

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56
提出年月日	平成29年12月20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12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熔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なとなる水の供給設備
 - 3.14 電源設備
 - 3.15 計装設備
 - 3.16 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備
 - 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

1. 重大事故等対処設備

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、使用済燃料プール内の燃料体等及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために、また、重大事故が発生した場合においても、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な放出を防止するために、「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」(以下、設置許可基準規則という)第三章(重大事故等対処施設)にて定められる重大事故等対処設備として以下の設備を設ける。

- ・第 43 条 アクセスルートを確保するための設備
- ・第 44 条 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 45 条 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 46 条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・第 47 条 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 48 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・第 49 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・第 50 条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・第 51 条 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 52 条 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 53 条 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 54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・第 55 条 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 56 条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備
- ・第 57 条 電源設備
- ・第 58 条 計装設備
- ・第 59 条 **運転員が原子炉制御室にとどまるための設備**
- ・第 60 条 監視測定設備
- ・第 61 条 緊急時対策所
- ・第 62 条 通信連絡を行うために必要な設備

これらの設備については、新たに重大事故等に対処する機能を付加させた設備に加え、当該設備が機能を発揮するために必要な系統(水源から注入先まで、流路を含む)までを含むものとする。

また、設計基準対象施設のうち、想定される重大事故等時にその機能を期待する場合において、上記設備に該当しないものは、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する重大事故等対処設備(以下、重大事故等対処設備(設計基準拡張)という)と位置付け、第 44 条～第 62 条のいずれかに適合するための設備の一部として取り扱うこととする。

1.1 重大事故等対処設備の設備分類

重大事故等対処設備は、常設のものと可搬型のものがあり、それぞれ設置許可基準規則に示される名称を踏まえて以下のとおり分類する。

(1) 常設重大事故等対処設備

重大事故等対処設備のうち常設のもの

a. 常設重大事故防止設備

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（重大事故防止設備）のうち、常設のもの。

b. 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（耐震 S クラス施設）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。

c. 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。

d. 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上記 a. 以外の常設のもの

e. 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上記 c. 以外の常設のもの

f. 常設重大事故等対処設備のうち防止でも緩和でもない設備

常設重大事故等対処設備のうち、上記 a. , b. , c. , d. , e. 以外の常設設備で、防止又は緩和の機能がないもの。

(2) 可搬型重大事故等対処設備

重大事故等対処設備のうち可搬型のもの。

g. 可搬型重大事故防止設備

重大事故防止設備のうち可搬型のもの。

h. 可搬型重大事故緩和設備

重大事故緩和設備のうち可搬型のもの。

i. 可搬型重大事故防止設備（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上記 g. 以外の可搬型のもの。（ただし、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては、本分類に該当する設備はなし。）

j. 可搬型重大事故緩和設備（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上記 h. 以外の可搬型のもの。（ただし，柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉においては，本分類に該当する設備はなし。）

k. 可搬型重大事故等対処設備のうち防止でも緩和でもない設備

可搬型重大事故等対処設備のうち，上記 g.，h.，i.，j. 以外の可搬型設備で，防止又は緩和の機能がないもの。

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

重大事故等対処設備の設置位置については、「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」に記載する。

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、接地圧に対して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になぜ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、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、鋼製の高气密室を設置し、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 / 1 2）

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	<p>(1) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 <p>(2) 計測制御系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・無線連絡設備（常設）[C] ・無線連絡設備（屋外アンテナ）[伝送路][C] ・衛星電話設備（常設）[C] ・衛星電話設備（屋外アンテナ）[伝送路][C] ・5号炉屋外緊急連絡用インターフォン <p>(3) 非常用取水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 / 1 2）

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	<p>(1) 原子炉本体</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力容器[S] <p>(2) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料プール[S] ・ 燃料プール代替注水系配管・弁 [流路] ・ 常設スプレイヘッド ・ 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] <p>(3) 原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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 / 1 2）

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	<p>(4) 計測制御系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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ポンベ出口圧力[C] ・ ドレンタンク水位 ・ 遠隔空気駆動弁操作用ポンベ出口圧力 <p>(5) 放射線管理施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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 / 1 2）

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	<p>(6) 原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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・ヘッド [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] <p>(7) 非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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] ・号炉間電力融通ケーブル（常設） ・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	<p>(7) 非常用電源設備（続き）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 <p>(8) 非常用取水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・海水貯留堰[S] <p>(9) 緊急時対策所</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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	<p>(1) 原子炉本体</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力容器[S] <p>(2) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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] ・ 常設スプレイヘッド <p>(3) 原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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] <p>(4) 計測制御系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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	<p>(4) 計測制御系統施設（続き）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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〕 ・ 無線連絡設備（屋外アンテナ）〔伝送路〕〔C〕 ・ 衛星電話設備（常設）〔C〕 ・ 衛星電話設備（屋外アンテナ）〔伝送路〕〔C〕 ・ 無線通信装置〔伝送路〕〔C〕 ・ ドレンタンク水位 ・ 遠隔空気駆動弁操作ポンプ出口圧力 ・ 5号炉屋外緊急連絡用インターフォン <p>(5) 放射線管理施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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 / 1 2）

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	<p>(6) 原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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・ヘッド [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] <p>(7) 非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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] ・ 号炉間電力融通ケーブル（常設） ・ 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	<p>(1) 原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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] <p>(2) 計測制御系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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[C] ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力[C] ・ 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] <p>(3) 原子炉格納施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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	<p>(4) 非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機[S] ・燃料デイトンク[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] <p>(5) 非常用取水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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	<p>(1) 原子炉冷却系統施設</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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] <p>(2) 非常用電源設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機[S] ・燃料デイトンク[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>(3) 非常用取水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・補機冷却用海水取水路[C] ・補機冷却用海水取水槽[C]

2.1.3 津波による損傷の防止

2.1.3.1 津波による損傷の防止に係る基準適合性

【設置許可基準規則】

(津波による損傷の防止)

第四十条 重大事故等対処施設は、基準津波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。

適合のための設計方針

基準津波及び入力津波の策定に関しては、第五条の「適合のための設計方針」を適用する。

耐津波設計としては以下の方針とする。

- (1) 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、取水路、放水路等の経路から流入させない設計とする。
- (2) 取水・放水施設及び地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。
- (3) 上記(1)及び(2)に規定するもののほか、重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画については、浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離する。そのため、浸水防護重点化範囲を明確化するとともに、必要に応じて実施する浸水対策については、第五条の「適合のための設計方針」を適用する。
- (4) 水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する。そのため、非常用海水冷却系については、第五条の「適合のための設計方針」を適用する。
また、大容量送水車については、基準津波による水位の変動に対して取水性を確保でき、6号及び7号炉の取水口からの砂の混入に対して、ポンプが機能保持できる設計とする。
- (5) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の機能の保持については、第五条の「適合のための設計方針」を適用する。

- (6) 津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の設計並びに非常用海水冷却系等の取水性の評価に当たっては，第五条の「適合のための設計方針」を適用する。

2.1.3.2 重大事故等対処施設の耐津波設計

2.1.3.2.1 重大事故等対処施設の耐津波設計の基本方針

重大事故等対処施設は、基準津波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設計とする。

(1) 津波防護対象の選定

設置許可基準規則第四十条（津波による損傷の防止）においては、「重大事故等対処施設は、基準津波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」ことを要求している。

なお、設置許可基準規則第四十三条（重大事故等対処設備）における可搬型重大事故等対処設備の接続口、保管場所及び機能保持に対する要求事項を満足するため、可搬型重大事故等対処設備についても津波防護の対象とする。

このため、津波から防護する設備は、重大事故等対処施設（可搬型重大事故等対処設備を含む。）（以下「重大事故等対処施設の津波防護対象設備」という。）とし、これらを内包する建屋及び区画について第 2.1.3-1 表に分類を示す。

なお、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備は、設置許可基準規則の解釈別記 3 で入力津波に対して機能を十分に保持できることが要求されており、同要求を満足できる設計とする。

(2) 敷地及び敷地周辺における地形、施設の配置等

a. 敷地及び敷地周辺の地形、標高並びに河川の存在の把握

「設計基準対象施設について 第 5 条：津波による損傷の防止 1.2(2) 安全設計方針」に同じ。

b. 敷地における施設の位置、形状等の把握

重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画として、「設計基準対象施設について 第 5 条：津波による損傷の防止 1.2(2) 安全設計方針」で示した範囲に加え、格納容器圧力逃がし装置を敷設する区画、常設代替交流電源設備（6 号及び 7 号炉共用）を敷設する区画、5 号炉原子炉建屋（緊急時対策所（6 号及び 7 号炉共用）を設定する区画）、5 号炉東側保管場所（6 号及び 7 号炉共用）、5 号炉東側第二保管場所（6 号及び 7 号炉共用）、大湊側高台保管場所（6 号及び 7 号炉共用）及び荒浜側高台保管場所（6 号及び 7 号炉共用）を設置する。なお、いずれの建屋及び区画も「設計基準対象施設について 第 5 条：津波による損傷の防止 第 1.5-7 図」で示した「浸水を防止する敷地」に設置する。（第 2.1.3-1 図）

c. 敷地周辺の人工構造物の位置、形状等の把握

「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.2(2)安全設計方針」に同じ。

(3) 入力津波の設定

「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.2(2)安全設計方針」に同じ。入力津波の時刻歴波形を第2.1.3-2図に，入力津波高さ一覧を第2.1.3-2表に示す。

2.1.3.2.2 敷地の特性に応じた津波防護の基本方針

津波防護の基本方針は，以下の(1)から(5)のとおりである。

- (1) 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。下記(3)において同じ。）を内包する建屋及び区画の設置された敷地において，基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また，取水路，放水路等の経路から流入させない設計とする。
- (2) 取水・放水施設，地下部等において，漏水する可能性を考慮の上，漏水による浸水範囲を限定して，重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止できる設計とする。
- (3) 上記2方針のほか，重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画については，浸水防護をすることにより，津波による影響等から隔離可能な設計とする。
- (4) 水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止できる設計とする。
- (5) 津波監視設備については，入力津波に対して津波監視機能が保持できる設計とする。

敷地の特性に応じた津波防護としては，基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とするため，重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画を，「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.2(2)安全設計方針」で設定した「浸水を防止する敷地」に設置することで，同建屋及び区画が設置された敷地への，遡上波の地上部からの到達及び流入を敷地高さにより防止する。

また、取水路から津波を流入させない設計とするため、外郭防護として、タービン建屋の補機取水槽の上部床面に設けられた開口部に取水槽閉止板を設置する。

重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画については、津波による影響等から隔離可能な設計とするため、内郭防護として、タービン建屋内の区画境界部及び他の建屋との境界部に水密扉、止水ハッチ、ダクト閉止板（6号炉）、浸水防止ダクト（7号炉）及び床ドレンライン浸水防止治具の設置並びに貫通部止水処置を実施する。

引き波時の水位低下に対して、補機取水槽の水位が原子炉補機冷却海水ポンプの取水可能水位を下回らないよう、海水貯留堰を設置する。

地震発生後、津波が発生した場合に、その影響を俯瞰的に把握するため、津波監視設備として補機取水槽に取水槽水位計を、7号炉の主排気筒に津波監視カメラ（6号及び7号炉共用）を設置する。

格納容器圧力逃がし装置を敷設する区画、常設代替交流電源設備を敷設する区画、5号炉原子炉建屋（緊急時対策所を設定する区画）、5号炉東側保管場所、5号炉東側第二保管場所、大湊側高台保管場所及び荒浜側高台保管場所は、津波の影響を受けない位置に設置するため、新たな津波防護対策は必要ない。

津波防護対策の設備分類と設置目的を第2.1.3-3表に示す。また、敷地の特性に応じた津波防護の概要を第2.1.3-3図に示す。

2.1.3.2.3 敷地への浸水防止（外郭防護1）

(1) 遡上波の地上部からの到達，流入の防止

重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画は、基準津波による遡上波が到達しない十分に高い敷地として設定した「浸水を防止する敷地」に設置する。

遡上波の地上部からの到達防止に当たっての検討は、「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.2(2)安全設計方針」を適用する。

(2) 取水路，放水路等の経路からの津波の流入防止

取水路，放水路等の経路から、津波が流入する可能性のある経路（扉，開口部，貫通口等）を特定し，必要に応じて実施する浸水対策については「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.2(2)安全設計方針」を適用する。

2.1.3.2.4 漏水による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止（外郭防護2）

取水・放水施設、地下部等において、漏水する可能性を検討の上、漏水による浸水範囲を限定し、重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。具体的には、「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.2(2)安全設計方針」を適用する。

2.1.3.2.5 重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画の隔離（内郭防護）

(1) 浸水防護重点化範囲の設定

浸水防護重点化範囲として、「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.2(2)安全設計方針」で示した範囲に加え、格納容器圧力逃がし装置を敷設する区画、常設代替交流電源設備を敷設する区画、5号炉原子炉建屋（緊急時対策所を設定する区画）、5号炉東側保管場所、5号炉東側第二保管場所、大湊側高台保管場所及び荒浜側高台保管場所を設定する。

(2) 浸水防護重点化範囲の境界における浸水対策

浸水防護重点化範囲のうち、設計基準対象施設と同じ範囲については、「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.2(2)安全設計方針」を適用する。

また、その他の範囲については、津波による溢水の影響を受けない位置に設置する又は津波による溢水の浸水経路がない設計とする。

2.1.3.2.6 水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止

(1) 重大事故時に使用するポンプの取水性

水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。そのため、非常用海水冷却系については、「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.2(2)安全設計方針」を適用する。

重大事故時に使用する可搬型の海水を取水するポンプは、大容量送水車の取水ポンプであり、設計基準対象施設の非常用取水設備である取水路から海水を取水する。

同取水ポンプについては、海水貯留堰の貯留容量及び想定する最大同時運転台数（3台）による運転時に必要な水量を考慮し、ポンプの設置高さを設定する等により、重大事故時においてポンプの機能が保持できるとともに、必要な海水が確保できる設計とする。

(2) 津波の二次的な影響による重大事故等対処施設の機能保持確認

基準津波による水位変動に伴う海底の砂移動・堆積及び漂流物に対して、6号及び7号炉の取水口及び取水路の通水性が確保できる設計とする。

また、基準津波による水位変動に伴う浮遊砂等の混入に対して、原子炉補機冷却海水ポンプは機能保持できる設計とする。具体的には、「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.2(2)安全設計方針」を適用する。

重大事故時に使用する可搬型の海水を取水する大容量送水車については、浮遊砂等の混入に対して、機能保持できる設計とする。

2.1.3.2.7 津波監視

津波の襲来を監視するための津波監視設備の設置については、「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.2(2)安全設計方針」を適用する。

第 2.1.3-1 表 重大事故等対処設備の津波防護対象設備を内包する建屋・区画の分類

分類		該当する建屋・区画
I	大湊側敷地 (T. M. S. L. +12m) に設置される建屋・区画	A 設計基準対象施設の津波防護対象設備の浸水防護重点化範囲内 1) 原子炉建屋 2) タービン建屋 3) コントロール建屋 4) 廃棄物処理建屋 5) 燃料設備の一部 (軽油タンク, 燃料移送ポンプ) を敷設する区画
		B 設計基準対象施設の津波防護対象設備の浸水防護重点化範囲外 1) 格納容器圧力逃がし装置を敷設する区画 ----- 2) 常設代替交流電源設備を敷設する区画 ----- 3) 5号炉原子炉建屋 (緊急時対策所を設定する区画) (T. M. S. L. +27.8m) ----- 4) 5号炉東側保管場所 ----- 5) 5号炉東側第二保管場所
II	大湊側敷地よりも高所に設置される建屋・区画	1) 大湊側高台保管場所 (T. M. S. L. +35m) ----- 2) 荒浜側高台保管場所 (T. M. S. L. +37m)

第 2.1.3-2 表 入力津波高さ一覧

基準津波				入力津波高さ T.M.S.L. (m)												
名称	策定目的	波源		評価地点												
		地震 (断層モデル)	地すべり	取水路						放水路			遡上域			
				取水口前面			補機取水槽 ^{※1}			放水口 前面	放水庭 ^{※2}		荒浜側		発電所 全体	
				5号戸	6号戸	7号戸	5号戸	6号戸	7号戸		5号戸	6号戸	7号戸	防潮堤 前面敷地		防潮堤 内敷地
基準 津波 1	施設や敷地への 影響評価 (水位上昇側)	日本海東縁部 (2領域モデル)	LS-2	+7.4 ^{※3}	+7.5 ^{※3}	+7.2 ^{※3}	+7.7 ^{※3}	+8.4 ^{※3}	+8.3 ^{※3}	+7.0 ^{※3}	+8.3 ^{※3}	+8.8 ^{※3}	+10.3 ^{※3}			
基準 津波 2	施設や敷地への 影響評価 (水位下降側)	日本海東縁部 (2領域モデル)	-		-3.5 ^{※4}	-3.5 ^{※4}		-4.0 ^{※4}	-4.3 ^{※4}							
基準 津波 3	敷地高さが低い 荒浜側敷地への 遡上影響を評価 (防潮堤健全状態)	海域の活断層 (5断層運動モデル)	LS-2											+7.9 ^{※3}		
基準 津波 1'	敷地高さが低い 荒浜側敷地への 遡上影響を評価 (防潮堤損傷状態)	日本海東縁部 (2領域モデル)	LS-2												+6.9 ^{※3}	

※1：複数ある補機取水槽における水位のうち最高水位（上昇水位）又は最低水位（下降水位）を与える津波を入力津波とする。

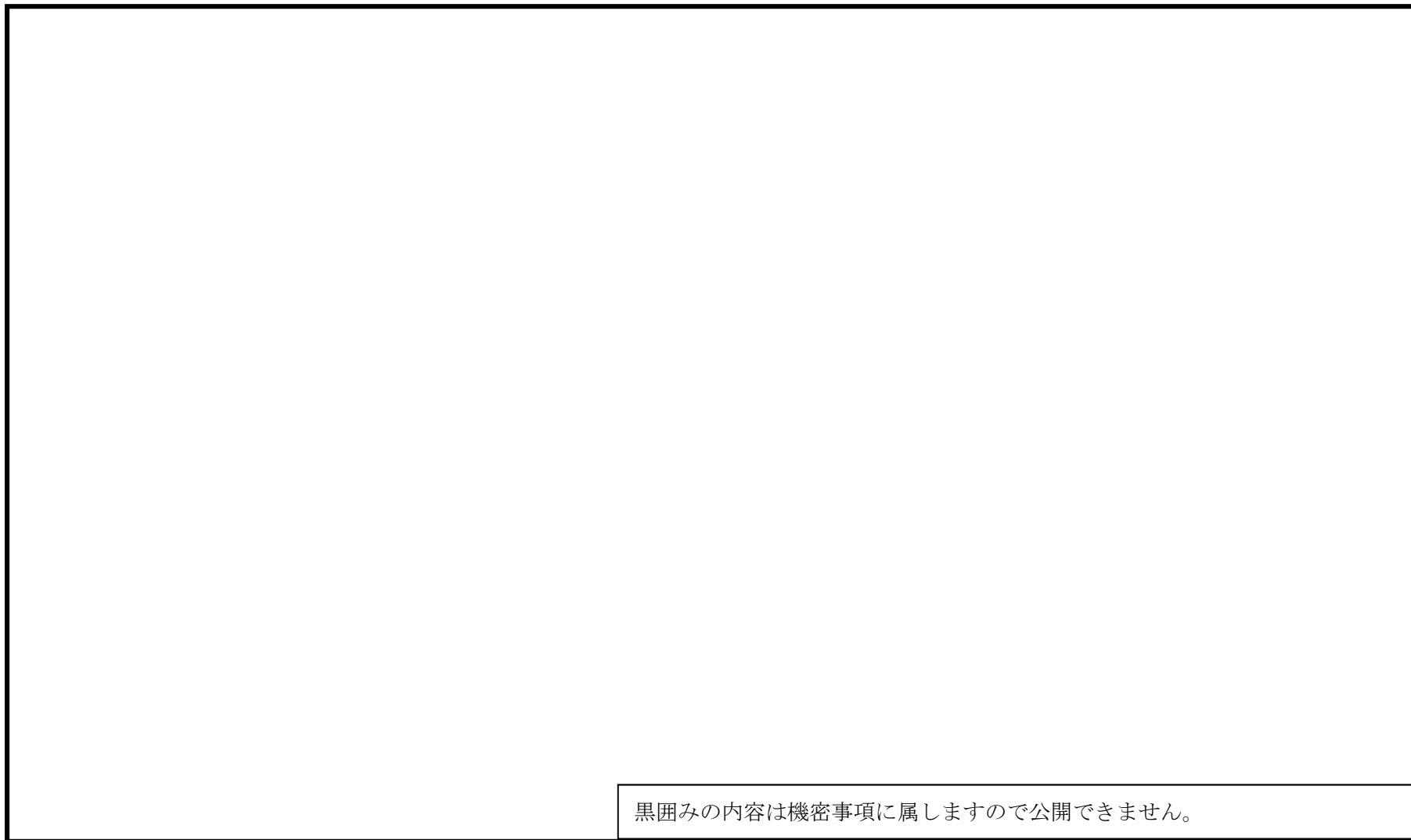
※2：複数ある放水庭及び補機放水庭における水位のうち最高水位を与える津波を入力津波とする。

※3：朔望平均満潮位 (T. M. S. L. +0.49m)，潮位のばらつき (0.16m) 及び地殻沈降量 (0.21m～0.29m) を考慮した値

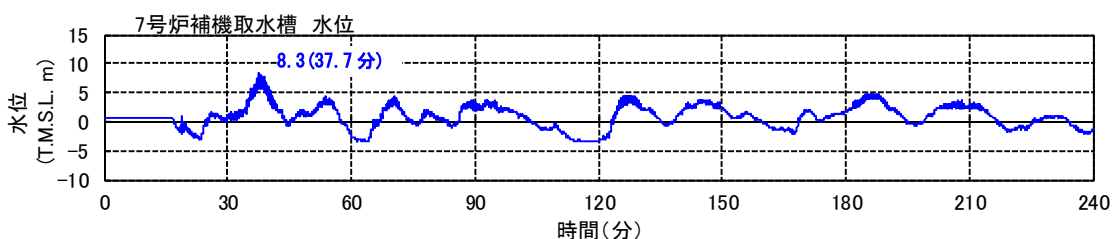
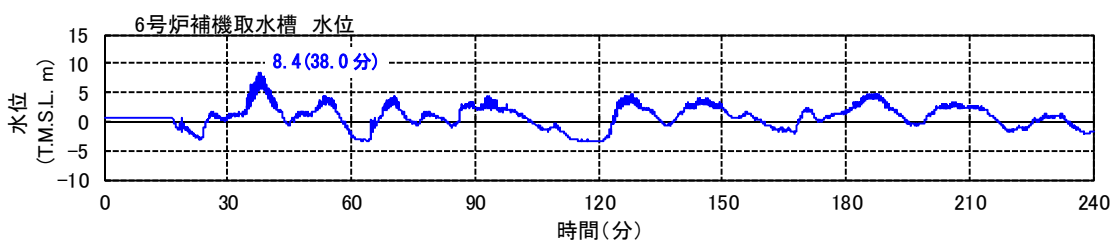
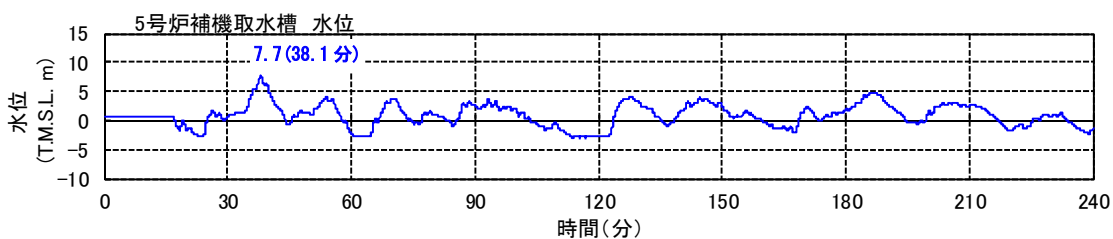
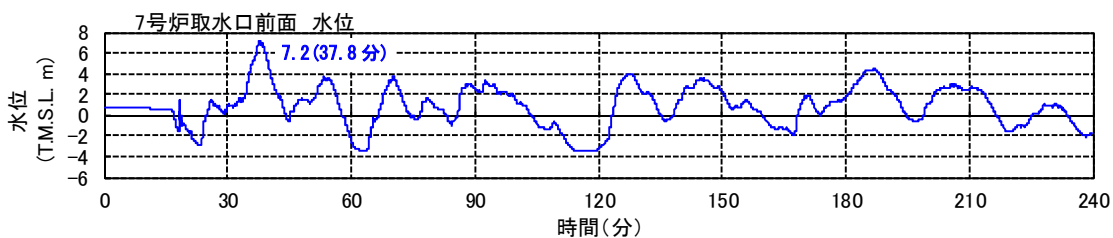
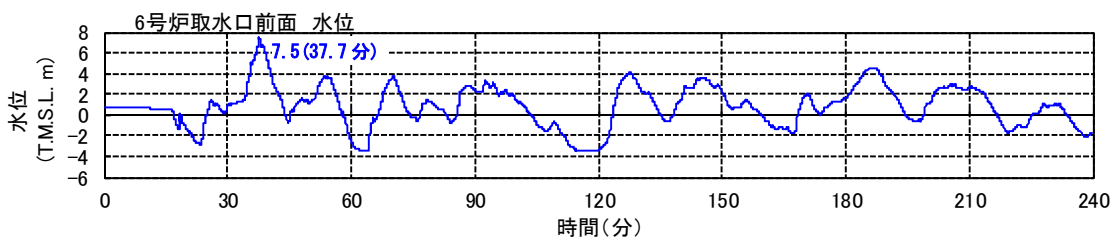
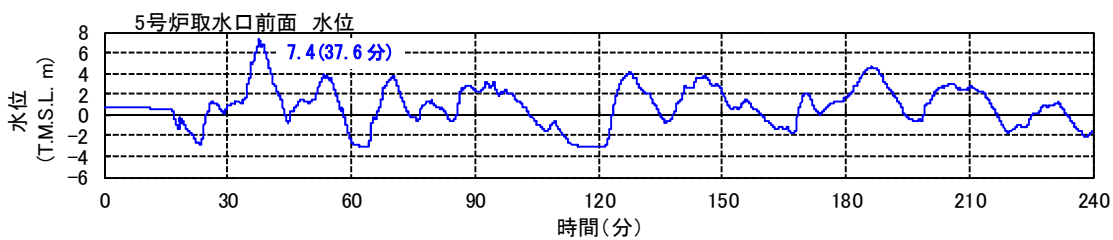
※4：朔望平均干潮位 (T. M. S. L. +0.03m) 及び潮位のばらつき (0.15m) を考慮した値

第 2.1.3-3 表 津波防護対策の設備分類と設置目的

津波防護対策		設備分類	設置目的
補機取水槽上部床面	6号及び7号炉タービン建屋	浸水防止設備	取水路からタービン建屋への津波の流入を防止する。
浸水防護重点化範囲境界	6号及び7号炉タービン建屋内		
	止水ハッチ		
	ダクト閉止板		
	浸水防止ダクト		
	床ドレンライン 浸水防止治具		
	貫通部止水処置		
海水貯留堰		津波防護施設 (非常用取水設備)	引き波時において、非常用海水冷却系の海水ポンプの機能を保持し、同系による冷却に必要な海水を確保する。
津波監視カメラ		津波監視設備	敷地への津波の繰り返しへの襲来を察知し、その影響を俯瞰的に把握する。
取水槽水位計			

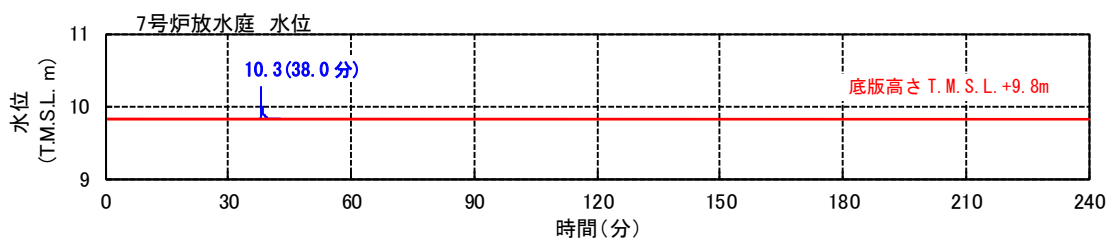
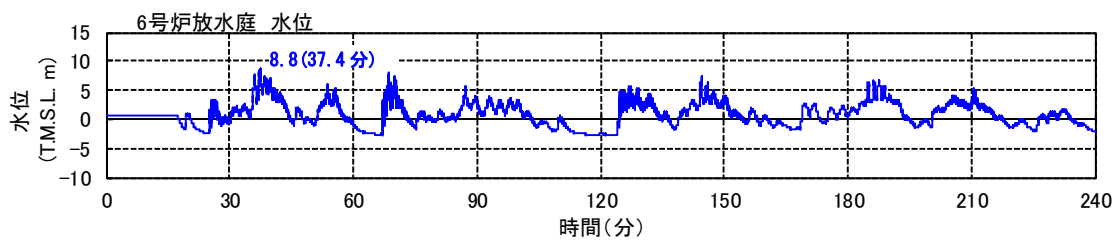
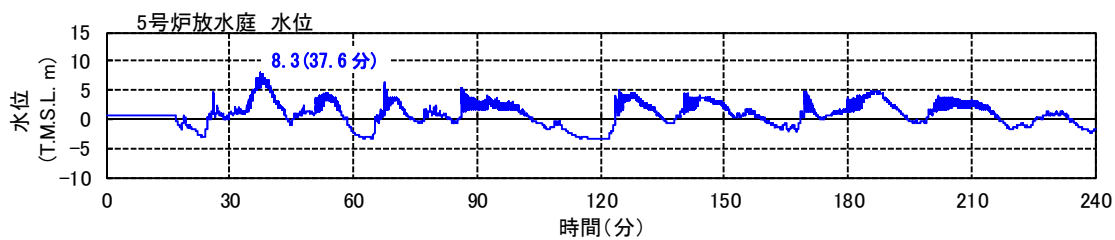
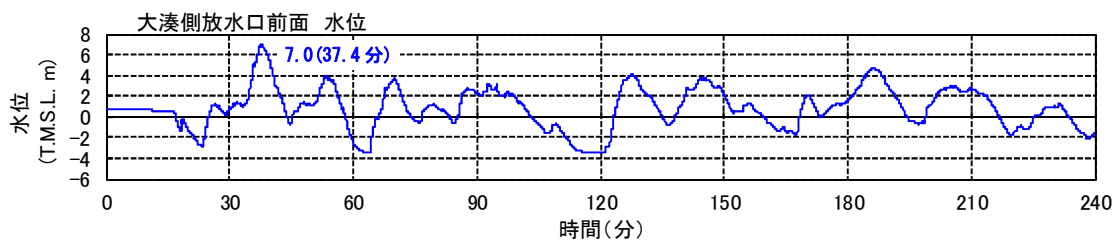


第 2.1.3-1 図 重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画



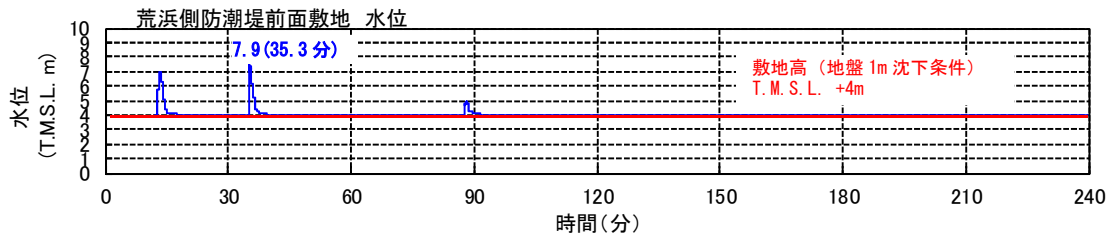
※湖望平均満潮位 (T. M. S. L. + 0.49m), 潮位のばらつき (0.16m), 地殻沈降量 (0.21m) を考慮

第 2. 1. 3-2-1 図 入力津波の時刻歴波形 (取水路, 上昇側)

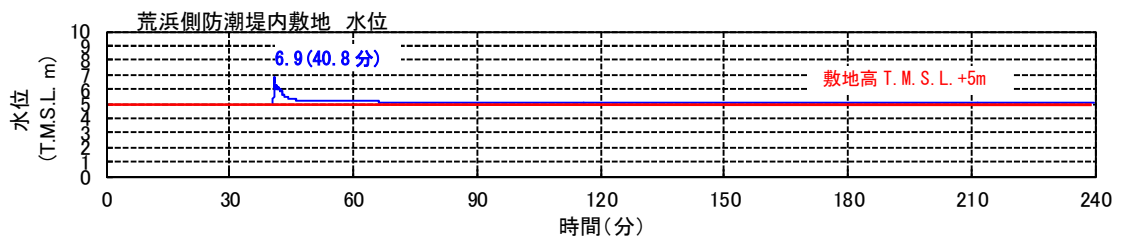


※朔望平均満潮位 (T.M.S.L. +0.49m), 潮位のばらつき (0.16m), 地殻沈降量 (0.21m) を考慮

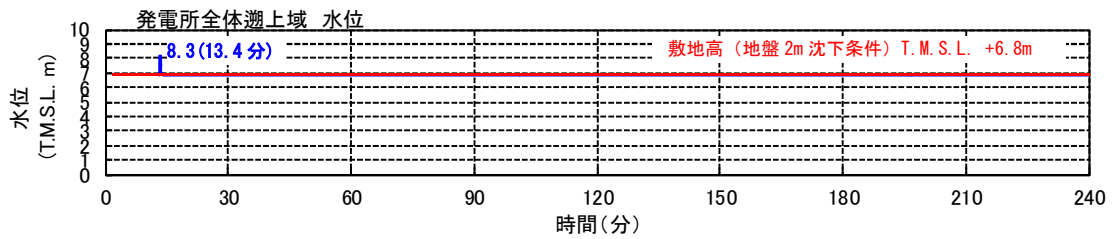
第 2.1.3-2-2 図 入力津波の時刻歴波形 (放水路)



※朔望平均満潮位 (T. M. S. L. +0.49m), 潮位のばらつき (0.16m), 地殻沈降量 (0.29m) を考慮

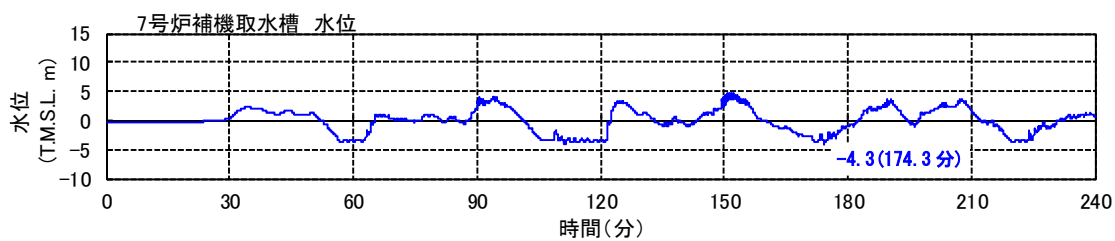
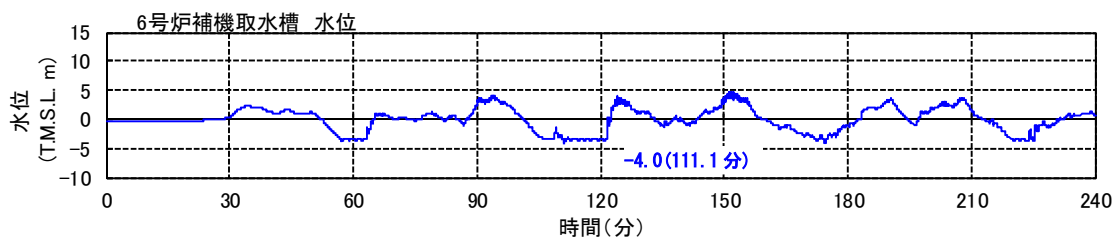
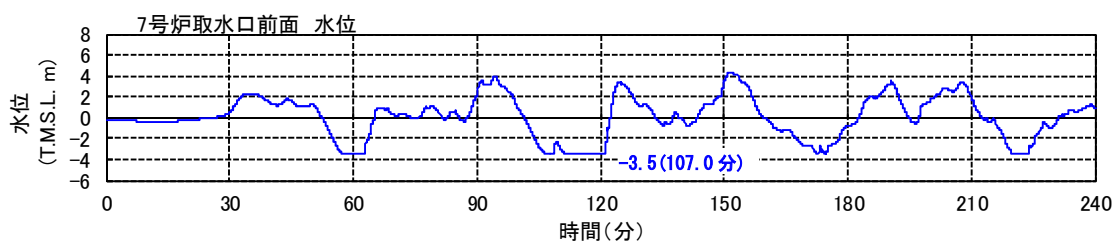
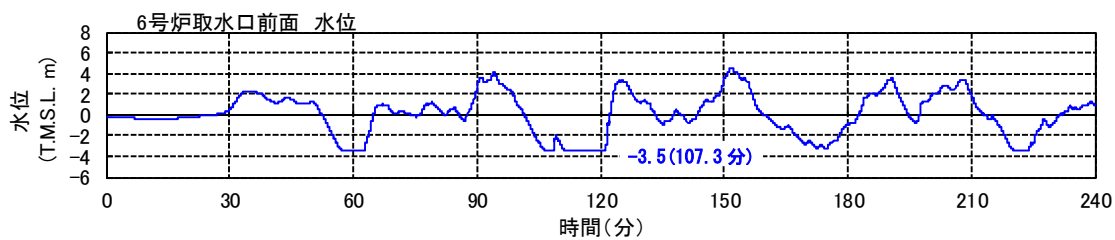


※朔望平均満潮位 (T. M. S. L. +0.49m), 潮位のばらつき (0.16m), 地殻沈降量 (0.21m) を考慮



※朔望平均満潮位 (T. M. S. L. +0.49m), 潮位のばらつき (0.16m), 地殻沈降量 (0.29m) を考慮

第 2. 1. 3-2-3 図 入力津波の時刻歴波形 (遡上域)



※朔望平均干潮位 (T. M. S. L. +0.03m), 潮位のばらつき (0.15m) を考慮

第 2. 1. 3-2-4 図 入力津波の時刻歴波形 (取水路, 下降側)

黒囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

2.1.3-16

第 2.1.3-3 図 敷地の特性に応じた重大事故等対処施設の津波防護の概要

2.1.3.3 津波に対する防護設備

2.1.3.3.1 重大事故等対処施設

2.1.3.3.1.1 概要

発電用原子炉施設の耐津波設計については、「重大事故等対処施設は、基準津波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」ことを目的として、津波の敷地への流入防止、漏水による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止、津波防護の多重化及び水位低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止を考慮した津波防護対策を講じる。

津波から防護する設備は、重大事故等対処施設（可搬型重大事故等対処設備を含む。）（以下「重大事故等対処施設の津波防護対象設備」という。）とする。

津波の敷地への流入防止は、重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上波の地上部からの到達及び流入の防止対策並びに取水路、放水路等の経路からの流入の防止対策を講じる。

漏水による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止は、取水・放水施設、地下部等において、漏水の可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する対策を講じる。

津波防護の多重化として、上記 2 つの対策のほか、重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画において、浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離する対策を講じる。

水位低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響防止は、水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する対策を講じる。

2.1.3.3.1.2 設計方針

重大事故等対処施設は、基準津波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設計とする。

耐津波設計に当たっては、以下の方針とする。

- (1) 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画の設置された敷地において、基準津波による遡上

波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、取水路、放水路等の経路から流入させない設計とする。具体的な設計内容を以下に示す。

- a. 重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画は、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置する。
 - b. 上記 a. の遡上波の到達防止に当たっての検討は、「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」を適用する。
 - c. 取水路、放水路等の経路から、津波が流入する可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）を特定し、必要に応じて実施する浸水対策については、「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」を適用する。
- (2) 取水・放水施設、地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定し、重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。
- 具体的には「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」を適用する。
- (3) 上記(1)及び(2)に規定するもののほか、重大事故等対処施設の津波防護対象設備（非常用取水設備を除く。）を内包する建屋及び区画については、浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離する。そのため、浸水防護重点化範囲を明確化するとともに、必要に応じて実施する浸水対策については、「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」を適用する。
- (4) 水位変動に伴う取水性低下による重大事故等に対処するために必要な機能への影響を防止する設計とする。そのため、非常用海水冷却系については、「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」を適用する。
- また、大容量送水車については、基準津波による水位の変動に対して取水性を確保でき、6号及び7号炉の取水口からの砂の混入に対して、ポンプが機能保持できる設計とする。

- (5) 津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の機能の保持については，「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」を適用する。
- (6) 津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の設計に当たって考慮する自然現象については，「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」を適用する。
- (7) 津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の設計における荷重の組合せを考慮する自然現象については，「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」を適用する。
- (8) 津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備の設計並びに非常用海水冷却系等の取水性の評価における入力津波の評価に当たっては，「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」を適用する。

2.1.3.3.1.3 主要設備

「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」に同じ。

2.1.3.3.1.4 主要設備の仕様

浸水防護設備の主要仕様を第2.1.3-4表に示す。

2.1.3.3.1.5 試験検査

「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」に同じ。

2.1.3.3.1.6 手順等

「設計基準対象施設について 第5条：津波による損傷の防止 1.4 設備等（手順等含む）」に同じ。

第 2.1.3-4 表 浸水防護設備の主要仕様

(1) 海水貯留堰		
種 類		貯留堰
個 数		1
(2) 取水槽閉止板		
種 類		閉止板
個 数		6 号炉 5
		7 号炉 4
(3) 水密扉		
種 類		片開扉, 両開扉
個 数		6 号炉 17
		7 号炉 16
(4) 止水ハッチ		
種 類		ハッチ
個 数		6 号炉 1
		7 号炉 2
(5) ダクト閉止板		
種 類		閉止板
個 数		6 号炉 2
(6) 浸水防止ダクト		
種 類		閉止板
個 数		7 号炉 1
(7) 床ドレンライン浸水防止治具		
種 類		配管止水
個 数		一式
(8) 貫通部止水処置		
種 類		貫通部止水
個 数		一式

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針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ポ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つて、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ポ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形成をおそれはない。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り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とする。

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で設置する。

(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7,300m³）に対してページ用排風機の容量が22,000m³/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。

(x i) 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。

(x viii) 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, ポンベ, 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。

(x ix) 階段室

室内に設置している機器は, ボックス, ポンベ等である。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 m² (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7,300m³）に対してパージ用排風機の容量が
22,000m³/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つては、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つて、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つては、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上記ものは、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つては、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（電氣的な影響を含む。）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，内部発生エネルギー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つては、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つては、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。)にあつては、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つて負荷に直接接続するものにあつては、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，ポンベ容量，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，可搬型ポンベ等は，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つては、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つ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。)と接続するものにおいては、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おいては、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。高圧窒素ガスポンプ、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、『⁷ 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

本システムの流路として、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氣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氣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氣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氣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。

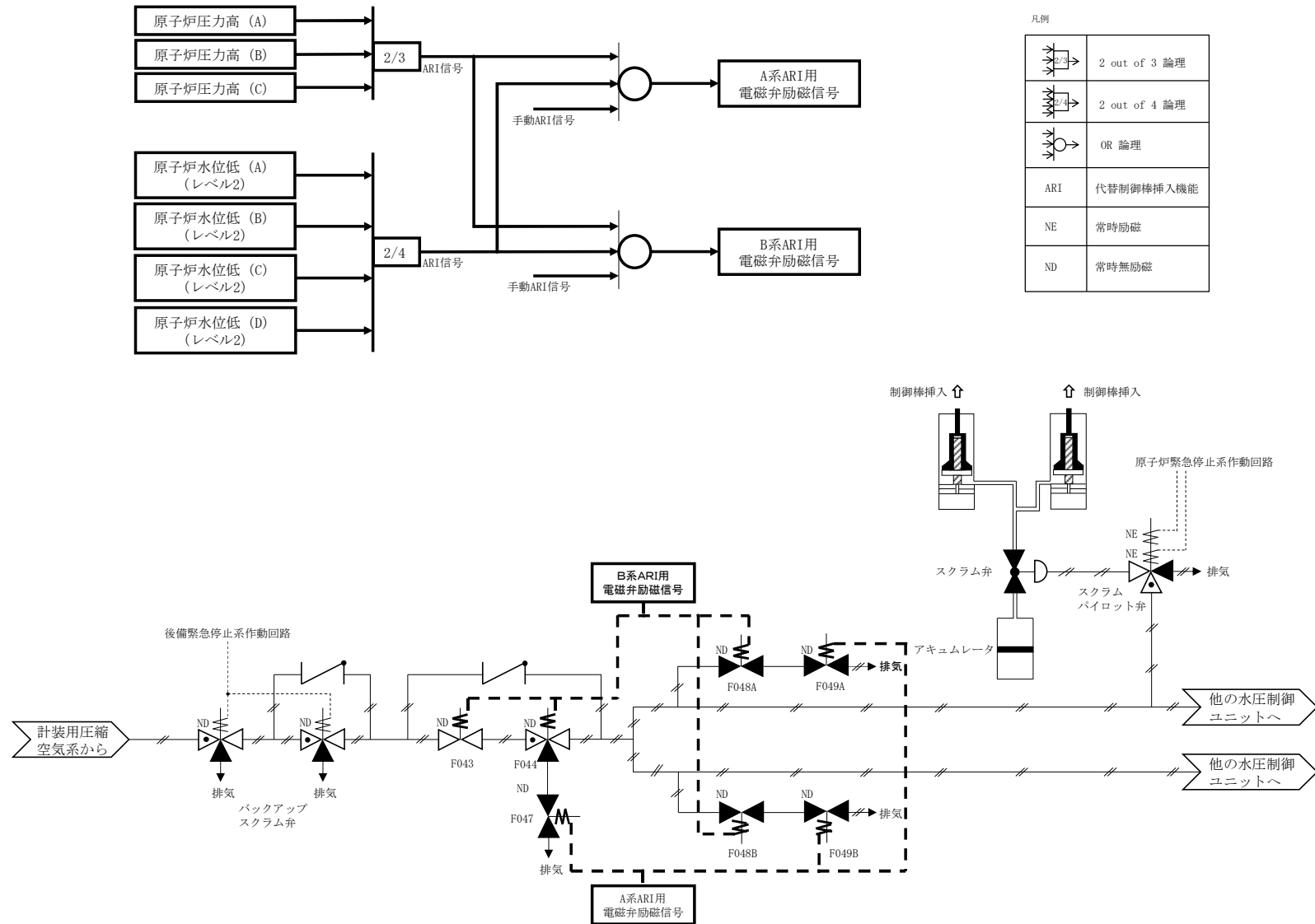
ほう酸水注入系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

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。

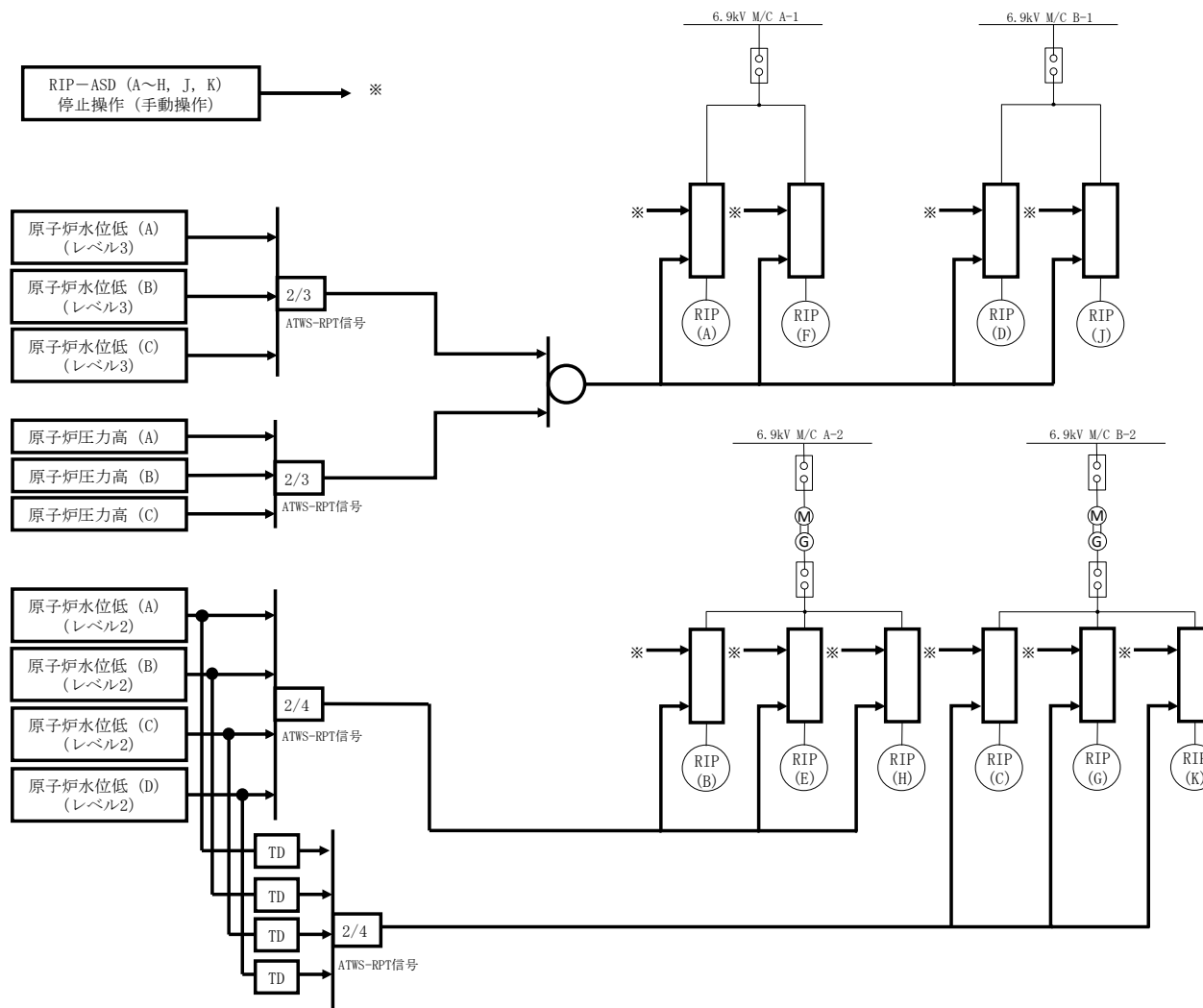
また、ほう酸水注入系貯蔵タンクは、発電用原子炉の停止中にほう酸濃度及びタンク水位の確認によるほう酸質量の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

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		$K_{\text{eff}} \leq 0.95$
反応度印加速度		最低 0.001 $\Delta k/\text{min}$
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)

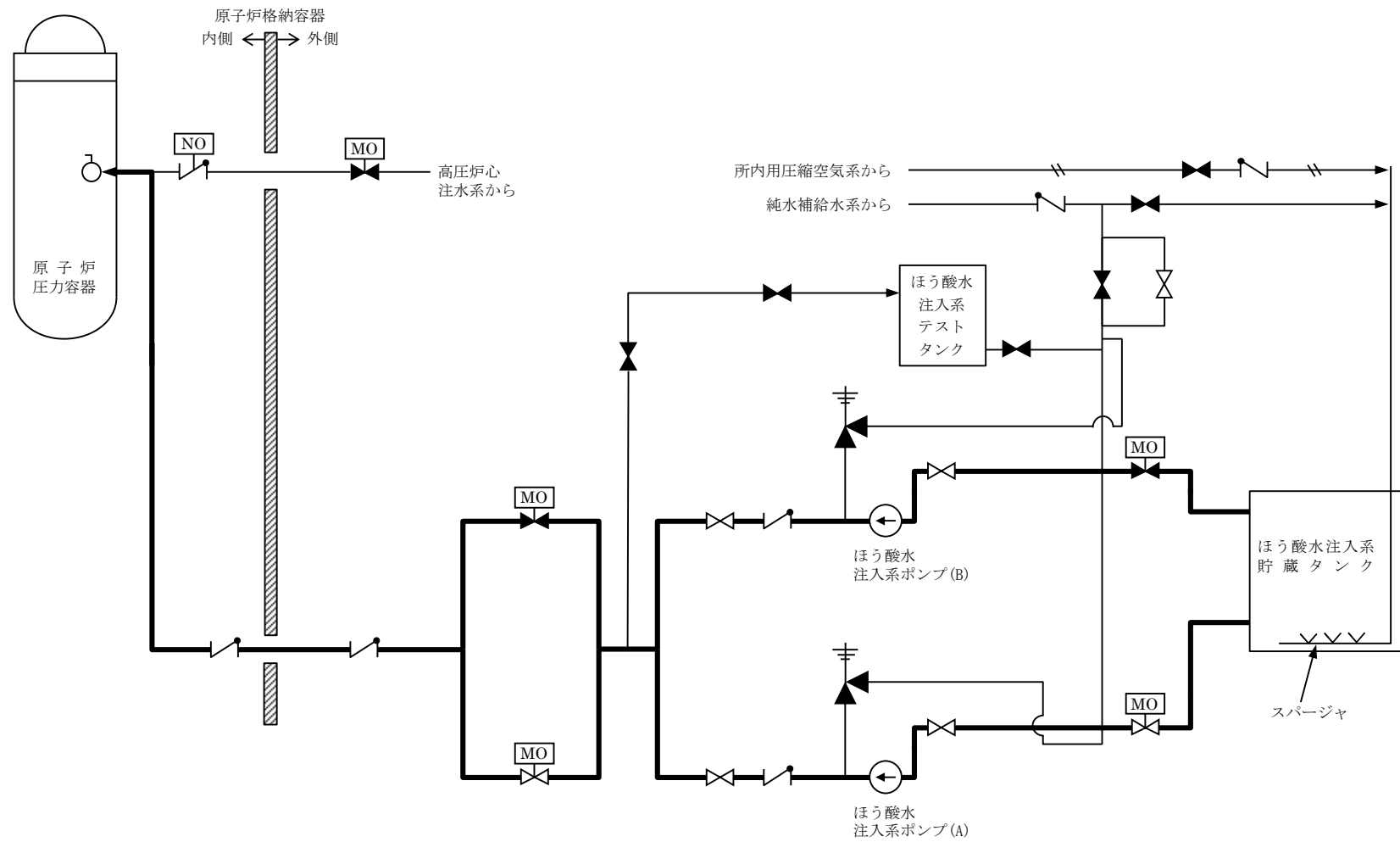


凡例

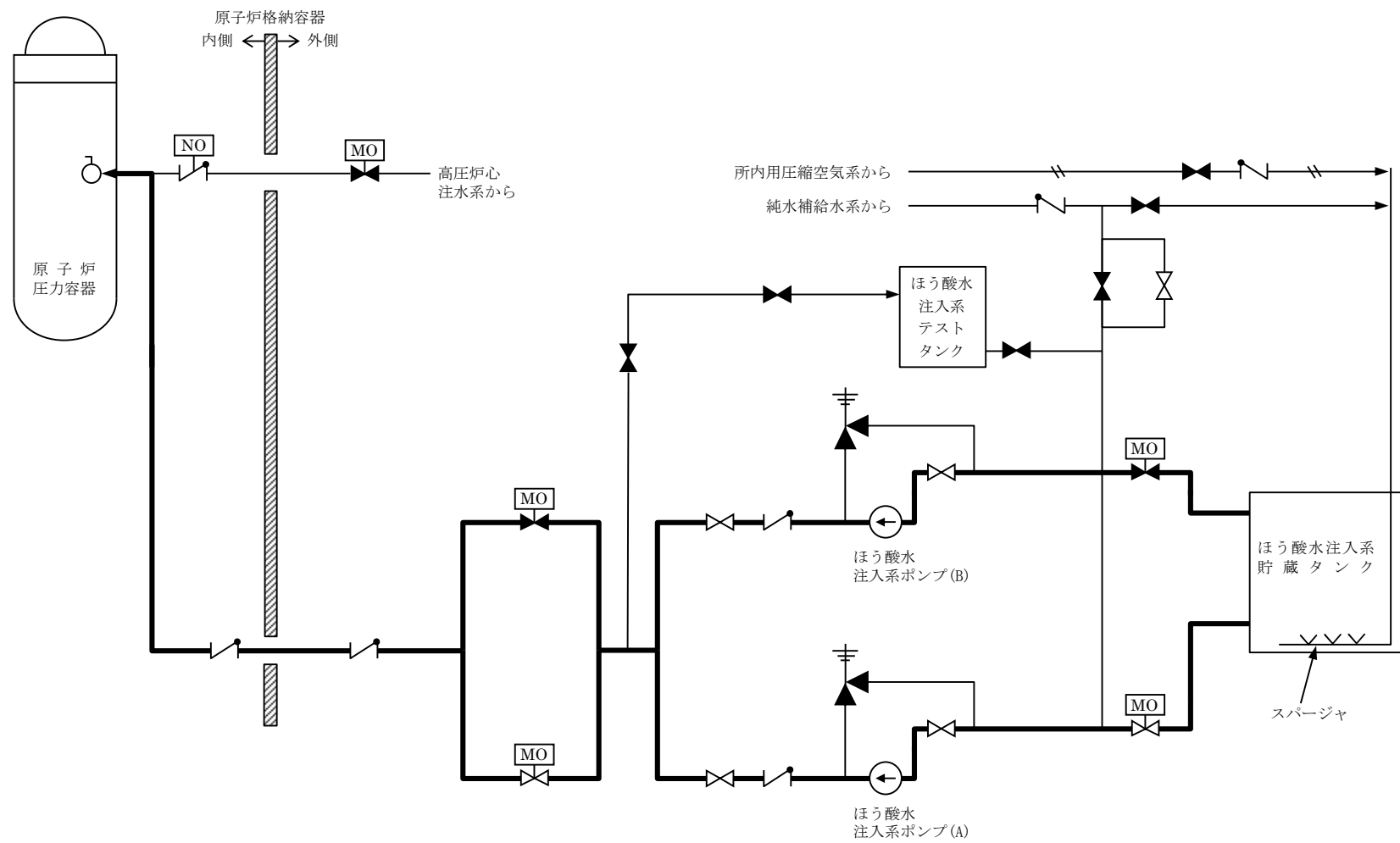
RIP	原子炉冷却材再循環ポンプ
	遮断器
	原子炉冷却材再循環ポンプ MGセット
	原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置
	2 out of 3 論理
	2 out of 4 論理
	OR 論理
TD	タイマー (6秒)
RIP-ASD	原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置
ATWS-RPT	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能

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つて、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(可搬型バッテリー又は窒素ボンベ等)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な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及び可搬型直流電源設備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。

原子炉隔離時冷却系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備又は可搬型直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）
- ・可搬型直流電源設備（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が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。

高压代替注水系は，高压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，高压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压炉心注水系に対して多様性を有する設計とする。また，高压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压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。

高压代替注水系ポンプは，原子炉建屋原子炉区域内の高压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，高压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。

高压代替注水系は，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，高压代替注水系，原子炉隔離時冷却系及び高压炉心注水系は，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。高压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，高压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。

高压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。

高压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。

高压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な弁の操作は、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熔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

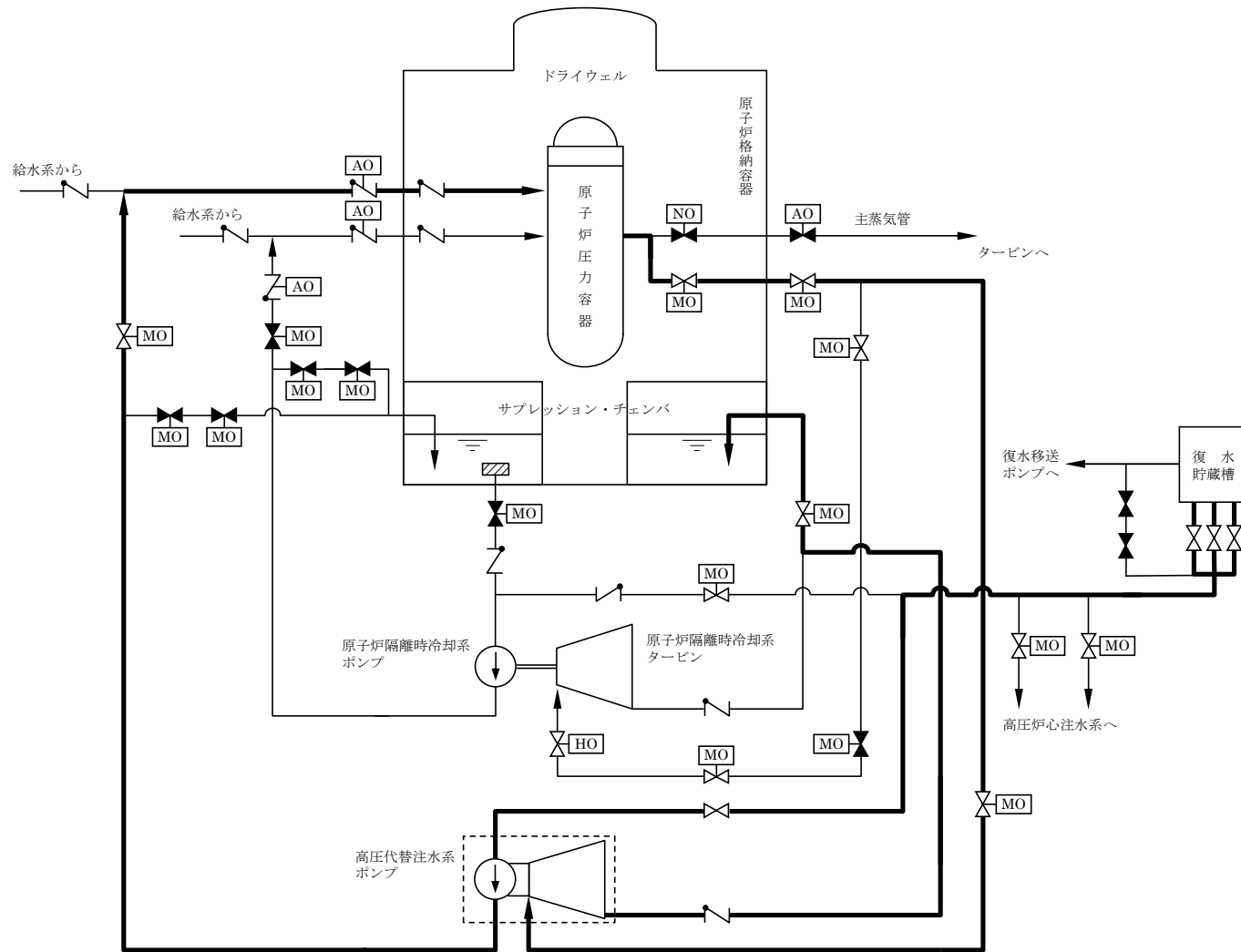
(2) ほう酸水注入系

a. ほう酸水注入系ポンプ

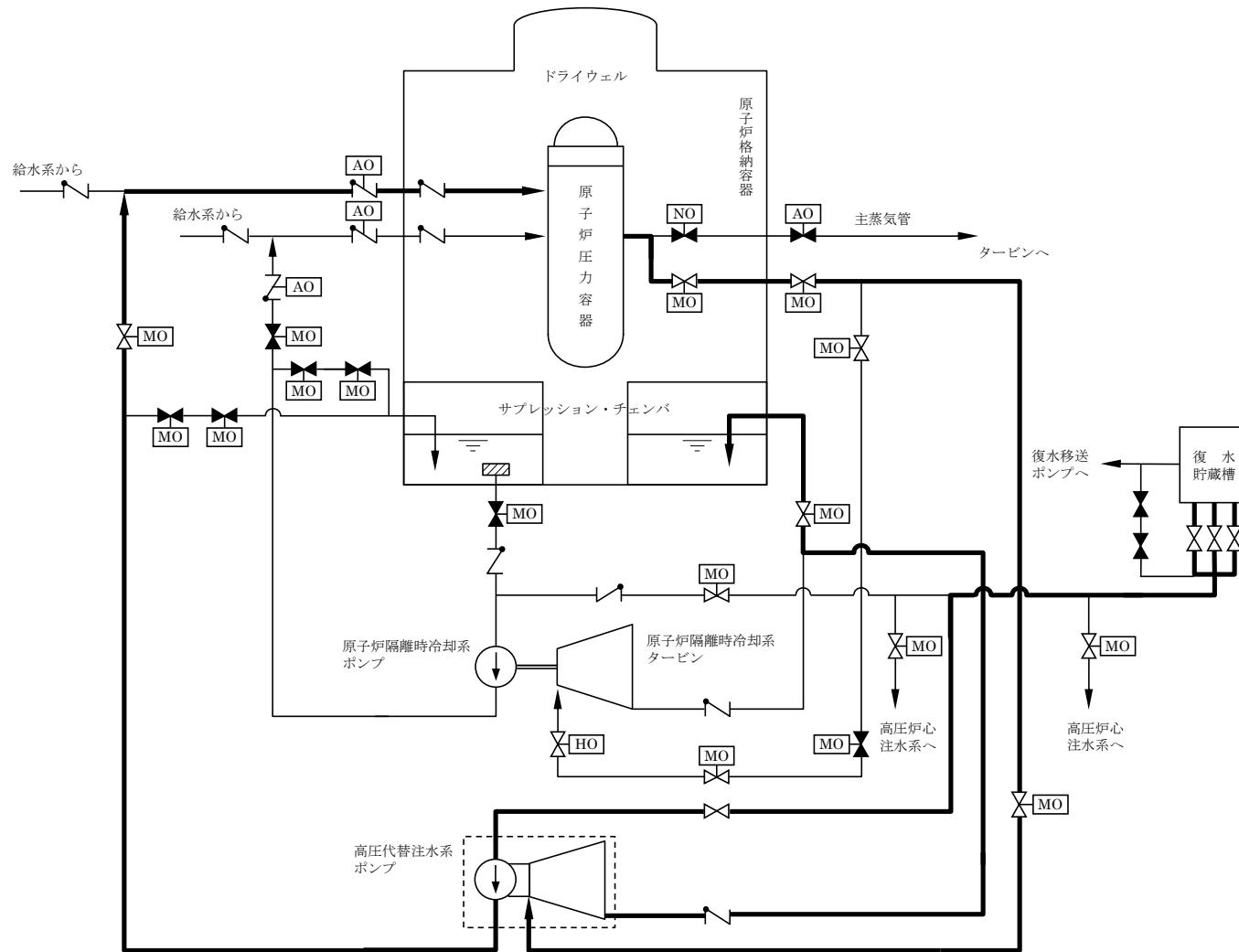
第 3.1-1 表 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要機器仕様に記載する。

b. ほう酸水注入系貯蔵タンク

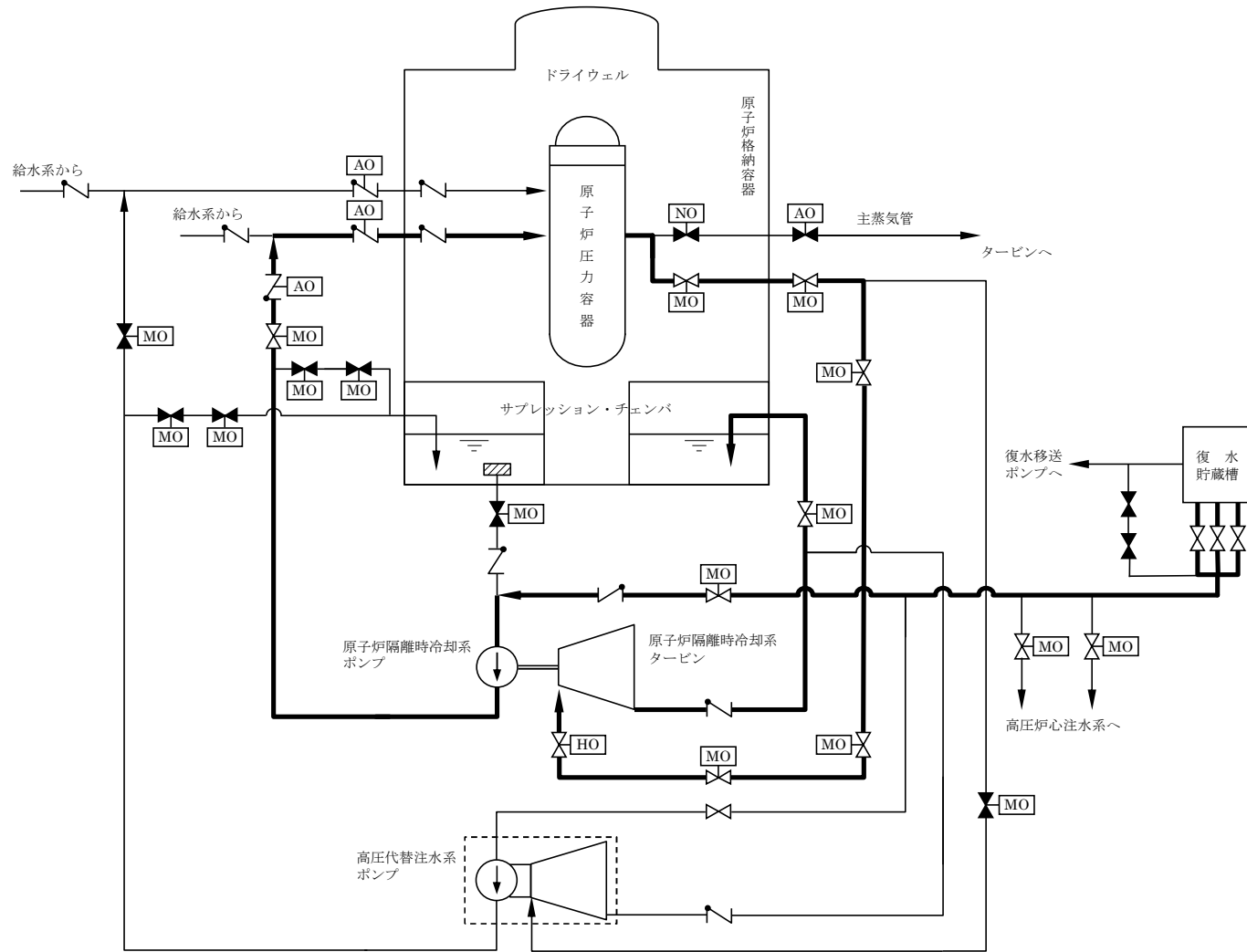
第 3.1-1 表 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要機器仕様に記載する。



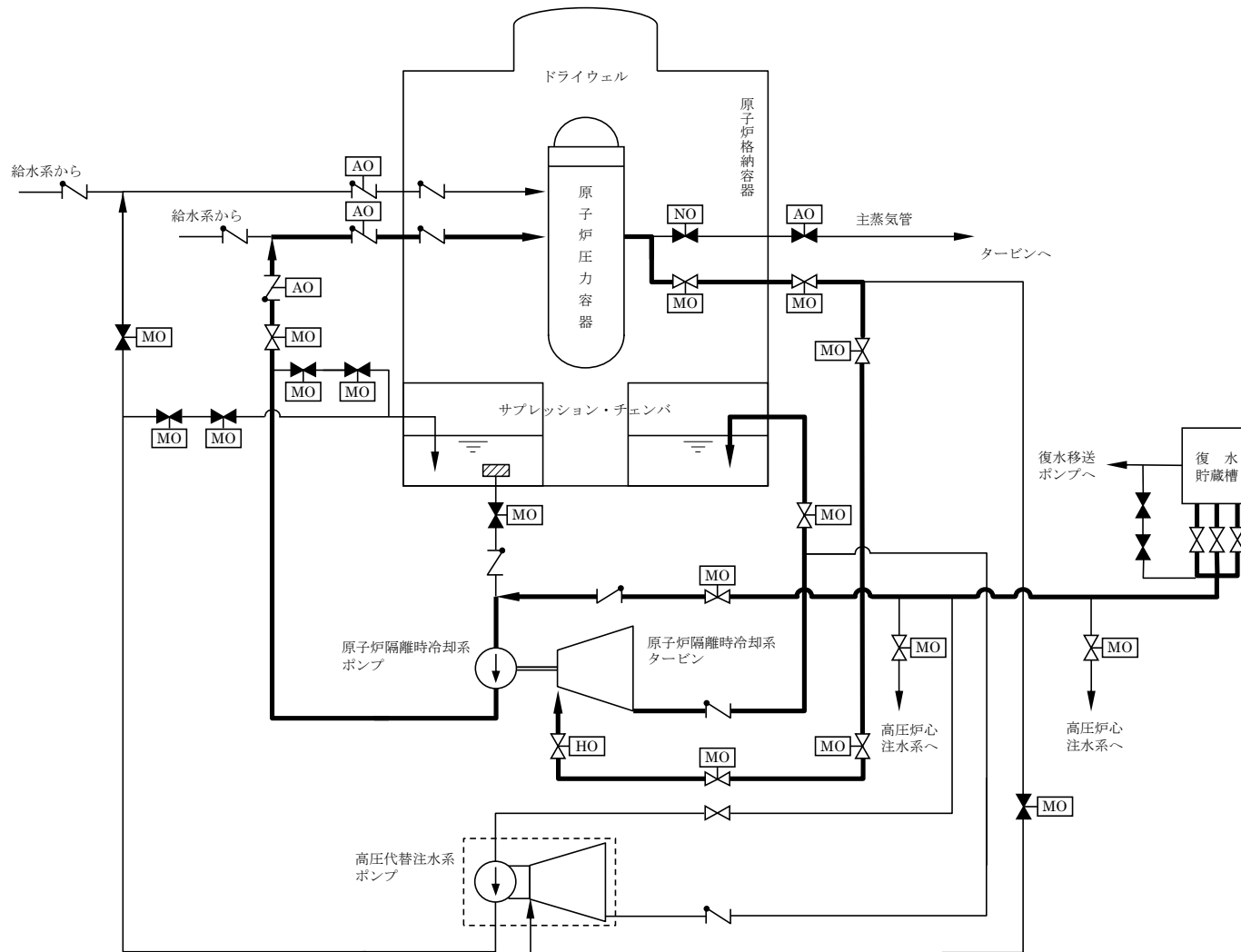
第 3.2-1 図(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
 (高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却) (6号炉)



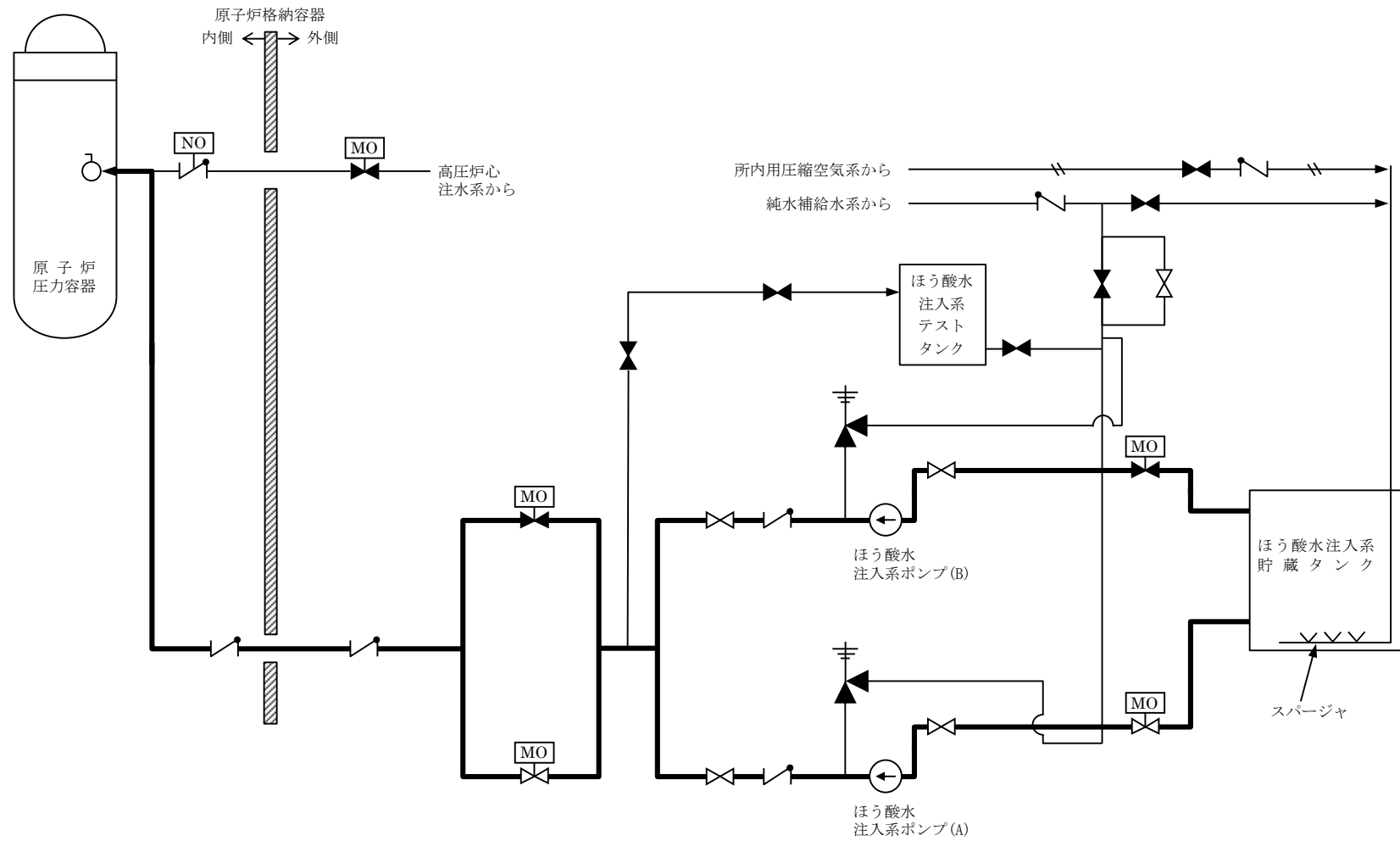
第 3.2-1 図(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
 (高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却) (7号炉)



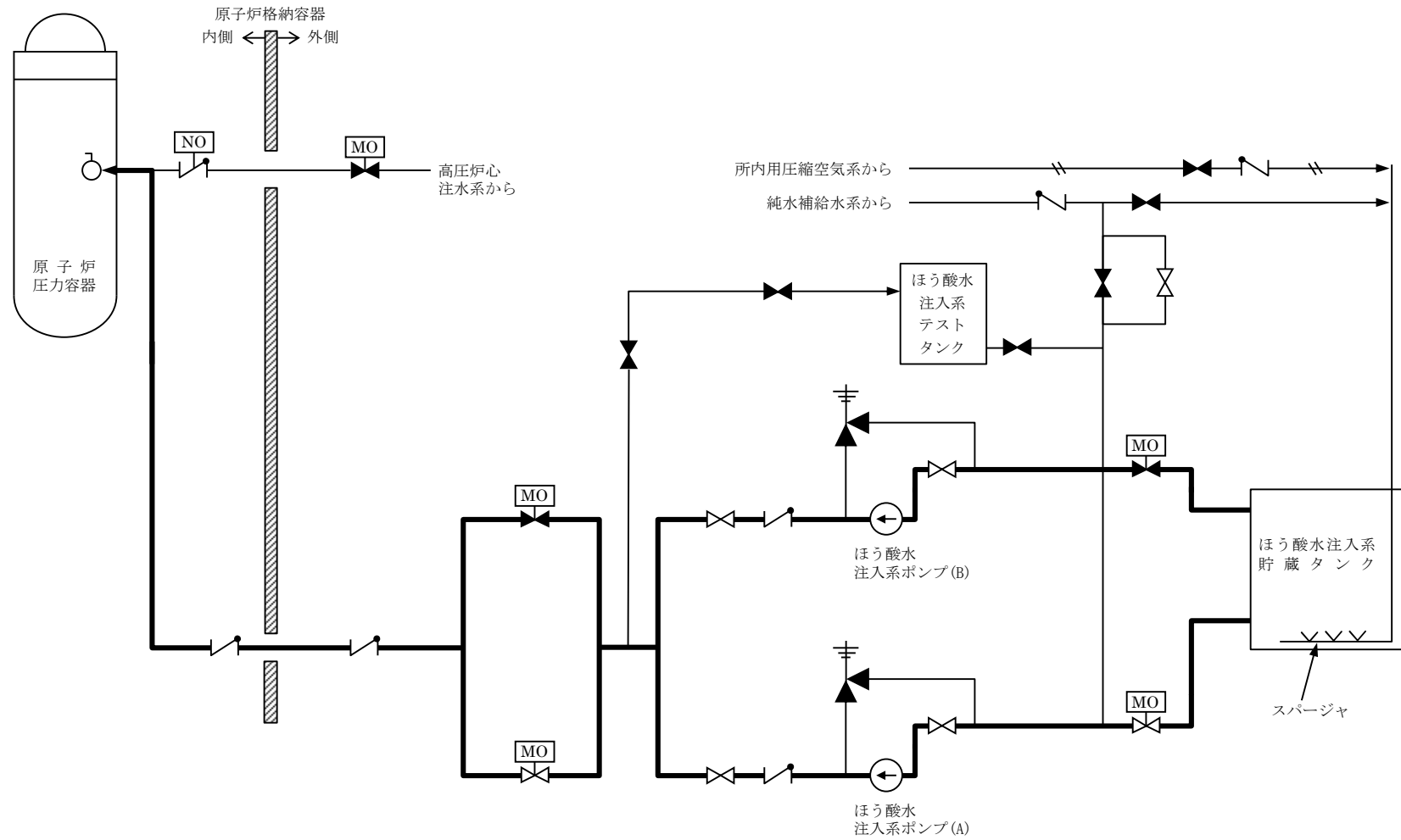
第 3.2-2 図(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
(原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却) (6号炉)



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**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

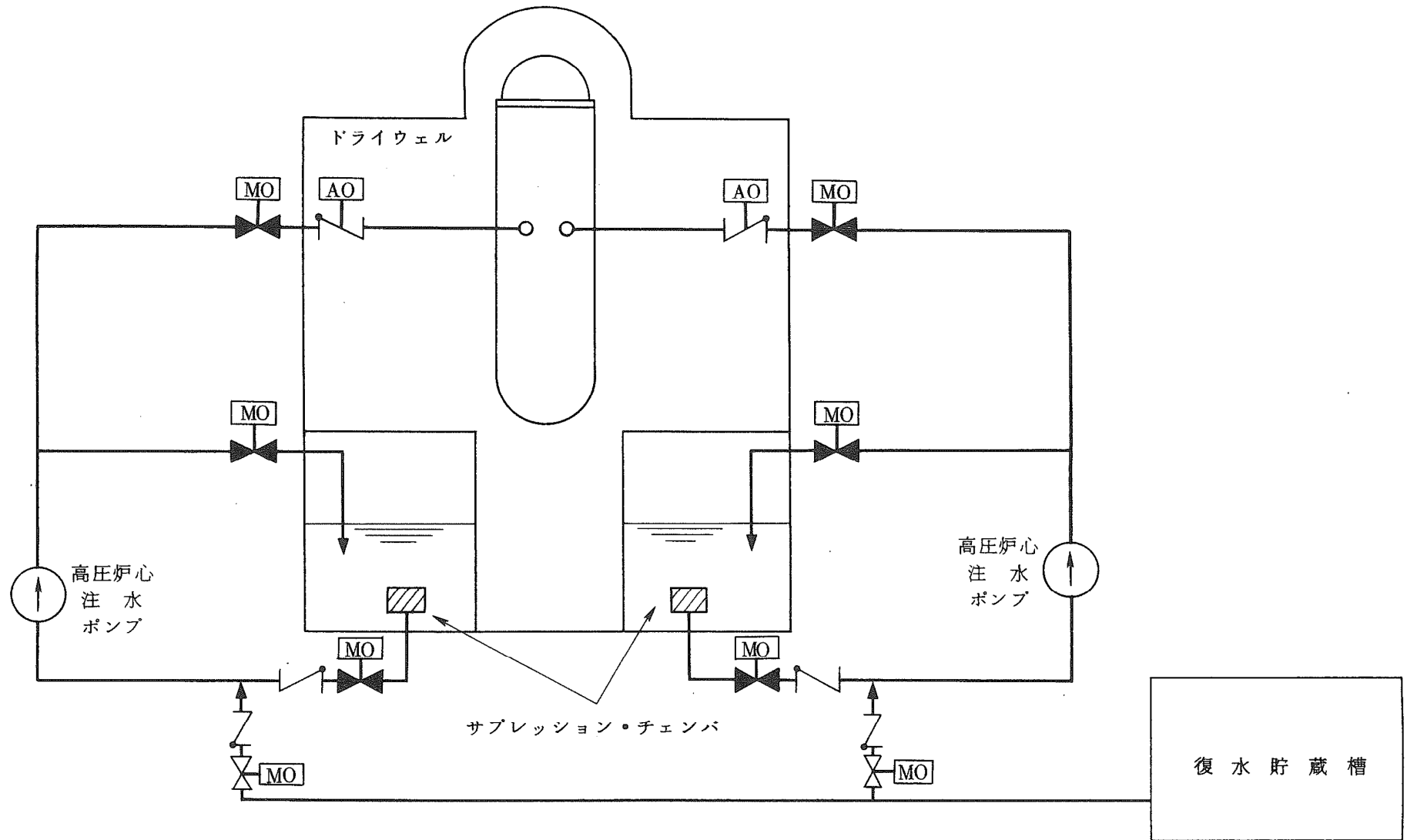
基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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 高压炉心注水系主要機器仕様

(1) 高压炉心注水系ポンプ

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**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

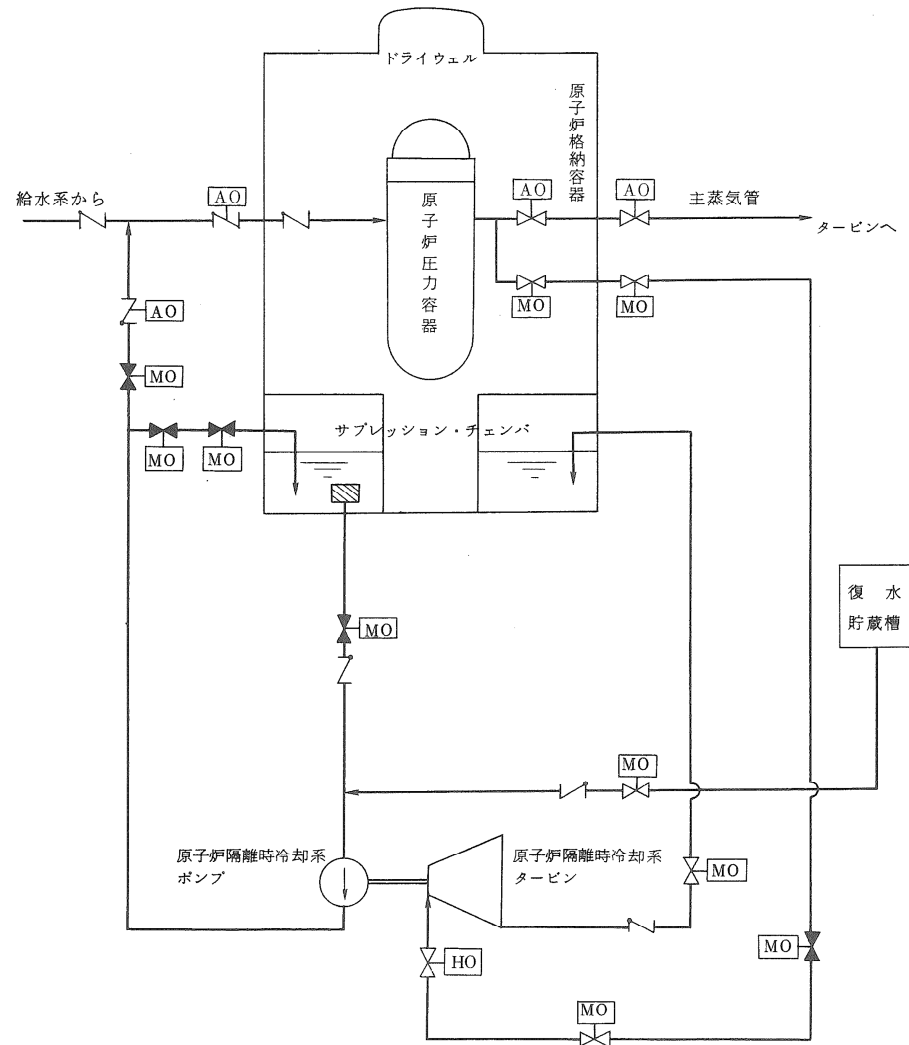
基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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つて、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ポンペを配備すること。

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)

本システムの流路として、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。

・高圧窒素ガスポンペ (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）

本システムの流路として、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行うことで，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ポ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。

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

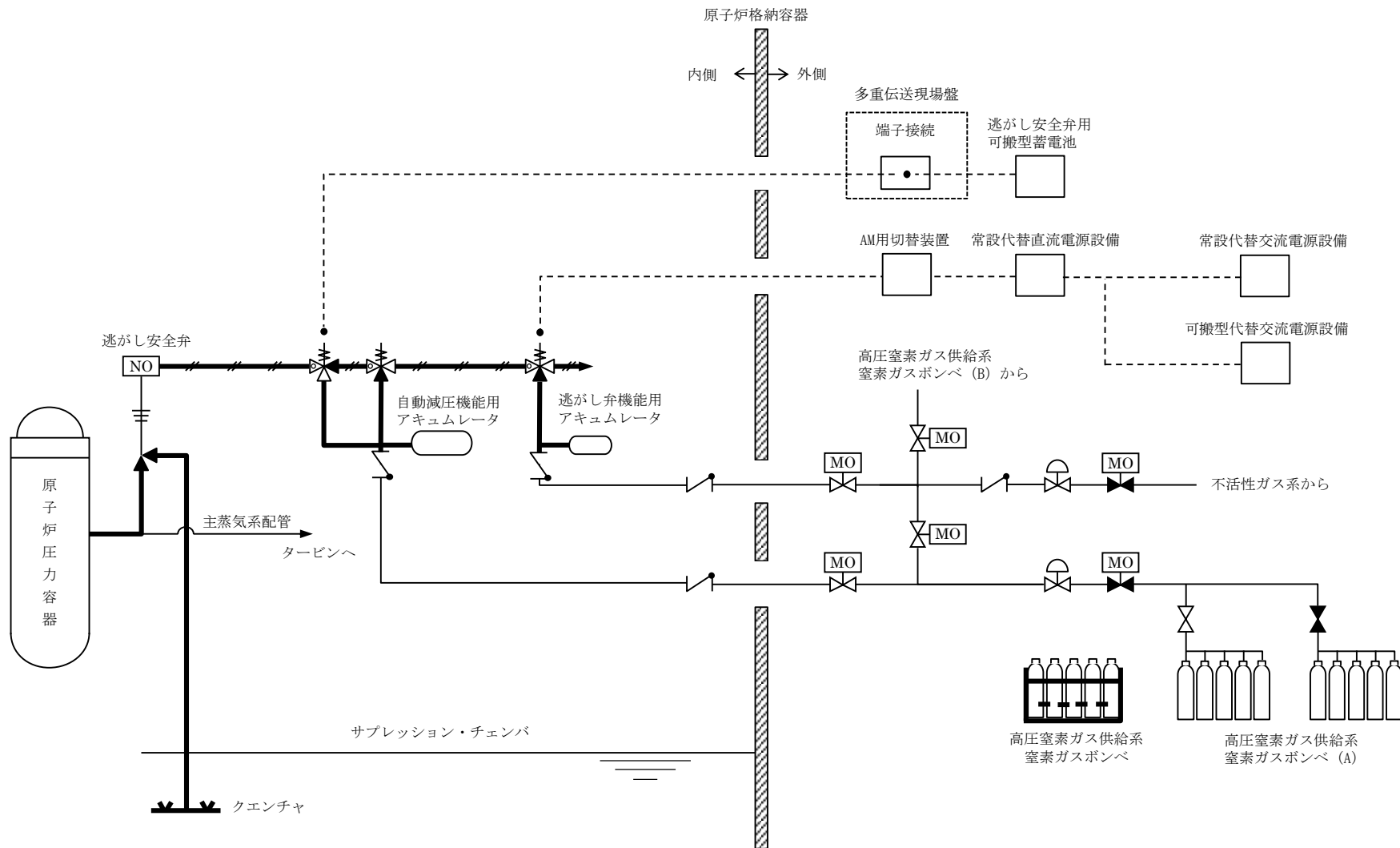
型 式 リチウムイオン電池
個 数 1 (予備 1) ただし, 予備は 6 号及び 7 号炉共用
容 量 約 2,100Wh
電 圧 135V
使用箇所 原子炉建屋地下 1 階
保管場所 原子炉建屋地下 1 階

(5) AM 用切替装置 (SRV)

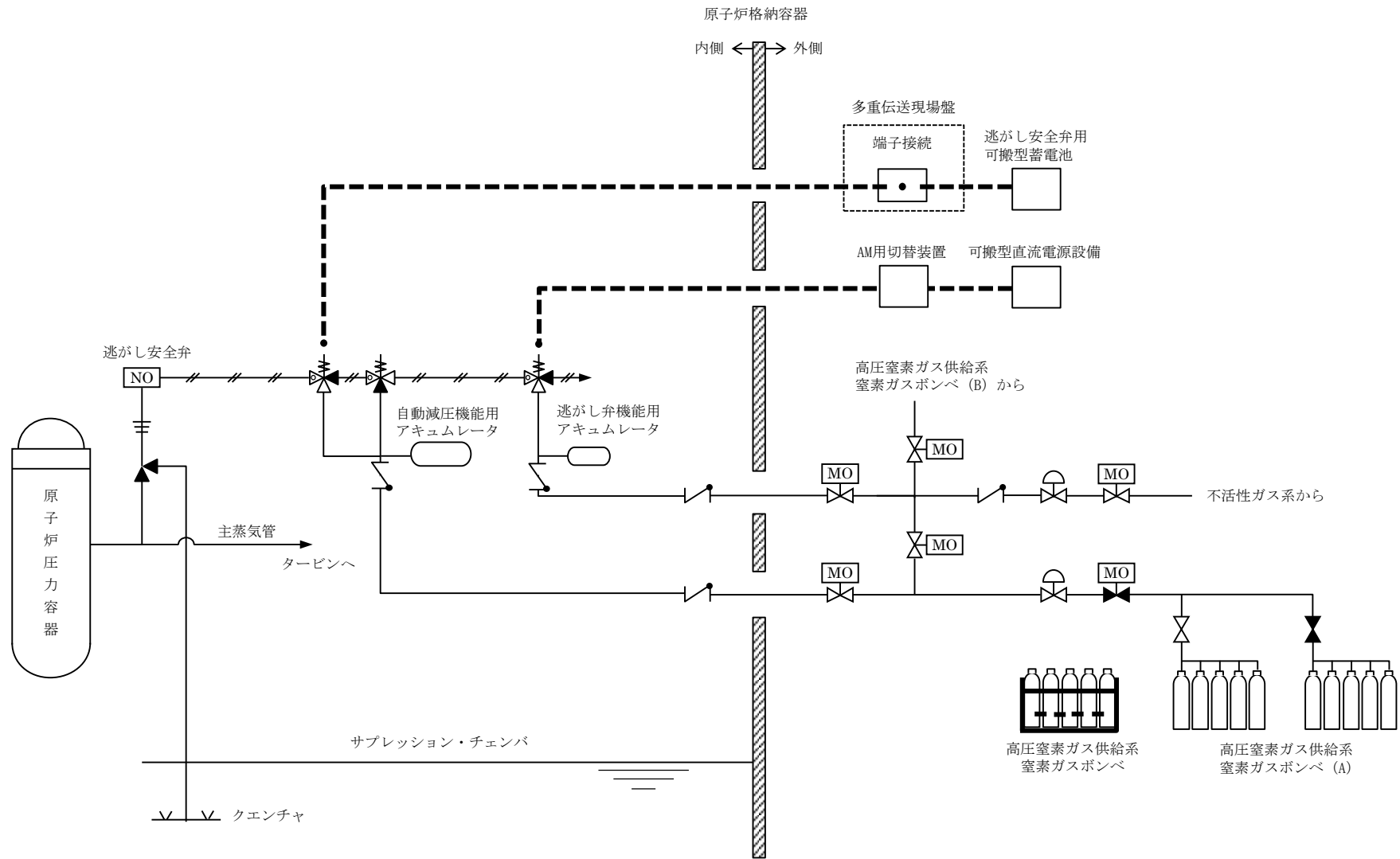
個 数 1

(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、高圧窒素ガスポンベの圧力が低下した場合は、現場で高圧窒素ガスポ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。

- ・高圧窒素ガスポンベ

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，他の設備と電氣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，自動減圧系と電氣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，他の設備と電氣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ポンベは、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。

高圧窒素ガスポ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ポンベは、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。

高圧窒素ガスポ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。

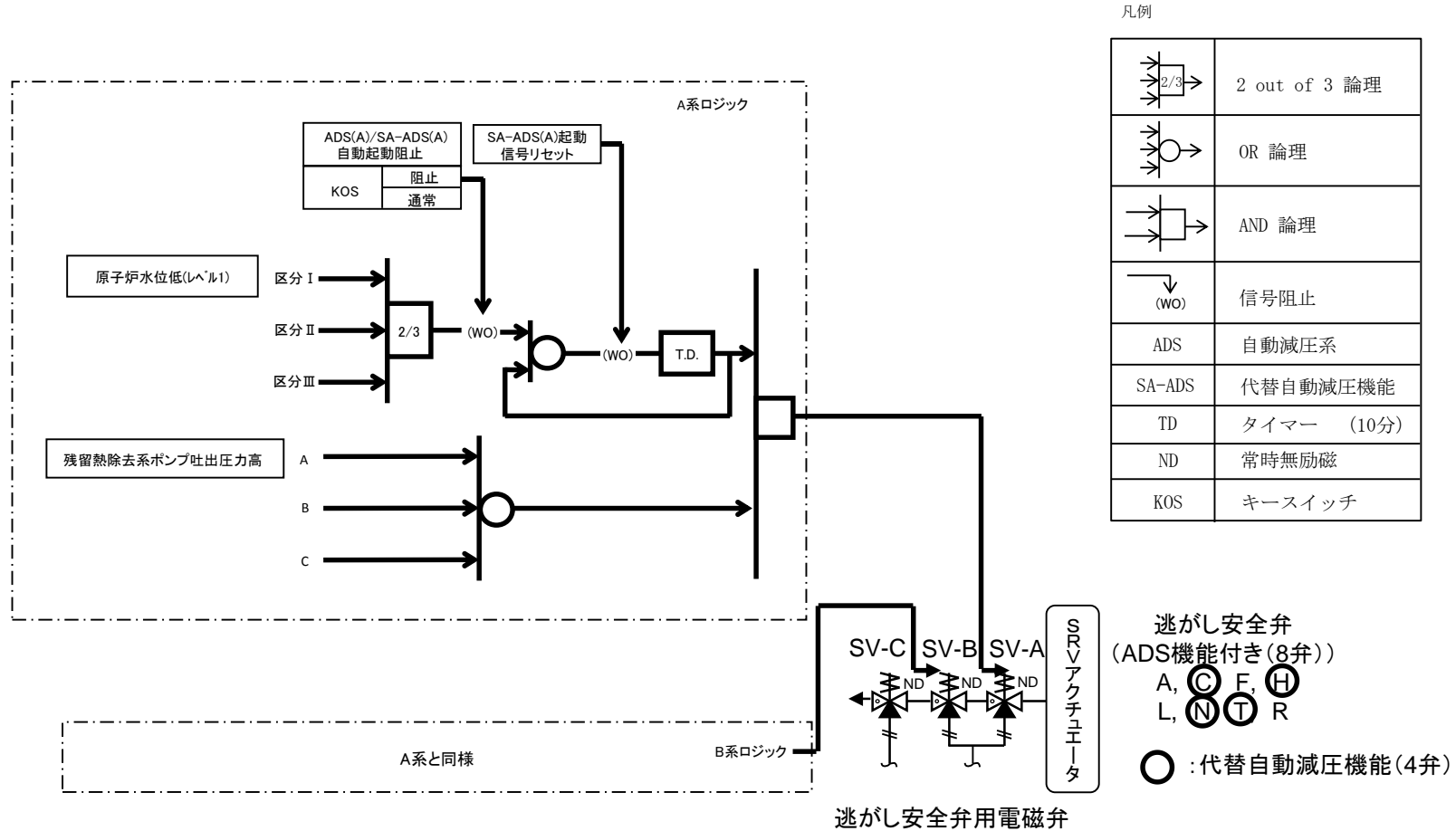
代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、発電用原子炉の停止中に機能・性能確認として、模擬入力による論理回路の動作確認（阻止スイッチの機能確認を含む）、校正及び設定値確認が可能な設計とする。

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。

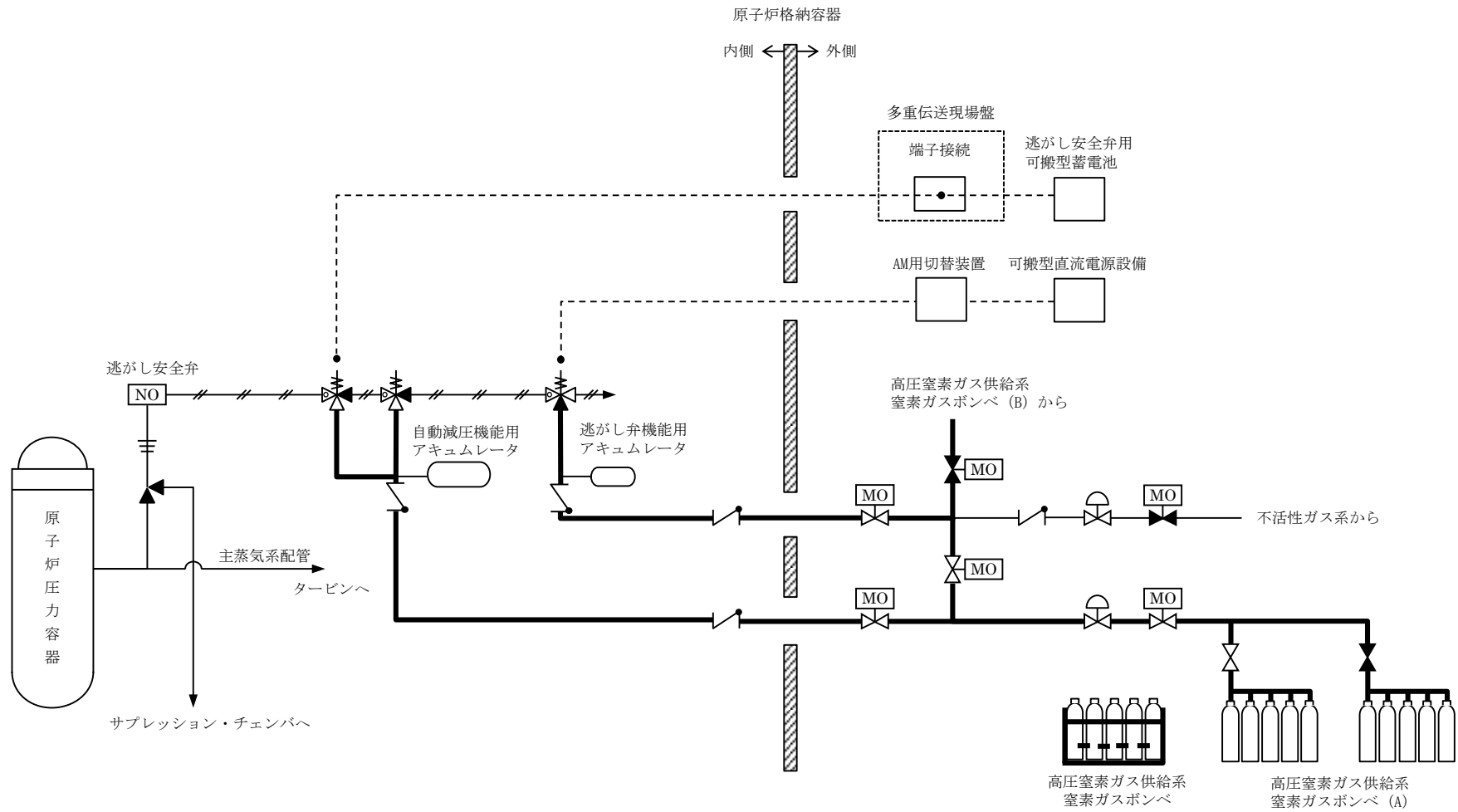
また、高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンペは、発電用原子炉の運転中又は停止中に規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

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压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. 熔融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合に用いる設備

(a) 低压代替注水系（常設）による残留熔融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合において、原子炉压力容器内に熔融炉心が存在する場合に、熔融炉心を冷却し、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、低压代替注水系（常設）を使用する。

低压代替注水系（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压力容器へ注水することで原子炉压力容器内に存在する熔融炉心を冷却できる設計とする。

低压代替注水系（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) 低压代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」に記載する。

(b) 低压代替注水系（可搬型）による残留熔融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合において、原子炉压力容器内に熔融炉心が存在する場合に、熔融炉心を冷却し、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、低压代替注水系（可搬型）を使用する。

低压代替注水系（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压力容器に注水することで原子炉压力容器内に存在する熔融炉心を冷却できる設計とする。

低压代替注水系（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。

低压代替注水系（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) 低压代替注水系（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) 低压代替注水系（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。

本システム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行うことで、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。

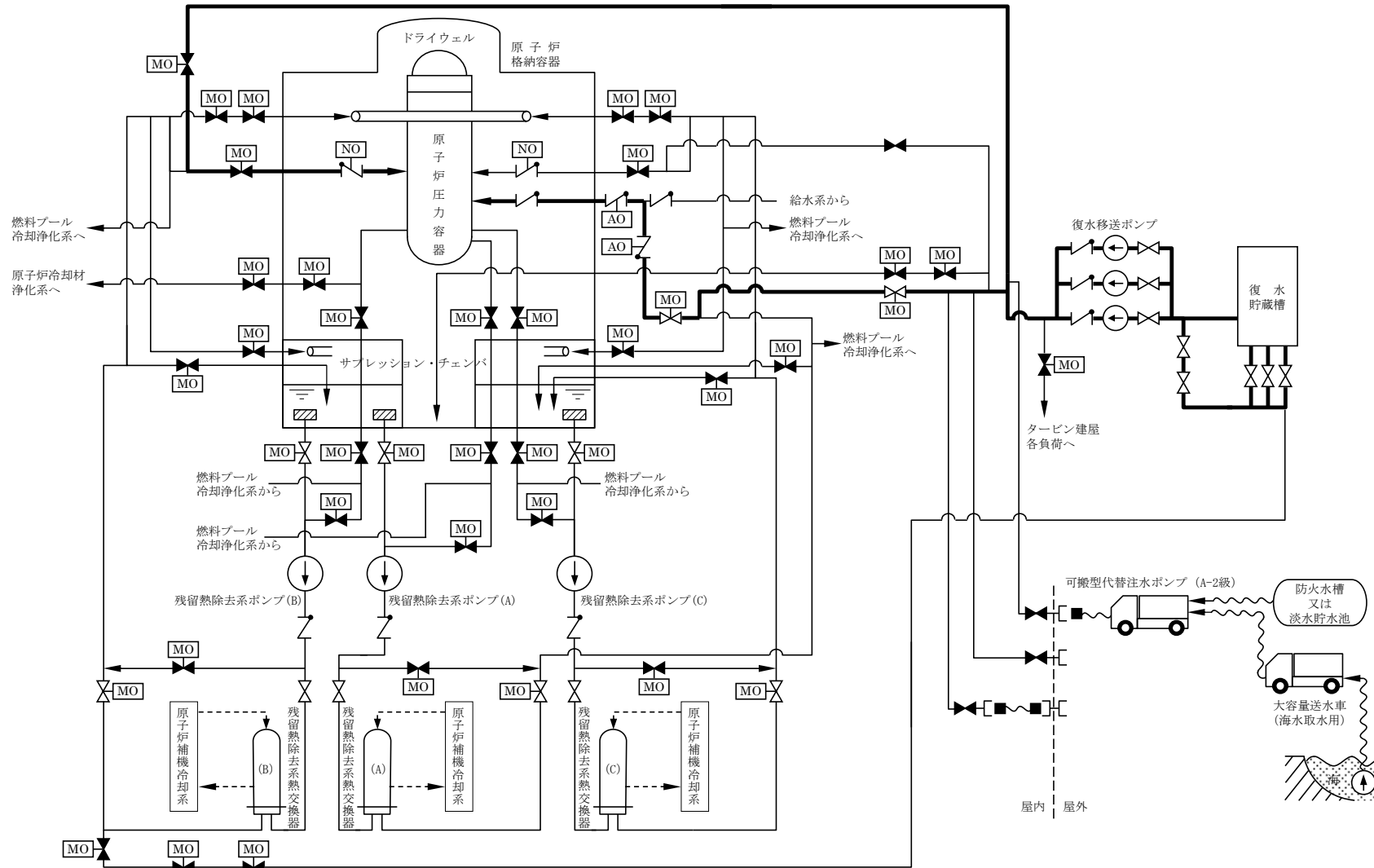
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

台数	2（予備 1）
容量	約 125m ³ /h/台
全揚程	約 85m

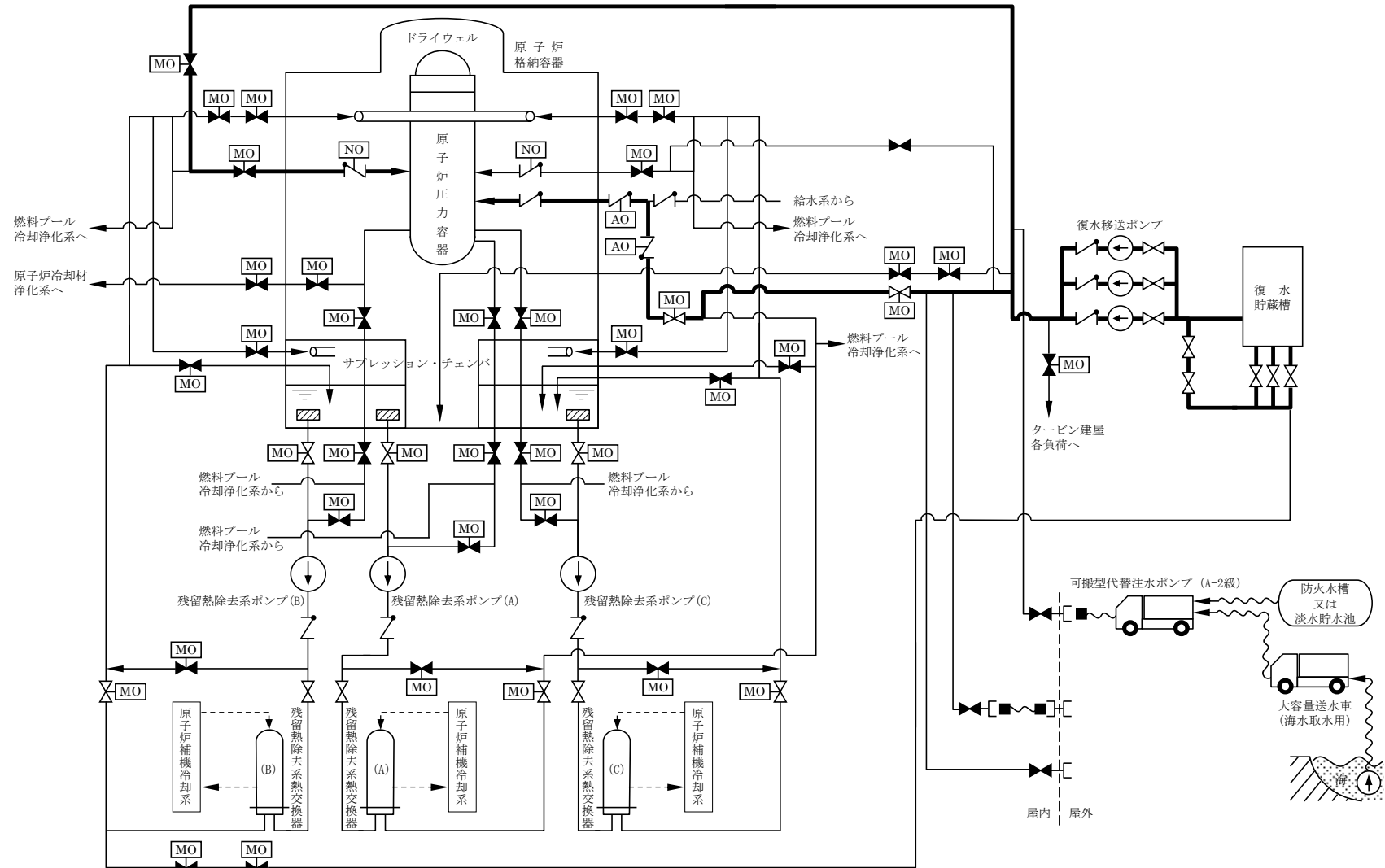
(2) 低圧代替注水系（可搬型）

a. 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）

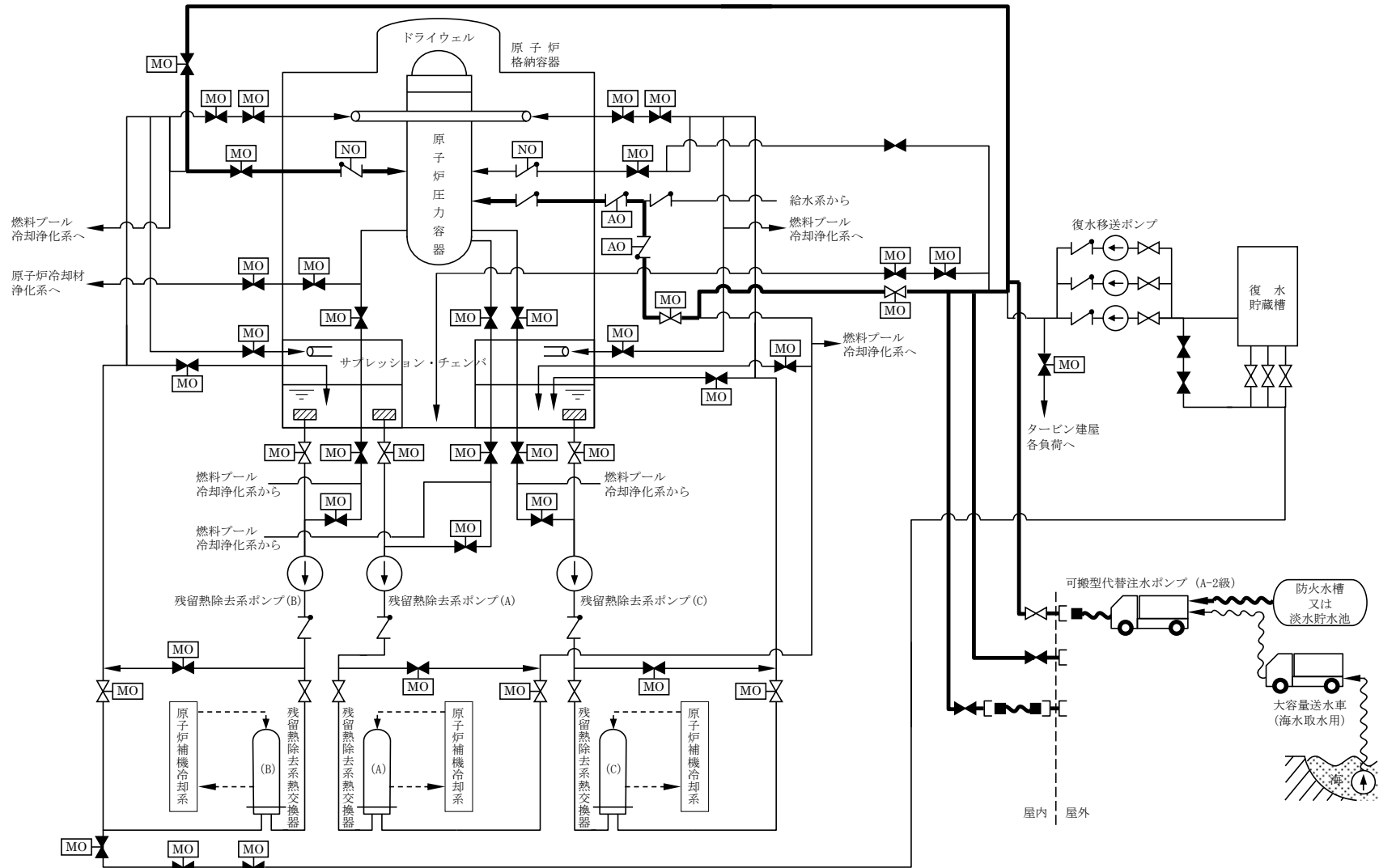
第 3.11-1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。



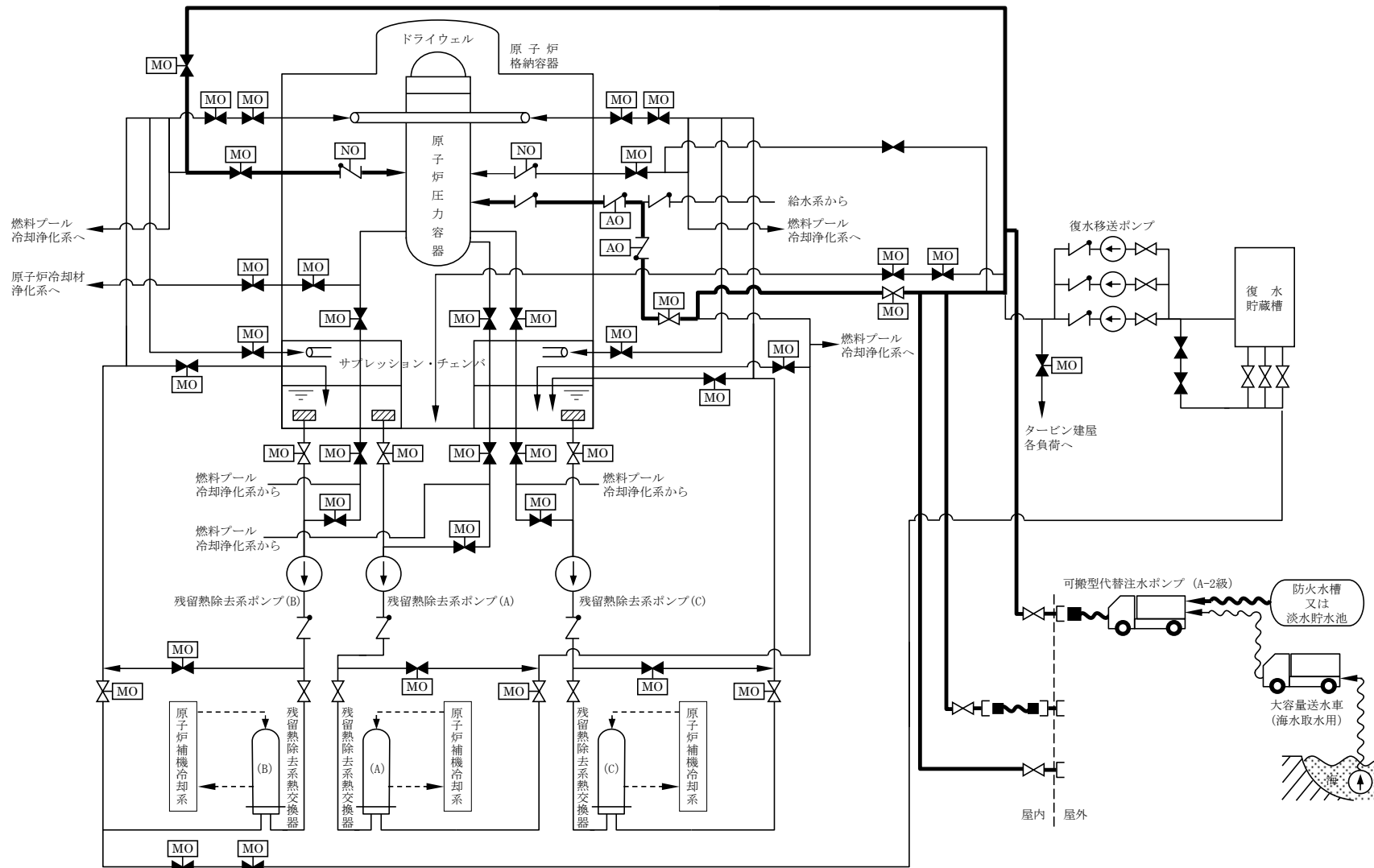
第 3.4-1 図(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
(低圧代替注水系 (常設)) (6号炉)



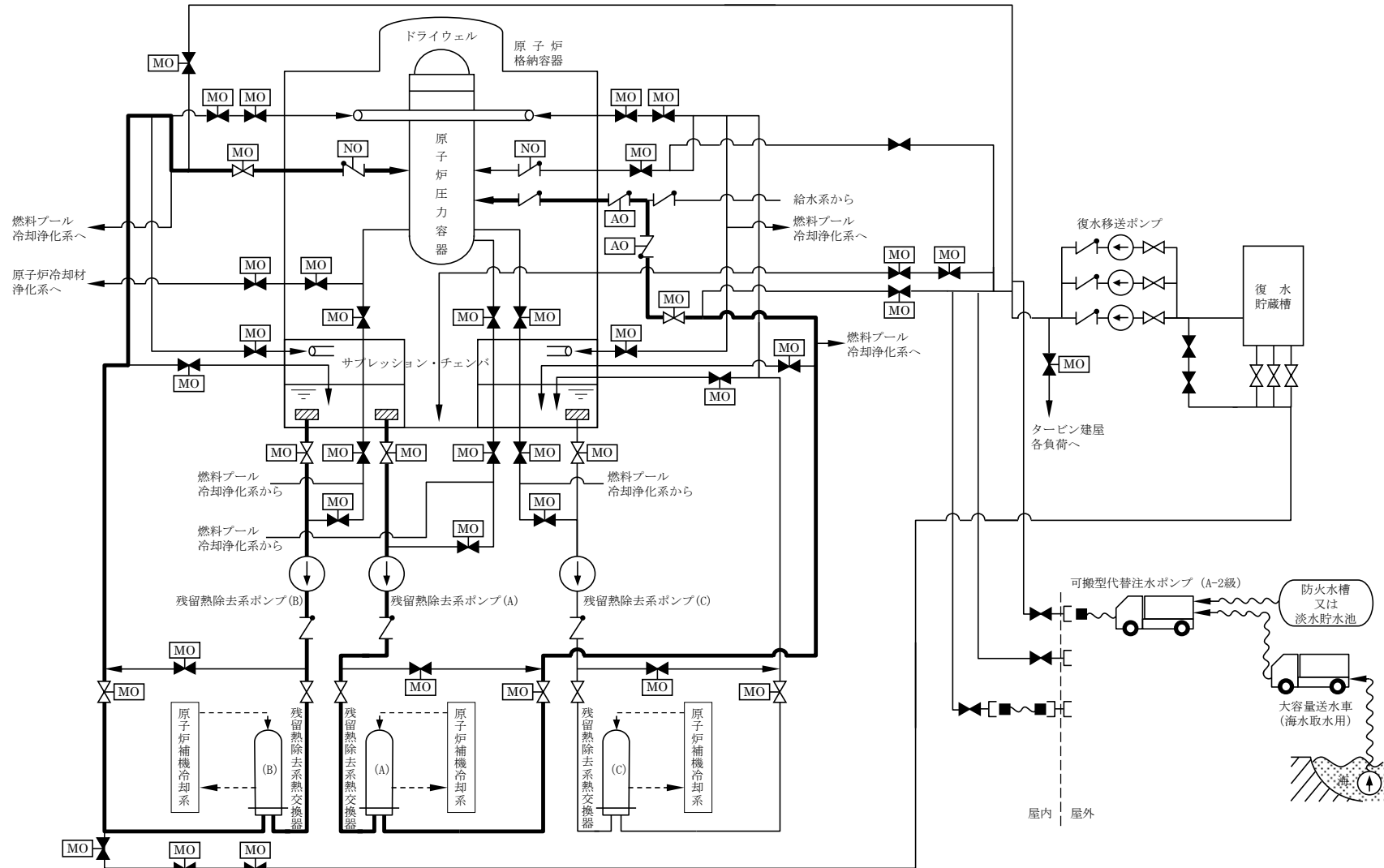
第 3.4-1 図(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
(低圧代替注水系 (常設)) (7号炉)



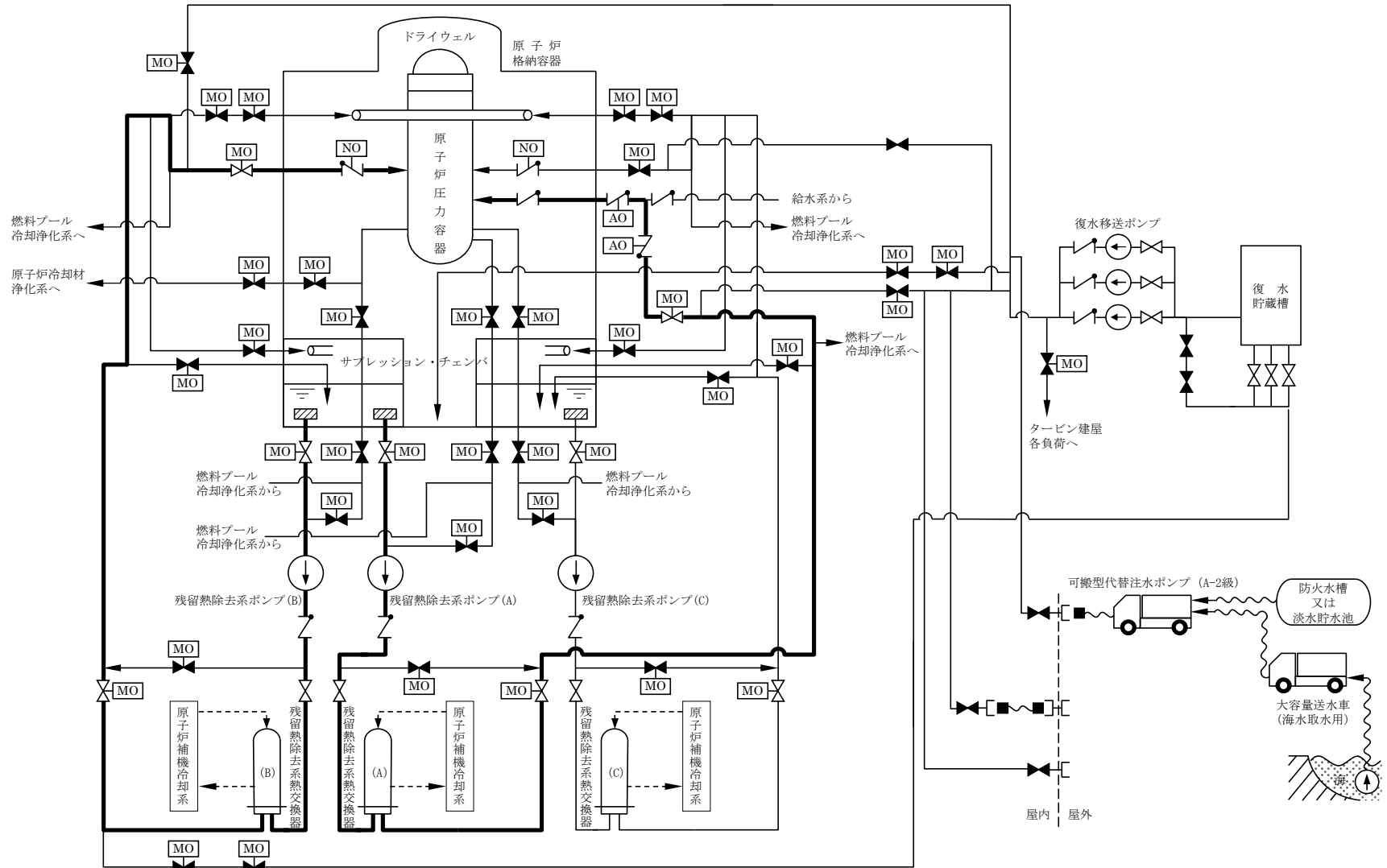
第 3.4-2 図(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
(低圧代替注水系 (可搬型)) (6号炉)



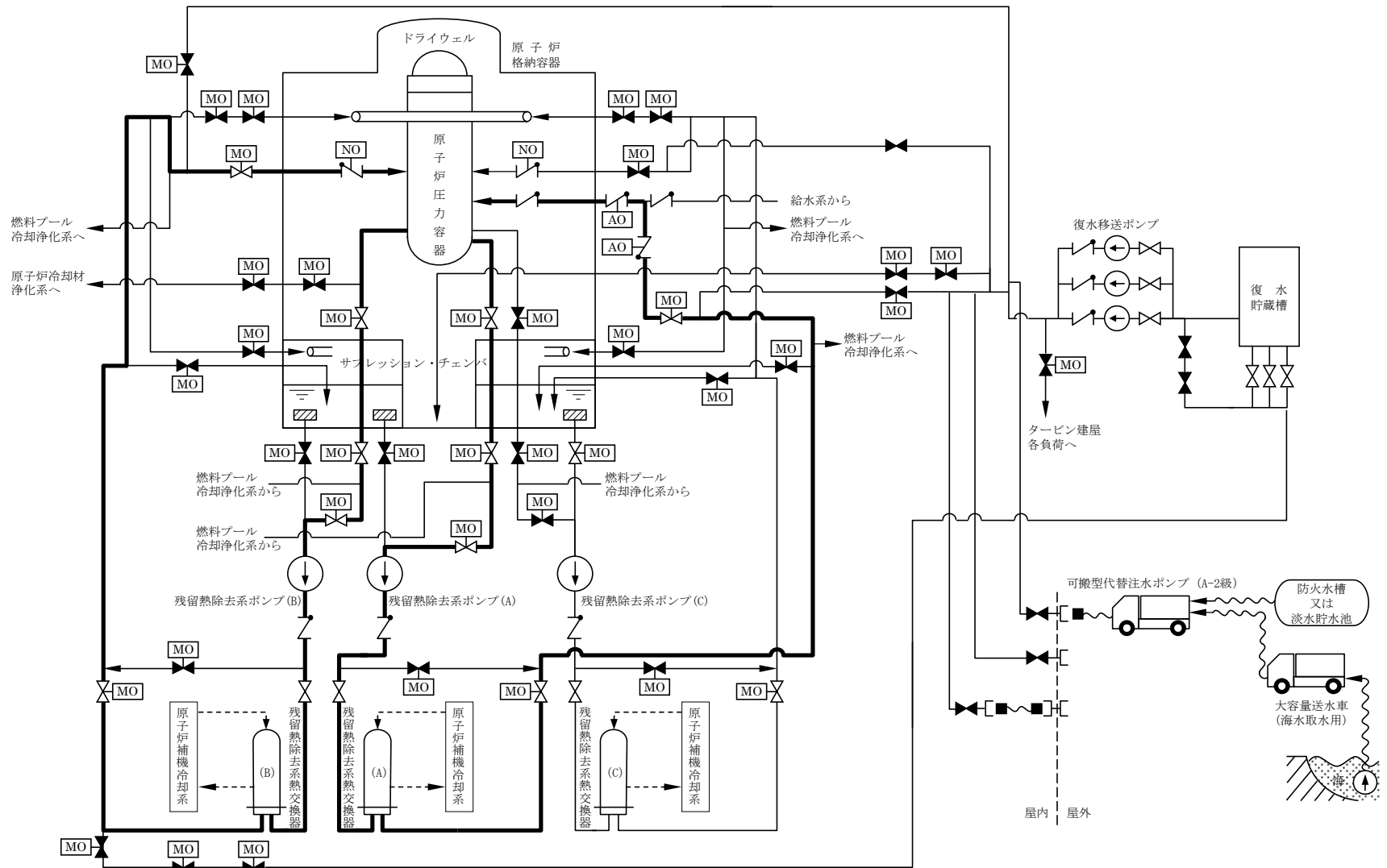
第 3.4-2 図(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
(低圧代替注水系 (可搬型)) (7号炉)



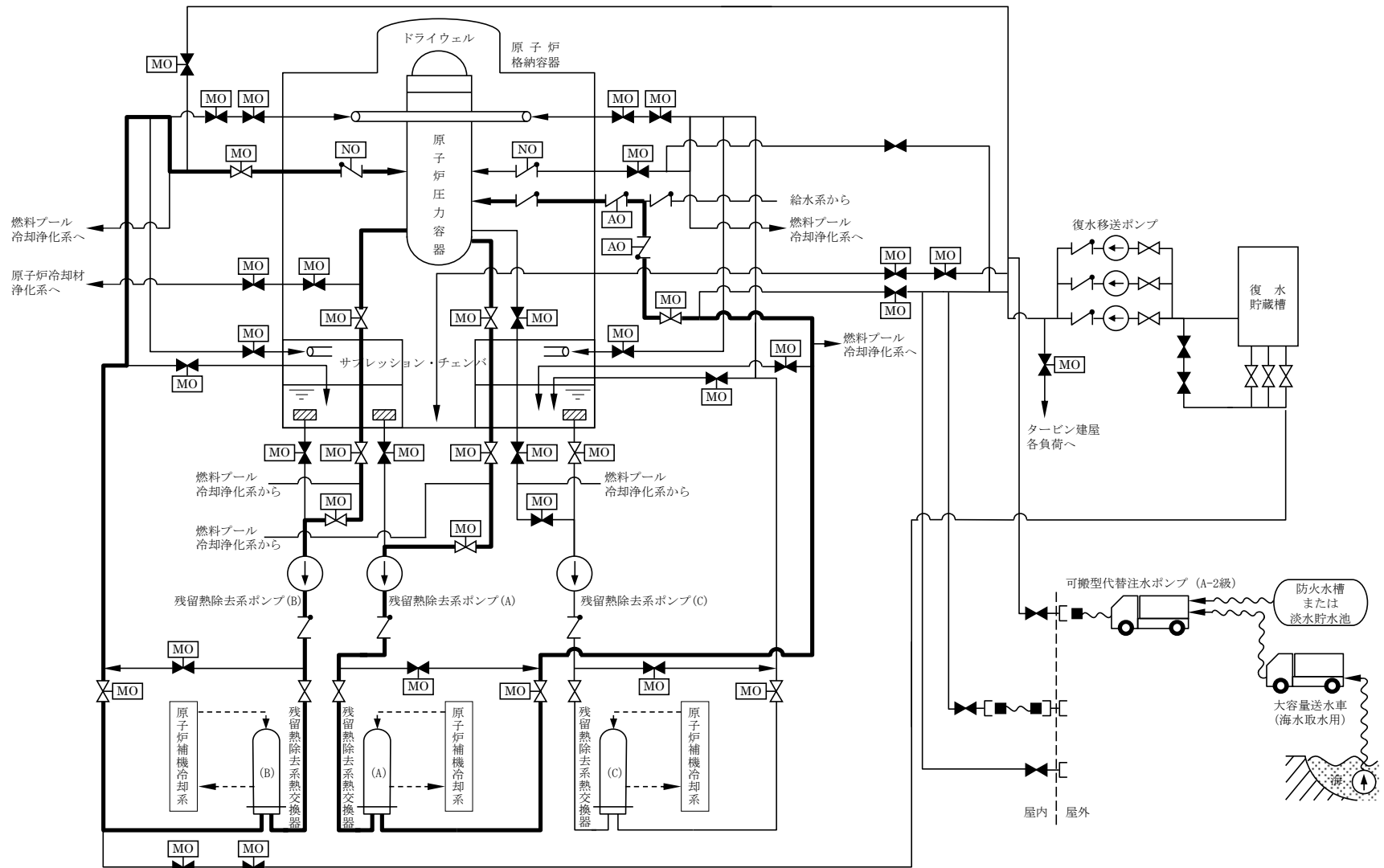
第 3.4-3 図(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図
(代替交流電源設備を用いた低圧注水系の復旧) (6号炉)



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。

3.4.1.2.1.3 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。

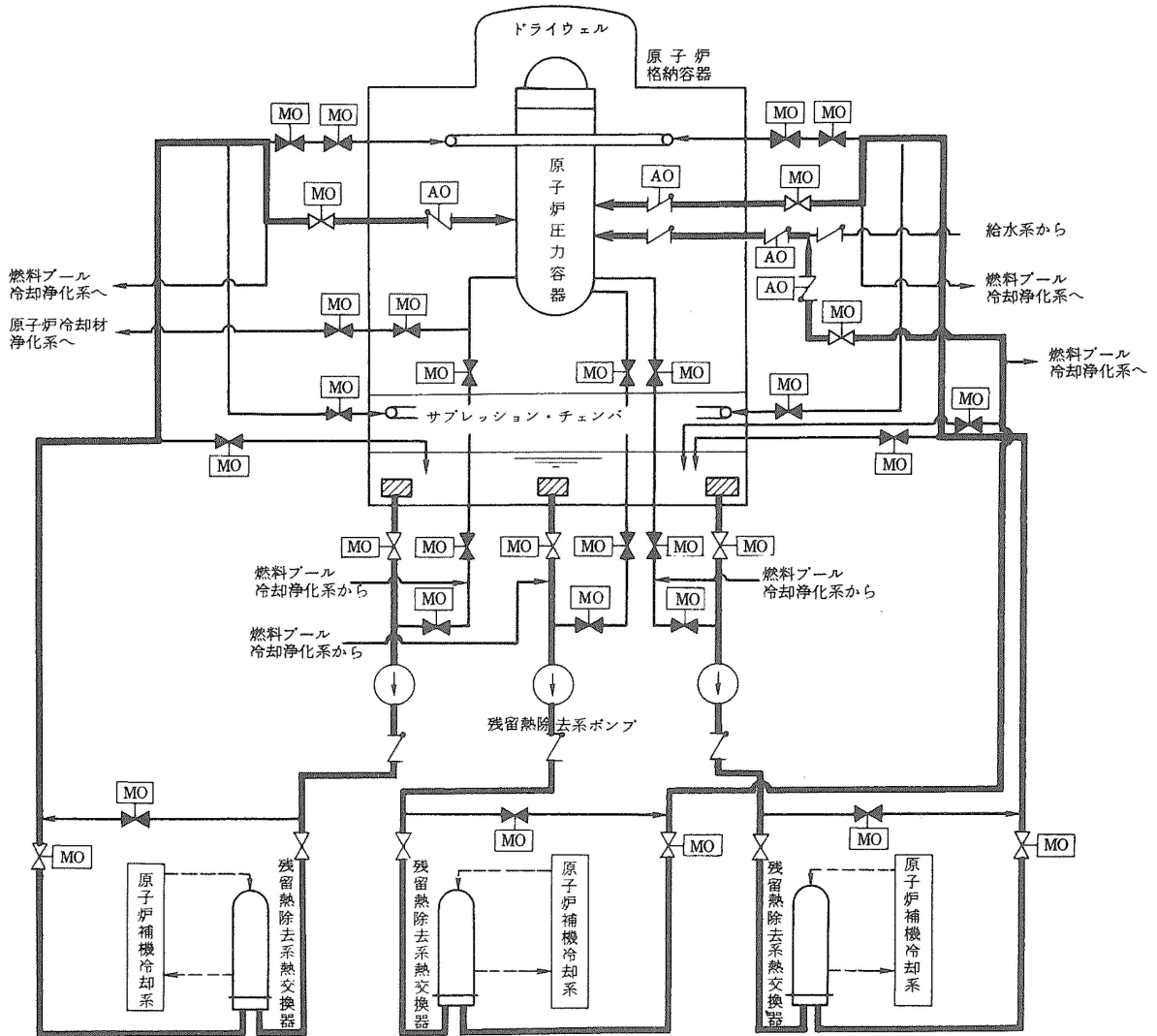
3.4.1.2.1.5 試験検査

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。

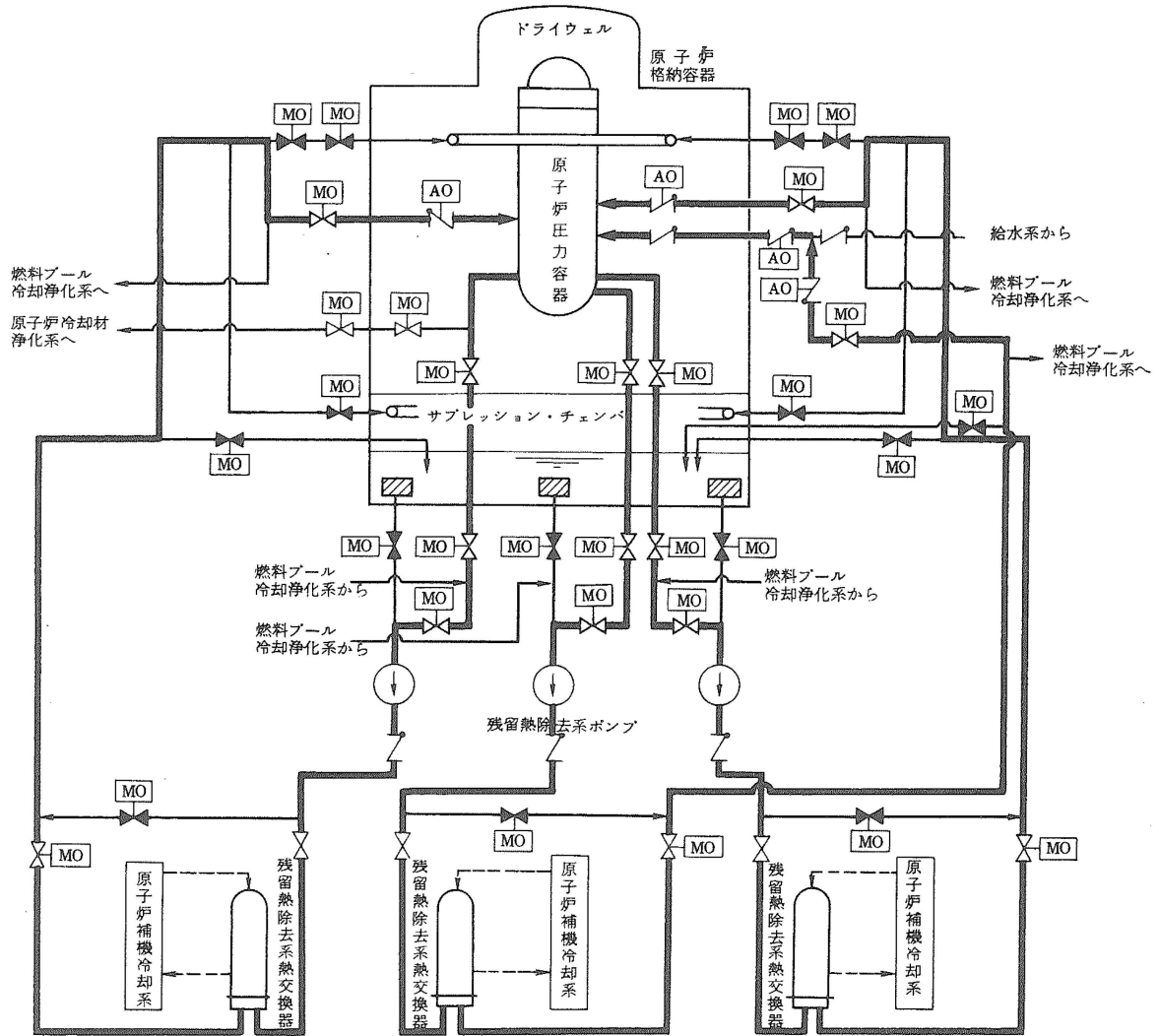
残留熱除去系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

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°C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エルと接続し、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、ドライウエ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熔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）

本システムの流路として、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行うことで、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ポ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ポ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

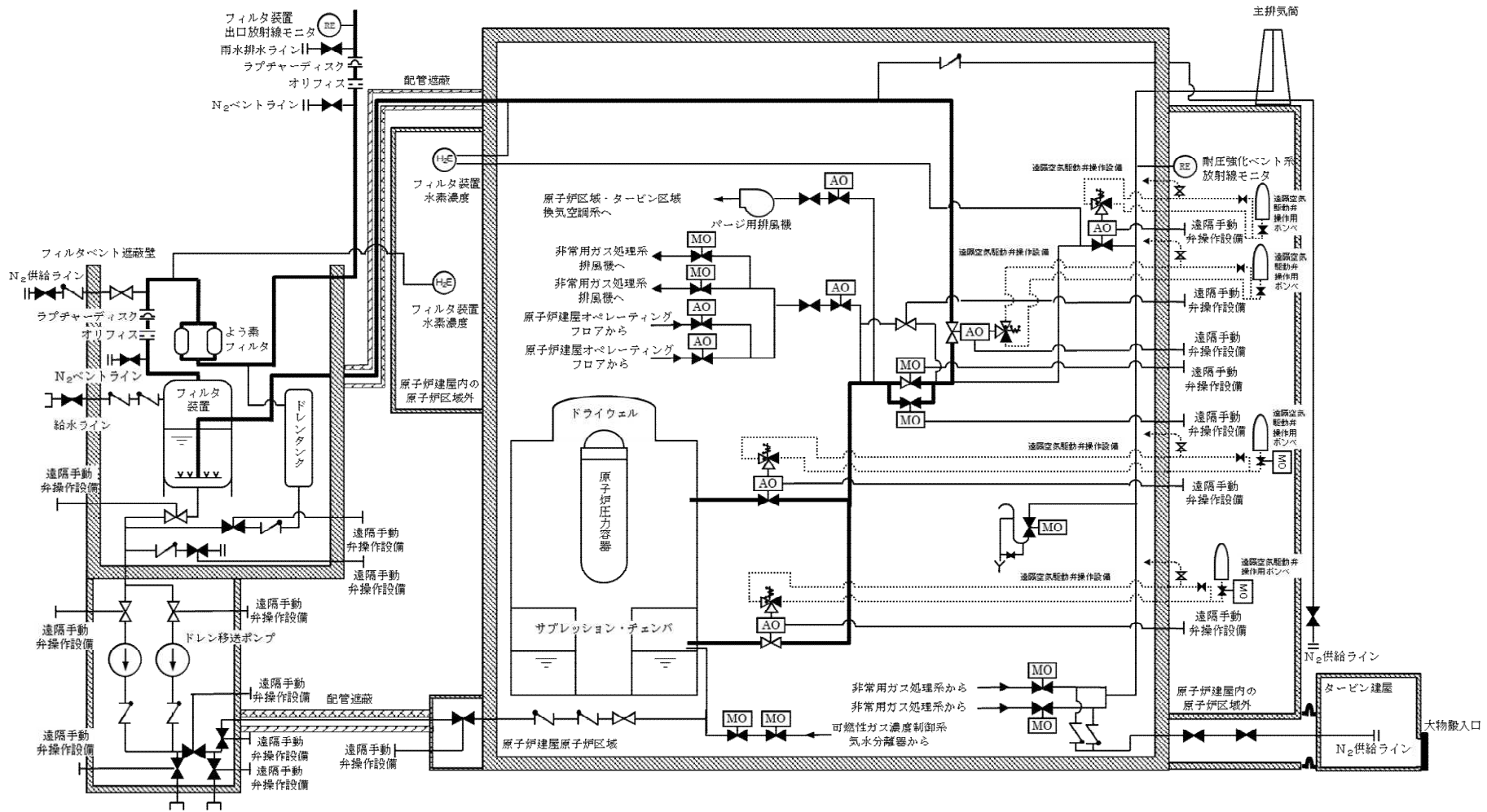
b. 大容量送水車（熱交換器ユニット用）（6号及び7号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

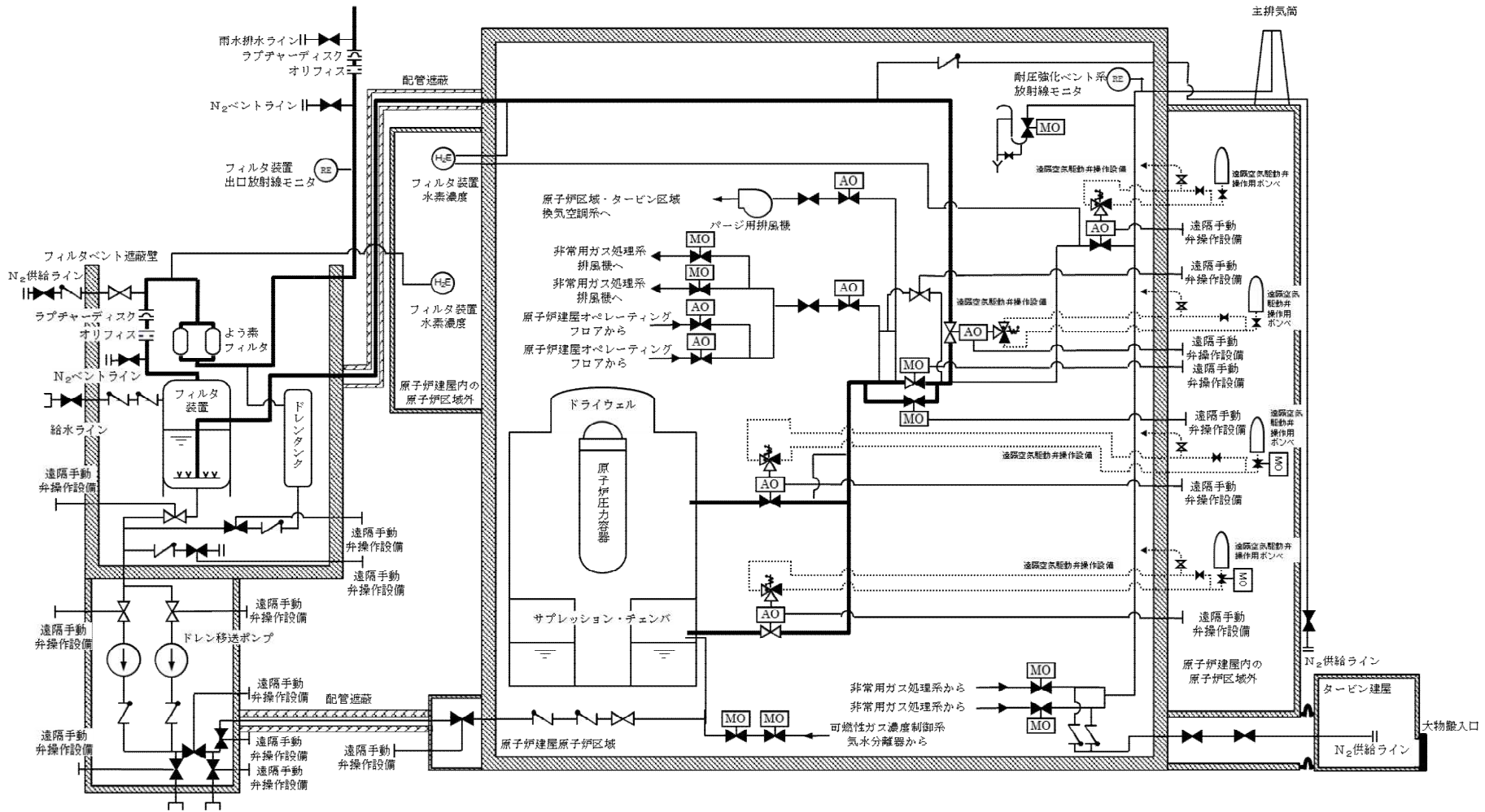
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

- ・使用済燃料プールの冷却等のための設備

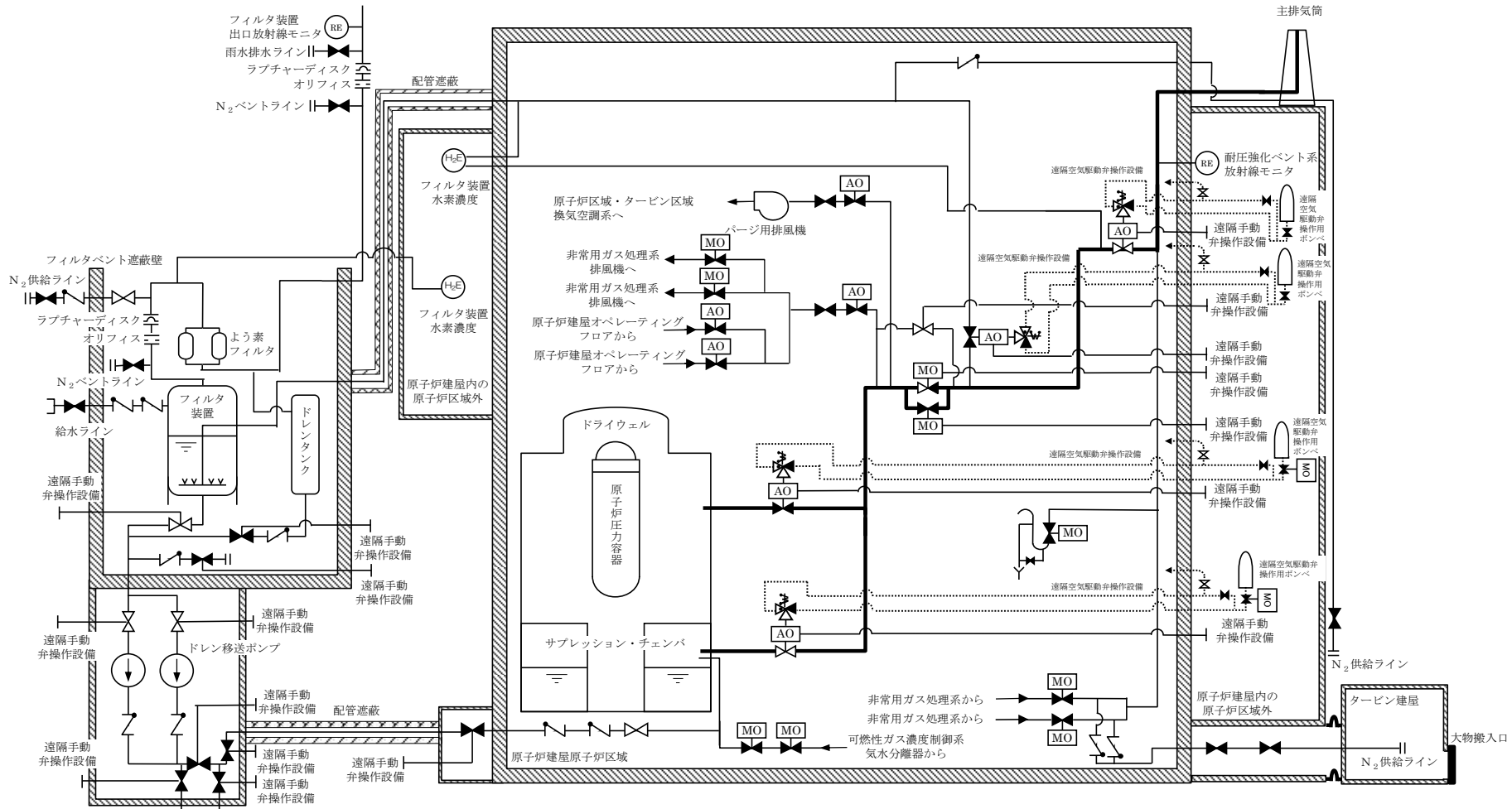
台 数	4（予備 1）
容 量	約 900m ³ /h/台
吐出圧力	1.25MPa[gage]



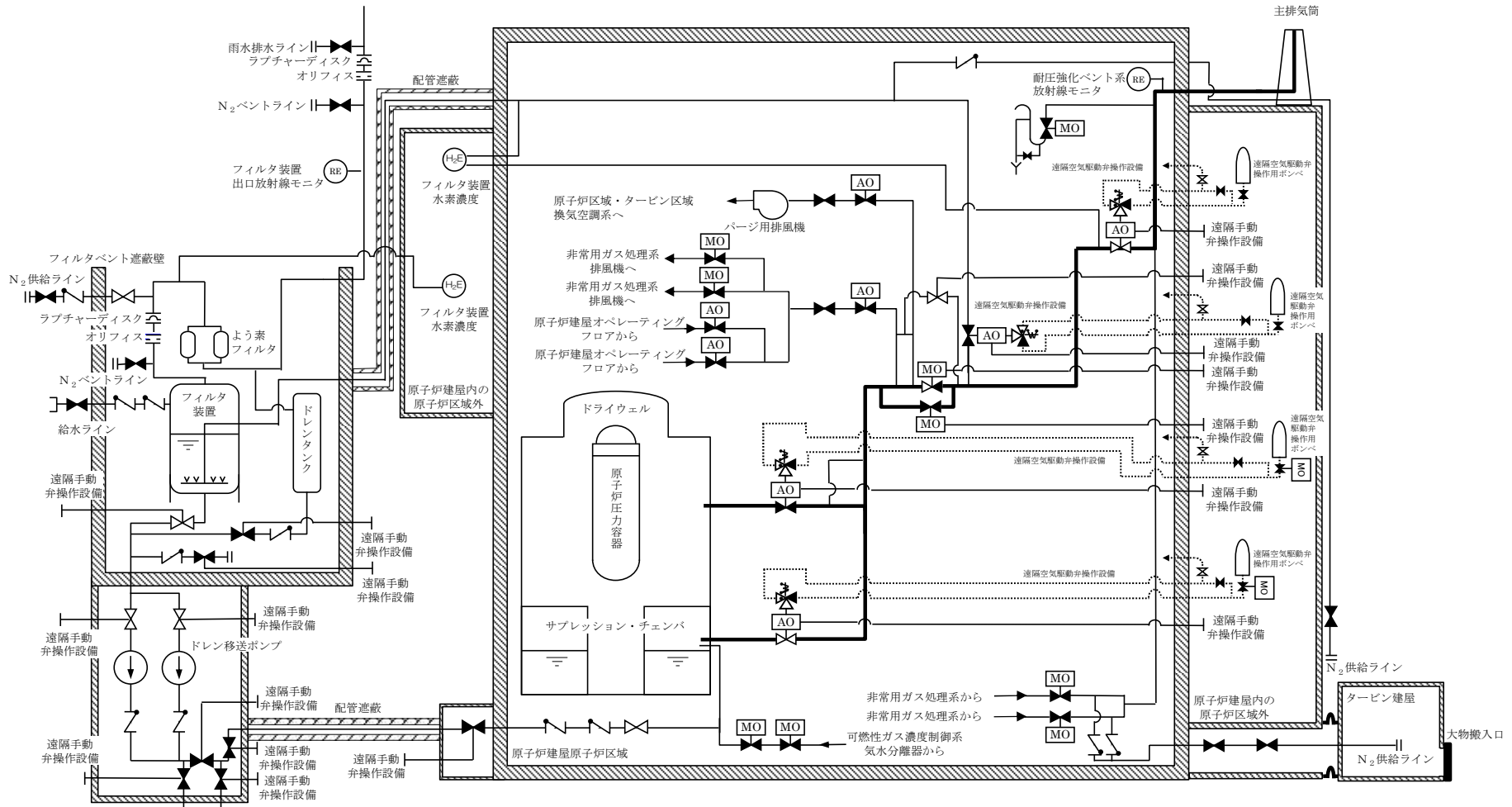
第 3.5-1 図(1) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図
 (格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱) (6号炉)



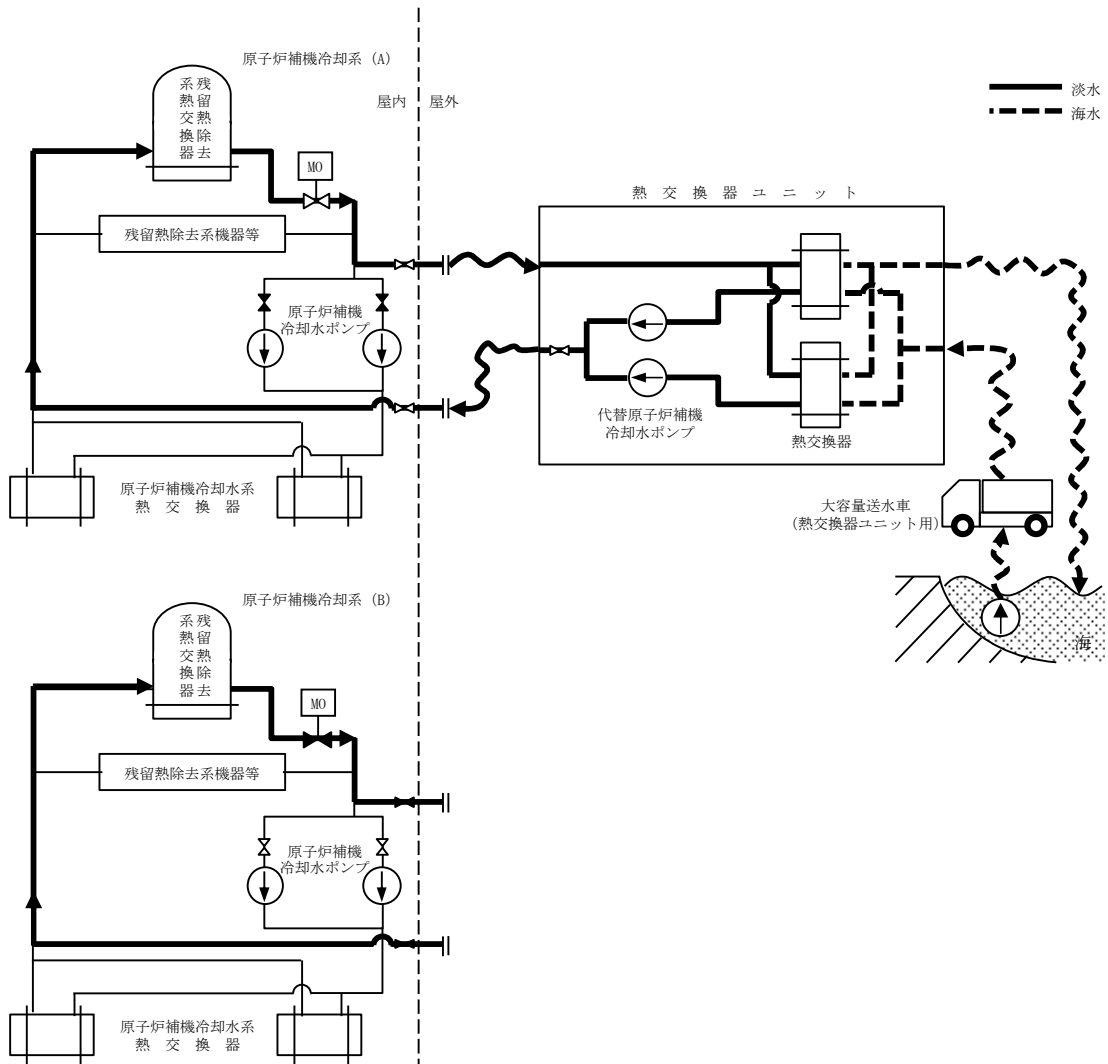
第 3.5-1 図(2) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図
 (格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱) (7号炉)



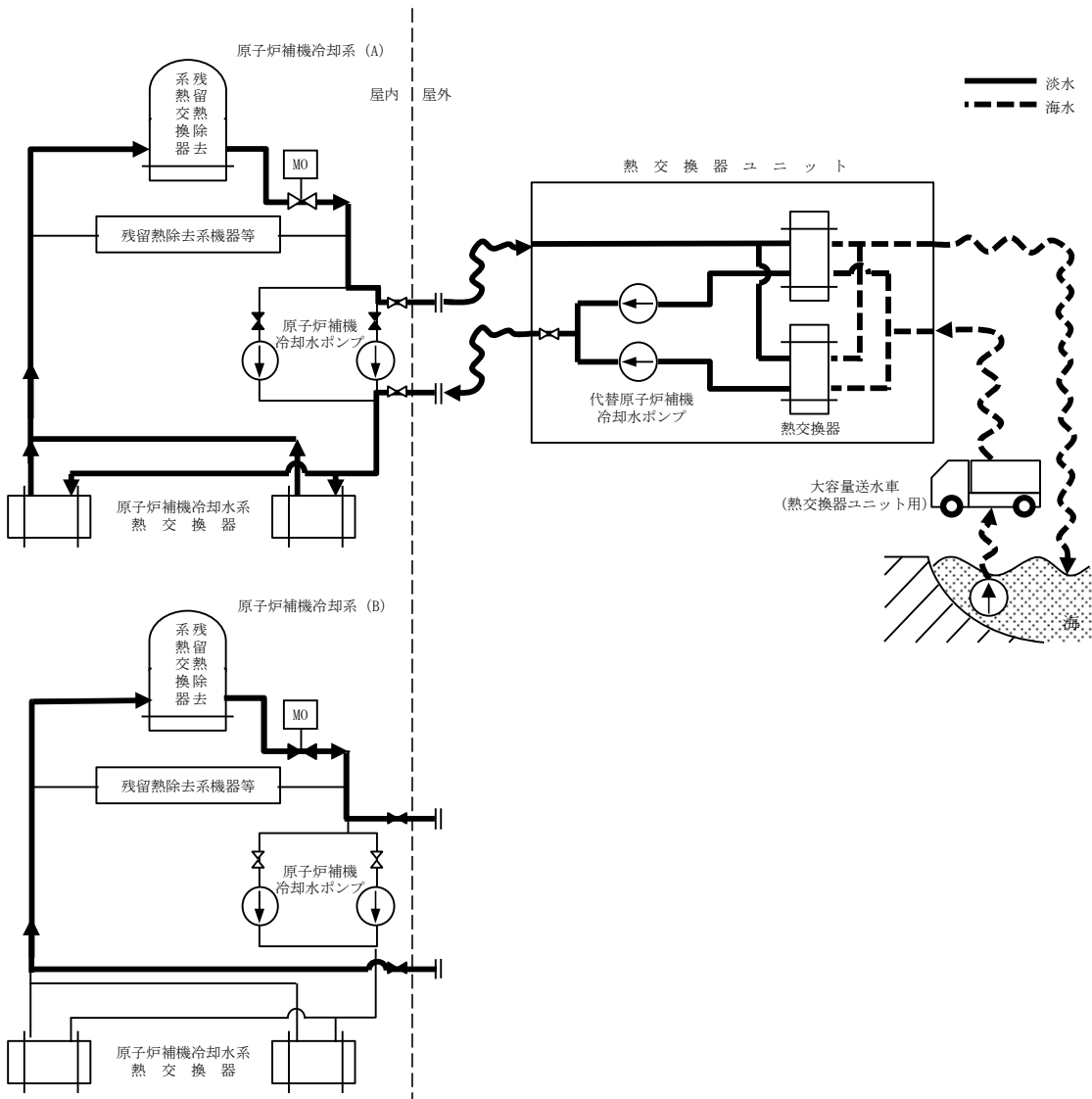
第 3.5-2 図(1) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図
 (耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱) (6号炉)



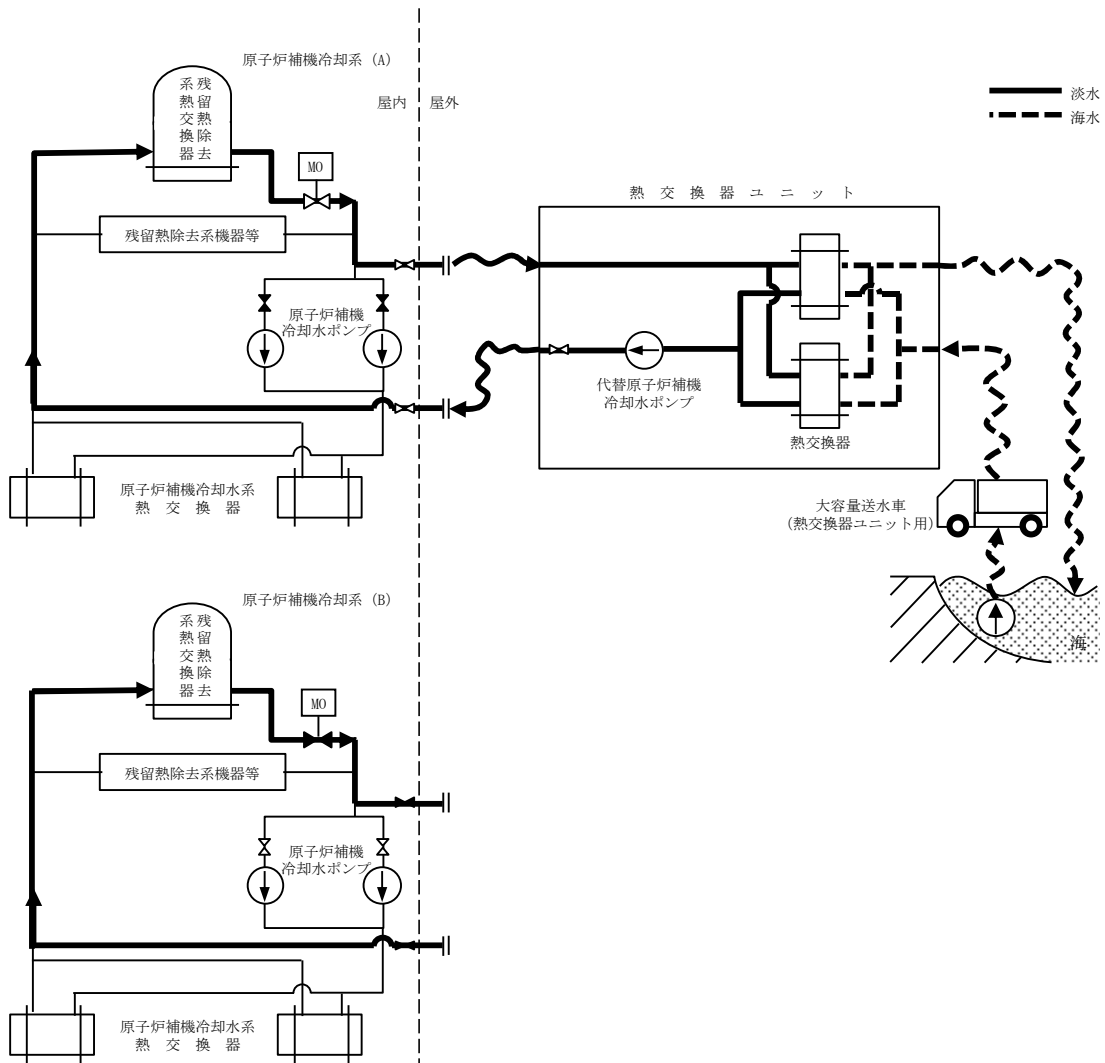
第 3.5-2 図(2) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図
(耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱) (7号炉)



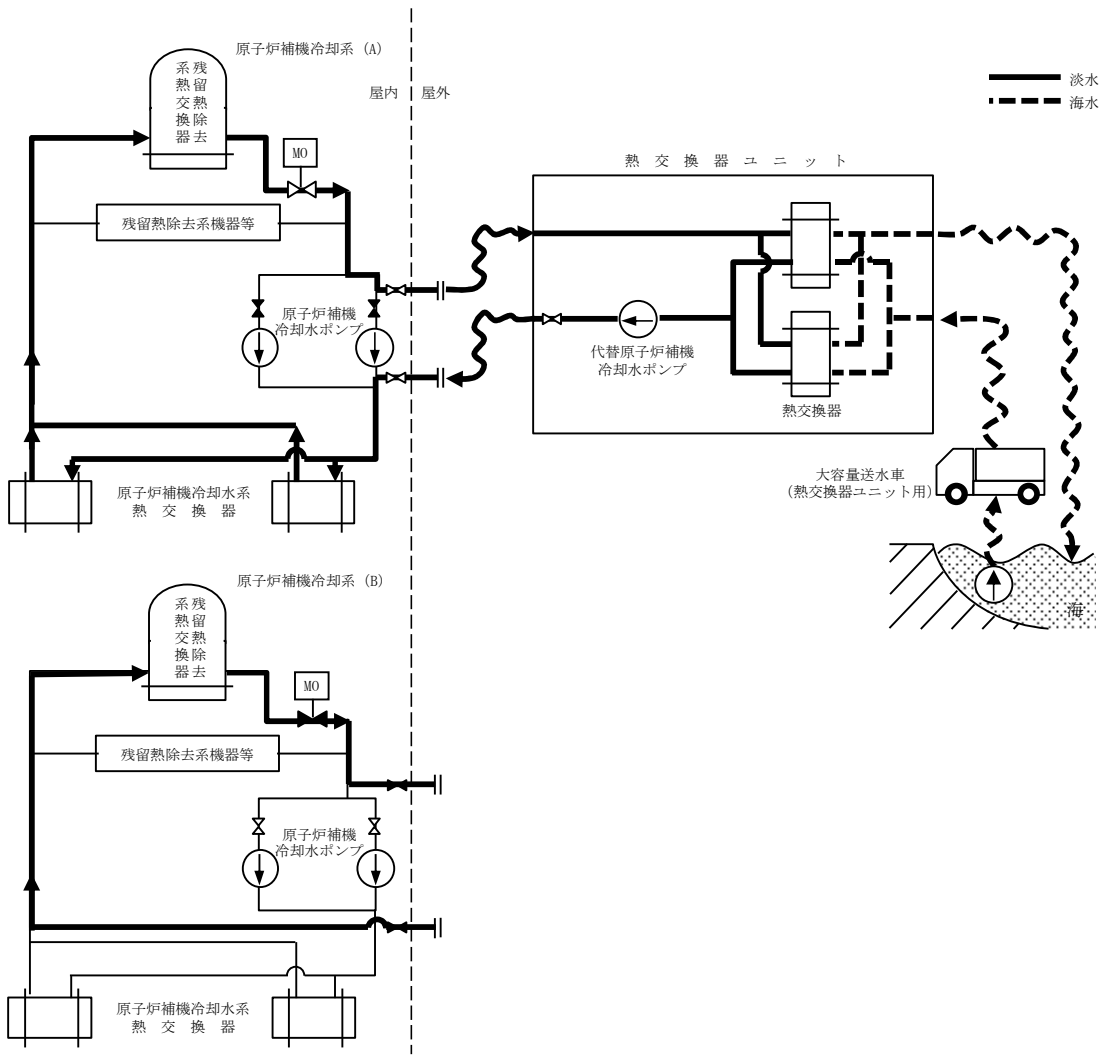
第 3.5-3 図(1) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図
 (代替原子炉補機冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び
 除熱) (その 1) (6 号炉)



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

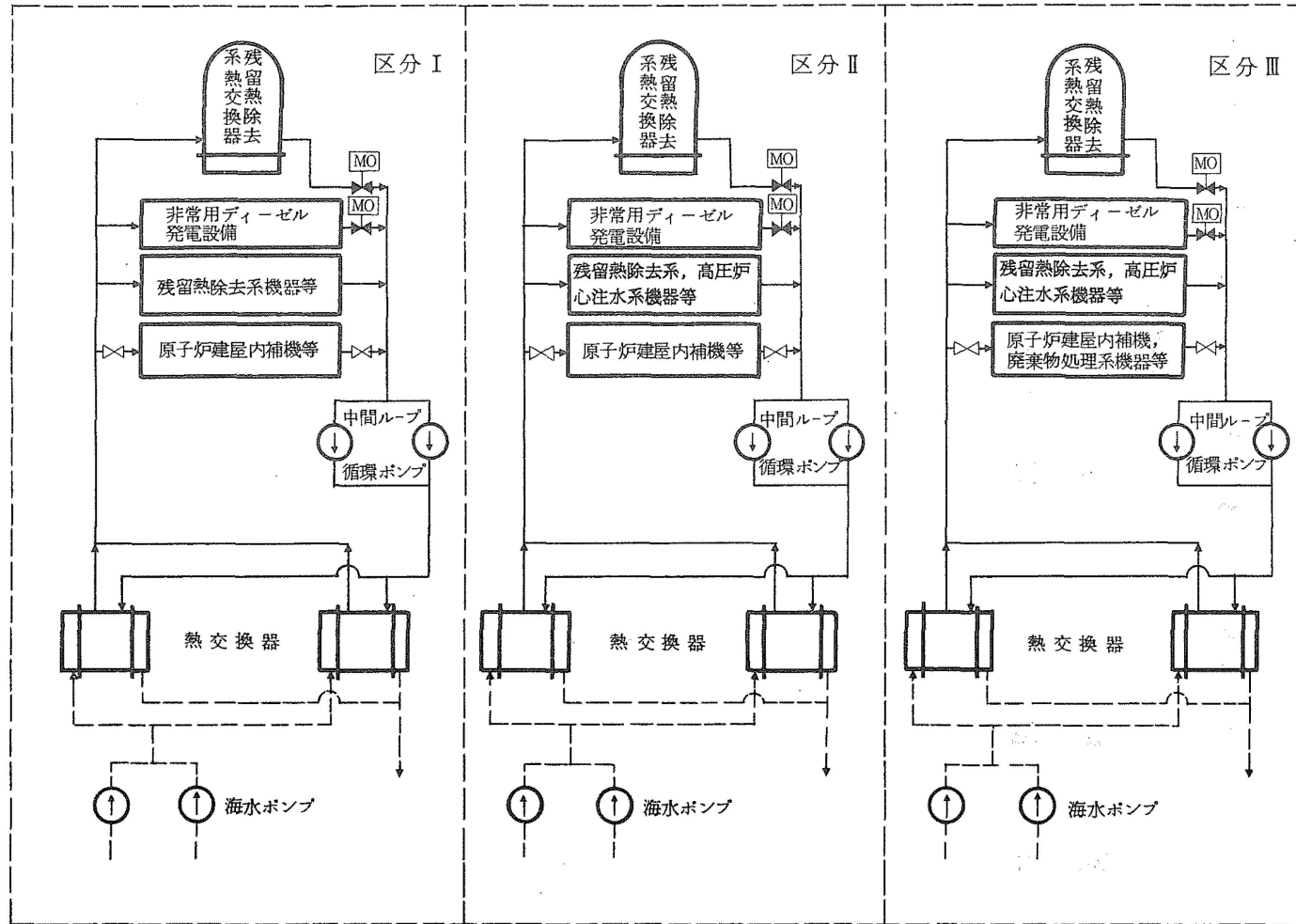
基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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°C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°C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（サブプレッション・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・ヘッドからドライウエル内及びサブプレッション・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な水の供給設備）
- ・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）

本システムの流路として、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・ヘッド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・ヘッドからドライウェル内及びサブプレッション・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）

本システムの流路として、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・ヘッド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ブプレッション・チェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッション・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。

本システム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（サブプレッション・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（サブプレッション・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（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）を復旧する。

残留熱除去系（サブプレッション・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、サブプレッション・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。

本システム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・ヘッドからドライウエル内及びサブプレッション・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・ヘッドからドライウエル内及びサブプレッション・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（サブプレッション・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（サブプレッション・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（サブプレッション・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）、復水貯蔵槽及びサブプレッション・チェンバについては、「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」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行うことで、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）

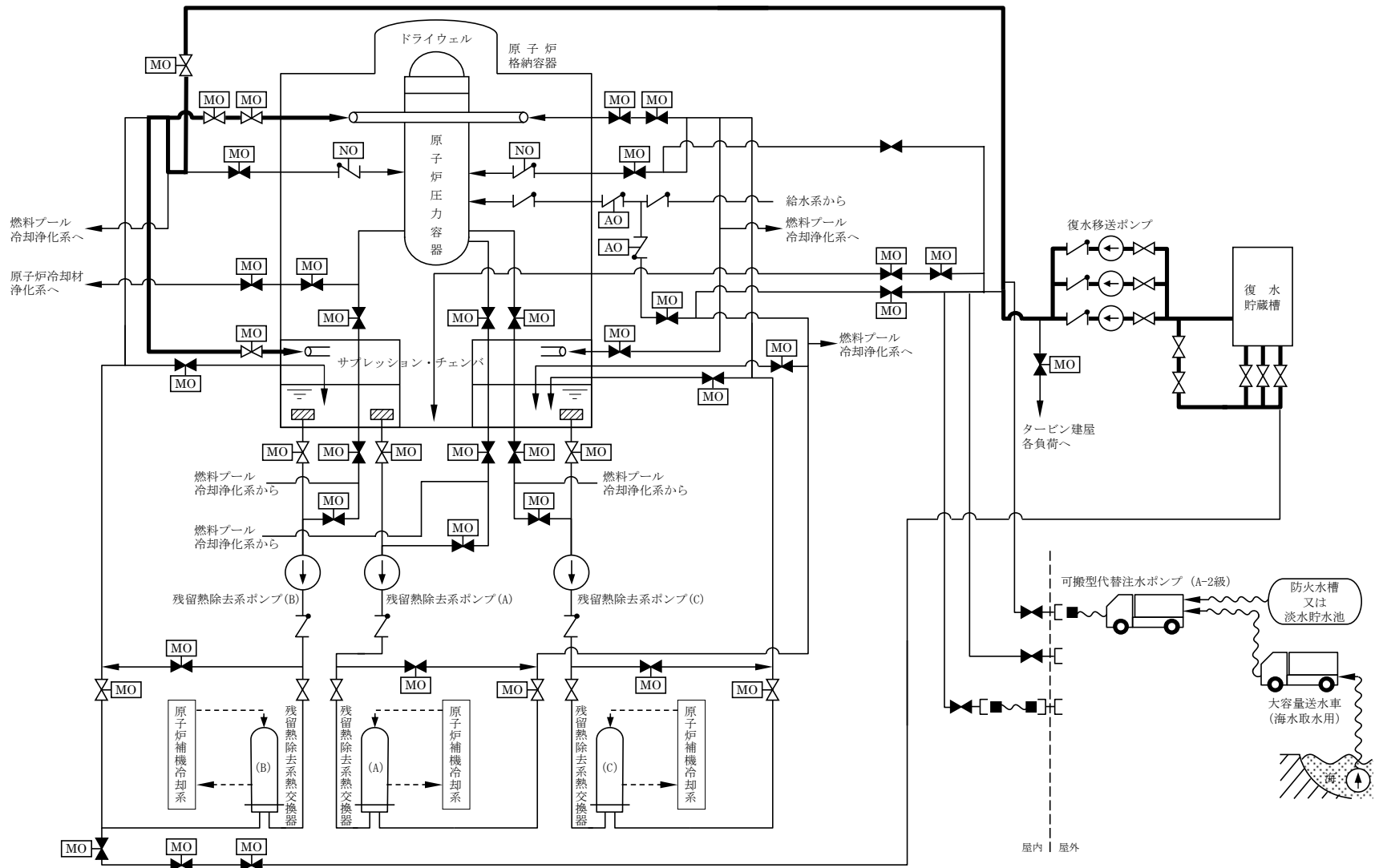
a. 復水移送ポンプ

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。

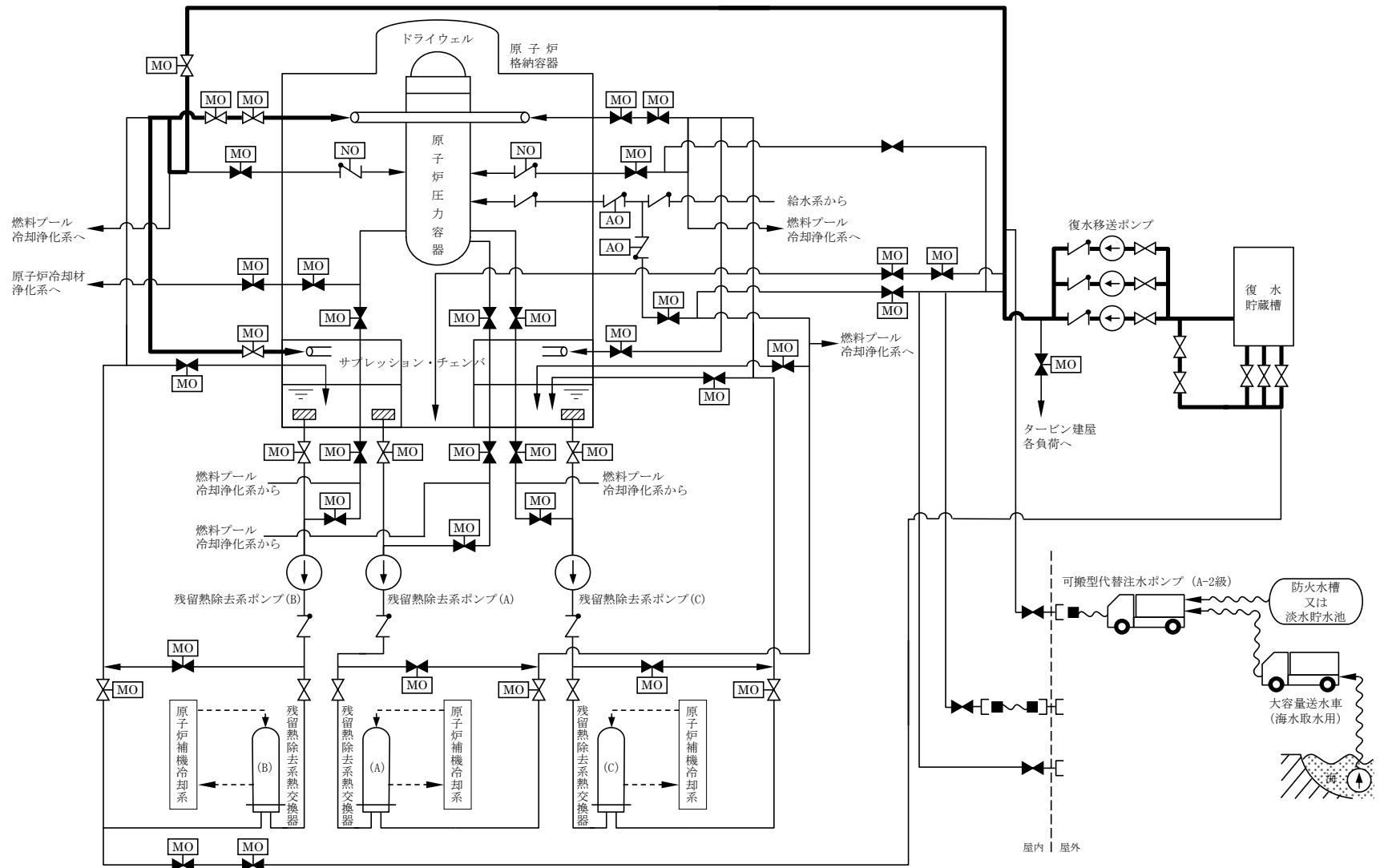
(2) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）

a. 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）（6 号及び 7 号炉共用）

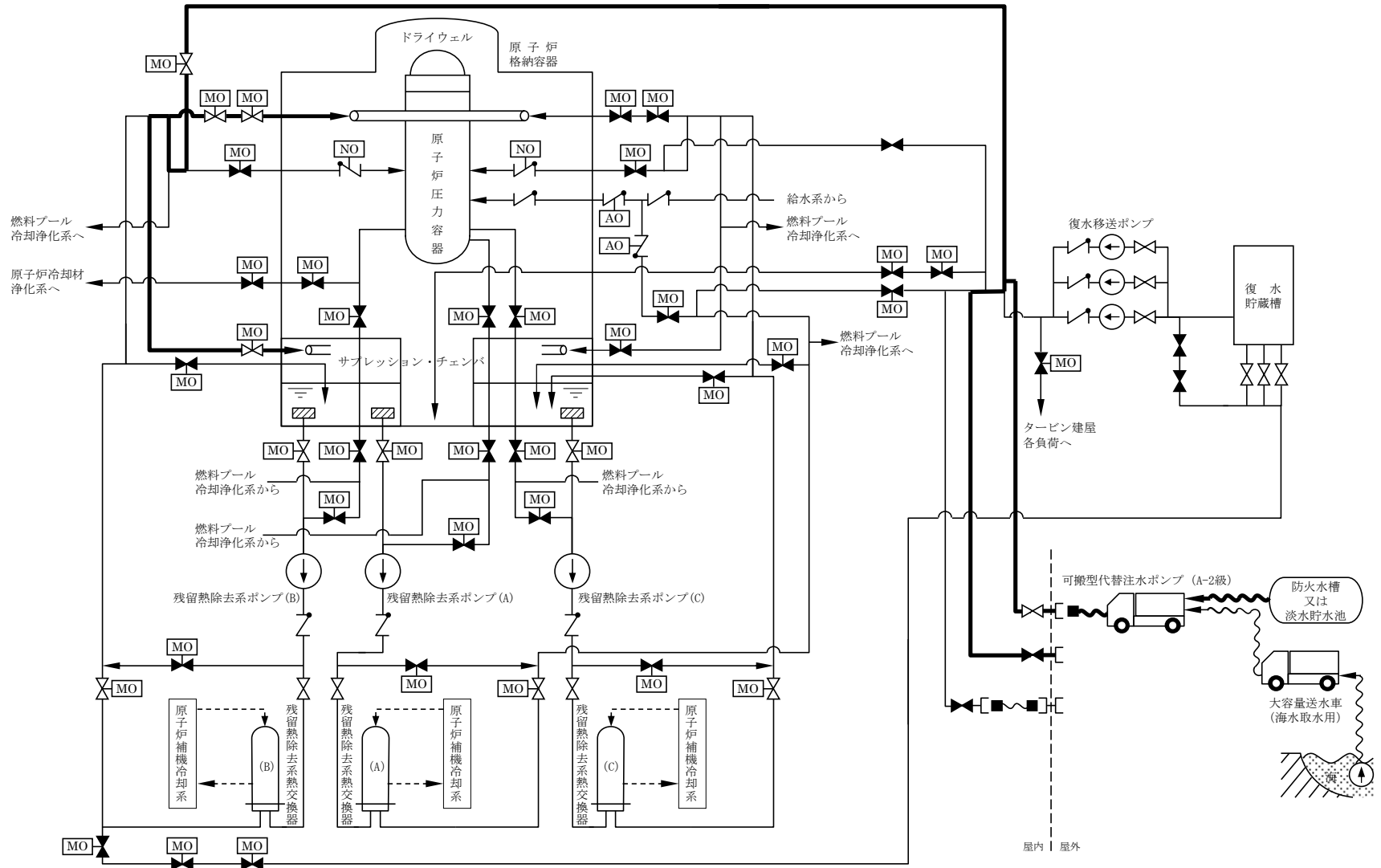
第 3.11-1 表 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。



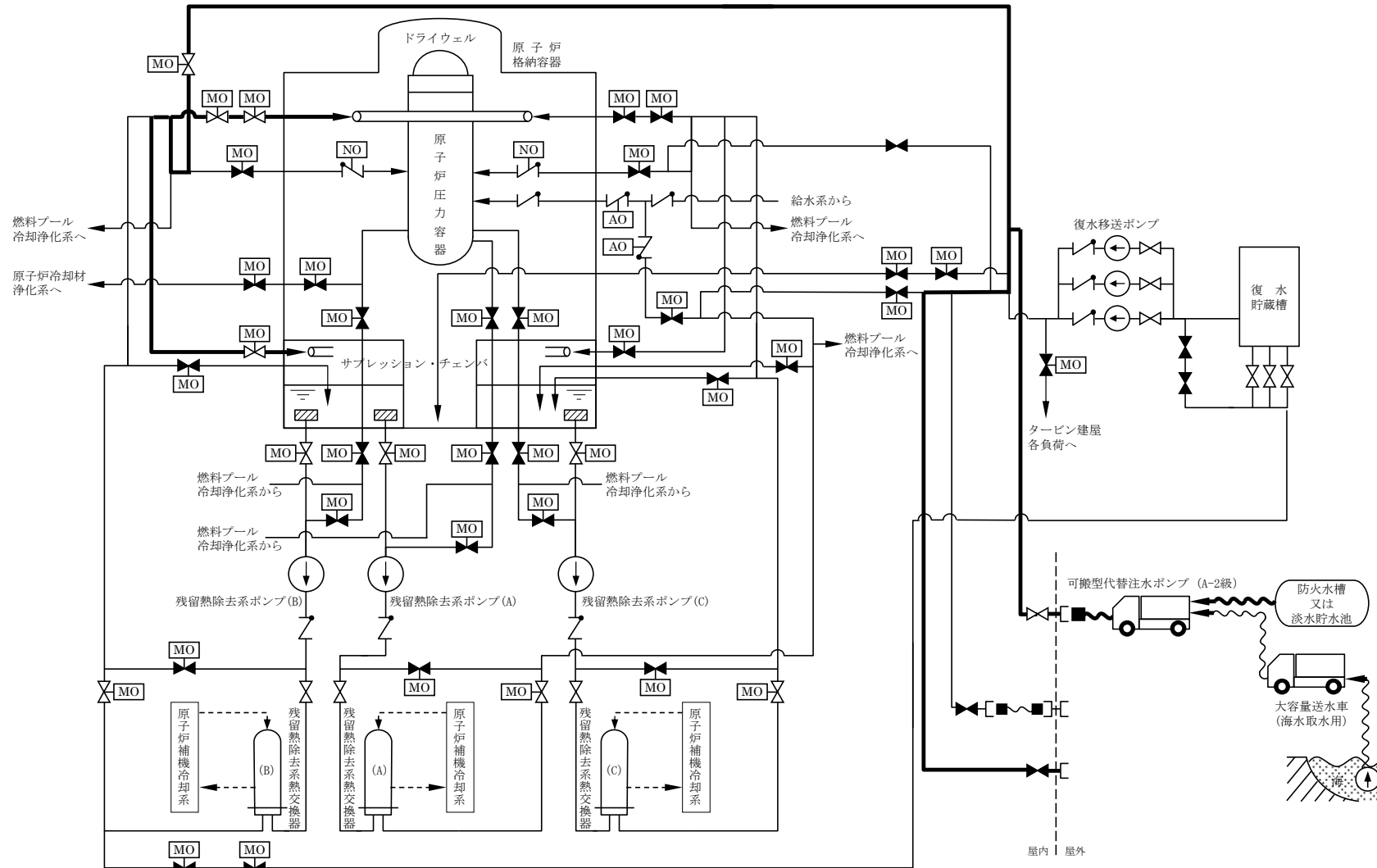
第 3.6-1 図 (1) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図
 (代替格納容器スプレー冷却系 (常設) による原子炉格納容器の冷却) (6 号炉)



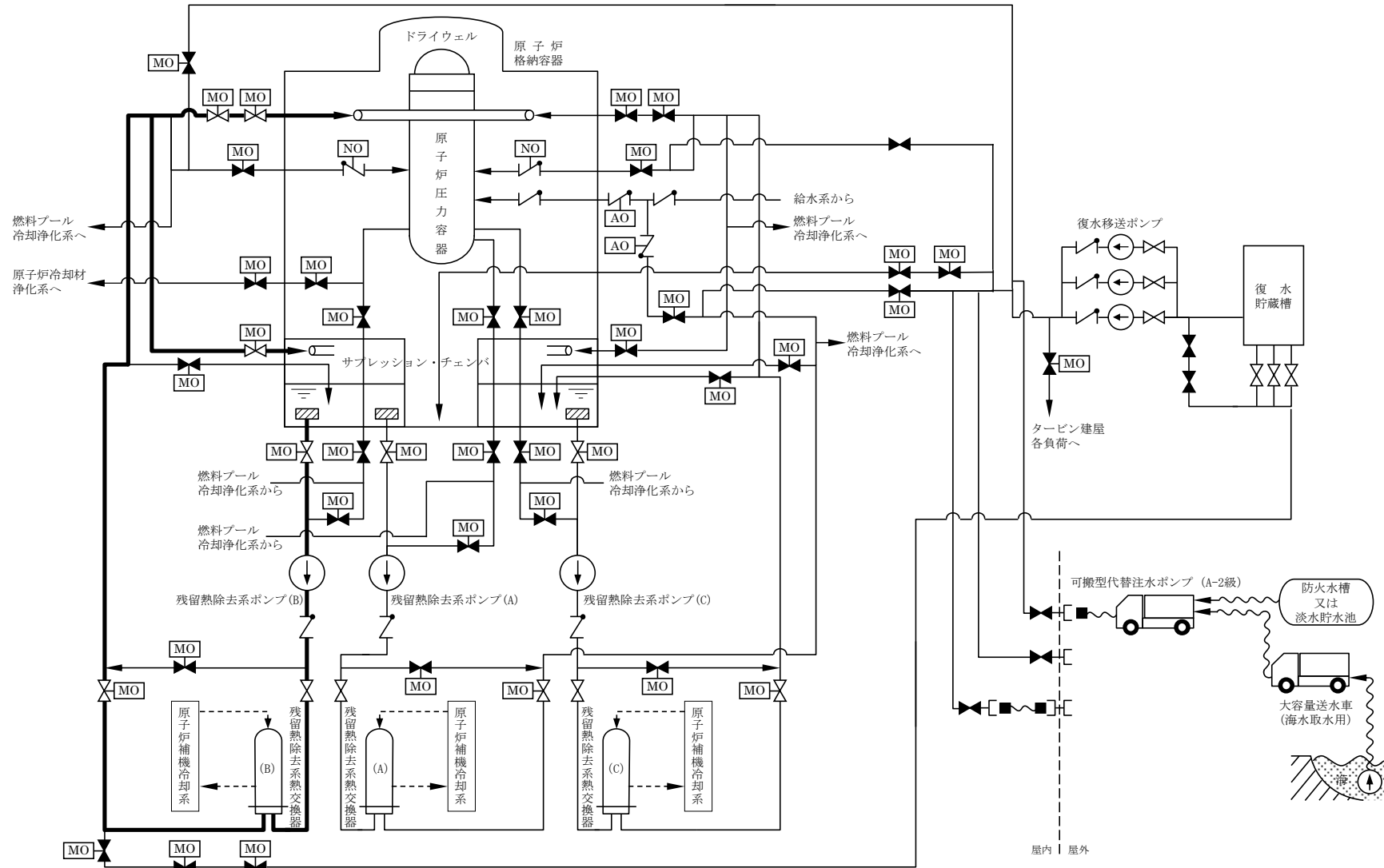
第 3.6-1 図 (2) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図
 (代替格納容器スプレー冷却系 (常設) による原子炉格納容器の冷却) (7 号炉)



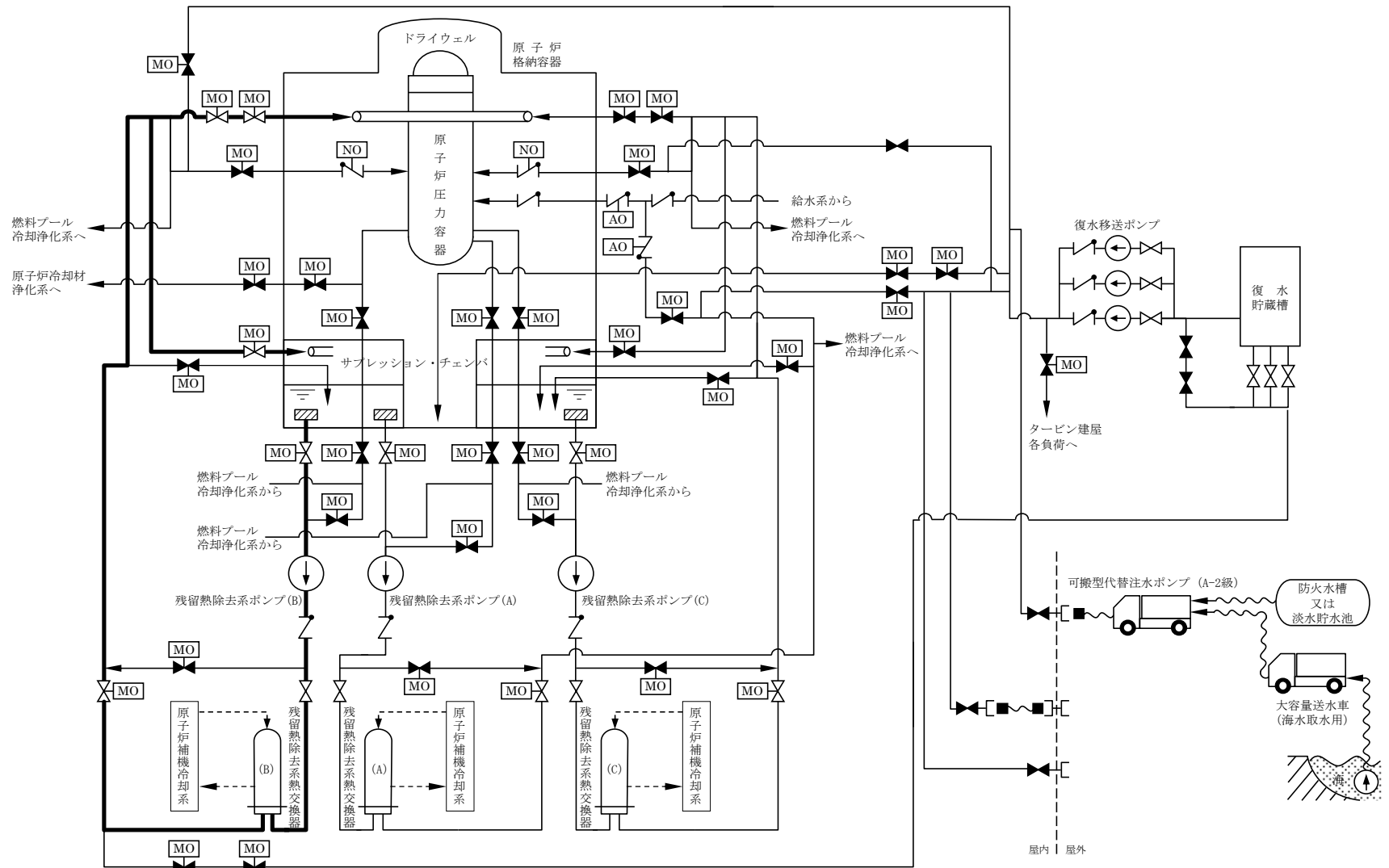
第 3.6-2 図(1) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図
 (代替格納容器スプレー冷却系(可搬型)による原子炉格納容器の冷却)(6号炉)



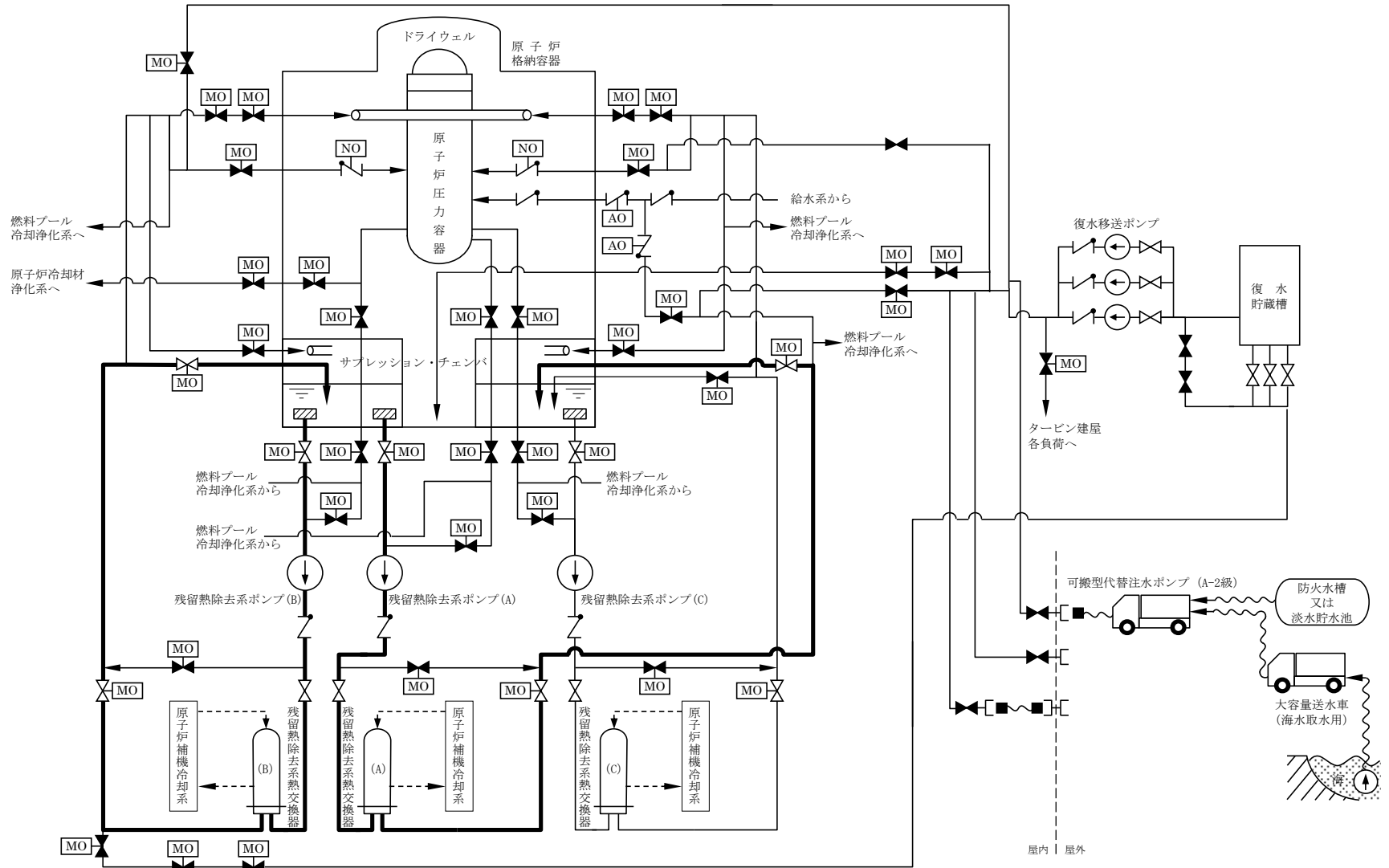
第 3.6-2 図 (2) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図
 (代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器の冷却) (7 号炉)



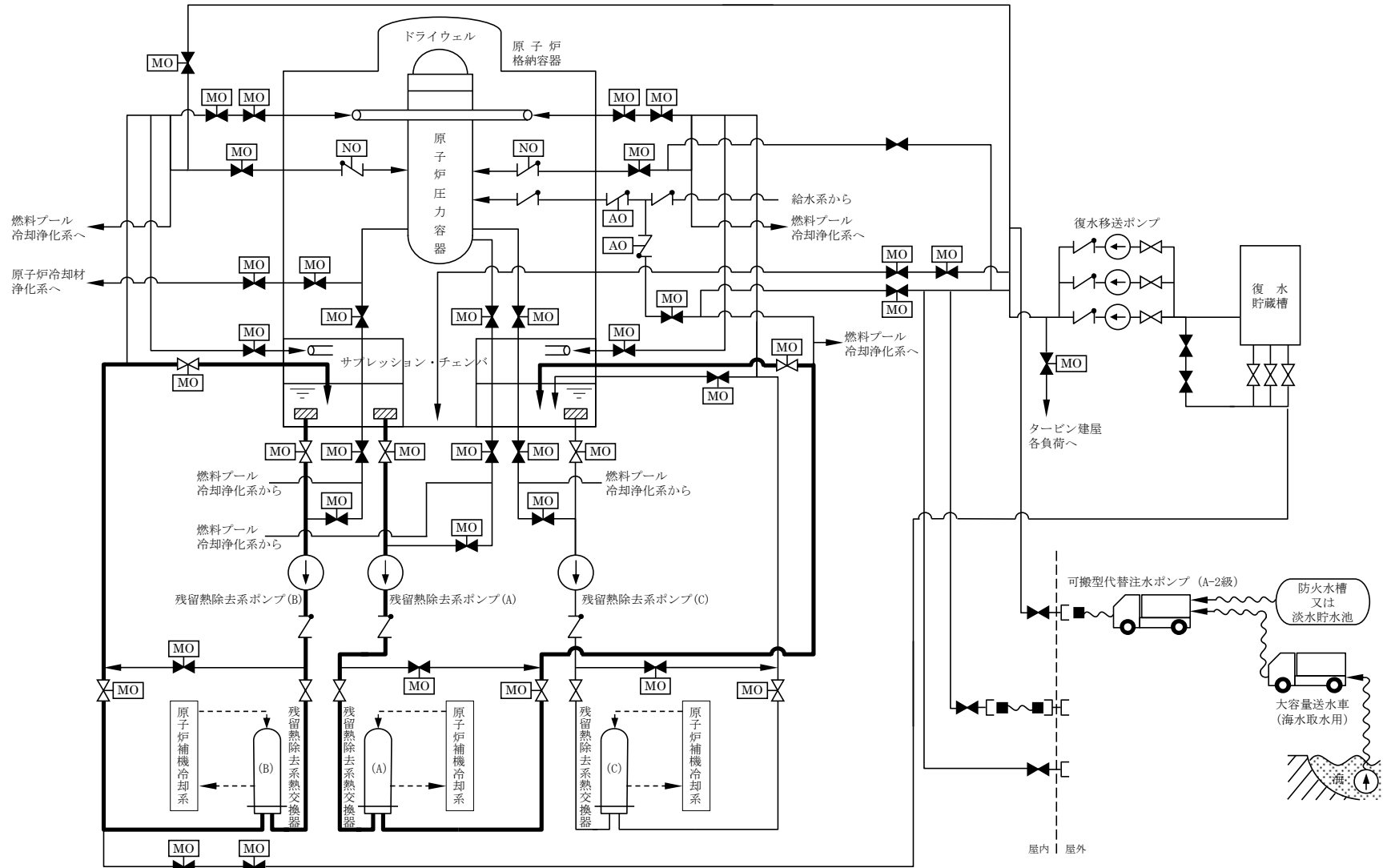
第 3.6-3 図(1) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図
 (常設代替交流電源設備による残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード) の復旧) (6 号炉)



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 (格納容器スプレー冷却モード) 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 (サブプレッション・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 (サブプレッション・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ブプレッション・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ブプレッション・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。

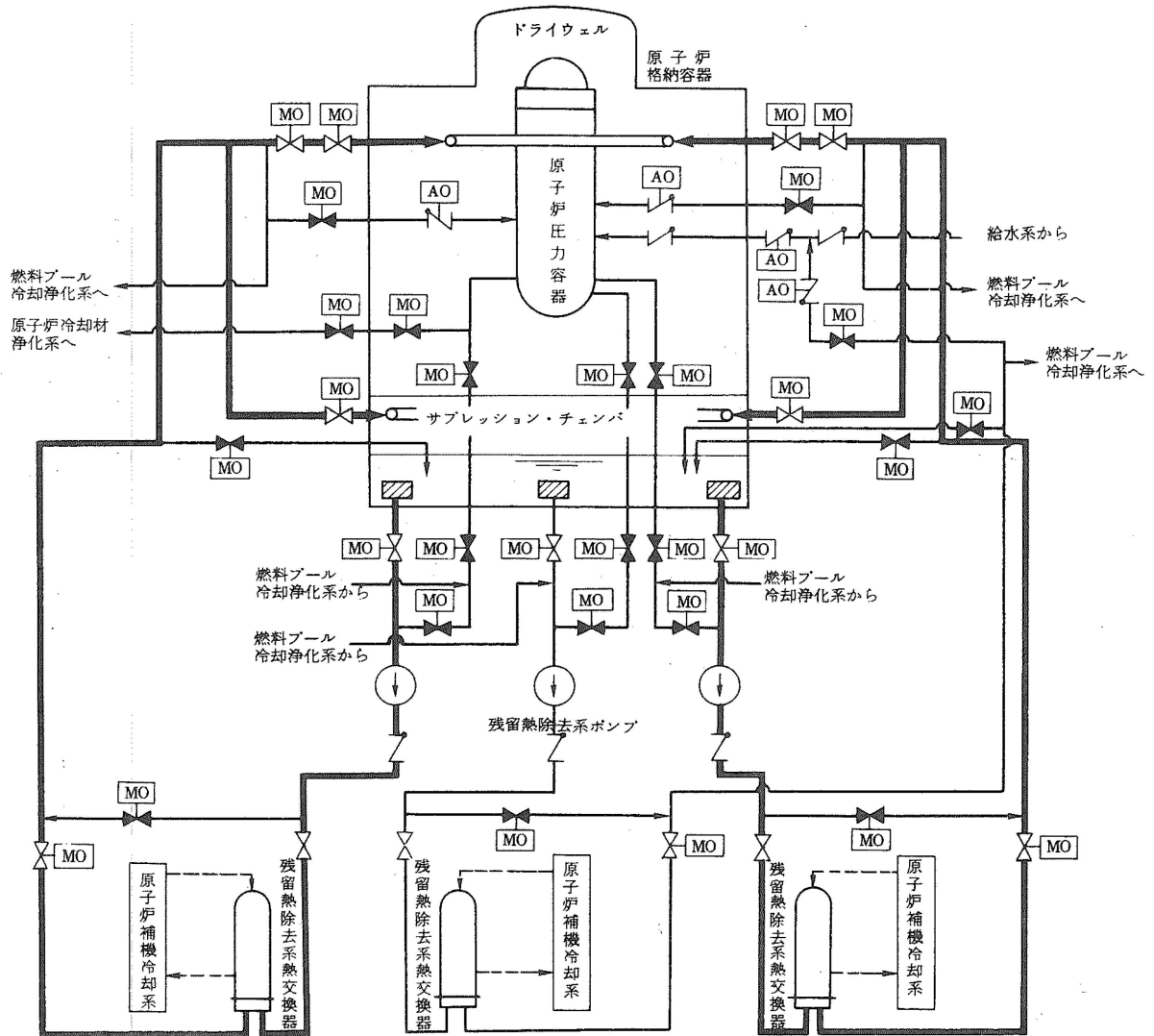
3.6.1.2.1.5 試験検査

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。

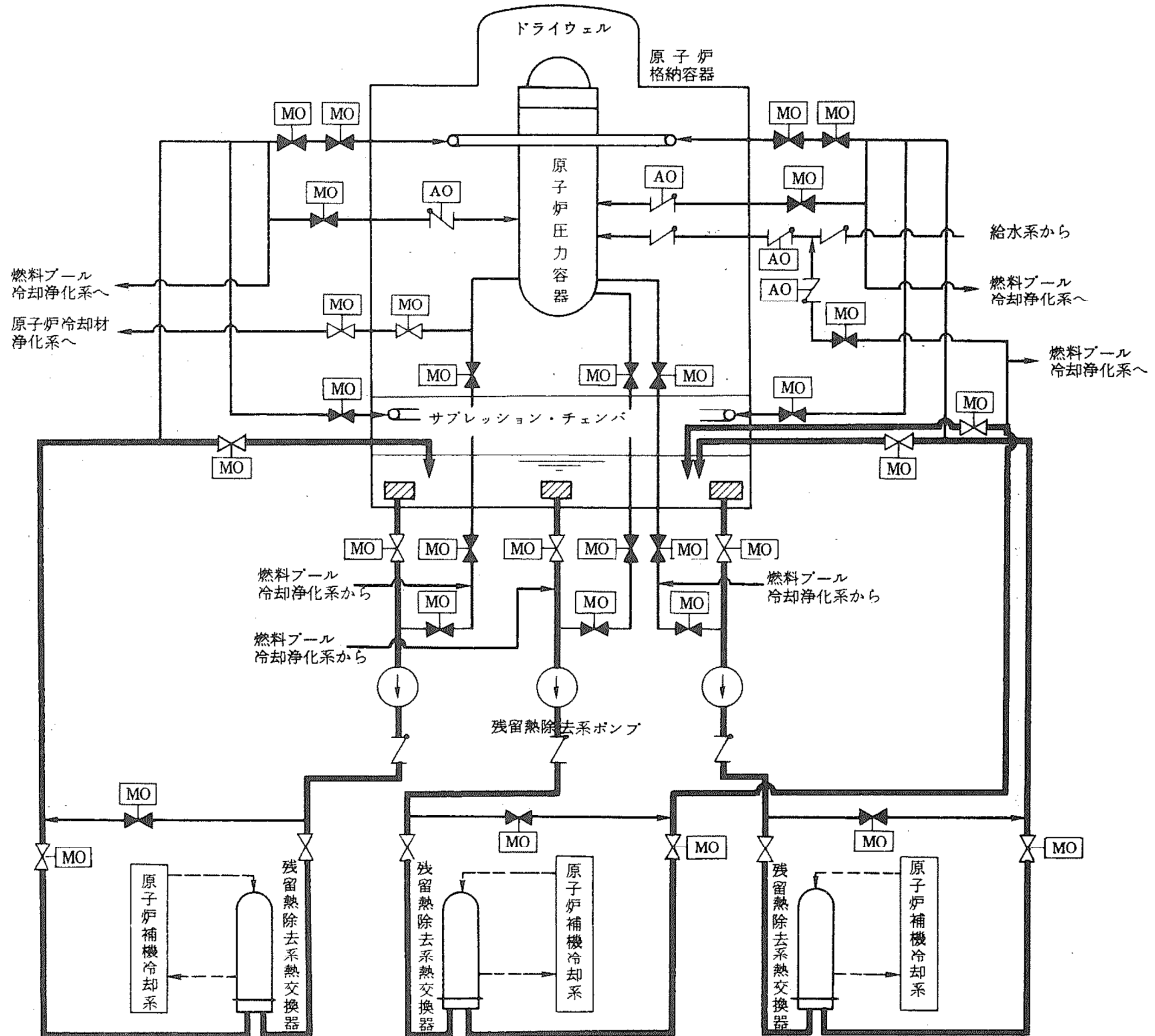
残留熱除去系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

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°C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（サブプレッション・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過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら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（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による損傷が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。

3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（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過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）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「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら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) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。

2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設であるBWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。

3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」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を設置すること。

b) 上記3 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、長期的にも熔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。

4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。

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過圧による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、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら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、代替循環冷却系を設ける。また、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、格納容器圧力逃がし装置を設ける。

(1) 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の過圧破損を防止す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、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら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な水の供給設備）
- ・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・ヘッド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。

(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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧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エルと接続し、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、ドライウエ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熔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ポ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。

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な水の供給設備」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。

代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は，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。

代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は，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の給電により駆動できる設計とする。また，格納容器圧力逃がし装置は，人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで，代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。

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隔離を考慮した設計とする。

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，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し，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。

代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，流路を分離することで独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって，代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は，互いに重大事故等対処設備として，可能な限りの独立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。

3.7.1.1.2 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。

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行うことで，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。

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。

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。

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、代替原子炉補機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。

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。

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。

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。

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ポ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压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。

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。

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。

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ポ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。

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。

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。

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。

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) 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。

(2) 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 <input style="width: 20px;" type="text"/> 以上)
金属フィルタ	ステンレス鋼

b. よう素フィルタ

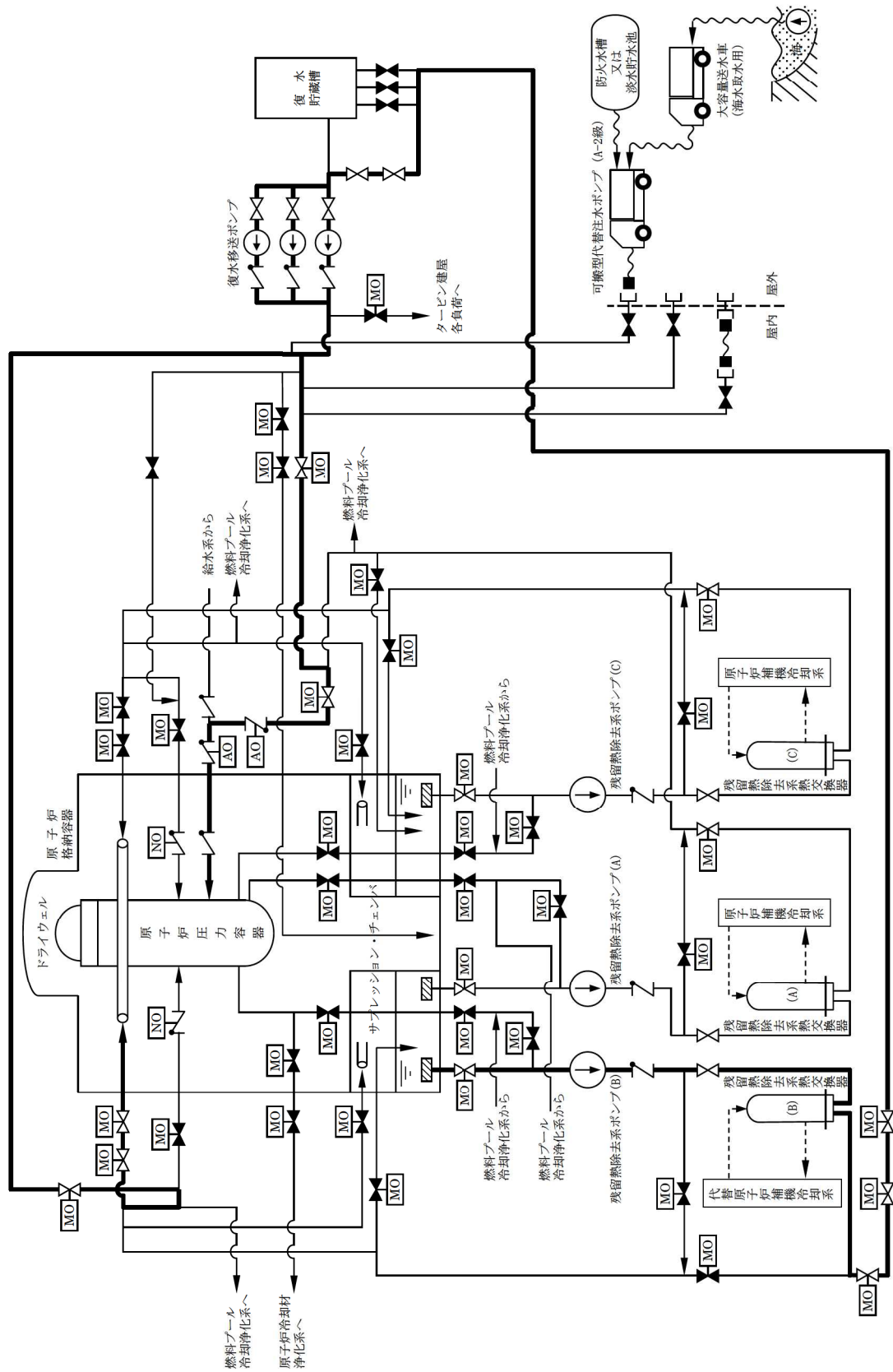
個 数	2
系統設計流量	約 15.8kg/s (1基あたりの設計流量)
放射性物質除去効率	98%以上 (有機よう素に対して)

材 料

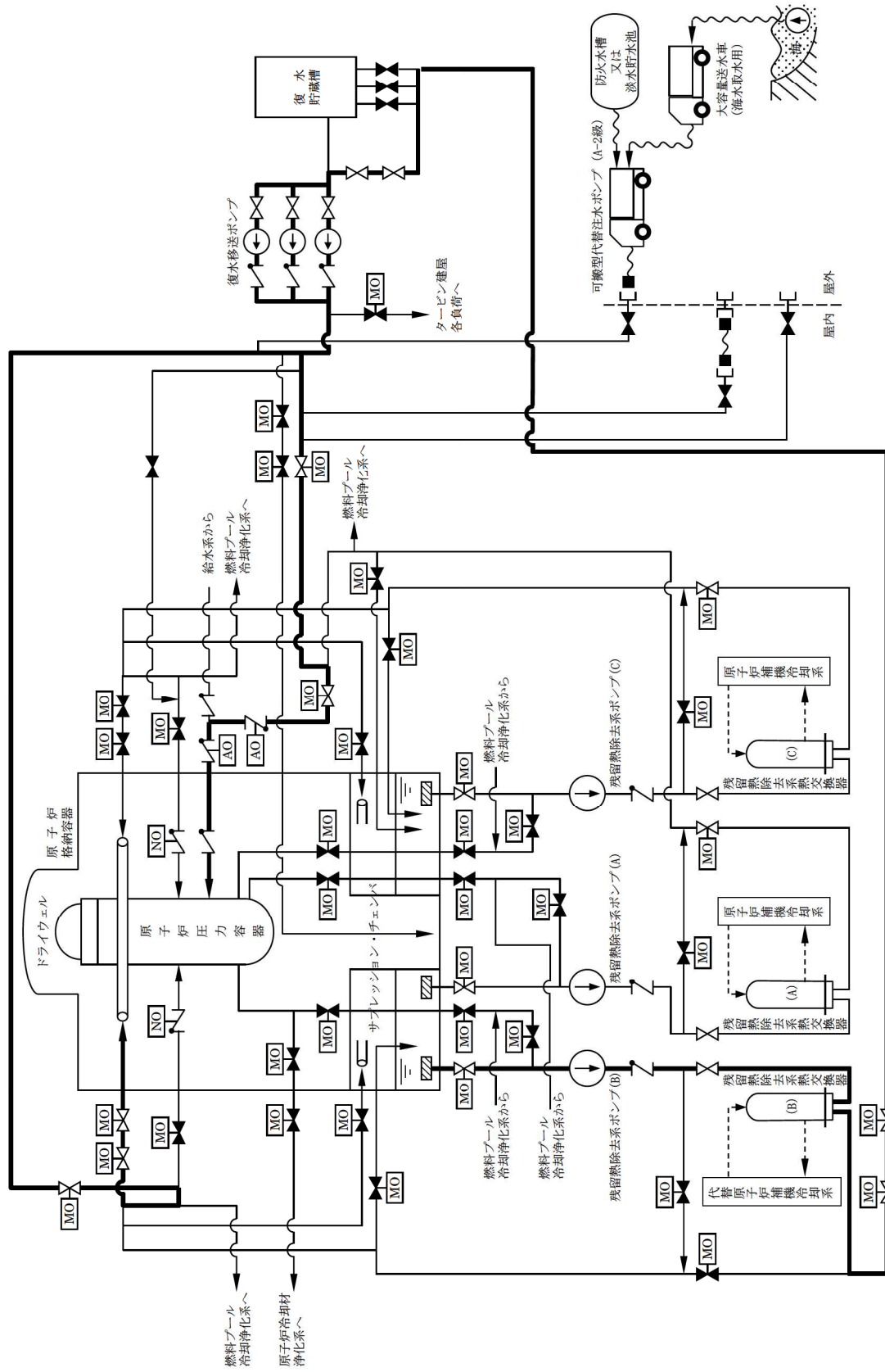
銀ゼオライト

c. ラプチャーディスク

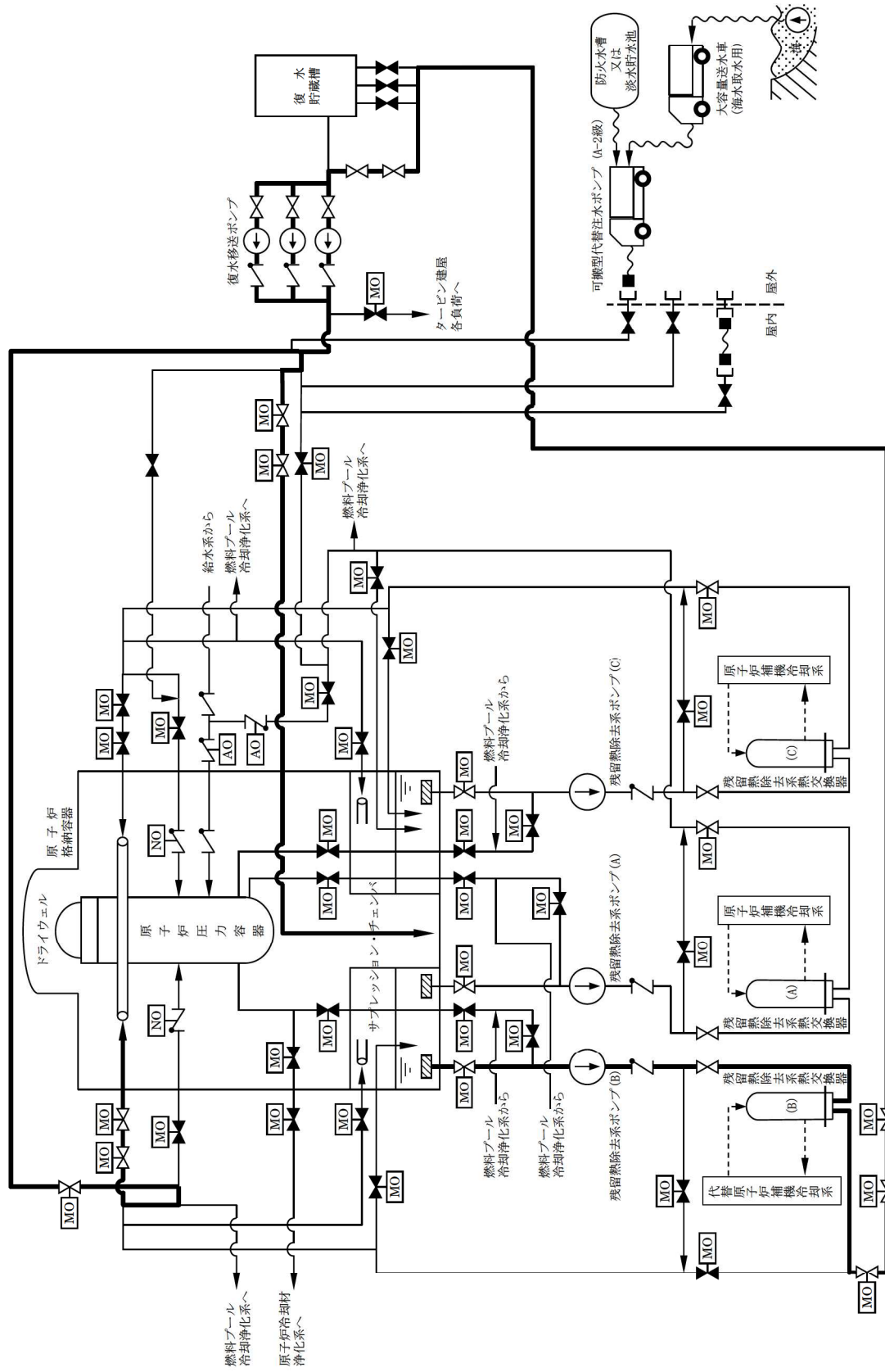
個 数	2
設定破裂圧力	約 100kPa [gage]



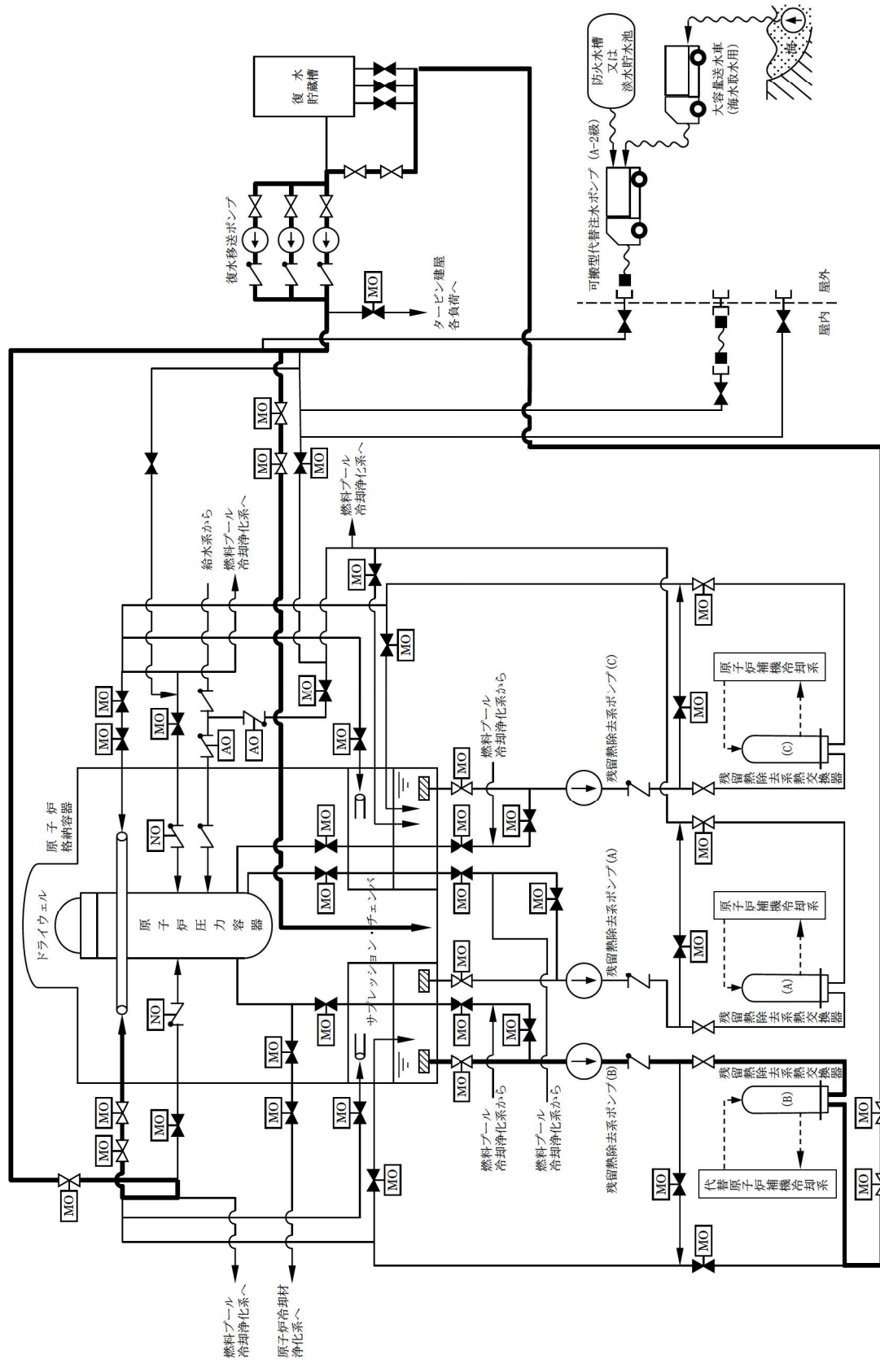
第 3.7-1 図(1) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 (代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱 (原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器への注水を実施する場合)) (6 号炉)



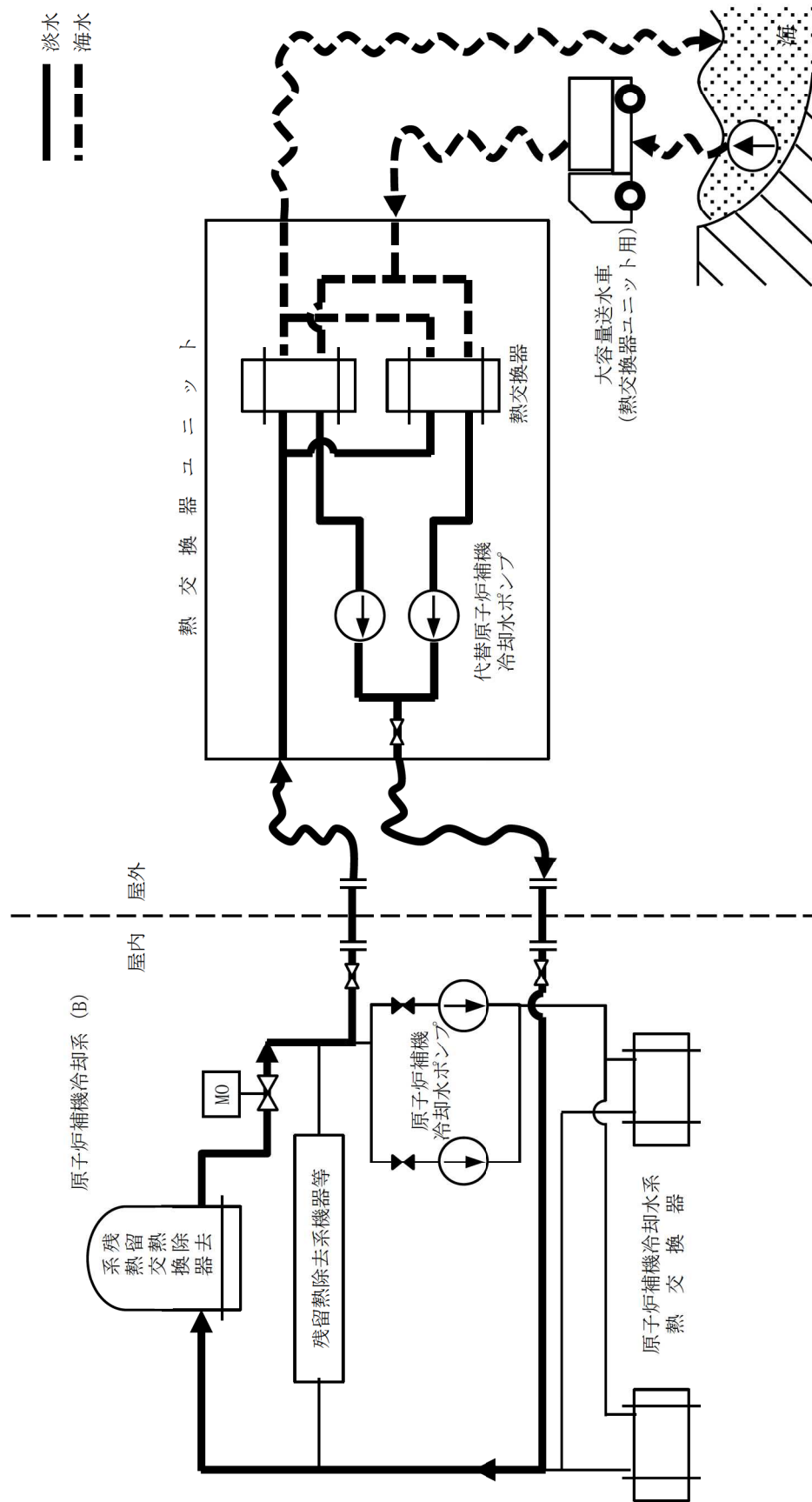
第 3.7-1 図 (2) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 (代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱 (原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器への注水及び原子炉格納容器への注水) (7 号炉))



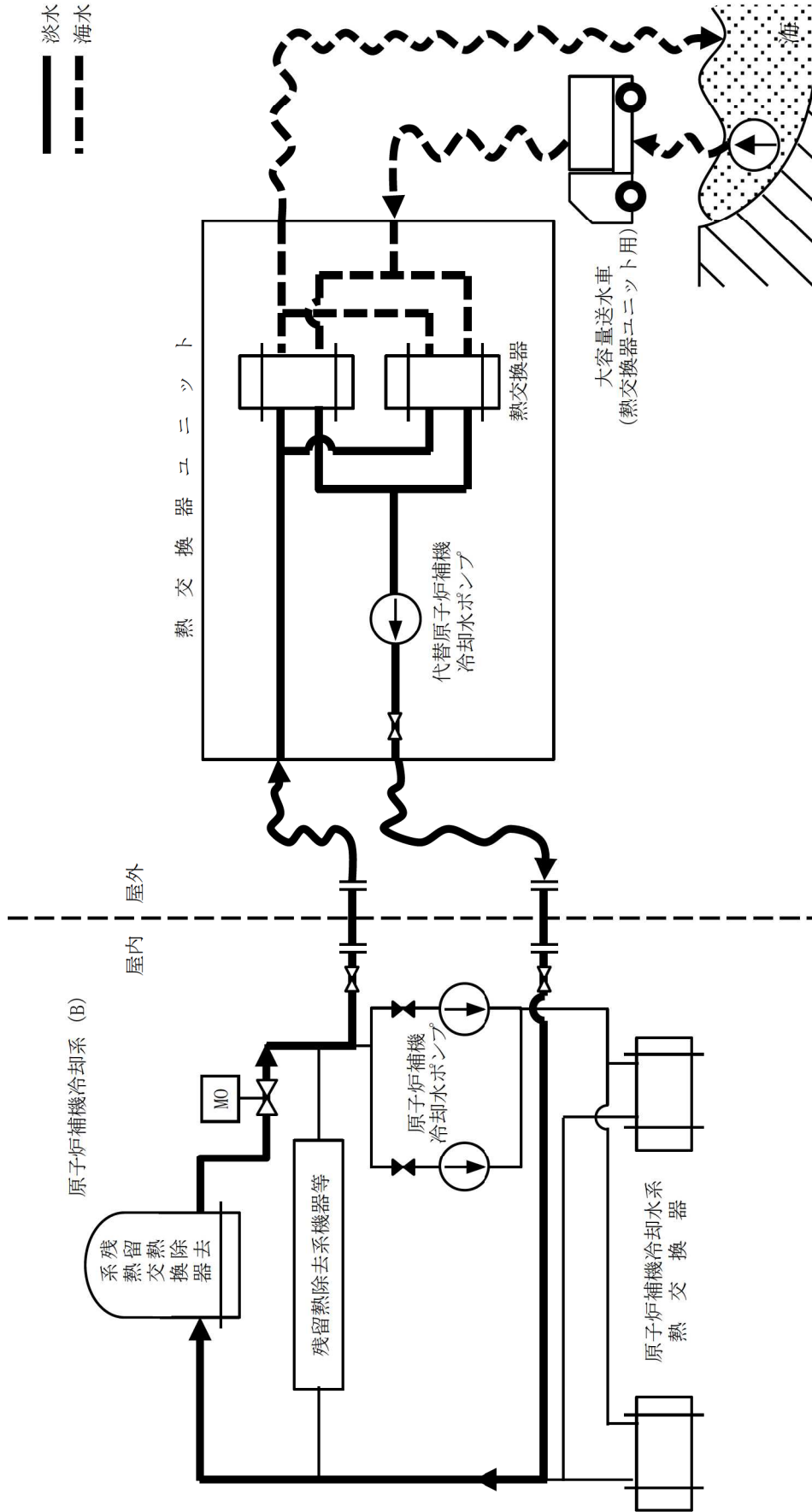
第 3.7-2 図 (1) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 (代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱 (原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合)) (6 号炉)



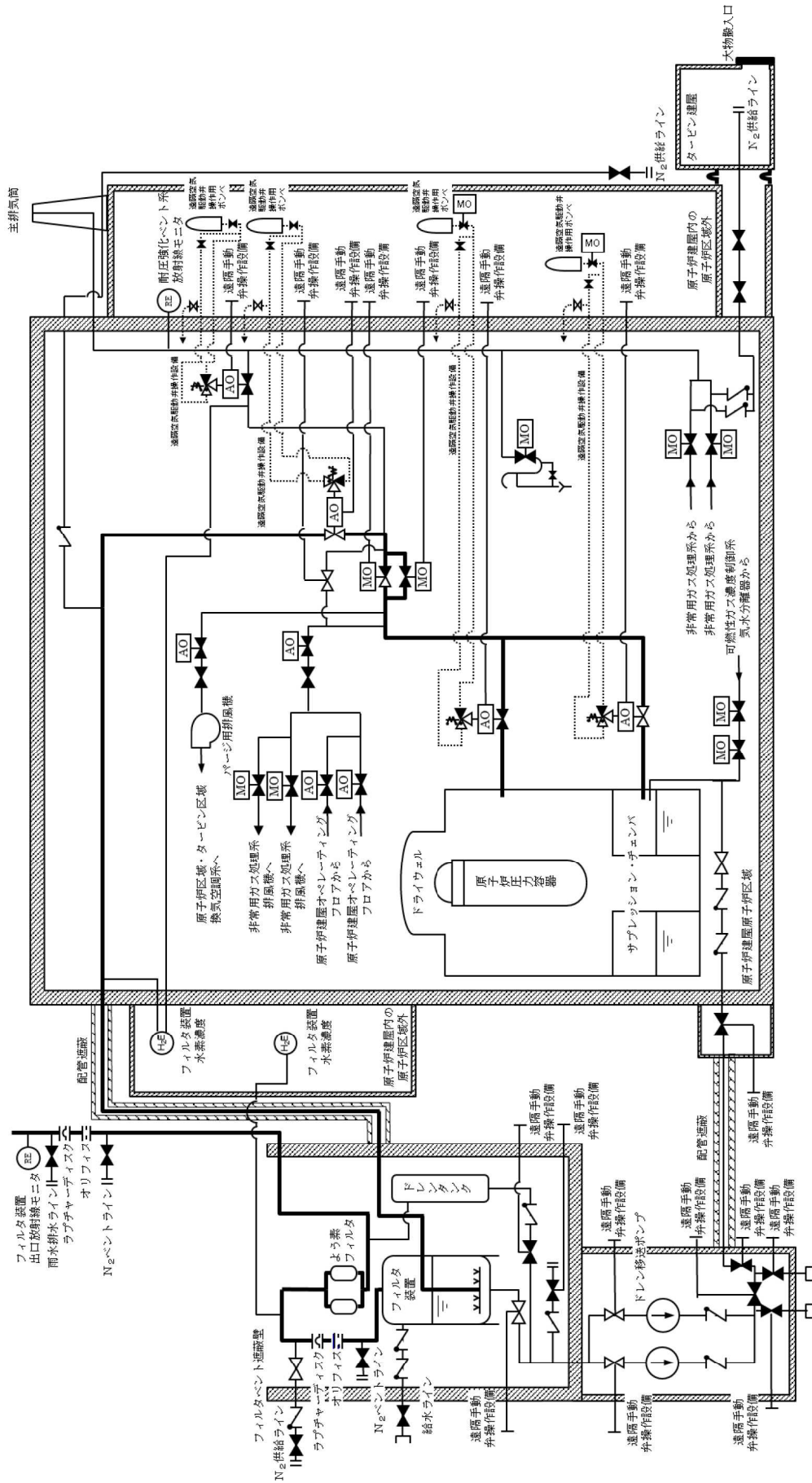
第 3.7-2 図 (2) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 (代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱 (原子炉格納容器下部への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを実施する場合)) (7 号炉)



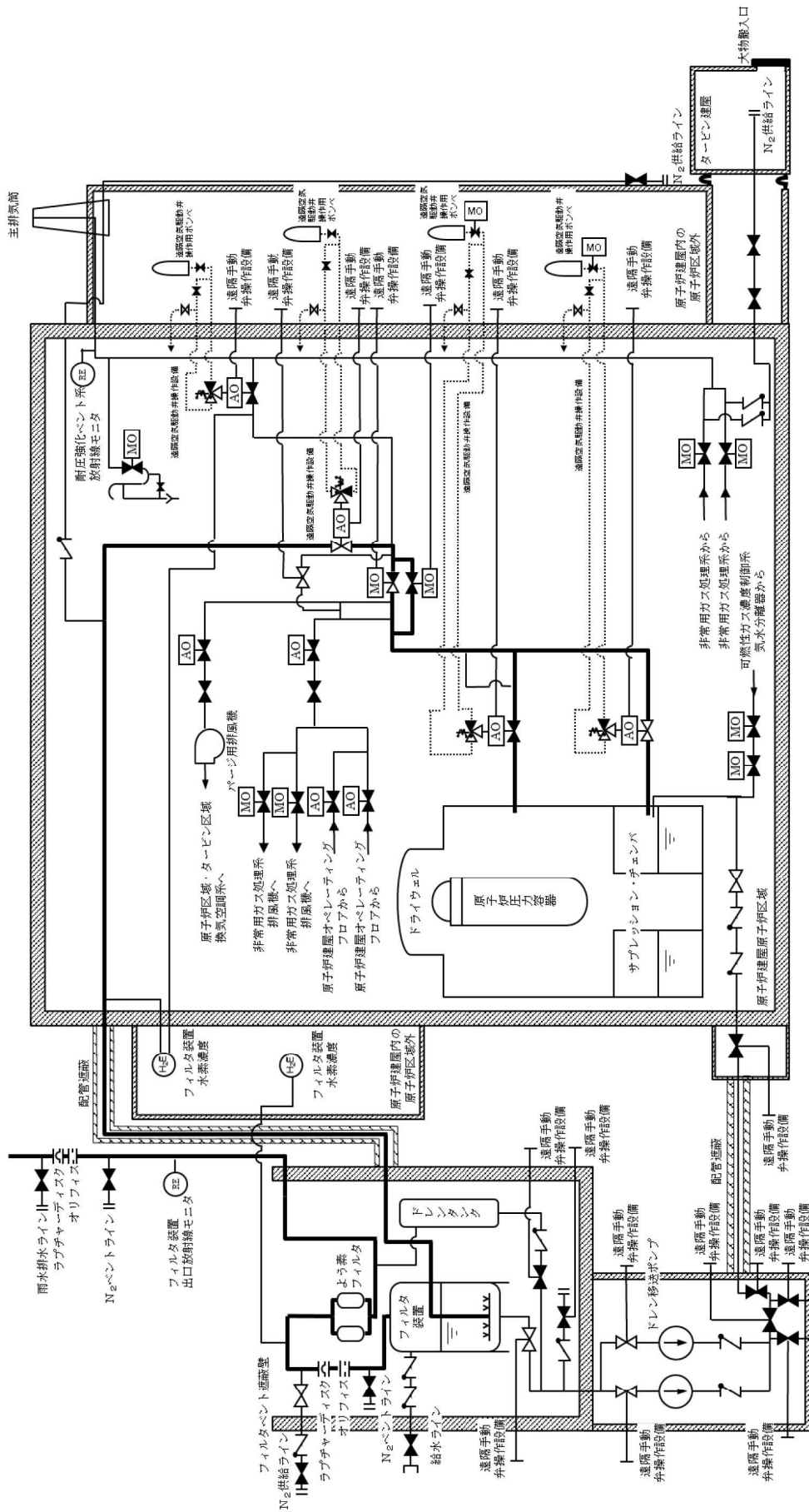
第 3.7-3 図(1) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 (代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (代替原子炉補機冷却系)) (その 1)



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内の減圧及び除熱 (代替原子炉補機冷却系)) (その 2)



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
(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3.7-4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
 (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)

3.8 原子炉格納容器下部の熔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熔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、熔融し、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「熔融し、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熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び熔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、熔融し、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熔融炉心を冷却することで、熔融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI) を抑制し、熔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熔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熔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熔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、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下した場合に、ドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプへの熔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熔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熔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、熔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、落下した熔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、熔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、ドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプへの熔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、ドライウエル高電導度廃液サンプ及びドライウエル低電導度廃液サンプのコンクリートの侵食を抑制し、熔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な水の供給設備)
- ・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熔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、熔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、落下した熔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な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、熔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熔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、熔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）

本システムの流路として、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) 熔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熔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。

本システムの詳細については、「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熔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熔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熔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熔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な水の供給設備」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行うことで，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熔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熔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熔融炉心が、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。

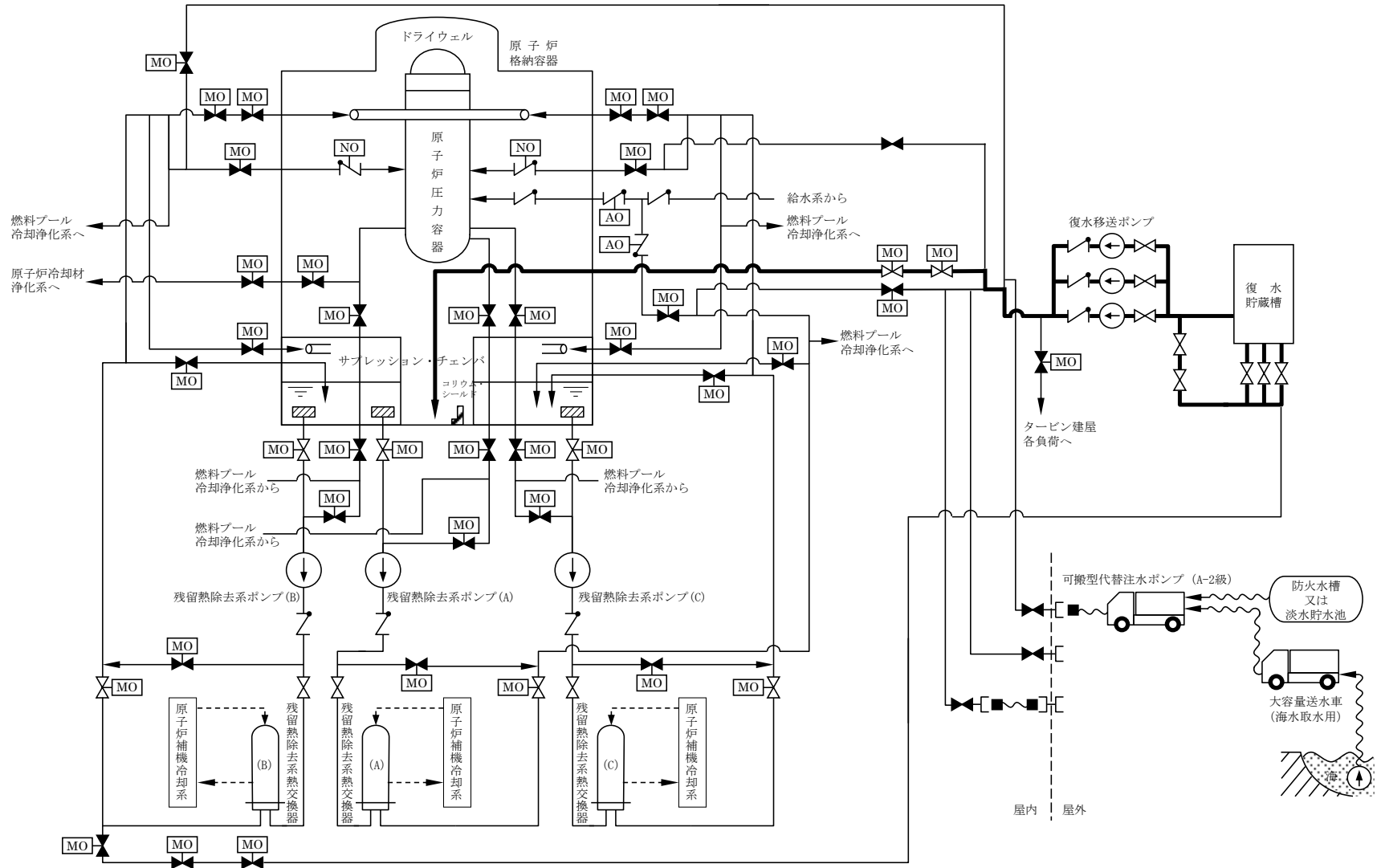
(7) ほう酸水注入系

a. ほう酸水注入系ポンプ

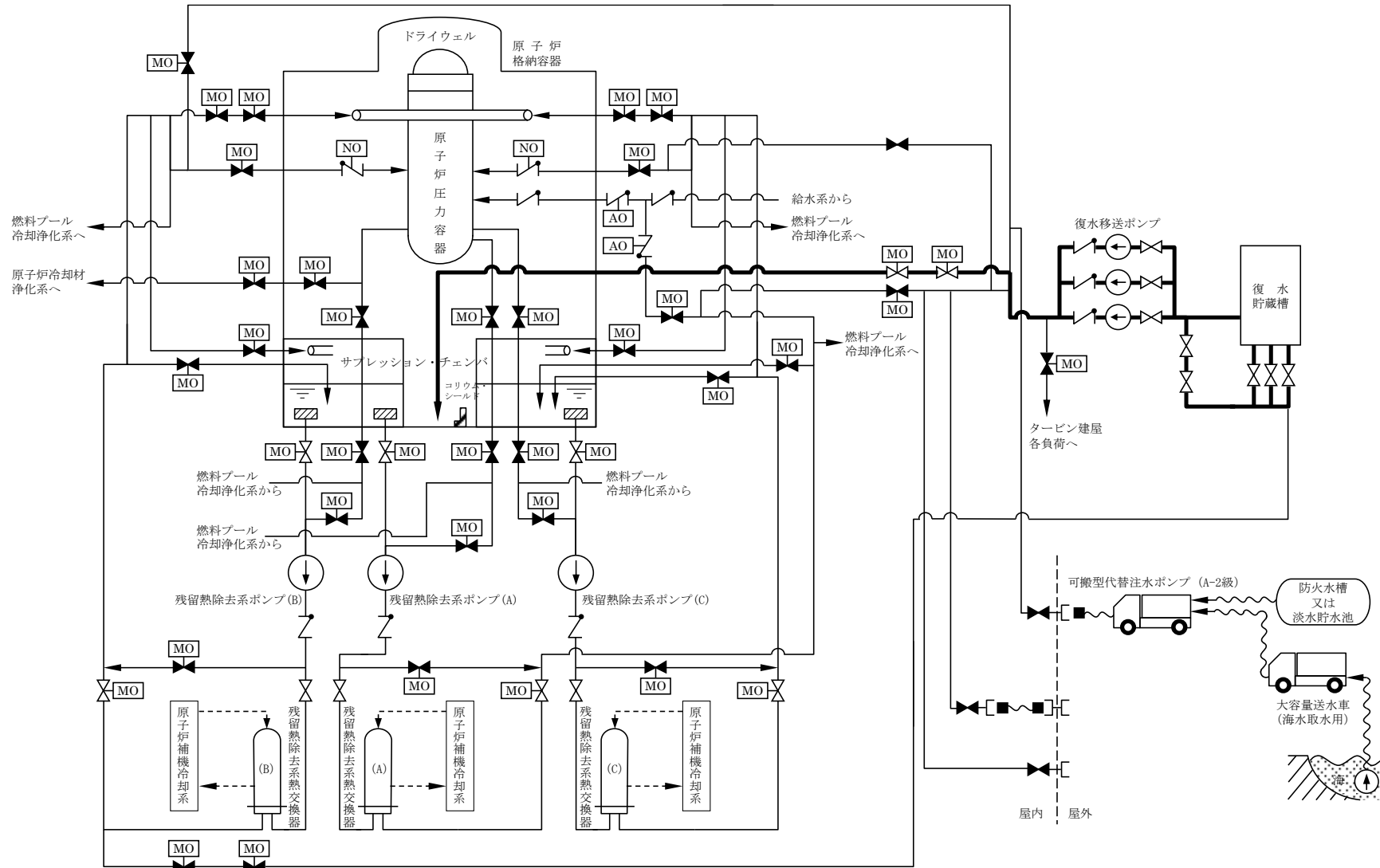
第 3.1-1 表 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要機器仕様に記載する。

b. ほう酸水注入系貯蔵タンク

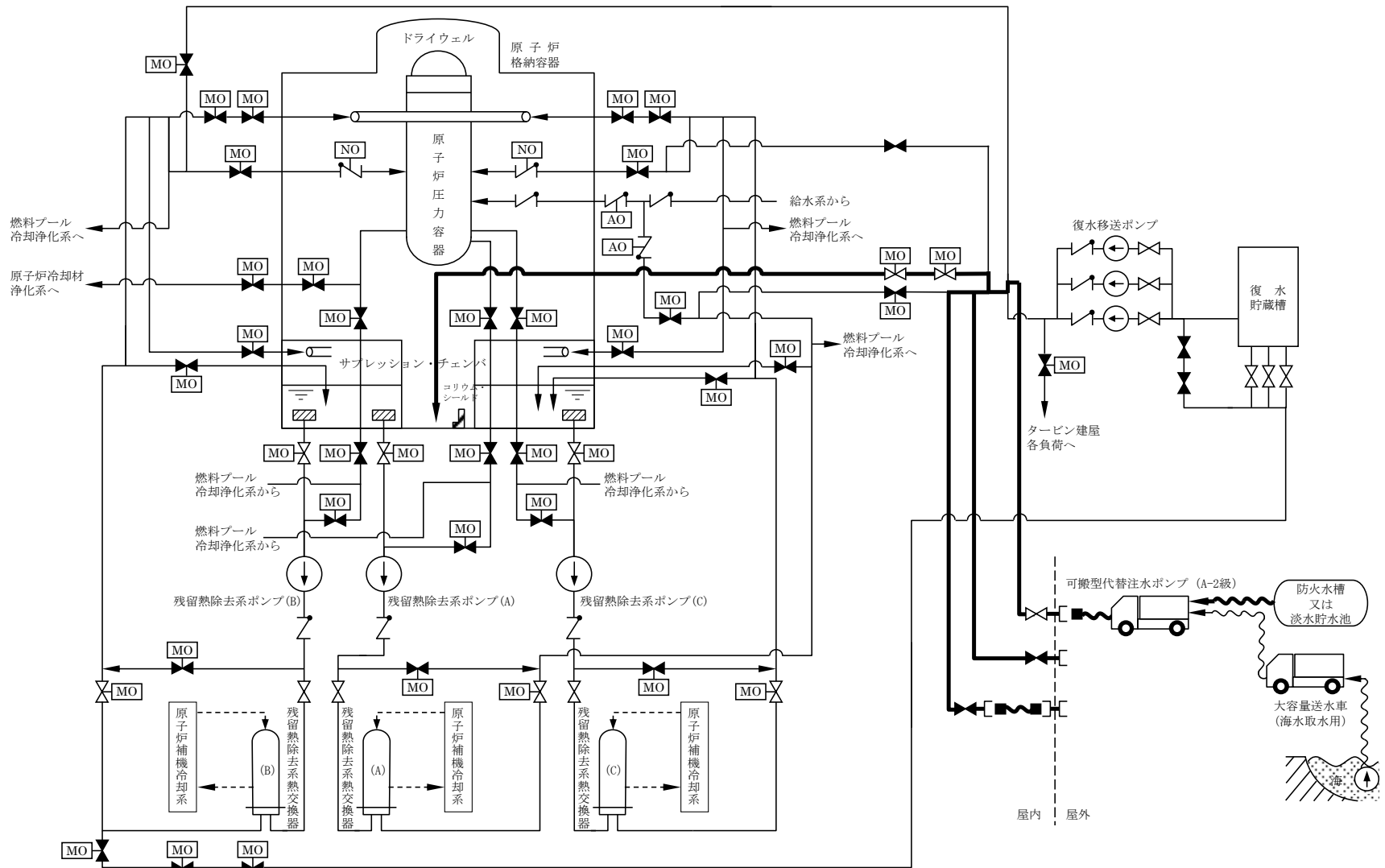
第 3.1-1 表 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要機器仕様に記載する。



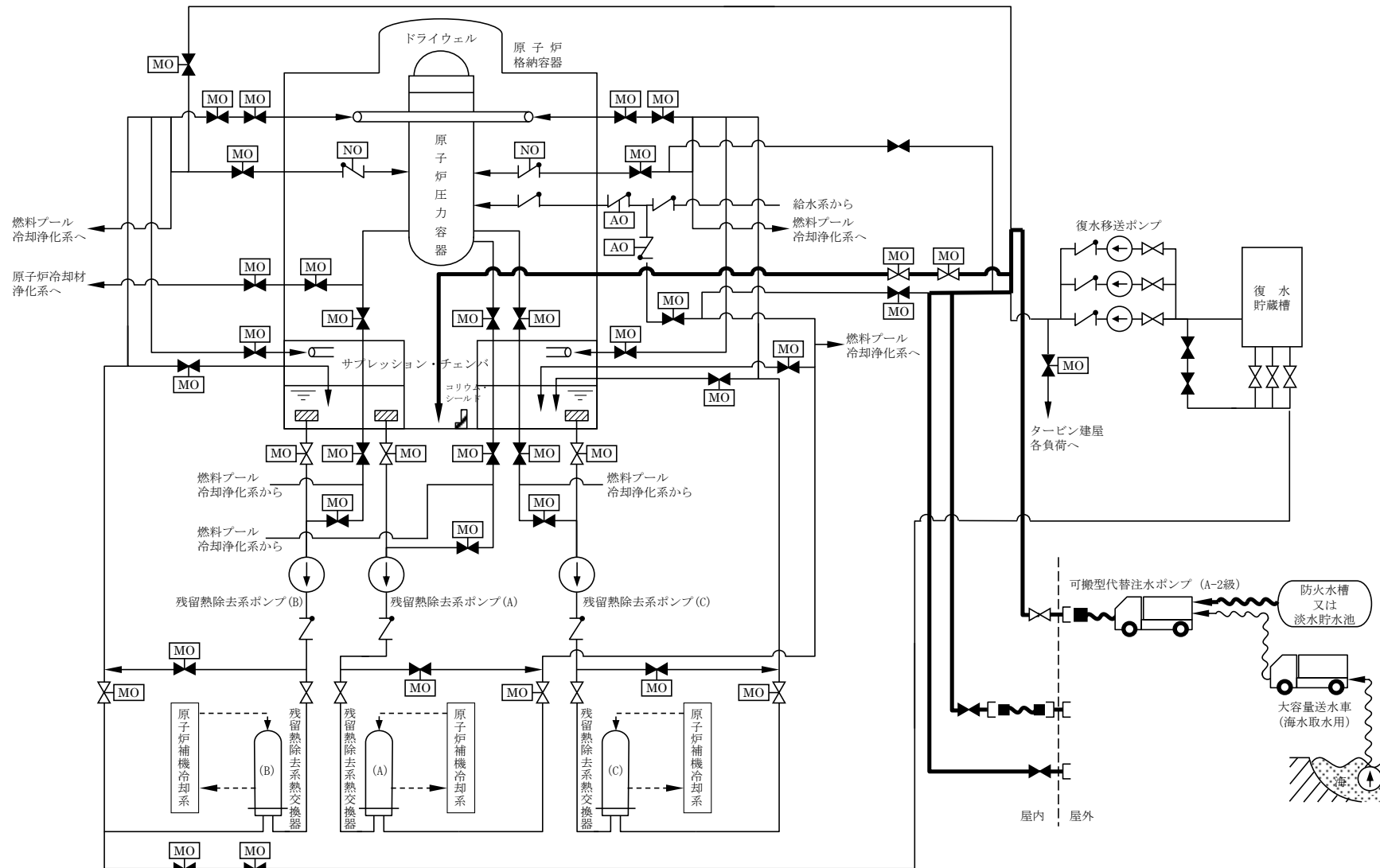
第 3.8-1 図(1) 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備系統概要図
 (格納容器下部注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水) (6 号炉)



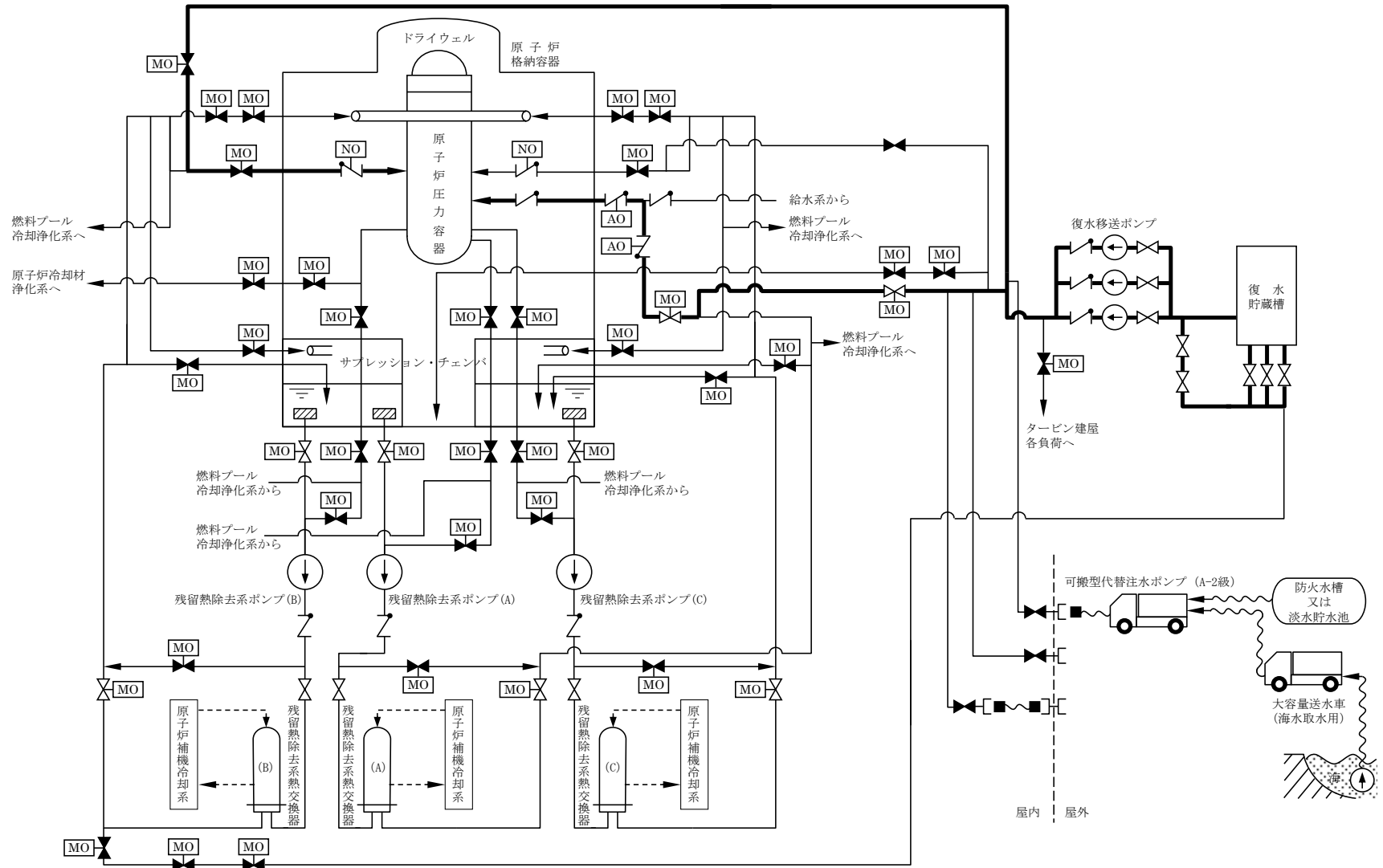
第 3.8-1 図(2) 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備系統概要図
 (格納容器下部注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水) (7 号炉)



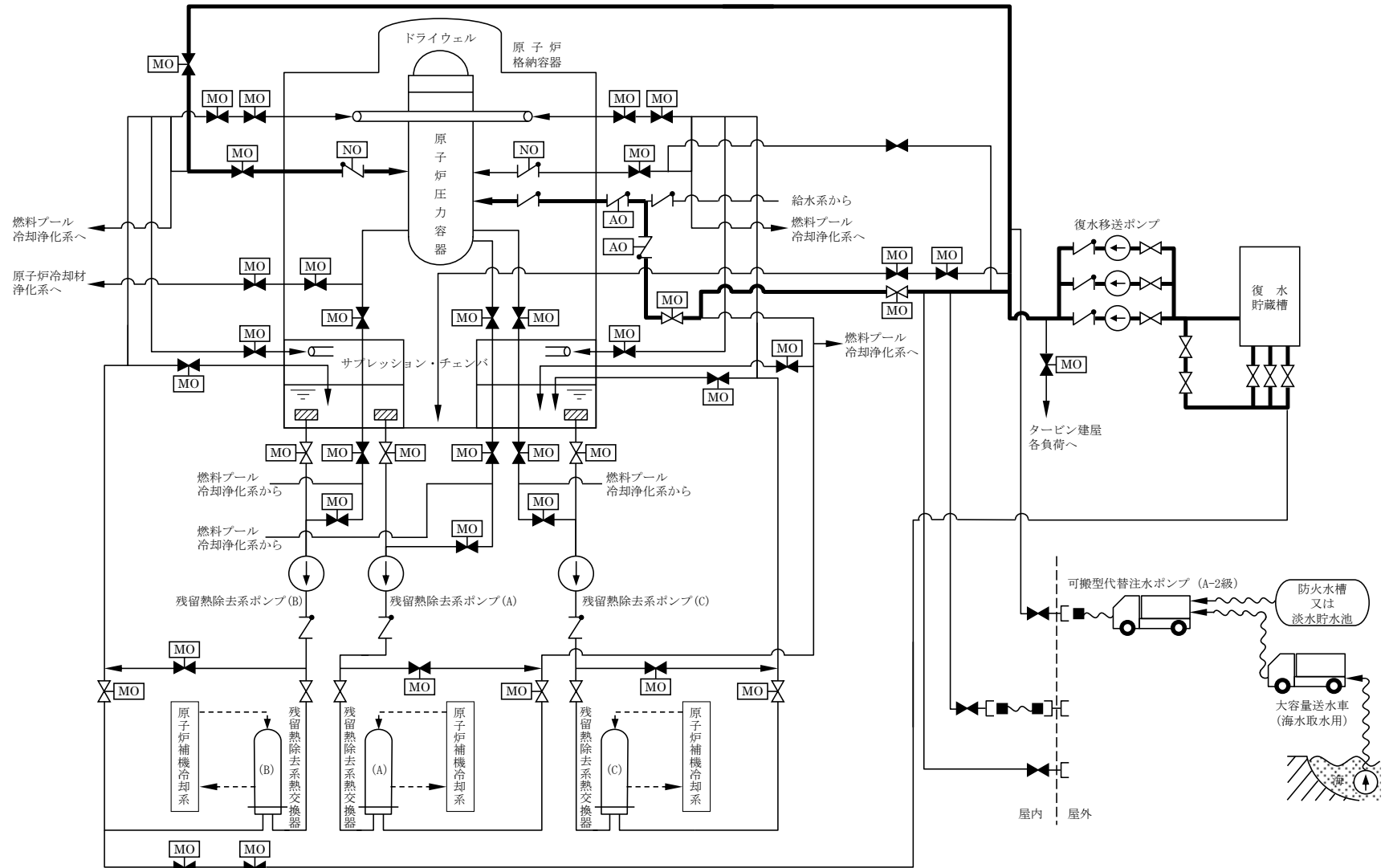
第 3.8-2 図(1) 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図
 (格納容器下部注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水) (6号炉)



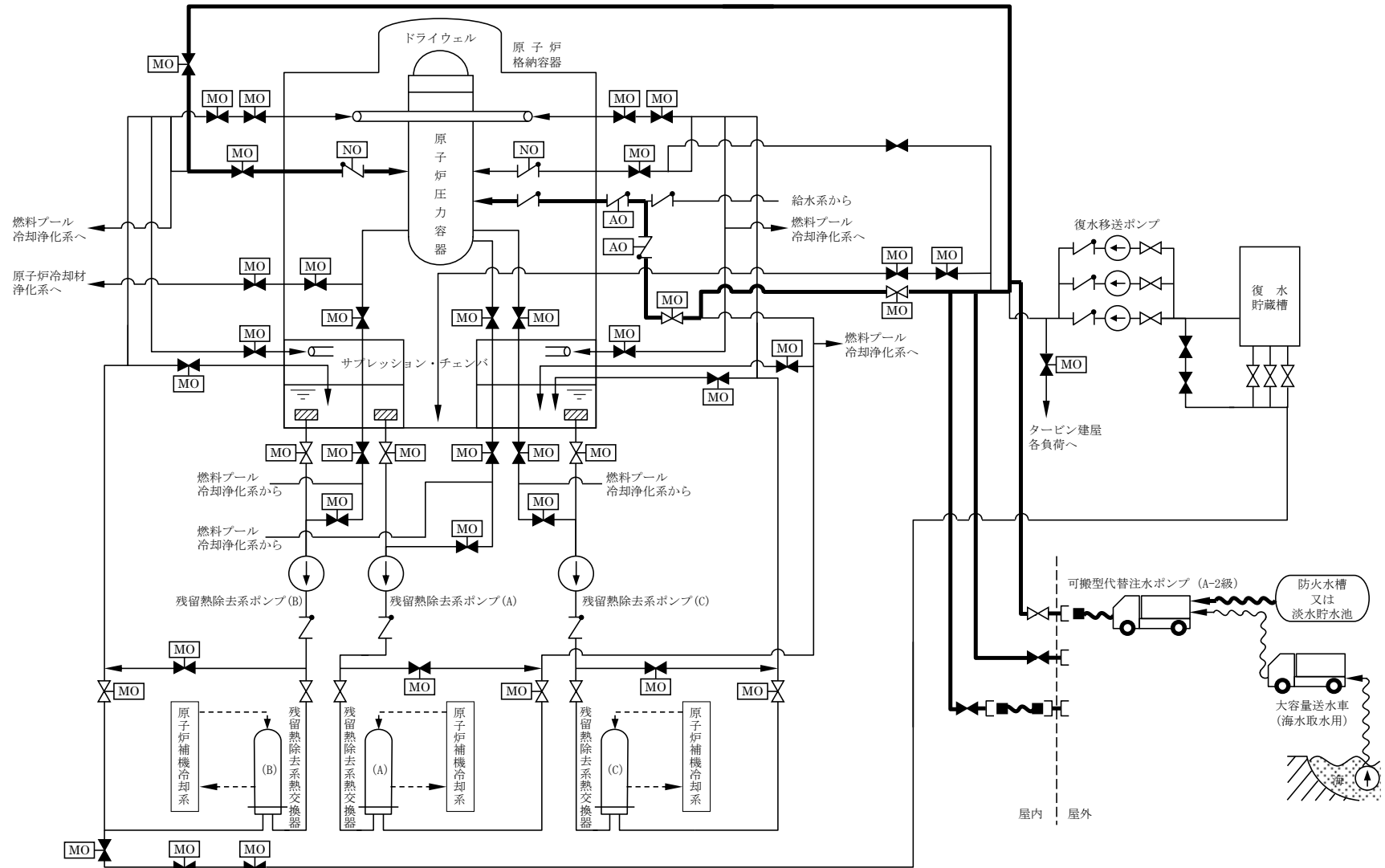
第 3.8-2 図(2) 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備系統概要図
 (格納容器下部注水系 (可搬型) による原子炉格納容器下部への注水) (7 号炉)



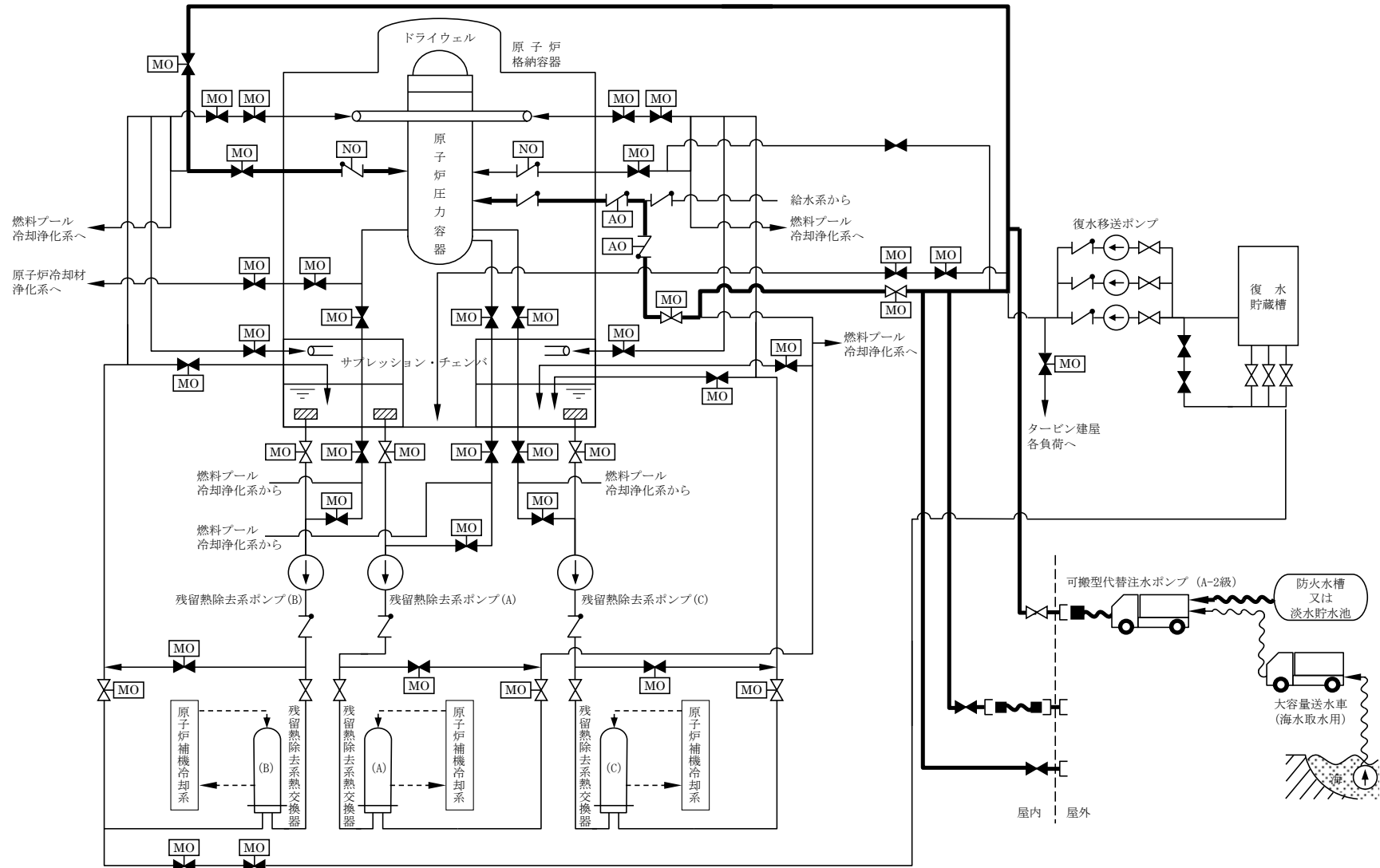
第 3.8-3 図(1) 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備系統概要図
 (低压代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水) (6号炉)



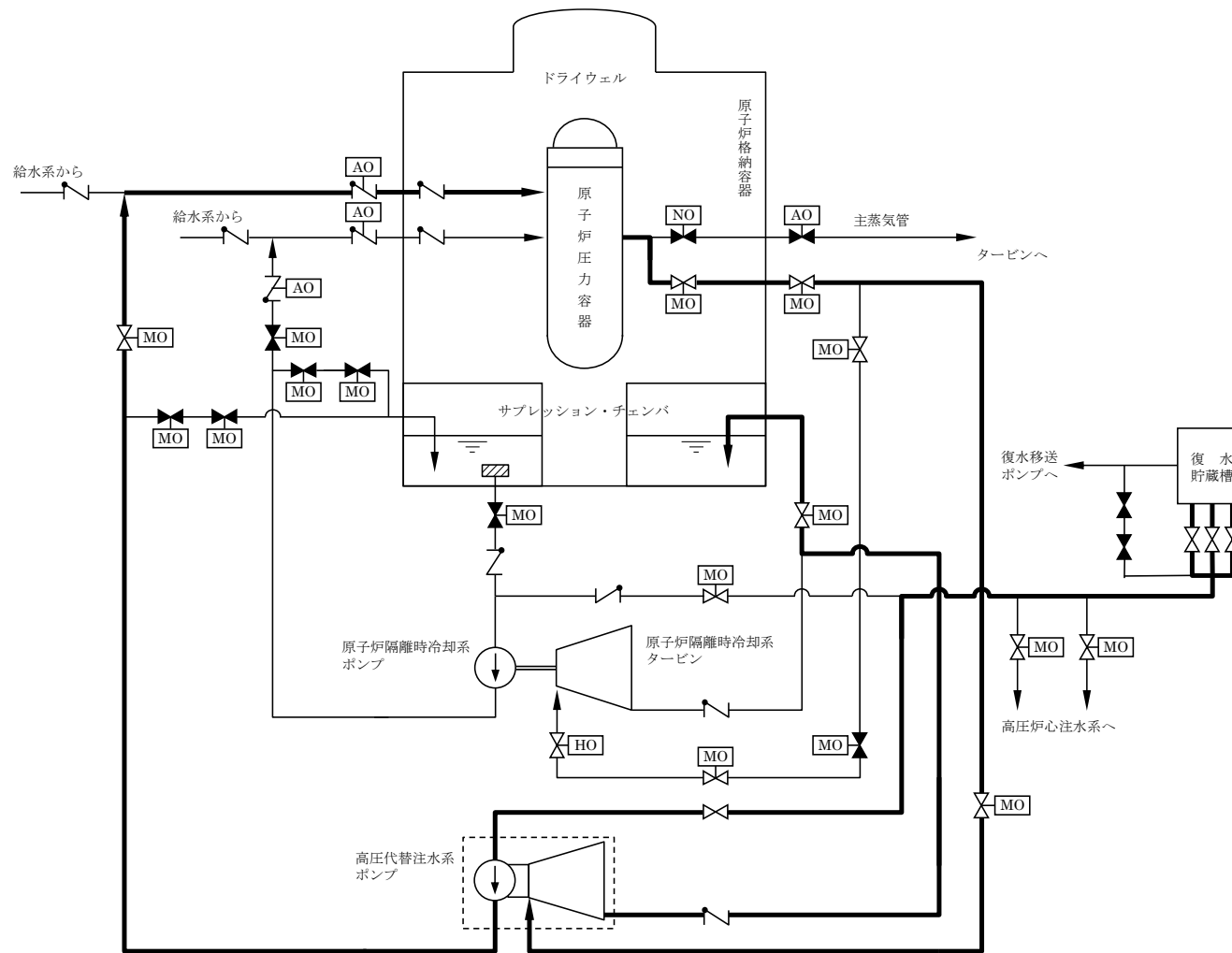
第 3.8-3 図(2) 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図
(低压代替注水系 (常設) による原子炉压力容器への注水) (7号炉)



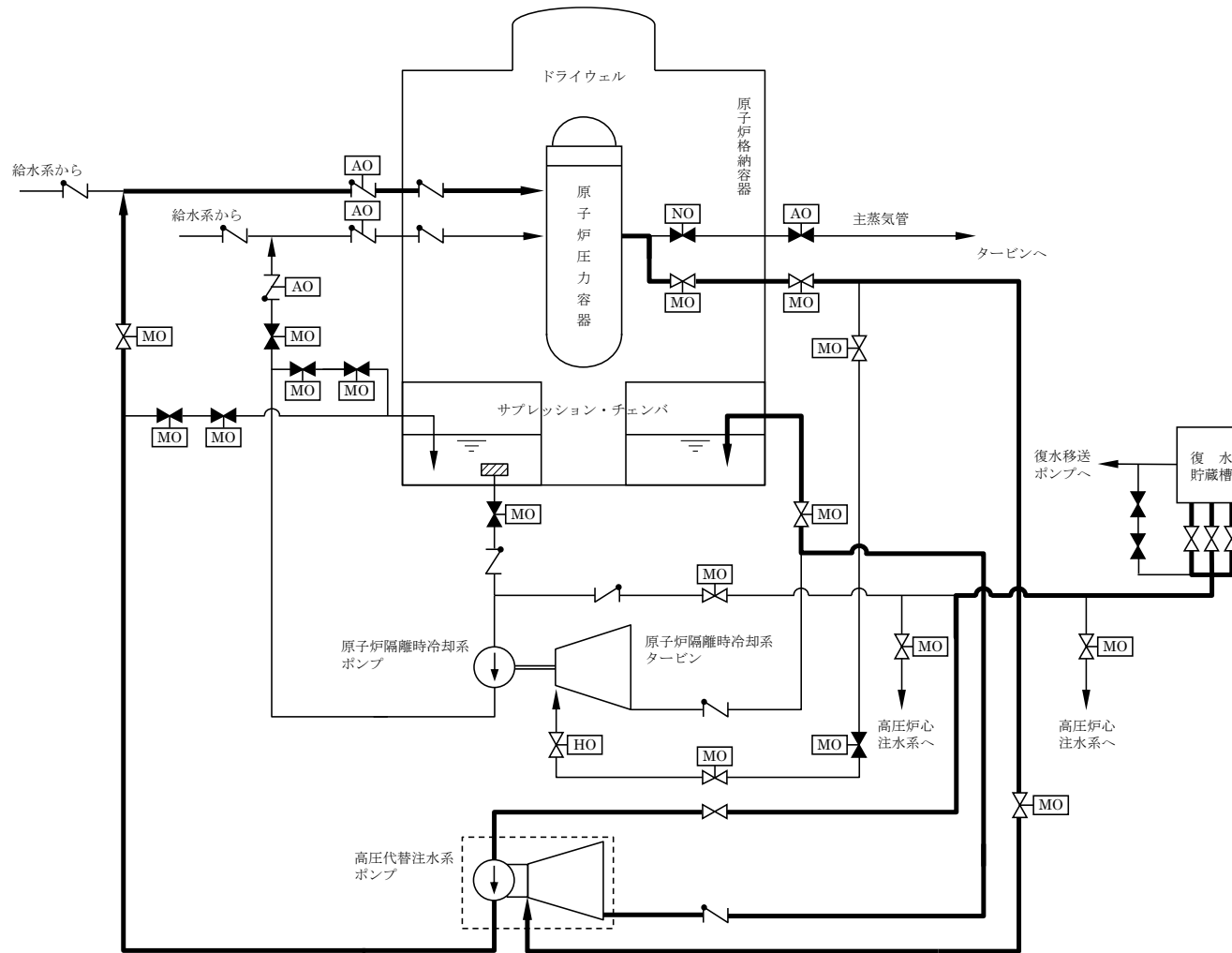
第 3.8-4 図(1) 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備系統概要図
(低压代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水) (6号炉)



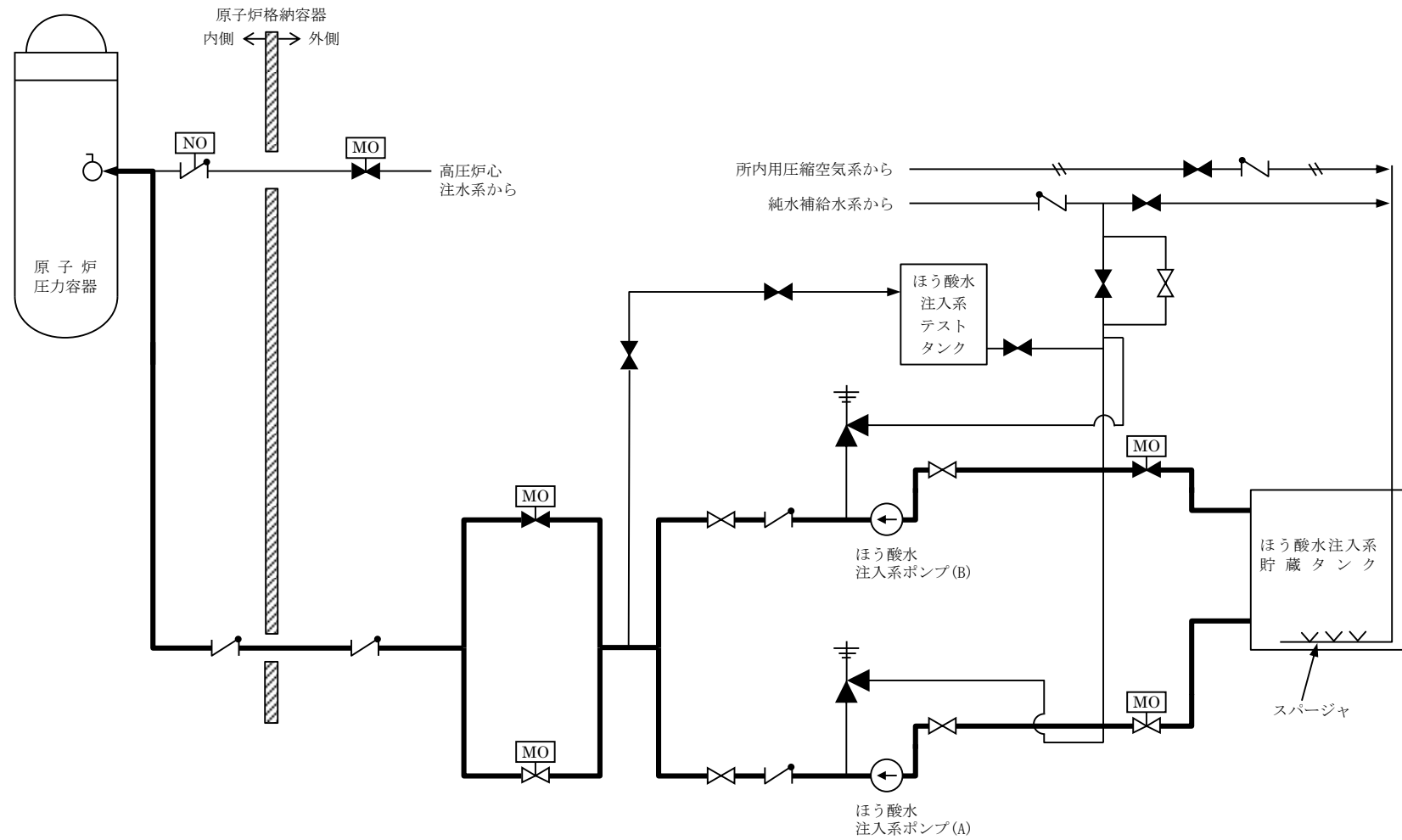
第 3.8-4 図(2) 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備系統概要図
(低压代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水) (7号炉)



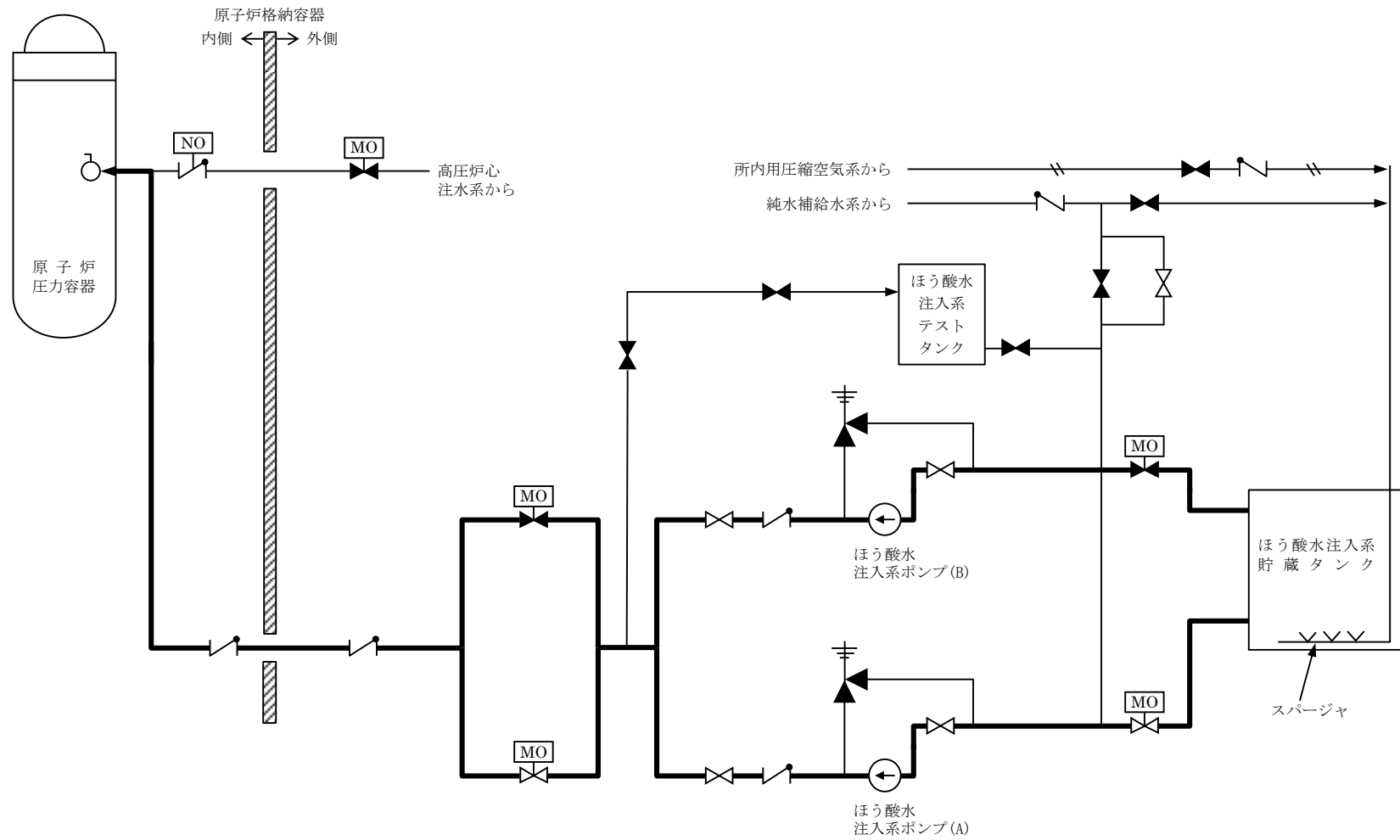
第 3.8-5 図(1) 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備系統概要図
 (高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水) (6号炉)



第 3.8-5 図(2) 原子炉格納容器下部の熔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）

本システムの流路として、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。

本システム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-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ブプレッション・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に、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。

- ・サブプレッション・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）

本システムの流路として、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。

本システム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行うことで，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行うことで，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。

サブプレッション・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ポ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經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ポンプ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

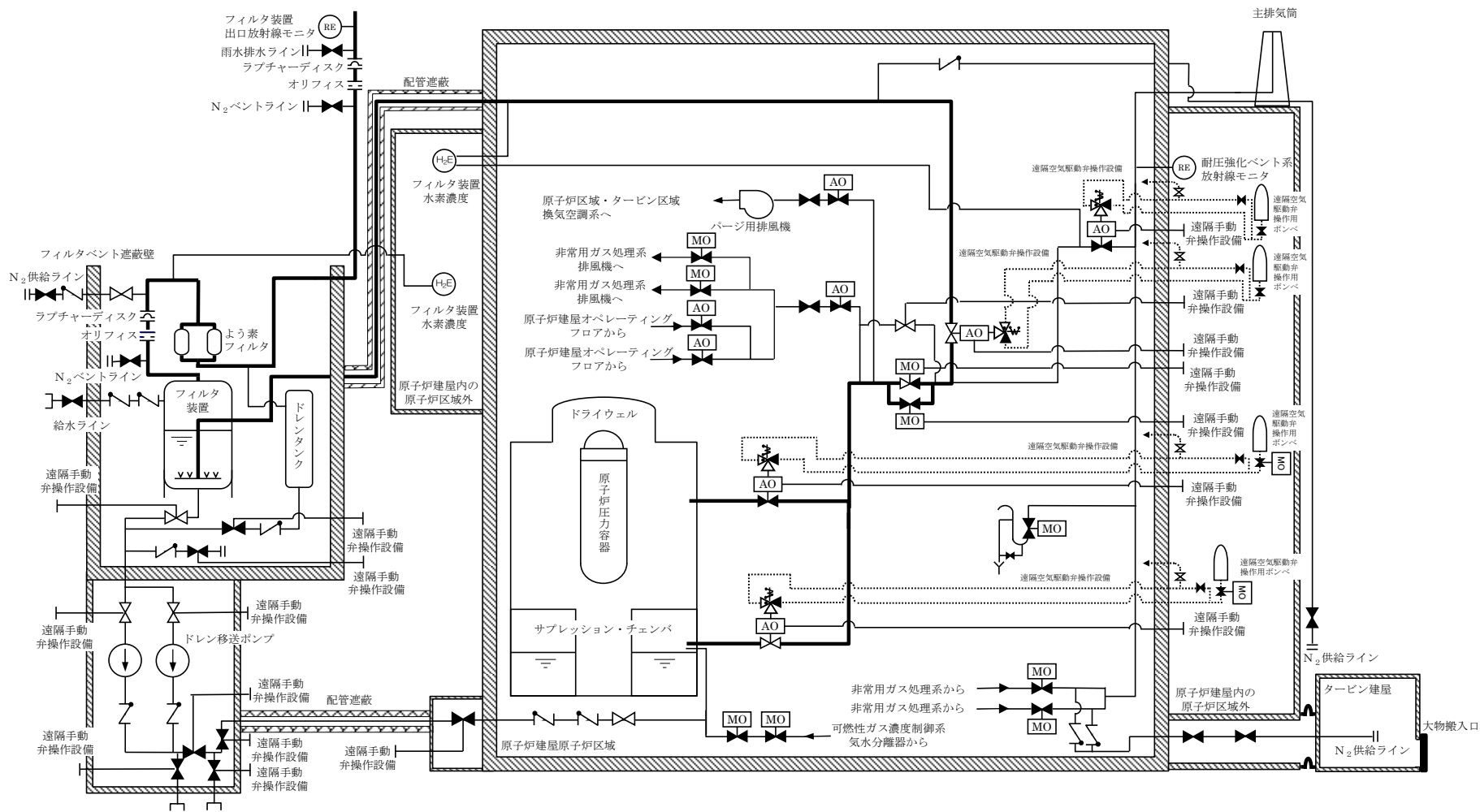
- a. フィルタ装置
第 3.7-1 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器
仕様に記載する。
- b. よう素フィルタ
第 3.7-1 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器
仕様に記載する。
- c. ラプチャーディスク
第 3.7-1 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器
仕様に記載する。
- d. フィルタ装置水素濃度
第 3.15-1 表 計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様に記載する。
- e. フィルタ装置出口放射線モニタ
第 3.15-1 表 計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様に記載する。

(2) 耐圧強化ベント系

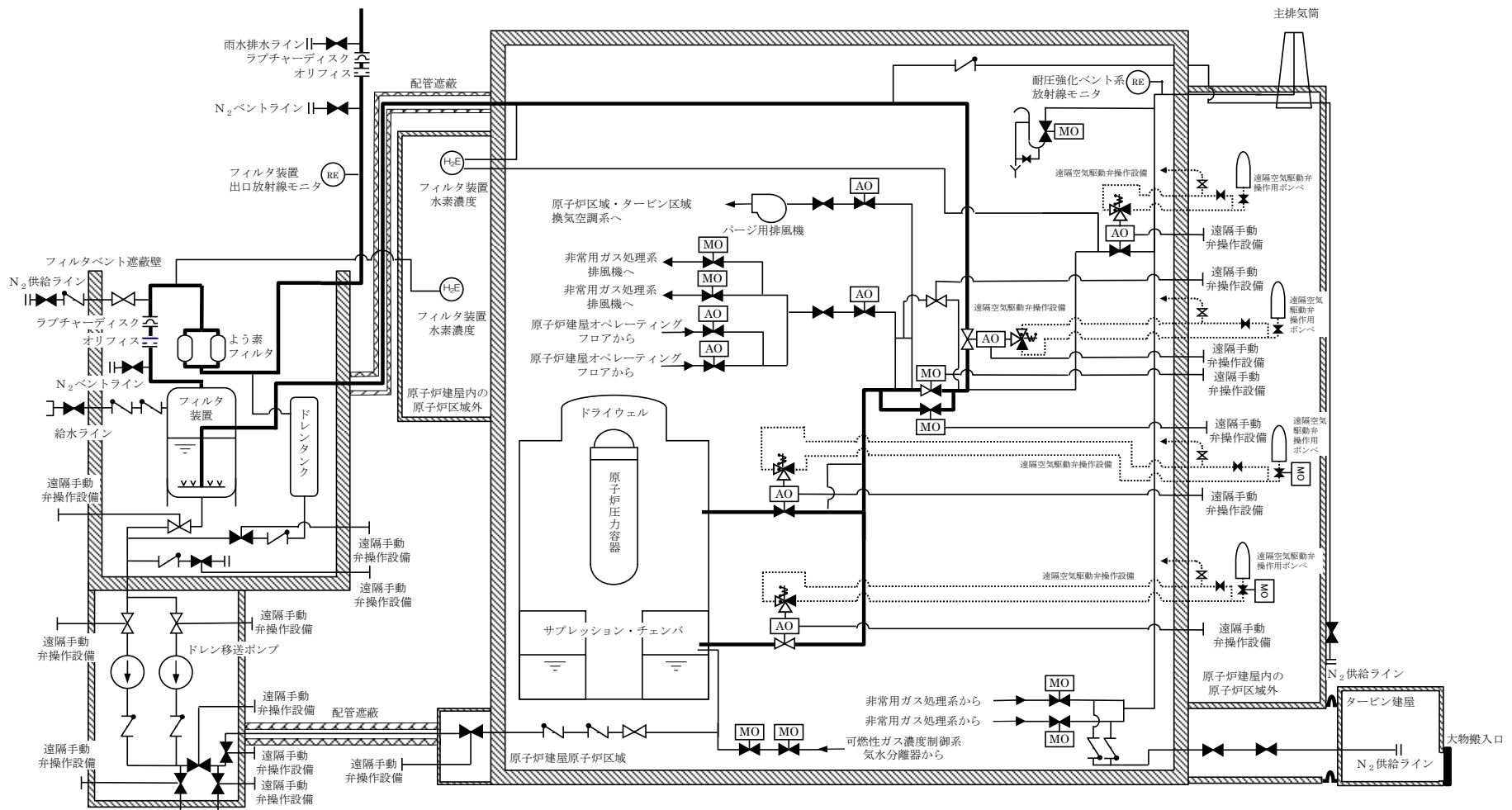
- 第 3.5-1 表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様に
記載する。
- a. サプレッション・チェンバ
第 3.13-1 表 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備の主要機器仕様
に記載する。
 - b. 可搬型窒素供給装置 (6 号及び 7 号炉共用)
台 数 2 (予備 1)
容 量 約 70Nm³/h/台
 - c. フィルタ装置水素濃度
第 3.15-1 表 計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様に記載する。
 - d. 耐圧強化ベント系放射線モニタ
第 3.15-1 表 計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様に記載する。

(3) 水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備

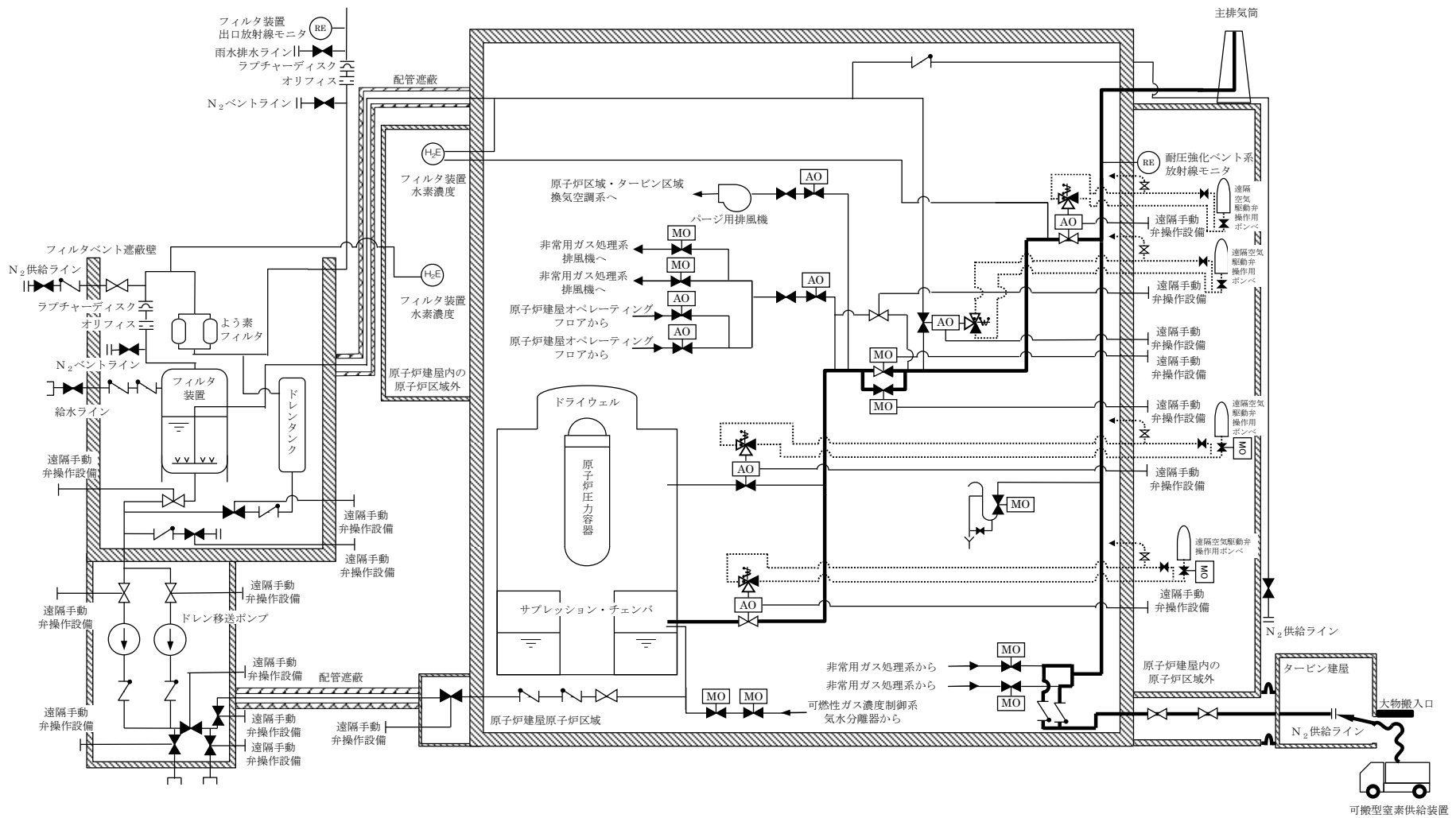
- a. 格納容器内水素濃度 (SA)
第 3.15-1 表 計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様に記載する。
- b. 格納容器内水素濃度
第 3.15-1 表 計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様に記載する。
- c. 格納容器内酸素濃度
第 3.15-1 表 計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様に記載する。



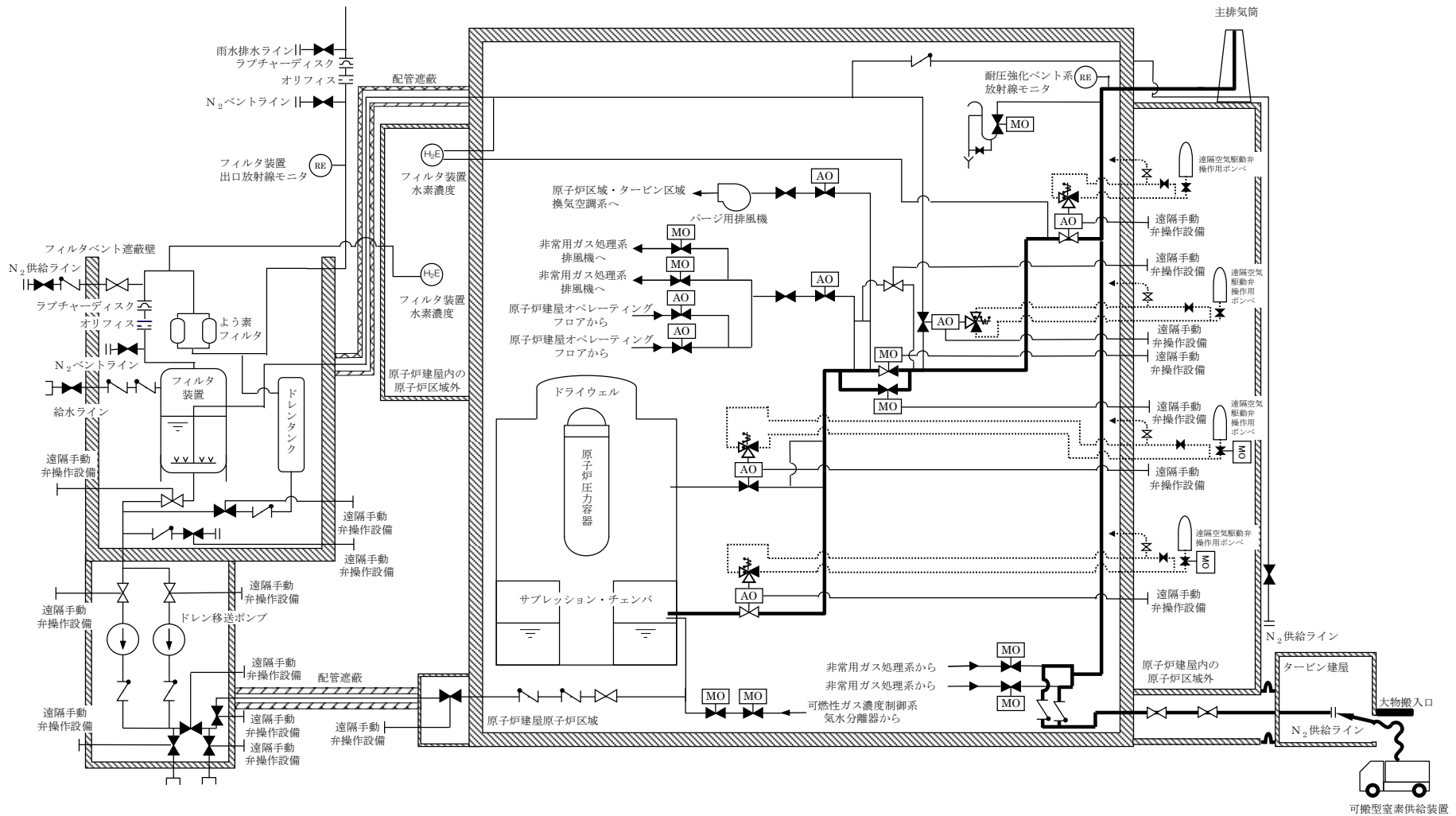
第 3.9-1 図(1) 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図
 (格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出) (6号炉)



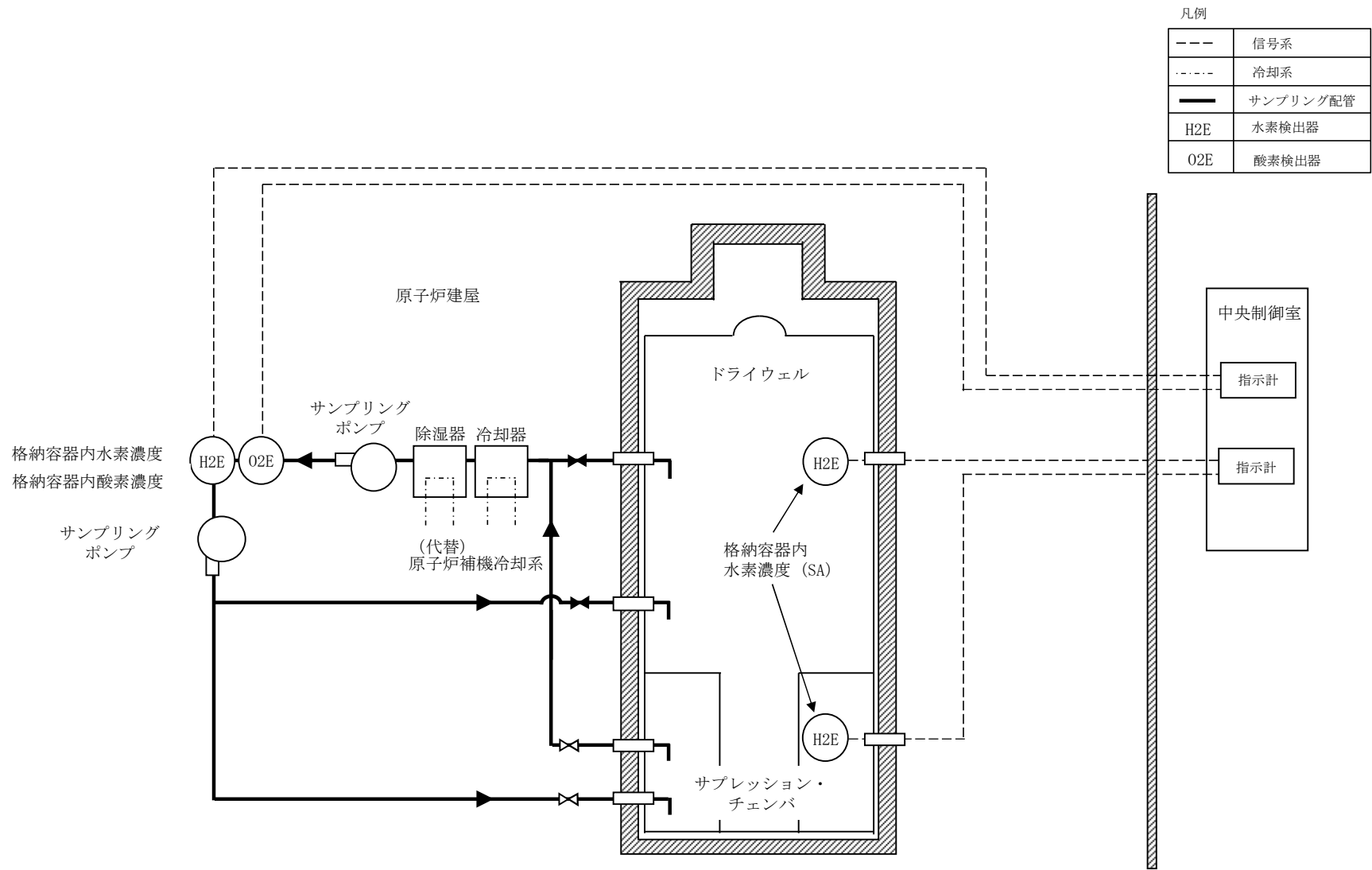
第 3.9-1 図(2) 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備系統概要図
 (格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出) (7号炉)



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、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)

本システムの流路として、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-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，ガス状水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

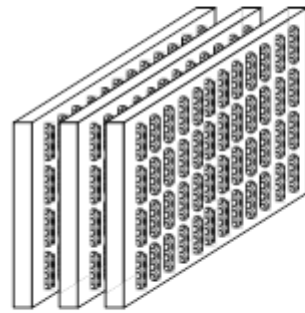
種	類	触媒反応式
個	数	56
水素処理容量	約 0.25kg/h/個 (水素濃度 4.0vol%, 100℃, 大気圧において)	

(2) 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

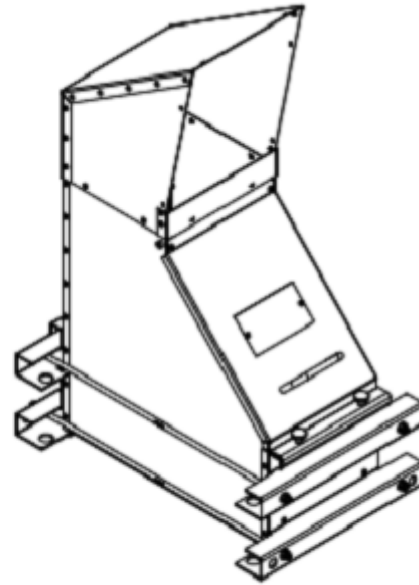
第 3.15-1 表 計装設備 (重大事故等対処設備) の主要機器仕様に記載する。

(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。

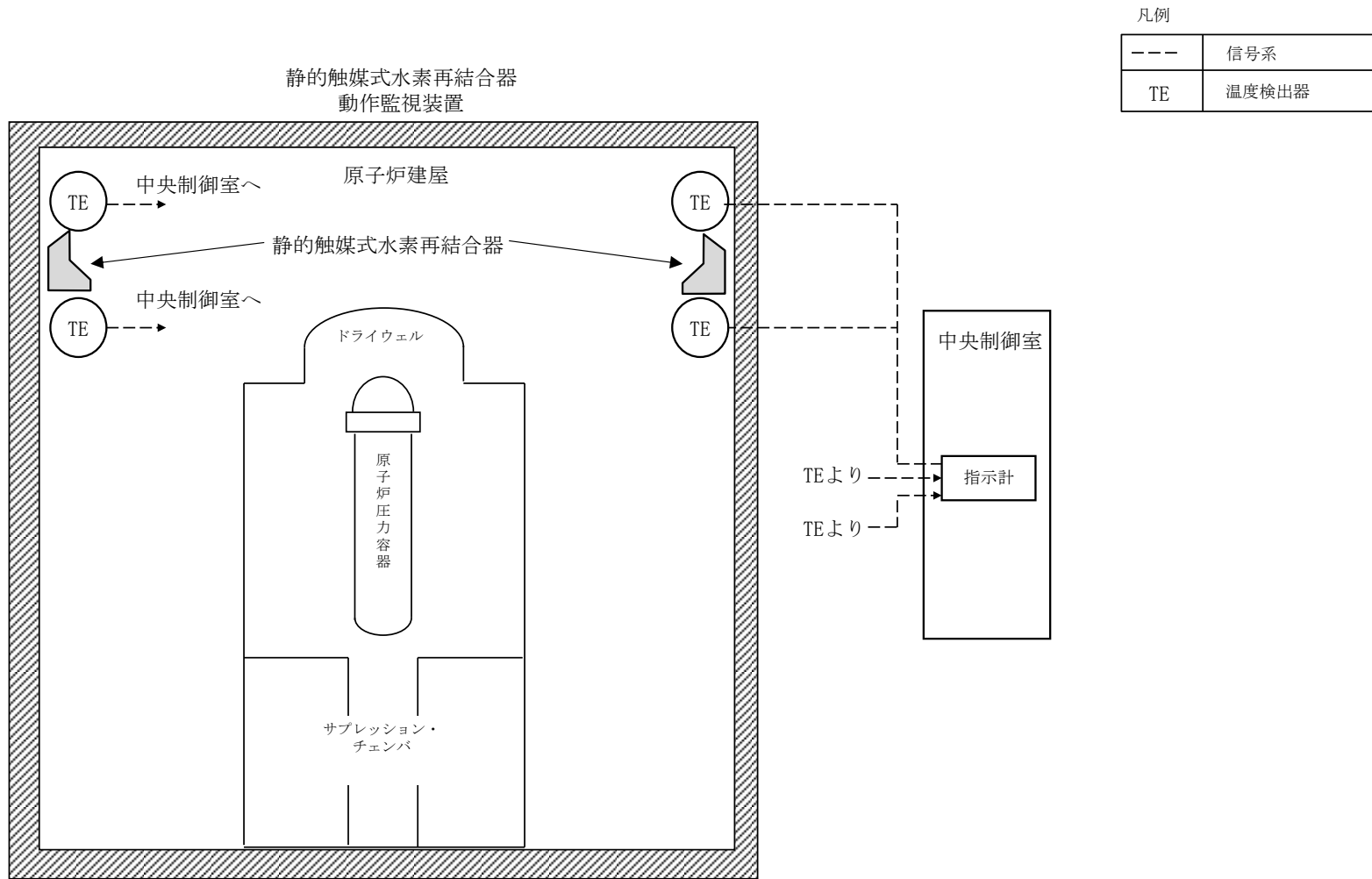


触媒カートリッジ

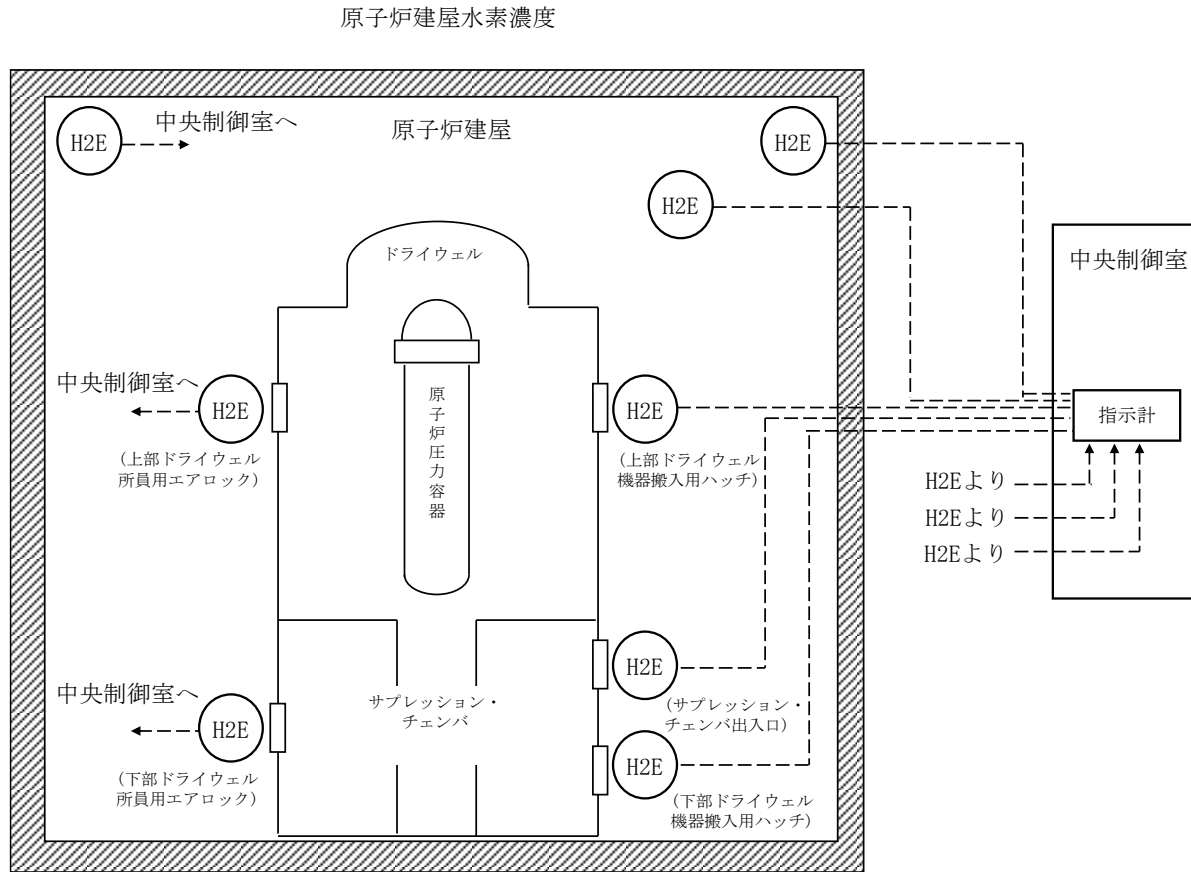


静的触媒式水素再結合器

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)



凡例

---	信号系
H2E	水素検出器

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) スプレー設備として、可搬型スプレー設備（スプレーヘッド、スプレーライン及びポンプ車等）を配備すること。
 - b) スプレー設備は、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オンブレイク孔を設ける。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ド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）、常設スプレイヘッド、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ド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。

常設スプレイヘッド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な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）
- ・常設スプレイヘッド
- ・燃料補給設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14 電源設備）

本システムの流路として、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ド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ド、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ド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ド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な水の供給設備

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ド
- ・燃料補給設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14 電源設備）

本システムの流路として、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ド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）、常設スプレイヘッド、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ド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。

常設スプレイヘッド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な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）
- ・常設スプレイヘッド
- ・燃料補給設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14 電源設備）

本システムの流路として、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ド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ド、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ド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ド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ド
- ・燃料補給設備（6 号及び 7 号炉共用）（3.14 電源設備）

本システムの流路として、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

ースを經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) 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための設備

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

使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響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經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を用いて、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な水の供給設備」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行うことで、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、他の設備と電氣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行うことで、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ド又は常設スプレイヘッドを使用する場合は、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ドを使用する場合は、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、常設スプレイヘッドを使用する場合は、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ドは、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ドは、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ドを設ける。常設スプレイヘッドは、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。常設スプレイヘッド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ド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ドは、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ド及び常設スプレイヘッドは、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熔融炉心を冷却するための設備
 - ・重大事故等の収束に必要な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ド (6 号及び 7 号炉共用)
- | | |
|----|----------|
| 数量 | 1 (予備 1) |
|----|----------|
- d. 常設スプレイヘッド
- | | |
|----|---|
| 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

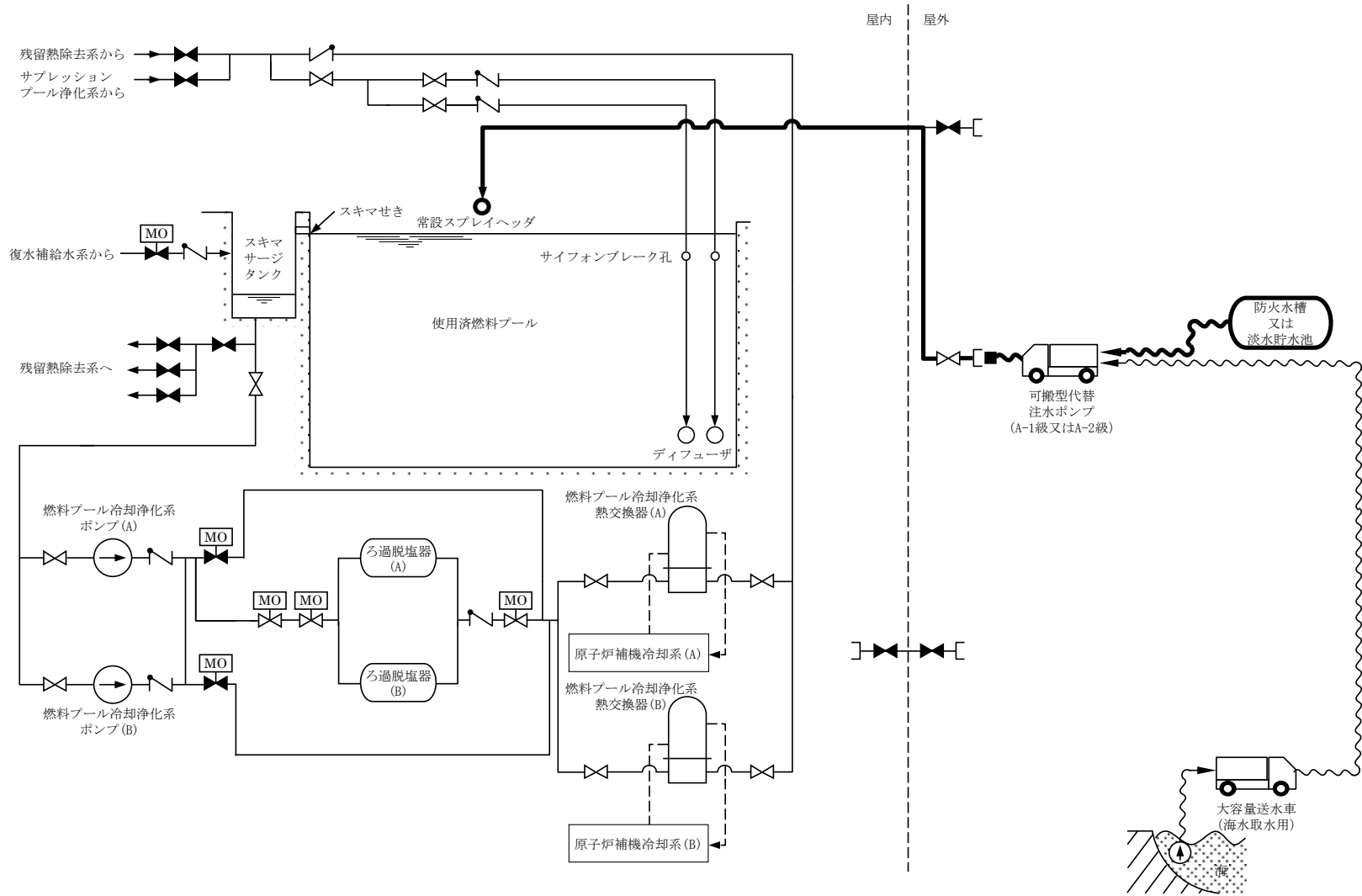
- a. 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)
- 兼用する設備は以下のとおり。
- ・計装設備 (重大事故等対処設備)
- | | | | |
|------|---------------|--------|-------------------------------|
| 個数 | 1 (検出点 14 箇所) | | |
| 計測範囲 | 水位 | 6 号炉 | T. M. S. L. 20, 180~31, 170mm |
| | | 7 号炉 | T. M. S. L. 20, 180~31, 123mm |
| | 温度 | 0~150℃ | |

- 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)

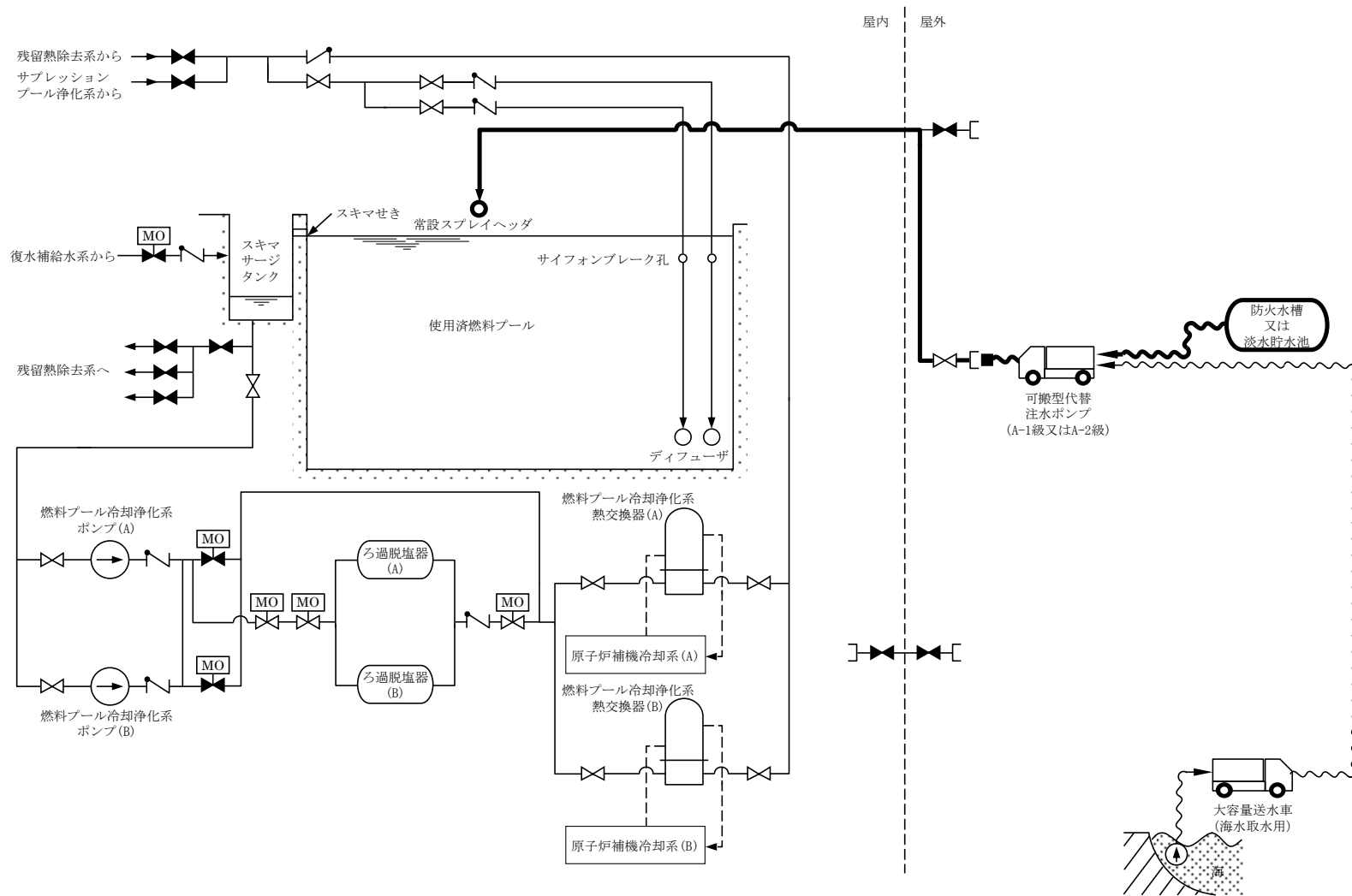
個数	1 (検出点 8 箇所)	
計測範囲	水位 6号炉	T. M. S. L. 23, 420~30, 420mm
	7号炉	T. M. S. L. 23, 373~30, 373mm
	温度	0~150℃
- c. 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
兼用する設備は以下のとおり。
- ・計装設備 (重大事故等対処設備)

高レンジ		
個数	1	
計測範囲	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h	
低レンジ		
個数	1	
計測範囲	6号炉	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h
	7号炉	10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h
- 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)

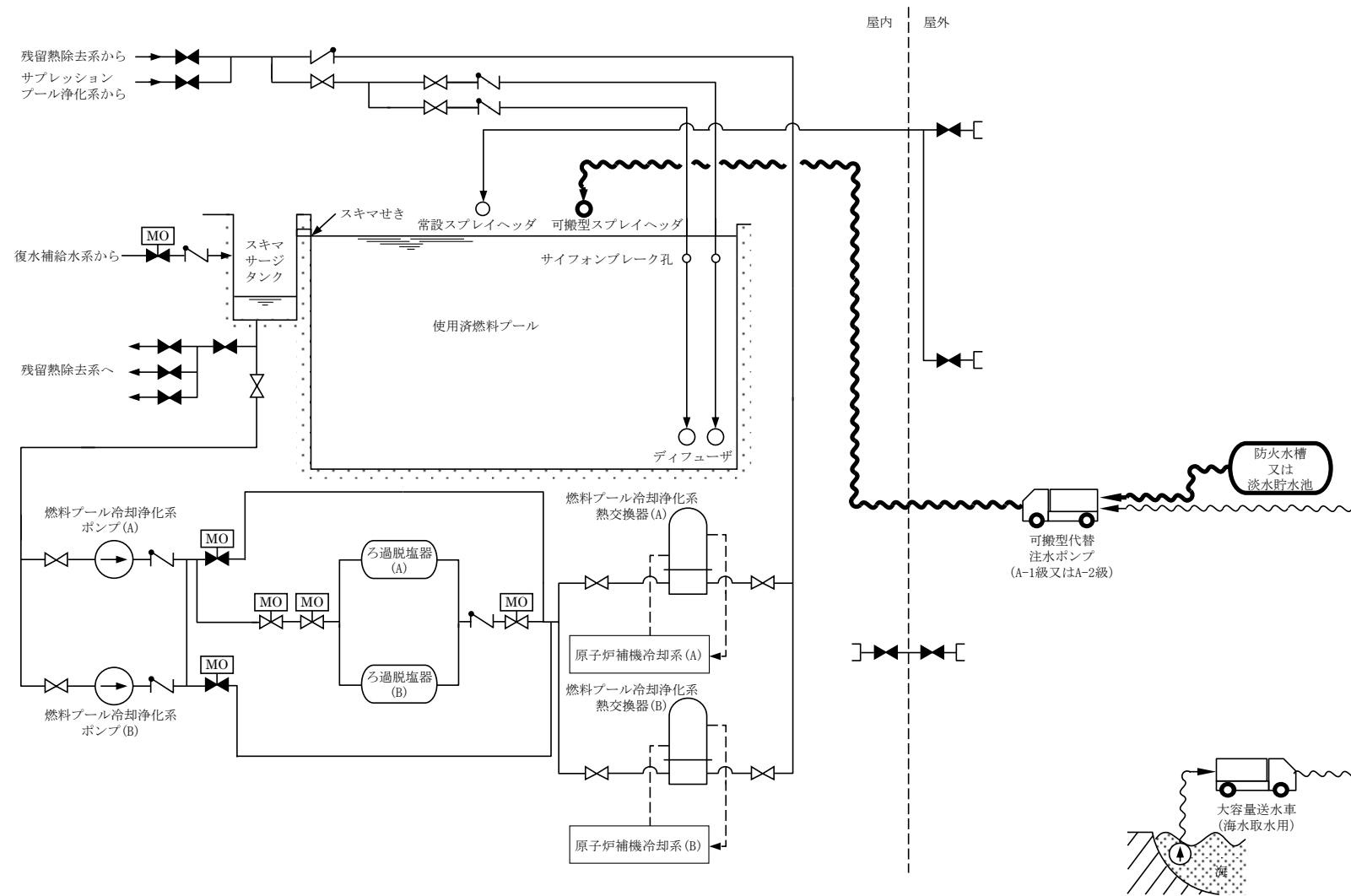
個数	1
----	---
- (4) 燃料プール冷却浄化系
- a. ポンプ
- | | |
|-----|--------------------------|
| 台数 | 1 (予備 1 ^{※1}) |
| 容量 | 約 250m ³ /h/台 |
| 全揚程 | 約 80m |
- ※1 6号炉は代替循環冷却系と同時に使用する
場合を除く
- b. 熱交換器
- | | |
|------|-------------------------|
| 基数 | 1 (予備 1 ^{※2}) |
| 伝熱容量 | 約 1.9MW |
- ※2 代替循環冷却系と同時に使用する場合を除く。
- (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。



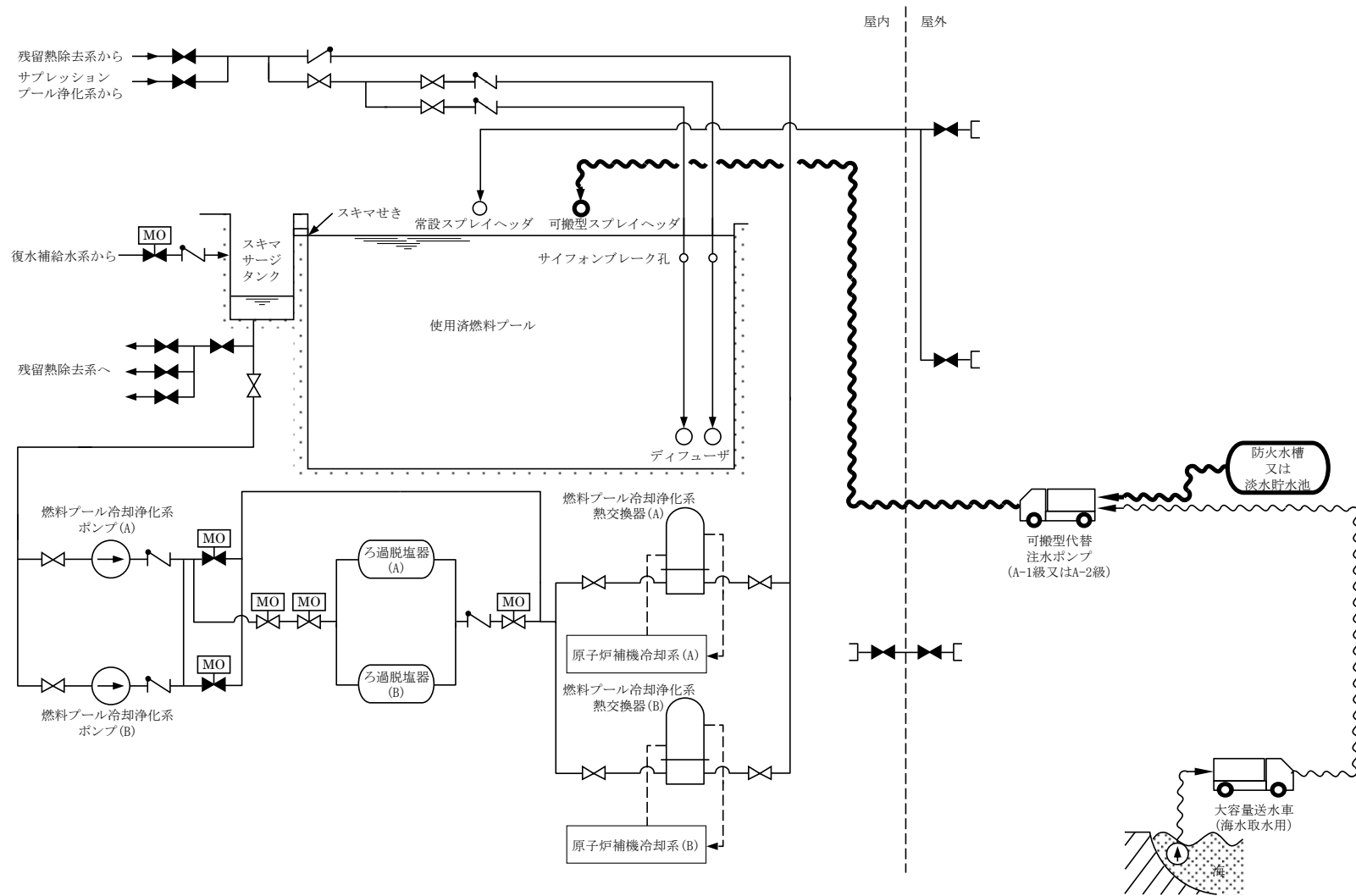
第 3.11-1 図(1) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水) (6号炉)



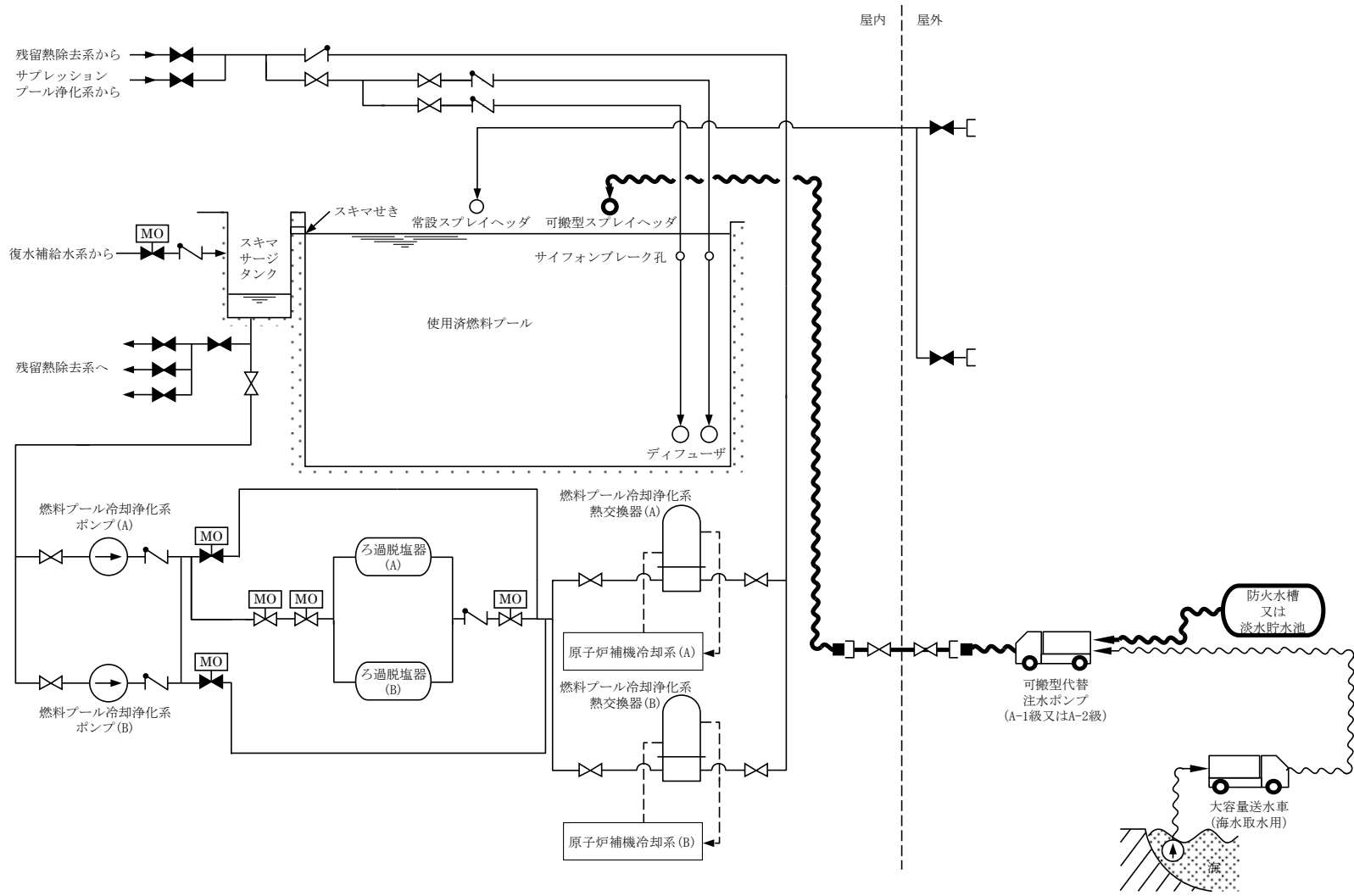
第 3.11-1 図(2) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水) (7号炉)



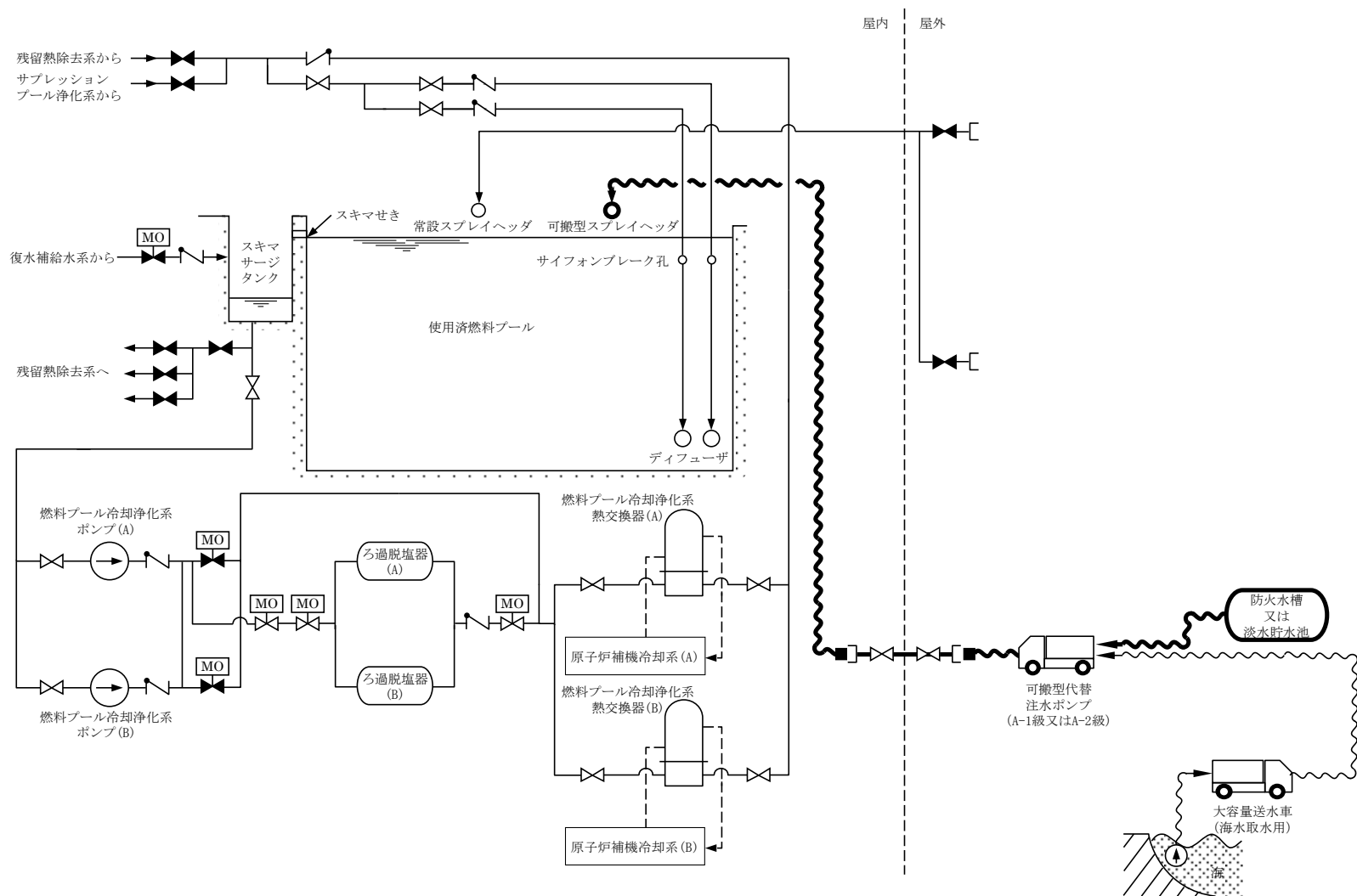
第 3.11-2 図(1) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水) (その 1) (6 号炉)



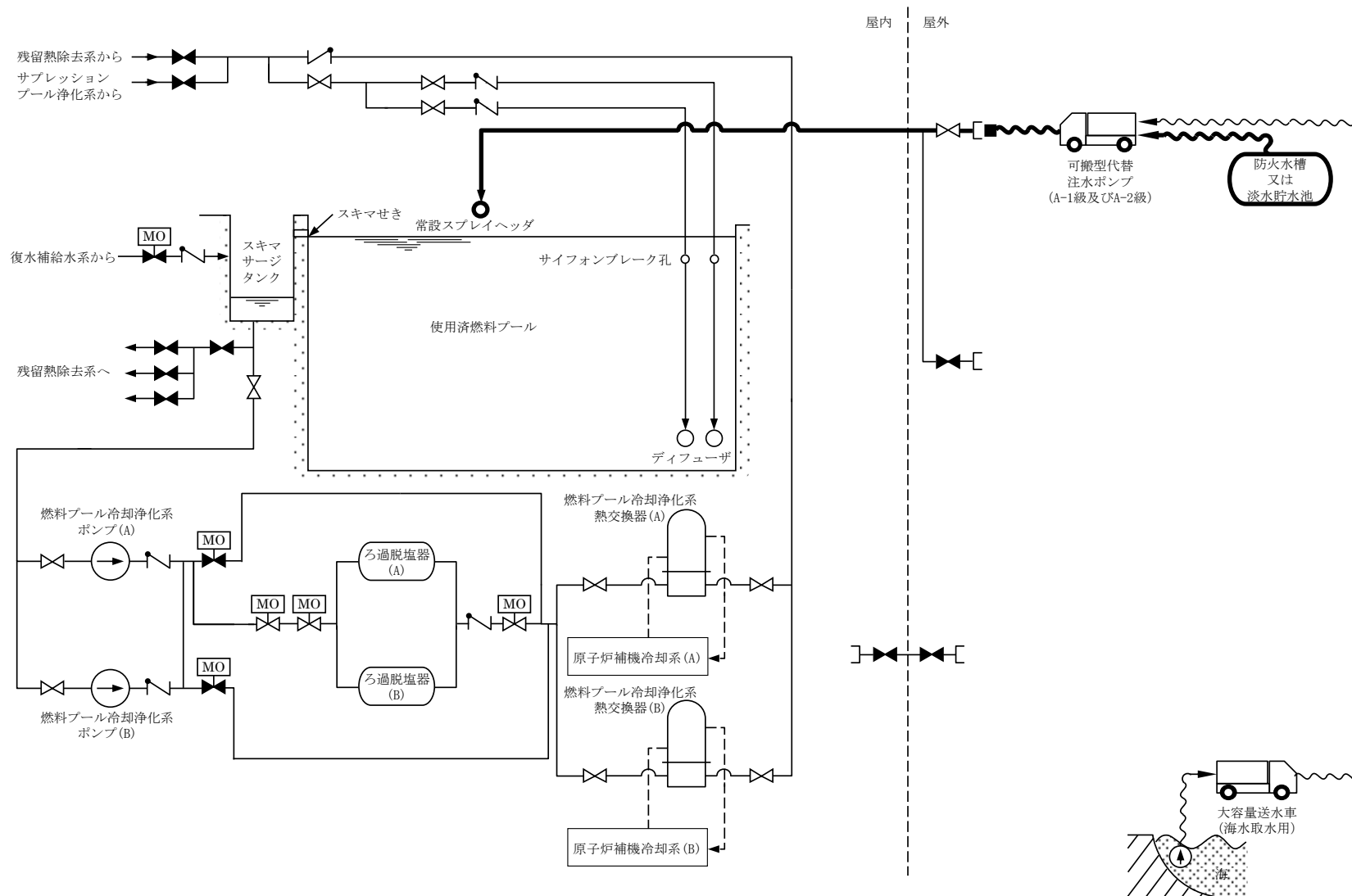
第 3.11-2 図(2) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水) (その 1) (7号炉)



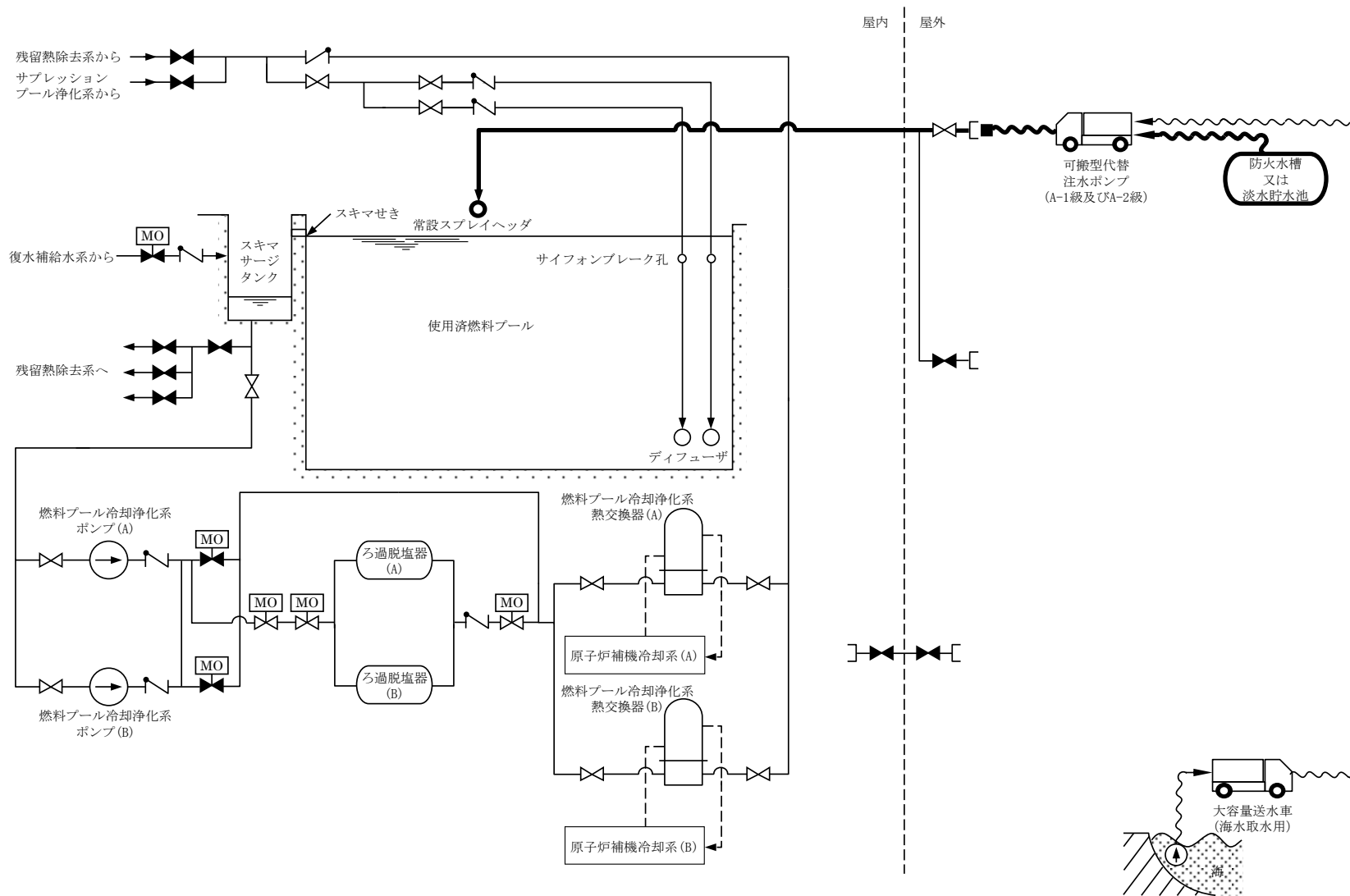
第 3.11-2 図(3) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水) (その 2) (6 号炉)



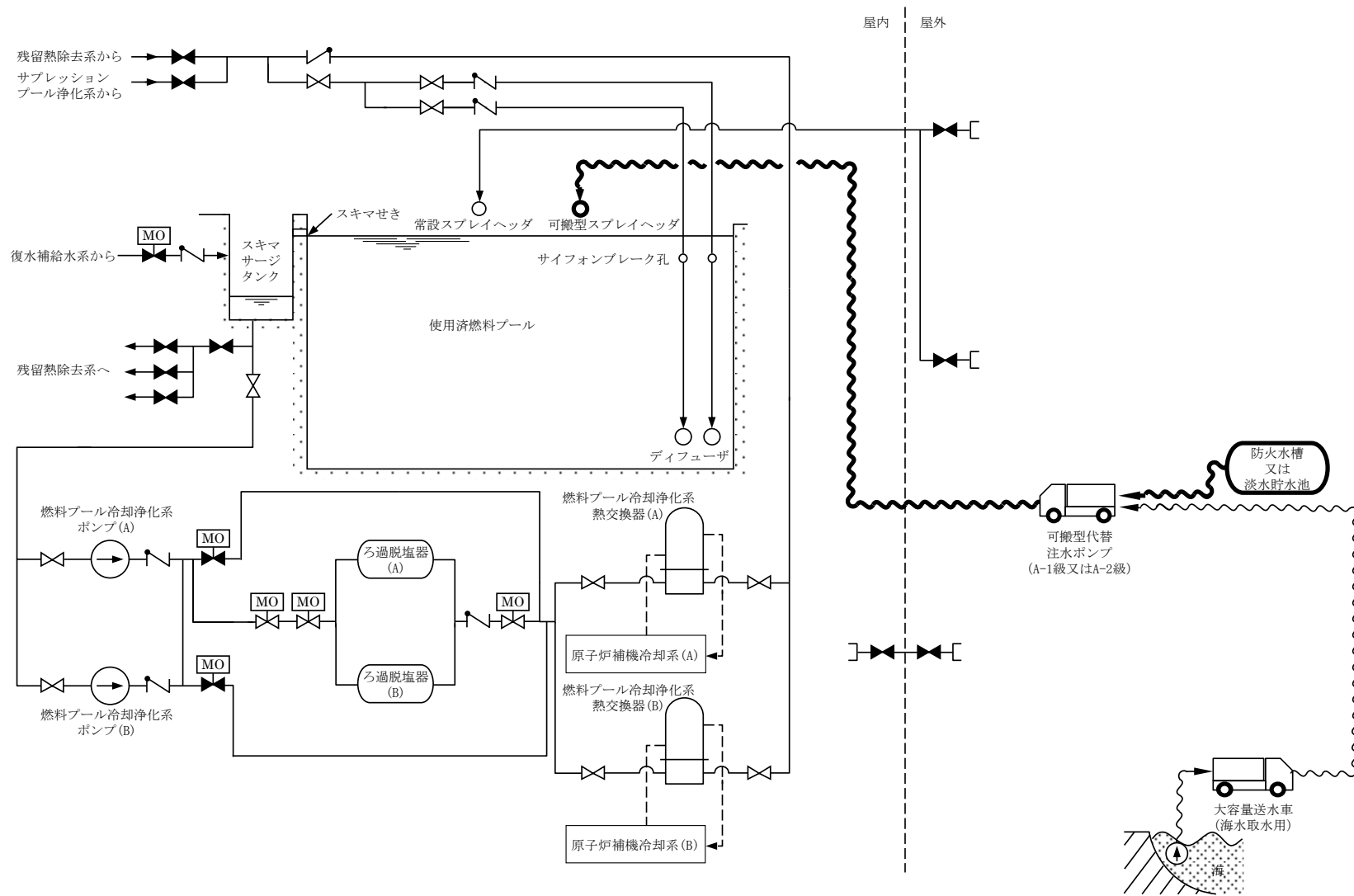
第 3.11-2 図(4) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水) (その 2) (7号炉)



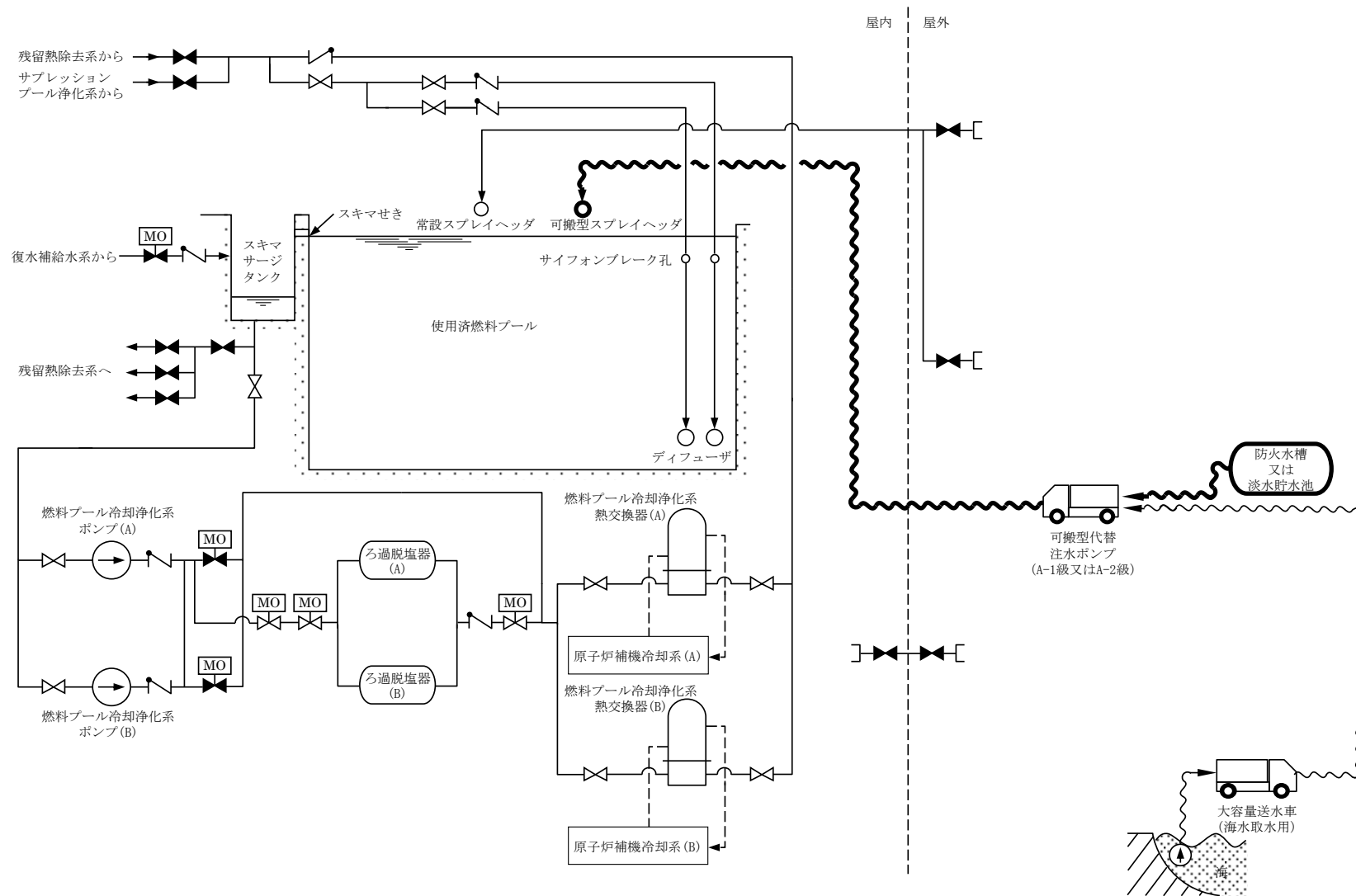
第 3.11-3 図(1) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ) (6号炉)



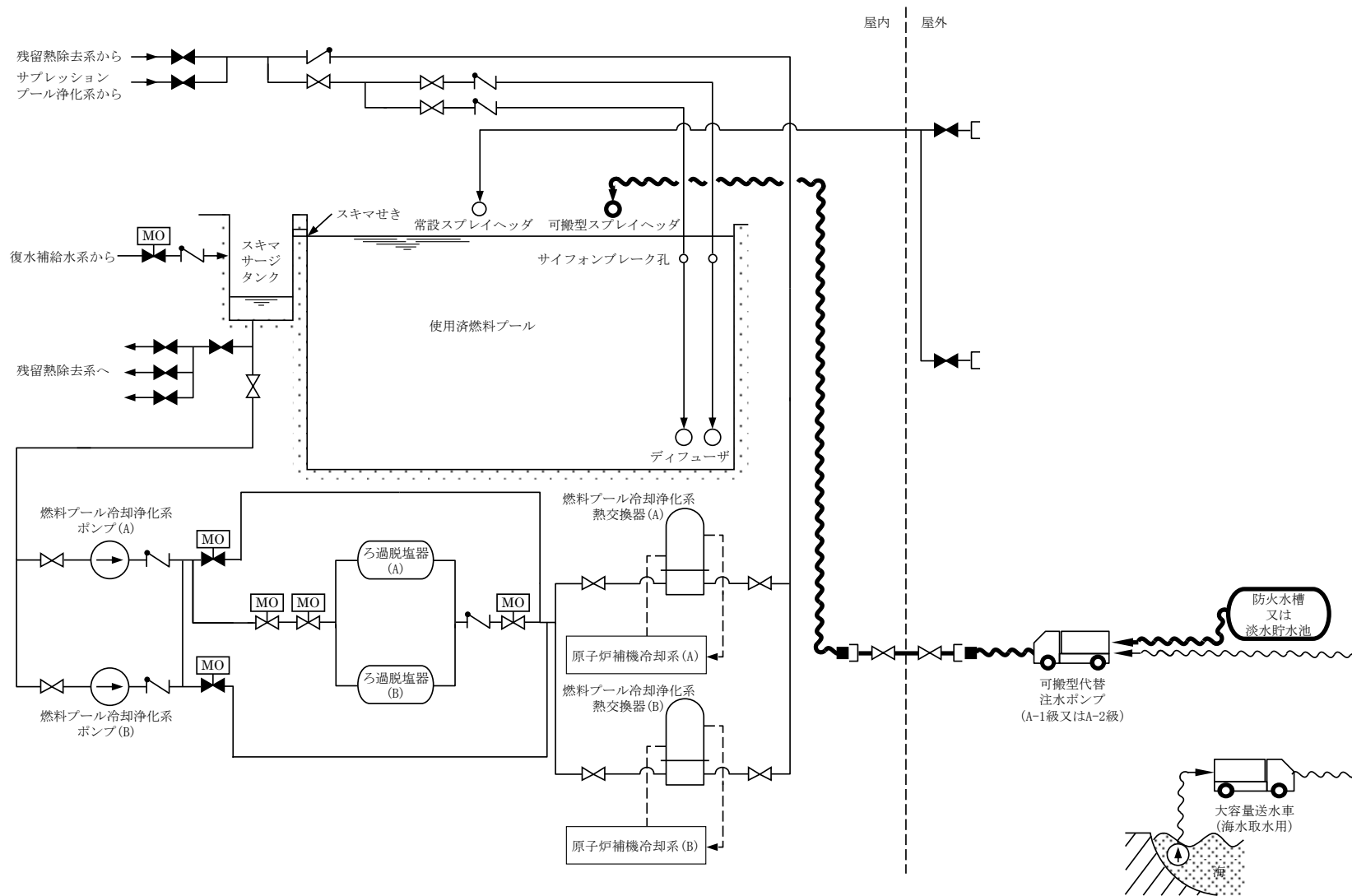
第 3.11-3 図(2) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ) (7号炉)



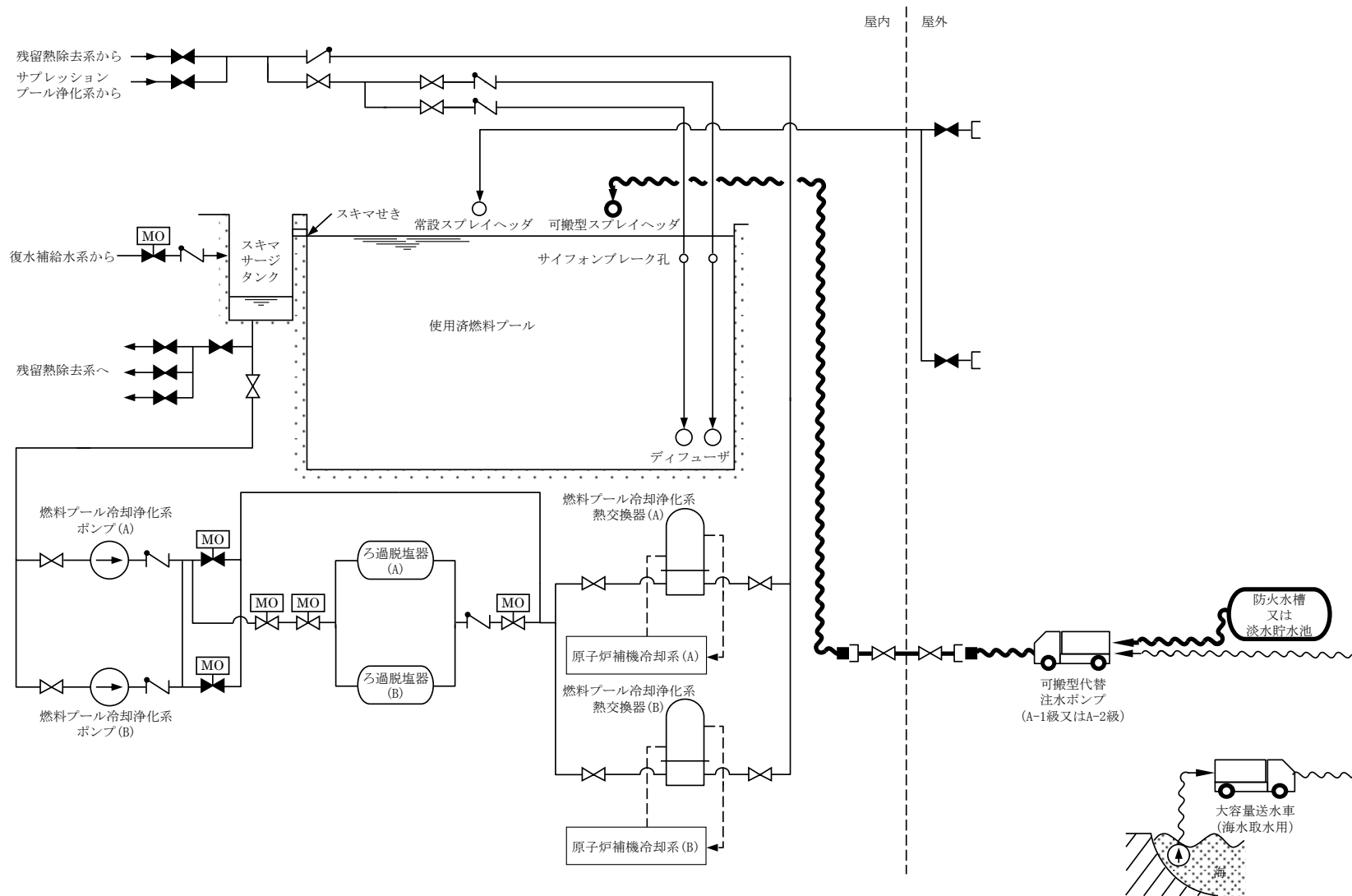
第 3.11-4 図(1) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ) (その 1) (6号炉)



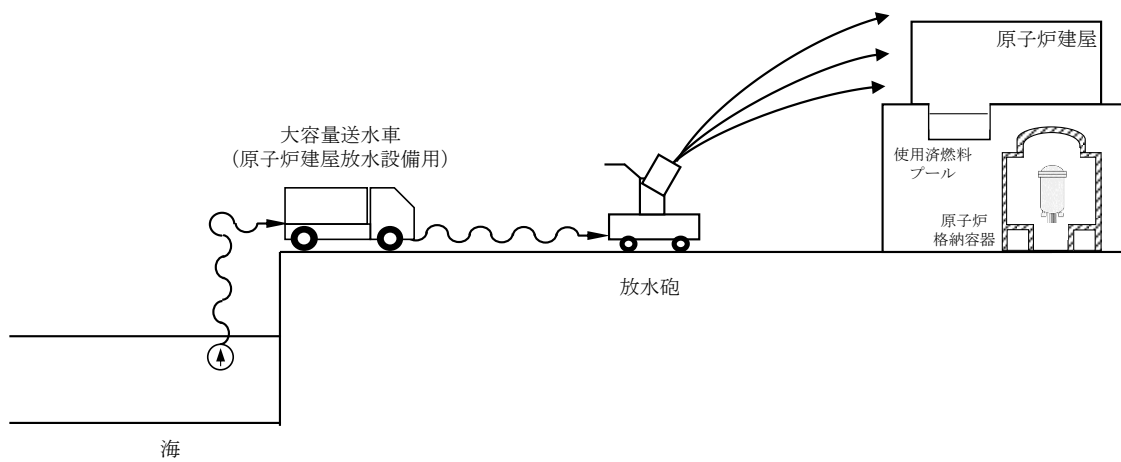
第 3.11-4 図(2) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ) (その 1) (7号炉)



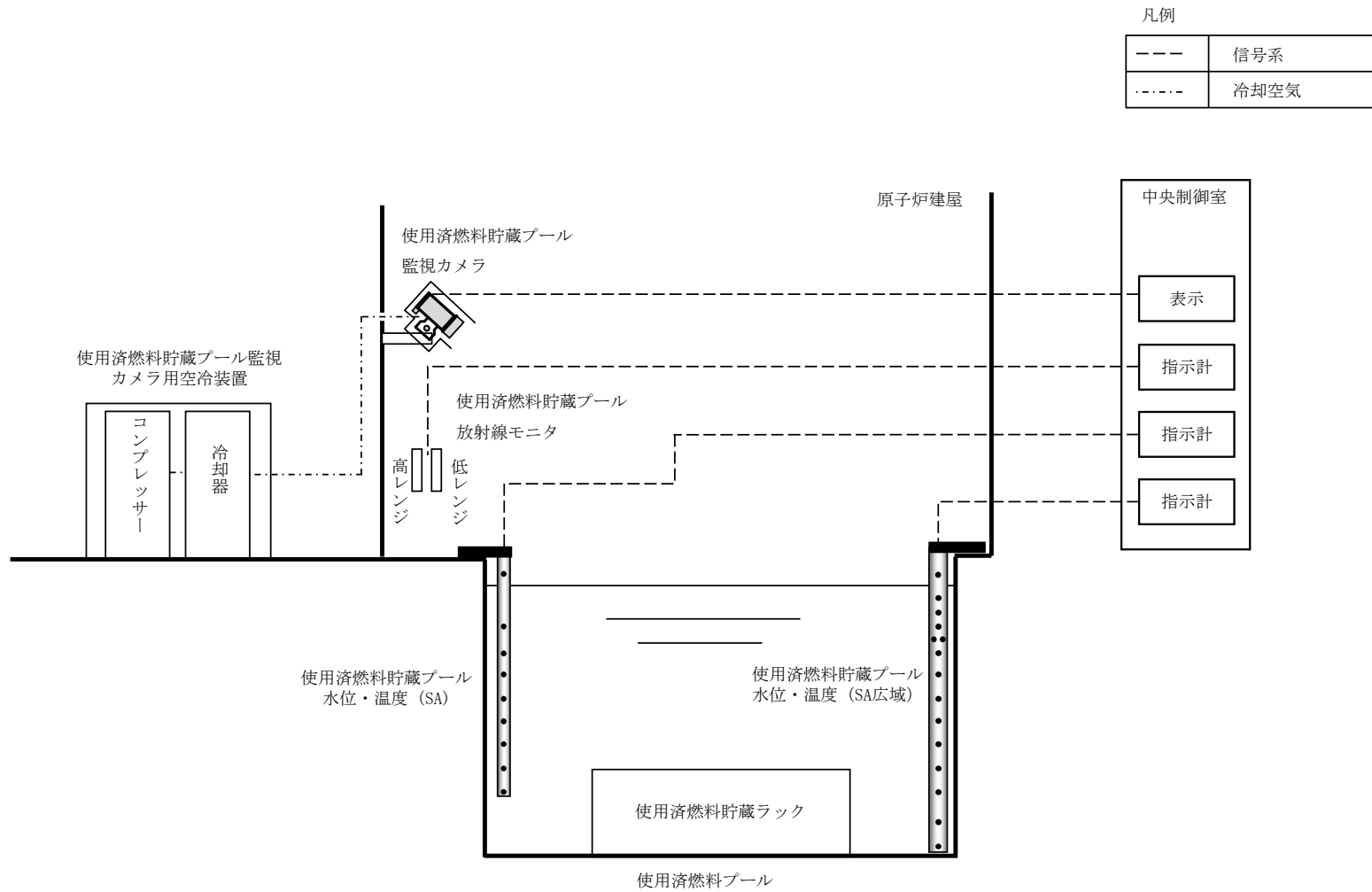
第 3.11-4 図(3) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ) (その2) (6号炉)



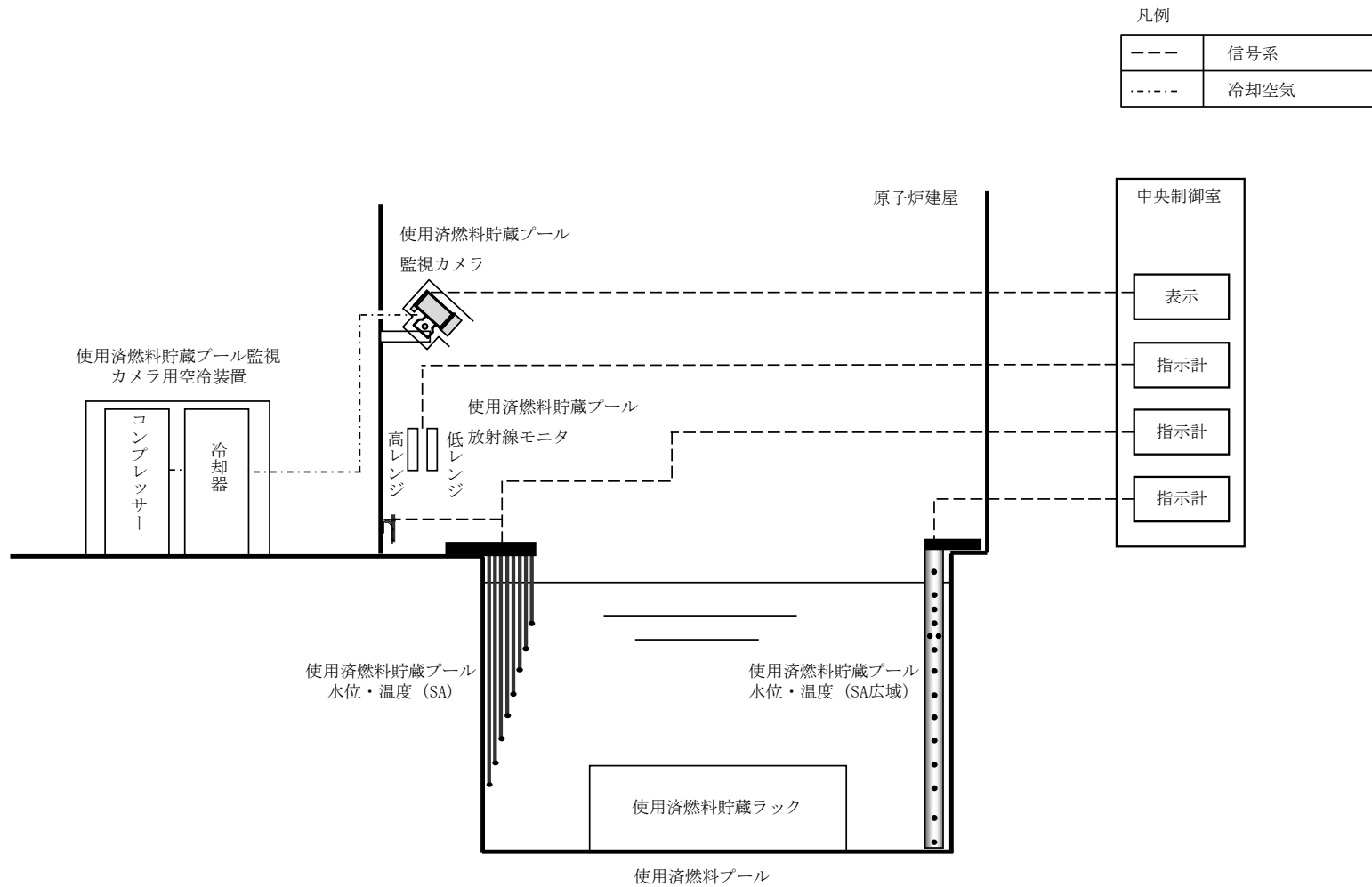
第 3.11-4 図(4) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図 (燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへのスプレイ) (その 2) (7 号炉)



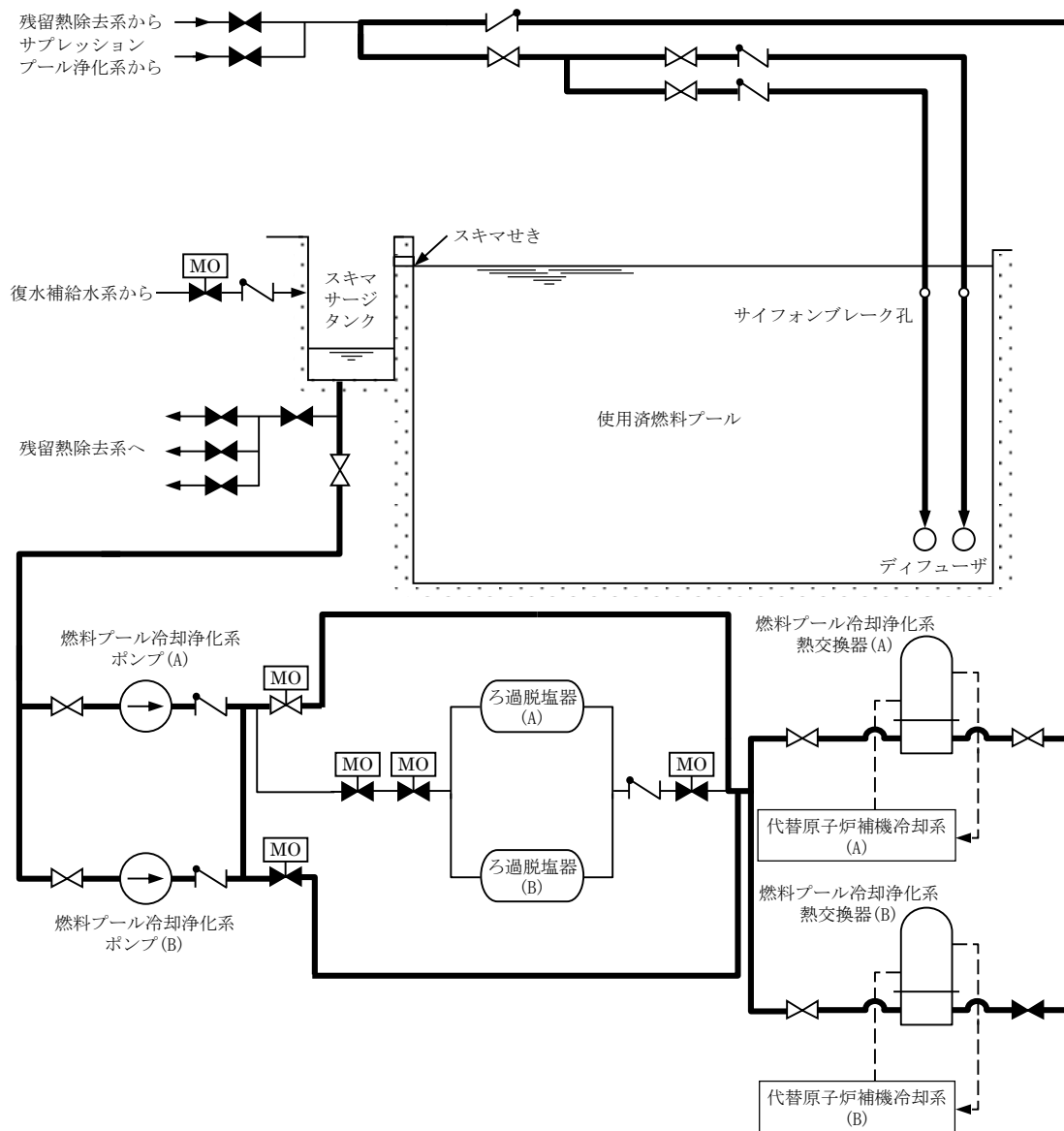
第 3. 11-5 図 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図
 (原子炉建屋放水設備による大気への放射性物質の拡散抑制)



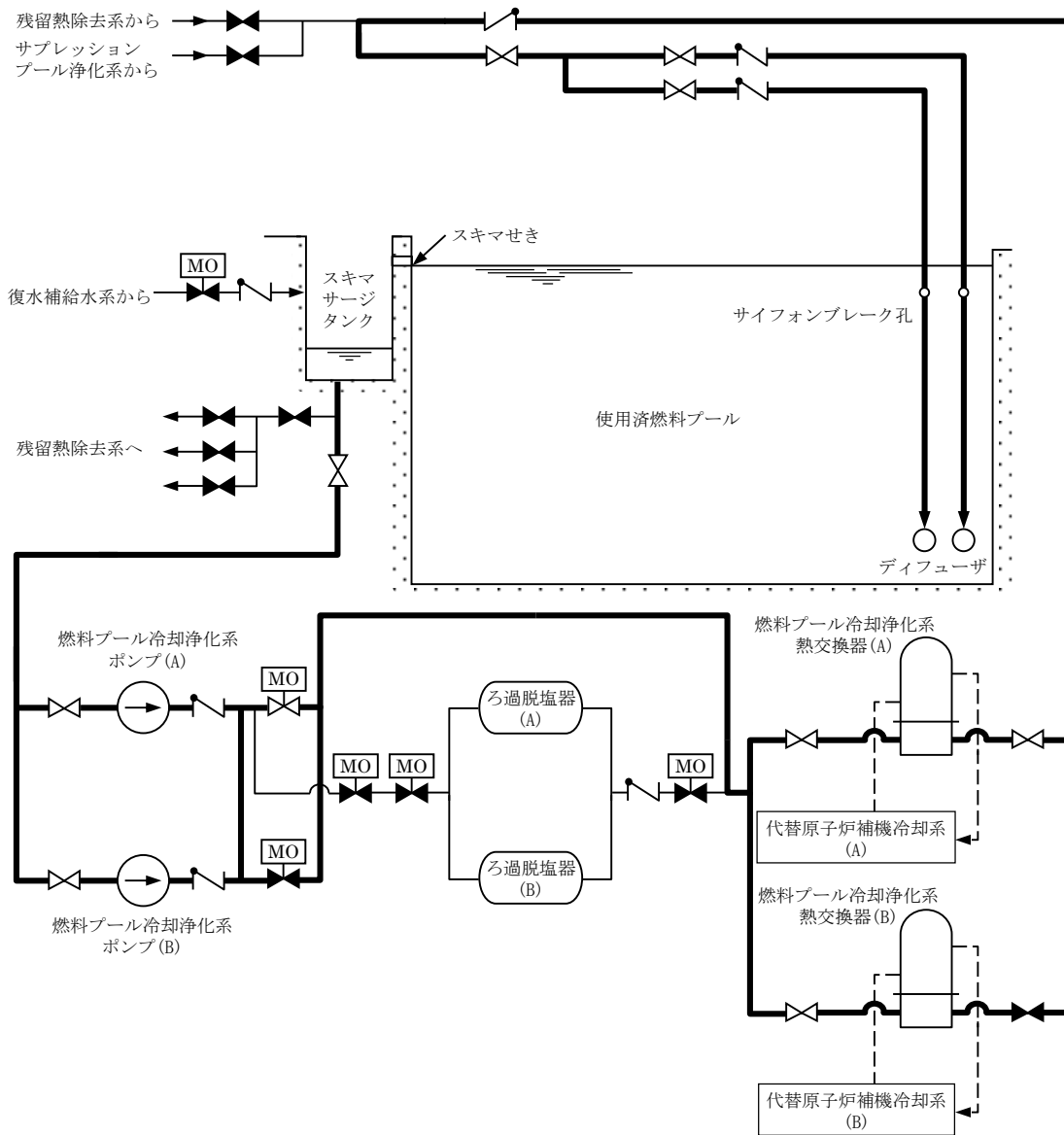
第 3.11-6 図(1) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図
 (使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視) (6号炉)



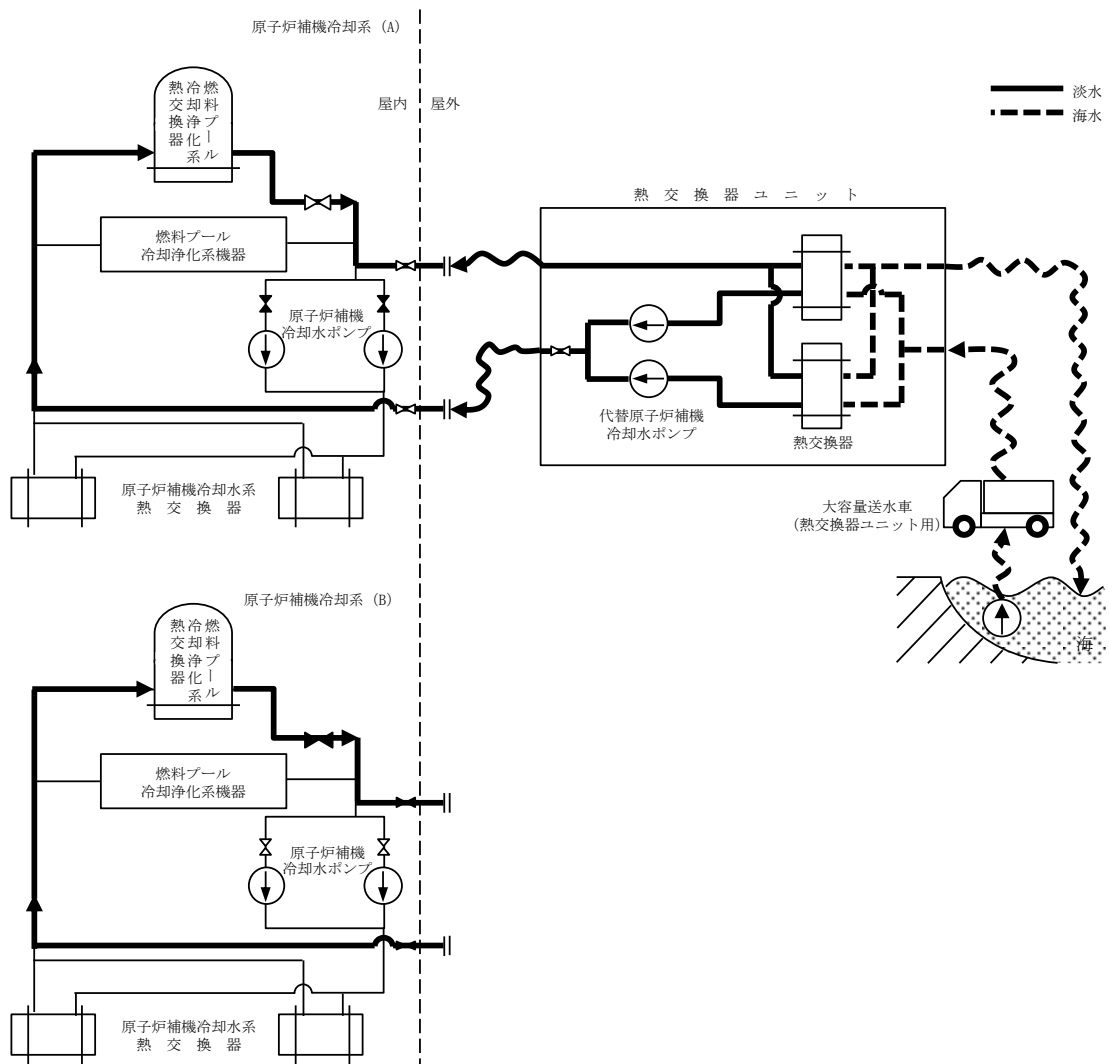
第 3.11-6 図(2) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図
(使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視) (7号炉)



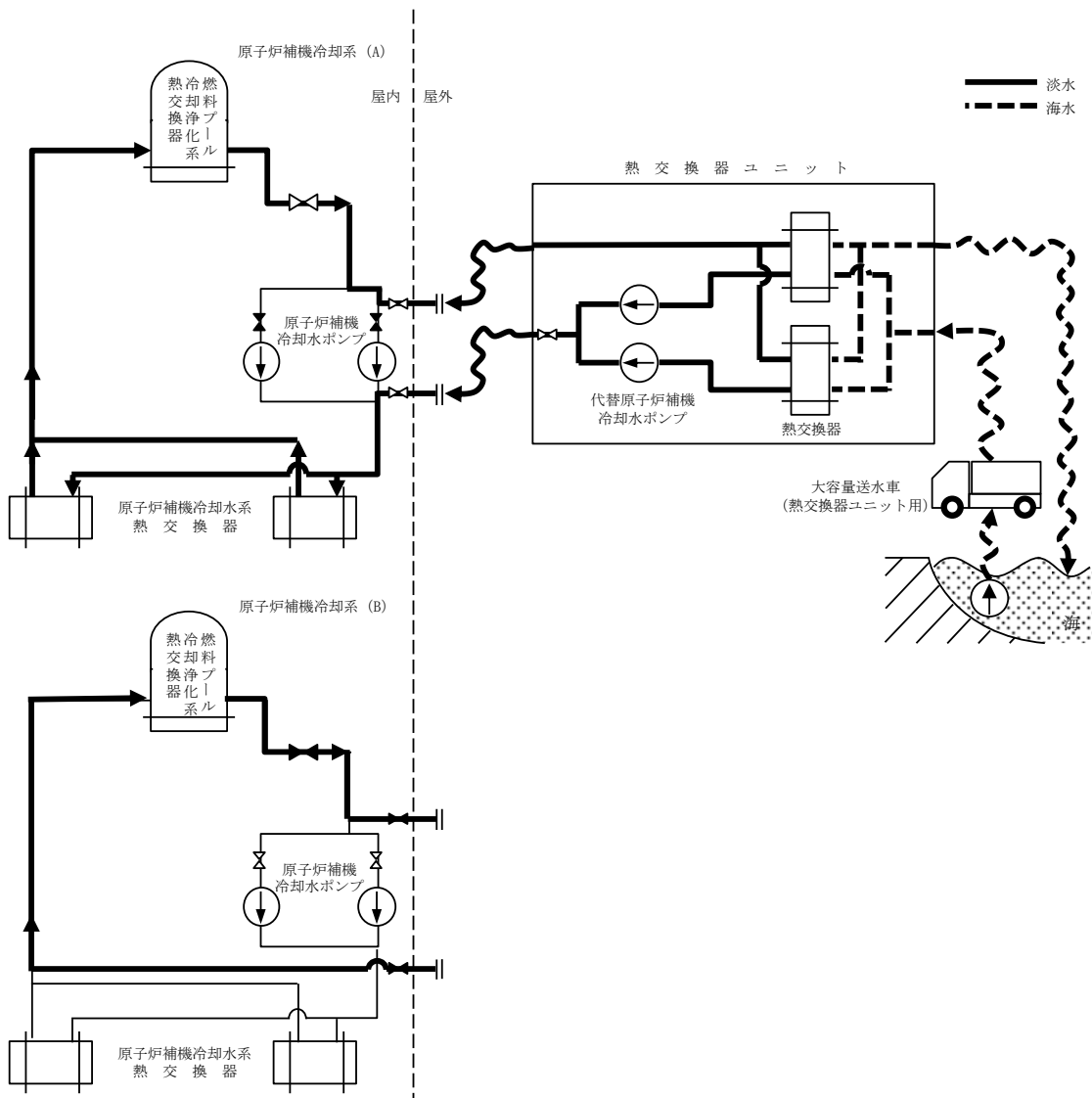
第 3. 11-7 図(1) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図
 (燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱
 (燃料プール冷却浄化系)) (6号炉)



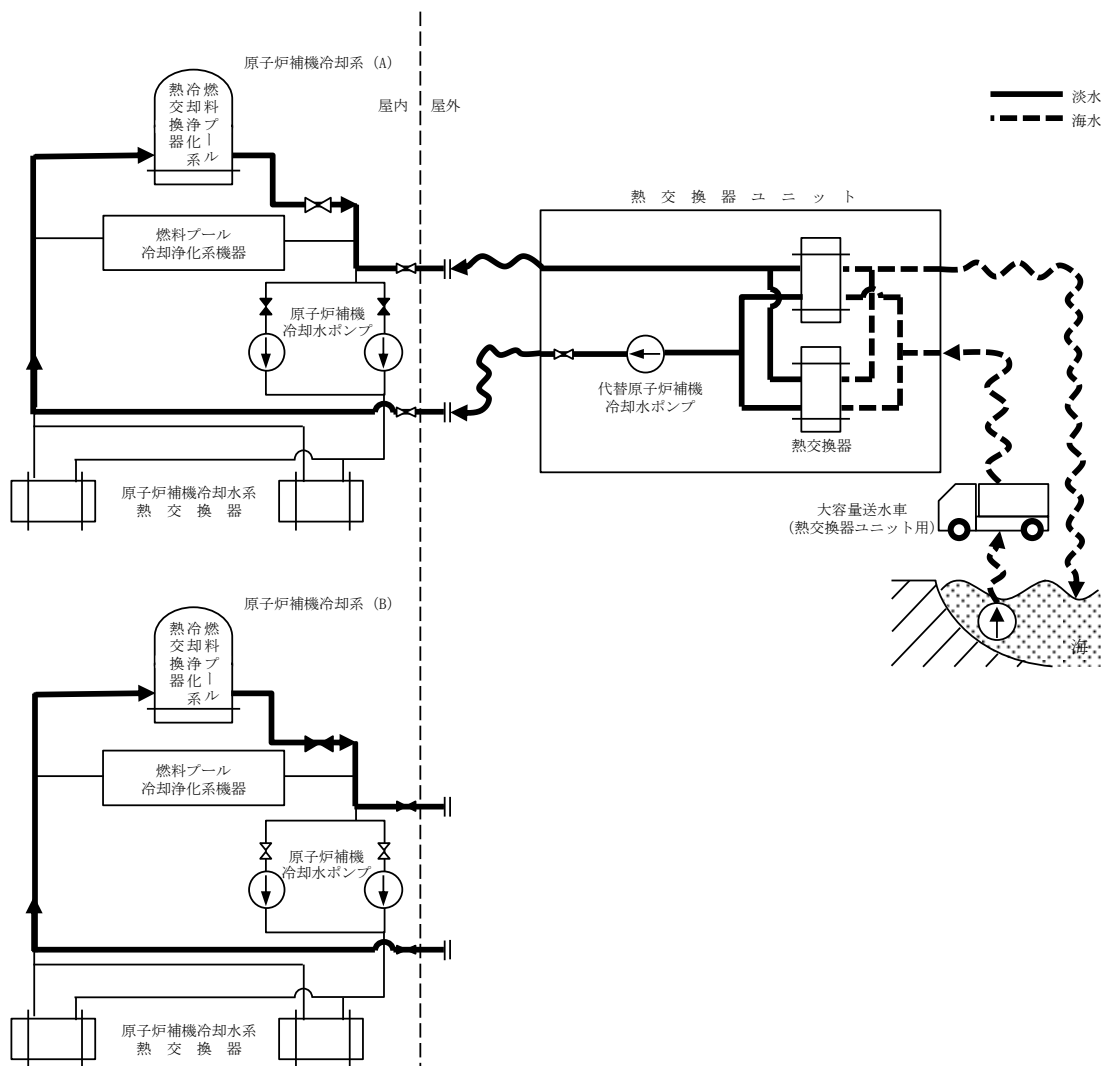
第 3.11-7 図(2) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図
 (燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱
 (燃料プール冷却浄化系)) (7号炉)



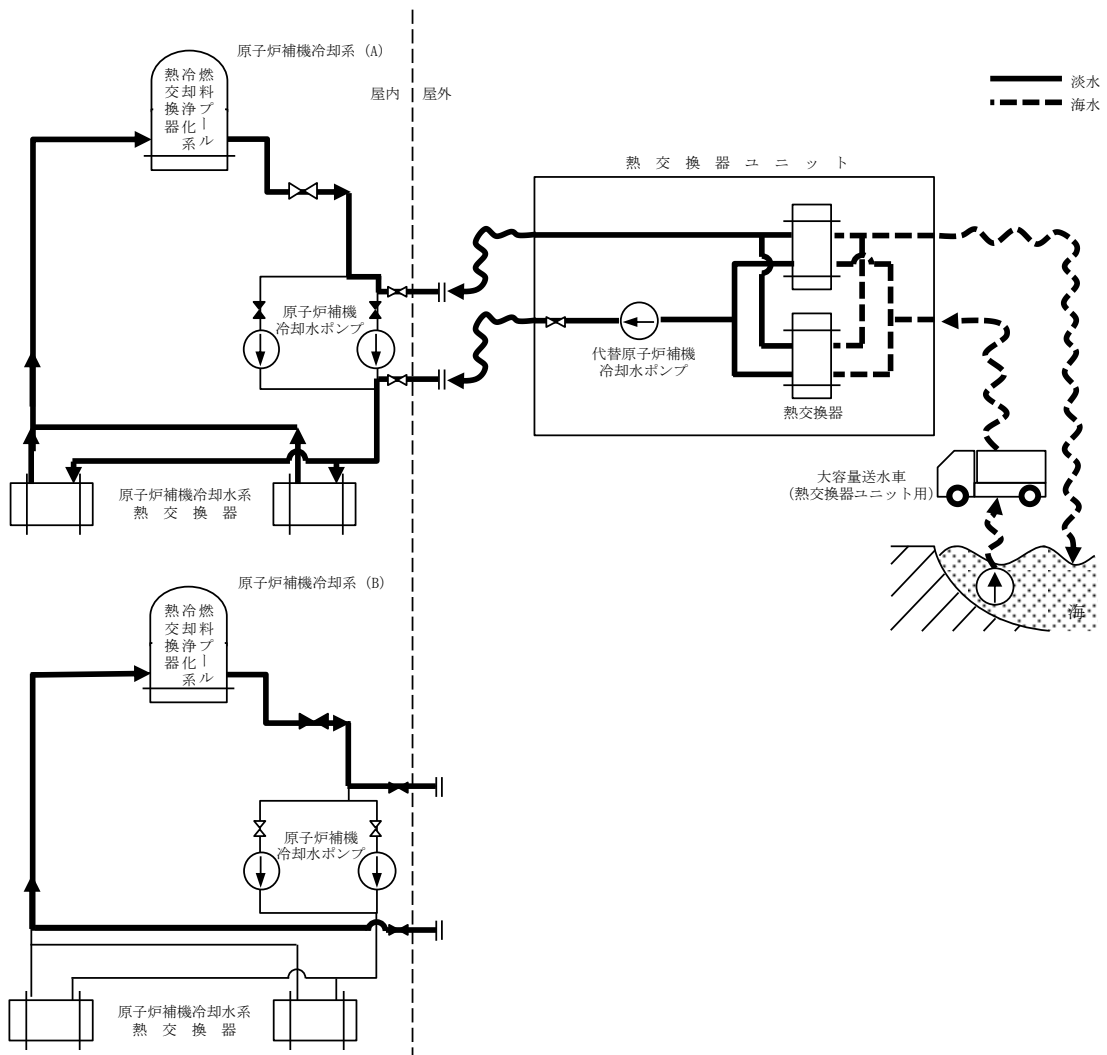
第 3.11-8 図(1) 使用済燃料プールの冷却等のための設備系統概要図
 (燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱
 (代替原子炉補機冷却系)) (その 1) (6 号炉)



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經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）

本システムの流路として、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經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）

本システムの流路として、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、雨水排水路集水柵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行うことで、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柵並びに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柵及びフラップゲート入口3箇所計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柵用

個数	1式/箇所
----	-------

- (b) 5号雨水排水路集水柵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。

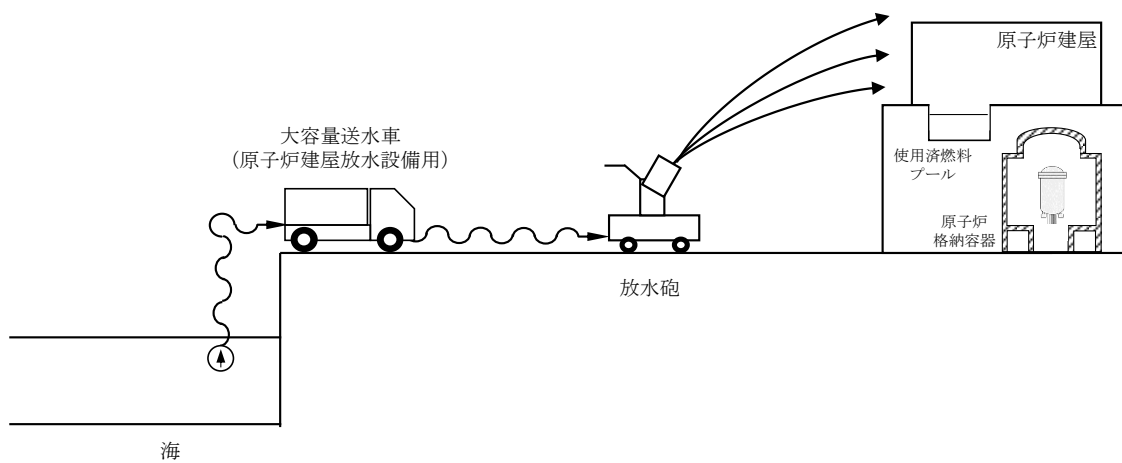
- (b) 取水口側（3箇所）

組数	2 ^{※2} /箇所
高さ	8m
幅	80m/組

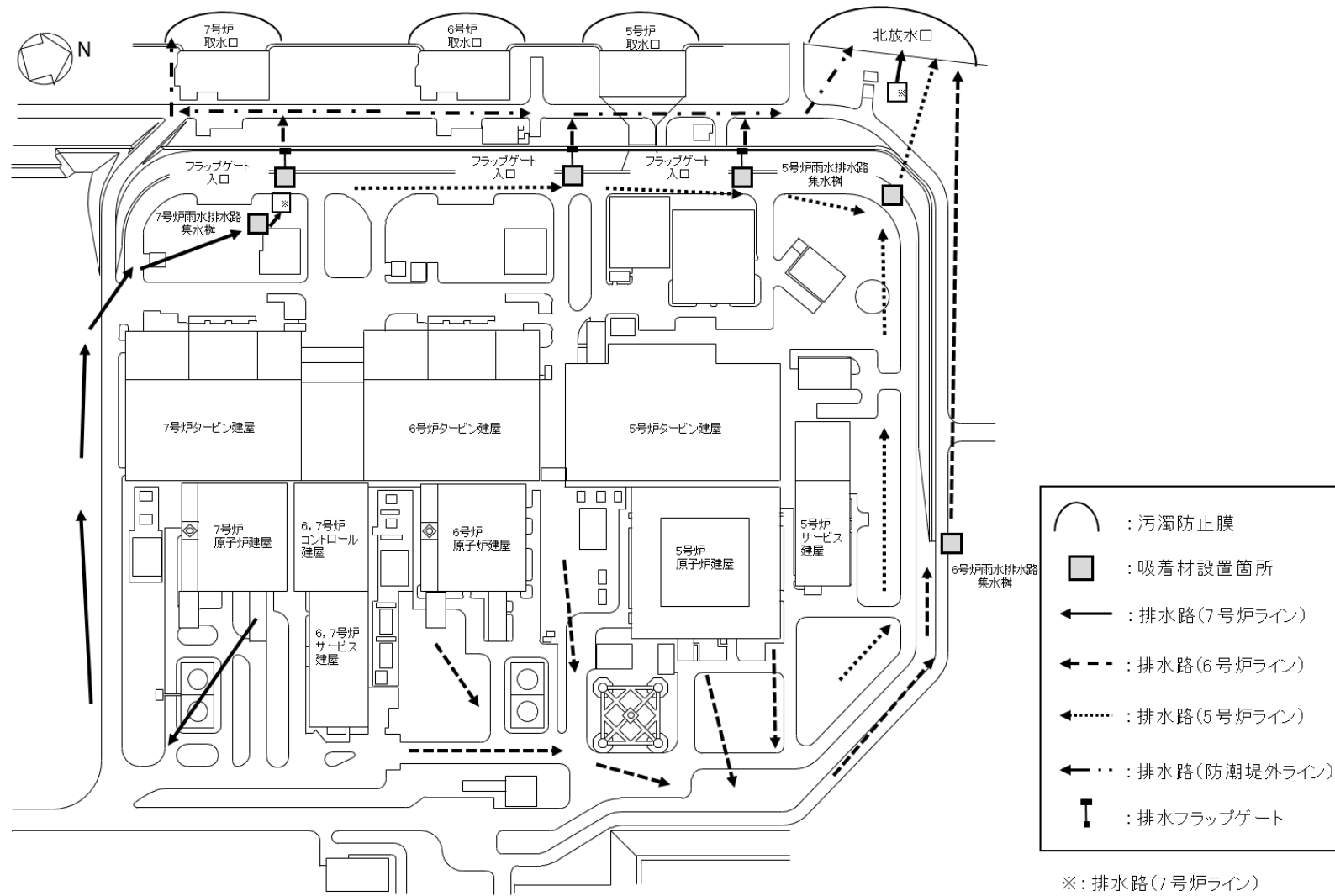
※2 汚濁防止膜（幅20m）を4本で1組として、2組分8本と予備2本を含む。

- c. 小型船舶（汚濁防止膜設置用）（6号及び7号炉共用）

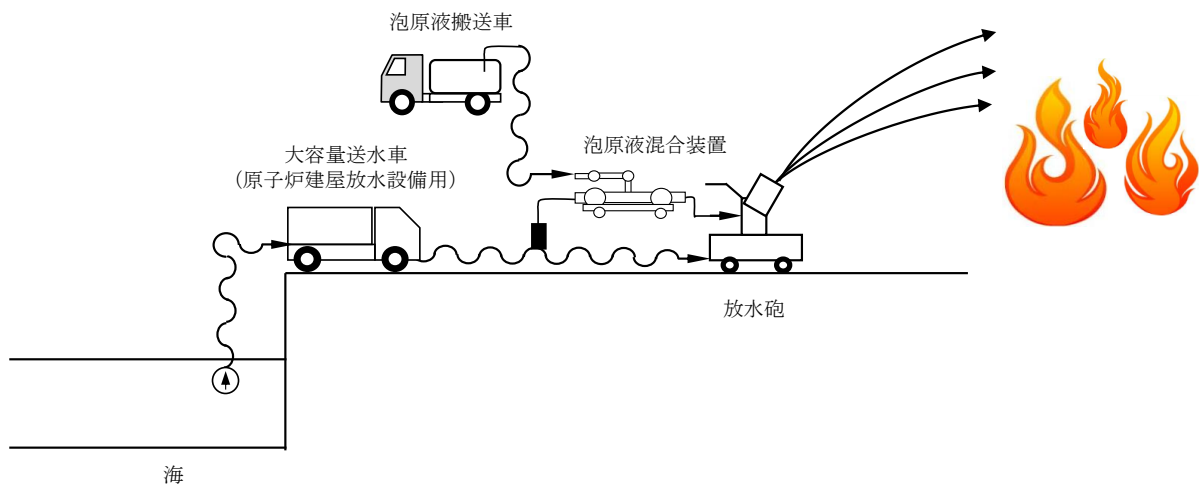
台数	1（予備1）
----	--------



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な水の供給設備【56条】

【設置許可基準規則】

(重大事故等の収束に必要な水の供給設備)

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な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な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な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な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な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な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な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な水の供給設備のうち、重大事故等の収束に必要な水源として、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な水源とは別に、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な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な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認し、移送ホース及びポンプについては、複数箇所分散して保管する。

(1) 重大事故等の収束に必要な水源

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熔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）

本システムの流路として、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。

各システムの詳細については、「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）

本システムの流路として、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な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压代替注水系，低压代替注水系（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压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压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熔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行うことで，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な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な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熔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な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

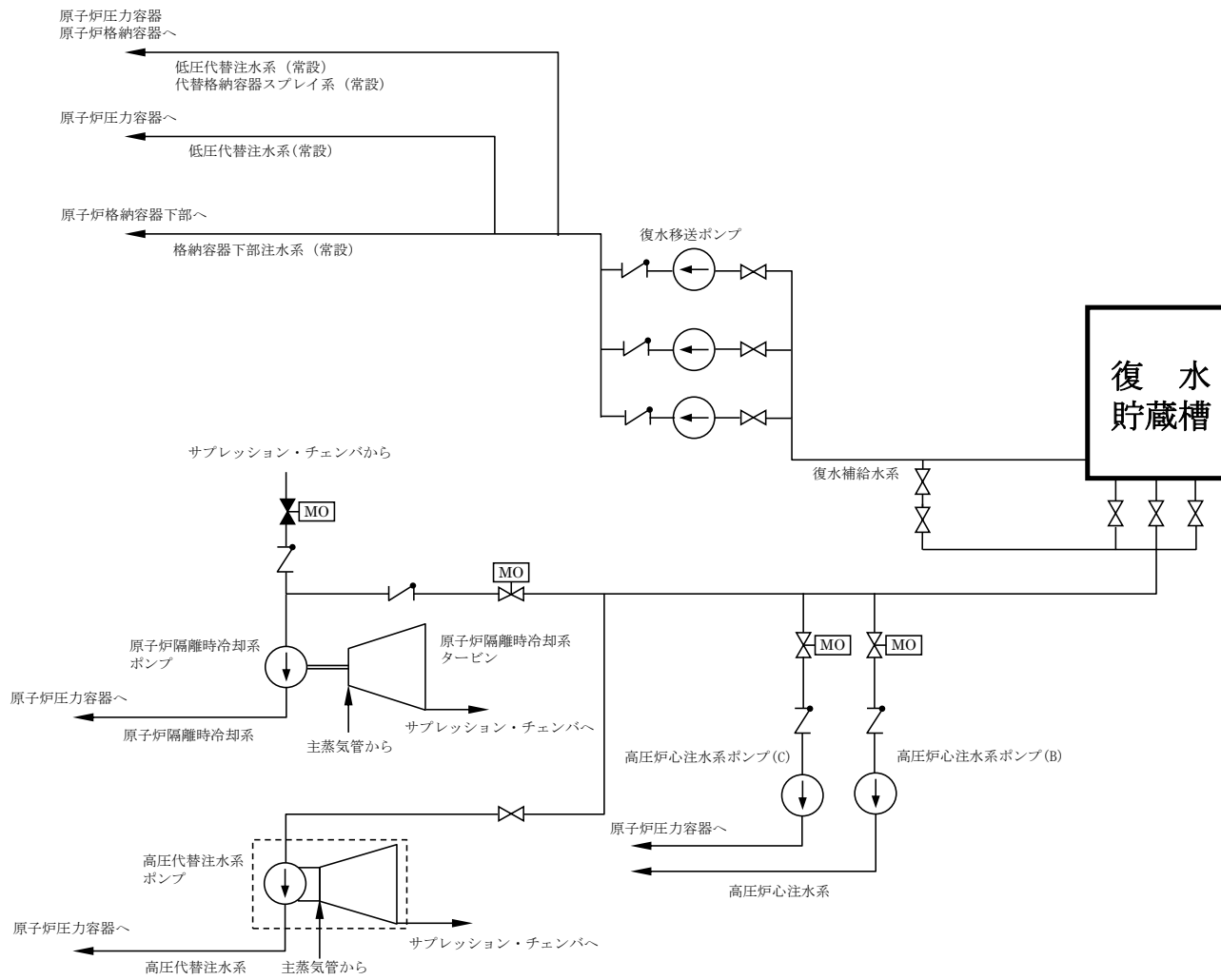
第 3.1-1 表 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要仕様に記載する。

(4) 可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) (6 号及び 7 号炉共用)

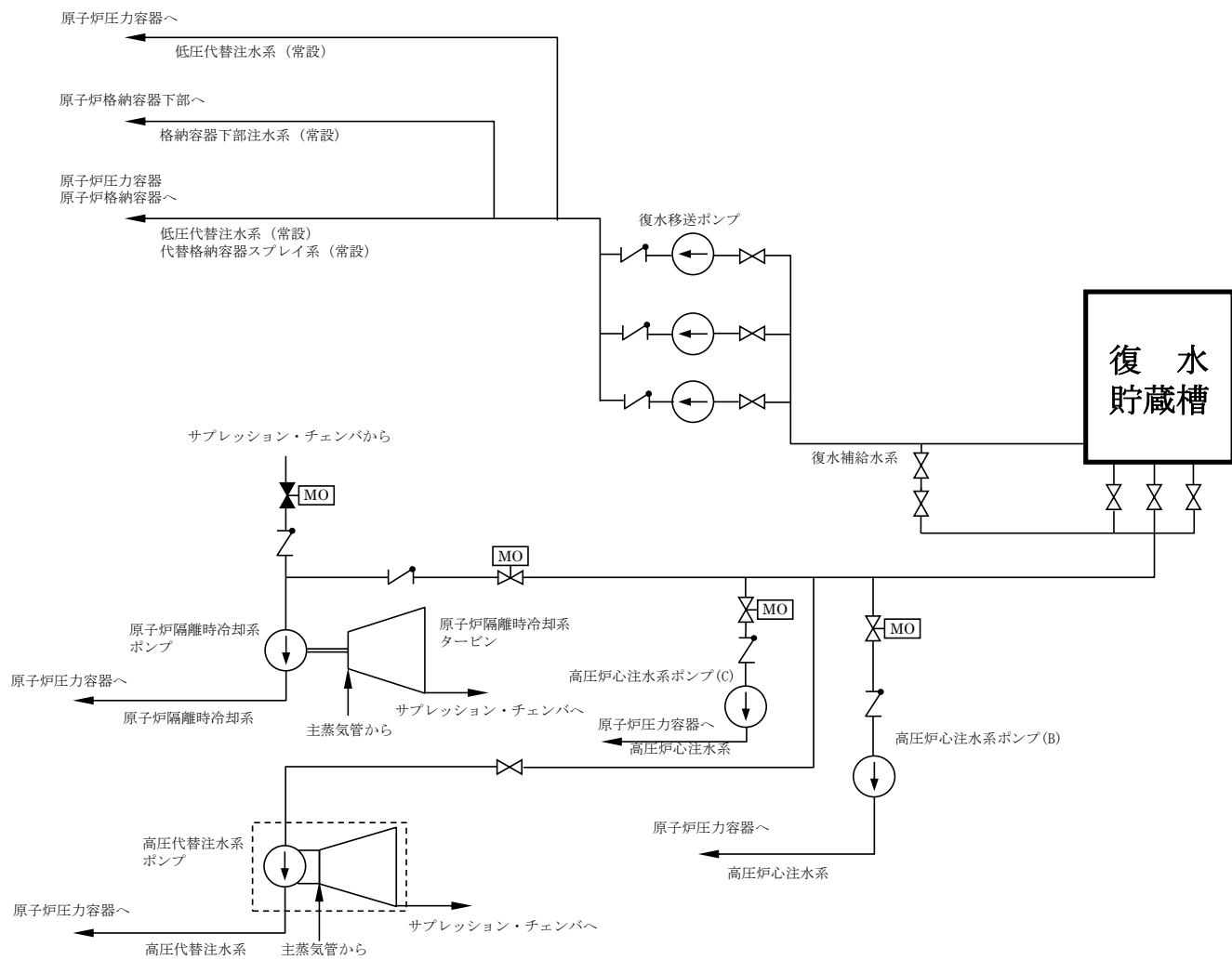
第 3.11-1 表 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(5) 大容量送水車 (海水取水用) (6 号及び 7 号炉共用)

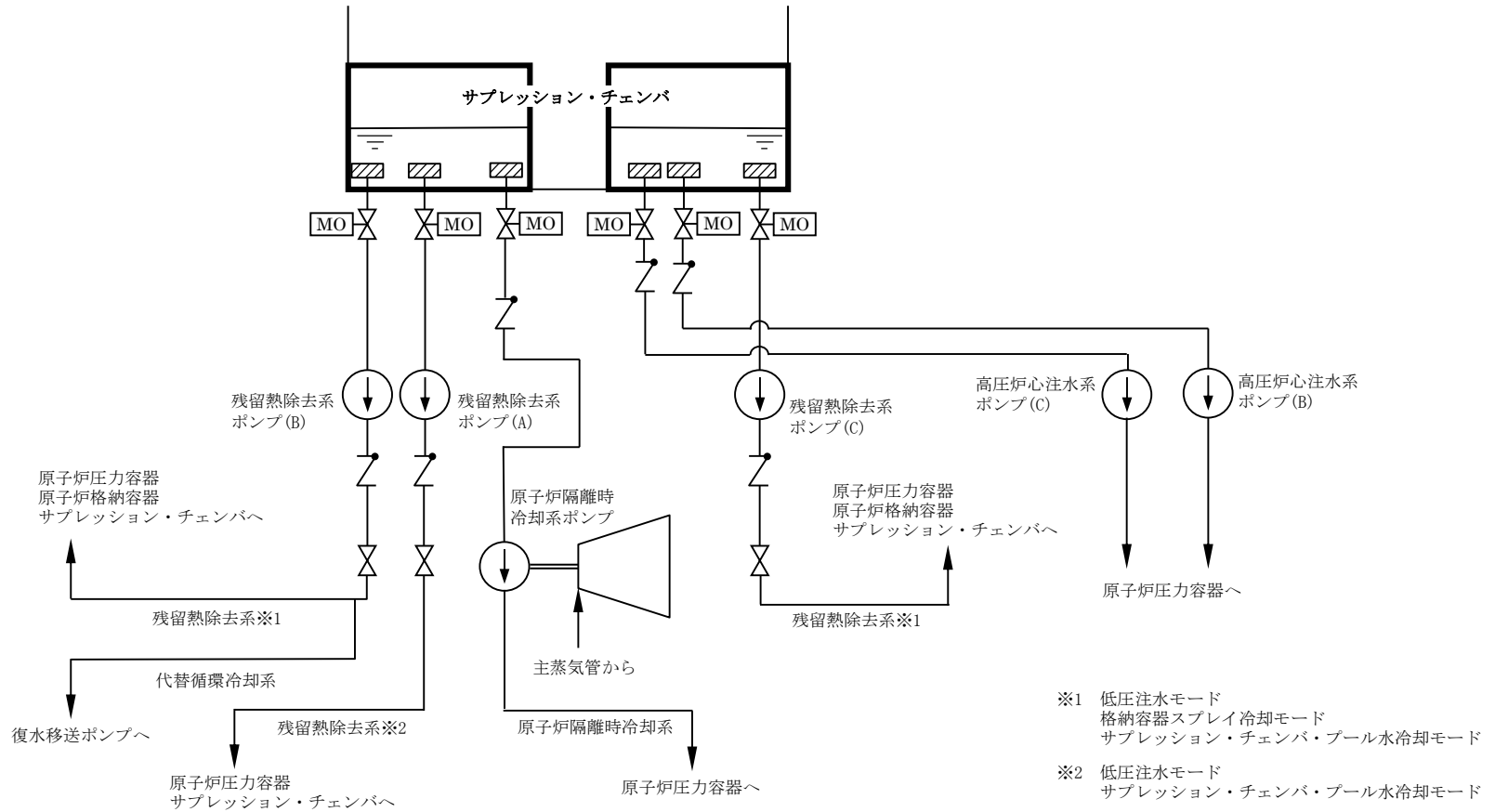
個 数	2 (予備 1)
容 量	900m ³ /h



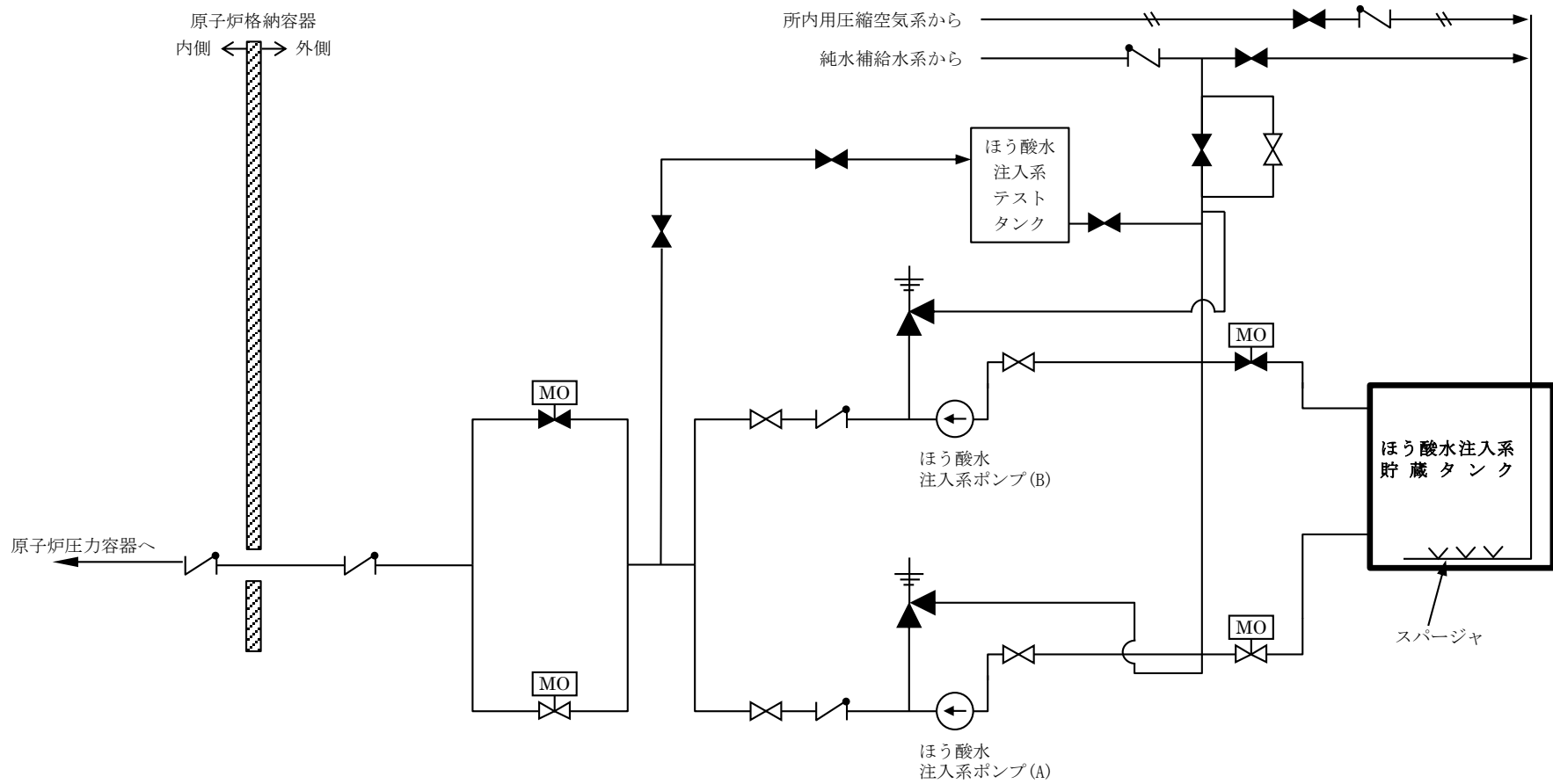
第 3.13-1 図(1) 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備系統概要図
(復水貯蔵槽を水源とした場合に用いる設備) (6号炉)



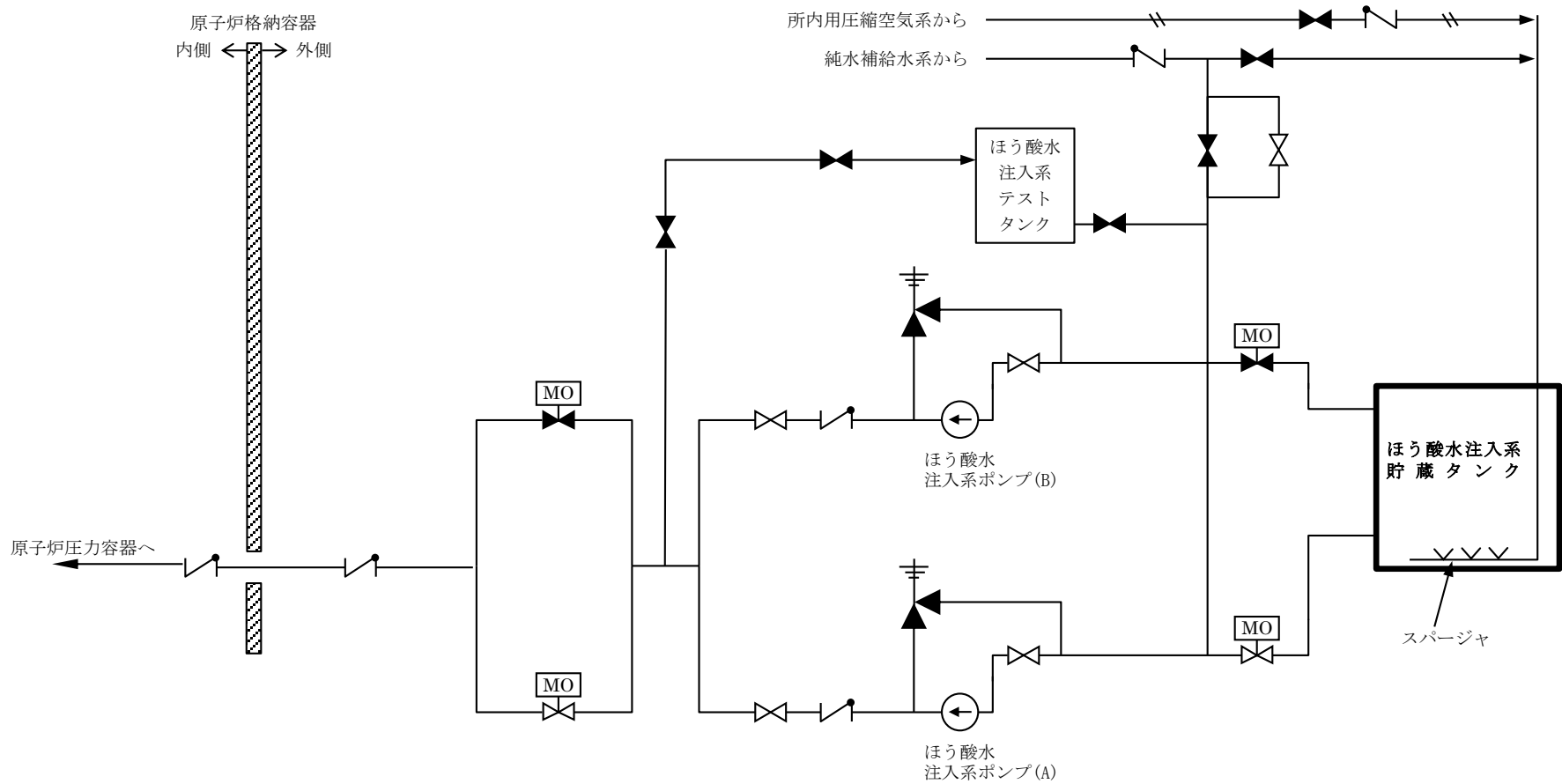
第 3.13-1 図(2) 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備系統概要図
(復水貯蔵槽を水源とした場合に用いる設備) (7号炉)



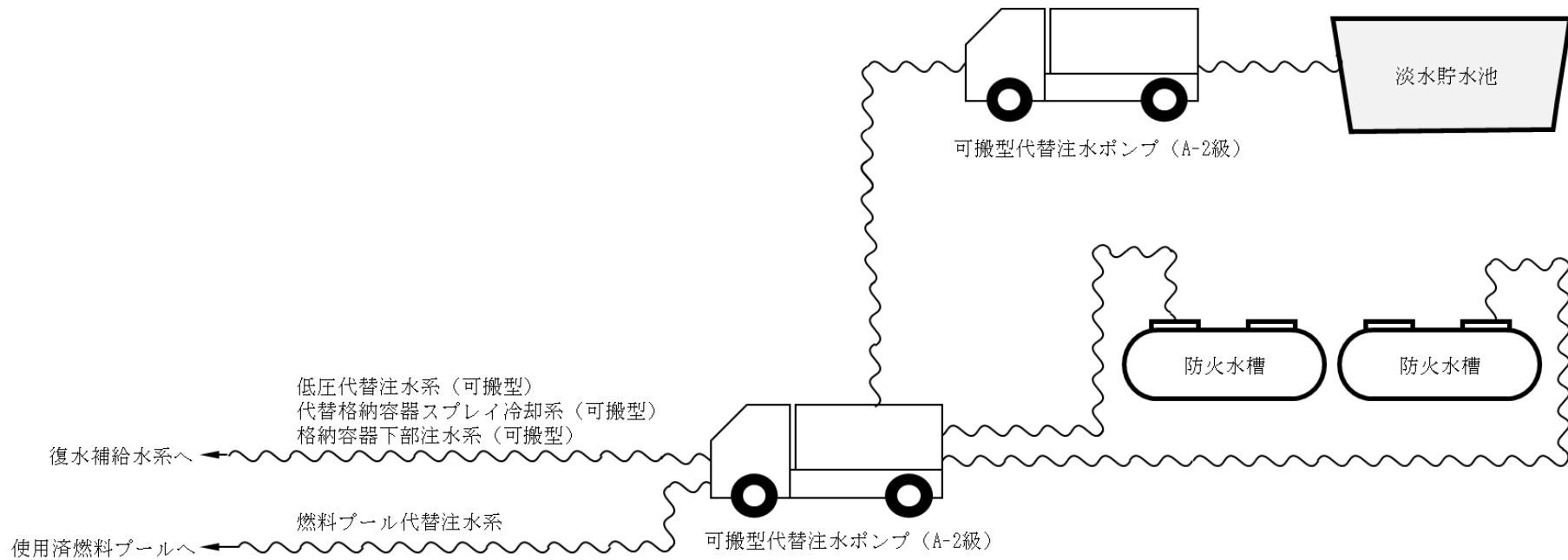
第 3.13-2 図 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備系統概要図
(サプレッション・チェンバを水源とした場合に用いる設備)



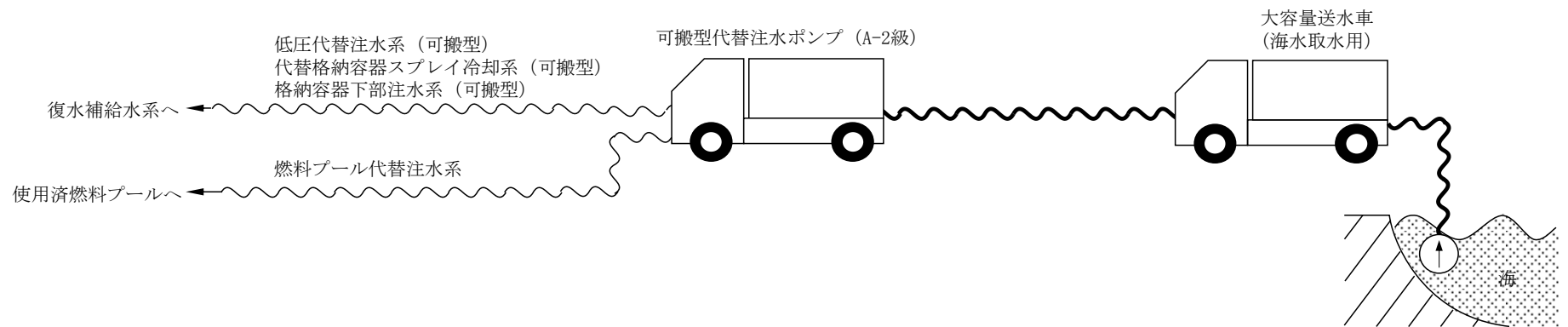
第 3.13-3 図(1) 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図
 (ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした場合に用いる設備) (6号炉)



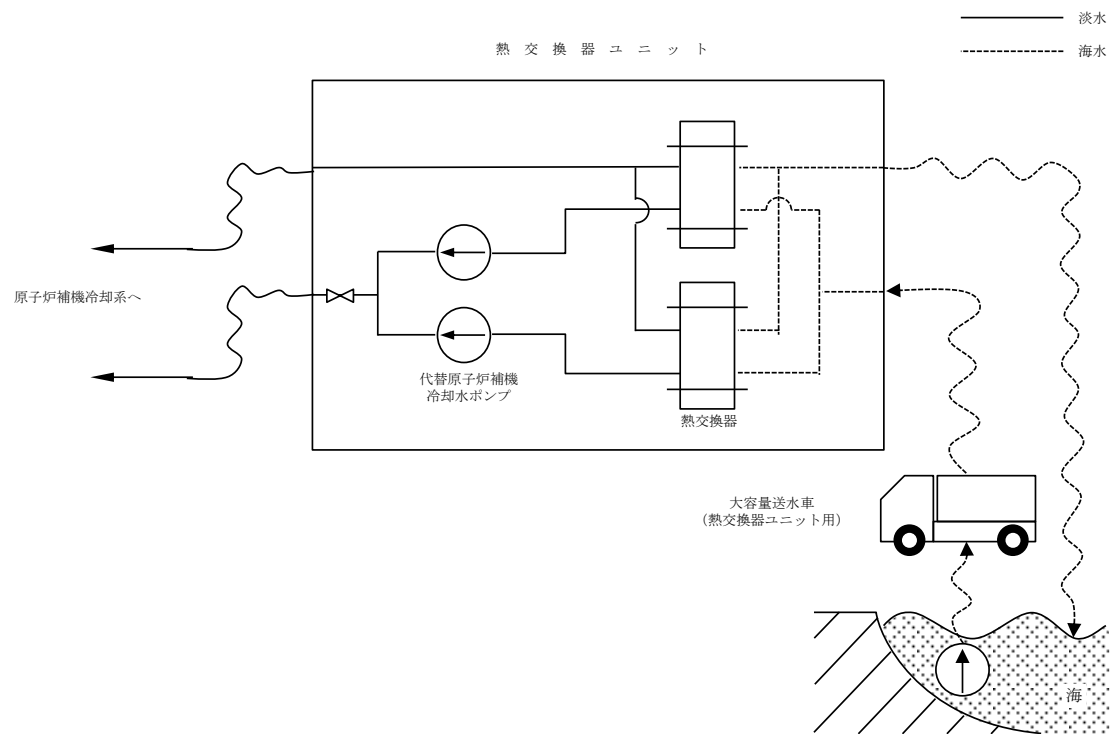
第 3.13-3 図(2) 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図
 (ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした場合に用いる設備) (7号炉)



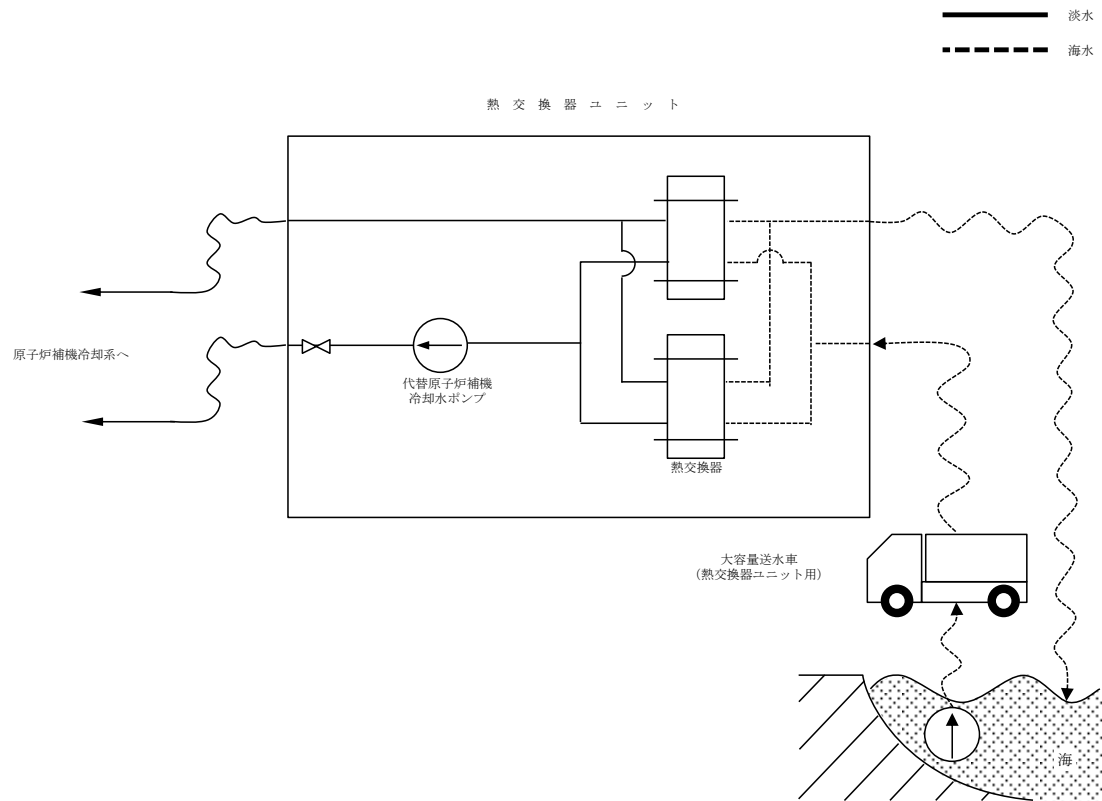
第 3.13-4 図 重大事故等の収束に必要な水の供給設備系統概要図
(代替淡水源を水源とした場合に用いる設備 (各系統の水源として使用))



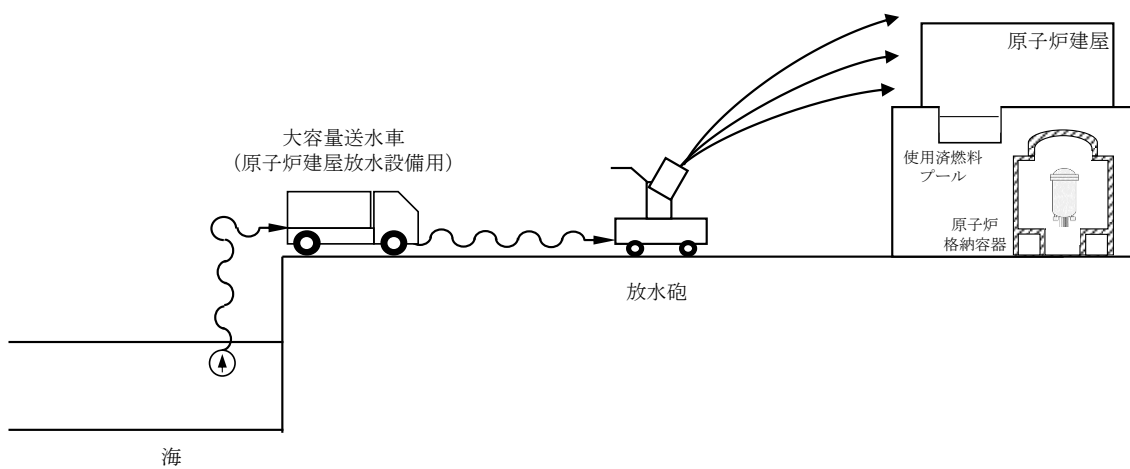
第 3.13-5 図 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図
(海を水源とした場合に用いる設備 (各系統の水源として使用))



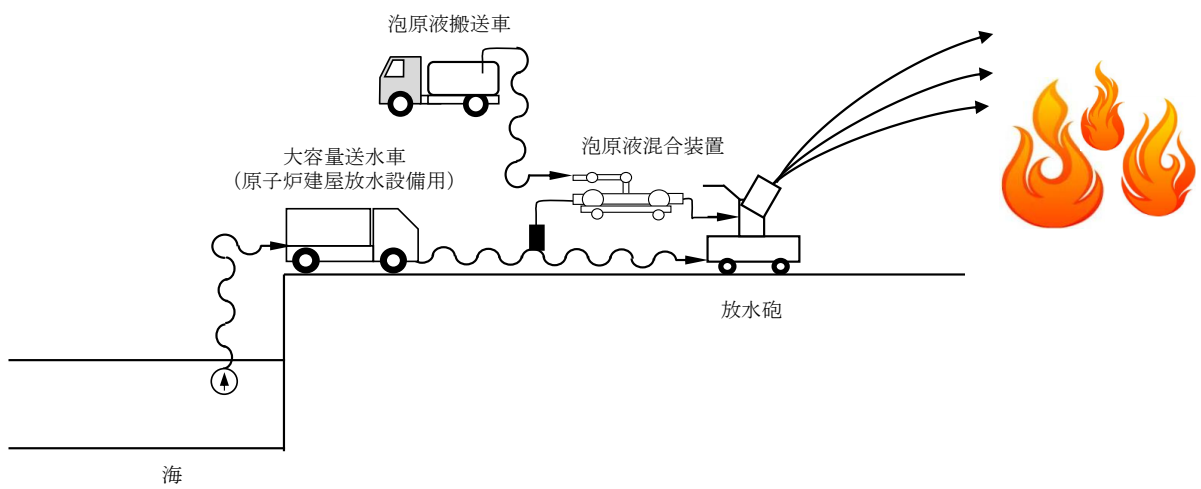
第 3.13-6 図(1) 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図
 (海を水源とした場合に用いる設備(最終ヒートシンクへの代替熱輸送)) (その 1)



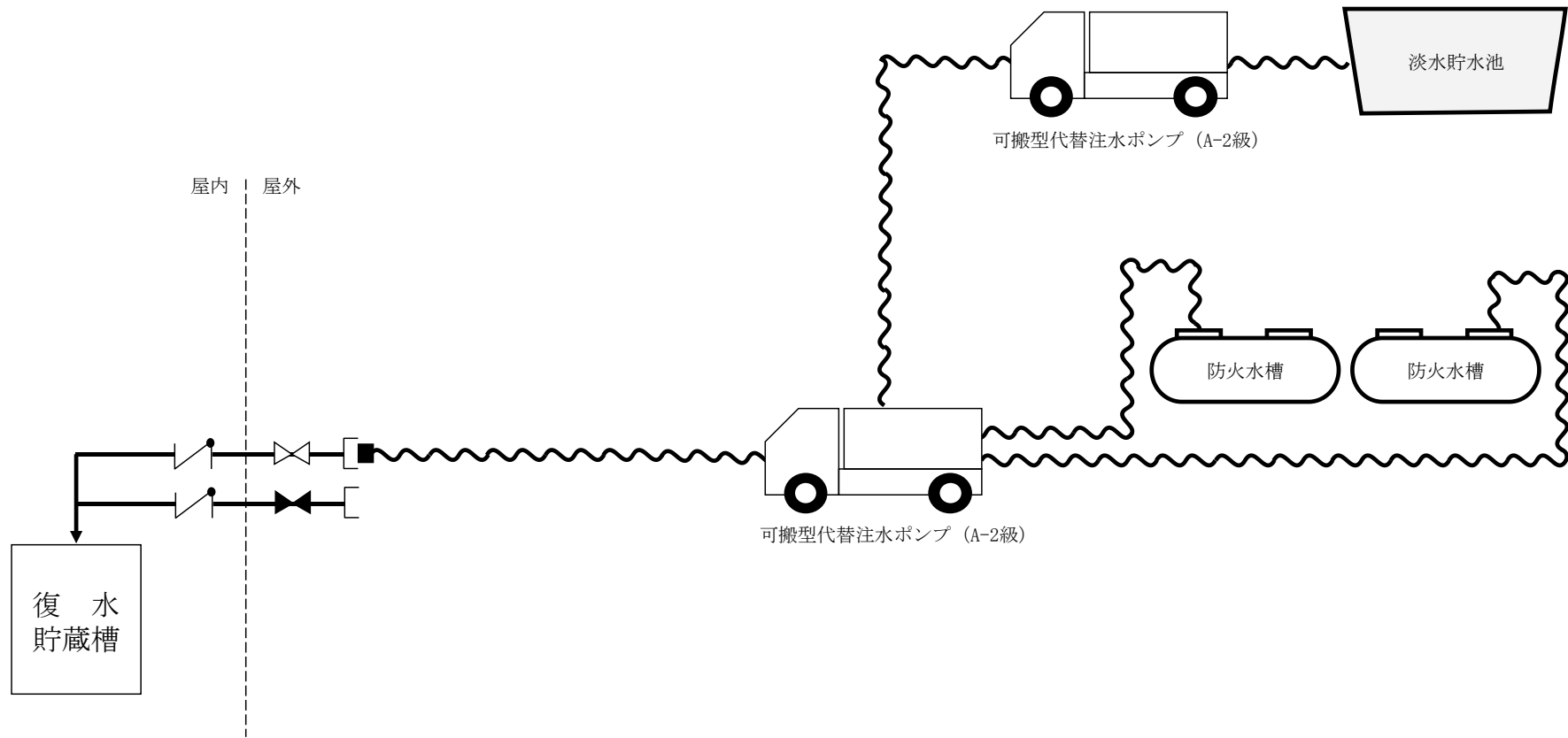
第 3.13-6 図(2) 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図
 (海を水源とした場合に用いる設備(最終ヒートシンクへの代替熱輸送)) (その 2)



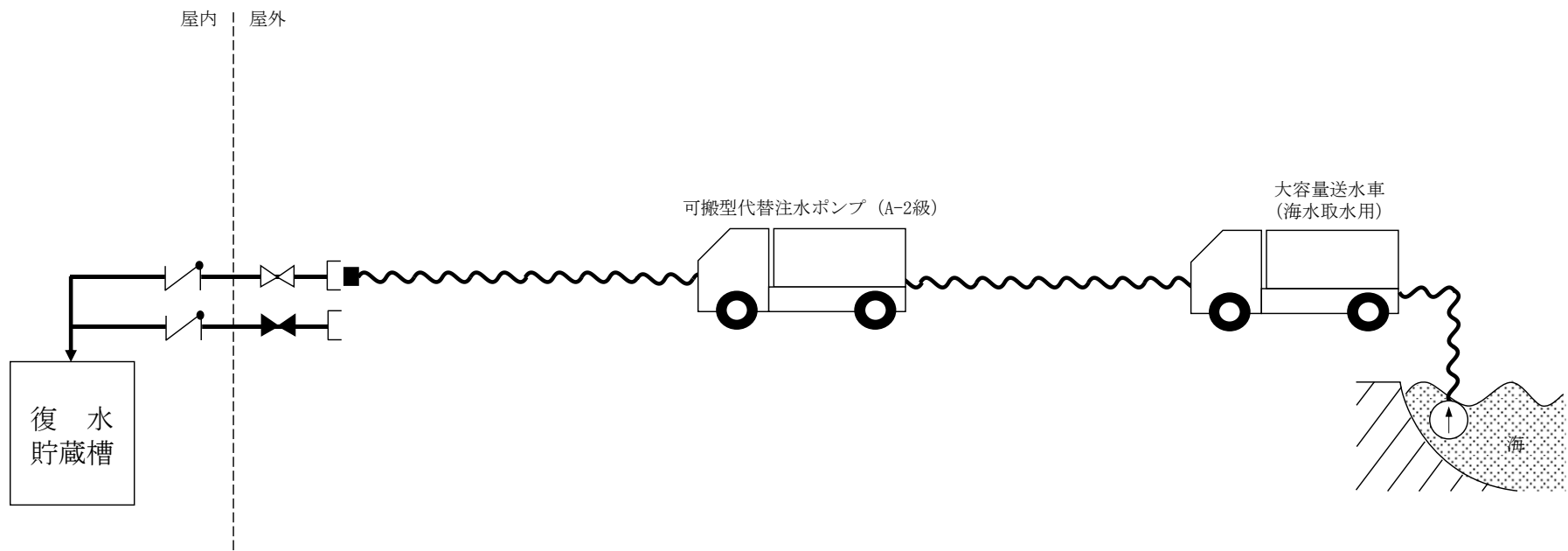
第 3.13-7 図(1) 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備系統概要図
 (海を水源とした場合に用いる設備 (大気への拡散抑制))



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ー等）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，非常用高压母線 C 系及び非常用高压母線 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，電源車を非常用高压母線 C 系及び非常用高压母線 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）

本システムの流路として、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行うことで，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行うことで，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行うことで、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も可能な設計とする。

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，設置場所でも可能な設計とする。

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，設置場所でも可能な設計とする。

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に，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に，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)

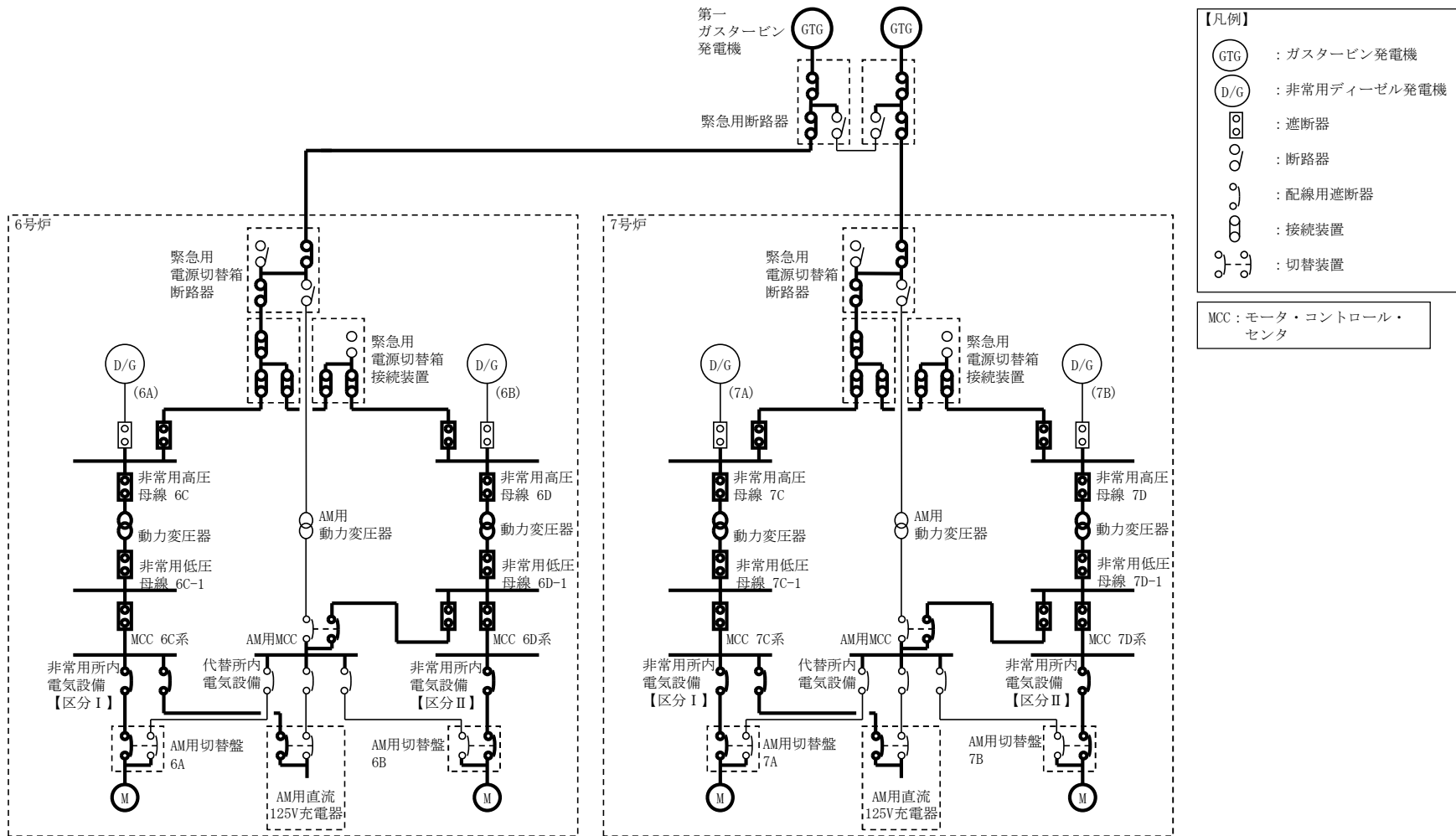
兼用する設備は以下のとおり。

- ・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)

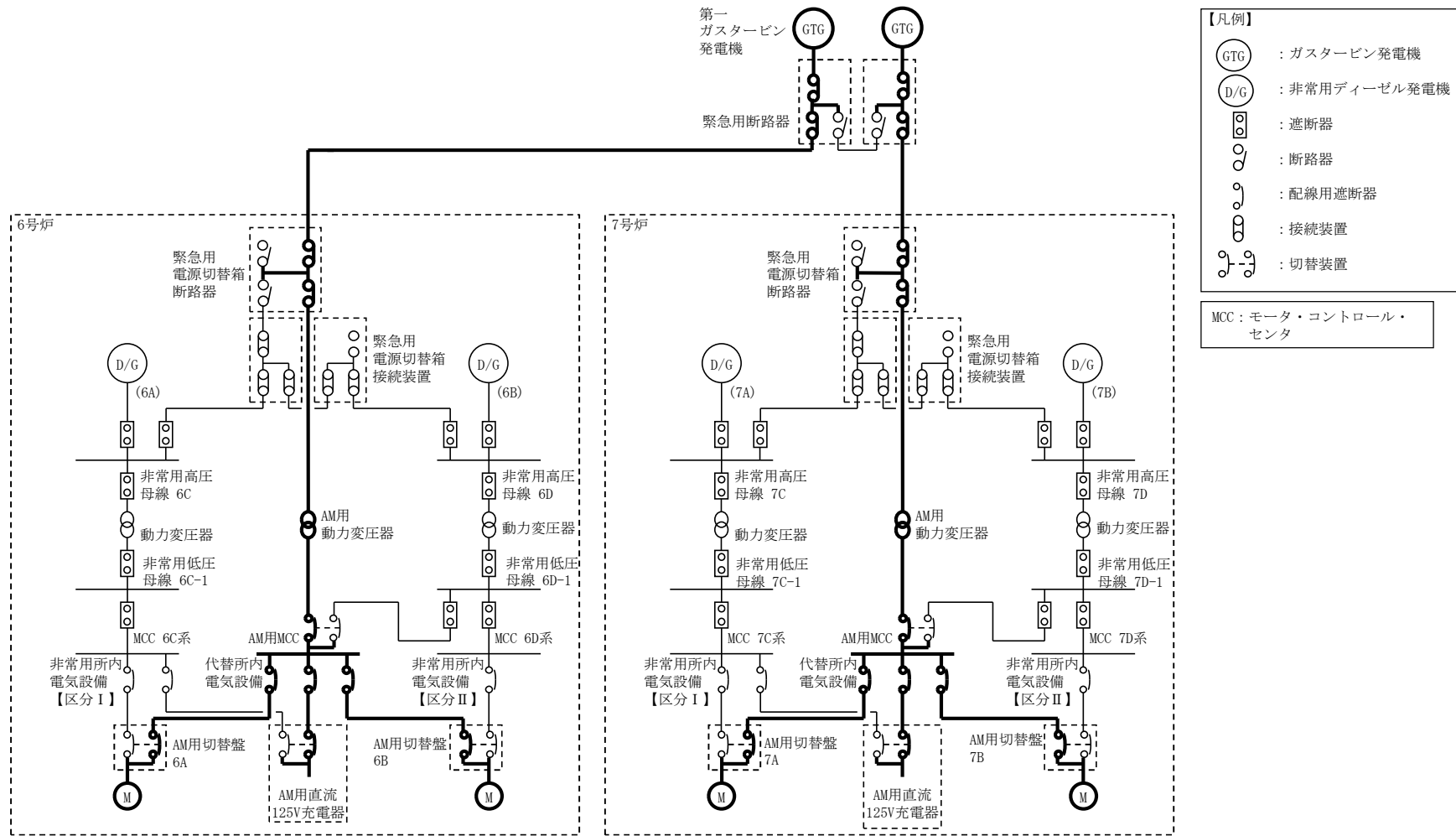
基数	1 (予備 3)
容量	約 550kL/基

b. タンクローリ (4kL) (6号及び7号炉共用)

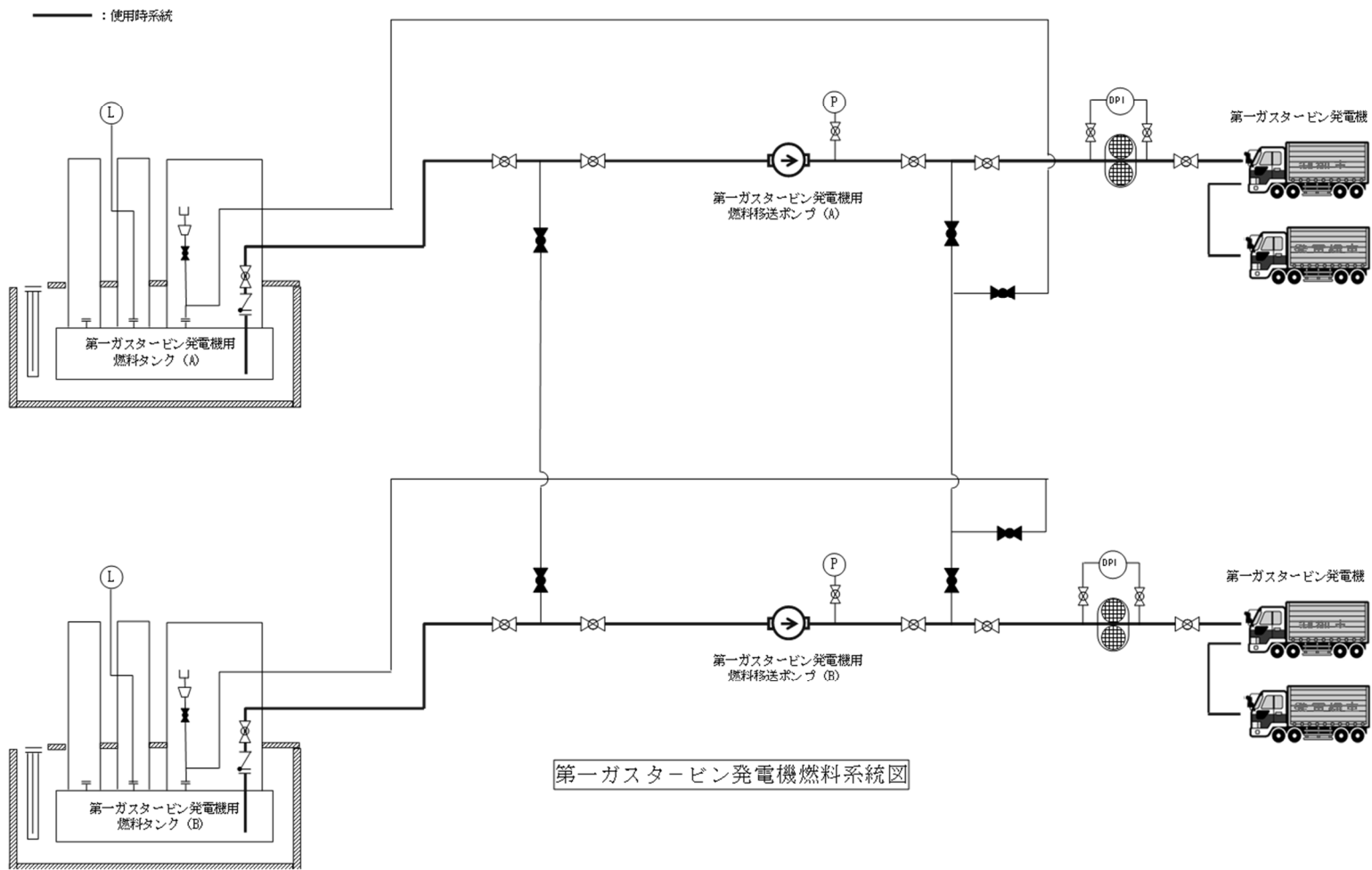
台数	3 (予備 1)
容量	約 4kL/台



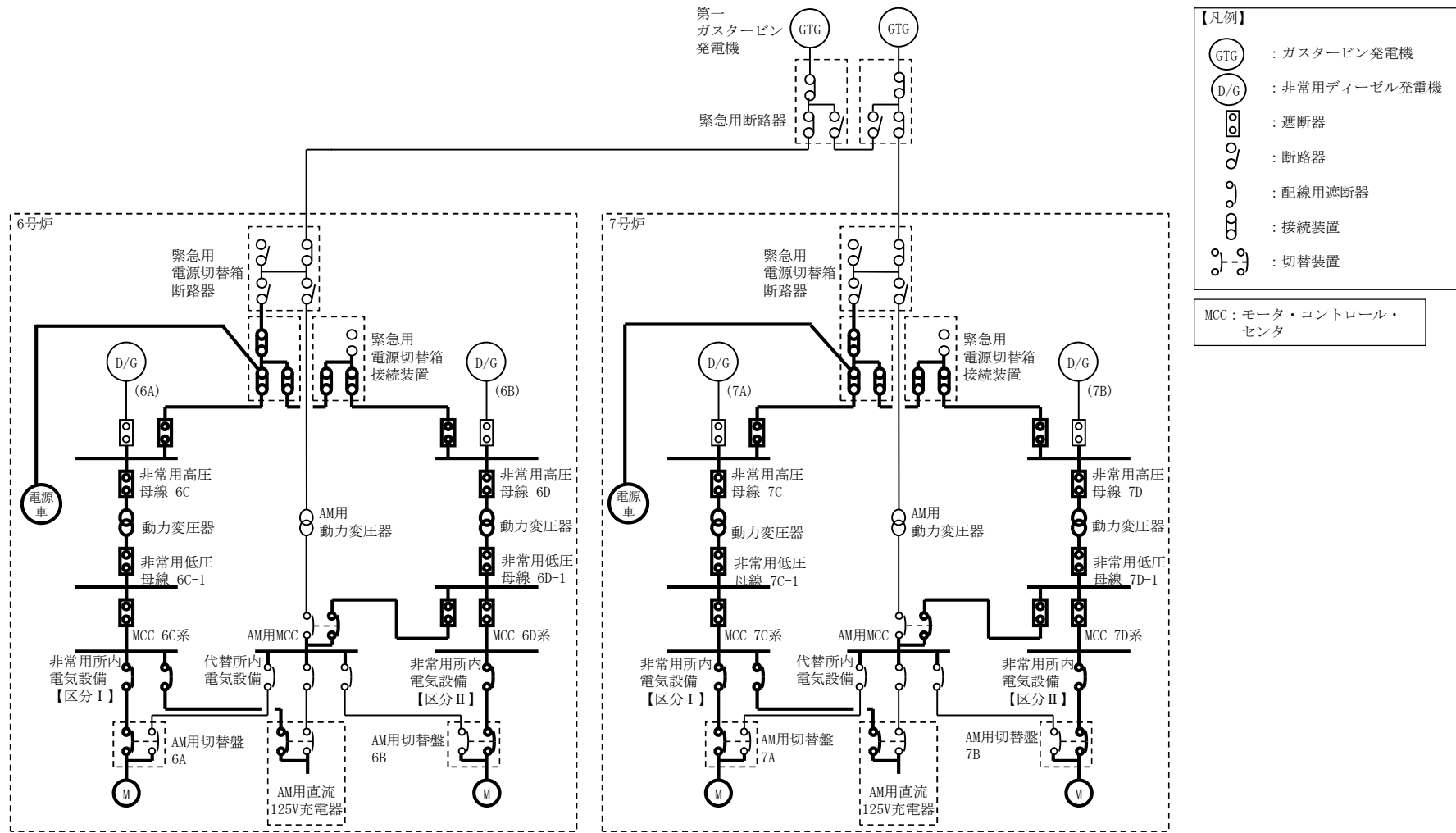
第 3.14-1 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による給電)
(第一ガスタービン発電機から非常用所内電気設備を経由して給電)



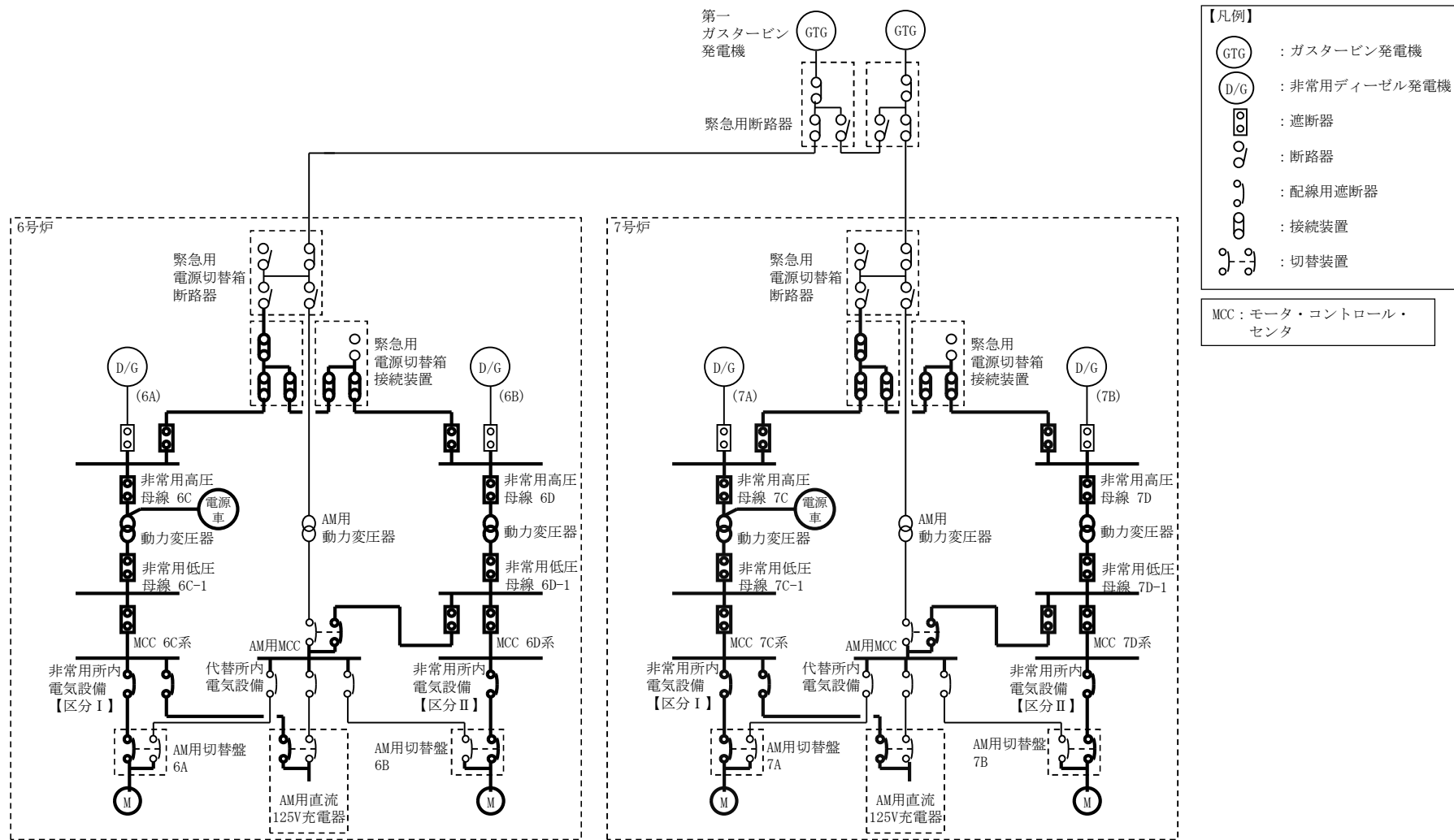
第 3. 14-2 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による給電)
(第一ガスタービン発電機から代替所内電気設備を経由して給電)



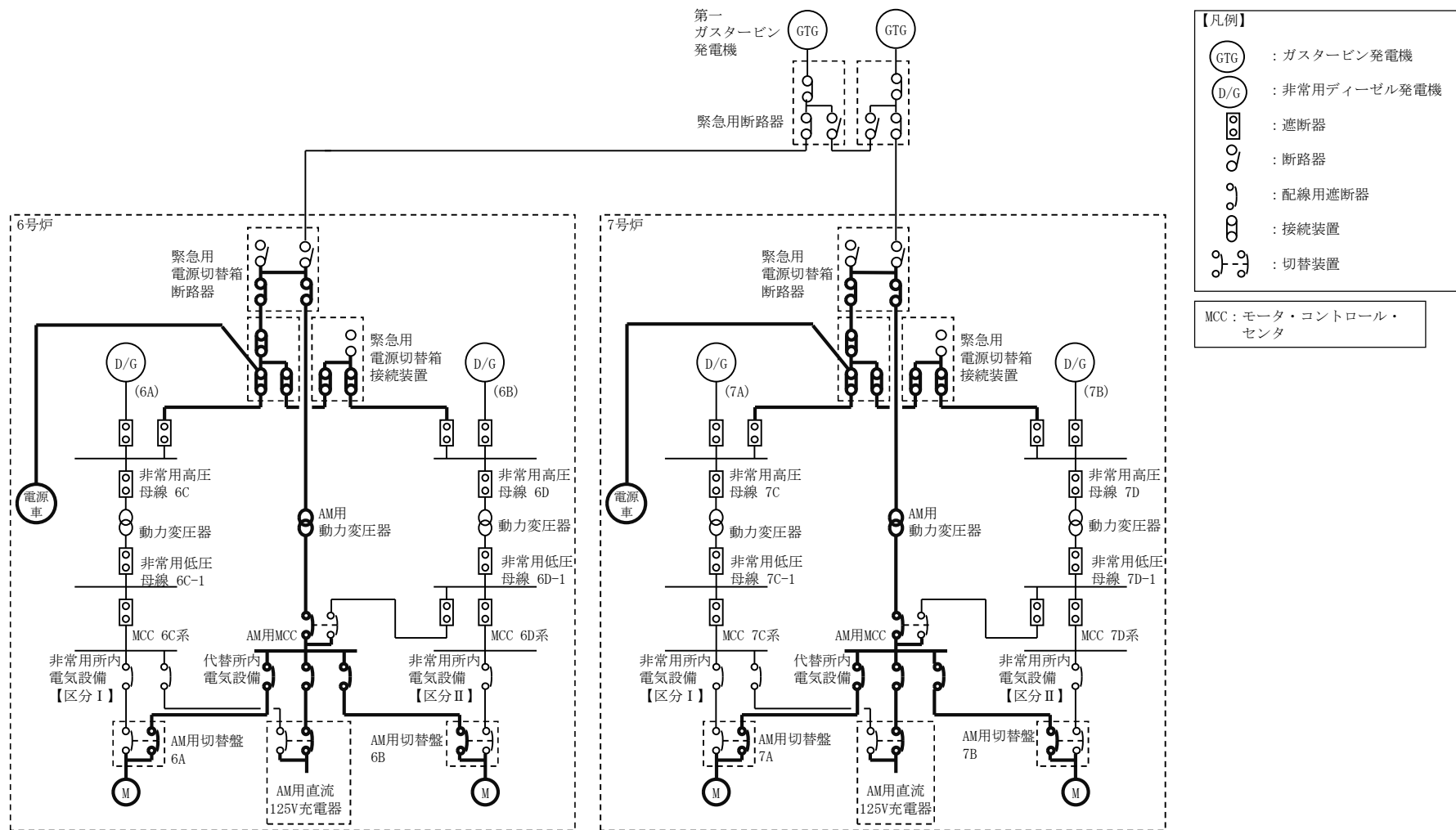
第 3. 14-3 図 代替電源設備系統概要図 (常設代替交流電源設備による給電)
(第一ガスタービン発電機の燃料系統)



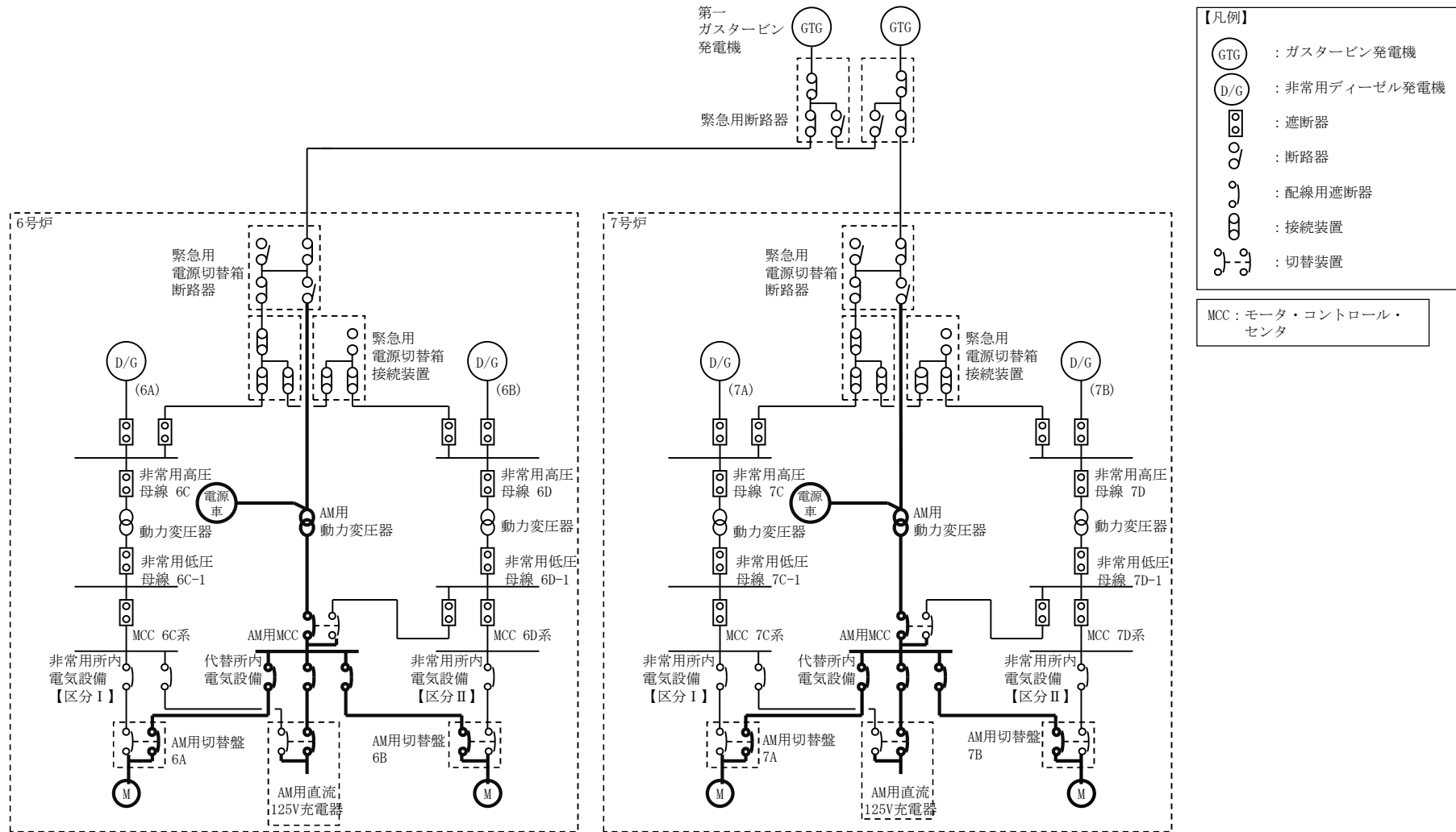
第 3.14-4 図 代替電源設備系統概要図（可搬型代替交流電源設備による給電）
（電源車から緊急用電源切替箱接続装置及び非常用所内電気設備を経由して給電）



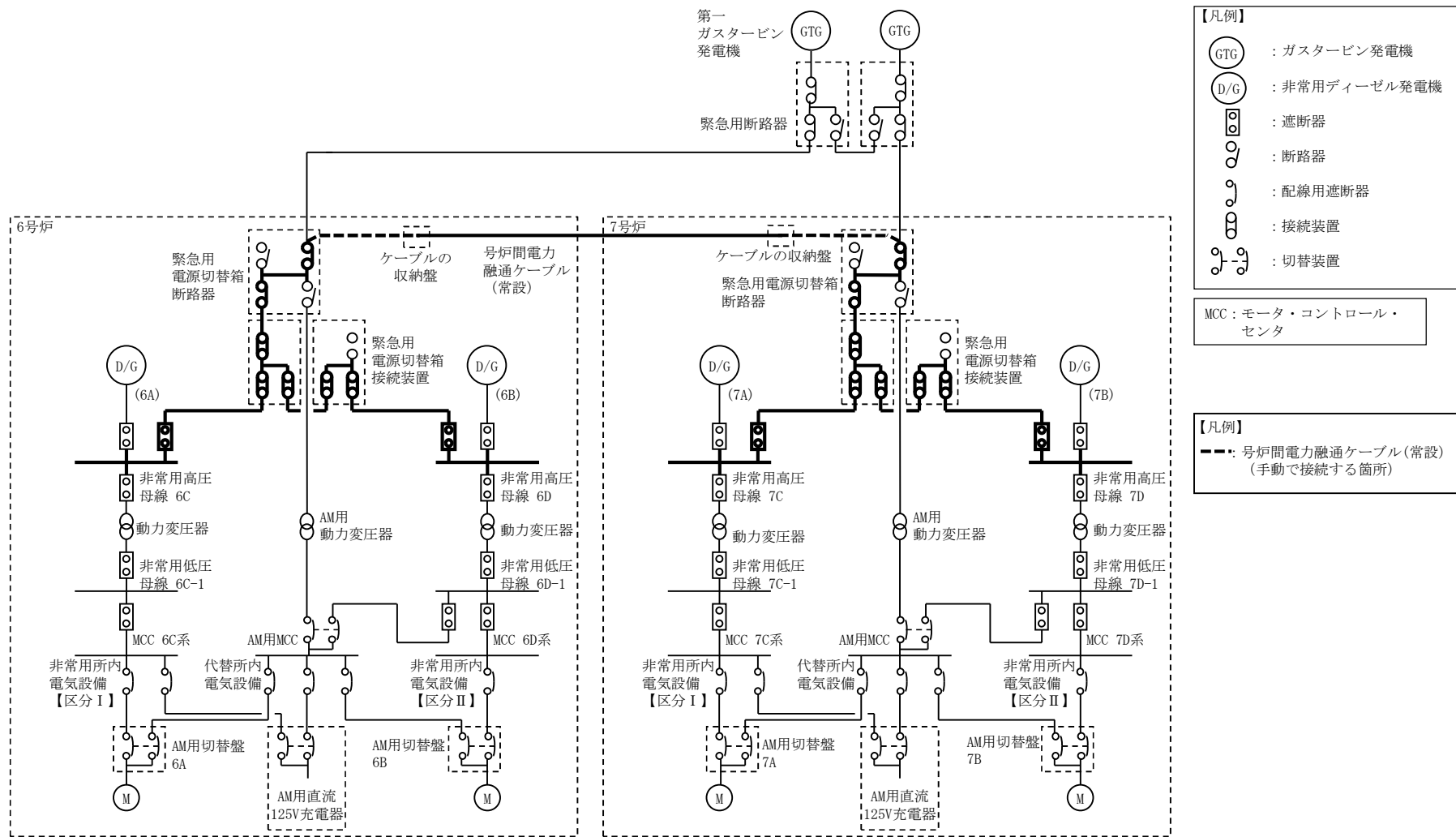
第 3.14-5 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替交流電源設備による給電)
(電源車から動力変圧器 C 系及び非常用所内電気設備を経由して給電)



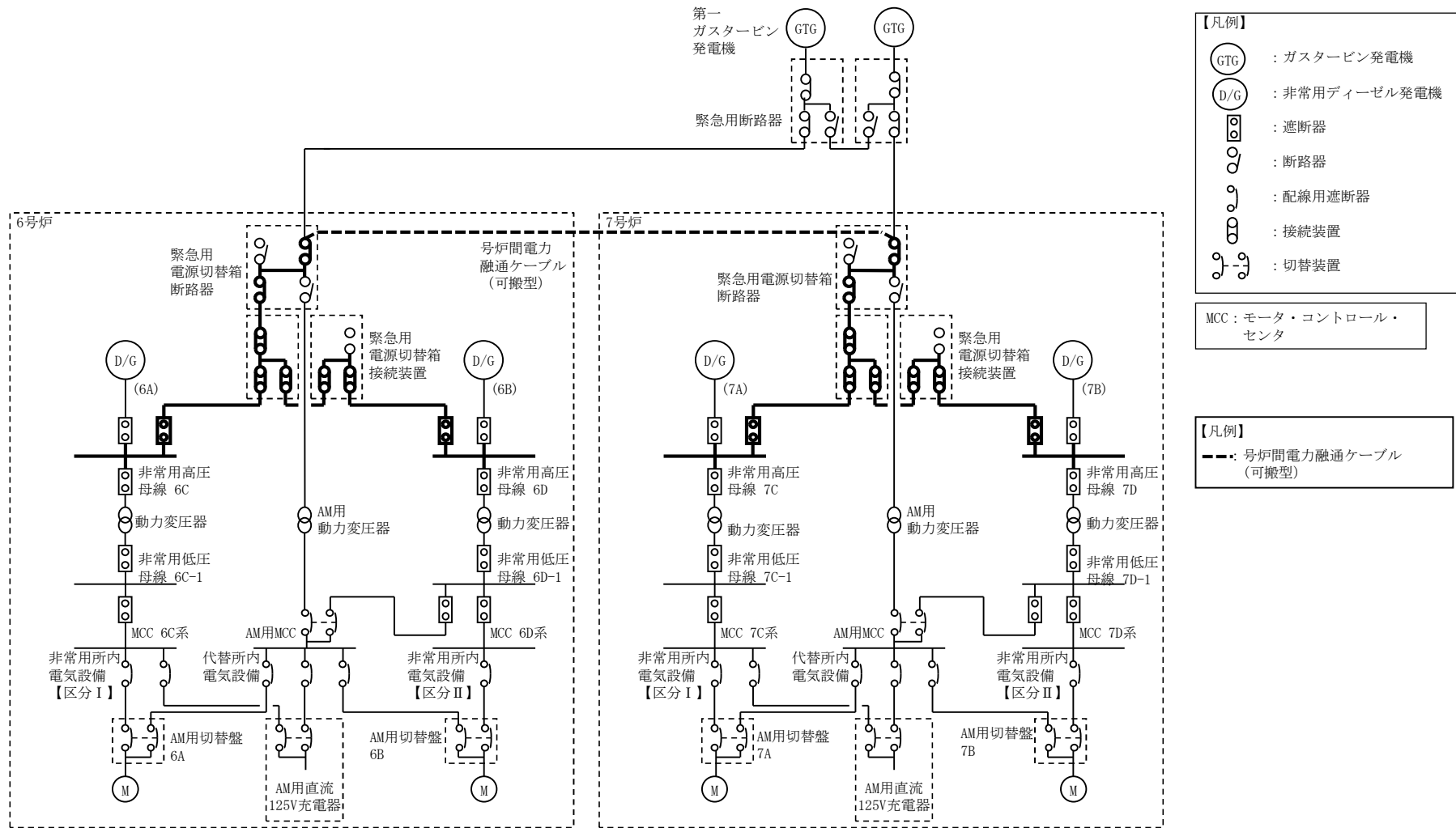
第 3.14-6 図 代替電源設備系統概要図（可搬型代替交流電源設備による給電）
（電源車から緊急用電源切替箱接続装置及び代替所内電気設備を經由して給電）



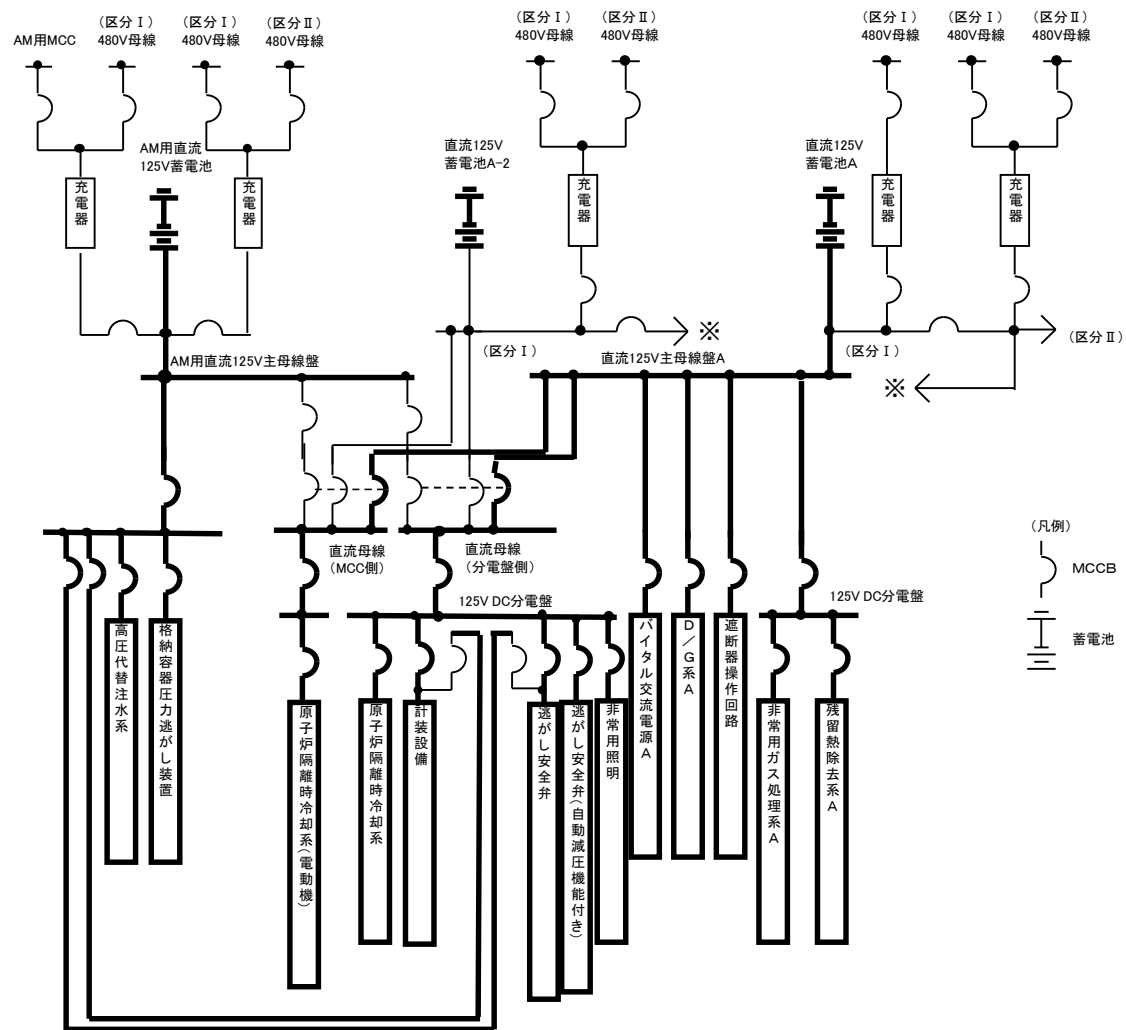
第 3.14-7 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型代替交流電源設備による給電)
(電源車から AM 用動力変圧器及び代替所内電気設備を経由して給電)



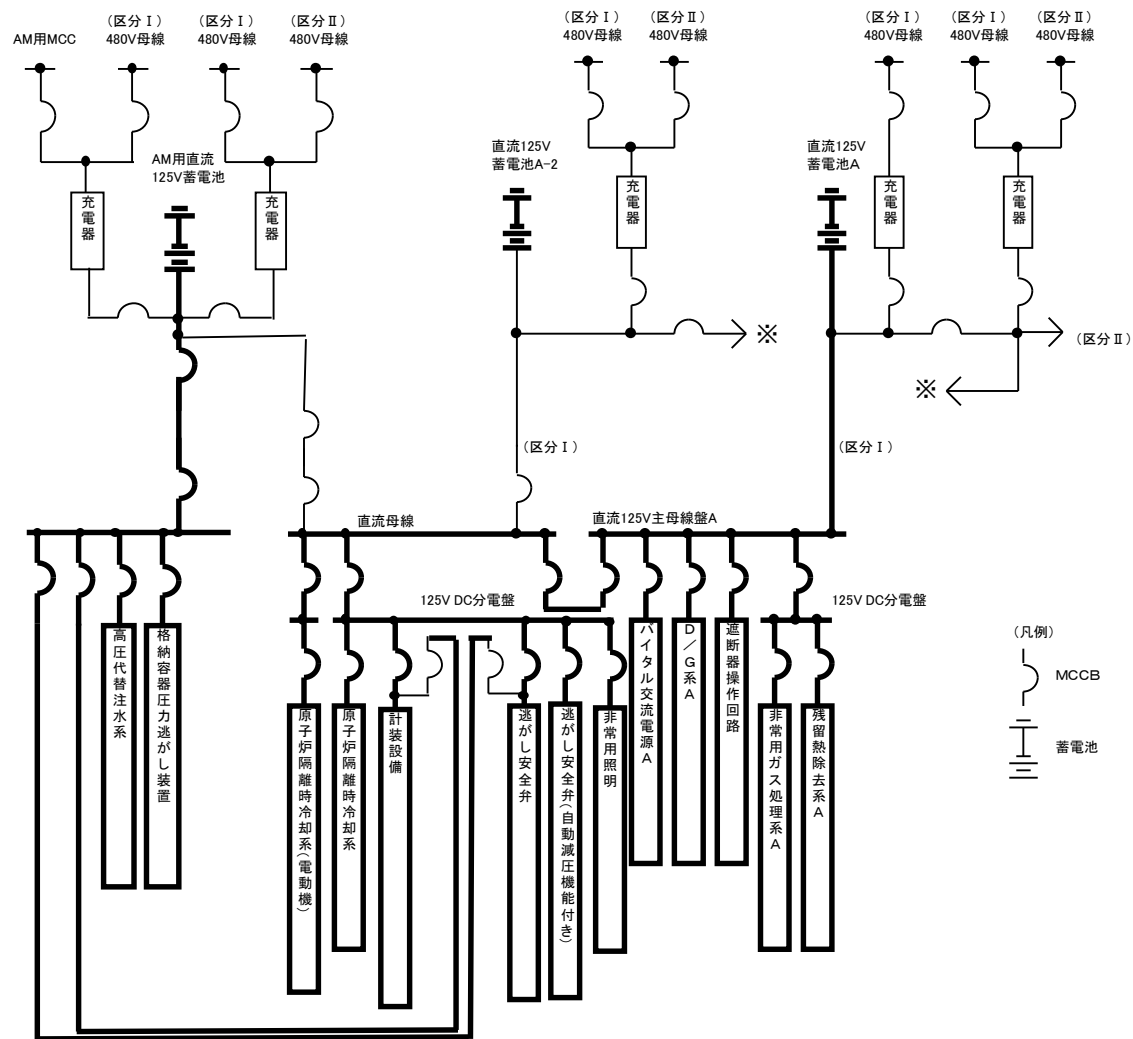
第 3.14-8 図 代替電源設備系統概要図 (号炉間電力融通電気設備による給電)
(号炉間電力融通ケーブル (常設) による給電)



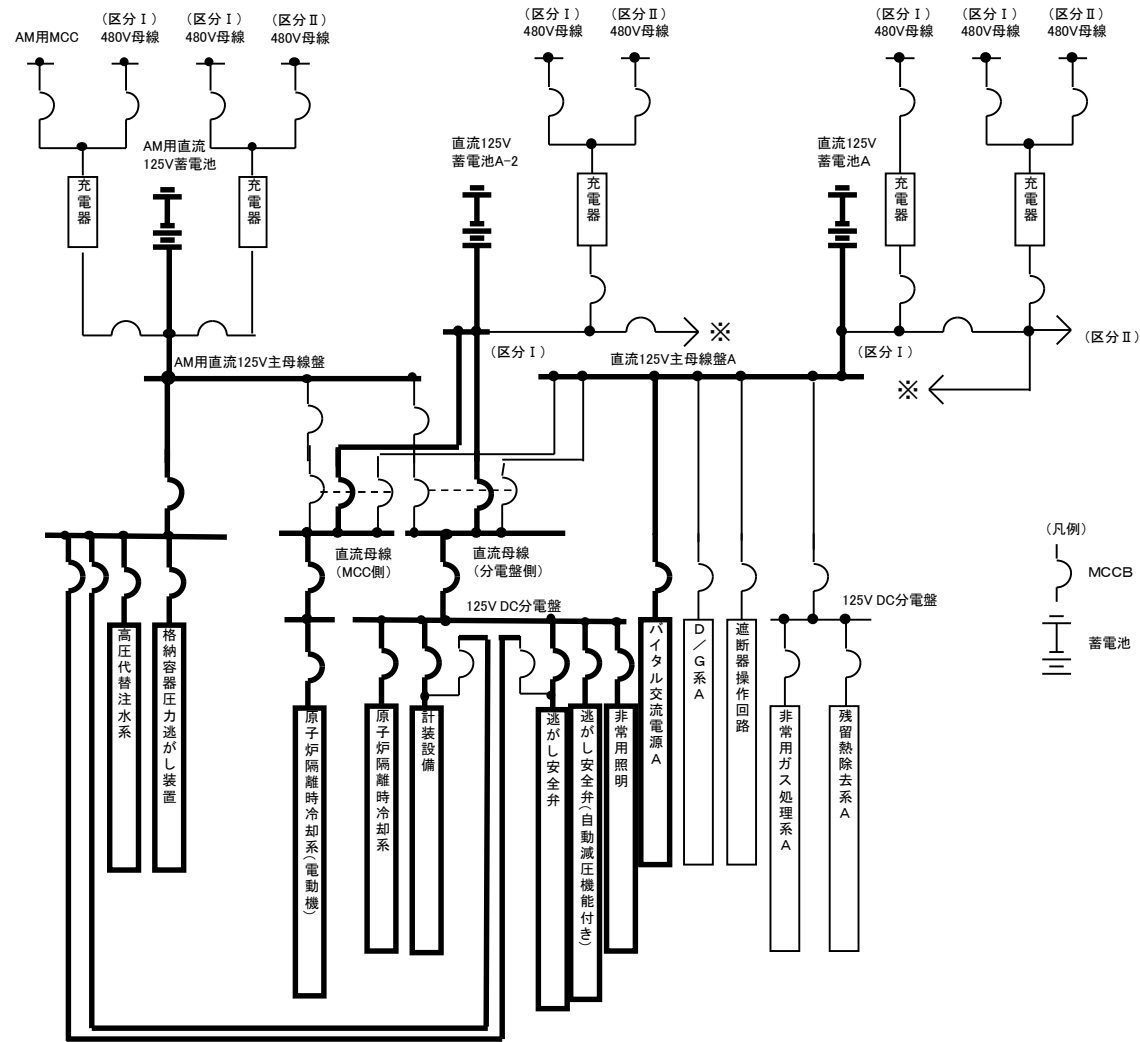
第 3.14-9 図 代替電源設備系統概要図 (号炉間電力融通電気設備による給電)
(号炉間電力融通ケーブル (可搬型) による給電)



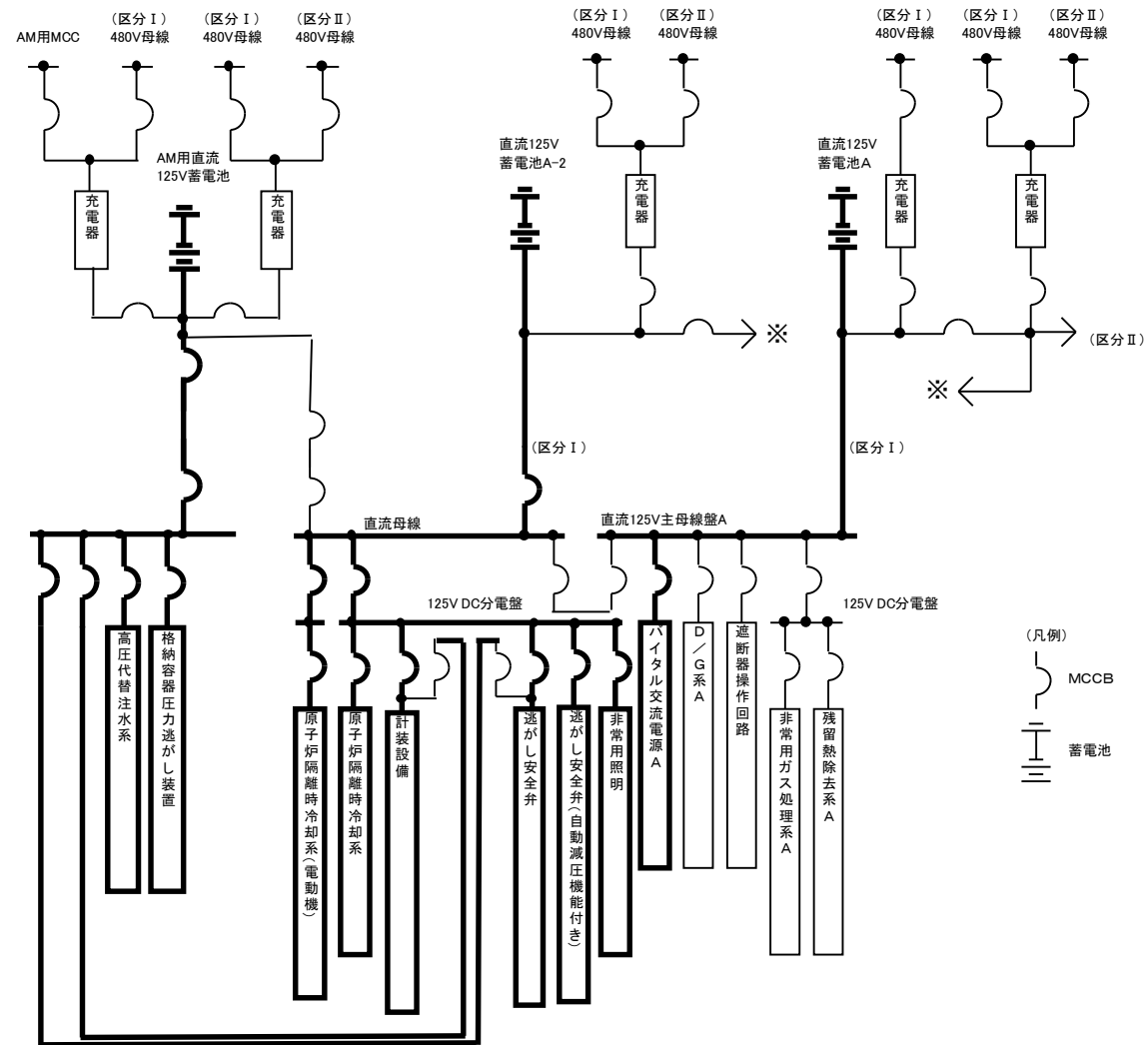
第 3.14-10 図(1) 代替電源設備系統概要図 (所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電) (直流 125V 蓄電池 A による給電) (6 号炉)



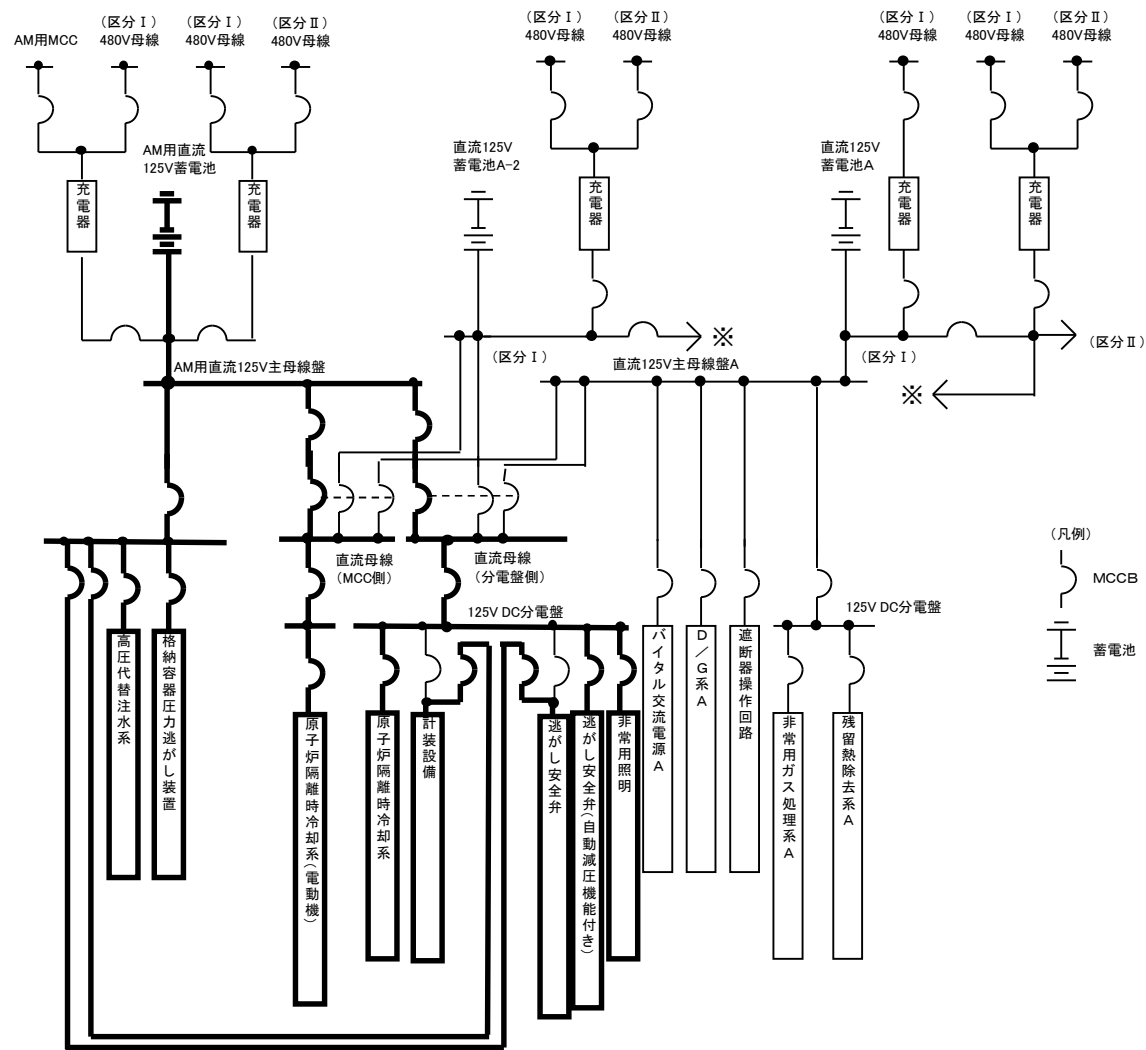
3. 14-10 図(2) 代替電源設備系統概要図 (所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電) (直流 125V 蓄電池 A による給電) (7 号炉)



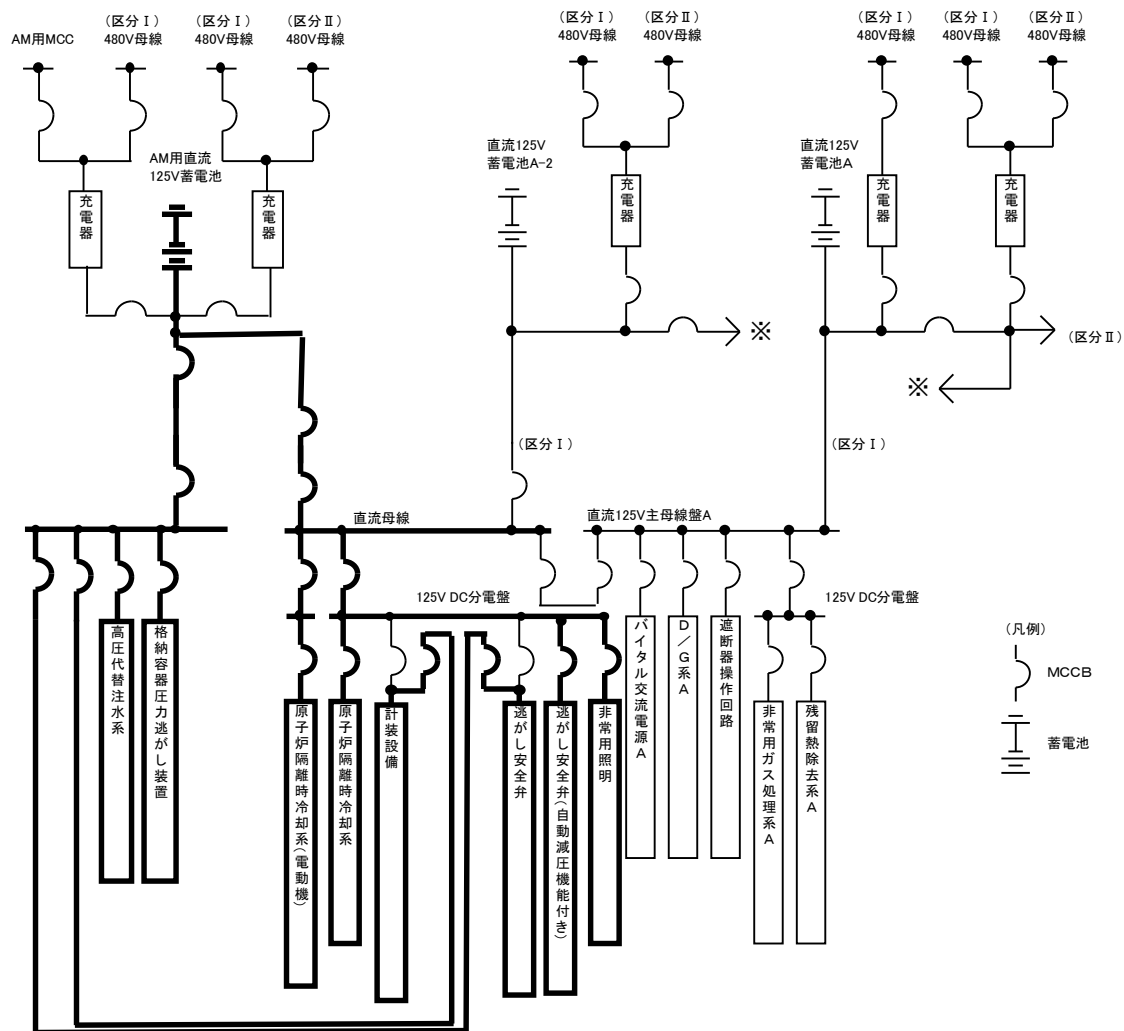
第 3. 14-11 図(1) 代替電源設備系統概要図 (所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電) (直流 125V 蓄電池 A-2 による給電) (6 号炉)



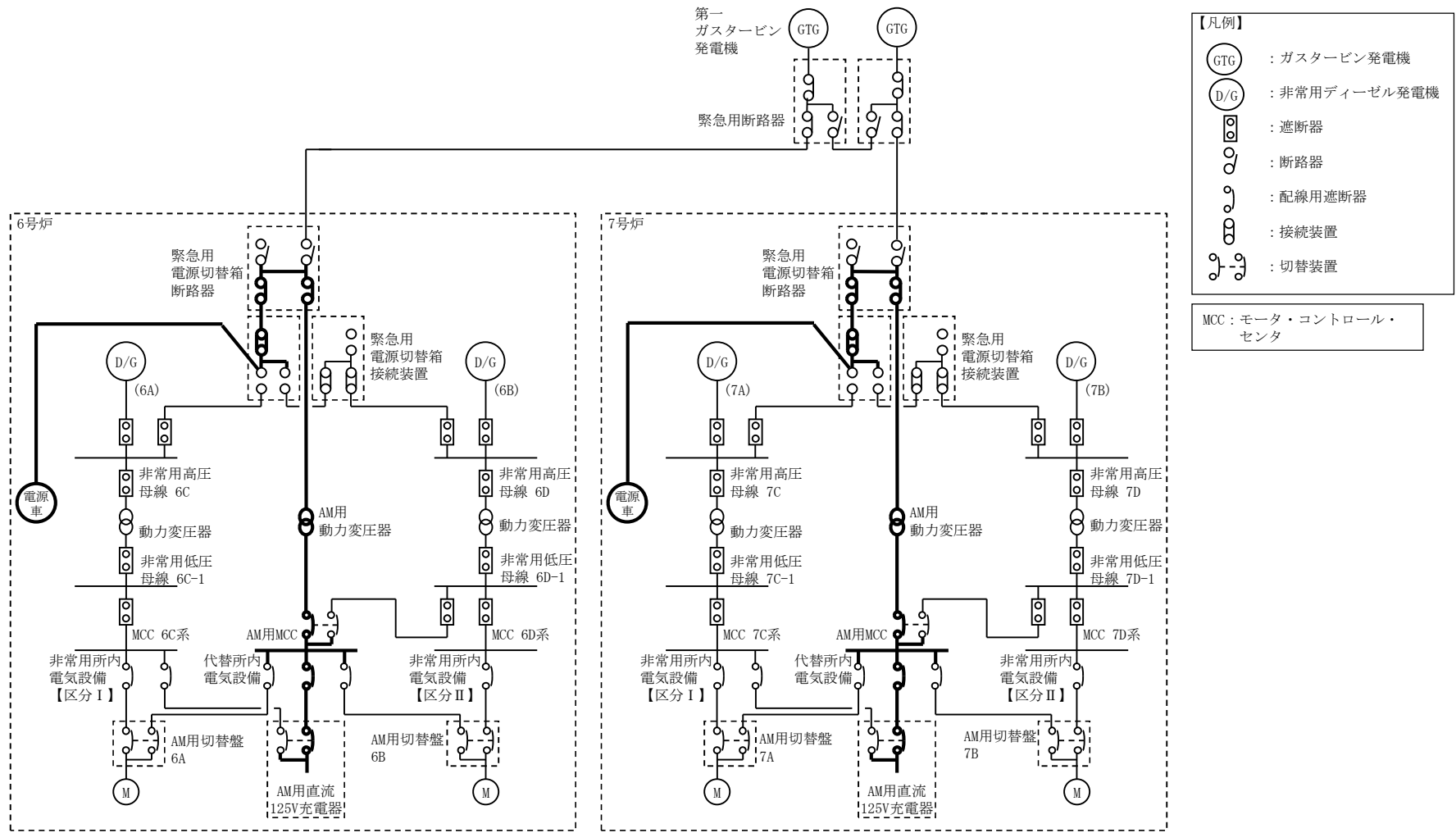
第 3. 14-11 図(2) 代替電源設備系統概要図 (所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電) (直流 125V 蓄電池 A-2 による給電) (7 号炉)



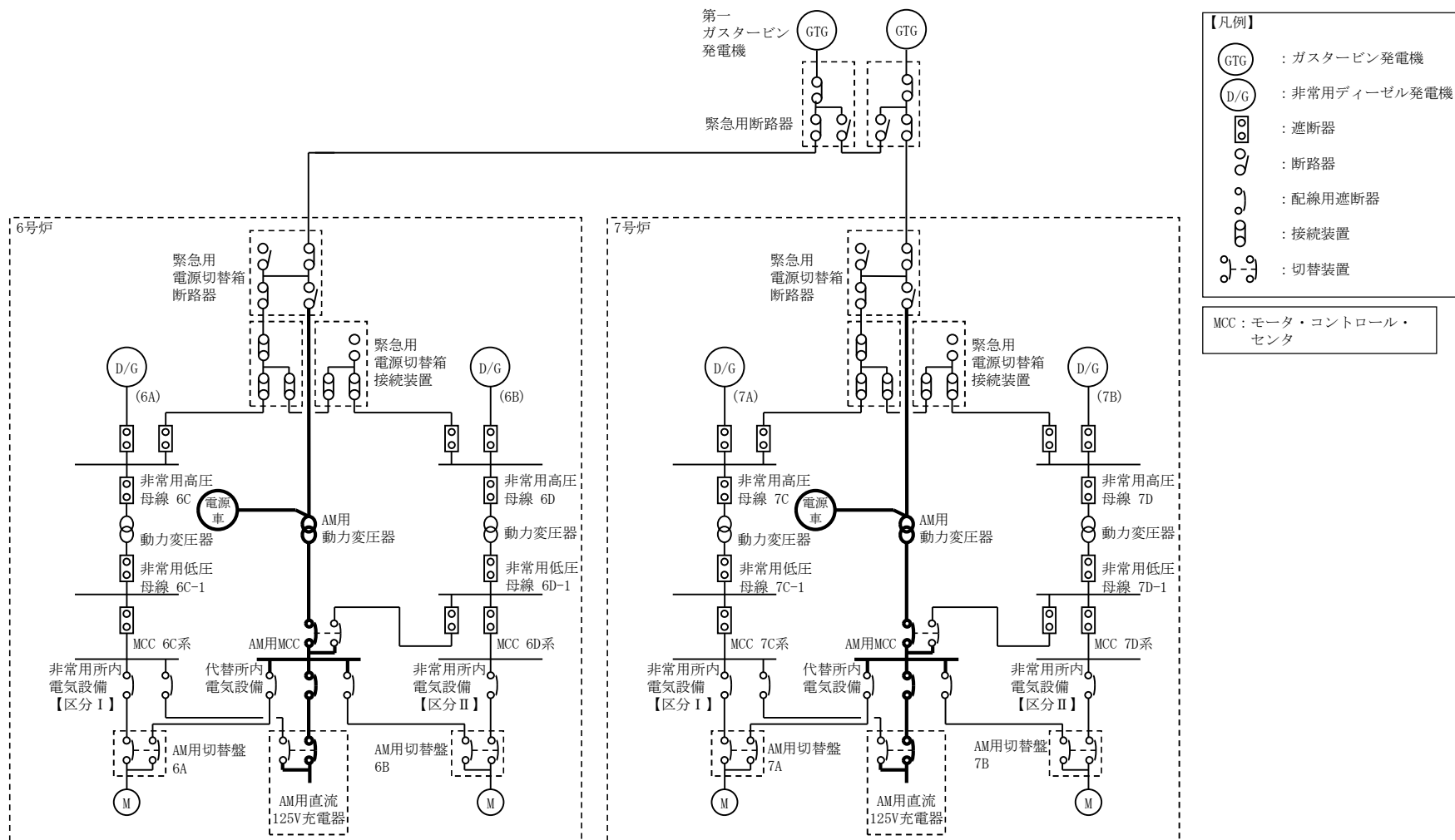
第 3.14-12 図(1) 代替電源設備系統概要図 (所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電) (AM用直流125V蓄電池による給電) (6号炉)



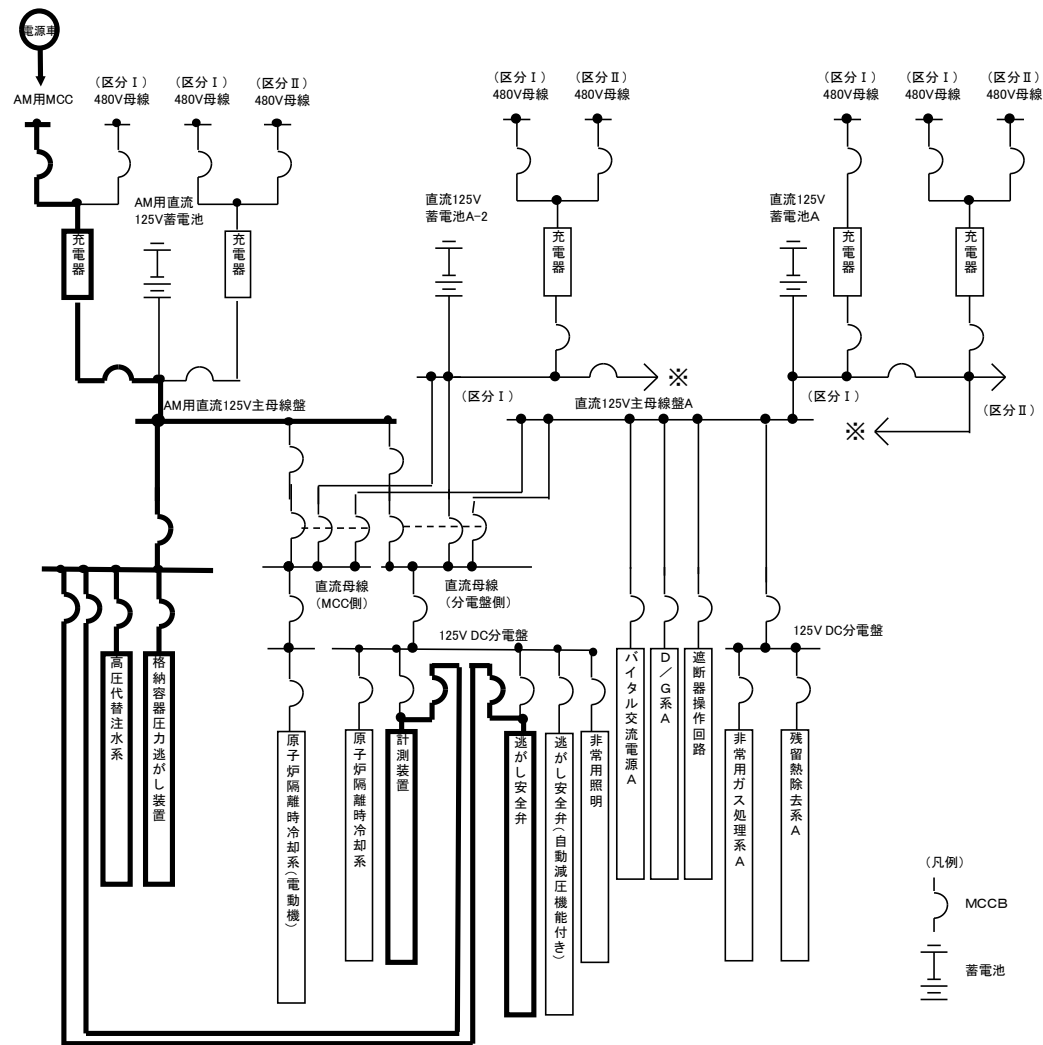
第 3. 14-12 図(2) 代替電源設備系統概要図 (所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備による給電) (AM用直流125V蓄電池による給電) (7号炉)



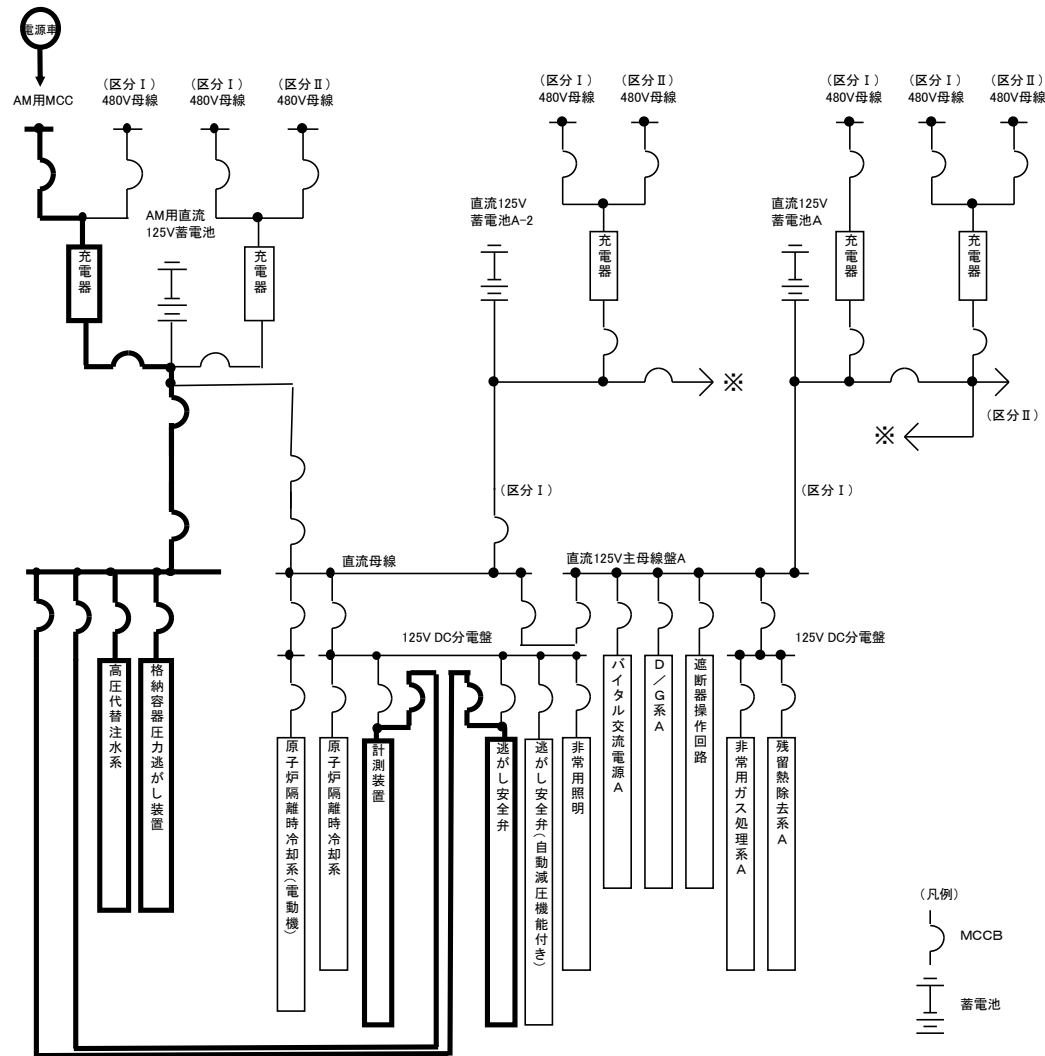
第 3.14-13 図 代替電源設備系統概要図（可搬型直流電源設備による給電）
（電源車から緊急用電源切替箱接続装置を経由して給電）



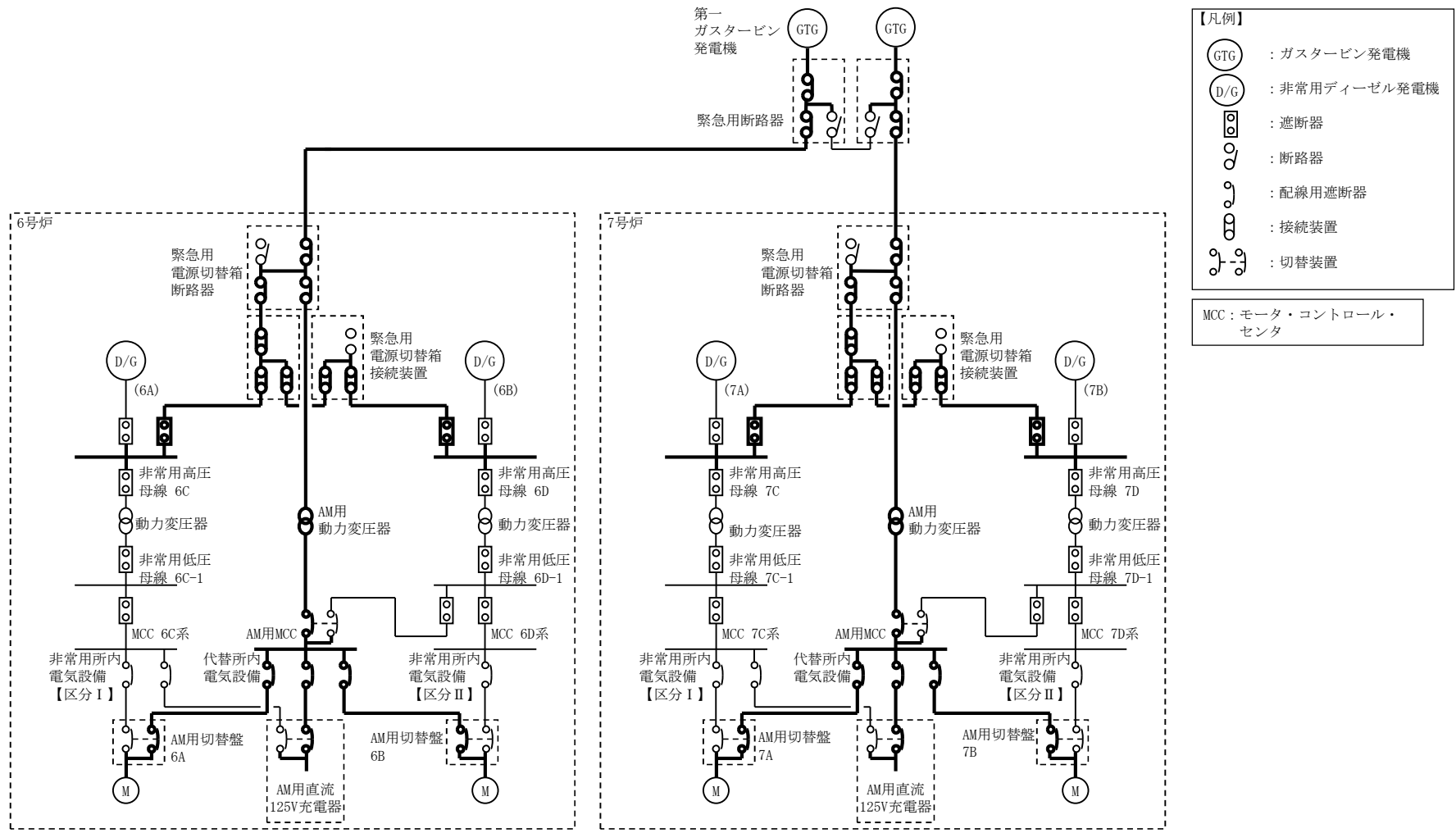
第 3. 14-14 図 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電)
(電源車から AM 用動力変圧器を経由して給電)



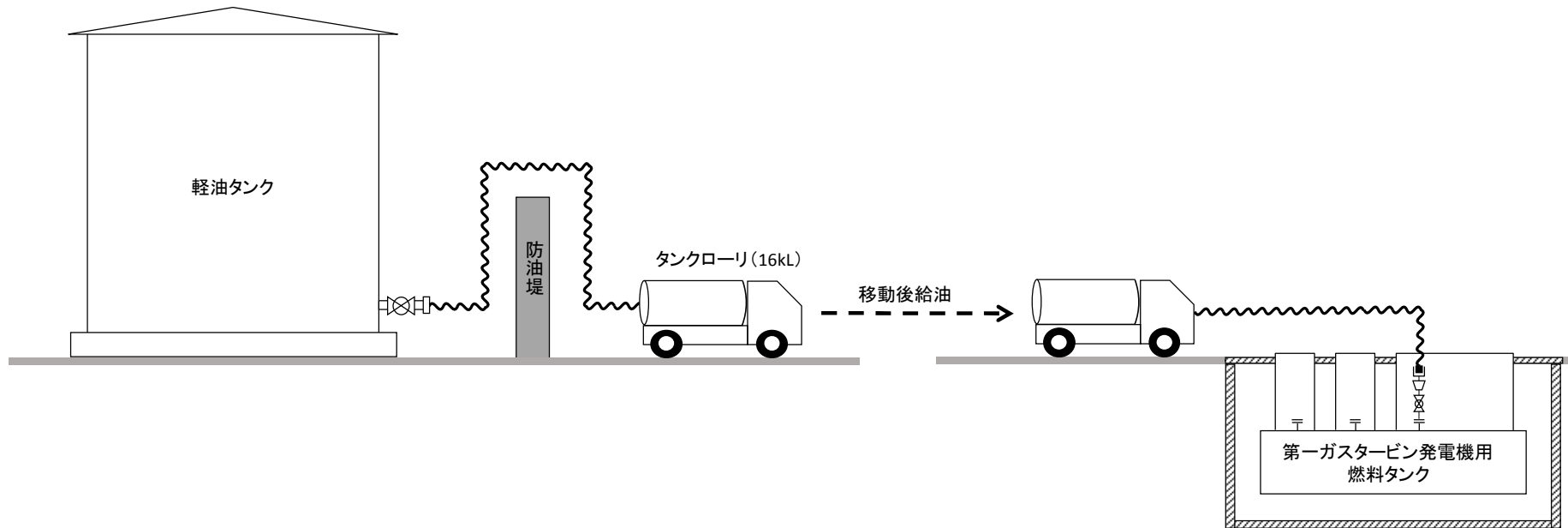
第 3. 14-15 図(1) 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電)
(AM 用直流 125V 充電器による給電) (6 号炉)



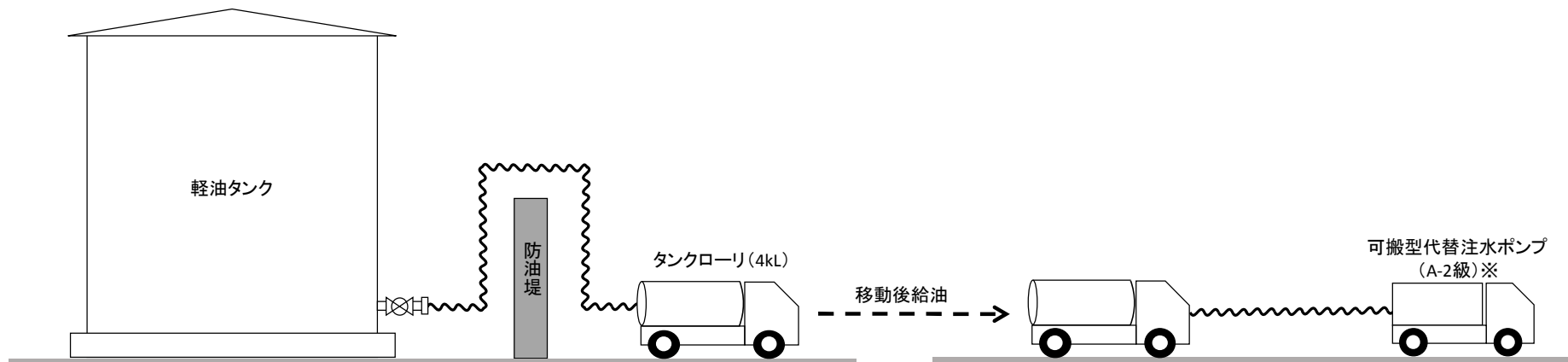
第 3. 14-15 図(2) 代替電源設備系統概要図 (可搬型直流電源設備による給電)
(AM用直流 125V 充電器による給電) (7号炉)



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（サブプレッション・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 出力 起動時間 使用燃料	3 約 5,000kW/台 (連続) 約 13 秒 軽油
発電機 台数 種類 容量 力率 電圧 周波数	3 横軸回転界磁 3 相同期発電機 約 6,250kVA/台 0.8 6.9kV 50Hz
軽油タンク 基数 容量	2 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な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（重大事故等対策設備）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 重大事故等対策設備

(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な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なパラメータは、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、電氣的に分離し、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氣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）
- ・ドライウエル雰囲気温度
- ・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) 原子炉压力容器温度

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 0～300m³/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 0～300m³/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, 000m³/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 0～200m³/h

7号炉 0～150m³/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 0～350m³/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 0～1,500m³/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 0～150m³/h

7号炉 0～100m³/h

(14) ドライウェル雰囲気気温度

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)

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	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$

(24) 格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C)

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 $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$

(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 $10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)

$0 \sim 40\%$ 又は $0 \sim 125\%$ ($1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)

(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 $0 \sim 125\%$ ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)

(27) 復水補給水系温度 (代替循環冷却)

個 数 1

計測範囲 $0 \sim 200^\circ\text{C}$

(28) フィルタ装置水位

個 数 2

計測範囲 $0 \sim 6,000 \text{mm}$

(29) フィルタ装置入口圧力

個 数 1

計測範囲 $0 \sim 1 \text{MPa} [\text{gage}]$

(30) フィルタ装置出口放射線モニタ

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 $10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$

(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

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 $10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$

(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 0～4,000m³/h

区分Ⅲ 0～3,000m³/h

7号炉 区分Ⅰ, Ⅱ 0～3,000m³/h

区分Ⅲ 0～2,000m³/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 0～2,000m³/h

7号炉 0～1,500m³/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 3.11-1 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。

(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 (原子炉压力容器零レベルより 1,224cm)

*2 : 基準点は有効燃料棒頂部 (原子炉压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						
	原子炉水位（燃料域）*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（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				
	高压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						
	高压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	高压代替注水系系統流量	1	0~300m ³ /h	—*8	高压代替注水系ポンプの最大注水量(182m ³ /h)を監視可能。	1	
	原子炉隔離時冷却系系統流量	1	0~300m ³ /h	0~182m ³ /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量(182m ³ /h)を監視可能。		
	高压炉心注水系系統流量	2	0~1000m ³ /h	0~727m ³ /h	高压炉心注水系ポンプの最大注水量(727m ³ /h)を監視可能。		
	復水補給水系流量(RHR A系代替注水流量)	1	0~200m ³ /h(6号炉) 0~150m ³ /h(7号炉)	—*8	復水移送ポンプを用いた低压代替注水系(RHR A系ライン)における最大注水量(90m ³ /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	0~350m ³ /h	—*8	復水移送ポンプを用いた低压代替注水系(RHR B系ライン)における最大注水量(300m ³ /h)を監視可能。		
	残留熱除去系系統流量	3	0~1500m ³ /h	0~954m ³ /h	残留熱除去系ポンプの最大注水量(954m ³ /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。					
	サブプレッション・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	0~150m ³ /h(6号炉) 0~100m ³ /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(90m ³ /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	ドライウエル雰囲気温度	2	0~300℃	最大値:138℃	格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	1	
	サブプレッション・チェンバ気体温度*2	1	0~300℃	最大値:138℃			
	サブプレッション・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])におけるサブプレッション・チェンバ・プール水の飽和温度(約166℃)を監視可能。	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						

(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。				
	サブプレッション・チェンバ気体温度*1					
⑧原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・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。 (サブプレッション・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	「④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	$10^{-1} \sim 10^6 \text{s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 0~40%又は0~125% ($1.0 \times 10^8 \sim 2.0 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	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% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)		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	「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。					
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度*2						
	復水補給水系温度 (代替循環冷却)	1	0~200°C	—*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°C) 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	「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 (広帯域)*1						
	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。					
	サブプレッション・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						
	サブプレッション・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バージを実施し、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	0~4000m 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)	0~2200m ³ /h (6号炉区分 I, II) 0~1700m ³ /h (6号炉区分 III) 0~2600m ³ /h (7号炉区分 I, II) 0~1600m ³ /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 (2200m ³ /h (6号炉区分 I, II), 1700m ³ /h (6号炉区分 III), 2600m ³ /h (7号炉区分 I, II), 1600m ³ /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 (600m ³ /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	0~2000m ³ /h (6号炉) 0~1500m ³ /h (7号炉)	0~1200m ³ /h	残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量の最大流量 (1200m ³ /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 (470m ³ /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					
		原子炉圧力 (SA) *2					
		原子炉圧力容器温度*1					
	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					
	原子炉建屋内の状態	格納容器内圧力 (S/C) *1	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
		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							
原子炉圧力*1							
原子炉圧力 (SA) *1	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。			
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. 31395mm (6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
			T. M. S. L. 20180~31123mm (7号炉) *9	T. M. S. L. 31390mm (7号炉) *9		
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) *2	1 *12	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。	
			T. M. S. L. 23420~30420mm (6号炉) *9	T. M. S. L. 31395mm (6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。	
	T. M. S. L. 23373~30373mm (7号炉) *9	T. M. S. L. 31390mm (7号炉) *9				
	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 ³ 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	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。
原子炉圧力容器内の圧力	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高压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高压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高压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, 高压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高压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高压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高压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, 高压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
原子炉压力容器への注水量	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サブプレッション・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、水源であるサブプレッション・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、水源であるサブプレッション・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	ドライウエル雰囲気温度	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ドライウエル雰囲気温度の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ドライウエ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) によりドライウエ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と同様にドライウエ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。
	サブプレッション・チェンバ気体温度	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度 ②格納容器内圧力 (S/C) ③[サブプレッション・チェンバ気体温度]*2	①サブプレッション・チェンバ気体温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ・プール水温度によりサブプレッション・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) によりサブプレッション・チェンバ気体温度を推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・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、サブプレッション・チェンバ内にあるサブプレッション・チェンバ・プール水温度を優先する。
	サブプレッション・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サブプレッション・チェンバ気体温度	①サブプレッション・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サブプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ気体温度によりサブプレッション・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ドライウエル雰囲気温度 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エ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サブプレッション・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ブプレッション・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	サブプレッション・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[サブプレッション・チェンバ・プール水位]*2	①サブプレッション・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、サブプレッション・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、サブプレッション・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ブプレッション・チェンバへ移行する状況を想定しており、サブプレッション・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) の差圧によりサブプレッション・チェンバ・プール水位を推定する。 ④監視可能であればサブプレッション・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	サブプレッション・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サブプレッション・チェンバ気体温度	①サブプレッション・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サブプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ気体温度によりサブプレッション・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サブプレッション・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ブプレッション・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サブプレッション・チェンバ・プール水位 ②サブプレッション・チェンバ・プール水温度 ②ドライウエル雰囲気温度 ②サブプレッション・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）、サブプレッション・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、サブプレッション・チェンバ・プール水温度、ドライウエル雰囲気温度、サブプレッション・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）、サブプレッション・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サブプレッション・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）、サブプレッション・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）、サブプレッション・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。
	ベント系 耐圧強化	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サブプレッション・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、サブプレッション・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	ドライウエル雰囲気温度	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ドライウエル雰囲気温度の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ドライウエ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) によりドライウエ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ドライウエル雰囲気温度 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エ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。
	サブプレッション・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 [サブプレッション・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、サブプレッション・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、サブプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、サブプレッション・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、水源であるサブプレッション・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ブプレッション・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、サブプレッション・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)

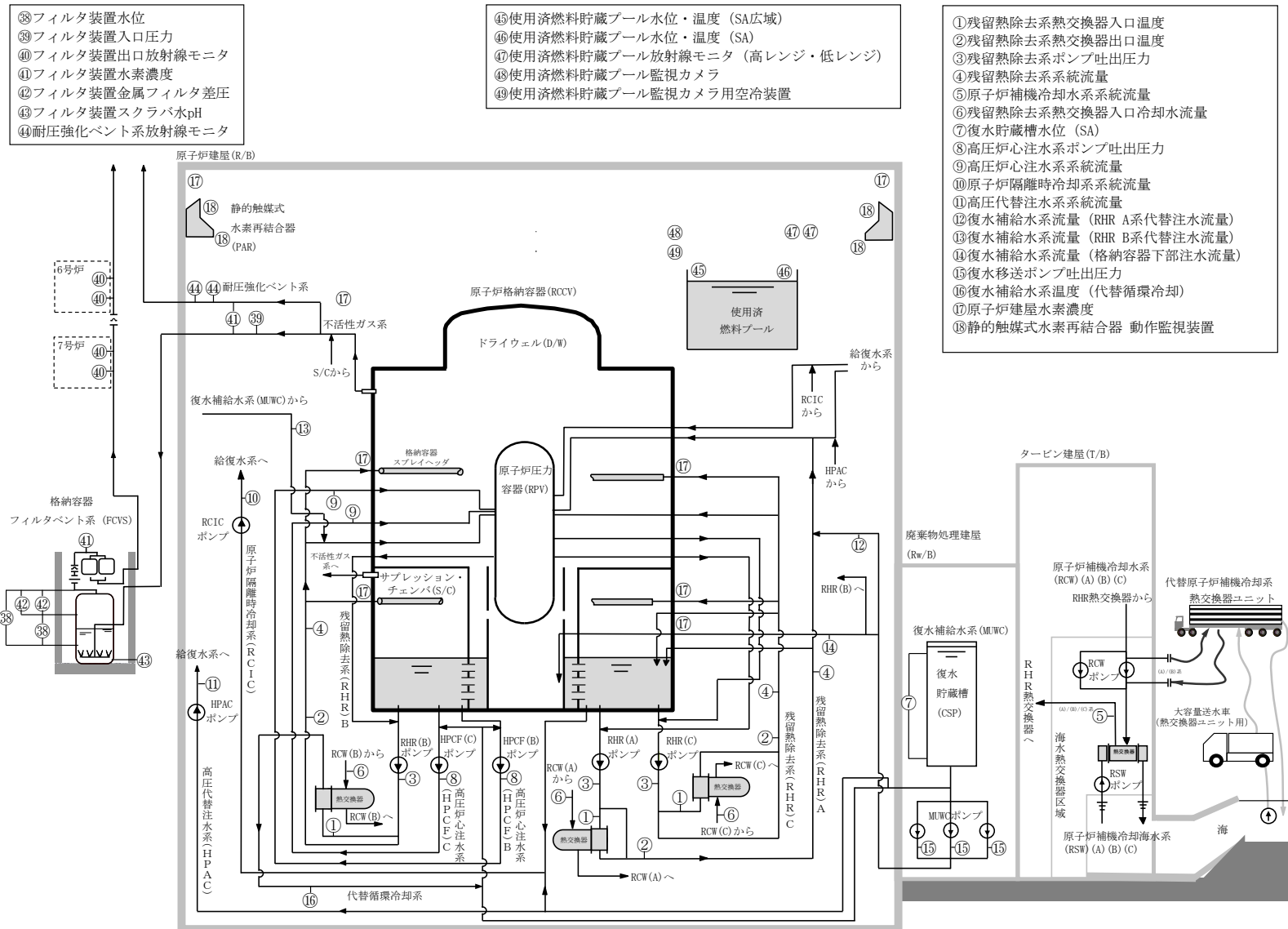
分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
使用済燃料プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	①使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) により、水位・温度を推定する。 ②使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて使用済燃料プールの水位を推定する。 ③使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 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。

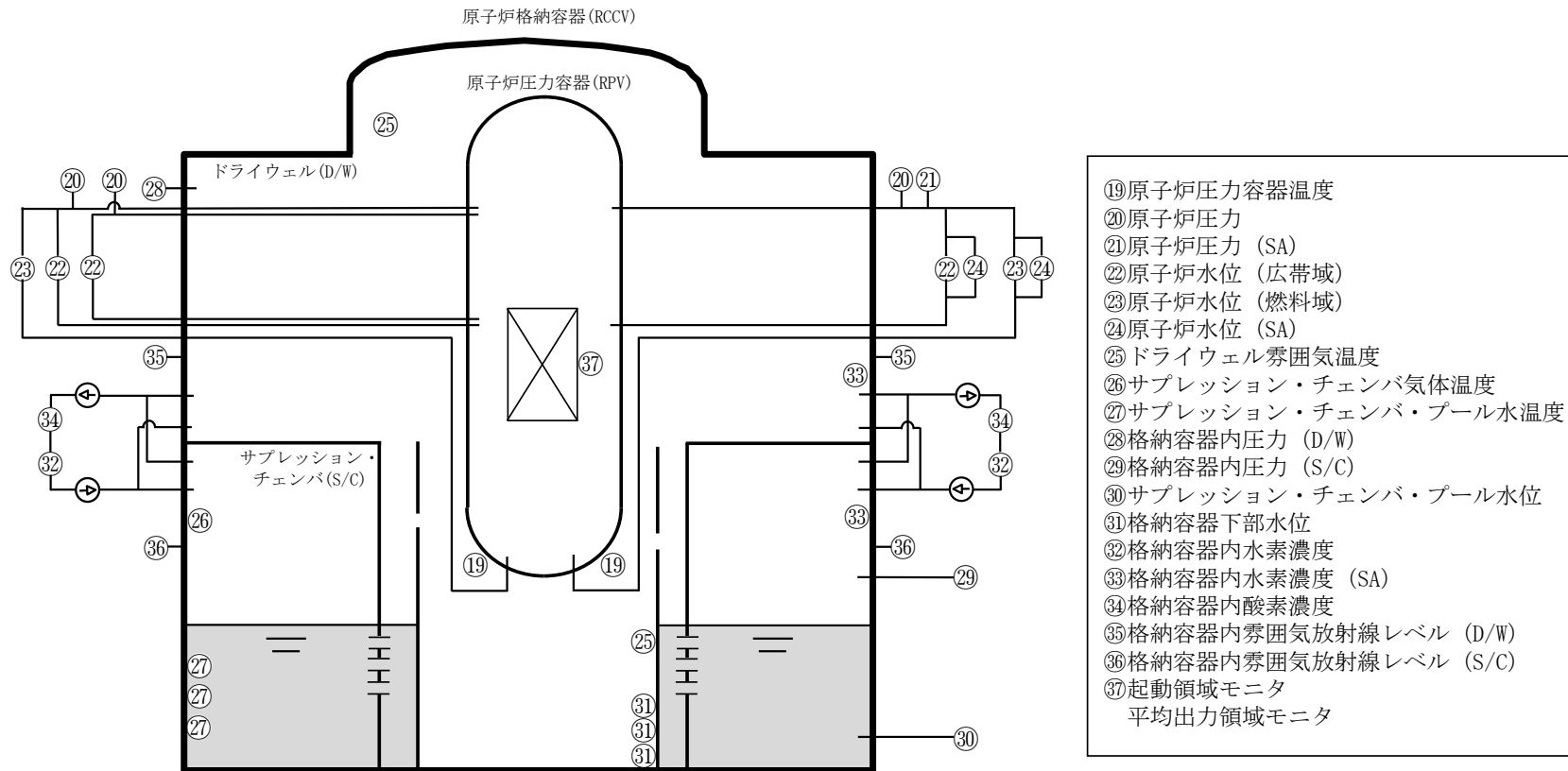
*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

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 窒素ガスポンベ出口圧力	
ドレンタンク水位	
遠隔空気駆動弁操作用ポンベ出口圧力	
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	

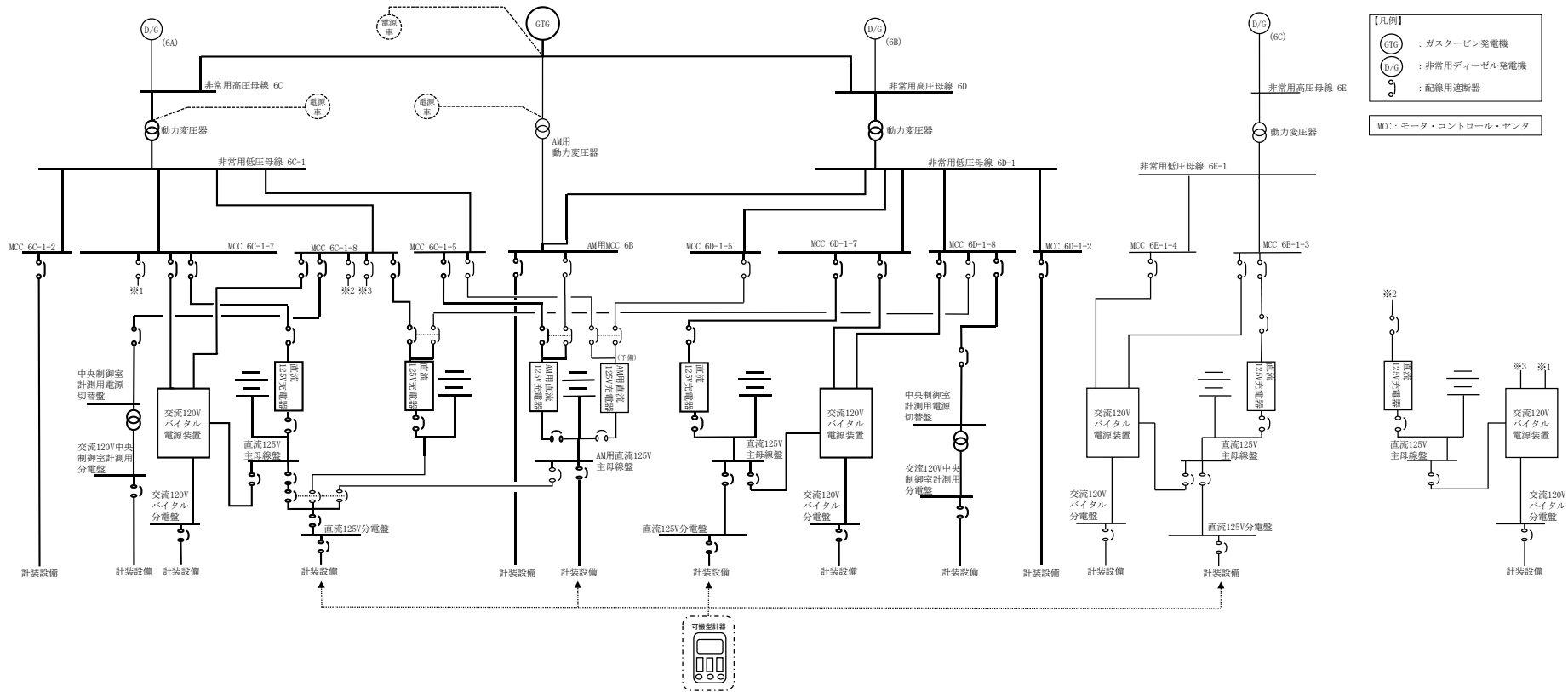


第 3.15-1 図(1) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要図 (その 1)

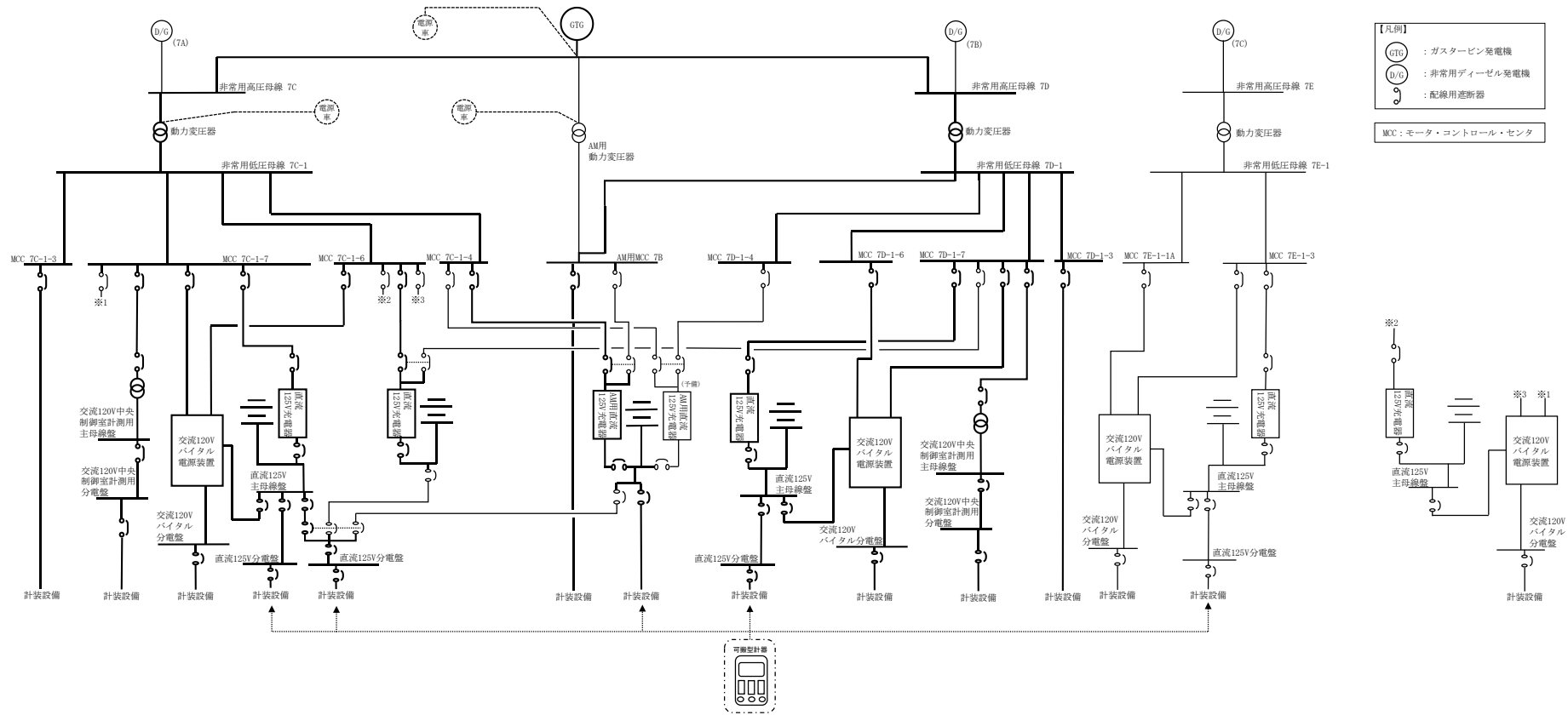


- ①9 原子炉圧力容器温度
- ②0 原子炉圧力
- ②1 原子炉圧力 (SA)
- ②2 原子炉水位 (広帯域)
- ②3 原子炉水位 (燃料域)
- ②4 原子炉水位 (SA)
- ②5 ドライウェル雰囲気温度
- ②6 サプレッション・チェンバ気体温度
- ②7 サプレッション・チェンバ・プール水温度
- ②8 格納容器内圧力 (D/W)
- ②9 格納容器内圧力 (S/C)
- ③0 サプレッション・チェンバ・プール水位
- ③1 格納容器下部水位
- ③2 格納容器内水素濃度
- ③3 格納容器内水素濃度 (SA)
- ③4 格納容器内酸素濃度
- ③5 格納容器内雰囲気放射線レベル (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)

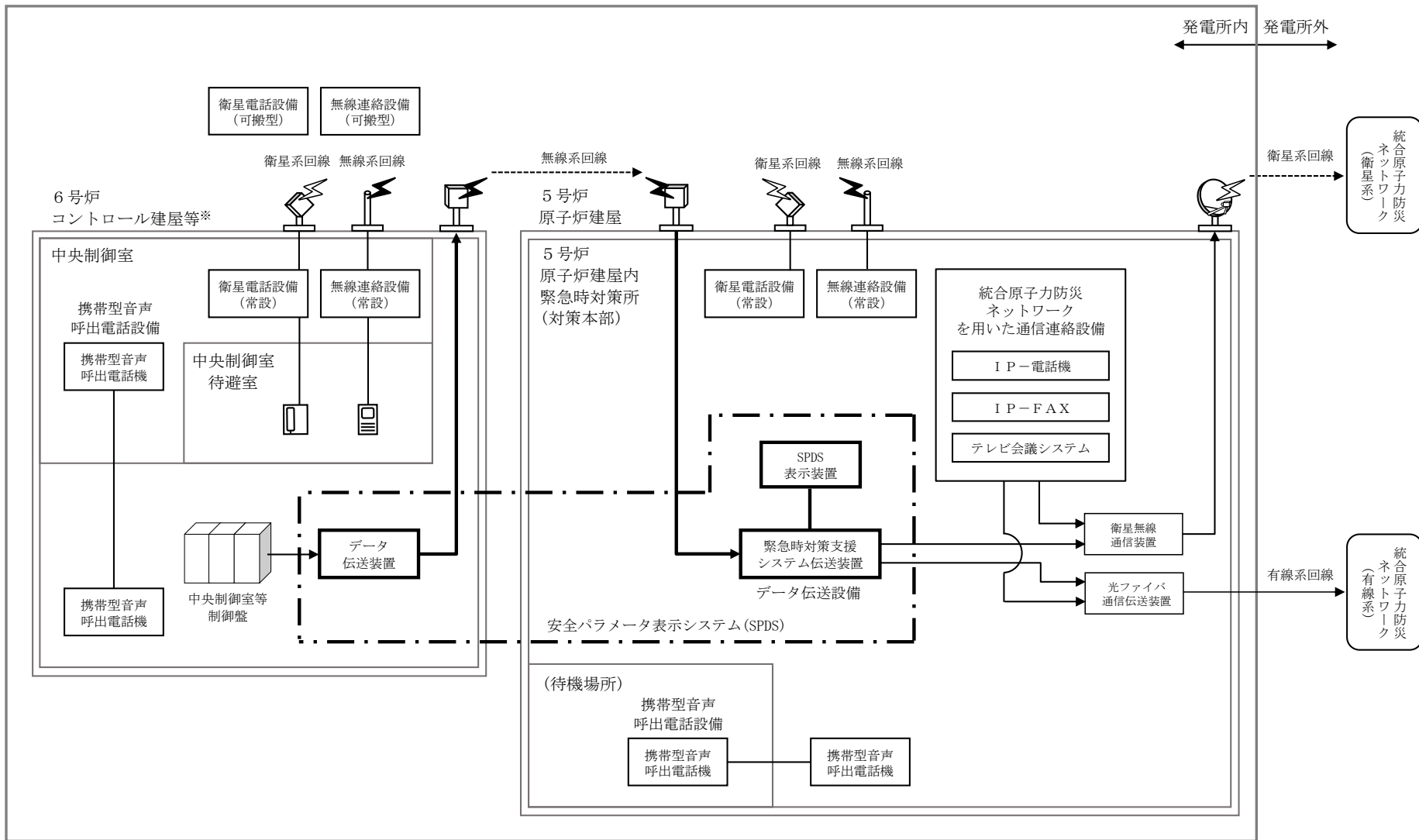


【凡例】

- (GTG) : ガスタービン発電機
- (D/G) : 非常用ディーゼル発電機
- ⚡ : 配線用遮断器

MCC : モータ・コントロール・センタ

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 システム概要図 (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】

(運転員が原子炉制御室にとどまるための設備)

第五十九条 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（重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合を除く。）においても運転員が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「重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止するための機能が損なわれた場合」とは、第49条、第50条、第51条又は第52条の規定により設置されるいずれかの設備の原子炉格納容器の破損を防止するための機能が喪失した場合をいう。
- 2 第59条に規定する「運転員が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ナシス（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。
 - d) 上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉格納容器から漏れいする空気中の放射性物質の濃度を低減する必要がある場合は、非常用ガス処理系等（BWRの場合）又はアニュラス空気再循環設備等（PWRの場合）を設置すること。
 - e) BWRにあっては、上記b)の原子炉制御室の居住性を確保するために原子炉建屋に設置されたブローアウトパネルを閉止する必要がある場合は、現場において、人力により容易かつ確実に閉止操作ができること。

3.16.1 適合方針

中央制御室には、**炉心の著しい損傷が発生した場合**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。**炉心の著しい損傷が発生した場合**においても運転員が**中央制御室及び中央制御室待避室**に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（空気ポンプ）、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

炉心の著しい損傷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（空気ポンプ）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（空気ポンプ）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（空気ポンプ）（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）

本システムの流路として、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

炉心の著しい損傷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）

炉心の著しい損傷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

炉心の著しい損傷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

炉心の著しい損傷等が発生し，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，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，本システム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。

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，閉状態を維持できる，又は開放時に容易かつ確実に再閉止できる設計とする。また，現場において，人力により操作できる設計とする。

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、設計基準対象施設である原子炉建屋原子炉区域を重大事故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。

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。

原子炉建屋ブローアウトパネルについては、「3.24 原子炉格納施設」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（空気ポンペ）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（空気ポンペ），データ表示装置（待避室），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（空気ポンペ），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ウユニットは、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（空気ポンベ）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（空気ポンペ）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（空気ポンペ）、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（空気ポンペ）、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（空気ポンペ）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 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 mm 以上
鉛 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 2,000m³/h

（原子炉区域内空気を 1 日に 0.5 回換気できる量）

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	 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）

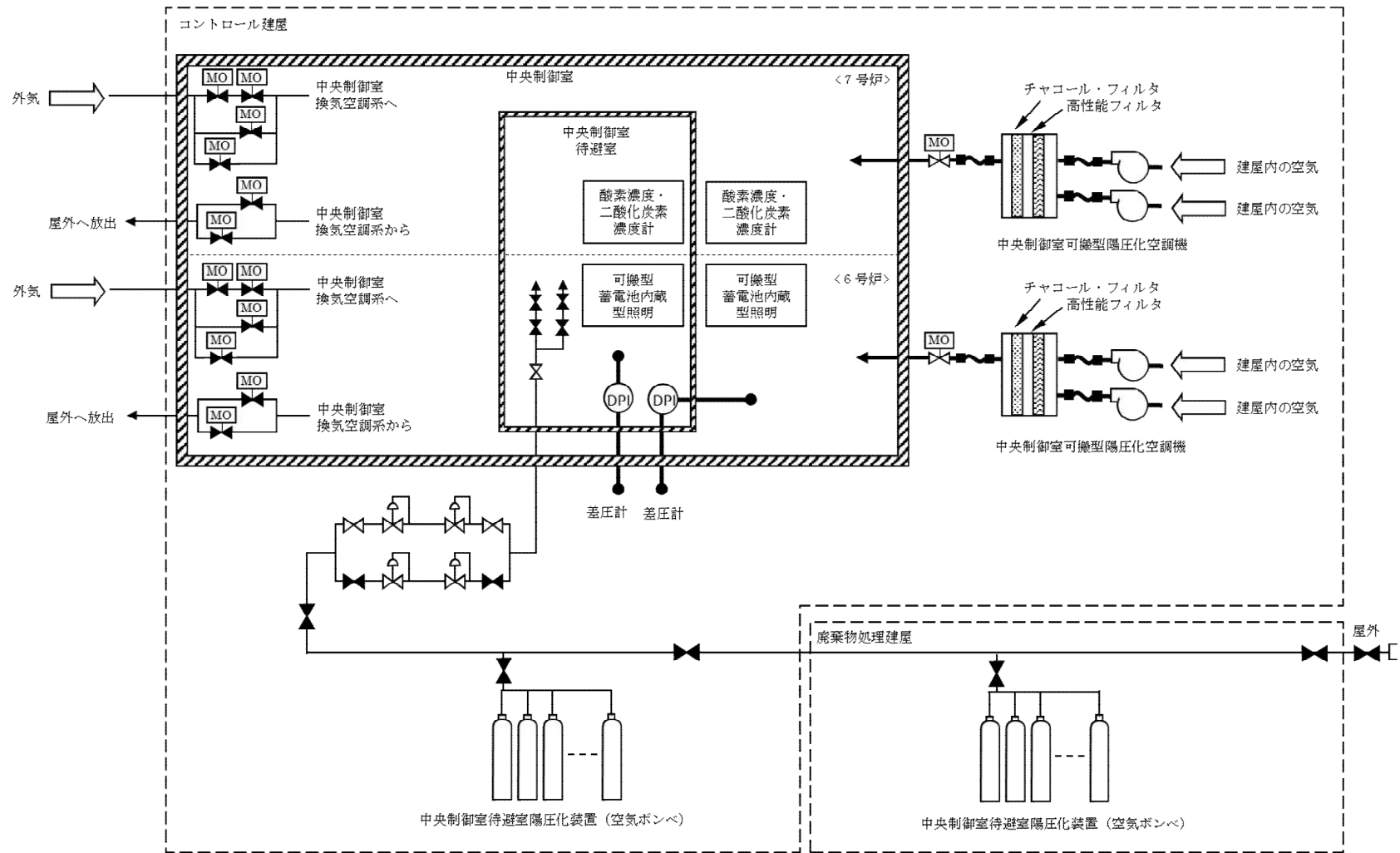
個数	3（予備1）
----	--------

e. 差圧計（6号及び7号炉共用）

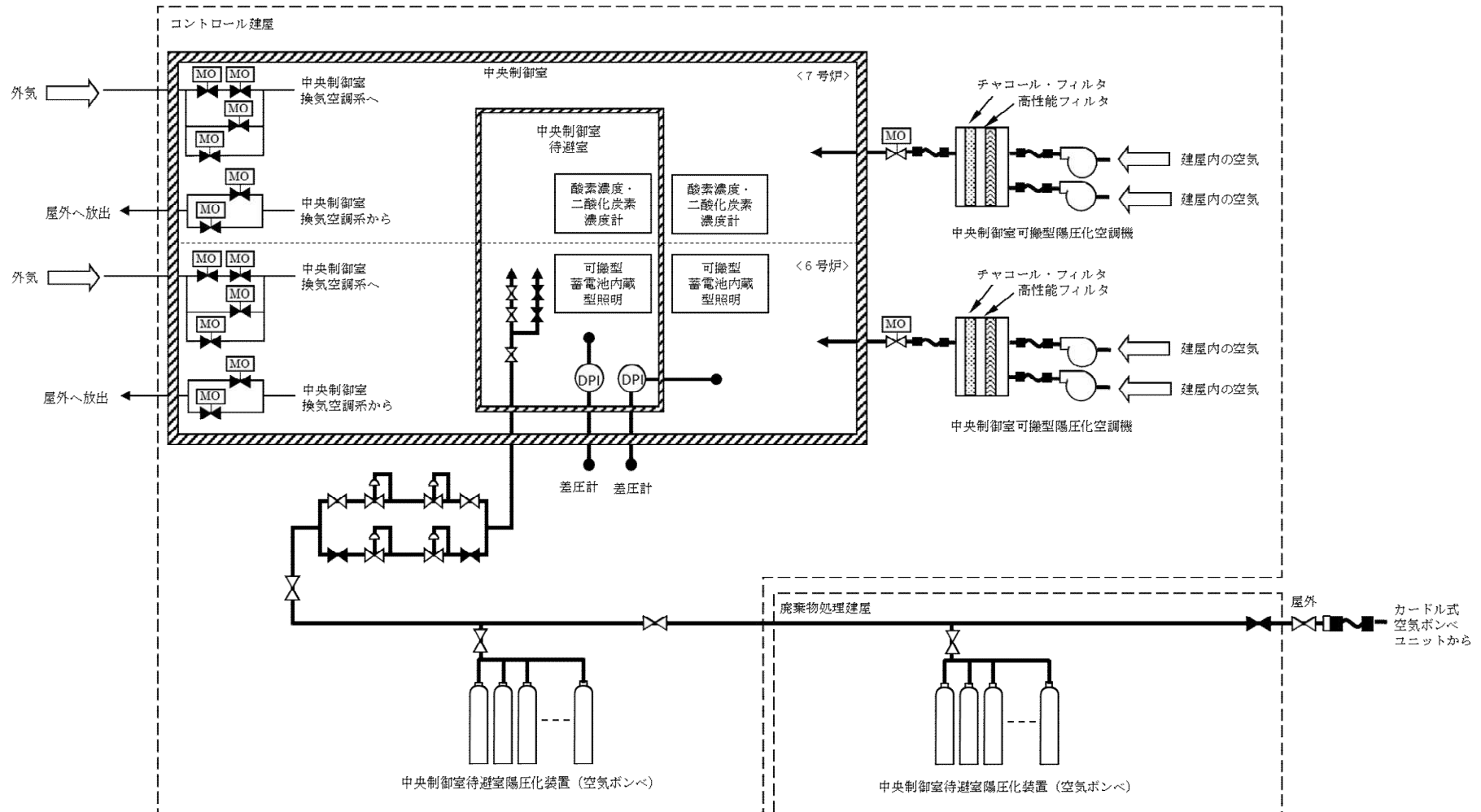
個数	2（予備1）
----	--------

f. 酸素濃度・二酸化炭素濃度計（6号及び7号炉共用）

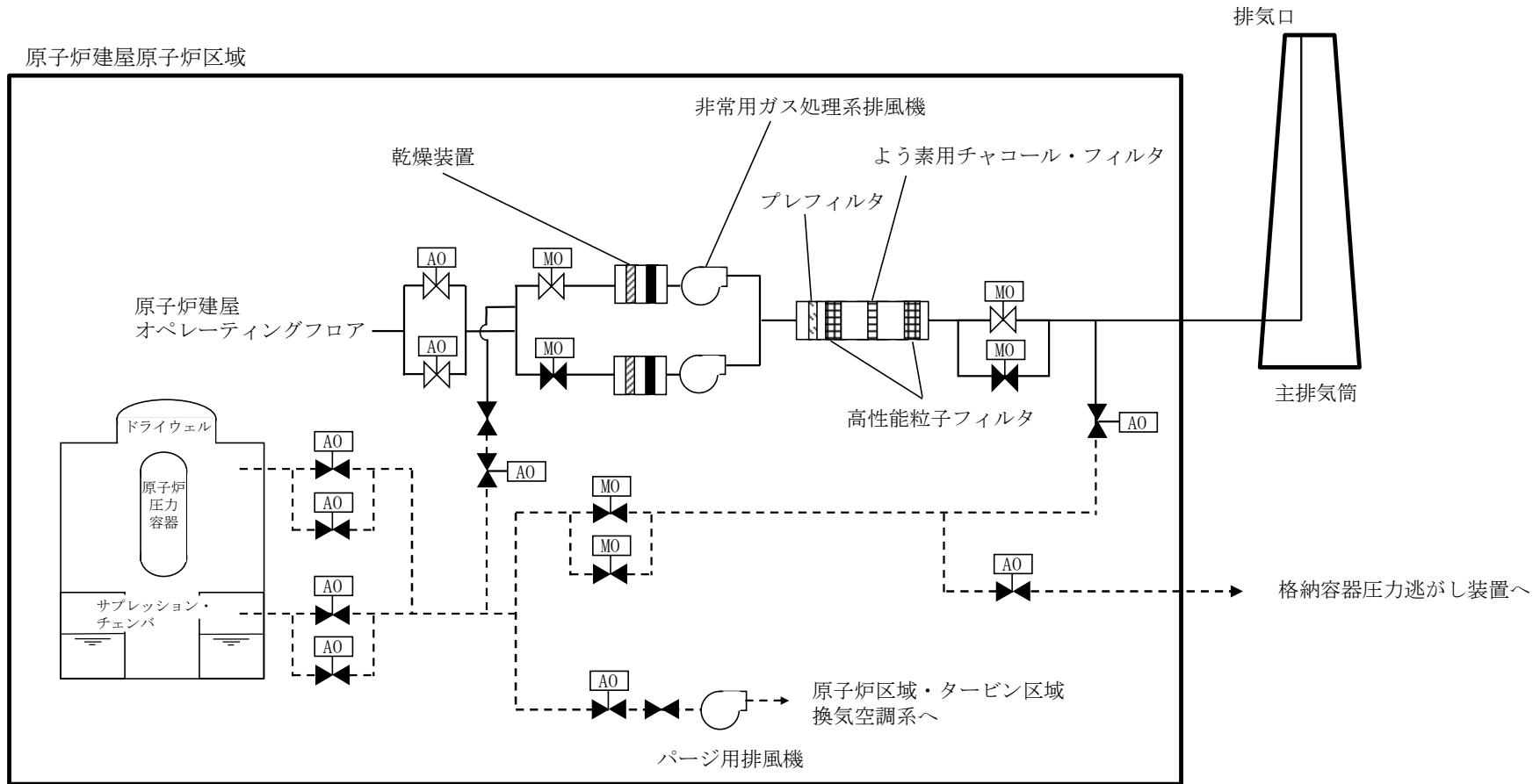
個数	3（予備1）
----	--------



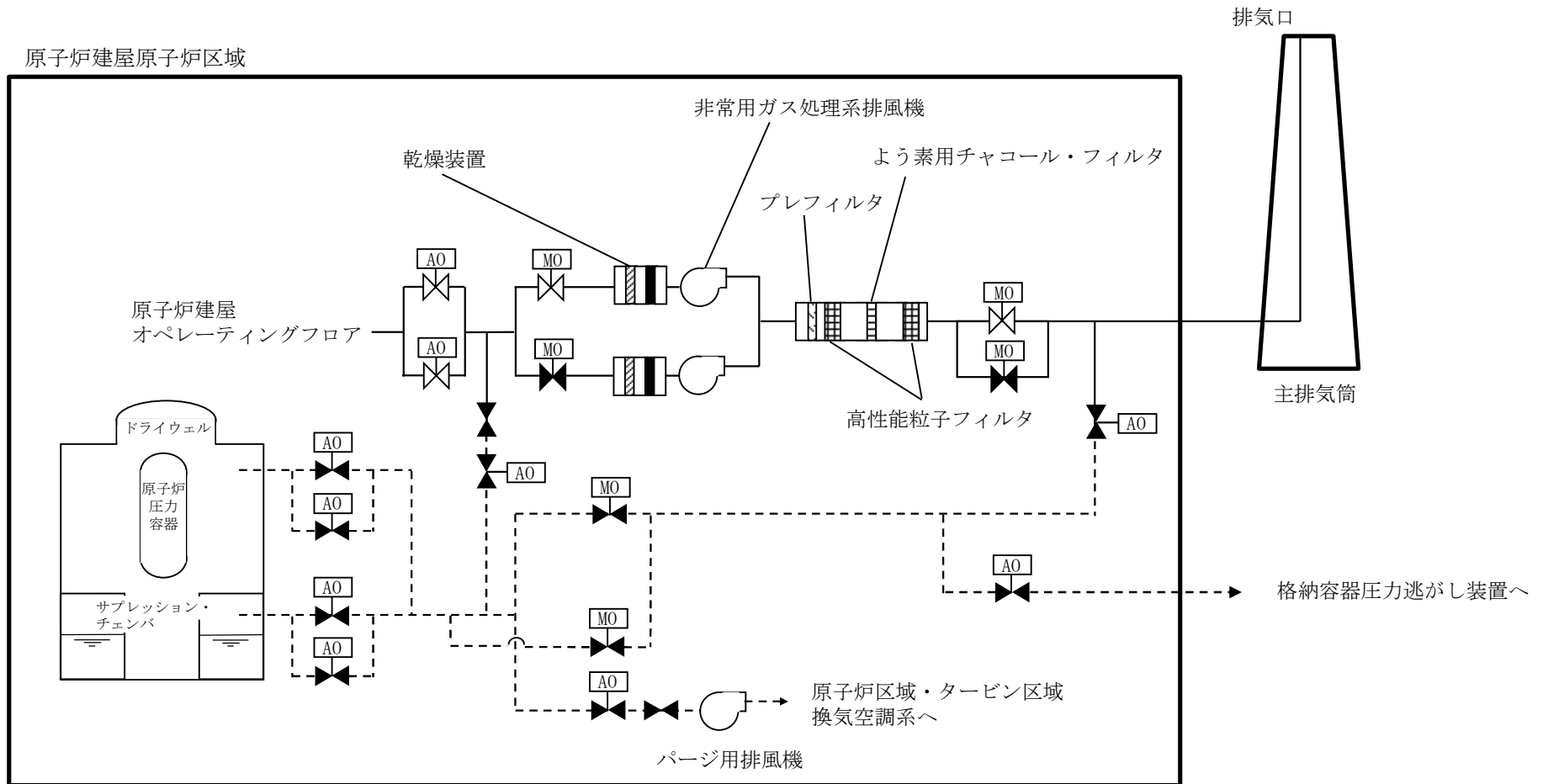
第 3.16-1 図 中央制御室（重大事故等時）系統概要図
 （居住性を確保するための設備（中央制御室可搬型陽圧化空調機））



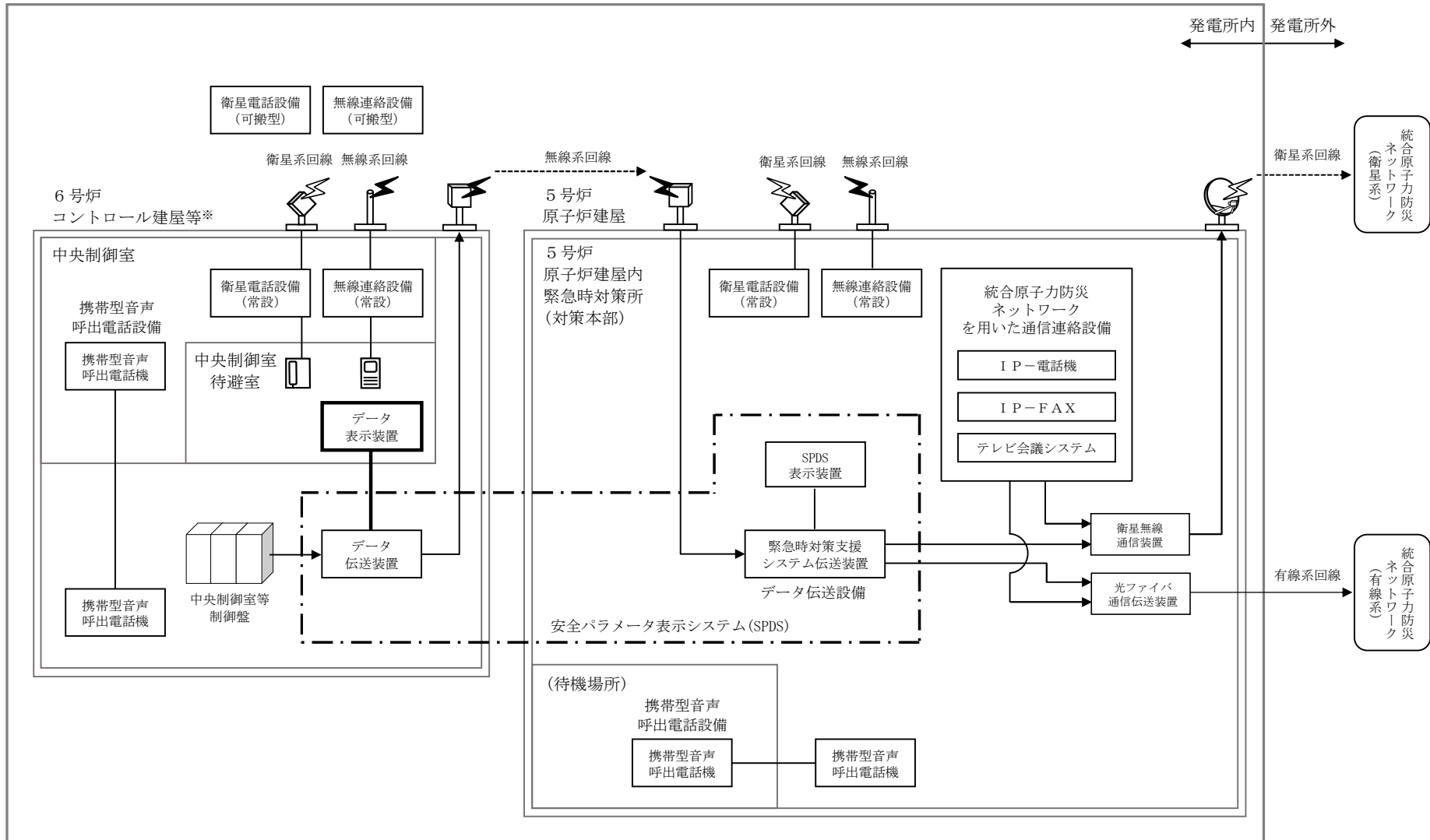
第 3.16-2 図 中央制御室（重大事故等時）系統概略図
 （居住性を確保するための設備（中央制御室待避室陽圧化装置））



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（空气中，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（空气中，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 10~10⁹nGy/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 0.1~30 μ Gy/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 0~100kmin⁻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 0~100kmin⁻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

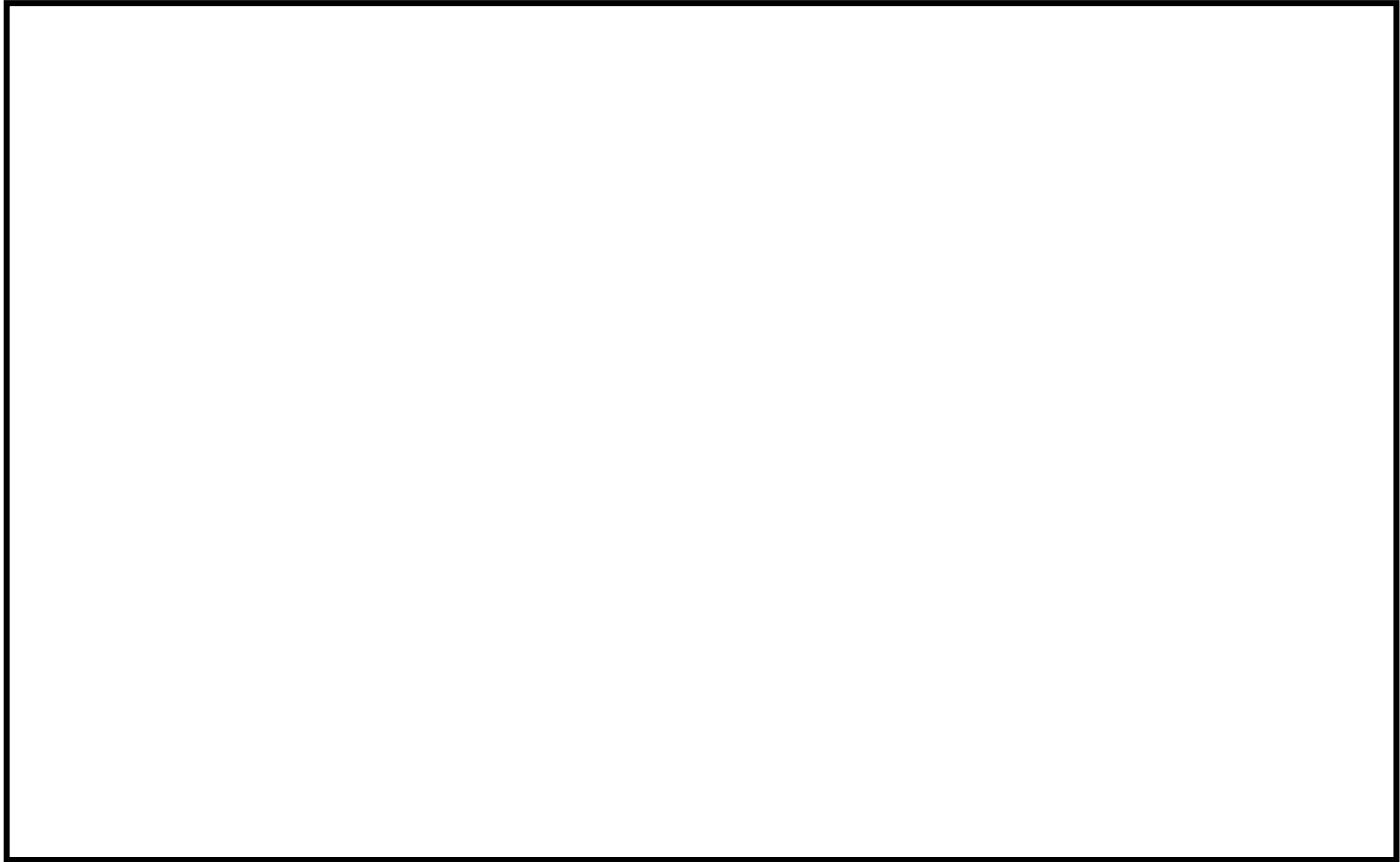
個 数 2 (予備 1)

c. 小型船舶（海上モニタリング用）（6号及び7号炉共用）

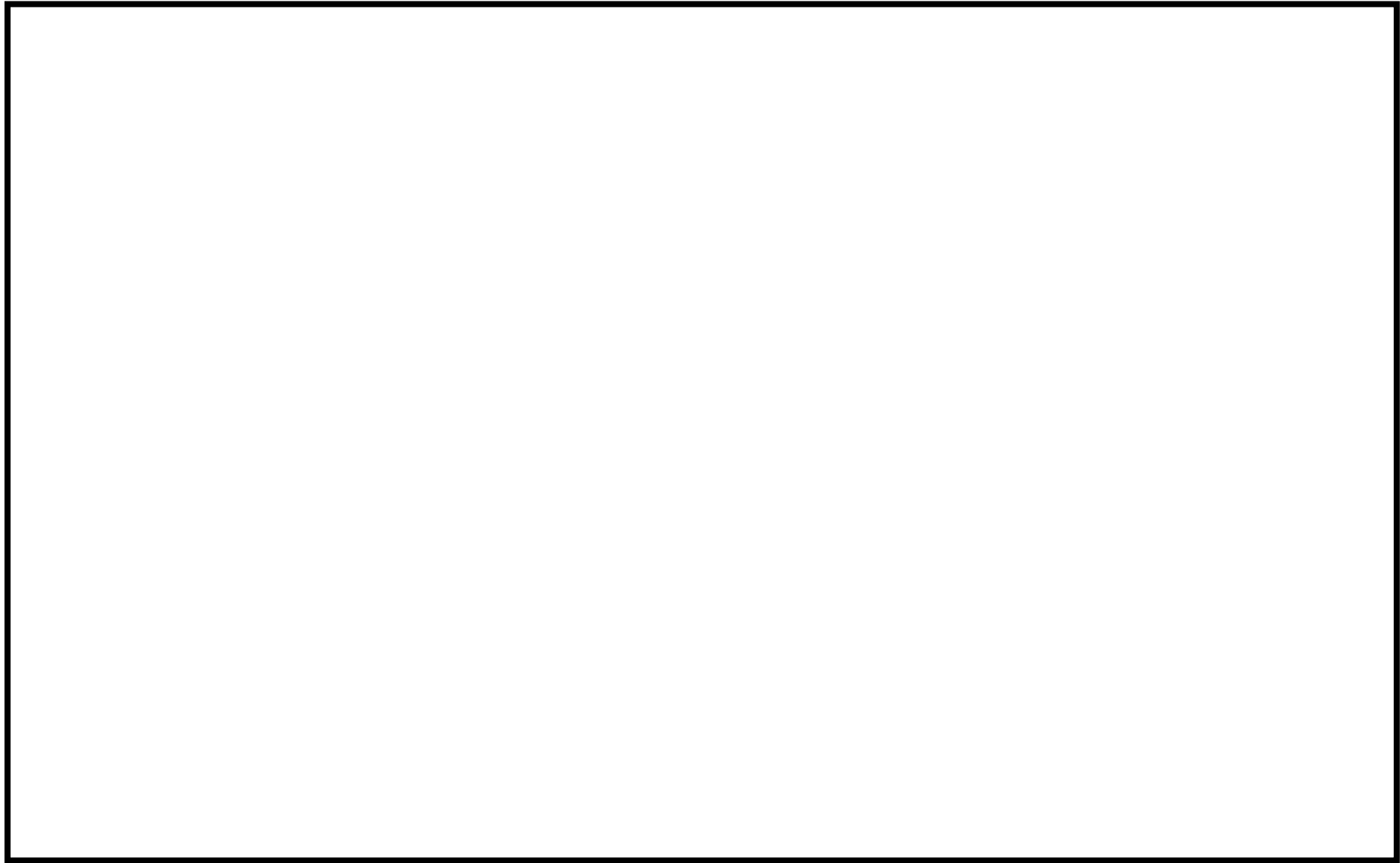
個 数 1 (予備 1)

d. 可搬型気象観測装置（6号及び7号炉共用）

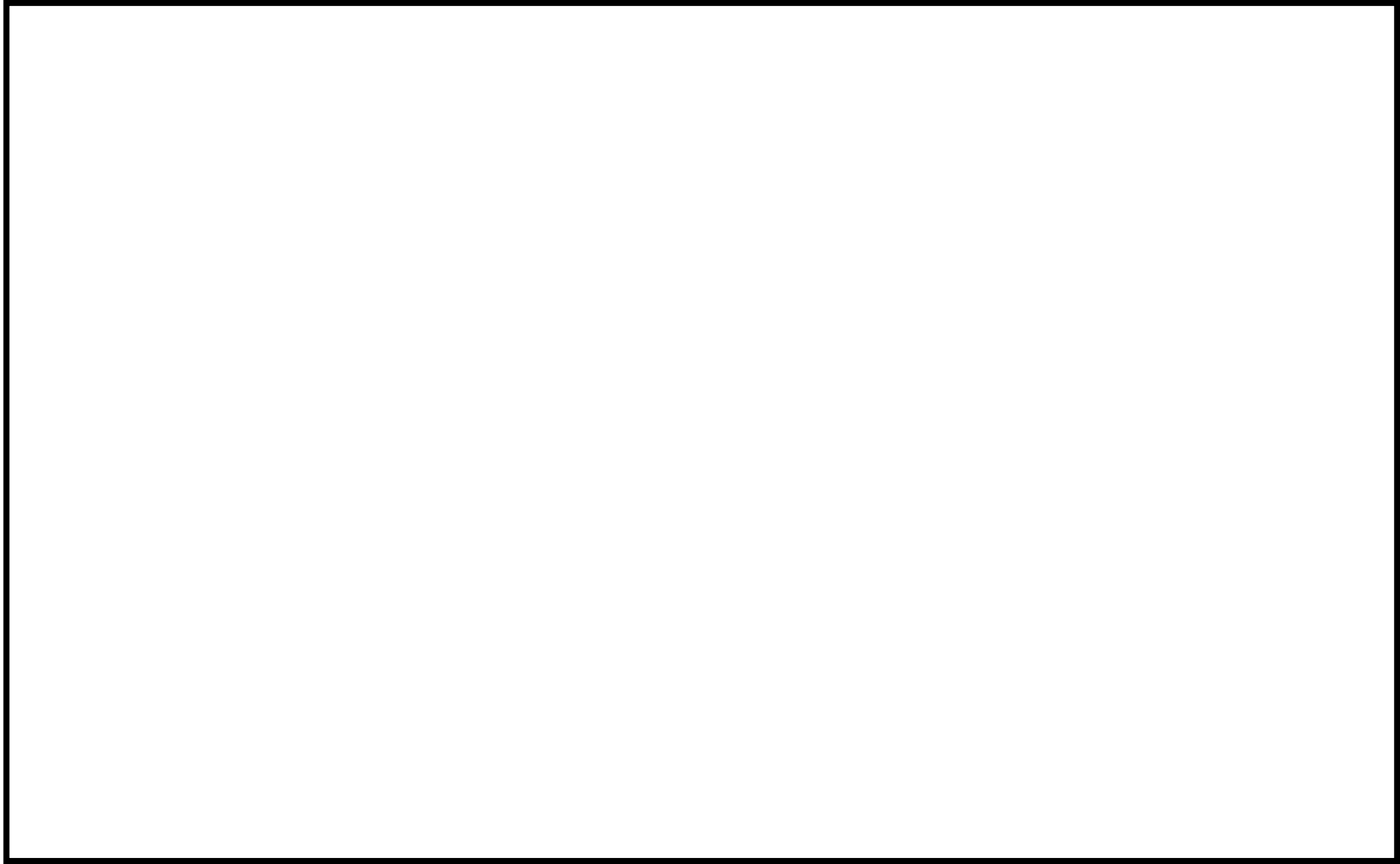
観測項目	風向，風速，日射量，放射収支量，雨量
個数	1（予備1）
伝送方法	無線



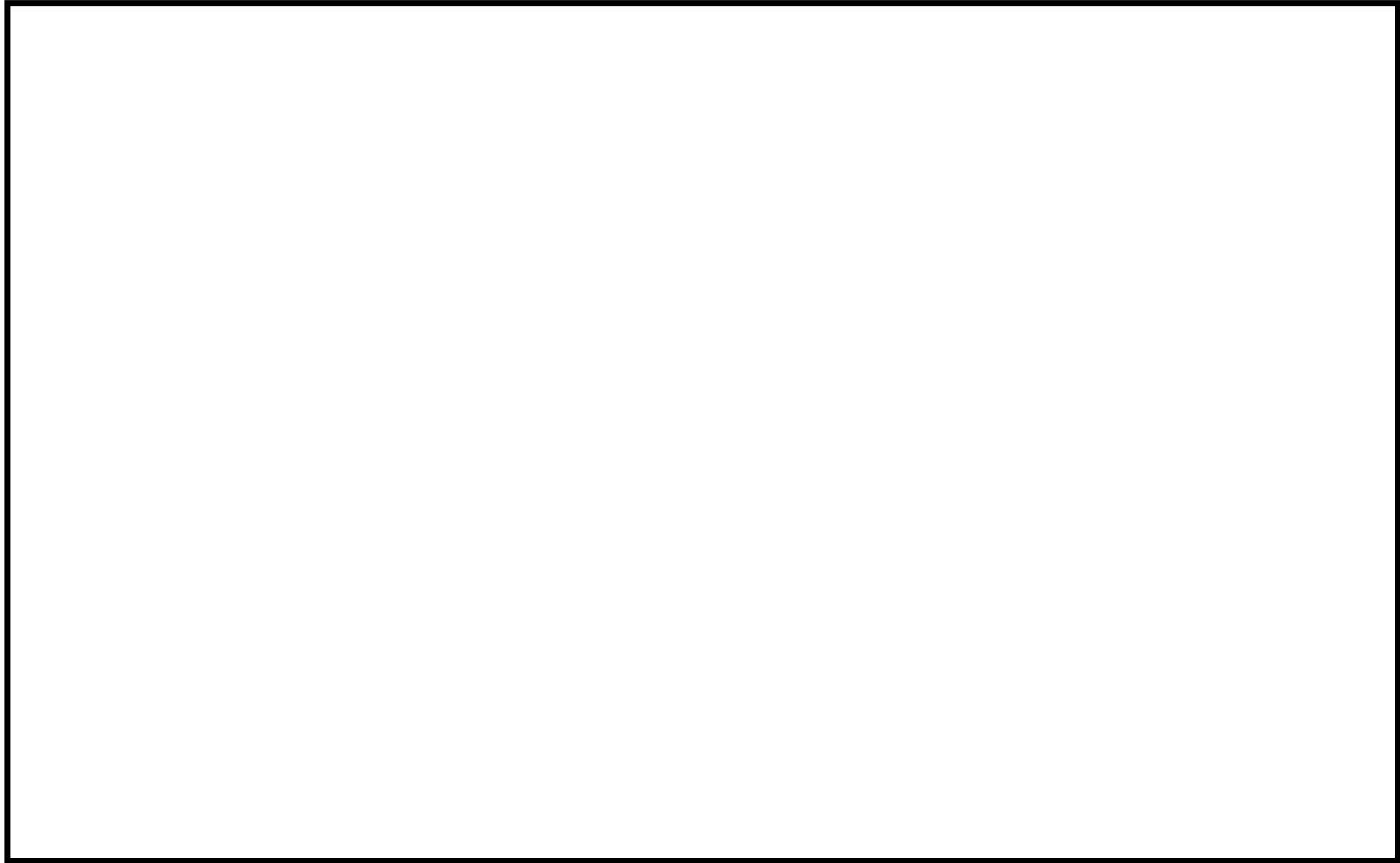
第 3.17-1 図 可搬型モニタリングポストの保管場所及び設置場所図



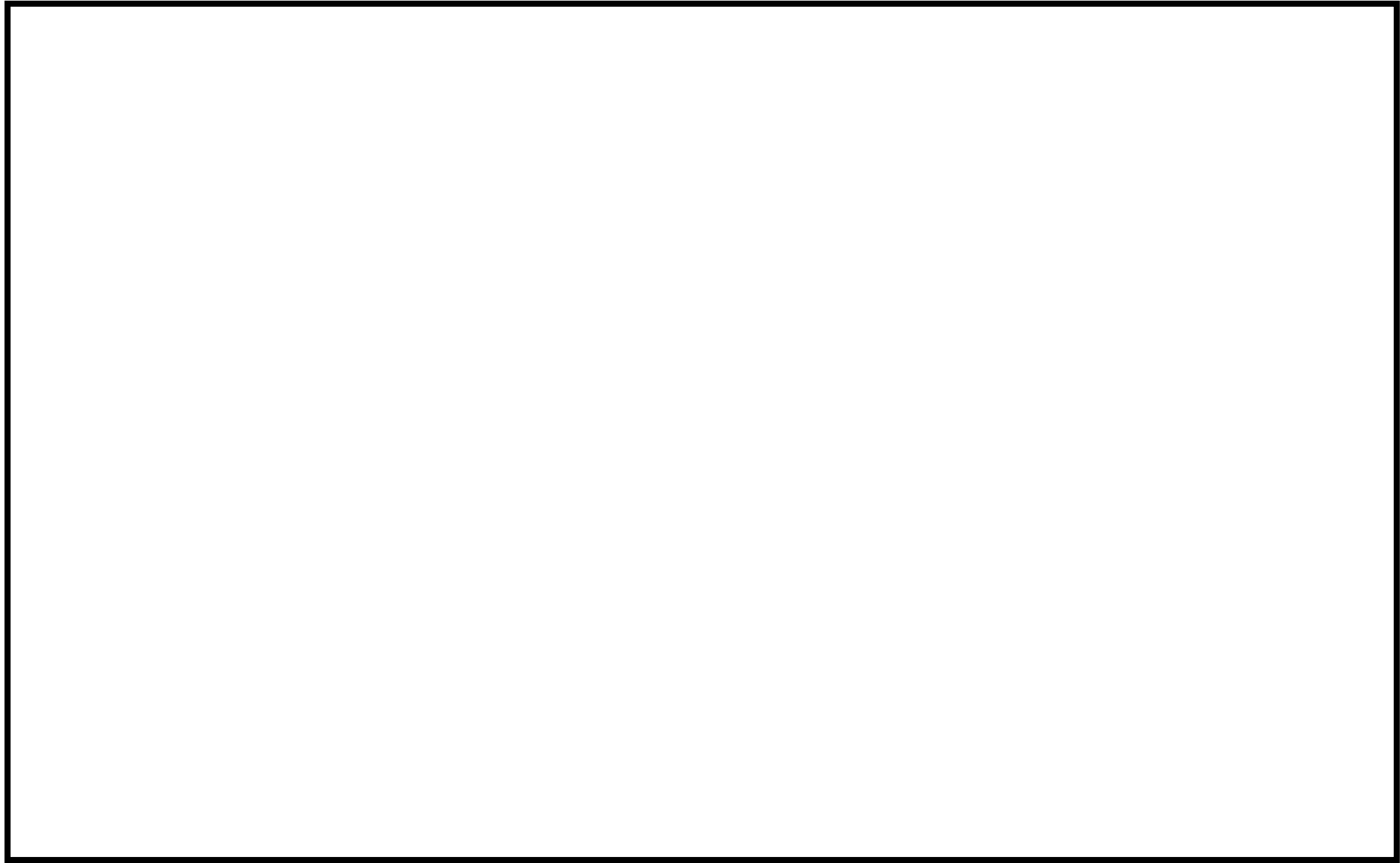
第 3.17-2 図 可搬型放射線計測器の保管場所及び使用場所図



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



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



第 3.17-5 図 モニタリング・ポスト用発電機の設置場所図

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（空気ポンプ）、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（空気ポンプ）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（空気ポンプ）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（空気ポンプ）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（空気ポンプ）（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（空気ポンプ）（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）

本システムの流路として、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收容することが

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（空気ポンペ），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（空気ポンペ），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。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（空気ポンペ），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（空気ポンペ），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（空気ポンペ）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（空気ポンペ）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，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（空気ポンペ）、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（空気ポンペ）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（空気ポンベ）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（空気ポンベ）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（空気ポンベ）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（空気ポンペ）、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（空気ポンペ）、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（空気ポンペ）、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（空気ポンペ）、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（空気ポンペ）、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（空気ポンペ）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。

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（空気ポンプ）（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		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		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	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（待機場所）陽圧化装置（空気ポンプ）（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

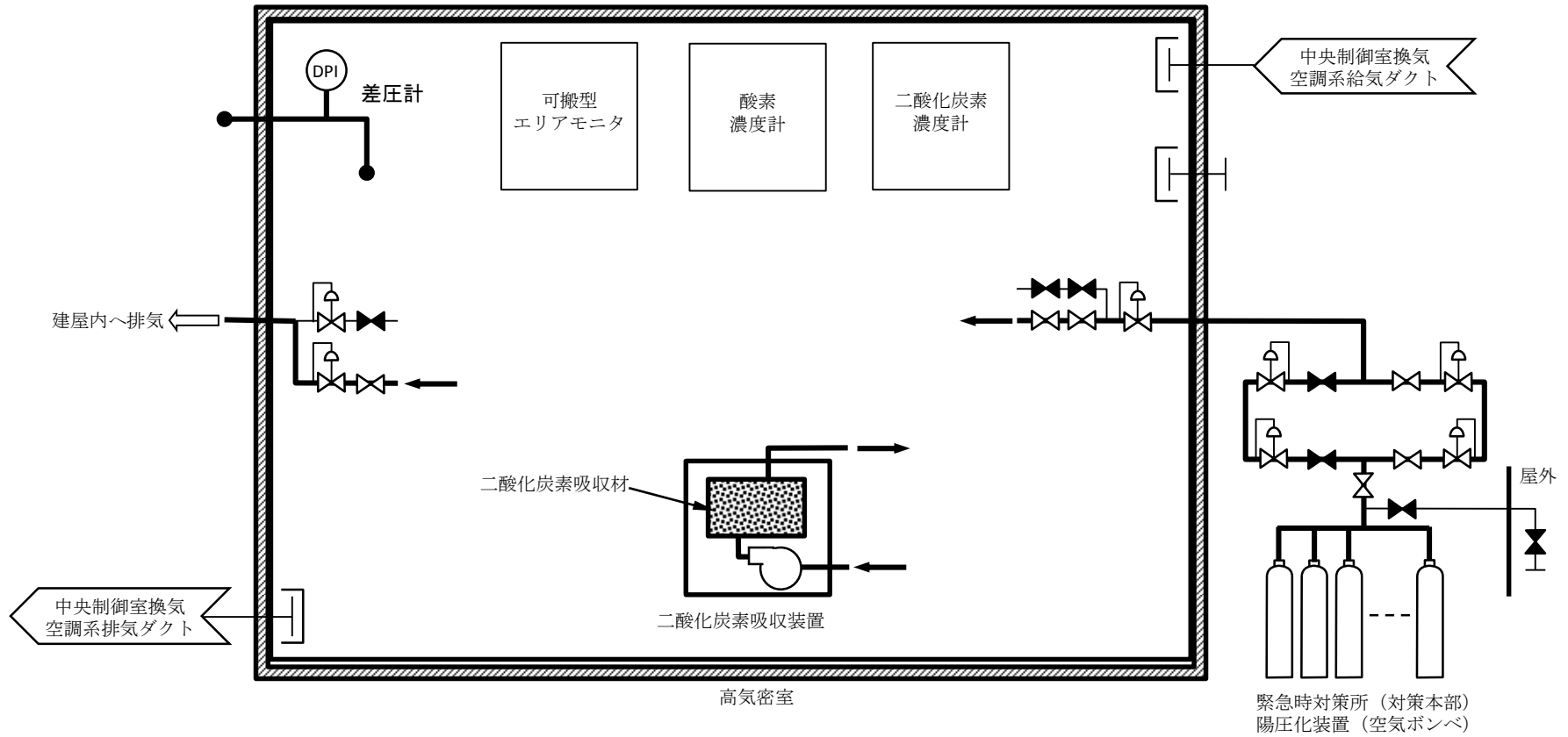
容 量 約200kVA/台

力 率 0.8

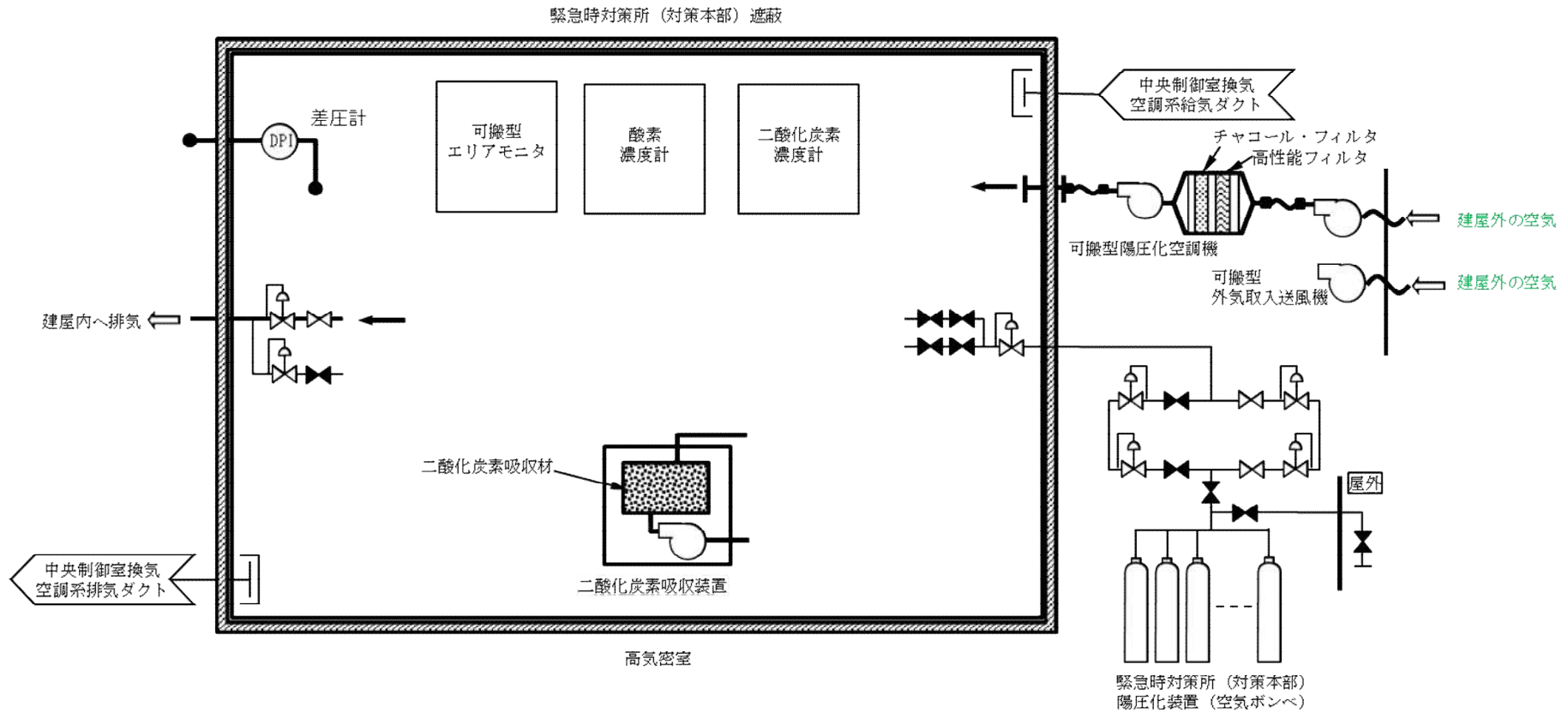
電 圧 440V

周 波 数 50Hz

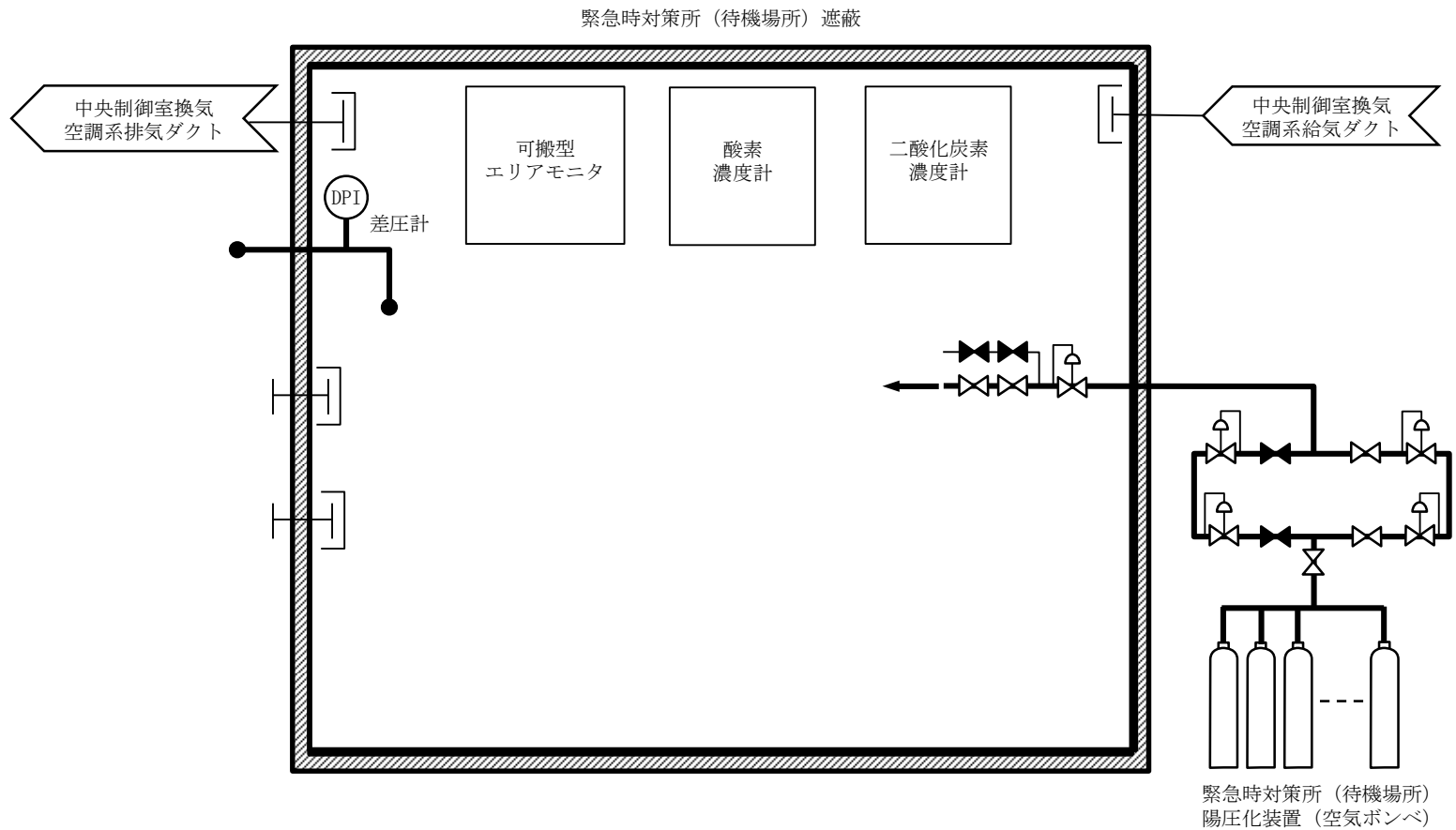
緊急時対策所（対策本部）遮蔽



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（空気ポンペ）（対策本部））

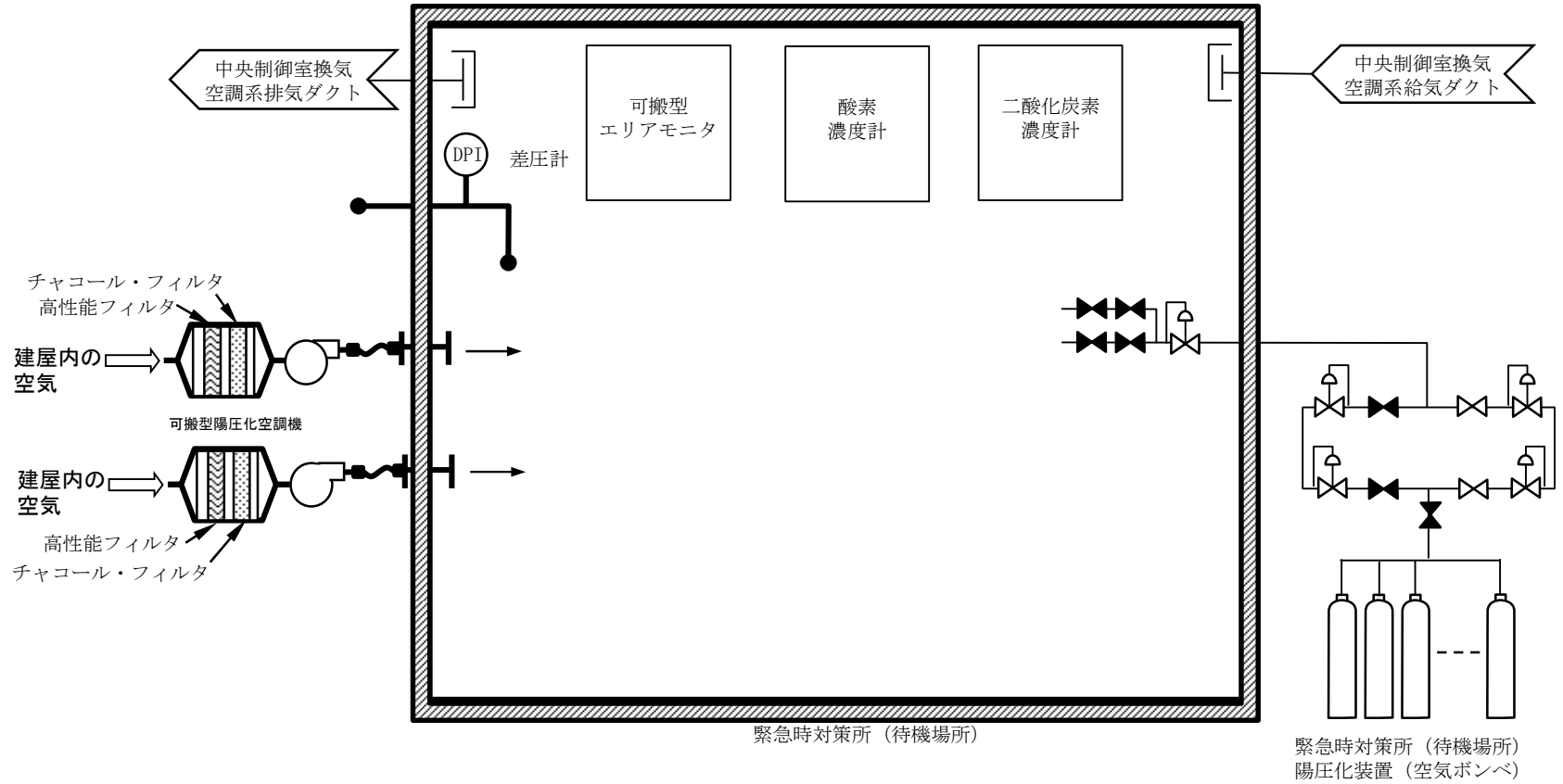


第 3.18-2 図 緊急時対策所（重大事故等時）系統概略図（可搬型陽圧化空調機（対策本部））



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））

緊急時対策所（待機場所）遮蔽



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

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（重大事故時等）
- ・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（重大事故時等）
- ・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

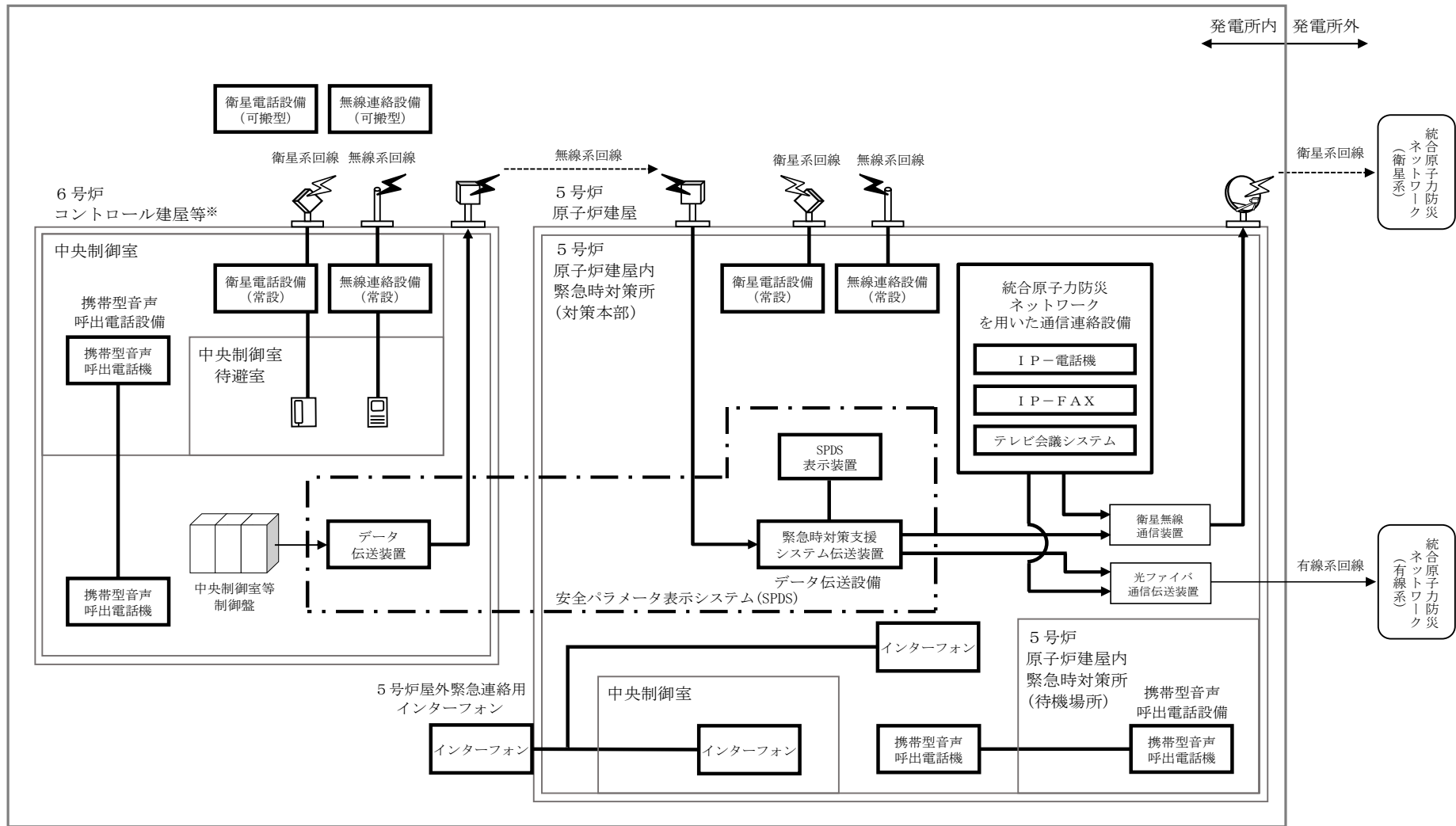
(4) 衛星電話設備

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（重大事故時等）
- ・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 原子炉压力容器

3.20.1 重大事故等対処設備

原子炉压力容器（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。

原子炉压力容器（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。

原子炉压力容器は、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。

原子炉压力容器は、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压力容器への注水は、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。

原子炉压力容器は、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 原子炉压力容器（重大事故等時）主要仕様

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉压力容器（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（压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（压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、ドライウエ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エ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、ドライウエル内及びサプレッション・チェンバ内へのスプレー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	ドライウエル 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
ドライウエル・ヘッド	炭素鋼

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及び海水貯留堰は、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。

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及び海水貯留堰は、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。

3.23.1.3 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。

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及び海水貯留堰は、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。

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及び海水貯留堰は、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。

3.23.1.4 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。

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。

海水貯留堰は、機能・性能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	鉄筋コンクリート函渠
個 数	1

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、閉状態を維持できる、又は開放時に容易かつ確実に再閉止できる設計とする。また、現場において、人力により操作できる設計とする。

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)	