

## 第六条 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。

### 適合のための設計方針

#### 第1項について

##### (1) 火山の影響

安全施設は、火山事象が発生した場合においても安全機能を損なうことのない設計とする。

将来の活動可能性が否定できない火山について、運用期間中の噴火規模を考慮し、発電所の安全機能に影響を及ぼし得る火山事象を抽出した結果、「添付書類六 8.火山」に示すとおり該当する火山事象は降下火砕物のみであり、地質調査結果に文献調査結果も参考にして、高浜発電所の敷地において考慮する火山事象としては、最大層厚27cm、粒径1mm以下、密度0.7g/cm<sup>3</sup>（乾燥状態）～1.5g/cm<sup>3</sup>（湿潤状態）の降下火砕物を考慮する。

降下火砕物による直接的影響及び間接的影響のそれぞれに対し、安全機能を損なわないよう以下の設計とする。

##### a. 直接的影響に対する設計

安全施設は、直接的影響である降下火砕物の構造物への静的負荷に対して安全裕度を有する設計とすること、水循環系の閉塞に対して狭隘部等が閉塞しない設計とすること、換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（閉塞）に対して降下火砕物が侵入しにくい設計とすること、水循環系の内部における磨耗及び換気系、電気系及び計装制御系に対する機械的影響（磨耗）に対して磨耗しにくい設計とすること、構造物の化学的影響（腐食）、水循環系の化学的影響（腐食）及び換気系、電気系及び計装制御系に対する化学的影響（腐食）に対して短期での腐食が発生しない設計とすること、発電所周辺の大気汚染に対して中央制御室の換気空調系は降下火砕物が侵入しにくく、さ

らに外気を遮断できる設計とすること、計装盤の絶縁低下に対して空気を取り込む機構を有する計装盤の設置場所の換気空調系は降下火砕物が侵入しにくく、さらに外気を遮断できる設計とすることにより、安全機能を損なうことのない設計とする。

また、安全施設は、降下火砕物の除去や換気空調設備外気取入口のフィルタの点検、清掃や取替、ストレーナの洗浄、中央制御室及び安全補機開閉器室の換気空調系の閉回路循環運転、必要な保守管理等により安全機能を損なうことのない設計とする。

**b. 間接的影響に対する設計**

安全施設は、降下火砕物の間接的影響である7日間の外部電源喪失、発電所外での交通の途絶によるアクセス制限事象に対し、原子炉の停止、並びに停止後の原子炉及び使用済燃料ピットの冷却に係る機能を担うために必要となる電源の供給が燃料油貯油そう及びディーゼル発電機により継続でき、安全機能を損なうことのない設計とする。

1.12.20 発電用原子炉設置変更許可申請（2021年10月11日申請分）に係る安全設計の方針

1.12.20.1 「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（平成25年6月19日制定）」に対する適合

## 第十二条 安全施設

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

#### 第7項について

外部遮蔽壁保管庫は、1号、2号、3号及び4号炉共用とするが、共用によって発電用原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。

具体的には、外部遮蔽壁保管庫は、安全機能の重要度によりクラス3（PS-3）に分類されるが、1号炉及び2号炉の外周コンクリート壁一部撤去に伴い発生したコンクリート、鉄筋及び埋め込み金物に加えて、1号炉の蒸気発生器の取替え、並びに3号炉及び4号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い発生したコンクリート、鉄筋及び埋め込み金物等を貯蔵するのに必要な貯蔵容量を有しており、共用によって発電用原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。

## 第二十八条 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

#### 第1項第1号及び第2号について

放射性廃棄物を貯蔵する施設は、放射性廃棄物が漏えいし難い設計とするとともに、固体状の放射性物質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設計とする。具体的には以下のとおりとする。

蒸気発生器保管庫は、容器等に封入した蒸気発生器、原子炉容器上部ふた及び減容したバーナブルポイズン等を貯蔵することにより放射性物質による汚染の拡大防止を考慮した設計とする。

外部遮蔽壁保管庫は、容器に封入した外周コンクリート壁一部撤去、蒸気発生器の取替え及び原子炉容器上部ふたの取替えに伴い発生したコンクリート、鉄筋及び埋め込み金物等を貯蔵することにより、放射性物質による汚染の拡大防止を考慮した設計とする。

1.12.21 発電用原子炉設置変更許可申請（2023年4月25日申請分）に係る安全設計の方針

1.12.21.1 「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（平成25年6月19日制定）」に対する適合

### 第三条 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。）及び兼用キャスクにあっては、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。ただし、兼用キャスクにあっては、地盤により十分に支持されなくてもその安全機能が損なわれない方法により設けることができるときは、この限りでない。

#### 適合のための設計方針

##### 第1項について

蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）及び保修点検建屋は、耐震重要度分類をCクラスとして設定した地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。

#### 第四条 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。

#### 適合のための設計方針

##### 第1項について

蒸気発生器は、耐震重要度分類をSクラスとして設定した地震力に対しておおむね弾性範囲の設計を行う。

蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）並びに保修点検建屋及び当該建屋に設置する放射性物質貯蔵機能に係る設備は、耐震重要度分類をCクラスとして設定した地震力に対しておおむね弾性範囲の設計を行う。

##### 第2項について

蒸気発生器は、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が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重要度分類をSクラスに分類し地震力を算定する。

蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）並びに保修点検建屋及び当該建屋に設置する放射性物質貯蔵機能に係る設備は、上と同様の観点から耐震重要度分類をCクラスに分類し地震力を算定する。

##### 第3項について

蒸気発生器については、基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、安全

機能が損なわれない設計とする。

基準地震動  $S_s$  による地震力は、基準地震動  $S_s$  を用いて、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定する。

なお、蒸気発生器が、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、その安全機能へ影響がないことを確認する。

## 第五条 津波による損傷の防止

設計基準対象施設（兼用キャスク及びその周辺施設を除く。）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

#### 第1項について

蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）並びに保修点検建屋及び当該建屋に設置する放射性物質貯蔵機能に係る設備は、クラス3に属する施設であることを踏まえ、基準津波に対して、その安全機能が損なわれるおそれがないよう、損傷した場合を考慮して、代替設備により必要な機能を確保する等の対応を行う設計とする。

具体的には、蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）並びに保修点検建屋及び当該建屋に設置する放射性物質貯蔵機能に係る設備は、基準津波による遡上波が到達しない高所に設置することで、その安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。

## 第六条 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。
- 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

#### 第1項について

安全施設は、発電所敷地で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うことのない設計とする。ここで、発電所敷地で想定される自然現象に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含める。また、発電所敷地で想定される自然現象又はその組合せに遭遇した場合において、自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件を考慮する。

発電所敷地で想定される自然現象は、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、森林火災又は高潮である。

#### (1) 森林火災

森林火災については、蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）及び保修点検建屋の設置に伴い、植生が変更となることから、過去10年間の気象条件を調査し、発電所から直線距離で10kmの間に発火点を設定し、F A R S I T Eを用いて影響評価を実施し、評価上必要とされる防火帯幅16.2mに対し、安全側に余裕を考慮した18m以上の防火帯幅を確保するとともに飛び火による施設への延焼を防止する設計とし、固体廃棄物貯蔵庫については、飛び火対策として散水設備を設けることにより安全施設（既設施設を含む。）が安全機能を損なうことのない設計とする。

(2) 上記以外の自然現象

蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）並びに保修点検建屋及び当該建屋に設置する放射性物質貯蔵機能に係る設備は、クラス3に属する施設であることを踏まえ、損傷した場合を考慮して、安全上支障のない期間に修復すること等の対応が可能な設計とすることにより、安全機能を損なうことのない設計とする。

第3項について

蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）並びに保修点検建屋及び当該建屋に設置する放射性物質貯蔵機能に係る設備は、クラス3に属する施設であることを踏まえ、発電所敷地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、安全上支障のない期間に修復すること等の対応が可能な設計とすることにより、安全機能を損なうことのない設計とする。

発電所敷地又はその周辺で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は、飛来物（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である。

## 第七条 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

#### 第1項について

発電用原子炉施設への人の不法な侵入を防止するため、蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）及び保修点検建屋は、人の容易な侵入を防止できる柵、鉄筋コンクリート造りの壁等によって防護して、点検、確認等を行う事により、接近管理及び出入管理を行える設計とする。また、探知施設を設け、警報、映像監視等、集中監視するとともに、外部との通信連絡を行う設計とする。

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の持込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持込みを含む。）を防止するため、蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）及び保修点検建屋は、持込み点検を行うことができる設計とする。

## 第八条 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。

### 適合のための設計方針

#### 第1項について

原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器（以下「原子炉の安全停止に必要な機器等」という。）に該当する蒸気発生器を設置する原子炉格納容器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（以下「放射性物質を貯蔵する機器等」という。）を設置する蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）及び保修点検建屋内の廃液処理室を火災区域に設定し、火災により原子炉施設の安全性を損なうことのないよう、火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

#### (1) 火災発生防止

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

蒸気発生器、蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）及び保修点検建屋内の廃液処理室は、不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものである場合若しくは他の安全機能を有する構築物、系統及び機器において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合を除き、不燃性材料又は難燃性材料を使用した設計とする。

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

落雷や地震により火災が発生する可能性を低減するため、建築基準法に基づき避雷設備を設けるとともに、安全上の重要度に応じた耐震設計を行う。

## (2) 火災の感知及び消火

蒸気発生器を設置する原子炉格納容器、蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）及び保守点検建屋内の廃液処理室は、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し、早期の火災感知及び消火を行えるように異なる種類の感知器を設置する設計とする。

消火設備は、消火器及び消火栓を設置するとともに、原子炉格納容器は火災発生時に煙の充満、放射線の影響により消火活動が困難な場所として、手動操作による固定式消火設備を設置する設計とする。

火災区域又は火災区画の火災感知設備及び消火設備は、安全機能を有する構築物、系統及び機器の耐震クラスに応じて、機能を維持できる設計とする。

## (3) 火災の影響軽減

蒸気発生器を設置する原子炉格納容器、蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）及び保守点検建屋内の廃液処理室は、火災の影響軽減のための対策として、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁によって他の火災区域から分離する設計とする。

## 第九条 溢水による損傷の防止等

- |   |
|---|
| <p>2 設計基準対象施設は、発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。</p> |
|---|

### 適合のための設計方針

#### 第2項について

設計基準対象施設である保守点検建屋の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備は地階に設置することとし、当該設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、全て地階から流出することがなく、保守点検建屋内に設定する管理区域外へ漏えいしない設計とする。

## 第十条 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

#### 第1項について

保守点検建屋は、誤操作を防止するため、盤の配置、操作器具等の操作性に留意するとともに、状態表示及び警報表示により状態が正確、かつ、迅速に把握できる設計とする。保守管理においても、誤りが生じにくいよう留意した設計とする。

#### 第2項について

保守点検建屋での操作に必要な指示計、操作器を集中して設け、銘板取付け等の識別管理を行うことにより、運転員が容易に操作することができる設計とする。

## 第十一条 安全避難通路等

- 1 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

### 適合のための設計方針

#### 第1項1号について

蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）及び保守点検建屋内には避難通路を設ける。また、避難通路等には必要に応じて、標識並びに非常灯及び誘導灯を設け、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設計とする。

#### 第1項2号について

蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）及び保守点検建屋内の非常灯及び誘導灯は、灯具に蓄電池を内蔵し、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設計とする。

## 第十二条 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。
- 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。
- 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

#### 第1項について

安全施設である蒸気発生器、蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）並びに点検建屋及び当該建屋に設置する放射性物質貯蔵機能に係る設備は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に基づき、それが果たす安全機能の性質に応じて分類し、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とする。

#### 第3項について

安全施設である蒸気発生器の設計条件を設定するに当たっては通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に予想又は想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し十分安全側の条件を与えるとともに必要に応じてそれらの変動時間、繰り返し回数等の過渡条件を設定し、材料疲労、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能な設計とする。なお、原子炉格納容器内に設置してい

る安全上重要な機器で1次冷却材喪失時に必要な蒸気発生器は設計基準事故時の環境条件に適合する設計とする。

安全施設である蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）並びに保修点検建屋及び当該建屋に設置する放射性物質貯蔵機能に係る設備の設計条件を設定するに当たっては通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に予想又は想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し十分安全側の条件を与えることにより、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能な設計とする。

#### 第4項について

安全施設である蒸気発生器は、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、必要性及びプラントに与える影響を考慮して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。

#### 第5項について

原子炉施設内部の蒸気発生器は、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断並びに高速回転機器の破損による飛来物が想定される。

一部を取り替える高温高圧の流体を内包する主蒸気管、主給水管については、その破断が安全上重要な施設の機能維持に影響を与えるおそれがあるため、材料選定、強度設計、品質管理に十分な考慮を払う。

さらに、これに加えて安全性を高めるために、上記配管については仮想的な破断を想定し、その結果生じるかも知れない配管のむち打ち、流出流体のジェット力、周辺雰囲気の変化又は溢水等により、安全施設の機能が損なわれることのないよう配置上の考慮を払うとともに、それらの影響を低減させるための手段として、主蒸気・主給水管については配管ホイップレストレイントを設ける。

以上の考慮により、蒸気発生器は安全性を損なうことのない設計とする。

#### 第7項について

安全施設（重要安全施設を除く。）である蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）は、3号炉及び4号炉で共用するが、蒸気発生器取替えに伴い発生する廃棄物を貯蔵するのに必要な貯蔵容量を有する設計とし、安全性を損なうことのない設計とする。

安全施設（重要安全施設を除く。）である保修点検建屋及び当該建屋に設置する放射性物質貯蔵機能に係る設備は、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉で共用するが、保修点検建屋内で発生する放射性液体廃棄物の予想発生量に対して必要な処理容量を有する設計とし、安全性を損なうことのない設計とする。

### 第十三条 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

### 第 1 項及び第 2 項について

設計基準対象施設は固有の安全性及び安全確保のために設計した設備により安全に運転できることを示すために、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、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定）及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定）等に基づき実施し、要件を満足する設計とする。

具体的には、安全評価において考慮すべき解析条件が蒸気発生器取替えによって変更となること等を踏まえ、蒸気発生器取替えを実施しても要件を満たす設計とする。

## 第十五条 炉心等

- 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。

### 適合のための設計方針

#### 第4項について

蒸気発生器は、1次冷却材又は2次冷却材の循環、沸騰等により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合等により生ずる温度変動により損傷を受けない設計とする。

## 第十七条 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。
- 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。

### 適合のための設計方針

#### 第1項第1号について

蒸気発生器のうち原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する水室、管板及び伝熱管は、異常な冷却材の漏えい又は破損の発生する可能性が極めて小さくなるよう材料選定、耐震設計、過圧防止等の考慮を払った設計とする。

詳細設計においては、蒸気発生器は、想定される過渡状態条件下において、十分な強度を有することを解析により確認する。

#### 第1項第3号について

蒸気発生器のうち原子炉冷却材圧力バウンダリにフェライト系鋼材を使用する水室及び管板は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保守時、試験時及び事故時において原子炉冷却材圧力バウンダリが脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破断を生じないように、切欠じん性を考慮した材料選択、設計、製作及び運転に留意するものとし、脆性破壊防止の観点から最低使用温度を確認して適切な温度で使用するものとする。

## 第二十一条 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

原子炉の炉心からの核分裂生成物崩壊熱と他の残留熱は、原子炉停止後初期の段階においては蒸気発生器により除去し、発生蒸気は復水器又は大気放出により処理する設計とする。

具体的には、蒸気発生器取替えを実施しても、原子炉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計とする。

## 第二十二条 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。

### 適合のための設計方針

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時、原子炉で発生した熱は、復水器を経て最終的な熱の逃し場である海へ放出されるか、又は、大気へ放出される設計とする。

具体的には、蒸気発生器取替えを実施しても、原子炉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へ輸送することができる設計とする。

## 第二十五条 反応度制御系統及び原子炉停止系統

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。

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値を加えることができる。

### 適合のための設計方針

#### 第2項について

反応度制御系統のうち、制御棒制御系は主として負荷変動及び零出力から全出力までの反応度変化を制御し、化学体積制御設備はキセノン濃度変化、高温状態から低温状態までの1次冷却材温度変化及び燃料の燃焼に伴う反応度変化を制御する設計とし、両者の組合せによって所要の

運転状態に維持できる設計とする。

制御棒制御系は、制御棒クラスタの炉心への挿入により、高温運転状態から速やかに炉心を高温状態で未臨界にすることができる設計とする。

化学体積制御設備は、燃料の燃焼、キセノン濃度変化、高温状態から低温状態までの温度変化等による比較的緩やかな反応度変化の制御に使用するが、全制御棒クラスタが挿入不能の場合でも、炉心を高温運転状態から高温状態で未臨界にし、その状態を維持できる設計とする。

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する設計とする。さらに、反応度制御系統は以下の能力を有する設計とする。

## 第2項第2号について

反応度制御系統に含まれる独立した系統の1つである制御棒制御系による反応度制御は、制御棒クラスタの炉心への挿入により、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料要素の許容損傷限界を超えることなく、高温状態で炉心を未臨界にできる設計とする。また、化学体積制御設備による反応度制御は、1次冷却材中へのほう酸注入により、キセノン濃度変化に対しても高温状態で十分未臨界を維持できる設計とする。

原子炉運転中は、所要の反応度停止余裕を確保するため、制御棒クラスタの位置が挿入限界を超えないことを監視する。

なお、「2次冷却系の異常な減圧」のように炉心が冷却されるような運転時の異常な過渡変化時には、原子炉トリップ信号による制御棒クラスタの炉心への挿入に加えて、非常用炉心冷却設備による1次冷却材中へのほう酸注入により炉心を未臨界にでき、かつ、運転時の異常な過渡変化後において未臨界を維持できる設計とする。

具体的には、蒸気発生器取替えを実施しても、化学体積制御設備の1次冷却材中へのほう酸注入により、高温状態で十分未臨界を維持できる設計とする。

#### 第2項第3号について

反応度制御系統に含まれる独立した系統の1つである化学体積制御設備による反応度制御は、1次冷却材中へのほう酸注入により、キセノン濃度変化に伴う反応度変化及び高温状態から低温状態までの反応度変化を制御し、低温状態で炉心を未臨界に維持できる設計とする。

具体的には、蒸気発生器取替えを実施しても、化学体積制御設備の1次冷却材中へのほう酸注入により、低温状態で炉心を未臨界に維持できる設計とする。

#### 第2項第4号について

反応度制御系統に含まれる独立した系統の1つである制御棒制御系は、1次冷却材の喪失その他の設計基準事故時において、原子炉トリップ信号により制御棒クラスタを炉心に挿入することにより、高温状態において炉心を未臨界にできる設計とする。

また、反応度制御系統に含まれる独立した系統の1つである化学体積制御設備は、キセノン濃度変化及び1次冷却材温度変化による反応度変化がある場合には、1次冷却材中へのほう酸注入により炉心を未臨界に維持できる設計とする。

なお、「主蒸気管破断」のように炉心が冷却されるような設計基準事故時には、原子炉トリップ信号による制御棒クラスタの炉心への挿入に加えて、非常用炉心冷却設備による1次冷却材中へのほう酸注入により炉心を未臨界にでき、かつ、設計基準事故後において未臨界を維持できる設計とする。

具体的には、蒸気発生器取替えを実施しても、化学体積制御設備の1次冷却材中へのほう酸注入により、炉心を未臨界に維持できる設計とする。

## 第二十七条 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。

### 適合のための設計方針

#### 第1項第1号について

気体廃棄物処理設備の設計に際しては、原子力発電所の運転に伴い周辺環境に放出する放射性気体廃棄物による発電所周辺の一般公衆の受ける線量が「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」（昭和50年5月13日原子力安全委員会決定）において定める線量目標値（50マイクロシーベルト／年）を達成できるように、周辺監視区域の外の空气中の放射性物質の濃度を十分に低減できる設計とする。

また、液体廃棄物処理設備の設計に際しては、原子力発電所の運転に伴い周辺環境に放出する放射性液体廃棄物による発電所周辺の一般公衆の受ける線量が「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」（昭和50年5月13日原子力安全委員会決定）において定める線量目標値（50マイクロシーベルト／年）を達成できるように、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設計とする。

具体的には、蒸気発生器取替え及び保守点検建屋設置を実施しても、

周辺公衆の実効線量の評価値が線量目標値を下回る設計とする。

#### 第1項第2号について

液体廃棄物処理設備及びこれに関連する施設は、これらの処理施設から液体状の放射性物質が漏えいすることを防止し、敷地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設計とする。具体的には、次のとおりとし、蒸気発生器取替えの実施及び点検建屋内に液体廃棄物処理設備を設置しても、敷地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設計とする。

(1) 液体廃棄物処理設備及びこれに関連する施設は、適切な材料を使用し、かつ適切な計測制御設備を有し、漏えいの発生を防止できる設計とする。

(2) 液体廃棄物処理設備及びこれに関連する施設は、タンク等から漏えいが生じたとき、漏えいを早期に検出し、中央制御室等に警報を発信する設計とする。

また、液体廃棄物処理設備及びこれに関連する施設は、建屋の床及び壁面に漏えいし難い対策を行い、独立した区画内に設けるかあるいは周辺に堰等を設け漏えいの拡大防止の対策を講ずることにより、放射性液体廃棄物が万一漏えいした場合は、適切に措置できる設計とする。

(3) 建屋からの漏えいに対して、建屋外に通ずる出入口等には漏えいすることを防止するための堰等を設け、かつ、床及び壁面は建屋外へ漏えいし難い対策を行う設計とする。

(4) 管理されない排水が流れる排水路を通じて放射性液体廃棄物が敷地外へ放出されることのない設計とする。

## 第二十八条 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

#### 第1項第1号及び第2号について

放射性廃棄物を貯蔵する施設は、放射性廃棄物が漏えいし難い設計とするとともに、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設計とする。具体的には以下のとおりとする。

- (1) 蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）は、蒸気発生器等を貯蔵保管する能力を有する設計とし、地上式鉄筋コンクリート造の独立した建屋により放射性廃棄物が漏えいし難い設計とするとともに、シールプレート等にて管台部を封止した蒸気発生器や容器等に封入した固体状の放射性廃棄物を貯蔵することにより放射性廃棄物による汚染が広がらない設計とする。
- (2) 外部遮蔽壁保管庫は、容器に封入した外周コンクリート壁一部撤去、蒸気発生器の取替え及び原子炉容器上部ふたの取替えに伴い発生したコンクリート、鉄筋及び埋め込み金物等、並びにその他雑固体廃棄物（不燃物に限る。）を貯蔵することにより放射性廃棄物による汚染が広がらない設計とする。

## 第二十九条 工場等周辺における直接線等からの防護

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線及びスカイシャイン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

通常運転時において原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による敷地周辺の空間線量率が、十分に低減（空気カーマで1年間当たり50マイクログレイ以下となるように）できる設計とする。

具体的には、蒸気発生器取替え、蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）設置及び点検建屋設置を実施しても、直接線及びスカイシャイン線による敷地周辺の空間線量率が、空気カーマで1年間当たり50マイクログレイ以下とできる設計とする。

### 第三十条 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。
- 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

##### 第1項第1号について

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、放射線業務従事者が業務に従事する場所における放射線量を低減できる設計とする。具体的には以下のとおりとする。

- (1) 蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）及び保守点検建屋は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」に基づいて管理区域を定めるとともに通常運転時、保守時等において放射線業務従事者が受ける線量が「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた線量限度を超えないようにし、さらに、放射線業務従事者が業務に従事する場所における放射線量を合理的に達成できる限り低減できるように、遮蔽及び機器の配置を行う設計とする。また、保守点検建屋において、廃液の運搬容器への移送は遠隔操作可能な設計とする。

なお、遮蔽設計に当たっては、放射線業務従事者の立入り頻度、滞在時間等を考慮して外部放射線に係る設計基準線量率を設け、これを満足するようにする。

- (2) 保守点検建屋の換気空調設備は、適切な換気風量を確保して、建

屋内の環境を適切に維持する設計とする。

#### 第2項について

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る設計とする。具体的には以下のとおりとする。

- (1) 蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）において、放射線被ばくを監視及び管理するための個人管理関係設備を備える設計とする。
- (2) 保修点検建屋において、放射線被ばくを監視及び管理するためのエリアモニタリング設備、試料分析関係設備（放射線サーベイ設備等）、個人管理関係設備を備えるほか、管理区域内への立入り及び物品の搬出入を管理するための出入管理設備及び汚染管理設備を設ける設計とする。

#### 第3項について

保修点検建屋のエリアモニタリング設備は管理区域内の主要箇所の間線量率を連続監視し、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する。

## 第三十五条 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。

### 適合のための設計方針

#### 第1項について

蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）及び保修点検建屋は、設計基準事故が発生した場合において、建屋内の者への操作、作業又は退避の指示等の連絡をブザー鳴動等により行うことができる装置及び音声等により行うことができる設備として、警報装置及び多様性を確保した通信設備を設置する設計とする。

なお、警報装置、通信設備については、非常用所内電源又は無停電電源に接続し、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。

### 第三十七条 重大事故等の拡大の防止等

- |   |
|---|
| <p>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。</p> <p>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。</p> |
|---|

#### 適合のための設計方針

##### 第1項について

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、想定した事故シーケンスグループに対して、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じる設計とする。

具体的には、想定した事故シーケンスグループにおいて考慮すべき条件が蒸気発生器取替えによって変更となること等を踏まえ、蒸気発生器取替えを実施しても、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じる設計とする。

##### 第4項について

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、想定した運転停止中事故シーケンスグループに対して、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る設計とする。

具体的には、想定した事故シーケンスグループにおいて考慮すべき条件が蒸気発生器取替えによって変更となること等を踏まえ、蒸気発生器取替えを実施しても、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る設計とする。

### 第三十九条 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。
  - 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。

#### 適合のための設計方針

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

#### 第1項第1号について

常設耐震重要重大事故防止設備である蒸気発生器については、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るおそれがない設計とする。

第1項第3号について

常設重大事故緩和設備である蒸気発生器については、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。

第1項第4号について

特定重大事故等対処施設である  は、静的地震力又は弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるよう、かつ、基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計し、

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

また、蒸気発生器が、Bクラス及びCクラスの施設、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設、可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故防止設備及び常設重大事故

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

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

#### 第四十一条 火災による損傷の防止

- |   |
|---|
| <p>1 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。</p> |
|---|

#### 適合のための設計方針

##### 第1項について

重大事故等対処施設である蒸気発生器を設置する原子炉格納容器を火災区域に設定し、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ことのないよう、火災発生防止、火災感知及び消火の措置を講じる設計とする。

##### (1) 火災発生防止

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

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

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

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

##### (2) 火災の感知及び消火

蒸気発生器を設置する原子炉格納容器は、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し、早期の火災感知及び消火を行えるように異なる種類の感知器を設置する設計とする。

消火設備は、消火器及び消火栓を設置するとともに、原子炉格納容器は、火災発生時に煙の充満、放射線の影響により消火活動が困難な場所として、手動操作による固定式消火設備を設置する設計とする。

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

## 第四十二条 特定重大事故等対処施設

1 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。

### 適合のための設計方針

特定重大事故等対処施設は、原子炉補助建屋等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なく、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設計とする。

また、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、「10.14.1 特定重大事故等対処施設に係る意図的な大型航空機の衝突等の設計上の考慮事項」を考慮した設計とする。

加えて、特定重大事故等対処施設は、「1.12.11.1 「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（平成25年6月19日制定）」に対する適合」に基づく地盤上への設置並びに「1.4.3 特定重大事故等対処施設の耐震設計」及び「1.5.3 特定重大事故等対処施設の耐津波設計」を一の施設で満たす設計とする。

具体的には、取替えを実施しても、これらの対策が変わらない設計とする。

#### (1) 悪影響の防止

は原子炉施設（他号炉（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉のうち自号炉を除く。）を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び重大事故等対処設備（当該の特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。））に対して悪影響を及ぼさないよう、以下の措置を講じた設計とする。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

他の設備への系統的な影響（電氣的な影響を含む。）に対しては、通常時の系統構成を変えることなく特定重大事故等対処施設を構成する設備としての系統構成をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

## (2) 環境条件等

特定重大事故等対処施設を構成する設備は、原子炉補助建屋等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よる重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所に応じた耐環境性を有する設計とする。

原子炉補助建屋等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よる重大事故等発生時の環境条件については、原子炉補助建屋等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よる重大事故等時における温度（環境温度及び、使用温度）、放射線及び、荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。荷重としては原子炉補助建屋等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よる重大事故等が発生した場合における環境圧力を踏まえた圧力、温度及び、機械的荷重に加えて地震による荷重を考慮する。

原子炉格納容器内に設置する[ ]は、原子炉補助建屋等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よる重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なうことのない設計とする。

## (3) 試験・検査等

[ ]は、健全性及び能力を確認するため、原子炉の停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査（「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」に準じた検査を含む。）を実施できるよう、開放点検等ができる構造とする。また、

[ ]

接近性を考慮した配置、必要な空間等を備える設計、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする設計とするとともに非破壊検査ができるよう、試験装置を設置できる設計とする。

これらの試験及び検査については、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査及び溶接安全管理検査の法定検査を実施できることに加え、保全プログラムに基づく点検及び日常点検の保守点検内容を考慮して設計するものとする。

機能・性能の確認においては、所要の系統機能を確認する設備について、原則、系統試験及び漏えい確認が可能な設計とする。

#### (4) 特定重大事故等対処施設を構成する設備が有する機能

原子炉補助建屋等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よって、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）が有する原子炉格納容器の破損を防止する機能が喪失した場合に、原子炉格納容器の破損による原子炉施設外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するため炉内の熔融炉心の冷却機能を有する特定重大事故等対処施設を構成する  を設置する。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

#### 第四十三条 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。
  - 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。
  - 五 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。
- 2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。
  - 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。

#### 適合のための設計方針

##### 1.1 特定重大事故等対処施設について

特定重大事故等対処施設を構成する                      の本条文への適合性については、「1.12.21.1「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（平成25年6月19日）」に対する適合」の「第四十二条 特定重大事故等対処施設」に含めて記載する。

##### 1.2 重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）

である蒸気発生器について

(1) 多様性、位置的分散、悪影響防止等

a. 悪影響の防止（第1項 第五号）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

蒸気発生器は、原子炉施設（他号炉を含む。）内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないよう、以下の措置を講じた設計とする。

他設備への系統的な影響（電氣的な影響を含む。）に対しては、弁の閉止等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成及び系統隔離をすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

## (2) 容量等

### a. 常設重大事故等対処設備の容量等（第2項 第一号）

蒸気発生器は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、事故対応手段としての系統設計を行う。

重大事故等の収束は、これらの系統の組合せにより達成する。

蒸気発生器は、事故対応手段の系統設計において、常設重大事故等対処設備のうち異なる目的を持つ設計基準事故対処設備の系統及び機器として使用するものであり、設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準事故対処設備の容量等の仕様と同仕様の設計とする。

## (3) 環境条件等

### a. 環境条件（第1項 第一号）

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

重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度及び使用温度）、放射線及び荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。荷重としては重大事故等が発生した場合における環境圧力を踏まえた圧力、温度及び機械的荷重に加えて地震による荷重を考慮する。

重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置する場所に応じて、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

原子炉格納容器内に設置する蒸気発生器は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なうことのない設計とする。

海水を通水する系統への影響に対しては、使用時に海水を通水する又は淡水若しくは海水から選択可能な蒸気発生器は、海水影響を考慮した設計とする。

#### (4) 操作性及び試験・検査性

##### a. 試験・検査等（第1項 第三号）

蒸気発生器は、健全性及び能力を確認するため、原子炉の停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査（「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」に準じた検査を含む。）を実施できるよう、開放点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮した配置、必要な空間等を備える設計、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする設計とするとともに非破壊検査ができるよう、試験装置を設置できる設計とする。

これらの試験及び検査については、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査、溶接安全管理検査の法定検査を実施できることに加え、保全プログラムに基づく点検、日常点検の保守点検内容を考慮して設計するものとする。

機能・性能の確認においては、所要の系統機能を確認する設備について、原則、系統試験及び漏えい確認が可能な設計とする。

#### 第四十四条 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（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、原子炉安全保護盤及び原子炉トリップしゃ断器の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）として、ATWS緩和設備は、作動によるタービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止により、1次系から2次系への除熱を過渡的に悪化させることで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できる設計とする。また、ATWS緩和設備は、復水タンクを水源とするタービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプを自動起動させ、蒸気発生器水位の低下を抑制するとともに加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により1次冷却システムの過圧を防止することで、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。

ATWS緩和設備から自動信号が発信した場合において、原子炉の出力を抑制するために必要な機器等が自動動作しなかった場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）として、中央制御室での操作により、手動で主

蒸気隔離弁を閉止することで原子炉出力を抑制するとともに、復水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを手動で起動し、補助給水を確保することで蒸気発生器水位の低下を抑制し、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により1次冷却システムの過圧を防止できる設計とする。

具体的には、蒸気発生器取替えを実施しても、これらの対策が変わらない設計とする。

#### 第四十五条 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、原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（蒸気発生器２次側による炉心冷却）として、復水タンクを水源としたタービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプは、蒸気発生器に注水するため、現場での人力による専用の工具を用いたタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁の操作と、人力によるタービン動補助給水ポンプ起動弁の操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復し、蒸気発生器２次側による炉心冷却によって、１次冷却系統の十分な減圧及び冷却ができる設計とし、その期間内に１次冷却系統の減圧対策及び低圧時の冷却対策が可能な時間的余裕をとれる設計とする。電動補助給水ポンプの電源については空冷式非常用発電装置より給電することで機能を回復できる設計とする。主蒸気逃がし弁については、機能回復のため現場において人力で操作できる設計とする。

具体的には、蒸気発生器取替えを実施しても、これらの対策が変わらない設計とする。

#### 第四十六条 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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

加圧器逃がし弁の故障により1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却）として、復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ注水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器2次側での炉心冷却による1次冷却系統の減圧を行う設計とする。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（補助給水ポンプの機能回復）として、復水タンクを水源としたタービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプは、蒸気発生器に注水するため、現場での人力による専用の工具を用いたタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁の操作と、人力によるタービン動補助給水ポンプ起動弁の操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復し、蒸気発生器2次側による炉心冷却によって、1次冷却系統の十分な減圧及び冷却ができる設計とし、その期間内に1次冷却系統の減圧対策及び低圧時の冷却対策が可能な時間的余裕をとれる設計とする。電動補助給水ポンプの電源については空冷式非常用発電装置より給電することで機能回復できる設計とする。

具体的には、蒸気発生器取替えを実施しても、これらの対策が変わらない設計とする。

#### 第四十七条 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、原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

運転中及び運転停止中において、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合並びに運転中及び運転停止中において全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（蒸気発生器２次側による炉心冷却）として、復水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ注水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器２次側による炉心冷却ができる設計とする。電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場での人力による弁の操作ができる設計とする。

具体的には、蒸気発生器取替えを実施しても、これらの対策が変わらない設計とする。

#### 第四十八条 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原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合並びに全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却）として、復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ注水できる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場で人力による操作ができることで、蒸気発生器2次側での除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができる設計とする。全交流動力電源喪失時においても電動補助給水ポンプは代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

具体的には、蒸気発生器取替えを実施しても、これらの対策が変わらない設計とする。

1.12.22 発電用原子炉設置変更許可申請（2024年3月15日申請分）に係る  
安全設計の方針

1.12.22.1 「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（平成25年6月19日制定）」に対する適合

### 第三条 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。）及び兼用キャスクにあっては、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。ただし、兼用キャスクにあっては、地盤により十分に支持されなくてもその安全機能が損なわれない方法により設けることができるときは、この限りでない。
- 2 耐震重要施設及び兼用キャスクは、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 耐震重要施設及び兼用キャスクは、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。ただし、兼用キャスクにあっては、地盤に変位が生じてもその安全機能が損なわれない方法により設けることができるときは、この限りでない。

#### 適合のための設計方針

##### 第1項について

使用済燃料乾式貯蔵容器は、岩盤の上に設置するが、基礎等に固定せず、かつ、貯蔵用緩衝体の装着により使用済燃料乾式貯蔵容器の蓋部が金属部へ衝突しない方法により設置することで、地盤により十分に支持されないことにより引き起こされる設置地盤、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、使用済燃料乾式貯蔵容器間の相互影響及び使用済燃料乾式貯蔵容器と周辺施設等との相互影響（周辺施設等の損傷、転倒、落下等による使用済燃料乾式貯蔵容器への影響を含む。）に対して、その安全機能が損なわれない設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器の周辺施設のうち設計基準対象施設に属する周辺施設については、耐震重要度分類のCクラスに適用される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に

設置する。

なお、設置地盤により十分に支持されないことの影響の程度の不確かさを考慮した応急復旧等については、第4条第6項への適合のための設計方針に示す。

### 第2項について

使用済燃料乾式貯蔵容器は、岩盤の上に設置するが、基礎等に固定せず、かつ、貯蔵用緩衝体の装着により使用済燃料乾式貯蔵容器の蓋部が金属部へ衝突しない方法により設置することで、地盤が変形したことにより引き起こされる設置地盤、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、使用済燃料乾式貯蔵容器間の相互影響及び使用済燃料乾式貯蔵容器と周辺施設等との相互影響(周辺施設等の損傷、転倒、落下等による使用済燃料乾式貯蔵容器への影響を含む。)に対して、その安全機能が損なわれない設計とする。

なお、設置地盤が変形したことの影響の程度の不確かさを考慮した応急復旧等については、第4条第6項への適合のための設計方針に示す。

### 第3項について

使用済燃料乾式貯蔵容器は、岩盤の上に設置するが、基礎等に固定せず、かつ、貯蔵用緩衝体の装着により使用済燃料乾式貯蔵容器の蓋部が金属部へ衝突しない方法により設置することで、地盤に変位が生じることにより引き起こされる設置地盤、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、使用済燃料乾式貯蔵容器間の相互影響及び使用済燃料乾式貯蔵容器と周辺施設等との相互影響(周辺施設等の損傷、転倒、落下等による使用済燃料乾式貯蔵容器への影響を含む。)に対して、その安全機能が損なわれない設計とする。

なお、設置地盤に変位が生じることの影響の程度の不確かさを考慮した応急復旧等については、第4条第6項への適合のための設計方針に示す。

#### 第四条 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。
- 6 兼用キャスクは、次のいずれかの地震力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。
  - 一 兼用キャスクが地震力により安全機能を損なうかどうかをその設置される位置のいかににかかわらず判断するために用いる合理的な地震力として原子力規制委員会が別に定めるもの
  - 二 基準地震動による地震力
- 7 兼用キャスクは、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

##### 第1項について

設計基準対象施設(使用済燃料乾式貯蔵容器及びその周辺施設を除く。)は、耐震重要度をSクラス、Bクラス又はCクラスに分類し、それぞれに応じて設定した地震力に対しておおむね弾性範囲の設計を行う。

具体的には、地震調査研究推進本部地震調査委員会より公表された「日本海側の海域活断層の長期評価—兵庫県北方沖～新潟県上越地方沖—

(令和6年8月版)」を踏まえても、第4条第1項で規定される弾性設計用基準地震動  $S_d$  に変更がないことを確認する。

使用済燃料乾式貯蔵容器の周辺施設のうち設計基準対象施設に属する周辺施設は、Cクラスの機器・配管系に準じた設計とし、静的地震力に対しておおむね弾性状態にとどまる範囲で耐える設計とする。ただし、使用済燃料乾式貯蔵容器表面温度計及び使用済燃料乾式貯蔵容器蓋間圧力計は、一般産業品を用いることでCクラスの機器・配管系に準じた設計とする。

### 第2項について

設計基準対象施設(使用済燃料乾式貯蔵容器及びその周辺施設を除く。)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が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、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度に応じて耐震重要度分類をSクラス、Bクラス又はCクラスに分類し、それぞれに応じた地震力を算定する。

具体的には、地震調査研究推進本部地震調査委員会より公表された「日本海側の海域活断層の長期評価—兵庫県北方沖～新潟県上越地方沖—(令和6年8月版)」を踏まえても、第4条第2項で算定される弾性設計用基準地震動  $S_d$  に変更がないことを確認する。

使用済燃料乾式貯蔵容器の周辺施設のうち設計基準対象施設に属する周辺施設は、Cクラスの機器・配管系に属する施設に適用される地震力を準用して地震力を算定する。

### 第3項について

耐震重要施設(津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物を除く。)については、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、安全機能が損なわれない設計とする。

また、屋外重要土木構造物、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物については、基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能が保持できる設計とする。

具体的には、地震調査研究推進本部地震調査委員会より公表された「日本海側の海域活断層の長期評価—兵庫県北方沖～新潟県上越地方沖—（令和6年8月版）」を踏まえても、第4条第3項で規定される基準地震動  $S_s$  に変更がないことを確認する。

#### 第4項について

耐震重要施設については、基準地震動  $S_s$  による地震力によって生じるおそれがある周辺斜面の崩壊に対して、安全機能が損なわれるおそれがない場所に設置する。

具体的には、地震調査研究推進本部地震調査委員会より公表された「日本海側の海域活断層の長期評価—兵庫県北方沖～新潟県上越地方沖—（令和6年8月版）」を踏まえても、第4条第3項で規定される基準地震動  $S_s$  に変更がないことを確認する。

#### 第6項について

使用済燃料乾式貯蔵容器は、「発電用原子炉施設に係る特定機器の設計の型式証明の変更について（原規規発第2206025号）」で型式証明されたMSF-24P(S)型（型式証明番号：C-S E-2110271）の第4条第6項の蓋部が金属部へ衝突しない設置方法の設計方針のとおり設計する。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、周辺施設等の波及的影響に対して、貯蔵用緩衝体を装着することにより、その安全機能を損なわないように設計する。なお、貯蔵用緩衝体は、「兼用キャスク告示」に定める地震力に対して、緩衝性能が損なわれず、使用済燃料乾式貯蔵容器から脱落しないように設計する。また、周辺施設等の衝突によっても使用済燃料乾式貯蔵容器から脱落せず、緩衝性能を発揮できる設計とする。

周辺施設等の波及的影響については、使用済燃料乾式貯蔵容器がその

設置地盤により十分に支持されないこと、設置地盤が変形すること及び設置地盤に変位が生じることの影響も考慮して評価する。なお、貯蔵架台の損傷による使用済燃料乾式貯蔵容器の落下、移動式クレーンのブームの使用済燃料乾式貯蔵容器への衝突及び使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備を構成するコンクリートパネルの使用済燃料乾式貯蔵容器への衝突を考慮する。

また、使用済燃料乾式貯蔵容器がその設置地盤により十分に支持されないこと、設置地盤が変形すること及び設置地盤に変位が生じることの影響の程度には不確かさがあるため、人の居住の可能性のある敷地境界外において、実効線量が周辺監視区域外における線量限度を超えない範囲内にとどめるように応急復旧にも期待する。応急復旧について手順を整備する。

なお、応急復旧についての手順の整備にあたっては、使用済燃料乾式貯蔵容器内の燃料集合体が破損し、使用済燃料乾式貯蔵容器の閉じ込め機能も喪失して、外部に放射線及び放射性物質が漏えいする場合、使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備の給排気口が全閉塞し、使用済燃料乾式貯蔵容器の除熱機能が阻害される場合、並びにこれらの事象が重畳した場合も考慮する。

#### 第7項について

使用済燃料乾式貯蔵容器は、基準地震動  $S_s$  による地震力によって生じるおそれがある周辺の斜面の崩壊に対して、その安全機能が損なわれるおそれがない場所に設置する。

具体的には、使用済燃料乾式貯蔵容器を設置する施設の周辺斜面の安定性評価断面線付近に想定される使用済燃料乾式貯蔵容器の最大基数を考慮し、等価となる4基分の重量で評価した場合において、安全機能が損なわれないことを確認する。

## 第五条 津波による損傷の防止

- 1 設計基準対象施設（兼用キャスク及びその周辺施設を除く。）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。
- 2 兼用キャスク及びその周辺施設は、次のいずれかの津波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。
  - 一 兼用キャスクが津波により安全機能を損なうかどうかをその設置される位置のいかんにかかわらず判断するために用いる合理的な津波として原子力規制委員会が別に定めるもの
  - 二 基準津波

### 適合のための設計方針

#### 第1項について

設計基準対象施設（使用済燃料乾式貯蔵容器及びその周辺施設を除く。）については、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、基準津波に対して安全機能が損なわれない設計とする。

具体的には、地震調査研究推進本部地震調査委員会より公表された「日本海側の海域活断層の長期評価—兵庫県北方沖～新潟県上越地方沖—（令和6年8月版）」を踏まえても、第5条1項で規定される基準津波に変更がないことを確認する。

#### 第2項について

使用済燃料乾式貯蔵容器及びその周辺施設のうち設計基準対象施設に属する周辺施設は、基準津波に対して、その安全機能が損なわれるおそれがないよう、以下の方針に基づき設計する。

- (1) 使用済燃料乾式貯蔵容器及びその周辺施設のうち設計基準対象施設に属する周辺施設が設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計とする。また、取水路、放水路等から流入させない設計とする。

(2) 津波防護対象設備である使用済燃料乾式貯蔵容器を設置する区画については、浸水防護重点化範囲として明確化し、津波による影響を受けない位置に設置する設計とする。

また、基準津波については、地震調査研究推進本部地震調査委員会より公表された「日本海側の海域活断層の長期評価—兵庫県北方沖～新潟県上越地方沖—（令和6年8月版）」を踏まえても、第5条1項で規定される基準津波に変更がないことを確認する。

## 第六条 外部からの衝撃による損傷の防止

- 1 安全施設（兼用キャスクを除く。）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。
- 3 安全施設（兼用キャスクを除く。）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。以下「人為による事象」という。）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。
- 4 兼用キャスクは、次に掲げる自然現象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。
  - 一 兼用キャスクが竜巻により安全機能を損なうかどうかをその設置される位置のいかんにかかわらず判断するために用いる合理的な竜巻として原子力規制委員会が別に定めるもの
  - 二 想定される森林火災
- 6 兼用キャスクは、次に掲げる人為による事象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。
  - 一 工場等内又はその周辺において想定される兼用キャスクの安全性を損なわせる原因となるおそれがある爆発
  - 二 工場等の周辺において想定される兼用キャスクの安全性を損なわせる原因となるおそれがある火災

### 適合のための設計方針

#### 第1項について

安全施設（使用済燃料乾式貯蔵容器を除く。）は、発電所敷地で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うことのない設計とする。ここで、発電所敷地で想定される自然現象に対して、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含める。また、発電所敷地で想定される自然現象又はその組合せに遭遇した

場合において、自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として施設で生じ得る環境条件を考慮する。

発電所敷地で想定される自然現象は、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、森林火災又は高潮である。

#### (1) 森林火災

森林火災については、使用済燃料乾式貯蔵容器の設置に伴い防火帯形状が変更となり、植生が変更となることから、過去10年間の気象条件を調査し、発電所から直線距離で10kmの間に発火点を設定し、F A R S I T Eを用いて影響評価を実施し、評価上必要とされる防火帯幅16.2mに対し、安全側に余裕を考慮した18m以上の防火帯幅を確保すること等により安全施設（使用済燃料乾式貯蔵容器を除く。）が安全機能を損なうことのない設計とする。

#### (2) 上記以外の自然現象

使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備は、クラス3に属する施設であることを踏まえ、損傷した場合を考慮して、安全上支障のない期間に修復すること等の対応が可能な設計とすることにより、安全機能を損なうことのない設計とする。

なお、使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備を構成するコンクリートパネルは、設計飛来物の衝突に対して貫通及び裏面剥離を防止し、設計竜巻により飛来物とならないように設計する。

### 第3項について

使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備はクラス3に属する施設であることを踏まえ、発電所敷地又はその周辺で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、安全上支障のない期間に修復すること等の対応が可能な設計とすることにより、安全機能を損なうことのない設計とする。

発電所敷地又はその周辺で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は、飛来物（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である。

#### 第4項について

使用済燃料乾式貯蔵容器は、発電所敷地で想定される自然現象のうち竜巻及び森林火災が発生した場合においても安全機能を損なうことのない設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、竜巻による周辺施設等の波及的影響に対して、貯蔵用緩衝体を装着することにより、その安全機能を損なわないように設計する。

ここで、竜巻及び森林火災に対して、使用済燃料乾式貯蔵容器が安全機能を損なわないために必要な使用済燃料乾式貯蔵容器以外の施設、設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含める。また、発電所敷地で想定される自然現象に遭遇した場合において、自然現象そのものがもたらす環境条件及びその結果として使用済燃料乾式貯蔵容器に生じうる環境条件を考慮する。

以下にこれらの自然現象に対する設計方針を示す。

##### (1) 竜巻

使用済燃料乾式貯蔵容器は、「発電用原子炉施設に係る特定機器の設計の型式証明の変更について（原規規発第2206025号）」で型式証明されたMSF-24P(S)型（型式証明番号：C－S E－2110271）の第6条第4項の設計方針のとおり設計する。

使用済燃料乾式貯蔵容器に衝突し得る設計飛来物の条件が、型式証明されたMSF-24P(S)型（型式証明番号：C－S E－2110271）で確認された設計飛来物の条件に包絡される設計とする。なお、資機材等の設置状況を踏まえ、飛来物となる可能性のあるもののうち、飛来した場合の運動エネルギー及び貫通力が型式証明されたMSF-24P(S)型（型式証明番号：C－S E－2110271）で確認された設計飛来物である鋼製材よりも大きなものの固縛や竜巻襲来が予想される場合の車

両の退避等の飛来物発生防止対策を行う。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、竜巻による周辺施設等の波及的影響に対して、貯蔵用緩衝体を装着することにより、その安全機能を損なわないように設計する。なお、貯蔵用緩衝体は、「兼用キャスク告示」に定める設計竜巻の最大風速に対して、緩衝性能が損なわれず、使用済燃料乾式貯蔵容器から脱落しないように設計する。また、周辺施設等との衝突によっても使用済燃料乾式貯蔵容器から脱落せず、緩衝性能を発揮できる設計とする。

具体的には、設計飛来物により使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備が損傷し、使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備を構成するコンクリートパネルが設計飛来物とともに使用済燃料乾式貯蔵容器に落下した場合や、貯蔵架台が損傷し、使用済燃料乾式貯蔵容器が貯蔵架台から落下した場合においても、使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能を損なうことのない設計とする。

## (2) 森林火災

森林火災については、過去10年間の気象条件を調査し、発電所から直線距離で10kmの間に発火点を設定し、F A R S I T Eを用いて影響評価を実施し、評価上必要とされる防火帯幅16.2mに対し、安全側に余裕を考慮した18m以上の防火帯幅を確保すること等により使用済燃料乾式貯蔵容器が安全機能を損なうことのない設計とする。

また、使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備について、使用済燃料乾式貯蔵容器の除熱機能に及ぼす影響を考慮しても、使用済燃料乾式貯蔵容器の周囲温度及び使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備の壁面温度が型式証明されたMSF-24P(S)型（型式証明番号：C－S E－2110271）で確認された蓋部が金属部へ衝突しない設置方法、かつ、貯蔵建屋内で貯蔵する場合の最高温度以下となる設計とする。

## 第6項について

使用済燃料乾式貯蔵容器は、発電所敷地で想定される爆発及び近隣工場等の火災が発生した場合においても安全機能を損なうことのない設計

とする。

ここで、爆発及び近隣工場等の火災に対して、使用済燃料乾式貯蔵容器が安全機能を損なわないために必要な使用済燃料乾式貯蔵容器以外の施設、設備等（重大事故等対処設備を含む。）への措置を含める。

#### (1) 爆発

発電所の近くには、爆発により使用済燃料乾式貯蔵容器に影響を及ぼすような石油コンビナート施設はないため、爆発による使用済燃料乾式貯蔵容器への影響については考慮する必要はない。

また、発電所敷地外10km以内の範囲において、石油コンビナート施設以外の産業施設を調査した結果、舞鶴市及び高浜町に主要な産業施設があるが、その敷地面積等から想定すると、石油コンビナート等に相当する施設はない。これらの産業施設と発電所の間には山林（標高100m以上）があり、また、これらの産業施設から使用済燃料乾式貯蔵容器までの離隔距離を確保していることから、爆発による爆風圧及び飛来物の影響を受けるおそれはない。

#### (2) 近隣工場等の火災

##### a. 石油コンビナート等の施設の火災

発電所の近くには、火災により使用済燃料乾式貯蔵容器に影響を及ぼすような石油コンビナート施設はないため、石油コンビナート施設の火災による使用済燃料乾式貯蔵容器への影響については考慮する必要はない。

また、発電所敷地外10km以内の範囲において、石油コンビナート施設以外の産業施設を調査した結果、舞鶴市及び高浜町に主要な産業施設があるが、その敷地面積等から想定すると、石油コンビナート等に相当する施設はない。これらの産業施設と発電所の間には山林（標高100m以上）があり、また、これらの産業施設から使用済燃料乾式貯蔵容器までの離隔距離を確保していることから、火災時の熱放射の影響を受けるおそれはない。

##### b. 発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災

発電所敷地内に存在する危険物タンク火災発生時の放射熱によ

る使用済燃料乾式貯蔵容器の構成部材及び容器に収納する使用済燃料の温度を許容温度以下とすることにより、使用済燃料乾式貯蔵容器が安全機能を損なうことのない設計とする。

また、使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備について、使用済燃料乾式貯蔵容器の除熱機能に及ぼす影響を考慮しても、使用済燃料乾式貯蔵容器の周囲温度及び使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備の壁面温度が型式証明されたMSF-24P(S)型（型式証明番号：C－S E－2110271）で確認された蓋部が金属部へ衝突しない設置方法、かつ、貯蔵建屋内で貯蔵する場合の最高温度以下となる設計とする。

#### c. 航空機墜落による火災

発電所敷地内への航空機墜落に伴う火災発生時の輻射熱による使用済燃料乾式貯蔵容器の構成部材及び容器に収納する使用済燃料の温度を許容温度以下とすることにより、使用済燃料乾式貯蔵容器が安全機能を損なうことのない設計とする。

また、使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備について、使用済燃料乾式貯蔵容器の除熱機能に及ぼす影響を考慮しても、使用済燃料乾式貯蔵容器の周囲温度及び使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備の壁面温度が型式証明されたMSF-24P(S)型（型式証明番号：C－S E－2110271）で確認された蓋部が金属部へ衝突しない設置方法、かつ、貯蔵建屋内で貯蔵する場合の最高温度以下となる設計とする。

#### d. 発電所港湾内に入港する船舶の火災

発電所港湾内に入港する船舶の火災発生時の輻射熱による使用済燃料乾式貯蔵容器の構成部材及び容器に収納する使用済燃料の温度を許容温度以下とすることにより、使用済燃料乾式貯蔵容器が安全機能を損なうことのない設計とする。

また、使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備について、使用済燃料乾式貯蔵容器の除熱機能に及ぼす影響を考慮しても、使用済燃料乾式貯蔵容器の周囲温度及び使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備の壁面温度が型式証明されたMSF-24P(S)型（型式証明番号：C－S E－2110271）で確認された蓋部が金属部へ衝突しない設置方法、かつ、

貯蔵建屋内で貯蔵する場合の最高温度以下となる設計とする。

e. 二次的影響（ばい煙等）

使用済燃料乾式貯蔵容器は外気を取り入れる設備でないため、ばい煙等発生時の二次的影響を受けない。

## 第七条 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

発電用原子炉施設への人の不法な侵入を防止するため、使用済燃料乾式貯蔵施設は、人の容易な侵入を防止できる柵、鉄筋コンクリート造りの壁等の障壁によって防護して、点検、確認等を行うことにより、接近管理及び出入管理を行える設計とする。また、探知施設を設け、警報、映像監視等、集中監視するとともに、外部との通信連絡を行う設計とする。

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の持込み（郵便物等による発電所外からの爆破物及び有害物質の持込みを含む。）を防止するため、使用済燃料乾式貯蔵施設は、持込み点検を行うことができる設計とする。

## 第八条 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。

### 適合のための設計方針

#### 第1項について

使用済燃料乾式貯蔵施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、使用済燃料乾式貯蔵容器が設置されるエリア周囲の管理区域フェンス内（以下「使用済燃料乾式貯蔵施設貯蔵エリア」という。）を火災区域に設定し、火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災の影響軽減について、以下に示す設計とする。使用済燃料乾式貯蔵施設を含む高浜発電所全体に係る火災防護計画を策定する。

#### (1) 火災発生防止

使用済燃料乾式貯蔵施設は、不燃性又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものである場合若しくは他の安全機能を有する構築物、系統及び機器において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合を除き、不燃性又は難燃性材料を使用した設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、金属製であり、十分な耐火能力を有した設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器の通常保管時は、使用済燃料乾式貯蔵容器を設置する屋外の火災区域（使用済燃料乾式貯蔵施設貯蔵エリア）に可燃性物質を置かない設計とし、使用済燃料乾式貯蔵容器の搬出入時においても発火源を極力排除した設計とする。

#### (2) 火災感知及び消火

使用済燃料乾式貯蔵施設は、使用済燃料乾式貯蔵容器に対する火災の影響を限定し、早期の火災感知及び消火を行えるように異なる種類

の感知器を設置する設計とする。

火災感知設備は、中央制御室の監視装置で監視する設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵施設は、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備は設置せず、消火器、消火栓及び移動式消火設備で消火を行う設計とする。

### (3) 火災の影響軽減

使用済燃料乾式貯蔵容器を設置する屋外の火災区域（使用済燃料乾式貯蔵施設貯蔵エリア）については、使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備が十分な耐火能力を有することから、他の火災区域と離隔によって分離する設計とする。

## 第九条 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。 |
|---|

### 適合のための設計方針

#### 第1項について

使用済燃料乾式貯蔵施設は、原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なうことのない設計とする。

具体的には、使用済燃料乾式貯蔵容器は、溢水の影響を受けない静的機器であり、構造が単純で外部から動力の供給を必要としないことから、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、放射性物質の閉じ込め機能が維持できる設計とする。

## 第十二条 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。
- 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。
- 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

#### 第1項について

使用済燃料乾式貯蔵施設は、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に基づき、それが果たす安全機能の性質に応じて分類し、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とする。

貯蔵用緩衝体は、地震及び竜巻による波及的影響に対して期待する設備であることから安全施設として分類しないものの、使用済燃料乾式貯蔵容器に装着しその機能を発揮する設備であることから使用済燃料乾式貯蔵容器（安全上の機能別重要度分類PS-2）と同様の重要性があるとして、第12条第3項から第5項まで及び第7項の規定を適用する。

#### 第3項について

使用済燃料乾式貯蔵容器、使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備及び貯蔵用緩衝体の設計条件を設定するに当たっては、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能となるよう、供用中に想定される圧力、温

度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し、十分安全側の条件を与えることにより、これらの条件下においても期待されている安全機能を発揮できる設計とする。

#### 第4項について

使用済燃料乾式貯蔵容器、使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備及び貯蔵用緩衝体は、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、必要性及びプラントに与える影響を考慮して、供用中に試験又は検査ができる設計とする。

試験又は検査が可能な設計とする対象設備を表に示す。

表 試験又は検査が可能な設計とする対象設備

構築物、系統及び機器	設計上の考慮
燃料の貯蔵設備	安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切な定期的試験及び検査ができる設計とする。

#### 第5項について

使用済燃料乾式貯蔵容器、使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備及び貯蔵用緩衝体においては、その周辺に内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する配管等及び高速回転機器を配置しない設計とすること、及び既設の高速回転機器は飛散物が発生しないように設計上の考慮がされていることから、これらの破損による飛散物が生じることはなく、使用済燃料乾式貯蔵容器、使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備及び貯蔵用緩衝体の安全性を損なうことはない。

#### 第7項について

使用済燃料乾式貯蔵容器、使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備及び貯蔵用緩衝体は、2以上の原子炉施設において共用するが、各々の原子炉施

設から発生した使用済燃料を貯蔵した場合でも原子炉施設の安全性を損なうことのない設計とする。

## 第十六条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

- 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こと。
    - 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。
- 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事。
  - 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事。
  - 三 使用済燃料が内包する放射性物質を適切に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事。

### 適合のための設計方針

#### 第2項第1号及び第4項第1号から3号について

使用済燃料乾式貯蔵容器は、「発電用原子炉施設に係る特定機器の設計の型式証明の変更について（原規規発第 2206025 号）」で型式証明された MSF-24P(S)型（型式証明番号：C-S E-2110271）の兼用キャスクをいう。使用済燃料乾式貯蔵容器は、当該型式証明における蓋部が金属部へ衝突しない設置方法で使用することができる原子炉施設の範囲及び条件に適合する使用済燃料乾式貯蔵施設で使用する。

使用済燃料乾式貯蔵施設における使用済燃料乾式貯蔵容器を使用する範囲を表 1 に示す。

表1 MSF-24P(S)型の兼用キャスクの設計条件と使用済燃料乾式貯蔵施設における使用済燃料乾式貯蔵容器の使用範囲

MSF-24P(S)型の兼用キャスクの設計条件 (注1)		使用範囲
設計貯蔵期間	60年以下	60年
貯蔵場所	貯蔵建屋内又は屋外	貯蔵建屋内(使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備内)
貯蔵姿勢	横置き	横置き
設置方式	貯蔵架台上に設置	貯蔵架台上に設置
固定方式	トラニオン固定	トラニオン固定
全質量(使用済燃料集合体を含む)	120t以下	120t以下
主要寸法	全長5.2m以下 外径2.6m以下	全長5.2m以下 外径2.6m以下
表面における線量当量率	2mSv/h以下	2mSv/h以下
表面から1m離れた位置における線量当量率	100µSv/h以下	100µSv/h以下
貯蔵状態における周囲温度	最低温度	-20℃
	最高温度	45℃(貯蔵建屋内で貯蔵する場合) 38℃(屋外で貯蔵する場合)
貯蔵状態における貯蔵建屋壁面温度の最高温度(貯蔵建屋内で貯蔵する場合)		65℃
地震力	加速度	水平2300Gal及び鉛直1600Gal
	速度	水平2m/s及び鉛直1.4m/s
津波荷重の算出条件		浸水深10m 流速20m/s 漂流物質量100t 津波による影響を受けない位置に設置する設計
竜巻荷重の算出条件	風速	100m/s
	設計飛来物	型式証明番号C-S E-2110271の第1表のとおり 高浜発電所発電用原子炉設置変更許可申請書第1.7.1表のとおり

(注1) 型式証明番号C-S E-2110271に記載の条件

(注2) 添付書類六の第3.6表における最低気温の極値は-8.8℃

(舞鶴特別地域気象観測所(1977年))

使用済燃料乾式貯蔵容器に収納する使用済燃料の仕様を表 2-1 に、収納位置条件を表 2-2 に示す。使用済燃料乾式貯蔵容器には、運転中のデータ、 SHIPPING 検査等により健全であることを確認した使用済燃料を収納する。

表 2-1 (1/2) MSF-24P(S)型兼用キャスクに収納する使用済燃料集合体の仕様と使用済燃料乾式貯蔵施設における使用済燃料乾式貯蔵容器に収納する使用済燃料集合体の仕様 (17×17 燃料)

項目	MSF-24P(S)型の兼用キャスク (注 1)				使用済燃料乾式貯蔵容器			
	48,000MWd/t 型		39,000MWd/t 型		48,000MWd/t 型		39,000MWd/t 型	
使用済燃料集合体の種類	A 型	B 型	A 型	B 型	A 型	B 型	A 型	B 型
集合体幅	約 214mm				約 214mm			
全長	約 4100mm				約 4100mm			
質量	約 680kg				約 680kg			
初期濃縮度 (集合体平均)	4.2wt%以下		3.7wt%以下		4.2wt%以下		3.7wt%以下	
最高燃焼度 (収納する燃料集合体 1 体の燃焼度の最大値)	48,000MWd/t		39,000MWd/t		46,000MWd/t		39,000MWd/t	
冷却期間	15 年以上	17 年以上	15 年以上	17 年以上	25 年以上			
収納体数	24 体				24 体			
平均燃焼度 (収納する全燃料集合体に対する燃焼度の平均値)	44,000MWd/t 以下				44,000MWd/t 以下			
崩壊熱量	15.8kW 以下				8.8kW 以下			

(注 1) 型式証明番号 C-S E-2110271 に記載の条件

表 2-1 (2/2) MSF-24P(S)型兼用キャスクに収納する使用済燃料集合体の仕様と使用済燃料乾式貯蔵施設における使用済燃料乾式貯蔵容器に収納する使用済燃料集合体の仕様 (15×15 燃料)

項目	MSF-24P(S)型の兼用キャスク (注 1)				使用済燃料乾式貯蔵容器			
	48,000MWd/t 型		39,000MWd/t 型		48,000MWd/t 型		39,000MWd/t 型	
使用済燃料集合体の種類	A 型	B 型	A 型	B 型	A 型	B 型	A 型	B 型
集合体幅	約 214mm				約 214mm			
全長	約 4100mm				約 4100mm			
質量	約 670kg				約 670kg			
初期濃縮度 (集合体平均)	4.1wt%以下		3.5wt%以下		4.1wt%以下		3.5wt%以下	
最高燃焼度 (収納する燃料集合体 1 体の燃焼度の最大値)	48,000MWd/t		39,000MWd/t		46,000MWd/t		39,000MWd/t	
冷却期間	15 年以上	17 年以上	15 年以上	17 年以上	25 年以上			
収納体数	24 体				24 体			
平均燃焼度 (収納する全燃料集合体に対する燃焼度の平均値)	44,000MWd/t 以下				44,000MWd/t 以下			
崩壊熱量	15.8kW 以下				8.8kW 以下			

(注 1) 型式証明番号 C-S E-2110271 に記載の条件

表 2-2 (1/2) 17×17 燃料収納位置

	17×17 燃料 48,000MWd/t 型		17×17 燃料 39,000MWd/t 型	
	燃焼度	冷却期間	燃焼度	冷却期間
		A 型/B 型		A 型/B 型
中央部 (注 1)	46,000MWd/t 以下	25 年以上	39,000MWd/t 以下	25 年以上
外周部 (注 1)	38,000MWd/t 以下	32 年以上	34,000MWd/t 以下	32 年以上

(注 1) 中央部と外周部の配置は型式証明番号 C-S E-2110271 の第 3 図のとおり

表 2-2 (2/2) 15×15 燃料収納位置

	15×15 燃料 48,000MWd/t 型		15×15 燃料 39,000MWd/t 型	
	燃焼度	冷却期間	燃焼度	冷却期間
		A 型/B 型		A 型/B 型
中央部 (注 1)	46,000MWd/t 以下	25 年以上	39,000MWd/t 以下	25 年以上
外周部 (注 1)	38,000MWd/t 以下	32 年以上	33,000MWd/t 以下	32 年以上

(注 1) 中央部と外周部の配置は型式証明番号 C-S E-2110271 の第 3 図のとおり

#### 第 2 項第 1 号について

燃料体等の貯蔵設備は、以下のように設計する。

- イ 使用済燃料乾式貯蔵施設内では、使用済燃料乾式貯蔵容器の蓋部を開放することなく、かつ、内包する放射性物質の閉じ込めを使用済燃料乾式貯蔵容器のみで担保する設計とする。
- ロ 使用済燃料の貯蔵設備は、全炉心燃料の約 130% 相当数の燃料集合体数及びウラン・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設計とする。

また、1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用の使用済燃料乾式貯蔵施設は使用済燃料乾式貯蔵容器 22 基分の燃料集合体数を貯蔵できる容量を有する設計とする。

- ハ 使用済燃料乾式貯蔵容器は、「発電用原子炉施設に係る特定機器の設計の型式証明の変更について（原規規発第 2206025 号）」で型式証明された MSF-24P(S) 型（型式証明番号：C-S E-2110271）の第 16 条第 2 項第 1 号ハの設計方針のとおり設計する。

使用済燃料を使用済燃料乾式貯蔵容器に収納するに当たっては、臨界評価で考慮した因子についての条件又は範囲を逸脱しないことを、あらかじめ確認する。

#### 第 4 項第 1 号について

使用済燃料乾式貯蔵容器は、「発電用原子炉施設に係る特定機器の設

計の型式証明の変更について（原規規発第 2206025 号）」で型式証明された MSF-24P(S)型（型式証明番号：C－S E－2110271）の第 16 条第 4 項第 1 号の設計方針のとおり設計する。

使用済燃料を使用済燃料乾式貯蔵容器に収納するに当たっては、遮蔽機能に関する評価で考慮した使用済燃料の燃焼度に応じた配置の条件又は範囲を逸脱しないことを、あらかじめ確認する。

使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備の損傷によりその遮蔽機能が著しく低下した場合においても、使用済燃料乾式貯蔵容器の遮蔽機能及び配置により、人の居住の可能性のある敷地境界外における実効線量が周辺監視区域外における線量限度を超えない設計とする。

#### 第 4 項第 2 号について

使用済燃料乾式貯蔵容器は、「発電用原子炉施設に係る特定機器の設計の型式証明の変更について（原規規発第 2206025 号）」で型式証明された MSF-24P(S)型（型式証明番号：C－S E－2110271）の第 16 条第 4 項第 2 号の設計方針のとおり設計する。

使用済燃料を使用済燃料乾式貯蔵容器に収納するに当たっては、除熱機能に関する評価で考慮した使用済燃料の燃焼度に応じた配置の条件又は範囲を逸脱しないことを、あらかじめ確認する。

使用済燃料乾式貯蔵容器の周囲温度及び使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備の壁面温度が型式証明された MSF-24P(S)型（型式証明番号：C－S E－2110271）で確認された蓋部が金属部へ衝突しない設置方法、かつ、貯蔵建屋内で貯蔵する場合の最高温度以下となる設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備は、使用済燃料乾式貯蔵容器の除熱機能を阻害しない設計とする。また、使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備の給排気口について、積雪及び降下火砕物による堆積物が給気口下端を超える場合は、排気口が給排気口の役割を果たすことで、給排気口が閉塞しない設計とする。

さらに、使用済燃料乾式貯蔵容器表面温度及び使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備内の雰囲気温度が異常に上昇していないことは、周辺施設で

ある使用済燃料乾式貯蔵容器表面温度計により適切な頻度で監視する設計とする。

#### 第4項第3号について

使用済燃料乾式貯蔵容器は、「発電用原子炉施設に係る特定機器の設計の型式証明の変更について（原規規発第2206025号）」で型式証明されたMSF-24P(S)型（型式証明番号：C-S E-2110271）の第16条第4項第3号の設計方針のとおり設計する。

貯蔵用緩衝体は、使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能を担保する部材が、J S M E 使用済燃料貯蔵施設規格金属キャスク構造規格（2007年版）に規定される供用状態Dの許容基準を満足するために必要な緩衝性能を有する設計とする。

閉じ込め機能の異常に対し、適切な期間内で、使用済燃料乾式貯蔵容器をキャスクピット等へ移送し、修理を行う。また、必要に応じて、収納された使用済燃料の取出し、使用済燃料ピットへの移送、他の使用済燃料乾式貯蔵容器への詰替え等を行う。

貯蔵用緩衝体の主要な構成部材は、設計貯蔵期間中（60年）の温度、放射線等の環境及びその環境下での腐食、クリープ、応力腐食割れ等の経年劣化に対して十分な信頼性のある材料を選定し、健全性を維持する設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器蓋間圧力は、周辺施設である使用済燃料乾式貯蔵容器蓋間圧力計により適切な頻度で監視する設計とする。

## 第二十九条 工場等周辺における直接線等からの防護

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線及びスカイシャイン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

通常運転時において、原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による敷地周辺の空間線量率が、十分に低減（実効線量で1年間当たり50マイクロシーベルト以下となるように）できる設計とする。

具体的には、使用済燃料乾式貯蔵施設を設置しても、使用済燃料乾式貯蔵容器及び使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備の遮蔽機能等により、直接線及びスカイシャイン線による敷地周辺の空間線量率が、実効線量で1年間当たり50マイクロシーベルト以下とできる設計とする。

### 第三十条 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。
- 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

##### 第1項第1号について

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、放射線業務従事者が業務に従事する場所における放射線量を低減できる設計とする。具体的には以下のとおりとする。

使用済燃料乾式貯蔵施設は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」に基づいて管理区域を定めるとともに、通常運転時、保守時等において放射線業務従事者が受ける線量が「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた線量限度を超えないようにし、さらに、放射線業務従事者が業務に従事する場所における放射線量を合理的に達成できる限り低減できるように、遮蔽及び機器の配置を行う設計とする。

なお、遮蔽設計に当たっては、放射線業務従事者の立入り頻度、滞在時間等を考慮して外部放射線に係る設計基準線量率を設け、これを満足するようにする。

##### 第2項について

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る

設計とする。具体的には以下のとおりとする。

使用済燃料乾式貯蔵施設において、放射線被ばくを監視及び管理するための個人管理関係設備を備える設計とする。

### 第3項について

使用済燃料乾式貯蔵施設は、管理区域を設定し、放射線業務従事者が立ち入る場所については、定期的及び必要の都度、サーベイメータによる外部放射線に係る線量当量率の測定を行うとともに、作業場所の入口付近等に線量当量率を表示する。

### 第三十九条 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

##### 第1項第1号について

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については、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、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。

具体的には、地震調査研究推進本部地震調査委員会より公表された「日

本海側の海域活断層の長期評価—兵庫県北方沖～新潟県上越地方沖—（令和6年8月版）」を踏まえても、第4条第3項で規定される基準地震動 $S_s$ に変更がないことを確認する。

#### 第1項第2号について

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については、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、代替する機能を有する設計基準事故対処設備の耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができるように設計する。

具体的には、地震調査研究推進本部地震調査委員会より公表された「日本海側の海域活断層の長期評価—兵庫県北方沖～新潟県上越地方沖—（令和6年8月版）」を踏まえても、第4条第2項で算定される弾性設計用地震動 $S_d$ に変更がないことを確認する。

#### 第1項第3号について

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については、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、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。

具体的には、地震調査研究推進本部地震調査委員会より公表された「日本海側の海域活断層の長期評価—兵庫県北方沖～新潟県上越地方沖—（令和6年8月版）」を踏まえても、第4条第3項で規定される基準地震動 $S_s$ に変更がないことを確認する。

#### 第1項第4号について

特定重大事故等対処施設については、耐震重要度分類のSクラスの施設に適用される静的地震力又は弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるよう、かつ、基準地震動 $S_s$ による地震力に対して、必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計する。

具体的には、地震調査研究推進本部地震調査委員会より公表された「日本海側の海域活断層の長期評価—兵庫県北方沖～新潟県上越地方沖—（令和6年8月版）」を踏まえても、第4条第2項で算定される弾性設計用地震動 $S_d$ 及び第4条第3項で規定される基準地震動 $S_s$ に変更がないことを確認する。

## 第2項について

常設耐震重要重大事故防止設備又は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 $S_s$ による地震力によって生じるおそれがある周辺斜面の崩壊に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない場所に設置する。また、特定重大事故等対処施設については、基準地震動 $S_s$ による地震力によって生じるおそれがある周辺斜面の崩壊に対して、原子炉補助建屋等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の必要な機能を損なわない場所に設置する。

具体的には、地震調査研究推進本部地震調査委員会より公表された「日本海側の海域活断層の長期評価—兵庫県北方沖～新潟県上越地方沖—（令和6年8月版）」を踏まえても、第4条第3項で規定される基準地震動 $S_s$ に変更がないことを確認する。

#### 第四十条 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

重大事故等対処施設については、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、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設計する。また、特定重大事故等対処施設は、基準津波に対して原子炉補助建屋等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設計とする。

具体的には、地震調査研究推進本部地震調査委員会より公表された「日本海側の海域活断層の長期評価―兵庫県北方沖～新潟県上越地方沖―（令和6年8月版）」を踏まえても、第5条1項で規定される基準津波に変更がないことを確認する。

1.12.23 発電用原子炉設置変更許可申請（2024年7月25日申請分）に係る安全設計の方針

1.12.23.1 「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（平成25年6月19日制定）」に対する適合

#### 第四条 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。

#### 適合のための設計方針

##### 第1項について

タービン動補助給水ポンプは、耐震重要度分類をSクラスとして設定した地震力に対しておおむね弾性範囲の設計を行う。

##### 第2項について

タービン動補助給水ポンプは、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が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重要度分類をSクラスに分類し地震力を算定する。

##### 第3項について

タービン動補助給水ポンプは、基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。

基準地震動  $S_s$  による地震力は、基準地震動  $S_s$  を用いて、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定する。

なお、タービン動補助給水ポンプが、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、その安全機能へ影響がないことを

確認する。

## 第八条 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

#### 第1項について

原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器（以下「原子炉の安全停止に必要な機器等」という）に該当するタービン動補助給水ポンプを設置する建屋を火災区域に設定し、火災により原子炉施設の安全性を損なうことのないよう、火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計とする。

#### (1) 火災発生防止

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

タービン動補助給水ポンプは、不燃性又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものである場合若しくは他の安全機能を有する構築物、系統及び機器において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合を除き、不燃性又は難燃性材料を使用した設計とする。

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

落雷や地震により火災が発生する可能性を低減するため、避雷設備を設けるとともに、安全上の重要度に応じた耐震設計を行う。

## (2) 火災感知及び消火

タービン動補助給水ポンプを設置するタービン動補助給水ポンプ室は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し、早期の火災感知及び消火を行えるように異なる種類の感知器を設置する設計とする。

消火設備は、消火器及び消火栓を設置するとともに、タービン動補助給水ポンプ室は、火災発生時に煙の充満により消火活動が困難な場所として、自動消火設備を設置する設計とする。

原子炉の高温停止及び低温停止に係る安全機能を有する構築物、系統及び機器相互の系統分離を行うために設けられた火災区域又は火災区画に設置する自動消火設備は、系統分離に応じた独立性を備えた設計とする。

火災区域又は火災区画の火災感知設備及び消火設備は、安全機能を有する構築物、系統及び機器の耐震クラスに応じて、機能を維持できる設計とする。

## (3) 火災の影響軽減

原子炉の高温停止及び低温停止に係る安全機能を有する構築物、系統及び機器であるタービン動補助給水ポンプを設置する火災区域については、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁として、3時間耐火に設計上必要なコンクリート壁厚である150mm以上の壁厚を有するコンクリート壁又は火災耐久試験により3時間以上の耐火能力を有することを確認した耐火壁によって他の火災区域から分離する設計とする。

火災防護対象機器等は、以下に示すいずれかの要件を満たす設計とする。

- a. 互いに相違する系列の火災防護対象機器等について、互いの系列間が3時間以上の耐火能力を有する隔壁等で分離されていること。
- b. 互いに相違する系列の火災防護対象機器等について、互いの系列間の水平距離が6m以上あり、かつ、火災感知設備及び自動消火設

備が当該火災区域又は火災区画に設置されていること。この場合、水平距離間には仮置きするものを含め可燃性物質が存在しないこと。

- c. 互いに相違する系列の火災防護対象機器等について、互いの系列間が1時間の耐火能力を有する隔壁等で分離されており、かつ、火災感知設備及び自動消火設備が当該火災区画に設置されていること。

## 第2項について

消火設備の破損、誤動作又は誤操作が起きた場合においても、消火設備の消火方法、消火設備の配置設計等を行うことにより、原子炉を安全に停止させるための機能を損なうことのない設計とする。

## 第九条 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。 |
|---|

### 適合のための設計方針

#### 第1項について

タービン動補助給水ポンプや周辺の溢水防護設備は、原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なうことのない設計とする。

## 第十二条 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。
- 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。

### 適合のための設計方針

#### 第1項について

安全施設であるタービン動補助給水ポンプは、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」に基づき、それが果たす安全機能の性質に応じて分類し、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とする。

#### 第3項について

安全施設であるタービン動補助給水ポンプの設計条件を設定するに当たっては通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に予想又は想定される圧力、温度、湿度、放射線量等各種の環境条件を考慮し十分安全側の条件を与えることにより、劣化等に対しても十分な余裕を持って機能維持が可能な設計とする。

#### 第4項について

安全施設であるタービン動補助給水ポンプは、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、必要性及びプラントに与える影響を考慮して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。

#### 第5項について

安全施設であるタービン動補助給水ポンプは、蒸気タービン、ポンプその他の高速回転機器又は配管の損壊に伴う飛散物によりその機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

また、タービン動補助給水ポンプに蒸気加減弁を設けることにより、運転中に回転速度が定格回転速度を超過した場合においても、定格回転速度以下に制御できる設計とし、過速度に起因する機器の損壊を防止する。

さらに、万一タービンの破損を想定した場合でも、タービン羽根等の飛散物によって安全施設の機能が損なわれる可能性を極めて低くする設計とする。

以上の考慮により、安全施設は飛散物により安全性を損なうことのない設計とする。

## 第十四条 全交流動力電源喪失対策設備

- 1 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

#### 第1項について

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約 30 分間、原子炉停止系の動作により原子炉を安全に停止し、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及び主蒸気安全弁の動作により一定時間冷却を行えるとともに原子炉格納容器の健全性を確保するための工学的安全施設が動作することができるよう、制御電源の確保等これらの設備に必要な容量を有する蓄電池（安全防護系用）を設ける設計とする。

具体的には、タービン動補助給水ポンプ取替えを実施しても、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約 30 分間、原子炉停止系の動作により原子炉を安全に停止し、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及び主蒸気安全弁の動作により一定時間冷却を行えるとともに原子炉格納容器の健全性を確保するための工学的安全施設が動作することができるよう、制御電源の確保等これらの設備に必要な容量を有する蓄電池（安全防護系用）を設ける設計とする。

### 第三十九条 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。

#### 適合のための設計方針

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

#### 第1項第1号について

常設耐震重要重大事故防止設備であるタービン動補助給水ポンプは、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設計とする。

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

また、タービン動補助給水ポンプが、Bクラス及びCクラスの施設、常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設、可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備のいずれにも属さない常設の重大事故等対処施設の波及的影響によって、重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないように設計する。

## 第四十一条 火災による損傷の防止

- |   |
|---|
| <p>1 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。</p> |
|---|

### 適合のための設計方針

#### 第1項について

重大事故等対処施設であるタービン動補助給水ポンプを設置する建屋を火災区域に設定し、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わないよう、火災発生防止、火災感知及び消火の措置を講じる設計とする。

#### (1) 火災発生防止

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

タービン動補助給水ポンプは、不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するものである場合若しくは他の重大事故等対処施設、設計基準事故対処設備において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合を除き、不燃性材料又は難燃性材料を使用した設計とする。

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

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

#### (2) 火災の感知及び消火

タービン動補助給水ポンプを設置するタービン動補助給水ポンプ室は、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し、早期の火災感知及び消火を行えるように異なる種類の感知器を

設置する設計とする。

消火設備は、消火器及び消火栓を設置するとともに、タービン動補助給水ポンプ室は、火災発生時に煙の充満により消火活動が困難な場所として、自動消火設備を設置する設計とする。

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

### (3) 消火設備の破損、誤動作又は誤操作について

消火設備の破損、誤動作又は誤操作が起きた場合においても、消火設備の消火方法、消火設備の配置設計等を行うことにより、重大事故等に対処する機能を損なうことのない設計とする。

#### 第四十三条 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。
  - 五 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。
- 2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。
  - 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。

#### 適合のための設計方針

##### (1) 多様性、位置的分散、悪影響防止等

###### a. 悪影響の防止（第1項 第五号）

タービン動補助給水ポンプは、発電用原子炉施設（他号炉を含む。）内の他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

##### (2) 容量等

###### a. 常設重大事故等対処設備の容量等（第2項 第一号）

タービン動補助給水ポンプは、想定される重大事故等の収束において必要な容量を有する設計とする。

##### (3) 環境条件等

a. 環境条件（第1項 第一号）

タービン動補助給水ポンプは、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。

また、タービン動補助給水ポンプは、海水の使用を想定し、海水影響を考慮した設計とする。

(4) 操作性及び試験・検査性

a. 操作性の確保（第1項 第二号）

想定される重大事故等が発生した場合においても、タービン動補助給水ポンプを確実に起動できるよう、手順書の整備並びに教育及び訓練による模擬操作を行う。

手順に定めた操作を確実なものとするため、操作環境として、重大事故等時の環境条件に対し、操作場所での操作が可能な設計とする。

b. 試験・検査等（第1項 第三号）

タービン動補助給水ポンプは、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必要な箇所の保守点検、試験又は検査を実施できるよう、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮した配置、必要な空間等を備える設計とし、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする設計とする。

これらの試験及び検査については、使用前事業者検査及び定期事業者検査の法定検査を実施できることに加え、保全プログラムに基づく点検及び日常点検の保守点検内容を考慮して設計するものとする。

機能・性能の確認においては、系統試験及び漏えい確認が可能な設計とし、系統試験において試験及び検査ができるテストラインを設置する。

第四十五条 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

- 1 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

第1項について

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、原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却）として、復水タンクを水源としたタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器に注水するため、現場での人力によるタービン動補助給水ポンプ起動弁の操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復し、蒸気発生器2次側による炉心冷却によって、1次冷却系統の十分な減圧及び冷却ができる設計とし、その期間内に1次冷却系統の減圧対策及び低圧時の冷却対策が可能な時間的余裕をとれる設計とする。

#### 第四十六条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

- 1 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

##### 第1項について

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

加圧器逃がし弁の故障により1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却）として、復水タンクを水源としたタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ注水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器2次側での炉心冷却による1次冷却系統の減圧を行う設計とする。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（補助給水ポンプの機能回復）として、復水タンクを水源としたタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器に注水するため、現場での人力によるタービン動補助給水ポンプ起動弁の操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復し、蒸気発生器2次側による炉心冷却によって、1次冷却系統の十分な減圧及び冷却ができる設計とし、その期間内に1次冷却系統の減圧対策及び低圧時の冷却対策が可能な時間的余裕をとれる設計とする。

## 第五十七条 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

#### 第1項及び第2項について

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所内常設蓄電式直流電源設備（蓄電池（安全防護系用）及び3系統目の所内常設直流電源設備（蓄電池（3系統目））を設ける設計とする。

具体的には、タービン動補助給水ポンプ取替えを実施しても、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所内常設蓄電式直流電源設備（蓄電池（安全防護系用）及び3系統目の所内常設直流電源設備（蓄電池（3系統目））を設ける設計とする。

第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(1/29)

第43条 重大事故等対処設備

設備(装置・装置)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
		設備	耐震重要度 分類		可 用 可 用	設備分類
ブルドーザ	アクセスートの確保	—	—	可 用	可搬型重大事故等対処設備	—
編組ショベル				可 用	可搬型重大事故等対処設備	—

第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(2/29)

第44条 緊急停止失敗時に高電圧原子炉を未臨界にするための設備

設備(装置・装置)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備				
		設備	耐震重要度分類		設備分類	重大事故等クラス			
ATWS緩和設備	原子炉出力抑制 (自動)	制御棒クラスタ、 原子炉トリップシヤ装置、 原子炉保護系ロジック盤、 安全保護系プロセス計装、 原子炉炉計装	S	常設	常設耐震直営重大事故防止設備	—			
主蒸気隔離弁				常設	常設耐震直営重大事故防止設備	SA-2			
電動補助給水ポンプ				常設	常設耐震直営重大事故防止設備	SA-2			
タービン動機補助給水ポンプ				常設	常設耐震直営重大事故防止設備	SA-2			
減水タンク				常設	常設耐震直営重大事故防止設備	SA-2			
主蒸気過熱し弁				常設	常設耐震直営重大事故防止設備	SA-2			
主蒸気安全弁				常設	常設耐震直営重大事故防止設備	SA-2			
加圧器過熱し弁				常設	常設耐震直営重大事故防止設備	SA-2			
加圧器安全弁				常設	常設耐震直営重大事故防止設備	SA-2			
蒸気発生器				常設	常設耐震直営重大事故防止設備	SA-2			
主蒸気管				常設	常設耐震直営重大事故防止設備	SA-2			
原子炉トリップスイッチ				手動による原子炉 緊急停止	原子炉保護系ロジック盤、 安全保護系プロセス計装、 原子炉炉計装	S	常設	常設耐震直営重大事故防止設備	—
制御棒クラスタ	常設	常設耐震直営重大事故防止設備	—						
原子炉トリップシヤ装置	常設	常設耐震直営重大事故防止設備	—						
主蒸気隔離弁	原子炉出力抑制 (手動)	制御棒クラスタ、 原子炉トリップシヤ装置、 原子炉保護系ロジック盤、 安全保護系プロセス計装、 原子炉炉計装	S	常設	常設耐震直営重大事故防止設備	SA-2			
電動補助給水ポンプ				常設	常設耐震直営重大事故防止設備	SA-2			
タービン動機補助給水ポンプ				常設	常設耐震直営重大事故防止設備	SA-2			
減水タンク				常設	常設耐震直営重大事故防止設備	SA-2			
主蒸気過熱し弁				常設	常設耐震直営重大事故防止設備	SA-2			
主蒸気安全弁				常設	常設耐震直営重大事故防止設備	SA-2			
加圧器過熱し弁				常設	常設耐震直営重大事故防止設備	SA-2			
加圧器安全弁				常設	常設耐震直営重大事故防止設備	SA-2			
蒸気発生器				常設	常設耐震直営重大事故防止設備	SA-2			
主蒸気管				常設	常設耐震直営重大事故防止設備	SA-2			
12号タンク				12号水投入	制御棒クラスタ、 原子炉トリップシヤ装置、 原子炉保護系ロジック盤、 安全保護系プロセス計装、 原子炉炉計装	S	常設	常設耐震直営重大事故防止設備	SA-2
12号ポンプ							常設	常設耐震直営重大事故防止設備	SA-2
緊急12号水補給弁	常設	常設耐震直営重大事故防止設備	SA-2						
充てん/高圧投入ポンプ	常設	常設耐震直営重大事故防止設備	SA-2						
再生熱交換器	常設	常設耐震直営重大事故防止設備	SA-2						
12号フィルタ	常設	常設耐震直営重大事故防止設備	SA-2						
燃料取替用タンク	常設	常設耐震直営重大事故防止設備	SA-2						
12号投入タンク	常設	常設耐震直営重大事故防止設備	SA-2						

第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(3/29)

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

設備名称(系統)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対応設備		設備種別	重大事故等対処設備		
		設備	耐震重要度分類		設備分類	重大事故等クラス	
高圧蒸気発生ポンプ	1次系のフィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、蒸気タンク、主蒸気過熱器	S	高圧	高圧耐震重要重大事故防止設備	SA-2	
加圧蒸気過熱器				高圧	高圧耐震重要重大事故防止設備	SA-2	
燃料冷却器用水タンク				高圧	高圧耐震重要重大事故防止設備	SA-2	
圧力調整タンク				高圧	高圧耐震重要重大事故防止設備	SA-2	
低圧蒸気発生ポンプ				高圧	高圧耐震重要重大事故防止設備	-	
低圧蒸気発生ポンプスクリーン				高圧	高圧耐震重要重大事故防止設備	SA-2	
冷却水ポンプ				高圧	高圧耐震重要重大事故防止設備	SA-2	
冷却水ポンプ駆動機				高圧	高圧耐震重要重大事故防止設備	SA-2	
タービン動補助給水ポンプ	補助給水ポンプの機能回復	タービン動補助給水ポンプ 直交電源	S	高圧	高圧耐震重要重大事故防止設備	SA-2	
タービン動補助給水ポンプ駆動機				高圧	高圧耐震重要重大事故防止設備	SA-2	
蒸気タンク				高圧	高圧耐震重要重大事故防止設備	SA-2	
蒸気発生器				高圧	高圧耐震重要重大事故防止設備	SA-2	
主蒸気過熱器				高圧	高圧耐震重要重大事故防止設備	SA-2	
主蒸気管				高圧	高圧耐震重要重大事故防止設備	SA-2	
タービン動補助給水ポンプ				電動補助給水ポンプ 全交直動力電源	S	高圧	高圧耐震重要重大事故防止設備
電動補助給水ポンプ		高圧	高圧耐震重要重大事故防止設備			SA-2	
蒸気タンク		高圧	高圧耐震重要重大事故防止設備			SA-2	
蒸気発生器		高圧	高圧耐震重要重大事故防止設備			SA-2	
主蒸気過熱器		高圧	高圧耐震重要重大事故防止設備			SA-2	
主蒸気管		高圧	高圧耐震重要重大事故防止設備			SA-2	
主蒸気管		主蒸気過熱器の機能回復	主蒸気過熱器、全交直動力電源(制御用空気)、直交電源			S	高圧
蒸気タンク		蒸気発生	蒸気タンク、蒸気タンク出口弁	S	高圧	高圧耐震重要重大事故防止設備	SA-2
蒸気タンク出口弁	高圧				高圧耐震重要重大事故防止設備	SA-2	

第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(4/29)

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

設備名称(名称)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対応設備		設備種別	重大事故等対応設備				
		設備	耐震重要度 分類		設備分類	重大事故等 クラス			
加圧給湯がし弁	1次系のフィード アンドブリード	電動補助給水ポンプ、 タービン駆動補助給水ポンプ、 復水タンク、 土壌気泡がし弁	S	有効	有効耐震重要度重大事故防止設備	SA-2			
定圧/高圧圧入ポンプ				有効	有効耐震重要度重大事故防止設備	SA-2			
燃料取扱用タンク				有効	有効耐震重要度重大事故防止設備	SA-2			
2次系圧入タンク				有効	有効耐震重要度重大事故防止設備	SA-2			
格納容器再循環タンク				有効	有効耐震重要度重大事故防止設備	-			
格納容器再循環タンクスクリーン				有効	有効耐震重要度重大事故防止設備	SA-2			
冷却給湯ポンプ				有効	有効耐震重要度重大事故防止設備	SA-2			
冷却給湯圧入装置				有効	有効耐震重要度重大事故防止設備	SA-2			
電動補助給水ポンプ				蒸気発生器2次側による 炉心冷却 (圧水)	加圧給湯がし弁	S	有効	有効耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
タービン駆動補助給水ポンプ							有効	有効耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
復水タンク	有効	有効耐震重要度重大事故防止設備	SA-2						
蒸気発生器	有効	有効耐震重要度重大事故防止設備	SA-2						
土壌気泡がし弁	蒸気発生器2次側による 炉心冷却 (蒸気抽出)	加圧給湯がし弁	S	有効	有効耐震重要度重大事故防止設備	SA-2			
土壌気管				有効	有効耐震重要度重大事故防止設備	SA-2			
タービン駆動補助給水ポンプ	補助給水ポンプの 機能回復	タービン駆動補助給水ポンプ 直流電源	S	有効	有効耐震重要度重大事故防止設備	SA-2			
タービン駆動補助給水ポンプ駆動弁				有効	有効耐震重要度重大事故防止設備	SA-2			
復水タンク				有効	有効耐震重要度重大事故防止設備	SA-2			
蒸気発生器				有効	有効耐震重要度重大事故防止設備	SA-2			
土壌気泡がし弁				有効	有効耐震重要度重大事故防止設備	SA-2			
土壌気管				有効	有効耐震重要度重大事故防止設備	SA-2			
タービン駆動補助給水ポンプ				電動補助給水ポンプ 全交流動力電源	S	有効	有効耐震重要度重大事故防止設備	SA-2	
電動補助給水ポンプ		有効	有効耐震重要度重大事故防止設備			SA-2			
復水タンク		有効	有効耐震重要度重大事故防止設備			SA-2			
蒸気発生器		有効	有効耐震重要度重大事故防止設備			SA-2			
土壌気泡がし弁		有効	有効耐震重要度重大事故防止設備			SA-2			
土壌気管		有効	有効耐震重要度重大事故防止設備			SA-2			
土壌気泡がし弁		土壌気泡がし弁の 機能回復	土壌気泡がし弁、 全交流電源(扇形空気)、 直流電源			S	有効	有効耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
土壌気管				有効	有効耐震重要度重大事故防止設備		SA-2		
可搬型バッチャリ(加圧給湯がし弁作動用)	加圧給湯がし弁の 機能回復	加圧給湯がし弁、 全交流電源(扇形空気)、 直流電源	S	可搬	可搬型重大事故等対応設備	SA-3			
可搬型空気圧縮機(加圧給湯がし弁作動用)				可搬	可搬型重大事故等対応設備	SA-3			
可搬型バッチャリ(加圧給湯がし弁用)				可搬	可搬型重大事故等対応設備	-			
加圧給湯がし弁	加圧給湯がし弁に よる1次冷却材系統の 減圧	-	-	有効	有効重大事故種別設備	SA-2			

### 第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(5/29)

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

設備(名称・数量)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対応設備		設備種別	重大事故等対応設備	
		設備	耐震重要度分類		設備分類	重大事故等クラス
主蒸気透かし弁	1次冷却材系統の減圧 (熱気相も液体相を減圧)	主蒸気透かし弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
加圧器透かし弁		加圧器透かし弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
主蒸気透かし弁	1次冷却材系統の減圧 (シナテム/シナテムLOCA)	主蒸気透かし弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
加圧器透かし弁		加圧器透かし弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
余熱除去ポンプ入口弁	余熱除去系統の保圧 (シナテム/シナテムLOCA)	余熱除去ポンプ入口弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
蓄圧タンク	蓄圧保入	蓄圧タンク、蓄圧タンク出口弁	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
蓄圧タンク出口弁				常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2

### 第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(6/29)

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

設備名称(表紙)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
		設備	設備重要度分類		設備分類	重大事故等クラス
A格納容器スプレイング	代替炉心注水	余熱除去ポンプ、 充てん/高圧注入ポンプ、 燃料取替用ポンプ、 格納容器再循環サブシステム	S	常設	常設耐震重要度大事故防止設備	SA-2
ほろ代炉心注水ポンプ				常設	常設耐震重要度大事故防止設備	SA-2
燃料取替用ポンプ				常設	常設耐震重要度大事故防止設備	SA-2
還水ポンプ				常設	常設耐震重要度大事故防止設備	SA-2
燃料取替用ポンプ補助用 排送ポンプ				常設	常設耐震重要度大事故防止設備	SA-2
A格納容器スプレイング				常設	常設耐震重要度大事故防止設備	SA-2
可搬式代替炉心注水ポンプ	代替炉心注水	余熱除去ポンプ、 充てん/高圧注入ポンプ、 燃料取替用ポンプ、 格納容器再循環サブシステム	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
電源車 (可搬式代替炉心注水ポンプ用)				可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
仮設給立式水櫃				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
送水車				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
A格納容器スプレイング	代替再循環運転	余熱除去ポンプ、 余熱除去ポンプ、 余熱除去ポンプ 格納容器再循環サブシステム	S	常設	常設耐震重要度大事故防止設備	SA-2
A格納容器スプレイング				常設	常設耐震重要度大事故防止設備	SA-2
A格納容器スプレイング格納容器 再循環サブシステム入口隔離弁				常設	常設耐震重要度大事故防止設備	SA-2
格納容器再循環サブ				常設	常設耐震重要度大事故防止設備	—
格納容器再循環サブシステム				常設	常設耐震重要度大事故防止設備	SA-2
充てん/高圧注入ポンプ	炉心注水	格納容器再循環 サブシステム	S	常設	常設耐震重要度大事故防止設備	SA-2
燃料取替用ポンプ				常設	常設耐震重要度大事故防止設備	SA-2
還水ポンプ				常設	常設耐震重要度大事故防止設備	SA-2
再生熱交換器				常設	常設耐震重要度大事故防止設備	SA-2
ほろ炉心注水ポンプ				常設	常設耐震重要度大事故防止設備	SA-2
ほろ代炉心注水ポンプ	代替炉心注水	全文機動力電源 原子炉補給冷却水系	S	常設	常設耐震重要度大事故防止設備	SA-2
充てん/高圧注入ポンプ				常設	常設耐震重要度大事故防止設備	SA-2
燃料取替用ポンプ				常設	常設耐震重要度大事故防止設備	SA-2
還水ポンプ				常設	常設耐震重要度大事故防止設備	SA-2
燃料取替用ポンプ補助用 排送ポンプ				常設	常設耐震重要度大事故防止設備	SA-2
再生熱交換器				常設	常設耐震重要度大事故防止設備	SA-2
可搬式代替炉心注水ポンプ	代替炉心注水	全文機動力電源 原子炉補給冷却水系	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
電源車 (可搬式代替炉心注水ポンプ用)				可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
仮設給立式水櫃				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
送水車				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3

### 第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(7/29)

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

設備名称(表記)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備種別	重大事故等対処設備	
		設備	設備重要度 分類		設備分類	重大事故等 クラス
D余熱除去ポンプ	代替再循環運転	全交流動力電源 原子炉補給冷却水系	S	常設	常設新設重要度重大事故防止設備	SA-2
C充てん/高圧注入ポンプ				常設	常設新設重要度重大事故防止設備	SA-2
大容量ポンプ				可設	可設型重大事故等対処設備	SA-3
格納容器再循環ポンプ				常設	常設新設重要度重大事故防止設備	—
格納容器再循環ポンプスクリーン				常設	常設新設重要度重大事故防止設備	SA-2
D余熱除去冷却器				常設	常設新設重要度重大事故防止設備	SA-2
はり線注入ポンプ				常設	常設新設重要度重大事故防止設備	SA-2
A、D層水スプレーナ				常設	常設新設重要度重大事故防止設備	SA-2
A、D原子炉補給冷却水冷却器				常設	常設新設重要度重大事故防止設備	SA-2
格納容器スプレーポンプ				格納容器水取り (格納容器スプレー、 代替格納容器スプレー)	—	—
格納容器圧注水ポンプ	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2			
格納容器取水ポンプ	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2			
還水ポンプ	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2			
格納容器取水ポンプ補助用 戻送ポンプ	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2			
格納容器スプレー冷却器	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2			
可設型代替圧注水ポンプ	格納容器水取り (格納容器スプレー、 代替格納容器スプレー)	—	—			
電源車 (可設型代替圧注水ポンプ用)				可設	可設型重大事故等対処設備	—
仮設鎮圧式水櫃				可設	可設型重大事故等対処設備	SA-3
送水車				可設	可設型重大事故等対処設備	SA-3
電動補助給水ポンプ	蒸気発生器2台側による 炉心冷却 (圧水)	余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器	S	常設	常設新設重要度重大事故防止設備	SA-2
タービン駆動補助給水ポンプ				常設	常設新設重要度重大事故防止設備	SA-2
還水ポンプ				常設	常設新設重要度重大事故防止設備	SA-2
蒸気発生器				常設	常設新設重要度重大事故防止設備	SA-2
土庫気送出し弁	蒸気発生器2台側による 炉心冷却 (蒸気排出)	余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器	S	常設	常設新設重要度重大事故防止設備	SA-2
土庫気管				常設	常設新設重要度重大事故防止設備	SA-2
電動補助給水ポンプ	蒸気発生器2台側による 炉心冷却 (圧水)	全交流動力電源	S	常設	常設新設重要度重大事故防止設備	SA-2
タービン駆動補助給水ポンプ				常設	常設新設重要度重大事故防止設備	SA-2
還水ポンプ				常設	常設新設重要度重大事故防止設備	SA-2
蒸気発生器				常設	常設新設重要度重大事故防止設備	SA-2

第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(8/29)

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

設備名称(名称)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対応設備		設備種別	重大事故等対応設備	
		設備	設備重要度分類		設備分類	重大事故等クラス
主蒸気透かし弁	蒸気発生器2台側による炉心冷却(蒸気放出)	全交直動力電源	5	常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
主蒸気管				常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
充てん/高圧注入ポンプ	炉心注水	余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器	5	常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
燃料取替用ポンプ				常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
還水ポンプ				常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
蓄圧タンク				常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
再生熱交換器				常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
A格納容器スプレイポンプ	代替炉心注水	余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器	5	常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
低圧代替炉心注水ポンプ				常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
燃料取替用ポンプ				常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
還水ポンプ				常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
燃料取替用ポンプ補助用移送ポンプ				常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
A格納容器スプレイ冷却器				常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
可搬式代替炉心注水ポンプ	代替炉心注水	余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器	5	可搬	可搬型重大事故等対応設備	SA-3
電源車 (可搬式代替炉心注水ポンプ用)				可搬	可搬型重大事故等対応設備	—
仮設簡立式水櫃				可搬	可搬型重大事故等対応設備	SA-3
送水車				可搬	可搬型重大事故等対応設備	SA-3
A格納容器スプレイポンプ	RSDP	余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器	5	常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
A格納容器スプレイ冷却器				常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
格納容器再循環ポンプ				常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	—
格納容器再循環ポンプスクリーン				常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
電動補助給水ポンプ	蒸気発生器2台側による炉心冷却(注水)	余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器	5	常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
タービン駆動補助給水ポンプ				常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
還水ポンプ				常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
蒸気発生器				常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
主蒸気透かし弁	蒸気発生器2台側による炉心冷却(蒸気放出)	余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器	5	常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
主蒸気管				常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
蓄圧タンク	代替炉心注水	全交直動力電源 原子炉補給冷却水系	5	常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
低圧代替炉心注水ポンプ				常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
充てん/高圧注入ポンプ				常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
燃料取替用ポンプ				常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
還水ポンプ				常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
燃料取替用ポンプ補助用移送ポンプ				常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
再生熱交換器				常設	蒸気発生器重要度重大事故防止設備	SA-2
可搬式代替炉心注水ポンプ				代替炉心注水	全交直動力電源 原子炉補給冷却水系	5
電源車 (可搬式代替炉心注水ポンプ用)	可搬	可搬型重大事故等対応設備	—			
仮設簡立式水櫃	可搬	可搬型重大事故等対応設備	SA-3			
送水車	可搬	可搬型重大事故等対応設備	SA-3			

第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(9/29)

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

設備(装置・装置)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対応設備		設備種別	重大事故等対応設備				
		設備	耐震重要度 分類		事故 可避	設備分類	重大事故等 クラス		
B冷却ポンプ	代替再循環運転	全交流動力電源 原子炉補償冷却水系	S	有誤	有誤耐震重要重大事故防止設備	SA-2			
C充てん/高圧注入ポンプ				有誤	有誤耐震重要重大事故防止設備	SA-2			
大容量ポンプ				可避	可避型重大事故等対応設備	SA-3			
燃料芯管再循環ポンプ				有誤	有誤耐震重要重大事故防止設備	—			
燃料芯管再循環ポンプスクリーン				有誤	有誤耐震重要重大事故防止設備	SA-2			
D冷却ポンプ冷却器				有誤	有誤耐震重要重大事故防止設備	SA-2			
H2線注入ポンプ				有誤	有誤耐震重要重大事故防止設備	SA-2			
A、D給水ストレーナ				有誤	有誤耐震重要重大事故防止設備	SA-2			
A、D原子炉補償冷却水冷却器				有誤	有誤耐震重要重大事故防止設備	SA-2			
電動補助給水ポンプ	蒸気発生器2次側による炉心冷却 (圧水)	全交流動力電源	S	有誤	有誤耐震重要重大事故防止設備	SA-2			
タービン動機補助給水ポンプ				有誤	有誤耐震重要重大事故防止設備	SA-2			
減水タンク				有誤	有誤耐震重要重大事故防止設備	SA-2			
蒸気発生器				有誤	有誤耐震重要重大事故防止設備	SA-2			
主蒸気送りがし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却 (蒸気放出)	全交流動力電源	S	有誤	有誤耐震重要重大事故防止設備	SA-2			
主蒸気管				有誤	有誤耐震重要重大事故防止設備	SA-2			
充てん/高圧注入ポンプ	炉心注水	— (燃料炉心の低下避脱・防止)	—	有誤	有誤重大事故緩和設備	SA-2			
冷却ポンプ				有誤	有誤重大事故緩和設備	SA-2			
燃料芯管用水タンク				有誤	有誤重大事故緩和設備	SA-2			
H2線ポンプ				有誤	有誤重大事故緩和設備	SA-2			
H2線タンク				有誤	有誤重大事故緩和設備	SA-2			
減水タンク				有誤	有誤重大事故緩和設備	SA-2			
H2線フィルタ				有誤	有誤重大事故緩和設備	SA-2			
再生熱交換器				有誤	有誤重大事故緩和設備	SA-2			
H2線注入ポンプ				有誤	有誤重大事故緩和設備	SA-2			
冷却ポンプ冷却器				有誤	有誤重大事故緩和設備	SA-2			
A燃料芯管スプレーポンプ				代替炉心注水	— (燃料炉心の低下避脱・防止)	—	有誤	有誤重大事故緩和設備	SA-2
燃料代管低圧注水ポンプ							有誤	有誤重大事故緩和設備	SA-2
燃料芯管用水タンク							有誤	有誤重大事故緩和設備	SA-2
減水タンク	有誤	有誤重大事故緩和設備	SA-2						
燃料芯管用水タンク補給用 配管ポンプ	有誤	有誤重大事故緩和設備	SA-2						
A燃料芯管スプレー冷却器	有誤	有誤重大事故緩和設備	SA-2						

第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(10/29)

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

設備(名称・数量)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対処設備		設備種別 事故 可避	重大事故等対処設備	
		設備	設備重要度 分類		設備分類	重大事故等 クラス
100%代替低圧注水ポンプ	代替炉心注水	— (炉心炉心の低下遊走・停止)	—	事故 可避	事故重大事故対処設備	SA-2
既定てん/高圧流入ポンプ					事故重大事故対処設備	SA-2
燃料取替用注水タンク					事故重大事故対処設備	SA-2
注水タンク					事故重大事故対処設備	SA-2
燃料取替用注水タンク補給用 移送ポンプ					事故重大事故対処設備	SA-2
再生熱交換器					事故重大事故対処設備	SA-2

第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(11/29)

第43条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

設備(装置・装置)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対応設備		設備種別	重大事故等対応設備	
		設備	耐震重要度分類		設備分類	重大事故等クラス
電動補助給水ポンプ	蒸気発生器2次側による炉心冷却(圧水)	海水ポンプ、原子炉補給冷却水ポンプ	S	常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
タービン駆動補助給水ポンプ				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
戻水タンク				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
蒸気発生器				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
主蒸気送りし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	海水ポンプ、原子炉補給冷却水ポンプ	S	常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
主蒸気管				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
A、D格納容器再循環ヘックト	格納容器内自然対流冷却	海水ポンプ、原子炉補給冷却水ポンプ	S	常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
大容量ポンプ				可設	可設型重大事故等対応設備	SA-3
A、D海水ストレーナ				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
A原子炉補給冷却水冷却器				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
大容量ポンプ	代替補給冷却	海水ポンプ、原子炉補給冷却水ポンプ	S	可設	可設型重大事故等対応設備	SA-3
D冷却停止ポンプ				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
C充てん/高圧注入ポンプ				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
A、D海水ストレーナ				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
A、D原子炉補給冷却水冷却器				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
電動補助給水ポンプ	蒸気発生器2次側による炉心冷却(圧水)	全交流動力電源	S	常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
タービン駆動補助給水ポンプ				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
戻水タンク				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
蒸気発生器				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
主蒸気送りし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	全交流動力電源	S	常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
主蒸気管				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
A、D格納容器再循環ヘックト	格納容器内自然対流冷却	全交流動力電源	S	常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
大容量ポンプ				可設	可設型重大事故等対応設備	SA-3
A、D海水ストレーナ				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
A原子炉補給冷却水冷却器				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
大容量ポンプ	大容量ポンプによる代替補給冷却	全交流動力電源	S	可設	可設型重大事故等対応設備	SA-3
D冷却停止ポンプ				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
C充てん/高圧注入ポンプ				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
A、D海水ストレーナ				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
A、D原子炉補給冷却水冷却器				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2

第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(12/29)

第40条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

設備名称(名称)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対応設備		設備種別	重大事故等対応設備	
		設備	設備重要度分類		設備分類	重大事故等クラス
A、D格納容器再循環コック	格納容器内 自然対流冷却	格納容器スプレーポンプ、 格納容器スプレー冷却器、 格納容器スプレーポンプ 格納容器再循環ポンプ側 入口隔離弁	S	常設	常設格納容器重大事故防止設備	SA-2
A、B、C原子炉補機冷却水ポンプ				常設	常設格納容器重大事故防止設備	SA-2
A、D原子炉補機冷却水冷却器				常設	常設格納容器重大事故防止設備	SA-2
原子炉補機冷却水サージタンク				常設	常設格納容器重大事故防止設備	SA-2
流量ポンプ(原子炉補機冷却水 サージタンク配管側)				可動	可動型重大事故等対応設備	SA-3
降水ポンプ				常設	常設格納容器重大事故防止設備	SA-2
降水スプレーナ				常設	常設格納容器重大事故防止設備	SA-2
低放射能低圧注水ポンプ				代替格納容器 スプレー	格納容器スプレーポンプ、 燃料取替用水ポンプ	S
燃料取替用水ポンプ	常設	常設格納容器重大事故防止設備	SA-2			
送水ポンプ	常設	常設格納容器重大事故防止設備	SA-2			
燃料取替用水ポンプ補助用 送水ポンプ	常設	常設格納容器重大事故防止設備	SA-2			
低放射能低圧注水ポンプ	代替格納容器 スプレー	全交流動力電源、 原子炉補機冷却水設備	S	常設	常設格納容器重大事故防止設備	SA-2
燃料取替用水ポンプ				常設	常設格納容器重大事故防止設備	SA-2
送水ポンプ				常設	常設格納容器重大事故防止設備	SA-2
燃料取替用水ポンプ補助用 送水ポンプ				常設	常設格納容器重大事故防止設備	SA-2
A、D格納容器再循環コック	格納容器内 自然対流冷却	全交流動力電源、 原子炉補機冷却水設備	S	常設	常設格納容器重大事故防止設備	SA-2
大容量ポンプ				可動	可動型重大事故等対応設備	SA-3
A、D降水スプレーナ				常設	常設格納容器重大事故防止設備	SA-2
A原子炉補機冷却水冷却器				常設	常設格納容器重大事故防止設備	SA-2
A、D格納容器再循環コック	格納容器内 自然対流冷却	格納容器スプレーポンプ、 燃料取替用水ポンプ	S	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
A、B、C原子炉補機冷却水ポンプ				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
A、D原子炉補機冷却水冷却器				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉補機冷却水サージタンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
流量ポンプ(原子炉補機冷却水 サージタンク配管側)				可動	可動型重大事故等対応設備	SA-3
降水ポンプ				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
降水スプレーナ				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
低放射能低圧注水ポンプ				代替格納容器 スプレー	格納容器スプレーポンプ、 燃料取替用水ポンプ	S
燃料取替用水ポンプ	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2			
送水ポンプ	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2			
燃料取替用水ポンプ補助用 送水ポンプ	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2			
可動式代替低圧注水ポンプ	可動	可動型重大事故等対応設備	SA-3			
電源車 (可動式代替低圧注水ポンプ用)	可動	可動型重大事故等対応設備	-			
低放射能立式水櫃	可動	可動型重大事故等対応設備	SA-3			
送水車	可動	可動型重大事故等対応設備	SA-3			

第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(13/29)

第40条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

設備名称(表記)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対応設備		設備種別	重大事故等対応設備	
		設備	設備重要度 分類		設備分類	重大事故等 クラス
復元代替低圧注水ポンプ	代替格納容器 スプレー	全交流動力電源、 原子炉補機冷却水設備	S	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料冷却用注水ポンプ				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
送水ポンプ				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料冷却用注水ポンプ補助用 送水ポンプ				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
可搬式代替低圧注水ポンプ				可搬	可搬型重大事故等対応設備	SA-3
電源車 (可搬式代替低圧注水ポンプ用)				可搬	可搬型重大事故等対応設備	-
復元用立式水櫃				可搬	可搬型重大事故等対応設備	SA-3
送水車				可搬	可搬型重大事故等対応設備	SA-3
A、B格納容器再循環ユニット				格納容器内 自然対流冷却	全交流動力電源、 原子炉補機冷却水設備	S
大容量ポンプ	可搬	可搬型重大事故等対応設備	SA-3			
A、B補水スプレー	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2			
A原子炉補機冷却水冷却器	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2			

第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(14/29)

第50条 原子炉格納容器の過圧破壊を防止するための設備

設備名称(名称)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対応設備		設備種別	重大事故等対応設備	
		設備	設備重要度 分類		設備分類	重大事故等 クラス
格納容器スプレイポンプ	格納容器スプレイ (交流動力電源及び原子 炉補機冷却機能喪失時)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
格納容器スプレイ冷却器				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
A、B格納容器再循環コネクタ	格納容器自然対流冷却 (交流動力電源及び原子 炉補機冷却機能喪失時)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
A、B、C原子炉補機冷却水ポンプ				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
A、B原子炉補機冷却水冷却器				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉補機冷却水サージタンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
蓄熱タンク(原子炉補機冷却水 サージタンク配圧用)				可設	可設型重大事故等対応設備	SA-3
揚水ポンプ				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
揚水ストレーナ				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
低圧代替低圧注水ポンプ	代替格納容器スプレイ (交流動力電源及び原子 炉補機冷却機能喪失時)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
還水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク補給用 配流ポンプ				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
可設式代替低圧注水ポンプ				可設	可設型重大事故等対応設備	SA-3
電源車 (可設式代替低圧注水ポンプ用)				可設	可設型重大事故等対応設備	—
仮設組立式水櫃				可設	可設型重大事故等対応設備	SA-3
送水車	可設	可設型重大事故等対応設備	SA-3			
A、B格納容器再循環コネクタ	格納容器 自然対流冷却 (全交流動力電源又は原 子炉補機冷却機能喪失 時)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
大容量ポンプ				可設	可設型重大事故等対応設備	SA-3
A、B揚水ストレーナ				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
A原子炉補機冷却水冷却器				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
低圧代替低圧注水ポンプ	代替格納容器スプレイ (全交流動力電源又は原 子炉補機冷却機能喪失 時)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
還水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク補給用 配流ポンプ				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
可設式代替低圧注水ポンプ				可設	可設型重大事故等対応設備	SA-3
電源車 (可設式代替低圧注水ポンプ用)				可設	可設型重大事故等対応設備	—
仮設組立式水櫃				可設	可設型重大事故等対応設備	SA-3
送水車	可設	可設型重大事故等対応設備	SA-3			

第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(15/29)

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

設備(装置・装置)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対応設備		設備種別	重大事故等対応設備	
		設備	耐震重要度分類		設備分類	重大事故等クラス
格納容器スプレイポンプ	格納容器スプレイ (交流動力電源及び原子炉補償冷却機能喪失時)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
格納容器スプレイ冷却器				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
代替代替低圧注水ポンプ	代替格納容器スプレイ (交流動力電源及び原子炉補償冷却機能喪失時)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
注水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
代替代替低圧注水ポンプ	代替格納容器スプレイ (全交流動力電源又は原子炉補償冷却機能喪失時)	—	—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
注水タンク				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ				常設	常設重大事故緩和設備	SA-2

第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(16/29)

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

設備(設名・数量)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対応設備		設備種別	重大事故等対応設備	
		設備	設置基準区分		設備分類	重大事故等クラス
熱的膨張式水素再結合装置	水素濃度監視	—	—	常設	常設重大事故対応設備	—
熱的膨張式水素再結合装置 風速監視装置				常設	常設重大事故対応設備	—
原子炉格納容器水素燃焼保護装置				常設	常設重大事故対応設備	—
原子炉格納容器水素燃焼保護装置 風速監視装置				常設	常設重大事故対応設備	—
可燃性格納容器内 水素濃度計測装置	水素濃度監視	—	—	可搬	可搬型重大事故対応設備	—
可搬型原子炉格納容器水 素濃度ポンプ				可搬	可搬型重大事故対応設備	SA-3
大容量ポンプ				可搬	可搬型重大事故対応設備	SA-3
可搬型格納容器ガス純化圧縮装置				可搬	可搬型重大事故対応設備	SA-3
A、D種ストレーナ				常設	常設重大事故対応設備	SA-2
A原子炉格納冷却水冷却器				常設	常設重大事故対応設備	SA-2

第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(17/29)

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

設備(装置・装置)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対応設備		設備種別	重大事故等対応設備	
		設備	設置基準区分		設備分類	重大事故等 クラス
アモニウム空気浄化ファン	水素排出	—	—	常設	常設重大事故対応設備	—
アモニウム空気浄化フィルタユニット				常設	常設重大事故対応設備	—
緊急シャット (アモニウム浄化設備非動作時)				可設	可設重大事故等対応設備	SA-3
格納容器排気筒				常設	常設重大事故対応設備	SA-2
可設型格納容器内 水素濃度計測装置	水素濃度監視	—	—	可設	可設重大事故等対応設備	—
可設型原子炉補機冷却水 濃度センサー				可設	可設重大事故等対応設備	SA-3
大容量ポンプ				可設	可設重大事故等対応設備	SA-3
可設型格納容器ガス脱臭江漏装置				可設	可設重大事故等対応設備	SA-3
A、目標水ストレーナ				常設	常設重大事故対応設備	SA-2
格納容器内高圧レンジリアモンプ (高圧レンジ)				常設	常設重大事故対応設備	—
アモニウム水素濃度検定用 可設型濃度計				可設	可設重大事故等対応設備	—
A原子炉補機冷却水冷却器				常設	常設重大事故対応設備	SA-2

第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(18/29)

第54条 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

設備名称(名称)	系統機能	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	重大事故等対処設備	
		設備	設備重要度 分類		可 用 可 用	設備分類
送水車	槽水から使用済燃料 ピットへの排水	使用済燃料ピットポンプ、 使用済燃料ピット冷却機、 燃料取替用水ポンプ、 燃料取替用水ポンプ、 2次ろ過水ポンプ、 2次ろ過給水ポンプ	S	可 用	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
送水車	送水車による使用済 燃料ピットへのスプレー	—	—	可 用	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
スプレーヘッド	—	—	—	可 用	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
大容量ポンプ(排水専用)	大容量ポンプ(排水専用) 及び排水機による使用済 燃料ピットへの排水	—	—	可 用	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
排水機	—	—	—	可 用	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
使用済燃料ピット水位(工場)	使用済燃料ピットの 監視	使用済燃料ピット水位	C	常 設	事故対策用重要重大事故防止設備以外の有 限重大事故防止設備 事故重大事故防止設備	-
可搬型使用済燃料ピット水位		—	—	可 用	可搬型重大事故等対処設備	-
使用済燃料ピット温度(AM用)		使用済燃料ピット温度	C	常 設	事故対策用重要重大事故防止設備以外の有 限重大事故防止設備 事故重大事故防止設備	-
可搬型使用済燃料ピット区域周辺 カメラモジュール		使用済燃料ピット区域カメラモジュール	C	可 用	可搬型重大事故等対処設備	-
使用済燃料ピットカメラ監視カメラ(使用 済燃料ピットカメラ監視カメラ冷却装置を 含む)		—	—	常 設	常設重大事故緩和設備	-
—		—	—	—	—	—

### 第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(19/29)

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

設備名称(名称)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対応設備		設備種別	重大事故等対応設備	
		設備	設備重要度 分類		設備分類	重大事故等 クラス
大容量ポンプ(放水専用)	大気・海洋への 拡散抑制	—	—	可備	可備型重大事故等対応設備	SA-3
放水塔				可備	可備型重大事故等対応設備	SA-3
シルトファン				可備	可備型重大事故等対応設備	-
送水車	大気・海洋への 拡散抑制	—	—	可備	可備型重大事故等対応設備	SA-3
スプレッド				可備	可備型重大事故等対応設備	SA-3
大容量ポンプ(放水専用)				可備	可備型重大事故等対応設備	SA-3
放水塔				可備	可備型重大事故等対応設備	SA-3
シルトファン				可備	可備型重大事故等対応設備	-
大容量ポンプ(放水専用)	航空機燃料火災への 応対	—	—	可備	可備型重大事故等対応設備	SA-3
放水塔				可備	可備型重大事故等対応設備	SA-3
泡発射機				可備	可備型重大事故等対応設備	-

第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(20/29)

第56条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

設備名称(名称)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対応設備		設備種別	重大事故等対処設備	
		設備	設備重要度分類		設備分類	重大事故等クラス
燃料取替用水ポンプ	1次系のフィードアンドブリード	戻水タンク(排気又は研機)	S	常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
充てん/高圧注入ポンプ				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
加圧融通がし弁				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
はり懸注入ポンプ				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
送水車	送水車を用いた戻水タンクへの補給(濁水)	戻水タンク(排気)	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
戻水タンク	燃料取替用水ポンプから戻水タンクへの水原切替	燃料取替用水ポンプ(排気又は研機)	S	常設	常設耐震重要度重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水ポンプ補給用移送ポンプ				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
排気代替低圧注水ポンプ				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
充てん/高圧注入ポンプ				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
再生熱交換機				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
可搬式代替低圧注水ポンプ	燃料取替用水ポンプから戻水タンクへの水原切替	燃料取替用水ポンプ(排気又は研機)	S	可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)				可搬	可搬型重大事故等対処設備	—
仮設自立水塔				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
送水車				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
戻水タンク	戻水タンクから燃料取替用水ポンプへの補給	燃料取替用水ポンプ(排気)	S	常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
燃料取替用水ポンプ補給用移送ポンプ	常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2			
格納容器再循環ポンプ	代替再循環	余熱除去ポンプ、充てん/高圧注入ポンプ、余熱除去冷却機	S	常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	—
格納容器再循環ポンプスクリーン				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
A格納容器スプレイポンプ				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
A格納容器スプレイ冷却機				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
格納容器再循環ポンプ		全又は部分動力電源、原子炉補給冷却水塔	S	常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	—
格納容器再循環ポンプスクリーン				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
D余熱除去ポンプ				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
C充てん/高圧注入ポンプ				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
D余熱除去冷却機				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
はり懸注入ポンプ				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
大容量ポンプ				可搬	可搬型重大事故等対処設備	SA-3
A、D濁り伊補給冷却水冷却機				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備	SA-2
戻水タンク	燃料取替用水ポンプから戻水タンクへの水原切替	燃料取替用水ポンプ(排気又は研機)	S	常設	常設耐震重要度重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料取替用水ポンプ補給用移送ポンプ				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
排気代替低圧注水ポンプ				常設	常設耐震重要度重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2

第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(21/29)

第56条 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

設備名称(名称)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対応設備		設備種別	重大事故等対応設備	
		設備	設備重要度 分類		設備分類	重大事故等 クラス
可搬式代替給圧注水ポンプ	燃料取替用水タンク から廃水への 水戻り管	燃料取替用水タンク(設備又は装置) —	S —	可搬	可搬型重大事故等対応設備	SA-3
電源車 (可搬式代替給圧注水ポンプ用)				可搬	可搬型重大事故等対応設備	—
仮設自立式水塔				可搬	可搬型重大事故等対応設備	SA-3
送水車				可搬	可搬型重大事故等対応設備	SA-3
送水車	廃水から使用済燃料ビット への注水	燃料取替用水タンク(設備又は装置)	S	可搬	可搬型重大事故等対応設備	SA-3
送水車	送水車による使用済 燃料ビットへのスプレー	—	—	可搬	可搬型重大事故等対応設備	SA-3
スプレーヘッド				可搬	可搬型重大事故等対応設備	SA-3
大容量ポンプ(放水専用)	大容量ポンプ(放水専用) 及び放水筒による使用済 燃料ビットへの放水	—	—	可搬	可搬型重大事故等対応設備	SA-3
放水筒				可搬	可搬型重大事故等対応設備	SA-3
大容量ポンプ(放水専用)	大容量ポンプ(放水専用) 及び放水筒による格納容 器及びアームラス部への 放水	—	—	可搬	可搬型重大事故等対応設備	SA-3
放水筒				可搬	可搬型重大事故等対応設備	SA-3

第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(22/29)

第57条 電源設備

設備(装置・部品)	系統機能	代替する機能を有する設備基準事故対応設備		設備種別	重大事故等対応設備			
		設備	設備重要度分類		設備分類	重大事故等クラス		
空冷式非常用発電装置	代替電源(交流)の給電	ディーゼル発電機 (全交流動力電源機)	S	高設	高設設備直撃重大事故防止設備 高設 重大事故緩和設備	-		
燃料供給装置				高設	高設設備直撃重大事故防止設備 高設 重大事故緩和設備	-		
タンクローリー				可設	可設型重大事故等対応設備	-		
手操間電力融通装置ケーブル				高設	高設設備直撃重大事故防止設備 高設 重大事故緩和設備	-		
ディーゼル発電機(他号等)				高設	高設設備直撃重大事故防止設備 高設 重大事故緩和設備	-		
燃料供給装置(他号等)				高設	高設設備直撃重大事故防止設備 高設 重大事故緩和設備	-		
電源車				可設	可設型重大事故等対応設備	-		
手操間電力融通装置ケーブル				可設	可設型重大事故等対応設備	-		
蓄電池(安全防護系用)				蓄電池(安全防護系用) (全交流動力電源機)	S	高設	高設設備直撃重大事故防止設備 高設 重大事故緩和設備	-
蓄電池(非保護系)						高設	高設設備直撃重大事故防止設備 高設 重大事故緩和設備	-
空冷式非常用発電装置	代替電源(交流)の給電	交流電源設備 (全交流動力電源機)及び蓄電池(安全防護系用)	S	高設	高設設備直撃重大事故防止設備 高設 重大事故緩和設備	-		
燃料供給装置				高設	高設設備直撃重大事故防止設備 高設 重大事故緩和設備	-		
タンクローリー				可設	可設型重大事故等対応設備	-		
手操間電力融通装置ケーブル				高設	高設設備直撃重大事故防止設備 高設 重大事故緩和設備	-		
ディーゼル発電機(他号等)				高設	高設設備直撃重大事故防止設備 高設 重大事故緩和設備	-		
燃料供給装置(他号等)				高設	高設設備直撃重大事故防止設備 高設 重大事故緩和設備	-		
電源車				可設	可設型重大事故等対応設備	-		
手操間電力融通装置ケーブル				可設	可設型重大事故等対応設備	-		
可設型整流機				可設	可設型重大事故等対応設備	-		
空冷式非常用発電装置				代替機内電源設備による電源給電	機内電源設備	S	高設	高設設備直撃重大事故防止設備 高設 重大事故緩和設備
燃料供給装置	高設	高設設備直撃重大事故防止設備 高設 重大事故緩和設備	-					
タンクローリー	可設	可設型重大事故等対応設備	-					
代替機内電源設備分電盤	高設	高設設備直撃重大事故防止設備 高設 重大事故緩和設備	-					
代替機内電源設備安定器	高設	高設設備直撃重大事故防止設備 高設 重大事故緩和設備	-					
可設型整流機	可設	可設型重大事故等対応設備	-					
ディーゼル発電機	S	高設	高設設備直撃重大事故防止設備 高設 重大事故緩和設備				-	
燃料供給装置	S	高設	高設設備直撃重大事故防止設備 高設 重大事故緩和設備	-				

第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(23/29)

第58条 計装設備

設備(装置・装置)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対応設備			重大事故等対応設備	
		設備	耐震重要度 分類	事故 可避	設備分類	重大事故等 クラス
1次冷却材高濃度濃度(広域)	濃度計測	1次冷却材高濃度濃度(広域)	S	事故	常設耐震重要重大事故防止設備	—
1次冷却材低濃度濃度(広域)		1次冷却材低濃度濃度(広域)	S	事故	常設耐震重要重大事故防止設備	—
1次冷却材圧力	圧力計測	加圧器圧力 —	S —	事故	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
原子炉水位	水位計測	加圧器水位	S	事故	常設耐震重要重大事故防止設備	—
加圧器水位		高圧安全弁入流量 冷却器出口流量	S S	事故	常設耐震重要重大事故防止設備	—
高圧安全弁入流量	圧水量計測	燃料取替用水タンク水位 —	S —	事故	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
高圧補給安全弁入流量		燃料取替用水タンク水位 —	S —	事故	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
冷却器出口流量		燃料取替用水タンク水位 —	S —	事故	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
格納容器スプレイ流量検出		燃料取替用水タンク水位 —	S —	事故	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
格納容器内濃度	濃度計測	格納容器内濃度	S	事故	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
格納容器広域圧力	圧力計測	格納容器内濃度 —	C —	事故	常設耐震重要重大事故防止設備以外の常 設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
格納容器広域圧力(AM用)		格納容器広域圧力 —	S —	事故	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
格納容器再循環ポンプ広域水位	水位計測	格納容器再循環ポンプ広域水位 —	S —	事故	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
格納容器再循環ポンプ広域水位		格納容器再循環ポンプ広域水位 —	S —	事故	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
原子炉格納容器水位		—	—	事故	常設重大事故緩和設備	—
原子炉下置キャビティ水位		—	—	事故	常設重大事故緩和設備	—
格納容器内高レベルシグナルモード (高レベル)	検量計測	格納容器内高レベルシグナルモード (高レベル) —	S —	事故	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
格納容器内高レベルシグナルモード (高レベル)		格納容器内高レベルシグナルモード (高レベル) —	S —	事故	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
出力領域中性子束	出力計測	中間領域中性子束	S	事故	常設耐震重要重大事故防止設備	—
中間領域中性子束		出力領域中性子束	S	事故	常設耐震重要重大事故防止設備	—
中性子源領域中性子束		中間領域中性子束	S	事故	常設耐震重要重大事故防止設備	—
蒸気発生器供給域水位	水位計測	蒸気発生器供給域水位	S	事故	常設耐震重要重大事故防止設備	—
蒸気発生器広域水位		蒸気発生器供給域水位	S	事故	常設耐震重要重大事故防止設備	—
蒸気発生器補助給水流量	圧水量計測	減水タンク水位	S	事故	常設耐震重要重大事故防止設備	—
燃料取替用水タンク水位	水位計測	高圧安全弁入流量、冷却器出口流量 —	S —	事故	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
12層タンク水位		中性子源領域中性子束	S	事故	常設耐震重要重大事故防止設備	—
減水タンク水位		蒸気発生器補助給水流量	S	事故	常設耐震重要重大事故防止設備	—
蒸気発生器蒸気圧力	圧力計測	1次冷却材低濃度濃度(広域)	S	事故	常設耐震重要重大事故防止設備	—
国産代替低圧水ポンプ 出口流量検出	圧水量計測	燃料取替用水タンク水位 —	S —	事故	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
原子炉補給冷却水サーージタンク水位	水位計測	格納容器再循環ノック 出口冷却水流量 —	C —	事故	常設耐震重要重大事故防止設備以外の常 設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	—
原子炉補給冷却水サーージタンク 加圧ライン圧力	圧力計測	格納容器再循環ノック 出口冷却水流量 —	C —	可避	可避型重大事故等対処設備	—
可避型格納容器内 水濃度計測装置	水濃度計測	—	—	可避	可避型重大事故等対処設備	—

第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(24/29)

第58条 計装設備

設備(装置・装置)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対応設備		設備種別 常設 可設	重大事故等対応設備	
		設備	耐震重要度 分類		設備分類	重大事故等 クラス
可搬型流量計測装置(格納容器再循環 モックアップ流量/出口流量(SA)用)	流量計測	格納容器再循環モックアップ 出口冷却水流量 —	C —	可設	可搬型重大事故等対応設備	—
可搬型計測器	流量、圧力、水位及び低 水量計測	各計器(耐震クラスの計器含む) —	S —	可設	可搬型重大事故等対応設備	—
SPDG異常装置	発電所内の 過熱連鎖	—	—	常設	常設重大事故連鎖設備	—
安全パラメータ異常システム (SPDG)				常設	常設重大事故連鎖設備	—

第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(25/29)

第99条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

設備(装置)名称	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対応設備		設備種別	重大事故等対応設備	
		設備	耐震重要度分類		設備分類	重大事故等クラス
中央制御室送風機	居住性の確保	中央制御室送風機 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
中央制御室空調ファン		中央制御室空調ファン —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
中央制御室循環ファン		中央制御室循環ファン —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
中央制御室非常用循環ファン		中央制御室非常用循環ファン —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
中央制御室非常用循環 フィルタユニット		中央制御室非常用 循環フィルタユニット —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
除塵機設計		除塵機設計 —	—	可設	可設型重大事故等対応設備	-
二酸化炭素濃度計		二酸化炭素濃度計 —	—	可設	可設型重大事故等対応設備	-
可燃性蒸気(SA)		中央制御室蒸気 —	—	可設	可設型重大事故等対応設備	-
中央制御室空調ユニット		中央制御室空調ユニット —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
アモラス空気浄化ファン		放射線物質の 濃度低減	—	—	常設	常設重大事故緩和設備
アモラス空気浄化フィルタユニット	—		—	常設	常設重大事故緩和設備	-
窒素シリンジ (アモラス浄化装置非動作時用)	—		—	可設	可設型重大事故等対応設備	SA-3
低放射線除塵機	—		—	常設	常設重大事故緩和設備	SA-2

第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(26/29)

第60条 監視測定設備

設備(施設・装置)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対応設備		設備種別 常設 可動	重大事故等対応設備	
		設備	耐震重要度 分類		設備分類	重大事故等 クラス
可搬式モータリングガス	放射線量の測定	—	—	可動	可搬型重大事故等対応設備	—
電離室サーベイメータ		—	—	可動	可搬型重大事故等対応設備	—
可搬型放射線計測装置	放射性物質の 濃度の測定	—	—	可動	可搬型重大事故等対応設備	—
小型放射線	放射性物質の濃度及び 放射線量の測定	—	—	可動	可搬型重大事故等対応設備	—
可搬型気象観測装置	風向、風速その他の 気象条件の測定	—	—	可動	可搬型重大事故等対応設備	—

第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(27/29)

第61条 緊急時対策所

設備(装置・制御)	系統機能	代替する機能に有する設計基準事故対応設備		設備種別	重大事故等対応設備	
		設備	設置量実況 分類		設備分類	重大事故等 レベル
緊急時対策所通風	居住性の確保	—	—	両設	両設重大事故緩和設備	-
緊急時対策所非常用空気 浄化ファン				可設	可設型重大事故等対応設備	-
緊急時対策所非常用空気 浄化ファン(バックアップ)				可設	可設型重大事故等対応設備	-
空気供給装置				可設	可設型重大事故等対応設備	SA-3
緊急時対策所内可搬型CO2ア ダプタ				可設	可設型重大事故等対応設備	-
緊急時対策所外可搬型CO2ア ダプタ				可設	可設型重大事故等対応設備	-
酸素濃度計				可設	可設型重大事故等対応設備	-
二酸化炭素濃度計				可設	可設型重大事故等対応設備	-
SFDG表示装置	必要化標準及び 通報連絡	—	—	両設	両設重大事故緩和設備	-
安全パナメータ表示システム(SP DG)				両設	両設重大事故緩和設備 両設重大事故等対応設備(防止・緩和以外)	-
安全パナメータ表示システム				両設	両設重大事故等対応設備(防止・緩和以外)	-
緊急電話(固定)				両設	両設重大事故緩和設備	-
緊急電話(携帯)				可設	可設型重大事故等対応設備	-
緊急電話(可搬)				可設	可設型重大事故等対応設備	-
緊急時緊急通報システム				両設	両設重大事故等対応設備(防止・緩和以外)	-
機内空調装置				可設	可設型重大事故等対応設備	-
統合電子力図及ネットワークに 接続する通信装置設備				両設	両設重大事故等対応設備(防止・緩和以外)	-
電源車(緊急時対策所用)	代替又は電源設備か らの給電の確保	—	—	可設	可設型重大事故等対応設備	-

第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(28/29)

第62条 通信連絡を行うために必要な設備

設備(施設・事故)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対応設備		設備種別	重大事故等対応設備	
		設備	耐震重要度分類		設備分類	重大事故等クラス
緊急電話(固定)	発電所内の通信連絡	通報指令設備等 —	C —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備 常設重大事故継承設備	—
緊急電話(携帯)				可搬	可搬型重大事故等対応設備	—
トランシーバー				可搬	可搬型重大事故等対応設備	—
携帯型通話設備				可搬	可搬型重大事故等対応設備	—
SFDG表示設備		—	—	常設	常設重大事故継承設備	—
安全パワード表示システム(SPOG)		—	—	常設	常設重大事故継承設備	—
緊急電話(固定)	発電所外(社内外)の通信連絡	—	—	常設	常設重大事故継承設備	—
緊急電話(可搬)				可搬	可搬型重大事故等対応設備	—
緊急電話(携帯)				可搬	可搬型重大事故等対応設備	—
緊急時緊急通報システム				常設	常設重大事故等対応設備 (防止・継承以外)	—
緊急原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備				常設	常設重大事故等対応設備 (防止・継承以外)	—
安全パワード表示システム(SPOG)				常設	常設重大事故等対応設備 (防止・継承以外)	—
安全パワード表示システム				常設	常設重大事故等対応設備 (防止・継承以外)	—

第 1.1.7.1 表 重大事故等対処設備の設備分類等(29/29)

1次冷却設備

設備(施設・装置)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対応設備		設備種別	重大事故等対応設備	
		設備	耐震重要度分類		設備分類	重大事故等クラス
蒸気発生器	1次冷却設備	蒸気発生器 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
1次冷却材ポンプ		1次冷却材ポンプ —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉冷却		原子炉冷却 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
加圧器		加圧器 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
1次冷却配管		1次冷却配管 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
加圧器サージ管		加圧器サージ管 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2

原子炉格納施設

設備(施設・装置)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対応設備		設備種別	重大事故等対応設備	
		設備	耐震重要度分類		設備分類	重大事故等クラス
原子炉格納容器	原子炉格納容器	原子炉格納容器 —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-

燃料取扱及び貯蔵施設

設備(施設・装置)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対応設備		設備種別	重大事故等対応設備	
		設備	耐震重要度分類		設備分類	重大事故等クラス
使用済燃料ピット	使用済燃料貯蔵庫	使用済燃料ピット —	S —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-

非常用取水設備

設備(施設・装置)	系統機能	代替する機能を有する設計基準事故対応設備		設備種別	重大事故等対応設備	
		設備	耐震重要度分類		設備分類	重大事故等クラス
海水取水トンネル	非常用取水設備	海水取水トンネル —	C —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-
海水ポンプ室		海水ポンプ室 —	C —	常設	常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	-

第 1.3.1 表 安全上の機能別重要度分類

機能による分類 重要度による分類		安全機能を有する構築物、系統及び機器		安全機能を有しない構築物、系統及び機器
		異常の発生防止の機能を有するもの (PS)	異常の影響緩和の機能を有するもの (MS)	
安全に関連する構築物、系統及び機器	クラス 1	PS - 1	MS - 1	
	クラス 2	PS - 2	MS - 2	
	クラス 3	PS - 3	MS - 3	
安全に関連しない構築物、系統及び機器				安全機能以外の機能のみを行うもの

第 1.3.2 表 原子炉施設の安全上の機能別重要度分類(1/8)

分類	異常発生防止系			
	定義	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系 (注 1)
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破損 を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	1)原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する以下の機器・配管系 (計装等の小口径配管・機器は除く。) 原子炉容器 蒸気発生器 1次冷却材ポンプ (原子炉冷却材圧力バウンダリになる範囲) 加圧器 配管及び弁並びに隔離弁 (範囲は、原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリ) 制御棒駆動装置圧力ハウジング 炉内計装引出管	
		2)過剰反応度の印加防止機能	制御棒駆動装置圧力ハウジング	
		3)炉心形状の維持機能	炉心支持構造物 (炉心そう、上部炉心支持板、上部炉心支持柱、上部炉心板、下部炉心板、下部炉心支持柱及び下部炉心支持板) 燃料集合体 (ただし、燃料を除く。)	

第 1.3.2 表 原子炉施設の安全上の機能別重要度分類(2/8)

分類	異常影響緩和系			
	定義	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系(注1)
MS-1	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	1)原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系統の制御棒による系(制御棒クラスタ及び制御棒駆動装置(トリップ機能)) 制御棒クラスタ 制御棒クラスタ案内管 制御棒駆動装置(トリップ機能)	燃料集合体の制御棒案内シンプ ル [MS-1](注2)
		2)未臨界維持機能	原子炉停止系統 制御棒クラスタ 化学体積制御設備(ほう酸水注入機能) 非常用炉心冷却設備(ほう酸水注入機能)	制御棒駆動装置及び制御棒駆動 装置圧力ハウジング [MS-1](注2)
		3)原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	加圧器安全弁(安全弁開機能)	
		4)原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統 余熱除去設備 補助給水設備 蒸気発生器 蒸気発生器から主蒸気隔離弁までの主蒸気設備 主蒸気安全弁 主蒸気逃がし弁(手動逃がし機能) 蒸気発生器から主給水隔離弁までの給水設備	

第 1.3.2 表 原子炉施設の安全上の機能別重要度分類(3/8)

分類	異常影響緩和系			
	定義	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系 (注 1)
MS-1	1)異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	5)炉心冷却機能	非常用炉心冷却設備 低圧注入系 高圧注入系 蓄圧注入系	
		6)放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮蔽及び放出低減機能	原子炉格納容器 (原子炉格納容器貫通部、エアロック及び機器搬入口を含む。) アニュラス 原子炉格納容器隔離弁及び原子炉格納容器バウンダリ配管系 (範囲は、原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリ) 原子炉格納容器スプレイ設備 アニュラス空気浄化設備 安全補機室空気浄化設備 外部遮蔽	排気筒 [MS-1] (注 2)
	2)安全上必要なその他の構築物、系統及び機器	1)工学的安全施設及び原子炉停止系統の作動信号の発生機能	安全保護系 原子炉保護設備及び工学的安全施設作動設備 (注 4)	
		2)安全上特に重要な関連機能	非常用所内電源系 ディーゼル発電機 中央制御室及び中央制御室遮蔽 中央制御室空調装置 原子炉補機冷却水設備 原子炉補機冷却海水設備 直流電源設備 計測制御用電源設備 制御用空気設備 取水路防潮ゲート (いずれも、MS-1 関連のもの)	取水設備 (原子炉補機冷却海水設備にかかわるもの) [MS-1] (注 2) 潮位観測システム (防護用) (津波襲来における取水路防潮ゲートの閉止判断にかかわるもの) [取水路防潮ゲートと同等]

第 1.3.2 表 原子炉施設の安全上の機能別重要度分類(4/8)

分類	異常発生防止系			
	定義	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系(注1)
PS-2	1)その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	1)原子炉冷却材を内蔵する機能(ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。)	化学体積制御設備の抽出ライン 化学体積制御設備の浄化ライン	
		2)原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能	気体廃棄物処理設備 ガス減衰タンク 水素再結合ガス減衰タンク 使用済燃料ピット(使用済燃料ラックを含む。) 新燃料貯蔵庫(臨界を防止する機能) 使用済燃料乾式貯蔵容器(注5)	使用済燃料ピット浄化冷却設備 [PS-3](注3) 使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備 [PS-3](注5)
		3)燃料を安全に取り扱う機能	燃料取扱設備 燃料取替クレーン 燃料移送装置 使用済燃料ピットクレーン	
	2)通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって、その故障により、炉心冷却が損なわれる可能性の高い構築物、系統及び機器	1)安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能	加圧器安全弁(吹き止まり機能) 加圧器逃がし弁(吹き止まり機能)	

第 1.3.2 表 原子炉施設の安全上の機能別重要度分類(5/8)

分類	異常影響緩和系			
	定義	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系 (注 1)
MS-2	1) PS-2 の構築物、系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器	1) 燃料プール水の補給機能	燃料取替用水タンクからの使用済燃料ピット水補給ライン	
		2) 放射性物質放出の防止機能	気体廃棄物処理設備の隔離弁 アニュラス空気浄化設備	
	2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	1) 事故時のプラント状態の把握機能	原子炉計装の一部 (注 4) プロセス計装の一部 (注 4)	
		2) 異常状態の緩和機能	加圧器逃がし弁 (手動開閉機能) 加圧器後備ヒータ 加圧器逃がし弁元弁 (閉機能)	
	3) 中央制御室外からの安全停止機能	中央制御室外原子炉停止装置 (安全停止に関連するもの) (注 4)		

第 1.3.2 表 原子炉施設の安全上の機能別重要度分類(6/8)

分類	異常発生防止系			
	定義	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系(注1)
PS-3	1)異常状態の起因事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器	1)原子炉冷却材保持機能 (PS-1、PS-2以外のもの)	計装配管及び弁 試料採取設備の配管及び弁	
		2)原子炉冷却材の循環機能	1次冷却材ポンプ 化学体積制御設備の封水注入ライン	
		3)放射性物質の貯蔵機能	加圧器逃がしタンク 液体廃棄物処理設備(貯蔵機能を有する範囲) 固体廃棄物処理設備(貯蔵機能を有する範囲) 新燃料貯蔵庫	
		4)電源供給機能(非常用を除く。)	発電機及び励磁機設備(発電機負荷開閉器を含む。) 蒸気タービン設備 主蒸気設備(主蒸気隔離弁以後) 給水設備(主給水隔離弁以前) 復水設備(復水器及び循環水ラインを含む。) 所内電源系統(MS-1以外) 直流電源設備(MS-1以外) 計測制御用電源設備(MS-1以外) 制御棒駆動装置用電源設備 送電線設備 変圧器設備 開閉所設備	

第 1.3.2 表 原子炉施設の安全上の機能別重要度分類(7/8)

分類	異常発生防止系			
	定義	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系 (注 1)
PS-3	1)異常状態の起因事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器	5)プラント計測・制御機能 (安全保護機能を除く。)	原子炉制御系の一部 (注 4) 原子炉計装の一部 (注 4) プロセス計装の一部 (注 4)	
		6)プラント運転補助機能	補助蒸気設備 制御用空気設備 (MS-1以外) 原子炉補機冷却水設備 (MS-1以外) 軸受冷却水設備 給水処理設備	
	2)原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	1)核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能	燃料被覆管及び端栓	
		2)原子炉冷却材の浄化機能	化学体積制御設備の浄化ライン (浄化機能)	

第 1.3.2 表 原子炉施設の安全上の機能別重要度分類(8/8)

分類	異常影響緩和系			
	定義	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系 (注 1)
MS-3	1) 運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	1) 原子炉圧力の上昇の緩和機能	加圧器逃がし弁 (自動操作)	
		2) 出力上昇の抑制機能	タービンランバックインターロック (注 4) 制御棒引抜阻止インターロック (注 4)	
		3) 原子炉冷却材の補給機能	化学体積制御設備の充てんライン及びほう酸補給ライン 給水処理設備の 1 次系補給水ライン	
		4) タービントリップ機能	タービン保安装置 主蒸気止め弁 (閉機能)	
	2) 異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	緊急時対策所 (緊急時対策所建屋内) 蒸気発生器ブローダウン設備 (サンプリング機能を有する範囲) 試料採取設備 (事故時に必要な 1 次冷却材放射性物質濃度及び原子炉格納容器雰囲気放射性物質濃度のサンプリング分析機能を有する範囲) 通信連絡設備 放射線監視設備の一部 (注 4) 原子炉計装の一部 (注 4) プロセス計装の一部 (注 4) 消火設備 安全避難通路 非常用照明	

(注 1) 関連系については、「1.3.2 分類の適用の原則」参照。

(注 2) 直接関連系に相当する。

(注 3) 間接関連系に相当する。

(注 4) 安全機能を有する計測制御装置の設計指針 JEAG 4611-1991 に準拠する。

(注 5) 貯蔵用緩衝体については、地震及び竜巻による波及的影響に対して期待する設備であることから安全施設として分類しないものの、使用済燃料乾式貯蔵容器に装着しその機能を発揮する設備であることから使用済燃料乾式貯蔵容器 (安全上の機能別重要度分類 PS-2) と同様の重要性があるとして、第 12 条第 3 項から第 5 項まで及び第 7 項の規定を適用する。

第 1.4.1 表 クラス別施設(1/7)

耐震 クラス	クラス別施設	主要設備 (B1)		補助設備 (B2)		直接支持構造物 (B3)		間接支持構造物 (B4)		波及的影響を考慮すべき設備 (B5)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用地 震動 (B4)	適用範囲	検討用地震 動 (B4)
S	a. 「原子炉冷却材圧力バウンダリ」 （「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年6月28日告示）」において記載されている定義と同様）を構成する機器・配管系	・原子炉容器 ・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	・隔離弁を閉とするために必要な電気計装設備	S	・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 ・機器等の支持構造物	S S	・原子炉格納施設 ・原子炉補助建屋（補助一般建屋、中間建屋）	Sa Sa	・高納容器ボークレーン ・原子炉補助建屋（廃棄物処理建屋） ・タービン建屋 ・その他	Sa Sa Sa Sa
	b. 使用済燃料を貯蔵するための施設	・使用済燃料ピット ・使用済燃料ラック	S S	・使用済燃料ピット水補給設備（非常用）	S	—	—	・原子炉補助建屋（燃料取扱建屋）	Sa	・使用済燃料ピットクレーン ・その他	Sa Sa
	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	・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） ・ほう酸注入系（移送系）	S S	・炉心支持構造物及び制御棒クラスタ案内管 ・非常用電源及び計装設備	S S	・機器等の支持構造物	S	・原子炉格納施設 ・原子炉補助建屋（外周建屋、補助一般建屋、中間建屋、ディーゼル建屋）	Sa Sa	・原子炉補助建屋（廃棄物処理建屋） ・タービン建屋 ・その他	Sa Sa Sa
	d. 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	・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） ・補助給水系 ・復水タンク ・余熱除去系	S S S S	・原子炉補機冷却水系（工学的安全設備に係わるもの） ・原子炉補機冷却海水系 ・燃料取替用水タンク ・炉心支持構造物 ・非常用電源及び計装設備	S S S S S	・機器等の支持構造物	S	・原子炉格納施設 ・原子炉補助建屋（外周建屋、補助一般建屋、中間建屋、ディーゼル建屋、燃料取替用水タンク建屋） ・当該の屋外設備を支持する構造物	Sa Sa Sa	・原子炉補助建屋（廃棄物処理建屋） ・タービン建屋 ・その他	Sa Sa Sa

第 1.4.1 表 クラス別施設(2/7)

耐震 クラス	クラス別施設	主要設備 (B8)		補助設備 (B9)		直接支持構造物 (B10)		間接支持構造物 (B11)		波及的影響を考慮すべき設備 (B12)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用地震動 (B13)	適用範囲	検討用地震動 (B14)
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	<ul style="list-style-type: none"> <li>安全注入系</li> <li>余熱除去系 (ECCS)</li> <li>燃料取替用水タンク</li> </ul>	S S S	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却水系</li> <li>原子炉補機冷却海水系</li> <li>中央制御室の送へいと空調設備</li> <li>非常用電源及び計装設備</li> </ul>	S S S S	<ul style="list-style-type: none"> <li>機器等の支持構造物</li> </ul>	S	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納施設</li> <li>原子炉補助棟屋 (外周棟屋、補助一般棟屋、中間棟屋、ディーゼル棟屋、燃料取替用水タンク棟屋)</li> <li>当該の屋外設備を支持する構造物</li> </ul>	Sa Sa Sa	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補助棟屋 (廃棄物処理棟屋)</li> <li>タービン棟屋</li> <li>その他</li> </ul>	Sa Sa Sa
	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	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器</li> <li>原子炉格納容器バウンダリに属する配管・弁</li> </ul>	S S	-	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>機器等の支持構造物</li> </ul>	S	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納施設</li> <li>原子炉補助棟屋 (外周棟屋)</li> </ul>	Sa Sa	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補助棟屋 (廃棄物処理棟屋)</li> <li>タービン棟屋</li> <li>その他</li> </ul>	Sa Sa Sa
	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施設で上記 f. 以外の施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器スプレイ系</li> <li>燃料取替用水タンク</li> <li>アニュラスシールド</li> <li>アニュラス空気浄化設備</li> <li>格納容器排気筒</li> <li>安全補機密換気設備 (工学的安全施設に含まれるもの)</li> </ul>	S S S S S S	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却水系</li> <li>原子炉補機冷却海水系</li> <li>非常用電源及び計装設備</li> </ul>	S S S	<ul style="list-style-type: none"> <li>機器等の支持構造物</li> </ul>	S	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納施設</li> <li>原子炉補助棟屋 (外周棟屋、補助一般棟屋、中間棟屋、ディーゼル棟屋、燃料取替用水タンク棟屋)</li> <li>当該の屋外設備を支持する構造物</li> </ul>	Sa Sa Sa	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補助棟屋 (廃棄物処理棟屋)</li> <li>タービン棟屋</li> <li>その他</li> </ul>	Sa Sa Sa

第 1.4.1 表 クラス別施設(3/7)

耐震 クラス	クラス別施設	主要設備 (B1)		補助設備 (B2)		直接支持構造物 (B3)		間接支持構造物 (B4)		波及的影響を考慮すべき設備 (B5)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用地 震動 (B4)	適用範囲	検討用地震 動 (B5)
S	L. 津波防護機能を有する設備及び浸水防止機能を有する設備	<ul style="list-style-type: none"> <li>取水路防潮ゲート</li> <li>放水口側防潮堤</li> <li>防潮扉</li> <li>屋外排水路逆流防止設備</li> <li>海水ポンプ室浸水防止蓋</li> <li>1号及び2号炉放水ビット止水板</li> <li>潮位観測システム(防護用)</li> </ul>	S S S S S S S	-	-	-	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>当該の屋外設備を支持する構造物</li> </ul>	Sa	-	-
	I. 敷地における津波監視機能を有する施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>津波監視カメラ</li> <li>潮位計</li> </ul>	S S	<ul style="list-style-type: none"> <li>非常用電源及び計装設備</li> </ul>	S	<ul style="list-style-type: none"> <li>機器等の支持構造物</li> </ul>	S	<ul style="list-style-type: none"> <li>当該の屋外設備を支持する構造物</li> <li>原子炉補助建屋(補助一般建屋、中間建屋、プルーゼル建屋)</li> </ul>	Sa Sa	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補助建屋(廃棄物処理建屋)</li> <li>タービン建屋</li> <li>その他</li> </ul>	Sa Sa Sa
	その他	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉内構造物</li> </ul>	S	-	-	-	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納施設</li> </ul>	Sa	-	-

第 1.4.1 表 クラス別施設(4/7)

耐震 クラス	クラス別施設	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)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用地 震動 (注5)
B	j. 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	・化学体積制御系のうち抽出系と余剰抽出系	B	-	-	・機器等の支持構造物	B	・原子炉格納施設 ・原子炉補助建屋 (外周建屋、補助一般建屋)	S <sub>1</sub> S <sub>1</sub>
	k. 放射性廃棄物を内蔵している施設。ただし、内蔵量が少ないか又は貯蔵方式により、その破損によって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。	・廃棄物処理設備、ただし、Cクラスに属するものは除く	B	-	-	・機器等の支持構造物	B	・原子炉格納施設 ・原子炉補助建屋 (補助一般建屋、廃棄物処理建屋)	S <sub>1</sub> S <sub>1</sub>
	l. 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、公衆及び従業員に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設	・使用済燃料ピット水浄化系 ・化学体積制御系、ただし、S及びCクラスに属するものは除く ・放射線低減効果の大きい遮蔽 ・補助建屋クレーン ・使用済燃料ピットクレーン ・燃料取替クレーン ・燃料移送装置	B B B B B B	-	-	・機器等の支持構造物	B	・原子炉格納施設 ・原子炉補助建屋 (外周建屋、燃料取扱建屋、補助一般建屋、新燃料取扱建屋)	S <sub>1</sub> S <sub>1</sub>

第 1.4.1 表 クラス別施設(5/7)

耐震 クラス	クラス別施設	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)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用地 震動 (注5)
B	m. 使用済燃料を冷却 するための施設	・使用済燃料ピット 水冷却系	B	・原子炉補機冷却 水系 ・原子炉補機冷却海 水系 ・電気計装設備	B B B	・機器等の支持構造 物	B	・原子炉格納施設 ・原子炉補助建屋 (外周建屋、燃料取 扱建屋、補助一般 建屋、中間建屋) ・海水ポンプ基礎等 の海水系を支持す る構造物	S <sub>1</sub> S <sub>1</sub>  S <sub>1</sub>
	n. 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	-	-	-	-	-	-	-	-

第 1.4.1 表 クラス別施設(6/7)

耐震 クラス	クラス別施設	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)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用地 震動 (注5)
C	o. 原子炉の反応度を制御するための施設でSクラス、Bクラスに属さない設備	・制御棒駆動装置 (スクラム機能に関する部分を除く)	C	-	-	・機器等の支持構造物	C	・原子炉格納施設 ・原子炉補助建屋 (補助一般建屋、中間建屋)	S <sub>c</sub> S <sub>c</sub>
	p. 放射性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、Bクラスに属さない施設	・試料採取系 ・床ドレン系 ・洗浄排水処理系 ・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) ・ペイラ ・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 ・液体廃棄物処理設備のうち、廃液蒸発装置蒸留水側 ・原子炉補給水系 ・新燃料貯蔵設備 ・その他	C C C C C C C C C C	-	-	・機器等の支持構造物	C	・原子炉格納施設 ・原子炉補助建屋 (外周建屋、燃料取扱建屋、補助一般建屋、中間建屋、ディーゼル建屋、燃料取替用水タンク建屋、廃棄物処理建屋、新燃料取扱建屋) ・固体廃棄物貯蔵庫 ・その他	S <sub>c</sub> S <sub>c</sub>      S <sub>c</sub> S <sub>c</sub>

第 1.4.1 表 クラス別施設(7/7)

耐震 クラス	クラス別施設	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)	
		適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	クラス	適用範囲	検討用地 震動 (注6)
C	q. 放射線安全に関係 しない施設等	・タービン設備	C	-	-	・機器等の支持構造 物	C	・タービン建屋	S <sub>c</sub>
		・原子炉補機冷却水 系	C					・原子炉格納施設	S <sub>c</sub>
		・補助ボイラ及び補 助蒸気系	C					・原子炉補助建屋 (外周建屋、補助一 般建屋、中間建 屋)	S <sub>c</sub>
		・消火設備	C					・補助ボイラ建屋	S <sub>c</sub>
		・主発電機・変圧器	C					・その他	S <sub>c</sub>
		・空調設備	C						
		・蒸気発生器ブロー ダウン系	C						
		・所内用空気系	C						
		・格納容器ポーラク レーン	C						
		・緊急時対策所 (緊急時対策所 建屋内)	C						
・その他	C								

(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の耐震クラスに属するものの破損によって耐震重要施設に波及的影響を及ぼすおそれがある設備をいう。

(注6) S<sub>s</sub>: 基準地震動 S<sub>e1</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。

第 1.4.2 表 重大事故等対処施設(主要設備)の設備分類(1/9)

設備分類	定義	主要設備 〔 〕内は代替する機能を有する設計基準事故対処設備の属する耐震重要度分類)
I.常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの以外のもの	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器広域圧力〔C〕</li> <li>・原子炉補機冷却水サージタンク水位〔C〕</li> <li>・使用済燃料ピット水位(広域)〔C〕</li> <li>・使用済燃料ピット温度(AM用)〔C〕</li> <li>・海水取水トンネル〔C〕</li> <li>・海水ポンプ室〔C〕</li> <li>・衛星電話(固定)〔C〕</li> </ul>

第 1.4.2 表 重大事故等対処施設(主要設備)の設備分類(2/9)

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は代替する機能を有する設計基準事故対処設備の属する耐震重要度分類)
II.常設耐震重要重大事故防止設備	常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉容器〔S〕</li> <li>・蒸気発生器〔S〕</li> <li>・加圧器〔S〕</li> <li>・1次冷却材ポンプ〔S〕</li> <li>・1次冷却材管〔S〕</li> <li>・加圧器サージ管〔S〕</li> <li>・原子炉格納容器〔S〕</li> <li>・A格納容器スプレイ冷却器〔S〕</li> <li>・燃料取替用水タンク〔S〕</li> <li>・再生熱交換器〔S〕</li> <li>・余熱除去冷却器〔S〕</li> <li>・ほう酸注入タンク〔S〕</li> <li>・ほう酸タンク〔S〕</li> <li>・ほう酸フィルタ〔S〕</li> <li>・蓄圧タンク〔S〕</li> <li>・A格納容器スプレイポンプ〔S〕</li> <li>・余熱除去ポンプ〔S〕</li> <li>・充てん/高圧注入ポンプ〔S〕</li> <li>・ほう酸ポンプ〔S〕</li> <li>・恒設代替低圧注水ポンプ</li> <li>・燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ〔S〕</li> <li>・格納容器再循環サンブスクリーン〔S〕</li> <li>・主蒸気管〔S〕</li> <li>・A・B・D原子炉補機冷却水冷却器〔S〕</li> </ul>

第 1.4.2 表 重大事故等対処施設(主要設備)の設備分類(3/9)

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は代替する機能を有する設計基準事故対処設備の属する耐震重要度分類)
II.常設耐震重要重大事故防止設備		<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉補機冷却水サージタンク〔S〕</li> <li>・海水ストレーナ〔S〕</li> <li>・海水ポンプ〔S〕</li> <li>・A・B・C原子炉補機冷却水ポンプ〔S〕</li> <li>・燃料油貯油そう〔S〕</li> <li>・燃料油貯油そう(他号炉)〔S〕</li> <li>・復水タンク〔S〕</li> <li>・タービン動補助給水ポンプ〔S〕</li> <li>・電動補助給水ポンプ〔S〕</li> <li>・中央制御室循環ファン〔S〕</li> <li>・中央制御室空調ファン〔S〕</li> <li>・中央制御室非常用循環ファン〔S〕</li> <li>・中央制御室非常用循環フィルタユニット〔S〕</li> <li>・中央制御室空調ユニット〔S〕</li> <li>・A・B格納容器再循環ユニット</li> <li>・1次冷却材圧力〔S〕</li> <li>・格納容器広域圧力(AM用)</li> <li>・蒸気発生器蒸気圧力〔S〕</li> <li>・格納容器再循環サンプ広域水位〔S〕</li> <li>・格納容器再循環サンプ狭域水位〔S〕</li> </ul>

第 1.4.2 表 重大事故等対処施設(主要設備)の設備分類(4/9)

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は代替する機能を有する設計基準事故対処設備の属する耐震重要度分類)
II.常設耐震重要重大事故防止設備		<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料取替用水タンク水位〔S〕</li> <li>・加圧器水位〔S〕</li> <li>・原子炉水位〔C〕</li> <li>・蒸気発生器広域水位〔S〕</li> <li>・蒸気発生器狭域水位〔S〕</li> <li>・復水タンク水位〔S〕</li> <li>・ほう酸タンク水位〔S〕</li> <li>・余熱除去流量〔S〕</li> <li>・高圧安全注入流量〔S〕</li> <li>・高圧補助安全注入流量〔S〕</li> <li>・蒸気発生器補助給水流量〔S〕</li> <li>・格納容器内温度〔C〕</li> <li>・1次冷却材高温側温度(広域)〔S〕</li> <li>・1次冷却材低温側温度(広域)〔S〕</li> <li>・格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)〔S〕</li> <li>・格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ)〔S〕</li> <li>・中性子源領域中性子束〔S〕</li> <li>・中間領域中性子束〔S〕</li> <li>・出力領域中性子束〔S〕</li> <li>・格納容器スプレイ流量積算〔S〕</li> <li>・恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算</li> <li>・ATWS緩和設備</li> <li>・蓄電池(安全防护系用)〔S〕</li> <li>・蓄電池(3系統目)</li> </ul>

第 1.4.2 表 重大事故等対処施設(主要設備)の設備分類(5/9)

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は代替する機能を有する設計基準事故対処設備の属する耐震重要度分類)
II.常設耐震重要重大事故防止設備		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ディーゼル発電機〔S〕</li> <li>・ディーゼル発電機(他号炉)〔S〕</li> <li>・原子炉トリップしゃ断器</li> <li>・原子炉トリップスイッチ〔S〕</li> <li>・号機間電力融通恒設ケーブル</li> <li>・代替所内電気設備分電盤</li> <li>・代替所内電気設備変圧器</li> <li>・空冷式非常用発電装置</li> <li>・格納容器再循環サンプ〔S〕</li> <li>・中央制御室遮蔽〔S〕</li> <li>・使用済燃料ビット〔S〕</li> <li>・制御棒クラスタ〔S〕</li> <li>・緊急ほう酸水補給弁〔S〕</li> <li>・主蒸気隔離弁〔S〕</li> <li>・タービン動補助給水ポンプ起動弁〔S〕</li> <li>・加圧器逃がし弁〔S〕</li> <li>・主蒸気逃がし弁〔S〕</li> <li>・余熱除去ポンプ入口弁〔S〕</li> <li>・主蒸気安全弁〔S〕</li> <li>・加圧器安全弁〔S〕</li> <li>・蓄圧タンク出口弁〔S〕</li> <li>・A格納容器スプレイポンプ格納容器再循環サンプ側入口隔離弁〔S〕</li> </ul>

第 1.4.2 表 重大事故等対処施設(主要設備)の設備分類(6/9)

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は代替する機能を有する設計基準事故対処設備の属する耐震重要度分類)
Ⅲ.常設重大事故緩和設備	重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉容器〔S〕</li> <li>・蒸気発生器〔S〕</li> <li>・加圧器〔S〕</li> <li>・1次冷却材ポンプ〔S〕</li> <li>・1次冷却材管〔S〕</li> <li>・加圧器サージ管〔S〕</li> <li>・原子炉格納容器〔S〕</li> <li>・格納容器スプレイ冷却器〔S〕</li> <li>・燃料取替用水タンク〔S〕</li> <li>・再生熱交換器〔S〕</li> <li>・余熱除去冷却器〔S〕</li> <li>・ほう酸注入タンク〔S〕</li> <li>・ほう酸タンク〔S〕</li> <li>・ほう酸フィルタ〔S〕</li> <li>・格納容器スプレイポンプ〔S〕</li> <li>・余熱除去ポンプ〔S〕</li> <li>・充てん／高圧注入ポンプ〔S〕</li> <li>・ほう酸ポンプ〔S〕</li> <li>・恒設代替低圧注水ポンプ</li> <li>・燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ〔S〕</li> <li>・A・B原子炉補機冷却水冷却器〔S〕</li> <li>・原子炉補機冷却水サージタンク〔S〕</li> <li>・海水ストレーナ〔S〕</li> <li>・海水ポンプ〔S〕</li> </ul>

第 1.4.2 表 重大事故等対処施設(主要設備)の設備分類(7/9)

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は代替する機能を有する設計基準事故対処設備の属する耐震重要度分類)
Ⅲ.常設重大事故緩和設備		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ A・B・C原子炉補機冷却水ポンプ〔S〕</li> <li>・ 燃料油貯油そう〔S〕</li> <li>・ 燃料油貯油そう(他号炉)〔S〕</li> <li>・ 復水タンク〔S〕</li> <li>・ 格納容器排気筒〔S〕</li> <li>・ 中央制御室循環ファン〔S〕</li> <li>・ 中央制御室空調ファン〔S〕</li> <li>・ 中央制御室非常用循環ファン〔S〕</li> <li>・ アニュラス空気浄化ファン〔S〕</li> <li>・ 中央制御室非常用循環フィルタユニット〔S〕</li> <li>・ 中央制御室空調ユニット〔S〕</li> <li>・ A・B格納容器再循環ユニット</li> <li>・ アニュラス空気浄化フィルタユニット〔S〕</li> <li>・ 1次冷却材圧力〔S〕</li> <li>・ 格納容器広域圧力〔S〕</li> <li>・ 格納容器広域圧力(AM用)</li> <li>・ 格納容器再循環サンプル広域水位〔S〕</li> <li>・ 格納容器再循環サンプル狭域水位〔S〕</li> <li>・ 原子炉補機冷却水サージタンク水位〔S〕</li> </ul>

第 1.4.2 表 重大事故等対処施設(主要設備)の設備分類(8/9)

設備分類	定義	主要設備 〔 〕内は代替する機能を有する設計基準事故対処設備の属する耐震重要度分類)
Ⅲ.常設重大事故緩和設備		<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料取替用水タンク水位〔S〕</li> <li>・高圧安全注入流量〔S〕</li> <li>・高圧補助安全注入流量〔S〕</li> <li>・余熱除去流量〔S〕</li> <li>・格納容器内温度〔C〕</li> <li>・格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)〔S〕</li> <li>・格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ)〔S〕</li> <li>・使用済燃料ピット水位(広域)</li> <li>・使用済燃料ピット温度(AM用)</li> <li>・使用済燃料ピットエリア監視カメラ(使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置を含む)</li> <li>・格納容器スプレイ流量積算〔S〕</li> <li>・原子炉下部キャビティ水位</li> <li>・原子炉格納容器水位</li> <li>・恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算</li> <li>・蓄電池(安全防护系用)〔S〕</li> <li>・蓄電池(3系統目)</li> <li>・ディーゼル発電機〔S〕</li> <li>・ディーゼル発電機(他号炉)〔S〕</li> <li>・空冷式非常用発電装置</li> <li>・号機間電力融通恒設ケーブル</li> </ul>

第 1.4.2 表 重大事故等対処施設(主要設備)の設備分類(9/9)

設備分類	定義	主要設備 (〔 〕内は代替する機能を有する設計基準事故対処設備の属する耐震重要度分類)
III.常設重大事故緩和設備		<ul style="list-style-type: none"> <li>・代替所内電気設備変圧器</li> <li>・代替所内電気設備分電盤</li> <li>・中央制御室遮蔽〔S〕</li> <li>・緊急時対策所遮蔽</li> <li>・海水取水トンネル〔C〕</li> <li>・海水ポンプ室〔C〕</li> <li>・使用済燃料ピット〔S〕</li> <li>・衛星電話(固定)〔C〕</li> <li>・安全パラメータ表示システム(SPDS)〔C〕</li> <li>・SPDS表示装置〔C〕</li> <li>・静的触媒式水素再結合装置</li> <li>・静的触媒式水素再結合装置温度監視装置</li> <li>・原子炉格納容器水素燃焼装置</li> <li>・原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置</li> <li>・加圧器逃がし弁〔S〕</li> </ul>

第1.5.1表 入力津波高さ一覧表

水位上昇側								水位下降側
取水口前面	取水路防潮ゲート前面	循環水ポンプ室前面	海水ポンプ室前面	1号及び2号炉放水口前面	3号及び4号炉放水口前面	放水路(奥)	防潮扉前面	海水ポンプ室前面
T.P.+4.6m (T.P.+4.7m)	T.P.+6.1m (T.P.+6.2m)	T.P.+2.8m (T.P.+2.9m)	T.P.+2.7m (T.P.+2.9m)	T.P.+6.0m (T.P.+6.2m)	T.P.+5.9m (T.P.+6.0m)	T.P.+6.5m (T.P.+6.7m)	T.P.+6.5m (T.P.+6.6m)	T.P.-3.1m (T.P.-3.3m)

・( )内はバラツキを考慮した入力津波であり、バラツキとして、①潮位のバラツキ(上昇側：0.15m、下降側：0.17m)、②入力津波の数値計算上のバラツキを考慮し安全側に評価した値

・基本設計では、施設に対して最も影響を及ぼす津波を耐津波設計に用いる入力津波として設定するが、それだけではなく、津波高さとしては小さくても施設に対して影響を及ぼす津波について、その津波の第1波の水位変動量を基本設計で設定した取水路防潮ゲートの閉止判断基準で確認できることが必要となる。その際、基本設計では評価することができない計装誤差を考慮するため、詳細設計で作成することとする。

第 1.5.2 表 津波防護対策の設備分類と設置目的

津波防護対策	設備分類	設置目的
取水路防潮ゲート	津波防護施設	・基準津波による遡上波が浸水防護重点化範囲に到達することを防止する。 ・引き波時の水位低下に対して、海水ポンプの取水可能水位を下回ることを防止する。
放水口側防潮堤		基準津波による遡上波が浸水防護重点化範囲に到達することを防止する。
防潮扉		基準津波による遡上波が浸水防護重点化範囲に到達することを防止する。
屋外排水路 逆流防止設備		屋外排水路からの津波流入により浸水防護重点化範囲に到達することを防止する。
1号及び2号炉 放水ピット止水板		1号及び2号炉放水ピットからの津波流入により浸水防護重点化範囲に到達することを防止する。
潮位観測システム（防護用）		・基準津波による遡上波が浸水防護重点化範囲に到達することを防止する。 ・引き波時の水位低下に対して、海水ポンプの取水可能水位を下回ることを防止する。
潮位計	津波監視設備	津波が発生した場合にその影響を俯瞰的に把握する。
津波監視カメラ		
海水ポンプ室 浸水防止蓋	浸水防止設備	海水ポンプ室床面からの津波流入による海水ポンプエリアへの流入を防止する。
取水口カーテンウォール	津波影響軽減施設	発電所周辺を波源とした津波の波力を軽減する。

第 1.5.3 表 流入経路特定結果

			流入経路
取水路	3号及び4号炉	海水系	海水取水トンネル、点検用トンネル、海水ポンプ室、海水管、海水管トレンチ、連絡水路
	3号及び4号炉	循環水系	取水路、循環水ポンプ室、循環水管
	1号及び2号炉	海水系	海水取水トンネル、循環水ポンプ室、海水管、海水管トレンチ
	1号及び2号炉	循環水系	取水路、循環水ポンプ室、循環水管
	3号及び4号炉	その他配管	タービンプローダウン排水管、クリーンアップ排水管、タービンサンプ排水管
放水路	3号及び4号炉	海水系	海水管
	3号及び4号炉	循環水系	循環水管、放水ビット、放水管
	1号及び2号炉	海水系	海水管
	1号及び2号炉	循環水系	循環水管、放水ビット、放水路
屋外排水路			集水枡、屋外排水管

第 1.5.4 表 各経路からの流入評価結果

				入力津波高さ	許容津波高さ	裕度
取水路	3号及び4号伊	海水系	点検用トンネル	T.P. +4.7m	T.P. +12.1m	7.4m
			海水ポンプ室	T.P. +2.9m	T.P. +3.5m	0.6m
		循環水系	取水路防潮ゲート前面	T.P. +6.2m	T.P. +8.5m	2.3m
			循環水ポンプ室	T.P. +2.9m	T.P. +3.5m	0.6m
	1号及び2号伊	海水系	海水ポンプ室	T.P. +2.6m	T.P. +3.5m	0.9m
		循環水系	循環水ポンプ室	T.P. +2.6m	T.P. +3.5m	0.9m
	3号及び4号伊	その他の配管 (クリアンアップ排水管等)		T.P. +2.9m	T.P. +3.5m	0.6m
放水路	3号及び4号伊	放水口付近		T.P. +6.0m	T.P. +8.0m	2.0m
	1号及び2号伊	放水路	放水口付近	T.P. +6.2m	T.P. +8.0m	1.8m
			防潮扉前	T.P. +6.6m	T.P. +8.0m	1.4m
			放水路(奥)	T.P. +6.7m	T.P. +8.0m	1.3m
			放水ビット	T.P. +6.7m	T.P. +8.0m*	1.3m
屋外排水路	取水路に接続される系統		T.P. +2.9m (3,4号伊循環水ポンプ室)	T.P. +3.5m	0.6m	
	1号及び2号伊放水路に接続される系統		T.P. +6.7m	T.P. +8.0m*	1.3m	
	放水口側護岸から直接海に接続される系統		T.P. +6.2m (放水口前面)	T.P. +8.0m*	1.8m	

\*: 設計水位

第 1.5.5 表 津波防護対象範囲の分類

津波防護対象範囲	説明	対象
(1) 設計基準対象施設の津波防護対象範囲（重大事故等対処施設含む）	重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画と設計基準対象施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画が同一範囲	原子炉格納施設、原子炉補助建屋、制御建屋、中間建屋、燃料油貯油そう、海水ポンプエリア、復水タンク及び非常用取水設備
(2) 可搬型重大事故等対処設備の津波防護対象範囲	(1)を除く可搬型重大事故等対処設備を内包する建屋及び区画	泡混合器、仮設組立式水槽、可搬式代替低圧注水ポンプ、送水車、シルトフェンス、スプレイヘッド、大容量ポンプ、大容量ポンプ(放水砲用)、タンクローリー、電源車、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、電源車（緊急時対策所用）、ブルドーザ、放水砲、油圧ショベル、空気供給装置、緊急時対策所非常用空気浄化ファン及び緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット
(3) 重大事故等対処施設のための津波防護対象範囲	(1)(2)を除く重大事故等対処施設の津波防護対象設備を内包する建屋及び区画	空冷式非常用発電装置、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）、蓄電池（3系統目）
(4) 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備	津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備については、入力津波に対して機能を保持できることが必要	取水路防潮ゲート、放水口側防潮堤、防潮扉、潮位観測システム（防護用）、屋外排水路逆流防止設備、1号及び2号炉放水ビット止水板、海水ポンプ室浸水防止蓋、津波監視カメラ及び潮位計

第 1.5.6 表 特定重大事故等対処施設の津波防護対象範囲の分類

津波防護対象範囲	説明	対象
(3)津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備	津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備については、入力津波に対して機能を保持できることが必要	取水路防潮ゲート、放水口側防潮堤、防潮扉、潮位観測システム（防護用）、屋外排水路逆流防止設備、1号及び2号炉放水ピット止水板、海水ポンプ室浸水防止蓋、津波監視カメラ及び潮位計

※ 「特定重大事故等対処施設の津波防護対象設備」とは、特定重大事故等対処施設、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備を津波から防護する設備を示す。

なお、津波監視設備は、基準津波に対する防護措置として、津波が発生した場合にその影響を俯瞰的に把握することを目的に設置することから、津波防護対象設備としている。

**枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。**

第 1.7.1 表 耐震評価又は耐震対策工事により耐震性が確保される機器

設備名称	耐震対策工事 <sup>※</sup>	設備名称	耐震対策工事 <sup>※</sup>
空調用冷水膨張タンク	-	水素再結合ガス圧縮装置（封水冷却器）	-
ほう酸補給タンク	○	水素再結合装置（冷却器）	-
冷却材陽イオン脱塩塔	-	廃液蒸発装置（加熱器）	-
ほう酸蒸留水脱塩塔	-	出入管理室用温水タンク	○
冷却材脱塩塔入口フィルタ	-	廃液蒸留水モニタフィルタ	-
冷却材フィルタ	-	廃液蒸留水フィルタ	-
ほう酸回収装置脱塩塔フィルタ	-	洗浄排水モニタタンク	-
ほう酸濃縮液フィルタ	-	廃液蒸留水タンク	-
体積制御タンク	-	廃液蒸留水モニタタンク	-
封水フィルタ	-	充てん/高圧注入ポンプ室冷却ユニット	-
使用済燃料ピット脱塩塔	-	余熱除去ポンプ室冷却ユニット	-
使用済燃料ピットスキマフィルタ	-	格納容器スプレイポンプ室冷却ユニット	-
冷却材湿床式脱塩塔	-	水素分析計除塵器ユニット	-
熱再生イオン交換器	-	配管貫通部冷却ユニット	-
ほう酸回収装置	○	中央制御室空調ユニット	-
ほう酸回収装置湿床式脱塩塔	-	安全補機閉器室空調ユニット	-
補助蒸気ドレンモニタ冷却器	○	放射線管理室給気ユニット	-
補助凍屋冷却材ドレン冷却器	-	ホット作業室空調ユニット	-
ガスサンプル冷却器	○	廃液給水ポンプ	-
ほう素熱再生再熱器	-	ほう酸回収装置給水ポンプ	-
井再生冷却器	-	補助凍屋冷却材ドレンポンプ	-
ブローダウンサンプル冷却器	○	使用済樹脂スルースポンプ	-
サンプル冷却器	○	ほう酸注入循環ポンプ	-
燃料取替用水タンク加熱器	-	1次系補給水ポンプ	-
ほう素熱再生前置熱交換器	-	使用済燃料ピットスキマポンプ	-
ほう素熱再生抽出水冷却器	-	使用済燃料ピットポンプ	-
封水冷却器	-	ほう素熱再生冷却水ポンプ	-
ほう素熱再生冷却水タンク	-	空調用冷水ポンプ	-
使用済燃料ピットフィルタ	○	補助蒸気ドレンタンクポンプ	-
使用済燃料ピット冷却器	○	出入管理室温水循環ポンプ	-
ほう素熱再生冷却装置	-	洗浄排水モニタポンプ	-
ほう酸蒸留水フィルタ	-	廃液蒸留水ポンプ	-
空調用冷凍機	-	廃液蒸留水モニタタンクポンプ	-
補助蒸気ドレンタンク	-	洗浄排水ポンプ	-
廃液蒸留水モニタ脱塩塔	-	薬品ドレンポンプ	-

※：耐震対策工事を実施するものを「○」実施しないものを「-」とする。

第 1.7.2 表 溢水評価上想定する起因事象  
(運転時の異常な過渡変化)

原子炉外乱の事象	考慮 要否	スクリーンアウトする理由
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	○	
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	○	
制御棒の落下及び不整合	○	
原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	○	
原子炉冷却材流量の部分喪失	○	
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	—	誤起動の場合、停止ループの低温の冷却材が炉心に注入され、炉心に正の反応度が添加された後の反応度フィードバック効果により原子炉出力は低下し整定する。このように、本事象では対処設備は不要であるため、溢水影響評価上考慮不要
外部電源喪失	○	外部電源喪失により常用電源が喪失するが、常用電源喪失は「主給水流量喪失」及び「原子炉冷却材流量の喪失」に包絡
主給水流量喪失	○	
蒸気負荷の異常な増加	—	蒸気負荷が増加した場合、炉心に正の反応度が添加された後の反応度フィードバック効果により原子炉出力は抑制され整定する。このように、本事象では対処設備は不要であるため、溢水影響評価上考慮不要
2次冷却系の異常な減圧	○	
蒸気発生器への過剰給水	○	
負荷の喪失	○	
原子炉冷却材系の異常な減圧	○	
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	○	

第 1.7.3 表 溢水評価上想定する起回事象  
(設計基準事故)

原子炉外乱の事象	考慮 要否	スクリーンアウトする理由
原子炉冷却材喪失 (LOCA)	○*	
原子炉冷却材流量の喪失	○	
原子炉冷却材ポンプの軸固着	—	溢水の発生によって原子炉冷却材ポンプの回転軸は固着しない。
主給水管破断	○*	
主蒸気管破断	○*	
制御棒飛び出し	○*	
蒸気発生器伝熱管破損	—	溢水の発生によって蒸気発生器の伝熱管は破損しない。

※溢水事象であるため対象として考慮する。

第 1.7.4 表 溢水評価上想定する事象とその対処系統

溢水評価上想定する事象	左記事象に対する対処機能	対処系統
①「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」「制御棒の落下及び不整合」	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉トリップ</li> <li>・補助給水</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・安全保護系</li> <li>・原子炉停止系統</li> <li>・補助給水系統</li> </ul> <p>*1 主給水バイパス制御弁開 *2 復水ポンプ停止、 主給水制御弁・隔離弁開 *3 タービントリップ</p>
②「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」 (ほう素濃度制御系異常)		
③「原子炉冷却材流量の部分喪失」及び「原子炉冷却材流量の喪失」 (一次冷却材ポンプ停止)		
④蒸気発生器への過剰給水 (主給水制御弁開他*1)		
⑤主給水流量喪失 (主給水ポンプ停止他*2)		
⑥負荷の喪失 (主蒸気隔離弁開他*3)		
⑦出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動		
⑧主給水管破断		
⑨外部電源喪失		
⑩2 次冷却系の異常な減圧 (タービンバイパス弁開他*4)	上記機能に加え、 ・高圧注入	上記系統に加え、 ・高圧注入系 (ほう酸注入タンク)
⑪原子炉冷却材系の異常な減圧 (加圧器逃がし弁開他*5)		*4 主蒸気逃がし弁開、 タービン蒸気加減弁開
⑫主蒸気管破断		*5 加圧器スプレイ弁開、 加圧器補助スプレイ弁開
⑬「原子炉冷却材喪失(LOCA)」及び「制御棒飛び出し」	上記機能に加え、 ・低圧注入 ・格納容器スプレイ ・格納容器隔離	上記系統に加え、 ・低圧注入系 ・格納容器スプレイ系統 ・アニュラス空気浄化系統 ・原子炉格納容器隔離弁

第 1.7.5 表 溢水から防護すべき系統設備

補助給水系統
化学体積制御系統
安全注入系統
主蒸気系統
余熱除去系統
原子炉補機冷却水系統
原子炉補機冷却海水系統
空気系統
換気空調装置系統
非常用電源系統（ディーゼル発電機を含む。）
格納容器スプレイ系統
冷水系統
電気盤
燃料ビット冷却浄化・燃料検査ビット水移送系統
燃料取替用水系統

第 1.7.6 表 機器と機能喪失高さの考え方

機 器	機 能 喪 失 高 さ
弁	①電動弁：電動弁駆動装置下端 ②空気作動弁：各付属品（アクチュエータ、電磁弁、減圧弁、リミットスイッチ）のうち、最低高さの付属品の下端部
ダンパ	各付属品（アクチュエータ、電磁弁、減圧弁、リミットスイッチ）のうち、最低高さの付属品の下端部
ポンプ (操作盤含む)	①ポンプあるいはモータでいずれか低い箇所 ②ポンプは軸貫通部若しくは油タンクのエアブリーザ部の低い方 ③モータは下端部
ファン	モータは下端部又は端子箱下端の低い部位
盤	盤内の計器類の最下部
計器	計器本体又は伝送器の下端部

第 1.7.7 表 蒸気影響評価における配管の想定破損評価条件

系 統		破損想定	隔離
補助蒸気系統	一般部 (25A を超える。)	貫通クラック	自動 / 手動
	ターミナルエンド部 一般部 (25A 以下)	完全全周破断	
化学体積制御系統 (抽出)			手動
蒸気発生器ブローダウンサンプリング系統			

第 1.8.1 表 高浜発電所における設計飛来物

飛来物の種類	砂利	鋼製パイプ	鋼製材
寸法(m)	長さ×幅×奥行き 0.04×0.04×0.04	長さ×直径 2×0.05	長さ×幅×奥行き 4.2×0.3×0.2
質量(kg)	0.18	8.4	135
最大水平速度 (m/s)	62	49	51
最大鉛直速度 (m/s)	42	33	34

第 1.8.2 表 設計竜巻から防護する施設及び竜巻対策等

設計竜巻から防護する施設	竜巻の最大風速条件	飛来物対策	防護施設	想定する設計飛来物	手順等
海水ポンプ（配管、弁を含む。） 海水ストレーナ 復水タンク（配管、弁を含む。）	100m/s	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 因縛等の対策</li> <li>・ 車両の退避</li> </ul>	竜巻飛来物防護対策設備	砂利	—
使用済燃料ピット			施設を内包する施設	鋼製材 鋼製パイプ 砂利	燃料取扱作業中止
ディーゼル発電機			施設を内包する施設 竜巻飛来物防護対策設備	—	水密扉の閉止
主蒸気管他			施設を内包する施設 竜巻飛来物防護対策設備	砂利	—
格納容器排気筒（建屋外）			—	鋼製材 鋼製パイプ 砂利	補修
格納容器排気筒（建屋内） 換気空調設備（アニュラス空気浄化設備、安全補機室空気浄化設備、格納容器排気系統、燃料取扱建屋排気系統、放射線管理室排気系統、中央制御室空調装置、安全補機開閉器室空調装置及びディーゼル発電機室の換気空調設備）			施設を内包する施設	—	—
使用済燃料乾式貯蔵容器			—	鋼製材 鋼製パイプ 砂利	—
安全機能の重要度分類クラス1及びクラス2に属する施設のうち上記以外の建屋内の施設			施設を内包する施設	—	—
クラス3に属する施設			—	—	代替設備・予備品の確保及び補修・取替等

第 1.8.3 表 竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設及び竜巻対策等

竜巻防護施設に波及的影響を及ぼし得る施設	竜巻の最大風速条件	飛来物対策	防護施設	想定する設計飛来物	手順等
タービン建屋 廃棄物処理建屋 使用済燃料乾式貯蔵容器格納設備 貯蔵架台	100m/s	・ 固縛等の対策 ・ 車両の退避	-	鋼製材 鋼製パイプ 砂利	-
ディーゼル発電機吸気・排気消音器 主蒸気逃がし弁消音器 主蒸気安全弁排気管 タービン動補助給水ポンプ蒸気大気放出管 燃料油貯油そうべント管			-	鋼製材 鋼製パイプ 砂利	-
換気空調設備（蓄電池室の換気空調設備）			施設を内包する施設	-	-

第 1.8.4 表 竜巻防護施設を内包する施設及び竜巻対策等

竜巻防護施設を内包する施設	竜巻の最大風速条件	飛来物対策	防護施設	想定する設計飛来物	手順等
外部しゃへい建屋 外周建屋 中間建屋 原子炉補助建屋 燃料取扱建屋 燃料取替用水タンク建屋 ディーゼル発電機建屋 燃料油貯油そう基礎	100m/s	・ 固縛等の対策 ・ 車両の退避	-	鋼製材 鋼製パイプ 砂利	-

第 1.9.1 表 設計対象施設

施設区分	火山影響評価の対象施設
<p>安全機能の重要度分類クラス 1 及びクラス 2 に属する施設を内包し、降下火砕物による影響から防護する建屋</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 外部しゃへい建屋</li> <li>・ 外周建屋</li> <li>・ 燃料取扱建屋</li> <li>・ 原子炉補助建屋</li> <li>・ 中間建屋</li> <li>・ ディーゼル発電機建屋</li> <li>・ 燃料取替用水タンク建屋</li> </ul>
<p>安全機能の重要度分類クラス 1 及びクラス 2 に属する施設のうち、屋外に設置されている施設、並びに屋内にあって屋外に開口し降下火砕物を含む海水及び空気の流路となる施設</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 海水ポンプ</li> <li>・ 海水ストレーナ</li> <li>・ 復水タンク</li> <li>・ 主蒸気逃がし弁（消音器）</li> <li>・ 主蒸気安全弁（排気管）</li> <li>・ タービン動補助給水ポンプ（蒸気大気放出管）</li> <li>・ 格納容器排気筒</li> <li>・ ディーゼル発電機</li> </ul>
<p>安全機能の重要度分類クラス 1 及びクラス 2 に属する施設のうち、屋内の空気を機器内に取り込む機構を有し、それにより降下火砕物の影響を受ける可能性がある施設</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 安全保護系計装盤</li> <li>・ 制御用空気圧縮機</li> </ul>
<p>安全機能の重要度分類クラス 3 に属する施設及びその他の施設のうち、屋外に開口し降下火砕物を含む海水及び空気の流路となって、安全機能の重要度分類クラス 1 及びクラス 2 に属する施設に影響を及ぼす可能性のある施設</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 取水設備</li> <li>・ 補助建屋排気筒</li> <li>・ 換気空調設備（給気系外気取入口）</li> </ul> <p>[中央制御室空調装置、安全補機開閉器室空調装置、ディーゼル発電機室換気空調設備、補助給水ポンプ室換気空調設備、中間建屋換気空調設備、主蒸気配管室換気空調設備、格納容器換気空調設備、燃料取扱室空調装置、補助建屋換気空調設備、主給水配管室換気空調設備、放射線管理室空調装置]</p>

第 1.10.1 表 外部火災にて想定する火災

火災種別	考慮すべき火災
森林火災	発電所敷地外 10km 以内に発火点を設定した発電所に迫る火災
近隣の産業施設の火災・爆発	発電所敷地外 10km 以内に存在する石油コンビナート等の施設の火災・爆発
	発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災
航空機墜落による火災	発電所敷地内への航空機墜落時の火災

第 1.10.2 表 外部火災防護施設

1. 火災に対する直接的な影響を受ける施設

防護対象	外部火災防護施設
安全機能の重要度分類 クラス1及びクラス2に 属する施設を内包する建 屋	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部しゃへい建屋</li> <li>・外周建屋</li> <li>・燃料取扱建屋</li> <li>・原子炉補助建屋</li> <li>・中間建屋</li> <li>・ディーゼル発電機建屋</li> <li>・燃料取替用水タンク建屋</li> </ul> ※消火活動による防護手段を期待し ない条件のもと、火元からの離隔距 離で防護
安全機能の重要度分類 クラス1及びクラス2に 属する屋外施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・海水ポンプ</li> <li>・復水タンク</li> <li>・使用済燃料乾式貯蔵容器</li> </ul> ※消火活動による防護手段を期待し ない条件のもと、火元からの離隔距 離で防護
安全機能の重要度分類 クラス3に属する施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・タービン建屋</li> <li>・特高開閉所</li> <li>・固体廃棄物貯蔵庫</li> <li>・蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉 共用）</li> <li>・保守点検建屋</li> <li>・モニタポスト他</li> </ul> ※屋内に設置されている施設につい ては、建屋により防護することと し、 屋外施設については、防火帯・防火 エリアの内側に設置すること又は消 火活動等により防護

2. 火災に対する二次的な影響（ばい煙等）を受ける施設

防護対象	外部火災防護施設
安全機能の重要度分類 クラス1及びクラス2に属 する施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・海水ポンプ</li> <li>・主蒸気逃がし弁、排気筒等</li> <li>・換気空調設備</li> <li>・ディーゼル発電機</li> <li>・安全保護系計装盤</li> <li>・制御用空気圧縮機</li> </ul>

第 1.10.3 表 発電所敷地内に設置している屋外の評価対象危険物タンク

タンク名	燃料	燃料量	影響先	離隔距離
補助ボイラ燃料タンク	重油	460kℓ <sup>*</sup>	4号炉ディーゼル発電機建屋	71m
			4号炉復水タンク	84m
3号炉及び4号炉タービン油計量タンク	タービン油	130kℓ	4号炉ディーゼル発電機建屋	52m
復水処理装置再生排水処理設備重油タンク	重油	6kℓ	3号炉ディーゼル発電機建屋	26m
			3号炉復水タンク	25m
			3号炉及び4号炉海水ポンプ	25m
タービン油タンク（1号及び2号炉共用）	タービン油	80kℓ	使用済燃料乾式貯蔵容器	192m

※航空機墜落に起因する敷地内危険物タンク火災を考慮し、燃料保有量を150kℓに制限する。

第 1.10.4 表 落下事故のカテゴリと対象航空機

落下事故のカテゴリ		対象航空機	離隔距離	輻射強度	
計器飛行の民間航空機		B 7 4 7 - 4 0 0	159m	900W/m <sup>2</sup>	
有視界飛行の民間航空機	大型航空機				
	小型航空機	（評価結果は自衛隊機又は米軍機の落下に包含される） <sup>*</sup>			
自衛隊機又は米軍機	訓練空域内で飛行中及び訓練空域外を飛行中	空中給油機等、高高度での巡航が想定される大型固定翼機	K C - 7 6 7	215m	319W/m <sup>2</sup>
		その他の大型固定翼機、小型固定翼機及び回転翼機	F - 1 5	39m	1,102W/m <sup>2</sup>

※落下確率評価において考慮している航空機は、小型固定翼機及び小型回転翼機である。評価条件は、原子炉施設から距離が80m、燃料積載量が小型固定翼機の2m<sup>3</sup>程度であることから、自衛隊機又は米軍機において原子炉施設からの距離が39m、燃料積載量が15m<sup>3</sup>程度で評価していることを踏まえると、本評価は自衛隊機又は米軍機の落下による火災影響評価に包絡される。

第 1.10.5 表 落下事故のカテゴリと対象航空機

(使用済燃料乾式貯蔵容器)

落下事故のカテゴリ		対象航空機	離隔距離	輻射強度	
計器飛行の民間航空機		B 7 4 7 - 4 0 0	306m	235W/m <sup>2</sup>	
有視界飛行の民間航空機	大型航空機				
	小型航空機	(評価結果は自衛隊機又は米軍機の落下に包含される)*			
自衛隊機又は米軍機	訓練空域内で飛行中及び訓練空域外を飛行中	空中給油機等、高高度での巡航が想定される大型固定翼機	K C - 7 6 7	332m	134W/m <sup>2</sup>
	その他の大型固定翼機、小型固定翼機及び回転翼機	F - 1 5	59m	470W/m <sup>2</sup>	

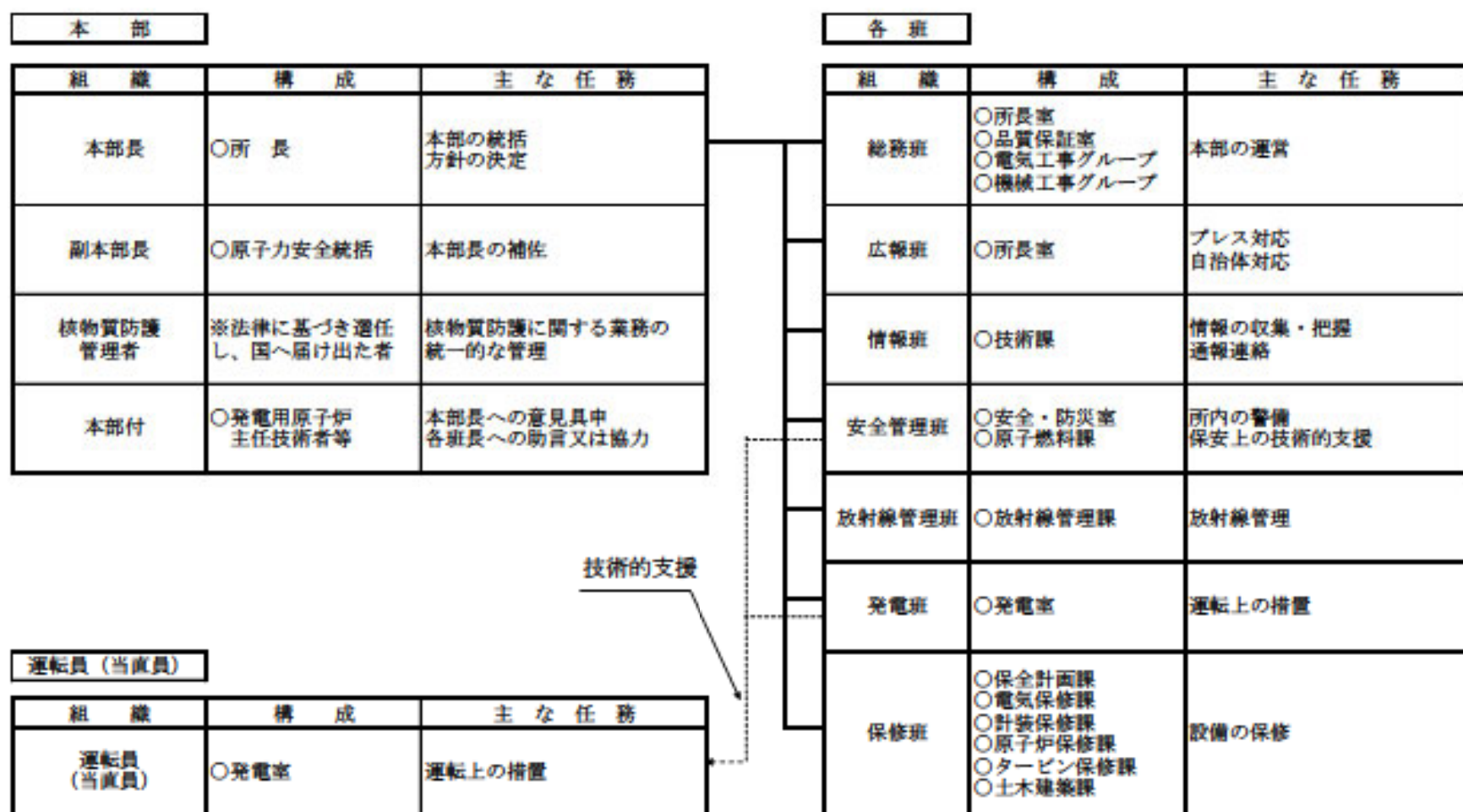
※落下確率評価において考慮している航空機は、小型固定翼機及び小型回転翼機である。評価条件は、使用済燃料乾式貯蔵容器から距離が 200m、燃料積載量が小型固定翼機の 2m<sup>3</sup>程度であることから、自衛隊機又は米軍機において使用済燃料乾式貯蔵容器からの距離が 59m、燃料積載量が 15m<sup>3</sup>程度で評価していることを踏まえると、本評価は自衛隊機又は米軍機の落下による火災影響評価に包絡される。

第 1.10.6 表 物揚岸壁に停泊する船舶

船舶	燃料	容量	影響先	離隔距離
燃料等輸送船	重油	560kt	4号炉復水タンク	350m
			4号炉ディーゼル建屋	320m
			3号炉海水ポンプ	390m
			使用済燃料乾式貯蔵容器	564m

第 1.10.7 表 ばい煙による影響評価

	分類	影響評価設備
機器への影響	外気を取り入れる空調系統	換気空調設備
	外気を設備内に取り込む機器	ディーゼル発電機
		海水ポンプ
		主蒸気逃がし弁、排気筒等
	室内の空気を取り込む機器	安全保護系計装盤
		制御用空気圧縮機



第 1.1.1.1 図 核物質防護に関する緊急時の体制図



第1.1.7.1図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図（発電所全体）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第1.1.7.2図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図（地下1階）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



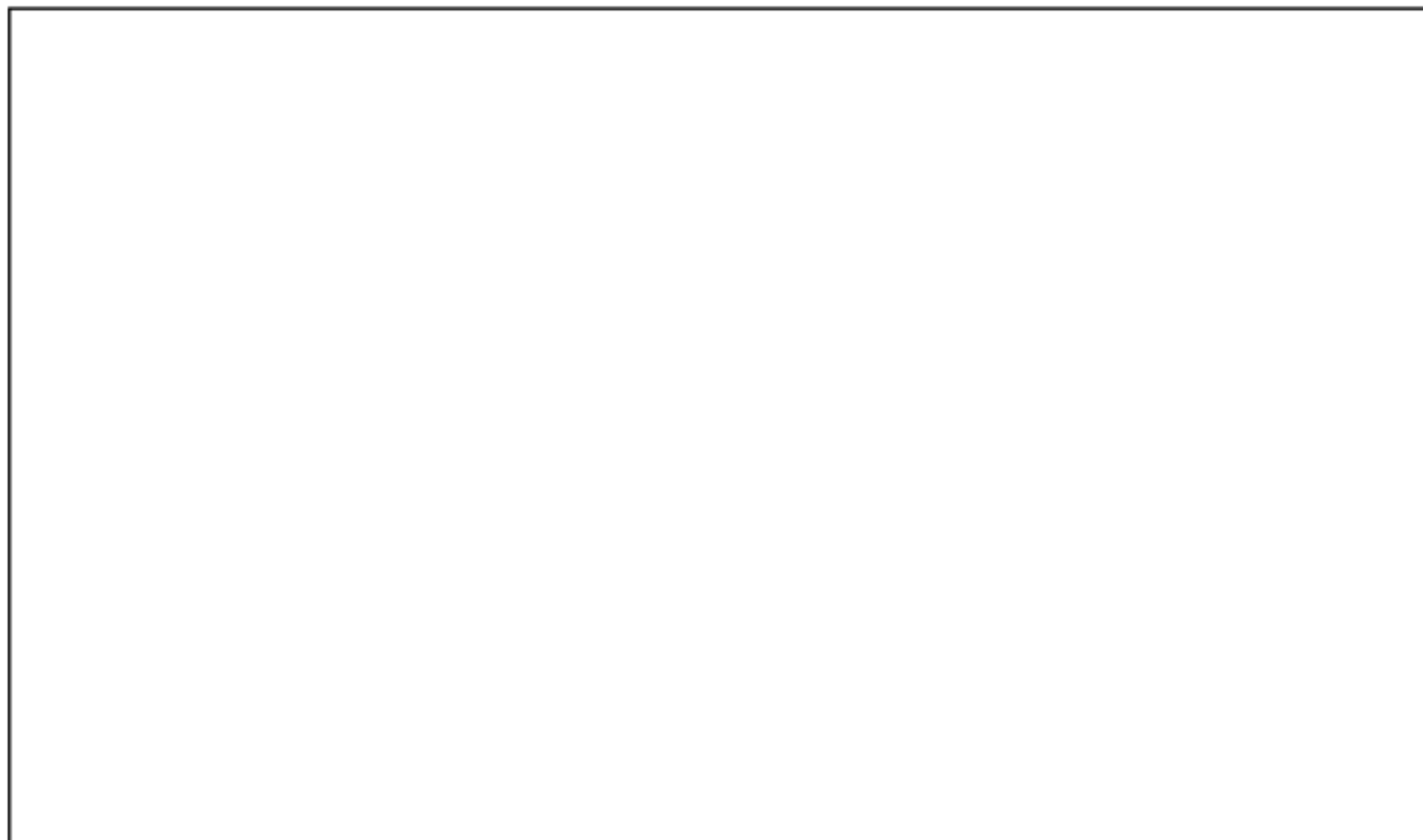
第1.1.7.3図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図（1階）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第1.1.7.4図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図（2階）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



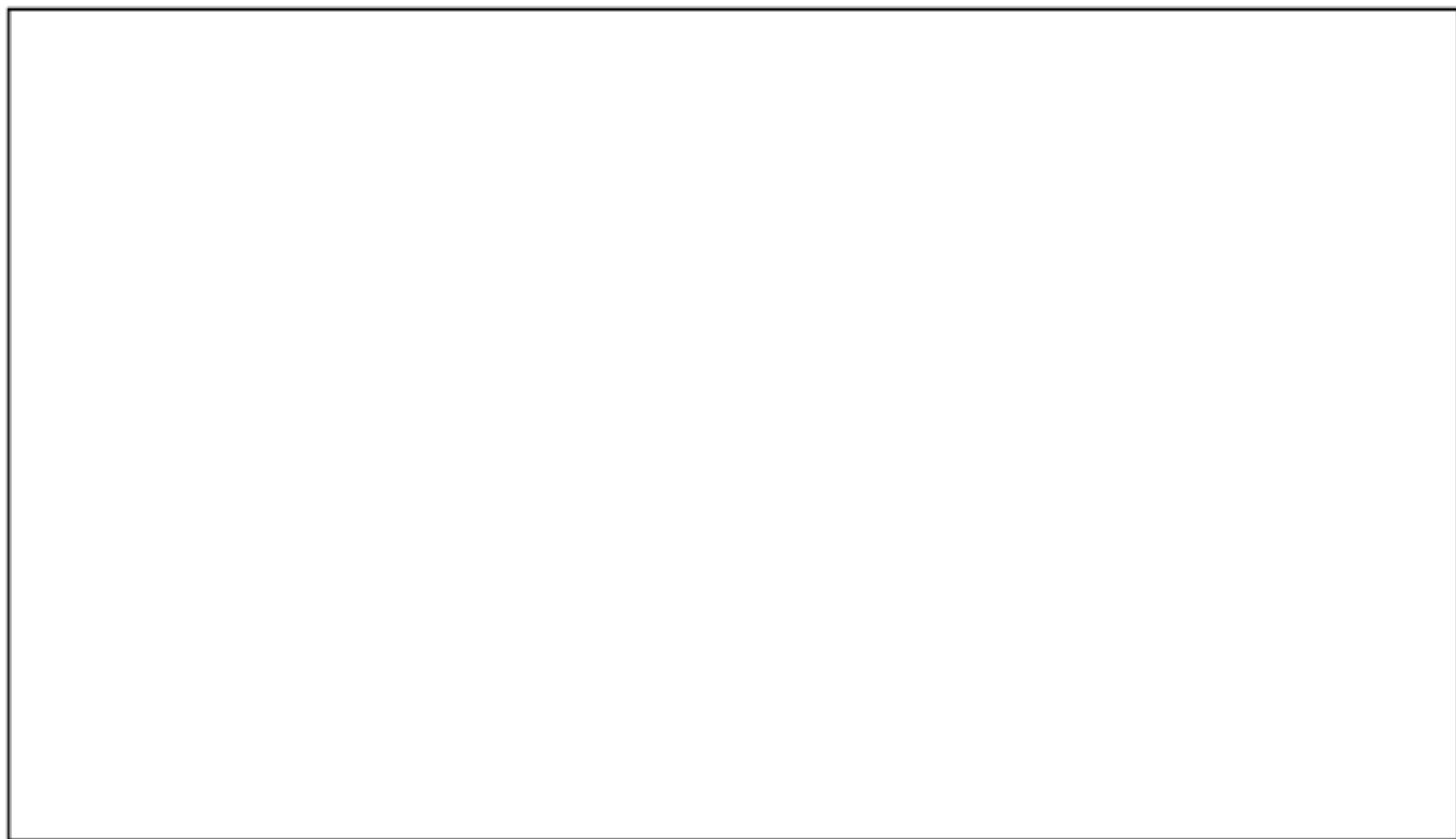
第1.1.7.5図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図（3階）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



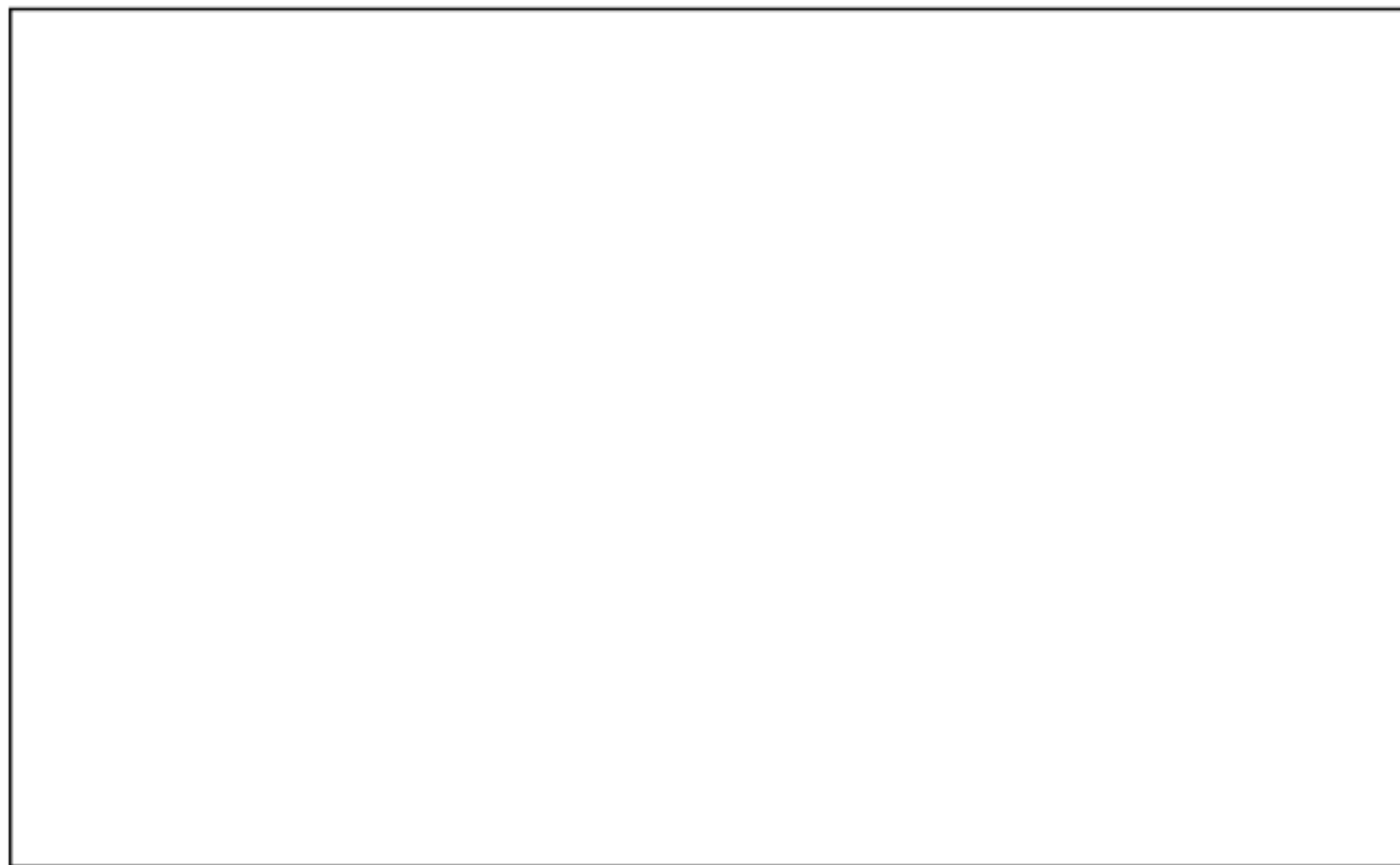
第1.1.7.6図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図（4階）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



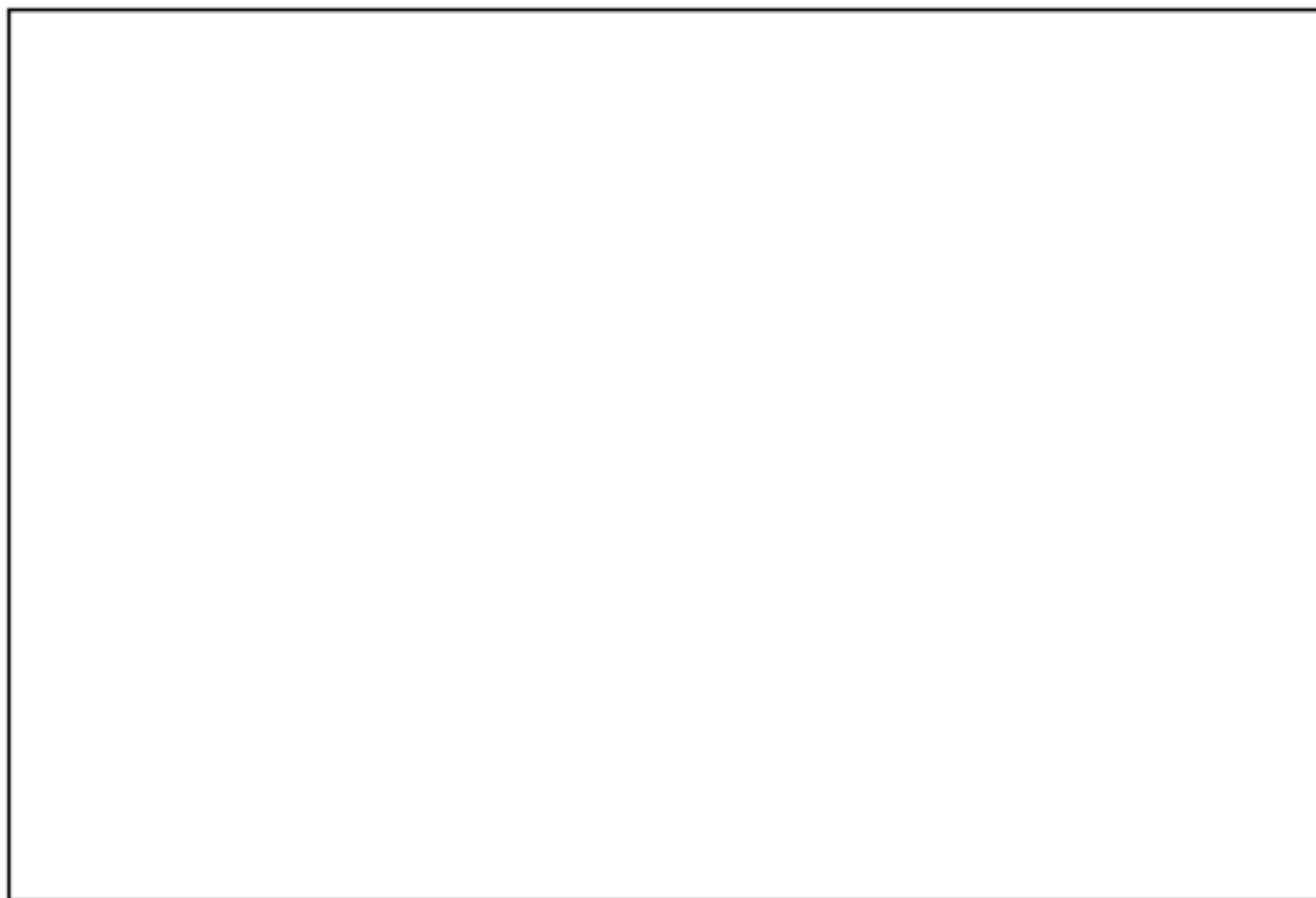
第1.1.7.7図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図（5階）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第 1.1.7.8 図 重大事故等対処設備配置及び保管場所図（1号炉側1階）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第 1.1.7.9 図 重大事故等対処設備及び保管場所図



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第 1.1.8.1 図 特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図 

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第 1.1.8.2 図 特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図

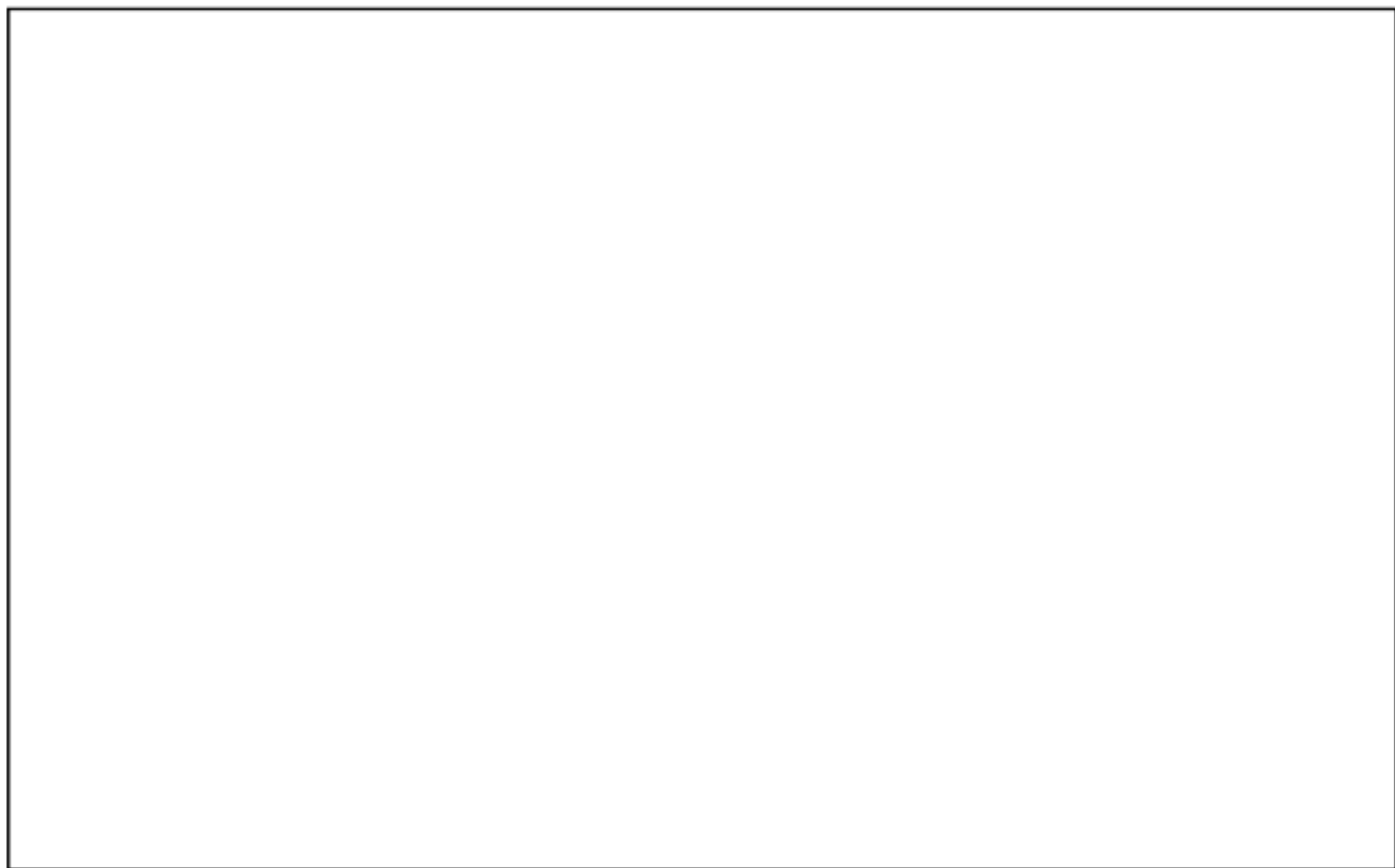
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。


8-1-1167



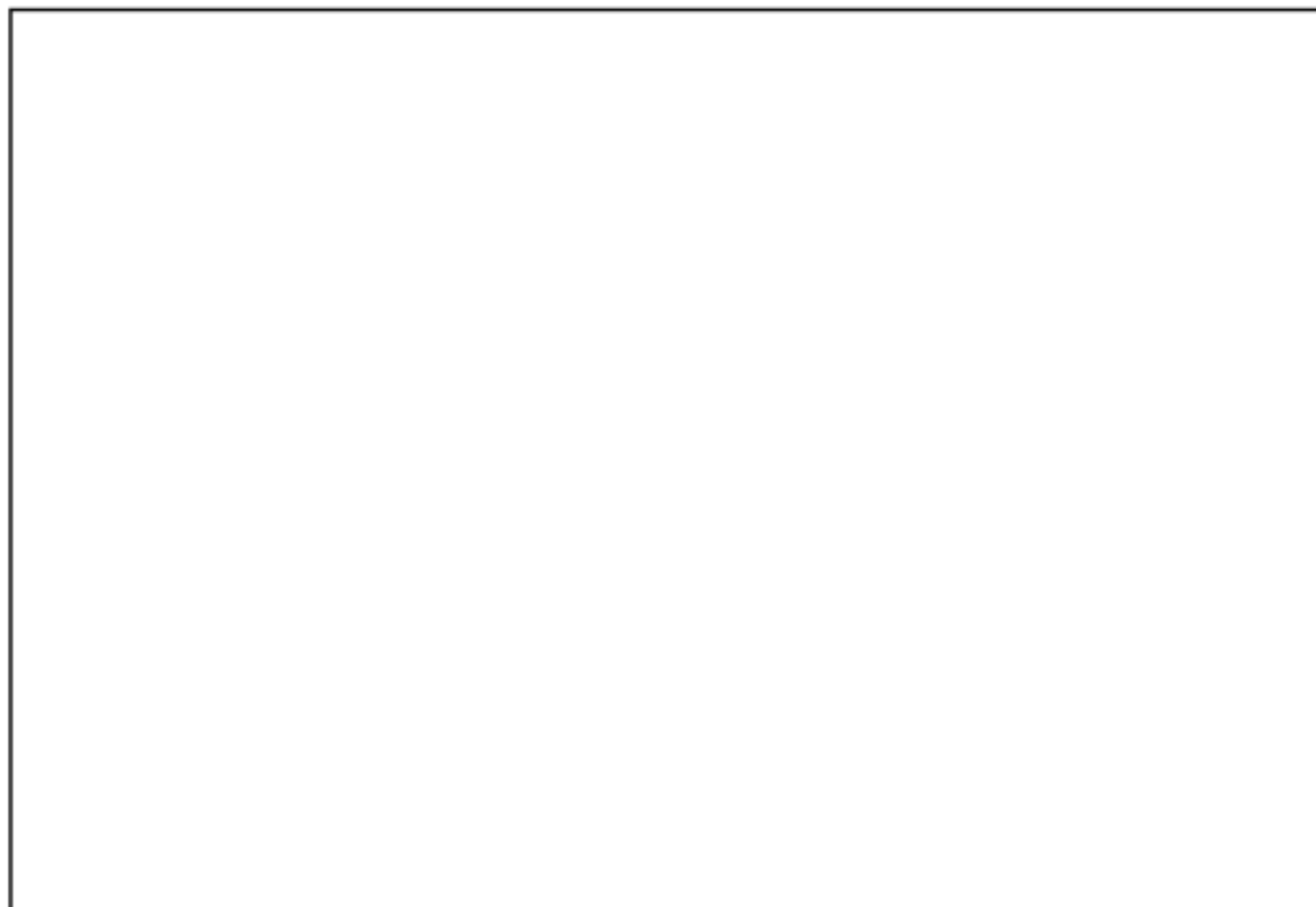
第 1.1.8.3 図 特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第 1.1.8.4 図 特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図 

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

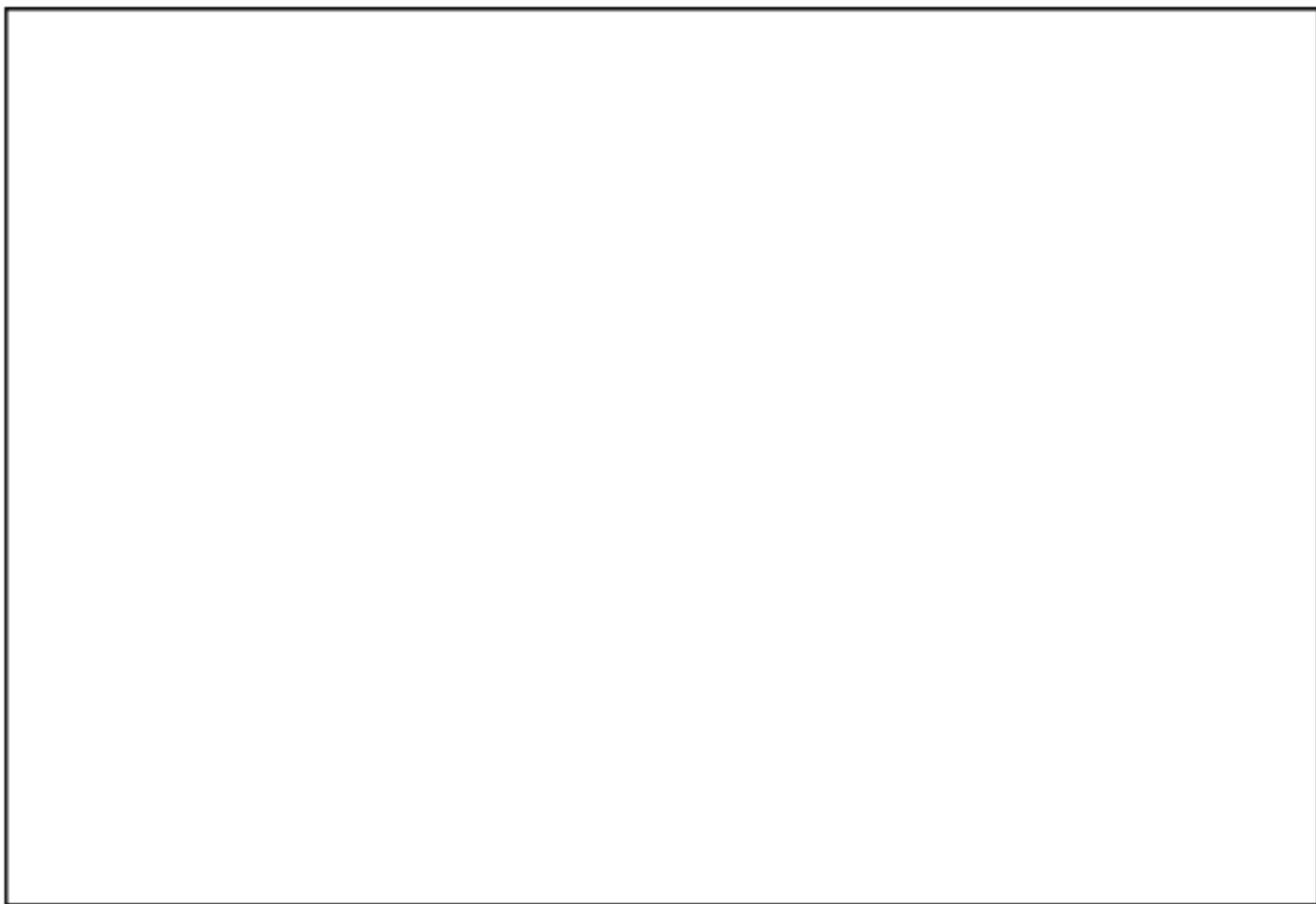


第 1.1.8.5 図 特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

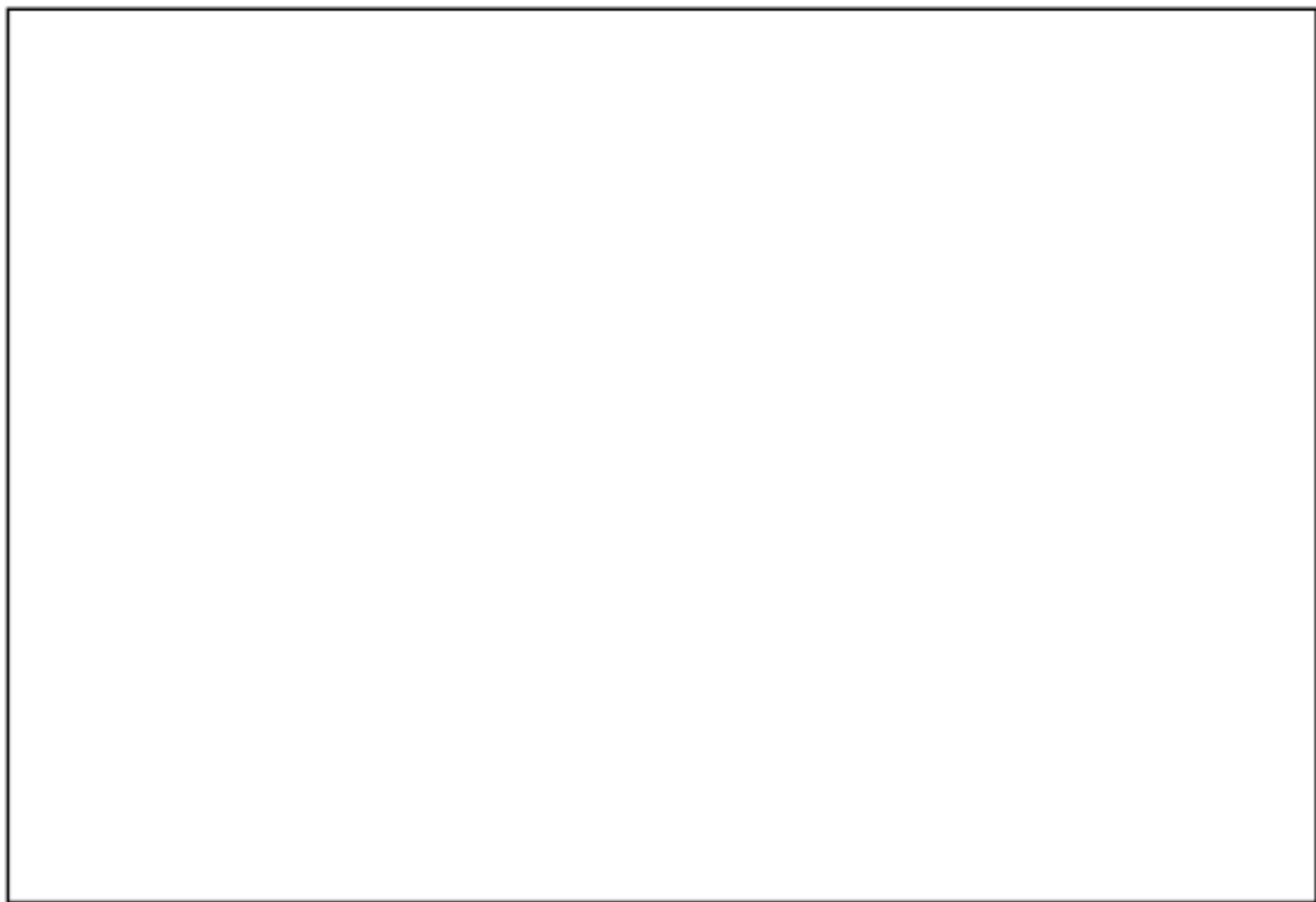
8-1-1170



第 1.1.8.6 図 特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図

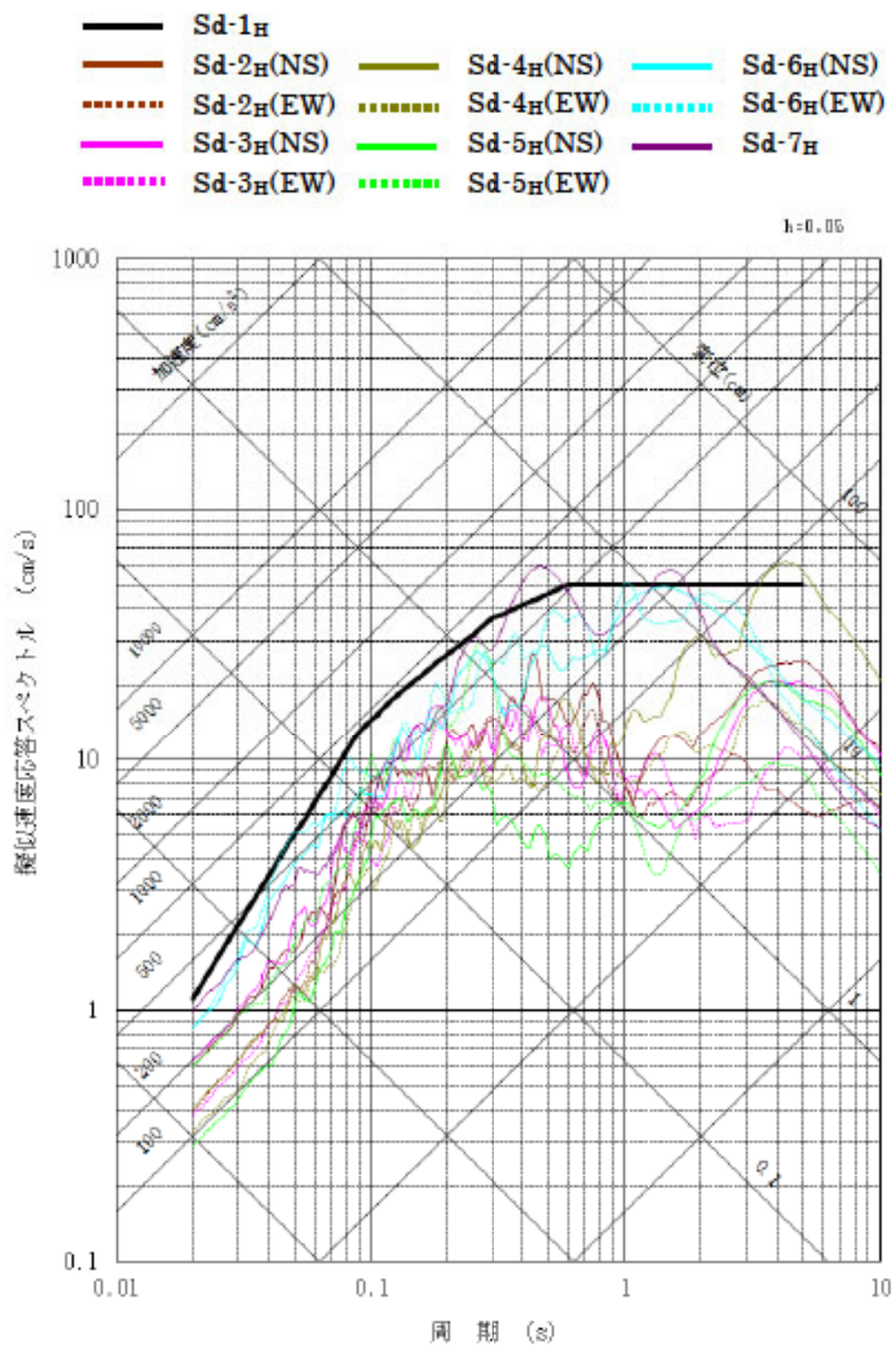


枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

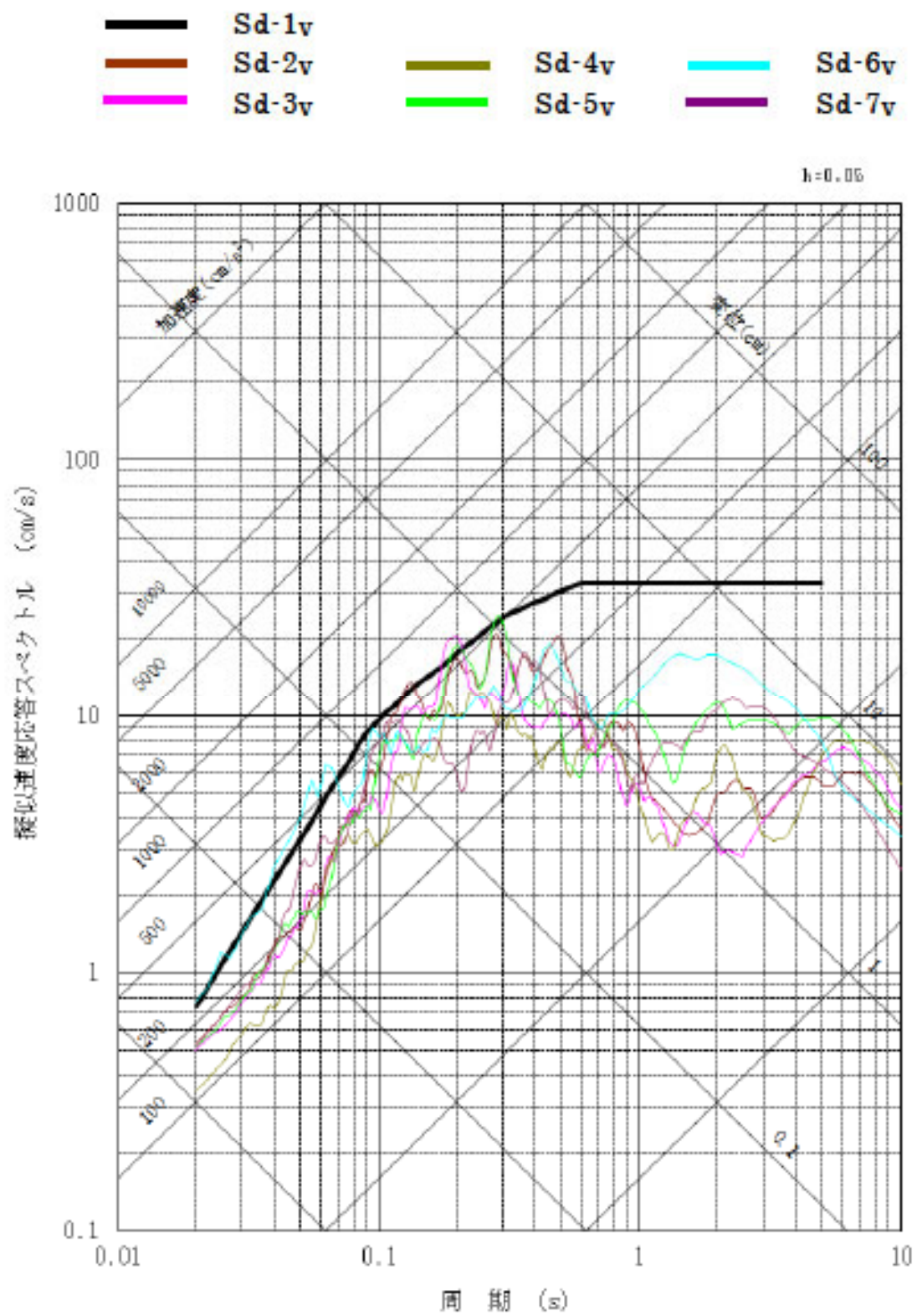


第 1.1.8.7 図 特定重大事故等対処施設を構成する設備の配置図

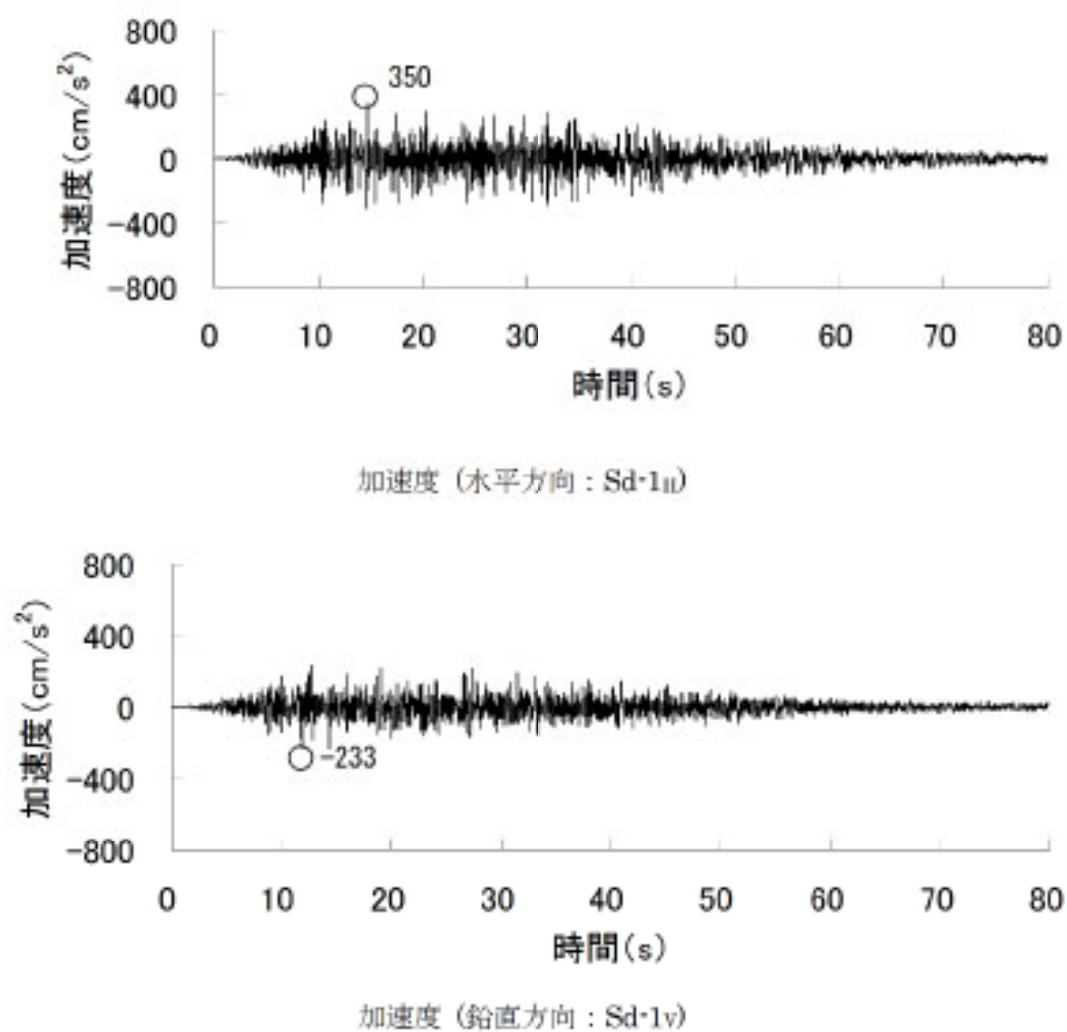




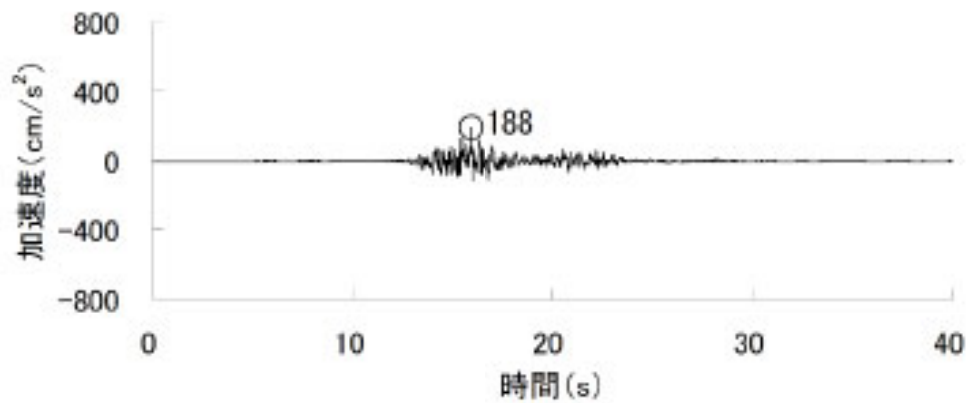
第 1.4.1 図 弾性設計用地震動の応答スペクトル (水平方向)



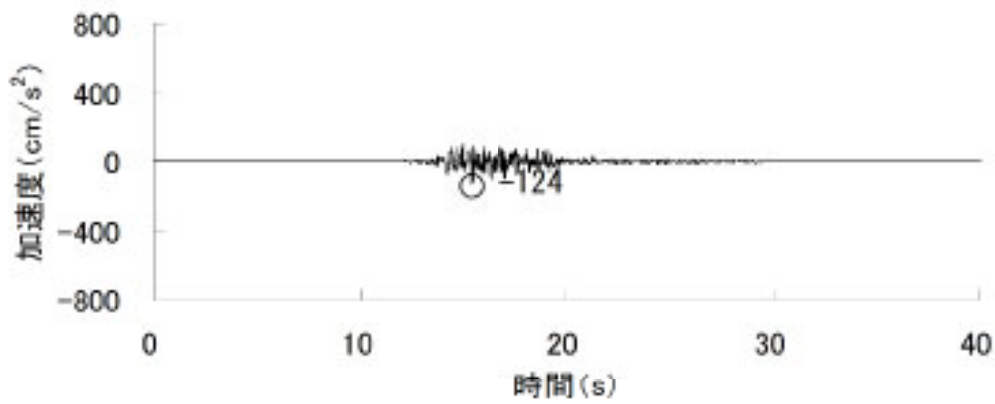
第 1.4.2 図 弾性設計用地震動の応答スペクトル (鉛直方向)



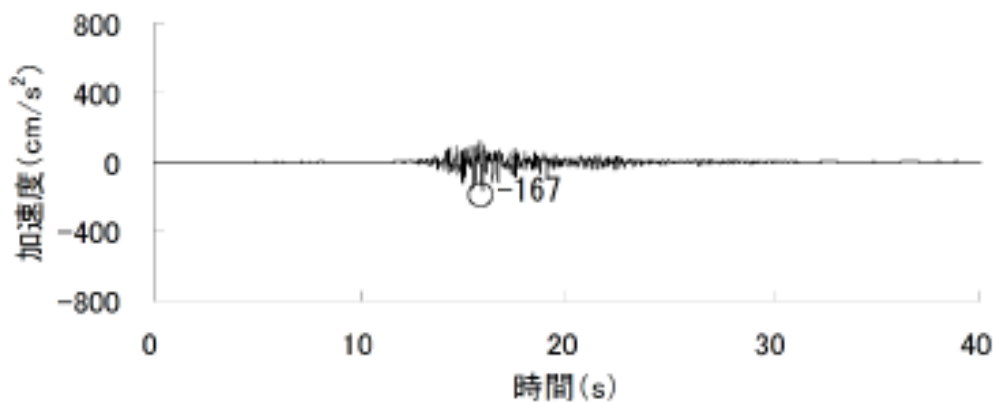
第 1.4.3 図 弾性設計用地震動 Sd-1 の設計用模擬地震波の時刻歴波形



加速度 (水平方向 : Sd-2<sub>H</sub>(NS))

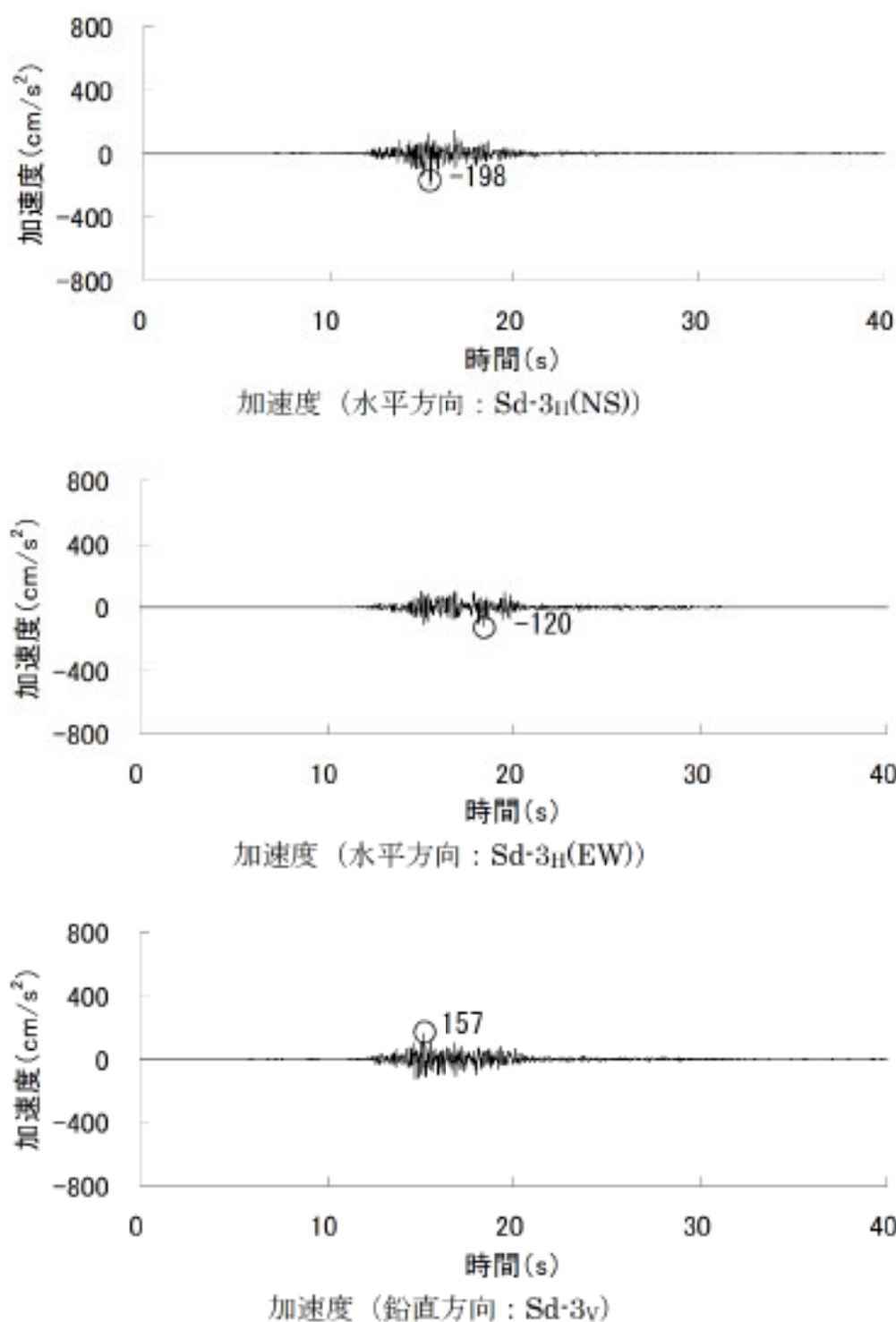


加速度 (水平方向 : Sd-2<sub>H</sub>(EW))

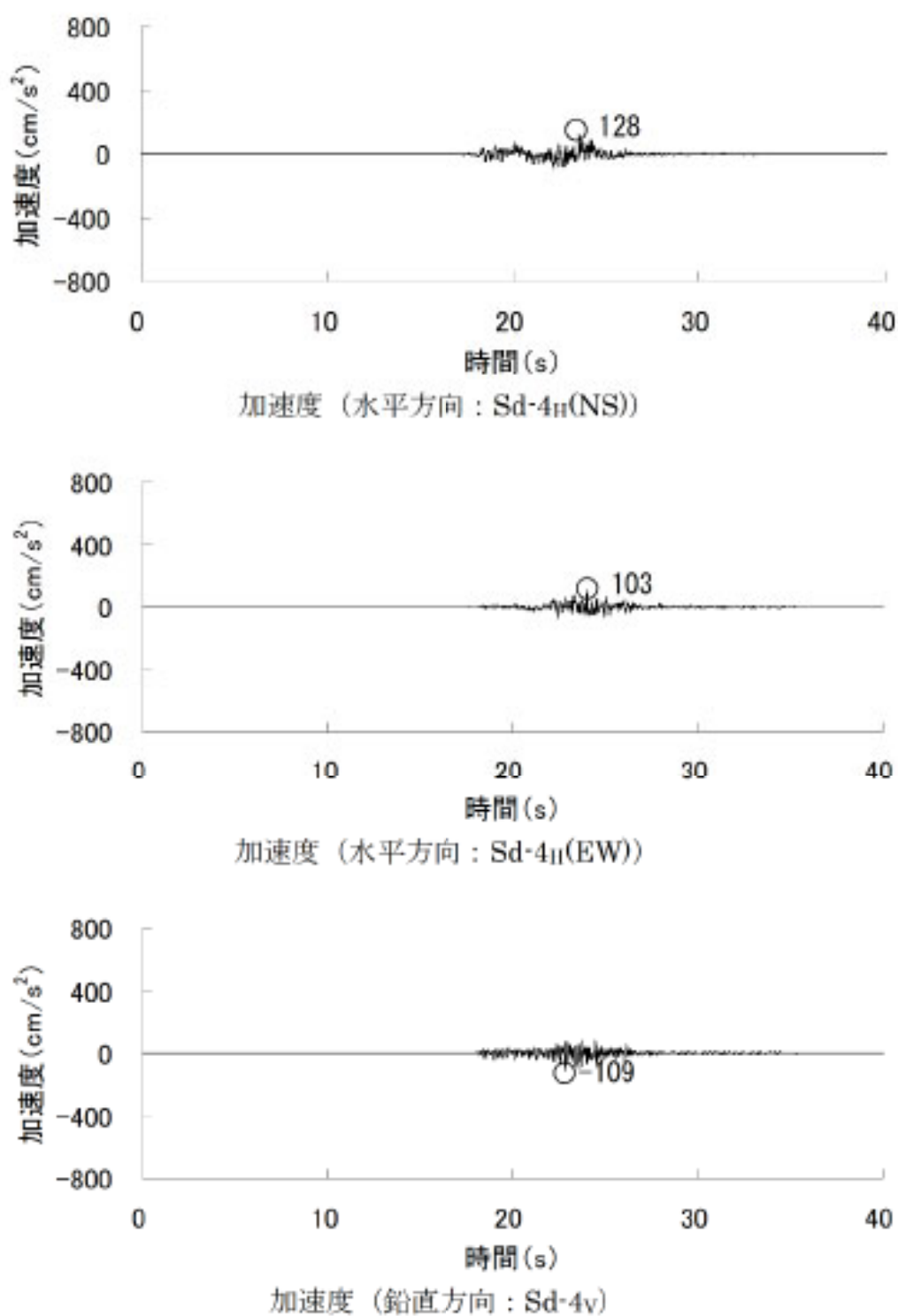


加速度 (鉛直方向 : Sd-2<sub>V</sub>)

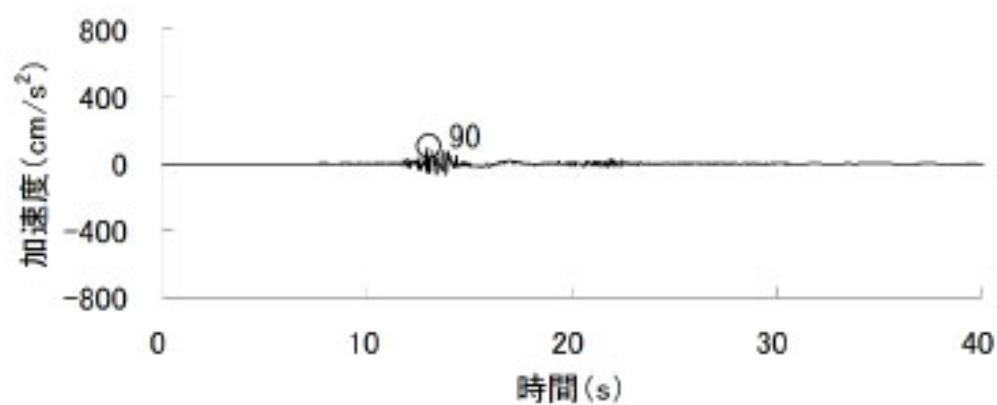
第 1.4.4 図 弾性設計用地震動 Sd-2 の時刻歴波形



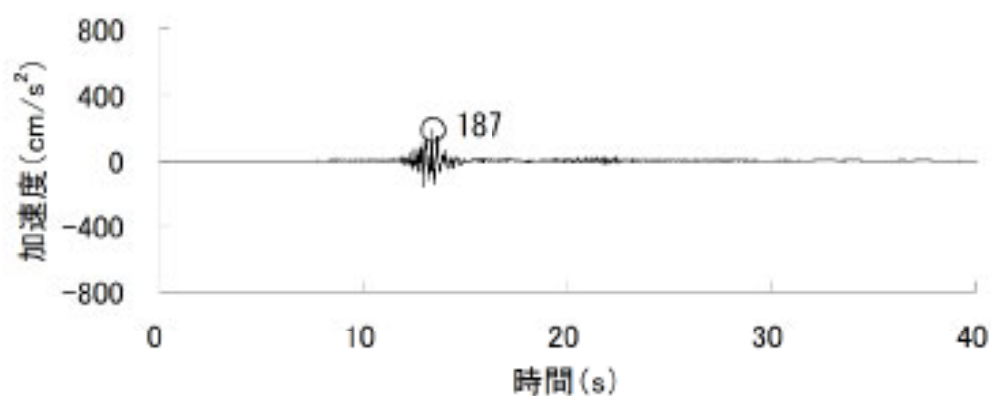
第 1.4.5 図 弾性設計用地震動 Sd-3 の時刻歴波形



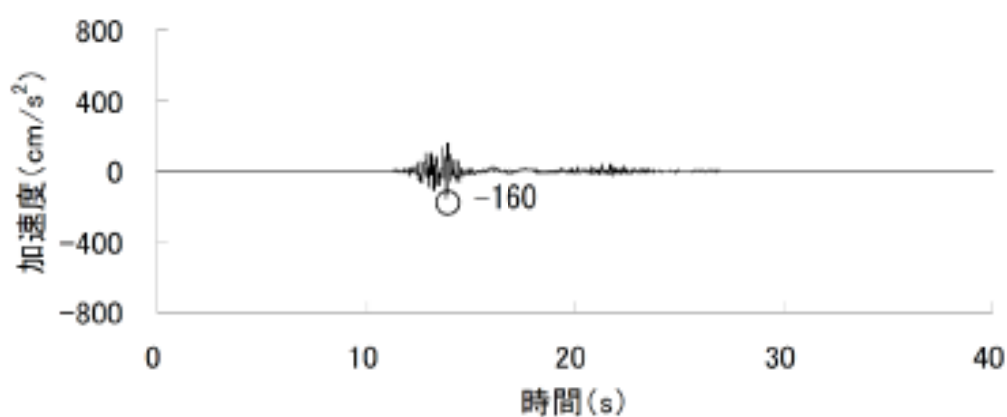
第 1.4.6 図 弾性設計用地震動 Sd-4 の時刻歴波形



加速度 (水平方向 : Sd-5<sub>H</sub>(NS))

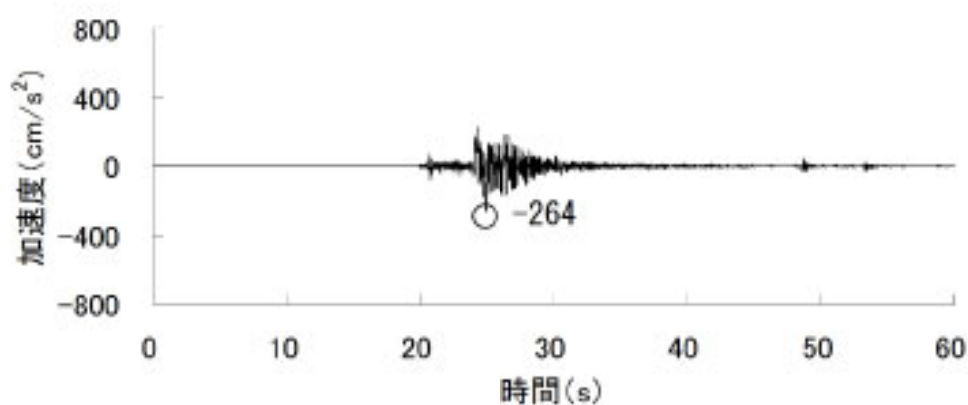


加速度 (水平方向 : Sd-5<sub>H</sub>(EW))

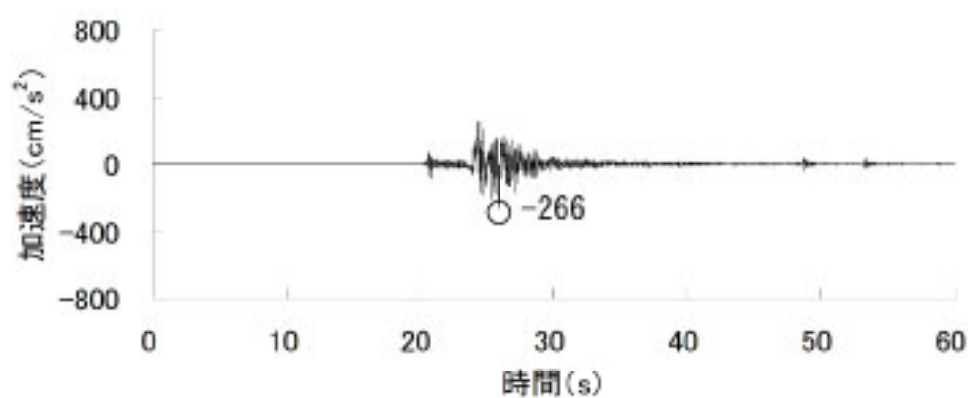


加速度 (鉛直方向 : Sd-5<sub>V</sub>)

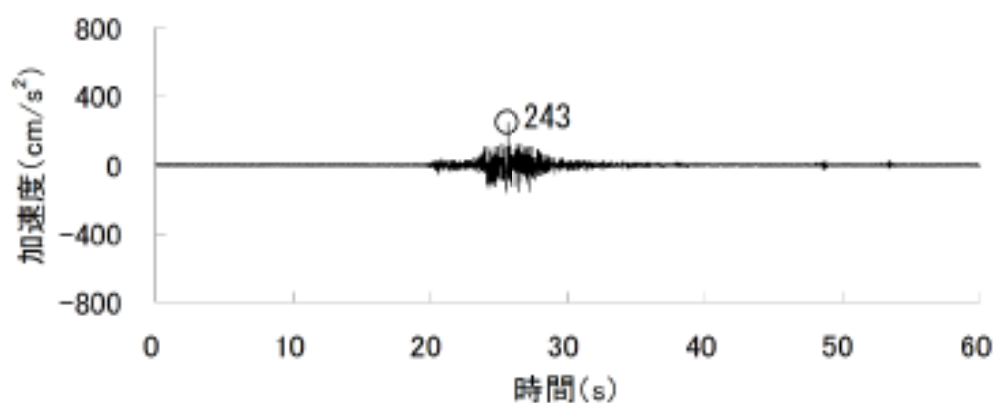
第 1.4.7 図 弾性設計用地震動 Sd-5 の時刻歴波形



加速度 (水平方向 : Sd-6<sub>H</sub>(NS))

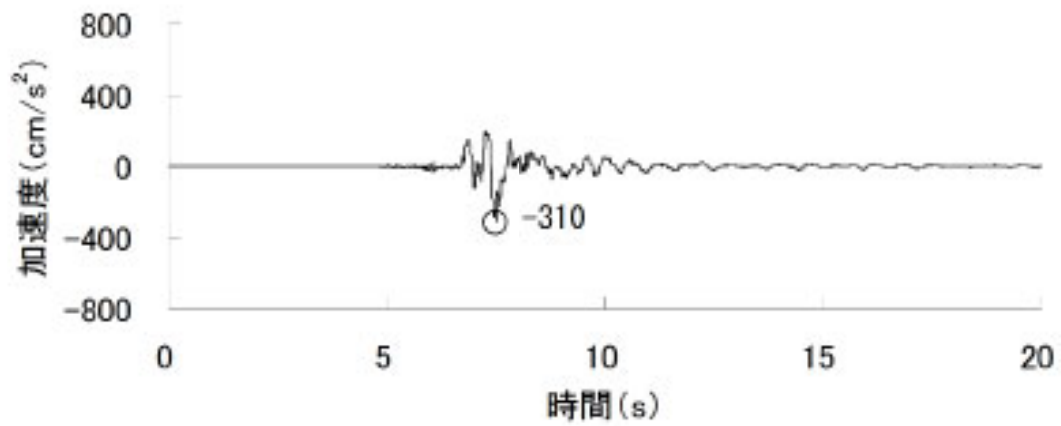


加速度 (水平方向 : Sd-6<sub>H</sub>(EW))

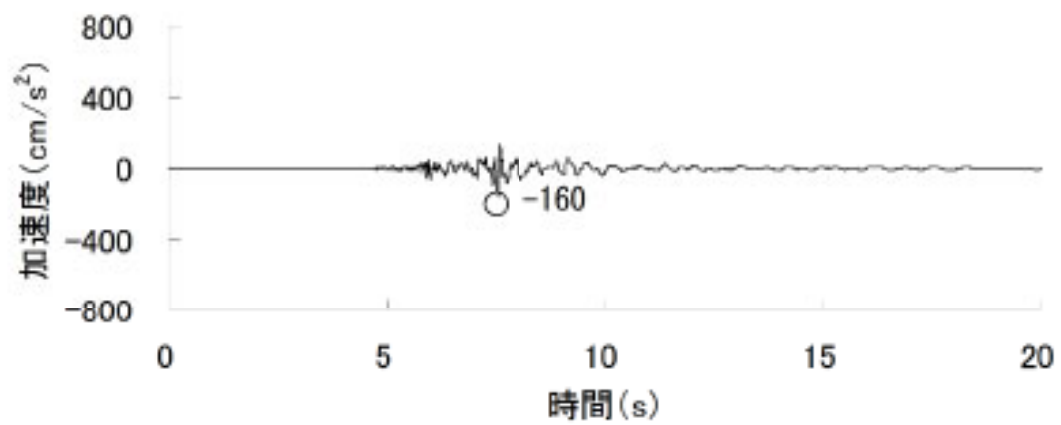


加速度 (鉛直方向 : Sd-6<sub>V</sub>)

第 1.4.8 図 弾性設計用地震動 Sd-6 の時刻歴波形

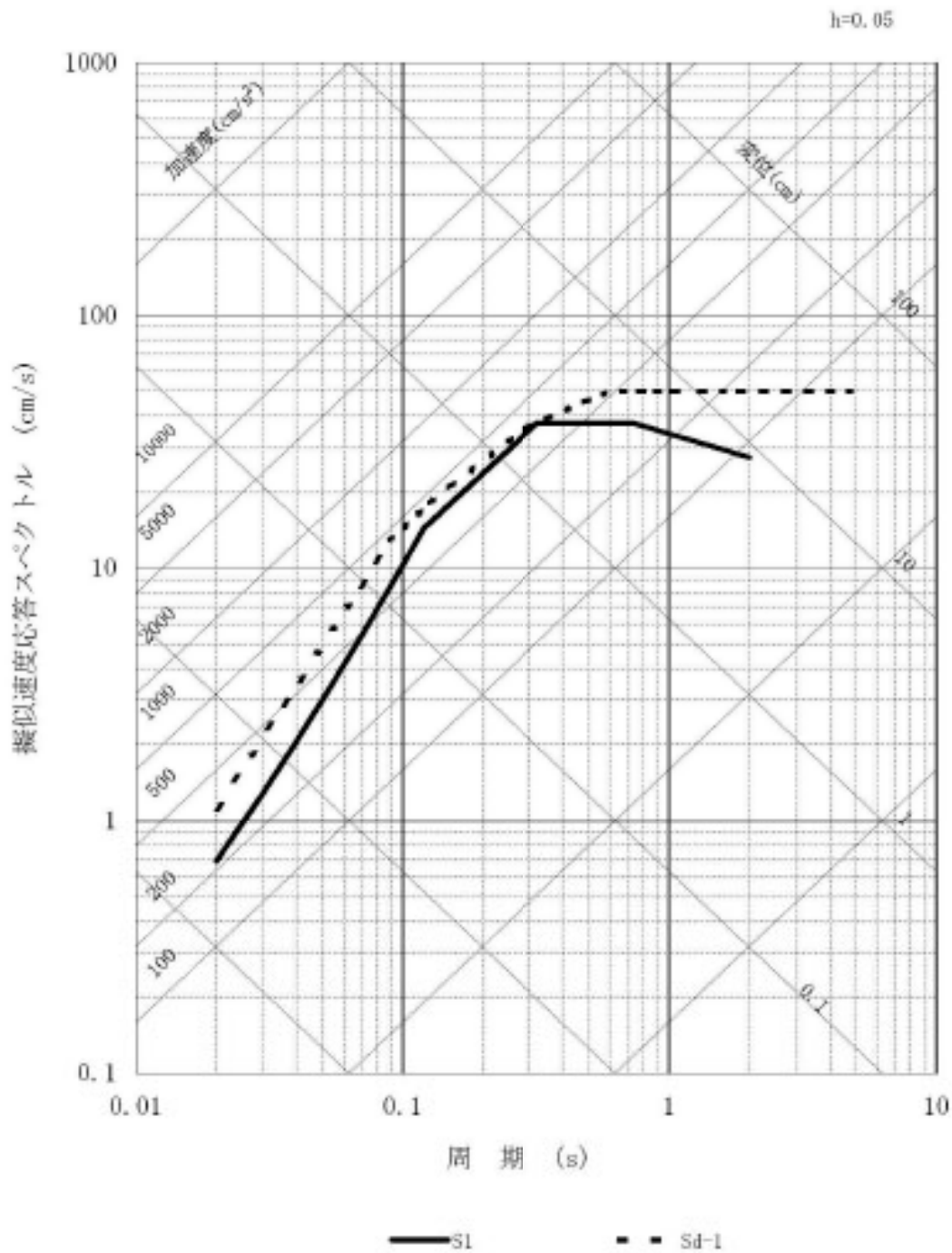


加速度 (水平方向 : Sd-7H)

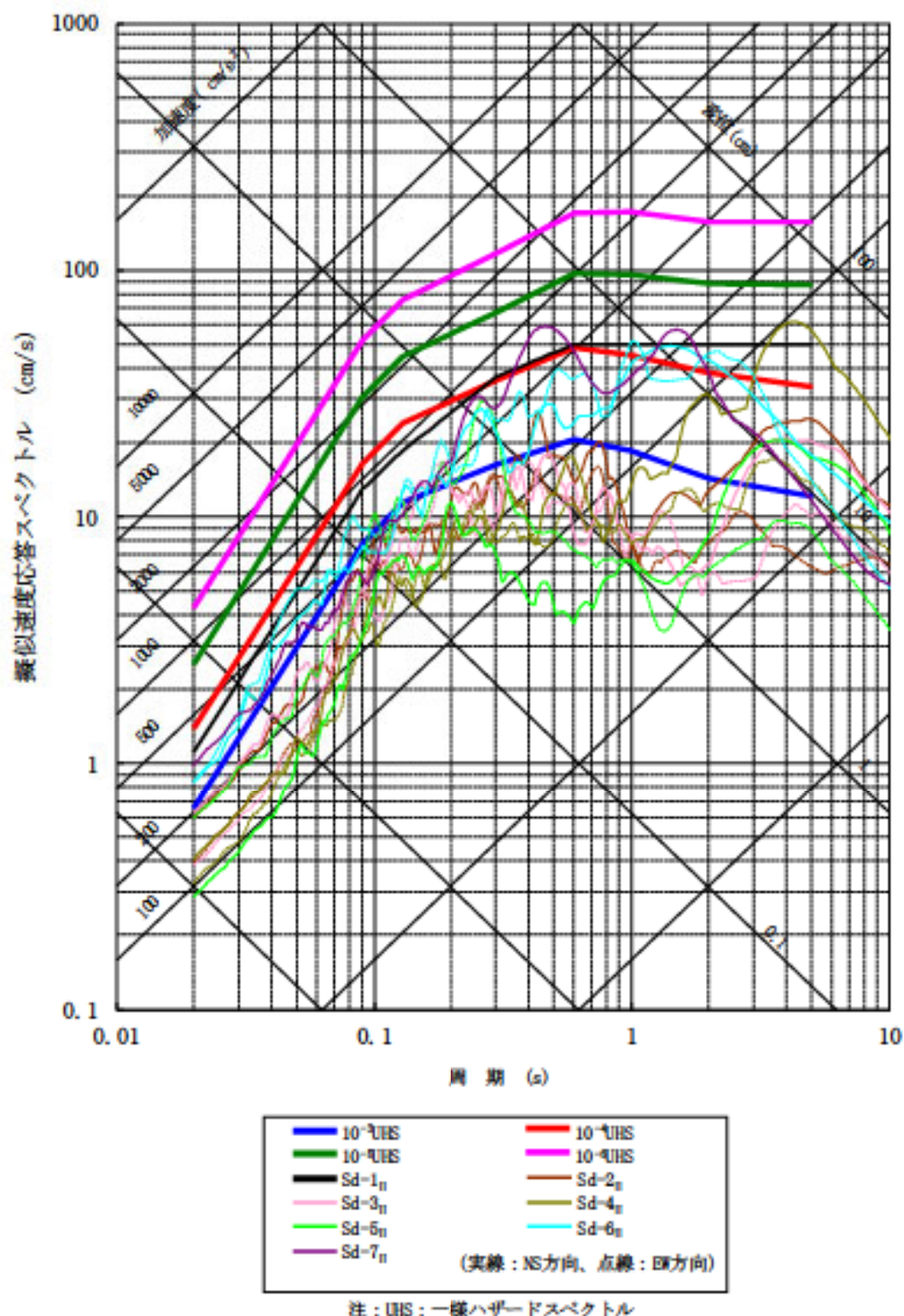


加速度 (鉛直方向 : Sd-7V)

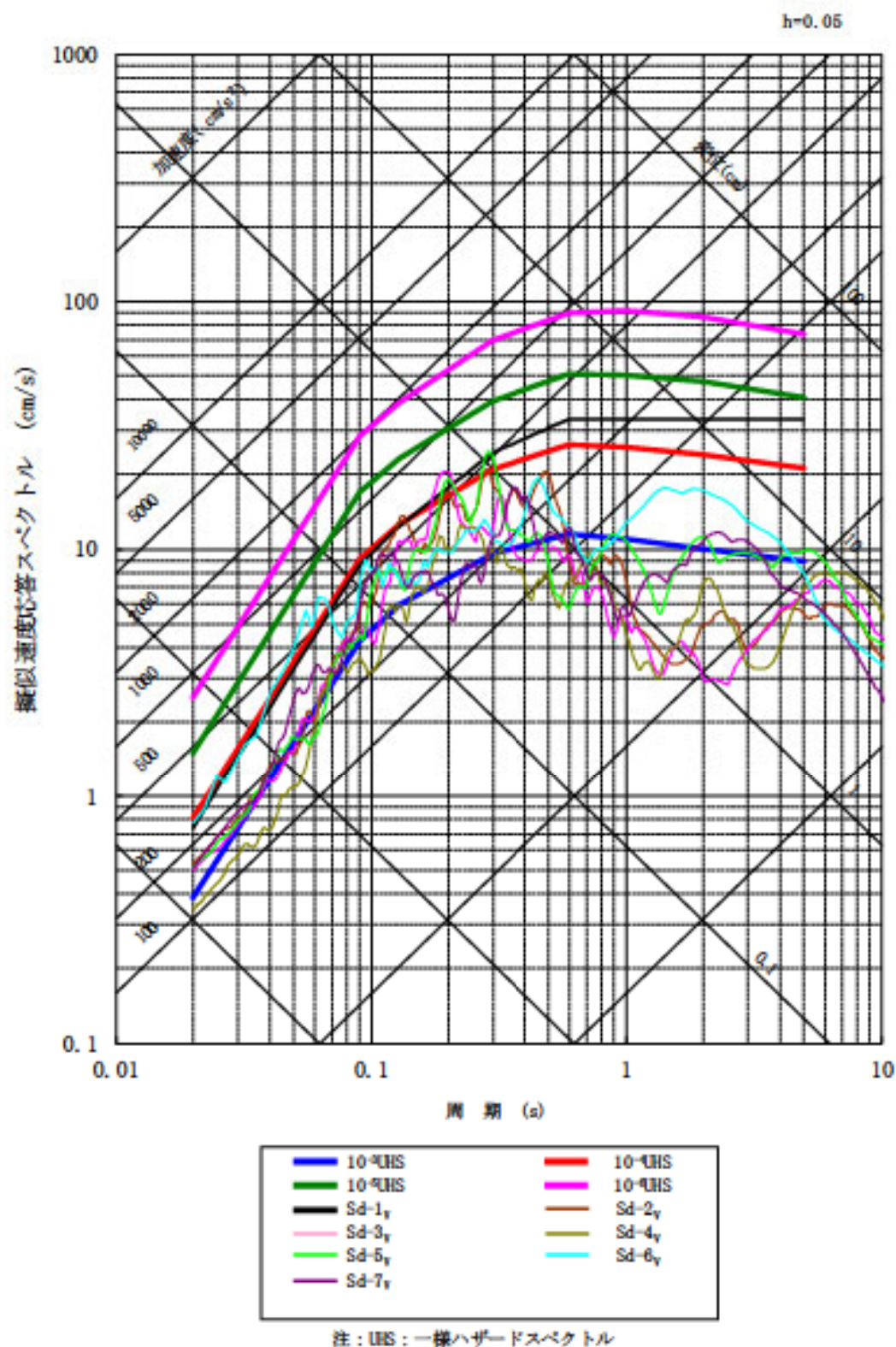
第 1.4.9 図 弾性設計用地震動 Sd-7 の時刻歴波形



第 1.4.10 図 弾性設計用地震動 Sd と基準地震動 S<sub>1</sub> の応答スペクトルの比較

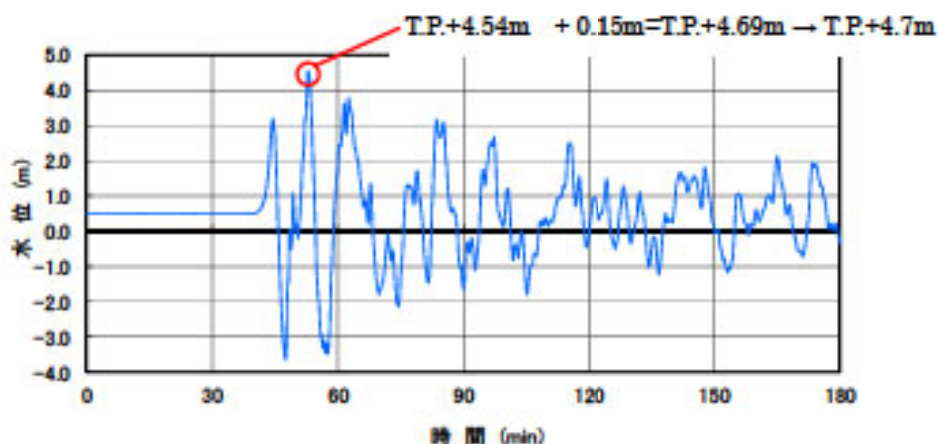


第 1.4.11 図 弾性設計用地震動の応答スペクトル及び解放基盤表面における地震動の一様ハザードスペクトルの比較（水平方向）

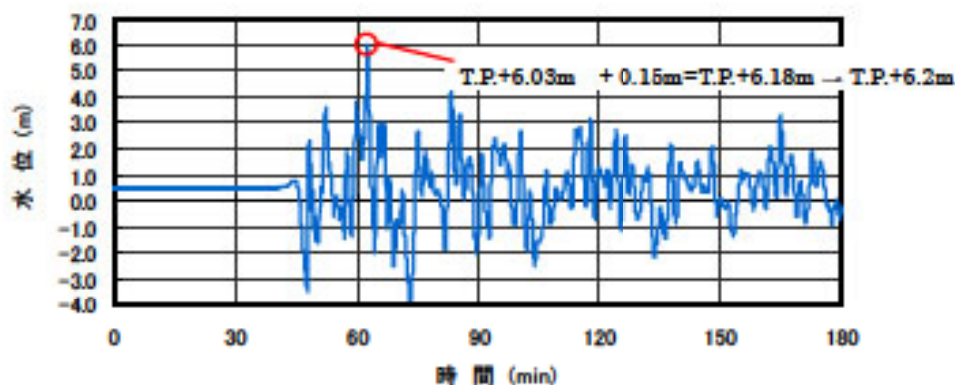


第 1.4.12 図 弾性設計用地震動の応答スペクトル及び解放基盤表面における地震動の一様ハザードスペクトルの比較（鉛直方向）

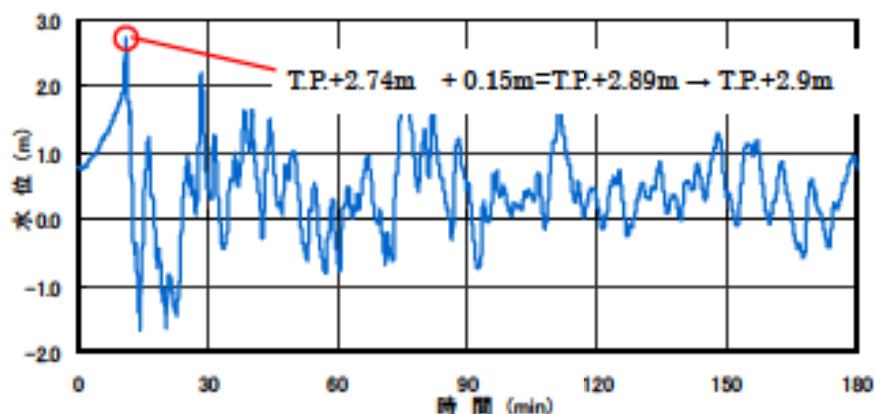
取水口前面 (若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべり (エリアB) の組合せ)



取水路防潮ゲート前面 (若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべり (エリアB) の組合せ)

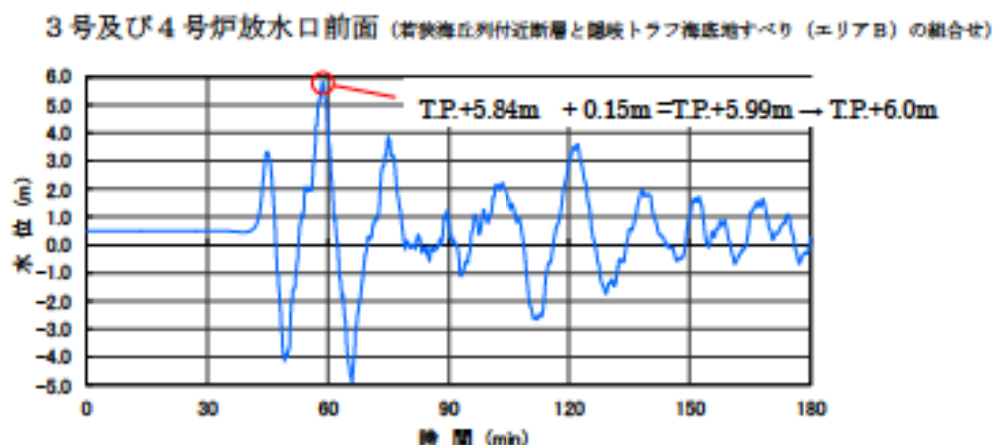
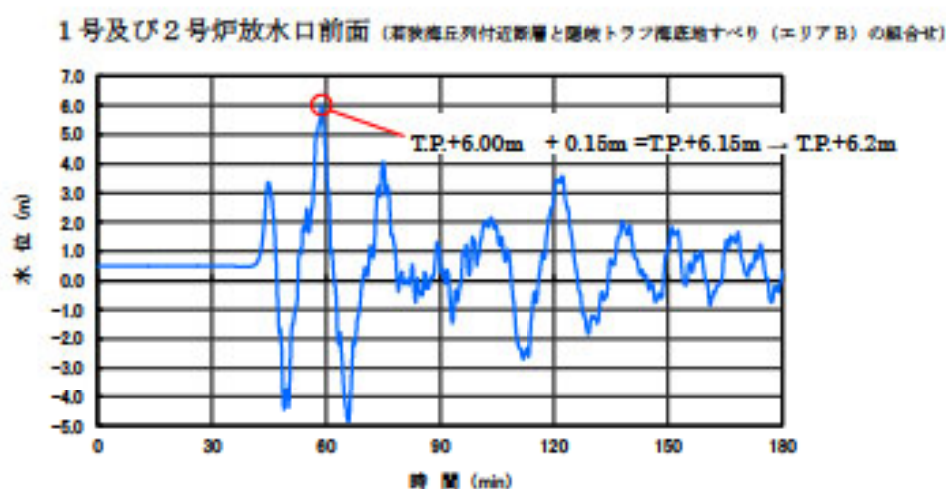
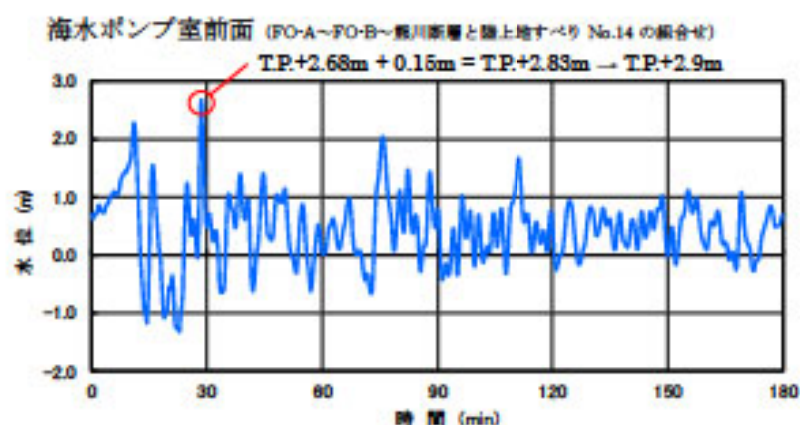


循環水ポンプ室前面 (FO-A~FO-B~熊川断層と陸上地すべり No.14 の組合せ)



・基本設計では、施設に対して最も影響を及ぼす津波を耐津波設計に用いる入力津波として設定するが、それだけではなく、津波高さとしては小さくても施設に対して影響を及ぼす津波について、その津波の第1波の水位変動量を基本設計で設定した取水路防潮ゲートの閉止判断基準で確認できることが必要となる。その際、基本設計では評価することができない計装誤差を考慮するため、詳細設計で作成することとする。

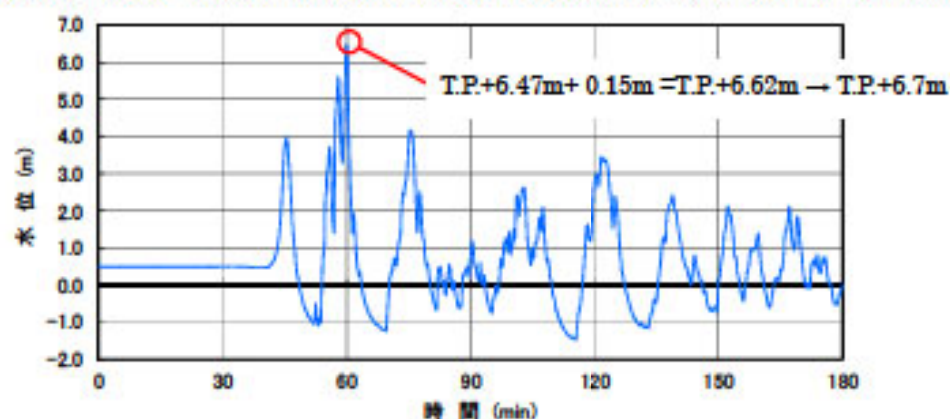
第 1.5.1 図(1) 入力津波波形 (1)



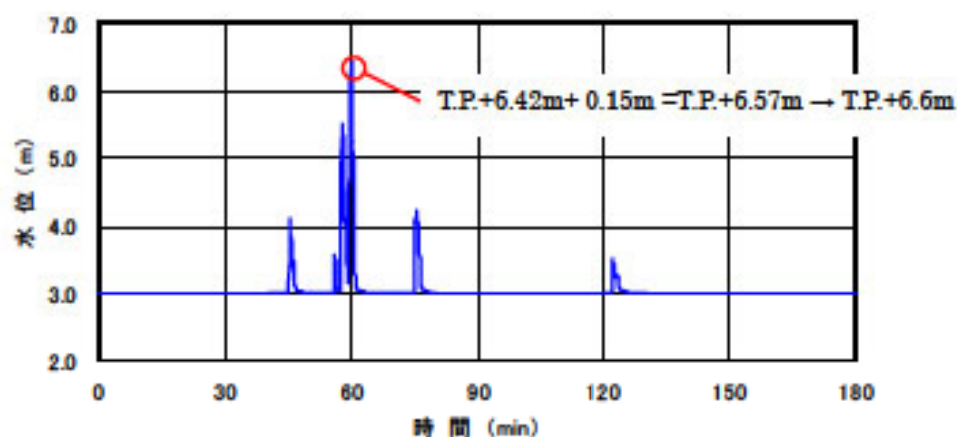
・基本設計では、施設に対して最も影響を及ぼす津波を耐津波設計に用いる入力津波として設定するが、それだけでなく、津波高さとしては小さくても施設に対して影響を及ぼす津波について、その津波の第1波の水位変動量を基本設計で設定した取水路防潮ゲートの閉止判断基準で確認することが必要となる。その際、基本設計では評価することができない計装誤差を考慮するため、詳細設計で作成することとする。

第 1.5.1 図(2) 入力津波波形 (2)

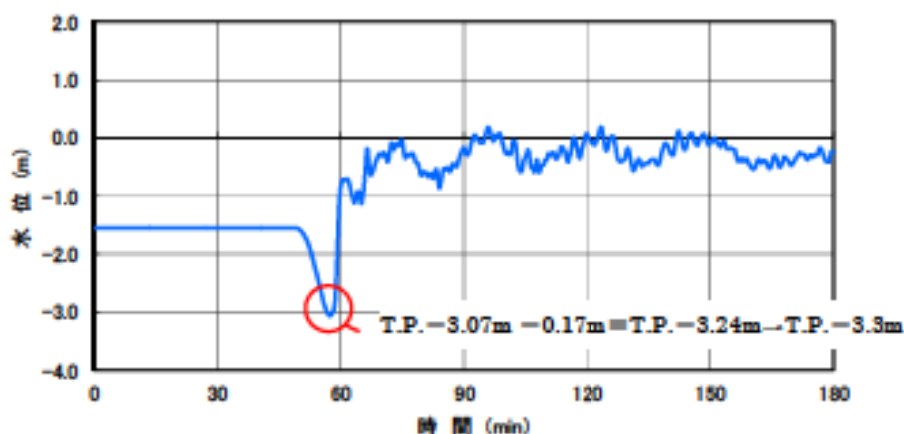
放水路（奥）（若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべり（エリアB）の組合せ）



防潮扉前面（若狭海丘列付近断層と隠岐トラフ海底地すべり（エリアB）の組合せ）

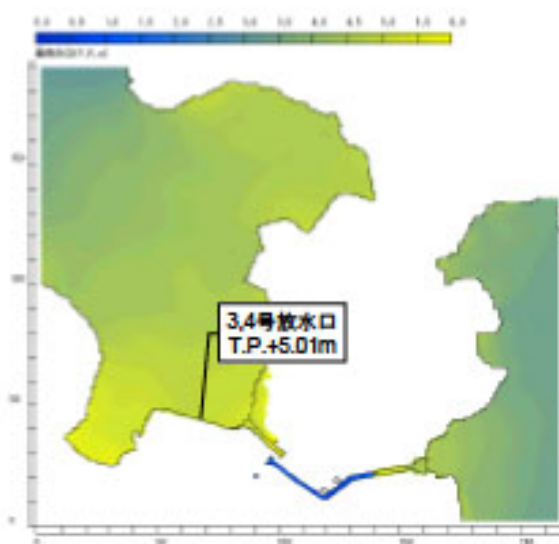


海水ポンプ室前面（水位下降側）（隠岐トラフ海底地すべり（エリアC））



・基本設計では、施設に対して最も影響を及ぼす津波を耐津波設計に用いる入力津波として設定するが、それだけではなく、津波高さとしては小さくても施設に対して影響を及ぼす津波について、その津波の第1波の水位変動量を基本設計で設定した取水路防潮ゲートの閉止判断基準で確認できることが必要となる。その際、基本設計では評価することができない計装誤差を考慮するため、詳細設計で作成することとする。

第 1.5.1 図(3) 入力津波波形 (3)



【波源】

断層: 若狭海丘列付近断層(福井県)

海底地すべり: エリアB(Kinematic)

地すべり開始時間: 78秒

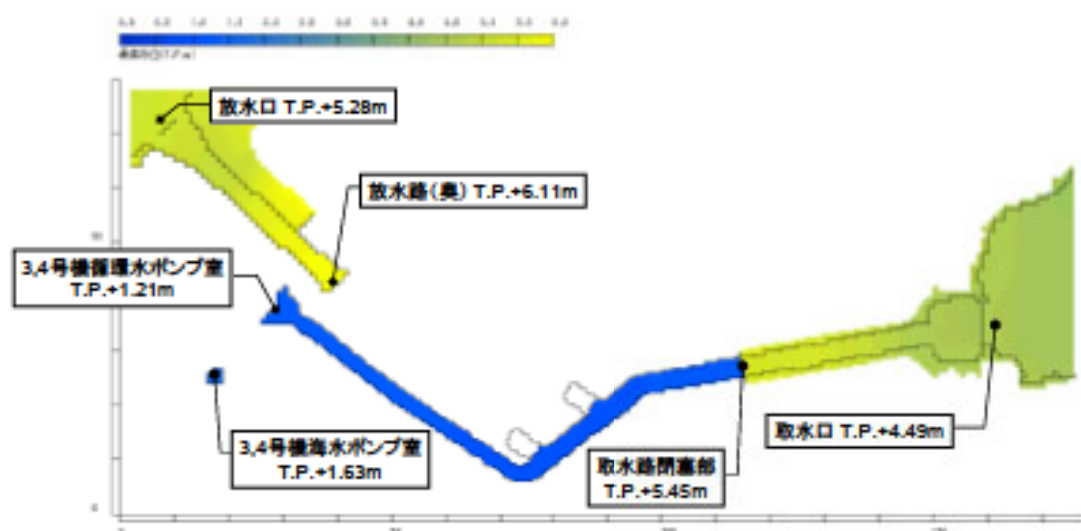
【計算条件】

周辺陸域: 完全反射条件

計算潮位: 上昇側T.P.+0.49m

評価潮位: 上昇側T.P.+0.49m

取水路防潮ゲート: 閉



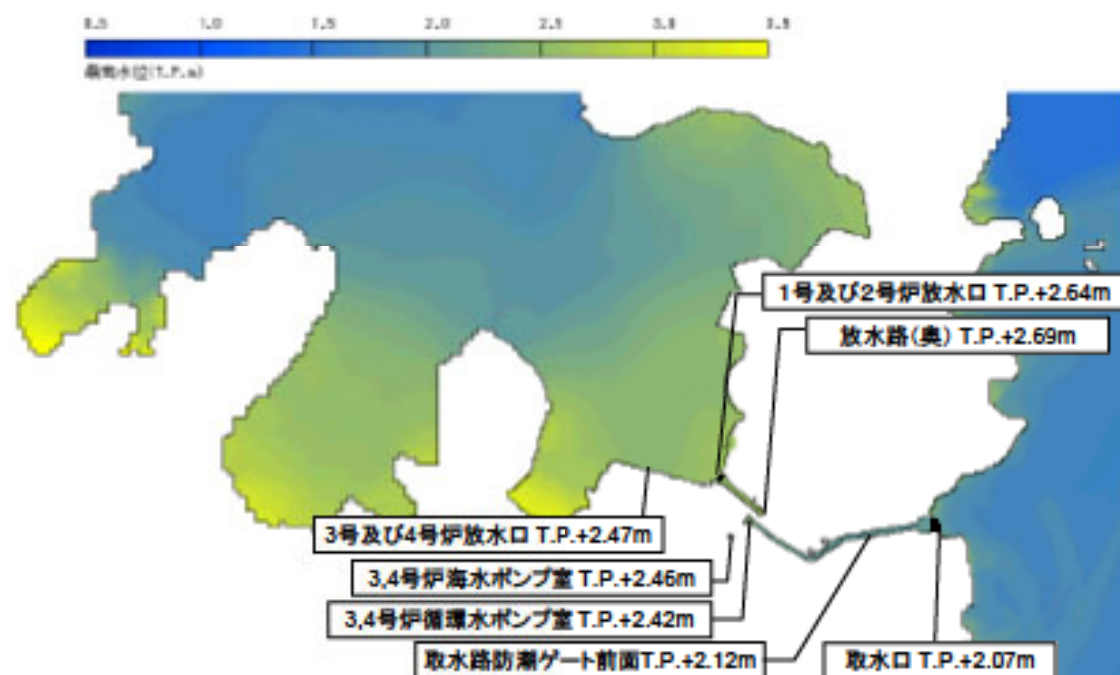
第 1.5.2 図(1) 基準津波 1 による最高水位分布

【波源】

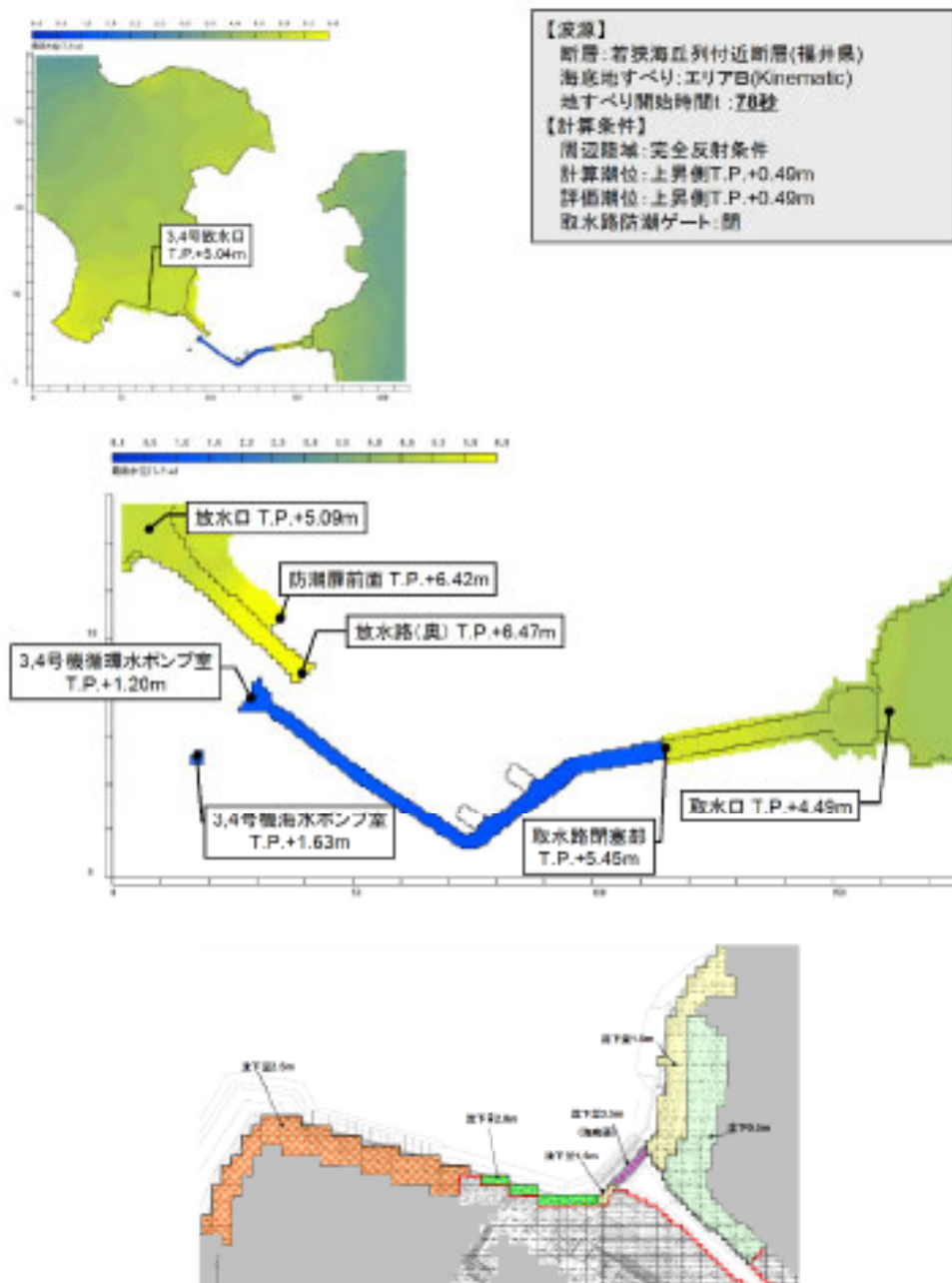
断層:FO-A~FO-B~熊川断層  
陸上地すべり:No.14(運動学的手法)  
地すべり開始時間t:54秒

【計算条件】

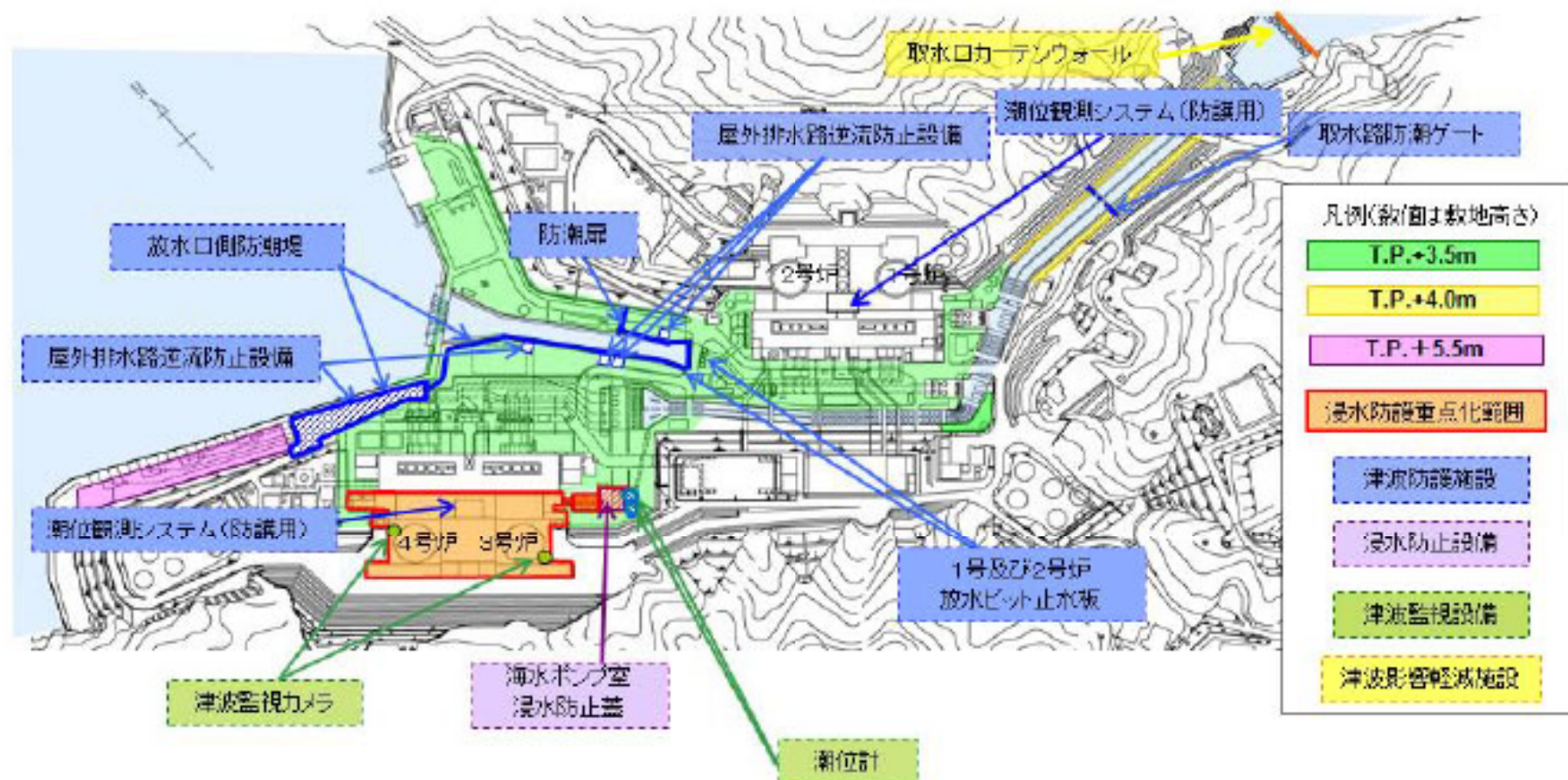
周辺陸域:完全反射条件  
計算潮位:上昇側T.P.+0.49m  
評価潮位:上昇側T.P.+0.49m  
取水路防潮ゲート:開(カーテンウォール)



第 1.5.2 図(2) 基準津波 2 による最高水位分布



第 1.5.3 図 基準津波 1 による最高水位分布  
 (地盤変状考慮)

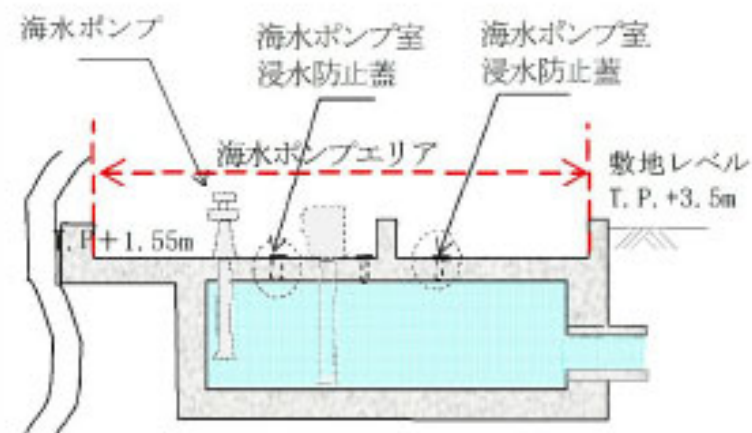


第 1.5.4 図 敷地の特性に応じた津波防護の概要

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



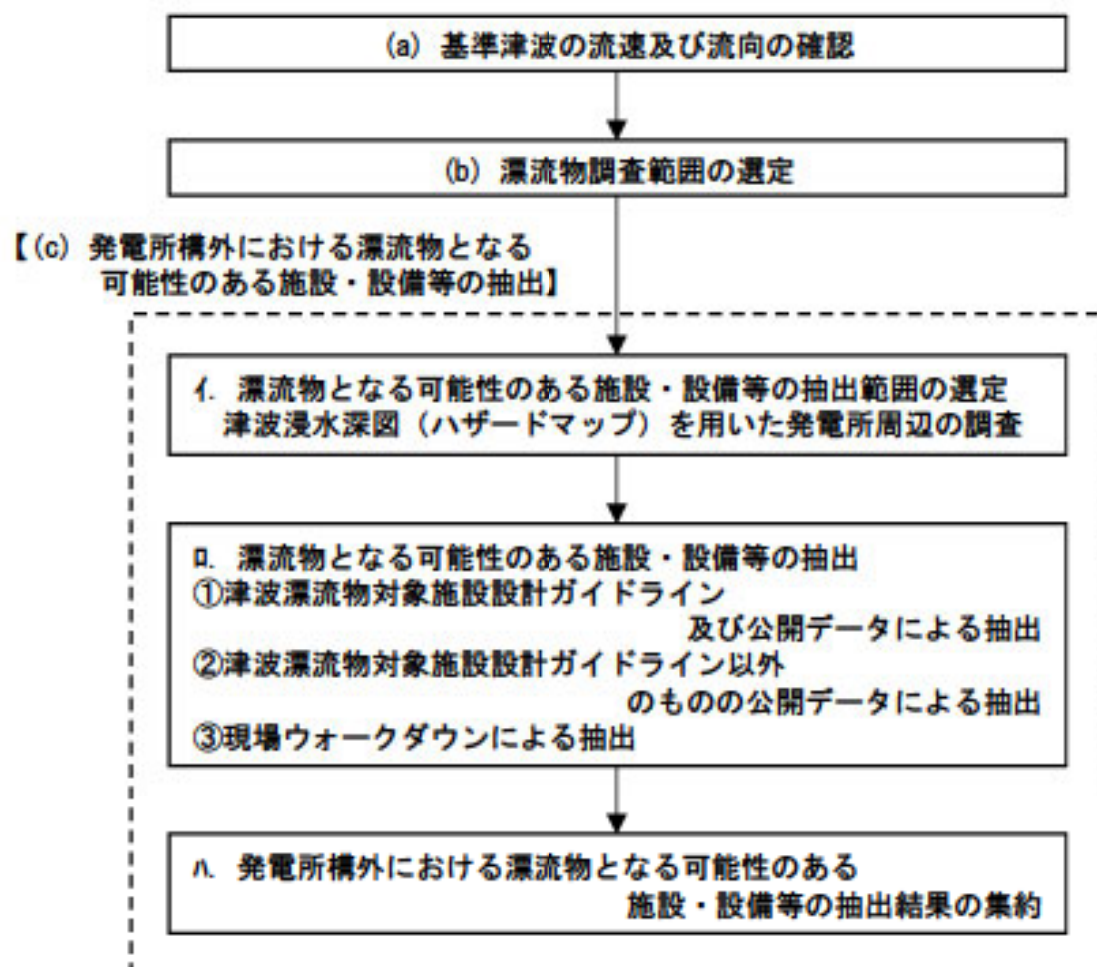
-  : 逆止弁設置
-  : 海水ポンプエリア
-  : 海水ポンプ室



A-A断面図

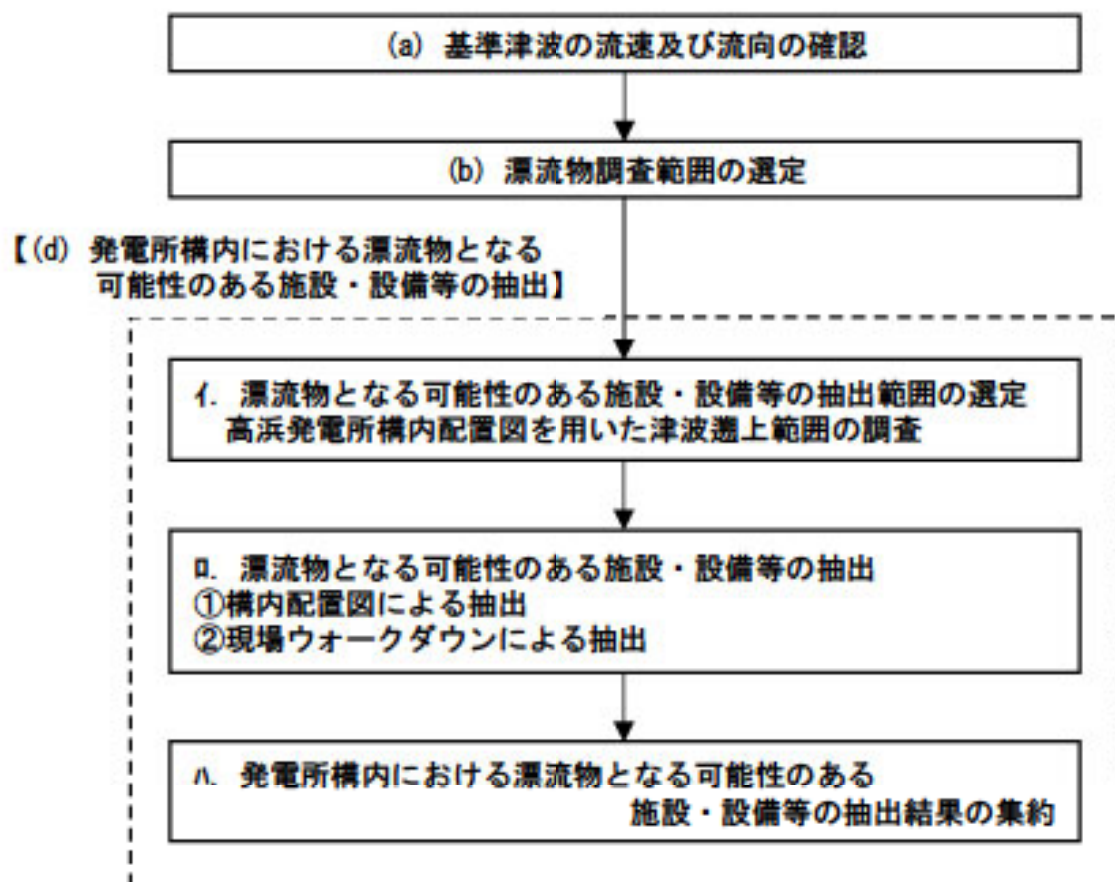
第 1.5.5 図 海水ポンプ室浸水防止設備の概要

発電所構外

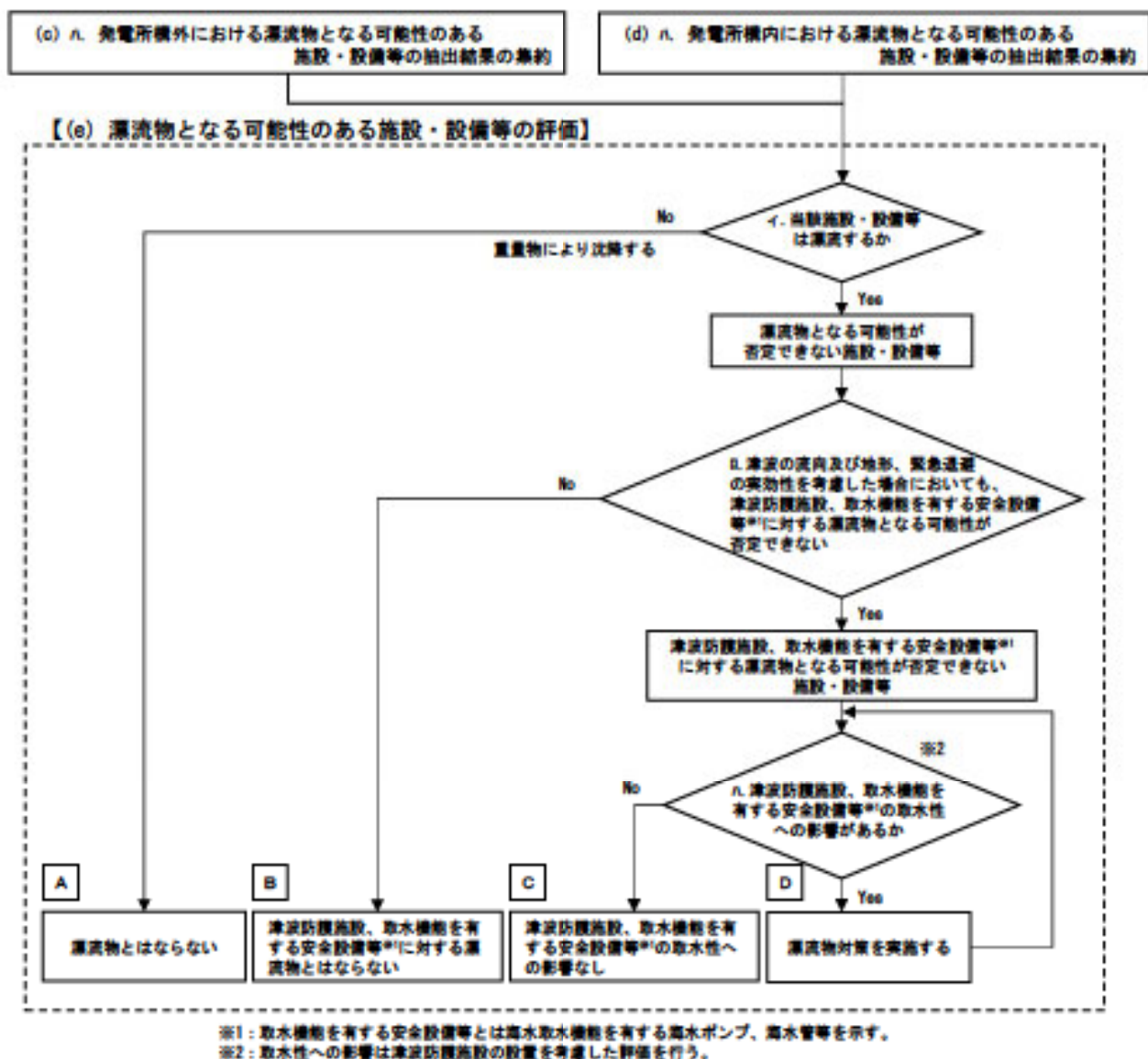


第 1.5.6 図 (1/3) 漂流物評価フロー

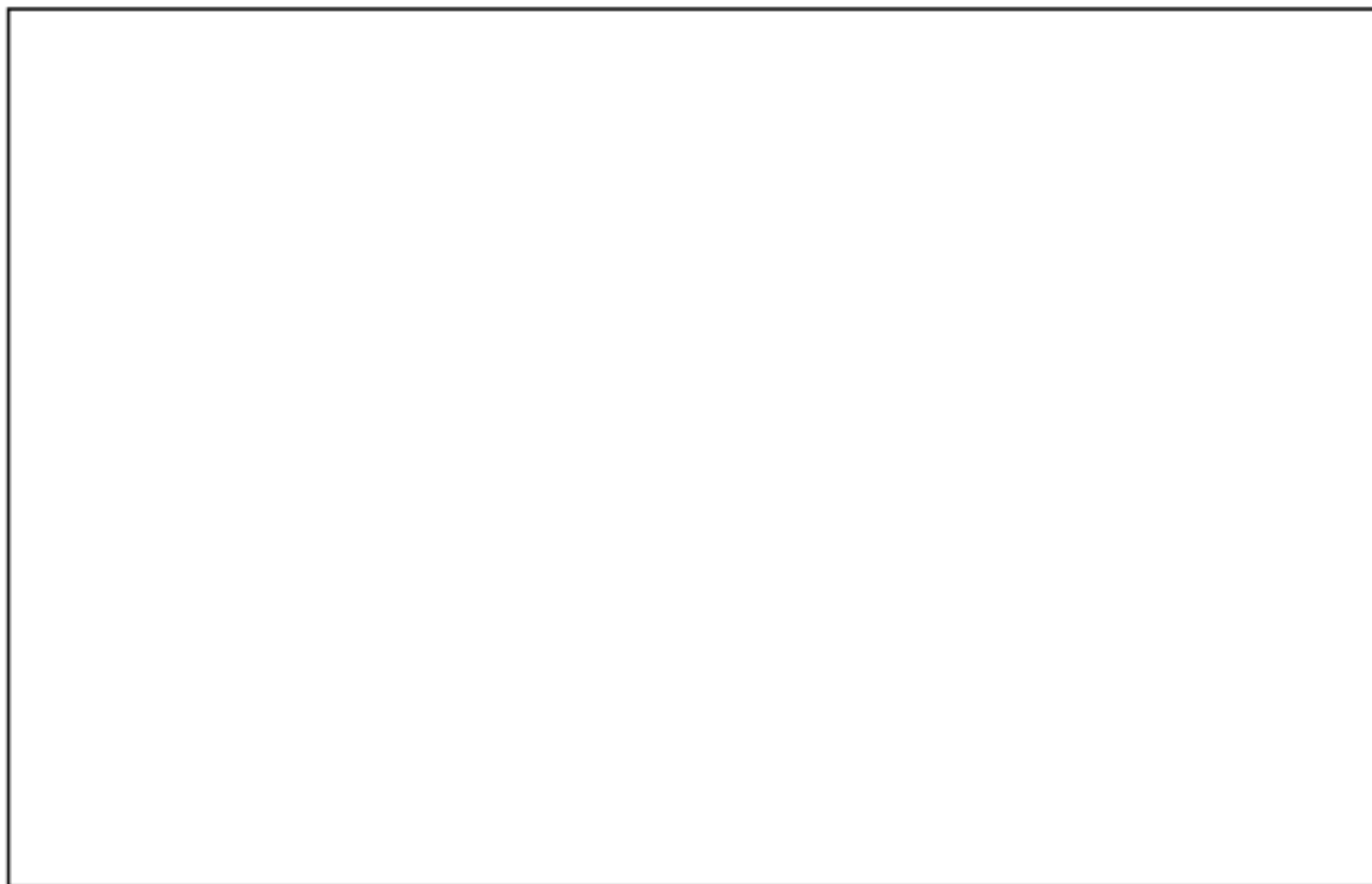
発電所構内



第 1.5.6 図 (2/3) 漂流物評価フロー



第 1.5.6 図 (3/3) 漂流物評価フロー

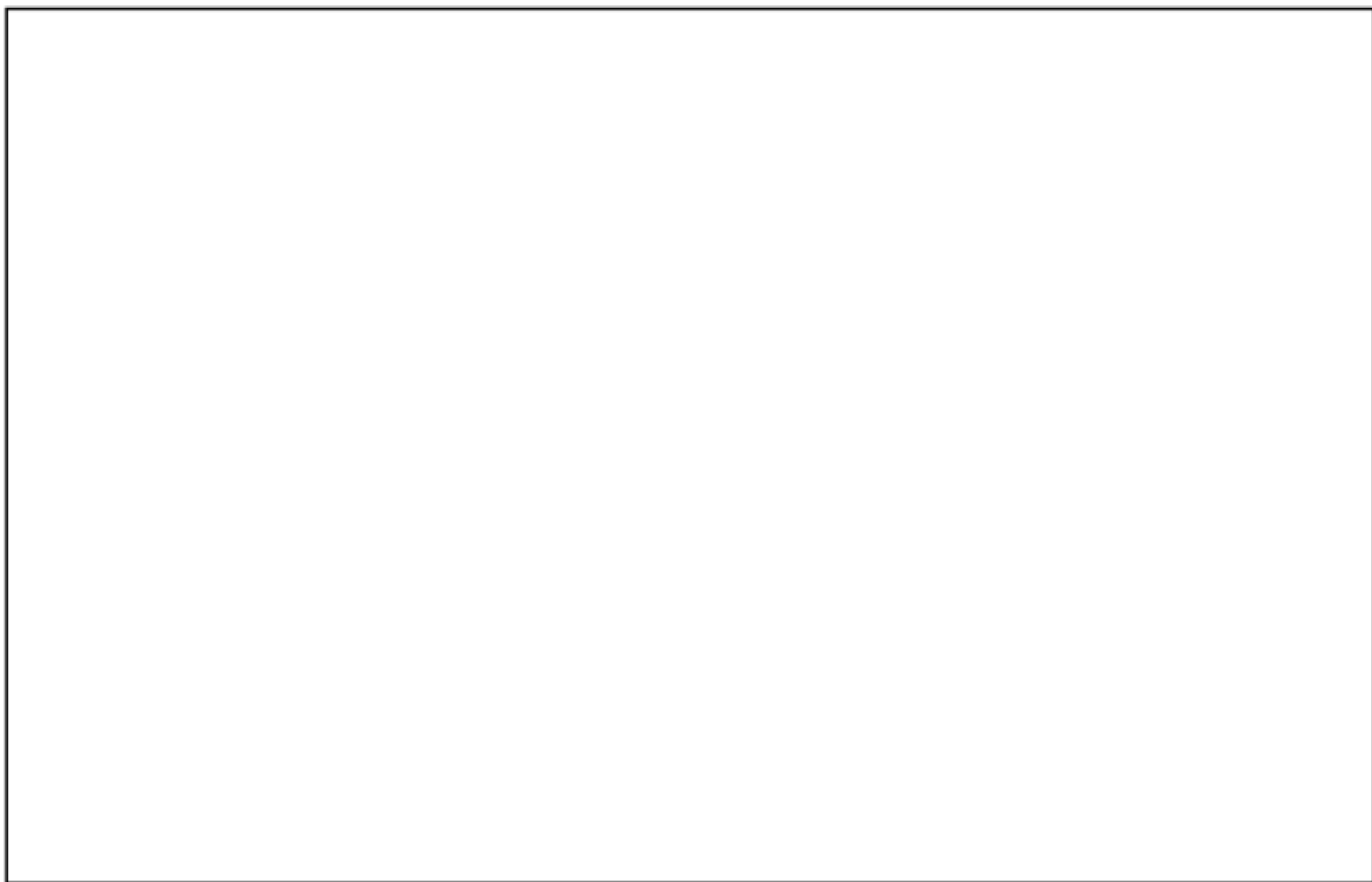


第1.5.7図 重大事故等対処施設の津波防護対象範囲

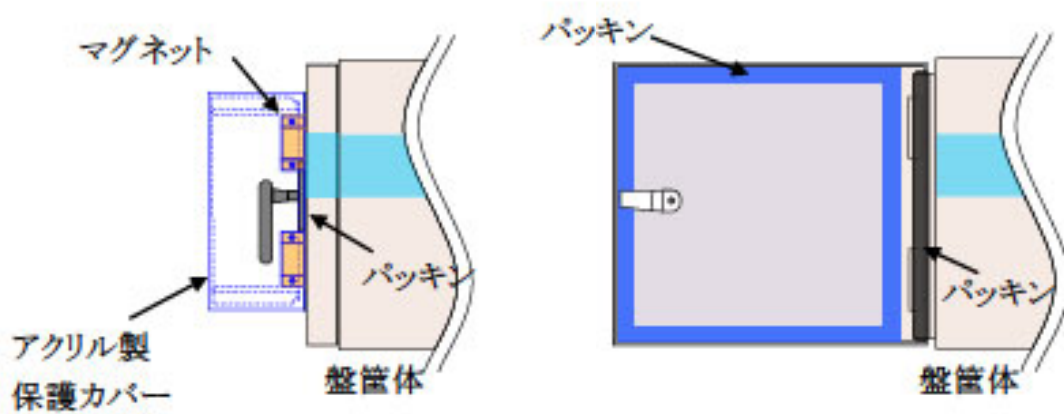
枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

特定重大事故等対処施設の津波防護対象範囲

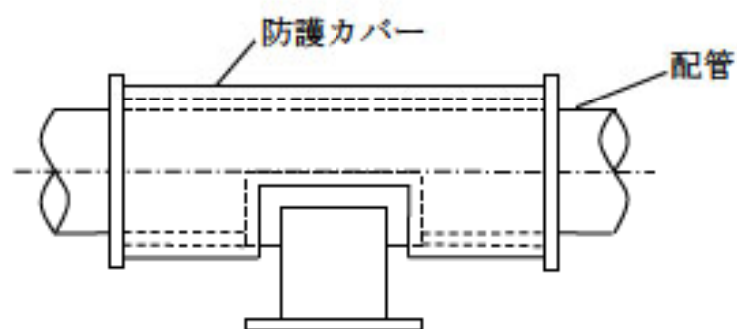
8-1-1196



第 1.5.8 図 特定重大事故等対処施設の津波防護対象範囲



第1.7.1図 保護カバー等の概要

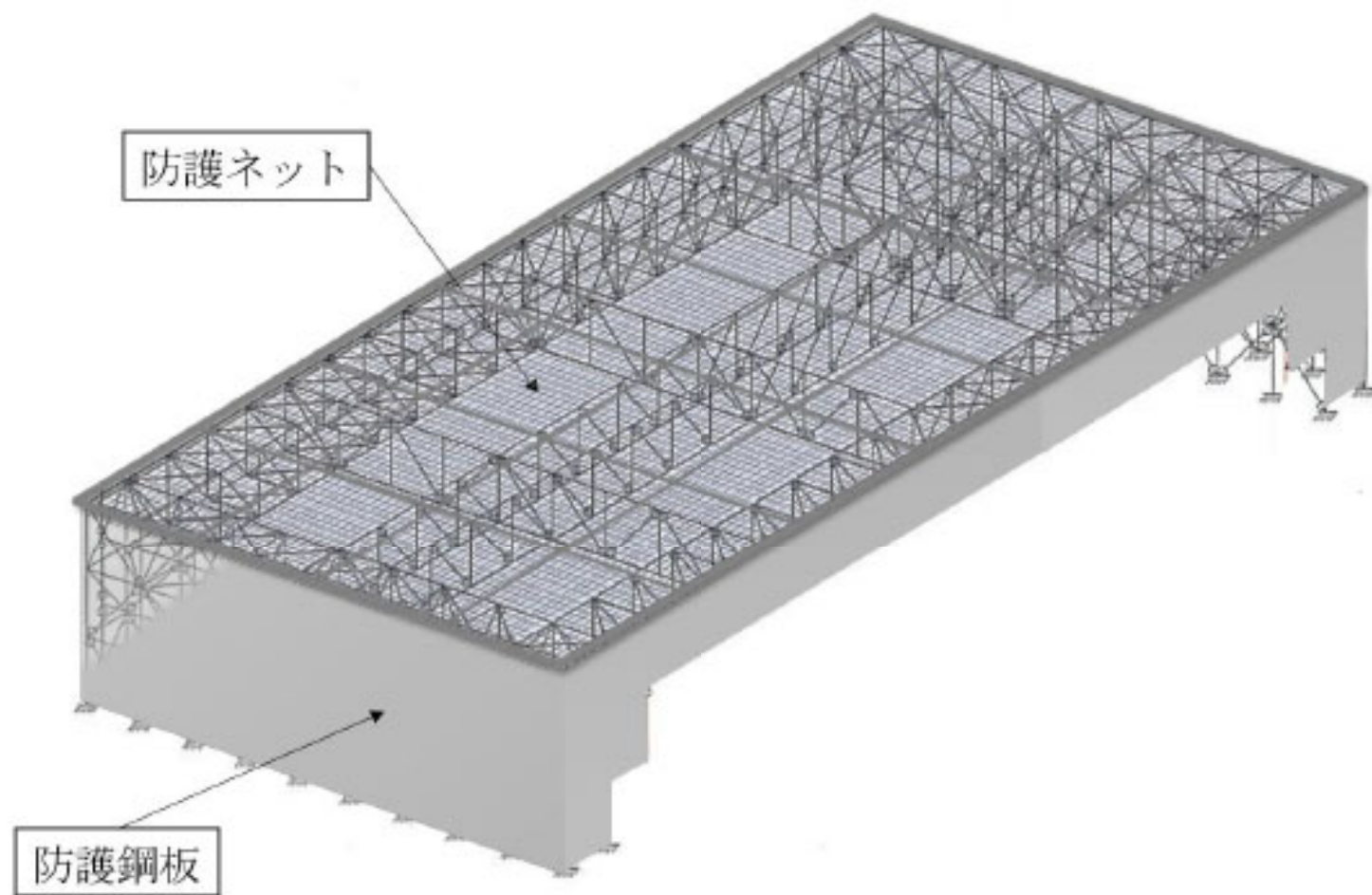


第1.7.2図 防護カバーの概要



第1.7.3図 水密扉配置図

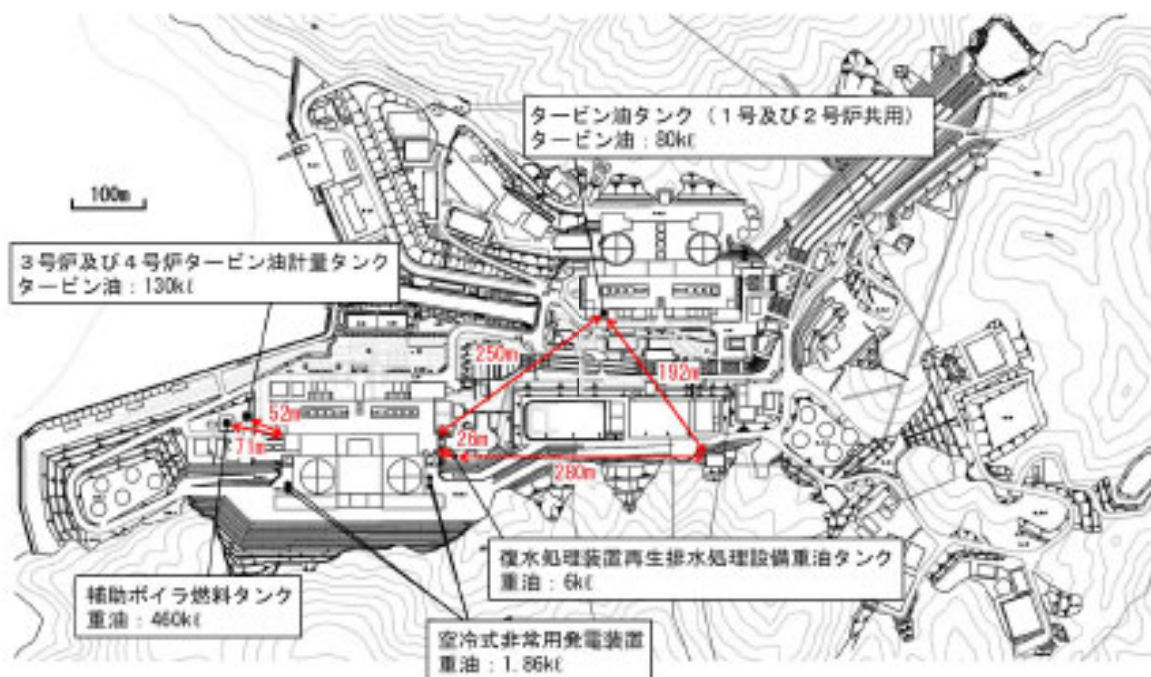
枠組みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



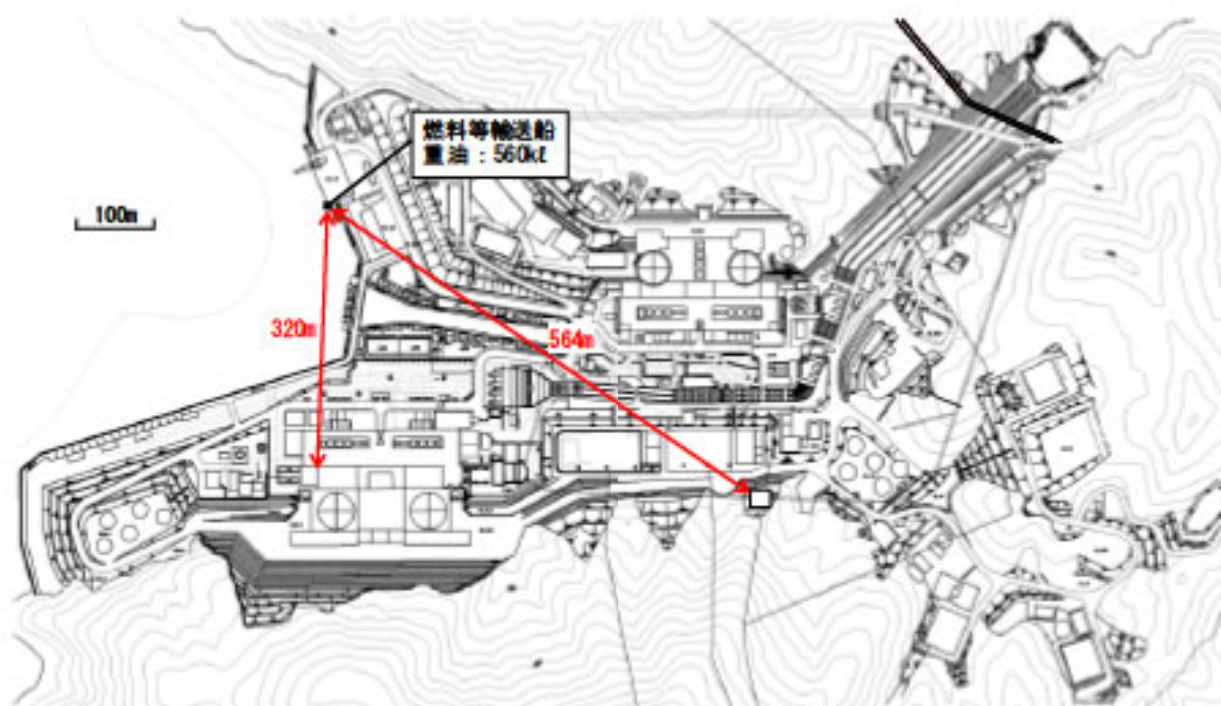
第1.8.1図 竜巻飛来物防護対策設備概念図



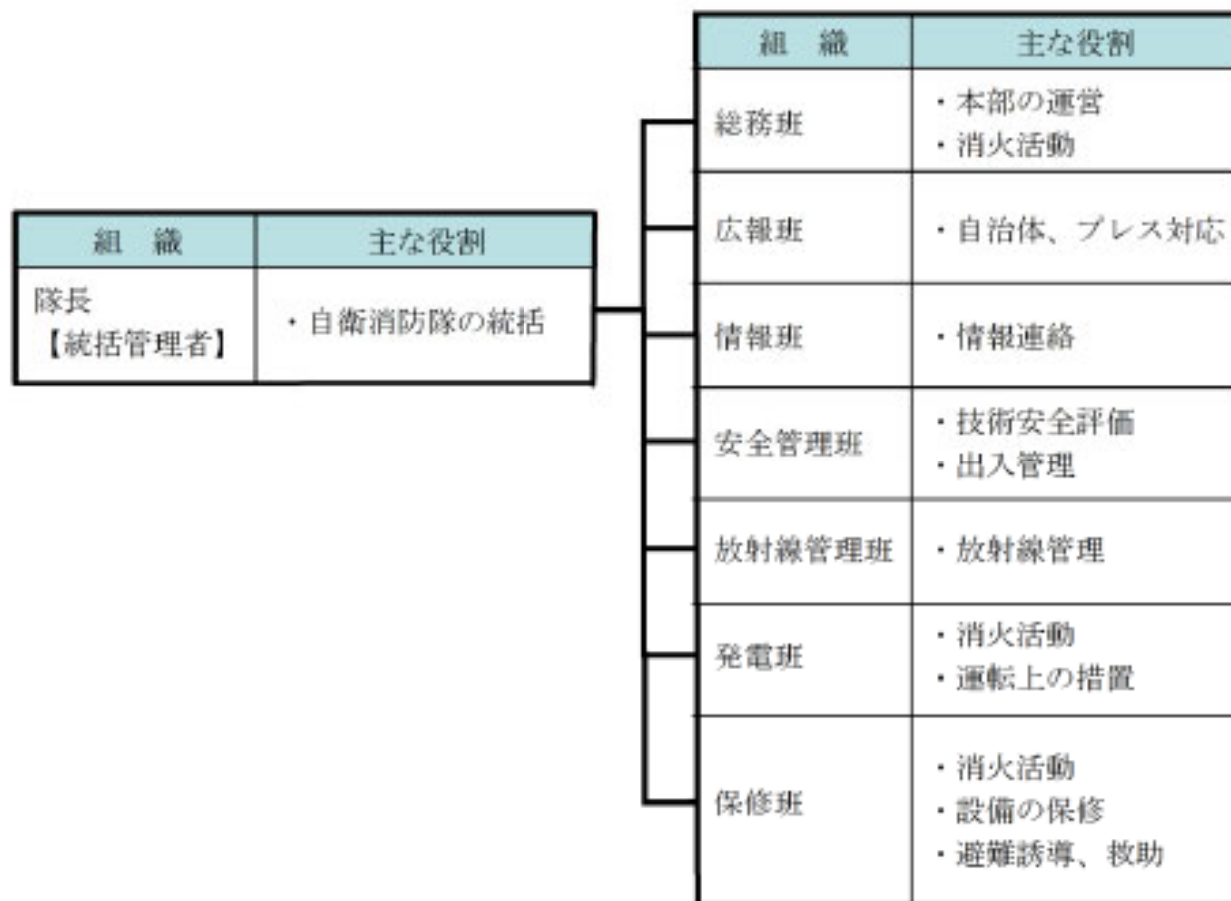
第 1.10.1 図 防火帯及び防火エリア設置図



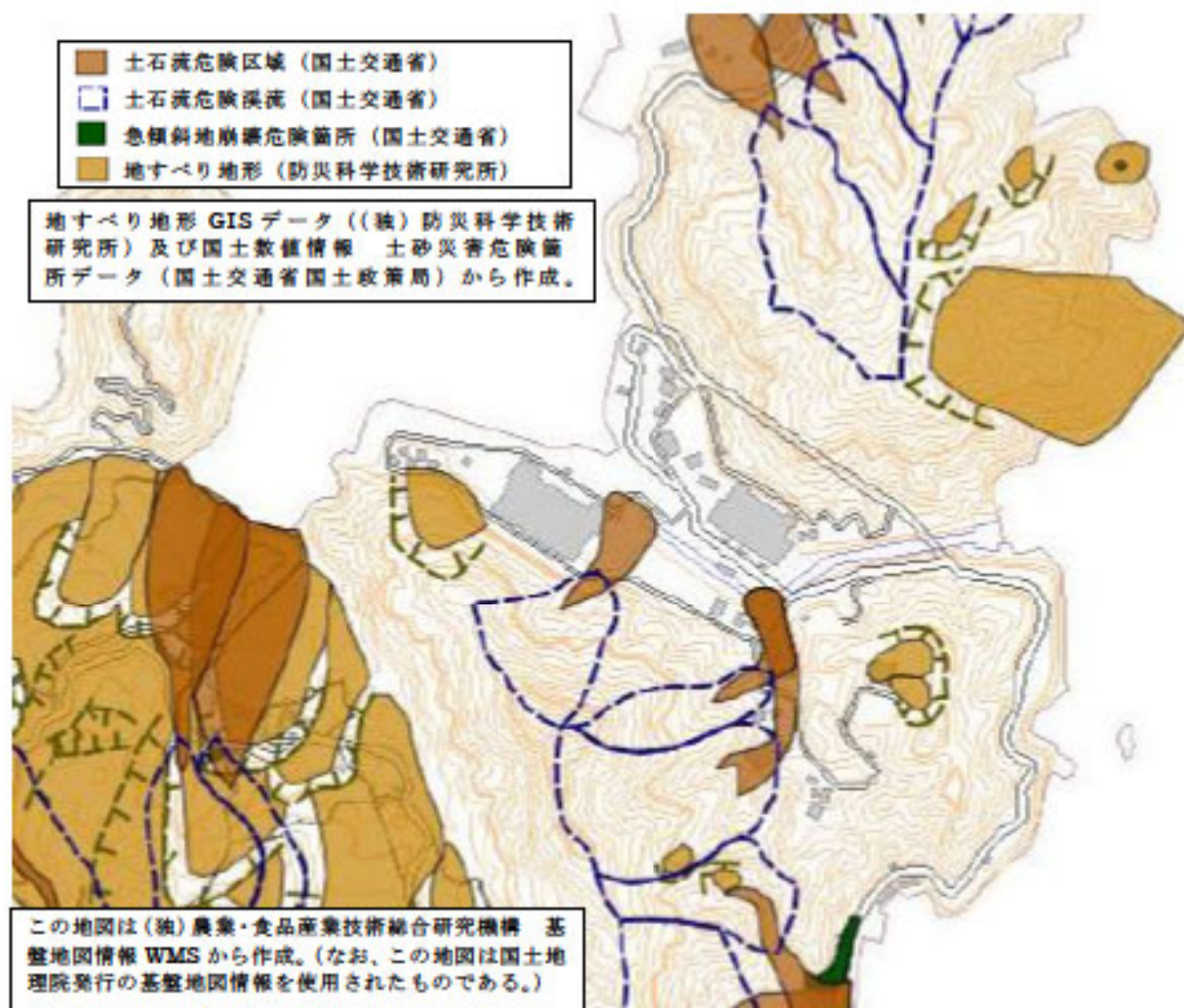
第 1.10.2 図 危険物タンク配置図



第 1.10.3 図 船舶配置図



第 1.10.4 図 自衛消防隊体制図



第 1.12.9.1.1 図 発電所周辺における地滑り地形分布図

### 1.13 参考文献

- (1) 「静的地震力の見直し（建築編）に関する調査報告書（概要）」  
（社）日本電気協会 電気技術調査委員会原子力発電耐震設計特別調査  
委員会建築部会 平成 6 年 3 月
- (2) 「原子力発電所の火災防護指針 JEAG4607-2010」  
（社）日本電気協会 2010
- (3) 「チューブ式自動消火設備のケーブルトレイ火災への適用性評価」  
電力中央研究所,N14008,2014 年
- (4) 「ケーブルトレイ自動消火設備の消火性能検証試験」  
関西電力株式会社,2014 年
- (5) 「電気盤内機器の防火対策実証試験（その 2）」  
三菱重工業株式会社 MHI-NES-1062 平成 25 年 5 月
- (6) 「電気盤内機器の防火対策実証試験（その 1）」  
三菱重工業株式会社 MHI-NES-1061 平成 25 年 5 月
- (7) 「雷雨とメソ気象」  
大野久雄 東京堂出版 2001 年
- (8) 「一般気象学」  
小倉義光 東京大学出版会 1984 年
- (9) 「広域的な火山防災対策に係る検討会（第 3 回）（資料 2）」  
平成 24 年
- (10) 「シラスコンクリートの特徴とその実用化の現状」  
武若耕司、コンクリート工学、vol.42、2004
- (11) 「火山環境における金属材料の腐食」  
出雲茂人、末吉秀一他、防食技術 Vol.39、1990
- (12) 「建築火災のメカニズムと火災安全設計」  
原田和典 財団法人日本建築センター 平成 19 年
- (13) Specific Safety Guide No.SSG-3 “Development and Application of Level  
1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants”, IAEA,  
April 2010
- (14) Safety Requirements No.NS-R-3 “Site Evaluation for Nuclear

- Installations”, IAEA, November 2003
- (15) NUREG/CR-2300 “PRA PROCEDURES GUIDE”, NRC, January 1983
  - (16) NUREG-1407 “Procedural and Submittal Guidance for the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities”, NRC, June 1991
  - (17) ASME/ANS RA-Sa-2009 “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications”, February 2009
  - (18) NEI 12-06[Rev.0] “DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION GUIDE”, NEI, August 2012
  - (19) 「実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」  
原子力規制委員会 制定 平成 25 年 6 月 19 日
  - (20) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」  
原子力規制委員会 制定 平成 25 年 6 月 19 日
  - (21) 「日本の自然災害」  
国会資料編纂会、1998 年
  - (22) 「産業災害全史」  
日外アソシエーツ、2010 年 1 月
  - (23) 「日本災害史事典 1868-2009」  
日外アソシエーツ、2010 年 9 月
  - (24) NEI 06-12 “B.5.b Phase2&3 Submittal Guideline”, NEI, December 2006

## 2. プラント配置

### 2.1 概要

発電所敷地内の建屋及び構築物は、運転、保守の容易さ及び安全性の確保を十分考慮した配置とする。プラントは原子炉格納施設、原子炉補助建屋、タービン建屋等の建屋及び屋外タンク等の機器から構成される。

## 2.2 設計方針

- (1) 原子炉施設の発電所敷地内の配置は平常運転時に被曝線量が原子炉施設の設計との関連において、次を満たすように設計する。
  - a 周辺監視区域境界で被曝線量が「原子炉等規制法」に定められている許容規準を下回るものとする。
  - b 施設周辺の公衆の被曝線量を「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」に適合するものとする。
- (2) 重大事故及び仮想事故時における敷地境界での被曝線量が「原子炉立地審査指針」のめやす線量を十分下回るよう敷地境界から隔離する。
- (3) 敷地の特性、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。

## 2.3 主要設備

- (1) 原子炉格納施設
- (2) 原子炉補助建屋
- (3) タービン建屋
- (4) 特高開閉所（1号、2号、3号及び4号炉共用）
- (5) 固体廃棄物処理建屋（1号、2号、3号及び4号炉共用）
- (6) 固体廃棄物固型化处理建屋（1号、2号、3号及び4号炉共用）
- (7) 廃樹脂処理建屋（1号、2号、3号及び4号炉共用）
- (8) 固体廃棄物貯蔵庫（1号、2号、3号及び4号炉共用）
- (9) 蒸気発生器保管庫（1号、2号、3号及び4号炉共用）
- (10) 給水処理設備
- (11) 補助蒸気設備
- (12) 使用済燃料輸送容器保管建屋（1号、2号、3号及び4号炉共用）
- (13) 港湾施設（1号、2号、3号及び4号炉共用）
- (14) 取水施設
- (15) 放水施設
- (16) 事務棟（1号、2号、3号及び4号炉共用）
- (17) 緊急時対策所
  - ・ 緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）（1号、2号、3号及び4号炉共用）
- (18) 外部遮蔽壁保管庫（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）
- (19) 蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）
- (20) 保修点検建屋（1号、2号、3号及び4号炉共用）

## 2.4 全体配置

発電所の敷地付近地図を第2.4.1図に、全体配置図を第2.4.2図に示す。

敷地中央部をEL. +3.5mに整地造成し、主要建造物の敷地とする。南側から原子炉補助建屋、原子炉格納施設、タービン建屋の順に設置する。原子炉補助建屋背面（南側）EL. +32.5mに道路を配置する。

復水器冷却水は高浜湾より取水し、内浦湾へ放水する。

## 2.5 建物及び構造物

### 2.5.1 概要

原子炉格納施設、原子炉補助建屋等の主要構造物の基礎は、堅硬な岩盤上に直接支持するか又は岩着する地盤を介して支持する。

また、主要建物及び構築物は機器の運転、保守を考慮した配置とする。

原子炉格納施設、原子炉補助建屋、タービン建屋の機器配置を第2.5.1図～第2.5.8図に示す。

建屋内には、数箇所に避難階段を設置し、これに通じ、かつ、単純、明確、永続性のある標識のついた避難通路を設ける。

### 2.5.2 原子炉格納施設

原子炉格納施設は原子炉格納容器、内部コンクリート及び外部しゃへい建屋からなる。

原子炉格納容器は内径約40m、全高約77mの上部半球下部さら形鏡円筒形の溶接構造で、堅硬な岩盤上に設置し、据付高さは底面をEL+4.5mとし、主操作床面が背面道路に合うようにする。

原子炉容器の上部に鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼板内張の原子炉キャビティを設け、燃料取替作業が主操作床面から行えるようにし、燃料取替クレーン及び格納容器ポーラクレーンを装備する。格納容器ポーラクレーン架台は、直接本体鋼板に取付ける構造とする。

また、原子炉格納容器への出入口として通常用エアロック、非常用エアロック及び機器搬入口を設ける。

格納容器排気筒は、ステンレス鋼板製で外部しゃへい建屋に沿わせて設置し、排気口地上高さは約80mとする。

### 2.5.3 原子炉補助建屋

原子炉補助建屋は、原子炉格納施設に隣接して設け、化学体積制御設備、余熱除去設備、廃棄物処理設備、燃料取替用水設備、燃料取扱設備、燃料貯蔵設備、換気空調設備、試料採取設備、原子炉補機冷却水設備、非常用電源設備、中央制御室等を収容する。

主要構造は、鉄筋コンクリート造（一部鉄骨造）で岩盤上に直接支持するか又は岩着する地盤を介して支持する。

補助建屋排気筒は、ステンレス鋼板製で外部しゃへい建屋に沿わせて設置し、排気口地上高さは約80mとする。

#### 2.5.4 タービン建屋

タービン建屋は約44m×約196mで、建屋1階面をEL.+4mに合わせた鉄骨構造とし、タービン発電機、復水器、給水加熱器、給水ポンプ及び補機類等を収容する。

また、主要機器の搬入、搬出のためにタービン建屋クレーンを装備する。

#### 2.5.5 特高開閉所（1号、2号、3号及び4号炉共用）

特高開閉所はタービン建屋の東側に設置し、しゃ断器、線路開閉器、避雷器、計器用変圧器及び計器用変流器等を設ける。

#### 2.5.6 固体廃棄物処理建屋（1号、2号、3号及び4号炉共用）

固体廃棄物処理建屋は、2号炉の北西側に設置し、雑固体焼却設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）を収納する。

#### 2.5.7 廃樹脂処理建屋（1号、2号、3号及び4号炉共用）

廃樹脂処理建屋は、2号炉の北西側、廃樹脂貯蔵室に隣接して設置し、廃樹脂処理装置を収納する。

#### 2.5.8 蒸気発生器保管庫

蒸気発生器保管庫（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）及び蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）の主要構造は、鉄筋コンクリート造で、地上1階の建屋である。

#### 2.5.9 固体廃棄物固型化処理建屋（1号、2号、3号及び4号炉共用）

固体廃棄物固型化処理建屋は、固体廃棄物処理建屋の北西側に隣接して設置し、固型化処理エリアを配置する。

#### 2.5.10 固体廃棄物貯蔵庫（1号、2号、3号及び4号炉共用）

固体廃棄物貯蔵庫を1号、2号、3号及び4号炉共用で設置する。

#### 2.5.11 給水処理設備

タービン建屋の北側に給水処理設備を設置する。

#### 2.5.12 補助蒸気設備

タービン建屋の北側に補助ボイラを、また、タービン建屋内にスチームコンバータを設置する。

#### 2.5.13 使用済燃料輸送容器保管建屋(1号、2号、3号及び4号炉共用)

使用済燃料輸送容器保管建屋を物揚岸壁の南側に設置する。

#### 2.5.14 港湾施設（1号、2号、3号及び4号炉共用）

港湾施設は、既設プラントで設置されたものを共用する。

#### 2.5.15 取水施設

タービン建屋東側にポンプピットを設け取水する。ポンプピットには循環水ポンプ等を設置し、鋼管製の循環水管をタービン建屋まで埋設配管する。

また、原子炉補助建屋東側には小ピットを設け、海水ポンプを設置してポンプピットより分岐して取水する。

原子炉補機冷却海水管は、原子炉補助建屋まで海水管トレンチ内に配管する。

#### 2.5.16 放水施設

タービン建屋西側に放水口を設置し、復水器冷却水、原子炉補機冷

却海水等を放水口まで導き、内浦湾に放出する。

#### 2.5.17 事務所（1号、2号、3号及び4号炉共用）

タービン建屋の北側に鉄筋コンクリート造の事務所を設け、その中に事務室等を設ける。

#### 2.5.18 緊急時対策所

1号炉及び2号炉並びに3号炉及び4号炉中央制御室以外の場所に緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）（1号、2号、3号及び4号炉共用）を設ける。

緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）は3号及び4号炉共用として使用し、その後、1号、2号、3号及び4号炉共用とする。

#### 2.5.19 外部遮蔽壁保管庫（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）

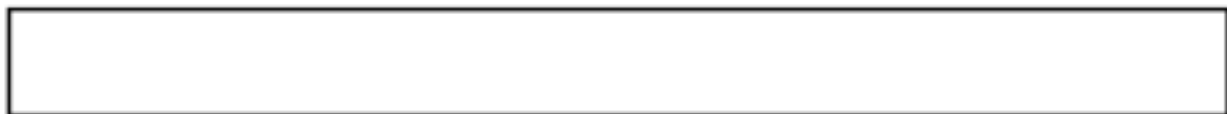
外部遮蔽壁保管庫の主要構造は、鉄筋コンクリート造で、地上2階の建屋である。

#### 2.5.20 保修点検建屋

保修点検建屋を1号、2号、3号及び4号炉共用で設置する。

## 2.6 特定重大事故等対処施設に関するプラント配置

### 2.6.1 主要設備



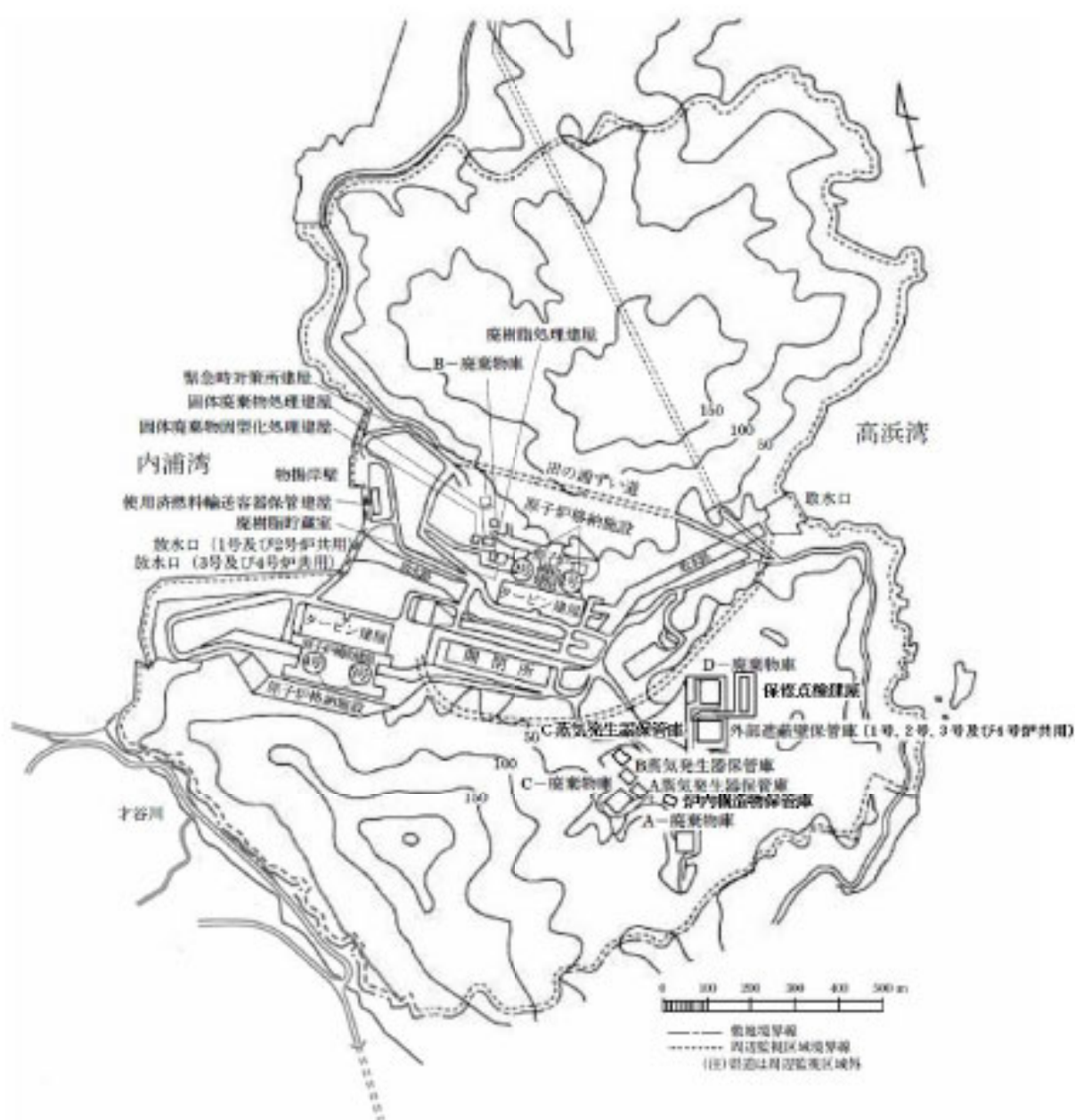
### 2.6.2 全体配置

特定重大事故等対処施設を含む発電所の敷地付近地図を第2.6.1図に、全体配置図を第2.6.2図に示す。

### 2.6.3 建物及び構造物

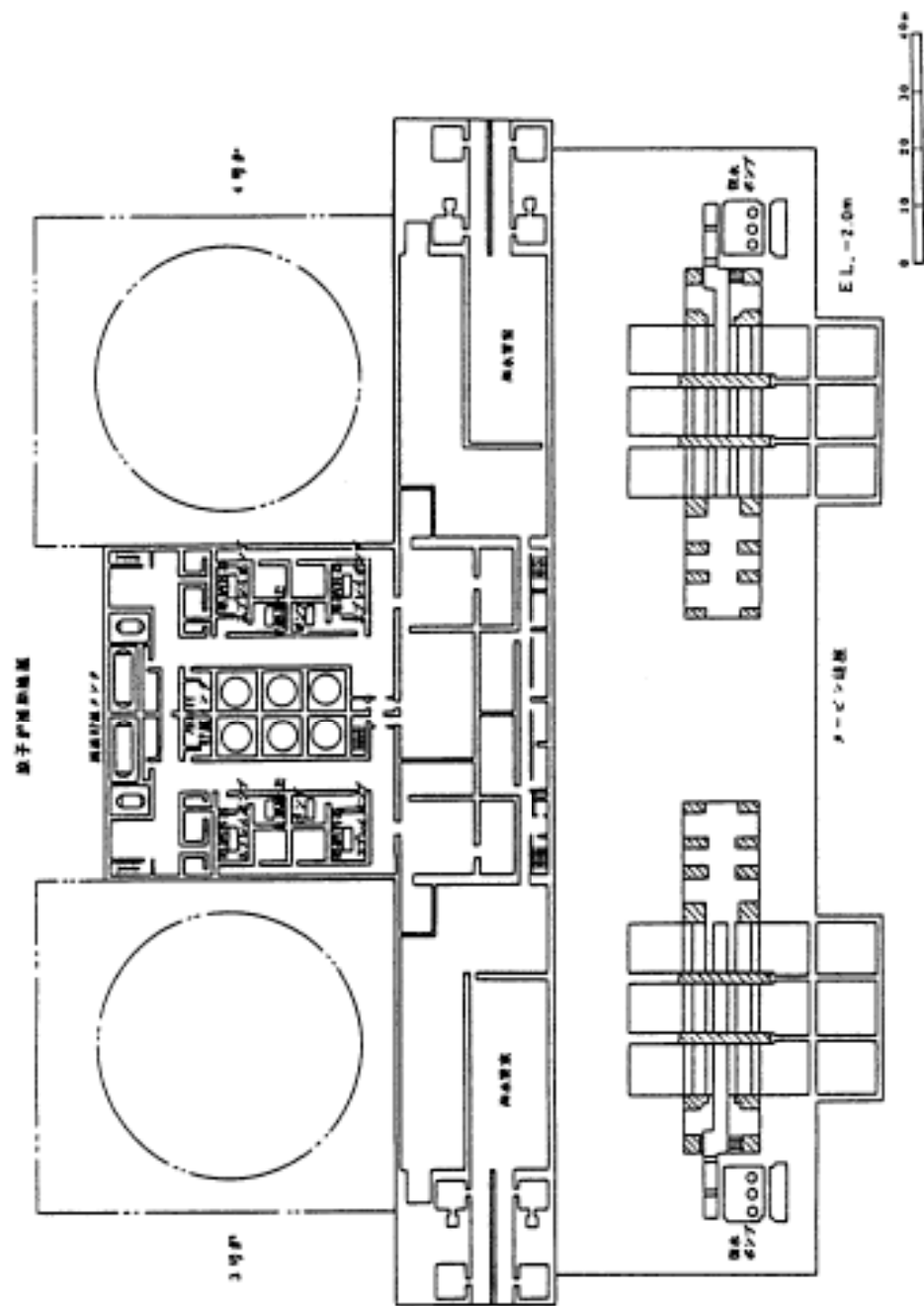


**枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。**

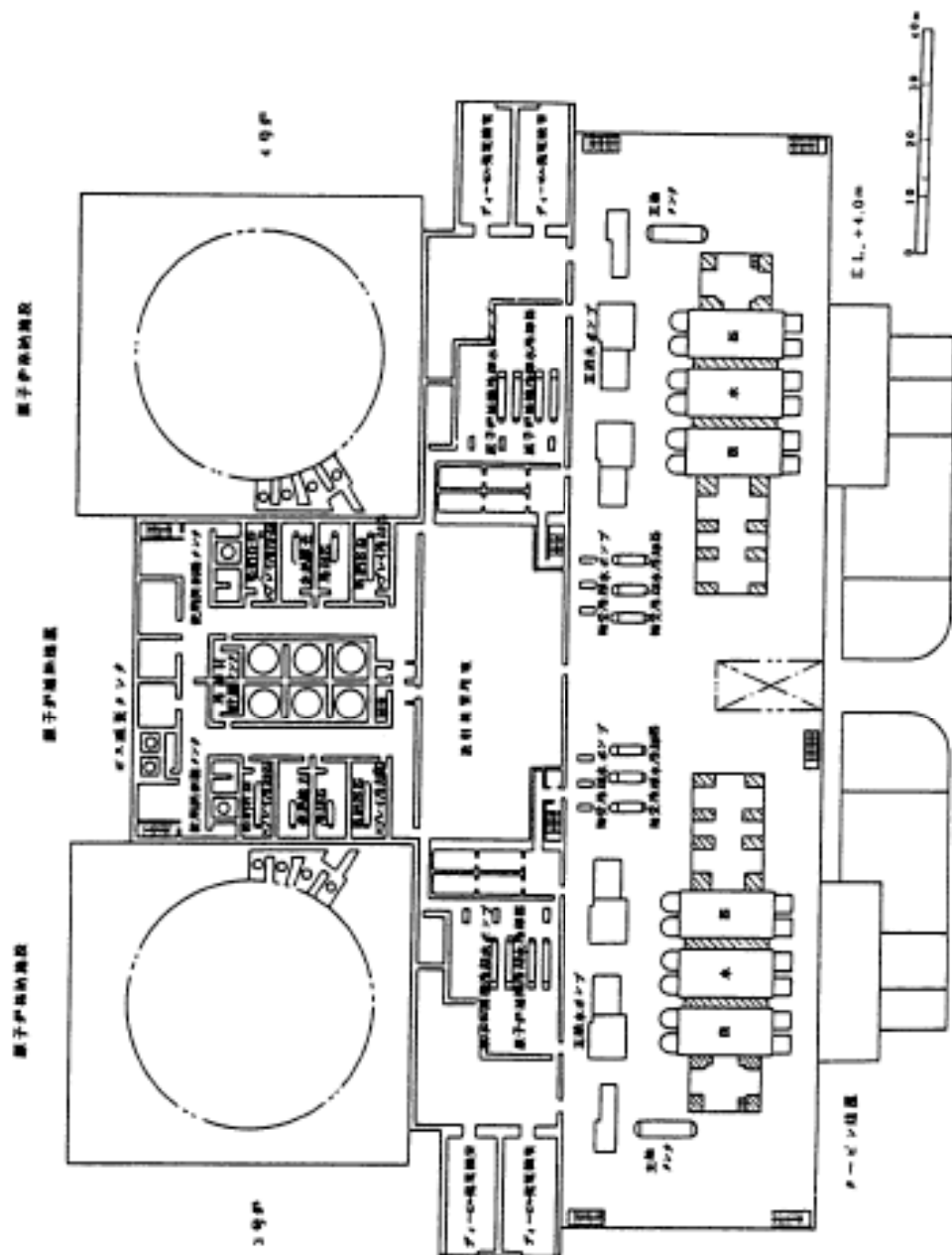


第 2.4.1 図 発電所敷地付近地図



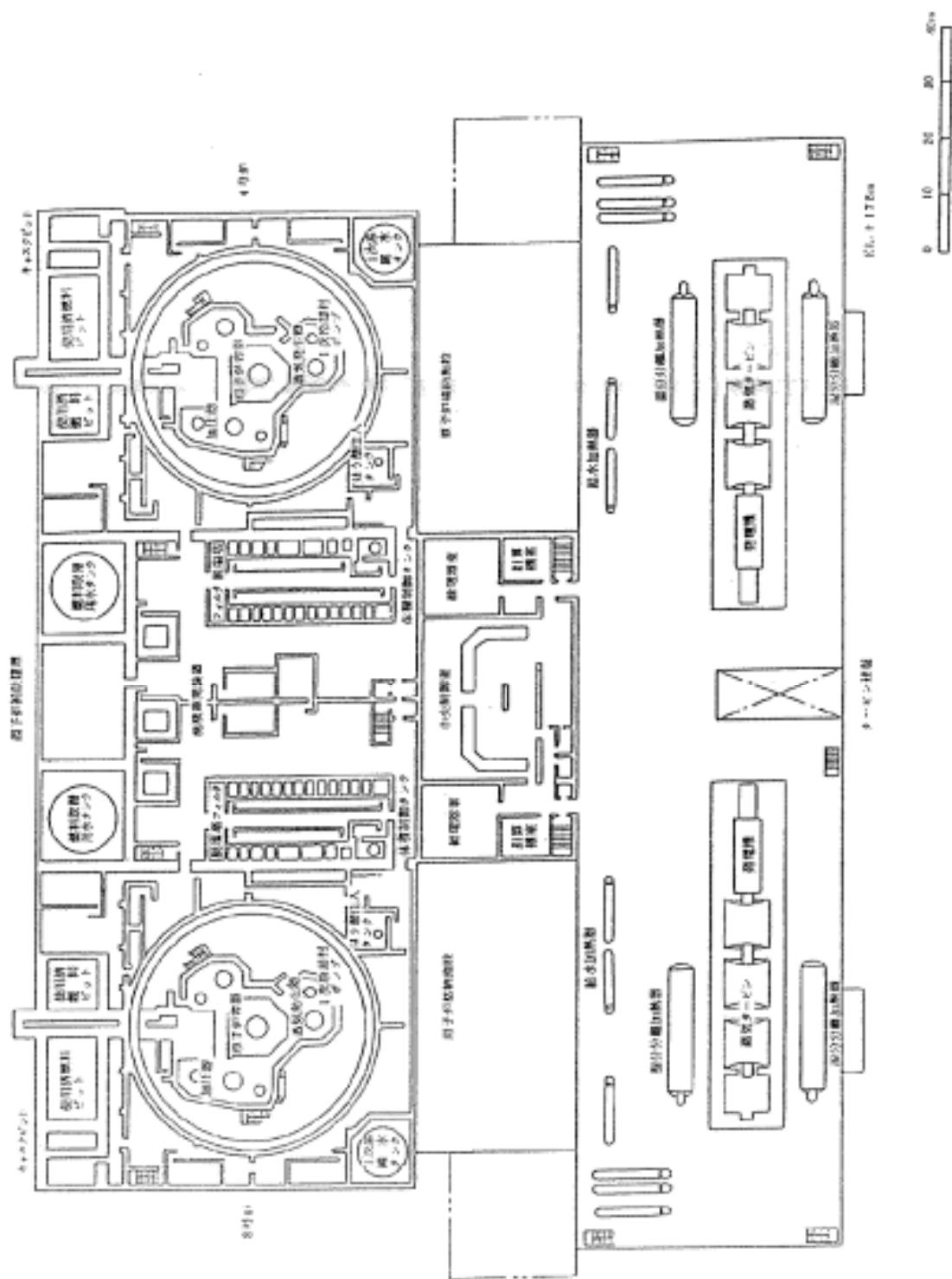


第 2.5.1 図 主要建屋平面図 (地下 1 階)

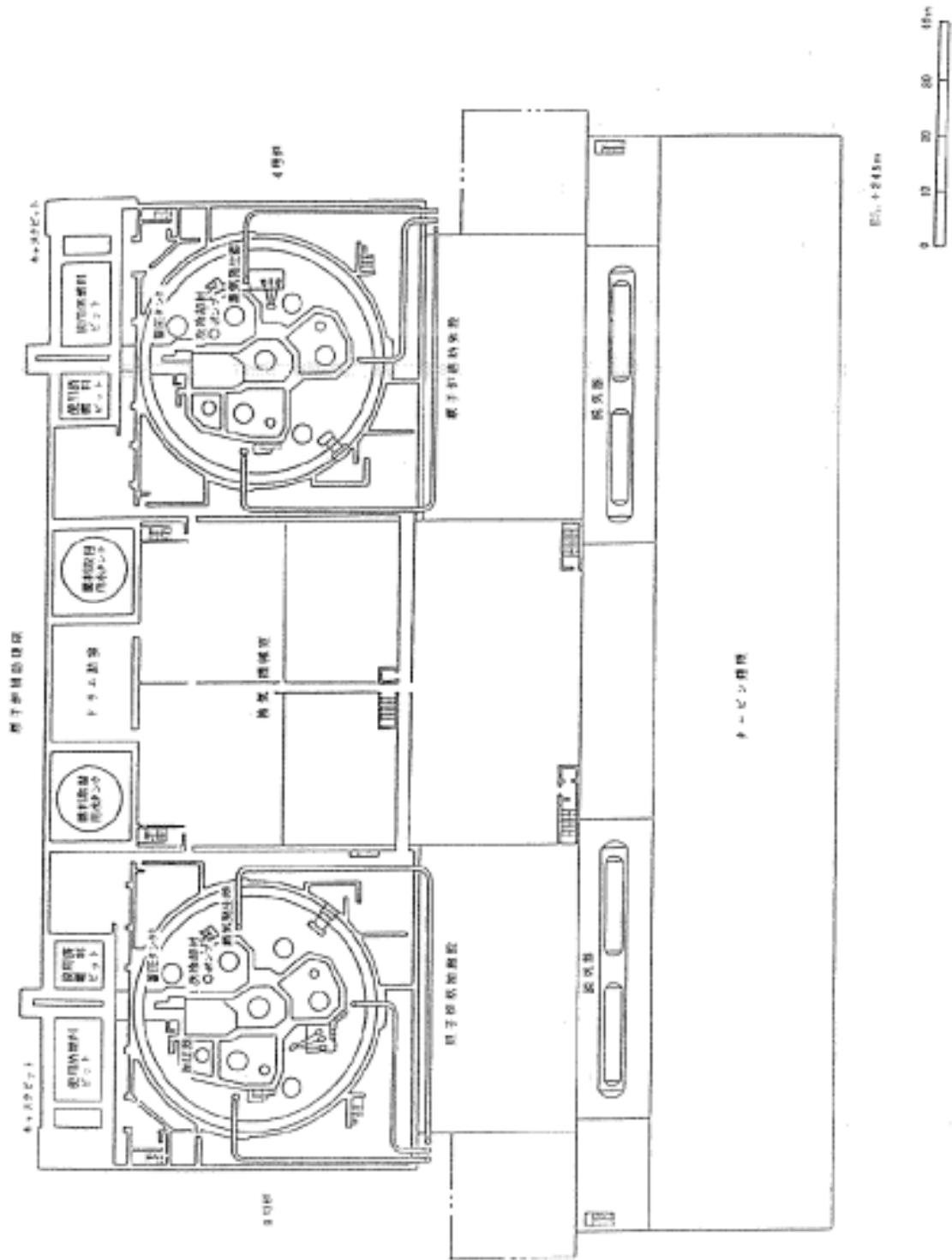


第 2.5.2 図 主要建屋平面図 (1 階)

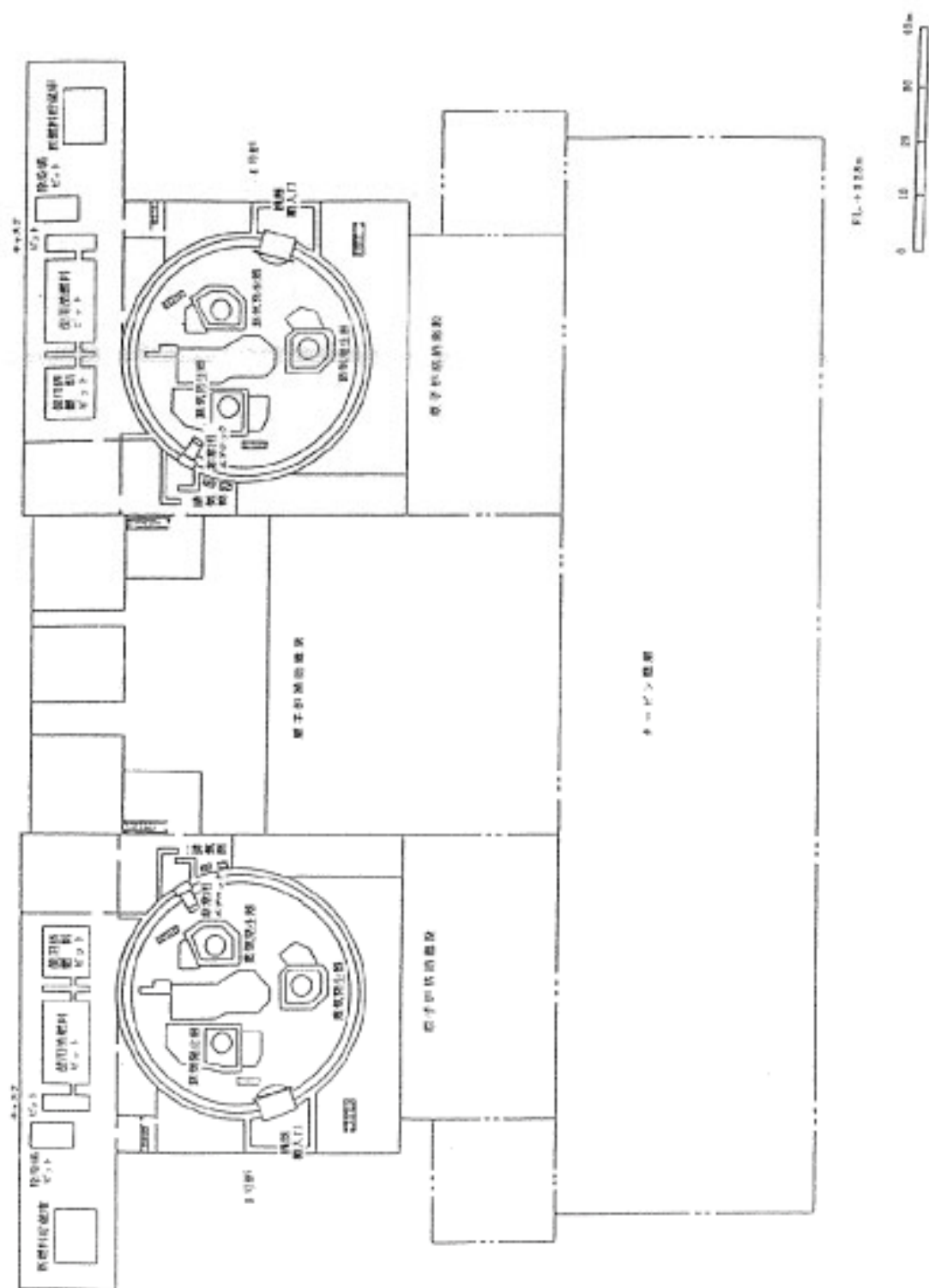




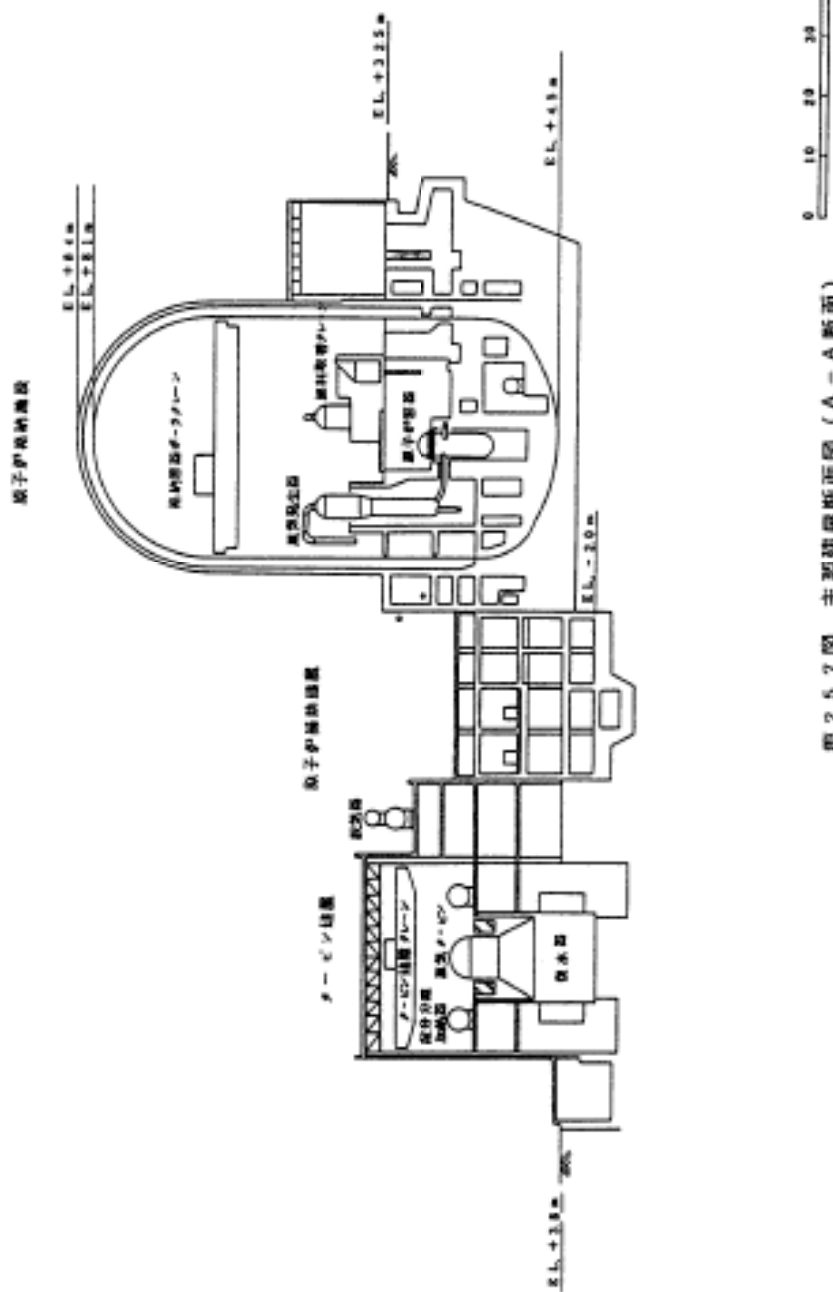
第 2.5.4 図 主要建屋平面図 ( 3 階 )



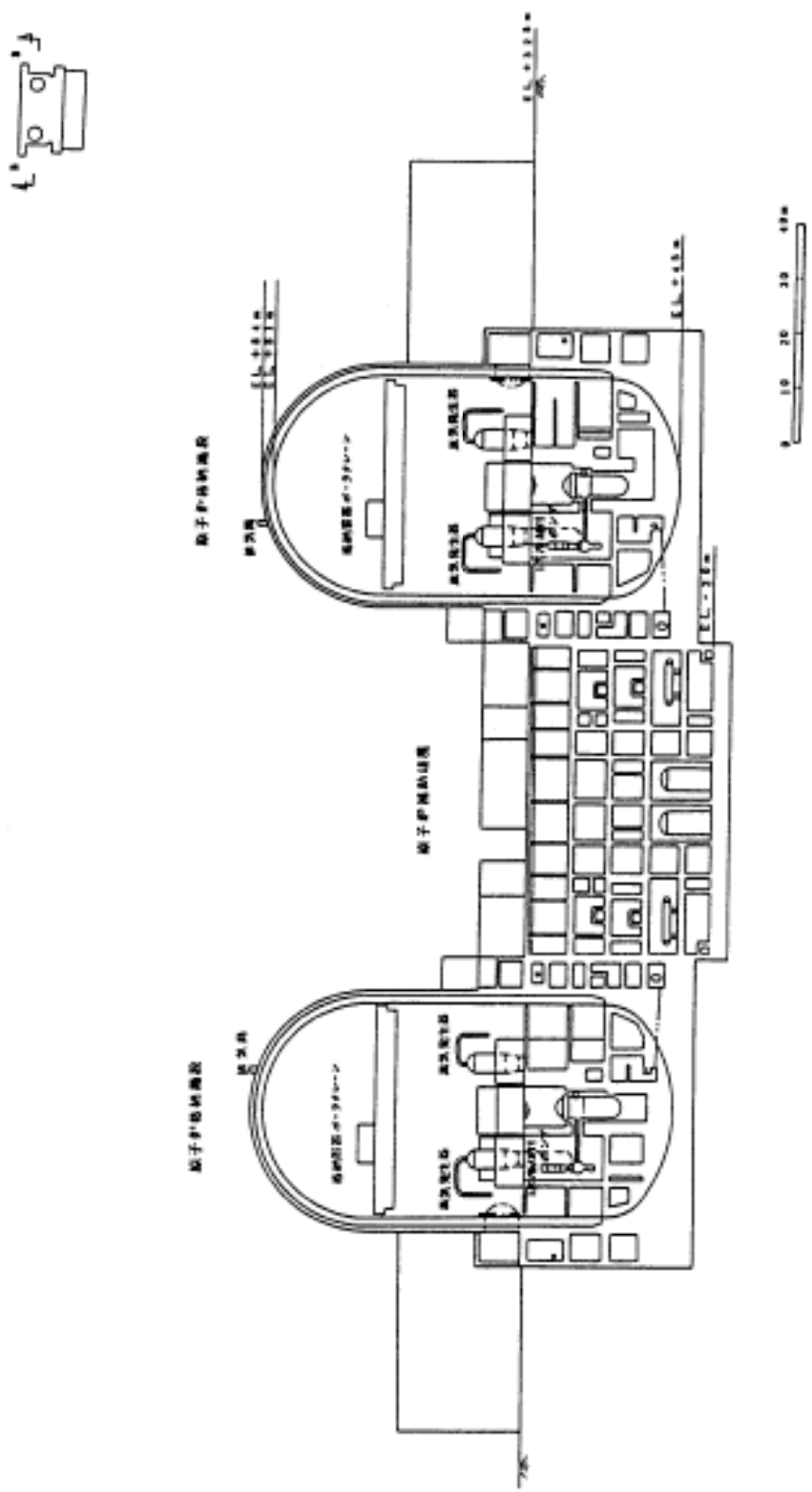
第 2.5.5 図 主要建屋平面図 ( 4 階 )



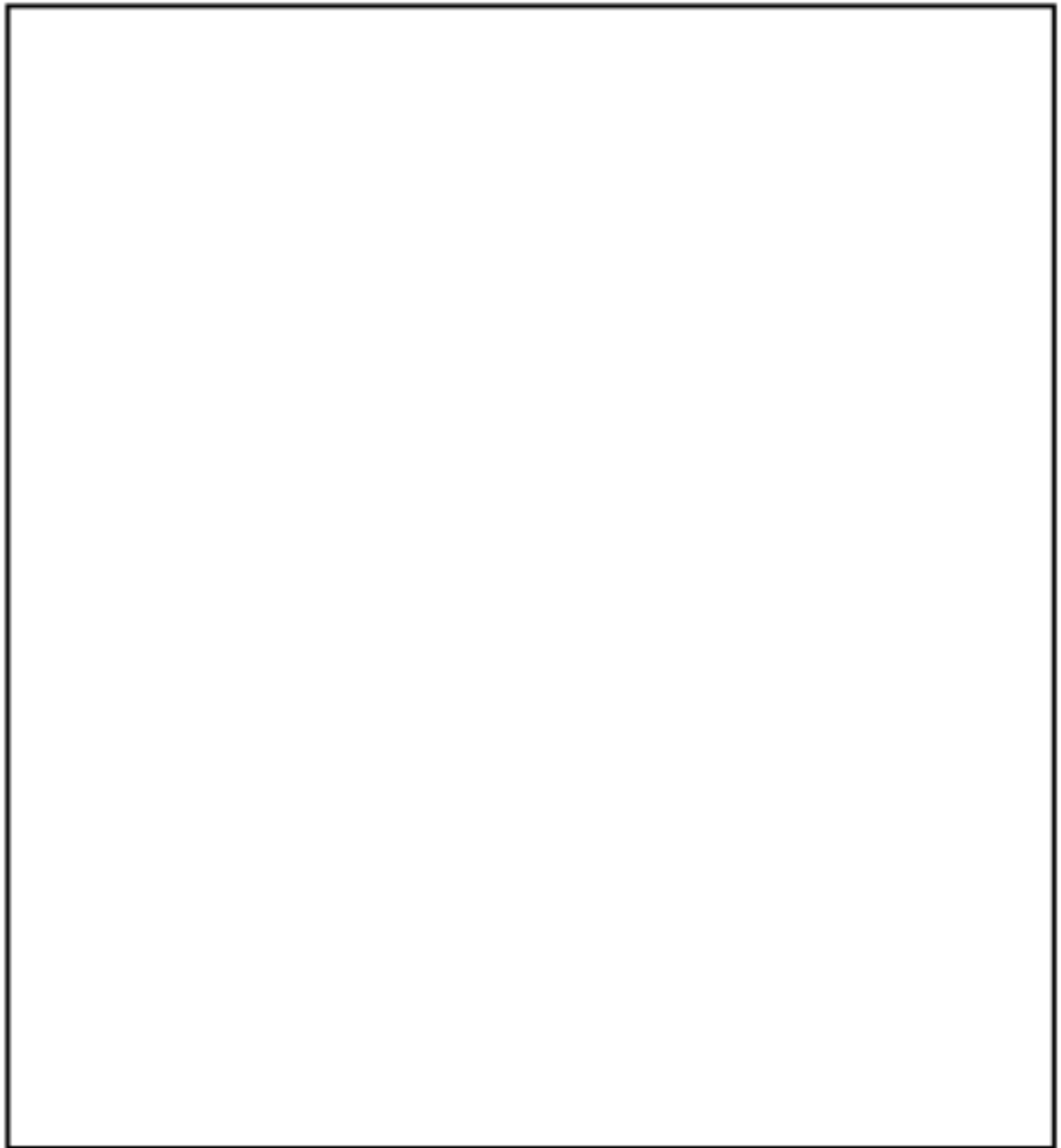
第 2.5.6 图 主要建屋平面图 (5 階)



第 2.5.7 図 主要建屋断面図 (A-A 断面)

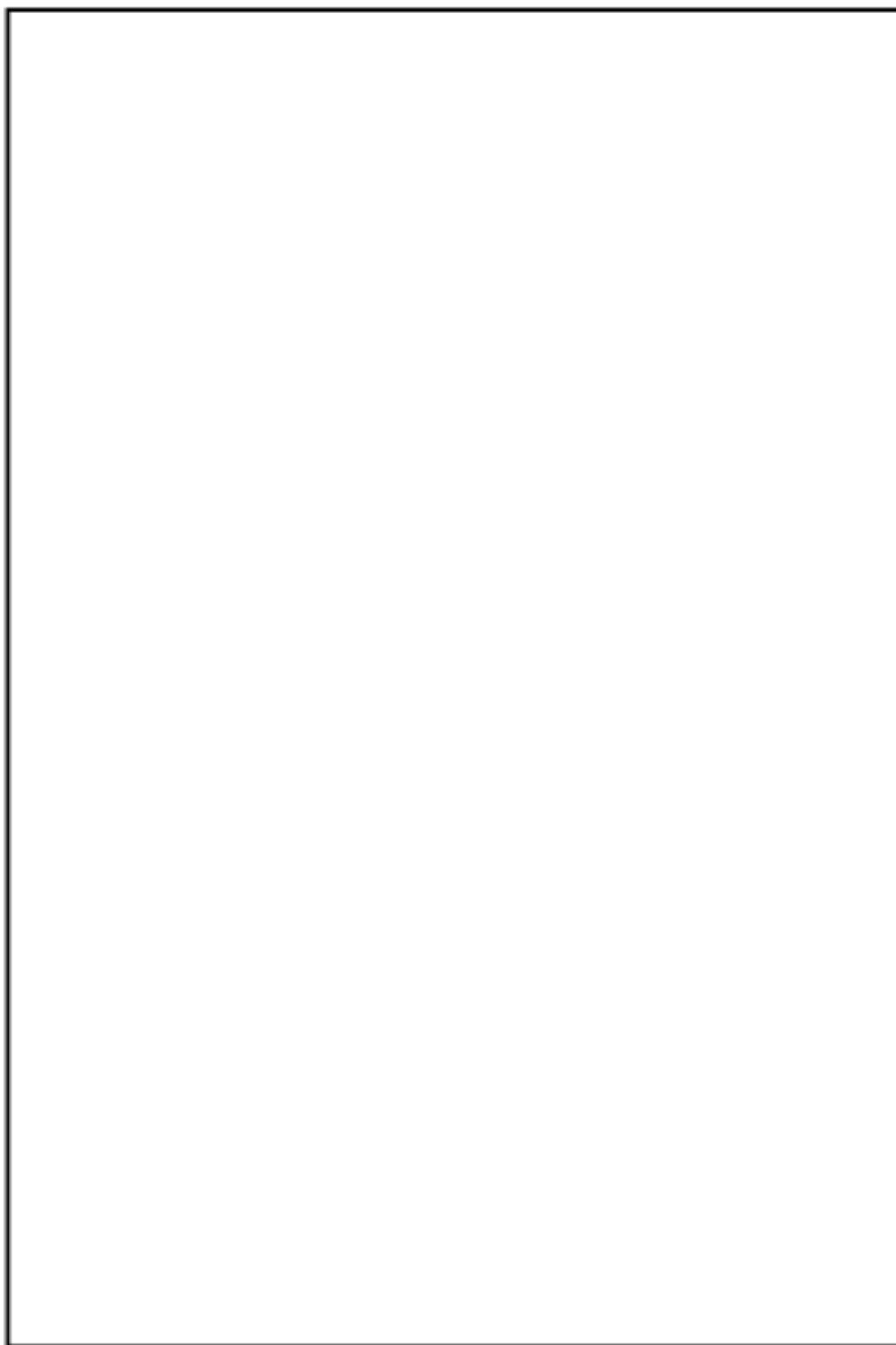


第 2.5.8 圖 主要彈藥庫面圖 (B - B 断面)



第2.6.1図 発電所敷地付近地図（特定重大事故等対処施設を含む。）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



第 2.6.2 図 発電所全体配置図（特定重大事故等対処施設を含む。）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

### 3. 原子炉及び炉心

#### 3.1 概要

原子炉及び炉心を構成する要素としては、第3.1.1図及び第3.1.2図に示すように、原子炉容器、燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ、制御棒駆動装置等がある。

炉心は、157体の燃料集合体を円柱状に配列して構成し、初装荷炉心では、炉心を3領域に分け、3つの異なった濃縮度を採用する。また、炉心は1次冷却設備の軽水により冷却、減速され、その減速材中には中性子吸収材としてほう酸を入れる。

燃料集合体の燃料棒の配列は、17×17であり、そのうち264本が燃料棒、24本が制御棒案内シンプル、残り1本が炉内計装用案内シンプルである。制御棒案内シンプルは、制御棒クラスタ、バーナブルポイズン、中性子源等の挿入に使用する。

燃料集合体を支持する炉内構造物は、大別して上部炉心構造物と下部炉心構造物から構成する。

1次冷却材は、原子炉容器入口ノズルから原子炉容器内に入り、炉心槽と原子炉容器間の円環部を下方に流れ、下部プレナム部で上向き流となり、ほぼ均一流量分布で炉心下部に入り、炉心内で発生する熱エネルギーを吸収して高温となり、上部プレナム部で混合した後、原子炉容器出口ノズルを経て蒸気発生器に至り、熱エネルギーはタービンを駆動する高温高圧の蒸気の発生に用いられる。

原子炉の反応度制御は、制御棒クラスタの操作及び1次冷却材中のほう素濃度調整の独立した2つの方法によって行う。これらの制御方式に加えて、過剰反応度を抑制し、減速材温度係数を負にするため、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用する。

制御棒クラスタは、起動、停止、負荷変化等に伴う比較的急速な反応度変化を制御するのに用い、ほう素濃度調整は、燃料の燃焼に伴う反応度変化、キセノン、サマリウム等の変化に伴う反応度変化、常温から運転温度までの温度変化に伴う反応度変化等の緩慢な反応度変化を制御するのに用いる。制御棒クラスタは、原子炉容器上部ふたに取り付けた磁気ジャック

式制御棒駆動装置により駆動する。ほう素濃度は、化学体積制御系によるフィードアンドブリード方式及びほう素熱再生方式により調整する。

核設計においては、制御棒クラスタ及びバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料の配置、ウラン燃料のウラン235濃縮度、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料のプルトニウム富化度、1次冷却材中ほう素濃度等のパラメータを決定し、最大反応度価値を持つ制御棒クラスタ1本が全引抜位置のままで挿入できない場合でも、原子炉制御設備及び原子炉保護設備とともに適切な反応度制御ができるようにする。また、核設計では、水平方向及び軸方向の出力振動に対する安定性並びに軸方向出力分布の制御について解析する。

熱水力設計においては、燃料被覆管と1次冷却材との間で適切な熱伝達が行われるように、燃料集合体の構造、出力分布、炉心流量分布等について適切な設計をするとともに、反応度制御設備、原子炉保護設備等とあいまって燃料の健全性を確保するようにする。

1次冷却材中の腐食生成物及びこれに伴う放射能をできるだけ少なくするため、直接、1次冷却材に接触する部分には、耐食性材料を用いるか、又は、表面を耐食性材料で被覆する。炉心には、耐食性ととともに核特性の優れた材料を選択する。

原子炉及び炉心の設備仕様の概略を、第3.1.1表に示す。

## 3.2 機械設計

### 3.2.1 燃料

#### 3.2.1.1 概要

燃料集合体は、多数の二酸化ウラン焼結ペレット、ガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレット又はウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレットのいずれかをジルカロイ-4で被覆した燃料棒、制御棒案内シンプル、炉内計装用案内シンプル、支持格子、上部ノズル及び下部ノズル等で構成される。燃料棒の配列は、17×17であり、そのうち264本が燃料棒、24本が制御棒案内シンプル、残り1本が炉内計装用案内シンプルである。制御棒案内シンプルは、制御棒クラスタ、バーナブルポイズン、中性子源等の挿入に使用する。

#### 3.2.1.2 設計方針<sup>(33)(34)</sup>

燃料の機械的設計においては、燃料材料、使用温度、圧力条件、照射効果を考慮し、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、プラントの各系統とあいまって、燃料の健全性を確保するため、次の設計方針を満足するようにする。

##### (1) 燃料棒

燃料棒は、燃料温度、核分裂生成ガスによる内部ガス圧、被覆管の応力及び歪を制限することにより、その健全性を確保する。このため、燃料寿命中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、以下の方針を満足するように燃料棒の設計を行う。

設計に当たっては、ペレットの熱膨張、スエリング及び焼きしまり、核分裂生成ガスの生成及び放出、被覆管の熱膨張、クリープ及び弾性変形等の原子炉運転中に生じる諸現象を考慮する。

a. 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン、ガドリニア入り二酸化ウラン及びウラン・プルトニウム混合酸化物それぞれの熔融点未満となるように設計し、それぞれの焼結ペレットと被覆管との熱膨張差によって生じる応力を抑える。

b. 燃料棒内圧は、通常運転時において、被覆管の外向きのクリー

ブ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えないように設計する。

- c. 被覆管応力は、ジルカロイ-4の耐力以下となるように設計する。ジルカロイ-4の耐力は、使用温度及び放射線照射の効果を考慮すると、約 $310\text{N/mm}^2$ ～約 $650\text{N/mm}^2$ となる。
- d. 被覆管に生じる円周方向引張歪の変化量は、各過渡変化に対して1%以下となるように設計する。
- e. 累積疲労サイクルは、設計疲労寿命以下となるように設計する。設計疲労曲線としては、**Langer and O'Donnell**の曲線を使用する。

## (2) 燃料集合体

燃料集合体には、ウラン燃料集合体とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体があり、ウラン燃料集合体には、二酸化ウラン燃料集合体とガドリニア入り二酸化ウラン燃料集合体がある。

燃料集合体の健全性は、種々の荷重に基づく応力及び変形を制限することにより確保する。

また燃料集合体が他の構成部品の機能に影響を与えないようにする。

このため、以下の方針で燃料集合体を設計する。

- a. 原子炉内における使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において加わる荷重に対して、各構成要素が **ASME Sec. III**の規格に準拠して十分な強度を有し、その機能が保持されるよう設計する。
- b. 輸送及び取扱い時に、ウラン燃料集合体に加わる荷重を設計上、軸方向について**6G**、また、横方向についても各支持格子部固定の条件で**6G**と設定し、構成部品がこの荷重に対して十分な強度を有し、燃料集合体としての機能が保持されるように設計する。

また、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体については、ウラン燃料集合体と同一の構成部品を使用し、ウラン燃料集合体と同様、常温において**6G**の荷重に対して燃料集合体としての機能が保持されるように設計する。ただし、ウラン・プルトニウム混

合酸化物新燃料集合体は、輸送中に高温となり、強度が低下することから、輸送及び取扱い時の荷重を4Gと制限し、構成部品がこの荷重に対して十分な強度を有し、燃料集合体としての機能が保持されることを確認する。

### 3.2.1.3 解析方法

#### (1) 燃料棒

燃料棒の性能評価は、核分裂生成ガスの生成及び放出、ペレットの熱膨張、スエリング及び焼きしまり、被覆管の熱膨張、弾性変形、クリープ及び照射成長、ペレットと被覆管の相互作用等の原子炉運転中に生じる諸現象を考慮し、燃料温度、燃料棒内圧、被覆管の応力、歪及び疲労等を計算することにより行う。

燃料棒挙動解析モデルは、計算値を実験により検証して、その妥当性が確認されている。(1)(2)(38)(39)

計算された結果を前述の設計方針と比較することにより、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料棒の寿命期間中の健全性が保たれることを確認する。

#### (2) 燃料集合体

燃料集合体の性能評価は、実験及び有限要素法構造解析コード等により行い、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時、輸送及び取扱い時に加わる種々の荷重に対して各構成要素が十分な強度を有し、その機能が保持されることを確認する。

### 3.2.1.4 主要設備の仕様

#### (1) 燃料棒

ペレット及び被覆管の仕様を第3.2.1表に示す。

#### (2) 燃料集合体

燃料集合体の仕様を第3.2.1表に示す。

### 3.2.1.5 主要設備

#### (1) 燃料棒

燃料棒は、第3.2.1図に示すように、二酸化ウラン焼結ペレット、ガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレット又はウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレットのいずれかをジルカロイ-4被覆管に挿入し、輸送時、取扱い時等のペレットの移動を防ぐためにコイルばねを入れ、両端にジルカロイ-4端栓を溶接した密封構造のもので、ヘリウムを加圧充てんする。

ペレットは約95%理論密度とする。

ペレットの形状は円柱状であり、その両端は、凹状に成型し、ペレット中央部の軸方向膨張を吸収する。さらに、端面角部の面取り成型を行い、ペレットと被覆管の機械的相互作用を軽減する。ペレットから放出される核分裂生成ガス、ペレットと被覆管との熱膨張差、燃焼に伴うペレット密度変化等により被覆管やシール溶接部に過大な応力が加わるのを防止するため、ペレットと被覆管に適当な間げきと燃料棒にプレナムを設ける。

被覆管の1次冷却材定格運転圧力による圧縮応力及びクリープを低減するため、燃料棒にヘリウムを加圧充てんする。

初期加圧量の設定に当たっては、燃料棒内圧が、通常運転時において、被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えないよう設計する。

#### (2) 燃料集合体

二酸化ウラン燃料集合体は、すべての燃料棒が二酸化ウラン燃料棒であり、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料集合体は、うち16本がガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒である。ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒の配置を第3.2.3(2)図に示す。

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体は、すべての燃料棒がウラン・プルトニウム混合酸化物燃料棒であり、これらは3種類のプルトニウム富化度を持つ。集合体内のプルトニウム富化度分布を第3.2.3(3)図に示す。

いずれの燃料集合体も、第3.2.2図及び第3.2.3(1)図に示すように、 $17 \times 17$ の正方配列を形成する燃料棒264本、制御棒案内シンプル24本、炉内計装用案内シンプル1本、支持格子9個、上部ノズル及び下部ノズル各1個等から構成する。(7)(8)(38)(39)

燃料集合体は、外側板のない、いわゆるキャンレスタイプで、1次冷却材の混合を良好にして熱除去効率を高める等の特徴を有する構造であり、燃料棒を各支持格子の単位格子当たり6点又は8線若しくは10線で支持することにより燃料棒相互の位置、すなわち水路間隔を保持している。

制御棒と制御棒案内シンプルとの間には、十分な間げきがあり、容易に挿入、引き抜きができる。制御棒案内シンプルの下部は、径を小さくして内部の水によるダッシュポット効果により制御棒落下を緩衝する構造としている。

#### 3.2.1.6 評価

##### (1) 構成材料

二酸化ウラン焼結ペレット、ガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレット及びウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレットは、炉心の運転温度及び圧力において、被覆材（ジルカロイ-4）及び充てんガス（ヘリウム及び空気、又はヘリウム）に対して化学的に不活性であり、高温水による腐食も無視し得る程度である。また、ガス状あるいは高い揮発性を有するものを含めて、核分裂生成物を保持する能力がある。

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料は、ウランとプルトニウムを混合するため、ペレット内にプルトニウム含有率の不均一が生じる可能性があるが、この不均一性は燃料の健全性に影響を与えない範囲である。

ジルカロイ-4は、小さな吸収断面積を持ち中性子経済性に優れ、ペレット-被覆管の相互作用や内外圧差による変形に十分耐える高い強度を有し、1次冷却材、二酸化ウラン、ガドリニア入り二酸化

ウラン、ウラン・プルトニウム混合酸化物、核分裂生成物等に対して高い耐食性を示し、かつ、高い信頼性を有する材料である。

また、ニッケル・クロム・鉄合金及びステンレス鋼も、使用条件下で十分な強度と、耐熱性、耐食性、耐放射線性を有する。

## (2) 照射効果

燃料の燃焼が進むと燃料材及び被覆管の材料特性が影響を受ける。すなわち、被覆管は中性子の照射を受けると材料の強度が増加し、延性が低下する。ペレットは、燃焼の初期段階においてわずかながら体積が減少する。これを焼きしまりと呼んでいる。更に燃焼が進むと核分裂による気体状及び固体状の核分裂生成物がペレット内に蓄積すること等により、ペレット体積が増大する。これを照射スエリングと呼んでいる。

ペレットは、約95%理論密度になるように焼結するとともに、照射中の焼きしまりを小さくするような製造方法を採用する。これにより照射中の焼きしまりは十分小さく抑えられ、その核、熱水力設計への影響は小さい。(3)(4)

燃料寿命を通じて、熱膨張と照射スエリングにより被覆管に過大なひずみが生じないように、また、燃料温度が過大にならないように、ペレットと被覆管の間げきを定める。

ペレットと被覆管の間げきの熱伝達率は、主として間げき中のガスの熱伝導率、間げきの大きさ及びペレットと被覆管が接触する場合は、その接触圧に依存する。

燃料が燃焼するにつれ、間げき中にはペレットから放出されたキセノン、クリプトン等の核分裂生成物及びペレット中に含まれる揮発性不純物が蓄積してくる。これらの核分裂生成物及び揮発性不純物は、一般的に間げきの熱伝達率を小さくするが、本原子炉の燃料では、間げきに充てんするヘリウムの圧力を高めて、核分裂生成物及び揮発性不純物の影響が小さくなるよう配慮している。

また、後に述べる燃料の温度計算においては、核分裂生成物が燃料ペレットの溶融点に及ぼす影響も考慮している。

核分裂生成物が蓄積すると、燃料の溶融温度はわずかに（32℃/10,000MWd/t）減少する傾向にある。

燃料により発生する核分裂生成ガスの一部はペレットから放出され、燃料棒の内部圧力は燃焼が進むにつれ上昇する。燃料性能に影響を与えるこれらの照射効果を考慮して燃料の機械的設計を行っている。

### (3) 燃料要素

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料棒の寿命期間中の健全性は以下のように保たれている。

#### a. 燃料中心最高温度

二酸化ウランの溶融点については、実験結果<sup>(11)</sup>を基に、未照射二酸化ウランでは約2,800℃、燃焼に伴う溶融点の低下を10,000MWd/t当たり32℃とし、燃焼度62,000MWd/tでは約2,600℃となる。燃料中心最高温度の解析における制限値としては、計算モデルの不確定性及び燃料の製造公差を考慮して、未照射燃料では2,600℃、燃焼に伴う溶融点の低下を10,000MWd/t当たり32℃とし、燃焼度62,000MWd/tでは2,400℃とする。

ガドリニア入り二酸化ウランの溶融点については、二酸化ウランに比し幾分低下し、未照射燃料に対して約2,730℃であり、燃焼に伴って10,000MWd/t当たり約32℃低下する。ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度の解析上の制限値は、溶融点の燃焼に伴う低下、計算モデルの不確定性及び燃料製造公差を考慮して、未照射燃料では、2,530℃、燃料中心温度が最高となる燃焼度約10,000MWd/tでは2,490℃とする。

このため、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒のウラン濃縮度を同一集合体内の通常二酸化ウラン燃料棒のウラン濃縮度より1.5wt%下げ、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒の線出力密度を低下させる設計とする。

ウラン・プルトニウム混合酸化物の溶融点については、二酸化ウランの溶融点に対し、プルトニウム富化度の増加に伴い低下し、

想定される最大プルトニウム富化度13wt%の未照射ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料では約2,730℃である。燃焼に伴う溶融点の低下は、二酸化ウラン燃料と同じく、10,000MWd/t当たり32℃とし、燃焼度62,000MWd/tでは約2,530℃となる。燃料中心最高温度の解析における制限値としては、プルトニウム富化度に応じた溶融点の低下、計算モデルの不確定性及び燃料の製造公差を考慮して、未照射燃料では2,530℃、燃焼に伴う溶融点の低下を10,000MWd/t当たり32℃とし、燃焼度62,000MWd/tでは2,330℃とする。

二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の評価が最も厳しくなるのは、燃料中心温度が最高となり、かつ燃料中心温度と制限値との差が最も小さくなる燃料寿命初期であり、この場合制限値は2,590℃となるが、定格出力時及び最大線出力密度59.1kW/m時における燃料中心最高温度は、第3.2.4(1)図に示すようにそれぞれ約1,770℃及び約2,270℃であり、制限値を十分下回っている。

ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、ウラン濃縮度を二酸化ウラン燃料よりも下げることにより、定格出力時の最大線出力密度は32.9kW/m、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度は39.4kW/mとしているが、これらの線出力密度に対するガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度はそれぞれ約1,730℃及び約1,990℃であり、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料に対する解析上の制限値2,490℃を十分下回っている。

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料については、燃料中心温度の評価が最も厳しくなるのは、燃料中心温度が最高となり、かつ燃料中心温度と制限値の温度差が最も小さくなる燃料寿命初期であり、この場合の制限値は2,520℃となるが、定格出力時及び最大線出力密度59.1kW/m時における燃料中心最高温度は、第3.2.4(2)図に示すようにそれぞれ約1,770℃及び約2,260℃であり、制限値を十分下回っている。

したがって、いずれの燃料の燃料中心最高温度も、それぞれの溶融点より十分低い。

#### b. 燃料棒内圧

燃料棒内圧は、燃焼に伴う核分裂生成ガスの蓄積により除々に上昇するが、プレナムを十分大きくとっていること、また、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料については、ヘリウム加圧量を二酸化ウラン燃料より低くしていることにより、二酸化ウラン燃料、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料とも、最高燃焼度をもつ燃料棒内圧でも、通常運転時において、第3.2.5図に示すように過大となることはなく、被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力である約19MPa～約20MPaを超えることはない。

#### c. 被覆管の応力

燃料寿命初期においては、1次冷却材定格運転圧力と燃料要素内圧との内外圧差によって被覆管には圧縮応力が生じるが、燃料要素をヘリウムガスで加圧しているため、定常状態での圧縮応力は小さい。燃焼に伴う核分裂生成ガスの蓄積により内外圧差は減少し、ペレットと被覆管の接触後はペレットのスエリングにより、また、その後内圧が上昇した場合は内圧によっても、被覆管には引張応力が生じるが、被覆管の外側への変形は非常に小さく、また、変形には長時間を要し、その間には被覆管のクリープによる応力緩和が起こるので、定常状態での引張応力は小さくなる。

被覆管の応力として、内外圧差による応力、ペレットの接触圧による応力、熱応力及び水力振動による応力を考えるが、これらの応力を組み合わせた場合でもジルカロイ-4の耐力を十分下回る。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、定常状態からの線出力密度の上昇は過大なものとはならず、被覆管の応力をジルカロイ-4の耐力以下に保つことができる。

#### d. 被覆管の歪

被覆管の内圧は、燃料寿命初期においては1次冷却材定格運転圧力より低いので、被覆管は内外圧差による圧縮荷重を受け、クリープにより徐々に径が減少し、ペレットとの接触に至る。ペレットと接触後は、第3.2.6図に示すように、ペレットのスエリングによる膨張速度、接触圧及び内圧によるクリープ速度が釣りあった状態で、径が徐々に増加する。接触してから燃料寿命末期までの歪増加は極めて小さく問題にならない。なお、スエリングによる歪増加率は小さく、このような場合、被覆管は10%以上の歪に至るまで定常クリープ領域にあり、不安定化は生じない。通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、定常状態からの線出力密度の上昇は過大なものとはならず、被覆管の歪の増加量を設計方針で示した1%以下に保つことができる。

#### e. 疲労サイクル

被覆管には燃料寿命中、起動停止や負荷変化による応力サイクルがかかり、熱応力、内外圧差、接触圧が変化する。燃料棒のヘリウム加圧は、外圧の影響を一部相殺し、被覆管のクリープ速度を減少させ、ペレットと被覆管の接触が生じる時点を遅らせるため、被覆管に生じる周期的な歪の回数及びその程度を減少させる。

このヘリウム加圧により、累積疲労サイクルはLanger O'Donnellの曲線に基づく許容累積疲労サイクルを十分下回る。

### (4) 燃料集合体

燃料集合体には、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時、輸送及び取扱い時に種々の荷重が加わるが、以下のようにその機能が維持されている。(38)(39)

#### a. 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における健全性

支持格子のばね強度を適切に選ぶこと、又は、支持格子が燃料棒の動きに追従することにより、燃料棒と制御棒案内シンプルの相対変位による過度の応力が発生しないようにする。また、燃料棒と上部ノズル及び下部ノズル、又は、燃料棒と上部ノズルとの間げきを適切に選ぶことにより、燃料棒の照射成長及び熱膨張

による軸方向の伸びを吸収できる。

1次冷却材の流動に伴って燃料集合体に生じる揚力は、上部ノズル押さえばねの変位による反力で抑えられている。これによって燃料集合体に生じる応力は十分小さい。

燃料棒は、適切に選ばれたばね強度を持つ支持格子により単位格子当たり6点又は8線若しくは10線で支持されているので、水力振動の振幅は小さく、燃料棒に発生する応力による疲労は無視できる程度に小さい。同様に燃料寿命中の水力振動によるフレットイング摩耗も問題とならない。

制御棒クラスタのトリップ挿入は、燃料寿命中の回数が少ないので、上部ノズル、下部ノズル及び制御棒案内シンプルの疲労に与える影響は小さい。

9個の支持格子数は、燃料棒のわん曲軽減対策として採用されたものであり、15×15わん曲燃料棒の熱流動試験から考えて、燃料寿命中の燃料棒のわん曲の程度及び頻度は、十分余裕を持って熱水力設計でとられている設計上の余裕内にあることが判明している。(9)(13)

#### b. 輸送及び取扱い時の健全性

燃料取扱い時の取扱クレーンによる荷重は、上部ノズル及び下部ノズルに加わるが、荷重の大きさは、使用されるクレーンの特性で決まり、4G以下である。

また、輸送時には上部ノズル、下部ノズル及び各支持格子に荷重が加わるが、荷重の大きさを輸送容器に装備したショック指示計又は加速度計で監視し、ウラン燃料集合体は6G以下、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体は4G以下であることを確認する。

以上より、ウラン燃料集合体については、輸送及び取扱い時の荷重を、軸方向について6G、横方向についても、各支持格子部固定の条件で6Gとして設計するので、構成部品はこの荷重に対して十分な強度を有し、燃料集合体としての機能は保持される。

また、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体については、ウラン燃料集合体の構成部品がウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料集合体輸送中の高温状態でも、4Gの荷重に対して十分な強度を有することを確認しているため、同一の構成部品を使用することにより、燃料集合体としての機能は保持される。

なお、ウラン燃料集合体に6G、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体に4Gを超える荷重が加わったと考えられる場合には、健全性について再評価を行う。

#### 3.2.1.7 試験検査

燃料は、その使用中、運転時の1次冷却材中の放射性物質の濃度の監視及び燃料取替え時の検査によりその健全性が確認できる。

#### 3.2.1.8 燃料の製作及び品質管理

燃料集合体の製造工程を第3.2.19図に示す。

製造工程中、原材料及び各部品について、必要な化学分析、強度試験、腐食試験、寸法、外観検査、非破壊検査（X線、超音波、ヘリウム漏えい試験）等を行い、厳重に品質管理をする。

#### 3.2.1.9 燃料の使用実績<sup>(14)(15)(44)</sup>

ジルカロイ被覆燃料は1960年代より商業用加圧水型原子炉で本格的に使用され、今日に至るまで多数の使用実績を持っており、それらの使用経験や多数の開発試験燃料の使用経験はその後の商業用加圧水型原子炉の燃料設計、運転条件、燃料製造技術等の向上に反映されている。国内における1996年12月までのジルカロイ被覆燃料の商業炉の使用実績は、約310万本に達している。

試験燃料のなかには、ウラン燃料では、最大線出力密度約69kW/mで照射されたものやペレット最高燃焼度が約70,000MWd/tに達したものが、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料では、最大線出力密度約60kW/mで照射されたものやペレット最高燃焼度約62,000MWd/t

まで達したものがあり、本原子炉の定格出力時における最大線出力密度41.1kW/m、ウラン燃料集合体最高燃焼度48,000MWd/t及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体最高燃焼度45,000MWd/t相当をそれぞれ上回る十分な照射実績が得られている。

また、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料については、国内においても、美浜1号機において1988年から少数体実証が行われ、照射後試験まで終了した。これにより、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料棒はウラン燃料棒と同等の健全性を確保していたこと、両者の照射挙動は同等であること及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料棒の照射挙動は予測の範囲内であることを確認した。

### 3.2.2 炉内構造物

#### 3.2.2.1 概要

炉内構造物は、大別して上部炉心構造物と下部炉心構造物から構成する。概略の全体構造を第3.1.1図に示す。

炉内構造物は、次の機能を果たす。

- (1) 全ての制御棒クラスタが必要時に動作できるように確実に位置決めする。
- (2) 燃料集合体を支持し、位置決めする。
- (3) 1次冷却材が燃料集合体を通して流れるように導く。

#### 3.2.2.2 設計方針

- (1) 炉内構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、地震時及び1次冷却材喪失等の事故時に、それぞれ必要な強度及び機能を保持するように設計する。
- (2) 炉内構造物は、燃料集合体とともに1次冷却材の炉心内での流量分布を均一にし、バイパス流量を制限するとともに、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時においても適切な熱伝達が行えるよう設計する。
- (3) 炉内構造物は、応力及び変形に対して配慮し、燃料集合体を所定

位置に確実に保持し、ねじれ等の生じないように設計する。

- (4) 炉内構造物は、熱しゃへい体により原子炉容器への照射を少なくし、運転期間中、使用材料のじん性が保たれるように設計する。
- (5) 炉内構造物は、炉内中性子束計測用シンプルを案内できるように、また、原子炉容器材料の照射試験片をそう入できるように設計する。
- (6) 炉内構造物は、燃料取替を安全かつ適切に行えるように設計する。また、炉内構造物は、供用期間中検査が可能なように、原子炉容器外に取出せるように設計する。

### 3.2.2.3 主要設備の仕様

炉内構造物の主要設備の仕様を第3.2.2表に示す。

### 3.2.2.4 主要設備

原子炉容器内に取り付ける炉内構造物は、上部炉心構造物と下部炉心構造物から構成する。

#### (1) 上部炉心構造物

上部炉心構造物は、第3.2.7図のように制御棒クラスタ案内管、上部炉心支持板、上部炉心支持柱、上部炉心板等から構成し、次のような構造と機能を持つ。

- a 制御棒クラスタ案内管は、駆動軸及び引抜かれた制御棒クラスタを横方向水流から保護する。

制御棒クラスタ案内管は、上部を上部炉心支持板に固定され、下部を上部炉心板にピンで拘束されている。

- b 上部炉心支持柱は、上部炉心支持板と上部炉心板とを結合するために、上下端をそれぞれの板に固定される。上部炉心支持柱は、2枚の板の間で機械荷重を伝達し、炉内計装用熱電対を案内する熱電対引出管を固定する。
- c 上部炉心板は、本板に設けられた燃料ピンにより燃料集合体上端の位置決め及び整列を行う。
- d 上部炉心支持板は、原子炉容器フランジ部で支持され、上部炉

心板、上部炉心支持柱等に作用する荷重を原子炉容器フランジ部に伝達する。

- e 上部炉心構造物は、下部炉心構造物に対して上部炉心板位置決めピンで位置決めされる。

上部炉心板位置決めピンは、炉心そうの上部炉心板が位置決めされる高さのところに90度間隔に位置しており、上部炉心構造物を下部炉心構造物内にそう入するとき、上部炉心板に加工された溝が、上部炉心板位置決めピンで軸方向に案内される。また、上部炉心構造物が所定の位置に下降すると、上部炉心板の底面に取り付けられた燃料集合体の位置決めを行う。

- f 上部炉心構造物には、自重、地震荷重、水力荷重、燃料集合体初期荷重等の垂直方向荷重と、冷却材横流れ、地震荷重等の水平方向荷重が作用する。

垂直荷重は、上部炉心板、上部炉心支持柱を通して上部炉心支持板に伝わり、原子炉容器フランジ部で支持される。

水平方向荷重は、上部炉心支持柱により上部炉心支持板と上部炉心板に分配され、原子炉容器フランジ部と上部炉心板位置決めピンを介して下部炉心構造物とで支持される。

## (2) 下部炉心構造物

下部炉心構造物は、第3.2.8図のように炉心そう、炉心バップル、下部炉心板、下部炉心支持板、熟しゃへい体及び下部炉心支持柱で構成し、次のような構造と機能を持つ。

- a 炉心そうは、上部フランジ部を原子炉容器フランジ部で支持され、下端は、原子炉容器壁に取り付けた炉心支持金物により水平方向が支持されている。炉心そうの内部には炉心バップル、下部炉心板が取り付けられ、炉心内の1次冷却材の流路を形成している。

なお炉心バップルと炉心そうの間の流れは上向き流とし、1次冷却材の横流れの低減を図る。

- b 下部炉心板は、本板に設られた燃料ピンにより燃料集合体の位

置決め及び整列を行う。

- c 下部炉心支持柱は、下部炉心板と下部炉心支持板とを結合し、下部炉心支持板に炉心の重量を伝達する。
- d 熱しゃへい体は分割型であり炉心そうの外側で中性子線量の大きい個所に配置することにより、運転中原子炉容器壁に照射される中性子線量を減少させる。
- e 下部炉心支持板の下部の炉内計装案内管は、炉内計装筒よりそう入された可動小型中性子束検出器のシンプルが燃料集合体内の炉内計装用案内シンプルにそう入できるように案内する。(第3.1.1図参照)
- f 熱しゃへい体の外側に照射試験片ホルダ案内管を取り付け、原子炉容器材料の照射試験片をそう入し、原子炉運転中照射する。(第3.1.1図参照)
- g 下部炉心構造物には、自重、燃料集合体の初期荷重、制御棒クラスタの落下時の荷重、地震荷重、水力荷重等の垂直方向荷重と地震荷重、冷却材の横流れ等の水平方向荷重が作用する。垂直方向荷重は、下部炉心板より下部炉心支持柱を介し下部炉心支持板に伝わる。更に、下部炉心支持板から炉心そうを通して炉心そうフランジに伝わり、原子炉容器フランジ部で支持される。水平方向荷重は、炉心そうに伝わり、原子炉容器フランジと炉心支持金物に分配される。燃料集合体に働く水平方向荷重は、炉心そうに固定された下部炉心板と上部炉心板を支持する位置決めピンによって炉心そうに伝わる。

炉内構造物は、原子炉容器内の熱的、化学的、圧力、放射線等の種々の厳しい条件下で、安全にその機能を果たすようにステンレス鋼を使用する。

#### 3.2.2.5 評価

##### (1) 強度及び機能

炉内構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、地震時

及び1次冷却材喪失等の事故時において応力及び変形を制限しているので、必要な強度および機能を果たすことができる。

#### (2) 流量分布とバイパス流量

流量分布は、下部炉心構造物の流路形状によって、炉心入口で均一化される。バイパス流に対しては、バイパスを生じる構造物間の間隙及び流路穴によって、その流量が制限される。

なお、炉心パッフルと炉心そうの間の流れ方向は上向きであるがバイパス流量設計値としては下向きの場合と同じ0.5%におさえる。

#### (3) 燃料集合体の支持

炉心を支持する炉心支持構造物は、十分剛であるので、炉心を確実に支持できる。

#### (4) 中性子しゃへい

1次冷却材自身の放射線しゃへい効果に加えて、原子炉容器への中性子照射を少なくするための熱しゃへい体の設置により、運転期間中、使用材料のじん性が保ちうる。

#### (5) 炉内計測と照射試験片用カプセルの保持

下部炉心構造物に炉内計装案内管を設置しているので、炉内中性子束計測用シンブルを案内できる。また、熱しゃへい体に照射試験片ホルダ案内管を設置しているので、照射試験片用カプセルのそう入及び保持ができる。

#### (6) 燃料取替と供用期間中検査

上部炉心構造物と下部炉心構造物は、安全にかつ容易に分離できる押えリングを介してのみ接続する構造であるので、燃料の取替は、安全かつ適切にできる。また、炉内構造物は、供用期間中検査が可能のように原子炉容器外へ取出しできる。

### 3.2.3 反応度制御設備

#### 3.2.3.1 概要

原子炉の反応度制御は、制御棒クラスタの操作及び1次冷却材中のほう素濃度調整によって行う。その他に、反応度制御設備として、バ

バーナブルポイズンを設ける。

反応度制御設備は、次の機能を有する。

- (1) 制御棒クラスタは、反応度変化を制御し、磁気ジャック式駆動装置により駆動され、原子炉トリップ時には、自重により炉心にそう入される。
- (2) ほう素濃度調整により、低温から高温零出力までの1次冷却材温度変化に伴う反応度変化、キセノン、サマリウム等による反応度変化、燃料の燃焼による反応度変化等を制御する。
- (3) バーナブルポイズンは、過剰増倍率を抑制し、サイクル初期に高温出力状態で減速材温度係数を負にするため及び出力分布調整のために必要に応じて使用する。

ほう素濃度調整については、5.8化学体積制御設備において詳細説明をする。

### 3.2.3.2 設計方針

- (1) 高温待機状態又は高温運転状態から燃料の許容設計限界を超えることなく炉心を臨界未満にでき、かつ、高温状態で臨界未満を維持できる少なくとも二つの独立した系として制御棒制御系と化学体積制御設備によるほう素濃度調整設備とを設ける。
- (2) 反応度制御設備は、原子炉の反応度変化を以下のとおり制御する設計とする。
  - a 制御棒クラスタは、高温零出力から高温全出力にわたる出力の変化に伴う反応度変化を制御する設計とする。
  - b バーナブルポイズンは、過剰増倍率を抑制し、サイクル初期に高温出力状態で減速材温度係数を負にできるように設計する。
  - c ほう素濃度調整により、低温から高温零出力までの1次冷却材温度変化に伴う反応度変化、キセノン、サマリウム等による反応度変化、燃料の燃焼による反応度変化等を制御する設計とする。以上の反応度制御に対する詳細説明は、3.3核設計において行う。
- (3) 制御棒駆動装置は、以下のとおり設計する。

- a 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する耐圧部は発電用原子力設備に関する技術基準（通商産業省告示501号）に従って、設計、製作並びに検査を行う。
- b 原子炉トリップ時には制御棒クラスタをその自重により炉心にそう入できる設計とする。
- c 制御棒クラスタを炉心上下に反応度制御上必要な位置へ駆動できる設計とする。

### 3.2.3.3 主要設備の仕様

制御棒クラスタの設備仕様を第3.2.3表に示す。

バーナブルポイズン棒の設備仕様を第3.2.4表に示す。

制御棒駆動装置の設備仕様を第3.2.5表に示す。

### 3.2.3.4 主要設備

#### (1) 制御棒クラスタ

制御棒クラスタは、第3.2.10図に示すように制御棒24本をスパイダ継手で対称位置に配置した構造で、各制御棒は各燃料集合体内の24本の制御棒案内シンプル内を上下に移動する。

制御棒案内シンプルの下部は、径を小さくするとともに数個の小孔を設け、原子炉トリップ動作の終わりにダッシュポット効果による緩衝作用を行わせる。

制御棒は、中性子吸収材である銀・インジウム・カドミウム合金をステンレス鋼管で被覆し、両端に端栓を溶接したもので、上端はスパイダ継手により固定する。スパイダ継手と駆動軸はカップリングで連結する。

#### (2) バーナブルポイズン<sup>(26)(35)</sup>

バーナブルポイズンは、ほうけい酸ガラス又はほう素入りアルミナペレットを耐食性の被覆管に充てんし、クラスタ状に成形したもので、燃料集合体の制御棒案内シンプルに挿入する。バーナブルポイズンは、第3.2.11図に示すように24本、20本、16本、12本の4種

類を使用し、初装荷炉心のバーナブルポイズン棒の総数は1,072本で、第3.2.12図に示すように、炉心全体に分布して配置する。

バーナブルポイズンの有する反応度制御効果の分だけ、1次冷却材中のほう素濃度を小さくすることができ、高温出力運転状態で減速材温度係数を容易に負とすることができる。また、バーナブルポイズンを炉心内に適切に配置することにより、水平方向出力分布が更に平坦化する。

バーナブルポイズン中のほう素は、燃焼が進行するに伴って減損するが、その減損の割合は燃料の燃焼に比較して小さいので、第1サイクル全期間を通じて、1次冷却材中のほう素濃度は初期の値より小さくなり、減速材温度係数もより負側の値となる。続く各サイクルにおいて、1次冷却材中のほう素濃度を小さくし、高温出力運転状態で減速材温度係数を負にするため及び出力分布調整のために引き続いてバーナブルポイズンを使用することもあり得る。取替炉心でバーナブルポイズンを使用する場合は、良好な水平方向出力分布が得られるように1,072本以下を炉心全体に分布して配置する。

バーナブルポイズンの構造図を第3.2.13図に示す。

バーナブルポイズン棒はその使用期間を通じて、ほう素入り吸収材の温度が、吸収材の安定領域にあり、被覆管の応力がASME Sec. III等に準じた許容応力を超えないこととする。

### (3) 制御棒駆動装置

制御棒クラスタは、原子炉容器上部ふたに取り付けた磁気ジャック式駆動装置により駆動する。この制御棒駆動装置は第3.2.14図に示すように、圧力ハウジング、コイルアセンブリ、ラッチアセンブリ、駆動軸等から構成する。

原子炉容器上部ふたを取り外す場合は、全動作コイルを消磁して駆動軸とラッチを切り離し、制御棒クラスタを炉心内に放置する。次に、制御棒クラスタ動作用コイル及び位置指示用コイルの電源を切り離し、駆動軸以外の全装置を原子炉容器上部ふたとともに取り外す。駆動軸とラッチの結合は、原子炉容器上部ふたを取り付けた

のち、動作コイルを励磁することにより行う。

**a. 圧力ハウジング**

制御棒駆動装置の可動部分は、すべて圧力ハウジング内に設ける。圧力ハウジングは、アダプタにねじ込み、シール溶接する。アダプタは、原子炉容器上部ふたに取り付けた制御棒駆動装置用管台に溶接で取り付ける。

**b. コイルアセンブリ**

第3.2.15図に示すように圧力ハウジングの外側に、独立した3個のコイルからなるコイルアセンブリを設ける。コイルアセンブリの上に、外部配線と連結するターミナルを設け、取り外しを容易にする。コイルアセンブリの運転中の発生熱を除去するため、制御棒駆動装置冷却装置を設け常時制御棒駆動装置を冷却する。

**c. ラッチアセンブリ**

ラッチアセンブリは、第3.2.15図に示すように、圧力ハウジング内に收容するラッチ、プランジャー等から構成し、駆動軸に付けられた円環状の溝とかみ合うラッチと、駆動軸周りのプランジャーの動作により、駆動軸を上下に駆動する。プランジャーは半導体式制御装置により、所定のシーケンスで励磁される動作コイルで作動する。

ラッチの動作は、常に機械的荷重のない状態で行い、駆動軸の溝及びラッチ先端の磨耗を最少にする。

通常運転時、駆動軸はステーションナリグリップコイル及びムーバブルグリップコイルを励磁して保持する。ステーションナリグリップコイル及びムーバブルグリップコイルへの電流が原子炉トリップ信号又は電源喪失のため遮断されると、ラッチが外れ、制御棒クラスタは炉心内に自重で落下する。

ラッチアセンブリは、運転中は潤滑のため1次冷却材で浸されるが、高温高圧下でも完全に作動するように設計する。

**d. 駆動軸**

駆動軸には、ラッチとかみ合う円周状の溝を設け、その下端に

は制御棒クラスタと連結するカップリングを設ける。カップリングの連結及び取り外しは、遠隔操作で行うことができる。

### 3.2.3.5 評価

#### (1) 独立性

反応度制御設備は、制御棒制御系による制御棒クラスタ挿入と、化学体積制御設備によるほう酸注入の原理の異なる2つの系を有しているため、独立性を維持できる。

#### (2) 反応度制御機能

反応度制御設備は、「3.3核設計」に詳細を述べるように、それぞれの目的に応じて制御棒制御系及びほう酸濃度調整によって必要な反応度制御機能を果たすことができる。

#### (3) 制御棒駆動装置

- a. ステーションナリグリッパコイル及びムーバブルグリッパコイルへの電流が原子炉トリップ信号又は電源喪失のため遮断されると、駆動軸を保持しているラッチが外れ、制御棒クラスタは炉心内に自重で落下する。
- b. 所定のシーケンスで励磁されるコイルアセンブリによって圧力ハウジング内のラッチアセンブリが動作するので、制御棒クラスタは炉心内を上下に反応度制御上必要な位置へ駆動できる。

### 3.2.4 その他の設備

燃料集合体の制御棒案内シムルには、制御棒クラスタ、バーナブルポイズンの他に、シムルプラグアセンブリ及び中性子源アセンブリをそう入する。シムルプラグアセンブリは、炉心内のバイパス流量を小さくするために使用し、中性子源アセンブリは、低中性子束における中性子束監視及び原子炉起動用に使用する。

#### 3.2.4.1 シムルプラグアセンブリ

制御棒、中性子源アセンブリ、バーナブルポイズン等が入らない制

御棒案内シンプルを通るバイパス流量を制限するため、シンプルプラグアセンブリをそう入する。シンプルプラグアセンブリは、第3.2.16図に示すような構造であり、バーナブルポイズンと組み合わせて使用する場合もある。炉心に装着する場合は、上部炉心板の底部と燃料集合体の上部ノズルにはさんで固定する。

シンプルプラグアセンブリの材料は、スプリング以外はステンレス鋼を使用する。スプリングは、ニッケル・クロム・鉄合金を使用する。

#### 3.2.4.2 中性子源

中性子源には、1次中性子源と2次中性子源の2種類があり、1次中性子源は最初から放射性であるが、2次中性子源は原子炉運転中に放射化されて中性子源としての機能を持つ。

本原子炉では、1次中性子源と2次中性子源を必要に応じて使用する。初装荷炉心の中性子源の配置を第3.2.12図に示す。中性子源は炉心内の対称な位置にある燃料集合体の制御棒案内シンプルに挿入し、上部炉心板で固定する。1次中性子源は、第3.2.17図に示すように、1本の1次中性子源、16本のバーナブルポイズン及び7本のシンプルプラグから構成する。また2次中性子源は、第3.2.18図に示すように、4本の2次中性子源、20本のシンプルプラグから構成する。1次中性子源の材料は、約 $0.4 \times 10^{10} \text{Bq}$ の線源強度をもつカリフォルニウム-252であり、2次中性子源の材料はアンチモンとベリリウムの混合物である。その他の材料は、1次冷却材にさらされるスプリング以外すべてステンレス鋼を用い、スプリングはニッケル・クロム・鉄合金を用いる。

中性子源の設備仕様を第3.2.6表に示す。

### 3.3 核設計

#### 3.3.1 設計方針

- (1) 原子炉の安全上及び運転上の見地から次のことを考慮して設計する。
  - a. 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、プラントの各系統の保護動作とあいまって、燃料の健全性を確保できる炉心特性を有すること。
  - b. 最大反応度値を有する制御棒クラスタ1本が全引抜きの状態であっても、常に炉心を未臨界にすることができること。
  - c. 原子炉制御設備により炉心を連続的に、かつ、安定に制御できること。
  - d. 通常の運転制御を行うのに十分な負の反応度効果を有すること。
- (2) これらを基本とし、次のことを考慮して具体的設計を行う。

- a. 反応度停止余裕

制御棒クラスタは、最大反応度値を持つ制御棒クラスタ1本が全引抜き位置のまま挿入できない場合でも、高温停止状態では $0.018 \Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕を与えるように設計する。さらに、化学体積制御設備によるほう酸注入により、低温状態でも $0.010 \Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕を維持できる設計とする。

- b. 制御棒クラスタの最大反応度値及び最大反応度添加率

制御棒クラスタの最大反応度値及び最大反応度添加率は、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を損なわず、炉内構造物が炉心冷却の機能を果たせるように制限する。

すなわち、制御棒クラスタの最大反応度値は制御棒クラスタが挿入限界位置から飛び出した場合、高温全出力時 $0.0019 \Delta k/k$ 以下、高温零出力時 $0.010 \Delta k/k$ 以下となるように設計する。また、最大反応度添加率は2つの制御棒クラスタバンクが引抜手順上可能な最大速度で引き抜かれても、 $8.6 \times 10^{-4} (\Delta k/k)/s$ 以下となるように設計する。さらに、高温全出力運転中引抜き位置から制御棒クラスタ1本が落下した場合の負の最大添加反応度は、 $2.5 \times 10^{-3} \Delta k/k$ を上回らないように設計する。

c. 反応度係数

炉心が負の反応度フィードバック特性を持つように、ドブブラ係数は負であり、かつ、高温出力運転状態で減速材温度係数は負となるように設計し、これらを総合した反応度出力係数が運転時の異常な過渡変化時においても出力抑制効果を持つように設計する。

d. 出力分布

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料中心最高温度と最小DNBRの制限を満足するため、通常運転時の熱水路係数を3.3.4.3の(2)に記載する値以下となるように設計する。

e. 安定性

出力分布の振動が生じないように、炉心に十分な減衰特性を持たせた設計とするか又はたとえ振動が生じても、それを検出し、容易に抑制できるように設計する。

f. 燃焼度

燃料集合体の最高燃焼度は、二酸化ウラン燃料集合体及びガドリニア入り二酸化ウラン燃料集合体については、48,000MWd/t以下となるように設計する。ただし、初装荷燃料及び第4～第6領域燃料については、39,000MWd/t以下となるように設計する。また、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体については、45,000MWd/t以下となるように設計する。

g. ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体のプルトニウム富化度<sup>(42)</sup>

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に使用されるプルトニウム組成比は、核分裂性プルトニウム割合約55～約82wt%の範囲で変動すると想定されるため、プルトニウム組成比によってウラン・プルトニウム混合酸化物燃料のプルトニウム富化度を変化させる。このときウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の集合体平均のプルトニウム富化度は、等価フィッサイル法によりプルトニウムと混合する劣化ウランの反応度寄与分も含んで約4.1wt%濃縮ウラン相当以下とし、かつ、約11wt%以下となるように設計する。

また、ペレット最大プルトニウム富化度は13wt%以下、ペレット最大核分裂性プルトニウム富化度は8wt%以下となるように設計する。

### 3.3.2 解析方法<sup>(16)(17)(18)(19)(29)(30)(31)(32)(40)(41)</sup>

原子炉の核的性能を評価するための核設計計算には、多群中性子輸送理論及び少数群中性子拡散理論を使用する。

原子炉の核的性能の計算は、一般的には2種類に大別される。すなわち、多群中性子輸送理論に基づいた少数群定数計算と少数群拡散理論に基づいた炉心核計算である。

#### (1) 少数群定数計算

本計算は、燃料集合体各部の単位セル毎に少数群定数（高速中性子群定数及び熱中性子群定数）を求める方法（第1の方法）又は、燃料集合体単位の少数群定数（高速中性子群定数及び熱中性子群定数）を求める方法（第2の方法）を使用する。ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を使用する場合は、中性子スペクトルの大きく異なる燃料棒間のスペクトル干渉効果を考慮できる第2の方法を使用する。

第1の方法においては、高速中性子群定数は、単位セルの構成物質を均質化し、 $B-1$ （又は $P-1$ ）近似法による高速中性子スペクトル計算及び非均質の効果とドップラ効果を自己遮へい因子で考慮した共鳴吸収の計算により得られたエネルギースペクトルを基にスペクトル加重平均により求める。熱中性子群定数は、単位セルの構成物質を非均質のまま中性子熱化方程式を解くか、あるいは均質化し非均質の効果についてはAmouyal & Benoistの方法による中性子損失因子を考慮して中性子熱化方程式を解くことにより得られた熱中性子スペクトルを基にスペクトル加重平均により求める。

第2の方法においては、集合体を対象とした中性子輸送計算又は中性子拡散計算により集合体単位の中性子スペクトル及び中性子束空間分布を計算し、これに基づいて燃料集合体単位の少数群定数を求めるとともに、燃料集合体を非均質として取り扱った場合と均質として取

り扱った場合の燃料集合体周辺部の中性子束から中性子束不連続因子を求める。集合体を対象とする計算では、燃料ペレット、被覆管、減速材等の各物質の多群断面積を用いて集合体を対象とした中性子輸送計算を実施するか、あるいは集合体を単位セルに分割し、単位セルを対象とした中性子輸送計算を実施することによって単位セル毎の核定数を求め、これを用いて集合体全域にわたる中性子拡散計算を実施する。なお、いずれの場合も集合体全体を計算対象とすることにより、中性子スペクトル干渉効果を考慮することができる。

### (2) 炉心核計算

本計算は、炉心の出力分布、燃焼度、制御棒価値、停止余裕、炉心寿命等を計算する。

本計算には、少数群定数計算で得られた群定数を使用したエネルギー少数群拡散モデルによる、1次元及び2次元拡散コードを用いるか、3次元拡散コードを用いる。

3次元拡散コードは、少数群定数計算の第2の方法により計算した集合体均質化群定数及び中性子束不連続因子を用いる。さらに、詳細出力分布再構成法、あるいは詳細出力分布合成法を用い、燃料棒単位の詳細な出力分布を求める。

### (3) 実測値との比較

上述の方法による計算結果と臨界実験との比較及び国内外の加圧水型軽水炉プラントの運転試験結果や実績との比較があり、いずれも非常によい一致を得ており、十分な計算の信頼性を確認している。

## 3.3.3 核設計値及び炉心内の配置

3.3.1の設計方針を満足させる核設計値を第3.3.1表及び第3.3.2表に示す。

制御棒クラスタの配置並びに初装荷炉心の燃料集合体及びバーナブルポイズンの配置をそれぞれ第3.3.1図、第3.3.2図及び第3.2.12図に示す。さらに、ウラン燃料炉心及びウラン・プルトニウム混合酸化物炉心の平衡炉心及び予定外取出炉心並びにウラン燃料平衡炉心からウラン・プ

トニウム混合酸化物燃料平衡炉心への過渡炉心における燃料集合体及びバーナブルポイズンの配置を第3.3.3図に示す。

### 3.3.4 核設計の内容

炉心の核設計値を、第3.3.1表に示す。

#### 3.3.4.1 反応度制御

炉心の反応度制御は、制御棒クラスタの操作及び1次冷却材中のほう素濃度調整の独立した2つの方法によって行う。これらの制御方式に加えて、高温出力運転状態で減速材温度係数を負にするため、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用する。炉心の実効増倍率及び制御装置の反応度制御能力を第3.3.1表に示し、バーナブルポイズンの初装荷炉心内配置を第3.2.12図に示す。

##### (1) 制御棒クラスタ

制御棒クラスタは、その機能によってA、B、C、Dの4バンクからなる制御グループとS<sub>A</sub>、S<sub>B</sub>の2バンクからなる停止グループに分けバンク単位で挿入、引き抜きを行う。制御グループは原子炉の出力を制御し、停止グループは制御グループとともに原子炉トリップを行う。原子炉トリップ時には、制御棒クラスタ48本が自重で炉心に落下する。制御棒クラスタは、第3.3.1図のように炉心内に配置し、次のような反応度制御能力を持つ。

- a. 制御グループの制御棒クラスタは、原子炉出力が高温零出力から高温全出力まで変化したときの、1次冷却材温度変化、燃料温度変化、少量のボイド生成等による反応度変化を制御する。
- b. 制御グループの制御棒クラスタは、ほう素濃度、減速材温度、キセノン濃度等が微小変化したときの反応度変化を制御する。
- c. 制御グループの制御棒クラスタは、発電所負荷が5%/minのランプ状変化、10%ステップ状変化及びタービンバイパス制御系動作を伴う急激なステップ状減少をしたとき、原子炉が安定に応答で

きるに十分な反応度の微分効果を持つ。

- d. 停止グループ及び制御グループの制御棒クラスタは、最大反応度値を持つ制御棒クラスタ1本が全引抜位置のまま挿入できない場合でも、残りの制御棒クラスタのみで、原子炉を高温全出力から十分速く高温停止状態とする。

制御棒クラスタは、以上の能力を持つとともに、中性子吸収材の減損等を考慮して、十分余裕がある設計とする。通常運転中は、出力分布の平坦化と反応度停止余裕の確保及び制御棒クラスタ飛び出し事故時の添加反応度を制限するため、停止グループは全引き抜きの位置に保持し、制御グループは挿入限界以上に保持する。

上に述べたように、高温全出力から高温停止に移行する場合は、制御棒クラスタを用いて反応度制御を行うが、その際、設計方針の反応度停止余裕が確保される必要がある。反応度停止余裕は、制御棒クラスタの反応度と制御棒クラスタにより制御すべき所要制御反応度との差であり、これらは3.3.2に述べた1次元及び2次元拡散コード又は3次元拡散コードを用いた核設計計算により求める。

反応度停止余裕の評価を1次元及び2次元拡散コードによる場合、所要制御反応度は、以下に詳述する高温全出力から高温零出力に下げる際のドップラ効果、減速材温度変化、中性子束再分布、ボイド減少等による反応度から成り立っている。

- a. ドップラ効果

高温全出力から高温零出力に下げると、燃料実効温度は低下し、ドップラ係数が負であるため正の反応度が添加される。

- b. 減速材温度変化

高温全出力から高温零出力に下げると、減速材温度は低下し、減速材温度係数が負であるため正の反応度が添加される。

- c. 中性子束再分布

高温全出力では、軸方向出力分布は平坦であるが、高温零出力では炉心上部に片寄った分布となる。炉心上部では相対的に燃料

の燃焼が小さく、反応度が高いので、高温全出力から高温零出力に下げると正の反応度が添加される。

d. ボイド減少

高温全出力では、わずかのボイドが発生しているが、出力を低下させるとボイドが消滅し、正の反応度がわずかに添加される。

e. 制御棒クラスタ挿入限界

制御棒クラスタは、挿入限界と引抜限界の範囲内に収めて運転するが、反応度停止余裕を評価する際には、余裕をみて挿入限界まで入っているものとし、全引抜位置からその位置までの制御棒クラスタの反応度を所要制御反応度に加える。

また、制御棒クラスタの反応度としては、最大反応度値を持つ制御棒クラスタ1本が、全引抜位置のまま挿入できないものとし、さらに、計算上の不確定性を考慮して10%の余裕をみて評価している。

3次元拡散計算コードによる場合、所要制御反応度は出力欠損とボイド減少による反応度の和となる。出力欠損による反応度は高温全出力から高温零出力までのドブブラ効果、減速材温度変化及び中性子束再分布による反応度から成り立っており、ボイド減少については上に述べたとおりである。この場合、1次元及び2次元拡散コードによる評価において、所要制御反応度として考慮されている制御棒クラスタ挿入限界は、制御棒クラスタの反応度の側で考慮するため、制御棒クラスタの反応度としては、制御棒クラスタバンクDが挿入限界まで挿入されている状態から、最大反応度値を持つ制御棒クラスタ1本が全引抜位置のまま挿入できないものとし、さらに、計算上の不確定性を考慮して10%の余裕をみて評価している。

所要制御反応度は、主として減速材温度係数がより負側へ移行するため、サイクル末期で最大となる。

所要制御反応度及び制御棒クラスタの反応度は第3.3.2表に示すとおりであり、所要の反応度停止余裕を十分確保している。

制御棒クラスタ引き抜きによる最大反応度添加率は、制御棒クラスタ最大駆動速度と、制御棒クラスタバンクの反応度効果で制限される。制御棒クラスタ最大駆動速度は、約114cm/minであり、最大反応度添加率は $8.6 \times 10^{-4} (\Delta k/k)/s$ を十分下回っており、定格出力運転中、全引抜位置から制御棒クラスタ1本が落下した場合の負の最大添加反応度は、 $2.5 \times 10^{-3} \Delta k/k$ を上回ることはない。

制御棒クラスタ飛出し事故等の添加反応度は、高温全出力時 $0.0019 \Delta k/k$ を、高温零出力時 $0.010 \Delta k/k$ を十分下回っている。

## (2) ほう素濃度調整

1次冷却材中のほう素濃度調整は、化学体積制御設備により行い、次のような比較的ゆっくりした反応度変化を制御する。

- a. 低温状態から高温停止状態までの1次冷却材温度変化に伴う反応度変化
- b. キセノン、サマリウム等の濃度変化に伴う反応度変化
- c. 燃料の燃焼に伴う反応度変化

本設備によるほう酸注入により低温状態でも $0.010 \Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕を確保できる。

ほう素希釈による正の反応度添加率は、ほう素希釈速度とほう素による反応度効果で制限され、ほう素濃度が高いほど反応度添加率は大きい。

ほう素濃度を高めに考慮し、充てん/高圧注入ポンプ3台を最大速度で運転した場合でも、ほう素希釈速度は約8ppm/min以下であり、正の反応度添加率は $0.8 \times 10^{-3} (\Delta k/k)/min$ 以下である。一方、ほう酸ポンプ1台及び充てん/高圧注入ポンプ1台使用時の最大ほう素添加速度は約4ppm/minであり、ほう素による反応度効果を低めに考慮しても、 $-0.2 \times 10^{-3} (\Delta k/k)/min$ の負の反応度添加が可能である。

燃料取替え時のほう素濃度は、約2,800ppmであり、制御棒クラスタ全挿入の状態を実効増加率を0.95以下に、また制御棒クラスタなしでも炉心を十分未臨界にできる。

#### 3.3.4.2 反応度係数

反応度係数は、燃料温度、減速材温度、減速材密度、圧力、ボイド等の炉心状態量の変化に対する反応度の変化の割合を示すパラメータである。各反応度係数の値を第3.3.1表に示す。

ドップラ係数は、燃料実効温度の変化に対する反応度変化の割合であり、低濃縮二酸化ウラン燃料、ガドリニア入り低濃縮二酸化ウラン燃料又は低濃縮二酸化ウラン燃料と同等の反応度を持つウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を適切に組み合わせて使用している本原子炉では、常に負である。

減速材温度係数は、減速材温度の変化に対する反応度変化の割合であり、一般に負である。しかし、減速材中にほう素が存在する場合には、その濃度が高くなると減速材温度係数が正になることもあり得る。これは、温度上昇により減速材密度が減少すると炉心中のほう素の量が減ることになり、反応度に正の増分効果を及ぼすためであるが、バーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を採用することにより、減速材温度係数を高温出力運転状態において負の値とする。減速材密度係数は、減速材密度の変化に対する反応度変化の割合であり、高温出力運転状態において正である。

圧力係数及びボイド係数による反応度が、炉心に与える影響は小さい。

このように、反応度変化を補償する主な2つの効果、ドップラ係数と減速材温度係数は、高温出力運転中常に負に保たれており、原子炉に固有の安全性を与えている。

#### 3.3.4.3 出力分布<sup>(3)(4)(10)(43)</sup>

##### (1) 熱水路係数の定義

核設計及び熱水力設計で定義する熱水路係数は次のとおりである。

##### a. 核的エンタルピ上昇熱水路係数 ( $F_{\text{th}}^N$ )

核的エンタルピ上昇熱水路係数は、炉心最大燃料棒出力と炉心平均燃料棒出力の比である。

b. 核的熱流束熱水路係数 ( $F_Q^N$ )

核的熱流束熱水路係数は、設計仕様に基づいた炉心最大線出力密度と炉心平均線出力密度の比であり、以下の因子から成っている。

$$F_Q^N = \text{Max}\{F_{XY}^N(Z) \times P(Z)\} \times F_U^N$$

$F_{XY}^N(Z)$  : 炉心高さZにおける水平方向ピーキング係数

$P(Z)$  : 炉心高さZにおける炉心平均軸方向相対出力

$F_U^N$  : 核的不確定性因子 (1.05)

また、燃料焼きしまりの効果を含める場合の核的熱流束熱水路係数は次式で表される。

$$F_Q^N = \text{Max}\{F_{XY}^N(Z) \times P(Z) \times S(Z)\} \times F_U^N$$

$S(Z)$  : 炉心高さZにおける燃料焼きしまりによる出力スパイク係数

c. 工学的熱流束熱水路係数 ( $F_Q^E$ )

工学的熱流束熱水路係数は、燃料製造上の公差が熱流束熱水路係数に与える影響を考慮する因子である。ペレットの直径、密度、ウラン濃縮度、プルトニウム富化度及び被覆管直径等の製造公差を統計的に組み合わせた設計値であり、ウラン燃料に対しては1.03を、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に対しては1.04を使用する。

d. 熱流束熱水路係数 ( $F_Q$ )

熱流束熱水路係数は、炉心最大線出力密度と炉心平均線出力密度の比であり、次式で表される。

$$F_Q = F_Q^N \times F_Q^E$$

(2) 通常運転時の出力分布

通常運転時の出力分布が以下を満足するように設計する。

$$F_{\Delta H}^N = 1.60 \times \{1 + 0.2(1 - P)\}$$

二酸化ウラン燃料

$$F_Q^N = 2.25/P \text{ (燃料ペレット焼きしまり効果を含まない)}$$

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料

$F_Q^N = 2.23/P$  (燃料ペレット焼きしまり効果を含まない)

P: 相対出力

上記方針を満足させるため、次により出力分布を平坦化する。

a. 初装荷炉心においては、炉心を3領域に分け、3つの異なった濃縮度を採用し、外周部の濃縮度を高くする。また、中央2領域はチェッカーボード配置としバーナブルポイズン配置と組み合わせ、良好な水平方向出力分布が得られるようにする。取替炉心の新燃料集合体及び再使用燃料集合体の装荷位置は、出力分布の平坦化を考慮して決定するが、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用することにより、良好な水平方向出力分布が得られるようにする。

b. 通常運転時は、アキシャルオフセットを適正な範囲に保つ。

このため、通常運転時はアキシャルオフセットを常時炉外核計装で監視し、必要があれば制御用制御棒クラスタを操作して、アキシャルオフセットを定められた範囲内に抑える。

アキシャルオフセットは、炉外中性子束検出器の上半分と下半分の指示値、 $\phi_1$ と $\phi_2$ を用いて次のように定義する。

$$\text{アキシャルオフセット} = \frac{\phi_1 - \phi_2}{\phi_1 + \phi_2}$$

種々の出力分布におけるアキシャルオフセットと熱流束熱水路係数との対応を整理した結果によると、アキシャルオフセットをある範囲内に保てば熱流束熱水路係数を許容設計値以下にすることができる。

c. ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体においては、ウラン燃料集合体との混在による影響を考慮し、3種類のプルトニウム富化度分布を設けることにより、出力分布を平坦化している。

### (3) 運転時の異常な過渡変化時における出力分布

運転時の異常な過渡変化時において、出力分布は通常運転時と異なった分布となる。出力分布に影響を与え、かつ、燃料棒線出力密度が最も増大する運転時の異常な過渡変化としては、「ほう素の異

常な希釈又は濃縮」及び「制御棒クラスタ引き抜き」がある。「ほう素の異常な希釈又は濃縮」が発生すると、制御棒クラスタが自動制御の場合、炉心熱出力は一定に保たれるが、通常運転時と異なった出力分布となる。また、「制御棒クラスタ引き抜き」が発生すると、炉心熱出力の上昇とともに出力分布が変化する。いずれの場合にも、出力分布の変化により、最大線出力密度は通常運転時に比べて増加する。これらの異常な出力分布状態においても、原子炉保護設備の働きにより、燃料中心最高温度及び最小DNBRに対する制限を超えるような出力分布は起らない。

#### 3.3.4.4 安定性<sup>(36)(37)</sup>

キセノンによる出力分布の空間振動で、問題となるのは軸方向振動のみであり、水平方向振動は、炉心寿命中安定である。軸方向出力振動に対しては、減速材温度係数による効果は小さいが、ドップラ係数が振動の抑制に大きな効果を持っている。サイクル末期では軸方向振動が起こる可能性があるが、この軸方向振動は、制御用制御棒クラスタを操作して、アキシャルオフセットを定められた範囲内に保つことにより、容易に避けることができるとともに、たとえ振動が生じてもそれを検出し、制御用制御棒クラスタの操作により抑制することができる。もし、アキシャルオフセットが、運転目標値から大きく外れた場合には原子炉制御設備の動作による出力低下あるいは、原子炉保護設備の動作による原子炉トリップを行う。

#### 3.3.4.5 燃料取替えと取替炉心の安全性

燃料の燃焼に伴って炉心の過剰反応度が低下すると、比較的高燃焼度の燃料集合体を取り出し、同数の燃料集合体を装荷する。新燃料集合体及び再使用燃料集合体の装荷位置は、出力分布の平坦化を考慮して決定する。

初装荷炉心の燃料集合体配置を第3.3.2図に示す。

最初の燃料取替えは、約400EFPD（全出力換算日）後に行い、そ

れ以後は最高で約400EFPDごとに行う予定である。

炉心には仕様の一部異なる燃料が混在することもあるが、その共存性については問題ないことを確認している。(25)(46)

#### (1) 燃料取替え

定期的な燃料取替えは、設備利用率等の運転条件を考慮のうえ、所定のサイクル寿命を与えるのに必要な取替燃料のウラン濃縮度又はプルトニウム富化度と燃料取替体数を決定する。取出し燃料及び炉心内の燃料配置等は、燃料取替え時の燃焼度実績を考慮したうえ決定する。初装荷炉心から平衡炉心までの標準的な燃料取替方式を想定した場合、取出し燃料の体数は、多少の変動はあるが平衡炉心で約60体であり、取出し燃料の平均燃焼度の目標値は、初装荷燃料集合体で約23,900MWd/t、取替燃料集合体で約40,000MWd/tである。

運転上の要求又は燃料損傷等により、予定した定期的燃料取替え以外の時期に燃料取替えを行う必要が生ずることも考えられる。このような場合、目標燃焼度が変わることはあり得る。

#### (2) 取替炉心の安全性<sup>(40)</sup>

取替炉心の安全性は、各取替サイクルにおいて、核的熱水路係数等の炉心パラメータが本節に記載している値と矛盾がないことを実測あるいは計算により確認する。また、ある取替サイクルの炉心パラメータの一部が制限値から逸脱することが設計段階で確認された場合は安全性の再評価を行う。

なお、原子炉は炉心パラメータが安全解析使用値を逸脱しない範囲で運転される。

このように燃料取替えの詳細は、最終的には実際の運転実績に応じて、取替え時に決定するが、ここでは、取替炉心の代表的なケースとして、ウラン燃料炉心及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心の平衡炉心及び予定外取り出し炉心並びにウラン燃料平衡炉心からウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心までの過渡炉心の燃料取替方式を想定し、各サイクルの炉心特性から取替炉心の

安全性について示す。

想定したケースの炉心の主要パラメータを第3.3.3表及び第3.3.4表に、燃料集合体配置図を第3.3.3図に示す。

炉心の安全性確認項目及び各ケースの詳細評価は第3.3.5表及び第3.3.6表に示すとおりであり、安全解析使用値は評価結果に余裕を持って決定している。

### 3.4 熱水力設計

#### 3.4.1 設計方針

熱水力設計は、炉心寿命中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の健全性を確保するため、以下の方針のもとに行う。

- (1) 最小DNBRは、許容限界値以上であるように設計する。
- (2) 燃料中心最高温度は、二酸化ウラン、カドリニア入り二酸化ウラン及びウラン・プルトニウム混合酸化物それぞれの溶融点未満となるように設計する。

ここで、二酸化ウランの燃料中心最高温度の解析上の制限値は、未照射燃料で2,600℃、燃焼度62,000MWd/tで2,400℃とし、この間は燃焼に伴って低下するものとする。

カドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度の解析上の制限値は、未照射燃料では2,530℃、燃料中心温度が最高となる燃焼度約10,000MWd/tでは2,490℃とする。

ウラン・プルトニウム混合酸化物の燃料中心最高温度の解析上の制限値は、未照射燃料では、2,530℃、燃焼度62,000MWd/tでは2,330℃とする。

このため、定格出力時に次の条件を満足する設計とする。

- (1) 最小DNBR                    1.92
- (2) 燃料棒最大線出力密度    41.1kW/m

#### 3.4.2 解析方法

##### 3.4.2.1 炉心の熱水力解析<sup>(21)(22)</sup>

炉心の熱水力解析では、軸方向流路に沿って1次冷却材の密度及び流量、エンタルピ、ボイド率、静圧等の熱水力パラメータを計算する。本解析は次の3段階に分けて行う。

##### (1) 炉心全体の解析

炉心入口流速分布及び炉心出口圧力を境界条件とし、炉心を燃料集合体ごとに分け、各燃料集合体ごとの流量、エンタルピ、圧損、温度、ボイド率、燃料集合体間のエネルギー収支及び流量の収支を求

める。

#### (2) 熱水路を含む燃料集合体の解析

熱水路を含む燃料集合体を4つに分割し、入口流量条件、各軸方向高さにおける隣接燃料集合体との運動量及びエネルギーの収支等について炉心全体の解析で得られる値を境界条件として、(1)と同様の熱水力特性諸量を求める。

#### (3) 各水路ごとの解析

熱水路を含む1/4燃料集合体について各水路ごとの発熱量を入力し、(2)で得られる結果を境界条件として各水路ごとの熱水力パラメータを解析する。

DNBRは限界熱流束、すなわち沸騰熱伝達の過程において、核沸騰からの離脱が起こるときの熱流束と実際の熱流束との比で定義される。

DNBRの評価には実際の熱流束に対応するものとして設計出力分布を用いるが、限界熱流束は冷却材の条件に応じて、3.4.4.1に述べる相関式に基づいて計算する。

### 3.4.2.2 燃料温度解析<sup>(1)(2)</sup>

燃料温度の解析は半径方向熱伝導モデルにより行う。

燃料温度に影響を与える因子、すなわち二酸化ウラン又はガドリニア入り二酸化ウラン又はウラン・プルトニウム混合酸化物の熱伝導率、被覆管・1次冷却材熱伝達係数、ギャップコンダクタンスに影響を与える内部ガスの成分と圧力、ギャップ寸法（又は接触圧）等は実験式又は半実験的モデルで適切に計算される。

この解析モデルによる温度計算は、実験値とよい一致が得られている。

### 3.4.3 熱水力設計値

3.4.1に示す設計方針を満足する炉心の熱水力設計値は第3.4.1表のとおりである。

### 3.4.4 熱水力設計の内容<sup>(23)(27)</sup>

#### 3.4.4.1 DNB R

DNB Rは限界熱流束（これを「DNB熱流束」という）と実際の熱流束の比であり、この評価には、実際の熱流束に対応するものとして、設計出力分布を用い、DNB熱流束は冷却材条件に応じてDNB相関式により求める。DNB熱流束の値に影響を与える冷却材条件は、3.4.2.1に述べた炉心熱水力解析の結果を使用する。

##### (1) DNB相関式<sup>(20)(28)</sup>

DNB相関式としては、「MIRC-1相関式」又は「NFI-1相関式」を使用する。

DNBが起こると、燃料被覆管と1次冷却材の熱伝達特性が低下し、燃料被覆管が損傷する可能性がある。DNBは、水力的条件と熱伝達現象の効果によって起こるもので、その場所での流量、圧力、蒸気重量率等の局所的条件のみならず、流路長さ、支持格子間隔等の上流の条件や流路の形状等の影響を受ける。

「MIRC-1相関式」及び「NFI-1相関式」は、上記局所的パラメータ及びシステムパラメータの各種条件下における混合羽根付支持格子を用いた管群の限界熱流束測定試験結果から求めたものであり、本原子炉の限界熱流束を適切に求めることが出来る。

「MIRC-1相関式」、「NFI-1相関式」に対する最小DNB Rの許容限界値は1.17とする。

##### (2) DNB Rの評価

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、DNB Rが許容限界値を下回ることを防ぐため、炉心の運転領域を設定する。

本評価には、DNB相関式として主に3.4.4.1(1)に述べた「MIRC-1相関式」又は「NFI-1相関式」を用いるが、これらの相関式に入力される炉心内局所的冷却材条件は、THING-IVコード又は改良COBRA-3Cコードによるサブチャンネル解析により求められる。

最小DNB Rは、入力パラメータの一部を統計量として取り扱い、

DNBRの確率分布を求めることにより、計算される。

ここで統計的に取り扱うパラメータは以下のものである。

- a. 1次冷却材流量
- b. 炉心バイパス流量
- c. 原子炉出力
- d. 1次冷却材平均温度
- e. 原子炉圧力
- f. 水平方向出力分布 ( $F_{\Delta H}^N$ )
- g. エンタルピ上昇に関する工学的熱水路係数

サブチャンネル解析において、これら統計的に取り扱うパラメータについては最確値を入力としてDNB評価を行い、得られたDNBR値（これを「DNBR最確値」という）から以下の式により最小DNBRを求める。

$$MDNBR = DNBR_{NOM} \times F_{DNBR}$$

$$F_{DNBR} = F_{DNBR}^U \times F_{DNBR}^M$$

MDNBR : 最小DNBR

$DNBR_{NOM}$  : DNBR最確値

$F_{DNBR}$  : DNBR乗数

$F_{DNBR}^U$  : DNBR不確定性因子

$F_{DNBR}^M$  : 余 裕

ここで、 $F_{DNBR}^U$  は上記パラメータの不確定さを統計的に考慮する因子であり、 $F_{DNBR}$  としては $F_{DNBR}^U$  に更に余裕 ( $F_{DNBR}^M$ ) を考慮した安全側な値0.75を用いる。

以下に、DNB評価における主要な入力パラメータのうち、統計的に取り扱うものについて説明する。

- a. 1次冷却材流量

定格流量を最確値とし、流量測定誤差に基づいて設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

なお、炉心入口流量の不均一性については、熱水路を含む燃料集合体への冷却材流量を平均より5%減少させることにより考慮す

る。

**b. 炉心バイパス流量**

炉心の冷却材流量には、熱除去に寄与しないバイパス流量として以下を考慮する。

- ・ 原子炉容器上部ふた部へ向かう流れ
- ・ 制御棒案内シンプルを通る流れ
- ・ 原子炉容器と炉心槽の間げきを経て原子炉容器出口ノズルに至る流れ
- ・ 炉心パッフルと炉心槽の間を通る流れ

これらのバイパス流路の定格寸法及び各部圧力損失に基づいて設定した最確値と、各バイパス流路の寸法公差及び各部圧力損失の不確定性による影響を考慮して設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

**c. 原子炉出力**

定格値を最確値とし、熱出力校正誤差に基づいて設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

**d. 1次冷却材平均温度**

定格値を最確値とし、温度測定誤差及び制御系による影響を考慮して設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

**e. 原子炉圧力**

炉心部分の圧力評価値に基づいて設定した最確値と、圧力測定誤差及び制御系による影響を考慮して設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

**f. 水平方向出力分布 ( $F_{\Delta H}^N$ )**

炉心の出力分布は、主としてウラン235濃縮度、プルトニウム富化度、燃料集合体装荷パターン、バーナブルポイズン配置、原子炉出力、制御棒クラスタ位置、燃焼度等によって変化する。限界熱流束 (DNB熱流束) の評価には水路に沿って出力を積分したエンタルピ上昇の水平方向分布すなわち核的エンタルピ上昇熱水路係数 ( $F_{\Delta H}^N$ ) が重要になる。 $F_{\Delta H}^N$  の最確値は水平方向ピーキン

グ係数 ( $F_{xy}^N$ ) の上限値に基づいて設定し、実炉心及び臨界実験装置での測定結果を用いた誤差評価に基づいて標準偏差を設定することにより統計的に取り扱う。

なお、部分出力時における  $F_{DH}^N$  の最確値としては、定格出力時での値に係数： $\{1+0.2(1-P)\}$  ( $P$ ：相対出力) を乗じたものを用いる。出力の低下に伴って  $F_{DH}^N$  の値を大きくするのは、制御棒クラスタを挿入することにより、水平方向出力ピークが上昇するためであるが、「過大温度  $\Delta T$  高原子炉トリップ」設定にこの影響をもり込んでいるので、炉心の安全性は確保されている。

#### g. エンタルピ上昇に関する工学的熱水路係数

ペレットの直径、密度、ウラン235濃縮度及びプルトニウム富化度組成の製造公差によるエンタルピ上昇への影響については、定格値 (1.0) を最確値とし、燃料製造実績データに基づいて設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

以下に、DNB評価における主要な入力パラメータのうち、固定値として取り扱うものについて説明する。

#### a. 軸方向出力分布

軸方向出力分布は制御棒クラスタの動き、負荷変動、キセノン再分布等によって大幅に変化するが、運転中の出力分布変動に余裕をもって対処できるように最大と平均の比が1.55であるコサイン分布をDNB評価に用いる。

#### b. 熱拡散係数 (TDC)

水路間のエンタルピの混合割合は、水路間エンタルピ差、1次冷却材の密度及び流速に比例する。この混合割合を無次元の熱拡散係数 (TDC) によって表現する。

7段の混合羽根付支持格子を用いた17×17燃料集合体を模擬した実験等で、TDCの平均値として約0.06を得たが、設計には十分な余裕を見込んで0.045を使用する。15×15燃料集合体を模擬した実験では、支持格子スパン長が短いほどTDCが大きくなる傾向が確認されており、9段の支持格子 (うち7段は混合羽根付支

持格子)を用いた17×17燃料集合体の支持格子スパン長は、実験のものより短いので0.045という値は十分安全側の値である。

以上より、定格出力時の最小DNBRを求めると第3.4.1表に示すように1.92である。

#### 3.4.4.2 燃料温度<sup>(1)(2)(38)(39)</sup>

燃料温度の解析は、3.4.2.2で述べたように半径方向の熱伝導モデルにより行うが、本解析に影響する諸因子については、以下のように取り扱う。

##### (1) 燃料ペレット熱伝導率

二酸化ウランの熱伝導率は、その溶融点までの積分値が実験値と一致するように定めたモデルにより評価する。

ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の熱伝導率は、ガドリニアの添加により若干低下するので、その効果を適切に考慮したモデルにより評価する。

ウラン・プルトニウム混合酸化物の熱伝導率は、二酸化ウランに比して幾分低下するので、その効果を適切に考慮したモデルにより評価する。

##### (2) 燃料棒内半径方向出力分布

半径方向出力係数  $f$  は核設計コード等により計算される半径方向出力分布に基づき計算され、次のように定義される。

$$\int_{T_s}^{T_c} K(T) dT - \frac{q'f}{4\pi}$$

$K(T)$  : 均一的な密度分布を持つ二酸化ウラン熱伝導率  
(W/m・°C)

$q'$  : 線出力密度 (W/m)

$T_s$  : ペレット表面温度 (°C)

$T_c$  : ペレット中心温度 (°C)

##### (3) ギャップコンダクタンス

燃料ペレット-被覆管ギャップにおける温度低下は、ギャップの

寸法及びギャップ内のガスの熱伝導率の関数である。ギャップコンダクタンスの計算モデルは、燃料ペレット熱伝導モデルと組み合わせて使用されるとき、燃料中心温度の計算値が実験値と一致するように定める。

#### (4) 熱伝達係数

強制対流熱伝達係数は、よく知られたDittus-Boelterの式から得られ、一般にレイノイズ数、プラントル数各々の指数式として表される。

$$\frac{hDe}{K} = a \cdot Re^b \cdot Pr^c$$

- $h$  : 熱伝達率 (W/m<sup>2</sup>・°C)
- $De$  : 水力的等価直径(m)
- $K$  : 流体の熱伝導率(W/m・°C)
- $Re$  : レイノルズ数
- $Pr$  : プラントル数
- $a, b, c$  : 定数

熱伝達係数は上式の  $a, b, c$  を実験により適切に定めることにより、表される。

核沸騰が始まった後の被覆材表面温度はThomの式で決定される。

$$\Delta T_{sat} = \alpha \cdot q''^B$$

- $\Delta T_{sat}$  :  $T_w - T_{sat}$  (°C)
- $q''$  : 局所熱流束(W/m<sup>2</sup>)
- $\alpha$  : 冷却材圧力の関数(MPa)
- $B$  : 定数
- $T_w$  : 被覆材表面温度(°C)
- $T_{sat}$  : 飽和温度(°C)

以上により、定格出力運転時の二酸化ウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の線出力密度41.1kW/m時の二酸化ウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心最高温度を求めるとそれぞれ約1,770°C及び約1,770°Cである。

また、定格出力運転時のガドリニア入り二酸化ウラン燃料の線出力密度32.9kW/m時のガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度を求めると約1,730℃である。

3.4.5で述べる燃料の健全性確保のための安全保護系の二酸化ウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に対する設計上の目標値である線出力密度59.1kW/m時の二酸化ウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心最高温度はそれぞれ約2,270℃及び約2,260℃である。

また、安全保護系のガドリニア入り二酸化ウラン燃料に対する設計上の目標値である線出力密度39.4kW/m時のガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度は約1,990℃である。

#### 3.4.5 運転時のDNB及び燃料過出力の防止

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の健全性を確保するため、DNB及び燃料過出力の観点より次のような防護を行う。

##### (1) 運転時のDNB防護

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、DNBRが許容限界値を下回ることを防ぐための炉心運転限界は、1次冷却材温度、圧力、炉心出力及び軸方向出力偏差の関数として定められる。この運転限界は、3.4.4.1(2)で述べた設計出力分布に基づいて計算されているが、原子炉保護設備により、炉外核計装からの軸方向中性子束偏差が過大になると過大温度 $\Delta T$ 高原子炉トリップの設定点が自動的に下がるように設計しているため、炉心の安全性は確保される。

したがって、DNBR設計基準は十分に満足される。

##### (2) 運転時の燃料過出力防護

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料中心最高温度が二酸化ウラン、ガドリニア入り二酸化ウラン及びウラン・プルトニウム混合酸化物それぞれの溶融点以上となることを防ぐための炉心運転限界は、前項で記した過大温度 $\Delta T$ 高原子炉トリップと同様に過大出力 $\Delta T$ 高原子炉トリップにより保護される。

過大出力 $\Delta T$ 高原子炉トリップの設定は、二酸化ウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に対しては最大線出力密度59.1kW/m、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料に対しては39.4kW/mを目標として行われるので、燃料温度設計方針は十分に満足され、3.4.4.2で述べたように、最大線出力密度59.1kW/m時の二酸化ウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心最高温度はそれぞれ約2,270℃及び2,260℃であり、最大線出力密度39.4kW/m時のガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度は約1,990℃であり、二酸化ウラン、ウラン・プルトニウム混合酸化物及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点よりも十分に低い。

#### 3.4.6 評価

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において最小DNBRが許容限界値を下回らないように、また、燃料が中心溶融を起こさないように運転限界を設け、原子炉保護設備により防護されるので燃料の健全性は確保できる。

### 3.5 動特性<sup>(12)(45)</sup>

#### 3.5.1 設計方針

加圧水型原子炉は、通常運転時炉心内の体沸騰を許容しない設計としているので、原子炉の熱水力特性は安定であること、また、高温出力運転時において、負のドップラ係数と負の減速材温度係数となる設計としていることから、原子炉は固有の自己制御性を有する。

本原子炉は、この原子炉固有の自己制御性と原子炉制御設備とにより、タービン負荷に応じて原子炉出力を追従させる制御方式とし、負荷変化時の外乱に対し安定性を維持する設計としている。

定格出力の約15%以上での、通常運転時における原子炉及び原子炉制御設備の設計方針は、次のとおりである。

- (1) 負荷変化に対して、原子炉制御系を含めた原子炉系の応答が安定で、原子炉出力、1次冷却材圧力、1次冷却材平均温度等の主要諸変数が十分な減衰性を持って新たな平衡負荷に相当した設定値に制御されるように設計する。
- (2) 原子炉出力、1次冷却材圧力、1次冷却材平均温度等の主要諸変数は過渡時に許容される制限値内に収まり、通常運転時の偏差は適当な範囲内に制御されるように設計する。

上記(1)、(2)の設計方針を許容する負荷変化の範囲として、以下の設計負荷変化を設計条件とする。

- a. ±10%ステップ状負荷変化（定格出力の15%から100%の範囲内）
- b. ±5%/minランプ状負荷変化（定格出力の15%から100%の範囲内）
- c. 急激な負荷減少（タービンバイパス（約70%容量）制御系併用）

#### 3.5.2 解析方法

応答解析は、加圧水型原子炉プラントの動特性を模擬した計算コードにより解析する。解析モデルは、原子炉動特性、燃料熱系、1次冷却系、蒸気発生器、加圧器、種々の制御系等を含んでいる。

以下に解析モデルの概要を示す。

- (1) 6群の遅発中性子及び制御棒反応度、減速材温度、燃料温度の反応

- 度フィードバックを含む1点近似中性子動特性モデルを用いる。
- (2) 燃料熱系は、燃料ペレットを径方向に外部と内部の2領域、被覆管を1領域として扱う。
  - (3) 1次冷却系は、炉心流路部、炉心出入口混合部、配管部、蒸気発生器流路部等に分割した熱水力モデルとする。
  - (4) 蒸気発生器は、蒸気流量、給水流量及び1次側からの伝達熱量の影響を含めたモデルとする。
  - (5) 加圧器は、液相、気相に分割した非平衡モデルとし、加圧器ヒータ、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁の制御系を模擬する。
  - (6) 制御系は、制御棒制御系、タービンバイパス制御系、加圧器圧力制御系、給水制御系等の主要な制御系を模擬する。
  - (7) 必要な安全保護系を模擬する。

これらは美浜1、2、3号、高浜1、2号、大飯1、2号、玄海1、2号、伊方1、2号等の発電所においてその妥当性を確認したものである。

シミュレーションモデルの全体構成を第3.5.1図に示す。

### 3.5.3 過渡応答

#### (1) ±10%ステップ状負荷変化

第3.5.2図は定格負荷状態から10%ステップ状負荷減少時の応答を示す。

負荷の急減により、制御棒クラスタが自動挿入され、原子炉出力は初期に急減するが、1次冷却材平均温度が低下するに従って、減少が緩やかとなり、1次冷却材平均温度が落ち着くと一定となる。

1次冷却材平均温度は原子炉出力の減少により初期に急減するが、原子炉出力の減少が緩やかになるにつれて減少傾向も緩やかとなり、減少した負荷に対応する温度に向かって低下する。1次冷却材圧力は初期に加圧器への流入サージの影響により一時上昇するが、1次冷却材の温度低下が大きくなると、加圧器からの流出サージの影響により低下する。1次冷却材圧力が加圧器液相温度に対応する飽和圧力に達

すると、加圧器液相部は蒸発を開始し、圧力低下は抑制される。その後加圧器ヒータの動作により定格運転圧力に回復する。

第3.5.3図は90%定格負荷状態から10%ステップ状負荷増加時の応答曲線である。1次冷却材平均温度は初期に低下し、これに伴って1次冷却材圧力も低下するが、加圧器圧力信号による加圧器ヒータの動作により、過渡変化は低減される。その後、1次冷却材平均温度の上昇に伴って1次冷却材圧力は上昇するが、加圧器スプレイと加圧器ヒータの動作により定格運転圧力に回復する。制御棒クラスタが自動的に引き抜かれるにつれて、1次冷却材平均温度は上昇し、増加した負荷に対応する温度に向かう。

以上のように原子炉出力、1次冷却材平均温度及び1次冷却材圧力の主要パラメータは、原子炉及び原子炉制御設備により十分な減衰性を持って設定値に制御され、設計方針(1)、(2)を満足して運転継続できることを示している。

#### (2) $\pm 5\%/min$ のランプ状負荷変化

第3.5.4図は、 $5\%/min$ で15%定格負荷から定格負荷まで負荷を増加させた場合の応答を示す。1次冷却材平均温度は初期に低下するが、制御棒クラスタの自動引き抜きにより原子炉出力が増加するにつれて定格負荷に対応する温度に近づく。1次冷却材圧力は加圧器からの流出サージ又は加圧器への流入サージ量に影響されるが、その程度は小さく1次冷却材平均温度が新たな平衡値に近づくにつれて定格運転圧力に回復する。

第3.5.5図は $5\%/min$ で定格負荷から15%定格負荷まで負荷を減少させた場合の応答を示す。応答は第3.5.4図のほぼ逆応答となるが、1次冷却材圧力は温度の低下につれて低下し、その低下割合は加圧器ヒータの働きで緩和される。最終的には1次冷却材平均温度が整定した時点で定格運転圧力に回復する。

以上のように原子炉出力、1次冷却材平均温度及び1次冷却材圧力の主要パラメータは、原子炉及び原子炉制御設備により、十分な減衰性を持って設定値に制御され、設計方針(1)、(2)を満足して運転継続