

変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書

(3号炉)

1. 安全設計

1.5 発電用原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針

1.5.7 発電用原子炉設置変更許可申請（平成25年7月8日申請）に係る  
安全設計の方針

1.5.7.1 安全設計の基本方針

1.5.7.2 安全保護系設計の基本方針

1.5.7.3 強度設計の基本方針

1.5.7.4 火災防護の基本方針

1.5.7.5 溢水に対する基本方針

1.5.7.6 重大事故等に対する対策の基本方針

1.5.7.7 「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」に対する適合

1.5.7.8 耐震設計

1.5.7.9 耐津波設計

2. プラント配置

2.2 設計方針

2.3 主要設備

2.5 建屋及び構築物

- 2.5.11 総合事務所
- 4. 1次冷却設備
  - 4.2 設計方針
    - (10) 隔離弁
  - 4.4 主要設備
    - 4.4.6 弁類
- 5. 工学的安全施設
  - 5.4 原子炉格納容器スプレイ設備
    - 5.4.2 設計方針
      - (3) 単一故障
  - 5.5 アニュラス空気再循環設備
    - 5.5.2 設計方針
      - (1) 単一故障
- 6. 原子炉補助施設
  - 6.5 原子炉補機冷却海水設備
    - 6.5.2 設計方針
    - 6.5.4 主要設備
      - (1) 海水ポンプ
    - 6.5.5 評価
  - 6.7 燃料取扱及び貯蔵設備
    - 6.7.2 設計方針
- 7. 計測制御系統施設
  - 7.3 プロセス計装設備
    - 7.3.2 設計方針
    - 7.3.4 主要設備

7.3.4.1 安全保護系のプロセス計装

7.7 制御室

7.7.1 中央制御室

7.7.1.2 設計方針

7.7.1.4 主要設備

(1) 中央制御盤

(2) 中央制御室

7.7.1.5 評価

8. 電気施設

8.2 設計方針

8.4 主要設備

8.4.7 ディーゼル発電機

8.4.8 直流電源設備

8.4.11 照明用電源設備

8.4.13 通信連絡設備

8.4.14 構内出入監視設備

11. 放射線管理施設

11.1 遮蔽設備

11.1.1 概要

11.1.2 設計方針

11.1.4 主要設備

(3) 外部遮蔽

(6) 中央制御室遮蔽

(7) 緊急時対策所遮蔽

(8) 一時的遮蔽

11.1.5 評 価

11.2 放射線管理設備

11.2.2 設計方針

11.2.4 主要設備

(2) 放射線監視設備

b. エリアモニタリング設備

c. 周辺モニタリング設備

(a) 固定モニタリング設備

11.2.5 評 価

12. 発電所補助施設

12.2 換気空調設備

12.2.2 設計方針

12.2.3 主要設備の仕様

12.2.4 主要設備

(7) 緊急時対策所換気空調設備

a. 給排気系統

b. 緊急時対策所非常用再循環系統

12.2.5 評 価

12.5 火災防護対応設備

12.5.1 概 要

12.5.2 設計方針

12.5.3 主要設備の仕様

12.5.4 主要設備

(1) 火災の発生防止

(2) 火災の感知及び消火

(3) 火災の影響軽減

12.5.5 評価

12.6 緊急時対策所

12.6.1 概要

12.6.2 設計方針

12.6.3 主要設備の仕様

12.6.4 主要設備

12.6.5 評価

13. 運転保守

13.1 運転保守の基本方針

13.2 保安管理体制

13.3 運転管理

13.8 非常時の措置

15. 重大事故等対処施設

## 表

- 第1.5.1表 原子炉施設の機能別分類と耐震重要度分類
- 第8.3.6表 直流電源設備の設備仕様
- 第12.2.7表 緊急時対策所換気空調設備の設備仕様
- 第12.5.1表 火災防護対応設備の設備仕様
- 第12.6.1表 緊急時対策所の設備仕様
- 第15.3.1表 原子炉緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備作動  
信号一覧表
- 第15.4.1表 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための  
設備仕様
- 第15.4.2表 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  
設備仕様
- 第15.5.1表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備仕様
- 第15.5.2表 原子炉格納容器内の冷却等のための設備仕様
- 第15.5.3表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備仕様
- 第15.5.4表 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備仕様
- 第15.5.5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仕様
- 第15.6.1表 放射性物質の拡散を抑制するための設備仕様
- 第15.7.1表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備仕様
- 第15.7.2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仕様
- 第15.7.3表 使用済燃料ピットの冷却等のための設備仕様
- 第15.7.4表 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備仕様
- 第15.7.5表 電源設備仕様
- 第15.7.6表 重大事故等対処設備としての主要な計装設備
- 第15.7.7表 監視測定設備仕様

図

- 第2.4.1図 発電所全体配置図
- 第2.5.4図 主要建屋平面図（2階）
- 第2.5.6図 主要建屋平面図（4階）
- 第8.4.5図 直流単線結線図
- 第12.2.7図 緊急時対策所換気空調設備系統図
- 第12.5.1図 消火栓設備系統図
- 第15.3.1図 原子炉緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備作  
動信号図
- 第15.4.1図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却する手段
- 第15.4.2図 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手段
- 第15.5.1図 最終ヒートシンクへ熱を輸送する手段
- 第15.5.2図 原子炉格納容器内の冷却等を行う手段
- 第15.5.3.1図 原子炉格納容器の過圧破損を防止する手段（原子炉補機冷却  
設備機能時）
- 第15.5.3.2図 原子炉格納容器の過圧破損を防止する手段（原子炉補機冷却  
設備機能喪失時）
- 第15.5.4図 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却する手段
- 第15.7.1図 所内単線結線図
- 第15.7.2図 直流単線結線図

## 1. 安全設計

### 1.5 発電用原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針

#### 1.5.7 発電用原子炉設置変更許可申請（平成25年7月8日申請）に係る安全設計の方針

安全設計の方針として、平成22年5月19日付け平成21・10・20原第30号をもって設置変更許可を受けた伊方発電所原子炉設置変更許可申請書の3号炉に係る「1.1 安全設計の方針」の分類のうち、「核分裂生成物放散の防止・抑制対策」、「原子炉固有の安全性」、「核設計及び熱水力設計の基本方針」、「工学的安全施設設計の基本方針」及び「品質保証の基本方針」については、それぞれ「1.1.2 核分裂生成物放散の防止・抑制対策」、「1.1.3 原子炉固有の安全性」、「1.1.4 核設計及び熱水力設計の基本方針」、「1.1.6 工学的安全施設設計の基本方針」及び「1.1.9 品質保証の基本方針」の内容に同じ。

##### 1.5.7.1 安全設計の基本方針

原子炉施設は、以下の基本的方針のもとに安全設計を行い、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）等の関係法令の要求を満足するとともに、「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」等に適合する構造とする。

(1) 平常運転時、発電所周辺の一般公衆、従事者等に対し、「原子炉等規制法」に基づき定められている線量限度を超える放射線被ばくを与えないように設計する。

更に、設計に当たっては、発電所周辺の一般公衆に対し、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」

に定められている線量目標値を超える放射線被ばくを与えないように努める。

(2) 設計基準対象施設は、設計、製作、建設及び試験検査を通じて信頼性の高いものとし、運転員の誤操作等による運転時の異常な過渡変化時に対しては、警報により運転員が措置し得るようにするとともに、もしこれらの修正動作がとられない場合にも、原子炉の固有の安全性並びに安全保護系の動作により、重大な事故に発展することがないように設計する。

(3) 原子炉施設は、燃料から放出される放射性核分裂生成物が発電所周辺に放散されるのを防ぐための防壁を多重に設け、万一設計基準事故が起こった場合にも、発電所周辺の一般公衆の安全を確保する。

(4) 安全施設は、敷地で想定される洪水、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、森林火災等の自然現象、故意によるものを除く人為による事象、火災、溢水及び蒸気タービン等の損壊に伴う飛散物によって、安全性が損なわれないよう設計するとともに、設計基準事故に至るまでの間に想定されている環境条件においてもその安全機能を発揮できるよう設計する。

(5) 重要安全施設は、原子炉施設間で原則共用又は相互に接続しないものとするが、安全性の向上に資する場合は、共用又は相互に接続することを考慮する。また、安全施設において、共用又は相互に接続する場合には、原子炉施設の安全性を損なうことのないよう設計する。

(6) 人の不法な侵入等を防止するための設備を設ける。

(7) 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得るよう設計する。このうち、重要度の特に高い系統は、多重性又は多様性及び独立性を備えるように設計するとともに、当該系統を構成する機器の単一故障が生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても、その安全機能が達成できるよう設計する。なお、故障発生の可能性が極めて小さい場合等においては、単一故障の想定を行わない。

また、安全施設は、その健全性及び能力を確認するために、その安全機能の重要度に応じ、原子炉の運転中又は停止中に試験・検査並びに保守点検ができるよう設計する。

(8) 設計基準対象施設は、運転員が誤操作するおそれがないように設計するとともに、安全施設は、その運転が必要となる環境条件下で運転員が容易に操作できるよう設計する。

(9) 原子炉施設には、標識を設置した安全避難通路、避難用及び事故対策用照明、通信連絡設備等を設ける。

(10) 原子炉施設は、重大事故の兆候がある場合において、炉心、使用済燃料ピット内燃料体又は使用済燃料及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じた設計とする。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水準の放出を防止するために必要な措置を講じる。

#### 1.5.7.2 安全保護系設計の基本方針

原子炉停止系及び工学的安全施設の作動を開始させるための安全保護系は、原子炉保護設備及び工学的安全施設作動設備からなり、必要な場合に確実に作動するように多重性及び独立性を備え、単一故障によっても、その安全保護機能が妨げられないような設計とする。また、安全保護系は系の遮断、駆動源の喪失等においても最終的に安全な状態に落ち着く設計とする。

その他、不正アクセス行為又は電子計算機の使用目的と異なる動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

#### 1.5.7.3 強度設計の基本方針

発電所の建物、構築物、機器、配管及びそれらの支持構造物は、自重、内圧、外圧、熱荷重、地震荷重等の条件に対し、十分な強度を有し、かつ、その機能を維持できるように設計する。

荷重の組合せと許容応力については、「建築基準法」、「日本建築学会各種構造設計及び計算規準」、「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」、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」等に従うものとする。

また、諸外国の規格、基準等を参考にするなど、できるだけ新しい知見を取り入れて強度上十分安全な設計とする。

#### 1.5.7.4 火災防護の基本方針

設計基準対象施設は、火災により原子炉施設の安全性が損な

われないようにするため、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための機能及び放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構造物、系統及び機器に対して、火災の発生防止、火災の感知及び消火、火災の影響軽減を考慮した設計とする。

#### 1.5.7.5 溢水に対する基本方針

安全施設は、原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわれることがない設計とする。また、設計基準対象施設は、原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいすることのない設計とする。

#### 1.5.7.6 重大事故等に対する対策の基本方針

(1) 重大事故等対処設備は、次の事項を踏まえた設備とする。

- a. 想定される重大事故等が発生した場合に使用する際の温度、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できる設計とする。
- b. 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設計とする。
- c. 健全性及び能力を確認するため、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。
- d. 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つては、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設計とする。

- e. 発電所内の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に対して悪影響を及ぼさない設計とする。
- f. 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、重大事故等対処設備の設置場所は、放射線量が高くなるおそれが少ない場所を選定するとともに、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場所とする。

(2) 常設重大事故等対処設備は、(1)項のほか次の事項を踏まえる。

- a. 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有する設計とする。
- b. 2以上の原子炉施設において共用しない設計とする。ただし、2以上の原子炉施設と共用することによって当該2以上の原子炉施設の安全性が向上する場合であって、他の原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できることとする。
- c. 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設計とする。

(3) 可搬型重大事故等対処設備は、(1)項のほか次の事項を踏まえる。

- a. 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設計とする。

- b. 原子炉施設と接続されている設備又は短時間に原子炉施設と接続することができる常設の設備（以下「常設設備」という。）と接続するものにあつては、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、2以上の系統又は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設計とする。
- c. 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、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の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設ける設計とする。
- d. 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設計とする。
- e. 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常設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。
- f. 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、適切な措置を講じた設計とする。

g. 重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料ピット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設計とする。

(4) 重大事故等対処施設は、次の事項の施設の区分に応じた地盤に設ける。

a. 重大事故防止設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故防止設備」という。）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（以下「常設耐震重要重大事故防止設備」という。）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。）は、基準地震動による地震力が作用した場合においても当該施設を十分に支持することができる地盤に設置する。

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。）は、耐震重要度分類に応じて算定する地震力が作用した場合においても当該施設を十分に支持することができる地盤に設置する。

c. 重大事故緩和設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故緩和設備」という。）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。）は、基準地震動による地震力が作用した場合においても当該施設を十分に支持することができる地盤に設置する。

- (5) 重大事故等対処施設（(4)項 b. の重大事故等対処施設を除く。）は、変形した場合においても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地盤に設置する。また、変位が生ずるおそれがない地盤に設置する。
- (6) 重大事故等対処施設は、地震による損傷の防止のため、次の事項を踏まえる。
- a. 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。）は、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。
  - 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。）は、耐震重要度分類に応じて算定する地震力に十分に耐えることができるように設計する。
  - c. 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。）は、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。
- (7) 重大事故等対処施設（(4)項 b. の重大事故等対処施設を除く。）は、基準地震動  $S_s$  による地震力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ように設計する。
- (8) 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ように設計

する。

- (9) 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、火災の発生防止、火災の感知及び消火を考慮した設計とする。

1.5.7.7 「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」に対する適合

今回の原子炉設置変更許可申請に係る原子炉施設は、「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」に十分適合するように設計する。各条文に対する適合のための設計方針は次のとおりである。

ただし、本項において用いる用語の意義は、同規則第二条（定義）に従いそれぞれ当該各号の定めるところによる。

### 第3条 設計基準対象施設の地盤

1. 設計基準対象施設は、次条第二項の規定により算定する地震力（設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの（以下「耐震重要施設」という。）にあつては、同条第三項に規定する基準地震動による地震力を含む。）が作用した場合においても当該設計基準対象施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。
2. 耐震重要施設は、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。
3. 耐震重要施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。

#### 適合のための設計方針

##### 1. について

設計基準対象施設は、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力（耐震重要施設にあつては、基準地震動  $S_s$  による地震力を含む）が作用した場合においても当該施設を十分に支持することができる地盤に設置する。

##### 2. について

耐震重要施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液化、揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状が起こった場合においても

安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。

なお、伊方発電所の敷地内破碎帯については、耐震設計上考慮する  
必要のある活断層ではない。

3. について

耐震重要施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がないこ  
とを確認した地盤に設置する。

## 第4条 地震による損傷の防止

1. 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。
2. 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。
3. 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力(以下「基準地震動による地震力」という。)に対して安全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。
4. 耐震重要施設は、前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安全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

#### 1. 及び2. について

- (1) 設計基準対象施設は、以下に示すS, B及びCの3クラスに分類し、それぞれに応じた耐震設計を行う。

Sクラス：地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射

線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設，並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって，その影響が大きいもの

Bクラス：安全機能を有する施設のうち，機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設

Cクラス：Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設

この原則に従って分類した各施設のうち，上位のクラスに属するものが，下位のクラスに属するものの波及的影響によって，その安全機能を損なわないように設計する。

(2) S，B及びCクラスの設計基準対象施設は，以下に示す地震力に対しておおむね弾性範囲に留まる設計とする。

Sクラス：弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力

Bクラス：静的地震力

共振のおそれのある施設については，弾性設計用地震動  $S_d$  に  $1/2$  を乗じた地震力

Cクラス：静的地震力

a. 弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力

弾性設計用地震動  $S_d$  は，基準地震動  $S_s$  との応答スペクトルの比率の値が，目安として  $0.5$  を下回らないような値で，工学的判断に基づいて設定する。

b. 静的地震力

(a) 建物・構築物

水平地震力は、地震層せん断力係数 $C_i$ に次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。

Sクラス 3.0

Bクラス 1.5

Cクラス 1.0

ここで、地震層せん断力係数 $C_i$ は、標準せん断力係数 $C_0$ を0.2以上とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

また、必要保有水平耐力の算定において、地震層せん断力係数 $C_i$ に乘じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、耐震重要度分類の各クラスともに1.0とし、その際に用いる標準せん断力係数 $C_0$ は1.0以上とする。

Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度0.3以上を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定する。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

(b) 機器・配管系

各クラスの地震力は、上記(a)に示す地震層せん断力係数 $C_i$ に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度とし、当該水平震度及び上記(a)の鉛直震度をそれぞれ20%増しとした震度より求めるものとする。

水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用させるものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

### 3. について

- (1) 基準地震動  $S_s$  は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なものを策定する。
- (2) 耐震重要施設は、基準地震動  $S_s$  による地震力に対して安全機能を損なわないように設計する。

### 4. について

耐震重要施設の周辺斜面については、基準地震動  $S_s$  による地震力を作用させた安定解析を行い、崩壊のおそれがないことを確認するとともに、崩壊のおそれがある場合には、当該部分の除去、敷地内土木工作物による斜面の保持等の措置を講じることにより、耐震重要施設に影響を及ぼすことがないものとする。

## 第5条 津波による損傷の防止

設計基準対象施設は、その供用中に当該設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して安全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

#### (1) 基準津波の策定

基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造、地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものを策定する。

また、津波の発生要因として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊その他の地震以外の要因、及びこれらの組合せによるものを複数選定し、不確かさを考慮して策定する。

#### (2) 基準津波に対する設計基準対象施設の設計

重要な安全機能を有する施設は、基準津波による遡上波が地上部から到達又は流入しない敷地に設置する。また、取水路、排水路等の経路から流入させない設計とする。

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、重要な安全機能への影響を防止できる設計とする。

重要な安全機能を有する施設については、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。

水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止できる設計とする。

## 第6条 外部からの衝撃による損傷の防止

1. 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。
2. 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。
3. 安全施設は、工場等内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（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。

### 適合のための設計方針

#### 1. 及び2. について

安全施設は、設計基準において想定される自然現象（地震及び津波を除く。）が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計する。また、重要安全施設は、大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故が発生した場合に生ずる応力を適切に考慮して設計する。

想定される自然現象としては、地震、津波の他、敷地の自然環境に基づき、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、高潮、落雷、地すべり、火山の影響、生物学的事象及び森林火災を想定する。

(1) 洪水、凍結、積雪、高潮、落雷及び地すべり

平成22年5月19日付け平成21・10・20原第30号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

## (2) 風（台風）

平成22年5月19日付け平成21・10・20原第30号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

なお、建築基準法に基づく上記設計方針に示す最大瞬間風速に相当する風荷重に対しても、安全施設は安全機能を損なうおそれがない設計とする。

## (3) 竜巻

気象庁「竜巻等の突風データベース」（1961～2012年）に基づき、竜巻検討地域における過去に発生した竜巻による最大風速及び竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速によって定めた基準竜巻の最大風速は69m/sである。伊方発電所の立地する地域特性から地形効果による割り増しは必要ないため、設計竜巻の最大風速は69m/sである。

竜巻防護施設は、耐震設計上の重要度分類における耐震Sクラスの設計を要求される設備（系統・機器）、建屋及び構築物等とし、設計竜巻の最大風速等から設定した設計竜巻荷重に対して、構造健全性等が維持され安全機能を損なうおそれがない設計とする。また、発電所内の屋外に仮置きされている鉄骨材、鉄パイプ等を固縛する等の飛散物防護対策により、竜巻防護施設は安全機能を損なうおそれがない設計とする。

竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設については、設計竜巻の最大風速等から設定した設計竜巻荷重に対して、竜巻防護施設の安全機能の維持に影響を与えない設計とする。

#### (4) 降水

松山地方気象台及び宇和島特別地域気象観測所(2005年9月まで宇和島測候所)の観測記録(1951~2012年)によれば、日最大1時間降水量は76.5mm(2011年6月20日)である。

発電所構内の降雨水は、構内排水路で集水し、海域へ排出するが、構内排水設備の設計降雨強度を139.6mm/hとし、安全施設は安全機能を損なうおそれがない設計とする。

#### (5) 火山の影響

発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象は降下火砕物であり、敷地周辺における降下火砕物の調査結果により厚さは5cmである。火山灰密度を乾燥状態で $0.5\text{g/cm}^3$ 、湿潤状態で $1.5\text{g/cm}^3$ とすると降下火砕物堆積荷重は $245\sim 735\text{N/m}^2$ となる。

降下火砕物に対して、その直接的影響及び間接的影響により安全施設の安全機能を損なうおそれのないよう、以下の設計とする。

直接的影響については、

- a. 降下火砕物堆積荷重に対して、安全機能を有する構築物、系統及び機器の健全性を維持できる設計とする。
- b. 降下火砕物により、取水設備、原子炉補機冷却水海水系統等の安全上重要な設備が閉塞等によりその機能を喪失しない設計とする。
- c. 外気取入口から火山灰の侵入により、換気空調系統のフィルタの目詰まり、非常用ディーゼル発電機の損傷等による系統・機器の機能喪失がなく、加えて中央制御室における居住環境を維持できる設計とする。
- d. 必要に応じて、発電所内の構築物、系統及び機器における降

下火碎物の除去等の対応を取る。

また、間接的影響については、発電所外での影響（長時間の外部電源喪失及び交通の途絶）を考慮し、燃料油等の備蓄又は外部からの支援等により、原子炉及び使用済燃料ピットの安全性を損なわないように対応を取ることにより、安全施設は安全機能を損なうおそれがない設計とする。

#### (6) 生物学的事象

考慮すべき生物学的事象としては、海生生物の襲来を想定する。

原子炉補機冷却海水系統等に影響を与える海生生物等を除去できる除塵装置の設置等により、安全施設は安全機能を損なうおそれがない設計とする。

#### (7) 森林火災

森林火災は、地形、植生等の敷地周辺の状況及び起こり得る最悪の気象条件を考慮したうえで森林火災を想定し、発電所敷地内における火災規模、延焼状況を確認する。

森林と安全施設が接近している場所において、森林火災が安全施設に延焼しない距離（防火帯幅）を確保するとともに、森林火災に伴う周辺に与える熱影響を安全側に考慮しても、安全施設の安全機能に影響が及ばないよう設計する。

また、消火設備の設置等により、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計とする。

### 3. について

安全施設は、発電所内又はその周辺において想定される、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故意によるものを除

く人為による事象に対して、安全機能を損なわないよう設計する。

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故意によるものを除く人為による事象としては、敷地及び敷地周辺の状況に基づき、航空機落下、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害を想定する。

#### (1) 航空機落下

平成22年5月19日付け平成21・10・20原第30号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

なお、原子炉施設への航空機の落下確率は、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成21・06・25原院第1号）等に基づき評価した結果、約 $5.9 \times 10^{-8}$ 回/炉・年であり、 $10^{-7}$ 回/炉・年を十分下回っていることから、航空機の落下を考慮する必要はない。

#### (2) ダムの崩壊

原子炉施設の近くには、ダムの崩壊により影響を及ぼすような河川はないことから、ダムの崩壊を考慮する必要はない。

#### (3) 爆発

平成22年5月19日付け平成21・10・20原第30号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

#### (4) 近隣工場等の火災

原子炉施設周辺には、石油コンビナート等の石油工業関連施設はないことから、近隣工場等の火災を考慮する必要はない。また、航空機落下に伴う火災については、安全施設を内包する原子炉施設を中心として落下確率が $10^{-7}$ 回/炉・年以上になる地点までの距離は約150mと十分に離れており、安全施設に影響を与えることはなく考慮

する必要はない。

(5) 有毒ガス

原子炉施設周辺には、石油コンビナート等の大規模な有毒物質を貯蔵する固定施設はなく、陸上輸送等の可動施設についても主要な幹線道路や航路から発電所は十分離れていることから、有毒ガスを考慮する必要はない。

なお、中央制御室及び緊急時対策所については、閉回路循環方式に切り替えることができる設計とする。

(6) 船舶の衝突

原子炉施設は、主要な航路から十分離れていることから、船舶の衝突を考慮する必要はない。

(7) 電磁的障害

原子炉保護設備及び工学的安全施設作動設備は、日本工業規格（JIS）や電気規格調査会標準規格（JEC）等に基づき、原子炉施設で発生する電磁干渉や無線電波干渉等により機能が喪失しないよう、ラインフィルタ、絶縁回路の設置によるサージ・ノイズの侵入防止及び鋼製筐体の適用により、電磁波の侵入等を防止する設計とする。

## 第7条 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止

工場等には、発電用原子炉施設への人の不法な侵入、発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為（不正アクセス行為の禁止等に関する法律（平成十一年法律第百二十八号）第二条第四項に規定する不正アクセス行為をいう。第二十四条第六号において同じ。）を防止するための設備を設けなければならない。

### 適合のための設計方針

平成22年5月19日付け平成21・10・20原第30号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じであり、原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件の持ち込み（郵便物等による発電所外からの爆破物又は有害物質の持ち込みを含む）については、持ち込み検査を行うことができる設計とする。

また、サイバーテロを含む不正アクセス行為を未然に防止するため、原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムについては、電気通信回線を通じて妨害行為又は破壊行為を受けることがないように、電気通信回線を通じた当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断することができる設計とする。

## 第8条 火災による損傷の防止

1. 設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び消火を行う設備（以下「消火設備」といい、安全施設に属するものに限る。）並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。
2. 消火設備（安全施設に属するものに限る。）は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。

### 適合のための設計方針

#### 1. について

設計基準対象施設は、火災により原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための機能及び放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構造物、系統及び機器に対して、火災の発生防止、火災の感知及び消火、火災の影響軽減を考慮した火災防護対策として、以下の設計を行う。

##### (1) 火災の発生防止

- a. 潤滑油や水素等の発火性又は引火性物質を内包する系統又は機器は、漏えいを防止する構造としている。また、潤滑油が漏えいした場合に漏えいの拡大を防止する堰等を設置するとともに、水素が漏えいした場合に水素の蓄積を防止するための換気設備を設置する。
- b. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、不燃性材料又は難

燃性材料を使用する。ただし、当該構築物、系統及び機器の材料については、不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有する場合、若しくは、同等以上の性能を有する材料が技術上使用困難であって、他の安全機能を有する構築物、系統及び機器に延焼しない措置を講じた場合は、その材料を使用する。

- c. 落雷、地震等の自然事象による火災の発生を防止するため、避雷設備を設置するとともに、安全機能を有する構築物、系統及び機器は、安全上の重要度に応じた耐震設計とする。

## (2) 火災の感知及び消火

- a. 安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する火災の影響を限定するため、早期に火災発生を感知する設備及び消火を行う設備を設置する。
- b. 火災の感知設備及び消火設備は、火災と同時に発生すると想定される自然現象により、その機能が損なわれることのない設計とする。

## (3) 火災の影響軽減

原子炉の高温停止及び低温停止を達成し維持する機能並びに放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器を設置する区域には、耐火能力を有する壁の設置その他の延焼を防止するための措置を講じる。

## 2. について

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

## 第9条 溢水による損傷の防止等

1. 安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。
2. 設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。

### 適合のための設計方針

#### 1. について

安全施設は、原子炉施設内における溢水が発生した場合において、以下のとおり、当該原子炉施設の安全機能を損なうことのない設計とする。

- (1) 配管の想定破損により生じる溢水については、配管に高い応力が発生しないようにすることで破損による溢水を防止し、安全施設が溢水影響を受けて機能を損なうことのない設計とする。
- (2) 消火水の放水による溢水については、想定される消火水の放水による溢水に対し、安全施設が溢水影響を受けて機能を損なうことのない設計とする。
- (3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（使用済燃料ピットのスロッシングにより発生する溢水を含む）については、安全施設が溢水影響を受けて機能を損なうことがないよう、機器の耐震設計を行う。

また、溢水により、使用済燃料ピットの冷却及びピットへの給

水機能を損なうことのない設計とする。

2. について

1. の(1)～(3)の事象における溢水においても、放射性物質を含む液体が管理区域から漏えいしない設計とする。

## 第 10 条 誤操作の防止

1. 設計基準対象施設は、誤操作を防止するための措置を講じたものでなければならない。
2. 安全施設は、容易に操作することができるものでなければならない。

### 適合のための設計方針

#### 1. について

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

#### 2. について

安全施設は、当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に設備を運転できる設計とする。

なお、中央制御室は、耐震 S クラスの原子炉補助建屋内にあり、津波に対して十分な高さに配置し、遮蔽等の放射線防護措置、消火設備の設置等の火災防護措置を講じることで、有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を想定しても容易に操作可能な設計とする。

## 第 11 条 安全避難通路等

発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。

- 一 その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路
- 二 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明
- 三 設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源

### 適合のための設計方針

#### 一及び二 について

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

#### 三 について

原子炉施設は、避難用の照明とは別に、設計基準事故対策のための現場作業が生じた場合に作業が可能となるよう、懐中電灯及び専用の発電機から給電する投光機を配備する。

## 第 12 条 安全施設

1. 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。
2. 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障（単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと（従属要因による多重故障を含む。）をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。
3. 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。
4. 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、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なければならない。
5. 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。
6. 重要安全施設は、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続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は、この限りでない。

7. 安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。

#### 適合のための設計方針

##### 1. 3. 4. 5.及び7. について

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

##### 2. について

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じである。

なお、以下の静的機器については、その故障の発生確率が十分低いこと等から、単一故障の想定をしない設計とする。

- ・ アニュラス排気ダクトの一部
- ・ 中央制御室非常用給気フィルタユニット
- ・ 中央制御室非常用給気系統のダクトの一部
- ・ スプレイリング

##### 6. について

重要安全施設について、3号炉にあっては、他の号炉間で共用又は相互接続するものはない。

## 第 13 条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止

設計基準対象施設は、次に掲げる要件を満たすものでなければならない。

一 運転時の異常な過渡変化時において次に掲げる要件を満たすものであること。

イ 最小限界熱流束比（燃料被覆材から冷却材への熱伝達が低下し、燃料被覆材の温度が急上昇し始める時の熱流束（単位時間及び単位面積当たりの熱量をいう。以下同じ。）と運転時の熱流束との比の最小値をいう。）又は最小限界出力比（燃料体に沸騰遷移が発生した時の燃料体の出力と運転時の燃料体の出力との比の最小値をいう。）が許容限界値以上であること。

ロ 燃料被覆材が破損しないものであること。

ハ 燃料材のエンタルピーが燃料要素の許容損傷限界を超えないこと。

ニ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の一・一倍以下となること。

二 設計基準事故時において次に掲げる要件を満たすものであること。

イ 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。

ロ 燃料材のエンタルピーが炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するための制限値を超えないこと。

ハ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の

- 一・二倍以下となること。
- ニ 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び原子炉格納容器バウンダリにおける温度が最高使用圧力及び最高使用温度以下となること。
- ホ 設計基準対象施設が工場等周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものであること。

#### 適合のための設計方針

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じであり、設計基準対象施設については、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価を行い、必要な要件を満足する。

## 第 14 条 全交流動力電源喪失対策設備

発電用原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

### 適合のための設計方針

原子炉施設は、全交流動力電源喪失時に重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの一定期間、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後の冷却、原子炉格納容器の健全性を確保できる設計とする。

具体的には、全交流動力電源が喪失した場合でも、安全保護系及び制御棒クラスタによる原子炉停止系の動作により原子炉は安全に停止でき、停止後の原子炉の崩壊熱及びその他の残留熱も、1次冷却系においては1次冷却材の自然循環、2次冷却系においてはタービン動補助給水ポンプ並びに主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁により原子炉の冷却が可能であり、原子炉格納容器の健全性を確保できる。

また、上記の冷却操作等に必要な容量の直流電源設備を設置する。

## 第 15 条 炉心等

1. 設計基準対象施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。
2. 炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えないものでなければならない。
3. 燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるものでなければならない。
4. 燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けないものでなければならない。
5. 燃料体は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。
6. 燃料体は、次に掲げるものでなければならない。

- 一 通常運転時における発電用原子炉内の最高使用圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとする。
- 二 輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じないものとする。

#### 適合のための設計方針

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

## 第 16 条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

1. 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」という。）の取扱施設（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。
  - 一 燃料体等を取り扱う能力を有するものとする事。
  - 二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする事。
  - 三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする事。
  - 四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする事。
  - 五 燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとする事。
2. 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設（安全施設に属するものに限る。以下この項において同じ。）を設けなければならない。
  - 一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものである事。
    - イ 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質の放出により公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合において、放射性物質の放出による公衆への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納するもの及び放射性物質の放出を低減するものとする事。
    - ロ 燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものとする事。

- ハ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする事。
  - ニ 使用済燃料の貯蔵施設（使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク（以下「キャスク」という。）を除く。）にあつては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものである事。
    - イ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする事。
    - ロ 貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないものであつて、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備及びその浄化系を有するものとする事。
    - ハ 使用済燃料貯蔵槽（安全施設に属するものに限る。以下この項及び次項において同じ。）から放射性物質を含む水があふれ、又は漏れないものであつて、使用済燃料貯蔵槽から水が漏れ出した場合において水の漏れを検知することができるものとする事。
    - ニ 燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないものとする事。
3. 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を測定できる設備を設けなければならない。
- 一 使用済燃料貯蔵槽の水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、それを原子炉制御室に伝え、又は異常が生じた水位及び水温を自動的に制御し、並びに放射線量を自動的に抑制することができるものとする事。
  - ニ 外部電源が利用できない場合においても温度、水位その他の発電

用原子炉施設の状態を示す事項（以下「パラメータ」という。）を監視することができるものとする。

4. キャスクを設ける場合には、そのキャスクは、第二項第一号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 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。
  - 二 使用済燃料の崩壊熱を適切に除去することができるものとする。
  - 三 使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視することができるものとする。

#### 適合のための設計方針

##### 1. について

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

##### 2. について

###### 一 について

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

###### 二 について

###### イ、ロ及びハ について

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

###### ニ について

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じであり、燃料取扱施設のうち、使用済燃料輸送容器等の重量物を取り扱う燃料取扱棟クレーンは、重量物の落下により使用済燃料ピットに影響を及ぼすことがないように移動範囲を設計するとともに、使用済燃料の貯蔵施設の上部に施設する使用済燃料ピットクレーンは、基準地震動  $S_s$  に基づく地震力に対する転倒を防止し、使用済燃料の貯蔵施設に重量物が落下しない設計とする。

### 3. について

#### 一 について

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

#### 二 について

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じであり、使用済燃料ピットの水位及び水温並びに燃料取扱棟の空間線量率を測定する計測設備は安全系の母線より受電していることから、外部電源が使用できない場合においても、複数のパラメータ（水位、水温、空間線量率）を監視することができる。

### 4. について

当該設備は設置していない。

## 第 17 条 原子炉冷却材圧力バウンダリ

発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 一 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとする事。
- 二 原子炉冷却材の流出を制限するため隔離装置を有するものとする事。
- 三 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬時的破壊が生じないように、十分な破壊じん性を有するものとする事。
- 四 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を検出する装置を有するものとする事。

### 適合のための設計方針

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じである。

なお、原子炉冷却材圧力バウンダリは、通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第 2 隔離弁を含むまでの範囲とする。

## 第 18 条 蒸気タービン

1. 蒸気タービン（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）は、当該蒸気タービンが損壊し、又は故障した場合においても、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。
2. 蒸気タービンには、当該蒸気タービンが損壊し、又は故障した場合においても発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、その運転状態を監視できる設備を設けなければならない。

### 適合のための設計方針

#### 1. について

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じであり、蒸気タービンについては、想定される環境条件を考慮した適切な材料を用いる他、振動対策及び過速度対策を施し、十分な構造強度を有する設計とする。

#### 2. について

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じであり、蒸気タービンについては、設備の損傷を防止するために必要なパラメータを監視することが可能な計測装置を設ける。

## 第 19 条 非常用炉心冷却設備

発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、非常用炉心冷却設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

- 一 一次冷却材を喪失した場合においても、燃料被覆材の温度が燃料材の溶融又は燃料体の著しい損傷を生ずる温度を超えて上昇することを防止できるものとする。
- 二 一次冷却材を喪失した場合においても、燃料被覆材と冷却材との反応により著しく多量の水素を生じないものとする。

### 適合のための設計方針

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

## 第 20 条 一次冷却材の減少分を補給する設備

発電用原子炉施設には、通常運転時又は一次冷却材の小規模漏えい時に発生した一次冷却材の減少分を補給する設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

### 適合のための設計方針

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

## 第 21 条 残留熱を除去することができる設備

発電用原子炉施設には、発電用原子炉を停止した場合において、燃料要素の許容損傷限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を維持するために必要なパラメータが設計値を超えないようにするため、原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

### 適合のための設計方針

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

## 第 22 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備

発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

- 一 原子炉圧力容器内において発生した残留熱及び重要安全施設において発生した熱を除去することができるものとする。
- 二 津波、溢水又は工場等内若しく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に対して安全性を損なわないものとする。

### 適合のための設計方針

#### 一 について

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

#### 二 について

原子炉圧力容器内において発生した残留熱及び重要安全施設において発生した熱を最終ヒートシンクに輸送できる設備は、原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備であり、当該設備は、津波、溢水又は発電所内若しくはその周辺における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対して安全性を損なわないように設計する。

##### (1) 津波

第 5 条「津波による損傷の防止」の適合のための設計方針で述べたとおり、原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備は、

基準津波による遡上波が到達しない場所に設置し，基準津波により機能を喪失せず，安全性を損なわない設計とする。

(2) 溢水

第9条「溢水による損傷の防止等」の適合のための設計方針で述べたとおり，原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備は，想定される溢水により機能を喪失せず，安全性を損なわない設計とする。

(3) 発電所内若しくはその周辺における人為的な事象

第6条「外部からの衝撃による損傷の防止」の適合のための設計方針で述べたとおり，原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備は，想定される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（故意によるものを除く。）に対して，原子炉施設の安全性を損なわないようにする。

また，第7条「発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止」の適合のための設計方針で述べたとおり，原子炉施設への人の不法な侵入等に対し，これを防止するため，適切な措置を講じる。

## 第 23 条 計測制御系統施設

発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、計測制御系統施設を設けなければならない。

- 一 炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御できるものとする。
- 二 前号のパラメータは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内で監視できるものとする。
- 三 設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講じるために必要なパラメータは、設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間にわたり監視できるものとする。
- 四 前号のパラメータのうち、発電用原子炉の停止及び炉心の冷却に係るものについては、設計基準事故時においても二種類以上監視し、又は推定することができるものとする。
- 五 発電用原子炉の停止及び炉心の冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても確実に記録され、及び当該記録が保存されるものとする。

### 適合のための設計方針

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

## 第 24 条 安全保護回路

発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものとする。
- 二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。
- 三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保するものとする。
- 四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。
- 五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。
- 六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動

作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。

七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。

#### 適合のための設計方針

一、二、三、四、五及び七 について

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

六 について

安全保護回路は、不正アクセス行為又は電子計算機の使用目的と異なる動作をさせる行為による被害を防止する設計とし、電気通信回線を通じて妨害行為又は破壊行為を受けることがないように、電気通信回線を通じた当該情報システムに対する外部からの不正なアクセスを遮断する設計とする。

## 第 25 条 反応度制御系統及び原子炉停止系統

1. 発電用原子炉施設には、反応度制御系統（原子炉停止系統を含み、安全施設に係るものに限る。次項において同じ。）を設けなければならない。
2. 反応度制御系統は、計画的な出力変化に伴う反応度変化を燃料要素の許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有し、かつ、次に掲げるものでなければならない。
  - 一 制御棒、液体制御材その他反応度を制御するものによる二以上の独立した系統を有するものとする。
  - 二 通常運転時の高温状態において、二以上の独立した系統がそれぞれ発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できるものであり、かつ、運転時の異常な過渡変化時の高温状態においても反応度制御系統のうち少なくとも一つは、燃料要素の許容損傷限界を超えることなく発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。この場合において、非常用炉心冷却設備その他の発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合に作動する設備の作動に伴って注入される液体制御材による反応度価値を加えることができる。
  - 三 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、反応度制御系統のうち少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。
  - 四 一次冷却材喪失その他の設計基準事故時において、反応度制御系統のうち少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界へ移行すること

ができ、かつ、少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界に維持できること。この場合において、非常用炉心冷却設備その他の発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合に作動する設備の作動に伴って注入される液体制御材による反応度価値を加えることができる。

五 制御棒を用いる場合にあっては、反応度価値の最も大きな制御棒一本が固着した場合においても第二号から第四号までの規定に適合すること。

3. 制御棒の最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象（発電用原子炉に反応度が異常に投入される事象をいう。）に対して原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の損壊を起こさないものでなければならない。
4. 制御棒、液体制御材その他の反応度を制御する設備は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。

#### 適合のための設計方針

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

## 第 26 条 原子炉制御室等

1. 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室(安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。)を設けなければならない。
  - 一 設計基準対象施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。
  - 二 発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有するものとする。
  - 三 発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。
2. 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止の状態に直ちに移行させ、及び必要なパラメータを想定される範囲内に制御し、その後、発電用原子炉を安全な低温停止の状態に移行させ、及び低温停止の状態を維持させるために必要な機能を有する装置を設けなければならない。
3. 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物

質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けなければならない。

### 適合のための設計方針

#### 1. について

##### 一及び三 について

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

##### 二 について

中央制御室は、原子炉施設の外の状況が把握可能な設計とする。  
具体的には、地震や津波等の自然現象全般に対して、原子炉建屋に設置した地震計、気象庁の警報情報（津波警報等）及び屋外に設置したカメラ映像等により原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できる設計とする。

#### 2. 及び 3. について

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

## 第 27 条 放射性廃棄物の処理施設

工場等には、次に掲げるところにより、通常運転時において放射性廃棄物（実用炉規則第二条第二項第二号に規定する放射性廃棄物をいう。以下同じ。）を処理する施設（安全施設に係るものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 一 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有するものとする。
- 二 液体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性物質を処理する施設から液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び工場等外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止できるものとする。
- 三 固体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性廃棄物を処理する過程において放射性物質が散逸し難いものとする。

### 適合のための設計方針

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

## 第 28 条 放射性廃棄物の貯蔵施設

工場等には、次に掲げるところにより、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を貯蔵する施設（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。

- 一 放射性廃棄物が漏えいし難いものとする事。
- 二 固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備を設けるものにあつては、放射性廃棄物による汚染が広がらないものとする事。

### 適合のための設計方針

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

## 第 29 条 工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護

設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による工場等周辺の空間線量率が十分に低減できるものでなければならない。

### 適合のための設計方針

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

## 第 30 条 放射線からの放射線業務従事者の防護

1. 設計基準対象施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、次に掲げるものでなければならない。
  - 一 放射線業務従事者（実用炉規則第二条第二項第七号に規定する放射線業務従事者をいう。以下同じ。）が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとする。
  - 二 放射線業務従事者が運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために必要な操作ができるものとする。
2. 工場等には、放射線から放射線業務従事者を防護するため、放射線管理施設を設けなければならない。
3. 放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

### 適合のための設計方針

平成22年5月19日付け平成21・10・20原第30号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

## 第 31 条 監視設備

発電用原子炉施設には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、当該発電用原子炉施設及びその境界付近における放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

### 適合のための設計方針

平成22年5月19日付け平成21・10・20原第30号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じである。

なお、固定モニタリング設備であるモニタリングステーション及びモニタリングポストは、通常供給している電源が喪失した場合に、専用の無停電電源装置からの給電を可能とする設計とする。また、上記設備の伝送系は、有線及び無線による伝送とし、多様性を有する設計とする。

## 第 32 条 原子炉格納施設

1. 原子炉格納容器は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した場合において漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、想定される最大の圧力、最高の温度及び適切な地震力に十分に耐えることができ、かつ、適切に作動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えることがないものでなければならない。
2. 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬時的破壊が生じないように、十分な破壊じん性を有するものでなければならない。
3. 原子炉格納容器を貫通する配管には、隔離弁（安全施設に属するものに限る。次項及び第五項において同じ。）を設けなければならない。ただし、計測装置又は制御棒駆動装置に関連する配管であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものについては、この限りでない。
4. 主要な配管（事故の収束に必要な系統の配管を除く。）に設ける隔離弁は、設計基準事故時に隔離機能の確保が必要となる場合において、自動的、かつ、確実に閉止される機能を有するものでなければならない。
5. 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより隔離弁を設けなければならない。
  - 一 原子炉格納容器に近接した箇所に設置するものとする。
  - 二 原子炉格納容器内に開口部がある配管又は原子炉冷却材圧力バ

ウンダリに接続している配管のうち、原子炉格納容器の外側で閉じていないものにあつては、原子炉格納容器の内側及び外側にそれぞれ一個の隔離弁を設けるものとする。ただし、その一方の側の設置箇所における配管の隔離弁の機能が、湿気その他隔離弁の機能に影響を与える環境条件によって著しく低下するおそれがあると認められるときは、貫通箇所の外側であつて近接した箇所に二個の隔離弁を設けることをもつて、これに代えることができる。

三 原子炉格納容器を貫通し、貫通箇所の内側又は外側において閉じている配管にあつては、原子炉格納容器の外側に一個の隔離弁を設けるものとする。ただし、当該格納容器の外側に隔離弁を設けることが困難である場合においては、原子炉格納容器の内側に一個の隔離弁を適切に設けることをもつて、これに代えることができる。

四 前二号の規定にかかわらず、配管に圧力開放板を適切に設けるときは、原子炉格納容器の内側又は外側に通常時において閉止された一個の隔離弁を設けることをもつて、前二号の規定による隔離弁の設置に代えることができる。

五 閉止後において駆動動力源が喪失した場合においても隔離機能が失われないものとする。

6. 発電用原子炉施設には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した際に生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の健全性に支障が生ずることを防止するため、原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。

7. 発電用原子炉施設には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、放射性物質の濃度を低減させるため、原子炉格納施設内の雰囲気浄化系（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。
8. 発電用原子炉施設には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した際に生ずる水素及び酸素により原子炉格納容器の健全性を損なうおそれがある場合は、水素及び酸素の濃度を抑制するため、可燃性ガス濃度制御系（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。

#### 適合のための設計方針

1. 2. 3. 4. 6. 7. 及び 8. について

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

5. について

- 一、二、三及び五 について

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

- 四 について

原子炉格納容器を貫通する配管に、圧力開放板は設置していない。

### 第 33 条 保安電源設備

1. 発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならない。
2. 発電用原子炉施設には、非常用電源設備（安全施設に属するものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。
3. 保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）は、電線路、発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から安全施設への電力の供給が停止することがないように、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するものでなければならない。
4. 設計基準対象施設に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するものでなければならない。
5. 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるものでなければならない。
6. 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の工場等の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないものでなければならない。
7. 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が

発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。

8. 設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備及びその附属設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないものでなければならない。

### 適合のための設計方針

1. 2. 及び4. について

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じ。

3. について

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じであり、保安電源設備については、電力の供給が停止することがないように、機器の損壊又は故障を検知するとともに、それらの拡大を防止する設計とする。

5. について

外部電源系の 500kV 2 回線と 187kV 4 回線は、別の送電鉄塔を經由したルートとし、物理的に分離して 3 号炉に受電できるよう設計する。

6. について

外部電源系の 500kV 2 回線及び 187kV 4 回線は、いずれの 2 回線が

喪失した場合においても3号炉への電力供給が継続できるよう設計する。

なお、開閉所及び当該開閉所から主発電機側の送受電設備は、不等沈下や傾斜が起きないような十分な支持性能をもつ地盤に設置するとともに、碍子、遮断器等は耐震性の高いものを使用し、さらに塩害を考慮した設計とする。

#### 7. について

平成22年5月19日付け平成21・10・20原第30号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じである。

なお、7日間の外部電源喪失を仮定しても、非常用ディーゼル発電機の連続運転により必要とする電力を供給できるよう、十分な容量の燃料を敷地内に貯蔵する設計とする。

#### 8. について

非常用ディーゼル発電機は、隣接する原子炉施設と共用はしない設計とする。

## 第 34 条 緊急時対策所

工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に設けなければならない。

### 適合のための設計方針

平成22年5月19日付け平成21・10・20原第30号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じであり、緊急時対策所については、1次冷却系統に係る原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、中央制御室とは別の基準津波の影響を受けない場所に設置された免震構造の総合事務所内に設置することで、基準地震動Ssにおいても機能を喪失しない設計とする。

## 第 35 条 通信連絡設備

1. 工場等には、設計基準事故が発生した場合において工場等内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置（安全施設に属するものに限る。）及び多様性を確保した通信連絡設備（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。
2. 工場等には、設計基準事故が発生した場合において発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多様性を確保した専用通信回線を設けなければならない。

### 適合のための設計方針

#### 1. について

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じである。

なお、安全施設に属する警報装置及び通信連絡設備は、設計基準事故が発生した場合において中央制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の者への操作、作業又は退避の指示等の連絡を音声等により行うことができる、運転指令設備、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備等を整備し、多様性を備えた設計とする。

これらの通信連絡設備は、非常用所内電源系又は無停電電源に接続することで、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

#### 2. について

設計基準事故が発生した場合において、発電所外の必要箇所への事

故の発生等に係る連絡を音声により行うため、以下の専用の通信連絡設備を整備することにより、多様性を備えた設計とする。

- ・当社が構築する電力保安通信用回線（有線系回線及び多重無線系回線）を経由した電話設備及びテレビ会議システム
- ・通信事業者が提供する統合原子力防災ネットワーク専用回線（有線系回線及び衛星系回線）を経由した電話設備及びテレビ会議システム
- ・通信事業者が提供する回線及びそれに接続する災害優先加入電話、衛星電話（固定式及び携帯型）及び直通電話設備

また、緊急時対策支援システム等へ必要なデータを伝送するため、以下の専用の通信回線を整備することにより、多様性を備えた設計とする。

- ・国、関係自治体等社外関係箇所へのデータ通信用  
通信事業者が提供する統合原子力防災ネットワーク専用回線（有線系回線及び衛星系回線）に接続する専用通信回線
- ・社内関係箇所へのデータ通信用  
当社が構築する電力保安通信用回線（有線系回線及び多重無線系回線）からなる専用通信回線

これらの通信連絡設備及び通信回線は、常時使用可能であり、非常用所内電源系又は無停電電源に接続することで、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計とする。

## 第 36 条 補助ボイラー

1. 発電用原子炉施設には、設計基準事故に至るまでの間に想定される使用条件に応じて必要な蒸気を供給する能力がある補助ボイラー（安全施設に属するものに限る。次項において同じ。）を設けなければならない。
2. 補助ボイラーは、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。

### 適合のための設計方針

#### 1. について

平成 22 年 5 月 19 日付け平成 21・10・20 原第 30 号をもって、設置変更許可を受けた設計方針に同じであり、補助蒸気供給設備は、原子炉施設運転中は、主蒸気及びタービン抽気を活用したスチームコンバータ発生蒸気を使用し、安全機能を有する構築物、系統及び機器に必要な補助蒸気を供給する。

これらの装置が使用できない場合に、必要な蒸気供給能力を有する補助ボイラーを運転して蒸気を供給する設計とする。

#### 2. について

補助ボイラーは、損傷したとしても原子炉施設の安全性を損なうことがないように、補助ボイラー建屋内に設置するとともに、同建屋は原子炉施設の安全性を確保するために必要な機器を収納した、原子炉建屋、原子炉補助建屋から離隔した場所に設置する。

また、補助ボイラー建屋内には火災検知器及び消火設備を設置する

とともに、補助ボイラー自体に異常が発生した場合、補助ボイラーを自動停止するインターロックを備える設計とする。

## 第 37 条 重大事故等の拡大の防止等

1. 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。
2. 発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。
3. 発電用原子炉施設は、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、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。
4. 発電用原子炉施設は、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、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

### 適合のための設計方針

#### 1. について

重大事故に至るおそれがある事故の発生を想定し、各事故シーケンスグループについて、炉心の著しい損傷を防止するための必要な措置を講じ、対策の有効性を評価し、要件を満足していることを確認する。

#### 2. について

重大事故が発生した場合において格納容器破損モードを想定し、各

破損モードについて，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水準の放出を防止するための必要な措置を講じ，対策の有効性を評価し，要件を満足していることを確認する。

3. について

重大事故に至るおそれがある事故の発生を想定し，使用済燃料ピットにおける燃料の著しい損傷を防止するための必要な措置を講じ，対策の有効性を評価し，要件を満足していることを確認する。

4. について

重大事故に至るおそれがある事故の発生を想定し，運転停止中の原子炉における燃料の著しい損傷を防止するための必要な措置を講じ，対策の有効性を評価し，要件を満足していることを確認する。

## 第 38 条 重大事故等対処施設の地盤

1. 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地盤に設けなければならない。

一 重大事故防止設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故防止設備」という。）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（以下「常設耐震重要重大事故防止設備」という。）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が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤

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が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤

三 重大事故緩和設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故緩和設備」という。）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が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤

四 特定重大事故等対処施設 第四条第二項の規定により算定する地震力が作用した場合及び基準地震動による地震力が作用した場合においても当該特定重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤

2. 重大事故等対処施設（前項第二号の重大事故等対処施設を除く。次項及び次条第二項において同じ。）は、変形した場合においても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地盤に設けなければならない。
3. 重大事故等対処施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。

### 適合のための設計方針

#### 1. について

##### 一 について

常設重大事故防止設備であって、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。）は、基準地震動  $S_s$  による地震力が作用した場合においても当該施設を十分に支持することができる地盤に設置する。

##### 二 について

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。）は、耐震重要度分類に応じて算定する地震力が作用した場合においても当該施設を十分に支持することができる地盤に設置する。

##### 三 について

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。）は、基準地震動  $S_s$  による地震力が作用した場合においても当該施設を十分に支持することができる地盤に設置する。

##### 四 について

平成 25 年 7 月 8 日申請分について、特定重大事故等対処施設は含まない。

2. について

前項第二号の重大事故等対処施設を除く重大事故等対処施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状が起こった場合においても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地盤に設置する。

なお、伊方発電所の敷地内破碎帯については、耐震設計上考慮する必要のある活断層ではない。

3. について

第 1 項第二号の重大事故等対処施設を除く重大事故等対処施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がないことを確認した地盤に設置する。

## 第 39 条 地震による損傷の防止

1. 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 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、かつ、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ものであること。
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。

適合のための設計方針

## 1. について

### 一 について

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。）は、基準地震動  $S_s$  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。

### 二 について

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。）は、耐震重要度分類に応じて算定する地震力に十分に耐えることができるように設計する。

### 三 について

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。）は、基準地震動  $S_s$  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。

### 四 について

平成 25 年 7 月 8 日申請分について、特定重大事故等対処施設は含まない。

## 2. について

重大事故等対処施設（前項第二号の重大事故等対処施設を除く。）の周辺斜面については、基準地震動  $S_s$  による地震力を作用させた安定解析を行い、崩壊のおそれがないことを確認するとともに、崩壊のおそれがある場合には、当該部分の除去、敷地内土木工作物による斜面の

保持等の措置を講じることにより、当該施設に影響を及ぼすことがないものとする。

## 第 40 条 津波による損傷の防止

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

「第 5 条 津波による損傷の防止」に準じ、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ない設計とする。

## 第 41 条 火災による損傷の防止

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。

### 適合のための設計方針

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にするため、火災の発生防止、火災の感知及び消火を考慮した設計とする。

## 第 42 条 特定重大事故等対処施設

工場等には、次に掲げるところにより、特定重大事故等対処施設を設けなければならない。

- 一 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその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あること。
- 二 原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を有するものであること。
- 三 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生後、発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できるものであること。

### 適合のための設計方針

平成25年7月8日申請分について、特定重大事故等対処施設は含まない。

## 第 43 条 重大事故等対処設備

1. 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。
  - 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つては、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。
  - 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。
  - 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。
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。
  - 二 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。
  - 三 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。
3. 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。
- 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。
  - 二 常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、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。
  - 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。

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。

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。

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。

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

### 適合のための設計方針

#### 1. について

重大事故等対処設備は、以下の設計とする。

#### 一 について

想定される重大事故等が発生した場合に使用する際の温度、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できる設計とする。

二 について

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設計とする。

三 について

健全性及び能力を確認するため、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計とする。

四 について

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つては、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設計とする。

五 について

発電所内の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に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

六 について

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、重大事故等対処設備の設置場所は、放射線量が高くなるおそれが少ない場所を選定するとともに、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場所とする。

2. について

常設重大事故等対処設備は、前項に定めるもののほか、以下の設計

とする。

一 について

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有する設計とする。

二 について

2以上の原子炉施設において共用しない設計とする。ただし、2以上の原子炉施設と共用することによって当該2以上の原子炉施設の安全性が向上する場合であって、他の原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できることとする。

三 について

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、可能な限り多様化を考慮した設計とする。

3. について

可搬型重大事故等対処設備は、第1項に定めるもののほか、以下の設計とする。

一 について

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設計とする。

(1) 原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型代替電源設備及び可搬型注水設備は、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必要な機能を有効に果たすことができる容量を賄うことができる可搬型重大事故対処設備を1基あたり2式配備する。

(2) 上記に加え、故障時等のバックアップを発電所全体で確保する。

## 二 について

常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、2以上の系統又は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設計とする。

## 三 について

常設設備と接続し、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、接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設ける設計とする。

## 四 について

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の据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、可搬型重大事故等対処設備の設置場所は、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所を選定するとともに、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場所とする。

## 五 について

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、位置的分散その他の条件を考慮し、常設重大事故対処設備と異なる保管場所に保管する。

## 六 について

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、適切な措置を講じる。

## 七 について

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料ピット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、可能な限り多様化を考慮した措置を講じる。

## 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

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。

### 適合のための設計方針

運転時の異常な過渡変化時において、原子炉の運転を緊急に停止することができない事象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、原子炉を未臨界にするために必要な設備を設置し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持できる設計とする。

具体的には、多様化自動作動盤を設置し、多様化自動作動盤により原子炉緊急停止失敗状態を検知し、自動で主蒸気隔離弁の閉止及びタービントリップを行い、原子炉冷却材温度を上昇させ、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制するとともに、補助給水ポンプを自動起動し、蒸気発生器水位の低下を抑制することで、炉心損傷を防止する。

さらに、原子炉を未臨界に移行するため、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注入を行う。

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

発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

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、必要な設備を配備し、原子炉を冷却できる設計とする。

具体的には、全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、「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」の適合のための設計方針で述べる設備の準備が整うまでの期間、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等を用いた2次系強制冷却を行うが、現地での措置を確実にを行うため、タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプ用可搬型蓄電池を配備して、補助油ポンプを起動し、タービン動補助給水ポンプが起動できるようにする。

## 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

発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。

### 適合のための設計方針

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、必要な設備を配備して加圧器逃がし弁の動作機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することができる設計とする。

具体的には、以下の設備とする。

常設直流電源系統喪失時においても、加圧器逃がし弁を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリが減圧可能となるよう加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池を配備する。

さらに、駆動源の制御用空気喪失時においても、原子炉冷却材圧力バウンダリが減圧可能となるよう加圧器逃がし弁の駆動源を確保するため、加圧器逃がし弁用窒素供給装置を配備する。

なお、主蒸気逃がし弁については、手動開閉機能を有しており、設置場所での操作が可能であることから、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が失われることはない。

## 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

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。

### 適合のための設計方針

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、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、位置的分散を図った設備を設置及び配備し、原子炉を冷却できる設計とする。

具体的には、1次冷却材喪失時に非常用炉心冷却設備の機能が喪失した場合等で原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であれば、補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等を用いた2次系強制冷却により原子炉冷却材圧力バウンダリを低圧の状態とした後、充てんポンプ（自己冷却式）等にて原子炉に注水し、冷却する。

なお、運転停止中の原子炉において全交流動力電源喪失が発生し、原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても、充てんポンプ（自己冷却式）にて原子炉に注水し、冷却する。

また、1次冷却材喪失時等で高圧及び低圧再循環機能が喪失した場合に、格納容器スプレイポンプにより、原子炉格納容器スプレイ設備と低

圧注入設備を連絡する配管等を経由して、原子炉内に注水する。

また、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車等の可搬型設備により、上記と同様の連絡配管等を経由して、原子炉内に注水する。

## 第 48 条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

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。

### 適合のための設計方針

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炉心の著しい損傷が発生する前に生ずる原子炉格納容器の破損を防止するため、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、位置的分散を図った設備を配備し、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設計とする。

具体的には、全交流動力電源喪失等による原子炉補機冷却機能喪失時の炉心の著しい損傷を防止するため、「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」の適合のための設計方針で述べたとおり、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等を用いた冷却により、大気へ残留熱を輸送する。

さらに、破断口の大きい1次冷却材喪失事故が重畳する等した場合には、原子炉格納容器の破損防止のため、格納容器再循環ユニット等必要な補機類の冷却用に海水が供給できるように中型ポンプ車等を配備する。

## 第 49 条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

1. 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。

### 適合のための設計方針

#### 1. について

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必要な設備を設置し、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。

具体的には、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転をしている場合に、原子炉格納容器先行破損に伴う炉心の著しい損傷を防止するため、「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」の適合のための設計方針で述べるとおり、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。

また、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下を図るとともに、液相部への崩壊熱の蓄熱を図る。

## 2. について

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、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、位置的分散を図った設備を設置し、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できる設計とする。

具体的には、代替格納容器スプレイポンプを設置し、当該設備により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とともに、液相部への崩壊熱の蓄熱を図る。

## 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

発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

### 適合のための設計方針

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、必要な設備を設置及び配備し、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。

具体的には、原子炉格納容器スプレイ設備の機能喪失等により、原子炉格納容器内の長期的な熱除去が不可能になった場合に、格納容器再循環ユニットへの通水を行い、格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。なお、格納容器再循環ユニットには、格納容器内自然対流冷却を促すため、ダクト開放機構を設置する。

また、格納容器再循環ユニットへの通水に際しては、原子炉補機冷却水設備が機能している場合には、沸騰防止の観点から系統水を加圧し、原子炉補機冷却水設備を使用する。全交流動力電源喪失等により原子炉補機冷却水設備が機能喪失している場合には、「第48条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」の適合のための設計方針で述べたとおり、中型ポンプ車等を配備し、海水通水も可能とする。

## 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

発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

### 適合のための設計方針

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、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、位置的分散を図った設備を設置し、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

具体的には、溶融炉心とコンクリートとの相互作用を抑制し、原子炉格納容器下部に注水できるよう、代替電源設備から給電可能な代替格納容器スプレイポンプを設置する。また、原子炉格納容器下部への注水性を高めるため、原子炉格納容器内に浸水経路を設置する。

## 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

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。

### 適合のための設計方針

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、必要な設備を設置し、原子炉格納容器内における水素による爆発による破損を防止できる設計とする。

具体的には、原子炉格納容器内に動力源を要しない静的触媒式水素再結合装置を設置し、炉心を構成する材料であるジルコニウムと水の反応により発生する水素に加え、水の放射線分解等により長期的に発生する水素を低減し、原子炉格納容器の自由体積の大きさとあいまって原子炉格納容器内の水素濃度を爆轟限界以下とする。

また、重大事故等発生時の原子炉格納容器内の水素濃度を測定するため、代替電源設備から給電可能な水素濃度測定装置を設置する。

## 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

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。

### 適合のための設計方針

「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」の適合のための設計方針で述べたとおり、原子炉格納容器内に静的触媒式水素再結合装置を設置することから、炉心の著しい損傷が発生した場合においても、原子炉建屋等へ漏えいする水素は、原子炉建屋等の健全性に影響を及ぼすような水素爆発を起こす濃度に至ることはないが、以下の設備を設置し、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止できる設計とする。

具体的には、原子炉格納容器外周部のアニュラス部へ漏えいした水素は、アニュラス空気再循環設備により排出される。この際、アニュラス排気を確実にを行うため、全交流動力電源喪失時にも使用可能なアニュラス排気弁遠隔操作装置を設置し、アニュラス空気再循環設備も代替電源設備から給電可能とする。

また、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測定できる、代替電源設備から給電可能なアニュラス水素濃度計を設置する。

## 第 54 条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

1. 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. 発電用原子炉施設には、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。

### 適合のための設計方針

#### 1. について

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において、必要な設備を配備し、使用済燃料ピット内の燃料を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止できる設計とする。

具体的には、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、使用済燃料ピット水位を維持できる容量の中型ポンプ車を配備する。

また、使用済燃料ピットの水位、温度及び燃料取扱棟内の空間線量率の監視について、重大事故時に変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な計測設備を設置する。

また、使用済燃料ピットの状態を監視できるカメラを設置する。  
これらの監視設備は、代替電源設備から給電できる設計とする。

## 2. について

使用済燃料ピット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ピットの水位が異常に低下した場合において、必要な設備を配備し、使用済燃料ピット内燃料の著しい損傷の進行を緩和できる設計とする。

具体的には、使用済燃料ピットの水位が維持できないほど水位が異常に低下した場合において、燃料の著しい損傷の進行を緩和できるよう、前項と同様の中型ポンプ車に加え、できる限り環境への放射性物質の放出を低減できるよう使用済燃料ピットにスプレーするための小型放水砲を配備する。

また、前項の計測設備等により、使用済燃料ピットの状態を監視する。

## 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

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。

### 適合のための設計方針

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ピット内燃料の著しい損傷に至った場合において、必要な設備を配備し、発電所外への放射性物質の拡散を抑制できる設計とする。

具体的には、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、原子炉建屋に放水できるよう、大型ポンプ車及び大型放水砲を配備する。

航空機燃料火災を含む建屋外の大規模火災発生時の消火活動に対応するため、泡消火剤を配備する。

放射性物質を含む液体が建屋外に漏えいした場合に、海洋への放射性物質の拡散を抑制するための資機材を整備する。

## 第 56 条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

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。

### 適合のための設計方針

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、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配備し、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保する設計とする。

具体的には、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給できるよう、複数の淡水源として、設計基準事故の収束に必要な水源である補助給水タンクのほかに、2次系純水タンク、ろ過水貯蔵タンク及び脱塩水タンクを設置するとともに、海も水源として利用する。

また、各水源の移送ルートを確保し、水源として海水を利用するため、移送ホース及び中型ポンプ車を配備する。

## 第 57 条 電源設備

1. 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。

### 適合のための設計方針

#### 1. について

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、使用済燃料ピット内燃料の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料の著しい損傷を防止するため、設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図った代替電源設備を設置及び配備し、必要となる電力を確保できる設計とする。

常設の交流代替電源設備として、空冷式非常用発電装置を設置し、重大事故等に対処するために必要な電力を供給できる設計とする。

可搬型の交流代替電源設備として、電源車を配備し、空冷式非常用

発電装置が機能しない場合にも原子炉の安全停止に必要な電力を供給できる設計とする。

常設の直流代替電源設備として、蓄電池を設置し、全交流動力電源喪失において、安全系の蓄電池とあわせて、不要な負荷の切り離しを行わずに8時間(中央制御室又は隣接する電気室等での簡易な操作で切り離し可能な負荷を除く)、不要な負荷の切り離し後さらに16時間の合計24時間にわたり、直流電源を供給する設計とする。

可搬型の直流代替電源設備として、電源車及び可搬型整流器を組み合わせて構成する可搬型直流電源装置を配備し、24時間にわたって事故対応に必要な直流電源を供給可能な設計とする。

また、予め電気ケーブルを敷設する等により、他号炉の非常用高圧母線から受電(号炉間融通)も可能な設計とする。

## 2. について

平成25年7月8日申請分について、常設の直流電源設備は含まない。

## 第 58 条 計装設備

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。

### 適合のための設計方針

重大事故等が発生し、非常用のものを含む計測機器の故障により当該重大事故等に対処するために必要な情報を計測することが困難になった場合であっても、当該情報を推定するために必要な設備を設置し、有効な情報を把握できる設計とする。

具体的には、設計基準対象施設の計測制御系統施設において、事故時監視が必要なプロセス計装を設置しており、事故対応上必要なパラメータを計測又は監視及び記録できる。これらは重大事故等発生時においても、基本的に使用が可能であるが、当該施設が故障した場合にも事故対応上必要なパラメータを推定可能とするため、以下の計測機器を設置する。

重大事故等発生時にも原子炉格納容器内の圧力を測定可能なように広域圧力計を設置し、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力を上回った場合にも、限界圧力まで測定可能とする。

重大事故等発生時にも原子炉格納容器内の水素濃度を測定可能となるよう原子炉格納容器内のガスを採取し、測定可能とする。

代替格納容器スプレイポンプ等から原子炉格納容器への注水ライン

に積算流量計を設置し,同ラインを使用した注水時に原子炉格納容器内の水量を推定可能とする。

## 第 59 条 原子炉制御室

第二十六条第一項の規定により設置される原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を設けなければならない。

### 適合のための設計方針

中央制御室は、重大事故が発生した場合においても、必要な設備を配備し、運転員がとどまることができる設計とする。

具体的には、以下の設備とする。

中央制御室の空調設備及び照明設備の一部は、代替電源設備から給電を可能とする。

重大事故発生時に、遮蔽その他の適切な放射線防護措置とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないように資機材を配備する。

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、中央制御室への汚染の持込を防止するため、モニタリング、作業服の着替え等を行うための区画を設置できるようにする。

## 第 60 条 監視測定設備

1. 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。

### 適合のための設計方針

#### 1. について

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、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できる設計とする。

具体的には、原子炉施設に起因する周辺監視区域境界付近の放射線を監視するために設置する固定モニタリング設備のモニタリングステーション及びモニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に想定される範囲で測定できることに加え、代替電源設備からの給電が可能な設計とする。

また、固定モニタリング設備に加え、可搬型モニタリング設備を配備する。

#### 2. について

重大事故等が発生した場合において、必要な気象観測設備を設置し、

風向，風速その他気象条件を測定及び記録できる設計とする。

具体的には，発電所内の気象観測設備に加え，可搬型気象観測設備を配備する。

## 第 61 条 緊急時対策所

1. 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。

### 適合のための設計方針

#### 1. について

##### 一 について

緊急時対策所は、免震構造とした総合事務所に設置し、基準地震動 $S_s$ においても機能を喪失しないよう設計するとともに、基準津波の影響を受けない場所に設置する。

緊急時対策所は、原子炉建屋等から独立した建物の総合事務所内に設置し、共通要因により中央制御室と同時に機能喪失しない設備とする。

緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても使用可能

なように、通常使用する電源とは別に、代替電源として総合事務所に設置している非常用発電機からの給電等、多様な電源設備を有する設備とする。

緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合において、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないよう、適切な遮蔽設計及び換気設計を有する設備とし、仮設設備等の必要な資機材を配備する。

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、作業服の着替えを行うための区画を設置できるようにする。

## 二 について

緊急時対策所には、発電所の状況に係る情報を表示し、対策指令に必要な原子炉施設の情報 の把握ができる設備を配備する。

## 三 について

発電所内外（現場、中央制御室、本店、原子力本部、国、緊急事態応急対策等拠点施設等）の必要箇所と連絡をとるための通信連絡設備を配備する。

具体的には、「第62条 通信連絡を行うために必要な設備」の適合のための設計方針で述べた設備と同じ。

## 2. について

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備とする。

具体的には、緊急時対策所の面積は、必要な数の要員を収容することができ、また、一定期間必要とされる食料や飲料水等を配備する。

## 第 62 条 通信連絡を行うために必要な設備

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。

### 適合のための設計方針

重大事故等が発生した場合において、必要な設備を配備し、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ことができる設計とする。

具体的には、「第35条 通信連絡設備」の適合のための設計方針で述べた設備と同じであり、代替電源設備から給電可能である。

#### 1.5.7.8 耐震設計

##### (1) 耐震設計の基本方針

設計基準対象施設及び重大事故等対処施設（以下「原子炉施設」という。）の耐震設計は、「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」に適合するように、次の項目に従って行い、想定されるいかなる地震力に対してもこれが大きな事故の誘因とならないよう原子炉施設に十分な耐震性を持たせる。

- a. 重要な安全機能を有する施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がないことを確認した地盤に設置する。
- b. 設計基準対象施設は、地震により発生するおそれがある安全機能の喪失（地震に伴って発生するおそれのある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。）及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、耐震設計上の重要度を、Sクラス、Bクラス及びCクラスに分類し、それぞれに応じた地震力に対して十分な支持性能をもつ地盤に設置する。

また、重大事故等対処施設は、施設の区分に応じた地震力に対して十分な支持性能をもつ地盤に設置する。

- c. Sクラスの設計基準対象施設は、基準地震動  $S_s$  による地震力に対してその安全機能が保持できるように設計する。また、Sクラスの設計基準対象施設のうち、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・構築物以外のものは、弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留

まる範囲で耐えるように設計する。

- d. Bクラス及びCクラスの設計基準対象施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。また、Bクラスの設計基準対象施設のうち、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行う。
- e. 上位のクラスに属する施設が、下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。
- f. 重大事故等対処施設は、以下のとおり施設の区分に応じた耐震設計を行う。

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については、基準地震動  $S_s$  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ないようにする。

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については、代替する機能を持つ設計基準事故対処設備に適用される地震力に十分耐えるようにする。

常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設については、基準地震動  $S_s$  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ないようにする。

- g. 耐震重要施設の周辺斜面について、基準地震動による地震力を作用させた安全解析を行い、崩壊のおそれがないことを確認する。
- h. 原子炉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。

## (2) 耐震設計上の重要度分類

設計基準対象施設の耐震設計上の施設別重要度を次のように分類する。

### a. Sクラスの施設

地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいもの。

### b. Bクラスの施設

安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設。

### c. Cクラスの施設

Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設。

上記に基づくクラス別施設を第1.5.1表に示す。

同表には当該施設を支持する建物・構築物の支持機能が維持されることを確認する地震動及び波及的影響を考慮すべき

設備に適用する地震動についても併記する。

### (3) 地震力の算定法

設計基準対象施設に適用する設計用地震力は、以下の方法で算定される静的地震力及び動的地震力のうちいずれか大きい方とする。重大事故等対処施設については、施設の区分に応じてこれに準ずる。

#### a. 静的地震力

静的地震力は、Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に適用することとし、それぞれのクラスに応じて以下の地震層せん断力係数及び震度に基づき算定する。

##### (a) 建物・構築物

水平地震力は、地震層せん断力係数 $C_i$ に次に示す設計基準対象施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。

Sクラス 3.0

Bクラス 1.5

Cクラス 1.0

ここで、地震層せん断力係数 $C_i$ は、標準せん断力係数 $C_0$ を0.2以上とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

また、必要保有水平耐力の算定において、地震層せん断力係数 $C_i$ に乗じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、耐震重要度分類の各クラスともに1.0とし、その際に用いる標準せん断力係数 $C_0$ は1.0以上とする。

Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度0.3以上を基準とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定する。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

(b) 機器・配管系

各クラスの地震力は、上記(a)の地震層せん断力係数 $C_i$ に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度とし、当該水平震度及び上記(a)の鉛直震度をそれぞれ20%増しとした震度より求めるものとする。

水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用させるものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

b. 動的地震力

動的地震力は、Sクラスの施設に適用することとする。

「添付書類六 7.5 地震」に示す基準地震動 $S_s$ による地震力は、基準地震動 $S_s$ から定める入力地震動を入力として、動的解析により水平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。

弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力は、弾性設計用地震動 $S_d$ から定める入力地震動を入力として、動的解析により水平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。ここで、弾性設計用地震動 $S_d$ は、工学的判断から、応答スペクトルに基づく手法による基準地震動 $S_s$ に係数0.6を乗じて設定する。

Bクラスの機器・配管系のうち、支持構造物の振動と共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動  $S_d$  に2分の1を乗じたものから定める入力地震動を入力として、動的解析により算定する。

(a) 入力地震動

原子炉建屋及びその周りの地盤は、地盤調査の結果から、 $2.6\text{km/s}$ のS波速度を持つ堅固な岩盤が十分な広がり  
と深さをもって存在していることが確認されている。

したがって、基準地震動  $S_s$  は EL.+10m を解放基盤表面として想定するものとし、建物・構築物への入力地震動は、地形等の影響を適切に考慮して定めるものとする。

(b) 動的解析法

i. 建物・構築物

動的解析は、原則として、時刻歴応答解析法を用いて応答を求めるものとする。

建物・構築物の動的解析に当たっては、建物・構築物の剛性はそれらの形状、構造特性等を考慮して評価し、集中質点系に置換した解析モデルを設定する。

動的解析には、建物・構築物と地盤との相互作用を考慮するものとし、解析モデルの地盤のばね定数は、基礎盤の平面形状、地盤の剛性等を考慮して定める。設計用地盤定数は、原則として、弾性波試験によるものを用いる。

地盤－建物・構築物連成系の減衰定数は、振動エネルギーの地下逸散及び地震応答における各部のひずみレ

ベルを考慮して定める。

応答解析において、主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、実験等の結果に基づき、該当する部分の構造特性に応じて、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した応答解析を行う。

また、耐震クラスの異なる施設を支持する建物・構築物の支持機能を検討するための応答解析において、施設を支持する建物・構築物等の主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した応答解析を行う。

## ii. 機器・配管系

機器については、その形状を考慮して、1質点系、多質点系モデル等に置換し、設計用床応答曲線を用いたスペクトル・モーダル解析法等により応答を求める。

配管系について、熱的条件及び口径から高温配管、低温配管に分類し、それぞれ適切なモデルを作成し、設計用床応答曲線を用いたスペクトル・モーダル解析法等により応答を求める。

剛性の高い機器は、その機器の設置床面の最大床応答加速度の1.2倍の加速度を用いて地震力を算定する。

動的解析に用いる減衰定数は、既往の振動実験、地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を定める。

## (4) 荷重の組合せと許容限界

設計基準対象施設に適用する荷重の組合せと許容限界を以下に示す。

a. 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以下に示す。

(a) 建物・構築物

i. 運転時の状態

原子炉施設が運転状態にあり、通常 of 自然条件下におかれている状態。

ただし、運転状態には通常運転時、運転時の異常な過渡変化時を含むものとする。

ii. 設計基準事故時の状態

原子炉施設が設計基準事故時にある状態。

iii. 設計用自然条件

設計上基本的に考慮しなければならない自然条件。

(b) 機器・配管系

i. 通常運転時の状態

プラントの起動、停止、出力運転、高温待機、燃料取替え等が計画的又は頻繁に行われた場合、運転条件が所定の制限値以内にある運転状態。

ii. 運転時の異常な過渡変化時の状態

原子炉の運転状態において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一誤操作によって外乱が加えられた状態及びこれらと類似の頻度で発生し、原子炉施設の運転状態が計画されていない状態。

iii. 設計基準事故時の状態

運転時の異常な過渡変化時の状態を超える異常状態であって、発生する頻度はまれであるが、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定される事象が発生した状態。

b. 荷重の種類

(a) 建物・構築物

- i. 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，水圧並びに通常の気象条件による荷重
- ii. 運転時の状態で施設に作用する荷重
- iii. 事故時の状態で施設に作用する荷重
- iv. 地震力，風荷重，積雪荷重

ただし，運転時及び設計基準事故時の荷重には機器・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，地震時の土圧，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

- i. 通常運転時の状態で施設に作用する荷重
- ii. 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
- iii. 設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重
- iv. 地震力

c. 荷重の組合せ

地震力と他の荷重との組合せは以下による。

(a) 建物・構築物

- i. 地震力と常時作用している荷重及び運転時（通常運転時，運転時の異常な過渡変化時）に施設に作用する荷重とを組み合わせる。
- ii. 常時作用している荷重及び設計基準事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力又は静的地震力を組み合わせる。

(b) 機器・配管系

- i. 地震力と通常運転時の状態で作用する荷重とを組み合わせる。
- ii. 地震力と運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち，地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重とを組み合わせる。
- iii. 運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち，地震によって引き起こされるおそれのない事象によって作用する荷重で，その作用が長時間続く 1 次冷却材喪失事故時の荷重である場合には，その荷重と弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力又は静的地震力とを組み合わせる。

地震によって引き起こされるおそれがなく，かつ，その事象によって作用する荷重が短時間で終結する場合には地震力とは組み合わせない。

(c) 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

常時作用している荷重及び運転時の状態で作用する荷重等と基準地震動  $S_s$  による地震力を組み合わせる。

荷重の組合せに関しては，地震と津波が同時に作用する可能性について検討し，必要に応じて基準地震動による地震力と津波による荷重の組合せを考慮する。

### (d) 荷重の組合せ上の留意事項

i. 明らかに他の荷重の組合せ状態での評価が厳しいことが判明している場合には，その荷重の組合せ状態での評価は行わない場合がある。

ii. 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。

iii. 耐震クラスの異なる施設を支持する建物・構築物の当該部分の支持機能を検討する場合においては，支持される施設の耐震クラスに応じた地震力と常時作用している荷重，運転時に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。

第 1.5.1 表に，対象となる建物・構築物及びその支持機能が維持されることを検討すべき地震動について記載する。

### d. 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以下のとおりとする。

(a) 建物・構築物

i. Sクラスの建物・構築物

(i) 弾性設計用地震動  $S_d$  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

安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。

(ii) 基準地震動  $S_s$  による地震力との組合せに対する許容限界

建物・構築物が、構造物全体として十分変形能力（ねばり）の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕を持たせることとする。終局耐力は、建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次増大していくとき、その変形又はひずみが著しく増加するに至る限界の最大耐力とし、既往の実験式等に基づき適切に定めるものとする。

ii. B及びCクラスの建物・構築物

上記 i. (i) による許容応力度を許容限界とする。

iii. 耐震クラスの異なる施設を支持する建物・構築物

上記 i. (ii) の項を適用するほか、耐震クラスの異なる施設が、それを支持する建物・構築物の変形などに対して、その機能が損なわれないものとする。

iv. 建物・構築物の保有水平耐力

建物・構築物については、当該建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力に対して重要度に応じた妥当な安全余裕を有していることを確認するものとする。

る。

(b) 機器・配管系

i. Sクラスの機器・配管系

(i) 弾性設計用地震動  $S_d$  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

応答が全体的におおむね弾性状態に留まるように、降伏応力又はこれと同等の安全性を有する応力を許容限界とする。

ただし、1次冷却材喪失事故時の長時間作用する荷重との組合せに対しては、i.(ii)に示す許容限界を適用する。

(ii) 基準地震動  $S_s$  による地震力との組合せに対する許容限界

塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼすことがない限度を許容限界とする。

ii. B及びCクラスの機器・配管系

応答が全体的におおむね弾性状態に留まるように、降伏応力又はこれと同等の安全性を有する応力を許容限界とする。

iii. 燃料集合体

地震時に作用する荷重に対して、燃料集合体の1次冷却材流路を維持できること及び過大な変形や破損を生ずることにより制御棒の挿入が阻害されることがな

いことを確認する。

iv. 動的機器

地震時又は地震後に動作を要求される機器については、解析、実験等により動作機能が阻害されないことを確認する。

(c) 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

i. 浸水防止設備が設置された建物・構築物

施設が構造全体として変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに、その施設に要求される機能が保持できることを確認する。

ii. 浸水防止設備及び津波監視設備

設備に要求される機能が保持できることを確認する。

(d) 基礎地盤の支持性能

i. Sクラスの建物・構築物，機器・配管系を支持する基礎地盤

(i) 弾性設計用地震動  $S_d$  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

安全上適切と認められる規格及び基準等に基づく許容支持力度を許容限界とする。

(ii) 基準地震動  $S_s$  による地震力との組合せに対する許容限界

基準地震動  $S_s$  により生じる基礎地盤の接地圧が、安全上適切と認められる規格及び基準等に基づく限界値に対して余裕を持たせることとする。

ii. B, Cクラスの建物・構築物, 機器・配管系を支持する基礎地盤

上記 i.(i)による許容支持力度を許容限界とする。

#### (5) 設計上の留意事項

耐震重要施設が, 耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって, その安全機能を損なわないように設計する。

波及的影響の評価に当たっては, 耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用し, 次の事項について, 耐震重要施設の安全機能への影響がないことを確認する。

- ・ 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響
- ・ 耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響
- ・ 建屋内における下位のクラスの損傷, 転倒及び落下等による耐震重要施設への影響
- ・ 建屋外における下位のクラスの損傷, 転倒及び落下等による耐震重要施設への影響

#### (6) 主要施設の耐震構造

「1.3.5 主要施設の耐震構造」の記載内容に同じ。

#### (7) その他

「1.3.6 その他」の記載内容に同じ。

第 1.5.1 表 原子炉施設の機能別分類と耐震重要度分類

耐震 クラス	機能別施設	主要設備(注1)		補助設備(注2)		直接支持構造物(注3)		間接支持構造物(注4)		波及的影響を 考慮すべき設備(注5)	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	(注6) 検討用 地震動	適用範囲	(注6) 検討用 地震動
S	a. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管・機器系	①原子炉容器 ②原子炉冷却材圧力バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁	S S	①隔離弁を閉とするに必要な電気及び計装設備	S	①原子炉容器・蒸気発生器・1次冷却材ポンプ・加圧器の支持構造物 ②機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S S	①内部コンクリート ②原子炉建屋 ③原子炉補助建屋	S s S s S s	①格納容器ポーラックレーン	S s
	b. 使用済燃料を貯蔵するための施設	①使用済燃料ピット ②使用済燃料ラック	S S	-	-	-	-	①原子炉建屋	S s	①使用済燃料ピットクレーン	S s
	c. 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設、及び原子炉の停止状態を維持するための施設	①制御棒クラスタ及び制御棒駆動装置(スクラム機能に関する部分) ②化学体積制御設備のうちほう酸注入系	S S	①炉心支持構造物及び制御棒クラスタ案内管 ②非常用電源及び計装設備	S S	①機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	①内部コンクリート ②原子炉建屋 ③原子炉補助建屋	S s S s S s	-	-
	d. 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	①主蒸気・主給水系(主給水逆止弁より蒸気発生器2次側を経て、主蒸気隔離弁まで) ②補助給水系 ③補助給水タンク ④余熱除去設備	S S S S	①原子炉補機冷却水設備(当該主要設備に係るもの) ②原子炉補機冷却海水設備 ③燃料取替用水タンク ④炉心支持構造物(炉心冷却に直接影響するもの) ⑤非常用電源及び計装設備	S S S S S	①機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	①内部コンクリート ②原子炉建屋 ③原子炉補助建屋 ④海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物	S s S s S s S s	-	-
	e. 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	①安全注入設備 ②余熱除去設備(再循環用) ③燃料取替用水タンク	S S S	①原子炉補機冷却水設備(当該主要設備に係るもの) ②原子炉補機冷却海水設備 ③中央制御室の遮蔽と空調設備 ④非常用電源及び計装設備	S S S S	①機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	①原子炉建屋 ②原子炉補助建屋 ③海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物	S s S s S s	-	-

(つづき)

耐震 クラス	機能別施設	主要設備(注1)		補助設備(注2)		直接支持構造物(注3)		間接支持構造物(注4)		波及的影響を 考慮すべき設備(注5)	
		適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	耐震 クラス	適用範囲	(注6) 検討用 地震動	適用範囲	(注6) 検討用 地震動
S	f. 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設	①原子炉格納容器 ②原子炉格納容器バウンダリに属する配管・弁	S S	①隔離弁を閉とするに必要な電気及び計装設備	S	①機器・配管等の支持構造物 ②電気計装設備の支持構造物	S S	①原子炉建屋 ②原子炉補助建屋	S s S s	-	-
	g. 放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための設備であり、f.以外の施設	①格納容器スプレイ設備 ②燃料取替用水タンク ③アニュラスシール ④アニュラス空気循環設備 ⑤格納容器排気筒 ⑥安全補機室空気浄化設備	S S S S S S	①原子炉補機冷却水設備 ②原子炉補機冷却海水設備 ③非常用電源及び計装設備	S S S	①機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	①原子炉建屋 ②原子炉補助建屋 ③原子炉格納容器 ④外周コンクリート壁 ⑤海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物	S s S s S s S s S s	-	-
	h. 津波防護機能を有する施設及び浸水防止機能を有する施設(注7)	①浸水防止設備	S	-	-	①機器等の支持構造物	S	①原子炉補助建屋	S s	-	-
	i. 敷地における津波監視機能を有する施設(注7)	①津波監視設備	S	①非常用電源及び計装設備	S	①電気計装設備等の支持構造物	S	①原子炉建屋 ②海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物	S s S s	-	-
	j. その他	①使用済燃料ピット水補給設備(非常用) ②戸内構造物	S S	①非常用電源及び計装設備	S	①機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	S	①原子炉建屋 ②原子炉補助建屋	S s S s	-	-

(つづき)

耐震クラス	機能別施設	主要設備(注1)		補助設備(注2)		直接支持構造物(注3)		間接支持構造物(注4)		波及的影響を考慮すべき設備(注5)	
		適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	(注6) 検討用地震動	適用範囲	(注6) 検討用地震動
B	k. 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、一次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	①化学体積制御系のうち抽出系と余剰抽出系	B	-	-	①機器・配管等の支持構造物	B	①内部コンクリート ②原子炉建屋 ③原子炉補助建屋	S <sub>B</sub> S <sub>B</sub> S <sub>B</sub>	-	-
	l. 放射性廃棄物を内蔵している施設(ただし、内蔵量が少ない又は貯蔵方式により、その破損による公衆に与える放射線の影響が周辺監視区域外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く)	①廃棄物処理設備、ただし、Cクラスに属するものは除く	B	-	-	①機器・配管等の支持構造物	B	①原子炉建屋 ②原子炉補助建屋	S <sub>B</sub> S <sub>B</sub>	-	-
	m. 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設	①使用済燃料ピット水浄化系 ②化学体積制御設備のうちSクラス及びCクラスに属する以外のもの ③放射線低減効果の大きい遮蔽 ④燃料取替棟クレーン ⑤使用済燃料ピットクレーン ⑥燃料取替クレーン ⑦燃料移送装置	B B B B B B B	-	-	①機器・配管等の支持構造物	B	①内部コンクリート ②原子炉建屋 ③原子炉補助建屋	S <sub>B</sub> S <sub>B</sub> S <sub>B</sub>	-	-

(つづき)

耐震クラス	機能別施設	主要設備(注1)		補助設備(注2)		直接支持構造物(注3)		間接支持構造物(注4)		波及的影響を考慮すべき設備(注5)	
		適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	(注6) 検討用地震動	適用範囲	(注6) 検討用地震動
B	n. 使用済燃料を冷却するための施設	①使用済燃料ピット水冷却系	B	①原子炉補機冷却水設備(当該主要設備に係るもの) ②原子炉補機冷却海水設備 ③電気計装設備	B B B	①機器・配管, 電気計装設備等の支持構造物	B	①原子炉建屋 ②原子炉補助建屋 ③海水ポンプ基礎等の海水系を支持する構造物	S <sub>B</sub> S <sub>B</sub> S <sub>B</sub>	-	-
	o. 放射性物質の放出を伴うような場合に, その外部放散を抑制するための施設で, Sクラスに属さない施設	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
C	p. 原子炉の反応度を制御するための施設で Sクラス及びBクラスに属さない施設	①制御棒クラスタ駆動装置(スクラム機能に関する部分を除く)	C	-	-	①電気計装設備の支持構造物	C	①内部コンクリート ②原子炉建屋 ③原子炉補助建屋	S <sub>C</sub> S <sub>C</sub> S <sub>C</sub>	-	-
	q. 放射線物質を内蔵しているか, 又はこれに関連した施設で Sクラス及びBクラスに属さない施設	①試料採取設備 ②床ドレン設備 ③洗浄排水処理設備 ④ドラム詰装置より下流の固体廃棄物処理設備(固体廃棄物貯蔵庫を含む) ⑤ペイラ ⑥化学体積制御系のうちほう酸回収装置蒸留水側及びほう酸補給タンク回り ⑦液体廃棄物処理設備のうち, 廃液蒸発装置蒸留水側 ⑧原子炉補給水設備 ⑨新燃料貯蔵庫 ⑩その他	C C C C C C C C C C	-	-	①機器・配管, 電気計装設備等の支持構造物	C	①内部コンクリート ②原子炉建屋 ③原子炉補助建屋 ④固体廃棄物貯蔵庫	S <sub>C</sub> S <sub>C</sub> S <sub>C</sub> S <sub>C</sub>	-	-

(つづき)

耐震クラス	機能別施設	主要設備(注1)		補助設備(注2)		直接支持構造物(注3)		間接支持構造物(注4)		波及的影響を考慮すべき設備(注5)	
		適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	耐震クラス	適用範囲	(注6) 検討用地震動	適用範囲	(注6) 検討用地震動
C	r. 原子炉施設ではあるが、放射線安全に関係しない施設	①タービン設備 ②原子炉補機冷却水設備 ③補助ボイラ及び補助蒸気設備 ④消火設備 ⑤主発電機・変圧器 ⑥換気空調設備 ⑦蒸気発生器ブローダウン設備 ⑧所内用空気圧縮設備 ⑨格納容器ポーラクレーン ⑩その他	C C C C C C C C C C	①緊急時対策所の遮蔽と空調設備	C	①機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	C	①タービン建屋 ②内部コンクリート ③原子炉建屋 ④原子炉補助建屋 ⑤補助ボイラ建屋 ⑥総合事務所	S <sub>c</sub> S <sub>c</sub> S <sub>c</sub> S <sub>c</sub> S <sub>c</sub> S <sub>c</sub>	-	-

- (注1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。
- (注2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。
- (注3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物、若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。
- (注4) 間接支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物(建物、構築物)をいう。
- (注5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、下位クラスに属する設備の破損によって上位クラスに属する設備に波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。
- (注6) S<sub>s</sub> : 基準地震動S<sub>s</sub>により定まる地震力。  
S<sub>B</sub> : 耐震Bクラス施設に適用される地震力。  
S<sub>C</sub> : 耐震Cクラス施設に適用される静的地震力。
- (注7) 基準地震動S<sub>s</sub>による地震力に対して、機能を保持できるものとする。

#### 1.5.7.9 耐津波設計

##### (1) 耐津波設計の基本方針

設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の耐津波設計は、「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」に適合するように、次の項目に従って行い、施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性があり、施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して、重要な安全機能を有する施設の安全機能を損なわない設計とする。

- a. 重要な安全機能を有する施設は、基準津波による遡上波が地上部から到達又は流入しない敷地に設置する。また、取水路、排水路等の経路から流入させない設計とする。
- b. 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、重要な安全機能への影響を防止できる設計とする。
- c. a., b.に規定するものの他、重要な安全機能を有する施設については、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。
- d. 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止できる設計とする。

##### (2) 基準津波による遡上波の敷地への到達

###### a. 敷地高さ

3号炉の重要な安全機能を有する設備等を内包する建屋を設置する敷地高さは T.P. +10m であり、重要な安全機能を有する

屋外設備である海水ポンプは、T.P.+10m 高さのコンクリート躯体に囲われた海水ピットポンプ室に設置されている。

b. 基準津波に対する敷地高さの評価

「添付書類六 7.6 津波」に示す基準津波による3号炉敷地前面における最高水位は、朔望平均満潮位を考慮してT.P.+4.09mである。

敷地高さ (T.P.+10m) は、津波による最高水位に対して十分高いことから、津波による遡上波が地上部から敷地に到達することはない。

(3) 敷地の特性に応じた津波防護方針

津波による遡上波が地上部から敷地に到達することはないが、その他の経路からの流入又は漏水による浸水の可能性を考慮し、以下の方針に基づき、重要な安全機能を有する施設の安全機能を損なわないための津波防護を行う。

a. 取水路、放水路等の津波流入経路に対する浸水対策

取水路、放水路等の経路について、津波が流入する可能性のある経路を特定し、それらに対して浸水対策を施すことにより、津波の流入を防止する設計とする。

b. 取水・放水施設、地下部等における漏水の評価

取水・放水設備の構造上の特徴等を考慮して、取水・放水施設、地下部等における漏水の可能性を検討した上で、漏水が継続することによる浸水範囲を想定（以下「浸水想定範囲」という。）するとともに、同範囲の境界において浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部及び貫通口等）を特定し、それ

らに対して浸水対策を施す。

浸水想定範囲の周辺にSクラスに属する設備がある場合は、防水区画化するとともに、必要に応じて浸水量評価を実施し、安全機能への影響がないことを確認する。

浸水想定範囲における長期間の冠水が想定される場合は、排水設備を設置する。

c. 重要な安全機能を有する施設に対する浸水防護

Sクラスに属する設備を内包する建屋及び区画については、浸水防護重点化範囲として明確化するとともに、津波による溢水を考慮した浸水範囲及び浸水量を保守的に想定した上で、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部及び貫通口等）を特定し、それらに対して浸水対策を施す。

(4) 海水ポンプの取水性評価

- a. 基準津波に伴う水位変動による海水ピットポンプ室における最低水位は T.P. -3.02m であり、海水ポンプの取水機能を保持するために必要な最低水位（T.P. -4.14m）に地震による地盤の隆起（+0.19m）を考慮した T.P. -3.95m より上方であることから、海水ポンプの取水機能を保持することができる。
- b. 基準津波による砂の移動・堆積について、3号炉補機冷却海水取水口付近における水深変化量は最大 0.5mm 未満であり、海水ポンプの取水性に影響を及ぼすことはない。
- c. 発電所近傍において津波により漂流物となる可能性のあるものを網羅的に調査した結果、船舶、流木等の取水性に影響を及

ぼす漂流物はない。

## 2. プラント配置

### 2.2 設計方針

- (2) 敷地の特性及び地震，台風，高潮，津波等の自然条件を考慮し，安全性の確保，プラント機能が十分発揮できる配置とする。
- (3) 安全上重要な構築物等は，原則として原子炉施設間で共用しない設計とする。
- (4) タービンミサイルの発生を仮想しても原子炉冷却材圧力バウンダリ及び使用済燃料ピットに到達する確率が小さくなるような配置とする。
- (5) ほぼ周辺監視区域境界に沿って障壁を設けており，更に，主要建屋等を取り囲む障壁を設けることにより障壁を2重化し，不法な接近，侵入の防止措置を考慮する。

### 2.3 主要設備

- (1) 原子炉建屋
- (2) 原子炉補助建屋
- (3) タービン建屋
- (4) 開閉所
- (5) 固体廃棄物貯蔵庫（1号，2号及び3号炉共用）
- (6) 給排水処理設備（一部1号，2号及び3号炉共用）
- (7) 補助ボイラ建屋
- (8) 取水施設
- (9) 放水施設
- (10) 総合事務所（1号，2号及び3号炉共用）
- (11) 焼却炉建家（1号，2号及び3号炉共用）

(12) 港湾施設（1号，2号及び3号炉共用）

(13) 雑固体処理建屋（1号，2号及び3号炉共用）

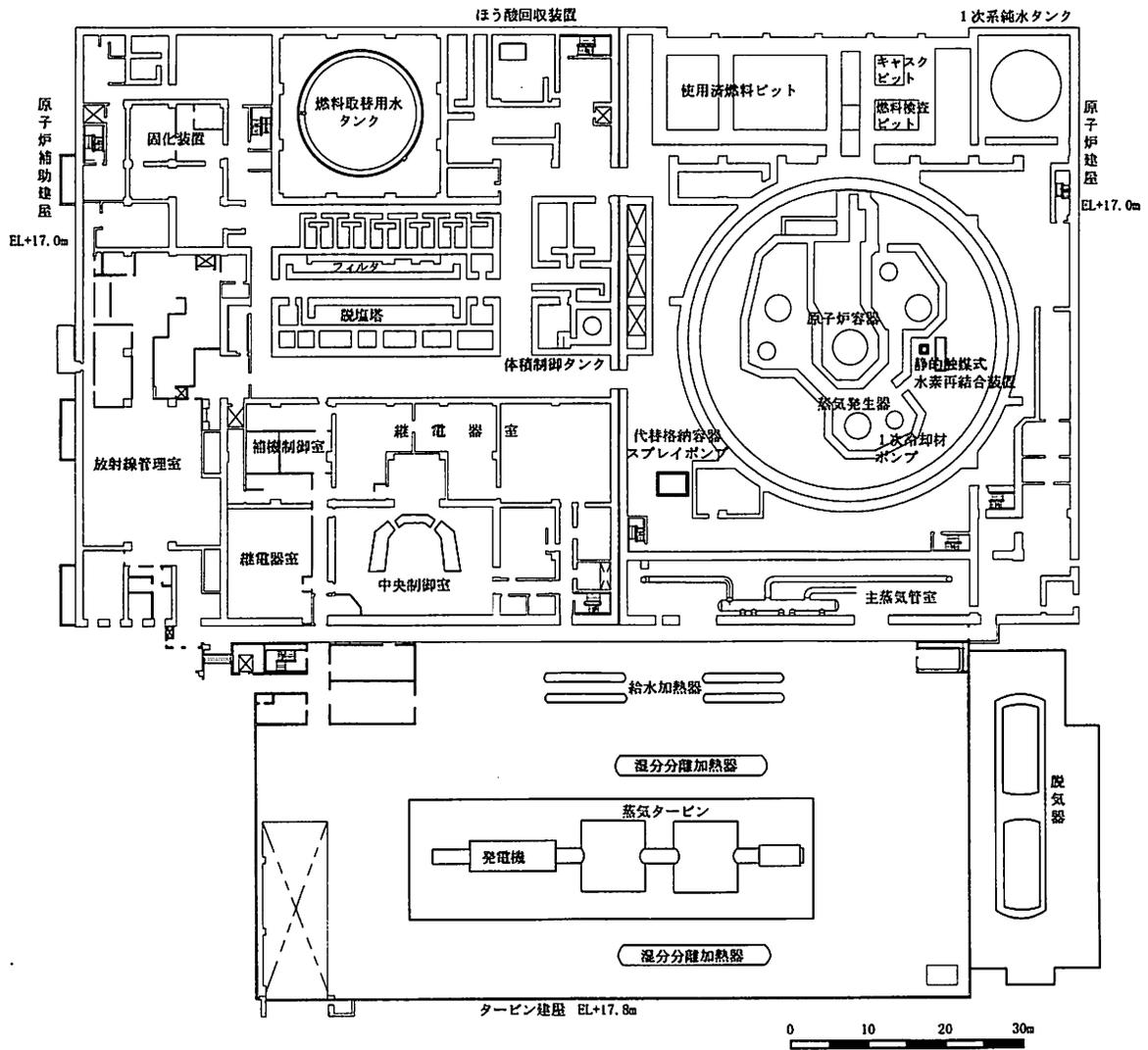
(14) 蒸気発生器保管庫（1号，2号及び3号炉共用）

## 2.5 建屋および構築物

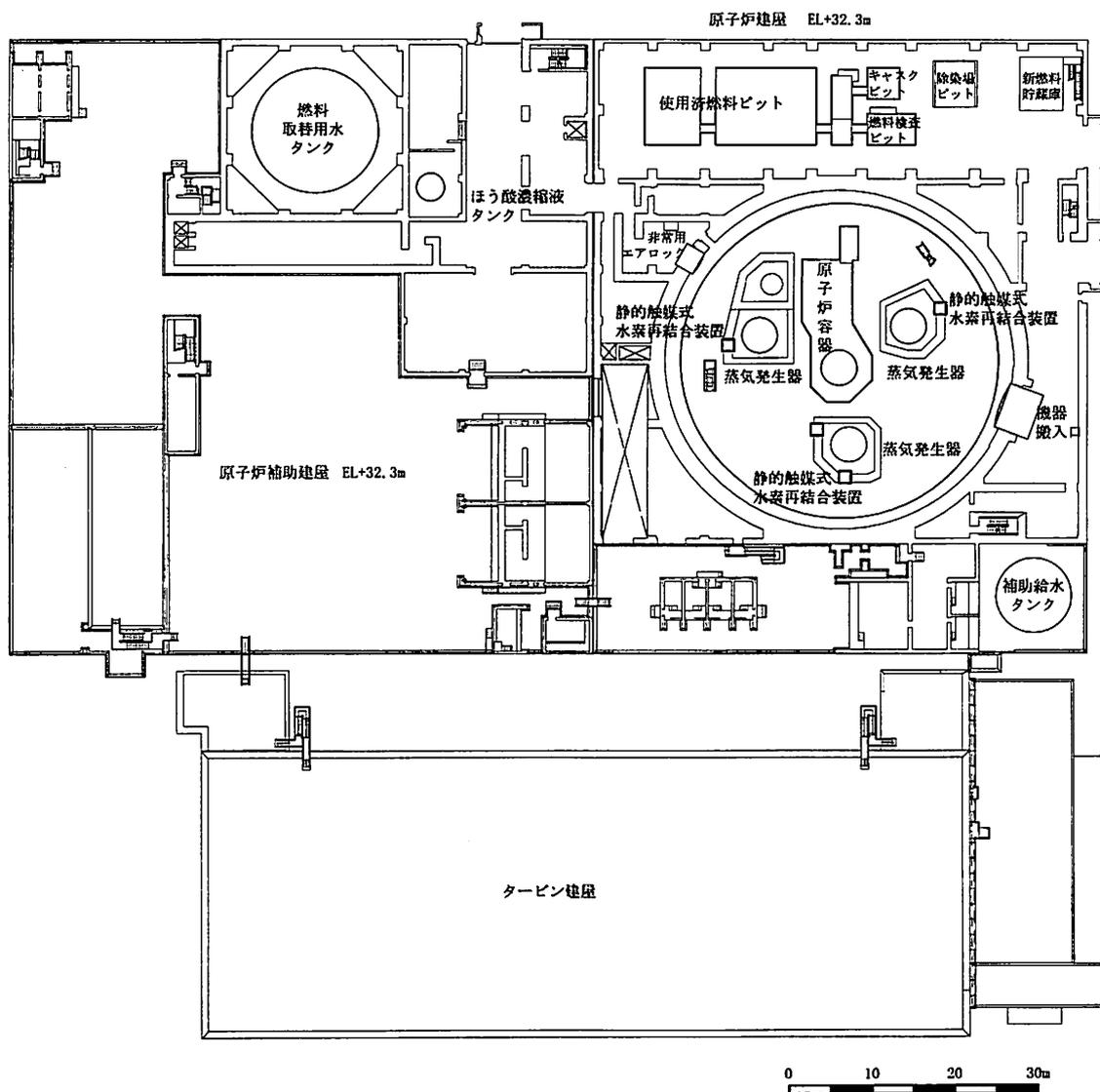
### 2.5.11 総合事務所（1号，2号及び3号炉共用）

総合事務所内に緊急時対策所を設置する。





第2.5.4図 主要建屋平面図（2階）



第2.5.6図 主要建屋平面図（4階）

#### 4. 1 次冷却設備

##### 4.2 設計方針

###### (10) 隔離弁

1 次冷却設備に接続され、その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する配管系には適切な隔離弁を設ける設計とする。

##### 4.4 主要設備

###### 4.4.6 弁 類

1 次冷却設備の弁類として、加圧器安全弁、加圧器逃がし弁、加圧器逃がし元弁、加圧器スプレイ弁、ベント弁、ドレン弁、逆止弁等を設け、このうち主要な弁については、中央制御室に弁の開閉表示を行う。

1 次冷却設備に接続され、その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する配管系には、原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、1 次冷却材の流出を制限するため、その配管系を通じたの漏えいが、通常運転時の充てんポンプによる充てん流量等を考慮し許容できる程度に小さいものを除いて、次のとおり隔離弁を設ける。

- a. 通常運転時開、事故時閉の場合は 2 個の隔離弁
- b. 通常運転時閉、事故時閉の場合は 1 個の隔離弁
- c. 通常運転時閉、事故時開の非常用炉心冷却設備等は a. に準ずる。

なお、b. に準ずる隔離弁において、通常運転時又は事故時に開となるおそれのある場合は、2 個の隔離弁を設ける。ここで「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操

作閉止弁をいう。

弁が1次冷却材に接する主要部分は、全てステンレス鋼を使用する。

大口径の弁類は、ステムリークオフを設け、下部グランドパッキンの漏えい水を液体廃棄物処理設備に送る。また、小口径の弁類についても、可能な限りグランド部にベローズや金属ダイヤフラムを用いて漏えいのない構造とした弁を採用し、1次冷却設備から原子炉格納容器内への漏えいを実質的に零にする。

加圧器安全弁は、ばね式で加圧器逃がしタンクからの背圧変動が安全弁の設定圧力に影響を与えない背圧補償型を使用する。加圧器安全弁の上流側配管には、ループシールを設け、加圧器安全弁の弁座から、水素ガスや蒸気等が漏えいしない構造とする。

各配管系には、水張り及び水抜きのために、ベント弁及びドレン弁を設ける。

加圧器安全弁の吹出し圧力は、1次冷却設備の最高使用圧力に設定し、安全弁の総容量は100%負荷喪失時に主蒸気安全弁のみが作動した時の加圧器最大サージ流量以上の値としている。加圧器安全弁により、1次冷却材の圧力を最高使用圧力の1.1倍以下に抑えることができる。

加圧器逃がし弁は急激負荷減少時において主蒸気ダンプ系の作動と相まって1次冷却材圧力を原子炉トリップ設定値以下に制限し得る容量とする。加圧器逃がし弁は自動制御により作動し、また手動遠隔操作することもできる。万一、加圧器逃がし弁に漏えいが起こった場合にこの逃がし弁を隔離するため遠隔操作の加圧器逃がし元弁を設ける。

また、1次冷却系の加熱時、冷却時における誤操作等による過圧を防止するため、加圧器逃がし弁の作動により圧力上昇を許容範囲内に制限する制御系を設置する。

加圧器スプレイ弁は、10%負荷減少時において加圧器逃がし弁を作動させないで、圧力変動を吸収し得る容量とする。加圧器スプレイ弁は、加圧器スプレイ流量を自動調節して、1次冷却材の圧力が過大となるのを防止する。加圧器スプレイ管及び加圧器サージ管内の温度維持並びに加圧器内とそれ以外の1次冷却材ほう素濃度に差が生じないようにするため、加圧器スプレイ弁と並行に手動の加圧器スプレイバイパス弁を設けて、少量のスプレイ水を連続的に流す。

## 5. 工学的安全施設

### 5.4 原子炉格納容器スプレイ設備

#### 5.4.2 設計方針

##### (3) 単一故障

原子炉格納容器スプレイ設備は、事故後の短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、また、事故後の長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、所定の安全機能を果たし得るように、多重性を有する設計とする。

単一故障に関連するという事故後の短期間とは、原則として事故発生後あるいは原子炉停止後 24 時間の運転期間を、また、事故後の長期間とは、その後の運転期間をいうものとするが、1 次冷却材喪失事故を想定する場合、原子炉格納容器スプレイ設備については、事故後の短期間は 1 次冷却材喪失事故発生から注入モード終了までの運転期間、また、事故後の長期間は再循環モード以降の運転期間とする。

なお、スプレイリングについては、単一故障の発生確率が十分低いこと等から、単一故障の想定はしない。

### 5.5 アンユラス空気再循環設備

#### 5.5.2 設計方針

##### (1) 単一故障

アンユラス空気再循環設備は、1 次冷却材喪失事故時に動的機器の単一故障を仮定した場合でも所定の安全機能を果たし得るように、多重性を有する設計とする。

なお、ダクトについては、単一故障の発生確率が十分低いことや、その単一故障が発生しても安全上支障のない時間内に除去若しくは修復ができること等から、単一故障の想定はしない。

## 6. 原子炉補助施設

### 6.5 原子炉補機冷却海水設備

#### 6.5.2 設計方針

- (1) 多重性を有する安全上重要な補機への冷却海水配管は独立した 2 系統の母管から分岐する。
- (2) プラントの通常運転時において必要な補機への冷却海水を供給し得るとともに、外部電源喪失等の運転時の異常な過渡変化時並びに 1 次冷却材喪失事故等の事故時においても、安全上必要な補機への冷却海水を確保し得るよう設計する。
- (3) 海水ポンプは非常用母線より給電し、かつ、非常用電源の単一故障時においても安全上必要な補機への冷却海水を確保し得るよう設計する。
- (4) 海水ポンプは基準津波による水位の低下に対して機能保持でき、冷却に必要な海水が確保できる設計とする。

#### 6.5.4 主要設備

##### (1) 海水ポンプ

海水ポンプは、海水ピットポンプ室に 4 台設置し、独立した 2 系統の海水供給母管に接続する。海水ポンプは、常時 2 台使用する。1 次冷却材喪失事故後の再循環冷却、外部電源喪失時の余熱除去等にも最低限 2 台の運転により安全上必要な補機への海水供給が可能である。

#### 6.5.5 評価

原子炉補機冷却海水設備は、機器の単一故障を仮定しても、安全上

重要な機器の熱を除去し、最終的な熱の逃がし場である海に熱を放出できる。

基準津波に伴う水位変動により海水ピットポンプ室における水位が低下した場合においても、海水ポンプの取水機能を保持するために必要な最低水位は確保されることから、海水ポンプの取水機能を保持することができる。

## 6.7 燃料取扱及び貯蔵設備

### 6.7.2 設計方針

燃料取扱及び貯蔵設備は、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの燃料の取扱い及び貯蔵を安全かつ確実に行うことができるよう次の方針により設計する。

- (1) 燃料の取扱及び貯蔵設備のうち安全上重要な機器は、適切な定期的試験及び検査ができるように設計する。
- (2) 貯蔵設備は、適切な格納性と空気浄化系を有する区画として設計する。
- (3) ウラン新燃料の貯蔵設備は、1回の燃料取替えに必要なとする燃料集合体数に十分余裕を持たせた貯蔵容量を有し、また、使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の貯蔵設備は、全炉心燃料及び1回の燃料取替えに必要なとする燃料集合体数並びにウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料集合体数に十分余裕を持たせた貯蔵容量を有するように設計する。
- (4) 燃料取扱設備は、移送操作中の燃料集合体の落下を防止するため、二重ワイヤ等の適切な保持装置を有するように設計する。
- (5) 使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の取扱

及び貯蔵設備は、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低くするように設計する。

(6) 使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の貯蔵設備は、使用済燃料ピット水浄化冷却設備を有する設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備は、使用済燃料ピット水を冷却して、使用済燃料ピットに貯蔵した使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料からの崩壊熱を十分除去できるとともに、使用済燃料ピット水を適切な水質に維持できる設計とする。

(7) 使用済燃料ピットは、冷却用の使用済燃料ピット水の保有量が著しく減少することを防止する設計とする。耐震性については、十分な考慮を払った設計とし、使用済燃料ピットに接続する配管は、使用済燃料ピット水の減少を引き起こさないように設計する。

また、使用済燃料ピット内張りからの漏えい検知のための装置及び使用済燃料ピット水位監視のための水位警報装置を有する設計とする。

さらに、万一漏えいが生じた場合には、燃料取替用水タンクからほう素濃度4,400ppm以上のほう酸水を補給できる設計とする。

その他、使用済燃料ピットの温度、水位等の状態を示す事項については、外部電源が使用できない場合においても監視できる設計とする。

(8) 使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の貯蔵設備は、燃料集合体の取扱い中の想定される落下時及び重量物の落下時においても、著しい使用済燃料ピット水の減少を引き起こすような損傷を避けるように設計する。

(9) 使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の貯

蔵設備は、ほう素濃度4,400ppm以上のほう酸水で満たし、定期的にほう素濃度を分析する。また、設備容量分の燃料収容時に純水で満たされた場合を想定しても実効増倍率は0.98以下で十分な未臨界性を確保できる設計とする。

ウラン新燃料の貯蔵設備は、浸水することのないようにするが、設備容量分の燃料収容時に純水で満たされた場合を想定しても実効増倍率は0.95以下で十分な未臨界性を確保できる設計とする。さらに、いかなる密度の水分雰囲気で満たされたと仮定しても未臨界とする。

- (10) 1号炉及び2号炉の使用済燃料を収納する使用済燃料ピット及びラックは、耐震Sクラスとして設計したものと同等の耐震性を有することを確認しており、地震時においても、1号炉及び2号炉の使用済燃料の健全性を損なわない設計とする。

## 7. 計測制御系統施設

### 7.3 プロセス計装設備

#### 7.3.2 設計方針

- (1) 安全保護系のプロセス計装は以下の方針で設計する。
  - a. 安全保護系のプロセス計装は、単一故障あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても安全保護機能を喪失しないような多重性を有する設計とする。
  - b. 安全保護系のプロセス計装は、チャンネル相互を分離し、チャンネルの独立性を図る設計とする。
  - c. 安全保護系のプロセス計装は、計測制御系と分離した設計とし、安全保護系の一部から計測制御系への信号を取り出す場合には、計測制御系の故障で安全保護系の機能を失わない設計とする。
  - d. 安全保護系のプロセス計装は、駆動源の喪失又は系の遮断に対して最終的に安全な状態に落ち着くような設計とする。
  - e. 安全保護系のプロセス計装の電源は、無停電電源より給電する設計とする。
  - f. 安全保護系のプロセス計装は、電気通信回線を通じた外部からの不正なアクセスを遮断する設計とする。
  - g. 安全保護系のプロセス計装は、原子炉の運転中に定期的に試験を行い、機能が喪失していないことを確認できるような設計とする。
- (2) 安全保護系以外の主要なプロセス計装としては、1次冷却系計装、補助給水系計装、燃料取替用水系計装等があり、これらは以下の方針で設計する。

- a. 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において主要なパラメータは、予想変動範囲での監視、記録ができるよう設計する。また、設計基準事故時において事故の状態を知り対策を講じるに必要なパラメータは監視、記録及び当該記録を保存できるようにする。
- b. プロセス計装の主要なパラメータは、中央制御盤で監視できるようにする。
- c. 主要なプロセス計装の電源は、無停電電源装置より給電できるようにする。

#### 7.3.4 主要設備

##### 7.3.4.1 安全保護系のプロセス計装

原子炉保護設備及び工学的安全施設作動設備に信号を供給する安全保護系のプロセス計装は、検出器のほかに双安定回路、演算器、絶縁増幅器等の各種のアナログ計器を収納する計器ラックから構成する。安全保護系のプロセス計装を第7.3.1表に示す。ここにも示されるとおり、これらの計装は単一故障あるいは使用状態からの単一の取外しを行ってもその機能を喪失することのないよう多重化されており、それぞれのチャンネルは、独立した計器ラックに収納することにより物理的に分離されている。また、電気通信回線を通じた外部からのアクセスを遮断する設計としている。

これらの計装に必要な電源は、4台の無停電電源装置からそれぞれ独立に給電するとともに、検出器と計器ラック間等の関連する配線もチャンネル相互間を電氣的に分離する。

計器ラック及び配線は、実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する設計としている。

安全保護系のプロセス計装の信号を制御系に使用する場合には、絶縁増幅器により両者の間を絶縁し、制御系に生じた短絡、地絡又は断線による故障が安全保護系に影響を与えることのないようにする。

これらの計装の機能をテストする場合には、検出器の出力信号回路に模擬入力を印加することにより、規定の設定値において必要な動作をすることを確認することができる。多重化された検出器は、チャンネル相互の信号を比較することにより、原子炉運転中にもその健全性を確認できるとともに、安全保護系のプロセス計装の計測信号はすべて中央制御盤に指示又は記録し、原子炉施設の適切かつ安全な運転ができるようにする。

また、加圧器水位、主蒸気ライン圧力、原子炉格納容器圧力及び蒸気発生器水位については、事故時において監視、記録及び当該記録を保存できるようにする。

## 7.7 制御室

### 7.7.1 中央制御室

#### 7.7.1.2 設計方針

- (1) 原子炉施設の通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等発生時に必要な計測制御装置を、中央制御盤等で集中監視及び制御が行えるように設計する。また、中央制御盤は誤操作、誤判断を防止でき、操作が容易に行えるよう配慮する。

- (2) 中央制御室は設計基準事故時及び重大事故等発生時にも、運転員が中央制御室内にとどまって所要の操作及び措置がとれるような遮蔽設計，換気設計を行い，主要ケーブル，制御盤等は実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する設計とする。
- (3) 中央制御室は原子炉施設間の共用によって原子炉の安全性に支障を来たさない設計とする。
- (4) 中央制御室は発電所内の者に対し必要な指示等の連絡ができる多様性を有する警報装置及び通信連絡設備を設ける。
- (5) 重大事故等が発生した場合に，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，中央制御室への汚染の持込を防止するため，モニタリング，作業服の着替え等を行うための区画を設ける。

#### 7.7.1.4 主要設備

##### (1) 中央制御盤

中央制御盤は，原子炉制御設備，プロセス計装設備，原子炉保護設備，工学的安全施設，タービン設備，電気設備等の計測制御装置を設けた主盤，補助盤等で構成し，プラントの通常運転時，運転時の異常な過渡変化時，設計基準事故時及び重大事故等発生時に必要な操作器，指示計，記録計，CRT表示装置，警報装置等を運転員の操作性及び人間工学的観点からの考慮をして設置する。

また，原子炉施設に影響を及ぼす自然現象を把握するために，気象庁の警報情報を受信及び表示する設備を設ける。

## (2) 中央制御室

中央制御室は、原子炉補助建屋内に設置し1次冷却系統に係る原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に、運転員が事故後30日間中央制御室にとどまっても、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」に示された緊急作業に係る線量限度を十分下回るように遮蔽を設ける。

また、重大事故等が発生した場合に、中央制御室換気空調設備等の機能とあいまって、中央制御室にとどまる運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないように遮蔽を設ける。

換気空調系統は、他と独立して設け、設計基準事故時及び重大事故等発生時には外気との連絡口を遮断し、よう素用フィルタを通る閉回路循環方式とし運転員等を放射線被ばくから防護する。また、外部との遮断が長期にわたり室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気をよう素用フィルタで浄化しながら取り入れることもできる。換気空調設備及び照明設備の一部は、非常用電源から給電する。

また、中央制御室において、火災が発生する可能性を極力抑えるよう、中央制御室内の主要ケーブル、制御盤等は実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用するとともに、中央制御室には火災感知器及び消火器を設置する。

万一、中央制御室外で有毒ガスが発生したと仮定しても中央制御室換気空調設備の外気取入れを手動で遮断し、閉回路循環方式に切り換えることにより、有毒ガスによる障害を受けないようにすることができる。

発電所内の者に対し必要な指示等の連絡ができるよう、多様性を有する通信連絡設備として、「8.4.13 通信連絡設備」に記載する設備を設ける。

また、原子炉施設に影響を及ぼす自然現象を把握するために、発電所の外の状況を確認するための監視用カメラ表示装置等を設ける。

重大事故等が発生した場合に、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、中央制御室への汚染の持込を防止するため、モニタリング、作業服の着替え等を行うための区画を設ける。

#### 7.7.1.5 評価

中央制御室には、主盤、補助盤等を設け、プラントの通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等発生時に必要な監視、制御及び操作を集中的に行うことができるほか、発電所内の者に対し必要な指示等の連絡が可能な設計としている。また、設計基準事故及び重大事故等発生に際して運転員が中央制御室に接近し、とどまり、事故対策操作が可能であるような不燃設計、難燃設計、遮蔽設計及び換気設計としているほか、重大事故等が発生した場合に、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、中央制御室への汚染の持込を防止するため、モニタリング、作業服の着替え等を行うための区画を設けることにより、中央制御室への汚染の持込を防止できる。

設計基準事故時及び重大事故等発生時における中央制御室

への接近時の実効線量に、中央制御室にとどまって必要な操作を行う場合の実効線量を加えても、緊急作業に係る線量限度を下回る。

また、原子炉施設間の共用によって原子炉の安全性に支障を来たさない設計としている。

## 8. 電気施設

### 8.2 設計方針

- (1) 安全上重要な構築物，系統及び機器の安全機能を確保するため外部電源系及び非常用所内電源系を設ける。
- (2) 外部電源系は，2回線以上の送電線により電力系統に接続し，少なくとも1回線は他の回線と物理的に分離された設計とする。
- (3) 2以上の原子炉施設を電力系統に連係する場合は，いずれの2回線が喪失した場合においても電力系統からこれらの原子炉施設への電力供給が同時に停止しない設計とする。
- (4) 安全上重要な系統及び機器へ電力を供給する電気施設は，その電力の供給が停止することがないように，機器の損壊，故障その他の異常を検知するとともに，その拡大を防止する設計とする。
- (5) 非常用所内電源系は，十分独立な系統とし，外部電源系の機能喪失時に，1つの系統が作動しないと仮定しても，次の事項を確実に行うのに十分な容量及び機能を有する設計とする。
  - a. 運転時の異常な過渡変化時において，燃料の許容設計限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく原子炉を停止し冷却する。
  - b. 1次冷却材喪失等の事故時に炉心冷却を行い，かつ，原子炉格納容器の健全性並びにその他の安全上重要な系統及び機器の機能を確保する。
- (6) 安全上重要な電気系統は，系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査ができる設計とする。
- (7) 直流電源設備は，全交流動力電源喪失時に重大事故等に対処するために必要な電力の供給が開始されるまでの一定期間，原子炉を安

全に停止し、かつ、停止後の冷却、原子炉格納容器の健全性を確保できる設計とする。

(8) 避難通路を確保するための照明設備は、通常の照明用電源喪失時においてもその機能を失うことのない設計とする。

(9) 通信連絡設備は、事故時に発電所内にいるすべての人に対し、中央制御室から指示等の連絡ができるとともに、発電所と所外必要箇所との通信連絡設備は多様性を有する設計とする。

## 8.4 主要設備

### 8.4.7 ディーゼル発電機

ディーゼル発電機は、外部電源が完全に喪失した場合に、原子炉を安全に停止するために必要な電力を供給し、更に、工学的安全施設作動のための電力も供給する。

ディーゼル発電機は、多重性を考慮して、必要な容量のものを2台備え、各々非常用高圧母線に接続する。

各ディーゼル発電機は、原子炉補助建屋内のそれぞれ独立した室に設置する。

また、ディーゼル発電機が7日間以上連続運転できる燃料貯蔵設備を発電所内に設ける。

ディーゼル発電機は、非常用高圧母線低電圧信号又は非常用炉心冷却設備作動信号で起動し、約10秒で電圧を確立した後は、各非常用高圧母線に接続し負荷に給電する。

外部電源が喪失しただけの場合、各ディーゼル発電機に自動的に負荷する主要補機は次のとおりである。

中央制御室空調ファン

1 台

中央制御室再循環ファン	1	台
空調用冷水ポンプ	1	台
原子炉補機冷却水ポンプ	2	台
電動補助給水ポンプ	1	台
海水ポンプ	2	台
原子炉容器冷却ファン	1	台
制御棒クラスタ駆動装置冷却ファン	1	台
格納容器再循環ファン	2	台
空調用冷凍機	1	台
制御用空気圧縮機	1	台

上記以外にも、必要に応じて補機を起動できる。

また、1次冷却材喪失事故と外部電源の完全喪失が同時に起こった場合、各ディーゼル発電機に自動的に負荷する主要補機は次のとおりである。

工学的安全施設の弁類	数十台
アニュラス排気ファン	1 台
中央制御室非常用給気ファン	1 台
中央制御室空調ファン	1 台
中央制御室再循環ファン	1 台
空調用冷水ポンプ	1 台
高圧注入ポンプ	1 台
余熱除去ポンプ	1 台
原子炉補機冷却水ポンプ	1 台
電動補助給水ポンプ	1 台
海水ポンプ	1 台

格納容器スプレイポンプ	1	台
空調用冷凍機	1	台
制御用空気圧縮機	1	台
安全補機室排気ファン	1	台

上記以外にも、必要に応じて補機を起動できる。

ディーゼル発電機負荷が最も大きくなる1次冷却材喪失事故と外部電源の完全喪失が同時に起こった場合の負荷曲線例を第8.4.4図に示す。

#### 8.4.8 直流電源設備

直流電源設備は第8.4.5図に示すように、3系統のそれぞれ独立した蓄電池、充電器、直流コントロールセンタ等で構成し、直流母線電圧は125Vである。そのうち2系統の電源の負荷は、工学的安全施設等の継電器、開閉器、電磁弁、無停電電源装置等であり、いずれの1系統が故障しても残りの1系統で原子炉の安全は確保できる。残り1系統の電源の負荷は、上記以外のタービン及び発電機関係の継電器、タービンの非常用油ポンプ、発電機の非常用密封油ポンプ、電磁弁等である。

また、全交流動力電源喪失が発生した場合でも、重大事故等に対処するために必要な電力の供給が開始されるまでの一定期間は、安全保護系及びタービン動補助給水系の動作に必要な電力は蓄電池から給電することにより、原子炉の安全を確保することができる。

蓄電池は鉛蓄電池で、独立したものを4組設置し、非常用低圧母線にそれぞれ接続されたシリコン整流器で浮動充電する。

#### 8.4.11 照明用電源設備

照明用電源は、所内低圧系統から変圧器を通しててい降し、必要箇所に給電する。

中央制御室及びその他必要な場所の非常用照明は、非常用母線から給電する。更に、居室、避難通路を照明するための非常灯及び誘導灯は、交流電源喪失時には内蔵の蓄電池から給電する。

また、上記照明とは別に、設計基準事故対策のための現場作業が生じた場合に作業が可能となるよう、懐中電灯及び専用の発電機から給電する投光機を配備する。

#### 8.4.13 通信連絡設備

発電所内の者に対し必要な指示等の連絡ができるよう、警報装置及び多様性を有する通信連絡設備として、運転指令設備、電力保安通信用電話設備、衛星電話設備等を設ける。

また、発電所外の必要箇所への連絡ができるよう、以下の多様性を有した専用の通信連絡設備を設ける。

- ・当社が構築する電力保安通信用回線（有線系回線及び多重無線系回線）を経由した電話設備及びテレビ会議システム
- ・通信事業者が提供する統合原子力防災ネットワーク専用回線（有線系回線及び衛星系回線）を経由した電話設備及びテレビ会議システム
- ・通信事業者が提供する回線とそれに接続する災害優先加入電話、衛星電話（固定式及び携帯型）及び直通電話設備

その他、緊急時対策支援システム等へ必要なデータを伝送するため、以下の多様性を有した専用の通信回線を設ける。

- ・国，関係自治体等社外関係箇所へのデータ通信用として，通信事業者が提供する統合原子力防災ネットワーク専用回線（有線系回線及び衛星系回線）に接続する専用通信回線
- ・社内関係箇所へのデータ通信用として，当社が構築する電力保安通信用回線（有線系回線及び多重無線系回線）からなる専用通信回線

これらの通信連絡設備及び通信回線は，非常用所内電源系又は無停電電源に接続されており，外部電源が期待できない場合でも動作可能である。

#### 8.4.14 構内出入監視設備

原子炉施設に対する第三者の不法な侵入を防止するため，照明装置，通信連絡装置，監視カメラ，磁気施錠装置等を設ける。これらの装置によって侵入の探知並びに侵入箇所の早期発見が容易なものとする。

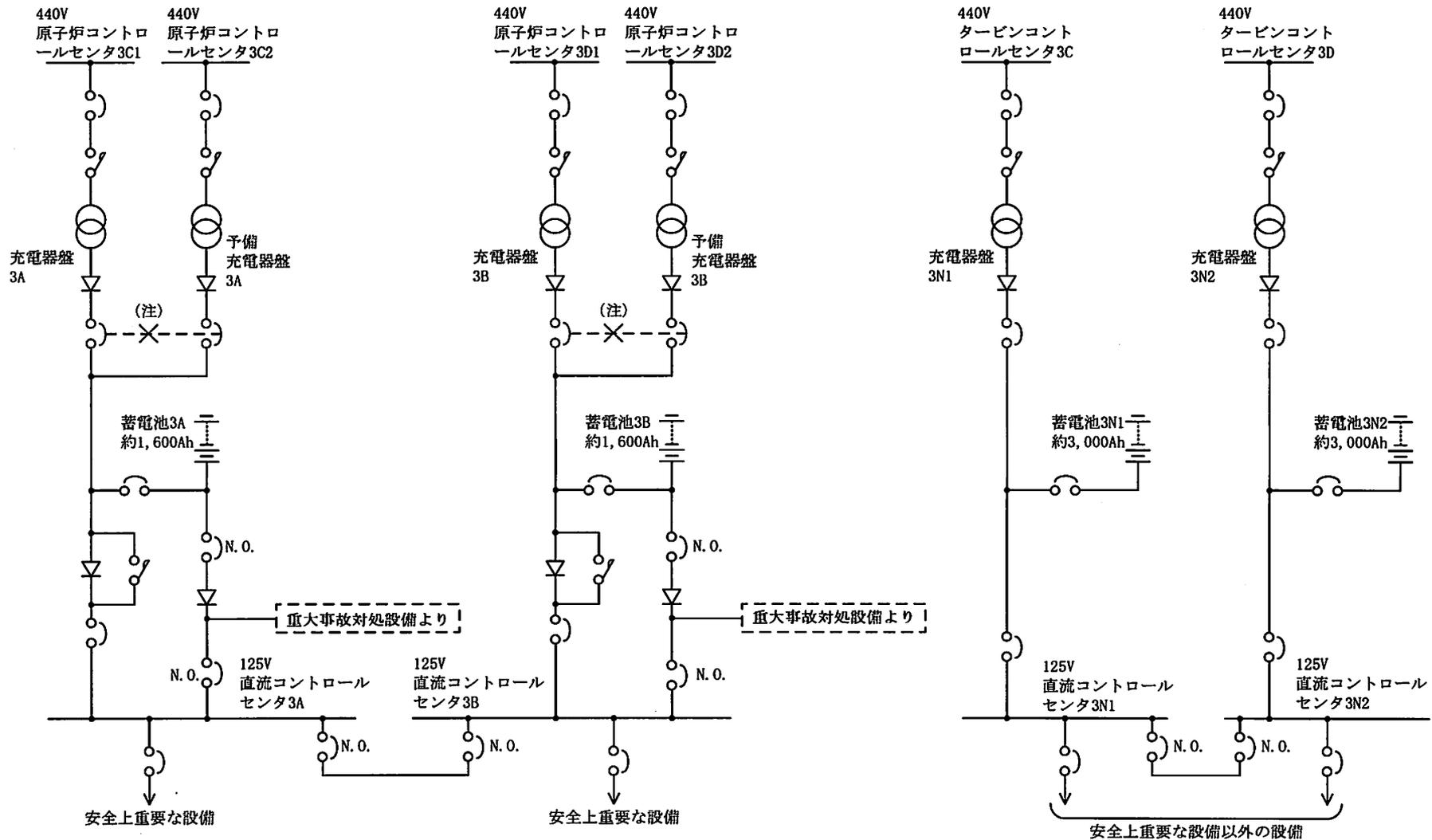
また，原子炉施設に爆発物等の不正な持ち込みを防止するため，郵便物等の発電所外からの持ち込み物件の持ち込み検査を行うための設備を設ける。

その他，サイバーテロを含む不正アクセス行為を未然に防止するため，原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムについては，電気通信回線を通じて妨害行為又は破壊行為を受けることがないように，電気通信回線を通じた当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断できるようにする。

第8.3.6表 直流電源設備の設備仕様

(1) 蓄電池

型式	鉛蓄電池
組数	4 (1組当たり60個)
容量	約1,600Ah/組×2組 (安全上重要な設備に供給) 約3,000Ah/組×2組 (安全上重要な設備以外の設備に供給)
電圧	129V (浮動充電時)



(注) メカニカルインターロック付き

第8.4.5図 直流単線結線図

## 11. 放射線管理施設

### 11.1 遮蔽設備

#### 11.1.1 概要

遮蔽設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等発生時において、発電所周辺の一般公衆、従事者等の線量を低減するもので、次のものから構成される。

- (1) 原子炉1次遮へい
- (2) 原子炉2次遮へい
- (3) 外部遮蔽
- (4) 補助遮へい
- (5) 燃料取扱遮へい
- (6) 中央制御室遮蔽
- (7) 緊急時対策所遮蔽
- (8) 一時的遮蔽

#### 11.1.2 設計方針

- (1) 発電所周辺の一般公衆が受ける線量については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた周辺監視区域外の線量限度より十分小さくなるようにするとともに、通常運転時における直接線量及びスカイシャイン線量については、人の居住の可能性のある敷地境界外において年間 $50\mu\text{Gy}$ を超えないような遮蔽設計とする。
- (2) 燃料取替え時、補修時等を含む通常運転時において、従事者等が受ける線量が、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた線量限度を超

えないようにするのはもちろん、不必要な放射線被ばくを防止するような遮蔽設計とする。

遮蔽設計に際しては、関係各場所への立入頻度、滞在時間等を考慮した上で、従事者等が受ける線量が十分に安全に管理できるように、放射線量率が下記の遮蔽設計基準（１）を満足するように設計する。

機器の配置に当たっては、高放射性物質を内蔵する機器は原則として独立した区画内に配置し、操作又は監視頻度の高い制御盤等は管理区域内の低放射線区域又は管理区域外へ配置する。

なお、雑固体処理建屋については、下記の遮蔽設計基準（２）を満足するように設計する。

遮蔽設計基準（１）

区 分		外部放射線に係る 設計基準線量率	代表箇所
管理区域外	第Ⅰ区分	$\leq 0.00625$ mSv/h	
管理区域内* <sup>1</sup>	第Ⅱ区分	$\leq 0.01$ mSv/h	一般通路等
	第Ⅲ区分	$\leq 0.15$ mSv/h	操作用通路等
	第Ⅳ区分	$> 0.15$ mSv/h	機器室等

\*1：「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」に基づき、 $1.3$  mSv/3月を超えるか又は超えるおそれのある区域を管理区域に設定する。

## 遮蔽設計基準（2）

区 分		外部放射線に係る 設計基準線量率	代表箇所
管理区域外	第Ⅰ区分	$\leq 1.3$ mSv/3月	
管理区域内	第Ⅱ区分	$\leq 0.01$ mSv/h	一般通路等
	第Ⅲ区分	$\leq 0.15$ mSv/h	操作用通路等
	第Ⅳ区分	$> 0.15$ mSv/h	機器室等

これら区分概略を、第11.1.1図～第11.1.9図に示す。

(3) 発電所周辺の一般公衆が受ける線量が、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を十分満足する遮蔽設計とする。

また、事故時に中央制御室内の従事者等に対し、過度の放射線被ばくがないように考慮し、運転員が中央制御室内にとどまり事故対策に必要な各種の操作を行うことができるような遮蔽設計とする。

重大事故等の発生時に緊急時対策所内の対策要員に対し、過度の放射線被ばくがないように考慮し、対策要員が緊急時対策所内にとどまり、必要な指示又は連絡を行うことができるような遮蔽設計とする。

### 11.1.4 主要設備

#### (3) 外部遮蔽

外部遮蔽は、円筒部厚さ約1.4m～約1.1m、ドーム部厚さ約1.0

～約0.3mの鉄筋コンクリート造で、原子炉1次遮へいと原子炉2次遮へいとの組合せにより、通常運転時に原子炉格納施設外側での放射線量率を第I区分に減衰させる。

また、外部遮蔽及び原子炉格納容器鋼板は、その組合せにより、発電所周辺の一般公衆が受ける線量が、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を十分満足する厚さである。

#### (6) 中央制御室遮蔽

中央制御室遮蔽は、原子炉補助建屋内にあり、1次冷却系等に係る原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に、運転員が事故後30日間中央制御室にとどまっても、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」に示された緊急作業に係る線量限度を十分下回る遮蔽とする。また、重大事故等が発生した場合に、中央制御室換気空調設備等の機能とあいまって、中央制御室にとどまる運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない遮蔽とする。

#### (7) 緊急時対策所遮蔽

緊急時対策所遮蔽は、総合事務所内にあり、重大事故等が発生した場合に、緊急時対策所換気空調設備等の機能とあいまって、緊急時対策所にとどまる対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えない遮蔽とする。

#### (8) 一時的遮蔽

一時的遮蔽は、放射性物質を内蔵する機器及び設備の補修時あるいは事故時の保守等のために一時的に使用するもので、コンクリートブロック、鉛、鉄板等でできた可搬式遮蔽構造物であり、必要に応じて設置する。

### 11.1.5 評 価

発電所内の遮蔽として、原子炉1次遮へい、原子炉2次遮へい、外部遮蔽、補助遮へい、燃料取扱遮へい及び一時的遮蔽を設置することにより、従事者等が立入場所において不必要な放射線被ばくを受けないよう、立入頻度、立入時間等を考慮し従事者等の放射線被ばくが十分安全に管理できる設計となっている。更に、直接線量及びスカイシャイン線量については、人の居住の可能性のある敷地境界外では年間 $50\mu\text{Gy}$ 以下となるよう原子炉施設を設計する方針としており、気体及び液体廃棄物の放出による一般公衆の線量と合算しても周辺監視区域境界外における線量が法令に定める線量限度（年間 $1\text{mSv}$ ）を十分下回るよう設計管理する。また、発電所周辺の一般公衆の線量が、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」を十分満足する遮蔽設計となっている。

中央制御室遮蔽は、重大事故等発生後、運転員が中央制御室に7日間とどまっても、実効線量が $100\text{mSv}$ を超えない設計となっている。また、緊急時対策所遮蔽は、重大事故等発生後、重大事故等に対処するために必要な要員が緊急時対策所に7日間とどまっても、実効線量が $100\text{mSv}$ を超えない設計となっている。

## 11.2 放射線管理設備

### 11.2.2 設計方針

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等発生時において、敷地周辺の一般公衆、従事者等の放射線被ばくを実用可能な限り低くすることとし、次の設計方針に基づき、放射線管理設備を設ける。

(1) 従事者等の出入管理，個人被ばく管理及び汚染管理ができるような設計とする。

また，物品の搬出に対しても線量率管理及び汚染管理ができるような設計とする。

(2) 通常運転時，運転時の異常な過渡変化時，設計基準事故時及び重大事故等発生時において，放射性物質の放出，発電所内外の外部放射線量率，放射性物質の濃度等を測定及び監視できるような設計とする。

(3) 万一の事故に備えて，必要な放射線計測器及び防護作業器材を備える。

(4) 中央制御室又は適切な管理場所に必要な情報の通報が可能である設計とする。

(5) 通常運転時に環境に放出される放射性物質を監視する放射線監視設備は，「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」に適合する設計とする。

(6) 事故時に監視が必要な放射線監視設備は，「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に適合する設計とする。

(7) モニタリングステーション及びモニタリングポストは，通常供給している電源が喪失した場合に備えて，無停電電源装置を有する設計とする。また，伝送系は，多様性を有する設計とする。

#### 11.2.4 主要設備

##### (2) 放射線監視設備

##### b. エリアモニタリング設備



(a) 固定モニタリング設備（1号，2号及び3号炉共用）

通常運転時，運転時の異常な過渡変化時，設計基準事故時及び重大事故等発生時に発電所周辺監視区域境界付近の外部放射線量率を連続的に監視するために，モニタリングポスト及びモニタリングステーションを，また，外部放射線量を測定するために，モニタリングポイントを設けている。

モニタリングポスト及びモニタリングステーションは，専用の無停電電源装置から給電できる設計としているほか，有線によるデータ伝送機能と無線によるデータ伝送機能を有しており，伝送系についても多様化している。

外部放射線量率については，設計基準事故時及び重大事故等発生時において十分な測定範囲を有しており，中央制御室でも監視できるように設計する。

#### 11.2.5 評価

- (1) 運転に伴う従事者等の線量を管理するために，出入管理設備，個人被ばく管理関係設備及び汚染管理設備を設けるほか，発電所内の放射線の監視のために，エリアモニタリング設備及び放射線サーベイ設備を設け，十分な管理及び監視が可能な設計となっている。
- (2) 通常運転時，運転時の異常な過渡変化時，設計基準事故時及び重大事故等発生時において一般公衆の放射線被ばくの監視のために，プロセスモニタリング設備及び周辺モニタリング設備を設置し，必要箇所をモニタリングすることにより，発電所周辺の放射線を監視できる設計となっている。
- (3) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時には，原子炉格納容器

内の空気中の放射性物質の濃度を格納容器じんあいモニタ及び格納容器ガスモニタによって連続的に、設計基準事故時及び重大事故等発生時には、原子炉格納容器内放射線量率を格納容器エリアモニタによって連続的に、また、放射性物質の濃度を原子炉格納容器内の空気及び1次冷却材のサンプリングによって知ることができる設計となっている。

また、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時の放射性物質の放出経路となる補助建屋排気筒、格納容器排気筒及び廃棄物処理設備排水ラインの放出ライン並びに設計基準事故時及び重大事故等発生時の放出経路となる補助建屋排気筒、格納容器排気筒及び主蒸気管には、モニタを設置するとともに、必要箇所はサンプリングできる設計となっている。

(4) エリアモニタリング設備のうち、エリアモニタは中央制御室及び管理区域内の主要箇所の外部放射線量率を、また、プロセスモニタリング設備のうち、プロセスモニタは主要系統の放射能レベルを連続測定し、異常時には中央制御室及びその他必要な箇所に警報を発する設計となっている。

(5) モニタリングステーション及びモニタリングポストは、通常供給している電源が喪失した場合に備えて、無停電電源装置により給電できるほか、伝送系は、多様性を有する設計となっている。

## 12. 発電所補助施設

### 12.2 換気空調設備

#### 12.2.2 設計方針

- (1) 換気空調設備は、管理区域内と管理区域外の別により、また、それぞれの区域内でも機能の別により系統を分ける。
- (2) 換気は清浄区域に新鮮な空気を供給して、放射能レベルの高い区域に向かって流れるようにし、廃棄は適切なフィルタを通して行う。
- (3) 各換気系統は、その容量が区域及び室の換気並びに除熱を十分に行えるようにする。換気回数は、原子炉格納容器は1.5回/h、原子炉補助建屋等は2回/h以上とする。
- (4) 各換気空調設備のフィルタは、点検及び交換ができるように設計する。

また、よう素用フィルタには、温度感知設備を設ける。

- (5) 中央制御室換気空調設備は、事故時には外気との連絡口を遮断し、よう素用フィルタを通る閉回路循環方式とし、運転員等を放射線被ばくから防護するように設計する。
- (6) 安全上重要な設備に属する換気空調設備においては、動的機器の単一故障を仮定しても、その安全機能を失うことのないよう動的機器に多重性を持たせた設計とする。

ダクト、フィルタ等の静的機器は、運転温度及び圧力が低いため故障の可能性が小さく、また、発生しても安全上支障がない期間内に修復可能であり、多重性は特に考慮しないものとする。

- (7) 火災の延焼防止が必要な換気ダクトには防火ダンパを設置する。

(8) 緊急時対策所換気空調設備は、重大事故等が発生した場合において、排気量を給気量未満にすることで緊急時対策所内を加圧し、取り入れる外気の全量を微粒子フィルタ及びよう素フィルタを通して取り入れることにより、粒子状放射性物質が緊急時対策所に直接侵入することを防ぎ、対策要員等を放射線被ばくから防護することができる設計とする。

また、必要に応じて外気との連絡口を遮断し、閉回路循環運転とすることにより、重大事故等によって放出され得る気体状放射性物質及び有毒ガスが緊急時対策所に侵入することを防ぎ、放射線被ばく及び有毒ガスによる障害から防護できる設計とする。

#### 12.2.3 主要設備の仕様

換気空調設備の主要設備の仕様を第12.2.1表～第12.2.7表に示す。

#### 12.2.4 主要設備

##### (7) 緊急時対策所換気空調設備（1号，2号及び3号炉共用）

緊急時対策所換気空調設備は、給排気系統及び非常用再循環系統で構成する。

緊急時対策所換気空調設備の系統構成を第12.2.7図に、主要設備の仕様を第12.2.7表に示す。

##### a. 給排気系統

緊急時対策所の換気及び冷暖房のために、給気ファン、排気ファン等を設ける。

なお、給気ファン及び排気ファンは、重大事故等発生時に

外気を遮断して閉回路循環を行う際には停止する。

b. 緊急時対策所非常用再循環系統

重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所内の要員の放射線被ばくを低減するため、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵したフィルタユニットと非常用再循環ファンを設け、取り込んだ外気及び緊急時対策所内空気を浄化する。

12.2.5 評価

- (1) 管理区域の換気空調設備は、給気系統によって新鮮な空気を供給し、排気系統によって適切なフィルタを通した後、排気筒から排出する設計となっている。
- (2) 各換気系統は、その区域及び室の換気並びに除熱を十分に行える。
- (3) 中央制御室換気空調設備は、事故時には外気との連絡口を遮断し、よう素用フィルタを通る閉回路循環方式とすることによって運転員を放射線被ばくから防護できる。

外気との遮断が長期にわたり室内の空気が悪くなった場合は、外気を微粒子フィルタ及びよう素用フィルタで浄化しながら取り入れることができる。

- (4) 緊急時対策所換気空調設備は、重大事故等発生時には、外気を微粒子フィルタ及びよう素フィルタを通して取り入れることにより、粒子状放射性物質が緊急時対策所内に直接侵入することを防ぎ、対策要員等を放射線被ばくから防護することができる。

また、必要に応じて外気との連絡口を遮断し、閉回路循環運転

とすることにより，事故等によって放出され得る気体状放射性物質及び有毒ガスが緊急時対策所に直接侵入することを防ぎ，放射線被ばく及び有毒ガスによる障害から防護することができる。

## 12.5 火災防護対応設備

### 12.5.1 概要

原子炉施設及びその附属施設は、火災によりその安全性が脅かされることのないように適切な火災防護対策を講じておく必要がある。このため、対策にあたっては防護する設備に応じて、必要な区画等を定めて火災防護対策を講じる。以下に、火災防護対策について示す。

### 12.5.2 設計方針

安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置している原子炉補助建屋、原子炉建屋等に、原子炉の高温停止及び低温停止等に係る設備を火災から防護する区画等を設定し、それらの区画等に対して、火災の発生防止、火災の感知及び消火、火災の影響軽減を考慮し、必要な対策を講じる。

また、上述の考え方に準じて、原子炉補助建屋等に隣接するタービン建屋や敷地内の防護する設備に応じて、火災の発生防止、火災の感知及び消火を考慮し、必要な対策を講じる。

### 12.5.3 主要設備の仕様

火災防護対応設備の主要設備の仕様を第12.5.1表に示す。

### 12.5.4 主要設備

#### (1) 火災の発生防止

- a. 安全機能を有する構築物、系統及び機器について、不燃性材料又は難燃性材料を使用することとし、同等以上の性能を有す

る材料の使用が困難な場合には、延焼を防止するための他の対策を講じる。

- b. 電気系統は、地絡、短絡等に起因する過電流による過熱防止のため、早期遮断できる対策を講じる。

## (2) 火災の感知及び消火

### a. 火災感知設備

原子炉補助建屋、原子炉建屋内等は、設備の配置状況を考慮して早期に感知するため、異なる種類の火災感知設備として火災感知器、光ファイバ温度監視装置を組み合わせて設置する。その他のタービン建屋等は、環境条件を考慮して感知器を設置する。これらの警報は中央制御室に発信する。

#### (a) 火災感知器

火災感知器は、熱感知器、煙感知器及び炎感知器があり、屋内外の環境条件に応じて選択する。

#### (b) 光ファイバ温度監視装置

火災による温度変化を感知できる光ファイバを用いた温度監視装置を原子炉補助建屋、原子炉建屋等に設置する。

### b. 消火設備

#### (a) 消火栓設備

消火栓設備は、原子炉補助建屋、原子炉建屋、タービン建屋等及び屋内外に設置し、ろ過水貯蔵タンク又は脱塩水タンクを水源として電動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプにより消火栓設備に供給する。

また、開閉所及び固体廃棄物貯蔵庫のある高台(EL. +84m)には、平ばえ消火タンクの静水頭を利用した系統を設ける。

消火栓設備の系統構成を第12.5.1図に示す。

(b) 二酸化炭素消火設備

二酸化炭素消火設備は、ディーゼル発電機室、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、タービン油タンクのそれぞれに設け、火災が発生した際は、中央制御室に警報が発信し、自動又は手動操作で消火する。

補助ボイラ室で火災が発生した際は、中央制御室に警報が発信し、手動操作で消火する。

(c) 泡消火設備

泡消火設備は、補助ボイラ燃料タンク及び重油タンクのそれぞれに設け、火災が発生した際は、中央制御室に警報が発信し、手動操作で消火する。

(d) ハロン消火設備

ハロン消火設備は、中央制御室フロアケーブルダクト及びタービン発電機の軸受部のそれぞれに設け、火災が発生した際は、中央制御室に警報が発信し、自動又は手動操作で消火する。

(e) 水噴霧消火設備

水噴霧消火設備は、主変圧器、所内変圧器及び予備変圧器のそれぞれに設け、火災が発生した際は、中央制御室に警報が発信し、自動又は手動操作で消火する。

(f) 消防自動車

消防自動車は、屋外の消火活動及び屋内への消火用水の供給を可能とし、変圧器、燃料タンク等の火災時に対応するため、泡放射が可能である化学消防自動車等を配備する。

#### (g) 消火器

消火器は、原子炉補助建屋、原子炉建屋、タービン建屋等に適切に設置する。

#### (3) 火災の影響軽減

安全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に原子炉の高温停止及び低温停止等に係る設備について以下のとおり区画等を設定し、火災防護対策を講じる。

- a. 原子炉の高温停止及び低温停止等に係る設備を設置している原子炉補助建屋、原子炉建屋等は、火災を考慮したうえで3時間の耐火能力を有する壁で囲うこととし、この壁を火災区域とする。
- b. 原子炉の高温停止及び低温停止に係る設備を設置している火災区域内において、互いに相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブル間は、延焼を防止するための火災区画等を設けて分離する。

#### 12.5.5 評価

原子炉施設及びその附属施設は、火災の発生防止、火災の感知及び消火、火災の影響軽減を考慮した対策を講じており、原子炉の安全性は確保される。

#### 12.6 緊急時対策所

##### 12.6.1 概要

緊急時対策所（1号、2号及び3号炉共用）は、重大事故等の発生時において当該重大事故等に対処するための適切な措置を講じ

るために設けるものであり、原子炉建屋等から独立した総合事務所に設置する。

#### 12.6.2 設計方針

緊急時対策所は、1次冷却系統に係る原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、中央制御室以外の場所に施設し、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ることができるよう以下の設計方針とする。

- (1) 基準地震動 $S_s$ による地震力に対し、免震機能により、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場所に設置する。
- (2) 緊急時対策所と中央制御室は共通要因により同時に機能喪失しない設計とする。
- (3) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とし、また、当該代替電源を含めて緊急時対策所の電源は、多重性又は多様性を有する設計とする。
- (4) 緊急時対策所の居住性を確保するため、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないよう適切な遮蔽設計及び換気設計を行う。
- (5) 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。
- (6) 緊急時対策所は以下の機能を有する設計とする。
  - a. 中央制御室内の運転員を介さずに事故状態及び重大事故

等に対処するために必要な情報を正確にかつ速やかに把握できる機能

- b. 発電所内の関係要員に指示でき、発電所外関連箇所と専用であって多様性を備えた通信回線にて連絡できる通信連絡機能及びデータを伝送できる機能
- c. 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機能
- d. 重大事故等に対処するために必要な数の要員の収容機能

### 12.6.3 主要設備の仕様

緊急時対策所の主要設備の仕様を第12.6.1表に示す。

### 12.6.4 主要設備

緊急時対策所は、基準地震動 $S_s$ においても機能を喪失せず、基準津波の影響を受けない免震構造とした総合事務所2階に設置する。

また、伊方発電所1, 2, 3号炉原子炉建屋等からは独立した建物とし、通常使用する電源とは別に、代替交流電源設備として1号炉非常用低圧母線、総合事務所屋上に設置している非常用発電機、電源車接続用変圧器及び発電所外からの配電線から給電でき、放射線遮蔽として、壁、天井及び床を設けるなど適切な遮蔽設計、換気設計を行うことにより、中央制御室との共通要因により同時に機能喪失することなく、重大事故等発生時にも居住性が確保される設計とする。

対策指令に必要な原子炉施設の情報把握ができるよう発電所の状況に係る情報を表示する表示端末及び発電所内外（現場、中央

制御室，本店，原子力本部，国及び緊急事態応急対策等拠点施設等）の必要箇所と連絡をとるための多様性を有した専用通信回線として、「8.4.13 通信連絡設備」に記載する設備を設置する。

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では，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，作業服の着替えを行うための区画として，臨時にチェンジングエリアを設ける。

重大事故等に対処するために必要な数の要員に必要な一定期間の食料及び飲料水等を配備する。

#### 12.6.5 評 価

緊急時対策所は，免震構造とした総合事務所に設置するので，基準地震動 $S_s$ においても機能を喪失せず，基準津波の影響を排除できる。

また，伊方発電所1，2，3号炉原子炉建屋等からは独立した建物とし，通常使用する電源とは別に給電できる手段を持ち，放射線遮蔽として，壁，天井及び床を設けるなど適切な遮蔽設計，換気設計を行うことにより，中央制御室との共通要因により同時に機能喪失することなく，重大事故等発生時にも居住性が確保される。

重大事故等発生時においても，発電所の状況に係る情報を表示する表示端末により，対策指令に必要な原子炉施設の情報 の把握ができ，通信連絡設備により，発電所内外（現場，中央制御室，本店，原子力本部，国及び緊急事態応急対策等拠点施設等）の必要箇所と連絡をとることが可能である。

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

では、モニタリング、作業服の着替えを行うための区画として、臨時にチェンジングエリアを設けることにより、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止できる。

また、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可能な施設としているほか、一定期間の食料及び飲料水その他保護具等の必要な資機材を配備する。

以上より、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を講じることができる。

第12.2.7表 緊急時対策所換気空調設備の設備仕様

(1) 緊急時対策所給排気系統

a. 緊急時対策所給気ファン（通常用）

台 数 1  
容 量 約 50m<sup>3</sup>/min

b. 緊急時対策所排気ファン（通常用）

台 数 1  
容 量 約 50m<sup>3</sup>/min

c. 緊急時対策所給気ファン（非常用）

台 数 2  
容 量 約 25m<sup>3</sup>/min（1台当たり）

d. 緊急時対策所排気ファン（非常用）

台 数 2  
容 量 約 25m<sup>3</sup>/min（1台当たり）

(2) 緊急時対策所非常用再循環系統

a. 緊急時対策所フィルタユニット

型 式 微粒子フィルタ及びよう素フィルタ内蔵型  
基 数 2  
容 量 約 50m<sup>3</sup>/min（1基当たり）  
よう素除去効率 95%以上  
粒子除去効率 99%以上（0.7μm粒子）

b. 緊急時対策所非常用再循環ファン

台 数 2  
容 量 約 50m<sup>3</sup>/min（1台当たり）

第12.5.1表 火災防護対応設備の設備仕様

(1) 電動消火ポンプ

台数	1
容量	約660m <sup>3</sup> /h

(2) ディーゼル駆動消火ポンプ

台数	1
容量	約660m <sup>3</sup> /h

第12.6.1表 緊急時対策所の設備仕様

(1) データ収集装置

(2) 通信連絡設備

所内連絡用

運転指令設備

無線連絡装置

所外連絡用

電力保安通信連絡設備

光ファイバー回線

多重無線系回線

統合原子力防災ネットワーク専用連絡設備

有線系回線

衛星系回線

(3) 代替交流電源設備

1号炉非常用低圧母線

1

非常用発電機（ガスタービン発電機）

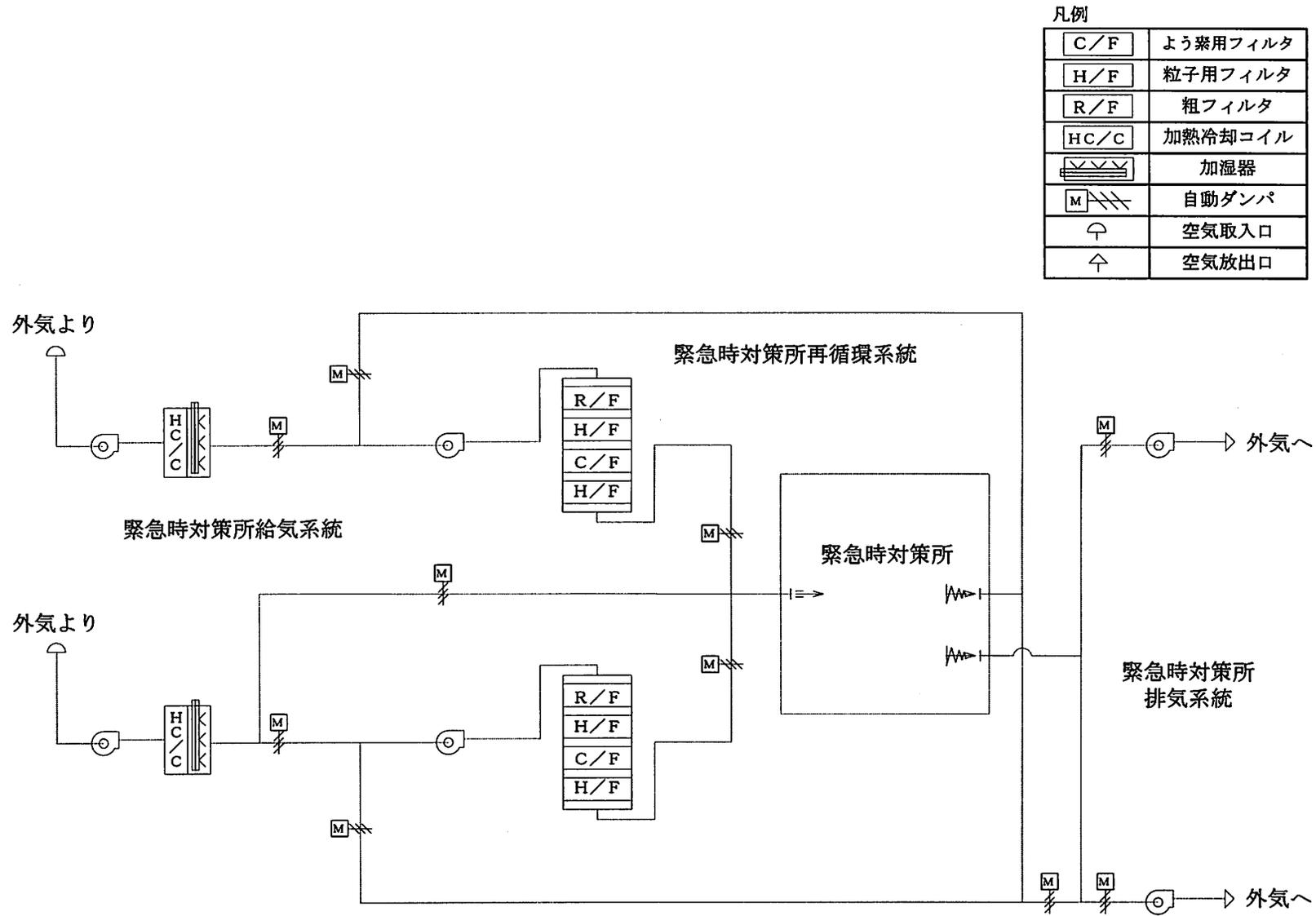
1

電源車接続口

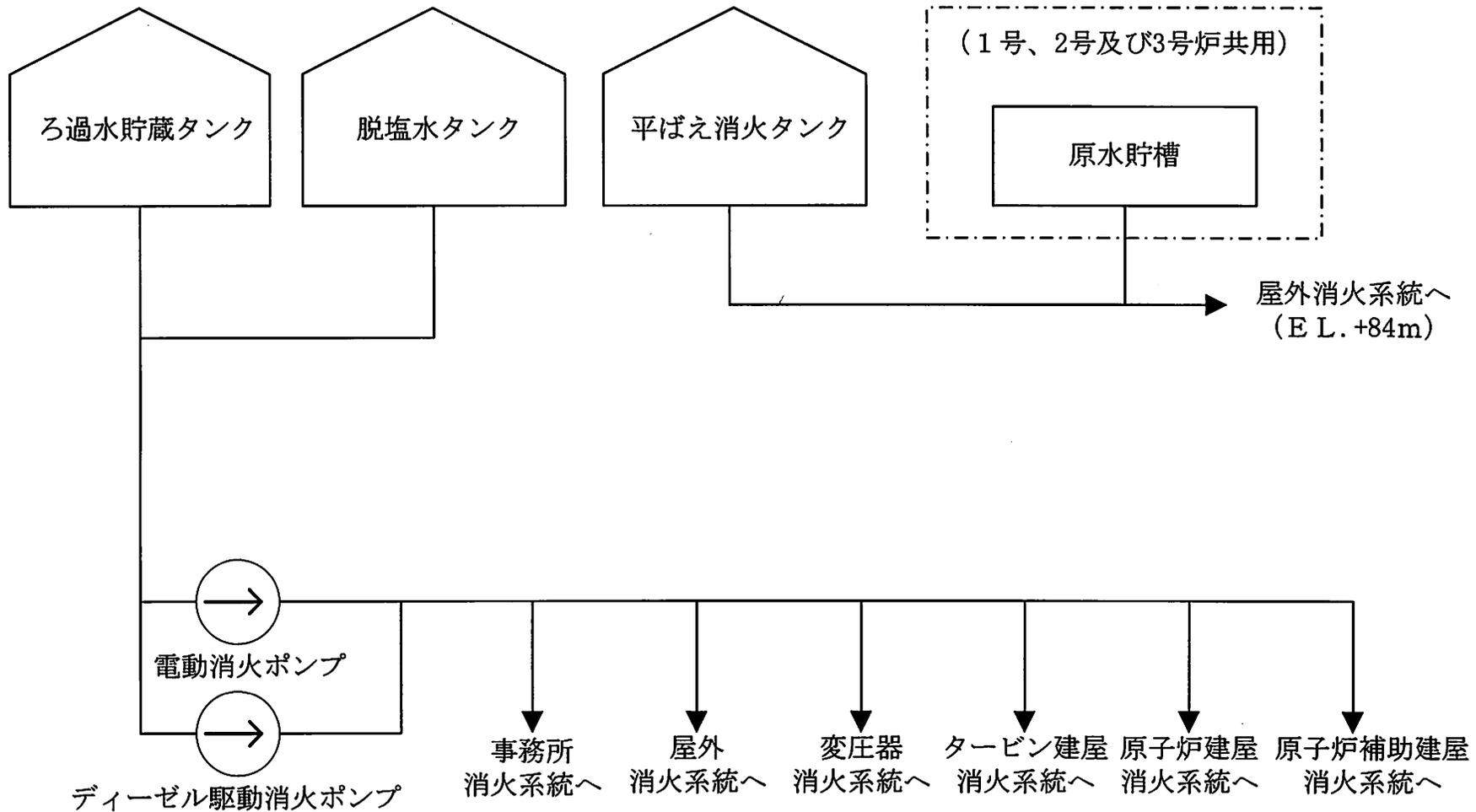
1

配電線

1



第12.2.7図 緊急時対策所換気空調設備系統図



第12.5.1図 消火栓設備系統図

## 13. 運転保守

### 13.1 運転保守の基本方針

原子炉施設の運転保守の方針は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第43条の3の24第1項の規定に基づいて定める伊方発電所原子炉施設保安規定（以下、「保安規定」という。）によるものとする。

### 13.2 保安管理体制

発電所の保安管理体制は、所長、原子炉主任技術者、電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者、品質保証部、総務広報部、安全管理部、発電部、保守部及び土木建築部をもって構成する。

さらに、発電所における原子炉施設の保安運営に関する具体的重要事項を審議するため、伊方発電所安全運営委員会を設ける。

### 13.3 運転管理

原子炉施設の運転管理は、保安規定に定める運転上の留意事項、運転上の制限及び異常時の措置を遵守し、原子炉施設の運転に習熟した者を確保し、機器の性能及び状態を的確に把握した上で行う。

また、運転操作は、通常時及び異常時に対応するよう作成された運転手順に従って行い、シミュレータを活用した教育訓練により徹底を図る。異常時の運転手順については、安全上重要な機器が故障した場合に適切に対応できるよう具体的なものとする。さらに、関連する運転手順書間のつながりを明確化し、機器の操作時期、順序、条件等の表現を平易なものとする。

運転手順については、国内外の事故、故障等を反映して、充実を図

る。

さらに、火災及び内部溢水が発生した場合における原子炉施設の保全のための活動を行う体制を整備し、活動を実施する。

### 13.8 非常時の措置

非常時の措置として、保安規定に定める事前対策、初期活動及び非常時の活動に関する規定を遵守し、事故の原因除去、拡大防止等のための活動を迅速かつ適切に行う。

また、非常事態に対処するための総合的な訓練を定期的及び必要に応じて計画し実施する。

さらに、重大事故等及び大規模損壊が発生した場合における原子炉施設の保全のための活動を行う体制を整備し、活動を実施する。

## 15. 重大事故等対処施設

### 15.1 概要

重大事故等が発生した場合において、炉心損傷防止、原子炉格納容器破損防止、放射性物質の拡散抑制等を図るため、重大事故等対処施設を設ける。

### 15.2 設計方針

原子炉停止機能、炉心冷却機能、原子炉格納容器の健全性維持、放射性物質の拡散抑制機能、それらの機能発揮に必要な関連機能等を有する設備を設置する。また、可搬型設備の配備も考慮する。

- (1) 想定される重大事故等が発生した場合に使用する際の温度、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できるものとする。
- (2) 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よう考慮する。
- (3) 健全性及び能力を確認するため、原子炉施設の運転中又は停止中に試験又は検査ができるよう考慮する。
- (4) 設計基準事故対応用の設備等を、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場合には、速やかに切り替えられるよう考慮する。
- (5) 発電所内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないよう考慮する。
- (6) 想定される重大事故等が発生した場合において、運転操作及び復旧操作ができるよう、設備の設置場所は、作業環境を考慮する。
- (7) 可搬型設備については、配備数、接続口、保管場所等について、自然現象及び外部人為事象に起因する重大事故等への対処も考慮

する。

### 15.3 原子炉停止機能に係る設備

#### 15.3.1 原子炉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

##### 15.3.1.1 概要

運転時の異常な過渡変化時において、原子炉の運転を緊急に停止することができない事象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、原子炉出力を抑制し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持する。

また、原子炉を未臨界に移行するため、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注入を行う。

##### 15.3.1.2 設計方針

原子炉緊急停止失敗時に、自動で主蒸気隔離弁の閉止、及びタービントリップを行うとともに、補助給水ポンプを自動起動する多様化自動作動盤を設置することにより、原子炉固有の負の反応度フィードバック特性を利用して、原子炉出力を抑制し、炉心の熱除去を行う設計とする。

##### 15.3.1.3 主要設備の仕様

原子炉緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備作動信号を第15.3.1表及び第15.3.1図に示す。

##### 15.3.1.4 主要設備

###### 多様化自動作動盤

多様化自動作動盤は、原子炉保護回路による原子炉緊急停止失

敗時に、その状態を検知して、自動的に出力を抑制する等影響の緩和を図ることで、炉心の著しい損傷を防止する。

原子炉保護回路とは別の回路により、蒸気発生器の水位低下等を検知して、自動で主蒸気ライン隔離及びタービントリップを行うとともに、補助給水ポンプを自動起動させる。

#### 15.3.1.5 評価

運転時の異常な過渡変化時において、原子炉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し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界にすることができる。

#### 15.3.1.6 試験検査

多様化自動作動盤は、その機能の健全性を確認するため、定期的に試験又は検査を行う。

### 15.4 炉心冷却機能に係る設備

#### 15.4.1 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

##### 15.4.1.1 概要

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の有する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、タービン動補助給水ポンプの起動、十分な期間の運転継続を行うために必要な設備等を整備する。

なお、全給水機能喪失発生時に、原子炉冷却材圧力が高圧で推

移している場合は、炉心の著しい損傷に至るおそれがあるが、高圧注入ポンプによる注入及び加圧器逃がし弁手動開による原子炉冷却材の放出を組み合わせた冷却手段（フィードアンドブリード）により対応する。

#### 15.4.1.2 設計方針

全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失が発生した場合であって、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時には、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等を用いた2次系強制冷却を行うが、タービン動補助給水ポンプを起動させるための措置を現地で確実にを行うため、タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプ用可搬型蓄電池を配備する。2次系から原子炉を冷却し、「15.4.2 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」を使用する準備が整えば、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉冷却に移行することも可能である。

#### 15.4.1.3 主要設備の仕様

設備仕様を第15.4.1表に示す。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却する手段について、第15.4.1図に示す。

#### 15.4.1.4 主要設備

- (1) タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプ用可搬型蓄電池（可搬型）

直流電源喪失時に、タービン動補助給水ポンプを確実に起動させるために、補助油ポンプに直流電源を供給する。

#### 15.4.1.5 評価

重大事故等発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状

態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の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ことができる。

#### 15.4.1.6 試験検査

可搬型蓄電池はその機能の健全性を確認するため、定期的に試験又は検査を行う。

### 15.4.2 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

#### 15.4.2.1 概要

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、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、位置的分散を図った、充てんポンプ（自己冷却式）、格納容器スプレイポンプ又は中型ポンプ車等により、原子炉内に注水し、原子炉を冷却する。

#### 15.4.2.2 設計方針

1次冷却材喪失時に非常用炉心冷却設備の機能が喪失した場合等で原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であれば、補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等を用いた2次系強制冷却により原子炉冷却材圧力バウンダリを低圧の状態とし、充てんポンプ（自己冷却式）等にて注水し、原子炉を冷却する。

なお、運転停止中の原子炉において全交流動力電源喪失が発生し、原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても、充てんポン

プ（自己冷却式）にて注水し、原子炉を冷却する。

また、1次冷却材喪失時等で高圧及び低圧再循環機能が喪失した場合に、格納容器スプレイポンプにより、原子炉格納容器スプレイ設備と余熱除去設備を連絡する配管等を経由して、原子炉内に注水する。

中型ポンプ車、加圧ポンプ車等の可搬型設備により、上記と同様の連絡配管等を経由して、原子炉内に注水する。

#### 15.4.2.3 主要設備の仕様

設備仕様を第15.4.2表に示す。

また、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手段について、第15.4.2図に示す。

#### 15.4.2.4 主要設備

##### (1) 充てんポンプ（自己冷却式）（常設）

原子炉補機冷却機能が喪失している場合にも、吐出水の一部を当該ポンプの冷却水として用いる（自己冷却）ことにより運転継続を可能とし、原子炉への注水を行う。

##### (2) 格納容器スプレイポンプ（常設）

余熱除去ポンプによる低圧注入機能や低圧再循環機能が喪失した場合に、原子炉格納容器スプレイ設備と余熱除去設備を連絡する配管を経由して、原子炉への注水を行う。

##### (3) 中型ポンプ車（可搬型）及び加圧ポンプ車（可搬型）

余熱除去ポンプによる低圧注入機能が喪失した場合に、格納容器スプレイ設備と余熱除去設備を連絡する配管等を経由し、中型ポンプ車と加圧ポンプ車を連結して原子炉への注水（海水）を行う。

#### 15.4.2.5 評 価

重大事故等発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合であって設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却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破損を防止することができる。

#### 15.4.2.6 試験検査

充てんポンプ（自己冷却式）、格納容器スプレイポンプ、中型ポンプ車及び加圧ポンプ車は、その機能の健全性を確認するため、定期的に試験又は検査を行う。

### 15.5 原子炉格納容器の健全性維持に係る設備

#### 15.5.1 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

##### 15.5.1.1 概 要

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炉心の著しい損傷前に生ずる原子炉格納容器の破損を防止するため、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、位置的分散を図った設備により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する。

##### 15.5.1.2 設計方針

全交流動力電源喪失等による原子炉補機冷却機能喪失時において、炉心の著しい損傷防止及び原子炉格納容器の破損防止のため、最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備を設ける。

炉心の著しい損傷防止にあつては、「15.4.1 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」で述べたとおり、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等を用

いた冷却により，大気へ残留熱を輸送する。

さらに，破断口の大きい1次冷却材喪失事故が重畳する等した場合に，原子炉格納容器の破損防止のため，格納容器再循環ユニット等必要な補機類の冷却用に海水供給が可能な中型ポンプ車等を配備する。

#### 15.5.1.3 主要設備の仕様

設備仕様を第15.5.1表に示す。

また，最終ヒートシンクへ熱を輸送する手段について，第15.5.1図に示す。

#### 15.5.1.4 主要設備

##### (1) 中型ポンプ車（可搬型）

原子炉格納容器の破損防止のため，格納容器再循環ユニット及びその他の必要な補機類の冷却のため，原子炉補機冷却水設備と原子炉補機冷却海水設備を連絡する配管等を経由して，海水を供給する。

##### (2) 大型ポンプ車（可搬型）

中型ポンプ車の予備として配備する。

#### 15.5.1.5 評価

重大事故等発生時に設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止することができる。

#### 15.5.1.6 試験検査

中型ポンプ車及び大型ポンプ車は，その機能の健全性を確認するため，定期的に試験又は検査を行う。

## 15.5.2 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

### 15.5.2.1 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、炉心の著しい損傷及び炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器の破損を防止するため、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、位置的分散を図った設備により原子炉格納容器内の圧力、温度等の低下を図る。

### 15.5.2.2 設計方針

重大事故等発生時において、原子炉格納容器スプレイ設備の機能喪失時に、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転をしている場合に、原子炉格納容器先行破損に伴う炉心の著しい損傷を防止するため、「15.5.3 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」で述べる格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。また、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内注水により原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下を図るとともに、液相部への崩壊熱の蓄熱を図る。

炉心の著しい損傷が発生した場合においては、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替格納容器スプレイポンプにて代替スプレイを行い、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とともに、液相部への崩壊熱の蓄熱を図る。

また、原子炉格納容器内スプレイ継続のための水源を確保するため、補助給水タンク出口配管と燃料取替用水タンク出口配管を連絡する配管を設ける。

#### 15.5.2.3 主要設備の仕様

設備仕様を第15.5.2表に示す。

また、原子炉格納容器内の冷却等を行う手段について、第15.5.2図に示す。

#### 15.5.2.4 主要設備

##### (1) 格納容器再循環ユニット（常設）

「15.5.3 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」の格納容器再循環ユニットに同じ。

##### (2) 原子炉補機冷却水サージタンク用窒素加圧装置（可搬型）

「15.5.3 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」の原子炉補機冷却水サージタンク用窒素加圧装置に同じ。

##### (3) 代替格納容器スプレイポンプ（常設）

格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ機能が喪失した場合に、燃料取替用水タンク等を水源として、原子炉格納容器スプレイ系統等を経由して代替格納容器スプレイを行う。

#### 15.5.2.5 評価

重大事故等発生時に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ことができる。また、炉心の著しい損傷が発生した場合においても原子炉格納容器の破損を防止することができる。

#### 15.5.2.6 試験検査

格納容器再循環ユニット及び代替格納容器スプレイポンプは、その機能の健全性を確認するため、定期的に試験又は検査を行う。

#### 15.5.3 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

#### 15.5.3.1 概要

炉心の著しい損傷が発生したことに伴い、原子炉格納容器の圧力が異常に上昇した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器再循環ユニットへ通水し、原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下を図る。

#### 15.5.3.2 設計方針

原子炉格納容器スプレイ設備の機能喪失等により、原子炉格納容器内の長期的な熱除去が不可能となった場合、格納容器再循環ユニットへの通水を行い、格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下を図る。

なお、格納容器再循環ユニットには、格納容器内自然対流冷却を促すため、ダクト開放機構を設ける。また、格納容器再循環ユニットへの通水に際しては、原子炉補機冷却設備が機能している場合には、原子炉補機冷却設備を使用して、格納容器再循環ユニットにより原子炉格納容器内を冷却するため、沸騰防止の観点から、原子炉補機冷却水系統を窒素加圧する。全交流動力電源喪失等により原子炉補機冷却設備が機能喪失している場合には、「15.5.1 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」の中型ポンプ車等による海水通水も可能とする。

#### 15.5.3.3 主要設備の仕様

設備仕様を第15.5.3表に示す。

また、原子炉格納容器の過圧破損を防止する手段を第15.5.3.1図及び第15.5.3.2図に示す。

#### 15.5.3.4 主要設備

- (1) 格納容器再循環ユニット（常設）

通常運転時に原子炉格納容器内の温度調整を行うための格納容器再循環装置の一部であり、重大事故等発生時には、格納容器再循環ユニット内の冷却コイルに原子炉補機冷却水又は中型ポンプ車等によって海水を通水することにより、格納容器再循環ファンが停止している場合においても、ダクト開放機構とあいまって、格納容器内自然対流冷却を行う。

#### (2) 原子炉補機冷却水サージタンク用窒素加圧装置（可搬型）

格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却を行う際に、原子炉補機冷却設備が機能している場合には、原子炉補機冷却設備を使用することとし、系統水の沸騰防止のために原子炉補機冷却水サージタンクを窒素加圧する。

#### 15.5.3.5 評価

炉心の著しい損傷が発生したことに伴い原子炉格納容器内の圧力が異常に上昇した場合において、原子炉格納容器の破損を防止することができる。

#### 15.5.3.6 試験検査

格納容器再循環ユニットはその機能の健全性を確認するため、定期的に試験又は検査を行う。

### 15.5.4 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

#### 15.5.4.1 概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却するために、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、位置的分散を図った設備により原子炉格納容器の

下部への注水を行う。

#### 15.5.4.2 設計方針

炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心とコンクリートとの相互作用を抑制するために、代替格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器内へスプレイすることで、原子炉格納容器下部への注水を行う。

また、原子炉格納容器下部への注水性を高めるために、原子炉格納容器内に浸水経路を設ける。

#### 15.5.4.3 主要設備の仕様

設備仕様を第15.5.4表に示す。

また、原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却する手段について、第15.5.4図に示す。

#### 15.5.4.4 主要設備

代替格納容器スプレイポンプ（常設）

炉心の著しい損傷が発生した場合に、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、燃料取替用水タンク等を水源として、原子炉格納容器スプレイ設備等を経由して、原子炉格納容器内にスプレイし、原子炉格納容器内の浸水経路の効果とあいまって、原子炉格納容器下部への注水を図る。

なお、「15.5.2 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」の代替格納容器スプレイポンプと同じである。

#### 15.5.4.5 評価

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心による原子炉格納容器の破損を防止することができる。

#### 15.5.4.6 試験検査

代替格納容器スプレイポンプはその機能の健全性を確認するため、定期的に試験又は検査を行う。

### 15.5.5 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

#### 15.5.5.1 概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において、炉心を構成する材料であるジルコニウムと水の反応により発生する水素に加え、水の放射線分解等により長期的に発生する水素を低減し、水素の爆轟による原子炉格納容器の破損を防止する。

#### 15.5.5.2 設計方針

水素爆轟による原子炉格納容器の破損を防止するため、動力源を要しない静的触媒式水素再結合装置を設置し、原子炉格納容器内の水素を低減し、原子炉格納容器の自由体積の大きさとあいまって原子炉格納容器内の水素濃度を爆轟限界以下にする。

#### 15.5.5.3 主要設備の仕様

設備仕様を第15.5.5表に示す。

#### 15.5.5.4 主要設備

静的触媒式水素再結合装置（常設）

炉心の著しい損傷が発生した場合に、炉心を構成する材料であるジルコニウムと水の反応により発生する水素に加え、水の放射線分解等により長期的に発生する水素を低減し、水素の爆轟による原子炉格納容器の破損を防止する。

#### 15.5.5.5 評価

重大事故等発生時に炉心の著しい損傷が発生した場合におい

ても、水素の爆轟による原子炉格納容器の破損を防止することができる。

#### 15.5.5.6 試験検査

静的触媒式水素再結合装置はその機能の健全性を確認するため、定期的に試験又は検査を行う。

### 15.6 放射性物質の拡散を抑制するための設備

#### 15.6.1 概要

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ピット内の燃料の著しい損傷に至った場合において、大型ポンプ車（大型放水砲を含む）等により、発電所外への放射性物質の拡散抑制を図る。

なお、航空機燃料火災を含む建屋外の大規模火災発生時の消火活動及び放射性物質を含む液体が建屋外に漏えいした場合の海洋への放射性物質の拡散抑制措置についても考慮する。

#### 15.6.2 設計方針

放射性物質の拡散を抑制するための設備は、原子炉建屋へ放水でき、航空機燃料火災に対応できる可搬型のものとする。なお、大規模火災発生時の消火活動や海洋への拡散抑制についても考慮する。

#### 15.6.3 主要設備の仕様

設備仕様を第15.6.1表に示す。

#### 15.6.4 主要設備

大型ポンプ車（大型放水砲を含む）（可搬型）

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ピット内燃料の著しい損傷に至った場合に、複数の方向から原子炉

建屋等へ放水することができるようにする。

#### 15.6.5 評価

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損又は使用済燃料ピット内の燃料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。

#### 15.6.6 試験検査

大型ポンプ車等の資機材は定期的に試験又は検査を行う。

### 15.7 その他の関連機能等に係る設備

#### 15.7.1 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

##### 15.7.1.1 概要

重大事故等発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態では、原子炉の減圧機能が喪失することによる炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損の防止を図るため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

##### 15.7.1.2 設計方針

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、可搬型蓄電池及び窒素供給装置を配備し、加圧器逃がし弁の機能を復旧して動作可能とし、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

なお、主蒸気逃がし弁については、手動開閉機能を有しており、設置場所での操作が可能であることから、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が失われることはない。

### 15.7.1.3 主要設備の仕様

設備仕様を第15.7.1表に示す。

### 15.7.1.4 主要設備

#### (1) 加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池（可搬型）

常設直流電源系統喪失時に、加圧器逃がし弁による減圧操作が可能なように、代替直流電源として配備する。

#### (2) 加圧器逃がし弁用窒素供給装置（可搬型）

加圧器逃がし弁は、空気作動弁であるため、重大事故等が発生している環境条件でも、動作が可能なように、窒素供給装置を配備する。

### 15.7.1.5 評価

重大事故等発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止することができる。

### 15.7.1.6 試験検査

可搬型蓄電池及び窒素供給装置はその機能の健全性を確認するため、定期的に試験又は検査を行う。

## 15.7.2 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

### 15.7.2.1 概要

炉心の著しい損傷が発生した場合において、アニュラス部及び原子炉建屋の水素爆発による損傷を防止するための措置を講じる。

### 15.7.2.2 設計方針

原子炉格納容器内には、「15.5.5 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」で述べたように、静的触媒式水素再結合装置を設置することから、炉心の著しい損傷が発生した場合にも、原子炉格納容器外周部のアニュラス部や原子炉建屋へ原子炉格納容器から漏えいする水素が水素爆発を起こす濃度に至ることはないが、アニュラス部へ漏えいした水素を、アニュラス排気ファンにより排出することで、原子炉建屋へ漏えいする水素量を抑制する。

この際、アニュラス排気を確実にを行うため、全交流動力電源喪失時にも使用可能なアニュラス排気弁遠隔操作装置を設置し、アニュラス空気再循環設備も代替電源設備から給電可能とする。

また、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測定できる、代替電源設備から給電可能なアニュラス水素濃度計を設置する。

#### 15.7.2.3 主要設備の仕様

設備仕様は、第15.7.2表に示す。

#### 15.7.2.4 主要設備

##### (1) アニュラス排気ファン（常設）

炉心の著しい損傷が発生した場合に、アニュラス排気を行うことにより、アニュラス内の水素濃度を低減し原子炉建屋への漏えいを抑制する。

##### (2) アニュラス排気弁遠隔操作装置（常設）

全交流動力電源喪失を起因とする炉心損傷発生時においても、早期かつ確実にアニュラス排気を行うため、アニュラス排気弁を遠隔操作する窒素供給設備を含む装置を設ける。

### (3) アニュラス水素濃度計（常設）

アニュラス内部の水素濃度を監視するために設ける。

#### 15.7.2.5 評価

炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発によるアニュラス部及び原子炉建屋の損傷を防止することができる。

#### 15.7.2.6 試験検査

アニュラス排気ファン等は、その機能の健全性を確認するため、定期的に試験又は検査を行う。

### 15.7.3 使用済燃料ピットの冷却等のための設備

#### 15.7.3.1 概要

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は小規模な漏えいが発生した場合において、中型ポンプ車により使用済燃料ピットへの注水を行う。

また、使用済燃料ピットの水位が維持できないほどの大規模な漏えいが発生した場合、中型ポンプ車と小型放水砲を用いて使用済燃料ピットにスプレイを行う。

#### 15.7.3.2 設計方針

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は小規模な漏えいが発生した場合において、燃料の冷却、放射線の遮蔽及び臨界を防止するために、中型ポンプ車から注水し、水位を維持する。

また、使用済燃料ピットの水位が維持できないほどの大規模な漏えいが発生した場合でも、燃料の著しい損傷の進行を緩和するために、中型ポンプ車及び小型放水砲を用いて使用済燃料ピット

にスプレイする。このようなスプレイを行うことで、できる限り環境への放射性物質の放出低減に努めることができる。

使用済燃料ピットの監視設備は、水位、温度及び燃料取扱棟内の空間線量率について、重大事故等発生時に変動する可能性のある範囲にわたり測定可能とし、使用済燃料ピットの状態を監視できる監視カメラを設置する。これらの監視設備は、全交流動力電源喪失時には常設又は可搬型の代替電源設備から給電可能とする。

#### 15.7.3.3 主要設備の仕様

設備仕様を第15.7.3表に示す。

#### 15.7.3.4 主要設備

##### (1) 冷却設備

###### a. 中型ポンプ車（可搬型）

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は小規模な漏えいが発生した場合において、燃料の冷却、放射線の遮蔽及び臨界を防止するために、使用済燃料ピットに注水する。

###### b. 小型放水砲（可搬型）

使用済燃料ピットの水位が維持できないほど大規模な漏えいが生じた場合において、燃料の著しい損傷の進行を緩和するために、中型ポンプ車と連結して、使用済燃料ピットにスプレイする。

##### (2) 監視設備

###### a. 使用済燃料ピット水位計（常設）

###### b. 使用済燃料ピット温度計（常設）

###### c. 使用済燃料ピット可搬型モニタ（可搬型）

重大事故等発生時に変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な水位計，温度計及び可搬型モニタを設置する。

d. 使用済燃料ピット監視カメラ（常設）

カメラにより使用済燃料ピットの状態を監視する。

15.7.3.5 評価

重大事故等発生時に使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は小規模な漏えいが発生した場合において，使用済燃料ピット内の燃料を冷却し，及び臨界を防止するよう水位を維持することができる。

また，使用済燃料ピットの大規模な漏えいが発生した場合においても，燃料の著しい損傷の進行を緩和するよう，スプレイすることができる。

15.7.3.6 試験検査

中型ポンプ車はその機能の健全性を確認するため，定期的に試験又は検査を行う。

使用済燃料ピット監視設備は，通常時においても監視可能であるため，機能が喪失していないことを確認できる。

15.7.4 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

15.7.4.1 概要

設計基準事故の収束に必要な水源とは別に，重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保する。また，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。

15.7.4.2 設計方針

重大事故等に対処するため、複数の淡水源を確保するとともに、水源として海水の利用も考慮する。

また、各水源の移送ルートを確認し、海水を補助給水タンクに移送するための中型ポンプ車及びホース等資機材を配備する。

#### 15.7.4.3 主要設備の仕様

設備仕様を第15.7.4表に示す。

#### 15.7.4.4 主要設備

- (1) 2次系純水タンク（常設）
- (2) ろ過水貯蔵タンク（常設）
- (3) 脱塩水タンク（常設）
- (4) 中型ポンプ車（可搬型）

海水を補助給水タンクに移送する。

#### 15.7.4.5 評価

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認し、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ことができる。

#### 15.7.4.6 試験検査

水源となるタンクは、その機能の健全性を確認するため、定期的に点検を行う。

中型ポンプ車は、その機能の健全性を確認するため、定期的に試験又は検査を行う。

### 15.7.5 電源設備

#### 15.7.5.1 概要

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、使用済燃料ピット内燃料の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料の著しい損傷を防止するため、代替電源設備を設置する。

#### 15.7.5.2 設計方針

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、使用済燃料ピット内燃料の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料の著しい損傷を防止するために必要となる電力を確保するため代替電源設備を設置する。

また、発電所内他号炉の非常用高圧母線からの受電（号炉間融通）も可能なように予め電気ケーブルを敷設する等の整備を行う。

#### 15.7.5.3 主要設備の仕様

設備仕様を第15.7.5表及び第15.7.1図、第15.7.2図に示す。

#### 15.7.5.4 主要設備

##### (1) 交流電源設備

##### a. 空冷式非常用発電装置（常設）

外部電源及びディーゼル発電機の機能が完全に喪失した場合において、重大事故等に対処するために必要な電源を供給する。

##### b. 300kVA電源車（可搬型）

全交流動力電源喪失時に、上記の空冷式非常用発電装置が機能しない場合にも原子炉の安全停止に必要な電源を供給する。

##### (2) 直流電源設備

a. 蓄電池（常設）

全交流動力電源喪失時において、設計基準対象施設の安全系蓄電池と合わせて、不要な負荷の切り離しを行わずに8時間（中央制御室又は隣接する電気室等での簡易な操作で切り離し可能な負荷を除く）、不要な負荷の切り離し後さらに16時間、合計24時間にわたり直流電源を供給する。

b. 直流電源装置（可搬型）

電源車及び整流器の組み合わせにより、全交流動力電源喪失後24時間にわたり事故の対応に必要な直流電源を供給できる可搬型直流電源設備を配備する。

15.7.5.5 評 価

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、使用済燃料ピット内燃料の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料の著しい損傷を防止することができる。

15.7.5.6 試験検査

空冷式非常用発電装置、300kVA電源車、蓄電池及び直流電源装置はその機能の健全性を確認するため、定期的に試験又は検査を行う。

15.7.6 計装設備

15.7.6.1 概 要

設計基準対象施設の計測制御系統施設として、事故時監視が必要なプロセス計装を設置しており、事故対応上必要なパラメータを計測又は監視及び記録できる。これらは重大事故等発生時にお

いても基本的に使用が可能であるが、当該施設が故障した場合にも、事故対応上必要なパラメータを推定可能なものとする。

#### 15.7.6.2 設計方針

重大事故等が発生し、一部の常用及び非常用の計測機器が故障した場合にも、計測制御系統施設とあいまって、事故対応上必要なパラメータを推定できる設計とする。

#### 15.7.6.3 主要設備の仕様

設備仕様は、第15.7.6表に示す。

#### 15.7.6.4 主要設備

##### (1) 原子炉格納容器広域圧力計（常設）

原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力を上回った場合にも、限界圧力まで測定可能なものとする。

##### (2) 原子炉格納容器水素濃度測定装置（常設）

重大事故等発生時の原子炉格納容器内の水素濃度を測定する。

##### (3) 代替格納容器スプレイ積算流量計（常設）

代替格納容器スプレイポンプ等により原子炉格納容器内への注水を行った場合にも、原子炉格納容器内の水量の推定が可能なものとする。

#### 15.7.6.5 評価

重大事故等発生時に設計基準対象施設の計測制御系統施設の故障により事故に対処するために必要な情報を計測することが困難になった場合にも、原子炉格納容器等の状態を把握することができる。

#### 15.7.6.6 試験検査

原子炉格納容器広域圧力計、原子炉格納容器水素濃度測定装置

及び代替格納容器スプレイ積算流量計は定期的に試験又は検査を行う。

#### 15.7.7 監視測定設備

##### 15.7.7.1 概要

重大事故等が発生した場合において、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射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。また、気象条件についても測定し、及びその結果を記録する。

##### 15.7.7.2 設計方針

重大事故等が発生した場合に放出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、周辺監視区域境界付近に固定モニタリング設備のモニタリングステーション及びモニタリングポストを設置する。固定モニタリング設備は、専用の無停電電源装置からの給電に加え、代替電源設備からの給電も可能とする。また、可搬型モニタリング設備も配備する。

重大事故等が発生した場合においても測定及び記録可能な気象観測設備を発電所に設置する。また、可搬型気象観測設備も配備する。

##### 15.7.7.3 主要設備の仕様

設備仕様は、第15.7.7表に示す。

##### 15.7.7.4 主要設備

###### (1) 可搬型代替モニタ（可搬型）

電離箱式サーベイメータにより、モニタリングポスト及びモニタリングステーションが機能喪失した場合においても、モニタリ

ングを継続できる。

(2) 可搬型気象観測設備（可搬型）

常設の気象観測設備が機能喪失した場合においても，風向，風速その他の気象条件を測定し，その結果を記録する。

15.7.7.5 評 価

固定モニタリング設備は，重大事故等が発生した場合においても測定可能であり，また，代替電源設備からの給電も可能である。固定モニタリング設備が機能喪失した場合にも，可搬型モニタリング設備によりモニタリングを継続できる。

発電所内の気象観測設備に加え，重大事故等が発生した場合においても，可搬型気象観測設備により観測できる。

15.7.7.6 試験検査

可搬型モニタリング設備及び可搬型気象観測設備は，定期的に点検する。

第15.3.1表 原子炉緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための  
設備作動信号一覧表

原子炉緊急停止失敗時に 原子炉を未臨界にする ための設備作動信号	検出器	作動ロジック	インターロック	計画設定値（注）
補助給水起動信号	蒸気発生器A 水位検出器  蒸気発生器B 水位検出器  蒸気発生器C 水位検出器	蒸気発生器水位低 (各蒸気発生器は 代表1チャンネル) の2/3	正常に補助給水 ポンプが起動し た場合, 自動ブ ロック	挟域計器スパン の9%水位
タービントリップ信号  主蒸気ライン隔離信号	蒸気発生器A 水位検出器  蒸気発生器B 水位検出器  蒸気発生器C 水位検出器	蒸気発生器水位低 (各蒸気発生器は 代表1チャンネル) の2/3	正常に原子炉ト リップした場合, 自動ブロック	挟域計器スパン の9%水位

(注) 蒸気発生器水位低の作動設定値は, 第7.5.1表に示される蒸気発生器水位低原子炉トリップ信号の作動設定値以下とし, 設計基準事故対処設備及び原子炉緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備の計装誤差等を考慮して詳細設計で決定する。

第15.4.1表 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に  
原子炉を冷却するための設備仕様

(1)タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプ用可搬型蓄電池

型 式	鉛蓄電池
個 数	1
容 量	約50Ah
電 圧	120V

第15.4.2表 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仕様

(1) 充てんポンプ（自己冷却式）

型 式	うず巻式
台 数	1
容 量	約45m <sup>3</sup> /h
揚 程	約1,720m

(2) 格納容器スプレイポンプ

型 式	うず巻式
台 数	1
容 量	約940m <sup>3</sup> /h
揚 程	約170m

(3) 中型ポンプ車

型 式	うず巻式
台 数	3（予備を含む）

（第15.7.3表（1）の使用済燃料ピットへの注水機能のための中型ポンプ車及び第15.7.4表（4）の中型ポンプ車に同じ）

容 量	約210m <sup>3</sup> /h（1台あたり）
揚 程	約100m

(4) 加圧ポンプ車

型 式	うず巻式
台 数	3（予備を含む）
容 量	約150m <sup>3</sup> /h（1台あたり）

揚 程 約150m

第15.5.1表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備仕様

(1) 中型ポンプ車

型 式	うず巻式
台 数	2 (第15.7.3表 (1)使用済燃料ピットへのス プレイ機能のための中型ポンプ車と兼用)
容 量	約210m <sup>3</sup> /h (1台当たり)
揚 程	約100m

(2) 大型ポンプ車

中型ポンプ車の予備として配備する。

第15.6.1表に記載の設備と同じ。

第15.5.2表 原子炉格納容器内の冷却等のための設備仕様

(1) 格納容器再循環ユニット

第15.5.3表に記載の設備と同じ。

(2) 原子炉補機冷却水サージタンク用窒素加圧装置

第15.5.3表に記載の設備と同じ。

(3) 代替格納容器スプレイポンプ

型 式	うず巻式
台 数	1
容 量	約150m <sup>3</sup> /h
揚 程	約150m

第15.5.3表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備仕様

(1) 格納容器再循環ユニット

型 式	粗フィルタ及び原子炉補機冷却水冷却コイル 内蔵型
基 数	2

(2) 原子炉補機冷却水サージタンク用窒素加圧装置

個 数	1
-----	---

第15.5.4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仕様

(1) 代替格納容器スプレイポンプ

第15.5.2表に記載の設備と同じ。

第15.5.5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仕様

(1) 静的触媒式水素再結合装置

型 式	触媒式
基 数	5
再結合効率	約1.2kg/h (1基当たり)
	(水素濃度 4 vol%, 圧力 0.15MPaにおいて)

第15.6.1表 放射性物質の拡散を抑制するための設備仕様

(1)大型ポンプ車（1号，2号及び3号炉共用）

型 式	うず巻式
台 数	1
容 量	約1,440m <sup>3</sup> /h
揚 程	約120m

(2)大型放水砲（1号，2号及び3号炉共用）

種 類	放水砲
台 数	2（予備を含む）

第15.7.1表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備仕様

(1)加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池

型 式	リチウムイオン電池
個 数	2 (予備を含む)
容 量	約1,200Wh
電 圧	125V

(2)加圧器逃がし弁用窒素供給装置

個 数	2
-----	---

第15.7.2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仕様

(1) アニュラス排気ファン

台数	2
容量	約250m <sup>3</sup> /min (1台当たり)

(2) アニュラス排気弁遠隔操作装置

種類	窒素供給方式
個数	2

(3) アニュラス水素濃度計

個数	1
----	---

### 第15.7.3表 使用済燃料ピットの冷却等のための設備仕様

(冷却)

#### (1) 中型ポンプ車

台数	3 (予備を含む)
	(使用済燃料ピットへの注水機能であり、第15.4.2表(3)に記載の中型ポンプ車及び第15.7.4表(4)に記載の中型ポンプ車に同じ)
	2 (使用済燃料ピットへのスプレイ機能であり、第15.5.1表(1)に記載の中型ポンプ車と兼用)
容量	約210m <sup>3</sup> /h (1台当たり)
揚程	約100m

#### (2) 小型放水砲

種類	放水砲
台数	2

(監視)

#### (1) 使用済燃料ピット水位計

個数	2
----	---

#### (2) 使用済燃料ピット温度計

個数	2
----	---

#### (3) 使用済燃料ピット可搬型モニタ

個数	1
----	---

#### (4) 使用済燃料ピット監視カメラ

個数	1
----	---

第15.7.4表 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備仕様

(1) 2次系純水タンク

基 数	1
容 量	約3,000m <sup>3</sup>

(2) ろ過水貯蔵タンク

基 数	1
容 量	約3,000m <sup>3</sup>

(3) 脱塩水タンク

基 数	1
容 量	約3,000m <sup>3</sup>

(4) 中型ポンプ車

台 数	3 (予備を含む) (第15.4.2表(3)に記載の中型ポンプ車及び 第15.7.3表(1)に記載の使用済燃料ピット への注水機能のための中型ポンプ車に同 じ)
容 量	約210m <sup>3</sup> /h (1台当たり)
揚 程	約100m

## 第15.7.5表 電源設備仕様

### (1) 空冷式非常用発電装置

種 類	ディーゼル発電機
台 数	2
出 力	約1,460kW (1台あたり)
電 圧	6.6kV

### (2) 300kVA電源車

種 類	ディーゼル発電機
台 数	3 (予備を含む)
出 力	約240kW (1台あたり)
電 圧	6.6kV

### (3) 蓄電池

型 式	鉛蓄電池
組 数	2
容 量	約2,400Ah (1組あたり)
電 圧	129V

### (4) 可搬型直流電源装置

方 式	ディーゼル発電機及び整流器の組み合わせ
組 数	3 (予備を含む)
出 力	約100A (1組あたり)
電 圧	125V

第15.7.6表 重大事故等対処設備としての主要な計装設備

項目	名称
格納容器計装	原子炉格納容器広域圧力
	原子炉格納容器水素濃度
	代替格納容器スプレイ積算流量

第15.7.7表 監視測定設備仕様

(1)可搬型代替モニタ

種 類	電離箱式サーベイメータ
個 数	5

(2)可搬型気象観測設備

a. 風向風速計

個 数 1

種 類 風車型風向風速計

b. 日射計

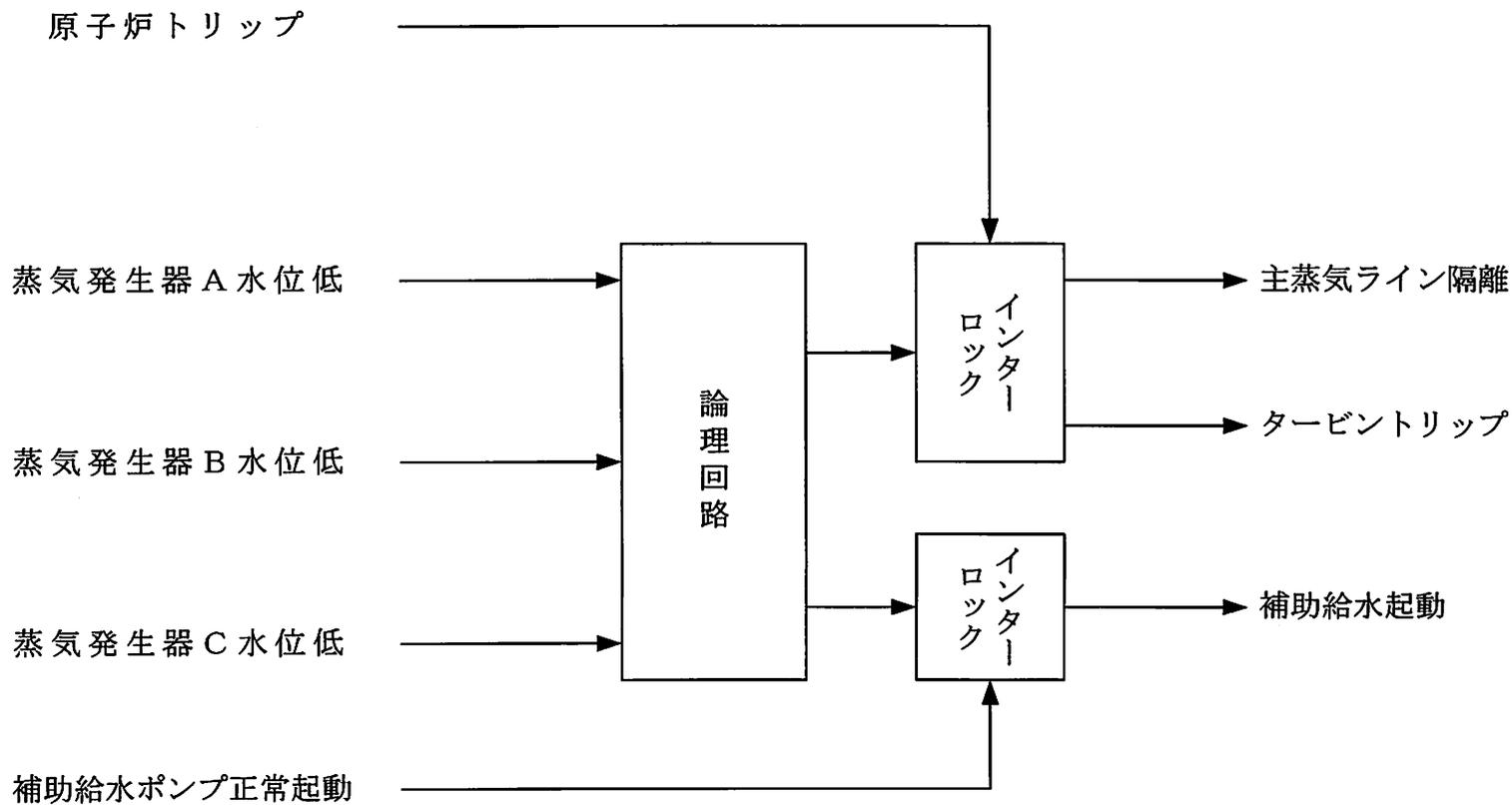
個 数 1

種 類 電気式日射計

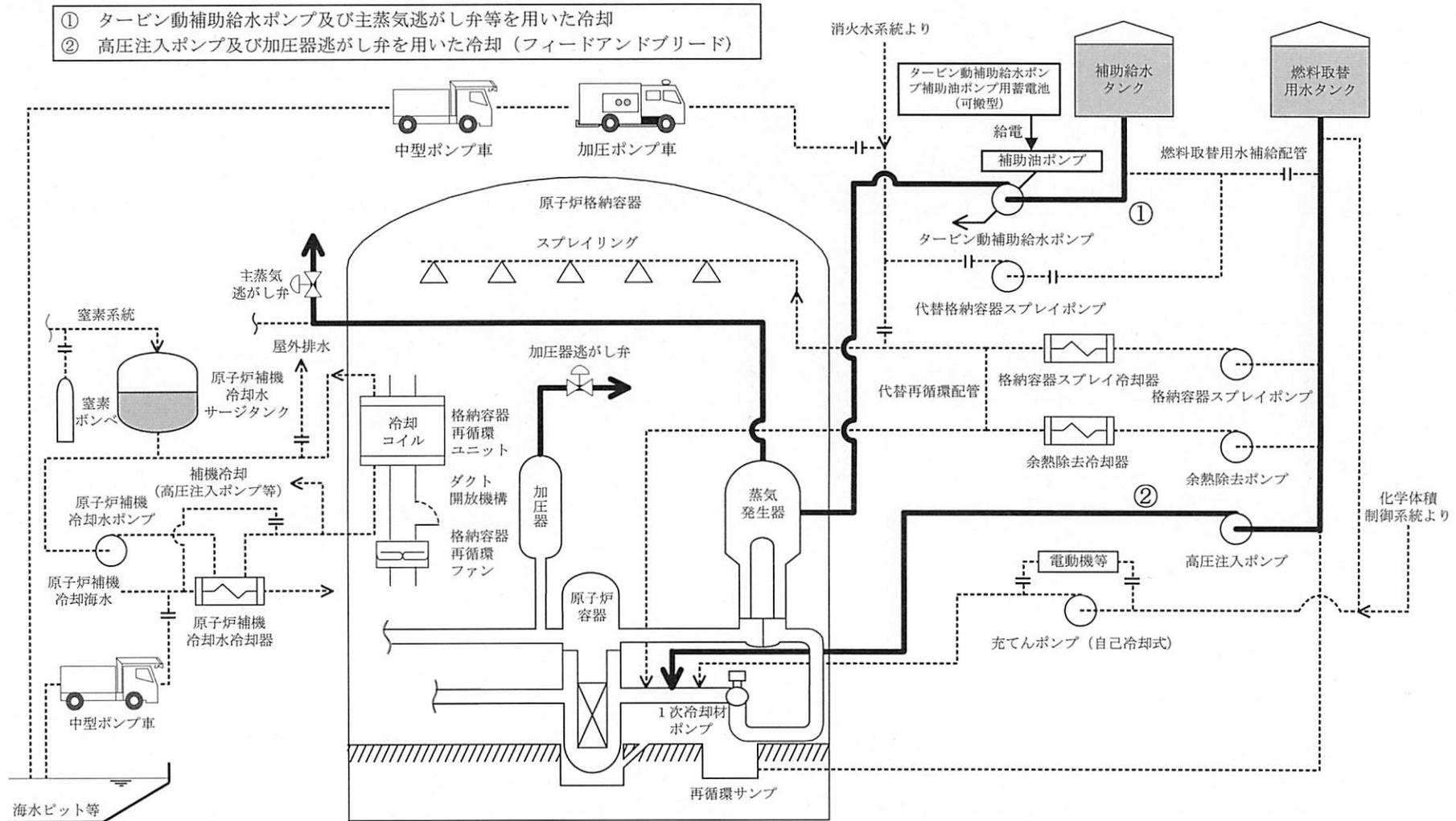
c. 放射収支計

個 数 1

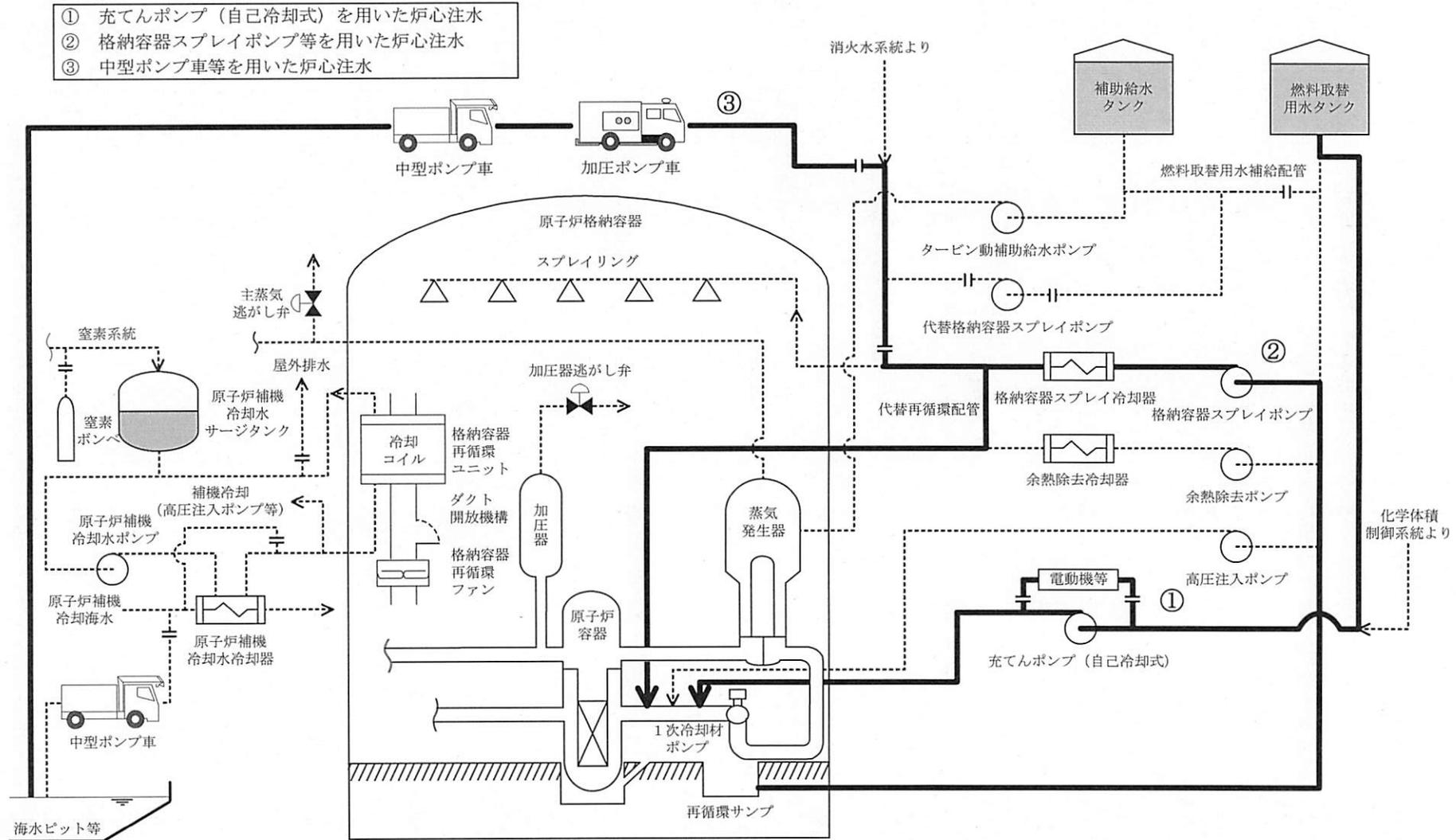
種 類 風防型放射収支計



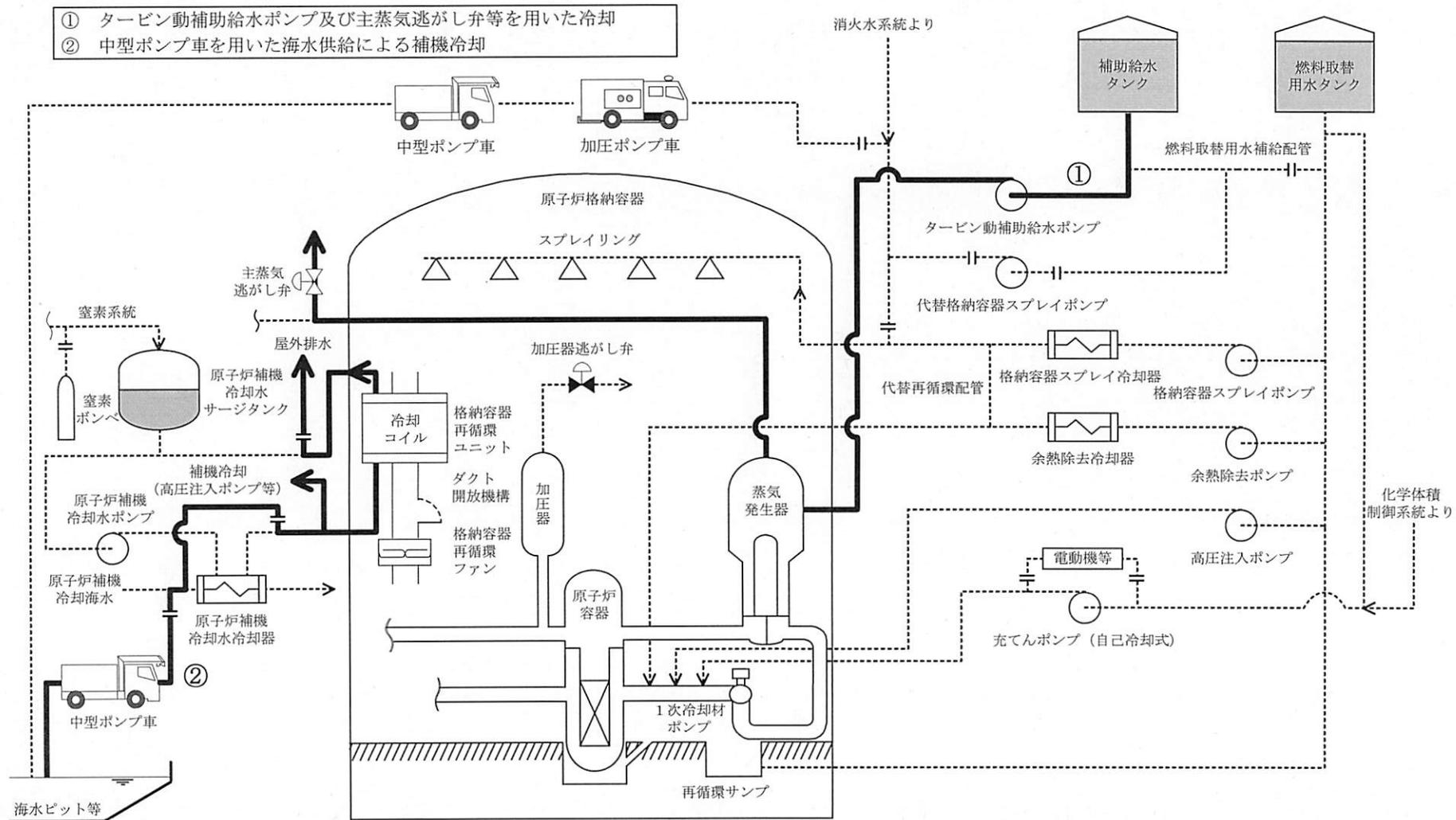
第15.3.1図 原子炉緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備作動信号図



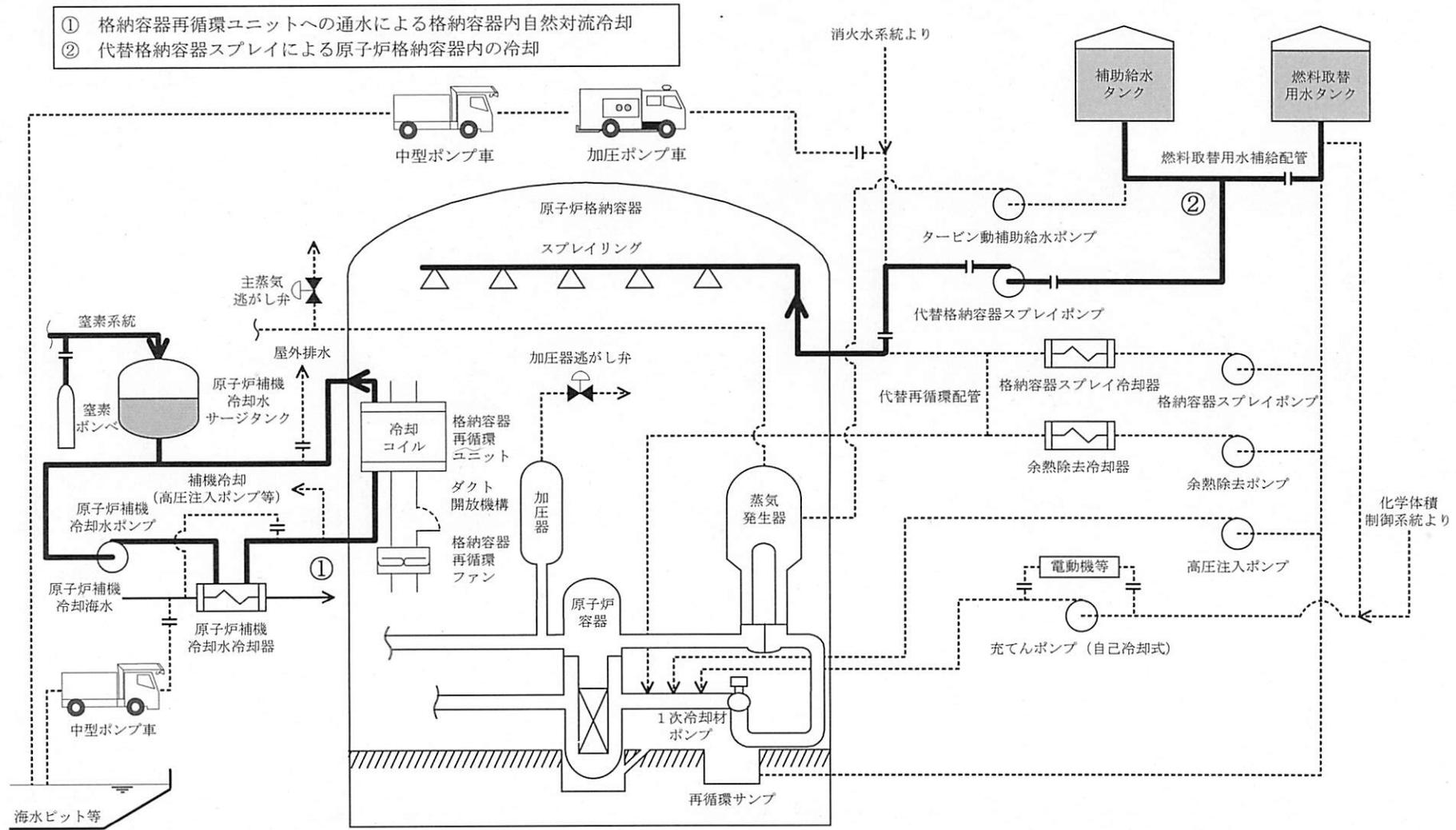
第 15.4.1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却する手段



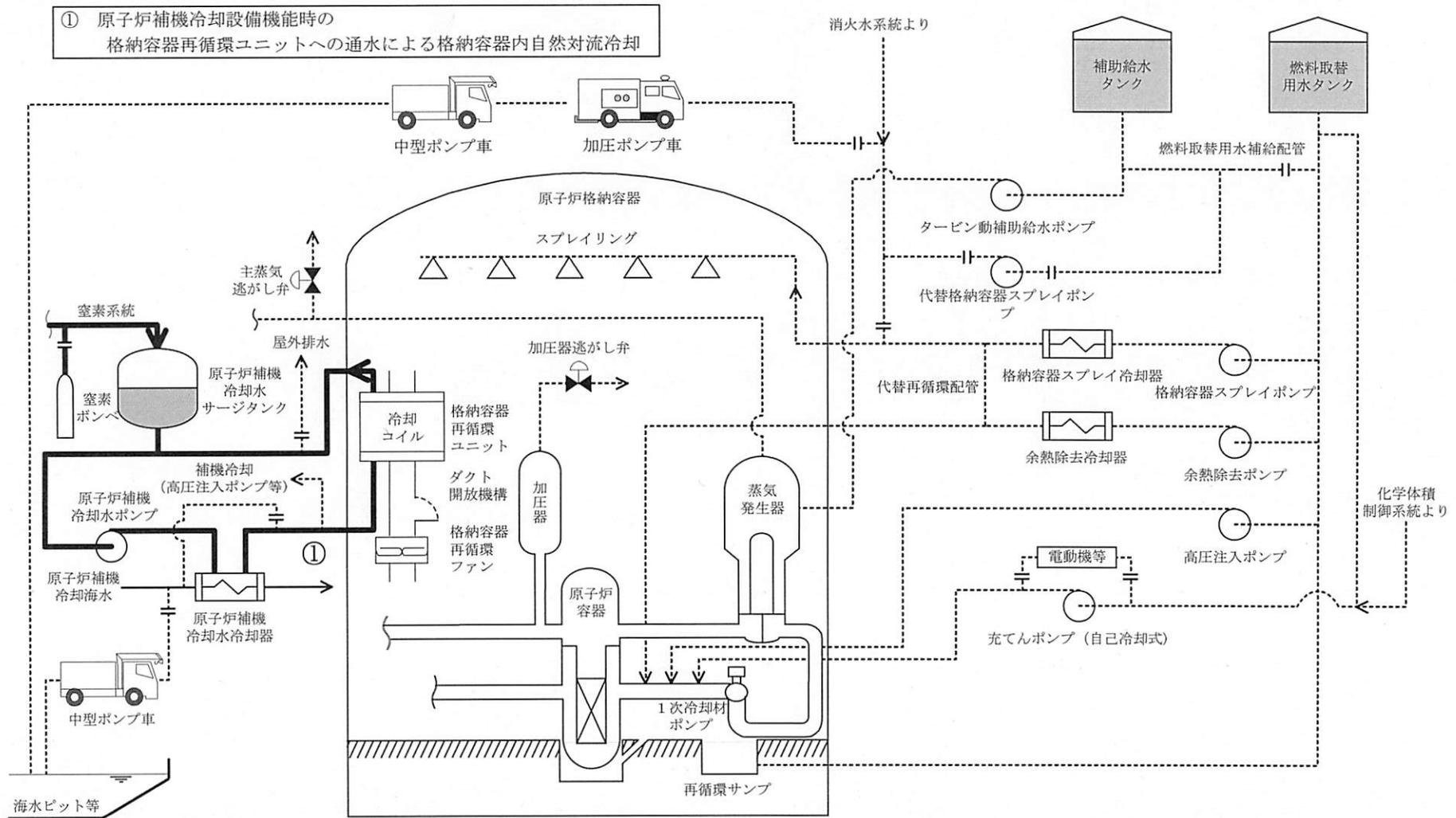
第 15.4.2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却する手段



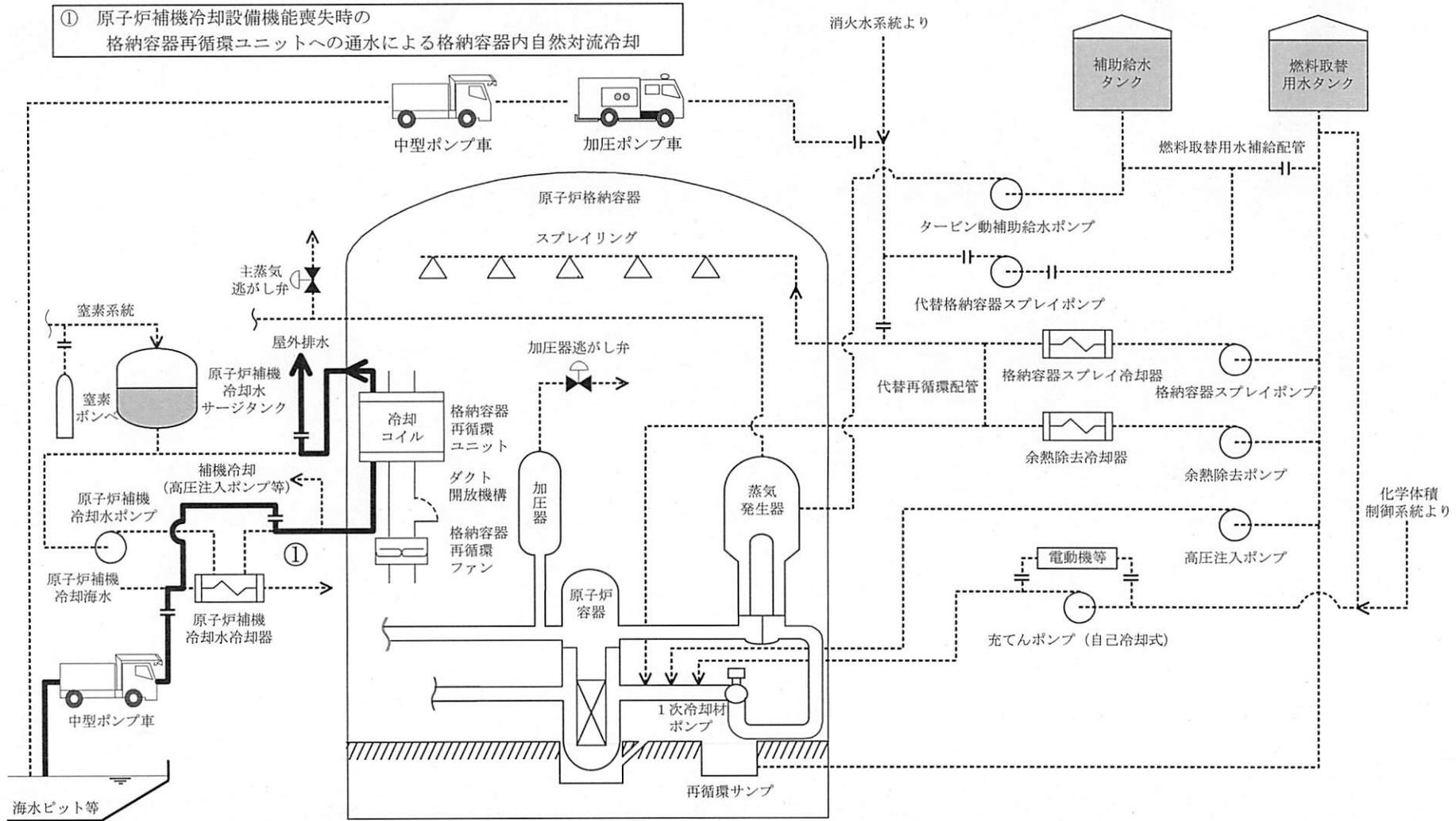
第15.5.1図 最終ヒートシンクへ熱を輸送する手段



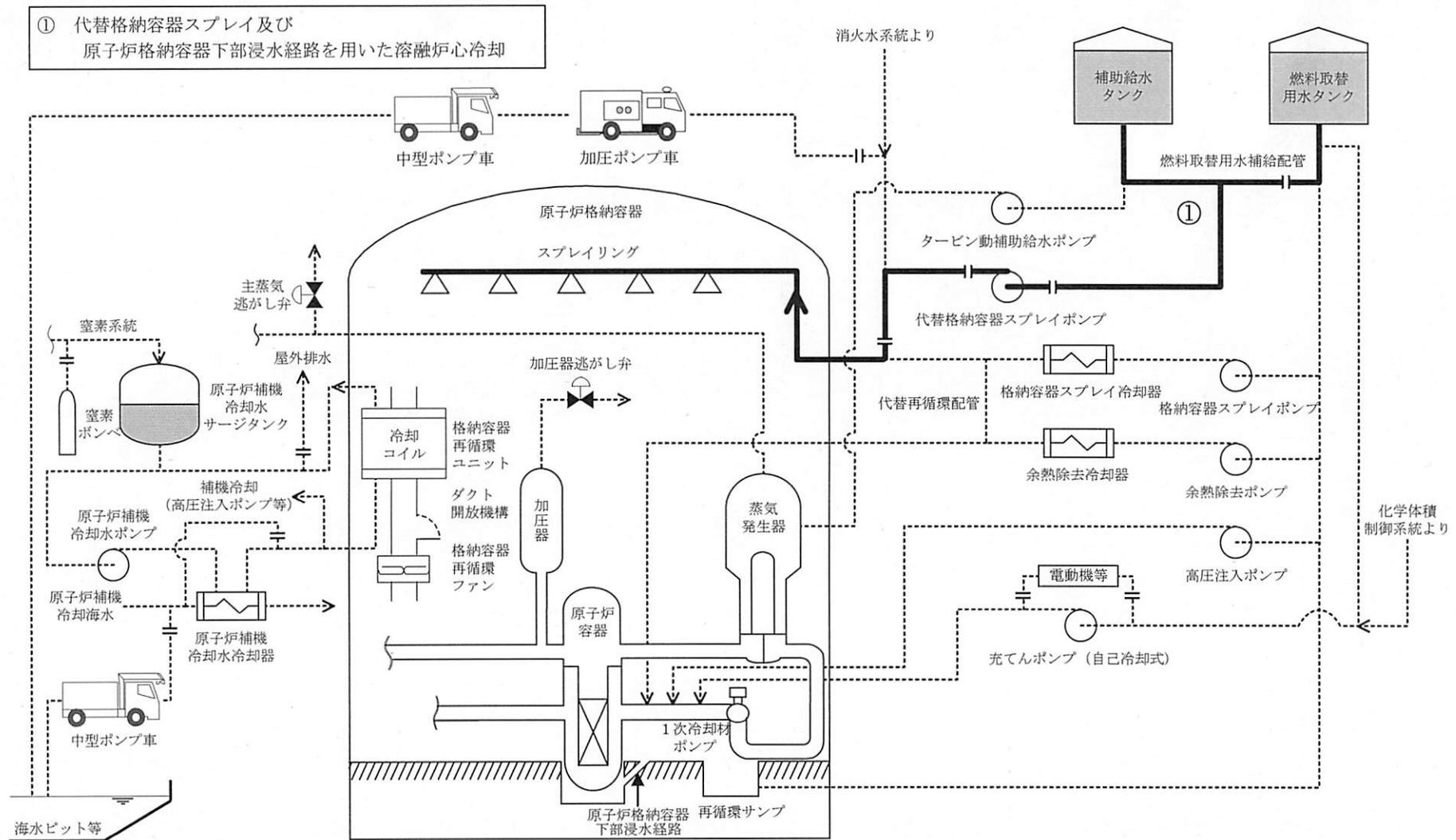
第15.5.2図 原子炉格納容器内の冷却等を行う手段



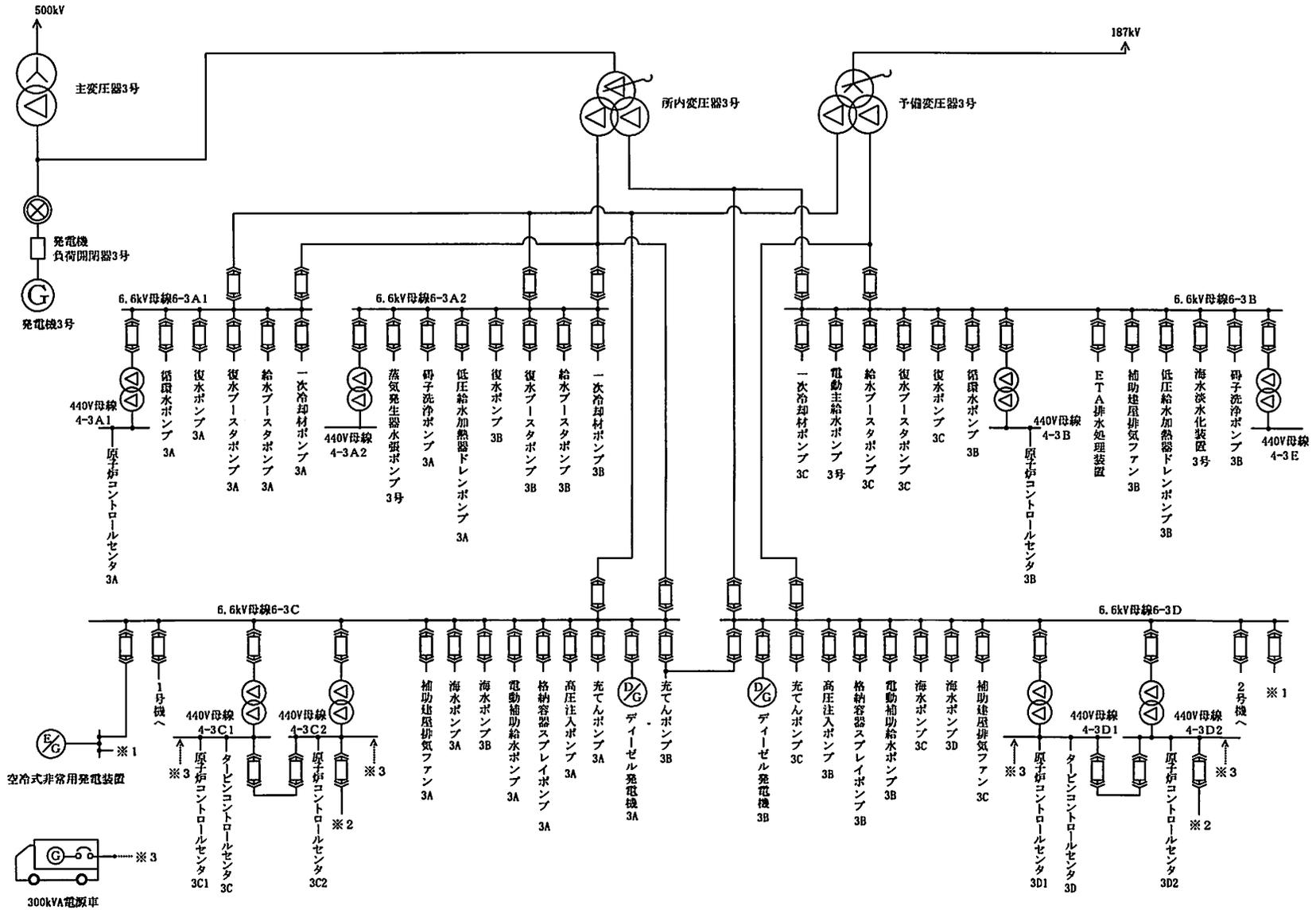
第 1 5 . 5 . 3 . 1 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止する手段 (原子炉補機冷却設備機能時)



第15.5.3.2図 原子炉格納容器の過圧破損を防止する手段（原子炉補機冷却設備機能喪失時）

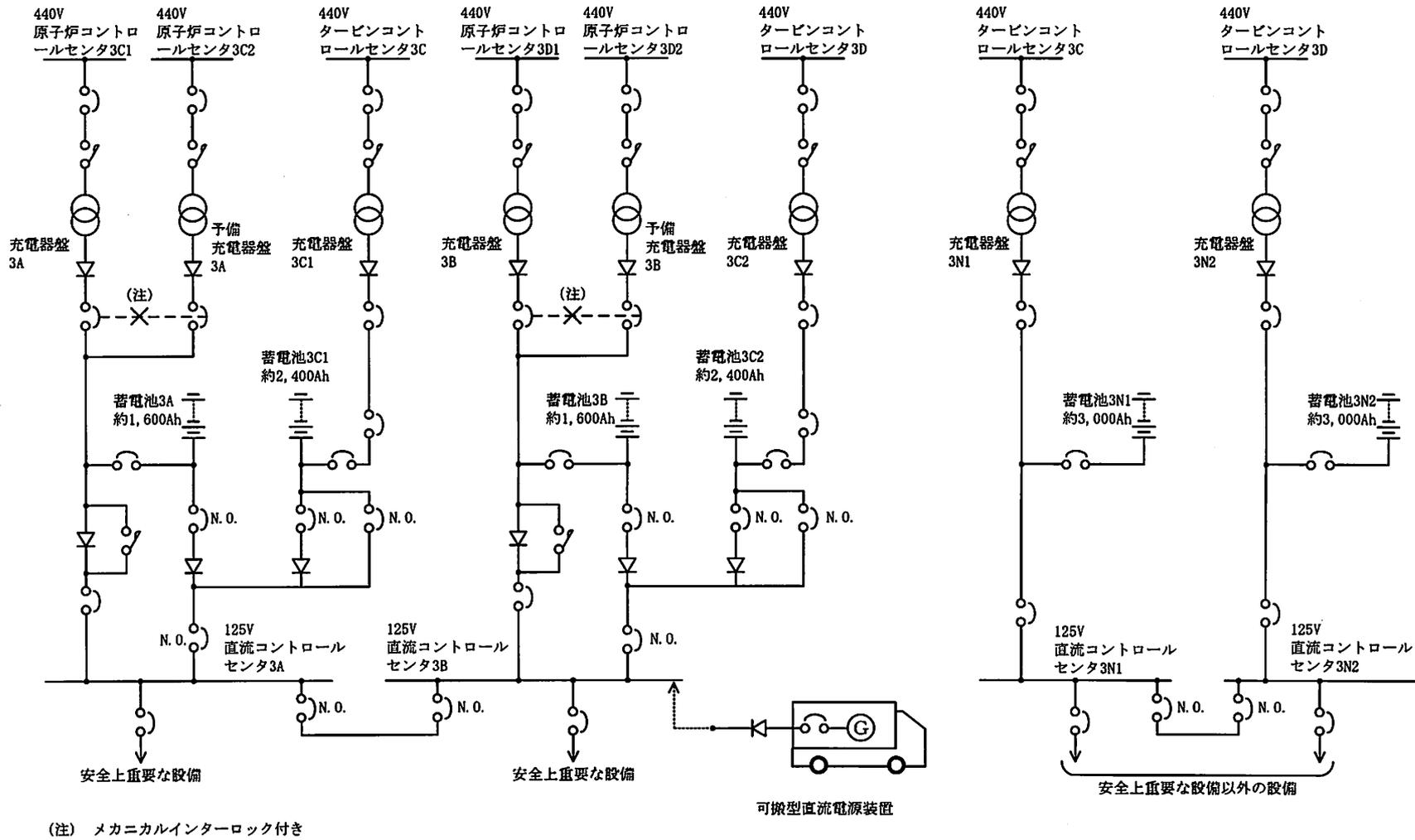


第 15.5.4 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する手段



第15.7.1図 所内単線結線図

8(3)-15-54



第15.7.2図 直流単線結線図