格納容器圧力逃がし装置を使用する際，原子炉格納容器内が酸性化することを防止し，サプレッション・チェンバのプール水中によう素を保持することでよう素の放出量を低減するために，格納容器 pH 制御設備を設ける。

本系統は，復水移送ポンプの吸込配管に水酸化ナトリウムを混入させ，上部ドライウェルスプレイ配管，サプレッション・チェンバスプレイ配管，下部ドライウェル注水配管から原子炉格納容器内に薬液を注入する構成とする。

また，原子炉格納容器の負圧破損を防止するための自主対策設備として，以下を整備する。

(4) 可搬型格納容器窒素供給設備

設置許可基準規則解釈第 1 項 b) iv)に関連する自主対策設備として，原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による負圧破損を防止するとともに，原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するために，可搬型格納容器窒素供給設備を設ける。本系統は，可燃性ガス濃度制御系配管に接続治具を用いてホースを接続し，可搬型大容量窒素供給装置にて発生した窒素ガスをドライウェル及びサプレッション・チェンバに供給可能な設計とする。

また，本設備は事故後 8 日目以降に使用するものである。

3.7.2　重大事故等対処設備

3.7.2.1　格納容器圧力逃がし装置

3.7.2.1.1　設備概要

格納容器圧力逃がし装置は，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに，原子炉格納容器内に滞留する可燃性ガスを大気へ排出することを目的として使用する。

本系統は，フィルタ装置，よう素フィルタ及びラプチャーディスク，電源設備（常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備，可搬型直流電源設備，代替所内電気設備），計測制御装置，及び流路である不活性ガス系，耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置及び遠隔空気駆動弁操作設備の配管及び弁並びにホース等，排出元である原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ，真空破壊弁を含む）で構成する。

本系統は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，排気圧力によりラプチャーディスクが破裂することにより，原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を経由しフィルタ装置及びよう素フィルタへ導き，放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口を通して排出することで，排気中に含まれる放射性物質の環境への放出を低減しつつ，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

本系統を使用する際には，サプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるウェットウェルベントを優先とするが，サプレッション・チェンバ側のベントラインが水没した場合，若しくは何らかの原因によりサプレッション・チェンバ側からの格納容器ベントが実施できない場合は，ドライウェル側から格納容器ベント（ドライウェルベント）を行う。なお，ドライウェルベントを行った際には，サプレッション・チェンバ内のガスは真空破壊弁を経由してドライウェルへ排出される。

本系統を使用した際に原子炉格納容器からのガスが流れる配管には，系統構成上必要な隔離弁，ラプチャーディスクが設置される。操作を行う必要がある隔離弁については，遠隔手動弁操作設備を用いて全ての電源喪失時においても原子炉建屋内の原子炉区域外から人力にて操作を行うことが可能な設計とする。また，大気放出する配管内で発生する蒸気凝縮ドレンを貯留するドレンタンクを設置し，フィルタ装置，及びドレンタンクに貯留した蒸気凝縮ドレンをサプレッション・チェンバに排出するドレン移送ポンプを設置する。蒸気凝縮ドレンを排出した際には，フィルタ装置内のスクラバ水に添加されている薬液が薄まることにより，ガス状無機よう素の除去効率に影響を及ぼすため，可搬型のスクラバ水 pH 制御設備を用いて薬液濃度を調整する。

一方で，本系統を使用した際には，原子炉格納容器内に含まれる可燃性ガスが本系統を経由して大気へ排出されるため，系統内での水素爆発を防ぐために，可搬型窒素供給装置を用いて本系統内を不活性化する設計とする。また，系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所については，可燃性ガスを連続して排出するバイパスライン（水素バイパスライン）を設置し，系統内に可燃性ガスが蓄積することを防止する設計とする。

さらに，ラプチャーディスク（よう素フィルタ下流側）の下流に雨水排水ラインを設置し，放出口より流入した雨水が系統内に蓄積することを防止する設計とする。

本系統を使用した際には，フィルタ装置，よう素フィルタ及び入口側の配管の放射線量が高くなることから，遮蔽を設置し，周辺での作業における被ばくを低減することとする。

本系統に関する系統概要図を図 3.7-1 に，本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.7-1 に示す。

- 電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- 計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

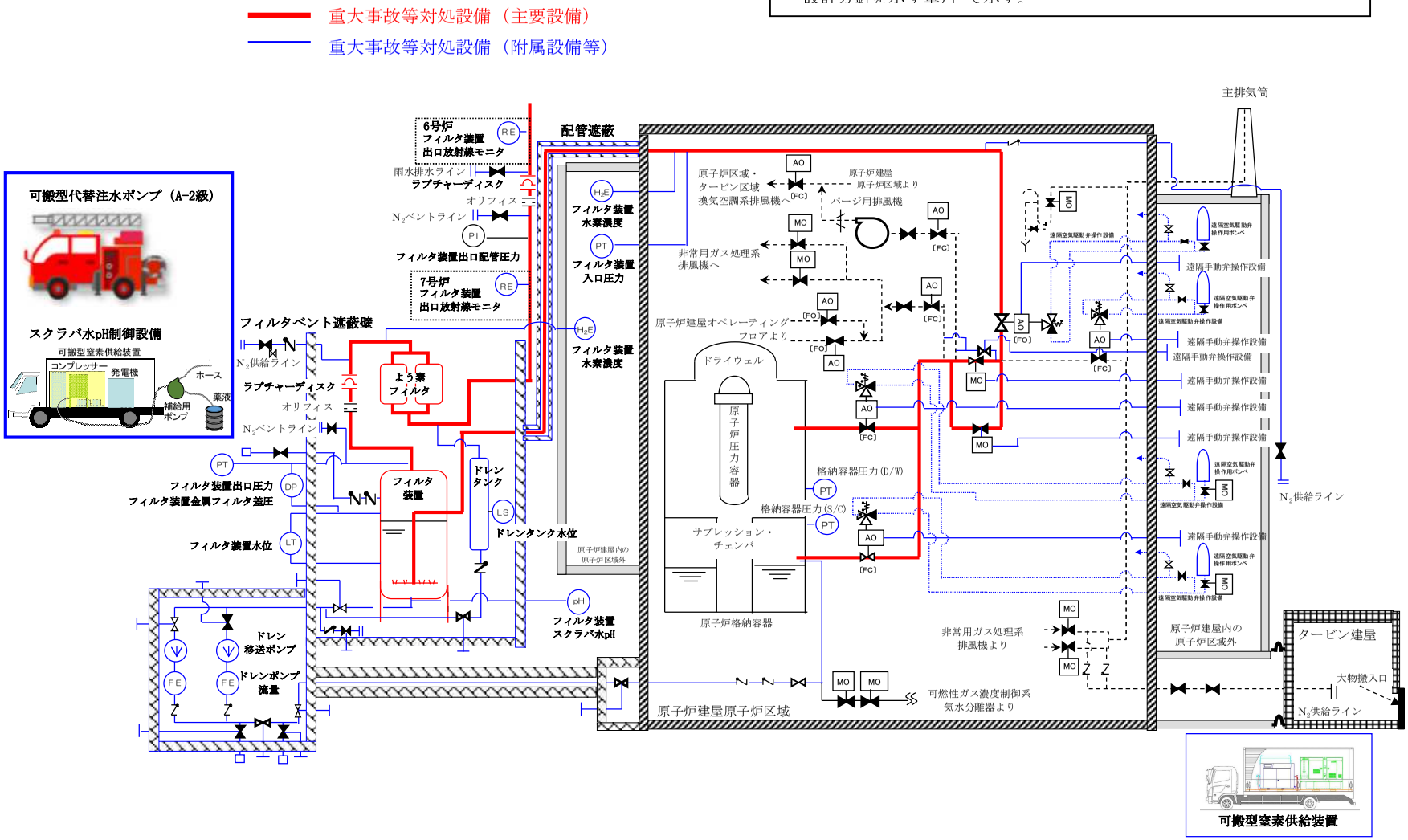


図 3.7-1　格納容器圧力逃がし装置　系統概要図

表 3.7-1　格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	フィルタ装置【常設】 よう素フィルタ【常設】 ラプチャーディスク【常設】
附属設備	ドレン移送ポンプ【常設】 ドレンタンク【常設】 遠隔手動弁操作設備【常設】 遠隔空気駆動弁操作用ボンベ【可搬】 可搬型窒素供給装置【可搬】 スクラバ水 pH 制御設備【可搬】 フィルタベント遮蔽壁【常設】 配管遮蔽【常設】 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）【可搬】
水源※1	防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】
排出元	原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ，真空破壊弁を含む）【常設】
流路	不活性ガス系　配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系　配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置　配管・弁【常設】 遠隔空気駆動弁操作設備　配管・弁【常設】 ホース・接続口【可搬】
注水先	－
電源設備※2	常設代替交流電源設備 　第一ガスタービン発電機【常設】 　軽油タンク【常設】 　タンクローリ（16kL）【可搬】 　第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 　第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 　電源車【可搬】 　軽油タンク【常設】 　タンクローリ（4kL）【可搬】 代替所内電気設備 　緊急用断路器【常設】 　緊急用電源切替箱断路器【常設】 　緊急用電源切替箱接続装置【常設】 　AM 用動力変圧器【常設】 　AM 用 MCC【常設】 　AM 用切替盤【常設】 　AM 用操作盤【常設】 　非常用高圧母線 C 系【常設】

（次頁へ続く）

設備区分	設備名
電源設備※2	非常用高圧母線 D 系【常設】 常設代替直流電源設備 AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備
計装設備※3	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置入口圧力【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】 フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】 フィルタ装置スクラバ水 pH【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ気体温度【常設】 格納容器内圧力（D/W）【常設】 格納容器内圧力（S/C）【常設】
計装設備（補助）※4	ドレンタンク水位【常設】 遠隔空気駆動弁操作用ボンベ出口圧力【常設】

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：単線結線図を補足説明資料 50-2 に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※4 ：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

3.7.2.1.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) フィルタ装置

材料	：スクラバ水：水酸化ナトリウム水溶液（pH□以上）
	：金属フィルタ：ステンレス鋼
放射性物質除去効率	：99.9%以上
	（粒子状放射性物質並びに無機よう素に対して）
最高使用圧力	：620kPa[gage]
最高使用温度	：200℃
系統設計流量	：約 31.6kg/s
個数	：1
取付箇所	：フィルタベント遮蔽壁内

(2) よう素フィルタ

材料	：銀ゼオライト
放射性物質除去効率	：98%以上（有機よう素に対して）
最高使用圧力	：250kPa[gage]
最高使用温度	：200℃
系統設計流量	：約 15.8kg/s/基
個数	：2
取付箇所	：フィルタベント遮蔽壁内

(3) ラプチャーディスク

設定破裂圧力	：約 100kPa[gage]
個数	：2
取付箇所	：フィルタベント遮蔽壁内及び原子炉建屋屋上

なお，電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」，計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.7.2.1.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針
3.7.2.1.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1)　環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）　要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）　適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置，よう素フィルタ及びラプチャーディスク（よう素フィルタ上流側）は，屋外（フィルタベント遮蔽壁内）に設置されている設備であることから，想定される重大事故等時おける屋外（フィルタベント遮蔽壁内）の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.7-2 に示す設計とする。

格納容器圧力逃がし装置のラプチャーディスク（よう素フィルタ下流側）は，屋外（原子炉建屋屋上）に設置される設備であることから，想定される重大事故等時における屋外（原子炉建屋屋上）の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.7-3 に示す設計とする。

また，降水及び凍結により機能を損なわないよう，放出口が屋外に開放される配管については雨水が蓄積しない構造とするとともに，フィルタ装置外面にはヒーター及び保温材を設置することによる凍結防止対策を行う。なお，ヒーターが使用できない場合においても24時間以上はスクラバ水が凍結しないことを確認している。

(50-4，50-5)

表 3.7-2　想定する環境条件及び荷重条件（屋外（フィルタベント遮蔽壁内））

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外（フィルタベント遮蔽壁内）で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	屋外（フィルタベント遮蔽壁内）で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.7-3　想定する環境条件及び荷重条件（屋外（原子炉建屋屋上））

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外（原子炉建屋屋上）で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	屋外（原子炉建屋屋上）で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2)　操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）　要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）　適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器圧力逃がし装置を使用する際に操作が必要な隔離弁（一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウェル側），二次隔離弁，フィルタ装置入口弁，耐圧強化ベント弁）については，遠隔手動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて遠隔操作することにより，重大事故等の環境下においても確実に操作が可能な設計とする。また，一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウェル側），フィルタ装置入口弁，耐圧強化ベント弁については，遠隔空気駆動弁操作用ボンベ及び遠隔空気駆動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より遠隔操作することにより，重大事故等の環境下においても確実に操作が可能な設計とする。さらに，一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウェル側），二次隔離弁については電源が復旧することにより，中央制御室でも遠隔操作可能である。二次隔離弁が使用できない場合には二次隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作設備により，原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて遠隔操作することも可能である。なお，二次隔離弁バイパス弁についても，電源が復旧することにより，中央制御室でも遠隔操作可能である。表 3.7-4 に操作対象機器を示す。

また，流路に設けるラプチャーディスクは，格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう，原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂することで操作が不要な設計とする。

格納容器圧力逃がし装置使用時に，格納容器圧力逃がし装置に接続される系統との隔離のための弁（換気空調系一次隔離弁，非常用ガス処理系一次隔離弁，非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 A 及び B，非常用ガス処理系 U シール隔離弁）については，中央制御室により閉操作，若しくは閉確認をすることができる。なお，原子炉区域・タービン区域換気空調系，非常用ガス処理系には，格納容器圧力逃がし装置との隔離を確実にするため，手動駆動の二次隔離弁をそれぞれ設置しているが，これらの弁については通常時閉とし，さらに運転操作上，弁を開とする必要が生じた場合には運転員を近傍に配置し，緊急時には即座に弁の閉操作を可能とすることで，格納容器圧力逃がし装置使用時には，これらの弁が確実に閉となるような運用とする。

水素バイパスラインに設置される止め弁については，遠隔手動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて遠隔操作することにより，重大事故等の環境下においても確実に操作が可能な設計とする。また，雨水排水ラインに設置される止め弁については，屋外（原子炉建屋屋上）において人力にて操作することにより，重大事故等の環境下においても確実に操作が可能な設計とする。

表 3.7-4 に操作対象機器を示す。これら操作機器については，運転員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，それぞれの

操作対象については銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

(50-4)

表 3.7-4　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
フィルタ装置	－	－	－
よう素フィルタ	－	－	－
ラプチャーディスク	閉止→破裂	－	－
一次隔離弁 （サプレッション・チェンバ側）	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋地下 1 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作 （遠隔手動弁操作設備）
		原子炉建屋地下 1 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作 （遠隔空気駆動弁操作設備）
一次隔離弁 （ドライウェル側）	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋地上 2 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作 （遠隔手動弁操作設備）
		原子炉建屋地上 2 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作 （遠隔空気駆動弁操作設備）
二次隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作 （遠隔手動弁操作設備）
二次隔離弁バイパス弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作 （遠隔手動弁操作設備）
フィルタ装置入口弁	弁開確認	中央制御室	手動操作※1 （遠隔手動弁操作設備）
		原子炉建屋地上 3 階	手動操作※1 （遠隔空気駆動弁操作設備）
耐圧強化ベント弁	弁閉確認	中央制御室	手動操作※1 （遠隔手動弁操作設備）
		原子炉建屋地上 3 階	手動操作※1 （遠隔空気駆動弁操作設備）

（次頁へ続く）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
換気空調系 第一隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※2
換気空調系 第二隔離弁	弁閉確認	中央制御室	手動操作※3
非常用ガス処理系 第一隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※2
非常用ガス処理系 第二隔離弁	弁閉確認	中央制御室	手動操作※3
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 A	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※2
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 B	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※2
非常用ガス処理系 U シール隔離弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作※2
水素バイパスライン止め弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作 （遠隔手動弁操作設備）
フィルタベント大気放出ラインドレン弁	弁開→弁閉	屋外 （原子炉建屋屋上）	手動操作

※1 中央制御室にてランプ確認を行う。
全閉若しくは全開でないことが確認された場合は,原子炉建屋内の原子炉区域外より遠隔手動弁操作設備若しくは遠隔空気駆動弁操作設備を用いて操作を行う。
※2 中央制御室にてランプ確認を行う。
全閉でないことが確認された場合はスイッチ操作にて閉操作を行う。
※3 中央制御室にてランプ確認を行う。
これらの弁は，運転操作上，弁を開とする必要が生じた場合には運転員を近傍に配置し，緊急時には即座に弁の閉操作を可能とすることで，格納容器圧力逃がし装置使用時には，これらの弁が確実に閉となるような運用とする。

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ） 要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ） 適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は，発電用原子炉の停止中にマンホールを開放して内部構造物の外観検査が可能な設計とする。

よう素フィルタについては，発電用原子炉の停止中にマンホールを開放して内部構造物の外観検査が可能であることに加え，内部に設置されている吸着材試験片（銀ゼオライト）を用いてよう素除去性能試験が可能な設計とする。

ラプチャーディスクについては，発電用原子炉の停止中にホルダーから取外して定期的に取替えが可能な設計とする。

また，格納容器圧力逃がし装置において原子炉格納容器から放出口までの

ラインを構成する電動弁及び空気作動弁については，表 3.7-5 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能試験及び弁動作試験が可能な設計とする。発電用原子炉の運転中については，弁の開閉試験により系統内に封入されている窒素が外部に排出されることを防止するため，開閉試験は実施しない。また，機能性能試験として，格納容器圧力逃がし装置の主配管は漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

(50-6)

表 3.7-5　格納容器圧力逃がし装置の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	漏えいの確認 銀ゼオライトよう素除去性能確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	外観検査	フィルタ装置，よう素フィルタの容器外面並びに内部構造物の外観の確認
	分解検査	ラプチャーディスクの取替え

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ） 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ） 適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置，よう素フィルタ及びラプチャーディスクについては本来の用途以外の用途には使用しない。

本系統を使用する際には，流路に接続される弁（一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウェル側）並びに二次隔離弁）を電源喪失時においても遠隔手動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて遠隔操作することにより，排気ガスをフィルタ装置及びよう素フィルタに導くことが可能である。また，一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウェル側），フィルタ装置入口弁，耐圧強化ベント弁については，遠隔空気駆動弁操作用ボンベ及び遠隔空気駆動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より遠隔操作可能である。さらに，一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウェル側），二次隔離弁については電源が復旧することにより，中央制御室でも遠隔操作可能である。二次隔離弁が使用できない場合には二次隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作設備により原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて操作することも可能である。二次隔離弁バイパス弁は，電源が復旧することにより，中央制御室でも遠隔操作可能

である。

これにより，図 3.7-2 及び図 3.7-3 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え操作が可能である。

(50-5)

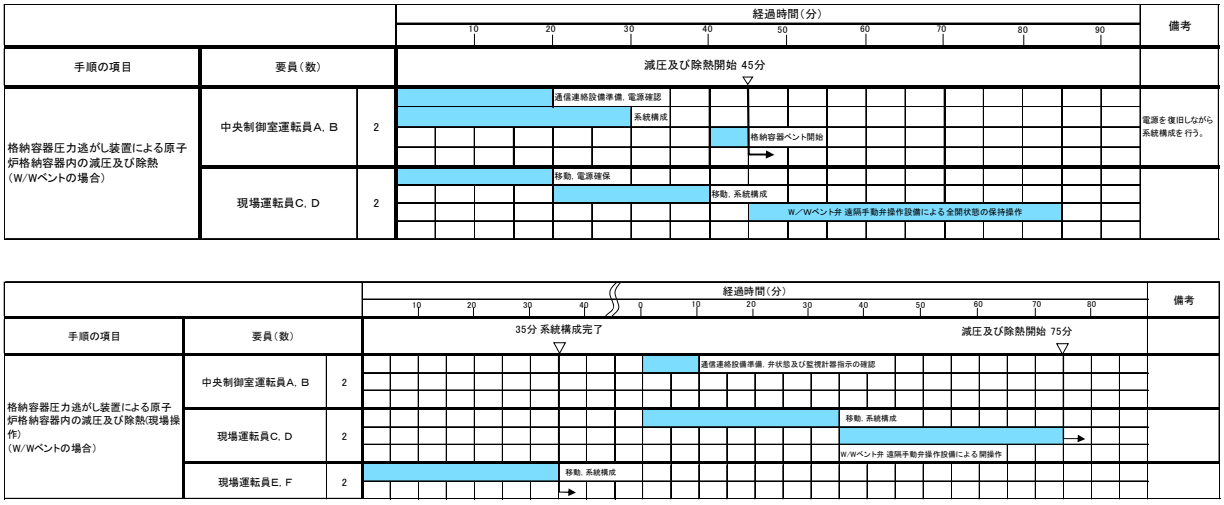


図 3.7-2　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱タイムチャート（ウエットウェルベントの場合）＊

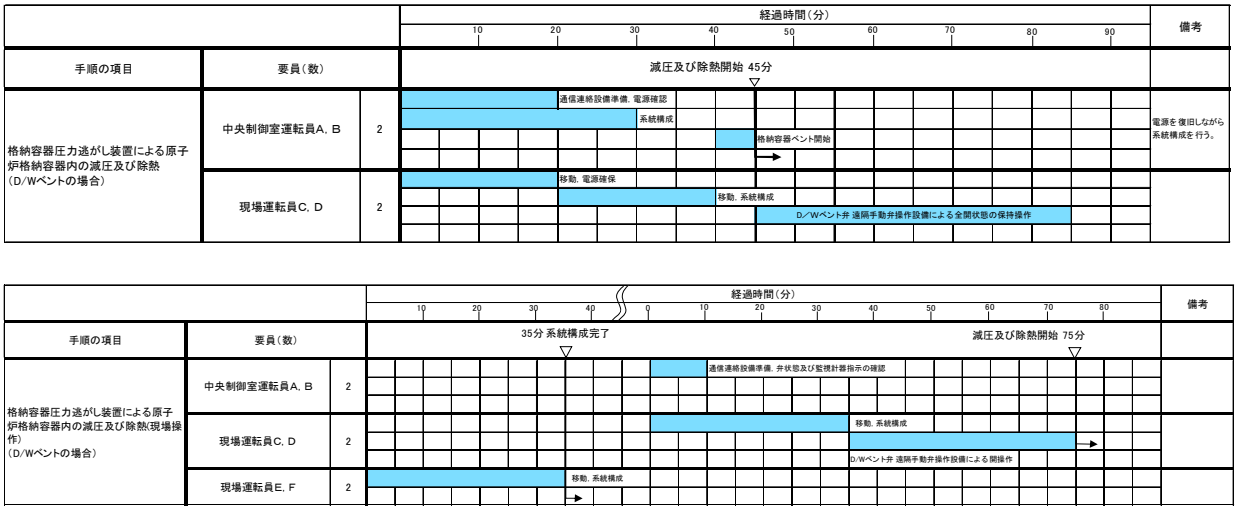


図 3.7-3　格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱タイムチャート（ドライウェルベントの場合）＊

＊：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1．7 示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ） 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ） 適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

格納容器圧力逃がし装置は，不活性ガス系，非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系が接続されている。

通常時に使用する系統としては表 3.7-6 のとおり，不活性ガス系及び非常用ガス処理系があるが，二次隔離弁，二次隔離弁バイパス弁及び耐圧強化ベント弁を閉状態とすることでこれらの系統とは隔離され，悪影響を防止する。

一方で，重大事故等時において格納容器圧力逃がし装置を使用する際に，排出経路を構成するための隔離境界箇所は，表 3.7-7 のとおりである。

非常用ガス処理系（非常用ガス処理系排風機入口側），及び原子炉区域・タービン区域換気空調系との接続箇所は，一次隔離弁と二次隔離弁の間となっており，それぞれの系統を隔離する弁は直列に各 2 弁ずつ設置してある。これらのうち格納容器圧力逃がし装置から 1 つ目の弁（一次隔離弁）は通常時閉，電源喪失時にはフェイルクローズにより閉となる空気作動弁である。また，2 つ目の弁（二次隔離弁）は通常時閉の手動弁である。これら手動弁については運転操作上，弁を開とする必要が生じた場合には，速やかに弁の操作を実施できるよう運転員を近傍に配置し，緊急時には即座に弁の閉操作を可能とすることで，格納容器圧力逃がし装置使用時には，これらの弁が確実に閉となるような運用とする。

また，耐圧強化ベント系は二次隔離弁とフィルタ装置入口弁との間に接続され，系統を隔離する弁は直列に各 2 弁ずつ設置してある。格納容器圧力逃がし装置から 1 つ目の弁は通常時閉，電源喪失時にはフェイルクローズにより閉となる空気作動弁である。2 つ目の弁について，非常用ガス処理系フィルタ装置に接続する弁は通常時閉の電動弁であり，電源喪失時にはアズイズとなるため，中央制御室での閉確認が必要である。また，排気筒で発生するドレンをサンプへ導くラインに接続する弁については通常時開の弁であり，U シールドレンを介して原子炉建屋内に接続されている。通常時は U シール部は水シールされており，原子炉建屋内に開放されていないが，念のために格納容器ベント実施前に中央制御室で当該弁の閉操作を行う運用とする。

以上のことから，格納容器圧力逃がし装置は，通常時は弁により他の系統と隔離し，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，格納容器圧力逃がし装置は，重大事故等時の排出経路と他の系統及び機器との間に表 3.7-7 に示すように隔離弁を直列に 2 弁設置し，格納容器圧力逃がし装置使用時に確実に隔離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

（50-4，50-5）

表 3.7-6　他系統との隔離弁（通常時）

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
不活性ガス系	二次隔離弁	電動駆動	通常時閉
	二次隔離弁バイパス弁	電動駆動	通常時閉
非常用ガス処理系	耐圧強化ベント弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉

表 3.7-7　他系統との隔離弁（重大事故等時）

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
非常用ガス処理系	第一隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	第二隔離弁	手動	通常時閉
原子炉区域・タービン区域換気空調系	第一隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	第二隔離弁	手動	通常時閉
耐圧強化ベント系	第一隔離弁 （耐圧強化ベント弁※）	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	第二隔離弁 （非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 A/B）	電動駆動	通常時閉 （自動起動インターロック有）
	第二隔離弁 （非常用ガス処理系 U シール隔離弁）	電動駆動	通常時開

※　耐圧強化ベント使用時に切替え操作が必要（中央制御室若しくは現場にて容易に切替え可能）

(6)　設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）　要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）　適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

格納容器圧力逃がし装置の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.7-8 に示す。このうち，格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタについては，当該系統を使用した際に放射線量が高くなることから，約 1.3m 厚さのコンクリート製のフィルタベント遮蔽壁の中に設置することにより，重大事故等対処設備の操作及び復旧作業に影響を及ぼさない設計とする。また，フィルタ装置へ接続する屋外配管についても，同様に放射線量が高くなることから，機器の周囲に鉄板遮蔽を設置する。

格納容器圧力逃がし装置を使用する際に操作が必要な隔離弁については，排気ガスに含まれる放射性物質により，当該弁に直接近接して操作を行うことは困難であるため，中央制御室又は離れた場所から遠隔操作が可能な設計とする。また，原子炉建屋原子炉区域内に設置されている高線量配管に対して原子炉建屋原子炉区域壁厚さが足りないため，遮蔽効果が不十分である場合は，操作場所での被ばく線量率を評価した上で，追加で遮蔽体を設置する。
(50-4，50-5)

表 3.7-8　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
フィルタ装置	フィルタベント遮蔽壁内	－
よう素フィルタ	フィルタベント遮蔽壁内	－
ラプチャーディスク	フィルタベント遮蔽壁内 原子炉建屋屋上	－
一次隔離弁 (サプレッション・チェンバ側)	原子炉建屋地下 1 階 （原子炉建屋原子炉区域内）	中央制御室
		原子炉建屋地下 1 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）
一次隔離弁 （ドライウェル側）	原子炉建屋地上 2 階 （原子炉建屋原子炉区域内）	中央制御室
		原子炉建屋地上 2 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）
二次隔離弁	原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋原子炉区域内）	中央制御室
		原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）
二次隔離弁バイパス弁	原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋原子炉区域内）	中央制御室
		原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）
フィルタ装置入口弁	原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋原子炉区域内）	原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）
耐圧強化ベント弁	原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋原子炉区域内）	原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）
換気空調系 第一隔離弁	原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋原子炉区域内）	中央制御室
換気空調系 第二隔離弁	原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋原子炉区域内）	原子炉建屋地上 3 階※1 （原子炉建屋原子炉区域内）
非常用ガス処理系 第一隔離弁	原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋原子炉区域内）	中央制御室
非常用ガス処理系 第二隔離弁	原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋原子炉区域内）	原子炉建屋地上 3 階※1 （原子炉建屋原子炉区域内）
真空破壊弁	原子炉格納容器内	－
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 A	原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋原子炉区域内）	中央制御室
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔離弁 B	原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋原子炉区域内）	中央制御室
非常用ガス処理系 U シール隔離弁	原子炉建屋地上 3 階（6 号炉） 原子炉建屋地上 4 階（7 号炉） （原子炉建屋原子炉区域内）	中央制御室
水素バイパスライン止め弁	原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋原子炉区域内）	原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）
フィルタベント大気放出ライン ドレン弁	屋外 （原子炉建屋屋上）	屋外 （原子炉建屋屋上）

※1 これらの弁は，運転操作上，弁を開とする必要が生じた場合には運転員を近傍に配置し，緊急時には即座に弁の閉操作を可能とすることで，格納容器圧力逃がし装置使用時には，これらの弁が確実に閉となるような運用とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

3.7.2.1.3.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1)　容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）　要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）　適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタの設計流量については，想定される重大事故等時において原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して，排出可能な蒸気量を大きくすることで，原子炉格納容器を減圧するために十分な排出流量を有する設計とする。

スクラバ水位については，想定される重大事故シナリオにおいて，フィルタ装置の粒子状放射性物質に対する除去効率が金属フィルタと組み合わせて 99.9%以上確保可能な水位とする。また，当該系統を使用した際に，系統内で蒸気凝縮によってスクラバ水位が機能喪失となるまで上昇しないよう，ドレン移送ポンプを用いて間欠的にスクラバ水をサプレッション・チェンバへ排水し，さらに薬液注入によるスクラバ水の pH 値の調整をすることで，フィルタ装置を長期間使用することが可能な設計とする。

スクラバ水の待機時の薬液添加濃度については，想定される重大事故等時のスクラバ水 pH 値の低下を考慮しても，無機よう素に対する除去効率が 99.9%以上確保できる pH□以上を維持可能な添加濃度とする。

フィルタ装置の金属フィルタの許容エアロゾル量については，想定される重大事故シナリオにおいて当該系統を使用した際に，金属フィルタへ流入するエアロゾル量を算定し，金属フィルタの閉塞が生じないだけの十分な容量を有する設計とする。

よう素フィルタの銀ゼオライト吸着層は，想定される排気ガスの流量に対して，有機よう素に対する除去効率が 98%以上となるために必要な吸着層と排気ガスとの接触時間を十分に確保できる吸着層厚さ及び有効面積を有する設計とする。

ラプチャーディスクは，格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう，原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力である約 100kPa[gage]で破裂する設計とする。

(50-7)

(2)　共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）　要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）　適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示

す。

格納容器圧力逃がし装置は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ） 要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ） 適合性

基本方針については，「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

格納容器圧力逃がし装置は重大事故緩和設備であり，代替する設計基準事故対処設備はないものと整理するが，原子炉格納容器の過圧破損防止の同一目的である代替循環冷却系に対して共通要因によって同時に機能を損なわないよう，原理の異なる冷却及び原子炉格納容器の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。また，非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）に対して多様性を有する常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備（電源車）からの給電により駆動できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置し，代替循環冷却系の復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に，残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは原子炉建屋内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

一方で，格納容器圧力逃がし装置は，設置許可基準規則第 48 条においては，常設耐震重要重大事故防止設備兼常設重大事故緩和設備と整理し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の安全機能を代替する。残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）については，サプレッション・チェンバ内のプール水をドライウェル及びサプレッション・チェンバの気層部にスプレイし，崩壊熱及び燃料の過熱に伴う燃料被覆管（ジルカロイ）と水の反応による発生熱を除去するものである。ドライウェルにスプレイされた水は，格納容器ベント管を通ってサプレッション・チェンバ内に戻り，サプレッション・チェンバ内にスプレイされた水とともに残留熱除去系ポンプにより，熱交換器によって冷却された後，再びスプレイされる。

したがって，当該系統については目的を果たすための原理及び構成機器を共有するものではなく，更には設置エリアは近接していないため，共通要因によって同時に機能喪失となることはない。

（50-2，50-4，50-5）

3.7.2.2　代替循環冷却系

3.7.2.2.1　設備概要

代替循環冷却系は，炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることを目的として使用する。

代替循環冷却系は，サプレッション・チェンバのプール水を復水移送ポンプにより原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部へ注水及び原子炉格納容器内へスプレイするとともに，代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）を用いて除熱することで，発電用原子炉の循環冷却を行うことができる設計とする。

代替循環冷却系は，復水移送ポンプ，残留熱除去系熱交換器，電源設備（常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備），計測制御装置及び，水源であるサプレッション・チェンバ，流路である復水補給水系，高圧炉心注水系の配管及び弁，給水系の配管，弁及びスパージャ，残留熱除去系の配管，弁，ストレーナ及びポンプ並びに格納容器スプレイ・ヘッダ，注水先である原子炉圧力容器及び原子炉格納容器から構成される。

サプレッション・チェンバのプール水は，残留熱除去系の配管及び熱交換器を通り，高圧炉心注水系及び復水補給水系の配管を経て，復水移送ポンプに供給される。復水移送ポンプにより昇圧された系統水は，復水補給水系及び残留熱除去系の配管を通り，原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに使用される。また，原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器の破損を判断した場合は，原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを行うことも可能とする。

原子炉圧力容器に注水された系統水は，原子炉圧力容器や原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し，原子炉格納容器内へスプレイされた系統水とともにダイヤフラムフロア，ペデスタルを経て，格納容器ベント管に設けられている連通孔からサプレッション・チェンバに戻ることにより，循環冷却ラインを形成する。

なお，重大事故等時における想定として，非常用炉心冷却系等の設計基準事故対処設備に属する動的機器は，機能を喪失していることが前提条件となっていることから，本系統は，全交流動力電源喪失した場合でも，常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備（電源車）から代替所内電気設備を経由して給電することにより駆動が可能な設計としている。

前述のとおり，本系統はサプレッション・チェンバを水源として，原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに使用する系統であるが，重大事故等時におけるサプレッション・チェンバの水温は100℃を超える状況が想定され，高温水を用いて原子炉圧力容器又は原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを行った場合，原子炉格納容器に対して更なる過圧の要因となり得る。このため，代替循環冷却系を行う場合は，代替原子炉補機冷却系からの冷却水の供給により，残留熱除去系熱交換器を介した冷却機能を確保する。

なお，代替循環冷却系の機能を確保する際に使用する系統からの核分裂生成物の放出を防止するため，代替循環冷却系による循環ラインは閉ループにて構成する。

代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系は，代替原子炉補機冷却水ポンプ及び熱交換器を搭載した熱交換器ユニット，大容量送水車（熱交換器ユニット用），電源設備（可搬型代替交流電源設備），計測制御装置，及び流路である原子炉補機冷却系の配管及び弁，ホース，海水貯留堰，スクリーン室，取水路，並びに燃料補給設備である軽油タンク，タンクローリ（4kL）等から構成される。

熱交換器ユニットは，海水を冷却源としたプレート式熱交換器と代替原子炉補機冷却水ポンプで構成され，移動可能とするために熱交換器及び代替原子炉補機冷却水ポンプは車両に搭載する設計とする。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，海を水源とし，熱交換器ユニットの熱交換器に送水することで，熱交換後の海水を海へ排水する。また，熱交換器ユニットの海水側配管及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の異物混入による機能低下を防ぐために，代替原子炉補機冷却海水ストレーナを設置する。

代替原子炉補機冷却系は，熱交換器ユニットの淡水側において，残留熱除去系熱交換器で熱交換を行った系統水を熱交換器ユニットにより冷却及び送水し，再び残留熱除去系熱交換器で熱交換を行う循環冷却ラインを形成し，熱交換器ユニットの海水側において，大容量送水車（熱交換器ユニット用）により海水を取水し，熱交換器ユニットに送水することで淡水側との熱交換を行い，熱交換後の系統水を海へ排水する。ここで，熱交換器ユニットの淡水側は，ホースを熱交換器ユニットとタービン建屋の接続口に接続することで流路を構成し，熱交換器ユニットの海水側は，熱交換器ユニット，大容量送水車（熱交換器ユニット用）等をホースで接続することで流路を構成する設計とする。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とし，燃料は燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

本系統は，現場での弁操作により系統構成を行った後，熱交換器ユニットに搭載された代替原子炉補機冷却水ポンプの操作スイッチ及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の車両に搭載された操作スイッチにより，現場での手動操作によって運転を行うものである。

本系統に関する系統概要図を図 3.7-4，本系統に関する重大事故対処設備一覧を表 3.7-9 に示す。

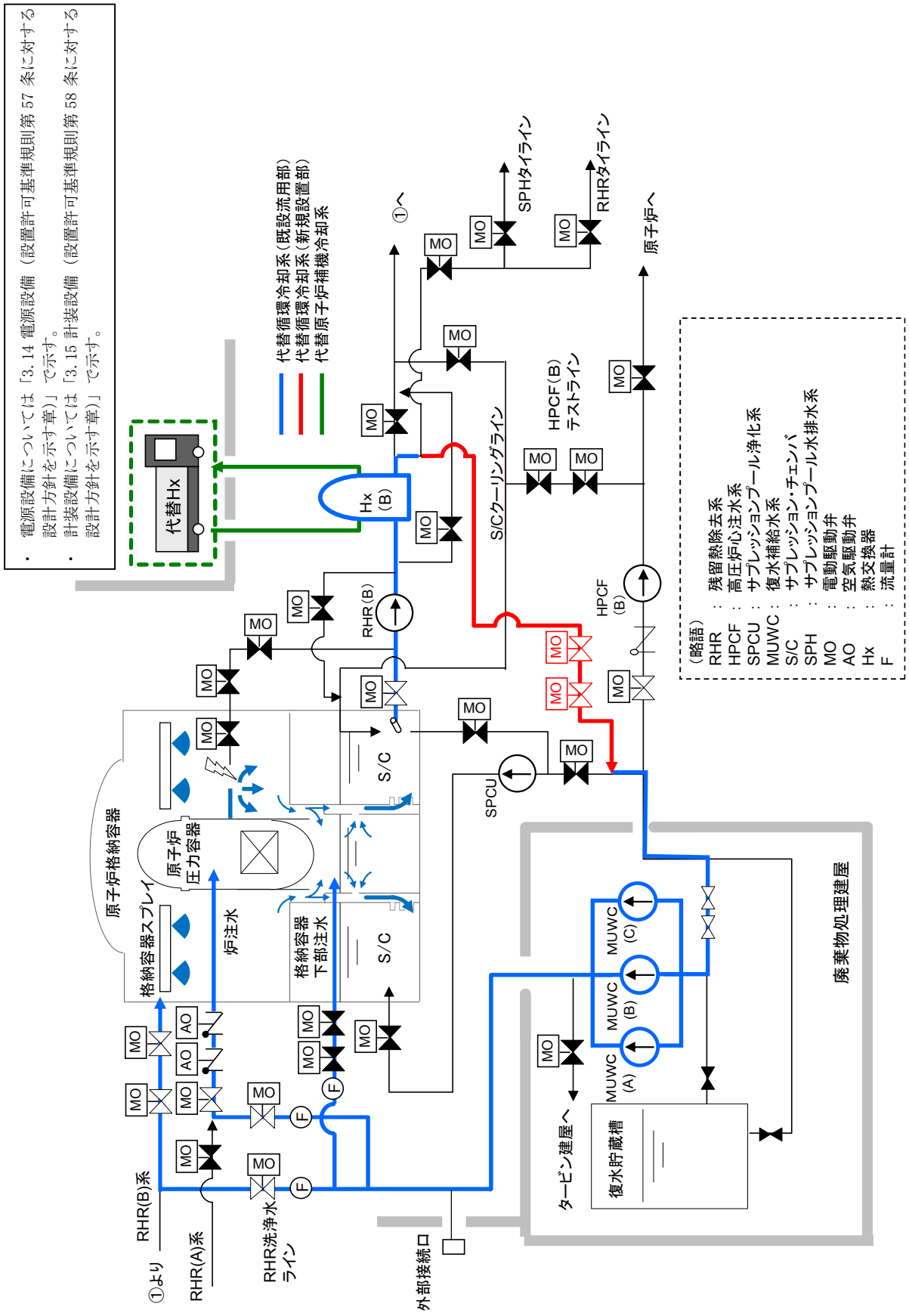


図 3.7-4　代替循環冷却系　系統概要図

表 3.7-9　代替循環冷却系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	復水移送ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 熱交換器ユニット【可搬】 大容量送水車（熱交換器ユニット用）【可搬】
附属設備	代替原子炉補機冷却海水ストレーナ【可搬】 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）【可搬】
水源※1	サプレッション・チェンバ【常設】 防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】 非常用取水設備 　海水貯留堰【常設】 　スクリーン室【常設】 　取水路【常設】
流路	原子炉補機冷却系　配管・弁・サージタンク【常設】 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ・ポンプ 高圧炉心注水系　配管・弁【常設】 復水補給水系　配管・弁【常設】 給水系　配管・弁・スパージャ【常設】 格納容器スプレイ・ヘッダ【常設】 ホース【可搬】
注水先	原子炉圧力容器【常設】 原子炉格納容器【常設】
電源設備※2 （燃料補給設備を含む）	常設代替交流電源設備 　第一ガスタービン発電機【常設】 　軽油タンク【常設】 　タンクローリ（16kL）【可搬】 　第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 　第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 　電源車【可搬】 　軽油タンク【常設】 　タンクローリ（4kL）【可搬】 代替所内電気設備 　緊急用断路器【常設】 　緊急用電源切替箱断路器【常設】 　緊急用電源切替箱接続装置【常設】 　AM 用動力変圧器【常設】 　AM 用 MCC【常設】 　AM 用切替盤【常設】 　AM 用操作盤【常設】 　非常用高圧母線 C 系【常設】

（次頁へ続く）

設備区分	設備名
電源設備※2 （燃料補給設備を含む）	非常用高圧母線 D 系【常設】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】
計装設備※3	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）【常設】 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）【常設】 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）【常設】 復水移送ポンプ吐出圧力【常設】 復水補給水系温度（代替循環冷却）【常設】 サプレッション・チェンバ・プール水温度【常設】 格納容器下部水位【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】

※1： 水源については「3.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2： 単線結線図を補足説明資料 50-2 に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※3： 主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.7.2.2.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1)　復水移送ポンプ

種類	：うず巻形
容量	：125m^3/h/台
全揚程	：85m
最高使用圧力	：1.37MPa[gage]
	1.7MPa[gage]（重大事故等時における使用時の値）
最高使用温度	：66℃
	85℃（重大事故等時における使用時の値）
個数	：2（予備 1）
取付箇所	：廃棄物処理建屋地下 3 階
原動機出力	：55kW

(2)　残留熱除去系熱交換器

容量	：約 8.1MW
伝熱面積	：約 [redacted] m^2
個数	：1

(3)　熱交換器ユニット（6 号及び 7 号炉共用）

個数	：4 式（予備 1）
最高使用圧力	：淡水側 1.37MPa[gage]／海水側 1.4MPa[gage]
最高使用温度	：淡水側 70 又は 90℃／海水側 80 又は 50℃
	淡水側 70 又は 90℃／海水側 80 又は 40℃
設置場所	：屋外又はタービン建屋
保管場所	：荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所

熱交換器

伝熱容量	：約 23 MW/式（海水温度 30℃において）
伝熱面積	：約 [redacted] m^2/式
	約 [redacted] m^2/式

代替原子炉補機冷却水ポンプ

種類	：うず巻形
容量	：300 m^3/h/台
	600 m^3/h/台
全揚程	：75m
最高使用圧力	：1.37MPa[gage]
最高使用温度	：70℃
原動機出力	：110kW
	200kW
個数	：2
	1

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(4) 大容量送水車（熱交換器ユニット用）(6 号及び 7 号炉共用)

種類	: うず巻形
容量	: 900m^3/h/台
吐出圧力	: 1.25MPa[gage]
最高使用圧力	: 1.3MPa[gage]
最高使用温度	: 60℃
原動機出力	: □ kW
個数	: 4（予備 1）
設置場所	: 屋外
保管場所	: 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所

なお，水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」，電源設備については，「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」，計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.7.2.2.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針
3.7.2.2.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1)　環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）　要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）　適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替循環冷却系で使用する復水移送ポンプは，廃棄物処理建屋内に設置している設備であり，代替循環冷却系で使用する残留熱除去系熱交換器は，原子炉建屋原子炉区域内に設置している設備であることから，想定される重大事故等時における廃棄物処理建屋内，原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.7-10 に示す設計とする。

復水移送ポンプの操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室の操作スイッチから可能な設計とする。

代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットは，屋外の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管し，重大事故等時にタービン建屋の接続口付近の屋外又はタービン建屋内に設置する設備であり，代替原子炉補機冷却系の大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，屋外の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管し，重大事故等時に取水路付近の屋外に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.7-11 に示す設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の操作は，想定される重大事故等時において，熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）に付属の操作スイッチにより，設置場所から可能な設計とする。風（台風）による荷重については，転倒しないことの確認を行っているが，詳細評価により転倒する結果となった場合は，転倒防止措置を講じる。積雪の影響については，適切に除雪する運用とする。また，降水及び凍結により機能を損なわないよう防水対策を行うとともに，凍結対策を行う。さらに，使用時に海水を通水する熱交換器ユニット内の一部，及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，海水の影響を考慮した設計とし，ストレーナを設置することで異物の流入の防止を考慮した設計とする。

また，代替循環冷却系運転後における配管等の周囲の線量低減のため，フラッシングが可能な設計とする。

（50-4，50-5，50-8，50-9）

表 3.7-10　想定する環境条件及び荷重条件(復水移送ポンプ,残留熱除去系熱交換器)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	廃棄物処理建屋内,原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため,天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す)。
風（台風）・積雪	廃棄物処理建屋内,原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても,電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.7-11　想定する環境条件及び荷重条件
（熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用))

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外，タービン建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	使用時に海水を通水する機器については,海水の影響を考慮した設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し,治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重,積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても,電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ)適合性

基本方針については,「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替循環冷却系で使用する復水移送ポンプの起動は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。また，系統構成に必要な弁操作は，中央制御室若しくは離れた場所での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり，運転員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，操作対象については銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。想定される重大事故等時の環境条件（被ばく影響）を考慮し，確実に操作が可能な設計とする。

代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットは，タービン建屋外部に設置している接続口又はタービン建屋内まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，車両による運搬が可能な設計とする。また，設置場所であるタービン建屋脇又はタービン建屋内にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系の大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，取水路付近まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，車両による運搬が可能な設計とする。また，設置場所であるタービン建屋脇にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

ホースの接続作業に当たっては，特殊な工具，及び技量は必要とせず，簡便な結合金具による接続及びフランジ接続並びに一般的な工具を使用することにより，確実に接続が可能な設計とする。

また，熱交換器ユニットは，付属の操作スイッチにより設置場所であるタービン建屋脇又はタービン建屋内において操作が可能な設計とし，大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，付属の操作スイッチにより設置場所であるタービン建屋脇において操作が可能な設計とする。付属の操作スイッチを操作するにあたり，運転員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，操作対象については銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

その他の操作が必要な電動弁については，原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外)に設置しているAM用切替盤より,配線用しゃ断器の「入」「切」操作にて電源を切り替えた後，近傍に設置しているAM用操作盤のスイッチ操作より，遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。操作盤の操作スイッチを操作するにあたり，運転員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，操作対象については銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

また，代替循環冷却系運転中に残留熱除去系ストレーナが閉塞した状況を想定し，残留熱除去系ストレーナを逆洗操作することが可能な設計とする。具体的な操作としては，残留熱除去系ポンプ炉水吸込弁及び復水補給水系からの洗浄水弁を開き，復水補給水系に可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）から外部水源を供給することにより，逆洗操作を実施する。

表 3.7-12 に操作対象機器の操作場所を示す。

（50-4，50-5，50-8）

表 3.7-12　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
復水移送ポンプ(A)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
復水移送ポンプ(B)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
復水移送ポンプ(C)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系注入弁(A)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作
残留熱除去系洗浄水弁(A)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系洗浄水弁(B)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作
残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作
タービン建屋負荷遮断弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作
残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作
残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	弁開→弁閉	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作
残留熱除去系熱交換器出口弁(A)	弁開→弁閉	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作
残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	弁開→弁閉	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作
残留熱除去系圧力抑制室プール水排水系第一止め弁(B)（6 号炉のみ）	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作
サプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作
下部ドライウェル注水流量調節弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
下部ドライウェル注水ライン隔離弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 3 階(原子炉建屋内の原子炉区域外)（6 号炉） 中央制御室（7 号炉）	スイッチ操作
復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁	弁閉→弁開	廃棄物処理建屋地下 3 階	手動操作
復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁	弁閉→弁開	廃棄物処理建屋地下 3 階	手動操作
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下 3 階	手動操作
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下 3 階	手動操作
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下 3 階	手動操作
復水移送ポンプ(A)ミニマムフロー逆止弁後弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下 3 階	手動操作

（次頁へ続く）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
復水移送ポンプ(B)ミニマムフロー逆止弁後弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
復水移送ポンプ(C)ミニマムフロー逆止弁後弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下2階(6号炉) 廃棄物処理建屋地下3階(7号炉)	手動操作
復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁	弁開→弁閉	廃棄物処理建屋地下3階	手動操作
熱交換器ユニット	起動・停止	タービン建屋脇又はタービン建屋内	スイッチ操作
代替原子炉補機冷却水ポンプ	起動・停止	タービン建屋脇又はタービン建屋内	スイッチ操作
大容量送水車（熱交換器ユニット用）	起動・停止	タービン建屋脇	スイッチ操作
熱交換器ユニット流量調整弁	弁閉→弁開	熱交換器ユニット内	手動操作
代替冷却水供給第二止め弁(B)	弁閉→弁開	タービン建屋地上1階	手動操作
代替冷却水戻り第二止め弁(B)	弁閉→弁開	タービン建屋地上1階	手動操作
残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作
常用冷却水供給側分離弁(B)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
常用冷却水戻り側分離弁(B)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
原子炉補機冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋地下2階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋地下2階	手動操作
ホース	ホース接続	屋外又はタービン建屋内	人力接続

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ） 要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ） 適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替循環冷却系である復水移送ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，表 3.7-13 及び表 3.7-14 に示すように発電用原子炉の運転中に機能・性能試験，弁動作試験が可能な設計とする。また，発電用原子炉の停止中に機能・性能試験，弁動作試験と分解検査，外観検査が可能な設計とする。

復水移送ポンプは，発電用原子炉の停止中にケーシングカバーを取り外して，ポンプ部品（主軸，軸受，羽根車等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。

残留熱除去系熱交換器は，発電用原子炉の停止中に鏡板を取外して，熱交換器部品（伝熱管等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。

また，発電用原子炉の運転中又は停止中に，復水貯蔵槽を水源とし，復水移送ポンプを起動させサプレッション・チェンバへ送水する試験を行うテストラインを設けることで，機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。なお，残留熱除去系洗浄水弁（A）から原子炉圧力容器までのライン，残留熱除去系洗浄水弁（B）から原子炉格納容器までのライン，格納容器下部注水ラインについては，上記の試験に加えて，発電用原子炉の運転中又は停止中に残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁（B），残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁（B），下部ドライウェル注水ライン隔離弁，下部ドライウェル注水流量調節弁の弁開閉試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。

また，代替循環冷却系の流路を確保するための残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁及び残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁についても，発電用原子炉の運転中又は停止中に弁開閉試験を実施することで機能・性能が確保可能な設計とする。これらの試験を組み合わせることにより，代替循環冷却系の機能を確認できる設計とする。

(50-6)

表 3.7-13　復水移送ポンプの試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を，試験及び目視により確認
	外観検査	ポンプ外観の確認

表 3.7-14　残留熱除去系熱交換器の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	漏えいの確認
停止中	機能・性能試験	漏えいの確認
	分解検査	熱交換器部品の表面状態を，試験及び目視により確認
	外観検査	熱交換器外観の確認

代替原子炉補機冷却系は，表 3.7-15 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に，各機器の機能・性能試験，分解検査及び外観検査並びに弁動作試験が可能な設計とする。

代替原子炉補機冷系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に車両としての運転状態の確認が可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中又は停止中の試験・検査として，熱交換器ユニットのうち，熱交換器はフレームを取り外すことでプレート式熱交換器の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。代替原子炉補機冷却水ポンプは，ケーシングカバーを取り外して，ポンプ部品（主軸，軸受，羽根車等）の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能である。大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，ケーシングを取り外すことでポンプ部品（主軸，軸受，羽根車等）の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。

運転性能の確認として，熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）流量，系統（ポンプ廻り）の振動，異音，異臭及び漏えいの確認を行うことが可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中又は停止中の試験・検査として，系統を構成する弁は，単体で動作確認可能な設計とする。

ホースの外観検査として，機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂，腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。

(50-6)

表 3.7-15　代替原子炉補機冷却系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	熱交換器及びポンプ部品の表面状態を，試験及び目視により確認 又は必要に応じて取替え
	外観検査	熱交換器，ポンプ及びホースの外観の確認
	車両検査	車両としての運転状態の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ） 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ） 適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替循環冷却系である復水移送ポンプは，本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備であることから，想定される重大事故等時において，通常時に使用する系統から速やかに切替え操作が可能なように，弁を中央制御室から遠隔操作が可能とする設計とするか，又は，弁を現場で速やかに操作できる配置上の考慮がなされた設計とする。残留熱除去系熱交換器は，本来の用途以外の用途には使用しない。

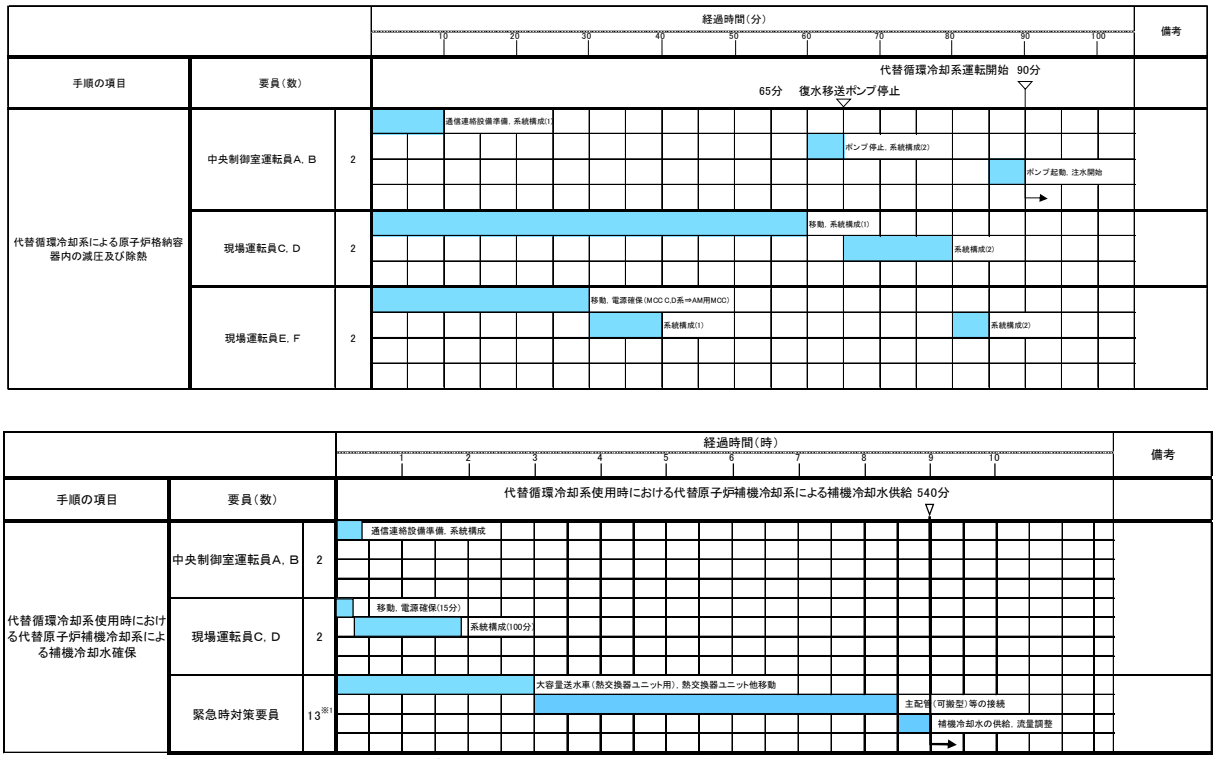
また，代替循環冷却系のバイパス流を防止するため，代替循環冷却系の主ラインからの分岐部については，主ラインから最も近い弁（第一止め弁）で閉止する運用とする。事故時の対応に支障を来たす等の理由から第一止め弁が閉止できないライン(非常用炉心冷却系ポンプ封水ライン等)についても，代替循環冷却系のバイパス流を防止するため，第一止め弁以降の弁で閉止されたバウンダリ構成とし，このバウンダリ範囲においては，適切な地震荷重との組合せを考慮した上でバウンダリ機能が喪失しない設計とする。

代替原子炉補機冷却系である熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，本来の用途以外の用途には使用しない。

なお，通常時に使用する系統である原子炉補機冷却系から重大事故等時に対処するために代替原子炉補機冷却系に系統を切り替える場合，切り替え操作としては，弁開閉操作（原子炉補機冷却系ポンプ吸込弁 2 弁を閉操作，熱交換器ユニットの接続ラインの 2 弁を開操作，残留熱除去系熱交換器冷却水出口弁を開操作），ホース敷設及び接続作業，熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の移動，設置，起動操作を行う。弁については中央制御室での操作スイッチによる操作とともに，現場での手動ハンドル操作も可能な設計とし，容易に操作可能とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の移動，設置，起動操作及び系統の切替えに必要な弁操作については，図 3.7-5 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えが可能である。

(50-5)



※1 炉心の著しい損傷が発生した場合において代替原子炉補機冷却系を設置する場合，作業時の被ばくによる影響を低減するため，緊急時対策要員を2班体制とし，交替して対応する。

図 3.7-5 代替循環冷却系のタイムチャート*

＊：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.7 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ） 適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替循環冷却系は重大事故等時に残留熱除去系と高圧炉心注水系を繋ぐことで系統を構成するが，通常時は，残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁及び残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁を常時閉とすることで，残留熱除去系と高圧炉心注水系に対して相互に悪影響を及ぼさない設計とする。また，代替循環冷却系は，通常時は残留熱除去系洗浄水弁(A)及び(B)を閉止することで隔離する系統構成としており，残留熱除去系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。他系統との隔離弁を表 3.7-16 に示す。

代替循環冷却系を用いる場合は，弁操作によって，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また，サプレッション・チェンバのプール水に含まれる放射性物質の系外放出を防止するため，代替循環冷却系は閉ループにて構成する設計とする。

代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットと大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，通常時は接続先の系統と分離して保管することで，他の設備に悪影響を及ぼさない運用とする。

また，原子炉補機冷却系と代替原子炉補機冷却系を同時に使用しない運用とすることで，相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替原子炉補機冷却系を用いる場合は，接続，弁操作等によって，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

熱交換器ユニットと大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，治具や輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

熱交換器ユニットと大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

（50-4，50-5，50-6）

表 3.7-16　他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
残留熱除去系 高圧炉心注水系	残留熱除去系高圧炉心注水系 第一止め弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	残留熱除去系高圧炉心注水系 第二止め弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
残留熱除去系	残留熱除去系洗浄水弁(A)	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	残留熱除去系洗浄水弁(B)	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ） 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ） 適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

代替循環冷却系及び代替原子炉補機冷却系の系統構成に必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.7-17 に示す。このうち，復水移送ポンプ，タービン建屋負荷遮断弁，原子炉建屋内に設置されている弁のうち残留熱除去系洗浄水弁(A)及び(B)，下部ドライウェル注水流量調節弁，下部ドライウェル注水ライン隔離弁（7 号炉のみ），常用冷却水供給側分離弁(B)，常用冷却水戻り側分離弁(B)については中央制御室から操作を可能とし，それ以外の原子炉建屋内に設置されている弁については放射線の影響を考慮し，原子炉建屋内の原子炉区域外に AM 用切替盤,AM 用操作盤を設置し,遠隔操作が可能な設計とする。その他，廃棄物処理建屋，タービン建屋，コントロール建屋で手動弁の操作が必要であるが，操作は代替循環冷却系起動前の状況のため，アクセス及び操作への放射線による大きな影響はない。

なお，屋外又はタービン建屋内にホースを敷設する場合は，放射線量を確認して，適切な放射線対策に基づき作業安全を確保した上で作業を実施する。

また，代替循環冷却系を運転すると，系統配管廻りが高線量になる可能性があり，操作に必要な機器に近づけないおそれがあるため，運転開始後に操作が必要な弁，ポンプについては遠隔操作可能な設計とする。

代替循環冷却系の運転開始後において系統の配管周辺が高線量になる範囲を最小限にするため，主ラインからの分岐部については，主ラインから最も近い弁（第一止め弁）で閉止する運用とする。事故時の対応に支障を来たす等の理由から第一止め弁が閉止できないライン（非常用炉心冷却系ポンプ封水ライン等）についても，高線量となる範囲が限定的となるよう，第一止め弁以降の弁で閉止されたバウンダリ構成とし，このバウンダリ範囲においては，適切な地震荷重との組合せを考慮した上でバウンダリ機能が喪失しない設計とする。

また，代替循環冷却系が機能喪失した場合に必要な操作及び監視，代替循環冷却系の運転と同時に必要な操作，代替循環冷却系運転時に必要な復旧作業（残留熱除去系の復旧作業）において，放射線によるアクセス性への影響を低減するため，高線量が想定される箇所については遮蔽体を配備する等の適切な放射線防護対策を行う。

なお，代替循環冷却系運転後長期における系統廻りの線量低減対策として，系統水を入れ替えるためにフラッシング可能な設計としている。具体的な操作としては，残留熱除去系ポンプのサプレッション・プール吸込弁を閉じ，復水補給水系からの洗浄水弁を開き，復水補給水系に可搬型代替注水ポンプ

（A-2 級）から外部水源を供給することにより，系統のフラッシングを実施する。

（50-4，50-8）

表 3.7-17　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
復水移送ポンプ(A)	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
復水移送ポンプ(B)	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
復水移送ポンプ(C)	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
残留熱除去系注入弁(A)	原子炉建屋地上 1 階	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
残留熱除去系洗浄水弁(A)	原子炉建屋地上 1 階	中央制御室
残留熱除去系洗浄水弁(B)	原子炉建屋地上 1 階	中央制御室
残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	原子炉建屋地上 1 階	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	原子炉建屋地上 1 階	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
タービン建屋負荷遮断弁	タービン建屋地下中 2 階 （6 号炉） 廃棄物処理建屋地下 3 階 (7 号炉)	中央制御室
残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
残留熱除去系最小流量バイパス弁(B)	原子炉建屋地下 2 階	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
残留熱除去系熱交換器出口弁(A)	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
残留熱除去系熱交換器出口弁(B)	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
残留熱除去系圧力抑制室プール水排水系第一止め弁(B)（6 号炉のみ)	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
サプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地上 3 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
下部ドライウェル注水流量調節弁	原子炉建屋地下 1 階 (6 号炉) 原子炉建屋地下 2 階 (7 号炉)	中央制御室
下部ドライウェル注水ライン隔離弁	原子炉建屋地下 1 階 (6 号炉) 原子炉建屋地下 2 階 (7 号炉)	原子炉建屋地上 3 階(原子炉建屋内の原子炉区域外)（6 号炉） 中央制御室（7 号炉）
復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁	廃棄物処理建屋地下 3 階	廃棄物処理建屋地下 3 階

（次頁へ続く）

機器名称	設置場所	操作場所
復水補給水系常／非常用連絡2次止め弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
復水移送ポンプ(A)ミニマムフロー逆止弁後弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
復水移送ポンプ(B)ミニマムフロー逆止弁後弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
復水移送ポンプ(C)ミニマムフロー逆止弁後弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	廃棄物処理建屋地下2階（6号炉） 廃棄物処理建屋地下3階（7号炉）	廃棄物処理建屋地下2階（6号炉） 廃棄物処理建屋地下3階（7号炉）
復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁	廃棄物処理建屋地下3階	廃棄物処理建屋地下3階
熱交換器ユニット	タービン建屋脇又はタービン建屋内	タービン建屋脇又はタービン建屋内
代替原子炉補機冷却水ポンプ	タービン建屋脇又はタービン建屋内	タービン建屋脇又はタービン建屋内
大容量送水車（熱交換器ユニット用）	タービン建屋脇	タービン建屋脇
熱交換器ユニット流量調整弁	熱交換器ユニット内	熱交換器ユニット内
代替冷却水供給第二止め弁(B)	タービン建屋地上1階	タービン建屋地上1階
代替冷却水戻り第二止め弁(B)	タービン建屋地上1階	タービン建屋地上1階
残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	原子炉建屋地下2階	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)
常用冷却水供給側分離弁(B)	原子炉建屋地下2階	中央制御室
常用冷却水戻り側分離弁(B)	原子炉建屋地下2階	中央制御室
原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁（7号炉のみ）	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
原子炉補機冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁（7号炉	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階

（次頁へ続く）

機器名称	設置場所	操作場所
のみ)		
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋地下2階	コントロール建屋地下2階
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋地下2階	コントロール建屋地下2階
ホース	屋外又はタービン建屋内	屋外又はタービン建屋内

3.7.2.2.3.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ） 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ） 適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

代替循環冷却系は，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するとともに，原子炉格納容器の除熱をする設計とする。

代替循環冷却系で使用する復水移送ポンプは，設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており，設計基準対象施設としての復水移送ポンプ 2 台におけるポンプ流量が，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するために必要な流量に対して十分であるため，設計基準対象施設と同仕様の設計とする。

代替循環冷却系の流量としては，炉心損傷後の原子炉格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち，「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において有効性が確認されている循環流量が 190 m^3/h（原子炉圧力容器への注入流量が 90 m^3/h，原子炉格納容器へのスプレイ流量が 100 m^3/h ）又は，「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において有効性が確認されている循環流量が 190 m^3/h（原子炉格納容器下部への注入流量が 50 m^3/h，原子炉格納容器へのスプレイ流量が 140 m^3/h）である。復水移送ポンプは 1 台あたり 95 m^3/h 以上の流量を確保可能なため，2 台使用する設計とする。

復水移送ポンプは，水源と移送先の圧力差，静水頭，機器圧損，配管及び弁類圧損を考慮し，復水移送ポンプ 2 台運転で循環流量 190m^3/h 達成可能な揚程で設計する。

代替循環冷却系で使用する残留熱除去系熱交換器は，設計基準事故対処設備の残留熱除去系と兼用しており，設計基準事故対処設備としての伝熱容量が，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

残留熱除去系熱交換器の容量は，重大事故等対処設備として使用する場合における熱交換量がサプレッション･チェンバのプール水温約 160℃の場合において約 17MW であるが，重大事故等対処設備として想定する条件での必要伝熱面積に対して，設計基準事故対処設備として想定する条件での必要伝熱面積が大きいことから，設計基準事故対処設備としての海水温度 30℃，サプレッション・チェンバのプール水温 52℃の場合の熱交換量約 8.1MW とする。

(50-7)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ） 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ） 適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替循環冷却系の復水移送ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ） 要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ） 適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替循環冷却系は重大事故緩和設備であり，代替する設計基準事故対処設備はないものと整理するが，原子炉格納容器の過圧破損防止の同一目的である格納容器圧力逃がし装置に対して，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，原理の異なる冷却及び原子炉格納容器の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。また，非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）に対して多様性を有する常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備（電源車）からの給電により駆動できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置し，代替循環冷却系の復水移送ポンプは廃棄物処理建屋内に，残留熱除去系熱交換器及びサプレッション・チェンバは原子炉建屋内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

復水移送ポンプは，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプと共通要因によって同時に機能が損なわれるおそれがないよう，位置的分散を図る設計とする。また，電源，冷却水を含むサポート系は独立性を有した設計としており，それぞれ異なる電源から供給することで多様性を有した設計とする。

代替原子炉補機冷却系の常設設備である熱交換器ユニット接続口から原子炉補機冷却系に繋がるまでの弁及び配管は，設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能が損なわれないよう，可搬型重大事故等設備として熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）を設置する。「(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七)」の適合性で示す。

(50-2，50-4，50-5)

3.7.2.2.3.3　設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 3 項一）

（ⅰ） 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

（ⅱ） 適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とする。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系熱交換器で発生した熱を除去するために必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する熱交換器ユニット 1 セット 1 式と大容量送水車（熱交換器ユニット用）1 セット 1 台を使用する。

熱交換器ユニットの容量は熱交換容量約 23MW として，大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量は流量 900m^3/h として設計し，代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」において事故発生 22.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合，又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において事故発生 20.5 時間後に代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合に，同時に代替原子炉補機冷却系を用いて燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果を確保可能な設計とする。

また，熱交換器ユニットの保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 4 式に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 セット（6 号及び 7 号炉共用）の合計 5 式を保管する。大容量送水車（熱交換器ユニット用)の保有数は,6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 4 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 式（6 号及び 7 号炉共用）の合計 5 台を保管する。

(50-7)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項二）

（ⅰ）要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては，当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ，かつ，二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう，接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ） 適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットを接続するためのホースは，タービン建屋側の接続口と口径を統一しかつフランジ接続とすることで，常設設備と確実に接続ができる設計とする。また，6号及び7号炉が相互に使用することができるよう，それぞれの熱交換器ユニット及びホースは，6号及び7号炉に接続可能な設計とする。

また，代替原子炉補機冷却系の大容量送水車（熱交換器ユニット用）を接続するためのホースは，熱交換器ユニットの接続口と口径を統一しかつ簡便な接続方式である結合金具による接続とすることで，確実に接続ができる設計とする。

(50-8)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

（ⅰ） 要求事項

常設設備と接続するものにあっては，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

（ⅱ） 適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットの接続箇所である接続口は，重大事故等時の環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため，接続口を格納容器圧力逃し装置のフィルタ装置及びよう素フィルタとの離隔を考慮し，6号炉についてはタービン建屋西側から建屋外と建屋内に接続できる箇所を1個ずつ計2個設け，7号炉についてはタービン建屋南側及び西側から接続できる箇所を1個ずつ計2個設けることで，互いに異なる複数の場所に接続口を設ける設計とする。なお，代替循環冷却系は残留熱除去系B系の熱交換器を使用するため，残留熱除去系A系側の接続口（熱交換器ユニットとの接続口）については使用しない。

(50-8)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置そ

の他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ） 適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，格納容器ベントを実施していない状況で屋外に設置する設備であり，想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても，線源からの離隔距離をとることにより，これら設備の設置及び常設設備との接続が可能とする。また，現場での接続作業に当たって，簡便な結合金具による接続方式及びフランジ接続方式により，確実に速やかに接続が可能な設計とする。

(50-8)

(5)　保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

（ⅰ） 要求事項

地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

（ⅱ） 適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，原子炉補機冷却水ポンプ，格納容器圧力逃がし装置と位置的分散を図り，発電所敷地内の高台にある荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所の複数箇所に分散して保管する。

(50-4，50-9)

(6)　アクセスルートの確保（許可基準規則第 43 条第 3 項六）

（ⅰ） 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ） 適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，通常時は高台に保管しており，想定される重大事故等が発生した場合においても，可搬型重大事故等対処設備の運搬，移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。（『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照）

（50-10）

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

（ⅰ） 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故等に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ） 適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替循環冷却系で使用する代替原子炉補機冷却系は，設置許可基準規則第 50 条においては重大事故緩和設備であるが，熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故等に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系及び原子炉格納容器の過圧破損防止の同一目的である格納容器圧力逃がし装置と表 3.7-18 で示すとおり多様性，位置的分散を図る。また，最終ヒートシンクについても，原子炉補機冷却系及び代替原子炉補機冷却系が海であることに対し，格納容器圧力逃がし装置は大気とし，多様性を有する設計とする。

（50-2，50-4，50-5，50-8，50-9）

表 3.7-18　代替原子炉補機冷却系の多様性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備		
	原子炉補機冷却系	格納容器圧力逃がし装置	代替原子炉補機冷却系	
ポンプ（淡水）	原子炉補機冷却水ポンプ ＜タービン建屋＞	—	熱交換器ユニット （代替原子炉補機冷却水ポンプ） ＜屋外＞	
ポンプ（海水）	原子炉補機冷却海水ポンプ ＜タービン建屋＞	—	大容量送水車（熱交換器ユニット用） ＜屋外＞	
熱交換器	原子炉補機冷却水系熱交換器 ＜タービン建屋＞	—	熱交換器ユニット （熱交換器） ＜屋外＞	
最終ヒートシンク	海	大気	海	
駆動電源	非常用交流電源設備 （非常用ディーゼル発電機） ＜原子炉建屋＞	不要	不要 （大容量送水車（熱交換器ユニット用）） ＜屋外＞	可搬型代替交流電源設備 （電源車） （熱交換器ユニット（代替原子炉補機冷却水ポンプ）） ＜屋外＞

＜＞内は設置場所を示す。

3.7.3　その他設備

3.7.3.1　格納容器 pH 制御設備

3.7.3.1.1　設備概要

格納容器圧力逃がし装置を使用する際，原子炉格納容器内が酸性化することを防止し，サプレッション・チェンバのプール水中によう素をよう化物イオンとして保持することでよう素の放出量を低減するために，格納容器 pH 制御設備を設ける。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

炉心の著しい損傷が発生した場合，溶融炉心に含まれるよう素がサプレッション・チェンバのプール水へ流入し溶解する。また，原子炉格納容器内のケーブル被覆材には塩素等が含まれており，重大事故等時にケーブルの放射線分解と熱分解により塩酸等の酸性物質が大量に発生するため，サプレッション・チェンバのプール水が酸性化する可能性がある。サプレッション・チェンバのプール水が酸性化すると，水中に溶解しているよう化物イオンが無機よう素となりサプレッション・チェンバの気相部へ放出され，また，無機よう素とサプレッション・チェンバ内の塗装等の有機物が反応し，有機よう素が生成[*1]されるという知見がある。そこで，サプレッション・チェンバのプール水をアルカリ性に保つため，pH 制御として水酸化ナトリウムをサプレッション・チェンバに注入する。よう素の溶解量と pH の関係については，米国の論文[*2]にまとめられており，サプレッション・チェンバのプール水をアルカリ性に保つことで，気相部へのよう素の移行を低減することが期待できる。

本系統は，復水移送ポンプの吸込配管に水酸化ナトリウムを注入させ，ドライウェルスプレイの配管，サプレッション・チェンバスプレイの配管，格納容器下部注水系の配管から原子炉格納容器内に薬液を注入する構成とする。

本系統は，廃棄物処理建屋に設置している薬液タンク隔離弁（2 弁）を中央制御室からの遠隔操作，又は現場での操作により開操作することで，復水移送ポンプの吸込配管に薬液を混入させる。

＊1：「シビアアクシデント時の格納容器内の現実的ソースターム評価」（日本原子力学会）によると，無機よう素ならびに有機よう素が生成されるメカニズムは，以下の通りと考えられている。

【無機よう素反応】　$I^- + \cdot OH \rightarrow \cdot I + OH^-$

$2 \cdot I \rightarrow I_2$

【有機よう素反応】　$ORG + \cdot OH \rightarrow\rightarrow 6 \cdot ORG$

$\cdot ORG + I_2 \rightarrow HVRI/LVRI + \cdot I$

ORG　：原子炉格納容器内の有機物
・　：ラジカル
HVRI　：高揮発性有機よう素
LVRI　：低揮発性有機よう素

＊2：米国原子力規制委員会による研究（NUREG-1465）や，米国 Oak Ridge National Laboratory による論文（NUREG/CR-5950）によると，pH が酸性側になると，水中に溶解していたよう素が気体となって気相部に移行するとの研究結果が示されている。NUREG-1465 では，原子炉格納容器内に放出されるよう素の化学形態と，よう素を水中に保持するための pH 制御の必要性が整理されている。また，NUREG/CR-5950 では，酸性物質の発生量と pH が

酸性側に変化していく経過を踏まえて，pH 制御の効果を達成するための考え方が整理されている。これらの論文での評価内容を参照し，6 号及び 7 号炉の状況を踏まえ，サプレッション・チェンバへのアルカリ薬液の注入時間及び注入量を算定している。

3.7.3.1.2　他設備への悪影響について

格納容器 pH 制御設備を使用することで，アルカリ薬液である水酸化ナトリウムを原子炉格納容器へ注入する。この際，悪影響として懸念されるのは，

・アルカリとの反応で原子炉格納容器が腐食することによる，原子炉格納容器バウンダリのシール性への影響

・アルカリとの反応で水素ガスが発生することによる原子炉格納容器の圧力上昇，及び水素燃焼

である。このうち，原子炉格納容器の腐食については，pH 制御したサプレッション・チェンバのプール水の水酸化ナトリウムは低濃度であり，原子炉格納容器バウンダリを主に構成しているステンレス鋼や炭素鋼の腐食領域ではないため悪影響はない。同様に，原子炉格納容器のシール材についても耐アルカリ性を確認した改良 EPDM を使用することから，原子炉格納容器バウンダリのシール性に対する悪影響はない。

また，水素ガスの発生については，原子炉格納容器内では配管の保温材やグレーチングに両性金属であるアルミニウムや亜鉛を使用しており，水酸化ナトリウムと反応することで水素ガスが発生する。しかしながら，原子炉格納容器内のアルミニウムと亜鉛が全量反応し水素ガスが発生すると仮定しても，ジルコニウム－水反応で発生する水素量に比べて十分少ないため，原子炉格納容器の異常な圧力上昇は生じない。さらに，原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており，本反応では酸素ガスの発生がないことから，水素ガスの燃焼も発生しない。

(50-11)

3.7.3.2　可搬型格納容器窒素供給設備

3.7.3.2.1　設備概要

原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するために可搬型格納容器窒素供給設備を設ける。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。また，本設備は事故後８日目以降に使用するものである。

重大事故等時に放射線分解により可燃性ガスが発生した場合，発電用原子炉運転中は常時原子炉格納容器内を窒素ガスで置換しているため，事故発生直後に可燃性ガス濃度が可燃限界に至ることはないが，事故後８日目以降は，可燃性ガス濃度が可燃限界に至る可能性がある。また，崩壊熱の減少により原子炉格納容器内の水蒸気発生量が減少することにより原子炉格納容器内が負圧に至る可能性がある。そのため，可燃性ガス濃度を可燃限界以下に抑制し，原子炉格納容器の負圧破損を防止するため，可搬型格納容器窒素供給設備による窒素供給を行う。

本系統は，可燃性ガス濃度制御系配管に接続治具を用いてホースを接続し，可搬型大容量窒素供給装置を現場にて操作することで，発生した窒素ガスをドライウェル及びサプレッション・チェンバに供給可能な設計とする。

(50-11)

3.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備【51 条】

【設置許可基準規則】

（原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備）

第五十一条　発電用原子炉施設には，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，溶融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）

1　第 51 条に規定する「溶融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお，原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は，溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。

a）原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

ⅰ）原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は，接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）

ⅱ）原子炉格納容器下部注水設備は，多重性又は多様性及び独立性を有し，位置的分散を図ること。（ただし，建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）

b）これらの設備は，交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

3.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

3.8.1　設置許可基準規則第 51 条への適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，溶融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備として，格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）を設ける。

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで，溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し，溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために必要な重大事故等対処設備として，格納容器下部注水系（常設），格納容器下部注水系（可搬型）及びコリウムシールドを設ける。

(1) 格納容器下部注水系（常設）の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a）ⅰ），ⅱ））

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，溶融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するため，常設重大事故等対処設備として格納容器下部注水系（常設）を使用する。

格納容器下部注水系（常設）は，廃棄物処理建屋に配置された復水移送ポンプを用い，格納容器下部注水系（可搬型）とは異なる復水貯蔵槽を水源として原子炉格納容器下部へ注水できる設計とする。

また，溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに，落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

なお，炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し，溶融炉心が原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部へと落下する場合に，ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプへの溶融炉心の流入を抑制するための設備として，コリウムシールドを設ける。

(2) 格納容器下部注水系（可搬型）の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a）ⅰ），ⅱ））

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，溶融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するため，常設重大事故等対処設備として格納容器下部注水系（可搬型）を使用する。

格納容器下部注水系（可搬型）は，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用い，格納容器下部注水系（常設）とは異なる代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）又は海を水源として，原子炉格納容器下部へ注水できる設計とする。

また，溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに，落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

なお，炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し，溶融炉心が原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部へと落下する場合に，ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプへの溶融炉心の流入を抑制するための設備として，コリウムシールドを設ける。

(3) 格納容器下部注水系の多様性及び独立性，位置的分散の確保（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a）ⅰ），ⅱ））

上記(1)及び(2)の重大事故等対処設備である格納容器下部注水系（常設）と格納容器下部注水系（可搬型）は，異なるポンプ（復水移送ポンプと可搬型代替注

水ポンプ（A-2 級)），異なる駆動源（常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備とディーゼルエンジン)，異なる水源（復水貯蔵槽と代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）又は海）を用いることで多様性及び独立性を有する設計とする。

また，廃棄物処理建屋内に設置されている復水移送ポンプに対して，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)は屋外に設置することで位置的分散を図った設計とする。

なお，多重性又は多様性及び独立性，位置的分散については，3.8.2.1.3 項に詳細を示す。

(4) 格納容器下部注水系の電源対策（設置許可基準規則解釈の第 1 項 b)）

格納容器下部注水系（常設）に用いる復水移送ポンプは，常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備（電源車）から，代替所内電気設備である緊急用高圧母線，AM 用動力変圧器及び AM 用 MCC を介して給電が可能な設計とする。

なお，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，溶融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するための自主対策設備として，以下を整備する。

(5) 消火系による原子炉格納容器下部への注水

消火系による原子炉格納容器下部への注水手段については，ディーゼル駆動消火ポンプ等を用い，ろ過水タンクを水源として，消火系及び復水補給水系を通じて原子炉格納容器下部への注水を行う手順を整備する。

また，技術的能力審査基準への適合のため，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止するための設備として，以下を整備する。

(6) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止するために，重大事故等対処設備として高圧代替注水系を使用し，原子炉圧力容器への注水を実施する。なお，この場合は，ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

（高圧代替注水系については「3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第45条に対する設計方針を示す章)」で示す。）

(7) 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止するために，重大事故等対処設備として低圧代替注水系（常設）を使用し，原子炉圧力容器への注水を実施する。なお，この場合は，ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

（低圧代替注水系（常設）については「3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧

時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第47条に対する設計方針を示す章)」で示す。）

(8) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止するために，重大事故等対処設備として低圧代替注水系（可搬型）を使用し，原子炉圧力容器への注水を実施する。なお，この場合は，ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

（低圧代替注水系（可搬型）については「3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第47条に対する設計方針を示す章)」で示す。）

(9) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

炉心の著しい損傷が発生した場合において，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止するために，重大事故等対処設備としてほう酸水注入系を使用し，低圧代替注水系（常設)，低圧代替注水系（可搬型）及び高圧代替注水系のいずれかによる原子炉圧力容器への注水と並行して実施する。

（ほう酸水注入系については「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（設置許可基準規則第44条に対する設計方針を示す章)」電源設備については，「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。）

なお，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止するための自主対策設備として，以下を整備する。

(10) 制御棒駆動水系による原子炉圧力容器への注水

原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水機能が喪失した場合，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止するために，原子炉補機冷却系により冷却水を確保し，復水貯蔵槽を水源として制御棒駆動水系ポンプを用いて原子炉圧力容器への注水を実施する。なお，この場合は，ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

（制御棒駆動系については「3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第45条に対する設計方針を示す章)」で示す。）

(11) 高圧炉心注水系緊急注水の整備

全交流動力電源喪失時，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系が機能喪失した場合，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止するために，常設代替交流電源設備により高圧炉心注水系の電源を復旧し，高圧炉心注水系ポンプを無冷却水の状態で短時間起動し，原子炉圧力容器へ注水を実施する。なお，この場合は，ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

（高圧炉心注水系については「3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第45条に対する設計方針を示す章)」で示す。）

(12) 消火系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止するために，消火系のディーゼル駆動消火ポンプで原子炉圧力容器への注水を実施する。なお，この場合は，ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

また，代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の淡水が枯渇した場合の海水の利用手段として，以下を整備する。

(13) 格納容器下部注水系の海水の利用

格納容器下部注水系（常設）の水源である復水貯蔵槽並びに格納容器下部注水系（可搬型）の水源である代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の淡水が枯渇した場合において，防潮堤の内側に設置している海水取水箇所（取水路）より，大容量送水車（海水取水用）を用いて復水貯蔵槽への供給及び格納容器下部注水系（可搬型）で用いる防火水槽への供給又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級)に海水を直接供給を行う設計とする。なお,海の利用については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.8.2　重大事故等対処設備

3.8.2.1　格納容器下部注水系（常設）

3.8.2.1.1　設備概要

格納容器下部注水系（常設）は，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，溶融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却することを目的として使用する。

本系統は，復水移送ポンプ，電源設備（常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備,代替所内電気設備），計測制御装置，水源である復水貯蔵槽，流路である復水補給水系及び高圧炉心注水系の配管及び弁，並びに注水先である原子炉格納容器から構成される。

なお，炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し，溶融炉心が原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部へと落下する場合に，ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプへの溶融炉心の流入を抑制する設計とする。更に格納容器下部注水系（常設）を使用することにより，サンプ底面のコンクリートの侵食を抑制し，溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために，原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。

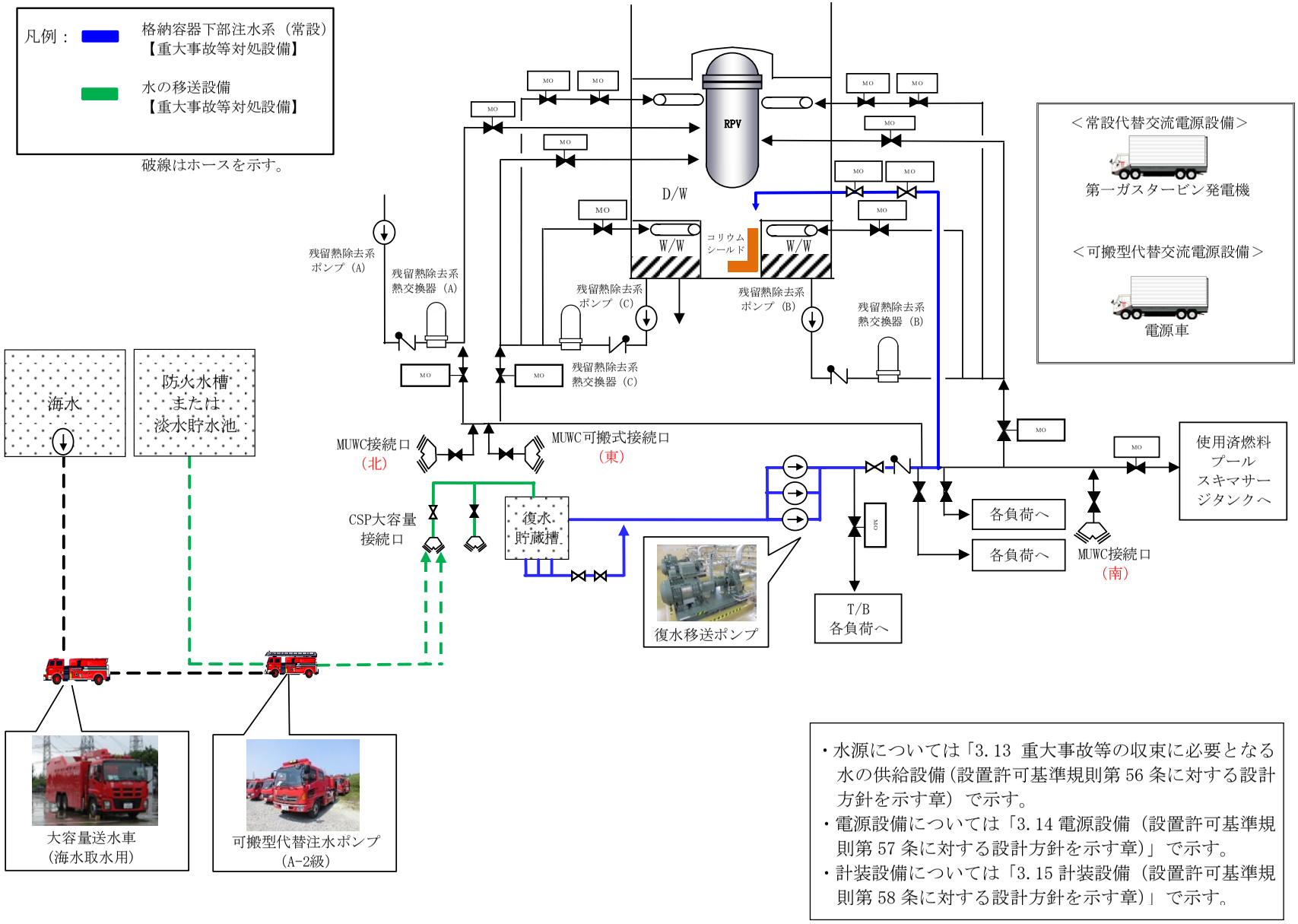
本系統全体の概要図を図 3.8-1 に，本系統に属する重大事故等対処設備を表 3.8-1 に示す。

本系統は，復水移送ポンプ 3 台のうち 1 台により，復水貯蔵槽の水を復水補給水系配管等を経由して原子炉格納容器の下部へ注水することで落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

復水移送ポンプの電源について，復水移送ポンプ(B)及び(C)は，常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から，代替所内電気設備である AM 用動力変圧器及び AM 用 MCC を介して給電が可能な設計とする。復水移送ポンプ(A)は，通常時は非常用所内電気設備である非常用 MCC C 系から給電しているが，重大事故等時に復水移送ポンプ(A)の動力ケーブルの接続操作を行うことにより，代替所内電気設備である AM 用 MCC から給電が可能な設計とする。

本系統の操作に当たっては，中央制御室及び現場での弁操作（AM 用切替盤の切替え操作を含む）により系統構成を行った後，中央制御室の操作スイッチにより復水移送ポンプを起動し運転を行う。

水源である復水貯蔵槽は，枯渇しそうな場合においても，代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の淡水を，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いて，廃棄物処理建屋外壁に設置した外部接続口から復水貯蔵槽へ供給できる設計とする。



・水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）で示す。
・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
・計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

図 3.8-1　格納容器下部注水系（常設）系統概要図

表 3.8-1　格納容器下部注水系（常設）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	復水移送ポンプ【常設】 コリウムシールド【常設】
附属設備	－
水源※1	復水貯蔵槽【常設】
流路	復水補給水系　配管・弁【常設】 高圧炉心注水系　配管・弁【常設】
注水先	原子炉格納容器【常設】
電源設備※2	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM 用動力変圧器【常設】 AM 用 MCC【常設】 AM 用切替盤【常設】 AM 用操作盤【常設】 非常用高圧母線 C 系【常設】 非常用高圧母線 D 系【常設】
計装設備※3	復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）【常設】 復水移送ポンプ吐出圧力【常設】 格納容器下部水位【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】

※1：水源については「3.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

※2：単線結線図を補足説明資料 51-2 に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.8.2.1.2　　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1)復水移送ポンプ

種類	: うず巻形
容量	: 125m^3/h/台
全揚程	: 85m
最高使用圧力	: 1.37MPa[gage]
最高使用温度	: 66℃
個数	: 1（予備 2）
取付箇所	: 廃棄物処理建屋地下 3 階
原動機出力	: 55kW

(2) コリウムシールド

材質	: ジルコニア
高さ	: 6 号炉　約 0.85m
	7 号炉　約 0.65m
厚さ	: 約 0.13m
個数	: 1
取付箇所	: 原子炉格納容器下部

なお，水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」，電源設備については，「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」，計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.8.2.1.3　格納容器下部注水系（常設）の多重性又は多様性及び独立性，位置的分散の確保

格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）は，共通要因によって同時に機能が損なわれるおそれがないよう，表 3.8-2 に示すとおり，多様性及び位置的分散を図った設計とする。

ポンプについては，廃棄物処理建屋に設置された格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプに対し，格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)は廃棄物処理建屋から離れた屋外に分散して保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。

水源については，格納容器下部注水系（常設）は復水貯蔵槽，格納容器下部注水系（可搬型）は代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）とすることで，異なる水源を使用する設計とする。

駆動電源については，格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備(電源車)からの給電による電動機駆動とし，格納容器下部注水系（可搬型)の可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)をディーゼルエンジンによる駆動とすることで，多様性を有する設計とする。

なお，下部ドライウェル注水流量調節弁と下部ドライウェル注水ライン隔離弁については，多重性及び位置的分散を図った非常用所内電気設備又は代替所内電気設備を経由し常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備(電源車)から給電が可能な設計としている。

格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備(電源車)からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）の独立性については，表 3.8-3 に示すとおり，地震，津波，火災及び溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

表 3.8-2　格納容器下部注水系の多様性及び位置的分散

<table>
<tr><th>項目</th><th colspan="2">格納容器下部注水系
（常設）</th><th>格納容器下部注水系
（可搬型）</th></tr>
<tr><td rowspan="2">ポンプ</td><td colspan="2">復水移送ポンプ</td><td>可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)</td></tr>
<tr><td colspan="2">廃棄物処理建屋
地下 3 階</td><td>屋外</td></tr>
<tr><td rowspan="2">水源</td><td colspan="2">復水貯蔵槽</td><td>代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）</td></tr>
<tr><td colspan="2">廃棄物処理建屋
地下 2 階</td><td>屋外</td></tr>
<tr><td>駆動用空気</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td>潤滑方式</td><td colspan="2">油浴方式</td><td>油浴方式</td></tr>
<tr><td>冷却水</td><td colspan="2">不要（自滑水）</td><td>不要</td></tr>
<tr><td rowspan="2">駆動電源</td><td>常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）</td><td>可搬型代替交流電源設備（電源車）</td><td rowspan="2">―</td></tr>
<tr><td>7 号炉タービン建屋南側の屋外</td><td>荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所</td></tr>
</table>

表 3.8-3　格納容器下部注水系の独立性

<table>
<tr><th colspan="2">項目</th><th>格納容器下部注水系
（常設）</th><th>格納容器下部注水系
（可搬型）</th></tr>
<tr><td rowspan="4">共通要因故障</td><td>地震</td><td colspan="2">格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）を構成する機器類は基準地震動 Ss に対し機能を維持できる設計とすることで，地震が共通要因となり故障することのない設計とする。</td></tr>
<tr><td>津波</td><td colspan="2">格納容器下部注水系（常設）を設置する 6 号及び 7 号炉の廃棄物処理建屋と，格納容器下部注水系（可搬型）を設置，保管する荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所は，共に基準津波が到達しないことから，津波が共通要因となり故障することのない設計とする。</td></tr>
<tr><td>火災</td><td colspan="2">格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）を構成する機器類は，火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7　重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。</td></tr>
<tr><td>溢水</td><td colspan="2">格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）を構成する機器類は，溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8　重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。</td></tr>
</table>

3.8.2.1.4　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.8.2.1.4.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプは，廃棄物処理建屋内に設置している設備であることから，想定される重大事故等時における，廃棄物処理建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.8-4 に示す設計とする。

なお，コリウムシールドは，格納容器下部に設置している設備であることから，想定される重大事故等時における，格納容器下部の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができる設計とする。

復水移送ポンプの操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室の操作スイッチから可能な設計とする。

(51-3, 51-4)

表 3.8-4　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	廃棄物処理建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない）。なお，原子炉格納容器下部への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	廃棄物処理建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器下部注水系（常設）を運転する場合は，復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施し，復水移送ポンプを起動する。その後，格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水の系統構成として，下部ドライウェル注水流量調節弁と下部ドライウェル注水ライン隔離弁の開操作を実施し，注水を行う。また，復水移送ポンプの水源確保として復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁と復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁の開操作を実施する。格納容器下部注水系（常設）の操作に必要なポンプ及び操作に必要な弁を表 3.8-5 に示す。

このうちタービン建屋負荷遮断弁，下部ドライウェル注水流量調節弁と下部ドライウェル注水ライン隔離弁（7 号炉のみ）については，中央制御室の格納容器補助盤からの遠隔操作で弁を開閉することが可能な設計とする。6 号炉の下部ドライウェル注水ライン隔離弁については，原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）に設置している AM 用切替盤より，配線用しゃ断器の「入」「切」操作にて電源を切り替えた後，近傍に設置している AM 用操作盤のスイッチ操作により，遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする。復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁，復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁については，廃棄物処理建屋地下 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）に設置されており，設置場所での手動操作で開閉することが可能な設計とする。

また，復水移送ポンプについては，中央制御室にある復水移送ポンプの操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。

中央制御室の操作スイッチ，原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）の AM 用操作盤の操作スイッチ（6 号炉のみ）及び廃棄物処理建屋地下 3 階の弁を操作するにあたり，運転員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

(51-3,51-4)

表 3.8-5　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
復水移送ポンプ（A）	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
復水移送ポンプ（B）	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
復水移送ポンプ（C）	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
下部ドライウェル注水流量調節弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
下部ドライウェル注水ライン隔離弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）（6 号炉） 中央制御室（7 号炉）	スイッチ操作
タービン建屋負荷遮断弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁	弁閉→弁開	廃棄物処理建屋地下 3 階	手動操作
復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁	弁閉→弁開	廃棄物処理建屋地下 3 階	手動操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器下部注水系（常設）は，表 3.8-6 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び弁動作試験を，また，停止中に分解検査，外観検査が可能な設計とする。

格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプは，発電用原子炉の停止中にケーシングカバーを取り外して，ポンプ部品（主軸，軸受，羽根車等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。

また，発電用原子炉の運転中又は停止中に，復水貯蔵槽を水源とし，復水移送ポンプを起動させサプレッション・チェンバへ送水する試験を行うテストラインを設けることで，格納容器下部注水系（常設）の機能，性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。なお，このテストラインに含まれない下部ドライウェル注水流量調節弁と下部ドライウェル注水ライン隔離弁については，開閉動作を確認可能な構成とすることで弁動作試験が確認可能な設計とする。

表 3.8-6　格納容器下部注水系（常設）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を，試験及び目視により確認
	外観検査	ポンプ外観の確認

運転性能の確認として，復水移送ポンプの吐出圧力，系統（ポンプ廻り）の振動，異音，異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。

復水移送ポンプを構成する部品の表面状態の確認として，浸透探傷試験により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことの確認が可能な設計とする。

復水移送ポンプの外観検査として，傷や漏えい跡の確認が可能な設計とする。

なお，コリウムシールドは表 3.8-7 に示すように発電用原子炉停止中に外観検査が可能な設計とする。

表 3.8-7　コリウムシールドの試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	外観検査	コリウムシールド外観の確認

コリウムシールドの外観検査として，著しい損傷の有無の確認が可能な設計とする。

(51-5)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器下部注水系（常設）は，復水移送ポンプを通常時に使用する系統である復水補給水系から重大事故等に対処するために系統構成を切り替えて使用する。切替え操作としては，復水補給水系のバイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を行い，復水移送ポンプの起動操作を実施し，格納容器下部へ注水するために下部ドライウェル注水流量調節弁と下部ドライウェル注水ライン隔離弁の開操作を行う。

なお，復水貯蔵槽から復水移送ポンプに移送するライン（復水移送ポンプ吸込ライン）は，復水貯蔵槽の中部（常用ライン），下部（非常用ライン）の 2 通りがある。通常運転時は中部（常用ライン）を使用しているため，長期運転を見込み，復水貯蔵槽を水源として確保するため，復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁，復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁の開操作を行い，復水移送ポンプ吸込ラインを下部（非常用ライン）に切り替える。ただし，復水移送ポンプ起動当初は復水貯蔵槽水位は確保されているため，本切替え操作は格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部への注水が開始された後に実施することとする。

また，格納容器下部注水のバイパス流を防止するため，格納容器下部注水系（常設）の主流路からの分岐部については，主流路から最も近い弁（第一止め弁）で閉止する運用とする。事故時の対応に支障を来たす等の理由から第一止め弁が閉止できないライン（非常用炉心冷却系ポンプ封水ライン等）についても，格納容器下部注水のバイパス流を防止するため，第一止め弁以降の弁で閉止されたバウンダリ構成とし，このバウンダリ範囲においては，適切な地震荷重との組合せを考慮した上でバウンダリ機能が喪失しない設計とする。

格納容器下部注水系（常設）である復水移送ポンプの起動及び系統の切替えに必要な弁については，中央制御室及び原子炉建屋 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）に設置している AM 用切替盤から遠隔操作する設計とすることで，図 3.8-2 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

系統の切替えに必要な弁のうちタービン建屋負荷遮断弁，下部ドライウェル注水流量調節弁と下部ドライウェル注水ライン隔離弁（7 号炉のみ）については，中央制御室から遠隔で弁を開閉することが可能である。

系統の切替えに必要な弁のうち，下部ドライウェル注水ライン隔離弁（6 号炉のみ）については，原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）に設置している AM 用切替盤より，配線用しゃ断器の「入」「切」操作にて電源を切り替えた後，近傍に設置している AM 用操作盤のスイッチ操作により，遠隔で弁を開閉することが可能である。

また，復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁，復水補給水系常／非常用連

絡 2 次止め弁は，手動弁として廃棄物処理建屋地下 3 階に設置されており，現場の手動操作で開操作を行う。この操作は，長期運転を見込み，復水貯蔵槽を水源として確保するために実施する操作であり，格納容器下部への注水開始後に実施することとし，図 3.8-2 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え可能である。

(51-4，51-10)

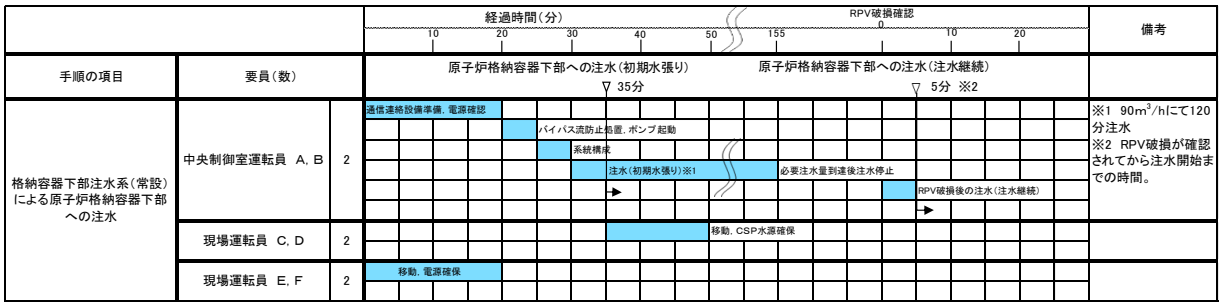


図 3.8-2　格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水　タイムチャート*

*：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1．8 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

格納容器下部注水系（常設）は，通常時は下部ドライウェル注水流量調節弁と下部ドライウェル注水ライン隔離弁を閉止することで隔離する系統構成としており，原子炉格納容器に対して悪影響を及ぼさない設計とする。また，格納容器下部注水系（常設）を用いる場合は，弁操作等によって，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。隔離弁については表 3.8-8 に示す。

格納容器下部注水系（常設）は，代替格納容器スプレイ系（常設）と同時に使用する可能性があるため，各々の必要流量が確保可能な設計とする。各々の必要流量とは，原子炉格納容器下部への注水を行う場合において，原子炉圧力容器の破損前は格納容器下部注水系（常設）90m^3/h，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）70m^3/h であり，原子炉圧力容器の破損後は，格納容器下部注水系（常設）は崩壊熱相当の注水量（最大 50m^3/h），代替格納容器スプレイ冷却系（常設）130m^3/h であり，これらの必要流量を確保可能な設計とする。

なお，コリウムシールドは，コリウムシールド下部に漏えい検出用のスリットを設ける設計とすることで，原子炉格納容器下部に設置されているドライウェル高電導度廃液サンプの漏えい検出機能に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

(51-3，51-4，51-10)

表 3.8-8　他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
原子炉格納容器	下部ドライウェル注水流量調節弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	下部ドライウェル注水ライン隔離弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

格納容器下部注水系（常設）の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.8-9 に示す。このうち，中央制御室で操作する復水移送ポンプ，下部ドライウェル注水流量調節弁と下部ドライウェル注水ライン隔離弁（7 号炉のみ），タービン建屋負荷遮断弁は，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。原子炉建屋地上 3 階で操作する下部ドライウェル注水ライン隔離弁（6 号炉のみ）は，原子炉建屋内の原子炉区域外に AM 用切替盤，AM 用操作盤が設置されており，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁，復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁は，廃棄物処理建屋地下 3 階での操作となり，原子炉建屋外であるため，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少なく操作が可能である。これらの操作が可能な配置設計とする。

(51-3)

表 3.8-9　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
復水移送ポンプ(A)	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
復水移送ポンプ(B)	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
復水移送ポンプ(C)	廃棄物処理建屋地下 3 階	中央制御室
下部ドライウェル注水流量調節弁	原子炉建屋地下 1 階(6 号炉) 原子炉建屋地下 2 階(7 号炉)	中央制御室
下部ドライウェル注水ライン隔離弁	原子炉建屋地下 1 階(6 号炉) 原子炉建屋地下 2 階(7 号炉)	原子炉建屋地上 3 階(原子炉建屋内の原子炉区域外)(6 号炉) 中央制御室 (7 号炉)
タービン建屋負荷遮断弁	タービン建屋地下中 2 階(6 号炉) 廃棄物処理建屋地下 3 階(7 号炉)	中央制御室
復水補給水系常／非常用連絡 1 次止め弁	廃棄物処理建屋地下 3 階	廃棄物処理建屋地下 3 階
復水補給水系常／非常用連絡 2 次止め弁	廃棄物処理建屋地下 3 階	廃棄物処理建屋地下 3 階

3.8.2.1.4.2　　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプは，設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており，設計基準対象施設としてのポンプ流量が，想定される重大事故等時において，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な注水流量に対して十分であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計する。

注水流量としては，格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注水流量が約 2 時間で 180m^3 であることから，90m^3/h で注水可能な設計とする。

原子炉格納容器下部に注水する場合の復水移送ポンプは，原子炉格納容器下部に注水する場合の水源（復水貯蔵槽）と注水先（原子炉格納容器）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管及び弁類の圧損を考慮し，復水移送ポンプ 1 台運転で注水流量 90m^3/h 達成可能な揚程で設計する。

コリウムシールドは，原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心が，ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプへ流入することを抑制するために必要な厚さ及び高さを有する設計とする。

(51-6，51-10)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプ及びコリウムシールドは，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

格納容器下部注水系（常設）は常設重大事故緩和設備であり，可搬型重大事故緩和設備の格納容器下部注水系（可搬型）に対し，多重性又は多様性及び独立性，位置的分散を図る設計としている。これらの詳細については，3.8.2.1.3 の項に記載のとおりである。

(51-2，51-3，51-4)

3.8.2.2　格納容器下部注水系（可搬型）

3.8.2.2.1　設備概要

格納容器下部注水系（可搬型）は，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，溶融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却することを目的として使用する。

本系統は，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)，電源設備（常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備），水源である代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽)，燃料補給設備である軽油タンク，タンクローリ（4kL)，流路である復水補給水系の配管及び弁，ホース，並びに注水先である原子炉格納容器から構成される。

なお，炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し，溶融炉心が原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部へと落下する場合に，ドライウェル高電導度廃液サンプ及びドライウェル低電導度廃液サンプへの溶融炉心の流入を抑制する設計とする。更に格納容器下部注水系（可搬型）を使用することにより，サンプ底面のコンクリートの侵食を抑制し，溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために，原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。コリウムシールドの設置許可基準規則第 43 条への適合状況については 3.8.2.1.4 の項で示す。

本系統全体の概要図を図 3.8-3 に,本系統に属する重大事故等対処設備を表 3.8-10 に示す。

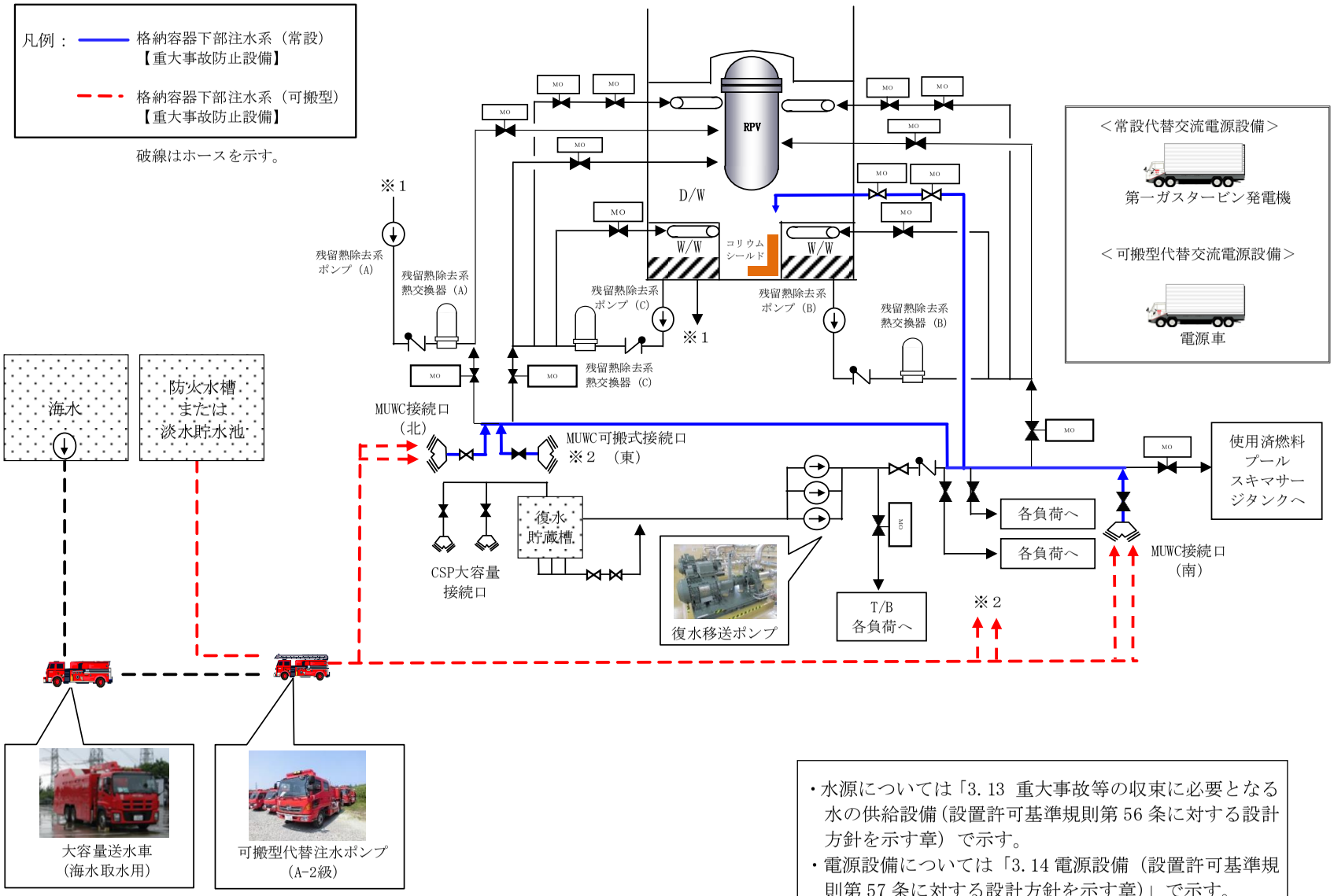
本系統は，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)により，代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の水を復水補給水系配管を経由して原子炉格納容器の下部へ注水することで落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

本系統の操作に当たっては，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）に付属の操作スイッチにより，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を起動し運転を行う。

可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)は,ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とし，燃料は，燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

なお，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)を使用する際に接続する外部接続口は，共通の要因によって接続することができなくなることを防止するために，位置的分散を図った建屋の複数の異なる面に設置する。

本系統の流路のうち，格納容器下部注水系（常設）の主流路への合流以降は，格納容器下部注水系（常設）と同様の流路で構成し，復水補給水系の配管，弁を経由して原子炉格納容器下部へ注水する。格納容器下部注水系（常設）の主流路への合流以降については，「3.8.2.1 格納容器下部注水系（常設)」で示す。



・水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）で示す。
・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

図3.8-3 格納容器下部注水系（可搬型）系統概要図

表 3.8-10　格納容器下部注水系（可搬型）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）【可搬】 コリウムシールド【常設】※1
附属設備	－
水源※2	防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】
流路	復水補給水系　配管・弁【常設】
	ホース・接続口【可搬】
注水先	原子炉格納容器【常設】
電源設備※3 (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM 用動力変圧器【常設】 AM 用 MCC【常設】 AM 用切替盤【常設】 AM 用操作盤【常設】 非常用高圧母線 C 系【常設】 非常用高圧母線 D 系【常設】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】
計装設備	－

※1：コリウムシールドについては 3.8.2.1　格納容器下部注水系（常設）で示す。
※2：水源については「3.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」で示す。
※3：単線結線図を補足説明資料 51-2 に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.8.2.2.2　　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1)可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）

種類	：うず巻型
容量	：120m^3/h/台
吐出圧力	：0.85MPa[gage]
最高使用圧力	：2.0MPa[gage]
最高使用温度	：60℃
個数	：16（予備 1）
設置場所	：屋外
保管場所	：荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所
原動機出力	：100kW

なお，水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」，電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で，コリウムシールドについては「3.8.2.1　格納容器下部注水系（常設)」で示す。

3.8.2.2.3　格納容器下部注水系（可搬型）の多重性又は多様性及び独立性，位置的分散

格納容器下部注水系（可搬型）は可搬型重大事故緩和設備であり，常設重大事故緩和設備の格納容器下部注水系（常設）に対し，多重性又は多様性及び独立性，位置的分散を図る設計としている。

これらの詳細については，3.8.2.1.3 の項に記載のとおりである。

3.8.2.2.4　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.8.2.2.4.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，屋外の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所に保管し，重大事故等時に原子炉建屋の接続口付近の屋外に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における，屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.8-11 に示す設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の操作は，付属の操作スイッチにより，想定される重大事故等時において設置場所から可能な設計とする。風（台風）による荷重については，転倒しないことの確認を行っているが，詳細評価により転倒する結果となった場合は，転倒防止措置を講じる。積雪の影響については，適切に除雪する運用とする。

また，降水及び凍結により機能を損なうことのないよう，防水対策が取られた可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を使用し，凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。

(51-3，51-4，51-7，51-8)

表 3.8-11　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない）。なお，原子炉格納容器下部への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）を運転する場合は，復水補給水系バイパス流防止としてタービン建屋負荷遮断弁の全閉操作を実施し，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の配備及びホース接続を行い，送水準備が完了した後，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を起動し，下部ドライウェル注水流量調節弁と下部ドライウェル注水ライン隔離弁の開操作を実施することで原子炉格納容器下部への注水を行う。格納容器下部注水系（可搬型）の操作に必要なポンプ及び操作に必要な弁，ホースを表 3.8-12 に示す。

このうちMUWC接続口外側隔離弁1(A),2(A)及びMUWC接続口外側隔離弁1(B),2(B),MUWC 可搬式接続口隔離弁 1 については，接続口が設置されている屋外の場所から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とし,MUWC 可搬式接続口隔離弁 2 及び MUWC 可搬式接続口隔離弁 3 については，原子炉建屋内の接続口が設置されている場所で手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。MUWC接続口内側隔離弁(B)については，弁は原子炉建屋原子炉区域内に設置されているが，遠隔手動弁操作設備により，6 号炉は原子炉建屋内の原子炉区域外から，7 号炉は屋外から手動操作で開閉することが可能な設計とする。MUWC 接続口内側隔離弁(A)については，弁は原子炉建屋原子炉区域内に設置されているが，遠隔手動弁操作設備により，6 号炉は屋外から，7 号炉は原子炉建屋内の原子炉区域外から手動操作で開閉することが可能な設計とする。

また，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）については，付属の操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は付属の操作スイッチ及び操作に必要な弁を操作するにあたり，運転員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，接続口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

ホースの接続作業に当たっては，特殊な工具，及び技量は必要とせず，簡便な結合金具による接続並びに一般的な工具を使用することにより，確実に接続が可能な設計とする。

(51-3，51-7)

表 3.8-12　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	起動・停止	屋外設置位置	スイッチ操作
MUWC 接続口外側隔離弁 1(A)	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 接続口外側隔離弁 2(A)	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 接続口外側隔離弁 1(B)	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 接続口外側隔離弁 2(B)	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 可搬式接続口隔離弁 1	弁閉→弁開	屋外接続口位置	手動操作
MUWC 可搬式接続口隔離弁 2	弁閉→弁開	屋内接続口位置	手動操作
MUWC 可搬式接続口隔離弁 3	弁閉→弁開	屋内接続口位置	手動操作
MUWC 接続口内側隔離弁(B)	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 2 階（6 号炉） 屋外（7 号炉）	手動操作
MUWC 接続口内側隔離弁(A)	弁閉→弁開	屋外（6 号炉） 原子炉建屋地上 2 階（7 号炉）	手動操作
ホース	ホース接続	屋外又は原子炉建屋内	人力接続

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器下部注水系(可搬型)の可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)は，表 3.8-13 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能試験，弁動作試験，分解検査，外観検査が可能な設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替え，車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

また，発電用原子炉の運転中又は停止中に，淡水貯水池を水源とし，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），仮設流量計，ホースの系統構成で淡水貯水池へ送水する試験を行うテストラインを設けることで，他系統と独立した試験系統で格納容器下部注水系（可搬型）の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。なお，接続口から復水補給水系主配管までのラインについては，上記の試験に加えて，発電用原子炉の運転中又は停止中に各接続口の弁動作試験を実施することで弁開閉動作の確認が可能な設計とする。

表 3.8-13　格納容器下部注水系（可搬）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の運転性能（吐出圧力，流量）の確認，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプを分解し，部品の表面状態を，試験及び目視により確認 又は必要に応じて取替え
	外観検査	ポンプ及びホース外観の確認
	車両検査	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の車両としての運転状態の確認

運転性能の確認として，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)の吐出圧力，流量の確認を行うことが可能な設計とする。

ホースの外観検査として，機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂，腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。

(51-5)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

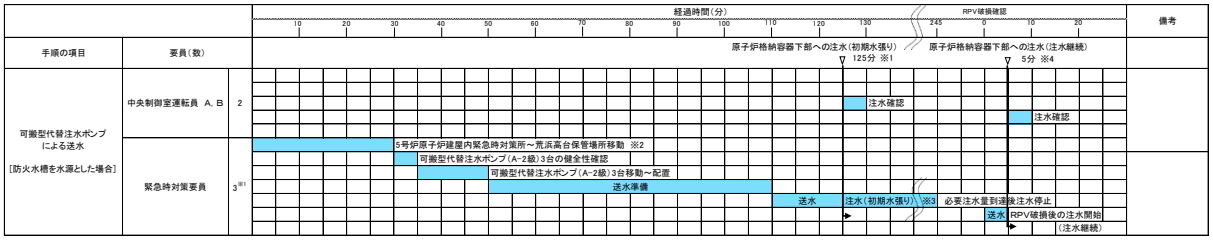
基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，本来の用途以外の用途には使用しない。

なお，通常時に使用する系統である復水補給水系から重大事故等時に対処するために格納容器下部注水系（可搬型）に系統構成を切り替える場合，切替え操作としては，各接続口の弁開閉操作，ホース敷設及び接続作業，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の移動，設置，起動操作を行う。

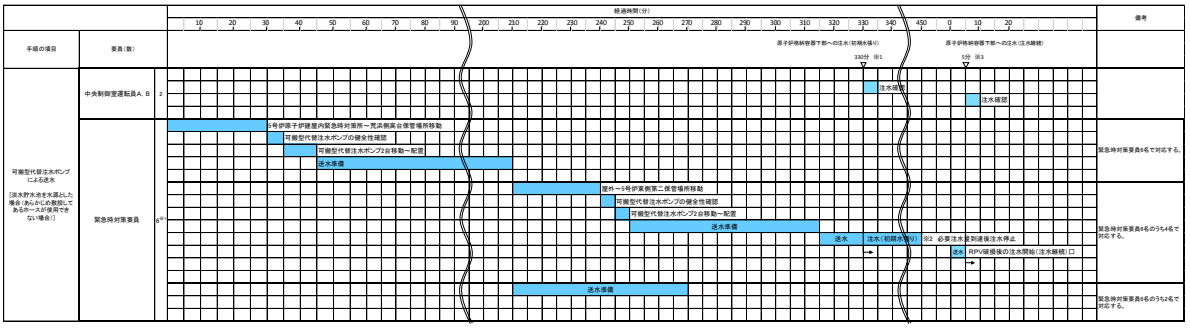
格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の移動，設置，起動操作，及び系統の切替えに必要な弁操作については，図 3.8-4,5 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

(51-4)



※1　5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を使用した場合は，緊急時対策要員2名で約105分で可能である。
※2　5号炉東側第二保管場所への移動は，10分と想定する。□
※3　90m^3/hにて120分注水。
※4　RPV破損が確認されてから注水開始までの時間。

図 3.8-4　格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水　タイムチャート（1/2）＊



※1　緊急時対策要員6名で2ユニット分を対応した場合，6号炉への送水開始まで約330分，7号炉への送水開始まで約345分で可能である。
　　緊急時対策要員10名で2ユニット分を対応した場合，6号炉及び7号炉への送水開始まで約225分で可能である。
※2　90m^3/hにて120分注水。
※3　ＲＰＶ破損が確認されてから注水開始までの時間。

図 3.8-5　格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水　タイムチャート（2/2）＊

＊：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1．8 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，通常時は接続先の系統と分離して保管することで，他の設備に悪影響を及ぼさない運用とする。

また，格納容器下部注水系（可搬型）を用いる場合は，弁操作等によって，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，治具や輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

（51-4，51-5）

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.8-14 に示す。このうち，屋外で操作する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），MUWC 接続口外側隔離弁 1(A)，2(A)及び MUWC 接続口外側隔離弁 1(B)，2(B)，MUWC 可搬式接続口隔離弁 1，MUWC 接続口内側隔離弁(B)（7 号炉），MUWC 接続口内側隔離弁(A)（6 号炉），ホースは，屋外で操作及び作業が可能であり，操作位置及び作業位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。MUWC 接続口内側隔離弁(B)（6 号炉）及び MUWC 接続口内側隔離弁(A)（7 号炉）については，原子炉建屋地上 2 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）で手動操作が可能であり，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

なお，原子炉建屋内にホースを設置する場合は，放射線量を確認して，適切な放射線対策に基づき作業安全確保を確認した上で作業を実施する。

（51-7）

表 3.8-14　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)	屋外設置位置	屋外設置位置
MUWC 接続口外側隔離弁 1(A)	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 接続口外側隔離弁 2(A)	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 接続口外側隔離弁 1(B)	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 接続口外側隔離弁 2(B)	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 可搬式接続口隔離弁 1	屋外接続口位置	屋外接続口位置
MUWC 可搬式接続口隔離弁 2	屋内接続口位置	屋内接続口位置
MUWC 可搬式接続口隔離弁 3	屋内接続口位置	屋内接続口位置
MUWC 接続口内側隔離弁(B)	原子炉建屋地上 2 階 (6 号炉) 原子炉建屋地上 1 階 (7 号炉)	原子炉建屋地上 2 階 (6 号炉) 屋外 (7 号炉)
MUWC 接続口内側隔離弁(A)	原子炉建屋地上 1 階 (6 号炉) 原子炉建屋地上 2 階 (7 号炉)	屋外 (6 号炉) 原子炉建屋地上 2 階 (7 号炉)
ホース	屋外又は原子炉建屋内	屋外又は原子炉建屋内

3.8.2.2.4.2　設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 3 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，想定される重大事故等時において，原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために必要な注水流量を有する設計とする。

注水流量としては，格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，有効性が確認されている原子炉格納容器下部への注水流量が約 2 時間で 180m^3 であることから，90m^3/h で注水可能な設計とする。

原子炉格納容器下部に注水する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の揚程は，原子炉格納容器に注水する場合の水源（淡水貯水池）と注水先（原子炉格納容器）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管，ホース及び弁類圧損を考慮した設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，重大事故等時において，原子炉格納容器下部への注水に必要な流量を確保できる容量を有するものを 1 セット 4 台使用する。保有数は 1 プラントあたり 2 セット 8 台，6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 16 台と，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（共用）の合計 17 台を分散して保管する。

(51-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項二）

（ⅰ）要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては，当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ，かつ，二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう，接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の接続箇所は，低圧代替注水系（可搬型），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），燃料プール代替注水系及び復水貯蔵槽への水の補給にも使用することができるよう，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）から来るホースと接続口について，簡

便な接続方式である結合金具にすることに加え，接続口の口径を 75A 又は 65A に統一し，75A／65A の接続治具を配備しておくことで常設設備と確実に接続ができる設計とする。また，6 号及び 7 号炉が相互に使用することができるよう，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）から来るホースと接続口について，ホースと接続口を簡便な接続方式である結合金具にすることに加え，接続口の口径を 75A 又は 65A に統一し，75A／65A の接続治具を配備しておくことで確実に接続ができる設計とする。

(51-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

（ⅰ）要求事項

常設設備と接続するものにあっては，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の接続箇所である接続口は，重大事故等時の環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため，接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設ける設計とする。

6 号炉については，接続口から復水補給水系配管まで鋼製配管でつながる「接続口（屋内本設）」を原子炉建屋南側に 1 箇所，原子炉建屋東側に 1 箇所設置し，接続口から復水補給水系配管まで建屋内にホースを敷設してつながる「接続口（屋内ホース）」を原子炉建屋内東側に 1 箇所設置し，合計 3 箇所設置することで共通要因によって接続できなくなることを防止する設計とする。

7 号炉については，接続口から復水補給水系配管まで鋼製配管でつながる「接続口（屋内本設）」を原子炉建屋南側に 1 箇所，原子炉建屋北側に 1 箇所設置し，接続口から復水補給水系配管まで建屋内にホースを敷設してつながる「接続口（屋内ホース）」を原子炉建屋内東側に 1 箇所設置し，合計 3 箇所設置することで共通要因によって接続できなくなることを防止する設計とする。

(51-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，炉心損傷後の格納容器ベントを実施していない状況で屋外で使用する設備であり，想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが，仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとること，線量を測定し線量が低い位置に配置することにより，これら設備の設置及び常設設備との接続が可能とする。また，現場での接続作業に当たっては，簡便な接続方式による結合金具により，確実に速やかに接続が可能な設計とする。

(51-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

（ⅰ）要求事項

地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，格納容器下部注水系（常設）である復水移送ポンプと位置的分散を図り，発電所敷地内の高台の大湊側高台保管場所及び荒浜側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所に分散して保管する。

(51-8)

(6) アクセスルートの確保（許可基準規則第 43 条第 3 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）である可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，通常時は高台の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側

第二保管場所に分散して保管しており，想定される重大事故等が発生した場合においても，保管場所から接続場所までの運搬経路について，設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。(『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照)

(51-9)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

（ⅰ）要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）は可搬型重大事故緩和設備であり，常設重大事故緩和設備の格納容器下部注水系（常設）に対し多重性又は多様性及び独立性，位置的分散を図る設計としている。これらの詳細については，3.8.2.1.3 の項に記載のとおりである。

(51-2，51-4，51-7，51-8)

3.8.3　その他設備

3.8.3.1　消火系による原子炉格納容器下部注水設備

3.8.3.1.1　設備概要

消火系による原子炉格納容器下部への注水設備は，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器下部への注水を実施するものである。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

本系統は，ディーゼル駆動消火ポンプを用い，ろ過水タンクを水源とした消火系配管保有水を消火系配管，弁類及び復水補給水系配管を経由して，原子炉格納容器下部への注水が可能な設備構成としている。消火系の電動弁については，全交流動力電源が喪失した場合であっても，プラント近傍又は高台に配備した常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備(電源車)からの給電により，中央制御室から遠隔で操作が可能である。

(51-11)

3.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備【52 条】

【設置許可基準規則】
(水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備)
第五十二条　発電用原子炉施設には,炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)
1　　第５２条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
＜BWR＞
ａ）原子炉格納容器内を不活性化すること。
＜PWR のうち必要な原子炉＞
ｂ）水素濃度制御設備を設置すること。
＜BWR 及びPWR 共通＞
ｃ）水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には，排出経路での水素爆発を防止すること，放射性物質の低減設備，水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。
ｄ）炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。
ｅ）これらの設備は，交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

3.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

3.9.1　設置許可基準規則第 52 条への適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備として，不活性ガス系，格納容器圧力逃がし装置，耐圧強化ベント系及び水素濃度監視設備を設ける。なお，不活性ガス系は設計基準対象施設であり，炉心の著しい損傷が発生した場合に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

(1) 原子炉格納容器内の不活性化（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a)）

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内におけるジルコニウムー水反応及び水の放射線分解等により発生する水素ガスにより，原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止するため，原子炉運転中において原子炉格納容器内は，不活性ガス系により常時不活性化されている。

(2) 格納容器圧力逃がし装置の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 項 c)e)）

格納容器圧力逃がし装置は，炉心の著しい損傷が発生した場合において水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止できるよう，原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために使用する。

ⅰ） 格納容器圧力逃がし装置は，排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防ぐため，系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ，使用後においても不活性ガスで置換できる設計とし，排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け，水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とする。

また，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して，フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き，放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで，排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ，ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

また，フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタを設置することにより，放出口から排出される放射線量率を測定し，放射性物質濃度を推定することが可能な設計とする。さらに，水素ガスが蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置水素濃度を設置することにより，排出経路における水素濃度を測定し，監視することが可能な設計とする。

ⅱ） 格納容器圧力逃がし装置のうち，フィルタ装置水素濃度は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また，フィルタ装置出口放射線モニタは，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

(3) 耐圧強化ベント系の設置（設置許可基準規則解釈の第1項c)e)）

耐圧強化ベント系については，炉心の著しい損傷が発生した場合であって，代替循環冷却系を長期使用した際に，ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを不活性ガス系等を経由して，主排気筒（内筒）を通して大気へ排出することにより水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備として使用する。

また，炉心の著しい損傷が発生した場合に耐圧強化ベント系を使用するため，以下の条件を満たすものとする。

ⅰ） 炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内雰囲気ガスを排出するために使用する際には，排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防止するため，系統待機中に原子炉格納容器から耐圧強化ベント弁までの配管については，系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換しておく運用とする。また，排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所についてはバイパスラインを設け，水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とする。さらに，可搬型窒素供給装置は，耐圧強化ベント系を使用する前に外部より排出経路の配管へ不活性ガス（窒素ガス）を供給できる設計とする。

耐圧強化ベント系は，サプレッション・チェンバ及びドライウェルのいずれにも接続し，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出する場合は，サプレッション・チェンバのプール水によるスクラビング効果が期待できるウェットウェルベントとすることにより，排出される放射性物質の低減を図るものとする。

また，排出経路の配管に耐圧強化ベント系放射線モニタを設置することにより，放出口から排出される放射線量率を測定し，放射性物質濃度を推定することが可能な設計とする。さらに，水素ガスが蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置水素濃度を設置することにより，排出経路における系統内の水素濃度を測定し，監視することが可能な設計とする。

ⅱ） 耐圧強化ベント系のうち，フィルタ装置水素濃度は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また，耐圧強化ベント系放射線モニタは，常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

(4) 水素濃度監視設備の設置（設置許可基準規則解釈の第1項d)e)）

ⅰ） 炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視するため，原子炉格納容器内に格納容器内水素濃度（SA）を設置する。また，原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによって原子炉格納容器内が水素爆発することを防止するため，原子炉格納容器内雰囲気ガスを排出する必要がある。このため，格納容器内雰囲気計装にて，原子炉格納容器内の水素濃度に加え，原子炉格納容器内の酸素濃度の監視が可能な設計とする。

ⅱ） 格納容器内水素濃度（SA）は常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により中央制御室において原子炉格納容器内の水素濃度監視が可能な設計とする。

また,格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は全交流動力電源喪失が発生した場合でも,常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電及びサンプリングガスを代替原子炉補機冷却系により冷却して,中央制御室において原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な設計とする。

なお,水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための自主対策設備として，以下を整備する。

(5) 可燃性ガス濃度制御系

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスを再結合することにより水素濃度及び酸素濃度の抑制を行い，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。

なお，可燃性ガス濃度制御系については設計基準事故対処設備として設置するものであることから，炉心の著しい損傷が発生した場合において可燃性ガス濃度制御系を使用して原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を制御する運用については自主的な運用とする。

(6) 可搬型格納容器窒素供給設備

原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による負圧破損を防止するとともに，原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するために，可搬型格納容器窒素供給設備を設ける。本系統は，可燃性ガス濃度制御系配管に接続治具を用いてホースを接続し，可搬型大容量窒素供給装置にて発生した窒素ガスをドライウェル及びサプレッション・チェンバに供給が可能な設計とする。

また，本設備は事故後 8 日目以降に使用するものである。

なお，可搬型格納容器窒素供給設備については，「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.9.2　重大事故等対処設備
3.9.2.1　格納容器圧力逃がし装置
3.9.2.1.1　設備概要

格納容器圧力逃がし装置は，炉心の著しい損傷が発生した場合において水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止できるよう，原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために使用する。

本系統は，フィルタ装置，よう素フィルタ及びラプチャーディスク，電源設備（常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備，常設代替直流電源設備，可搬型直流電源設備），計測制御装置，流路である不活性ガス系，耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置及び遠隔空気駆動弁操作設備の配管及び弁並びにホース等，排出元である原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ，真空破壊弁を含む）で構成する。

また，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して，フィルタ装置及びよう素フィルタへ導き，放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで，排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ，ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

本系統に関する系統概要図を図 3.9-1，本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.9-1 に示す。

格納容器圧力逃がし装置の詳細は,「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章)」で示す。
また，フィルタ装置出口放射線モニタ，フィルタ装置水素濃度の詳細は，「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

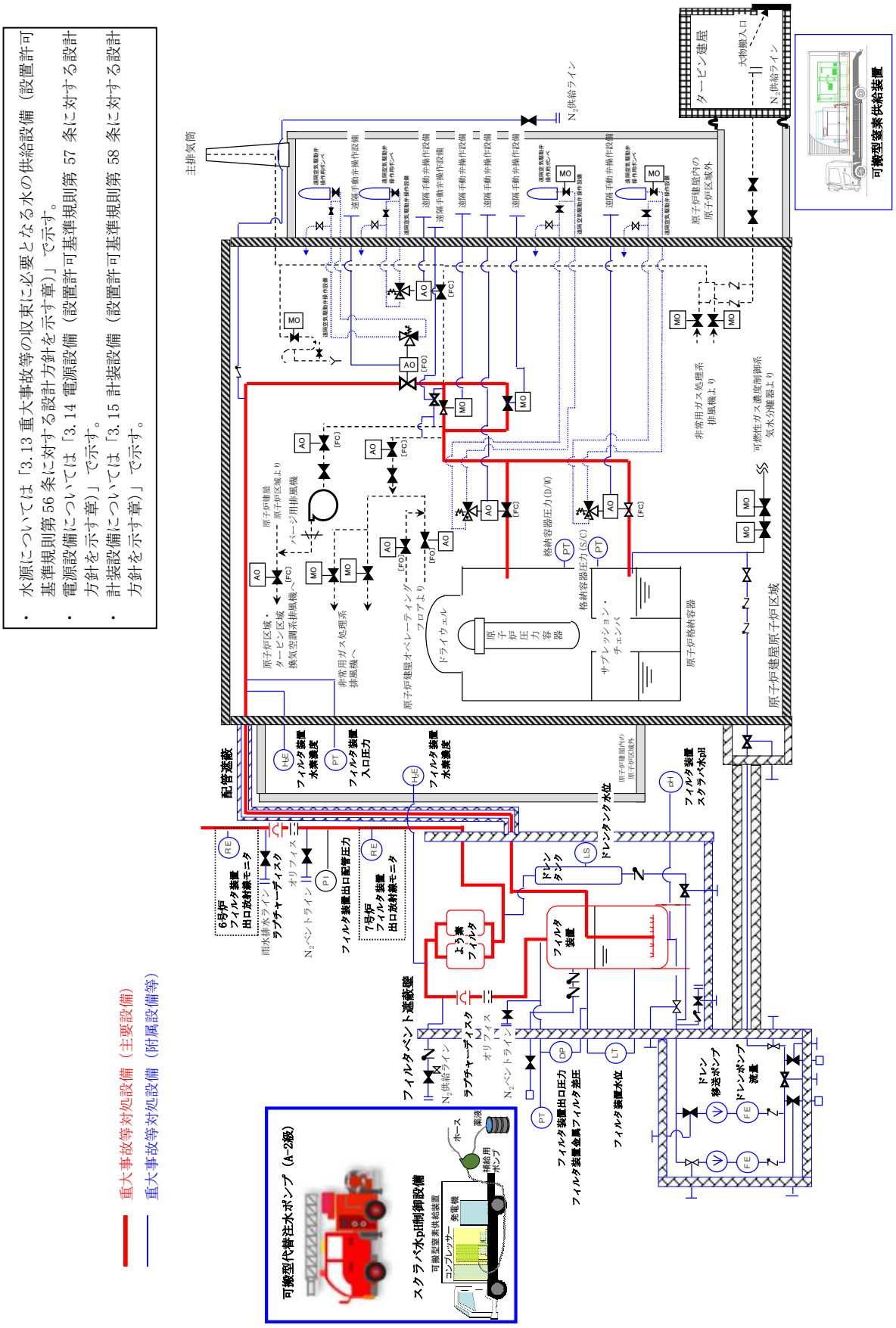


図 3.9-1　格納容器圧力逃がし装置　系統概要図

表 3.9-1　格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	フィルタ装置【常設】 よう素フィルタ【常設】 ラプチャーディスク【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】
附属設備	ドレン移送ポンプ【常設】 ドレンタンク【常設】 遠隔手動弁操作設備【常設】 遠隔空気駆動弁操作用ボンベ【可搬】 可搬型窒素供給装置【可搬】 スクラバ水 pH 制御設備【可搬】 フィルタベント遮蔽壁【常設】 配管遮蔽【常設】 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）【可搬】
水源※1	防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】
排出元	原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ，真空破壊弁を含む）【常設】
流路	不活性ガス系　配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系　配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置　配管・弁【常設】 遠隔空気駆動弁操作設備　配管・弁【常設】 ホース・接続口【可搬】
注水先	－
電源設備※2	常設代替交流電源設備 　第一ガスタービン発電機【常設】 　軽油タンク【常設】 　タンクローリ（16kL）【可搬】 　第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 　第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 　電源車【可搬】 　軽油タンク【常設】 　タンクローリ（4kL）【可搬】 代替所内電気設備 　緊急用断路器【常設】 　緊急用電源切替箱断路器【常設】 　緊急用電源切替箱接続装置【常設】 　AM 用動力変圧器【常設】 　AM 用 MCC【常設】 　AM 用切替盤【常設】

（次頁へ続く）

設備区分	設備名
電源設備※2	AM 用操作盤【常設】 非常用高圧母線 C 系【常設】 非常用高圧母線 D 系【常設】 常設代替直流電源設備 AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備
計装設備※3	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置入口圧力【常設】 フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】 フィルタ装置スクラバ水 pH【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ気体温度【常設】 格納容器内圧力（D/W）【常設】 格納容器内圧力（S/C）【常設】
計装設備 （補助）※4	ドレンタンク水位【常設】 遠隔空気駆動弁操作用ボンベ出口圧力【常設】

※1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：単線結線図を補足説明資料 50-2 に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※4：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

3.9.2.2　耐圧強化ベント系

3.9.2.2.1　設備概要

耐圧強化ベント系は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，代替循環冷却系を長期使用した際に，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止できるよう，原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するために使用する。

耐圧強化ベント系はサプレッション・チェンバ及びドライウェルのいずれにも接続し，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出するために使用する場合は，サプレッション・チェンバのプール水によるスクラビング効果が期待できるサプレッション・チェンバ側からの排出経路のみを使用する。

本系統は，サプレッション・チェンバ，可搬型窒素供給装置，電源設備（常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備，常設代替直流電源設備，可搬型直流電源設備），計測制御装置，流路である不活性ガス系，耐圧強化ベント系，遠隔空気駆動弁操作設備及び非常用ガス処理系の配管及び弁並びにホース，主排気筒（内筒）等，排出元である原子炉格納容器（真空破壊弁を含む）で構成する。

また，炉心の著しい損傷が発生した場合において，代替循環冷却系を長期使用した際に，ジルコニウムー水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスを不活性ガス系等を経由して，主排気筒（内筒）を通して大気へ排出できる設計とする。

本系統は，排出経路の配管の一部が大気開放されており，排気中に含まれる水素ガスによる水素爆発を防止するために，可搬型窒素供給装置を用いて不活性ガスにて大気開放ラインのパージを行う。また，排出経路の配管に耐圧強化ベント系放射線モニタを設置することにより，排出された放射性物質濃度を測定し，監視が可能な設計とする。さらに，水素ガスが蓄積する可能性のある排出経路の配管頂部にフィルタ装置水素濃度を設置することにより，系統内に蓄積した水素濃度を測定し，監視が可能な設計とする。また，系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所については，可燃性ガスを連続して排出するバイパスライン（水素バイパスライン）を設置し，系統内に可燃性ガスが蓄積することを防止する設計とする。

本系統に関する系統概要図を図 3.9-2，本系統に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.9-2 に示す。

耐圧強化ベント系放射線モニタ，フィルタ装置水素濃度の詳細は，「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
・計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

：重大事故等対処設備（主要設備）
：重大事故等対処設備（附属設備等）

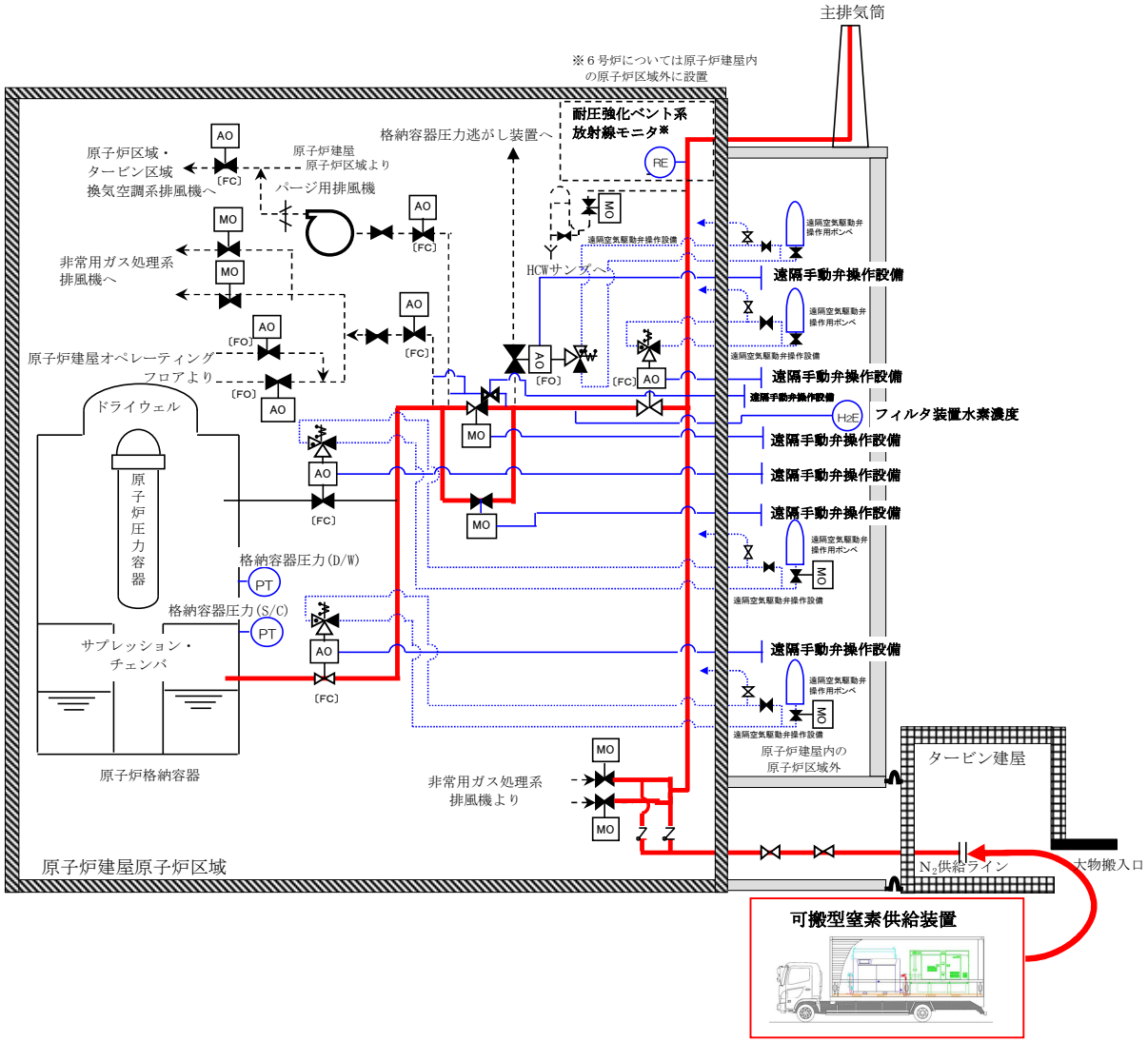


図 3.9-2　耐圧強化ベント系　系統概要図

表 3.9-2　耐圧強化ベント系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	可搬型窒素供給装置【可搬】 サプレッション・チェンバ【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】※3
附属設備	遠隔手動弁操作設備【常設】 遠隔空気駆動弁操作用ボンベ【可搬】
排出元	原子炉格納容器（真空破壊弁を含む）【常設】
水源	－
流路	不活性ガス系　配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系（W/W）　配管・弁【常設】 遠隔空気駆動弁操作設備　配管・弁【常設】 非常用ガス処理系　配管・弁【常設】 主排気筒（内筒）【常設】 ホース・接続口【可搬】
注水先	－
電源設備※1	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM 用動力変圧器【常設】 AM 用 MCC【常設】 AM 用切替盤【常設】 AM 用操作盤【常設】 非常用高圧母線 C 系【常設】 非常用高圧母線 D 系【常設】 常設代替直流電源設備 AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM 用直流 125V 充電器【常設】

（次頁へ続く）

設備区分	設備名
電源設備※1	軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備
計装設備※2	ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ気体温度【常設】 格納容器内圧力（D/W）【常設】 格納容器内圧力（S/C）【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 48-2 に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※3：フィルタ装置水素濃度については，設置許可基準規則第 52 条において原子炉格納容器内の水素ガスを排出する際に要求されるものである。格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置水素濃度と兼用であり，サンプリングラインを切り替えることによって，耐圧強化ベント系も計測可能である。

3.9.2.2.2　　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1)耐圧強化ベント系

最高使用圧力	: 620kPa[gage]
最高使用温度	: 171℃
容量	: 約 15.8kg/s

(2)サプレッション・チェンバ

個数	:	1
容量	:	約 3,600m^3
取付箇所	:	原子炉建屋原子炉区域

(3)可搬型窒素供給装置（6 号及び 7 号炉共用）

種類	: 圧力スイング吸着式（PSA）
容量	: 約 70Nm^3/h/台
個数	: 2（予備 1）
設置場所	: 屋外
保管場所	: 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所

なお，電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」，計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.9.2.2.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.9.2.2.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

耐圧強化ベント系を構成する機器は，原子炉建屋原子炉区域内及び屋外に設置されている設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉区域内及び屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.9-3 に示す設計とする。

耐圧強化ベント系の排出経路に設置される隔離弁の操作は，重大事故等が発生した場合の原子炉建屋原子炉区域内の環境を考慮し，また，電源喪失時においても操作可能なように，原子炉建屋内の原子炉区域外より遠隔手動弁操作設備を介しての人力操作が可能な設計とする。

耐圧強化ベント系のサプレッション・チェンバは原子炉建屋原子炉区域内の設備であることから，想定される重大事故等時における，原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.9-4 に示す設計とする。

耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は，屋外の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管し，重大事故等時にタービン建屋西側大物搬入口前の屋外に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における，屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.9-5 に示す設計とする。

可搬型窒素供給装置の操作は，可搬型窒素供給装置に付属の操作スイッチにより，想定される重大事故等時において設置場所から操作可能な設計とする。風（台風）による荷重については，転倒しないことの確認を行っているが，詳細評価により転倒する結果となった場合は，転倒防止措置を講じる。積雪の影響については，適切に除雪する運用とする。また，降水及び凍結により機能を損なわないよう防水対策が取られた可搬型窒素供給装置を使用し，凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。

(52-3，52-9，52-10)

表 3.9-3　想定する環境条件及び荷重条件
（耐圧強化ベント系）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内及び屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。

（次頁へ続く）

屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す)。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.9-4　想定する環境条件及び荷重条件
(サプレッション・チェンバ)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない)。可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す)。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.9-5　想定する環境条件及び荷重条件
(可搬型窒素供給装置)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。

（次頁へ続く）

風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁（一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側），二次隔離弁，フィルタ装置入口弁，耐圧強化ベント弁）については，遠隔手動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて遠隔操作することにより，重大事故等の環境下においても確実に操作が可能となる設計とする。また，一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側），フィルタ装置入口弁，耐圧強化ベント弁については，遠隔空気駆動弁操作用ボンベ及び遠隔空気駆動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より遠隔操作することにより，重大事故等の環境下においても確実に操作が可能な設計とする。さらに，一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側），二次隔離弁については電源が復旧することにより，中央制御室でも遠隔操作可能である。二次隔離弁が使用できない場合には二次隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作設備により，原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて遠隔操作することも可能である。なお，二次隔離弁バイパス弁についても，電源が復旧することにより，中央制御室でも遠隔操作可能である。

耐圧強化ベント系使用時に，耐圧強化ベント系に接続される系統との隔離のための弁（換気空調系一次隔離弁，非常用ガス処理系一次隔離弁，非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 A 及び B，非常用ガス処理系 U シール隔離弁）については，中央制御室により閉操作，若しくは閉確認をすることができる。なお，原子炉区域・タービン区域換気空調系，非常用ガス処理系には，格納容器圧力逃がし装置との隔離を確実にするため，手動駆動の二次隔離弁をそれぞれ設置しているが，これらの弁については通常時閉とし，さらに運転操作上，弁を開とする必要が生じた場合には運転員を近傍に配置し，緊急時には即座に弁の閉操作を可能とすることで，格納容器圧力逃がし装置使用時には，これらの弁が確実に閉となるような運用とする。

水素バイパスラインに設置される止め弁については，遠隔手動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて遠隔操作することにより，重大事故等の環境下においても確実に操作が可能な設計とする。

表 3.9-6 に操作対象機器を示す。これら操作機器については，運転員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，それぞれの操作対象

については銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

耐圧強化ベント系大気放出ラインの窒素パージを行うための操作が必要な機器及び操作に必要な弁を表 3.9-7 に示す。このうち，耐圧強化ベント系 N_2 パージ用元弁（二次格納施設側）及び耐圧強化ベント系 N_2 パージ用元弁（タービン建屋側）については，原子炉建屋内の原子炉区域外に設置されており，手動操作で開閉することが可能な設計とする。

また，耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置については，付属の操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。可搬型窒素供給装置は付属の操作スイッチ及び操作に必要な弁を操作するにあたり，緊急時対策要員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし，緊急時対策要員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

可搬型窒素供給装置は，接続口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

ホースの接続作業に当たっては，特殊な工具及び技量は必要とせず，簡便な結合金具による接続並びに一般的な工具を使用することにより，確実な接続が可能な設計とする。

操作が必要な弁については，原子炉建屋内の原子炉区域外にあるため，操作位置及び作業位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

（52-3，52-4，52-9）

表 3.9-6　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋地下 1 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作（遠隔手動弁操作設備）
		原子炉建屋地下 1 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作（遠隔空気駆動弁操作設備）
二次隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作（遠隔手動弁操作設備）
二次隔離弁バイパス弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作（遠隔手動弁操作設備）

（次頁へ続く）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
フィルタ装置 入口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作（遠隔手動弁操作設備）
		原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作（遠隔空気駆動弁操作設備）
耐圧強化ベント弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作（遠隔手動弁操作設備）
		原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作（遠隔空気駆動弁操作設備）
換気空調系 第一隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※1
換気空調系 第二隔離弁	弁閉確認	中央制御室	手動操作※2
非常用ガス処理系 第一隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※1
非常用ガス処理系 第二隔離弁	弁閉確認	中央制御室	手動操作※2
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口 隔離弁 A	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※1
		原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉区域内）	手動操作
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口 隔離弁 B	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※1
		原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉区域内）	手動操作
非常用ガス処理系 U シール隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作※1
		6 号炉：原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉区域内） 7 号炉：原子炉建屋地上 4 階（原子炉建屋原子炉区域内）	手動操作
水素バイパスライン止め弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作（遠隔手動弁操作設備）

※1 中央制御室にてランプ確認を行う。
全閉でないことが確認された場合はスイッチ操作にて閉操作を行う。
※2 中央制御室にてランプ確認を行う。
これらの弁は，運転操作上，弁を開とする必要が生じた場合には運転員を近傍

に配置し，緊急時には即座に弁の閉操作を可能とすることで，耐圧強化ベント系使用時には，これらの弁が確実に閉となるような運用とする。

表 3.9-7　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
可搬型窒素供給装置	起動・停止	屋外設置位置	スイッチ操作
耐圧強化ベント系 N_2 パージ用元弁（二次格納施設側）	弁閉→弁開	原子炉建屋 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作
耐圧強化ベント系 N_2 パージ用元弁（タービン建屋側）	弁閉→弁開	原子炉建屋 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動操作
ホース	ホース接続	屋外 タービン建屋	人力接続

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

耐圧強化ベント系において排出経路に設置される隔離弁（電動弁及び空気作動弁）については，表 3.9-8 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能試験及び弁動作試験が可能な設計とする。発電用原子炉の運転中については，弁の開閉試験により系統内に封入されている窒素が外部に排出されることを防止するため，開閉試験は実施しない。

耐圧強化ベント系のサプレッション・チェンバは，表 3.9-9 に示すように発電用原子炉の停止中に，内部の確認が可能な設計とする。また，気密性能の確認として，全体漏えい率試験が可能な設計とする。発電用原子炉の運転中には中央制御室にて 24 時間に 1 回の頻度で水位の確認により漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は，表 3.9-10 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能試験，弁動作試験，分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

可搬型窒素供給装置は，発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替え，車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

また，上記の試験に加えて，発電用原子炉の運転中又は停止中に各接続口の弁開閉試験を実施することで弁開閉動作の確認が可能な設計とする。

運転性能の確認として，可搬型窒素供給装置の吐出圧力及び流量の確認を行うことが可能な設計とする。

ホースの外観検査として，機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂及び腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。

(52-5)

表 3.9-8　耐圧強化ベント系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	漏えい確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認

表 3.9-9　サプレッション・チェンバの試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	外観検査	目視により内部を確認
	機能･性能試験	全体漏えい率試験により気密性能を確認
運転中	異常監視	水位の監視により漏えいのないことを確認

表 3.9-10　可搬型窒素供給装置の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能･性能試験	可搬型窒素供給装置の運転性能(吐出圧力，流量）の確認，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	可搬型窒素供給装置を分解し，部品の表面状態を，試験及び目視により確認又は必要に応じて取替え
	外観検査	可搬型窒素供給装置及びホースの外観の確認
	車両検査	可搬型窒素供給装置の車両としての運転状態の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

耐圧強化ベント系を使用する際には，流路に接続される弁（一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側），二次隔離弁，フィルタ装置入口弁，耐圧強化ベント弁）を電源喪失時においても遠隔手動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて遠隔操作することにより，排気ガスを非常用ガス処理系配管を経

由して主排気筒（内筒）へ導くことが可能である。また，一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側），フィルタ装置入口弁，耐圧強化ベント弁については，遠隔空気駆動弁操作用ボンベ及び遠隔空気駆動弁操作設備にて原子炉建屋内の原子炉区域外より遠隔操作可能である。さらに，一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側），二次隔離弁については電源が復旧することにより，中央制御室でも遠隔操作可能である。二次隔離弁が使用できない場合には二次隔離弁バイパス弁を遠隔手動弁操作設備により，原子炉建屋内の原子炉区域外より人力にて操作することも可能である。二次隔離弁バイパス弁は，電源が復旧することにより，中央制御室でも遠隔操作可能である。

これにより，図 3.9-3 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え操作が可能である。

耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は，本来の用途以外の用途には使用しない。なお，重大事故等時に対処するために耐圧強化ベント系に系統構成を切り替える場合，切替え操作としては，接続口の弁開閉操作，ホース敷設及び接続作業，可搬型窒素供給装置の移動，設置，起動操作を行う。

耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置の移動，設置，起動操作及び系統の切替えに必要な弁操作については，図 3.9-4 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

(52-4)

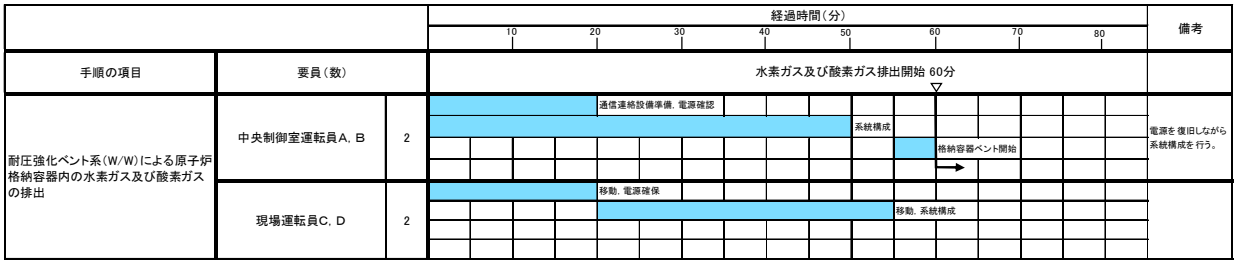
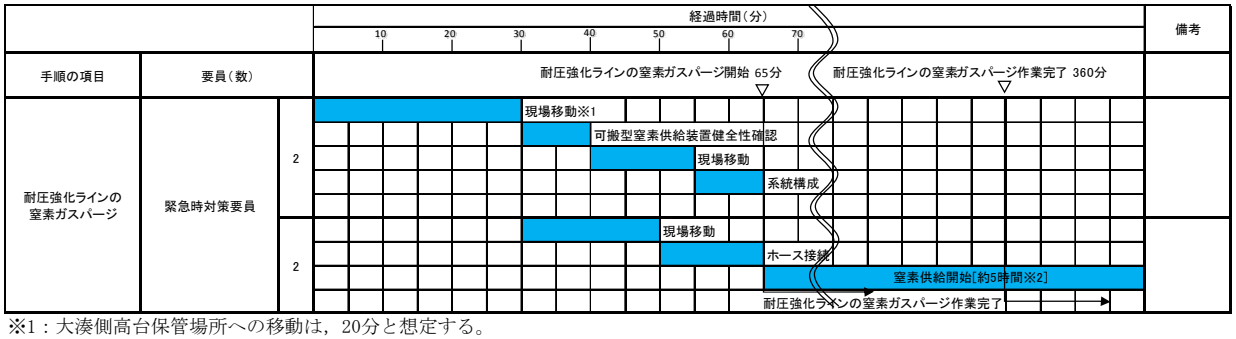


図 3.9-3　耐圧強化ベント系（ウェットウェル）による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出　タイムチャート*



※1：大湊側高台保管場所への移動は，20分と想定する。
※2：窒素供給については窒素ガスパージ完了後も継続する。

図 3.9-4　耐圧強化ラインの窒素ガスパージ　タイムチャート*

＊：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.9 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

耐圧強化ベント系は，不活性ガス系，非常用ガス処理系及び格納容器圧力逃がし装置が接続されている。

通常時に使用する系統としては表 3.9-11 のとおり，不活性ガス系及び非常用ガス処理系があるが，二次隔離弁，二次隔離弁バイパス弁及び耐圧強化ベント弁を通常時閉とすることでこれらの系統とは隔離され，悪影響を防止する。格納容器圧力逃がし装置については，通常時は使用しない系統であるため，系統隔離弁であるフィルタ装置入口弁については通常時開としても悪影響を及ぼすことはない。

一方で，重大事故等時において耐圧強化ベント系を使用する際に，排出経路を構成するための隔離境界箇所は，表 3.9-12 のとおりである。

非常用ガス処理系（非常用ガス処理系排風機入口側）及び原子炉区域・タービン区域換気空調系との接続箇所は，一次隔離弁と二次隔離弁の間となっており，それぞれの系統を隔離する弁は直列に各 2 弁ずつ設置してある。これらの弁は通常時閉，電源喪失時にはフェイルクローズとなる空気作動弁と通常時閉の手動弁であり，万が一，弁座からシートパスがあったとしても，排気ガスが他系統へ回り込むことを防止し，悪影響を及ぼさない設計とする。

また，格納容器圧力逃がし装置，非常用ガス処理系（非常用ガス処理系フィルタ装置出口側）及び原子炉建屋との隔離弁については二次隔離弁より下流側に接続される。格納容器圧力逃がし装置との隔離弁は通常時開，電源喪失時にはフェイルオープンとなる空気作動弁であるため，耐圧強化ベント系使用時には閉操作が必要である。非常用ガス処理系フィルタ装置との隔離弁は，通常時閉の電動弁であるが，非常用ガス処理系自動起動信号により自動開となるため，電源喪失時にはアズイズとなることを考慮すると，中央制御室での閉確認が必要である。また，主排気筒（内筒）で発生するドレンをサンプへ導くラインに接続する弁については通常時開の弁であり，耐圧強化ベント系使用前に中央制御室からの閉操作が必要である。これらの弁によって他系統と隔離する弁は直列に 2 弁ずつ設置されているものではないが，耐圧強化ベント系を使用した際には，二次隔離弁の開度を調整開とする手順とすることで，当該弁の弁座シート部にかかる系統内圧力を低減させ，水素ガスが他系統へ回り込むことを防止する設計とする。

以上のことから，耐圧強化ベント系を用いる場合は，弁操作によって，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

耐圧強化ベント系のサプレッション・チェンバは，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は，通常時は接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，弁操作等により重大事故等対処設備としての系統

構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型窒素供給装置は，治具や輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型窒素供給装置は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

（52-3，52-4，52-5）

表 3.9-11　他系統との隔離弁（通常時）

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
不活性ガス系	二次隔離弁	電動駆動	通常時閉
	二次隔離弁バイパス弁	電動駆動	通常時閉
非常用ガス処理系	耐圧強化ベント弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
格納容器圧力逃がし装置※	フィルタ装置入口弁	空気駆動	通常時開 電源喪失時開

※ 格納容器圧力逃がし装置は，重大事故等対処設備であり，通常時は使用しない系統である。

表 3.9-12　他系統との隔離弁（重大事故等時）

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
非常用ガス処理系 （非常用ガス処理系排風機入口側）	第一隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	第二隔離弁	手動	通常時閉
原子炉区域・タービン区域換気空調系	第一隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	第二隔離弁	手動	通常時閉
格納容器圧力逃がし装置	第一隔離弁 （フィルタ装置入口弁※）	空気駆動	通常時閉（次頁へ続く） 電源喪失時開
非常用ガス処理系 （非常用ガス処理系フィルタ装置出口側）	第一隔離弁 （フィルタ装置出口隔離弁 A/B）	電動駆動	通常時閉 （自動起動インターロック有）
原子炉建屋内	第一隔離弁 （非常用ガス処理系 U シール隔離弁）	電動駆動	通常時開

※　耐圧強化ベント使用時に切替え操作が必要（中央制御室若しくは現場にて容易に切替え可能）

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

耐圧強化ベント系の系統構成に必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.9-13 に示す。

炉心損傷後に耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な排出経路に設置される隔離弁については，排気ガス中に含まれる放射性物質により，当該弁に直接近接して操作を行うことは困難であるため，中央制御室又は離れた場所から遠隔操作が可能な設計とする。また，原子炉建屋原子炉区域内に設置されている高線量配管に対して原子炉建屋原子炉区域壁厚さが足りないため，遮蔽効果が不十分である場合は，操作場所での被ばく線量率を評価した上で，追加で遮蔽体を設置する。

耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置の操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.9-14 に示す。このうち，可搬型窒素供給装置，ホースは屋外にあることから，操作位置及び作業位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。また，耐圧強化ベント系 N_2 パージ用元弁（二次格納施設側）及び耐圧強化ベント系 N_2 パージ用元弁（タービン建屋側）については，原子炉建屋内の原子炉区域外に設置されていることから，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

なお，タービン建屋内にホースを設置する場合は，放射線量を確認して，適切な放射線対策に基づき作業安全確保を確認した上で作業を実施する。

（52-3，52-4，52-9）

表 3.9-13　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）	原子炉建屋地下 1 階（原子炉建屋原子炉区域内）	中央制御室
		原子炉建屋地下 1 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）
二次隔離弁	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉区域内）	中央制御室
		原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）
二次隔離弁バイパス弁	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉区域内）	中央制御室
		原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）
フィルタ装置入口弁	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉区域内）	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）
耐圧強化ベント弁	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉区域内）	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）

（次頁へ続く）

機器名称	設置場所	操作場所
換気空調系 第一隔離弁	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉区域内）	中央制御室
換気空調系 第二隔離弁	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉区域内）	原子炉建屋地上 3 階※1 （原子炉建屋原子炉区域内）
非常用ガス処理系 第一隔離弁	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉区域内）	中央制御室
非常用ガス処理系 第二隔離弁	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉区域内）	原子炉建屋地上 3 階※1 （原子炉建屋原子炉区域内）
真空破壊弁	原子炉格納容器内	－
非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 A	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉区域内）	中央制御室
非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁 B	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉区域内）	中央制御室
非常用ガス処理系 U シール隔離弁	6 号炉：原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉区域内） 7 号炉：原子炉建屋地上 4 階（原子炉建屋原子炉区域内）	中央制御室
水素バイパスライン止め弁	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋原子炉区域内）	原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）

※1 これらの弁は，運転操作上，弁を開とする必要が生じた場合には運転員を近傍に配置し，緊急時には即座に弁の閉操作を可能とすることで，耐圧強化ベント系使用時には，これらの弁が確実に閉となるような運用とする。

表 3.9-14　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型窒素供給装置	屋外設置位置	屋外設置位置
耐圧強化ベント系 N_2 パージ用元弁（二次格納施設側）	原子炉建屋 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	原子炉建屋 （原子炉建屋内の原子炉区域外）
耐圧強化ベント系 N_2 パージ用元弁（タービン建屋側）	原子炉建屋 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	原子炉建屋 （原子炉建屋内の原子炉区域外）
ホース	屋外 タービン建屋	屋外 タービン建屋

3.9.2.2.3.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ｉ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

耐圧強化ベント系は，想定される重大事故等時において，原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出することで，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

耐圧強化ベント系は，原子炉定格熱出力の 1%に相当する 15.8kg/s の蒸気を排出することが可能であり，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために十分な排出流量を有する設計とする。

また，耐圧強化ベント系の最高使用圧力は，原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍の 620kPa[gage]，最高使用温度は，原子炉格納容器の最高使用温度の 171℃とする。炉心損傷後の耐圧強化ベント系は，代替循環冷却系を長期使用した際に使用するものであるため，耐圧強化ベント系を使用する際の原子炉格納容器の圧力並びに温度は，これよりも十分に低いものとなる。

サプレッション・チェンバは，設計基準対象施設と兼用しており，設計基準対象施設としての保有水量が，炉心の著しい損傷発生後の原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを排出する際において，スクラビング効果による放射性物質の低減が可能な水量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様の設計とする。

(52-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ｉ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

耐圧強化ベント系及び耐圧強化ベント系のサプレッション・チェンバは，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ｉ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであ

ること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。

耐圧強化ベント系は，同一目的の水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための設備である可燃性ガス濃度制御系と異なる方式にて水素ガス及び酸素ガスの濃度を低減することで多様性を有する設計とし，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置及びよう素フィルタ並びにラプチャーディスクは原子炉建屋近傍の屋外に設置し，耐圧強化ベント系のサプレッション・チェンバは原子炉建屋内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

(52-2，52-3，52-4)

3.9.2.2.3.3　設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 3 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は，想定される重大事故等が発生し，代替循環冷却系を長期使用した場合であって，原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによる原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため，適切なタイミングにて耐圧強化ベント系を用いて原子炉格納容器内雰囲気ガスを排出する前までに，短時間で耐圧強化ベント系大気放出ラインを窒素ガスにてパージするだけの流量を有する設計とする。

可搬型窒素供給装置は，耐圧強化ベント系大気放出ラインを窒素ガスにてパージするだけの流量を確保できる容量を有するものを 1 セット 1 台使用する。保有数は 6 号及び 7 号炉共用で 2 セット 2 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台(6 号及び 7 号炉共用)の合計 3 台を分散して保管する。

(52-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項二）

（ⅰ）要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては，当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ，かつ，二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう，接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置の接続箇所は，格納容器圧力逃がし装置への窒素ガスの供給にも使用することができるよう，可搬型窒素供給装置から来るホースと接続口について，簡便な接続方式である結合金具にすることに加え，接続口の口径を 25A に統一することで，確実に接続ができる設計とする。また，6 号及び 7 号炉が相互に使用することができるよう，可搬型窒素供給装置から来るホースと接続口について，ホースと接続口を簡便な接続方式である結合金具にすることに加え，接続口の口径を 25A に統一することで，確実に接続ができる設計とする。

(52-9)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

（ⅰ）要求事項

常設設備と接続するものにあっては，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は，原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものではない。

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置の操作位置及び作業位置は屋外であり，想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが，仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとること，線量を測定し線量が低い位置に配置することにより，これら設備の設置及び常設設備との接続が可能である。また，現場での接続作業に当たっては，簡便な結合金具による接続方式により，確実に速やかに接続が可能である。

(52-9)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

（ⅰ）要求事項

地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処

設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置、よう素フィルタ及びラプチャーディスクと位置的分散を図り，発電所敷地内の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に分散して保管する。

(52-10)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は，通常時は高台の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に分散して保管しており，想定される重大事故等が発生した場合においても，保管場所から接続場所までの運搬経路について，設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。(『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照)

(52-11)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

（ⅰ）要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

耐圧強化ベント系の可搬型窒素供給装置は，重大事故緩和設備として配備するものであるが，安全機能等を有する設備が設置されている原子炉建屋と位置的分散を図り，発電所敷地内の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に分散して配置する設計とする。

3.9.2.3　水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備

3.9.2.3.1　　設備概要

格納容器内水素濃度（SA）は，炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として原子炉格納容器内に検出器を設置し，水素濃度を測定する。また，格納容器内水素濃度（SA）は常設直流電源が喪失した場合においても常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備からの給電により中央制御室において原子炉格納容器内の水素濃度の監視が可能である。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによる原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため，原子炉格納容器内雰囲気ガスを排出する必要があることから，原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を目的として原子炉建屋原子炉区域内に検出器を設置し，原子炉格納容器内のガスをサンプリングすることで原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定する。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度のサンプリング装置は，原子炉格納容器内のガスをサンプリングポンプにより吸い込み，冷却器及び除湿器でガスを処理した後，水素濃度検出器及び酸素濃度検出器により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定する。

全交流動力電源喪失が発生した場合は常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能であり，また，サンプリングガスを冷却するための原子炉補機冷却系による冷却機能が喪失した場合においても，代替原子炉補機冷却系による冷却により中央制御室において原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能である。

水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備に関する系統概要図を図 3.9-5，水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.9-15 に示す。

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

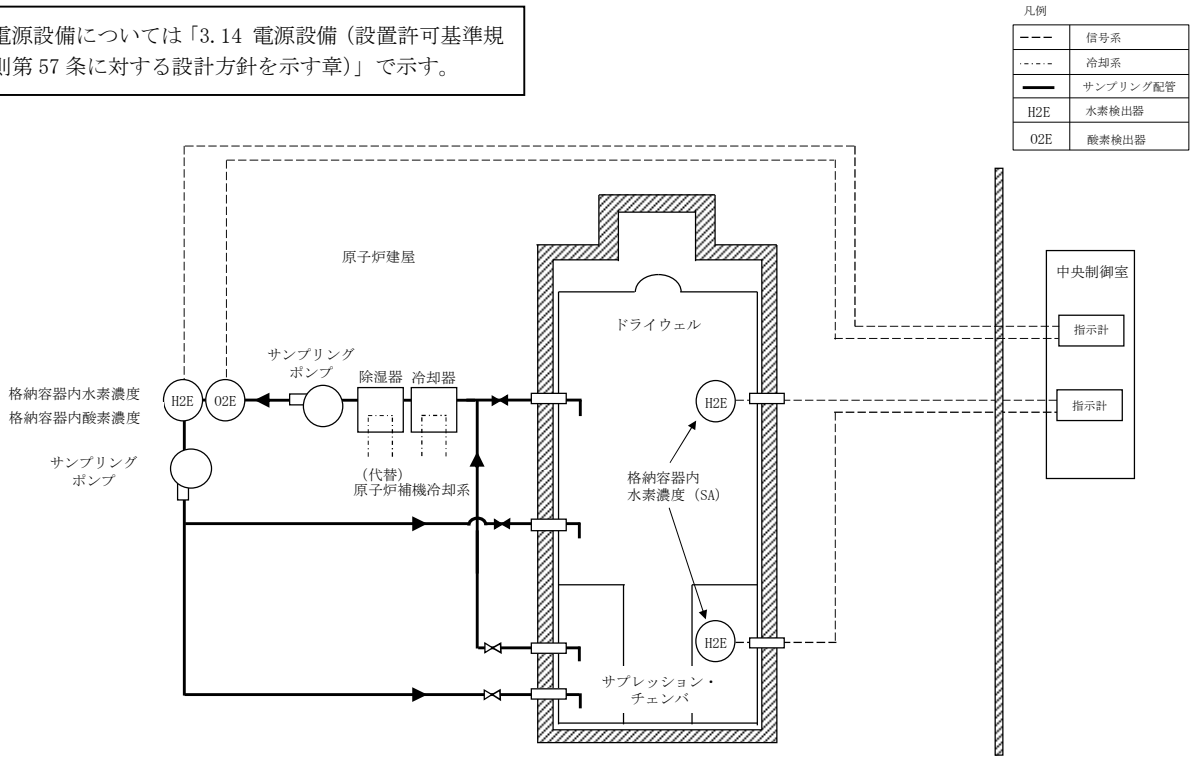


図 3.9-5　水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備に関する系統概要図

表 3.9-15　水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	格納容器内水素濃度（SA）【常設】 格納容器内水素濃度【常設】 格納容器内酸素濃度【常設】
附属設備	－
水源	－
流路	－
注水先	－
電源設備※1	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 常設代替直流電源設備 AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備
計装設備	－

※1：単線結線図を補足説明資料 52-2 に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.9.2.3.2　主要設備の仕様

主要設備の仕様を表 3.9-16 に示す。

表 3.9-16　主要設備の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内水素濃度（SA）	水素吸蔵材料式水素検出器	0～100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度	熱伝導式水素検出器	0～30vol%（6 号炉） 0～20vol%/0～100vol%（7号炉）	2	原子炉建屋地上3，中3階（6号炉） 原子炉建屋地上中3階（7号炉）
格納容器内酸素濃度	熱磁気風式酸素検出器	0～30vol%(6号炉) 0～10vol%/0～30vol%(7号炉)	2	原子炉建屋地上3，中3階（6号炉） 原子炉建屋地上中3階（7号炉）

なお，電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.9.2.3.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.9.2.3.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

格納容器内水素濃度（SA）は，原子炉格納容器内に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における，原子炉格納容器内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.9-17 に示す設計とする。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，原子炉建屋原子炉区域内に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における，原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.9-17 に示す設計とする。

表 3.9-17　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉格納容器内又は原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.3　耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉格納容器内又は原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(52-3)

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器内水素濃度（SA）は，想定される重大事故等時において中央制御室にて監視できる設計であり現場又は中央制御室による操作は発生しない。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，通常時からサンプリング方式による計測を実施しており，中央制御室にて監視を行っている。サンプリング装置は，中央制御室の格納容器内雰囲気モニタ盤からスイッチ操作が可能な設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり，運転員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，操作対象については銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

以下の表 3.9-18 に操作対象機器を示す。

(52-3)

表 3.9-18　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度 (サンプリング装置)	停止・起動 系統選択（D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器内水素濃度(SA)，格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，以下の表3.9-19に示すように発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度のサンプリング装置は，発電用原子炉の停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

表 3.9-19　水素濃度及び酸素濃度監視設備の試験及び検査

機器名称	発電用原子炉の状態	項目	内容
格納容器内水素濃度（SA)	停止中	機能・性能試験	基準ガス校正 計器校正

（次頁へ続く）

格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度 （サンプリング装置）	停止中	機能・性能試験	基準ガス校正 計器校正 運転性能，漏えいの確認

(52-5)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器内水素濃度(SA)，格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，想定される重大事故等時において，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

(52-4)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

格納容器内水素濃度(SA)，格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，他の設備と遮断器又はヒューズによる電気的な分離を行うことで，他の設備に電気的な悪影響を及ぼさない設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

格納容器内水素濃度（SA）は，重大事故等において中央制御室にて監視で

きる設計であり現場における操作は発生しない。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度の設置場所，操作場所を表3.9-20に示す。格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，通常時からサンプリング方式による計測を実施しており，中央制御室にて監視を行っている。サンプリング装置は，中央制御室にて操作を実施するため，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

表3.9-20　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度 (サンプリング装置)	原子炉建屋地上3,中3階(6号炉)	中央制御室
	原子炉建屋地上中3階（7号炉）	

(52-3)

3.9.2.3.3.2　設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

格納容器内水素濃度（SA）は，想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲を測定できる設計とする。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため，その可燃限界濃度（水素濃度4vol%，酸素濃度：5vol%）を測定できる設計とする。

(52-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

格納容器内水素濃度(SA)，格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

格納容器内水素濃度（SA）は，格納容器内水素濃度（サンプリングによる計測方式）と異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とし，検出器も位置的分散を図る設計とすることで，地震，火災，溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわない設計とする。また，格納容器内水素濃度（SA）の電源は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替直流電源設備又は可搬型直流電源設備から給電が可能な設計とする。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，設計基準事故対処設備を使用するものであり，電源については非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また，サンプリングガスの冷却については，原子炉補機冷却系に対して多様性を有する代替原子炉補機冷却系から冷却水を供給が可能な設計とする。

(52-2，52-3)

3.9.3　その他設備

3.9.3.1　可燃性ガス濃度制御系

3.9.3.1.1　設備概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスを再結合することにより水素濃度及び酸素濃度の抑制を行い，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。

なお，可燃性ガス濃度制御系については設計基準事故対処設備として設置するものであることから，炉心の著しい損傷が発生した場合に可燃性ガス濃度制御系を使用して原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を制御する運用については自主的な運用とする。

(52-12)

3.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備【53 条】

【設置許可基準規則】
（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）
第五十三条
　発電用原子炉施設には，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には，水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）
1　第53条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
a)　水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。
b)　想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。
c)　これらの設備は，交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

3.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

3.10.1　設置許可基準規則第 53 条への適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために，水素濃度制御設備及び水素濃度監視設備として以下の設備を設ける。

(1)　静的触媒式水素再結合器(設置許可基準規則解釈の第 1 項 a)，c))

水素濃度制御設備として，原子炉建屋オペレーティングフロアに静的触媒式水素再結合器を設置し，炉心の著しい損傷が発生して原子炉格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいした場合において，原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制し，水素濃度を可燃限界未満に制御することで，原子炉建屋の水素爆発を防止する設計とする。また，静的触媒式水素再結合器は運転員による起動操作を行うことなく，水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合できる装置を適用し，起動操作に電源が不要な設計とする。

また，静的触媒式水素再結合器の動作確認を行うために静的触媒式水素再結合器動作監視装置として，静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側に温度計を設置し，中央制御室で監視可能な設計とする。静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，代替電源設備からの給電により中央制御室において静的触媒式水素再結合器の動作確認が可能な設計とする。

(2)　水素濃度監視設備(設置許可基準規則解釈の第 1 項 b)，c))

原子炉建屋水素濃度は，炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的として原子炉建屋内に検出器を設置し，水素濃度を測定する。また，原子炉建屋水素濃度は代替電源設備からの給電により中央制御室において原子炉建屋内水素濃度の監視が可能な設計とする。

また，重大事故等時において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するための自主対策設備として，以下を整備する。

(3)　格納容器頂部注水系の設置

原子炉格納容器トップヘッドフランジのシール材の熱劣化を緩和し，原子炉格納容器から原子炉建屋への水素漏えいを抑制するために，原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却する格納容器頂部注水系を設置する。

格納容器頂部注水系は，重大事故等時に原子炉建屋外から代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の水，若しくは海水を，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却できる設計とす

る。

(4)　サプレッションプール浄化系による原子炉ウェル注水手段の整備

サプレッションプール浄化系により復水貯蔵槽の水を原子炉ウェルに注水することで原子炉格納容器頂部を冷却し,原子炉格納容器から原子炉建屋への水素漏えいを抑制する。

(5)　原子炉建屋トップベント設備の設置

原子炉建屋トップベント設備を設置し,仮に原子炉建屋内の水素濃度が上昇した場合においても,原子炉建屋オペレーティングフロア天井部の水素ガスを外部へ排出することで，水素ガスの建屋内滞留を防止する設計とする。

3.10.2　重大事故等対処設備

3.10.2.1　静的触媒式水素再結合器

3.10.2.1.1　　設備概要

静的触媒式水素再結合器は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉建屋内の水素濃度上昇を抑制し，原子炉建屋等の水素爆発を防止する機能を有する。この設備は，触媒カートリッジ，ハウジング等の静的機器で構成し，運転員による起動操作を行うことなく，原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいした水素ガスと酸素ガスを触媒反応によって再結合させることができる。

静的触媒式水素再結合器の動作監視装置として，静的触媒式水素再結合器の入口側及び出口側に温度計を設置し，中央制御室から監視可能な設計とする。また，静的触媒式水素再結合器動作監視装置は代替電源設備から給電が可能な設計とする。

静的触媒式水素再結合器に関する概要図を図 3.10-1 に，静的触媒式水素再結合器動作監視装置に関する系統概要図を図 3.10-2 に，重大事故等対処設備一覧を表 3.10-1 に示す。

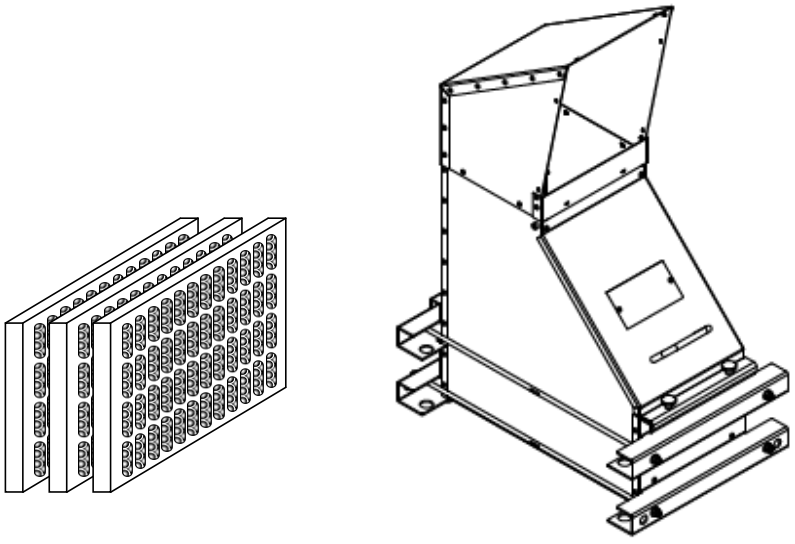


図 3.10-1　静的触媒式水素再結合器概要図

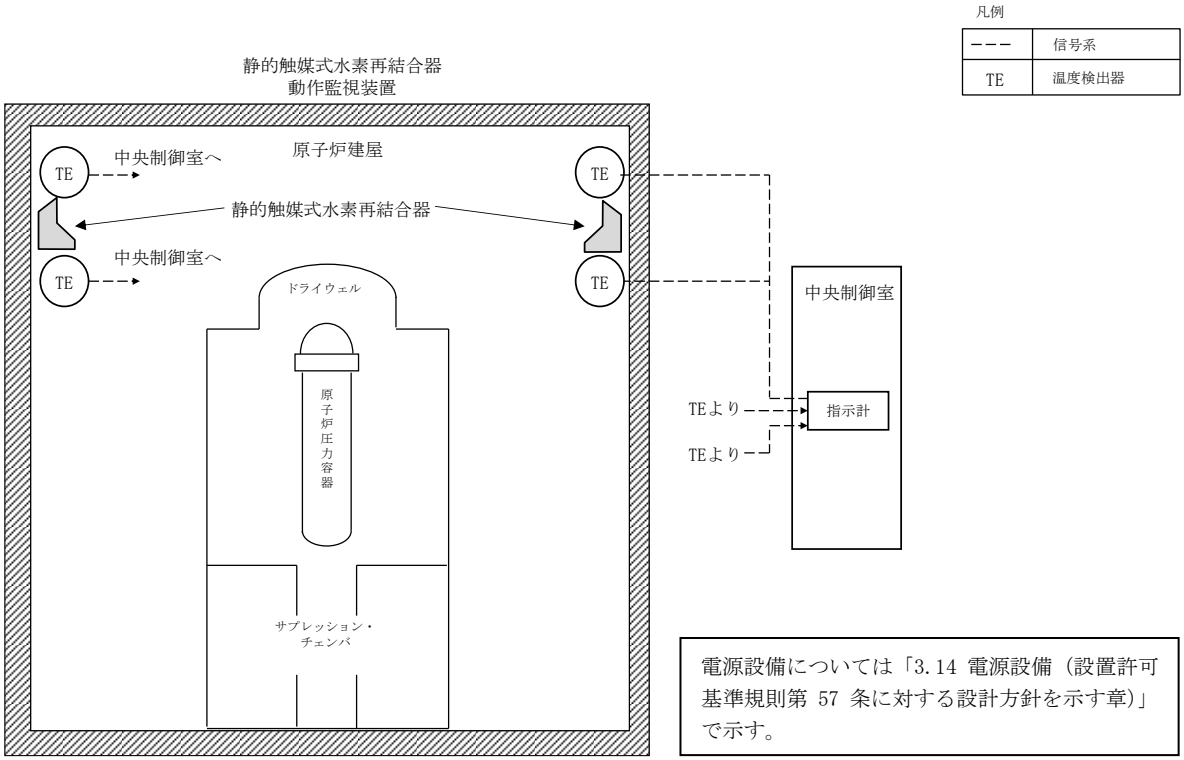


図3.10-2　静的触媒式水素再結合器動作監視装置の系統概要図

表 3.10-1　静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	静的触媒式水素再結合器【常設】 静的触媒式水素再結合器動作監視装置【常設】
附属設備	－
水源	－
流路	原子炉建屋原子炉区域
注水先	－
電源設備※1	常設代替直流電源設備 AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備
計装設備	－

※1：単線結線図を補足説明資料 53-2 に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.10.2.1.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 静的触媒式水素再結合器

種類　　：触媒反応式
水素処理容量　：約0.25kg/h/個
（水素濃度4.0vol%，100℃，大気圧において）
最高使用温度　：300℃
個数　　：56
本体材料　　：ステンレス鋼
取付箇所　　：原子炉建屋地上4階

(2) 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

主要設備の仕様を表 3.10-2 に示す。

表3.10-2　　主要設備の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	熱電対	0～300℃	4※	原子炉建屋地上4階

※ 2個の静的触媒式水素再結合器に対して，出入口に1個設置

なお，電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.10.2.1.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.10.2.1.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，原子炉建屋原子炉区域内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮できるよう，以下の表 3.10-3 に示す設計とする。なお，静的触媒式水素再結合器は，触媒が湿度及び蒸気による性能低下を防止するために，触媒粒に疎水コーティングを施す設計とする。

(53-3)

表 3.10-3　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す)。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

静的触媒式水素再結合器は，水素ガスと酸素ガスが流入すると触媒反応によって受動的に起動する設備とし，操作不要な設計とする。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，想定される重大事故等時において中央制御室にて監視可能な設計であり現場又は中央制御室による操作は発生しない。

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

静的触媒式水素再結合器は，表3.10-4に示すように，発電用原子炉の停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能とするため，触媒カートリッジが取り出しできる設計とする。

静的触媒式水素再結合器には，専用の検査装置を用意し，静的触媒式水素再結合器内の触媒カートリッジを抜き取り，検査装置にセット後，水素ガスを含む試験ガスを通気することで水素処理性能の確認が可能な設計とする。

また，発電用原子炉の停止中に，触媒カートリッジに異物の付着がないこと，ハウジングが設計のとおりの形状を保持していることを外観検査にて確認可能な設計とする。

(53-5,別添資料－3)

表 3.10-4　静的触媒式水素再結合器の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	外観検査	触媒カートリッジの外観確認 ハウジングの外観確認
	機能・性能試験	触媒カートリッジの水素処理性能確認

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，表3.10-5に示すように，発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。

(53-5)

表 3.10-5　静的触媒式水素再結合器動作監視装置の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	絶縁抵抗測定 温度確認 計器校正

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

静的触媒式水素再結合器は，重大事故等時における原子炉建屋内の水素濃度上昇抑制機能としてのみ使用することとし，本来の用途以外の用途に使用しない設計とする。また，静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，重大事故時における静的触媒式水素再結合器の動作確認に使用するものであり，本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。そのため，静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置について，重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

(53-4)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

静的触媒式水素再結合器は，他の設備と独立して原子炉建屋オペレーティングフロア壁面近傍に機器単独で設置することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，静的触媒式水素再結合器は，水素ガスが存在しないと再結合反応を起こすことはなく，プラント運転中に他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。炉心の著しい損傷が発生し，原子炉建屋オペレーティングフロアに水素ガスが漏えいした場合は，静的触媒式水素再結合器が再結合反応により温度上昇するが，重大事故時に使用する設備の機能に影響を与えるような温度範囲の位置に配置しないことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(53-3)

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，他の設備と遮断器又はヒューズによる電気的な分離を行うことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，静的触媒式水素再結合器内への水素ガス流入流路を妨げない配置及び寸法とすることで，静的触媒式水素再結合器の水素処理性能に悪影響を及ぼさない設計とする。

(別添資料-3)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

静的触媒式水素再結合器は，触媒反応によって受動的に運転される設備とし，現場における作業は発生しない。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，重大事故等時において中央制御室にて監視できる設計であり現場における作業は発生しない。

3.10.2.1.3.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

静的触媒式水素再結合器は，炉心の著しい損傷が発生し，原子炉格納容器から原子炉建屋内に水素ガスが漏えいした場合において，原子炉建屋の水素爆発を防止するために，原子炉建屋原子炉区域内の水素濃度及び酸素濃度を可燃限界未満に制御するために必要な水素処理容量を有する設計とする。また，静的触媒式水素再結合器は，原子炉建屋原子炉区域内の水素ガスの効率的な除去を考慮して，原子炉建屋オペレーティングフロアに分散させ，適切な位置に配置する。

静的触媒式水素再結合器は，炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内に存在するガス状よう素による性能低下を考慮し，必要な水素処理容量に裕度をもたせた容量を有する個数を配備する。個数の設定に当たって用いる水素ガス発生量は，有効燃料部の被覆管全て（AFC100%）に相当する水素ガス発生量とし，1600kgとする。これらの水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建屋に漏えいする原子炉格納容器漏えい率は，原子炉格納容器圧力620kPa[gage]（設計圧力の2倍）における原子炉格納容器漏えい率である約1.0%/日に余裕を考慮し10%/日とする。これらを踏まえて，静的触媒式水素再結合器の個数は，反応阻害物質ファクター0.5を考慮し，上記で示す水素ガス漏えい量において原子炉建屋オペレーティングフロアを可燃限界未満に処理することができる個数「54個以上」とし，6号及び7号炉は，この個数に余裕を見込み56個／プラントとする。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を測定できる設計とし，位置的分散を考慮して，原子炉建屋オペレーティングフロアの両壁面に分散配置したそれぞれ1個の静的触媒式水素再結合器に設置する設計とする。

(53-3,53-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以

上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

静的触媒式水素再結合器及び静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

静的触媒式水素再結合器は重大事故緩和設備であり，同一目的の重大事故等対処設備はない。

静的触媒式水素再結合器動作監視装置は，同一目的の水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための監視設備である原子炉建屋水素濃度と異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とし，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，検出器の設置場所について位置的分散を図る設計とする。また，静的触媒式水素再結合器動作監視装置の電源については，非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）に対して多様性を有する代替電源設備から給電できる設計とする。

(53-2, 53-3)

3.10.2.2　原子炉建屋水素濃度

3.10.2.2.1　主要設備

原子炉建屋水素濃度は重大事故等が発生し，ジルコニウムー水反応等で短期的に発生する水素ガス及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素ガスが原子炉格納容器から原子炉建屋へ漏えいした場合に，原子炉建屋において，水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定を行い，中央制御室において連続監視できる設計とする。また，原子炉建屋水素濃度は代替電源設備から給電が可能な設計とする。

原子炉建屋水素濃度に関する系統概要図を図 3.10-3 に，重大事故等対処設備一覧を表 3.10-6 に示す。

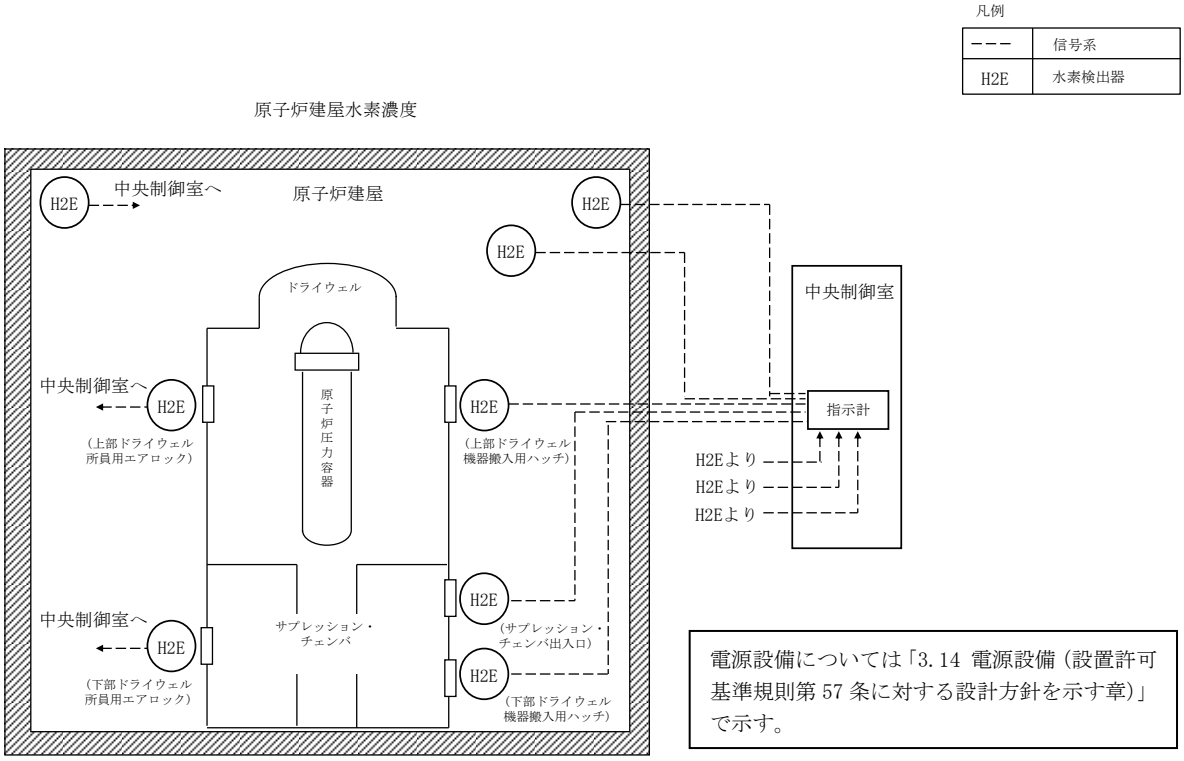


図 3.10-3　原子炉建屋水素濃度の系統概要図

表 3.10-6　原子炉建屋水素濃度に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	原子炉建屋水素濃度【常設】
附属設備	－
水源	－
流路	－
注水先	－
電源設備※1	常設代替直流電源設備 AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 上記常設代替直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備
計装設備	－

※1：単線結線図を補足説明資料 53-2 に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.10.2.2.2　主要設備の仕様

主要設備の仕様を表 3.10-7 に示す。

表 3.10-7　主要設備の仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉建屋水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0～20vol%	8	原子炉建屋地上4階:3個 原子炉建屋地上2階:2個 原子炉建屋地下1階:1個 原子炉建屋地下2階:2個

なお，電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.10.2.2.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.10.2.2.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

原子炉建屋水素濃度は，原子炉建屋原子炉区域内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，原子炉格納容器内の環境条件及び荷重条件を，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.10-8 に示す設計とする。

(53-3)

表 3.10-8　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉建屋水素濃度は，想定される重大事故等時において中央制御室にて監視可能な設計であり現場又は中央制御室による操作は発生しない。

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉建屋水素濃度は，表3.10-9に示すように，発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。(53-5)

表 3.10-9　原子炉建屋水素濃度の試験及び検査性

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	基準ガス校正 計器校正

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉建屋水素濃度は，重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

(53-4)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

原子炉建屋水素濃度は，他の設備と遮断器又はヒューズによる電気的な分離を行うことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

原子炉建屋水素濃度は，重大事故等時において中央制御室にて監視できる設計であり現場における操作は発生しない。

3.10.2.2.3.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

原子炉建屋水素濃度は，炉心損傷時に原子炉格納容器内に発生する水素ガスが原子炉建屋に漏えいした場合に，静的触媒式水素再結合器による水素濃

度低減（可燃限界である4vol%未満）をトレンドとして連続的に監視できることが主な役割であることから，0～20vol%を測定できる設計とする。なお，原子炉建屋水素濃度は，水素ガスが最終的に滞留する原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近及び非常用ガス処理系吸込配管付近に分散させた適切な位置に配置し，原子炉格納容器内で発生した水素ガスが漏えいするポテンシャルのある原子炉建屋オペレーティングフロア以外のエリアにも設置し，水素ガスの早期検知及び滞留状況を把握する事が可能な設計とする。

(53-3, 53-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

原子炉建屋水素濃度は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

原子炉建屋水素濃度は，原子炉建屋内に設置されており，環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災に対して，可能な限り頑健性をもたせた設計とする。

原子炉建屋水素濃度は，同一目的の水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための監視設備である静的触媒式水素再結合器動作監視装置と異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とし，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，検出器の設置場所について位置的分散を図る設計とする。ま

た，原子炉建屋水素濃度の電源については，非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）に対して多様性を有する代替電源設備から給電できる設計とする。

(53-2,53-3)

3.10.3　その他設備

3.10.3.1　格納容器頂部注水系

3.10.3.1.1　設備概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器頂部を冷却することで原子炉格納容器外への水素ガス漏えいを抑制し，原子炉建屋の水素爆発を防止するため，格納容器頂部注水系を設ける。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

格納容器頂部注水系は，原子炉ウェルに水を注水し，原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を原子炉格納容器外部から冷却することを目的とした系統である。格納容器頂部注水系は，可搬型代替注水ポンプ，接続口等で構成しており，重大事故等時において，代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の水又は海水を原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却することで，原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素ガス漏えいを抑制する設計とする。

したがって，事故時に速やかに原子炉格納容器トップヘッドフランジシール材を冠水させるように原子炉ウェルに水を張ることが必要であり，その際の必要注水量は冠水分と余裕分も見込み約 70m^3 以上とする。これを注水開始から約 2 時間で達成できることを設計方針としており，格納容器頂部注水系の系統流量は 50m^3/h 以上とする。これを達成するために，格納容器頂部注水系のポンプは可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を採用する。また，可搬型代替注水ポンプを接続する接続口は，位置的に分散して複数箇所に設置する。

3.10.3.1.2　他設備への悪影響について

格納容器頂部注水系を使用することで，原子炉ウェルに水が注水される。この際，悪影響として懸念されるのは，以下のとおりである。

- 原子炉格納容器温度が 200℃のような過温状態で常温の水を原子炉ウェルに注水することから，原子炉格納容器頂部を急冷することによる鋼材部の熱収縮による応力発生に伴う原子炉格納容器閉じ込め機能への影響
- 原子炉格納容器頂部を冷却することにより，原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素ガス漏えいを防ぐことから，静的触媒式水素再結合器が設置されている原子炉建屋オペレーティングフロアに，原子炉格納容器内の水素ガスが直接漏えいしない傾向になることによる，原子炉建屋水素爆発防止機能への影響
- 原子炉格納容器頂部を冷却することにより，原子炉ウェルに溜まった水が蒸発することから，原子炉建屋に水蒸気が発生することによる，原子炉建屋水素爆発防止機能への影響
- 原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却するため，原子炉格納容器を除熱することによる原子炉格納容器負圧破損への影響

・格納容器頂部注水系の使用による発電所内の運用リソースへの影響

このうち，原子炉格納容器頂部急冷による原子炉格納容器閉じ込め機能への影響については，原子炉格納容器頂部締付ボルト冷却時の発生応力を評価した結果，ボルトが急冷された場合でも応力値は降伏応力を下回っていることからボルトが破損することはない。

また，原子炉格納容器トップヘッドフランジからの水素ガス漏えいを防ぐことによる，原子炉建屋水素爆発防止機能への影響については，水素ガスの漏えい箇所を原子炉建屋下層階（地上2階，地下1階，地下2階）のみとして原子炉建屋内の水素ガス挙動を評価し，可燃限界に至ることはないことが確認できているため，原子炉建屋水素爆発防止機能に悪影響を与えない。

原子炉ウェルに溜まった水が蒸発することによる原子炉建屋水素爆発防止機能への影響については，原子炉建屋オペレーティングフロアに水蒸気が追加で流入した場合の原子炉建屋内の水素ガス挙動を評価し，可燃限界に至ることはないことが確認できているため，原子炉建屋水素爆発防止機能に悪影響を与えない。

原子炉格納容器の負圧破損に対する影響については，原子炉ウェルに注水し原子炉格納容器頂部を冷却することによる原子炉格納容器除熱効果は小さいため，原子炉格納容器を負圧にするような悪影響はない。

運用リソースに関する影響については，必要な人員を想定した手順を準備しており，手順に基づいた対応を行うため，悪影響はない。また，淡水，電源又は燃料を必要とするが，淡水の使用量は水源である淡水貯水池が保有する水量に比べて十分小さく，悪影響はない。また，電源又は燃料については，他の設備の使用に悪影響を及ぼさないよう必要な電源又は燃料を確保できる場合にのみ使用する。

（別添資料3　81～82，138～141）

3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備【54 条】

【設置許可基準規則】
（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）
第五十四条 発電用原子炉施設には，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。
2　発電用原子力施設には，使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，及び臨界を防止するために必要な設備を設けなければならない。
（解釈）
1 第１項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは，本規程第３７条３－１(a)及び(b)で定義する想定事故１及び想定事故２において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。
2 第１項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
a）代替注水設備として，可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。
b）代替注水設備は，設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し，又は小規模な漏えいがあった場合でも，使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。
3 第２項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，及び臨界を防止するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
a）スプレイ設備として，可搬型スプレイ設備（スプレイヘッダ，スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。
b）スプレイ設備は，代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも，燃料損傷を緩和できるものであること。
c）燃料損傷時に，できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。
4 第１項及び第２項の設備として，使用済燃料貯蔵槽の監視は，以下によること。
a）使用済燃料貯蔵槽の水位，水温及び上部の空間線量率について，燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。
b）これらの計測設備は，交流又は直流電源が必要な場合には，代替電源設備からの給電を可能とすること。
c）使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。

3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

3.11.1　設置許可基準規則第 54 条への適合方針

想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料プールの水位の低下があった場合において，使用済燃料プール内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するため，以下の設備を設ける（以下「第54条第1項対応」という）。

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において，使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し，及び臨界を防止するため，以下の設備を設ける（以下「第54条第2項対応」という）。ただし，臨界の防止については，以下の設備により設計基準対象施設である使用済燃料貯蔵ラックの形状を保持することで未臨界性を維持する。　(54-13)

(1)　燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 項～第 3 項）

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）は，第 54 条第 1 項対応の場合，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の水をホース及び可搬型スプレイヘッダを経由して使用済燃料プールへ注水することで使用済燃料プールの水位を維持可能な設計とする。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）は，第 54 条第 2 項対応の場合，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）から水を，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）によりホース及び可搬型スプレイヘッダを経由して使用済燃料に直接スプレイすることで，燃料損傷を緩和するとともに，スプレイ水の放射性物質叩き落としの効果により，環境への放射性物質放出を可能な限り低減可能な設計とする。

(2)　燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 項～第 3 項）

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）は，第 54 条第 1 項対応の場合，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の水をホース及び常設スプレイヘッダを経由して使用済燃料プールへ注水することで使用済燃料プールの水位を維持可能な設計とする。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）は，第 54 条第 2 項対応の場合，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の水を，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）により燃料プール代替注水系配管及び常設スプレイヘッダを経由して使用済燃料に直接スプレイすることで，使用済燃料プール近傍へアクセスすることなく屋外からの現場操作により，燃料損傷を緩和するとともに，スプレイ水の放射性物質叩き落としの効果により，環境への放射性物質放出を可能な限り低減可能な設計とする。

(3) 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び関連設備（大気への拡散抑制）（設置許可基準規則解釈の第 3 項 c)）

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において大気への放射性物質の拡散を抑制可能な設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）（6 号及び 7 号炉共用）

・放水砲（6 号及び 7 号炉共用）

なお，本設備の詳細については「3.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（設置許可基準規則第 55 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

(4) 使用済燃料プールの監視設備の設置（設置許可基準規則解釈の第 4 項）

使用済燃料プールの水位，水温及びプール上部の空間線量率について，使用済燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設置する。

また，使用済燃料プールの状態を監視するため，使用済燃料貯蔵プール監視カメラを設置する。

上記の計測設備は，代替電源設備からの給電が可能であり，中央制御室で監視可能な設計とする。

なお,使用済燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象によるプール水の漏えいが発生した場合に備え，使用済燃料プールディフューザ配管上部にサイフォンブレーク孔を設け，サイフォンブレーク孔まで水位が低下した時点で，受動的にサイフォン現象の継続を停止させる設計とする。

万が一，サイフォンブレーク孔の機能が喪失した場合においても，現場での手動弁操作により破断箇所を隔離することで，プール水の流出を停止させることが可能な設計とする。

(54-12)

また，非常用交流電源設備及び原子炉補機冷却系が機能喪失した場合でも，常設代替交流電源又は可搬型代替交流電源設備及び代替原子炉補機冷却系により燃料プール冷却浄化系を復旧し，燃料プール冷却浄化系ポンプ及び熱交換器により，使用済燃料プール内燃料体等から発生する崩壊熱を除熱できる設計とする。

なお，第 54 条第 1 項対応において，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するための自主対策設備として以下を整備する。

(5)　消火系による使用済燃料プール注水の整備

消火系による使用済燃料プールへの注水は，ディーゼル駆動消火ポンプを用い，全交流動力電源が喪失した場合でも，代替交流電源設備からの給電により，中央制御室から遠隔で弁操作し，ろ過水タンクを水源として，消火系配管，復水補給水系配管，残留熱除去系配管及び燃料プール冷却浄化系配管を経由して使用済燃料プールへ注水する。

なお，第 54 条第 2 項対応において，使用済燃料プール内の燃料体等の損傷を緩和し，臨界を防止するための自主対策設備として以下を整備する。

(6)　ステンレス鋼板等による漏えい緩和の整備

使用済燃料プールの水位が著しく低下した場合に，ステンレス鋼板を用いて使用済燃料プール水の漏えいを緩和するとともに使用済燃料プールの水位低下を緩和する。ステンレス鋼鈑は，寸法 400 ㎜×400 ㎜，厚さ 5 ㎜，重量約 10kg の仕様のものを使用済燃料プールの設置される原子炉建屋地上 4 階※に保管する。（※保管場所は運用を考慮し今後変更となる場合がある。）

ただし，この手段では漏えいを緩和できない場合があること，重いステンレス鋼板を使用するため作業効率が悪いことから，今後得られた知見を参考に，より効果的な漏えい緩和策を取り入れていく。

また，代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の淡水が枯渇した場合の海水の利用手段として，以下を整備する。

(7)　燃料プール代替注水系の海水の利用

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）及び燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の水源である代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の淡水が枯渇した場合において，防潮堤の内側に設置している取水路より，大容量送水車（海水取水用）を用いて可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)に海水を直接送水を行う設計とする。なお，海の利用については「3.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.11.2　重大事故等対処設備

3.11.2.1　燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）

3.11.2.1.1　設備概要

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）は，設計基準対象施設である残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し，又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に，使用済燃料プール内燃料体等を冷却し，臨界の防止及び放射線の遮蔽を目的として使用する。

また，大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において，使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷を緩和，及び臨界の防止を目的として使用する。なお，燃料損傷時には使用済燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減する。

本系統は，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），計測制御装置，水源である代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽），流路であるホース，可搬型スプレイヘッダ，注入先である使用済燃料プール，及び燃料補給設備である軽油タンク，タンクローリ（4kL）等から構成される。

本系統に関する重大事故等対処設備を表 3.11-1 に，本系統全体の概要図を図 3.11-1 及び図 3.11-2 に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）は，第 54 条第 1 項対応の場合，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により水源である代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の水をホース及び可搬型スプレイヘッダを経由して使用済燃料プールへ注水することで使用済燃料プールの水位を維持可能な設計とする。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）は，第 54 条第 2 項対応の場合，水源である代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の水を可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型注水ポンプ（A-2 級）又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）によりホース及び可搬型スプレイヘッダを経由して使用済燃料に直接スプレイすることで，燃料損傷を緩和するとともに，スプレイ水の放射性物質叩き落としの効果により，環境への放射性物質放出を可能な限り低減可能な設計とする。

本系統の操作に当たっては，ホース及び可搬型スプレイヘッダの敷設により系統構成を行った後，屋外で可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）付属の操作スイッチにより可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を起動し運転を行う。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とし，燃料は燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

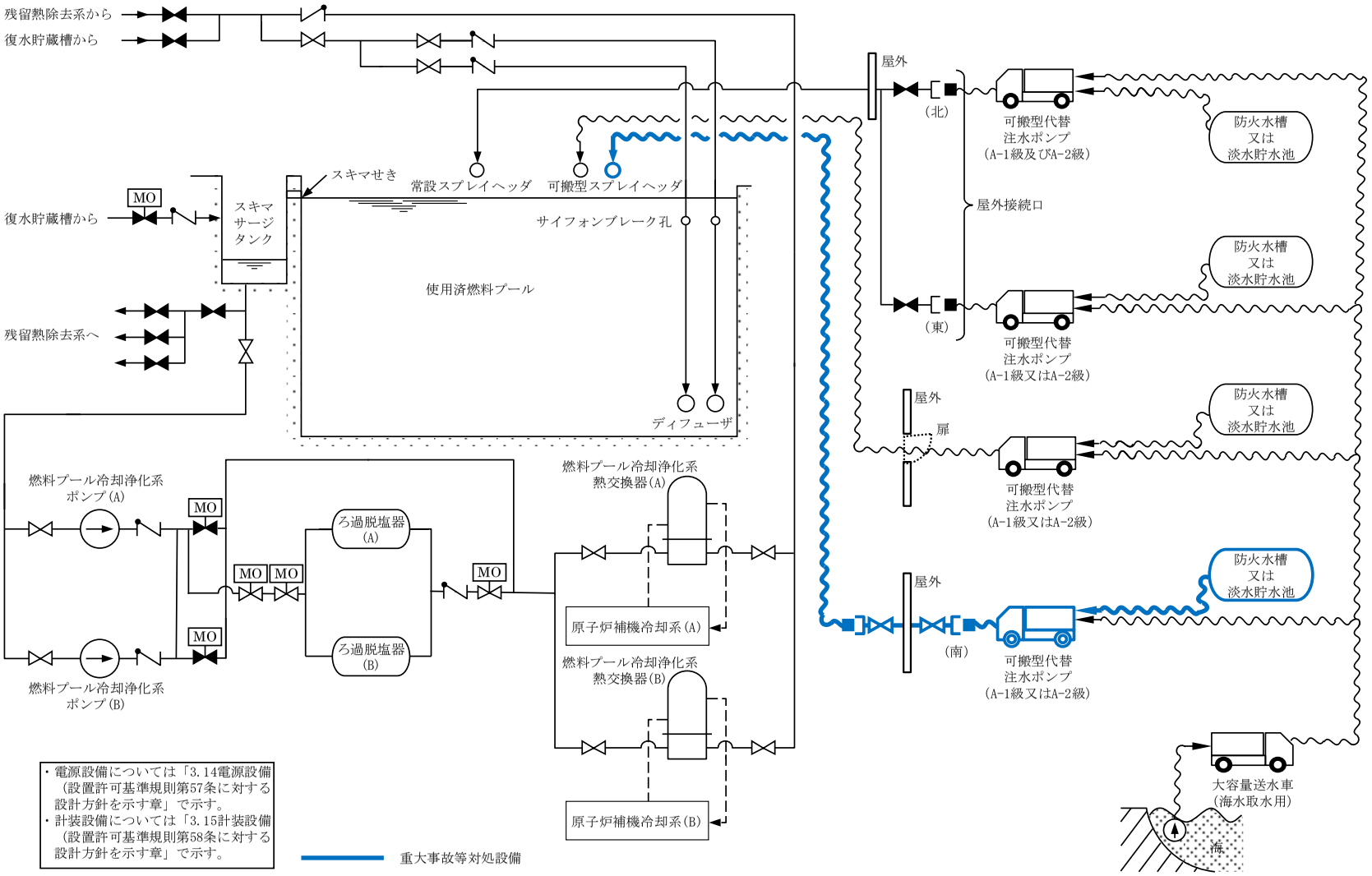

残留熱除去系から
復水貯蔵槽から
スキマせき
常設スプレイヘッダ
可搬型スプレイヘッダ
屋外
(北)
可搬型代替
注水ポンプ
(A-1級及びA-2級)
防火水槽
又は
淡水貯水池
屋外接続口
MO
復水貯蔵槽から
スキマ
サージ
タンク
サイフォンブレーク孔
使用済燃料プール
防火水槽
又は
淡水貯水池
(東)
可搬型代替
注水ポンプ
(A-1級又はA-2級)
残留熱除去系へ
ディフューザ
屋外
扉
防火水槽
又は
淡水貯水池
燃料プール冷却浄化系
ポンプ(A)
燃料プール冷却浄化系
熱交換器(A)
可搬型代替
注水ポンプ
(A-1級又はA-2級)
MO
ろ過脱塩器
(A)
MO
MO
MO
屋外
防火水槽
又は
淡水貯水池
原子炉補機冷却系(A)
(南)
可搬型代替
注水ポンプ
(A-1級又はA-2級)
燃料プール冷却浄化系
熱交換器(B)
ろ過脱塩器
(B)
MO
MO
燃料プール冷却浄化系
ポンプ(B)
大容量送水車
(海水取水用)
海
原子炉補機冷却系(B)
・電源設備については「3.14電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章」で示す。
・計装設備については「3.15計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章」で示す。
重大事故等対処設備

図 3.11-1　燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）
使用済燃料プールへ注水する場合の系統概要図

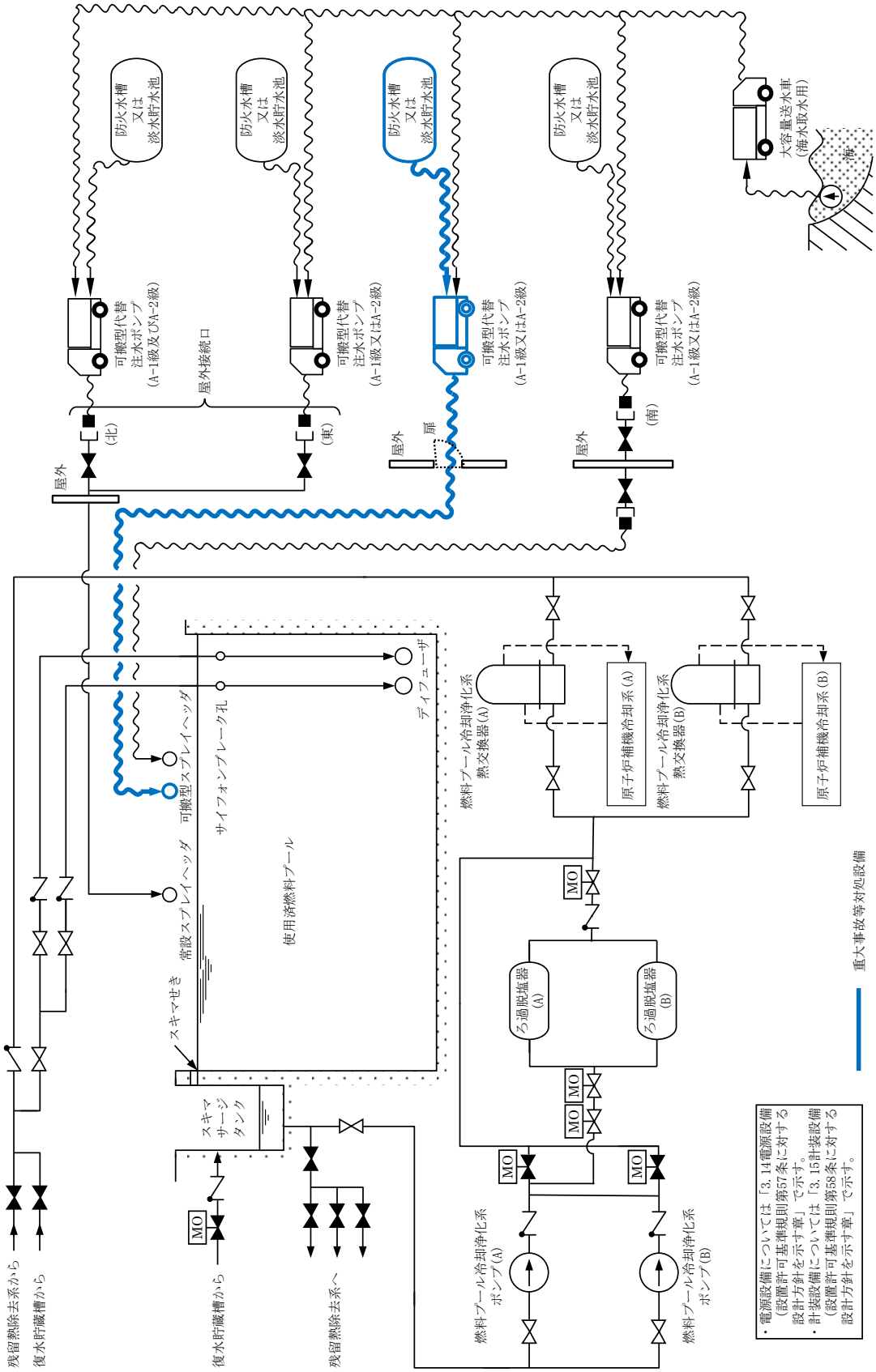


図 3.11-2　燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）
使用済燃料プールへスプレイする場合の系統概要図

表 3.11-1 燃料プール代替注水系(可搬型スプレイヘッダ)に関する
重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）【可搬】 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）【可搬】 可搬型スプレイヘッダ【可搬】
附属設備	―
水源※1	防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】
流路	ホース・接続口【可搬】 燃料プール代替注水系　配管・弁【常設】
注水先	使用済燃料プール（サイフォン防止機能を含む）【常設】
電源設備 (燃料補給設備を含む)	燃料補給設備 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】
計装設備※2	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）【常設】 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）【常設】 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）【常設】 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ【常設】 （使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置【常設】を含む）

※1：水源については「3.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

※2：主要設備を用いた使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷を緩和，臨界防止及び放射線の遮蔽対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.11.2.1.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）（6 号及び 7 号炉共用）

種類　　：うず巻形
容量　　：168m^3/ｈ/台
吐出圧力　：0.85MPa[gage]
最高使用圧力：2.0MPa[gage]
最高使用温度：60℃
個数　　：1（予備 1）
設置場所　：屋外
保管場所　：荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所
原動機出力　：146kW

(2) 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（6号及び7号炉共用）

種類　　：うず巻形
容量　　：120m^3/ｈ/台
吐出圧力　：0.85MPa[gage]
最高使用圧力：2.0MPa[gage]
最高使用温度：60℃
個数　　：16（予備 1）
設置場所　：屋外
保管場所　：荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに5号炉東側第二保管場所
原動機出力　：100kW

(3) 可搬型スプレイヘッダ

最高使用温度：40℃
数量　　：1（予備 1）
設置場所　：原子炉建屋　地上4階
保管場所　：原子炉建屋　地上3階

なお，水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.11.2.1.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.11.2.1.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）は，屋外の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管し，重大事故等時に原子炉建屋の接続口付近の屋外に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における，屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.11-2 に示す設計とする。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，屋外の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所に保管し，重大事故等時に原子炉建屋の接続口付近の屋外に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能が有効に発揮することができるよう，以下の表 3.11-2 に示す設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の操作は，付属の操作スイッチにより，想定される重大事故等時において設置場所から可能な設計とする。風（台風）による荷重については，転倒しないことの確認を行っているが，詳細評価により転倒する結果となった場合は，転倒防止措置を講じる。積雪の影響については，適切に除雪する運用とする。

また，降水及び凍結により機能を損なうことのないよう，防水対策が取られた可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を使用し，凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）の可搬型スプレイヘッダは原子炉建屋原子炉区域内に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能が有効に発揮することができるよう，以下の表 3.11-3 に示す設計とする。

(54-3, 54-4)

表 3.11-2　想定する環境条件及び荷重条件
（可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない)。なお，使用済燃料プールへの注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水時間を短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，治具や輪留め等を用いた転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.11-3　想定する環境条件及び荷重条件（可搬型スプレイヘッダ）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない)。なお，使用済燃料プールへの注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す)。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）を運転する場合は，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の移動，ホース及び可搬型スプレイヘッダの敷設により系統構成を行った後，屋外で可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の操作スイッチにより可搬型代替注水ポンプを起動し，使用済燃料プールへの注水を行う。

以上のことから，燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）の操作に必要な機器を表 3.11-4 に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）については，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）付属の操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）付属の操作スイッチを操作するにあたり，運転員のアクセス性及び操作性を考慮して十分な操作空間を確保することで基準に適合させる。また，それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，接続口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

建屋貫通接続口を通じてホースを敷設する場合の操作対象弁は屋外及び原子炉建屋原子炉区域内に設置し，ハンドルによる手動操作が可能な設計とする。

ホース及び可搬型スプレイヘッダの接続作業に当たっては，特殊な工具，及び技量は必要とせず，簡便な結合金具による接続方式により，確実に接続することができる設計とする。

(54-3, 54-4, 54-7)

表 3.11-4　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）	起動・停止	屋外設置位置	スイッチ操作
可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	起動・停止	屋外設置位置	スイッチ操作
SFP 接続口建屋内元弁	弁閉→弁開	原子炉建屋地上１階	人力操作
SFP 接続口建屋外元弁	弁閉→弁開	屋外	人力操作
ホース及び可搬型スプレイヘッダ	ホース接続	屋外及び原子炉建屋内	人力接続

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，表 3.11-5 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能確認，弁動作試験，分解検査，外観検査が可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替え，車両としての運転状態の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の運転中又は停止中に，淡水貯水池を水源とし，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），仮設流量計，ホースの系統構成で淡水貯水池へ送水する試験を行うテストラインを設けることで，燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）の機能・性能（吐出圧力，流量）及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。なお，接続口から可搬型スプレイヘッダまでのラインについては，上記の試験に加えて，発電用原子炉の運転中及び停止中に接続口の弁開閉試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）のホース及び可搬型スプレイヘッダは，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査により機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂，腐食等がないことの確認が可能な設計とする。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）の可搬型スプレイヘッダは，発電用原子炉の運転中又は停止中に通気により，つまり等がないことの確認が可能な設計とする。

(54-5)

表 3.11-5　燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の運転性能（吐出圧力，流量）の確認，漏えいの確認
		可搬型スプレイヘッダへの通気による機能・性能の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を分解し，部品の表面状態を，試験及び目視により確認 又は必要に応じて取替え
	外観検査	ホース及び可搬型スプレイヘッダ外観の確認
	車両検査	可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の車両としての運転状態の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

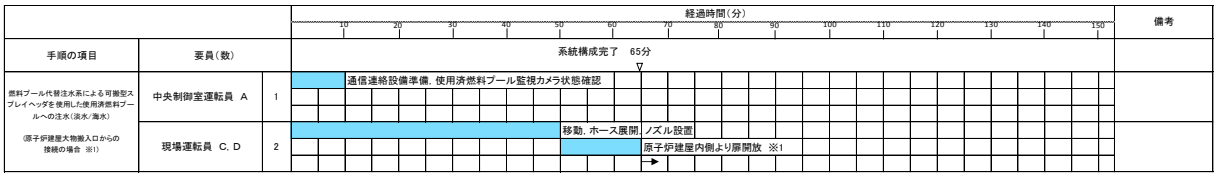
基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）は，想定される重大事故等時において，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

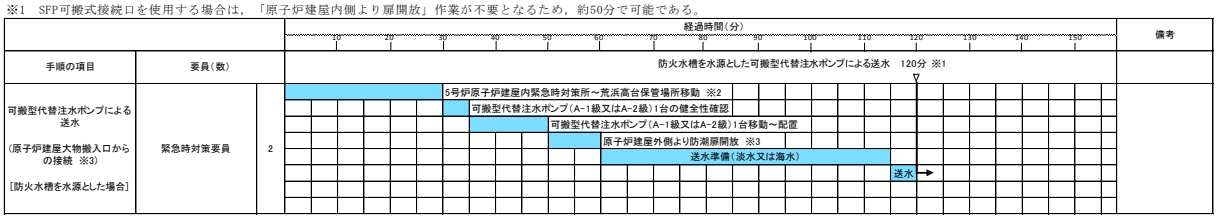
重大事故等への対処以外に通常時に使用する設備でないことから，図 3.11-3 で示すタイムチャートのとおり系統の切替えは発生しない。

(54-4)

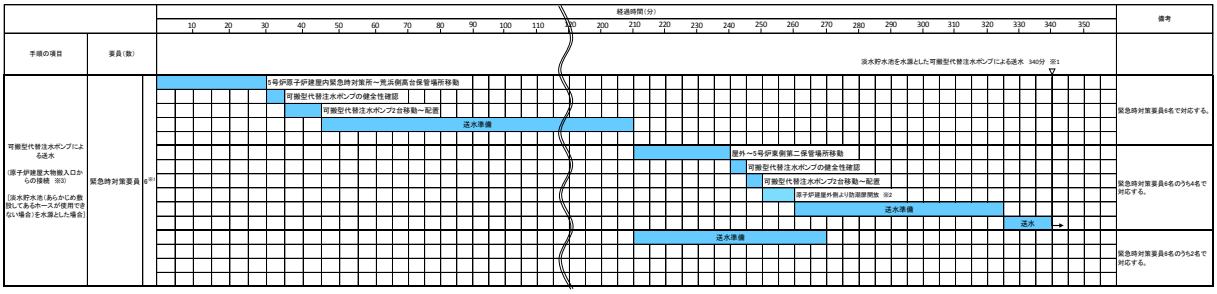
＜使用済燃料プールへ注水する場合＞



※1　SFP可搬式接続口を使用する場合は，「原子炉建屋内側より扉開放」作業が不要となるため，約50分で可能である。



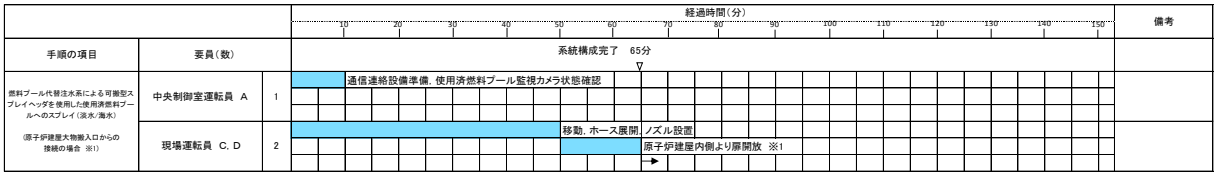
※1　5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を使用した場合は，約100分で可能である。
　　大湊側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ（A-1級）を使用した場合は，約110分で可能である。
※2　5号炉東側第二保管場所への移動は10分，大湊側高台保管場所への移動は20分と想定する。
※3　SFP可搬式接続口を使用する場合は，「原子炉建屋外側より防潮扉開放」作業が不要となるため，約110分で可能である。



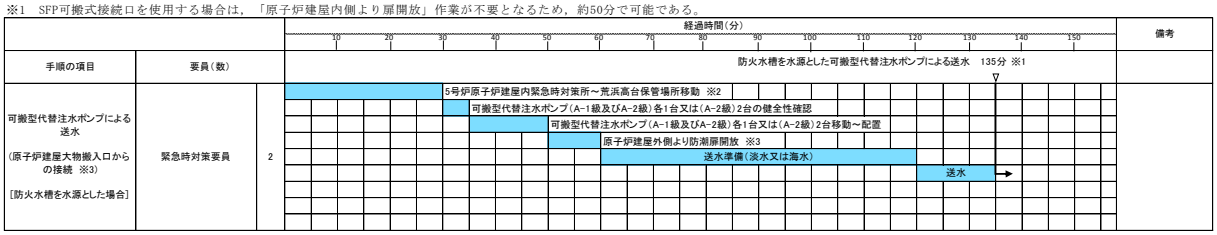
※1　緊急時対策要員6名で2ユニット分を対応した場合，6号炉への送水開始まで約340分，7号炉への送水開始まで約355分で可能である。
　　緊急時対策要員10名で2ユニット分を対応した場合，6号炉及び7号炉への送水開始まで約235分で可能である。
※2　SFP可搬式接続口を使用する場合は，「原子炉建屋外側より防潮扉開放」作業が不要となるため，約330分で可能である。

図 3.11-3　燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）の
タイムチャート(1/2)*

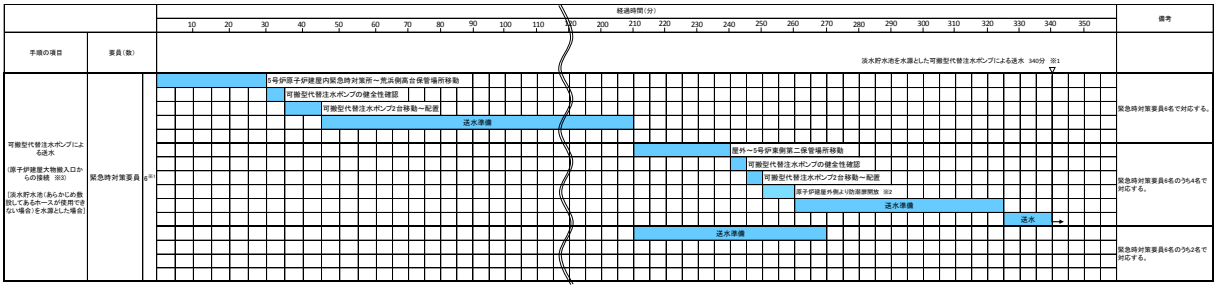
＜使用済燃料プールへスプレイする場合＞



※1　SFP可搬式接続口を使用する場合は，「原子炉建屋内側より扉開放」作業が不要となるため，約50分で可能である。



※1　5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を使用した場合は，約115分で可能である。
　　5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）及び大湊側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ（A-1級）を使用した場合は，約125分で可能である。
※2　5号炉東側第二保管場所への移動は10分，大湊側高台保管場所への移動は20分と想定する。
※3　SFP可搬式接続口を使用する場合は，「原子炉建屋外側より防潮扉開放」作業が不要となるため，約125分で可能である。



※1　緊急時対策要員6名で2ユニット分を対応した場合，6号炉への送水開始まで約340分，7号炉への送水開始まで約355分で可能である。
　　緊急時対策要員10名で2ユニット分を対応した場合，6号炉及び7号炉への送水開始まで約235分で可能である。
※2　SFP可搬式接続口を使用する場合は，「原子炉建屋外側より防潮扉開放」作業が不要となるため，約330分で可能である。

図 3.11-3　燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）の
タイムチャート(2/2)*

*：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1．11 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，通常時，接続先の系統と分離された状態で保管することで，他の設備に悪影響を及ぼさない運用とする。また，輪留めによる固定等をすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）である可搬型スプレイヘッダは，通常時，他設備と独立した状態で設置又は保管し，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(54-3,54-4,54-5)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）の系統構成において操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.11-6 に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の起動及び接続口との接続作業並びに屋外の操作対象弁の開操作は，線源からの離隔により，放射線量が高くなるおそれの少ない場所である屋外で実施可能な設計とする。なお，原子炉建屋内に設置する操作対象弁の操作が困難な環境時に備え，燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）を設ける。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）の可搬型スプレイヘッダは現場へ据え付け後，現場での操作が不要な設計とする。

(54-3,54-7)

表 3.11-6　燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）	屋外設置位置	屋外設置位置
可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	屋外設置位置	屋外設置位置
SFP 接続口建屋内元弁	原子炉建屋地上 1 階	原子炉建屋地上 1 階
SFP 接続口建屋外元弁	屋外	屋外
ホース及び可搬型スプレイヘッダ	屋外及び原子炉建屋内	屋外及び原子炉建屋内

3.11.2.1.4　設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 3 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）の可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は，第54条第1項及び第2項対応の場合に，必要な注水量又はスプレイ量を有する設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失する事故シーケンスのうち，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，有効性が確認されている45m^3/hで注水可能な設計とする。使用済燃料プールに注水する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の揚程は，使用済燃料プールに注水する場合の水源（淡水貯水池）と注水先（使用済燃料プール）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管，ホース及び弁類圧損を考慮し，可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の組合せ又は可搬型代替注水ポンプ（A-2級）で注水流量45m^3/h達成可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は，想定される重大事故等時において，使用済燃料プール内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するために必要な注水流量を有するものとして，可搬型スプレイヘッダを使用する場合は，可搬型代替注水ポンプ（A-1級）を１セット１台及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を１セット3台，又は可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を1セット4台使用する。保有数は，6号及び7号炉共用で可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の場合に4セット16台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計17台，可搬型代替注水ポンプ（A-1級）の場合に6号及び7号炉共用で1セット1台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計2台を分散して保管する。

可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は，使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において，有効性が確認されている46m^3/hでスプレイ可能な設計とする。

使用済燃料プールにスプレイする場合の可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の揚程は，使用済燃料プールにスプレイす

る場合の水源（淡水貯水池）とスプレイ先（使用済燃料プール）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管，ホース及び弁類圧損を考慮し，可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の組合せ又は可搬型代替注水ポンプ（A-2級）でスプレイ量46m^3/h達成可能な設計とする。

また，可搬型スプレイヘッダは1台で使用済燃料プール内燃料体にスプレイ可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は，想定される重大事故等時において，使用済燃料プール内燃料体等の損傷を緩和し，及び臨界を防止するために必要なスプレイ量を有するものとして，可搬型スプレイヘッダを使用する場合は，可搬型代替注水ポンプ（A-1級）を1セット1台及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を1セット3台，又は可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を1セット4台使用する。保有数は6号及び7号炉共用で可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の場合に1セット4台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計5台，可搬型代替注水ポンプ（A-1級）の場合に6号及び7号炉共用で1セット1台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台（6号及び7号炉共用）の合計2台を分散して保管する。

(54-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項二）

（ⅰ）要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては，当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ，かつ，二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう，接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）から来るホースと接続口，並びに可搬型スプレイヘッダの接続箇所は，簡便な接続方式である結合金具による接続にすることに加え，接続口の口径を 65A に統一し，75A/65A の接続治具を配備しておくことで確実に接続ができる設計とする。また，6 号及び 7 号炉が相互に使用することができるよう，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）からくるホースと接続口について，ホースと接続口を簡便な接続方式である結合金具による接続にすることに加え，接続口の口径を 65A に統一し，75A/65A の接続治具を配備しておくことで確実に接続ができる設計とする。

(54-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

（ⅰ）要求事項

常設設備と接続するものにあっては，共通要因によって接続することができ

なくなることを防止するため，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）及び燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の接続箇所は，重大事故等時の環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため，接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設ける設計とする。

6 号及び 7 号炉ともに，接続口から可搬型スプレイヘッダまで建屋内にホースを敷設してつながる「SFP 接続口」を原子炉建屋南側に 1 箇所設置し，接続口から常設スプレイヘッダまで鋼製配管でつながる「SFP 接続口」を原子炉建屋東側に 1 箇所，原子炉建屋北側に 1 箇所設置し，合計 3 箇所設置することで共通要因によって接続できなくなることを防止する設計とする。

(54-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）である可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが，仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとること，線量を測定し線量が低い位置に配置することにより，これら設備の設置及び常設設備との接続が可能である。また，現場での接続作業に当たっては，簡便な結合金具による接続方式により，確実に速やかに接続が可能である。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）である可搬型スプレイヘッダは，現場での据え付け後は，現場での操作が不要な設計とする。

また，可搬型スプレイヘッダの設置場所への据え付けが困難な環境時に備え，常設スプレイヘッダを設ける。

(54-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

（ⅰ）要求事項

地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロ

リズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，燃料プール冷却浄化系ポンプ，残留熱除去系ポンプと位置的分散を図り，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）は，発電所敷地内の高台（大湊側高台保管場所及び荒浜側高台保管場所）の複数箇所に分散して保管し，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は発電所敷地内の高台（大湊側高台保管場所及び荒浜側高台保管場所）並びに 5 号炉東側第二保管場所の複数箇所に分散して保管する。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）である可搬型スプレイヘッダは，常設スプレイヘッダと原子炉建屋原子炉区域内の異なる場所に保管する。

(54-8)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）は，通常時は高台の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に分散して保管し，燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，通常時は高台の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所に分散して保管しており，想定される重大事故等が発生した場合においても，可搬型重大事故等対処設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する設計とする。（『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照）

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）の可搬型スプレイヘッダは，通常時は原子炉建屋内に保管しており，その機能に期待できる環境時において，保管場所から接続場所までの運搬経路について，設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する設計とする。（『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照）

また，可搬型スプレイヘッダの保管場所，接続場所へのアクセスが困難な環境時に備え，常設スプレイヘッダを設ける。

(54-9)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

（ⅰ）要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，燃料プール冷却浄化系ポンプ，残留熱除去系ポンプと表 3.11-7 で示すとおり位置的分散を図るとともに，可能な限りの多様性を備えた設計とする。

(54-3, 54-4, 54-7, 54-8)

表 3.11-7　多様性又は多重性，位置的分散

項目	設計基準対象施設			重大事故等対処設備	
	燃料プール冷却浄化系	残留熱除去系（燃料プール冷却モード）	残留熱除去系（燃料プール注水モード）	燃料プール代替注水系	
注水端	使用済燃料プールディフューザ			可搬型スプレイヘッダ	常設スプレイヘッダ
駆動用空気	不要			不要	
潤滑油	不要（内包油）			不要	
ポンプ	燃料プール冷却浄化系ポンプ	残留熱除去系ポンプ		可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)	
	原子炉建屋　地上 2 階	原子炉建屋　地下 3 階		屋外	
冷却水	6 号炉は原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系（7 号炉は不要）	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系		不要	
水源	使用済燃料プール		サプレッション・チェンバ	代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）	
	原子炉建屋　地上 4 階		原子炉建屋　地下 3 階	屋外	
駆動電源	非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機)			不要	
	原子炉建屋　地上 1 階			不要	

3.11.2.2　燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）

3.11.2.2.1　設備概要

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）は，設計基準対象施設である残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能喪失又は残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失し，又は使用済燃料プールに接続する配管の破損等により使用済燃料プール水の小規模な漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合に，使用済燃料プール内燃料体等を冷却し，臨界の防止及び放射線の遮蔽を目的として使用する。

また，大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷を緩和，及び臨界の防止を目的として使用する。なお，燃料損傷時には使用済燃料プール内燃料体等の上部全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減する。

本系統は，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），計測制御装置，水源である代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽），流路である燃料プール代替注水系配管，常設スプレイヘッダ，注入先である使用済燃料プール，及び燃料補給設備である軽油タンク，タンクローリ（4kL）等から構成される。

本系統に関する重大事故等対処設備を表 3.11-8 に，本系統全体の概要図を図 3.11-4 及び図 3.11-5 に示す。

本系統は第 54 条第 1 項対応（使用済燃料プールへ注水する）の場合，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型注水ポンプ（A-2 級）又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）により，水源である代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）からホース，及び燃料プール代替注水系配管，常設スプレイヘッダを経由して使用済燃料プールへ注水可能な設計とする。

また，本系統は第 54 条第 2 項対応の場合，水源である代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）の水を，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型注水ポンプ（A-2 級）により燃料プール代替注水系配管及び常設スプレイヘッダを経由して使用済燃料プールへスプレイ可能な設計とする。

本系統の操作に当たっては，現場屋外での弁の操作，ホースの敷設により系統構成を行った後，屋外で可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）付属の操作スイッチにより可搬型代替注水ポンプを起動し運転を行う。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とし，燃料は燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

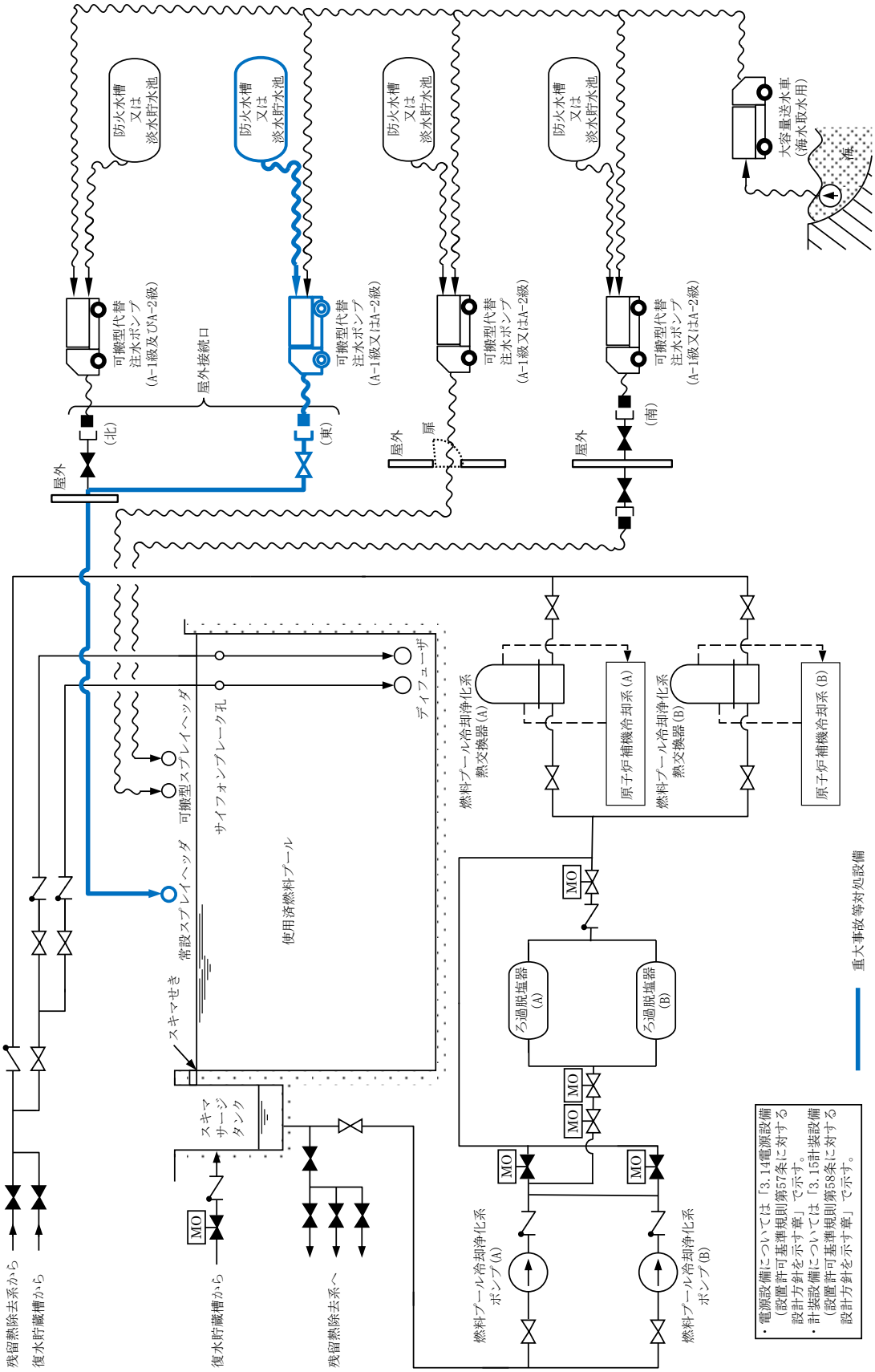


図 3.11-4　燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）
使用済燃料プールへ注水する場合の系統概要図

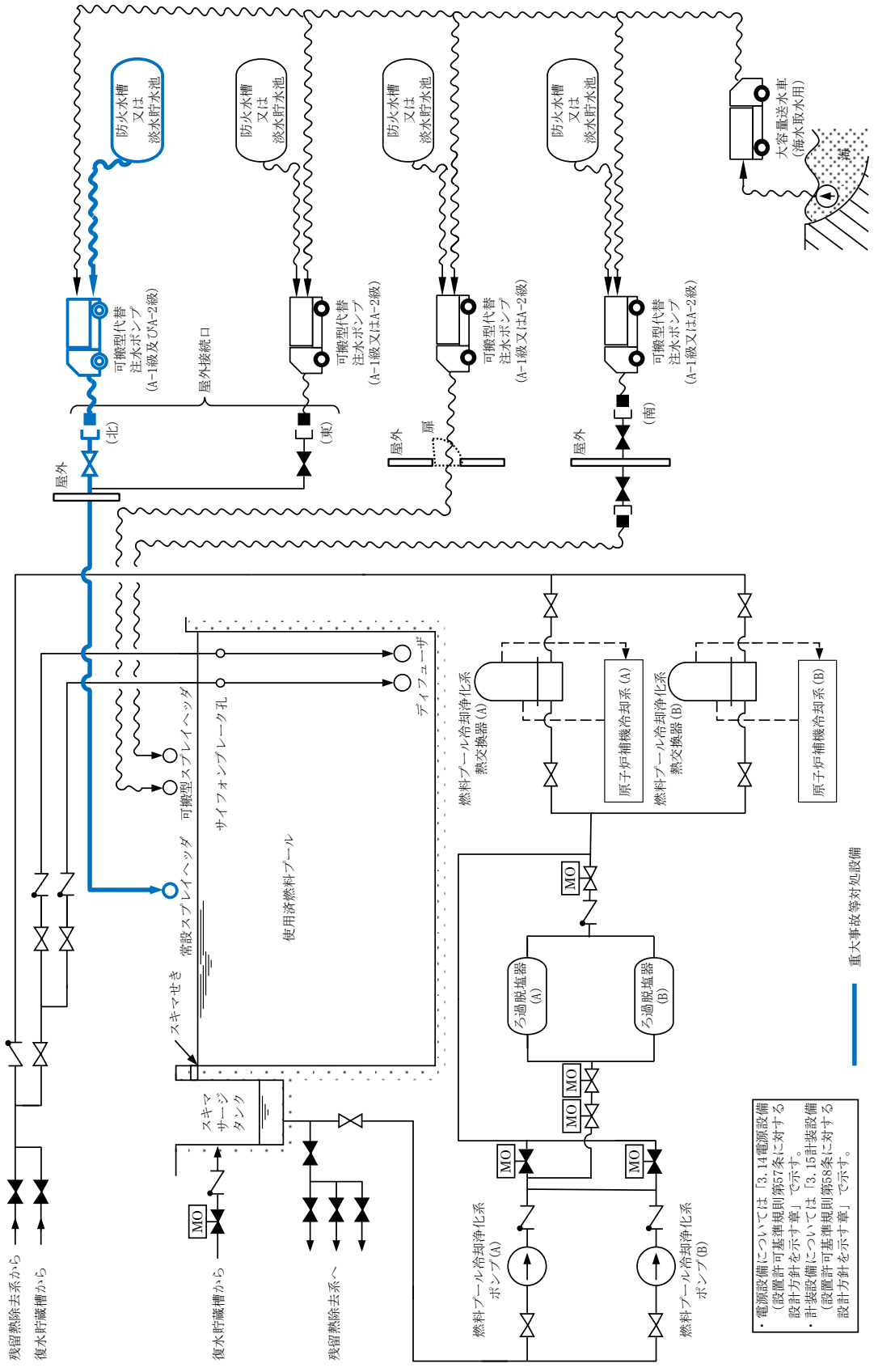


図 3.11-5　燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）
使用済燃料プールへスプレイする場合の系統概要図

表 3.11-8 燃料プール代替注水系(常設スプレイヘッダ)に関する
重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）【可搬】 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）【可搬】 常設スプレイヘッダ【常設】
附属設備	－
水源※1	防火水槽【常設】 淡水貯水池【常設】
流路	ホース・接続口【可搬】 燃料プール代替注水系　配管・弁【常設】
注水先	使用済燃料プール（サイフォン防止機能を含む）【常設】
電源設備 (燃料補給設備を含む)	燃料補給設備 　軽油タンク【常設】 　タンクローリ（4kL）【可搬】
計装設備※2	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）【常設】 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）【常設】 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）【常設】 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ【常設】 （使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置【常設】を含む）

※1：水源については「3.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

※2：主要設備を用いた使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷を緩和，臨界防止及び放射線の遮蔽対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態

計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.11.2.2.2　主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

(1) 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）（6 号及び 7 号炉共用）

種類　　：うず巻形
容量　　：168m^3/ｈ/台
吐出圧力　：0.85MPa[gage]
最高使用圧力：2.0MPa[gage]
最高使用温度：60℃
個数　　：1（予備1）
設置場所　：屋外
保管場所　：荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所
原動機出力　：146kW

(2) 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）（6号及び7号炉共用）

種類　　：うず巻形
容量　　：120m^3/ｈ/台
吐出圧力　：0.85MPa[gage]
最高使用圧力：2.0MPa[gage]
最高使用温度：60℃
個数　　：16（予備 1）
設置場所　：屋外
保管場所　：荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに5号炉東側第二保管場所
原動機出力　：100kW

(3) 常設スプレイヘッダ

最高使用温度：66℃
数量　　：1
取付箇所　：原子炉建屋　地上4階

なお，水源については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.11.2.2.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.11.2.2.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）は，屋外の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管し，重大事故等時に原子炉建屋の接続口付近の屋外に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における，屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう,以下の表 3.11-9 に示す設計とする。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，屋外の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所に保管し，重大事故等時に原子炉建屋の接続口付近の屋外に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能が有効に発揮することができるよう，以下の表 3.11-9 に示す設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の操作は，付属の操作スイッチにより，想定される重大事故等時において設置場所から可能な設計とする。風（台風）による荷重については，転倒しないことの確認を行っているが，詳細評価により転倒する結果となった場合は，転倒防止措置を講じる。積雪の影響については，適切に除雪する運用とする。

また，降水及び凍結により機能を損なうことのないよう，防水対策が取られた可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を使用し，凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。

(54-3,54-4)

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の常設スプレイヘッダは原子炉建屋原子炉区域内に設置している設備であることから想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉区域内の環境条件を考慮し，その機能が有効に発揮することができるよう，以下の表 3.11-10 に示す設計とする。

(54-3,54-4,54-7)

表 3.11-9　想定する環境条件及び荷重条件
（可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない)。なお，使用済燃料プールへの注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，治具や輪留め等を用いた転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.11-10　想定する環境条件及び荷重条件（常設スプレイヘッダ）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない)。なお，使用済燃料プールへの注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す)。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）を運転する場合は，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の移動及びホース敷設により系統構成を行った後，屋外で可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）付属の操作スイッチにより可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を起動し，使用済燃料プール外部注水原子炉建屋北側注水ライン元弁又は使用済燃料プール外部注水 R/B 東側注水ライン元弁の開操作を実施し使用済燃料プールへの注水を行う。

以上のことから，燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の操作に必要な機器を表 3.11-11 に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）については，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）付属の操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）付属の操作スイッチを操作するにあたり，運転員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保することで基準に適合させる。また，それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，接続口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

操作対象弁については，接続口が設置されている屋外の場所から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

ホースの接続作業に当たっては，特殊な工具，及び技量は必要とせず，簡便な接続金具による接続方式により，確実に接続が可能な設計とする。

(54-3, 54-4, 54-7)

表 3.11-11　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）	起動・停止	屋外設置位置	スイッチ操作
可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	起動・停止	屋外設置位置	スイッチ操作
使用済燃料プール外部注水 R/B 北側注水ライン元弁	弁閉→弁開	屋外接続口位置（原子炉建屋北側）	手動操作
使用済燃料プール外部注水 R/B 東側注水ライン元弁	弁閉→弁開	屋外接続口位置（原子炉建屋東側）	手動操作
ホース	ホース接続	屋外	人力接続

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，表 3.11-12 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に，機能・性能確認，弁動作試験，分解検査，外観検査が可能な設計とする。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替え，車両としての運転状態確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の運転又は停止中に，淡水貯水池を水源とし，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），仮設流量計，ホースの系統構成で淡水貯水池へ送水する試験を行うテストラインを設けることで，燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の機能・性能（吐出圧力，流量）及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。なお，接続口から常設スプレイヘッダまでのラインについては，上記の試験に加えて，発電用原子炉の運転中及び停止中に接続口の弁開閉試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）のホース及び常設スプレイヘッダは，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査により機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂，腐食等がないことの確認が可能な設計とする。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の常設スプレイヘッダは，発電用原子炉の運転中又は停止中に通気により，つまり等がないことの確認が可能な設計とする。

(54-5)

表 3.11-12　燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の運転性能（吐出圧力，流量）の確認，漏えいの確認
		常設スプレイヘッダへの通気による機能・性能の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を分解し，部品の表面状態を，試験及び目視により確認 又は必要に応じて取替え
	外観検査	ホース及び常設スプレイヘッダ外観の確認
	車両検査	可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の車両としての運転状態の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

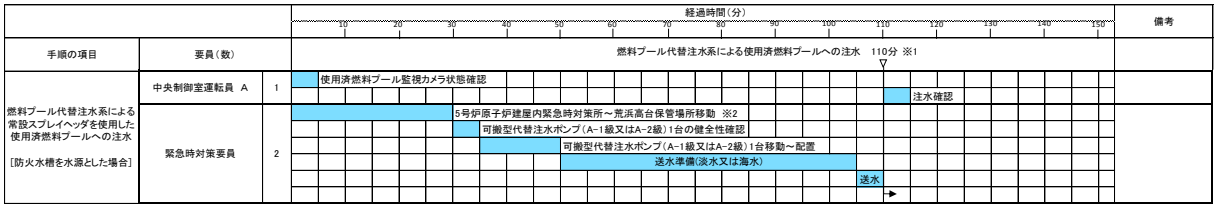
基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）は，想定される重大事故等時において，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

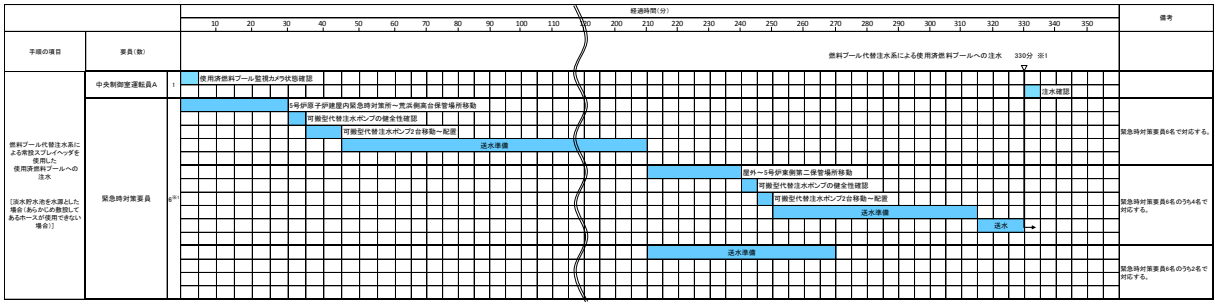
重大事故等への対処以外に通常時に使用する設備でないことから図 3.11-6 で示すタイムチャートのとおり系統の切替えは発生しない。

(54-4)

＜使用済燃料プールへ注水する場合＞



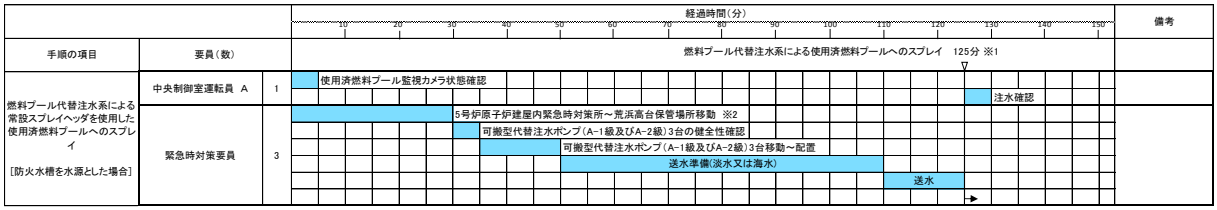
※1　5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を使用した場合は，約90分で可能である。
　　大湊側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ（A-1級）を使用した場合は，約100分で可能である。
※2　5号炉東側第二保管場所への移動は10分，大湊側高台保管場所への移動は20分と想定する。



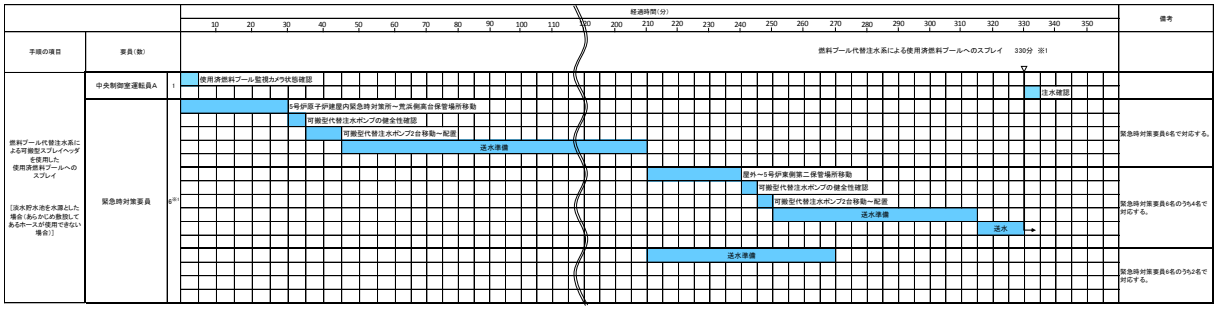
※1　緊急時対策要員6名で2ユニット分を対応した場合，6号炉への送水開始まで約330分，7号炉への送水開始まで約345分で可能である。
　　緊急時対策要員10名で2ユニット分を対応した場合，6号炉及び7号炉への送水開始まで約225分で可能である。

図 3.11-6　燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の
タイムチャート(1/2)*

＜使用済燃料プールへスプレイする場合＞



※1　5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）及び大湊側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ（A-1級）を使用した場合は，約115分で可能である。
※2　5号炉東側第二保管場所への移動は10分，大湊側高台保管場所への移動は20分と想定する。



※1　緊急時対策要員6名で2ユニット分を対応した場合，6号炉への送水開始まで約330分，7号炉への送水開始まで約345分で可能である。
　　緊急時対策要員10名で2ユニット分を対応した場合，6号炉及び7号炉への送水開始まで約225分で可能である。

図 3.11-6　燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の
タイムチャート(2/2)*

*：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1．11 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，通常時，接続先の系統と分離された状態で保管することで，他の設備に悪影響を及ぼさない運用とする。また，輪留めによる固定等をすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の常設スプレイヘッダは，通常時，他設備と独立した状態で設置又は保管し，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(54-3, 54-4, 54-5)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の系統構成において操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.11-13 に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の起動及び接続口との接続作業，並びに屋外の操作対象弁の開操作は，線源からの離隔により，放射線量が高くなるおそれの少ない場所である屋外で実施可能な設計とする。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の常設スプレイヘッダは現場での操作が不要な設計とする。

(54-3, 54-7)

表 3.11-13　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）	屋外設置位置	屋外設置位置
可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	屋外設置位置	屋外設置位置
使用済燃料プール外部注水 R/B 北側注水ライン元弁	屋外接続口位置（原子炉建屋北側）	屋外接続口位置（原子炉建屋北側）
使用済燃料プール外部注水 R/B 東側注水ライン元弁	屋外接続口位置（原子炉建屋東側）	屋外接続口位置（原子炉建屋東側）
ホース	屋外	屋外

3.11.2.2.4　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の常設スプレイヘッダは，流路として，燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が，第54条第1項及び第2項対応の場合に，必要な注水流量又はスプレイ量を発揮する為に必要な容量を有する設計としている。これらの詳細については，3.11.2.2.5項に記載のとおりである。

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の常設スプレイヘッダは，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の常設スプレイヘッダは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，燃料プール冷却浄化系ポンプ，残留熱除去系ポンプと表 3.11-14 で示すとおり位置的分散を図るとともに，可能な限りの多様性を備えた設計とする。

(54-3, 54-4, 54-7)

表 3.11-14　多様性又は多重性，位置的分散

項目	設計基準対象施設			重大事故等対処設備	
	燃料プール冷却浄化系	残留熱除去系（燃料プール冷却モード）	残留熱除去系（燃料プール注水モード）	燃料プール代替注水系	
注水端	使用済燃料プールディフューザ			可搬型スプレイヘッダ	常設スプレイヘッダ
駆動用空気	不要			不要	
潤滑油	不要（内包油）			不要	
ポンプ	燃料プール冷却浄化系ポンプ	残留熱除去系ポンプ		可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)及び可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)	
	原子炉建屋　地上 2 階	原子炉建屋　地下 3 階		屋外	
冷却水	6 号炉は原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系（7 号炉は不要）	原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系		不要	
水源	使用済燃料プール		サプレッション・チェンバ	代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）	
	原子炉建屋　地上 4 階		原子炉建屋　地下 3 階	屋外	
駆動電源	非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機)			不要	
	原子炉建屋　地上 1 階			不要	

3.11.2.2.5　設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 3 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の可搬型代替注水ポンプ（A-1級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は，第54条第1項及び第2項対応の場合に，必要な注水流量又はスプレイ量を有する設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失する事故シーケンスのうち，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，有効性が確認されている 45m^3/h で注水可能な設計とする。

使用済燃料プールに注水する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の揚程は，使用済燃料プールに注水する場合の水源（淡水貯水池）と注水先（使用済燃料プール）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管，ホース及び弁類圧損を考慮し，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の組合せ又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）で注水流量 45m^3/h 確保可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，想定される重大事故等時において，使用済燃料プール内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止するために必要な注水流量を有するものとして，常設スプレイヘッダを使用する場合は，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）を 1 セット 1 台及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を 1 セット 3 台，又は可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を 1 セット 4 台使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の場合に 4 セット 16 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 17 台，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の場合に 6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 1 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 2 台を分散して保管する。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において，有効性が確認されている 132m^3/h から 147m^3/h でスプレイ可能な設計とする。

使用済燃料プールにスプレイする場合の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の揚程は，使用済燃料プールにスプレイする場合の水源（淡水貯水池）とスプレイ先（使用済燃料プール）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管，ホース及び弁類圧損を考慮し，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）

の組合せでスプレイ量 132 m^3/h から 147m^3/h 達成可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，想定される重大事故等時において，使用済燃料プール内燃料体等の損傷を緩和し，及び臨界を防止するために必要なスプレイ流量を有するものとして，常設スプレイヘッダを使用する場合は，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）を 1 セット 1 台及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を 1 セット 3 台使用する。保有数は 6 号及び 7 号炉共用で可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の場合に 1 セット 3 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 4 台，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）の場合に 6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 1 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 2 台を分散して保管する。

(54-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項二）

（ⅰ）要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては，当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ，かつ，二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう，接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の接続箇所は，簡便な接続方式である結合金具による接続にすることに加え，接続口の口径を 65A に統一し，75A/65A の接続治具を配備しておくことで確実に接続ができる設計とする。また，6 号及び 7 号炉が相互に使用することができるよう，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）から来るホースと接続口について，ホースと接続口を簡便な接続方式である結合金具による接続にすることに加え，接続口の口径を 65A に統一し，75A/65A の接続治具を配備しておくことで確実に接続ができる設計とする。

(54-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

（ⅰ）要求事項

常設設備と接続するものにあっては，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）及び燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の接続箇所は，重大事故等時の環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため，接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設ける設計とする。

6 号及び 7 号炉ともに，接続口から可搬型スプレイヘッダまで建屋内にホースを敷設してつながる「SFP 接続口」を原子炉建屋南側に 1 箇所設置し，接続口から常設スプレイヘッダまで鋼製配管でつながる「SFP 接続口」を原子炉建屋東側に 1 箇所，原子炉建屋北側に 1 箇所設置し，合計 3 箇所設置することで共通要因によって接続できなくなることを防止する設計とする。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の接続が困難な場合に備え，燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）を設ける。

(54-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）である可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが，仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとること，線量を測定し線量が低い位置に配置することにより，これら設備の設置及び常設設備との接続が可能である。また，現場での接続作業に当たっては，簡便な結合金具による接続方式により，確実に速やかに接続が可能である。

(54-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

（ⅰ）要求事項

地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）である可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，燃料プール冷却浄化系ポンプ，残留熱除去系ポンプと位置的分散を図り，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）は，発電所敷地内の高台（大湊側高台保管場所及び荒浜側高台保管場所）の複数箇所に分散して保管し，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，発電所敷地内の高台（大湊側高台保管場所及び荒浜側高台保管場所）並びに 5 号炉東側第二保管場所の複数箇所に分散して保管する。

(54-8)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）は，通常時は高台の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に分散して保管し，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，通常時は高台の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所に分散して保管しており，想定される重大事故等が発生した場合においても，可搬型重大事故等対処設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する設計とする。(『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照)

(54-9)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

（ⅰ）要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）の可搬型代替注水ポンプ（A-

1 級）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，燃料プール冷却浄化系ポンプ，残留熱除去系ポンプと表 3.11-14 で示すとおり位置的分散を図るとともに，可能な限りの多様性を備えた設計とする。

(54-3, 54-4, 54-7, 54-8)

3.11.2.3　燃料プール冷却浄化系

3.11.2.3.1　設備概要

燃料プール冷却浄化系は，非常用交流電源設備及び原子炉補機冷却系が機能喪失した場合でも，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備及び代替原子炉補機冷却系により復旧し，使用済燃料プール内燃料体等から発生する崩壊熱を除熱することを目的として使用する。

燃料プール冷却浄化系は，燃料プール冷却浄化系ポンプ，燃料プール冷却浄化系熱交換器，電源設備（常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備），計測制御装置及び，流路である燃料プール冷却浄化系の配管及び弁から構成される。

本系統は使用済燃料プールの水を燃料プール冷却浄化系ポンプにより燃料プール冷却浄化系熱交換器等を経由して循環させることで，使用済燃料プールを冷却できる設計とする。

燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系は，代替原子炉補機冷却水ポンプ及び熱交換器を搭載した熱交換器ユニット，大容量送水車（熱交換器ユニット用），電源設備（可搬型代替交流電源設備），計測制御装置，流路である原子炉補機冷却系の配管及び弁，ホース，海水貯留堰，スクリーン室，取水路，及び燃料補給設備である軽油タンク，タンクローリ（4kL）等から構成される。

熱交換器ユニットは，海水を冷却源としたプレート式熱交換器と代替原子炉補機冷却水ポンプで構成され，移動可能とするために熱交換器及び代替原子炉補機冷却水ポンプは車両に搭載する設計とする。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，海を水源とし，熱交換器ユニットの熱交換器に送水することで，熱交換後の海水を海へ排水する。また，熱交換器ユニットの海水側配管及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の異物混入による機能低下を防ぐために，代替原子炉補機冷却海水ストレーナを設置する。

熱交換器ユニットと大容量送水車（熱交換器ユニット用）を含む海水側配管は，ホースを接続することで流路を構成できる設計とする。また，熱交換器ユニットの淡水側配管については，ホースを熱交換器ユニットとタービン建屋の接続口に接続することで流路を構成できる設計とする。

代替原子炉補機冷却系の全体構成としては，熱交換器ユニットの代替原子炉補機冷却水ポンプにより，大容量送水車（熱交換器ユニット用）を用いて除熱された系統水を接続口を介して原子炉補機冷却系に送水し，燃料プール冷却浄化系熱交換器で熱交換を行う系統設計とする。熱交換後の系統水は，原子炉補機冷却系から接続口及びホースを介し，熱交換器ユニットに戻る構成とし，熱交換器で除熱された系統水は再び原子炉補機冷却系を通じて燃料プール冷却浄化系熱交換器に送水される。代替原子炉補機冷却系は，上記の循環冷却ラインを形成することで，系統水を除熱する。

燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系は，熱交換器ユニットの淡水側において，燃料プール冷却浄化系熱交換器で熱交換を行った系統水を熱交換器ユニットにより冷却及び送水し，再び燃料プール冷却浄化系熱交換器で熱交換を行う循環冷却ラインを形成し，熱交換器ユニットの海水側において，大容量送水車（熱交換器ユニット用）により海水を取水し，熱交換器ユニ

ットに送水することで淡水側との熱交換を行い，熱交換後の系統水を海へ排水する。

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とし，燃料は燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

本系統は，現場での弁操作により系統構成を行った後，熱交換器ユニットに搭載された代替原子炉補機冷却水ポンプの操作スイッチ及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の車両に搭載された操作スイッチにより，現場での手動操作によって運転を行うものである。

燃料プール冷却浄化系の系統概要図を図3.11-7に，代替原子炉補機冷却系の系統概要図を図3.11-8に，本系統に属する重大事故等対処設備一覧を表3.11-15に示す。

(54-14)

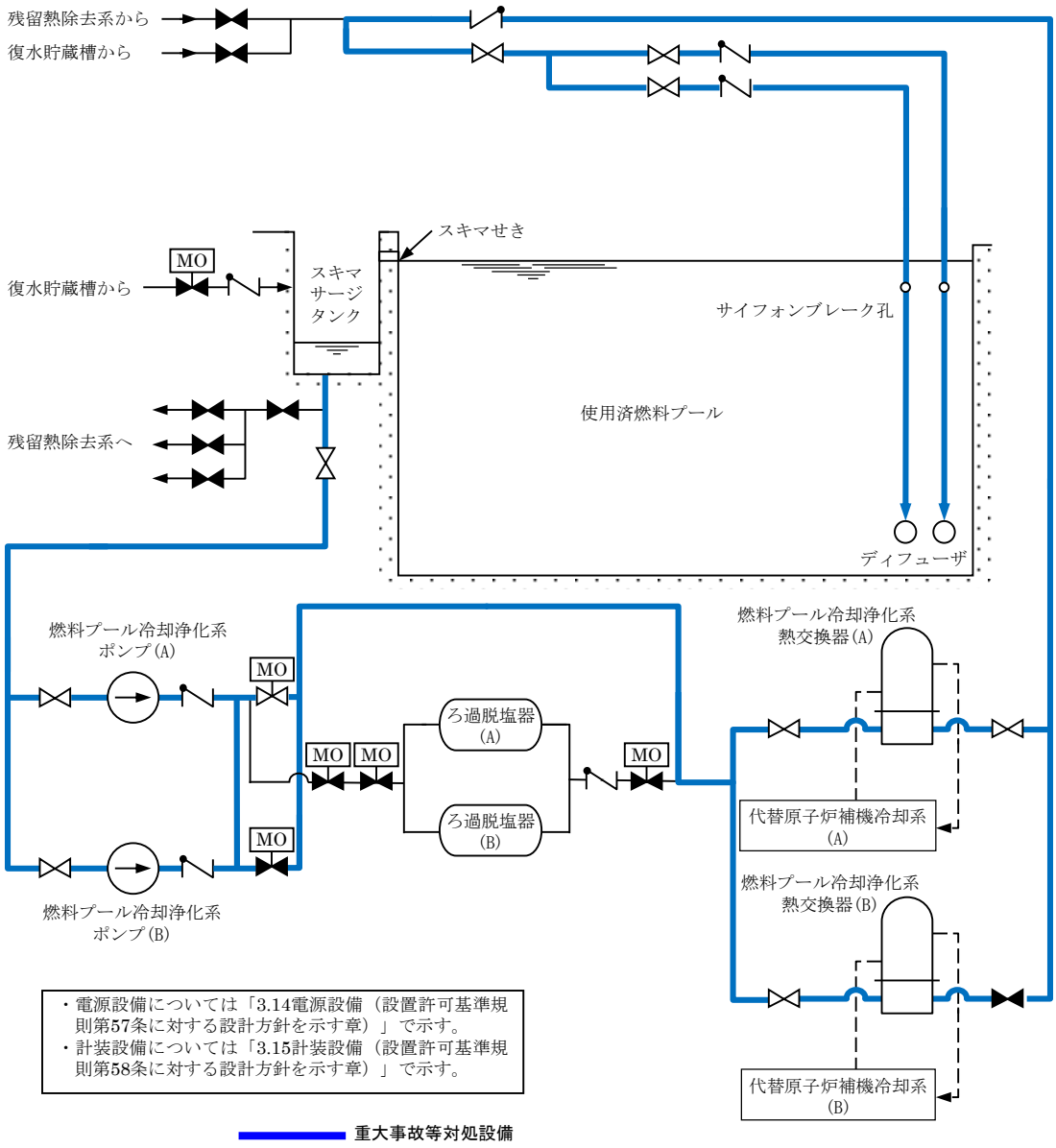


図 3.11-7　燃料プール冷却浄化系　系統概要図

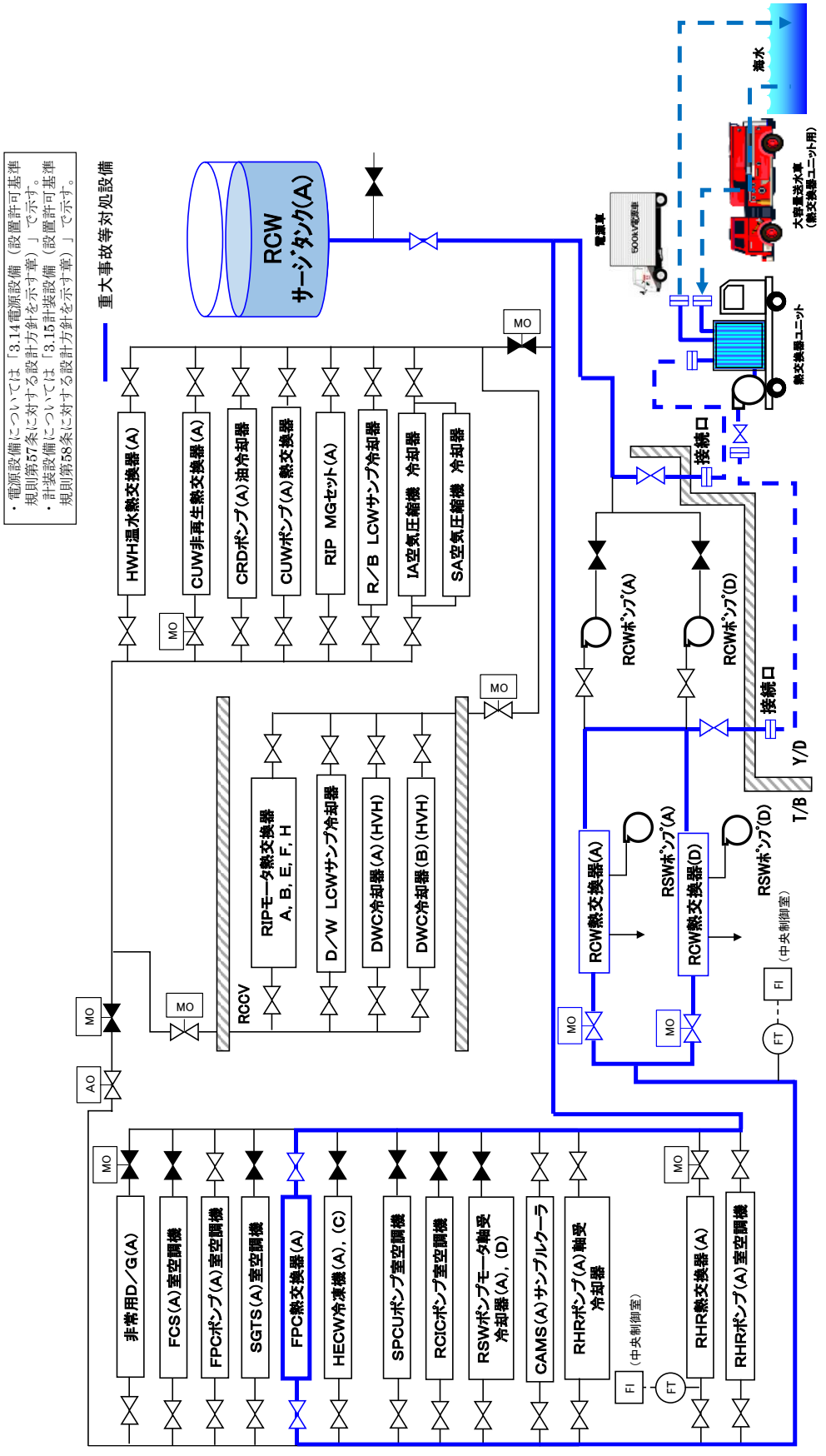


図 3.11-8　代替原子炉補機冷却系　系統概要図

表 3.11-15　燃料プール冷却浄化系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	燃料プール冷却浄化系ポンプ【常設】 燃料プール冷却浄化系　熱交換器【常設】 熱交換器ユニット【可搬】 大容量送水車（熱交換器ユニット用）【可搬】
附属設備	代替原子炉補機冷却海水ストレーナ【可搬】
水源※1	非常用取水設備 　海水貯留堰【常設】 　スクリーン室【常設】 　取水路【常設】
流路	原子炉補機冷却系　配管・弁・サージタンク【常設】 燃料プール冷却浄化系　配管・弁【常設】 燃料プール冷却浄化系　スキマサージタンク【常設】 燃料プール冷却浄化系　ディフューザ【常設】 ホース【可搬】
注水先	使用済燃料プール【常設】
電源設備※2 （燃料補給設備を含む。）	常設代替交流電源設備 　第一ガスタービン発電機【常設】 　軽油タンク【常設】 　タンクローリ（16kL）【可搬】 　第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 　第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 　電源車【可搬】 　軽油タンク【常設】 　タンクローリ（4kL）【可搬】
計装設備※3	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）【常設】 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）【常設】

※1：水源については「3.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※2：単線結線図を補足説明資料 54-2 に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

※3：主要設備を用いた使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷を緩和，臨界防止及び放射線の遮蔽対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

3.11.2.3.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 燃料プール冷却浄化系ポンプ

種類　　：うず巻形（6 号炉），ターボ形（7 号炉）
容量　　：250m^3/h/台
全揚程　　：80m
最高使用圧力　：1.57MPa[gage]
最高使用温度　：66℃
　　77℃（重大事故等時における使用時の値）
個数　　：1　（予備 1※1）
取付箇所　　：原子炉建屋　地上 2 階
原動機出力　　：90kW（6 号炉），110kW（7 号炉）
　　※1　6 号炉は代替循環冷却系と同時に使用する場合を除く。

(2) 燃料プール冷却浄化系　熱交換器

個数　　：1（予備 1※2）
伝熱容量　　：約 1.9MW/基（海水温度 30℃において）
　　※2　代替循環冷却系と同時に使用する場合を除く。

(3) 熱交換器ユニット（6 号及び 7 号炉共用）

個数　　：4 式（予備 1）
最高使用圧力　：淡水側 1.37MPa[gage]／海水側　1.4MPa[gage]
最高使用温度　：淡水側 70 又は 90℃／海水側 80 又は 50℃
　　淡水側 70 又は 90℃／海水側 80 又は 40℃
設置場所　　：屋外
保管場所　　：荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所

熱交換器

伝熱容量　　：約 23 MW/式（海水温度 30℃において）
伝熱面積　　：約[redacted] m^2/式
　　：約[redacted] m^2/式

代替原子炉補機冷却水ポンプ

種類　　：うず巻形
容量　　：300 m^3/h/台
　　600 m^3/h/台
揚程　　：75m
最高使用圧力　：1.37MPa[gage]
最高使用温度　：70℃
原動機出力　　：110kW
　　200kW
個数　　：2

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

1

(4) 大容量送水車（熱交換器ユニット用）（6 号及び 7 号炉共用）

種類	: うず巻形
容量	: 900m^3/h/台
吐出圧力	: 1.25MPa[gage]
最高使用圧力	: 1.3MPa[gage]
最高使用温度	: 60℃
個数	: 4（予備 1）
設置場所	: 屋外
保管場所	: 荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所
原動機出力	: [redacted] kW

なお，電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」，計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.11.2.3.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針
3.11.2.3.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）
（ⅰ）要求事項
想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性
基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は，原子炉建屋原子炉区域内に設置される設備であることから，想定される重大事故等時における，原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.11-16 に示す設計とする。
燃料プール冷却浄化系ポンプの操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。
代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，屋外の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管し，重大事故等時にタービン建屋の接続口付近の屋外に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における，屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能が有効に発揮することができるよう，以下の表 3.11-17 の設計とする。
熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の操作は，熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の付属の操作スイッチにより，想定される重大事故等時において，設置場所から操作可能な設計とする。風（台風）による荷重については，転倒しないことの確認を行っているが，詳細評価により転倒する結果となった場合は，転倒防止措置を講じる。積雪の影響については，適切に除雪する運用とする。また，降水及び凍結により機能を損なわないよう防水対策を行うとともに，凍結対策を行う。さらに，使用時に海水を通水する熱交換器ユニット内の一部，及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，海水の影響を考慮した設計とし，ストレーナを設置することで異物の流入防止を考慮した設計とする。

(54-3, 54-4, 54-7, 54-8)

表 3.11-16　想定する環境条件及び荷重条件
（燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す)。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.11-17　想定する環境条件及び荷重条件
（熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用））

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	使用時に海水を通水する機器については海水の影響を考慮した設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，治具や輪留め等を用いた転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール冷却浄化系ポンプの起動は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。また，系統構成に必要な弁は，中央制御室の操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり，運転員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，操作対象については銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプの操作は，中央制御室の操作スイッチにより遠隔操作可能な設計とする。

代替原子炉補機冷系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，タービン建屋外部に設置している接続口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所であるタービン建屋脇にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。ホースの接続作業に当たっては，特殊な工具，及び技量は必要とせず，簡便な結合金具による接続方式及びフランジ接続方式並びに一般的な工具を使用することにより，確実に接続が可能な設計とする。

また，付属の操作スイッチにより設置場所であるタービン建屋脇において熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の操作を行う。付属の操作スイッチを操作するにあたり，運転員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，操作対象については銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

その他操作が必要な電動弁である燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第一入口弁，燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第二入口弁，燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口弁，燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁((A)又は(B))，残留熱除去系熱交換器（(A)又は(B)）冷却水出口弁，常用冷却水供給側分離弁（(A)又は(B)），常用冷却水戻り側分離弁（(A)又は(B)）については，中央制御室の操作スイッチによる操作が可能な設計とする。中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり，運転員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，操作対象については銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

表 3.11-18 に操作対象機器の操作場所を示す。

(54-3,54-4,54-7)

表 3.11-18　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第一入口弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第二入口弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口弁	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(B)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上 2 階	手動操作
燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上 2 階	手動操作
熱交換器ユニット	起動・停止	タービン建屋脇	スイッチ操作
代替原子炉補機冷却水ポンプ	起動・停止	タービン建屋脇	スイッチ操作
大容量送水車（熱交換器ユニット用）	起動・停止	タービン建屋脇	スイッチ操作
熱交換器ユニット流量調整弁	弁閉→弁開	熱交換器ユニット内	手動操作
代替冷却水供給止め弁(A)	弁閉→弁開	タービン建屋地上 1 階	手動操作
代替冷却水戻り止め弁(A)	弁閉→弁開	タービン建屋地上 1 階	手動操作
残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
常用冷却水供給側分離弁(A)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
常用冷却水戻り側分離弁(A)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
可燃性ガス濃度制御系室空調機(A)出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上 1 階	手動操作
格納容器雰囲気モニタラック(A)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上中 3 階	手動操作
格納容器内雰囲気モニタ系(A)室空調機冷却水出口弁（6 号炉のみ）	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上中 3 階	手動操作
燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上 2 階	手動操作
燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上 2 階	手動操作

（次頁に続く）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
燃料プール冷却浄化系ポンプ（A）軸受冷却器冷却水出口弁（6 号炉のみ）	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上 2 階	手動操作
非常用ガス処理系室空調機(A)出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上 3 階	手動操作
残留熱除去系ポンプ室空調機(A)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下 3 階	手動操作
残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下 3 階	手動操作
残留熱除去系ポンプ(A)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁（6 号炉のみ）	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下 3 階	手動操作
サプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下 3 階	手動操作
サプレッションプール浄化系ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁（6 号炉のみ）	弁開→弁閉	原子炉建屋地下 3 階	手動操作
原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下 3 階	手動操作
原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下 1 階	手動操作
原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下 1 階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋地下 2 階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋地下 2 階	手動操作
原子炉補機冷却海水ポンプ(A)電動機軸受出口弁（7 号炉のみ）	弁開→弁閉	タービン建屋地下 1 階	手動操作
原子炉補機冷却海水ポンプ(D)電動機軸受出口弁（7 号炉のみ）	弁開→弁閉	タービン建屋地下 1 階	手動操作
サージタンク(A)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上 4 階（6 号炉） 原子炉建屋地上 2 階（7 号炉）	手動操作
代替冷却水供給第二止め弁(B)	弁閉→弁開	タービン建屋地上 1 階	手動操作
代替冷却水戻り第二止め弁(B)	弁閉→弁開	タービン建屋地上 1 階	手動操作
残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
常用冷却水供給側分離弁(B)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作
常用冷却水戻り側分離弁(B)	弁開→弁閉	中央制御室	スイッチ操作

（次頁に続く）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
可燃性ガス濃度制御系室空調機(B)出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上1階	手動操作
格納容器内雰囲気モニタ系ラック(B)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上3階	手動操作
燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(B)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作
燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作
燃料プール冷却浄化系ポンプ (B)軸受冷却器冷却水出口弁（6号炉のみ）	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上2階	手動操作
非常用ガス処理系室空調機(B)出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上3階	手動操作
残留熱除去系ポンプ室空調機(B)出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作
高圧炉心注水系ポンプ(B)冷却器冷却水出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作
高圧炉心注水系ポンプ室空調機(B)出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地下3階	手動操作
原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁（7号炉のみ）	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
原子炉補機冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁（7号炉のみ）	弁開→弁閉	タービン建屋地下1階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋地下2階	手動操作
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	弁開→弁閉	コントロール建屋地下2階	手動操作
格納容器内雰囲気モニタ系(B)室空調機冷却水出口弁（6号炉のみ）	弁開→弁調整開	原子炉建屋地上3階	手動操作
残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器冷却水出口弁（6号炉のみ）	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作
残留熱除去系ポンプ(B)冷却水出口弁	弁開→弁調整開	原子炉建屋地下3階	手動操作

（次頁に続く）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
高圧炉心注水系ポンプ(B) メカニカルシール冷却器 冷却水出口弁（6 号炉のみ）	弁開→弁閉	原子炉建屋地下 3 階	手動操作
サージタンク(B)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	弁開→弁閉	原子炉建屋地上 4 階（6 号炉） 原子炉建屋地上 2 階（7 号炉）	手動操作
ホース	ホース接続	屋外	人力接続

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料プール冷却浄化系は，表 3.11-19 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験，弁動作試験，分解検査，外観検査が可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系ポンプは，発電用原子炉の運転中又は停止中にケーシングカバーを取り外して，ポンプ部品（主軸，軸受，羽根車等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。

燃料プール冷却浄化系熱交換器は，発電用原子炉の運転中又は停止中の試験・検査として，鏡板を取り外すことで内部構成部品の状態を試験及び目視により確認する分解検査が可能な設計とする。

また，発電用原子炉の運転中又は停止中に，使用済燃料プールを水源とし，燃料プール冷却浄化系ポンプを起動させ，燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第一入口弁，燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第二入口弁，燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口弁，燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)又は燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(B)を操作することで，燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器をバイパスした状態で，重大事故等対処設備として燃料プール冷却浄化系の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

(54-5)

表 3.11-19　燃料プール冷却浄化系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ及び熱交換器内部構成部品部品の表面状態を，試験及び目視により確認
	外観検査	ポンプ及び熱交換器外観の確認

代替原子炉補機冷却系は,表 3.11-20 に示すように発電用原子炉の停止中に,各機器の機能・性能検査，弁動作試験，分解検査及び外観検査が可能であり,発電用原子炉の運転中には弁動作試験が可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中又は停止中に車両としての運転状態の確認が可能な設計とする。

発電用原子炉の停止中の試験・検査として，熱交換器ユニットのうち，熱交換器はフレームを取り外すことでプレート式熱交換器の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。代替原子炉補機冷却水ポンプは，ケーシングカバーを取り外して，ポンプ部品（主軸，軸受，羽根車等）の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，ケーシングを取り外すことでポンプ部品（主軸，軸受，羽根車等）の状態を試験及び目視により確認する分解検査又は取替えが可能な設計とする。

運転性能の確認として，熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）の流量，系統（ポンプ廻り）の振動，異音，異臭及び漏えいの確認を行うことが可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中の試験・検査として，系統を構成する弁は，単体で機能性能試験が可能な設計とする。

ホースの外観検査として，機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂，腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。

(54-5)

表 3.11-20　代替原子炉補機冷却系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両としての運転状態の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	熱交換器及びポンプ部品の表面状態を，試験及び目視により確認 又は取替え
	外観検査	熱交換器，ポンプ及びホース外観の確認
	車両検査	車両としての運転状態の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ｉ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

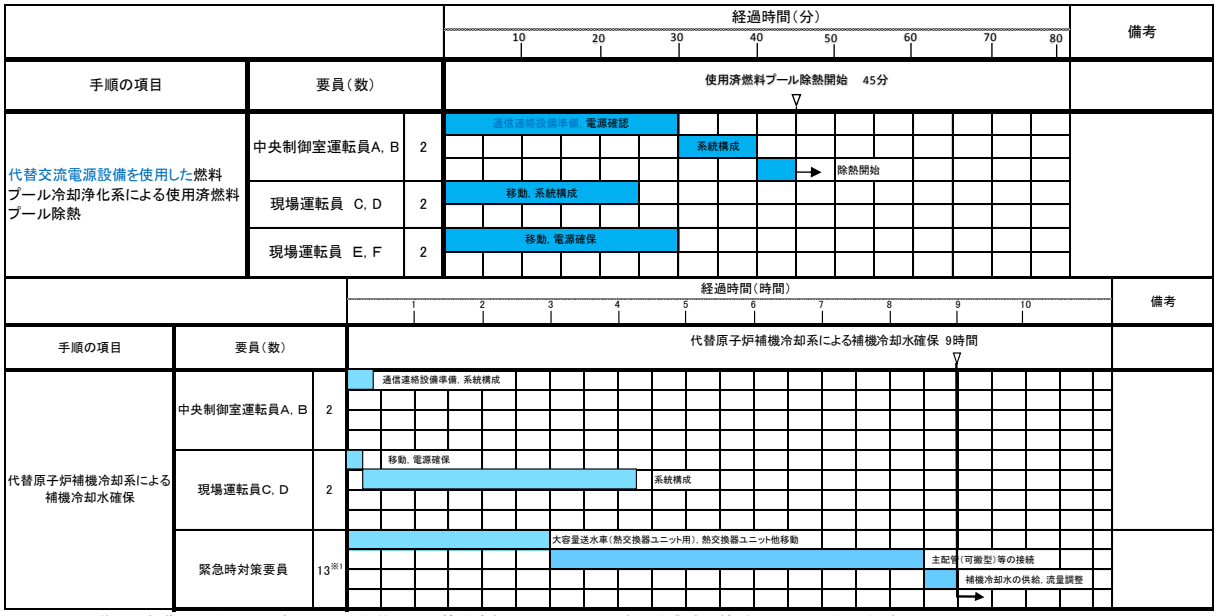
燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は，本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用しない。

ただし，想定される重大事故等時においては，燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器に通水しないことから，中央制御室のスイッチ操作により，燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第一入口弁及び燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第二入口弁，燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口弁を閉操作し，燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)又は燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(B)を開操作することで，速やかに燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器のバイパスラインに切り替えられる設計とする。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，本来の用途以外の用途には使用しない。なお，原子炉補機冷却系から代替原子炉補機冷却系に切り替えるために必要な操作弁については，原子炉補機冷却系ポンプ吸込弁を閉操作し，熱交換器ユニットの接続ラインの代替冷却水供給止め弁及び代替冷却水戻り止め弁，熱交換器ユニット流量調整弁を開操作することで速やかに切り替えられる設計とする。なお，これら弁については中央制御室での操作スイッチによる操作又は現場での手動操作が可能な設計とし，容易に操作可能とする。

これにより図 3.11-9 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えが可能である。

(54-4)



※1　炉心の著しい損傷が発生した場合において代替原子炉補機冷却系を設置する場合，作業時の被ばくによる影響を低減するため，緊急時対策要員を2班体制とし，交替して対応する。

図 3.11-9　燃料プール冷却浄化系のタイムチャート※

＊:「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1．11 で示すタイムチャート（代替原子炉補機冷却系については代替循環冷却系使用時における原子炉補機冷却系による補機冷却水供給と同様の手順となることから 1.5 で示すタイムチャートを示す）

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットと大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，通常時は代替冷却水供給止め弁及び代替冷却水戻り止め弁を表 3.11-21 で示すとおり閉運用しておくことで，接続先の系統と分離した状態で保管することで，他の設備に悪影響を及ぼさない運用とする。

代替原子炉補機冷却系を用いる場合は，弁操作によって，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また，系統運転時には原子炉補機冷却系と代替原子炉補機冷却系を同時に使用しない運用とすることで，相互の機能に悪影響を及ぼさない構成とする。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，治具や輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

なお，熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，想定される重大事故等時において，燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱と残留熱除去系による発電用原子炉若しくは原子炉格納容器内の除熱又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を同時に使用するため，各系統の必要な除熱量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

(54-3, 54-4, 54-5)

表 3.11-21　他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
原子炉補機冷却系	代替冷却水供給止め弁	手動	通常時閉
	代替冷却水戻り止め弁	手動	通常時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

燃料プール冷却浄化系及び代替原子炉補機冷却系の系統構成に必要な機器の設置場所を表 3.11-22 に示す。これらは全て炉心損傷前の操作となり，想定される事故時における放射線量は高くなるおそれが少ないため操作が可能である。なお，屋外にホースを設置する場合は，放射線量を確認して，適切な放射線対策に基づき作業安全を確保した上で作業を実施する。

また，燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は，原子炉建屋原子炉区域内に設置されている設備であるが，中央制御室から操作可能な設計とすることにより，放射線による影響はない。

(54-3,54-7)

表 3.11-22　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)	原子炉建屋地上 2 階	中央制御室
燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)	原子炉建屋地上 2 階	中央制御室
燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第一入口弁	原子炉建屋地上 2 階	中央制御室
燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器第二入口弁	原子炉建屋地上 2 階	中央制御室
燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器出口弁	原子炉建屋地上 2 階	中央制御室
燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(A)	原子炉建屋地上 2 階	中央制御室
燃料プール冷却浄化系ろ過脱塩器バイパス弁(B)	原子炉建屋地上 2 階	中央制御室
燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	原子炉建屋地上 2 階	原子炉建屋地上 2 階
燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	原子炉建屋地上 2 階	原子炉建屋地上 2 階
熱交換器ユニット	タービン建屋脇	タービン建屋脇
代替原子炉補機冷却水ポンプ	タービン建屋脇	タービン建屋脇
大容量送水車（熱交換器ユニット用）	タービン建屋脇	タービン建屋脇
熱交換器ユニット流量調整弁	熱交換器ユニット内	熱交換器ユニット内
代替冷却水供給止め弁(A)	タービン建屋地上 1 階	タービン建屋地上 1 階
代替冷却水戻り止め弁(A)	タービン建屋地上 1 階	タービン建屋地上 1 階
残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁	原子炉建屋地下 2 階	中央制御室
常用冷却水供給側分離弁(A)	原子炉建屋地下 2 階	中央制御室
常用冷却水戻り側分離弁(A)	原子炉建屋地下 2 階	中央制御室
可燃性ガス濃度制御系室空調機(A)出口弁	原子炉建屋地上 1 階	原子炉建屋地上 1 階

（次頁へ続く）

機器名称	設置場所	操作場所
格納容器雰囲気モニタラック(A)出口弁	原子炉建屋地上中3階	原子炉建屋地上中3階
格納容器内雰囲気モニタ系(A)室空調機冷却水出口弁（6号炉のみ）	原子炉建屋地上中3階	原子炉建屋地上中3階
燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)出口弁	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
燃料プール冷却浄化系ポンプ（A）軸受冷却器冷却水出口弁（6号炉のみ）	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
非常用ガス処理系室空調機(A)出口弁	原子炉建屋地上3階	原子炉建屋地上3階
残留熱除去系ポンプ室空調機(A)出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
残留熱除去系ポンプ(A)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁（6号炉のみ）	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
サプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
サプレッションプール浄化系ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁（6号炉のみ）	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋地下2階	コントロール建屋地下2階
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋地下2階	コントロール建屋地下2階
原子炉補機冷却海水ポンプ(A)電動機軸受出口弁（7号炉のみ）	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
原子炉補機冷却海水ポンプ(D)電動機軸受出口弁（7号炉のみ）	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階

（次頁へ続く）

機器名称	設置場所	操作場所
サージタンク(A)換気空調補機 非常用冷却水系側出口弁	原子炉建屋地上4階（6号炉） 原子炉建屋地上2階（7号炉）	原子炉建屋地上4階（6号炉） 原子炉建屋地上2階（7号炉）
代替冷却水供給第二止め弁(B)	タービン建屋地上1階	タービン建屋地上1階
代替冷却水戻り第二止め弁(B)	タービン建屋地上1階	タービン建屋地上1階
残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	原子炉建屋地下2階	中央制御室
常用冷却水供給側分離弁(B)	原子炉建屋地下2階	中央制御室
常用冷却水戻り側分離弁(B)	原子炉建屋地下2階	中央制御室
可燃性ガス濃度制御系室空調機(B)出口弁	原子炉建屋地上1階	原子炉建屋地上1階
格納容器内雰囲気モニタ系ラック(B)出口弁	原子炉建屋地上3階	原子炉建屋地上3階
燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(B)出口弁	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
燃料プール冷却浄化系ポンプ（B）軸受冷却器冷却水出口弁（6号炉のみ）	原子炉建屋地上2階	原子炉建屋地上2階
非常用ガス処理系室空調機(B)出口弁	原子炉建屋地上3階	原子炉建屋地上3階
残留熱除去系ポンプ室空調機(B)出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
高圧炉心注水系ポンプ(B)冷却器冷却水出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
高圧炉心注水系ポンプ室空調機(B)出口弁	原子炉建屋地下3階	原子炉建屋地下3階
原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁（7号炉のみ）	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
原子炉補機冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁（7号炉のみ）	タービン建屋地下1階	タービン建屋地下1階
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋地下2階	コントロール建屋地下2階
換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	コントロール建屋地下2階	コントロール建屋地下2階

（次頁へ続く）

機器名称	設置場所	操作場所
格納容器内雰囲気モニタ系(B)室 空調機冷却水出口弁（6 号炉のみ)	原子炉建屋地上 3 階	原子炉建屋地上 3 階
残留熱除去系ポンプ(B)モータ 軸受冷却器冷却水出口弁 （6 号炉のみ)	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階
残留熱除去系ポンプ(B)冷却水出口弁	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階
高圧炉心注水系ポンプ(B)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁 （6 号炉のみ)	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階
サージタンク(B)換気空調補機 非常用冷却水系側出口弁	原子炉建屋地上 4 階（6 号炉) 原子炉建屋地上 2 階（7 号炉)	原子炉建屋地上 4 階（6 号炉) 原子炉建屋地上 2 階（7 号炉)
ホース	屋外	屋外

3.11.2.3.3.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一)

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は，設計基準対象施設と兼用しており，設計基準対象施設としてのポンプ流量及び伝熱容量が，想定される重大事故等時において，使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を除去するために必要なポンプ流量及び伝熱容量に対して十分であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計する。

使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料が有する崩壊熱量は，保管期間が最も短いもので原子炉からの取り出し後70日が経過した燃料が存在する場合の崩壊熱量である約2.6MWとし，燃料プール冷却浄化系ポンプは1台で運転し，熱交換器1基に代替原子炉補機冷却系の冷却水を通水することで除熱を行う設計とする。

燃料プール冷却浄化系熱交換器の容量は，重大事故等対処設備として使用する場合における熱交換量が使用済燃料プール水温約77℃の場合において約2.6MWであるが，重大事故等対処設備として想定する条件での必要伝熱面積に対して，設計基準対象施設として想定する条件での必要伝熱面積が大きいことから，設計基準対象施設としての海水温度30℃，使用済燃料プール水温52℃の場合の熱交換量約1.9MWとする。

(54-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び熱交換器に対して多重性又は多様性，位置的分散を図る設計としている。

燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器の多様性又は，多重性，位置的分散について，表 3.11-23 に示す。

表 3.11-23　多様性又は多重性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故対処設備
ポンプ	残留熱除去系ポンプ (A)(B)(C)	燃料プール冷却浄化系ポンプ (A)(B)
	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋 2 階
熱交換器	残留熱除去系熱交換器 (A)(B)(C)	燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A)(B)
	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋 2 階
駆動電源	非常用交流電源設備 （非常用ディーゼル発電機）	常設代替交流電源設備 （第一ガスタービン発電機）

燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷却系は，原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，原子炉補機冷却系の海水系に対して独立性を有するとともに，熱交換器ユニットから原子炉補機

冷却系配管との合流点までの系統について，原子炉補機冷却系に対して独立性を有する設計とする。

(54-2,54-3,54-4)

3.11.2.3.3.3　設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 3 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

燃料プール冷却浄化系で使用する代替原子炉補機冷系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合にあって，燃料プール冷却浄化系ポンプが起動可能な状況において，燃料プール冷却浄化系熱交換器の冷却水として，燃料プール冷却浄化系熱交換器等で発生した熱を除去するために必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する熱交換器ユニット 1 セット 1 式と大容量送水車（熱交換器ユニット用）1 セット 1 台を使用する。

熱交換器ユニットの容量は熱交換容量約 23MW として，大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量は 900m^3/h として設計し，有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合)」のシナリオにおいて代替原子炉補機冷却系を用いて残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を行った場合，有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合」のシナリオにおいて代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合，又は有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」のシナリオにおいて代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水及び格納容器スプレイの同時運転を行った場合に，同時に代替原子炉補機冷却系を用いて燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの冷却を行った場合の冷却効果を確保可能な設計とする。

また，熱交換器ユニットの保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 4 式に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 式（6 号及び 7 号炉共用）の合計 5 式を保管する。大容量送水車（熱交換器ユニット用）の保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 4 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 5 台を保管する。

(54-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項二）

（ⅰ）要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては，当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ，かつ，二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう，接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットを接続するためのホースは，タービン建屋側の接続口と口径を統一し，かつフランジ構造とすることで，常設設備と確実に接続ができる設計とする。また，6 号及び 7 号炉が相互に使用することができるよう，それぞれの熱交換器ユニット及びホースは，6 号及び 7 号炉に接続できる設計とする。

また，代替原子炉補機冷系の大容量送水車（熱交換器ユニット用）を接続するためのホースは，熱交換器ユニットの接続口と口径を統一しかつ簡便な接続方式である結合金具による接続とすることで，確実に接続ができる設計とする。また，6 号及び 7 号炉が相互に使用することができるよう，それぞれの大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，6 号及び 7 号炉の熱交換器ユニットに接続できる設計とする。

(54-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

（ⅰ）要求事項

常設設備と接続するものにあっては，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニットの接続箇所である接続口は，重大事故等時の環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため，接続口をそれぞれ互いに異なる位置的分散された複数の場所に設ける設計とする。具体的には原子炉補機冷却系 A 系に接続する接続口と，原子炉補機冷却系 B 系に接続する接続口をそれぞれ設けることとし，6 号炉についてはタービン建屋北側屋外に 1 箇所，タービン建屋西側屋外に 1 箇所に設置し合計 2 箇所設置することで共通要因によって接続できなくなることを防止する設計とする。

7 号炉については，タービン建屋西側屋外に 1 箇所，タービン建屋南側屋外に 1 箇所設置し，合計 2 箇所設置することで共通要因によって接続できなくなることを防止する設計とする。

(54-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備

を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，炉心損傷後の格納容器ベントを実施していない状況で屋外使用する設備であり，想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが，仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとることにより，これら設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。また，現場での接続作業に当たって，簡便な結合金具による接続方式及びフランジ接続方式により，確実に速やかに接続が可能な設計とする。

(54-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

（ⅰ）要求事項

地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，原子炉補機冷却水ポンプ及び格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系と位置的分散を図り，発電所敷地内の高台にある荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所の複数箇所に分散して保管する。

(54-8)

(6) アクセスルートの確保（許可基準規則第 43 条第 3 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，通常時は高台にある荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に分散して保管しており，想定される重大事故等が発生した場合においても，保管場所から接続場所までの運搬経路について，設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。（『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照）

(54-9)

(7)　設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

（ⅰ）要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替原子炉補機冷却系の熱交換器ユニット及び大容量送水車（熱交換器ユニット用）は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系と表 3.11-24 で示すとおり多様性，位置的分散を図る設計とする。

(54-2, 54-3, 54-4, 54-7, 54-8)

表 3.11-24　多様性又は独立性，位置的分散

<table>
<tr><td rowspan="2">項目</td><td>設計基準事故
対処設備</td><td colspan="2">重大事故等対処設備</td></tr>
<tr><td>原子炉補機冷却系</td><td colspan="2">代替原子炉補機冷却系</td></tr>
<tr><td rowspan="2">ポンプ
（淡水）</td><td>原子炉補機冷却水ポンプ</td><td colspan="2">熱交換器ユニット
（代替原子炉補機冷却水ポンプ）</td></tr>
<tr><td>タービン建屋地下 1 階</td><td colspan="2">荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所</td></tr>
<tr><td rowspan="2">ポンプ
（海水）</td><td>原子炉補機冷却海水ポンプ</td><td colspan="2">大容量送水車
（熱交換器ユニット用）</td></tr>
<tr><td>タービン建屋地下 1 階</td><td colspan="2">屋外</td></tr>
<tr><td rowspan="2">熱交換器</td><td>原子炉補機冷却水系熱交換器</td><td colspan="2">熱交換器ユニット
（熱交換器）</td></tr>
<tr><td>タービン建屋地下 1 階</td><td colspan="2">荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所</td></tr>
<tr><td>最終ヒートシンク</td><td>海水</td><td colspan="2">海水</td></tr>
<tr><td rowspan="2">駆動電源</td><td rowspan="1">非常用交流電源設備
（非常用ディーゼル発電機）</td><td>不要
（大容量送水車
（熱交換器ユニット））</td><td>可搬型代替交流電源設備（電源車）
（熱交換器ユニット（代替原子炉補機冷却水ポンプ））</td></tr>
<tr><td>原子炉建屋地上 1 階</td><td colspan="2">荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所</td></tr>
</table>

3.11.2.4　使用済燃料プールの監視設備

3.11.2.4.1　設備概要

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は，想定される重大事故等時により変動する可能性のある範囲にわたり監視することを目的として設置する。また，使用済燃料貯蔵プール監視カメラは，想定される重大事故等時の使用済燃料プールの状態を監視するために設置する。なお，代替電源設備から給電が可能であり，中央制御室で監視可能な設計とする。

使用済燃料プール監視設備に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.11-25 に，系統概要図を図 3.11-10,11 に示す。

表 3.11-25　使用済燃料プール監視設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）【常設】 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）【常設】 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）【常設】 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ【常設】 （使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置【常設】を含む）
附属設備	－
水源	－
流路	－
注水先	－
電源設備※1	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 所内蓄電式直流電源設備 直流 125V 蓄電池 A【常設】 直流 125V 蓄電池 A-2【常設】 AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 直流 125V 充電器 A【常設】 直流 125V 充電器 A-2【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】

（次頁に続く）

設備区分	設備名
電源設備※1	AM 用直流 125V 充電器【常設】 上記所内蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備
計装設備	－

※1：単線結線図を補足説明資料 54-2 に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

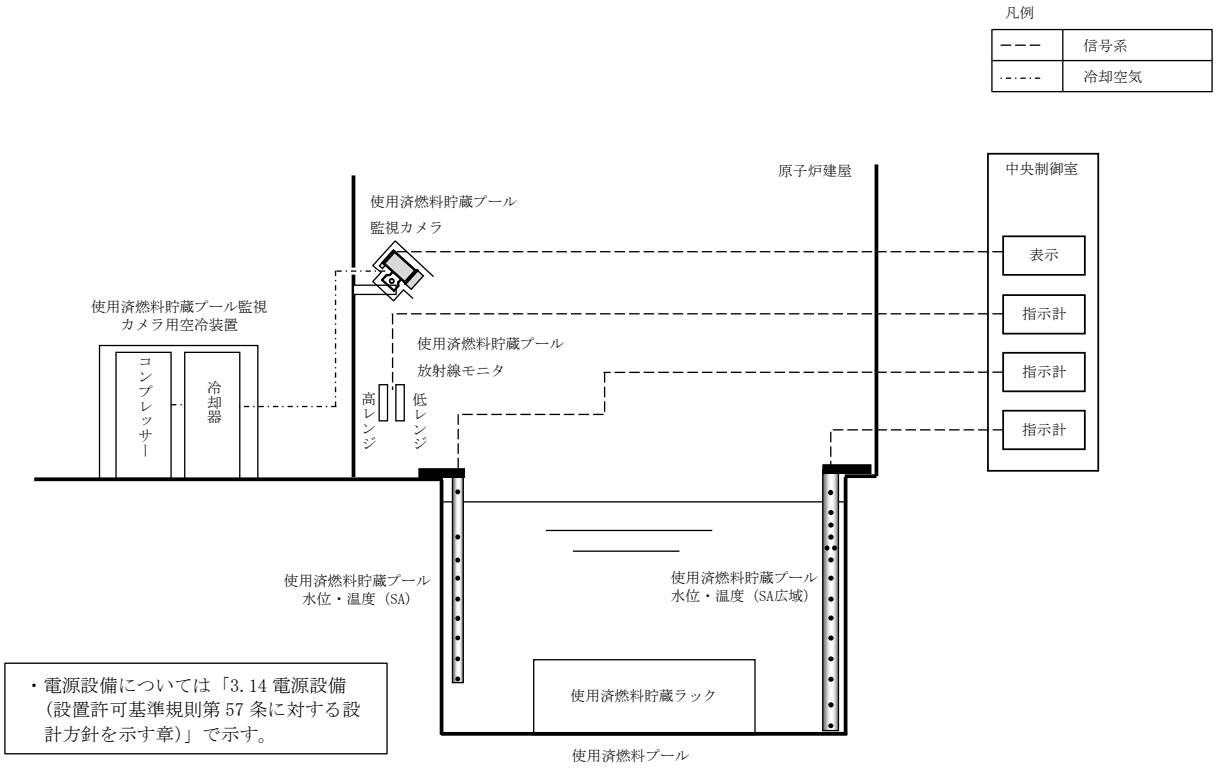


図 3.11-10　6 号炉　使用済燃料プール監視設備の系統概要図

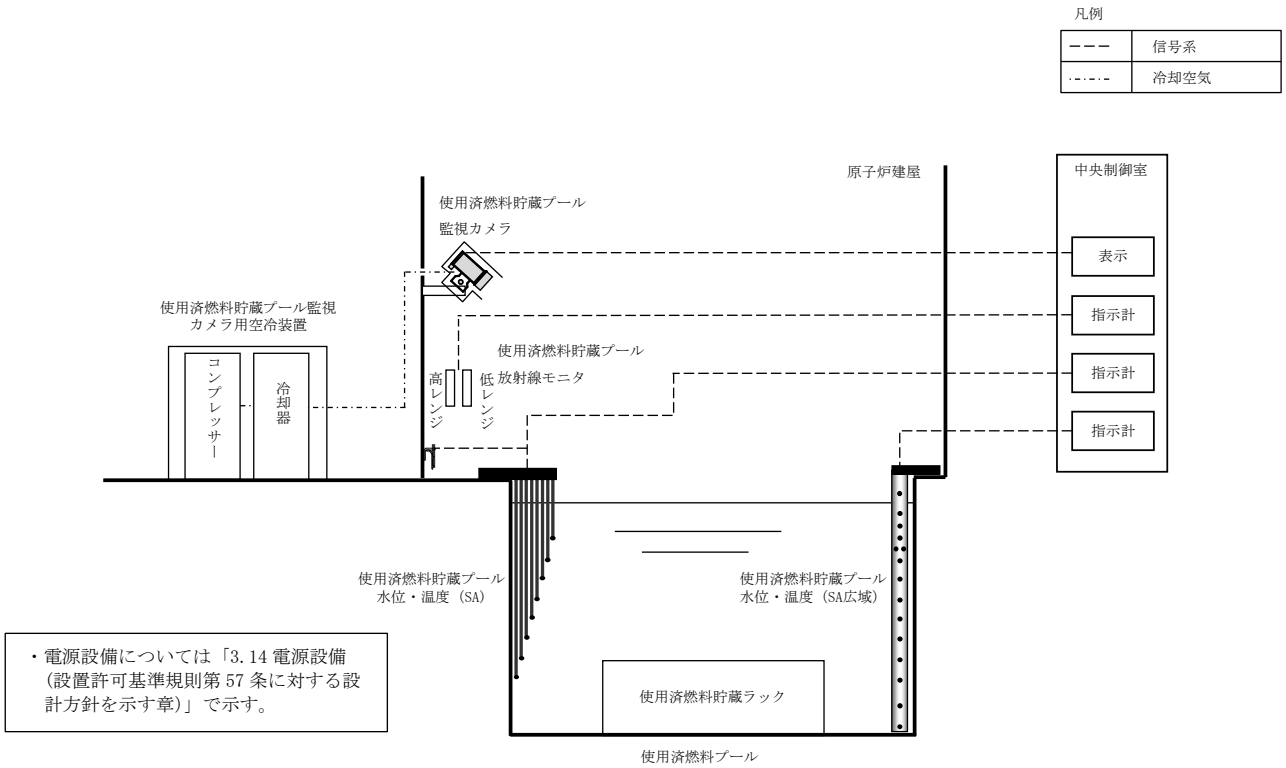


図 3.11-11　7 号炉　使用済燃料プール監視設備の系統概要図

3.11.2.4.2　主要設備の仕様

主要設備の仕様を表 3.11-26 に示す。

表 3.11-26　主要設備の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付個所
使用済燃料貯蔵プール 水位・温度(SA 広域)	熱電対	6 号炉：T.M.S.L. 20180～31170mm 7 号炉： T.M.S.L.20180～31123mm 6 号炉：0～150℃ 7 号炉：0～150℃	6 号炉：1 （検出点 14 箇所） 7 号炉：1 （検出点 14 箇所）	原子炉建屋 地上 4 階
使用済燃料貯蔵プール 水位・温度(SA)	熱電対	6 号炉： T.M.S.L.23420～30420mm 7 号炉： T.M.S.L.23373～30373mm 6 号炉：0～150℃ 7 号炉：0～150℃	6 号炉：1 （検出点 8 箇所） 7 号炉：1 （検出点 8 箇所）	原子炉建屋 地上 4 階
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ）	電離箱	6 号炉：10^{1}～10^{8}mSv/h 7 号炉：10^{1}～10^{8}mSv/h	6 号炉：1 7 号炉：1	原子炉建屋 地上 4 階
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（低レンジ）	電離箱	6 号炉：10^{-2}～10^{5}mSv/h 7 号炉：10^{-3}～10^{4}mSv/h	6 号炉：1 7 号炉：1	原子炉建屋 地上 4 階
使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む)	赤外線カメラ	－	6 号炉：1 7 号炉：1	原子炉建屋 地上 4 階

※使用済燃料貯蔵ラック上端（6 号炉：T.M.S.L. 24420mm，7 号炉：T.M.S.L. 24373mm）
使用済燃料貯蔵ラック底部（6 号炉：T.M.S.L. 19880mm，7 号炉：T.M.S.L. 19880mm）

なお，電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.11.2.4.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.11.2.4.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA)，使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラは，原子炉建屋原子炉区域内に設置している設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉区域内の環境条件を考慮し，その機能を有効に発揮できるよう，表 3.11-27 に示す設計とする。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は，6 号炉，7 号炉ともに原子炉建屋内の原子炉区域外に設置している設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉建屋内の原子炉区域外の環境条件を考慮し，その機能を有効に発揮できるよう，表 3.11-27 に示す設計とする。

表 3.11-27　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内又は原子炉建屋内の原子炉区域外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す)。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内又は原子炉建屋内の原子炉区域外に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(54-3)

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域)，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA)，使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラは，想定される重大事故等が発生した場合において中央制御室にて監視できる設計であり現場・中央制御室における操作は発生しない。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラは，想定される重大事故等が発生した場合において中央制御室にて監視できる設計であるため現場及び中央制御室における操作の必要性はない。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は，想定される重大事故等時においても，原子炉建屋内の原子炉区域外で空冷装置の弁及び付属の操作スイッチにより，設置場所での操作が可能な設計とする。空冷装置の操作器，表示器

及び銘板は，操作者の操作及び監視性を考慮しており，確実に操作できる設計とする。操作対象機器を表 3.11-28 に示す。

表 3.11-28　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置	停止→起動	原子炉建屋　地上 4 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	スイッチ操作
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置空気供給弁	全閉→全開	原子炉建屋　地上 4 階 (原子炉建屋内の原子炉区域外)	手動操作

(54-3, 54-9)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域及び SA）は，発電用原子炉の運転中又は停止中（計器を除外可能な期間）に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は，発電用原子炉の運転中又は停止中（計器を除外可能な期間）に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。なお，放射線モニタは，線源校正を実施し基準線量当量率に対する検出器の特性の確認を行う。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラは，発電用原子炉の運転中又は停止中（計器を除外可能な期間）に機能・性能の確認が可能な設計とする。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は，発電用原子炉の運転中又は停止中（計器を除外可能な期間）に機能・性能が可能な設計とする。

なお，これらの計器の点検については，使用済燃料プール監視設備が少なくとも 1 つ以上機能維持した状態で行う。

表 3.11-29 に使用済燃料プール監視設備の試験及び検査を示す。

表 3.11-29　使用済燃料プール監視設備の試験及び検査

計器名称	発電用原子炉の状態	項目	内容
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域，SA）	運転中又は停止中	機能・性能試験	絶縁抵抗測定 温度 1 点確認
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	運転中又は停止中	機能・性能試験	線源校正
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	運転中又は停止中	機能・性能試験	表示確認
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置	運転中又は停止中	機能・性能試験	動作確認

(54-5)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラは，想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

なお，使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の弁及び付属の操作スイッチによる起動操作は，速やかに実施可能な設計とする。使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置の弁及び付属の操作スイッチによる起動操作に要する時間を，図 3.11-12 に示す。

(54-4，54-9)

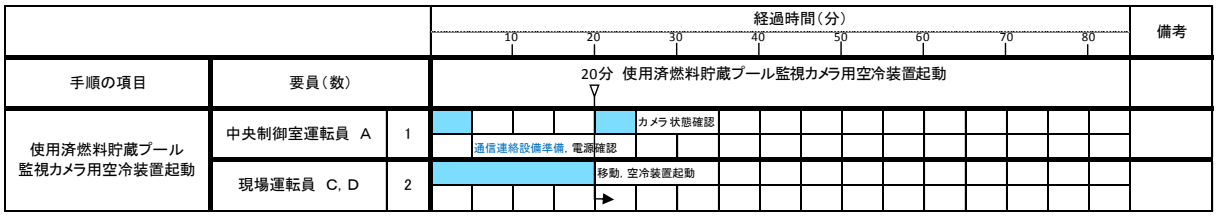


図 3.11-12　使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置のタイムチャート＊

＊：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1．11 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は，他の設備と遮断器又はヒューズによる電気的な分離を行うことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラは，想定される重大事故時において中央制御室にて監視できる設計であり現場における操作は発生しない。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は，原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階に設置されており，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

操作対象機器の設置場所を，表 3.11-30 に示す。

表 3.11-30　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置	原子炉建屋地上 4 階（6 号炉） （原子炉建屋内の原子炉区域外） 原子炉建屋地上 4 階（7 号炉） （原子炉建屋内の原子炉区域外）	原子炉建屋地上 4 階（6 号炉） （原子炉建屋内の原子炉区域外） 原子炉建屋地上 4 階（7 号炉） （原子炉建屋内の原子炉区域外）
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置空気供給弁	原子炉建屋地上 4 階（6 号炉） （原子炉建屋内の原子炉区域外） 原子炉建屋地上 4 階（7 号炉） （原子炉建屋内の原子炉区域外）	原子炉建屋地上 4 階（6 号炉） （原子炉建屋内の原子炉区域外） 原子炉建屋地上 4 階（7 号炉） （原子炉建屋内の原子炉区域外）

3.11.2.4.3.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）は，想定される重大事故等時において変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲を測定できる設計とする。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）は，想定される重大事故等時において変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料上端近傍までの範囲を測定できる設計とする。

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は，想定される重大事故等時において変動する可能性のある範囲を測定できる設計とする。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）は，想定される重大事故等時において赤外線機能により使用済燃料プール及びその周辺の状況が把握できる設計とする。

(54-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ），使用済燃料貯蔵プール監視カメラ及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は，設計基準対処設備である使用済燃料貯蔵プール水位，燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度，使用済燃料貯蔵プール温度，燃料貯蔵プールエリア放射線モニタ，燃料取替エリア排気放射線モニタ及び原子炉区域換気空調系排気放射線モニタと共通要因によって同時に機能が損なわれないよう，可能な限り位置的分散を図る設計とすることで，共通要因によって同時に機能を損なわれない設計とする（なお，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）と使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）についても，可能な限り位置的分散を図る設計とする）。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラは，同一目的の使用済燃料プール監視設備である使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）及び使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）と多様性を考慮した設計とする。

なお，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラの電源については，非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）に対して多様性を有する代替電源設備から給電が可能な設計とする。

（54-2，54-3，54-11）

3.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備【55 条】

【設置許可基準規則】

（工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備）

第五十五条　発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）

1　第５５条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

ａ）原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。

ｂ）放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。

ｃ）放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。

ｄ）放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。

ｅ）海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。

3.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

3.12.1　設置許可基準規則第 55 条への適合方針

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため，以下の設備を保管する。

また，原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できる以下の設備を保管する。

(1)　原子炉建屋放水設備（大気への放射性物質の拡散抑制）（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a)，c)，d)）

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，大気への放射性物質の拡散を抑制するため原子炉建屋へ放水できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）（6 号及び 7 号炉共用）
・放水砲（6 号及び 7 号炉共用）

なお，原子炉建屋放水設備（大気への放射性物質の拡散抑制）は，車両設計等による可搬設備にすることで，設置場所を任意に設定し，複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。また，原子炉建屋放水設備（大気への放射性物質の拡散抑制）は，6 号及び 7 号炉共用で 1 セット以上確保する。

(2)　海洋拡散抑制設備（海洋への放射性物質の拡散抑制）（設置許可基準規則解釈の第 1 項 e)）

大気への放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による放水を実施した場合において，放水によって取り込まれた放射性物質の海洋への拡散を抑制できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

・放射性物質吸着材（6 号及び 7 号炉共用）
・汚濁防止膜（6 号及び 7 号炉共用）
・小型船舶（汚濁防止膜設置用）（6 号及び 7 号炉共用）

(3)　原子炉建屋放水設備（航空機燃料火災への泡消火）（設置許可基準規則解釈の第 1 項 b)，c)，d)）

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）（6 号及び 7 号炉共用）
・放水砲（6 号及び 7 号炉共用）
・泡原液混合装置（6 号及び 7 号炉共用）
・泡原液搬送車（6 号及び 7 号炉共用）

なお，原子炉建屋放水設備（航空機燃料火災への泡消火）は，車両設計等に

よる可搬設備にすることで，設置場所を任意に設定し，複数の方向から原子炉建屋に向けて放水できる設計とする。また，原子炉建屋放水設備（航空機燃料火災への泡消火）は，6 号及び 7 号炉共用で 1 セット以上確保する。

なお，大気への放射性物質の拡散を抑制するための自主対策設備として，以下を整備する。

(4)　原子炉建屋放水設備を使用する際の監視設備

大気への放射性物質の拡散を抑制するため，原子炉建屋放水設備により原子炉建屋に向けて放水する際に，原子炉建屋から漏えいする放射性物質又は放射性物質とともに放出される水蒸気等の熱源を監視するため，以下の設備を保管する。

・ガンマカメラ
・サーモカメラ

また，航空機燃料火災へ対応するための自主対策設備として，以下を整備する。

(5)　航空機燃料火災に対する初期消火設備（初期対応における延焼防止処置）

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合，初期対応における延焼防止処置をするため，以下の設備を保管する。

・化学消防自動車
・水槽付消防ポンプ自動車
・大型化学高所放水車
・泡消火薬剤備蓄車

3.12.2　重大事故等対処設備

3.12.2.1　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（大気への放射性物質の拡散抑制，海洋への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火）

3.12.2.1.1　　設備概要

3.12.2.1.1.1　原子炉建屋放水設備（大気への放射性物質の拡散抑制）

原子炉建屋放水設備は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，発電所外への放射性物質の拡散を抑制（大気への放射性物質の拡散抑制）することを目的として使用する。

ホースにより海を水源とする大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）と放水砲を接続することにより，原子炉建屋に向けて放水する。また，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲は，設置場所を任意に設定し，複数の方向から放水できる設計とする。本系統は，現場においてホース等を敷設した後，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の付属の操作スイッチにより，設置場所で操作を行うものである。なお，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の燃料は，燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

燃料補給設備については，「3.14　電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.12.2.1.1.2　海洋拡散抑制設備（海洋への放射性物質の拡散抑制）

海洋拡散抑制設備は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において，発電所外への放射性物質の拡散を抑制（海洋への放射性物質の拡散抑制）することを目的として使用する。

放射性物質吸着材は，6 号及び 7 号炉に放水した汚染水が通過する際に放射性物質を吸着できるよう，6 号及び 7 号炉の雨水排水路集水桝 2 箇所に優先的に設置し，最終的に，5 号炉雨水排水路集水桝 1 箇所及びフラップゲート入口 3 箇所の計 6 箇所に設置する。

その後，汚濁防止膜は，汚染水が発電所から海洋に流出する 4 箇所（北放水口 1 箇所及び取水口 3 箇所）に小型船舶（汚濁防止膜設置用）を用いて設置する。

3.12.2.1.1.3　原子炉建屋放水設備（航空機燃料火災への泡消火）

原子炉建屋放水設備は，原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対して泡消火をする目的として使用する。

ホースにより海を水源とする大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）と放水砲を接続し，泡消火薬剤と混合しながら原子炉建屋周辺へ放水する。本系統は，現場においてホース等を敷設した後，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の付属の操作スイッチにより，設置場所で操作を行うものである。

なお，泡消火薬剤は，海水と混合して用いることから，海水を混合した場合において，機能を発揮する泡消火薬剤を用いる。大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の燃料は，燃料補給設備である軽油タンク及びタンクローリ（4kL）により補給できる設計とする。

上記設備の系統概要を図 3.12-1～4 に，重大事故等対処設備一覧を表 3.12-1 に示す。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

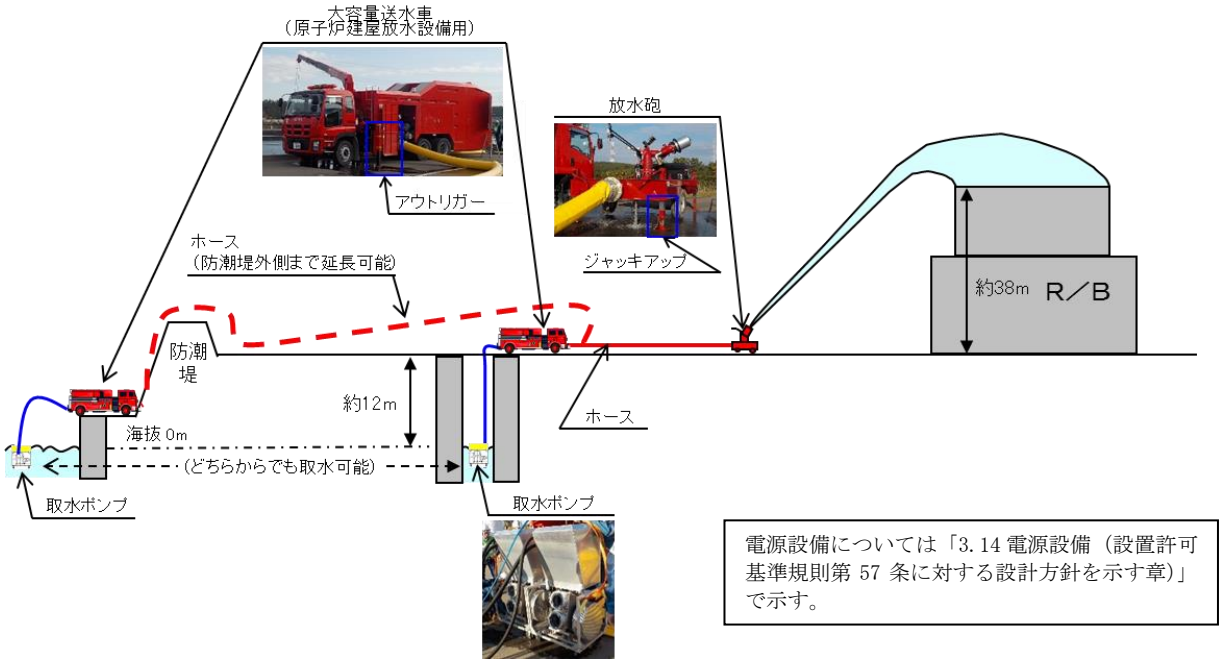


図 3.12-1　大気への放射性物質の拡散抑制　系統概要図

図 3.12-2　海洋への放射性物質の拡散抑制（放射性物質吸着材）　系統概要図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

図 3.12-3　海洋への放射性物質の拡散抑制（汚濁防止膜）　系統概要図

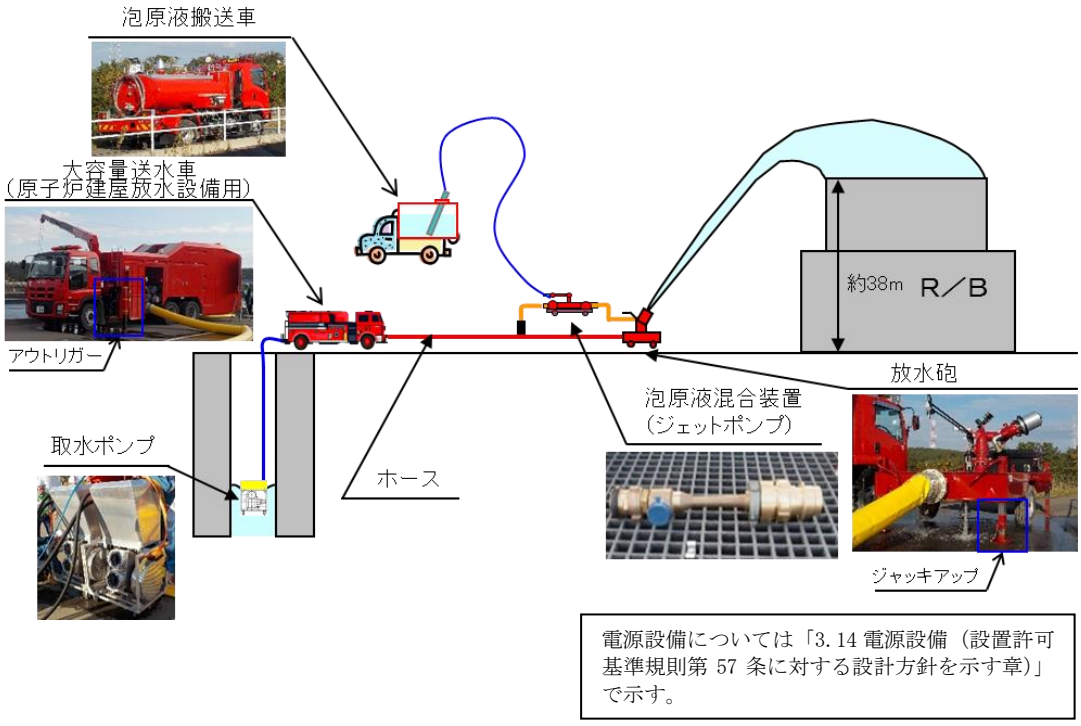


図 3.12-4　航空機燃料火災への泡消火　系統概要図

表 3.12-1　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）【可搬】 放水砲【可搬】 放射性物質吸着材【可搬】 汚濁防止膜【可搬】 泡原液混合装置【可搬】 泡原液搬送車【可搬】 小型船舶（汚濁防止膜設置用）【可搬】
附属設備	―
水源 （水源に関する流路，電源設備を含む）	海
流路	ホース【可搬】
注水先	―
電源設備※1 （燃料補給設備を含む）	燃料補給設備 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】
計装設備	―

※1：電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

3.12.2.1.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）（6 号及び 7 号炉共用）

種類　　：うず巻形
容量　　：900m^3/h
吐出圧力　　：1.25MPa[gage]
最高使用圧力　：1.3MPa[gage]
最高使用温度　：60℃
個数　　：1（予備 1※）
使用箇所　　：屋外
保管場所　　：荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
原動機の出力　：

※予備については大容量送水車（熱交換器ユニット用）及び大容量送水車（海水取水用）の予備と兼用とする。

(2) 放水砲（6 号及び 7 号炉共用）

種類　　：ノンアスピレート
最高使用圧力　：0.9MPa[gage]
最高使用温度　：60℃
個数　　：1（予備 1）
使用箇所　　：屋外
保管場所　　：荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所

(3)放射性物質吸着材（6 号及び 7 号炉共用）

a. 6 号及び 7 号炉雨水排水路集水桝用

材料　　：プルシアンブルー類縁体
放射性物質吸着材容量　：約 1,000kg/箇所
個数　　：一式
使用箇所　　：6 号及び 7 号炉雨水排水路集水桝
保管場所　　：荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所

b. 5 号炉雨水排水路集水桝用及びフラップゲート入口用

材料　　：プルシアンブルー類縁体
放射性物質吸着材容量　：約 500kg/箇所
個数　　：一式
使用箇所　　：5 号炉雨水排水路集水桝及びフラップゲート入口
保管場所　　：荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所

(4) 汚濁防止膜（6 号及び 7 号炉共用）

a. 取水口側（3 箇所）

種類　　：フロート式（カーテン付）
個数　　：8※1（予備 2)/箇所
高さ　　：8m

幅　　：80m（一重）／80m（二重）
使用箇所　　：5 号，6 号及び 7 号炉取水口
保管場所　　：荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
※1：4 本の二重構造

b. 北放水口側
種類　　：フロート式（カーテン付）
個数　　：14※2（予備 2）
高さ　　：6m
幅　　：140m（一重）／140m（二重）
使用箇所　　：北放水口
保管場所　　：荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所
※2：7 本の二重構造

(5) 泡原液混合装置（6 号及び 7 号炉共用）
種類　　：可搬型ノズル
最高使用圧力　：1.3MPa[gage]
最高使用温度　：60℃
個数　　：1（予備 1）
使用箇所　　：屋外
保管場所　　：荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所

(6) 泡原液搬送車（6 号及び 7 号炉共用）
種類　　：架装式
容量　　：4,000L
最高使用圧力　：0.02MPa[gage]
最高使用温度　：60℃
個数　　：1（予備 1）
使用箇所　　：屋外
保管場所　　：荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所

(7) 小型船舶（汚濁防止膜設置用）（6 号及び 7 号炉共用）
個数　　：1（予備 1）
使用箇所　　：屋外
保管場所　　：荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所

3.12.2.1.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針
3.12.2.1.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針
(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）
（ⅰ）要求事項
想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液混合装置，泡原液搬送車，放射性物質吸着材，汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）は，屋外の荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所に保管し，屋外に設置することから，想定される重大事故等時における，屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.12-2 のとおりの設計とする。また，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の操作は，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）に付属する操作スイッチにより，想定される重大事故等時において設置場所での操作可能な設計とする。

表 3.12-2　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液混合装置，放射性物質吸着材，汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）は，使用時に海水を通水，又は，海に設置するため，海水影響を考慮した設計とする。 大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は，海水を直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。
地震	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲及び泡原液搬送車は，適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。一方，泡原液混合装置，放射性物質吸着材，汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）は，その形状から地震の影響は受けづらいと考えられるため対応不要。
風（台風）・積雪	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲及び泡原液搬送車は，屋外で想定される風荷重を考慮して，機器が損傷しないことを評価により確認する。一方，泡原液混合装置，放射性物質吸着材，汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）は，屋外で想定される風荷重に対し，倉庫内での保管又は固縛等で固定可能な設計とする。大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲及び泡原液搬送車は，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。一方，泡原液混合装置，放射性物質吸着材，汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）は，積雪の影響を受けづらい構造であると考えられるため対応不要。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液混合装置及び泡原液搬送車は，設置場所を任意に設定し，複数の方向から放水可能となるよう車両設計，又は車両により屋外のアクセスルートを通行して運搬もしくは移動ができ，設置場所にて輪留めによる固定等ができる設計とする。なお，想定される重大事故等時における環境条件を考慮し，操作できる設計とする。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液混合装置及び泡原液搬送車の接続は，特殊な技量を必要とせず，差込式結合金具を車載するスパナで締付け等簡便な接続方式でホースと接続できる設計とする。なお，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）操作盤の操作スイッチを操作するにあたり，運転員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，それぞれの操作対象についてはスイッチにその名称を記載することで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

放射性物質吸着材及び汚濁防止膜は，車両により屋外のアクセスルートを通行し，運搬又は移動ができるとともに，容易に設置できる設計とする。汚濁防止膜は，設置する際に，小型船舶（汚濁防止膜設置用）を使用する。小型船舶（汚濁防止膜設置用）は，車両により屋外のアクセスルートを通行し，運搬できる設計とし，容易に操縦できる設計とする。

なお，海洋への放射性物質の拡散抑制を行う場合，防潮堤の内側に放射性物質吸着材を設置（6 号及び 7 号炉に放水した汚染水が流れ込む 6 号及び 7 号炉近傍の構内雨水排水路の集水桝 2 箇所を優先的に設置し，最終的に計 6 箇所）する。その後，汚濁防止膜の設置が可能な状況（大津波警報，津波警報が出ていない又は解除された）において，汚濁防止膜を設置する。

表 3.12-3　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）	現場設置 起動・停止	設置場所（取水箇所付近）	設置場所まで移動 スイッチ操作
放水砲	現場設置 放水方向の変更	屋外設置位置	設置場所まで移動 手動操作
泡原液混合装置	ホース接続	屋外設置位置	人力接続
泡原液搬送車	現場設置	屋外設置位置	設置場所まで移動
ホース	ホース接続	屋外設置位置	人力接続
放射性物質吸着材	現場設置	集水桝（排水路） フラップゲート	人力及びユニック車にて設置
汚濁防止膜	現場設置	取水口又は放水口	人力及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）にて設置

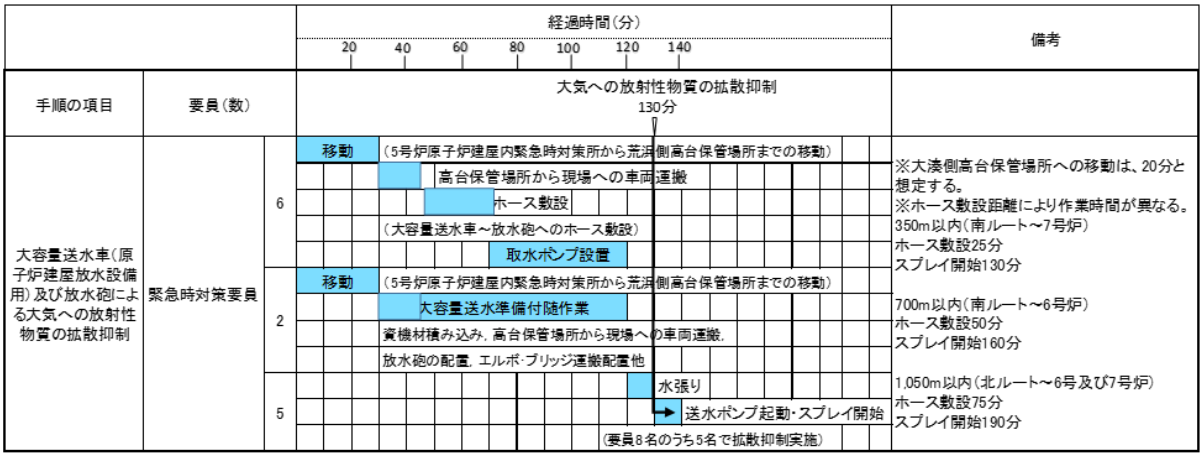


図 3.12-5　大気への放射性物質の拡散抑制のタイムチャート※

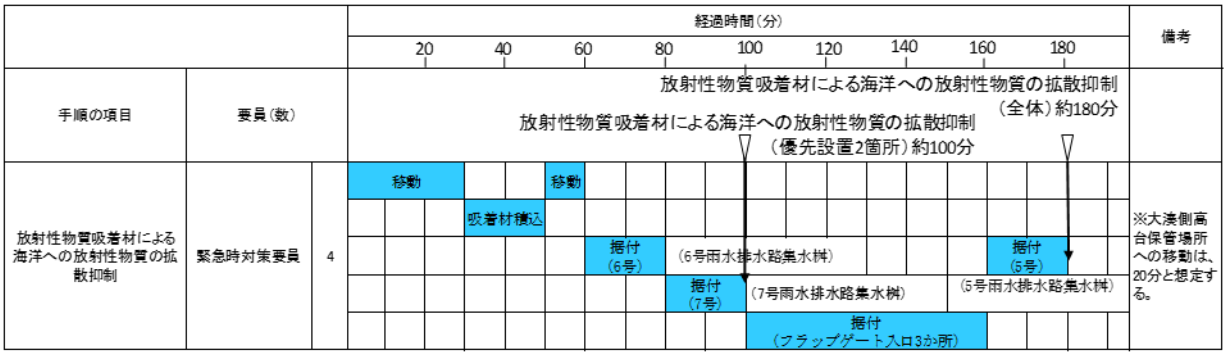


図 3.12-6　海洋への放射性物質の拡散抑制（放射性物質吸着材）のタイムチャート※

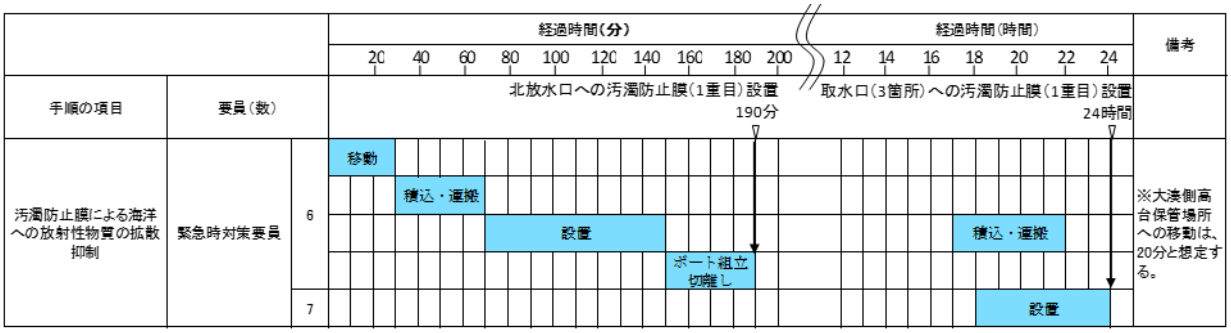


図 3.12-7　海洋への放射性物質の拡散抑制（汚濁防止膜）のタイムチャート※

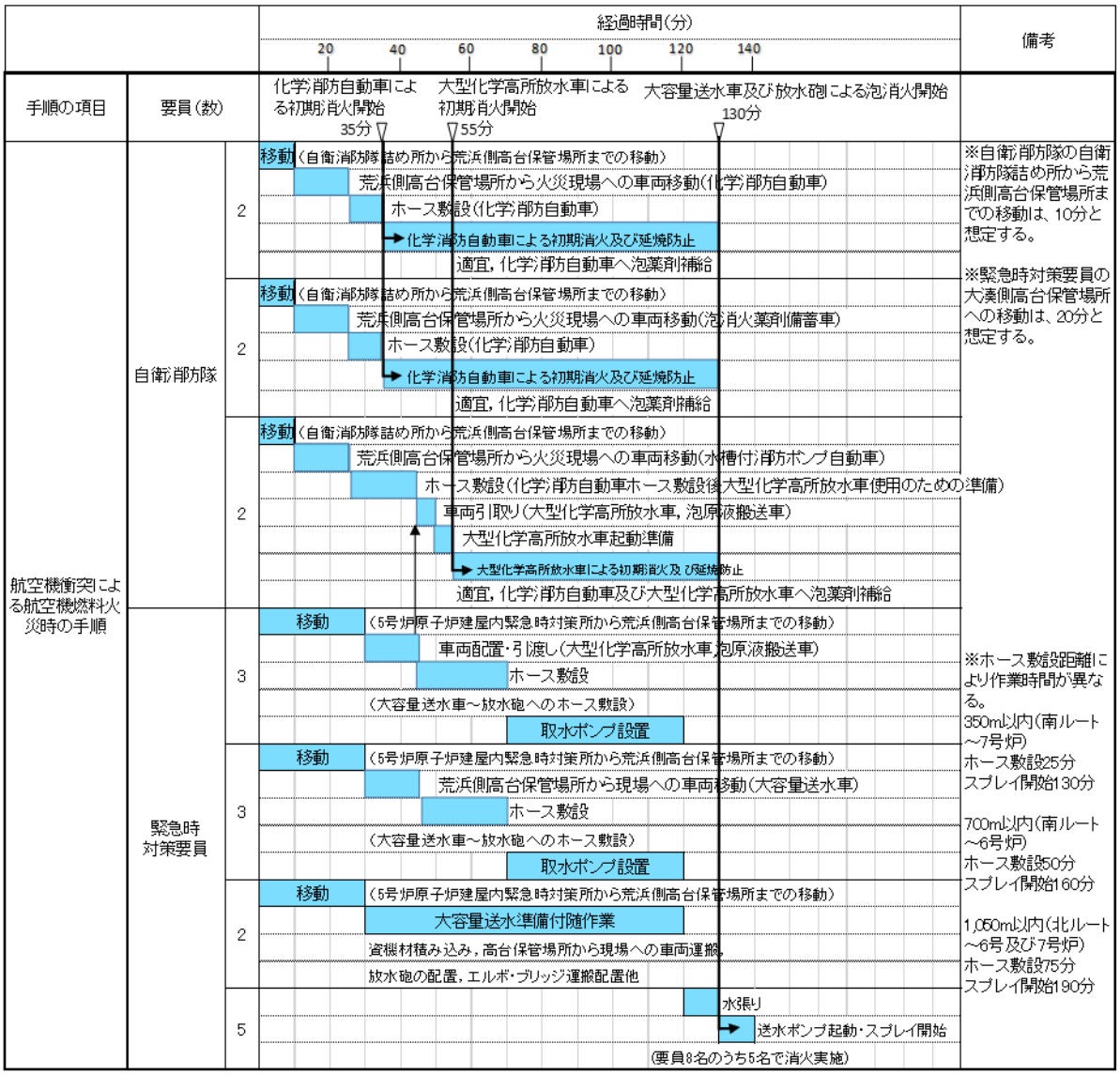


図 3.12-8　航空機衝突による航空機燃料火災時の手順のタイムチャート※

※：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.12.2.1，2 で示すタイムチャート

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ｉ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲及び泡原液混合装置は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，淡水貯水池を水源としたテストラインにより，独立して機能・性能の確認及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とし，外観の確認が可能な設計とする。運転性能の確認として，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の吐出圧力及び流量の確認を行うことが可能な設計とする。また，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び泡原液搬送車は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，車両としての運転状態の確認が可能な設計とする。さらに，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，分解又は取替えが可能な設計とする。

放射性物質吸着材，汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，外観の確認が可能な設計とする。

表 3.12-4　大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの有無の確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を，試験及び目視により確認 又は取替え
	外観検査	設備の外観の確認
	車両検査	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の車両としての運転状態の確認

表 3.12-5　放水砲及び泡原液混合装置の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの有無の確認
	外観検査	各設備の外観の確認

表 3.12-6　泡原液搬送車の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	機能・性能試験	内容量の確認
	外観検査	設備の外観の確認
	車両検査	泡原液搬送車の車両としての運転状態の確認

表 3.12-7　放射性物質吸着材，汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	外観検査	各設備の外観の確認

ホースの外観検査として，機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂，腐食などがないことの確認を行うことが可能な設計とする。

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（大気への放射性物質の拡散抑制，海洋への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火）は，想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（大気への放射性物質の拡散抑制，海洋への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火）は，他の設備から独立して保管及び使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさな

い設計とする。なお，放射性物質吸着材は，透過性を考慮した設計とすることで，雨水排水路集水桝等からの溢水により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，ゴミのつまり等により閉塞した場合においても，放射性物質吸着材の吊り上げ等によって流路を確保することができる設計とする。なお，重大事故等時において必要となる電源車，可搬型代替注水ポンプ等，屋外で使用する重大事故等対処設備は，屋外仕様であり，大気中に放出される水滴に対して影響はないが，放水砲は，当該設備に直接放水しない位置に設置可能な設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（大気への放射性物質の拡散抑制，海洋への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火）において操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.12-8 に示す。大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液混合装置及び泡原液搬送車は，移動又は運搬することで，線源からの離隔により，放射線量が高くなるおそれの少ない場所に設置及び操作可能な設計とする。放射性物質吸着材，汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）を設置する際は，放射線量を確認して，適切な放射線対策に基づき作業安全を確保した上で作業を実施する。

なお，屋外にホースを設置する場合は，放射線量を確認して，適切な放射線対策に基づき作業安全を確保した上で作業を実施する。

表 3.12-8　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）	屋外設置位置 （取水箇所付近）	屋外設置位置 （取水箇所付近）
放水砲	屋外設置位置	屋外設置位置
泡原液混合装置	屋外設置位置	屋外設置位置
泡原液搬送車	屋外設置位置	屋外設置位置
ホース	屋外設置位置	屋外設置位置
放射性物質吸着材	集水桝（排水路） フラップゲート	集水桝（排水路） フラップゲート
汚濁防止膜	取水口又は放水口	取水口又は放水口
小型船舶（汚濁防止膜設置用）	取水口又は放水口	取水口又は放水口

3.12.2.1.3.2　　設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 3 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲は，放射性物質の大気への拡散を抑制するため，又は，航空機燃料火災に対応するため，放水砲による直状放射により原子炉建屋の最高点である屋上に放水又は噴霧放射により広範囲において放水できる設計とする。また，1 台で複数炉に放水するため，移動等が可能な設計とし，6 号及び 7 号炉共用で基数の半数の 1 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 2 台を保管する。

放射性物質吸着材は，海洋への放射性物質の拡散を抑制するため，6号及び7号炉の雨水排水路集水桝並びに6号及び7号炉の雨水排水路から汚染水が溢れた場合の代替排水路となる5号炉の雨水排水路及びフラップゲート入口3箇所の計6箇所に設置する。なお，保有量については，各設置場所の大きさ及び放水による汚染水が排水可能となる放射性物質吸着材が設置可能な容量とする。

汚濁防止膜は，海洋への放射性物質の拡散を抑制するため，設置場所に応じた高さ及び幅を有する設計とする。保有数は各設置場所の幅に応じて，必要な本数を2組（6号及び7号炉共用）に加えて，破れ等の破損時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として各設置場所に対して予備2本を保管する。

泡原液混合装置は，航空機燃料火災に対応するため，放水砲による放水時，泡消火薬剤を注入できるものを6号及び7号炉共用で基数の半数の1台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

泡原液搬送車は，航空機燃料火災に対応するため，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲及び泡原液混合装置に接続することで泡消火できるものを6号及び7号炉共用で基数の半数の1台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

小型船舶（汚濁防止膜設置用）は，汚濁防止膜を設置するために必要な容量として，6号及び7号炉共用で1台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては，当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ，かつ，二つ以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう，接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（大気への放射性物質の拡散抑制，海洋への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火）は，常設設備と接続しない設計とする。

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

（ⅰ）要求事項

常設設備と接続するものにあっては，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（大気への放射性物質の拡散抑制，海洋への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火）は，常設設備と接続しない設計とする。

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（大気への放射性物質の拡散抑制，海洋への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火）は，想定される重大事故等が発生した場合においても，設置が可能な設計とする。なお，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液混合装置，泡原液搬送車，放射性物質吸着材及び汚濁防止膜の設置は，原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至る前に着手することとしていること，また，汚濁防止膜及び小型船舶（汚濁防止膜設置用）は，原子炉建屋等から離隔がとれている放水口等に設置することとしていることから，想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても作業への影響は軽微であると想定しているが，仮に線量が高い場合は，移動又は運搬

することで線源から離隔をとること，放射線量を測定し線量が低い位置に配置すること，若しくは放射線量に応じて適切な放射線対策に基づき作業安全を確保した上で作業を実施することによって，設置及び接続可能な設計とする。また，大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），放水砲，泡原液混合装置及び泡原液搬送車は，特殊な技量を必要とせず，差込式結合金具を車載するスパナで締付け等簡便な接続方式で，確実に速やかにホースと接続が可能である。

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

（ⅰ）要求事項

地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（大気への放射性物質の拡散抑制，海洋への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火）は，原子炉建屋，タービン建屋及び廃棄物処理建屋から離れた荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所に保管できる設計とする。

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（大気への放射性物質の拡散抑制，海洋への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火）は，荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所に保管しており，想定される重大事故等が発生した場合においても，設備の運搬，移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。（『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照）

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

（ⅰ）要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じた

ものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（大気への放射性物質の拡散抑制，海洋への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への泡消火）は，可搬型重大事故緩和設備であるが，原子炉建屋，タービン建屋及び廃棄物処理建屋から離れた荒浜側高台保管場所又は大湊側高台保管場所に保管できる設計とする。

3.12.3　その他設備

3.12.3.1　原子炉建屋放水設備を使用する際の監視設備

3.12.3.1.1　設備概要

3.12.1(4)に示した設備は，大気への放射性物質の拡散を抑制するため，原子炉建屋放水設備により原子炉建屋に向けて放水する際に，原子炉建屋から漏えいする放射性物質又は放射性物質とともに放出される水蒸気等の熱源を監視する。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

3.12.3.2　航空機燃料火災に対する初期消火設備（初期対応における延焼防止処置）

3.12.3.2.1　設備概要

3.12.1(5)に示した設備は，原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合に，初期対応における延焼防止処置を実施する。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

本系統は，使用可能な淡水源がある場合は，防火水槽や消火栓（淡水タンク）を水源とし，使用可能な淡水源がない場合は，海を水源とする。

大型化学高所放水車を使用する場合は，泡消火薬剤備蓄車を接続するとともに，化学消防自動車又は，水槽付消防ポンプ自動車にて水源から取水し，大型化学高所放水車に送水する。

化学消防自動車を使用する場合は，単独，又は，泡消火薬剤備蓄車を接続し，化学消防自動車にて水源から取水し，泡消火を実施する。

3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備【56 条】

【設置許可基準規則】

（重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）

第五十六条　設計基準事故の収束に必要な水源とは別に，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて，発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）

1　第５６条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて，発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

a）想定される重大事故等の収束までの間，十分な量の水を供給できること。

b）複数の代替淡水源（貯水槽，ダム又は貯水池等）が確保されていること。

c）海を水源として利用できること。

d）各水源からの移送ルートが確保されていること。

e）代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。

f）原子炉格納容器を水源とする再循環設備は，代替再循環設備等により，多重性又は多様性を確保すること。（PWR）

3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

3.13.1　設置許可基準規則第 56 条への適合方針

設計基準事故の収束に必要な水源とは別に，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて，発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(1) 重大事故等の収束に必要となる水源の確保（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a)，b)，c))

設計基準事故対処設備以外の水源の設備として，復水貯蔵槽，サプレッション・チェンバ及びほう酸水注入系貯蔵タンクを設置することで，重大事故等の収束に必要となる水を供給できる設計とする。また，これら重大事故等の収束に必要となる水源とは別に，複数の代替淡水源として淡水貯水池及び防火水槽を設置する。

更に，取水路から大容量送水車(海水取水用)を用いて海水を取水することで，海を水源として利用できる設計とする。

(2) 水の移送設備の整備（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a),c),d),e))

重大事故等の収束に必要となる水源である復水貯蔵槽，サプレッション・チェンバ及び複数の代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）並びに海について，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），大容量送水車（海水取水用）及びホース等を用いることにより移送手段及び移送ルートを確保し，いずれの水源からでも水を供給することができる設計とする。復水貯蔵槽への水の供給については，廃棄物処理建屋外壁の接続口から供給できる設計とする。

なお，重大事故等の収束に必要となる水を供給するための自主対策設備として，以下を整備する。

(3) 淡水タンク（純水タンク，ろ過水タンク）を利用した水の供給設備の整備

復水貯蔵槽を水源とした各種注水時において，純水タンクが健全であり外部電源や仮設発電機により交流電源が確保できた場合には，純水タンクから純水移送ポンプを使用して復水貯蔵槽へ水を供給できる設計とする。

防火水槽を水源とした各種注水時において，淡水タンクが健全な場合には，淡水タンクから防火水槽へホース等を使用して水を供給できる設計とする。

また，これら淡水タンクを水源として水を供給する場合には，淡水貯水池から淡水タンクへ水を供給できる設計とする。

(4) 複数の海水取水手段の整備

水源として海を利用する場合，取水場所を海水取水路からだけではなく護岸から，また，取水設備を大容量送水車（海水取水用）だけではなく可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），又は代替原子炉補機冷却海水ポンプを用いることで，多様性

を持った設計とする。

(5) ホース及び水頭差を利用した淡水移送手段の整備

水源として淡水貯水池を使用する場合，予め敷設しているホースが健全であることが確認できた場合には，ホース及び水頭差を利用し，淡水貯水池の淡水を 6 号及び 7 号炉近傍まで移送できる設計とする。

3.13.2　重大事故等対処設備

3.13.2.1　重大事故等の収束に必要となる水源

3.13.2.1.1　設備概要

設計基準事故の収束に必要な水源とは別に，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保する。

重大事故等の収束に必要となる水源として，復水貯蔵槽，サプレッション・チェンバ及びほう酸水注入系貯蔵タンクを設置する。また，これら重大事故等の収束に必要となる水源とは別に，代替淡水源として淡水貯水池及び防火水槽を設置する。

復水貯蔵槽は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である高圧代替注水系，低圧代替注水系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源として使用する。

サプレッション・チェンバは，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である代替循環冷却系並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系，残留熱除去系（低圧注水モード），残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の水源として使用する。

ほう酸水注入系貯蔵タンクは，原子炉圧力容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段であるほう酸水注入系の水源として使用する。

代替淡水源である淡水貯水池及び防火水槽は，復水貯蔵槽へ水を供給するための水源であるとともに，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（可搬型），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）及び格納容器下部注水系（可搬型）の水源として，また，使用済燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プール代替注水系の水源として使用する。

更に，上記以外の水源として海がある。

海は，淡水が枯渇した場合に，復水貯蔵槽へ水を供給するための水源であるとともに，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である低圧代替注水系（可搬型），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），格納容器下部注水系（可搬型）の水源として，また，使用済燃料プールの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である燃料プール代替注水系の水源として利用する。また，代替原子炉補機冷却系の大容量送水車（熱交換器ユニット用）及び原子炉建屋放水設備である大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）の水源としても利用する。

上記に示す各系統の詳細は，3.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（設置許可基準規則第 44 条に対する設計方針を示す章），3.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第 45 条に対する設計方針を示す章），3.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第 47 条に対する設計方針を

示す章)，3.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第48条に対する設計方針を示す章),3.6　原子炉格納容器内の冷却等のための設備(設置許可基準規則第49条に対する設計方針を示す章)，3.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第50条に対する設計方針を示す章)，3.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備(設置許可基準規則第51条に対する設計方針を示す章)，3.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備（設置許可基準規則第54条に対する設計方針を示す章)」及び3.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備（設置許可基準規則第55条に対する設計方針を示す章)」に記載する。

これら重大事故等の収束に必要となる水源に関する重大事故等対処設備等を表3.13-1 に示す。また，重大事故等の収束に必要となる水源に係る系統概要図を図3.13-1～16に示す。

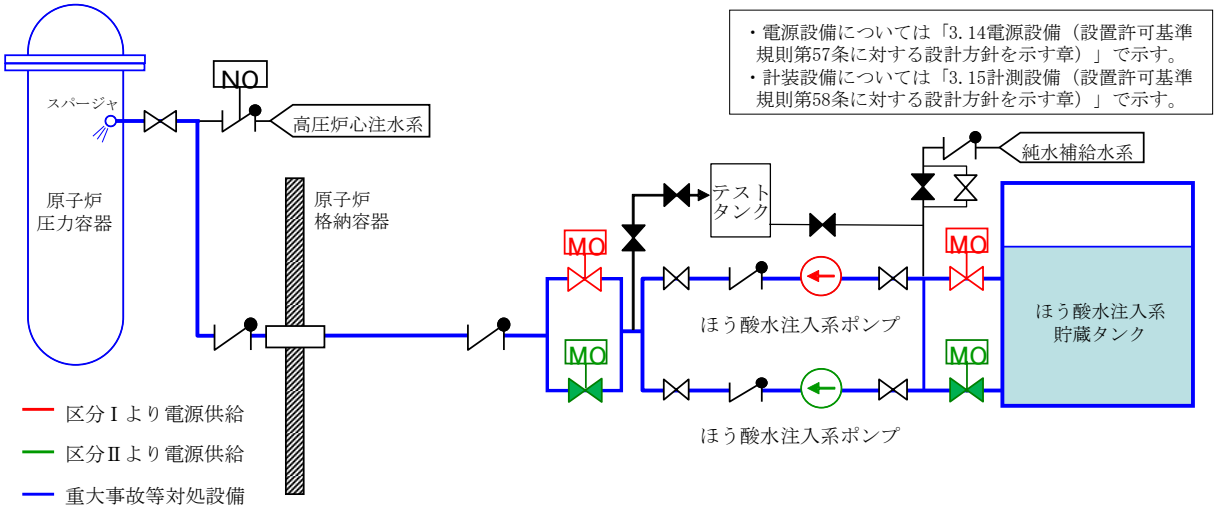


図 3.13-1　ほう酸水注入系　系統概要図

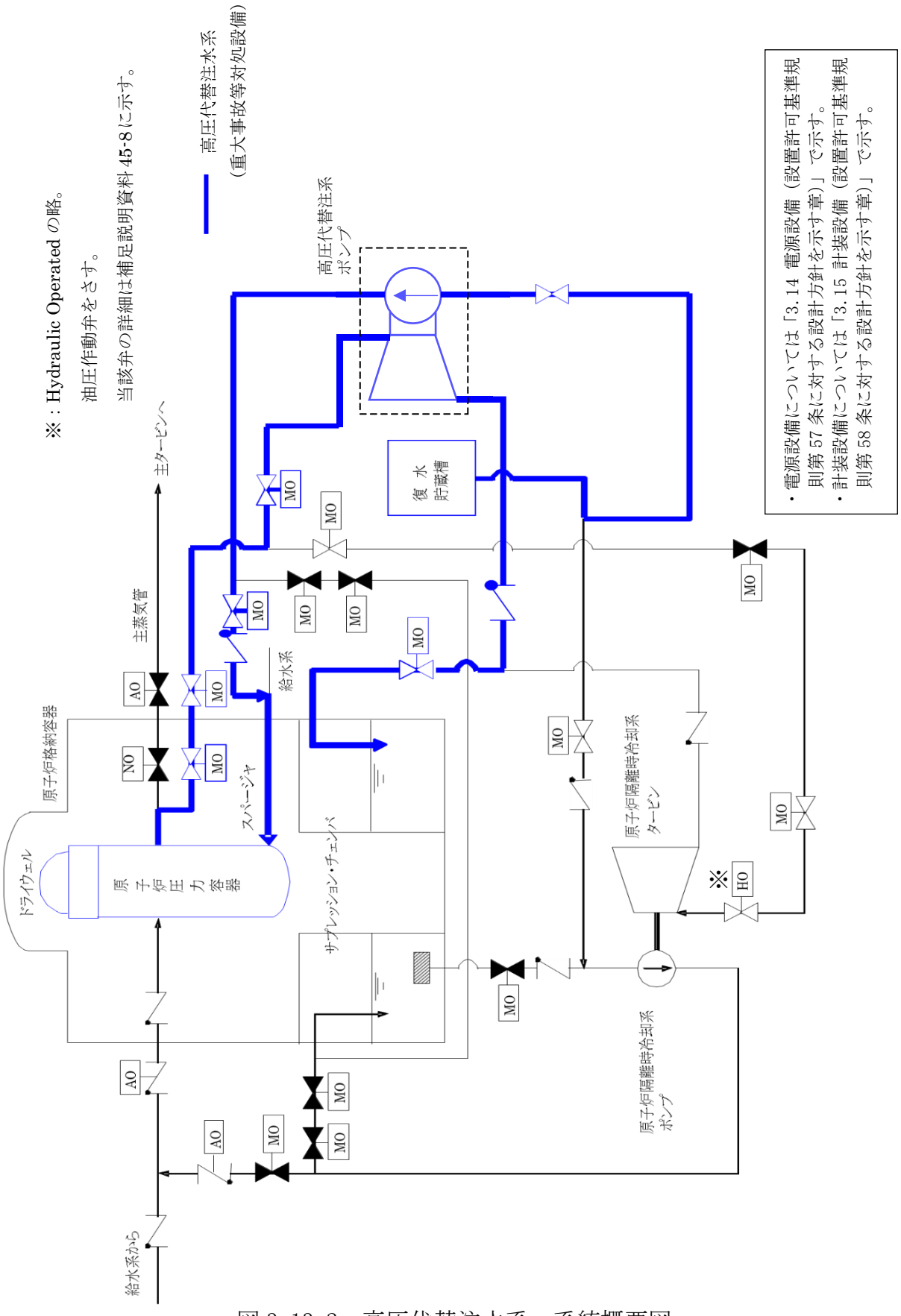
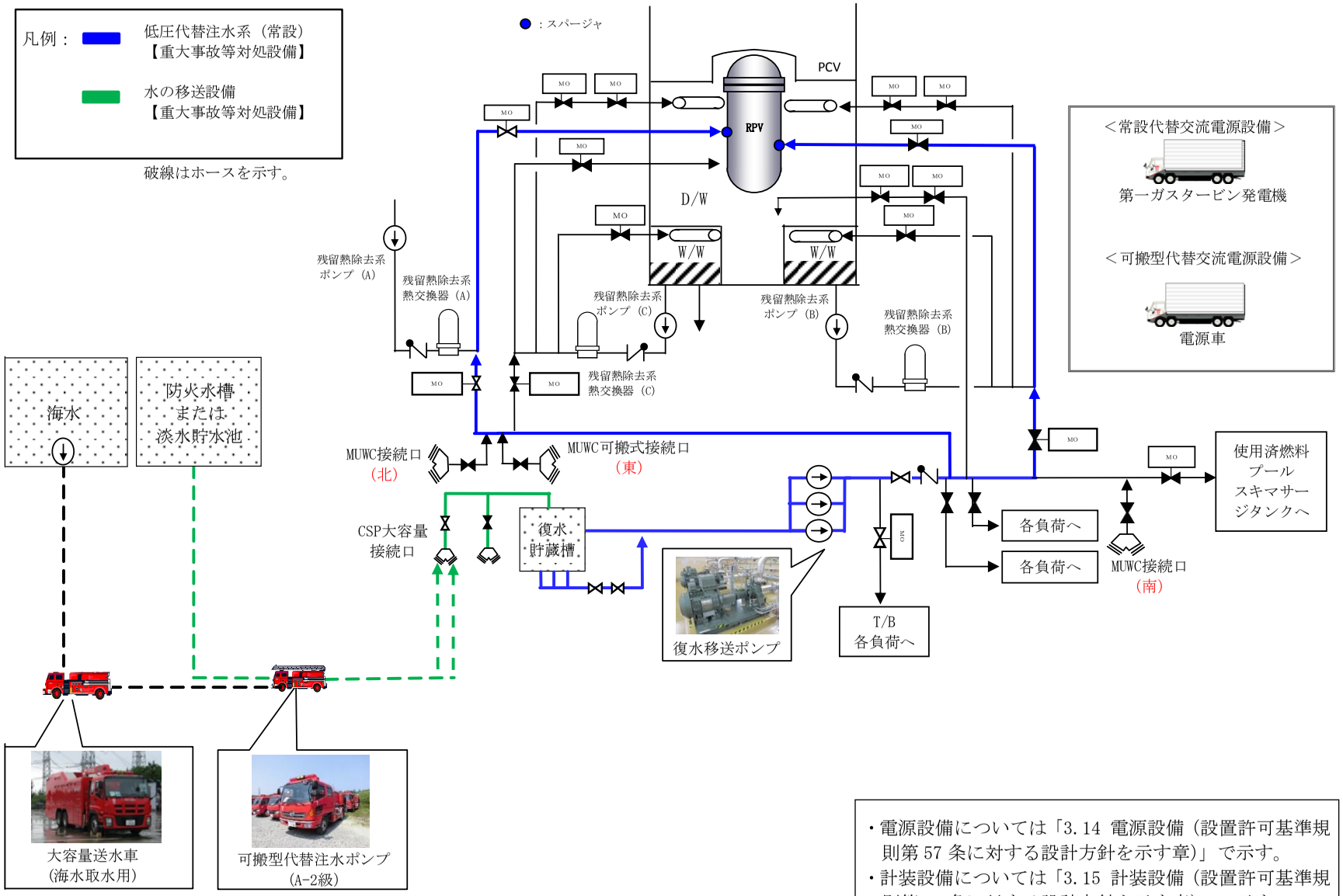
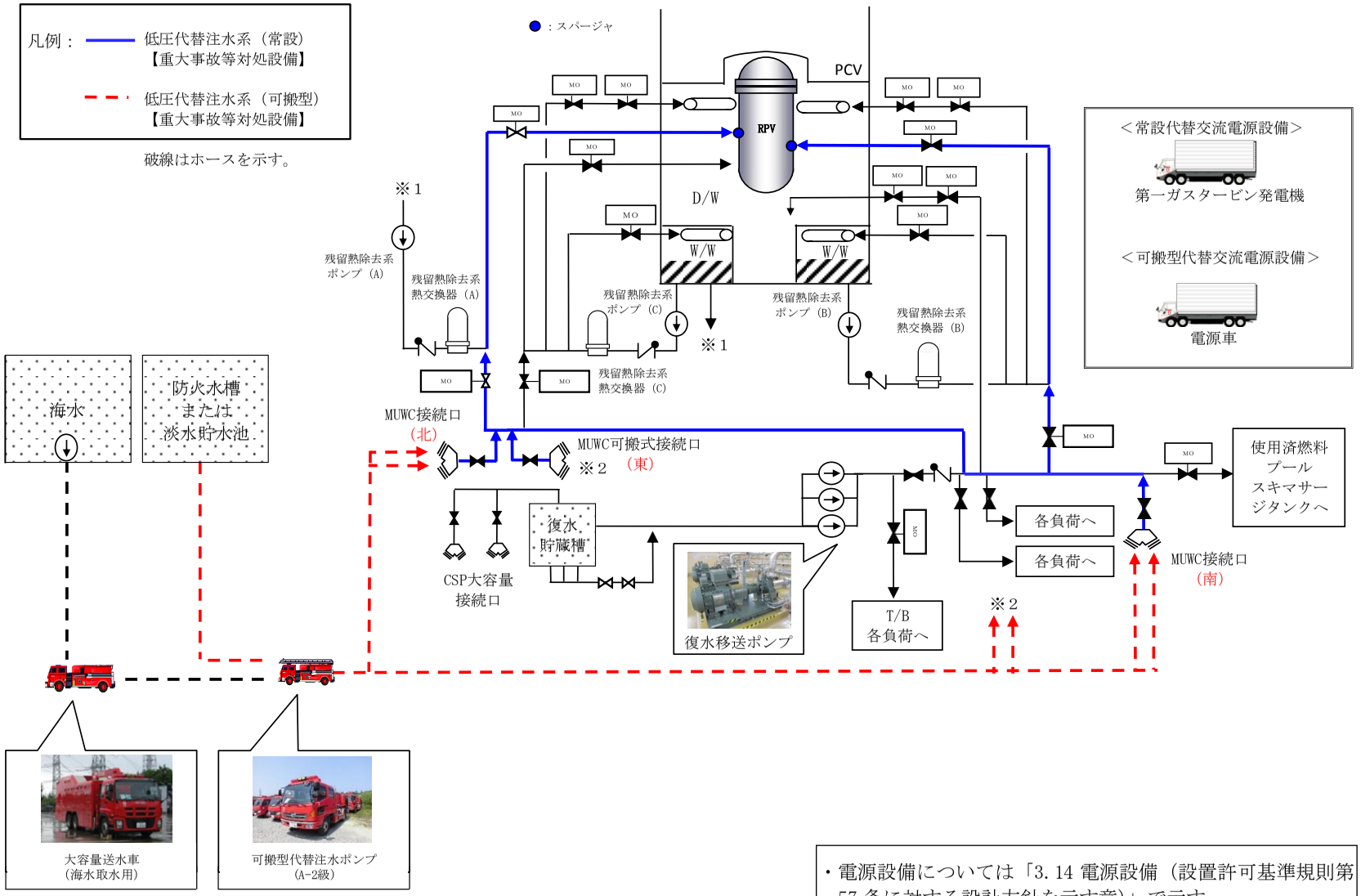


図 3.13-2　高圧代替注水系　系統概要図



・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。
・計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

図 3.13-3 低圧代替注水系（常設） 系統概要図

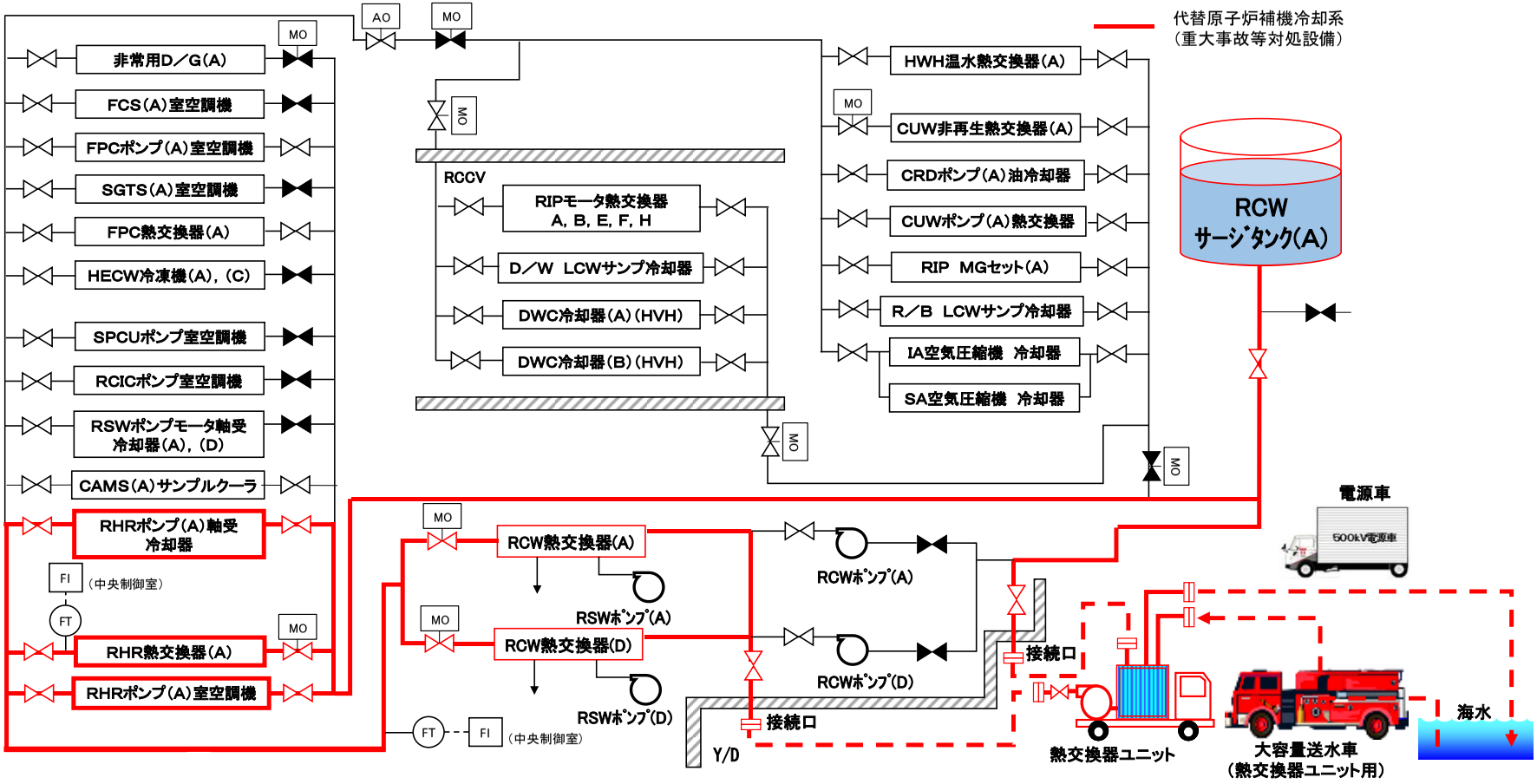


・電源設備については「3. 14 電源設備（設置許可基準規則第57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
・計装設備については「3. 15 計装設備（設置許可基準規則第58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

図 3. 13-4　低圧代替注水系（可搬型）　系統概要図

図 3.13-5 代替原子炉補機冷却系 系統概要図（A 号機の例（B 号機も同様））

・ 電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
・ 計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。



※熱交換器ユニットは，代替原子炉補機冷却海水ストレーナを搭載している。

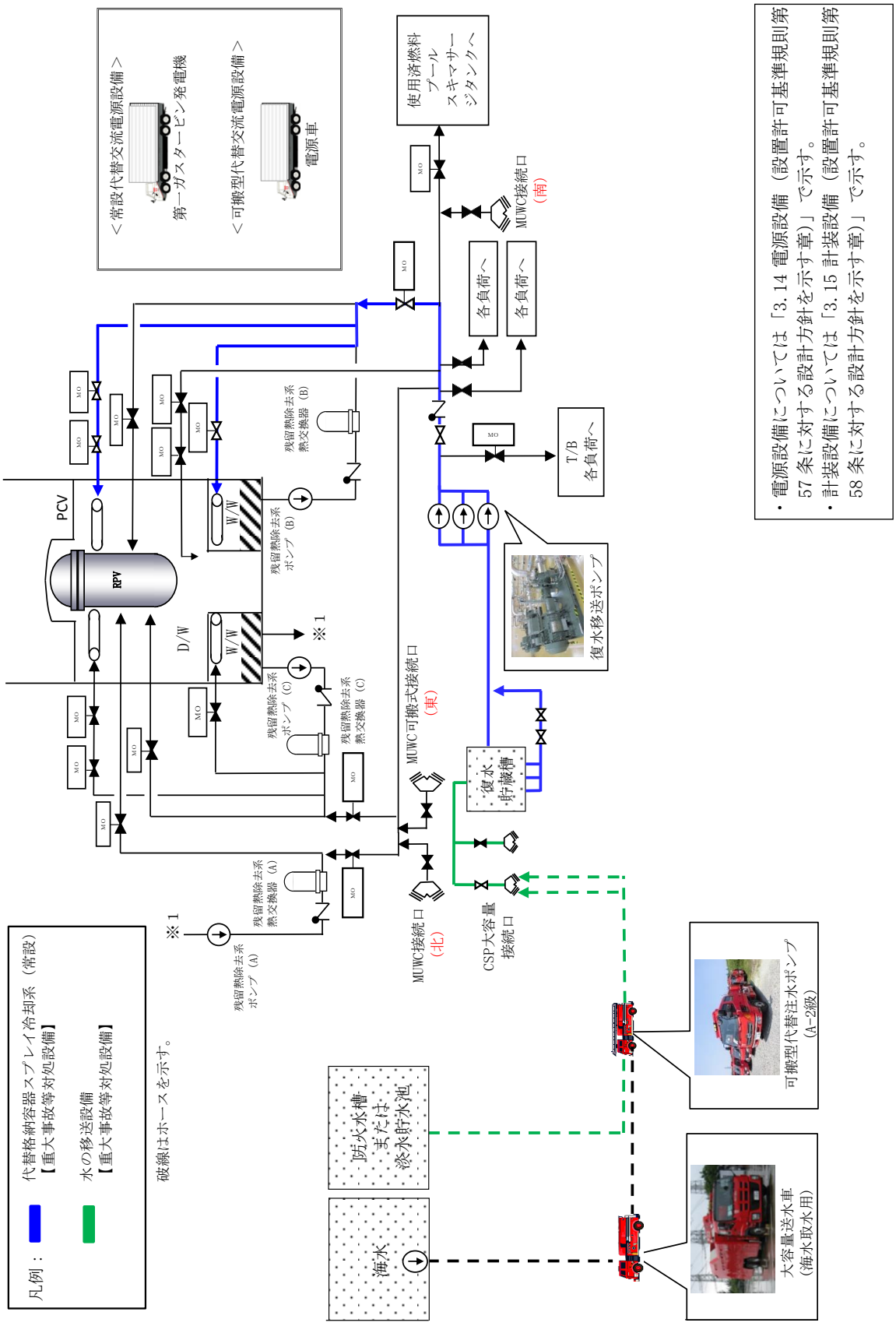
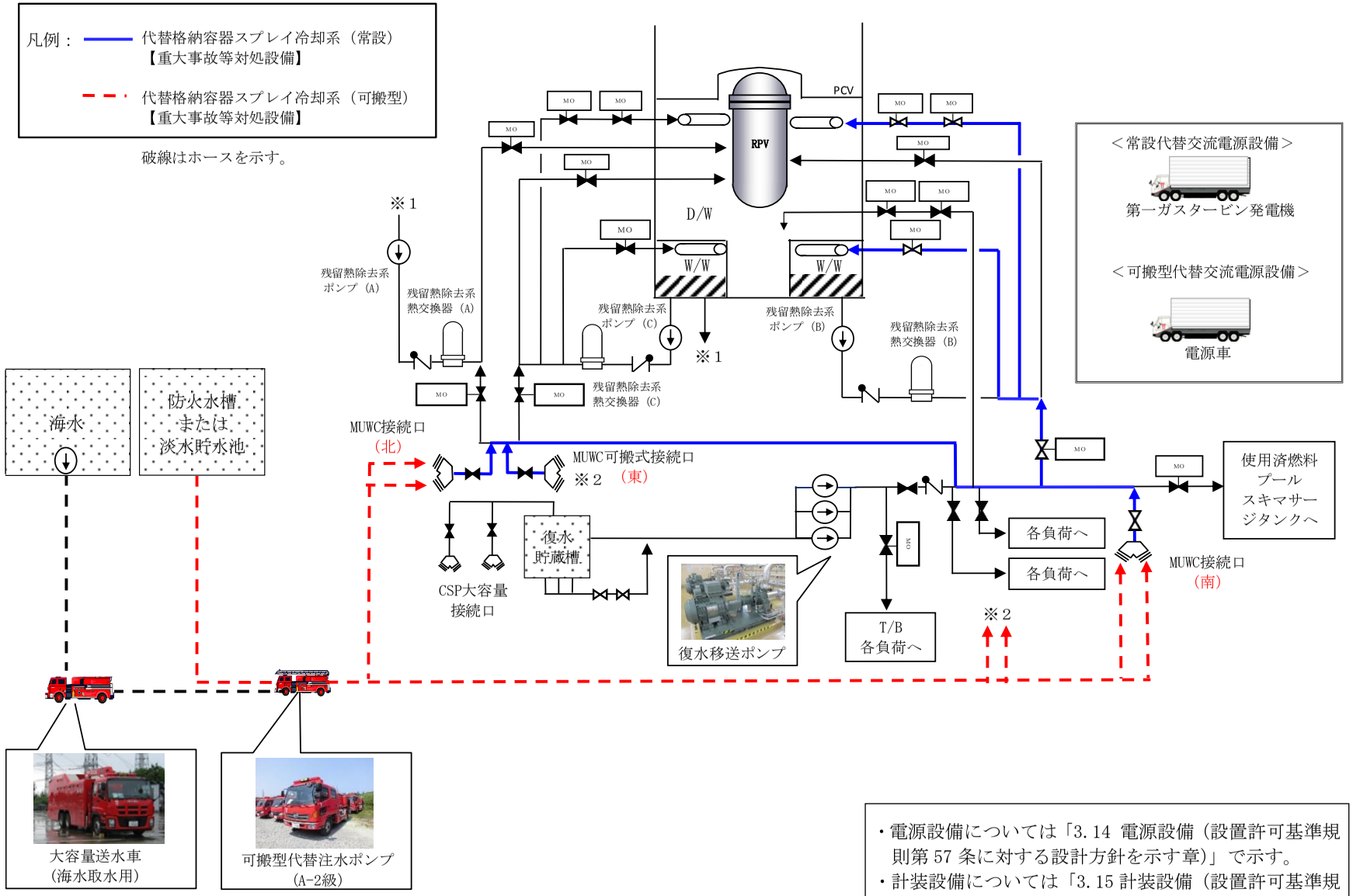


図 3.13-6　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）　系統概要図



・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。
・計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

図3.13-7 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） 系統概要図

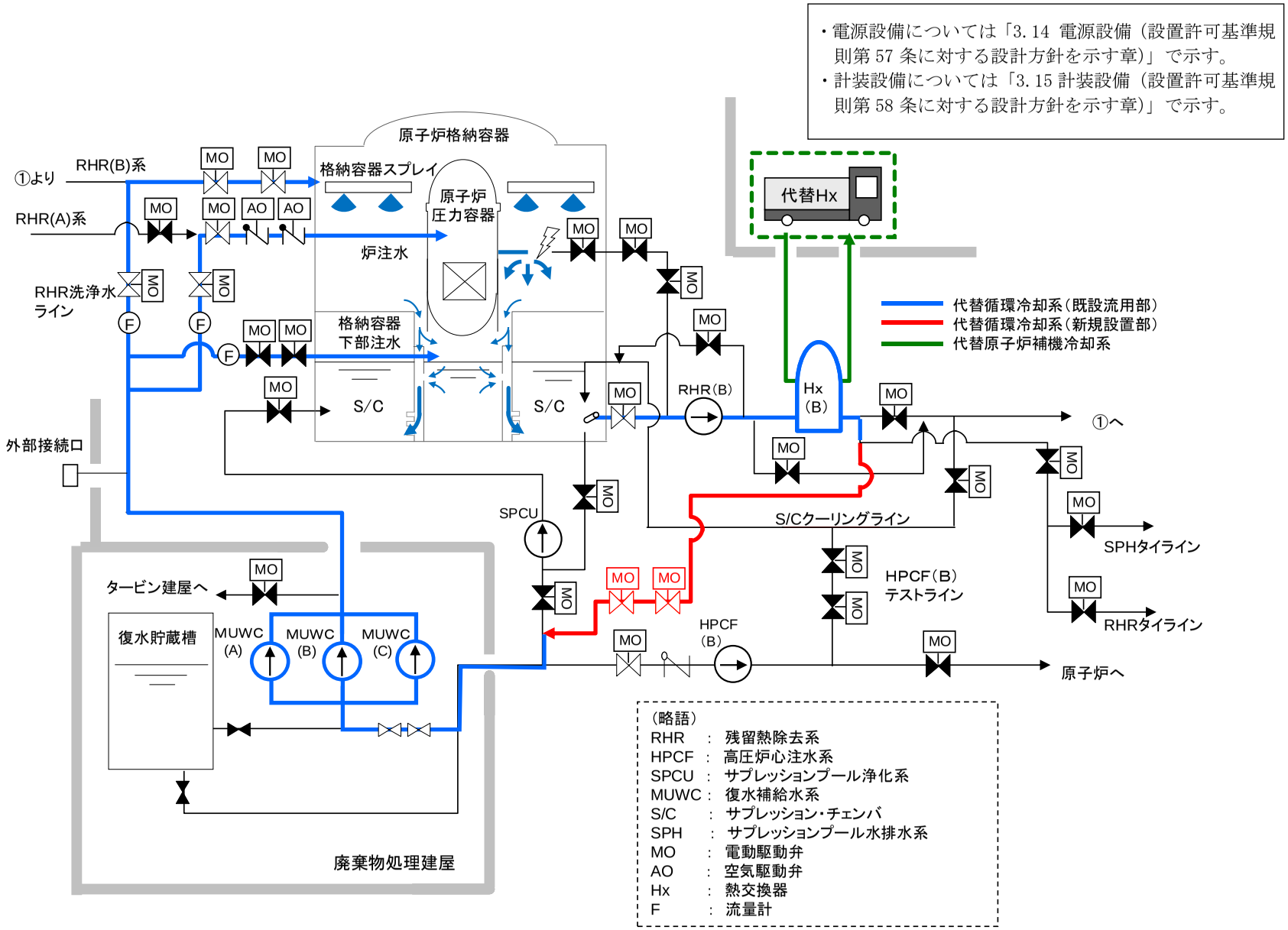


図 3.13-8　代替循環冷却系　系統概要図

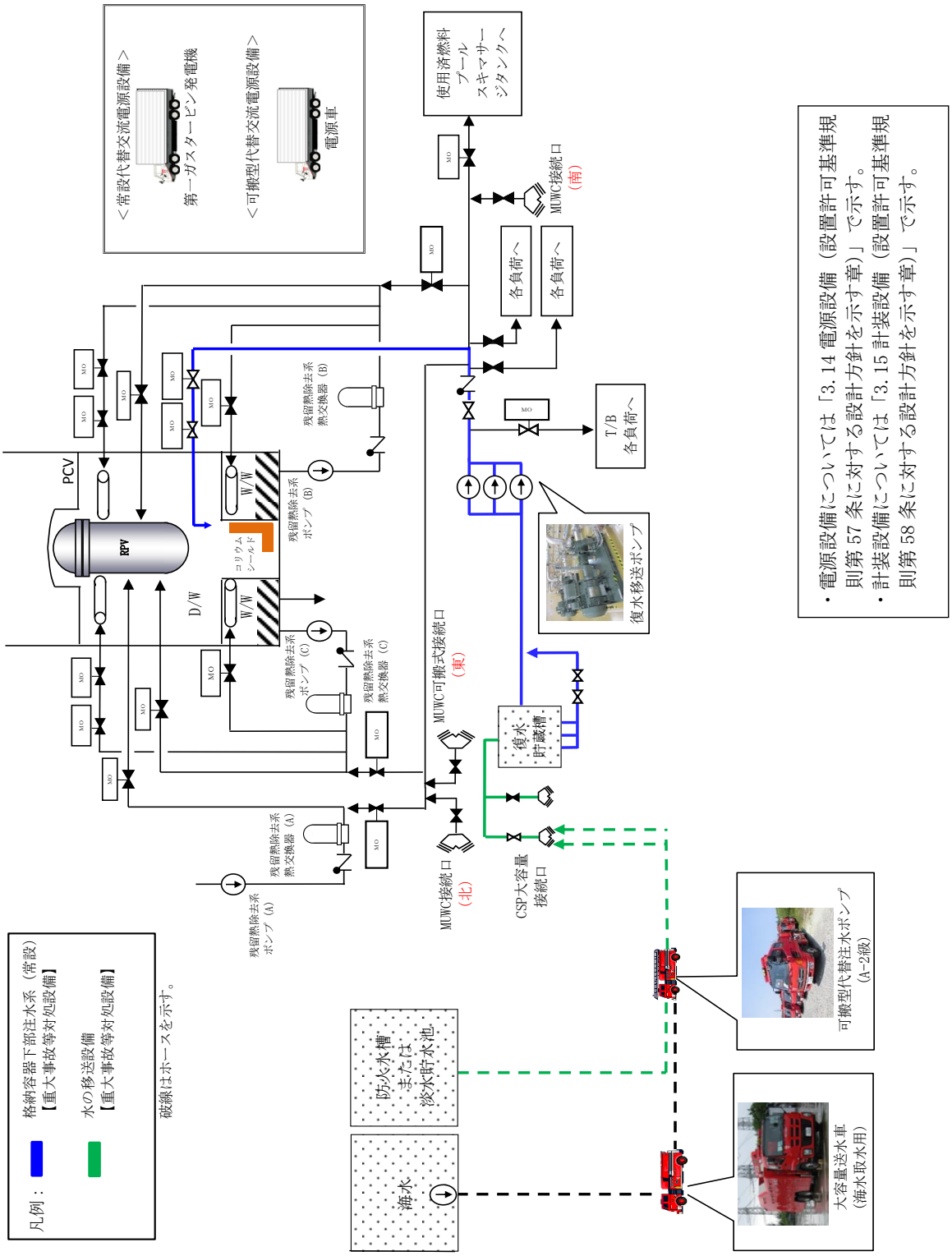


図 3.13-9　格納容器下部注水系（常設）　系統概要図

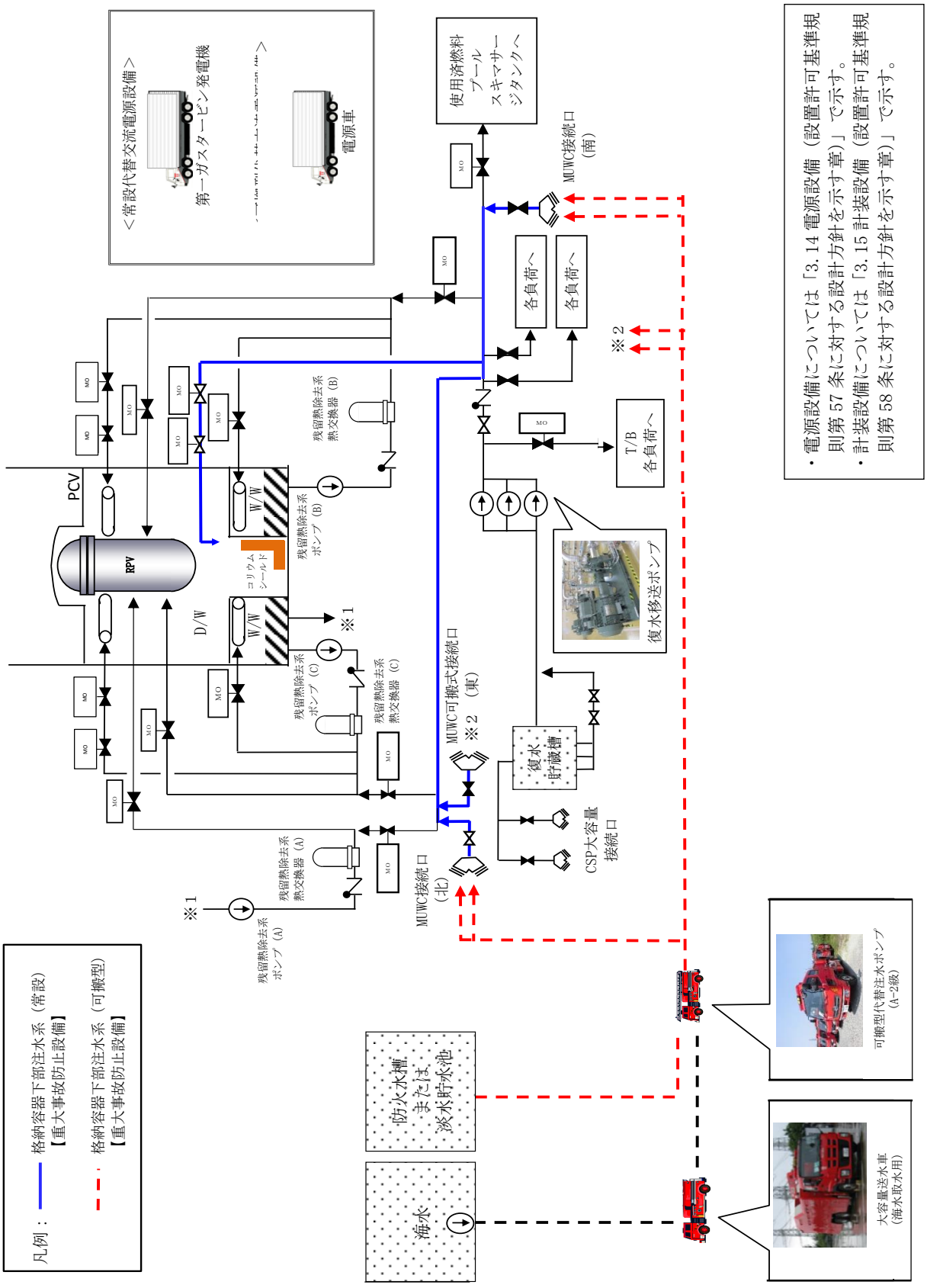


図 3.13-10　格納容器下部注水系（可搬型）　系統概要図

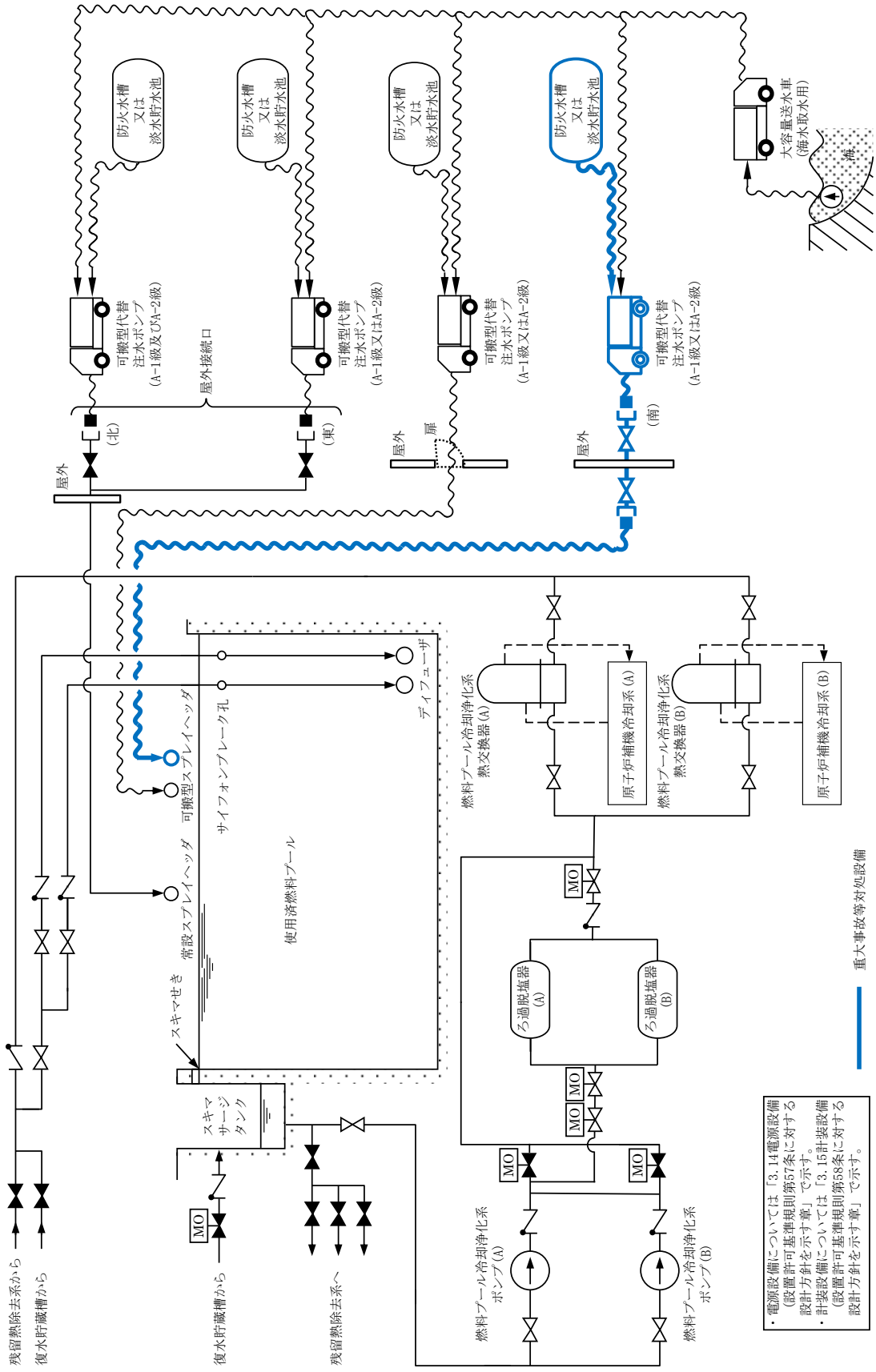


図 3.13-11　燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）使用済燃料プールへ注水する場合　系統概要図

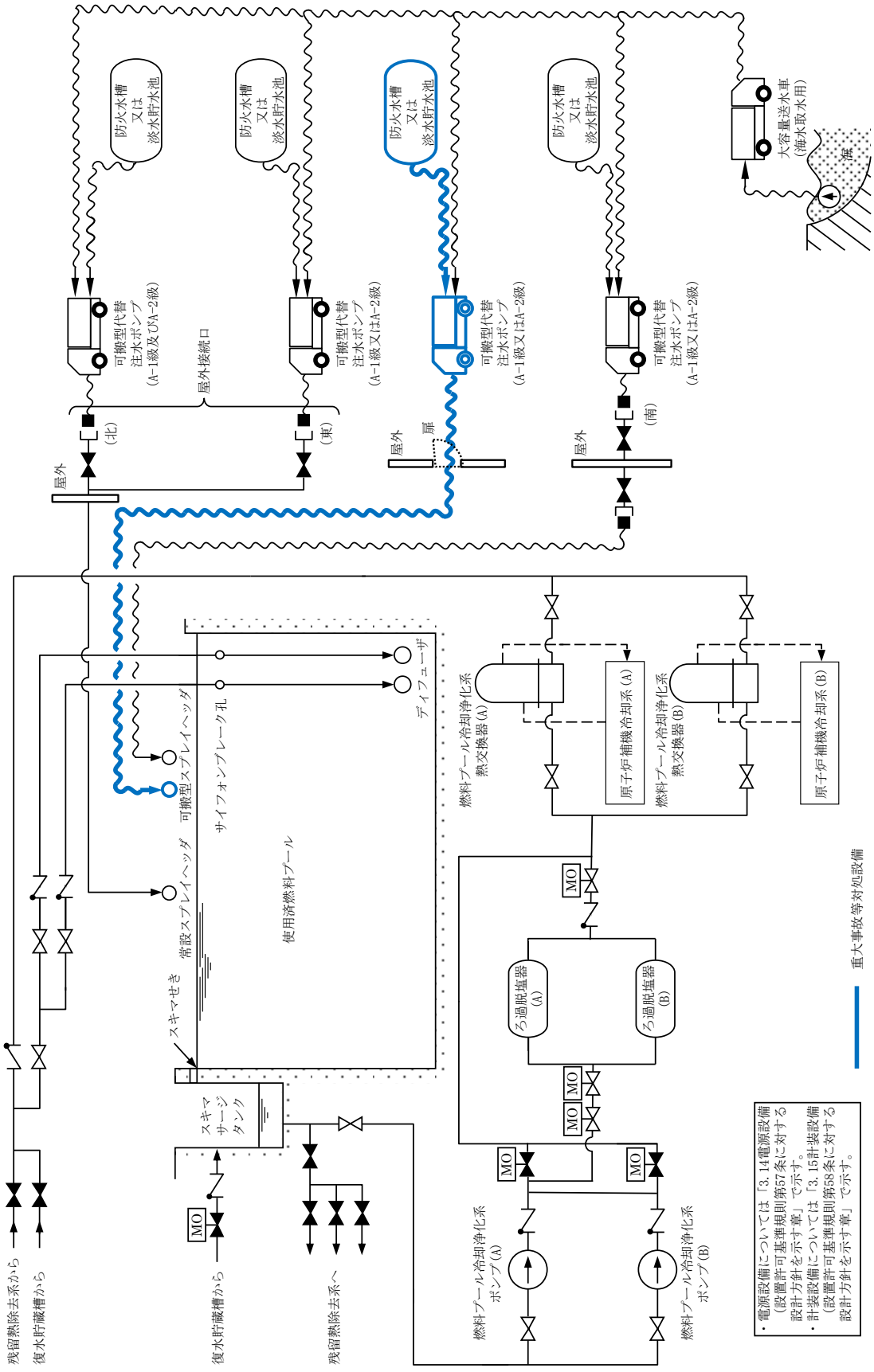


図 3.13-12　燃料プール代替注水系（可搬型スプレイヘッダ）使用済燃料プールへスプレイする場合　系統概要図

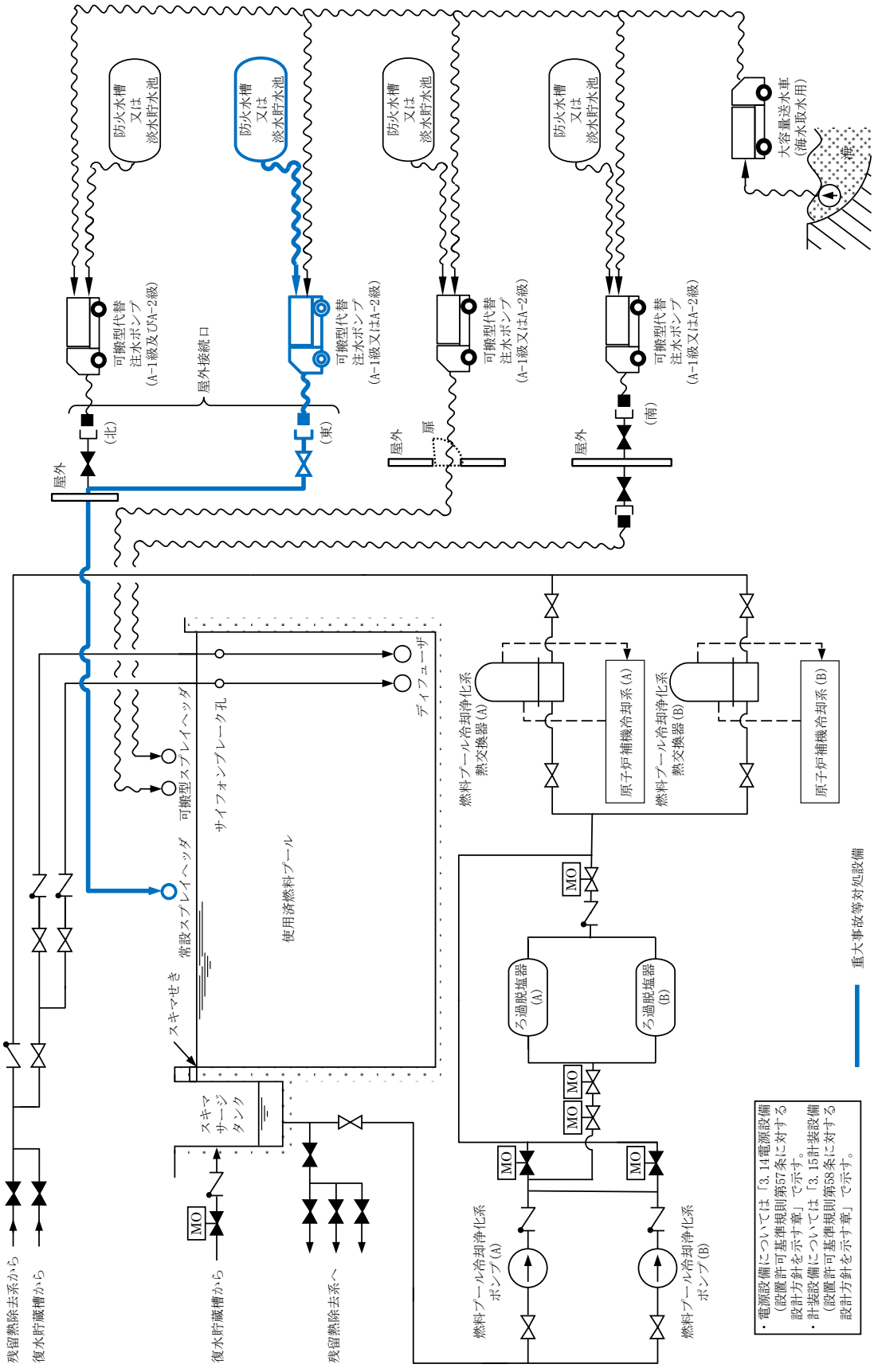


図 3.13-13　燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）使用済燃料プールへ注水する場合　系統概要図

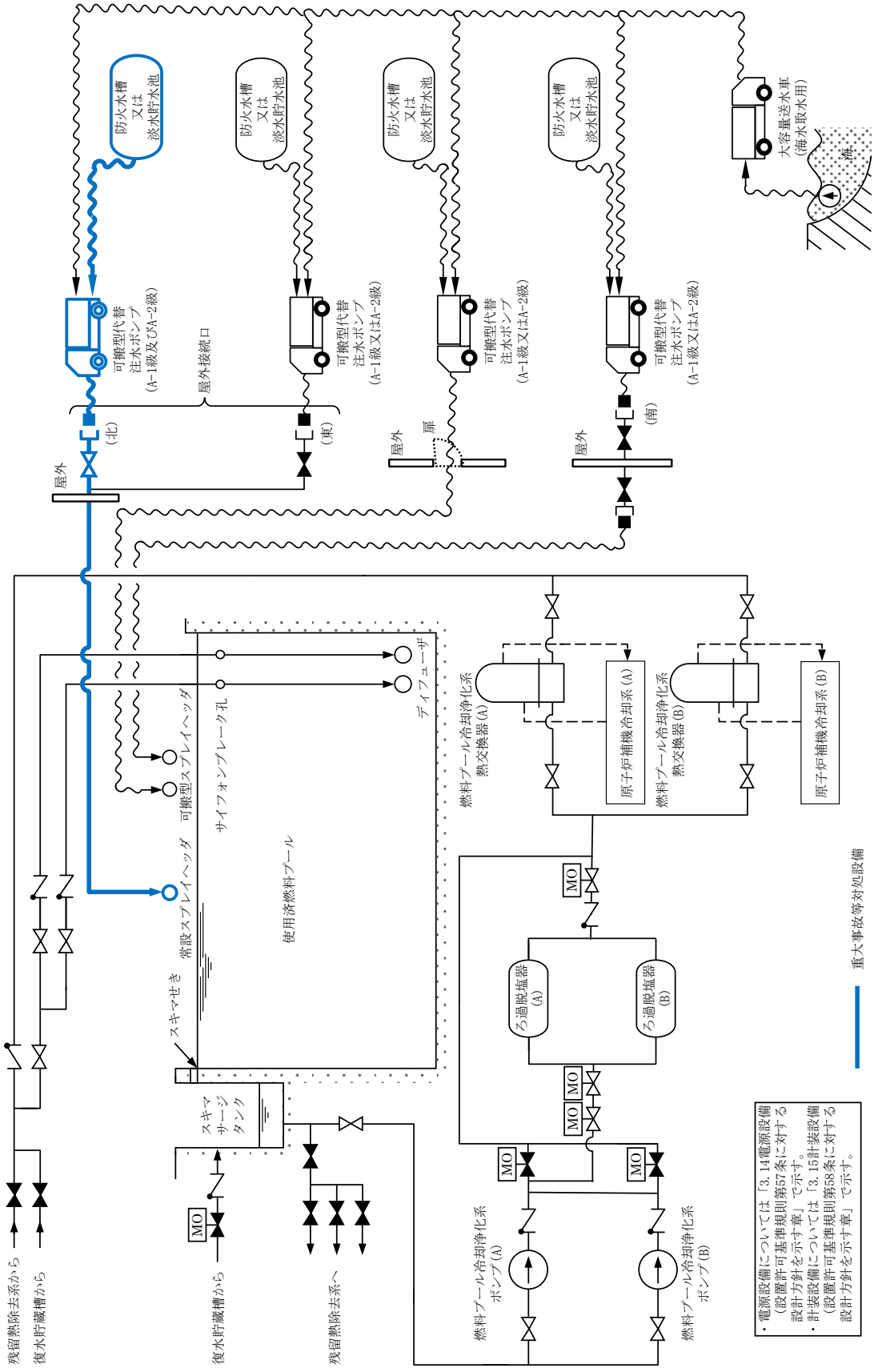


図 3.13-14　燃料プール代替注水系（常設スプレイヘッダ）使用済燃料プールへスプレイする場合　系統概要図

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

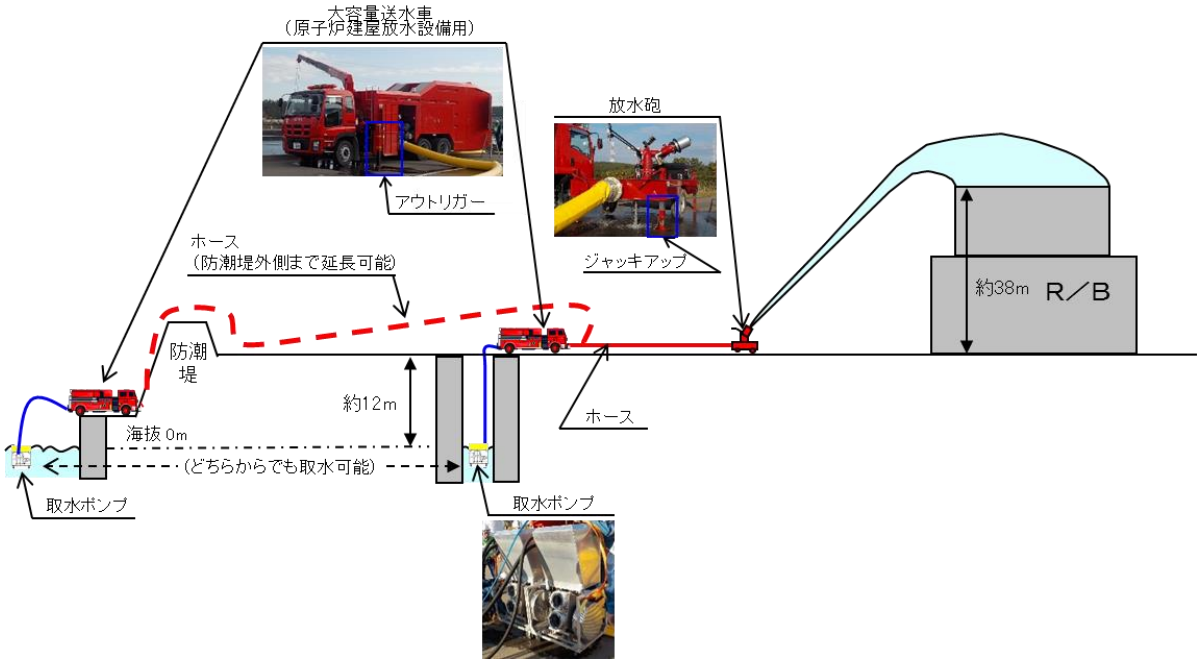


図 3.13-15　大気への放射性物質の拡散抑制　系統概要図

電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

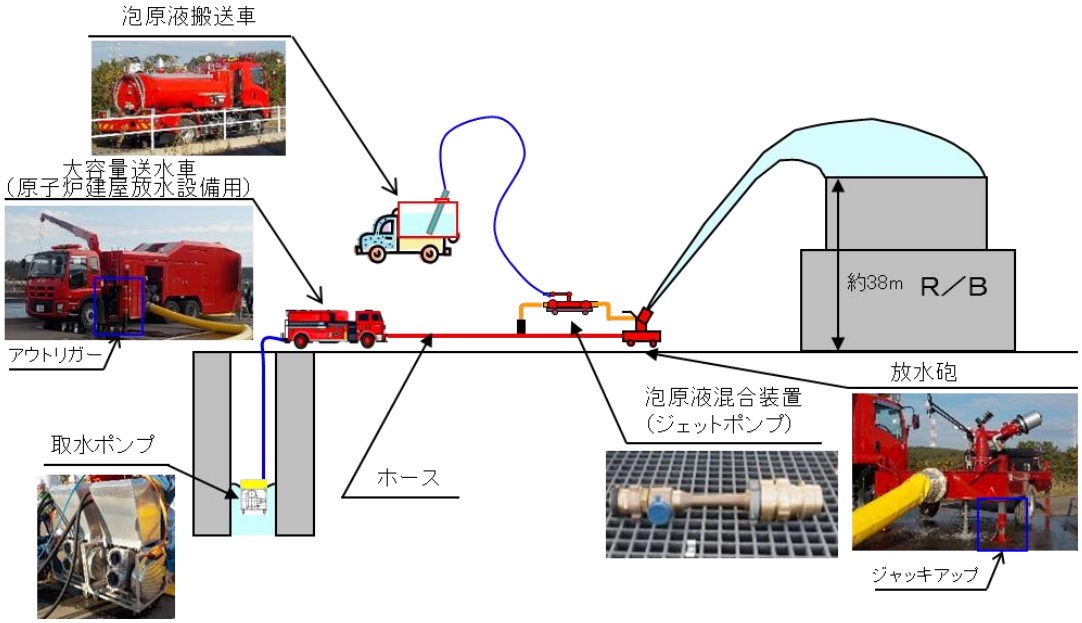


図 3.13-16　航空機燃料火災への泡消火　系統概要図

表 3.13-1　重大事故等の収束に必要となる水源に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	主要水源 　復水貯蔵槽【常設】 　サプレッション・チェンバ【常設】 　ほう酸水注入系貯蔵タンク【常設】 代替淡水源 　防火水槽【常設】 　淡水貯水池【常設】 代替水源 　海
附属設備	―
水源	―
流路	―
注水先	―
電源設備	―
計装設備※1	復水貯蔵槽水位（SA）【常設】 サプレッション・チェンバ・プール水位【常設】

※1：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.13.2.1.2　　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1)復水貯蔵槽

個数　　：　1
容量　　：　約 2,100m^3
種類　　：　ライニング槽
取付箇所　：　廃棄物処理建屋地下 2 階

(2)サプレッション・チェンバ

個数　　：　1
容量　　：　約 3,600m^3
取付箇所　：　原子炉建屋原子炉区域

なお，ほう酸水注入系貯蔵タンクについては「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備(設置許可基準規則第 44 条に対する設計方針を示す章)」，計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.13.2.1.3　　代替淡水源の仕様

代替淡水源の仕様を以下に示す。

(1)淡水貯水池　(6 号及び 7 号炉共用)

個数　　：　1
容量　　：　約 18,000m^3
取付箇所　：　屋外

(2)防火水槽　(6 号及び 7 号炉共用)

個数　　：　2(予備 1)
容量　　：　約 100m^3
取付箇所　：　屋外

3.13.2.1.4　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.13.2.1.4.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ｉ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

復水貯蔵槽は廃棄物処理建屋内に設置している設備であることから，想定される重大事故等時における，廃棄物処理建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.13-2 に示す設計とする。

サプレッション・チェンバは原子炉建屋原子炉区域内の設備であることから，想定される重大事故等時における，原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.13-2 に示す設計とする。

(56-2,56-3)

表 3.13-2　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	廃棄物処理建屋内及び原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない)。なお，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す)。
風（台風)・積雪	廃棄物処理建屋内及び原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

復水貯蔵槽を水源とする高圧代替注水系，低圧代替注水系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）の操作性については，「3.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第 45 条に対する設計方針を示す章）」，「3.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第 47 条に対する設計方針を示す章）」，「3.6　原子炉格納容器内の冷却等のための設備（設置許可基準規則第 49 条に対する設計方針を示す章）」及び「3.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備（設置許可基準規則第 51 条に対する設計方針を示す章）」に記載する。

サプレッション・チェンバを水源とする代替循環冷却系の操作性については，「3.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章）」に記載する。

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

復水貯蔵槽は，表 3.13-3 に示すように発電用原子炉の停止中に，上部に設置しているハッチを開放し水中カメラにより内部の確認が可能な設計とする。また，漏えいの有無の確認が可能な設計とする。発電用原子炉の運転中には漏えい目視箱により漏えいのないことの確認が可能な設計とする。

サプレッション・チェンバは，表 3.13-4 に示すように発電用原子炉の停止中に，内部の確認が可能な設計とする。また，気密性能の確認として，全体漏えい率試験が可能な設計とする。発電用原子炉の運転中には中央制御室にて 24 時間に 1 回の頻度で水位の確認により漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

(56-4)

表 3.13-3　復水貯蔵槽の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	外観検査	水中カメラにより内部を確認 漏えいの有無の確認
運転中	異常監視	漏えい目視箱により漏えいのないことを確認

表 3.13-4　サプレッション・チェンバの試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	外観検査	目視により内部を確認
	機能･性能試験	全体漏えい率試験により気密性能を確認
運転中	異常監視	水位の監視により漏えいのないことを確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ｉ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

復水貯蔵槽を水源とする高圧代替注水系，低圧代替注水系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）の切り替えの容易性については，「3.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備(設置許可基準規則第 45 条に対する設計方針を示す章)」，「3.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第 47 条に対する設計方針を示す章)」，「3.6　原子炉格納容器内の冷却等のための設備（設置許可基準規則第 49 条に対する設計方針を示す章)」及び「3.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備（設置許可基準規則第 51 条に対する設計方針を示す章)」に記載する。

サプレッション・チェンバを水源とする代替循環冷却系の切り替えの容易性については，「3.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章)」に記載する。

(56-3)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ｉ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

復水貯蔵槽及びサプレッション・チェンバは，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

復水貯蔵槽を水源とする高圧代替注水系，低圧代替注水系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所については，「3.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第 45 条に対する設計方針を示す章）」，「3.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第 47 条に対する設計方針を示す章）」，「3.6　原子炉格納容器内の冷却等のための設備（設置許可基準規則第 49 条に対する設計方針を示す章）」及び「3.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備（設置許可基準規則第 51 条に対する設計方針を示す章）」に記載する。

サプレッション・チェンバを水源とする代替循環冷却系の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所については，「3.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章）」に記載する。

3.13.2.1.4.2　　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ｉ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

復水貯蔵槽は，設計基準対象施設と兼用しており，設計基準対象施設としての容量が，代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）又は海を利用するまでの間に必要な容量を有しているため，設計基準対象施設と同仕様で設計する。

復水貯蔵槽の水量が最も少なくなる事故シーケンスは，重大事故等対策の有効性評価で想定する各事故シーケンスのうち，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用及び溶融炉心・コンクリート相互作用である。これらは，過渡事象を起因事象とし，かつ，発電用原子炉への全ての注水機能が確保できないとして，炉心損傷を進展させた場合について評価する事故シーケンスである。当該事故シーケンスにおいて，淡水の使用量は号炉あたり 7 日間で約 2,700m^3 であり，復水貯蔵槽の貯水量約 1,700m^3/号炉が枯渇するのは事象発生から約 14 時間後程度であり，事象発生 12 時間後に代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）又は海水を供給するまでの間，重大事故等の収束に必要となる，十分な容量を有する設計とする。

サプレッション・チェンバは，設計基準対象施設と兼用しており，設計基準対象施設としての保有水量による水頭が，代替循環冷却系で使用する復水移送ポンプの必要有効吸込水頭に対して十分であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計する。

(56-5)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ｉ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

復水貯蔵槽及びサプレッション・チェンバは，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

復水貯蔵槽を水源とする高圧代替注水系，低圧代替注水系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び格納容器下部注水系（常設）の多様性については，「3.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第 45 条に対する設計方針を示す章）」，「3.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第 47 条に対する設計方針を示す章）」，「3.6　原子炉格納容器内の冷却等のための設備（設置許可基準規則第 49 条に対する設計方針を示す章）」及び「3.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備（設置許可基準規則第 51 条に対する設計方針を示す章）」に記載する。

サプレッション・チェンバを水源とする代替循環冷却系の多様性については，「3.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章）」に記載する。

(56-2)

3.13.2.2　水の供給設備

3.13.2.2.1　設備概要

水の供給設備は，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源である復水貯蔵槽，サプレッション・チェンバ及び代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）並びに海について，移送手段及び移送ルートを確保し，いずれの水源からでも水を供給することを目的として設置するものである。

代替淡水源(淡水貯水池及び防火水槽)から復水貯蔵槽へ淡水を供給する設備は，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及びホース等で構成する。復水貯蔵槽への淡水の供給は，代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）より可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），ホース及び建屋外壁の接続口を用いて供給する。

復水貯蔵槽へ海水を供給する設備は，大容量送水車(海水取水用)及びホース等で構成する。復水貯蔵槽への海水の供給は，非常用取水設備の海水貯留堰，スクリーン室及び取水路より大容量送水車(海水取水用)，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），ホース及び建屋外壁の接続口を用いて供給する。

また，各系統へ海水を供給する設備は，大容量送水車(海水取水用)及びホース等で構成する。各系統への海水の供給は，非常用取水設備の海水貯留堰，スクリーン室及び取水路より大容量送水車(海水取水用)及びホースを用いて供給する。

なお,復水貯蔵槽への水の供給設備で使用する可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)は，低圧代替注水系（可搬型），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），格納容器下部注水系（可搬型）及び燃料プール代替注水系と兼用する。

これら水の供給設備に関する重大事故等対処設備を表 3.13-5 に示す。また，本系統に係る系統概要図を図 3.13-3,4,6,7,9,10,11,12,13,14,17 に示す。

・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。
・計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

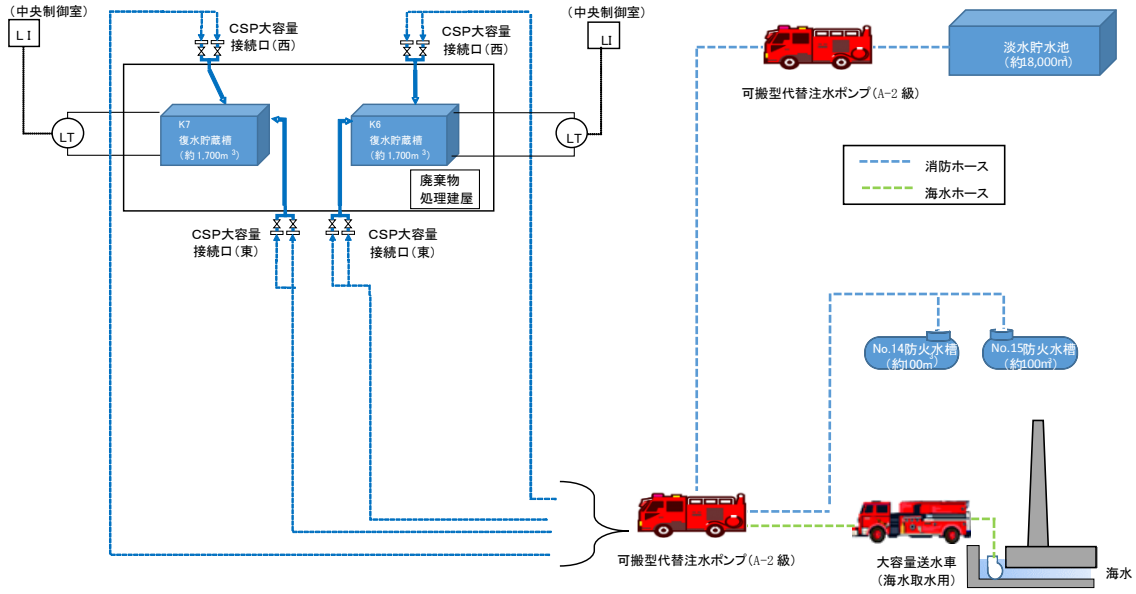


図 3.13-17　復水貯蔵槽への水の供給　系統概要図

表 3.13-5　水の移送設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）【可搬】 大容量送水車(海水取水用)【可搬】
附属設備	－
水源	代替淡水源 　防火水槽【常設】 　淡水貯水池【常設】 代替水源 　海 非常用取水設備 　海水貯留堰【常設】 　スクリーン室【常設】 　取水路【常設】
流路	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級） 　ホース・接続口【可搬】 　CSP 外部補給配管・弁【常設】 大容量送水車(海水取水用) 　ホース【可搬】
注水先	－
電源設備(燃料補給設備を含む) ※1	燃料補給設備 　軽油タンク【常設】 　タンクローリ（4kL）【可搬】
計装設備※2	復水貯蔵槽水位（SA）【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 56-2 に示す。
　　電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。
※2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
　　計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.13.2.2.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1)可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）

種類	:	うず巻形
容量	:	120m³/h/台
吐出圧力	:	0.85MPa[gage]
最高使用圧力	:	2.0MPa[gage]
最高使用温度	:	60℃
個数	:	16（予備 1）
設置場所	:	屋外
保管場所	:	荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所
原動機出力	:	100kW

(2)大容量送水車(海水取水用)（6 号及び 7 号炉共用）

種類	:	うず巻形
容量	:	900m³/h/台
吐出圧力	:	1.25MPa[gage]
最高使用圧力	:	1.3MPa[gage]
最高使用温度	:	60℃
個数	:	2（予備 1）
設置場所	:	屋外
保管場所	:	荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所
原動機出力	:	□kW

なお，電源設備については，「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」，計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.13.2.2.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.13.2.2.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，屋外の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所に保管し，重大事故等時に屋外に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等時における，屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.13-6 に示す設計とする。

大容量送水車(海水取水用)は，屋外の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管し，重大事故時に屋外に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等時における，屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.13-6 に示す設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び大容量送水車（海水取水用）の操作は，付属の操作スイッチにより，想定される重大事故等時において，設置場所から可能な設計とする。風（台風）による荷重については，転倒しないことの確認を行っているが，詳細評価により転倒する結果となった場合は，転倒防止措置を講じる。積雪の影響については，適切に除雪する運用とする。

また，降水及び凍結により機能を損なうことのないよう，防水対策が取られた機器を使用し，凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。常時海水を通水する大容量送水車(海水取水用)は，海水の影響を考慮した設計とし，大容量送水車(海水取水用)にストレーナを設置することで異物の流入を防止する設計とする。

(56-3，56-7)

表 3.13-6　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない)。なお，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。 大容量送水車(海水取水用)は，使用時に海水を通水するため，海水の影響を考慮した設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

復水貯蔵槽へ水を供給するための操作が必要な機器及び操作に必要な弁を表 3.13-7 に示す。このうち，CSP 外部注水ライン東側注入弁(A)及び CSP 外部注水ライン東側注入弁(B)並びに CSP 外部注水ライン西側注入弁(A)及び CSP 外部注水ライン西側注入弁(B)については，接続口が設置されている屋外の場所から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)及び大容量送水車(海水取水用)については，付属の操作スイッチからのスイッチ操作で起動する設計とする。可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び大容量送水車（海水取水用）は付属の操作スイッチを操作するにあたり，運転員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，それぞれの操作対象については銘板を付けることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び大容量送水車（海水取水用）は，車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を接続する接続口とホースの接続作業に当たっては，特殊な工具及び技量は必要とせず，簡便な結合金具による接続方式並びに一般的な工具を使用することにより，確実に接続が可能な設計とする。

大容量送水車（海水取水用）と可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）とのホースの接続作業に当たっては，簡便な接続とし，接続治具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。

大容量送水車（海水取水用）と各系統との接続は，簡便な接続とし，接続治具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。

(56-6)

表 3.13-7　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	停止→起動	各設置場所(6/7 号炉建屋周り)	スイッチ操作
大容量送水車(海水取水用)	停止→起動	各設置場所(取水路周り)	スイッチ操作
CSP 外部注水ライン東側注入弁(A)	弁閉→弁開	屋外(廃棄物処理建屋東側)	手動操作
CSP 外部注水ライン東側注入弁(B)	弁閉→弁開	屋外(廃棄物処理建屋東側)	手動操作
CSP 外部注水ライン西側注入弁(A)	弁閉→弁開	屋外(廃棄物処理建屋西側)	手動操作
CSP 外部注水ライン西側注入弁(B)	弁閉→弁開	屋外(廃棄物処理建屋西側)	手動操作
ホース	ホース接続	各設置場所(6/7 号炉建屋周り)	人力接続

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，表 3.13-8 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替え，車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の運転中又は停止中に，淡水貯水池を水源とし，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），仮設流量計，ホースの系統構成で淡水貯水池へ送水する試験を行うテストラインを設けることで他系統と独立した試験系統で機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。

大容量送水車(海水取水用)は，表 3.13-9 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替え，車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の運転中又は停止中に，淡水貯水池を水源とし，大容量送水車(海水取水用)，仮設流量計，ホースの系統構成で淡水貯水池へ送水する試験を行うテストラインを設けることで他系統と独立した試験系統で機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。

なお，接続口から復水補給水系主配管までのラインについては，上記の試験に加えて，発電用原子炉の運転中及び停止中に各接続口の弁動作試験を実施することで弁開閉動作の確認が可能な設計とする。

ホースは，機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂，腐食等がないことの外観確認を行うことが可能な設計とする。

(56-4)

表 3.13-8　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の運転性能（吐出圧力，流量）及び漏えいの有無の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプを分解し，部品の表面状態を，試験及び目視により確認 又は，必要に応じて取替え
	外観検査	ポンプ及びホースの外観確認
	車両検査	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の車両としての運転状態の確認

表 3.13-9　大容量送水車（海水取水用）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	大容量送水車（海水取水用）の運転性能（吐出圧力，流量）及び漏えいの有無の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプを分解し，部品の表面状態を，試験及び目視により確認 又は，必要に応じて取替え
	外観検査	ポンプ及びホースの外観確認
	車両検査	大容量送水車（海水取水用）の車両としての運転状態の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

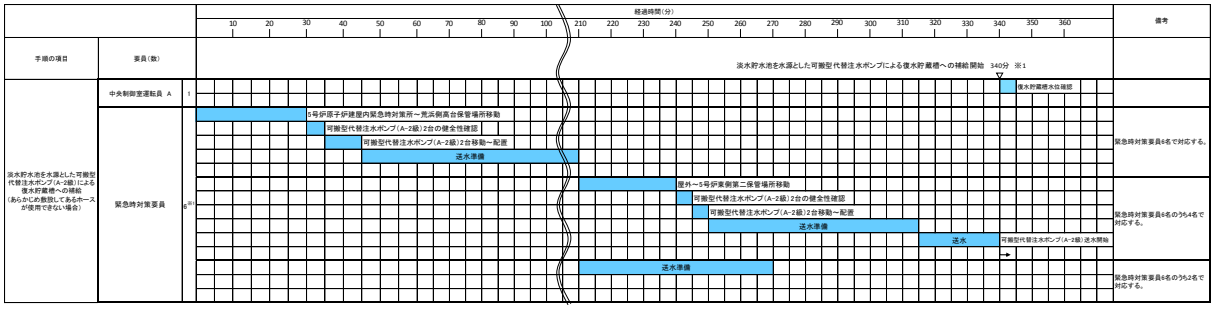
（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び大容量送水車(海水取水用)は，本来の用途以外の用途には使用しない。

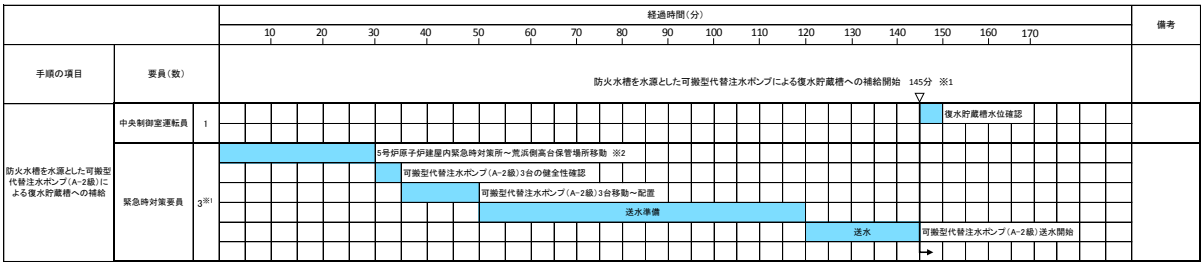
可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による代替淡水源（淡水貯水池及び防火水槽）から復水貯蔵槽への淡水の供給並びに大容量送水車(海水取水用)及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）から復水貯蔵槽への海水の供給に必要な資機材の移動，設置，起動操作については図 3.13-18～20 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

(56-3)



※1　緊急時対策要員6名で2ユニット分を対応した場合，6号炉への送水開始まで約340分，7号炉への送水開始まで約355分で可能である。

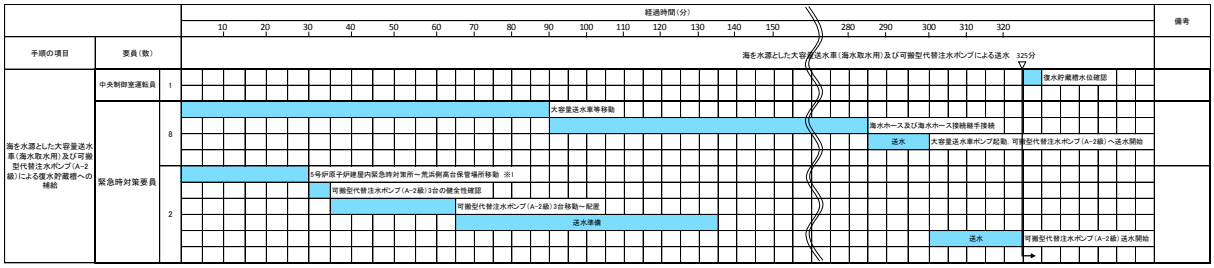
図 3.13-18　淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による復水貯蔵槽への供給のタイムチャート*



※1　5号炉東側第二保管場所の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を使用した場合は，緊急時対策要員2名で約125分で可能である。
　　大湊側高台保管場所の可搬型代替注水ポンプ（A-2級）を使用した場合は，約135分で可能である。

※2　5号炉東側第二保管場所への移動は10分，大湊側高台保管場所への移動は20分と想定する。

図 3.13-19　防火水槽を水源とした可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による復水貯蔵槽への供給のタイムチャート*



※1　5号炉東側第二保管場所への移動は，10分と想定する。

図 3.13-20　海を水源とした大容量送水車（海水取水用）及び可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による復水貯蔵槽への供給のタイムチャート*

＊：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1．13 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び大容量送水車(海水取水用)は，通常時は接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，弁操作等により，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び大容量送水車（海水取水用）は，治具や輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び大容量送水車（海水取水用）は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(56-4)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

復水貯蔵槽への水の供給のために操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.13-10 に示す。可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），大容量送水車（海水取水用），ホース，CSP 外部注水ライン東側注入弁(A)及び CSP 外部注水ライン東側注入弁(B)並びに CSP 外部注水ライン西側注入弁(A)及び CSP 外部注水ライン西側注入弁(B)は全て屋外にあるため，操作位置及び作業位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため，操作が可能である。

(56-3，56-6)

表 3.13-10　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	各設置場所(6/7 号炉建屋周り)	各設置場所(6/7 号炉建屋周り)
大容量送水車(海水取水用)	各設置場所(取水路周り)	各設置場所(取水路周り)
CSP 外部注水ライン東側注入弁(A)	屋外(廃棄物処理建屋東側)	屋外(廃棄物処理建屋東側)
CSP 外部注水ライン東側注入弁(B)	屋外(廃棄物処理建屋東側)	屋外(廃棄物処理建屋東側)
CSP 外部注水ライン西側注入弁(A)	屋外(廃棄物処理建屋西側)	屋外(廃棄物処理建屋西側)
CSP 外部注水ライン西側注入弁(B)	屋外(廃棄物処理建屋西側)	屋外(廃棄物処理建屋西側)
ホース	各設置場所(6/7 号炉建屋周り)	各設置場所(6/7 号炉建屋周り)

3.13.2.2.3.2　設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 3 項一）

（ｉ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

復水貯蔵槽への水の供給のために使用する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の容量は，運転中の発電用原子炉における重大事故シーケンスのうち，水使用の観点から厳しい有効性シナリオとなる雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，有効性が確認されている復水貯蔵槽への供給流量 130m^3/h を満足する設計とする。

復水貯蔵槽への海水の供給のために使用する場合の大容量送水車(海水取水用)の容量は，運転中の発電用原子炉における重大事故シーケンスのうち，水使用の観点から厳しい有効性シナリオとなる雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，有効性が確認されている可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いた復水貯蔵槽への供給流量 130m^3/h を満足する設計とする。

また，復水貯蔵槽への水の供給のために使用する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の揚程は，水源と供給先の圧力差（大気開放である淡水貯水池又は防火水槽と復水貯蔵槽の圧力差），静水頭，配管やホース及び弁類の圧損を基に設定する。

復水貯蔵槽への海水の供給のために使用する場合の大容量送水車（海水取水用）の揚程は，水源と供給先の圧力差（海と可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）吸込口の圧力差），静水頭，配管やホース及び弁類の圧損を基に設定する。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，重大事故等時において，復水貯蔵槽への水の供給に必要な流量を確保できる容量を有するものを 1 セット 4 台使用する。保有数は 1 プラントあたり 2 セット 8 台で，6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 16 台と，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（共用）の合計 17 台を分散して保管する。

大容量送水車(海水取水用)は，重大事故等時において，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）への海水の供給に必要な流量を確保できる容量を有するものを 6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 1 台使用する。保有数は 6 号及び 7 号炉共用で 2 セット 2 台と，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（共用）の合計 3 台を分散して保管する。

代替水源からの移送ホースは，複数ルートを考慮してそれぞれのルートに必要なホースの長さを満足する数量の合計に，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮した数量を分散して保管する。

(56-5)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項二）

（ⅰ）要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては，当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ，かつ，二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう，接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

復水貯蔵槽への水の供給に用いる可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の接続箇所は，低圧代替注水系(可搬型)，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型)，格納容器下部注水系(可搬型)及び燃料プール代替注水系にも使用することができるよう,可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）から来るホースと接続口について，簡便な接続方式である結合金具にすることに加え，接続口の口径を 75A 又は 65A に統一し，75A/65A の接続治具を配備しておくことで確実に接続ができる設計とする。また，6 号及び 7 号炉が相互に使用することができるよう，可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）から来るホースと接続口について，ホースと接続口を簡便な接続方式である結合金具にすることに加え，接続口の口径を 75A 又は 65A に統一し，75A/65A の接続治具を配備しておくことで確実に接続ができる設計とする。

大容量送水車（海水取水用）と可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）との接続は，簡便な接続とし，接続治具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。

大容量送水車（海水取水用）と各系統との接続は，簡便な接続とし，接続治具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。

なお，ホースについては車両にて設置場所まで輸送し，容易に敷設できる設計とする。

(56-6)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

（ⅰ）要求事項

常設設備と接続するものにあっては，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

復水貯蔵槽への水の供給で用いる可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の接続箇所である接続口は，重大事故等時の環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため，接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設ける設計とする。

6 号及び 7 号炉については，接続口から復水補給水系配管まで鋼製配管でつながる「CSP 大容量注水接続口（東)」を廃棄物処理建屋東側に 1 箇所，「CSP 大容量注水接続口（西)」を廃棄物処理建屋西側に 1 箇所設置し，合計 2 箇所設置することで共通要因によって接続できなくなることを防止する設計とする。

(56-6)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四)

（ｉ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ)適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）及び大容量送水車(海水取水用)は，想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが，仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとること，線量を測定し線量が低い位置に配置することにより，これら設備の設置，接続及び弁操作等が可能である。

また，復水貯蔵槽への水の供給に用いる接続箇所と可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）のホース接続作業に当たっては，簡便な結合金具による接続方式にすることに加え，接続口の口径を 75A 又は 65A に統一し，75A/65A の接続治具を配備しておくことで確実に速やかに接続が可能な設計とする。

大容量送水車（海水取水用）と可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）との接続は，簡便な接続とし，接続治具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。

大容量送水車（海水取水用）と各系統との接続は，簡便な接続とし，接続治具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。

(56-6)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

（ⅰ）要求事項

地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，発電所敷地内の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所に分散して保管する。

大容量送水車(海水取水用)は，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，発電所敷地内の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に分散して保管する。

(56-7)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）は，通常時は高台の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所に分散して保管しており，想定される重大事故等が発生した場合においても，保管場所から接続場所までの運搬経路について，設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

大容量送水車(海水取水用)は，通常時は荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に分散して保管しており，想定される重大事故等が発生した場合においても，保管場所から接続場所までの運搬経路について，設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。(『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照)

(56-8)

(7)設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）

（ⅰ）要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬型代替注水ポンプ（A-2級）は，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，発電所敷地内の高台の大湊側高台保管場所及び荒浜側高台保管場所並びに5号炉東側第二保管場所に分散して配置する設計とする。

大容量送水車(海水取水用)は，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，発電所敷地内の大湊側高台保管場所及び荒浜側高台保管場所に分散して配置する設計とする。

(56-3，56-6，56-7)

3.13.3　その他設備

3.13.3.1　淡水タンク（純水タンク，ろ過水タンク）を利用した水の供給設備

3.13.3.1.1　設備概要

淡水タンクを利用した水の供給設備は，純水タンク又はろ過水タンクが健全な場合に，これらタンクから復水貯蔵槽と防火水槽へ水を供給する設備である。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

復水貯蔵槽を水源とした各種注水時において，純水タンクが健全であり外部電源や仮設発電機により交流電源が確保できた場合には，純水タンクから純水移送ポンプを使用して復水貯蔵槽へ水を供給できる設計とする。

防火水槽を水源とした各種注水時において，淡水タンク（純水タンク若しくはろ過水タンク）が健全な場合には，淡水タンクから防火水槽へ水を供給できる設計とする。

また，これら淡水タンクを水源として水を供給する場合には，淡水貯水池から淡水タンクへ水を供給できる設計とする。

(56-9)

3.13.3.2　複数の海水取水手段の整備

3.13.3.2.1　設備概要

海を水源とし海水を供給する場合，取水場所を海水取水路からだけではなく護岸から，また，取水設備を大容量送水車(海水取水用)だけではなく可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），又は代替原子炉補機冷却海水ポンプを用いることで，多様性を持った設計とする。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

(56-9)

3.13.3.3　ホース及び水頭差を利用した淡水移送手段の整備

3.13.3.3.1　設備概要

水源として淡水貯水池を使用する場合，予め敷設しているホースが健全であることが確認できた場合には，ホース及び水頭差を利用し，淡水貯水池の淡水を 6 号及び 7 号炉近傍まで移送できる設計とする。

(56-9)

3.13.4　水源を利用する重大事故等対処設備について

3.13.4.1　主要水源を利用する重大事故等対処設備

主要水源を利用する重大事故等対処設備について，表 3.13-11 に示す。

表 3.13-11　主要水源を利用する重大事故等対処設備

水源	関係条文	主要水源を利用する重大事故等対処設備*		注水先
復水貯蔵槽	45条	高圧代替注水系	高圧代替注水ポンプ	原子炉圧力容器
		原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系ポンプ	原子炉圧力容器
		高圧炉心注水系	高圧炉心注水系ポンプ	原子炉圧力容器
	47条	低圧代替注水系（常設）	復水移送ポンプ	原子炉圧力容器
	49条	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	復水移送ポンプ	原子炉格納容器
	51条	格納容器下部注水系（常設）	復水移送ポンプ	原子炉格納容器
サプレッション・チェンバ	45条	原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系ポンプ	原子炉圧力容器
		高圧炉心注水系	高圧炉心注水系ポンプ	原子炉圧力容器
	47条	残留熱除去系（低圧注水モード）	残留熱除去系（低圧注水モード）ポンプ	原子炉圧力容器
	49条	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）ポンプ	原子炉格納容器
		残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）	残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）ポンプ	原子炉格納容器
	50条	代替循環冷却系	復水移送ポンプ	原子炉圧力容器 原子炉格納容器
ほう酸水注入系貯蔵タンク	44条	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプ	原子炉圧力容器
	45条	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプ	原子炉圧力容器
	51条	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系ポンプ	原子炉圧力容器

＊上記重大事故等対処設備の詳細については，各重大事故等対処設備を主要設備と位置付ける項にて示す。

3.13.4.2　代替淡水源を利用する重大事故等対処設備

代替淡水源を利用する重大事故等対処設備について，表 3.13-12 に示す。

表 3.13-12　代替淡水源を利用する重大事故等対処設備

水源	関係条文	代替淡水源を利用する重大事故等対処設備*		注水または供給先
防火水槽	47 条	低圧代替注水系（可搬型）	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	原子炉圧力容器
	49 条	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	原子炉圧力容器
	51 条	格納容器下部注水系（可搬型）	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	原子炉格納容器
	54 条	燃料プール代替注水系	可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）	使用済燃料プール
		燃料プール代替注水系	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	使用済燃料プール
	56 条	水の移送設備	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	復水貯蔵槽
淡水貯水池	47 条	低圧代替注水系（可搬型）	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	原子炉圧力容器
	49 条	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	原子炉圧力容器
	51 条	格納容器下部注水系（可搬型）	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	原子炉格納容器
	54 条	燃料プール代替注水系	可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）	使用済燃料プール
		燃料プール代替注水系	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	使用済燃料プール
	56 条	水の移送設備	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	復水貯蔵槽

＊上記重大事故等対処設備の詳細については，各重大事故等対処設備を主要設備と位置付ける項にて示す。

3.13.4.3　海を利用する重大事故等対処設備

海を利用する重大事故等対処設備について，表 3.13-13 に示す。

表 3.13-13　海を利用する重大事故等対処設備

水源	関係条文	海を利用する重大事故等対処設備*		移送先
海	47 条	低圧代替注水系（可搬型）	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	原子炉圧力容器
	48 条	代替原子炉補機冷却系	大容量送水車(熱交換器ユニット用)	熱交換器ユニット
	49 条	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	原子炉圧力容器
	50 条	代替原子炉補機冷却系	大容量送水車(熱交換器ユニット用)	熱交換器ユニット
	51 条	格納容器下部注水系（可搬型）	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	原子炉格納容器
	54 条	燃料プール代替注水系	可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）	使用済燃料プール
		燃料プール代替注水系	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	使用済燃料プール
	55 条	原子炉建屋放水設備	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)	－
	56 条	水の移送設備	大容量送水車(海水取水用)	可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)

＊上記重大事故等対処設備の詳細については，各重大事故等対処設備を主要設備と位置付ける項にて示す。

3.13.4.4　水の循環又は除熱を目的とする重大事故等対処設備

水の循環又は除熱を目的とする重大事故等対処設備について，表 3.13-14 に示す。

表 3.13-14　水の循環又は除熱を目的とする重大事故等対処設備

関係条文	水の循環又は除熱を目的とする重大事故等対処設備*	
47 条	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）ポンプ
		残留熱除去系　熱交換器
48 条	代替原子炉補機冷却系	熱交換器ユニット
		大容量送水車(熱交換器ユニット用)
	原子炉補機冷却系	原子炉補機冷却水ポンプ
		原子炉補機冷却海水ポンプ
		原子炉補機冷却水系熱交換器
49 条	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）ポンプ
		残留熱除去系　熱交換器
	残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）	残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）ポンプ
		残留熱除去系　熱交換器
50 条	代替循環冷却系	復水移送ポンプ
		残留熱除去系　熱交換器
54 条	燃料プール冷却浄化系	燃料プール冷却浄化系ポンプ
		燃料プール冷却浄化系　熱交換器

＊上記重大事故等対処設備の詳細については，各重大事故等対処設備を主要設備と位置付ける項にて示す。

3.14 電源設備【57 条】

【設置許可基準規則】

（電源設備）

第五十七条　発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を設けなければならない。

2 発電用原子炉施設には，第三十三条第二項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか，設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を設けなければならない。

（解釈）

1　第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

ａ）代替電源設備を設けること。

ⅰ）可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリ等）を配備すること。

ⅱ）常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。

ⅲ）設計基準事故対処設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図ること。

ｂ）所内常設蓄電式直流電源設備は，負荷切り離しを行わずに8時間，電気の供給が可能であること。ただし，「負荷切り離しを行わずに」には，原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後，必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり，電気の供給を行うことが可能であること。

ｃ）24時間にわたり，重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。

ｄ）複数号機設置されている工場等では，号機間の電力融通を行えるようにあらかじめケーブル等を敷設し，手動で接続できること。

ｅ）所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)，パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(M/C)等）は，代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく，少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。

2 第 2 項に規定する「常設の直流電源設備」とは，以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。

ａ）更なる信頼性を向上するため，負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに 8 時間，その後，必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり，重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう 1 系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3 系統目）を整備すること。

3.14 電源設備

3.14.1　設置許可基準規則第 57 条への適合方針

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために可搬型代替交流電源設備，常設代替交流電源設備，所内蓄電式直流電源設備（常設代替直流電源設備を含む），可搬型直流電源設備，号炉間電力融通電気設備，代替所内電気設備を設ける設計とする。

(1)　可搬型代替交流電源設備（設置許可基準解釈の第 1 項 a） ⅰ））

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合，非常用所内電気設備又は代替所内電気設備に電源を供給することにより，重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として，可搬型代替交流電源設備を設ける設計とする。

可搬型代替交流電源設備は，電源車を運転することで，非常用所内電気設備又は代替所内電気設備への電源供給が可能な設計とする。また，軽油タンクからタンクローリ（4kL）を用いて燃料を運搬し，電源車に燃料補給する設計とする。

可搬型代替交流電源設備は，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備，及びその燃料補給系統に対し，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。

(2)　常設代替交流電源設備（設置許可基準解釈の第 1 項 a） ⅱ））

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合，非常用所内電気設備又は代替所内電気設備に電源を供給することにより，重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として，常設代替交流電源設備を設ける設計とする。

常設代替交流電源設備は，第一ガスタービン発電機を運転し，代替所内電気設備の緊急用断路器，及び緊急用電源切替箱断路器を操作することで，非常用所内電気設備又は代替所内電気設備に電源供給する設計とする。また，軽油タンクからタンクローリ（16kL）を用いて燃料を運搬し，第一ガスタービン発電機用燃料タンクに燃料補給する設計とし，第一ガスタービン発電機用燃料タンクから第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて第一ガスタービン発電機に燃料移送する設計とする。

常設代替交流電源設備は，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備，及びその燃料補給系統に対し，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。

(3)　所内蓄電式直流電源設備（常設代替直流電源設備を含む）（設置許可基準解釈の第 1 項 b)）

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合，直流電源が必要な設備に電源を供給することにより，重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として，所内蓄電式直流電源設備（常設代替直流電源設備を含む）を設ける設計とする。

所内蓄電式直流電源設備は，全交流動力電源喪失直後に直流 125V 蓄電池 A から設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を含む），AM 用直流 125V 蓄電池から重大事故等対処設備に電源供給を行い，直流 125V 蓄電池 A-2 は待機状態にある。全交流動力電源喪失から 8 時間を経過した時点で，直流 125V 蓄電池 A の一部負荷の電源を直流 125V 蓄電池 A-2 に切り替えるとともに，不要な負荷の切り離しを行う。さらに，全交流動力電源喪失から 19 時間を経過した時点で，直流 125V 蓄電池 A-2 の負荷の電源を AM 用直流 125V 蓄電池に切替えを行う設計とする。その後，運転継続することにより全交流動力電源喪失から 24 時間必要な負荷に電源供給することを可能な設計とする。

なお，常設代替直流電源設備は，全交流動力電源喪失から 24 時間，AM 用直流 125V 蓄電池から重大事故等対処設備に電源供給を行う設計とする。

所内蓄電式直流電源設備は，設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備 B 系，C 系及び D 系に対し，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。なお，常設代替直流電源設備は，設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備 A 系，B 系，C 系及び D 系に対し，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。

(4)　可搬型直流電源設備（設置許可基準解釈の第 1 項 c)）

設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合，直流電源が必要な設備に電源を供給することにより，重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として，可搬型直流電源設備を設ける設計とする。

可搬型直流電源設備は，可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備を介して，AM 用直流 125V 充電器を充電することにより，必要な設備に 24 時間以上電源供給する。

可搬型直流電源設備は，設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備 A 系，B 系，C 系及び D 系，及び充電器に電源を供給する非常用ディーゼル発電機とその燃料補給系統に対し，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。

(5)　号炉間電力融通電気設備（設置許可基準解釈の第 1 項 d)）

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合，他号炉から号炉間電力融通ケーブルに電源を供給することにより，重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として，号炉間電力融通電気設備を設ける設計とする。

号炉間電力融通電気設備は，号炉間電力融通ケーブルを 6 号及び 7 号炉の緊急用電源切替箱断路器に手動で接続することで，非常用所内電気設備に電源供給を行う。

(6)　代替所内電気設備（設置許可基準解釈の第 1 項 e)）

設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が喪失した場合，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から必要な設備に電源を供給するための電気設備及び電路を設置することにより，重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として，代替所内電気設備を設ける設計とする。

代替所内電気設備は，緊急用断路器，緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置，AM 用動力変圧器，AM 用 MCC，AM 用切替盤により，設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備と，重大事故等が発生した場合において，共通要因である地震，津波，火災及び溢水により，同時に機能喪失しないとともに，非常用所内電気設備を含めて少なくとも 1 系統は人の接近性を確保する設計とする。

その他，設計基準対象施設であるが，想定される重大事故時等においてその機能を考慮するため，以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置づける。

(7)　非常用交流電源設備

外部電源が喪失した場合，非常用所内電気設備に電源を供給することにより，重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として，非常用交流電源設備を設ける設計とする。

(8)　非常用直流電源設備

全交流動力電源が喪失した場合，直流電源が必要な設備に電源を供給することにより，重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として，非常用直流電源設備を設ける設計とする。

なお，重大事故等発生時に重大事故等対処設備の補機駆動用の軽油を補給するために，以下を整備する。

(9)　燃料補給設備

燃料補給設備は，重大事故等発生時に重大事故等対処設備で使用する軽油が，枯渇をすることを防止するため，補機駆動用の軽油を補給することを目的として使用する。

なお，電源設備の自主対策設備として，以下を整備する。

(10)　第二代替交流電源設備

常設代替交流電源設備に関連する自主対策設備として，設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合，非常用所内電気設備又は代替所内電気設備に電源を供給することにより，重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として，第二代替交流電源設備を設ける設計とする。

(11)　直流給電車

可搬型直流電源設備に関連する自主対策設備として，設計基準事故対処設備の電源喪失（全交流電源及び全直流電源），及び重大事故等対処設備の電源喪失（常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び常設代替直流電源設備）により，重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において，炉心の著しい損傷を防止するために，原子炉隔離時冷却系，逃がし安全弁及び当該機器の計測制御設備に必要な電力を供給するために，直流給電車を設ける設計とする。

(12)　号炉間連絡ケーブル

号炉間電力融通電気設備に関連する自主対策設備として，外部電源及び非常用直流電源喪失後，他号炉の非常用モータ・コントロール・センタから自号炉の非常用モータ・コントロール・センタに電源供給することで，非常用ディーゼル発電機の起動に必要な制御電源を確保できるように，号炉間連絡ケーブルを設ける設計する。

(13)　荒浜側緊急用高圧母線

代替所内電気設備に関連する自主対策設備として，第二ガスタービン発電機から非常用高圧母線への電源供給ラインの多重化を図るため，荒浜側緊急用高圧母線を設ける設計とする。第二ガスタービン発電機から荒浜側緊急用高圧母線を経由し，緊急用電源切替箱断路器に至る電路は，洞道を経由する電路としており，ケーブルトラフ及び多孔管を用いる屋外電路と位置的分散を図る設計とする。

(14)　大湊側緊急用高圧母線

代替所内電気設備に関連する自主対策設備として，第二ガスタービン発電機から非常用高圧母線への電源供給ラインの多重化を図るため，大湊側緊急用高圧母線を設ける設計とする。第二ガスタービン発電機から大湊側緊急用高圧母線を経由し，緊急用電源切替箱接続装置に至る屋外電路は，ケーブルトラフ及び多孔管を用いた敷設としており，洞道を経由する電路と位置的分散を図る設計とする。

3.14.2　重大事故等対処設備

3.14.2.1　可搬型代替交流電源設備

3.14.2.1.1　設備概要

可搬型代替交流電源設備は，設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合，非常用所内電気設備又は代替所内電気設備に電源を供給することにより，重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として設置するものである。

可搬型代替交流電源設備の電気系統は，ディーゼルエンジン及び発電機を搭載した「電源車」，代替所内電気設備として電路を構成する「緊急用電源切替箱断路器」，「緊急用電源切替箱接続装置」及び「AM 用動力変圧器」，電源供給先である「非常用高圧母線 C 系」，「非常用高圧母線 D 系」及び「AM 用 MCC」で構成する。可搬型代替交流電源設備の燃料系統は，燃料を保管する「軽油タンク」，軽油タンクから電源車まで燃料を運搬する「タンクローリ（4kL）」で構成する。

可搬型代替交流電源設備は，電源車を非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系，又は AM 用 MCC に接続することで電力を供給できる設計とする。

本系統全体の概要図を図 3.14-1～6 に，本系統に属する重大事故等対処設備を表 3.14-1 に示す。

本系統は，電源車を所定の接続先（動力変圧器 C 系，AM 用動力変圧器，緊急用電源切替箱接続装置又は代替原子炉補機冷却系）に接続し，緊急用電源切替箱断路器の系統構成を行った後，電源車の操作ボタンにより起動し，運転を行うものである。また，電源車の運転中は，軽油タンクからタンクローリ（4kL）により燃料を電源車に補給することで電源車の運転を継続する。

可搬型代替交流電源設備の設計基準事故対処設備に対する独立性及び位置的分散については 3.14.2.1.3 項に詳細を示す。

なお，代替原子炉補機冷却系については，「3.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則 48 条に対する方針を示す章）」で示す。

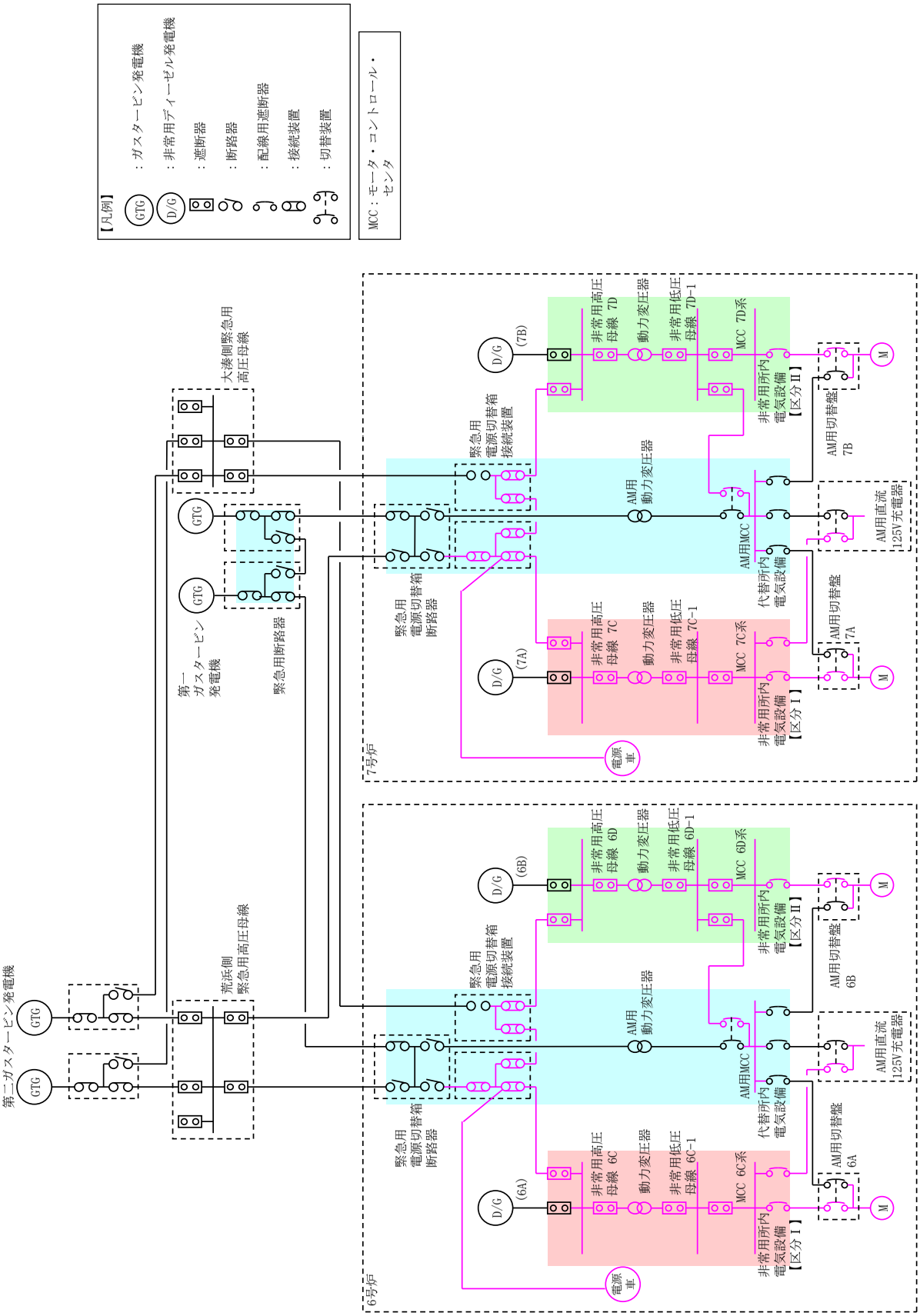


図 3.14-1　可搬型代替交流電源設備系統図
（電源車～緊急用電源切替箱接続装置～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路）

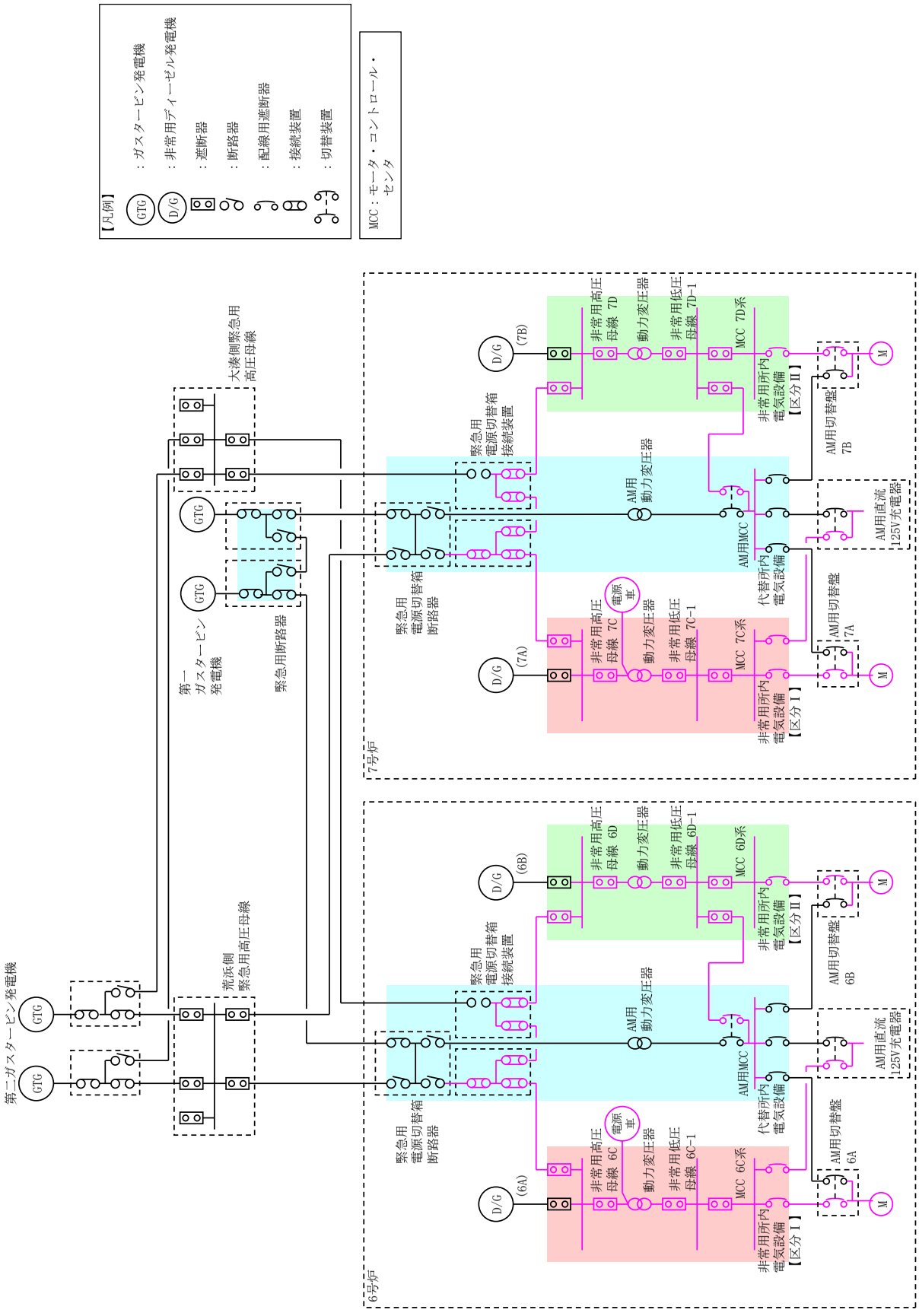


図 3.14-2　可搬型代替交流電源設備系統図
（電源車～動力変圧器Ｃ系～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路）

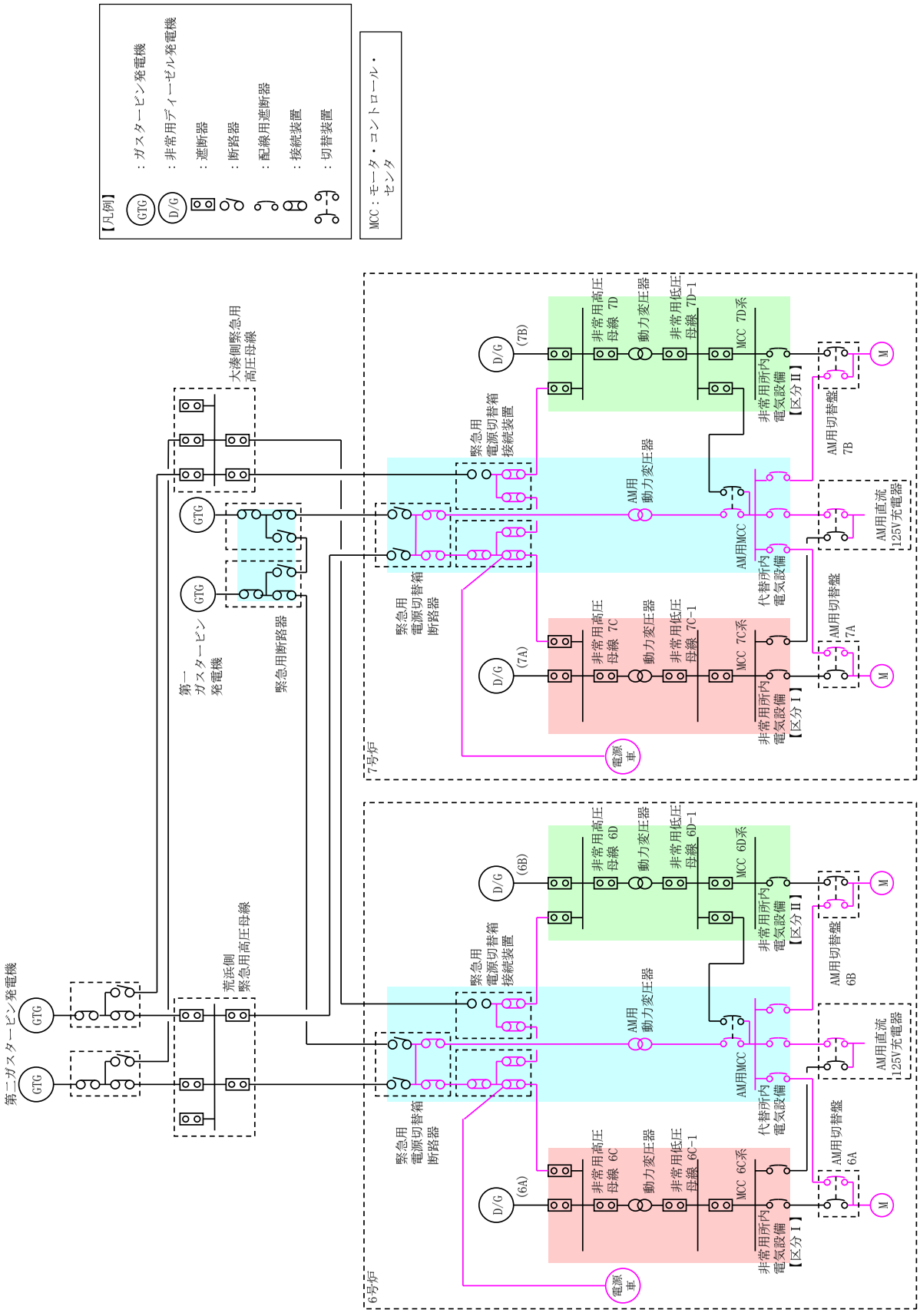


図 3.14-3　可搬型代替交流電源設備系統図
（電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM 用 MCC 電路）

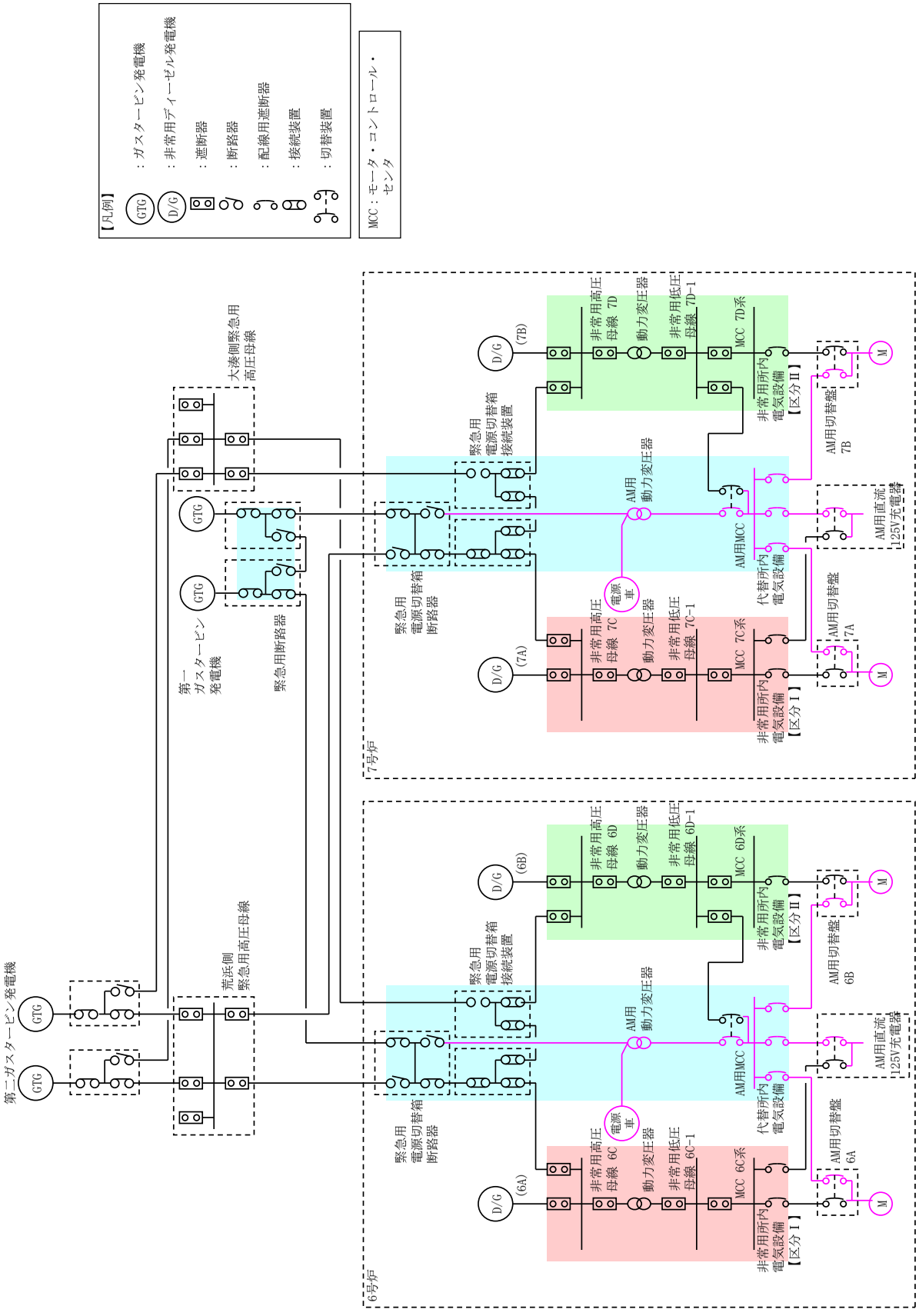


図 3.14-4　可搬型代替交流電源設備系統図
（電源車～AM 用動力変圧器～AM 用 MCC 電路）

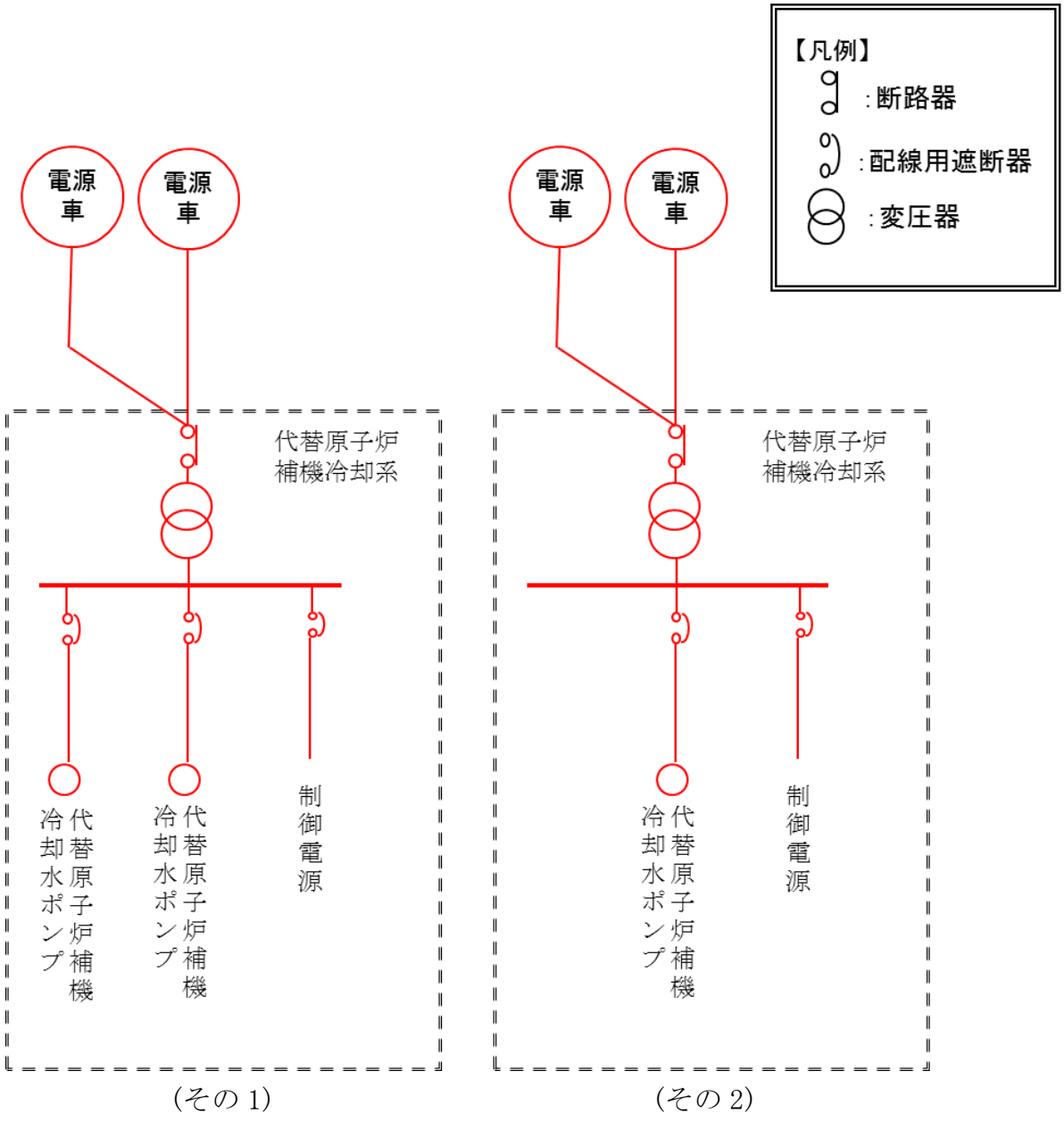


図 3.14-5　可搬型代替交流電源設備系統図（代替原子炉補機冷却系に接続）

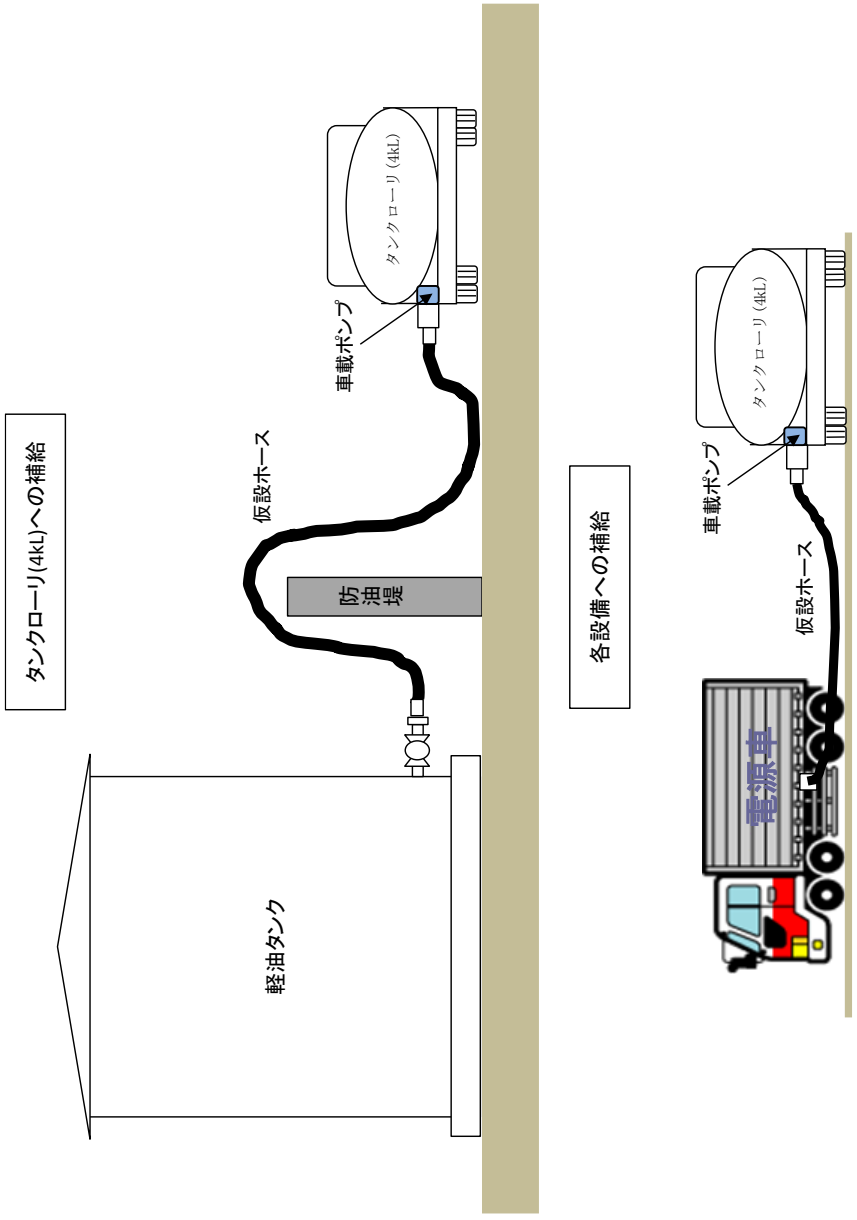


図 3.14-6　可搬型代替交流電源設備系統図（燃料系統）

表 3.14-1　可搬型代替交流電源設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】
附属設備	－
燃料流路	軽油タンク出口ノズル・弁【常設】 ホース【可搬】
電路	電源車～緊急用電源切替箱接続装置 ～非常用高圧母線C系及びD系電路 （電源車～緊急用電源切替箱接続装置電路【可搬】） （緊急用電源切替箱接続装置 ～非常用高圧母線C系及びD系電路【常設】） 電源車～動力変圧器C系 ～非常用高圧母線C系及びD系電路 （電源車～動力変圧器C系電路【可搬】） （動力変圧器C系 ～非常用高圧母線C系及びD系電路【常設】） 電源車～緊急用電源切替箱接続装置 ～AM用MCC電路 （電源車～緊急用電源切替箱接続装置電路【可搬】） （緊急用電源切替箱接続装置～AM用MCC電路【常設】） 電源車～AM用動力変圧器 ～AM用MCC電路 （電源車～AM用動力変圧器電路【可搬】） （AM用動力変圧器～AM用MCC電路【常設】） 電源車～代替原子炉補機冷却系電路【可搬】
計装設備（補助）※1	M/C C電圧【常設】 M/C D電圧【常設】 第一GTG発電機電圧【常設】

※1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

3.14.2.1.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1)電源車（6 号及び 7 号炉共用）

エンジン

台数	：8（予備 1）
使用燃料	：軽油

発電機

台数	：8（予備 1）
種類	：同期発電機
容量	：約 500kVA/台
力率	：0.8
電圧	：6.9kV
周波数	：50Hz
設置場所	：原子炉建屋電源車第一設置場所及び第二設置場所， タービン建屋電源車第一設置場所及び第二設置場所
保管場所	：荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所

(2)軽油タンク(6 号及び 7 号炉共用)

種類	：たて置円筒形
容量	：約 550kL/基
最高使用圧力	：静水頭
最高使用温度	：66℃
個数	：1（予備 3）
取付箇所	：屋外（6 号及び 7 号炉原子炉建屋東側）

(3)タンクローリ（4kL）(6 号及び 7 号炉共用)

容量	：約 4.0kL/台
最高使用圧力	：24kPa[gage]
最高使用温度	：40℃
個数	：3（予備 1）
設置場所	：屋外
保管場所	：荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所

3.14.2.1.3　独立性及び位置的分散の確保

可搬型代替交流電源設備は，表 3.14-2 で示すとおり地震，津波，火災及び溢水により同時に故障することを防止するため，非常用交流電源設備との独立性を確保する設計とする。

可搬型代替交流電源設備は，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備と同時にその機能が損なわれることがないよう，表 3.14-3 で示すとおり位置的分散を図った設計とする。電源については，電源車を非常用ディーゼル発電機と位置的分散された屋外（荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所）に保管し，使用場所についても非常用ディーゼル発電機と位置的分散された屋外（原子炉建屋電源車第一設置場所，原子炉建屋電源車第二設置場所）に配置する設計とする。電路については，可搬型代替交流電源設備から非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系を受電する電路を，非常用交流電源設備から同母線を受電する電路に対して，独立した電路で系統構成することにより，共通要因によって同時に機能を損なわれないよう独立した設計とする。電源の冷却方式は非常用ディーゼル発電機の水冷式に対し，電源車は空冷式と多様性を確保する設計とする。燃料源については，非常用ディーゼル発電機は燃料ディタンクからの供給であるのに対し，電源車は車載燃料と位置的分散された配置設計とする。

可搬型代替交流電源設備のうち，電源車から代替原子炉補機冷却系に電源供給する場合は，可搬型設備による単独系統を構成するため，非常用交流電源設備と独立な構成とする設計とする。

（57-2，57-3，57-9）

表 3.14-2　設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		非常用交流電源設備	可搬型代替交流電源設備
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備は耐震Sクラス設計とし，重大事故防止設備である可搬型代替交流電源設備は基準地震動Ssで機能維持できる設計とすることで，基準地震動Ssが共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備を設置する屋外，原子炉建屋と，重大事故防止設備を保管する荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所は，ともに津波が到達しない位置とすることで，津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備と，重大事故防止設備である可搬型代替交流電源設備は，火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7　重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備と，重大事故防止設備である可搬型代替交流電源設備は，溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8　重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

表 3.14-3　位置的分散

	設計基準事故対処設備 非常用交流電源設備	重大事故防止設備 可搬型代替交流電源設備
電源	非常用ディーゼル発電機 ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 1 階＞	電源車 ＜荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所＞
電路	非常用ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線電路	電源車～緊急用電源切替箱接続装置 ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 電源車～動力変圧器 C 系 ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 電源車～緊急用電源切替箱接続装置 ～AM 用 MCC 電路 電源車～AM 用動力変圧器 ～AM 用 MCC 電路 電源車～代替原子炉補機冷却系電路
電源供給先	非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 非常用高圧母線 E 系 ＜いずれも原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階＞	非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 ＜いずれも原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階＞ AM 用 MCC ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階＞ 代替原子炉補機冷却系 ＜タービン建屋脇＞
電源の冷却方式	水冷式	空冷式
燃料源	軽油タンク ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞ 燃料ディタンク ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 3 階＞	軽油タンク ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞
燃料流路	燃料移送ポンプ ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞	タンクローリ（4kL） ＜荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所＞

3.14.2.1.4　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.14.2.1.4.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

ａ）電源車（6 号及び 7 号炉共用）

可搬型代替交流電源設備の電源車は，可搬型で屋外に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，屋外の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-4 に示す設計とする。

(57-2)

表 3.14-4　想定する環境条件及び荷重条件（電源車）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

b）軽油タンク(6 号及び 7 号炉共用)

可搬型代替交流電源設備の軽油タンクは，常設で屋外に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，屋外の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-5 に示す設計とする。

(57-2，57-3)

表 3.14-5　想定する環境条件及び荷重条件（軽油タンク）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。 （詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

ｃ）タンクローリ（4kL）（6 号及び 7 号炉共用）

可搬型代替交流電源設備のタンクローリ（4kL）は，可搬型で屋外に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，屋外の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-6 に示す設計とする。

（57-2，57-3）

表 3.14-6　想定する環境条件及び荷重条件（タンクローリ（4kL））

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型代替交流電源設備のうち，電源車から非常用高圧母線 C 系及び D 系，又は AM 用 MCC を受電する系統で，操作が必要な軽油タンク出口弁，タンクローリ（4kL）付ポンプ，電源車，代替所内電気設備及び非常用所内電気設備の各遮断器，断路器については，現場で容易に操作可能な設計とする。表 3.14-7～11 に操作対象機器の操作場所を示す。

(57-2，57-3)

表 3.14-7　操作対象機器（軽油タンク～電源車流路）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
軽油タンク出口弁	弁閉→弁開	原子炉建屋東側の屋外	手動操作
タンクローリ（4kL）付ポンプ	停止→運転	原子炉建屋東側の屋外	スイッチ操作
タンクローリ（4kL）付ポンプ	停止→運転	原子炉建屋電源車第一設置場所	スイッチ操作
タンクローリ（4kL）付ポンプ	停止→運転	原子炉建屋電源車第二設置場所	スイッチ操作
タンクローリ（4kL）付ポンプ	停止→運転	タービン建屋電源車第一設置場所及び第二設置場所	スイッチ操作

表 3.14-8　操作対象機器
（電源車～緊急用電源切替箱接続装置～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路）

機器名称		状態の変化	操作場所	操作方法
電源車	発電機	停止→運転	原子炉建屋電源車第一設置場所	ボタン操作
	遮断器	切→入		
緊急用電源切替箱断路器（非常用所内電気設備側）		入→切	コントロール建屋地上 2 階	断路器操作
非常用高圧母線 C 系遮断器（緊急用電源切替箱接続装置側）		切→入	原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階	スイッチ操作
非常用高圧母線 D 系遮断器（緊急用電源切替箱接続装置側）		切→入	原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階	スイッチ操作

表 3.14-9　操作対象機器
（電源車～動力変圧器 C 系～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路）

機器名称		状態の変化	操作場所	操作方法
電源車	発電機	停止→運転	原子炉建屋電源車 第二設置場所	ボタン操作
	遮断器	切→入		
緊急用電源切替箱断路器 （非常用所内電気設備側）		入→切	コントロール建屋 地上 2 階	断路器操作
非常用高圧母線 C 系遮断器 （緊急用電源切替箱接続装置側）		切→入	原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階	スイッチ操作
非常用高圧母線 D 系遮断器 （緊急用電源切替箱接続装置側）		切→入	原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階	スイッチ操作

表 3.14-10　操作対象機器
（電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM 用 MCC 電路）

機器名称		状態の変化	操作場所	操作方法
電源車	発電機	停止→運転	原子炉建屋電源車 第一設置場所	ボタン操作
	遮断器	切→入		
緊急用電源切替箱断路器 （緊急用断路器側）		入→切	コントロール建屋 地上 2 階	断路器操作
緊急用電源切替箱断路器 （代替所内電気設備側）		切→入	コントロール建屋 地上 2 階	断路器操作

表 3.14-11　操作対象機器
（電源車～AM 用動力変圧器～AM 用 MCC 電路）

機器名称		状態の変化	操作場所	操作方法
電源車	発電機	停止→運転	原子炉建屋電源車 第二設置場所	ボタン操作
	遮断器	切→入		

可搬型代替交流電源設備のうち電源車から代替原子炉補機冷却系へ電源供給する系統で，操作が必要な軽油タンク出口弁，タンクローリ（4kL）付ポンプ，電源車については，現場で容易に操作可能な設計とする。表 3.14-12～13 に操作対象機器の操作場所を示す。

（57-2，57-3）

表 3.14-12　操作対象機器（軽油タンク～電源車流路）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
軽油タンク出口弁	弁閉→弁開	原子炉建屋東側の屋外	手動操作
タンクローリ（4kL）付ポンプ	停止→運転	原子炉建屋東側の屋外	スイッチ操作
タンクローリ（4kL）付ポンプ	停止→運転	タービン建屋電源車第一設置場所及び第二設置場所	スイッチ操作

表 3.14-13　操作対象機器（電源車～代替原子炉補機冷却系電路）

機器名称		状態の変化	操作場所	操作方法
電源車	発電機	停止→運転	タービン建屋電源車第一設置場所及び第二設置場所	ボタン操作
	遮断器	切→入		

以下に，可搬型代替交流電源設備を構成する主要設備の操作性を示す。

ａ）電源車（6 号及び 7 号炉共用）

可搬型代替交流電源設備の電源車は，原子炉建屋に設置している接続口まで移動可能な車両設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。また，電源車は，付属の操作スイッチ等により，設置場所での操作が可能な設計とする。電源車の現場操作パネルは，誤操作防止のために名称を明記することで操作者の操作，監視性を考慮しており，かつ，十分な操作空間を確保し，容易に操作可能とする。電源車のケーブル敷設は高所にある建屋貫通部にて行う必要があるが，あらかじめはしごを設けることで容易に昇降可能とする。また，電源車は 2 台同期運転が可能な設計とする。

（57-2，57-3）

ｂ）軽油タンク（6 号及び 7 号炉共用）

軽油タンクの軽油タンク出口弁については，屋外の場所から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

（57-2，57-3）

ｃ）タンクローリ（4kL）（6 号及び 7 号炉共用）

タンクローリ（4kL）については，付属の操作ハンドルからのハンドル操作で起動する設計とする。タンクローリ（4kL）は付属の操作ハンドルを操作するにあたり，運転員のアクセス性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

タンクローリ（4kL）は，接続口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

ホースの接続に当たっては，特殊な工具，及び技量は必要とせず，専用の接続方式である専用金具にすることにより，確実に接続可能な設計とする。

（57-2，57-3）

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

ａ）電源車（6 号及び 7 号炉共用）

可搬型代替交流電源設備の電源車は，表 3.14-14 に示すように運転中又は停止中に機能・性能試験，分解検査又は取替えが可能な設計とする。また，電源車は，車両として運転状態の確認及び外観検査が可能な設計とする。

可搬型代替交流電源設備の電源車は，運転性能の確認として，電源車の運転状態として発電機電圧，電流，周波数を確認可能な設計とし，模擬負荷を接続することにより出力性能の確認を行う。また，電源車の部品状態の確認として，非破壊検査や目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことの確認を行う。また，電源車ケーブルの絶縁抵抗測定が可能な設計とする。

(57-4)

表 3.14-14　電源車の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	模擬負荷による電源車の出力性能（発電機電圧，電流，周波数）の確認 電源車の運転状態の確認 電源車の絶縁抵抗の確認
	分解検査	電源車の部品の状態を，試験及び目視により確認
	外観検査	電源車の目視点検
停止中	機能・性能試験	模擬負荷による電源車の出力性能（発電機電圧，電流，周波数）の確認 電源車の運転状態の確認 電源車の絶縁抵抗の確認 ケーブルの絶縁抵抗の確認
	分解検査	電源車の部品の状態を，試験及び目視により確認
	外観検査	電源車の目視点検

b）軽油タンク(6 号及び 7 号炉共用)

可搬型代替交流電源設備の軽油タンクは，表 3.14-15 に示すように発電用原子炉の運転中及び停止中に外観検査が可能な設計とする。軽油タンク内面の確認として，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことが確認可能な設計とする。具体的にはタンク上部のマンホールが開放可能であり，内面の点検が可能な設計とする。軽油タンクの漏えい検査が実施可能な設計とする。具体的には漏えい検査が可能な隔離弁を設ける設計とする。軽油タンクの定例試験として油面レベルの確認が可能な計器を設ける設計とする。

(57-4)

表 3.14-15　軽油タンクの試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中	外観検査	軽油タンクの油面レベルの確認
停止中	外観検査	軽油タンクの外観 軽油タンク内面の状態を試験及び目視により確認 漏えいの有無の確認

c）タンクローリ（4kL）(6 号及び 7 号炉共用)

可搬型代替交流電源設備のタンクローリ（4kL）は，表 3.14-16 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査及び機能・性能の確認が可能な設計とする。タンクローリ（4kL）は油量，漏えいの確認が可能なように油面計又は検尺口を設け，かつ，内部の確認が可能なようにマンホールを設ける設計とする。さらに，タンクローリ（4kL）は車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。タンクローリ（4kL）付ポンプは，通常系統にて機能・性能確認ができる設計とし，分解が可能な設計とする。

ホースの外観検査として，機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂，腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。

(57-4)

表 3.14-16　タンクローリ（4kL）の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	外観検査	タンク，ホース外観の確認及びタンク内面の状態を目視により確認 漏えいの有無の確認
	機能・性能試験	タンクの漏えい確認
	車両検査	タンクローリ（4kL）の車両としての運転状態の確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

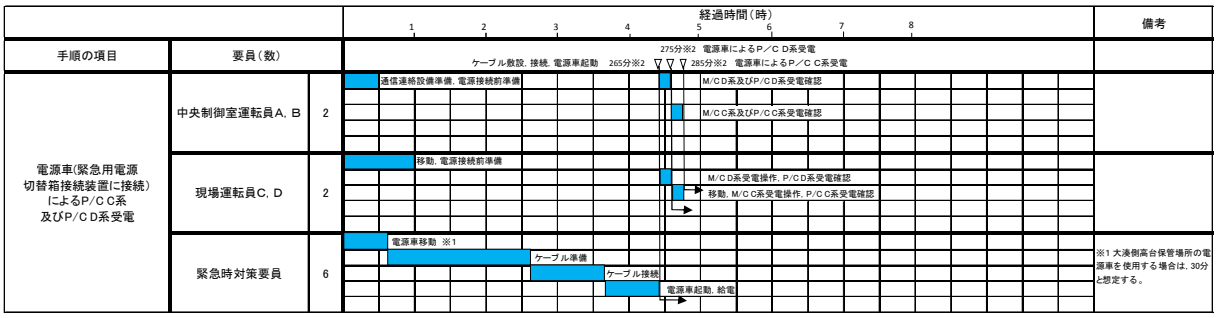
基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型代替交流電源設備は，本来の用途以外の用途には使用しない。なお，必要な可搬型代替交流電源設備の操作の対象機器は(2)操作性の表 3.14-7～13 と同様である。

可搬型代替交流電源設備のうち，電源車から非常用高圧母線 C 系及び D 系，又は AM 用 MCC を電源供給する系統，及び軽油タンクから電源車まで燃料移送する系統において，非常用交流電源設備から可搬型代替交流電源設備へ切り替えるために必要な電源系統の操作は，想定される重大事故等時において，非常用交流電源設備の隔離，及び可搬型代替交流電源設備の接続として，非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系の遮断器を設けることにより，通常時の系統構成から速やかな切替えが可能な設計とする。また，必要な燃料系統の操作は，軽油タンク出口弁を設けることにより速やかな切替えが可能な設計とする。

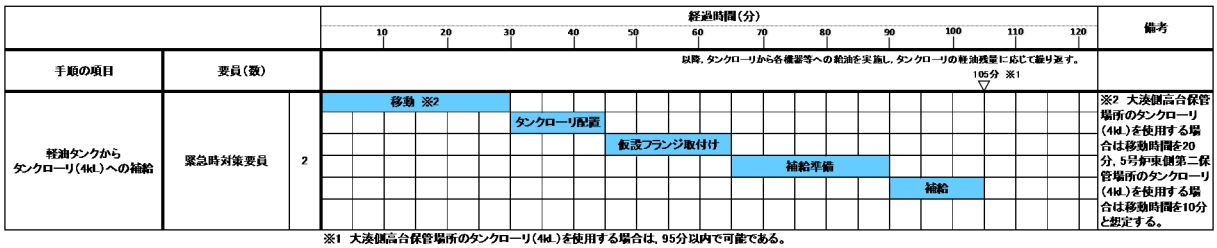
これにより図 3.14-7～9 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えが可能である。

(57-3)



※2 大湊側高台保管場所の電源車を使用する場合は，電源車による給電開始まで約255分，P/C D系受電完了まで約265分，P/C C系受電完了まで約275分で可能である。

図 3.14-7　電源車による P/C 7C-1 及び P/C 7D-1 受電のタイムチャート



※1 大湊側高台保管場所のタンクローリ（4kL）を使用する場合は，95分以内で可能である。
5号炉東側第二保管場所のタンクローリ（4kL）を使用する場合は，85分以内で可能である。

図 3.14-8　軽油タンクからタンクローリ（4kL）への燃料補給のタイムチャート

※ 移動時間及び給油時間は，対象設備の配置場所及び燃料タンク容量により時間は前後する。
電源車（代替熱交換器車使用時は2台使用）へ給油する場合は，移動時間を2分，給油時間を5分，トータル約17分で可能である。
可搬型代替注水ポンプ（A-1級）へ給油する場合は，移動時間を2分，給油時間を1分，トータル約12分で可能である。
可搬型代替注水ポンプ（A-2級）へ給油する場合は，移動時間を1分，給油時間を1分，トータル約11分で可能である。
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備へ給油する場合は，移動時間を1分，給油時間を10分，トータル約20分で可能である。
モニタリング・ポスト用発電機へ給油する場合は，移動時間を6分，給油時間を2分，トータル約17分で可能である。
ディーゼル駆動消火ポンプへ給油する場合は，移動時間を3分，給油時間を2分，トータル約19分で可能である。
大容量送水車へ給油する場合は，移動時間を2分，給油時間を7分，トータル約19分で可能である。
仮設発電機（純水補給水系による復水貯蔵槽への補給で使用）へ給油する場合は，移動時間を3分，給油時間を4分，トータル約16分で可能である。
仮設発電機（原子炉隔離時冷却系現場起動時の排水処理で使用）へ給油する場合は，移動時間を1分，給油時間を2分，トータル約12分で可能である。

図 3.14-9　タンクローリ（4kL）から各機器等への燃料補給のタイムチャート

＊：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.14 で示すタイムチャート

可搬型代替交流電源設備のうち，電源車から代替原子炉補機冷却系への電源供給は，切替え操作が不要である。

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬型代替交流電源設備は，表 3.14-17 に示すように，通常時は電源となる電源車を代替所内電気設備又は非常用所内電気設備と切り離し，及びタンクローリ（4kL）を軽油タンク及び燃料移送ポンプと切り離して保管することで隔離する系統構成としており，重大事故等時に接続，弁操作，遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，非常用所内電気設備，代替所内電気設備及び非常用交流電源設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

電源車及びタンクローリ（4kL）は治具や輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

（57-3，57-7）

表 3.14-17　他系統との隔離

取合系統	系統隔離	駆動方式	動作
非常用所内電気設備	動力変圧器 C 系（電源車の接続口）	手動	通常時切り離し
代替所内電気設備	緊急用電源切替箱接続装置（電源車の接続口）	手動	通常時切り離し
代替所内電気設備	AM 用動力変圧器（電源車の接続口）	手動	通常時切り離し
非常用交流電源設備	軽油タンク（タンクローリ（4kL）の接続口）	手動	通常時切り離し

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

可搬型代替交流電源設備のうち，電源車から非常用高圧母線 C 系及び D 系，又は AM 用 MCC を電源供給する系統，及び軽油タンクから電源車まで燃料移送する系統は，系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.14-18 に示す。これらの操作場所は，想定される事故時における放射線量が高くなるおそれが少ないため，設置場所で操作可能な設計とする。

(57-2)

表 3.14-18　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
電源車	原子炉建屋電源車 第一設置場所	原子炉建屋電源車第一設置場所， 原子炉建屋内の原子炉区域外 地下 1 階（6 号炉）， 原子炉建屋内の原子炉区域外 地下 1 階及び地上 2 階（7 号炉）
	原子炉建屋電源車 第二設置場所	原子炉建屋電源車第二設置場所， 原子炉建屋内の原子炉区域外 地下 1 階及び地上 4 階（6 号炉）， 原子炉建屋内の原子炉区域外 地下 1 階及び地上 3 階（7 号炉）
軽油タンク	原子炉建屋東側の屋外	原子炉建屋東側の屋外
タンクローリ （4kL）	原子炉建屋電源車 第一設置場所	原子炉建屋電源車第一設置場所
	原子炉建屋電源車 第二設置場所	原子炉建屋電源車第二設置場所
	原子炉建屋東側の屋外	原子炉建屋東側の屋外
緊急用電源切替箱断路器	コントロール建屋地上 2 階	コントロール建屋地上 2 階
非常用高圧母線 C 系	原子炉建屋内の原子炉区域外 地下 1 階	原子炉建屋内の原子炉区域外 地下 1 階
非常用高圧母線 D 系	原子炉建屋内の原子炉区域外 地下 1 階	原子炉建屋内の原子炉区域外 地下 1 階

また，可搬型代替交流電源設備のうち，電源車から代替原子炉補機冷却系を電源供給する場合，系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表3.14-19に示す。これらの操作場所は，想定される事故時における放射線量が高くなるおそれが少ないため，設置場所で操作可能な設計とする。

(57-2)

表3.14-19　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
電源車	タービン建屋電源車第一設置場所及び第二設置場所	タービン建屋電源車第一設置場所及び第二設置場所
軽油タンク	原子炉建屋東側の屋外	原子炉建屋東側の屋外
タンクローリ（4kL）	タービン建屋電源車第一設置場所及び第二設置場所，原子炉建屋東側の屋外	タービン建屋電源車第一設置場所及び第二設置場所，原子炉建屋東側の屋外

3.14.2.1.4.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

b）軽油タンク（6 号及び 7 号炉共用）

可搬型代替交流電源設備の軽油タンクは，重大事故等時において，同時にその機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備が，7 日間連続運転する場合に必要となる燃料量約 480kL を上回る，容量約 550kL を有する設計とする。

(57-5)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

b）軽油タンク（6 号及び 7 号炉共用）

可搬型代替交流電源設備の軽油タンクは，第一ガスタービン発電機，電源車，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級），可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），大容量送水車（熱交換器ユニット用），大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），大容量送水車（海水取水用），モニタリング・ポスト用発電機及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料を貯蔵しており，共用により他号炉のタンクに貯蔵している燃料も使用可能となり，安全性の向上が図られることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。軽油タンクは，共用により悪影響を及ぼさないよう，6 号及び 7 号炉で必要な重大事故等対処設備の燃料を確保するとともに，号炉の区分けなくタンクローリ（4kL）を用いて燃料を利用できる設計とする。

なお，軽油タンクは，重大事故等時に重大事故等対処設備へ燃料補給を実施する場合のみ 6 号及び 7 号炉共用とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬型代替交流電源設備のうち電源車接続先から非常用高圧母線 C 系及び D 系又は AM 用 MCC までの常設の電路は代替所内電気設備を経由する。

代替所内電気設備は，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能と同時に機能が損なわれるおそれがないよう，設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備の各機器と表 3.14-20 のとおり多様性，位置的分散を図る設計とする。

電路については，代替所内電気設備を非常用所内電気設備に対して，独立した電路で系統構成することにより，共通要因によって同時に機能を損なわれないよう独立した設計とする。

（57-2，57-3，57-9）

表 3.14-20　多重性又は多様性，位置的分散（57-9 参照）

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用交流電源設備 （非常用所内電気設備を経由）	可搬型代替交流電源設備 （代替所内電気設備を経由）
電源	非常用高圧母線 非常用動力変圧器 非常用低圧母線 非常用 MCC ＜いずれも原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階及びコントロール建屋地下 1 階＞	緊急用断路器 ＜7 号炉タービン建屋南側の屋外＞ 緊急用電源切替箱断路器 ＜コントロール建屋地上 2 階＞ 緊急用電源切替箱接続装置 ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階（6 号炉）＞ ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階及び地上 2 階（7 号炉）＞ AM 用動力変圧器 ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階（6 号炉）＞ ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 3 階（7 号炉）＞ AM 用 MCC ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階＞
電路	非常用ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線電路	電源車 ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 電源車 ～AM 用 MCC 電路 第一ガスタービン発電機 ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 第一ガスタービン発電機 ～AM 用 MCC 電路
電源供給先	非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 非常用高圧母線 E 系 ＜いずれも原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階＞	非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 ＜いずれも原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階＞ AM 用 MCC ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階＞

3.14.2.1.4.3　設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 3 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

ａ）電源車（6 号及び 7 号炉共用）

電源車は，想定される重大事故等時において，最低限必要な交流設備に電力を供給できる容量を有するものを 1 セット 2 台使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 8 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 9 台を保管する。

具体的には，電源車は，常設代替交流電源設備が使用できる場合，残留熱除去系の除熱のため代替原子炉補機冷却系に電源供給する。電源車から代替原子炉補機冷却系を受電する場合は，電源車から負荷に直接接続する設備であることから，必要台数 1 セットに加えて予備を配備する。代替原子炉補機冷却系 1 基に対し，必要となる負荷は，最大負荷約 441kW(その 1)，約 710kW(その 2)及び連続最大負荷約 221kW(その 1)，約 201kW(その 2)のため，力率を考慮して，500kVA/台の電源車が 2 台必要となる。なお，燃料補給時には電源車を交互に停止して燃料補給を行うことで停電を伴う必要が無く，電源供給を継続することが可能な設計とする。

電源車は，常設代替交流電源設備が使用できない場合，低圧代替注水系に関連する設備に電源供給する。電源車から非常用所内電気設備又は代替所内電気設備を受電する場合は，原子炉建屋外から電力を供給する可搬型代替交流電源設備に該当するため，必要設備を 2 セットに加えて予備を配備する。必要となる負荷は，最大負荷約 734kW(6 号炉)，約 754kW(7 号炉)及び連続最大負荷約 699kW(6 号炉)，約 728kW(7 号炉)である。6 号及び 7 号炉の各号炉とも 500kVA/台の電源車が 2 台必要である。

電源車を代替原子炉補機冷却系に接続する場合と，電源車を非常用所内電気設備又は代替所内電気設備に接続する場合は，同時に使用することがないため，「共-4　可搬型重大事故等対処設備の必要数，予備数及び保有数について」に基づき，電源車は，重大事故等対処時に必要な台数 8 台，及び容量約 500kVA/台を有する設計とする。加えて予備 1 台を有する設計とする。

(57-5)

ｃ）タンクローリ（4kL）（6 号及び 7 号炉共用）

可搬型代替交流電源設備のタンクローリ（4kL）は，想定される重大事故等時において，その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に，燃料を補給できる容量を有する設計とする。

容量としては重大事故等時において，同時にその機能を発揮することを要求される電源車，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級），可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），モニタリング・ポスト用発電機，大容量送水車（熱交換器ユニット用），大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），大容量送水車（海水取水用），5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の連続運転が可能な燃料を，それぞれ電源車，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級），可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），モニタリング・ポスト用発電機，大容量送水車（熱交換器ユニット用），大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），大容量送水車（海水取水用），5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備に供給できる容量を有するものを 1 セット 3 台使用する。保有数は 6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 3 台と，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（共用）の合計 4 台を分散して保管する。

（57-5，57-11）

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項二）

（ｉ）要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては，当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ，かつ，二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう，接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型代替交流電源設備のうち，電源車から非常用高圧母線 C 系及び D 系，又は AM 用 MCC を電源供給する系統，及び軽油タンクから電源車まで燃料移送する系統は，接続が必要なタンクローリ（4kL）ホース，電源車ケーブルについては，現場で容易に接続可能な設計とする。表 3.14-21～25 に対象機器の接続場所を示す。

（57-2，57-8）

表 3.14-21　接続対象機器設置場所（軽油タンク～電源車流路）

接続元機器名称	接続先機器名称	接続場所	接続方法
タンクローリ（4kL）	軽油タンク	原子炉建屋東側の屋外	フランジ接続
タンクローリ（4kL）	電源車	原子炉建屋電源車第一設置場所及び原子炉建屋電源車第二設置場所	ノズル接続

表 3.14-22　接続対象機器設置場所
（電源車～緊急用電源切替箱接続装置～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路）

接続元機器名称	接続先機器名称	接続場所	接続方法
電源車	緊急用電源切替箱接続装置	原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階（6 号炉） 原子炉建屋内の原子炉区域外地上 2 階（7 号炉）	ボルト・ネジ接続
		原子炉建屋内の原子炉区域外地上 1 階	スリップオン接続

表 3.14-23　接続対象機器設置場所
（電源車～動力変圧器 C 系～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路）

接続元機器名称	接続先機器名称	接続場所	接続方法
電源車	動力変圧器 C 系	原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階	ボルト・ネジ接続
		原子炉建屋内の原子炉区域外地上 1 階	ボルト・ネジ接続

表 3.14-24　接続対象機器設置場所
（電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM 用 MCC 電路）

接続元機器名称	接続先機器名称	接続場所	接続方法
電源車	緊急用電源切替箱接続装置	原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階（6 号炉） 原子炉建屋内の原子炉区域外地上 2 階（7 号炉）	ボルト・ネジ接続
		原子炉建屋内の原子炉区域外地上 1 階	スリップオン接続

表 3.14-25　接続対象機器設置場所
（電源車～AM 用動力変圧器～AM 用 MCC 電路）

接続元機器名称	接続先機器名称	接続場所	接続方法
電源車	AM 用動力変圧器	原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階（6 号炉） 原子炉建屋内の原子炉区域外地上 3 階（7 号炉）	ボルト・ネジ接続
		原子炉建屋内の原子炉区域外地上 1 階	ボルト・ネジ接続

可搬型代替交流電源設備のうち，電源車から代替原子炉補機冷却系を電源供給する系統は，接続が必要なタンクローリ（4kL）ホース，電源車ケーブルについては，現場で容易に接続可能な設計とする。表 3.14-26～27 に対象機器の接続場所を示す。

(57-2)

表 3.14-26　接続対象機器設置場所（軽油タンク～電源車流路）

接続元機器名称	接続先機器名称	接続場所	接続方法
タンクローリ（4kL）	軽油タンク	原子炉建屋東側の屋外	フランジ接続
タンクローリ（4kL）	電源車	タービン建屋電源車第一設置場所及び第二設置場所	ノズル接続

表 3.14-27　接続対象機器設置場所（電源車～代替原子炉補機冷却系電路）

接続元機器名称	接続先機器名称	接続場所	接続方法
電源車	代替原子炉補機冷却系	タービン建屋北側及び西側代替熱交換器設置場所（6 号炉） 西側及び南側代替熱交換器設置場所（7 号炉）	スリップオン接続

以下に，可搬型代替交流電源設備を構成する可搬型主要設備の確実な接続性を示す。

ａ）電源車（6 号及び 7 号炉共用）

可搬型代替交流電源設備の電源車は，建屋貫通の接続口にてケーブルを通線した後スリップオン接続又はボルト・ネジ接続すること，一般的な工具を用いてケーブルを確実に接続できる設計とすること，確実な接続ができるよう足場を設ける設計とすること，及び接続状態を目視で確認できることから，確実な接続が可能な設計とする。6 号及び 7 号炉において相互に使用することができるよう 6 号及び 7 号炉同一形状のスリップオン又は端子により接続を行う設計とする。電源車ケーブルは充電部が露出する場合に養生することにより 3 相間の絶縁を確保する設計とする。

（57-2，57-8）

なお，可搬型代替交流電源設備の電源車の接続方法として，荒浜側常設代替交流電源設備設置場所にある荒浜側緊急用高圧母線にボルト・ネジ接続し，緊急用高圧母線から各号炉の緊急用電源切替箱断路器を経由して非常用高圧母線 C 系及び D 系，又は AM 用 MCC を受電することが可能な設計とする。本接続方法は事業者の自主的な取り組みで運用するものである。

ｃ）タンクローリ（4kL）（6 号及び 7 号炉共用）

可搬型代替交流電源設備のタンクローリ（4kL）は 6 号及び 7 号炉が相互に使用することができるよう，軽油タンクから来るホースと接続口について，ホースと接続口を専用の接続方式である専用金具にすることに加え，接続口の口径を統一し，確実に接続ができる設計とする。

（57-2）

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

（ⅰ）要求事項

常設設備と接続するものにあっては，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

ａ）電源車（6 号及び 7 号炉共用）

可搬型代替交流電源設備の電源車は，非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系に電源供給する場合，及び AM 用 MCC に電源供給する場合それぞれにおいて，原子炉建屋の異なる面に位置的分散を図った二箇所の接続口を設置していることから，共通要因により接続不可とならない設計とする。

(57-2)

ｃ）タンクローリ（4kL）（6 号及び 7 号炉共用）

可搬型代替交流電源設備のタンクローリ（4kL）を接続する軽油タンクは 6 号及び 7 号炉で計 4 基あり，6 号炉の軽油タンクと 7 号炉の軽油タンクは 100m 以上離隔を確保しているため，各々の接続箇所が共通要因により接続不可とならない設計とする。

(57-2)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

可搬型代替交流電源設備の系統構成に操作が必要な可搬型設備の接続場所は，(2)確実な接続の表 3.14-21～25 と同様である。これらの操作場所は，想定される事故時における放射線量が高くなるおそれが少ないため，設置場所で操作可能な設計とする。

(57-2)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

（ⅰ）要求事項

地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬型代替交流電源設備の可搬型設備である電源車及びタンクローリ（4kL）は，地震，津波その他自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）と 100m 以上の離隔で位置的分散を図り，発電所敷地内の高台にある荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所の複数箇所に分散して配置する設計とする。

(57-2)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型代替交流電源設備は，想定される重大事故等が発生した場合においても，可搬型重大事故等対処設備の運搬，移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する設計とする。（「可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」参照）

(57-6)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

（ⅰ）要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬型代替交流電源設備のうち，電源車から非常用高圧母線 C 系及び D 系，又は AM 用 MCC を電源供給する系統，及び軽油タンクから電源車まで燃料移送する系統は，共通要因によって，設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備の安全機能と同時に機能が損なわれるおそれがないよう，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備，及び常設重大事故防止設備の常設代替交流電源設備の各機器と表 3.14-28 のとおり多様性及び位置的分散を図る設計とする。

(57-2，57-3，57-9)

表 3.14-28　多重性又は多様性，位置的分散

	設計基準事故対処設備 非常用交流電源設備	常設重大事故防止設備 常設代替交流電源設備	可搬型重大事故防止設備 可搬型代替交流電源設備
電源	非常用ディーゼル発電機 ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 1 階＞	第一ガスタービン発電機 ＜7 号炉タービン建屋南側の屋外＞	電源車 ＜荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所＞
電路	非常用ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線電路	第一ガスタービン発電機 ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 第一ガスタービン発電機 ～AM 用 MCC 電路	電源車 ～緊急用電源切替箱接続装置 ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 電源車 ～動力変圧器 C 系 ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 電源車 ～緊急用電源切替箱接続装置 ～AM 用 MCC 電路 電源車 ～AM 用動力変圧器 ～AM 用 MCC 電路
電源 供給先	非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 非常用高圧母線 E 系 ＜いずれも原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階＞	非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 ＜いずれも原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階＞ AM 用 MCC ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階＞	非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 ＜いずれも原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階＞ AM 用 MCC ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階＞
駆動方式	ディーゼルエンジン	ガスタービン	ディーゼルエンジン
電源の 冷却方式	水冷式	空冷式	空冷式
燃料源	軽油タンク ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞ 燃料ディタンク ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 3 階＞	軽油タンク ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞ 第一ガスタービン発電機用燃料タンク ＜7 号炉タービン建屋南側設置場所＞	軽油タンク ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞ 電源車（車載燃料） ＜荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所＞

燃料流路	燃料移送ポンプ ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞	第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ＜7 号炉タービン建屋南側設置場所＞	タンクローリ（4kL） ＜荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所＞

また，可搬型代替交流電源設備のうち，電源車から代替原子炉補機冷却系を電源供給する系統は，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能と同時に機能が損なわれるおそれがないよう，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の各機器と表 3.14-29 のとおり多様性，位置的分散を図る設計とする。

（57-2，57-3，57-9）

表 3.14-29　多重性又は多様性，位置的分散

	設計基準事故対処設備	常設重大事故防止設備	可搬型重大事故防止設備
	非常用交流電源設備	（対象設備なし）	可搬型代替交流電源設備
電源	非常用ディーゼル発電機 ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 1 階＞	－	電源車 ＜荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所＞
電路	非常用ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線電路	－	電源車 ～代替原子炉補機冷却系電路
電源供給先	非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 非常用高圧母線 E 系 ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階＞	－	代替原子炉補機冷却系 ＜荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所＞
電源の冷却方式	水冷式	－	空冷式
燃料源	軽油タンク ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞ 燃料ディタンク ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 3 階＞	－	軽油タンク ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞
燃料流路	燃料移送ポンプ ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞	－	タンクローリ（4kL） ＜荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所＞

3.14.2.2　常設代替交流電源設備

3.14.2.2.1　設備概要

常設代替交流電源設備は，設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合，非常用所内電気設備又は代替所内電気設備に電源を供給することにより，重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として設置するものである。

本系統はガスタービン機関及び発電機を搭載した「第一ガスタービン発電機」，第一ガスタービン発電機の燃料を保管する「軽油タンク」，軽油タンクから第一ガスタービン発電機用燃料タンクまで燃料を運搬する「タンクローリ（16kL）」，第一ガスタービン発電機の近傍で燃料を保管する「第一ガスタービン発電機用燃料タンク」，第一ガスタービン発電機用燃料タンクから第一ガスタービン発電機に燃料を補給する「第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ」，第一ガスタービン発電機から非常用所内電気設備又は代替所内電気設備に電源供給する電路である「緊急用断路器」，「緊急用電源切替箱断路器」，「緊急用電源切替箱接続装置」，「非常用高圧母線 C 系」，「非常用高圧母線 D 系」で構成する。なお，第一ガスタービン発電機は，それぞれガスタービン発電機車とガスタービン発電機車を制御する制御車により構成されるが，以下，ガスタービン発電機車と制御車を合わせて第一ガスタービン発電機と称す。本系統全体の概要図を図 3.14-10～14 に，本系統に属する重大事故等対処設備を表 3.14-30 に示す。

本系統は，第一ガスタービン発電機を中央制御室での操作にて速やかに起動し，非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系，又は AM 用 MCC へ接続することで電力を供給できる設計とする。

第一ガスタービン発電機の運転中は，第一ガスタービン発電機用燃料タンクから第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて自動で燃料補給を行う。なお，第一ガスタービン発電機の起動に際しては，第一ガスタービン発電機車載燃料を用いて起動し，その後は第一ガスタービン発電機自身が発電した電力にて第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを運転し，継続的に燃料を補給する。また，軽油タンクからタンクローリ（16kL）により燃料を第一ガスタービン発電機用燃料タンクに補給することで第一ガスタービン発電機の運転を継続する。

常設代替交流電源設備の設計基準事故対処設備に対する独立性，位置的分散については 3.14.2.2.3 項に詳細を示す。

なお，モニタリング・ポスト用発電機については，「3.17　監視測定設備（設置許可基準規則 60 条に対する方針を示す章）」，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備については「3.18　緊急時対策所（設置許可基準規則 61 条に対する方針を示す章）」で示す。

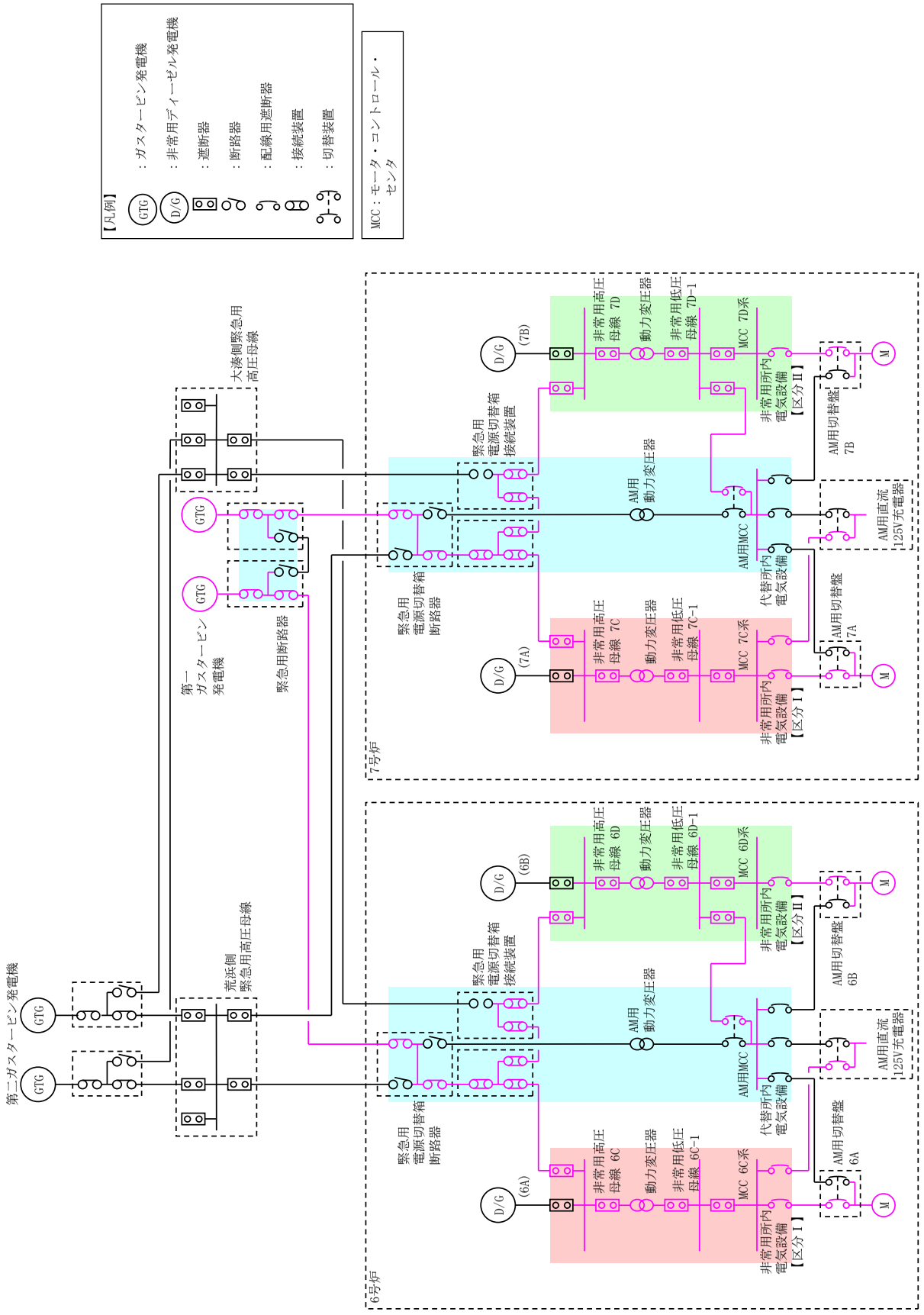


図 3.14-10　常設代替交流電源設備系統図
（第一ガスタービン発電機～非常用所内電気設備）

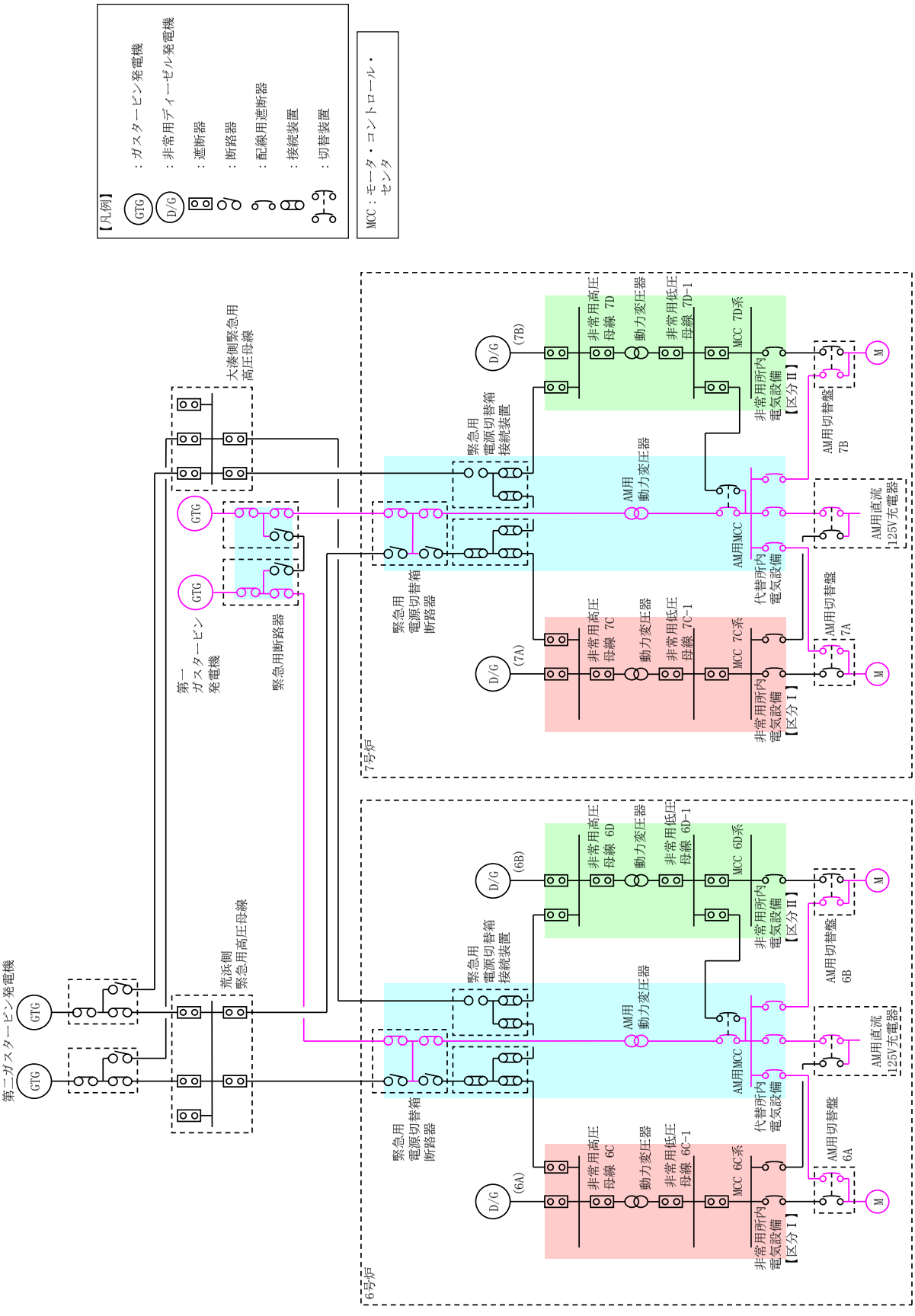


図 3.14-11　常設代替交流電源設備系統図
（第一ガスタービン発電機～代替所内電気設備）

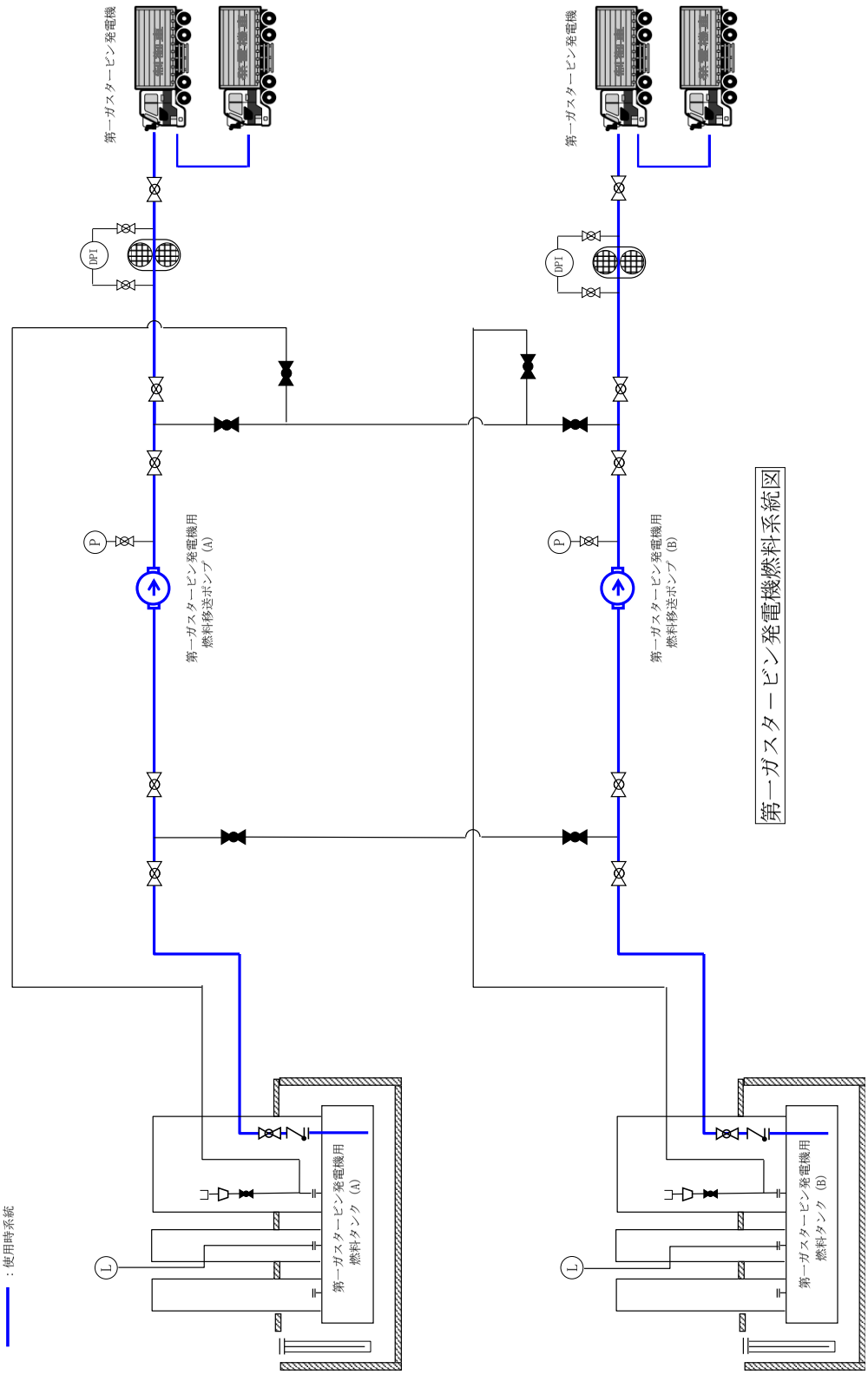


図 3.14-12　常設代替交流電源設備系統図（第一ガスタービン発電機燃料移送系）

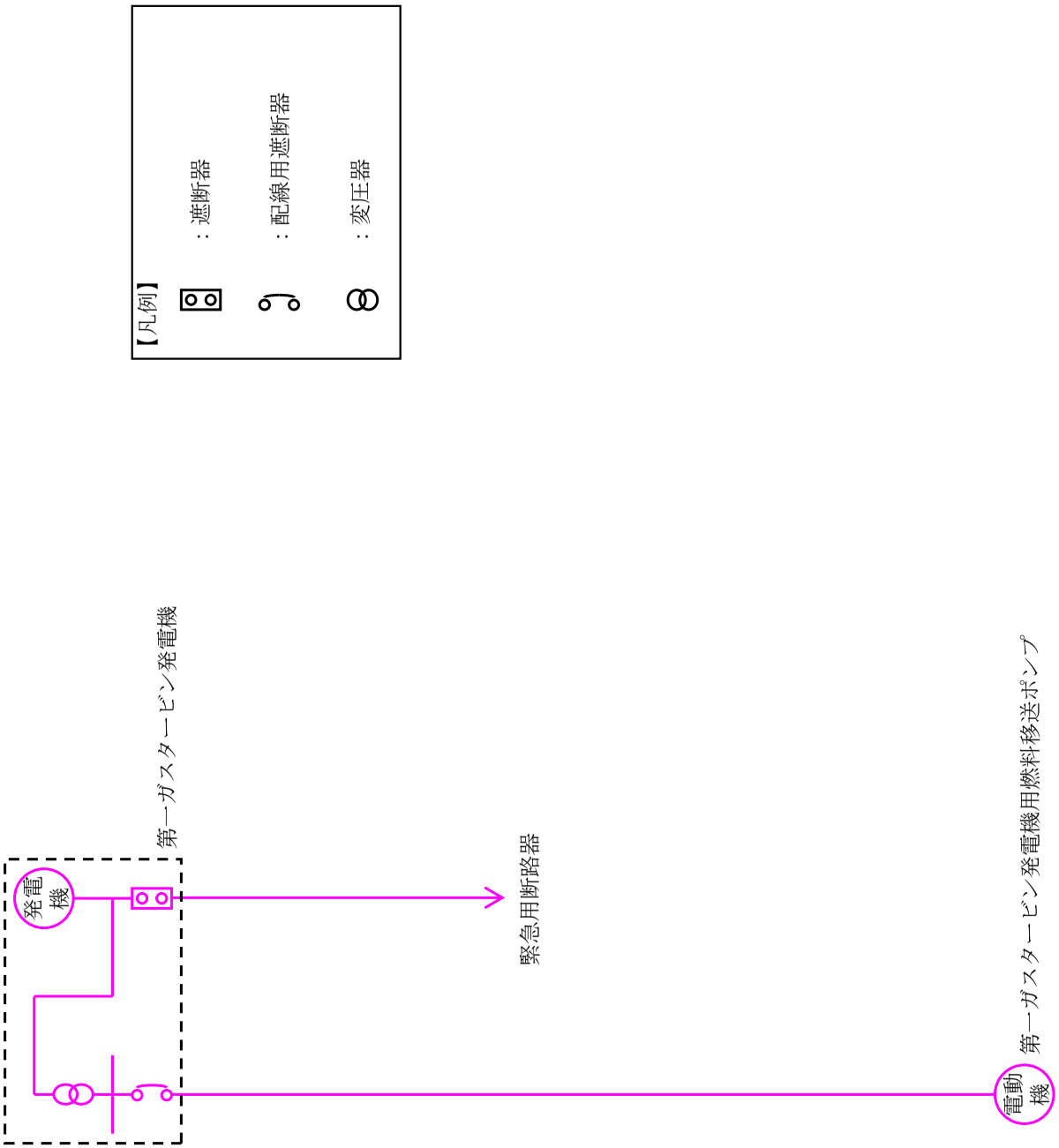


図 3.14-13　第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ電源系統図

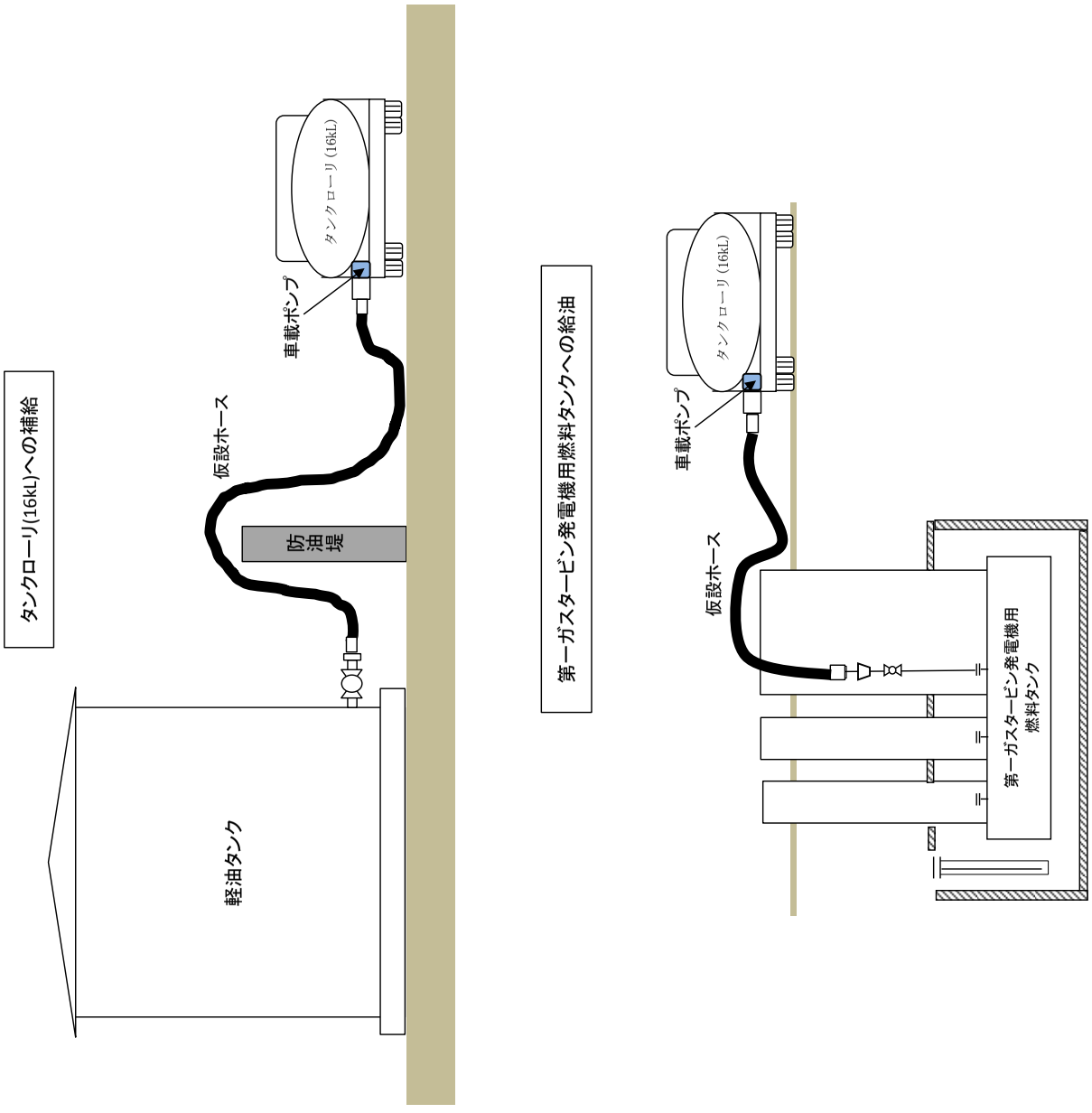


図 3.14-14　常設代替交流電源設備系統図（燃料系統）

表 3.14-30　常設代替交流電源設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】
附属設備	－
燃料流路	軽油タンク出口ノズル・弁【常設】 ホース【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁【常設】
電路	第一ガスタービン発電機 ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路【常設】 第一ガスタービン発電機 ～AM 用 MCC 電路【常設】
計装設備（補助）※1	M/C C 電圧【常設】 M/C D 電圧【常設】

※1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

3.14.2.2.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1)第一ガスタービン発電機（6 号及び 7 号炉共用）

ガスタービン

台数	：2
使用燃料	：軽油
出力	：約 3,600kW/台

発電機

台数	：2
種類	：同期発電機
容量	：約 4,500kVA/台　（連続定格：約 3,687.5kVA）
力率	：0.8
電圧	：6.9kV
周波数	：50Hz
取付箇所	：7 号炉タービン建屋南側の屋外

(2)軽油タンク（6 号及び 7 号炉共用）

種類	：たて置円筒形
容量	：約 550kL/基
最高使用圧力	：静水頭
最高使用温度	：66℃
個数	：1（予備 3）
取付箇所	：屋外（6 号及び 7 号炉原子炉建屋東側）

(3)タンクローリ（16kL）（6 号及び 7 号炉共用）

容量	：約 16kL/台
最高使用圧力	：24kPa[gage]
最高使用温度	：40℃
個数	：1（予備 1）
設置場所	：屋外
保管場所	：荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所

(4)第一ガスタービン発電機用燃料タンク(6 号及び 7 号炉共用)

種類	：横置円筒形
容量	：約 50kL/基
最高使用圧力	：静水頭
最高使用温度	：66℃
個数	：2
取付箇所	：7 号炉タービン建屋南側の屋外

(5)第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ(6 号及び 7 号炉共用)

種類	：スクリュー式
個数	：2
容量	：約 3.0m^3/h/台
全揚程	：約 50m
最高使用圧力	：0.95MPa[gage]
最高使用温度	：66℃
原動機出力	：約 1.5kW/台
取付箇所	：7 号炉タービン建屋南側の屋外

3.14.2.2.3　独立性及び位置的分散の確保

常設代替交流電源設備は，表 3.14-31 で示すとおり地震，津波，火災，溢水により同時に故障することを防止するため，非常用交流電源設備との独立性を確保する設計とする。

常設代替交流電源設備は，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備と同時にその機能が損なわれることがないよう，表 3.14-32 で示すとおり，位置的分散を図った設計とする。電源については，第一ガスタービン発電機を非常用ディーゼル発電機と位置的分散された屋外（7 号炉タービン建屋南側）に設置する設計とする。電路については，常設代替交流電源設備から非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系を受電する電路を，非常用交流電源設備から同母線を受電する電路に対して，独立した電路で系統構成することにより，共通要因によって同時に機能を損なわれないよう独立した設計とする。電源の冷却方式は非常用ディーゼル発電機の水冷式に対し，第一ガスタービン発電機は空冷式と多様性を確保する設計とする。燃料源については，非常用ディーゼル発電機は燃料ディタンクからの供給であるのに対し，第一ガスタービン発電機は，第一ガスタービン発電機用燃料タンクと位置的分散された配置設計とする。

（57-2，57-3，57-9）

表 3.14-31　設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		非常用交流電源設備	常設代替交流電源設備
			第一ガスタービン 発電機
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備は耐震 S クラス設計とし，重大事故防止設備である常設代替交流電源設備は基準地震動Ssで機能維持できる設計とすることで，基準地震動 Ss が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備を設置する原子炉建屋と，重大事故防止設備を設置する屋外，コントロール建屋，原子炉建屋の各設置場所は，ともに津波が到達しない位置とすることで，津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備と，重大事故防止設備である常設代替交流電源設備は，火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7　重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備と，重大事故防止設備である常設代替交流電源設備は，溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8　重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

表 3.14-32　位置的分散

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用交流電源設備	常設代替交流電源設備
電源	非常用ディーゼル発電機 ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 1 階＞	第一ガスタービン発電機 ＜7 号炉タービン建屋南側の屋外＞
電路	非常用ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線電路	第一ガスタービン発電機 ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 第一ガスタービン発電機 ～AM 用 MCC 電路
電源供給先	非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 非常用高圧母線 E 系 ＜いずれも原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階＞	非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 ＜いずれも原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階＞ AM 用 MCC ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階＞
電源の冷却方式	水冷式	空冷式
燃料源	軽油タンク ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞ 燃料ディタンク ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 3 階＞	軽油タンク ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞ 第一ガスタービン発電機用燃料タンク ＜7 号炉タービン建屋南側設置場所＞
燃料流路	燃料移送ポンプ ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞	第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ＜7 号炉タービン建屋南側設置場所＞

3.14.2.2.4　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.14.2.2.4.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

ａ）第一ガスタービン発電機(6 号及び 7 号炉共用)

常設代替交流電源設備の第一ガスタービン発電機は，屋外に設置する機器であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，屋外の環境条件(温度，放射線及び地震，風（台風），積雪の影響による荷重)を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.14-33 に示す設計とする。

(57-2)

表 3.14-33　想定する環境条件及び荷重条件（第一ガスタービン発電機）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。 （詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

b）軽油タンク（6 号及び 7 号炉共用）

常設代替交流電源設備の軽油タンクは，常設で屋外に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，屋外の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-34 に示す設計とする。

（57-2，57-3）

表 3.14-34　想定する環境条件及び荷重条件（軽油タンク）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。 （詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

c）タンクローリ（16kL）（6 号及び 7 号炉共用）

常設代替交流電源設備のタンクローリ（16kL）は，屋外に設置する機器であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，屋外の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-35 に示す設計とする。

（57-2，57-3）

表 3.14-35　想定する環境条件及び荷重条件（タンクローリ（16kL））

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

d）第一ガスタービン発電機用燃料タンク（6 号及び 7 号炉共用）

常設代替交流電源設備の第一ガスタービン発電機用燃料タンクは，屋外地下に設置する機器であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，屋外の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-36 に示す設計とする。(57-2)

表 3.14-36　想定する環境条件及び荷重条件
（第一ガスタービン発電機用燃料タンク）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。 （詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

e）第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ（6 号及び 7 号炉共用）

常設代替交流電源設備の第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，屋外に設置する機器であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，屋外の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-37 に示す設計とする。(57-2)

表 3.14-37　想定する環境条件及び荷重条件
（第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。 （詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

常設代替交流電源設備で，操作が必要な第一ガスタービン発電機用燃料タンク燃料補給元弁，軽油タンク出口弁，タンクローリ（16kL）付ポンプ，第一ガスタービン発電機，代替所内電気設備及び非常用所内電気設備の各遮断器，断路器については，現場又は中央制御室で容易に操作可能な設計とする。表 3.14-38～41 に操作対象機器の操作場所を示す。

（57-2，57-3）

表 3.14-38　操作対象機器（軽油タンク～タンクローリ（16kL）流路）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
軽油タンク出口弁	弁閉→弁開	原子炉建屋東側の屋外	手動操作
タンクローリ（16kL）付ポンプ	停止→運転	原子炉建屋東側の屋外	スイッチ操作

表 3.14-39　操作対象機器（タンクローリ（16kL）～第一ガスタービン発電機用燃料タンク流路）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
タンクローリ（16kL）付ポンプ	停止→運転	7 号炉タービン建屋南側の屋外	スイッチ操作
第一ガスタービン発電機用燃料タンク燃料補給元弁	弁閉→弁開	7 号炉タービン建屋南側の屋外	手動操作

表 3.14-40　操作対象機器（第一ガスタービン発電機～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
第一ガスタービン発電機	停止→運転	中央制御室	ボタン操作
非常用高圧母線 C 系遮断器（緊急用電源切替箱接続装置側）	切→入	原子炉建屋内の原子炉区域外の地下 1 階	スイッチ操作
非常用高圧母線 D 系遮断器（緊急用電源切替箱接続装置側）	切→入	原子炉建屋内の原子炉区域外の地下 1 階	スイッチ操作

表 3.14-41　操作対象機器（第一ガスタービン発電機～AM 用 MCC 電路）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
第一ガスタービン発電機	停止→運転	中央制御室	ボタン操作
緊急用電源切替箱断路器（非常用所内電気設備側）	入→切	コントロール建屋内地上２階	断路器操作
緊急用電源切替箱断路器（代替所内電気設備側）	切→入	コントロール建屋内地上２階	断路器操作

以下に，常設代替交流電源設備を構成する主要設備の操作性を示す。

a）第一ガスタービン発電機（6 号及び 7 号炉共用）

常設代替交流電源設備の第一ガスタービン発電機は，中央制御室の操作盤でのボタン操作であること，及び第一ガスタービン発電機の運転状態を表示灯及び計器で確認できることから，確実な操作が可能な設計とする。

中央制御室の操作盤は，誤操作防止のために名称を明記することで操作者の操作，監視性を考慮しており，かつ，十分な操作空間を確保し，容易に操作可能とする。

（57-2，57-3）

b）軽油タンク（6 号及び 7 号炉共用）

軽油タンクの軽油タンク出口弁については，屋外の場所から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

（57-2，57-3）

c）タンクローリ（16kL）（6 号及び 7 号炉共用）

タンクローリ（16kL）については，付属の操作ハンドルからのハンドル操作で起動する設計とする。タンクローリ（16kL）は付属の操作ハンドルを操作するにあたり，運転員のアクセス性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

タンクローリ（16kL）は，接続口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

ホースの接続に当たっては，特殊な工具，及び技量は必要とせず，専用の接続方式である専用金具にすることにより，確実に接続可能な設計とする。

（57-2，57-3）

d）第一ガスタービン発電機用燃料タンク（6 号及び 7 号炉共用）

常設代替交流電源設備の第一ガスタービン発電機用燃料タンクは，第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて，自動で第一ガスタービン発電機へ燃料を補給できる設計とする。また，第一ガスタービン発電機用燃料タンク燃料補給元弁は手動弁とすることで，確実に操作可能な設計とする。

（57-2，57-3）

ｅ）第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ（6 号及び 7 号炉共用）

常設代替交流電源設備の第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，自動で第一ガスタービン発電機用燃料タンクから第一ガスタービン発電機へ燃料を補給できる設計とする。

（57-2，57-3）

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

a ）第一ガスタービン発電機（6 号及び 7 号炉共用）

常設代替交流電源設備の第一ガスタービン発電機は，表 3.14-42 に示すように，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験，分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

第一ガスタービン発電機の運転性能の確認として，発電機の運転状態として発電機電圧，電流，周波数を確認可能な設計とし，模擬負荷を接続することにより出力性能の確認を行う。また，発電機の部品状態の確認として，非破壊検査や目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことの確認を行う。また，第一ガスタービン発電機のケーブルについて，絶縁抵抗測定が可能な設計とする。

(57-4)

表 3.14-42　第一ガスタービン発電機の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	模擬負荷による第一ガスタービン発電機の出力性能（発電機電圧，電流，周波数）の確認 第一ガスタービン発電機の運転状態の確認 第一ガスタービン発電機の絶縁抵抗の確認
	分解検査	第一ガスタービン発電機の部品の状態を，試験及び目視により確認
	外観検査	第一ガスタービン発電機の目視点検
停止中	機能・性能試験	模擬負荷による第一ガスタービン発電機の出力性能（発電機電圧，電流，周波数）の確認 第一ガスタービン発電機の運転状態の確認 第一ガスタービン発電機の絶縁抵抗の確認 ケーブルの絶縁抵抗の確認
	分解検査	第一ガスタービン発電機の部品の状態を，試験及び目視により確認
	外観検査	第一ガスタービン発電機の目視点検

b）軽油タンク　（6 号及び 7 号炉共用）

常設代替交流電源設備の軽油タンクは，表 3.14-43 に示すように発電用原子炉の運転中及び停止中に外観検査が可能な設計とする。軽油タンク内面の確認として，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことが確認可能な設計とする。具体的にはタンク上部のマンホールが開放可能であり，内面の点検が可能な設計とする。軽油タンクの漏えい検査が実施可能な設計とする。具体的には漏えい検査が可能な隔離弁を設ける設計とする。軽油タンクの定例試験として油面レベルの確認が可能な計器を設ける設計とする。

(57-4)

表 3.14-43　軽油タンクの試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中	外観検査	軽油タンクの油面レベルの確認
停止中	外観検査	軽油タンクの外観 軽油タンク内面の状態を試験及び目視により確認 漏えいの有無の確認

c）タンクローリ（16kL）（6 号及び 7 号炉共用）

常設代替交流電源設備のタンクローリ（16kL）は，表 3.14-44 に示すように，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査及び機能・性能の確認が可能な設計とする。タンクローリ（16kL）は油量，漏えいの確認が可能なように油面計又は検尺口を設け，かつ，内部の確認が可能なようにマンホールを設ける設計とする。さらに，タンクローリ（16kL）は車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。タンクローリ（16kL）付ポンプは，通常系統にて機能・性能確認ができる設計とし，分解が可能な設計とする。

ホースの外観検査として，機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂，腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。

(57-4)

表 3.14-44　タンクローリ（16kL）の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	外観検査	タンク，ホース外観の確認及びタンク内面の状態を目視により確認 漏えいの有無の確認
	機能・性能試験	タンクの漏えい確認
	車両検査	タンクローリ（16kL）の車両としての運転状態の確認

d）第一ガスタービン発電機用燃料タンク（6 号及び 7 号炉共用）

常設代替交流電源設備の第一ガスタービン発電機用燃料タンクは，表 3.14-45 に示すように，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。

内面の確認として，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことが確認可能な設計とする。具体的にはタンク上部のマンホールが開放可能であり，内面の点検が可能な設計とする。

第一ガスタービン発電機用燃料タンクの漏えい検査が実施可能な設計とする。具体的には漏えい検査が可能な隔離弁を設ける設計とする。

第一ガスタービン発電機用燃料タンクの定例試験として油面レベルの確認が可能な計器を設ける設計とする。

(57-4)

表 3.14-45　第一ガスタービン発電機用燃料タンクの試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	外観検査	第一ガスタービン発電機用燃料タンクの油面レベルの確認 第一ガスタービン発電機用燃料タンク内面の状態を目視により確認 漏えいの有無を確認

ｅ）第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ（6 号及び 7 号炉共用）

常設代替交流電源設備の第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，表 3.14-46 に示すように，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び分解検査が可能な設計とする。

運転性能の確認として，第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの吐出圧力，系統（ポンプ廻り）の振動，異音，異臭及び漏えいが確認可能な設計とする。具体的には，試験用の系統を構成することにより機能・性能検査が可能な設計とする。

第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの部品表面状態の確認として，浸透探傷試験により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことが確認可能な設計とする。具体的には，ポンプケーシング等が分解可能であり，主要部品の点検が可能な設計とする。

(57-4)

表 3.14-46　第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプの試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えいの確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を，試験及び目視により確認
	外観検査	ポンプ外観の確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ｉ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

常設代替交流電源設備は，本来の用途以外の用途には使用しない。なお，必要な常設代替交流電源設備の操作の対象機器は(2)操作性の表 3.14-38～41 と同様である。

常設代替交流電源設備において，非常用交流電源設備から常設代替交流電源設備へ切り替えるために必要な電源系統の操作は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から非常用交流電源設備の隔離，及び常設代替交流電源設備の接続として，非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系の遮断器を設けることにより速やかな切替えが可能な設計とする。また，必要な燃料系統の操作は，軽油タンク出口弁を設けることにより速やかな切替えが可能な設計とする。

これにより図 3.14-14～15 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えが可能である。

(57-3)

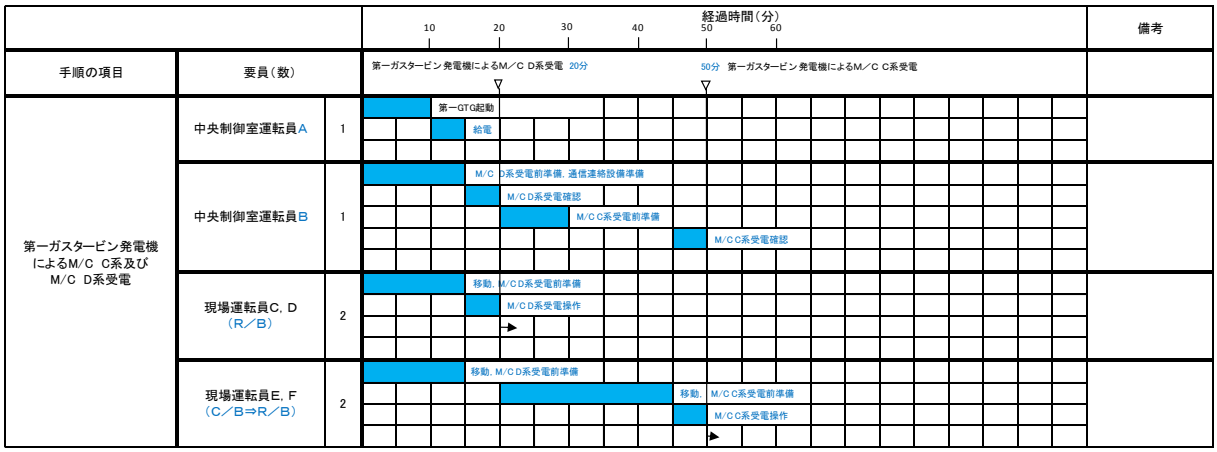


図 3.14-14　第一ガスタービン発電機による M/C7C･7D 受電のタイムチャート

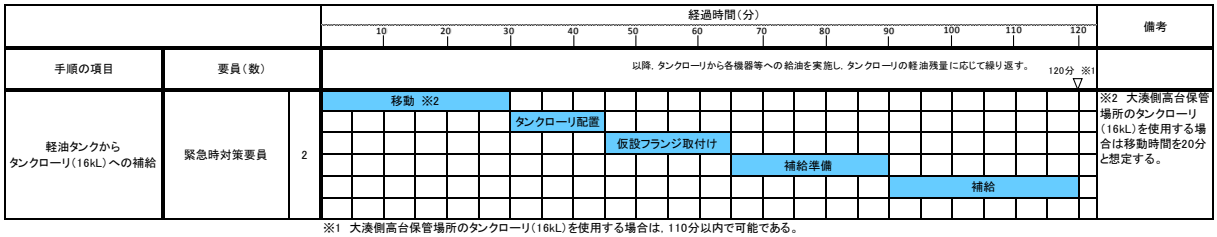


図 3.14-15　軽油タンクからタンクローリ（16kL）への燃料補給のタイムチャート

＊：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.14 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

常設代替交流電源設備は，表 3.14-47 に示すように，通常時はタンクローリ（16kL）を軽油タンク及び燃料移送ポンプと切り離して保管するとともに，非常用高圧母線 C 系の遮断器（緊急用電源切替箱接続装置側）及び非常用高圧母線 D 系の遮断器（緊急用電源切替箱接続装置側）を切，軽油タンク出口弁を閉止することで隔離する系統構成としており，重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，非常用交流電源設備及び非常用所内電気設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。また，第一ガスタービン発電機は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

タンクローリ（16kL）は治具や輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

（57-3，57-7）

表 3.14-47　他系統との隔離

取合系統	系統隔離	駆動方式	動作
非常用所内電気設備	非常用高圧母線 C 系遮断器（緊急用電源切替箱接続装置側）	手動	通常時切
非常用所内電気設備	非常用高圧母線 D 系遮断器（緊急用電源切替箱接続装置側）	手動	通常時切
非常用交流電源設備	軽油タンク出口弁	手動	通常時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

常設代替交流電源設備の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.14-48 に示す。これらの操作場所は，想定される事故時における放射線量が高くなるおそれが少ないため，現場又は中央制御室で操作可能な設計とする。

(57-2)

表 3.14-48　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
第一ガスタービン発電機	7 号炉タービン建屋南側の屋外	中央制御室
軽油タンク	原子炉建屋東側の屋外	原子炉建屋東側の屋外
タンクローリ（16kL）	原子炉建屋東側の屋外	原子炉建屋東側の屋外
	7 号炉タービン建屋南側の屋外	7 号炉タービン建屋南側の屋外
緊急用電源切替箱断路器	コントロール建屋地上 2 階	コントロール建屋地上 2 階
非常用高圧母線 C 系	原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階	原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階
非常用高圧母線 D 系	原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階	原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階
AM 用 MCC	原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階	原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階
第一ガスタービン発電機用燃料タンク	7 号炉タービン建屋南側の屋外	7 号炉タービン建屋南側の屋外
第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	7 号炉タービン建屋南側の屋外	7 号炉タービン建屋南側の屋外

3.14.2.2.4.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

ａ）第一ガスタービン発電機（6 号及び 7 号炉共用）

常設代替交流電源設備の第一ガスタービン発電機は，想定される重大事故等時において，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために，6 号炉で必要となる最大負荷約 1992kW 及び連続最大負荷約 1649kW，及び 7 号炉で必要となる最大負荷約 1999kW 及び連続最大負荷約 1615kW よりも十分な余裕を有する最大容量約 3,600kW・連続定格：約 2,950kW（力率 0.8 において約 4,500kVA・連続定格約 3,687.5kVA）を有する設計とする。

(57-5)

ｂ）軽油タンク（6号及び7号炉共用）

常設代替交流電源設備の軽油タンクは，重大事故等時において，同時にその機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備が，7 日間連続運転する場合に必要となる燃料量約 480kL を上回る，容量約 550kL を有する設計とする。

(57-5)

ｄ）第一ガスタービン発電機用燃料タンク（6号及び7号炉共用）

常設代替交流電源設備の第一ガスタービン発電機用燃料タンクは，タンクローリ（16kL）にて燃料補給を実施するプラント被災後 12 時間までの間，第一ガスタービン発電機に燃料補給可能な容量約 20kL/基に余裕を持った，容量約 50kL/基を有する設計とする。

(57-5)

ｅ）第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ（6号及び7号炉共用）

常設代替交流電源設備の第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，第一ガスタービン発電機の燃料消費量を上回る，容量約 3.0m^3/h，揚程約 50m，原動機出力約 1.5kW/個を有する設計とする。

(57-5)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ｉ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

ａ）第一ガスタービン発電機（6 号及び 7 号炉共用）

常設代替交流電源設備の第一ガスタービン発電機は，共用により第一ガスタービン発電機から自号炉だけでなく他号炉にも電力の供給が可能となり，安全性の向上を図れることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。第一ガスタービン発電機は，共用により悪影響を及ぼさないよう，6 号及び 7 号炉を断路器により系統を隔離して使用する設計とする。

(57-13)

ｂ）軽油タンク（6号及び7号炉共用）

常設代替交流電源設備の軽油タンクは，第一ガスタービン発電機，電源車，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級），可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），大容量送水車（熱交換器ユニット用），大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），大容量送水車（海水取水用），モニタリング・ポスト用発電機及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料を貯蔵しており，共用により他号炉のタンクに貯蔵している燃料も使用可能となり，安全性の向上が図られることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。軽油タンクは，共用により悪影響を及ぼさないよう，6 号及び 7 号炉で必要な重大事故等対処設備の燃料を確保するとともに，号炉の区分けなくタンクローリ（16kL）を用いて燃料を利用できる設計とする。

なお，軽油タンクは，重大事故等時に重大事故等対処設備へ燃料補給を実施する場合のみ 6 号及び 7 号炉共用とする。

d）第一ガスタービン発電機用燃料タンク（6号及び7号炉共用）

常設代替交流電源設備の第一ガスタービン発電機用燃料タンクは，共用により第一ガスタービン発電機から自号炉だけでなく他号炉にも電力の供給が可能となり，安全性の向上を図れることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。第一ガスタービン発電機用燃料タンクは，共用により悪影響を及ぼさないよう，6 号及び 7 号炉の燃料系統を弁により隔離して使用する設計とする。

(57-13)

e）第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ（6号及び7号炉共用）

常設代替交流電源設備の第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，共用により第一ガスタービン発電機から自号炉だけでなく他号炉にも電力の供給が可能となり，安全性の向上を図れることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，共用により悪影響を及ぼさないよう，6 号及び 7 号炉の燃料系統を弁により隔離して使用する設計とする。

(57-13)

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

常設代替交流電源設備は，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能と同時に機能が損なわれるおそれがないよう，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の各機器と表 3.14-49 のとおり多様性，位置的分散を図る設計とする。

（57-2，57-3）

表 3.14-49　多重性又は多様性，位置的分散

	設計基準事故対処設備 非常用交流電源設備	重大事故防止設備 常設代替交流電源設備
電源	非常用ディーゼル発電機 ＜原子炉建屋内の原子炉区域外 地上 1 階＞	第一ガスタービン発電機 ＜7 号炉タービン建屋南側の屋外＞
電路	非常用ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線電路	第一ガスタービン発電機 ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 第一ガスタービン発電機 ～AM 用 MCC 電路
電源供給先	非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 非常用高圧母線 E 系 ＜いずれも原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階＞	非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 ＜いずれも原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階＞ AM 用 MCC ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階＞
電源の駆動方式	ディーゼル発電	ガスタービン発電
電源の冷却方式	水冷式	空冷式
燃料源	軽油タンク ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞ 燃料ディタンク ＜原子炉建屋内の原子炉区域外 地上 3 階＞	軽油タンク ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞ 第一ガスタービン発電機用燃料タンク ＜7 号炉タービン建屋南側設置場所＞
燃料流路	燃料移送ポンプ ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞	第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ＜7 号炉タービン建屋南側設置場所＞

3.14.2.2.4.3　設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 3 項一）

（ｉ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

ｃ）タンクローリ（16kL）（6 号及び 7 号炉共用）

常設代替交流電源設備のタンクローリ（16kL）は，想定される重大事故等時において，同時にその機能を発揮することを要求される第一ガスタービン発電機の連続運転が可能な燃料を，第一ガスタービン発電機用燃料タンクに供給できる台数 1 台，容量約 16kL/台を有する設計とする。加えて予備 1 台を有する設計とする。

（57-5，57-11）

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項二）

（ｉ）要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては，当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ，かつ，二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう，接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

常設代替交流電源設備のうち，軽油タンクから第一ガスタービン発電機用燃料タンクまで燃料移送する系統は，接続が必要なタンクローリ（16kL）ホースについては，現場で容易に接続可能な設計とする。表 3.14-50 に対象機器の接続場所を示す。

(57-2)

表 3.14-50　接続対象機器設置場所（軽油タンク～第一ガスタービン発電機流路）

接続元機器名称	接続先機器名称	接続場所	接続方法
タンクローリ（16kL）	軽油タンク	原子炉建屋東側の屋外	フランジ接続
タンクローリ（16kL）	第一ガスタービン発電機用燃料タンク	7 号炉タービン建屋南側の屋外	ノズル接続

以下に，常設代替交流電源設備を構成する可搬型主要設備の確実な接続性を示す。

c）タンクローリ（16kL）（6 号及び 7 号炉共用）

常設代替交流電源設備のタンクローリ（16kL）は，6 号及び 7 号炉が相互に使用することができるよう，軽油タンクから来るホースと接続口について，ホースと接続口を専用の接続方式である専用金具にすることに加え，接続口の口径を統一し，確実に接続できる設計とする。

また，第一ガスタービン発電機用燃料タンクに接続するホースと接続口について，ホースと接続口を専用の接続方式である専用金具にすることに加え，接続口の口径を統一し，確実に接続できる設計とする。

(57-2)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

（ⅰ）要求事項

常設設備と接続するものにあっては，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

c）タンクローリ（16kL）（6 号及び 7 号炉共用）

常設代替交流電源設備のタンクローリ（16kL）を接続する軽油タンクは 6 号及び 7 号炉で計 4 基あり，6 号炉の軽油タンクと 7 号炉の軽油タンクは 100m 以上離隔を確保しているため，各々の接続箇所が共通要因により接続不可とならない設計とする。

(57-2)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

常設代替交流電源設備の系統構成に操作が必要なタンクローリ（16kL）の接続場所は，(2)確実な接続の表 3.14-50 と同様である。これらの操作場所は，想定される事故時における放射線量が高くなるおそれが少ないため，設置場所で操作可能な設計とする。

(57-2)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

（ⅰ）要求事項

地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

常設代替交流電源設備の可搬型設備であるタンクローリ（16kL）は，地震，津波その他自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，非常用交流電源設備と 100m 以上の離隔で位置的分散を図り，発電所敷地内の高台にある荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に配置する設計とする。

(57-2)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

常設代替交流電源設備は，想定される重大事故等が発生した場合においても，可搬型重大事故等対処設備の運搬，移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する設計とする。（「可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルート」参照）

(57-6)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

（ⅰ）要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

常設代替交流電源設備のうち，軽油タンクから第一ガスタービン発電機まで燃料移送する系統は，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能と同時に機能が損なわれるおそれがないよう，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の各機器と表 3.14-51 のとおり多様性，位置的分散を図る設計とする。

(57-2，57-3)

表 3.14-51　多重性又は多様性，位置的分散

	設計基準事故対処設備	常設重大事故防止設備	可搬型重大事故防止設備
	非常用交流電源設備	常設代替交流電源設備	可搬型代替交流電源設備
燃料源	軽油タンク ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞ 燃料ディタンク ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 3 階＞	軽油タンク ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞ 第一ガスタービン発電機用燃料タンク ＜7 号炉タービン建屋南側の屋外＞	軽油タンク ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞
燃料流路	燃料移送ポンプ ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞	第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ＜7 号炉タービン建屋南側設置場所＞	タンクローリ（4kL） ＜荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所＞

3.14.2.2.5　その他設備
3.14.2.2.5.1　第二代替交流電源設備
3.14.2.2.5.1.1　設備概要

設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合，非常用所内電気設備又は代替所内電気設備に電源を供給することにより，重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として，第二代替交流電源設備を設ける設計とする。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

第二代替交流電源設備は，第二ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機用燃料タンク，第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ，軽油タンク，タンクローリ（16kL），電路，計測制御装置等で構成し，第二ガスタービン発電機を設置場所での操作にて速やかに起動し，非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系，又はAM用MCCへ接続することで電力を供給できる設計とする。第二ガスタービン発電機の燃料は，第二ガスタービン発電機用燃料タンクより第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを用いて補給できる設計とする。また，第二ガスタービン発電機用燃料タンクの燃料は，軽油タンクよりタンクローリ（16kL）を用いて補給できる設計とする。第二代替交流電源設備は，非常用交流電源設備に対して，独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。

第二代替交流電源設備の第二ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機用燃料タンク及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，通常時は遮断器等により接続先の系統から隔離し，必要な場合に遮断器操作等により系統構成することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

第二代替交流電源設備のタンクローリ（16kL）は，接続先の系統と分離して保管し，必要な場合に接続，弁操作等により系統構成することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

第二代替交流電源設備の軽油タンクは，必要な場合に弁操作等により系統構成することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

第二ガスタービン発電機及び第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.14.2.3　所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備

3.14.2.3.1　設備概要

所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備は，設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合，直流電源が必要な設備に電源を供給することにより，重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として設置するものである。

所内蓄電式直流電源設備は全交流動力電源喪失時に直流設備に電源供給する「直流 125V 蓄電池 A」，「直流 125V 蓄電池 A-2」及び「AM 用直流 125V 蓄電池」，交流電源復旧後に直流設備に電源供給する「直流 125V 充電器 A」，「直流 125V 充電器 A-2」及び「AM 用直流 125V 充電器」で構成する。本系統全体の概要図を図 3.14-16～21 に，本系統に属する重大事故等対処設備を表 3.14-52 に示す。

所内蓄電式直流電源設備は，全交流動力電源喪失直後に直流 125V 蓄電池 A から設計基準事故対処設備（重大事故等対処設備を含む），AM 用直流 125V 蓄電池から重大事故等対処設備に電源供給を行い，直流 125V 蓄電池 A-2 は待機状態にある。全交流動力電源喪失から 8 時間を経過した時点で，直流 125V 蓄電池 A の一部負荷の電源を直流 125V 蓄電池 A-2 に切り替えるとともに，不要な負荷の切り離しを行う。さらに，全交流動力電源喪失から 19 時間を経過した時点で，直流 125V 蓄電池 A-2 の負荷の電源を AM 用直流 125V 蓄電池に切替えを行う。その後，運転継続することにより全交流動力電源喪失から 24 時間必要な負荷に電源供給することが可能である。なお，交流電源である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備の復旧後に，交流電源を直流 125V 蓄電池 A，直流 125V 充電器 A-2 又は AM 用直流 125V 充電器を経由し直流母線に接続することで，電力を供給できる設計とする。

なお，所内蓄電式直流電源設備のうち，「AM 用直流 125V 蓄電池」及び「AM 用直流 125V 充電器」で構成する系統を「常設代替直流電源設備」と定義する。常設代替直流電源設備に属する重大事故等対処設備を表 3.14-53 に示す。

常設代替直流電源設備は，全交流動力電源喪失から 24 時間，AM 用直流 125V 蓄電池から重大事故等対処設備に電源供給を行う設計とする。なお，交流電源である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備の復旧後に，交流電源を AM 用直流 125V 充電器を経由し直流母線に接続することで，電力を供給できる設計とする。

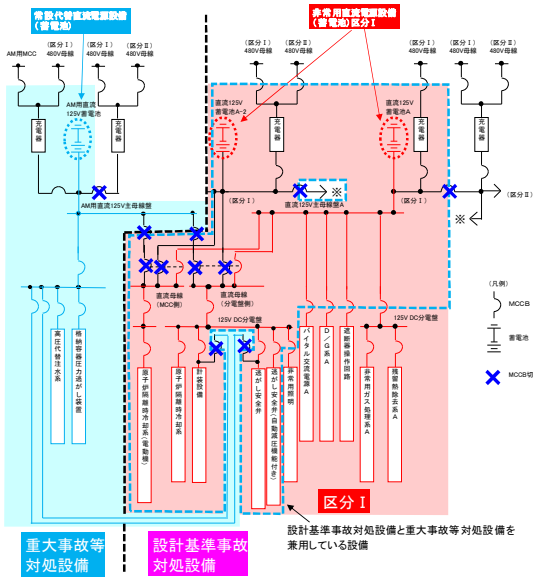


図 3.14-16　所内蓄電式直流電源設備系統図（6 号炉）
（全交流動力電源喪失直後～8 時間後）
（常設代替直流電源設備を含む）

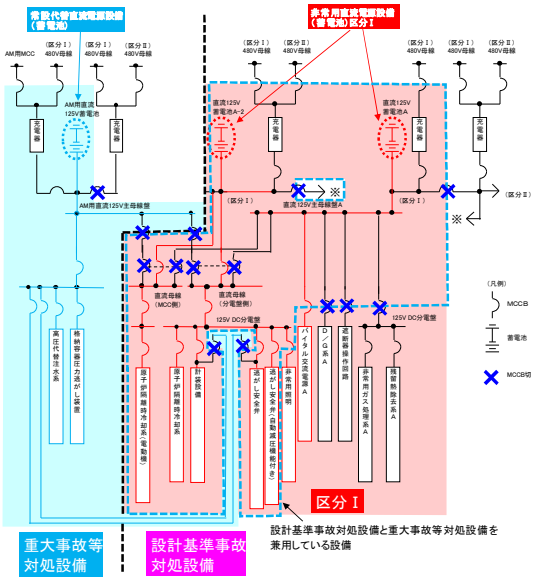


図 3.14-17　所内蓄電式直流電源設備系統図（6 号炉）
（全交流動力電源喪失 8 時間後～19 時間後）
（常設代替直流電源設備を含む）

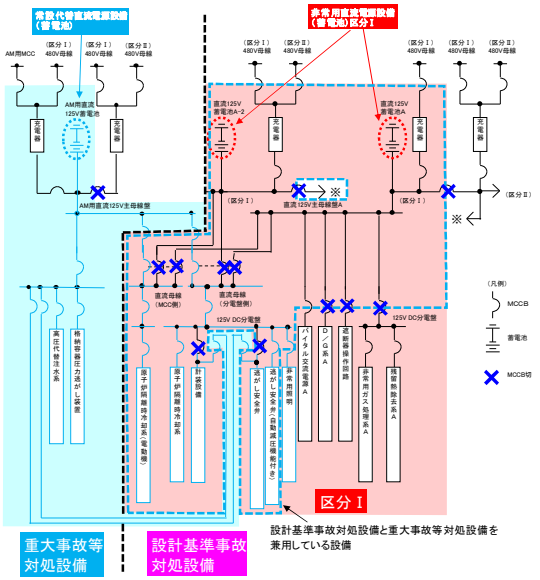


図 3.14-18　所内蓄電式直流電源設備系統図（6 号炉）
（全交流動力電源喪失 19 時間後～24 時間後）
（常設代替直流電源設備を含む）

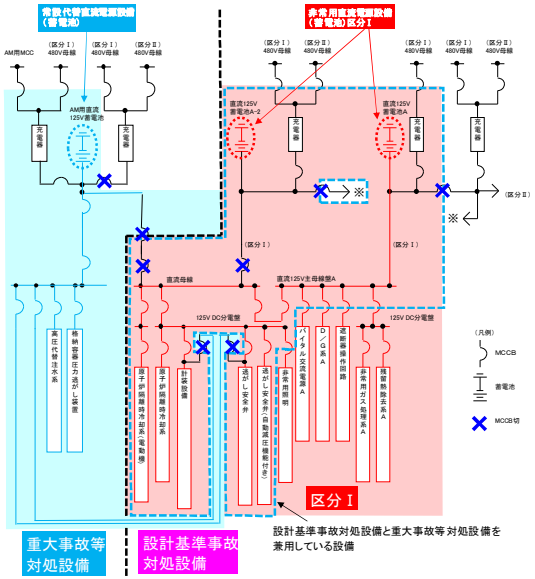


図 3.14-19　所内蓄電式直流電源設備系統図（7 号炉）
（全交流動力電源喪失直後～8 時間後）
（常設代替直流電源設備を含む）

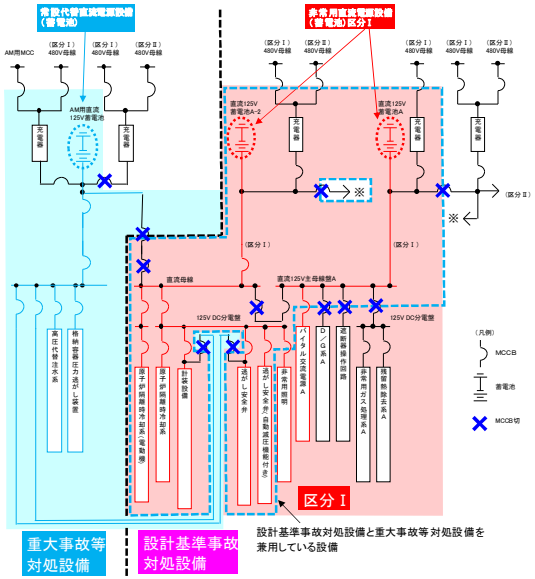


図 3.14-20　所内蓄電式直流電源設備系統図（7 号炉）
（全交流動力電源喪失 8 時間後～19 時間後）
（常設代替直流電源設備を含む）

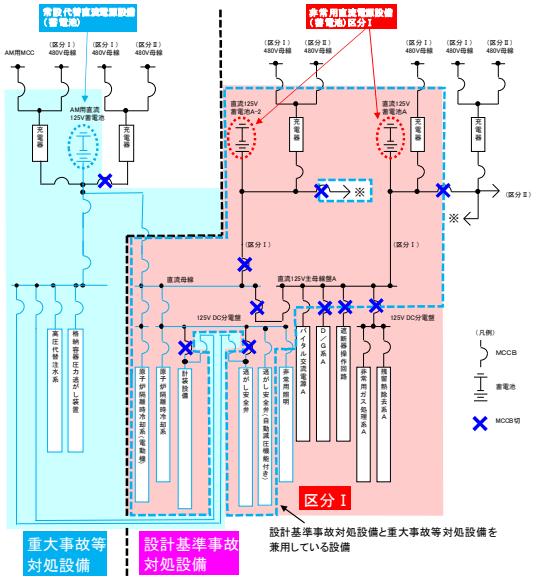


図 3.14-21　所内蓄電式直流電源設備系統図（7 号炉）
（全交流動力電源喪失 19 時間後～24 時間後）
（常設代替直流電源設備を含む）

表 3.14-52　所内蓄電式直流電源設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	直流 125V 蓄電池 A【常設】 直流 125V 蓄電池 A-2【常設】 AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 直流 125V 充電器 A【常設】 直流 125V 充電器 A-2【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】
附属設備	－
燃料流路	－
電路	直流 125V 蓄電池及び充電器 A～直流母線電路【常設】 直流 125V 蓄電池及び充電器 A-2～直流母線電路【常設】 AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器～直流母線電路【常設】
計装設備（補助）※1	M/C C 電圧【常設】 M/C D 電圧【常設】 P/C C-1 電圧【常設】 P/C D-1 電圧【常設】 直流 125V 主母線盤 A 電圧【常設】 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧【常設】

※1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

表 3.14-53　常設代替直流電源設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】
附属設備	－
燃料流路	－
電路	AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器～直流母線電路【常設】
計装設備（補助）※1	P/C C-1 電圧【常設】 P/C D-1 電圧【常設】

※1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

3.14.2.3.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1)直流 125V 蓄電池 A

個数　　：1
電圧　　：125V
容量　　：約 6,000Ah
取付箇所　：コントロール建屋地下中 2 階

(2)直流 125V 蓄電池 A-2

個数　　：1
電圧　　：125V
容量　　：約 4,000Ah
取付箇所　：コントロール建屋地下 1 階

(3)AM 用直流 125V 蓄電池

個数　　：1
電圧　　：125V
容量　　：約 3,000Ah
取付箇所　：原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階

(4)直流 125V 充電器 A

個数　　：1
電圧　　：125V
容量　　：約 700A
取付箇所　：コントロール建屋地下 1 階

(5)直流 125V 充電器 A-2

個数　　：1
電圧　　：125V
容量　　：約 400A
取付箇所　：コントロール建屋地下 1 階

(6)AM 用直流 125V 充電器

個数　　：1
電圧　　：125V
容量　　：約 300A
取付箇所　：原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階

3.14.2.3.3　独立性及び位置的分散の確保

所内蓄電式直流電源設備は，表 3.14-54 に示すように，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能と同時に機能が損なわれるおそれがないよう，設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備 B 系，C 系及び D 系の各機器と表 3.14-55 のとおり位置的分散，及び区画された部屋にそれぞれ配置することにより物理的分離を図ることで独立性を有する設計とする。

（57-2，57-3，57-10）

表 3.14-54　設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備 非常用直流電源設備 B 系，C 系及び D 系	重大事故防止設備 所内蓄電式直流電源設備
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の非常用直流電源設備 B 系，C 系及び D 系は耐震 S クラス設計とし，重大事故防止設備である所内蓄電式直流電源設備は耐震 S クラス設計とすることで，基準地震動 Ss が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備を設置するコントロール建屋と，重大事故防止設備を設置するコントロール建屋及び原子炉建屋は，ともに津波が到達しない位置とすることで，津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の非常用直流電源設備 B 系，C 系及び D 系と，重大事故防止設備である所内蓄電式直流電源設備は，火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7　重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の非常用直流電源設備 B 系，C 系及び D 系と，重大事故防止設備である所内蓄電式直流電源設備は，溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8　重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

表 3.14-55　位置的分散

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用直流電源設備 B 系，C 系，D 系	所内蓄電式直流電源設備
電源	直流 125V 蓄電池 B 直流 125V 蓄電池 C 直流 125V 蓄電池 D 直流 125V 充電器 B 直流 125V 充電器 C 直流 125V 充電器 D ＜いずれも コントロール建屋 地下 1 階※＞	直流 125V 蓄電池 A ＜コントロール建屋 地下中 2 階＞ 直流 125V 蓄電池 A-2 直流 125V 充電器 A 直流 125V 充電器 A-2 ＜いずれもコントロール建屋 地下 1 階※＞ AM 用直流 125V 蓄電池 AM 用直流 125V 充電器 ＜いずれも原子炉建屋内の原子炉区域外 地上 4 階＞
電路	直流 125V 蓄電池及び充電器 B ～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 C ～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 D ～直流母線電路	直流 125V 蓄電池及び充電器 A ～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 A-2 ～直流母線電路 AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器 ～直流母線電路

※区分Ⅰである直流 125V 蓄電池 A，A-2，及び直流 125V 充電器 A，A-2，区分Ⅱである直流 125V 蓄電池 B 及び直流 125V 充電器 B，区分Ⅲである直流 125V 蓄電池 C 及び直流 125V 充電器 C，及び区分Ⅳである直流 125V 蓄電池 D 及び直流 125V 充電器 D は，区分ごとに区画された部屋にそれぞれ配置することにより，物理的な分離設計とする。

なお，常設代替直流電源設備は，表 3.14-56 に示すように，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能と同時に機能が損なわれるおそれがないよう，設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備 A 系，B 系，C 系，D 系の各機器と表 3.14-57 のとおり位置的分散を図る設計とする。

また，炉心の著しい損傷，原子炉格納用容器の破損，及び貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷防止を防止するための設備のうち重大事故防止設備については，直流 125V 蓄電池 A，A-2，B，C 及び D から設計基準事故対処設備への電路と，AM 用直流 125V 蓄電池から重大事故防止設備への電路を，独立性を有する設計とする。

（57-2，57-3，57-10）

表 3.14-56　設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		非常用直流電源設備 A 系，B 系，C 系，D 系	常設代替直流電源設備
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の非常用直流電源設備 A 系，B 系，C 系及び D 系は耐震 S クラス設計とし，重大事故防止設備である常設代替直流電源設備は耐震 S クラス設計とすることで，基準地震動 Ss が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備を設置するコントロール建屋と，重大事故防止設備を保管する原子炉建屋は，ともに津波が到達しない位置とすることで，津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の非常用直流電源設備 A 系，B 系，C 系及び D 系と，重大事故防止設備である常設代替直流電源設備は，火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7　重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の非常用直流電源設備 A 系，B 系，C 系及び D 系と，重大事故防止設備である常設代替直流電源設備は，溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8　重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

表 3.14-57　位置的分散

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用直流電源設備 A 系，B 系，C 系，D 系	常設代替直流電源設備
電源	直流 125V 蓄電池 A ＜コントロール建屋 地下中 2 階＞ 直流 125V 蓄電池 A-2 直流 125V 蓄電池 B 直流 125V 蓄電池 C 直流 125V 蓄電池 D 直流 125V 充電器 A 直流 125V 充電器 A-2 直流 125V 充電器 B 直流 125V 充電器 C 直流 125V 充電器 D ＜いずれも コントロール建屋 地下 1 階＞	AM 用直流 125V 蓄電池 AM 用直流 125V 充電器 ＜いずれも原子炉建屋内の原子炉区域外 地上 4 階＞
電路	直流 125V 蓄電池及び充電器 A ～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 A-2 ～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 B ～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 C ～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 D ～直流母線電路	AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器 ～直流母線電路

3.14.2.3.4　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.14.2.3.4.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

ａ）直流 125V 蓄電池 A

所内蓄電式直流電源設備の直流 125V 蓄電池 A は，コントロール建屋内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，コントロール建屋の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-58 に示す設計とする。

(57-2)

表 3.14-58　想定する環境条件及び荷重条件（直流 125V 蓄電池 A）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	コントロール建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	コントロール建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

ｂ）直流 125V 蓄電池 A-2

所内蓄電式直流電源設備の直流 125V 蓄電池 A-2 は，コントロール建屋内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，コントロール建屋の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-59 に示す設計とする。

(57-2)

表 3.14-59　想定する環境条件及び荷重条件（直流 125V 蓄電池 A-2）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	コントロール建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	コントロール建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

ｃ）AM 用直流 125V 蓄電池

所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の AM 用直流 125V 蓄電池は，原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-60 に示す設計とする。(57-2)

表 3.14-60　想定する環境条件及び荷重条件（AM 用直流 125V 蓄電池）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

ｄ）直流 125V 充電器 A

所内蓄電式直流電源設備の直流 125V 充電器 A は，コントロール建屋内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，コントロール建屋の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-61 に示す設計とする。

(57-2)

表 3.14-61　想定する環境条件及び荷重条件（直流 125V 充電器 A）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	コントロール建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	コントロール建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

ｅ）直流 125V 充電器 A-2

所内蓄電式直流電源設備の直流 125V 充電器 A-2 は，コントロール建屋内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，コントロール建屋の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-62 に示す設計とする。

(57-2)

表 3.14-62　想定する環境条件及び荷重条件（直流 125V 充電器 A-2）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	コントロール建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	コントロール建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

ｆ） AM 用直流 125V 充電器

所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の AM 用直流 125V 充電器は，原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-63 に示す設計とする。(57-2)

表 3.14-63　想定する環境条件及び荷重条件（AM 用直流 125V 充電器）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の直流母線の遮断器を手動操作することにより供給する蓄電池を切り替えること，及び AM 用直流 125V 充電器，直流 125V 充電器 A 及び A-2 の運転状態を表示及び計器で確認できることから，確実な操作が可能な設計とする。

なお全交流動力電源喪失直後から 8 時間経過するまでの期間については操作不要である。

所内蓄電式直流電源設備で，操作が必要な各遮断器，断路器については，現場で容易に操作可能な設計とする。表 3.14-64～67 に操作対象機器の操作場所を示す。

表 3.14-64 操作対象機器（全交流動力電源喪失から 8 時間を経過した時点の切替え操作【6 号炉】）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
直流 125V 主母線盤遮断器（直流母線（分電盤側）側）	入→切	コントロール建屋地下 1 階	遮断器操作
直流 125V 主母線盤遮断器（直流母線（MCC 側）側）	入→切	コントロール建屋地下 1 階	遮断器操作
直流母線（分電盤側）遮断器（直流 125V 主母線盤 A 側）	入→切	コントロール建屋地下 1 階	遮断器操作
直流母線（MCC 側）遮断器（直流 125V 主母線盤 A 側）	入→切	原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階	遮断器操作
直流 125V 主母線盤遮断器（不要な負荷）	入→切	コントロール建屋地下 1 階	遮断器操作
125V DC 分電盤（不要な負荷）	入→切	コントロール建屋地下 1 階	遮断器操作
直流母線（分電盤側）遮断器（直流 125V 蓄電池 A-2 側）	切→入	コントロール建屋地下 1 階	遮断器操作
直流母線（MCC 側）遮断器（直流 125V 蓄電池 A-2 側）	切→入	原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階	遮断器操作

表 3.14-65　操作対象機器（全交流動力電源喪失から 19 時間を経過した時点の切替え操作【6 号炉】）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
直流母線（分電盤側）遮断器（直流 125V 主母線盤 A-2 側）	入→切	コントロール建屋地下 1 階	遮断器操作
直流母線（MCC 側）遮断器（直流 125V 主母線盤 A-2 側）	入→切	原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階	遮断器操作
直流母線（分電盤側）遮断器（AM 用直流 125V 蓄電池側）	切→入	コントロール建屋地下 1 階	遮断器操作
直流母線(MCC 側）遮断器（AM 用直流 125V 蓄電池側）	切→入	原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階	遮断器操作
AM 用直流 125V 充電器遮断器（直流母線（分電盤側）側充電器出力）	切→入	原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階	遮断器操作
AM 用直流 125V 充電器遮断器（直流母線（MCC 側）側充電器出力）	切→入	原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階	遮断器操作

表 3.14-66　操作対象機器（全交流動力電源喪失から 8 時間を経過した時点の切替え操作【7 号炉】）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
直流 125V 主母線盤遮断器（直流母線側）	入→切	コントロール建屋地下 1 階	遮断器操作
直流母線遮断器（直流 125V 主母線盤 A 側）	入→切	コントロール建屋地下 1 階	遮断器操作
直流 125V 主母線盤遮断器（不要な負荷）	入→切	コントロール建屋地下 1 階	遮断器操作
125V DC 分電盤（不要な負荷）	入→切	コントロール建屋地下 1 階	遮断器操作
直流母線遮断器（直流 125V 蓄電池 A-2 側）	切→入	コントロール建屋地下 1 階	遮断器操作

表 3.14-67　操作対象機器（全交流動力電源喪失から 19 時間を経過した時点の切替え操作【7 号炉】）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
直流母線遮断器 （直流 125V 蓄電池 A-2 側）	入→切	コントロール建屋地下 1 階	遮断器操作
直流母線遮断器 （AM 用直流 125V 蓄電池側）	切→入	コントロール建屋地下 1 階	遮断器操作
AM 用直流 125V 充電器遮断器 （直流母線側充電器出力）	切→入	原子炉建屋内の原子炉区域外地下 4 階	遮断器操作

以下に所内蓄電式直流電源設備を構成する主要設備の操作性を示す。

ａ）直流 125V 蓄電池 A
所内蓄電式直流電源設備の直流 125V 蓄電池 A は操作不要である。

ｂ）直流 125V 蓄電池 A-2
所内蓄電式直流電源設備の直流 125V 蓄電池 A-2 は操作不要である。

ｃ）AM 用直流 125V 蓄電池
所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の AM 用直流 125V 蓄電池は操作不要である。

ｄ）直流 125V 充電器 A
所内蓄電式直流電源設備の直流 125V 充電器 A は操作不要である。

ｅ）直流 125V 充電器 A-2
所内蓄電式直流電源設備の直流 125V 充電器 A-2 は操作不要である。

ｆ）AM 用直流 125V 充電器
所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の AM 用直流 125V 充電器は操作不要である。

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

ａ）直流 125V 蓄電池 A

所内蓄電式直流電源設備の直流 125V 蓄電池 A は，表 3.14-68 に示すように運転中又は停止中に機能・性能試験又は外観の確認が可能な設計とする。

性能の確認として，直流 125V 蓄電池 A の単体及び総電圧を確認する。

蓄電池の総電圧の確認を可能とする計器を設けた設計とする。また，蓄電池単体については，電圧の確認を可能とする構造とする。

(57-4)

表 3.14-68　直流 125V 蓄電池 A の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	機能・性能試験	蓄電池の単体及び総電圧の確認

ｂ）直流 125V 蓄電池 A-2

所内蓄電式直流電源設備の直流 125V 蓄電池 A-2 は，表 3.14-69 に示すように運転中又は停止中に機能・性能試験又は外観の確認が可能な設計とする。

性能の確認として，直流 125V 蓄電池 A-2 の単体及び総電圧並びに単体の比重を確認する。

蓄電池の総電圧の確認を可能とする計器を設けた設計とする。また，蓄電池単体については，電圧，比重の確認を可能とする構造とする。また，均等充電が可能な設計とする。

(57-4)

表 3.14-69　直流 125V 蓄電池 A-2 の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	機能・性能試験	蓄電池の単体及び総電圧の確認 蓄電池の単体の比重確認 均等充電

ｃ）AM 用直流 125V 蓄電池

所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の AM 用直流 125V 蓄電池は，表 3.14-70 に示すように運転中又は停止中に機能・性能試験又は外観の確認が可能な設計とする。

性能の確認として，AM 用直流 125V 蓄電池の単体及び総電圧を確認する。蓄電池の総電圧の確認を可能とする計器を設けた設計とする。また，蓄電池単体については，電圧の確認を可能とする構造とする。

(57-4)

表 3.14-70　AM 用直流 125V 蓄電池の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	機能・性能試験	蓄電池の単体及び総電圧の確認

ｄ）直流 125V 充電器 A

所内蓄電式直流電源設備の直流 125V 充電器 A は，表 3.14-71 に示すように運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

性能の確認として，直流 125V 充電器 A の盤内外部の目視により性能に影響を及ぼすおそれのある異常がないこと，電気回路の絶縁抵抗に異常がないこと，運転状態により半導体素子の動作に異常がないことを確認する。

直流 125V 充電器 A の出力電圧の確認を可能とする計器を設けた設計とする。

(57-4)

表 3.14-71　直流 125V 充電器 A の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	機能・性能試験	充電器の出力電圧，絶縁抵抗の確認
	外観検査	充電器の外観の確認

ｅ）直流 125V 充電器 A-2

所内蓄電式直流電源設備の直流 125V 充電器 A-2 は，表 3.14-72 に示すように運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

性能の確認として，直流 125V 充電器 A-2 の盤内外部の目視により性能に影響を及ぼすおそれのある異常がないこと，電気回路の絶縁抵抗に異常がないこと，運転状態により半導体素子の動作に異常がないことを確認する。

直流 125V 充電器 A-2 の出力電圧の確認を可能とする計器を設けた設計とする。

(57-4)

表 3.14-72　直流 125V 充電器 A-2 の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	機能・性能試験	充電器の出力電圧，絶縁抵抗の確認
	外観検査	充電器の外観の確認

ｆ）AM 用直流 125V 充電器

所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の AM 用直流 125V 充電器は，表 3.14-73 に示すように運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

性能の確認として，AM 用直流 125V 充電器の盤内外部の目視により性能に影響を及ぼすおそれのある異常がないこと，電気回路の絶縁抵抗に異常がないこと，運転状態により半導体素子の動作に異常がないことを確認する。

AM 用直流 125V 充電器の出力電圧の確認を可能とする計器を設けた設計とする。

(57-4)

表 3.14-73　AM 用直流 125V 充電器の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	機能・性能試験	充電器の出力電圧，絶縁抵抗の確認
	外観検査	充電器の外観の確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の直流 125V 蓄電池 A，直流 125V 蓄電池 A-2，直流 125V 充電器 A，直流 125V 充電器 A-2 は，通常時において本来の用途である設計基準対象施設へ電源供給している。AM 用直流 125V 蓄電池及び AM 用直流 125V 充電器は本来の用途以外の用途には使用しない。なお，所内蓄電式直流電源設備として設備の電源供給元を切り替える操作として遮断器操作を行うが，遮断器の速やかな切替えが可能な設計とする。切替え操作の対象機器は(2)操作性の表 3.14-64～67 と同様である。

(57-3)

これにより図 3.14-22～23 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えが可能である。

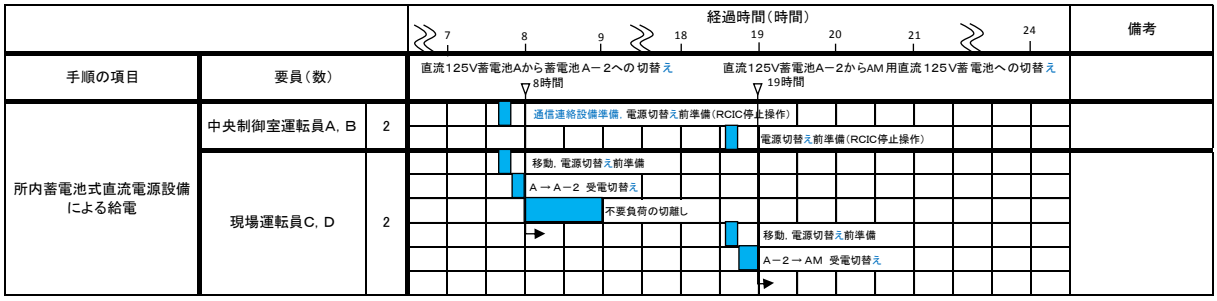


図 3.14-22　所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による電源供給（蓄電池 A，A-2，AM 用蓄電池切替え）のタイムチャート（6 号炉の例）

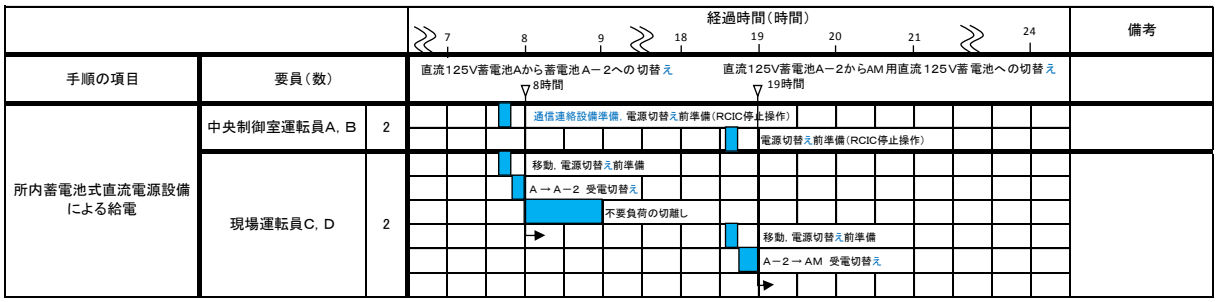


図 3.14-23　所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による電源供給（蓄電池 A，A-2，AM 用蓄電池切替え）のタイムチャート（7 号炉の例）

＊：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.14 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

所内蓄電式直流電源設備の直流 125V 蓄電池 A，直流 125V 蓄電池 A-2，直流 125V 充電器 A 及び直流 125V 充電器 A-2 は，表 3.14-74 に示すように，通常時は設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成とし，重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また，所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の AM 用直流 125V 蓄電池及び AM 用直流 125V 充電器は，通常時は非常用直流電源設備と分離し，重大事故等時に通常時と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する，及び遮断器等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(57-3，57-7)

表 3.14-74　他系統との隔離

取合系統	系統隔離	駆動方式	動作
AM 用直流 125V 蓄電池	直流母線 （AM 用直流 125V 蓄電池側）	手動	通常時切

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.14-75 に示す。これらの操作場所は，想定される事故時における放射線量が高くなるおそれが少ないため，設置場所で操作可能な設計とする。

(57-2)

表 3.14-75　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
AM 用直流 125V 主母線盤（6 号炉）	原子炉建屋の二次格納施設外地上 4 階	原子炉建屋の二次格納施設外地上 4 階
AM 用直流 125V 充電器（7 号炉）	原子炉建屋の二次格納施設外地上 4 階	原子炉建屋の二次格納施設外地上 4 階
直流母線（分電盤側）（6 号炉）	コントロール建屋地下 1 階	コントロール建屋地下 1 階
直流母線（MCC 側）（6 号炉）	原子炉建屋の二次格納施設外地下 1 階	原子炉建屋の二次格納施設外地下 1 階
直流母線（7 号炉）	コントロール建屋地下 1 階	コントロール建屋地下 1 階
直流 125V 主母線盤	コントロール建屋地下 1 階	コントロール建屋地下 1 階
125V DC 分電盤	コントロール建屋地下 1 階	コントロール建屋地下 1 階

3.14.2.3.4.1　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備の直流 125V 蓄電池 A，直流 125V 蓄電池 A-2，AM 用直流 125V 蓄電池 A は，想定される重大事故等時において，これらを組み合わせ，重大事故等対処時に負荷切り離しを行わず 8 時間，その後必要な負荷以外を切り離して 16 時間の合計 24 時間にわたり必要な設備へ直流電源を供給するために必要な容量として，直流 125V 蓄電池 A を約 6,000Ah，直流 125V 蓄電池 A-2 を約 4,000Ah，AM 用直流 125V 蓄電池を約 3,000Ah を有する設計とする。

(57-5)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

所内蓄電式直流電源設備は，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能と同時に機能が損なわれるおそれがないよう，設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備 B 系，C 系，D 系の各機器と表 3.14-76 のとおり位置的分散，及び区画された部屋にそれぞれ配置することにより物理的分離を図る設計とする。

（57-2，57-3，57-10）

表 3.14-76　多重性又は多様性，位置的分散

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用直流電源設備 B 系，C 系，D 系	所内蓄電式電源設備
電源	直流 125V 蓄電池 B 直流 125V 蓄電池 C 直流 125V 蓄電池 D 直流 125V 充電器 B 直流 125V 充電器 C 直流 125V 充電器 D ＜いずれも コントロール建屋 地下 1 階※＞	直流 125V 蓄電池 A ＜コントロール建屋 地下中 2 階＞ 直流 125V 蓄電池 A-2 直流 125V 充電器 A 直流 125V 充電器 A-2 ＜いずれもコントロール建屋 地下 1 階※＞ AM 用直流 125V 蓄電池 AM 用直流 125V 充電器 ＜いずれも原子炉建屋内の原子炉区域外 地上 4 階＞
電路	直流 125V 蓄電池及び充電器 B ～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 C ～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 D ～直流母線電路	直流 125V 蓄電池及び充電器 A ～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 A-2 ～直流母線電路 AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器 ～直流母線電路

※区分Ⅰである直流 125V 蓄電池 A，A-2，及び直流 125V 充電器 A，A-2，区分Ⅱである直流 125V 蓄電池 B 及び直流 125V 充電器 B，区分Ⅲである直流 125V 蓄電池 C 及び直流 125V 充電器 C，及び区分Ⅳである直流 125V 蓄電池 D 及び直流 125V 充電器 D は，区分ごとに区画された部屋にそれぞれ配置することにより，物理的な分離設計とする。

なお，常設代替直流電源設備は，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能と同時に機能が損なわれるおそれがないよう，設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備 A 系，B 系，C 系，D 系の各機器と表 3.14-77 のとおり位置的分散を図る設計とする。

また，炉心の著しい損傷，原子炉格納用容器の破損，及び貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷防止を防止するための設備のうち重大事故防止設備については，直流 125V 蓄電池 A，A-2，B，C 及び D から設計基準事故対処設備への電路と，AM 用直流 125V 蓄電池から重大事故防止設備への電路を，独立性を有する設計とする。

(57-10)

表 3.14-77　多重性又は多様性，位置的分散

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用直流電源設備 A 系，B 系，C 系，D 系	常設代替直流電源設備
電源	直流 125V 蓄電池 A ＜コントロール建屋 地下中 2 階＞ 直流 125V 蓄電池 A-2 直流 125V 蓄電池 B 直流 125V 蓄電池 C 直流 125V 蓄電池 D 直流 125V 充電器 A 直流 125V 充電器 A-2 直流 125V 充電器 B 直流 125V 充電器 C 直流 125V 充電器 D ＜いずれも コントロール建屋 地下 1 階＞	AM 用直流 125V 蓄電池 AM 用直流 125V 充電器 ＜いずれも原子炉建屋内の原子炉区域外 地上 4 階＞
電路	直流 125V 蓄電池及び充電器 A ～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 A-2 ～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 B ～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 C ～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 D ～直流母線電路	AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器 ～直流母線電路

3.14.2.4　可搬型直流電源設備

3.14.2.4.1　設備概要

可搬型直流電源設備は，設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源が喪失した場合，直流電源が必要な設備に電源を供給することにより，重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として設置するものである。

本系統は代替所内電気設備から受電した交流電源を直流電源に変換する「AM用直流125V充電器」，代替所内電気設備に電源供給を行う可搬型代替交流電源設備である「電源車」，「軽油タンク」及び「タンクローリ（4kL）」，代替所内電気設備として電路を構成する「緊急用電源切替箱断路器」，「緊急用電源切替箱接続装置」，「AM用動力変圧器」，「AM用MCC」及び常設代替直流電源設備である「AM用直流125V蓄電池」で構成する。可搬型直流電源設備は，電源車を代替所内電気設備及びAM用直流125V充電器を経由し直流母線へ接続することで電力を供給できる設計とする。本系統全体の概要図を図3.14-24～27に，本系統に属する重大事故等対処設備を表3.14-78に示す。

本系統は，電源車を所定の接続先であるAM用動力変圧器又は緊急用電源切替箱接続装置に接続し，代替所内電気設備の系統構成を行った後，電源車の操作ボタンにより起動する。その後，AM用直流125V充電器から必要な負荷に給電する。また，電源車の運転中は，軽油タンクからタンクローリ（4kL）により燃料を電源車に補給することで電源車の運転を継続する。

可搬型直流電源設備は，電源車の運転を継続することで，設計基準事故対処設備の交流電源及び直流電源の喪失から24時間にわたり必要な負荷に電力の供給を行うことができる設計とする。

可搬型直流電源設備の設計基準事故対処設備に対する独立性，位置的分散については3.14.2.4.3項に詳細を示す。

なお，逃がし安全弁用可搬型蓄電池については，「3.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（設置許可基準規則46条に対する方針を示す章）」で示す。

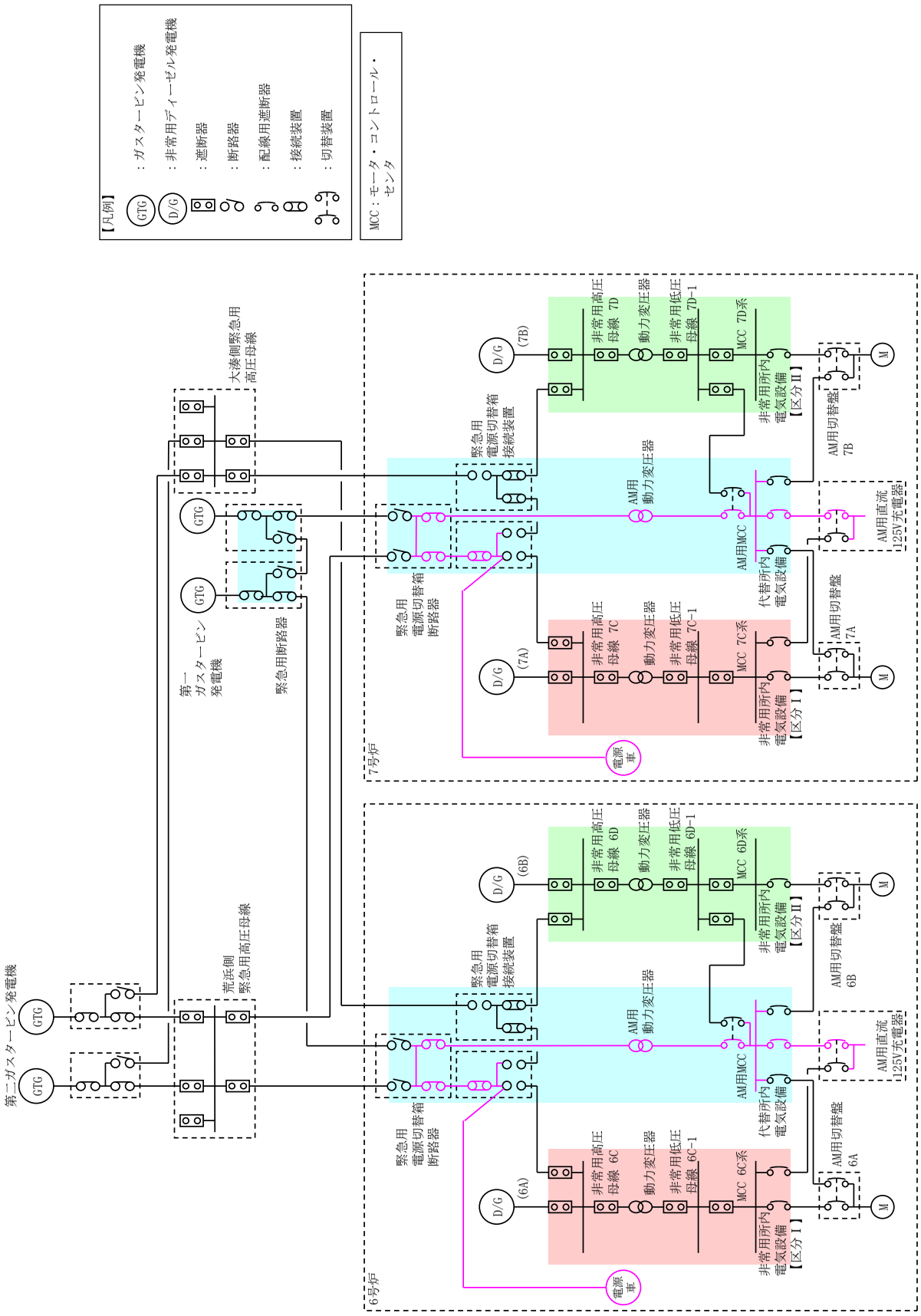


図 3.14-24　可搬型直流電源設備系統図
（電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM 用直流 125V 充電器）

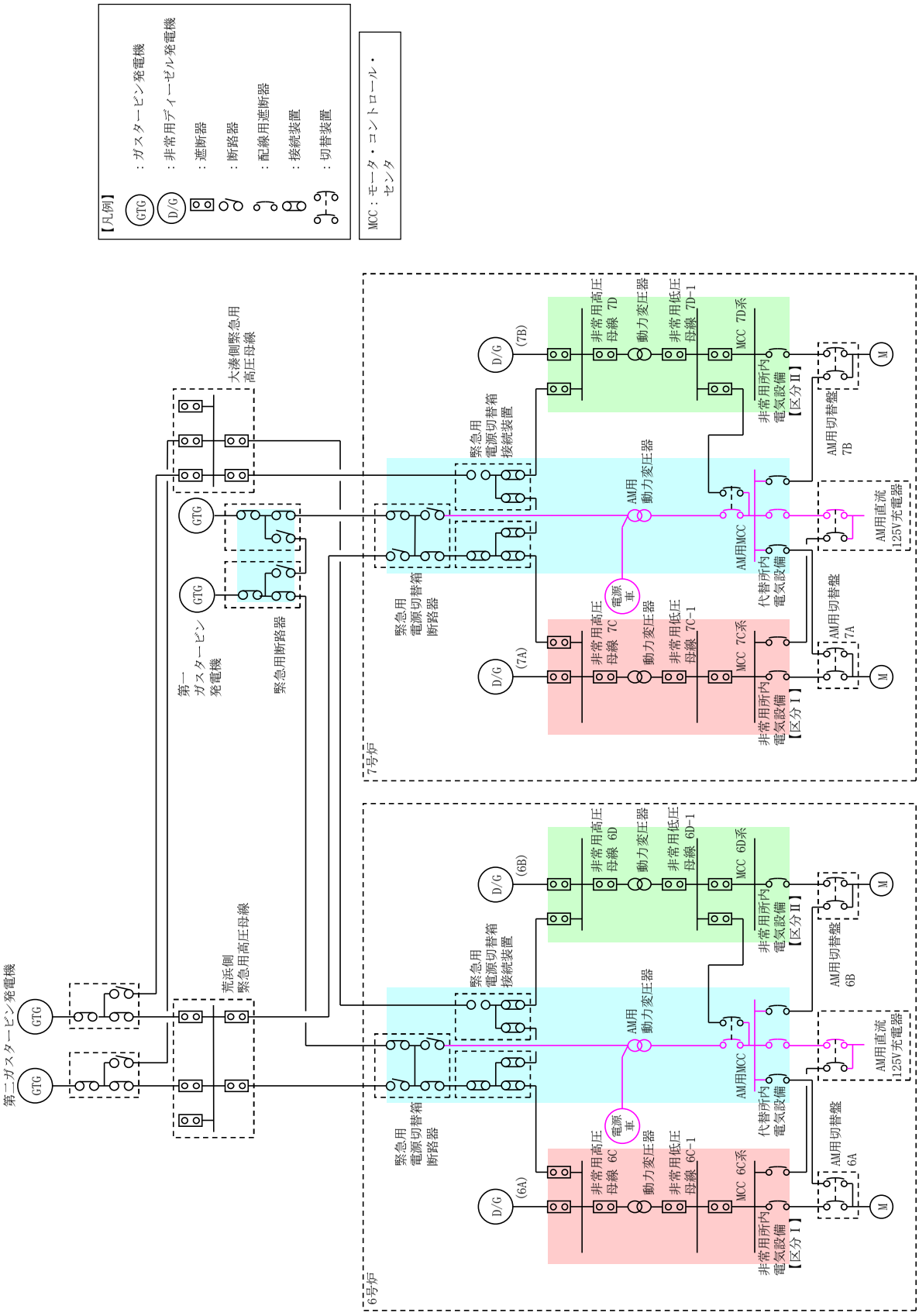


図 3.14-25　可搬型直流電源設備系統図
（電源車～AM 用動力変圧器～AM 用直流 125V 充電器）

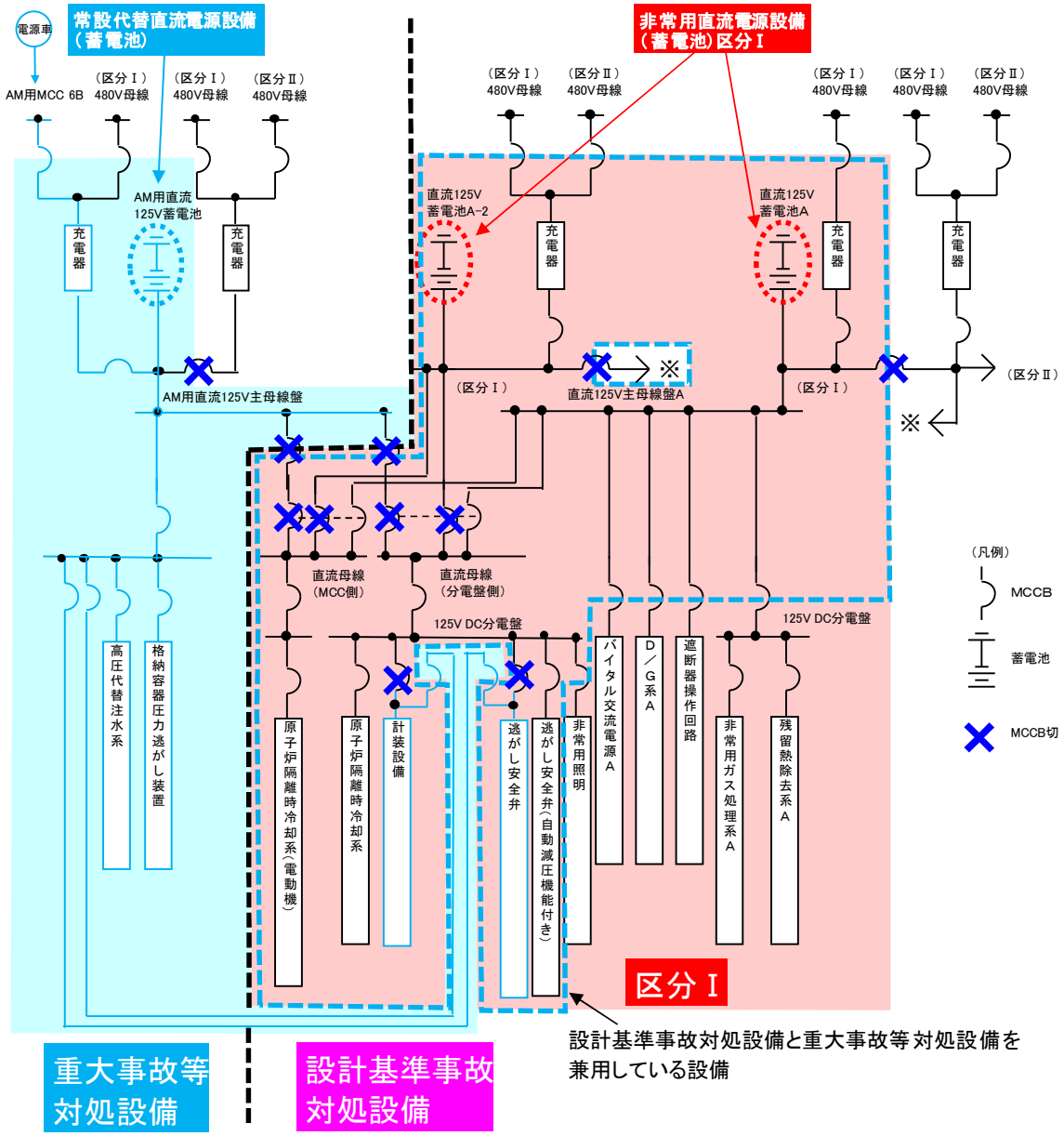


図 3.14-26　可搬型直流電源設備系統図（直流回路・6 号炉）

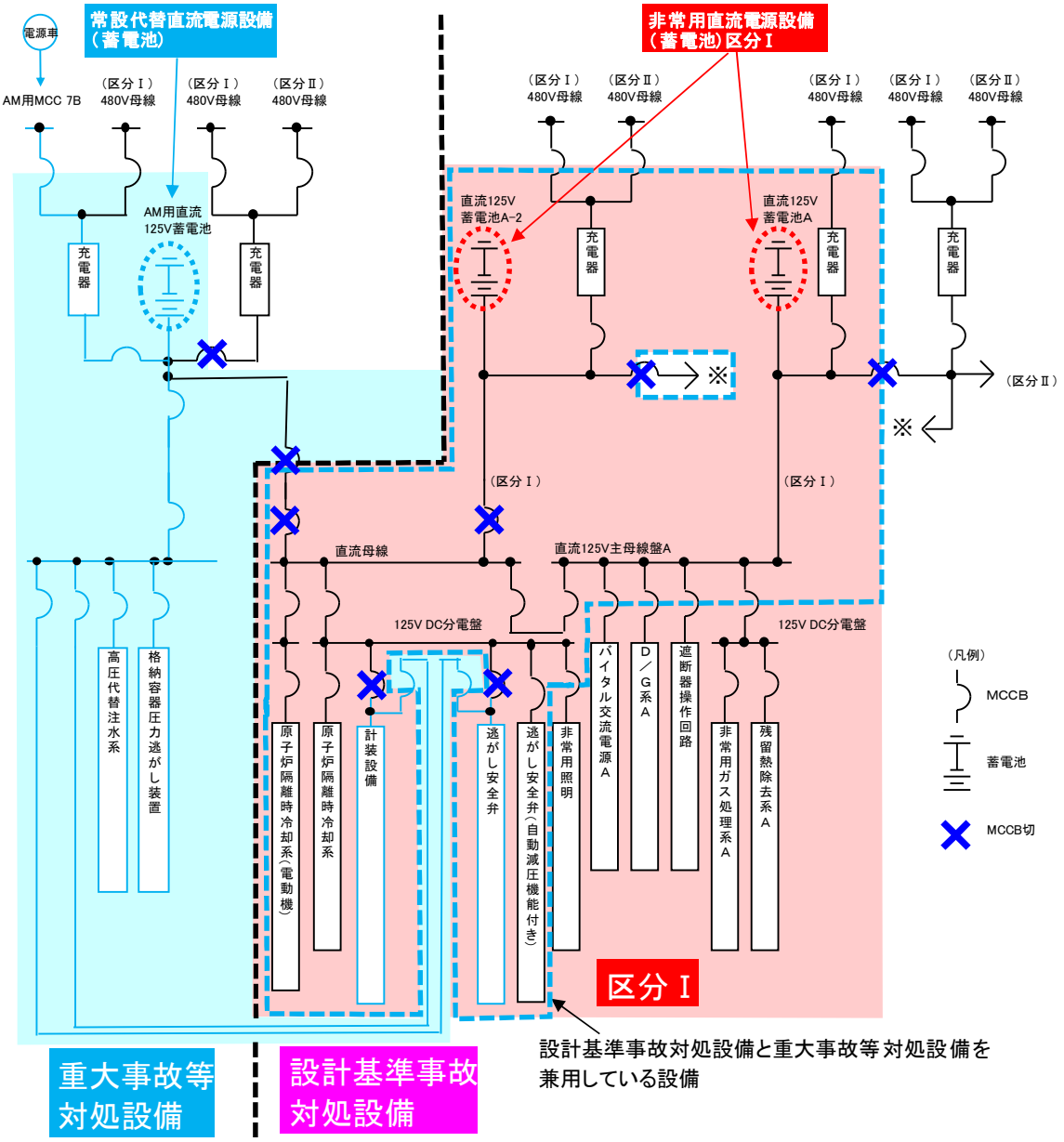


図 3.14-27　可搬型直流電源設備系統図（直流回路・7 号炉）

表 3.14-78　可搬型直流電源設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	電源車【可搬】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】
附属設備	－
燃料流路	軽油タンク出口ノズル・弁【常設】 ホース【可搬】
電路	電源車～緊急用電源切替箱接続装置 ～AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器 ～直流母線電路 （電源車～緊急用電源切替箱接続装置電路【可搬】） （緊急用電源切替箱接続装置～直流母線電路【常設】） 電源車～AM 用動力変圧器 ～AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器 ～直流母線電路 （電源車～AM 用動力変圧器電路【可搬】） （AM 用動力変圧器～直流母線電路【常設】）
計装設備（補助）※1	直流 125V 主母線盤 A 電圧【常設】 直流 125V 充電器盤 A-2 蓄電池電圧【常設】 AM 用直流 125V 充電器盤蓄電池電圧【常設】

※1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

3.14.2.4.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1)電源車（6 号及び 7 号炉共用）

エンジン

台数　　：8（予備 1）
使用燃料　：軽油

発電機

台数　　：8（予備 1）
種類　　：同期発電機
容量　　：約 500kVA/台
力率　　：0.8
電圧　　：6.9kV
周波数　　：50Hz
設置場所　：原子炉建屋電源車第一設置場所及び第二設置場所
保管場所　：荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所

(2)AM 用直流 125V 充電器

個数　　：1
電圧　　：125V
容量　　：約 300A
取付箇所　：原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階

(3)軽油タンク(6 号及び 7 号炉共用)

種類　　：たて置円筒形
容量　　：約 550kL/基
最高使用圧力　：静水頭
最高使用温度　：66℃
個数　　：1（予備 3）
取付箇所　　：屋外（6 号及び 7 号炉原子炉建屋東側）

(4)タンクローリ（4kL）(6 号及び 7 号炉共用)

容量　　：約 4.0kL/台
最高使用圧力　：24kPa[gage]
最高使用温度　：40℃
個数　　：3（予備 1）
設置場所　　：屋外
保管場所　　：荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所

3.14.2.4.3　独立性及び位置的分散の確保

可搬型直流電源設備は，表 3.14-79 に示すように，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能と同時に機能が損なわれるおそれがないよう，設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備 A 系，B 系，C 系及び D 系の各機器と表 3.14-80 のとおり独立性及び位置的分散を図る設計とする。

(57-2，57-3，57-9，57-10)

表 3.14-79　設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		非常用直流電源設備	可搬型直流電源設備
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の非常用直流電源設備 A 系，B 系，C 系及び D 系は耐震 S クラス設計とし，重大事故防止設備である可搬型直流電源設備は基準地震動 Ss で機能維持できる設計とすることで，基準地震動 Ss が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	非常用直流電源設備を設置するコントロール建屋と，重大事故防止設備の保管又は設置する屋外，原子炉建屋は，共に津波が到達しない位置とすることで，津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の非常用直流電源設備 A 系，B 系，C 系及び D 系と，重大事故防止設備である可搬型直流電源設備は，火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7　重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の非常用直流電源設備 A 系，B 系，C 系及び D 系と，重大事故防止設備である可搬型直流電源設備は，溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8　重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

表 3.14-80　位置的分散

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用直流電源設備	可搬型直流電源設備
直流設備	非常用直流 125V 充電器 ＜コントロール建屋 地下 1 階＞	AM 用直流 125V 充電器 ＜原子炉建屋の二次格納施設外 地上 4 階＞
電源	非常用ディーゼル発電機 ＜原子炉建屋内の二次格納施設 外地上 1 階＞	電源車 ＜荒浜側高台保管場所及び大湊 側高台保管場所＞
電路	非常用ディーゼル発電機 A 系 ～直流 125V 充電器 A 電路 非常用ディーゼル発電機 A 系 ～直流 125V 充電器 A-2 電路 非常用ディーゼル発電機 B 系 ～直流 125V 充電器 B 電路 非常用ディーゼル発電機 C 系 ～直流 125V 充電器 C 電路 非常用ディーゼル発電機 A 系 ～直流 125V 充電器 D 電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 A ～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 A-2 ～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 B ～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 C ～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 D ～直流母線電路	電源車 ～緊急用電源切替箱断路器 ～AM 用直流 125V 充電器電路 電源車 ～AM 用動力変圧器 ～AM 用直流 125V 充電器電路 AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器 ～直流母線電路
電源方式	蓄電池による給電	交流電力を直流電力に変換
電源の 冷却方式	水冷式	空冷式

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用直流電源設備	可搬型直流電源設備
燃料源	軽油タンク ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞ 燃料ディタンク ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上3階＞	軽油タンク ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞
燃料流路	燃料移送ポンプ ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞	タンクローリ（4kL） ＜荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに5号炉東側第二保管場所＞

3.14.2.4.4　設置許可基準規則第 43 条への適合方針
3.14.2.4.4.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）
（ⅰ）要求事項
想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。
（ⅱ）適合性
基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

ａ）電源車（6 号及び 7 号炉共用）
可搬型直流電源設備の電源車は，可搬型で屋外に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，屋外の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-81 に示す設計とする。

(57-2)

表 3.14-81　想定する環境条件及び荷重条件（電源車）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

ｂ）AM 用直流 125V 充電器

可搬型直流電源設備の AM 用直流 125V 充電器は，原子炉建屋の二次格納施設外の建屋内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，原子炉建屋の二次格納施設外の建屋内の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-82 に示す設計とする。

(57-2)

表 3.14-82　想定する環境条件及び荷重条件（AM 用直流 125V 充電器）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋の二次格納施設外の建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	原子炉建屋の二次格納施設外の建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

ｃ）軽油タンク(6 号及び 7 号炉共用)

可搬型直流電源設備の軽油タンクは，常設で屋外に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，屋外の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-83 に示す設計とする。

(57-2，57-3)

表 3.14-83　想定する環境条件及び荷重条件（軽油タンク）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。 （詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

ｄ）タンクローリ（4kL）（6 号及び 7 号炉共用）

可搬型直流電源設備のタンクローリ（4kL）は，可搬型で屋外に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，屋外の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-84 に示す設計とする。

（57-2，57-3）

表 3.14-84　想定する環境条件及び荷重条件（タンクローリ（4kL））

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型直流電源設備で，操作が必要な軽油タンク出口弁，タンクローリ（4kL）付ポンプ，電源車，代替所内電気設備及び非常用所内電気設備の各遮断器，断路器については，現場で容易に操作可能な設計とする。表 3.14-85～87 に操作対象機器の操作場所を示す。

（57-2，57-3）

表 3.14-85　操作対象機器（軽油タンク～電源車流路）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
軽油タンク出口弁	弁閉→弁開	原子炉建屋東側の屋外	手動操作
タンクローリ（4kL）付ポンプ	停止→運転	原子炉建屋東側の屋外	スイッチ操作
タンクローリ（4kL）付ポンプ	停止→運転	原子炉建屋電源車第一設置場所	スイッチ操作
タンクローリ（4kL）付ポンプ	停止→運転	原子炉建屋電源車第二設置場所	スイッチ操作

表 3.14-86　操作対象機器（電源車～AM 用直流 125V 充電器第一電路）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
電源車	停止→運転	原子炉建屋電源車第一設置場所	ボタン操作
緊急用電源切替箱接続装置（非常用高圧母線 C 系側）	入→切	原子炉建屋の二次格納施設外地下 1 階（6 号炉） 原子炉建屋の二次格納施設外地上 2 階（7 号炉）	ボルト操作
緊急用電源切替箱接続装置（非常用高圧母線 D 系側）	入→切	原子炉建屋の二次格納施設外地下 1 階（6 号炉） 原子炉建屋の二次格納施設外地上 2 階（7 号炉）	ボルト操作
緊急用電源切替箱断路器（緊急用断路器側）	入→切	コントロール建屋 地上 2 階	断路器操作
緊急用電源切替箱断路器（AM 用動力変圧器側）	切→入	コントロール建屋 地上 2 階	断路器操作
AM 用 MCC 遮断器（非常用 P/C　D 側）	入→切	原子炉建屋の二次格納施設外地上 4 階	スイッチ操作
AM 用 MCC 遮断器（AM 用動力変圧器側）	切→入	原子炉建屋の二次格納施設外地上 4 階	スイッチ操作
AM 用直流 125V 充電器遮断器（非常用 MCC　C 側）	入→切	原子炉建屋の二次格納施設外地上 4 階	スイッチ操作
AM 用直流 125V 充電器遮断器（AM 用 MCC 側）	切→入	原子炉建屋の二次格納施設外地上 4 階	スイッチ操作

表 3.14-87　操作対象機器（電源車～AM 用直流 125V 充電器第二電路）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
電源車	停止→運転	原子炉建屋電源車第二設置場所	ボタン操作
AM 用 MCC 遮断器（非常用 P/C　D 側）	入→切	原子炉建屋の二次格納施設外地上 4 階	スイッチ操作
AM 用 MCC 遮断器（AM 用動力変圧器側）	切→入	原子炉建屋の二次格納施設外地上 4 階	スイッチ操作
AM 用直流 125V 充電器遮断器（非常用 MCC　C 側）	入→切	原子炉建屋の二次格納施設外地上 4 階	スイッチ操作
AM 用直流 125V 充電器遮断器（AM 用 MCC 側）	切→入	原子炉建屋の二次格納施設外地上 4 階	スイッチ操作

以下に，可搬型直流電源設備を構成する主要設備の操作性を示す。

ａ）電源車（6 号及び 7 号炉共用）

可搬型直流電源設備の電源車は，原子炉建屋に設置している接続口まで移動可能な車両設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。また，電源車は，付属の操作スイッチ等により，設置場所での操作が可能な設計とする。電源車の現場操作パネルは，誤操作防止のために名称を明記することで操作者の操作，監視性を考慮しており，かつ，十分な操作空間を確保し，容易に操作可能とする。電源車のケーブル敷設は高所にある建屋貫通部にて行う必要があるが，あらかじめはしごを設けることで容易に昇降可能とする。また，電源車は 2 台同期運転が可能な設計とする。

（57-2，57-3）

ｂ）AM 用直流 125V 充電器

可搬型直流電源設備の AM 用直流 125V 充電器は，系統の運転状態を表示及び計器で確認できることから，確実な操作が可能な設計とする。

（57-2，57-3）

ｃ）軽油タンク（6 号及び 7 号炉共用）

軽油タンクの軽油タンク出口弁については，屋外の場所から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

（57-2，57-3）

ｄ）タンクローリ（4kL）（6 号及び 7 号炉共用）

タンクローリ（4kL）については，付属の操作ハンドルからのハンドル操作で起動する設計とする。タンクローリ（4kL）は付属の操作ハンドルを操作するにあたり，運転員のアクセス性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

タンクローリ（4kL）は，接続口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

ホースの接続に当たっては，特殊な工具，及び技量は必要とせず，専用の接続方式である専用金具にすることにより，確実に接続可能な設計とする。

（57-2，57-3）

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

ａ）電源車（6 号及び 7 号炉共用）

可搬型直流電源設備の電源車は，表 3.14-88 に示すように運転中又は停止中に機能・性能試験，分解検査又は取替えが可能な設計とする。また，電源車は，車両として運転状態の確認及び外観検査が可能な設計とする。

可搬型直流電源設備の電源車は，運転性能の確認として，電源車の運転状態として発電機電圧，電流，周波数を確認可能な設計とし，模擬負荷を接続することにより出力性能の確認を行う。また，電源車の部品状態の確認として，非破壊検査や目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことの確認を行う。また，電源車ケーブルの絶縁抵抗測定が可能な設計とする。

(57-4)

表 3.14-88　電源車の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	模擬負荷による電源車の出力性能（発電機電圧，電流，周波数）の確認 電源車の運転状態の確認 電源車の絶縁抵抗の確認
	分解検査	電源車の部品の状態を，試験及び目視により確認
	外観検査	電源車の目視点検
停止中	機能・性能試験	模擬負荷による電源車の出力性能（発電機電圧，電流，周波数）の確認 電源車の運転状態の確認 電源車の絶縁抵抗の確認 ケーブルの絶縁抵抗の確認
	分解検査	電源車の部品の状態を，試験及び目視により確認
	外観検査	電源車の目視点検

ｂ）AM 用直流 125V 充電器

可搬型直流電源設備の AM 用直流 125V 充電器は，表 3.14-89 に示すように運転中に機能・性能試験，停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

性能の確認として，AM 用直流 125V 充電器の盤内外部の目視により性能に影響を及ぼすおそれのある異常がないこと，電気回路の絶縁抵抗に異常がないこと，運転状態により半導体素子の動作に異常がないことを確認する。

AM 用直流 125V 充電器の出力電圧の確認を可能とする計器を設けた設計とする。

(57-4)

表 3.14-89　AM 用直流 125V 充電器の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	充電器の出力電圧の確認
停止中	機能・性能試験	充電器の出力電圧，絶縁抵抗の確認
	外観検査	充電器の外観の確認

ｃ）軽油タンク(6 号及び 7 号炉共用)

可搬型直流電源設備の軽油タンクは，表 3.14-90 に示すように発電用原子炉の運転中及び停止中に外観検査が可能な設計とする。軽油タンク内面の確認として，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことが確認可能な設計とする。具体的にはタンク上部のマンホールが開放可能であり，内面の点検が可能な設計とする。軽油タンクの漏えい検査が実施可能な設計とする。具体的には漏えい検査が可能な隔離弁を設ける設計とする。軽油タンクの定例試験として油面レベルの確認が可能な計器を設ける設計とする。

(57-4)

表 3.14-90　軽油タンクの試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中	外観検査	軽油タンクの油面レベルの確認
停止中	外観検査	軽油タンクの外観 軽油タンク内面の状態を試験及び目視により確認 漏えいの有無の確認

ｄ）タンクローリ（4kL）（6 号及び 7 号炉共用）

可搬型直流電源設備のタンクローリ（4kL）は，表 3.14-91 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査及び機能・性能の確認が可能な設計とする。タンクローリ（4kL）は油量，漏えいの確認が可能なように油面計又は検尺口を設け，かつ，内部の確認が可能なようにマンホールを設ける設計とする。さらに，タンクローリ（4kL）は車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。タンクローリ（4kL）付ポンプは，通常系統にて機能・性能確認ができる設計とし，分解が可能な設計とする。

ホースの外観検査として，機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂，腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。

(57-4)

表 3.14-91　タンクローリ（4kL）の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	外観検査	タンク，ホース外観の確認及びタンク内面の状態を目視により確認 漏えいの有無の確認
	機能・性能試験	タンクの漏えい確認
	車両検査	タンクローリ（4kL）の車両としての運転状態の確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

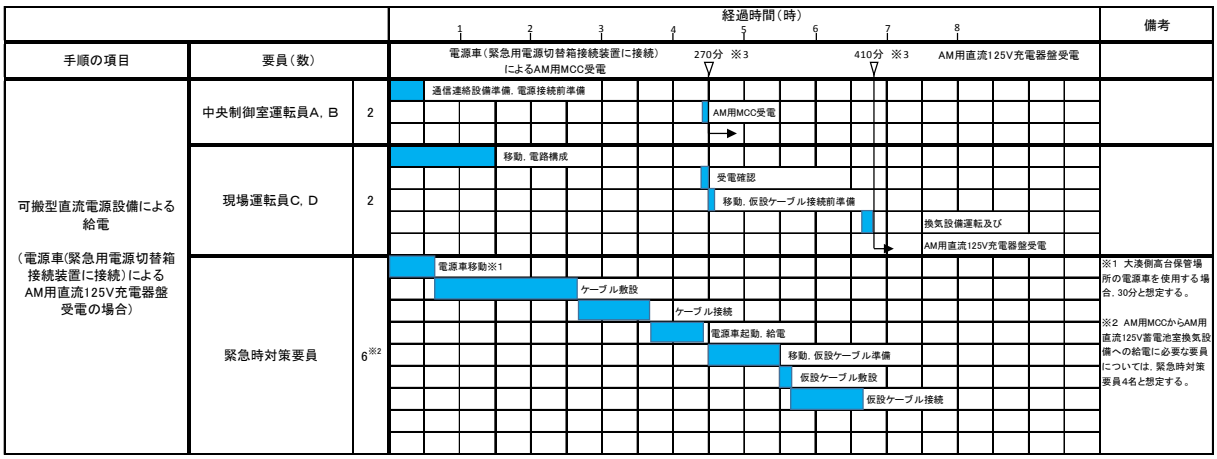
（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型直流電源設備は，可搬型代替交流電源設備と代替所内電気設備と常設代替直流電源設備を組み合わせた系統であるため，本来の用途以外の用途には使用しない。なお，代替所内電気設備は遮断器・断路器を設けることにより想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から速やかな切り替えが可能な設計とする。また，必要な燃料系統の操作は，軽油タンク出口弁を設けることにより想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から速やかな切替えが可能な設計とする。切替え操作の対象機器は(2)操作性の表 3.14-85～87 と同様である。

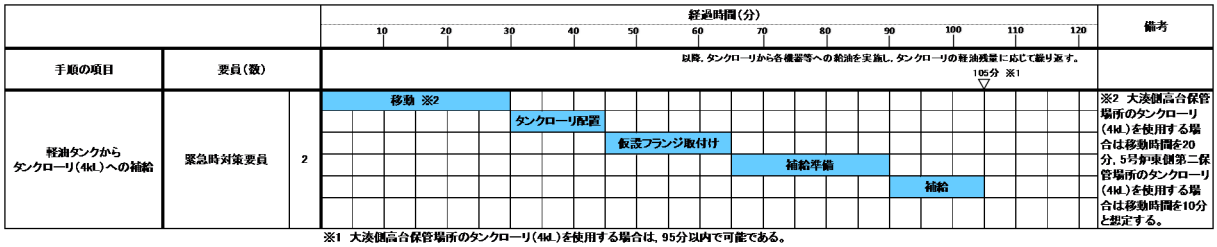
(57-3)

これにより図 3.14-28～30 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えが可能である。



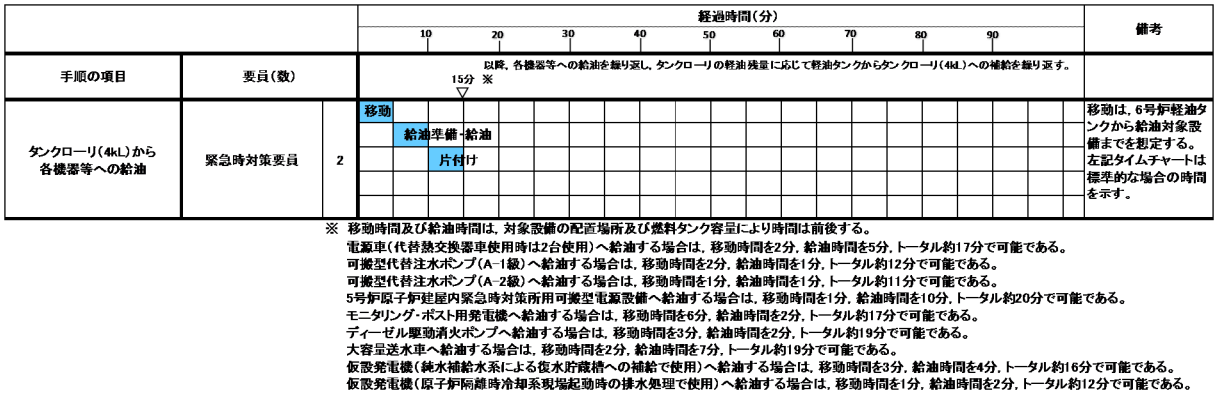
※3 大湊側高台保管場所の電源車を使用する場合は，電源車による給電開始まで約255分，AM用MCC受電完了まで約260分，AM用直流125V充電器盤受電完了まで約400分で可能である。

図 3.14-28　可搬型直流電源設備による電源供給のタイムチャート



※1 大湊側高台保管場所のタンクローリ（4kL）を使用する場合は，95分以内で可能である。
5号炉東側第二保管場所のタンクローリ（4kL）を使用する場合は，85分以内で可能である。

図 3.14-29　軽油タンクからタンクローリ（4kL）への燃料補給のタイムチャート



※ 移動時間及び給油時間は，対象設備の配置場所及び燃料タンク容量により時間は前後する。
電源車（代替熱交換器車使用時は2台使用）へ給油する場合は，移動時間を2分，給油時間を5分，トータル約17分で可能である。
可搬型代替注水ポンプ（A-1級）へ給油する場合は，移動時間を2分，給油時間を1分，トータル約12分で可能である。
可搬型代替注水ポンプ（A-2級）へ給油する場合は，移動時間を1分，給油時間を1分，トータル約11分で可能である。
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備へ給油する場合は，移動時間を1分，給油時間を10分，トータル約20分で可能である。
モニタリング・ポスト用発電機へ給油する場合は，移動時間を6分，給油時間を2分，トータル約17分で可能である。
ディーゼル駆動消火ポンプへ給油する場合は，移動時間を3分，給油時間を2分，トータル約19分で可能である。
大容量送水車へ給油する場合は，移動時間を2分，給油時間を7分，トータル約19分で可能である。
仮設発電機（純水補給水系による復水貯蔵槽への補給で使用）へ給油する場合は，移動時間を3分，給油時間を4分，トータル約16分で可能である。
仮設発電機（原子炉隔離時冷却系現場起動時の排水処理で使用）へ給油する場合は，移動時間を1分，給油時間を2分，トータル約12分で可能である。

図 3.14-30　タンクローリ（4kL）から各機器等への燃料補給のタイムチャート

＊：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.14 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬型直流電源設備は，表 3.14-92 に示すように，設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備と切り離された状態とし，通常時は電源となる電源車を代替所内電気設備と切り離し，及びタンクローリ（4kL）を軽油タンクと切り離して保管することで隔離する系統構成としており，重大事故等時に通常時と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する，及び遮断器等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，非常用直流電源設備，代替所内電気設備及び非常用交流電源設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

また，可搬型直流電源設備の AM 用直流 125V 充電器の受電元は，設計基準事故対処設備である MCC　C と重大事故等対処設備である AM 用 MCC から，切替装置により同時に配線用遮断器を投入できない設計とし，他の設備に影響を与えない設計とする。

電源車及びタンクローリ（4kL）は治具や輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

（57-3，57-7）

表 3.14-92　他系統との隔離

取合系統	系統隔離	駆動方式	動作
非常用直流電源設備	AM 用直流 125V 充電器遮断器（直流母線側充電器出力）	手動	切
代替所内電気設備	緊急用電源切替箱接続装置（電源車の接続口）	手動	通常時切り離し
代替所内電気設備	AM 用動力変圧器（電源車の接続口）	手動	通常時切り離し
非常用交流電源設備	軽油タンク（タンクローリ（4kL）の接続口）	手動	通常時切り離し

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

可搬型直流電源設備のうち，電源車から AM 用 MCC 経由で AM 用直流 125V 充電器へ電源供給する系統，及び軽油タンクから電源車まで燃料移送する系統は，系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.14-93 に示す。これらの操作場所は，想定される事故時における放射線量が高くなるおそれが少ないため，設置場所で操作可能な設計とする。

(57-2)

表 3.14-93　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
電源車	原子炉建屋電源車 第一設置場所	原子炉建屋電源車第一設置場所， 原子炉建屋の二次格納施設外 地下 1 階（6 号炉）， 原子炉建屋の二次格納施設外 地上 2 階（7 号炉）
	原子炉建屋電源車 第二設置場所	原子炉建屋電源車第二設置場所， 原子炉建屋の二次格納施設外 地下 1 階及び地上 4 階（6 号炉）， 原子炉建屋の二次格納施設外 地下 1 階及び地上 3 階（7 号炉）
軽油タンク	原子炉建屋東側の屋外	原子炉建屋東側の屋外
タンクローリ （4kL）	原子炉建屋電源車 第一設置場所	原子炉建屋電源車第一設置場所
	原子炉建屋電源車 第二設置場所	原子炉建屋電源車第二設置場所
	原子炉建屋東側の屋外	原子炉建屋東側の屋外
緊急用電源切替箱断路器	コントロール建屋地上 2 階	コントロール建屋地上 2 階
AM 用 MCC	原子炉建屋の二次格納施設外地上 4 階	原子炉建屋の二次格納施設外地上 4 階
AM 用直流 125V 充電器	原子炉建屋の二次格納施設外地上 4 階	原子炉建屋の二次格納施設外地上 4 階

3.14.2.4.4.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ｉ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

ｂ）AM 用直流 125V 充電器

可搬型直流電源設備の AM 用直流 125V 充電器は，設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失及び蓄電池が枯渇）した場合，電源車を代替所内電気設備へ接続することにより，24 時間にわたり必要な設備へ直流電源を供給するために必要な容量として約 300A を有する設計とする。

(57-5)

ｃ）軽油タンク(6 号及び 7 号炉共用)

可搬型直流電源設備の軽油タンクは，重大事故等時において，同時にその機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備が，7 日間連続運転する場合に必要となる燃料量約 480kL を上回る，容量約 550kL を有する設計とする。

(57-5)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ｉ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

ｂ）AM 用直流 125V 充電器

可搬型直流電源設備の AM 用直流 125V 充電器は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

ｃ）軽油タンク(6 号及び 7 号炉共用)

可搬型直流電源設備の軽油タンクは，第一ガスタービン発電機，電源車，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級），可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），大容量送水車（熱交換器ユニット用），大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），大容量送水車（海水取水用），モニタリング・ポスト用発電機及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料を貯蔵しており，共用により他号炉のタンクに貯蔵している燃料も使用可能となり，安全性の向上が図られることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。軽油タンクは，共用により悪影響を及ぼさないよう，6 号及び 7 号炉で必要な重大事故等対処設備の燃料を確保するとともに，号炉の区分けなくタンクローリ（4kL）を用いて燃料を利用できる設計とする。

なお，軽油タンクは，重大事故等時に重大事故等対処設備へ燃料補給を実施する場合のみ 6 号及び 7 号炉共用とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ)適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬型直流電源設備のうち，電源車接続先から AM 用直流 125V 充電器までの常設の電路は代替所内電気設備を経由する。

代替所内電気設備は，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能と同時に機能が損なわれるおそれがないよう，設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備の各機器と表 3.14-94 のとおり多様性，位置的分散を図る設計とする。

電路については，代替所内電気設備を非常用所内電気設備に対して，独立した電路で系統構成することにより，共通要因によって同時に機能を損なわれないよう独立した設計とする。

(57-2，57-3，57-9，57-10)

表 3.14-94　多重性又は多様性，位置的分散（57-9 参照）

	設計基準事故対処設備 非常用所内電気設備	重大事故防止設備 代替所内電気設備
電源	非常用高圧母線 非常用動力変圧器 非常用低圧母線 非常用 MCC ＜いずれも原子炉建屋の二次格納施設外地下 1 階＞	緊急用断路器 ＜7 号炉タービン建屋南側の屋外＞ 緊急用電源切替箱断路器 ＜コントロール建屋地上 2 階＞ 緊急用電源切替箱接続装置 ＜原子炉建屋の二次格納施設外地下 1 階（6 号炉）＞ ＜原子炉建屋の二次格納施設外地下 1 階及び地上 2 階（7 号炉）＞ AM 用動力変圧器 ＜原子炉建屋の二次格納施設外地上 4 階（6 号炉）＞ ＜原子炉建屋の二次格納施設外地上 3 階（7 号炉）＞ AM 用 MCC ＜原子炉建屋の二次格納施設外地上 4 階＞
電路	非常用ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線電路	電源車 ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 電源車 ～AM 用 MCC 電路 第一ガスタービン発電機 ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 第一ガスタービン発電機 ～AM 用 MCC 電路
電源供給先	非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 非常用高圧母線 E 系 ＜いずれも原子炉建屋の二次格納施設外地下 1 階＞	非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 ＜いずれも原子炉建屋の二次格納施設外地下 1 階＞ AM 用 MCC ＜原子炉建屋の二次格納施設外地上 4 階＞

3.14.2.4.4.3　設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 3 項一）

（ｉ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

ａ）電源車（6 号及び 7 号炉共用）

可搬型直流電源設備の電源車は，想定される重大事故等時において，最低限必要な交流設備に電力を供給できる容量を有するものを 1 セット 2 台使用する。保有数は，6 号及び 7 号炉共用で 4 セット 8 台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 9 台を保管する。

具体的には，電源車は，常設代替交流電源設備が使用できる場合，残留熱除去系の除熱のため代替原子炉補機冷却系に電源供給する。電源車から代替原子炉補機冷却系を受電する場合は，電源車から負荷に直接接続する設備であることから，必要台数 1 セットに加えて予備を配備する。代替原子炉補機冷却系 1 基に対し，必要となる負荷は，最大負荷約 441kW(その 1)，約 710kW(その 2)及び連続最大負荷約 221kW(その 1)，約 201kW(その 2)のため，力率を考慮して，500kVA/台の電源車が 2 台必要となる。なお，燃料補給時には電源車を交互に停止して燃料補給を行うことで停電を伴う必要が無く，電源供給を継続することが可能な設計とする。

電源車は，常設代替交流電源設備が使用できない場合，低圧代替注水系に関連する設備に電源供給する。電源車から非常用所内電気設備又は代替所内電気設備を受電する場合は，原子炉建屋外から電力を供給する可搬型代替交流電源設備に該当するため，必要設備を 2 セットに加えて予備を配備する。必要となる負荷は，最大負荷約 734kW(6 号炉)，約 754kW(7 号炉)及び連続最大負荷約 699kW(6 号炉)，約 728kW(7 号炉)である。6 号及び 7 号炉の各号炉とも 500kVA/台の電源車を 2 台必要である。なお，燃料補給時には連続運転の必要がない負荷を一時的に切り離し，電源車を交互に停止して燃料補給を行うことで停電を伴う必要が無く，電源供給を継続することが可能な設計とする。

電源車を代替原子炉補機冷却系に接続する場合と，電源車を非常用所内電気設備又は代替所内電気設備に接続する場合は，同時に使用することがないため，「共-4　可搬型重大事故等対処設備の必要数，予備数及び保有数について」に基づき，電源車は，重大事故等対処時に必要な台数 8 台，及び容量約 500kVA/台を有する設計とする。加えて予備 1 台を有する設計とする。

(57-5)

ｄ）タンクローリ（4kL）（6 号及び 7 号炉共用）

可搬型直流電源設備のタンクローリ（4kL）は，想定される重大事故等時において，その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に，燃料を補給できる容量を有する設計とする。

容量としては重大事故等時において，同時にその機能を発揮することを要求される電源車，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級），可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），モニタリング・ポスト用発電機，大容量送水車（熱交換器ユニット用），大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），大容量送水車（海水取水用），5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の連続運転が可能な燃料を，それぞれ電源車，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級），可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），モニタリング・ポスト用発電機，大容量送水車（熱交換器ユニット用），大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），大容量送水車（海水取水用），5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備に供給できる容量を有するものを 1 セット 3 台使用する。保有数は 6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 3 台と，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（共用）の合計 4 台を分散して保管する。

（57-5，57-11）

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項二）

（ｉ）要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては，当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ，かつ，二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう，接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型直流電源設備のうち，AM 用 MCC を電源供給する系統及び軽油タンクから電源車まで燃料移送する系統は，接続が必要なタンクローリ（4kL）ホース，電源車ケーブルについては，現場で容易に接続可能な設計とする。表 3.14-95～97 に対象機器の接続場所を示す。

表 3.14-95　接続対象機器設置場所（軽油タンク～電源車流路）

接続元機器名称	接続先機器名称	接続場所	接続方法
タンクローリ（4kL）	軽油タンク	原子炉建屋東側の屋外	フランジ接続
タンクローリ（4kL）	電源車	原子炉建屋電源車第一設置場所及び第二設置場所	ノズル接続

表 3.14-96　接続対象機器設置場所（電源車～AM 用 MCC 第一電路）

接続元機器名称	接続先機器名称	接続場所	接続方法
電源車	緊急用電源切替箱接続装置	原子炉建屋の二次格納施設外地下 1 階(6 号炉) 原子炉建屋の二次格納施設外地上 2 階(7 号炉)	ボルト・ネジ接続
		原子炉建屋の二次格納施設外地上 1 階	スリップオン接続

表 3.14-97　接続対象機器設置場所（電源車～AM 用 MCC 第二電路）

接続元機器名称	接続先機器名称	接続場所	接続方法
電源車	AM 用動力変圧器	原子炉建屋の二次格納施設外地上 4 階(6 号炉) 原子炉建屋の二次格納施設外地上 3 階(7 号炉)	ボルト・ネジ接続
		原子炉建屋の二次格納施設外地上 1 階	スリップオン接続

以下に，可搬型直流電源設備を構成する可搬型主要設備の確実な接続先を示す。

ａ）電源車（6 号及び 7 号炉共用）

可搬型直流電源設備の電源車は，建屋貫通の接続口にてケーブルを通線した後スリップオン接続又はボルト・ネジ接続すること，一般的な工具を用いてケーブルを確実に接続できる設計とすること，確実な接続ができるよう足場を設ける設計とすること，及び接続状態を目視で確認できることから，確実な接続が可能な設計とする。6 号及び 7 号炉において相互に使用することができるよう 6 号及び 7 号炉同一形状のスリップオン又は端子により接続を行う設計とする。電源車ケーブルは充電部が露出する場合に養生することにより 3 相間の絶縁を確保する設計とする。

(57-2，57-8)

なお，可搬型直流電源設備の電源車の接続方法として，荒浜側常設代替交流電源設備設置場所にある緊急用高圧母線にボルト・ネジ接続し，緊急用高圧母線から各号炉の緊急用電源切替箱断路器を経由して非常用高圧母線 C 系及び D 系，又は AM 用 MCC を受電することが可能な設計とする。本接続方法は事業者の自主的な取り組みで運用するものである。

ｄ）タンクローリ（4kL）(6 号及び 7 号炉共用)

可搬型直流電源設備のタンクローリ（4kL）は 6 号及び 7 号炉が相互に使用することができるよう，軽油タンクから来るホースと接続口について，ホースと接続口を専用の接続方式である専用金具にすることに加え，接続口の口径を統一し，確実に接続ができる設計とする。

(57-2)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

（ⅰ）要求事項

常設設備と接続するものにあっては，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

ａ）電源車（6 号及び 7 号炉共用）

可搬型直流電源設備の電源車は，AM 用 MCC に電源供給する場合において，原子炉建屋の異なる面に位置的分散を図った二箇所の接続口を設置していることから，共通要因により接続不可とならない設計とする。

(57-2)

ｄ）タンクローリ（4kL）（6 号及び 7 号炉共用）

可搬型直流電源設備のタンクローリ（4kL）を接続する軽油タンクは 6 号及び 7 号炉で計 4 基あり，6 号炉の軽油タンクと 7 号炉の軽油タンクは 100m 以上離隔を確保しているため，各々の接続箇所が共通要因により接続不可とならない設計とする。

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

可搬型直流電源設備の系統構成に操作が必要な可搬型設備の接続場所は，(2)確実な接続の表 3.14-94～96 と同様である。これらの操作場所は，想定される事故時における放射線量が高くなるおそれが少ないため，設置場所で操作可能な設計とする。

(57-2)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

（ⅰ）要求事項

地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬型直流電源設備の可搬型設備である電源車及びタンクローリ（4kL）は，地震，津波その他自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）と 100m 以上の離隔で位置的分散を図り，発電所敷地内の高台にある荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所の複数箇所に分散して配置する設計とする。

(57-2)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型直流電源設備は，想定される重大事故等が発生した場合においても，可搬型重大事故等対処設備の運搬，移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する設計とする。(「可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルート」参照)

(57-6)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

（ⅰ）要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬型直流電源設備は，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能と同時に機能が損なわれるおそれがないよう，設計基準事故対処設備である非常用直流電源設備の各機器と表 3.14-98 のとおり多様性，位置的分散を図る設計とする。

（57-2，57-3，57-9，57-10）

表 3.14-98　多重性又は多様性，位置的分散

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備	重大事故防止設備
	非常用直流電源設備	常設代替直流電源設備	可搬型直流電源設備
直流設備	非常用直流 125V 充電器 ＜コントロール建屋 地下 1 階＞	AM 用直流 125V 充電器 ＜原子炉建屋の二次格納施設外 地上 4 階＞	AM 用直流 125V 充電器 ＜原子炉建屋の二次格納施設外 地上 4 階＞
電源	非常用ディーゼル発電機 ＜原子炉建屋の二次格納施設外 地上 1 階＞	AM 用直流 125V 蓄電池 ＜原子炉建屋の二次格納施設外 地上 4 階＞	電源車 ＜荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所＞
電路	非常用ディーゼル発電機 A 系 ～直流 125V 充電器 A 電路 非常用ディーゼル発電機 A 系 ～直流 125V 充電器 A-2 電路 非常用ディーゼル発電機 B 系 ～直流 125V 充電器 B 電路 非常用ディーゼル発電機 C 系 ～直流 125V 充電器 C 電路 非常用ディーゼル発電機 A 系 ～直流 125V 充電器 D 電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 A ～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 A-2 ～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 B ～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 C ～直流母線電路 直流 125V 蓄電池及び充電器 D ～直流母線電路	AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器 ～直流母線電路	電源車 ～緊急用電源切替箱断路器 ～AM 用直流 125V 充電器電路 電源車 ～AM 用動力変圧器 ～AM 用直流 125V 充電器電路 AM 用直流 125V 蓄電池及び充電器 ～直流母線電路

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備	重大事故防止設備
	非常用直流電源設備	常設代替直流電源設備	可搬型直流電源設備
電源方式	蓄電池による給電	蓄電池による給電	交流電力を直流電力に変換
電源の冷却方式	水冷式	－	空冷式
燃料源	軽油タンク ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞ 燃料ディタンク ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上3階＞	－	軽油タンク ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞
燃料流路	燃料移送ポンプ ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞	－	タンクローリ（4kL） ＜荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに5号炉東側第二保管場所＞

3.14.2.4.5　その他設備
3.14.2.4.5.1　直流給電車
3.14.2.4.5.1.1　設備概要

直流給電車は，設計基準事故対処設備の電源喪失（全交流電源及び全直流電源），及び重大事故等対処設備の電源喪失（代替交流電源及び常設代替直流電源）により，重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において，炉心の著しい損傷を防止するために，原子炉隔離時冷却系，逃がし安全弁及び当該機器の計測制御設備に必要な電力を供給するために設置する。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

3.14.2.5　号炉間電力融通電気設備

3.14.2.5.1　設備概要

号炉間電力融通電気設備は，設計基準事故対処設備の交流電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合，号炉間電力融通ケーブル（常設）又は号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を用いて他号炉の緊急用電源切替箱断路器から自号炉の非常用高圧母線C系又はD系までの電路を構築し，他号炉から電源を供給することにより，重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として設置するものである。

号炉間電力融通電気設備は，号炉間電力融通ケーブル（常設）を1式，号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を1式配備している。常設と可搬型のどちらか一方を特定せずに，使用できる号炉間融通ケーブルを示す場合には「号炉間電力融通ケーブル」と表記する。常設と可搬型を区別する必要がある場合は，それぞれ「号炉間電力融通ケーブル（常設)」,「号炉間電力融通ケーブル（可搬型)」と表記する。号炉間電力融通ケーブル（常設）は，あらかじめ号炉間にケーブルを敷設し，端部をケーブルの収納盤に収納して使用する際に6号及び7号炉の緊急用電源切替箱断路器に手動で接続することで，他号炉の電源設備から非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系に電力を供給できる設計とする。号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は，号炉間電力融通ケーブル（常設）が使用できない場合の予備ケーブルとして保管し，使用する際には運搬して敷設し，6号及び7号炉の緊急用電源切替箱断路器に手動で接続することで，他号炉の電源設備から非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系に電力を供給できる設計とする。

本系統は他号炉と自号炉を接続する電路を構成する「号炉間電力融通ケーブル」，号炉間電力融通ケーブル以外に電路の構成要素となる代替所内電気設備の「緊急用電源切替箱断路器」,「緊急用電源切替箱接続装置」,「非常用高圧母線 C 系」及び「非常用高圧母線 D 系」で構成する。本系統全体の概要図を図3.14-31～32に，本系統に属する重大事故等対処設備を表3.14-99に示す。

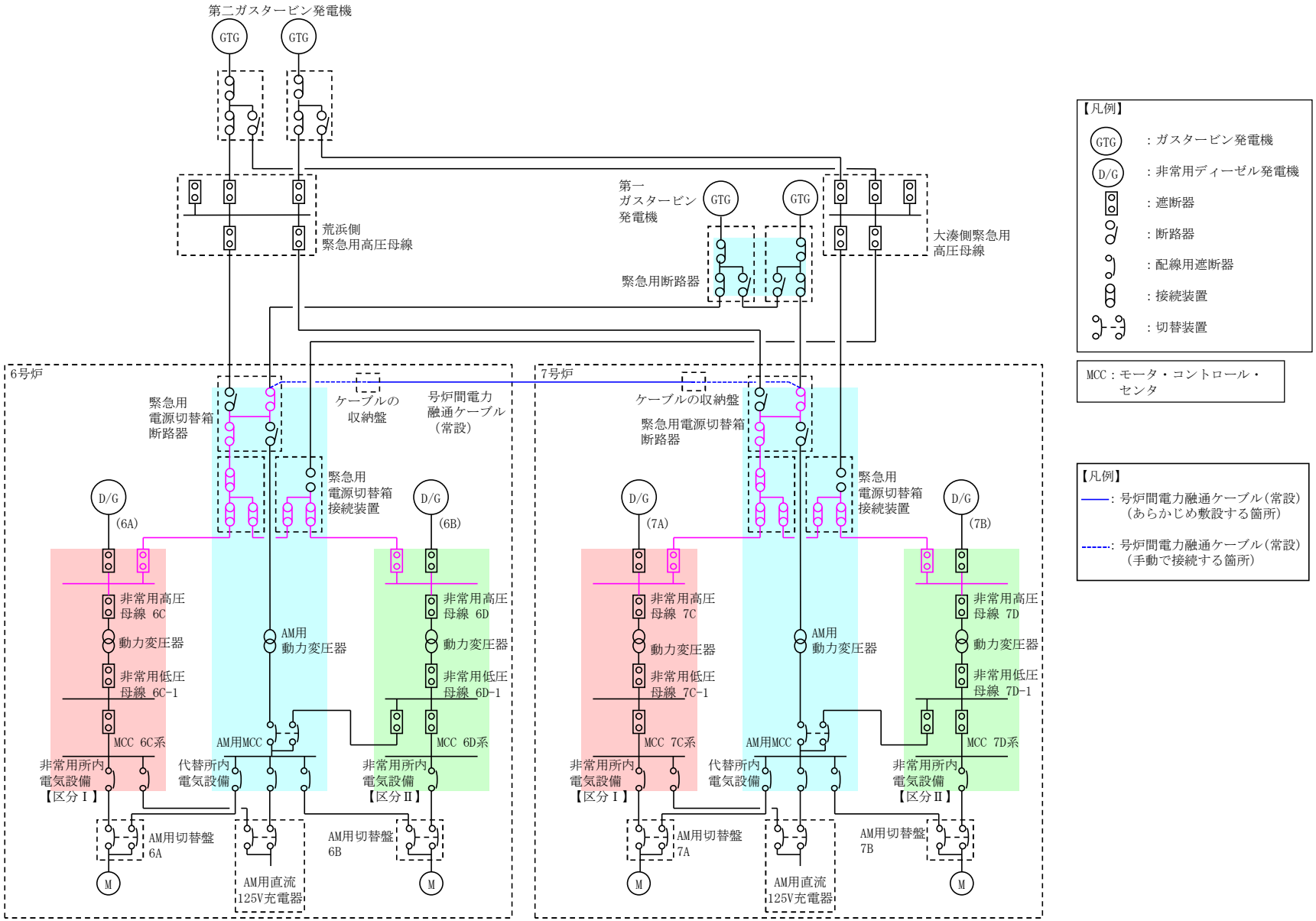


図 3.14-31　号炉間電力融通電気設備系統図
（号炉間電力融通ケーブル（常設））

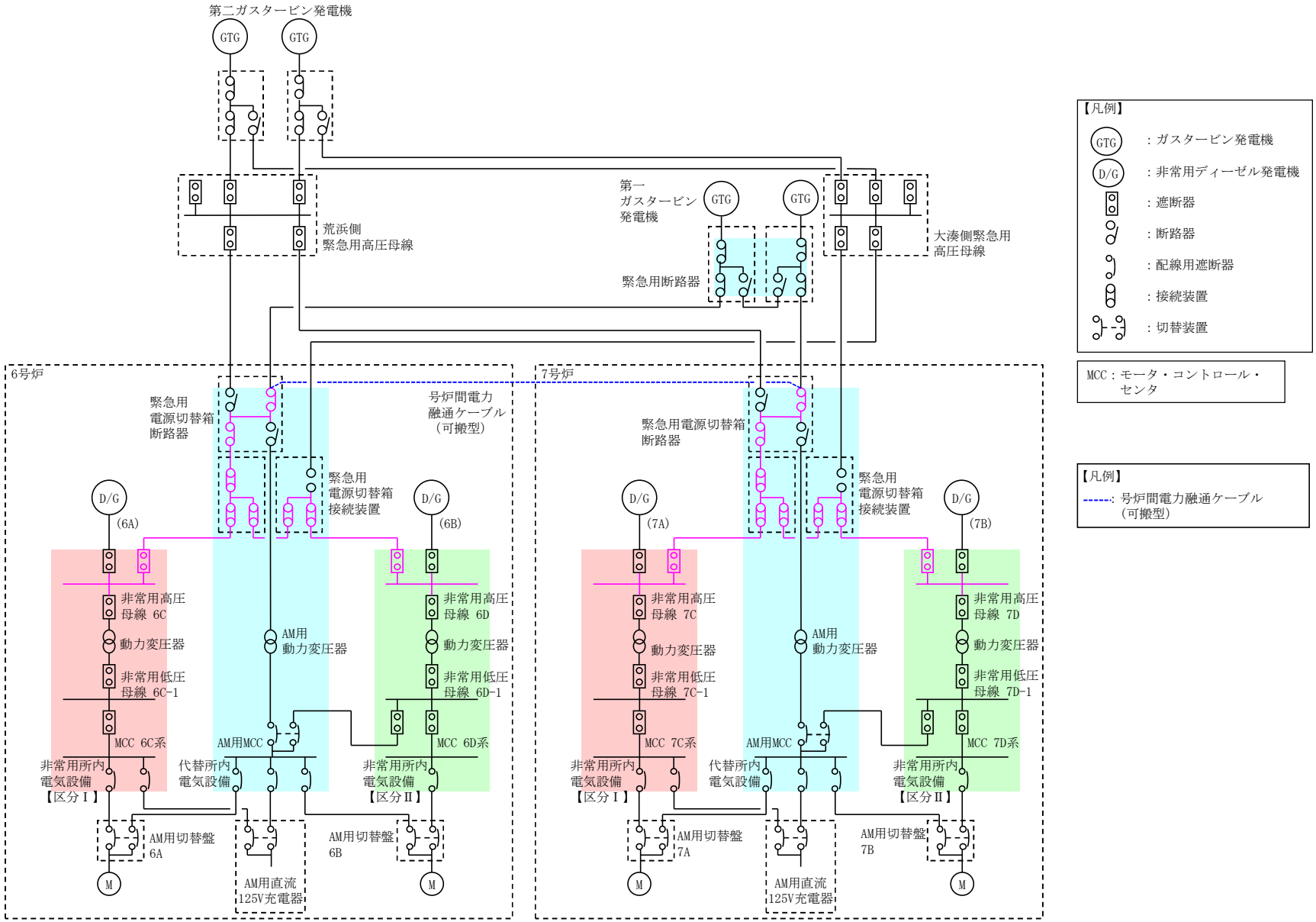


図 3.14-32　号炉間電力融通電気設備系統図
（号炉間電力融通ケーブル（可搬型））

表 3.14-99　号炉間電力融通電気設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	号炉間電力融通ケーブル（常設）【常設】 号炉間電力融通ケーブル（可搬型）【可搬】
附属設備	－
燃料流路	－
電路	号炉間電力融通ケーブル（常設） ～非常用高圧母線C系及びD系電路【常設】 号炉間電力融通ケーブル（可搬型） ～非常用高圧母線C系及びD系電路 （号炉間電力融通ケーブル（可搬型） ～緊急用電源切替箱断路器電路【可搬】） （緊急用電源切替箱断路器 ～非常用高圧母線C系及びD系電路【常設】）
計装設備（補助）※1	M/C C電圧【常設】 M/C D電圧【常設】 非常用D/G(A)発電機電圧（他号炉）【常設】 非常用D/G(B)発電機電圧（他号炉）【常設】 非常用D/G(A)発電機電力（他号炉）【常設】 非常用D/G(B)発電機電力（他号炉）【常設】 非常用D/G(A)発電機周波数（他号炉）【常設】 非常用D/G(B)発電機周波数（他号炉）【常設】 第一GTG発電機電圧【常設】

※1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

3.14.2.5.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1)号炉間電力融通ケーブル（常設）(6 号及び 7 号炉共用)

個数　　：1 式
種類　　：6,600V 架橋ポリエチレン絶縁難燃性ビニルシースケーブル
サイズ　：100mm^2
全長　　：約 25m
取付箇所：コントロール建屋地上 2 階

(2)号炉間電力融通ケーブル（可搬型）(6 号及び 7 号炉共用)

個数　　：1 式
種類　　：6,600V 架橋ポリエチレン絶縁難燃性ビニルシースケーブル
サイズ　：100mm^2
全長　　：約 25m
設置場所：コントロール建屋地上 2 階
保管場所：荒浜側高台保管場所

3.14.2.5.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針
3.14.2.5.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）
（ⅰ）要求事項
想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。
（ⅱ）適合性
基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

ａ）号炉間電力融通ケーブル（6 号及び 7 号炉共用）
号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブルは，コントロール建屋内及び荒浜側高台保管場所の建屋内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，コントロール建屋内及び荒浜側高台保管場所の建屋内の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-100 に示す設計とする。

(57-2)

表 3.14-100　想定する環境条件及び荷重条件（号炉間電力融通ケーブル）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	コントロール建屋内及び荒浜側高台保管場所の建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	コントロール建屋内及び荒浜側高台保管場所の建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

号炉間電力融通電気設備で，系統構成に操作が必要な号炉間電力融通ケーブル及び代替所内電気設備の断路器については，現場で容易に操作可能な設計とする。表 3.14-101～102 に操作対象機器の操作場所を示す。

(57-2，57-3)

表 3.14-101　操作対象機器（他号炉号炉間電力融通ケーブル）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
号炉間電力融通ケーブル（他号炉の緊急用電源切替箱断路器側）	断路→接続	コントロール建屋地上 2 階	ボルト・ネジ接続操作

表 3.14-102　操作対象機器（自号炉号炉間電力融通ケーブル～非常用高圧母線 C 系及び非常用高圧母線 D 系電路）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
号炉間電力融通ケーブル（自号炉の緊急用電源切替箱断路器側）	断路→接続	コントロール建屋地上 2 階	ボルト・ネジ接続操作
非常用高圧母線 C 系遮断器又は非常用高圧母線 D 系遮断器（緊急用電源切替箱接続装置側）	切→入	原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階	スイッチ操作

以下に，号炉間電力融通設備を構成する主要機器の操作性を示す。

a）号炉間電力融通ケーブル（常設）（6 号及び 7 号炉共用）

号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル（常設）は，緊急用電源切替箱断路器でのボルト・ネジによる手動接続操作であること，及び号炉間電力融通ケーブルにて電力を融通する号炉の接続状態を緊急用電源切替箱断路器の断路器の目視確認にて確認できることから，確実な操作が可能な設計とする。また，号炉間電力融通ケーブルは 6 号及び 7 号炉において同一形状の端子により接続操作を行う設計とし，かつ，十分な操作空間を確保し，容易に操作可能な設計とする。

（57-2，57-3）

b）号炉間電力融通ケーブル（可搬型）（6 号及び 7 号炉共用）

号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は，人力で運搬可能な設計とする。また，号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は，設置場所にて固定等が可能な設計とする。

（57-2，57-3）

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

ａ）号炉間電力融通ケーブル（6 号及び 7 号炉共用）

号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブルは，表 3.14-103 に示すように運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

号炉間電力融通ケーブルの性能である絶縁抵抗を確認可能な設計とする。

号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は取替えが可能な設計とする。

(57-4)

表 3.14-103　号炉間電力融通ケーブルの試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	機能・性能試験	号炉間電力融通ケーブルの絶縁抵抗の確認
	外観検査	号炉間電力融通ケーブルの外観検査

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

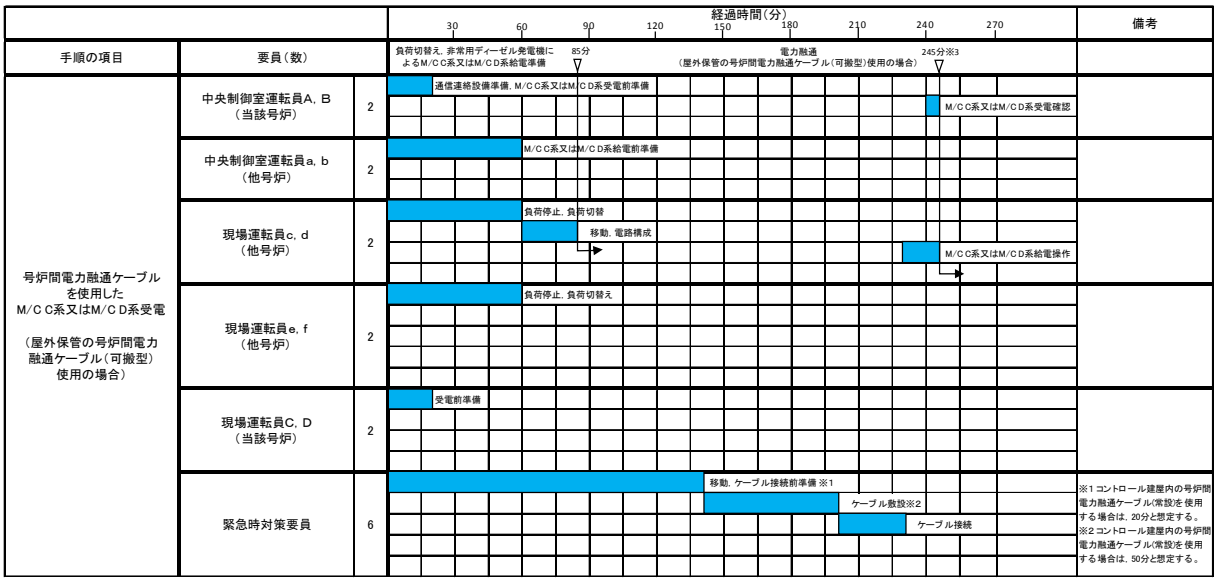
（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

号炉間電力融通電気設備は，本来の用途以外の用途には使用しない。なお，非常用交流電源設備から号炉間電力融通電気設備を用いた電源供給へ切り替えるために必要な操作については，代替所内電気設備の断路器を設けることにより速やかな切替えが可能な設計とする。切替え操作の対象機器は(2)操作性の表 3.14-101～102 と同様である。

これにより図 3.14-33 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えが可能である。

(57-3)



※3 コントロール建屋内の号炉間電力融通ケーブル（常設）を使用する場合は，約115分で可能である。

図 3.14-33　号炉間電力融通ケーブルによる電力融通のタイムチャート

＊：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.14 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

号炉間電力融通電気設備は，表 3.14-104 に示すように，通常時は号炉間電力融通ケーブルと自号炉及び他号炉の緊急用電源切替箱断路器を断路状態にするとともに，非常用高圧母線 C 系の遮断器（緊急用電源切替箱接続装置側）及び非常用高圧母線 D 系の遮断器（緊急用電源切替箱接続装置側）を切とすることで隔離する系統構成としており，重大事故等時に接続等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，非常用所内電気設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は治具による固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

（57-3，57-7）

表 3.14-104　他系統との隔離

取合系統	系統隔離	駆動方式	動作
非常用所内電気設備	非常用高圧母線 C 系遮断器 （緊急用電源切替箱接続装置側）	手動	通常時切
非常用所内電気設備	非常用高圧母線 D 系遮断器 （緊急用電源切替箱接続装置側）	手動	通常時切

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

号炉間電力融通電気設備の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.14-105 に示す。これらの操作場所は，想定される事故時における放射線量が高くなるおそれが少ないため，設置場所で操作可能な設計とする。

(57-2)

表 3.14-105　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
号炉間電力融通ケーブル	コントロール建屋 地上 2 階	コントロール建屋 地上 2 階
緊急用電源切替箱断路器	コントロール建屋 地上 2 階	コントロール建屋 地上 2 階
非常用高圧母線 C 系	原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階	原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階
非常用高圧母線 D 系	原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階	原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階

3.14.2.5.3.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

ａ）号炉間電力融通ケーブル（常設）（6 号及び 7 号炉共用）

号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル（常設）は，想定される重大事故等時において，重大事故等対処時に必要な電力を融通可能なケーブルサイズ 100mm^2 を有する設計とする。

(57-5)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

ａ）号炉間電力融通ケーブル（常設）（6 号及び 7 号炉共用）

号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル（常設）は，共用により 6 号及び 7 号炉相互間での電力融通を可能とし，安全性の向上を図れることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。号炉間電力融通ケーブル（常設）は，共用により悪影響を及ぼさないよう，通常時は接続先の系統と分離した状態で設置する設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

号炉間電力融通電気設備のうち，号炉間電力融通ケーブル（常設）を用いる電力融通については，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能と同時に機能が損なわれるおそれがないよう，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の各機器と表 3.14-106 のとおり位置的分散を図る設計とする。
(57-2，57-3)

表 3.14-106　多重性又は多様性，位置的分散

	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用交流電源設備	号炉間電力融通電気設備
電源	非常用ディーゼル発電機 ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 1 階＞	他号炉の電源設備
電路	非常用ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線電路	号炉間電力融通ケーブル(常設) ～非常用高圧母線 C 系 及び D 系電路【常設】
電源供給先	非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 非常用高圧母線 E 系 ＜いずれも原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階＞	非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 ＜いずれも原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階＞

3.14.2.5.3.3　設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 3 項一）

（ｉ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

ａ）号炉間電力融通ケーブル（可搬型）（6 号及び 7 号炉共用）

号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は，想定される重大事故等時において，重大事故等対処時に必要な電力を融通可能なケーブルサイズ 100mm^2 を有するものを 1 式として使用する。保有数は，号炉間電力融通ケーブル（常設）の故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 式（6 号及び 7 号炉共用）を保管する。

(57-5)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項二）

（ⅰ）要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては，当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ，かつ，二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう，接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

号炉間電力融通電気設備は，接続が必要な号炉間電力融通ケーブル（可搬型）については，現場で容易に接続可能な設計とする。表 3.14-107 に対象機器の接続場所を示す。

(57-2)

表 3.14-107　接続対象機器設置場所

接続元機器名称	接続先機器名称	接続場所	接続方法
号炉間電力融通ケーブル（可搬型）	緊急用電源切替箱断路器	コントロール建屋 2 階	ボルト・ネジ接続

以下に，号炉間電力融通電気設備を構成する可搬型主要設備の確実な接続性を示す。

ａ）号炉間電力融通ケーブル（可搬型）（6 号及び 7 号炉共用）

号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は，緊急用電源切替箱断路器でのボルト・ネジによる手動接続であること，接続治具を用いてケーブルを確実に接続することが可能な設計とすること及び号炉間電力融通ケーブルにて電力を融通する号炉の接続状態を緊急用電源切替箱断路器の断路器の目視確認にて確認できることから，確実な接続が可能な設計とする。また，号炉間電力融通ケーブルは 6 号及び 7 号炉において同一形状の端子により接続を行う設計とし，かつ，十分な操作空間を確保し，容易に接続可能な設計とする。

(57-2)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

（ⅰ）要求事項

常設設備と接続するものにあっては，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

ａ）号炉間電力融通ケーブル（可搬型）（6 号及び 7 号炉共用）

号炉間電力融通電気設備の号炉間電力融通ケーブル（可搬型）は原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに該当しないことから，対象外である。

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

号炉間電力融通電気設備の系統構成に操作が必要な可搬型機器の接続場所を表 3.14-108 に示す。これらの操作場所は，想定される事故時における放射線量が高くなるおそれが少ないため，設置場所で操作可能な設計とする。

(57-2)

表 3.14-108　操作対象機器設置場所

機器名称	接続先の機器名称	接続場所
号炉間融通電力ケーブル（可搬型）	緊急用電源切替箱断路器（他号炉）	コントロール建屋 地上 2 階
	緊急用電源切替箱断路器（自号炉）	コントロール建屋 地上 2 階

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

（ⅰ）要求事項

地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

表 3.14-109 のとおり，号炉間電力融通電気設備の系統構成に操作が必要な可搬型機器は，複数の箇所に分散して保管する設計とする。

(57-2)

表 3.14-109　操作対象機器保管場所

機器名称	保管場所
号炉間電力融通ケーブル（可搬型）	荒浜側高台保管場所

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

想定される重大事故等が発生した場合においても，可搬型重大事故等対処設備の運搬，移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する設計とする。（「可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルート」参照）

(57-6)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

（ⅰ）要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

号炉間電力融通電気設備のうち，号炉間電力融通ケーブル（可搬型）を用いる電力融通については，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能と同時に機能が損なわれるおそれがないよう，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の各機器と表 3.14-110 のとおり多様性，位置的分散を図る設計とする。

(57-2，57-3)

表 3.14-110　多重性及び多様性，位置的分散

	設計基準事故対処設備	常設重大事故防止設備	可搬型重大事故防止設備
	非常用交流電源設備	号炉間電力融通電気設備	号炉間電力融通電気設備
電源	非常用ディーゼル発電機 ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 1 階＞	他号炉の電源設備	他号炉の電源設備
電路	非常用ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 非常用高圧母線 E 系	号炉間電力融通ケーブル（常設） ～非常用高圧母線 C 系及び D 系	号炉間電力融通ケーブル（可搬型） ～非常用高圧母線 C 系及び D 系
電源供給先	非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 非常用高圧母線 E 系 ＜いずれも原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階＞	非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 ＜いずれも原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階＞	非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 ＜いずれも原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階＞

3.14.2.5.4　その他設備
3.14.2.5.4.1　号炉間連絡ケーブル
3.14.2.5.4.1.1　設備概要

外部電源及び非常用直流電源喪失後，他号炉の非常用モータ・コントロール・センタから自号炉の非常用モータ・コントロール・センタに電源供給することで，非常用ディーゼル発電機の起動に必要な制御電源を確保できるように，号炉間連絡ケーブルを設ける。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

3.14.2.6　代替所内電気設備

3.14.2.6.1　　設備概要

代替所内電気設備は，設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備が喪失した場合，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から必要な設備に電源を供給するための電路を確保することにより，重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として設置するものである。

本系統は電路を構成する，「緊急用断路器」，「緊急用電源切替箱断路器」，「緊急用電源切替箱接続装置」，「AM 用動力変圧器」，「非常用高圧母線 C 系」，「非常用高圧母線 D 系」，「AM 用 MCC」及び「AM 用切替盤」，代替所内電気設備から電源供給時に設備の遠隔操作を行う「AM 用操作盤」で構成する。本系統全体の概要図を図 3.14-34～36 に，本系統に属する重大事故等対処設備を表 3.14-111 に示す。

本系統は，緊急用断路器，緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置，非常用高圧母線 C 系，非常用高圧母線 D 系，AM 用 MCC，AM 用切替盤を操作して系統構成することにより，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備の電路として使用する。

代替所内電気設備の設計基準事故対処設備に対する独立性及び位置的分散については 3.14.2.6.3 項に詳細を示す。所内電気設備への接近性の確保については 3.14.2.6.4 項に詳細を示す。

なお，AM 用切替装置（SRV）については，「3.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（設置許可基準規則第 46 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

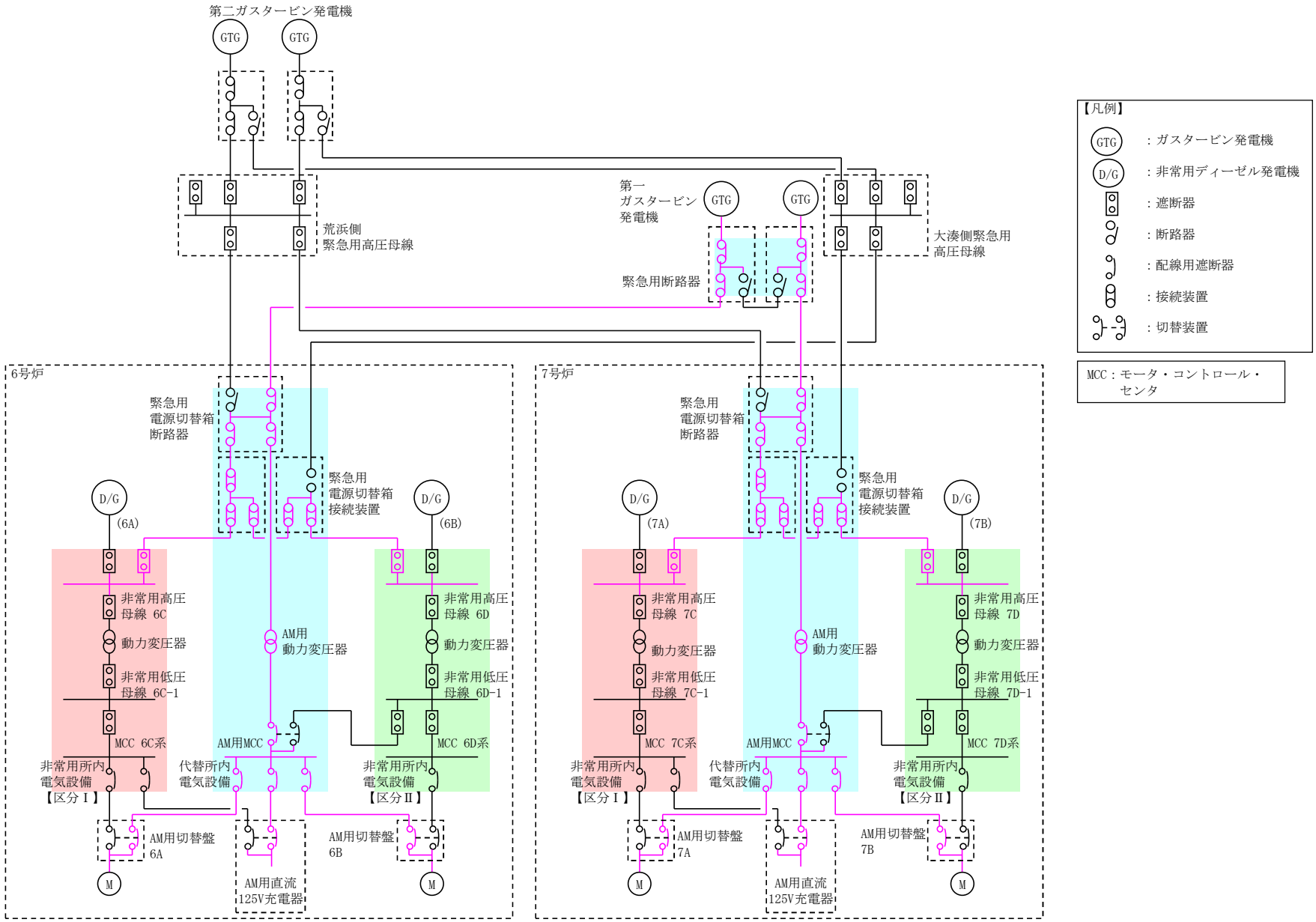


図 3.14-34　代替所内電気設備系統図

MCC：モータ・コントロール・センタ

図 3.14-35　代替所内電気設備制御回路系統図（MCC C又はDから電源供給時）

MCC：モータ・コントロール・センタ

図 3.14-36　代替所内電気設備制御回路系統図（AM 用 MCC から電源供給時）

表 3.14-111　代替所内電気設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM 用動力変圧器【常設】 AM 用 MCC【常設】 AM 用切替盤【常設】 AM 用操作盤【常設】 非常用高圧母線 C 系【常設】 非常用高圧母線 D 系【常設】
附属設備	－
燃料流路	－
電路	－
計装設備（補助）※1	M/C C 電圧【常設】 M/C D 電圧【常設】 P/C C-1 電圧【常設】 P/C D-1 電圧【常設】 第一 GTG 発電機電圧【常設】 電源車電圧【可搬】 電源車周波数【可搬】

※1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

3.14.2.6.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 緊急用断路器（6 号及び 7 号炉共用）

電圧　　：6.9kV
定格電流：約 600A
取付箇所：7 号炉タービン建屋南側の屋外

(2) 緊急用電源切替箱断路器

電圧　　：6.9kV
定格電流：約 600A
取付箇所：コントロール建屋地上 2 階

(3) 緊急用電源切替箱接続装置

個数　　：一式
定格電流：約 1,200A
取付箇所：原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階（6 号炉）
　　原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階及び地上 2 階（7 号炉）

(4) 非常用高圧母線 C 系

電圧　　：6.9kV
定格電流：約 1,200A
取付箇所：原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階

(5) 非常用高圧母線 D 系

電圧　　：6.9kV
定格電流：約 1,200A
取付箇所：原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階

(6) AM 用動力変圧器

個数	: 1
冷却	: 自冷
容量	: 約 750kVA (6 号炉) 約 800kVA (7 号炉)
電圧	: 1 次側・・・6.9kV 2 次側・・・480V
取付箇所	: 原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階 (6 号炉) 原子炉建屋内の原子炉区域外地上 3 階 (7 号炉)

(7) AM 用 MCC

個数	: 一式
電圧	: 480V
母線定格電流	: 約 800A
取付箇所	: 原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階

(8) AM 用切替盤

個数	: 一式
取付箇所	: 原子炉建屋内の原子炉区域外地上 3 階

(9) AM 用操作盤

個数	: 一式
取付箇所	: 原子炉建屋内の原子炉区域外地上 3 階

3.14.2.6.3　独立性及び位置的分散の確保

代替所内電気設備は，表 3.14-112 で示すとおり地震，津波，火災，溢水により同時に故障することを防止するため，非常用所内電気設備と独立性を確保する設計とする。

代替所内電気設備は，設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備と同時にその機能が損なわれることがないよう，表 3.14-113 で示すとおり，位置的分散を図った設計とする。緊急用断路器，緊急用電源切替箱断路器，緊急用電源切替箱接続装置，AM 用動力変圧器及び AM 用 MCC は，設計基準事故対処設備である非常用高圧母線，非常用動力変圧器，非常用 MCC と位置的分散された屋外，原子炉建屋及びコントロール建屋内にそれぞれ配置し，同時に機能が喪失しない設計とする。電路については，代替所内電気設備を非常用所内電気設備に対して，独立した電路で系統構成することにより，共通要因によって同時に機能を損なわれないよう独立した設計とする。

(57-2，57-3，57-9)

表 3.14-112　設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		非常用所内電気設備	代替所内電気設備
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備は耐震 S クラス設計とし，重大事故防止設備である代替所内電気設備は基準地震動 Ss で機能維持できる設計とすることで，基準地震動 Ss が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備を設置する原子炉建屋及びコントロール建屋と，重大事故防止設備を設置する屋外，原子炉建屋及びコントロール建屋の各設置場所は，ともに津波が到達しない位置とすることで，津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備と，重大事故防止設備である代替所内電気設備は，火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7　重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の非常用所内電気設備と，重大事故防止設備である代替所内電気設備は，溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8　重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

表 3.14-113　位置的分散

	設計基準事故対処設備 非常用所内電気設備	重大事故防止設備 代替所内電気設備
電　源 盤	非常用高圧母線 非常用動力変圧器 非常用低圧母線 非常用 MCC ＜いずれも原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階及びコントロール建屋地下 1 階＞	緊急用断路器 ＜7 号炉タービン建屋南側の屋外＞ 緊急用電源切替箱断路器 ＜コントロール建屋地上 2 階＞ 緊急用電源切替箱接続装置 ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階（6 号炉）＞ ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階及び地上 2 階（7 号炉）＞ AM 用動力変圧器 ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階（6 号炉）＞ ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 3 階（7 号炉）＞ AM 用 MCC ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階＞
電路	非常用ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線電路	電源車 ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 電源車～AM 用 MCC 電路 第一ガスタービン発電機 ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 第一ガスタービン発電機 ～AM 用 MCC 電路
電　源 供　給 先	非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 非常用高圧母線 E 系 ＜いずれも原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階＞	非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 ＜いずれも原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階＞ AM 用 MCC ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階＞
操　作 盤	中央制御室及び 中央制御室外 原子炉停止装置の操作盤	AM 用操作盤

3.14.2.6.4　所内電気設備への接近性の確保

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において，代替交流電源からの電力を確保するために，以下のとおり，原子炉建屋内の原子炉区域外地下1階及びコントロール建屋地下1階に設置している非常用所内電気設備へアクセス可能な設計とし，接近性を確保する設計とする。
(57-6)

屋内のアクセスルートに影響を与えるおそれがある以下の事象について評価した結果問題なし。

ａ．地震時の影響・・・プラントウォークダウンにて確認した結果問題なし。

ｂ．地震随伴火災の影響・・・アクセスルート近傍に地震随伴火災の火災源となる機器が設置されてないことから問題なし。

ｃ．地震随伴溢水の影響・・・原子炉建屋内の原子炉区域外及びコントロール建屋に溢水源となる耐震B,Cクラスの機器が，基準地震力に対して耐震性が確保されていることから問題なし。

詳細は，「可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルート」参照

なお，万が一，原子炉建屋内の原子炉区域外地下1階への接近性が失われることを考慮して，同地下1階を経由せず，地上1階から接近可能な代替所内電気設備を原子炉建屋内の原子炉区域外地上3階若しくは4階に設置することにより，接近性の向上を図る設計とする。

3.14.2.6.5　設置許可基準規則第 43 条への適合方針
3.14.2.6.5.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）
（ⅰ）要求事項
想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。
（ⅱ）適合性
基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

ａ）緊急用断路器（6 号及び 7 号炉共用）
代替所内電気設備の緊急用断路器は，7 号炉タービン建屋南側の屋外に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，屋外の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-114 に示す設計とする。
(57-2)

表 3.14-114　想定する環境条件及び荷重条件（緊急用断路器）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。 （詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

b）緊急用電源切替箱断路器

代替所内電気設備の緊急用電源切替箱断路器は，コントロール建屋内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，コントロール建屋内の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-115 に示す設計とする。

(57-2)

表 3.14-115　想定する環境条件及び荷重条件（緊急用電源切替箱断路器）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	コントロール建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	コントロール建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

ｃ）緊急用電源切替箱接続装置

代替所内電気設備の緊急用電源切替箱接続装置は，原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-116 に示す設計とする。

(57-2)

表 3.14-116　想定する環境条件及び荷重条件（緊急用電源切替箱接続装置）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

ｄ）非常用高圧母線Ｃ系

代替所内電気設備の非常用高圧母線Ｃ系は，原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-117 に示す設計とする。

(57-2)

表 3.14-117　想定する環境条件及び荷重条件（非常用高圧母線Ｃ系）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

ｅ）非常用高圧母線 D 系

代替所内電気設備の非常用高圧母線 D 系は，原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-118 に示す設計とする。

(57-2)

表 3.14-118　想定する環境条件及び荷重条件（非常用高圧母線 D 系）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

ｆ）AM 用動力変圧器

代替所内電気設備の AM 用動力変圧器は，原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-119 に示す設計とする。

(57-2)

表 3.14-119　想定する環境条件及び荷重条件（AM 用動力変圧器）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

ｇ）AM 用 MCC

代替所内電気設備の AM 用 MCC は，原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-120 に示す設計とする。

(57-2)

表 3.14-120　想定する環境条件及び荷重条件（AM 用 MCC）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

ｈ）AM 用切替盤

代替所内電気設備の AM 用切替盤は，原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-121 に示す設計とする。

(57-2)

表 3.14-121　想定する環境条件及び荷重条件（AM 用切替盤）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

ⅰ）AM 用操作盤

代替所内電気設備の AM 用操作盤は，原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-122 に示す設計とする。

(57-2)

表 3.14-122　想定する環境条件及び荷重条件（AM 用操作盤）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	原子炉建屋内の原子炉区域外の建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替所内電気設備で，操作が必要な緊急用電源切替箱断路器，AM 用 MCC，AM 用切替盤，AM 用操作盤，非常用高圧母線Ｃ系，非常用高圧母線Ｄ系については，現場で容易に操作可能な設計とする。表 3.14-123～125 に操作対象機器の操作場所を示す。

(57-2，57-3)

表 3.14-123　操作対象機器（緊急用断路器～AM 用 MCC 電路）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
緊急用電源切替箱断路器 （非常用所内電気設備側）	入→切	コントロール建屋 地上 2 階	断路器操作
緊急用電源切替箱断路器 （代替所内電気設備側）	切→入	コントロール建屋 地上 2 階	断路器操作
AM 用 MCC 遮断器 （AM 用動力変圧器側）	切→入	原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階	遮断器操作
AM 用 MCC 遮断器 （非常用 P/C　D 側）	入→切	原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階	遮断器操作

表 3.14-124　操作対象機器（電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM 用 MCC 電路）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
緊急用電源切替箱断路器 （緊急用断路器側）	入→切	コントロール建屋 地上 2 階	断路器操作
緊急用電源切替箱断路器 （AM 用動力変圧器側）	切→入	コントロール建屋 地上 2 階	断路器操作
AM 用 MCC 遮断器 （非常用 P/C　D 側）	入→切	原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階	スイッチ操作
AM 用 MCC 遮断器 （AM 用動力変圧器側）	切→入	原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階	スイッチ操作

表 3.14-125　操作対象機器（電源車～AM 用動力変圧器～AM 用 MCC 電路）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
AM 用 MCC 遮断器 （非常用 P/C　D 側）	入→切	原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階	スイッチ操作
AM 用 MCC 遮断器 （AM 用動力変圧器側）	切→入	原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階	スイッチ操作

以下に，代替所内電気設備を構成する主要設備の操作性を示す。

ａ）緊急用断路器

代替所内電気設備の緊急用断路器は，現場盤での操作棒による手動操作であること，及び緊急用断路器の状態を断路器の目視確認にて確認できることから，確実な操作が可能な設計とする。また，断路器の操作に操作棒を用いることで，露出した充電部への近接による感電を防止する設計とする。

（57-2，57-3）

ｂ）緊急用電源切替箱断路器

代替所内電気設備の緊急用電源切替箱断路器は，現場盤での操作棒による手動操作であること，及び緊急用電源切替箱断路器の状態を断路器の目視確認にて確認できることから，確実な操作が可能な設計とする。また，断路器の操作に操作棒を用いることで，露出した充電部への近接による感電を防止する設計とする。

（57-2，57-3）

ｃ）緊急用電源切替箱接続装置

代替所内電気設備の緊急用電源切替箱接続装置は，現場盤での断路装置による手動操作であること，及び緊急用電源切替箱接続装置の状態を断路装置の目視確認にて確認できることから，確実な操作が可能な設計とする。

（57-2，57-3）

ｄ）非常用高圧母線Ｃ系

代替所内電気設備の非常用高圧母線Ｃ系は，現場盤での操作スイッチによる手動操作であること，及び非常用高圧母線Ｃ系の運転状態を現場の遮断器開閉表示及び計器により確認できることから，確実な操作が可能な設計とする。

（57-2，57-3）

ｅ）非常用高圧母線Ｄ系

代替所内電気設備の非常用高圧母線Ｄ系は，現場盤での操作スイッチによる手動操作であること，及び非常用高圧母線Ｄ系の運転状態を現場の遮断器開閉表示及び計器により確認できることから，確実な操作が可能な設計とする。

（57-2，57-3）

ｆ）AM 用動力変圧器

代替所内電気設備の AM 用動力変圧器は，操作不要である。

ｇ）AM 用 MCC

代替所内電気設備の AM 用 MCC は，現場盤での配線用遮断器の手動操作であること，及び AM 用 MCC の運転状態を配線用遮断器の開閉状態及び表示灯にて確認できることから，確実な操作が可能な設計とする。

(57-2，57-3)

ｈ）AM 用切替盤

代替所内電気設備の AM 用切替盤は，現場盤での配線用遮断器の手動操作であること，及び AM 用切替盤の運転状態を配線用遮断器の開閉状態にて確認できることから，確実な操作が可能な設計とする。

(57-2，57-3)

ｉ）AM 用操作盤

代替所内電気設備の AM 用操作盤は，現場盤での操作スイッチによる手動操作であること，及び AM 用操作盤にて操作されたことを表示灯にて確認できることから，確実な操作が可能な設計とする。

(57-2，57-3)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

ａ）緊急用断路器（6 号及び 7 号炉共用）

代替所内電気設備の緊急用断路器は，表 3.14-126 に示すように，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

緊急用断路器の機能確認として断路器の動作の確認を行う。また，性能確認としての回路の絶縁抵抗の確認が可能な設計とする。

(57-4)

表 3.14-126　緊急用断路器の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	機能・性能試験	緊急用断路器の動作確認 緊急用断路器の絶縁抵抗の確認
	外観検査	緊急用断路器の外観，寸法の確認 緊急用断路器の盤内部の目視点検

ｂ）緊急用電源切替箱断路器

代替所内電気設備の緊急用電源切替箱断路器は,表3.14-127に示すように,発電用原子炉停止中に機能・性能試験，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。

緊急用電源切替箱断路器の機能確認として断路器の動作の確認を行う。また，性能確認としての回路の絶縁抵抗の確認が可能な設計とする。

(57-4)

表3.14-127　緊急用電源切替箱断路器の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	緊急用電源切替箱断路器の動作確認 緊急用電源切替箱断路器の絶縁抵抗の確認
運転中 又は 停止中	外観検査	緊急用電源切替箱断路器の外観，寸法の確認 緊急用電源切替箱断路器の盤内部の目視点検

ｃ）緊急用電源切替箱接続装置

代替所内電気設備の緊急用電源切替箱接続装置は，表3.14-128に示すように，発電用原子炉停止中に機能・性能試験，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。

緊急用電源切替箱接続装置の機能確認として断路装置の動作の確認を行う。また，性能確認としての回路の絶縁抵抗の確認が可能な設計とする。

(57-4)

表3.14-128　緊急用電源切替箱接続装置器の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	緊急用電源切替箱接続装置の動作確認 緊急用電源切替箱接続装置の絶縁抵抗の確認
運転中 又は 停止中	外観検査	緊急用電源切替箱接続装置の外観寸法の確認 緊急用電源切替箱接続装置の盤内部の目視点検

ｄ）非常用高圧母線 C 系

代替所内電気設備の非常用高圧母線 C 系は，表 3.14-129 に示すように，発電用原子炉停止中に機能・性能試験，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。

非常用高圧母線 C 系の外観検査として，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある異常がないこと，及び性能確認として絶縁抵抗の確認を行う。

また，定例試験として，受電された状態で母線電圧を確認する。

(57-4)

表 3.14-129　非常用高圧母線 C 系の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	非常用高圧母線 C 系の母線電圧の確認
停止中	機能・性能試験	非常用高圧母線 C 系の絶縁抵抗の確認
運転中 又は 停止中	外観検査	非常用高圧母線 C 系の外観の確認

ｅ）非常用高圧母線 D 系

代替所内電気設備の非常用高圧母線 D 系は，表 3.14-130 に示すように，発電用原子炉停止中に機能・性能試験，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。

非常用高圧母線 D 系の外観検査として，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある異常がないこと，及び性能確認として絶縁抵抗の確認を行う。

また，定例試験として，受電された状態で母線電圧を確認する。

(57-4)

表 3.14-130　非常用高圧母線 D 系の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	非常用高圧母線 C 系の母線電圧の確認
停止中	機能・性能試験	非常用高圧母線 C 系の絶縁抵抗の確認
運転中 又は 停止中	外観検査	非常用高圧母線 C 系の外観の確認

ｆ）AM 用動力変圧器

代替所内電気設備の AM 用動力変圧器は，表 3.14-131 に示すように，発電用原子炉停止中に機能・性能試験，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。

AM 用動力変圧器の性能確認として回路の絶縁抵抗の確認が可能な設計とする。

また，AM 用動力変圧器の受電状態における異常の確認が可能な温度計を設けた設計とする。

(57-4)

表 3.14-131　AM 用動力変圧器の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	AM 用動力変圧器の絶縁抵抗，受電状態の確認
運転中 又は 停止中	外観検査	AM 用動力変圧器の外観，寸法の確認 AM 用動力変圧器の盤内部の目視点検

ｇ）AM 用 MCC

代替所内電気設備の AM 用 MCC は，表 3.14-132 に示すように，発電用原子炉停止中に機能・性能試験，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。

AM 用 MCC の外観検査として，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある異常がないこと，及び性能確認として絶縁抵抗の確認を行う。

(57-4)

表 3.14-132　AM 用 MCC の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	AM 用 MCC の絶縁抵抗の確認
運転中 又は 停止中	外観検査	AM 用 MCC の外観，寸法の確認

ｈ）AM 用切替盤

代替所内電気設備の AM 用切替盤は，表 3.14-133 に示すように，発電用原子炉の停止中に機能・性能試験，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。

AM 用切替盤の機能確認として電動弁の操作が可能であることの確認を行う。

また，性能確認としての回路の絶縁抵抗の確認が可能な設計とする。

また，定例試験として，AM 用切替盤での電源元の切替えの確認が可能なランプを設けた設計とする。

(57-4)

表 3.14-133　AM 用切替盤の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	AM 用切替盤での電源元切替えにより電動弁の動作確認 AM 用切替盤の絶縁抵抗の確認
運転中 又は 停止中	外観検査	AM 用切替盤の外観，寸法の確認 AM 用切替盤の盤内部の目視点検

ｉ）AM 用操作盤

代替所内電気設備の AM 用操作盤は，表 3.14-134 に示すように，発電用原子炉の停止中に機能・性能試験，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。

AM 用操作盤の機能確認として電動弁の操作が可能であることの確認を行う。また，性能確認としての回路の絶縁抵抗の確認が可能な設計とする。

また，定例試験として，AM 用操作盤からの操作への切替えの確認が可能なランプを設けた設計とする。

(57-4)

表 3.14-134　AM 用操作盤の試験及び検査

プラント状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	AM 用操作盤からの操作による電動弁の動作確認 AM 用操作盤の絶縁抵抗の確認
運転中 又は 停止中	外観検査	AM 用操作盤の外観，寸法の確認 AM 用操作盤の盤内部の目視点検

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

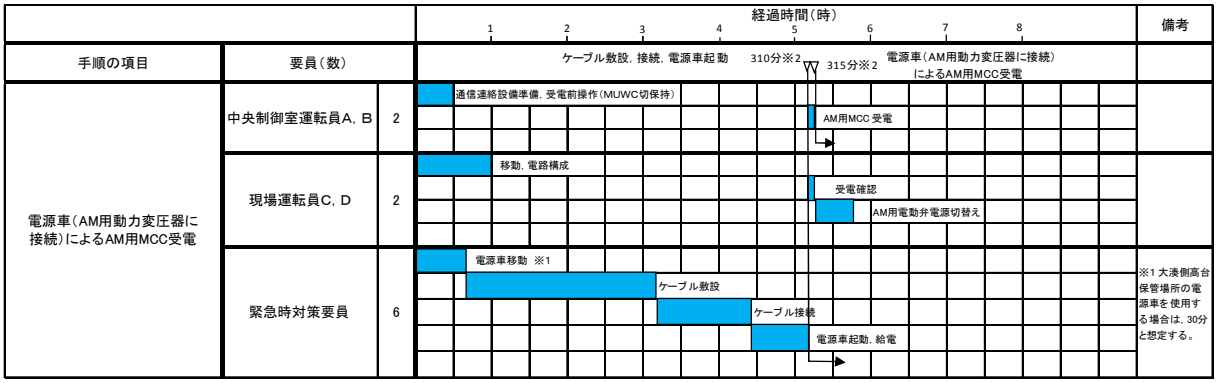
（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

代替所内電気設備は，本来の用途以外の用途には使用しない。なお，代替所内電気設備は遮断器・断路器を設けることにより通常時の系統構成から遮断器操作等により速やかな切替えが可能な設計とする。切替え操作の対象機器は(2)操作性の表 3.14-123～125 と同様である。

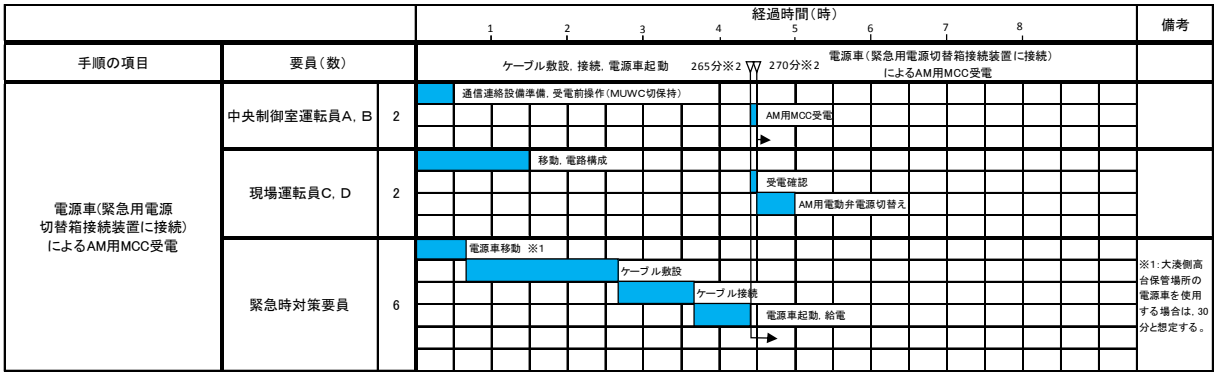
(57-3)

これにより図 3.14-37～38 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えが可能である。



※2 大湊側高台保管場所の電源車を使用する場合は，電源車による給電開始まで約300分，AM用MCC受電完了まで約305分で可能である。

図 3.14-37　電源車による AM 用 MCC 受電のタイムチャート
(AM 動力変圧器の場合)



※2 大湊側高台保管場所の電源車を使用する場合は，電源車による給電開始まで約255分，AM用MCC受電完了まで約260分で可能である。

図 3.14-38　電源車による AM 用 MCC 受電のタイムチャート
(緊急用電源切替箱接続装置の場合)

＊：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.14 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替所内電気設備は，表 3.14-135 に示すように，通常時は非常用所内電気設備と切り離し，非常用高圧母線 C 系の遮断器（緊急用電源切替箱接続装置側）及び非常用高圧母線 D 系の遮断器（緊急用電源切替箱接続装置側）を切とすることで隔離する系統構成としており，重大事故等時に遮断器操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，非常用所内電気設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

また，代替所内電気設備の AM 用 MCC の受電元は，設計基準事故対処設備である非常用低圧母線 D 系と重大事故等対処設備である AM 用動力変圧器から，切替装置により同時に配線用遮断器を投入できない設計とし，他の設備に影響を与えない設計とする。

代替所内電気設備の AM 用切替盤は，設計基準事故対処設備である非常用 MCC C 系又は D 系と重大事故等対処設備である AM 用 MCC から，切替装置により同時に配線用遮断器を投入できない設計とすることで，他の設備に影響を与えない設計とする。

代替所内電気設備の AM 用操作盤は，通常時に設計基準事故対処設備である非常用高圧母線の操作盤及び中央制御室外原子炉停止装置の操作盤と切り離された状態とし，重大事故等時に重大事故等対処設備として系統構成することで，他の設備に影響を与えない設計とする。

（57-3，57-7）

表 3.14-135　他系統との隔離

取合系統	系統隔離	駆動方式	動作
非常用所内電気設備	非常用高圧母線 C 系遮断器 （緊急用電源切替箱接続装置側）	手動	通常時切
非常用所内電気設備	非常用高圧母線 D 系遮断器 （緊急用電源切替箱接続装置側）	手動	通常時切
非常用所内電気設備	AM 用 MCC 遮断器 （AM 用動力変圧器側）	手動	通常時切
非常用所内電気設備	AM 用切替盤遮断器 （AM 用 MCC 側）	手動	通常時切

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

代替所内電気設備の系統構成に必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.14-136 に示す。これらの操作場所は，想定される事故時における放射線量が高くなるおそれが少ないため，設置場所で操作可能な設計とする。

(57-2)

表 3.14-136　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
緊急用断路器	7 号炉タービン建屋南側の屋外	7 号炉タービン建屋南側の屋外
緊急用電源切替箱断路器	コントロール建屋地上 2 階	コントロール建屋地上 2 階
緊急用電源切替箱接続装置	原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階（6 号炉） 原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階及び地上 2 階（7 号炉）	原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階（6 号炉） 原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階及び地上 2 階（7 号炉）
AM 用動力変圧器	原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階（6 号炉） 原子炉建屋内の原子炉区域外地上 3 階（7 号炉）	－
AM 用 MCC	原子炉建屋の 二次格納施設外地上 4 階	原子炉建屋の 二次格納施設外地上 4 階
AM 用切替盤	原子炉建屋の 二次格納施設外地上 3 階	原子炉建屋の 二次格納施設外地上 3 階
AM 用操作盤	原子炉建屋の 二次格納施設外地上 3 階	原子炉建屋の 二次格納施設外地上 3 階
非常用高圧母線 C 系	原子炉建屋の 二次格納施設外地下 1 階	原子炉建屋の 二次格納施設外地下 1 階
非常用高圧母線 D 系	原子炉建屋の 二次格納施設外地下 1 階	原子炉建屋の 二次格納施設外地下 1 階

3.14.2.6.5.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ｉ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

ａ）緊急用断路器（6 号及び 7 号炉共用）

代替所内電気設備の緊急用断路器は，第一ガスタービン発電機 1 基が接続可能であることから，第一ガスタービン発電機 1 基の定格電流である 377A に対し，十分余裕を有する定格電流である約 600A を有する設計とする。

(57-5)

ｂ）緊急用電源切替箱断路器

代替所内電気設備の緊急用電源切替箱断路器は，設計基準事故対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合，重大事故等に対処するために必要な 1,649kW を通電する容量 173A に十分な余裕を考慮し，定格電流約 600A を有する設計とする。

(57-5)

ｃ）緊急用電源切替箱接続装置

代替所内電気設備の緊急用電源切替箱接続装置は，設計基準事故対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合，重大事故等に対処するために必要な 1,649kW を通電する容量 173A に十分な余裕を考慮し，定格電流約 1,200A を有する設計とする。

(57-5)

ｄ）非常用高圧母線 C 系

代替所内電気設備の非常用高圧母線 C 系は，設計基準事故対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合，重大事故等に対処するために必要な 1,649kW を通電する容量 173A に十分な余裕を考慮した設計とする。なお，非常用高圧母線 C 系は，非常用ディーゼル発電機 1 基分の定格電流 523A に十分な余裕を考慮し，定格電流約 1,200A を有する設計とする。

(57-5)

ｅ）非常用高圧母線 D 系

代替所内電気設備の非常用高圧母線 D 系は，設計基準事故対処設備の電源（全交流動力電源喪失）が喪失した場合，重大事故等に対処するために必要な 1,649kW を通電する容量 173A に十分な余裕を考慮した設計とする。なお，非常用高圧母線 D 系は，非常用ディーゼル発電機 1 基分の定格電流 523A に十分な余裕を考慮し，定格電流約 1,200A を有する設計とする。

(57-5)

ｆ）AM 用動力変圧器

代替所内電気設備の AM 用動力変圧器は，重大事故等対処時に必要な容量 200kVA に余裕を考慮し約 750kVA（6 号炉）及び約 800kVA（7 号炉）を有する設計とする。

(57-5)

ｇ）AM 用 MCC

代替所内電気設備の AM 用 MCC は，重大事故等対処時に必要な容量 241A に余裕を考慮した，母線定格電流約 800A を有する設計とする。

(57-5)

ｈ）AM 用切替盤

対象外である。

ｉ）AM 用操作盤

対象外である。

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

ａ）緊急用断路器（6 号及び 7 号炉共用）

代替所内電気設備の緊急用断路器は，共用により第一ガスタービン発電機から自号炉だけでなく他号炉にも電力の供給が可能となり，安全性の向上を図れることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。緊急用断路器は，共用により悪影響を及ぼさないよう，6 号及び 7 号炉を断路器により系統を隔離して使用する設計とする。

(57-13)

ｂ）緊急用電源切替箱断路器

代替所内電気設備の緊急用電源切替箱断路器は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

ｃ）緊急用電源切替箱接続装置

代替所内電気設備の緊急用電源切替箱接続装置は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

ｄ）非常用高圧母線 C 系

代替所内電気設備の非常用高圧母線 C 系は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

ｅ）非常用高圧母線 D 系

代替所内電気設備の非常用高圧母線 D 系は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

ｆ） AM 用動力変圧器

代替所内電気設備の AM 用動力変圧器は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

ｇ） AM 用 MCC

代替所内電気設備の AM 用 MCC は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

ｈ） AM 用切替盤

代替所内電気設備の AM 用切替盤は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

ｉ） AM 用操作盤

代替所内電気設備の AM 用操作盤は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

代替所内電気設備は，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能と同時に機能が損なわれるおそれがないよう，設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備の各機器と表 3.14-137 のとおり多様性，位置的分散を図る設計とする。

電路については，代替所内電気設備を非常用所内電気設備に対して，独立した電路で系統構成することにより，共通要因によって同時に機能を損なわれないよう独立した設計とする。

（57-2，57-3，57-9）

表 3.14-137　多重性又は多様性，位置的分散（57-9 参照）

	設計基準事故対処設備 非常用所内電気設備	重大事故防止設備 代替所内電気設備
電源	非常用高圧母線 非常用動力変圧器 非常用低圧母線 非常用 MCC ＜いずれも原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階及びコントロール建屋地下 1 階＞	緊急用断路器 ＜7 号炉タービン建屋南側の屋外＞ 緊急用電源切替箱断路器 ＜コントロール建屋地上 2 階＞ 緊急用電源切替箱接続装置 ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階（6 号炉）＞ ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階及び地上 2 階（7 号炉）＞ AM 用動力変圧器 ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階（6 号炉）＞ ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 3 階（7 号炉）＞ AM 用 MCC ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階＞
電路	非常用ディーゼル発電機 ～非常用高圧母線電路	電源車 ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 電源車 ～AM 用 MCC 電路 第一ガスタービン発電機 ～非常用高圧母線 C 系及び D 系電路 第一ガスタービン発電機 ～AM 用 MCC 電路
電源供給先	非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 非常用高圧母線 E 系 ＜いずれも原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階＞	非常用高圧母線 C 系 非常用高圧母線 D 系 ＜いずれも原子炉建屋内の原子炉区域外地下 1 階＞ AM 用 MCC ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階＞
操作盤	中央制御室及び 中央制御室外 原子炉停止装置の操作盤	AM 用操作盤

3.14.2.6.6　その他設備

3.14.2.6.6.1　荒浜側緊急用高圧母線

3.14.2.6.6.1.1　設備概要

第二ガスタービン発電機から非常用高圧母線への電源供給ラインの多重化を図るため，荒浜側緊急用高圧母線を設ける。荒浜側緊急用高圧母線は第二ガスタービン発電機から電源供給可能とする。第二ガスタービン発電機から荒浜側緊急用高圧母線を経由し，緊急用電源切替箱断路器に至る電路は，洞道を経由する電路としており，ケーブルトラフ及び多孔管を用いる屋外電路と位置的分散を図っている。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

(57-12)

3.14.2.6.6.2　大湊側緊急用高圧母線

3.14.2.6.6.2.1　設備概要

第二ガスタービン発電機から非常用高圧母線への電源供給ラインの多重化を図るため，大湊側緊急用高圧母線を設ける。大湊側緊急用高圧母線は第二ガスタービン発電機から電源供給可能とする。第二ガスタービン発電機から大湊側緊急用高圧母線を経由し，緊急用電源切替箱接続装置に至る屋外電路は，ケーブルトラフ及び多孔管を用いた敷設としており，洞道を経由する電路と位置的分散を図っている。なお，本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

3.14.3　重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.14.3.1　非常用交流電源設備

3.14.3.1.1　設備概要

非常用交流電源設備は，外部電源が喪失した場合，非常用所内電気設備に電源を供給することにより，重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として設置するものである。

本系統はディーゼルエンジン及び発電機を搭載した「非常用ディーゼル発電機」，非常用ディーゼル発電機の燃料を保管する「軽油タンク」，非常用ディーゼル発電機近傍で燃料を保管する「燃料ディタンク」，軽油タンクから燃料ディタンクまで燃料を移送する「燃料移送ポンプ」，電源供給先である「非常用高圧母線」で構成する。

非常用ディーゼル発電機は非常用高圧母線の電源喪失を検出し，自動起動することで非常用高圧母線に電源を供給する。非常用ディーゼル発電機の燃料は軽油タンクから燃料ディタンクに燃料移送ポンプを用いて自動で供給され，燃料ディタンクから自重で非常用ディーゼル発電機に供給される。

非常用交流電源設備は，重大事故等時に ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能），ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能），ほう酸水注入系，高圧炉心注水系，代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能），低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），残留熱除去系（低圧注水モード），残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード），原子炉補機冷却系，代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード），残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード），計装設備及び非常用ガス処理系へ電力を供給できる設計とする。

本系統全体の概要図を図 3.14-39 に，非常用ディーゼル発電機燃料供給系統の概要図を図 3.14-40 に示す。また，本系統に属する設備のうち，重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表 3.14-138 に示す。

本系統は設計基準対象施設であるとともに，想定される重大事故等時においてその機能を考慮するため，重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

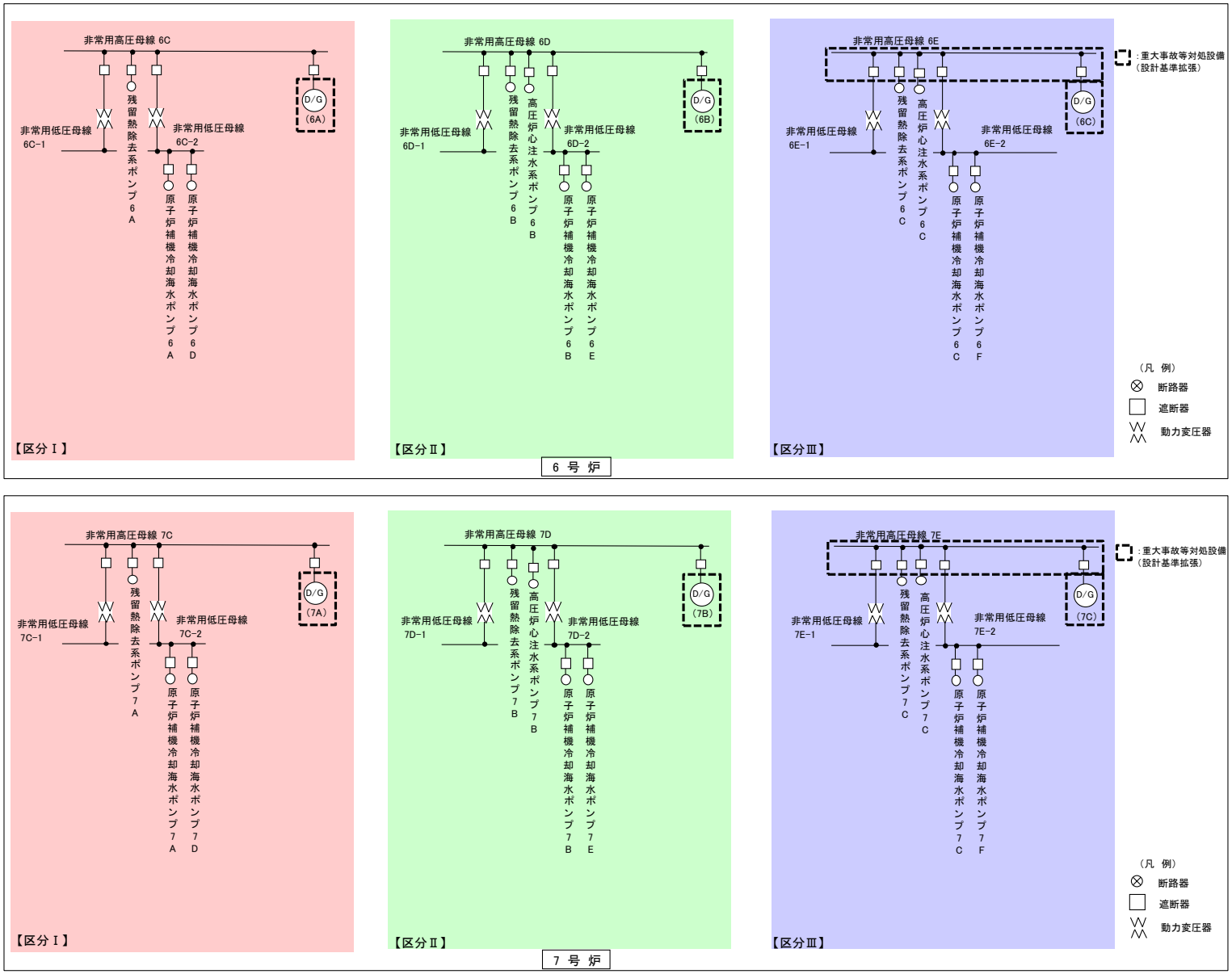


図 3.14-39 非常用交流電源設備 系統概要図

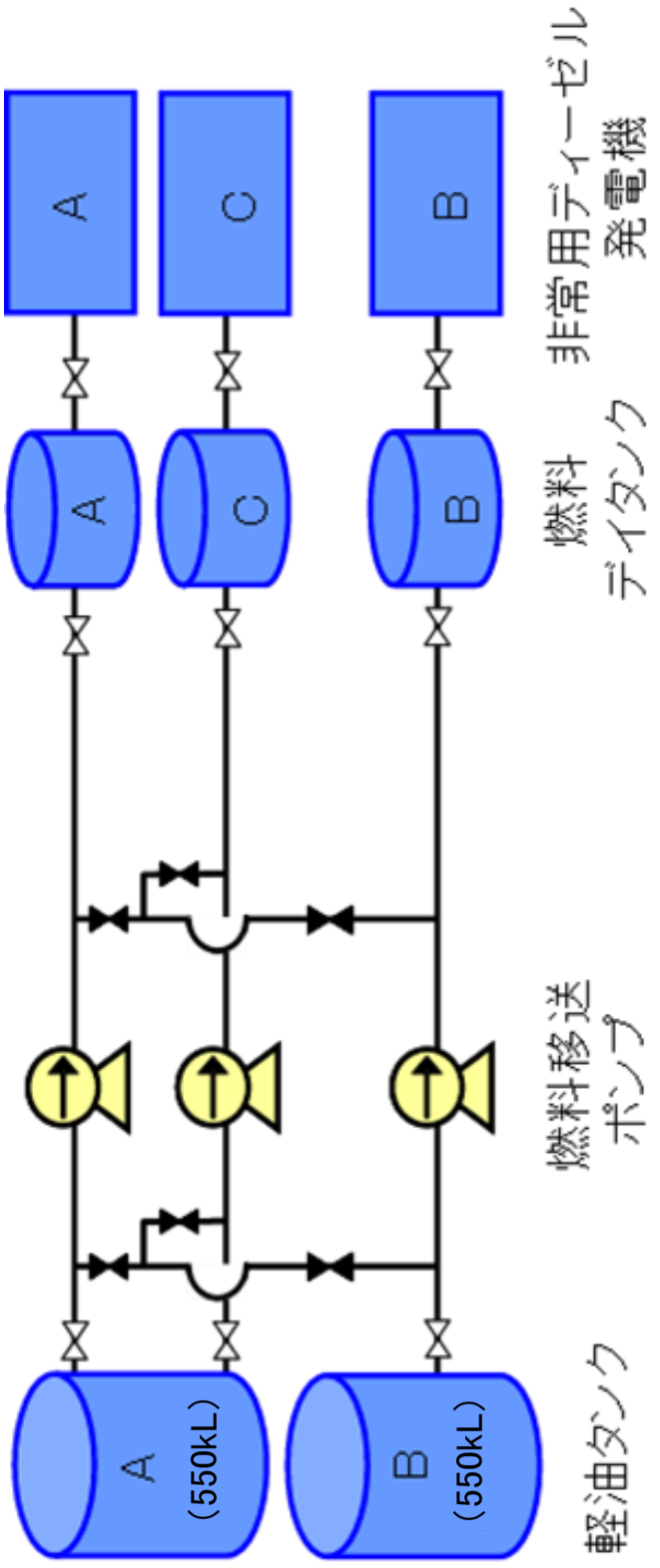


図 3.14-40　非常用ディーゼル発電機燃料供給系統　系統概要図

表 3.14-138　非常用交流電源設備に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	非常用ディーゼル発電機【常設】 燃料移送ポンプ【常設】 軽油タンク【常設】 燃料ディタンク【常設】
附属設備	―
燃料流路	非常用ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁【常設】
電路	非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線電路【常設】
計装設備（補助）※1	M/C C 電圧【常設】 M/C D 電圧【常設】 M/C E 電圧【常設】

※1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

3.14.3.1.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1)非常用ディーゼル発電機

エンジン

台数　　：3
出力　　：約 5,000kW/台（連続）
起動時間　　：約 13 秒
使用燃料　　：軽油

発電機

台数　　：3
種類　　：横軸回転界磁 3 相同期発電機
容量　　：約 6,250kVA/台
力率　　：0.8
電圧　　：6.9kV
周波数　　：50Hz
取付箇所　　：原子炉建屋内の原子炉区域外地上 1 階

(2)燃料移送ポンプ

種類　　：スクリュー式
容量　　：約 4.0m^3/h
吐出圧　　：約 0.49MPa
最高使用圧力：約 0.98MPa
最高使用温度：66℃
個数　　：3
取付箇所　　：原子炉建屋東側の屋外
出力　　：約 2.2kW

(3)軽油タンク

種類　　：たて置円筒形
容量　　：約 550kL/基
最高使用圧力：静水頭
最高使用温度：66℃
個数　　：2
取付箇所　　：屋外（原子炉建屋東側）

(4)燃料ディタンク

種類　　：たて置円筒形
容量　　：約 18m^3/個
最高使用圧力：静水頭
最高使用温度：50℃
個数　　：3
取付箇所　　：原子炉建屋内の原子炉区域外地上 3 階

3.14.3.1.3　設置許可基準規則第 43 条への適合状況

非常用交流電源設備については，設計基準事故対処設備として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため，他の施設に悪影響を及ぼさない設計とする。
基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

非常用交流電源設備の，非常用ディーゼル発電機，燃料ディタンク，軽油タンク及び燃料移送ポンプは，設計基準事故時に使用する場合の容量が，重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であることから，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。
基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

非常用交流電源設備については，想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものとする。

(1)非常用ディーゼル発電機
非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機については，原子炉建屋内の原子炉区域外に設置される設備であることから，想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋内の原子炉区域外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.14-139 に示す設計とする。

表 3.14-139　想定する環境条件及び荷重条件（非常用ディーゼル発電機）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉区域外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	原子炉建屋内の原子炉区域外に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2)燃料移送ポンプ

非常用交流電源設備の燃料移送ポンプについては，常設で屋外に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，屋外の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-140 に示す設計とする。

表 3.14-140　想定する環境条件及び荷重条件（燃料移送ポンプ）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(3)軽油タンク

非常用交流電源設備の軽油タンクについては，常設で屋外に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，屋外の環境条件を考慮し，以下の表 3.14-141 に示す設計とする。

表 3.14-141　想定する環境条件及び荷重条件（軽油タンク）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(4)燃料ディタンク

非常用交流電源設備の燃料ディタンクについては，原子炉建屋内の原子炉区域外に設置される設備であることから，想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋内の原子炉区域外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.14-142 に示す設計とする。

表 3.14-142　想定する環境条件及び荷重条件（燃料ディタンク）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉区域外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	原子炉建屋内の原子炉区域外に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また，燃料移送ポンプ，軽油タンク及び燃料ディタンクは操作不要，非常用ディーゼル発電機は中央制御室にて操作可能な設計とする。

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

非常用交流電源設備については，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計とする。また，非常用ディーゼル発電機は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

非常用ディーゼル発電機は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

燃料ディタンクは，発電用原子炉の運転中又は停止中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

軽油タンクは，発電用原子炉の運転中又は停止中に漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認及び弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

燃料移送ポンプは，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

3.14.3.2　非常用直流電源設備

3.14.3.2.1　設備概要

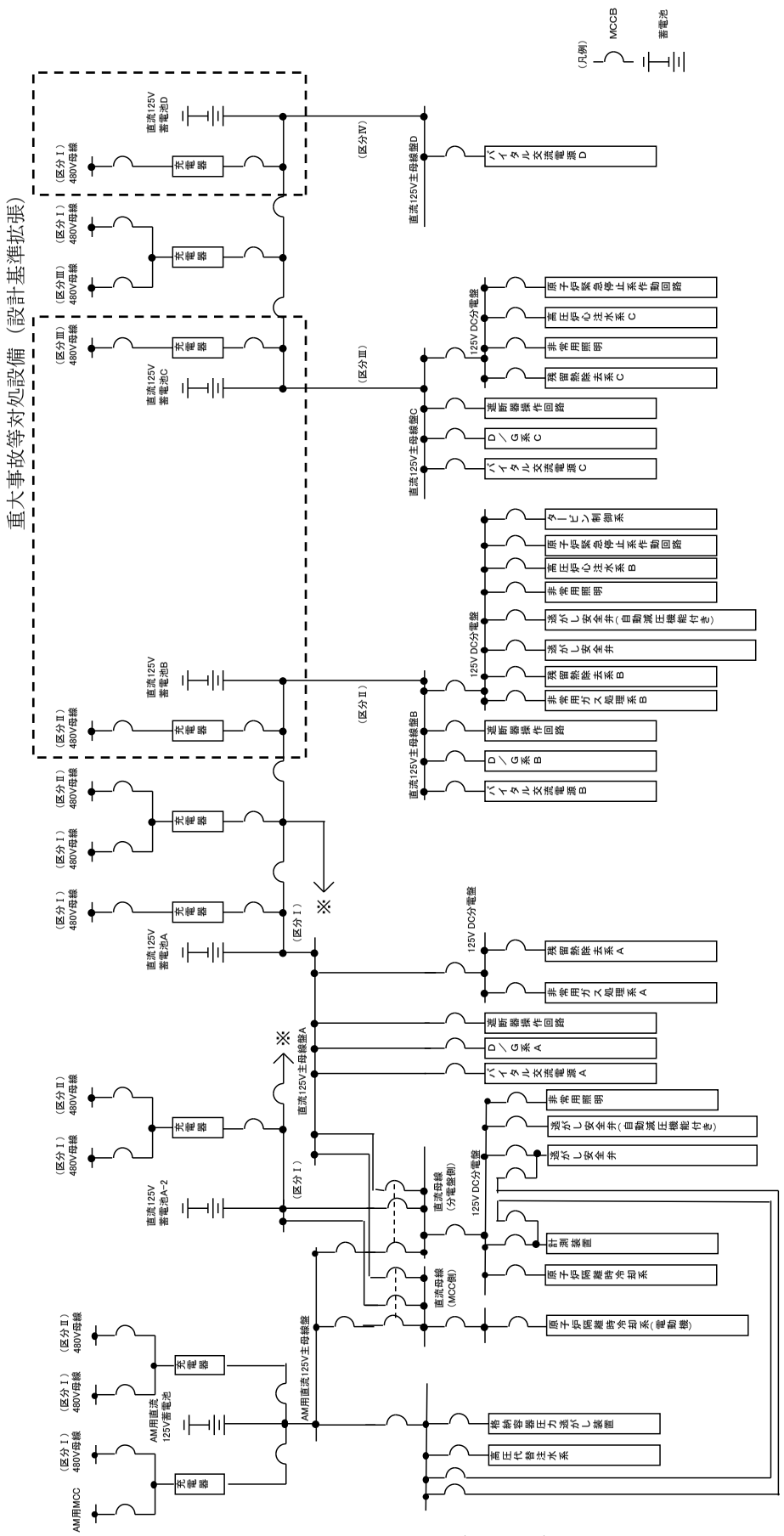
非常用直流電源設備は，全交流動力電源が喪失した場合，直流電源が必要な設備に電源を供給することにより，重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止することを目的として設置するものである。

本系統は全交流動力電源喪失時に直流電源が必要な設備に電源供給する「直流125V 蓄電池 A」，「直流 125V 蓄電池 A-2」，「直流 125V 蓄電池 B」，「直流 125V 蓄電池 C」及び「直流 125V 蓄電池 D」，交流電源復旧後に直流設備に電源供給する「直流125V 充電器 A」，「直流 125V 充電器 A-2」，「直流 125V 充電器 B」，「直流 125V 充電器 C」及び「直流 125V 充電器 D」で構成する。なお，「直流 125V 蓄電池 A」，「直流 125V 蓄電池 A-2」，「直流 125V 蓄電池 B」，「直流 125V 蓄電池 C」及び「直流 125V 蓄電池 D」をまとめて「蓄電池（非常用）」という。

本系統は，全交流動力電源喪失直後に直流 125V 蓄電池 A，B，C 及び D から重大事故等対処設備（設計基準拡張）に電源供給を行い，直流 125V 蓄電池 A-2 は待機状態にある。全交流動力電源喪失から 1 時間を経過した時点で，直流 125V 蓄電池 B，C 及び D の不要な負荷の切り離しを行う。全交流動力電源喪失から 8 時間を経過した時点で，直流 125V 蓄電池 A の一部負荷の電源を直流 125V 蓄電池 A-2 に切り替えるとともに，不要な負荷の切り離しを行う。その後，運転継続することにより全交流動力電源喪失から 12 時間必要な負荷に電源供給することが可能である。

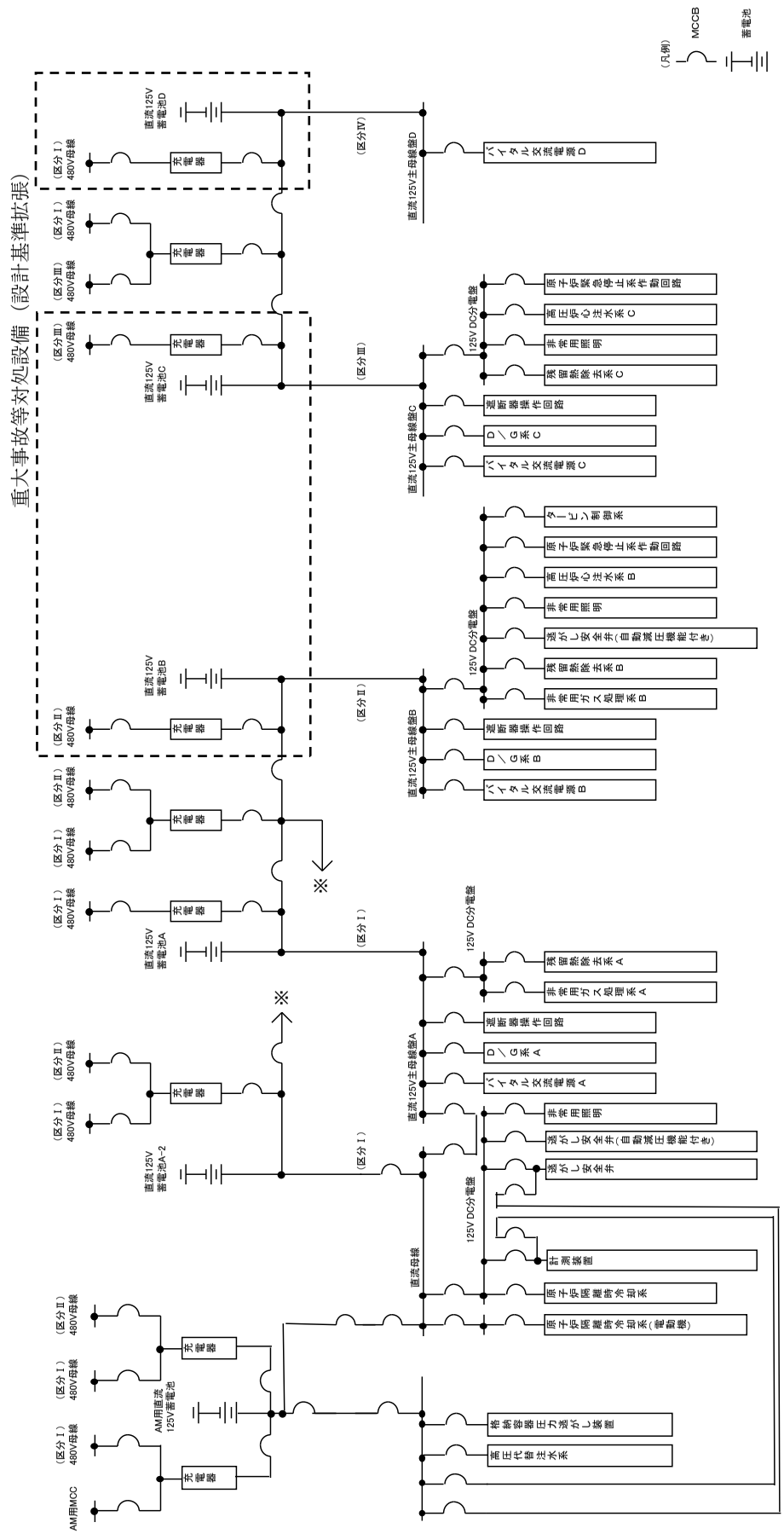
本系統全体の概要図を図 3.14-41～44 に，本系統に属する設備のうち，重大事故等対処設備（設計基準拡張）を表 3.14-143 に示す。

本系統は設計基準対象施設であるとともに，想定される重大事故等時においてその機能を期待するため，重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。



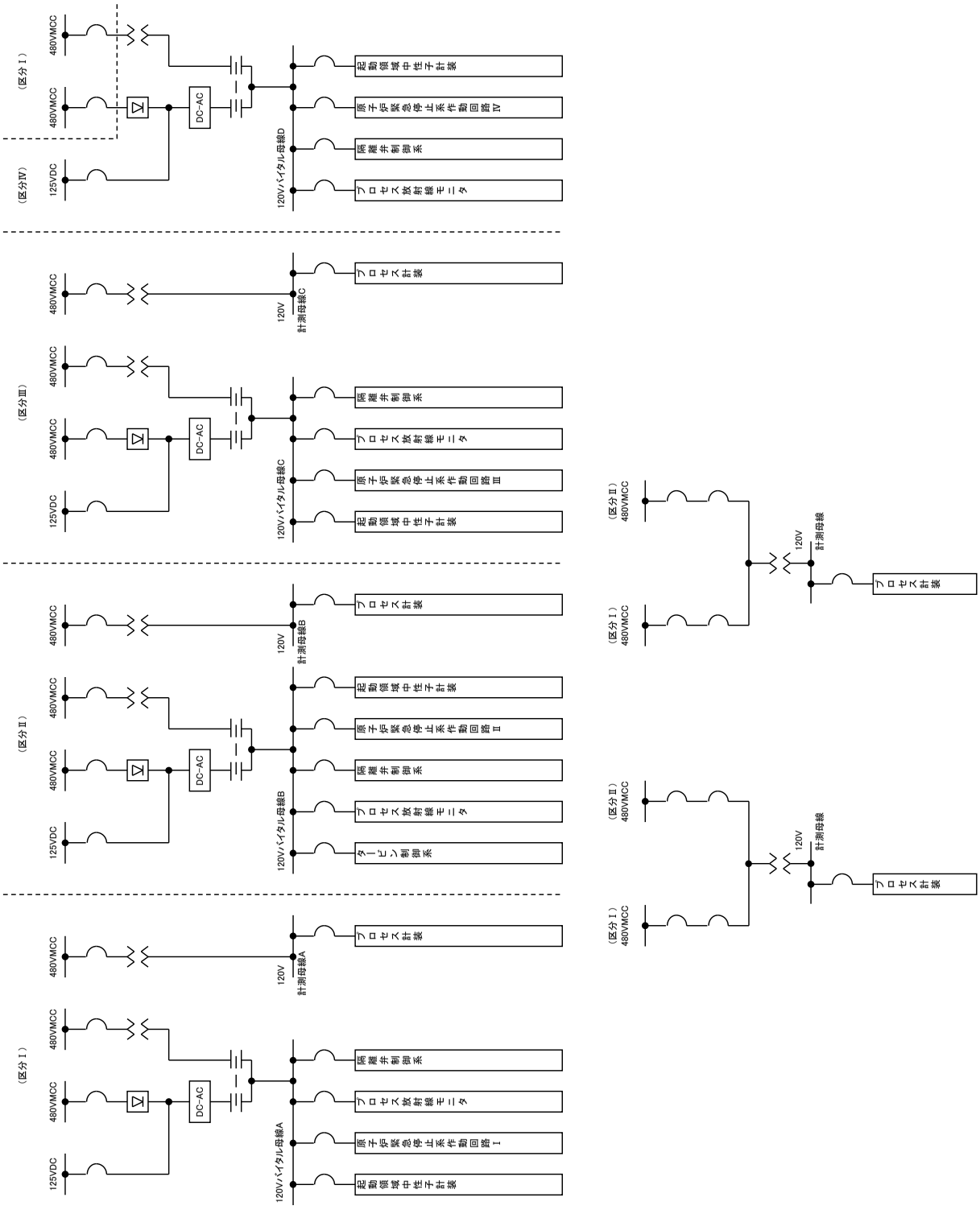
(6 号炉)

図 3.14-41　非常用直流電源設備　系統概要図



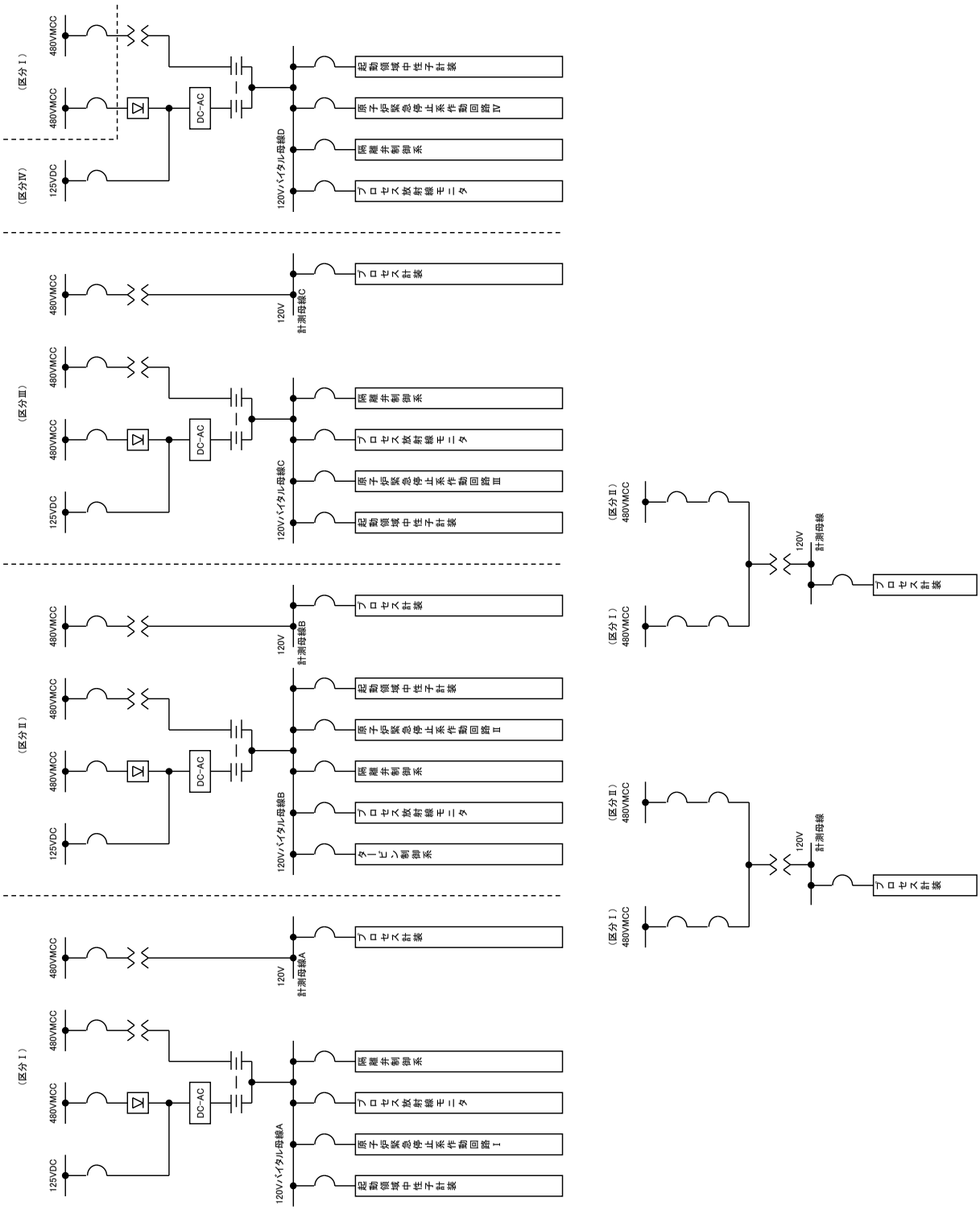
(7 号炉)

図 3.14-42　非常用直流電源設備　系統概要図



(6 号炉)

図 3.14-43　計測制御用電源設備　系統概要図



(7 号炉)

図 3.14-44　計測制御用電源設備　系統概要図

表 3.14-143　非常用直流電源設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	直流 125V 蓄電池 A【常設】 直流 125V 蓄電池 A-2【常設】 直流 125V 蓄電池 B【常設】 直流 125V 蓄電池 C【常設】 直流 125V 蓄電池 D【常設】 直流 125V 充電器 A【常設】 直流 125V 充電器 A-2【常設】 直流 125V 充電器 B【常設】 直流 125V 充電器 C【常設】 直流 125V 充電器 D【常設】
附属設備	－
燃料流路	－
電路	直流 125V 蓄電池及び充電器 A～直流母線電路【常設】 直流 125V 蓄電池及び充電器 A-2～直流母線電路【常設】 直流 125V 蓄電池及び充電器 B～直流母線電路【常設】 直流 125V 蓄電池及び充電器 C～直流母線電路【常設】 直流 125V 蓄電池及び充電器 D～直流母線電路【常設】
計装設備（補助）※1	M/C C 電圧【常設】 M/C D 電圧【常設】 M/C E 電圧【常設】

※1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

3.14.3.2.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1)直流 125V 蓄電池 A

個数　　：1
電圧　　：125V
容量　　：約 6,000Ah
取付箇所　：コントロール建屋地下中 2 階

(2)直流 125V 蓄電池 A-2

個数　　：1
電圧　　：125V
容量　　：約 4,000Ah
取付箇所　：コントロール建屋地下 1 階

(3)直流 125V 蓄電池 B

個数　　：1
電圧　　：125V
容量　　：約 3,000Ah
取付箇所　：コントロール建屋地下 1 階

(4)直流 125V 蓄電池 C

個数　　：1
電圧　　：125V
容量　　：約 3,000Ah
取付箇所　：コントロール建屋地下 1 階

(5)直流 125V 蓄電池 D

個数　　：1
電圧　　：125V
容量　　：約 2,200Ah
取付箇所　：コントロール建屋地下 1 階

(6)直流 125V 充電器 A

個数　　：1
電圧　　：125V
容量　　：約 700A
取付箇所　：コントロール建屋地下 1 階

(7)直流 125V 充電器 A-2

個数　　：1
電圧　　：125V
容量　　：約 400A
取付箇所　：コントロール建屋地下 1 階

(8)直流 125V 充電器 B
　個数　　：1
　電圧　　：125V
　容量　　：約 700A
　取付箇所　：コントロール建屋地下 1 階

(9)直流 125V 充電器 C
　個数　　：1
　電圧　　：125V
　容量　　：約 700A
　取付箇所　：コントロール建屋地下 1 階

(10)直流 125V 充電器 D
　個数　　：1
　電圧　　：125V
　容量　　：約 400A
　取付箇所　：コントロール建屋地下 1 階

3.14.3.2.3　設置許可基準規則第 43 条への適合状況

非常用直流電源設備については，設計基準事故対処設備として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため，他の施設に悪影響を及ぼさない設計とする。
基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

非常用直流電源設備については，設計基準事故時の直流電源供給機能を兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の容量が，重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であることから，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。
基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

非常用直流電源設備については，コントロール建屋に設置される設備であることから，想定される重大事故等が発生した場合におけるコントロール建屋の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.14-144 に示す設計とする。

表 3.14-144　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	コントロール建屋で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	コントロール建屋に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また，非常用直流電源設備は操作不要である。
基本方針については，「2.3.3　環境条件等」，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

非常用直流電源設備については，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する設計とする。また，直流 125V 蓄電池 A，A-2，B，C 及び D については，発電用原子炉の運転中に定例試験及び簡易点検を，また運転中又は停止中に機能・性能検査を可能な設計とする。また，直流 125V 充電器 A，A-2，B，C 及び D については，発電用原子炉の運転中又は停止中に定例試験，外観構造検査及び機能・性能検査を可能な設計とする。

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。

3.14.3.3　燃料補給設備

3.14.3.3.1　設備概要

燃料補給設備は，重大事故等発生時に重大事故等対処設備で使用する軽油が，枯渇をすることを防止するため，補機駆動用の軽油を補給することを目的として使用する。

本設備はタンクローリ（4kL），流路である軽油タンク出口ノズル及びホースから構成される。

可搬型代替注水ポンプ（A-1 級），可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），大容量送水車（熱交換器ユニット用），大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），大容量送水車（海水取水用），モニタリング・ポスト用発電機及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，軽油タンクからタンクローリ（4kL）を用いて燃料を補給できる設計とする。

軽油タンクからタンクローリ（4kL）への軽油の補給は，ホースを用いる設計とする。

本設備に関する重大事故等対処設備を表 3.14-145 に，本設備全体の概要図を図 3.14-45 に示す。

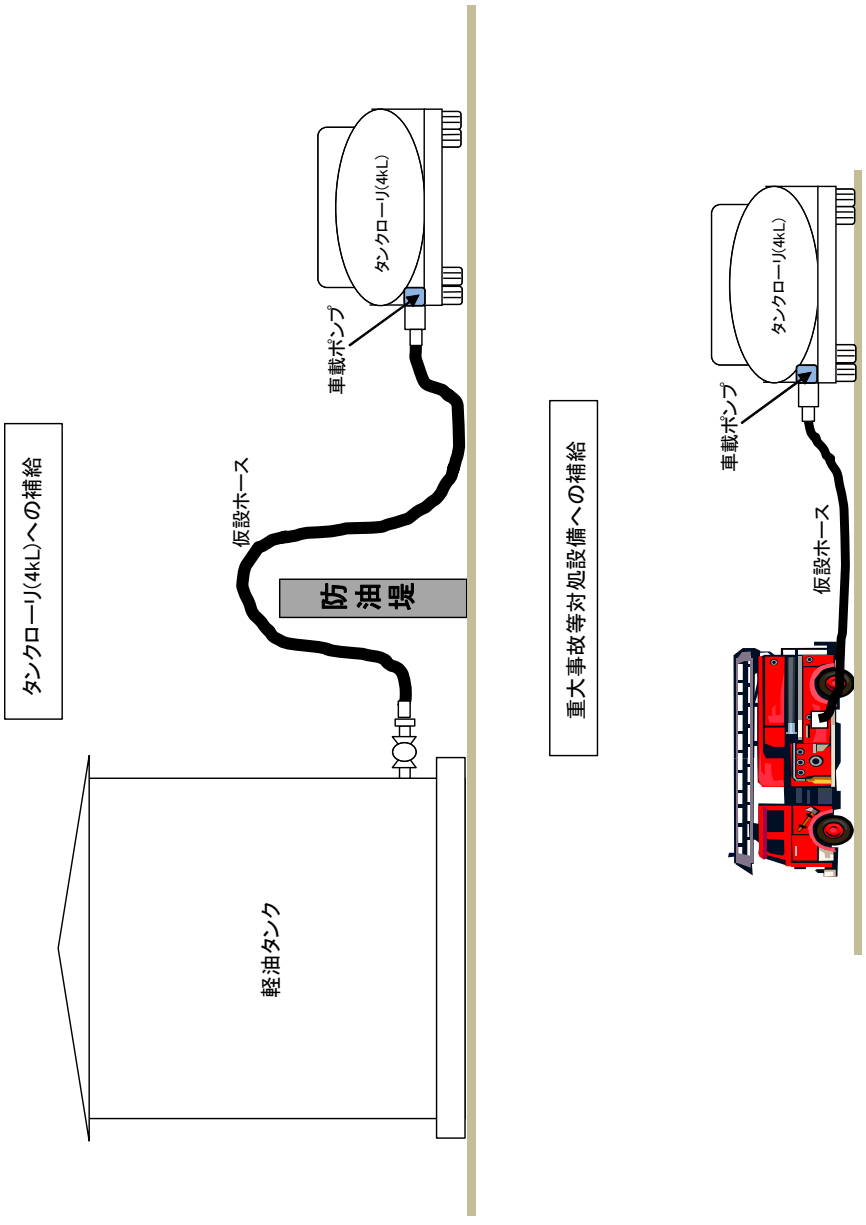


図 3.14-45　燃料補給設備系統概要図

表 3.14-145　燃料補給設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】
附属設備	－
燃料源	－
燃料流路	軽油タンク出口ノズル・弁【常設】 ホース【可搬】
燃料補給先	タンクローリ（4kL） 可搬型代替注水ポンプ（A-1 級）【可搬】 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）【可搬】 大容量送水車【可搬】 モニタリング・ポスト用発電機【常設】 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備【可搬】
電路	－

3.14.3.3.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1)軽油タンク(6 号及び 7 号炉共用)

種類	：たて置円筒形
容量	：約 550kL/基
最高使用圧力	：静水頭
最高使用温度	：66℃
個数	：1（予備 3）
取付箇所	：屋外（6 号及び 7 号炉原子炉建屋東側）

(2)タンクローリ（4kL）(6 号及び 7 号炉共用)

容量	：約 4.0kL/台
最高使用圧力	：24kPa[gage]
最高使用温度	：40℃
個数	：3（予備 1）
設置場所	：屋外
保管場所	：荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所

3.14.3.3.3　燃料補給設備の独立性，位置的分散

燃料補給設備は，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備と共通要因によって同時にその機能が損なわれることがないよう，表 3.14-146 で示すとおり位置的分散を図った設計とする。

燃料補給設備は，表 3.14-147 で示すとおり地震，津波，火災及び溢水により同時に故障することを防止するため，非常用交流電源設備との独立性を確保する設計とする。

表 3.14-146　位置的分散

	設計基準事故対処設備	常設重大事故防止設備	可搬型重大事故防止設備
	非常用交流電源設備	常設代替交流電源設備	燃料補給設備
燃料源	軽油タンク ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞ 燃料ディタンク ＜原子炉建屋内の原子炉区域外地上 3 階＞	軽油タンク ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞ 第一ガスタービン発電機用燃料タンク ＜7 号炉タービン建屋南側設置場所＞	軽油タンク ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞
燃料流路	燃料移送ポンプ ＜原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞	第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ ＜7 号炉タービン建屋南側設置場所＞	タンクローリ（4kL） ＜荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所＞

表 3.14-147　設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
		非常用交流電源設備	燃料補給設備
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備は耐震 S クラス設計とし，重大事故防止設備である燃料補給設備は基準地震動 Ss で機能維持できる設計とすることで，基準地震動 Ss が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備を設置する各設置場所（燃料ディタンク：原子炉建屋内の原子炉区域外地上 3 階，燃料移送ポンプ：原子炉建屋東側軽油タンクエリアの屋外と，重大事故防止設備を保管する各保管場所（タンクローリ（4kL）：荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所，タンクローリ（16kL）：荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所）は，ともに津波が到達しない位置とすることで，津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備と，重大事故等対処設備である燃料補給設備は，火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7　重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備と，重大事故等対処設備である燃料補給設備は，溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8　重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

3.14.3.3.4　　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.14.3.3.4.1　　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

燃料補給設備の軽油タンクは，常設で屋外に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.14-148 に示す設計とする。

燃料補給設備のタンクローリ（4kL）は，重大事故等時に屋外に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.14-149 に示す設計とする。

タンクローリ（4kL）の操作は，タンクローリ（4kL）に付属の操作ハンドルにより，想定される重大事故等時において設置場所から可能な設計とする。風（台風）による荷重については，転倒しないことの確認を行っているが，詳細評価により転倒する結果となった場合は，転倒防止措置を講じる。積雪の影響については，適切に除雪する運用とする。

また，降水及び凍結により機能を損なうことのないよう，防水対策が取られたタンクローリ（4kL）を使用し，凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。

(57-2, 57-3)

表 3.14-148　想定する環境条件及び荷重条件（軽油タンク）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.14-149　想定する環境条件及び荷重条件（タンクローリ（4kL））

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料補給設備を運転する場合は，タンクローリ（4kL）の配備及び軽油タンクへのホースの接続を行い，軽油の抜き取りを実施した後，タンクローリ（4kL）を可搬型代替注水ポンプ（A-1 級），可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），大容量送水車（熱交換器ユニット用），大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），大容量送水車（海水取水用），モニタリング・ポスト用発電機及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の近傍に移動及びホース接続を行い，タンクローリ（4kL）を起動することで燃料の補給を行う。以上のことから，燃料補給設備の操作に必要な機器及び操作に必要な弁，ホースを表 3.14-150 に示す。

軽油タンクの軽油タンク出口弁については，屋外の場所から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

また，タンクローリ（4kL）については，付属の操作ハンドルからのハンドル操作で起動する設計とする。タンクローリ（4kL）は付属の操作ハンドルを操作するにあたり，運転員のアクセス性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

タンクローリ（4kL）は，接続口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

ホースの接続に当たっては，特殊な工具，及び技量は必要とせず，専用の接続方式である専用金具にすることにより，確実に接続可能な設計とする。

表 3.14-150 に操作対象機器の操作場所を示す。

(57-2, 57-3)

表 3.14-150　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
タンクローリ（4kL）	起動・停止	屋外	ハンドル操作
軽油タンク出口弁	弁閉→弁開	屋外	手動操作
ホース	ホース接続	屋外	人力接続

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料補給設備の軽油タンクは，表 3.14-151 に示すように発電用原子炉の運転中及び停止中に外観検査が可能な設計とする。軽油タンク内面の確認として，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことが確認可能な設計とする。具体的にはタンク上部のマンホールが開放可能であり，内面の点検が可能な設計とする。軽油タンクの漏えい検査が実施可能な設計とする。具体的には漏えい検査が可能な隔離弁を設ける設計とする。軽油タンクの定例試験として油面レベルの確認が可能な計器を設ける設計とする。

燃料補給設備のタンクローリ（4kL）は，表 3.14-152 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査及び機能・性能の確認が可能な設計とする。タンクローリ（4kL）は油量，漏えいの確認が可能なように油面計又は検尺口を設け，かつ，内部の確認が可能なようにマンホールを設ける設計とする。さらに，タンクローリ（4kL）は車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。タンクローリ（4kL）付ポンプは，通常系統にて機能・性能確認ができる設計とし，分解が可能な設計とする。

ホースの外観検査として，機能・性能に影響を及ぼすおそれのある亀裂，腐食等がないことの確認を行うことが可能な設計とする。

(57-4)

表 3.14-151　軽油タンクの試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	外観検査	軽油タンクの油面レベルの確認
停止中	外観検査	軽油タンクの外観 軽油タンク内面の状態を試験及び目視により確認 漏えいの有無の確認

表 3.14-152　タンクローリ（4kL）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	外観検査	タンク，ホース外観の確認及びタンク内面の状態を目視により確認 漏えいの有無の確認
	機能・性能試験	タンクの漏えい確認
	車両検査	タンクローリ（4kL）の車両としての運転状態の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ｉ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

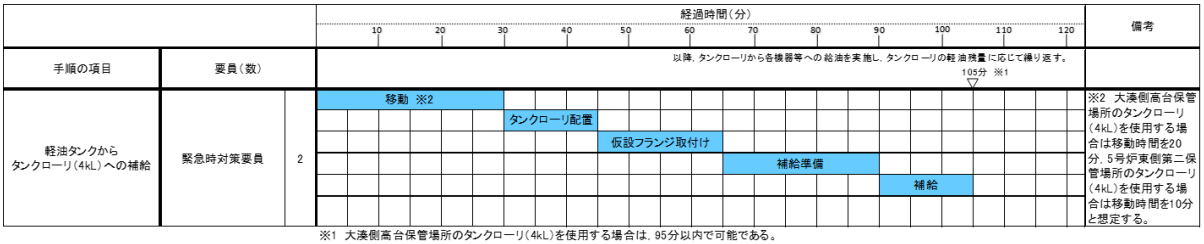
燃料補給設備のタンクローリ（4kL）は，本来の用途以外の用途には使用しない。

燃料補給設備の軽油タンクは，本来の用途以外の用途として使用するため切り替えて使用する。

軽油タンクは，軽油タンク出口弁を設けることにより速やかな切り替えが可能な設計とする。

これにより図 3.14-46～47 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えが可能である。

(57-3)



※1 大湊側高台保管場所のタンクローリ（4kL）を使用する場合は，95分以内で可能である。
5号炉東側第二保管場所のタンクローリ（4kL）を使用する場合は，85分以内で可能である。

図 3.14-46　軽油タンクからタンクローリ（4kL）への燃料補給のタイムチャート*

※ 移動時間及び給油時間は，対象設備の配置場所及び燃料タンク容量により時間は前後する。
電源車（代替熱交換器車使用時は2台使用）へ給油する場合は，移動時間を2分，給油時間を5分，トータル約17分で可能である。
可搬型代替注水ポンプ（A-1級）へ給油する場合は，移動時間を2分，給油時間を1分，トータル約12分で可能である。
可搬型代替注水ポンプ（A-2級）へ給油する場合は，移動時間を1分，給油時間を1分，トータル約11分で可能である。
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備へ給油する場合は，移動時間を1分，給油時間を10分，トータル約20分で可能である。
モニタリング・ポスト用発電機へ給油する場合は，移動時間を6分，給油時間を2分，トータル約17分で可能である。
ディーゼル駆動消火ポンプへ給油する場合は，移動時間を3分，給油時間を2分，トータル約19分で可能である。
大容量送水車へ給油する場合は，移動時間を2分，給油時間を7分，トータル約19分で可能である。
仮設発電機（純水補給水系による復水貯蔵槽への補給で使用）へ給油する場合は，移動時間を3分，給油時間を4分，トータル約16分で可能である。
仮設発電機（原子炉隔離時冷却系現場起動時の排水処理で使用）へ給油する場合は，移動時間を1分，給油時間を2分，トータル約12分で可能である。

図 3.14-47　タンクローリ（4kL）から各機器等への燃料補給のタイムチャート*

＊：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.14 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料補給設備のタンクローリ（4kL）は，通常時は接続先の系統と分離して保管することで，他の設備に悪影響を及ぼさない運用とする。

タンクローリ（4kL）は，治具や輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

タンクローリ（4kL）は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料補給設備の軽油タンクは，表 3.14-153 に示すように，通常時は軽油タンクをタンクローリ（4kL）と分離して保管し，かつ，軽油タンク出口弁を閉止することで隔離する系統構成としており，非常用交流電源設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

(57-3，57-7)

表 3.14-153　他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
非常用交流電源設備	軽油タンク出口弁	手動	通常時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

燃料補給設備の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.14-154 に示す。

このうち屋外で操作する軽油タンク出口弁は，屋外にあるため操作位置及び作業位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

(57-2)

表 3.14-154　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
軽油タンク出口弁	屋外設置位置	屋外設置位置

3.14.3.3.4.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

燃料補給設備の軽油タンクは，重大事故等時において，同時にその機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備が，7 日間連続運転する場合に必要となる燃料量約 480kL を上回る，容量約 550kL を有する設計とする。

(57-5)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料補給設備の軽油タンクは，第一ガスタービン発電機，電源車，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級），可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），大容量送水車（熱交換器ユニット用），大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），大容量送水車（海水取水用），モニタリング・ポスト用発電機及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料を貯蔵しており，共用により他号炉のタンクに貯蔵している燃料も使用可能となり，安全性の向上が図られることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。軽油タンクは，共用により悪影響を及ぼさないよう，6 号及び 7 号炉で必要な重大事故等対処設備の燃料を確保するとともに，号炉の区分けなくタンクローリ（4kL）を用いて燃料を利用できる設計とする。

なお，軽油タンクは，重大事故等時に重大事故等対処設備へ燃料補給を実施する場合のみ 6 号及び 7 号炉共用とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

補機駆動用の燃料を供給する設計基準事故対処設備は存在しない。

燃料補給設備の軽油タンクは，設計基準事故対処設備である 6 号炉の軽油タンクと 7 号炉の軽油タンクを位置的分散して設置し，共通要因によって同時に機能を喪失しない設計とする。

(57-2, 57-3)

3.14.3.3.4.3　設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 3 項一）

（ｉ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

燃料補給設備のタンクローリ（4kL）は，想定される重大事故等時において，その機能を発揮することが必要な重大事故等対処設備に，燃料を補給できる容量を有する設計とする。

容量としては重大事故等時において，同時にその機能を発揮することを要求される電源車，可搬型代替注水ポンプ(A-1 級)，可搬型代替注水ポンプ(A-2 級)，モニタリング・ポスト用発電機，大容量送水車（熱交換器ユニット用），大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），大容量送水車（海水取水用），5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の連続運転が可能な燃料を，それぞれ電源車，可搬型代替注水ポンプ（A-1 級），可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），モニタリング・ポスト用発電機，大容量送水車（熱交換器ユニット用），大容量送水車（原子炉建屋放水設備用），大容量送水車（海水取水用），5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備に供給できる容量を有するものを 1 セット 3 台使用する。保有数は 6 号及び 7 号炉共用で 1 セット 3 台と，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（共用）の合計 4 台を分散して保管する。

(57-5, 57-11)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項二）

（ｉ）要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては，当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ，かつ，二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう，接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料補給設備のタンクローリ（4kL）は 6 号及び 7 号炉が相互に使用することができるよう，軽油タンクから来るホースと接続口について，ホースと接続口を専用の接続方式である専用金具にすることに加え，接続口の口径を統一し，確実に接続ができる設計とする。

(57-2)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

（ⅰ）要求事項

常設設備と接続するものにあっては，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

タンクローリ（4kL）を接続する軽油タンクは 6 号及び 7 号炉で計 4 基あり，6 号炉の軽油タンクと 7 号炉の軽油タンクは 100m 以上離隔を確保しているため，各々の接続箇所が共通要因により接続不可とならない設計とする。

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

燃料補給設備の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.14-155 に示す。

このうち屋外で操作する燃料補給設備のタンクローリ（4kL）は，炉心損傷後の格納容器ベントを実施前に屋外で使用する設備であり，想定される重大事故等が発生した場合における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが，仮に線量が高い場合は線源からの離隔距離をとること，線量を測定し線量が低い位置に配置することにより，これら設備の設置及び常設設備との接続が可能である。

また，格納容器ベント実施後は，格納容器ベント直後の操作が不要となるように運用し，線量を測定し線量が低い位置に配置することにより，これら設備の設置及び常設設備との接続が可能である。

また，現場での接続作業に当たっては，簡便な専用金具による接続方式により，確実に速やかに接続が可能である。

(57-2)

表 3.14-155　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
タンクローリ（4kL）	屋外設置位置	屋外設置位置
ホース	屋外	屋外

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

（ⅰ）要求事項

地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料補給設備のタンクローリ（4kL）は，地震，津波その他自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）と 100m 以上の離隔で位置的分散を図り，発電所敷地内の高台にある荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所の複数箇所に分散して保管する。

(57-2)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

燃料補給設備のタンクローリ（4kL）は，通常時は高台の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所並びに 5 号炉東側第二保管場所に分散して保管しており，想定される重大事故等が発生した場合においても，可搬型重大事故等対処設備の運搬，移動に支障をきたすことのないよう，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する設計とする。（『可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて』参照）

(57-6)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

（ⅰ）要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

燃料補給設備のタンクローリ（4kL）は，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能と同時に機能が損なわれるおそれがないよう，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備に対し，多様性，位置的分散を図る設計としている。これらの詳細については，3.14.3.3.3 項に記載のとおりである。

(57-2，57-3)

3.15　計装設備【58 条】

【設置許可基準規則】
（計装設備）
第五十八条　発電用原子炉施設には，重大事故等が発生し，計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。

（解釈）
1　第５８条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお，「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは，事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。
ａ）設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）
ｂ）発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。
ⅰ）原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。
ⅱ）原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。
ⅲ）推定するために必要なパラメータは，複数のパラメータの中から確からしさを考慮し，優先順位を定めておくこと。
ｃ）原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要となるパラメータが計測又は監視及び記録ができること。

3.15 計装設備

3.15.1　設置許可基準規則第 58 条への適合方針

重大事故等が発生し,計測機器(非常用のものを含む。)の故障により,当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において,当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は,「表3.15-10　重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ）とする。

当該パラメータを推定するために必要なパラメータは,「表3.15-10 重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ）とする。

主要パラメータ及び代替パラメータのうち,自主対策設備の計器のみで計測される場合は,有効監視パラメータ（自主対策設備）とする（図3.15-3　重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー　参照）。

また,電源設備の受電状態,重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。なお,重大事故等対処設備の運転及び動作状態を表示する設備（ランプ表示灯等）については,各条文の設置許可基準規則第43条への適合状況のうち,(2)操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）にて,適合性を整理する（図3.15-3　重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー　参照）。

(1)把握能力の整備（設置許可基準規則解釈の第１項　ａ））

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について,設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。計測範囲を表3.15-11に示す。

(2)推定手段の整備（設置許可基準規則解釈の第１項　ｂ））

ａ．監視機能喪失時に使用する設備

発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。

重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度,圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量

等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合，「表3.15-10 重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15　事故時の計装に関する手順等」の計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

計器故障時に，当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合，他チャンネルの計器により計測するとともに，重要代替監視パラメータが複数ある場合は，推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ，検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し，優先順位を定める。推定手段及び優先順位を表3.15-12に示す。

ｂ．計器電源喪失時に使用する設備

非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において，計測設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機），可搬型代替交流電源設備，所内蓄電式直流電源設備又は可搬型直流電源設備を使用する。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

・常設代替交流電源設備（3.14 電源設備【57条】）
・可搬型代替交流電源設備（3.14 電源設備【57条】）
・所内蓄電式直流電源設備（3.14 電源設備【57条】）
・可搬型直流電源設備（3.14 電源設備【57条】）

常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機），可搬型代替交流電源設備，所内蓄電式直流電源設備及び可搬型直流電源設備については，「3.14 電源設備【57条】」に記載する。

また，代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合，特に重要なパラメータとして，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測するための設備として，温度，圧力，水位及び流量に係るものについて，乾電池等を電源とした可搬型計測器を整備する。

なお，可搬型計測器による計測においては，計測対象の選定を行う際の考え方として，同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は，いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。同一の物理量について，複数のパラメータがある場合は，いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

・可搬型計測器

（3）パラメータ記録時に使用する設備（設置許可基準規則解釈の第１項　ｃ））

原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度，放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要となる重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータが計測又は監視及び記録ができる設計とする。

重大事故等の対応に必要となるパラメータは，電磁的に記録，保存し，電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また，記録は必要な容量を保存できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

・安全パラメータ表示システム（SPDS）（データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置）
（図3.15-6）

3.15.2　重大事故等対処設備

3.15.2.1　計装設備

3.15.2.1.1　設備概要

重大事故等が発生し，計測機器（非常用のものを含む。）の故障により，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において，当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。

図 3.15-4,5 に重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備の概要図を示す。

なお，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについては，重大事故等時の有効な情報を把握するため，設計基準対象施設の計装設備も用いて監視している。このような計装設備は，設計基準対象施設としての要件に沿って設置しており，かつ，その使用目的を変えるものではないが，推定という手法も含めて設置許可基準規則第 58 条適合のために必要な設備であることから,他の重大事故等対処設備の計装設備とあわせて設置許可基準規則第 43 条への適合状況を整理する。

表 3.15-1　計装設備に関する重大事故等対処設備一覧（1/4）

設備区分	設備名
主要設備	原子炉圧力容器温度【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】 原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（SA）【常設】 高圧代替注水系系統流量【常設】 原子炉隔離時冷却系系統流量（設計基準拡張）【常設】 高圧炉心注水系系統流量（設計基準拡張）【常設】 復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）【常設】 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）【常設】 残留熱除去系系統流量（設計基準拡張）【常設】 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ気体温度【常設】 サプレッション・チェンバ・プール水温度【常設】 格納容器内圧力（D/W）【常設】 格納容器内圧力（S/C）【常設】 サプレッション・チェンバ・プール水位【常設】 格納容器下部水位【常設】 格納容器内水素濃度【常設】 格納容器内水素濃度（SA）【常設】 格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）【常設】 格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）【常設】 起動領域モニタ【常設】 平均出力領域モニタ【常設】 復水補給水系温度（代替循環冷却）【常設】 フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置入口圧力【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置水素濃度【常設】 フィルタ装置金属フィルタ差圧【常設】 フィルタ装置スクラバ水 pH【常設】 耐圧強化ベント系放射線モニタ【常設】 残留熱除去系熱交換器入口温度（設計基準拡張）【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度（設計基準拡張）【常設】

表 3.15-1　計装設備に関する重大事故等対処設備一覧（2/4）

設備区分	設備名
主要設備	原子炉補機冷却水系系統流量（設計基準拡張）【常設】 残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量（設計基準拡張）【常設】 高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力（設計基準拡張）【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力（設計基準拡張）【常設】 復水貯蔵槽水位（SA）【常設】 復水移送ポンプ吐出圧力【常設】 原子炉建屋水素濃度【常設】 静的触媒式水素再結合器　動作監視装置【常設】 格納容器内酸素濃度【常設】 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）【常設】 使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）【常設】 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）【常設】 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ【常設】 （使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置【常設】を含む） 安全パラメータ表示システム（SPDS）【常設】*2 可搬型計測器【可搬】
附属設備	－
水源 （水源に関する流路，電源設備を含む）	－
流路	－
注水先	－
電源設備*1	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】

表 3.15-1　計装設備に関する重大事故等対処設備一覧（3/4）

設備区分	設備名
電源設備*1	可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 代替所内電気設備 緊急用断路器【常設】 緊急用電源切替箱断路器【常設】 緊急用電源切替箱接続装置【常設】 AM 用動力変圧器【常設】 AM 用 MCC【常設】 AM 用切替盤【常設】 AM 用操作盤【常設】 非常用高圧母線 C 系【常設】 非常用高圧母線 D 系【常設】 所内蓄電式直流電源設備 直流 125V 蓄電池 A【常設】 直流 125V 蓄電池 A-2【常設】 AM 用直流 125V 蓄電池【常設】 直流 125V 充電器 A【常設】 直流 125V 充電器 A-2【常設】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 可搬型直流電源設備 電源車【可搬】 AM 用直流 125V 充電器【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】 非常用直流電源設備 直流 125V 蓄電池 A（設計基準拡張）【常設】 直流 125V 蓄電池 A-2（設計基準拡張）【常設】 直流 125V 蓄電池 B（設計基準拡張）【常設】 直流 125V 蓄電池 C（設計基準拡張）【常設】

表 3.15-1　計装設備に関する重大事故等対処設備一覧（4/4）

設備区分	設備名
電源設備*1	直流 125V 蓄電池 D（設計基準拡張）【常設】 上記所内蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 上記非常用直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 非常用交流電源設備

＊1：単線結線図を補足説明資料 58-2 に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

＊2：安全パラメータ表示システム（SPDS）については「3.19 通信連絡を行うために必要な設備（設置許可基準規則第 62 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.15.2.1.2　主要設備の仕様

主要設備の仕様を表 3.15-2 に示す。

表 3.15-2　主要設備の仕様（1/3）

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉圧力容器温度	熱電対	0～350℃	2	原子炉格納容器内
原子炉圧力	弾性圧力検出器*1	0～10MPa[gage]	3	原子炉建屋地下1階
原子炉圧力（SA）	弾性圧力検出器*1	0～11MPa[gage]	1	原子炉建屋地下1階
原子炉水位（広帯域）	差圧式水位検出器*2	-3200～3500mm*11	3	原子炉建屋地下1階
原子炉水位（燃料域）	差圧式水位検出器*2	-4000～1300mm*12	2	原子炉建屋地下3階
原子炉水位（SA）	差圧式水位検出器*2	-3200～3500mm*11	1	原子炉建屋地下1階
		-8000～3500mm*11	1	原子炉建屋地下3階 （6号炉） 原子炉建屋地下2階 （7号炉）
高圧代替注水系 系統流量	差圧式流量検出器*3	0～300m³/h	1	原子炉建屋地下2階
原子炉隔離時冷却系 系統流量	差圧式流量検出器*3	0～300m³/h	1	原子炉建屋地下3階
高圧炉心注水系系統流量	差圧式流量検出器*3	0～1000m³/h	2	原子炉建屋地下3階
復水補給水系流量 （RHR A系代替注水流量）	差圧式流量検出器*3	0～200m³/h（6号炉） 0～150m³/h（7号炉）	1	原子炉建屋地下1階
復水補給水系流量 （RHR B系代替注水流量）	差圧式流量検出器*3	0～350m³/h	1	原子炉建屋地下1階 （6号炉） 原子炉建屋地上1階 （7号炉）
残留熱除去系系統流量	差圧式流量検出器*3	0～1500m³/h	3	原子炉建屋地下3階
復水補給水系流量 （格納容器下部注水流量）	差圧式流量検出器*3	0～150m³/h（6号炉） 0～100m³/h（7号炉）	1	原子炉建屋地下2階
ドライウェル 雰囲気温度	熱電対	0～300℃	2	原子炉格納容器内
サプレッション・ チェンバ気体温度	熱電対	0～300℃	1	原子炉格納容器内
サプレッション・ チェンバ・プール水温度	測温抵抗体	0～200℃	3	原子炉格納容器内
格納容器内圧力 （D/W）	弾性圧力検出器*4	0～1000kPa[abs]	1	原子炉建屋地上中3階 （6号炉） 原子炉建屋地上3階 （7号炉）
格納容器内圧力 （S/C）	弾性圧力検出器*4	0～980.7kPa[abs]	1	原子炉建屋地上1階

表 3.15-2　主要設備の仕様（2/3）

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
サプレッション・チェンバ・プール水位	差圧式水位検出器*5	-6～11m（T.M.S.L.-7150～＋9850mm）*13	1	原子炉建屋地下3階
格納容器下部水位	電極式水位検出器	+1m,+2m,+3m（T.M.S.L.-5600mm,-4600mm,-3600mm）*13	3	原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度	熱伝導式水素検出器	0～30vol%（6号炉） 0～20vol%/0～100vol%（7号炉）	2	原子炉建屋地上3,中3階（6号炉） 原子炉建屋地上中3階（7号炉）
格納容器内水素濃度（SA）	水素吸蔵材料式水素検出器	0～100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）	電離箱	10^{-2}～10^{5}Sv/h	2	原子炉建屋地上1階
格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）	電離箱	10^{-2}～10^{5}Sv/h	2	原子炉建屋地下1階
起動領域モニタ	核分裂電離箱	10^{-1}～$10^{6}s^{-1}$（1.0×10^{3}～$1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$） 0～40%又は0～125%（$1.0\times10^{8}$～$2.0\times10^{13}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	10	原子炉格納容器内
平均出力領域モニタ	核分裂電離箱	0～125%（1.2×10^{12}～$2.8\times10^{14}cm^{-2}\cdot s^{-1}$）*14	4*15	原子炉格納容器内
復水補給水系温度（代替循環冷却）	熱電対	0～200℃	1	原子炉建屋地下3階
フィルタ装置水位	差圧式水位検出器*6	0～6000mm	2	屋外
フィルタ装置入口圧力	弾性圧力検出器*7	0～1MPa[gage]	1	原子炉建屋地上3階（6号炉） 原子炉建屋地上中3階（7号炉）
フィルタ装置出口放射線モニタ	電離箱	10^{-2}～10^{5}mSv/h	2	原子炉建屋屋上
フィルタ装置水素濃度	熱伝導式水素検出器	0～100vol%	2	原子炉建屋地上3階
フィルタ装置金属フィルタ差圧	差圧式圧力検出器*8	0～50kPa	2	屋外
フィルタ装置スクラバ水pH	pH検出器	pH0～14	1	屋外
耐圧強化ベント系放射線モニタ	電離箱	10^{-2}～10^{5}mSv/h	2	原子炉建屋地上4階
残留熱除去系熱交換器入口温度	熱電対	0～300℃	3	原子炉建屋地下3階
残留熱除去系熱交換器出口温度	熱電対	0～300℃	3	原子炉建屋地下2階（6号炉） 原子炉建屋地下3階（7号炉）

表 3.15-2　主要設備の仕様（3/3）

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉補機冷却水系 系統流量	差圧式流量検出器 *3	0～4000m^3/h(6 号炉区分Ⅰ，Ⅱ) 0～3000m^3/h(6 号炉区分Ⅲ，7 号炉区分Ⅰ，Ⅱ) 0～2000m^3/h(7 号炉区分Ⅲ)	3	原子炉建屋地下3階 タービン建屋地下2階 （6号炉） タービン建屋地下1,2階 （7号炉）
残留熱除去系熱交換器 入口冷却水流量	差圧式流量検出器 *3	0～2000m^3/h（6 号炉） 0～1500m^3/h（7号炉）	3	原子炉建屋地下2,3階 （6号炉） 原子炉建屋地下3階 （7号炉）
高圧炉心注水系ポンプ 吐出圧力	弾性圧力検出器*9	0～12MPa[gage]	2	原子炉建屋地下3階
残留熱除去系ポンプ 吐出圧力	弾性圧力検出器*9	0～3.5MPa[gage]	3	原子炉建屋地下3階
復水貯蔵槽水位 （SA）	差圧式水位検出器 *10	0～16m（6 号炉） 0～17m（7号炉）	1	廃棄物処理建屋地下3階
復水移送ポンプ 吐出圧力	弾性圧力検出器*9	0～2MPa[gage]	3	廃棄物処理建屋地下3階
原子炉建屋水素濃度	熱伝導式 水素検出器	0～20vol%	8	原子炉建屋地下1,2階， 地上2,4階
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	熱電対	0～300℃	4	原子炉建屋地上4階
格納容器内酸素濃度	熱磁気風式 酸素検出器	0～30vol%（6 号炉） 0～10vol%/0～30vol% （7号炉）	2	原子炉建屋地上3,中3階 （6号炉） 原子炉建屋地上中3階 （7号炉）
使用済燃料貯蔵 プール水位・温度 （SA広域）	熱電対	T.M.S.L.20180～ 31170mm（6 号炉）*13 T.M.S.L.20180～ 31123mm（7 号炉）*13	1*16	原子炉建屋地上4階
		0～150℃		
使用済燃料貯蔵 プール水位・温度 （SA）	熱電対	T.M.S.L.23420～ 30420mm（6 号炉）*13 T.M.S.L.23373～ 30373mm（7 号炉）*13	1*17	原子炉建屋地上4階
		0～150℃		
使用済燃料貯蔵 プール放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）	電離箱	10^1～10^8mSv/h	1	原子炉建屋地上4階
		10^{-2}～10^5mSv/h（6 号炉） 10^{-3}～10^4mSv/h（7号炉）	1	原子炉建屋地上4階
使用済燃料貯蔵 プール監視カメラ	赤外線カメラ	－	1	原子炉建屋地上 4 階

＊ 1：隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力（基準面器からの水頭圧を含む）と大気圧の差を計測
＊ 2：隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力（蒸気部）と圧力容器下部の差圧を計測
＊ 3：隔液ダイアフラムにかかる絞り機構前後の差圧を計測
＊ 4：隔液ダイアフラムにかかる格納容器内圧力の絶対圧力を計測
＊ 5：サプレッション・チェンバ・プール下部の圧力と大気圧の差から水位を換算し，格納容器内圧力（S/C）で補正
＊ 6：隔液ダイアフラムにかかるフィルタ装置容器下部と容器の圧力差を計測
＊ 7：隔液ダイアフラムにかかるフィルタ装置入口圧力と大気圧との差を計測
＊ 8：隔液ダイアフラムにかかる金属フィルタの入口と出口の圧力差を計測
＊ 9：隔液ダイアフラムにかかる吐出圧力を計測
＊10：隔液ダイアフラムにかかるタンクの水頭圧と大気圧の差を計測
＊11：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1224cm）

＊12：基準点は有効燃料棒頂部（原子炉圧力容器零レベルより 905cm）
＊13：T.M.S.L. =東京湾平均海面
＊14：定格出力時の値に対する比率で示す。
＊15：局部出力領域モニタの検出器は 208 個であり，平均出力領域モニタの各チャンネルには，52 個ずつの信号が入力される。
＊16：検出点は 14 箇所
＊17：検出点は 8 箇所

安全パラメータ表示システム（SPDS）の主要機器仕様を以下に示す。

設　備　名	データ伝送装置
使 用 回 線	有線系回線，無線系回線
個　　数	1 式
取 付 箇 所	6 号炉　コントロール建屋地上 1 階 7 号炉　コントロール建屋地上 1 階

設　備　名	緊急時対策支援システム伝送装置
使 用 回 線	有線系回線，無線系回線
個　　数	1 式（6 号及び 7 号炉共用）
取 付 箇 所	5 号炉原子炉建屋地上 3 階 （5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

設　備　名	SPDS 表示装置
個　　数	1 式（6 号及び 7 号炉共用）
取 付 箇 所	5 号炉原子炉建屋地上 3 階 （5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

可搬型計測器の主要機器仕様を以下に示す。

個　　数	48（24／プラント） （予備 24（6 号及び 7 号炉共用））
保 管 場 所	6 号炉　コントロール建屋地上 2 階 7 号炉　コントロール建屋地上 2 階 5 号炉原子炉建屋地上 3 階 （5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

なお，電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.15.2.1.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.15.2.1.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度,放射線,荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については,「2.3.3　環境条件等」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，原子炉格納容器内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，原子炉格納容器内の環境条件及び荷重条件を考慮し，表 3.15-3 に示す設計とする。

・原子炉圧力容器温度
・ドライウェル雰囲気温度
・サプレッション・チェンバ気体温度
・サプレッション・チェンバ・プール水温度
・格納容器下部水位
・格納容器内水素濃度（SA）
・起動領域モニタ
・平均出力領域モニタ

なお，起動領域モニタ，平均出力領域モニタについては，重大事故等時初期における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，原子炉建屋原子炉区域内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し，表 3.15-3 に示す設計とする。

・原子炉圧力
・原子炉圧力（SA）
・原子炉水位（広帯域）
・原子炉水位（燃料域）
・原子炉水位（SA）
・高圧代替注水系系統流量

・原子炉隔離時冷却系系統流量
・高圧炉心注水系系統流量
・復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）
・復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）
・残留熱除去系系統流量
・復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）
・格納容器内圧力（D/W）
・格納容器内圧力（S/C）
・サプレッション・チェンバ・プール水位
・格納容器内水素濃度
・格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）
・格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）
・復水補給水系温度（代替循環冷却）
・耐圧強化ベント系放射線モニタ（7号炉）
・残留熱除去系熱交換器入口温度
・残留熱除去系熱交換器出口温度
・原子炉補機冷却水系系統流量（6号炉区分Ⅲ）
・残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
・高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力
・残留熱除去系ポンプ吐出圧力
・原子炉建屋水素濃度
・静的触媒式水素再結合器 動作監視装置
・格納容器内酸素濃度
・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）
・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）
・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し，表 3.15-3 に示す設計とする。
・フィルタ装置入口圧力
・フィルタ装置水素濃度
・耐圧強化ベント系放射線モニタ（6号炉）
・原子炉補機冷却水系系統流量（6号炉区分Ⅰ，Ⅱ，7号炉）
・復水貯蔵槽水位（SA）

・復水移送ポンプ吐出圧力
・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置

表 3.15-3　想定する環境条件及び荷重条件（屋内）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	検出器の設置場所である原子炉格納容器内，原子炉建屋原子炉区域内，原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	原子炉格納容器内，原子炉建屋原子炉区域内，原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，屋外に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，表 3.15-4 に示す設計とする。
・フィルタ装置水位
・フィルタ装置金属フィルタ差圧
・フィルタ装置スクラバ水pH

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，原子炉建屋屋上に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，原子炉建屋屋上の環境条件及び荷重条件を考慮し，表 3.15-4 に示す設計とする。
・フィルタ装置出口放射線モニタ

表 3.15-4　想定する環境条件及び荷重条件（屋外）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	検出器の設置場所である屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	耐震性が確保されたフィルタベント装置基礎上又は原子炉建屋に設置し，地震荷重により機器が損傷しないことを確認する。
風（台風）・積雪	検出器の設置場所である屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置は，コントロール建屋内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，コントロール建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し，表 3.15-5 に示す対応とする。

可搬型計測器は，コントロール建屋内に保管するため，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，コントロール建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し，表 3.15-5 に示す対応とする。

また，安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内のそれぞれの環境条件及び荷重条件を考慮し，表 3.15-6 に示す対応とする。

可搬型計測器は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管するため，重大事故等時における 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の環境条件及び荷重条件を考慮し，表 3.15-6 に示す設計とする。

表 3.15-5　想定する環境条件及び荷重条件（コントロール建屋内）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所であるコントロール建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	コントロール建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.15-6　想定する環境条件及び荷重条件
（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風）・積雪	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

（58-3）

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，通常時からサンプリング方式による計測を実施しており，中央制御室にて監視を行っている。サンプリング装置は，中央制御室の格納容器内雰囲気モニタ盤で操作が可能な設計とする。中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり，運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，操作対象については銘板を付けることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

フィルタ装置水素濃度は，サンプリング方式による計測を実施しており，原子炉建屋内の原子炉区域外でサンプリング装置の弁及び付属の操作スイッチの操作が可能であり，想定される重大事故等時の環境下においても，確実に操作が可能な設計とする。格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び FCVS 出口水素サンプリングラックの弁及び付属の操作スイッチを操作するにあたり，運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，操作対象については銘板を付けることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

フィルタ装置スクラバ水 pH は,サンプリング方式による計測を実施しており，屋外でサンプリング装置の弁及び付属の操作スイッチの操作が可能であり，想定される重大事故等時の環境下においても，確実に操作が可能な設計とする。格納容器フィルタベント装置 pH サンプリングラックの弁及び付属の操作スイッチを操作するにあたり，運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，操作対象については銘板を付けることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作が可能な設計とする。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は，原子炉建屋内の原子炉区域外で空冷装置の弁及び付属の操作スイッチの操作が可能であり，想定される重大事故等時の環境下においても，確実に操作が可能な設計とする。また，操作対象について

は銘板を付けることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

安全パラメータ表示システム(SPDS)のうち SPDS 表示装置は，電源，通信ケーブルは接続されており，各パラメータを監視するにあたり，運転員及び復旧班員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。重大事故等が発生した場合において，設置場所である 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所において，一般のコンピュータと同様に電源スイッチを入れ（スイッチ操作），操作（スイッチ操作）することにより，確実に各パラメータを監視することが可能な設計とする。

可搬型計測器の接続は，中央制御室，原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内にて操作が可能であり，想定される重大事故等時の環境下においても，確実に操作が可能な設計とする。操作場所である中央制御室，原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内の各制御盤では，十分な操作空間を確保する。

可搬型計測器の計装ケーブルの接続は，ボルト・ネジ接続とし，接続規格を統一することにより，一般的に使用される工具を用いて接続箇所で確実に接続が可能な設計とし，付属の操作スイッチにより設置場所での操作が可能な設計とする。

表3.15-7に操作対象機器を示す。

表3.15-7　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
格納容器内水素濃度 （サンプリング装置）	停止⇒起動 系統選択（D/W⇔S/C）	中央制御室	スイッチ 操作
格納容器内酸素濃度 （サンプリング装置）	停止⇒起動 系統選択（D/W⇔S/C）	中央制御室	スイッチ 操作
フィルタ装置水素濃度 （サンプリング装置）	ラインナップ 起動・停止 系統切り替え	原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動弁開閉 スイッチ 操作
フィルタ装置スクラバ水pH （サンプリング装置）	ラインナップ 起動・停止	屋外	手動弁開閉 スイッチ 操作
使用済燃料貯蔵プール監視 カメラ用空冷装置	ラインナップ 停止⇒起動	原子炉建屋地上 4 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	手動弁開 スイッチ 操作
SPDS 表示装置	起動・停止 （パラメータ監視）	5 号炉原子炉建屋地上 3 階（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）	スイッチ 操作
可搬型計測器	接続箇所端子リフト 可搬型計測器接続	中央制御室 原子炉建屋地下 1 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外） タービン建屋地下中 2 階 （その他の建屋内）	接続操作 スイッチ 操作

（58-3）（58-9）

常設の重大事故等対処設備のうち，以下のパラメータを計測する設備は，想定される重大事故等時において中央制御室で監視できる設計であり現場又は中央制御室による操作は発生しない。

・原子炉圧力容器温度
・原子炉圧力
・原子炉圧力（SA）
・原子炉水位（広帯域）
・原子炉水位（燃料域）
・原子炉水位（SA）
・高圧代替注水系系統流量
・原子炉隔離時冷却系系統流量
・高圧炉心注水系系統流量
・復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）
・復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）
・残留熱除去系系統流量
・復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）
・ドライウェル雰囲気温度
・サプレッション・チェンバ気体温度
・サプレッション・チェンバ・プール水温度
・格納容器内圧力（D/W）
・格納容器内圧力（S/C）
・サプレッション・チェンバ・プール水位
・格納容器下部水位
・格納容器内水素濃度（SA）
・格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）
・格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）
・起動領域モニタ
・平均出力領域モニタ
・復水補給水系温度（代替循環冷却）
・フィルタ装置水位
・フィルタ装置入口圧力
・フィルタ装置出口放射線モニタ
・フィルタ装置金属フィルタ差圧
・耐圧強化ベント系放射線モニタ
・残留熱除去系熱交換器入口温度
・残留熱除去系熱交換器出口温度
・原子炉補機冷却水系系統流量
・残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量

・高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力
・残留熱除去系ポンプ吐出圧力
・復水貯蔵槽水位（SA）
・復水移送ポンプ吐出圧力
・原子炉建屋水素濃度
・静的触媒式水素再結合器　動作監視装置
・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）
・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）
・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置は，通常は操作を行わずに常時伝送が可能であり，通常時及び重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は，模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。表 3.15-8 に計装設備の試験・検査内容を示す。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は，機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

可搬型計測器は，模擬入力による性能の確認が可能な設計とする。

(58-5)

表 3.15-8　計装設備の試験及び検査（1/2）

計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容
水位計	原子炉水位（広帯域）	停止中	機能・性能試験	計器校正
	原子炉水位（燃料域）			
	原子炉水位（SA）			
	サプレッション・チェンバ・プール水位			
	フィルタ装置水位			
	復水貯蔵槽水位（SA）			
	格納容器下部水位			動作確認
圧力計	原子炉圧力	停止中	機能・性能試験	計器校正
	原子炉圧力（SA）			
	格納容器内圧力（D/W）			
	格納容器内圧力（S/C）			
	フィルタ装置入口圧力			
	フィルタ装置金属フィルタ差圧			
	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力			
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力			
	復水移送ポンプ吐出圧力			
流量計	高圧代替注水系系統流量	停止中	機能・性能試験	計器校正
	原子炉隔離時冷却系系統流量			
	高圧炉心注水系系統流量			
	復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）			
	復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）			
	残留熱除去系系統流量			
	復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）			
	原子炉補機冷却水系系統流量			
	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量			
温度計	原子炉圧力容器温度	停止中	機能・性能試験	絶縁抵抗測定 温度確認 計器校正
	ドライウェル雰囲気温度			
	サプレッション・チェンバ気体温度			
	サプレッション・チェンバ・プール水温度			
	復水補給水系温度（代替循環冷却）			
	残留熱除去系熱交換器入口温度			
	残留熱除去系熱交換器出口温度			
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置			
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）	停止中又は運転中		
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）			
水素及び酸素濃度計	格納容器内水素濃度	停止中	機能・性能試験	基準ガス校正 計器校正
	格納容器内水素濃度（SA）			
	フィルタ装置水素濃度			
	原子炉建屋水素濃度			
	格納容器内酸素濃度			
放射線量率計	格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）	停止中	機能・性能試験	線源校正 計器校正
	格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）			
	フィルタ装置出口放射線モニタ			
	耐圧強化ベント系放射線モニタ			
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）			
pH計	フィルタ装置スクラバ水pH	停止中	機能・性能試験	計器校正
原子炉出力	起動領域モニタ	運転中	機能・性能試験	プラトー特性
		停止中	機能・性能試験	計器校正
	平均出力領域モニタ	運転中	機能・性能試験	プラトー特性
		停止中	機能・性能試験	計器校正

表 3.15-8　計装設備の試験及び検査（2/2）

計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ		停止中又は運転中	機能・性能試験	外観確認 表示確認
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置		停止中又は運転中	機能・性能試験	外観確認 動作確認
安全パラメータ表示システム（SPDS）		停止中又は運転中	機能・性能試験	外観確認 機能（データの表示及び伝送）確認
可搬型計測器		停止中又は運転中	機能・性能試験	模擬入力の確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

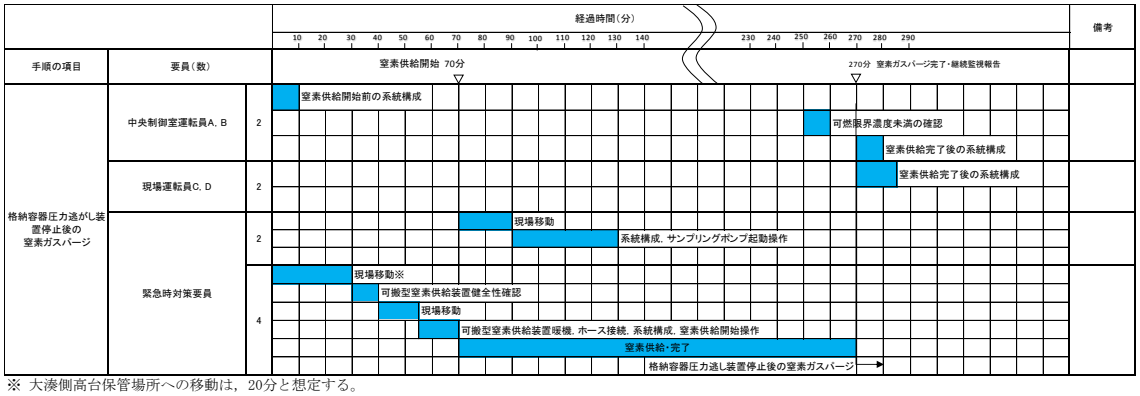
（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は，本来の用途以外に使用しない設計とする。

フィルタ装置水素濃度は，耐圧強化ベント系を使用する際には格納容器圧力逃がし装置と切り替えるために弁の切り替え操作が必要であるが，現場にて容易に切り替え可能な設計とする。

図 3.15-1 にフィルタ装置水素濃度計測のタイムチャートを示す。



※ 大湊側高台保管場所への移動は，20分と想定する。

図 3.15-1　フィルタ装置水素濃度計測のタイムチャート*

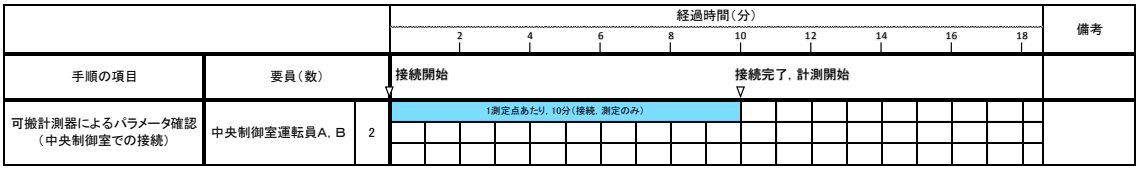
*:「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.7 で示すタイムチャート

安全パラメータ表示システム（SPDS）は，本来の用途以外に使用しない設計とする。

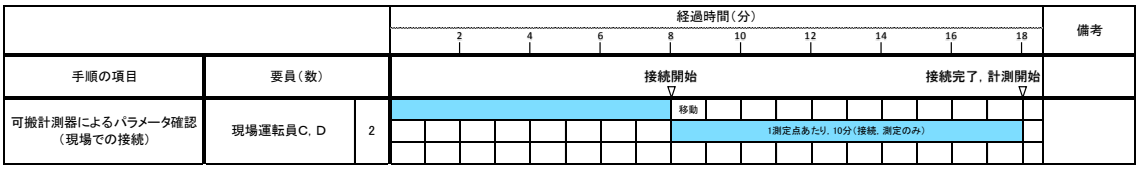
可搬型計測器は，本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。可搬型計測器の計装ケーブルの接続は，接続規格を統一することにより，速やかに接続操作可能な設計とする。

図 3.15-2 に中央制御室及び現場（原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内）での可搬型計測器接続による監視パラメータ計測のタイムチャートを示す。

(58-9)



中央制御室での可搬型計器接続



現場での可搬型計器接続

図 3.15-2　可搬型計器による監視パラメータ計測のタイムチャート*

*:「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.15 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち，多重性を有するパラメータの計測装置は，チャ

ンネル相互を物理的，電気的に分離し，チャンネル間の独立を図る設計とする。また，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においてもパラメータ相互をヒューズにより電気的に分離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は，通常時は他系統と隔離された系統構成となっており，通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型計測器は，通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(58-3)

(6)設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は，重大事故等時において中央制御室にて監視できる設計であり現場における操作は発生しない。

格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は，原子炉建屋原子炉区域内に設置されている設備であるが，中央制御室の格納容器内雰囲気モニタ盤から操作可能な設計であり，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

フィルタ装置水素濃度は，原子炉建屋内の原子炉区域外の格納容器ベントライン水素サンプリングラック及び FCVS 出口水素サンプリングラックに設置されており，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

フィルタ装置スクラバ水 pH は,屋外の格納容器フィルタベント装置 pH サンプリングラックに設置されており，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置は，原子炉建屋内の原子炉区域外地上 4 階に設置されており，操作位置の放射

線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

安全パラメータ表示システム(SPDS)のうち SPDS 表示装置は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置されており，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

可搬型計測器は，中央制御室，原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内で計装ケーブルの接続及び操作が可能であり，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

表 3.15-9 に操作対象機器設置場所を示す。

表 3.15-9　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作／監視場所
格納容器内水素濃度 （サンプリング装置）	原子炉建屋地上 3 階及び中 3 階(6 号炉) （原子炉建屋原子炉区域内）	中央制御室／中央制御室
	原子炉建屋地上中 3 階（7 号炉） （原子炉建屋原子炉区域内）	
格納容器内酸素濃度 （サンプリング装置）	原子炉建屋地上 3 階及び中 3 階(6 号炉) （原子炉建屋原子炉区域内）	中央制御室／中央制御室
	原子炉建屋地上中 3 階（7 号炉） （原子炉建屋原子炉区域内）	
フィルタ装置水素濃度 （サンプリング装置）	原子炉建屋地上 3 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	原子炉建屋地上 3 階（原子炉建屋内の原子炉区域外）／中央制御室
フィルタ装置 スクラバ水 pH （サンプリング装置）	屋外	屋外／中央制御室
使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ用空冷装置	原子炉建屋地上 4 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	原子炉建屋地上 4 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）
使用済燃料貯蔵プール 監視カメラ用空冷装置 空気供給弁	原子炉建屋地上 4 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）	原子炉建屋地上 4 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外）
安全パラメータ表示システム（SPDS）	5 号炉原子炉建屋地上 3 階 （5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）	5 号炉原子炉建屋地上 3 階 （5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）
可搬型計測器	中央制御室 原子炉建屋地下 1 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外） タービン建屋地下中 2 階 （その他の建屋内）	中央制御室 原子炉建屋地下 1 階 （原子炉建屋内の原子炉区域外） タービン建屋地下中 2 階 （その他の建屋内）

（58-3）（58-9）

3.15.2.1.3.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は，設計基準事故時の計測機能と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が，計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため，設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。

・原子炉圧力
・原子炉水位（広帯域）
・原子炉水位（燃料域）
・原子炉隔離時冷却系系統流量
・高圧炉心注水系系統流量
・残留熱除去系系統流量
・格納容器内水素濃度
・格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）
・格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）
・起動領域モニタ
・平均出力領域モニタ
・残留熱除去系熱交換器入口温度
・残留熱除去系熱交換器出口温度
・原子炉補機冷却水系系統流量
・残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量
・高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力
・残留熱除去系ポンプ吐出圧力
・格納容器内酸素濃度
・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は，計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。

・原子炉圧力容器温度
・原子炉圧力（SA）

・原子炉水位（SA）
・高圧代替注水系系統流量
・復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）
・復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量）
・復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）
・ドライウェル雰囲気温度
・サプレッション・チェンバ気体温度
・サプレッション・チェンバ・プール水温度
・格納容器内圧力（D/W）
・格納容器内圧力（S/C）
・サプレッション・チェンバ・プール水位
・格納容器下部水位
・格納容器内水素濃度（SA）
・復水補給水系温度（代替循環冷却）
・フィルタ装置水位
・フィルタ装置入口圧力
・フィルタ装置出口放射線モニタ
・フィルタ装置水素濃度
・フィルタ装置金属フィルタ差圧
・フィルタ装置スクラバ水 pH
・耐圧強化ベント系放射線モニタ
・復水貯蔵槽水位（SA）
・復水移送ポンプ吐出圧力
・原子炉建屋水素濃度
・静的触媒式水素再結合器　動作監視装置
・使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）
・使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
・使用済燃料貯蔵プール監視カメラ
（使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置を含む）

(58-6)

安全パラメータ表示システム（SPDS）は，設計基準対象施設として必要となるデータ量を伝送及び表示を可能な設計とする。

また，重大事故時，発電所内の必要のある場所に必要なデータ量を伝送及び表示が可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち SPDS 表示装置は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に 1 式を設置し，保守点検又は故障時のバックアップ用として，自主的に 1 式を保管

する設計とする。

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は，号炉の区分けなく通信連絡することで，必要な情報（相互のプラント状況，運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら総合的な管理（事故処理を含む。）を行うことができ，安全性の向上が図れることから，6 号及び 7 号炉で共有する設計とする。

また，安全パラメータ表示システム（SPDS）は，共用により悪影響を及ぼさないよう，6 号及び 7 号炉に必要な容量を確保するとともに，号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性(設置許可基準規則第 43 条第 2 項三)

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

重要代替監視パラメータを計測する設備は，重要監視パラメータと異なる物理量（水位，注水量等）の計測又は測定原理とすることで，重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。

重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

安全パラメータ表示システム(SPDS)は,共通要因によって,その機能が損なわれることを防止するために,可能な限り多様性を確保し,頑健性を持たせた設計とする(詳細については,「3.19　通信連絡を行うために必要な設備」で示す)。

重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は,共通要因によって同時に機能を損なわないよう,非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

電源設備の多様性,位置的分散については「3.14 電源設備【57条】」に記載する。

(58-2)　(58-3)

3.15.2.1.3.3　設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 3 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

可搬型計測器は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度，圧力，水位及び流量（注水量）等の計測用として6号炉，7号炉それぞれ1セット24個（測定時の故障を想定した予備として，6号炉，7号炉それぞれ1個含む）使用する。保有数は，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として24個（6号及び7号炉共用）を含めて合計72個を分散して保管する設計とする。

(58-3)（58-9）

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項二）

（ⅰ）要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては，当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ，かつ，二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう，接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型計測器の計装ケーブルの接続は，ボルト・ネジ接続とし，接続規格を統一することにより，一般的に使用される工具を用いて容易かつ確実に接続操作可能な設計とする。

(58-9)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

（ⅰ）要求事項

常設設備と接続するものにあっては，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに

限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬型計測器は，原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備ではなく，中央制御室，原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内から接続可能な設計とする。

（58-9）

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

可搬型計測器の計装ケーブルの接続は，線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所である，中央制御室，原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内で操作可能な設計とする。

（58-3）（58-9）

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

（ⅰ）要求事項

地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬型計測器は，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備とは異なる場所であるコントロール建

屋内及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管することとし，位置的分散を図る設計とする。

（58-3）（58-9）

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型計測器は，コントロール建屋内及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内にて保管しており，可搬型計測器の計装ケーブルの接続は，線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所である，中央制御室，原子炉建屋内の原子炉区域外及びその他の建屋内であり，アクセスルートは確保されている。

（58-3）（58-9）

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

（ⅰ）要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは,共通要因によって,設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬型計測器は，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備の配置その他の条件を考慮し，コントロール建屋内及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管することで位

置的分散を図る設計とする。

（58-3）（58-9）

表 3.15-10　重大事故等対策における手順書の概要

1.15　事故時の計装に関する手順等	
方針目的	重大事故等が発生し，計測機器の故障により，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において，当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため，計器故障時の対応，計器の計測範囲を超えた場合への対応，計器電源喪失時の対応，計測結果を記録する手順等を整備する。
パラメータの選定及び分類	重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準1.1～1.15の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出し，これを抽出パラメータとする。 抽出パラメータのうち，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。 また，計器の故障，計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源の喪失により，主要パラメータを計測することが困難となった場合において，主要パラメータの推定に必要なパラメータを代替パラメータとする。 一方，抽出パラメータのうち，発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが，電源設備の受電状態，重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。 主要パラメータは，以下のとおり分類する。 ・重要監視パラメータ 主要パラメータのうち，耐震性，耐環境性を有し，重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。 ・有効監視パラメータ 主要パラメータのうち，自主対策設備の計器のみで計測されるが，計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。 代替パラメータは，以下のとおり分類する。 ・重要代替監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。 ・有効監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。

対応手段等	監視機能喪失時	計器故障時	他チャンネルによる計測	主要パラメータを計測する多重化された重要計器が，計器の故障により計測することが困難となった場合において，他チャンネルの重要計器により計測できる場合は，当該計器を用いて計測を行う。
			代替パラメータによる推定	主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は，代替パラメータにより主要パラメータを推定する。 推定に当たり，使用する計器が複数ある場合は，代替パラメータと主要パラメータの関連性，検出器の種類，使用環境条件，計測される値の不確かさ等を考慮し，使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。 代替パラメータによる主要パラメータの推定は，以下の方法で行う。 ・同一物理量（温度，圧力，水位，放射線量率，水素濃度及び中性子束）により推定 ・水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量及び吐出圧力により推定 ・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定 ・除熱状態を温度，圧力，流量等の傾向監視により推定 ・必要なpHが確保されていることを，フィルタ装置水位の水位変化により推定 ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定 ・注水量を注水先の圧力から注水特性の関係により推定 ・原子炉格納容器内の水位を格納容器内圧力（D/W）と格納容器内圧力（S/C）の差圧により推定 ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定 ・酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定 ・水素濃度を装置の作動状況により推定 ・エリア放射線モニタの傾向監視により格納容器バイパス事象が発生したことを推定する ・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器内圧力により推定 ・使用済燃料プールの状態を同一物理量(温度及び水位)，あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により，使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定 ・原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力（S/C）の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定する

対応手段等	監視機能喪失時	計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	代替パラメータによる推定	原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータのうち，パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは，原子炉圧力容器内の温度及び水位，並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量である。 これらのパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。 ・原子炉圧力容器内の温度のパラメータである原子炉圧力容器温度が計測範囲を超えた場合は，炉心損傷状態と推定して対応する。 ・原子炉圧力容器内の水位のパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は，高圧代替注水系系統流量，原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心注水系系統流量，復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量），復水補給水系流量（RHR B系代替注水流量），残留熱除去系系統流量のうち，機器動作状態にある流量計より崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し，直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。 なお，原子炉圧力容器内が満水状態であることは，原子炉圧力(SA)と格納容器内圧力(S/C)の差圧により，原子炉圧力容器内の水位が有効燃料棒頂部以上であることは，原子炉圧力容器温度により監視可能である。 ・原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータである復水補給水系流量（RHR A系代替注水流量）が計測範囲を超えた場合において，低圧代替注水系使用時は，水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である原子炉圧力容器内の水位変化により注水量を推定する。また，代替循環冷却系使用時は，注水先である原子炉圧力容器内の水位変化により注水量を推定する。 ・原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータである復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)が計測範囲を超えた場合は，水源である復水貯蔵槽の水位又は注水先である原子炉格納容器内の水位変化により注水量を推定する。
			可搬型計測器による計測	原子炉圧力容器内の温度，圧力及び水位，並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合は，可搬型計測器により計測することも可能である。

対応手段等	計器電源喪失時	全交流動力電源喪失が発生した場合は，以下の手段により計器へ給電し，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。 ・所内蓄電式直流電源設備から給電する。 ・代替交流電源設備等から給電する。 ・直流電源が枯渇するおそれがある場合は，可搬型直流電源設備等から給電する。 代替電源（交流，直流）からの給電が困難となり，中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合は，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。
	パラメータ記録	重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは，安全パラメータ表示システム（SPDS）により計測結果を記録する。 ただし，複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む）の値，現場操作時のみ監視する現場の指示値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は，記録用紙に記録する。
配慮すべき事項	発電用原子炉施設の状態把握	重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲，個数，耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し，設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握する能力を明確化する。
	確からしさの考慮	圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は，水が飽和状態でないと不確かさが生じるため，計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ，複数の関連パラメータを確認し，有効な情報を得た上で推定する。 推定に当たっては，代替パラメータの誤差による影響を考慮する。
	可搬型計測器による計測又は監視の留意事項	可搬型計測器による計測対象の選定を行う際，同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は，いずれか１つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。同一の物理量について複数のパラメータがある場合は，いずれか１つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。

表 3.15-11　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（1/12）

分類	重要監視パラメータ， 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
①原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	2	0～350℃	最大値：300℃*4	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し，適切に対応するための判断基準（300℃）に対して，350℃までを監視可能。	1	－(Ss)	AM 用 直流電源
	原子炉圧力*1	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉圧力（SA）*1							
	原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位（燃料域）*1							
	原子炉水位（SA）*1							
	残留熱除去系熱交換器入口温度*1	「⑫最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）」を監視するパラメータと同じ。						
②原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力*2	3	0～10MPa[gage]	最大値： 8.48MPa[gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力（8.92MPa[gage]）を包絡する範囲として設定。なお，主蒸気逃がし安全弁の手動操作により変動する範囲についても計測範囲に包絡されており，監視可能である。	1	S	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源
	原子炉圧力（SA）*2	1	0～11MPa[gage]	最大値： 8.48MPa[gage]	原子炉圧力容器最高使用圧力（8.62MPa [gage]）の 1.2 倍（10.34MPa [gage]）を監視可能。		－(Ss)	AM 用 直流電源
	原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位（燃料域）*1							
	原子炉水位（SA）*1							
	原子炉圧力容器温度*1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						

表 3.15-11　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（2/12）

分類	重要監視パラメータ， 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
③原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）*2	3	-3200～3500mm*5	-6872～1650mm*5,7	炉心の冷却状況を把握する上で，原子炉水位制御範囲（レベル 3～8）及び有効燃料棒底部まで監視可能。	1	S	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源
	原子炉水位（燃料域）*2	2	-4000～1300mm*6	-3680～4843mm*6,7			S	区分Ⅰ，Ⅱ 直流電源
	原子炉水位（SA）*2	1	-3200～3500mm*5	-6872～1650mm*5,7			－(Ss)	AM 用 直流電源*11
		1	-8000～3500mm*5				－(Ss)	AM 用 直流電源*11
	高圧代替注水系系統流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）*1							
	復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）*1							
	原子炉隔離時冷却系系統流量*1							
	高圧炉心注水系系統流量*1							
	残留熱除去系系統流量*1							
	原子炉圧力*1	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉圧力（SA）*1							
	格納容器内圧力（S/C）*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						

表 3.15-11　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（3/12）

分類	重要監視パラメータ， 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数	耐震性	電源
④原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	1	0～300m³/h	－*8	高圧代替注水系ポンプの最大注水量（182m³/h）を監視可能。	1	－(Ss)	AM 用直流電源
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0～300m³/h	0～182m³/h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量（182m³/h）を監視可能。		S	区分Ⅰ直流電源
	高圧炉心注水系系統流量	2	0～1000m³/h	0～727m³/h	高圧炉心注水系ポンプの最大注水量（727m³/h）を監視可能。		S	区分Ⅱ，Ⅲ直流電源
	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）	1	0～200m³/h（6 号炉） 0～150m³/h（7 号炉）	－*8	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系（RHR A 系ライン）における最大注水量（90m³/h）を監視可能。	1	－(Ss)	AM 用直流電源*11
	復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	1	0～350m³/h	－*8	復水移送ポンプを用いた低圧代替注水系（RHR B 系ライン）における最大注水量（300m³/h）を監視可能。		－(Ss)	AM 用直流電源*11
	残留熱除去系系統流量	3	0～1500m³/h	0～954m³/h	残留熱除去系ポンプの最大注水量（954m³/h）を監視可能。		S	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ直流電源
	復水貯蔵槽水位（SA）*1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。						
	サプレッション・チェンバ・プール水位*1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位（燃料域）*1							
	原子炉水位（SA）*1							
⑤原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				1	－(Ss)	AM 用直流電源*11
	復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	1	0～150m³/h（6 号炉） 0～100m³/h（7 号炉）	－*8	復水移送ポンプを用いた格納容器下部注水系の最大注水量（90m³/h）を監視可能。		－(Ss)	AM 用直流電源*12
	復水貯蔵槽水位（SA）*1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器内圧力（D/W）*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器内圧力（S/C）*1							
	格納容器下部水位*1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						

表 3.15-11　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（4/12）

分類	重要監視パラメータ， 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数	耐震性	電源
⑥原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	2	0～300℃	最大値：138℃	原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	1	－(Ss)	AM 用 直流電源*11, 12
	サプレッション・チェンバ気体温度*2	1	0～300℃	最大値：138℃		1	－(Ss)	AM 用 直流電源*11
	サプレッション・チェンバ・プール水温度 *2	3	0～200℃	最大値：97℃	原子炉格納容器の限界圧力（2Pd：620kPa[gage]）におけるサプレッション・チェンバ・プール水の飽和温度（約 166℃）を監視可能。		－(Ss)	AM 用 直流電源
	格納容器内圧力（D/W）*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器内圧力（S/C）*1							
⑦原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力（D/W）*2	1	0～1000kPa[abs]	最大値： 246kPa[gage]	原子炉格納容器の限界圧力（2Pd：620kPa[gage]）を監視可能。	1	－(Ss)	AM 用 直流電源*11
	格納容器内圧力（S/C）*2	1	0～980.7kPa[abs]	最大値： 177kPa[gage]			－(Ss)	AM 用 直流電源*11
	ドライウェル雰囲気温度*1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	サプレッション・チェンバ気体温度*1							
⑧原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	1	-6～11m （T.M.S.L.-7150～ ＋9850mm）*9	-2.59～0m （T.M.S.L.-3740～ -1150mm）*9	ウェットウェルベント操作可否判断（ベントライン高さ-1m：9.1m）を把握できる範囲を監視可能。 （サプレッション・チェンバ・プールを水源とする非常用炉心冷却系の起動時に想定される変動（低下）水位：-2.59m を監視可能。）	1	－(Ss)	AM 用 直流電源*11
	格納容器下部水位	3	+1m, +2m, +3m （T.M.S.L.-5600mm, -4600mm, -3600mm）*9	－*8	重大事故等時において，原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水深（底部から+2m）があることを監視可能。	1	－(Ss)	AM 用 直流電源*12
	復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）*1	「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）*1							
	復水貯蔵槽水位（SA）*1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器内圧力（D/W）*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器内圧力（S/C）*1							

表 3.15-11　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（5/12）

分類	重要監視パラメータ， 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数	耐震性	電源
⑨原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度*2	2	0～30vol%（6 号炉） 0～20vol% /0～100vol%（7 号炉）	0～6.2vol%	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～38vol%）を監視可能。なお，6 号炉については，格納容器内水素濃度が 30vol%を超えた場合においても，格納容器内水素濃度（SA）により把握可能。	－	S	計器，サンプリング装置： 区分Ⅰ，Ⅱ 計測用交流電源
	格納容器内水素濃度（SA）*2	2	0～100vol%			－	－(Ss)	AM 用 直流電源
⑩原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）	2	10^{-2}～10^{5}Sv/h	10Sv/h 未満*10	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 10Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	－	S	区分Ⅰ 直流電源 区分Ⅱ 計測用交流電源
	格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）	2	10^{-2}～10^{5}Sv/h	10Sv/h 未満*10	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約 10Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	－	S	区分Ⅰ 直流電源 区分Ⅱ 計測用交流電源
⑪未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ*2	10	10^{-1}～10^{6} s^{-1}（1.0×10^{3}～$1.0\times10^{9}cm^{-2}\cdot s^{-1}$） 0～40%又は 0～125% （$1.0\times10^{8}$～$2.0\times10^{13}$ $cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	定格出力の約 10 倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお，起動領域モニタが測定できる範囲を超えた場合は，平均出力領域モニタによって監視可能。	－	S	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ，Ⅳ バイタル交流電源
	平均出力領域モニタ*2	4*3	0～125% （1.2×10^{12}～2.8×10^{14} $cm^{-2}\cdot s^{-1}$）		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお，設計基準事故時及び重大事故等時，一時的に計測範囲を超えるが，負の反応度フィードバック効果により短期間であり，かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでないことから，現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また，重大事故等時においても原子炉再循環ポンプトリップ等により中性子束は低下するため，現状の計測範囲でも対応が可能。	－	S	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ，Ⅳ バイタル交流電源

表 3.15-11　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（6/12）

分類		重要監視パラメータ， 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑫最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系	サプレッション・チェンバ・プール水温度*2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
		復水補給水系温度（代替循環冷却）	1	0～200℃	－*8	代替循環冷却時における復水移送ポンプの最高使用温度（85℃）に余裕を見込んだ設定とする。	1	－(Ss)	AM 用 直流電源
		復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）*2	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
		復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）*2	「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
		復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）*2							
		原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
		原子炉水位（燃料域）*1							
		原子炉水位（SA）*1							
		復水移送ポンプ吐出圧力*1	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。						
		格納容器内圧力（S/C）*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
		サプレッション・チェンバ・プール水位*1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
		格納容器下部水位*1							
		サプレッション・チェンバ気体温度*1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
		ドライウェル雰囲気温度*1							
		原子炉圧力容器温度*1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

表 3.15-11　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（7/12）

分類		重要監視パラメータ， 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数	耐震性	電源
⑫最終ヒートシンクの確保	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位*2	2	0～6000mm	－*8	スクラバノズル上端を計測範囲のゼロ点とし，フィルタ装置機能維持のための上限：約 2200mm，下限：約 500mm を監視可能。	1	－(Ss)	AM 用直流電源*11
		フィルタ装置入口圧力	1	0～1MPa[gage]	－*8	格納容器ベント実施時に，格納容器圧力逃がし装置内の最高圧力（0.62MPa[gage]）が監視可能。	1	－(Ss)	AM 用直流電源*11
		フィルタ装置出口放射線モニタ	2	10^{-2}～10^{5}mSv/h	－*8	格納容器ベント実施時に，想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率（約 7×10^{4}mSv/h）を監視可能。	－	－(Ss)	AM 用直流電源*11
		フィルタ装置水素濃度	2	0～100vol%	－*8	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し，フィルタ装置及び耐圧強化ベントラインの配管内に滞留する水素濃度が可燃限界（4vol%）未満であることを監視可能。	－	－(Ss)	計器：AM 用直流電源*11 サンプリング装置：区分Ⅰバイタル交流電源
		フィルタ装置金属フィルタ差圧	2	0～50kPa	－*8	フィルタ装置金属フィルタの上限差圧[redacted]が監視可能。	1	－(Ss)	AM 用直流電源*11
		フィルタ装置スクラバ水 pH	1	pH0～14	－*8	フィルタ装置スクラバ水のpH（pH0～14）が監視可能。	－	－(Ss)	AM 用直流電源*11
		格納容器内圧力（D/W）*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
		格納容器内圧力（S/C）*1							
		格納容器内水素濃度（SA）*1	「⑨原子炉格納容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ。						
	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	2	10^{-2}～10^{5}mSv/h	－*8	重大事故等時の排気ラインの耐圧強化ベント系放射線モニタ設置位置における最大放射線量率（約 4×10^{4}mSv/h）を監視可能。	－	－(Ss)	AM 用直流電源*11
		フィルタ装置水素濃度	1	「⑫最終ヒートシンクの確保（格納容器圧力逃がし装置）」を監視するパラメータと同じ。					
		格納容器内水素濃度（SA）*1	「⑨原子炉格納容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ。						

表 3.15-11　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（8/12）

分類		重要監視パラメータ， 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数	耐震性	電源
⑫最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度*2	3	0～300℃	最大値：182℃	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系系統水の最高使用温度（182℃）を監視可能。	1	C(Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源
		残留熱除去系熱交換器出口温度	3	0～300℃	最大値：182℃	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系系統水の最高使用温度（182℃）を監視可能。	1	C(Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源
		残留熱除去系系統流量	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
		原子炉補機冷却水系系統流量*1	3	0～4000m³/h（6 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～3000m³/h（6 号炉区分Ⅲ，7 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～2000m³/h（7 号炉区分Ⅲ）	0～2200m³/h（6 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0～1700m³/h（6 号炉区分Ⅲ） 0～2600m³/h（7 号炉区分Ⅰ，Ⅱ） 0 ～ 1600m³/h （7 号炉区分Ⅲ）	原子炉補機冷却系中間ループ循環ポンプの最大流量（2200m³/h（6 号炉区分Ⅰ，Ⅱ），1700m³/h（6 号炉区分Ⅲ），2600m³/h（7 号炉区分Ⅰ，Ⅱ），1600m³/h （7 号炉区分Ⅲ））を監視可能。 代替原子炉補機冷却水ポンプの最大流量（600m³/h）を監視可能。	1	C(Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源
		残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量*1	3	0～2000m³/h（6 号炉） 0～1500m³/h（7 号炉）	0～1200m³/h	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の最大流量（1200m³/h）を監視可能。 熱交換器ユニット（代替原子炉補機冷却水ポンプ）の最大流量（470m³/h）を監視可能。		C(Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源
		原子炉圧力容器温度*1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
		サプレッション・チェンバ・プール水温度*1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力*1	「⑬格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ。						

表 3.15-11　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（9/12）

分類		重要監視パラメータ， 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数	耐震性	電源
⑬格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域）*2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
		原子炉水位（燃料域）*2							
		原子炉水位（SA）*2							
		原子炉圧力*2	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
		原子炉圧力（SA）*2							
		原子炉圧力容器温度*1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉格納容器内の状態	ドライウェル雰囲気温度*2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
		格納容器内圧力（D/W）*2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
		格納容器内圧力（S/C）*1							
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	2	0～12MPa[gage]	最大値： 11.8MPa[gage]	高圧炉心注水系の運転時における，高圧炉心注水系系統の最高使用圧力（約 11.8MPa[gage]）を監視可能。	1	C(Ss)	区分Ⅱ，Ⅲ 直流電源
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	3	0～3.5MPa[gage]	最大値： 3.5MPa[gage]	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系系統の最高使用圧力（約 3.5MPa[gage]）を監視可能。		C(Ss)	区分Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ 直流電源
		原子炉圧力*1	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
		原子炉圧力（SA）*1							

表 3.15-11　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（10/12）

分類	重要監視パラメータ， 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑭水源の確保	復水貯蔵槽水位（SA）	1	0～16m（6 号炉） 0～17m（7 号炉）	0～15.5m(6 号炉) 0～15.7m(7 号炉)	復水貯蔵槽の底部からオーバーフローレベル（6 号炉：0～15.5m，7 号炉：0～15.7m）を監視可能。	1	－(Ss)	AM 用 直流電源
	サプレッション・チェンバ・プール水位	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	高圧代替注水系系統流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）*1							
	復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）*1							
	原子炉隔離時冷却系系統流量*1							
	高圧炉心注水系系統流量*1							
	残留熱除去系系統流量*1							
	復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）*1							
	原子炉水位（広帯域）*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位（燃料域）*1							
	原子炉水位（SA）*1							
	復水移送ポンプ吐出圧力*1	3	0～2MPa[gage]	－*8	重大事故等時における，復水補給水系の最高使用圧力（約 1.7MPa[gage]）を監視可能。	1	－(Ss)	AM 用 直流電源*11,12
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力*1	「⑬格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ。						

表 3.15-11　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（11/12）

分類	重要監視パラメータ， 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数	耐震性	電源
⑮原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	8	0～20vol%	－*8	重大事故等時において，原子炉建屋内の水素燃焼の可能性（水素濃度：4vol%）を把握する上で監視可能（なお，静的触媒式水素再結合器にて，原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界である 4vol%未満に低減する）。	－	－(Ss)	AM 用 直流電源
	静的触媒式水素再結合器 動作監視装置*1	4	0～300℃	－*8	重大事故等時において，静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能。	1	－(Ss)	AM 用 直流電源
⑯原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	2	0～30vol%（6 号炉） 0～10vol% /0～30vol%（7 号炉）	4.9vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲（0～4.9vol%）を監視可能。	－	S	計器，サンプリング装置： 区分Ⅰ，Ⅱ 計測用交流電源
	格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）*1	「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）*1							
	格納容器内圧力（D/W）*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	格納容器内圧力（S/C）*1							

表 3.15-11　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（12/12）

分類	重要監視パラメータ， 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数	耐震性	電源
⑰使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） *2	1 *13	T.M.S.L.20180～31170mm（6 号炉）*9 T.M.S.L.20180～31123mm（7 号炉）*9	T.M.S.L.31395mm（6 号炉）*9 T.M.S.L.31390mm（7 号炉）*9	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	1	C(Ss)	区分Ⅰ 直流電源
			0～150℃	最大値：66℃	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。			
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）*2	1 *14	T.M.S.L.23420～30420mm（6 号炉）*9 T.M.S.L.23373～30373mm（7 号炉）*9	T.M.S.L.31395mm（6 号炉）*9 T.M.S.L.31390mm（7 号炉）*9	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プール上部から使用済燃料貯蔵ラック上端近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。		－(Ss)	AM 用 直流電源
			0～150℃	最大値：66℃	重大事故等により変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。			
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）*2	1	10^{1}～10^{8}mSv/h	－*8	重大事故等により変動する可能性がある放射線量率の範囲（5×10^{-2}～10^{7}mSv/h）にわたり監視可能。	－	－(Ss)	AM 用 直流電源
		1	10^{-2}～10^{5}mSv/h(6 号炉) 10^{-3}～10^{4}mSv/h(7 号炉)					
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ*2	1	－	－*8	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	－	－(Ss)	カメラ：区分Ⅰ バイタル交流電源 空冷装置：区分Ⅰ 計測用交流電源

＊1：重要代替監視パラメータ，　＊2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ
＊3：局部出力領域モニタの検出器は 208 個であり，平均出力領域モニタの各チャンネルには，52 個ずつの信号が入力される。
＊4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
＊5：基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1224cm），＊6：基準点は有効燃料棒頂部（原子炉圧力容器零レベルより 905cm），＊7：水位は炉心部から発生するボイドを含んでいるため，有効燃料棒頂部を下回ることはない。　＊8：重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。　＊9：T.M.S.L. =東京湾平均海面
＊10：炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線レベルの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
＊11：設置許可基準規則第 47 条，48 条及び 49 条で抽出された計装設備は設計基準事故対処設備に対して，多様性及び独立性を有し，位置的分散を図ることとしており，電源については，非常用所内電気設備と独立性を有し，位置的分散を設ける設計とする。詳細については，「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）の補足説明資料 57-9」参照。なお，各条文に対するパラメータの選定結果は，補足説明資料 58-11 に整理している。
＊12：設置許可基準規則第 51 条で抽出された計装設備は複数のパラメータとすることで多様性を有しており，復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）及び格納容器下部水位に対して，復水移送ポンプ吐出圧力及びドライウェル雰囲気温度はそれぞれ独立性を有する設計としている。電源については，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由して電源を受電できる設計とするとともに，可搬型計測器による計測が可能な設計としており，多様性を有している。詳細については，「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）の補足説明資料 57-9」参照。なお，条文に対するパラメータの選定結果は，補足説明資料 58-11 に整理している。
＊13：検出点は 14 箇所，＊14：検出点は 8 箇所

表 3.15-12　代替パラメータによる主要パラメータの推定（1/11）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ②原子炉圧力（SA） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA） ③残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は，原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。また，スクラム後，原子炉水位が有効燃料棒頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば，残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力（SA） ③原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ③原子炉水位（SA） ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力（SA）により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力容器温度より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力（SA）	①原子炉圧力 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA） ②原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力（SA）の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力容器温度より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。

表 3.15-12　代替パラメータによる主要パラメータの推定（2/11）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位（SA） ③高圧代替注水系系統流量 ③復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） ③復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高圧炉心注水系系統流量 ③残留熱除去系系統流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力（SA） ④格納容器内圧力（S/C）	①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（SA）により推定する。 ③高圧代替注水系系統流量，復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量），復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量），原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心注水系系統流量，残留熱除去系系統流量のうち機器動作状態にある流量より，崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し，原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し，原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位（SA）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②高圧代替注水系系統流量 ②復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） ②復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心注水系系統流量 ②残留熱除去系系統流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力（SA） ③格納容器内圧力（S/C）	①原子炉水位（SA）の水位の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）により推定する。 ②高圧代替注水系系統流量，復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量），復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量），原子炉隔離時冷却系系統流量，高圧炉心注水系系統流量，残留熱除去系系統流量のうち機器動作状態にある流量より，崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し，原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し，原子炉圧力，原子炉圧力（SA）と格納容器内圧力（S/C）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は，原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。

表 3.15-12　代替パラメータによる主要パラメータの推定（3/11）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	①復水貯蔵槽水位（SA） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源である復水貯蔵槽水位（SA）の変化により注水量を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。 推定は，環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位（SA）を優先する。
	復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）* 復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） ＊代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	①復水貯蔵槽水位（SA） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	①復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量），復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）の監視が不可能となった場合は，水源である復水貯蔵槽水位（SA）の変化により注水量を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量），復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）を推定する。 推定は，環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位（SA）を優先する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	①復水貯蔵槽水位（SA） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源である復水貯蔵槽水位（SA）の変化により注水量を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。 推定は，環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位（SA）を優先する。
	高圧炉心注水系系統流量	①復水貯蔵槽水位（SA） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	①高圧炉心注水系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源である復水貯蔵槽水位（SA）の変化により注水量を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心注水系系統流量を推定する。 推定は，環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位（SA）を優先する。
	残留熱除去系系統流量	①サプレッション・チェンバ・プール水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA）	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は，水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。 推定は，水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位を優先する。
原子炉格納容器への注水量	復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）* 復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）* ＊代替循環冷却系運転時は「最終ヒートシンクの確保」を参照	①復水貯蔵槽水位（SA） ②格納容器内圧力（D/W） ②格納容器内圧力（S/C） ②格納容器下部水位	①復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量），復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の監視が不可能となった場合は，水源である復水貯蔵槽水位（SA）の変化により注水量を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の格納容器内圧力（D/W）又は格納容器内圧力（S/C）より格納容器への注水量を推定する。 ②注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）を推定する。 推定は，環境悪化の影響が小さい復水貯蔵槽水位（SA）を優先する。

表 3.15-12　代替パラメータによる主要パラメータの推定（4/11）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力（D/W） ③格納容器内圧力（S/C）	①ドライウェル雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②ドライウェル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は，飽和温度／圧力の関係を利用して格納容器内圧力（D/W）によりドライウェル雰囲気温度を推定する。 ③格納容器内圧力（S/C）により，上記②と同様にドライウェル雰囲気温度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	サプレッション・チェンバ気体温度	①サプレッション・チェンバ・プール水温度 ②格納容器内圧力（S/C） ③[サプレッション・チェンバ気体温度]*2	①サプレッション・チェンバ気体温度の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ・プール水温度によりサプレッション・チェンバ気体温度を推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用して格納容器内圧力（S/C）によりサプレッション・チェンバ気体温度を推定する。 ③監視可能であればサプレッション・チェンバ気体温度（常用計器）により，温度を推定する。 推定は，サプレッション・チェンバ内にあるサプレッション・チェンバ・プール水温度を優先する。
	サプレッション・チェンバ・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ気体温度	①サプレッション・チェンバ・プール水温度の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②サプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ気体温度によりサプレッション・チェンバ・プール水温度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力（D/W）	①格納容器内圧力（S/C） ②ドライウェル雰囲気温度 ③[格納容器内圧力（D/W）]*2	①格納容器内圧力（D/W）の圧力の監視が不可能となった場合は，格納容器内圧力（S/C）により推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してドライウェル雰囲気温度により格納容器内圧力（D/W）を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力（D/W）（常用計器）により，圧力を推定する。 推定は，真空破壊装置，連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力（S/C）を優先する。
	格納容器内圧力（S/C）	①格納容器内圧力（D/W） ②サプレッション・チェンバ気体温度 ③[格納容器内圧力（S/C）]*2	①格納容器内圧力（S/C）の圧力の監視が不可能となった場合は，格納容器内圧力（D/W）により推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してサプレッション・チェンバ気体温度により格納容器内圧力（S/C）を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力（S/C）（常用計器）により，圧力を推定する。 推定は，真空破壊装置，連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力（D/W）を優先する。

表 3.15-12　代替パラメータによる主要パラメータの推定（5/11）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	サプレッション・チェンバ・プール水位	①復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） ②復水貯蔵槽水位（SA） ③格納容器内圧力（D/W） ③格納容器内圧力（S/C） ④[サプレッション・チェンバ・プール水位]*2	①サプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合は，復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）の注水量により，サプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。 ②水源である復水貯蔵槽水位の変化により，サプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 （上記①，②の推定方法は，注水量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサプレッション・チェンバへ移行する場合を想定しており，サプレッション・チェンバ・プール水位の計測目的（ウェットウェルベントの操作可否判断（ベントライン高さ-1m：9.1m）を把握すること）から考えると保守的な評価となることから問題ない。） ③格納容器内圧力（D/W）と格納容器内圧力（S/C）の差圧によりサプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。 ④監視可能であればサプレッション・チェンバ・プール水位（常用計器）により，水位を推定する。 推定は，注水先に近い復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）を優先する。
	格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル ②復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） ③復水貯蔵槽水位（SA）	①格納容器下部水位の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は，復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の注水量により，格納容器下部水位を推定する。 ③水源である復水貯蔵槽水位の変化により，格納容器下部水位を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度（SA）	①格納容器内水素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内水素濃度の監視が不可能となった場合は，格納容器内水素濃度（SA）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内水素濃度（SA）	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度	①格納容器内水素濃度（SA）の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内水素濃度（SA）の監視が不可能となった場合は，格納容器内水素濃度により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。

表 3.15-12　代替パラメータによる主要パラメータの推定（6/11）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア放射線モニタ]*2	①格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値を用いて，原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア放射線モニタ]*2	①格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値を用いて，原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域モニタ ③[制御棒操作監視系]*2	①起動領域モニタの１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②起動領域モニタの監視が不可能となった場合は，平均出力領域モニタにより推定する。 ③制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は，未臨界状態の維持を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	平均出力領域モニタ	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域モニタ ③[制御棒操作監視系]*2	①平均出力領域モニタの１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合は，起動領域モニタにより推定する。 ③制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は，未臨界状態の維持を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	[制御棒操作監視系]*2	①起動領域モニタ ②平均出力領域モニタ	①制御棒操作監視系（有効監視パラメータ）の監視が不可能となった場合は，起動領域モニタにより推定する。 ②平均出力領域モニタにより推定する。 推定は，低出力領域を監視する起動領域モニタを優先する。

表 3.15-12　代替パラメータによる主要パラメータの推定（7/11）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系	サプレッション・チェンバ・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ気体温度	①サプレッション・チェンバ・プール水温度の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②サプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ気体温度によりサプレッション・チェンバ・プール水温度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		復水補給水系温度（代替循環冷却）	①サプレッション・チェンバ・プール水温度	①復水補給水系温度（代替循環冷却）の監視が不可能となった場合は，熱交換器ユニットの熱交換量評価からサプレッション・チェンバ・プール水温度により推定する。
		復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ①原子炉水位（SA） ②原子炉圧力容器温度	①復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）の監視が不可能となった場合は，注水先の原子炉水位の水位変化により復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）を推定する。 ②原子炉圧力容器温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は，注水先の原子炉水位を優先する。
		復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）	①復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） ①復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） ①復水移送ポンプ吐出圧力 ①格納容器内圧力（S/C） ①サプレッション・チェンバ・プール水位 ②サプレッション・チェンバ・プール水温度 ②ドライウェル雰囲気温度 ②サプレッション・チェンバ気体温度	①復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力容器側の流量計である復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）又は原子炉格納容器下部側の流量計である復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）と復水移送ポンプ吐出圧力，格納容器内圧力（S/C），サプレッション・チェンバ・プール水位から復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より，原子炉格納容器側への注水量を推定する。 ②代替循環冷却系による冷却において，復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバ・プール水温度，ドライウェル雰囲気温度，サプレッション・チェンバ気体温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は，復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量），復水補給水系流量（格納容器下部注水流量），復水移送ポンプ吐出圧力，格納容器内圧力（S/C），サプレッション・チェンバ・プール水位を優先する。
		復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）	①復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） ①復水移送ポンプ吐出圧力 ①格納容器内圧力（S/C） ①サプレッション・チェンバ・プール水位 ②格納容器下部水位	①復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の監視が不可能となった場合は，原子炉格納容器側の流量計である復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）と復水移送ポンプ吐出圧力，格納容器内圧力（S/C），サプレッション・チェンバ・プール水位から復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より，原子炉格納容器下部への注水量を推定する。 ②復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）の監視が不可能となった場合は，注水先の格納容器下部水位の変化により復水補給水系流量（格納容器下部注水流量）を推定する。 推定は，復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量），復水移送ポンプ吐出圧力，格納容器内圧力（S/C），サプレッション・チェンバ・プール水位を優先する。

表 3.15-12　代替パラメータによる主要パラメータの推定（8/11）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水位の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置入口圧力	①格納容器内圧力（D/W） ①格納容器内圧力（S/C）	①フィルタ装置入口圧力の監視が不可能となった場合は，格納容器内圧力（D/W）又は格納容器内圧力（S/C）の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。
		フィルタ装置出口放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置出口放射線モニタの１チャンネルが故障した場合は,他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度（SA）	①フィルタ装置水素濃度の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は，原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから，格納容器内水素濃度（SA）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		フィルタ装置金属フィルタ差圧	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置金属フィルタ差圧の１チャンネルが故障した場合は,他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置スクラバ水 pH	①フィルタ装置水位	①フィルタ装置スクラバ水 pH の監視が不可能となった場合は，フィルタ装置水位によりベントガスに含まれる水蒸気の凝縮によるスクラバ水の希釈状況により推定する。
	耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	①耐圧強化ベント系放射線モニタの１チャンネルが故障した場合は,他チャンネルにより推定する。
		フィルタ装置水素濃度	①格納容器内水素濃度（SA）	①フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は，原子炉格納容器内の水素ガスが耐圧強化ベント系の配管内を通過することから，格納容器内水素濃度（SA）により推定する。
	残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サプレッション・チェンバ・プール水温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力容器温度，サプレッション・チェンバ・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
		残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②原子炉補機冷却水系系統流量 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は，熱交換器ユニットの熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②原子炉補機冷却水系系統流量，残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量により，最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 推定は，残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。
		残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は，残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて，残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。

表 3.15-12　代替パラメータによる主要パラメータの推定（9/11）

分類		主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位（SA）	①原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（SA）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		原子炉水位（SA）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域）	①原子炉水位（SA）の水位の監視が不可能となった場合は，原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域）により推定する。
		原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力（SA） ③原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ③原子炉水位（SA） ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力（SA）により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力容器温度より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		原子炉圧力（SA）	①原子炉圧力 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA） ②原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力（SA）の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力により推定する。 ②原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで，原子炉圧力容器温度より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は，原子炉圧力容器内の圧力を直接計測する原子炉圧力を優先する。
	原子炉格納容器内の状態	ドライウェル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力（D/W）	①ドライウェル雰囲気温度の１チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②ドライウェル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は，飽和温度／圧力の関係を利用して格納容器内圧力（D/W）によりドライウェル雰囲気温度を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
		格納容器内圧力（D/W）	①格納容器内圧力（S/C） ②ドライウェル雰囲気温度 ③[格納容器内圧力（D/W）]*2	①格納容器内圧力（D/W）の圧力の監視が不可能となった場合は，格納容器内圧力（S/C）により推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してドライウェル雰囲気温度により格納容器内圧力（D/W）を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内圧力（D/W）（常用計器）により，圧力を推定する。 推定は，真空破壊装置，連通孔及びベント管を介して均圧される格納容器内圧力（S/C）を優先する。
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（SA） ②[エリア放射線モニタ]*2	①高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力(SA)の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（SA）を優先する。
		残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（SA） ②[エリア放射線モニタ]*2	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，原子炉圧力，原子炉圧力(SA)の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は，エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。 推定は，原子炉圧力，原子炉圧力（SA）を優先する。

表 3.15-12　代替パラメータによる主要パラメータの推定（10/11）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
水源の確保	復水貯蔵槽水位（SA）	①高圧代替注水系系統流量 ①復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） ①復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心注水系系統流量 ①復水補給水系流量（格納容器下部注水流量） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA） ②復水移送ポンプ吐出圧力 ③[復水貯蔵槽水位]*2	①復水貯蔵槽水位（SA）の監視が不可能となった場合は，復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量から，復水貯蔵槽水位（SA）を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵槽水位（SA）を推定する。なお，復水貯蔵槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②復水貯蔵槽を水源とする復水移送ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定する。 ③監視可能であれば復水貯蔵槽水位（常用計器）により，水位を推定する。 推定は，復水貯蔵槽を水源とするポンプの注水量を優先する。
	サプレッション・チェンバ・プール水位	①復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量） ①復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量） ①残留熱除去系系統流量 ②復水移送ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ③[サプレッション・チェンバ・プール水位]*2	①サプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合は，サプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて，原子炉格納容器へ注水する復水補給水系流量（RHR B 系代替注水流量）と経過時間より算出した注水量から推定する。また，サプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて，サプレッション・チェンバ・プール水から原子炉圧力容器へ注水する復水補給水系流量（RHR A 系代替注水流量）又は残留熱除去系系統流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サプレッション・チェンバ・プールを水源とする復水移送ポンプ，残留熱除去系ポンプの吐出圧力から復水移送ポンプ，残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより，水源であるサプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定する。 ③監視可能であればサプレッション・チェンバ・プール水位（常用計器）により，水位を推定する。 推定は，サプレッション・チェンバ・プールを水源とするポンプの注水量を優先する。
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	①原子炉建屋水素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は，静的触媒式水素再結合器 動作監視装置（静的触媒式水素再結合器入口／出口の差温度により水素濃度を推定）により推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W） ②格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C） ②格納容器内圧力（D/W） ②格納容器内圧力（S/C）	①格納容器内酸素濃度の 1 チャンネルが故障した場合は，他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は，格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）又は格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）にて炉心損傷を判断した後，初期酸素濃度と保守的な G 値を入力とした評価結果（解析結果）により格納容器内酸素濃度を推定する。 ②格納容器内圧力（D/W）又は格納容器内圧力（S/C）により，格納容器内圧力が正圧であることを確認することで，事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入有無を把握し，水素燃焼の可能性を推定する。 推定は，主要パラメータの他チャンネルを優先する。

表 3.15-12　代替パラメータによる主要パラメータの推定（11/11）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）の監視が不可能となった場合は，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）により，水位・温度を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）にて使用済燃料プールの水位を推定する。 ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は，同じ仕様である使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）の監視が不可能となった場合は，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）により，水位・温度を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）にて使用済燃料プールの水位を推定する。 ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は，同じ仕様である使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の監視が不可能となった場合は，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）にて水位を計測した後，水位と放射線量率の関係により放射線量率を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより，使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は，使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域）及び使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）を優先する。
	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域） ①使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA） ①使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	①使用済燃料貯蔵プール監視カメラの監視が不可能となった場合は，使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA），使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）にて，使用済燃料プールの状態を推定する。

＊1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
＊2：[　] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが，監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

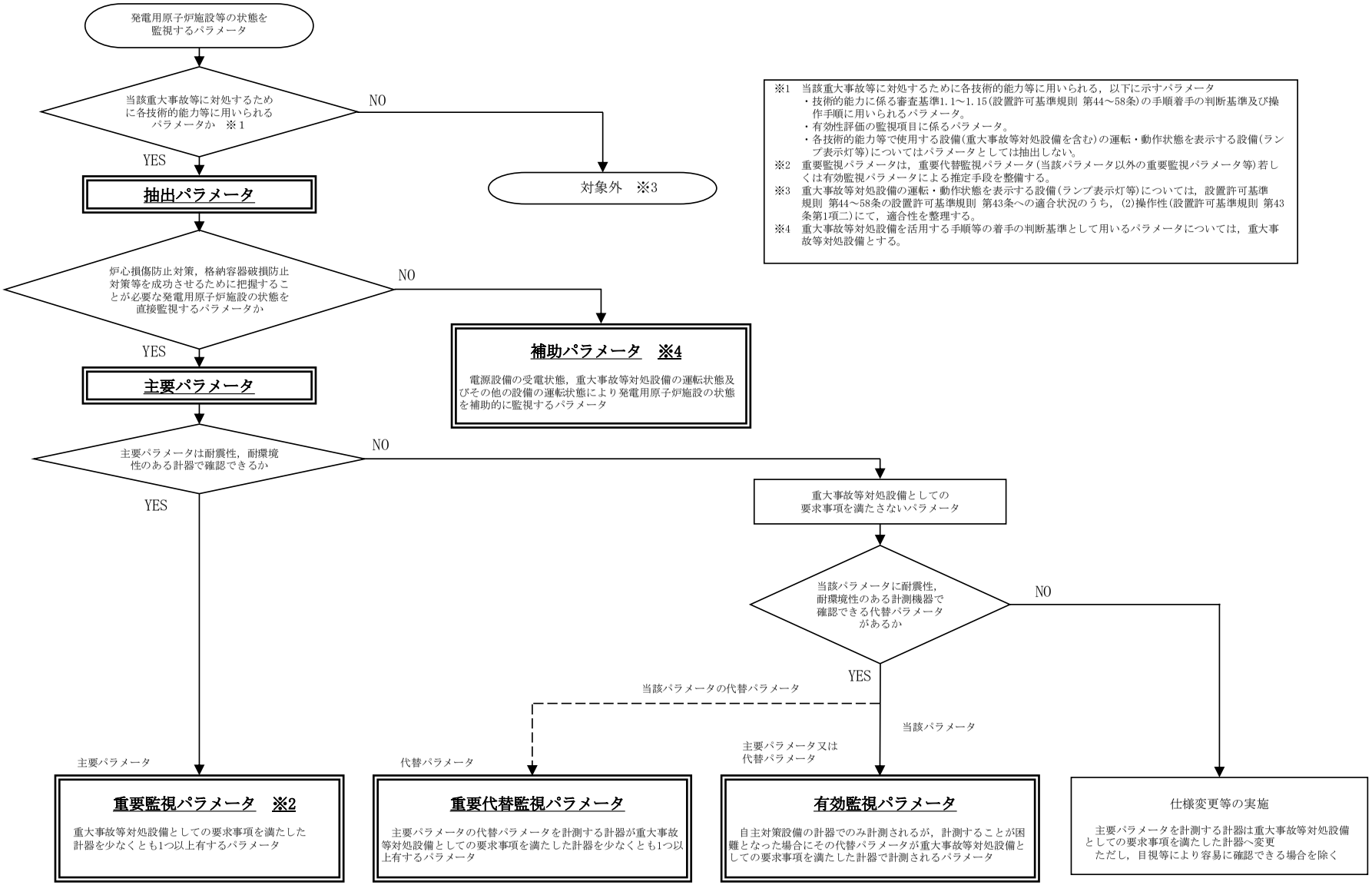


図 3.15-3 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー

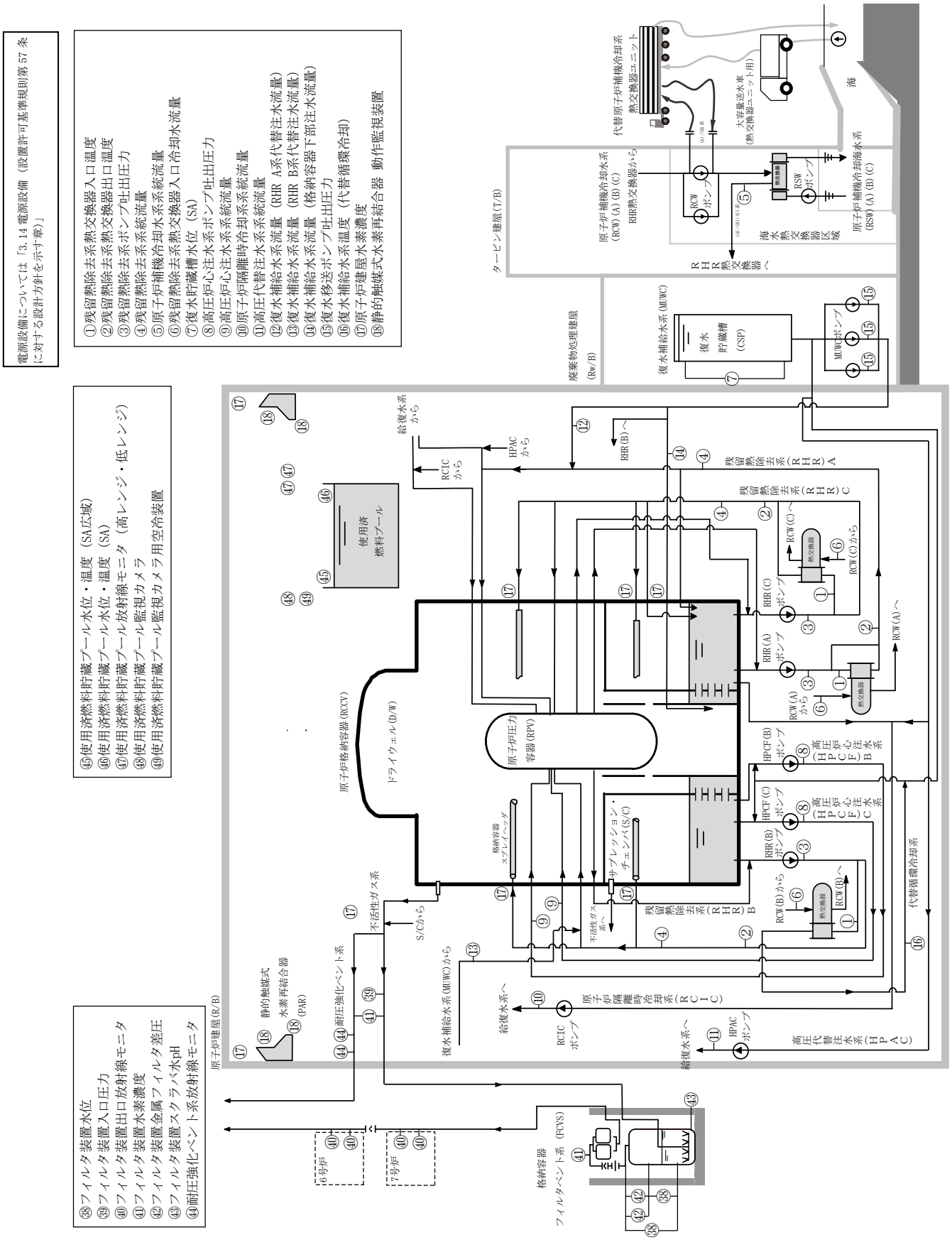
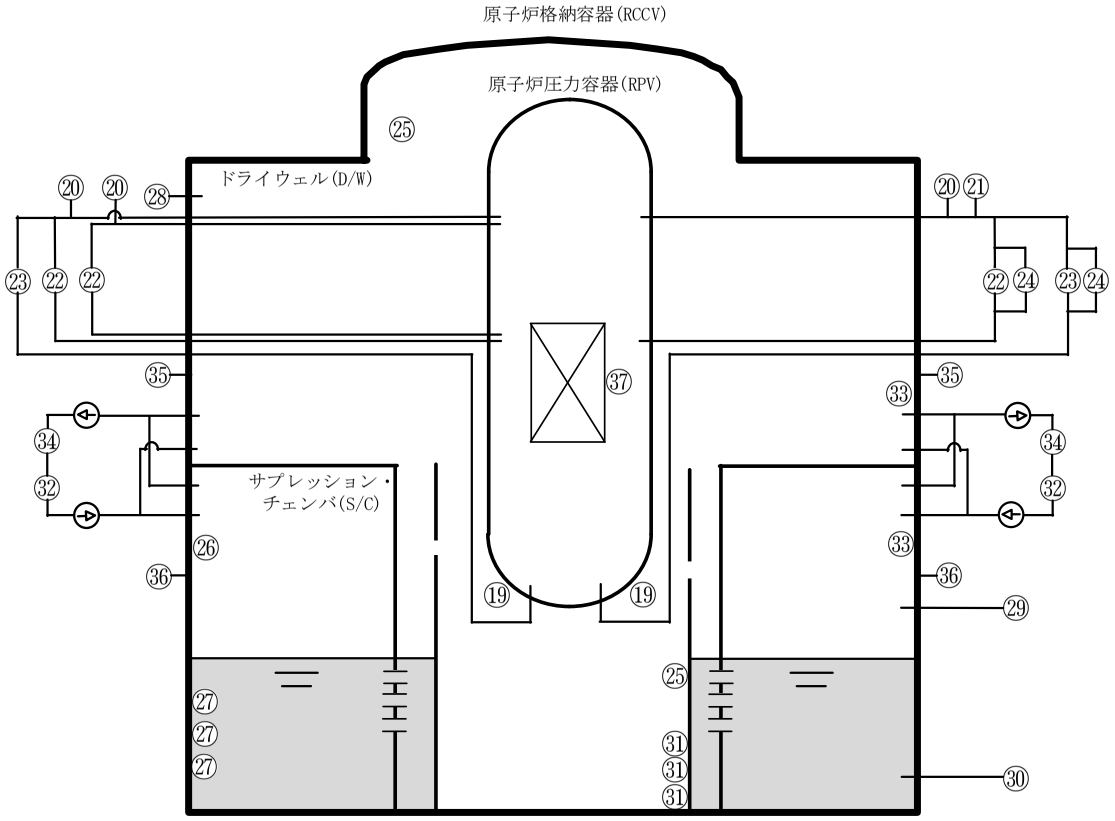


図 3.15-4　主要設備　概略系統図（1/3）

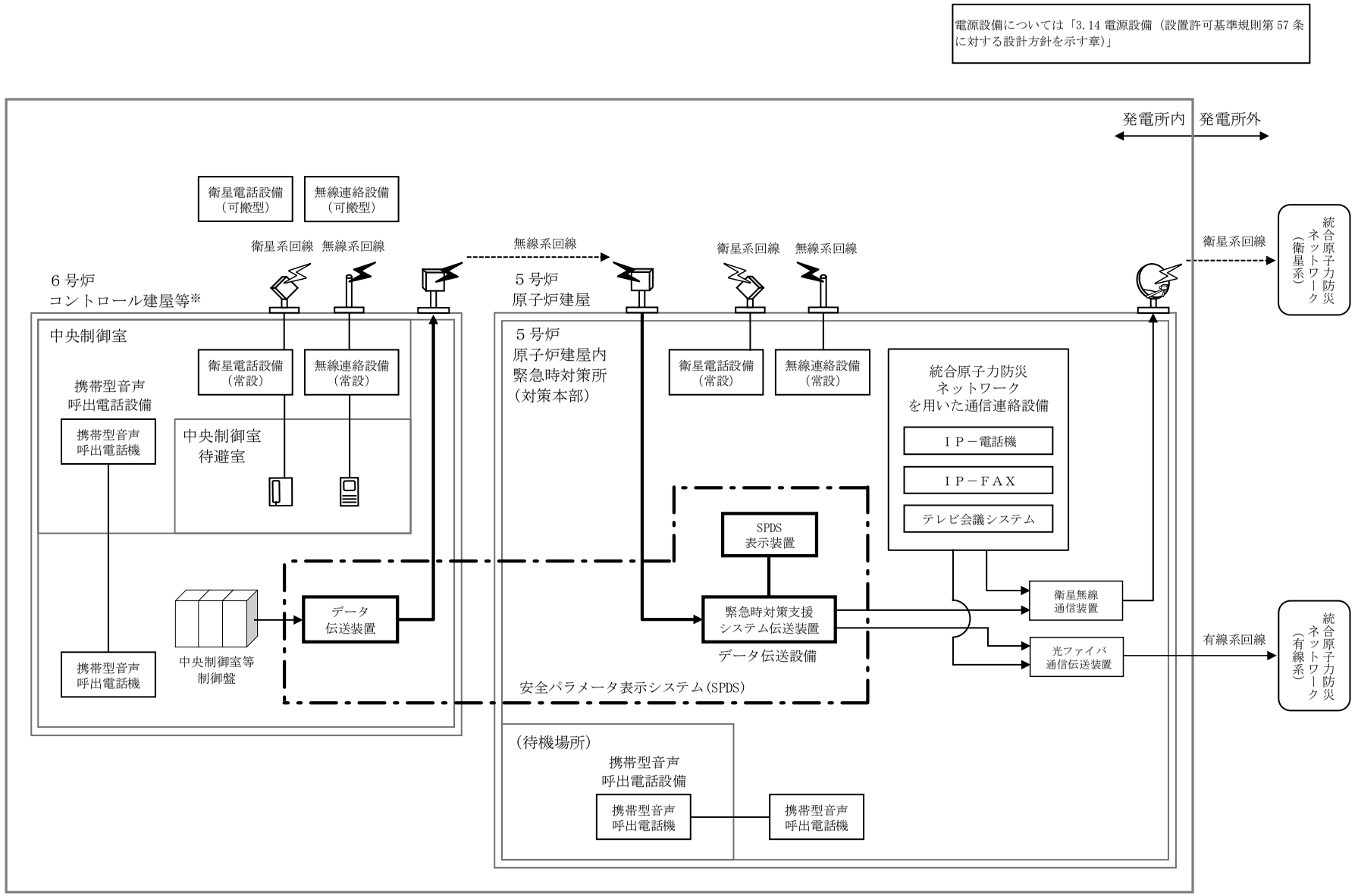
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」



⑲原子炉圧力容器温度
⑳原子炉圧力
㉑原子炉圧力（SA）
㉒原子炉水位（広帯域）
㉓原子炉水位（燃料域）
㉔原子炉水位（SA）
㉕ドライウェル雰囲気温度
㉖サプレッション・チェンバ気体温度
㉗サプレッション・チェンバ・プール水温度
㉘格納容器内圧力（D/W）
㉙格納容器内圧力（S/C）
㉚サプレッション・チェンバ・プール水位
㉛格納容器下部水位
㉜格納容器内水素濃度
㉝格納容器内水素濃度（SA）
㉞格納容器内酸素濃度
㉟格納容器内雰囲気放射線レベル（D/W）
㊱格納容器内雰囲気放射線レベル（S/C）
㊲起動領域モニタ
　平均出力領域モニタ

図 3.15-5　主要設備　概略系統図（2/3）

図 3.15-6　主要設備　概略系統図(3/3)



※：7 号炉も同様

3.16　原子炉制御室【59 条】

【設置許可基準規則】
（原子炉制御室）
第五十九条 第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）
１ 第５９条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
ａ）原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。
ｂ）炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。
① 本規程第３７条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。
② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
③ 交替要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。
ｃ）原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

3.16　原子炉制御室

3.16.1　設置許可基準規則第 59 条への適合方針

中央制御室には，重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備として，中央制御室及び中央制御室待避室の照明を確保するための設備，居住性を確保するための設備，運転員の被ばくを低減するための設備及び汚染の持ち込みを防止するための設備を設置又は保管する。

(1)　照明を確保するための設備（設置許可基準規則解釈の第１項ａ））

重大事故等時において，中央制御室及び中央制御室待避室の照明がすべて消灯した場合に，可搬型蓄電池内蔵型照明により中央制御室及び中央制御室待避室での監視又は操作に必要な照度を確保できる設計とする。

また，可搬型蓄電池内蔵型照明は，常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機からの給電が可能な設計とする。

(2)　居住性を確保するための設備（設置許可基準規則解釈の第１項ａ），ｂ））

（ⅰ）遮蔽及び換気設備

中央制御室は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，中央制御室遮蔽に囲まれた中央制御室換気空調系バウンダリを，中央制御室換気空調系の給排気隔離弁（MCR 外気取入ダンパ，MCR 非常用外気取入ダンパ，MCR 排気ダンパ）を閉確認することにより外気との連絡口を遮断し，高性能フィルタ（粒子用フィルタ）及び活性炭フィルタ（よう素用フィルタ）を内蔵した中央制御室可搬型陽圧化空調機により陽圧化することで，高性能フィルタ及び活性炭フィルタを介さない中央制御室内への外気の流入を遮断可能な設計とする。

さらに，炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる際のプルームの影響による運転員の被ばくを低減するため，中央制御室換気空調系バウンダリ内に中央制御室待避室を設ける設計とする。中央制御室待避室は，中央制御室待避室遮蔽に囲まれた気密空間を，気密扉を閉操作することにより中央制御室バウンダリから遮断し，中央制御室待避室陽圧化装置により陽圧化することで，外気の流入を一定時間完全に遮断可能な設計とする。

（ⅱ）差圧計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計

中央制御室には可搬型の差圧計を保管することで，中央制御室可搬型陽圧化空調機により中央制御室換気空調系バウンダリを陽圧化できていることを把握可能な設計とする。また，中央制御室待避室には可搬型の差圧計を保管することで，中央制御室待避室陽圧化装置により中央制御室待避室遮蔽に囲まれた気密空間を陽圧化できていることを把握可能な設計とする。

また，中央制御室及び中央制御室待避室には，可搬型の酸素濃度・二酸化炭素濃度計を保管することで，中央制御室及び中央制御室待避室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握可能な設計とする。

（ⅲ）無線連絡設備（常設），衛星電話設備（常設）及びデータ表示装置（常設）

中央制御室は，重大事故等時において，発電所内の通信連絡が必要な場所との通信連絡を行うための設備として無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）を設置する設計とする。また，無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）は，中央制御室待避室においても使用できる設計とする。

中央制御室待避室には，炉心の著しい損傷が発生した場合において，中央制御室待避室に待避した場合においても，データ表示装置（待避室）を設置することで，継続的にプラントの監視を行うことが可能な設計とし，必要に応じ中央制御室制御盤でのプラント操作を行うことができる設計とする。

上記の中央制御室及び中央制御室待避室の居住性機能として，運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスにおいても，運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

また運転員の交替を見込み，その実施のための交替要員の体制整備，及び交替時のマスク着用の手順整備を行い，運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスにおいても運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

なお，中央制御室可搬型陽圧化空調機，無線連絡設備（常設），衛星電話設備（常設）及びデータ表示装置（待避室）は，常設代替電源設備である第一ガスタービン発電機からの給電が可能な設計とする。

(3) 運転員の被ばくを低減するための設備

（ⅰ）非常用ガス処理系

重大事故等時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に放射性物質を含む気体が漏えいした場合において，運転員の被ばくを低減するため，原子炉建屋原子炉区域内を負圧に維持するとともに，主排気筒（内筒）を通して原子炉建屋外に排気する重大事故等対処設備として非常用ガス処理系を設置する設計とする。なお，非常用ガス処理系を用いることで，緊急時対策要員の現場作業における被ばくを低減することも可能である。

非常用ガス処理系は，非常用ガス処理系排風機，電源設備，計測制御装置，流路である非常用ガス処理系乾燥装置，非常用ガス処理系フィルタ装置，非常用ガス処理系配管及び弁並びに主排気筒（内筒）から構成される設計とする。非常用ガス処理系は，非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉区域内を負圧に維持し，非常用ガス処理系乾燥装置，非常用ガス処理系フィルタ装置及び主排気筒（内筒）を通して排気することで，運転員の被ばくを低減することができる設計とする。

なお，非常用ガス処理系を用いる際は，非常用ガス処理系フィルタ装置のよう素用チャコール・フィルタ及び高性能粒子フィルタを通すため，放射性物質除去能力が期待できるが，本系統を重大事故等時に使用する場合には，流入する気体の温度が非常用ガス処理系フィルタ装置の設計条件を

上回る条件になることから，放射性物質除去能力が低下する可能性がある。したがって，被ばく評価にあたっては保守的にフィルタ装置の放射性物質の除去能力には期待しないこととし，非常用ガス処理系フィルタ装置は，流路としてのみ扱うものとする。

(4) 汚染の持ち込みを防止するための設備（設置許可基準規則解釈の第１項ｃ））

重大事故等が発生し，中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，運転員が中央制御室の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため，身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設けるために必要な資機材を配備する設計とする。

身体サーベイの結果，運転員の汚染が確認された場合は，運転員の除染を行うことができる区画を，身体サーベイを行う区画に隣接して設けることができるよう，必要な資機材を配備する。

また照明については，資機材として乾電池内蔵型照明を配備する。

また，重大事故等が発生した場合においても運転員がとどまるための自主対策設備として，以下を整備する。

(5) カードル式空気ボンベユニット（自主対策設備）

運転員の更なる被ばく線量低減のため，中央制御室待避室の陽圧化時間の延長を可能な設計とする。そのため，屋外に空気ボンベカードル車を配備し，屋外から空気ボンベを中央制御室待避室陽圧化装置に接続可能な設計とする。

(6) 乾電池内蔵型照明及び非常用照明（自主対策設備）

運転員が中央制御室及び中央制御室待避室にとどまり監視操作を行うことができるため，必要な照度を確保する設計とする。また，チェンジングエリアにおいて身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うことができるため，必要な照度を確保する設計とする。

3.16.2　重大事故等対処設備

3.16.2.1　照明を確保するための設備

3.16.2.1.1　　設備概要

重大事故等が発生した場合において，可搬型蓄電池内蔵型照明は，運転員が中央制御室及び中央制御室待避室にとどまり監視操作に必要な照度を確保することを目的として設置するものである。

可搬型蓄電池内蔵型照明は，常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機からの給電が可能な設計とする。

また，可搬型蓄電池内蔵型照明は，12 時間以上無充電で点灯する蓄電池を内蔵し，全交流動力電源喪失発生から常設代替交流電源設備による給電が開始されるまでの間（事故発生後 70 分以内），中央制御室及び中央制御室待避室の照明が消灯した場合に照明を確保可能な設計とする。

照明を確保するための設備に関する重大事故等対処設備一覧を表3.16-1に示す。

表3.16-1　照明を確保するための設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	可搬型蓄電池内蔵型照明【可搬】
附属設備	－
水源（水源に関する流路，電源設備を含む）	－
流路	－
注水先	－
電源設備※1	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】
計装設備	－

※1：単線結線図を補足説明資料 59-2 に示す。

なお，電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.16.2.1.2　主要設備の仕様

(1) 可搬型蓄電池内蔵型照明（6 号及び 7 号炉共用）
種　　類　　：蓄電池内蔵型照明
個　　数　　：3（予備 1）
使用場所　　：コントロール建屋地上 2 階（中央制御室又は中央制御室待避室）
保管場所　　：コントロール建屋地上 2 階（中央制御室）

(59-3)

3.16.2.1.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針
3.16.2.1.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）
（ⅰ）要求事項
想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性
基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

可搬型蓄電池内蔵型照明は，コントロール建屋内に保管する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合におけるコントロール建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表 3.16-2 に示す設計とする。

(59-3)

表 3.16 - 2　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	コントロール建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線強度に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し治具や輪止め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	コントロール建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型蓄電池内蔵型照明は，全交流動力電源喪失発生時，内蔵している蓄電池により自動で点灯する設計とする。可搬型蓄電池内蔵型照明は，人力による持ち運びが可能な設計とする。

(59-3, 59-5, 59-7)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型蓄電池内蔵型照明は，表 3.16-3 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

また，機能・性能試験として内蔵している蓄電池の電圧確認及び照明の点灯確認が可能な設計とする。

外観検査として目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことについて外観確認が可能な設計とする。

(59-5)

表 3.16 - 3　可搬型蓄電池内蔵型照明の試験・検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中 又は 停止中	機能・性能試験	蓄電池電圧の確認 点灯確認
	外観確認	外観の確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型蓄電池内蔵型照明は，本来の用途以外の用途には使用しない。また，通常保管状態から切り替えることなく使用可能な設計とする。

(59-5)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬型蓄電池内蔵型照明は，通常時，内蔵している蓄電池を充電して保管している設計とする。そのため，可搬型蓄電池内蔵型照明内部で不具合が発生した場合に設計基準対象施設である中央制御室の非常用照明に悪影響を与えないよう遮断器を設置する設計とする。

可搬型蓄電池内蔵型照明は，コントロール建屋内にて架台への固定等により転倒防止対策が可能な設計とする。

(59-2, 59-5)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

可搬型蓄電池内蔵型照明は，放射線量が高くなるおそれの少ない設置場所であるコントロール建屋地上2階の中央制御室又は中央制御室待避室内に保管し，保管場所で操作可能な設計とする。

(59-3)

表 3.16 - 4　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型蓄電池内蔵型照明	コントロール建屋地上 2 階 中央制御室又は中央制御室待避室	コントロール建屋地上 2 階 中央制御室又は中央制御室待避室

3.16.2.1.3.2　設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 3 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

可搬型蓄電池内蔵型照明は，重大事故等時に中央制御室での監視操作に必要な照度を有するものを 6 号及び 7 号炉の大型表示盤エリアに各 1 台，重大事故等の対処のための制御盤等を配備したエリアに 1 台の計 3 台を設置する設計とする。

また，中央制御室待避室内での監視等に必要な照度を有するものを 1 台設置する設計とする。

可搬型蓄電池内蔵型照明を中央制御室での監視操作に使用する場合と，中央制御室待避室での監視等に使用する場合は，同時に使用することがないため，重大事故等時に必要な個数 3 台を保管する設計とする。また，これに加えて予備 1 台を有する設計とする。

可搬型蓄電池内蔵型照明の照度は各設置場所にて照度を確認し，監視操作が可能な設計とする。

(59-10)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項二）

（ⅰ）要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては，当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ，かつ，二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう，接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型蓄電池内蔵型照明は，常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機から給電された非常用所内電気設備との接続を，一般的なコンセントプラグによる接続とすることで確実に接続できる設計とする。

また，コンセントプラグ接続を用いることにより 6 号及び 7 号炉で相互に使用可能な設計とする。

(59-5)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

（ⅰ）要求事項

常設設備と接続するものにあっては，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬型蓄電池内蔵型照明は，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）ではないことから対象外である。

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

可搬型蓄電池内蔵型照明は，線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所であるコントロール建屋地上2階の中央制御室又は中央制御室待避室に保管し，想定される重大事故等が発生した場合においても使用が可能な設計とする。

(59-3)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

（ⅰ）要求事項

地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬型蓄電池内蔵型照明は，風(台風)，竜巻，低温（凍結），降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機墜落火災），有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害に対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られたコントロール建屋地上2階中央制御室内に保管する設計とする。

(59-7)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型蓄電池内蔵型照明は，自然現象として考慮する津波，風(台風)，竜巻，低温（凍結），積雪，降水，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象による影響及び外部人為事象として考慮する火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機墜落火災)，有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害に対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られたコントロール建屋内に保管する設計とすることで，重大事故等時においてアクセスのための必要な通路を確保可能な設計とする。

(59-8)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

（ⅰ）要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬型蓄電池内蔵型照明は，遮断器を設けることで設計基準対象施設である中央制御室の非常用照明設備と電気的分離を図り，同時に機能が損なわれることのない設計とする。

また，予備を分散して配置することにより位置的分散を図る設計とする。

(59-2, 59-7)

3.16.2.2　居住性を確保するための設備

3.16.2.2.1　設備概要

居住性を確保するための設備は，炉心の著しい損傷が発生した場合においても，居住性を確保するための設備を設置または保管することで，運転員が中央制御室及び中央制御室待避室にとどまることができる設計とする。

本設備は，「中央制御室遮蔽」，「中央制御室可搬型陽圧化空調機」，「中央制御室待避室遮蔽（常設）」，「中央制御室待避室遮蔽（可搬型）」，「中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）」，「差圧計」，「酸素濃度・二酸化炭素濃度計」，「無線連絡設備（常設）」，「衛星電話設備（常設）」及び「データ表示装置（待避室）」等から構成し，運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスにおいても，運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

居住性を確保するための設備の重大事故等対処設備一覧を表 3.16-5 に，遮蔽及び換気設備の系統概略図を図 3.16-1 に，無線連絡設備（常設），衛星電話設備（常設）及びデータ表示装置（待避室）の系統概略図を図 3.16-2 に示す。

(1) 遮蔽及び換気設備

中央制御室遮蔽は，コントロール建屋と一体のコンクリート構造を有しており，重大事故等時において，中央制御室内にとどまる運転員の被ばく線量を低減するために必要な遮蔽厚さを有する設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機は，重大事故等時において，高性能フィルタ及び活性炭フィルタにより浄化した外気を専用の給気口から中央制御室換気空調系バウンダリ内に給気することにより中央制御室換気空調系バウンダリを陽圧化し，フィルタを介さない外気の中央制御室換気空調系バウンダリ内への流入を防止可能な設計とする。また，本設備は常設代替電源設備である第一ガスタービン発電機による給電が可能な設計とする。中央制御室換気空調系の MCR 排気ダンパ，MCR 外気取入ダンパ及び MCR 非常用外気取入ダンパを閉操作することで，中央制御室の外気との連絡口を遮断することが可能な設計とする。中央制御室換気空調系の MCR 外気取入ダクト及び MCR 排気ダクトは，コントロール建屋の躯体壁とともに中央制御室換気空調系バウンダリを形成しており，重大事故等発生時において，中央制御室内にとどまる運転員の被ばく線量を低減するために必要な気密性を有する設計とする。

さらに，炉心の著しい損傷後に格納容器圧力逃がし装置を作動させる際のプルーム通過による運転員の被ばくを低減するため，中央制御室内に中央制御室待避室を設置する設計とする。中央制御室待避室は，中央制御室待避室遮蔽に囲まれた気密性を有する空間を，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）により陽圧化可能な設計とする。

中央制御室待避室は，コントロール建屋と一体のコンクリート構造の中央制御室待避室遮蔽（常設）と，可搬型である中央制御室待避室遮蔽（可搬型）により必要な遮蔽厚さを確保する設計とする。

中央制御室待避室陽圧化装置は中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）及び中央制御室待避室陽圧化装置（配管・弁）から構成され，中央制御室待避室を，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）の空気により陽圧化することで外気の流入を一定時間完全に遮断することが可能な設計とする。

(2) 差圧計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計

差圧計は，重大事故等時において中央制御室可搬型陽圧化空調機を使用する場合，また炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器圧力逃がし装置を作動させる際，中央制御室待避室陽圧化装置により陽圧化し，外気の流入を一定時間完全に遮断する場合，コントロール建屋と中央制御室との間の差圧を把握可能な設計とする。また，コントロール建屋と中央制御室待避室との間の差圧を把握可能な設計とする。

また，酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，重大事故等時において中央制御室可搬型陽圧化空調機を使用する場合，中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握可能な設計とする。

また，酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，格納容器圧力逃がし装置を作動させる際，陽圧化装置により外気の流入を一定時間完全に遮断する場合，中央制御室待避室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握可能な設計とする。

(3) 無線連絡設備（常設），衛星電話設備（常設）及びデータ表示装置（待避室）

中央制御室は，重大事故等時において，発電所内の通信連絡が必要な場所との通信連絡を行うための設備として無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）を設置する設計とする。

中央制御室待避室は，無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）を設置することで，重大事故等時に中央制御室待避室に待避した場合においても，発電所内の緊急時対策所及び屋外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うことが可能な設計とする。また，データ表示装置（待避室）を設置することで中央制御室待避室の外に出ることなく継続的にプラントの監視を行うことが可能な設計とする。

なお，無線連絡設備（常設），衛星電話設備（常設）及びデータ表示装置（待避室）は，全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備である第一ガスタービン発電機からの給電が可能な設計とする。

表 3.16-5　居住性を確保するための設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	中央制御室遮蔽【常設】 中央制御室待避室遮蔽（常設）【常設】 中央制御室待避室遮蔽（可搬型）【可搬】 中央制御室可搬型陽圧化空調機【可搬】 中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）【可搬】 無線連絡設備（常設）【常設】 衛星電話設備（常設）【常設】 データ表示装置（待避室）【常設】 差圧計【可搬】 酸素濃度・二酸化炭素濃度計【可搬】
附属設備	－
水源（水源に関する流路，電源設備を含む）	－
流路 （伝送路）	中央制御室可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト【可搬】 中央制御室待避室陽圧化装置（配管・弁）【常設】 中央制御室換気空調系給排気隔離弁（MCR 外気取入ダンパ，MCR 非常用外気取入ダンパ，MCR 排気ダンパ）【常設】 中央制御室換気空調系ダクト（MCR 外気取入ダクト，MCR 排気ダクト）【常設】 無線連絡設備（常設）（屋外アンテナ）【常設】 衛星電話設備（常設）（屋外アンテナ）【常設】
注水先	－
電源設備※1	常設代替交流電源設備 第一ガスタービン発電機【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】
計装設備	－

※１：単線結線図を補足説明資料 59-2 に示す。

なお，電源設備の適合性については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」にて示す。

また，無線連絡設備（常設）及び衛星電話設備（常設）の適合性については「3.19 通信連絡を行うために必要な設備（設置許可基準規則第 62 条に対する設計方針を示す章）」にて示す。

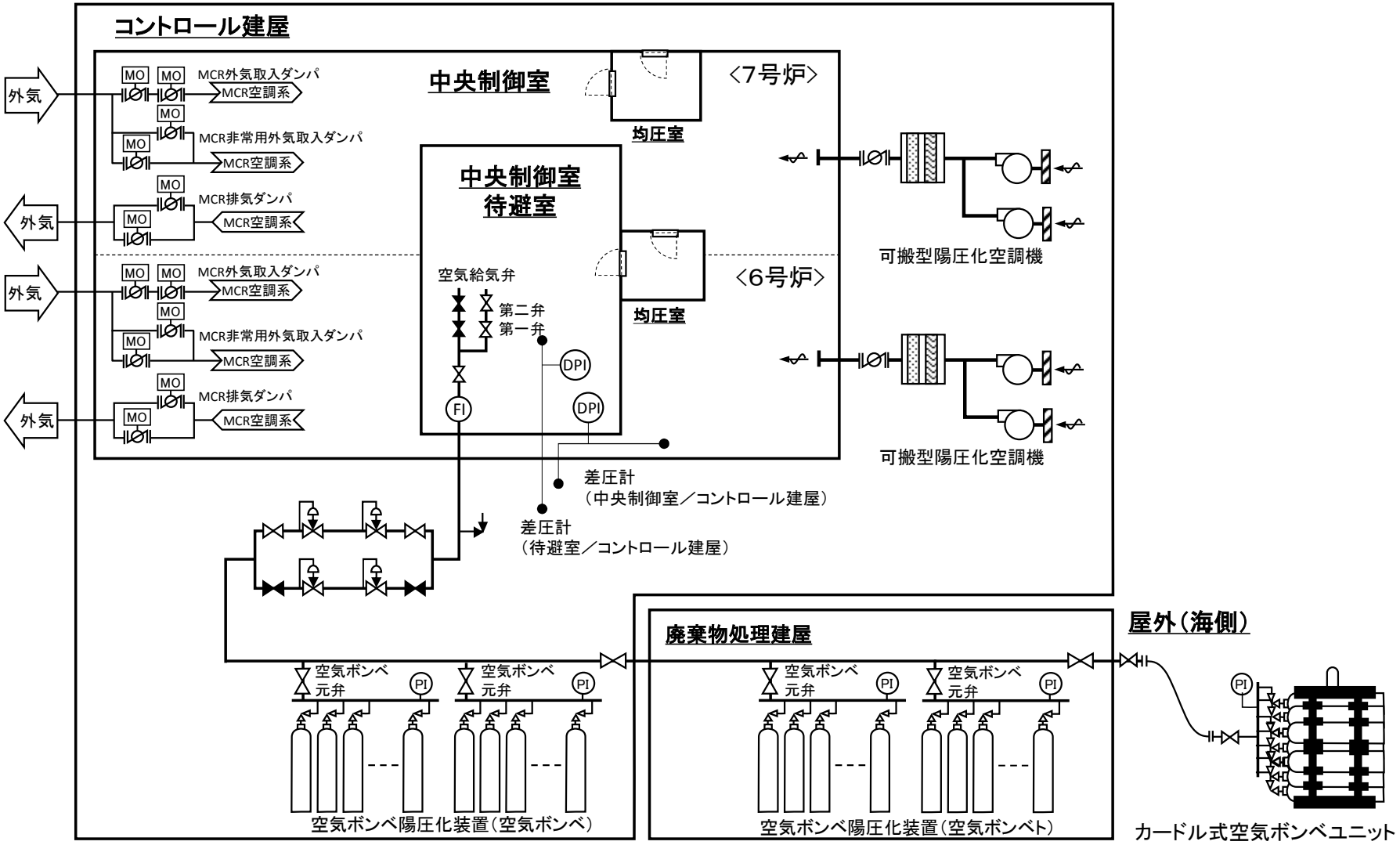


図 3.16-1　遮蔽及び換気設備　系統概要図

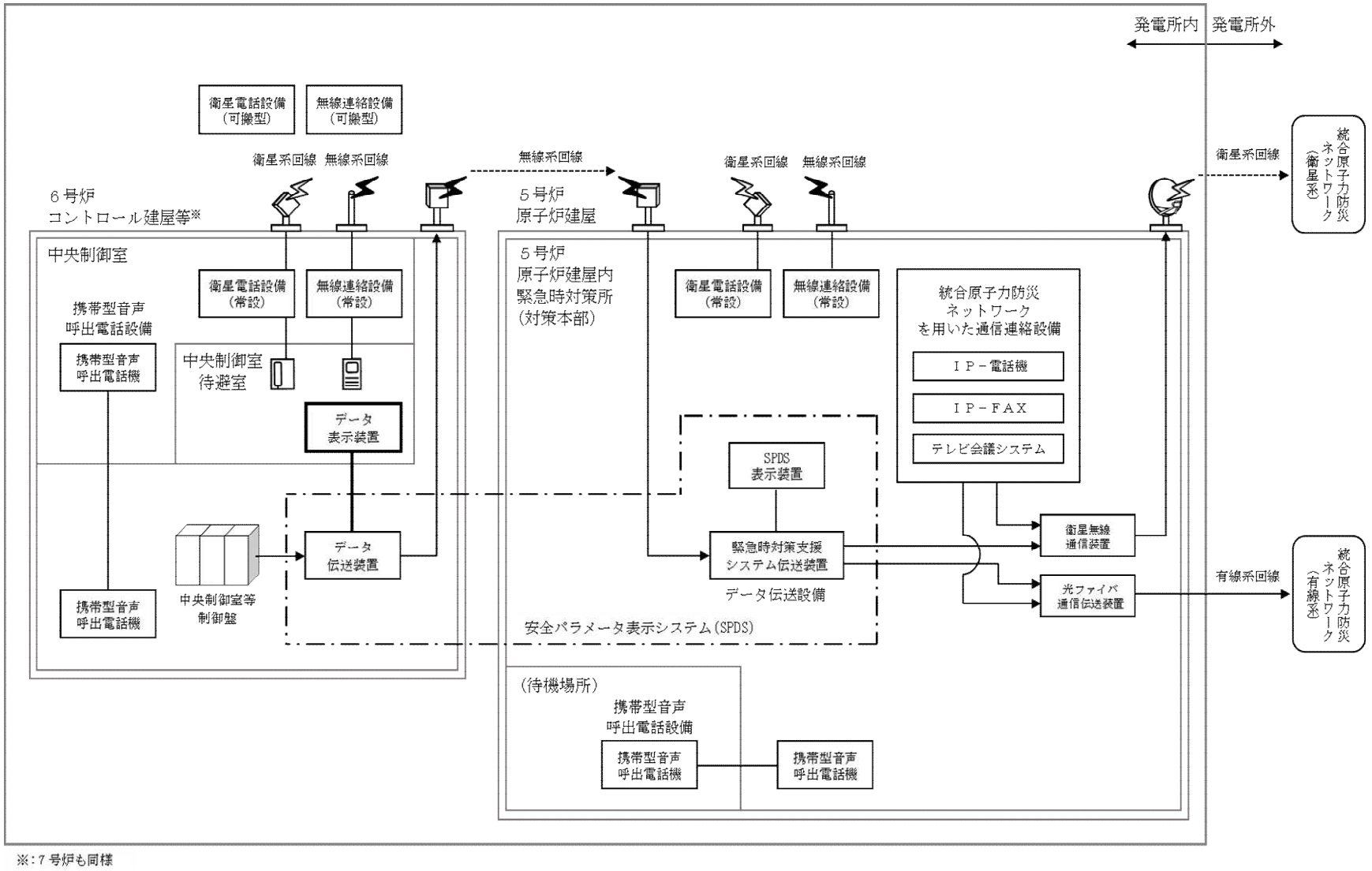


図 3.16-2　無線連絡設備（常設），衛星電話設備（常設）及びデータ表示装置（待避室）　系統概要図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

3.16.2.2.2　主要設備の仕様

(1) 中央制御室遮蔽（6 号及び 7 号炉共用）

材　　料　　：コンクリート
厚　　さ　　：[redacted] mm 以上
取付箇所　　：コントロール建屋地上 2 階

(2) 中央制御室待避室遮蔽※1

＜中央制御室待避室遮蔽（常設）＞（6 号及び 7 号炉共用）

材料　　：コンクリート及び鉛
遮蔽厚　　：コンクリート [redacted] mm 以上
　　鉛 [redacted] mm 以上
取付箇所　　：コントロール建屋地上 2 階

＜中央制御室待避室遮蔽（可搬型）＞（6 号及び 7 号炉共用）

材料　　：鉛
厚　　さ　　：[redacted] mm 以上
使用場所　　：コントロール建屋地上 2 階
保管場所　　：コントロール建屋地上 2 階

(3) 中央制御室可搬型陽圧化空調機※2（6 号及び 7 号炉共用）

＜フィルタユニット＞

捕集効率※3　　：高性能フィルタ　99.9%
　　：活性炭フィルタ　99.9%
個　　数　　：2（1/号炉ごと）
　　（予備※4　1）
使用場所　　：コントロール建屋地上 1 階
　　6 号炉側　1，7 号炉側　1
保管場所　　：コントロール建屋地上 1 階
　　6 号炉側　1，7 号炉側　1

＜ブロワユニット＞

容量　　：1,500 m^3/h/個
個　　数　　：4（2/号炉ごと）
　　（予備※4　2）
使用場所　　：コントロール建屋地上 1 階
　　6 号炉側　2，7 号炉側　2
保管場所　　：コントロール建屋地上 1 階
　　6 号炉側　2，7 号炉側　2

(4) 中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）（6 号及び 7 号炉共用）

個　　数　　：174（予備 20）
容　　量　　：約 47L/個
充填圧力　　：約 15MPa
使用場所　　：コントロール建屋地上 1 階及び 2 階，
　　廃棄物処理建屋地上 1 階
保管場所　　：コントロール建屋地上 1 階及び 2 階，
　　廃棄物処理建屋地上 1 階

(5) 差圧計（6 号及び 7 号炉共用）

個　　数　　：2（予備 1）
使用場所　　：コントロール建屋地上 2 階
保管場所　　：コントロール建屋地上 2 階

(6) 酸素濃度・二酸化炭素濃度計（6 号及び 7 号炉共用）

個　　数　　：3（予備 1）
使用場所　　：コントロール建屋地上 2 階
保管場所　　：コントロール建屋地上 2 階

(7) データ表示装置（待避室）

個　　数　　：2
取付箇所　　：コントロール建屋地上 2 階

(8) 無線連絡設備（常設）（6 号及び 7 号炉共用）

設 備 名　　：無線連絡設備（常設）
使用回線　　：無線系回線
個　　数　　：一式
取付箇所　　：コントロール建屋地上 2 階

(9) 衛星電話設備（常設）（6 号及び 7 号炉共用）

設 備 名　　：衛星電話設備（常設）
使用回線　　：衛星系回線
個　　数　　：一式
取付箇所　　：コントロール建屋地上 2 階

※1：「中央制御室待避室遮蔽（常設）」と「中央制御室待避室遮蔽（可搬型）」とをまとめた中央制御室待避室遮蔽全体を指す場合，単に「中央制御室待避室遮蔽」と記載する。
※2：「中央制御室可搬型陽圧化空調機フィルタユニット」と「中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロワユニット」とをまとめた空調機全体を指す場合，単に「中央制御室可搬型陽圧化空調機」と記載する。
※3：フィルタの捕集効率は，総合除去効率を示す。

※4：中央制御室可搬型陽圧化空調機は 6 号及び 7 号炉で共用とし，フィルタユニットは 6 号及び 7 号炉で合計 3 台，ブロワユニットは 6 号及び 7 号炉で合計 6 台を保管する。

3.16.2.2.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.16.2.2.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽（常設）及びデータ表示装置（待避室）は，コントロール建屋内に設置される設備であることから，想定される重大事故等が発生した場合におけるコントロール建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.16-6 に示す設計とする。

中央制御室待避室遮蔽（可搬型），中央制御室可搬型陽圧化空調機，差圧計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，コントロール建屋内に保管する機器であることから，想定される重大事故等が発生した場合におけるコントロール建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.16-7 に示す設計とする。中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）は，コントロール建屋内及び廃棄物処理建屋内に保管する機器であることから，想定される重大事故等が発生した場合におけるコントロール建屋内及び廃棄物処理建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.16-7 に示す設計とする。

(59-3，59-8)

表 3.16-6　中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽（常設）及びデータ表示装置（待避室）の想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	コントロール建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線強度に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	コントロール建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的影響	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.16-7　中央制御室待避室遮蔽（可搬型），中央制御室可搬型陽圧化空調機，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ），差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計の想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	コントロール建屋内及び廃棄物処理建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線強度に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，治具や輪止め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	コントロール建屋内及び廃棄物処理建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的影響	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽（常設）は，コントロール建屋と一体のコンクリート構造を有し，重大事故等が発生した場合においても特段の操作を必要とせず直ちに使用できる設計とする。

中央制御室待避室遮蔽（可搬型）は，中央制御室待避室の均圧室内の壁面に固定して保管することで，重大事故等が発生した場合においても直ちに使用できる設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機は，中央制御室近傍のコントロール建屋内に保管し，重大事故等時において，速やかに使用できる設計とする。また，付属の操作スイッチにより保管場所で確実に操作が可能な設計とする。中央制御室可搬型陽圧化空調機は仮設ダクトを設置して容易かつ確実に中央制御室を陽圧化が可能な設計とする。

中央制御室換気空調系の給排気隔離弁（MCR 排気ダンパ，MCR 外気取入ダンパ及び MCR 非常用外気取入ダンパ）は電動駆動方式の隔離ダンパであるが，電源供給ができない場合においても，手動操作ハンドルが設置されており，現場での手動操作は，想定される重大事故等発生時において，現場で人力により確実に操作可能な設計とする。

中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）の空気を供給するために必要な操作対象弁（空気ボンベ元弁，空気供給第一弁及び第二弁）は，重大事故等時において，現場及び中央制御室待避室での弁操作により，通常時の隔離された系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成に速やかに切り替えが可能な設計とする。

データ表示装置（待避室）は，6 号及び 7 号炉のパラメータを監視するにあたり，重大事故等が発生した場合，設置場所であるコントロール建屋中央制御室待避室において，一般のコンピュータと同様に電源スイッチを操作することにより，確実に監視を行うことが可能な設計とする。

酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，1 台で酸素濃度計と二酸化炭素濃度計の役割を担っており，付属の切り替えスイッチを操作することにより，容易かつ確実に切り替えが可能な設計とする。

酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，人力による持ち運びができるとともに，必要により保管場所である中央制御室内にて保管ケースによる固縛等により転倒対策が可能な設計とする。

差圧計は汎用の接続コネクタを用いて接続することにより，容易かつ確実に接続し，指示を監視することが可能な設計とする。

差圧計は，人力による持ち運びができるとともに，必要により保管場所である中央制御室内にて保管ケースによる固縛等により転倒対策が可能な設計とする。

表 3.16-8 に操作対象機器を示す。

表 3.16-8　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
中央制御室 可搬型陽圧化空調機 フィルタユニット	フィルタ装着	コントロール建屋 地上 1 階	手動操作
中央制御室 可搬型陽圧化空調機 ブロワユニット	停止 ⇒ 起動	コントロール建屋 地上 1 階	手動操作
MCR 外気取入 ダンパ	開 ⇒ 閉	コントロール建屋 地上 2 階	手動操作
MCR 非常用外気取入 ダンパ	開 ⇒ 閉	コントロール建屋 地上 2 階	手動操作
MCR 排気 ダンパ	開 ⇒ 閉	コントロール建屋 地上 2 階	手動操作
中央制御室待避室 陽圧化装置 空気ボンベ元弁	閉 ⇒ 開	コントロール建屋 地上 1 階及び廃棄物 処理建屋地上 1 階	手動操作
中央制御室待避室 陽圧化装置 空気供給第一弁	閉 ⇒ 開	コントロール建屋 地上 2 階	手動操作
中央制御室待避室 陽圧化装置 空気供給第二弁	閉 ⇒ 開	コントロール建屋 地上 2 階	手動操作
データ表示装置 （待避室）	起動・停止 （パラメータ監視）	コントロール建屋 地上 2 階 中央制御室待避室	スイッチ操作

(59-3)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は，表 3.16-9 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は，外観検査として、目視により機能・性能に影響を与えうる傷，割れ等がないことについて外観確認が可能な設計とする。

表 3.16-9　中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽の検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観確認	遮蔽の傷，割れ等の外観の確認

中央制御室可搬型陽圧化空調機は，表 3.16-10 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機は，機能・性能試験としてブロワユニット単体の運転状態の確認を行うことが可能な設計とする。また，外観検査としてブロワユニット及びフィルタユニットの表面状態に目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことについて外観確認を行えるとともに，フィルタの保管状態を確認し，保管容器がフィルタ性能に影響を与えるような状態にないことについて外観確認が可能な設計とする。

表 3.16-10　中央制御室可搬型陽圧化空調機の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	ブロワユニット単体の運転性能の確認
	外観確認	中央制御室可搬型陽圧化空調機の表面状態の外観の確認 フィルタの保管状態の外観の確認
停止中	機能・性能試験	ブロワユニット単体の運転性能の確認 中央制御室の陽圧化試験
	外観確認	中央制御室可搬型陽圧化空調機の表面状態の外観の確認 フィルタの保管状態の外観の確認

中央制御室可搬型陽圧化装置（空気ボンベ）は，表 3.16-11 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）は，機能・性能試験として空気ボンベ残圧の確認により空気ボンベ容量確認を行えるとともに，外観検査として目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことについて外観確認が可能な設計とする。

表 3.16-11　中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	空気ボンベ残圧の確認
	外観確認	中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）の表面状態の外観の確認
停止中	機能・性能試験	空気ボンベ残圧の確認 中央制御室待避室の陽圧化試験
	外観確認	中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）の表面状態の外観の確認

また，中央制御室及び中央制御室待避室は，発電用原子炉停止中に機能・性能試験が可能な設計とする。

中央制御室及び中央制御室待避室は、機能・性能試験として，中央制御室換気空調系バウンダリ及び中央制御室待避室内を陽圧化した状態において差圧測定を行うことにより，気密性能確認が可能な設計とする。

差圧計は，表 3.16-12 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中において，機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

差圧計は，機能・性能試験として計器単品での点検・校正が可能であり，また中央制御室換気空調系バウンダリ及び中央制御室待避室の陽圧化機能確認時に合わせて指示値の確認が可能な設計とする。また，外観検査として，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことについて外観確認を行うことが可能な設計とする。

(59-5)

表 3.16-12　差圧計の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	差圧計単体の点検・校正 陽圧化機能確認時の性能検査
	外観確認	機器表面状態の外観の確認

酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，表 3.16-13 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，校正ガスによる指示値等の確認により機能・性能試験を行える設計とする。また，外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことについて外観確認を行うことが可能な設計とする。

(59-5)

表 3.16-13　酸素濃度・二酸化炭素濃度計の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	校正ガスによる性能試験
	外観確認	外観の確認

データ表示装置（待避室）は，表 3.16-14 に示すとおり，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観の確認が可能な設計とする。

データ表示装置（待避室）は，機能・性能試験としてデータの表示機能の確認が可能な設計とする。また，外観検査として，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことについて外観確認が可能な設計とする。

表 3.16-14　データ表示装置（待避室）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	機能（データの表示）の確認
	外観確認	外観の確認

(59-5)

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は，コントロール建屋と一体のコンクリート構造とする。本来の用途である遮蔽以外の用途として使用することはなく，中央制御室及び中央制御室待避室の使用にあたり，重大事故等時において，切り替えることなく使用できる設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ），差圧計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計及びデータ表示装置（待避室）は通常時に使用する設備ではなく，重大事故等時において，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）の空気を供給するために必要な操作対象弁（空気ボンベ元弁，空気給気第一弁及び第二弁）は，重大事故等時において，現場及び中央制御室待避室での弁操作により，通常時の隔離された系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成に速やかに切替えが可能な設計とする。

中央制御室換気空調系の給排気隔離弁（MCR 排気ダンパ，MCR 外気取入ダンパ，MCR 非常用外気取入ダンパ）は，中央制御室の近傍に設置することで重大事故等時において，速やかな切替え操作が可能な設計とする。

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（分）	備考
	責任者	当直長		1人	中央監視 緊急時対策本部連絡				
	指揮者	6号	当直副長	1人	各号炉運転操作指揮				
		7号	当直副長	1人					
	通報連絡者	緊急時対策本部要員		5人	中央制御室連絡 発電所外部連絡				
	運転員（中央制御室）		運転員（現場）		緊急時対策要員（現場）				
	6号	7号	6号	7号	6号	7号			
状況判断	2人 A, B	2人 a, b	－	－	－	－	・給水流量の全喪失確認 ・全交流動力電源喪失確認 ・原子炉スクラム，タービン・トリップ確認	10分	状況判断後も事故対応に必要なパラメータを適宜監視する
交流電源回復操作（解析上考慮せず）	－	－	－	－	－	－	・非常用ディーゼル発電機　機能回復		対応可能な要員により対応する
	－	－	－	－	－	－	・外部電源　回復		対応可能な要員により対応する
高圧／低圧注水機能喪失調査，復旧操作（解析上考慮せず）	－	－	－	－	－	－	・給水系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系，残留熱除去系　機能回復		対応可能な要員により対応する
原子炉格納容器内水素濃度監視	(1人) A	(1人) a	－	－	－	－	・原子炉格納容器内水素濃度監視	適宜実施	
常設代替交流電源設備準備操作（第一ガスタービン発電機）	(1人) A	(1人) a	－	－	－	－	・第一ガスタービン発電機　起動	10分	
常設代替交流電源設備運転（第一ガスタービン発電機）			－	－	－	－	・第一ガスタービン発電機　給電	5分	
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線　D系　受電準備操作	(1人) B	(1人) b	－	－	－	－	・非常用高圧母線　D系　受電前準備（中央制御室）	15分	
	－	－	4人 C, D B, F	4人 o, d o, f	－	－	・放射線防護装備準備／装備	10分	
	－	－	(2人) C, D	(2人) o, d	－	－	・現場移動 ・非常用高圧母線　D系　受電前準備（電源盤受電準備）	15分	
	－	－	(2人) B, F	(2人) o, f	－	－	・現場移動 ・非常用高圧母線　D系　受電前準備（コントロール建屋負荷抑制）	15分	
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線　D系　受電操作	(1人) B	(1人) b	－	－	－	－	・非常用高圧母線　D系　受電確認	5分	
	－	－	(2人) C, D	(2人) o, d	－	－	・非常用高圧母線　D系　受電	5分	
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線　C系　受電準備操作	(1人) B	(1人) b	－	－	－	－	・非常用高圧母線　C系　受電前準備（中央制御室）	10分	
	－	－	(2人) B, F	(2人) o, f	－	－	・現場移動 ・非常用高圧母線　C系　受電前準備	25分	
常設代替交流電源設備からの非常用高圧母線　C系　受電操作	(1人) B	(1人) b	－	－	－	－	・非常用高圧母線　C系　受電確認	5分	
	－	－	(2人) B, F	(2人) o, f	－	－	・非常用高圧母線　C系　受電	5分	
非常用ガス処理系　運転確認	(1人) A	(1人) a	－	－	－	－	・非常用ガス処理系排風機　運転確認	5分	
			－	－	－	－	・原子炉建屋差圧監視 ・原子炉建屋差圧調整	適宜実施	
低圧代替注水系（常設）　準備操作	(1人) A	(1人) a	－	－	－	－	・復水移送ポンプ（B，C）起動／運転確認 ・低圧代替注水系（常設）系統構成	15分	全交流動力電源回復前から通信手段確保等の作業を実施する
	－	－	(2人) B, F	(2人) o, f	－	－	・現場移動 ・低圧代替注水系（常設）　現場系統構成 ※復水貯蔵槽吸込ライン切替え	30分	
低圧代替注水系（常設）　注水操作	(1人) A	(1人) a	－	－	－	－	・残留熱除去系　注入弁操作	破断口まで水位回復後，原子炉注水と格納容器スプレイ切替え	
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）　操作	(1人) A	(1人) a	－	－	－	－	・残留熱除去系　スプレイ弁操作	原子炉注水と格納容器スプレイ切替え	
中央制御室照明確保（解析上考慮せず）	(1人) B	(1人) b	－	－	－	－	・蓄電池内蔵照明の点灯確認 ・可搬型照明の設置，点灯	15分 ・蓄電池内蔵照明の点灯確認は対応操作中に確認可能 ・可搬型照明の設置，点灯作業は適宜実施する	要員を確保して対応する
中央制御室　圧力調整（中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロアユニット起動）（解析上考慮せず）	－	－	(2人) C, D	(2人) o, d	－	－	・MCR系　隔離弁操作	30分 交流電源回復により遠隔操作可能な場合は遠隔にて隔離操作を実施する	要員を確保して対応する
	－	－			－	－	・中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロアユニット起動	30分	
中央制御室待避室の準備操作（解析上考慮せず）	(1人) B	(1人) b	－	－	－	－	・中央制御室待避室照明確保 ・中央制御室待避室データ表示装置起動操作	10分	要員を確保して対応する
	－	－	－	(2人) o, d	－	－	・現場移動 ・中央制御室待避室陽圧化装置空気供給元弁開	30分	要員を確保して対応する
格納容器薬品注入操作（解析上考慮せず）	－	－	(2人) B, F	(2人) o, f	－	－	・格納容器スプレイにあわせた薬品注入	格納容器スプレイにあわせて実施	要員を確保して対応する

図 3.16-3　「大 LOCA＋注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」シーケンス
居住性を確保するための設備及び運転員の被ばくを低減するための設備のタイムチャート*

＊：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について（個別手順）の 1.16 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽（常設）は，コントロール建屋と一体のコンクリート構造とし，倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室待避室遮蔽（可搬型），中央制御室可搬型陽圧化空調機，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ），差圧計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計及びデータ表示装置（待避室）は，他の設備から独立して使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機は，使用場所及び保管場所であるコントロール建屋内にて架台への固定等により転倒防止対策が可能な設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機のブロワ羽根は回転軸との一体型であるが，中央制御室可搬型陽圧化空調機の運転中に羽根が破損したとしても，羽根がブロワケーシング内にとどまり，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室換気空調系は給排気隔離弁（MCR 排気ダンパ，MCR 外気取入ダンパ，MCR 非常用外気取入ダンパ）の閉操作によって，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成及び系統隔離が可能とすることにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室待避室遮蔽（可搬型），中央制御室可搬型陽圧化空調機，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ），差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，固定することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(59-3，59-8)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

重大事故等時に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.16-15 に示す。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽（常設）は，コントロール建屋と一体のコンクリート構造とし，操作を必要としない設計とする。中央制御室待避室遮蔽（可搬型），中央制御室可搬型陽圧化空調機，中央制御室換気空調系の給排気隔離弁(MCR 排気ダンパ,MCR 外気取入ダンパ，MCR 非常用外気取入ダンパ)，差圧計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計及びデータ表示装置（待避室）は，コントロール建屋内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件及び荷重条件を考慮した設計とする。

中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）は，コントロール建屋内及び廃棄物処理建屋内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件及び荷重条件を考慮した設計とする。

中央制御室待避室遮蔽（可搬型），中央制御室可搬型陽圧化空調機，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ），中央制御室換気空調系の給排気隔離弁（MCR 排気ダンパ，MCR 外気取入ダンパ，MCR 非常用外気取入ダンパ），差圧計，酸素濃度・二酸化炭素濃度計及びデータ表示装置（待避室）の接続及び操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で操作可能な設計とする。

(59-3,59-8)

表 3.16-15　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
中央制御室可搬型陽圧化空調機	コントロール建屋 地上1階	コントロール建屋 地上1階
差圧計	コントロール建屋 地上2階	コントロール建屋 地上2階 中央制御室待避室
酸素濃度・二酸化炭素濃度計	コントロール建屋 地上2階	コントロール建屋 地上2階 中央制御室 及び中央制御室待避室
データ表示装置（待避室）	コントロール建屋 地上2階 中央制御室待避室	コントロール建屋 地上2階 中央制御室待避室
MCR 排気ダンパ	コントロール建屋 地上2階	コントロール建屋 地上2階
MCR 外気取入ダンパ	コントロール建屋 地上2階	コントロール建屋 地上2階
MCR 非常用外気取入ダンパ	コントロール建屋 地上2階	コントロール建屋 地上2階
中央制御室待避室 陽圧化装置 空気ボンベ元弁	コントロール建屋地上1階及び廃棄物処理建屋地上1階	コントロール建屋地上1階及び廃棄物処理建屋地上1階
中央制御室待避室 陽圧化装置 空気給気第一弁	コントロール建屋地上2階	コントロール建屋地上2階
中央制御室待避室 陽圧化装置 空気給気第二弁	コントロール建屋地上2階	コントロール建屋地上2階

3.16.2.2.3.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽（常設）は，中央制御室待避室遮蔽（可搬型），中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）の機能とあいまって，運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスにおいても，運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないようにするために必要な遮蔽性を確保可能な設計とする。

データ表示装置（待避室）は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，中央制御室待避室にて監視するために必要なデータの表示を行うことができる設計とする。また，必要な台数として 6 号炉及び 7 号炉用に各 1 台を設置する設計とする。

(59-10)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽（常設）は，重大事故等時において，　6 号及び 7 号炉の事故対応を一つの中央制御室にて実施し，プラント状態に応じた運転員の融通により安全性の向上が図れることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。

データ表示装置（待避室）は，6号及び7号炉で共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽（常設）は，自然現象として考慮する津波，風(台風)，竜巻，低温（凍結），積雪，降水，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象による影響及び外部人為事象として考慮する火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機墜落火災），有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害に対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られたコントロール建屋内に設置する設計とする。

データ表示装置(待避室)は,自然現象として考慮する津波,風(台風),竜巻，低温（凍結），積雪，降水，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象による影響及び外部人為事象として考慮する火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機墜落火災），有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害に対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られたコントロール建屋地上2階中央制御室待避室内に設置する設計とする。

データ表示装置（待避室）の多様性を表3.16-16に示す。

表 3.16-16　データ表示装置（待避室）の多様性

防止でも緩和でもない重大事故対処設備
データ表示装置（待避室）
データ表示装置（待避室）は，耐震性を有するコントロール建屋に設置し，使用する有線（ケーブル）を含め，基準地震動 Ss で機能維持できる設計とすることで，基準地震動 Ss が共通要因となり必要なデータ表示装置の機能が損なわれない設計とする。

(59-3)

3.16.2.2.3.3　設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 3 項一）

（ｉ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

中央制御室待避室遮蔽（可搬型）は，中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽（常設），中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室空気ボンベ陽圧化装置（空気ボンベ）の機能とあいまって，運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスにおいても，運転員の実効線量を 7 日間で 100mSv を超えないようにするために必要な設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機は，中央制御室内の運転員の窒息を防止するとともに，中央制御室換気空調系バウンダリを陽圧化し，中央制御室バウンダリ内へのフィルタを介さない外気の流入を一定時間遮断するために十分な給気量及び差圧を確保する設計とする。

中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）は，中央制御室待避室内の運転員の窒息を防止するとともに，中央制御室待避室を陽圧化し，給気ライン以外からの中央制御室待避室内への外気の流入を一定時間遮断するために十分な空気ボンベ容量を確保可能な設計とする。

差圧計は，中央制御室内とコントロール建屋，中央制御室待避室内とコントロール建屋との差圧範囲を測定できるものを，7 号炉中央制御室，中央制御室待避室それぞれ 1 個を保管する設計とする。保管数は，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 個を加えた合計 3 個を分散して保管する設計とする。

酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，中央制御室内及び中央制御室待避室内の酸素濃度，二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲であることの測定が可能なものを，6 号炉中央制御室，7 号炉中央制御室，中央制御室待避室それぞれ 1 で個を使用する。保管数は，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 個を加えた合計 4 個を分散して保管する設計とする。

(59-6，59-8)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項二）

（ⅰ）要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては，当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ，かつ，二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう，接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室可搬型陽圧化空調機及び差圧計との接続は，簡便な接続とし一般的な工具を用いて容易かつ確実に接続可能な設計とする。

中央制御室待避室遮蔽（可搬型）及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，他の設備から独立して単独で使用可能なことにより，使用のための接続を伴わない設計とする。

(59-3，59-8)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

（ⅰ）要求事項

常設設備と接続するものにあっては，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

中央制御室待避室遮蔽（可搬型），中央制御室可搬型陽圧化空調機，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ），差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）に該当しないことから対象外とする。

(59-3，59-8)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

中央制御室待避室遮蔽（可搬型）は，重大事故等が発生した場合において速やかに設置ができるよう，中央制御室待避室入口に隣接した位置に保管する設計とする。中央制御室可搬型陽圧化空調機，差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，コントロール建屋内に保管し，保管場所で操作可能な設計とする。中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）は，コントロール建屋内及び廃棄物処理建屋内に保管し，保管場所で操作可能な設計とする。

(59-3，59-8)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

（ⅰ）要求事項

地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

中央制御室待避室遮蔽（可搬型），中央制御室可搬型陽圧化空調機，中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ），差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，風(台風)，竜巻，低温（凍結），降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機墜落火災），有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害に

対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られたコントロール建屋内に保管する設計とする。

(59-3，59-8)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室待避室遮蔽（可搬型），中央制御室可搬型陽圧化空調機，差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，使用場所及び保管場所が中央制御室及び中央制御室待避室近傍のため，重大事故等が発生した場合において確実なアクセスが可能な設計とする。

中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）は，自然現象として考慮する津波，風(台風)，竜巻，低温（凍結），積雪，降水，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象による影響及び外部人為事象として考慮する火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機墜落火災），有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害に対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られたコントロール建屋内及び廃棄物処理建屋内に保管し，地震時の迂回路も考慮して複数の屋内アクセスルートを確保する設計とする。

なお，溢水等に対しては，アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具を着用することとし，運用については，「技術的能力説明資料 1.0 重大事故等対策における共通事項」に，火災防護については，「2.2 火災による損傷の防止（設置許可基準規則第 41 条に対する設計方針を示す章）」に示す。

(59-3，59-8)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

（ⅰ）要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故等に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等について示す。

中央制御室待避室遮蔽（可搬型），中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）は，外部からの衝撃による損傷の防止が図られたコントロール建屋内に保管し，設計基準対象施設である中央制御室換気空調系設備とは位置的分散し，系統構成上も分離し保管する設計とする。

また，中央制御室可搬型陽圧化空調機は，設計基準事故対処設備の中央制御室換気空調系に給電しているディーゼル発電機に対して，第一ガスタービン発電機からの給電を可能とすることで，設計基準対象設備に対して多様化された電源からの給電が可能な設計とする。

差圧計及び酸素濃度・二酸化炭素濃度計は，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた中央制御室内及び中央制御室待避室内に保管し，複数個数を位置的に分散させて保管する設計とする。

中央制御室可搬型陽圧化空調機及び中央制御室待避室陽圧化装置の多様性，位置的分散を表 3.16-17 に示す。

(59-3，59-4，59-8)

表 3.16-17　中央制御室可搬型陽圧化空調機及び
中央制御室待避室陽圧化装置の多様性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備		重大事故等対処設備	
	中央制御室 送風機／ 排風機	中央制御室 再循環 送風機	中央制御室 可搬型陽圧化空調機	中央制御室 待避室陽圧化装置
空気源	外気	中央制御室 再循環	コントロール建屋内	空気ボンベ
潤滑油	不要	不要	不要	不要
冷却水	不要	不要	不要	不要
駆動電源	非常用ディーゼル発電機		常設代替交流電源設備 （第一ガスタービン発電機）	不要
	原子炉建屋 地上 1 階		屋外 （7 号炉タービン建屋南側）	－
主要設備 設置場所	コントロール建屋 地上 2 階	コントロール建屋 地上 1 階	コントロール建屋 地上 1 階	コントロール建屋 地上 1 階及び 2 階， 廃棄物処理建屋地上 1 階

3.16.2.3　非常用ガス処理系

3.16.2.3.1　設備概要

非常用ガス処理系は，重大事故等時に原子炉格納容器から原子炉建屋内に放射性物質を含む気体が漏えいした場合において，原子炉建屋原子炉区域内を負圧に維持するとともに，主排気筒（内筒）を通して原子炉建屋外に排気することで，運転員の被ばくを低減する目的として使用する。なお，本系統を用いることで，緊急時対策要員の現場作業における被ばくを低減することも可能である。

本系統は，非常用ガス処理系排風機，電源設備（非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備），計測制御装置（非常用ガス処理系排気流量，原子炉建屋外気差圧），流路である非常用ガス処理系乾燥装置（湿分除去装置，加熱コイル），非常用ガス処理系フィルタ装置，非常用ガス処理系配管及び弁並びに主排気筒（内筒）から構成される。

本系統の系統概要図を図 3.16-4，重大事故等対処設備一覧を表 3.16-18 に示す。

本系統は，原子炉建屋原子炉区域を水柱約 6mm の負圧に保ち，原子炉建屋原子炉区域内空気を 50%／d で処理する能力をもっている。また，本系統により排気する気体は，主排気筒（内筒）を通して地上高さ約 73m の排気口から放出する設計とする。

本系統の操作に当たっては，自動起動インターロック条件成立時における第一ガスタービン発電機の起動操作による自動起動，もしくは中央制御室からの非常用ガス処理系排風機操作スイッチの手動操作により運転を行う。

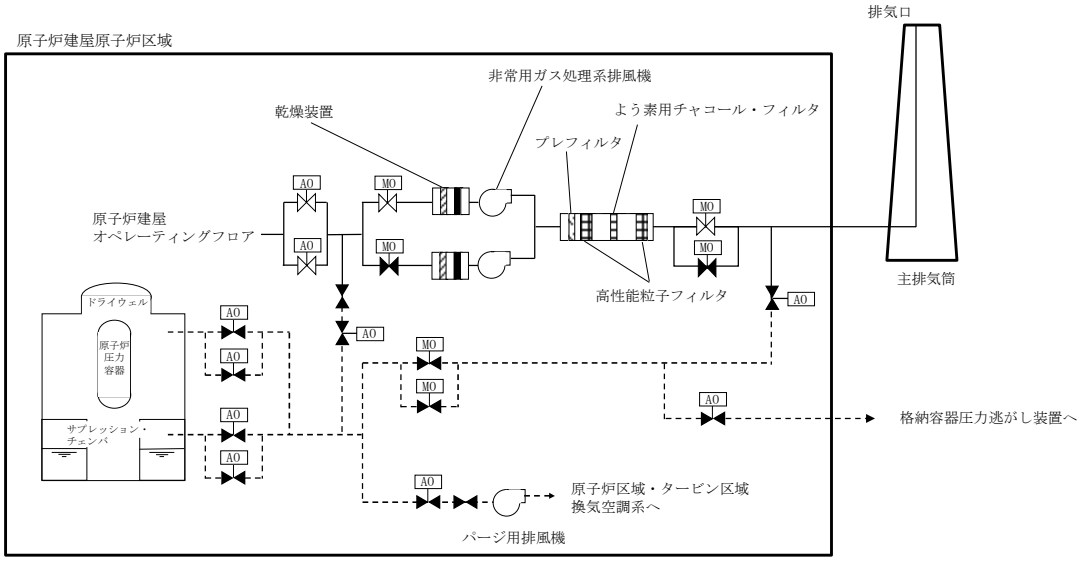


図 3.16-4　非常用ガス処理系　系統概要図

表 3.16-18　非常用ガス処理系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	非常用ガス処理系排風機【常設】
附属設備	－
水源	－
流路	非常用ガス処理系フィルタ装置【常設】 非常用ガス処理系乾燥装置【常設】 非常用ガス処理系　配管・弁【常設】 主排気筒（内筒）【常設】 原子炉建屋原子炉区域【常設】
注入先	－
電源設備※1	非常用交流電源設備 　非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】 常設代替交流電源設備 　第一ガスタービン発電機【常設】 　第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 　第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 　軽油タンク【常設】 　タンクローリ（16kL）【可搬】
計装設備	非常用ガス処理系排気流量【常設】 原子炉建屋外気差圧【常設】

※1：単線結線図を補足説明資料 59-2 に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.16.2.3.2　主要設備の仕様

(1) 非常用ガス処理系排風機

種類	：遠心式
容量	：約 2,000m^3/h/台
最高使用圧力	：0.025MPa
最高使用温度	：150℃
個数	：1（予備 1）
取付箇所	：原子炉建屋　地上 3 階
原動機の出力	：22kW（6 号炉）
	15kW（7 号炉）

3.16.2.3.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.16.2.3.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

非常用ガス処理系排風機は，原子炉建屋原子炉区域内に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における，原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の表 3.16-19 に示す設計とする。なお，非常用ガス処理系に流入する気体の水素濃度は，保守的な条件においても約 0.8%であるため，水素が燃焼する濃度である 4%に到達することはなく水素爆発は生じない。

非常用ガス処理系排風機の操作は，中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。

(59-3，59-12)

表 3.16-19　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線強度に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

非常用ガス処理系の起動操作は，自動起動インターロック条件成立時における第一ガスタービン発電機の起動操作よる自動起動，もしくは中央制御室からの非常用ガス処理系排風機操作スイッチの手動操作により実施する。手動操作の場合には，非常用ガス処理系排風機操作スイッチを「起動」にすることで，非常用ガス処理系乾燥装置の加熱コイルが「停止」から「起動」，非常用ガス処理系乾燥装置入口弁及び非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁が「閉」から「開」となり，非常用ガス処理系排風機が起動する。自動起動の場合も起動シーケンスは同一である。なお，系統流量低下による停止インターロックはない。表 3.16-20 に操作対象機器を示す。

中央制御室の操作スイッチを操作するにあたり，運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，操作対象については銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。(59-3)

表 3.16-20　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
非常用ガス処理系乾燥装置（A）	停止→起動	コントロール建屋地上 2 階中央制御室	スイッチ操作
非常用ガス処理系乾燥装置（B）	停止→起動	コントロール建屋地上 2 階中央制御室	スイッチ操作
非常用ガス処理系排風機（A）	停止→起動	コントロール建屋地上 2 階中央制御室	スイッチ操作
非常用ガス処理系排風機（B）	停止→起動	コントロール建屋地上 2 階中央制御室	スイッチ操作
非常用ガス処理系乾燥装置入口弁（A）	弁閉→弁開	コントロール建屋地上 2 階中央制御室	スイッチ操作
非常用ガス処理系乾燥装置入口弁（B）	弁閉→弁開	コントロール建屋地上 2 階中央制御室	スイッチ操作
非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁（A）	弁閉→弁開	コントロール建屋地上 2 階中央制御室	スイッチ操作
非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁（B）	弁閉→弁開	コントロール建屋地上 2 階中央制御室	スイッチ操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

非常用ガス処理系は，表 3.16-21 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験，及び弁動作試験が可能な設計とする。また，非常用ガス処理系排風機は，発電用原子炉の停止中に分解検査，及び外観検査が可能な設計とする。

非常用ガス処理系の非常用ガス処理系排風機は，発電用原子炉の停止中にケーシングカバーを取り外して，排風機部品（主軸，羽根車）の状態を確認する

分解検査が可能な設計とする。

非常用ガス処理系を運転するために必要な操作対象弁（非常用ガス処理系乾燥装置入口弁，非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に開閉動作試験可能な構成とすることで，弁動作試験が可能な設計とする。

また，発電用原子炉の運転中及び停止中に，非常用ガス処理系排風機を起動させ，主排気筒（内筒）へ排気する試験を行うことで，非常用ガス処理系の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

表 3.16-21　非常用ガス処理系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能の確認，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能の確認，漏えいの確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	非常用ガス処理系排風機部品の表面状態を，試験及び目視により確認
	外観検査	非常用ガス処理系排風機の外観の確認

運転性能の確認として，非常用ガス処理系排風機の流量，系統（排風機廻り）の振動，異音，異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。

非常用ガス処理系排風機部品の表面状態の確認として，浸透探傷検査により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れなどがないことの確認が可能な設計とする。

非常用ガス処理系乾燥装置のうち加熱コイルは，機能・性能試験として，絶縁抵抗及びエレメント抵抗について測定を行うことが可能な設計とする。

(59-5)

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

非常用ガス処理系は，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処

設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する。

なお，当該系統の使用にあたり切り替え操作が必要となることから，速やかに切り替え操作が可能なように，系統に必要な弁等を設ける。

非常用ガス処理系は，図 3.16-3 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替え操作を実施することが可能である。

(59-4)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

非常用ガス処理系は，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

なお，非常用ガス処理系に流入する気体には水素が含まれるが，流入する気体の水素濃度は保守的な条件においても約 0.8%であり水素が燃焼する濃度である 4%に到達することはないこと，及び，非常用ガス処理系の運転中においては強制的に水素を含む気体を屋外に排出すること等により水素爆発を防止する機能を有していると評価できること，並びに，非常用ガス処理系の停止中においては系統内に流入した水素は継続的に供給されず，また，拡散により局所的に滞留しないことから可燃限界以上の濃度にならないため，非常用ガス処理系は水素爆発を生じる可能性はなく，他の設備に対して悪影響を及ぼさない。

また，非常用ガス処理系停止後，非常用ガス処理系フィルタ装置内は除湿のためスペースヒータにより昇温される。そのため，系統停止後に非常用ガス処理系フィルタ装置内にドレン水が発生することはないことから，水の放射線分解による水素の発生は考慮する必要はない。

(59-4, 59-13)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

非常用ガス処理系の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表3.16-22に示す。

非常用ガス処理系排風機，非常用ガス処理系乾燥装置入口弁，非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁，非常用ガス処理系乾燥装置の加熱コイルは，原子炉建屋原子炉区域に設置されている設備であるが，操作位置である中央制御室は放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

(59-3)

表3.16-22　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
非常用ガス処理系乾燥装置（A）	原子炉建屋地上3階	コントロール建屋地上2階中央制御室
非常用ガス処理系乾燥装置（B）	原子炉建屋地上3階	コントロール建屋地上2階中央制御室
非常用ガス処理系排風機（A）	原子炉建屋地上3階	コントロール建屋地上2階中央制御室
非常用ガス処理系排風機（B）	原子炉建屋地上3階	コントロール建屋地上2階中央制御室
非常用ガス処理系乾燥装置入口弁（A）	原子炉建屋地上3階	コントロール建屋地上2階中央制御室
非常用ガス処理系乾燥装置入口弁（B）	原子炉建屋地上3階	コントロール建屋地上2階中央制御室
非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁(A)	原子炉建屋地上3階	コントロール建屋地上2階中央制御室
非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁(B)	原子炉建屋地上3階	コントロール建屋地上2階中央制御室

3.16.2.3.3.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

非常用ガス処理系の非常用ガス処理系排風機は，運転員の被ばくを低減することを目的として使用するものであり，設計基準事故対処設備としての容量等の仕様が，原子炉建屋原子炉区域内を負圧に維持し，主排気筒（内筒）を通して原子炉建屋外に排気するために必要となる容量等の仕様に対して十分であることから，設計基準事故対処設備の容量と同仕様の設計とする。

(59-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

非常用ガス処理系の非常用ガス処理系排風機は，6 号炉及び 7 号炉において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

非常用ガス処理系の非常用ガス処理系排風機は，重大事故緩和設備であり，同一目的の重大事故等対処設備はない。

非常用ガス処理系は，常設代替交流電源設備からの給電により駆動できることで，非常用交流電源設備からの給電に対して多様性を有する設計とする。

3.17　監視測定設備【60条】

【設置許可基準規則】
（監視測定設備）
第六十条　発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を設けなければならない。
２　発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を設けなければならない。
（解釈）
１　第１項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
ａ）モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。
ｂ）常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。
ｃ）常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。

3.17.1　設置許可基準規則第 60 条への適合方針

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するための設備として，可搬型モニタリングポスト，可搬型放射線計測器及び小型船舶（海上モニタリング用）を設ける。

重大事故等が発生した場合に発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するための設備として，可搬型気象観測装置を設ける。

(1) 放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備（設置許可基準規則解釈の第 1 項　a），b)）

（ⅰ）可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定及び代替測定

モニタリング・ポストが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備（放射線量の測定）として，可搬型モニタリングポストを設ける。可搬型モニタリングポストは，重大事故等が発生した場合に，発電所敷地境界付近において，発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できる設計とし，モニタリング・ポストを代替し得る十分な個数を保管する。

また，可搬型モニタリングポストは，重大事故等が発生した場合に，発電所海側等において，発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できる設計とする。

さらに，可搬型モニタリングポストは，重大事故等が発生した場合に，5 号炉原子炉建屋付近において，発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できる設計とし，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化の判断として使用する。

可搬型モニタリングポストの指示値は，無線により伝送し，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所で監視できる設計とする。可搬型モニタリングポストで測定した放射線量は，電磁的に記録，保存し，電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また，記録は必要な容量を保存できる設計とする。可搬型モニタリングポストの電源は，蓄電池を使用する設計とする。

（ⅱ）可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

放射能観測車のダスト・よう素サンプラ，よう素測定装置又は GM 計数装置が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備（空気中の放射性物質の濃度の代替測定）として，可搬型放射線計測器(ダスト・よう素サンプラの代替として可搬型ダスト・よう素サンプラ，よう素測定装置の代替として NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 計数装置の代替として GM 汚染サーベイメータ)を設ける。

可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaI シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータ)は，重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃

度（空気中）を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし，放射能観測車を代替し得る十分な個数を保管する。可搬型放射線計測器（NaI シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータ）の電源は，乾電池を使用する設計とし，可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ）の電源は，蓄電池を使用する設計とする。

（ⅲ）可搬型放射線計測器による空気中の放射性物質の濃度の測定，可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定，可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定及び海上モニタリング

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度及び放射線量の測定）として，重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）及び放射線量を測定するために，可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 汚染サーベイメータ，ZnS シンチレーションサーベイメータ及び電離箱サーベイメータ）及び小型船舶（海上モニタリング用）を設ける。

可搬型放射線計測器は，重大事故等が発生した場合に，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし，発電所の周辺海域においては，小型船舶（海上モニタリング用）を用いる設計とする。

可搬型放射線計測器（NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 汚染サーベイメータ，ZnS シンチレーションサーベイメータ及び電離箱サーベイメータ）の電源は，乾電池を使用する設計とし，可搬型放射線計測器（可搬型ダスト・よう素サンプラ）の電源は，蓄電池を使用する設計とする。

「(1) 放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備」は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。

(2) 風向，風速その他の気象条件の測定に用いる設備（設置許可基準規則の第 2 項）

（ⅰ）可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定

気象観測設備が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備（風向，風速その他の気象条件の測定）として，可搬型気象観測装置を設ける。

可搬型気象観測装置は，重大事故等が発生した場合に，発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録できる設計とし，気象観測設備を代替し得る十分な個数を保管する。

可搬型気象観測装置の指示値は，無線により伝送し，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所で監視できる設計とする。可搬型気象観測装置で測定した風向，風速その他の気象条件は，電磁的に記録，保存し，電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また，記録は必要な容量を保存できる設計とする。可搬型気

象観測装置の電源は，蓄電池を使用する設計とする。

(3) モニタリング・ポストの代替交流電源設備（設置許可基準規則解釈の第１項　c)）

モニタリング・ポストの電源は，常用所内電源に接続しており，常用所内電源が喪失した場合は，代替交流電源であるモニタリング・ポスト用発電機から給電できる設計とする。

モニタリング・ポスト用発電機は，定期的に燃料を給油することで，モニタリング・ポストでの監視，及び測定，並びに記録を継続できる設計とする。

なお，重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するための自主対策設備として，以下を整備する。

また，重大事故等が発生した場合に発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するための自主対策設備として，以下を整備する。

(4) 自主対策設備

自主対策設備（放射線量の測定）として，発電所及びその周辺において，発電用原子炉施設から放出される放射線量を測定するために，モニタリング・ポストを設ける。

モニタリング・ポストは，重大事故等時に機能喪失していない場合は，発電所及びその周辺において，発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できる設計とする。

自主対策設備（放射性物質の濃度の測定）として，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）を測定するために，放射能観測車，Ge ガンマ線多重波高分析装置，可搬型 Ge ガンマ線多重波高分析装置，ガスフロー測定装置を設ける。

放射能観測車，Ge ガンマ線多重波高分析装置，可搬型 Ge ガンマ線多重波高分析装置，ガスフロー測定装置は，重大事故等時に機能喪失していない場合は，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とする。

Ge ガンマ線多重波高分析装置，可搬型 Ge ガンマ線多重波高分析装置，ガスフロー測定装置を使用する場合は，必要に応じて試料の前処理を行い，測定する。

自主対策設備（風向，風速その他の気象条件の測定）として，気象観測設備を設ける。

気象観測設備は，重大事故等時に機能喪失していない場合は，発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録できる設計とする。

自主対策設備（モニタリング・ポストの電源）として，無停電電源装置を設ける。

無停電電源装置は，重大事故等時に機能喪失していない場合は，常用所内電源喪失時に自動起動し，モニタリング・ポストに約 15 時間以上給電できる設計とする。

3.17.2　重大事故等対処設備

3.17.2.1　監視測定設備

3.17.2.1.1　設備概要

放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備は，重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録することを目的として設置するものである。

放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備は，可搬型モニタリングポスト，可搬型放射線計測器及び小型船舶（海上モニタリング用）を使用する。

風向，風速その他の気象条件の測定に用いる設備は，重大事故等が発生した場合に発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録することを目的として設置するものである。

風向，風速その他の気象条件の測定に用いる設備は，可搬型気象観測装置を使用する。

モニタリング・ポストの代替交流電源設備は，常用所内電源喪失時において，モニタリング・ポストに給電できることを目的として設置するものである。

モニタリング・ポストの代替交流電源設備は，モニタリング・ポスト用発電機を使用する。

ただし，モニタリング・ポスト用発電機が，地盤の変形及び変位又は地震等により機能喪失した場合は，可搬型モニタリングポストにより，モニタリング・ポストの機能を代替する設計とする。

監視測定設備に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.17-1 に示す。

可搬型設備である可搬型モニタリングポスト，可搬型放射線計測器，小型船舶（海上モニタリング用）及び可搬型気象観測装置は，保管場所から運搬し，人が携行して使用又は設置する設備であり，簡易な接続及び操作スイッチにより，確実に操作できるものである。

常設設備であるモニタリング・ポスト用発電機は，操作スイッチにより，確実に操作できるものであり，軽油タンクより，タンクローリ（4kL）を用いて燃料を補給できる設計とする。

表 3.17-1　監視測定設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備※1	①可搬型モニタリングポスト【可搬】 ②可搬型放射線計測器【可搬】 ③小型船舶（海上モニタリング用）【可搬】 ④可搬型気象観測装置【可搬】 ⑤モニタリング・ポスト用発電機【常設】
付属設備	—
水源（水源に関する流路，電源設備を含む）	—
流路 （伝送路）	データ処理装置【常設】：①，④
注水先	—
電源設備※2 （燃料補給設備を含む）	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備【可搬】：①，④ 可搬ケーブル【可搬】：①，④ 負荷変圧器【常設】：①，④ 交流分電盤【常設】：①，④ 燃料補給設備 軽油タンク【常設】：①，④，⑤ タンクローリ（4kL）【可搬】：①，④，⑤ タンクローリ（16kL）【可搬】：①，④ 軽油タンク出口ノズル・弁[流路]：①，④，⑤
計装設備	—

※1：主要設備のうち，モニタリング・ポスト用発電機の単線結線図を補足資料 60-2-1 に示す。
※2：電源設備については「3.18 緊急時対策所（設置許可基準規則第 61 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.17.2.1.2　主要設備の仕様

(1)可搬型モニタリングポスト（6号及び7号炉共用）

検出器の種類	：NaI(Tl)シンチレーション，半導体
計測範囲	：10　～　10^{9}　nGy/h
個数	：15台(予備1台)
伝送方法	：無線
使用場所	：屋外
保管場所	：荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

(2)可搬型放射線計測器（6号及び7号炉共用）

a.可搬型ダスト・よう素サンプラ

個数	：2台(予備1台)
流量範囲	：0　～　50　L/min
使用場所	：屋内及び屋外
保管場所	：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

b.NaIシンチレーションサーベイメータ

検出器の種類	：NaI(Tl)シンチレーション
計測範囲	：0.1　～　30　μGy/h
個数	：2台(予備1台)
使用場所	：屋内及び屋外
保管場所	：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

c.GM汚染サーベイメータ

検出器の種類	：GM管
計測範囲	：0　～　100k　min^{-1}
個数	：2台(予備1台)
使用場所	：屋内及び屋外
保管場所	：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

d.ZnSシンチレーションサーベイメータ

検出器の種類	：ZnS(Ag)シンチレーション
計測範囲	：0　～　100k　min^{-1}
個数	：1台(予備1台)
使用場所	：屋内及び屋外
保管場所	：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所

e.電離箱サーベイメータ

検出器の種類	：電離箱
計測範囲	：0.001　～　1000　mSv/h
個数	：2台(予備1台)
使用場所	：屋内及び屋外

保　管　場　所　　：5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所

(3)小型船舶（海上モニタリング用）（6 号及び 7 号炉共用）

個　　数	：1 台（予備 1 台）
最大積載量	：900　kg
使用場所	：屋外
保管場所	：荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所

(4)可搬型気象観測装置（6 号及び 7 号炉共用）

観測項目	：風向，風速，日射量，放射収支量，雨量
個　　数	：1 台（予備 1 台）
伝送方法	：無線
使用場所	：屋外
保管場所	：荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所

(5)モニタリング・ポスト用発電機（6 号及び 7 号炉共用）

・ディーゼルエンジン

個　　数	：3 台
使用燃料	：軽油

・発電機

種　　類	：3 相同期発電機
容　　量	：約 40kVA/台
力　　率	：0.8
電　　圧	：460V
周波数	：50 Hz
取付箇所	：モニタリング・ポスト 2,5,8 周辺エリア

3.17.2.1.3　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

可搬型モニタリングポスト及び可搬型気象観測装置は，可搬型であり，屋外に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における屋外の環境条件を考慮した設計とする。表 3.17-2 に想定する環境条件及び荷重条件（可搬型）と対応を示す。

(60-3-1，60-3-4)

可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 汚染サーベイメータ，ZnS シンチレーションサーベイメータ及び電離箱サーベイメータは，可搬型であり，屋内又は屋外で使用する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における屋外の環境条件を考慮した設計とする。表 3.17-2 に想定する環境条件及び荷重条件（可搬型）と対応を示す。

(60-3-2)

小型船舶（海上モニタリング用）は，可搬型であり，屋外で使用する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における屋外の環境条件を考慮した設計とする。表 3.17-2 に想定する環境条件及び荷重条件（可搬型）と対応を示す。また，海で使用するため，耐腐食性材料を使用する設計とする。

(60-3-3)

モニタリング・ポスト用発電機は，常設であり，地盤の変形及び変位又は地震等により重大事故等時においては機能喪失する可能性はあるが，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における屋外の環境条件を考慮した設計とする。表 3.17-3 に想定する環境条件及び荷重条件（常設）と対応を示す。

(60-3-5)

表 3.17-2　想定する環境条件及び荷重条件（可搬型）

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結防止対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	小型船舶（海上モニタリング用）は海上で使用するため，耐腐食性材料を使用する設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，治具により転倒防止措置を行う，又は人が携行し使用する。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的影響	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.17-3　想定する環境条件及び荷重条件（常設）

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結防止対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水する系統はない。
地震	モニタリング・ポストと同じクラス C として設計する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的影響	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

監視測定設備における操作が必要な対象機器について，表 3.17-4 に示す。

可搬型モニタリングポスト及び可搬型気象観測装置は，測定器本体と蓄電池の接続をコネクタ接続とし，接続規格を統一することにより，確実に接続できる設計とする。操作スイッチにより現場での起動・停止及び測定が可能な設計とする。また，車両等による運搬，移動ができ，人力による車両への積み込み等ができるとともに，設置場所において転倒防止措置が可能な設計とする。

(60-3-1，60-3-4)

可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 汚染サーベイメータ，ZnS シンチレーションサーベイメータ及び電離箱サーベイメータは，接続がなく単体で使用し，操作スイッチにより現場での起動・停止及び測定が可能な設計とする。また，人力により運搬，移動ができ，使用場所において人が携行し使用できる設計とする。

(60-3-2)

小型船舶（海上モニタリング用）は，操作スイッチにより現場での起動・停止が可能な設計とする。また，車両により運搬，移動が可能で，使用場所である海上で航行できる設計とする。

(60-3-3)

モニタリング・ポスト用発電機は，現場操作パネルでの操作スイッチによる起動・停止が可能であり，遮断器操作（手動操作）により系統切り替えが可能な設計とする。また，運転状態を操作パネルの表示灯及び計器で確認できる設計とする。

(60-3-5)

表 3.17-4　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
可搬型モニタリングポスト	—	屋外	運搬・設置
	ケーブル接続	屋外	コネクタ接続
	起動・停止 及び測定	屋外	スイッチ操作
可搬型ダスト・よう素サンプラ	—	屋内及び屋外	運搬・設置
	起動・停止	屋内及び屋外	スイッチ操作
NaI シンチレーションサーベイメータ	—	屋内及び屋外	運搬・設置
	起動・停止 及び測定	屋内及び屋外	スイッチ操作
GM 汚染サーベイメータ	—	屋内及び屋外	運搬・設置
	起動・停止 及び測定	屋内及び屋外	スイッチ操作
ZnS シンチレーションサーベイメータ	—	屋内及び屋外	運搬・設置
	起動・停止 及び測定	屋内及び屋外	スイッチ操作
電離箱サーベイメータ	—	屋内及び屋外	運搬・設置
	起動・停止 及び測定	屋内及び屋外	スイッチ操作
小型船舶（海上モニタリング用）	—	屋外	運搬・設置
	起動・停止	屋外	スイッチ操作
可搬型気象観測装置	—	屋外	運搬・設置
	ケーブル接続	屋外	コネクタ接続
	起動・停止 及び測定	屋外	スイッチ操作
モニタリング・ポスト用発電機	起動・停止	屋外	スイッチ操作
	系統切り替え	モニタリング・ポスト局舎内	遮断器操作

(3) 試験及び検査 （設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

監視測定設備における試験及び検査について，表 3.17-5 に示す。

放射線量の測定に使用する可搬型モニタリングポストは，発電用原子炉の運転中又は停止中，機能・性能試験として，機能の確認（模擬入力による特性確認）及び校正ができる設計とする。

(60-4-1)

試料採取に使用する可搬型ダスト・よう素サンプラは，発電用原子炉の運転中又は停止中，機能・性能試験として，機能の確認（流量の確認）及び外観の確認ができる設計とする。

(60-4-2)

放射性物質の濃度の測定に使用する NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 汚染サーベイメータ，ZnS シンチレーションサーベイメータ，放射線量の測定に使用する電離箱サーベイメータは，発電用原子炉の運転中又は停止中，機能・性能試験として，校正ができる設計とする。

(60-4-3，60-4-4，60-4-5，60-4-6)

海上モニタリングに使用する小型船舶（海上モニタリング用）は，発電用原子炉の運転中又は停止中，機能・性能試験として，機能の確認（動作の確認）及び外観の確認ができる設計とする。

(60-4-7)

風向，風速その他の気象条件の測定に使用する可搬型気象観測装置は，発電用原子炉の運転中又は停止中，機能・性能試験として，機能の確認（模擬入力による特性確認）及び校正ができる設計とする。

(60-4-8)

モニタリング・ポストに給電するモニタリング・ポスト用発電機は，発電用原子炉の運転中又は停止中，機能・性能試験として，機能の確認（模擬負荷による負荷確認）ができる設計とする。また，分解が可能な設計とする。

(60-4-9)

表 3.17-5　監視測定設備の試験及び検査

発電用原子炉の状態	主要設備	項目	内容
運転中又は停止中	可搬型モニタリングポスト	機能・性能試験	模擬入力による特性の確認
			線源による校正
運転中又は停止中	可搬型ダスト・よう素サンプラ	機能・性能試験	流量の確認
			外観の確認
運転中又は停止中	NaI シンチレーションサーベイメータ	機能・性能試験	線源による校正
運転中又は停止中	GM 汚染サーベイメータ	機能・性能試験	線源による校正
運転中又は停止中	ZnS シンチレーションサーベイメータ	機能・性能試験	線源による校正
運転中又は停止中	電離箱サーベイメータ	機能・性能試験	線源による校正
運転中又は停止中	小型船舶（海上モニタリング用）	機能・性能試験	動作の確認
			外観の確認
運転中又は停止中	可搬型気象観測装置	機能・性能試験	模擬入力による特性の確認
			測定器の校正
運転中又は停止中	モニタリング・ポスト用発電機	機能・性能試験	起動の確認，負荷確認
		分解検査	分解確認

(4) 切り替えの容易性　(設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

監視測定設備は，本来の用途以外の用途として使用しない。

(60-3-1～5)

(5) 悪影響の防止　(設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

重大事故等対処設備として使用する可搬型の監視測定設備は，他の設備から独立して単独で使用可能とし，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(60-3-1～4)

重大事故等対処設備として使用する常設のモニタリング・ポスト用発電機は，通常時は遮断器により分離された構成とすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(60-2-1，60-3-5)

(6) 設置場所　(設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

重大事故等対処設備として使用する監視測定設備の設置・操作場所を表 3.17-6 に示す。屋内，屋外及びモニタリング・ポスト局舎内は，放射線量が高くなるおそれが少ないため，設置及び操作が可能である。

(60-3-1～60-3-5)

表 3.17-6　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型モニタリングポスト	屋外	屋外
可搬型ダスト・よう素サンプラ	屋内及び屋外	屋外
NaI シンチレーションサーベイメータ	屋内及び屋外	屋外
GM 汚染サーベイメータ	屋内及び屋外	屋外
ZnS シンチレーションサーベイメータ	屋内及び屋外	屋外
電離箱サーベイメータ	屋内及び屋外	屋外
小型船舶（海上モニタリング用）	屋外	屋外
可搬型気象観測装置	屋外	屋外
モニタリング・ポスト用発電機	屋外	屋外及び モニタリング・ポスト局舎内

3.17.2.1.4　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量　(設置許可基準規則第 43 条第 2 項一)

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

常設重大事故等対処設備として使用するモニタリング・ポスト用発電機は，1 台につき 3 台のモニタリング・ポストに給電可能な設計とし，合計 3 台のモニタリング・ポスト用発電機により，合計 9 台のすべてのモニタリング・ポストに給電可能な設計とする。

また，容量は約 40kVA/台を有する設計とし，一回の給油作業で約 18 時間連続運転可能な設計とする。

(60-5-9)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

常設重大事故等対処設備として使用するモニタリング・ポスト用発電機は，号炉に関わらず発電所敷地境界周辺を測定するモニタリング・ポストに給電する設備であり，モニタリング・ポストと同様に 6 号及び 7 号炉で共用する設計とすることで，操作に必要な時間・要員を減少させて安全性の向上を図ることとする。

(60-3-5)

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

常設重大事故等対処設備として使用するモニタリング・ポスト用発電機は，常設重大事故防止設備に該当しないが，共通要因に対して，通常時にモニタリング・ポストに給電している常用所内電源設備と位置的分散を考慮した設計とする。

また，モニタリング・ポスト用発電機が機能喪失した場合は，可搬型モニタリングポストにより，放射線量を測定する機能が損なわれない設計とする。

(60-3-5)

3.17.2.1.5　設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 3 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

可搬型モニタリングポストは，「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する設計とする。

可搬型モニタリングポストは，6 号及び 7 号炉共用で 15 台（モニタリング・ポストの代替として 9 台，海側等に 5 台及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化判断に 1 台），故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 16 台を荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に保管する設計とする。

可搬型モニタリングポストの電源は，蓄電池を使用し，予備品と交換することで，必要な期間測定できる設計とする。

(60-5-1)

可搬型ダスト・よう素サンプラは，「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する設計とする。

可搬型ダスト・よう素サンプラは，放射能観測車の代替測定並びに発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を測定し得る十分な個数として，6 号及び 7 号炉共用で 2 台，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 3 台を，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に保管する設計とする。

可搬型ダスト・よう素サンプラの電源は，蓄電池を使用し，予備品と交換することで，必要な期間測定できる設計とする。

(60-5-2)

NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 汚染サーベイメータ及び電離箱サーベイメータは，「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する設計とする。

NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 汚染サーベイメータ及び電離箱サーベイメータは，放射能観測車の代替測定並びに発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し得る十分な個数として，6 号及び 7 号炉共用で 2 台，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 3 台を，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に保管する設計とする。

NaI シンチレーションサーベイメータ，GM 汚染サーベイメータ及び電離箱サーベイメータの電源は，乾電池を使用し，予備品と交換することで，必要な期間測定できる設計とする。

(60-5-3，4，6)

ZnS シンチレーションサーベイメータは,「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する設計とする。

ZnS シンチレーションサーベイメータは，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を測定し得る十分な個数として，6 号及び 7 号炉共用で 1 台，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 2 台を，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に保管する設計とする。

ZnS シンチレーションサーベイメータの電源は，乾電池を使用し，予備品と交換することで，必要な期間測定できる設計とする。

(60-5-5)

小型船舶（海上モニタリング用）は，発電所の周辺海域において，発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し得る十分な個数として，6 号及び 7 号炉共用で 1 台，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 2 台を荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管する設計とする。また，小型船舶（海上モニタリング用）は，発電所の周辺海域において，発電用原子炉施設から放出される放射線量及び放射性物質の濃度の測定を行うために必要な測定装置及び要員を積載できる設計とする。

(60-5-7)

可搬型気象観測装置は,「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める観測項目等を測定できる設計とする。

可搬型気象観測装置は，気象観測設備が機能喪失しても代替し得る十分な個数として，6 号及び 7 号炉共用で 1 台，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台（6 号及び 7 号炉共用）の合計 2 台を荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管する設計とする。

可搬型気象観測装置の電源は，蓄電池を使用し，予備品と交換することで，必要な期間測定できる設計とする。

(60-5-8)

(2) 確実な接続　(設置許可基準規則第 43 条第 3 項二)

（ⅰ）要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型重大事故等対処設備として使用する監視測定設備は，常設設備と接続しない。

(60-3-1～60-3-4)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三)

（ⅰ）要求事項

常設設備と接続するものにあっては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬型重大事故等対処設備として使用する監視測定設備は，常設設備と接続しない。

(60-3-1～60-3-4)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四)

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

可搬型重大事故等対処設備として使用する監視測定設備は，屋内及び屋外で設置及び操作する。屋内及び屋外は，放射線量が高くなるおそれが少ないため，設置及び操作が可能である。

(60-3-1～60-3-4)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

（ⅰ）要求事項

地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬型重大事故等対処設備として使用する監視測定設備は，共通要因を考慮する常設重大事故等対処設備はないが，以下について考慮した設計とする。

可搬型モニタリングポストは，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，対応する設計基準事故対処設備であるモニタリング・ポストと異なる場所の荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管することで，位置的分散を図る設計とする。

(60-6-1)

可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaI シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータは，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，対応する設計基準事故対処設備である放射能観測車と異なる場所の 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管することで，位置的分散を図る設計とする。

(60-6-2)

ZnS シンチレーションサーベイメータ及び電離箱サーベイメータは，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管する設計とする。

(60-6-3)

小型船舶（海上モニタリング用）は，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管することで位置的分散を図る設計とする。

(60-6-3)

可搬型気象観測装置は，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，対応する設計基準事故対処設備である気象観測設備と異なる場所の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管することで，位置的分散を図る設計とする。

(60-6-4)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型重大事故等対処設備として使用する監視測定設備は，保管場所から設置・使用場所まで，車両等によりアクセスルートを通行し，運搬できる設計とする。

可搬型モニタリングポスト及び可搬型気象観測装置の設置位置については，原則モニタリング・ポスト及び気象観測設備位置とするが，モニタリング・ポスト及び気象観測設備への移動ルートが通行できない場合は，アクセスルート上に設置する。その後，移動ルートが通行できる状況になった場合は，順次モニタリング・ポスト及び気象観測設備位置に配備していくこととする。

(60-7-1～60-7-3)

(7)設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

（ⅰ）要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬型重大事故等対処設備として使用する監視測定設備は，可搬型重大事故防止設備及び可搬型重大事故緩和設備に該当しないが，以下について考慮した設計とする。

可搬型モニタリングポストは，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，対応する設計基準事故対処設備であるモニタリング・ポストと異なる場所の荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管することで，位置的分散を図る設計とする。

(60-6-1)

可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaI シンチレーションサーベイメータ及び GM 汚染サーベイメータは，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，対応する設計基準事故対処設備で

ある放射能観測車と異なる場所の 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管することで，位置的分散を図る設計とする。

(60-6-2)

ZnS シンチレーションサーベイメータ及び電離箱サーベイメータは，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管する設計とする。

(60-6-3)

小型船舶（海上モニタリング用）は，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管することで位置的分散を図る設計とする。

(60-6-3)

可搬型気象観測装置は，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，対応する設計基準事故対処設備である気象観測設備と異なる場所の荒浜側高台保管場所及び大湊側高台保管場所に保管することで，位置的分散を図る設計とする。

(60-6-4)

3.18　緊急時対策所【61 条】

【設置許可基準規則】
(緊急時対策所)
第六十一条　第三十四条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に掲げるものでなければならない。
一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講じたものであること。
二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けたものであること。
三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けたものであること。
2　緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができるものでなければならない。

(解釈)
1　第１項及び第２項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。
a）基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。
b）緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。
c）緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源設備を含めて緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。
d）緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。
e）緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。
① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。
② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。
③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。
④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7 日間で100mSv を超えないこと。
f）緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。
2　第２項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第１項第１号に規定する「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、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。

3.18　緊急時対策所

3.18.1　設置許可基準規則第 61 条への適合方針

柏崎刈羽原子力発電所の緊急時対策所として，5号炉原子炉建屋内に設置する「5号炉原子炉建屋内緊急時対策所」を設ける。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）から構成される。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は，基準地震動による地震力に対して機能喪失しない設計とするとともに，基準津波を受けない方針とする。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は，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，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対策に対処するために必要な数の要員を含め，重大事故等に対処するために必要な数の対策要員を収容することができる設計とする。

また，重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備，発電所内外との通信連絡設備，常設代替交流電源からの給電設備，居住性を確保するための設備，汚染の持ち込みを防止するための設備を設置又は保管する設計とする。

3.18.1.1　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の適合方針

(1)必要な情報を把握できる設備，発電所内外との通信連絡設備（設置許可基準規則の第 1 項の二，三）

緊急時対策所には，重大事故等時においても，重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう，必要な情報を把握できる設備として，以下の重大事故等対処設備(情報の把握)を設ける設計とする。

緊急時対策所には必要な情報を把握できる設備として，事故状態等の必要な情報を把握するために必要なパラメータ等を収集し，対策本部で表示できるよう，安全パラメータ表示システム(SPDS)を設置する設計とする。

また，緊急時対策所には，重大事故等時において，発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための設備として，以下の重大事故等対処設備(通信連絡)を設ける設計とする。

対策本部には，重大事故等時において，緊急時対策所から発電所内の必要な通信連絡を行うことができる通信連絡設備(発電所内)として，無線連絡設備，衛星電話設備を設置又は保管する設計とする。

対策本部には，重大事故等時において，発電所外の本社，国，自治体，その他関係機関等の必要箇所と通信連絡ができる通信連絡設備(発電所外)として，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等を設置する設計とする。対策本部は待機場所と必要な連絡を行うための設備として携帯型音声呼出電話設備を設ける設計とする。

5 号炉建屋内緊急時対策所には，重大事故等が発生した場合において，対策要員を 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に円滑かつ安全に収容することができるよう，5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンを設置する設計とする。

(2)代替電源設備からの給電(設置許可基準規則解釈の第1項c))

全交流動力電源喪失時の重大事故等対処設備(可搬型代替交流電源設備)として，緊急時対策所用可搬型電源設備を設ける設計とする。

緊急時対策所用可搬型電源設備は，1 台で必要な負荷に給電可能な設計とする。また，燃料補給時に運転を停止する必要があることから，1 台追加配備し，2 台を 1 セットとすることにより，速やかに切り替えることができる設計とする。

また，緊急時対策所用可搬型電源設備は，大湊側高台保管場所に 2 台を配備し，多重性及び位置的分散を確保するとともに，故障時保守点検による待機除外時のバックアップとしてさらに 1 台配備し，合計 3 台の予備を配備する設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，軽油タンクより，タンクローリ(4kL)を用いて，燃料を補給できる設計とする。

(3)居住性を確保するための設備(設置許可基準規則解釈の第１項ｄ)，ｅ))

重大事故等が発生した場合においても，当該事故等に対処するために必要な対策要員がとどまることができるよう，緊急時対策所の居住性を確保するための設備として，以下の重大事故等対処設備(居住性の確保)を設ける設計とする。

対策本部の遮蔽は，重大事故等時において，対策要員の被ばく線量を低減するために必要な遮蔽厚さを有する設計とする。

対策本部の換気設備は，重大事故等時において，対策本部内への放射性物質の侵入を低減又は防止するため，可搬型陽圧化空調機又は陽圧化装置を用いてを陽圧化する設計とする。なお，対策本部は高気密室内に設置することにより，換気設計にあたって気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。

対策本部には可搬型の差圧計を保管することで，対策本部の可搬型陽圧化空調機又は陽圧化装置を使用する場合，5 号炉原子炉建屋と対策本部との間が陽圧化に必要な差圧を確保できていることを把握できる設計とする。

対策本部の換気設備は，対策本部(高気密室)の気密性及び遮蔽の機能とあいまって，重大事故等に対処するために必要な居住性を有する設計とする。

また，想定する放射性物質の放出量等を福島第一原子力発電所事故と同等とし，かつ，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）内でのマスクの着用，交替要員体制，安定ヨウ素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）にとどまる対策要員の実効線量が事故後 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

対策本部には，室内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう，緊急時対策所内外の放射線量を監視，測定するために，可搬型エリアモニタ及び可搬型モニタリングポストを保管する設計とする。

待機場所の遮蔽は，重大事故等時において，対策要員の被ばく線量を低減するために必要な遮蔽厚さを有する設計とする。

待機場所の換気設備は，重大事故等時において，待機場所内への放射性物質の侵入を低減又は防止するため，可搬型陽圧化空調機又は陽圧化装置を用いて陽圧化する設計とする。なお，待機場所は換気設計にあたって気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。

待機場所には可搬型の差圧計を保管することで，可搬型陽圧化空調機又は陽圧化装置を使用する場合，5 号炉原子炉建屋と待機場所との間が陽圧化に必要な差圧を確保できていることを把握できる設計とする。

待機場所の換気設備は，待機場所の気密性及び遮蔽の機能とあいまって，重大事故等に対処するために必要な居住性を有する設計とする。また，想定する放射性物質の放出量等を福島第一原子力発電所事故と同等とし，かつ，待機場所内でのマスクの着用，交替要員体制，安定ヨウ素剤の服用及び仮設設備を考慮しない条件においても，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）にとどまる対策要員の実効線量が事故後 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

(4)汚染の持ち込みを防止するための設備(設置許可基準規則解釈の第1項f))

重大事故等時，緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，対策要員が緊急時対策所の外側から緊急時対策所内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため，身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設置する設計とする。また，照明のための資機材として，乾電池内蔵型照明を配備する。

また，緊急時対策所においては，炉心の著しい損傷が発生した場合においても対策要員がとどまるための自主対策設備として，以下を整備する。

(5) カードル式空気ボンベユニット（自主対策設備）

対策要員の更なる被ばく線量低減のため，対策本部の陽圧化時間の延長を可能とするため，空気ボンベカードル車を配備し，屋外から対策本部の陽圧化装置に空気ボンベを追加接続可能な設計とする。

(6) 移動式待機所（自主対策設備）

事故対応の柔軟性と対策要員の放射線安全向上のため5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を設置するほかに，移動式の現場要員待機所を設ける設計とする。

(7) 通信連絡設備（自主対策設備）

緊急時対策所においては，炉心の著しい損傷が発生した場合においても発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための自主対策設備として，送受話器（警報装置を含む。），電力保安通信用電話設備，テレビ会議システム，専用電話設備，衛星電話設備（社内向）を整備する。

3.18.2　重大事故等対処設備

3.18.2.1　必要な情報を把握できる設備，発電所内外との通信連絡設備

3.18.2.1.1　　設備概要

緊急時対策所には，重大事故等時において重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう，必要な情報を把握できる設備として，以下の重大事故等対処設備(情報の把握)を設ける設計とする。

緊急時対策所の必要な情報を把握できる設備として，事故状態等の必要な情報を把握するために必要なパラメータ等を収集し，対策本部で表示できるよう，安全パラメータ表示システム(SPDS)を設置する設計とする。

安全パラメータ表示システム(SPDS)については，全交流動力電源喪失時においても，可搬型代替電源設備である緊急時対策所用可搬型電源設備から給電できる設計とする。

また，対策本部には，重大事故等時において，発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための設備として，以下の重大事故等対処設備(通信連絡)を設ける設計とする。

対策本部には，重大事故等時において，緊急時対策所から発電所内の必要な通信連絡を行うことができる設備として，通信連絡設備(発電所内)の無線連絡設備，衛星電話設備を設置又は保管する設計とする。

対策本部には，重大事故等時において，発電所外の本社，国，自治体，その他関係機関等の必要箇所と通信連絡ができるよう通信連絡設備(発電所外)として，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備等を設置する設計とする。

対策本部には待機場所と通信連絡を行う設備として，携帯型音声呼出設備を保管する設計とする。

対策本部には，重大事故等が発生した場合において，対策要員を5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に円滑かつ安全に収容することができるよう，5号炉原子炉建屋のアクセス扉近傍に，5号炉屋外緊急連絡用インターフォンを設置する設計とする。また，緊急時対策所の立ち上げの時に活用することもふまえ，インターフォンは5号炉中央制御室においても利用可能な設計とする。

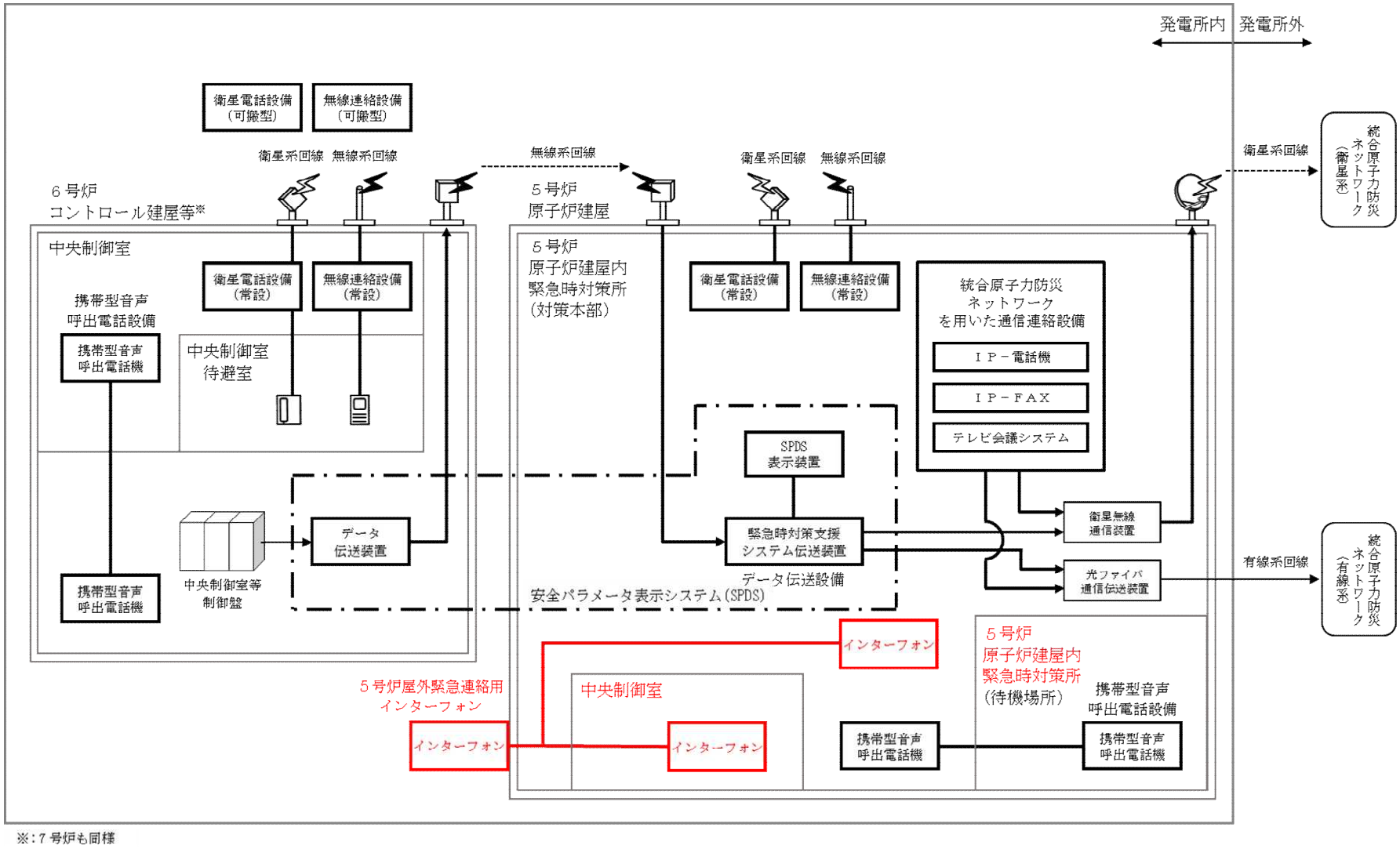
5号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，他の設備と独立した構成を有する常設設備とするとともに，有線方式を用いた設計とする。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所における必要な情報を把握できる設備及び通信連絡設備の系統概要図を図3.18-1に，5号炉屋外緊急連絡用インターフォンを図3.18-2に，重大事故等対処設備一覧を表3.18-1に示す。

表3.18-1　5号炉原子炉建屋内緊急時対策所における必要な情報を把握できる設備及び通信連絡設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	①安全パラメータ表示システム(SPDS)【常設】 ②無線連絡設備(常設)【常設】 ③無線連絡設備(可搬型)【可搬】 ④衛星電話設備(常設)【常設】 ⑤衛星電話設備(可搬型)【可搬】 ⑥統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備【常設】 ⑦携帯型音声呼出電話設備【可搬】 ⑧5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン
附属設備	－
水源	－
流路 (伝送路)	無線通信装置【常設】① 無線連絡設備(屋外アンテナ)【常設】② 衛星電話設備(屋外アンテナ)【常設】④ 衛星無線通信装置【常設】⑥ 有線(建屋内)【常設】①②④⑥⑦⑧
注水先	－
電源設備 ※1	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備【可搬】①～⑥ 負荷変圧器【常設】①～⑥⑧ 交流分電盤【常設】①～⑥⑧ 可搬ケーブル【可搬】①～⑥⑧ 軽油タンク【常設】①～⑥⑧ タンクローリ(4kL)【可搬】①～⑥⑧
計装設備	－

※1：単線結線図を補足説明資料 61-2 に示す。
電源設備のうち，　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備，負荷変圧器，交流分電盤，軽油タンク及びタンクローリ(4kL)については「3.18.2.2 代替電源設備からの給電（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所)」で示す。



※：７号炉も同様

図 3.18-1　必要な情報を把握できる設備及び通信連絡設備　系統概要図

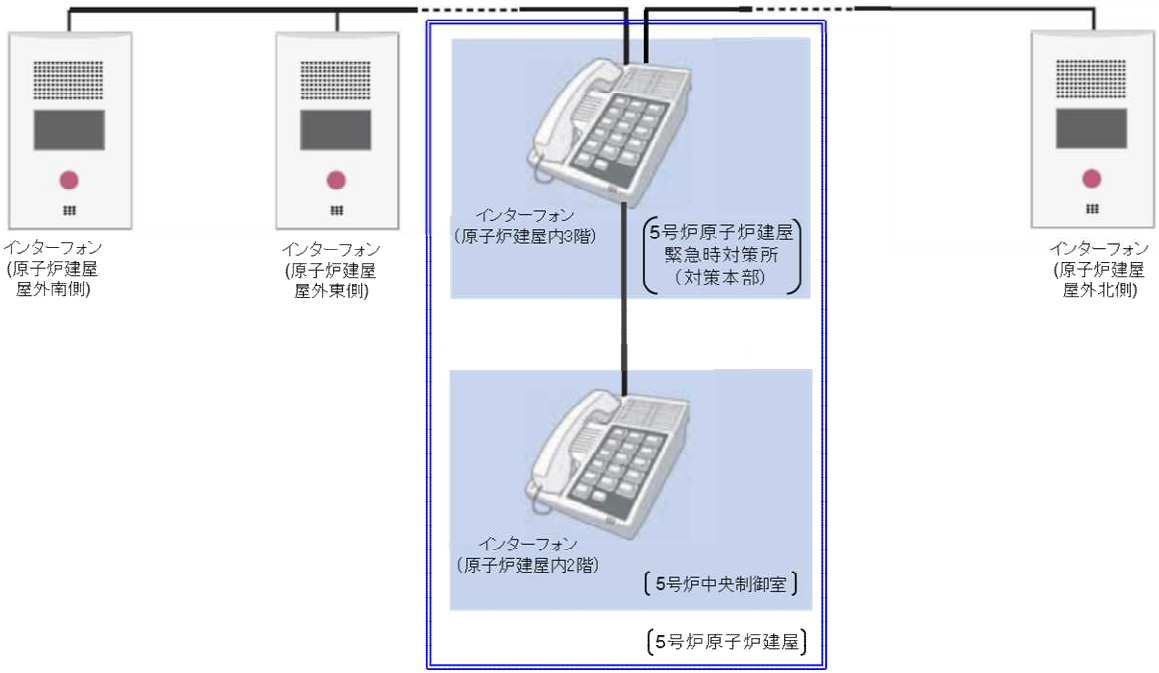


図 3.18-2　5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン 系統概要図

3.18.2.1.2　主要設備の仕様

(1)安全パラメータ表示システム(SPDS) (6 号及び 7 号炉共用)

設 備 名　　：データ伝送装置
使用回線　　：有線系回線，無線系回線
個数　　：１式(6 号及び 7 号炉共用)
取付箇所　　：6 号炉　コントロール建屋地上 1 階
　　7 号炉　コントロール建屋地上 1 階

設 備 名　　：緊急時対策支援システム伝送装置
使用回線　　：有線系回線，衛星系回線
個　　数　　：１式
取付箇所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階(5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部))

設 備 名　　：SPDS 表示装置
個　　数　　：１式
取付箇所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階(5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部))

(2)無線連絡設備(6 号及び 7 号炉共用)

設 備 名　　：無線連絡設備(常設)
使用回線　　：無線系回線
個数　　：１式
取付箇所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階(5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部))

設 備 名　　：無線連絡設備(可搬型)
使用回線　　：無線系回線
個　　数　　：１式
使用場所　　：屋外
取付箇所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階(5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部))

(3)衛星電話設備(6 号及び 7 号炉共用)

設 備 名　　：衛星電話設備(常設)
使用回線　　：衛星系回線
個　　数　　：１式
取付箇所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階(5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部))

設 備 名　　：衛星電話設備(可搬型)
使用回線　　：衛星系回線
個　　数　　：１式
使用場所　　：屋外
取付箇所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階(5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部))

(4)統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備(6 号及び 7 号炉共用)
設 備 名　　：テレビ会議システム
使用回線　　：有線系回線，衛星系回線　共用
個　　数　　：１式
取付箇所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階(5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部))

設 備 名　　：ＩＰ－電話機
使用回線　　：有線系回線，衛星系回線
個　　数　　：１式
取付箇所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階(5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部))

設 備 名　　：ＩＰ－ＦＡＸ
使用回線　　：有線系回線，衛星系回線
個　　数　　：１式
取付箇所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階(5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部))

(5)携帯型音声呼出電話設備(6 号及び 7 号炉共用)
設備名　　：携帯型音声呼出電話機
使用回線　　：有線系回線
個数　　：１式
使用場所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階(5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部) 及び (待機場所))
保管場所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階(5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部))

(6) 5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン(6 号及び 7 号炉共用)
設 備 名　　：インターフォン
使用回線　　：有線系回線
個　　数　　：1 式
取付箇所　　：5 号炉原子炉建屋屋外
：地上 3 階(5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部))
地上 2 階(5 号炉中央制御室)

3.18.2.1.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針
(常設並びに可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性)

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所における安全パラメータ表示システム(SPDS)及び通信連絡設備の適合性については「3.19 通信連絡を行うために必要な設備(設置許可基準規則第 62 条に対する設計方針を示す章)」にて示す。

3.18.2.2　代替電源設備からの給電

3.18.2.2.1　設備概要

全交流動力電源喪失時の重大事故等対処設備として，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を設ける設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用代替交流電源設備の電気系統は，「5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備」，電路を構成する「負荷変圧器」，給電先である「交流分電盤」で構成する設計とする。

また，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備が使用不能の場合，大湊側高台保管場所に配備する予備を 5 号炉原子炉建屋屋外南側に移動させ，可搬ケーブルにより，負荷変圧器に接続し，交流分電盤へ給電できる設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の燃料系統は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の内蔵燃料タンク，燃料を保管する「軽油タンク」，及び軽油タンクから 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備まで燃料を運搬する「タンクローリ（4kL）」で構成する設計とする。

本系統に属する重大事故等対処設備を表 3.18-2 に，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の代替交流電源設備系統図を図 3.18-3，4 に示す。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は 1 台で 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを，1 台故障による機能喪失を防止するため及び燃料補給のために停止する際にも給電を継続するため 2 台を 1 セットとして配備する設計とする。

また，予備を大湊側高台保管場所に 2 台 1 セットを配備するとともに，故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして更に 1 台配備し，合計 3 台の予備を配備する設計とすることで，多重性を有する設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は内蔵燃料タンク（990L）を有しており，必要負荷に対して 66 時間以上連続給電が可能な設計とする。また，プルーム通過前に予め給油を行うことにより，プルーム通過中に給油を必要としない設計とする。

なお，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備が停止した場合，無負荷運転しているもう一方の 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備に切り替え操作を実施することにより，速やかに給電を再開させて 10 時間以上給電可能な設計とする。

本系統は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備をあらかじめ負荷変圧器に接続し，遮断器を切状態とする設計とする。全交流動力電源喪失時には 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を付属する操作ボタンにより起動し，負荷変圧器の遮断器を入操作することで必要な負荷へ給電することができる設計とする。

また，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の運転中は燃料を，もう一方の 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備に燃料を補給することで運転を継続する設計とする。

代替電源設備からの給電に対する多重性又は多様性については，3.18.2.2.3 項に詳細を示す。

表 3.18-2　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用代替交流電源設備の
重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備※1	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備【可搬】 負荷変圧器【常設】 交流分電盤【常設】 可搬ケーブル【可搬】
附属設備	－
燃料源	燃料補給設備 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL) 【可搬】
流路	軽油タンク出口ノズル・弁【常設】 タンクローリ (4kL)【可搬】
燃料供給先	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備【可搬】
交流電路	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備～交流分電盤電路【常設】 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備～交流分電盤電路【可搬】
直流電路	－

※1：主要設備のうち，軽油タンク及びタンクローリ (4kL) についてはは，「3.14 電源設備 (設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

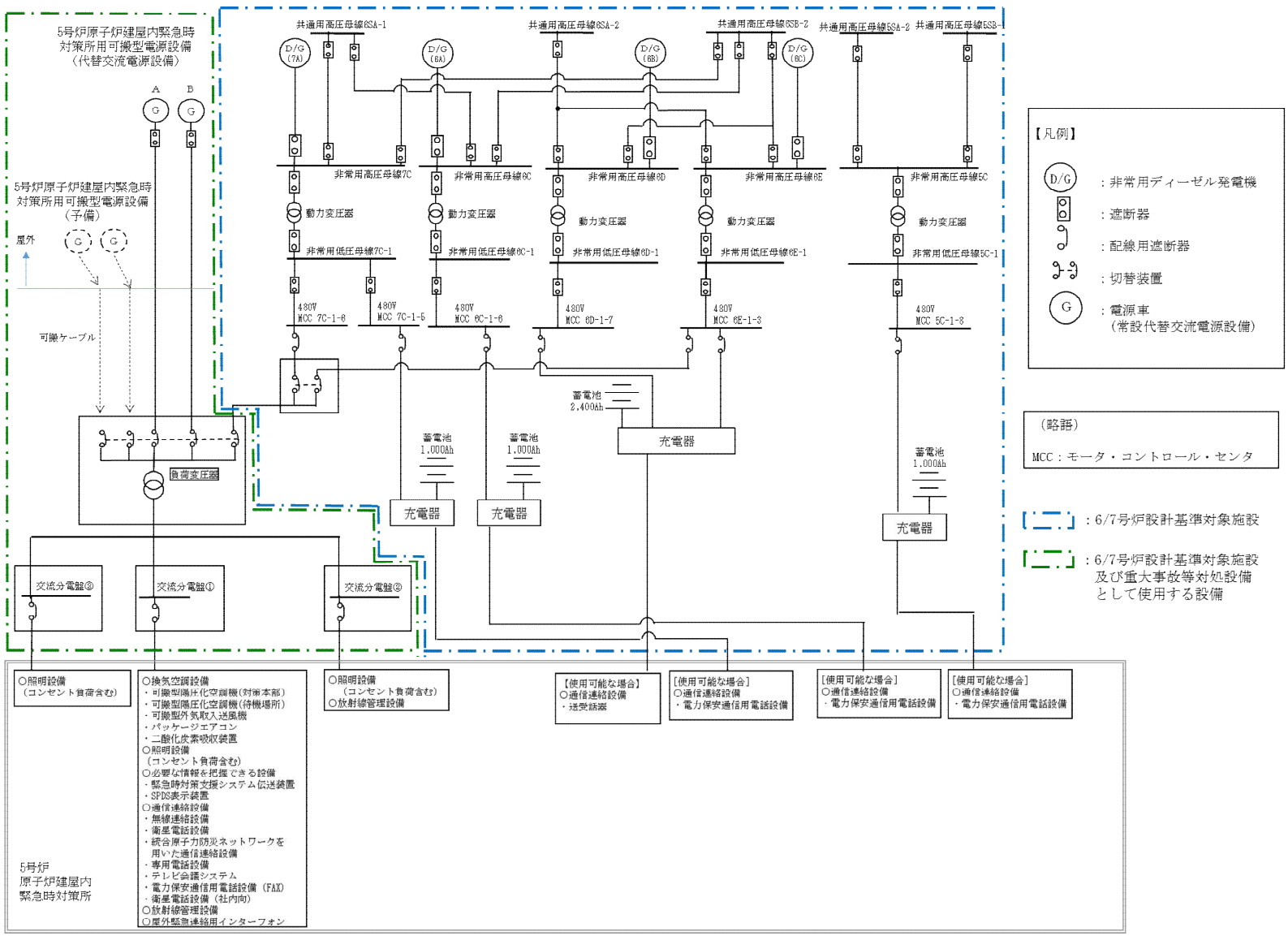


図 3.18-3　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用代替交流電源設備系統図（電気系統）

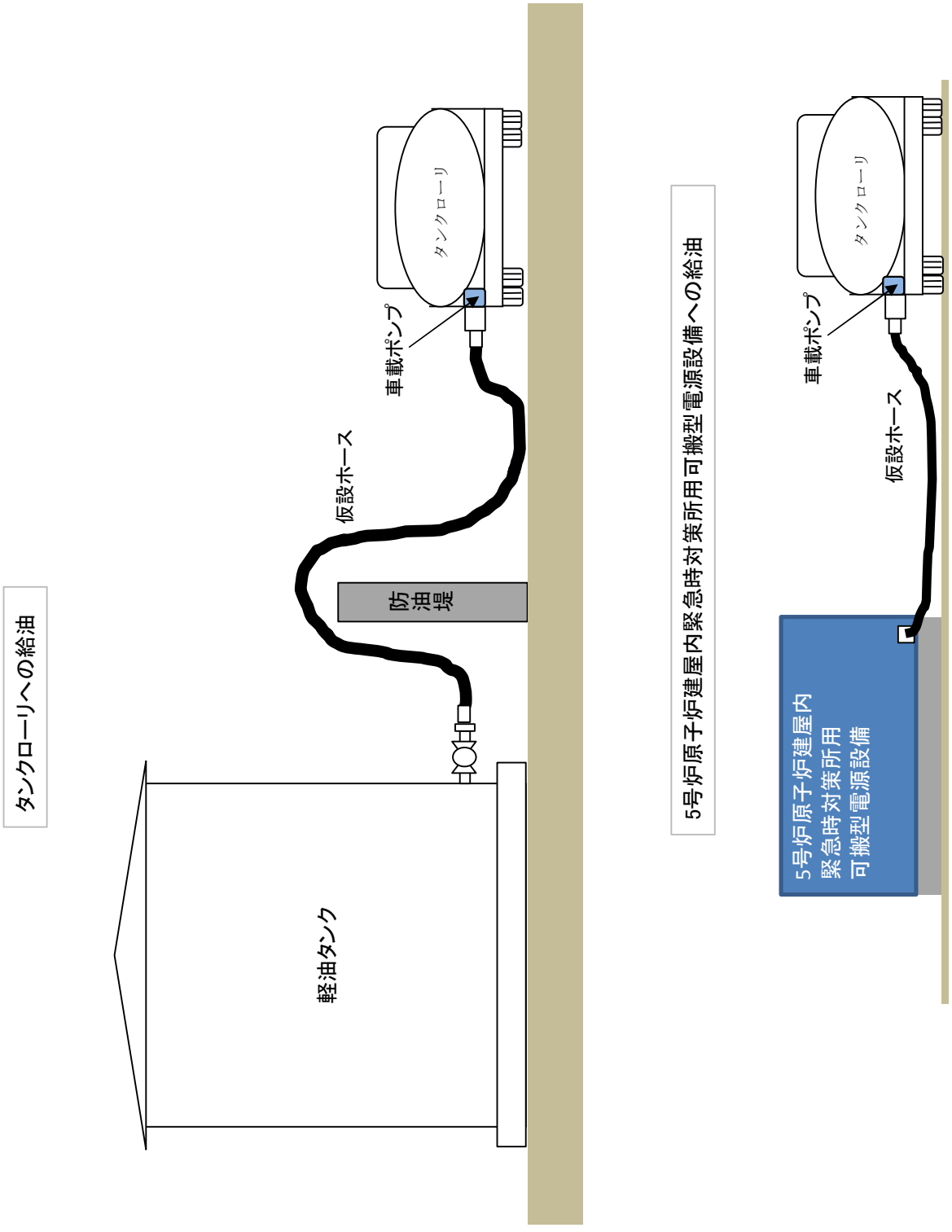


図 3.18-4　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用代替交流電源設備系統図
（燃料系統）

3.18.2.2.2　主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

(1)　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（6 号及び 7 号炉共用）

エンジン

個数　　：2（予備 3）

使用燃料：軽油

発電機

個数　　：2（予備 3）

種類　　：横軸回転界磁 3 相同期発電機

容量　　：約 200kVA/個

力率　　：0.8

電圧　　：440V

周波数　：50Hz

使用場所：5 号炉東側保管場所又は 5 号炉原子炉建屋屋外南側

保管場所：5 号炉東側保管場所及び大湊側高台保管場所

(2)　負荷変圧器（6 号及び 7 号炉共用）

個数　　：1

冷却　　：自冷

容量　　：約 75kVA

電圧　　：1 次側・・・440V

2 次側・・・110V

取付箇所　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階（A 系計装用電源室）

(3)　交流分電盤（6 号及び 7 号炉共用）

電圧　　：110V

定格電流　：約 600A/個

個数　　：3

取付箇所　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階(5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)及び A 系計装用電源室)

(4)　可搬ケーブル（6 号及び 7 号炉共用）

個数　　：2

種類　　：600V 架橋ポリエチレン絶縁耐熱難燃性ビニルシースケーブル

サイズ　　：38mm^2

全長　　：約 100m

使用場所　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階

保管場所　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階

3.18.2.2.3　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の電源設備の多重性又は多様性について

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の電源設備は，非常用所内電源設備からの給電が可能な設計とするとともに，全交流動力電源喪失時に 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の代替電源設備である 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備が使用不能の場合，大湊側高台保管場所に配備した 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から負荷変圧器へ給電できるよう，多重性を確保した設計とする。

上記電源設備は，保管場所から 5 号炉原子炉建屋屋外南側へ移動させ，可搬ケーブルにより，負荷変圧器へ接続し，交流分電盤へ給電できる設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から負荷変圧器を受電する電路と 5 号炉原子炉建屋屋外南側へ移動させた 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から負荷変圧器へ給電するための可搬ケーブルを用いた電路は，独立した電路で系統構成することにより多重性を確保する設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の電源設備の多重性又は多様性を表 3.18-3 に示す。

表 3.18-3　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の電源設備の多重性又は多様性

	可搬型重大事故等対処設備	可搬型重大事故等対処設備
電源	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 （5 号炉東側保管場所）	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 （大湊側高台保管場所から 5 号炉原子炉建屋屋外南側へ移動）
電路	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備～負荷変圧器	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備～負荷変圧器（可搬ケーブル）
給電先	交流分電盤	交流分電盤
電源の冷却方式	空冷式	空冷式
燃料源	軽油タンク ＜6 号及び 7 号炉原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞ （内蔵燃料タンク） ＜5 号炉東側保管場所＞	軽油タンク ＜6 号及び 7 号炉原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞ （内蔵燃料タンク） ＜大湊側高台保管場所＞
燃料流路	タンクローリ（4kL） ＜屋外＞	タンクローリ（4kL） ＜屋外＞

3.18.2.2.4　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.18.2.2.4.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1)　環境条件および荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

ａ）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，可搬型で屋外に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等時における，屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表 3.18-4 に示す設計とする。

(61-3)

表 3.18-4　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線強度に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，治具や輪留め等により転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

b）負荷変圧器，交流分電盤，可搬ケーブル

負荷変圧器，交流分電盤及び可搬ケーブルは，5 号炉原子炉建屋内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等時における，5 号炉原子炉建屋の環境条件を考慮し，以下の表 3.18-5 に示す設計とする。

(61-3)

表 3.18-5　負荷変圧器，交流分電盤及び可搬ケーブルの想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	5 号炉原子炉建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線強度に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	5 号炉原子炉建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本設計方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の代替電源設備で，操作が必要な軽油タンク出口弁，タンクローリ（4kL）付ポンプ，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備，負荷変圧器の各遮断器及び可搬ケーブルについては，現場で容易に操作可能な設計とする。表 3.18-6～8 に操作対象機器の操作場所を示す。

(61-3)

表 3.18-6　軽油タンク～5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備流路の操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
軽油タンク出口弁	弁閉→弁開	6 号及び 7 号炉原子炉建屋屋外東側軽油タンク設置場所	手動操作
タンクローリ（4kL）付ポンプ	停止→運転	6 号及び 7 号炉原子炉建屋屋外東側軽油タンク設置場所	スイッチ操作
タンクローリ（4kL）付ポンプ	停止→運転	5 号炉東側保管場所 5 号炉原子炉建屋屋外南側	スイッチ操作

表 3.18-7　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備保管場所～負荷変圧器電路の操作対象機器

機器名称		状態の変化	操作場所	操作方法
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	発電機	停止→運転	5 号炉東側保管場所 5 号炉原子炉建屋屋外南側	スイッチ操作
	遮断器	切→入	5 号炉東側保管場所 5 号炉原子炉建屋屋外南側	遮断器操作
負荷変圧器 （負荷変圧器非常用所内電源設備側遮断器）		入→切	5 号炉原子炉建屋地上 3 階 A 系計装用電源室	遮断器操作
負荷変圧器 （負荷変圧器 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備側遮断器）		切→入	5 号炉原子炉建屋地上 3 階 A 系計装用電源室	遮断器操作

表 3.18-8　可搬ケーブルの操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
可搬ケーブル	未接続→接続	5 号炉原子炉建屋地上 3 階 A 系計装用電源室 5 号炉原子炉建屋屋外南側	ボルト・ネジ接続操作

以下に，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の代替電源設備を構成する主要設備の操作性を示す。

a）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，5 号炉東側保管場所にて固定する設計とする。また，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備が使用不能な場合，大湊側高台保管場所に配備する 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を，5 号炉原子炉建屋屋外南側へ移動させ使用可能な設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備付属の現場操作パネルは，誤操作防止のために名称を明記することで操作者の操作，監視性を考慮しており，かつ十分な操作空間を確保し，容易に操作可能な設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，負荷変圧器の遮断器を切り替えることにより，給電の切替えが可能な設計とする。

(61-3)

b）負荷変圧器

負荷変圧器は，現場盤での配線用遮断器の手動操作であること，及び負荷変圧器の運転状態を配線用遮断器の開閉状態及び表示灯にて確認することで，確実な操作が可能な設計とする。

また，負荷変圧器は，十分な操作空間を確保し，容易に操作可能な設計とする。

(61-3)

c）可搬ケーブル

可搬ケーブルは，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及び負荷変圧器でのボルト・ネジによる手動接続操作により，確実な操作が可能な設計とする。また，可搬ケーブルは，十分な操作空間を確保し，容易に操作可能な設計とする。

(61-3)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。

ａ）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，表 3.18-9 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の運転状態の確認として，発電機電圧，電流，周波数を確認可能な設計とし，模擬負荷を接続することにより出力性能の確認を行う設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の，外観検査として，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことの確認を行う。また，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備に接続されるケーブルの絶縁抵抗の測定が可能な設計とする。

(61-5)

表 3.18-9　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	模擬負荷による 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の出力性能（発電機電圧，電流，周波数）の確認 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の運転状態の確認 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の絶縁抵抗の測定 ケーブルの絶縁抵抗の測定
	外観確認	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備状態の外観の確認

ｂ）負荷変圧器

負荷変圧器は，表 3.18-10 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

機能・性能試験として，絶縁抵抗の測定が可能な設計とする。

外観検査として，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことの確認が可能な設計とする。

(61-5)

表 3.18-10　負荷変圧器の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	絶縁抵抗の測定 受電状態の確認
	外観確認	外観の確認 盤内部状態の確認

c）交流分電盤

交流分電盤は，表 3.18-11 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

機能・性能試験として絶縁抵抗の測定，受電状態の確認が可能な設計とする。

外観検査として，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことの確認が可能な設計とする。

(61-5)

表 3.18-11　交流分電盤の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	絶縁抵抗の測定 受電状態の確認
	外観確認	外観の確認 盤内部状態の確認

d）可搬ケーブル

可搬ケーブルは，表 3.18-12 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

機能・性能試験として絶縁抵抗の測定が可能な設計とする。

(61-5)

表 3.18-12　可搬ケーブルの試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	絶縁抵抗の測定
	外観確認	外観の確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，本来の用途以外の用途には使用しない。なお，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の操作の対象機器は「(2)操作性」の表 3.18-6～8 と同様である。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から交流分電盤に電源供給する系統において，非常用交流電源設備から 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備へ切り替えるために必要な電源系統の操作は，非常用交流電源設備の隔離及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の接続として，負荷変圧器に遮断器を設けることにより速やかな切替えが可能な設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電手順のタイムチャートを図 3.18-5 に示す。

(61-3)

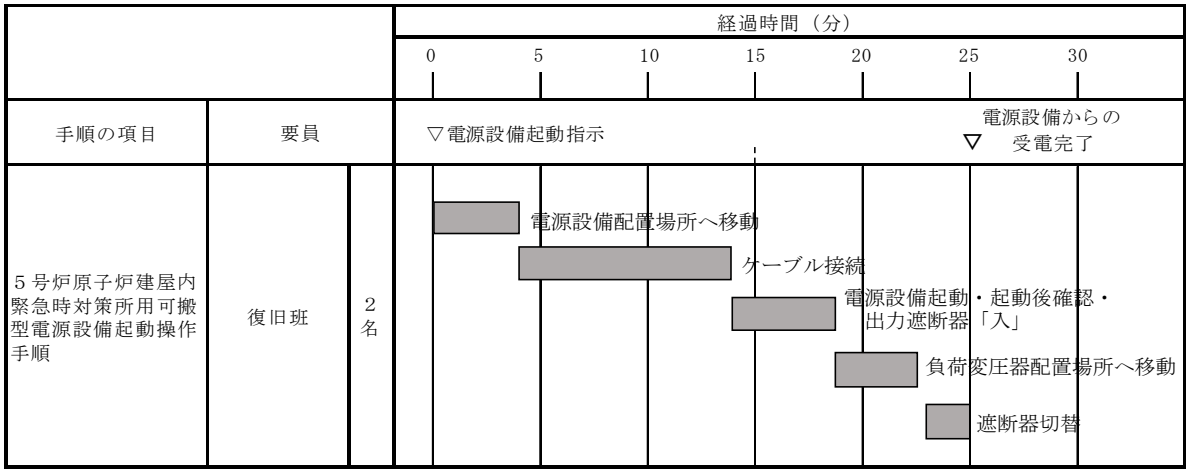


図 3.18-5　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備立ち上げのタイムチャート*

＊:「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について（個別手順）の 1.18 で示すタイムチャート

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（5 号炉東側保管場所）から大湊側高台保管場所に配備する 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備へ切り替えるために必要な電気系統の操作は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（5 号炉東側保管場所）の隔離，及び 5 号炉原子

炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（大湊側高台保管場所から 5 号炉原子炉建屋屋外南側へ移動，可搬ケーブルの接続）の接続として，負荷変圧器に遮断器を設けることにより速やかな切り替えが可能な設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（5 号炉東側保管場所）から大湊側高台保管場所に配備する 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備へ切り替え手順のタイムチャートを図 3.18-6 に示す。

(61-3)

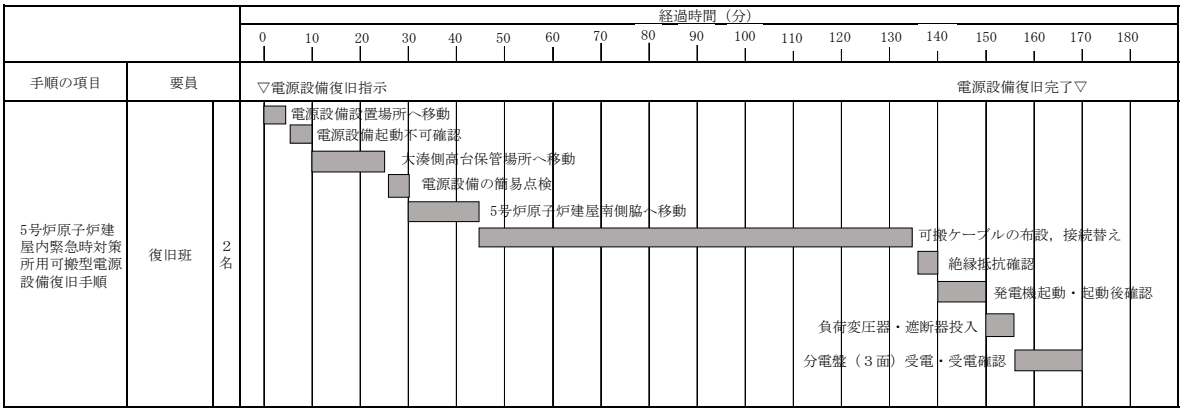


図 3.18-6 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の切替えタイムチャート*

*：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について（個別手順）の 1.18 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及び可搬ケーブルは，表 3.18-18 に示すように，通常時は負荷変圧器の遮断器を切にすることにより非常用交流電源設備と切り離す，系統構成としており非常用交流電源設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。また，タンクローリ(4kL)を軽油タンクと切り離して保管し，軽油タンク出口弁を閉とすることで隔離する。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及び可搬ケーブルは固縛等により固定することで転倒防止を図ることにより，他の設備に対して影響を及ばさない設計とする。

(61-2)

表 3.18-13　他系統との隔離

取合系統	系統隔離	駆動方式	動作
非常用交流電源設備	負荷変圧器 （5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備側）	手動	通常時切
非常用交流電源設備	軽油タンク出口弁	手動	通常時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及び可搬ケーブルの系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を表 3.18-14 に示す。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備，可搬ケーブル，軽油タンク及びタンクローリ（4kL）は屋外に設置し重大事故等における環境条件を考慮した設計とする。負荷変圧器は 5 号炉原子炉建屋の屋内に設置し，重大事故等における環境条件を考慮した設計とする。

(61-3)

表 3.18-14　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	5 号炉東側保管場所 5 号炉原子炉建屋屋外南側	5 号炉東側保管場所 5 号炉原子炉建屋屋外南側
可搬ケーブル	5 号炉原子炉建屋地上 3 階	5 号炉原子炉建屋地上 3 階 5 号炉原子炉建屋屋外南側
軽油タンク	6 号及び 7 号炉原子炉建屋屋外東側軽油タンク設置場所	6 号及び 7 号炉原子炉建屋東側軽油タンク設置場所
タンクローリ（4kL）	5 号炉東側保管場所	5 号炉東側保管場所
	6 号及び 7 号炉原子炉建屋屋外東側軽油タンク設置場所	6 号及び 7 号原子炉建屋東側軽油タンク設置場所
負荷変圧器	5 号炉原子炉建屋 3 階 A 系計装用電源室	5 号炉原子炉建屋 3 階 A 系計装用電源室

3.18.2.2.4.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

a) 負荷変圧器

負荷変圧器は，全交流動力電源喪失時の重大事故等対処設備（電源の確保）として，換気設備，照明設備（コンセント負荷含む），必要な情報を把握できる設備及び通信連絡設備の電源に必要な容量約 60kVA に余裕を考慮し約 75kVA を有する設計とする。

(61-6)

b) 交流分電盤

交流分電盤は，全交流動力電源喪失時の重大事故等対処設備（電源の確保）として，換気設備，照明設備（コンセント負荷含む），必要な情報を把握できる設備及び通信連絡設備の電源に必要な電流容量約 546A に余裕を考慮し母線定格電流約 600A を有する設計とする。

(61-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

負荷変圧器及び交流分電盤は，共用の設計とすることにより，起動操作や燃料補給に必要な時間及び要員を減少させることで安全性を向上させることができることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は,6 号及び 7 号炉原子炉建屋内に設置する非常用交流電源設備とは離れた建屋の屋外に保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，中央制御室の電源設備である非常用交流設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，電源の冷却方式を空冷とすることで多様性を有する設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，一台で 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所に給電するために必要な容量を有するものを燃料補給時の切替えを考慮して，2 台 1 セットに加え予備を 3 台保管することで多重性を有する設計とする。

負荷変圧器，交流分電盤は，共通要因によって，設計基準対象施設の安全機能と同時に機能が損なわれるおそれが無いよう，設計基準対象施設である非常用交流電源設備と 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備とは負荷変圧器内の遮断器にて電気的分離を図る設計とする。非常用交流電源設備と 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の多様性等状況は表 3.18-15 のとおりである。

(61-2)

表 3.18-15　電源設備の多重性又は多様性，位置的分散

	設計基準対象施設	重大事故等対処設備
電源	非常用所内電源設備（非常用ディーゼル発電機） ＜原子炉建屋二次格納施設外地上 1 階＞	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備
電路	6 号及び 7 号炉非常用所内電源設備～負荷変圧器	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備～負荷変圧器
給電先	交流分電盤	交流分電盤
電源の冷却方式	水冷式	空冷式
燃料源	軽油タンク ＜6 号及び 7 号炉原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞ 燃料ディタンク ＜原子炉建屋二次格納施設外地上 3 階＞	軽油タンク ＜6 号及び 7 号炉原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞ （内蔵燃料タンク） ＜5 号炉東側保管場所＞
燃料流路	燃料移送ポンプ ＜屋外＞	タンクローリ（4kL） ＜屋外＞

3.18.2.2.4.3　設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 3 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，全交流動力電源喪失時の重大事故等対処設備（電源の確保）として，換気設備，照明設備（コンセント負荷含む），必要な情報を把握できる設備及び通信連絡設備の電源に必要な容量約 60kVA に余裕を考慮し約 200kVA 1 台により給電可能な設計とする。また，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は 2 台を 1 セットとすることにより，燃料補給時に 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を停止し，速やかに切り替えることができる設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，5 号炉東側保管場所に 1 セット 2 台，大湊側高台保管場所に 1 セット 2 台を配備することで多重性を確保する設計とする。加えて，故障時の保守点検による待機除外時のバックアップとしてさらに 1 台配備し，通常 2 台と予備 3 台を配備する設計とする。

(61-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項二）

（ⅰ）要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては，当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ，かつ，二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう，接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。

可搬型代替交流電源設備の 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及び負荷変圧器と必要なケーブルとは，ボルト・ネジ接続すること，及び接続状態を目視で確認できることから，確実な接続が可能な設計とする。

なお，5 号炉東側保管場所に配備する 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から負荷変圧器へ接続するケーブルについては，予め接続することにより，電源供給開始時間の短縮を図る設計とする。表 3.18-16 に対象機器の接続場所を示す。

(61-3)

表 3.18-16　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備と
負荷変圧器の接続

接続元機器名称	接続先機器名称	接続場所	接続方法
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	ケーブル（常設）	5 号炉東側保管場所	ボルト・ネジ接続
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	可搬ケーブル	5 号炉原子炉建屋屋外南側	ボルト・ネジ接続
負荷変圧器	可搬ケーブル	5 号炉原子炉建屋地上 3 階	ボルト・ネジ接続

(61-3)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

（ⅰ）要求事項

常設設備と接続するものにあっては，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及び可搬ケーブルは可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）ではないことから，対象外である。

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

可搬型代替交流電源設備の系統構成において操作が必要な可搬型設備の接続場所は，「(2)確実な接続」の表 3.18-21 と同様である。これらの操作場所は，想定される重大事故等時においても重大事故等時における放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所で操作可能な設計とする。

(61-3)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

（ⅰ）要求事項

地震，津波その他の自然現象及び外部人為事象，又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及び可搬ケーブルの保管は，地震，津波その他自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の配置その他の条件を考慮し，常設重大事故対処設備の負荷変圧器及び交流分電盤と位置的分散を図る設計とする。また，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型電源設備は，予備を 5 号炉東側保管場所とは位置的分散した発電所敷地内の高台にある大湊側高台保管場所に保管する設計とする。

(61-3, 61-7)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及び可搬ケーブルは，想定される重大事故等時においても，可搬型重大事故等対処設備の運搬，移動に支障をきたすことのないよう，複数のアクセスルートを確保する設計とする。

(61-8)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

（ⅰ）要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及び可搬ケーブルは，共通要因によって，設計基準対象施設の安全機能と同時に機能が損なわれるおそれが無いよう，設計基準対象施設である非常用所内電源設備は負荷変圧器内の遮断器にて電気的分離を図る設計とする。多重性等については，表 3.18-17 のとおり。

(61-2)

表 3.18-17　多重性又は多様性，位置的分散

	設計基準対象施設	可搬型重大事故等対処設備
電源	非常用所内電源設備（非常用ディーゼル発電機） ＜原子炉建屋二次格納施設外地上 1 階＞	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備
電路	6 号及び 7 号炉非常用所内電源設備～負荷変圧器	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備～負荷変圧器
給電先	交流分電盤	交流分電盤
電源の冷却方式	水冷式	空冷式
燃料源	軽油タンク ＜6 号及び 7 号炉原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞ 燃料ディタンク ＜原子炉建屋二次格納施設外地上 3 階＞	軽油タンク ＜6 号及び 7 号炉原子炉建屋東側軽油タンク設置場所＞ （内蔵燃料タンク） ＜5 号炉東側保管場所＞
燃料流路	燃料移送ポンプ ＜屋外＞	タンクローリ（4kL） ＜屋外＞

3.18.2.3　居住性を確保するための設備

3.18.2.3.1　設備概要

居住性を確保するための設備は，重大事故等が発生した場合においても対策要員が緊急時対策所にとどまることを目的として設置するものである。緊急時対策所の対策本部及び待機場所の居住性を確保するための設備はそれぞれ単独に設置する設計とする。

対策本部の居住性を確保するための設備は，「5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室」，「5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽」，「5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機」，「5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機」，「5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ボンベ）」，「5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（配管・弁）」，「5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置」，「差圧計（対策本部）」，「酸素濃度計（対策本部）」，「二酸化炭素濃度計（対策本部）」，「可搬型エリアモニタ（対策本部）」及び「可搬型モニタリングポスト」等から構成する設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽は，重大事故等が発生した場合において，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室の気密性及び緊急時対策所換気空調設備の機能とあいまって，緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

待機場所の居住性を確保するための設備は，「5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽」，「5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽」，「5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機」，「5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ボンベ）」，「5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（配管・弁）」，「差圧計（待機場所）」「酸素濃度計（待機場所）」，「二酸化炭素濃度計（待機場所）」，及び「可搬型エリアモニタ（待機場所）」等から構成する設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽及び室内遮蔽は，待機場所の気密性及び緊急時対策所換気空調設備の機能とあいまって，待機場所にとどまる要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

本設備の重大事故等対処設備一覧を表3.18-18に，重大事故等時の系統全体の概要図を図3.18-6～11に示す。

対策本部の居住性を確保するための設備として可搬型陽圧化空調機は仮設ダクトを用いて高気密室を陽圧化することにより，フィルタを介さない外気の流入を操作できる設計とする。さらに，プルーム通過中においては，陽圧化装置（空気ボンベ）を用いて高気密室を陽圧化することにより，希ガスを含む放射性物質の流入を防止できる設計とする。

対策本部の遮蔽は，高気密室の外側にあって，5 号炉原子炉建屋のコンクリート躯体と一体となった構造を有しており，対策本部内にとどまる対策要員の被ばく低減のために必要な遮蔽厚さを確保する設計とする。

プルーム通過直後に 5 号炉原子炉建屋内の放射性物質濃度が屋外より高い場合においては，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機を用いて屋外からの外気を直接給気し，放射性物質濃度が屋外より高い屋内エリアの空気を置換できる設計とする。また，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機と 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機とを連結して運用することで，5 号炉原子炉建屋屋上から外気を給気可能な設計とする。

また，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の居住性を確保するための設備は，代替交流電源である 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電を可能な設計とする。

対策本部の陽圧化装置は，5 号炉原子炉建屋陽圧化装置（空気ボンベ）及び陽圧化装置（配管・弁）から構成する設計とする。陽圧化装置（空気ボンベ）はボンベ内の圧縮空気を減圧して供給することにより，高気密室を陽圧化可能な設計とする。

対策本部(高気密室)内・外の差圧を把握できるよう，差圧計を保管する設計とする。対策本部(高気密室)内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

対策本部の陽圧化装置（空気ボンベ）のみによる換気量を制限した状態においては，二酸化炭素濃度の増加による窒息を防止することを目的として，二酸化炭素吸収装置を高気密室内で運転することで，高気密室内で発生する二酸化炭素を連続して除去し，二酸化炭素濃度を常時，許容濃度以下に抑制可能な設計とする。

また，対策本部(高気密室)内への放射性物質の侵入を低減又は防止するための判断ができるよう，放射線量を把握できるよう，可搬型モニタリングポスト及び可搬型エリアモニタ（対策本部）を保管する設計とする。

待機場所の居住性を確保するための設備として，可搬型陽圧化空調機は仮設ダクトを用いて待機場所の空調バウンダリを陽圧化することにより，フィルタを介さない外気の流入を防止できる設計とする。さらに，プルーム通過中においては，陽圧化装置（空気ボンベ）を用いて待機場所の空調バウンダリを陽圧化することにより，希ガスを含む放射性物質の流入を防止できる設計とする。
待機場所の遮蔽は空調バウンダリと同一であり，建屋コンクリート躯体と一体となった構造を有する設計とする。また，待機場所の室内遮蔽は，待機場所の空調バウンダリの内側にとどまる現場要員の待機スペースを取り囲むように 5 号炉原子炉建屋床面に設置することで，待機場所の遮蔽とあいまって，待機場所内にとどまる対策要員の被ばく低減のために必要な遮蔽厚さを確保する設計とする。

プルーム通過直後に 5 号炉原子炉建屋内の放射性物質濃度が屋外より高い場合においては可搬型陽圧化空調機を用いて，直接外気から給気することが可能な設計とする。

待機場所の陽圧化装置は陽圧化装置（空気ボンベ）及び陽圧化装置（配管・弁）から構成する設計とする。陽圧化装置（空気ボンベ）は圧縮空気を減圧して待機場所に供給することにより待機場所を陽圧化可能な設計とする。

待機場所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるよう，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。
また，待機場所内・外の差圧を把握できるよう，差圧計（対策本部）を保管する。
さらに待機場所室内への放射性物質の侵入を低減又は防止するため，放射線量を把握できる可搬型エリアモニタ（待機場所）を保管する設計とする。

表3.18-18　居住性を確保するための設備(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所））に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	＜5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）＞ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室【常設】 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽【常設】 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機【可搬】 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機【可搬】 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ボンベ）【可搬】 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置【常設】 差圧計（対策本部）【可搬】 酸素濃度計（対策本部）【可搬】 二酸化炭素濃度計（対策本部）【可搬】 可搬型エリアモニタ（対策本部）【可搬】 可搬型モニタリングポスト※2【可搬】 ＜5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）＞ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽【常設】 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽【常設】 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機【可搬】 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ボンベ）【可搬】 酸素濃度計（待機場所）【可搬】 二酸化炭素濃度計（待機場所）【可搬】 差圧計（待機場所）【可搬】 可搬型エリアモニタ（待機場所）【可搬】
附属設備	－
水源	－
流路	＜5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）＞ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト【可搬】 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（配管・弁）【常設】 ＜5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）＞ 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト【可搬】 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（配管・弁）【常設】
注水先	－
電源設備※1	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備【可搬】 負荷変圧器【常設】 交流分電盤【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ(4kL)【可搬】
計装設備	―

※1：単線結線図を補足説明資料61-2に示す。
電源設備については，「3.18.2.2　代替電源設備からの給電（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所)」で示す。

※2：可搬型モニタリングポストについては「3.17 監視測定設備(設置許可基準規則第60条に対する設計方針を示す章)」で示す。

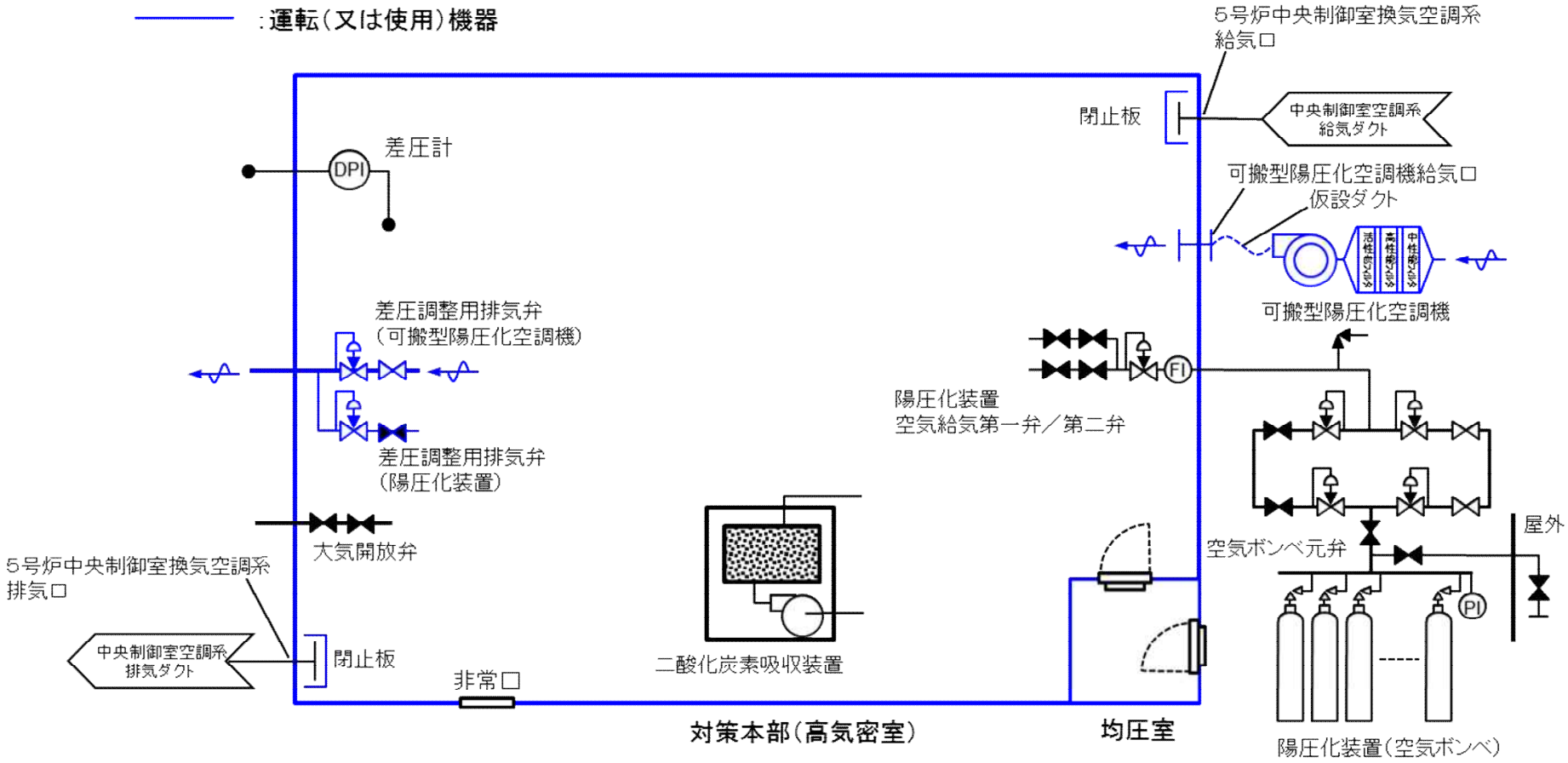


図 3.18-6　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）換気設備　系統概略図
（プルーム通過前後：可搬型陽圧化空調機による陽圧化時）

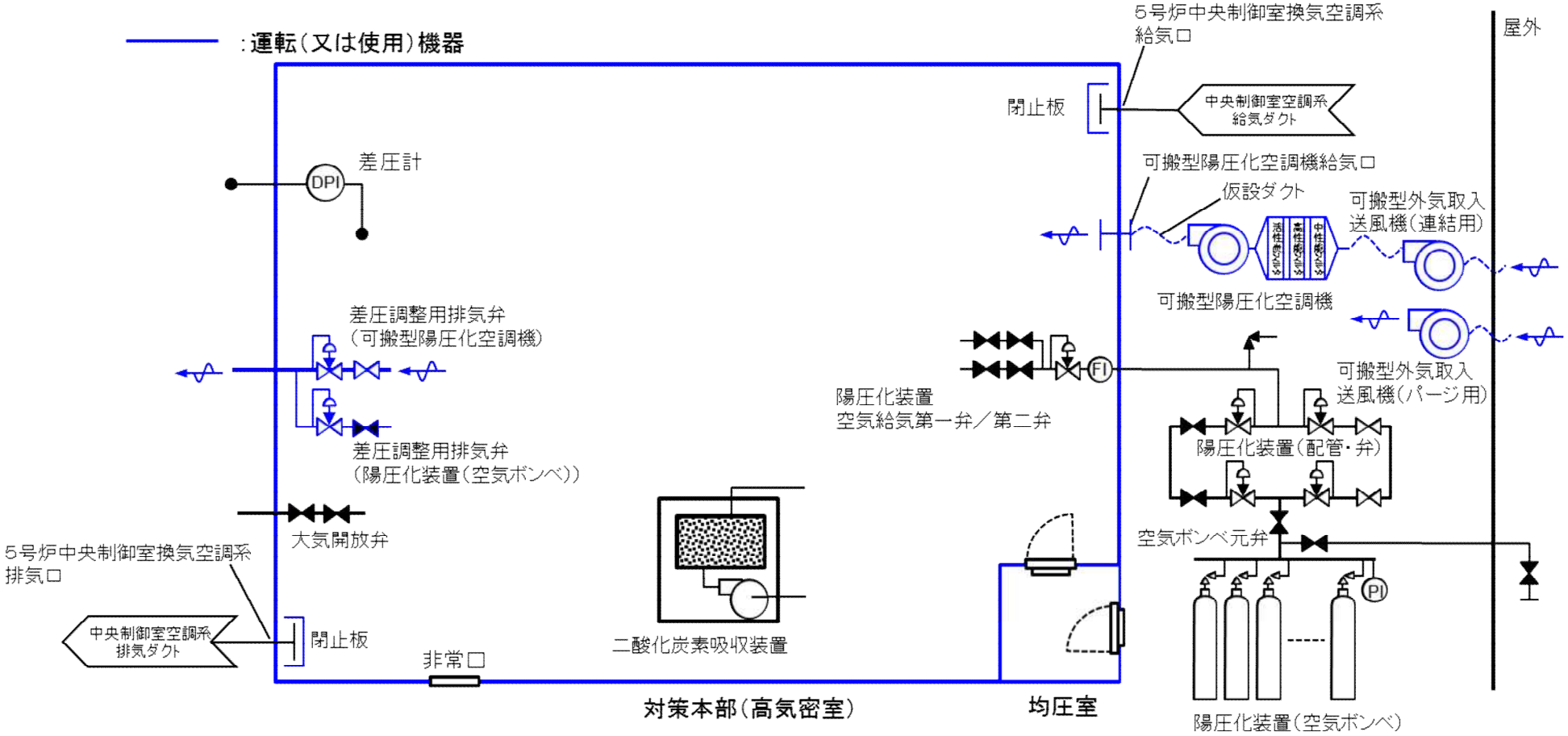


図 3.18-7　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）換気設備　系統概略図
（プルーム通過直後に建屋内の放射性物質濃度が屋外より高い場合：可搬型外気取入送風機及び可搬型陽圧化空調機の連結運用による外気取り入れ陽圧化，並びに建屋内空気置換）

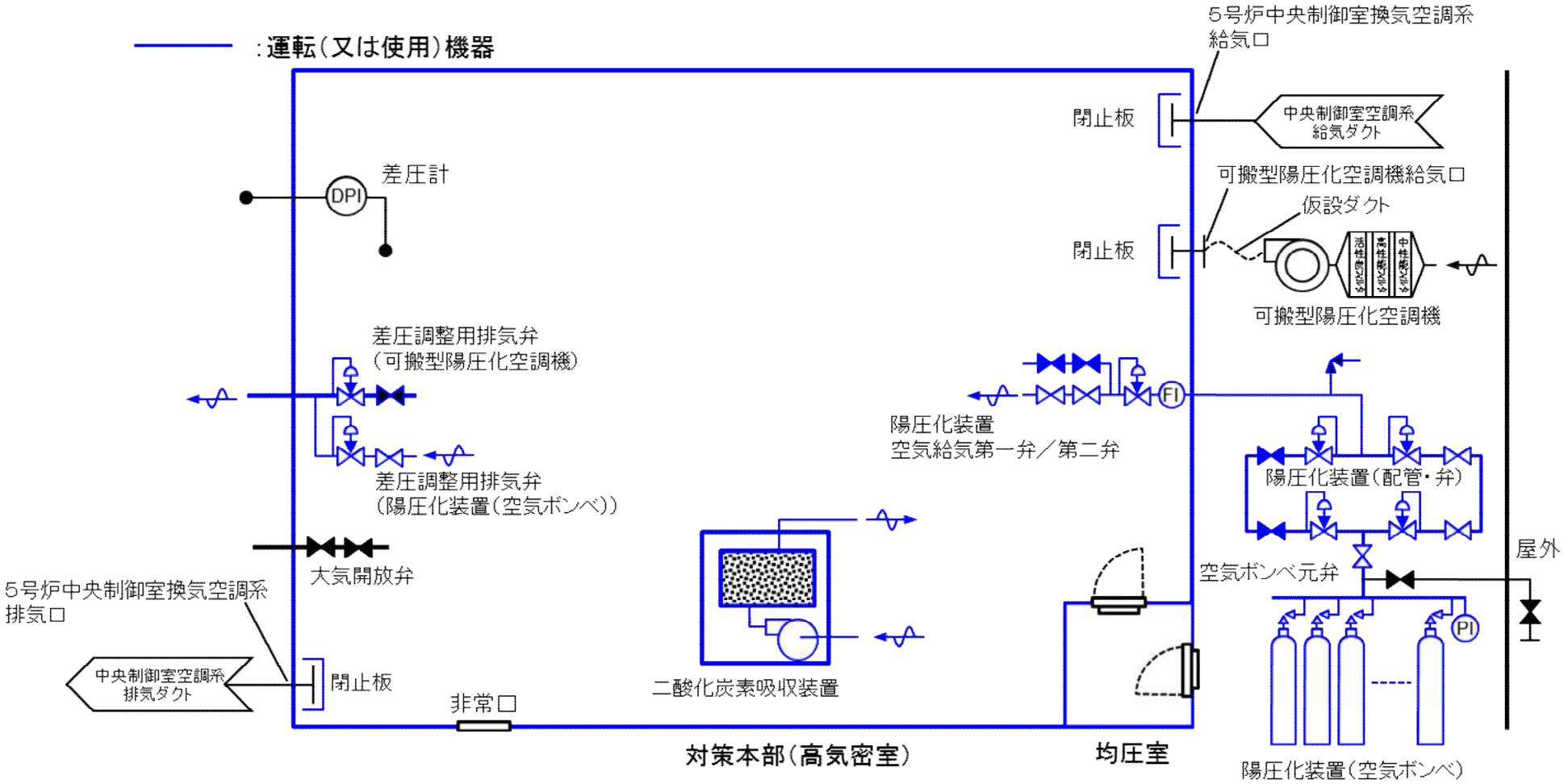


図 3.18-8　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）換気設備　系統概略図
（プルーム通過中：陽圧化装置（空気ボンベ）による陽圧化時）

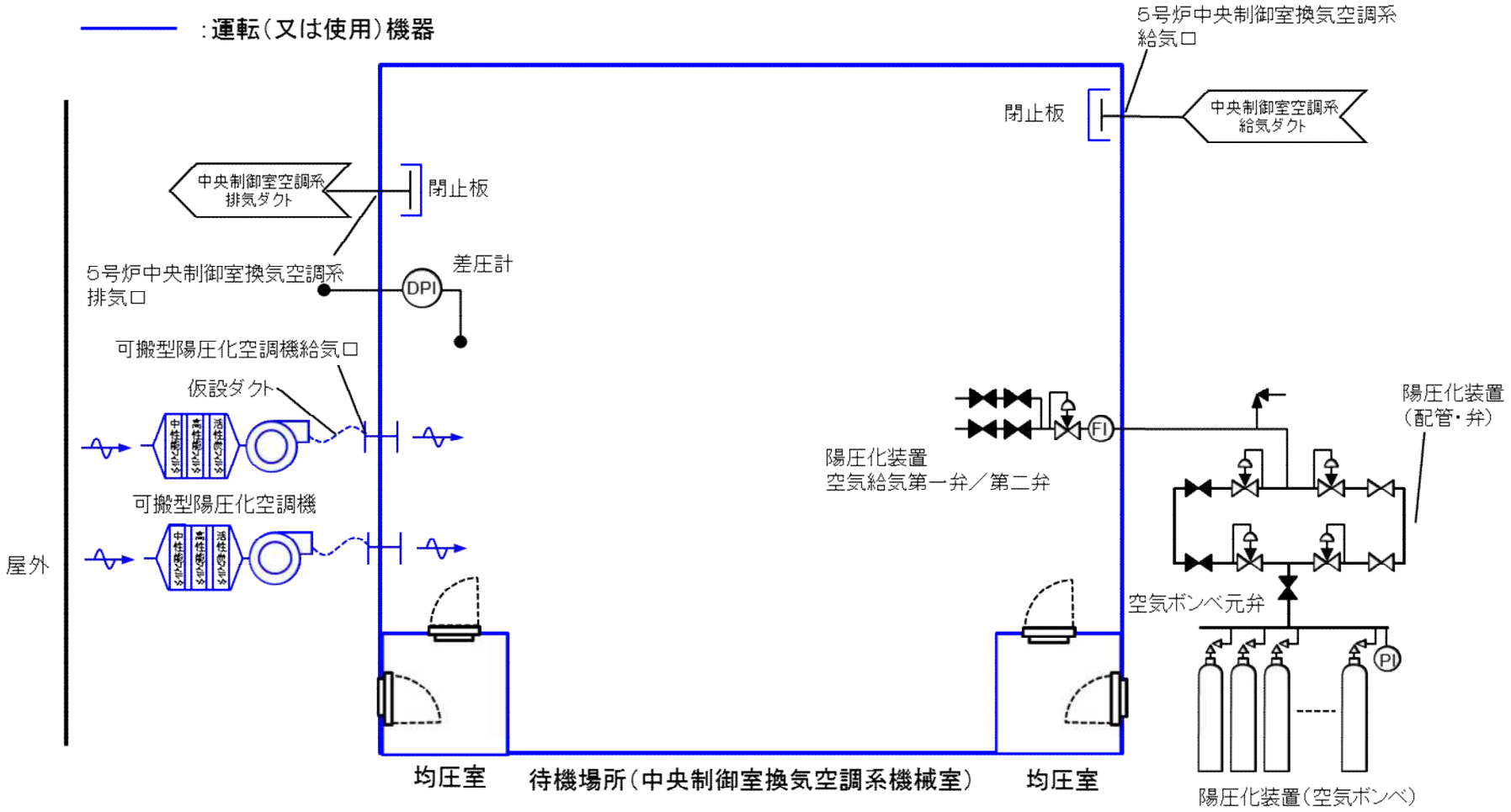


図 3.18-9　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）換気設備　系統概略図
（プルーム通過前後：可搬型陽圧化空調機による陽圧化時）

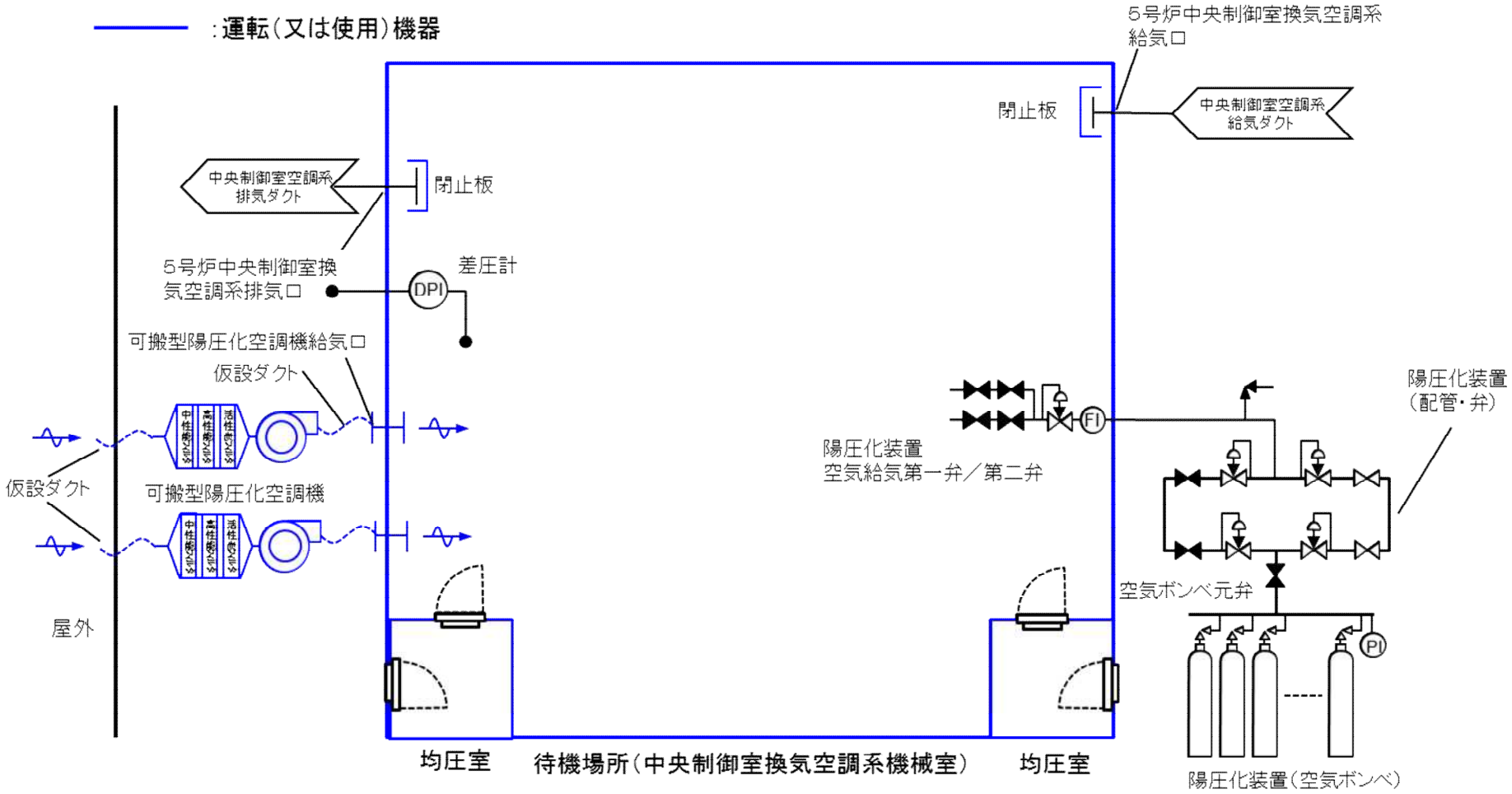


図 3.18-10　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）換気設備　系統概略図
（プルーム通過直後に建屋内の放射性物質濃度が屋外より高い場合：可搬型陽圧化空調機による陽圧化）

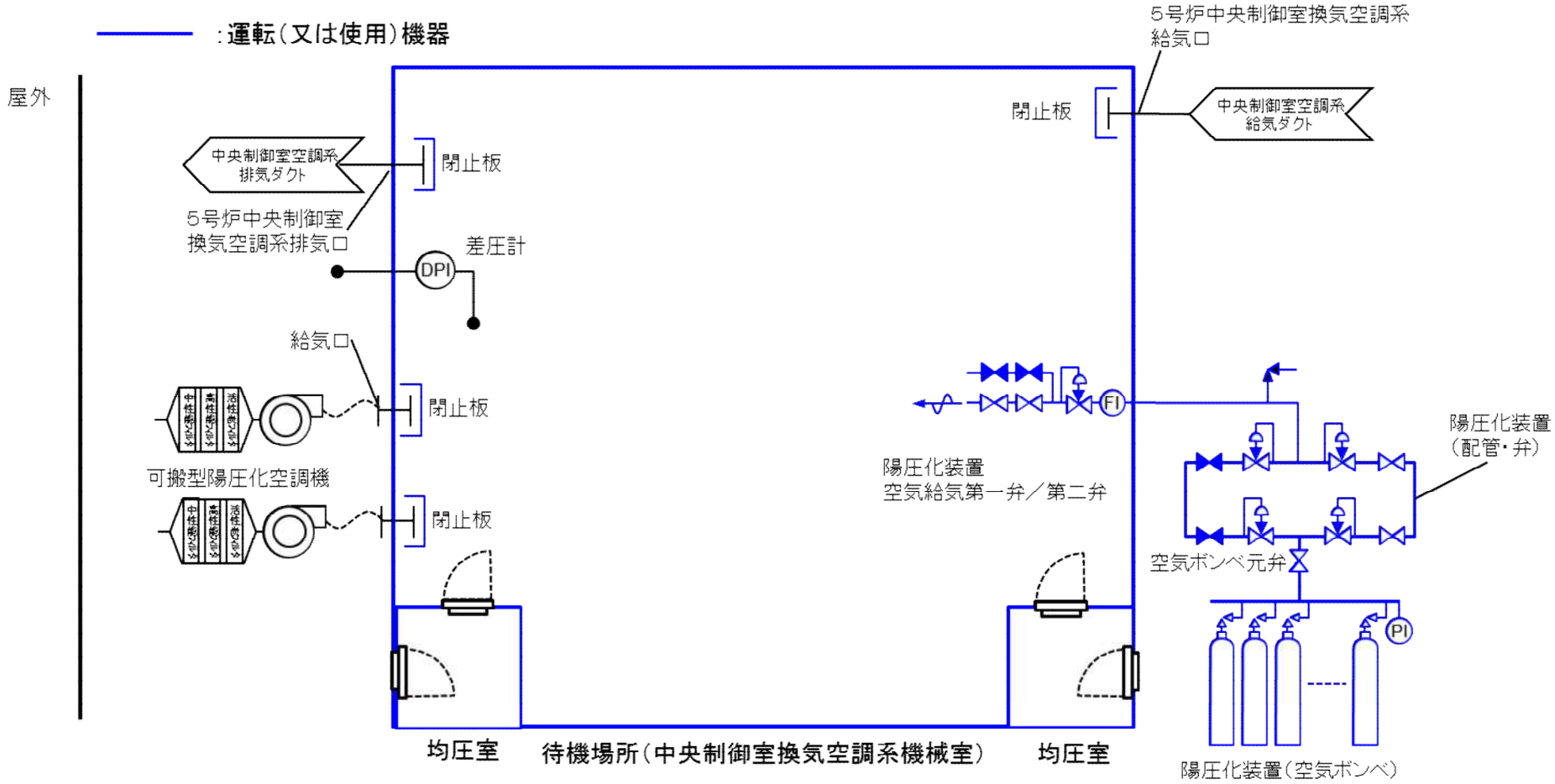


図 3.18-11　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）換気設備　系統概略図
（プルーム通過中：陽圧化装置による陽圧化時）

3.18.2.3.2　主要設備の仕様

(1)5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室(6 号及び 7 号炉共用)
材料　　：炭素鋼
許容漏えい量　：64m^3/h 以下（隣接区画＋20Pa 以上陽圧化時において）
取付箇所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階高気密室

(2)5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽(6 号及び 7 号炉共用)
材料　　：コンクリート
遮蔽厚　　：[redacted] mm 以上
遮蔽高　　：－
取付箇所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階，屋外

(3)5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機(6 号及び 7 号炉共用)
型式　　：フィルタ，ブロワ一体型
個数　　：1(予備 1)
風量　　：約 600m^3/h/個
捕集効率　　：高性能フィルタ 99.9%以上
　　活性炭フィルタ 99.9%以上
使用場所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階
保管場所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階

(4)5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機(6 号及び 7 号炉共用)
型式　　：ブロワ
個数　　：2(予備 1)
風量　　：約 600m^3/h/個
使用場所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階
保管場所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階

(5)5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ボンベ）(6 号及び 7 号炉共用)
個数　　：123
容量　　：約 47L／個
充填圧力　　：約 15MPa
使用場所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階
保管場所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

(6)5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置(6 号及び 7 号炉共用)

個数　　：1(予備 1)
風量　　：約 600m^3/h/個
吸収剤能力　：[redacted] m^3/kg
吸収剤容量　：[redacted] kg
取付箇所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階高気密室

(7)差圧計（対策本部）(6 号及び 7 号炉共用)

個数　　：１(予備１※1)
使用場所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階高気密室
保管場所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階高気密室

(8)酸素濃度計（対策本部）(6 号及び 7 号炉共用)

個数　　：１(予備１※1)
使用場所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階高気密室
保管場所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階高気密室

(9)二酸化炭素濃度計（対策本部）(6 号及び 7 号炉共用)

個数　　：１(予備１※1)
使用場所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階高気密室
保管場所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階高気密室

(10)可搬型エリアモニタ（対策本部）(6 号及び 7 号炉共用)

検出器の種類　：半導体
計測範囲　　：0.001　～　99.9　mSv/h
個数　　：１(予備１※1)
使用場所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階高気密室
保管場所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階高気密室

(11)5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽(6 号及び 7 号炉共用)

材料　　：コンクリート
遮蔽厚　　：[redacted] mm 以上
遮蔽高　　：－
取付箇所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階，屋外

(12)5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽(6 号及び 7 号炉共用)

材料　　：鉄，鉛等
遮蔽厚　　：コンクリート[redacted] mm 相当以上
遮蔽高　　：－
取付箇所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階待機場所

(13)5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機(6 号及び 7 号炉共用)

型式　　：フィルタ，ブロワ一体型
個数　　：2(予備 1)
風量　　：約 600m^3/h/個
捕集効率　　：高性能フィルタ 99.9%以上
　　活性炭フィルタ 99.9%以上
使用場所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階
保管場所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階

(14)5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ボンベ）(6 号及び 7 号炉共用)

個数　　：1,792
容量　　：約 47L／個
充填圧力　　：約 15MPa
使用場所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階，2 階
保管場所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階，2 階

(15)差圧計（待機場所）(6 号及び 7 号炉共用)

個数　　：1（予備 1※2）
使用場所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階待機場所
保管場所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階対策本部

(16)酸素濃度計（待機場所）(6 号及び 7 号炉共用)

個数　　：1（予備 1※2）
使用場所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階待機場所
保管場所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階対策本部

(17)二酸化炭素濃度計（待機場所）(6 号及び 7 号炉共用)

個数　　：1（予備 1※2）
使用場所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階待機場所
保管場所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階対策本部

(18)可搬型エリアモニタ（待機場所）(6 号及び 7 号炉共用)

検出器の種類　：半導体
計測範囲　　：0.001　～　99.9　mSv/h
個数　　：1（予備 1※2）
使用場所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階待機場所
保管場所　　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階対策本部

※1　待機場所と兼用
※2　対策本部と兼用

3.18.2.3.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.18.2.3.3.1　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1)環境条件等(設置許可基準規則第 43 条第 1 項一)

(ⅰ)要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ⅱ)適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

a）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）

対策本部の高気密室，遮蔽，可搬型陽圧化空調機，可搬型外気取入送風機，陽圧化装置（空気ボンベ），二酸化炭素吸収装置，差圧計酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタは，5 号炉原子炉建屋に設置又は保管される設備であることから，想定される重大事故等時における 5 号炉原子炉建屋の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができる設計とする。環境条件及び荷重条件を，表 3.18-19 及び表 3.18-20 に示す。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ボンベ）は，保管場所である 5 号炉原子炉建屋内から操作可能である。

(61-3)

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽は一部を，屋外に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等時における，屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表 3.18-21 に示す設計とする。

(61-3)

表 3.18-19　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置の想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	想定される温度，圧力，湿度及び放射線強度に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	5 号炉原子炉建屋に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的影響	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.18-20　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ボンベ），差圧計（対策本部），酸素濃度計（対策本部），二酸化炭素濃度計（対策本部）及び可搬型エリアモニタ（対策本部）の想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	想定される温度，圧力，湿度及び放射線強度に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重と組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，治具や輪留め等を用いることにより転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	5 号炉原子炉建屋に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.18-21　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽の
想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線強度に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

b）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）

待機場所の遮蔽，室内遮蔽，可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ），差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタは，5 号炉原子炉建屋に設置又は保管される設備であることから，想定される重大事故等時における 5 号炉原子炉建屋の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう設計する。環境条件及び荷重条件を，表 3.18-22 及び表 3.18-23 に示す。

(61-3)

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽の一部は，屋外に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等時における，屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の表 3.18-24 に示す設計とする。

(61-3)

表 3.18-22　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽の想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	想定される温度，圧力，湿度及び放射線強度に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	5 号炉原子炉建屋に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的影響	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.18-23　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機，　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ボンベ），酸素濃度計（待機場所），二酸化炭素濃度計（待機場所），差圧計（待機場所）及び可搬型エリアモニタ（待機場所）の想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	想定される温度，圧力，湿度及び放射線強度に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重と組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，治具や輪留め等を用いることにより転倒防止対策を行う。
風（台風）・積雪	5 号炉原子炉建屋に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.18-24　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽の想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線強度に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）・積雪	屋内で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性(設置許可基準規則第 43 条第 1 項二)

(ⅰ)要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ⅱ)適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

a）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）

対策本部の遮蔽及び高気密室は，重大事故等時においても設計基準対象施設として使用する場合と同様の設備構成にて使用可能な設計とし，重大事故等時において操作を不要とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型陽圧化空調機及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所陽圧化装置（空気ボンベ）は，保管場所である 5 号炉原子炉建屋内から操作可能である。

対策本部の可搬型陽圧化空調機は，仮設ダクトを高気密室の給気口に接続し，高気密室内へフィルタにより浄化した外気を供給することで陽圧化が可能な設計とする。本体の起動は，本体付属の電源スイッチの「入」操作により，容易かつ確実に「起動」可能な設計とする。

(61-3)

また，対策本部の外気取入送風機は仮設ダクトを用いて外気を直接，5 号炉原子炉建屋内に供給しプルーム通過後に可搬型陽圧化空調機の給気エリアとなる通路の雰囲気のパージを行うことができる設計とする。可搬型外気取入送風機は本体付属の電源スイッチの「入」操作により，容易かつ確実に「起動」操作を可能な設計とする。

(61-3)

対策本部の陽圧化装置（空気ボンベ）は結合金具等により，容易かつ確実に接続できる設計とする。空気ボンベの接続にあたっては，一般的に用いられる工具(スパナ等)を用いて，容易かつ確実に作業ができる設計とする。空気供給には，空気ボンベ元弁を開操作し，さらに高気密室内にて空気給気第一弁及び第二弁を開操作することにより供給可能な設計とする。

対策本部の二酸化炭素吸収装置は，高気密室内にて，本体に付属のスイッチ操作により容易かつ確実に「起動」を可能な設計とする。

差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタの操作は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）内において，付属の操作スイッチにより容易かつ確実に操作ができる設計とする。表 3.18-25 に操作対象機器を示す。

(61-3)

表 3.18-25　操作対象機器（対策本部）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
5 号炉中央制御室換気空調系（対策本部）給気口	閉止板取付け	5 号炉原子炉建屋地上 3 階高気密室	人力作業
5 号炉中央制御室換気空調系（対策本部）排気口	閉止板取付け	5 号炉原子炉建屋地上 3 階高気密室	人力作業
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機用高気密室給気口	閉止板取付け	5 号炉原子炉建屋地上 3 階高気密室	人力作業
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機	起動・停止	5 号炉原子炉建屋地上 3 階	スイッチ操作
差圧調整用排気弁（対策本部）（可搬型陽圧化空調機）	閉・開	5 号炉原子炉建屋地上 3 階高気密室	手動操作
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置空気ボンベ元弁	閉→開	5 号炉原子炉建屋地上 3 階	手動操作
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置空気給気第一弁	閉→開	5 号炉原子炉建屋地上 3 階高気密室	手動操作
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置空気給気第二弁	閉→開	5 号炉原子炉建屋地上 3 階高気密室	手動操作
差圧調整用排気弁（対策本部）（陽圧化装置）	閉・開	5 号炉原子炉建屋地上 3 階高気密室	手動操作
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)二酸化炭素吸収装置	起動・停止	5 号炉原子炉建屋地上 3 階高気密室	スイッチ操作

ｂ）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）

待機場所の遮蔽は，重大事故等時においても設計基準対象施設として使用する場合と同様の設備構成にて使用可能な設計とし，重大事故等時において操作を不要とする。

待機場所の可搬型陽圧化空調機は，仮設ダクトを待機場所の給気口に接続し，待機場所へフィルタにより浄化した外気を供給するとき陽圧化が可能な設計とする。本体の起動は，本体付属の電源スイッチの「入」操作により，「起動」可能な設計とする。

また，待機場所の可搬型陽圧化空調機はプルーム通過後に屋外から直接外気を取り入れる場合は，仮設ダクトを設置し，可搬型陽圧化空調機を接続した後，空調機の本体に付属の電源スイッチの「入」操作により，容易かつ確実に「起動」操作を可能な設計とする。

待機場所の陽圧化装置（空気ボンベ）は結合金具等により，容易かつ確実に接続できる設計とする。空気ボンベの接続にあたっては，一般的に用いられる工具(スパナ等)を用いて，容易かつ確実に作業ができる設計とする。空気供給は，空気ボンベ元弁を開操作し，さらに待機場所内にて空気給気第一弁及び第二弁を開操作することにより供給可能な設計とする。

(61-3)

差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタの操作は，待機場所内において，付属する一般的な操作スイッチにより容易かつ確実に操作ができる設計とする。

(61-3)

表 3.18-26 に操作対象機器を示す。

表 3.18-26　操作対象機器（待機場所）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
5 号炉中央制御室換気空調系（待機場所）給気口	閉止板取付け	5 号炉原子炉建屋地上 3 階待機場所	人力作業
5 号炉中央制御室換気空調系（待機場所）排気口	閉止板取付け	5 号炉原子炉建屋地上 3 階待機場所	人力作業
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機用待機場所給気口	閉止板取付け	5 号炉原子炉建屋地上 3 階待機場所	人力作業
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機	起動・停止	5 号炉原子炉建屋地上 3 階	スイッチ操作
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置空気ボンベ元弁	閉→開	5 号炉原子炉建屋地上 3 階，2 階	手動操作
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置空気給気第一弁	閉→開	5 号炉原子炉建屋地上 3 階待機場所	手動操作
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置空気給気第二弁	閉→開	5 号炉原子炉建屋地上 3 階待機場所	手動操作
差圧調整用排気弁（待機場所）（陽圧化装置）	閉・開	5 号炉原子炉建屋地上 3 階	手動操作

(3)試験及び検査(設置許可基準規則第 43 条第 1 項三)

(ⅰ)要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ⅱ)適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

a) 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）

対策本部の遮蔽及び高気密室は，表 3.18-27 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中において，外観検査が可能な設計とする。

対策本部の遮蔽は，外観検査として，機能・性能に影響を与えうる傷，割れ等の外観確認が可能な設計とする。

表 3.18-27　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽の検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観確認	遮蔽の傷，割れ等の外観の確認

対策本部の高気密室は，表 3.18-33 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中において，機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

対策本部の高気密室は，機能・性能試験として対策本部の可搬型陽圧化空調機陽圧化装置（空気ボンベ）の機能・性能試験と併せて，気密性の確認が可能な設計とする。

また，外観検査として，性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことについて外観確認を行うことが可能な設計とする

表 3.18-28　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	気密性の確認
	外観確認	構造部材，気密部材状態の外観の確認

対策本部の可搬型陽圧化空調機及び対策本部の可搬型外気取入送風機は，表3.18-29,30に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中において，機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

対策本部の可搬型陽圧化空調機は，機能・性能試験として，試運転による機能確認を行うことが可能な設計とする。対策本部の可搬型陽圧化空調機を高気密室に接続し，陽圧化した状態において高気密室内・外の差圧測定を行うことにより，気密性能の確認が可能な設計とする。

また，外観検査として，ブロワ及びダクトの外観に性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等が無いこと，及びフィルタの保管状態について外観確認を行える設計とする。

(61-5)

表3.18-29　5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	試運転による機能確認 気密性，陽圧化機能確認
	外観確認	ブロワ及びダクトの外観の確認 フィルタの保管状態の外観の確認

表3.18-30　5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	試運転による機能確認 気密性，陽圧化機能確認
	外観確認	ブロワ及びダクトの外観の確認

対策本部の陽圧化装置（空気ボンベ）は，表3.18-31に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

対策本部の陽圧化装置（空気ボンベ）は，性能・機能試験として，空気ボンベ残圧の確認可能な設計とする。

また，対策本部の陽圧化装置(空気ボンベ)を接続し，高気密室を陽圧化した状態において高気密室内・外の差圧測定を行うことにより，気密性能の確認が可能な設計とする。

表 3.18-31　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ボンベ）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	空気ボンベ残圧の確認
	外観確認	機器表面状態の外観の確認

二酸化炭素吸収装置は，表 3.18-32 に示すように機能・性能試験として，定格流量による循環運転（試運転）可能なことの確認及び吸収剤の性能確認を行うことが可能な設計とする。

また，外観検査として，目視により機器表面に性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等が無いこと，吸収剤の保管状態について外観確認が可能な設計とする。

(61-5)

表 3.18-32　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	試運転による機能確認 吸収剤の性能確認
	外観確認	機器表面状態の外観確認 吸収剤の保管状態の外観の確認

(61-5)

対策本部の差圧計は，表 3.18-33 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中において，機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

対策本部の差圧計は，機能・性能試験として，計器単品での点検・構成が可能であり，陽圧化機能確認時に合せて指示値の確認を行うことが可能な設計とする。

また，外観検査として，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等が無いことについて外観確認を行うことが可能な設計とする。

表 3.18-33　差圧計（対策本部）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	陽圧化機能確認時の性能検査
	外観確認	機器表面状態の外観の確認

対策本部の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，表 3.18-34 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中において，機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

対策本部の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，機能・性能試験として校正ガスによる指示値の確認を行うことが可能な設計とする。

また，外観検査として，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等が無いことについて外観確認が可能な設計とする。

(61-5)

表 3.18-34　酸素濃度計（対策本部），二酸化炭素濃度計（対策本部）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	校正ガスによる性能検査
	外観確認	機器表面状態の外観の確認

対策本部の可搬型エリアモニタは，表 3.18-35 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中において，機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

対策本部の可搬型エリアモニタは，機能・性能試験として，線源による校正が可能な設計とする。

また，外観検査として，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等が無いことについて外観確認が可能な設計とする。

(61-5)

表 3.18-35　可搬型エリアモニタ（対策本部）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	線源による校正
	外観確認	機器表面状態の外観の確認

b）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）

待機場所の遮蔽及び室内遮蔽は，表 3.18-36 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中において，外観検査が可能な設計とする。

待機場所の遮蔽及び室内遮蔽は，外観検査として，目視により機能・性能に影響を与えうる傷，割れ等の外観確認が可能な設計とする。

表 3.18-36　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽の検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観確認	遮蔽の傷，割れ等の外観の確認

待機場所の可搬型陽圧化空調機は，表 3.18-37 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中において，機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

待機場所の可搬型陽圧化空調機は，機能・性能試験として，試運転による機能確認を行うことが可能な設計とする。また，可搬型陽圧化空調機を待機場所に接続し，待機場所を陽圧化した状態において待機場所内・外の差圧測定を行うことにより，気密性能確認が可能な設計とする。

また，外観検査として，ブロワ及びダクトの外観に性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等が無いこと，及びフィルタの保管状態について外観確認を行える設計とする。

(61-5)

表 3.18-37　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	試運転による機能確認 気密性，陽圧化機能確認
	外観確認	ブロワ及びダクトの外観の確認 フィルタの保管状態の外観の確認

待機場所の陽圧化装置（空気ボンベ）は，表 3.18-38 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能検査及び外観検査が可能な設計とする。

待機場所の陽圧化装置（空気ボンベ）は，空気ボンベ残圧の確認により空気ボンベ容量を確認可能な設計とする。待機場所は，発電用原子炉の運転中又は停止中において，機能・性能確認として，待機場所の空調バウンダリを陽圧化した状態において待機場所内・外の差圧測定を行うことにより，気密性能確認が可能な設計とする。

また，外観の確認として，性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等が無いことについて外観確認が行える設計とする。

表 3.18-38　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ボンベ）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	空気ボンベ残圧 気密性，陽圧化機能確認
	外観確認	機器表面状態の外観の確認

待機場所の差圧計は，表 3.18-39 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中において，機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

待機場所の差圧計は，機能・性能試験として計器単品での点検・構成が可能であり，また，陽圧化機能確認時に合せて指示値の確認を行うことが可能な設計とする。

また，外観検査として，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等が無いことについて外観確認を行うことが可能な設計とする。

表 3.18-39　差圧計（待機場所）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	陽圧化機能確認時の性能検査
	外観確認	機器表面状態の外観の確認

待機場所の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，表 3.18-40 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中において，機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

待機場所の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，機能・性能試験として校正ガスによる指示値等の確認を行うことが可能な設計とする。

また，外観検査として，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等が無いことについて外観確認が可能な設計とする。

(61-5)

表 3.18-40　酸素濃度計（待機場所），二酸化炭素濃度計（待機場所）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	校正ガスによる性能検査
	外観確認	機器表面状態の外観の確認

待機場所可搬型エリアモニタは，表 3.18-41 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中において，機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

機能・性能試験として線源による校正が可能な設計とする。

また，外観検査として，目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等が無いことについて外観確認が可能な設計とする。

(61-5)

表 3.18-41　可搬型エリアモニタ（待機場所）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	線源による校正
	外観確認	機器表面状態の外観の確認

(4)切替の容易性(設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)

(ⅰ)要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切替えられる機能を備えるものであること。

(ⅱ)適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

a) 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽及び高気密室は，遮断以外の用途として使用することはなく，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の使用にあたり切り替えせずに使用できる設計とする。

対策本部の可搬型陽圧化空調機，可搬型外気取入送風機，陽圧化装置（空気ボンベ），二酸化炭素吸収装置，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，差圧計及び可搬型エリアモニタは，本来の用途以外には使用しない設計とし，対策本部の使用にあたり切替えせずに使用できる設計とする。

また，対策本部の可搬型陽圧化空調機による対策本部高気密室の陽圧化から，陽圧化装置(空気ボンベ)による陽圧化への切替えは，陽圧化装置の弁開操作，可搬型陽圧化空調機の仮設ダクトの切離し，高気密室給気口の閉止板取付け及び，差圧制御用排気弁の切替えにより容易かつ確実に実施できる設計とする。

本切替えは，対策本部高気密室内で全て操作可能な設計とすることにより，可搬型エリアモニタの警報発生後速やかに実施可能な設計とする。

対策本部の可搬型エリアモニタの警報発生から切替え操作完了までの所要時間は，陽圧化装置による陽圧化開始(給気第一／第二弁の開操作)を 1 分以内，陽圧化状態の確認完了(高気密室内・外差圧確認)を約 2 分以内に実施可能な設計とする。

(61-4)

対策本部の可搬型陽圧化空調機起動手順のタイムチャートを図 3.18-12 に，可搬型陽圧化空調機停止，及び，陽圧化装置（空気ボンベ）起動手順のタイムチャートを図 3.18-13 に示す。

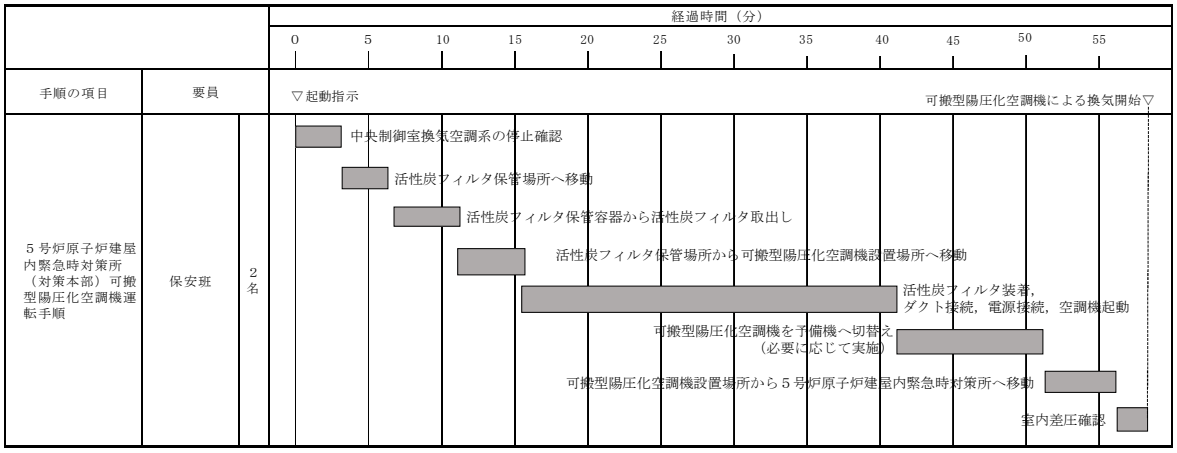


図 3.18-12　５号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機起動手順のタイムチャート*

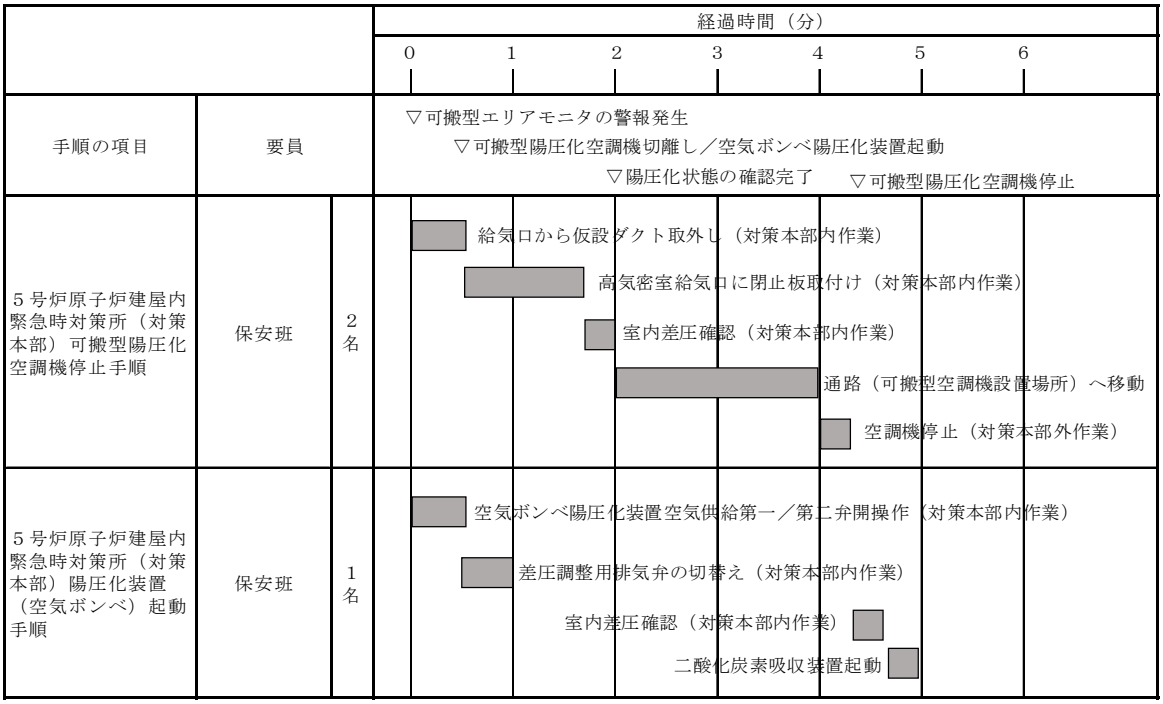


図 3.18-13　５号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機停止，及び，５号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ボンベ）空気供給手順のタイムチャート*

＊：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について（個別手順）の 1.18 で示すタイムチャート

b）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽は，遮断以外の用途として使用することはなく，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）の使用にあたり切替えせずに使用できる設計とする。

待機場所の可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ），差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタは，本来の用途以外の用途には使用しない設計とし，待機場所の使用にあたり切替えせずに使用できる設計とする。

また，待機場所の可搬型陽圧化空調機による待機場所の空調バウンダリの陽圧化から，陽圧化装置（空気ボンベ）による陽圧化への切替えは，陽圧化装置の弁開操作，可搬型陽圧化空調機仮設ダクトの切離し，空調バウンダリの給気口の閉止板取付けにより実施可能な設計とする。

本切替えは，待機場所内で全て操作可能な設計とすることにより，可搬型エリアモニタの警報発生後速やかに実施可能な設計とする。

待機場所の可搬型エリアモニタの警報発生から切替え操作完了までの所要時間は，陽圧化装置による陽圧化開始（給気第一／第二弁の開操作）を 1 分以内，陽圧化状態の確認完了（待機場所内・外の差圧確認）を約 2 分以内に実施可能な設計とする。

(61-4)

待機場所の可搬型陽圧化空調機の起動手順のタイムチャートを図 3.18-14 に，可搬型陽圧化空調機停止，及び，陽圧化装置（空気ボンベ）起動手順のタイムチャートを図 3.18-15 に示す。

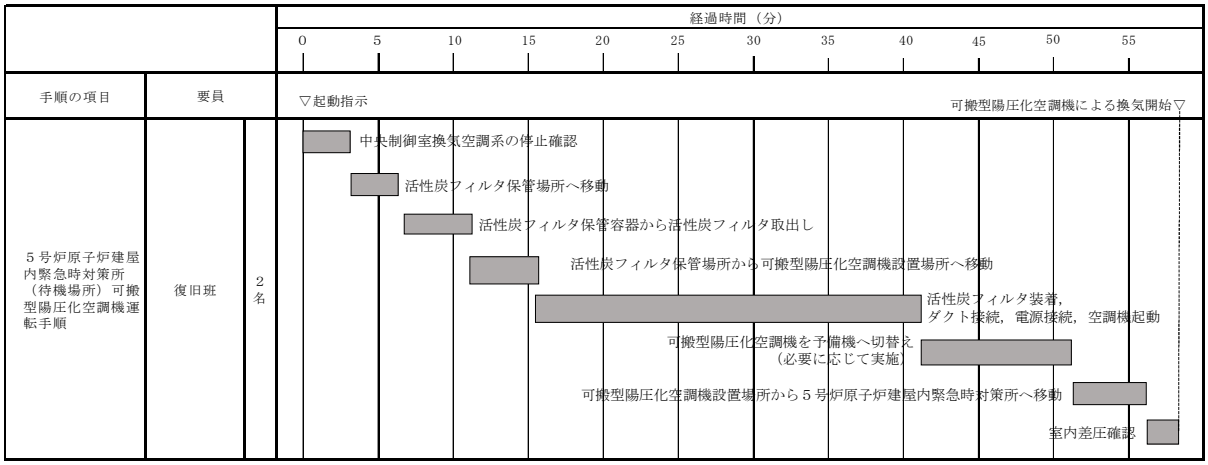


図 3.18-14　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機起動手順のタイムチャート*

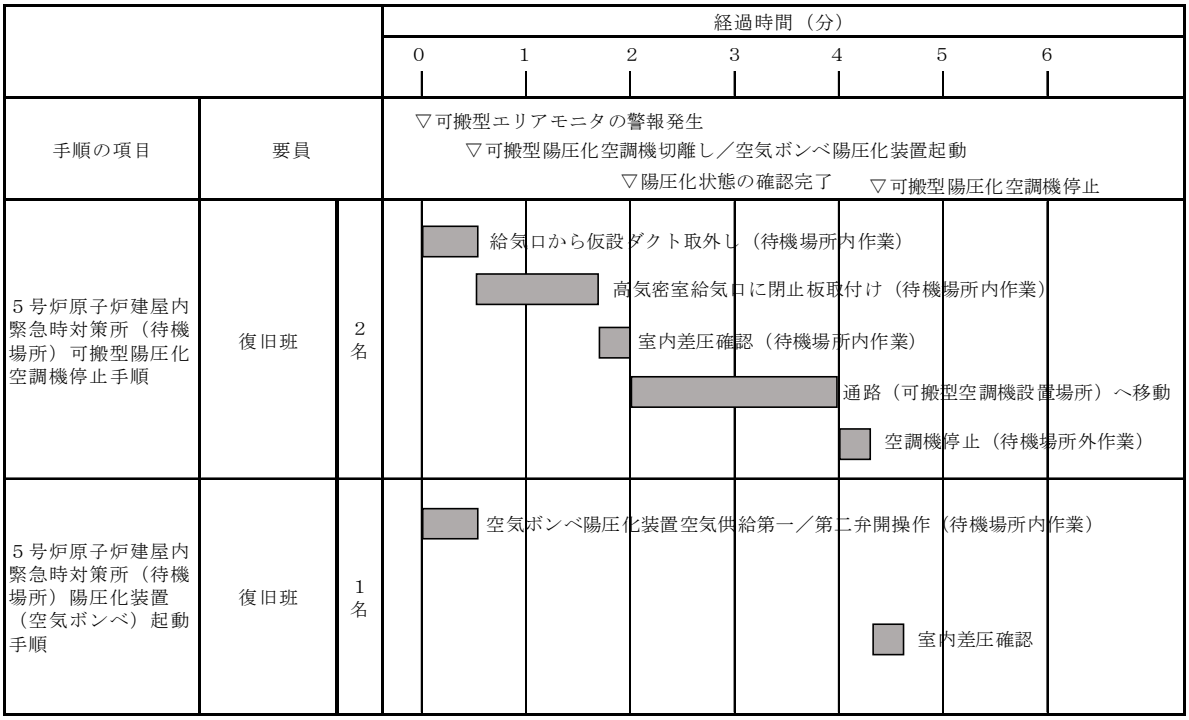


図 3.18-15　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機停止，及び，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ボンベ）空気供給手順のタイムチャート*

＊:「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について(個別手順)の 1.18 で示すタイムチャート

(5)悪影響の防止(設置許可基準規則第 43 条第 1 項五)

(ⅰ)要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ⅱ)適合性

基本方針については,「2.3.1　多様性,位置的分散,悪影響防止等」に示す。

a) 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)遮蔽は,5 号炉原子炉建屋と一体のコンクリート又は鉛の構造物とし,倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

対策本部の高気密室,可搬型陽圧化空調機,可搬型外気取入送風機,陽圧化装置(空気ボンベ),二酸化炭素吸収装置,差圧計,酸素濃度計,二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタは,他の設備から独立して単独で使用可能なことにより,他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また,対策本部の可搬型陽圧化空調機,可搬型外気取入送風機及び二酸化炭素吸収装置のブロワの羽根は回転軸との一体型であるが,運転中に羽根が破損したとしても,羽根がケーシング内にとどまり,飛散しない設計とする。

対策本部の可搬型陽圧化空調機,可搬型外気取入送風機,陽圧化装置(空気ボンベ),二酸化炭素吸収装置,差圧計,酸素濃度計,二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタは,固定することにより他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

(61-3)

b) 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)遮蔽は,5 号炉原子炉建屋と一体のコンクリート又は鉛の構造物とし,倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また,5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所)室内遮蔽は,5 号炉原子炉建屋床に固定して設置することで倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

待機場所の可搬型陽圧化空調機,陽圧化装置(空気ボンベ),差圧計,酸素濃度計,二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタは,他の設備から独立して単独で使用可能なことにより,他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また,可搬型陽圧化空調機のブロワの羽根は回転軸との一体型であるが,運転中に羽根が破損したとしても,羽根がケーシング内にとどまり,飛散しない設計とする。

待機場所の可搬型陽圧化空調機,陽圧化装置(空気ボンベ),差圧計,酸素濃度計,二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタは,固定することにより他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

(6)設置場所(設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)

(ⅰ)要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ⅱ)適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

ａ）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽は，5 号炉原子炉建屋と一体のコンクリート又は鉛の構造物であり，重大事故等時に操作及び作業を必要としない設計とする。

また，高気密室は 5 号炉原子炉建屋床に固定して設置することで，重大事故時に操作及び作業を必要としない設計とする。

対策本部の高気密室可搬型陽圧化空調機，可搬型外気取入送風機，陽圧化装置（空気ボンベ），二酸化炭素吸収装置，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，差圧計及び可搬型エリアモニタは，放射線量が高くなるおそれが少ない 5 号炉原子炉建屋内に設置場所又は保管し，設置又は保管場所で操作可能な設計とする。表 3.18-42 に操作対象機器を示す。

(61-3)

表 3.18-42　操作対象機器設置場所（対策本部）

機器名称	設置場所	操作場所
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽	5 号炉原子炉建屋地上 3 階，屋上	（操作不要）
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）高気密室	5 号炉原子炉建屋地上 3 階，屋上	（操作不要）
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機	5 号炉原子炉建屋地上 3 階	5 号炉原子炉建屋地上 3 階
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機	5 号炉原子炉建屋地上 3 階	5 号炉原子炉建屋地上 3 階
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ボンベ）	5 号炉原子炉建屋地上 3 階	5 号炉原子炉建屋地上 3 階
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置	5 号炉原子炉建屋地上 3 階高気密室	5 号炉原子炉建屋地上 3 階高気密室
差圧計（対策本部）	5 号炉原子炉建屋地上 3 階高気密室	5 号炉原子炉建屋地上 3 階高気密室
酸素濃度計（対策本部）	5 号炉原子炉建屋地上 3 階高気密室	5 号炉原子炉建屋地上 3 階高気密室
二酸化炭素濃度計（対策本部）	5 号炉原子炉建屋地上 3 階高気密室	5 号炉原子炉建屋地上 3 階高気密室
可搬型エリアモニタ（対策本部）	5 号炉原子炉建屋地上 3 階高気密室	5 号炉原子炉建屋地上 3 階高気密室

ｂ）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽は，5 号炉原子炉建屋と一体のコンクリート又は鉛の構造物であり，重大事故等時に操作及び作業を必要としない設計とする。また，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）室内遮蔽は，5 号炉原子炉建屋床に固定して設置することで重大事故時に操作及び作業を必要としない設計とする。

待機場所の可搬型陽圧化空調機，5 号炉原子炉陽圧化装置（空気ボンベ），差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタは，通常時に放射線量が高くなるおそれが少ない5 号炉原子炉建屋内の対策本部に設置又は保管してあるものを，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の立ち上げ時に人力にて待機場所に運搬のうえ使用する設計とし，設置場所又は保管場所で操作可能な設計とする。表 3.18-43 に操作対象機器を示す。

(61-3)

表 3.18-43　操作対象機器設置場所（待機場所）

機器名称	設置場所	操作場所
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽	5 号炉原子炉建屋地上 3 階，屋上	（操作不要）
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所） 室内遮蔽	5 号炉原子炉建屋地上 3 階待機場所	（操作不要）
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機	5 号炉原子炉建屋地上 3 階	5 号炉原子炉建屋地上 3 階
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ボンベ）	5 号炉原子炉建屋地上 3 階，2 階	5 号炉原子炉建屋地上 3 階，2 階
差圧計（待機場所）	5 号炉原子炉建屋地上 3 階待機場所	5 号炉原子炉建屋地上 3 階待機場所
酸素濃度計（待機場所）	5 号炉原子炉建屋地上 3 階対策本部	5 号炉原子炉建屋地上 3 階待機場所
二酸化炭素濃度計（待機場所）	5 号炉原子炉建屋地上 3 階対策本部	5 号炉原子炉建屋地上 3 階待機場所
可搬型エリアモニタ（待機場所）	5 号炉原子炉建屋地上 3 階対策本部	5 号炉原子炉建屋地上 3 階待機場所

3.18.2.3.3.2　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1)容量(設置許可基準規則第 43 条第 2 項一)

(ⅰ)要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ⅱ)適合性

基本方針については,「2.3.2　容量等」に示す。

ａ）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽は，重大事故等が発生した場合において，対策本部の高気密室，二酸化炭素吸収装置及び他の常設設備の機能とあいまって，対策要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

対策本部の二酸化炭素吸収装置は，重大事故等が発生した場合において，陽圧化装置（空気ボンベ）により高気密室を陽圧化する場合において，対策要員が二酸化炭素増加により窒息することを防止可能な十分な二酸化炭素吸収剤量を確保可能な設計とする。保有数は 1 台設置することに加え，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップとして 1 台設置する設計とする。

(61-6)

ｂ）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）

待機場所の遮蔽及び室内遮蔽は，重大事故等が発生した場合において，可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置（空気ボンベ）の機能とあいまって，対策要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とするものを一式設置する。

(61-6)

(2)共用の禁止(設置許可基準規則第 43 条第 2 項二)

(ⅰ)要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

(ⅱ)適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

ａ）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）

対策本部の遮蔽，高気密室及び二酸化炭素吸収装置は，6 号及び 7 号炉で共用することで，対策活動に必要なスペース，居住性，電源設備，必要な情報及び通信連絡設備を共有し，総合的な管理(事故処置を含む)を行うことにより，安全性の向上を図ることができることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。

(61-3)

ｂ）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）

待機場所の遮蔽及び室内遮蔽は，6 号及び 7 号炉で共用することで，対策活動に必要なスペース，居住性及び通信連絡設備を共有し，総合的な管理（事故処置を含む）を行うことにより，安全性の向上を図ることができることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。

(61-3)

(3)設計基準事故対処設備との多様性(設置許可基準規則第 43 条第 2 項三)

(ⅰ)要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

(ⅱ)適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

ａ）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）

対策本部の遮蔽，高気密室及び二酸化炭素吸収装置は，設計基準事故対処設備である 6 号及び 7 号炉中央制御室遮蔽と 100m 以上の離隔距離を確保した位置的分散を図り，共通要因により同時に機能が損なわれることのない設計とする。

(61-3)

ｂ）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）

待機場所の遮蔽及び室内遮蔽は，設計基準事故対処設備である 6 号及び 7 号炉中央制御室遮蔽と 100m 以上の離隔距離を確保した位置的分散を図り，共通要因により同時に機能が損なわれることのない設計とする。

(61-3)

3.18.2.3.3.3　設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1)容量(設置許可基準規則第 43 条第 3 項一)

(ⅰ)要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

(ⅱ)適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

a）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）

対策本部の可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置(空気ボンベ)は，重大事故等が発生した場合において，対策要員の放射性被ばくを低減及び防止するとともに高気密室内の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換気容量を有する設計とする。可搬型陽圧化空調機の保有数は 1 台保管することに加え，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップとして 1 台保有する設計とする。また，陽圧化装置(空気ボンベ)の保有数は 123 本保管することに加え，必要な余裕を考慮した設計とする。

対策本部の差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び対策本部内の居住環境の基準値を上回る範囲を測定できるものを 1 個使用する。保有数は，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 個を加えた合計 2 個を分散して保管する設計とする。

可搬型エリアモニタ（対策本部）は，対策本部内の放射線量の測定が可能な測定範囲を持つものを 1 個使用する。保有数は，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 個を加えた合計 2 個を保管する設計とする。

(61-6)

b）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）

待機場所の可搬型陽圧化空調機及び陽圧化装置(空気ボンベ)は，重大事故等が発生した場合において，対策要員の放射性被ばくを低減及び防止するとともに待機場所内の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換気容量を有する設計とする。可搬型陽圧化空調機の保有数は 2 台保管することに加え，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップとして 1 台保有する設計とする。また，陽圧化装置(空気ボンベ)の保有数は 1792 本保管することに加え，必要な余裕を考慮した設計とする。

待機場所の差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び待機場所内の居住環境の基準値を上回る範囲を測定できるものを 1 個使用する。保有数は，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 個を加えた合計 2 個を分散して保管する設計とする。

可搬型エリアモニタ（待機場所）は，待機場所内の放射線量の測定が可能な測定範囲を持つものを 1 個使用する。保有数は，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 個を加えた合計 2 個を保管する設計とする。

(61-6)

(2)確実な接続(設置許可基準規則第 43 条第 3 項二)

(ⅰ)要求事項

常設設備(発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。)と接続するものにあっては，当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ，かつ，二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう，接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ⅱ)適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

ａ) 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）

対策本部の可搬型陽圧化空調機及び可搬型外気取入送風機との接続口は，簡便な接続とし一般的な工具で容易かつ確実に接続できる設計とする

酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，差圧計及び可搬型エリアモニタは，他の設備から独立して単独で使用可能なことにより，使用のための接続を伴わない設計とする。

陽圧化装置(空気ボンベ)は設置場所及び対策本部での弁の手動操作により速やかに対策本部の高気密室を陽圧化できる設計とする。

(61-4)

ｂ) 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）

待機場所の可搬型陽圧化空調機の接続口は，簡便な接続とし，一般的な工具で容易かつ確実に接続できる設計とする。

待機場所の差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタは，他の設備から独立して単独で使用可能なことにより，使用のための接続を伴わない設計とする。

(61-4)

(3)複数の接続口(設置許可基準規則第 43 条第 3 項三)

(ⅰ)要求事項

常設設備と接続するものにあっては，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，可搬型重大事故等対処設備(原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。)の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ⅱ)適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

a）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）

対策本部の可搬型陽圧化空調機，可搬型外気取入送風機，陽圧化装置（空気ボンベ），差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタは，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）に該当しないことから，対象外とする。

b）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）

待機場所の可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ），差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタ（待機場所）は，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）に該当しないことから，対象外とする。

(4)設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

(ⅰ)要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ⅱ)適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

a）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）

対策本部の可搬型陽圧化空調機，可搬型外気取入送風機，陽圧化装置（空気ボンベ），差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタは，5 号炉原子炉建屋内に保管し，保管場所での操作可能な設計とする。

(61-3)

b）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）

待機場所の可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ），差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタは，5 号炉原子炉建屋内に保管し，保管場所での操作可能な設計とする。

(61-3)

(5)保管場所(設置許可基準規則第 43 条第 3 項五)

(ⅰ)要求事項

地震，津波その他の自然現象及び外部人為事象，又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

(ⅱ)適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

ａ）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）

対策本部の可搬型陽圧化空調機，可搬型外気取入送風機，陽圧化装置（空気ボンベ），差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタ（対策本部）は，風(台風)，竜巻，低温（凍結），降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機墜落火災），有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害に対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた5号炉原子炉建屋内に保管する設計とする。

(61-3)

ｂ）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）

待機場所の可搬型陽圧化空調機，陽圧化装置（空気ボンベ），差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタ（待機場所）は，風(台風)，竜巻，低温（凍結），降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機墜落火災），有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害に対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた5号炉原子炉建屋内に保管する設計とする。

(61-3)

(6)アクセスルートの確保(設置許可基準規則第 43 条第 3 項六)

(ⅰ)要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

(ⅱ)適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

ａ）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）

対策本部の可搬型陽圧化空調機，可搬型外気取入送風機は，保管場所及び使用場所が対策本部近傍のため，重大事故等が発生した場合においても確実なアクセスが可能な設計とする。

陽圧化装置（空気ボンベ）は，自然現象として考慮する津波，風(台風)，竜巻，低温（凍結），積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象による影響及び外部人為事象として考慮する火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機墜落火災），有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害に対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた5号炉原子炉建屋内に保管することで確実なアクセスが可能な設計とする。

差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタは，保管場所及び使用場所が対策本部内であるため，重大事故等が発生した場合においても確実なアクセスが可能な設計とする。

(61-3)

ｂ）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）

待機場所の可搬型陽圧化空調機は，保管場所及び使用場所が待機場所近傍のため，重大事故等が発生した場合においても確実なアクセスが可能な設計とする。

陽圧化装置（空気ボンベ）は，自然現象として考慮する津波，風(台風)，竜巻，低温（凍結），積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象による影響及び外部人為事象として考慮する火災・爆発（森林火災，近隣工場等の火災・爆発，航空機墜落火災），有毒ガス，船舶の衝突及び電磁的障害に対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた5号炉原子炉建屋内に保管することで確実なアクセスが可能な設計とする。

差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタは，保管場所は対策本部で使用場所が待機場所内であるため，重大事故等が発生した場合においても確実なアクセスが可能な設計とする。

(61-3)

(7)設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性(設置許可基準規則第 43 条第 3 項七)

(ⅰ)要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

(ⅱ)適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

ａ）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）

対策本部の可搬型陽圧化空調機，可搬型外気取入送風機及び陽圧化装置（空気ボンベ）は，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた 5 号炉原子炉建屋内に保管するとともに，設計基準対象施設である 6 号及び 7 号炉中央制御室換気空調設備と 100m 以上の離隔距離を確保した位置的分散を図り，同時に機能が損なわれることのない設計とする。

対策本部の差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタは，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた 5 号炉原子炉建屋に保管する設計とする。

(61-3)

ｂ）5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）

待機場所の陽圧化装置（空気ボンベ）は，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた 5 号炉原子炉建屋内に保管するとともに，設計基準対象施設である 6 号及び 7 号炉中央制御室換気空調設備と 100m 以上の離隔距離を確保した位置的分散を図り，同時に機能が損なわれることのない設計とする。

待機場所の差圧計，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計及び可搬型エリアモニタは，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた 5 号炉原子炉建屋内に保管する設計とする。

(61-3)

3.19　通信連絡を行うために必要な設備【62 条】

【設置許可基準規則】
（通信連絡を行うために必要な設備）
第六十二条　発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けなければならない。

（解釈）
１　第６２条に規定する「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
ａ）通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。

3.19.1　設置許可基準規則第 62 条への適合方針

重大事故等が発生した場合において，発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備を設置又は保管する。

(1)　発電所内の通信連絡を行うための設備

重大事故等が発生した場合において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備（発電所内），5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送できる安全パラメータ表示システム（SPDS）及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有するための通信連絡設備（発電所内）を設ける。

(i)　通信連絡設備(発電所内)　　(設置許可基準解釈の第 1 項 a))

重大事故等が発生した場合において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備（発電所内）として，衛星電話設備，無線連絡設備，携帯型音声呼出電話設備及び 5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンを設置又は保管する設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（可搬型）及び無線連絡設備のうち無線連絡設備（可搬型）は，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管する設計とする。

携帯型音声呼出電話設備は，中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管する設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（常設）及び無線連絡設備のうち無線連絡設備（常設）は，中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し，屋外に設置したアンテナと接続することにより，屋内で使用できる設計とする。また，衛星電話設備及び無線連絡設備のうち中央制御室内に設置する衛星電話設備（常設）及び無線連絡設備（常設）は，中央制御室待避室においても使用できる設計とする。

5号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，5号炉原子炉建屋屋外，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内及び5号炉中央制御室内に設置する設計とする。

衛星電話設備及び無線連絡設備のうち中央制御室内に設置する衛星電話設備（常設）及び無線連絡設備（常設）は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

衛星電話設備及び無線連絡設備のうち 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（常設）及び無線連絡設備（常設）は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。

5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。

衛星電話設備のうち衛星電話設備（可搬型），無線連絡設備のうち無線連絡設備（可搬型）及び携帯型音声呼出電話設備は，充電式電池又は乾電池を使用

する設計とする。

充電式電池を用いるものについては，別の端末若しくは予備の充電式電池と交換することにより７日間以上継続して通話を可能とし，使用後の充電式電池は，中央制御室又は５号炉原子炉建屋内緊急時対策所の電源から充電することができる設計とする。

また，乾電池を用いるものについては，予備の乾電池と交換することにより，７日間以上継続して通話ができる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・衛星電話設備（常設）（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するものは6号及び7号炉共用）
・衛星電話設備（可搬型）（6号及び7号炉共用）
・無線連絡設備（常設）（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するものは6号及び7号炉共用）
・無線連絡設備（可搬型）（6号及び7号炉共用）
・携帯型音声呼出電話設備（携帯型音声呼出電話機）（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するものは6号及び7号炉共用）
・5号炉屋外緊急連絡用インターフォン（6号及び7号炉共用）
・常設代替交流電源設備（6号及び7号炉共用）
（第一ガスタービン発電機）（3.14 電源設備【57条】）
・可搬型代替交流電源設備（6号及び7号炉共用）
（電源車）（3.14 電源設備【57条】）
・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（6号及び7号炉共用）
（3.18 緊急時対策所【61条】）

常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）については，「3.14 電源設備」に記載する。

可搬型代替交流電源設備（電源車）については，「3.14 電源設備」に記載する。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は「3.18 緊急時対策所」に記載する。

その他，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

(ii) 安全パラメータ表示システム（SPDS）　（設置許可基準解釈の第１項ａ））

５号炉原子炉建屋内緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送するための設備として，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置で構成する安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置する設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置は，コントロール建屋内に設置し，緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置は，５号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置は，非常用交流電源設備に加えて，全交流動力電源が喪失した場合においても，代替電源設備である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・安全パラメータ表示システム（SPDS）
（データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置）
（緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置は6号及び7号炉共用）
・常設代替交流電源設備（6号及び7号炉共用）
（第一ガスタービン発電機）（3.14 電源設備【57条】）
・可搬型代替交流電源設備（6号及び7号炉共用）
（電源車）（3.14 電源設備【57条】）
・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（6号及び7号炉共用）
（3.18 緊急時対策所【61条】）

常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）については，「3.14 電源設備」に記載する。

可搬型代替交流電源設備（電源車）については，「3.14 電源設備」に記載する。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は「3.18 緊急時対策所」に記載する。

その他，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

（iii） 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所内）

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所内）は，「3.19.1　設置許可基準規則第 62 条への適合方針（1）発電所内の通信連絡を行うための設備（ｉ）通信連絡設備（発電所内）」と同じである。

(2) 発電所外との通信連絡を行うための設備

重大事故等が発生した場合において，発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備（発電所外），発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できるデータ伝送設備及び計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有するための通信連絡設備（発電所外）を設ける。

（i） 通信連絡設備(発電所外)　　（設置許可基準解釈の第 1 項ａ））

重大事故等が発生した場合において，発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備（発電所外）として，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を設置又は保管する設計とする。

衛星電話設備は,「3.19.1　設置許可基準規則第 62 条への適合方針　(1) 発電所内の通信連絡を行うための設備（ｉ）通信連絡設備（発電所内)」と同じである。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は,5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する設計とする。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は，非常用交流電源設備に加えて,全交流動力電源が喪失した場合においても,代替電源設備である 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・衛星電話設備（常設）(5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するものは6号及び7号炉共用)
・衛星電話設備（可搬型）(6号及び7号炉共用)
・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備
(テレビ会議システム，IP-電話機，IP-FAX) (6号及び7号炉共用)
・常設代替交流電源設備（6号及び7号炉共用)
(第一ガスタービン発電機) (3.14 電源設備【57条】)
・可搬型代替交流電源設備（6号及び7号炉共用)
(電源車) (3.14 電源設備【57条】)
・5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（6号及び7号炉共用)
(3.18 緊急時対策所【61条】)

常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）については,「3.14 電源設備」に記載する。

可搬型代替交流電源設備（電源車）については,「3.14 電源設備」に記載する。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は「3.18 緊急時対策所」に記載する。

その他，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

(ii) データ伝送設備　(設置許可基準解釈の第 1 項ａ))

重大事故等が発生した場合において,発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる設備として，緊急時対策支援システム伝送装置で構成するデータ伝送設備を設置する設計とする。

データ伝送設備は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する設計とする。なお，データ伝送設備を構成する緊急時対策支援システム伝送装置は,「3.19.1　設置許可基準規則第 62 条への適合方針（１）発電所内の通信連絡を行うための設備（ⅱ）安全パラメータ表示システム（SPDS)」と同じである。

(iii) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所外）

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する通信連絡設備（発電所外）は,「3.19.1　設置許可基準規則第 62 条への適合方針 (2) 発電所外との通信連絡を行うための設備（ｉ）通信連絡設備（発電所外)」と同じである。

(3) 自主対策設備

重大事故等が発生した場合において，発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための自主対策設備として，以下を整備する。

（ⅰ）送受話器（警報装置を含む。），電力保安通信用電話設備

中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋，タービン建屋等の建屋内外各所の者への必要な操作，作業又は退避の指示等の連絡を行うことができる通信連絡設備として，送受話器（警報装置を含む。）及び電力保安通信用電話設備を設ける。

（ⅱ）テレビ会議システム，専用電話設備，衛星電話設備（社内向）

発電所外の本社，自治体，その他関係機関等の必要箇所へ事故の発生等に係る連絡を音声等により行うことができる通信連絡設備として，テレビ会議システム，専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）を設ける。

3.19.2　重大事故等対処設備

3.19.2.1　発電所内の通信連絡を行うための設備

3.19.2.1.1　設備概要

通信連絡設備（発電所内）は，重大事故等が発生した場合において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うことを目的として設置するものである。

通信連絡設備（発電所内）は，携帯型音声呼出電話設備，無線連絡設備，衛星電話設備及び5号炉屋外緊急連絡用インターフォンにより構成する。

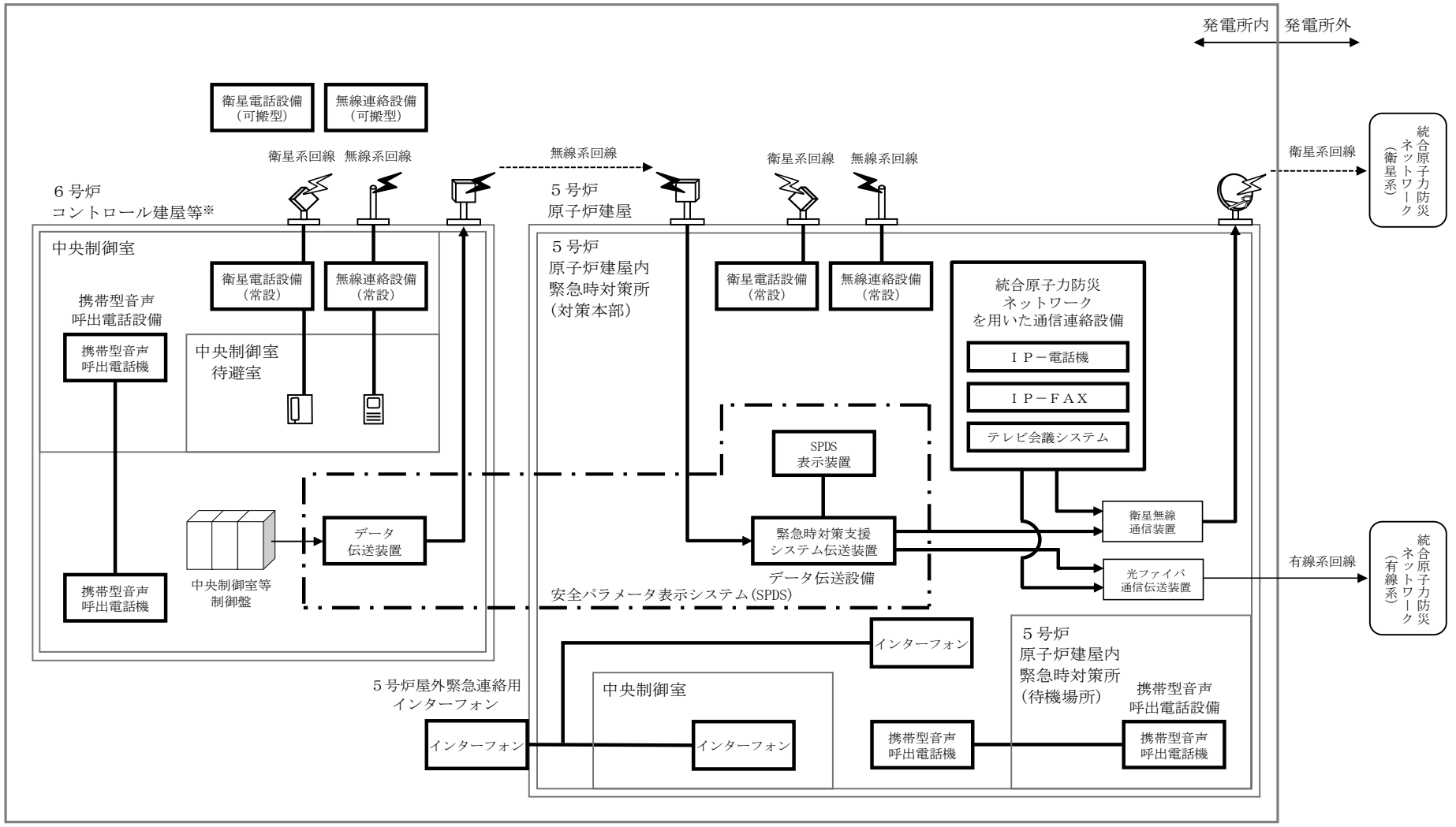
安全パラメータ表示システム（SPDS）は，重大事故等に対処するために，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所へデータを伝送することを目的として設置するものである。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は，データ伝送装置，緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDS表示装置により構成する。

通信連絡設備全体の系統概要図を図3.19-1，通信連絡設備に関する重大事故等対処設備一覧（発電所内の通信連絡）を表3.19-1に示す。

可搬設備である携帯型音声呼出電話設備，無線連絡設備（可搬型）及び衛星電話設備（可搬型）は，保管場所から運搬し，人が携行して使用又は設置する設備であり，簡便な接続及び操作スイッチにより，確実に操作が可能な設計とする。

常設設備である無線連絡設備（常設），衛星電話設備（常設），5号炉屋外緊急連絡用インターフォン及び安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS表示装置は，操作スイッチにより，確実に操作が可能な設計とする。



※：７号炉も同様

図 3.19-1　通信連絡設備の系統概要図

・電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」及び「3.18 緊急時対策所（設置許可基準規則第 61 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

表 3.19-1　通信連絡設備に関する重大事故等対処設備一覧（発電所内の通信連絡）

設備区分	設備名
主要設備	① 携帯型音声呼出電話設備【可搬】 ②無線連絡設備（常設）【常設】 ③無線連絡設備（可搬型）【可搬】 ④衛星電話設備（常設）【常設】 ⑤衛星電話設備（可搬型）【可搬】 ⑥安全パラメータ表示システム（SPDS）【常設】 ⑦5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン【常設】
附属設備	－
水源（水源に関する流路，電源設備を含む）	－
流路 （伝送路）	無線連絡設備（屋外アンテナ）【常設】② 衛星電話設備（屋外アンテナ）【常設】④ 無線通信装置【常設】⑥ 有線（建屋内）【常設】①②④⑥⑦
注水先	－
電源設備※1	常設代替交流電源設備②④⑥ 第一ガスタービン発電機【常設】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（16kL）【可搬】 第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備②④⑥ 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 タンクローリ（4kL）【可搬】 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備【可搬】②～⑦ 可搬ケーブル【可搬】②～⑦ 負荷変圧器【常設】②～⑦ 交流分電盤【常設】②～⑦ 燃料補給設備 軽油タンク【常設】②～⑦ タンクローリ（4kL）【可搬】②～⑦
計装設備	－

※1：単線結線図を補足説明資料 62-2 に示す。
電源設備のうち，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び燃料補給設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。また，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備，可搬ケーブル，負荷変圧器及び交流分電盤については「3.18 緊急時対策所（設置許可基準規則第 61 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.19.2.1.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1)携帯型音声呼出電話設備（6 号及び 7 号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・緊急時対策所

設備名　　：携帯型音声呼出電話機
使用回線　：有線系回線
個数　　：１式
使用場所　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）
保管場所　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

(2)携帯型音声呼出電話設備

設備名　　：携帯型音声呼出電話機
使用回線　：有線系回線
個数　　：１式
使用場所　：原子炉建屋地下 3 階及び地下 1 階，地上 1 階
　　コントロール建屋地上 2 階,地下 1 階(6 号炉のみ)
保管場所　：コントロール建屋地上 2 階（中央制御室）

(3)無線連絡設備（6 号及び 7 号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・緊急時対策所

設備名　　：無線連絡設備（常設）
使用回線　：無線系回線
個数　　：１式
取付箇所　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

設備名　　：無線連絡設備（可搬型）
使用回線　：無線系回線
個数　　：１式
使用場所　：屋外
保管場所　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

(4)無線連絡設備

兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室

設備名　　：無線連絡設備（常設）
使用回線　：無線系回線
個数　　：１式
取付箇所　：コントロール建屋地上 2 階（中央制御室）

(5)衛星電話設備（6 号及び 7 号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・緊急時対策所

設備名　　：衛星電話設備（常設）
使用回線　：衛星系回線
個数　　：１式
取付箇所　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

設備名　　：衛星電話設備（可搬型）
使用回線　：衛星系回線
個数　　：１式
使用場所　：屋外
保管場所　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

(6)衛星電話設備

兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室

設備名　　：衛星電話設備（常設）
使用回線　：衛星系回線
個数　　：１式
取付箇所　：コントロール建屋地上 2 階（中央制御室）

(7)安全パラメータ表示システム（SPDS）

兼用する設備は以下のとおり。

・計装設備
・緊急時対策所

設備名　　：データ伝送装置
使用回線　：有線系回線，無線系回線
個数　　：１式
取付箇所　：6 号炉　コントロール建屋地上 1 階
　　7 号炉　コントロール建屋地上 1 階

設備名　　：緊急時対策支援システム伝送装置
使用回線　：有線系回線，無線系回線
個数　　：１式（6 号及び 7 号炉共用）
取付箇所　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

設備名　　：SPDS 表示装置
個数　　：１式（6 号及び 7 号炉共用）
取付箇所　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

(8)5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン（6 号及び 7 号炉共用）
兼用する設備は以下のとおり。
・緊急時対策所

設備名　　：インターフォン
使用回線　：有線系回線
個数　　：１式
取付箇所　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）
5 号炉原子炉建屋地上 2 階（5 号炉中央制御室）
5 号炉原子炉建屋屋外

3.19.2.1.3　設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針
3.19.2.1.3.1 通信連絡設備（発電所内）に関する設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針
(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）
（ⅰ）要求事項
想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。
（ⅱ）適合性
基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

携帯型音声呼出電話設備は，可搬型であり，中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管し，原子炉建屋，コントロール建屋及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉区域内及びその他建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.19-2 に示す設計とする。

無線連絡設備（常設）は，中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所のそれぞれの環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.19-3 に示す設計とする。

無線連絡設備（可搬型）は，可搬型であり，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管し，屋外で使用する設備であることから，想定される重大事故等時における屋外及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.19-4 に示す設計とする。また，人が携行して使用が可能な設計とする。

衛星電話設備（常設）は，中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における中央制御

室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所のそれぞれの環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.19-5に示す設計とする。

衛星電話設備（可搬型）は，可搬型であり，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管し，屋外で使用する設備であることから，想定される重大事故等時における屋外及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.19-6に示す設計とする。また，人が携行して使用が可能な設計とする。

5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，5 号炉原子炉建屋屋外，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内及び5号炉中央制御室内に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における 5 号炉原子炉建屋屋外，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び5号炉中央制御室の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.19-7及び表3.19-8に示す設計とする。

表 3.19-2　想定する環境条件及び荷重条件（携帯型音声呼出電話設備）

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋，コントロール建屋及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。 また，保管場所である中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	保管場所である中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所で想定される地震動に対し，転倒防止措置等を行う。使用場所である原子炉建屋，コントロール建屋及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所において，人が携行して使用することから，地震による影響は受けない。
風（台風）・積雪	中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管し，使用場所である原子炉建屋，コントロール建屋及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所において，人が携行して使用することから，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(62-3-2, 62-3-3, 62-3-5～9, 62-3-13)

表 3.19-3　想定する環境条件及び荷重条件（無線連絡設備（常設））

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す)。
風（台風）・積雪	中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(62-3-2, 62-3-3, 62-3-12)

表 3.19-4　想定する環境条件及び荷重条件（無線連絡設備（可搬型））

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。 また，保管場所である 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行う設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	保管場所である 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所で想定される地震動に対し，転倒防止措置等を行う。使用場所である屋外において，人が携行して使用することから，地震による影響は受けない。
風（台風）・積雪	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管し，使用場所である屋外において，人が携行して使用することから，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(62-3-2, 62-3-13)

表 3.19-5　想定する環境条件及び荷重条件（衛星電話設備（常設））

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(62-3-2,62-3-3,62-3-12)

表 3.19-6　想定する環境条件及び荷重条件（衛星電話設備（可搬型））

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。 また，保管場所である 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行う設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	保管場所である 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所で想定される地震動に対し，転倒防止措置等を行う。使用場所である屋外において，人が携行して使用することから，地震による影響は受けない。
風（台風）・積雪	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管し，使用場所である屋外において，人が携行して使用することから，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(62-3-2,62-3-13)

表 3.19-7　想定する環境条件及び荷重条件（5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン（設置場所：5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び 5 号炉中央制御室））

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び 5 号炉中央制御室で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び 5 号炉中央制御室内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

（62-3-2，62-3-12，62-3-14）

表 3.19-8　想定する環境条件及び荷重条件
（5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン（設置場所：5 号炉原子炉建屋屋外））

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	5 号炉原子炉建屋屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行う設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	5 号炉原子炉建屋屋外で風荷重，積雪荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

（62-3-2，62-3-15）

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室内に保管する携帯型音声呼出電話機は，人が携行して使用が可能な設計とし，想定される重大事故等時において，保管場所である中央制御室から携帯型音声呼出電話機を運搬し，専用接続箱が設置してある場所において，携帯型音声呼出電話機と専用接続箱をケーブルで接続することにより，中央制御室（通信連絡が必要な場所）と確実に通信連絡が可能な設計とする。

通信連絡を行うための操作をするにあたり，運転員及び緊急時対策要員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，携帯型音声呼出電話機の呼出ボタンを押し（スイッチ操作），中央制御室（通信連絡が必要な場所）の携帯型音声呼出電話機の呼び出しベルを鳴らすことにより，確実に通話の開始が可能な設計とする。操作が必要な対象機器について表 3.19-9 に示す。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管する携帯型音声呼出電話機は，人が携行して使用が可能な設計とし，想定される重大事故等時において，保管場所である 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から携帯型音声呼出電話機を運搬し，専用接続箱が設置してある場所において，携帯型音声呼出電話機と専用接続箱をケーブルで接続することにより 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）（通信連絡が必要な場所）と確実に通信連絡が可能な設計とする。

通信連絡を行うための操作をするにあたり，運転員及び緊急時対策要員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，携帯型音声呼出電話機の呼出ボタンを押し（スイッチ操作），5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）（通信連絡が必要な場所）の携帯型音声呼出電話機の呼び出しベルを鳴らすことにより，確実に通話の開始が可能な設計とする。操作が必要な対象機器について表 3.19-10 に示す。

無線連絡設備（常設）は，通信連絡を行うための操作をするにあたり，運転員及び緊急時対策要員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，想定される重大事故等時において，設置場所である中央制御室（中央制御室待避室含む）及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内において，電源スイッチを入れ（スイッチ操作），通話ボタンを押す（スイッチ操作）ことにより，通信連絡をする必要のある場所と確実に通信連絡が可能な設計とする。操作が必要な対象機器について表 3.19-11 に示す。

無線連絡設備（可搬型）は，通信連絡を行うための操作をするにあたり，運転員及び緊急時対策要員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，想定される重大事故等時において，保管場所である 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から無線連絡設備（可搬型）を運搬し，電源スイッチを入れ（スイッチ操作），通話ボタンを押す（スイッチ操作）ことにより，屋外から通信連絡をす

る必要のある場所と確実に通信連絡が可能な設計とする。操作が必要な対象機器について表 3.19-12 に示す。

衛星電話設備（常設）は，通信連絡を行うための操作をするにあたり，運転員及び緊急時対策要員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，想定される重大事故等時において，設置場所である中央制御室（中央制御室待避室含む）及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内において，一般の電話機と同様の操作（スイッチ操作）により，通信連絡をする必要のある場所と確実に通信連絡が可能な設計とする。操作が必要な対象機器について表 3.19-13 に示す。

衛星電話設備（可搬型）は，通信連絡を行うための操作をするにあたり，運転員及び緊急時対策要員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，想定される重大事故等時において，保管場所である 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から衛星電話設備（可搬型）を運搬し，電源スイッチを入れ（スイッチ操作），一般の携帯型電話機と同様の操作（スイッチ操作）により，屋外から通信連絡をする必要のある場所と確実に通信連絡が可能な設計とする。操作が必要な対象機器について表 3.19-14 に示す。

5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，通信連絡を行うための操作をするにあたり，運転員及び緊急時対策要員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。

想定される重大事故等時において，設置場所である 5 号炉原子炉建屋屋外において，インターフォンの正面パネルにあるボタン操作（スイッチ操作）により，通信連絡が可能な設計とする。また，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び 5 号炉中央制御室内に設置するインターフォンは，一般的な電話機と同様の構造を有し，受話器部分を持ち上げることで 5 号炉原子炉建屋屋外に設置のインターフォンと通信連絡が可能な設計とする。操作が必要な対象機器について表 3.19-15 に示す。

表 3.19-9　操作対象機器
（携帯型音声呼出電話設備（保管場所：中央制御室））

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
携帯型音声呼出電話機	－	コントロール建屋内 中央制御室	運搬・設置
携帯型音声呼出電話機	ケーブル接続	コントロール建屋内 中央制御室	人力接続
携帯型音声呼出電話機	起動・停止 （通信連絡）	コントロール建屋内 中央制御室	スイッチ操作
携帯型音声呼出電話機	－	原子炉建屋内・ コントロール建屋内	運搬・設置
携帯型音声呼出電話機	ケーブル接続	原子炉建屋内・ コントロール建屋内	人力接続
携帯型音声呼出電話機	起動・停止 （通信連絡）	原子炉建屋内・ コントロール建屋内	スイッチ操作

（62-8-2）

表 3.19-10　操作対象機器
（携帯型音声呼出電話設備（保管場所：5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所））

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
携帯型音声呼出電話機	－	5 号炉原子炉建屋 地上 3 階	運搬・設置
携帯型音声呼出電話機	ケーブル接続	5 号炉原子炉建屋 地上 3 階	人力接続
携帯型音声呼出電話機	起動・停止 （通信連絡）	5 号炉原子炉建屋 地上 3 階	スイッチ操作

（62-8-2）

表 3.19-11　操作対象機器（無線連絡設備（常設））

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
無線連絡設備（常設）	起動・停止 （通信連絡）	コントロール建屋内 中央制御室 （中央制御室待避室含む）	スイッチ操作
無線連絡設備（常設）	起動・停止 （通信連絡）	5 号炉原子炉建屋内 緊急時対策所	スイッチ操作

（62-8-3）

表 3.19-12　操作対象機器（無線連絡設備（可搬型））

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
無線連絡設備（可搬型）	―	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所	運搬・設置
無線連絡設備（可搬型）	起動・停止（通信連絡）	屋外	スイッチ操作

(62-8-5)

表 3.19-13　操作対象機器（衛星電話設備（常設））

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
衛星電話設備（常設）	起動・停止（通信連絡）	コントロール建屋内中央制御室（中央制御室待避室含む）	スイッチ操作
衛星電話設備（常設）	起動・停止（通信連絡）	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所	スイッチ操作

(62-8-3)

表 3.19-14　操作対象機器（衛星電話設備（可搬型））

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
衛星電話設備（可搬型）	―	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所	運搬・設置
衛星電話設備（可搬型）	起動・停止（通信連絡）	屋外	スイッチ操作

(62-8-5)

表 3.19-15　操作対象機器（5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
インターフォン	起動・停止（通信連絡）	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所	受話器操作
インターフォン	起動・停止（通信連絡）	5 号炉中央制御室	受話器操作
インターフォン	起動・停止（通信連絡）	5 号炉原子炉建屋屋外	スイッチ操作

(62-8-6～8)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

携帯型音声呼出電話設備は，表 3.19-16 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験として，通話通信の確認が可能な設計とする。また，外観検査として，外観の確認が可能な設計とする。

無線連絡設備（常設）及び無線連絡設備（可搬型）は，表 3.19-17 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験として，通話通信の確認が可能な設計とする。また，外観検査として，外観の確認が可能な設計とする。

衛星電話設備（常設）及び衛星電話設備（可搬型）は，表 3.19-18 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験として，通話通信の確認が可能な設計とする。また，外観検査として，外観の確認が可能な設計とする。

5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，表 3.19-19 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験として，通話通信の確認が可能な設計とする。また，外観検査として，外観の確認が可能な設計とする。

表 3.19-16　携帯型音声呼出電話設備の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	通話通信の確認
	外観検査	外観の確認

(62-5-2～4)

表 3.19-17　無線連絡設備（常設）及び無線連絡設備（可搬型）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	通話通信の確認
	外観検査	外観の確認

(62-5-2, 62-5-5～7)

表 3.19-18　衛星電話設備（常設）及び衛星電話設備（可搬型）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	通話通信の確認
	外観検査	外観の確認

(62-5-2, 62-5-8, 62-5-9)

表 3.19-19　5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンの試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	通話通信の確認
	外観検査	外観の確認

(62-5-2, 62-5-10)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

携帯型音声呼出電話設備は，想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。　(62-4-3)

無線連絡設備（常設）は，中央制御室待避室で使用する場合，切り替えられる設計とする。

中央制御室における無線連絡設備（常設）の切替えについては，運転員が炉心の著しい損傷が発生した場合において，中央制御室待避室で使用する場合，切替スイッチを操作することにより，速やかに切り替えられる設計とする。また，切替えは，運転員１名で行い，1 分程度での対応が可能な設計とする。

無線連絡設備（可搬型）は，想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。　(62-4-3～5)

衛星電話設備（常設）は，想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

衛星電話設備（可搬型）は，想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。　(62-4-3～6，62-4-8)

5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，本来の用途以外の用途には使用しないことから他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

(62-4-3)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

携帯型音声呼出電話設備は，専用通信線を用いることにより送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して分離された構成とする。

また，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

(62-4-3)

無線連絡設備（常設）は，専用のケーブル及び屋外アンテナを用いることにより，送受話器及び電力保安通信用電話設備から分離された構成とする。

また，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

無線連絡設備（可搬型）は，他の設備と独立して単独で使用可能とし，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(62-4-3)

中央制御室内に設置する衛星電話設備（常設）は，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

また，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（常設）は，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，送受話器，電力保安通信用電話設備，テレビ会議システム（社内向），専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

衛星電話設備（可搬型）は，他の設備と独立して単独で使用可能とし，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(62-4-3, 62-4-6, 62-4-8)

5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，専用通信線を用いることにより送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して分離された構成とすることで，想定される重大事故等時において，送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

(62-4-3)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

中央制御室内に保管する携帯型音声呼出電話機の設置場所，操作場所を表 3.19-20 に示す。このうち，コントロール建屋地上 2 階の中央制御室及びコントロール建屋地下 1 階で操作する携帯型音声呼出電話機は，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

原子炉建屋地下 1 階で操作する携帯型音声呼出電話機は，原子炉建屋内の原子炉区域外で操作することから，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

原子炉建屋地下 3 階及び地上 1 階で操作する携帯型音声呼出電話機は，原子炉建屋原子炉区域内で操作することから，操作場所の放射線量が高くなるおそれがあるが，人が携行して使用する設備であるため，操作する場合は，放射線量を確認して，適切な放射線防護の対策を行い，作業安全を確認した上で操作が可能である。また，原子炉建屋内に中継ケーブルを敷設して携帯型音声呼出電話機を使用する場合は，放射線量を確認して，適切な放射線防護の対策を行い，作業安全を確認した上で操作が可能である。

なお，対策を行った上でも操作場所の放射線量が高く通信連絡ができない場合は，放射線量が高くなるおそれが少ない別の設置場所に移動することにより操作が可能である。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管する携帯型音声呼出電話機の設置場所，操作場所を表 3.19-21 に示す。5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内で操作する携帯型音声呼出電話機は，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

無線連絡設備（常設）の設置場所，操作場所を表 3.19-22 に示す。無線連絡設備（常設）は，中央制御室（中央制御室待避室含む）及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置及び操作し，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

無線連絡設備（可搬型）の設置場所，操作場所を表 3.19-23 に示す。無線連絡設備（可搬型）は，屋外で操作し，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

衛星電話設備（常設）の設置場所，操作場所を表 3.19-24 に示す。衛星電話設備（常設）は，中央制御室（中央制御室待避室含む）及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置及び操作し，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

衛星電話設備（可搬型）の設置場所，操作場所を表 3.19-25 に示す。衛星電

話設備（可搬型）は，屋外で操作し，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンの設置場所，操作場所を表 3.19-26 に示す。5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び 5 号炉中央制御室内に設置するインターフォンは，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。また，5 号炉原子炉建屋屋外に設置するインターフォンは，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

表 3.19-20　操作対象機器設置場所
（携帯型音声呼出電話設備（保管場所：中央制御室））

機器名称	設置場所	操作場所
携帯型音声呼出電話機	コントロール建屋 地上 2 階	コントロール建屋 地上 2 階 中央制御室
携帯型音声呼出電話機	コントロール建屋 地下 1 階（6 号炉）	コントロール建屋 地下 1 階（6 号炉）
携帯型音声呼出電話機	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 3 階
携帯型音声呼出電話機	原子炉建屋地下 1 階	原子炉建屋地下 1 階
携帯型音声呼出電話機	原子炉建屋地上 1 階	原子炉建屋地上 1 階

（62-3-2, 62-3-3, 62-3-5～9, 62-8-2）

表 3.19-21　操作対象機器設置場所
（携帯型音声呼出電話設備（保管場所：5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所））

機器名称	設置場所	操作場所
携帯型音声呼出電話機	5 号炉原子炉建屋 地上 3 階	5 号炉原子炉建屋内 緊急時対策所

（62-3-2, 62-3-13, 62-8-2）

表 3.19-22　操作対象機器設置場所（無線連絡設備（常設））

機器名称	設置場所	操作場所
無線連絡設備（常設）	コントロール建屋 地上 2 階	コントロール建屋 地上 2 階 中央制御室 （中央制御室待避室含む）
無線連絡設備（常設）	5 号炉原子炉建屋 地上 3 階	5 号炉原子炉建屋内 緊急時対策所

（62-3-2, 62-3-3, 62-3-12, 62-8-3, 62-8-4）

表 3.19-23　操作対象機器設置場所（無線連絡設備（可搬型））

機器名称	設置場所	操作場所
無線連絡設備（可搬型）	屋外	屋外

（62-3-13, 62-8-5）

表 3.19-24　操作対象機器設置場所（衛星電話設備（常設））

機器名称	設置場所	操作場所
衛星電話設備（常設）	コントロール建屋 地上 2 階	コントロール建屋 地上 2 階 中央制御室 （中央制御室待避室含む）
衛星電話設備（常設）	5 号炉原子炉建屋 地上 3 階	5 号炉原子炉建屋内 緊急時対策所

(62-3-2, 62-3-3, 62-3-12, 62-8-3)

表 3.19-25　操作対象機器設置場所（衛星電話設備（可搬型））

機器名称	設置場所	操作場所
衛星電話設備（可搬型）	屋外	屋外

(62-3-13, 62-8-5)

表 3.19-26　操作対象機器設置場所（5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン）

機器名称	設置場所	操作場所
インターフォン	5 号炉原子炉建屋 地上 3 階	5 号炉原子炉建屋内 緊急時対策所
インターフォン	5 号炉原子炉建屋 地上 2 階	5 号炉中央制御室
インターフォン	5 号炉原子炉建屋 屋外	5 号炉原子炉建屋 屋外

(62-3-2, 62-3-12, 62-3-14, 62-3-15, 62-8-6～8)

3.19.2.1.3.2 安全パラメータ表示システム（SPDS）に関する設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置は，コントロール建屋内に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における，コントロール建屋の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.19-27 に示す設計とする。

また，安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.19-28 に示す設計とする。

(62-3-2, 62-3-4, 62-3-12)

表 3.19-27　想定する環境条件及び荷重条件（データ伝送装置）

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	コントロール建屋内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	コントロール建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.19-28　想定する環境条件及び荷重条件
（緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置）

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置は，常時伝送を行うため，通常操作を必要としない設計とする。

また，安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち SPDS 表示装置は，電源，通信ケーブルは接続されており，各パラメータを監視するにあたり，運転員及び緊急時対策要員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。想定される重大事故等が発生した場合において，設置場所である 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所において，一般のコンピュータと同様に電源スイッチを入れ（スイッチ操作），操作（スイッチ操作）することにより，確実に各パラメータを監視することが可能な設計とする。操作が必要な対象機器について表 3.19-29 に示す。

表 3.19-29　操作対象機器（SPDS 表示装置）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
SPDS 表示装置	起動・停止（パラメータ監視）	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所	スイッチ操作

(62-8-6)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は，表 3.19-30 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験として，機能（データの表示及び伝送）の確認が可能な設計とする。また，外観検査として，外観の確認が可能な設計とする。

表 3.19-30　安全パラメータ表示システム（SPDS）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	機能（データの表示及び伝送）の確認
	外観検査	外観の確認

(62-5-15, 62-5-16)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は，想定される重大事故等時において，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

(62-4-9)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(62-4-9)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち操作が必要である SPDS 表示装置の設置場所，操作場所を表 3.19-31 に示す。SPDS 表示装置は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置及び操作し，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

表 3.19-31　操作対象機器設置場所（SPDS 表示装置）

機器名称	設置場所	操作場所
SPDS 表示装置	5 号炉原子炉建屋 地上 3 階	5 号炉原子炉建屋内 緊急時対策所

(62-3-2, 62-3-12)

3.19.2.1.4　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

3.19.2.1.4.1 通信連絡設備（発電所内）に関する設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

無線連絡設備（常設）は，設計基準対象施設として必要となる台数を設置する設計とする。

また，想定される重大事故等時，対応する送受話器及び電力保安通信用電話設備が使用できない状況において，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所と屋外の操作・作業に係る必要な連絡を行うために使用する場合，有効性評価における各重大事故シーケンスで使用する場合の必要な台数を設置する設計とする。

(62-6-4, 62-6-11)

衛星電話設備（常設）は，設計基準対象施設として必要となる台数を設置する設計とする。

また，想定される重大事故等時，発電所内の通信連絡をする台数として，対応する送受話器及び電力保安通信用電話設備が使用できない状況において，中央制御室と 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所との操作・作業に係る必要な連絡を行うために必要な台数を設置する設計とする。

(62-6-4, 62-6-11)

5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，想定される重大事故等時，発電所内の通信連絡をする台数として，対応する送受話器及び電力保安通信用電話設備が使用できない状況において，5 号炉原子炉建屋屋外と 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び 5 号炉中央制御室との必要な連絡を行うために必要な台数を設置する設計とする。

(62-6-5)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する無線連絡設備（常設）は，号炉の区分けなく通信連絡することで，必要な情報（相互のプラント状況，運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら，総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことができ，安全性の向上が図れることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。

また，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する無線連絡設備（常設）は，共用により悪影響を及ぼさないよう，6 号及び 7 号炉に必要な容量を確保するとともに，号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。

なお，中央制御室内に設置する無線連絡設備（常設）は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（常設）は，号炉の区分けなく通信連絡することで，必要な情報（相互のプラント状況，運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら，総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことができ，安全性の向上が図れることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。

また，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（常設）は，共用により悪影響を及ぼさないよう，6 号及び 7 号炉に必要な容量を確保するとともに，号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。

なお，中央制御室内に設置する衛星電話設備（常設）は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，号炉の区分けなく通信連絡することで，安全性の向上が図れることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備に該当する無線連絡設備（常設）の電源は，同様の機能を持つ送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，第一ガスタービン発電機，電源車及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで，表 3.19-32 で示すとおり，非常用ディーゼル発電機及び充電器（蓄電池）からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また，無線連絡設備（常設）は，中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置することで，表 3.19-32 で示すとおり，送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

主要設備の設置場所については，外部からの衝撃による損傷の防止が図られたコントロール建屋地上 2 階及び 5 号炉原子炉建屋地上 3 階に設置し，送受話器及び電力保安通信用電話設備の主要設備はコントロール建屋地下 2 階，5 号炉原子炉建屋地上 3 階，廃棄物処理建屋地下 1 階（6 号炉）及び地上 1 階（7 号炉）に設置することにより位置的分散を図り，共通要因によって，同時に機能を喪失しない設計とする。

無線連絡設備（常設）の独立性については，表 3.19-33 で示すとおり，地震，津波，火災及び溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備に該当する衛星電話設備（常設）の電源は，同様の機能を持つ送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，第一ガスタービン発電機，電源車及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで，表3.19-34で示すとおり，非常用ディーゼル発電機及び充電器（蓄電池）からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また，衛星電話設備（常設）は，中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置することで，表3.19-34で示すとおり，送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

主要設備の設置場所については，外部からの衝撃による損傷の防止が図られたコントロール建屋地上2階及び5号炉原子炉建屋地上3階に設置し，送受話器及び電力保安通信用電話設備の主要設備はコントロール建屋地下2階，5号炉原子炉建屋地上3階，廃棄物処理建屋地下1階（6号炉）及び地上1階（7号炉）に設置することにより位置的分散を図り，共通要因によって，同時に機能を喪失しない設計とする。

衛星電話設備（常設）の独立性については，表3.19-35で示すとおり，地震，津波，火災及び溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備に該当する5号炉屋外緊急連絡用インターフォンの電源は，同様の機能を持つ送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電により使用することで，表3.19-36で示すとおり，非常用ディーゼル発電機及び充電器（蓄電池）からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また，5号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，5号炉原子炉建屋屋外，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内及び5号炉中央制御室内に設置することで，表3.19-36で示すとおり，送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

主要設備の設置場所については，5号炉原子炉建屋屋外，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた5号炉原子炉建屋地上3階及び地上2階に設置し，送受話器及び電力保安通信用電話設備の主要設備はコントロール建屋地下2階，5号炉原子炉建屋地上3階，廃棄物処理建屋地下1階（6号炉）及び地上1階（7号炉）に設置することにより位置的分散を図り，共通要因によって，同時に機能を喪失しない設計とする。

5号炉屋外緊急連絡用インターフォンの独立性については，表3.19-37で示すとおり，地震，津波，火災及び溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

表 3.19-32　無線連絡設備（常設）の多様性又は位置的分散（１／２）
（中央制御室）

<table>
<tr><td rowspan="2">項目</td><td colspan="3">設計基準対象施設</td><td colspan="2">重大事故防止設備
及び重大事故緩和設備</td></tr>
<tr><td colspan="2">送受話器</td><td>電力保安通信用
電話設備</td><td colspan="2">無線連絡設備
（常設）</td></tr>
<tr><td>ポンプ</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td colspan="2">不要</td></tr>
<tr><td>水源</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td colspan="2">不要</td></tr>
<tr><td>駆動用空気</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td colspan="2">不要</td></tr>
<tr><td>潤滑油</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td colspan="2">不要</td></tr>
<tr><td>冷却水</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td colspan="2">不要</td></tr>
<tr><td rowspan="2">駆動電源</td><td>充電器
（蓄電池）</td><td>非常用
ディーゼル
発電機</td><td>充電器
（蓄電池）</td><td>常設代替交流
電源設備
（第一ガスタービン発電機）</td><td>可搬型代替交
流電源設備
（電源車）</td></tr>
<tr><td>コントロール
建屋
地下２階</td><td>原子炉建屋
地上１階</td><td>廃棄物処理
建屋
地下１階</td><td>屋外
（7 号炉タービン建屋南側）</td><td>屋外
（原子炉建屋
電源車第一設
置場所又は第
二設置場所）</td></tr>
<tr><td rowspan="2">流路
（伝送路）</td><td colspan="2">発電所内</td><td>発電所内</td><td colspan="2">発電所内</td></tr>
<tr><td colspan="2">有線系回線</td><td>有線系回線</td><td colspan="2">無線系回線</td></tr>
<tr><td rowspan="2">主要設備
設置場所</td><td colspan="2">制御装置</td><td>交換機</td><td colspan="2">無線連絡設備（常設）</td></tr>
<tr><td colspan="2">コントロール建屋
地下２階</td><td>廃棄物処理建屋
地下１階（6 号炉），
地上１階（7 号炉）</td><td colspan="2">コントロール建屋
地上２階</td></tr>
</table>

表 3.19-32　無線連絡設備（常設）の多様性又は位置的分散（２／２）
（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

<table>
<tr><td rowspan="2">項目</td><td colspan="3">設計基準対象施設</td><td>重大事故防止設備
及び重大事故緩和設備</td></tr>
<tr><td colspan="2">送受話器</td><td>電力保安通信用
電話設備</td><td>無線連絡設備
（常設）</td></tr>
<tr><td>ポンプ</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td>水源</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td>駆動用空気</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td>潤滑油</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td>冷却水</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td rowspan="2">駆動電源</td><td>充電器
（蓄電池）</td><td>非常用
ディーゼル
発電機</td><td>充電器
（蓄電池）</td><td>代替交流電源設備
（5 号炉原子炉建屋内緊急時
対策所用可搬型電源設備）</td></tr>
<tr><td>コントロール
建屋
地下 2 階</td><td>原子炉建屋
地上 1 階</td><td>廃棄物処理
建屋
地下 1 階，
5 号炉原子炉
建屋地上 3 階</td><td>屋外
（5 号炉東側保管場所）</td></tr>
<tr><td rowspan="2">流路
（伝送路）</td><td colspan="2">発電所内</td><td>発電所内</td><td>発電所内</td></tr>
<tr><td colspan="2">有線系回線</td><td>有線系回線</td><td>無線系回線</td></tr>
<tr><td rowspan="2">主要設備
設置場所</td><td colspan="2">制御装置</td><td>交換機</td><td>無線連絡設備（常設）</td></tr>
<tr><td colspan="2">コントロール
建屋
地下 2 階</td><td>廃棄物処理建屋
地下 1 階（6 号炉），
地上 1 階（7 号炉），
5 号炉原子炉建屋
地上 3 階</td><td>5 号炉
原子炉建屋
地上 3 階</td></tr>
</table>

表 3.19-33　無線連絡設備（常設）の設計基準対象施設との独立性

項目		設計基準対象施設	重大事故防止設備 及び重大事故緩和設備
		送受話器及び 電力保安通信用電話設備	無線連絡設備 （常設）
共通要因故障	地震	－	中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する無線連絡設備（常設）は，使用する屋外アンテナ及び屋外アンテナまでの有線（ケーブル）を含め，基準地震動 Ss で機能維持できる設計とすることで，基準地震動 Ss が共通要因となり必要な通信連絡の機能が喪失しない設計とする。
	津波	－	無線連絡設備（常設）を設置する中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所は，基準津波が到達しない位置に設置することで，津波が共通要因となり必要な通信連絡の機能が喪失しない設計とする。
	火災	設計基準対象施設である送受話器及び電力保安通信用電話設備と，重大事故防止設備及び重大事故緩和設備である無線連絡設備（常設）は，火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7　重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準対象施設である送受話器及び電力保安通信用電話設備と，重大事故防止設備及び重大事故緩和設備である無線連絡設備（常設）は，溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8　重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

(62-2-2～6)
(62-3-2, 62-3-3, 62-3-10～12, 62-3-16)
(62-4-3)

表 3.19-34　衛星電話設備（常設）の多様性又は位置的分散（発電所内）
（１／２）
（中央制御室）

<table>
<tr><td rowspan="2">項目</td><td colspan="3">設計基準対象施設</td><td colspan="2">重大事故防止設備
及び重大事故緩和設備</td></tr>
<tr><td colspan="2">送受話器</td><td>電力保安通信用
電話設備</td><td colspan="2">衛星電話設備
（常設）</td></tr>
<tr><td>ポンプ</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td colspan="2">不要</td></tr>
<tr><td>水源</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td colspan="2">不要</td></tr>
<tr><td>駆動用空気</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td colspan="2">不要</td></tr>
<tr><td>潤滑油</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td colspan="2">不要</td></tr>
<tr><td>冷却水</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td colspan="2">不要</td></tr>
<tr><td rowspan="2">駆動電源</td><td>充電器
（蓄電池）</td><td>非常用ディーゼル発電機</td><td>充電器
（蓄電池）</td><td>常設代替交流電源設備
（第一ガスタービン発電機）</td><td>可搬型代替交流電源設備
（電源車）</td></tr>
<tr><td>コントロール建屋
地下２階</td><td>原子炉建屋
地上１階</td><td>廃棄物処理建屋
地下１階</td><td>屋外
（7 号炉タービン建屋南側）</td><td>屋外
（原子炉建屋電源車第一設置場所又は第二設置場所）</td></tr>
<tr><td rowspan="2">流路
（伝送路）</td><td colspan="2">発電所内</td><td>発電所内</td><td colspan="2">発電所内</td></tr>
<tr><td colspan="2">有線系回線</td><td>有線系回線</td><td colspan="2">衛星系回線
（通信事業者回線）</td></tr>
<tr><td rowspan="2">主要設備
設置場所</td><td colspan="2">制御装置</td><td>交換機</td><td colspan="2">衛星電話設備（常設）</td></tr>
<tr><td colspan="2">コントロール建屋
地下２階</td><td>廃棄物処理建屋
地下１階（6 号炉），
地上１階（7 号炉）</td><td colspan="2">コントロール建屋
地上２階</td></tr>
</table>

表 3.19-34　衛星電話設備（常設）の多様性又は位置的分散（発電所内）
（２／２）
（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

<table>
<tr><td rowspan="2">項目</td><td colspan="3">設計基準対象施設</td><td>重大事故防止設備
及び重大事故緩和設備</td></tr>
<tr><td colspan="2">送受話器</td><td>電力保安通信用
電話設備</td><td>衛星電話設備
（常設）</td></tr>
<tr><td>ポンプ</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td>水源</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td>駆動用空気</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td>潤滑油</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td>冷却水</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td rowspan="2">駆動電源</td><td>充電器
（蓄電池）</td><td>非常用
ディーゼル
発電機</td><td>充電器
（蓄電池）</td><td>代替交流電源設備
（5 号炉原子炉建屋内緊急時
対策所用可搬型電源設備）</td></tr>
<tr><td>コントロール
建屋
地下 2 階</td><td>原子炉建屋
地上 1 階</td><td>廃棄物処理
建屋
地下 1 階，
5 号炉原子炉
建屋地上 3 階</td><td>屋外
（5 号炉東側保管場所）</td></tr>
<tr><td rowspan="2">流路
（伝送路）</td><td colspan="2">発電所内</td><td>発電所内</td><td>発電所内</td></tr>
<tr><td colspan="2">有線系回線</td><td>有線系回線</td><td>衛星系回線
（通信事業者回線）</td></tr>
<tr><td rowspan="2">主要設備
設置場所</td><td colspan="2">制御装置</td><td>交換機</td><td>衛星電話設備（常設）</td></tr>
<tr><td colspan="2">コントロール建屋
地下 2 階</td><td>廃棄物処理建屋
地下 1 階（6 号炉），
地上 1 階（7 号炉），
5 号炉原子炉建屋
地上 3 階</td><td>5 号炉
原子炉建屋
地上 3 階</td></tr>
</table>

表 3.19-35　衛星電話設備（常設）の設計基準対象施設との独立性（発電所内）

<table>
<tr><td colspan="2" rowspan="2">項目</td><td>設計基準対象施設</td><td>重大事故防止設備
及び重大事故緩和設備</td></tr>
<tr><td>送受話器及び
電力保安通信用電話設備</td><td>衛星電話設備
（常設）</td></tr>
<tr><td rowspan="4">共通
要因
故障</td><td>地震</td><td>－</td><td>中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（常設）は，使用する屋外アンテナ及び屋外アンテナまでの有線（ケーブル）を含め，基準地震動 Ss で機能維持できる設計とすることで，基準地震動 Ss が共通要因となり必要な通信連絡の機能が喪失しない設計とする。</td></tr>
<tr><td>津波</td><td>－</td><td>衛星電話設備（常設）を設置する中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所は，基準津波が到達しない位置に設置することで，津波が共通要因となり必要な通信連絡の機能が喪失しない設計とする。</td></tr>
<tr><td>火災</td><td colspan="2">設計基準対象施設である送受話器及び電力保安通信用電話設備と，重大事故防止設備及び重大事故緩和設備である衛星電話設備（常設）は，火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7　重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。</td></tr>
<tr><td>溢水</td><td colspan="2">設計基準対象施設である送受話器及び電力保安通信用電話設備と，重大事故防止設備及び重大事故緩和設備である衛星電話設備（常設）は，溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8　重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。</td></tr>
</table>

(62-2-2～7)
(62-3-2, 62-3-3, 62-3-10～12, 62-3-16)
(62-4-3)

表 3.19-36　5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンの多様性又は位置的分散

<table>
<tr><td rowspan="2">項目</td><td colspan="3">設計基準対象施設</td><td>重大事故防止設備
及び重大事故緩和設備</td></tr>
<tr><td colspan="2">送受話器</td><td>電力保安通信用
電話設備</td><td>5 号炉屋外緊急連絡用
インターフォン</td></tr>
<tr><td>ポンプ</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td>水源</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td>駆動用空気</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td>潤滑油</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td>冷却水</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td rowspan="2">駆動電源</td><td>充電器
（蓄電池）</td><td>非常用
ディーゼル
発電機</td><td>充電器
（蓄電池）</td><td>代替交流電源設備
（5 号炉原子炉建屋内緊急時
対策所用可搬型電源設備）</td></tr>
<tr><td>コントロール
建屋
地下 2 階</td><td>原子炉建屋
地上 1 階</td><td>廃棄物処理
建屋
地下 1 階，
5 号炉原子炉
建屋地上 3 階</td><td>屋外
（5 号炉東側保管場所）</td></tr>
<tr><td rowspan="2">流路
（伝送路）</td><td colspan="2">発電所内</td><td>発電所内</td><td>発電所内</td></tr>
<tr><td colspan="2">有線系回線</td><td>有線系回線</td><td>有線系回線</td></tr>
<tr><td rowspan="2">主要設備
設置場所</td><td colspan="2">制御装置</td><td>交換機</td><td>インターフォン</td></tr>
<tr><td colspan="2">コントロール
建屋
地下 2 階</td><td>廃棄物処理建屋
地下 1 階（6 号炉），
地上 1 階（7 号炉），
5 号炉原子炉建屋
地上 3 階</td><td>5 号炉原子炉建屋地上 3 階
5 号炉原子炉建屋地上 2 階
5 号炉原子炉建屋屋外</td></tr>
</table>

表 3.19-37　5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンの設計基準対象施設との独立性

項目		設計基準対象施設	重大事故防止設備 及び重大事故緩和設備
		送受話器及び 電力保安通信用電話設備	5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン
共通要因故障	地震	－	5 号炉原子炉建屋屋外，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内及び 5 号炉中央制御室内に設置する 5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，基準地震動 Ss で機能維持できる設計とすることで，基準地震動 Ss が共通要因となり必要な通信連絡の機能が喪失しない設計とする。
	津波	－	5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンを設置する 5 号炉原子炉建屋屋外，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び 5 号炉中央制御室は，基準津波が到達しない位置に設置することで，津波が共通要因となり必要な通信連絡の機能が喪失しない設計とする。
	火災	設計基準対象施設である送受話器及び電力保安通信用電話設備と，重大事故防止設備及び重大事故緩和設備である 5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7　重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準対象施設である送受話器及び電力保安通信用電話設備と，重大事故防止設備及び重大事故緩和設備である 5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンは，溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8　重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

(62-2-4～6)
(62-3-2, 62-3-10～12, 62-3-14～16)
(62-4-3)

3.19.2.1.4.2　安全パラメータ表示システム（SPDS）に関する設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ｉ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は，設計基準対象施設として必要となるデータ量を伝送することができる設計とする。

また，想定される重大事故等時において，発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち SPDS 表示装置は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に一式を設置し，故障時及び保守点検時のバックアップ用として，自主的に一式を保管する設計とする。

(62-6-12～33)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は，号炉の区分けなく通信連絡することで，必要な情報（相互のプラント状況，運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら，総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことができ，安全性の向上が図れることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。

また，安全パラメータ表示システム（SPDS）は，共用により悪影響を及ぼさないよう，6 号及び 7 号炉に必要な容量を確保するとともに，号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

常設重大事故緩和設備に該当する安全パラメータ表示システム（SPDS）は，外部からの衝撃による損傷の防止が図られたコントロール建屋及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する。

また，共通要因によって，その機能が損なわれるおそれがないよう，表 3.19-38 及び表 3.19-39 に示すとおり，多様性を確保し，頑健性を持たせた設計とする。

表 3.19-38　安全パラメータ表示システム（SPDS）の多様性又は位置的分散

<table>
<tr><td rowspan="3">項目</td><td colspan="8">重大事故緩和設備</td></tr>
<tr><td colspan="8">安全パラメータ表示システム（SPDS）</td></tr>
<tr><td colspan="4">データ
伝送装置</td><td colspan="2">SPDS
表示装置</td><td colspan="2">緊急時対策支援
システム伝送装置</td></tr>
<tr><td>ポンプ</td><td colspan="4">不要</td><td colspan="2">不要</td><td colspan="2">不要</td></tr>
<tr><td>水源</td><td colspan="4">不要</td><td colspan="2">不要</td><td colspan="2">不要</td></tr>
<tr><td>駆動用空気</td><td colspan="4">不要</td><td colspan="2">不要</td><td colspan="2">不要</td></tr>
<tr><td>潤滑油</td><td colspan="4">不要</td><td colspan="2">不要</td><td colspan="2">不要</td></tr>
<tr><td>冷却水</td><td colspan="4">不要</td><td colspan="2">不要</td><td colspan="2">不要</td></tr>
<tr><td rowspan="2">駆動電源</td><td>無停電
電源装置
(6 号炉),
充電器
（蓄電池）
(7 号炉)</td><td>非常用
ディー
ゼル
発電機</td><td>常設代替交
流電源設備
（第一ガス
タービン発
電機）</td><td>可搬型代
替交流電
源設備
（電源車）</td><td>非常用ディ
ーゼル
発電機</td><td>代替交流
電源設備
（5 号炉原子炉
建屋内緊急時
対策所用可搬
型電源設備）</td><td>非常用ディ
ーゼル発電
機</td><td>代替交流
電源設備
（5 号炉原子炉
建屋内緊急時
対策所用可搬型
電源設備）</td></tr>
<tr><td>コントロ
ール
建屋
地下 1 階</td><td>原子炉
建屋
地上 1
階</td><td>屋外
（7 号炉タ
ービン建屋
南側）</td><td>屋外
（原子炉建
屋電源車第
一設置場所
又は第二設
置場所）</td><td>原子炉
建屋
地上 1
階</td><td>屋外
（5 号炉東側
保管場所）</td><td>原子炉建
屋
地上 1 階</td><td>屋外
（5 号炉東側
保管場所）</td></tr>
<tr><td rowspan="3">流路
（伝送路）</td><td colspan="4">発電所内 建屋間</td><td colspan="2">－</td><td colspan="2">発電所内 建屋間</td></tr>
<tr><td colspan="4">有線系回線</td><td colspan="2">－</td><td colspan="2">有線系回線</td></tr>
<tr><td colspan="4">無線系回線</td><td colspan="2">－</td><td colspan="2">無線系回線</td></tr>
<tr><td rowspan="2">主要設備
設置場所</td><td colspan="4">データ
伝送装置</td><td colspan="2">SPDS
表示装置</td><td colspan="2">緊急時対策支援
システム伝送装置</td></tr>
<tr><td colspan="4">コントロール建屋
地上 1 階</td><td colspan="4">5 号炉原子炉建屋
地上 3 階</td></tr>
</table>

表 3.19-39　安全パラメータ表示システム（SPDS）の頑健性

重大事故緩和設備
安全パラメータ表示システム（SPDS）
安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち，データ伝送装置は，耐震性を有するコントロール建屋内に設置し，使用する無線通信装置及び屋外アンテナ，無線通信装置及び屋外アンテナまでの有線（ケーブル）を含め，基準地震動 Ss で機能維持できる設計とする。 安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する緊急時対策支援システム伝送装置及び SPDS 表示装置は，基準地震動 Ss で機能維持できる設計とする。

(62-2-2～4, 62-2-7)
(62-3-2, 62-3-4, 62-3-12)
(62-4-9)

3.19.2.1.5　設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

3.19.2.1.5.1 通信連絡設備（発電所内）に関する設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 3 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

可搬設備である携帯型音声呼出電話機は，想定される重大事故等時，送受話器及び電力保安通信用電話設備が使用できない状況において，発電所内の建屋内で必要な通信連絡を行うために必要な台数を保管する設計とする。

中央制御室内に保管する携帯型音声呼出電話機は，有効性評価における各重大事故シーケンスで使用する場合の必要な台数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え，一式を保管する設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管する携帯型音声呼出電話機は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の対策本部と待機場所間の通信連絡に必要な台数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え，一式を保管する設計とする。

(62-6-4, 62-6-10)

無線連絡設備（可搬型）は，想定される重大事故等時，送受話器及び電力保安通信用電話設備が使用できない状況において，屋外と 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の操作・作業に係る必要な連絡を行うために使用する場合，有効性評価における各重大事故シーケンスで使用する場合の必要な台数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え，一式を保管する設計とする。

(62-6-4, 62-6-11)

衛星電話設備（可搬型）は，想定される重大事故等時，送受話器，電力保安通信用電話設備，テレビ会議システム（社内向），専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）が使用できない状況において，発電所内及び発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な台数と故障時及び保守点検時のバックアップ用を加え，一式を保管する設計とする。

(62-6-4, 62-6-7)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項二）

（ⅰ）要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあっては，当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ，かつ，二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう，接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

携帯型音声呼出電話設備は，端末である携帯型音声呼出電話機と中継用ケーブルドラム及び専用接続箱内の端子の接続を簡便な端子接続とし，接続規格を統一することにより，使用場所において確実に接続できる設計とする。また，乾電池等の交換も含め容易に操作ができるとともに，通信連絡をする必要のある場所と確実に通信連絡ができる設計とする。

携帯型音声呼出電話機と専用接続箱との接続については，必要に応じて敷設する中継用ケーブルドラムを使用することを可能な設計とし，専用接続箱との接続と同様，確実及び簡便な接続が可能な設計とする。

(62-8-2)

無線連絡設備（可搬型）及び衛星電話設備（可搬型）は，常設設備と接続せず使用可能な設計とする。

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項三）

（ⅰ）要求事項

常設設備と接続するものにあっては，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬設備である携帯型音声呼出電話機は，原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備ではなく，中央制御室と建屋内の必要のある場所との間で必要な通信連絡を行うことを目的として設置する。

無線連絡設備（可搬型）及び衛星電話設備（可搬型）は，常設設備と接続せず充電式電池からの給電により使用可能な設計とする。

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項四）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

中央制御室内に保管する携帯型音声呼出電話機の設置場所，操作場所のうち，コントロール建屋地上 2 階の中央制御室及びコントロール建屋地下 1 階で操作する携帯型音声呼出電話機は，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

原子炉建屋地下 1 階で操作する携帯型音声呼出電話機は，原子炉建屋内の原子炉区域外で操作することから，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

原子炉建屋地下 3 階及び地上 1 階で操作する携帯型音声呼出電話機は，原子炉建屋原子炉区域内で操作することから，操作場所の放射線量が高くなるおそれがあるが，人が携行して使用する設備であるため，操作する場合は，放射線量を確認して，適切な放射線防護の対策を行い，作業安全を確認した上で操作が可能である。また，原子炉建屋内に中継ケーブルを敷設して携帯型音声呼出電話機を使用する場合は，放射線量を確認して，適切な放射線防護の対策を行い，作業安全を確認した上で操作が可能である。

なお，対策を行った上でも操作場所の放射線量が高く通信連絡ができない場合，放射線量が高くなるおそれが少ない別の設置場所に移動することにより操作が可能である。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管する携帯型音声呼出電話機は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置及び操作し，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

(62-3-2, 62-3-3, 62-3-5～9)

無線連絡設備（可搬型）及び衛星電話設備（可搬型）は，屋外で操作し，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

(62-3-2, 62-3-13)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項五）

（ⅰ）要求事項

地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

携帯型音声呼出電話設備は，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管し，送受話器，電力保安通信用電話設備，無線連絡設備（常設），衛星電話設備（常設）及び 5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンと位置的分散を図る設計とする。

(62-3-2, 62-3-3, 62-3-5～16)

無線連絡設備（可搬型）は，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管し，送受話器，電力保安通信用電話設備，無線連絡設備（常設），衛星電話設備（常設）及び 5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンと位置的分散を図る設計とする。

(62-3-2, 62-3-3, 62-3-10～16)

衛星電話設備（可搬型）は，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管し，送受話器，電力保安通信用電話設備，テレビ会議システム（社内向），専用電話設備，衛星電話設備（社内向），無線連絡設備（常設），衛星電話設備（常設），5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備と位置的分散を図る設計とする。

(62-3-2, 62-3-3, 62-3-10～16)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

携帯型音声呼出電話設備は，中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管し，人が運搬及び携行し，建屋内で使用することが可能な設計とする。

(62-7-5～12)

無線連絡設備（可搬型）及び衛星電話設備（可搬型）は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管し，人が運搬及び携行し，屋外で使用することが可能な設計とする。

(62-7-2～4)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

（ⅰ）要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬型重大事故等対処設備に該当する携帯型音声呼出電話設備の電源は，同様の機能を持つ送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，乾電池等を使用することで，表 3.19-40 で示すとおり，非常用ディーゼル発電機又は充電器（蓄電池）からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また，携帯型音声呼出電話設備は，中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管することで，表 3.19-40 で示すとおり，送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

主要設備の設置場所については，外部からの衝撃による損傷の防止が図られたコントロール建屋地上 2 階，5 号炉原子炉建屋地上 3 階に保管し，送受話器及び電力保安通信用電話設備の主要設備はコントロール建屋地下 2 階，5 号炉原子炉建屋地上 3 階，廃棄物処理建屋地下 1 階（6 号炉）及び地上 1 階（7 号炉）に設置することにより位置的分散を図り，共通要因によって，同時に機能を喪失しない設計とする。

携帯型音声呼出電話設備の独立性については，表 3.19-41 で示すとおり，地震，津波，火災，溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

無線連絡設備（可搬型）の電源は，同様の機能を持つ送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，充電式電池を使用することで，表 3.19-42 で示すとおり非常用ディーゼル発電機又は充電器（蓄電池）からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また，無線連絡設備（可搬型）は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管することで，表 3.19-42 で示すとおり送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

主要設備の設置場所については，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた 5 号炉原子炉建屋地上 3 階に保管し，送受話器及び電力保安通信用電話設備の主要設備はコントロール建屋地下 2 階，5 号炉原子炉建屋地上 3 階，廃棄物処理建屋地下 1 階（6 号炉）及び地上 1 階（7 号炉）に設置することにより位置的分散を図り，共通要因によって，同時に機能を喪失しない設計とする。

無線連絡設備（可搬型）の独立性については，表 3.19-43 で示すとおり，地震，津波，火災及び溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

衛星電話設備（可搬型）の電源は，同様の機能を持つ送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，充電式電池を使用することで，表 3.19-44 で示すとおり非常用ディーゼル発電機又は充電器（蓄電池）からの給電により使用する送受話器及び電力保安通信用電話設備に対して多様性を有する設計とする。また，衛星電話設備（可搬型）は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管することで，表 3.19-44 で示すとおり送受話器及び電力保安通信用電話設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

主要設備の設置場所については，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた 5 号炉原子炉建屋地上 3 階に保管し，送受話器及び電力保安通信用電話設備の主要設備はコントロール建屋地下 2 階，5 号炉原子炉建屋地上 3 階，廃棄物処理建屋地下 1 階（6 号炉）及び地上 1 階（7 号炉）に設置することにより位置的分散を図り，共通要因によって，同時に機能を喪失しない設計とする。

発電所内の衛星電話設備（可搬型）の独立性については，表 3.19-45 で示すとおり，地震，津波，火災及び溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

表 3.19-40　携帯型音声呼出電話設備の多様性又は位置的分散

<table>
<tr><td rowspan="2">項目</td><td colspan="3">設計基準対象施設</td><td>重大事故防止設備
及び重大事故緩和設備</td></tr>
<tr><td colspan="2">送受話器</td><td>電力保安通信用
電話設備</td><td>携帯型音声呼出
電話設備</td></tr>
<tr><td>ポンプ</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td>水源</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td>駆動用空気</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td>潤滑油</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td>冷却水</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td rowspan="2">駆動電源</td><td>充電器
（蓄電池）</td><td>非常用ディーゼル
発電機</td><td>充電器
（蓄電池）</td><td>乾電池（本体内蔵）</td></tr>
<tr><td>コントロール
建屋
地下 2 階</td><td>原子炉
建屋
地上 1 階</td><td>廃棄物処理
建屋
地下 1 階，
5 号炉原子炉
建屋地上 3 階</td><td>コントロール建屋
地上 2 階，
5 号炉原子炉
建屋地上 3 階</td></tr>
<tr><td rowspan="2">流路
（伝送路）</td><td colspan="2">発電所内</td><td>発電所内</td><td>発電所内</td></tr>
<tr><td colspan="2">有線系回線</td><td>有線系回線</td><td>有線系回線</td></tr>
<tr><td rowspan="2">主要設備
設置場所</td><td colspan="2">制御装置</td><td>交換機</td><td>携帯型音声
呼出電話機</td></tr>
<tr><td colspan="2">コントロール建屋
地下 2 階</td><td>廃棄物処理建屋
地下 1 階（6 号炉），
地上 1 階（7 号炉），
5 号炉原子炉建屋
地上 3 階</td><td>コントロール建屋
地上 2 階，
5 号炉原子炉建屋
地上 3 階
（保管場所）</td></tr>
</table>

表 3.19-41　携帯型音声呼出電話設備　設計基準対象施設との独立性

項目		設計基準対象施設	重大事故防止設備 及び重大事故緩和設備
		送受話器及び 電力保安通信用電話設備	携帯型音声呼出電話設備
共通要因故障	地震	－	コントロール建屋，原子炉建屋及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置又は保管する携帯型音声呼出電話設備は，使用する専用通信線及び専用接続箱を含め，基準地震動 Ss で機能維持できる設計とすることで，基準地震動 Ss が共通要因となり必要な通信連絡の機能が喪失しない設計とする。
	津波	－	携帯型音声呼出電話設備を設置又は保管するコントロール建屋，原子炉建屋及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所は，基準津波が到達しない位置に設置することで，津波が共通要因となり必要な通信連絡の機能が喪失しない設計とする。
	火災	設計基準対象施設である送受話器及び電力保安通信用電話設備と，重大事故防止設備及び重大事故緩和設備である携帯型音声呼出電話設備は，火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7　重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準対象施設である送受話器及び電力保安通信用電話設備と，重大事故防止設備及び重大事故緩和設備である携帯型音声呼出電話設備は，溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8　重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

(62-2-2～6)
(62-3-2, 62-3-3, 62-3-5～11, 62-3-13, 62-3-16)
(62-4-3)

表 3.19-42　無線連絡設備（可搬型）の多様性又は位置的分散

<table>
<tr><td rowspan="2">項目</td><td colspan="3">設計基準対象施設</td><td>重大事故防止設備
及び重大事故緩和設備</td></tr>
<tr><td colspan="2">送受話器</td><td>電力保安通信用
電話設備</td><td>無線連絡設備（可搬型）</td></tr>
<tr><td>ポンプ</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td>水源</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td>駆動用空気</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td>潤滑油</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td>冷却水</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td rowspan="2">駆動電源</td><td>充電器
（蓄電池）</td><td>非常用
ディーゼル
発電機</td><td>充電器
（蓄電池）</td><td rowspan="2">充電式電池（本体内蔵）</td></tr>
<tr><td>コントロール
建屋地下 2 階</td><td>原子炉建屋
地上 1 階</td><td>廃棄物処理建屋
地下 1 階，
5 号炉原子炉
建屋地上 3 階</td></tr>
<tr><td rowspan="2">流路
（伝送路）</td><td colspan="2">発電所内</td><td>発電所内</td><td>発電所内</td></tr>
<tr><td colspan="2">有線系回線</td><td>有線系回線</td><td>無線系回線</td></tr>
<tr><td rowspan="2">主要設備
設置場所</td><td colspan="2">制御装置</td><td>交換機</td><td>無線連絡設備（可搬型）</td></tr>
<tr><td colspan="2">コントロール建屋
地下 2 階</td><td>廃棄物処理建屋
地下 1 階（6 号炉），
地上 1 階（7 号炉），
5 号炉原子炉建屋
地上 3 階</td><td>5 号炉原子炉建屋
地上 3 階
（保管場所）</td></tr>
</table>

表 3.19-43　無線連絡設備（可搬型）の設計基準対象施設との独立性

項目		設計基準対象施設	重大事故防止設備 及び重大事故緩和設備
		送受話器及び 電力保安通信用電話設備	無線連絡設備（可搬型）
共通要因故障	地震	－	設置場所である屋外において，人が携行して使用することから，地震による影響は受けない。 また，耐震性が確保された 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管し，基準地震動 Ss で機能維持できる設計とすることで，基準地震動 Ss が共通要因となり必要な通信連絡の機能が喪失しない設計とする。
	津波	－	無線連絡設備（可搬型）を保管する 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所は，基準津波が到達しない位置に設置することで，津波が共通要因となり必要な通信連絡の機能が喪失しない設計とする。
	火災	設計基準対象施設である送受話器及び電力保安通信用電話設備と，重大事故防止設備及び重大事故緩和設備である無線連絡設備（可搬型）は，火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7　重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準対象施設である送受話器及び電力保安通信用電話設備と，重大事故防止設備及び重大事故緩和設備である無線連絡設備（可搬型）は，溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8　重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

(62-2-2～6)
(62-3-2, 62-3-10, 62-3-11, 62-3-13, 62-3-16)
(62-4-3)

表 3.19-44　衛星電話設備（可搬型）の多様性又は位置的分散（発電所内）

<table>
<tr><td rowspan="2">項目</td><td colspan="3">設計基準対象施設</td><td>重大事故防止設備
及び重大事故緩和設備</td></tr>
<tr><td colspan="2">送受話器</td><td>電力保安通信用
電話設備</td><td>衛星電話設備（可搬型）</td></tr>
<tr><td>ポンプ</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td>水源</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td>駆動用空気</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td>潤滑油</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td>冷却水</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td>不要</td></tr>
<tr><td rowspan="2">駆動電源</td><td>充電器
（蓄電池）</td><td>非常用
ディーゼル
発電機</td><td>充電器
（蓄電池）</td><td rowspan="2">充電式電池（本体内蔵）</td></tr>
<tr><td>コントロール
建屋地下 2 階</td><td>原子炉建屋
地上 1 階</td><td>廃棄物処理建屋
地下 1 階，
5 号炉原子炉
建屋地上 3 階</td></tr>
<tr><td rowspan="2">流路
（伝送路）</td><td colspan="2">発電所内</td><td>発電所内</td><td>発電所内</td></tr>
<tr><td colspan="2">有線系回線</td><td>有線系回線</td><td>衛星系回線
（通信事業者回線）</td></tr>
<tr><td rowspan="2">主要設備
設置場所</td><td colspan="2">制御装置</td><td>交換機</td><td>衛星電話設備（可搬型）</td></tr>
<tr><td colspan="2">コントロール建屋
地下 2 階</td><td>廃棄物処理建屋
地下 1 階（6 号炉），
地上 1 階（7 号炉），
5 号炉原子炉建屋
地上 3 階</td><td>5 号炉原子炉建屋
地上 3 階
（保管場所）</td></tr>
</table>

表 3.19-45　衛星電話設備（可搬型）の設計基準対象施設との独立性（発電所内）

項目		設計基準対象施設	重大事故防止設備 及び重大事故緩和設備
		送受話器及び 電力保安通信用電話設備	衛星電話設備（可搬型）
共通要因故障	地震	—	設置場所である屋外において，人が携行して使用することから，地震による影響は受けない。 また，耐震性が確保された 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管し，基準地震動 Ss で機能維持できる設計とすることで，基準地震動 Ss が共通要因となり必要な通信連絡の機能が喪失しない設計とする。
	津波	—	衛星電話設備（可搬型）を保管する 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所は，基準津波が到達しない位置に設置することで，津波が共通要因となり必要な通信連絡の機能が喪失しない設計とする。
	火災	設計基準対象施設である送受話器及び電力保安通信用電話設備と，重大事故防止設備及び重大事故緩和設備である衛星電話設備（可搬型）は，火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7　重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準対象施設である送受話器及び電力保安通信用電話設備と，重大事故防止設備及び重大事故緩和設備である衛星電話設備（可搬型）は，溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8　重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

(62-2-2～7)
(62-3-2, 62-3-10, 62-3-11, 62-3-13, 62-3-16)
(62-4-3)

3.19.2.2　発電所外との通信連絡を行うための設備

3.19.2.2.1　設備概要

通信連絡設備（発電所外）は，想定される重大事故等時において，発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うことを目的として設置するものである。

通信連絡設備（発電所外）は，衛星電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備により構成する。

データ伝送設備は，想定される重大事故等時において，発電所内から発電所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送することを目的として設置するものである。

データ伝送設備は，緊急時対策支援システム伝送装置により構成する。

通信連絡設備全体の系統概要図を図 3.19-1，通信連絡設備に関する重大事故等対処設備一覧（発電所外の通信連絡）を表 3.19-46 に示す。

可搬設備である衛星電話設備（可搬型）は，保管場所から運搬し，人が携行して使用又は設置する設備であり，操作スイッチにより，確実に操作が可能な設計とする。

常設設備である衛星電話設備（常設）及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は，操作スイッチにより，確実に操作が可能な設計とする。

表 3.19-46　通信連絡設備に関する重大事故等対処設備一覧（発電所外の通信連絡）

設備区分	設備名
主要設備	①衛星電話設備（常設）【常設】 ②衛星電話設備（可搬型）【可搬】 ③統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備【常設】 ④データ伝送設備【常設】
附属設備	－
水源（水源に関する流路，電源設備を含む）	－
流路 (伝送路)	衛星電話設備（屋外アンテナ）【常設】① 衛星無線通信装置【常設】③ 有線（建屋内）【常設】①③④
注水先	－
電源設備※1	常設代替交流電源設備① 　第一ガスタービン発電機【常設】 　軽油タンク【常設】 　タンクローリ（16kL）【可搬】 　第一ガスタービン発電機用燃料タンク【常設】 　第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備① 　電源車【可搬】 　軽油タンク【常設】 　タンクローリ（4kL）【可搬】 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備【可搬】①②③④ 可搬ケーブル【可搬】①②③④ 負荷変圧器【常設】①②③④ 交流分電盤【常設】①②③④ 燃料補給設備 　軽油タンク【常設】①②③④ 　タンクローリ（4kL）【可搬】①②③④
計装設備	－

※1：単線結線図を補足説明資料 62-2 に示す。
電源設備のうち，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備及び燃料補給設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。また，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備，可搬ケーブル，負荷変圧器及び交流分電盤については「3.18 緊急時対策所（設置許可基準規則第 61 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.19.2.2.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 衛星電話設備（6 号及び 7 号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・緊急時対策所

設備名　　：衛星電話設備（常設）
使用回線　：衛星系回線
個数　　：１式
取付箇所　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階
（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

設備名　　：衛星電話設備（可搬型）
使用回線　：衛星系回線
個数　　：１式
使用場所　：屋外
保管場所　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階
（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

(2) 衛星電話設備

兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室

設備名　　：衛星電話設備（常設）
使用回線　：衛星系回線
個数　　：１式
取付箇所　：コントロール建屋地上 2 階（中央制御室）

(3) 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備

兼用する設備は以下のとおり。

・緊急時対策所

設備名　　：テレビ会議システム
使用回線　：有線系回線，衛星系回線
個数　　：１式（6 号及び 7 号炉共用）
取付箇所　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階
（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

設備名　　：IP-電話機
使用回線　：有線系回線，衛星系回線
個数　　：１式（6 号及び 7 号炉共用）
取付箇所　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階
（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

設備名　　：IP-FAX
使用回線　：有線系回線，衛星系回線
個数　　：１式（6 号及び 7 号炉共用）
取付箇所　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階
（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

(4) データ伝送設備

設備名　　：緊急時対策支援システム伝送装置
使用回線　：有線系回線，衛星系回線
個数　　：１式（6 号及び 7 号炉共用）
取付箇所　：5 号炉原子炉建屋地上 3 階
（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

3.19.2.2.3 設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

3.19.2.2.3.1 通信連絡設備（発電所外）に関する設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

通信連絡設備（発電所外）のうち，衛星電話設備に対する設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針は，「3.19.2.1.3.1 通信連絡設備（発電所内）に関する設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針」に記述する。

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.19-47 に示す設計とする。

表 3.19-47　想定する環境条件及び荷重条件
（統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備）

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(62-3-2, 62-3-12)

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備のうちテレビ会議システムは，通信連絡を行うための操作をするにあたり，緊急時対策要員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，想定される重大事故等時において，設置場所である 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内において，電源スイッチを入れ（スイッチ操作），操作端末を操作（スイッチ操作）することにより，通信連絡をする必要のある場所と確実に通信連絡が可能な設計とする。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備のうち IP-電話機は，通信連絡を行うための操作をするにあたり，緊急時対策要員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，想定される重大事故等時において，設置場所である 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内において，一般の電話機と同様の操作（スイッチ操作）をすることにより，通信連絡をする必要のある場所と確実に通信連絡が可能な設計とする。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備のうち IP-FAX は，通信連絡を行うための操作をするにあたり，緊急時対策要員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，想定される重大事故等時において，設置場所である 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内において，電源スイッチを入れ（スイッチ操作），一般の FAX と同様の操作（スイッチ操作）をすることにより，通信連絡をする必要のある場所と確実に通信連絡が可能な設計とする。操作が必要な対象機器について表 3.19-48 に示す。

表 3.19-48　操作対象機器
（統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備）

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
テレビ会議システム， IP-電話機， IP-FAX	起動・停止 （通信連絡）	5 号炉原子炉建屋内 緊急時対策所	スイッチ操作

(62-8-6)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は，表 3.19-49 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験として，通話通信の確認が可能な設計とする。また，外観検査として，外観の確認が可能な設計とする。

表 3.19-49　統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	通話通信の確認
	外観検査	外観の確認

(62-5-11～14)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は，想定される重大事故等時において，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，テレビ会議システム（社内向），専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

(62-4-6～8)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の設置場所，操作場所を表 3.19-50 に示す。統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置及び操作し，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

表 3.19-50　操作対象機器設置場所
（統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備）

機器名称	設置場所	操作場所
テレビ会議システム IP-電話機， IP-FAX	5 号炉原子炉建屋 地上 3 階	5 号炉原子炉建屋内 緊急時対策所

(62-3-2, 62-3-12)
(62-8-6)

3.19.2.2.3.2 データ伝送設備に関する設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

データ伝送設備は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.19-51 に示す設計とする。

表 3.19-51　想定する環境条件及び荷重条件（データ伝送設備）

考慮する外的事象	対応
温度・圧力・湿度・放射線	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しないことを確認する（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(62-3-2, 62-3-12)

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

データ伝送設備は，常時伝送を行うため，通常操作を必要としない設計とする。

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

（ⅰ）要求事項

健全性及び能力を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

データ伝送設備は，表 3.19-52 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験として，機能（データの伝送）の確認が可能な設計とする。また，外観検査として，外観の確認が可能な設計とする。

表 3.19-52　データ伝送設備の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	機能（データの伝送）の確認
	外観検査	外観の確認

(62-5-15, 62-5-17)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項四）

（ⅰ）要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

データ伝送設備は，想定される重大事故等時において，他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

（ⅰ）要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

データ伝送設備は，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(62-4-9)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

データ伝送設備は，常時伝送を行うため，想定される重大事故等時においても操作を必要としない設計とする。

3.19.2.2.4 設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

3.19.2.2.4.1 通信連絡設備（発電所外）に関する設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

衛星電話設備（常設）は，設計基準対象施設として必要となる台数を設置する設計とする。

また，想定される重大事故等時，発電所外の通信連絡をする台数として，対応する衛星電話設備（社内向）及び専用電話設備が使用できない状況において，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を含めて，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に必要な台数を設置する設計とする。

(62-6-7)

統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は，設計基準対象施設として必要となる台数を設置する設計とする。

また，想定される重大事故等時，テレビ会議システム（社内向），専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）が使用できない状況において，衛星電話設備（常設）を含めて，発電所外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な台数を設置する設計とする。

(62-6-7)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（常設）は，号炉の区分けなく通信連絡することで，必要な情報（相互のプラント状況，運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら，総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことができ，安全性の向上が図れることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。

また，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する衛星電話設備（常設）は，共用により悪影響を及ぼさないよう，6 号及び 7 号炉に必要な容量を確保するとともに，号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。

なお，中央制御室内に設置する衛星電話設備（常設）は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は，号炉の区分けなく通信連絡することで，必要な情報（相互のプラント状況，運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら，総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことができ，安全性の向上が図れることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。

また，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は，共用により悪影響を及ぼさないよう，6 号及び 7 号炉に必要な容量を確保するとともに，号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

常設重大事故緩和設備に該当する衛星電話設備（常設）は，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する。また，共通要因によって，同様の機能を持つテレビ会議システム（社内向），専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，コントロール建屋地上 2 階，5 号炉原子炉建屋地上 3 階に設置し，表 3.19-53 及び表 3.19-54 に示すとおり，多様性を確保し，頑健性を持たせた設計とする。

重大事故防止設備でも重大事故緩和設備でもない常設重大事故等対処設備に該当する統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する。

また，共通要因によって，同様の機能を持つテレビ会議システム（社内向），専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，5 号炉原子炉建屋地上 3 階に設置し，表 3.19-55 及び表 3.19-56 で示すとおり，多様性を確保し，頑健性を持たせた設計とする。

表 3.19-53　衛星電話設備（常設）の多様性又は位置的分散（発電所外）
（１／２）
（中央制御室）

項目	設計基準対象施設			重大事故緩和設備	
	テレビ会議システム（社内向）	専用電話設備	衛星電話設備（社内向）	衛星電話設備（常設）	
ポンプ	不要	不要	不要	不要	
水源	不要	不要	不要	不要	
駆動用空気	不要	不要	不要	不要	
潤滑油	不要	不要	不要	不要	
冷却水	不要	不要	不要	不要	
駆動電源	非常用ディーゼル発電機	乾電池	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）	可搬型代替交流電源設備（電源車）
	原子炉建屋地上１階	原子炉建屋地上３階	原子炉建屋地上１階	屋外（7 号炉タービン建屋南側）	屋外（原子炉建屋電源車第一設置場所又は第二設置場所）
流路（伝送路）	発電所外	発電所外	発電所外	発電所外	
	有線系回線（電力保安通信用回線）	有線系回線（通信事業者回線）	衛星系回線（通信事業者回線）	衛星系回線（通信事業者回線）	
主要設備設置場所	テレビ会議システム（社内向）	専用電話設備	衛星電話設備（社内向）	衛星電話設備（常設）	
	5 号炉原子炉建屋地上３階	5 号炉原子炉建屋地上３階	5 号炉原子炉建屋地上３階	コントロール建屋地上２階	

表 3.19-53　衛星電話設備（常設）の多様性又は位置的分散（発電所外）
（２／２）
（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

項目	設計基準対象施設			重大事故緩和設備
	テレビ会議システム（社内向）	専用電話設備	衛星電話設備（社内向）	衛星電話設備（常設）
ポンプ	不要	不要	不要	不要
水源	不要	不要	不要	不要
駆動用空気	不要	不要	不要	不要
潤滑油	不要	不要	不要	不要
冷却水	不要	不要	不要	不要
駆動電源	非常用ディーゼル発電機	乾電池	非常用ディーゼル発電機	代替交流電源設備（5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備）
	原子炉建屋地上 1 階	原子炉建屋地上 3 階	原子炉建屋地上 1 階	屋外（5 号炉東側保管場所）
流路（伝送路）	発電所外	発電所外	発電所外	発電所外
	有線系回線（電力保安通信用回線）	有線系回線（通信事業者回線）	衛星系回線（通信事業者回線）	衛星系回線（通信事業者回線）
主要設備設置場所	テレビ会議システム（社内向）	専用電話設備	衛星電話設備（社内向）	衛星電話設備（常設）
	5 号炉原子炉建屋地上 3 階	5 号炉原子炉建屋地上 3 階	5 号炉原子炉建屋地上 3 階	5 号炉原子炉建屋地上 3 階

表 3.19-54　衛星電話設備（常設）の頑健性（発電所外）

重大事故緩和設備
衛星電話設備（常設）
衛星電話設備（常設）は，耐震性を有するコントロール建屋及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し，使用する屋外アンテナ及び屋外アンテナまでの有線（ケーブル）を含め，基準地震動 Ss で機能維持できる設計とすることで，基準地震動 Ss が共通要因となり必要な通信連絡の機能が喪失しない設計とする。

(62-2-2～4, 62-2-7, 62-2-8)
(62-3-2, 62-3-3, 62-3-12)
(62-4-6, 62-4-8)

表 3.19-55　統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の多様性

項目	設計基準対象施設			防止でも緩和でもない 重大事故等対処設備
	テレビ会議 システム （社内向）	専用電話設備	衛星電話設備 （社内向）	統合原子力防災ネットワーク を用いた通信連絡設備
ポンプ	不要	不要	不要	不要
水源	不要	不要	不要	不要
駆動用空気	不要	不要	不要	不要
潤滑油	不要	不要	不要	不要
冷却水	不要	不要	不要	不要
駆動電源	非常用 ディーゼル 発電機	乾電池	非常用 ディーゼル 発電機	代替交流電源設備 （5 号炉原子炉建屋内緊急時 対策所用可搬型電源設備）
	原子炉建屋 地上 1 階	原子炉建屋 地上 3 階	原子炉建屋 地上 1 階	屋外 （5 号炉東側保管場所）
流路 （伝送路）	発電所外	発電所外	発電所外	発電所外
	有線系回線 （電力保安 通信用回線）	有線系回線 （通信事業者 回線）	衛星系回線 （通信事業者 回線）	有線系回線 （通信事業者回線） （統合原子力防災ネットワーク）
				衛星系回線 （通信事業者回線） （統合原子力防災ネットワーク）
主要設備 設置場所	テレビ会議 システム （社内向）	専用電話設備	衛星電話設備 （社内向）	統合原子力防災ネットワーク を用いた通信連絡設備
	5 号炉 原子炉建屋 地上 3 階	5 号炉 原子炉建屋 地上 3 階	5 号炉 原子炉建屋 地上 3 階	5 号炉 原子炉建屋 地上 3 階

表 3.19-56　統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備の頑健性

防止でも緩和でもない重大事故等対処設備
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備
統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備は，耐震性を有する 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し，使用する衛星通信装置，屋外アンテナ及び屋外アンテナまでの有線（ケーブル）を含め，基準地震動 Ss で機能維持できる設計とすることで，基準地震動 Ss が共通要因となり必要な通信連絡の機能が喪失しない設計とする。

(62-2-4, 62-2-8)
(62-3-2, 62-3-12)
(62-4-6～8)

3.19.2.2.4.2 データ伝送設備に関する設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

データ伝送設備は，設計基準対象施設として必要となるデータ量を伝送することができる設計とする。

また，想定される重大事故等時において，発電所外の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。

(62-6-12～32，62-6-34)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項二）

（ⅰ）要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

データ伝送設備は，号炉の区分けなく通信連絡することで，必要な情報（相互のプラント状況，運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら，総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことができ，安全性の向上が図れることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。

また，データ伝送設備は，共用により悪影響を及ぼさないよう，6 号及び 7 号炉に必要な容量を確保するとともに，号炉の区分けなく通信連絡が可能な設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項三）

（ⅰ）要求事項

常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

重大事故防止設備でも重大事故緩和設備でもない常設重大事故等対処設備に該当するデータ伝送設備は，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置する。

また，共通要因によって，その機能が損なわれるおそれがないよう，表 3.19-57 及び表 3.19-58 に示すとおり，多様性を確保し，頑健性を持たせた設計とする。

表 3.19-57　データ伝送設備の多様性

<table>
<tr><td rowspan="3">項目</td><td colspan="2">防止でも緩和でもない重大事故等対処設備</td></tr>
<tr><td colspan="2">データ
伝送設備</td></tr>
<tr><td colspan="2">緊急時対策支援
システム伝送装置</td></tr>
<tr><td>ポンプ</td><td colspan="2">不要</td></tr>
<tr><td>水源</td><td colspan="2">不要</td></tr>
<tr><td>駆動用空気</td><td colspan="2">不要</td></tr>
<tr><td>潤滑油</td><td colspan="2">不要</td></tr>
<tr><td>冷却水</td><td colspan="2">不要</td></tr>
<tr><td rowspan="2">駆動電源</td><td>非常用ディーゼル発電機</td><td>代替交流
電源設備
(5 号炉原子炉建屋内緊急時
対策所用可搬型電源設備)</td></tr>
<tr><td>原子炉建屋
地上 1 階</td><td>屋外
(5 号炉東側保管場所)</td></tr>
<tr><td rowspan="3">流路
(伝送路)</td><td>発電所内
建屋間</td><td>発電所外</td></tr>
<tr><td>有線系回線</td><td>有線系回線</td></tr>
<tr><td>無線系回線</td><td>衛星系回線</td></tr>
<tr><td rowspan="2">主要設備
設置場所</td><td colspan="2">緊急時対策支援
システム伝送装置</td></tr>
<tr><td colspan="2">5 号炉原子炉建屋
地上 3 階</td></tr>
</table>

表 3.19-58　データ伝送設備の頑健性

防止でも緩和でもない重大事故等対処設備
データ伝送設備
データ伝送設備としての緊急時対策支援システム伝送装置は，耐震性を有する 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に設置し，使用する屋外アンテナ及び屋外アンテナまでの有線（ケーブル）を含め，基準地震動 Ss で機能維持できる設計とする。

(62-2-2～4, 62-2-7)
(62-3-2, 62-3-4, 62-3-12)
(62-4-9)

3.19.2.2.5 設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

3.19.2.2.5.1 通信連絡設備（発電所外）に関する設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

通信連絡設備（発電所外）のうち，衛星電話設備（可搬型）に対する設置許可基準規則第 43 条第 3 項一から六への適合方針は，「3.19.2.1.5.1 通信連絡設備（発電所内）に関する設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針」に記述する。

(1) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項七）

（ⅰ）要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

可搬型重大事故緩和設備に該当する衛星電話設備（可搬型）は，共通要因によって，同様の機能を持つテレビ会議システム（社内向），専用電話設備及び衛星電話設備（社内向）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた 5 号炉原子炉建屋地上 3 階に保管し，表 3.19-59 及び表 3.19-60 で示すとおり，多様性を確保し，頑健性を持たせた設計とする。

表 3.19-59　衛星電話設備（可搬型）の多様性又は位置的分散（発電所外）

項目	設計基準対象施設			重大事故緩和設備
	テレビ会議 システム （社内向）	専用電話設備	衛星電話設備 （社内向）	衛星電話設備（可搬型）
ポンプ	不要	不要	不要	不要
水源	不要	不要	不要	不要
駆動用空気	不要	不要	不要	不要
潤滑油	不要	不要	不要	不要
冷却水	不要	不要	不要	不要
駆動電源	非常用 ディーゼル 発電機	乾電池	非常用 ディーゼル 発電機	充電式電池（本体内蔵）
	原子炉 建屋 地上 1 階	原子炉 建屋 地上 3 階	原子炉 建屋 地上 1 階	
流路 （伝送路）	発電所外	発電所外	発電所外	発電所外
	有線系回線 （電力保安 通信用回線）	有線系回線 （通信事業者 回線）	衛星系回線 （通信事業者 回線）	衛星系回線 （通信事業者回線）
主要設備 設置場所	テレビ会議 システム （社内向）	専用電話設備	衛星電話設備 （社内向）	衛星電話設備（可搬型）
	5 号炉 原子炉建屋 地上 3 階	5 号炉 原子炉建屋 地上 3 階	5 号炉 原子炉建屋 地上 3 階	5 号炉原子炉建屋 地上 3 階 （保管場所）

表 3.19-60　衛星電話設備（可搬型）の頑健性（発電所外）

重大事故緩和設備
衛星電話設備（可搬型）
設置場所である屋外において，人が携行して使用することから，地震による影響は受けない。 また，耐震性が確保された 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管し，基準地震動 Ss で機能維持できる設計とする。

(62-2-2～4, 62-2-7, 62-2-8)
(62-3-2, 62-3-13)
(62-4-6, 62-4-8)

3.20　原子炉圧力容器

3.20.1　設備概要

原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む。）は，重大事故に至るおそれのある事故時において，重大事故等対処設備としてその健全性を確保できる設計とする。

また，炉心支持構造物については，重大事故に至るおそれのある事故時において，原子炉冷却材の流路が確保されるよう，炉心形状を維持する設計とする。

3.20.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

（１）原子炉圧力容器

種　　類：たて置円筒形
最高使用圧力：8.62MPa［gage］
最高使用温度：302℃
胴　内　径：6 号機：7122mm ，7 号機：7120mm（母材内径）
材　　料：JIS　G　3120（圧力容器用調質型マンガン・モリブデン鋼及びマンガン・モリブデン・ニッケル鋼鋼板２種）及び JIS G　3204（圧力容器用調質型合金鋼鍛鋼品）（母材）
ステンレス鋼及び高ニッケル合金（内張材）

3.20.3 設置許可基準規則第 43 条への適合状況

原子炉圧力容器は，設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため，他の設備に悪影響を及ぼさない設計である。

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

原子炉圧力容器は，原子炉格納容器内に設置される設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.20-1 に示す設計である。

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

表 3.20-1　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉格納容器内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水通水による影響	淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない）。なお，原子炉圧力容器内への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉格納容器内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

原子炉圧力容器は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。

原子炉圧力容器は，通常の系統構成により，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉停止中に，内部の確認が可能な設計とする。

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

3.21　原子炉格納容器

3.21.1　設備概要

原子炉格納容器は，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度を超える可能性があるが，設計基準対象施設としての最高使用圧力の 2 倍の圧力及び 200℃の温度以下で閉じ込め機能を損なわない設計とする。

また，原子炉格納容器内に設置される真空破壊装置は，想定される重大事故等時において，ドライウェル圧力がサプレッション・チェンバ圧力より低下した場合に圧力差により自動的に働き，サプレッション・チェンバのプール水逆流並びにドライウェルとサプレッション・チェンバの差圧によるダイヤフラム・フロア及び原子炉圧力容器基礎の破損を防止できる設計とする。

3.21.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

（１）原子炉格納容器

種　　類：圧力抑制形

最高使用圧力：310kPa［gage］

約 620kPa［gage］（重大事故等時における使用時の値）

最高使用温度：ドライウェル　　171℃

サプレッション・チェンバ　104℃

材　　料：鉄筋コンクリート（シェル部）

炭素鋼及びステンレス鋼（鋼製ライナ）

炭素鋼（ドライウェル・ヘッド）

3.21.3 設置許可基準規則第 43 条への適合状況

原子炉格納容器は，設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため，他の設備に悪影響を及ぼさない設計である。

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

原子炉格納容器は，原子炉建屋原子炉区域内に設置される設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し，並びに想定される重大事故等時における原子炉格納容器の閉じ込め機能を損なわないよう原子炉格納容器内の環境条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.21-1 に示す設計とする。

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

表 3.21-1　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。 また，原子炉格納容器内の環境条件も考慮し，閉じ込め機能を損なわない設計とする。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水通水による影響	淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない）。なお，原子炉格納容器内への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

原子炉格納容器は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

3.22　燃料貯蔵設備

3.22.1　設備概要

使用済燃料プールは，使用済燃料プールの冷却機能喪失又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料プール水の小規模な漏えいが発生した場合において，燃料の貯蔵機能を確保する設計とする。また，使用済燃料プールに接続する配管の破損等により，使用済燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象によるプール水の漏えいが発生した場合に，漏えいの継続を防止するため，ディフューザ配管上部にサイフォンブレーク孔を設ける設計とする。

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合及び使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に，臨界にならないよう配慮した使用済燃料ラックの形状により臨界を防止することができる設計とする。

3.22.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

（１）使用済燃料プール

種　　類：ステンレス鋼内張りプール形（ラック貯蔵方式）
容　　量：6 号機：3410 体，7 号機：3444 体
寸　　法：17.9m×14.0m×11.8m（たて×横×深さ）
材　　料：ステンレス鋼（内張材）

3.22.3 設置許可基準規則第 43 条への適合状況

使用済燃料プールは，設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

使用済燃料プールは，原子炉建屋原子炉区域内に設置される設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉区域内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.22-1 に示す設計である。

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

表 3.22-1　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用できる設計とする（常時海水を通水しない）。なお，使用済燃料プール内への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉区域内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

使用済燃料プールは，漏えいの有無等の確認が可能な設計とする。
基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

3.23　非常用取水設備

3.23.1　設備概要

非常用取水設備の海水貯留堰，スクリーン室，取水路，補機冷却用海水取水路，補機冷却用海水取水槽については，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

3.23.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

（1）海水貯留堰（重大事故等時のみ 6 号及び 7 号炉共用）

種　　類：貯留堰
個　　数：2
容　　量＊1：10000m³（６号機：公称値）／8000m³（７号機：公称値）
高　　さ：2000mm（公称値）
材　　料：鋼管矢板

（2）スクリーン室（重大事故等時のみ 6 号及び 7 号炉共用）

種　　類：鉄筋コンクリート函渠
個　　数：2
容　　量＊1：10000m³（６号機：公称値）／8000m³（７号機：公称値）
高　　さ：7600mm（最大内のり高さ：公称値）
材　　料：鉄筋コンクリート

（3）取水路（重大事故等時のみ 6 号及び 7 号炉共用）

種　　類：鉄筋コンクリート函渠
個　　数：2
容　　量＊1：10000m³（６号機：公称値）／8000m³（７号機：公称値）
高　　さ：6900mm（最大内のり高さ：公称値）
材　　料：鉄筋コンクリート

（4）補機冷却用海水取水路

種　　類：鉄筋コンクリート函渠
個　　数：1
容　　量＊1：10000m³（６号機：公称値）／8000m³（７号機：公称値）
高　　さ：3200mm（最大内のり高さ：公称値）
材　　料：鉄筋コンクリート

（5）補機冷却用海水取水槽

種　　類：鉄筋コンクリート取水槽
個　　数：3
容　　量＊1：10000m³（６号機：公称値）／8000m³（７号機：公称値）
高　　さ：12100mm（最大内のり高さ：公称値）
材　　料：鉄筋コンクリート

＊１：容量は，海水貯留堰，スクリーン室，取水路，補機冷却用海水取水路，補機冷却用海水取水槽で確保する水量の合計値を示す。

3.23.3 設置許可基準規則第 43 条への適合状況

非常用取水設備の海水貯留堰，スクリーン室，取水路，補機冷却用海水取水路及び補機冷却用海水取水槽は，設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため，他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

非常用取水設備である海水貯留堰，スクリーン室及び取水路は，共用により他号炉の海水取水箇所も使用することで安全性の向上が図れることから，6 号及び 7 号炉で共用する設計とする。

これらの設備は，共用により悪影響を及ぼさないよう，6 号及び 7 号炉に必要な取水容量を十分に有する設計とする。なお，海水貯留堰，スクリーン室及び取水路は，重大事故等時のみ 6 号及び 7 号炉共用とする。

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

海水貯留堰，スクリーン室，取水路，補機冷却用海水取水路，補機冷却用海水取水槽は，屋外に設置される設備であることから，想定される重大事故等が発生した場合における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.23-1 に示す設計である。

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

表 3.23-1　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる設計とする。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのない設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水貯留堰は，鋼製構造物であり，海水中に設置することを想定した設計とする。 スクリーン室，取水路，補機冷却用海水取水路，補機冷却用海水取水槽は，コンクリート構造物であり，常時海水を通水することを想定した設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・積雪	設置場所である屋外での風荷重を考慮しても機器が損傷しないことを応力評価により確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

海水貯留堰は，機能・性能の確認が可能な設計とする。スクリーン室，取水路，補機冷却用海水取水路，補機冷却用海水取水槽は，外観点検が可能な設計とする。

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。

3.24　原子炉建屋原子炉区域

3.24.1　設備概要

原子炉建屋原子炉区域は，重大事故等時においても，非常用ガス処理系により，内部の負圧を保ち気密性を損なわない設計とする。原子炉建屋原子炉区域の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋ブローアウトパネルは，閉状態の維持又は開放時に再閉止が可能な設計とする。

また，原子炉建屋ブローアウトパネルは，原子炉格納容器外での配管破断事故時に原子炉建屋原子炉区域の圧力が上昇し，原子炉建屋ブローアウトパネルの開放設定圧力に到達した場合に開放する機能を有する設計とする。原子炉格納容器外での原子炉冷却材が漏えいするインターフェイスシステム LOCA 発生時の重大事故等対処設備としての原子炉建屋ブローアウトパネルについては，「3.3　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

3.24.2　主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

構　造	鉄筋コンクリート造（一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造，ブローアウトパネル付き）	
形　状	直方体	
寸　法	たて横	約 56m×約 59m
	高　さ	約 58m
気密度	建物内空間容積の 50%/day 以下（6.4mmAq の負圧時）	

3.24.3 設置許可基準規則第 43 条への適合状況

原子炉建屋原子炉区域は，設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため，他の設備に悪影響を及ぼさない設計である。

また，原子炉建屋ブローアウトパネルは，誤開放しない設計又は開放した場合においても速やかに閉止できる設計とし，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

原子炉建屋原子炉区域は，想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉区域内及び屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.24-1 に示す設計である。

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

表 3.24-1　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉区域内及び屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられることを確認する。
屋外の天候による影響	重大事故等が発生した場合においても，降水及び凍結によりその機能が損なわれないことを確認する。
海水通水による影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す)。
風（台風）・積雪	風（台風）荷重及び積雪荷重を考慮しても損傷しないことを確認する。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

原子炉建屋に設置する原子炉建屋ブローアウトパネルは，遠隔又は現場において，手動で閉止できる設計とする。

原子炉建屋原子炉区域は，発電用原子炉運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性」に示す。