

1. 安全設計の考え方

1.1 安全設計の方針

1.1.1 基本の方針

原子炉施設は、以下の基本の方針のもとに安全設計を行い、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」等の関係法令の要求を満足するとともに、「設置許可基準規則」に適合する設計とする。

- (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るように設計する。安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものについては、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合においても機能できるように、多重性又は多様性及び独立性を確保し、安全機能を確保するように設計する。
- (2) 安全施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、その機能が期待されているものについて、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ように設計する。
- (3) 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、適切な方法により、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるように設計する。なお、原子炉の運転中に待機状態にある安全施設（運転中の試験又は検査によって原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除く。）については、運転中に定期的に試験又は検査ができるものとする。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査ができるものとする。さらに、運転中における安全保護回路の機能確認試験にあっては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系統等の不必要な動作が発生しないように設計する。
- (4) 安全施設は、機器又は配管の損壊に伴う飛散物が生じるおそれがある構築物、系統及び機器に対して隔離距離又は障壁等を確保し、機器又は配管の損壊に伴う飛散物が生じた場合にあっても、安全機能が損なわれないように配置する設計とする。また、安全施設は、他の原子炉施設等と共用又は相互に接続しないことを基本とする。安全施設を他の原子炉施設等と共用又は相互に接続する場合にあっては、原子炉施設の安全性を損なわないように設計する。
- (5) 原子炉施設は、通常運転時において、原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による敷地周辺の空間線量率が「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」⁽¹⁾を参考に、空気カーマで年間 $50 \mu\text{Gy}$ 以下となるように設計及び管理する。
- (6) 原子炉施設は、大洗研究所（南地区）南受電所から 66 kV 配電線 1 回線で商用電源（外部電源）を受電する。また、原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持する

ために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系するように設計するものとし、外部電源が喪失した場合において、計測制御系統、安全保護回路、原子炉停止系統、原子炉冷却系統等の機能とあいまって、燃料の許容設計限界を超えないよう、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱を除去できるとともに、停止後、一定時間、炉心の強制冷却を必要とする場合にあっては、崩壊熱を除去する設備に電源を供給する等、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するための非常用電源設備として、ディーゼル発電機及び蓄電池、並びに電力供給設備（非常用母線切替回路及びケーブル等）を設ける。安全施設へ電力を供給するために使用する保安電源設備は、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止できるものとする。

(7) 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性並びに独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものとする。

(8) 原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、敷地内にいる従業員及び見学者等を含めた全ての人に対し、過度の放射線被ばくを防止するという観点から行う事象の発生連絡や避難指示等の必要な指示ができるように通信連絡設備を設ける。また、設計基準事故が発生した場合において、原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所との通信回線は、多重性又は多様性を確保した設計とする。なお、外部必要箇所への通信連絡設備及びデータ伝送設備に用いる通信回線については、専用であって多様性を備えたものとし、さらに、原子炉施設の内部における必要箇所との間の通信連絡設備は、多様性を備えたものとする。通信連絡設備の一部は、大洗研究所で共用する。

(9) 原子炉施設には、放射線から放射線業務従事者を防護し、かつ、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設を設ける。また、放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報及び設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を、中央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を設けるものとする。大洗研究所で共用する屋外管理用モニタリングポストについては、非常用電源設備、無停電電源装置又はこれらと同等以上の機能を有する電源設備により必要な電源を確保するとともに、その伝送系は多様性を確保した設計とする。

(10) 原子炉施設は、設計基準事故より発生頻度は低いが、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの）を与えるおそれがある事故について評価し、そのおそれがある場合には、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じた設計とする。

1.1.2 炉心等の設計に関する基本方針

原子炉施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものとし、かつ、炉心は、通常運転

時又は運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料の許容設計限界を超えないものとする。

- (1) 炉心は、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料集合体の損傷を防止又は緩和するため、燃料温度反応度係数（以下「燃料温度係数」という。）、冷却材温度反応度係数（以下「冷却材温度係数」という。）及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有するとともに、出力変動が発生した場合にあっても、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように十分な減衰特性を持ち、又は出力変動を制御し得るように設計する。
- (2) 炉心燃料集合体は、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である 1.0 を超えないよう、通常運転時における熱的制限値を設定し、これを満たすように設計し、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないようにする。
- (3) 燃料集合体、反射体及び遮へい集合体並びに炉心構造物等は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるように設計する。
- (4) 炉心燃料集合体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の炉心燃料集合体に加わる負荷に耐え、かつ、輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じないように設計する。燃料要素は、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等を制限することにより、その健全性を確保する。燃料集合体は、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、その健全性を確保する。

1.1.3 計測制御系統施設の設計に関する基本方針

原子炉施設には、炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバーガス等のバウンダリ及び格納容器バウンダリ並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータを、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御し、かつ、監視するための計測制御系統施設として、炉心の中性子束密度を監視するための核計装及び原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び温度、1次主冷却系の温度及び流量、格納容器内の圧力及び温度等を測定するためのプロセス計装を設ける。

- (1) 計測制御系統施設は、設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータを設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間にわたり監視及び記録できるものとする。
- (2) 計測制御系統施設には、運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異

常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超えないようにするため、安全保護回路を設ける。安全保護回路は、原子炉保護系（スクラム）及び原子炉保護系（アイソレーション）から構成する。原子炉保護系（スクラム）は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、その異常な状態を検知し、自動的に原子炉停止系統を作動させるように、原子炉保護系（アイソレーション）は、設計基準事故時に必要な工学的安全施設を自動的に作動させるように設計する。

- (3) 原子炉保護系を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性又は多様性を確保するとともに、原子炉保護系を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保した設計とする。
- (4) 原子炉保護系は、フェイルセーフを基本方針とし、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるように設計する。
- (5) 原子炉保護系において、電子計算機を使用する場合には、ハードウェアの物理的分離又は機能的分離に加え、システムの導入段階、更新段階又は試験段階でコンピュータウイルスが混入することを防止する等の措置を講じ、承認されていない動作や変更を防ぐものとし、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。
- (6) 原子炉保護系は、計測制御系統施設の一部と共用する場合に、接続された計測制御系統施設の機器又はチャンネルに単一故障、誤操作若しくは使用状態からの単一の取り外しが生じた場合においても、その安全保護機能を失わないように、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。

1.1.4 工学的安全施設の設計に関する基本方針

原子炉施設には、格納容器及び外周コンクリート壁並びに非常用換気設備からなる工学的安全施設等から構成される原子炉格納施設を設ける。また、原子炉格納施設は、格納容器及び外周コンクリート壁との間の下半部を密閉したアニュラス部を有するものとする。

格納容器は、通常運転時において、所定の漏えい率を超えることがないように、また、アニュラス部は、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように設計する。工学的安全施設は、設計基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、格納容器から放出される放射性物質を低減するように、かつ、設計基準事故その他の格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、原子炉格納施設内の放射性物質の濃度を低下させるように設計する。

格納容器を貫通する配管には、事故の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがある場合及び計測装置又は制御棒駆動装置に関連する配管であっ

て、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものを除き、隔離弁を設ける。格納容器及び隔離弁で構成される格納容器バウンダリは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないように、十分な破壊じん性を有し、かつ、適切に作動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えることがないように設計する。

なお、格納容器内は、地下中 1 階床面を、格納容器（床上）と格納容器（床下）のバウンダリとし、格納容器（床上）を空気雰囲気、格納容器（床下）を窒素雰囲気とする（ただし、原子炉停止中において、機器保守等のために作業員が入域する場合にあっては、空気雰囲気にできるものとする）。これらの圧力等を制御するため、格納容器には、格納容器空気雰囲気調整設備と格納容器窒素雰囲気調整設備から構成する格納容器雰囲気調整系を設ける。また、アニュラス部にあっては、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように、アニュラス部排気設備を設ける。アニュラス部排気設備は、非常用換気設備である非常用ガス処理装置と連結される。アニュラス部より排気されたガスは、通常運転時において、アニュラス部排気設備のフィルタを經由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系（アイソレーション）が作動した場合には、非常用ガス処理装置を經由して、主排気筒から放出される。非常用ガス処理装置は、プレフィルタ、高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に気体状の放射性物質が放出される事故時等において、環境に放出される放射性物質を低減する機能を有する。

1.1.5 原子炉制御室等の設計に関する基本方針

原子炉施設には、原子炉制御室として中央制御室を設ける。中央制御室は、原子炉施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視するとともに原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとするため、各種の制御盤及び監視盤、通信連絡設備等を設ける。また、中央制御室には、設計基準事故が発生した場合に、原子炉の運転の停止その他の原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けるとともに、設計基準事故時に容易に避難できる構造とする。

1.1.6 放射線防護に関する基本方針

原子炉施設は、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し、かつ、放射線業務従事者が運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために必要な操作ができるように設計する。

- (1) 原子炉施設には、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」に基づいて管理区域を定める。管理区域内にあっては、放射線業務従事者の立入り頻度、滞在時間等を考慮して、立入区域の基準線量率を定め、放射線業務従事者等の作業性等を考慮して、遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じ、放射線業務従事者等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し、かつ、放射線業務従事者が運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために必要な操作ができるものとして、放射線業務従事者等の外部放射線による放射線障害を防止するものとする。なお、作業により線源を有する施設等に近接する場合には、必要に応じて、仮設遮蔽を設けるものとする。また、中央制御室は、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために、必要な操作を行う運転員が「線量告示」に定められた線量限度を超える放射線被ばくを受けないように、適切な遮蔽を確保した設計とする。

(2) 原子炉施設には、放射線から放射線業務従事者を防護し、かつ、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設を設ける。また、放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報及び設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を、中央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を設けるものとする。

1.1.7 誤操作の防止に関する基本方針

原子炉施設は、誤操作を防止するように設計する。また、安全施設は、その運転が必要となる環境条件を想定しても、運転員が容易に操作できるように設計する。

(1) 中央制御室に設置する制御盤等（操作スイッチ等を含む。）は、系統及び機器に応じた配置とし、名称等を表示するとともに、各盤には、操作スイッチ等とともに、原子炉施設の状態が正確かつ迅速に把握できるように運転表示、計器表示及び警報表示を設け、保守点検においても誤りが生じにくいように設計する。警報表示（原子炉保護系の作動に係るものを含む。）については、原子炉施設の状態がより正確かつ迅速に把握できるように、重要度に応じて色分けするものとし、警報（ブザー又はベル）を発することで、運転員の注意を喚起して、その内容を表示できるものとする。

(2) 運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時、及び運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後に、その動作が期待される安全施設は、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保されるように設計する。また、中央制御室には、設計基準事故が発生した場合に、原子炉の運転の停止その他の原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける。

1.1.8 安全避難通路等に関する基本方針

原子炉施設の安全避難通路には、その位置を容易に識別できるように、誘導灯又は誘導標識を設ける。また、安全避難通路等に設置した照明の一部については、非常用ディーゼル電源系又は直流無停電電源系より給電できるものとし、通常の照明用の電源を喪失した場合においても、機能を損なわないように設計する。さらに、設計基準事故時に、昼夜及び場所を問わず、原子炉施設内で事故対策のための作業が生じた場合に、作業が可能となるよう、バ

ッテリー内蔵型の可搬型照明を配備する。

1.1.9 人の不法な侵入等の防止に関する基本方針

原子炉施設には、原子炉施設への人の不法な侵入、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を防止するための設備を設ける。

(1) 人の不法な侵入の防止

原子炉施設への人の不法な侵入（人による核物質の不法な移動又は妨害破壊行為を含む。）を防止するため、安全施設を含む区域は、これらの区域への接近管理及び出入管理を行うことができるように設計する。

(2) 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の防止

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（郵便物等による爆破物又は有害物質の持ち込みを含む。）を防止するため、原子炉施設には、柵等の障壁を設け、持ち込みルートを限定し、持ち込まれる物件を管理できるように設計する。

(3) 不正アクセス行為の防止

原子炉施設のプラント計測・制御機能を有する安全施設は、外部からのアクセスを遮断する設計とし、不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）により、電子計算機等に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるように設計する。

1.2 安全機能の重要度分類

安全施設の安全機能の重要度を、「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針」⁽²⁾の「添付 水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」(以下「研究炉の重要度分類の考え方」という。)を参考に、原子炉施設の特徴を踏まえて、以下のように定め、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るように設計する。

1.2.1 原子炉施設の主な特徴

- (1) 発電用軽水炉と比べて、出力密度及び燃焼度が高いものの、原子炉の熱出力が低く、炉心に蓄積される核分裂生成物の量は少ない。
- (2) 原子炉施設は、燃料材として、ウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレット等を用いる。また、冷却材としてナトリウムを使用する。
- (3) 炉心は、六角形の燃料集合体及び反射体等を蜂の巣状に配列した構造で、全体をほぼ円柱形状とする。炉心は、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料集合体の損傷を防止又は緩和するため、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有するとともに、出力変動が発生した場合であっても、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように十分な減衰特性を持ち、又は出力変動を制御し得るように設計する。
- (4) 冷却材として使用するナトリウムは、熱伝達性に優れるとともに、沸点が高く、低圧にあっても大きなサブクール度を有するため、相変化が生じることはなく、原子炉冷却系統施設に係る設備等を適切に配置することで、電動機等を用いた強制循環だけでなく、自然循環による除熱が期待できる。一方、ナトリウムは化学的に活性であり、不活性ガス雰囲気で使用されるため、原子炉施設は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを有する。原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する機器は、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生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加、熱及び内圧によるクリープ歪み、膨張による熱応力その他の原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等の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し、かつ、ナトリウムにより腐食するおそれがないように、また、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間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するように設計する。さらに、原子炉冷却材バウンダリを構成する1次主冷却系、1次補助冷却系の機器・配管については二重構造とし、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止し、1次冷却材の液位を必要な高さに保持できるものとする。さらに、当該二重構造の間隙にナトリウム漏えい検出器を設けることで、原子炉冷却材バウンダリからの1次冷却材の漏えいを検出できるものとする。
- (5) 反応度制御系統は、4式の制御棒及び制御棒駆動系から構成する。また、原子炉停止系統は、4式の制御棒及び制御棒駆動系並びに2式の後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系から構成する。制御棒及び制御棒駆動系は、通常運転時に予想される温

度変化、実験物の移動その他の要因による反応度変化を制御できるように、また、炉心からの飛び出しを防止するように設計する。制御棒の反応度添加率は、その停止能力（原子炉停止系統）と併せて、想定される制御棒の異常な引き抜きが発生しても、燃料の許容設計限界を超えないものとする。さらに、制御棒及び制御棒駆動系は、反応度価値の最も大きな制御棒1本が固着した場合においても、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、原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態において未臨界を維持できるものとし、制御棒の反応度添加率は、想定される反応度投入事象に対して原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物又は原子炉内部構造物の損壊を起こさないものとする。また、後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は、通常運転時の高温状態において、原子炉を未臨界に移行し未臨界を維持できるものとする。

1.2.2 安全機能の重要度分類

安全施設を、それが果たす安全機能の性質に応じて、以下に示すように、2種類に分類する。

- (1) その機能の喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、もって一般公衆ないし放射線業務従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの（異常発生防止系（以下「PS」という。））
- (2) 原子炉施設の異常状態において、この拡大を防止し、又はこれを速やかに収束せしめ、もって一般公衆ないし放射線業務従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを防止し、又は緩和する機能を有するもの（異常影響緩和系（以下「MS」という。））

また、PS及びMSのそれぞれに属する安全施設を、それが有する安全機能の重要度に応じ、第1.2.1表に示すように、三つのクラスに分類する。それぞれのクラスの定義及び該当する安全施設を第1.2.2表に示す。なお、各クラスに属する安全施設の基本設計ないし基本設計方針は、確立された設計、建設及び試験の技術並びに運転管理により、安全機能確保の観点から、以下の基本的目標を達成できるものとする。

クラス1：合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

クラス2：高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

クラス3：一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

1.2.3 分類の適用の原則

第1.2.2表の具体的な適用に当たっては、原則として、以下に定めるところによるものとする。

- (1) 安全機能を直接果たす安全施設（以下「当該系」という。）が、その機能を果たすために直接又は間接に必要とする安全施設（以下「関連系」という。）の範囲と分類は、以下の各号に掲げるところによるものとする。
 - (i) 当該系の機能遂行に直接必要となる関連系は、当該系と同位の重要度を有するものとみなす。

- (ii) 当該系の機能遂行に直接必要はないが、その信頼性を維持し、又は担保するために必要な関連系は、当該系より下位の重要度を有するものとみなす。ただし、当該系がクラス3であるときは、関連系はクラス3とみなす。
- (2) 一つの安全施設が、二つ以上の安全機能を有するときは、果たすべき全ての安全機能に対する設計上の要求を満足させるものとする。
- (3) 安全施設は、これら二つ以上のものの間において、又は安全機能を有しないものとの間において、その一方の運転又は故障等により、同位ないし上位の重要度を有する他方に期待される安全機能が阻害され、もって原子炉施設の安全が損なわれることのないように、機能的隔離及び物理的分離を適切に考慮する。
- (4) 重要度の異なる安全施設を接続するときは、下位の重要度のものに上位の重要度のものと同等の設計上の要求を課すか、又は上位の重要度のものと同等の隔離装置等によって、下位の重要度のものの故障等により上位の重要度のものの安全機能が損なわれないように、適切な機能的隔離が行われるよう考慮する。

1.2.4 重要安全施設の選定

重要安全施設については、「外部からの衝撃による損傷の防止」、「信頼性に対する設計上の考慮」及び「電気システムに対する設計上の考慮」の観点で、安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものとして選定する。

(1) 外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設

「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、その機能、構造及び動作原理を考慮し、その機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えるおそれのある施設として、以下の施設を外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設とする（第1.2.3表参照）。

(i) クラス1

(ii) クラス2のうち、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止するための安全機能を有し、特に自然現象の影響を受けやすく、かつ、代替手段によってその機能の維持が困難であるか、又はその修復が著しく困難な構築物、システム及び機器（「過度の放射線被ばくを与えるおそれのある」とは、安全機能の喪失による周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えることをいう。）

重要安全施設については、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を、それぞれの因果関係及び時間的变化を考慮して、適切に組み合わせるものとする。

(2) 信頼性に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設

「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、その機能、構造及び動作原理を考慮し、以下の施設を信頼性に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設とする（第1.2.4表参照）。

(i) MS-1のうち、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合に動的機能を必要とする構築物、システム及び機器

(ii) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器

重要安全施設については、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合においても機能できるように、多重性又は多様性及び独立性を確保し、安全機能を確保するように設計する。

(3) 電気系統に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設

「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、その機能、構造及び動作原理を考慮し、以下の施設を電気系統に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設とする（第1.2.5表参照）。

(i) MS-1のうち、外部電源が利用できない場合に動的機能を必要とする構築物、系統及び機器（ただし、外部電源が利用できない場合にフェイルセーフの構造及び動作原理を有するものを除く。）

(ii) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器

原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系するように設計する。

第 1.2.1 表 安全上の機能別重要度分類表

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

第 1.2.2 表(1) 安全上の機能別重要度分類表に係る定義及び該当する安全施設

分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
P S - 1	その損傷又は故障により発生する事象によって燃料の多量の破損を引き起こすおそれがあり、敷地外への著しい放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	原子炉冷却材バウンダリ機能	① 原子炉容器 1) 本体 ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。)	
		炉心形状の維持機能	① 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ② 炉心バレル構造物 1) バレル構造物 ③ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 3) 内側反射体 4) 外側反射体(A) 5) 材料照射用反射体 6) 遮へい集合体 7) 計測線付実験装置 8) 照射用実験装置	

第 1.2.2 表(2) 安全上の機能別重要度分類表に係る定義及び該当する安全施設

分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
MS-1	異常状態発生時に、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	原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管	① 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ② 炉心バレル構造物 1) バレル構造体 ③ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 3) 内側反射体 4) 外側反射体 (A) 5) 材料照射用反射体 6) 遮へい集合体 7) 計測線付実験装置 8) 照射用実験装置
		1次冷却材漏えい量の低減機能	① 原子炉容器 1) リークジャケット ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁の配管(外側)又はリークジャケット ③ 1次主冷却系 1) 逆止弁 ④ 1次補助冷却系 1) サイフォンブレイク弁 ⑤ 1次予熱室素ガス系 1) 仕切弁	① 関連するプロセス計装(ナトリウム漏えい検出器)
		原子炉停止後の除熱機能	① 1次主冷却系 1) 1次主循環ポンプポニーモータ 2) 逆止弁 ② 2次主冷却系 1) 主冷却機(主送風機を除く。)	① 原子炉容器 1) 本体 ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。) ③ 2次主冷却系、2次補助冷却系、2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系 1) 冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。)
		放射性物質の閉じ込め機能	① 格納容器 ② 格納容器バウンダリに属する配管・弁	
	安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉保護系(アイソレーション)	① 関連する核計装 ② 関連するプロセス計装
		安全上特に重要な関連機能	① 中央制御室 ② 非常用ディーゼル電源系(MS-1に関連するもの) ③ 交流無停電電源系(MS-1に関連するもの) ④ 直流無停電電源系(MS-1に関連するもの)	① 関連する補機冷却設備

第 1. 2. 2 表 (3) 安全上の機能別重要度分類表に係る定義及び該当する安全施設

分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
PS-2	その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多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	原子炉カバーガス等のバウンダリ機能	① 1次アルゴンガス系 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。) ② 原子炉容器 1) 本体(原子炉冷却材バウンダリに属するもの及び計装等の小口径のものを除く。) ③ 1次主冷却系 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁(原子炉冷却材バウンダリに属するもの及び計装等の小口径のものを除く。) ④ 1次オーバーフロー系 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。) ⑤ 1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。) ⑥ 回転プラグ(ただし、計装等の小口径のものを除く。)	
		原子炉冷却材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	① 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 1) 貯蔵ラック 2) 水冷却池 ② 第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備 1) 貯蔵ラック 2) 水冷却池 ③ 第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備 1) 貯蔵ラック 2) 水冷却池 ④ 気体廃棄物処理設備 1) アルゴン廃ガス処理系	
		燃料を安全に取り扱う機能	① 核燃料物質取扱設備	

第 1.2.2 表(4) 安全上の機能別重要度分類表に係る定義及び該当する安全施設

分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
MS-2	PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障が及ぼす敷地周辺公衆への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	燃料プール水の保持機能	① 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 1) 水冷却池 2) 水冷却浄化設備のうち、サイフォンブレイク弁 ② 第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備 1) 水冷却池 2) 水冷却浄化設備のうち、サイフォンブレイク弁 ③ 第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備 1) 水冷却池 2) 水冷却浄化設備のうち、サイフォンブレイク弁	
		放射線の遮蔽及び放出低減機能	① 外周コンクリート壁 ② アンユラス部排気系 1) アンユラス部排気系(アンユラス部常用排気フィルタを除く。) ③ 非常用ガス処理装置 ④ 主排気筒 ⑤ 放射線低減効果の大きい遮蔽(安全容器及び遮へいコンクリート冷却系を含む。)	
	異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	事故時のプラント状態の把握機能	① 事故時監視計器の一部	
	安全上特に重要なその他の構築物、系統及び機器	安全上重要な関連機能	① 非常用ディーゼル電源系(MS-1に属するものを除く。) ② 交流無停電電源系(MS-1に属するものを除く。) ③ 直流無停電電源系(MS-1に属するものを除く。)	

第 1.2.2 表(5) 安全上の機能別重要度分類表に係る定義及び該当する安全施設

分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
PS-3	異常状態の起回事象となるものであって PS-1、PS-2 以外の構築物、系統及び機器	1 次冷却材を内蔵する機能 (PS-1 以外のもの)	① 1 次ナトリウム純化系のうち、1 次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容器・配管・ポンプ・弁 (ただし、計装等の小口径のものを除く。) ② 1 次オーバフロー系のうち、1 次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容器・配管・ポンプ・弁 (ただし、計装等の小口径のものを除く。) ③ 1 次ナトリウム充填・ドレン系のうち、1 次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容器・配管・弁 (PS-1 に属するもの及び計装等の小口径のものを除く。)	
		2 次冷却材を内蔵する機能 (通常運転時の炉心の冷却に関連するもの)	① 2 次主冷却系、2 次補助冷却系、2 次ナトリウム純化系及び 2 次ナトリウム充填・ドレン系 1) 冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁 (ただし、計装等の小口径のものを除く。)	
		放射性物質の貯蔵機能	① 液体廃棄物処理設備 ② 固体廃棄物貯蔵設備	
		通常運転時の冷却材の循環機能	① 1 次主冷却系 1) 1 次主循環ポンプ i) 1 次主循環ポンプ本体 (循環機能) ii) 主電動機 ② 2 次主冷却系 1) 2 次主循環ポンプ i) 2 次主循環ポンプ本体 (循環機能) ii) 電動機	
		通常運転時の最終ヒートシンクへの熱輸送機能	① 2 次主冷却系 1) 主送風機 i) 電動機 ii) 電磁ブレーキ	
		電源供給機能 (非常用を除く。)	① 一般電源系 (受電エリア)	
	プラント計測・制御機能 (安全保護機能を除く。)	① 原子炉冷却材温度制御系 (関連するプロセス計装及び制御用圧縮空気設備を含む。)		
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	核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能	① 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 i) 被覆管 2) 照射燃料集合体 i) 被覆管		

第 1.2.2 表(6) 安全上の機能別重要度分類表に係る定義及び該当する安全施設

分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
MS-3	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	制御室外からの安全停止機能	① 中央制御室外原子炉停止盤 (安全停止に関連するもの)	
		燃料プール水の補給機能	① 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 1) 水冷却浄化設備 (MS-2に属するものを除く。) ② 第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備 1) 水冷却浄化設備 (MS-2に属するものを除く。) ③ 第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備 1) 水冷却浄化設備 (MS-2に属するものを除く。)	
		出力上昇の抑制機能	① インターロック系 1) 制御棒引抜きインターロック系	
	異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	① 事故時監視計器 (MS-2に属するものを除く。) ② 放射線管理施設 (MS-2に属するものを除く。) ③ 通信連絡設備 ④ 消火設備 ⑤ 安全避難通路 ⑥ 非常用照明	

第 1.2.3 表(1) 外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設

分類	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
PS-1	原子炉冷却材バウンダリ機能	① 原子炉容器 1) 本体 ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。）	
	炉心形状の維持機能	① 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ② 炉心バレル構造物 1) バレル構造体 ③ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 3) 内側反射体 4) 外側反射体 (A) 5) 材料照射用反射体 6) 遮へい集合体 7) 計測線付実験装置 8) 照射用実験装置	

第 1.2.3 表(2) 外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設

分類	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
MS-1	原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管	① 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ② 炉心バレル構造物 1) バレル構造体 ③ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 3) 内側反射体 4) 外側反射体 (A) 5) 材料照射用反射体 6) 遮へい集合体 7) 計測線付実験装置 8) 照射用実験装置
	1次冷却材漏えい量の低減機能	① 原子炉容器 1) リークジャケット ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁の配管(外側)又はリークジャケット ③ 1次主冷却系 1) 逆止弁 ④ 1次補助冷却系 1) サイフォンブレイク弁 ⑤ 1次予熱室素ガス系 1) 仕切弁	① 関連するプロセス計装(ナトリウム漏えい検出器)
	原子炉停止後の除熱機能	① 1次主冷却系 1) 1次主循環ポンプポニーモータ 2) 逆止弁 ② 2次主冷却系 1) 主冷却機(主送風機を除く。)	① 原子炉容器 1) 本体 ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。) ③ 2次主冷却系、2次補助冷却系、2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系 1) 冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。)
	放射性物質の閉じ込め機能	① 格納容器 ② 格納容器バウンダリに属する配管・弁	
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	① 原子炉保護系(スクラム) ② 原子炉保護系(アイソレーション)	① 関連する核計装 ② 関連するプロセス計装
	安全上特に重要な関連機能	① 中央制御室 ② 非常用ディーゼル電源系(MS-1に関連するもの) ③ 交流無停電電源系(MS-1に関連するもの) ④ 直流無停電電源系(MS-1に関連するもの)	① 関連する補機冷却設備

第 1. 2. 3 表(3) 外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設

分類	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
PS-2	原子炉冷却材 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	① 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 1) 貯蔵ラック 2) 水冷却池	
	燃料を安全に 取り扱う機能	① 核燃料物質取扱設備	
MS-2	燃料プール水 の保持機能	① 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 1) 水冷却池 2) 水冷却浄化設備のうち、サイフォンブレイク弁	
	事故時のプラント状態 の把握機能	① 事故時監視計器の一部	
	安全上重要な関連機能	① 非常用ディーゼル電源系 (MS-1に属するものを除く。) ② 交流無停電電源系 (MS-1に属するものを除く。) ③ 直流無停電電源系 (MS-1に属するものを除く。)	

第 1.2.4 表 信頼性に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設

分類	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
MS-1	原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管	
	1次冷却材漏えい量の低減機能	① 1次補助冷却系 1) サイフォンブレイク弁 ② 1次予熱室素ガス系 1) 仕切弁	① 関連するプロセス計装 (ナトリウム漏えい検出器)
	原子炉停止後の除熱機能	① 1次主冷却系 1) 1次主循環ポンプポニーモータ	
	放射性物質の閉じ込め機能	① 格納容器バウンダリに属する弁	
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	① 原子炉保護系 (スクラム) ② 原子炉保護系 (アイソレーション)	① 関連する核計装 ② 関連するプロセス計装
	安全上特に重要な関連機能	① 非常用ディーゼル電源系 (MS-1に関連するもの) ② 交流無停電電源系 (MS-1に関連するもの) ③ 直流無停電電源系 (MS-1に関連するもの)	① 関連する補機冷却設備
MS-2	放射線の遮蔽及び放出低減機能	① アンユラス部排気系 1) アンユラス部排気系 (アンユラス部常用排気フィルタを除く。) ② 非常用ガス処理装置	
	事故時のプラント状態の把握機能	① 事故時監視計器の一部	
	安全上重要な関連機能	① 非常用ディーゼル電源系 (MS-1に属するものを除く。) ② 交流無停電電源系 (MS-1に属するものを除く。) ③ 直流無停電電源系 (MS-1に属するものを除く。)	

第 1.2.5 表 電気系統に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設

分類	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
MS-1	原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管	
	1次冷却材漏えい量の低減機能	① 1次補助冷却系 1) サイフォンブレイク弁 ② 1次予熱室素ガス系 1) 仕切弁	① 関連するプロセス計装 (ナトリウム漏えい検出器)
	原子炉停止後の除熱機能	① 1次主冷却系 1) 1次主循環ポンプポニーモータ	
	放射性物質の閉じ込め機能	① 格納容器バウンダリに属する弁	
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	① 原子炉保護系 (スクラム) ② 原子炉保護系 (アイソレーション)	① 関連する核計装 ② 関連するプロセス計装
MS-2	放射線の遮蔽及び放出低減機能	① アニュラス部排気系 1) アニュラス部排気系 (アニュラス部常用排気フィルタを除く。) ② 非常用ガス処理装置	
	事故時のプラント状態の把握機能	① 事故時監視計器の一部	

1.3 耐震設計

1.3.1 耐震設計の基本方針

原子炉施設は、以下の基本方針に基づき、「設置許可基準規則」に適合するように設計する。

- (1) 原子炉施設は、耐震重要度に応じて、以下の耐震重要度分類に分類する。なお、設計にあつては、水冷却型試験研究炉との構造上の相違（低圧、薄肉、高温構造）を考慮するとともに、耐震重要度分類はその設計の特徴を十分踏まえて行うものとする。また、耐震重要施設は、Sクラスの施設とする。

Sクラス 安全施設のうち、その機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えるおそれのある設備・機器等を有する施設（「過度の放射線被ばくを与えるおそれのある」とは、安全機能の喪失による周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えることをいう。）

Bクラス 安全施設のうち、その機能を喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設

Cクラス Sクラス、Bクラス以外であつて、一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設

- (2) 原子炉施設は、耐震重要度分類の各クラスに応じて算定する地震力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。
- (3) Sクラスの施設は、基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できるように設計する。また、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。なお、静的地震力は、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。
- (4) Bクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行う。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に 1/2 を乗じたものとする。なお、当該地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。
- (5) Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。
- (6) 耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。

1.3.2 耐震重要度分類

1.3.2.1 分類の方法に係る考え方

原子炉施設における設備・機器等の耐震重要度分類は、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」⁽³⁾ 及び同別記1「試験研究用等原子炉施設に係る耐震重要度分類の考え方」に基づき分類する。

1.3.2.2 クラス別施設

耐震重要度分類によるクラス別施設を以下に示す（第 1.3.1 表参照）。

(1) Sクラスの施設

- (i) 原子炉冷却材バウンダリを構成する機器・配管系
- (ii) 使用済燃料を貯蔵するための施設
- (iii) 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
- (iv) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設
- (v) 原子炉冷却材バウンダリ破損事故の際に障壁となり、1次冷却材の漏えいを低減するための施設
- (vi) 原子炉冷却材バウンダリ破損事故の際に障壁となり、放射性物質の放散を直接防ぐための施設
- (vii) 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 (vi) 以外の施設
- (viii) その他

(2) Bクラスの施設

- (i) 1次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵しうる施設で、Sクラス以外の施設
- (ii) 2次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵しうる施設で、Sクラス以外の施設
- (iii) 原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器・配管系
- (iv) 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年間の周辺監視区域外の許容被ばく線量に比べ十分小さいものは除く。）
- (v) 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した設備で、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で、Sクラス以外の施設
- (vi) 使用済燃料を貯蔵するための施設で、Sクラス以外の施設
- (vii) 使用済燃料を冷却するための施設
- (viii) 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、Sクラス以外の施設
- (ix) その他

(3) Cクラスの施設

- (i) Sクラス及びBクラス以外の施設

1.3.3 地震力の算定法

原子力施設の耐震設計に用いる地震力は、以下の方法により算定する。

1.3.3.1 静的地震力

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

(1) 建物・構築物

水平地震力は、地震層せん断力係数 C_i に、以下に示す耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定する。

Sクラス 3.0

Bクラス 1.5

Cクラス 1.0

ここで、地震層せん断力係数 C_i は、標準せん断力係数 C_0 を 0.2 とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。また、建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力を上回ることを確認する際に用いる必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数 C_i に乗じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、耐震重要度分類の各クラスともに 1.0 とし、その際に用いる標準せん断力係数 C_0 は 1.0 とする。

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

(2) 機器・配管系

静的地震力は、上記(1)に示す地震層せん断力係数 C_i に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度とし、当該水平震度及び鉛直震度をそれぞれ 20% 増しとした震度より求める。なお、Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

1.3.3.2 動的地震力

動的地震力は、Sクラスの施設に適用し、「添付書類 6 5. 地震」に示す基準地震動及び弾性設計用地震動から定める入力地震動を入力として、動的解析により、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。Bクラスの施設のうち、共振のおそれのある施設については、弾性設計用地震動に 1/2 を乗じた動的地震力を適用する。

「添付書類 6 5. 地震」に示す基準地震動は、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動及び震源を特定せず策定する地震動に基づき、敷地における解放基盤表面における水平成分及び鉛直成分の地震動としてそれぞれ策定する。

弾性設計用地震動は、基準地震動との応答スペクトルの比率の値が目安として 0.5 を下回らないように、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針(昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定)」における基準地震動 S_1 を踏まえ、工学的判断から基準地震動に係数 0.5 を乗じて設定する。これによる弾性設計用地震動の年超過確率は、 $10^{-3} \sim 10^{-4}$ 程度となる。弾性設計用地震動の応答スペクトルを第 1.3.1 図に、弾性設計用地震動の時刻歴波形を第 1.3.2 図に、弾性設計用地震動及び基準地震動 S_1 の応答スペクトルの比較を第 1.3.3 図に、弾性設計用地震動の応答スペクトルと敷地における地震動の一樣ハザードスペクトルを第 1.3.4 図に示す。

(1) 入力地震動

建物・構築物の地震応答解析に用いる入力地震動は、解放基盤表面で定義された基準地震動又は弾性設計用地震動を用いて、敷地の地質・地質構造の調査及び地盤の調査の

結果に基づき、解放基盤表面からの地震波の伝播特性を適切に考慮するとともに、必要に応じて、地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮して算定する。

(2) 動的解析法

(i) 建物・構築物

動的解析は、スペクトル・モーダル解析法又は時刻歴応答解析法を用いて行うものとする。解析にあたっては、建物・構築物と地盤との動的相互作用を考慮するとともに、建物・構築物の剛性について、それらの形状、構造、特性等を十分考慮して評価し、集中質点系に置換した解析モデルを設定する。動的解析に用いる地盤のばね定数及び減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験及び地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を設定する。

動的解析は、弾性設計用地震動に対して弾性応答解析を行う。基準地震動に対しては、主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、規格・基準又は実験式等に基づき、該当する部分の構造特性に応じて、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した応答解析を行う。また、Sクラスの施設を支持する建物・構築物の支持機能を検討するための動的解析において、建物・構築物等の主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した応答解析を行う。

(ii) 機器・配管系

機器の動的解析については、その形状を考慮した1質点系若しくは多質点系等に置換した解析モデルを設定し、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトル・モーダル解析又は時刻歴応答解析により応答を求める。また、配管系の動的解析については、その仕様に応じて適切なモデルに置換し、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトル・モーダル解析又は時刻歴応答解析により応答を求める。

動的解析に用いる機器・配管系の減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験、地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を設定する。

剛性の高い機器・配管系は、その機器・配管系が設置された床面の最大床応答加速度の1.2倍の加速度を震度として作用させて地震力を算定する。

1.3.4 荷重の組合せと許容限界

1.3.4.1 荷重の組合せにおいて考慮する原子炉施設の状態

(1) 建物・構築物

(i) 運転時の状態

原子炉施設が通常運転時若しくは運転時の異常な過渡変化時にあり、通常の下条件におかれている状態

(ii) 設計基準事故時の状態

原子炉施設が設計基準事故時にある状態

(2) 機器・配管系

(i) 通常運転時の状態

原子炉施設の起動、停止、出力運転、燃料交換等が計画的に行われた場合であっ

て、運転条件が所定の制限値以内にある運転状態

(ii) 運転時の異常な過渡変化時の状態

原子炉施設の通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には炉心又は原子炉冷却材バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態

(iii) 設計基準事故時の状態

発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態

1.3.4.2 荷重の種類

(1) 建物・構築物

- (i) 原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧並びに通常の気象条件による荷重）
- (ii) 運転時の状態で作用する荷重
- (iii) 設計基準事故時の状態で作用する荷重
- (iv) 地震力、風荷重、積雪荷重

なお、運転時の状態で作用する荷重及び設計基準事故時の状態で作用する荷重には、機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとする。また、地震力には、地震時土圧、機器・配管系からの反力、スロッシング等による荷重が含まれるものとする。

(2) 機器・配管系

- (i) 通常運転時の状態で作用する荷重
- (ii) 運転時の異常な過渡変化時の状態で作用する荷重
- (iii) 設計基準事故時の状態で作用する荷重
- (iv) 地震力

1.3.4.3 荷重の組合せ

地震力と他の荷重との組合せは以下のとおりとする。

(1) 建物・構築物

- (i) Sクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で作用する荷重と基準地震動による地震力を組み合わせる。
- (ii) Sクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で作用する荷重と弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力を組み合わせる。
- (iii) Bクラス及びCクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時の状態で作用する荷重と静的地震力を組み合わせる。

(2) 機器・配管系

- (i) Sクラスの機器・配管系については、通常運転時の状態で作用する荷重、及び運転時の異常な過渡変化時の状態若しくは設計基準事故時の状態で作用する荷重のうち、長時間その作用が続く荷重と基準地震動による地震力を組み合わせる。
- (ii) Sクラスの機器・配管系については、通常運転時の状態で作用する荷重、又は運転時の異常な過渡変化時の状態若しくは設計基準事故時の状態で作用する荷重のうち、長時間その作用が続く荷重と弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力を組み合わせる。
- (iii) Bクラス及びCクラスの機器・配管系については、通常運転時の状態で作用する荷重又は運転時の異常な過渡変化時の状態で作用する荷重と静的地震力を組み合わせる。

(3) 荷重の組合せ上の留意事項

- (i) 明らかに、他の荷重の組合せ状態での評価が厳しいことが判明している場合には、その荷重の組合せ状態での評価は行わなくてもよいものとする。
- (ii) 複数の荷重が同時に作用する場合、それらの荷重による応力の各ピークの生起時刻に明らかなずれがあることが判明しているならば、必ずしも、それぞれの応力のピーク値を重ねなくともよいものとする。
- (iii) 上位の耐震クラスの施設を支持する建物・構築物の当該部分の支持機能を検討する場合においては、支持される施設の耐震重要度分類に応じた地震力と常時作用している荷重、運転時の状態で作用する荷重及びその他必要な荷重とを組み合わせる。なお、対象となる建物・構築物及びその支持機能が維持されることを検討すべき地震動を第 1.3.1 表に示す。

1.3.4.4 許容限界

各施設の地震力と他の荷重とを組み合わせた状態に対する許容限界は、以下のとおりとする。

(1) 建物・構築物

(i) Sクラスの建物・構築物

- a. 弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界
建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。
- b. 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界
建物・構築物が構造物全体として、十分変形能力（ねばり）の余裕を有し、終局耐力に対して妥当な安全余裕を持たせることとする。

なお、終局耐力は、建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次増大していくとき、その変形又はひずみが著しく増加するに至る限界の最大耐力とし、既往の実験式等に基づき適切に定めるものとする。

(ii) Bクラス及びCクラスの建物・構築物

常時作用している荷重及び運転時の状態で施設に作用する荷重と静的地震力を

組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。

(iii) 耐震クラスの異なる施設を支持する建物・構築物

上記の「(i) Sクラスの建物・構築物 b. 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界」を適用するほか、耐震クラスの異なる施設が、それを支持する建物・構築物の変形等に対して、その機能が損なわれないものとする。

(iv) 建物・構築物の保有水平耐力

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

(2) 機器・配管系

(i) Sクラスの機器・配管系

a. 弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界

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

b. 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界

構造物の相当部分が降伏し塑性変形する場合でも過大な変形、亀裂、破損等が生じ、その施設の機能に影響を及ぼすことがない程度に応力を制限する。なお、地震時又は地震後に動作を要求される動的機器については、基準地震動による応答に対して、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とする、若しくは解析又は実験等により、その機能が阻害されないことを確認する。

(ii) Bクラス及びCクラスの機器・配管系

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

1.3.4.5 設計における留意事項

耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように、以下の項目について、耐震重要施設への影響がないことを確認する。なお、波及的影響の評価に当たっては、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用する。

(i) 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響

(ii) 耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響

(iii) 建物内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響

(iv) 建物外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響

1.3.5 主要施設の耐震構造

(1) 原子炉建物（格納容器を含む。）及び原子炉附属建物

原子炉建物（格納容器を含む。）及び原子炉附属建物は、約 55m×約 50m のほぼ正方形の平面形状を有する。格納容器は、半球形の頂部、円筒形の胴部（直径 28m）及び半楕円球形の底部鏡板から構成する全高約 54m・全重量約 1,200t の鋼製容器であり、その内部に円筒状等の剛の壁で構成する鉄筋コンクリート造の原子炉建物を有する。原子炉附属建物は、格納容器の周囲に配置された鉄筋コンクリート造の建物であり、耐震壁を配置した剛な構造体とする。原子炉建物及び原子炉附属建物の全重量は約 170,000t であり、基礎底面からの高さは約 45m である。原子炉建物及び原子炉附属建物の基礎は同一とし、上部構造については、使用目的、機能や構造に応じて、独立したものとする。原子炉建物及び原子炉附属建物の基礎は、強固な地盤に直接支持される。なお、原子炉建物及び原子炉附属建物の下方は、地下に埋め込まれる。また、原子炉建物及び原子炉附属建物に収納する機器・配管等は、剛強な壁又は床に直接支持し、地震時の荷重を直接建物に伝える。

(2) 原子炉容器

原子炉容器は、円筒形の胴部に、全半球形鏡板を底部に付した鋼製容器である（胴内径：約 3.6m、全高：約 10m）。原子炉容器の重量は、炉心構造物及び原子炉容器内の 1 次冷却材等を含めて約 220t である。原子炉容器は、その上部フランジを、ペDESTAL（原子炉建物の一部）に固定し、支持されるものとする。また、原子炉容器の底部には、同心円筒振止め構造のスカートを設け、生体遮へいコンクリート（原子炉建物の一部）で支持するものとし、原子炉容器の熱膨張を吸収する一方で、地震力等による原子炉容器の振動を防止する。

(3) 炉心及び炉心構造物

炉心は、六角形の燃料集合体及び反射体等（全長：約 2,970mm、六角外対辺長さ：約 78.5mm）を蜂の巣状に配列した構造で、全体をほぼ円柱形状とする。炉心構造物（全高：約 3,680mm、外径：約 2,520mm）は、炉心支持構造物と炉心バレル構造物から構成する。

燃料集合体及び反射体等は、下端部（エントランスノズル）を炉心支持構造物の炉心支持板に嵌めこみ、かつ、軸方向中間部にスペーサーパッドを設け、原子炉運転時の熱膨張により各要素が接触する構造とし、炉心構成要素全体の剛性を高める。炉心バレル構造物は、燃料集合体及び反射体等を側面から支持し、その下端を炉心支持構造物にボルトで固定して、地震時の燃料集合体及び反射体等の変形を抑制する。炉心支持構造物は、炉心重量を支持する機能を有する構造体として、原子炉容器の円筒胴の内部の下端付近に設けられる炉心支持台（コアサポート）にボルト固定される。また、制御棒及び制御棒駆動系並びに後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は、地震時に変位が生じても確実に挿入でき、原子炉を安全に停止できるものとする。

(4) 1 次主冷却系

1 次主冷却系の配管は、原子炉冷却材バウンダリに該当し、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止するため、ステンレス鋼製の二重管構造（配管（内側）及び配管（外側）から構成）とする。1 次主冷却系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、予想される静的及び動的圧力、熱応力、地震力等あるいはそれらの組合せに対し十分に耐えるように設計する。なお、原子炉運転時及び原子炉停止時の温度変化が大きいことを踏ま

え、配管には、支持装置として、熱変形を許容し、地震による変位を拘束するダンパ等を設ける。これにより、熱応力を低減し、かつ、地震による過大な応力が生じないようにする。主中間熱交換器及び1次主循環ポンプは、本体の剛性を高いものとし、十分な強度を有する上部フランジで吊り下げる構造とすることで、地震応力を低減する。

(5) 主冷却機建物

主冷却機建物は、約 67m×約 27m の矩形の平面形状を有する鉄筋コンクリート造の建物である。主冷却機建物の全重量は約 50,000t であり、基礎底面からの高さは約 32m である。主冷却機建物の基礎は、強固な地盤に直接支持する。なお、主冷却機建物の下方は、地下に埋め込まれる。また、主冷却機建物に収納する機器・配管等は、剛強な壁又は床に直接支持し、地震時の荷重を直接建物に伝える。

(6) 第一使用済燃料貯蔵建物

第一使用済燃料貯蔵建物は、約 26m×約 32m の矩形の平面形状を有する鉄筋コンクリート造の建物である。第一使用済燃料貯蔵建物の全重量は約 26,000t であり、基礎底面からの高さは約 31m である。第一使用済燃料貯蔵建物の基礎は、強固な地盤に直接支持する。なお、第一使用済燃料貯蔵建物の下方は、地下に埋め込まれる。また、第一使用済燃料貯蔵建物に収納する機器・配管等は、剛強な壁又は床に直接支持し、地震時の荷重を直接建物に伝える。

(7) 第二使用済燃料貯蔵建物

第二使用済燃料貯蔵建物は、約 26m×約 26m のほぼ正方形の平面形状を有する鉄筋コンクリート造の建物である。第二使用済燃料貯蔵建物の全重量は約 28,000t であり、基礎底面からの高さは約 33m である。第二使用済燃料貯蔵建物の基礎は、強固な地盤に直接支持する。なお、第二使用済燃料貯蔵建物の下方は、地下に埋め込まれる。また、第二使用済燃料貯蔵建物に収納する機器・配管等は、剛強な壁又は床に直接支持し、地震時の荷重を直接建物に伝える。

1.3.6 地震検出計

原子炉保護系（スクラム）の作動項目である「地震」について、必要な信号を発するため、原子炉施設に地震検出計を設ける。作動設定値を水平 150gal とし、作動設定値を超える信号を検出した場合に、原子炉を自動的に停止（スクラム）する。地震検出計は、水平全方向の加速度が検出できるものを 3 台設け、フェイルセーフな回路を構成する。また、地震検出計については、試験及び保守が可能な位置に設置するものとする。

第 1.3.1 表 (1) クラス別施設

クラス	クラス別施設	主要設備 (a1)		補助設備 (a2)		直接支持構造物 (a3)		間接支持構造物 (a4)		波及的影響を考慮すべき設備 (a5)			
		適用範囲		適用範囲		適用範囲		適用範囲		適用範囲 (a6)		検討用 (a6)	
S	(i) 原子炉冷却材バウンダ リを構成する機器・配 管系	① 原子炉容器 1) 本体 2) 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1 次ナトリウム充填・ドレン系 ② 原子炉冷却材バウンダリに属する容 器・配管・ポンプ・弁 (ただし、計装 等の小口径のものを除く。)		① 機器・配管等の支持構造物 ② 機器・配管等の支持構造物		1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物		1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物		1) 格納容器内旋回式天井 クレーン 2) 燃料出入機		検討用 (a6) 地震動 S _s S _s	
	(ii) 使用済燃料を貯蔵する ための施設	① 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 1) 貯蔵ラック 2) 水冷却地 ② 炉内燃料貯蔵ラック (炉心バレル構造 物のうち、バレル構造体)		1) 機器・配管等の支持構造物		1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物		1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物		1) 原子炉附属建物使用済 燃料貯蔵設備キヤスクク レーン 2) 原子炉附属建物使用済 燃料貯蔵設備燃料移送機		S _s S _s S _s	
	(iii) 原子炉の緊急停止のた めに急激に負の反応度 を付加するための施設 及び原子炉の停止状態 を維持するための施設	① 制御棒 ② 制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管 ③ 後備炉停止制御棒 ④ 駆動機構 1) 上部案内管 2) 下部案内管		① 電気計装設備 (原子炉保護系 (スクラ ム)に関するもの) ② 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ③ 炉心バレル構造物 ④ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 3) 内側反射体 (A) 4) 外側反射体 (A) 5) 材料照射用反射体 6) 遮へい集合体 7) 計測線付実験装置 8) 照射用実験装置		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構 造物		1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物		1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物		S _s S _s S _s S _s	

(*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。

(*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。

(*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。

(*4) 間接的支持構造物とは、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。

(*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上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。

(*6) S_s: 基準地震動 S_sにより定まる静的地震力。

S_B: 耐震Bクラス施設に適用される静的地震力。

S_C: 耐震Cクラス施設に適用される静的地震力。

第 1.3.1 表 (2) クラス別施設

クラス	クラス別施設	主要設備 (※1)		補助設備 (※2)		直接支持構造物 (※3)		間接支持構造物 (※4)		波及的影響を考慮すべき設備 (※5)	
		適用範囲		適用範囲		適用範囲		適用範囲		適用範囲	
S	(v) 原子炉停止後、炉心から 前線熱を除去するための 施設	① 原子炉容器 1) 炉心支持構造物 2) 炉心支持板 3) 支持構造物 ② 炉心燃料集合体 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 ③ ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容 器・配管・ポンプ・弁 (ただし、計装 等の小口径のものを除く。) 2) 1次主循環ポンプボニーモータ 3) 逆止弁 ④ 2次主冷却系、2次補助冷却系、2次 ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充 填・ドレン系 1) 冷却材バウンダリに属する容器・配 管・ポンプ・弁 (ただし、計装等の小 口径のものを除く。) 2) 主冷却機 (主送風機を除く。)		① 電気計装設備 (ナトリウム漏えい検出 器に関するもの)		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構 造物		1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物 3) 主冷却機建物		検討用 (※6) 地震動 S _s S _s S _s	
		① 原子炉容器 1) リーククジャケケット 2) 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1 次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原 子炉冷却材バウンダリに属する容器・配 管・ポンプ・弁の配管 (外側) 又はリー クジャケケット ③ 1次主冷却系 1) 逆止弁 ④ 1次補助冷却系 1) サイフオンブレーク弁 ⑤ 1次予熱塞塞ガス系 1) 任切弁 ① 格納容器 ② 格納容器バウンダリに属する配管・弁		① 電気計装設備 (原子炉保護系 (アイン レーション) に関するもの)		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構 造物		1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物		S _s S _s S _s 1) 燃料交換機 S _s	

(※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。
 (※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。
 (※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。
 (※4) 間接的支持構造物とは、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。
 (※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上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。
 (※6) S_s: 基準地震動 S_sにより定まる地震力。
 S_B: 耐震Bクラス施設に適用される静的地震力。
 S_C: 耐震Cクラス施設に適用される静的地震力。

第 1.3.1 表 (3) クラス別施設

クラス	クラス別施設	主要設備 (*1)		補助設備 (*2)		直接支持構造物 (*3)		間接支持構造物 (*4)		波及的影響を考慮すべき設備 (*5)	
		適用範囲		適用範囲		適用範囲		適用範囲		適用範囲	
S	(vi) 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(vi)以外の施設 (vii) その他	① 核燃料物質取扱設備 1) 燃料出入機のうち、コフィン 2) トランスファロータのうち、本体及びケーシング 3) 燃料取扱用キヤスクカーのうち、キヤスク 4) ナトリウム洗浄装置のうち、燃料洗浄槽 5) 燃料集合体詰装置のうち、回転移送機 ② 非常用ディーゼル電源系 (上記 (i) ~ (vii) に関連するもの) ③ 交流無停電電源系 (上記 (i) ~ (vii) に関連するもの) ④ 直流無停電電源系 (上記 (i) ~ (vii) に関連するもの) ⑤ 補機冷却設備 (上記 (i) ~ (vii) に関連するもの) ⑥ 空調換気設備 (上記 (i) ~ (vii) に関連するもの)	① 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物 ② 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物 3) 主待機機建物	S _s S _s	1) 燃料取扱用キヤスクカー ー (キヤスクを除く。)	検討用 (*6) 地震動 S _s S _s	検討用 (*6) 地震動 S _s S _s	S _s	

- (*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。
- (*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。
- (*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。
- (*4) 間接的支持構造物とは、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。
- (*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上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。
- (*6) S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力。
S_B : 耐震 B クラス施設に適用される静的地震力。
S_C : 耐震 C クラス施設に適用される静的地震力。

第 1.3.1 表 (4) クラス別施設

クラス	クラス別施設	主要設備 (a1)		補助設備 (a2)		直接支持構造物 (a3)		間接支持構造物 (a4)		波及的影響を考慮すべき設備 (a5)	
		適用範囲		適用範囲		適用範囲		適用範囲		適用範囲	
B	(i) 1次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵しうる施設で、Sクラス以外の施設	① 1次ナトリウム純化系のうち、1次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容器・配管・ポンプ・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。） ② 1次オーバーフロー系のうち、1次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容器・配管・ポンプ・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。） ③ 1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、1次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容器・配管・弁（Sクラスに属するもの及び計装等の小口径のものを除く。）		適用範囲		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物		1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物		S _B S _B	
	(ii) 2次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵しうる施設で、Sクラス以外の施設	① 2次ナトリウム純化系のうち、2次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容器・配管・ポンプ・弁（Sクラスに属するもの及び計装等の小口径のものを除く。） ② 2次補助冷却系のうち、2次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容器・配管・ポンプ・弁（Sクラスに属するもの及び計装等の小口径のものを除く。） ③ 2次ナトリウム充填・ドレン系のうち、2次冷却材を内蔵しているか、又は内蔵し得る容器・配管・弁（Sクラスに属するもの及び計装等の小口径のものを除く。）		適用範囲		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物		1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物 3) 主冷却機建物		S _B S _B S _B	
	(iii) 原子炉カバークラス等のパウンドリを構成する機器・配管系	① 1次アルゴンガス系 1) 原子炉カバークラスのパウンドリに属する容器・配管・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。） ② 回転プラグ（ただし、計装等の小口径のものを除く。）		適用範囲		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物		1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物		S _B S _B	
	(iv) 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年間の周辺監視区域外の許容被ばく線量に比し十分小さいものは除く。）	① 気体廃棄物処理設備 ② 液体廃棄物処理設備 ③ 液体廃棄物貯蔵設備		適用範囲		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物		1) 原子炉附属建物 2) 第一使用済燃料貯蔵建物 3) 第二使用済燃料貯蔵建物 4) 廃棄物処理建物 5) メンテナンス建物		S _B S _B S _B S _B S _B	

(*)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。
 (*)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。
 (*)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。
 (*)4) 間接的支持構造物とは、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。
 (*)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上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。
 (*)6) S_B：基準地震動 S_Bにより定まる地震力。
 S_B：耐震Bクラス施設に適用される静的地震力。
 S_C：耐震Cクラス施設に適用される静的地震力。

第 1.3.1 表 (5) クラス別施設

クラス	クラス別施設	主要設備 (※1)		補助設備 (※2)		直接支持構造物 (※3)		間接支持構造物 (※4)		波及的影響を考慮すべき設備 (※5)			
		適用範囲		適用範囲		適用範囲		適用範囲		適用範囲			
B	(v) 放射性廃棄物以外の放射 性物質に關連した設 備で、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 可能性のある施設で、S クラス以外の施設	① 核燃料物質取扱設備 (Sクラスに属するものを除く。)		① 核燃料物質取扱設備 (Sクラスに属するものを除く。)		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物		1) 原子炉附属建物 2) 第二使用済燃料貯蔵建物		S _B S _B			
		② 放射線低減効果の大きい遮蔽 (安全容器及び遮蔽コンクリート冷却系を含む。)		② 放射線低減効果の大きい遮蔽 (安全容器及び遮蔽コンクリート冷却系を含む。)		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物		1) 原子炉附属建物 2) 第二使用済燃料貯蔵建物		S _B S _B			
		(vi) 使用済燃料を貯蔵するための施設で、Sクラス以外の施設		① 第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備 1) 貯蔵ラック 2) 水冷却池 ② 第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備 1) 貯蔵ラック 2) 水冷却池		① 第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備 1) 貯蔵ラック 2) 水冷却池 ② 第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備 1) 貯蔵ラック 2) 水冷却池		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物		1) 第一使用済燃料貯蔵建物 2) 第二使用済燃料貯蔵建物		S _B S _B	
		(vii) 使用済燃料を冷却するための施設		① 原子炉附属建物水冷却池水冷却浄化設備 ② 第一使用済燃料貯蔵建物水冷却池水冷却浄化設備 ③ 第二使用済燃料貯蔵建物水冷却池水冷却浄化設備		① 原子炉附属建物水冷却池水冷却浄化設備 ② 第一使用済燃料貯蔵建物水冷却池水冷却浄化設備 ③ 第二使用済燃料貯蔵建物水冷却池水冷却浄化設備		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物		1) 原子炉附属建物 2) 第一使用済燃料貯蔵建物 3) 第二使用済燃料貯蔵建物		S _B S _B S _B	
	(viii) 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、Sクラス以外の施設	① 外周コンクリート壁 ② アニューモド排気系 1) アンモニウム排気系 (アニューモド常用排気ファンを除外)。 ③ 非常用ガス処理装置 ④ 主排気筒		① 外周コンクリート壁 ② アニューモド排気系 1) アンモニウム排気系 (アニューモド常用排気ファンを除外)。 ③ 非常用ガス処理装置 ④ 主排気筒		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物		1) 原子炉附属建物 2) 原子炉附属建物		S _B S _B			
		(ix) その他		① 中央制御室 (Sクラスに属するものを除く。) ② 非常用ディーゼル電源系 (Sクラスに属するものを除く。) ③ 交流無停電電源系 (Sクラスに属するものを除く。) ④ 直流無停電電源系 (Sクラスに属するものを除く。) ⑤ 電気計装設備 (事故時監視器の一部) ⑥ 補機冷却設備 (上記 (i) ~ (vii) に關連するもの) ⑦ 空調換気設備 (上記 (i) ~ (vii) に關連するもの)		① 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物		1) 原子炉附属建物 2) 原子炉附属建物 3) 主冷却機建物		S _B S _B S _B			
	(*) 主要設備とは、当該機能に直接的に關連する設備をいう。												
	(*)2 補助設備とは、当該機能に間接的に關連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。												
	(*)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。												
	(*)4 間接的支持構造物とは、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。												
	(*)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上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。												
	(*)6 S _B : 基準地震動 S _B により定まる地震力。 S _B : 耐震 B クラス施設に適用される静的地震力。 S _C : 耐震 C クラス施設に適用される静的地震力。												

第 1.3.1 表 (6) クラス別施設

クラス	クラス別施設	主要設備 (*1)		補助設備 (*2)		直接支持構造物 (*3)		間接支持構造物 (*4)		波及的影響を考慮すべき設備 (*5)	
		適用範囲		適用範囲		適用範囲		適用範囲		適用範囲	
C	S クラス及びB クラス 以外の施設	① 固体廃棄物貯蔵設備 ② 新燃料貯蔵設備 ③ 主送風機 ④ 電気計装設備 (S クラス及びB クラス に属するものを除く。) ⑤ 補機系設備 (S クラス及びB クラスに 属するものを除く。) ⑥ 空調系設備 (S クラス及びB クラスに 属するものを除く。) ⑦ 消火設備 ⑧ その他		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構 造物		1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物 3) 第一使用済燃料貯蔵建物 4) 第二使用済燃料貯蔵建物 5) 廃棄物処理建物 6) 旧廃棄物処理建物 7) メンテナンス建物		検討用 地震動 S _c S _c S _c S _c S _c S _c S _c		検討用 地震動 	

(*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。

(*2) 補助設備とは、当該機能に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。

(*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。

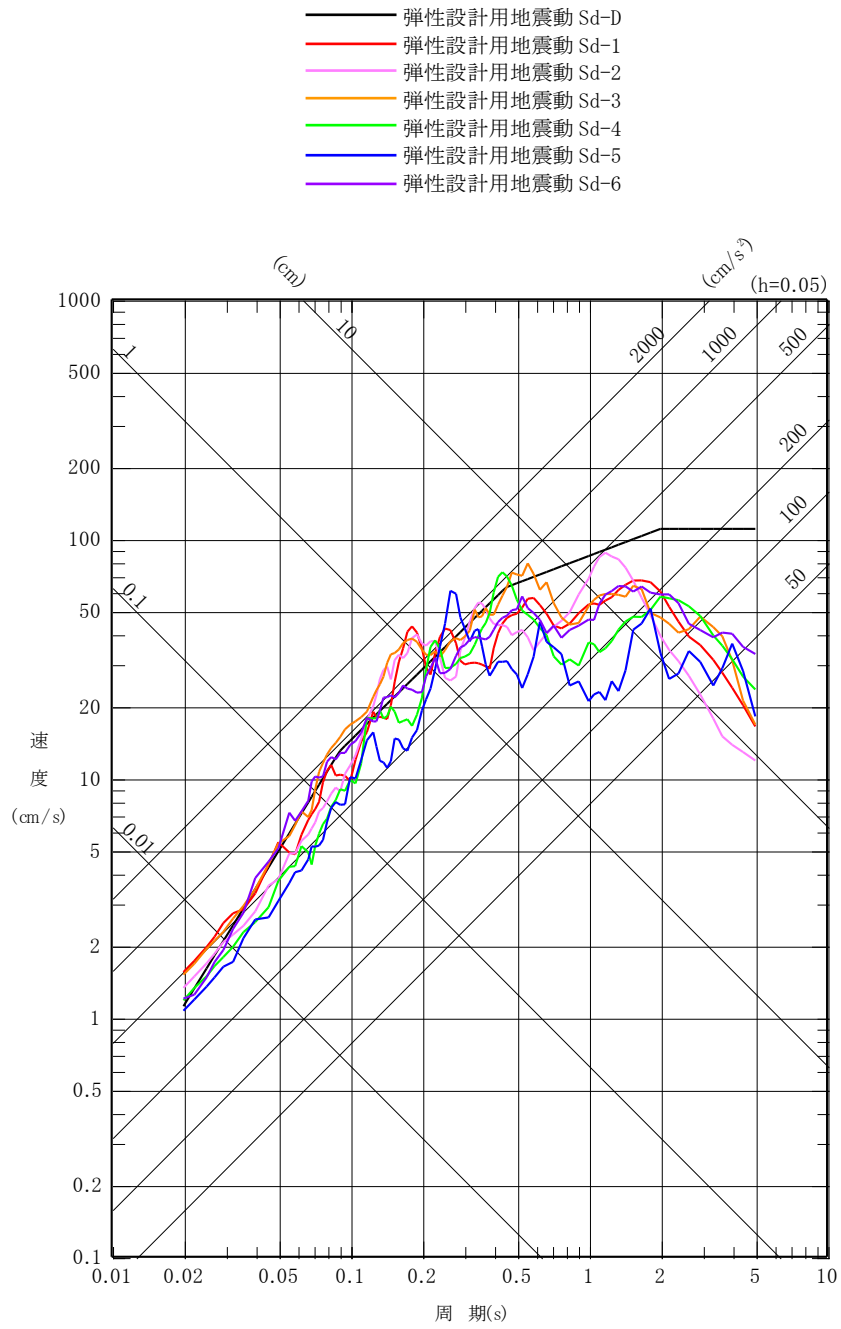
(*4) 間接的支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物 (建物・構築物) をいう。

(*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上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。

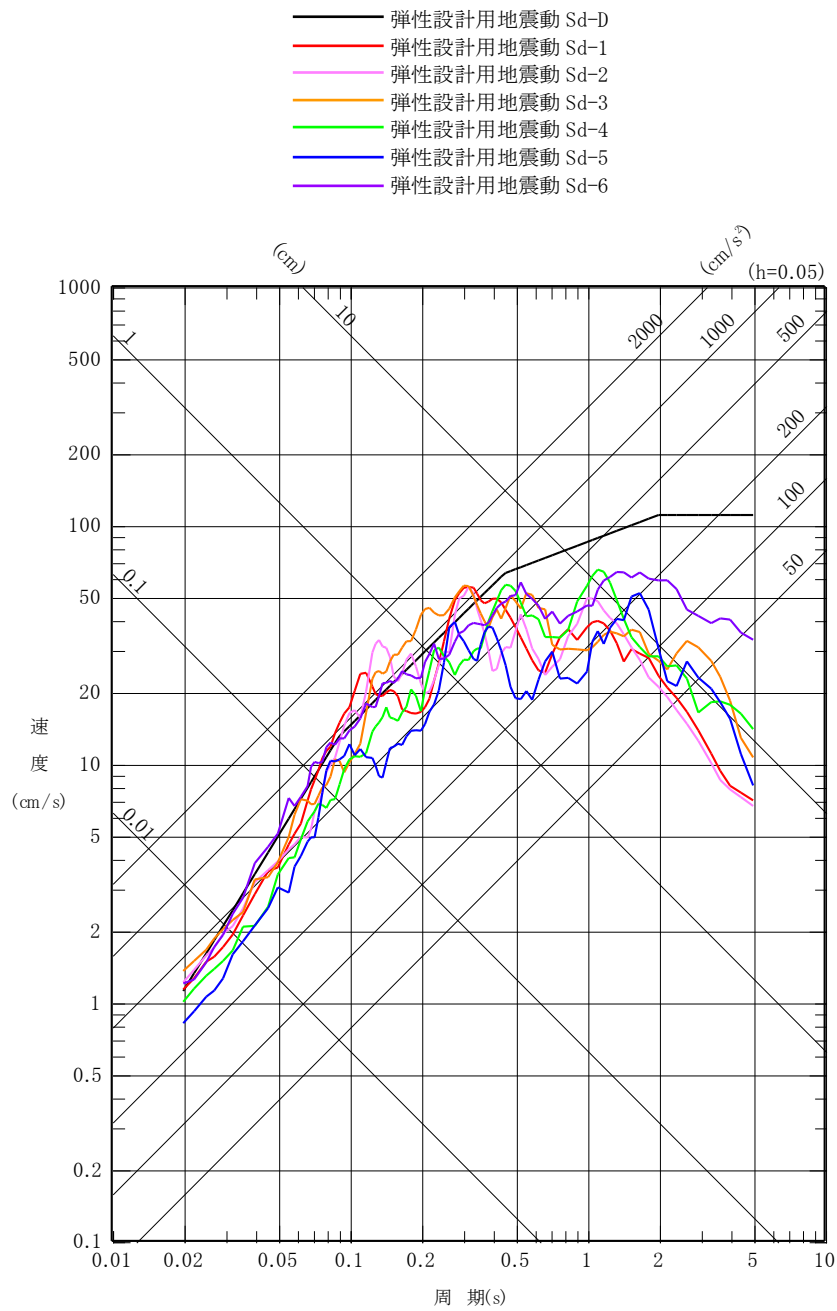
(*6) S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力。

S_B : 耐震 B クラス施設に適用される静的地震力。

S_C : 耐震 C クラス施設に適用される静的地震力。

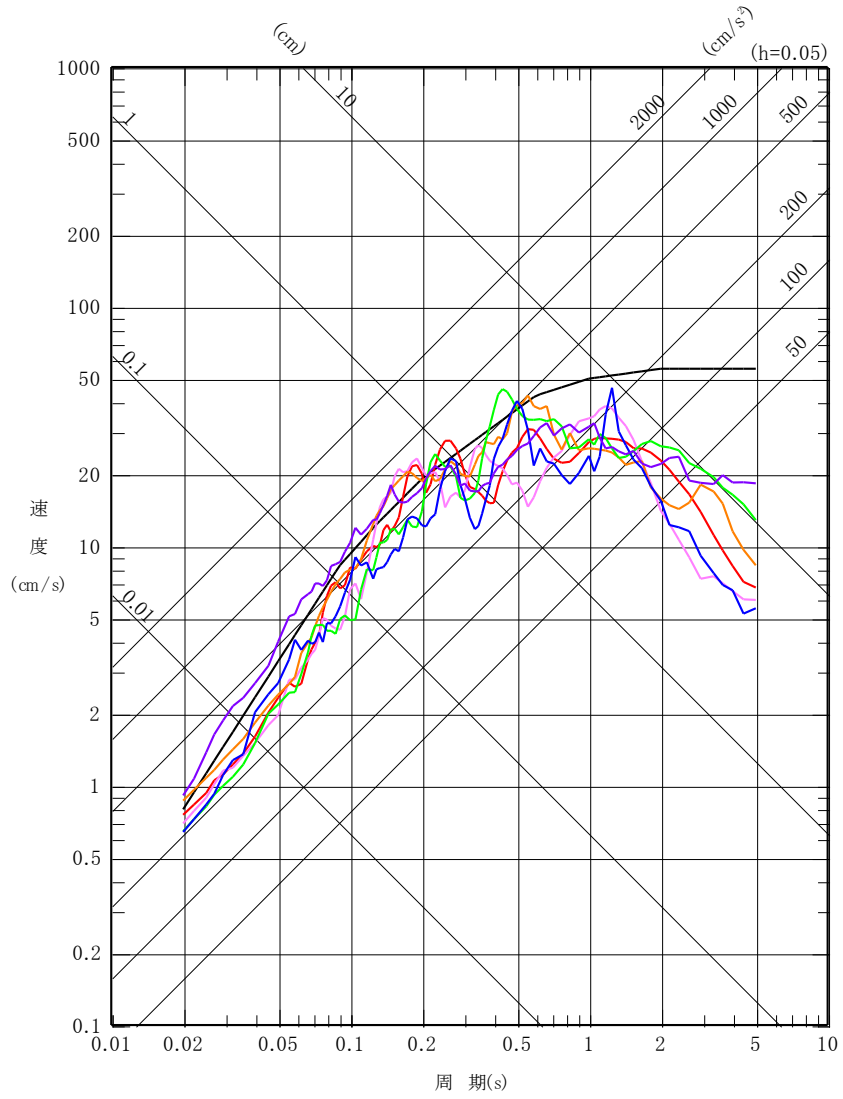


第 1. 3. 1 図(1) 弾性設計用地震動 Sd の応答スペクトル(NS 成分)

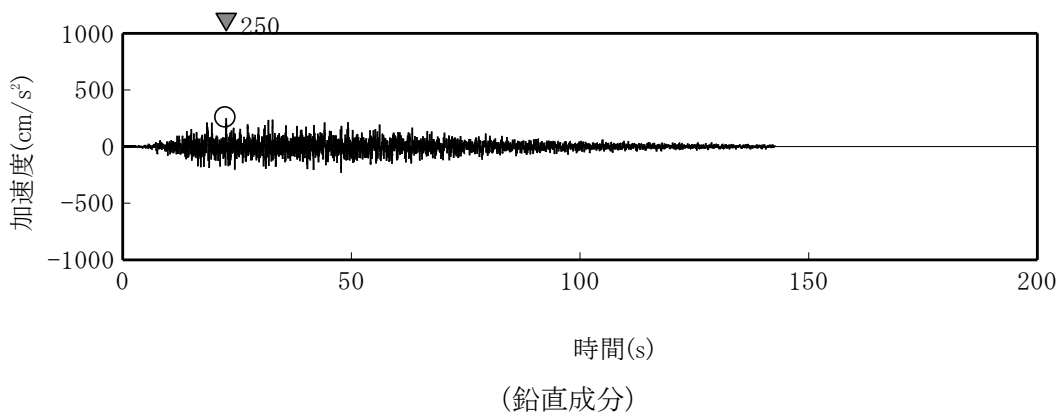
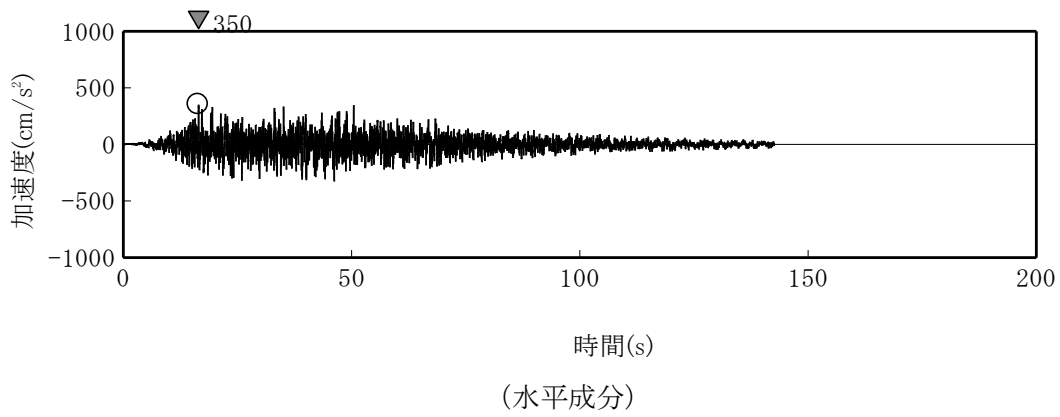


第 1. 3. 1 図(2) 弾性設計用地震動 Sd の応答スペクトル(EW 成分)

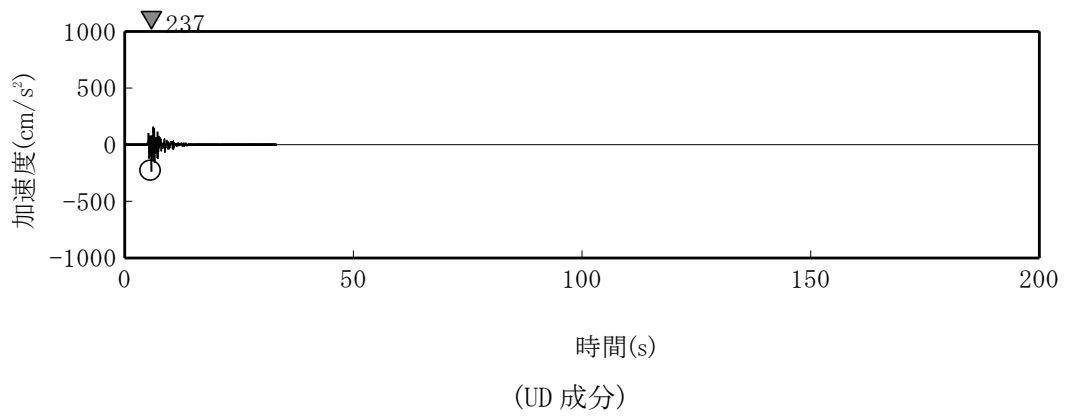
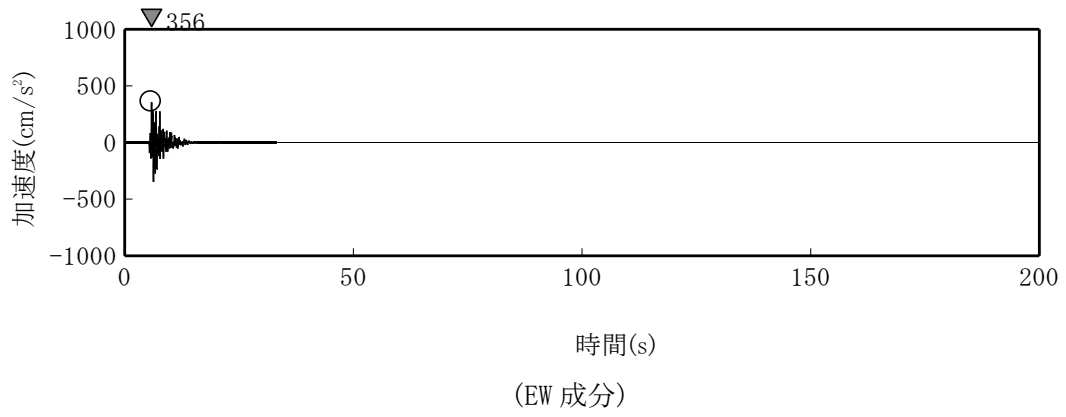
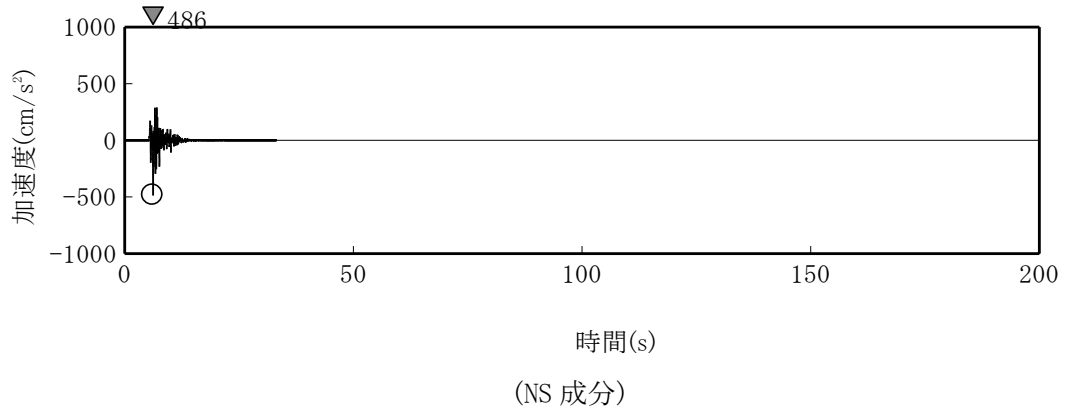
- 弾性設計用地震動 Sd-D
- 弾性設計用地震動 Sd-1
- 弾性設計用地震動 Sd-2
- 弾性設計用地震動 Sd-3
- 弾性設計用地震動 Sd-4
- 弾性設計用地震動 Sd-5
- 弾性設計用地震動 Sd-6



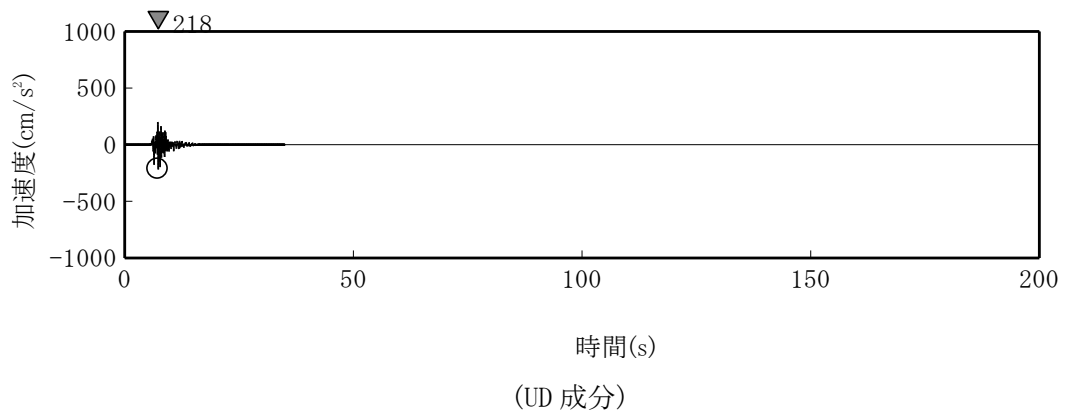
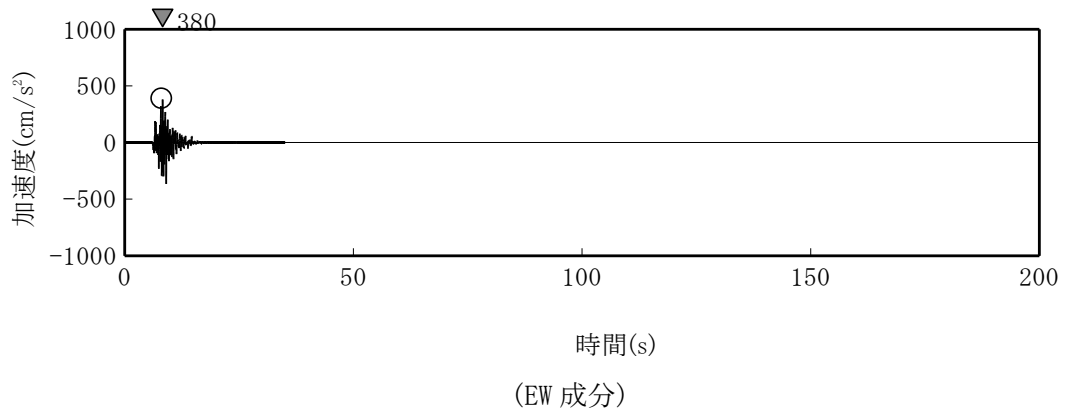
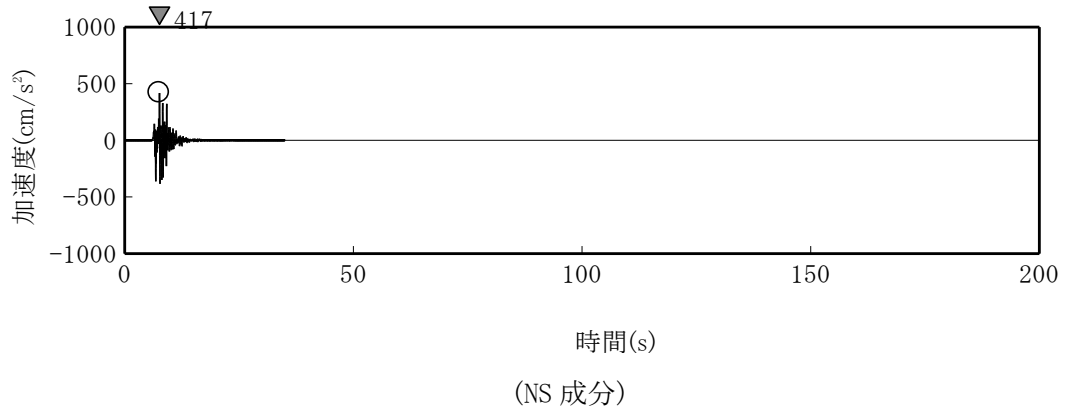
第 1. 3. 1 図(3) 弾性設計用地震動 Sd の応答スペクトル(UD 成分)



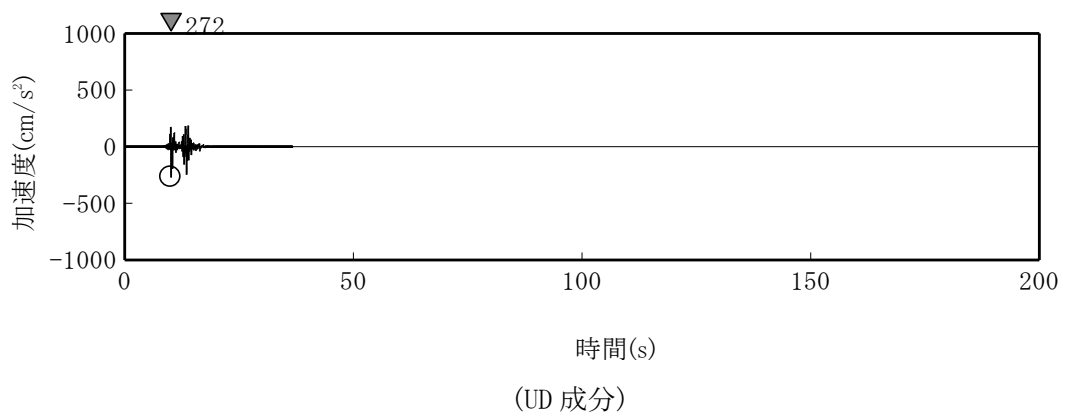
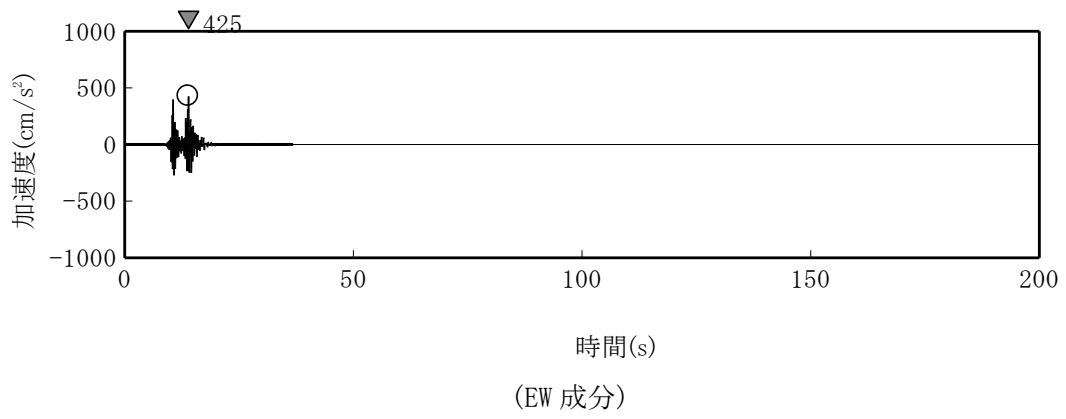
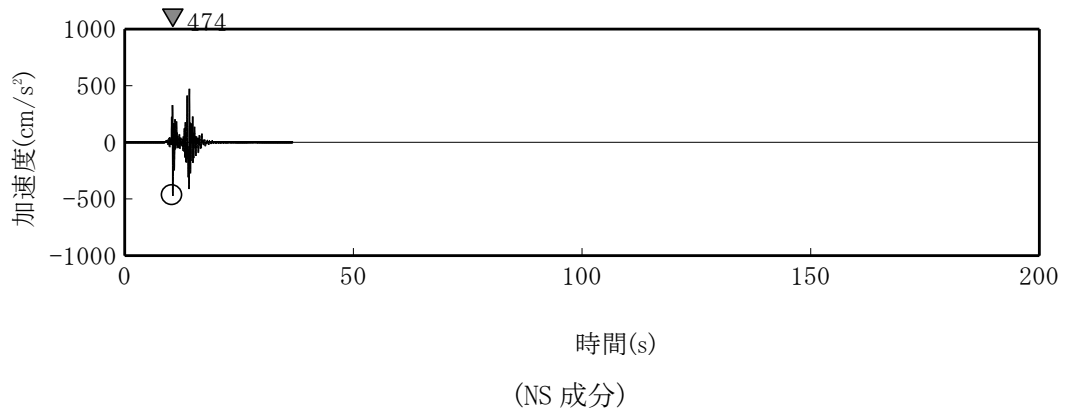
第 1. 3. 2 図(1) 弾性設計用地震動 Sd-D の時刻歴波形



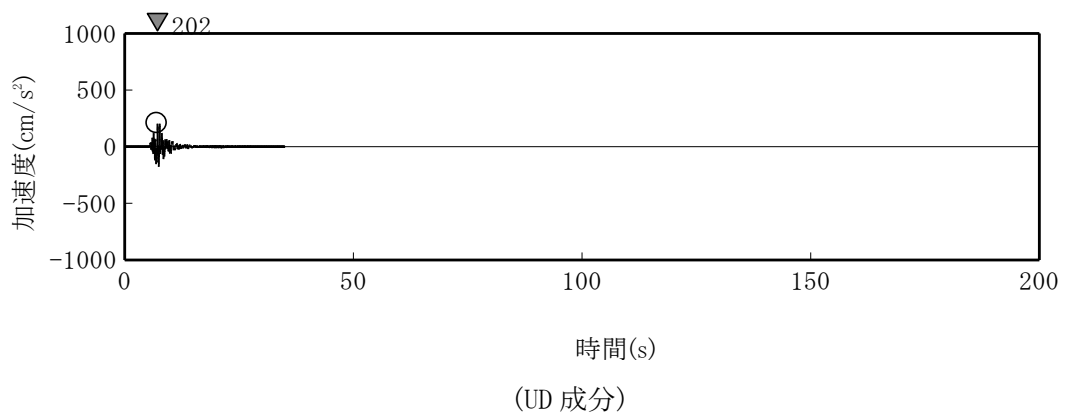
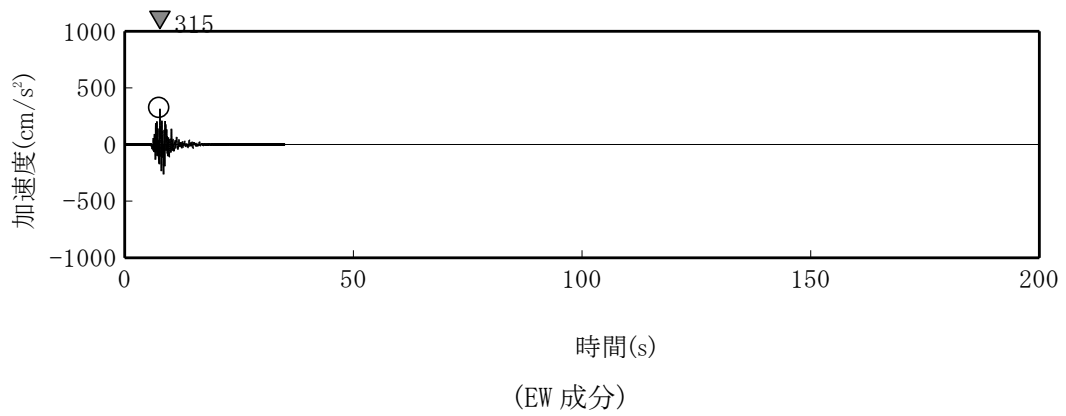
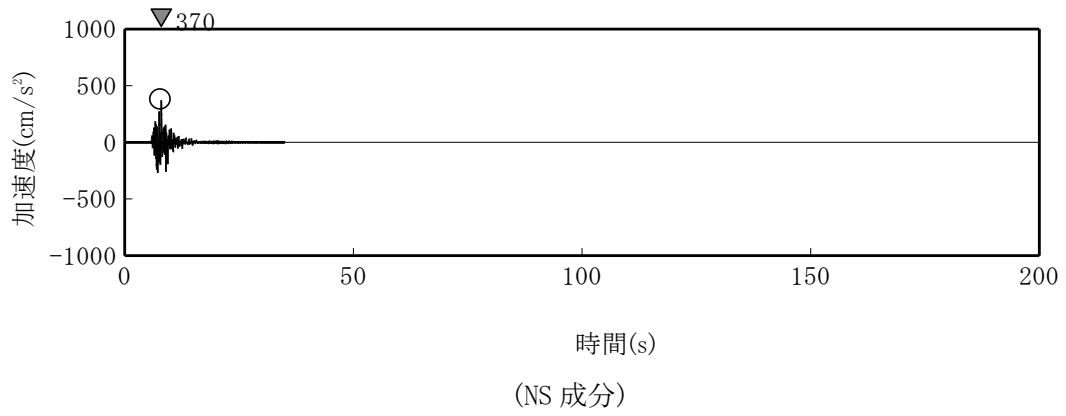
第 1.3.2 図(2) 弾性設計用地震動 Sd-1 の時刻歴波形



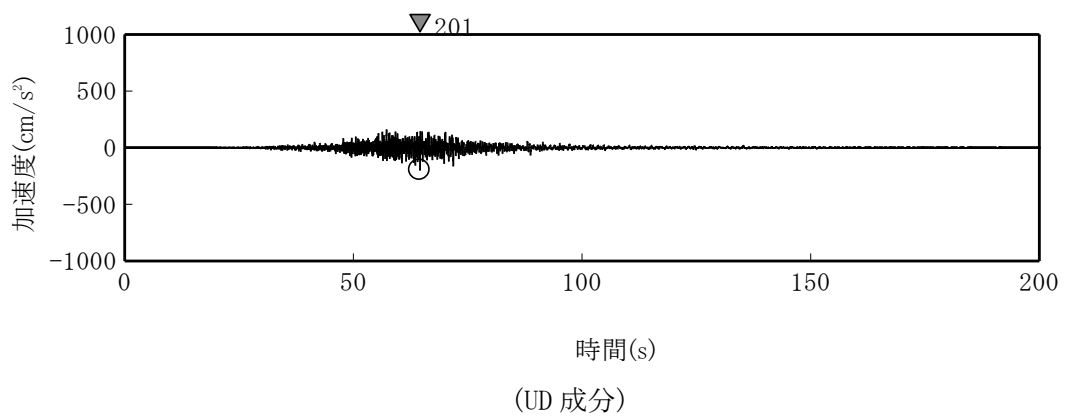
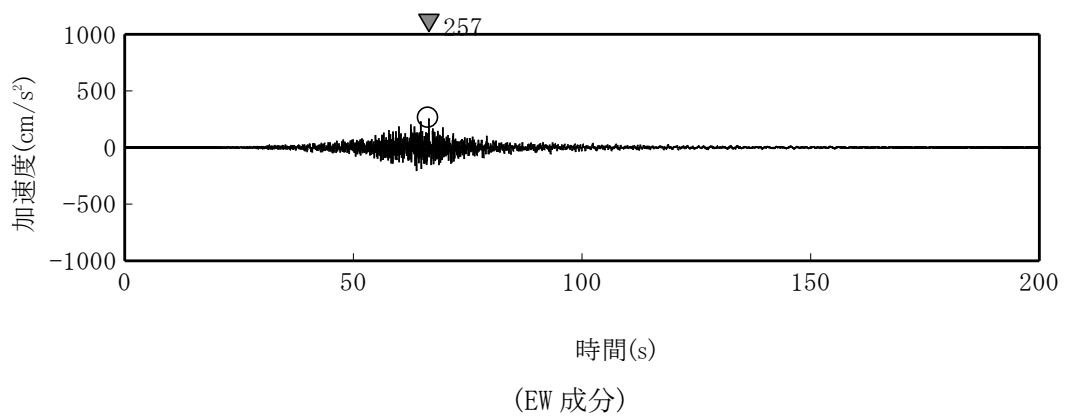
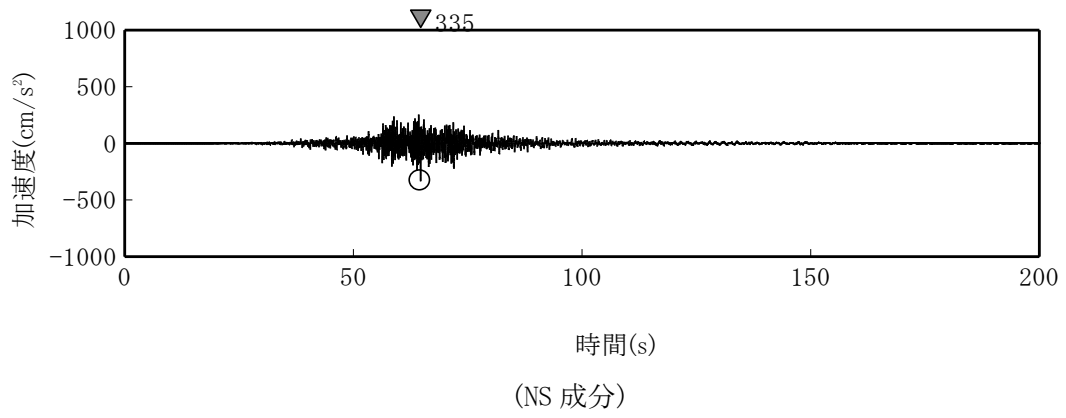
第 1. 3. 2 図(3) 弾性設計用地震動 Sd-2 の時刻歴波形



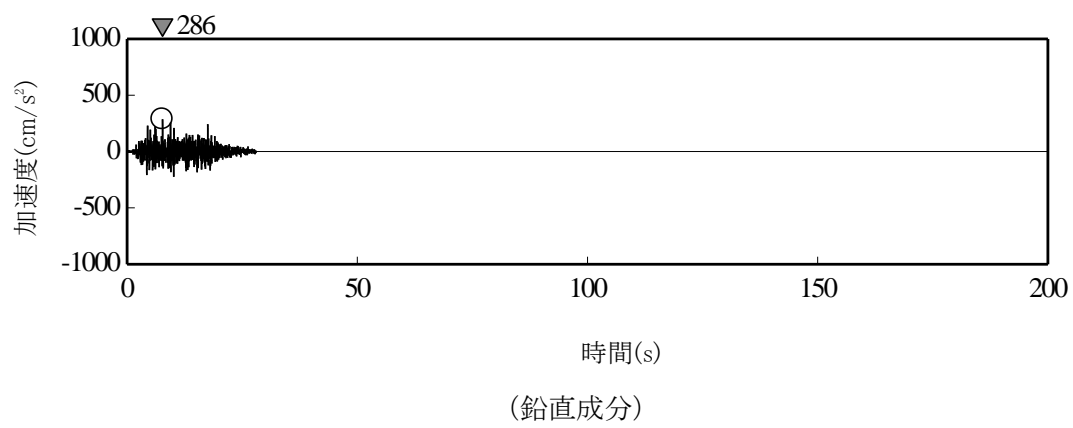
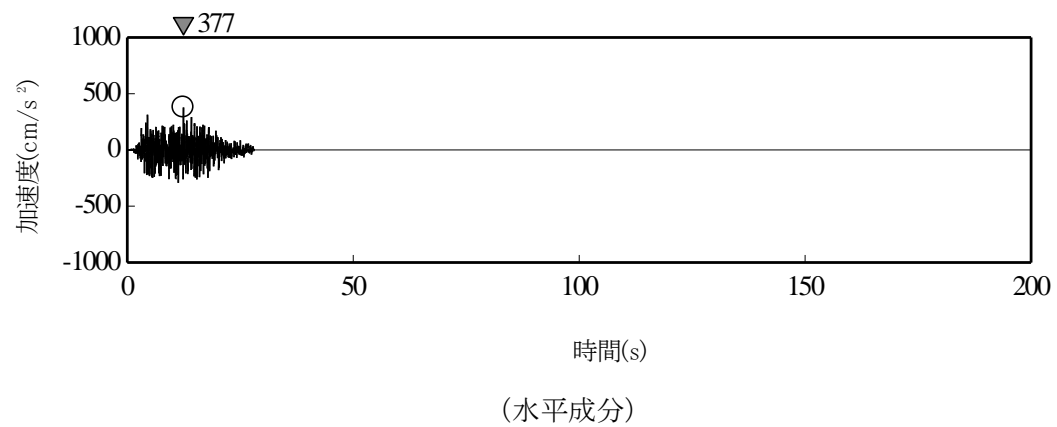
第 1.3.2 図(4) 弾性設計用地震動 Sd-3 の時刻歴波形



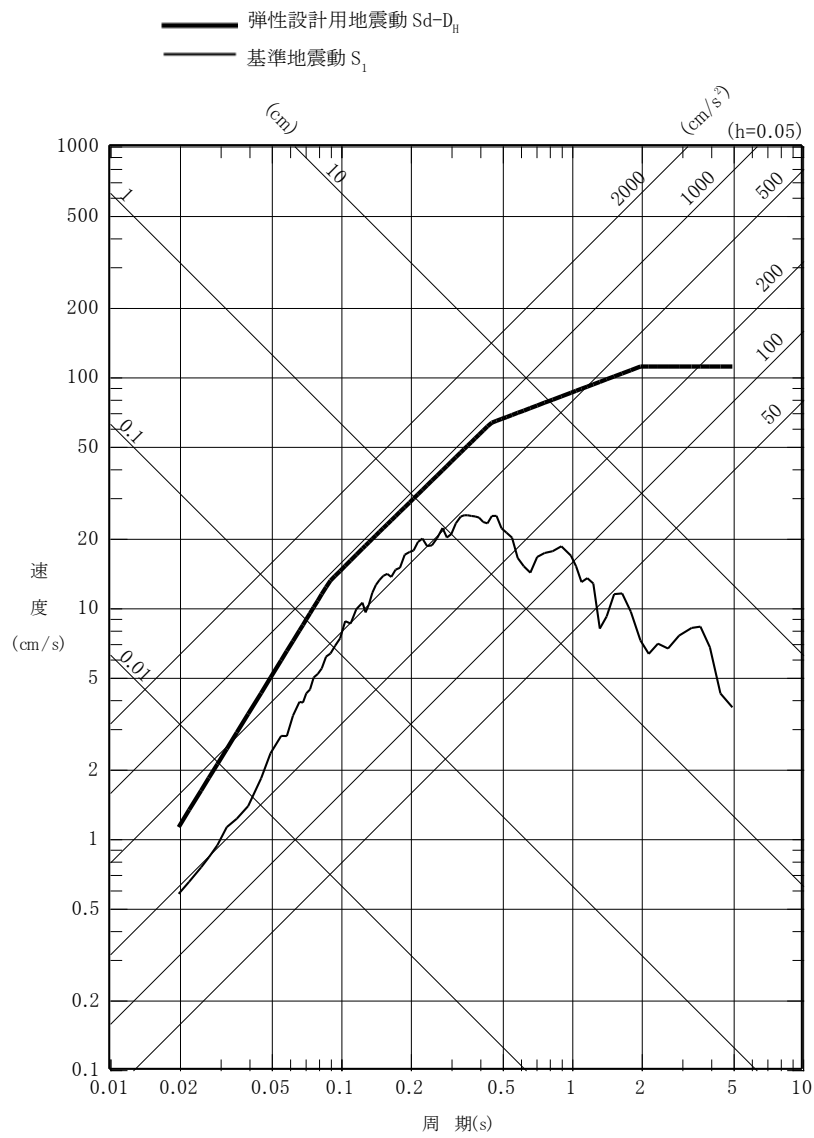
第 1. 3. 2 図(5) 弾性設計用地震動 Sd-4 の時刻歴波形



第 1.3.2 図(6) 弾性設計用地震動 Sd-5 の時刻歴波形

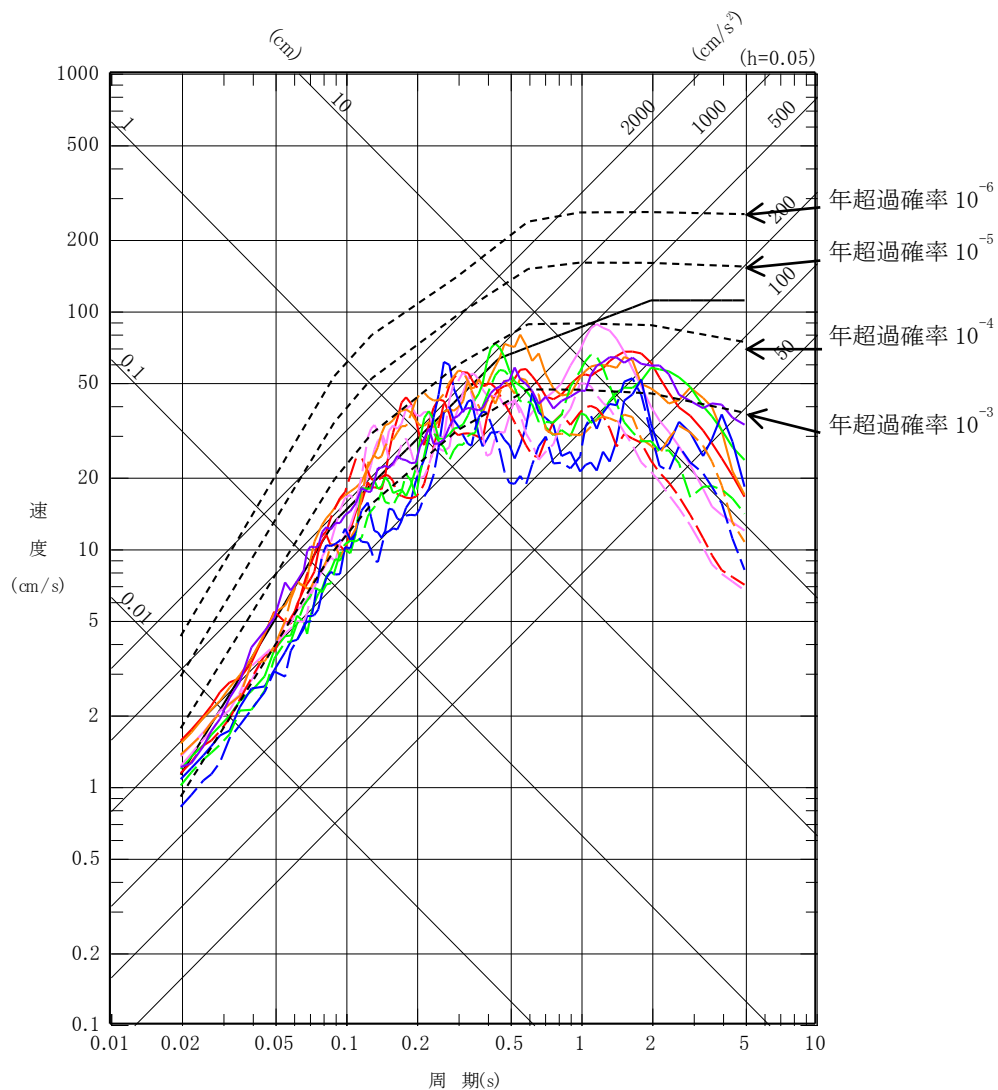


第 1. 3. 2 図(7) 弾性設計用地震動 Sd-6 の時刻歴波形

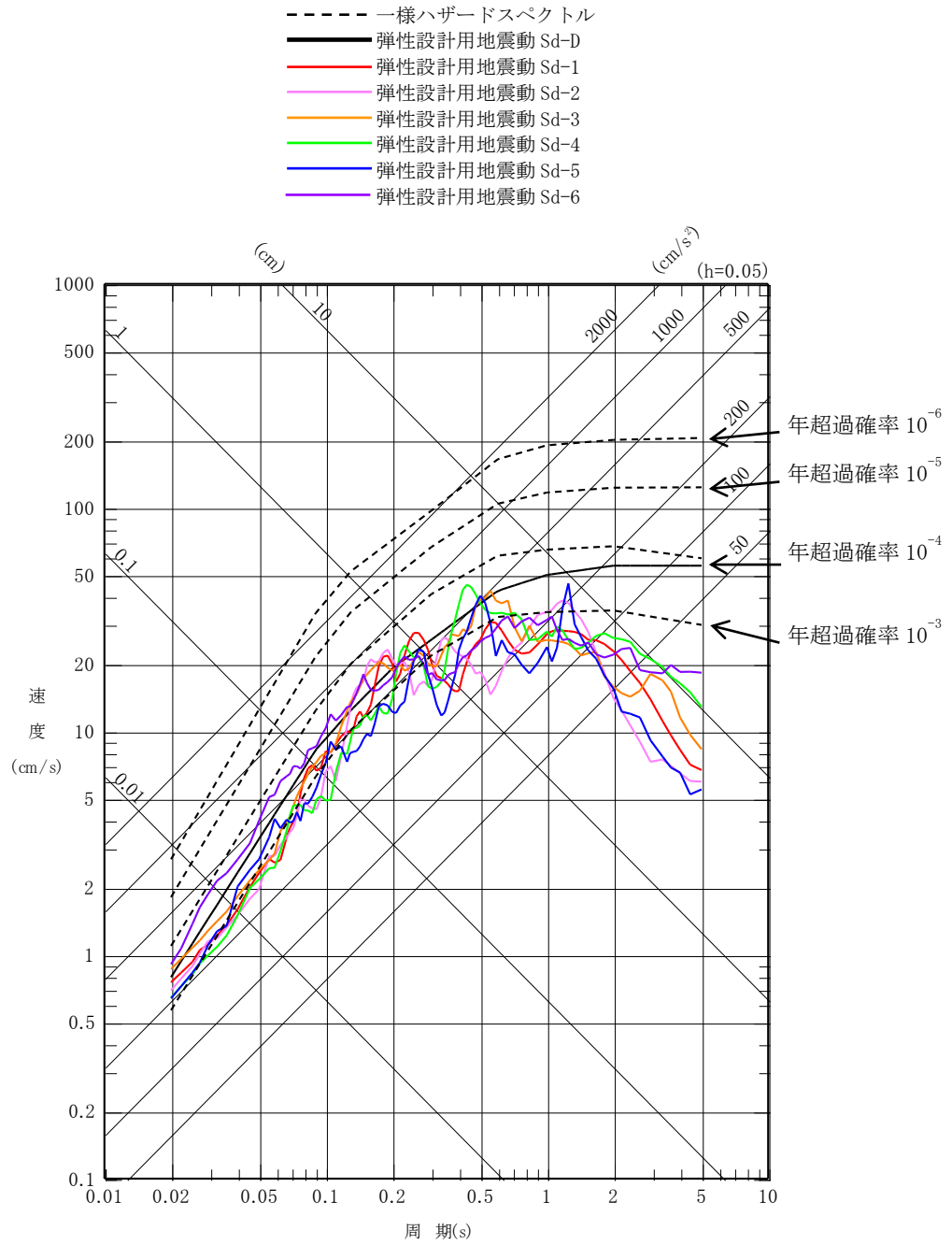


第 1.3.3 図 弾性設計用地震動 S_d-D と基準地震動 S_1 の応答スペクトルの比較 (水平成分)

- 一様ハザードスペクトル
 - 弾性設計用地震動 Sd-D
 - 弾性設計用地震動 Sd-1^{※1}
 - 弾性設計用地震動 Sd-2^{※1}
 - 弾性設計用地震動 Sd-3^{※1}
 - 弾性設計用地震動 Sd-4^{※1}
 - 弾性設計用地震動 Sd-5^{※1}
 - 弾性設計用地震動 Sd-6
- ※1 実線はNS成分、破線はEW成分



第 1. 3. 4 図(1) 弾性設計用地震動 Sd の一様ハザードスペクトル(水平成分)



第 1. 3. 4 図(2) 弾性設計用地震動 Sd の一様ハザードスペクトル(鉛直成分)

1.4 耐津波設計

原子炉施設は、丘陵地帯の台地に位置するため、津波により重大な影響を受けるおそれがないことから、津波による損傷の防止は設計上考慮しない。

1.5 火災による損傷の防止に係る設計

1.5.1 火災の防護に関する基本方針

原子炉施設には、火災（ナトリウムが漏えいした場合に生じるナトリウムの燃焼を含む。）が発生し、これを検知した場合において、原子炉を停止する（手動スクラム）。原子炉施設には、火災により原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、火災感知設備、消火設備及び火災の影響を軽減する機能を設け、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるように、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できるように、さらに、使用済燃料貯蔵設備の水冷却池においては、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持できるように設計する。また、消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないように設計する。

火災防護対象設備とする安全施設のうち、動的機能を有する構築物、系統及び機器については、フェイルセーフ又は多重化を基本方針とし、火災により、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるように設計する。静的機能を有する構築物、系統及び機器については、不燃性材料で構成することを基本方針とする。

1.5.2 火災防護対象設備

原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるように、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できるように、さらに、使用済燃料貯蔵設備の水冷却池においては、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持できるように、以下の安全施設を火災防護対象設備とする。

- (1) MS-1のうち、原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能を有する構築物、系統及び機器
- (2) MS-1のうち、原子炉停止後の除熱機能を有する構築物、系統及び機器（1次主循環ポンプポニーモータを除く）
- (3) MS-1のうち、安全上特に重要な関連機能を有する構築物、系統及び機器
- (4) MS-2のうち、燃料プール水の保持機能を有する構築物、系統及び機器

1.5.3 火災区域及び火災区画の設定

原子炉を停止し、放射性物質の閉じ込め機能を維持するための安全施設を火災から防護することを目的とし、想定火災の種類や大きさ等に応じて、原子炉施設を区域・区画化し、適切な離隔距離若しくは隔壁を設けるとともに、当該区域・区画には、適切な火災感知設備及び消火設備を設置する。火災区域は、建物ごとに耐火壁や防火戸により囲われた範囲を基本とする。火災区画は、原子炉の安全停止に係る系統分離等に応じて、火災区域を分割し、耐火壁や防火戸（必要に応じて、防火ダンパ及び貫通部シールを含む。）により分離された範囲を基本とする。なお、これらの火災区域又は火災区画は、任意の区域又は区画に火災が発生した場合において、火災伝播により火災防護対象設備の安全機能を損なわないように設計する。

1.5.4 火災の発生防止

想定される火災により、原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、以下の火災の発生防止対策を講じる。

(1) 発火性物質及び引火性物質漏えい防止

原子炉施設の機器・設備等に内包される発火性物質及び引火性物質（液体）には、冷却材であるナトリウム、ディーゼル発電機等の燃料油である重油、回転機器の潤滑オイル、燃料交換機把持部等のナトリウムを除去する際に使用するアルコールがある。これらを内包する機器・設備等は、ベローズシール、パッキン、Oリング等を用いることによる発火性物質及び引火性物質（液体）の漏えい防止方策、又は、万一の漏えいに備え、堰を設けて漏えい拡散面積を制限することによる拡大防止方策を講じた設計とする。

(2) 不燃性材料又は難燃性材料の使用

火災防護対象設備には、不燃性材料又は難燃性材料を使用した設計とする。ただし、不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤、電線管への格納等により、火災の延焼を防止するための措置を講ずる。なお、機器、配管、ダクト、トレイ、電線管、盤の筐体及びこれらの支持構造物のうち、主要な構造材は不燃性材料を使用する。また、火災防護対象設備が設置される火災区画の建物内装材には、不燃性材料を使用する。

(3) 地絡・短絡等に起因する過電流による電力ケーブル等の過熱及び焼損の防止

動力ケーブルについて、保護継電器、遮断器、ヒューズの組み合わせ等により、地絡や短絡等に起因するケーブルの過熱及び焼損を防止する。

非常用ディーゼル電源系、交流無停電電源系及び直流無停電電源系のうち、火災発生リスクの高いケーブル（印加電圧が480Vを超えるもの）については、難燃ケーブルを使用する。

(4) 蓄電池から発生する水素ガスの蓄積防止

交流無停電電源系及び直流無停電電源系の蓄電池が設置される火災区画には、蓄電池から発生する水素が滞留することがないように、換気設備を設ける。なお、当該換気設備は、社団法人電池工業会「蓄電池室に関する設計指針」（SBA G 0603-2001）に基づき、必要な換気容量を有したものとする。

上記換気設備がなんらかの異常により停止した場合には、中央制御室に警報を発生するものとする。また、換気設備（換気扇）の故障に備え、可搬式局排装置を配備し、万一、当該換気設備が故障等により停止した場合であっても、換気運転を継続できるものとする。

1.5.5 火災の感知及び消火

(1) 火災の感知

早期に火災を感知するため、各火災区画等には、煙感知器を設置する。なお、設置環境条件や対象物燃焼特性等を踏まえ、煙感知器以外のものを使用する場合がある。中央制御室に

設置される防災監視盤は、火災感知器が作動した場合に警報を発生し、かつ火災の発生場所が特定できるものとする。火災防護対象設備が設置される火災区画等の火災感知器、及び中央制御室に設置される防災監視盤については、外部電源喪失時に、その機能を喪失することがないように、非常用電源設備より電源を供給する。

ナトリウム漏えいの感知には、ナトリウム漏えい検出器を用いる。原子炉冷却材バウンダリ及び冷却材バウンダリ等を構成する容器及び配管等（主冷却機を除く。）には、接点式のナトリウム漏えい検出器を設ける。主冷却機については、その構造に鑑み、光学式のナトリウム漏えい検出器を使用する。ナトリウム漏えい検出器が作動した場合に警報を発生し、かつ火災の発生場所が特定できるものとする。なお、原子炉冷却材バウンダリにあっては、リークジャケット等を有しており、ナトリウム漏えい検出器は、原子炉冷却材バウンダリとリークジャケット等のアニュラスに設置されるため、原子炉冷却材バウンダリ破損に伴うナトリウム漏えいは、当該ナトリウムが系統外に漏えいする前に感知される。2次主冷却系配管が位置するエリア、重油を貯蔵するエリア及び現場電源盤が設置されるエリアにおいては、監視用 ITV を設置し、中央制御室のモニタにより、その状況を確認できるものとする。

(2) 火災の消火

各火災区画等には、可搬式消火器（ABC消火器又は特殊化学消火剤等）を配置し、運転員等により火災の消火を行うことを基本とする。火勢が強く、運転員等による消火が困難なことが想定される場所については、ハロン消火設備を設置し、遠隔操作による消火活動を可能とする。なお、原子炉施設は、ナトリウムを取り扱うことを踏まえ、水を用いた消火設備を有しないため、消火設備の破損、誤動作又は誤操作により、火災防護対象施設の安全機能を喪失することはない。ただし、ナトリウムを取り扱わない第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物には、屋内消火ポンプ式消火栓を配備する。

中央制御室には可搬式消火器を配置し、常駐する運転員により、火災の早期発見・早期消火に対応できるものとする。

火災防護対象施設が設置される火災区画等において、手動操作による固定式消火設備に期待する場合には、固定式消火設備（ハロン消火設備）が、当該火災区画での火災により、機能を喪失することがないように、独立性を考慮したものとする。また、固定式消火設備は、外部電源喪失時に、その機能を喪失することがないように、蓄電池を有したものとする。

消火活動に必要な照明を確保するため、中央制御室には、可搬式照明器具を配置する。また、原子炉施設には、消火活動に必要な消火服や空気呼吸器を配備するとともに、定期的に装備装着訓練や消火訓練を実施することで、これらの機材の使用に係る習熟度向上を図る。

1.5.6 火災の影響軽減

(1) 火災区画等の分離

火災発生により他の区域・区画の火災防護対象設備に影響を及ぼさないために、火災区画等は、耐火壁、防火戸、防火ダンパ及び貫通部シール（不燃性パネル又は不燃性パテを使用）により分離する。なお、火災区画等で可燃物を保管する場合は、金属製のキャビネット等により収納する。金属製のキャビネット等以外で保管する場合は、「1.5.7 火災の影響評価」に基

づき実施する火災の影響評価において設定した各火災区画等の仮置き可燃物の制限量を超えないように、可燃物の量を管理するとともに、発火源や火災防護対象設備と適切に分離されるように、その離隔距離等を管理する。

また、非常用ディーゼル電源系のうち、火災発生リスクの高いケーブル（印加電圧が480Vを超えるもの）の敷設ルートは、他のケーブル等への影響がないように、離隔距離を確保又は電線管を用いて施工する。さらに、地下階に設置されているディーゼル発電機及びボイラー設備に使用する重油の貯蔵タンク内のベーパーが建物内に滞留しないよう、これらのタンクにはベント管を設けるものとし、ベーパーを屋外に放出・拡散させるものとする。

中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から原子炉を停止させ、崩壊熱を除去し、及び必要なパラメータを監視するための中央制御室外原子炉停止盤を設ける。

(2) ナトリウム漏えいに係る影響の軽減

ナトリウムを保有する区画には、耐火能力を有する鋼製のライナ又は受樋を設置し、ナトリウムとコンクリートが直接接触することを防止することで火災の影響を軽減する。

1次冷却材を内包する機器・設備を二重構造とし、二重壁内を窒素雰囲気として、1次冷却材が漏えいした場合にあっても、当該ナトリウムが燃焼することを防止する。また、原子炉運転中においては、1次冷却材を内包する機器・設備が設置される格納容器（床下）を窒素雰囲気とし、万一、1次冷却材が二重壁外へ漏えいした場合にあっても、当該ナトリウムが燃焼することを防止する。

2次冷却材を内包する機器が設置される主冷却機建物においては、多量のエアロゾルの発生を想定し、その拡散を防止するため、換気空調設備を停止し、防煙ダンパを閉止できるものとし、他の区画等への影響を軽減する。また、2次冷却材が漏えいした場合には、系統のナトリウムをドレンし、漏えい量を低減し、火災の影響を軽減する。

1.5.7 火災の影響評価

火災防護対象設備については、ケーブル火災、潤滑油及び燃料油の火災並びに仮置き可燃物による火災を想定した影響評価を行い、その安全機能が損なわれないように設計する。

1.6 溢水による損傷の防止に係る設計

1.6.1 溢水の防護に関する基本方針

原子炉施設は、原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損、消火系統の作動又は使用済燃料貯蔵設備の水冷却池のスロッシング等による溢水が生じた場合においても、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるように、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できるように、さらに、使用済燃料貯蔵設備の水冷却池においては、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持できるように設計する。また、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ように設計する。

溢水防護対象設備とする安全施設のうち、動的機能を有する構築物、系統及び機器については、フェイルセーフ又は多重化を基本方針とし、溢水により、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるように設計する。また、放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって、当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいするおそれのあるもの（当該区画に管理区域外との連絡通路（扉等）があるもの）を対象とし、堰を設ける等の措置を講じる。

1.6.2 溢水防護対象設備

原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるように、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できるように、さらに、使用済燃料貯蔵設備の水冷却池においては、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持できるように、以下の安全施設を溢水防護対象設備とする。

- (1) MS-1のうち、原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能を有する構築物、系統及び機器
- (2) MS-1のうち、原子炉停止後の除熱機能を有する構築物、系統及び機器（1次主循環ポンプポニーモータを除く）
- (3) MS-1のうち、安全上特に重要な関連機能を有する構築物、系統及び機器
- (4) MS-2のうち、燃料プール水の保持機能を有する構築物、系統及び機器

1.6.3 溢水の影響評価

溢水防護対象設備については、以下の溢水を想定した影響評価を行い、没水及び被水により、その安全機能が損なわれないように設計する。

- (1) 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水
 - ① 高エネルギー配管*1（完全全周破断）からの溢水
*1 呼び径>25A (1B)
運転温度>95℃又は運転圧力>1.9MPa [gage]
 - ② 低エネルギー配管*2（配管内径の1/2の長さと同配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラック）からの溢水

*2 呼び径>25A (1B)

運転温度 $\leq 95^{\circ}\text{C}$ かつ運転圧力 $\leq 1.9\text{MPa}$ [gage]

(ただし、静水頭圧の配管は除く。)

(2) 原子炉施設内で生じる異常状態(火災を含む。)の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水

- ① 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水
- ② 建物内の消火活動のために設置される消火栓からの放水

(3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水

- ① 原子炉施設内に設置された機器の破損による漏水(耐震重要度分類B、Cクラス機器の破損)
- ② 使用済燃料貯蔵設備水冷却池のスロッシングによる溢水

1.7 外部からの衝撃による損傷の防止に係る設計

1.7.1 基本方針

安全施設は、想定される洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災が発生した場合において、また、敷地及びその周辺において想定される航空機落下、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、その安全機能の重要度に応じて、必要な安全機能を損なわないように設計する。重要安全施設については、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を、それぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して、適切に組み合わせるものとする。

1.7.2 外部からの衝撃による損傷の防止に係る設計（竜巻、森林火災及び近隣工場等の火災（以下「外部火災」という。）を除く。）

安全施設については、以下の事象を想定し、安全機能を損なわないように設計する。

（1）洪水・降水

敷地は鹿島台地にあり、地形的にみて洪水・降水による被害は考えられない。したがって、洪水・降水を考慮する必要はない。

（2）風（台風）

敷地付近で観測された瞬間最大風速は、水戸地方気象台の観測記録（1937年～2013年）によれば44.2m/s（1939年8月5日）である。屋外に位置する安全施設のうち、風（台風）により安全機能を損なうおそれのあるものは、風荷重に対する設計を、日本の最大級の台風を考慮した建築基準法に基づいて行い、安全機能を損なわないように設計する。

（3）凍結

敷地付近の水戸地方気象台での記録（1897年～2013年）によれば、最低気温は-12.7℃（1952年2月5日）、月平均最低気温は-3.1℃（1月）である。屋外に位置する安全施設のうち、凍結により安全機能を損なうおそれのあるものは、上記の最低気温に、適切な余裕を考慮し、凍結を防止することで、安全機能を損なわないように設計する。

（4）積雪

水戸地方気象台の観測記録（1897年～2013年）によれば、積雪量の日最大値は32cm（1945年2月26日）である。屋外に位置する安全施設のうち、積雪により安全機能を損なうおそれのあるものは、茨城県建築基準法関係条例に基づく積雪単位重量指定値により設計を行うことで、安全機能を損なわないようにする。

（5）落雷

雷害防止として、屋外に位置する安全施設のうち、建築基準法に基づき高さ20mを超える安全施設には避雷針を設ける。また、避雷針の接地極として、接地網を布設して接地抵抗の低減を図る。

（6）地滑り

大洗研究所（南地区）の敷地には、地滑りの素因となるような地形の存在は認め

られないことから、安全施設の安全機能を損なうような地滑りが生じることはない。したがって、地滑りを考慮する必要はない。

(7) 生物学的事象

海より取水していないため、海生生物等による影響はない。補機冷却設備及び脱塩水供給設備は、適宜、点検・清掃するとともに、必要に応じて、薬液注入を行い、微生物等の発生による影響を軽減し、関連する安全施設の安全機能を損なわないようにする。また、小動物の侵入については、屋外に設置される端子箱貫通部等をシールすることで、これを防止する。

(8) 航空機落下

航空機の落下確率は、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」(平成14・07・29原院第4号(平成14年7月30日原子力安全・保安院制定))等を準用して評価した結果、約 8.8×10^{-8} 回/炉・年であり、防護設計の要否を判断する基準である 10^{-7} 回/炉・年を下回る。これにより、航空機落下による損傷の防止は、設計上考慮しないものとする。

(9) ダムの崩壊

原子炉施設の近くに、崩壊により安全施設に影響を及ぼすようなダムはない。したがって、ダムの崩壊を考慮する必要はない。

(10) 爆発

原子炉施設の近くに、爆発により安全施設に影響を及ぼすような爆発物の製造及び貯蔵設備はない。したがって、爆発を考慮する必要はない。

(11) 有毒ガス

原子炉施設の近くに、石油コンビナート等の大規模な有毒物質を貯蔵する固定施設はない。したがって、有毒ガスを考慮する必要はない。

(12) 船舶の衝突

原子炉施設は、港湾等を有していない。また、大洗研究所(南地区)の北方約5kmに大洗港があるが、原子炉施設からは十分離れている。したがって、船舶の衝突を考慮する必要はない。

(13) 電磁的障害

安全機能を有する安全保護回路は、施設内で発生する電磁干渉や無線電波干渉等により機能が喪失しないよう、絶縁回路の設置によるサージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製筐体の適用等により電磁波の侵入を防止し、電磁的障害の発生を防止する設計とする。

1.7.3 耐竜巻設計

1.7.3.1 竜巻防護施設

竜巻防護施設は、想定される竜巻が発生した場合において、安全機能を損なわないように設計する。竜巻防護施設は、「1.2.4 重要安全施設の選定」に定める外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設とする。なお、耐竜巻設計にあっては、竜巻防護施設の外殻施設を評価対象とする場合がある。

1.7.3.2 設計竜巻荷重の算定法

原子炉施設の耐竜巻設計に用いる設計竜巻荷重は、風圧力、気圧差による圧力及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた複合荷重として算定する。風圧力については、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準を準用して算出する。気圧差による圧力については、設計竜巻による最大気圧低下量及び最大気圧低下率に基づいて設定する。飛来物の衝撃荷重については、原子炉施設周囲の状況等を勘案した上で、設計竜巻の最大風速及び物性値等に基づいて、設計飛来物を選定あるいは設定し、当該設計飛来物が竜巻防護施設又は外殻施設に衝突することを想定して算出する。

「添付書類6 9. 竜巻」に示したように、設計竜巻の最大風速は92m/sである。なお、耐竜巻設計にあつては、設計竜巻の最大風速(92m/s)に余裕を考慮し、最大風速として100m/sを用いる。設計飛来物については、原子炉施設において、必要に応じて、飛来物が竜巻防護施設又は外殻施設に衝突することを防止するための措置(固縛、避難又は防護柵等設置)を講じることを考慮して、選定あるいは設定するものとする。

1.7.3.3 荷重の組合せと許容限界

1.7.3.3.1 荷重の組合せにおいて考慮する原子炉施設の状態

(1) 建物・構築物

(i) 運転時の状態

原子炉施設が通常運転時若しくは運転時の異常な過渡変化時にあり、通常の下条件におかれている状態

(ii) 設計基準事故時の状態

原子炉施設が設計基準事故時にある状態

(2) 機器・配管系

(i) 通常運転時の状態

原子炉施設の起動、停止、出力運転、燃料交換等が計画的に行われた場合であつて、運転条件が所定の制限値以内にある運転状態

(ii) 運転時の異常な過渡変化時の状態

原子炉施設の通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であつて、当該状態が継続した場合には炉心又は原子炉冷却材バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態

(iii) 設計基準事故時の状態

発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であつて、当該状態が発生した場合には原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態

1.7.3.3.2 荷重の種類

(1) 建物・構築物

- (i) 原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧並びに通常の気象条件による荷重）
- (ii) 運転時の状態で作用する荷重
- (iii) 設計基準事故時の状態で作用する荷重
- (iv) 設計竜巻荷重、積雪荷重

なお、運転時の状態で作用する荷重及び設計基準事故時の状態で作用する荷重には、機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとする。

(2) 機器・配管系

- (i) 通常運転時の状態で作用する荷重
- (ii) 運転時の異常な過渡変化時の状態で作用する荷重
- (iii) 設計基準事故時の状態で作用する荷重
- (iv) 設計竜巻荷重

1.7.3.3.3 荷重の組合せ

設計竜巻荷重と他の荷重との組合せは以下のとおりとする。

(1) 建物・構築物

- (i) 常時作用している荷重及び運転時の状態で作用する荷重と設計竜巻荷重及び積雪荷重を組み合わせる。

(2) 機器・配管系

- (i) 通常運転時の状態で作用する荷重、又は運転時の異常な過渡変化時の状態若しくは設計基準事故時の状態で作用する荷重のうち、長時間その作用が続く荷重と設計竜巻荷重を組み合わせる。

(3) 荷重の組合せ上の留意事項

- (i) 明らかに、他の荷重の組合せ状態での評価が厳しいことが判明している場合には、その荷重の組合せ状態での評価は行わなくてもよいものとする。
- (ii) 複数の荷重が同時に作用する場合、それらの荷重による応力の各ピークの生起時刻に明らかなずれがあることが判明しているならば、必ずしも、それぞれの応力のピーク値を重ねなくともよいものとする。

1.7.3.3.4 許容限界

各施設の設計竜巻荷重と他の荷重とを組み合わせた状態に対する許容限界は、以下のとおりとする。

(1) 建物・構築物

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

する。

(2) 機器・配管系

- (i) 構造物の相当部分が降伏し塑性変形する場合でも過大な変形、亀裂、破損等が生じ、その施設の機能に影響を及ぼすことがない程度に応力を制限する。

1.7.3.4 設計における留意事項

(1) 設計飛来物が竜巻防護施設又は外殻施設に衝突した際に生じる波及的影響

竜巻防護施設については、設計飛来物が、竜巻防護施設又は外殻施設に衝突した際に生じる波及的影響（貫通及び裏面剥離）によって、その安全機能を損なわないことを確認するものとする。なお、波及的影響の評価に当たっては、竜巻防護施設の設計に用いる設計竜巻の最大風速を適用する。設計飛来物については、原子炉施設において、必要に応じて、飛来物が竜巻防護施設又は外殻施設に衝突することを防止するための措置（固縛、避難又は防護柵等設置）を講じることを考慮して、選定あるいは設定するものとする。

(2) 竜巻随件事象等に対する考慮

竜巻注意情報等が発表され、竜巻が接近するおそれが確認された場合には、原子炉を停止する。また、飛来物が竜巻防護施設又は外殻施設に衝突することを防止するために必要な措置（固縛又は避難）を講じる。竜巻随件事象として想定される外部電源喪失等に対しては、原子炉保護系の作動等により、原子炉を自動停止するものとする。

1.7.4 耐降下火砕物設計

1.7.4.1 降下火砕物防護施設

「添付書類6 8. 火山」に示したように、原子炉施設に影響を及ぼし得る火山事象は降下火砕物のみである。降下火砕物防護施設は、想定される降下火砕物が発生した場合において、安全機能を損なわないように設計する。降下火砕物防護施設は、「1.2.4 重要安全施設の選定」に定める外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設とする。なお、耐降下火砕物設計にあつては、降下火砕物防護施設の外殻施設を評価対象とする場合がある。

1.7.4.2 設計降下火砕物荷重の算定法

「添付書類6 8. 火山」に示したように、敷地における降下火砕物の最大厚さは50cmである。原子力施設の耐降下火砕物設計に用いる設計降下火砕物荷重は、降下火砕物の層厚を50cmとし、湿潤密度を $1.5\text{g}/\text{cm}^3$ として算定する。ただし、降下火砕物の層厚については、原子炉施設において、必要に応じて、降下火砕物が降下火砕物防護施設又は外殻施設への積灰を抑制するための措置を講じることを考慮して設定する。

1.7.4.3 荷重の組合せと許容限界

1.7.4.3.1 荷重の組合せにおいて考慮する原子炉施設の状態

(1) 建物・構築物

- (i) 運転時の状態

原子炉施設が通常運転時若しくは運転時の異常な過渡変化時にあり、通常 of 自然条件下におかれている状態

(ii) 設計基準事故時の状態

原子炉施設が設計基準事故時にある状態

(2) 機器・配管系

(i) 通常運転時の状態

原子炉施設の起動、停止、出力運転、燃料交換等が計画的に行われた場合であつて、運転条件が所定の制限値以内にある運転状態

(ii) 運転時の異常な過渡変化時の状態

原子炉施設の通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であつて、当該状態が継続した場合には炉心又は原子炉冷却材バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態

(iii) 設計基準事故時の状態

発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であつて、当該状態が発生した場合には原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべき事象が発生した状態

1.7.4.3.2 荷重の種類

(1) 建物・構築物

(i) 原子炉のおかれている状態にかかわらず常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧並びに通常 of 気象条件による荷重）

(ii) 運転時の状態で作用する荷重

(iii) 設計基準事故時の状態で作用する荷重

(iv) 設計降下火砕物荷重、風荷重、積雪荷重

なお、運転時の状態で作用する荷重及び設計基準事故時の状態で作用する荷重には、機器・配管系から作用する荷重が含まれるものとする。

(2) 機器・配管系

(i) 通常運転時の状態で作用する荷重

(ii) 運転時の異常な過渡変化時の状態で作用する荷重

(iii) 設計基準事故時の状態で作用する荷重

(iv) 設計降下火砕物荷重

1.7.4.3.3 荷重の組合せ

設計降下火砕物荷重と他の荷重との組合せは以下のとおりとする。

(1) 建物・構築物

(i) 常時作用している荷重及び運転時の状態で作用する荷重と設計降下火砕物荷重及び積雪荷重を組み合わせる。

(2) 機器・配管系

(i) 通常運転時の状態で作用する荷重、又は運転時の異常な過渡変化時の状態若しくは設計基準事故時の状態で作用する荷重のうち、長時間その作用が続く荷重と設計降下火砕物荷重を組み合わせる。

(3) 荷重の組合せ上の留意事項

(i) 明らかに、他の荷重の組合せ状態での評価が厳しいことが判明している場合には、その荷重の組合せ状態での評価は行わなくてもよいものとする。

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

1.7.4.3.4 許容限界

各施設の設計降下火砕物荷重と他の荷重とを組み合わせた状態に対する許容限界は、以下のとおりとする。

(1) 建物・構築物

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

(2) 機器・配管系

(i) 構造物の相当部分が降伏し塑性変形する場合でも過大な変形、亀裂、破損等が生じ、その施設の機能に影響を及ぼすことがない程度に応力を制限する。

1.7.4.4 設計における留意事項

(1) 降下火砕物による波及的影響

降下火砕物防護施設については、必要に応じて、降下火砕物の除去に係る措置を講じられるものとし、降下火砕物による波及的影響（閉塞及び目詰まり）によって、その安全機能の重要度に応じて、必要な安全機能を損なわないものとするとともに、中央制御室については、その居住環境を維持できるものとする。

(2) 降下火砕物随件事象等に対する考慮

降灰予報等が発表され、多量の降下火砕物が原子炉施設に到達するおそれが確認された場合には、原子炉を停止する。また、降下火砕物を除去するために必要な措置（除去等）を講じる。降下火砕物発生時において原子炉施設外で想定される外部電源喪失等に対しては、原子炉保護系の作動等により、原子炉を自動停止するものとする。

1.7.5 耐外部火災設計

1.7.5.1 外部火災防護施設

安全施設は、想定される近隣工場等の火災に対して、その安全機能の重要度に応じて、原

子炉施設の安全性を損なわないように設計する。なお、耐外部火災設計にあつては、安全施設の外壳施設を評価対象とする場合がある。また、安全施設のうち、「1.2.4 重要安全施設の選定」に定める外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設については、想定される近隣工場等の火災に対して、熱的影響評価を行い、消火活動等の措置に期待しない場合にあつても、外壳施設又は離隔による防護等により、その安全機能を損なわないように設計する。

1.7.5.2 熱的影響評価における外部火災の想定等

(1) 森林火災

大洗研究所（南地区）敷地境界に発火点を設け、敷地内の森林を延焼し、熱的影響評価対象施設に迫る火災を想定し、熱的影響評価を実施するものとする。なお、敷地内にあつては、必要に応じて、防火帯又は防火帯相当のエリアを設けるものとする。また、熱的影響評価に当たっては、植生として、敷地内にスギ、ヒノキやマツが分布していることを考慮するとともに、火災中の風速として、過去10年間（2004年～2013年）の水戸地方気象台の観測データの最大風速17.4m/s（2013年10月）に、地形及び樹林の影響を踏まえて0.3を乗じた5.22m/sを使用する。

(2) 近隣工場等の火災（近隣の作業施設の火災・爆発）

大洗研究所（南地区）敷地外10km以内の範囲において、石油コンビナート施設は存在しないため、石油コンビナートの火災・爆発による損傷の防止は、設計上考慮しない。

危険物貯蔵施設等の火災・爆発にあつては、危険物貯蔵施設の危険物屋外タンクや高圧ガス貯蔵設備（15t以上の液化石油ガス及び1t以上の可燃性の高圧ガスを有する施設）における火災・爆発を想定する。また、危険物を搭載した車両の火災・爆発にあつては、敷地に隣接する国道51号線において、危険物を搭載した車両による火災・爆発を想定する。

上記の他、ここでは、航空機が原子炉施設周辺で落下確率が 10^{-7} 回/炉・年以上になる地点へ落下し、火災が生じることも想定し、熱的影響評価を実施するものとする。

1.7.5.3 熱的影響評価における許容限界

熱的影響評価における許容限界は、以下のとおりとする。

(1) 森林火災

(i) 森林境界（想定される発火点から防火帯又は防火帯相当のエリアまでの経路において、原子炉施設に最も近接する地点）における植生等から評価される火炎輻射強度に対して、熱的影響評価対象施設の壁温度について、200℃を許容限界とし、当該壁温度が、200℃を下回ることを確認することを基本とする。なお、許容限界とした壁温度（200℃）は、火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、コンクリート圧縮強度が維持される保守的な温度として設定した。

(2) 近隣工場等の火災

(i) 危険物屋外タンクにおける燃料油量等から評価される火炎輻射強度に対して、熱的影響評価対象施設の壁温度について、200℃を許容限界とし、当該壁温度が、200℃

を下回ることを確認することを基本とする。

- (ii) 高压ガス貯蔵設備における可燃性ガス貯蔵量等から評価される危険限界距離を許容限界とし、熱的影響評価対象施設が当該距離を超える離隔距離を有するものとする。
- (iii) 危険物を搭載した車両の火災・爆発においては、消防法で定められた公道を通行可能な上限量 (30m³) のガソリンが搭載されたタンクローリーを対象とし、評価される火炎輻射強度に対して、熱的影響評価対象施設の壁温度について、200℃を許容限界とし、当該壁温度が、200℃を下回ることを確認することを基本とする。また、液化天然ガス (LNG) 及び液化石油ガス (LPG) が積載された最大クラスのタンクローリー (積載量: 15.1t) を対象とし、評価される危険限界距離を許容限界とし、熱的影響評価対象施設が当該距離を超える離隔距離を有するものとする。
- (iv) 航空機カテゴリ毎に選定した航空機における燃料油量等から評価される火炎輻射強度に対して、熱的影響評価対象施設の壁温度について、200℃を許容限界とし、当該壁温度が、200℃を下回ることを確認することを基本とする。

1.7.5.4 設計における留意事項

(1) 外部火災におけるばい煙による波及的影響

安全施設については、必要に応じて、ばい煙の除去に係る措置を講じられるものとし、ばい煙による波及的影響 (閉塞及び目詰まり) によって、その安全機能の重要度に応じて、必要な安全機能を損なわないものとするとともに、中央制御室については、その居住環境を維持できるものとする。なお、敷地内外において、多量のばい煙が原子炉施設に到達するおそれが確認された場合には、原子炉を停止する。また、ばい煙を除去するために必要な措置 (除去等) を講じる。外部火災発生時において原子炉施設外で想定される外部電源喪失等に対しては、原子炉保護系の作動等により、原子炉を自動停止するものとする。

(2) 外部火災における消火活動

大洗研究所には、24 時間常駐の自衛消防隊を組織し、敷地内に火災が発生した場合にあっては、近隣市町村消防本部と連携して、その消火活動に従事するものとする。また、敷地内において、自衛消防隊又は近隣市町村消防本部による消火活動を必要とする火災が発生した場合には、必要に応じて原子炉を停止する。

1.8 「設置許可基準規則」への適合

原子炉施設は、「設置許可基準規則」に適合するように設計する。各条文に対する適合のための設計方針は次のとおりである。

(適用範囲)

第一条 この規則は、次に掲げる原子炉及びその附属施設について適用する。

- 一 試験研究の用に供する試験研究用等原子炉（船舶に設置するものを除く。）
- 二 船舶に設置する軽水減速加圧軽水冷却型原子炉（減速材及び冷却材として加圧軽水を使用する原子炉であつて蒸気発生器が構造上原子炉圧力容器の外部にあるものをいう。）であつて研究開発段階にある試験研究用等原子炉

適合のための設計方針

原子炉施設及びその附属施設の設計及び材料の選定に当たっては、設計及び工事の方法の認可、使用前検査及び施設定期検査等にも配慮して、原則として現行国内法規に基づく規格及び基準によるものとする。ただし、外国の規格及び基準による場合又は規格及び基準で一般的でないものを適用する場合には、それらの規格及び基準の適用の根拠、国内法規に基づく規格及び基準との対比並びに適用の妥当性を明らかにする。

添付書類八の以下の項目参照

3. 原子炉本体
4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設
5. 原子炉冷却系統施設
6. 計測制御系統施設
7. 放射性廃棄物の廃棄施設
8. 放射線管理施設
9. 原子炉格納施設
10. その他試験研究用等原子炉の附属施設

(定義)

第二条 この規則において使用する用語は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律において使用する用語の例による。

2 この規則において、次の各号に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。

一 「放射線」とは、試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則（昭和三十二年総理府令第八十三号。以下「試験炉規則」という。）第一条の二第二項第一号に規定する放射線をいう。

二 「管理区域」とは、試験炉規則第一条の二第二項第四号に規定する管理区域をいう。

三 「放射性廃棄物」とは、試験炉規則第一条の二第二項第二号に規定する放射性廃棄物をいう。

四 「周辺監視区域」とは、試験炉規則第一条の二第二項第六号に規定する周辺監視区域をいう。

五 「放射線業務従事者」とは、試験炉規則第一条の二第二項第七号に規定する放射線業務従事者をいう。

六 「臨界実験装置」とは、炉心構造を容易に変更することができる試験研究用等原子炉であって、核燃料物質の臨界量等当該試験研究用等原子炉の核特性を測定する用に専ら供するものをいう。

七 「水冷却型研究炉」とは、一次冷却材として水を使用する試験研究の用に供する試験研究用等原子炉（船舶に設置するものを除く。）をいう。

八 「中出力炉」とは、熱出力五百キロワット以上、十メガワット未満の水冷却型研究炉をいう。

九 「高出力炉」とは、熱出力十メガワット以上、五十メガワット以下の水冷却型研究炉をいう。

十 「ガス冷却型原子炉」とは、気体状の一次冷却材を用いる試験研究の用に供する試験研究用等原子炉（船舶に設置するものを除く。）であって熱交換器を有するものをいう。

十一 「ナトリウム冷却型高速炉」とは、試験研究の用に供する試験研究用等原子炉（船舶に設置するものを除く。）であって、一次冷却材としてナトリウムを用い、かつ、その原子核分裂の連鎖反応が主として高速中性子により行われるものをいう。

十二 「安全機能」とは、試験研究用等原子炉施設の安全性を確保するために必要な機能であって、次に掲げるものをいう。

イ その機能の喪失により試験研究用等原子炉施設に運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、これにより公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある機能

ロ 試験研究用等原子炉施設の運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の拡大を防止し、又は速やかにその事故を収束させることにより、公衆又は従事者に及ぼすおそれがある放射線障害を防止し、及び放射性物質が試験研究用等原子炉を設置する工場又は事業所（以下「工場等」という。）外へ放出されることを抑制し、又は防止する機能

- 十三 「安全機能の重要度」とは、試験研究用等原子炉施設の安全性の確保のために必要な安全機能の重要性の程度をいう。
- 十四 「通常運転」とは、試験研究用等原子炉施設において計画的に行われる試験研究用等原子炉の起動、停止、出力運転、燃料体の取替えその他の試験研究用等原子炉の計画的に行われる運転に必要な活動をいう。
- 十五 「運転時の異常な過渡変化」とは、通常運転時に予想される機械又は器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって発生する異常な状態であって、当該状態が継続した場合には試験研究用等原子炉の炉心（以下単に「炉心」という。）又は原子炉冷却材圧力バウンダリの著しい損傷が生ずるおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう。
- 十六 「設計基準事故」とは、発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には試験研究用等原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきものをいう。
- 十七 「多重性」とは、同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理その他の性質を有する二以上の系統又は機器が同一の試験研究用等原子炉施設に存在することをいう。
- 十八 「多様性」とは、同一の機能を有する二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより、共通要因（二以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因をいう。以下同じ。）又は従属要因（単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因をいう。以下同じ。）によって同時にその機能が損なわれないことをいう。
- 十九 「独立性」とは、二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれぞれ互いに分離することにより、共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないことをいう。
- 二十 「燃料体」とは、試験炉規則第一条の二第二項第三号に規定する燃料体であって、試験用燃料体を除いたものをいう。
- 二十一 「燃料材」とは、熱又は中性子を発生させるために成形された核燃料物質をいう。
- 二十二 「燃料被覆材」とは、原子核分裂生成物の飛散を防ぎ、かつ、一次冷却材による侵食を防ぐための金属管、金属板、炭化ケイ素皮膜その他の燃料材を覆うものをいう。
- 二十三 「燃料の許容設計限界」とは、燃料材を覆う燃料被覆材の損傷の程度であって、安全設計上許容される範囲内で、かつ、試験研究用等原子炉を安全に運転することができる限界をいう。
- 二十四 「反応度価値」とは、制御棒の挿入又は引き抜き、液体制御材の注入その他の試験研究用等原子炉の運転に伴う試験研究用等原子炉の反応度の変化量をいう。
- 二十五 「制御棒の最大反応度価値」とは、試験研究用等原子炉が臨界（臨界近傍を含む。）にある場合において、制御棒を一本引き抜くことにより炉心に生ずる反応度価値の最大値をいう。
- 二十六 「反応度添加率」とは、試験研究用等原子炉の反応度を調整することにより炉心に添加される単位時間当たりの反応度の量をいう。

- 二十七 「原子炉停止系統」とは、試験研究用等原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持するために試験研究用等原子炉を停止する系統をいう。
- 二十八 「反応度制御系統」とは、通常運転時に反応度を調整する系統をいう。
- 二十九 「安全保護回路」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を検知し、これらの事象が発生した場合において原子炉停止系統及び工学的安全施設を自動的に作動させる設備をいう。
- 三十 「安全施設」とは、試験研究用等原子炉施設のうち、安全機能を有するものをいう。
- 三十一 「重要安全施設」とは、安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものをいう。
- 三十二 「工学的安全施設」とは、試験研究用等原子炉施設の損壊又は故障その他の異常による試験研究用等原子炉内の燃料体の著しい損傷又は炉心の著しい損傷により多量の放射性物質の放出のおそれがある場合に、これを抑制し、又は防止するための機能を有する安全施設をいう。
- 三十三 「一次冷却材」とは、炉心において発生した熱を試験研究用等原子炉から直接に取り出すことを主たる目的とする流体をいう。
- 三十四 「一次冷却系統設備」とは、一次冷却材が循環する回路を構成する設備をいう。
- 三十五 「最終ヒートシンク」とは、試験研究用等原子炉施設において発生した熱を最終的に除去するために必要な熱の逃がし場をいう。
- 三十六 「冠水維持設備」とは、水冷却型研究炉に係る試験研究用等原子炉施設において、一次冷却材の流出を伴う異常が発生した場合に、原子炉容器内の水位の過度の低下を防止し、炉心全体を冷却材中に保持するための機能を有する設備をいう。
- 三十七 「試験用燃料体」とは、燃料体の研究及び開発を行うことを目的とする燃料体をいう。
- 三十八 「カバーガス」とは、ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設において、ナトリウムの自由液面部を覆うことを主たる目的とする不活性ガスをいう。
- 三十九 「原子炉カバーガス」とは、カバーガスのうち、一次冷却材に係るものをいう。
- 四十 「炉心冠水維持バウンダリ」とは、水冷却型研究炉に係る試験研究用等原子炉施設において、原子炉容器及びそれに接続する配管で構成され、燃料体を冠水状態に保持するための隔壁となる部分をいう。
- 四十一 「原子炉格納容器バウンダリ」とは、ガス冷却型原子炉又はナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設のうち、原子炉格納容器において想定される事象が発生した場合において、圧力障壁及び放射性物質の放出の障壁となる部分をいう。
- 四十二 「原子炉冷却材圧力バウンダリ」とは、ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設のうち、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、圧力障壁となる部分をいう。
- 四十三 「原子炉冷却材バウンダリ」とは、ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設において一次冷却材を内包するものであって、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において冷却材障壁を形成するもので、かつ、それが破壊することにより一次冷却材漏えい事故となる部分をいう。

四十四 「原子炉カバーガス等のバウンダリ」とは、ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設の通常運転時に原子炉カバーガス又は一次冷却材を内包する部分のうち、原子炉冷却材バウンダリを除いたものをいう。

適合のための設計方針

本申請書において使用する用語の定義は、上記当該各号に定めるところによる。

(試験研究用等原子炉施設の地盤)

第三条 試験研究用等原子炉施設（水冷却型研究炉、ガス冷却型原子炉及びナトリウム冷却型高速炉に係るものを除く。以下この章において同じ。）は、次条第二項の規定により算定する地震力（試験研究用等原子炉施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいもの（以下「耐震重要施設」という。）にあつては、同条第三項の地震力を含む。）が作用した場合においても当該試験研究用等原子炉施設を十分に支持することができる地盤に設けなければならない。

2 耐震重要施設は、変形した場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設けなければならない。

3 耐震重要施設は、変位が生ずるおそれがない地盤に設けなければならない。

適合のための設計方針

1 について

耐震重要施設は、基準地震動による地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置する。また、上記に加え、基準地震動による地震力が作用することによって弱面上のずれが発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対する支持性能を有する地盤に設置する。主冷却機建物については、地盤強度のばらつきを考慮した場合、解析用地下水位を地表面に設定した場合のいずれも評価基準値 1.5 を上回るように抑止杭による補強を行い、すべりに対して十分な安定性を確保する。

2 について

耐震重要施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、その安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。

3 について

耐震重要施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がないことが確認された地盤に設置する。

添付書類六の以下の項目参照

3. 地盤

(地震による損傷の防止)

第四条 試験研究用等原子炉施設は、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試験研究用等原子炉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に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

適合のための設計方針

1、2及び3 について

原子炉施設は、耐震重要度に応じて、以下の耐震重要度分類に分類する。なお、設計にあつては、水冷却型試験研究炉との構造上の相違（低圧、薄肉、高温構造）を考慮するとともに、耐震重要度分類はその設計の特徴を十分踏まえて行うものとする。また、耐震重要施設は、Sクラスの施設とする。

Sクラス 安全施設のうち、その機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えるおそれのある設備・機器等を有する施設（「過度の放射線被ばくを与えるおそれのある」とは、安全機能の喪失による周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えることをいう。）

Bクラス 安全施設のうち、その機能を喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設

Cクラス Sクラス、Bクラス以外であつて、一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設

Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に係る耐震設計の基本方針を以下に示す。

(1) Sクラスの施設は、基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できるように設計する。また、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。なお、静的地震力は、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。

(2) Bクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行う。その場合、検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に 1/2 を乗じたものとする。なお、当該地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。

(3) Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。

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

4 について

原子炉施設を設置する敷地に該当する斜面はない。

添付書類六の以下の項目参照
5. 地震

添付書類八の以下の項目参照
1. 安全設計の考え方

(津波による損傷の防止)

第五条 試験研究用等原子炉施設は、その供用中に当該試験研究用等原子炉施設に大きな影響を及ぼすおそれがある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。

適合のための設計方針

津波による影響については、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から適切な波源を想定し、津波の遡上による敷地への影響を確認する。また、津波発生 の 要 因 として、地震のほか、地すべり、斜面崩壊等地震以外の要因も検討し、不確かさを考慮した数値解析により評価を実施する。

敷地に最も大きな影響を及ぼす津波は、プレート間地震による「茨城県沖から房総沖に想定する津波」であり、津波高さは、敷地前面海岸の範囲内最大で T.P. +16.9m である。また、潮位のばらつき、高潮及び断層の破壊伝播現象が水位上昇側に与える影響として +0.9m を評価した結果を考慮しても津波高さは T.P. +17.8m である。

原子炉施設は、丘陵地帯の台地に位置し、T.P. +約 35m～+約 40m に設置するため、津波により重大な影響を受けるおそれがないことから、津波による損傷の防止は設計上考慮しない。

添付書類六の以下の項目参照
7. 津波

添付書類八の以下の項目参照
1. 安全設計の考え方

(外部からの衝撃による損傷の防止)

第六条 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。

2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。

3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される試験研究用等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

安全施設は、想定される洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災が発生した場合において、また、敷地及びその周辺において想定される航空機落下、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、その安全機能の重要度に応じて、必要な安全機能を損なわないように設計する。重要安全施設については、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を、それぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して、適切に組み合わせるものとする。

添付書類六の以下の項目参照

2. 気象
3. 地盤
4. 水理
6. 社会環境
8. 火山
9. 竜巻
10. 生物

添付書類八の以下の項目参照

1. 安全設計の考え方

(試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止)

第七条 工場等には、試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入、試験研究用等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（平成十一年法律第二百二十八号）第二条第四項に規定する不正アクセス行為をいう。第十八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

原子炉施設には、原子炉施設への人の不法な侵入、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を防止するための設備を設ける。

(1) 人の不法な侵入の防止

原子炉施設への人の不法な侵入（人による核物質の不法な移動又は妨害破壊行為を含む。）を防止するため、安全施設を含む区域は、これらの区域への接近管理及び出入管理を行うことができるように設計する。

(2) 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の防止

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（郵便物等による爆破物又は有害物質の持ち込みを含む。）を防止するため、原子炉施設には、柵等の障壁を設け、持ち込みルートを限定し、持ち込まれる物件を管理できるように設計する。

(3) 不正アクセス行為の防止

原子炉施設のプラント計測・制御機能を有する安全施設は、外部からのアクセスを遮断する設計とし、不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）により、電子計算機等に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるように設計する。

添付書類八の以下の項目参照

1. 安全設計の考え方

(火災による損傷の防止)

第八条 試験研究用等原子炉施設は、火災により当該試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、必要に応じて、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及び消火を行う設備（以下「消火設備」という。）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 消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても試験研究用等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

原子炉施設には、火災（ナトリウムが漏えいした場合に生じるナトリウムの燃焼を含む。）が発生し、これを検知した場合において、原子炉を停止する（手動スクラム）。原子炉施設には、火災により原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、火災感知設備、消火設備及び火災の影響を軽減する機能を設け、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるように、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できるように、さらに、使用済燃料貯蔵設備の水冷却池においては、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持できるように設計する。また、消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないように設計する。

火災防護対象設備とする安全施設のうち、動的機能を有する構築物、系統及び機器については、フェイルセーフ又は多重化を基本方針とし、火災により、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるように設計する。静的機能を有する構築物、系統及び機器については、不燃性材料で構成することを基本方針とする。

添付書類八の以下の項目参照

1. 安全設計の考え方
10. その他試験研究用等原子炉の附属施設

(溢水による損傷の防止等)

第九条 安全施設は、試験研究用等原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。

2 試験研究用等原子炉施設は、当該試験研究用等原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。

適合のための設計方針

原子炉施設は、原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損、消火系統の作動又は使用済燃料貯蔵設備の水冷却池のスロッシング等による溢水が生じた場合においても、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるように、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できるように、さらに、使用済燃料貯蔵設備の水冷却池においては、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持できるように設計する。また、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ように設計する。

溢水防護対象設備とする安全施設のうち、動的機能を有する構築物、系統及び機器については、フェイルセーフ又は多重化を基本方針とし、溢水により、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるように設計する。また、放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他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するおそれのあるもの（当該区画に管理区域外との連絡通路（扉等）があるもの）を対象とし、堰を設ける等の措置を講じる。

添付書類八の以下の項目参照

1. 安全設計の考え方

(誤操作の防止)

第十条 試験研究用等原子炉施設は、誤操作を防止するための措置を講じたものでなければならない。

2 安全施設は、容易に操作することができるものでなければならない。

適合のための設計方針

1 について

中央制御室に設置する制御盤等（操作スイッチ等を含む。）は、系統及び機器に応じた配置とし、名称等を表示するとともに、各盤には、操作スイッチ等とともに、原子炉施設の状態が正確かつ迅速に把握できるように運転表示、計器表示及び警報表示を設け、保守点検においても誤りが生じにくいように設計する。警報表示（原子炉保護系の作動に係るものを含む。）については、原子炉施設の状態がより正確かつ迅速に把握できるように、重要度に応じて色分けするものとし、警報（ブザー又はベル）を発することで、運転員の注意を喚起して、その内容を表示できるものとする。

2 について

運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時、及び運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後に、その動作が期待される安全施設は、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保されるように設計する。また、中央制御室には、設計基準事故が発生した場合に、原子炉の運転の停止その他の原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける。

添付書類八の以下の項目参照

1. 安全設計の考え方
6. 計測制御系統施設

(安全避難通路等)

第十一条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げる設備を設けなければならない。

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

適合のための設計方針

原子炉施設の安全避難通路には、その位置を容易に識別できるように、誘導灯又は誘導標識を設ける。また、安全避難通路等に設置した照明の一部については、非常用ディーゼル電源系又は直流無停電電源系より給電できるものとし、通常の照明用の電源を喪失した場合においても、機能を損なわないように設計する。さらに、設計基準事故時に、昼夜及び場所を問わず、原子炉施設内で事故対策のための作業が生じた場合に、作業が可能となるよう、バッテリー内蔵型の可搬型照明を配備する。

添付書類八の以下の項目参照

1. 安全設計の考え方

(安全施設)

第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。

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

適合のための設計方針

1 について

安全施設の安全機能の重要度を、「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、原子炉施設の特徴を踏まえて、以下のクラスに分類し、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されるように設計する。なお、各クラスの信頼度の目標は以下とする。

クラス1：合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

クラス2：高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

クラス3：一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

2 について

安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものについては、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、多重性又は多様性及び独立性を確保し、安全機能を確保するように設計する。なお、「安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」は、「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、その機能、構造及び動作原理を考慮し、以下に属する施設より選定するものとする。

(1) MS-1のうち、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合に動的機能を必要とする構築物、系統及び機器

(2) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及

び機器

3 について

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、その機能が期待されている安全施設は、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ように設計する。

4 について

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、適切な方法により、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるように設計する。なお、原子炉の運転中に待機状態にある安全施設（運転中の試験又は検査によって原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除く。）については、運転中に定期的に試験又は検査ができるものとする。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査ができるものとする。さらに、運転中における安全保護回路の機能確認試験にあつては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系統等の不必要な動作が発生しないように設計する。

5 について

安全施設は、機器又は配管の損壊に伴う飛散物が生じるおそれがある構築物、系統及び機器に対して離隔距離又は障壁等を確保し、機器又は配管の損壊に伴う飛散物が生じた場合にあつても、安全機能が損なわれないように配置する設計とする。

6 について

安全施設は、他の原子炉施設等と共用又は相互に接続しないことを基本とする。安全施設を他の原子炉施設等と共用又は相互に接続する場合にあつては、原子炉施設の安全性を損なわないように設計する。なお、液体廃棄物処理設備の一部は、大洗研究所（南地区）の核燃料物質使用施設等の一部と共用するが、放射性液体廃棄物を受け入れ、処理するものであり、共用によって、原子炉施設の運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において必要とされる安全機能が阻害されることはない。

添付書類八の以下の項目参照

3. 原子炉本体
4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設
5. 原子炉冷却系統施設
6. 計測制御系統施設
7. 放射性廃棄物の廃棄施設
8. 放射線管理施設
9. 原子炉格納施設
10. その他試験研究用等原子炉の附属施設

(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)

第十三条 試験研究用等原子炉施設は、次に掲げる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、設計基準事故に至ることなく、試験研究用等原子炉施設を通常運転時の状態に移行することができるものとする。
- 二 設計基準事故時において次に掲げるものであること。
 - 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 設計基準事故により当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものであること。
 - ハ 試験研究用等原子炉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

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故については、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」等を参考として、代表的事象を選定し、運転時の異常な過渡変化にあつては、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心に過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護回路及び原子炉停止系統等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する。また、設計基準事故にあつては、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する。

(1) 運転時の異常な過渡変化

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりとする。

- (i) 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。
- (ii) 冷却材は沸騰しないこと。
- (iii) 燃料最高温度が燃料熔融温度を下回ること。

(2) 設計基準事故

想定された事象が生じた場合、炉心の熔融あるいは著しい損傷のおそれなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりとする。なお、「周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えない」ことの判断については、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」解説に示されている「周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えなければ「リスク」は小さいと判断する。なお、これは、発生頻度が極めて小さい事故に対しては、実効線

量の評価値が上記の値をある程度超えてもその「リスク」は小さいと判断できる。」との考え方によるものとする。

- (i) 炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- (ii) 格納容器の漏えい率は、適切な値以下に維持されること。
- (iii) 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

添付書類十の以下の項目参照

- 2. 運転時の異常な過渡変化
- 3. 設計基準事故

(安全保護回路)

第十八条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、安全保護回路を設けなければならない。

- 一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超えないようにできるものとする。
- 二 設計基準事故が発生する場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び必要な工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。
- 三 安全保護回路を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性又は多様性を確保するものとする。
- 四 安全保護回路を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保するものとする。
- 五 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、試験研究用等原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、試験研究用等原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるものとする。
- 六 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。
- 七 計測制御系統施設の一部を安全保護回路と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。

適合のための設計方針

一及び二 計測制御系統施設には、運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超えないようにするため、安全保護回路を設ける。安全保護回路は、原子炉保護系（スクラム）及び原子炉保護系（アイソレーション）から構成する。原子炉保護系（スクラム）は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、その異常な状態を検知し、自動的に原子炉停止系統を作動させるように、原子炉保護系（アイソレーション）は、設計基準事故時に必要な工学的安全施設を自動的に作動させるように設計する。

三及び四 原子炉保護系を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性又は多様性を確保するとともに、原子炉保護系を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保した設計とする。

五 原子炉保護系は、フェイルセーフを基本方針とし、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持

することにより、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるように設計する。

六 原子炉保護系において、電子計算機を使用する場合には、ハードウェアの物理的分離又は機能的分離に加え、システムの導入段階、更新段階又は試験段階でコンピュータウイルスが混入することを防止する等の措置を講じ、承認されていない動作や変更を防ぐものとし、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。

七 原子炉保護系は、計測制御系統施設の一部と共用する場合に、接続された計測制御系統施設の機器又はチャンネルに単一故障、誤操作若しくは使用状態からの単一の取り外しが生じた場合においても、その安全保護機能を失わないように、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。

添付書類八の以下の項目参照
6. 計測制御系統施設

添付書類十の以下の項目参照
2. 運転時の異常な過渡変化
3. 設計基準事故

(反応度制御系統)

第十九条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、反応度制御系統を設けなければならない。

- 一 通常運転時に予想される温度変化、キセノンの濃度変化、実験物（構造材料その他の実験のために使用されるものをいう。以下同じ。）の移動その他の要因による反応度変化を制御できるものとする。
- 二 制御棒を用いる場合にあっては、次に掲げるものであること。
 - イ 炉心からの飛び出し、又は落下を防止するものとする。
 - ロ 当該制御棒の反応度添加率は、原子炉停止系統の停止能力と併せて、想定される制御棒の異常な引き抜きが発生しても、燃料の許容設計限界を超えないものとする。

適合のための設計方針

原子炉施設には、反応度制御系統及び原子炉停止系統として、制御棒及び制御棒駆動系を設ける。制御棒及び制御棒駆動系は、通常運転時に予想される温度変化、実験物の移動その他の要因による反応度変化を制御できるように、また、炉心からの飛び出しを防止するように設計する。なお、炉心の反応度（原子炉の出力）は、制御棒の位置を調整することで制御する。

制御棒の反応度添加率は、その停止能力（原子炉停止系統）と併せて、想定される制御棒の異常な引き抜きが発生しても、燃料の許容設計限界を超えないものとする。制御棒による最大反応度添加率は約 $0.00016 \Delta k/k/s$ である。「添付書類 10 2. 運転時の異常な過渡変化 2.2 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」及び「添付書類 10 2. 運転時の異常な過渡変化 2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き」に示すように、制御棒の反応度添加率は、その停止能力と併せて、想定される制御棒の異常な引き抜きが発生しても、燃料の許容設計限界を超えない。

添付書類八の以下の項目参照
3. 原子炉本体
6. 計測制御系統施設

添付書類十の以下の項目参照
2. 運転時の異常な過渡変化
3. 設計基準事故

(放射性廃棄物の廃棄施設)

第二十二条 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を廃棄する施設（放射性廃棄物を保管廃棄する施設を除く。）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、試験研究用等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、放射性廃棄物を処理する施設から液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び工場等外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止できるものとする。
- 三 固体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性廃棄物を処理する過程において放射性物質が散逸し難いものとする。

適合のための設計方針

- 一 原子炉施設には、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し、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（昭和50年5月13日原子力委員会決定）を参考に、周辺公衆の線量を合理的に達成できる限り低くするよう、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放射性廃棄物の廃棄施設を設ける。

(1) 気体廃棄物の廃棄施設

放射性気体廃棄物のうち主要なものは、原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される放射性廃ガスである。これらの放射性廃ガスを処理するため、気体廃棄物処理設備を設ける。

原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される放射性廃ガスは、アルゴン廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下であることが確認できる場合には、廃ガス浄化用フィルタを経由し、直接、主排気筒に送られる。なお、廃ガス浄化用フィルタには、圧縮機の上流に設けられるフィルタユニット（2基（予備1基）：プレフィルタ及び高性能フィルタから構成）及び主排気筒の上流に設けられるフィルタユニット（2基（予備1基）：プレフィルタ、高性能フィルタ及びチャコールフィルタから構成）がある。また、換気設備等から主排気筒に送られる排気は、当該ガスを希釈するためにも用いられる。

放射性廃ガス中の放射性物質の濃度限度を超える場合には、廃ガスは、貯留タンクに圧入貯蔵される。貯留タンクに圧入貯蔵された廃ガスは、アルゴン廃ガスモニタ又はサンプリングによる測定により、放射性物質の濃度が濃度限度以下に減衰したことを確認した後、廃ガス浄化用フィルタを経由し、主排気筒に送られる。

(2) 液体廃棄物の廃棄設備

原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、その放射性物質の濃度のレベルが低いものをA、高いものをBと区分して処理する。これらの放射性液体廃棄物を処理するため、廃棄物処理建物等に液体廃棄物処理設備を設ける。

原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、各建物の廃液タンクに集約し、廃液輸送管等により、廃棄物処理建物の廃液タンクに貯留する。これらの放射性液体廃棄物については、放射性物質の濃度を測定し、放射性液体廃棄物Aの基準を満足することを確認した上で、大洗研究所廃棄物管理施設に移送し、処理する。なお、原子炉施設における排水口は、大洗研究所廃棄物管理施設に放射性液体廃棄物を移送する廃液輸送管とする。また、大洗研究所廃棄物管理施設への移送には、廃液運搬車を使用する場合がある。

当該放射性液体廃棄物が、放射性液体廃棄物Aの基準を超える場合には、蒸発濃縮処理装置を用いて濃縮処理を行う。なお、蒸発濃縮処理装置から発生した蒸気ドレンは、蒸気ドレンピットに移送するものとし、「線量告示」に定める濃度限度以下であることを確認した上で、排水監視ポンド（Ⅱ）を經由し、一般排水溝へ放出する。濃度限度以上の場合は、再度、廃棄物処理建物の廃液タンクに貯留し、処理する。濃縮液は、濃縮液タンクへ移送し、固化装置を用いて固化し、放射性固体廃棄物として処理する。

二 液体廃棄物処理設備は、以下に示す方針に基づき設計するものとし、液体廃棄物処理設備が設置された廃棄物処理建物等から、放射性液体廃棄物が漏えいすることを防止し、及び敷地外へ放射性液体廃棄物が漏えいすることを防止できるものとする。

- (1) 液体廃棄物処理設備は、適切な材料が使用され、また、タンク水位の検出器やインターロック回路等の適切な計測制御設備を有し、放射性液体廃棄物の漏えいの発生を防止できる設計とする。
- (2) タンク水位、漏えい検知等の警報を設け、タンク等から、放射性液体廃棄物の漏えいが生じた場合に、その漏えいを早期に検出し、中央制御室等に警報を発することができる設計とする。また、液体廃棄物処理設備を設ける建物の床及び壁面は、放射性液体廃棄物が漏えいし難い構造とするとともに、液体廃棄物処理設備は独立した区画内に設けるか周辺にせき等を設け、放射性液体廃棄物の漏えいの拡大防止対策を講じることにより、放射性液体廃棄物が万一、漏えいした場合に、適切に措置できる設計とする。
- (3) 液体廃棄物処理設備を設ける建物にあつては、当該建物からの放射性液体廃棄物の漏えいのおそれがある場合に、建物外に通じる出入口等にはせき等を設け、建物外への放射性液体廃棄物の漏えいを防止するとともに、床及び壁面は、建物外へ放射性液体廃棄物が漏えいし難い構造とする。
- (4) 液体廃棄物処理設備を設ける建物内部には敷地外に管理されずに排出される排水が流れる排水路に通じる開口部（マンホール等）を設けない設計とする。

三 原子炉施設で発生する放射性固体廃棄物については、減容保管等の処理を行うため、大洗研究所廃棄物管理施設へ移送する。なお、金属ナトリウムが付着している、若しくは付着しているおそれのある固体廃棄物については、必要に応じて、メンテナンス建物に設けた脱金属ナトリウム設備により、金属ナトリウムを安定化するものとし、貯蔵中の火災の発生を防止する。脱金属ナトリウム処理は、その過程において、作業エリアの区画等を行い、放射性物質が散逸し難いものとする。

添付書類八の以下の項目参照
7. 放射性廃棄物の廃棄施設

- 添付書類九の以下の項目参照
1. 放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に関する基本方針
 3. 放射性廃棄物の廃棄

(保管廃棄施設)

第二十三条 工場等には、次に掲げるところにより、試験研究用等原子炉施設において発生する放射性廃棄物を保管廃棄する施設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。
- 二 固体状の放射性廃棄物を保管廃棄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。

適合のための設計方針

固体廃棄物貯蔵設備は、廃棄物処理建物に設ける固体廃棄物A貯蔵設備及び固体廃棄物B貯蔵設備並びに原子炉附属建物に設ける原子炉附属建物固体廃棄物貯蔵設備、第二使用済燃料貯蔵建物に設ける第二使用済燃料貯蔵建物固体廃棄物貯蔵設備及びメンテナンス建物に設けるメンテナンス建物固体廃棄物貯蔵設備から構成する。

廃棄物処理建物の固体廃棄物貯蔵設備は、固体廃棄物約1年間分を貯蔵するに十分な能力を有するものとする。また、原子炉附属建物、第二使用済燃料貯蔵建物及びメンテナンス建物の固体廃棄物貯蔵設備は、保守作業及び改造工事に伴って発生する固体廃棄物を貯蔵できる能力を有するものとする。固体廃棄物貯蔵設備は、放射性廃棄物が漏えいし難いものとし、かつ、放射性廃棄物による汚染が広がらないものとする。なお、原子炉施設で発生する放射性固体廃棄物については、減容保管等の処理を行うため、大洗研究所廃棄物管理施設へ移送する。

添付書類八の以下の項目参照
7. 放射性廃棄物の廃棄施設

添付書類九の以下の項目参照
3. 放射性廃棄物の廃棄

(工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護)

第二十四条 試験研究用等原子炉施設は、通常運転時において試験研究用等原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による工場等周辺の空間線量率が十分に低減できるものでなければならない。

適合のための設計方針

原子炉施設は、通常運転時において、原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による敷地周辺の空間線量率が「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」を参考に、空気カーマで年間 $50 \mu\text{Gy}$ 以下となるように設計及び管理する。

添付書類八の以下の項目参照

1. 安全設計の考え方

添付書類九の以下の項目参照

1. 放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に関する基本方針

(放射線からの放射線業務従事者の防護)

第二十五条 試験研究用等原子炉施設は、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 放射線業務従事者が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとする。
 - 二 放射線業務従事者が運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために必要な操作ができるものとする。
- 2 工場等には、放射線から放射線業務従事者を防護するため、放射線管理施設を設けなければならない。
- 3 前項の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を設けなければならない。

適合のための設計方針

1 について

原子炉施設には、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」に基づいて管理区域を定める。管理区域内にあつては、放射線業務従事者の立入り頻度、滞在時間等を考慮して、立入区域の基準線量率を定め、放射線業務従事者等の作業性等を考慮して、遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じ、放射線業務従事者等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し、かつ、放射線業務従事者が運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために必要な操作ができるものとして、放射線業務従事者等の外部放射線による放射線障害を防止するものとする。なお、作業により線源を有する施設等に近接する場合には、必要に応じて、仮設遮蔽を設けるものとする。また、中央制御室は、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために、必要な操作を行う運転員が「線量告示」に定められた線量限度を超える放射線被ばくを受けないように、適切な遮蔽を確保した設計とする。

2及び3 について

原子炉施設には、放射線から放射線業務従事者を防護し、かつ、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設を設ける。また、放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報及び設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を、中央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を設けるものとする。

添付書類八の以下の項目参照

8. 放射線管理施設

添付書類九の以下の項目参照

1. 放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に関する基本方針

(保安電源設備)

第二十八条 試験研究用等原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系したものでなければならない。

2 試験研究用等原子炉施設には、非常用電源設備を設けなければならない。

3 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。ただし、次の各号のいずれかに該当する場合は、この限りでない。

一 外部電源を喪失した場合その他の非常の場合において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備へ電気を供給するための発電設備が常時作動している場合

二 工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備が、無停電電源装置に常時電氣的に接続されている場合

三 外部電源を喪失した場合であって、次に掲げる全ての要件を満たす場合

イ 換気設備（非常用のものに限る。）を作動させる必要がないこと。

ロ 試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態において未臨界を維持することができること。

ハ 燃料体の崩壊熱を適切に除去することができること。

適合のための設計方針

1 及び 2 について

原子炉施設は、大洗研究所（南地区）南受電所から 66 kV 配電線 1 回線で商用電源（外部電源）を受電する。また、原子炉施設には、外部電源が喪失した場合において、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するための非常用電源設備として、ディーゼル発電機及び蓄電池並びに電力供給設備（非常用母線切替回路及びケーブル等）を設ける。

原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系するように設計する。ここでの「重要安全施設」は、「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、その機能、構造及び動作原理を考慮し、以下に属する施設より選定するものとする。

(1) MS-1 のうち、外部電源が利用できない場合に動的機能を必要とする構築物、系統及び機器（ただし、外部電源が利用できない場合にフェイルセーフの構造及び動作原理を有するものを除く。）

(2) MS-2 のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器

3 について

非常用電源設備及びその附属設備（ディーゼル発電機及び蓄電池並びに電力供給設備（非常用母線切替回路及びケーブル等））は、多重性又は多様性並びに独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものとする。

ディーゼル発電機については、定格容量を約 2,500kVA とし、外部電源の喪失に対処するための設備がその機能を確保するために必要な負荷（以下「非常用負荷」という。）に対して 100%の容量を有するものを 2 系統の非常用ディーゼル電源系に各 1 基（合計：2 基）設置する。なお、非常用負荷は、2 基のディーゼル発電機のうち 1 基が停止した場合にあっても、他の 1 基により原子炉の安全を維持できるように負荷を構成する。

交流無停電電源系の蓄電池については、容量を 800Ah とし、非常用負荷のうち、交流無停電電源系に接続される負荷に対して 100%の容量を有し、かつ、2 時間の放電ができるものを 2 系統の交流無停電電源系に各 1 組（合計：2 組）設置する。また、直流無停電電源系の蓄電池については、容量を 1,800Ah とし、非常用負荷のうち、直流無停電電源系に接続される負荷に対して 100%の容量を有し、かつ、2 時間の放電ができるものを 2 系統の直流無停電電源系に各 1 組（合計：2 組）設置する。交流無停電電源系及び直流無停電電源系は、一方の装置の故障又は修理時であっても、母線連絡用遮断器を投入することで、もう一方の系統より支障なく給電できるものとする。

添付書類八の以下の項目参照
10. その他試験研究用等原子炉の附属施設

(実験設備等)

第二十九条 試験研究用等原子炉施設に設置される実験設備（試験研究用等原子炉を利用して材料試験その他の実験を行う設備をいう。）及び利用設備（試験研究用等原子炉を利用して分析、放射性同位元素の製造、医療その他の行為を行うための設備をいう。）（以下「実験設備等」と総称する。）は、次に掲げるものでなければならない。

- 一 実験設備等の損傷その他の実験設備等の異常が発生した場合においても、試験研究用等原子炉の安全性を損なうおそれがないものとする。
- 二 実験物の移動又は状態の変化が生じた場合においても、運転中の試験研究用等原子炉に反応度が異常に投入されないものとする。
- 三 放射線又は放射性物質の著しい漏えいのおそれがないものとする。
- 四 試験研究用等原子炉施設の健全性を確保するために実験設備等の動作状況、異常の発生状況、周辺の環境の状況その他の試験研究用等原子炉の安全上必要なパラメータを原子炉制御室に表示できるものとする。
- 五 実験設備等が設置されている場所は、原子炉制御室と相互に連絡することができる場所とする。

適合のための設計方針

実験設備は、計測線付実験装置及び照射用実験装置から構成する。実験設備は、実験設備の損傷その他の実験設備の異常が発生した場合においても、原子炉の安全性を損なうおそれがないように、かつ、実験物の移動又は状態の変化が生じた場合においても、運転中の原子炉に反応度が異常に投入されないように、また、放射線又は放射性物質の著しい漏えいのおそれがないように設計する。

計測線付実験装置は、上部構造、案内管及び試料部から構成する。計測線付実験装置の案内管及び試料部は、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、炉心内の任意の位置に装荷する。また、計測線付実験装置は、試料部等に検出器を取り付け、計測線を、上部構造を通じて原子炉容器外に取り出すことで、照射中の温度等をオンラインで測定できるものとし、原子炉施設の健全性を確保するために当該実験装置の動作状況、異常の発生状況、周辺の環境の状況その他の原子炉の安全上必要なパラメータを有する場合には、これらを中央制御室に表示できるものとする。なお、計測線付実験装置は、試験目的に応じ、原子炉運転中に試料部を案内管内で可動できる構造とする。試料部を可動するための設備は、中央制御室と相互に連絡することができる場所に設置するものとする。

照射用実験装置は、本体設備と必要に応じてスペクトル調整設備で構成される。本体設備は、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、炉心内の任意の位置に装荷して使用する。スペクトル調整設備は、照射試験の目的に応じて、照射位置における中性子スペクトルを調整するため、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、本体設備の周囲に装荷する（炉心燃料領域を除く。）。

添付書類八の以下の項目参照
10. その他試験研究用等原子炉の附属施設

(通信連絡設備等)

第三十条 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、通信連絡設備を設けなければならない。

2 工場等には、設計基準事故が発生した場合において試験研究用等原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多重性又は多様性を確保した通信回線を設けなければならない。

適合のための設計方針

原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、敷地内にいる従業員及び見学者等を含めた全ての人に対し、過度の放射線被ばくを防止するという観点から行う事象の発生の連絡や避難指示等の必要な指示ができるように、通信連絡設備を設ける。また、設計基準事故が発生した場合において、原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所との通信回線は、多重性又は多様性を確保した設計とする。なお、外部必要箇所への通信連絡設備及びデータ伝送設備に用いる通信回線については、専用であって多様性を備えたものとし、さらに、原子炉施設の内部における必要箇所との間の通信連絡設備は、多様性を備えたものとする。通信連絡設備の一部は、大洗研究所で共用する。

添付書類八の以下の項目参照

1. 安全設計の考え方

(炉心等)

第三十二条 試験研究用等原子炉施設は、原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、試験研究用等原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。

2 炉心は、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に試験研究用等原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料の許容設計限界を超えないものでなければならない。

3 燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、試験研究用等原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるものでなければならない。

4 燃料体は、次に掲げるものでなければならない。

一 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における試験研究用等原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の燃料体に加わる負荷に耐えるものとする。

二 輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じないものとする。

適合のための設計方針

1 について

炉心は、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料集合体の損傷を防止又は緩和するため、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有するとともに、出力変動が発生した場合にあっても、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように十分な減衰特性を持ち、又は出力変動を制御し得るように設計する。標準平衡炉心における反応度係数の核設計計算結果を以下に示す。

ドップラ係数 — $(1.3 \sim 3.3) \times 10^{-3} \Delta k / dT$

温度係数 (ドップラ効果を除く。)

燃料温度係数 — $(2.2 \sim 4.2) \times 10^{-6} \Delta k / k / ^\circ C$

構造材温度係数 — $(0.8 \sim 1.7) \times 10^{-6} \Delta k / k / ^\circ C$

冷却材温度係数 — $(6.6 \sim 12.5) \times 10^{-6} \Delta k / k / ^\circ C$

炉心支持板温度係数 — $(1.1 \sim 1.7) \times 10^{-5} \Delta k / k / ^\circ C$

ナトリウムボイド反応度 — $(1.3 \sim 2.5) \times 10^{-2} \Delta k / k$

2 について

炉心燃料集合体は、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である 1.0 を超えないよう、通常運転時における熱的制限値を設定し、これを満たすように設計し、

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが溶融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないようにする。

3 について

燃料集合体、反射体及び遮へい集合体並びに炉心構造物等は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるように設計する。

4 について

炉心燃料集合体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の炉心燃料集合体に加わる負荷に耐え、かつ、輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じないように設計する。燃料要素は、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等を制限することにより、その健全性を確保する。燃料集合体は、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、その健全性を確保する。

添付書類八の以下の項目参照

3. 原子炉本体
5. 原子炉冷却系統施設
6. 計測制御系統施設

添付書類十の以下の項目参照

2. 運転時の異常な過渡変化
3. 設計基準事故

(外部電源を喪失した場合の対策設備等)

第四十二条 試験研究用等原子炉施設（ガス冷却型原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に限る。以下この章において同じ。）には、必要に応じ、外部電源が喪失した場合において原子炉停止系統及び原子炉冷却系統に係る設備を動作させるために必要な発電設備その他の非常用電源設備を設けなければならない。

2 試験研究用等原子炉施設には、必要に応じ、全交流動力電源喪失時に試験研究用等原子炉を安全に停止し、又はパラメータを監視する設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の非常用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

原子炉施設には、外部電源が喪失した場合において、計測制御系統、安全保護回路、原子炉停止系統、原子炉冷却系統等の機能とあいまって、燃料の許容設計限界を超えないよう、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱を除去できるとともに、停止後、一定時間、炉心の強制冷却を必要とする場合にあっては、崩壊熱を除去する設備に電源を供給するための非常用電源設備として、ディーゼル発電機及び蓄電池並びに電力供給設備（非常用母線切替回路及びケーブル等）を設ける。また、蓄電池については、全交流動力電源喪失（外部電源喪失及び非常用ディーゼル電源系喪失）時に原子炉を安全に停止し、又はパラメータを監視する設備の動作に必要な容量を有するものとする。

添付書類八の以下の項目参照
10. その他試験研究用等原子炉の附属施設

(試験用燃料体)

第四十三条 試験用燃料体は、次に掲げるものでなければならない。

- 一 試験計画の範囲内において、試験用燃料体の健全性を維持できない場合においても、燃料体の性状又は性能に悪影響を与えないものであること。
- 二 設計基準事故時において、試験用燃料体が破損した場合においても、試験研究用等原子炉を安全に停止するために必要な機能及び炉心の冷却機能を損なうおそれがないものであること。
- 三 放射性物質の漏えい量を抑制するための措置を講じたものであること。
- 四 輸送中又は取扱中において、著しい変形が生じないものであること。

適合のための設計方針

一 照射燃料集合体の熱設計は、炉心燃料集合体の設計方針に基づいて行う。ただし、試験用要素を装填した照射燃料集合体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、試験用要素が計画された範囲内でその健全性を喪失しても、他の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、それぞれの燃料要素について、設計方針を定め、その方針を満足するよう設計する。

二及び四 照射燃料集合体は、設計基準事故時において、照射燃料集合体が破損した場合においても、原子炉を安全に停止するために必要な機能及び炉心の冷却機能を損なうおそれがないように、また、輸送中又は取扱中において、著しい変形が生じないように設計する。燃料要素は、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等を制限することにより、その健全性を確保する。ただし、試験用要素にあつては、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、計画された範囲でその健全性を喪失しても、他の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、使用する試験用要素に応じて設計方針を定め、その方針を満足するよう設計する。燃料集合体は、炉心燃料集合体の設計方針に準ずる。ただし、限界照射試験用要素を装填した照射燃料集合体にあつては、コンパートメントの冷却材出口部は多数の小口径の孔とし、万一、限界照射試験用要素の開孔部から燃料が放出された場合でも、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の燃料粒子が照射燃料集合体の外側へ漏れ出ない構造とする。先行試験用要素を装填した照射燃料集合体にあつては、燃料熔融状態の先行試験用要素の被覆管の破損が生じた場合でも、内壁構造容器の健全性が確保される構造とするとともに、内壁構造容器の冷却材出口部を多数の小口径の孔とし、万一、先行試験用要素の被覆管の破損部から燃料が放出された場合でも、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の燃料粒子が照射燃料集合体の外側へ漏れ出ない構造とする。基礎試験用要素を装填した照射燃料集合体にあつては、基礎試験用要素の被覆管が開孔した場合でも、密封構造容器の健全性が確保される構造とする。

三 燃料要素は、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等を制限することにより、その健全性を確保する。また、照射燃料集合体の1体当たりの核分裂性物質量は、炉心燃料集合体のそれを超えないものとする。B型、C型及びD型照射燃料集合体のそれぞれの1

体当たりの核分裂性物質量は、A型照射燃料集合体のその最大を超えないものとする。ただし、試験用要素にあつては、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、計画された範囲でその健全性を喪失するものがある。限界照射試験用要素、先行試験用要素及び基礎試験用要素の装填時にあつては、年間照射試験回数を制限するとともに、燃料破損検出系により、燃料要素の被覆管の開孔又は破損が検知された場合には、原子炉を停止し、当該照射燃料集合体を炉心から取り出すとともに、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度が所定の値を超える場合には、当該廃ガスを貯留タンクに圧入貯蔵するものとする。

添付書類八の以下の項目参照

3. 原子炉本体

(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)

第四十四条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用する燃料体、試験用燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」と総称する。）の取扱施設を設けなければならない。

- 一 燃料体等を取り扱う能力を有するものとする事。
 - 二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする事。
 - 三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする事。
 - 四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする事。
 - 五 燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとする事。
- 2 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設を設けなければならない。
- 一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものである事。
 - イ 燃料体等を貯蔵することができる容量を有するものとする事。
 - ロ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする事。
 - 二 使用済燃料その他高放射性の燃料体の貯蔵施設にあつては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものである事。ただし、使用済燃料中の原子核分裂生成物の量が微量な場合その他の放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去のための設備を要しない場合については、この限りでない。
 - イ 使用済燃料その他高放射性の燃料体からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする事。
 - ロ 貯蔵された使用済燃料その他高放射性の燃料体が崩壊熱により溶融しないものとする事。
 - ハ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆材が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止できるものとする事。
 - ニ 放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去に水を使用する場合にあつては、当該貯蔵施設内における冷却水の水位を測定でき、かつ、その異常を検知できるものとする事。
- 3 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料取扱場所の放射線量及び温度を測定できる設備を設けなければならない。
- 一 燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、及び警報を発することができるものとする事。
 - 二 崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要がある場合には、燃料取扱場所の温度の異常を検知し、及び警報を発することができるものとする事。

適合のための設計方針

1 について

原子炉施設には、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いにおいて、関連する機器等を連

携し、当該燃料集合体等を搬入及び搬出するための核燃料物質取扱設備を設ける。核燃料物質取扱設備は、燃料集合体等が臨界に達するおそれがないように、かつ、崩壊熱により燃料集合体等が溶融しないように、また、使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を確保した上で、燃料集合体等の取扱中における燃料集合体等の落下を防止できるように設計する。

2 について

原子炉施設には、燃料集合体等を貯蔵するための核燃料物質貯蔵設備を設ける。核燃料物質貯蔵設備は、必要な容量を有し、かつ、燃料集合体等が臨界に達するおそれがないように設計する。

新燃料を貯蔵するため、原子炉施設には、原子炉附属建物に新燃料検査貯蔵設備、及び第一使用済燃料貯蔵建物に新燃料貯蔵設備を設ける。また、一時的な中継貯蔵設備として炉内燃料貯蔵ラックを設ける。各核燃料物質貯蔵設備の貯蔵能力を以下に示す。

原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備

新燃料 70 体

第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備

新燃料 64 体

炉内燃料貯蔵ラック

燃料集合体 約 27 体（使用済燃料と合わせての貯蔵能力）

使用済燃料を貯蔵するため、原子炉附属建物、第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物に、使用済燃料貯蔵設備を設ける。また、一時的な中継貯蔵設備として炉内燃料貯蔵ラックを設ける。

原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備

使用済燃料 200 体

第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備

使用済燃料 600 体

第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備

使用済燃料 350 体

炉内燃料貯蔵ラック

燃料集合体 約 27 体（新燃料と合わせての貯蔵能力）

3 について

新燃料及び使用済燃料を取り扱う場所にあつては、当該場所の放射線量の異常を検知し、及び警報を発することができる設備を、また、崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要がある場合には、当該場所の温度の異常を検知し、及び警報を発することができる設備を設ける。

添付書類八の以下の項目参照
4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

(原子炉制御室等)

第五十条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室を設けなければならない。

一 試験研究用等原子炉施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。

二 試験研究用等原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。

三 設計基準事故が発生した場合に試験研究用等原子炉の運転の停止その他の試験研究用等原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けること。

四 従事者が、設計基準事故時に、容易に避難できる構造とすること。

2 試験研究用等原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から試験研究用等原子炉を停止させ、崩壊熱を除去し、及び必要なパラメータを監視する装置を設けなければならない。

適合のための設計方針

1 について

原子炉施設には、原子炉制御室として中央制御室を原子炉附属建物2階に設ける。中央制御室は、原子炉施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視するとともに原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとするため、各種の制御盤及び監視盤、通信連絡設備等を設ける。また、中央制御室には、設計基準事故が発生した場合に、原子炉の運転の停止その他の原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けるとともに、設計基準事故時に容易に避難できる構造とする。

2 について

原子炉施設には、火災その他の異常な事態により中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から原子炉を停止させ、崩壊熱を除去し、及び必要なパラメータを監視するための中央制御室外原子炉停止盤を設ける。

添付書類八の以下の項目参照

6. 計測制御系統施設

(監視設備)

第五十一条 試験研究用等原子炉施設には、必要に応じて通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、当該試験研究用等原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けなければならない。

2 周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を原子炉制御室その他の当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備のうち常設のものには、前項の規定によるほか、非常用電源設備、無停電電源装置又はこれらと同等以上の機能を有する電源設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

1 について

原子炉施設には、放射線から放射線業務従事者を防護し、かつ、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設を設ける。また、放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報及び設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を、中央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を設けるものとする。

2 について

大洗研究所で共用する屋外管理用モニタリングポストについては、非常用電源設備、無停電電源装置又はこれらと同等以上の機能を有する電源設備により必要な電源を確保するとともに、その伝送系は多様性を確保した設計とする。

添付書類八の以下の項目参照
8. 放射線管理施設

添付書類九の以下の項目参照
5. 放射線モニタリング

(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止)

第五十三条 試験研究用等原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

適合のための設計方針

原子炉施設は、設計基準事故より発生頻度は低いが、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの）を与えるおそれがある事故（燃料体の損傷が想定される事故、及び使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故等）について評価し、そのおそれがある場合には、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じた設計とする。

高速実験炉原子炉施設において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大を防止するための措置のうち、炉心の著しい損傷に至る可能性がある想定する事故については、炉心の著しい損傷を防止するための措置（以下「炉心損傷防止措置」という。）を講じるとともに、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置（以下「格納容器破損防止措置」という。）を講じることを基本方針とする。なお、高速実験炉原子炉施設は我が国初のナトリウム冷却高速中性子型炉であり、建設当時の安全評価技術に鑑み、立地評価における炉心熔融再臨界事故への対策として安全容器を設置しているため、高速実験炉原子炉施設の特徴を考慮して、安全容器の機能も踏まえた格納容器破損防止措置を講じる。選定した評価事故シーケンスを以下に示す。

(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)

- a. 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
- b. 外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故

(2) 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)

- a. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
- b. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故

(3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)

- a. 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
- b. 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故

(4) 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 (LORL)

- a. 1次冷却材漏えい（2箇所）事故

(5) 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)

- a. 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
- b. 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故

(6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失(SBO)

- a. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗）事故

(7) 局所的燃料破損 (LF)

a. 冷却材流路閉塞 (千鳥格子状) 事故

使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じることを基本方針とする。

上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至ることを仮想的に想定する。ここでは、事業所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。

添付書類十の以下の項目参照

4. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故

(一次冷却系統設備)

第五十五条 試験研究用等原子炉施設(ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設に限る。以下この章において同じ。)には、次に掲げるところにより、一次冷却系統設備を設けなければならない。

- 一 破損し、一次冷却材の漏えいが発生しないものとする事。
 - 二 適切な冷却能力を有するものとする事。
 - 三 原子炉容器内部構造物の変形、破損その他の一次冷却材の流路が確保されないおそれがある事象が発生した場合において、炉心の冷却機能を維持できるものとする事。
- 2 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器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、熱及び内圧によるクリープ歪み、膨張による熱応力その他の原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等の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し、かつ、ナトリウムにより腐食するおそれがないものとする事。
 - 二 原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても一次冷却材の液位を必要な高さに保持するものとする事。
 - 三 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するものとする事。
 - 四 原子炉冷却材バウンダリからの一次冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする事。
 - 五 原子炉カバーガス等のバウンダリからの原子炉カバーガスの漏えいを検出する装置を有するものとする事。
- 3 試験研究用等原子炉施設の原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの必要な箇所には、ナトリウムを液体の状態に保つことができる設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

1 について

- 一及び二 原子炉施設には、一次冷却設備として、1次主冷却系を設ける。1次主冷却系は、二つの回路から構成し、各回路には1次主循環ポンプを、また、1次主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するため、オーバフローコラムを設ける。1次冷却材には、液体ナトリウムが用いられ、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、炉心の冷却を行った後、又は原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去した後、主中間熱交換器で2次冷却材と熱交換し、原子炉容器に還流する。1次主冷却系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、予想される静的及び動的圧力、熱応力、地震力等あるいはそれらの組合せに対し十分に耐えるように、

また、2次主冷却系と相まって、適切な冷却能力を有するように設計する。

三 原子炉容器内における1次冷却材は、原子炉容器の下部に取り付けられた冷却材入口ノズルから、原子炉容器内に流入し、炉心支持構造物を經由し、燃料集合体に導入され、原子炉容器の上部に取り付けられた冷却材出口ノズルより流出する。原子炉容器内部構造物等は、その変形、破損及びはく離等により、燃料集合体の冷却機能が阻害される可能性が小さくなるように、材料選定、設計及び製作を行うとともに、1次冷却材の流路は、原子炉容器内部構造物の変形、破損及びはく離等が生じた場合にあっては、炉心の冷却機能を維持するよう設計する。

2 について

一及び三 原子炉容器にあっては、原子炉容器本体が原子炉冷却材バウンダリに、回転プラグが原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する。また、原子炉冷却系統施設にあっては、1次主冷却系、1次補助冷却系及びナトリウム充填・ドレン設備の一部が原子炉冷却材バウンダリに、1次主循環ポンプ、オーバフローカラム及び1次アルゴンガス系の一部が原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する。原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する機器は、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生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加、熱及び内圧によるクリープ歪み、膨張による熱応力その他の原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等の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し、かつ、ナトリウムにより腐食するおそれがないように、また、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間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するように設計する。

二及び四 原子炉冷却材バウンダリを構成する原子炉容器（冷却材を保持する部分）、1次主冷却系及び1次補助冷却系（機器・配管）については二重構造とし、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止し、1次冷却材の液位を必要な高さに保持できるものとする。さらに、当該二重構造の間隙にナトリウム漏えい検出器を設けることで、原子炉冷却材バウンダリからの1次冷却材（ナトリウム）の漏えいを検出できるものとする。

五 1次主冷却系等のカバーガスは、呼吸ガス圧力調整ヘッドと連通しており、呼吸ガス圧力調整ヘッドは、供給タンク及び低圧タンクに接続される。カバーガスの圧力は、冷却材の温度変化により変動するため、圧力が上昇した際には、呼吸ガス圧力調整ヘッドより低圧タンクにアルゴンガスを排気することで、圧力が低下した際には、供給タンクより呼吸ガス圧力調整ヘッドにアルゴンガスを供給することで、カバーガスの圧力を定められた範囲内に制御する。また、このカバーガスの圧力を監視することで、原子炉カバーガス等のバウンダリからの原子炉カバーガスの漏えいを検出する。なお、低圧タンクに排気されたアルゴンガスは、必要の都度、気体廃棄物処理設備に排出される。

3 について

原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの必要な箇所には、ナトリウムを液体の状態に保つことができるように、ナトリウム予熱設備を設ける。また、ナトリウム及びカバー

ガスを保有する設備(原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを除く。)にも、同様に、必要な箇所には、ナトリウムを液体の状態に保つことができるようにナトリウム予熱設備を設ける。ナトリウム予熱設備は、1次冷却系予熱設備及び2次冷却系予熱設備から構成し、必要な機器・配管を約150℃に予熱できるものとする。

添付書類八の以下の項目参照

3. 原子炉本体
5. 原子炉冷却系統施設

(残留熱を除去することができる設備)

第五十六条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、試験研究用等原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去することができる設備を設けなければならない。

- 一 燃料の許容設計限界を超えないようにするものとする。
- 二 原子炉冷却材バウンダリの健全性を維持するために監視することが必要なパラメータが設計値を超えないようにするものとする。

適合のための設計方針

原子炉冷却系統施設は、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他の設備から構成する。1次主冷却系及び2次主冷却系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、炉心の冷却を行うとともに、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、燃料の許容設計限界を超えないように、また、原子炉冷却材バウンダリの健全性を維持するために監視することが必要なパラメータが設計値を超えないように設計する。

添付書類八の以下の項目参照
5. 原子炉冷却系統施設

添付書類十の以下の項目参照
2. 運転時の異常な過渡変化
3. 設計基準事故

(最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備)

第五十七条 試験研究用等原子炉施設には、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除去するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

1次主冷却系及び2次主冷却系は、以下の方針に基づき、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、燃料の許容設計限界を超えないよう、また、原子炉冷却材バウンダリの健全性を維持するために監視することが必要なパラメータが設計値を超えないよう、これらの熱を最終ヒートシンクである大気に輸送できるように設計する。

(1) 1次主冷却系

- (i) 1次主循環ポンプの駆動用主電動機による強制循環運転(低速運転:ランバック制御)により、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去することを基本とする。ただし、外部電源喪失時及び1次主循環ポンプに係る故障時を除くものとする。
- (ii) 1次主循環ポンプの駆動用主電動機の電源が喪失した場合に使用する非常用冷却設備として、直流無停電電源系より電源を供給するポニーモータを各1次主循環ポンプに設ける。
- (iii) 1次主循環ポンプの駆動用主電動機及びポニーモータが使用できない場合には、1次冷却系の冷却材の自然循環により、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去する。

(2) 2次主冷却系

2次主冷却系は、冷却材の自然循環により、主中間熱交換器で1次冷却材と熱交換した後、空冷式の主冷却機で、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送する。

添付書類八の以下の項目参照
5. 原子炉冷却系統施設

添付書類十の以下の項目参照
2. 運転時の異常な過渡変化
3. 設計基準事故

(計測制御系統施設)

第五十八条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、計測制御系統施設を設けなければならない。

- 一 炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバーガス等のバウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御できるものとする。
- 二 前号のパラメータは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内で監視できるものとする。
- 三 設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータは、設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間にわたり監視及び記録できるものとする。

適合のための設計方針

原子炉施設には、炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバーガス等のバウンダリ及び格納容器バウンダリ並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータを、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御し、かつ、監視するための計測制御系統施設として、炉心の中性子束密度を監視するための核計装（起動系、中間出力系及び線形出力系の 3 系統）及び原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び温度、1 次主冷却系の温度及び流量、格納容器内の圧力及び温度等を測定するためのプロセス計装を設ける。これらの計測制御系統施設は、設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータを設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間にわたり監視及び記録できるものとする。

添付書類八の以下の項目参照
6. 計測制御系統施設

(原子炉停止系統)

第五十九条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉停止系統を設けなければならない。

一 制御棒による二以上の独立した系統を有するものとする。ただし、次に掲げるときは、この限りでない。

イ 試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持することができる制御棒の数に比し当該系統の能力に十分な余裕があるとき。

ロ 原子炉固有の出力抑制特性が優れているとき。

二 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉停止系統のうち少なくとも一つは、試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、少なくとも一つは、低温状態において未臨界を維持できるものとする。

三 反応度価値の最も大きな制御棒一本が固着した場合においても前号の規定に適合するものとする。

2 制御棒の最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象に対して原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物又は原子炉容器内部構造物の損壊を起こさないものでなければならない。

3 原子炉停止系統は、反応度制御系統と共用する場合には、反応度制御系統を構成する設備の故障が発生した場合においても通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に試験研究用等原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態において未臨界を維持できるものでなければならない。

適合のための設計方針

1 について

原子炉施設には、原子炉停止系統として、制御棒及び制御棒駆動系並びに後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系を設ける。原子炉スクラム時には、制御棒及び後備炉停止制御棒を、自重等により炉心に挿入することで原子炉を停止する。制御棒については、同一の構造及び機能を有する4本の独立したものを設ける。制御棒4本を炉心第3列に配置するものとし、その挿入により、原子炉を未臨界に移行することができる設計とする。また、反応度価値の最も大きな制御棒1本が固着した場合においても、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、原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態において未臨界を維持できるものとする。後備炉停止制御棒については、同一の構造及び機能を有する2本の独立したものを設ける。後備炉停止制御棒2本を炉心第5列に配置するものとし、その挿入により、原子炉を未臨界に移行することができる設計とする。

2 について

制御棒の最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象に対して原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような

炉心、炉心支持構造物又は原子炉内部構造物の損壊を起こさないものとする。「添付書類 10 2. 運転時の異常な過渡変化 2.2 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」及び「添付書類 10 2. 運転時の異常な過渡変化 2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き」に示すように、想定される反応度投入事象に対して原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの破損、及び炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物又は原子炉内部構造物の損壊が生じることはない。

3 について

制御棒及び制御棒駆動系は、反応度制御系統及び原子炉停止系統として共用する。制御棒は、制御棒駆動系により、上下駆動され、炉心の反応度（原子炉の出力）は、制御棒の位置を調整することで制御する（ボールナットスクリュ方式）。原子炉スクラム時には、制御棒がデラッチ（切り離し）される。制御棒は、自重及びスプリングにより加速されて、炉心に落下・挿入され、原子炉は停止する（バネ加速重力落下方式）。原子炉スクラムに必要な機能（バネ加速重力落下方式）は、炉心の反応度（原子炉の出力）を制御するために使用する機能（ボールナットスクリュ方式）の故障が発生した場合においても、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、原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態において未臨界を維持できるものとする。

添付書類八の以下の項目参照

- 3. 原子炉本体
- 6. 計測制御系統施設

添付書類十の以下の項目参照

- 2. 運転時の異常な過渡変化
- 3. 設計基準事故

(原子炉格納施設)

第六十条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉格納施設を設けなければならない。

一 通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るものであり、かつ、所定の漏えい率を超えることがないものとする。

二 設計基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、原子炉格納施設から放出される放射性物質を低減するものとする。

2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬時的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有し、かつ、適切に作動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えることがないものでなければならない。

3 原子炉格納容器を貫通する配管には、隔離弁を設けなければならない。ただし、事故の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがある場合及び計測装置又は制御棒駆動装置に関連する配管であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものについては、この限りでない。

4 試験研究用等原子炉施設には、設計基準事故その他の原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、原子炉格納施設内の放射性物質の濃度を低下させる設備を設けなければならない。

適合のための設計方針

原子炉施設には、格納容器及び外周コンクリート壁並びに非常用換気設備からなる工学的安全施設等から構成される原子炉格納施設を設ける。また、原子炉格納施設は、格納容器及び外周コンクリート壁との間の下半部を密閉したアニュラス部を有するものとする。

格納容器は、通常運転時において、所定の漏えい率を超えることがないように、また、アニュラス部は、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように設計する。工学的安全施設は、設計基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、格納容器から放出される放射性物質を低減するように、かつ、設計基準事故その他の格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、原子炉格納施設内の放射性物質の濃度を低下させるように設計する。

格納容器を貫通する配管には、事故の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがある場合及び計測装置又は制御棒駆動装置に関連する配管であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものを除き、隔離弁を設ける。格納容器及び隔離弁で構成される格納容器バウンダリは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬時的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有し、かつ、適切に作動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えることがないように設計する。

なお、格納容器内は、地下中1階床面を、格納容器(床上)と格納容器(床下)のバウンダリとし、格納容器(床上)を空気雰囲気、格納容器(床下)を窒素雰囲気とする(ただし、原子炉停止中において、機器保修等のために作業員が入域する場合にあっては、空気雰囲気にてできるものとする)。

これらの圧力等を制御するため、格納容器には、格納容器空気雰囲気調整設備と格納容器室素雰囲気調整設備から構成する格納容器雰囲気調整系を設ける。また、アニュラス部にあつては、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように、アニュラス部排気設備を設ける。アニュラス部排気設備は、非常用換気設備である非常用ガス処理装置と連結される。アニュラス部より排気されたガスは、通常運転時において、アニュラス部排気設備のフィルタを經由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系（アイソレーション）が作動した場合には、非常用ガス処理装置を經由して、主排気筒から放出される。非常用ガス処理装置は、プレフィルタ、高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に気体状の放射性物質が放出される事故時等において、環境に放出される放射性物質を低減する機能を有する。

添付書類八の以下の項目参照
9. 原子炉格納施設

添付書類十の以下の項目参照
3. 設計基準事故

1.9 参考文献

- (1) 原子力安全委員会、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」、平成元年3月27日了承（平成13年3月29日一部改訂）
- (2) 原子力安全委員会、「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針」、平成3年7月18日決定（平成13年3月29日一部改訂）
- (3) 原子力規制委員会、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」、原規研発第13112721号、平成25年11月27日制定

添付 添-5

別添 10

添付書類 11

変更後における試験研究用等原子炉施設の保安のための業務に係る
品質管理に必要な体制の整備に関する説明書

1. 保安活動における品質管理に必要な体制

大洗研究所（南地区）の原子炉施設における保安管理組織を第1図に示す。

大洗研究所（南地区）の原子炉施設における保安活動は、本文の「九 試験研究用等原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項」を踏まえ、大洗研究所（南地区）原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）に基づき、保安管理部、管理部、放射線管理部、高速実験炉部、環境保全部及び原子力施設検査室が実施する。また、原子炉施設に関する保安活動の統括に関する業務は、保安管理部が担当し、使用前事業者検査等の独立検査は、原子力施設検査室が担当する。

これら保安管理組織に基づき、保安活動の計画、実施、評価及び継続的な改善を行う。

2. 設計及び工事等に係る品質マネジメント活動

(1) 品質マネジメント活動の確立と実施

大洗研究所では、原子炉施設の安全性及び信頼性の確保を最優先事項と位置付け、本文の「九 試験研究用等原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項」に整合するよう策定した保安規定の品質マネジメント計画及び「大洗研究所原子炉施設等品質マネジメント計画書」

（以下「品質マネジメント計画書」という。）に基づき、原子炉施設の安全に係る品質マネジメントシステム（安全文化を育成及び維持するための活動を含む。）を確立し、文書化し、実施し、維持するとともに、その有効性について評価し、継続的に改善する。

(2) 品質マネジメント体制及び役割分担

大洗研究所では、保安規定に基づく保安管理組織に従い、理事長をトップマネジメントとした品質マネジメント体制の下、以下のように品質マネジメント活動を実施する。

理事長は、原子炉施設の品質マネジメント活動のトップマネジメントとして、品質マネジメント計画書に基づき責任及び権限を明確にして体系的な活動を実施する。また、品質マネジメントシステムの有効性と改善の必要性を評価するマネジメントレビューを実施して品質マネジメント活動を継続的に改善する。

管理責任者は、品質マネジメント活動に必要なプロセスの確立、実施及び維持、品質マネジメント活動の実施状況及び改善の必要性の有無についての理事長への報告、原子力の安全確保に対する認識の高揚を図るための組織全体にわたる安全文化の育成及び維持並びに関係法令の遵守に係る領域における責任及び権限をもつ。

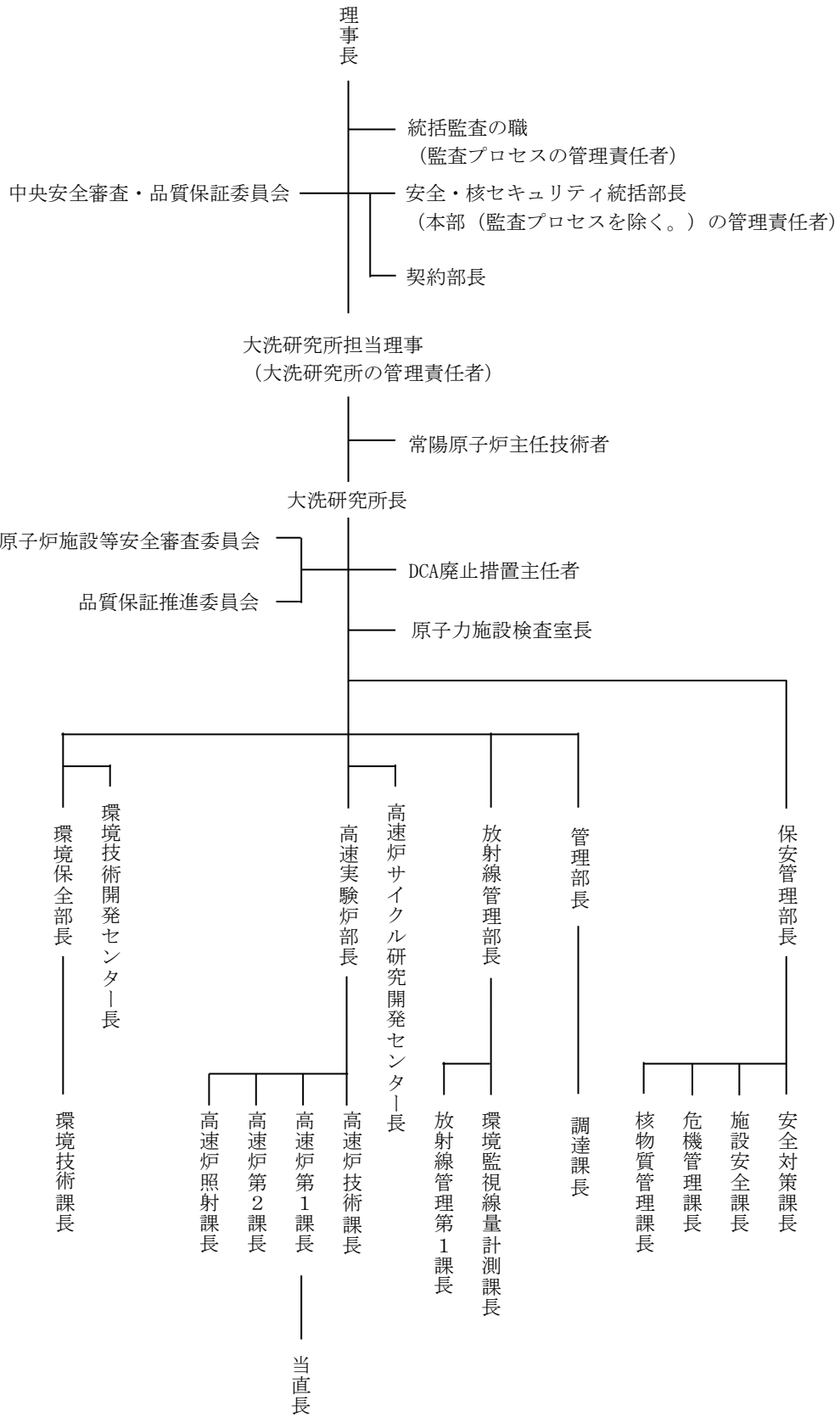
中央安全審査・品質保証委員会は、原子炉の設置許可及びその変更に関する重要事項、品質マネジメント活動の基本事項等を審議する。

大洗研究所長は、大洗研究所における原子炉施設に関する保安活動を統括する。

原子炉施設等安全審査委員会は、原子炉施設の安全性等に関する事項を審議する。

品質保証推進委員会は、品質マネジメント活動に関する事項を審議する。

部長及び課長は、責任者として、それぞれ所掌する業務に関してプロセスの確立、実施及び有効性の継続的改善を行う。また、業務に従事する要員の原子炉施設に対する要求事項についての認識を深めさせるとともに、成果を含む実施状況について評価する。さらに、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、健全な安全文化を育成し、維持する取組を促進するとともに、関係法令を遵守する。



第1図 大洗研究所（南地区）原子炉施設保安管理組織（令和3年8月1日現在）