

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、非常用発電機及び無停電電源装置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) 原子炉保護系にあつては、ハードワイヤードロジック（補助継電器や配線等で構成し、ハードウェアによる物理的な結線で命令を実行）で構成し、ソフトウェアを用いないアナログ回路とする。
- (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であつて、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、格納容器内に粒子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、その操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（余震等を含む。）及び施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に操作できるように設計するとともに、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後、ある時間までは、運転員の操作を期待しなくても、原子炉の固有の安全性及び安全保護回路の動作により、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が安全に終止できるものとする。

- (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、人間工学上の諸因子を考慮して、系統及び機器に応じた配置とし、名称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。

また、現場の盤及び弁に対して銘板の取付けによる識別を行い、保守点検における誤操作を防止する設計とする。

- (2) 原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する安全施設に係る操作は、中央制御室において、集中して対応できるものとする。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。

- (3) 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づき、原子炉施設保

安規定を定める。原子炉施設保安規定には、誤操作を防止する観点で、以下について遵守事項を定める。

- ・ 運転要領の作成（運転管理、保守管理、事故発生時の措置）に関すること。
- ・ 運転制限条件を超え、又は超えるおそれがあると認めた場合の措置に関すること。
- ・ 地震又は火災時の措置に関すること。
- ・ 設計想定事象等が発生した場合の措置に関すること。

1.1.8 安全避難通路等に関する基本方針

(1) 原子炉施設の建物内には安全避難通路を設けるとともに、安全避難通路には、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ように、誘導灯又は誘導標識を設ける。

また、安全避難通路に設置した避難用の照明については、バッテリー内蔵型とするか、又は非常用ディーゼル電源系若しく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。

原子炉施設では、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。運転員に期待する対応は「監視」とし、当該対応は、中央制御室で実施する。中央制御室にあっては、常設照明の一部について、非常用ディーゼル電源系より給電できるものとし、さらに、バッテリー内蔵型の可搬型照明も配備する。充電式の可搬型照明の充電は、一般電源系又は非常用ディーゼル電源系により行う。

(2) 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づき、原子炉施設保安規定を定める。原子炉施設保安規定には、安全避難通路等について、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

- ・ 避難用の照明に係る検査に関すること。
- ・ 可搬型照明の必要数及び保管場所、並びに検査に関すること。

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可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。大洗研究所においては、人及び車両の立入りを制限するための区域を設定し、柵等の障壁を設置する。当該区域の出入口は常時監視又は施錠管理を行える設計とする。また、原子炉施設の周辺には、接近管理及び出入管理を行う区域を設定し、柵等の障壁を設置するとともに、原子炉施設には、鉄筋コンクリート造りの障壁等の堅固な構造の障壁を有する区域を設け、出入口の常時監視又は

施錠管理により、人の立入りを制限する。

- (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（以下「不正な物品」という。）が持ち込まれること（大洗研究所内の人による核物質の不法な移動又は妨害破壊行為、郵便物等による大洗研究所の外部からの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。大洗研究所の外部から搬入される郵便物や宅配物については、大洗研究所の立入りを制限するための区域外に確認場所を設け、検査装置を用いて確認を行うことにより、不正な物品の持ち込みを防止する設計とする。原子炉施設の立入りを制限するための区域へ入域する際は、警備員等による携帯品等の持込品確認を行うことにより、不正な物品の持ち込みを防止する設計とする。

- (3) 不正アクセス行為の防止

原子炉施設の運転制御に関する設備又は装置及び核物質防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムは、電気通信回線を通じた外部からのアクセスを遮断する設計とし、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。また、外部から電子媒体が持ち込まれてコンピュータウイルスに感染する等によるシステムの異常動作を防止するため、原子炉施設の出入管理により、物理的アクセスを制限するとともに、関係者以外のアクセスを防止する設計とする。

原子炉保護系及び原子炉出力制御系にあつては、ハードワイヤードロジックで構成されており、ソフトウェアを用いないアナログ回路とするとともに、その他の計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。

原子炉制御系（原子炉冷却材温度制御系及び1次冷却材流量制御系）にあつては、外部ネットワークと接続されていない独立したシステムとすることで、電気通信回線を通じた原子炉制御系に対する外部からのアクセスを遮断する。また、外部から電子媒体が持ち込まれてコンピュータウイルスに感染する等によるシステムの異常動作を防止するため、原子炉制御系を中央制御室に設置し、常時監視できる環境とすることで、関係者以外のアクセスを防止する設計とするとともに、中央制御室について、出入口を施錠管理できる区域に設置し、核物質防護に係る原子炉施設の出入管理（区域の設定、障壁の設置及び出入口の管理等）により人の不法な侵入を防止することで、物理的アクセスを制限する。

中央制御室外原子炉停止盤にあつては、ソフトウェアを用いないアナログ回路により構成するとともに、不正な操作を防止するため、手動スクラムボタンは、施錠管理できる扉付きの盤内に設置する。

- (4) 体制

特定核燃料物質の防護に関する業務を統一的に管理するため、「核原料物質、核燃料

物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づき、核物質防護管理者を選任する。

所長は、大洗研究所（南地区）原子炉施設に係る特定核燃料物質の防護に関する業務を統括する。所長は、緊急時に備え、あらかじめ緊急時の対応組織（現地対策本部）を定めるとともに緊急時対応要員を確保する。

（5）手順等

「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づき、核物質防護規定を定める。核物質防護規定には、人の不法な侵入の防止、不正な物品の持ち込みの防止、不正アクセス行為の防止に関連し、以下について遵守事項を定める。

- ・ 防護区域等の設定並びに巡視及び監視に関すること。
- ・ 防護区域等の出入管理に関すること。
- ・ 防護設備の設置等に関すること。
- ・ 情報システムセキュリティに関すること。
- ・ 教育及び訓練に関すること。

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。安全機能の重要度が特に高い安全機能を有する安全施設のうち、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生した場合にその機能が要求されるものは、これらの3つの観点から信頼性を確保した設計とする。

(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、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、系統及び機器

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、系統及び機器

(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止弁 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

* : 上記関連系は、当該系と同位の重要度を有するものとする。

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止弁 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止弁 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止弁	
		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(安全容器及びコンクリート遮へい体冷却系を含む。)	
	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止弁 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

* : 上記関連系は、当該系と同位の重要度を有するものとする。

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止弁	
	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止弁 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。)	

* : 上記関連系は、当該系と同位の重要度を有するものとする。

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止弁 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	

* : 上記関連系は、当該系と同位の重要度を有するものとする。

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

原子炉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} ~ 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・構築物の埋め込み等の設置状況に応じて地盤ばねを設定し、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地震応答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基準地震動に対する動的解析においても、同様の応答解析を行う。

(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) 耐震設計では、水平2方向及び鉛直方向の地震力による応力を適切に組み合わせる。

(ii) 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。

(iii) 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。

(iv) 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ことを確認する。

波及的影響を考慮すべき施設の検討に当たっては、高速実験炉原子炉施設の敷地内に設置されているBクラス及びCクラス等の建物・構築物、機器・配管系及び関連施設のSクラス施設との設置位置関係を俯瞰した調査・検討を行う。当該調査・検討には、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈別記2」に記載の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ことを考慮する。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

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はめこみ、かつ、軸方向中間部にスペーサパッドを設け、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(*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	検討用地震動(*6)	適用範囲	検討用地震動(*6)
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 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。)		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	S _s S _s	1) 格納容器内旋回式天井クレーン 2) 燃料出入機 3) 回転プラグ 4) 1次オーバフロー系の一部 5) 1次ナトリウム充填・ドレン系の一部 6) 1次アルゴンガス系の一部 7) 窒素ガス予熱系の一部 8) カバーガス法燃料破損検出設備の一部	S _s S _s S _s S _s S _s S _s 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) 水冷却池 ② 炉内燃料貯蔵ラック(炉心パレル構造物のうち、パレル構造体)		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	S _s S _s	1) 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備キャスククレーン 2) 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備燃料移送機 3) 格納容器内旋回式天井クレーン 4) 燃料出入機 5) 回転プラグ	S _s S _s 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 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 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 炉心パレル構造物 1) パレル構造体 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 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	S _s S _s	1) 格納容器内旋回式天井クレーン 2) 燃料出入機 3) 回転プラグ	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 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(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	検討用 地震動 (*6)	適用範囲	検討用 地震動 (*6)
S	(iv) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	① 原子炉容器 1) 本体 ② 炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ③ 炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 ④ 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。) 2) 1次主循環ポンプモーター 3) 逆止弁 ⑤ 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) 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 _s S _s S _s	1) 1次オーバーフロー系の一部 2) 1次ナトリウム充填・ドレン系の一部 3) 1次アルゴンガス系の一部 4) 窒素ガス予熱系の一部 5) カバーガス法燃料破損検出設備の一部 6) 2次ナトリウム純化系の一部 7) 2次ナトリウム充填・ドレン系の一部 8) 2次アルゴンガス系の一部 9) 主送風機 10) ナトリウム漏えい対策用受桶 	S _s S _s S _s S _s S _s S _s S _s S _s S _s
	(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	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止弁 ⑤ 1次予熱窒素ガス系 1) 仕切弁 	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 	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(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	検討用 地震動 (*6)	適用範囲	検討用 地震動 (*6)
S	(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	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	1) 主排気筒 2) 燃料交換機 3) 1次ナトリウム純化系の一部 4) 1次ナトリウム充填・ドレン系の一部 5) 1次アルゴンガス系の一部 6) 窒素ガス予熱系の一部 7) 2次ナトリウム充填・ドレン系の一部 8) 核燃料物質取扱設備の一部 9) 格納容器雰囲気調整系の一部 10) 安全容器の呼吸系の一部 11) アルゴンガス供給設備の一部 12) 窒素ガス供給設備の一部 13) 格納容器内雰囲気調整系再循環空調機	S _s S _s S _s S _s S _s S _s S _s S _s S _s S _s S _s S _s S _s
	(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	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) 燃料取扱用キャスクカーのうち、キャスク 4) ナトリウム洗浄装置のうち、燃料洗浄槽 5) 燃料集合体缶詰装置のうち、回転移送機		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	1) 燃料出入機 2) 燃料取扱用キャスクカー（キャスクを除く。）	S _s S _s
	(viii) その他	① 中央制御室 ② 非常用ディーゼル電源系（上記(i)～(viii)に関連するもの） ③ 交流無停電電源系（上記(i)～(viii)に関連するもの） ④ 直流無停電電源系（上記(i)～(viii)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	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物 3) 主冷却機建物	S _s S _s S _s	1) 原子炉附属建物空調換気設備燃料洗浄室系及び水冷却池室系給気ダクトの一部 2) 1次ナトリウム純化系コールドトラップ冷却窒素ガス冷却器	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(*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	検討用 地震動 (*6)	適用範囲	検討用 地震動 (*6)
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。）		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。）		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) 原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器・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 回転プラグ（ただし、計装等の小口径のものを除く。）		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べ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		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	検討用 地震動 (*6)	適用範囲	検討用 地震動 (*6)
B	(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	① 核燃料物質取扱設備（Sクラスに属するものを除く。） ② 放射線低減効果の大きい遮蔽（安全容器及びコンクリート遮へい体冷却系を含む。）		1) 機器・配管、電気計装設備等の支持構造物	1) 原子炉建物 2) 原子炉附属建物	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 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) 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。）(*7) ③ 非常用ガス処理装置(*7) 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（事故時監視計器の一部） ⑥ 補機冷却設備（上記(i)～(vii)に関連するもの） ⑦ 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	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		

(*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。

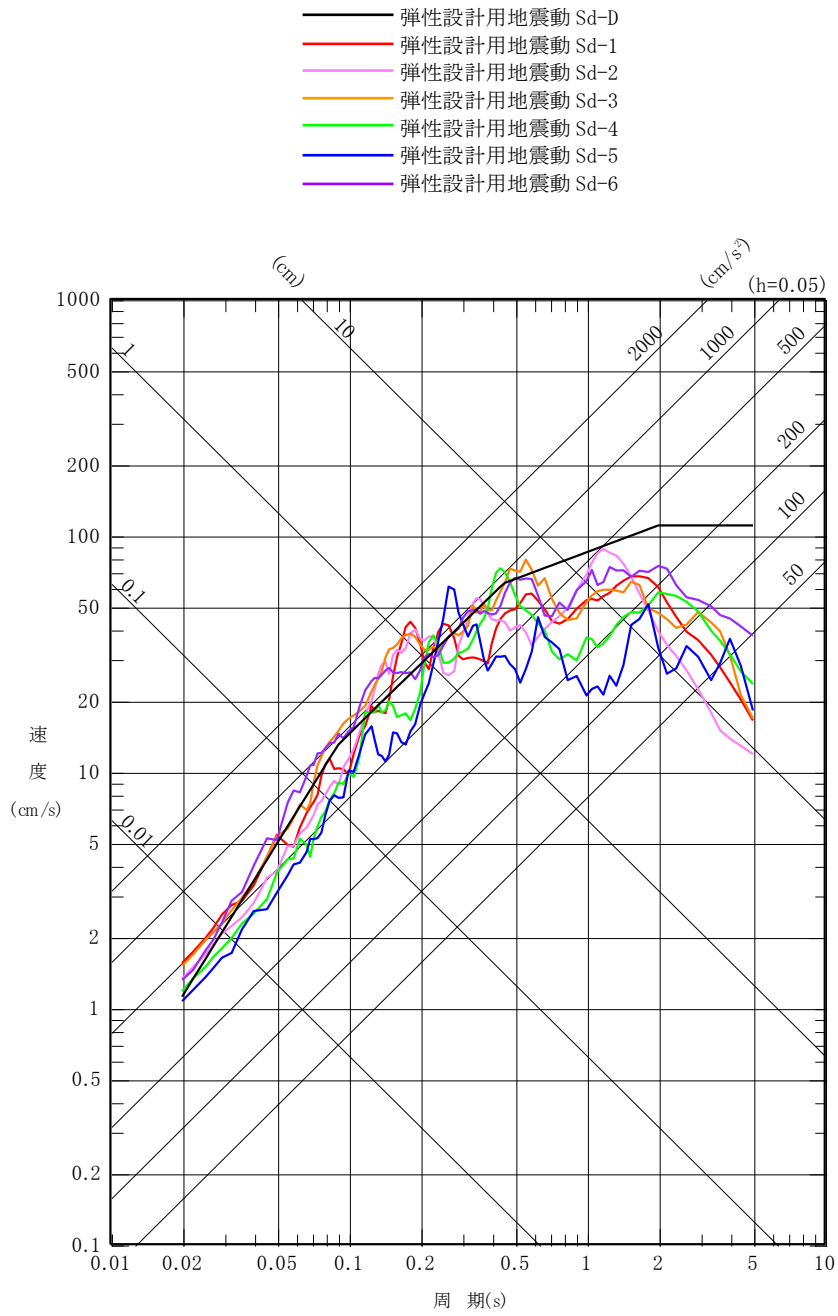
S_C：耐震Cクラス施設に適用される静的地震力。

(*7) 基本的に、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。ここで、アンユラス部排風機は、基準地震動による地震力により、ベルトが外れ、動的機能維持が難しいため、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備するものの対象外とするが、当該施設の補修（ベルトの再装着）の措置を講じることで、機能を復旧できるものとする。

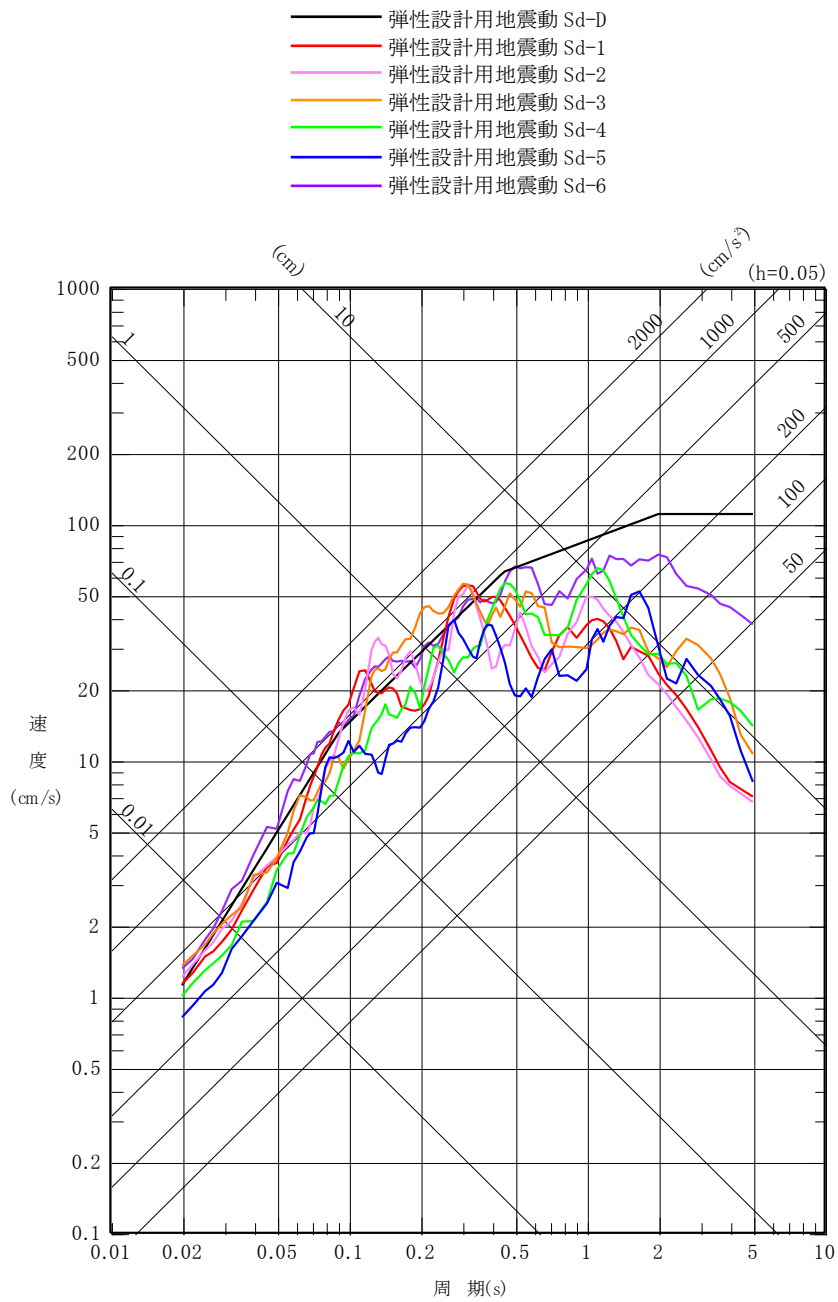
第 1.3.1 表(6) クラス別施設

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	検討用 地震動 (*6)	適用範囲	検討用 地震動 (*6)
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	Sc Sc Sc Sc Sc Sc Sc		

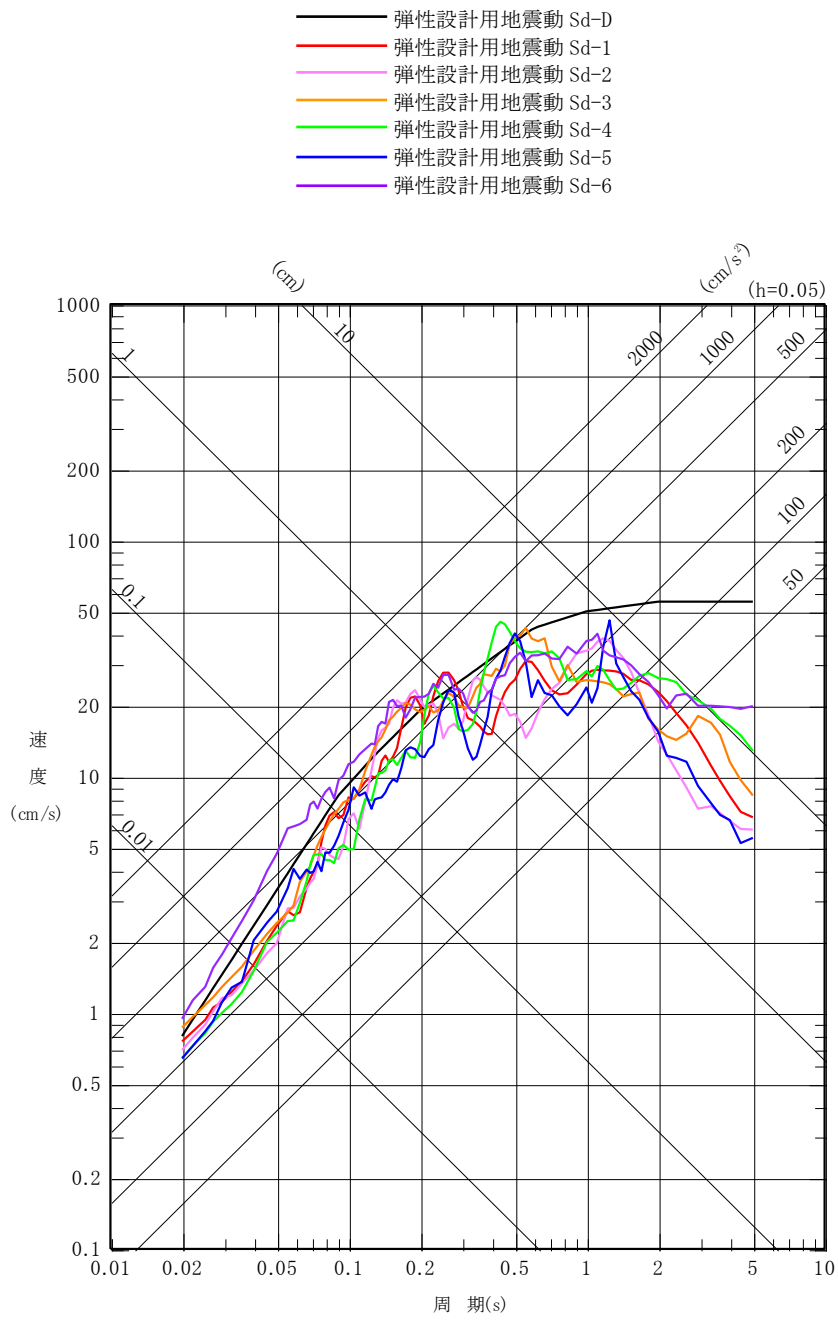
- (*1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。
- (*2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。
- (*3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。
- (*4) 間接的支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物（建物・構築物）をいう。
- (*5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備をいう。
- (*6) S_s : 基準地震動 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。



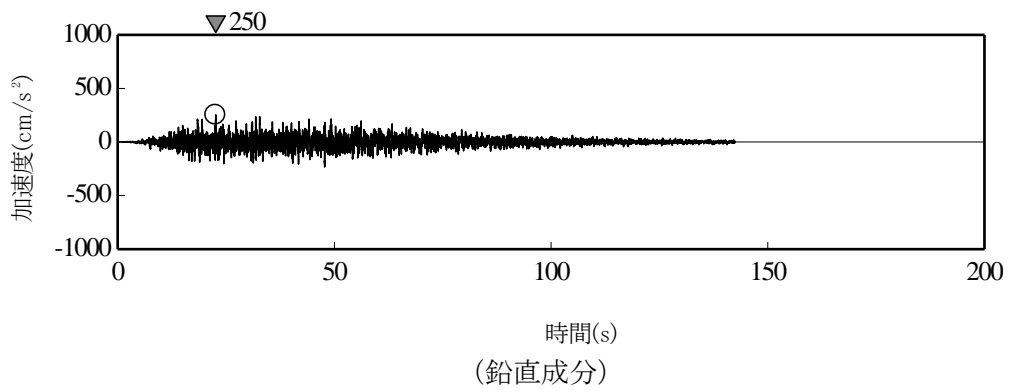
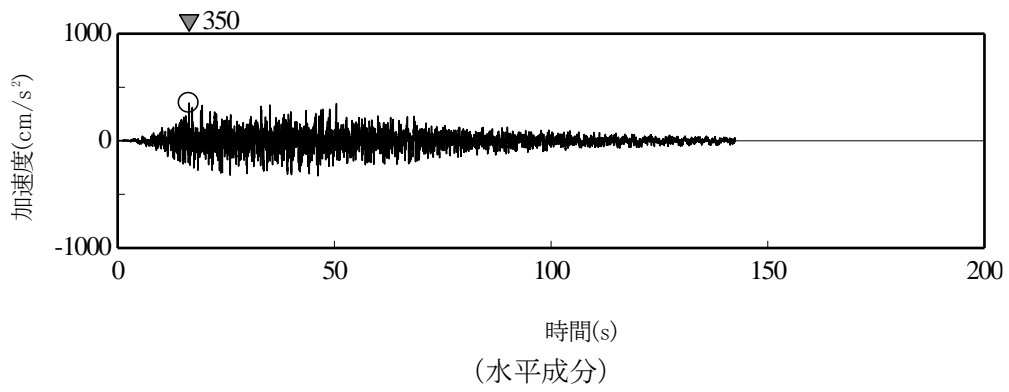
第 1. 3. 1 図(1) 弾性設計用地震動 Sd の応答スペクトル(NS 成分)



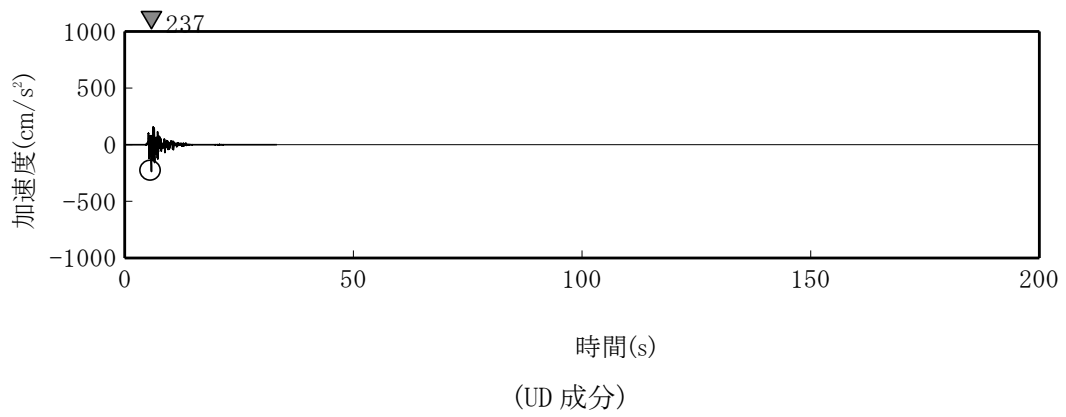
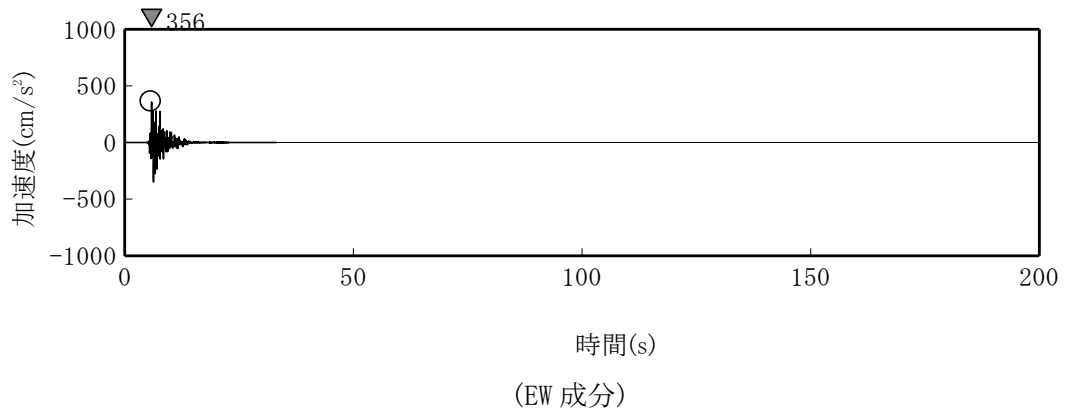
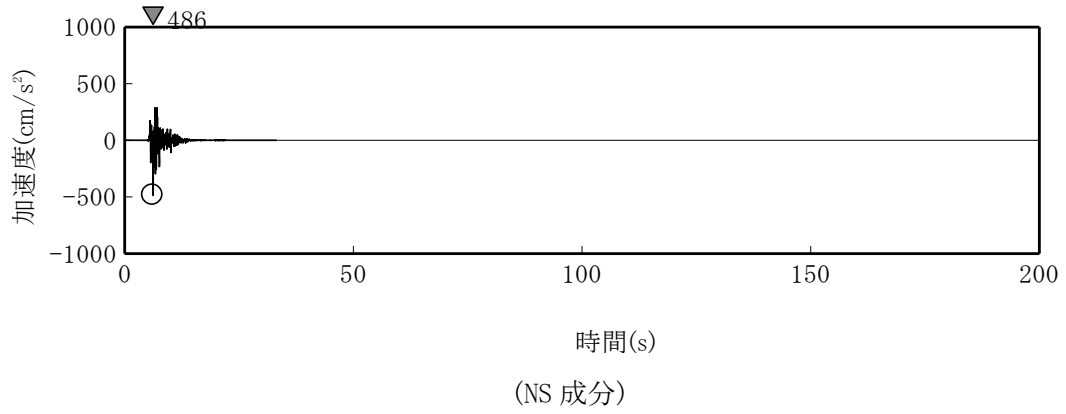
第 1. 3. 1 図(2) 弾性設計用地震動 Sd の応答スペクトル(EW 成分)



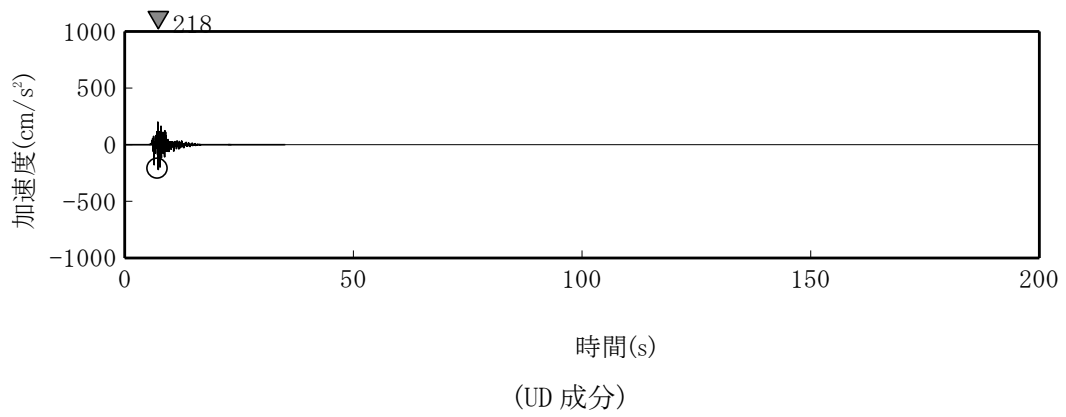
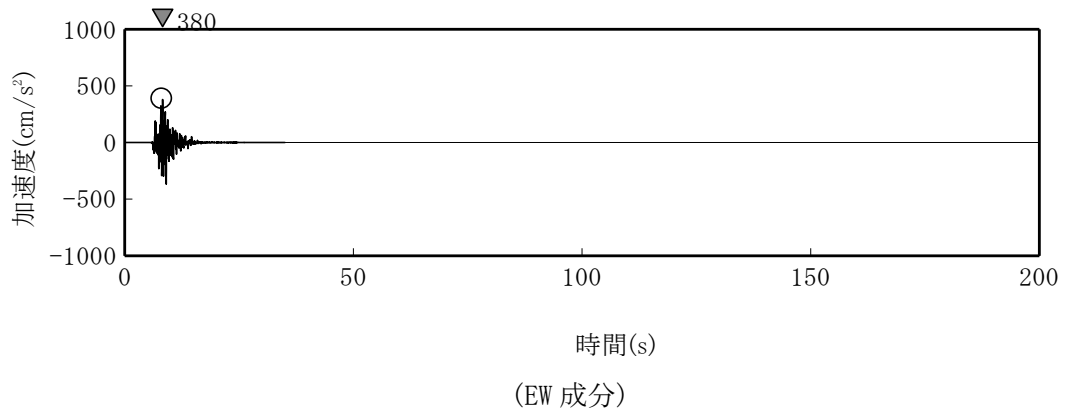
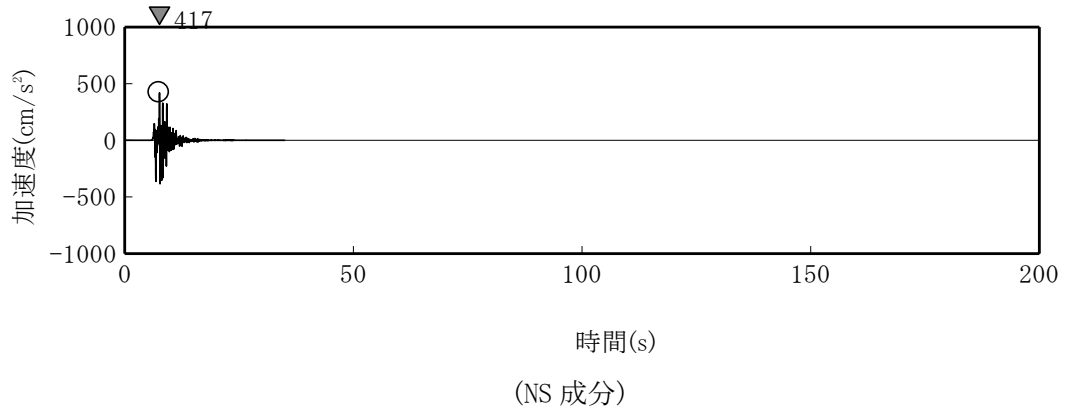
第 1. 3. 1 図(3) 弾性設計用地震動 Sd の応答スペクトル(UD 成分)



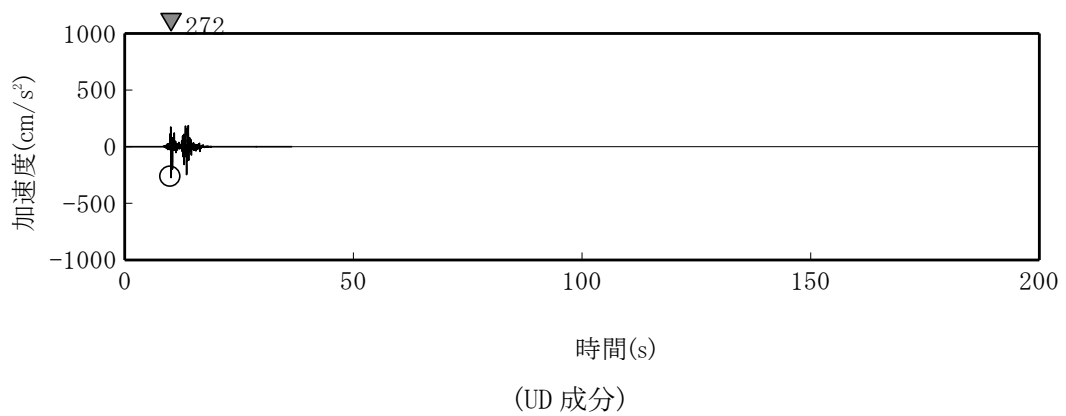
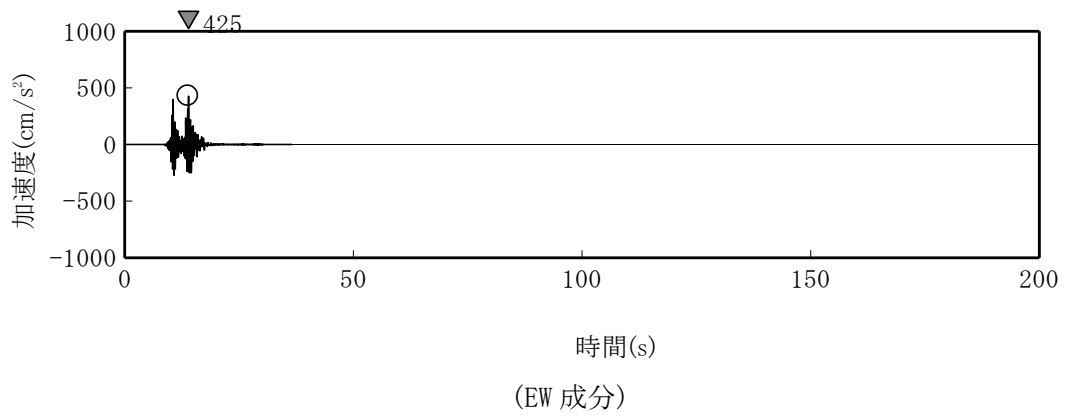
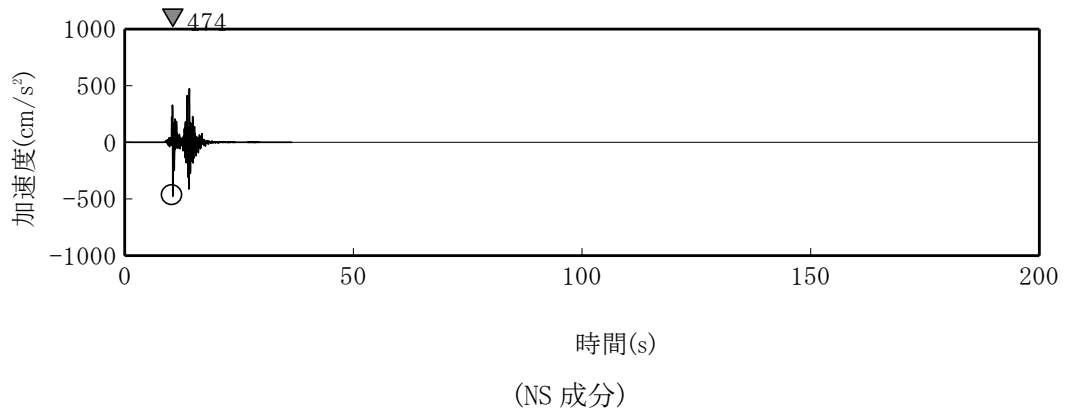
第 1. 3. 2 図(1) 弾性設計用地震動 Sd-D の時刻歴波形



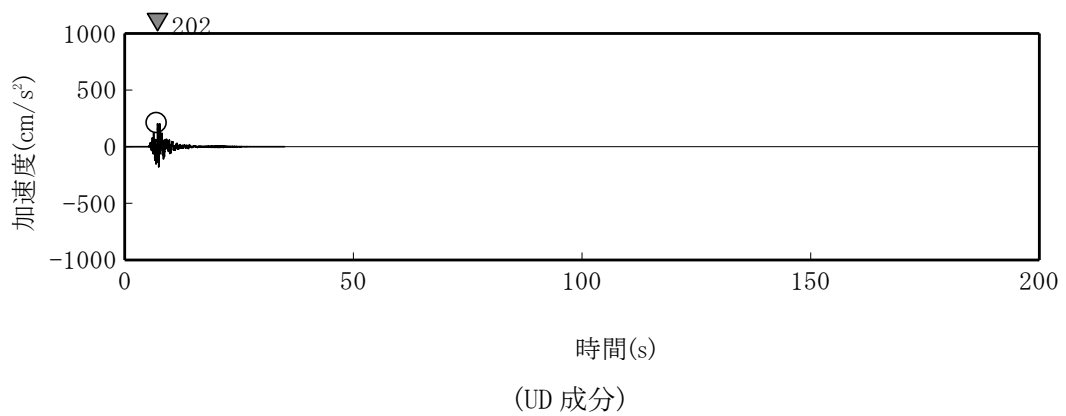
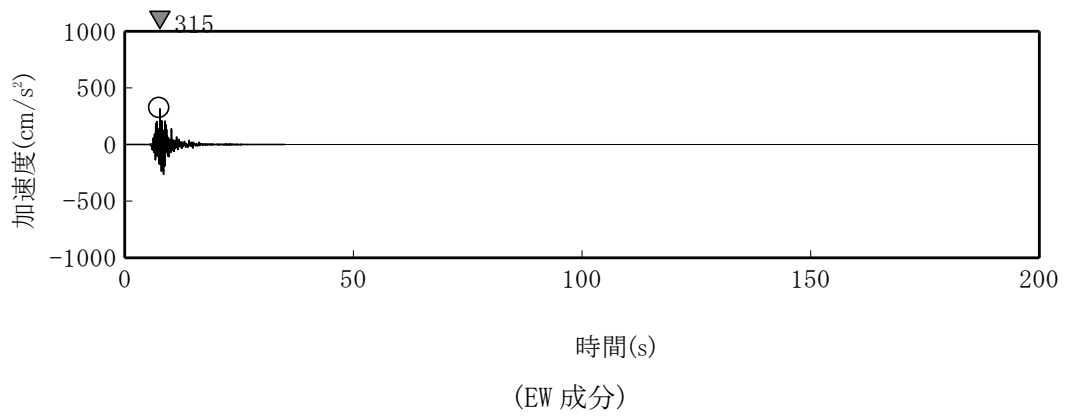
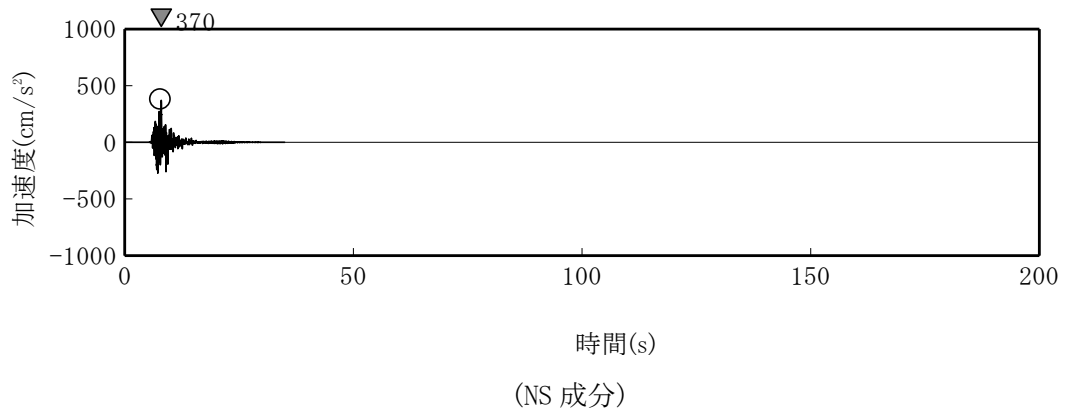
第 1.3.2 図(2) 弾性設計用地震動 Sd-1 の時刻歴波形



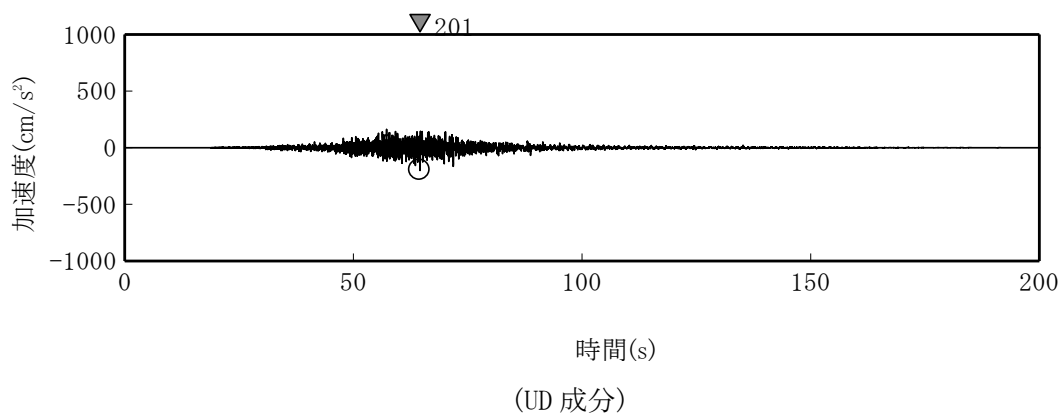
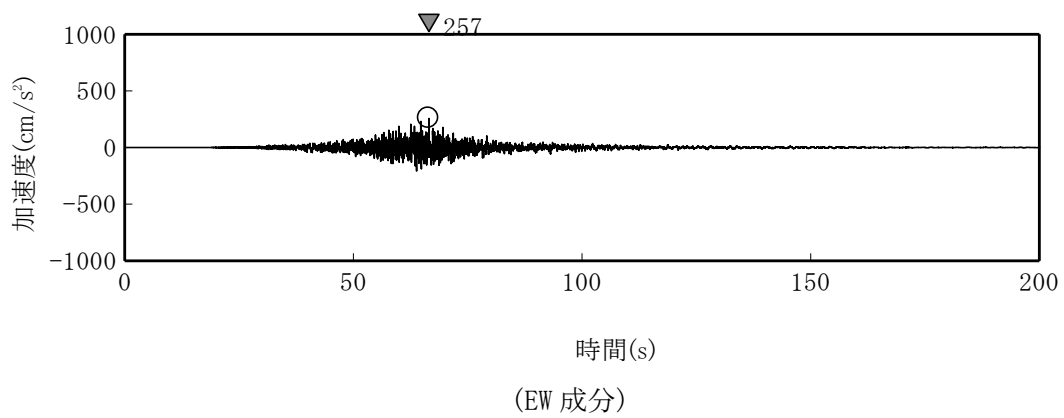
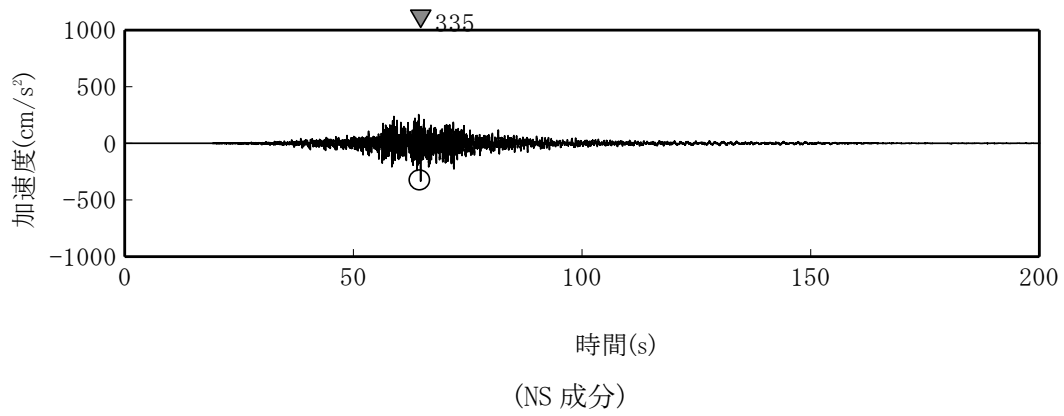
第 1. 3. 2 図(3) 弾性設計用地震動 Sd-2 の時刻歴波形



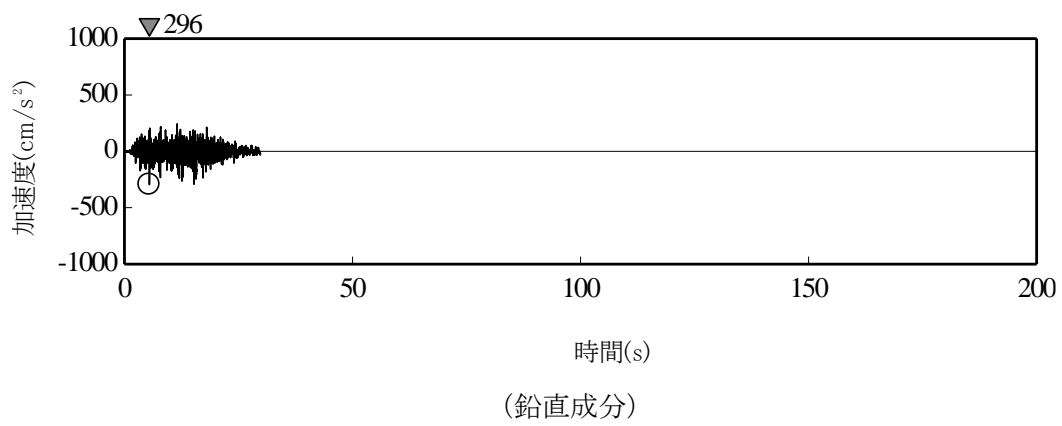
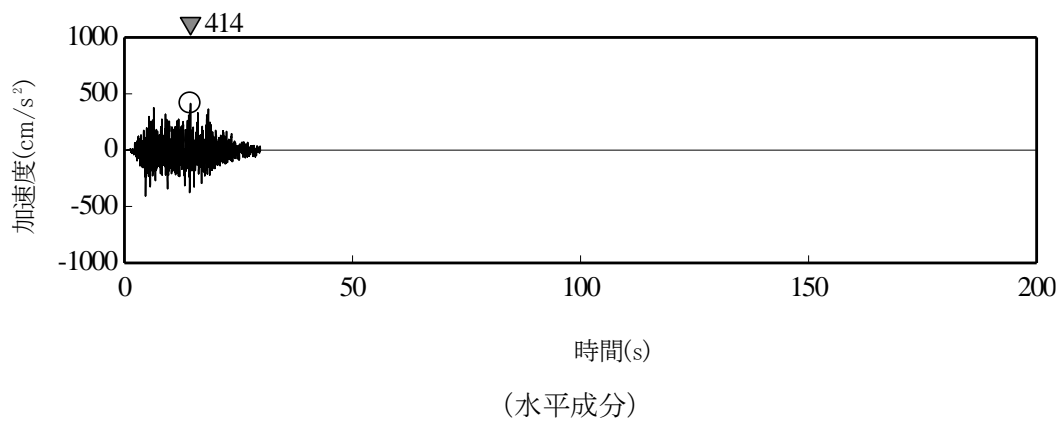
第 1.3.2 図(4) 弾性設計用地震動 Sd-3 の時刻歴波形



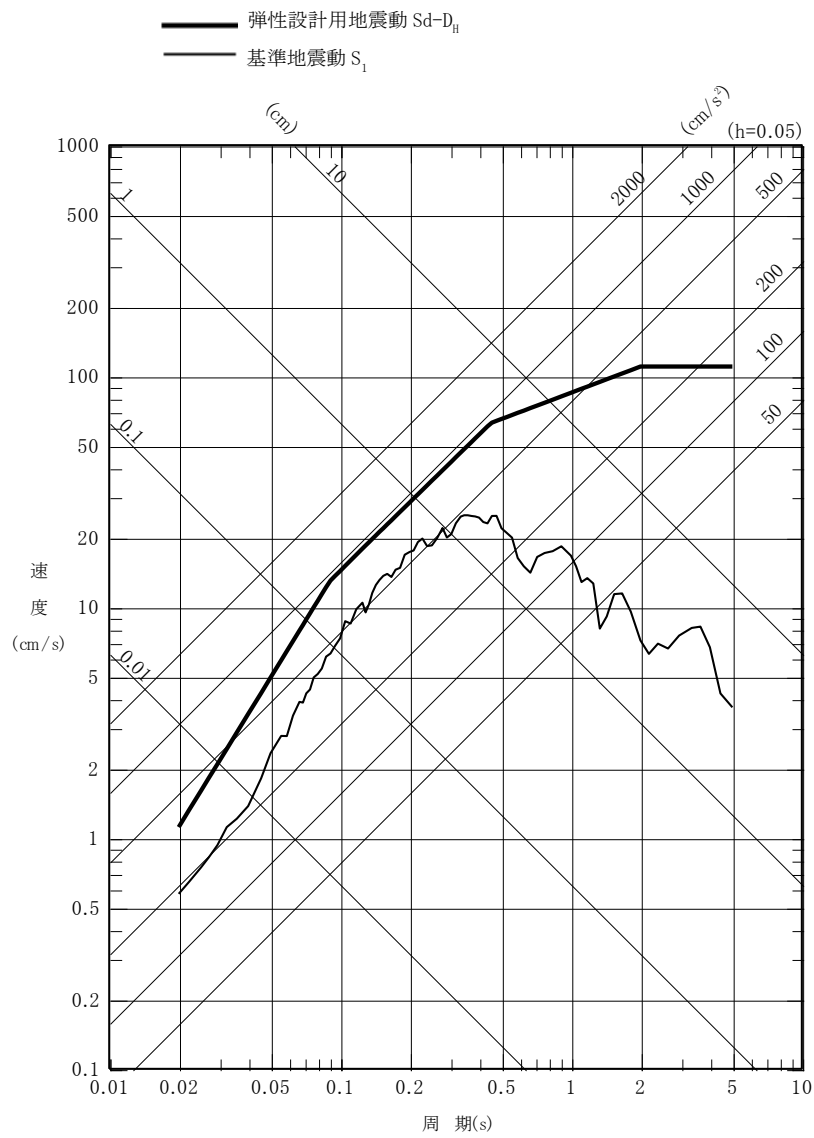
第 1. 3. 2 図(5) 弾性設計用地震動 Sd-4 の時刻歴波形



第 1.3.2 図(6) 弾性設計用地震動 Sd-5 の時刻歴波形

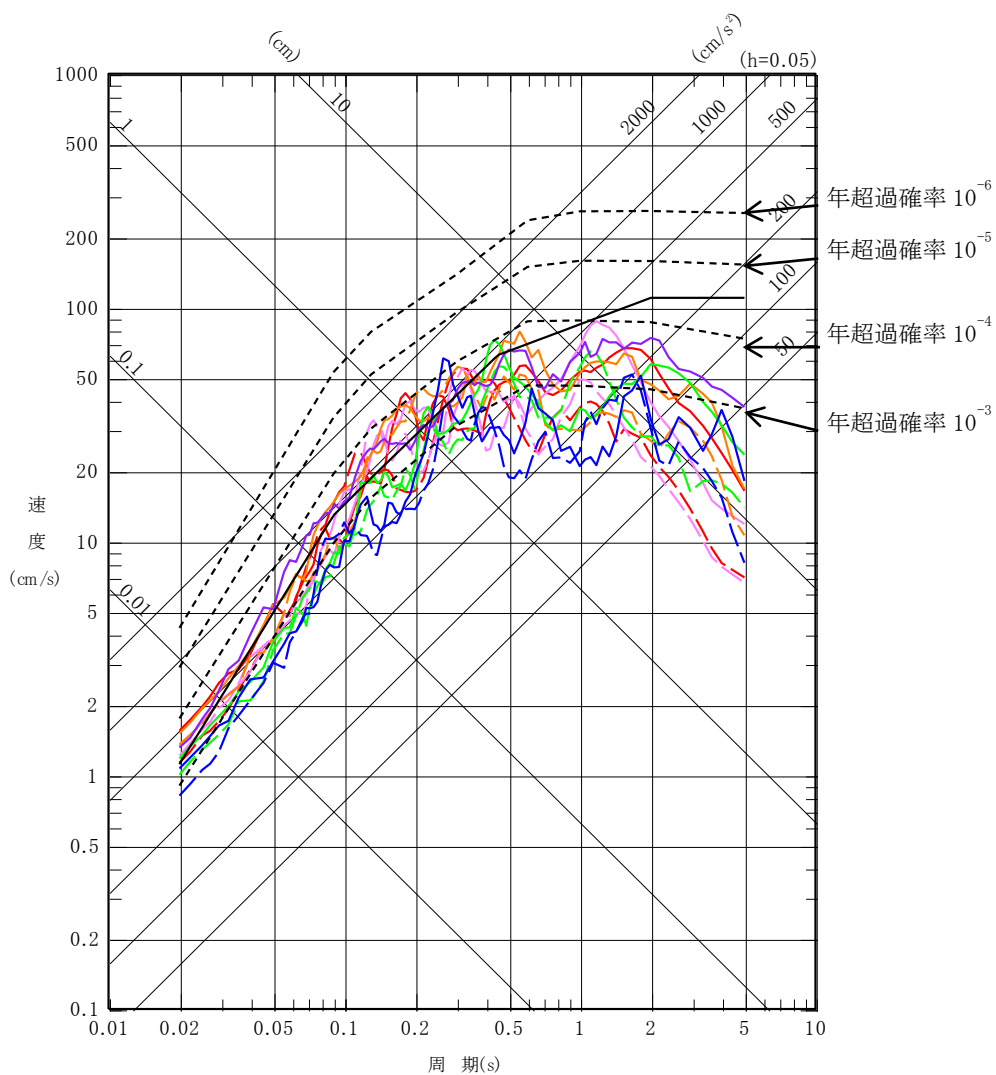


第 1. 3. 2 図(7) 弾性設計用地震動 Sd-6 の時刻歴波形

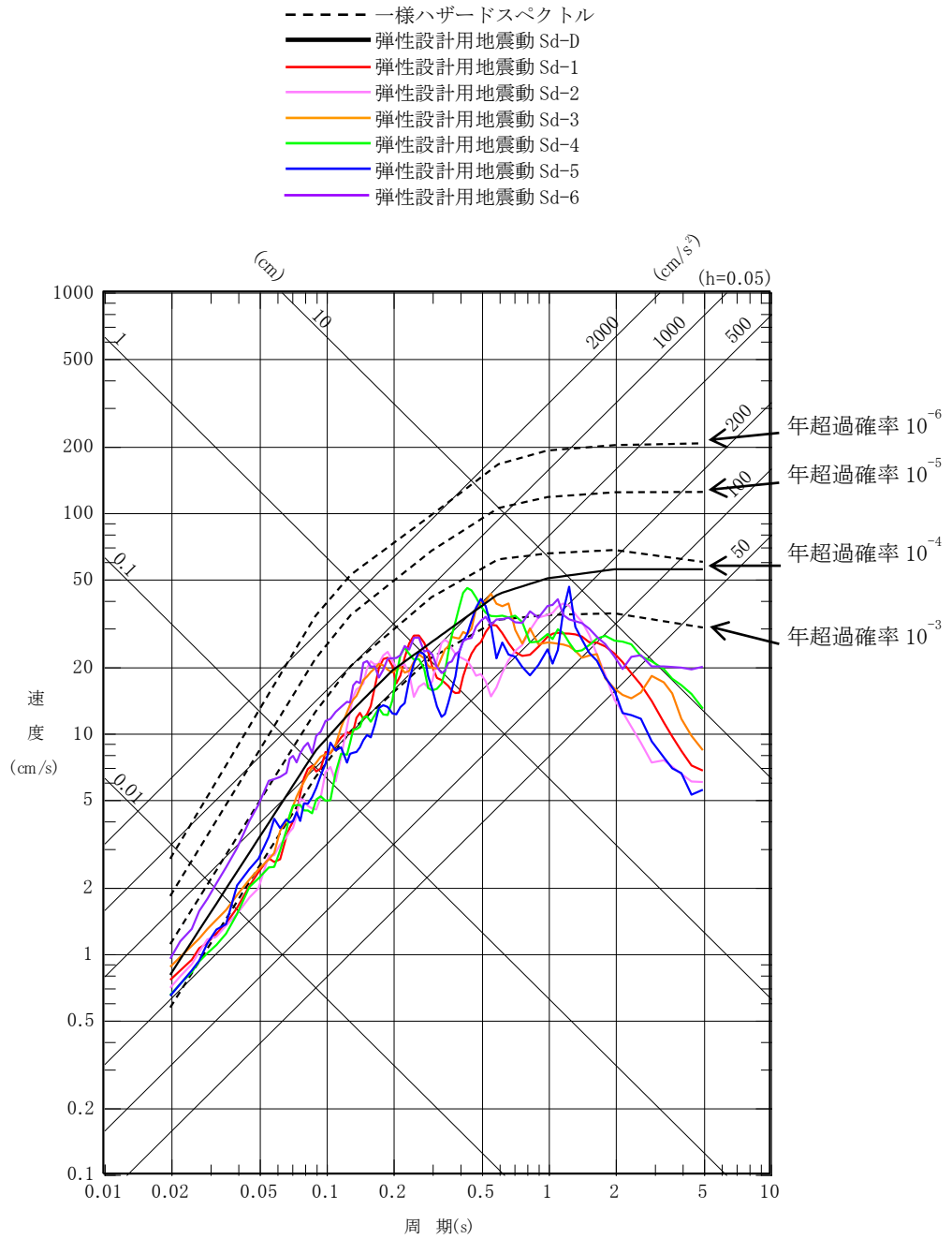


第 1.3.3 図 弾性設計用地震動 Sd-D と基準地震動 S₁ の応答スペクトルの比較 (水平成分)

- 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

原子炉施設は、原子炉の運転に影響を及ぼすおそれのある火災（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（以下「ナトリウム燃焼」という。）を含む。以下同じ。）が発生し、当該火災の発生又はナトリウムの漏えいを確認した場合において、原子炉を停止する（手動スクラム）。

原子炉施設は、設計基準において想定される火災によっても、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。

ナトリウム燃焼に対しては、ナトリウム燃焼により原子炉施設の安全性が損なわれないよう、ナトリウム燃焼の特徴を考慮し、「ナトリウム漏えいの発生防止」、「ナトリウム漏えいの検知・ナトリウム燃焼の感知及びナトリウム燃焼の消火」並びに「ナトリウム燃焼の影響軽減」の三方策のそれぞれを講じる設計とする。一般火災（ナトリウム燃焼を除く火災をいう。以下同じ。）に対しては、一般火災により原子炉施設の安全性が損なわれないよう、本原子炉施設の安全上の特徴を考慮し、必要に応じて、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準（以下「火災防護基準」という。）」及び「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」を参考に、「一般火災の発生防止」、「一般火災の感知及び消火」並びに「一般火災の影響軽減」の三方策を適切に組み合わせる設計とする。

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。

火災が発生した場合は、速やかに初期消火活動を行うとともに、大洗研究所内通報連絡システムに従って通報し、火災の消火、拡大防止のための活動を行う。

1.5.2 火災防護対象機器

原子炉施設は、安全機能の重要度分類がクラス1、2、3に属する構築物、系統及び機器に対して、適切な火災防護対策を講じる設計とする。

安全機能の重要度分類から以下の（1）～（3）の構築物、系統及び機器を火災防護対象機器（火災防護対象機器を駆動又は制御するケーブル（以下「火災防護対象ケーブル」という。）を含む。火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを以下「火災防護対象機器等」という。）として選定する。

なお、ここで火災防護対象機器等として抽出しなかった構築物、系統及び機器に対しては、設備や環境条件に応じて、消防法、建築基準法等で求められる対策で機能への影響を低減する設計とする。

- （1）原子炉を停止し、また、停止状態にある場合は引き続きその状態を維持するための構築物、系統及び機器（関連する補機を含む。）（以下「原子炉の安全停止に係る機器等」という。）

原子炉の安全停止に係る機器等は、安全機能の重要度分類から以下の機能を有する構築物、系統及び機器とする。

- ① 原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能（MS-1）に属する構築物系統及び機器

- ② 炉心形状の維持機能（P S - 1）に属する構築物、系統及び機器
- ③ 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（MS - 1）に属する構築物、系統及び機器の一部
- ④ 原子炉停止後の除熱機能（MS - 1）に属する構築物、系統及び機器
- ⑤ 原子炉冷却材バウンダリ機能（P S - 1）に属する構築物、系統及び機器
- ⑥ 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）（P S - 3）に属する構築物、系統及び機器
- ⑦ 1次冷却材漏えい量の低減機能（MS - 1）に属する構築物、系統及び機器の一部
- ⑧ 事故時のプラント状態の把握機能（MS - 2）に属する構築物、系統及び機器
- ⑨ 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能（MS - 3）に属する構築物、系統及び機器の一部
- ⑩ 制御室外からの安全停止機能（MS - 3）に属する構築物、系統及び機器
- ⑪ 通常運転時の冷却材の循環機能（P S - 3）に属する構築物、系統及び機器の一部
- ⑫ プラント計測・制御機能（安全保護機能を除く。）（P S - 3）に属する構築物、系統及び機器
- ⑬ 安全上特に重要な関連機能（MS - 1）及び安全上重要な関連機能（MS - 2）に属する構築物、系統及び機器の一部

(2) 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器（関連する補機を含む。）
 （以下「放射性物質の貯蔵又は閉じ込めに係る機器等」という。）

放射性物質の貯蔵又は閉じ込めに係る機器等は、安全機能の重要度分類から以下の機能を有する構築物、系統及び機器とする。

- ① 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（MS - 1）に属する構築物、系統及び機器の一部
- ② 放射性物質の閉じ込め機能（MS - 1）に属する構築物、系統及び機器
- ③ 放射線の遮蔽及び放出低減機能（MS - 2）に属する構築物、系統及び機器の一部
- ④ 安全上特に重要な関連機能（MS - 1）及び安全上重要な関連機能（MS - 2）に属する構築物、系統及び機器の一部
- ⑤ 原子炉カバーガスバウンダリ等のバウンダリ機能（P S - 2）に属する構築物、系統及び機器
- ⑥ 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（P S - 2）に属する構築物、系統及び機器
- ⑦ 燃料を安全に取り扱う機能（P S - 2）に属する構築物、系統及び機器
- ⑧ 放射性物質の貯蔵機能（P S - 3）に属する構築物、系統及び機器
- ⑨ 核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能（P S - 3）に属する構築物、系統及び機器

(3) 使用済燃料貯蔵設備において、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持するための構築物、系統及び機器（関連する補機を含む。）（以下「使用済燃料の冠水等に係る機器等」という。）

使用済燃料の冠水等に係る機器等は、安全機能の重要度分類から以下の機能を有する構築

物、系統及び機器とする。

- ① 燃料プール水の保持機能（MS－2）に属する構築物、系統及び機器
- ② 燃料プール水の補給機能（MS－3）に属する構築物、系統及び機器

一般火災に対する火災防護対策は、火災防護基準による「火災の発生防止」、「火災の感知及び消火」並びに「火災の影響軽減」の三方策を適切に組み合わせる設計とする。当該組合せは、本原子炉施設の安全上の特徴、火災防護対象機器が有する安全機能並びに火災防護対象機器の配置、構造及び動作原理に係る以下の4つの観点を検討することを基本とし、火災による機能への影響を判断して決定する。以下の4つの観点のいずれにも該当しない場合は、火災防護基準による「火災の発生防止」、「火災の感知及び消火」並びに「火災の影響軽減」の三方策のそれぞれを検討することを基本とする。以下のiii)又はiv)に該当する場合は、火災防護基準による「火災の感知及び消火」を検討することを基本とし、火災による機能への影響を判断して、火災防護基準による「火災の発生防止」、「火災の影響軽減」を検討する。以下のi)又はii)に該当する場合は、設備や環境条件に応じて、消防法、建築基準法等で求められる対策で機能への影響を低減することを基本とする。

なお、ここで火災防護基準に基づく対策を適用しなかった構築物、系統及び機器は、設備や環境条件に応じて、消防法、建築基準法等で求められる対策で機能への影響を低減する設計とする。

- i) 不燃性材料で構成されるため、火災によって、火災防護対象機器が有する安全機能が影響を受けない。
- ii) 環境条件から火災が発生しないため、火災によって、火災防護対象機器が有する安全機能が影響を受けない。
- iii) フェイルセーフ設計のため、火災によって、火災防護対象機器が有する安全機能を喪失しない。
- iv) 代替手段により機能を達成できるため、火災によって、火災防護対象機器が有する安全機能を喪失しない。

ナトリウム燃焼に対する火災防護対策は、ナトリウム燃焼の特徴を考慮し、「ナトリウム漏えいの発生防止」、「ナトリウム漏えいの検知・ナトリウム燃焼の感知及びナトリウム燃焼の消火」並びに「ナトリウム燃焼の影響軽減」の三方策のそれぞれを講じる設計とする。

1.5.3 火災区域及び火災区画の設定

設計基準において想定される火災から火災防護対象機器等を防護することを目的とし、火災区域及び火災区画を設定し、適切な火災防護対策を講じる設計とする。

原子炉施設の建物として、原子炉建物、原子炉附属建物、主冷却機建物、第一使用済燃料貯蔵建物、第二使用済燃料貯蔵建物、廃棄物処理建物、旧廃棄物処理建物及びメンテナンス建物ごとに建物内の全体を火災区域として設定する。

また、建物外に火災防護基準による対策を考慮する火災防護対象機器等を設置する場合は、当該火災防護対象機器等を設置する区域を火災区域として設定する。

火災防護基準による対策を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区域は、当該火災防護対象機器等の配置、ナトリウムを内包する配管又は機器の配置、耐火壁の配置、消火設備の配置を考慮し、火災区域を細分化した火災区画を設定する。

一般火災に対して、火災防護基準による対策を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画は、火災防護基準による「火災の発生防止」、「火災の感知及び消火」並びに「火災の影響軽減」の三方策を適切に組み合わせる設計とする。火災防護基準による対策を考慮する火災防護対象機器等を設置しない火災区域又は火災区画は、設備や環境条件に応じて、消防法、建築基準法等で求められる対策で機能への影響を低減する設計とする。

ナトリウム燃焼に対して、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画は、「ナトリウム漏えいの発生防止」、「ナトリウム漏えいの検知・ナトリウム燃焼の感知及びナトリウム燃焼の消火」並びに「ナトリウム燃焼の影響軽減」の三方策のそれぞれを講じる設計とする。

また、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画にあつては、ナトリウム燃焼を起因に一般火災が発生するおそれがあることを考慮する。

1.5.4 ナトリウム燃焼に対する火災防護対策

1.5.4.1 ナトリウム漏えいの発生防止

設計基準において想定されるナトリウム燃焼により、原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、ナトリウム漏えいの発生防止について、以下のとおり設計する。

なお、1次冷却材を内包する配管及び機器については、高温強度とナトリウム環境効果に対する適合性が良好なステンレス鋼を、2次冷却材を内包する配管及び機器については、低合金鋼を使用する。

- (i) ナトリウムを内包する配管及び機器の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。
- (ii) ナトリウムを内包する配管は、エルボを引き回し、十分な撓性を備えたものとする。
- (iii) ナトリウムを内包する配管及び機器は、冷却材温度変化による熱応力、設計地震力等に十分耐えるように設計する。

なお、ナトリウムを内包する配管及び機器は、内包するナトリウムを固化することによるナトリウム漏えい防止措置を講じるか、ナトリウムを内包する配管又は機器が破損した場合に想定される漏えい量が少ないものを除き、基準地震動による地震力に対して、ナトリウムが漏えいすることがないように設計する。このうち、2次冷却材ダンプタンクについては、2次冷却材の漏えいに伴う緊急ドレン後に長期間ナトリウムを保有するため、弾性設計用地震動による地震力に対して、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。

- (iv) ナトリウムを内包する配管及び機器は、腐食を防止するため、冷却材の純度を適切に管理するとともに、減肉に対する肉厚管理を適切に行う。

1.5.4.2 ナトリウム漏えいの検知・ナトリウム燃焼の感知及びナトリウム燃焼の消火

設計基準において想定されるナトリウム燃焼により、原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、早期にナトリウム漏えいの検知・ナトリウム燃焼の感知及びナトリウム

燃焼の消火ができるように、以下のとおり設計する。

(1) ナトリウム漏えいの検知

ナトリウム漏えいの検知には、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配管及び機器（主冷却器及び補助冷却器を除く。）には、通電式のナトリウム漏えい検出器を設ける。主冷却器及び補助冷却器については、主冷却器及び補助冷却器の構造に鑑み、光学式のナトリウム漏えい検出器を使用する。

なお、原子炉冷却材バウンダリにあつては、二重構造を有しており、ナトリウム漏えい検出器を二重構造の間隙部に設置するため、原子炉冷却材バウンダリの破損に伴うナトリウム漏えいは、当該ナトリウムが二重構造の外に漏えいすることなく検知される。

ナトリウム漏えい検出器は、誤作動を防止するための方策を講じたものとする。ナトリウム漏えい検出器は、外部電源喪失時に、機能を喪失することがないように、非常用電源設備（非常用ディーゼル電源系及び蓄電池）より電源を供給する。

ナトリウム漏えい検出器が作動した場合には、中央制御室に警報を発し、かつ、ナトリウムが漏えいした場所を特定できるものとする。

なお、2次冷却材を内包する配管又は機器が設置される場所（格納容器（床下）を除く。）には、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) ナトリウム燃焼の感知

ナトリウム燃焼を早期に感知するため、当該感知については、ナトリウム漏えいの検知を起点とするものとし、ナトリウム漏えい検出器で兼用する。ナトリウム漏えい検出器は、外部電源喪失時に、機能を喪失することがないように、非常用電源設備（非常用ディーゼル電源系及び蓄電池）より電源を供給するものとし、十分な信頼性を確保する。さらに、一般火災に適用する煙感知器又は熱感知器は、動作原理（煙感知器：ナトリウムエアロゾルに反応、熱感知器：ナトリウム燃焼に伴い発生する熱に反応）より、ナトリウム燃焼にも適用できることを考慮し、ナトリウム燃焼を確実に感知するため、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画には、煙感知器又は熱感知器を設置する。

(3) ナトリウム燃焼の消火

ナトリウム燃焼の消火には、特殊化学消火剤を使用する。

原子炉施設には、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器及び防護具（防護服、防護マスク、携帯用空気ボンベ等）を設置する。

なお、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画に配置する。

特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器及び防護具について、定期的に装備装着訓練や消火訓練を実施することで、これらの資機材の使用に係る習熟度の向上を図る。

(i) 特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器等の設置

- a. 原子炉施設で保有する特殊化学消火剤の量は、一系統における単一の配管又は機器の破損を想定し、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画の構造を考慮して十分な量を備えるものとする。
 - b. 特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画ごとに1から2本程度を分散して設置する。ただし、格納容器（床下）については、格納容器（床下）の雰囲気（窒素雰囲気）から空気雰囲気とした場合に設置する。
 - c. 特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器及び防護具は、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画に至る経路に設置し、必要に応じて、持参できるものとする。
- (ii) 特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器の自然現象に対する機能、性能の維持
- a. 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℃であり、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、使用温度範囲が当該最低気温に適切な余裕を考慮したものを使用することにより凍結を防止する。
 - b. 特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、風水害に対して、性能が著しく阻害されないように屋内に設置する。
 - c. 特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、地震や振動により転倒しないように転倒防止措置を講じる。
- なお、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、屋外と連結する消火配管を有しないため、地盤変異対策を必要としない。
- (iii) 特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器の破損、誤作動又は誤操作による影響
- 特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、転倒・落下し破損しないように転倒防止措置を講じる。
- また、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、誤作動又は誤操作を防止するため、訓練を受けた運転員等が使用するものとする。

(4) ナトリウム燃焼と一般火災の識別

ナトリウム燃焼は、ナトリウムを内包する配管又は機器が破損し、ナトリウムが漏れ出した場合に空気雰囲気下において生じるものであり、一般火災を起因にナトリウム燃焼が生じるおそれはないことから、ナトリウム燃焼と一般火災の識別は、ナトリウム漏れ検出器の作動の有無、ナトリウムエアロゾルの発生の有無、ナトリウムエアロゾル特有の刺激臭の有無等により行う。

特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、一般火災にも使用できるものの、ABC消火器と比べて放射距離が短い。このため、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画において、一般火災のみが生じていることが確認できた場合には、ABC消火器を使用する。

ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画は、油やケーブル等の可

燃性物質の量を少なく管理するか、ナトリウム燃焼に伴い可燃性物質に延焼しないように距離を確保することを基本とし、ナトリウム燃焼に伴い多量の可燃性物質に延焼するおそれがある場合には、当該可燃性物質を金属板等で覆い延焼を防止する。

1.5.4.3 ナトリウム燃焼の影響軽減

設計基準において想定されるナトリウム燃焼により、原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、ナトリウム燃焼の影響軽減について、以下のとおり設計する。

(1) ナトリウム漏えい発生時の燃焼抑制

ナトリウム漏えい発生時に、空気雰囲気でのナトリウム燃焼を抑制するため、以下の対策を講じる。

- (i) 原子炉冷却材バウンダリを構成し、1次冷却材を内包する配管及び機器は、二重構造とするとともに、当該間隙を窒素雰囲気で維持し、万一、当該配管又は機器から1次冷却材が漏えいした場合にあっても、漏えいしたナトリウムを当該間隙で保持することによりナトリウム燃焼を抑制する。

なお、ナトリウムが漏えいし、二重構造の間隙に漏えいしたナトリウムが保持される状態に至った場合、ドレンした後でなければ、格納容器（床下）を空気雰囲気に置換しないものとする。

- (ii) (i) を除き格納容器（床下）に設置するナトリウムを内包する配管及び機器について、原子炉運転中においては、格納容器（床下）を窒素雰囲気で維持し、万一、当該配管又は機器からナトリウムが漏えいした場合にあっても、漏えいしたナトリウムを格納容器（床下）で保持することによりナトリウム燃焼を抑制する。

なお、ナトリウムが漏えいし、格納容器（床下）に漏えいしたナトリウムが保持される状態に至った場合、漏えいしたナトリウムの温度が十分に低下した後でなければ、格納容器（床下）を空気雰囲気に置換しないものとする。

- (iii) (ii) を除き2次冷却材を内包する配管及び機器について、万一、当該配管又は機器から2次冷却材が漏えいした場合には、漏えいの発生した系統内に残存する冷却材を2次冷却材ダンプタンクに緊急ドレンし、ナトリウムの漏えい量を低減することによりナトリウム燃焼を抑制する。

(2) ナトリウム燃焼の影響軽減

- (i) ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画は、耐火能力を有する耐火壁又は隔壁により、他の火災区画と分離する。

- (ii) ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画の床面に設置する鋼製のライナは、堰を設け、漏えい拡散面積を抑制することにより、ナトリウムと空気の接触面積を低減し、ナトリウム燃焼の影響を軽減する。

- (iii) ナトリウムと湿分等の反応に伴い発生した水素が蓄積するおそれのある火災区画については、当該火災区画に窒素ガスを供給し、水素の濃度を燃焼限界濃度以下に抑制できるものとする。

- (iv) 主冷却機建物においては、漏えいしたナトリウムを鋼製の床ライナ又は受樋を介して、ナトリウム溜に導き、ナトリウム溜で漏えいしたナトリウムを保持する。

(v) 主冷却機建物及び原子炉附属建物においては、多量のナトリウムエアロゾルの発生を想定し、ナトリウムエアロゾルの拡散を防止するため、空調換気設備を停止し、防煙ダンパを閉止できるものとし、他の火災区画への影響を軽減する。

(3) ナトリウムと構造材との反応防止

高温の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ため、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画には、耐火能力を有する鋼製のライナ又は受樋を設置する。

なお、当該ライナ及び受樋については、ナトリウム燃焼に伴い鋼製材料の腐食が生じることを考慮した厚さを有するものとする。

1.5.4.4 ナトリウム燃焼の影響評価

設計基準において想定されるナトリウム燃焼に対して、ナトリウムが漏えいした場合のナトリウムの漏えい量及び漏えいしたナトリウムの燃焼による影響を以下により評価する。

(i) 一系統の単一の配管の破損（他の系統及び機器は健全なものと仮定）を想定する。

なお、二重構造を有する配管及び機器については、内管の破損により漏えいしたナトリウムは外管により保持されることを踏まえて評価する。原子炉運転中、窒素雰囲気で維持する格納容器（床下）に設置する配管又は機器が破損した場合については、ナトリウム燃焼を抑制できるため、格納容器（床下）を空気雰囲気に置換した場合の影響を評価する。

(ii) 配管直径の 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漏えいを想定する。

(iii) ナトリウム漏えい量の評価に当たっては、漏えい停止機能（緊急ドレン）による漏えい停止までの漏えい継続時間を考慮する。

(iv) ナトリウム燃焼の影響評価に当たっては、以下の判断基準に基づき、原子炉の安全停止が達成できることを確認する。

a. 火災区画の境界を構成する構造材（コンクリート）の温度が許容値を満足し、隣接する火災区画に設置している健全な系統の機能を喪失させないこと。

b. ナトリウム燃焼に伴い発生する水素が蓄積・燃焼に至らないこと。

c. 鋼製のライナ又は受樋が腐食により損傷し、ナトリウムと構造材（コンクリート）との反応が生じないこと。

(v) ナトリウム燃焼の影響評価に当たっては、ナトリウム燃焼に伴う一般火災との重畳を考慮するものとし、ナトリウム燃焼に伴い延焼するおそれがある可燃性物質が同時に燃焼するものとして評価を行い、(iv) の判断基準に基づき、原子炉の安全停止が達成できることを確認する。

1.5.5 一般火災に対する火災防護対策

1.5.5.1 一般火災の発生防止

設計基準において想定される一般火災により、原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、一般火災の発生防止について、以下のとおり設計する。

(1) 発火性又は引火性物質への対策

発火性又は引火性物質（液体）を内包する設備及び当該設備を設置する火災区画には、以下の対策を講じる設計とする。ここでいう発火性又は引火性物質（液体）としては、ディーゼル発電機等の燃料油である重油、回転機器等の潤滑油、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を対象とする。

(i) 漏えいの防止、拡大防止

火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画内における発火性又は引火性物質（液体）を内包する設備は、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漏えい防止対策を講じる。

また、万一の漏えいに備え、発火性又は引火性物質（液体）の保有量に応じて、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対策を講じる。

(ii) 配置上の考慮

火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等について、発火性又は引火性物質（液体）を内包する設備の火災により、当該火災防護対象機器等の機能を損なわないように、壁等の設置又は離隔による配置上の考慮を行うものとする。

(iii) 換気

発火性又は引火性物質（液体）を内包する設備及び火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する建物の屋内は、空調換気設備による機械換気を、屋外については、自然換気を行うものとする。

(iv) 防爆

火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画のうち、「工場電気設備防爆指針」で要求される爆発性雰囲気に至るおそれのある火災区画には、防爆型の電気・計装品を使用するとともに、必要な電気設備に接地を施すものとする。

なお、燃料油（重油）及び潤滑油の引火点は、室内温度や機器運転温度に比べて高く、可燃性蒸気が燃焼範囲の下限の濃度となることはない。このため、燃料油（重油）及び潤滑油を内包する設備を設置する火災区画に設置する電気・計装品は、防爆型とせず、防爆を目的とした電気設備の接地も必要としないものとする。

(v) 貯蔵

火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画内の発火性又は引火性物質（液体）を内包する設備における発火性又は引火性物質（液体）の保有量は、運転に必要な量に留めるものとする。

(2) 可燃性の蒸気又は可燃性の微粉への対策

火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画において、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉が発生するおそれがある場合には、換気、通風又は拡散の措置により、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉の滞留を防止する。

また、火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置

する火災区画のうち、「工場電気設備防爆指針」で要求される爆発性雰囲気に至るおそれのある火災区画には、防爆型の電気・計装品を使用するとともに、着火源となるような静電気が溜まるおそれのある設備を設置する場合には、静電気を除去する装置を設けるものとする。

なお、燃料油（重油）及び潤滑油の引火点は、室内温度や機器運転温度に比べて高く、可燃性蒸気が燃焼範囲の下限の濃度となることはない。このため、燃料油（重油）及び潤滑油を内包する設備を設置する火災区画に設置する電気・計装品は、防爆型とする必要はないものとする。

また、火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画には、金属粉や布による研磨機のように静電気が溜まるおそれのある設備を設置しないものとする。

（3）発火源への対策

火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画における火花を発生するおそれのある設備は、金属製の筐体に収納する等の対策を行い、設備の外部に火花が出ることを防止する。

また、火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画における高温の設備は、高温部分を保温材で被覆し、可燃性物質との接触や可燃性物質の過熱を防止する。

（4）水素漏えいへの対策

交流無停電電源系及び直流無停電電源系の蓄電池を設置する火災区画には、充電時において蓄電池から発生する水素が滞留することがないように、換気設備を設けるとともに、水素の検知器を設置し、水素濃度が警報設定値に達した場合には、中央制御室に警報を発生するものとする。当該換気設備は、外部電源喪失時に、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。

当該換気設備は、社団法人日本電池工業会「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。

換気設備が何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報するものとする。

また、換気設備（換気扇）の故障に備え、可搬式局所排気装置を配備し、水素濃度が 2%に達するまでに可搬式局所排気装置による換気運転を行うことにより、水素濃度が燃焼限界濃度を超えないものとする。

交流無停電電源系及び直流無停電電源系の蓄電池を設置する火災区画には、直流開閉装置やインバータを設置しないものとする。

（5）過電流による過熱防止対策

動力ケーブルについて、保護継電器、遮断器、ヒューズ等の組合せ等により、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。

（6）不燃性材料又は難燃性材料の使用

火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等は、以下のとおり、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、不燃性材料又は

難燃性材料が使用できない場合は、不燃性材料又は難燃性材料と同等の性能を有する代替材料を使用するものとし、代替材料の使用が技術上困難な場合には、金属製の筐体や電線管への格納等により、他の機能を有する火災防護対象機器等において火災が発生することを防止するための措置を講じる。

(i) 主要な構造材に対する不燃性材料の使用

火災防護対象機器について、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、金属材料、コンクリート等の不燃性材料を使用する。ただし、配管等のパッキン類は、金属に覆われた狭隘部に設置し直接火炎にさらされることはなく、他の火災防護対象機器等において火災が発生するおそれはないため、不燃性材料又は難燃性材料ではない材料を使用する場合がある。また、金属に覆われたポンプや弁等の駆動部の潤滑油及び機器躯体内部の電気配線は、発火した場合でも他の火災防護対象機器等に延焼するおそれはないため、不燃性材料又は難燃性材料ではない材料を使用する場合がある。

(ii) 変圧器及び遮断器に対する絶縁油等の内包

火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する建物内の変圧器及び遮断器は、絶縁油等の可燃性物質を内包していないものを使用する。

(iii) 難燃ケーブルの使用

火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象ケーブルは、以下に示す自己消火性及び延焼性の実証試験又は当該試験に示される同等の性能を確認した難燃ケーブルを使用する。ただし、核計装等のケーブルは、難燃ケーブルを使用するか、又は耐ノイズ性を確保するため、難燃ケーブルの使用が困難な場合は、ケーブルを電線管内に敷設するとともに、電線管の開口部を熱膨張性及び耐火性を有したシール材で閉塞させ、電線管内への酸素の供給を防止することにより、難燃ケーブルと同等の自己消火性及び延焼性を確保する。

- ・ 自己消火性の実証試験：UL 規格又は ICEA 規格に基づく垂直燃焼試験
- ・ 延焼性の実証試験：米国電気電子工学会（IEEE）規格 383 又は電気学会技術報告（Ⅱ部）第 139 号に基づく垂直トレイ試験

(iv) 換気設備のフィルタに対する不燃性材料又は難燃性材料の使用

火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器のうち、空調換気設備のフィルタは、チャコールフィルタを除き、「JIS L 1091（繊維製品の燃焼性試験方法）」又は「JACA No. 11A（空気清浄装置用ろ材燃焼性試験方法指針（公益社団法人 日本空気清浄協会）」を満足する難燃性材料を使用する。

(v) 保温材に対する不燃性材料の使用

火災防護対象機器に対する保温材は、ロックウールやケイ酸カルシウム等、建設省告示第 1400 号に定められたもの又は建築基準法で不燃性材料として認められたものを使用する。

(vi) 建物内装材に対する不燃性材料の使用

火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する

建物の主要な内装材には、建設省告示第 1400 号に定められたもの、又は建築基準法で不燃性材料として認められたものを使用する。ただし、管理区域の床及び天井については、耐放射線性、除染性及び耐腐食性の確保を目的とし、旧建設省告示第 1231 号第 2 試験に基づく難燃性が確認されたコーティング剤を使用する。当該コーティング剤は、不燃性材料であるコンクリートに塗布されるものであり、当該コーティング剤が発火した場合でも、他の火災防護対象機器等において火災を生じさせるおそれは小さい。

また、中央制御室等の床のカーペットは、消防法施行令第 4 条の 3 に基づく防災性能を有するものとする。

(7) 自然現象による火災の発生防止

落雷による火災の発生防止対策として、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設備を設ける。

地震による火災の発生防止対策として、火災防護対象機器は、耐震重要度分類に応じて、十分な支持性能をもつ地盤に設置するとともに、自らが破壊又は倒壊することによる火災の発生を防止する。

1.5.5.2 一般火災の感知及び消火

設計基準において想定される一般火災により、原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、早期に一般火災の感知及び消火ができるように、以下のとおり設計する。

(1) 一般火災の感知

火災防護基準による火災の感知を考慮する火災防護対象機器等に対する火災の影響を限定するため、早期に火災の感知を行えるように、火災感知器（感知器及び検知装置を合せて火災感知器という。以下同じ。）と受信機から構成される火災感知設備を設置する。

ここで、感知器とは、火災により生じる熱、煙又は炎を利用して火災の発生を感知し、火災信号等を発生するものであり、かつ、消防法に定められた型式適合検定に合格したものをいい、検知装置とは、感知器と同等の機能を有するが、検定品ではないものをいう。

火災感知器について、感知器は、消防法施行規則第 23 条第 4 項に基づき設置することを基本とし、検知装置は、監視範囲に死角がないように設置する。

火災防護基準による火災の感知を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画は、各火災区画における放射線、取付面高さ、温度、空気流等の環境条件や炎が生じる前に発煙すること等、予想される火災の性質を考慮して、異なる感知方式の火災感知器を設置する。当該火災区画のうち、建物内における異なる感知方式の火災感知器の組合せとしては、誤作動を防止するため、平常時の状況（温度、煙の濃度）を監視し、かつ、火災現象（急激な温度や煙の濃度の上昇）を把握することができるアナログ式の煙感知器とアナログ式の熱感知器の組合せを基本とする（アナログ式の煙感知器とアナログ式の熱感知器の組合せを適用するエリアを以下「一般エリア」という。）。ただし、環境条件等から当該組合せを適用できないエリアについては、感知方式として、煙感知器、熱感知器、炎感知器の優先順で組合せを設定する。建物外は、非アナログ式の炎感知器とアナログ式の熱感知カメラを設置する。

なお、火災防護基準による火災の感知を考慮する火災防護対象機器等を設置しない火災区画における火災の感知は、設備や環境条件に応じて、消防法で求められる対策で機能への

影響を低減することを基本とする。

以下に、一般エリア以外の火災感知器の設置について示す。

(a) 防爆エリア

防爆エリアは、蓄電池又は燃料油を貯蔵する機器を有するエリアである。当該エリアは、万一の爆発を考慮し、消防法施行規則第 23 条第 4 項に基づき、防爆型の非アナログ式の煙感知器と防爆型の非アナログ式の熱感知器を設置する。

防爆型の非アナログ式の煙感知器及び防爆型の非アナログ式の熱感知器は、以下により誤作動を防止する。

- ・ 防爆型の非アナログ式の煙感知器については、設置する場所に誤作動の要因となる蒸気を生じる設備を設置しないものとする。
- ・ 防爆型の非アナログ式の熱感知器については、作動温度が周囲温度よりも高いものを使用する。

(b) 中天井エリア

中天井エリアは、火災感知器の取付面高さが 8m 以上で 20m 未満であり、消防法施行規則第 23 条第 4 項における熱感知器の取付面高さに係る適用範囲を超えるエリアである。当該エリアは、消防法施行規則第 23 条第 4 項に基づき、アナログ式の煙感知器と非アナログ式の炎感知器を設置する。

非アナログ式の炎感知器は、以下により誤作動を防止する。

- ・ 非アナログ式の炎感知器は、炎特有の性質を検出することにより、誤作動の少ない赤外線方式を使用する。

(c) 高天井エリア

高天井エリアは、火災感知器の取付面高さが 20m 以上であり、消防法施行規則第 23 条第 4 項における煙感知器及び熱感知器の取付面高さに係る適用範囲を超えるエリアである。当該エリアは、消防法施行規則第 23 条第 4 項に基づき、非アナログ式の炎感知器と消防法施行規則第 23 条第 4 項の適用範囲は超えるが、空調換気設備の運転状態に応じた空気の流れ及び火災の規模に応じた煙の流動を踏まえて煙を有効に感知できるようにアナログ式の煙感知器を設置する。

(d) 屋外エリア

屋外エリアは、火災防護基準による火災の感知を考慮する火災防護対象機器等を設置する屋外のエリアである。当該エリアは、火災防護基準による火災の感知を考慮する火災防護対象機器等を全体的に監視できるように非アナログ式の炎感知器及びアナログ式の熱感知カメラを設置する。

(e) 火災防護基準による火災の感知を考慮する火災防護対象機器等を設置しないエリア

火災防護基準による火災の感知を考慮する火災防護対象機器等を設置しないエリアは、煙感知器を設置することを基本とする。ただし、多量の燃料油等による火災が想定される場所、正常時に煙が滞留する場所又は水蒸気が多量に発生する場所等には、熱感知器を設置する。また、放射線量が高く、かつ、火災感知器の設置ができないか、又は火災感知器を設置した場合に火災感知器の保守点検ができない場所には、火災感知器を設置しないものとする。火災感知器を設置しない場所を以下に示す。

- ・ 原子炉建物内の「炉容器ピット」
- ・ 原子炉附属建物内の「燃料洗浄室」及び「缶詰室」
- ・ 廃棄物処理建物内の「濃縮液タンク室等の高濃度廃液収納タンク設置室」及び「固化処理室（B）及び固体廃棄物B貯蔵庫B」

火災感知器の作動状況を中央制御室で監視するため、熱感知カメラ以外の火災感知器用の受信機（以下「防災監視盤」という。）及び熱感知カメラ用の受信機を中央制御室に設置する。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、火災感知器の設置場所を一つずつ特定することにより、火災の発生場所を特定できるものとする。熱感知カメラ用の受信機は、熱感知カメラが作動した場合に警報を発生し、かつ、熱感知カメラの監視画像を一つずつ確認することにより、火災の発生場所を特定できるものとする。

火災感知設備は、外部電源喪失時に、機能を喪失することがないように、非常用電源設備（非常用ディーゼル電源系及び蓄電池）より電源を供給する。

火災感知設備は、自動試験及び遠隔試験等により、機能に異常がないことを確認する。

なお、燃料油（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、状況を確認できるものとする。

また、原子炉運転中、格納容器（床下）は、高温・高放射線環境となるため、火災感知器が故障するおそれがある。このため、格納容器（床下）に設置する火災感知器は、格納容器（床下）を窒素雰囲気で維持し、火災が発生するおそれがない期間については、火災感知器を事前に撤去又は作動信号を除外し、原子炉停止後に空気雰囲気に置換した後、速やかに交換又は復旧する運用とする。

（2）一般火災の消火

火災時に煙の充満、放射線の影響等により消火活動が困難とならない火災区画は、運転員等により ABC 消火器・二酸化炭素消火器（以下「可搬式消火器」という。）で消火を行い、火災時に煙の充満、放射線の影響等により消火活動が困難となる火災区画には、固定式消火設備として、ハロン消火設備を設置する。

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設置しないものとする。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設置する。

現場操作が必要となる場所にあつては、バッテリー内蔵型又は非常用ディーゼル電源系より給電できる照明を常設する。また、中央制御室には、バッテリー内蔵型の可搬型照明を配備し、必要に応じて持参できるものとする。

原子炉施設には、消火活動に必要な防護具を設置するとともに、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。

（a）可搬式消火器

火災時に煙の充満により消火活動が困難とならない火災区画は、基本的に、火災の等価時間が 20 分未満となる火災区画とする。ただし、火災の等価時間が 20 分を超えるものの、格納容器（床上）等、体積が大きく火災時に煙の充満により消火活動が困難となるおそれはない火災区画は、可搬式消火器で消火を行う。

火災時に煙の充満により消火活動が困難とならない火災区画にあつては、可能な限り、機器等を金属製の筐体・金属製の可とう電線管に収納すること又は使用時以外は通電しない運用とすることにより、当該機器の火災に起因して、他の機器等で火災が発生することを防止するとともに、消火活動が困難とならないように、可燃性物質の量を少なく管理することにより、煙の発生を抑えるものとする。

(i) 可搬式消火器の設置

- a. 原子炉施設で保有するABC消火剤の量は、火災区画の可燃性物質の量に対して、初期消火の成否を考慮した上で十分な量を備えるものとする。
- b. 可搬式消火器は、各火災区画において、それぞれの可搬式消火器に至る歩行距離が20m（大型消火器の場合は30m）以下となるように各階ごとに設置する。火災区画内に可搬式消火器を設置しない場合は、当該火災区画の入口から歩行距離が20m（大型消火器の場合は30m）以下となる場所に設置する。
- c. 中央制御室には、ABC消火器に加えて、二酸化炭素消火器を設置する。
- d. ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画には、可搬式消火器（ABC消火器）を設置しないものとする。

(ii) 可搬式消火器の自然現象に対する機能、性能の維持

- a. 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°C であり、可搬式消火器は、使用温度範囲が当該最低気温に適切な余裕を考慮したものを使用することにより凍結を防止する。
- b. 可搬式消火器及びハロン消火設備は、風水害に対して、性能が著しく阻害されないように屋内に設置することを基本とする。ただし、可搬式消火器を屋外に設置する場合は、風水害に対して、性能が著しく阻害されないように、格納箱等に収納する等の対策を講じる。
- c. 可搬式消火器は、地震や振動により転倒しないように転倒防止措置を講じる。

(iii) 可搬式消火器の破損、誤作動又は誤操作による影響

可搬式消火器（二酸化炭素消火器）については、消火剤の性状により、設置場所で破損した場合にあつても、機器等に影響を及ぼすことはない。可搬式消火器（ABC消火器）については、転倒・落下し破損しないように転倒防止措置を講じる。

また、可搬式消火器は、誤作動又は誤操作を防止するため、訓練を受けた運転員等が使用するものとする。

(b) 固定式消火設備（ハロン消火設備）

固定式消火設備（ハロン消火設備）を設置する火災時に煙の充満により消火活動困難となる火災区画は、基本的に、火災の等価時間が20分以上となる火災区画とする。

(i) 固定式消火設備（ハロン消火設備）の主な仕様

- a. 固定式消火設備（ハロン消火設備）の消火剤には、ハロン1301を使用する。
- b. 固定式消火設備（ハロン消火設備）の消火剤の量は、消防法に基づくものとする。
- c. 中央制御室から固定式消火設備（ハロン消火設備）の起動装置の設置場所に20分以内にアクセスすることができる場合、固定式消火設備（ハロン消火設備）の起動方式は、現場（火災範囲外）に設置した起動装置による手動起動とすることを基本とす

る。ただし、原子炉附属建物のケーブル室は、多くのケーブルを有すること、狭いこと、及びケーブル室に設置する中央制御室の制御盤等のケーブルについて、当該制御盤等は、運転員の操作性及び視認性を確保することを目的に近接して設置することから、火災の影響を軽減できるように、当該室の固定式消火設備（ハロン消火設備）の起動方式は、自動起動とする。

d. 固定式消火設備（ハロン消火設備）は、外部電源喪失時に、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ものとする。

e. 固定式消火設備（ハロン消火設備）が故障した場合には、中央制御室に故障警報を吹鳴するものとする。

f. 固定式消火設備（ハロン消火設備）は、作動前に運転員等の退出ができるように警報を吹鳴するものとする。

(ii) 固定式消火設備（ハロン消火設備）の自然現象に対する機能、性能の維持

a. 固定式消火設備（ハロン消火設備）に使用する消火剤（ハロン 1301）の凝固点（約 -168°C ）は低く、凍結するおそれはない。

b. 固定式消火設備（ハロン消火設備）は、風水害に対して、性能が著しく阻害されないように、建物内に設置するものとする。

c. 火災防護基準による対策を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画における固定式消火設備（ハロン消火設備）は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないものとする。固定式消火設備（ハロン消火設備）は、地震における地盤変位対策として、屋外と連結する配管を設置しないものとする。

(iii) 固定式消火設備の破損、誤作動又は誤操作による影響

固定式消火設備（ハロン消火設備）に使用する消火剤（ハロン 1301）は、電気絶縁性が高いため、金属への直接影響は小さい。また、沸点が低く揮発性が高く腐食生成物であるフッ素等の機器等への残留は少ないため、機器への影響も小さい。

固定式消火設備（ハロン消火設備）が破損、誤作動又は誤操作した場合の濃度は、ハロン 1301 の無毒性濃度と同等の濃度である。当該濃度は、雰囲気中の酸素濃度を低下させる濃度ではないため、酸欠に至ることもない。

1.5.5.3 一般火災の影響軽減

設計基準において想定される一般火災により、原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、一般火災の影響軽減について、以下のとおり設計する。

- (1) 火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象機器等について、系列の異なる当該火災防護対象機器等は、異なる火災区画に設置することを基本とする。当該火災防護対象機器等を設置する火災区画の耐火壁の耐火能力は、当該火災防護対象機器等の配置及び火災の等価時間を考慮して設定する。当該火災防護対象機器等を設置する火災区画の火災の等価時間が 3 時間を超え、かつ、隣接する火災区画に系列の異なる当該火災防護対象機器等を設置する場合は、火災区画間の耐火壁を 3 時間以上の耐火能力を有するものとするか、隣接する火災区画の系列の異なる当該火災防護対象機器等に対して耐火能力を有する隔壁を設置し、当該隔壁と耐火壁を合わせて 3 時間以上の耐火能力を有するものとする。

(2) 系列の異なる火災防護基準の火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象機器等を同一の火災区画内に設置する場合は、中央制御室及びケーブル室を除き、相互の系統分離を以下のいずれかにより行う設計とする。

a. 系列の異なる火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象機器等について、互いの系列間を3時間以上の耐火能力を有する隔壁等により分離する。

b. 系列の異なる火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象機器等について、互いの系列間を1時間の耐火能力を有する隔壁等で分離し、かつ、火災感知設備及び自動消火設備を設置する。ただし、中央制御室から手動起動装置の設置場所まで速やかに移動し、ハロン消火設備を起動できる場合は、自動消火設備の設置に代えて、手動操作によるハロン消火設備を設置する。また、火災時に煙の充満により消火活動が困難とならず、かつ、中央制御室から火災の発生した火災区画まで速やかに移動し、消火活動を行うことができる火災区画は、自動消火設備の設置に代えて、可搬式消火器による消火を行うものとする。

(3) 中央制御室及びケーブル室における火災の影響軽減については、以下のとおり設計する。

(i) 中央制御室に対する火災の影響軽減

中央制御室の制御盤等は、運転員の操作性及び視認性を確保することを目的に近接して設置することから、一つの制御盤等に系列の異なるケーブルが接続されることを踏まえて、以下により火災の影響軽減を行う設計とする。

① 火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象ケーブルに対する火災の影響軽減

火災防護基準に基づく措置を講じる異なる系列のケーブルについて、盤内は狭く耐火壁により1時間の耐火能力を確保することはできないものの、可能な限り耐火テープを敷設し、火災の影響を軽減する。当該耐火テープについては、30分の耐火能力を有するものを使用する。

② 火災の早期感知

中央制御室には、固有の信号を発する異なる種類の火災感知器として、煙感知器と熱感知器を設置する。

常駐する運転員による火災の早期感知に努めるとともに、火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る系列の異なる火災防護対象ケーブルを接続する制御盤等は、早期に火災を感知し、火災の影響を軽減するため、盤に煙感知器を設置する。当該煙感知器は、中央制御室に設置する煙感知器よりも早期に火災を感知できるものとする。

③ 火災の早期消火

中央制御室内には、可搬式消火器として、ABC消火器に加えて、電気機器への悪影響を与えない二酸化炭素消火器を設置する。

常駐する運転員は、火災を感知した場合、火災の影響を軽減するため、1~2本の二酸化炭素消火器による消火を行う。当該消火活動の際には、二酸化炭素が局所的

に滞留することによる人体への影響を考慮して、中央制御室に設置する二酸化炭素濃度計を携帯する。常駐する運転員による火災の早期感知及び消火を図るため、消火活動の手順を定めて、定期的に訓練を実施する。

また、中央制御室には、煙の充満により消火活動に支障を来さないように、排煙設備を設置する。

(ii) ケーブル室に対する火災の影響軽減

中央制御室の下方に位置するケーブル室においては、多くのケーブルを有すること、狭いこと、及びケーブル室に有する中央制御室の制御盤等のケーブルについて、当該制御盤等は、運転員の操作性及び視認性を確保することを目的に近接して設置することから、中央制御室の制御盤等に接続する箇所ではケーブルが近接することを踏まえて、以下により火災の影響軽減を行う設計とする。

① 火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象ケーブルに対する火災の影響軽減

火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象ケーブルは、施工に必要な隙間を確保できる範囲において、1時間の耐火能力を有する耐火シートを敷設した電線管内に敷設する。当該耐火シートを敷設した電線管を敷設することができない中央制御室の制御盤等に接続する狭隘部には、1時間の耐火能力を確保することはできないものの、耐火能力を有する耐火テープを敷設し、火災の影響を軽減する。当該耐火テープについては、30分の耐火能力を有するものを使用する。

② 火災の早期感知

ケーブル室には、固有の信号を発する異なる種類の火災感知器として、煙感知器と熱感知器を設置する。

ケーブルの火災を早期に検知し、火災の影響を軽減できるよう、検知装置として光ファイバ温度センサを設置する。

なお、光ファイバ温度センサは、消火後の状況を確認することにも使用することができる。

③ 火災の早期消火

ケーブル室には、自動起動又は現場（火災範囲外）において、運転員が手動で起動することができる固定式消火設備（ハロン消火設備）を設置する。

当該固定式消火設備（ハロン消火設備）は、光ファイバ温度センサが作動し、中央制御室に警報が発せられた場合、現場（火災範囲外）において、運転員が手動で起動するものとする。当該固定式消火設備（ハロン消火設備）の手動起動は、ケーブル室の火災感知器が作動する前に行う操作であり、その際には、ケーブル室内において、光ファイバ温度センサが誤作動したものではないことを確認するため、中央制御室には、手動起動装置を設置しないものとする。

また、当該固定式消火設備（ハロン消火設備）は、複数の感知器が作動した場合に自動起動するものとする。万一、自動起動しなかった場合には、現場（火災範囲外）において、運転員が手動で起動するものとする。

④ 火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象ケーブルを敷設する電線管内での火災

火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象ケーブルを敷設する電線管内の火災については、電線管内で窒息消火されるよう当該電線管の開口部を熱膨張性及び耐火性を有したシール材で閉塞する。

また、上記電線管内で火災が発生した場合には、当該電線管内のケーブルが断線、地絡又は短絡するため、警報や指示値の異常が発生する。当該警報や指示値の異常を確認し、原子炉の停止を行い、その後、火災の発生場所を特定して復旧することとし、上記電線管内には光ファイバケーブルを敷設しないものとする。万一、上記電線管内で窒息消火されず、電線管の外部に延焼した場合には、「1.5.5.3

(3) (ii) ①～③」の対策により、火災の影響を軽減することができる。

(4) 換気設備は、他の火災区画の火、熱又は煙が、火災防護基準の火災の影響軽減を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画に悪影響を及ぼさないように、防火ダンパを設置する。当該防火ダンパを設置する換気設備のフィルタには、フィルタの延焼を防護するため、チャコールフィルタを除き、「JIS L 1091 (繊維製品の燃焼性試験方法)」又は「JACA No. 11A (空気清浄装置用ろ材燃焼性試験方法指針 (公益社団法人 日本空気清浄協会))」を満足する難燃性材料を使用する。

(5) 運転員が常駐する中央制御室には、火災時の煙を排気できるように、建築基準法が定める構造方法に準じた排煙設備を設置する。

なお、当該排煙設備は、中央制御室専用であるため、排気に伴う放射性物質の環境への放出を考慮する必要はない。

(6) 地下階に設置される燃料油 (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、当該タンクにはベント管を設け、ベーパーを屋外に排気できるものとする。

(7) 火災区画で可燃性物質を保管する場合は、原則として、建設省告示第 1360 号において定められた構造方法に準拠した防火性能を有する鋼製のキャビネットに収納する。鋼製のキャビネット以外で保管する場合は、「1.5.5.5 一般火災の影響評価」に基づき実施する一般火災の影響評価において設定する可燃性物質の制限量を超えないように、管理するとともに、発火源や火災防護対象機器等と適切に分離されるように、米国電気電子工学会 (IEEE) 規格 384 の分離距離を準用し、可燃性物質の位置を管理する。さらに、当該可燃性物質は、不燃シートで覆うことによる火災予防措置を講じる。

1.5.5.4 個別の火災区域又は火災区画における留意事項

以下に示す火災区域又は火災区画は、それぞれの特徴を考慮した火災防護対策を講じる。

(1) ケーブル処理室

本原子炉施設においてケーブル処理室には、原子炉附属建物中 2 階のケーブル室が該当する。

ケーブル室は、1 箇所の入口を設置する設計とするとともに、ケーブルトレイ間は、幅 0.9m、高さ 1.5m 未満の分離となる設計とするが、ケーブル室内に消防隊員が入室しなくとも消火が行えるよう、自動起動の固定式消火設備 (ハロン消火設備) を設置する設計とする。

また、ケーブルトレイ間は、幅 0.9m、高さ 1.5m 未満の分離となる設計とするが、「1.5.5.3 (3) (ii)」に示す対策を講じることにより火災の影響を軽減する設計とする。

(2) 電気室

本原子炉施設において電気室は、電源供給のみに使用する設計とする。

(3) 蓄電池室

蓄電池室には、直流開閉装置やインバータを設置しない設計とする。

蓄電池室の換気設備は、一般社団法人電池工業会「蓄電池に関する設計指針 (SBA G 0603-2001)」による水素の排気に必要な換気量以上とし、蓄電池室の水素濃度が 2% を十分下回るように維持できるように設計する。当該換気設備が故障した場合は、中央制御室に警報を発する設計とする。

(4) ポンプ室

火災防護基準による対策を考慮する火災防護対象機器のうち、ポンプの設置場所は、体積が大きい等、火災時に煙の充満により消火活動が困難となるおそれは小さい。当該ポンプ室における消火に当たっては、空気呼吸器等を装備するものとし、運転員等の安全には十分留意するとともに、可搬型の排煙装置を準備し、必要な場合には、扉の開放や当該装置により換気し、呼吸具の装備及び酸素濃度の測定をし安全確認後に入室する設計とする。

(5) 中央制御室等

中央制御室等 (中央制御室空調再循環運転時に閉回路を構成する範囲) と他の火災区画の空調換気設備の貫通部には、防火ダンパを設置する設計とする。

中央制御室等の床のカーペットは、消防法施行令第 4 条の 3 に基づく防災性能を有するものを使用する設計とする。

(6) 使用済燃料貯蔵設備、新燃料貯蔵設備

使用済燃料貯蔵設備の貯蔵ラックは、水冷却池において、水中に設置されている。当該貯蔵ラック内の使用済燃料等が臨界に達するおそれがないように、適切な間隔を確保する設計とする。

新燃料貯蔵設備では、床面で吊り下げられた収納管に新燃料等を収納する。新燃料等が臨界に達するおそれがないように、収納管を適切な間隔を有するように配列した設計とする。とともに、新燃料を貯蔵能力最大に収容した状態で万一当該設備が水で満たされるという厳しい状態を仮定しても、実効増倍率は 0.95 以下に保つことができるように設計する。

(7) 放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備

原子炉建物及び原子炉附属建物において、廃ガス処理室、廃液タンク室、アルコール廃液タンク室の火災区画に関連する空調換気設備は、当該火災区画の空気を排気ラインに設けたフィルタを介して、主排気筒に導入し、外部に放出するものとし、環境への放射性物質の放出を防ぐことができる設計とする。

なお、これらの火災区画では、水による消火活動を実施しない。

気体廃棄物処理設備、液体廃棄物処理設備、固体廃棄物処理設備は、不燃性材料 (鉄鋼又は金属板) で構成されるため、火災によって機能が影響を受けることはない。

使用済イオン交換樹脂は、ステンレス鋼製容器に、チャコールフィルタ及び HEPA フィルタは、金属製容器又は金属製保管庫に貯蔵する。

放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備においては、冷却が必要な崩壊熱が発生し、火災事象に至るような放射性廃棄物を貯蔵しない。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、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、固体廃棄物を直接洗浄するか、又は除去用の治具類（スクレーパー、ヘラ等）を用いて、金属ナトリウムを除去する。除去した金属ナトリウムは、脱金属ナトリウム設備により安定化するものとし、また、金属ナトリウムが付着している治具類についても同様に安定化し、貯蔵中の火災の発生を防止する。

1.5.5.5 一般火災の影響評価

設計基準において想定される一般火災（ナトリウム燃焼に伴う一般火災の重畳を含む。）に対して、「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」を参考に、原子炉の安全停止が達成できることを以下により評価する。

- (i) 火災区画内における火災源の火災荷重及び燃焼率から、当該火災区画内の火災の等価時間を算出する。
- (ii) 火災区画内で想定される火災に対して、当該火災区画に設置されている火災感知設備の種類及び消火設備を確認し、火災の感知及び消火方法が適切であること、並びに隣接する火災区画への火災の伝播を評価する。
- (iii) 設計基準において想定される火災による火災防護基準の火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象機器等への影響を確認する。

1.5.6 手順等

「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づき、原子炉施設保安規定を定める。原子炉施設保安規定には、火災について、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

- ・ 運転要領（運転管理、保守管理、事故発生時の措置）の作成に関すること
- ・ 消防機関への通報に関すること
- ・ 消火又は延焼の防止その他公設消防隊が火災の現場に到着するまでに行う活動に関すること
- ・ 必要な要員の配置に関すること
- ・ 教育及び訓練に関すること
- ・ 必要な資機材の配備に関すること
- ・ 可燃物の管理に関すること

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。

なお、原子炉施設において、原子炉の運転に影響を及ぼすおそれがある溢水が発生し、これを検知した場合には、運転員の手動スクラム操作により、原子炉を停止する。

1.6.2 溢水防護対象機器

原子炉施設は、安全機能の重要度分類がクラス1、2、3に属する構築物、系統及び機器に対して、適切な溢水防護対策を講じる設計とする。

安全機能の重要度分類から以下の(1)～(3)の構築物、系統及び機器を溢水防護対象機器(溢水防護対象機器を駆動又は制御するケーブルを含む。)として選定する。

- (1) 原子炉を停止し、また、停止状態にある場合は引き続きその状態を維持するための構築物、系統及び機器(関連する補機を含む。以下「原子炉の安全停止に係る機器等」という。)

原子炉の安全停止に係る機器等は、安全機能の重要度分類から以下の機能を有する構築物、系統及び機器とする。

- ① 原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能(MS-1)に属する構築物、系統及び機器
- ② 炉心形状の維持機能(PS-1)に属する構築物、系統及び機器
- ③ 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(MS-1)に属する構築物、系統及び機器の一部
- ④ 原子炉停止後の除熱機能(MS-1)に属する構築物、系統及び機器
- ⑤ 原子炉冷却材バウンダリ機能(PS-1)に属する構築物、系統及び機器
- ⑥ 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)(PS-3)に属する構築物、系統及び機器
- ⑦ 1次冷却材漏えい量の低減機能(MS-1)に属する構築物、系統及び機器の一部
- ⑧ 事故時のプラント状態の把握機能(MS-2)に属する構築物、系統及び機器
- ⑨ 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能(MS-3)に属する構築物、系統及び機器の一部
- ⑩ 制御室外からの安全停止機能(MS-3)に属する構築物、系統及び機器
- ⑪ 通常運転時の冷却材の循環機能(PS-3)に属する構築物、系統及び機器の一部
- ⑫ プラント計測・制御機能(安全保護機能を除く。)(PS-3)に属する構築物、系統及び機器
- ⑬ 安全上特に重要な関連機能(MS-1)及び安全上重要な関連機能(MS-2)に

属する構築物、系統及び機器の一部

- (2) 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器（関連する補機を含む。以下「放射性物質の貯蔵又は閉じ込めに係る機器等」という。）

放射性物質の貯蔵又は閉じ込めに係る機器等は、安全機能の重要度分類から以下の機能を有する構築物、系統及び機器とする。

- ① 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（MS－1）に属する構築物、系統及び機器の一部
- ② 放射性物質の閉じ込め機能（MS－1）に属する構築物、系統及び機器
- ③ 放射線の遮蔽及び放出低減機能（MS－2）に属する構築物、系統及び機器の一部
- ④ 安全上特に重要な関連機能（MS－1）及び安全上重要な関連機能（MS－2）に属する構築物、系統及び機器の一部
- ⑤ 原子炉カバーガスバウンダリ等のバウンダリ機能（PS－2）に属する構築物、系統及び機器
- ⑥ 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（PS－2）に属する構築物、系統及び機器
- ⑦ 燃料を安全に取り扱う機能（PS－2）に属する構築物、系統及び機器
- ⑧ 放射性物質の貯蔵機能（PS－3）に属する構築物、系統及び機器
- ⑨ 核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能（PS－3）に属する構築物、系統及び機器

- (3) 使用済燃料貯蔵設備において、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持するための構築物、系統及び機器（関連する補機を含む。以下「使用済燃料の冠水等に係る機器等」という。）

使用済燃料の冠水等に係る機器等は、安全機能の重要度分類から以下の機能を有する構築物、系統及び機器とする。

- ① 燃料プール水の保持機能（MS－2）に属する構築物、系統及び機器
- ② 燃料プール水の補給機能（MS－3）に属する構築物、系統及び機器

溢水防護対策については、本原子炉施設の安全上の特徴並びに原子炉の安全停止に係る機器等、放射性物質の貯蔵又は閉じ込めに係る機器等、使用済燃料の冠水等に係る機器等有する安全機能、配置、構造及び動作原理に係る以下の2つの観点を考慮することを基本とし、溢水による機能への影響を判断して決定する。

- (1) 環境条件から溢水が発生しないため、溢水によって、その機能が影響を受けない。
- (2) 密封構造を有するもの、又は水環境での使用を想定しているものであり、溢水によって、その機能が影響を受けない。

1.6.3 溢水源の想定

溢水防護対象機器については、「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」を参考に、以下の溢水を想定した影響評価を行い、没水、被水及び蒸気により、その安全機能が損なわれることがないように設計する。また、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については、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計とする。

- (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]
 - (ただし、応力評価及び非破壊検査を実施しているものについては除外可能)
 - ② 低エネルギー配管*² (配管内径の1/2の長さと同径の配管肉厚の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≤95℃かつ運転圧力≤1.9MPa [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 (ただし、原子炉施設は、当該設備を有しない。)
 - 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

1.6.4 溢水防護区画の設定

溢水防護区画は、基本的に壁、扉で区切られた部屋単位とし、溢水防護対象機器が設置されている全ての区画、中央制御室、及び現場操作が必要な場合には、設備へのアクセス通路について設定する。ただし、「環境条件から明らかに溢水が発生しない」、「密封構造を有するもの、又は水環境での使用を想定しているものであり、明らかに溢水の影響が生じない」の条件を満足する溢水防護対象機器にあつては、溢水防護区画の設定を除外できるものとする。また、溢水防護対象機器に関連するケーブル類は、端部 (電源盤等) を除き、その被覆等により、溢水の影響を受けないと判断できるため、溢水防護区画の設定の対象外とする (溢水の影響を受けないと判断できない場合を除く。)。さらに、必要に応じて、堰等も区画に用いるものとする。

1.6.5 没水の影響への対策

想定される溢水により、溢水防護対象機器が、没水により安全機能を損なわないよう、以下に示すいずれかの対策、又はこれらを組み合わせた対策を講じる。

- (1) 溢水源を保有する区画には、基本的に、漏水検知器又は漏油検知器を設置する。吹き抜け等を有する区画にあつては、最下層に検知器を設置する。

漏水検知器又は漏油検知器は、溢水の発生を確実に検知できる位置に設置する。

漏水検知器又は漏油検知器により溢水の発生を早期に検知し、中央制御室からの遠隔操作又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設計とする。現場操作が必要

となる場所にあつては、バッテリー内蔵型又は非常用ディーゼル電源系より給電できる照明を常設する。また、中央制御室には、バッテリー内蔵型の可搬型照明を配備し、必要に応じて持参できるものとする。

漏水検知器及び漏油検知器は、基準地震動による地震力に対して、その機能が損なわれない設計とするとともに、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（非常用ディーゼル電源系及び蓄電池）より電源を供給する。

- (2) 溢水防護区画外の溢水に対しては、壁や止水板、貫通部密封処理等による流入防止対策を図り溢水の流入を防止する設計とする。壁や止水板、貫通部密封処理等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入を防止できる設計とするとともに、基準地震動による地震力に対して、その機能が損なわれない設計とする。止水板等については、「JIS A 4716 浸水防止用設備建具型構成部材」における Ws-3 以上の等級を有するもの又は相当品とする。
- (3) 溢水防護対象機器の設置高さを嵩上げし、溢水防護対象機器の機能喪失高さが、溢水水位を上回る設計とする。

1.6.6 被水の影響への対策

想定される溢水により、溢水防護対象機器が、被水により安全機能を損なわないよう、以下に示すいずれかの対策、又はこれらを組み合わせた対策を講じる。

- (1) 溢水防護区画外の溢水に対しては、壁や止水板、貫通部密封処理等による流入防止対策を図り溢水の被水を防止する設計とする。壁や止水板、貫通部密封処理等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入を防止できる設計とするとともに、基準地震動による地震力に対して、その機能が損なわれない設計とする。止水板等については、「JIS A 4716 浸水防止用設備建具型構成部材」における Ws-3 以上の等級を有するもの又は相当品とする。
- (2) 電源盤等の設備は、固定式消火設備等の水消火を行わない消火手段（二酸化炭素消火設備、消火器等）を採用し、被水の影響がない設計とする。
- (3) 被水する溢水防護対象機器は、「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級（IP コード）」における第二特性数字 4 以上相当の保護等級を有する機器を用い、被水の影響を受けない設計とする。被水の影響により安全機能を損なうおそれがある機器の電動機及び計器については、水の浸入に対する防護措置（JIS-C-0920 保護等級の防まつ形（IP*4）以上）を講じる。
- (4) 被水する溢水防護対象機器は、保護カバーやパッキン等による被水防護措置を行い、被水の影響を受けない設計とする。
- (5) 多重性又は多様性を有している溢水防護対象機器は、別区画に設置し、溢水が発生した場合でも同時に安全機能を損なうことがない設計とする。

1.6.7 蒸気の影響への対策

想定される溢水により、溢水防護対象機器が、蒸気により安全機能を損なわないよう、以下に示すいずれかの対策、又はこれらを組み合わせた対策を講じる。

- (1) 想定される蒸気の発生源は、空調設備等に使用するボイラー蒸気設備であり、当該温度・圧力が、約 160℃・約 0.6MPa と比較的低いことに鑑み、検知器として、火災感知器（アナログ式の煙感知器）を流用する。蒸気の放出を検知し、中央制御室からの遠隔操作又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設計とする。
- (2) 溢水防護区画外の蒸気放出に対しては、壁や貫通部密封処理による流入防止対策を図り蒸気の流入を防止する設計とする。壁や貫通部密封処理は、放出された蒸気流入を防止できる設計とするとともに、基準地震動による地震力に対して、その機能が損なわれない設計とする。
- (3) 溢水防護対象機器が、蒸気に直接曝されることがないように防護板による防護措置を行う。また、当該蒸気が、溢水防護区画内に拡散することによる雰囲気温度の上昇を抑制し、溢水防護対象機器の安全機能が損なわれないように対策する。
- (4) 蒸気に曝される溢水防護対象設備は、蒸気に対して耐性を有する機器を用い、蒸気の影響を受けない設計とする。蒸気の影響により安全機能を損なうおそれのある機器の計器については、蒸気環境下に耐えるための防護措置（JIS-C-0920 保護等級の防浸形（IP*7）以上）を講じる。

1.6.8 放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えい防止対策

想定される溢水により、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、以下に示すいずれかの対策、又はこれらを組み合わせた対策を講じる。

- (1) 放射性物質を含む液体を内包する機器及び配管は、全て管理区域内に設置する。
- (2) 放射性物質を含む液体が管理区域内に漏えいした場合に、非管理区域に漏えいすることがないように、管理区域の下階が管理区域となるように配置上できる限り考慮する。
- (3) 配置上、管理区域内より非管理区域に漏えいするおそれが否定できない箇所については、段差や堰、止水板等を設けることにより非管理区域側へ漏えいすることを防止する。止水板等については、「JIS A 4716 浸水防止用設備建具型構成部材」における Ws-3 以上の等級を有するもの又は相当品とする。

1.6.9 溢水の影響評価

1.6.9.1 溢水量の想定

- (1) 機器の破損等により生じる溢水では、それぞれの溢水防護対象機器に対して影響が最も大きくなる単一の設備破損による溢水源（多重化された系統を有する設備の破損による溢水では、単一の系統破損による溢水源）を想定し、その影響を評価する。溢水量は、漏水を検知し、現場又は中央制御室からの隔離により漏えいを停止するまでの時間を考慮して算出する。溢水量を算出する際の運転員による対応として、設備の配置やアクセス性等を基に設定した以下の時間を考慮する。
 - a. 漏えい発生から漏えい検知までの時間
 - b. 現場への移動時間 ※ 管理区域への入域はチェンジングに要する時間を含む。

c. (現場) 漏えい箇所特定に要する時間

d. 弁操作時間及び循環ポンプ等停止時間

(2) 原子炉施設内で生じる火災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では、それぞれの溢水防護対象機器に対して影響が最も大きくなる単一の放水による溢水源を想定し、その影響を評価する。なお、原子炉建物及び原子炉附属建物並びに主冷却機建物において放水設備を有しない。

(3) 地震による機器の破損（スロッシングを含む。）により生じる溢水では、流体を内包する機器のうち、基準地震動 S_s によって破損が生じる可能性のある機器について破損を想定し、その影響を評価する。評価では、複数系統、複数箇所の同時破損を想定し、最大の溢水量を算出する。

1.6.9.2 溢水経路の想定

(1) 溢水防護区画の溢水水位が最も高くなるように、扉の漏水の状態並びに貫通部及び堰の有無を考慮する。

(2) 溢水防護区画の溢水水位が最も高くなるように、ハッチ及び目皿からの流出はないものとする。一方、上階で生じた溢水に起因する没水の評価では、ハッチがない単純な開口部として、上階で生じた溢水がそのまま当該フロアに落水してくるものとする。

(3) 放射性物質を含む液体の管理区域外への溢水の影響評価では、管理区域より非管理区域への漏えいがないことを確認するため、管理区域に設けられた段差を考慮する。

1.6.9.3 溢水の影響評価

(1) 原子炉施設内で発生した溢水の溢水防護対象機器への影響評価

溢水防護対象機器については、「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」を参考に、想定した溢水に対して、影響評価を行い、没水、被水及び蒸気により、その安全機能が損なわれることがないことを確認する。なお、内部溢水により、原子炉に外乱が及び、かつ、安全保護系、原子炉停止系の作動を要求される場合について、原子炉の安全停止に係る機器等は、没水、被水及び蒸気により、その安全機能が損なわれない設計としていることから、内部溢水による外乱は、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の起因事象の発生に留まり、安全解析に影響を及ぼさない。

溢水防護対象機器に対する没水の影響評価では、溢水の影響を受けて溢水防護対象機器の安全機能を損なうおそれがある高さ（以下「機能喪失高さ」という。）を設定し、発生した溢水による水位（以下「溢水水位」という。）が機能喪失高さを上回らないことをもって溢水防護対象機器が安全機能を損なうおそれがないことを評価する。機能喪失高さは、溢水防護対象機器の各付属品の設置状況を踏まえ、没水によって安全機能を損なうおそれのある最低の高さを設定する。

溢水防護対象機器に対する被水（蒸気を含む。）の影響評価では、溢水源からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水や溢水源からの漏えい蒸気の拡散等により、安全機能を損なうおそれがないことを評価する。

なお、機器の破損等により生じる溢水について、多重化された設備の破損による溢水では、

破損した系統と別の系統は健全であり、当該設備の安全機能は維持されているものとする。

(2) 放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えいの影響評価

放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えいの影響評価では、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について、溢水の管理区域外への漏えいの有無を設備の配置の観点から評価するとともに、配置上管理区域外への漏えいが否定できない箇所については、設けられた段差や堰、止水板を上回らないことをもって管理区域外へと漏えいしないことを評価する。

1.6.10 手順等

「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づき、原子炉施設保安規定を定める。原子炉施設保安規定には、溢水について、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

- ・ 運転要領（運転管理、保守管理、事故発生時の措置）の作成に関すること
- ・ 必要な要員の配置に関すること
- ・ 教育及び訓練に関すること
- ・ 必要な資機材の配備に関すること

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

自然現象（地震及び津波を除く。）及び敷地又はその周辺において想定される原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）について、網羅的に抽出するために、「Specific Safety Requirements (No. SSR-3)」の「5. SITE EVALUATION FOR RESEARCH REACTOR FACILITIES」及び「Appendix APPENDIX I SELECTED POSTULATED INITIATING EVENTS FOR RESEARCH REACTORS」を参考に、以下の事象を選定した。

【自然現象】

洪水／降水／風（台風）／凍結／積雪／落雷
地滑り／生物学的事象／竜巻／火山の影響／森林火災

【人為事象】

航空機落下／ダムの崩壊／爆発／有毒ガス／船舶の衝突／電磁的障害／近隣工場等の火災

安全施設は、原子炉施設敷地で想定される洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の自然現象（地震及び津波を除く。）又はその組合せに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として試験研究用等原子炉施設で生じ得る環境条件においても、安全機能を損なわない設計とする。

なお、敷地で想定される自然現象のうち、高潮については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

自然現象の組合せにおいては、以下の荷重の組合せを考慮した設計とする。

- (1) 「竜巻」＋「積雪」
- (2) 「火山の影響」＋「風（台風）」＋「積雪」

上記に加え、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、適切に考慮した設計とする。

また、安全施設は、敷地及びその周辺において想定される原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（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、安全機能を損なわない設計とする。

想定される自然現象及び原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものに対しては、必要に応じて、設備と運用による対策を組み合わせた措置を講じることにより、安全施設が安全機能を損なわない設計とする。また、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等への措置を含める。

「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。

(i) クラス 1

(ii) クラス 2 のうち、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、系統及び機器

耐竜巻設計、耐降下火砕物設計、耐外部火災設計においては、安全機能の重要度分類がクラス 1、2、3 に属する構築物、系統及び機器を竜巻防護施設、降下火砕物防護施設、外部火災防護施設とし、外部からの衝撃による損傷の防止に係る安全施設に該当する構築物、系統及び機器に影響評価の対象とする。当該影響評価にあつては、当該安全施設の外壳施設を評価対象とする場合がある。重要安全施設以外の安全施設は、竜巻、火山の影響及び外部火災（森林火災及び近隣工場等の火災）により損傷するおそれがある場合に、代替措置や修復等を含めて、安全機能を損なわないものとする。

1.7.2 外部からの衝撃による損傷の防止に係る設計（火山の影響、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。）

1.7.2.1 安全施設の設計方針

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設計とする。

(1) 洪水

敷地は鹿島台地（茨城県東茨城郡大洗町南部の太平洋に面した丘陵地帯の台地（標高：約 38m））にあり、また、原子炉施設は、T.P. + 約 35m ～ + 約 40m に位置する。敷地周辺に潤沼（標高：約 0m）が存在する。敷地内には、窪地をせき止めて造成した夏海湖があり、その水位は、T.P. + 約 29m である（水深：約 6m）。地形的にみて洪水による被害は考えられない。したがって、洪水を考慮する必要はない。

(2) 降水

屋外に位置する安全施設のうち、浸水により安全機能を損なうおそれのあるものは、水戸地方气象台で記録されている 1 時間降水量の最大値に、適切な余裕を考慮し、浸水を防止することで、安全機能を損なわない設計とする。なお、これを上回る降水に対しては、表流水のほとんどは夏海湖に集まり、敷地の北側から一般排水溝に流れる経路となる。

(3) 風（台風）

敷地付近で観測された瞬間最大風速は、水戸地方气象台の観測記録（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、建築基準法及び同施行令第 87 条第 2 項及び第 4 項に基づく建設省告示第 1454 号より設定した設計基準風速（34m/s、地上高 10m、10 分間平均）の風荷重に対し機械的強度を有することにより安全機能を損なわない設計とする。

なお、風（台風）に伴う飛来物による影響は、竜巻影響評価にて想定する設計飛来物の影響に包絡される。

ここで、風（台風）に関連して発生する可能性がある自然現象としては、落雷及び高潮が考えられる。落雷については、同時に発生するとしても、個々の事象として考えられる影響と変わらない。高潮については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

（４）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°C （1952年2月5日）、月平均最低気温は -3.1°C （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、保温等の凍結防止対策を必要に応じて行うことで、安全機能を損なわない設計とする。屋内については、建物空調換気設備により環境温度は凍結のおそれのない室温となるため、安全機能は損なわれない。

（５）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、建築基準法及び同施行令第86条第3項に基づく茨城県建築基準法等施行細則より設定した設計基準積雪量（30cm）の積雪荷重に対し機械的強度を有することにより安全機能を損なわない設計とする。

なお、設計値（30cm）を上回るような積雪事象は、気象予報により事前に予測が可能であり、進展も緩やかであるため、建物屋上等の除雪を行うことで積雪荷重を低減させる。

（６）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設備を設ける。また、避雷設備の接地極として、接地網を敷設して接地抵抗の低減を図る。

なお、避雷設備については、2003年にJIS A 4201-1992「建築物等の避雷設備（避雷針）」から改正されたJIS A 4201-2003「建築物等の雷保護」の保護レベルIに適合するものとする。

雷サージの侵入に対して、原子炉保護系のロジック盤における計装ケーブル及び制御ケーブルには、鋼製管体（鉄筋コンクリートトレンチ、金属製トレイ又は金属製電線管を含む。）や金属シールド付ケーブルの適用により雷サージの侵入を抑制する。屋外に位置する安全施設における屋外敷設制御・計測ケーブルについても同様とする。なお、雷サージに起因して外部電源を喪失した場合、原子炉はスクラム（自動停止）する。

（７）地滑り

大洗研究所（南地区）の敷地には、設置許可申請書添付書類六 3.4.2.1項において「変動地形学的調査結果によると、敷地には地すべり地形及びリニアメントは認められない」としており、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。

（８）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設計とする。また、屋内設備は建物の雨水流入防止措置により、屋外に設置される端子箱貫通部はシールすることで、小動物の侵入を防止する設計とする。

(9) 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。したがって、航空機落下を考慮する必要はない。

(10) ダムの崩壊

原子炉施設の周辺地域のダムとしては、大洗研究所(南地区)の敷地から北西方向約20kmの地点に那珂川より取水した水を貯留する楮川ダムが存在するが、敷地との距離が十分離れている。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。

(11) 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及び液化天然ガス(LNG)基地は存在しない。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。

(12) 有毒ガス

中央制御室については、外気の取り込みを遮断する措置により、その居住環境を維持できるものとする。また、敷地内外において、有毒ガス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。

なお、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。また、敷地内には、有毒ガスの発生源になると考えられる有毒物質を、屋内で取り扱っており、屋外の固定源(屋外タンク)及び可動源(タンクローリー)を有しない。敷地に隣接する国道51号線では、予期せず発生する有毒ガスを想定する。原子炉施設には、空気呼吸器を配備し、定期的に装備装着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。空気ボンベの容量は、5名の要員を想定し、6時間の対応が可能なものとする。なお、海上において船舶から発生する有毒ガスについては、国道51号線での発生で代表する。

(13) 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に大洗港があり、T.P.+約35m~+約40mに位置する原子炉施設の東側約400mに海岸がある。原子炉施設から十分離れていること及び原子炉施設は海水を取水源としていないことから、船舶の衝突や座礁による影響(重油等の流出を含む。)はない。したがって、船舶の衝突を考慮する必要はない。

(14) 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、鋼製管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。

1.7.2.2 手順等

「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定には、自然現象（地震、津波、外部火災、降下火砕物及び竜巻を除く。）対策について、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

- ・ 有毒ガスが発生した場合の措置に関すること。
- ・ 設計値（30cm）を上回るような降雪が気象予報により予測された場合には、建物や屋外の設備に長期間積雪による荷重を掛け続けないこと。

1.7.3 耐竜巻設計

1.7.3.1 竜巻防護施設

安全施設が竜巻に対して、原子炉施設の安全性を確保するために必要な安全機能を損なわないよう、基準竜巻、設計竜巻及び設計荷重を適切に設定し、以下の事項に対して対策を行い、外殻による防護、構造健全性の維持、代替措置や修復等によって、安全機能を損なわない設計とする。

また、安全施設は、設計荷重による波及的影響によって、安全機能を損なわない設計とする。

- a. 飛来物の衝突による施設の貫通及び裏面剥離
- b. 設計竜巻による風圧力による荷重、気圧差による荷重及び設計飛来物等による衝撃荷重を組み合わせた設計竜巻荷重並びにその他の組合せ荷重（常時作用している荷重、運転時荷重、竜巻以外の自然現象による荷重及び設計基準事故時荷重）を適切に組み合わせた設計荷重
- c. 竜巻による気圧の低下

耐竜巻設計においては、安全機能の重要度分類がクラス1、2、3に属する構築物、系統及び機器を竜巻防護施設とする。このうち、外部からの衝撃による損傷の防止に係る安全施設に該当する構築物、系統及び機器を影響評価の対象とする。

想定される竜巻に対する影響を評価し、外部からの衝撃による損傷の防止に係る安全施設が、外殻施設又は飛来物が衝突することを防止するために必要に応じて講じる措置による防護により、その安全機能を損なわない設計とする。重要安全施設以外の安全施設は、竜巻により損傷するおそれがある場合に、代替措置や修復等を含めて安全機能を損なわないものとする。

1.7.3.2 評価方針

後述する評価対象施設について、評価を行う。当該影響評価にあつては、竜巻防護施設の

外殻施設を評価対象とする場合がある。想定される竜巻の特性値及び当該竜巻に対する影響を、「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」（以下「竜巻ガイド」という。）を参考にして設定、評価し、外殻施設又は飛来物が衝突することを防止するために必要に応じて講じる措置による防護により、その安全機能が維持されることを確認する。重要安全施設以外の安全施設は、竜巻により損傷するおそれがある場合に、代替措置や修復等を含め安全機能を損なわないものとする。

1.7.3.3 評価対象施設の抽出

竜巻の影響評価を行う竜巻影響評価対象施設を以下の各区分から抽出する。

(1) 重要安全施設を内包し保護する外殻施設

原子炉建物（格納容器を含む。）及び原子炉附属建物、主冷却機建物

(2) 外殻で保護されない重要安全施設

主冷却機のうち屋外部分（屋外ダクト）及び非常用ディーゼル電源系に関連する冷却塔

(3) 安全施設を内包し保護する外殻施設

第一使用済燃料貯蔵建物、第二使用済燃料貯蔵建物、液体廃棄物処理施設、メンテナンス建物の液体廃棄物処理設備及び固体廃棄物貯蔵設備

(4) 外殻で保護されない安全施設

主排気筒、外周コンクリート壁、一般電源系（受電エリア）及び屋外管理用モニタリングポスト

廃棄物処理建物、メンテナンス建物に内包される液体廃棄物処理設備及び固体廃棄物処理設備は、基本的にコンクリート構造の地下階に位置し、上部にはエリアを隔てる蓋が設置されているため、竜巻が来襲した場合であっても、影響を受けず、安全機能（放射性物質の貯蔵）を損なうことはないため、評価対象施設から除外した。

一般電源系（受電エリア）は、一般電源系の機能を喪失した場合には、非常用ディーゼル電源系等により必要な電源を供給し、これらはMS-1に該当し、外殻施設の健全性が確保されるため、安全機能を損なうことはなく、代替措置により、必要な機能を確保できるため、評価対象施設から除外した。

屋外管理用モニタリングポストは、屋外管理用モニタリングポストの機能を喪失した場合には、代替措置（可搬型測定器）により、必要な機能を確保できるため、評価対象施設から除外した。

外気と接続されている施設である、中央制御室に関連する空調系（換気空調系）及び非常用ディーゼル電源系に関連する空調系は、設置されている区画と当該施設のダクト内の気圧が同一であるため評価対象施設から除外した。

1.7.3.4 波及的影響評価対象施設の抽出

破損等により竜巻防護施設に波及的影響を及ぼして安全機能を喪失させる可能性がある施設について、以下の機械的影響及び機能的影響の発生を考慮して抽出した。波及的影響を及ぼし得る施設は主排気筒のみである。

(1) 機械的影響

- ・ 隣接している建物・構築物が竜巻より防護すべき施設を内包する施設に接触し、防護対象施設を損傷させる。
- ・ 隣接していない建物・構築物が竜巻により倒壊して防護対象施設を損傷させる。

(2) 機能的影響

- ・ 防護対象施設の外気と繋がる部位が、竜巻による風、気圧変化等により損傷を生じ、防護対象施設の機能に影響する。

1.7.3.5 評価対象施設の健全性の確認方法

竜巻防護施設の外殻施設である原子炉建物及び原子炉附属建物、主冷却機建物については、設計竜巻に対する構造健全性を評価することにより、内包する竜巻防護施設への影響がないことを確認する。壁や屋根などに損傷が生じた場合は、損傷による竜巻防護施設への影響がないことを確認する。

竜巻防護施設のうち、外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設である非常用ディーゼル電源系に関連する冷却塔及び主冷却機のうち屋外（建物屋上）部分については、設計竜巻に対して安全機能を喪失しないことを確認する。

1.7.3.6 波及的影響の確認方法

波及的影響評価の対象施設として抽出した主排気筒については、竜巻防護施設に影響を与えないことを評価し、確認する。

1.7.3.7 開口部の評価方法

外殻施設の開口部のうち、付近に外部からの衝撃による損傷の防止に係る安全施設が位置している箇所については、飛来物の衝突による開口部の鋼板の貫通評価を行い、必要に応じて防護策として貫通限界厚さを上回るように、開口部又は開口部から侵入する飛来物が衝突する安全施設を鋼板等で補強する。

1.7.3.8 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」に示すように、設計竜巻の最大風速は 92m/s である。なお、耐竜巻設計にあっては、将来的な気候変動による竜巻発生の不確実性を考慮し、設計竜巻の最大風速（92m/s）を安全側に切り上げ、最大風速として 100m/s を用いる。

設計飛来物は、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、

固定化又は移動)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。

1.7.3.9 設計飛来物の設定

原子炉施設敷地内の飛来物に係る現地調査及び検討を行い、現地調査により確認された飛来物について、竜巻防護施設及びその外殻施設に衝突する可能性のある飛来物を抽出する。

設計飛来物は、サイズ及び剛柔や浮き上がり有無、飛散防止対策を判定基準とした上で、運動エネルギー、衝撃荷重、貫通力等を考慮し、代表的なものとする。飛来物の飛散速度については電力中央研究所が開発した竜巻飛来物評価解析コード”TONBOS”を用いた。当該評価結果を踏まえ、設計飛来物は、竜巻ガイドを参考に、鋼製材(中・剛)、足場板(中・剛)、ワゴン車(大・柔:飛散時に空中分解しないもの)、コンクリートブロック(小・剛)とした。なお、コンクリートブロックは主冷却機建物屋上(高さ12.5m)からの飛来を想定した。また、竜巻防護施設及びその外殻施設の健全性評価等には、竜巻ガイドに記載されている鋼製材(長さ4.2m×幅0.3m×高さ0.2m、質量135kg、飛来時の水平速度51m/s、飛来時の鉛直速度34m/s)を考慮した。

飛来物となる可能性のあるもののうち、飛来した場合の運動エネルギー又は貫通力が設計飛来物又は竜巻ガイドの鋼製材を超える物品については、竜巻防護施設を内包する建物から隔離(屋内への移動を含む。)、固縛又は固定化を行い、確実に飛来物とならない対策を講じる。

1.7.3.10 荷重の組合せと許容限界

1.7.3.10.1 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

生じ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

1.7.3.10.2 荷重の種類

(1) 建物・構築物

- (i) 原子炉のおかかっ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、水圧並びに通常的气象条件による荷重）
- (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

1.7.3.10.3 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。

1.7.3.10.4 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

建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。

1.7.3.11 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影響

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よう設計する。なお、影響評価に当たっては、設計竜巻の最大風速を適用する。外殻施設については竜巻ガイドに記載されている鋼製材の衝突を考慮する。

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、固定化又は移動）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の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（固縛又は移動）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。一般電源系の機能を喪失した場合には、非常用ディーゼル電源系等により必要な電源を供給するため、他の安全機能を損なうことはない。

溢水に対しては、建物屋外で発生した場合に竜巻防護施設に影響を与えないよう、建物の外壁及び開口部等により浸水しないものとする。竜巻飛来物の衝突及び貫通によって、建物屋上及び室内で発生する溢水にあつては、その影響により安全機能を損なわないよう対策を講じる。

建物付近にて車両火災が発生した場合、建物外壁温度は200℃を下回るため、安全機能を損なうことはないが、建物外壁面に不燃塗料を塗布し、さらに火災の影響を緩和する。不燃塗料は必要に応じ、一定期間経過後に塗りなおしを実施する。竜巻飛来物が建物を貫通し、建物内部において火災が発生した場合にあつては、その影響により安全機能を損なわないよう対策を講じる。

1.7.3.12 手順等

「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定には、竜巻対策について、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

- ・ 竜巻が大洗研究所に到達するおそれの確認された場合の措置に関すること。
- ・ 竜巻飛来物となりうる物品の管理に関すること。

1.7.4 火山事象防護

1.7.4.1 火山事象防護に関する基本方針

安全施設が火山事象に対して原子炉施設の安全性を確保するために必要な機能を損なわない設計とする。このため、「添付書類6 8.火山」で評価し抽出された原子炉施設に影響を及ぼし得る火山事象である降下火砕物に対して、対策を行い、建物による防護、構造健全性の維持、代替設備の確保等によって、安全機能を損なわない設計とする。

耐降下火砕物設計においては、安全機能の重要度分類がクラス1、2、3に属する構築物、系統及び機器を降下火砕物防護施設とし、外部からの衝撃による損傷の防止に係る安全施設に該当する構築物、系統及び機器を影響評価の対象とする。

1.7.4.2 評価方針

後述する評価対象施設について、評価を行う。当該影響評価にあつては、当該安全施設の外殻施設を評価対象とする場合がある。想定される降下火砕物に対する影響を評価し、構造、外殻施設又は降下火砕物の除去に係る措置による防護により、その安全機能を損なわない設計とする。重要安全施設以外の安全施設は、降下火砕物により損傷するおそれがある場合に、代替措置や修復等を含め安全機能を損なわないものとする。

1.7.4.3 評価対象施設の抽出

降下火砕物の影響評価を行う降下火砕物影響評価対象施設を以下の各区分から抽出する。

(1) 重要安全施設を内包し保護する外殻施設

原子炉建物（格納容器を含む）、原子炉附属建物及び主冷却機建物

(2) 外殻で保護されない重要安全施設

主冷却機のうち屋外部分（屋外ダクト）、非常用ディーゼル電源系に関連する冷却塔、排気筒及び吸気系統（主冷却機建物空調換気設備）

(3) 安全施設を内包し保護する外殻施設

第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物、廃棄物処理建物、メンテナンス建物の液体廃棄物処理設備及び固体廃棄物貯蔵設備

(4) 外殻で保護されない安全施設

主排気筒、外周コンクリート壁、一般電源系（受電エリア）及び屋外管理用モニタリングポスト

廃棄物処理建物、メンテナンス建物に内包される液体廃棄物処理設備及び固体廃棄物処理設備は、基本的にコンクリート構造の地下階に位置し、上部にはエリアを隔てる蓋が設置されているため、降下火砕物の影響を受けず、安全機能（放射性物質の貯蔵）を損なうことはないため、評価対象施設から除外した。

一般電源系（受電エリア）は、一般電源系の機能を喪失した場合には、非常用ディーゼル電源系等により必要な電源を供給し、これらはMS-1に該当し、外殻施設の健全性が確保されるため、安全機能を損なうことはなく、代替措置により、必要な機能を確保できるため、評価対象施設から除外した。

屋外管理用モニタリングポストは、屋外管理用モニタリングポストの機能を喪失した場

合には、代替措置（可搬型測定器）により、必要な機能を確保できるため、評価対象施設から除外した。

(5) 降下火砕物を含む空気の流路となる施設

主冷却機のうち屋外部分（屋外ダクト）、非常用ディーゼル電源系に関連する冷却塔及び排気筒、主排気筒、中央制御室に係る空調換気設備、空調換気設備（外気取入口）

(6) 外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設

非常用ディーゼル電源系に関連する吸気系統（主冷却機建物空調換気設備）、原子炉保護系及び関連する計装設備に関連する盤、非常用ディーゼル電源系及び無停電電源系に関連する盤

1.7.4.4 降下火砕物による影響の選定

降下火砕物の特徴及び評価対象施設等の構造や設置状況等を考慮して、降下火砕物が直接及ぼす影響（以下「直接的影響」という。）とそれ以外の影響（以下「間接的影響」という。）を選定する。

1.7.4.4.1 降下火砕物の特徴

各種文献の調査結果より、降下火砕物は以下の特徴を有する。

- (a) 火山ガラス片、鉱物結晶片から成る⁽⁵⁾。ただし、火山ガラス片は砂よりもろく硬度は低く⁽⁶⁾、主要な鉱物結晶片の硬度は砂同等又はそれ以下である^{(7) (8)}。
- (b) 硫酸等を含む腐食性のガス（以下「腐食性ガス」という。）が付着している⁽⁵⁾。ただし、金属腐食研究の結果より、直ちに金属腐食を生じさせることはない⁽⁹⁾。
- (c) 水に濡れると導電性を生じる⁽⁵⁾。
- (d) 湿った降下火砕物は乾燥すると固結する⁽⁵⁾。
- (e) 降下火砕物粒子の融点は約 1,000℃であり、一般的な砂に比べ低い⁽⁵⁾。

1.7.4.4.2 直接的影響

降下火砕物の特徴から直接的影響の要因となる荷重、閉塞、摩耗、腐食、大気汚染、水質汚染及び絶縁低下を抽出し、評価対象施設等の構造や設置状況等を考慮して直接的な影響因子を以下のとおり選定する。

(1) 荷重

「荷重」について考慮すべき影響因子は、建物及び屋外設備の上に堆積し静的な負荷を与える「構造物への静的負荷」である。

(2) 閉塞

「閉塞」について考慮すべき影響因子は、降下火砕物を含む水が流路の狭隘部等を閉塞させる「水循環系の閉塞」及び降下火砕物を含む空気が機器の狭隘部や換気系の流路を閉塞させる「換気系、電気系及び計測制御系の機械的影響（閉塞）」である。

(3) 摩耗

「摩耗」について考慮すべき影響因子は、降下火砕物を含む水が流路に接触することにより配管等を摩耗させる「水循環系の内部における摩耗」及び降下火砕物を含む空気が動的機器の摺動部に侵入し摩耗させる「換気系、電気系及び計測制御系

の機械的影響（摩耗）」である。

(4) 腐食

「腐食」について考慮すべき影響因子は、降下火砕物に付着した腐食性ガスにより建物及び屋外施設の外面を腐食させる「構造物への化学的影響（腐食）」、換気系、電気系及び計測制御系において降下火砕物を含む空気の流路を腐食させる「換気系、電気系及び計測制御系に対する化学的影響（腐食）」及び冷却水に溶出した腐食性成分により配管等を腐食させる「水循環系の化学的影響（腐食）」である。

(5) 大気汚染

「大気汚染」について考慮すべき影響因子は、降下火砕物により汚染された原子炉施設周辺の大気が運転員の常駐する中央制御室内に侵入することによる居住性の劣化及び降下火砕物の除去、屋外設備の点検等、屋外における作業環境を劣化させる「原子炉施設周辺の大気汚染」である。

(6) 水質汚染

「水質汚染」については、給水等に使用する工業用水に降下火砕物が混入することによる汚染が考えられるが、原子炉施設では給水処理設備により水処理した給水を使用しており、降下火砕物の影響を受けた工業用水を直接給水として使用しないこと、また水質管理を行っていることから、安全施設の安全機能には影響しない。

(7) 絶縁低下

「絶縁低下」について考慮すべき影響因子は、湿った降下火砕物が、電気系及び計測制御系絶縁部に導電性を生じさせることによる「盤の絶縁低下」である。

1.7.4.4.3 間接的影響

(1) 外部電源喪失及びアクセス制限

降下火砕物によって原子炉施設に間接的な影響を及ぼす因子は、湿った降下火砕物が送電線の碍子、開閉所等の充電露出部等に付着し絶縁低下を生じさせることによる広範囲にわたる送電網の損傷に伴う「外部電源喪失」及び降下火砕物が道路に堆積することによる交通の途絶に伴う「アクセス制限」である。

1.7.4.5 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想定される最大層厚は50cmであり、これを設計上考慮する降下火砕物の層厚とする。原子炉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、設計上考慮する降下火砕物の層厚を50cmに、湿潤密度を $1.5\text{g}/\text{cm}^3$ を乗じて算定することを基本とする。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場合がある。

1.7.4.6 荷重の組合せと許容限界

1.7.4.6.1 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

1.7.4.6.2 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

1.7.4.6.3 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、風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。

1.7.4.6.4 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。

1.7.4.7 設計における留意事項

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を講じる。

1.7.4.7.1 荷重以外の直接的影響

(1) 構造物への化学的影響（腐食）

金属腐食研究の結果より、降下火砕物に含まれる腐食性ガスによって直ちに金属腐食を生じないが、外装の塗装等によって短期での腐食を防止し、外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

なお、降灰後の長期的な腐食の影響については、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能な設計とする。

(2) 水循環系の閉塞、内部における摩耗及び化学的影響（腐食）

降下火砕物を考慮すべき水循環系としては、非常用ディーゼル電源系の冷却塔の冷却水がある。冷却塔は、側面から空気を吸入し、内部で冷却水を冷やして上部のファンを通じて大気に熱を放出する構造である。冷却塔の吸気口には降下火砕物の侵入を防ぐフィルタを設置する。また、冷却塔からの冷却水出口配管には流入した降下火砕物を

除去するストレーナーを設置する。

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、降下火砕物が冷却塔の内部に流入することを防止するため、冷却塔の上部に、降下火砕物流入防止板を設置する。

また、冷却塔の吸気口に設置するフィルタは、降下火砕物により閉塞した場合に、降下火砕物を除去、又は閉塞したフィルタを交換できる構造とする。

さらに、冷却塔の内部に降下火砕物が流入した場合を想定し、ディーゼル発電機に水を供給するための配管の途中にストレーナーを設ける。なお、2式のストレーナー及びその配管を並列に設けるものとし、一方が閉塞した場合において、他方を使用し、その間にストレーナーを交換できる構造とする。

ストレーナーを通過した粒子による内部における摩耗については、主要な降下火砕物は砂と同等又は砂より硬度が低くもろいことから、摩耗による影響は小さい。また当該施設については、定期的な内部点検及び日常保守管理により、状況に応じて補修が可能であり、摩耗により外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

ストレーナーを通過した粒子による化学的影響（腐食）については、金属腐食研究の結果より、降下火砕物によって直ちに金属腐食を生じないが、耐食性のある材料の使用や塗装の実施等によって、腐食により安全機能を損なわない設計とする。なお、長期的な腐食の影響については、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能な設計とする。

(3) 電気系及び計測制御系に対する機械的影響（閉塞、摩耗）及び化学的影響（腐食）

降下火砕物を考慮すべき原子炉保護系及び関連する計装設備、非常用ディーゼル電源系及び無停電電源系に関連する盤はすべて建物内に設置する。

建物の換気空調系の吸気口はガラリ構造として降下火砕物を吸い込みづらい構造にし、さらにフィルタを設置することで、降下火砕物の侵入に対する高い防護性能を有する設計とする。なお、建物の空気換気設備の一部を停止し、ガラリの空気流入速度を低下させ、降下火砕物を換気空調系へ流入させない措置をとる場合もある。

ガラリ及びフィルタを通過した粒子による機械的影響（摩耗）については、降下火砕物を含む空気が動的機器の摺部に侵入し摩耗させるが、考慮すべき機器は盤用ファンであり、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能な設計とする。非常用ディーゼル機関の吸入口はフィルタを設置し、安全機能を損なわない設計とする。

ガラリ及びフィルタを通過した粒子による化学的影響（腐食）については、金属腐食研究の結果より、降下火砕物によって直ちに金属腐食を生じないが、耐食性のある材料の使用や塗装の実施等によって、腐食により安全機能を損なうことのない設計とする。なお、長期的な腐食の影響については、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能な設計とする。

(4) 絶縁低下及び化学的影響（腐食）

降下火砕物による絶縁低下及び化学的影響（腐食）を考慮すべき施設は、外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設である原子炉保護系及び関連する計装設備、非常用ディーゼル電源系及び無停電電源系に関連する盤である。

建物の換気空調系の吸気口はガラリ構造として降下火砕物を吸い込みづらい構造にし、さらにフィルタを設置することで、降下火砕物の侵入に対する高い防護性能を有する設計とする。

また、原子炉保護系及び関連する計装設備が設置されている中央制御室空調換気設備は、フィルタの設置により降下火砕物の侵入に対する高い防護性能を有すること、また閉回路を構築した再循環運転による侵入防止が可能な設計とすることにより、降下火砕物の付着に伴う絶縁低下及び化学的影響（腐食）による影響を防止し、安全機能を損なわない設計とする。

(5) 外気取入口等からの降下火砕物の侵入（大気汚染）に対する設計

外気取入口からの降下火砕物の侵入に対して、以下のとおり安全機能を損なわない設計とする。

- ・建物の換気空調系の吸気口はガラリ構造として降下火砕物を吸い込みづらい構造にし、さらにフィルタを設置することで、降下火砕物の侵入に対する高い防護性能を有する設計とする。さらに降下火砕物がフィルタに付着した場合でも取替又は清掃が可能な構造とすることで、降下火砕物により閉塞しない設計とする。
- ・中央制御室空調換気設備は、フィルタの設置により降下火砕物の侵入に対する高い防護性能を有すること、また閉回路を構築した再循環運転による侵入防止が可能な設計とする。
- ・中央制御室空調換気設備における閉回路を構築した再循環運転時の室内に滞在する人員の環境劣化防止のため、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の影響評価を実施することにより、安全機能を損なわない設計とする。
- ・非常用ディーゼル電源系に関連する排気筒は、降下火砕物が混入することにより閉塞するリスクを有することから、地上部の排気筒端部を恒常的にベンドする措置を施し、降下火砕物の流入を防止した設計とする。
- ・主排気筒は、降下火砕物が侵入した場合でも、主排気筒の構造から排気流路が閉塞しない設計とする。
- ・主冷却機のうち屋外部分（以下「屋外ダクト」という。）は、降下火砕物が侵入した場合でも、屋外ダクトの構造から空気流路が閉塞しない設計とする。

1.7.4.7.2 間接的影響

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。また、広範囲にわたる送電網の損傷による約 7 日間の外部電源喪失及び敷地外での交通の途絶によるアクセス制限事象が生じた場合については、降下火砕物に対して非常用ディーゼル発電機の安全機能を維持することで、必要となる電源の供給が非常用ディーゼル発電機により継続できる設計とすることにより、安全機能を損なわない設計とする。

1.7.4.8 手順等

「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定には、降下火砕物対策について、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

・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の以下の措置に関すること。

- (1) 原子炉を停止する判断基準を定める。
- (2) 降灰が確認された場合には、建物や屋外の設備に長期間降下火砕物による荷重を掛け続けないこと、また降下火砕物の付着による閉塞・腐食等が生じる状況を緩和するために、評価対象施設等に堆積した降下火砕物の除去を適切に実施する手順を定める。
- (3) 降灰が確認された場合には、状況に応じて空調換気設備の停止又は閉回路循環運転により、建物内への降下火砕物の侵入を防止する手順を定める。
- (4) 降灰が確認された場合には、非常用ディーゼル電源系の冷却塔への降下火砕物の流入を防止するため、冷却塔の上部に、降下火砕物流入防止板を設置する手順を定める。また、冷却塔の内部に降下火砕物が流入した場合を想定し、配管に設置した2式並列のストレーナーの切替、交換・清掃する手順を定める。

1.7.5 耐外部火災設計

1.7.5.1 外部火災防護に関する基本方針

安全施設が外部火災（火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機墜落火災等））に対して、原子炉施設の安全性を確保するために想定される最も厳しい火災が発生した場合においても必要な安全機能を損なわないよう、防火帯の設置、離隔距離の確保、建物による防護、代替手段等によって、安全機能を損なわない設計とする。

耐外部火災設計においては、安全機能の重要度分類がクラス1、2、3に属する構築物、系統及び機器を外部火災防護施設とし、外部からの衝撃による損傷の防止に係る安全施設に該当する構築物、系統及び機器を熱的影響評価対象施設として影響評価の対象とする。

想定される外部火災に対する熱的影響を評価し、消火活動に期待しない場合にあっては、熱的影響評価対象施設が、外殻施設又は離隔による防護により、その安全機能を損なわない設計とする。これらの熱的影響評価対象施設以外の安全施設は、外部火災により損傷するおそれがある場合に、代替措置や修復等により、安全機能を損なわないものとする。

また、想定される外部火災による二次的影響（ばい煙及び有毒ガス）に対して、安全施設の安全機能を損なわないものとする。

1.7.5.2 評価方針

後述する熱的影響評価対象施設について、評価を行う。当該熱的影響評価にあっては、屋内設備は内包する建物により防護する設計とし、当該安全施設の外殻施設を評価対象とする場合がある。想定される外部火災に対する熱的影響を評価し、消火活動に期待しない場合にあっては、熱的影響評価対象施設が、外殻施設又は離隔による防護により、その安全機能を損なわない設計とする。重要安全施設以外の安全施設は、外部火災により損傷するおそれがある場合に、代替措置や修復等により、安全機能を損なわないものとする。

1.7.5.3 評価対象施設の抽出

外部火災の影響評価を行う熱的影響評価対象施設を以下の各区分から抽出する。

- (1) 重要安全施設を内包し保護する外殻施設
原子炉建物（格納容器を含む。）、原子炉附属建物及び主冷却機建物
- (2) 外殻で保護されない重要安全施設
主冷却機のうち屋外部分（屋外ダクト）、非常用ディーゼル電源系に関連する「冷却塔」、「排気筒」及び「吸気系統」（主冷却機建物空調換気設備）
- (3) 安全施設を内包し保護する外殻施設
第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物、廃棄物処理建物、メンテナンス建物の液体廃棄物処理設備及び固体廃棄物貯蔵設備
- (4) 外殻で保護されない安全施設
主排気筒、外周コンクリート壁、一般電源系（受電エリア）及び屋外管理用モニタリングポスト

廃棄物処理建物、メンテナンス建物に内包される液体廃棄物処理設備及び固体廃棄物処理設備は、基本的にコンクリート構造の地下階に位置し、上部にはエリアを隔てる蓋が設置されているため、外部火災の影響を受けず、安全機能（放射性物質の貯蔵）を損なうことはないため、評価対象施設から除外した。

一般電源系（受電エリア）は、一般電源系の機能を喪失した場合には、非常用ディーゼル電源系等により必要な電源を供給し、これらはMS-1に該当し、外殻施設の健全性が確保されるため、安全機能を損なうことはなく、代替措置により、必要な機能を確保できるため、評価対象施設から除外した。

屋外管理用モニタリングポストは、屋外管理用モニタリングポストの機能を喪失した場合には、代替措置（可搬型測定器）により、必要な機能を確保できるため、評価対象施設から除外した。

主冷却機のうち屋外部分（屋外ダクト）、非常用ディーゼル電源系に関連する「冷却塔」は、主冷却機建物屋上に設置されており、外壁よりも建物中心部に配置することで火炎に近い評価対象壁の評価で代表する。また、竜巻対策として周囲に防風壁が設置されていることから冷却塔が直接影響を受けることはない。

非常用ディーゼル電源系に関連する「排気筒」は、主冷却機建物西側に配置することで集合体試験施設等の他施設が障壁となるため、熱的影響を直接受けることはない。

また、外部火災の二次的影響に対する評価対象施設を以下の通り抽出した。

- (1) ばい煙により外気取り込み設備の目詰まりが想定される安全施設
中央制御室、非常用ディーゼル発電機に関連する「冷却塔」及び「吸気系統」（主冷却機建物空調換気設備）
- (2) 有毒ガスにより人員の活動に影響を及ぼすことが想定される安全施設
中央制御室

1.7.5.4 熱的影響評価における外部火災の想定等

(1) 森林火災

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」を参照するが、大洗研究所周辺の特徴を

考慮して発火点を設定する。森林火災の延焼を防ぐための手段として防火帯を設け、火災が防火帯外縁に到達するまでの時間、評価対象施設への熱影響及び危険距離を評価し、必要な防火帯幅、評価対象施設との離隔距離を確保すること等により、評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

(i) 森林火災の想定

大洗研究所の周囲 10km 圏内には、東に太平洋、北に涸沼川及び耕地、北西に涸沼が位置し、南から西の方面は耕地となっている。敷地周辺には、国有林等の広大な森林がなく、大規模な森林火災は発生しないと考えられる。さらに、敷地境界に沿って道路が敷設されており、防火帯相当として考慮できる。このため、いずれの方角の敷地外からの森林火災を想定した場合でも、大洗研究所に延焼することはない。

このため、人為的行為を考慮し、火を扱う可能性がある箇所で、火災の発生頻度が高いと想定される道路沿いとして、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。

大洗研敷地内では、原子炉施設の北側及び南側の植生は工場地帯に位置付けられ、また、障壁となる他施設の建物等が設置されている。原子炉施設の西側には夏海湖が位置する。敷地境界の発火点としては、敷地内の森林を考慮していずれの方角からの延焼を考慮するが、北、西及び南からは例え延焼が進み、最終的に原子炉施設西側の夏海湖周囲の森林に到達しても、照射燃料集合体試験施設が障壁となる。

熱的影響評価に当たっては、「添付書類 6 2. 気象」に示す高さ 10m の年風向頻度は北東の風が卓越していること、また、原子炉施設から敷地境界までの距離が短く、かつ、障壁となる他施設を有しない場所として、原子炉施設の東側の敷地境界を発火点とする。

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」において推奨されている森林火災シミュレーション解析コード(FARSITE)で使用されている計算式を使用する。このため、計算に使用するデータは敷地内及び原子炉施設周辺のデータとする。

(ii) 必要データ（計算入力条件）

(a) 土地利用データ

敷地内のみの評価のため、環境省の植生調査及び現地調査に基づき、植生及び土地利用を確認する。

(b) 植生データ

敷地内のみの評価のため、環境省の植生調査及び現地調査に基づき、詳細な植生を確認する。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。

(c) 地形データ

敷地内のみの評価のため、地理院地図（電子国土 Web）により延焼経路の傾斜を設定する。

(d) 気象データ

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)を用いる。

火災中の風速として、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。

また、風速以外の気象データについて、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」では FARSITE で大気温度と湿度が用いられている。当該気象データは、地表火の評価における枯死した可燃物の条件設定に用いられ、初期値で入力する「含水率」のパラメータをタイムステップごとの温度と湿度データにより変化させている。大洗研究所の評価では、FARSITE コードの評価式を用いた評価を行っており、大気温度と湿度の入力は用いておらず、枯死した可燃物の含水率 ($M_f = \text{可燃物の含水量} / \text{可燃物の乾燥質量}$) は、保守的に乾燥状態を想定して初期値 (0.01) で一定とする。

(iii) 評価手法

敷地内のみでの評価のため、FARSITE で使用されている計算式を使用する。FARSITE では地表を伝播する火災 (以下、地表火という。)、樹冠を伝播する火災 (以下、樹冠火という。)、伝播の加速及び飛び火の 4 つのふるまいを取り扱っている。簡易評価では、建物の壁温度に直接影響する地表火及び樹冠火のみを取り扱って森林火災の挙動を評価する。なお、伝播の加速に関しては、伝播が加速する要素をなくすため、延焼方向に最大速度の風が吹くことを仮定する。飛び火に関しては、これを考慮する必要がないように、施設周辺の防火帯相当のエリア以外には森林空白帯等を設けない想定とする。

(iv) 延焼速度及び火線強度の算出

円筒火炎モデルを用いて、延焼速度 (約 11.5m/min) や火線強度 (1,063kW/m)、火炎輻射強度 (515kW/m²) を算出する。

(v) 火炎到達時間による消火活動

延焼速度より、発火点から防火帯までの火炎到達時間 (約 7.1 分) を算出する。到達時間が短いため、森林火災が防火帯に到達するまでの間に大洗研究所に常駐している自衛消防隊による初期消火は期待できないが、防火帯により安全機能を損なわない設計とする。

なお、防火帯の手前に存在する「常陽」東側駐車場により実際には延焼は留められる。駐車場における車両火災による火炎輻射強度は森林火災の値を下回る。

(vi) 防火帯幅の設定

最大火線強度 (1,063kW/m) により算出される防火帯幅 17.4m に対し、約 18m の防火帯幅 (防火帯の風上 20m 内に樹木が存在する場合)、防火帯幅 6.7m に対し、約 7m の防火帯幅 (防火帯の風上 20m 内に樹木が存在しない場合) を確保することにより評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

防火帯は延焼防止効果を損なわない設計とし、防火帯に可燃物を含む機器等を設置する場合は必要最小限とする。

(2) 近隣工場等の火災・爆発 (近隣の作業施設の火災・爆発)

(i) 石油コンビナート施設等の影響

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及び液化天然ガス (LNG) 基地は存在しないため、石油コンビナート及び液化天然ガス (LNG) 基地の火災・爆発による損傷の防止は、設計上考慮しない。

(ii) 危険物貯蔵施設の影響

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压ガス貯蔵設備（15t 以上の液化石油ガス及び 1t 以上の可燃性の高压ガスを有する施設）における火災・爆発を想定する。

ただし、敷地外の危険物屋外タンクについては、敷地内の危険物屋外タンクと比較して、基本的に数量が小さく、かつ、大きな離隔距離を有することから、敷地内の危険物屋外タンクの火災で代表させるものとする。

高压ガス貯蔵設備を 4 つ有する 1 事業所が存在する。

(a) 火災の影響

敷地内の危険物屋外タンクの火災で代表させるものとする。

評価対象施設への熱影響を評価し、評価対象施設との離隔距離を確保すること等により、評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

(b) ガス爆発の影響

高压ガス貯蔵設備には、液化石油ガス（プロパン又はブタン）が貯蔵されている。ここでは、当該設備での爆発を想定する。

評価対象施設への熱影響を評価し、評価対象施設との離隔距離を危険限界距離（約 101m）以上確保することにより、評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

(iii) 燃料輸送車両の影響

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。

(a) 火災の影響

敷地は、国道 51 号線に隣接する。国道 51 号線におけるタンクローリーの火災を想定する。タンクローリーの破損等によりガソリンがトレーラの全長×全幅の範囲に漏えいし、全面火災が生じることを想定する。当該タンクローリーは、消防法で定められた公道を通行可能な上限量のガソリンを搭載しているものとする。

評価対象施設への熱影響を評価し、評価対象施設との離隔距離を確保すること等により、評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

(b) ガス爆発の影響

敷地は、国道 51 号線に隣接する。ここでは、国道 51 号線におけるタンクローリーの爆発を想定する。当該タンクローリーは、液化天然ガス（LNG）又は液化石油ガス（LPG）が積載された最大クラスのを対象とする。

評価対象施設への熱影響を評価し、評価対象施設との離隔距離を、ガス爆発による爆風圧の影響に対して、敷地周辺道路から原子炉施設までの離隔距離を必要とされる危険限界距離（約 88m）以上確保することにより、評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

(iv) 漂流船舶の火災・爆発

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 に大洗港があり、T. P. +約 35m～+約 40m に位置する原子炉施設の東側約 400m に海岸がある。原子炉施設から十分離れていることから、船舶の火災・爆発による影響はない。

したがって、船舶の火災・爆発を考慮する必要はない。

(v) 敷地内に設置する危険物貯蔵施設等の火災・爆発

敷地内には、39 の危険物を保有する施設を有する。このうち、屋外タンク貯蔵所に該当するものは3 施設である。これらの屋外タンク貯蔵所には、A 重油が貯蔵されており、最大容量を有するものは、HTTR 機械棟屋外タンクであること、また、当該タンクは、原子炉施設からの距離が最も短いことを踏まえ、ここでは、HTTR 機械棟屋外タンクでの火災を想定する。なお、一般取扱所、屋内貯蔵所及び地下タンクについては、火災を想定しても、評価対象施設に対して、直接的に熱輻射が生じないため、本影響評価の対象外とした。

評価対象施設への熱影響を評価し、評価対象施設との離隔距離を確保することにより、評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

爆発は対象となる高圧ガス貯蔵設備を有しないため本影響評価の対象外とした。

(3) 航空機墜落による火災

(i) 対象航空機の選定方法

航空機落下確率評価においては、過去の日本国内における航空機落下事故の実績をもとに、落下事故を航空機の種類及び飛行形態に応じてカテゴリに分類し、カテゴリごとに落下確率を求める。

(ii) 航空機墜落による火災の想定

(a) 航空機は、発電所における航空機落下確率評価の対象航空機のうち燃料積載量が最大の機種とする。

(b) 航空機は燃料を満載した状態を想定する。

(c) 航空機の墜落によって燃料に着火し火災が起こることを想定する。

(d) 気象条件は無風状態とする。

(e) 火災は円筒火炎をモデルとし、火炎の高さは燃焼半径の3 倍とする。

(iii) 評価対象範囲

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。

(iv) 評価対象施設への熱影響

評価対象施設への熱影響を評価し、評価対象施設との離隔距離を確保すること等により、評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

(v) 航空機墜落火災と危険物貯蔵施設等の火災の重畳評価

航空機墜落火災と危険物貯蔵施設等の火災による重畳評価を実施する。また、航空機墜落火災と森林火災の重畳評価を実施する。

1.7.5.5 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。なお、想定する外部火災は、原子炉施設の水平方向に発生することから、火炎輻射の影響に鑑み、熱的影響評価対象施設における天井スラブと垂直外壁面のうち、垂直外壁面を対象として許容限界を設定する。また、コンクリート壁以外の機器搬出入口等の建物内近傍には、安全機能を有する施設を配置し

ないものとし、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。

(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。また、コンクリート温度の初期値は、水戸地方気象台の観測データの日最高気温の調査結果（38.4℃（1997年7月））を踏まえ、40℃とする。

なお、建物内壁面及び室内の温度上昇については建物内壁面からの放熱及び室内空間の体積があることから壁温度200℃を下回ることによって影響がないとする。

(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) 高圧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。

なお、建物内壁面及び室内の温度上昇については建物内壁面からの放熱及び室内空間の体積があることから壁温度200℃を下回ることによって影響がないとする。

1.7.5.6 設計における留意事項

(1) 防火帯の設置

敷地内にあつては、評価した最大火線強度（1,063kW/m）に応じ、防火帯を設ける。原子炉施設と防火帯のエリアの外縁（火炎側）までの距離については、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」を参考に、評価した火炎輻射強度に応じた危険距離（熱的影響評価対象施設の壁温度が許容温度（200℃）を超える距離）を上回るように設定する。防火帯は、外部火災防護施設への影響（障壁となる他施設の有無）を踏まえて設け、

最大火線強度により算出される防火帯幅 17.4m に対し、約 18m の防火帯幅（防火帯の風上 20m 内に樹木が存在する場合）、防火帯幅 6.7m に対し、約 7m の防火帯幅（防火帯の風上 20m 内に樹木が存在しない場合）を確保する。

防火帯では、原則として、駐車を禁止するとともに可燃物を置かないよう管理し、工事や物品の搬出入等に伴い、やむをえず防火帯に停車する必要がある場合や一時的に可燃物を置く必要がある場合についても、長時間の停車や仮置を禁止し、速やかに車両や物品を移動できるよう人員を配置する等の運用上の措置を講ずる。

（2）外部火災の二次的影響の考慮

外部火災の二次的影響については、ばい煙及び有毒ガスを想定する。外部火災の二次的影響を考慮する非常用ディーゼル電源系に関連する冷却塔については、必要に応じて、ばいじんの除去に係る措置（フィルタの交換・清掃）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、通常運転時において、外気は、ルーバー、フィルタ、外気取入れファン及び空調器を経由し、中央制御室に導入される。フィルタにより、ばいじんの流入を抑止することで、中央制御室の居住性を確保する。フィルタに閉塞及び目詰まりが生じた場合には、交換・清掃を実施する。また、必要に応じ、空調を再循環運転とすることで、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、多量のばい煙や有毒ガス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。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。

（3）外部火災における消火活動

敷地内の森林を延焼して原子炉施設に接近する火災が発生した場合にあっては、発見者が大洗研究所の通報連絡系統に従って、公設消防や連絡責任者等に連絡するとともに、日中は従業員により編成する自衛消防隊、休日・夜間は常駐消防班により、その消火活動に従事するものとする。

なお、敷地内において、公設消防、自衛消防隊又は常駐消防班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。

1.7.5.7 手順等

「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定には、外部火災対策について、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

- ・ 外部火災時の原子炉の停止及び措置に関すること。
- ・ ばい煙及び有毒ガスが発生した場合の措置に関すること。
- ・ 防火帯の維持及び管理に関すること。

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っ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。）であっ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、設計及び工事の計画の認可、使用前事業者検査及び定期事業者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。主冷却機建物の地盤については、周辺地盤の改良を行い、基礎地盤のすべりに対して安定性を確保する。なお、改良地盤については、試験施工に基づいた各種試験から物性値を設定することから、改良地盤の物性値については、品質管理方針を示した上で、所定の物性値が確保されていることを施工時の品質管理で確認する。また、地盤の安定性評価は、解析用地下水位を地表面に設定した解析を基本とし、基礎地盤がすべりに対して安定性を有していることを確認する。

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 及び 2 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。

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) 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。

a. 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。

b. 機器・配管系

静的地震力は、上記 a. に示す地震層せん断力係数 C_i に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度とし、当該水平震度及び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。

(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 S1 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。

耐震設計では、水平 2 方向及び鉛直方向の地震力による応力を適切に組み合わせる。

3 について

耐震重要施設は、基準地震動による地震力に対して、安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。基準地震動は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なものとして策定する。

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

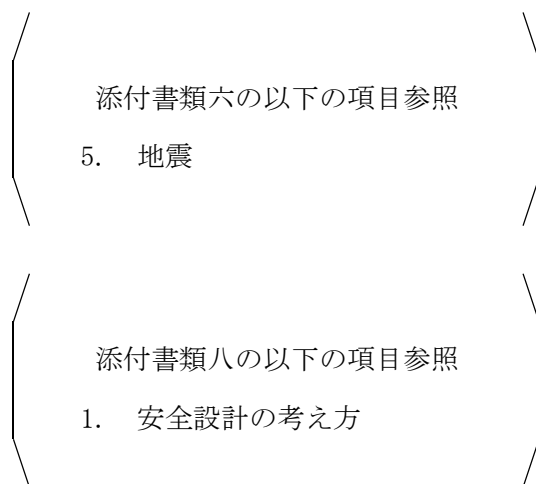
Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に係る耐震設計の基本方針を以下に示す。なお、耐震設計は、日本産業規格（JIS）、原子力発電所耐震設計技術指針（JEAG4601）、発電用原子力設備規格（設計・建設規格）等の基準・規格に準拠する。

- (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で算定する。
- (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で算定する。
- (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ことを確認する。波及的影響を考慮すべき施設の検討に当たっては、高速実験炉原子炉施設の敷地内に設置されているBクラス及びCクラス等の建物・構築物、機器・配管系及び関連施設のSクラス施設との設置位置関係を俯瞰した調査・検討を行う。当該調査・検討には、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈別記 2」に記載の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ことを考慮する。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

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。



(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

1 について

自然現象（地震及び津波を除く。）及び敷地又はその周辺において想定される原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）について、「Specific Safety Requirements (No. SSR-3)」の「5. SITE EVALUATION FOR RESEARCH REACTOR FACILITIES」及び「Appendix APPENDIX I SELECTED POSTULATED INITIATING EVENTS FOR RESEARCH REACTORS」を参考に、以下の事象を選定した。

【自然現象】

洪水／降水／風（台風）／凍結／積雪／落雷
地滑り／生物学的事象／竜巻／火山の影響／森林火災

【人為事象】

航空機落下／ダムの崩壊／爆発／有毒ガス／船舶の衝突／電磁的障害／近隣工場等の火災

安全施設は、設計上の考慮を要する自然現象（洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災）又はその組合せに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件及びその結果として試験研究用等原子炉施設で生じ得る環境条件においても、安全機能を損なわない設計とする。

想定される自然現象に対しては、必要に応じて、設備と運用（代替措置や修復等）による対策を組み合わせた措置を講じることにより、安全施設が安全機能を損なわない設計とする。また、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等への措置を含める。

(1) 洪水

敷地は鹿島台地（茨城県東茨城郡大洗町南部の太平洋に面した丘陵地帯の台地（標高：約38m））にあり、また、原子炉施設は、T. P. +約35m～+約40mに位置する。敷地周辺に涸沼（標高：約0m）が存在する。敷地内には、窪地をせき止めて造成した夏海湖があり、その水位は、T. P. +約29mである（水深：約6m）。地形的にみて洪水による被害は考えられない。

したがって、洪水を考慮する必要はない。

(2) 降水

屋外に位置する安全施設のうち、浸水により安全機能を損なうおそれのあるものは、水戸地方気象台で記録されている1時間降水量の最大値に、適切な余裕を考慮し、浸水を防止することで、安全機能を損なわない設計とする。なお、これを上回る降水に対しては、表流水のほとんどは夏海湖に集まり、敷地の北側から一般排水溝に流れる経路となる。

(3) 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、建築基準法及び同施行令第87条第2項及び第4項に基づく建設省告示第1454号より設定した設計基準風速（34m/s、地上高10m、10分間平均）の風荷重に対し機械的強度を有することにより安全機能を損なわない設計とする。

ここで、風（台風）に関連して発生する可能性がある自然現象としては、落雷及び高潮が考えられる。落雷については、同時に発生するとしても、「(7) 落雷」に述べる個々の事象として考えられる影響と変わらない。

高潮については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

なお、風（台風）に伴い発生する可能性のある飛来物による影響については、竜巻影響評価において想定している設計飛来物の影響に包絡される。

(4) 竜巻

耐竜巻設計の基本方針として、安全機能の重要度分類がクラス1、2、3に属する構築物、系統及び機器を竜巻防護施設とする。このうち、外部からの衝撃による損傷の防止に係る安全施設に該当する構築物、系統及び機器を影響評価の対象とする。当該影響評価にあつては、当該安全施設の外殻施設を評価対象とする場合がある。これらの影響評価の対象外の安全施設は、竜巻により損傷するおそれがある場合に、代替措置や修復等により、安全機能を損なわないものとする。

評価対象施設は、安全施設を内包し保護する外殻施設として、原子炉建物（格納容器を含む。）及び原子炉附属建物、主冷却機建物、第一使用済燃料貯蔵建物、第二使用済燃料貯蔵建物、液体廃棄物処理施設、メンテナンス建物の液体廃棄物処理設備及び固体廃棄物貯蔵設備を抽出し、外殻施設で保護されない安全施設として、主冷却機のうち屋外部分（屋外ダクト）、非常用ディーゼル電源系に関連する冷却塔、主排気筒、外周コンクリート壁、一般電源系（受電エリア）及び屋外管理用モニタリングポストを抽出した。廃棄物処理建物、メンテナンス建物に内包される液体廃棄物処理設備及び固体廃棄物処理設備は、基本的にコンクリート構造の地下階に位置し、上部にはエリアを隔てる蓋が設置されているため、竜巻が来襲した場合にあつても、影響を受けず、安全機能（放射性物質の貯蔵）を損なうことはないため、評価対象施設から除外した。一般電源系（受電エリア）は、一般電源系の機能を喪失した場合には、非常用ディーゼル電源系等により必要な電源を供給し、これらはMS-1に該当し、外殻施設の健全性が確保されるため、安全機能を損なうことはなく、代替措置により、必要な機能を確保できるため、評価対象施設から除外した。屋外管理用モニタリング

ポストは、屋外管理用モニタリングポストの機能を喪失した場合には、代替措置（可搬型測定器）により、必要な機能を確保できるため、評価対象施設から除外した。破損等により竜巻防護施設に波及的影響を及ぼして安全機能を喪失させる可能性がある施設（波及的影響評価対象施設）について、機械的影響、機能的影響の発生を考慮して主排気筒を抽出した。

抽出した評価対象施設及び波及的影響評価対象施設について、「原子力発電所の竜巻影響評価ガイドライン」を参考にして構造健全性評価を行い、安全機能が維持されることを確認する。竜巻防護施設の外殻施設である原子炉建物及び原子炉附属建物、主冷却機建物については、設計竜巻に対する構造健全性を評価することにより、内包する竜巻防護施設が影響を受けないことを確認する。壁や屋根などに損傷が生じた場合は、損傷による竜巻防護施設への影響が無いことを確認する。竜巻防護施設のうち、外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設である非常用ディーゼル電源系に関連する冷却塔及び主冷却機のうち屋外（建物屋上）部分については、設計竜巻に対して安全機能を喪失しないことを確認する。波及的影響評価対象施設として抽出した主排気筒については、竜巻防護施設に影響を与えないことを評価し、確認する。

竜巻検討地域は、大洗研究所（南地区）が立地する地域と、気象条件の類似性の観点から検討を行い、宮城県、福島県、茨城県、千葉県、東京都、神奈川県、静岡県、愛知県、三重県、和歌山県、徳島県、高知県、山口県及び九州（沖縄県含む）の海岸線から陸側及び海側それぞれ 5km の範囲（面積：約 89,500km²）を竜巻検討地域に設定する。竜巻検討地域において過去に発生した竜巻による最大風速 (V_{B1}) 及び竜巻最大風速のハザード曲線による最大風速 (V_{B2}) のうち大きい方の風速を設計竜巻の最大風速として設定する。日本で過去に発生した竜巻による最大風速 (V_{B1}) は、「竜巻等の突風データベース」によるとフジタスケール（以下、F スケール）で F3 である。F3 スケールにおける風速は 70m/s～92m/s であることから、竜巻検討地域において過去に発生した竜巻による最大風速 (V_{B1}) を 92m/s と設定する。ハザード曲線による竜巻最大風速 (V_{B2}) は、竜巻影響エリアの設置、竜巻データの分析、竜巻風速・被害幅・被害長さの確率密度分布及び相関係数の算定を基に評価した。竜巻影響エリアは、評価対象施設を含む円形に設定する。原子炉建物・原子炉附属建物などの主要な施設が、直径 320m の円内に収まることから、この円（面積：約 80,500m²）を竜巻影響エリアとした。竜巻データの分析では、年代による観測値の品質のばらつきを考慮した。得られたハザード曲線より、年超過確率 10^{-5} における風速を求めると 68.1m/s となることから、竜巻最大風速 (V_{B2}) を 68.1m/s と設定する。基準竜巻の最大風速 V_B は、 V_{B1} と V_{B2} のうちの大きい方の風速とすることから、原子炉施設における基準竜巻の最大風速 V_B は 92m/s とする。大洗研究所（南地区）は標高約 38m の平坦な台地に位置し、敷地内には 13～16m 位の高低がある。高速実験炉原子炉施設は標高 35m～40m に位置しており、東西方向及び南北方向からみても下り斜面には位置していないため、基準竜巻が周辺地形により増幅される可能性はなく、設計竜巻 (V_D) = 基準竜巻 (V_B) と考えられる。なお、耐竜巻設計においては、将来的な気候変動による竜巻発生の不確実性を考慮し、設計竜巻の最大風速（92m/s）を安全側に切り上げ、最大風速として 100m/s を用いる。

原子炉施設敷地内の飛来物に係る現地調査及び検討を行い、現地調査により確認された飛来物について、竜巻防護施設及びその外殻施設に衝突する可能性のある飛来物を抽出す

る。設計飛来物は、サイズ及び剛柔や浮き上がり有無、飛散防止対策を判定基準とした上で、運動エネルギー、衝撃荷重、貫通力等を考慮し、代表的なものとする。飛来物の飛散速度については電力中央研究所が開発した竜巻飛来物評価解析コード”TONBOS”を用いた。これらの評価結果を踏まえ、設計飛来物は、竜巻ガイドを参考に、鋼製材（中・剛）、足場板（中・剛）、ワゴン車（大・柔：飛散時に空中分解しないもの）、コンクリートブロック（小・剛）とした。なお、コンクリートブロックは主冷却機建物屋上（高さ 12.5m）からの飛来を想定した。また、竜巻防護施設及びその外殻施設の健全性評価等には、竜巻ガイドに記載されている鋼製材（長さ 4.2m×幅 0.3m×高さ 0.2m、質量 135kg、飛来時の水平速度 51m/s、飛来時の鉛直速度 34m/s）も考慮した。飛来物となる可能性のあるもののうち、飛来した場合の運動エネルギー又は貫通力が設計飛来物又は竜巻ガイドの鋼製材を超える物品については、竜巻防護施設を内包する建物から隔離（屋内への移動を含む）、固縛又は固定化を行い、確実に飛来物とならない対策を講じる。

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、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。竜巻影響評価対象施設に常時作用する荷重（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）は設計竜巻荷重と適切に組み合わせる。設計基準事故時において評価対象施設に応力は生じないため、設計竜巻荷重及び設計基準事故時に生じる応力の組み合わせは考慮しない。竜巻との同時発生が想定され得る雷、雪、雹及び大雨のうち、雷、雹及び大雨については施設への影響が相乗しないことから、設計竜巻との組み合わせは考慮しない。自然現象の組み合わせについて、安全施設へ影響を与えるパラメータ（荷重、温度及び電氣的影響）を考慮し、「竜巻」+「積雪」を考慮する。

設計における留意事項として、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よう設計する。外殻施設については竜巻ガイドの鋼製材の衝突を考慮する。外殻施設の開口部のうち、付近に外部からの衝撃による損傷の防止に係る安全施設が位置している箇所については、設計飛来物の衝突による開口部の鋼板の貫通評価を行い、必要に応じて防護策として貫通限界厚さを上回るように鋼板等で補強する。

竜巻随伴事象として想定される外部電源喪失等に対しては、非常用ディーゼル電源系等により必要な電源を供給するため、他の安全機能を損なうことはない。

溢水に対しては、建物屋外で発生した場合に竜巻防護施設に影響を与えないよう、建物の外壁及び開口部等により浸水しないものとする。竜巻飛来物の衝突及び貫通によって建物屋上及び室内で発生する溢水にあつては、その影響により安全機能を損なわないよう対策を講じる。

建物付近にて車両火災が発生した場合、建物外壁温度は 200℃を下回るため、安全施設への影響はないが、建物外壁面に不燃塗料を塗布し、さらに火災の影響を緩和する。不燃塗料は必要に応じ、一定期間経過後に塗りなおしを実施する。竜巻飛来物が建物を貫通し、建物

内部において火災が発生した場合にあっては、その影響により安全機能を損なわないよう対策を講じる。

竜巻注意情報及び竜巻発生確度ナウキャストにより、竜巻が大洗研究所に到達するおそれの確認された場合、その確度に基づいて所内に竜巻対応準備指示又は竜巻対応指示を発令し、原子炉の停止、車両の移動及び物品の固縛等の措置を実施する。

(5) 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°C （1952年2月5日）、月平均最低気温は -3.1°C （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、保温等の凍結防止対策を必要に応じて行うことで、安全機能を損なわない設計とする。屋内については、建家空調換気設備により環境温度は凍結のおそれのない室温となるため、安全機能は損なわれない。

(6) 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、建築基準法及び同施行令第86条第3項に基づく茨城県建築基準法等施行細則より設定した設計基準積雪量（30cm）の積雪荷重に対し機械的強度を有することにより安全機能を損なわない設計とする。

なお、設計値（30cm）を上回るような積雪事象は、気象予報により事前に予測が可能であり、進展も緩やかであるため、建物屋上等の除雪を行うことで積雪荷重を低減させる。

(7) 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設備を設ける。また、避雷設備の接地極として、接地網を敷設して接地抵抗の低減を図る。

なお、避雷設備については、2003年にJIS A 4201-1992「建築物等の避雷設備（避雷針）」から改正されたJIS A 4201-2003「建築物等の雷保護」の保護レベルⅠに適合するものとする。

雷サージの侵入に対して、原子炉保護系のロジック盤における計装ケーブル及び制御ケーブルには、鋼製筐体（鉄筋コンクリートトレンチ、金属製トレイ又は金属製電線管を含む。）や金属シールド付ケーブルの適用により雷サージの侵入を抑制する。屋外に位置する安全施設における屋外敷設制御・計測ケーブルについても同様とする。なお、雷サージに起因して外部電源を喪失した場合、原子炉はスクラム（自動停止）する。

(8) 地滑り

大洗研究所（南地区）の敷地には、設置許可申請書添付書類六 3.4.2.1項において「変動地形学的調査結果によると、敷地には地すべり地形及びリニアメントは認められない」としており、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。

(9) 火山の影響

敷地における降下火砕物の想定される最大層厚は50cmであり、これを設計上考慮する降

下火砕物の層厚とする。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、設計上考慮する降下火砕物の層厚 50cm に、湿潤密度を $1.5\text{g}/\text{cm}^3$ を乗じて算定することを基本とする。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場合がある。

a. 直接的影響に対する設計

降下火砕物防護施設は、直接的影響に対して、以下により安全機能を損なわない設計とする。また、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の確認された場合には、原子炉を停止するとともに、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。

設計降下火砕物荷重に対して、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っていることを確認する。また、機器・配管系について、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。

構造物の化学的影響（腐食）、水循環系の化学的影響（腐食）並びに換気系、電気系及び計測制御系の化学的影響（腐食）に対して短期での腐食が発生しない設計とする。

水循環系の閉塞に対して降下火砕物流入防止板を設置するとともに、狹隘部等が閉塞しない設計とする。

水循環系の内部における摩耗並びに換気系、電気系及び計測制御系の機械的影響（摩耗）に対して摩耗しにくい設計とする。

電気系及び計測制御系の盤の絶縁低下に対して空気を取り込む機構を有する原子炉保護系及び関連する計装設備、非常用ディーゼル電源系及び無停電電源系に関連する盤の設置場所の空調換気設備は降下火砕物が侵入しにくい設計とする。

原子炉施設周辺の大気汚染に対して中央制御室換気系は降下火砕物が侵入しにくく、さらに外気を遮断できる設計とする。

降下火砕物による静的負荷や腐食等の影響に対して降下火砕物の除去や空調換気設備外気取入口のフィルタの取替え若しくは清掃又は空調換気設備の停止若しくは閉回路循環運転の実施により安全機能を損なわない設計とする。

安全施設のうち、一般電源系（受電エリア）及び屋外管理用モニタリングポストについては、代替措置や修復等により安全機能を損なわないものとする。

b. 間接的影響に対する設計

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。また、広範囲にわたる送電網の損傷による約 7 日間の外部電源喪失及び敷地外での交通の途絶によるアクセス制限事象が生じた場合については、降下火砕物に対して非常用ディーゼル発電機の安全機能を維持することで、必要となる電源の供給が非常用ディーゼル発電機により継続できる設計とすることにより、安全機能を損なわない設計とする。

(10) 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設計とする。また、屋内設備は建物の雨水流入防止措置により、屋外に設置される端子箱貫通部はシールすることで、小動物の侵入を防止する設計とする。

(11) 森林火災

森林火災にあつては、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。なお、敷地内にあつては、評価した火線強度に応じ、防火帯を設けるものとする。原子炉施設と防火帯の外縁（火炎側）までの距離については、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」を参考に、評価した火炎輻射強度に応じた危険距離（熱的影響評価対象施設の壁温度が許容温度（200℃）を超える距離）を上回るように設定する。防火帯は、外部火災防護施設への影響（障壁となる他施設の有無）を踏まえて設ける。

森林火災の熱的影響評価における許容限界は、森林境界（想定される発火点から防火帯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。

森林火災シミュレーション解析コード(FARSITE)で使用されている計算式から評価される最大火線強度（1,063kW/m）により算出される防火帯幅17.4mに対し、約18mの防火帯幅（防火帯の風上20m内に樹木が存在する場合）、防火帯幅6.7mに対し、約7mの防火帯幅（防火帯の風上20m内に樹木が存在しない場合）を確保することにより評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。

外部火災の二次的影響については、ばい煙及び有毒ガスを想定する。外部火災の二次的影響を考慮する必要がある安全施設については、必要に応じて、ばいじんの除去に係る措置（フィルタの交換・清掃）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、必要な安全機能を損なわないものとする。中央制御室については、外気の取り込みを遮断する措置により、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、多量のばい煙や有毒ガス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。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。

安全施設の安全機能を損なわないことを確認する際に使用する自然現象（地震及び津波を除く。）の組合せを以下に示す。これら以外の自然現象（地震及び津波を除く。）の組合せについて、安全施設へ影響を与えるパラメータ（荷重、温度及び電氣的影響）を考慮すると、以下に示す（1）及び（2）は代表性を有している。

- (1) 「竜巻」＋「積雪」
- (2) 「火山の影響」＋「風（台風）」＋「積雪」

2 について

重要安全施設については、科学的技術的知見を踏まえ、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。

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、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。

(i) クラス1

(ii) クラス2のうち、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、系統及び機器

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は、第1項において選定した自然現象に含まれる。また、重要安全施設を含む安全施設は、第1項において選定した自然現象又はその組合せにより、安全機能を損なわない設計としている。安全機能を損なわなければ設計基準事故に至らないため、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又はその組合せと設計基準事故に因果関係はない。したがって、因果関係の観点からは、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組み合わせる必要はなく、重要安全施設は、個々の事象に対して、安全機能を損なわない設計とする。

また、重要安全施設は、設計基準事故の影響が及ぶ期間に発生すると考えら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適切に考慮する設計とする。なお、設計基準事故により、重要安全施設のうち屋外部分及び重要安全施設の外殻施設に応力が生じることはない。よって、重要安全施設の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と設計基準事故の重畳を考慮する必要はない。

3 について

安全施設は、敷地及びその周辺において想定される原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（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、安全機能を損なわない設計とする。

原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるものに対しては、必要に応じて、設備と運用（代替措置や修復等）による対策を組み合わせた措置を講じることにより、安全施設が安全機能を損なわない設計とする。また、安全施設が安全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等への措置を含める。

(1) 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。したがって、航空機落下を考慮する必要はない。

(2) ダムの崩壊

原子炉施設の周辺地域のダムとしては、大洗研究所（南地区）の敷地から北西方向約20kmの地点に那珂川より取水した水を貯留する楮川ダムが存在するが、敷地との距離が十分離れている。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。

(3) 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及び液化天然ガス（LNG）基地は存在しない。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。

(4) 近隣工場等の火災

近隣工場等の火災（近隣の作業施設の火災・爆発）にあつては、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及び液化天然ガス（LNG）基地は存在しないため、石油コンビナート及び液化天然ガス（LNG）基地の火災・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压ガス貯蔵設備（15t 以上の液化石油ガス（LPG）及び 1t 以上の可燃性の高压ガスを有する施設）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。

近隣工場等の火災の熱的影響評価における許容限界は、以下のとおりとする。

- (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°C を許容限界とし、当該壁温度が、 200°C 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（ 30m^3 ）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°C を許容限界とし、当該壁温度が、 200°C 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°C を許容限界とし、当該壁温度が、 200°C を下回ることを確認することを基本とする。

外部火災の二次的影響については、ばい煙及び有毒ガスを想定する。外部火災の二次的影響を考慮する必要がある安全施設については、必要に応じて、ばいじんの除去に係る措置（フィルタの交換・清掃）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、必要な安全機能を損なわないものとする。中央制御室については、通常運転時において、外気は、ルーバー、フィルタ、外気取入れファン及び空調器を經由し、中央制御室に導入される。フィルタにより、ばいじんの流入を抑止することで、中央制御室

の居住性を確保する。フィルタに閉塞及び目詰まりが生じた場合には、交換・清掃を実施する。また、必要に応じ、空調を再循環運転とすることで、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、多量のばい煙や有毒ガス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。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。

(5) 有毒ガス

中央制御室については、外気の取り込みを遮断する措置により、その居住環境を維持できるものとする。また、敷地内外において、有毒ガス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。

なお、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。また、敷地内にあるのは、有毒ガスの発生源になると考えられる有毒物質を、屋内で取り扱っており、屋外の固定源(屋外タンク)及び可動源(タンクローリー)を有しない。敷地に隣接する国道51号線では、予期せず発生する有毒ガスを想定する。原子炉施設には、空気呼吸器を配備し、定期的に装備装着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。空気ボンベの容量は、5名の要員を想定し、6時間の対応が可能なものとする。なお、海上において船舶から発生する有毒ガスについては、国道51号線での発生で代表する。

(6) 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に大洗港があり、T.P. +約35m～+約40mに位置する原子炉施設の東側約400mに海岸がある。原子炉施設から十分離れていること及び原子炉施設は海水を取水源としていないことから、船舶の衝突や座礁による影響(重油等の流出を含む。)はない。したがって、船舶の衝突を考慮する必要はない。

(7) 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。

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。核物質防護に係るものについては核物質防護対策の一環としても実施する。

(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。大洗研究所においては、人及び車両の立入りを制限するための区域を設定し、柵等の障壁を設置する。当該区域の出入口は常時監視又は施錠管理を行える設計とする。また、原子炉施設の周辺には、接近管理及び出入管理を行う区域を設定し、柵等の障壁を設置するとともに、原子炉施設には、鉄筋コンクリート造りの障壁等の堅固な構造の障壁を有する区域を設け、出入口の常時監視又は施錠管理により、人の立入りを制限する。

(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

原子炉施設に不正な物品が持ち込まれること（大洗研究所内の人による核物質の不法な移動又は妨害破壊行為、郵便物等による大洗研究所の外部からの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。大洗研究所の外部から搬入される郵便物や宅配物については、大洗研究所の立入りを制限するための区域外に確認場所を設け、検査装置を用いて確認を行うことにより、不正な物品の持ち込みを防止する設計とする。原子炉施設の立入りを制限するための区域へ入域する際は、警備員等による携帯品等の持込確認を行うことにより、不正な物品の持ち込みを防止する設計とする。

(3) 不正アクセス行為の防止

原子炉施設の運転制御に関する設備又は装置及び核物質防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムは、電気通信回線を通した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。また、外部から電子媒体が持ち込まれてコンピュータウイルスに感染する等によるシ

システムの異常動作を防止するため、原子炉施設の出入管理により、物理的アクセスを制限するとともに、関係者以外のアクセスを防止する設計とする。

原子炉保護系にあつては、ハードワイヤードロジックで構成されており、ソフトウェアを用いないアナログ回路とし、また、その他の計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。

原子炉出力制御系にあつては、ソフトウェアを用いないアナログ回路とし、また、その他の計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。

原子炉制御系（原子炉冷却材温度制御系及び1次冷却材流量制御系）は、外部ネットワークと接続されていない独立したシステムとすることで、電気通信回線を通した原子炉制御系に対する外部からのアクセスを遮断する。また、外部から電子媒体が持ち込まれてコンピュータウイルスに感染する等によるシステムの異常動作を防止するため、原子炉制御系を中央制御室に設置し、常時監視できる環境とすることで、関係者以外のアクセスを防止する設計とするとともに、中央制御室について、出入口を施錠管理できる区域に設置し、核物質防護に係る原子炉施設の出入管理（区域の設定、障壁の設置及び出入口の管理等）により人の不法な侵入を防止することで、物理的アクセスを制限する。

中央制御室外原子炉停止盤は、ソフトウェアを用いないアナログ回路により構成する。また、不正な操作を防止するため、手動スクラムボタンは、施錠管理できる扉付きの盤内に設置する。

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

1 について

原子炉施設は、原子炉の運転に影響を及ぼすおそれのある火災が発生し、当該火災の発生又はナトリウムの漏えいを確認した場合において、原子炉を停止する（手動スクラム）。

原子炉施設は、設計基準において想定される火災によっても、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。ナトリウム燃焼に対しては、「ナトリウム漏えいの発生防止」、「ナトリウム漏えいの検知・ナトリウム燃焼の感知及びナトリウム燃焼の消火」並びに「ナトリウム燃焼の影響軽減」の三方策のそれぞれを講じる設計とする。一般火災に対しては、火災防護基準による「火災の発生防止」、「火災の感知及び消火」並びに「火災の影響軽減」の三方策を適切に組み合わせる設計とする。

なお、火災防護基準による火災防護対策を適用しない安全機能の重要度分類がクラス1、2、3に属する構築物、系統及び機器に対しては、設備や環境条件に応じて、消防法、建築基準法等で求められる対策で機能への影響を低減する設計とする。

(1) ナトリウム燃焼に対する火災防護対策

a. ナトリウム漏えいの発生防止

ナトリウム漏えいの発生防止について、以下のとおり設計する。

ナトリウムを内包する配管及び機器の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。

ナトリウムを内包する配管は、エルボを引き回し、十分な撓性を備えたものとする。

ナトリウムを内包する配管及び機器は、冷却材温度変化による熱応力、設計地震力等に十分耐えるように設計する。地震に対して、ナトリウムを内包する配管及び機器は、内包するナトリウムを固化するか、ナトリウムを内包する配管又は機器が破損した場合に想定される漏えい量が少ないものを除き、基準地震動による地震力に対して、ナトリウムが漏えいすることがないように設計する。このうち、2次冷却材ダンプタンクについては、2次冷却材の漏えいに伴う緊急ドレン後に長期間ナトリウムを保有するため、弾性設計用地震動による地震力に対して、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。

ナトリウムを内包する配管及び機器は、腐食を防止するため、冷却材の純度を適切に管理するとともに、減肉に対する肉厚管理を行う。

b. ナトリウム漏えいの検知・ナトリウム燃焼の感知及びナトリウム燃焼の消火

ナトリウム漏えいの検知・ナトリウム燃焼の感知及びナトリウム燃焼の消火について、以下のとおり設計する。

(i) ナトリウム漏えいの検知

ナトリウム漏えいの検知には、ナトリウム漏えい検出器を用いる。

ナトリウム漏えい検出器は、誤作動を防止するための方策を講じ、外部電源喪失時に、機能を喪失することがないように、非常用電源設備（非常用ディーゼル電源系及び蓄電池）より電源を供給する。

ナトリウム漏えい検出器が作動した場合には、中央制御室に警報を発し、かつ、ナトリウムが漏えいした場所を特定できるものとする。

(ii) ナトリウム燃焼の感知

ナトリウム燃焼を早期に感知するため、ナトリウム燃焼の感知は、ナトリウム漏えいの検知を起点とするものとし、ナトリウム漏えい検出器で兼用する。さらに、ナトリウム燃焼を確実に感知するため、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画には、一般火災に適用する煙感知器又は熱感知器を設置する。

(iii) ナトリウム燃焼の消火

ナトリウム燃焼の消火には、特殊化学消火剤を使用する。

原子炉施設には、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器及び防護具を設置する。

原子炉施設に保有する特殊化学消火剤の量は、一系統における単一の配管又は機器の破損を想定し、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画の構造を考慮して十分な量を備えるものとする。

ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画には、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器を1から2本程度分散して設置し、当該火災区画に至る経路には、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器及び防護具を設置し、必要に応じて持参できるものとする。

特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、自然現象（凍結、風水害、地震）に対して、機能、性能が維持できるものとする。

特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、一般火災にも使用できるが、放射距離が短いことから、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画において、ナトリウム燃焼と一般火災をナトリウム漏えい検出器の作動の有無、ナトリウムエアロゾルの発生、ナトリウムエアロゾル特有の刺激臭の有無等により識別し、一般火災のみが生じていることを確認した場合には、ABC消火器を使用する。

c. ナトリウム燃焼の影響軽減

ナトリウム燃焼の影響軽減について、以下のとおり設計する。

(i) ナトリウム漏えい発生時の燃焼抑制

原子炉冷却材バウンダリを構成し、1次冷却材を内包する配管及び機器は、窒素雰囲気下で維持する二重構造の間隙に漏えいしたナトリウムを保持することによりナトリウム燃焼を抑制する。

上記以外で1次冷却材を内包する配管及び機器並びに格納容器（床下）に設置する2次冷却材

を内包する配管及び機器は、原子炉運転中に窒素雰囲気中で維持する格納容器（床下）に漏えいしたナトリウムを保持することによりナトリウム燃焼を抑制する。

上記以外で2次冷却材を内包する配管及び機器は、漏えいの発生した系統内に残存する冷却材を2次冷却材ダンプタンクに緊急ドレンし、ナトリウムの漏えい量を低減することによりナトリウム燃焼を抑制する。

(ii) ナトリウム燃焼の影響軽減

ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画は、耐火能力を有する耐火壁又は隔壁により、他の火災区画と分離する。

ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画の床面に設置する鋼製のライナは、堰を設け、漏えい拡散面積を抑制することにより、ナトリウムと空気の接触面積を低減する。

ナトリウムと湿分等との反応に伴い発生した水素が蓄積するおそれがある火災区画については、窒素ガスを供給し、水素の濃度を燃焼限界濃度以下に抑制できるものとする。

主冷却機建物においては、漏えいしたナトリウムを鋼製の床ライナ又は受樋を介して、ナトリウム溜に導き、ナトリウム溜で漏えいしたナトリウムを保持する。

主冷却機建物及び原子炉附属建物においては、多量のナトリウムエアロゾルの発生を想定し、ナトリウムエアロゾルの拡散を防止するため、空調換気設備を停止し、防煙ダンパを閉止できるものとし、他の火災区画への影響を軽減する。

(iii) ナトリウムと構造材との反応防止

高温の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ため、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画には、ナトリウム燃焼に伴う材料の腐食を考慮した厚さを有する鋼製のライナ又は受樋を設置する。

(2) 一般火災に対する火災防護対策

a. 一般火災の発生防止

一般火災の発生防止について、以下のとおり設計する。

(i) 発火性物質又は引火性物質への対策

火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画における発火性又は引火性物質（液体）を内包する設備は、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漏えい防止対策を講じる。万一の漏えいに備え、発火性又は引火性物質（液体）の保有量に応じて、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措置を講じる。

(ii) 可燃性蒸気又は可燃性の微粉への対策

火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画は、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉が発生するおそれがある場合には、換気、通風又は拡散の措置により、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉の滞留を防止する設計とする。当該火災区画のうち、爆発性雰囲気に至るおそれのある火災区画には、防爆型の電気・計装品を使用するとともに、着火源となるような静電気が溜まるおそれのある設備を設置する場合は、静電気を除去する装置を設けるものとする。当該火災区画には、金属粉や布による研磨機のように静電気が溜まるおそれのある設備を設置しないものとする。

(iii) 発火源への対策

火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画にお

ける火花を発生するおそれのある設備は、金属製の筐体に収納する等の対策を行い、設備の外部に火花が出ることを防止する。当該火災区画における高温の設備は、高温部分を保温材で被覆し、可燃性物質との接触や可燃性物質の過熱を防止する。

(iv) 水素漏えいへの対策

交流無停電電源系及び直流無停電電源系の蓄電池を設置する火災区画には、必要な換気容量を有する換気設備を設けるとともに、水素の検知器を設置する。当該換気設備は、非常用電源設備より電源を供給するものとする。当該換気設備が停止した場合又は水素濃度が警報設定値に達した場合には、中央制御室に警報を発するものとする。当該火災区画には、直流開閉装置やインバータを設置しないものとする。

(v) 過電流による過熱防止対策

動力ケーブルは、保護継電器、遮断器、ヒューズ等の組合せ等により、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。

(vi) 不燃性材料又は難燃性材料の使用

火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等は、主要な構造材、ケーブル、チャコールフィルタを除く空調換気設備のフィルタ、保温材及び建物内装材は、不燃性材料又は難燃性材料を使用する設計とする。ただし、不燃性材料又は難燃性材料が使用できない場合は、不燃性材料又は難燃性材料と同等の性能を有する代替材料を使用する設計とするか、又は代替材料の使用が技術上困難な場合には、金属製の筐体や電線管への格納等により、他の機能を有する火災防護対象機器等において火災が発生することを防止するための措置を講じる設計とする。

火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象ケーブルは、実証試験又は当該試験に示される同等の性能を確認した難燃ケーブルを使用する。ただし、核計装等のケーブルは、難燃ケーブルを使用するか、耐ノイズ性を確保するため、難燃ケーブルの使用が困難な場合は、ケーブルを電線管に収納するとともに、電線管の開口部を熱膨張性及び耐火性を有したシール材で閉塞させ、電線管内への酸素の供給を防止することにより、難燃ケーブルと同等の自己消火性及び延焼性を確保する。

(vii) 自然現象による火災の発生防止対策

落雷に対して、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設備を設ける。

地震に対して、火災防護対象機器は、耐震重要度分類に応じて、十分な支持性能をもつ地盤に設置するとともに、自らが破壊又は倒壊することによる火災の発生を防止する

b. 一般火災の感知及び消火

一般火災の感知及び消火について、以下のとおり設計する。

(i) 一般火災の感知

一般火災を早期に感知できるよう、火災感知器と受信機から構成される火災感知設備を設置する。

火災防護基準による火災の感知及び消火を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画には、異なる感知方式の火災感知器を設置する。異なる感知方式の火災感知器の組合せは、誤作動を防止するため、アナログ式の煙感知器とアナログ式の熱感知器の組合せを基本とする。ただ

し、環境条件等から当該組合せを適用できないエリアにおける火災感知器の組合せについては、防爆型の非アナログ式の煙感知器と防爆型の非アナログ式の熱感知器、アナログ式の煙感知器と非アナログ式の炎感知器、非アナログ式の炎感知器とアナログ式の熱感知カメラの組合せとする。

火災感知器の設置に当たって、感知器については、消防法施行規則第 23 条第 4 項に基づき設置することを基本とし、検知装置については、監視範囲に死角がないように設置する。ただし、感知器のうち、煙感知器を消防法施行規則第 23 条第 4 項の取付面高さに係る適用範囲を超えるエリアに設置する場合は、空調換気設備の運転状態に応じた空気の流れ及び火災の規模に応じた煙の流動を踏まえて煙を有効に感知できるように設置する。

火災防護基準による火災の感知及び消火を考慮する火災防護対象機器等を設置しないエリアにおける火災の感知は、設備や環境条件に応じて、消防法で求められる対策で機能への影響を低減する。当該エリアには、煙感知器を設置することを基本とする。ただし、多量の燃料油等による火災が想定される場所、正常時に煙が滞留する場所又は水蒸気が多量に発生する場所等には、熱感知器を設置する。また、放射線量が高く、かつ、火災感知器の設置ができないか、又は火災感知器を設置した場合に火災感知器の保守点検ができない場所には、火災感知器を設置しないものとする（原子炉建物内の「炉容器ピット」、原子炉附属建物内の「燃料洗浄室」及び「缶詰室」、廃棄物処理建物内の「濃縮液タンク室等の高濃度廃液収納タンク設置室」及び「固化処理室（B）」及び固体廃棄物 B 貯蔵庫 B」が該当）。

受信機については、火災感知器が作動した場合に警報を発し、かつ、火災の発生場所を特定できるものとする。

火災感知設備は、外部電源喪失時に、機能を喪失することがないように、非常用電源設備（非常用ディーゼル電源系及び蓄電池）より電源を供給する。

火災感知設備は、自動試験及び遠隔試験等により、機能に異常がないことを確認する。

(ii) 一般火災の消火

火災時に煙の充満、放射線の影響等により消火活動が困難とならない火災区画は、可搬式消火器で消火を行い、火災時に煙の充満、放射線の影響等により消火活動が困難となる火災区画には、固定式消火設備（ハロン消火設備）を設置する。

① 可搬式消火器

原子炉施設に保有する A B C 消火剤の量は、火災区画の可燃性物質の量に対して、初期消火の成否を考慮した上で十分な量を備えるものとする。

可搬式消火器（A B C 消火器）は、各火災区画において、それぞれの消火器に至る歩行経路が 20m（大型消火器の場合は 30m）以下となるように各階ごとに設置する。火災区画内に可搬式消火器を設置しない場合は、当該火災区画の入口から歩行距離が 20m（大型消火器の場合は 30m）以下となる場所に設置する。

中央制御室には、A B C 消火器に加えて、二酸化炭素消火器を設置する。

可搬式消火器は、自然現象（凍結、風水害、地震）に対して、機能、性能が維持できるものとする。

② 固定式消火設備（ハロン消火設備）

固定式消火設備（ハロン消火設備）の消火剤には、ハロン 1301 を使用し、当該消火剤の量は、

消防法に基づくものとする。

固定式消火設備（ハロン消火設備）の起動方式は、中央制御室から起動装置の設置場所に 20 分以内でアクセスできる場合、手動起動によるものとする。ただし、ケーブル室には、火災の影響を軽減できるように自動起動による固定式消火設備（ハロン消火設備）を設置する。

固定式消火設備（ハロン消火設備）は、自然現象（凍結、風水害、地震）に対して、機能、性能が維持できるものとする。火災防護基準による対策を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画における固定式消火設備（ハロン消火設備）は、基準地震動による地震力に対して、機能を喪失しないように設計する。

c. 一般火災の影響軽減

一般火災の影響軽減について、以下のとおり設計する。

火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象機器等について、系列の異なる当該火災防護対象機器等は、異なる火災区画に設置することを基本とする。当該火災防護対象機器等を設置する火災区画の耐火壁の耐火能力は、当該火災防護対象機器等の配置及び火災の等価時間を考慮して設定する。当該火災防護対象機器等を設置する火災区画の火災の等価時間が 3 時間を超え、かつ、隣接する火災区画に系列の異なる当該火災防護対象機器等を設置する場合は、火災区画間の耐火壁を 3 時間以上の耐火能力を有するものとするか、隣接する火災区画の系列の異なる当該火災防護対象機器等に対して耐火能力を有する隔壁を設置し、当該隔壁と耐火壁を合わせて 3 時間以上の耐火能力を有するものとする。

系列の異なる火災防護基準の火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象機器等を同一の火災区画内に設置する場合は、中央制御室及びケーブル室を除き、相互の系統分離を以下のいずれかにより行う設計とする。

- a. 系列の異なる火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象機器等について、互いの系列間を 3 時間以上の耐火能力を有する隔壁等により分離する。
- b. 系列の異なる火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象機器等について、互いの系列間を 1 時間の耐火能力を有する隔壁等で分離し、かつ、火災感知設備及び自動消火設備を設置する。ただし、中央制御室から手動起動装置の設置場所まで速やかに移動し、ハロン消火設備を起動できる場合は、自動消火設備の設置に代えて、手動操作によるハロン消火設備を設置する。また、火災時に煙の充満により消火活動が困難とならず、かつ、中央制御室から火災の発生した火災区画まで速やかに移動し、消火活動を行うことができる火災区画は、自動消火設備の設置に代えて、可搬式消火器による消火を行うものとする。

中央制御室に対する火災の影響軽減については、以下のとおり設計する。

- ① 火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象ケーブルに対する火災の影響軽減

火災防護基準に基づく措置を講じる異なる系列のケーブルについて、盤内は狭く耐火壁により 1 時間の耐火能力を確保することはできないものの、可能な限り耐火テープを敷設し、火災の影響を軽減する。当該耐火テープについては、30 分の耐火能力を有するものを使用する。

- ② 火災の早期感知

中央制御室には、固有の信号を発する異なる種類の火災感知器として、煙感知器と熱感知器を設置する。

常駐する運転員による火災の早期感知に努めるとともに、火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る系列の異なる火災防護対象ケーブルを接続する制御盤等は、早期に火災を感知し、火災の影響を軽減するため、盤に煙感知器を設置する。当該煙感知器は、中央制御室に設置する煙感知器よりも早期に火災を感知できるものとする。

③ 火災の早期消火

中央制御室内には、可搬式消火器として、ABC消火器に加えて、電気機器への悪影響を与えない二酸化炭素消火器を設置する。

常駐する運転員は、火災を感知した場合、火災の影響を軽減するため、1～2本の二酸化炭素消火器による消火を行う。当該消火活動の際には、二酸化炭素が局所的に滞留することによる人体への影響を考慮して、中央制御室に設置する二酸化炭素濃度計を携帯する。

また、中央制御室には、煙の充満により消火活動に支障を来さないように、排煙設備を設置する。

ケーブル室に対する火災の影響軽減については、以下のとおり設計する。

① 火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象ケーブルに対する火災の影響軽減

火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る火災防護対象ケーブルは、施工に必要な隙間を確保できる範囲において、1時間の耐火能力を有する耐火シートを敷設した電線管内に敷設する。当該耐火シートを敷設した電線管を敷設することができない中央制御室の制御盤等に接続する狭隘部には、1時間の耐火能力を確保することはできないものの、耐火能力を有する耐火テープを敷設し、火災の影響を軽減する。当該耐火テープについては、30分の耐火能力を有するものを使用する。

② 火災の早期感知

ケーブル室には、固有の信号を発する異なる種類の火災感知器として、煙感知器と熱感知器を設置する。

ケーブルの火災を早期に検知し、火災の影響を軽減できるよう、検知装置として光ファイバ温度センサを設置する。

③ 火災の早期消火

ケーブル室には、自動起動又は現場（火災範囲外）において、運転員が手動で起動することができる固定式消火設備（ハロン消火設備）を設置する。

2 について

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、消火設備の消火方法、消火設備の破損防止措置等を行うことにより、原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないように設計する。

添付書類八の以下の項目参照

1. 安全設計の考え方
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

1 について

原子炉施設において、溢水が発生し、これを検知した場合には、運転員の手動スクラム操作により、原子炉を停止する。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、消火システム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。

2 について

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。

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、段差や堰を設けることにより管理区域外へ漏えいすることを防止する。

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、人間工学上の諸因子を考慮して、系統及び機器に応じた配置とし、名称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。また、現場の盤及び弁に対して銘板の取付けによる識別を行い、保守点検における誤操作を防止する設計とする。

2 について

安全施設は、その操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（余震等を含む。）及び施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に操作できるように設計する。

原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する安全施設に係る操作は、中央制御室において、集中して対応できるものとする。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。

想定される環境条件と措置を以下に示す。

(1) 地震を起因事象として、原子炉がスクラムし、余震が継続するケース

原子炉スクラム後において、運転員に期待される対応は、「監視」である。中央制御室は、耐震Sクラスであり、相応の頑健性を有し、また、制御盤等は床又は壁に固定するため、地震発生時においても運転操作に影響を及ぼすことはないように設計する。さらに、運転員が体制を維持する際に使用する運転員機の配置に留意するとともに、中央制御室の天井照明設備は、落下し難い構造とする。または、ワイヤ等により落下を防止するものとする。

(2) 地震、竜巻、風（台風）、積雪、落雷、森林火災、火山の影響により、外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムするケース

原子炉スクラム後において、運転員に期待される対応は、「監視」である。中央制御室は、非常用ディーゼル電源系に接続される非常用照明設備を有し、また、計器・記録計について、無停電電源系より給電するものとし、外部電源喪失が発生した場合であっても、運転員は安全にその役割を果たすことができるように設計する。なお、中央制御室は、外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設であり、相応の頑健性を有するため、竜巻、風（台風）、積雪、落雷、森林火災、火山の影響が発生した場合においても運転操作に影響を及ぼすことはないように設計する。

(3) 森林火災、火山の影響により、ばい煙又は降灰が発生し、これらの取り込みを防止するため、中央制御室空調を再循環運転とするケース

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、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。原子炉停止後において、運転員に期待される対応は、「監視」である。

ばい煙又は降灰については、中央制御室空調を再循環運転とし、これらの取り込みを防止することで、その影響を排除するように設計し、従事者は支障なく中央制御室に入り、又は一定期間とどまることが可能であり、運転員は安全にその役割を果たすことができるものとする。

添付書類八の以下の項目参照

1. 安全設計の考え方
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

一 について

原子炉施設の建物内には、安全避難通路を設けるとともに、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ように、誘導灯又は誘導標識を設ける。

二 について

安全避難通路に設置した避難用の照明については、バッテリー内蔵型とするか、又は非常用ディーゼル電源系若しく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。

三 について

原子炉施設では、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時、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。したがって、運転員に期待する対応は「監視」であり、当該対応は、中央制御室で実施することから、設計基準事故時に事故対応が可能となるよう、常設照明の一部について、非常用ディーゼル電源系より給電できるものとし、さらに、中央制御室の出入口付近にバッテリー内蔵型の可搬型照明を配備する。

また、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後に行う現場巡視等においても、昼夜及び場所を問わず使用できる当該バッテリー内蔵型の可搬型照明を活用するものとし、さらに、操作が必要となる場所にあつては、バッテリー内蔵型又は非常用ディーゼル電源系より給電できる照明を常設する。

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、「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」に基づき、「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ことを基本とする。また、「研究炉の重要度分類の考え方」を参考とする際には、「高出力炉」を対象とする。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。

また、「研究炉の重要度分類の考え方」では、「高出力炉」が「10MW以上/50MW以下」と定義され、「常陽」の熱出力を下回る（炉心に蓄積される核分裂生成物の量が、「高出力炉」の想定よりも多い。）ことから、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（以下「発電炉指針」という。）も参考にするものとする。さらに、「常陽」がナトリウム冷却型高速炉であることを踏まえ、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」も参考にするものとする。

安全機能の重要度分類に当たり、PS及びMSに係る各クラスの定義は、「研究炉の重要度分類の考え方」に基づき、以下とする。

PS-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

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

PS-3: (i) 異常状態の起因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、(ii) 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

MS-1: (i) 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、(ii) 安全上必要なその他の構築物、系統及び機器

MS-2: (i) 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、(ii) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器、(iii) 安全上特に重要なその他の構築物、系統及び機器

MS-3: (i) 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、(ii) 異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器
クラス1の分類にあつては、PSについて、炉心に蓄積される核分裂生成物の量が、「研究炉の重要度分類の考え方」の「高出力炉」の想定よりも多いことを考慮し、保守的に、「発電炉指針」に倣って、安全機能の重要度を判断する。MSについては、プラントの特徴を踏まえ、異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する観点で、安全機能の重要度を判断する。敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する観点では、設計基準事故において、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ることなく、事象を収束させるために必要となる安全機能を放射性物質の放散に対する障壁とし、これらをMS-1とする。「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である。

クラス2の分類にあつては、PSについて、炉心に蓄積される核分裂生成物の量が、「研究炉の重要度分類の考え方」の「高出力炉」の想定よりも多いことを考慮し、保守的に、「発電炉指針」に倣って、安全機能の重要度を判断する。MSについては、PS-2の機能喪失を起因事象とする設計基準事故において、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機能をMS-2とする。

運転時の異常な過渡変化にあつては、MS-1に分類した「原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能」、「原子炉停止後の除熱機能」、「原子炉停止系への作動信号の発生機能」、「安全上特に重要な関連機能」により、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。設計基準事故のうち、「炉心内の反応度の増大に至る事故」及び「炉心冷却能力の低下に至る事故」にあつても、「原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能」、「原子炉停止後の除熱機能」、「原子炉停止系への作動信号の発生機能」、「安全上特に重要な関連機能」により、炉心は熔融や著しい損傷に至ることなく、事象が収束される。

設計基準事故のうち、放射性物質の放散を想定する「1次冷却材漏えい事故」、「1次アルゴンガス

漏えい事故」、「気体廃棄物処理設備破損事故」及び「燃料取替取扱事故」にあつては、MS-1に分類した「放射性物質の閉じ込め機能」及び「工学的安全施設への作動信号の発生機能」、並びにMS-2に分類した「放射線の遮蔽及び放出低減機能」及び「燃料プール水の保持機能」により、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ることなく、事象が収束される（敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくすることを含む）。

クラス3の分類にあつては、PSについて、PS-1、PS-2以外の異常状態の起因事象となるものなどをPS-3とする。MSについては、安全評価において、その機能には期待していないものの、事象を緩和するために使用できる機能等をMS-3とする。

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。

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

機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関係系
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	
1次冷却材漏えい量の低減機能	①1次補助冷却系 1) サイフォンブレイク止弁 ②1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	①1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

(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

機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関係系
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	
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。)	

また、上記の重要安全施設について、短期間と長期間の動的機器、長期間の静的機器に区分し、単

一故障を想定した場合の安全機能を達成するための設計方針は以下とする。

分類	機能	動的機器 (使命時間短期※1)		動的機器 (使命時間長期※1)		静的機器 (使命時間長期※1)	
		多重化 又は多様化	単一設計	多重化 又は多様化	単一設計	多重化 又は多様化	単一設計
MS - 1	原子炉の緊急停止機能	○	—	—	—	—	—
	未臨界維持機能	○ *未臨界 移行	—	—	—	○ *未臨界 維持	—
	1次冷却材漏えい量 の低減機能（上段：1次補 助冷却系サイフォンブレー ク止弁、下段：1次予熱室 素ガス系仕切弁）	○	—	—	—	—	—
		—	○ 運転時 「閉」	—	—	—	○ 隔離弁 による 代替可等
	原子炉停止後の除熱機能	○	—	○	—	—	—
	放射性物質の閉じ込め機能	○	—	—	—	○	—
	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	○	—	—	—	—	—
	安全上特に重要な関連機能	○	—	○	—	—	—
MS - 2	放射線の遮蔽 及び放出低減機能	○	—	—	—	—	○※2 修復可
	事故時の プラント状態の把握機能	○	—	○	—	—	—
	安全上重要な関連機能	○	—	○	—	—	—

※1： 使命時間が24時間以内の安全機能を「使命時間短期」、24時間超の安全機能を「使命時間長期」とした。

※2： アニュラス部排気設備は、事象発生前から動作しており、かつ、事象発生後も引き続き動作するものであり、また、その構造・運転条件等から、静的機器であるダクトが故障することは考えにくい。当該ダクトが故障したとしても、補修テープ等により、想定される最も過酷な条件下において、その故障を安全上支障のない期間に確実に修復できる。当該修復作業にあつては、必要に応じて、空気呼吸器を着用するものとし、放射線防護上の措置を講じることで、作業員の被ばく低減に努める。

アニュラス部排気設備の弁及び排風機並びに非常用ガス処理装置は多重化しているが、アニュラス部排気設備の静的機器であるダクトの一部は単一設計とする。単一設計箇所について、確実に修復可能であることから、その単一故障は仮定しない。なお、単一設計箇所であるダクトの一部が事故の発生と同時に故障したと仮定しても、設計基準事故の判断基準である周辺公衆への実効線量5 mSvを下回る。

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（圧力、温度、中性子照射量等）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。主要な環境条件の想定を以下に示す。

<温度>

- ・ 原子炉容器／主中間熱交換器／1次主冷却系ホットレグ配管：550℃
- ・ 1次主循環ポンプ／1次主冷却系コールドレグ配管：450℃

- ・ 主冷却器／2次主冷却系ホットレグ配管 : 520℃
- ・ 2次主循環ポンプ／2次主冷却系コールドレグ配管 : 400℃
- ・ 制御棒駆動系／後備炉停止制御棒駆動系 : 65℃ (駆動部)
130℃／550℃
(上部案内管回転プラグ上面エリア／下面エリア)
650℃ (ラッチ機構)
500℃／550℃／650℃
(下部案内管下部／中部／上部)
- ・ 原子炉格納容器 (鋼壁温度) : 最高 150℃／最低-15℃
- ・ 燃料交換機／燃料出入機／トランスファロータ : 275℃／275℃／150℃

<圧力>

- ・ 原子炉容器 : 7.2kg/cm²[gage] (約 0.706MPa [gage])
- ・ 主中間熱交換器 : 管側 5.0kg/cm²[gage] (約 0.49MPa [gage])
胴側 1.0kg/cm²[gage] (約 0.098MPa [gage])
- ・ 1次主循環ポンプ : 7.0kg/cm²[gage] (約 0.686MPa [gage])
- ・ 主冷却器 : 3.0kg/cm²[gage] (約 0.294MPa [gage])
- ・ 2次主循環ポンプ : 5.0kg/cm²[gage] (約 0.49MPa [gage])
- ・ 原子炉格納容器 : 内圧 1.35kg/cm²[gage] (約 0.13MPa [gage])
外圧 0.05kg/cm²[gage] (約 0.0049MPa [gage])
- ・ 燃料交換機 : 内圧 1.0kg/cm²[gage] (約 0.098MPa [gage])
外圧 1.0kg/cm²[gage] (約 0.098MPa [gage])
- ・ 燃料出入機 : 内圧 0.5kg/cm²[gage] (約 0.049MPa [gage])
外圧 1.0kg/cm² [gage] (約 0.098MPa [gage])
- ・ トランスファロータ : 内圧 1.35kg/cm²[gage] (約 0.13MPa [gage])
外圧 0.05kg/cm²[gage] (約 0.0049MPa [gage])

<中性子照射量>

- ・ 原子炉容器 : 1×10^{20} n/cm² (E>1MeV)

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。「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」を参考に、対象とした安全施設とこれらの安全施設における試験又は検査の方法等を以下に示す。

機能	試験又は検査の方法等
原子炉冷却材 バウンダリ機能 (PS-1)	<ul style="list-style-type: none"> ・ナトリウム漏えい検出器の作動がないことにより、原子炉冷却材バウンダリの健全性を確認。 ・検査孔において、配管（内側）の外表面に損傷やナトリウム漏えいがないことを検査（供用期間中検査）。
原子炉の緊急停止 及び未臨界維持機能 (MS-1)	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉起動前にスクラム検査、作動検査、インターロック検査を実施。多重化し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可能。 ・出力運転に先立ち、過剰反応度検査、反応度抑制効果検査、最大反応度付加率検査、原子炉停止余裕検査を実施。
1次冷却材漏えい量 の低減機能 (MS-1)	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉起動前に弁の作動検査を実施。 ・原子炉起動前に、ナトリウム漏えい検出器について、検出回路の動作や検出器の断線有無を確認。
原子炉停止後 の除熱機能 (MS-1)	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉起動前に1次主循環ポンプボニーモータの作動検査及び性能検査を実施。多重化し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可能。 ・原子炉起動前に主冷却機インレットベーン・ダンパの作動検査を実施。 ・原子炉冷却材バウンダリ及び冷却材バウンダリの健全性は、ナトリウム漏えい検出器の作動がないことにより確認。
放射性物質 の閉じ込め機能 (MS-1)	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉起動前に格納容器隔離弁の作動検査を実施。 ・定期的に、格納容器全体の漏えい率検査を実施。 ・隔離弁や貫通部について、漏えい検査を実施。多重化し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可能。
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 (MS-1)	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉起動前に設定値確認検査及び作動検査を実施。多重化し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可能。 ・原子炉運転中にあつても、緊急遮断のための性能検査として、原子炉保護系の動作要素の設定値の確認を実施できるように措置（1次主循環ポンプトリップ、2次主循環ポンプトリップ、外部電源喪失を除く。）。また、励磁回路の試験又は検査のため、信号バイパススイッチを設置。信号バイパススイッチは、事故信号が発生した場合には、試験又は検査中にあつても、原子炉停止系への作動信号が発生するように設計。
安全上特に重要な 関連機能 (MS-1)	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉起動前にディーゼル発電機の作動検査、蓄電池の作動検査及び外観検査を実施。多重化し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可能。 ・原子炉の運転中において、ディーゼル発電機が2基共使用可能であることを1回/月の頻度で点検する。 ・原子炉の運転中において、無停電電源設備が2系統共使用可能であることを1回/週の頻度で点検する。
原子炉冷却材 バウンダリに 直接接続されていない ものであつて、 放射性物質を 貯蔵する機能のうち、 使用済燃料貯蔵設備に関するもの (PS-2)	<ul style="list-style-type: none"> ・水冷却池及び貯蔵ラックの外観検査を実施。
燃料を安全に 取り扱う機能 (PS-2)	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料取扱用キャスクカー及び燃料洗浄設備における冷却能力確認検査、回転ブラグや燃料交換機、燃料出入機等の作動検査を実施。
燃料プール水 の保持機能 (MS-2)	<ul style="list-style-type: none"> ・水冷却池の外観検査を実施。 ・サイフォンブレーク止弁の作動検査を実施。
放射線の遮蔽 及び放出低減機能 (MS-2) の一部	<ul style="list-style-type: none"> ・アニュラス部排気系の圧力確認検査を実施。 ・非常用ガス処理装置の作動検査及び捕集効率検査を実施。

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、蒸気タービン、高圧ガス等を内蔵する容器、弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発、重量機器の落下等によって発生する飛散物については、二次的影響も考慮して、安全施設の安全機能を損なうおそれのある飛散物が発生する可能性を十分低く抑えることを、これらの機器の設計、製作、品質管理、運転管理において十分に考慮する。

ただし、原子炉施設は、試験研究用等原子炉施設に該当し、蒸気タービン、高圧ガス等を内蔵する容器、弁及び配管、大型回転機器、可燃性ガスを有しない。また、ナトリウム冷却型高速炉であり、冷却材であるナトリウムの特性から原子炉冷却材バウンダリの圧力は低く、弁や配管の破損に起因して飛散物が発生する可能性は十分に小さい。

上記のとおり、具体的に対象とする構築物、系統及び機器を有しない。

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。

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。

緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能のうち、放射線管理施設の一部（屋外管理用モニタリングポスト）について、大洗研究所で共用するが、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取得して発信・共有するものであり、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。

緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能のうち、通信連絡設備の一部について、大洗研究所で共用するが、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を行うための設備として、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として使用するものであり、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

一及び二 について

原子炉施設は、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、原子炉施設を通常運転時の状態に移行できるように設計する。また、設計基準事故時において、炉心の著しい損傷が発生するおそれなく、かつ、炉心を十分に冷却できるとともに、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とし、周辺の公衆に放射線障害を及ぼさない設計とし、「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。

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。想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって考慮することができるものは、MS-1及びMS-2に属するものによる機能とする。

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。運転時の異常な過渡変化として、想定した事象を以下に示す。

- (i) 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き
- (ii) 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

- (iii) 1次冷却材流量増大
- (iv) 1次冷却材流量減少
- (v) 外部電源喪失
- (vi) 2次冷却材流量増大
- (vii) 2次冷却材流量減少
- (viii) 主冷却器空気流量の増大
- (ix) 主冷却器空気流量の減少

また、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。

想定した事象において、原子炉トリップ信号の作動に伴う原子炉の自動停止等により、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度が熱設計基準値を超えることなく、上記(i)～(iii)の判断基準を満足する。

(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がなく、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。設計基準事故として、想定した事象を以下に示す。

- (i) 燃料スランピング事故
- (ii) 1次主循環ポンプ軸固着事故
- (iii) 1次冷却材漏えい事故
- (iv) 冷却材流路閉塞事故
- (v) 2次主循環ポンプ軸固着事故
- (vi) 2次冷却材漏えい事故
- (vii) 主送風機風量瞬時低下事故
- (viii) 燃料取替取扱事故
- (ix) 気体廃棄物処理設備破損事故
- (x) 1次アルゴンガス漏えい事故

また、炉心の熔融あるいは著しい損傷のおそれがなく、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) 炉心は著しい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。

想定した事象において、原子炉トリップ信号の作動に伴う原子炉の自動停止等により、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度が熱設計基準値を超えることはない。また、各温度は過度に上昇することはない、炉心冷却能力が失われることはないため、上記 (i) の判断基準を満足する。

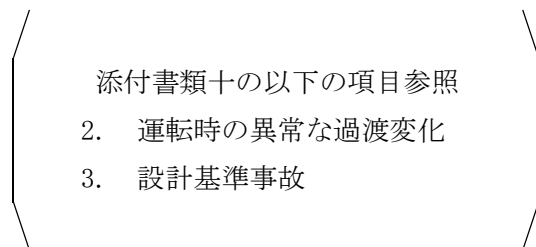
また、設計基準事故では、「1次冷却材漏えい事故」を除き、原子炉冷却材バウンダリは健全であり、格納容器内の圧力が上昇することはない、上記 (ii) の判断基準を満足する。「1次冷却材漏えい事故」において、漏えいナトリウムが、原子炉停止後、保守のため格納容器（床下）を空気雰囲気置換した状態で二重壁外に漏えいし、燃焼した場合において、格納容器内の圧力は設計圧力を超えない。また、格納容器内の最高温度が設計温度を超えることはなく、格納容器の健全性は保たれるため、上記 (ii) の判断基準を満足する。

さらに、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として想定した「1次冷却材漏えい事故」、「燃料取替取扱事故」、「気体廃棄物処理設備破損事故」、「1次アルゴンガス漏えい事故」について、実効線量を評価し、5mSvを下回ることから、上記 (iii) の判断基準を満足する。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析においては、想定された事象に加え、作動を要求される原子炉トリップあるいは工学的安全施設等のMSに属する構築物、系統及び機器の動作に関して、機能別（原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込め）に結果を最も厳しくする単一故障を仮定することを基本とする。ただし、原子炉停止機能及び放射能閉じ込め機能にあっては、構築物、系統及び機器の多重化、又は、事象発生前から発生後まで継続して使用に供するとした設計上の考慮等により、単一故障を仮定しても所定の安全機能を達成できるように設計する。

炉心冷却機能にあっては、「1ループのポニーモータ引継ぎ失敗」による炉心冷却機能の低下、又は「事故ループの逆止弁の開固着」による炉心冷却機能の低下を単一故障として仮定する。

原子炉保護系に係る解析条件（原子炉トリップ設定値、原子炉保護系の応答時間、デラッチ遅れ時間、検出器の応答遅れ）については、構成する機器の仕様上の最大値を積み上げた値や実測データに余裕を見込んで設定する。



(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 について

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。「添付書類 10 2. 運転時の異常な過渡変化」及び「添付書類 10 3. 設計基準事故」に示すように、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。また、運転時の異常な過渡変化において、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設計する。原子炉保護系の項目及び作動設定値を以下に示す。

No.	項目	作動設定値	スクラム	アイソレーション
1	中性子束高（出力領域）*1	高 105%	○	
2	中性子束高（中間領域）	高 フルスケール（100%）の95%	○	
3	中性子束高（起動領域）	高 フルスケール（10 ⁶ cps）の95%	○	
4	炉周期短（中間領域）	+5秒	○	
5	炉周期短（起動領域）	+5秒	○	
6	原子炉出口冷却材温度高*1*2	高 464℃	○	
7	原子炉入口冷却材温度高*2	高 365℃	○	
8	1次冷却材流量低	低 80%	○	
9	2次冷却材流量低	低 80%	○	
10	炉内ナトリウム液面低	低 -100mm	○	
11	炉内ナトリウム液面高	高 +200mm	○	
12	1次主循環ポンプトリップ	—	○	
13	2次主循環ポンプトリップ	—	○	
14	格納容器内床上線量率高	高 1mSv/h	○	○
15	格納容器内温度高	高 60℃	○	○
16	格納容器内圧力高	高 29kPa[gage]	○	○
17	地震	水平 150gal	○	
18	電源喪失	—	○	
19	手動アイソレーション	—	○	○
20	手動スクラム	—	○	

*1： 先行試験においては、中性子束高（出力領域）の作動設定値を目標出力の105%とし、原子炉出口冷却材温度高の作動設定値を、目標出力時の原子炉出口冷却材温度より8℃高い値とする。

*2： 原子炉入口冷却材温度の目標温度を250℃から350℃未満の温度とする場合は、原子炉入口冷却材温度高の作動設定値を目標温度より15℃高い値にするとともに、原子炉出口冷却材温度高の作動設定値を、原子炉入口冷却材温度の目標温度に対応した原子炉出口冷却材温度より8℃高い値とする。

三及び四 について

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ことを基本方針とする。原子炉保護系は、論理回路を独立した2系統から構成することで多重化を図る。また、作動信号についても、基本的に、1 out of 2 又は2 out of 3 による多重化を図る。原子炉保護系の作動に関連する核計装又はプロセス計装においては、そのケーブルについては、格納容器を貫通するものにあつては、異なるケーブルペネトレーションを使用することで物理的な系統分離に配慮する。

No.	項目	スクラム	アイソレーション	作動信号の多重性
1	中性子束高（出力領域）	○		2 out of 3
2	中性子束高（中間領域）	○		2 out of 3
3	中性子束高（起動領域）	○		1 out of 2
4	炉周期短（中間領域）	○		2 out of 3
5	炉周期短（起動領域）	○		1 out of 2
6	原子炉出口冷却材温度高	○		2 out of 3
7	原子炉入口冷却材温度高	○		2 out of 3
8	1次冷却材流量低	○		2 out of 3
9	2次冷却材流量低	○		2 out of 3
10	炉内ナトリウム液面低	○		2 out of 3
11	炉内ナトリウム液面高	○		2 out of 3
12	1次主循環ポンプトリップ	○		—
13	2次主循環ポンプトリップ	○		—
14	格納容器内床上線量率高	○	○	2 out of 3
15	格納容器内温度高	○	○	2 out of 3
16	格納容器内圧力高	○	○	2 out of 3
17	地震	○		2 out of 3
18	電源喪失	○		—
19	手動アイソレーション	○	○	—
20	手動スクラム	○		—

五 について

原子炉保護系は、フェイルセーフを基本方針とし、駆動源である DC24V 電源において、電圧零又はヒューズ断が発生した場合に、原子炉はスクラムする設計とする。また、原子炉保護系は、論理回路を独立した2系統から構成することで多重化を図る。駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生し、どちらかの論理回路の不作動が発生した場合においても、もう一方の論理回路により、原子炉をスクラムし、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。なお、原子炉保護系では、計装用空気を駆動源として使用しない。

六 について

原子炉保護系にあつては、ハードワイヤードロジック（補助継電器や配線等で構成し、ハードウェアによる物理的な結線で命令を実行）で構成されており、ソフトウェアを用いないアナログ回路とする。また、その他の計測制御系統施設から機能的に分離されたものとしており、不正アクセス

行為による被害が生じることはない。原子炉保護系にあつては、ハードワイヤードロジック（補助継電器や配線等で構成し、ハードウェアによる物理的な結線で命令を実行）で構成し、ソフトウェアを用いないアナログ回路とする。また、原子炉保護系の論理回路は、中央制御室に設置し、関係者以外のアクセスを制限できる設計とするとともに、中央制御室について、出入口を施錠管理できる区域に設置し、核物質防護に係る原子炉施設の出入管理（区域の設定、障壁の設置及び出入口の管理等）により人の不法な侵入を防止することで、物理的アクセスを制限する。

七 について

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、アイソレーター等を敷設することで、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。

原子炉施設は、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等を、計測制御系統施設として有する。共用する主要な計測制御系統施設として、核計装がある。核計装は、起動系：2 チャンネル、中間出力系：3 チャンネル、線形出力系：3 チャンネルで構成されるが、「原子炉保護系」と「監視・記録」では、同じ検出器を用いる。信号分岐後にアイソレーターを設置し、他方に接続された「監視・記録」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、「原子炉保護系」の機能を失わないように、機能的に分離された構成とする。その他、プロセス計装において、原子炉内ナトリウム液面計も同様とする。

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

一 について

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設計する。

炉心の反応度（原子炉の出力）は、エクステンションロッドと一体となった制御棒を、制御棒駆動機構のケーシングに収納された駆動電動機（三相誘導電動機）により、減速機を介して、外側エクステンションロッドに接続されたボールナットスクリュを回転させることで、上下駆動し、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）。

照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置においては、燃料又は照射物の過度の溶融又は分解を生じないように、及び冷却材の沸騰が生じないように設計するものとしている。また、原子炉運転中に試料部を案内管内で可動できるものにあつては、試料部を可動させても、炉心の核特性に有意な影響を与えないものとしている。なお、高速炉の炉心の特徴として、キセノンの濃度変化による反応度変化は無視できる程度となる。

二 について

イ 炉心からの飛び出しを防止するために、制御棒は、ハンドリングヘッドにおいて、制御棒駆動機構上部案内管に収納されるエクステンションロッドを介して、制御棒駆動機構に吊り下げられる構造とする。なお、駆動電動機に設けられた電磁ブレーキにより、制御棒上下駆動の停止及び停止中の位置保持が行われる。

ロ 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気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 について

原子炉施設には、周辺監視区域の外の空気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。ここでは、全ての燃料集合体の燃焼度が一律に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びヨウ素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出された状態で運転を継続した場合を仮定した上で、通常運転時における大洗研究所(南地区)周辺の一般公衆の放射線被ばくについて、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」を参考として評価した結果、実効線量が最大となるのは幼児であり、その値は年間約 $1.7\mu\text{Sv}$ となり、年間 $50\mu\text{Sv}$ を下回ることを確認した。

(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I（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II（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（南地区）の核燃料物質使用施設等からの受入れや大洗研究所廃棄物管理施設への移送には、大洗研究所（南地区）の核燃料物質使用施設が所掌する廃液運搬車等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）を経由し、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 について

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 について

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

1 について

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。

一及び二 について

固体廃棄物貯蔵設備は、ドラム缶等の容器に入れて保管する等の方法により、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、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。脱金属ナトリウム設備は、金属製の固体廃棄物に対して使用するスチーム洗浄装置、布や紙等の固体廃棄物を相当時間浸漬することのできる水槽等から構成する。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。

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ることにより、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。屋内管理用の主要な設備として、放射線監視設備及び放射線管理関係設備を有する。原子炉施設の管理区域内の必要な場所には、放射線監視設備として、エリアモニタを設ける。エリアモニタは、ガンマ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタ及び空気汚染モニタから構成するものとし、設置する場所に応じて使い分けるものとする。また、放射線管理関係設備として、出入管理設備・汚染検査設備（放射線管理室、汚染検査室、ハンドフットモニタ、手洗い、シャワー、皮膚除染キット及び更衣室等）及び個人被ばくモニタリング設備（個人線量計）を設ける。なお、これらは管理区域出入口付近に設けるものとする。また、定期的及び必要の都度、管理区域内の必要な場所の線量率、空気中の放射性物

質の濃度及び床面等の放射性物質の表面密度を測定するため、サーベイメータ等の可搬型測定器及びダストサンプル・スミヤ等の試料を測定するための設備を設ける。これらについても、管理区域出入口付近に配置するとともに、サーベイメータ等については、アルファ線用、ベータ線用、ガンマ線用、中性子線用を設けるものとする。

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。中央制御室の放射線監視盤には、放射線管理に必要なエリアモニタの指示計、記録計及び警報回路が設けられており、放射線管理に必要なエリアモニタ等の指示又は記録を集中監視できる。

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 について

原子炉施設は、大洗研究所（南地区）南受電所から 66kV 配電線 1 回線で商用電源（外部電源）を受電する。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

2 について

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つ

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。

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

一、二及び三 について

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。

四及び五 について

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、照射試料を内包した構造を有しており、照射試料は、照射物を照射試料キャプセルに密封した構造を有する。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

1 について

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ができるように、通信連絡設備を設ける。

当該通信連絡設備は、構内一斉放送設備、非常用放送設備及び送受話器(ページング)から構成する。構内一斉放送設備は、敷地内にいる人に対し指示できるものとし、非常用放送設備は、原子炉施設内の人に対し、中央制御室から指示できるものとする。また、送受話器(ページング)は、中央制御室と関連する現場との間で通信連絡できるものとする。

構内一斉放送設備は、大洗研究所で共用するものであり、外部電源喪失時にあっても使用できるよう、専用の非常用発電機を有する。非常用放送設備及び送受話器(ページング)は、外部電源喪失時にあっても使用できるよう、非常用ディーゼル電源系に接続する。

2 について

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連絡設備は、次のような設計とする。なお、固定電話はメタル回線に接続し、携帯電話は、バッテリー内蔵型(充電式)とすることで、外部電源喪失時にあっても使用できるものとする。

- (1) 大洗研究所内に設置される現地対策本部から関係官庁等の異常時通報連絡先機関等へ連絡を行うための通信連絡設備については、一般電話回線の固定電話、災害時優先回線の携帯電話及びファクシミリ並びに衛星回線の携帯電話により、専用であって多様性を確保したものとする。なお、多量の放射性物質等を放出する事故が発生した場合においては、災害時優先回線及び衛星回線の携帯電話により多様性を確保したものとする。
- (2) 大洗研究所内部における必要箇所との間の通信連絡設備は、一般電話回線の固定電話及びファクシミリ、災害時優先回線の携帯電話により多様性を備え、相互に連絡ができるものとする。

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

(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

反応度制御は、ボールナットスクリュ方式により、制御棒の位置を調整することにより実施する。

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ものとしており、反応度や主冷却器空気流量のステップ状の変化に起因する出力振動に対して、固有の出力抑制効果及び原子炉冷却材温度制御系の応答動作等により、十分な減衰特性をもたせて安定に制御可能である。

また、炉心構成にあつては、燃料集合体の最大個数を 79 体（炉心燃料集合体の最大個数：79 体／照射燃料集合体の最大個数：4 体）に制限するとともに、制御棒や反射体（材料照射用反射体を含む）、照射用実験装置等の炉心構成要素の体数や配置を限定し、原子炉固有の出力抑制特性や反応度制御能力への影響を所定の範囲内とした。

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。反応度係数は、標準平衡炉心における計算値に対して、炉心構成や燃料初期組成、燃焼の影響や実測値に基づく不確かさを考慮し、±20%又は±30%の範囲を制限値として設定する。また、最大過剰反応度は、サイクル運転（60 日）末期に過剰反応度が零となることを想定し、燃焼補償用反応度、温度補償用反応度及び出力補償用反応度並びに運転余裕用を積み上げて設定し、反応度制御能力、反応度停止余裕及び最大反応度添加率は、保守的となる制御棒挿入パターンで計算するとともに、計算で求めた反応度価値に補正係数を乗

じ設定する。これらの遵守状況は設工認段階や運転段階の各段階で確認する。

なお、炉心最外周には遮へい集合体を設置しており、炉内燃料貯蔵ラックに装荷された燃料は、炉心の臨界性に影響を及ぼすことがないものとしている。

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

温度係数（ドップラ効果を除く。）

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

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

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

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

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（燃料最高温度：2350°C、被覆管最高温度：620°C）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。

通常運転時の最高温度については、最大線出力密度を核設計結果より約 330W/cm とし、冷却材流量を被覆管最高温度の計算結果が熱的制限値となるようにし、工学的安全係数も考慮して計算し、熱的制限値を超えないことを確認した（燃料最高温度：約 2300°C、被覆管最高温度：620°C以下）。

また、反応度係数は、標準平衡炉心における計算値に対して、炉心構成や燃料初期組成、燃焼の影響や実測値に基づく不確かさを考慮し、±20%又は±30%の範囲を制限値として設定した上で、さらに+10%の変化幅を考慮し、事象に応じて上下限值又はゼロを保守的に組み合わせて設定するものとしても、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（熱設計基準値）を超えないことを確認した。

燃料最高温度に係る熱設計基準値は、保守的に評価した燃料の融点（約 2720°C）に、さらに測定誤差（35°C）及び工学的判断に基づく安全裕度（35°C）を考慮して 2650°Cに設定した。被覆管最高温度に係る熱設計基準値は、照射済被覆管の炉外急速加熱バースト試験データを基に、安全余裕を考慮して 840°Cに設定した。冷却材最高温度に係る熱設計基準値は、冷却材が沸騰しない値として 910°Cに設定した。

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。

ここでも、反応度係数は、標準平衡炉心における計算値に対して、炉心構成や燃料初期組成、燃焼の影響や実測値に基づく不確かさを考慮し、±20%又は±30%の範囲を制限値として設定した上で、さらに+10%の変化幅を考慮した上で、事象に応じて上下限值又はゼロを保守的に組み合わせて設定するものとしても、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（熱設計基準値）を超えないことを確認した。

設計基準事故にあっても、燃料の許容設計限界を超えることはないことから、燃料集合体の過度の変形・破壊が生じることはない。また、これらを支持する炉心構造物についても、過度の変形・破壊が生じることはなく、所要の運転期間において、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、被覆管による放射性物質の閉じ込め機能、制御棒の挿入性及び冷却可能な形状は確保される。

また、これらは、経年変化に際し、主要な影響因子である中性子照射量に対して、燃料集合体については燃焼度を制限することで、制御棒の挿入性及び冷却可能な形状の確保にあっては、原子炉容器の設計制限中性子照射量 (>1MeV) を 10^{20}n/cm^2 とし、有効運転時間 20 年間の寿命中に中性子照射に起因する損傷によって、原子炉の運転に支障が生じることがないものとし、かつ、原子炉容器は、中性子照射に起因する非延性破壊を考慮し、原子炉容器材料の中性子照射による機械的性質の変化を監視するための各種試験片を、原子炉容器内で照射し、定期的に取り出して、その健全性を確認できる構造としている。

また、炉心支持構造物についても、原子炉容器と同様に、有効運転時間を 20 年間として設計するとともに、オーステナイト系ステンレス鋼を使用しており、各種試験片により健全性を確認できる。

4 について

炉心燃料集合体は、127 本の燃料要素を束ねたものをステンレス鋼製のラップ管内に収納したものであり、各燃料要素はその下部端栓部に差し込まれた板状のノックバーを、エントランスノズルに溶接された正六角形の組枠に固定することで支持されている。

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、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、燃料集合体の健全性が損なわれることがない設計とする。ここでは、寸法公差や各部温度などの評価条件を保守的に設定するものとしても、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において集合体各部の応力が設計許容応力を超えないことを確認した。また、輸送中又は取扱中に加わる荷重として、設計上の加速度条件として 6G を設定し、この加速度に基づく荷重により、燃料要素支持部等に発生する応力を評価し、これが許容応力以下であることを確認することで過度の変形を防止し、その機能が阻害されないように設計する。ここでは、輸送時及び取扱い時に各部にかかる応力が設計許容応力を超えないことを確認した。

燃料要素は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、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、その健全性が損なわれることがない設計とする。ここでは、寸法公差や発生ガス量、各部温度、熱過渡条件などの評価条件を保守的に設定するものとしても、通常運転時において燃料中心温度が熱的制限値を満足し、かつ運転時の異常な過渡変化時において、燃料中心温度が熱設計基準値を満足すること、使用期間中の被覆管歪が十分小さいこと、

使用期間中に被覆管内圧によるクリープ破断が生じないこと、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において被覆管各部の応力が設計許容応力を超えないこと、使用期間中の累積疲労サイクルが制限値を超えないことを確認した。また、設計加速度 6G に対する荷重に対して十分な強度を有し、その機能が阻害されることがないように設計する。ここでは、輸送時及び取扱い時にプレナムスリーブが座屈しないこと、ペレットが移動しないことを確認した。

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

1 について

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。

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は、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にあっても、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。

2 について

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）時に使用する機能に必要な電源は、交流無停電電源系又は直流無停電電源系から供給され、これらの蓄電池については、全交流動力電源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。

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。

全交流動力電源喪失が長期化する全交流動力電源喪失事故は、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえた上で、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故として想定する事象の一つに該当する。全交流動力電源喪失時には、外部電源喪失が発生した時点で、原子炉保護系が作動し、制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断により、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。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については、1 次主冷却系及び 2 次主冷却系の冷却材の自然循環により除去し、最終ヒートシンクである大気に輸送される。原子炉施設は、全交流動力電源喪失時に原子炉を安全に停止する観点で、電源供給を必要とする動的機器を有しない。なお、原子炉冷却材バウンダリは維持されるため、全交流動力電源喪失は、閉じ込め機能に影響を及ぼさない。

全交流動力電源喪失時に監視するパラメータには、①原子炉出力（線形出力系核計装（3 チャンネル））、②原子炉出入口冷却材温度、③主冷却器出口冷却材温度が該当する。原子炉出力については、全交流動力電源喪失の発生直後において原子炉が停止したことが確認できる。原子炉出入口冷却材温度及び主冷却器出口冷却材温度は、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が除去されていることの確認と事故対策上必要な手動操作に係る監視を目的とする。これらのプロセス計装は、中央制御室制御盤に設置されており、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故に対処するための電源設備から、2 時間以内に必要容量の電力が供給される。

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 について

試験用要素以外の燃料要素は、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。

照射燃料集合体は、装填する燃料要素の健全性を維持できない場合においても、炉心燃料集合体の性状又は性能に悪影響を与えないよう、装填する燃料の特徴に応じてコンパートメント、内壁構造容器又は密封構造容器を設けることとする。燃料が溶融する可能性が低く、かつ被覆管が壊れる可能性が低い燃料要素に対してはラップ管で、燃料が溶融する可能性は低いものの被覆管が壊れる可能性が高い燃料要素に対してはコンパートメントで、燃料が溶融する可能性が高く被覆管が壊れる可能性が高い燃料要素に対しては内壁構造容器または密封構造容器で、それぞれの安全を確保し、他の燃料集合体へ影響を与えないように設計する。なお、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。

二 について

試験用要素以外の燃料要素は、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、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。

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。

照射燃料集合体は、装填する燃料要素の健全性を維持できない場合においても、炉心燃料集合体の性状又は性能に悪影響を与えないよう、装填する燃料の特徴に応じてコンパートメント、内壁構造容器又は密封構造容器を設けることとする。燃料が溶融する可能性が低く、かつ被覆管が壊れる可能性が低い燃料要素に対してはラップ管で、燃料が溶融する可能性は低いものの被覆管が壊れる可能性が高い燃料要素に対してはコンパートメントで、燃料が溶融する可能性が高く被覆管が壊れる可能性が高い燃料要素に対しては内壁構造容器又は密封構造容器で、それぞれ安全を確保し、他の燃料集合体へ影響を与えないように設計する。なお、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、燃料溶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 について

試験用要素以外の燃料要素は、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。

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。

四 について

照射燃料集合体は、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、輸送中又は取扱中に加わる荷重として、設計上の加速度条件として6Gを設定し、この加速度に基づく荷重により、燃料要素支持部等に発生する応力を評価し、これが許容応力以下であることを確認することで過度の変形を防止し、その機能が阻害されないように設計する。

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
- 一 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。

新燃料は、燃料取扱用キャスクカーにより、原子炉附属建物新燃料貯蔵設備からトランスファロータに、次に、燃料出入機により、トランスファロータから炉内燃料貯蔵ラックに移動され、燃料交換機により炉心に装荷されるものとする。

使用済燃料は、上記の逆の手順で、燃料交換機により、炉心から炉内燃料貯蔵ラックに移動され、60 日以上冷却される（ただし、照射燃料集合体について、その試験の目的に応じた適切な冷却期間を設定することは妨げない。）。その後、使用済燃料は、燃料出入機、トランスファロータ、燃料取扱用キャスクカー、ナトリウム洗浄装置、燃料集合体缶詰装置等を用いて、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備に移動されるものとする。

二 について

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設計する。一つの操作で取り扱う燃料集合体等は、1 体とする（ただし、トランスファロータでの燃料集合体等の移送を除く。）。

三 について

核燃料物質取扱設備は、崩壊熱により燃料集合体等が溶融しないように設計する。燃料出入機及びトランスファロータでは、燃料集合体等をポット（ナトリウムを保有）に収納した状態で取り扱う。燃料取扱用キャスクカーでは、アルゴンガス循環装置により内部のアルゴンガスを循環する。ナトリウム洗浄装置では、アルゴンガスを循環させることで、使用済燃料等を冷却しつつ、徐々に水蒸気を供給することで、ナトリウムを安定化した後、最終的に水を用いて使用済燃料等を洗浄する。燃料集合体缶詰装置では、使用済燃料等を缶詰缶に封入する。缶詰缶の内部には、水を充填する。

また、使用済燃料は、燃料交換機により、炉心から炉内燃料貯蔵ラックに移動され、60 日以上冷却される（ただし、照射燃料集合体について、その試験の目的に応じた適切な冷却期間を設定することは妨げない。）ものとする。

四 について

核燃料物質取扱設備は、使用済燃料からの放射線に対して、十分な厚さを有する遮蔽構造を設け、適切な遮蔽能力を確保するように設計する。

五 について

核燃料物質取扱設備は、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。

使用済燃料貯蔵設備において、使用済燃料等の輸送容器の取扱い等に使用するクレーン（キャスククレーン）（揚重物を含む。）については、貯蔵ラック等に落下することがないように設計する。水冷却池内の使用済燃料等の移送に使用する燃料移送機については、取扱中における使用済燃料等の落下を防止できる構造とする。また、駆動電源等の喪失に対してフェイルセーフの設計

とし、駆動電源等喪失時にあっても、使用済燃料等の保持状態を維持できるものとする。さらに、インターロックを設け、誤操作による使用済燃料等の落下を防止する。

2 について

一 について

イ 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。なお、使用済燃料貯蔵設備（第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備を除く。）は、常に、燃料集合体の最大挿入量（79 体）以上の燃料集合体を貯蔵することができる状態を維持するものとする。

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）

ロ 核燃料物質貯蔵設備は、燃料集合体等が臨界に達するおそれがない（実効増倍率は 0.95 以下）ように、適切な間隔を確保するように設計する。なお、原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備及び第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備にあつては、新燃料を貯蔵能力最大に収容した状態で万一当該設備が水で満たされるという厳しい状態を仮定しても、実効増倍率は 0.95 以下に保つことができる設計とする。

二 について

イ 使用済燃料貯蔵設備は、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ように設計する。水冷却池には、その水位を測定でき、かつ、その異常を検知できる設備を設けるものとし、適切な水深を確保できるものとする。

ロ 使用済燃料貯蔵設備は、貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないように設計する。水冷却浄化設備については、通常状態において、水温を 42℃以下に管理できるように設計する。

ハ 使用済燃料の被覆材が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止できるように設計する。炉心燃料集合体の被覆材にはステンレス鋼を使用する。

ニ 水冷却池には、その水位を測定でき、かつ、その異常を検知できる設備を設けるものとする。原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備、第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却池に設置した液位計により、液位の異常を検知するとともに、当該警報を中央制御室にて発することができるものとする。

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。

原子炉施設は、管理区域内の必要な場所に、放射線監視設備として、エリアモニタを有する。中央制御室には、放射線管理に必要なエリアモニタ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エリアモニタの指示又は記録を集中監視するための放射線監視盤を設け、新燃料及び使用済燃料を取り扱う場所における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。

また、核燃料物質取扱設備のうち、崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要があるものについて、崩壊熱を除去する機能の喪失は、通気する冷却ガスの流量低下により検知するものとする。

核燃料物質貯蔵設備のうち、使用済燃料を貯蔵する原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備、第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備にあつては、冠水を維持することで、貯蔵された使用済燃料等が崩壊熱により溶融することを防止することができるものとする。また、通常状態においては、水冷却浄化設備により、水温を 42℃以下に管理し、水冷却池に設置した温度計により、温度の異常を検知するとともに、当該警報を中央制御室にて発することができるものとする。

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

一及び二 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、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、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）、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並びに格納容器内の圧力及び温度等の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。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。ただし、中央制御室には、手動スクラムボタン及び手動アイソレーションボタンを設けており、運転員は、手動により、原子炉を緊急停止することができる。

三 について

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（中央制御室空調の再循環運転の適用）その他の適切に防護するための設備を設ける。

原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する安全施設に係る操作は、中央制御室において、集中して対応できるものとする。

通常運転時において、外気は、ルーバー、フィルタ、外気取入れファン及び空調器を經由し、中央制御室に導入される。設計基準事故時において、必要な場合には、プレフィルタ・HEPA フィルタ・チャコールフィルタを經由して、中央制御室に取り込む「低汚染モード」、及び閉回路を構築し、雰囲気空気を再循環する「高汚染モード」の中央制御室空調再循環運転を適用することで、換気設備の隔離を図る。中央制御室外で火災が発生した場合において、燃焼ガスが流入するおそれがある場合には、中央制御室空調再循環運転を適用し、換気設備を隔離することで、中央制御室の居住性を確保する。

また、設計基準事故が発生した場合において、従事者に過度な被ばくがないように、放射線業務従事者の線量限度を下回るように管理する。

四 について

中央制御室には、非常口を設け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、原子炉保護系（スクラム）を作動させることで、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（線形出力系指示値、原子炉出口冷却材温度及び原子炉入口冷却材温度）を監視するための中央制御室外原子炉停止盤を設ける。中央制御室外原子炉停止盤は、中央制御室に火災その他の異常な事態が生じた場合におけるアクセスルートを考慮し、中央制御室と隔離された場所に設置する。なお、外部電源が利用できない場合には、原子炉保護系が作動し、原子炉は停止されるものとする。

添付書類八の以下の項目参照
6. 計測制御系統施設

(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

原子炉施設の管理区域内の必要な場所には、放射線監視設備として、エリアモニタを設ける。エリアモニタは、ガンマ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタ及び空気汚染モニタから構成するものとし、設置する場所に応じて使い分けるものとする。格納容器にあっては、設計基準事故時等において、格納容器（床上）内のガンマ線量率を測定するための格納容器内高線量エリアモニタ、及び格納容器（床上）内の放射性ガス及び塵埃濃度を測定するための格納容器内空気汚染モニタを有する。

中央制御室の放射線監視盤には、放射線管理に必要なエリアモニタの指示計、記録計及び警報回路が設けられており、放射線管理に必要なエリアモニタ等の指示又は記録を集中監視できる。

また、原子炉施設には、主排気筒の排気筒モニタや大洗研究所で共用する屋外管理用モニタリングポスト14基を設ける。

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。

主排気筒の排気筒モニタの指示又は記録は、中央制御室に設置する放射線監視盤に、屋外管理用モニタリングポストの指示は、中央制御室の専用の表示器にそれぞれ表示する。運転員は、これらにより、主排気筒の排気筒モニタの指示又は記録及び屋外管理用モニタリングポストの指示を中央制御室で確認できる。また、屋外管理用モニタリングポストの指示は、設計基準事故時における迅速な情報伝達のため、大洗研究所緊急時対策所及び環境監視棟にも専用の表示器を設け表示する。

屋外管理用モニタリングポストのうち、設計基準事故時における迅速な対応のために使用する9基の伝送系については、それぞれ有線及び無線を設けることにより多様性を確保する。

2 について

屋外管理用モニタリングポストは、非常用発電機（可搬型を含む。）及び無停電電源装置により必要な電源を確保し、無停電電源装置については、非常用発電機（可搬型を含む。）から電力が供給さ

れるまでの一定時間（90 分）の給電ができるものとする。これらの電源が枯渇した場合は、サーベ
イメータによる測定で代替する。

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。

(1) 燃料体の損傷が想定される事故

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として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め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溶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。

(i) 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
- c. 1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

(ii) 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

(iii) 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
- c. 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

(iv) 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（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故
- b. 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損

の重畳事故

c. 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故

(v) 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. 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故

b. 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故

(vi) 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

(vii) 局所的燃料破損 (LF)

a. 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故

炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故が発生した場合に炉心損傷防止措置が有効であること、及び炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合に格納容器破損防止措置が有効であることを示すため、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラム（以下「計算コード」という。）を用いた解析等を踏まえて、措置の有効性を評価する。

有効性を評価するための評価項目の設定を以下に示す。

(i) 炉心損傷防止措置

炉心損傷防止措置に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

a. 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を基本とし、具体的な評価項目として以下を設定する。

① 燃料最高温度が熱設計基準値（2,650℃）以下であること。

② 被覆管最高温度（肉厚中心）が熱設計基準値（840℃）以下であること。

③ 冷却材最高温度が熱設計基準値（910℃）以下であること。

④ 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（1.0）以下であること。

⑤ 原子炉冷却材バウンダリの温度が制限温度（550℃）以下であること。

(ii) 格納容器破損防止措置

格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

a. 負の反応度フィードバックが卓越し、炉心の発熱と冷却とがバランスし静定する事象において、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。具体的な評価項目は、「炉心損傷防止措置の有効性を評価するための評価項目」で設定した評価項目を適用する。

b. 炉心の著しい損傷に至った場合において、放射性物質等（溶融炉心物質を含む。）（以下「損傷炉心物質」という。）を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。具体的な評価項目として以下を設定する。

① 原子炉容器内で分散し再配置した損傷炉心物質を安定に保持・冷却できること。

② 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。

- c. 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器（床上）に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
- ① 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。
 - ② 格納容器（床上）へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できること。
 - ③ 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
- d. b. が達成できない事象においては、原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等を安全容器内にて保持・冷却できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
- ① 安全容器内に流出した損傷炉心物質等を安定に保持・冷却できること。
 - ② 安全容器バウンダリの健全性が維持できること。
- e. 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでにナトリウムの蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になる場合には、主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の過圧を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
- ① 主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性が維持できること。
- f. 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに蒸発した冷却材（ナトリウム）が格納容器（床下）に流出する場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
- ① 格納容器（床下）に流出するナトリウムの熱的影響に対して、格納容器の健全性が維持できること。
 - ② 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。

想定した事象に対して、炉心損傷防止措置を講じ、その有効性を評価することにより、(i) 炉心損傷防止措置の評価項目を満足することを確認したことから、炉心の著しい損傷は防止される。また、格納容器破損防止措置を講じ、その有効性を評価することにより、(ii) 格納容器破損防止措置の評価項目を満足することを確認したことから、格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

(2) 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

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。

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故として、使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故及び使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故を選定し、可搬式ポンプ及びホースにより、水冷却池に水を供給すること並びに水冷却浄化設備サイフォンブレーカーにより、水冷却池からの水の漏えい量を抑制することを事故の拡大を防止するための措置とする。これらの事故にあっては、水冷却池の水位が基準（放射線の遮蔽及び使用済燃料頂部の冠水が維持される水位）となる値まで低下するのに十分な期間（約59日）があり、可搬式ポンプ及びホースにより、水冷却池に水を供給する措置（必要な期間：約2日）は有効である。また、これらの措置により、水冷却池の水位を基準以上に維持すること

で、使用済燃料等の臨界管理に係る寸法及び形状は保持される。さらに、仮に使用済燃料等が損傷した場合にあっても、水冷却池内の水により、環境への放射性物質の放出は低減される。

(3) 多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象

多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象として、多量の放射性物質等を放出する事故で想定した機能喪失の範囲を超えた事象の発生により、その拡大を防止するための措置が有効に機能しなかった事態を想定することとし、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、炉心損傷及び格納容器の破損並びに大規模なナトリウム火災に至る事象として考える。

大規模な自然災害にあつては、本原子炉施設の特徴を踏まえ、格納容器（床上）、格納容器（床下）及び主冷却機建物に内包する設備が損壊し、漏えいしたナトリウムによる大規模なナトリウム火災を想定する。大規模ナトリウム火災の想定に当たっては、相対的に安全余裕が小さい機器の損壊によるナトリウム漏えいを基本として想定する。格納容器（床下）は、機器の損壊に加え、窒素雰囲気による不活性化が維持されない場合を想定する。故意による大型航空機の衝突にあつては、油火災と大規模なナトリウム火災の重畳を想定し、大型航空機から漏えいした燃料油及び衝突を受けた建物に内包する設備が損壊し、漏えいしたナトリウムによる大規模な火災を想定する。

これらに対して、事故の状況（炉心損傷の防止が困難な状態及び地震により複数の設備が同時に損壊している状態を含む。）に応じて、大規模な火災の消火活動、炉心損傷の緩和対策、格納容器破損の緩和対策及び事業所外への放射性物質の放出抑制対策等を柔軟かつ適切に組み合わせて対策を講じることを基本方針とし、消火活動及び放射性物質の放出低減のために必要な手順書、体制及び資機材等を適切に整備する方針とする。

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 について

原子炉施設には、1次冷却材が循環する回路を構成する設備及びその附属設備から構成する一次冷却設備を設ける。一次冷却設備は、以下により構成する。

- ・1次冷却材が循環する原子炉容器、炉心構造物及び1次主冷却系
- ・原子炉冷却材バウンダリを構成する原子炉容器、1次主冷却系等
- ・原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する回転プラグ、1次アルゴンガス系
- ・ナトリウム予熱設備

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、オーバフローカラムを設ける。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。原子炉冷却材バウンダリを構成する原子炉容器及び1次主冷却系等は、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、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強度を有することを詳細設計における応力評価値が許容応力値を下回ること等により確認する。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。なお、原子炉冷却材バウンダリを構成する機器・配管系は、耐震重要度分類Sクラスの施設に該当する。

三 について

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、炉心燃料集合体のエントランスノズル部等において、複数のオリフィスを配置し、原子炉容器内部構造物の変形、破損、はく離等が生じた場合に、一つの流路が確保されない場合にあっても、他の流路により、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 について

原子炉冷却材バウンダリは、原子炉容器本体、1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系の容器・配管・ポンプ・弁の一部が該当する。

原子炉カバーガス等のバウンダリは、原子炉容器本体、1次アルゴンガス系、1次主冷却系、1次オーバフロー系及び1次ナトリウム充填・ドレン系の容器・配管・ポンプ・弁の一部並びに回転プラグが該当する。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ものとしており、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の材料には、高温強度及びナトリウムとの共存性に優れ、かつ、低温においても高い破壊じん性を有し、脆性的挙動を示すことのないオーステナイト系ステンレス鋼を用いる。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の熱的過渡変化を緩和する設計とし、プラント寿命中想定される回数の予想される運転状態において生じると考えられる熱荷重、地震荷重等の必要な組合せに対して、十分な強度を

有することを詳細設計における応力評価値が許容応力値を下回る事等により確認する。

二及び四 について

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するとともに、仕切板等により容積を制限することにより、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1次主冷却系による崩壊熱の除去に必要な高さ（原子炉容器通常ナトリウム液位-810mm）に保持できるものとする。さらに、当該二重構造の間隙には、容器及び配管の形状も考慮し、漏えいしたナトリウムが堆積する適切な位置に、単純な構造を用いた信頼性の高いナトリウム漏えい検出器を複数設けることで、原子炉冷却材バウンダリからの1次冷却材（ナトリウム）の漏えいを速やかに、かつ、確実に検出できるものとする。

五 について

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

一及び二 について

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（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）が設計値を超えないように設計する。

ここで、その他の残留熱は、原子炉の通常運転中に炉心、原子炉冷却系統施設等の構成材、1次冷却材及び2次冷却材に蓄積された熱であり、1次主冷却系及び2次主冷却系により、崩壊熱と併せて除去する。なお、通常運転時の1次冷却材温度は、原子炉出口で約456℃、原子炉入口で約350℃であり、2次冷却材温度は、主中間熱交換器出口で約440℃、主中間熱交換器入口で約320℃である。

燃料は、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、必要に応じて、原子炉トリップ信号の作動に伴う原子炉の自動停止等の措置を講じることにより、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度について、許容設計限界である熱設計基準値を超えることがないように設計されている。また、当該事象において、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれはなく、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次的損傷が生じることがないため、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は設計値を超えない。

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

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、原子炉施設において発生した熱は、最終ヒートシンクである大気に確実に伝達できるように設計する。

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次主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

一及び二 について

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）、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並びに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、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測定範囲を有するものとする。

三 について

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。当該パラメータには、「線形出力系核計装指示値（3チャンネル）」、「原子炉出口冷却材温度」、「原子炉入口冷却材温度」、「原子炉容器内液位」、「1次冷却材流量」、「格納容器内の圧力及び温度」が該当する。これらについては、通常運転時、設計基準事故時及び設計基準事故収束後の原子炉停止時の値並びに関連する原子炉保護系の作動設定値を包絡する十分な測定範囲を確保することで、十分な期間にわたり、設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずることができるものとする。

さらに、これらのパラメータは、中央制御室において監視できるものとしている。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しており、これらのパラメータを、設計基準事故時に想定される環境下において、十分な期間にわたり監視及び記録できる。

なお、「放射性物質の放出量の把握」、「周辺環境における放射線量率等の状況の把握」、「従事者の建屋立入りのための放射線量率の状況の把握」は、放射線管理施設である「排気筒モニタ」、「屋外管理用モニタリングポスト」及び「格納容器内高線量エリアモニタ」により達成される。「放射能障壁の健全性の把握」は、「格納容器内の圧力及び温度」の監視により達成される。これらの情報は、プラント内の温度、圧力等の情報とともに、事故状況の把握や事故処理操作に有益な情報となる。

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

一 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。制御棒及び制御棒駆動系と後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は相互に独立したものを設けるものとし、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、それぞれの想定される環境条件及び運転時の状態において、物理的・電氣的に分離し、偶発的故障や地震等の自然現象等による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設計とし、主炉停止系による原子炉停止が不能の場合でも、原子炉を停止するように設計する。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。

二及び三 について

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、各制御棒に使用する4式の独立した制御棒駆動系を設ける。制御棒(4本)の反応度値は

0.070 $\Delta k/k$ 以上とし、反応度値の最も大きな制御棒 1 本が固着した場合においても 0.015 $\Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕を確保できるよう設計することから、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（ここでは、100℃の体系）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（ここでは、350℃の体系）。後備炉停止制御棒の反応度制御能力は 0.014 $\Delta k/k$ 以上とし、350℃の体系において 0.008 $\Delta k/k$ 以上の反応度停止余裕を確保できるよう設計することから、通常運転時の高温状態において、原子炉を未臨界に移行することができる。また、各後備炉停止制御棒に使用する 2 式の独立した後備炉停止制御棒駆動系を設ける。原子炉保護系と後備炉停止系用論理回路は、独立した盤に設置することで、独立性を確保した設計とする。

なお、原子炉保護系が作動した場合には、制御棒及び後備炉停止制御棒を切り離すものとするが、設計基準事故等の評価においては制御棒の挿入のみを考慮する。

スクラム時挿入時間（制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値 90%挿入までの時間）は、0.8s 以下とする。

2 について

制御棒の最大反応度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」、「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」及び「添付書類 10 3. 設計基準事故 3.3 燃料スランピング事故」に示すように、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、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つて、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

1 について

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。アニュラス部排気設備は、通常運転時において、アニュラス部を負圧状態に維持するためのものである。また、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(アニュラス部常用排気フィルタ)を経由し、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経由して、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、格納容器内に粒子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。

2 について

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。

格納容器耐圧部の材料には、設計圧力、設計温度及び荷重条件等の使用条件に対して、十分な強度を有し、かつ、溶接性の優れた炭素鋼を使用する。最低使用温度を考慮した衝撃試験により、使用材料が十分な破壊じん性を有することを確認し、所定の漏えい率を超えることがないものとする。

3 について

格納容器を貫通する配管には、格納容器に接近した位置に隔離弁を設ける。ただし、原子炉運転中に格納容器の内側及び外側において、閉回路を形成している2次主冷却系及び2次補助冷却系の配管については、事故の収束に必要な系統の配管であって、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であるため、隔離弁を設けない。隔離弁は、原子炉保護系（アイソレーション）の作動信号により、自動的に閉止されるものとする（通常運転時において、事前に「閉」とするものを除く。）。また、中央制御室において、遠隔手動操作により、その閉止操作だけでなく、必要な場合には、隔離を解除することができるものとする。隔離弁は、非常用電源設備から電力を供給し、単一故障によっても隔離機能を喪失することがないものとする。また、閉止後に駆動動力源が喪失した場合であっても、隔離機能を喪失しないものとする。原子炉運転中に格納容器の内側及び外側において開口している配管については、格納容器の内側に1個及び外側に1個の隔離弁を設ける。原子炉運転中に格納容器の内側又は外側において閉口している配管については、それぞれ格納容器の内側又は外側に1個の隔離弁を設ける。原子炉運転中に格納容器の内側及び外側において、閉回路を形成している配管については、隔離弁を設けないことができる。逆止弁を用いる場合は、原子炉格納容器の壁を貫通する配管に、原子炉格納容器内外いずれかの位置で破損が生じ、その逆止弁に対する逆圧がすべて喪失した条件においても、必要な隔離機能が重力等によって維持されるものとする。

4 について

通常運転時において、アニュラス部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の排風機は、非常用ディーゼル電源系に接続するものとする。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経由し、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経由して、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、格納容器内に粒子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。アニュラス部排気設備の排風機及び非常用ガス処理装置は、単一故障を仮定しても、その安全機能が達成できるように、2基設けるものとする。

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
- (4) Specific Safety Requirements (No.SSR-3) “Safety of Research Reactors ” (IAEA September 2016)
- (5) 広域的な火山防災対策に係る検討会（第3回）資料2 内閣府
- (6) 「シラスコンクリートの特徴とその実用化の現状」武若耕司, コンクリート工学, Vol. 42, 2004
- (7) 「新編火山灰アトラス [日本列島とその周辺] 第2刷」町田洋ほか, 東京大学出版会, 2011
- (8) 「理科年表 (2017)」国立天文台編
- (9) 「火山環境における金属材料の腐食」出雲茂人, 末吉秀一他, 防食技術 Vol. 39, 1990

【取扱注意】
(原子力機構 大洗研究所)
本書は、核物質防護情報が含まれています。
当機構の同意なく本書の全部又は一部を複写
及び第三者に開示することを禁止します。

2. プラント配置並びに建物・構築物の概要

2.1 全体配置

大洗研究所（南地区）の敷地の面積は、約 160 万 m^2 であり、大洗研究所（北地区）と共用している。当該敷地の東西の幅は約 1.2km、南北の幅は約 1.9km である。原子炉の炉心の中心から敷地境界までの最短距離は東方向に約 180m である。大洗研究所（南地区）敷地内には、原子炉の炉心の中心より南方向約 640m の位置に重水臨界実験装置がある。なお、西方向約 620m の位置及び約 640m の位置には、それぞれ大洗研究所（北地区）の JMTR 原子炉施設及び HTTR 原子炉施設がある。また、北方向約 700m の位置に北門、南方向約 900m の位置に南門がある。原子炉施設の位置を第 2.1 図に示す。

原子炉施設の全体配置図を第 2.2 図に示す。原子炉施設は、主要な建物として、原子炉建物及び原子炉附属建物、主冷却機建物、第一使用済燃料貯蔵建物、第二使用済燃料貯蔵建物、廃棄物処理建物、旧廃棄物処理建物、メンテナンス建物を有する。

原子炉建物及び原子炉附属建物は、ほぼ正方形の平面形状を有し、そのほぼ中心に格納容器が配置される。また、原子炉建物及び原子炉附属建物の北側に接して、主排気筒を設ける。

原子炉建物及び原子炉附属建物の南側には、主冷却機建物を配置する。さらに、主冷却機建物の南側には、第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物を配置する。

原子炉建物及び原子炉附属建物の北側には、旧廃棄物処理建物及び廃棄物処理建物を配置する。なお、原子炉建物及び原子炉附属建物の北西方向には照射燃料集合体試験施設が、北東方向には照射装置組立検査施設が位置する。

原子炉建物及び原子炉附属建物の西側には、メンテナンス建物を配置する。また、大洗研究所（南地区）南受電所から商用電源（外部電源）を受電する設備は、主冷却機建物の南東方向に設ける。

原子炉施設の建物周辺には、道路を設け、各建物の出入口等において分岐するものとする。なお、安全施設を含む区域は、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、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。また、原子炉施設に不正に爆発性又は可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する。

原子炉施設の建物内には安全避難通路を設けるとともに、安全避難通路には、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避難用の照明の一部については、バッテリー内蔵型とするか、又は非常用ディーゼル電源系若しく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、中央制御室にあって

は常設照明の一部について、非常用ディーゼル電源系より給電できるものとするとともに、バッテリー内蔵型の可搬型照明を配備する。

2.2 主要な建物及び構築物

2.2.1 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る。屋根については、周囲部（原子炉附属建物）は陸屋根、中央部の格納容器については、半球形の頭部（ドーム部）が露出した構造を有する。原子炉建物及び原子炉附属建物断面図を第 2.3 図に示す。また、原子炉建物及び原子炉附属建物平面図を第 2.4 図～第 2.9 図に示す。

原子炉建物は、運転床面を 1 階とし、地下中 1 階、地下 1 階、地下中 2 階及び地下 2 階の地下階を有する。運転床面のレベルは、概ねグラウンドレベルである。また、格納容器は、所員用及び非常用のエアロック並びに機器搬入口を設置するとともに、旋回式天井クレーン等を設ける。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）を空気雰囲気に、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、空気雰囲気にできるものとする）。格納容器（床下）には、原子炉容器及び 1 次冷却材を保有する施設等を設置する。

原子炉附属建物は、地上 2 階（1 階及び 2 階）・地下 2 階（地下中 1 階、地下 1 階、地下中 2 階及び地下 2 階）で構成する。中央制御室は、原子炉附属建物 2 階に配置する。また、原子炉附属建物には、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池や新燃料検査貯蔵設備、及び蓄電池等を設ける。また、原子炉附属建物は、地上 1 階で構成される放射線管理室を有する。放射線管理室は、原子炉建物及び原子炉附属建物の管理区域の出入口として用いられる建物であり、当該室には、放射線管理関係設備及び更衣室等を設ける。

2.2.2 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。屋根については、陸屋根構造を有する。主冷却機建物の平面図及び断面図を第 2.10 図及び第 2.11 図に示す。主冷却機建物には、2 次冷却材を保有する施設やディーゼル発電機等を設ける。

2.2.3 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。屋根については、陸屋根構造を有する。第一使用済燃料貯蔵建物の平面

図及び断面図を第 2.12 図及び第 2.13 図に示す。第一使用済燃料貯蔵建物には、第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池や新燃料貯蔵設備等を設ける。

2.2.4 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。屋根については、陸屋根構造を有する。第二使用済燃料貯蔵建物の平面図及び断面図を第 2.14 図及び第 2.15 図に示す。第二使用済燃料貯蔵建物には、第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池等を設ける。

2.2.5 廃棄物処理建物

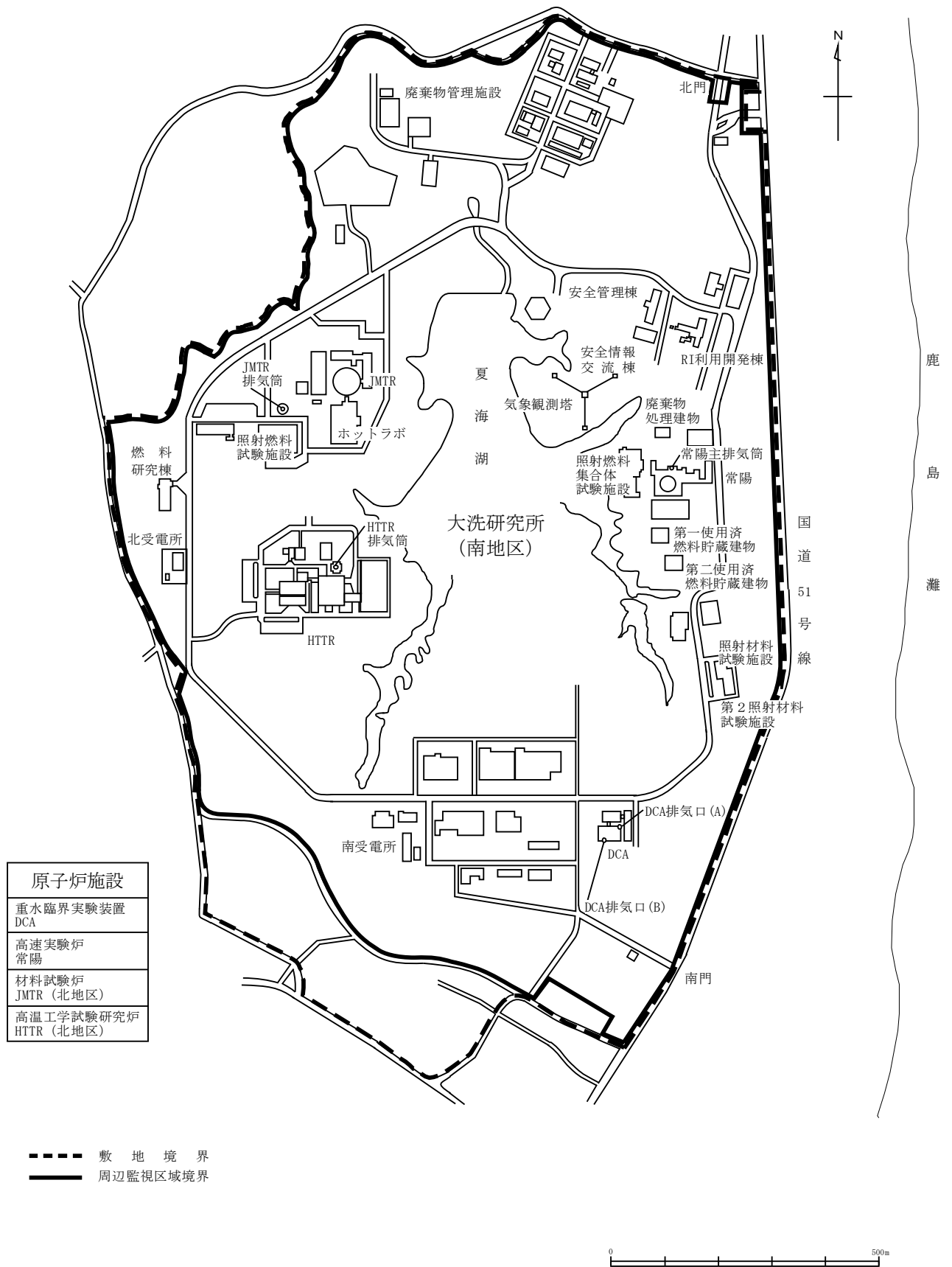
廃棄物処理建物は、約 21m×約 21m のほぼ正方形の平面形状を有する鉄筋コンクリート造の建物であり、地上 2 階・地下 3 階で構成される（地上部の高さ：約 16m・地下部の高さ：約 15m）。廃棄物処理建物には、液体廃棄物処理設備、固体廃棄物 A 貯蔵設備及び固体廃棄物 B 貯蔵設備等を設ける。

2.2.6 旧廃棄物処理建物

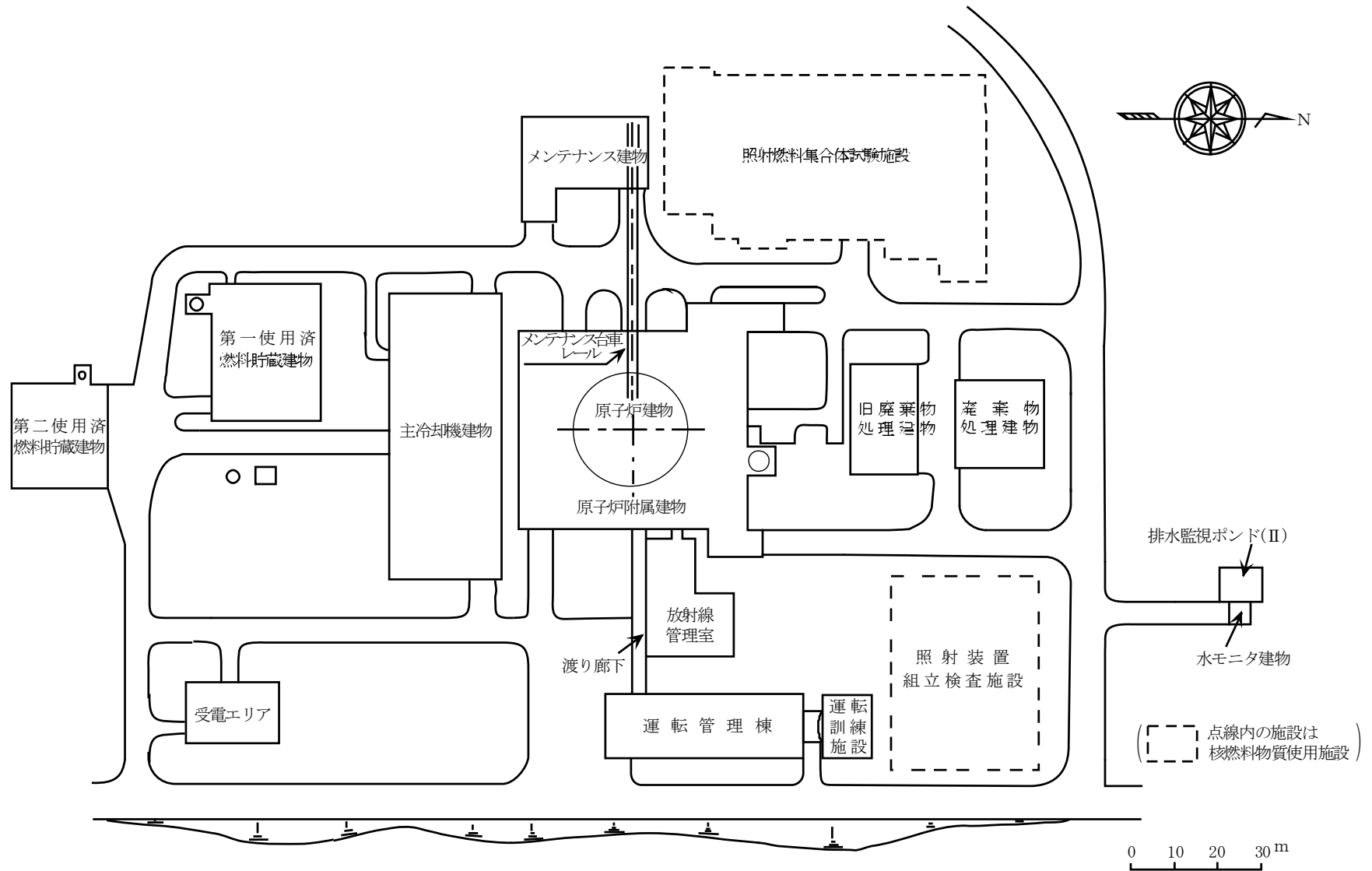
旧廃棄物処理建物は、約 25m×約 22m の矩形の平面形状を有する鉄筋コンクリート造の建物であり、地上 1 階・地下 2 階で構成される（地上部の高さ：約 6m・地下部の高さ：約 5m）。旧廃棄物処理建物廃棄物処理設備等は、廃止することが計画されている。

2.2.7 メンテナンス建物

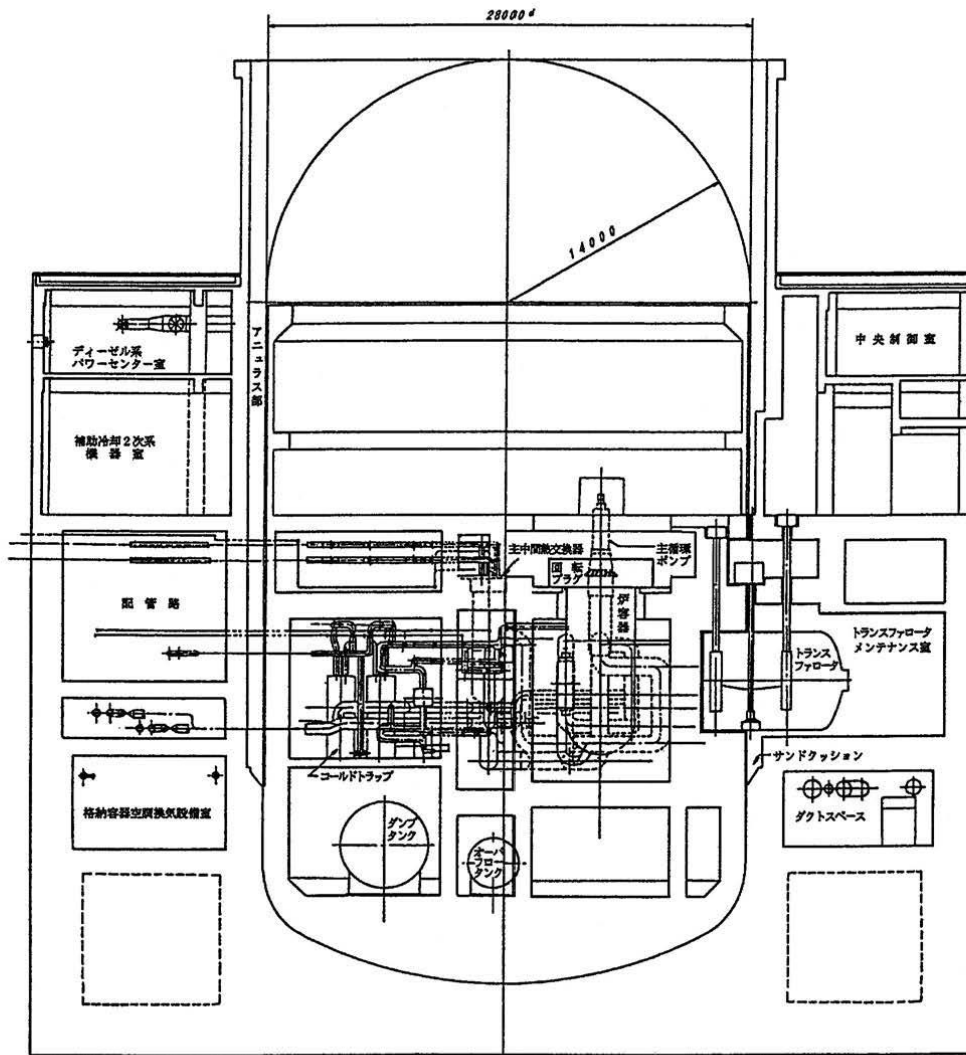
メンテナンス建物は、地上 1 階・地下 2 階で構成される。メンテナンス建物は、機器等のナトリウム洗浄（脱ナトリウム処理）、分解、保守及び一時貯蔵、また、保守作業及び改造工事に伴って発生する固体廃棄物のナトリウム洗浄、解体、貯蔵を行うための建物である。メンテナンス建物には、固体廃棄物貯蔵設備等を設ける。



第 2.1 図 原子炉施設の位置



第 2.2 図 原子炉施設全体配置図



第 2.3 図 原子炉建物及び原子炉附属建物断面図



第 2.4 図 原子炉建物及び原子炉附属建物平面図（2 階）



第 2.5 図 原子炉建物及び原子炉附属建物平面図（1 階）



第 2.6 図 原子炉建物及び原子炉附属建物地下平面図（中 1 階）



第 2.7 図 原子炉建物及び原子炉附属建物平面図（地下 1 階）



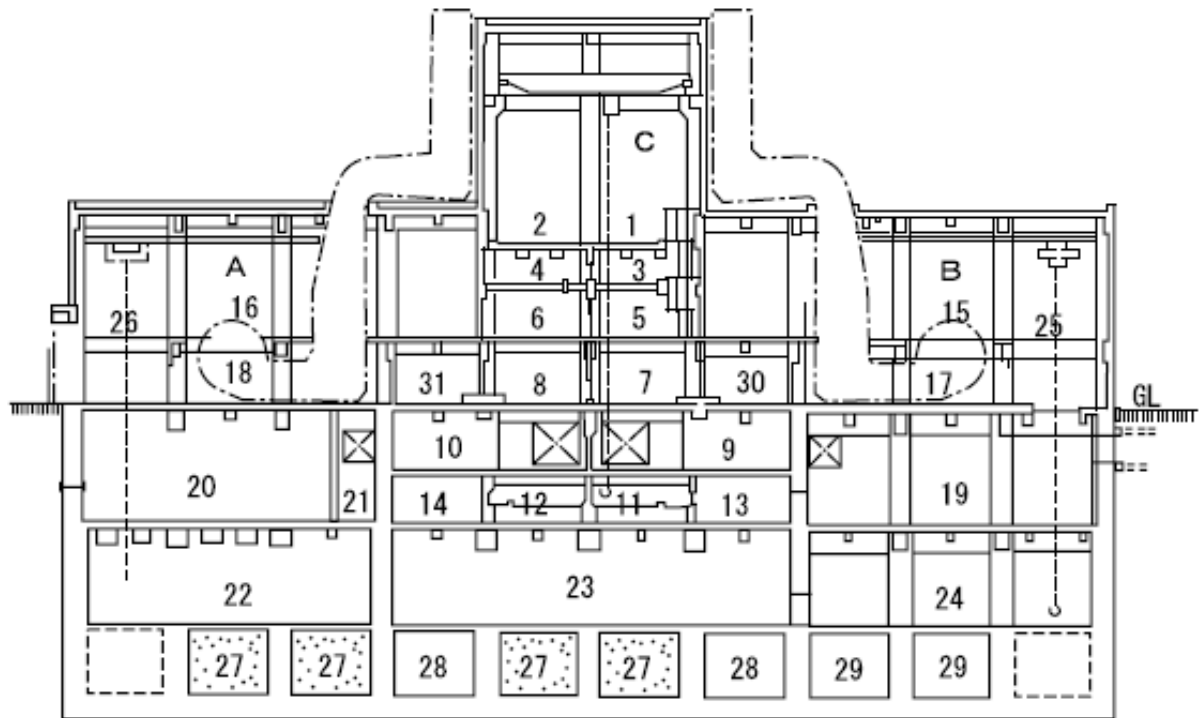
第 2.8 図 原子炉建物及び原子炉附属建物平面図（地下中 2 階）



第 2.9 図 原子炉建物及び原子炉附属建物平面図（地下 2 階）



第 2.10 図 主冷却機建物平面図（1 階）



- | | |
|-------------------|----------------------|
| 1 主循環ポンプ室A | 17 主冷却機室A |
| 2 主循環ポンプ室B | 18 主冷却機室B |
| 3 オーバフロータンク室A | 19 一般系電源盤室 |
| 4 オーバフロータンク室B | 20 油タンク室廊下 |
| 5 2次系コールドトラップエリアA | 21 ケーブル室 |
| 6 2次系コールドトラップエリアB | 22 ディーゼル発電機室No.2 |
| 7 2次系配管室A | 23 廊下 |
| 8 2次系配管室B | 24 空調換気室 |
| 9 2次系配管室A | 25 風洞室A |
| 10 2次系配管室B | 26 風洞室B |
| 11 ナトリウム溜室A | 27 砂充填 |
| 12 ナトリウム溜室B | 28 排水ポンド |
| 13 ナトリウム点検室 | 29 補機冷却槽 |
| 14 ナトリウム点検室 | 30 前室No.1 |
| 15 主冷却機上部室A | 31 前室No.2 |
| 16 主冷却機上部室B | |
| | A 30t吊 懸垂型 走行クラブトロリー |
| | B 30t吊 懸垂型 走行ホイスト |
| | C 15t吊 及び2t吊 走行クレーン |

第 2.11 図 主冷却機建物断面図



第 2.12 図 第一使用済燃料貯蔵建物平面図（1 階）



第 2.13 図 第一使用済燃料貯蔵建物断面図



第 2.14 図 第二使用済燃料貯蔵建物平面図（1 階）



第 2.15 図 第二使用済燃料貯蔵建物断面図

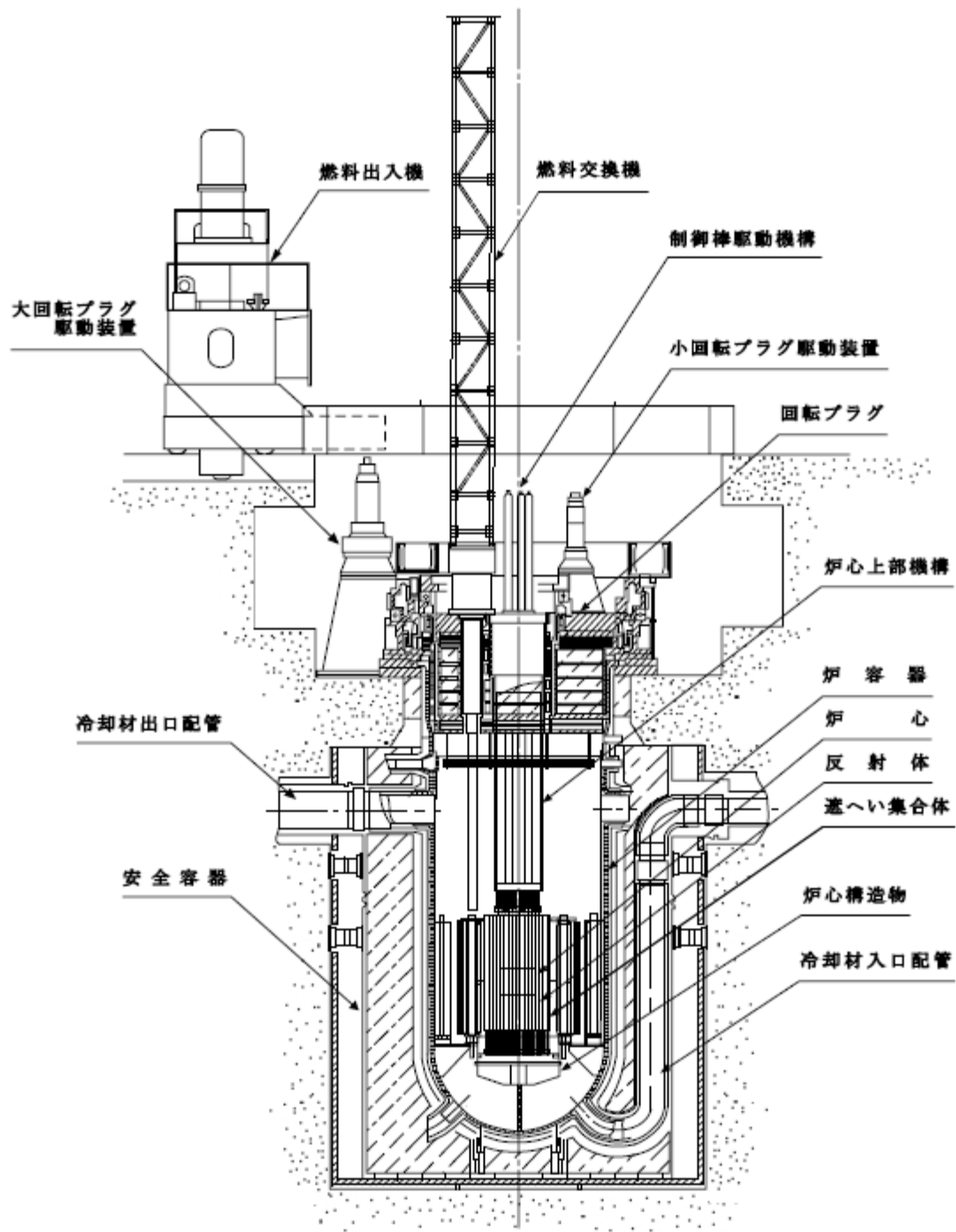
添付 添-8

添付7-3

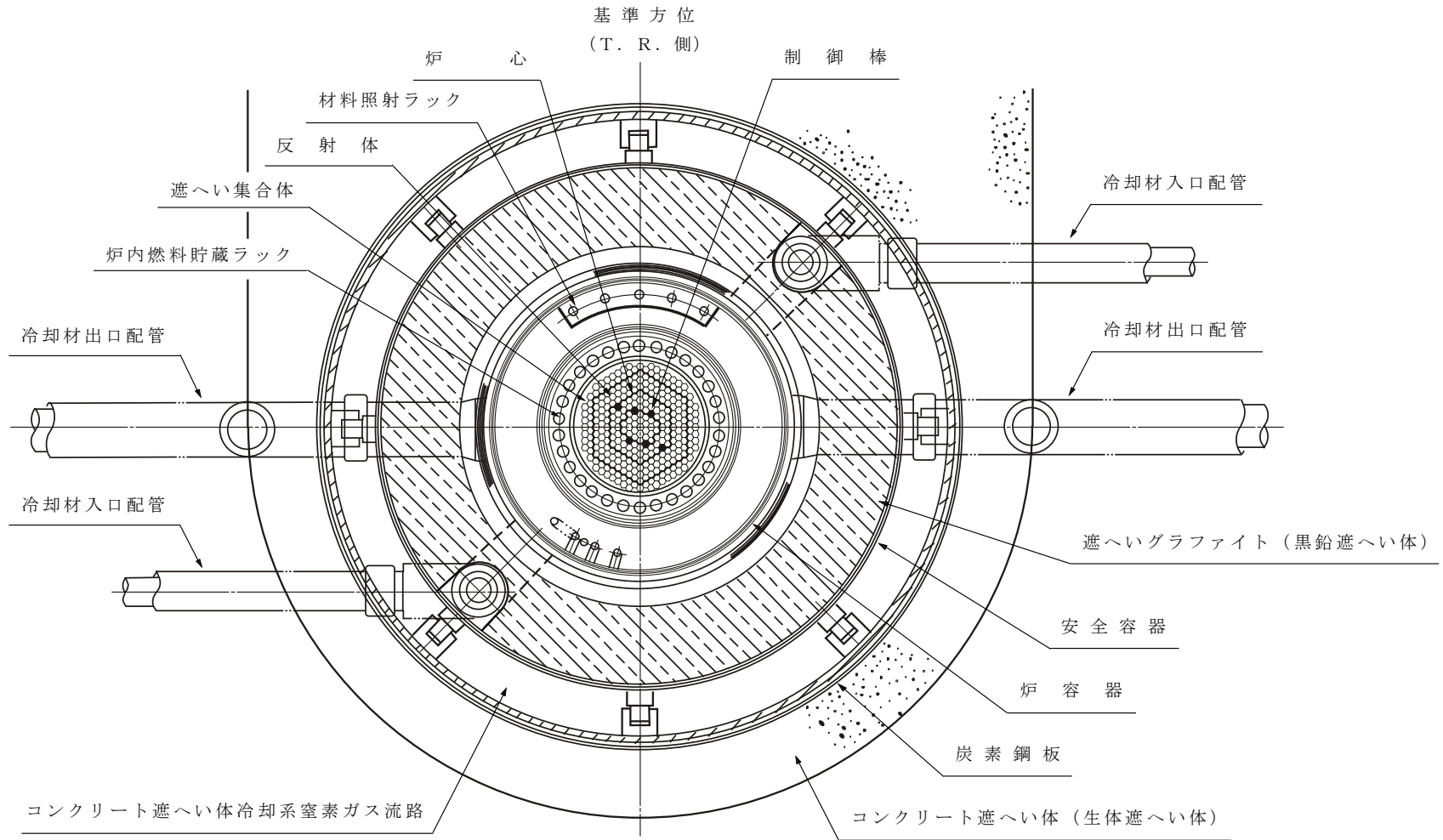
3. 原子炉本体

3.1 概要

原子炉本体は、燃料集合体、反射体、遮へい集合体、制御棒、後備炉停止制御棒、炉心構造物及び原子炉容器等から構成する。原子炉容器の上部には回転プラグを、原子炉容器の外側には遮へいグラファイト及び生体遮へい体を放射線遮蔽体として設ける。原子炉垂直断面図及び原子炉水平断面図を第3.1.1図及び第3.1.2図に示す。



第 3. 1. 1 図 原子炉垂直断面図



第 3.1.2 図 原子炉水平断面図

3.2 炉心

炉心は、MK-I 炉心からMK-II 炉心へ変更された後、更に変更を加え、熱出力を 140MW としたMK-III 炉心に変更された。本申請書では、更に変更を加え、熱出力を 100MW としたMK-IV 炉心を対象とする。MK-IV 炉心の構造等を以下に示す。

(1) 構造

炉心は、六角形の燃料集合体及び反射体等を、第 3.2.1 図に示すように、蜂の巣状に配列した構造で、内側燃料領域、外側燃料領域、軸方向反射体領域、半径方向反射体領域、半径方向遮へい集合体領域及び熱遮へいペレット領域から構成し、全体をほぼ円柱形状とする。

炉心燃料集合体は、内側燃料集合体及び外側燃料集合体から構成する。内側燃料領域は、炉心第 0 列から炉心第 2 列に装荷される内側燃料集合体から構成する。外側燃料領域は、炉心第 3 列から炉心第 5 列に装荷される外側燃料集合体から構成する。また、内側燃料領域及び外側燃料領域の上下に熱遮へいペレット領域及び軸方向反射体領域を配置する。炉心燃料集合体の装荷個数は、照射燃料集合体及び照射用実験装置の核分裂性物質質量の変化、装荷位置及び個数の変化等に対して、必要な反応度を維持するように調整される。

また、炉心第 3 列には、制御棒 4 本が、炉心第 5 列には後備炉停止制御棒 2 本が配置される。制御棒及び後備炉停止制御棒の位置を第 3.2.1 図に示す。なお、制御棒は、通常運転時において、ほぼ等しい引き抜き位置にあるように、後備炉停止制御棒は、全引き抜き位置にあるように操作される。

半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域は、燃料集合体装荷位置の外周 3 層及び最外周 2 層に配置される反射体及び遮へい集合体から構成する。

反射体は、炉心燃料集合体の周囲に配置され、半径方向反射体領域を構成し、炉心から漏えいする中性子を散乱反射し、炉心内の中性子束分布を平坦化するとともに、透過中性子量を低減する遮蔽体としての役割を有する。反射体は、炉心第 5 列から炉心第 6 列に装荷される内側反射体、炉心第 6 列から炉心第 8 列に装荷される外側反射体 (A)、及び原子力材料の照射を目的として装荷される材料照射用反射体から構成する。

遮へい集合体は、反射体の外側に配置され、炉心から漏えいする中性子を吸収し、透過中性子量を低減する遮蔽体としての役割を有する。遮へい集合体は、炉心第 9 列から炉心第 10 列に装荷される。

炉心第 7 列には、中性子源 1 体が配置され、原子炉の起動時に、炉心に中性子を供給する役割を有する。

また、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、それらの装荷により炉心の核熱特性に過大な影響を与えないように、装荷位置及び装荷個数を決定する。なお、照射燃料集合体は燃料集合体装荷位置に、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、試験の目的に応じて、燃料集合体装荷位置、反射体装荷位置及び遮へい集合体装荷位置に配置される。

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、出力振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、又は出力振動を制御し得るように設計する。また、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。炉心の主要寸法を以下に示す。

炉心燃料領域高さ 約 50cm
炉心燃料領域等価直径（最大） 約 78cm
軸方向反射体領域等価厚さ 上部 約 30cm
下部 約 38cm
半径方向反射体領域等価厚さ（最小） 約 24cm
半径方向遮へい集合体領域等価厚さ 約 13cm
炉心構成要素ピッチ 約 81.5mm

(2) 燃料集合体の最大挿入量

燃料集合体の最大個数、炉心燃料領域核分裂性物質質量（最大）及び熱遮へいペレット領域核分裂性物質質量（最大）を以下に示す。なお、照射燃料集合体は、炉心燃料領域に装荷するものとする。燃料集合体の種類毎の最大個数を第 3.2.1 表に示す。

燃料集合体の最大個数 79 体
炉心燃料集合体の最大個数 79 体
照射燃料集合体の最大個数 4 体
炉心燃料領域核分裂性物質質量（最大）
 $^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$ 約 150kg
 ^{235}U 約 100kg
熱遮へいペレット領域核分裂性物質質量（最大）
天然ウラン 約 1kg
劣化ウラン 約 50kg

照射燃料集合体の 1 体当たりの核分裂性物質質量は、炉心燃料集合体のそれを超えないものとする。また、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。なお、照射用実験装置を半径方向反射体領域、半径方向遮へい集合体領域に装荷した場合にあっては、炉心燃料領域及び熱遮へいペレット領域の核分裂性物質質量に、半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域の核分裂性物質質量を加えても、核分裂性物質の全挿入量を超えないものとする。

また、材料照射用反射体は、炉心燃料領域又は反射体領域に装荷され、原子力材料（ステンレス鋼又は制御棒用材料等）の照射試験に用いられる。炉心燃料領域に装荷する材料照射用反射体は最大 1 体とする。ラッパ管内には、原子力材料の照射用試験片が収納される。

なお、炉心燃料領域に計測線付実験装置を装荷する場合は、材料照射用反射体との合計を最大 1 体とする。制御棒用材料を照射する材料照射用反射体の装荷は反射体領域に限る。反射体領域に装荷する材料照射用反射体及び照射用実験装置（本体設備）は、炉心の 6 方向の各領域で最大 1 体までとする。また、反射体領域に装荷する照射用実験装置（本体設備）の周囲に設置する照射用実験装置（スペクトル調整設備）は最大 6 体とする。

なお、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、制御棒及び後備炉停止制御棒の隣接位置に装荷しないものとする。

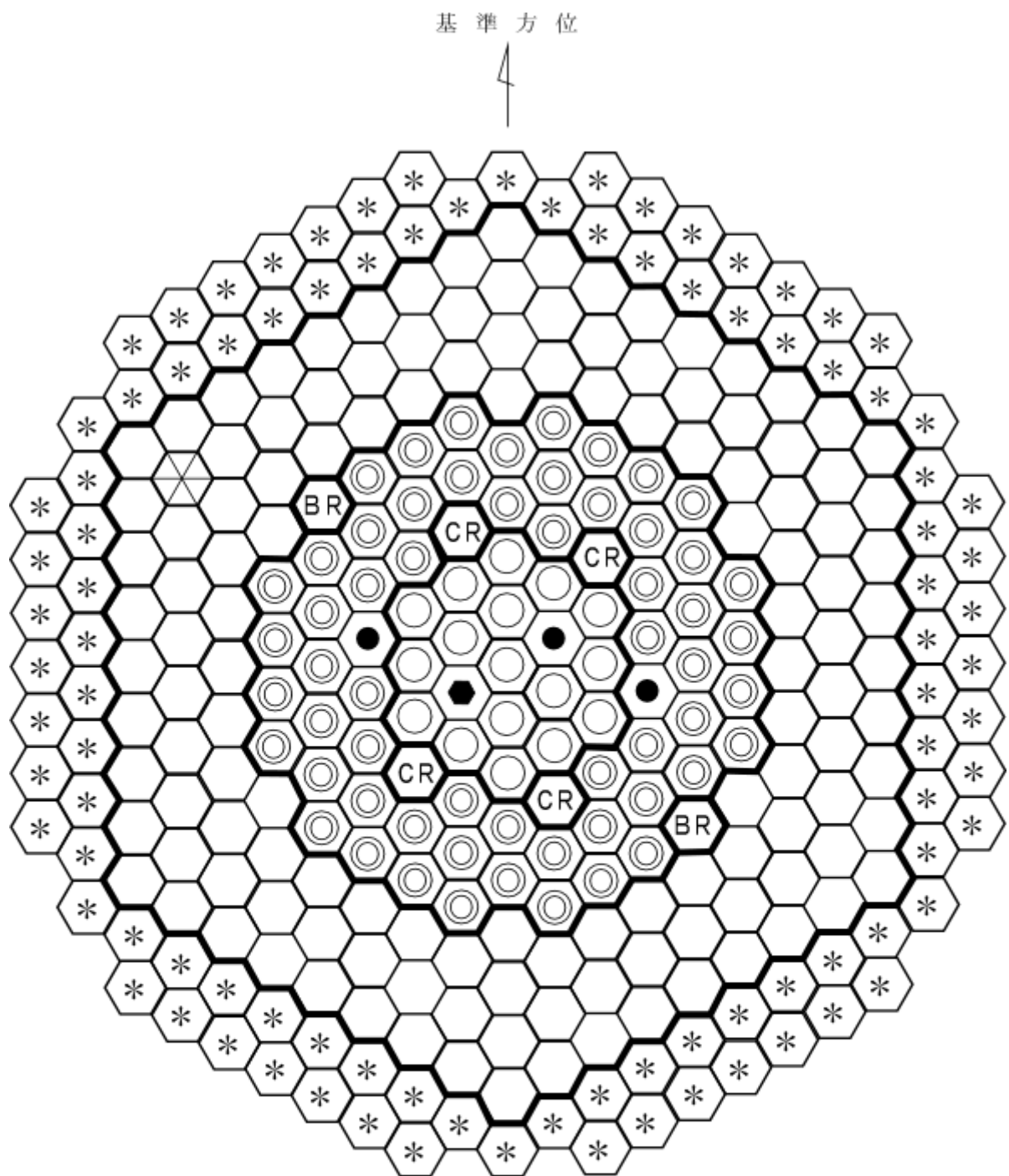
照射燃料集合体及び炉心燃料領域に装荷する材料照射用反射体の装荷範囲を第 3.2.2 図に示す。

反射体領域に装荷する材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷範囲を第 3.2.3 図に示す。

第3.2.1表 燃料集合体の種類毎の最大個数

燃料集合体	最大個数	備考
炉心燃料集合体	79体	
内側燃料集合体	19体	
外側燃料集合体	60体	
照射燃料集合体	4体	照射用実験装置を炉心燃料領域に装荷する場合にあっては、照射用実験装置との合計
A型照射燃料集合体	4体	
試験用要素装填時	2体	
B型照射燃料集合体	4体	
先行試験用要素または基礎試験用要素装填時を除く 試験用要素装填時	1体	D型照射燃料集合体の試験用要素装填時との合計
C型照射燃料集合体	4体	
D型照射燃料集合体	4体	
試験用要素装填時	1体	B型照射燃料集合体の先行試験用要素または基礎試験用要素装填時を除く場合との合計

※ 試験用要素は、照射燃料集合体の燃料要素のうち、Ⅲ型特殊燃料要素、Ⅳ型特殊燃料要素、A型用炉心燃料要素及び限界照射試験用補助要素を除く燃料要素である。

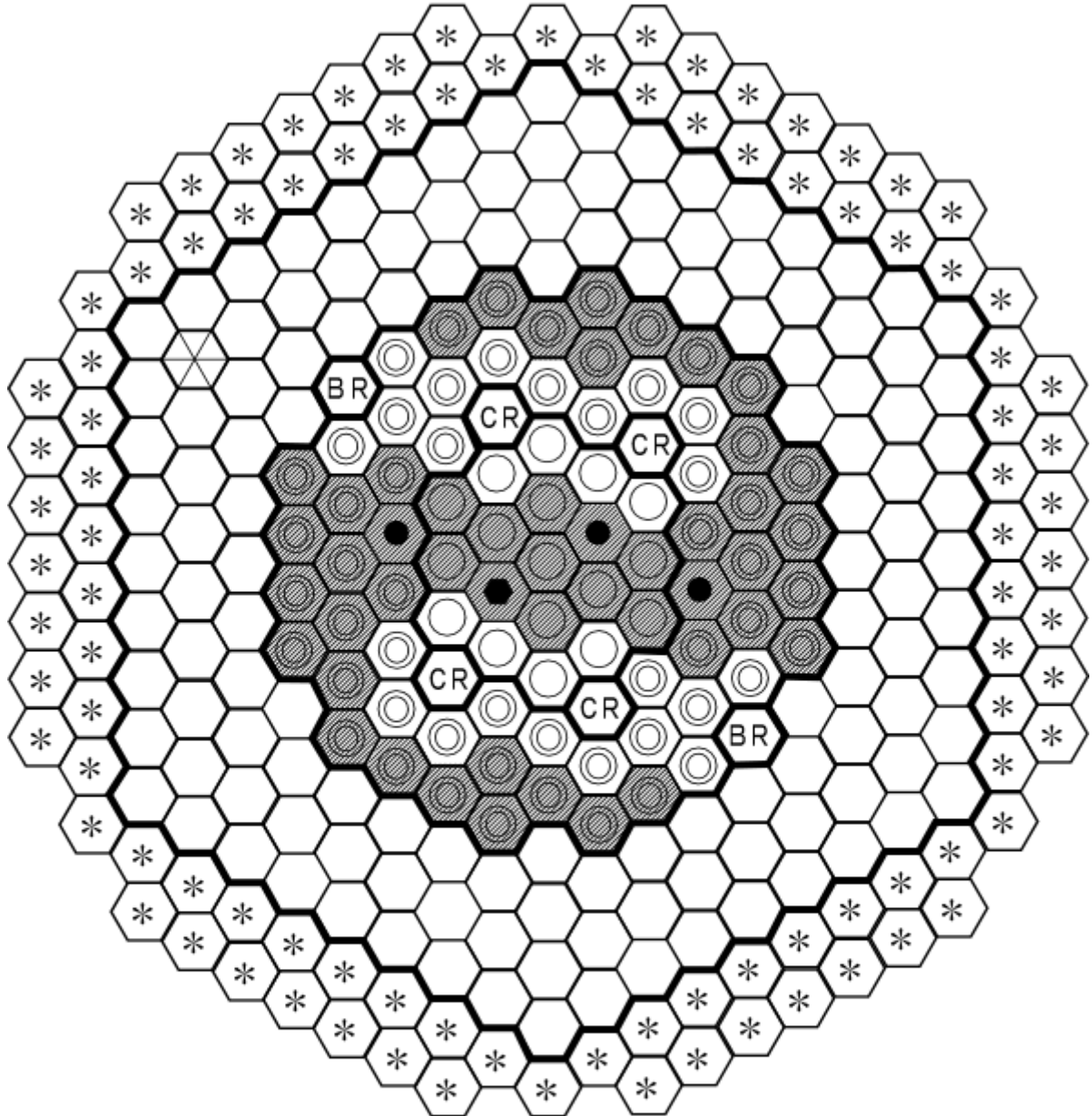


第 3.2.1 図 標準平衡炉心構成図

基準方位



照射燃料集合体及び材料
照射用反射体（炉心燃料
領域）の装荷範囲

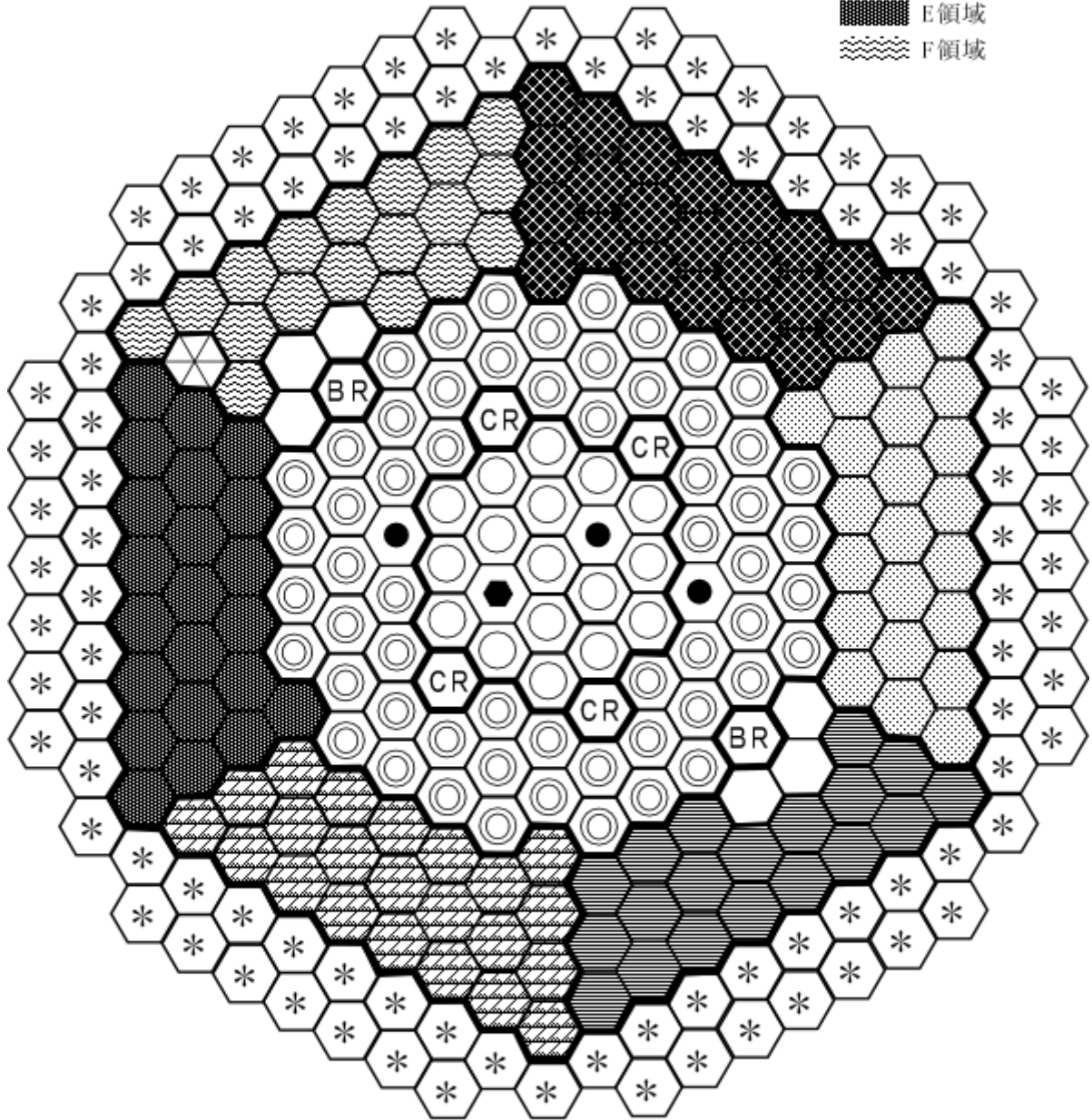


第 3. 2. 2 図 照射燃料集合体及び材料照射用反射体（炉心燃料領域）の装荷範囲

反射体領域の材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷範囲及び領域区分

基準方位

- A領域
- B領域
- C領域
- D領域
- E領域
- F領域



- | | | |
|---------|-------------|------------|
| 内側燃料集合体 | BR 後備炉停止制御棒 | * 遮へい集合体 |
| 外側燃料集合体 | 中性子源 | ● 照射燃料集合体 |
| CR 制御棒 | 反射体 | ● 材料照射用反射体 |

第 3. 2. 3 図 反射体領域の材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷範囲

3.3 炉心構成

「常陽」は、高速炉開発に係る燃料や材料の照射試験を運転目的の一つとしており、炉心は、炉心燃料集合体だけでなく、照射試料を有する照射燃料集合体等を含む。また、照射燃料集合体等は、試験目的に応じて装荷位置を変更する。

炉心構成は、運転サイクルにより変動する。一方、設置変更許可段階の炉心設計に当たっては、運転上の制限又は条件の範囲を定めるため、設計用の代表的な炉心構成の設定を必要とする。設置変更許可段階における炉心の設計にあたっては、燃料交換による反応度変化及び取り出した炉心燃料集合体の平均燃焼度がほぼ平衡に達した炉心（以下「標準平衡炉心」という。）を設定する（炉心構成：第3.2.1図参照）。

標準平衡炉心は、運転上の制限又は条件の範囲を定めるため、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷パターンが異なる他の炉心の核熱特性を代表するものとして選定したものであり、C型照射燃料集合体1体を炉心第3列に、B型照射燃料集合体2体をそれぞれ1体ずつ炉心第1列と炉心第3列に、材料照射用反射体1体を炉心第1列に装荷したものである。標準平衡炉心の構成要素の内訳を第3.3.1表に示す。

炉心燃料集合体の交換計画は、炉心燃料集合体について、一様かつ高い燃焼度が得られるように、また、出力分布の変動が小さくなるように策定する。原子炉の運転サイクルは、約60日間の定格出力運転期間及び約19日間の休止期間（出力上昇及び出力降下期間を含む。）を合計した約2.5ヶ月／サイクルを標準とし、出力分布に応じて5～9バッチの分散方式で、炉心燃料集合体を交換する。1サイクルあたりに取り出す炉心燃料集合体の個数は、平均約10体となる。また、取り出した炉心燃料集合体の燃焼度は、燃料集合体最高燃焼度を80,000MWd/t、燃料要素最高燃焼度を90,000MWd/tとし、平均で約60,000MWd/tとなる。なお、標準平衡炉心は、設置変更許可段階の設計用炉心構成であり、全て新燃料の状態を仮想し、平衡に至るまで炉心燃料集合体を交換したものである。

実炉心におけるMK-IV炉心への移行は、燃料仕様がMK-III炉心と同じであり、継続使用することを踏まえ、一部内側燃料集合体の脱荷、一部外側燃料集合体の内側反射体への交換等により達成する。すでに燃焼が進んでいることから、MK-IV炉心は、平衡炉心組成に近い状態から開始することとなる。

設置変更許可段階の炉心設計にあつては、標準平衡炉心を用いて、以下の運転上の制限又は条件の範囲を定める。

- ・ 過剰反応度
- ・ 反応度制御能力（主炉停止系）／反応度停止余裕（主炉停止系）
- ・ 最大反応度添加率（主炉停止系）
- ・ 反応度制御能力（後備炉停止系）／反応度停止余裕（後備炉停止系）
- ・ 反応度係数（ドップラ係数、燃料温度係数、構造材温度係数、冷却材温度係数、炉心支持板温度係数、ナトリウムボイド係数）

これらの運転上の制限又は条件は、不確かさ・余裕を考慮して評価した核特性範囲の上限値又は下限値等を使用するものとし、設置変更許可段階では、当該上下限値を保守的に組み合わせた条件で安全評価を実施し、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時においても、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（熱設計基準値）を超えないことを確認することで、炉心構成が運転サイクルで変動する場合にあっても、以下に示す後段規制において、運転上の制限又は条件の範囲内にあることを確認することで、炉心の安全性を担保することができるものとしている。

照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 27 条に基づく設計及び工事の計画において、照射試験の目的に応じた装荷位置を決定し、その装荷パターンに応じた原子炉施設の炉心構成における燃料集合体の装荷個数、過剰反応度、反応度制御能力、反応度添加率及び反応度停止余裕を運転上の制限又は条件の範囲内になるように設計する。

当該照射燃料集合体等の装荷による核熱特性への影響は、設置変更許可段階での評価結果に包絡されるため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時においても、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（熱設計基準値）を超えない。

運転における炉心は、炉心構成、核的制限値、熱的制限値、炉心特性の範囲において構成する。なお、核的制限値は、燃料集合体の装荷個数、過剰反応度、反応度制御能力及び反応度添加率に対する制限値である。炉心構成の運用の手続きについては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 37 条に基づく原子炉施設保安規定に定める。

運転段階においても、原子炉施設保安規定に基づき、サイクル運転に先立ち、炉心構成の制限事項（個数、熱的制限値、核的制限値）の遵守や核特性への影響が所定の範囲内であることを評価・確認するため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時においても、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（熱設計基準値）を超えない。

第 3.3.1 表 標準平衡炉心の構成要素の内訳

炉心構成要素	装荷個数（体）
炉心燃料集合体	内側 17
	外側 58
照射燃料集合体	3
制御棒	4
後備炉停止制御棒	2
反射体	131
材料照射用反射体	1
遮へい集合体	96
中性子源	1

3.4 核設計

3.4.1 設計方針（核設計基準）

核設計基準を以下に示す。炉心は、核設計基準を満足するように設計する。なお、核設計計算手法及び炉定数は、核的モックアップ実験及びMK-II炉心やMK-III炉心の性能試験の解析により、それらの精度を確認し、公称値及び不確かさ幅の信頼度を高めるものとし、また、核設計にあたっては、炉心が、照射用炉心として十分な機能を発揮できることに留意する。

- (1) 制御棒は、反応度価値の最も大きな制御棒1本が全引き抜き位置のまま挿入できない場合（以下「ワンロッドスタック時」という。）にあっても、原子炉を未臨界に移行することができ、100°Cの体系において、未臨界を維持できること。
- (2) 後備炉停止制御棒は、原子炉を未臨界に移行することができ、350°Cの体系において、未臨界を維持できること。
- (3) 炉心は、予想される全ての運転範囲において、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負であること。

3.4.2 計算方法

核設計計算には、多群中性子拡散理論及び多群中性子輸送理論を用いるものとし、3次元モデルを使用する。なお、モデルに使用する炉心寸法及び組成は定格出力時のものを基準とする。

3次元モデルは、Tri-Zモデル及びXYZモデルの2種類とし、主要な核設計計算に使用する。XYZモデルは、制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度価値計算に使用する。モデルの一例として、標準平衡炉心の軸方向計算体系を第3.4.1図に示す。なお、炉心最外周には遮へい集合体を設置しており、炉内燃料貯蔵ラックに装荷した燃料集合体の影響は排除可能である。また、核設計計算で使用する主な計算コードを第3.4.1表に示す。

炉定数は、JFS-3-J3.2Rセット⁽¹⁾を使用する。エネルギー群数は70群を基本とするが、制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度価値計算では、7群縮約定数を使用する。なお、当該解析手法は、公開コードを用いて、原子力機構が高速炉の標準的な解析手法として確立したものである。

核設計で用いる計算方法及び炉定数については、MK-II炉心やMK-III炉心の性能試験等で得られた実験値と計算値を比較することで、その信頼性を確認する。検証結果を以下に示す^{(2), (3), (4)}。

- ・ 実効増倍率については、MK-III炉心の性能試験における実験値が1.0308、計算値が1.0276となった。過剰反応度の評価において、標準平衡炉心（平衡組成）作成時の過剰反応度の計算値を、MK-III性能試験に対する計算値と実験値の差を用いて補正（標準平衡炉心の臨界性の判断に使用）している。
- ・ 制御棒反応度価値については、MK-III炉心の性能試験における実験値の計算値に対する比は1.04となった。制御棒反応度価値の補正係数の一つとして、MK-III性能試験に対する計算値と実験値の比を使用している。
- ・ 等温温度係数（ドップラ反応度及び熱膨張反応度）については、MK-III炉心の性能試験における実験値の計算値に対する比は1.04となった。反応度係数の不確かさ

の設定において、MK-Ⅲ性能試験に対する計算値と実験値の比を使用している。

- ・ 出力分布については、MK-Ⅱ炉心の性能試験における核種毎の核分裂率分布解析を行った結果、計算値は実験誤差内で一致した。

なお、各種の核的特性値については、実験値と計算値の比、及び実験値の実験誤差、外挿誤差、制御棒及び後備炉停止制御棒の配置の非対称性に係る計算誤差等の不確かさを考慮して、最大値及び最小値を設定し、安全側の評価となる値を用いる。

3.4.3 最大過剰反応度及び反応度停止余裕

(1) 最大過剰反応度

最大過剰反応度は、サイクル運転(60日)末期に過剰反応度が零となることを想定し、燃焼補償用反応度、温度補償用及び出力補償用反応度並びに運転余裕用を積み上げて設定する。

定格出力時における最大過剰反応度は $0.020 \Delta k/k$ となる。当該反応度は、燃焼による反応度低下を補償し、これに運転余裕を見込んだものである。

また、 100°C の体系から定格出力時の体系における温度及び出力による反応度低下を補償するために必要な過剰反応度は、計算上の余裕を含めて最大 $0.015 \Delta k/k$ となる。

上記より、 100°C の体系における最大過剰反応度は、 $0.035 \Delta k/k$ 以下となる。標準平衡炉心の過剰反応度の内訳を第3.4.2表に示す。

(2) 反応度停止余裕

制御棒は、ワンロッドスタック時であっても、原子炉を未臨界に移行することができ、 100°C の体系において、未臨界を維持できるものとする。後備炉停止制御棒は、原子炉を未臨界に移行することができ、 350°C の体系において、未臨界を維持できるものとする。なお、反応度停止余裕の評価に当たっては、保守的な制御棒及び後備炉停止制御棒の挿入パターンで評価するとともに、反応度値に補正係数を乗じることで、制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度値の計算の不確かさ、制御棒及び後備炉停止制御棒の中性子吸収材の燃焼、炉心構成の変動等を考慮するものとする。

上述の評価により、制御棒4本挿入時の反応度値は $0.070 \Delta k/k$ 以上となる。また、反応度停止余裕は $0.015 \Delta k/k$ 以上(ワンロッドスタック時)となる。また、後備炉停止制御棒2本挿入時の反応度値は $0.014 \Delta k/k$ 以上となり、 350°C の体系における反応度停止余裕は $0.008 \Delta k/k$ 以上となる。

(3) 制御棒ストローク曲線

制御棒ストローク曲線を第3.4.2図に示す。制御棒ストローク曲線に対する炉心構成の変動及び炉心の燃焼等の影響は小さく、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。

なお、最大反応度添加率の評価に当たっては、保守的な制御棒及び後備炉停止制御棒の挿入パターンで評価するとともに、反応度値に補正係数を乗じることで、制御棒の反応度値の計算の不確かさ、制御棒の中性子吸収材の燃焼、炉心構成の変動等を考慮する。また、燃焼に伴い制御棒の反応度値の絶対値及び最大変化率は減少し、最大反

応度添加率は、未燃焼時に最大となる。

3.4.4 反応度係数

反応度係数は、標準平衡炉心における計算値に対して、炉心構成や燃料初期組成、燃焼の影響や実測値に基づく不確かさ等を考慮し、炉心支持板温度係数については±20%、それ以外については±30%の範囲を制限値として設定する。計算結果を以下に示す。

(1) ドップラ係数

通常運転時及び1次冷却材全喪失時における標準平衡炉心のドップラ係数を第3.4.3表に示す。第3.4.3表に示すように、ドップラ係数は負となる。

(2) 温度係数（ドップラ効果を除く。）

温度係数は、燃料温度係数、構造材温度係数、冷却材温度係数及び炉心支持板温度係数から構成する。標準平衡炉心の温度係数を第3.4.4表に示す。これらの温度係数は、燃料ペレット、構造材（被覆管を含む）、冷却材及び炉心支持板の膨張に起因するものであり、全て負となる。

(3) ナトリウムボイド反応度

ナトリウムボイド反応度は、原子炉容器内の全ての場所において負である。標準平衡炉心の1次冷却材全喪失時の反応度の変化（ナトリウムボイド反応度）は $-0.019 \Delta k/k$ となる。運転上の制限又は条件の範囲は、 $-(1.3 \sim 2.5) \times 10^{-2} \Delta k/k$ とする。

3.4.5 炉心燃料集合体の交換計画

炉心燃料集合体の交換計画は、炉心燃料集合体について、一様かつ高い燃焼度が得られるように、また、出力分布の変動が小さくなるように策定する。

原子炉の運転サイクルは、約60日間の定格出力運転期間及び約19日間の休止期間（出力上昇及び出力降下期間を含む。）を合計した約2.5ヶ月/サイクルを標準とし、出力分布に応じて5～9バッチの分散方式で、炉心燃料集合体を交換する。

1サイクルあたりに取り出す炉心燃料集合体の個数は、平均約10体となる。また、取り出した炉心燃料集合体の燃焼度は、燃料集合体最高燃焼度を80,000MWd/t、燃料要素最高燃焼度を90,000MWd/tとし、平均で約60,000MWd/tとなる。

3.4.6 出力分布及び最大中性子束

標準平衡炉心の出力分布及び炉内最大中性子束を第3.4.5表に示す。

出力分布には、制御棒の挿入により歪みが生じるため、その評価に当たっては、制御棒の挿入量を考慮する必要がある。通常運転時における制御棒の挿入量は、そのストロークの5/13以下であるため、出力ピーキング係数は、制御棒の挿入量を、そのストロークの5/13として評価したものである。

出力ピーキング係数は、径方向出力ピーキング係数、軸方向出力ピーキング係数及び局所出力ピーキング係数に分類し、径方向出力ピーキング係数を燃料集合体当たりの最大出力と平均出力との比、軸方向出力ピーキング係数を燃料要素の軸方向最大出力密度と平均出力密度との比、局所出力ピーキング係数を燃料要素当たりの最大出力と平均出力との比と定義する。

3.4.7 核特性主要目

炉心燃料領域高さ 約 50cm

炉心燃料領域等価直径 (最大) 約 78cm

軸方向反射体領域等価厚さ 上部 約 30cm

下部 約 38cm

半径方向反射体領域等価厚さ (最小) 約 24cm

半径方向遮へい集合体領域等価厚さ 約 13cm

炉心構成要素ピッチ 約 81.5mm

燃料集合体の最大個数 79 体

炉心燃料領域核分裂性物質質量 (最大)

$^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$ 約 150kg

^{235}U 約 100kg

プルトニウム含有率 $[\text{Pu} / (\text{Pu} + ^{241}\text{Am} + \text{U})]$ 32wt%以下

核分裂性プルトニウム富化度 $[(^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}) / (\text{Pu} + ^{241}\text{Am} + \text{U})]$

内側燃料集合体 約 16wt%

外側燃料集合体 約 21wt%

プルトニウム同位体組成比 原子炉級

ウラン濃縮度 約 18wt%

炉心燃料領域組成比 (断面積比)

燃料ペレット 約 37%

構造材 (被覆管を含む。) 約 23%

冷却材 約 37%

ボイド 約 3%

炉心燃料集合体の燃料要素最高燃焼度 90,000MWd/t

定格出力時の最大の過剰反応度 約 0.020 $\Delta k/k$

制御棒 4 本の反応度価値 0.070 $\Delta k/k$ 以上

後備炉停止制御棒 2 本の反応度価値 0.014 $\Delta k/k$ 以上

反応度係数

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 - $(2.2 \sim 4.2) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$

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

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

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

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

燃焼に伴う反応度変化 - $(1.8 \sim 2.3) \times 10^{-4} \Delta k/k/d$

炉心燃料集合体の交換方法 5~9 バッチ分散方式

実効遅発中性子割合 $(0.38 \sim 0.48) \times 10^{-2}$

即発中性子寿命 $(2.8 \sim 4.3) \times 10^{-7} \text{s}$

3.4.8 参考文献

- (1) 千葉豪他、「JENDL-3.2 に基づく高速炉用炉定数 JFS-3-J3.2R の作成」、JNC TN9400 2001-124 (2002)
- (2) S. Maeda, et al., “Verification of JUPITER Standard Analysis Method for Upgrading Joyo MK-III Core Design and Management”, Journal of Power and Energy Systems, Vol.6, No.2 (2012)
- (3) 前田茂貴他、「「常陽」MK-III性能試験炉心の過剰反応度解析」、JNC TN9400 2003-083 (2003)
- (4) 千葉豪他、「高速実験炉「常陽」MK-III性能試験 - 制御棒校正 (NT-321) -」、JNC TN9400 2004-057 (2004)
- (5) S. Ono, et al., “CASUP : Cell Calculation Code for Fast Reactor Analysis”, Technol. Rep. Osaka Univ. 33, 1708, 207 (1983)
- (6) M. Nakagawa, et al., “SLAROM: A Code for Cell Homogenization Calculation of Fast Reactor”, JAERI 1294 (1984)
- (7) 中川正幸他、「高速炉の核特性解析コードシステム」、JAERI-M 83-066 (1983)
- (8) T. B. Fowler, et al., “Nuclear Reactor Analysis Code: CITATION”, ORNL-TM-2496 Rev. 2 (1971)
- (9) 飯島進他、「高速炉設計用計算プログラム (2次元・3次元拡散摂動理論計算コード: PERKY)」、JAERI-M 6993 (1977)
- (10) M. Bando, et al., “Three-Dimensional Transport Calculation Method for Eigenvalue Problems Using Diffusion Synthetic Acceleration”, Journal of Nuclear Science and Technology 22 (1985)

第 3.4.1 表 核設計用主要計算コード

計算コード	内容	用途
CASUP ⁽⁵⁾	1次元格子計算	実効断面積作成
SLAROM ⁽⁶⁾	均質格子計算	実効断面積作成
JOINT ⁽⁷⁾	インターフェース	断面積縮約
CITATION ⁽⁸⁾	拡散及び燃焼計算	一般核特性
PERKY ⁽⁹⁾	拡散摂動計算	反応度係数
TRITAC ⁽¹⁰⁾	輸送計算	輸送補正

第 3.4.2 表 標準平衡炉心の過剰反応度の内訳

(単位：Δk/k)

反応度バランス		主炉停止系	後備炉停止系
定格出力時の最大の過剰反応度		0.020	-
内訳	燃焼補償用	0.014	-
	運転余裕用	0.006	-
温度補償用及び出力補償用		0.0149	0.0053
内訳	100℃～250℃	0.0057	-
	250℃～350℃	0.0039	-
	350℃～定格	0.0053	0.0053
所要反応度の合計		0.035 (0.0349)	0.006 (0.0053)
反応度制御能力		0.050	0.014
反応度停止余裕		0.015	0.008

第 3.4.3 表 標準平衡炉心のドップラ係数

(単位：Tdk/dT)

	ドップラ係数	運転上の制限又は条件の範囲
通常運転時	-2.4×10^{-3}	$-(1.3 \sim 3.3) \times 10^{-3}$
1次冷却材全喪失時	-2.0×10^{-3}	

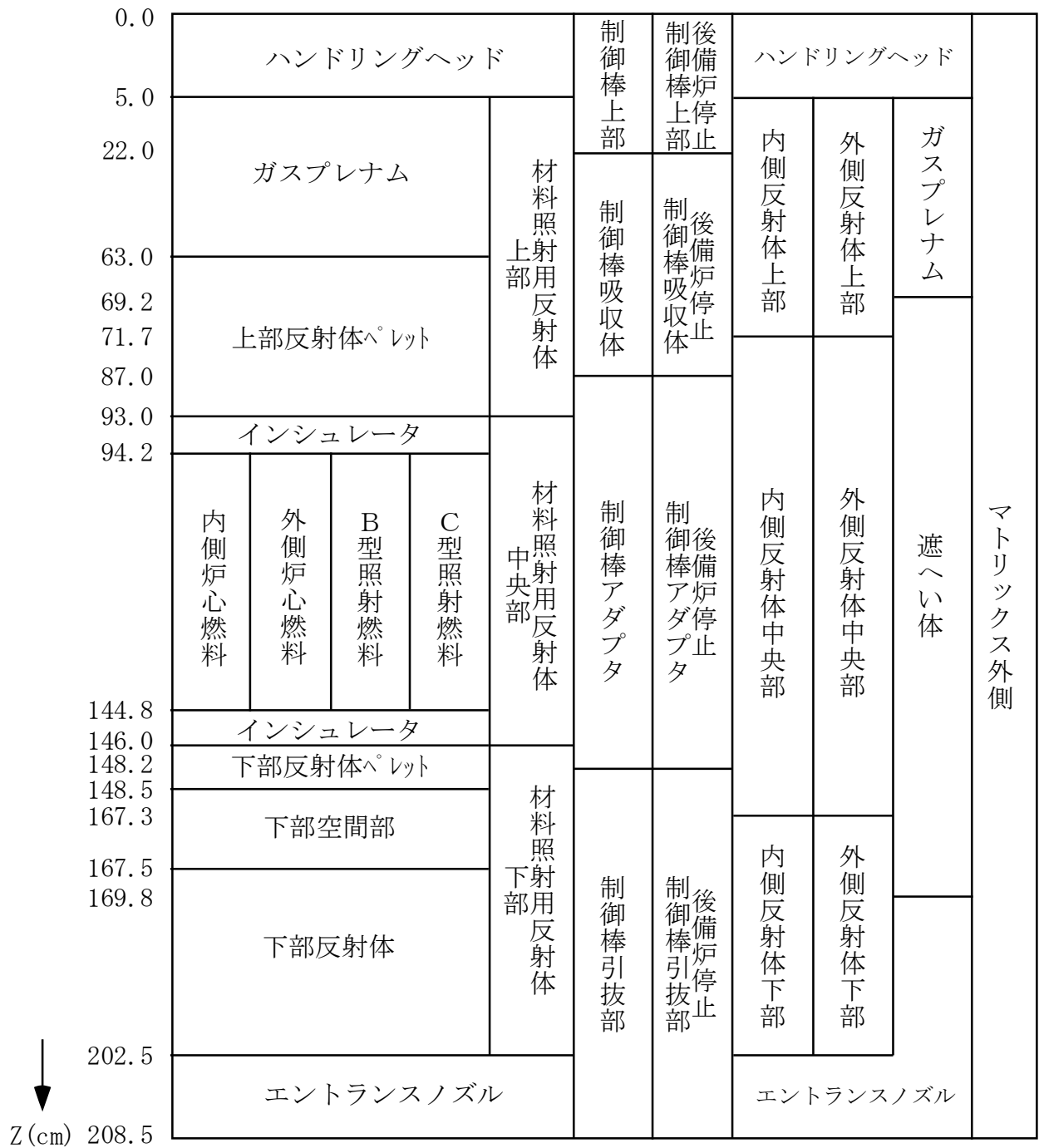
第 3.4.4 表 標準平衡炉心の温度係数

(単位： $\Delta k/k/^\circ\text{C}$)

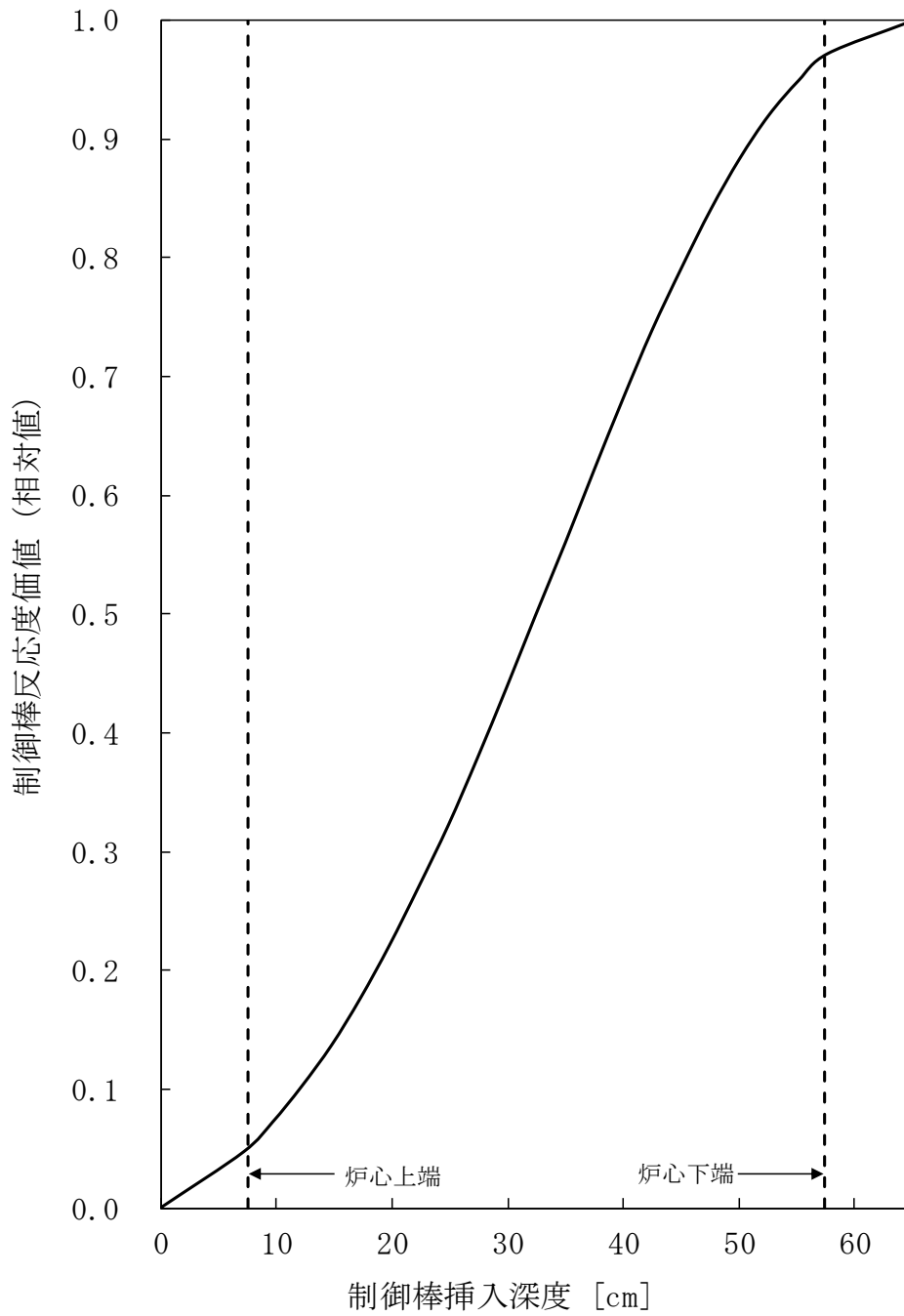
	温度係数	運転上の制限又は条件の範囲
燃料温度係数	-3.2×10^{-6}	$-(2.2 \sim 4.2) \times 10^{-6}$
構造材温度係数	-1.3×10^{-6}	$-(0.8 \sim 1.7) \times 10^{-6}$
冷却材温度係数	-9.6×10^{-6}	$-(6.6 \sim 12.5) \times 10^{-6}$
炉心支持板温度係数	-14.2×10^{-6}	$-(1.1 \sim 1.7) \times 10^{-5}$

第 3.4.5 表 出力分布及び炉内最大中性子束

		標準平衡炉心
出力分布	出力分担 (MW)	
	炉心燃料集合体	95.7
	照射燃料集合体	1.1
	その他	3.2
	(反射体、制御棒等)	
	出力ピーキング係数	1.63
	径方向	1.33
	軸方向	1.17
	局所	1.04
炉内最大中性子束 ($n/cm^2/s$)		
	0.1MeV 以上	2.9×10^{15}
	全中性子束	4.2×10^{15}



第 3. 4. 1 図 標準平衡炉心軸方向計算体系



第 3.4.2 図 制御棒ストローク曲線

3.5 熱設計

3.5.1 設計方針

(1) 炉心燃料集合体

炉心燃料集合体の熱設計は、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、以下の方針に基づいて行う。

(i) 炉心燃料集合体が、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（以下「熱設計基準値」という。）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（設計疲労寿命に対する累積疲労サイクルの比）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、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。

(ii) 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。

(iii) 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。

(2) 照射燃料集合体

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以下の方針に基づいて熱設計を行う。

(i) III型及びIV型特殊燃料要素

III型及びIV型特殊燃料要素の熱設計は、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、以下の方針に基づいて行う。

a. 特殊燃料要素が、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、熱設計基準値を超えないよう、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、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。

b. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。

c. 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。

(ii) III型及びIV型限界照射試験用要素

III型及びIV型限界照射試験用要素は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、被覆管の開孔による炉心への影響を最小限に抑えられるよう、以下の方針に基づいて設計を行う。

- a. 試験用要素が、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、燃料最高温度が溶融温度に達することなく、かつ、被覆管が計画された範囲内でその健全性を喪失しても、試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。
- b. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。
- c. 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。

(iii) 先行試験用要素

先行試験用要素は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料部の溶融による炉心への影響を最小限に抑えられるよう、以下の方針に基づいて設計を行う。

- a. 試験用要素が、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おいて、酸化燃料の燃料部が溶融しても、試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、定格出力時における燃料部、被覆管及び内壁構造容器の熱的制限値を設定し、これを満たすこと。

(iv) 基礎試験用要素

基礎試験用要素は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、被覆管の開孔による炉心への影響を最小限に抑えられるよう、以下の方針に基づいて設計を行う。

- a. 試験用要素が、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おいて、被覆管が開孔しても、試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、定格出力時における燃料部、被覆管及び密封構造容器の熱的制限値を設定し、これを満たすこと。

(v) A型用炉心燃料要素

A型用炉心燃料要素の熱設計は、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、以下の方針に基づいて行う。

- a. A型用炉心燃料要素が、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、熱設計基準値を超えないよう、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、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。
- b. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。

c. 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。

(vi) 限界照射試験用補助要素

限界照射試験用補助要素は、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、以下の方針に基づいて設計を行う。

a. 試験用補助要素が、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、熱設計基準値を超えないよう、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、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。

b. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。

c. 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。

照射燃料集合体では、試験目的に応じて、燃料材や被覆材の種類、寸法や燃料材物性を組み合わせ、所定の照射試験条件を実現する。そのため、設置変更許可申請の段階にあっては、想定される照射試験を踏まえ、燃料要素の仕様を一定の範囲に限定する。

熱設計基準値及び熱的制限値にあっては、当該仕様の組合せを考慮し、燃料最高温度又は燃料最大熔融割合（径方向断面における熔融割合の最大）、被覆管最高温度（肉厚中心）及び冷却材最高温度について、熱設計基準値及び熱的制限値を定める。なお、熱設計基準値及び熱的制限値は、最大値として設定したものであり、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第27条に基づく設計及び工事の計画の認可申請の段階にあっては、確定した燃料要素の仕様を用いて、個別に熱設計基準値及び熱的制限値を設定するため、当該値は、設置変更許可申請の段階で定めた熱設計基準値及び熱的制限値を下回る場合がある。

熱設計に使用する設計計算手法及び物性定数についても、設置変更許可申請の段階で、代表的なものを定め、設計及び工事の計画の認可申請の段階において、確定した燃料要素の仕様を用いて個別に定めるものとする。

また、熱設計に使用する工学的安全係数にあっては、燃料の仕様に依存しない原子炉熱出力の測定誤差等による工学的安全係数を、設置変更許可申請の段階で定め、燃料の仕様に依存するものについては、設計及び工事の計画の認可申請の段階において、確定した燃料要素の仕様を用いて個別に定める。

(3) 照射用実験装置（本体設備）

照射用実験装置（本体設備）の熱設計は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、照射物が熔融温度に達することなく、照射試料キャプセルが機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないよう、照射燃料集合体の設計方針に基づいて行う。ただし、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、他の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、以下の方針に基づいて行う。

- (i) 照射用実験装置が、原子炉内における使用期間中、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、熱設計基準値を超えないよう、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。
- (ii) 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。

3.5.2 熱設計基準値及び熱的制限値

3.5.2.1 熱設計基準値

(1) 炉心燃料集合体

- (i) 燃料ペレットの最高温度（以下「燃料最高温度」という。ただし、照射燃料集合体にあつては燃料部の最高温度をいう。）は、 $2,650^{\circ}\text{C}$ とする。なお、この温度は運転時の異常な過渡変化時に燃料ペレットの熔融に起因して被覆管が破損することを防止するため、適切な安全余裕を考慮して定めるものである。
- (ii) 被覆管最高温度（肉厚中心）は、 840°C とする。なお、この温度は被覆管が運転時の異常な過渡変化時に急速な温度上昇により破損することを防止するため、照射済燃料要素の被覆管の炉外急速加熱試験データを基に、適切な安全余裕を考慮して定めるものである。
- (iii) 冷却材最高温度は、 910°C とする。なお、この温度は、運転時の異常な過渡変化時に冷却材が沸騰することにより被覆管表面の熱伝達特性が変化して、被覆管が過度の温度上昇により破損することを防止するため、冷却材が沸騰しない値として定めるものである。

(2) 照射燃料集合体

照射燃料集合体に装填する燃料要素は、その仕様範囲も考慮し、最高温度となる熱設計基準値を定める。「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 27 条に基づく設計及び工事の計画の認可申請の段階にあつては、製作する燃料要素の仕様を踏まえ、最新知見も考慮して個別に熱設計基準値を定める。

(i) III型及びIV型特殊燃料要素

- a. 燃料最高温度は、 $2,680^{\circ}\text{C}$ とする。
- b. III型特殊燃料要素の被覆管最高温度（肉厚中心）は、 890°C 、IV型特殊燃料要素の被覆管最高温度（肉厚中心）は、 810°C とする。
- c. 冷却材最高温度は、 910°C とする。

(ii) III型及びIV型限界照射試験用要素

- a. 燃料最高温度は、 $2,680^{\circ}\text{C}$ とする。
- b. III型限界照射試験用要素の被覆管最高温度（肉厚中心）は、 890°C 、IV型限界照射試験用要素の被覆管最高温度（肉厚中心）は、 810°C とする。
- c. 冷却材最高温度は、 910°C とする。

(iii) 先行試験用要素

- a. 燃料最高温度は、熔融温度を超えないこととする。ただし、酸化物燃料にあつ

ては、溶融温度を超える設計をする場合があるが、最大溶融割合は、30%とする。

- b. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、急速加熱による破断温度以下とする。
- c. 内壁構造容器最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。
- d. 内壁構造容器を冷却する冷却材の最高温度は、910℃とする。

(iv) 基礎試験用要素

- a. 燃料最高温度は、溶融温度を超えないこととする。
- b. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、急速加熱による破断温度以下とする。
- c. 密封構造容器最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。
- d. 密封構造容器を冷却する冷却材の最高温度は、910℃とする。

(v) A型用炉心燃料要素

- a. 燃料最高温度は、2,650℃とする。
- b. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、840℃とする。
- c. 冷却材最高温度は、910℃とする。

(vi) 限界照射試験用補助要素

- a. 燃料最高温度は、2,680℃とする。
- b. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。
- c. 冷却材最高温度は、910℃とする。

(3) 照射用実験装置

- (i) 照射物最高温度は、溶融温度（熱分解するもの場合は、過度の分解が生じない温度）を超えないこととする。
- (ii) 照射試料キャプセル最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。
- (iii) 冷却材最高温度は、910℃とする。
- (iv) 外側容器最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。

3.5.2.2 熱的制限値

(1) 炉心燃料集合体

燃料最高温度 2,350℃
被覆管最高温度（肉厚中心） 620℃

(2) 照射燃料集合体

照射燃料集合体に装填する燃料要素は、その仕様範囲も考慮し、最高温度となる熱的制限値を定める。「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第27条に基づき設計及び工事の計画の認可申請の段階にあつては、製作する燃料要素の仕様を踏まえ、最新知見も考慮して個別に熱的制限値を定める。

(i) III型及びIV型特殊燃料要素

燃料最高温度 2,540℃
被覆管最高温度（肉厚中心）
III型特殊燃料要素 700℃
IV型特殊燃料要素 610℃

(ii) III型及びIV型限界照射試験用要素

燃料最高温度 2,540°C

ただし、被覆管の開孔時にあつては、2,680°C

被覆管最高温度（肉厚中心）

A型照射燃料集合体装填時

Ⅲ型限界照射試験用要素 750°C

ただし、被覆管の開孔時にあつては、890°C

Ⅳ型限界照射試験用要素 660°C

ただし、被覆管の開孔時にあつては、810°C

B型照射燃料集合体装填時

Ⅲ型限界照射試験用要素 700°C

ただし、被覆管の開孔時にあつては、890°C

Ⅳ型限界照射試験用要素 610°C

ただし、被覆管の開孔時にあつては、810°C

D型照射燃料集合体装填時

Ⅲ型限界照射試験用要素 700°C

ただし、被覆管の開孔時にあつては、890°C

Ⅳ型限界照射試験用要素 610°C

ただし、被覆管の開孔時にあつては、810°C

(iii) 先行試験用要素

燃料最高温度 熔融温度以下

ただし、酸化物燃料にあつては、最大熔融割合 20%

被覆管最高温度（肉厚中心） 750°C

内壁構造容器最高温度（肉厚中心） 675°C

(iv) 基礎試験用要素

燃料最高温度 熔融温度以下

被覆管最高温度（肉厚中心） 750°C

密封構造容器最高温度（肉厚中心） 675°C

(v) A型用炉心燃料要素

燃料最高温度 2,350°C

被覆管最高温度（肉厚中心） 620°C

(vi) 限界照射試験用補助要素

燃料最高温度 2,540°C

ただし、試験用要素の被覆管の開孔時にあつては、2,680°C

被覆管最高温度（肉厚中心） 700°C

ただし、試験用要素の被覆管の開孔時にあつては、890°C

(3) 照射用実験装置（本体設備）

照射物最高温度

熔融温度（熱分解するもの場合は、過度の分解が生じない温度）以下

照射試料キャプセル最高温度（肉厚中心） 750°C

外側容器最高温度（肉厚中心） 675℃

3.5.3 計算方法

(1) 設計計算手法

炉心燃料集合体の熱設計計算は、以下の（i）～（v）に示すコード又は式により行う。

(i) 冷却材温度

冷却材温度は、ASFRE^{(1),(2)}コードにより計算する。本コードは、1体の燃料集合体について、流路断面を多流路に分割してこれを解析上の単位流路とするサブチャンネルとし、サブチャンネル間の質量移動、熱的ミキシング等を考慮して、軸方向に分割したステップ毎に運動量・質量・エネルギー保存則を解くものである。

(ii) 被覆管表面温度

被覆管表面温度は、以下の式により計算する。

$$T_{Co} = T_{Na} + \frac{D_e}{K_{Na}} \cdot \frac{1}{Nu} \cdot \frac{ql}{\pi d_{Co}}$$

ここで T_{Co} : 被覆管表面温度 (°C)

T_{Na} : 冷却材温度 (°C)

D_e : 水力等価直径 (cm)

d_{Co} : 被覆管外径 (cm)

K_{Na} : 冷却材熱伝導度 (W/cm/°C)

Nu : ヌセルト数

ql : 線出力密度 (W/cm)

(iii) 被覆管内面温度

被覆管内面温度は、以下の式により計算する。

$$T_{Ci} = T_{Co} + \frac{\ln(d_{Co}/d_{Ci})}{2\pi K_C} \cdot ql$$

ここで T_{Ci} : 被覆管内面温度 (°C)

K_C : 被覆管熱伝導度 (W/cm/°C)

d_{Ci} : 被覆管内径 (cm)

(iv) 燃料表面温度

燃料表面温度は以下の式により計算する。

$$T_S = T_{Ci} + \frac{ql}{h_g \cdot \pi(d_p + d_{Ci})/2}$$

ここで T_S : 燃料表面温度 (°C)

h_g : ギャップ熱伝達率 (W/cm²/°C)

d_p : ペレット直径 (cm)

(v) 燃料最高温度

燃料最高温度は以下の式により計算する。なお、燃料ペレットの相変化及び密度変化を考慮する。

$$\int_{T_s}^{T_p} k dT = \frac{ql}{4\pi}$$

ここで T_p : 燃料最高温度 (°C)

k : ペレット熱伝導度 (W/cm/°C)

また、限界照射試験用要素の被覆管に開孔が生じ、その開孔部から核分裂生成ガスが放出された場合の影響は、被覆管表面温度を算出する式において考慮する。

照射燃料集合体の熱設計計算では、以下の (i) ~ (vii) に示す式を用いる。

なお、内壁構造容器の温度については、以下の被覆管と同様に行う。

また、先行試験用要素の被覆管温度については、内壁構造容器の温度から内壁構造容器内の冷却材温度を以下の冷却材温度と同様に計算し、これを冷却材温度として計算する。密封構造容器の温度については、以下の被覆管と同様に行う。

また、基礎試験用要素の被覆管温度については、密封構造容器の温度から密封構造容器内の冷却材温度を以下の冷却材温度と同様に計算し、これを冷却材温度として計算する。

照射用実験装置の熱設計は、照射燃料集合体と同様に行うこととし、外側容器の温度については、以下の被覆管と同様に行う。また、照射試料キャプセル温度については、外側容器の温度から外側容器内の冷却材温度を以下の冷却材温度と同様に計算し、これを冷却材温度として計算する。照射物の温度については、以下の燃料最高温度と同様に計算する。

(i) 冷却材温度

冷却材温度は、以下の式により計算する。

$$T_{Na} = T_{IN} + \frac{1}{W \cdot C_p} \int_0^x ql(x) dx$$

ここで T_{Na} : 冷却材温度 (°C)

$ql(x)$: 線出力密度 (W/cm)

W : 冷却材流量 (g/s)

C_p : 冷却材比熱 (W・s/g/°C)

T_{IN} : 冷却材入口温度 (°C)

x : 炉心下端からの距離 (軸方向距離) (cm)

(ii) 被覆管表面温度

被覆管表面温度は、以下の式により計算する。

$$T_{Co} = T_{Na} + \frac{D_e}{K_{Na}} \cdot \frac{1}{Nu} \cdot \frac{ql}{\pi d_{Co}}$$

ここで T_{Co} : 被覆管表面温度 (°C)

D_e : 水力等価直径 (cm)

d_{co} : 被覆管外径 (cm)

K_{Na} : 冷却材熱伝導度 (W/cm/°C)

Nu : ヌセルト数

(iii) 被覆管内面温度

被覆管内面温度は、以下の式により計算する。

$$T_{Ci} = T_{Co} + \frac{\ln(d_{Co}/d_{Ci}) \cdot ql}{2\pi K_C}$$

ここで T_{Ci} : 被覆管内面温度 (°C)

K_C : 被覆管熱伝導度 (W/cm/°C)

d_{Ci} : 被覆管内径 (cm)

(iv) 燃料表面温度

燃料表面温度は以下の式により計算する。

$$T_s = T_{Ci} + \frac{ql}{h_g \cdot \pi(d_p + d_{Ci})/2}$$

ここで T_s : 燃料表面温度 (°C)

h_g : ギャップ熱伝達率 (W/cm²/°C)

d_p : ペレット直径 (cm)

(v) 燃料最高温度

溶融温度に達しない範囲の燃料最高温度は以下の式により計算する。なお、プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料では、燃料ペレットの相変化及び密度変化を考慮する。

$$\int_{T_s}^{T_p} k dT = \frac{ql}{4\pi}$$

ここで T_p : 燃料最高温度 (°C)

k : 燃料熱伝導度 (W/cm/°C)

(vi) 燃料溶融半径

先行試験用要素 (溶融あり) の燃料溶融半径は、以下の式により計算する。

$$\int_{T_s}^{T_m} k dT = \frac{ql}{4\pi} \left(1 - \frac{r_m^2}{r_o^2} \right)$$

ここで r_m : 燃料溶融半径 (cm)

T_m : 燃料の溶融温度 (°C)

r_o : 燃料半径 (cm)

(vii) 燃料溶融割合

先行試験用要素 (溶融あり) の燃料溶融割合は、以下の式により計算する。

$$V_m = \frac{r_m^2}{r_o^2}$$

ここで V_m : 燃料溶融割合

(2) 物性定数

熱設計計算における物性定数は、第 3.5.1 表に示す値を使用する。また、先行試験用要素及び基礎試験用要素の被覆管については、オーステナイト系ステンレス鋼の場合はオーステナイト系ステンレス鋼の、フェライト系ステンレス鋼（マルテンサイト系ステンレス鋼及びフェライト-マルテンサイト系ステンレス鋼を含む。）の場合は高速炉用フェライト系ステンレス鋼の物性定数を使用する。

3.5.4 出力分布

熱設計計算では、第 3.4.5 表に示す出力ピーキング係数を使用する。なお、照射燃料集合体及び照射用実験装置の出力ピーキング係数は、炉心燃料集合体のそれを上回ることはない。

3.5.5 冷却材流量配分

炉心燃料集合体の冷却材流量配分は、炉心を 5 分割してそれぞれの流量領域の炉心燃料集合体の被覆管最高温度が均一になるよう、炉心支持板の連結管のオリフィスと炉心燃料集合体のエントランスノズルのオリフィスとの組合せにより行う。

照射燃料集合体の冷却材流量配分については、炉心燃料集合体のそれと同様に行うが、必要に応じて照射燃料集合体等の内部に設ける流量調節機構により行う。照射用実験装置の冷却材流量配分については、照射燃料集合体のそれと同様に行う。

標準平衡炉心の各流量領域における炉心燃料集合体の冷却材流量配分及び最大出力を第 3.5.2 表に示す。

3.5.6 工学的安全係数

熱設計計算における工学的安全係数は、燃料ペレット、被覆管、冷却材等の温度上昇の最大値を求めるための係数であり、炉心燃料集合体にあつては、製作公差、物性定数のばらつき、出力分布の不確かさ、冷却材の温度及び流量等の変動、原子炉熱出力の測定誤差等を含み、照射燃料集合体にあつては、燃料仕様によらず共通する原子炉熱出力の測定誤差等を含む⁽³⁾。

なお、照射燃料集合体にあつては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 27 条に基づく設計及び工事の計画の認可申請の段階において、製作する燃料要素の仕様を踏まえ、燃料仕様に依存する項目について個別に工学的安全係数を定める。

熱設計計算に用いる炉心燃料集合体及び照射燃料集合体の工学的安全係数を以下に示す。照射用実験装置にあつては、照射燃料集合体と同じとする。

工学的安全係数

炉心燃料集合体

燃料ペレット 約 1.19

被覆管 約 1.19

冷却材 約 1.18

照射燃料集合体 1.05

3.5.7 過出力因子

過出力因子は、運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが達し得る最高温度及びペレット最大熔融割合を求めるための因子である。熱設計計算に用いる過出力因子を以下に示す。照射用実験装置にあつては、照射燃料集合体と同じとする。

過出力因子

炉心燃料集合体 1.07

照射燃料集合体 1.08

ただし、A型用炉心燃料要素については 1.07

3.5.8 熱特性主要目

熱設計計算に用いる熱特性の主要目を第3.5.3表に示す。

3.5.9 評価

炉心燃料集合体及び照射燃料集合体の定格出力時における燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度並びに過出力時における燃料最高温度の評価結果を第3.5.4表に示す。

また、照射用実験装置の定格出力時における照射試料キャプセル最高温度、外側容器最高温度及び冷却材最高温度等の評価結果を第3.5.4表に併せて示す。定格出力時及び過出力時における照射物最高温度にあつては、照射挙動が不明確な材料を用いる場合があるが、定格出力時の最大線出力密度を制限するとともに、融点及び熱伝導度等を安全側に考慮して設計するため、過出力時にあつても、熔融温度（熱分解するもの場合は、過度の分解が生じない温度）を超えないようにすることができる。

なお、運転時の異常な過渡変化時における被覆管最高温度及び冷却材最高温度の解析結果は、添付書類10の「2. 運転時の異常な過渡変化」に示すとおりであり、また、運転時の異常な過渡変化時における内壁構造容器最高温度及び密封構造容器最高温度は、「3.7.3.5 評価」の「(3) 燃料集合体」に示す事故時の密封構造容器の到達温度を超えない。照射用実験装置の外側容器にあつても同じである。

運転時の異常な過渡変化時における照射試料キャプセルにあつては、運転時の異常な過渡変化時におけるⅢ型限界照射試験用要素の被覆管最高温度と同じである。

設計基準事故時における照射用実験装置の外側容器最高温度は、「3.7.3.5 評価」の「(3) 燃料集合体」に示す事故時の密封構造容器の到達温度と同じである。

設計基準事故時における照射試料キャプセルにあつては、設計基準事故時におけるⅢ型限界照射試験用要素の被覆管最高温度と同じである。

設計基準事故時における照射物最高温度にあつては、照射挙動が不明確な材料を用いる場合があるが、定格出力時の最大線出力密度を制限するとともに、融点及び熱伝導度等を安全側に考慮して設計するため、熔融温度（熱分解するもの場合は、過度の分解が生じない温度）を超えないようにすることができる。

3.5.10 参考文献

- (1) H. Ohshima and H. Narita, "Thermal-hydraulic analysis of fast reactor fuel subassembly with porous blockages", ISSCA-4(1997), p.323-333.
- (2) 大高雅彦他、「サブチャンネル解析コード ASERE-III の検証」、PNC-TN9410 96-212 (1996)
- (3) 池上哲雄他、「(XIV) ホットスポットファクターの見直し」、日本原子力学会昭和 59 年度炉物理・炉工学分科会予稿集 A 5 3 (1984)
- (4) M.Kato et al., "Physical Properties and Irradiation Behavior Analysis of Np- and Am-Bearing MOX Fuels", J.Nucl. Sci.Technol., 48:4, 646-653 (2011)
- (5) "Mechanical and Physical Properties of the Austenitic Chromium-Nickel Stainless Steels at Elevated Temperatures", The International Nickel Company (1963)
- (6) 揃政敏他、「高速炉用フェライト系ステンレス鋼燃料被覆管物性及び特性評価（「常陽」IV型特殊燃料要素用被覆管）」、PNC-TN9430 90-003 (1990)
- (7) O.E.Dwyer et al., At. Energy Rev. 4, 3 (1966)
- (8) R.N.Lyon, "Chem. Eng. Progr.", 47, 75/79 (1951)
- (9) G. H. Golden et al., "THERMOPHYSICAL PROPERTIES OF SODIUM", ANL-7323 (1967)

第 3.5.1 表 熱設計計算に使用する物性定数 (1/3)

項目	物性定数	出典						
燃料ペレット熱伝導度	<p>プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料</p> $\lambda = \frac{1-p}{1+0.5p} \cdot \lambda_0$ $\lambda_0 = \frac{1}{0.01595 + 2.713x + 0.35834m + 0.06317Np + (2.493 - 2.625x) \times 10^{-4}T + \frac{1.541 \times 10^{11}}{T^{2.5}} \cdot \exp\left(-\frac{15220}{T}\right)}$ <p> λ : 気孔率 p における燃料ペレット熱伝導度 (W/m/K) λ_0 : 100%TD における熱伝導度 (W/m/K) p : 気孔率 (=1-ρ) <table style="margin-left: 40px; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="border-right: 1px solid black; padding: 0 10px;">$\rho = 0.99$ (柱状晶領域)</td> <td style="padding: 0 10px;">$1,900^\circ\text{C} \leq T_p$</td> </tr> <tr> <td style="border-right: 1px solid black; padding: 0 10px;">$\rho = 0.97$ (等軸晶領域)</td> <td style="padding: 0 10px;">$1,400^\circ\text{C} \leq T_p < 1,900^\circ\text{C}$</td> </tr> <tr> <td style="border-right: 1px solid black; padding: 0 10px;">$\rho =$ 燃料ペレット初期密度 (不変化領域)</td> <td style="padding: 0 10px;">$T_p < 1,400^\circ\text{C}$</td> </tr> </table> </p> <p> T : 燃料ペレット温度 (K) X : 2.00- 0/M 0/M : 化学量論比 Am : Am 含有率 Np : Np 含有率 </p>	$\rho = 0.99$ (柱状晶領域)	$1,900^\circ\text{C} \leq T_p$	$\rho = 0.97$ (等軸晶領域)	$1,400^\circ\text{C} \leq T_p < 1,900^\circ\text{C}$	$\rho =$ 燃料ペレット初期密度 (不変化領域)	$T_p < 1,400^\circ\text{C}$	加藤らの式 ⁽⁴⁾
$\rho = 0.99$ (柱状晶領域)	$1,900^\circ\text{C} \leq T_p$							
$\rho = 0.97$ (等軸晶領域)	$1,400^\circ\text{C} \leq T_p < 1,900^\circ\text{C}$							
$\rho =$ 燃料ペレット初期密度 (不変化領域)	$T_p < 1,400^\circ\text{C}$							

第 3.5.1 表 熱設計計算に使用する物性定数 (2/3)

項目	物性定数	出典
ギャップ熱伝達率	<p>炉心燃料集合体の場合 $hg=0.70$ 照射燃料集合体の場合</p> $hg = \frac{C1 + C2Q}{G_0 - C3D_{pin}Q + C4}$ <p>hg : ギャップ熱伝達率 (W/cm²/°C) G₀ : 製造時直径ギャップ幅 (cm) D_{pin} : 製造時被覆管内径 (cm) Q : 線出力 (W/cm) C1~C4 は照射試験及び物性値から評価し設定される係数で、以下の通り。 C1 : ギャップ部のガス熱伝導度由来する係数 (W/cm/°C) C2 : 燃料ペレットの熱膨張係数由来する係数 (1/°C) C3 : 燃料ペレットの熱膨張係数由来する係数 (cm/W) C4 : 温度ジャンプ距離由来する係数 (cm)</p>	
被覆管熱伝導度	<p>オーステナイト系ステンレス鋼 $K_c = 0.132 + 1.3 \times 10^{-4} T_c$ K_c : 被覆管熱伝導度 (W/cm/°C) T_c : 被覆管温度 (°C)</p> <p>高速炉用フェライト系ステンレス鋼 $K_c = (25.475 - 2.038 \times 10^{-2} T_c + 1.665 \times 10^{-4} T_c^2 - 3.040 \times 10^{-7} T_c^3 + 1.727 \times 10^{-10} T_c^4) \times 10^{-2}$ K_c : 被覆管熱伝導度 (W/cm/°C) T_c : 被覆管温度 (°C)</p>	<p>International Nickel Company⁽⁵⁾</p> <p>PNC-TN9430 90-003⁽⁶⁾</p>

第 3.5.1 表 熱設計計算に使用する物性定数 (3/3)

項目	物性定数	出典
被覆管表面熱伝達率	$h_{film} = \left[\frac{K_N}{D} \right] Nu$ <p> h_{film}: 被覆管表面熱伝達率 (cal/cm²/s/°C) D: 水力等価直径 (cm) K_N: 冷却材熱伝導度 (cal/cm/s/°C) Nu: ヌセルト数 $Nu = 7.0 + 0.025Pe^{0.8}$ Pe: ペクレ数 </p>	Dwyer の式 ⁽⁷⁾ Lyon の式 ⁽⁸⁾
冷却材比熱	$C_p = 0.3433 - 1.387 \times 10^{-4} T_N + 1.106 \times 10^{-7} T_N^2$ <p> C_p: 冷却材比熱 (cal/g/°C) T_N: 冷却材温度 (°C) </p>	ANL - 7323 ⁽⁹⁾
冷却材密度	$\gamma = 0.9500 - 2.298 \times 10^{-4} T_N - 1.461 \times 10^{-8} T_N^2 + 5.638 \times 10^{-12} T_N^3$ <p> γ: 冷却材密度 (g/cm³) T_N: 冷却材温度 (°C) (100°C ~ 1,400°C) </p>	ANL - 7323 ⁽⁹⁾
冷却材粘性係数	$\log \mu = -1.4892 + 220.65 / T_N - 0.4925 \log T_N$ <p> μ: 冷却材粘性係数 (g/cm/s) T_N: 冷却材温度 (K) </p>	ANL - 7323 ⁽⁹⁾
冷却材熱伝導度	$K_N = 0.93978 - 3.2505 \times 10^{-4} T_N + 3.6192 \times 10^{-8} T_N^2$ <p> K_N: 冷却材熱伝導度 (W/cm/°C) T_N: 冷却材温度 (°F) </p>	ANL - 7323 ⁽⁹⁾
冷却材エンタルピー	$H = 1.628393 T_N - 4.16517 \times 10^{-4} T_N^2 + 1.534903 \times 10^{-7} T_N^3 - 554.5873$ <p> H: 冷却材エンタルピー (W·s/g) T_N: 冷却材温度 (K) </p>	ANL - 7323 ⁽⁹⁾

第 3.5.2 表 標準平衡炉心の各流量領域における冷却材流量配分及び最大出力

(炉心燃料集合体)

流量領域	炉心燃料集合体 個数	炉心燃料集合体当たり の流量 (kg/s)	炉心燃料集合体 最大出力 (MW)
1	5	8.80	1.64
2	12	8.76	1.58
3	12	8.27	1.65
4	24	7.81	1.49
5	22	6.85	1.24
合計	75	586.7	—

第 3.5.3 表 熱特性主要目

原子炉熱出力	100MW	
1 次冷却材全流量	約 2,700t/h	
原子炉入口冷却材温度	約 350℃	
原子炉出口冷却材温度	約 456℃	
原子炉プレナム最高圧力	約 4kg/cm ² [gage] (約 0.39MPa[gage]) *1	
燃料要素最大線出力密度	定格出力時	過出力時
炉心燃料集合体 炉心燃料要素	約 330W/cm	約 360W/cm
照射燃料集合体 III型特殊燃料要素	約 480W/cm	約 520W/cm
IV型特殊燃料要素	約 500W/cm	約 540W/cm
III型限界照射試験用要素	約 480W/cm	約 520W/cm
IV型限界照射試験用要素	約 500W/cm	約 540W/cm
先行試験用要素	約 1,000W/cm	約 1,080W/cm
基礎試験用要素	約 600W/cm	約 650W/cm
A型用炉心燃料要素	約 330W/cm	約 360W/cm
限界照射試験用補助要素	約 480W/cm	約 520W/cm
照射試料最大線出力密度	定格出力時	過出力時
照射用実験装置 照射試料	約 1,000W/cm	約 1,080W/cm

*1：水頭圧を除く。

第3.5.4表 熱特性解析結果 (1/3)

	燃料最高温度		被覆管最高温度 (肉厚中心)	冷却材最高温度
	定格出力時	過出力時	定格出力時	
炉心燃料集合体				
炉心燃料要素 (内側)	約2,300℃	約2,410℃	620℃以下	約600℃
炉心燃料要素 (外側)	約2,300℃	約2,410℃	620℃以下	約600℃

第3.5.4表 熱特性解析結果 (2/3)

	燃料最高温度			燃料最大熔融割合	
	定格出力時	過出力時	限界照射試験用要素の被覆管開孔時	定格出力時	過出力時
照射燃料集合体					
III型特殊燃料要素	約2,480℃	約2,590℃	—	—	—
IV型特殊燃料要素	約2,520℃	約2,630℃	—	—	—
III型限界照射試験用要素	約2,430℃	約2,560℃	約2,460℃	—	—
IV型限界照射試験用要素	約2,520℃	約2,630℃	約2,540℃	—	—
先行試験用要素	熔融温度以下* ¹	熔融温度以下* ¹	—	約20%* ²	約30%* ²
基礎試験用要素	熔融温度以下	熔融温度以下	—	—	—
A型用炉心燃料要素	約2,300℃	約2,410℃	—	—	—
限界照射試験用補助要素	約2,430℃	約2,560℃	約2,580℃	—	—
	被覆管最高温度 (肉厚中心) * ³				
	定格出力時				
	A型照射燃料集合体 装填時	B型照射燃料集合体 装填時	C型照射燃料集合体 装填時	D型照射燃料集合体 装填時	照射用実験装置 装填時
照射燃料集合体					
III型特殊燃料要素	約700℃	約700℃	約700℃	約700℃	—
IV型特殊燃料要素	約610℃	約610℃	約610℃	約610℃	—
III型限界照射試験用要素	約750℃	約700℃	—	約700℃	—
IV型限界照射試験用要素	約660℃	約610℃	—	約610℃	—
先行試験用要素	—	約750℃	—	—	—
基礎試験用要素	—	約750℃	—	—	—
A型用炉心燃料要素	620℃以下	—	—	—	—
限界照射試験用補助要素	—	約700℃	—	約700℃	—
内壁構造容器	—	約675℃	—	—	—
密封構造容器	—	約675℃	—	—	—
照射用実験装置					
照射試料キャプセル	—	—	—	—	約750℃
外側容器	—	—	—	—	約675℃

第3.5.4表 熱特性解析結果 (3/3)

	被覆管最高温度 (肉厚中心)				
	限界照射試験用要素の被覆管の開孔時				
	A型照射燃料集合体 装填時	B型照射燃料集合体 装填時	D型照射燃料集合体 装填時		
照射燃料集合体					
III型限界照射試験用要素	約820℃	約760℃	約760℃		
IV型限界照射試験用要素	約700℃	約650℃	約650℃		
限界照射試験用補助要素	—	約810℃	約810℃		
	冷却材最高温度				
	定格出力時				
	A型照射燃料集合体 装填時	B型照射燃料集合体 装填時	C型照射燃料集合体 装填時	D型照射燃料集合体 装填時	照射用実験装置 装填時
照射燃料集合体					
III型特殊燃料要素	約690℃	約690℃	約690℃	約690℃	—
IV型特殊燃料要素	約600℃	約600℃	約600℃	約600℃	—
III型限界照射試験用要素	約740℃	約690℃	—	約690℃	—
IV型限界照射試験用要素	約650℃	約600℃	—	約600℃	—
先行試験用要素	—	約670℃*4	—	—	—
基礎試験用要素	—	約670℃*5	—	—	—
A型用炉心燃料要素	約600℃	—	—	—	—
限界照射試験用補助要素	—	約690℃	—	約690℃	—
照射用実験装置	—	—	—	—	約670℃*6

- * 1 : 酸化物燃料を除く。
- * 2 : 酸化物燃料の場合。
- * 3 : 内壁構造容器及び密封構造容器にあっては、内壁構造容器または密封構造容器の最高温度。
照射試料キャプセルにあっては、照射試料キャプセルの最高温度。
外側容器にあっては、外側容器の最高温度。
- * 4 : 内壁構造容器を冷却する冷却材の値。
- * 5 : 密封構造容器を冷却する冷却材の値。
- * 6 : 外側容器を冷却する冷却材の値。

3.6 動特性

3.6.1 設計方針

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、出力振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、又は出力振動を制御し得るように設計する。

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。また、原子炉施設は、原子炉制御系として、通常運転時の原子炉入口冷却材温度を原子炉の出力に関係なく、一定値に保つように、主冷却器の空気流量を調整する原子炉冷却材温度制御系、及び通常運転時の1次冷却材流量を原子炉の出力に関係なく、一定値に保つための1次冷却材流量制御系を有する。

3.6.2 計算方法

動特性に係る計算には、動特性解析コードMIMIR⁽¹⁾を使用する。計算モデルの概要を以下に示す（第3.6.1図参照）。

- (1) 核動特性の計算には、遅発中性子6群の1点近似動特性モデルを使用する。
- (2) 炉心の熱特性の計算には、燃料要素1本で代表させた1チャンネルモデルを使用する。チャンネル内部の燃料の温度については、半径方向及び軸方向に多分割した2次元円筒モデルにより求める。また、主中間熱交換器及び主冷却器の熱特性の計算には、伝熱管1本で代表させた1チャンネルモデルを使用する。
- (3) 原子炉容器の上部及び下部プレナムには、有効体積に対する完全混合モデルを使用する。また、配管部には、輸送遅れモデルを使用する。
- (4) 原子炉制御系として、原子炉冷却材温度制御系を模擬する。また、必要に応じて、原子炉保護系を模擬し、原子炉保護系の作動により、1次主冷却系及び2次主冷却系の冷却材流量が変化する場合には、機器・配管の圧力損失特性、弁特性、主循環ポンプ特性、流体慣性等を考慮して運動量保存式と質量保存式を解き、その変化を計算する。

3.6.3 評価

代表的な過渡応答計算結果を以下に示す。炉心は、反応度や主冷却器空気流量のステップ状の変化に起因する出力振動が発生した場合にあっても、固有の出力抑制効果及び原子炉冷却材温度制御系の適切な応答動作等により、原子炉の出力、原子炉入口冷却材温度、原子炉出口冷却材温度等の主要諸変数を、十分な減衰性をもたせて安定に制御することができる。

(1) 反応度のステップ状変化に対する応答

通常運転時に、 -10ϕ の反応度がステップ状に投入された際の過渡応答計算結果を第3.6.2図、第3.6.3図に示す。原子炉の出力は、負の反応度投入により急速に低下するが、燃料、冷却材及び構造材の温度低下に伴う正の反応度フィードバックにより、その低下量は抑制され、約89%で安定する。

その後、原子炉冷却材温度制御系が動作しない場合には、原子炉出力の低下に伴う原

子炉入口冷却材温度の低下による正の反応度の投入により、原子炉出力は緩やかに約98%まで上昇する。

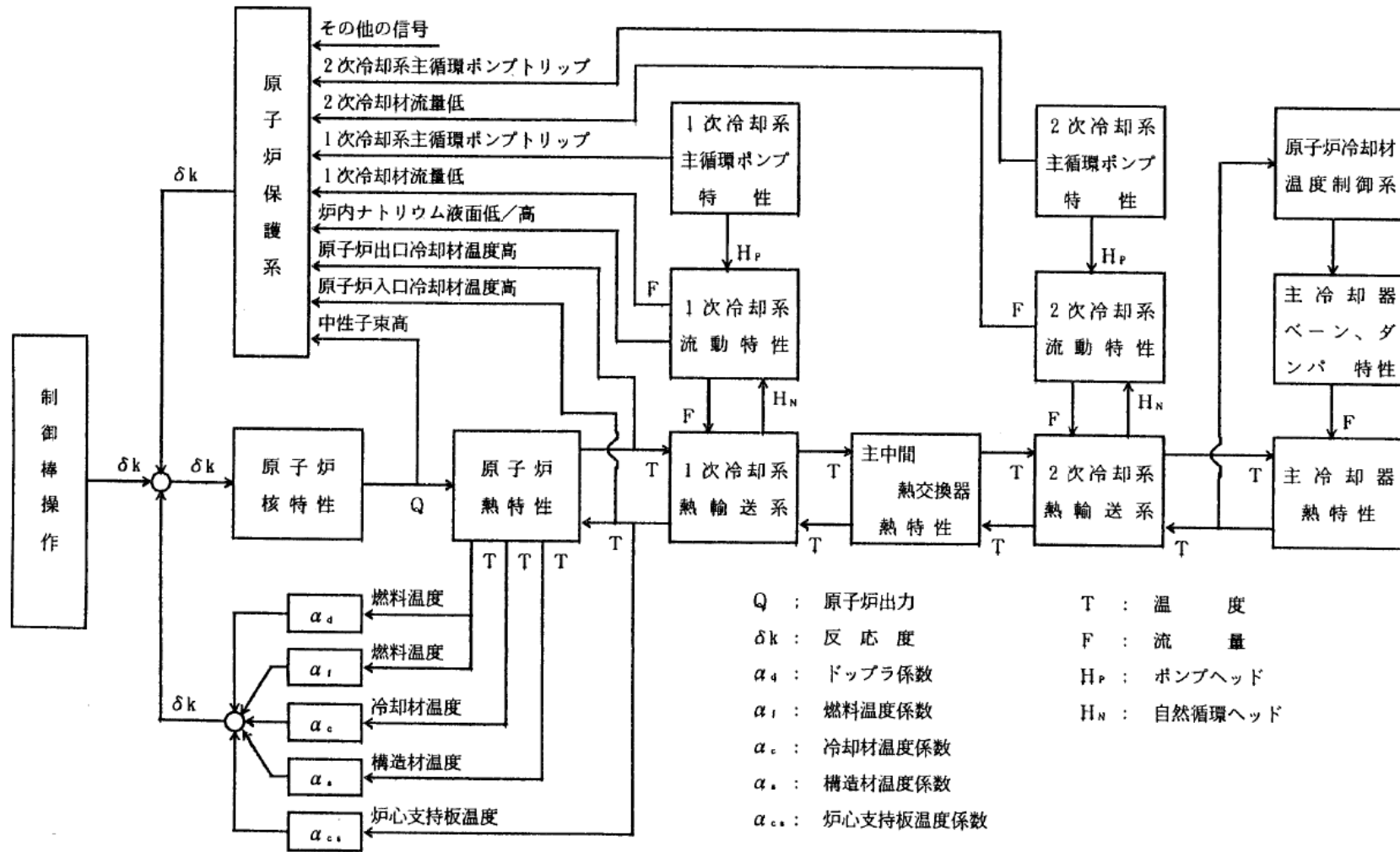
一方、原子炉冷却材温度制御系が動作する場合には、主冷却器空気流量が減少して原子炉入口冷却材温度の低下幅が小さくなり、原子炉出力は緩やかに約91%まで上昇する。

(2) 主冷却器空気流量のステップ状変化に対する応答

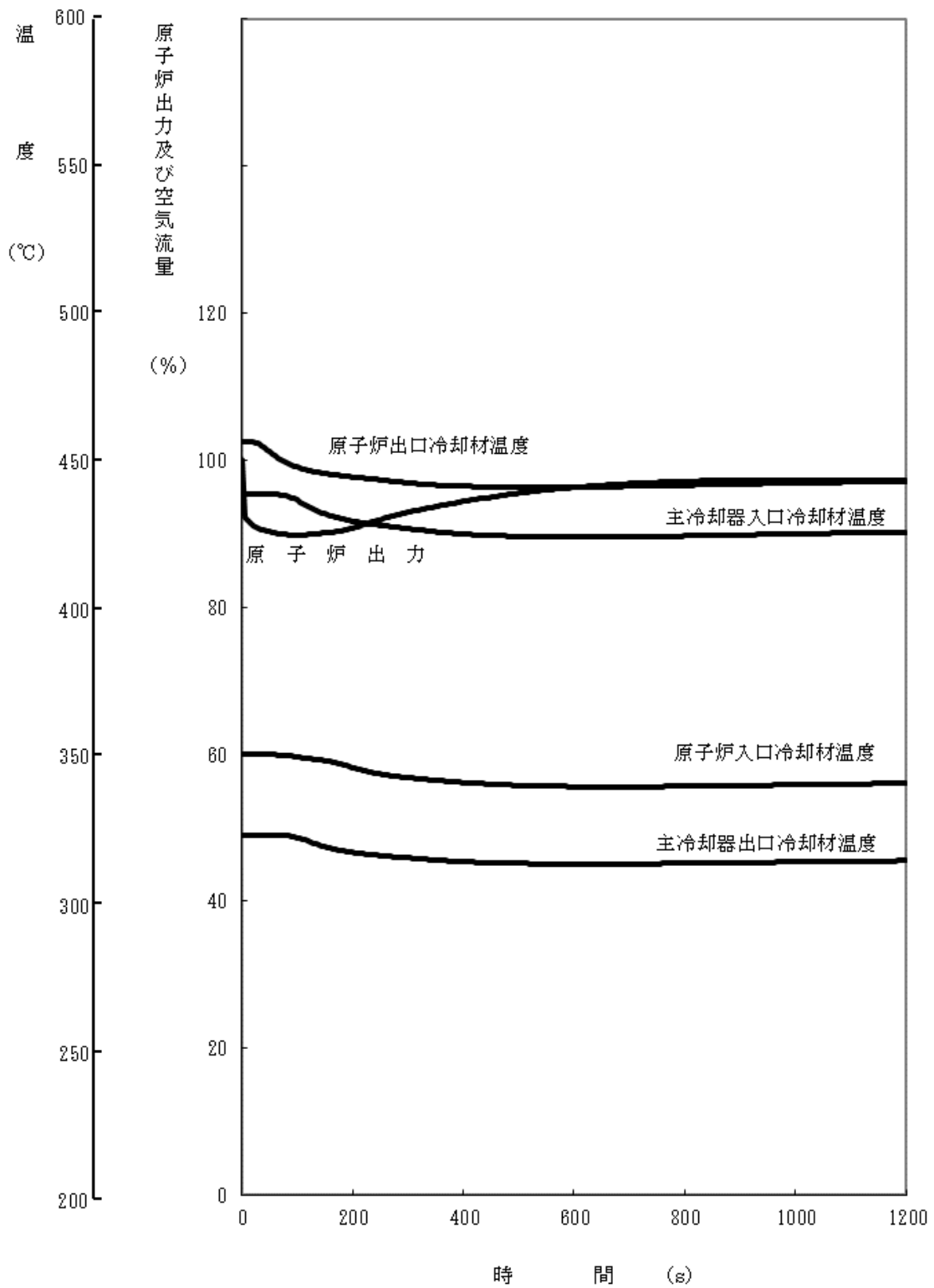
通常運転時に、1 ループの主冷却器空気流量がステップ状に10%減少した際の過渡応答計算結果を第3.6.4図に示す。主冷却器の除熱量の減少により、原子炉入口冷却材温度が緩やかに約8°C上昇するが、冷却材、構造材の温度上昇に伴う負の反応度フィードバックにより、原子炉の出力は緩やかに約97%まで低下する。

3.6.4 参考文献

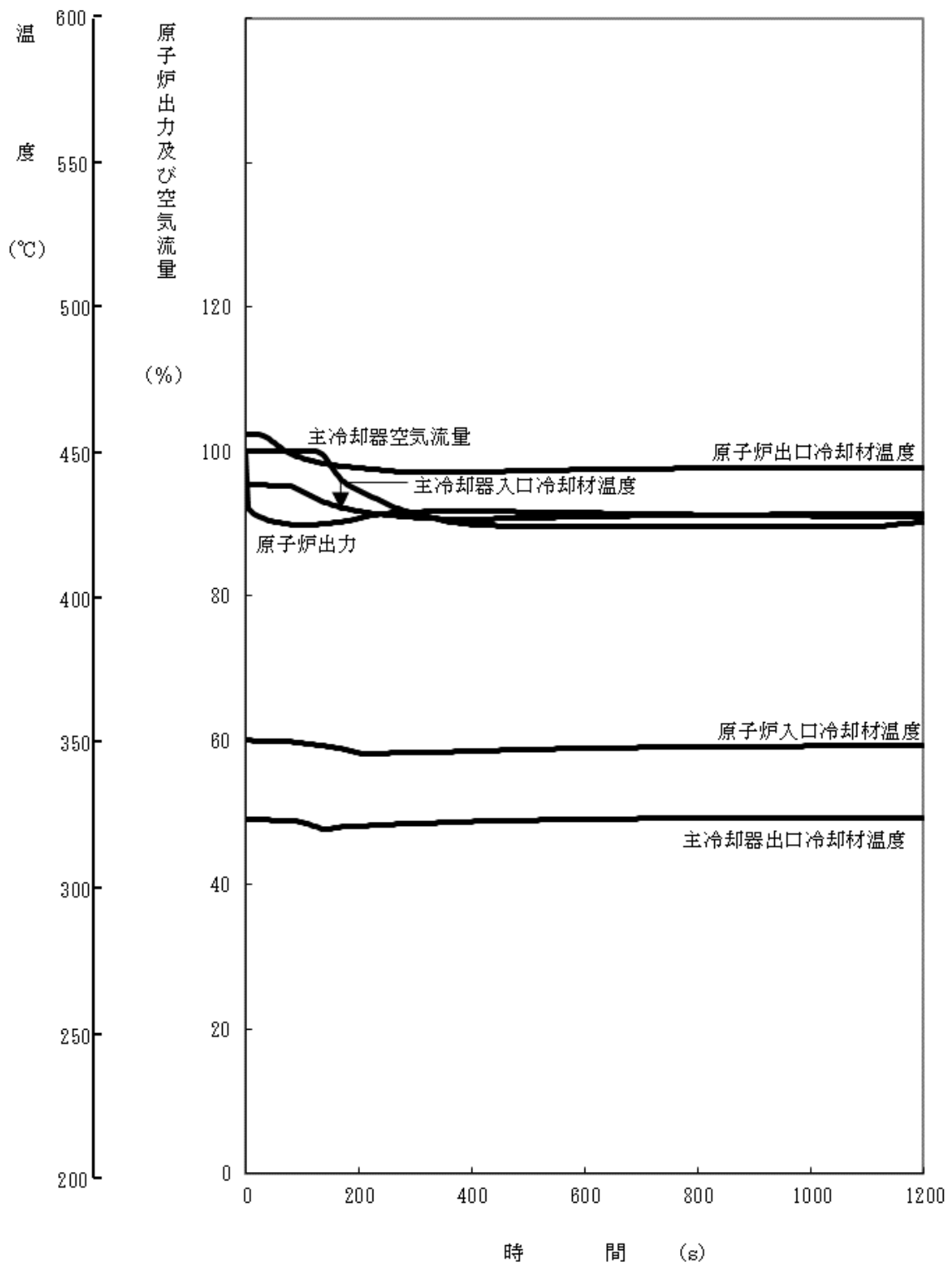
- (1) 動力炉・核燃料開発事業団、「高速増殖炉の安全解析に用いるコードについて」、PNC TN241 85-12(1985)



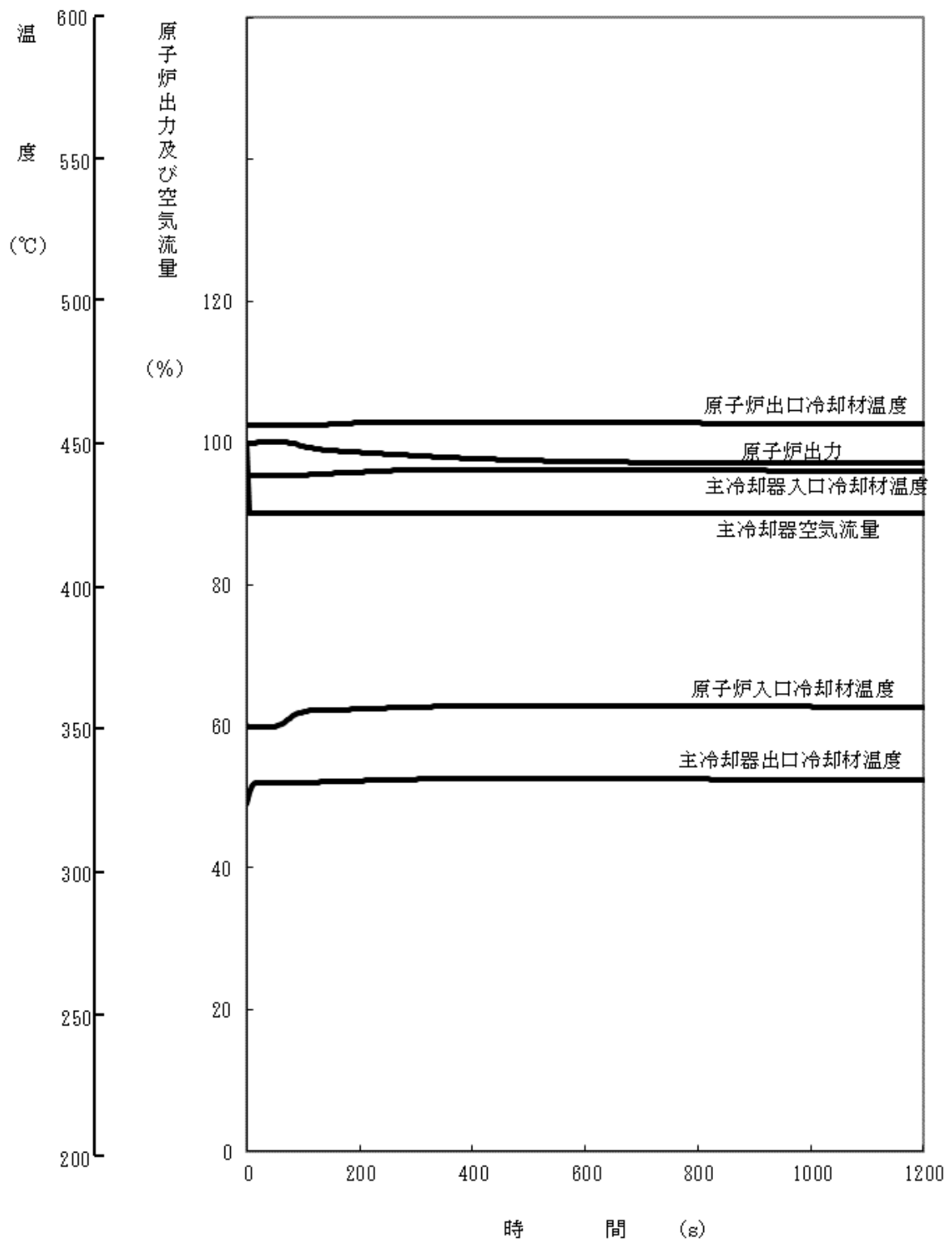
第 3.6.1 図 動特性解析モデル概略図



第 3.6.2 図 反応度 -10ϕ のステップ変化に対する応答
 (原子炉冷却材温度制御系: OFF)
 [熱出力: 100MW]



第 3.6.3 図 反応度 -10ϕ のステップ変化に対する応答
 (原子炉冷却材温度制御系 : ON)
 [熱出力 : 100MW]



第 3.6.4 図 主冷却器空気流量-10%のステップ変化に対する応答
 (原子炉冷却材温度制御系：OFF)
 [熱出力：100MW]

3.7 燃料集合体

3.7.1 概要

燃料集合体は、炉心燃料集合体及び照射燃料集合体から構成する。

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。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。炉心燃料集合体は、核分裂性プルトニウム富化度等が異なる内側燃料集合体と外側燃料集合体の2種類から構成する。

照射燃料集合体は、高速増殖炉用燃料の開発及び高速炉用燃料の設計精度の向上に使用するものであり、構造がそれぞれ異なるA型、B型、C型及びD型照射燃料集合体の4種類から構成する。なお、一部の照射試験にあっては、炉心燃料集合体の設計方針に定める制限を超え、又は、超える可能性のある場合がある。これらの照射試験には、燃料要素の被覆管が開孔する可能性のある条件で照射を行う限界照射試験、照射挙動が不明確な材料を燃料材に用いた燃料要素を照射する先行試験、及び照射挙動が不明確な材料を被覆材に用いた燃料要素を照射する基礎試験がある。

3.7.2 炉心燃料集合体

3.7.2.1 設計方針

(1) 燃料要素

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。このため、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おいて、以下の方針を満足するように燃料要素の設計を行う。なお、設計に当たっては、燃料密度変化、核分裂生成ガスの生成及び放出、被覆管のクリープ及びスエリング、燃焼に伴って変化する他の諸性質の効果等を考慮する。

- (i) 燃料最高温度は、2,650℃以下となるように設計する。
- (ii) 被覆管歪は、十分小さくなるように設計する。
- (iii) 被覆管内圧は、被覆管にかかる引張応力を抑え、円周方向へのクリープ破断を生じないように十分低く設計する。
- (iv) 被覆管の各部にかかる荷重に対する応力計算値は、A S M E Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。この時、当該基準に準拠して設定した620℃におけるS U S 3 1 6相当ステンレス鋼の S_m 値は176N/mm²、高Ni オーステナイト系ステンレス鋼(A)の S_m 値は201N/mm²である。
- (v) 累積疲労サイクルは、クリープによる累積損傷をも考慮して、設計疲労寿命以下となるよう設計する。なお、設計疲労曲線は、A S M E Sec. IIIに準拠した曲線を使用する。

(2) 燃料集合体

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。また、燃料集合体が他の構成部品の機能を阻害することがないようにする。このため、以下の方針を満足するように燃料集合体を設計する。

(i) 燃料集合体の輸送中又は取扱中に受ける通常の荷重に対して、十分な強度を有するように設計する。

(ii) 原子炉内における使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料集合体の構成部品にかかる荷重に対する応力計算値は、A S M E Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。

3.7.2.2 使用条件

炉心燃料集合体の使用条件を第 3.7.1 表に示す。

3.7.2.3 主要設備

(1) 燃料要素

燃料要素の主要仕様を第 3.7.2 表に示す。燃料要素は、燃料材を有する炉心燃料要素（内側）及び炉心燃料要素（外側）の 2 種類から構成する。炉心燃料要素は、第 3.7.1 図に示すように、燃料ペレット（プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット）を被覆管に挿入し、その上下に熱遮へいペレット（ウラン酸化物焼結ペレット（劣化ウラン））を、上部の熱遮へいペレットの上部に上部反射体ペレット、プレナムスプリング及びプレナムスリーブを入れ、また、下部の熱遮へいペレットの下部に下部反射体ペレットを入れて、両端に端栓を溶接した密封構造とし、内部にヘリウムガスを封入したものとする。

燃料ペレットは、プルトニウム・ウラン混合酸化物粉末を円柱状にプレス成形し、約 94%理論密度になるよう焼結したものとする。燃料ペレット及び熱遮へいペレットと被覆管との間には適当な間隙を確保し、かつ、上部反射体ペレットの上部にガスプレナムを設け、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス、燃料ペレット及び熱遮へいペレットと被覆管との熱膨張差、燃焼に伴う燃料ペレットの密度変化等により、被覆管及び端栓溶接部に過大な応力が生じることを防止する。また、燃料ペレット、熱遮へいペレット及び上部・下部反射体ペレットが取扱中に移動することがないように、プレナムスリーブ及びプレナムスプリングによって支持する構造とする。

隣接する燃料要素間の間隙を保持するため、燃料要素にはワイヤスペーサを巻く。

(2) 燃料集合体

炉心燃料集合体の概略構造を第 3.7.2 図に示す。また、その主要仕様を第 3.7.3 表に示す。炉心燃料集合体は、燃料要素、ラップ管、ハンドリングヘッド、下部反射体及びエントランスノズル等から構成し、127 本の燃料要素を正三角格子状に配列して、これらをラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。

燃料要素は、隣接する燃料要素間の間隙を保持するためのワイヤスペーサを巻いた状態で、その下部端栓に差し込まれた板状のノックバーを、エントランスノズルに溶接

された正六角形の組枠に固定することにより支持される。ハンドリングヘッドは、ラップ管の上部に溶接固定される。なお、ハンドリングヘッド下端と燃料要素上端との間には、燃料要素の膨張による干渉を防止するため、約 84mm の間隙を設ける。また、下部反射体は、6 枚の羽根を有するスクリュ形状とし、エントランスノズルに固定する。エントランスノズルには、炉心支持板の構造と相まって、冷却材流量を調節するためのオリフィス孔を複数個設ける。

3.7.2.4 評価

(1) 構成材料

燃料ペレットは、炉心の運転温度及び圧力において、被覆管及び充填ガス（ヘリウムガス）に対して化学的に不活性であり、核分裂生成物を保持する能力がある。

ステンレス鋼は、吸収断面積が小さく中性子経済性に優れ、燃料ペレットと被覆管の相互作用及び被覆管の内外圧力差による変形に十分耐える強度を有し、1 次冷却材、プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料、核分裂生成物等に対して高い耐食性を有し、かつ、高い信頼性を有する材料である。なお、設計降伏点（ S_y ）、設計引張強さ（ S_u ）などの短時間強度に及ぼす主な環境効果として、高速中性子による照射効果とナトリウム浸漬による効果がある。このうち、照射効果については、約 500°C 以下では、フランクループ生成に伴う転位密度増加による硬化のため強度が上昇するのに対し、約 500°C 以上では、主に冷間加工組織の回復、軟化のため強度低下が生ずる。一方、ナトリウム浸漬効果については、高温側で固溶元素のナトリウム中への選択的拡散溶出が生じることにより強度は低下する。被覆管の短時間強度はこの環境効果を考慮して設定する。また、被覆管の内圧クリープ破断強度も同様の環境効果を考慮して設定する。

(2) 燃料要素

燃料要素の性能評価は、核分裂生成ガスの生成及び放出、燃料ペレットの密度変化及び熱膨張、被覆管のスエリング、クリープ及び弾性変形、燃料ペレットと被覆管の相互作用等の原子炉運転中に生ずる諸現象を考慮して行う。本原子炉で使用する燃料要素と類似仕様の燃料要素の照射実績は、本燃料要素の過出力（定格出力に過出力因子を乗じた出力であって、燃料ペレットの最高温度が運転時の異常な過渡変化時に達する最高温度を包絡する出力をいう。以下同じ。）時の最大線出力密度である約 360W/cm を上回る線出力密度で、本燃料要素の燃料要素最高燃焼度を上回る約 110,000MWd/t の燃焼度が達成されており、また、本燃料要素の燃料要素最高燃焼度 90,000MWd/t 以上の燃焼度を達成した照射実績は多数あり、こうした高燃焼度までの燃料要素の健全性が確認されている。

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おいて、燃料要素の健全性は以下のように保たれる。なお、内側燃料集合体の燃料要素と外側燃料集合体の燃料要素とは、燃料ペレットのプルトニウム混合比等がわずかに異なるのみで、その他の寸法、構造、材料等の仕様及び炉内使用条件が同様であるので、それぞれの評価結果に有意な差が生じることはない。

(i) 燃料最高温度

燃料最高温度は、「3.5.3 計算方法」に基づいた解析により、定格出力時最大線出力密度約 330W/cm において約 2,300°C、過出力時最大線出力密度約 360W/cm において約 2,410°C であり、プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料の融点⁽¹⁾に原子炉内における使用期間中の変化を考慮して設定した燃料最高温度に関する熱設計基準値 2,650°C を超えることはない。

(ii) 被覆管の歪

被覆管の外径は、高速中性子照射下における核分裂生成ガスの蓄積による内圧に起因するクリープ変形、スエリング等により、原子炉内における使用期間中徐々に増加する。

被覆管の外径増加は主にクリープ及びスエリングに起因するが、その増加量は、前者によるものが燃焼末期で約 2.4% 以下、後者によるものが燃焼末期で約 1.8% 以下であり、原子炉内における使用期間中約 4.2% 以下に保つことができる。

なお、クリープ及びスエリングによる変形は、直接被覆管の健全性を損なうものではないことが照射実績により示されている。一方、1次冷却材流路断面積を確保して燃料集合体の健全性を保持するという観点からは、米国の EBR-II、仏国のラプソディ及びフェニックス等における照射実績により、7% 程度の外径増加は燃料集合体の健全性に問題がないことが確認されている。

(iii) 被覆管の内圧

被覆管内圧は、製造時に封入するヘリウムガス、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスプレナムの体積を十分大きくとっているため、最高燃焼度の被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、約 0.2 である。なお、クリープ寿命分数和の計算において、核分裂生成ガスの蓄積量は当機構製造の燃料要素の照射試験により設定し、使用末期において 100% の核分裂生成ガスが放出するものとして評価する。

(iv) 被覆管の応力

被覆管の応力は、燃焼初期においては、被覆管の内圧と外圧である 1次冷却材の運転圧力約 0.29MPa [gage] (約 3 kg/cm² [gage]) とがほぼ等しいので、被覆管応力は小さい。また、燃焼に伴って核分裂生成ガスの蓄積により内圧が徐々に上昇し、被覆管には引張応力が生ずるが、ガスプレナムの体積を十分に大きくとっているため、燃焼末期においても過度に大きくなることはない。

さらに、燃料ペレットが膨張して被覆管に接触することにより応力が発生するが、燃料ペレットのクリープ並びに被覆管のクリープ及びスエリングによる応力緩和が生ずるので、過大な応力が発生することはない。なお、ハンドリングヘッド下端と燃料要素上端との間には、燃料要素の膨張による干渉を防止するため、約 84mm の間隙を設けているため、被覆管のクリープ、スエリング及び熱膨張による燃料要素の軸方向変位による応力は吸収される。

被覆管応力としては、これらの応力のほかに熱応力、地震による応力、わん曲拘束による応力、ワイヤスペーサとの接触による応力、流力振動による応力等を考慮するが、これらの応力を組み合わせた場合の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に

おける一次膜応力の最大値は $112\text{N}/\text{mm}^2$ であり、SUS 316 相当ステンレス鋼及び高Ni オーステナイト系ステンレス鋼 (A) の S_m 値を下回る。

(v) 疲労サイクル

原子炉内における使用期間中に被覆管に生ずる熱応力及び内外圧力差による応力は、原子炉の起動停止や運転時の異常な過渡変化により変動し、応力サイクルが生ずる。これらによる疲労寿命分数和は、0.1 以下である。

この疲労寿命分数和にクリープ寿命分数和を加えた被覆管の累積損傷和は約 0.2 以下であり、設計上の制限値である 1.0 を下回る。

(3) 燃料集合体

燃料集合体には、輸送中又は取扱中、通常運転時並びに運転時の異常な過渡変化時に種々の荷重が加わるが、以下のように燃料集合体の健全性は確保される。なお、内側燃料集合体と外側燃料集合体とは、それぞれの燃料要素の仕様がほぼ同様であり、燃料集合体の寸法、構造、材料等の仕様及び炉内使用条件が同様であるので、それぞれの評価結果に有意な差が生じることはない。

(i) 輸送中又は取扱中における健全性

燃料集合体は、輸送中又は取扱中に加わる荷重として設定する 6G に対して十分な強度を有し、その機能が阻害されることはない。

(ii) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における健全性

燃料集合体には過大な応力がかからず、燃料要素にスパイラル状に巻いたワイヤスペーサにより、適切な冷却材流路が確保される。

被覆管のクリープ、スウェリング及び熱膨張による燃料要素の軸方向変位は、燃料要素の上端を自由に伸びられるようにすることにより吸収される。

燃料要素には 1 次冷却材の流動に伴う抗力が働くため、燃料要素の下端をロックバーにより固定する。

水流動試験及び高温ナトリウム中耐久試験の結果から、1 次冷却材の流動により燃料集合体が受ける影響が小さいことを確認している。

3.7.3 照射燃料集合体

3.7.3.1 設計方針

(1) 燃料要素

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。このため、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おいて、以下の方針を満足するように燃料要素の設計を行う。ただし、試験用要素にあっては、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以下の方針を満足するよう設計する。

(i) III型及びIV型特殊燃料要素

a. 燃料最高温度は、 $2,680^\circ\text{C}$ 以下となるように設計する。

- b. 被覆管歪は、十分小さくなるように設計する。
 - c. 被覆管内圧は、被覆管にかかる引張応力を抑え、円周方向へのクリープ破断を生じないように十分低く設計する。
 - d. 被覆管の各部にかかる荷重に対する応力計算値は、A S M E Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。
 - e. 累積疲労サイクルは、クリープによる累積損傷をも考慮して、設計疲労寿命以下となるように設計する。
- (ii) III型及びIV型限界照射試験用要素
- a. 燃料最高温度は、熔融温度を超えないように設計する。
 - b. 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、被覆管が著しく損傷しないよう、定格出力時の被覆管温度を制限する。
 - c. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用する。
 - d. 公称値及び工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。
- (iii) 先行試験用要素
- a. 燃料最高温度が熔融温度を超えないように設計する。ただし、酸化物燃料については、燃料熔融割合が30%を超えないように設計する。
 - b. 燃料部と被覆管との相互作用による被覆管の円周方向引張全歪は、第3.7.3図に示すS U S 3 1 6の破断時の円周方向引張塑性歪の実験データに十分な設計余裕を考慮した3%以内とする。
 - c. 被覆管内圧は、被覆管にかかる引張応力を抑え、円周方向へのクリープ破断を生じないように十分低く設計する。
 - d. 被覆管の各部にかかる荷重に対する応力計算値は、A S M E Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。
 - e. 累積疲労サイクルは、クリープによる累積損傷をも考慮して、設計疲労寿命以下となるように設計する。
- (iv) 基礎試験用要素
- a. 燃料最高温度が熔融温度を超えないように設計する。
 - b. 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、被覆管が著しく損傷しないよう、定格出力時の被覆管温度を制限する。
 - c. 被覆管の各部にかかる荷重に対する応力計算値は、A S M E Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。
- (v) A型用炉心燃料要素
- a. 炉心燃料集合体の燃料要素の設計方針を満足するよう設計する。
- (vi) 限界照射試験用補助要素
- a. 燃料最高温度は、2,680℃以下となるように設計する。
 - b. 被覆管歪は、十分小さくなるように設計する。
 - c. 被覆管内圧は、被覆管にかかる引張応力を抑え、円周方向へのクリープ破断を生じないように十分低く設計する。

- d. 被覆管の各部にかかる荷重に対する応力計算値は、A S M E Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。
- e. 累積疲労サイクルは、クリープによる累積損傷をも考慮して、設計疲労寿命以下となるように設計する。

(2) 燃料集合体

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。また、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。

3.7.3.2 使用条件

照射燃料集合体の使用条件を第3.7.1表に示す。なお、限界照射試験、先行試験及び基礎試験においては、燃料要素を除き、照射燃料集合体を構成する部材等を適当な照射期間ごとに交換できるものとする。また、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。

3.7.3.3 解析手法

(1) 燃料要素

燃料要素の解析は、「3.5.3 計算方法 (1)設計計算手法」及び追補1「3. 原子炉及び炉心」の追補の「VI. 照射燃料集合体に装填する燃料要素の設計」に基づいて行う。ただし、III型及びIV型限界照射試験用要素並びに限界照射試験用補助要素の解析における、限界照射試験用要素の被覆管に開孔が生じその開孔部から核分裂生成ガスが放出された場合の影響は、被覆管表面温度を算出する式において考慮する。

(2) 燃料集合体

炉心燃料集合体の解析に準じて行う。ただし、試験用要素を装填した集合体にあつては、集合体に加わる種々の荷重に対して集合体の各構成要素が十分な強度を有し、その機能が保持されることについて、有限要素法構造解析コード等を用いて解析を行う。また、先行試験用要素又は基礎試験用要素を装填した集合体にあつては、試験用要素を装填する内壁構造容器又は密封構造容器に加わる種々の荷重に対して、内壁構造容器又

は密封構造容器の機能が保持されることについても解析を行う。

3.7.3.4 主要設備

(1) 燃料要素

燃料要素の主要仕様を第 3.7.2 表に示す。燃料要素は、寸法及び組成の異なる、Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素、Ⅲ型及びⅣ型限界照射試験用要素、先行試験用要素、基礎試験用要素、A型用炉心燃料要素（A型照射燃料集合体に装填するA型用炉心燃料要素（内側）及びA型用炉心燃料要素（外側）の2種類とする。）及び限界照射試験用補助要素の9種類から構成する。

これらの燃料要素は、燃料部を被覆管に挿入し、その上下に熱遮へい部（燃料部が金属燃料の燃料要素を除く。）を、上部の熱遮へい部の上にプレナムスプリング等（燃料部と被覆管との熱伝達を燃料要素内に充填するナトリウムで行うナトリウムボンド型の燃料要素及び燃料部が振動充填燃料の燃料要素を除く。）を入れ、両端に端栓を溶接した密封構造とし、内部に不活性ガスを封入する。

(2) 燃料集合体

照射燃料集合体の概略構造を第 3.7.4 図に、主要仕様を第 3.7.3 表に示す。照射燃料集合体は、炉心燃料集合体と同様に、燃料要素、ラップ管、ハンドリングヘッド及びエントランスノズル等から構成する。照射燃料集合体の種類は、燃料集合体の中央に試料部を設けたA型照射燃料集合体、燃料集合体内に数本のコンパートメントを納めたB型及びD型照射燃料集合体、炉心燃料集合体と同様な形状のC型照射燃料集合体の4種類とする。

コンパートメントは、照射燃料集合体の内部において独自に冷却材流量を設定できる二重の円筒管（ α 型コンパートメントにおいては、外管に六角管も用いる。）であり、その種類は装填する燃料要素の種類及び本数並びに構造及び主要寸法等の組合せにより α 型、 β 型、 γ 型及び δ 型コンパートメントの4種類に分類される。なお、 α 型及び γ 型コンパートメントは、燃料要素最大5本をピンタイロッドの周囲に配置し、ワイヤスペーサ等で燃料要素間を保持する構造とする。 β 型及び δ 型コンパートメントは、燃料要素1本をシュラウド管に装填し、ワイヤスペーサ等で燃料要素とシュラウド管との間を保持する構造とする。先行試験用 γ 型コンパートメントは、燃料要素1本をシュラウド管に装填し、ワイヤスペーサ等で燃料要素とシュラウド管との間を保持し、これを上部と下部にストレーナを有した管構造である内壁構造容器に装填し、この内壁構造容器を納めた構造とする。基礎試験用 γ 型コンパートメントは、燃料要素1本をシュラウド管に装填し、ワイヤスペーサ等で燃料要素とシュラウド管との間を保持し、これを密封型の管構造である密封構造容器に装填し、この密封構造容器を納めた構造とする。

照射燃料集合体の構造を以下に示す。

(i) A型照射燃料集合体

A型照射燃料集合体は、試料部の周囲に、ワイヤスペーサを巻いたA型用炉心燃料要素を炉心燃料集合体と同じ燃料要素ピッチで正三角格子状に配置して、全体をラッ

パ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。

試料部は、燃料要素 7 本のバンドル（正三角格子状に配置した燃料要素の束）を二重のステンレス鋼の試料部六角管に納めたもの、ないし α 型又は β 型コンパートメントをステンレス鋼の試料部六角管に納めた構造とする。

A 型照射燃料集合体は、燃料材が占める体積比率が比較的大きいため、高い中性子束による照射試験ができる機能を有する。また、コンパートメントを有するものにあつては、コンパートメントを適宜取り出すことにより照射中の燃料要素の健全性を追跡確認できる機能を有する。

A 型照射燃料集合体の概略構造を第 3.7.4 図及び第 3.7.5 図に示す。

(ii) B 型照射燃料集合体

B 型照射燃料集合体は、燃料集合体の中央部に設けたステンレス鋼のタイロッドのまわりに、 γ 型コンパートメント 6 本を配し、全体をラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。B 型照射燃料集合体は、ほぼ同一の照射条件下でパラメトリックなデータを得ることができ、また、コンパートメントを適宜取り出すことにより照射中の燃料要素の健全性を追跡確認できる機能を有する。

先行試験用 γ 型コンパートメント内には内壁構造容器 1 本が納められ、この内壁構造容器内に先行試験用要素を装填することにより、燃料溶解状態の先行試験用要素の被覆管が、万一、破損しても、先行試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えない構造とする。

基礎試験用 γ 型コンパートメント内には密封構造容器 1 本が納められ、この密封構造容器内に基礎試験用要素を装填することにより、基礎試験用要素の被覆管が開孔しても、基礎試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えない構造とする。

B 型照射燃料集合体の概略構造を第 3.7.4 図及び第 3.7.6 図～第 3.7.8 図に示す。

(iii) C 型照射燃料集合体

C 型照射燃料集合体は、燃料要素最大 91 本のバンドルをステンレス鋼の試料部六角管に納め、これをラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。C 型照射燃料集合体は、同時に多数の照射データを得ることができ、燃料要素の健全性を統計的に確認できる機能を有する。

C 型照射燃料集合体の概略構造を第 3.7.4 図及び第 3.7.9 図に示す。

また、照射条件をオンラインで計測するものにあつては、検出器を取り付け、計測線を炉外に引き出す構造とする。計測線付 C 型照射燃料集合体は、内側延長管、外側延長管、ハウジング等の上部構造により炉心上部機構に支持する。上部案内管、外側延長管及び内側延長管の間隙には、ステンレス鋼、炭化ほう素等の遮へい体を設ける。計測線付 C 型照射燃料集合体の試料部は、燃料交換時に回転プラグが回転できるように、下部案内管によりガイドして上部案内管に引き上げる。計測線は、照射試験終了後計測線付 C 型照射燃料集合体の取り出し時に、内側延長管と外側延長管により切断し、上部構造と切り離す。

計測線付C型照射燃料集合体の概略構造を第3.7.10図に示す。

(iv) D型照射燃料集合体⁽²⁾

D型照射燃料集合体は、燃料集合体の中央部に設けたステンレス鋼のタイロッドのまわりに、 γ 型コンパートメント6本、 δ 型コンパートメント18本、又は、これら2種類のコンパートメントを混在させて配し、全体をラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。D型照射燃料集合体は、ほぼ同一の照射条件下で燃料要素1本ごとに最大18のパラメータを設定して照射データを得ることができ、また、コンパートメントを適宜取り出すことにより照射中の燃料要素の健全性を追跡確認できる機能を有する。

D型照射燃料集合体の概略構造を第3.7.4図及び第3.7.11図に示す。

3.7.3.5 評価

(1) 構成材料

燃料材であるプルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット、プルトニウム・ウラン混合炭化物焼結ペレット及びプルトニウム・ウラン混合窒化物焼結ペレット並びに熱遮へいペレットの材料であるウラン酸化物焼結ペレット、ウラン炭化物焼結ペレット及びウラン窒化物焼結ペレットは、炉心の運転温度及び圧力において、被覆管(Ⅲ型特殊燃料要素にあつてはオーステナイト系ステンレス鋼、Ⅳ型特殊燃料要素にあつては高速炉用フェライト系ステンレス鋼、Ⅲ型限界照射試験用要素にあつてはオーステナイト系ステンレス鋼、Ⅳ型限界照射試験用要素にあつては高速炉用フェライト系ステンレス鋼、A型用炉心燃料要素にあつてはオーステナイト系ステンレス鋼、限界照射試験用補助要素にあつてはオーステナイト系ステンレス鋼)及び充填ガス(ヘリウム)に対して化学的に不活性であり、核分裂生成物を保持する能力がある。なお、プルトニウム・ウラン混合窒化物焼結ペレットは、照射中にごくわずかがプルトニウムと窒素に分離するが、その影響は無視できる程度である。また、先行試験用要素及び基礎試験用要素に装填する燃料材の種類のうち、金属燃料は、照射中にごくわずかが被覆管(ステンレス鋼)と反応する可能性があるが、その影響は無視できる程度である^{(3)~(12)}。

被覆管等に用いているステンレス鋼は、吸収断面積が小さく中性子経済に優れ、燃料ペレットと被覆管の相互作用及び被覆管の内外圧差による変形に十分耐える強度を有し、ナトリウム、プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料、プルトニウム・ウラン混合炭化物燃料、プルトニウム・ウラン混合窒化物燃料及び核分裂生成物等に対して高い耐食性を有し、かつ、高い信頼性を有する材料である。ただし、Ⅲ型及びⅣ型限界照射試験用要素及び基礎試験用要素にあつては、被覆管の強度限界を超えると考えられる厳しい条件下(高燃焼度、高被覆管温度等)で照射を行うため、被覆管が開孔する可能性がある。

(2) 燃料要素

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おいて、燃料要素の健全性は以下のように保たれる。

(i) Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素

a. 燃料最高温度

Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素の燃料最高温度は、定格出力時の最大線出力密度（それぞれ 480W/cm 及び 500W/cm）においてそれぞれ約 2,480°C 及び約 2,520°C であり、また、過出力時の最大線出力密度（それぞれ 520W/cm 及び 540W/cm）においてそれぞれ約 2,590°C 及び約 2,630°C であり、設計方針を満足する。

b. 被覆管の内圧、応力等

Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素の被覆管内圧は、製造時に封入する不活性ガス、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスプレナムの体積を十分大きくとっているため、最高燃焼度の被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、被覆管肉厚が最も薄い場合においても 1.0 未満である。

Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素の被覆管応力は、燃焼初期においては、被覆管の内圧と外圧である 1 次冷却材の運転圧力約 0.29MPa [gage]（約 3kg/cm² [gage]）とがほぼ等しいので小さい。また、燃焼に伴って核分裂生成ガスの蓄積により内圧が徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力の最大値は被覆管の材料の S_m 値より十分小さい。

さらに、照射クリープ、スエリング等によるⅢ型及びⅣ型特殊燃料要素の被覆管の歪は十分小さく、各種の応力サイクルによる累積疲労サイクルは設計疲労寿命に比べて十分小さい。

(ii) Ⅲ型及びⅣ型限界照射試験用要素

a. 燃料最高温度

Ⅲ型及びⅣ型限界照射試験用要素の燃料最高温度は、定格出力時の最大線出力密度（それぞれ 480W/cm 及び 500W/cm）においてそれぞれ約 2,480°C 及び約 2,520°C であり、また、過出力時の最大線出力密度（それぞれ 520W/cm 及び 540W/cm）においてそれぞれ約 2,590°C 及び約 2,630°C であり、設計方針を満足する。一方、被覆管開孔時における燃料最高温度は、2,680°C を超えない。

b. 被覆管の内圧、応力等

Ⅲ型及びⅣ型限界照射試験用要素は、最高燃焼度に至るまでにクリープ寿命分数和が 1.0 を超えるよう設計されるため、被覆管が開孔に至る可能性がある。

(iii) 先行試験用要素

燃料部を溶融させない先行試験用要素について、設計仕様及び設計条件を第 3.7.4 表に、設計結果を第 3.7.5 表に示す。また、燃料部を溶融させる先行試験用要素について、設計仕様及び設計条件を第 3.7.6 表に、設計結果を第 3.7.7 表に示す。

a. 燃料最高温度

先行試験用要素の燃料材は、照射挙動が不明確な材料を用いる場合があるが、融点及び熱伝導度等を安全側に考慮して設計するため、過出力時にあっても、燃料最高温度が溶融温度を超えない結果となる。また、一部の酸化燃料材にあっては、定格出力時に、燃料最高温度が溶融温度を超えるよう設計する場合があるが、同様に、融点及び熱伝導度等を安全側に考慮して設計するため、過出力時にあっても、燃料

溶融割合が 30%を超えない結果となる。

b. 被覆管の内圧、応力等

先行試験用要素の被覆管内圧は、燃料部から放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスペナムの体積を十分大きくとることにより、被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、1.0 未満である。

先行試験用要素の被覆管応力は、燃焼初期においては小さい。また、燃焼に伴って内圧が徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力は被覆管の材料の S_m 値より小さい。

さらに、各種の応力による累積疲労サイクルは設計疲労寿命に比べて小さい。

c. 被覆管の歪（燃料溶融に伴う燃料と被覆管の相互作用による歪）

酸化物燃料の燃料溶融時に生じる被覆管の歪は、燃料溶融割合が 30%であっても、3%を超えることはない。

(iv) 基礎試験用要素

基礎試験用要素について、設計仕様及び設計条件を第 3.7.8 表に、設計結果を第 3.7.9 表に示す。

a. 燃料最高温度

基礎試験用要素の燃料最高温度は、定格出力時の最大線出力密度を制限することにより、過出力時にあっても溶融温度を超えることはない。

b. 被覆管の内圧、応力等

基礎試験用要素の被覆管内圧は、燃料部から放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力は被覆管の材料の S_m 値より小さい。

クリープ寿命分数和は、最高燃焼度に至るまでに 1.0 を超えるよう設計することがあるため、この場合は、被覆管が開孔に至る可能性がある。

(v) A型用炉心燃料要素

炉心燃料集合体の燃料要素の評価結果と同様である。

(vi) 限界照射試験用補助要素

a. 燃料最高温度

限界照射試験用補助要素の燃料最高温度は、定格出力時の最大線出力密度 480 W/cm において約 2,480°C であり、また、過出力時の最大線出力密度 520 W/cm において約 2,590°C であり、設計方針を満足する。一方、被覆管開孔時における燃料最高温度は、2,680°C を超えない。

b. 被覆管の内圧、応力等

限界照射試験用補助要素の被覆管内圧は、製造時に封入する不活性ガス、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスペナムの体積を十分大きくとっているため、最高燃焼度の被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、隣接する限界照射試験用要素の被覆管開孔時のクリープ損傷を考慮し、被覆管肉厚が最も薄い場合においても 1.0 未満である。

限界照射試験用補助要素の被覆管応力は、燃焼初期においては、被覆管の内圧と

外圧である1次冷却材の運転圧力約0.29MPa[gage] (約3kg/cm²[gage]) とがほぼ等しいので小さい。また、燃焼に伴って核分裂生成ガスの蓄積により内圧が徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力の最大値は被覆管の材料のSm値より十分小さい。

さらに、照射クリープ、スエリング等による限界照射試験用補助要素の被覆管の歪は十分小さく、各種の応力サイクルによる累積疲労サイクルは設計疲労寿命に比べて十分小さい。

(3) 燃料集合体

燃料集合体は、輸送中又は取扱中並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に種々の荷重が加わるが、これらの荷重に対して十分な強度を有している。

先行試験用要素を装填したB型照射燃料集合体にあつては、燃料熔融状態にある先行試験用要素の被覆管が破損した際に発生する内壁構造容器内の圧力に対し、内壁構造容器の健全性が確保されることを確認した。

この発生する圧力の評価には、高速炉安全解析コードであり、実験の解析により妥当性が確認されているSAS3Dを改良したSAS4A^{(13)~(17)}を使用した。

内壁構造容器及び先行試験用要素を円筒形モデルにて、内壁構造容器の内径13mm、先行試験用要素の被覆管の外径8.5mm、燃料ペレットの直径7.5mm、スミア密度85%TDの仕様で、燃料熔融割合を安全側に40%として発生する圧力を評価した結果、最大13.2MPaである。

この圧力は、SUS316相当ステンレス鋼の675℃で15,000時間使用した時の許容応力から求められる内壁構造容器の耐圧30.6MPaを下回るため、内壁構造容器の健全性は確保される。

基礎試験用要素を装填したB型照射燃料集合体にあつては、基礎試験用要素の被覆管の開孔時及び開孔後の継続使用時においても、基礎試験用要素から放出される核分裂生成ガスの圧力が、最大9.82MPaであり、SUS316相当ステンレス鋼の675℃で15,000時間使用した時の許容応力から求められる密封構造容器の耐圧30.6MPaを下回るため、密封構造容器の健全性は確保される。

なお、事故と相まって基礎試験用要素の被覆管が開孔しても、事故時の密封構造容器の到達温度800℃は、密封構造容器が破損に至る温度906℃を下回るため、事故時であっても密封構造容器の健全性は確保される。

3.7.4 参考文献

- (1) 加藤正人他、「高速炉用ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の融点に及ぼす酸素・金属比の影響」、日本原子力学会和文論文誌、Vol. 7, No. 4, p420(2008)
- (2) 核燃料サイクル開発機構、「D型照射リグの設計報告書」、JNC TN9410 99-010(1999)
- (3) 尾形 他、電力中央研究所 研究報告 T95030 (1996)
- (4) T. Ogata et al., J. Nucl. Mater. 250 (1997) 171.
- (5) K. Nakamura et al., J. Nucl. Mater. 275 (1999) 246.
- (6) T. Ogata et al., J. Nucl. Sci. Technol., 37 (2000) 244.

- (7) K. Nakamura et al., J. Nucl. Sci. Technol., 38 (2001) 112.
- (8) D.D. Keiser Jr. and M.C. Petri, J. Nucl. Mater. 240 (1996) 51.
- (9) A.B. Cohen, H. Tsai and L.A. Neimark, J. Nucl. Mater. 204 (1993) 244.
- (10) Integral Fast Reactor Program, Annual Progress Report FY 1993, ANL-IFR-244.
- (11) H. Tsai, Y.Y. Liu, D. Wang and J.M. Kramer, Proc. Int. Conf. Fast Reactor and Related Fuel Cycles, Kyoto (Atomic Energy Society of Japan, 1991).
- (12) H. Tsai, Proc. Int. Fast Reactor Safety Meeting, Snowbird, 1990, vol. II (American Nuclear Society, 1990).
- (13) 丹羽元, 小山和也, 高速炉安全解析コード SAS4A の導入整備と試計算に基づく改良検証計画 ZN9410 86-024, 1986年3月
- (14) 川田賢一, SAS4A コードによる CABRI-2 E3 試験解析 ZN9410 93-185, 1993年8月
- (15) 久保重信, SAS4A による CABRI-II E7 試験解析 ZN9410 94-280, 1994年10月
- (16) 川田賢一, 佐藤一憲, 丹羽元, "CABRI-2 炉内試験総合評価(2) : 破損後物質移動モデルの改良と適用", 日本原子力学会 1993年秋の大会 1993年10月9~11日 神戸商船大学, 予稿集 p109
- (17) 佐藤一憲, "CABRI-2 炉内試験総合評価(3) : 単相冷却材中での破損後挙動", 日本原子力学会 1994年春の年会 1994年3月29~31日 筑波大学, 予稿集 p367

第3.7.1表 燃料集合体の使用条件 (1/4)

	燃料最高温度		被覆管最高温度 (肉厚中心) 定格出力時	最高燃焼度
	定格出力時	過出力時		
炉心燃料集合体				
炉心燃料要素 (内側)	2,350℃	2,650℃	620℃	90,000MW d / t
炉心燃料要素 (外側)	2,350℃	2,650℃	620℃	90,000MW d / t
	燃料集合体の挿入量	炉心挿入位置		
炉心燃料集合体				
内側燃料集合体	最大19体	内側燃料領域		
外側燃料集合体	最大60体	外側燃料領域		

第3.7.1表 燃料集合体の使用条件 (2/4)

	燃料最高温度			燃料最大溶融割合	
	定格出力時	過出力時	限界照射試験用要素の 被覆管開孔時	定格出力時	過出力時
照射燃料集合体					
III型特殊燃料要素	2,540℃	2,680℃	—	—	—
IV型特殊燃料要素	2,540℃	2,680℃	—	—	—
III型限界照射試験用要素	2,540℃	2,680℃	2,680℃	—	—
IV型限界照射試験用要素	2,540℃	2,680℃	2,680℃	—	—
先行試験用要素	溶融温度以下* ¹	溶融温度以下* ¹	—	20%* ²	30%* ²
基礎試験用要素	溶融温度以下	溶融温度以下	—	—	—
A型用炉心燃料要素	2,350℃	2,650℃	—	—	—
限界照射試験用補助要素	2,540℃	2,680℃	2,680℃	—	—
	被覆管最高温度 (肉厚中心) * ³				
	定格出力時				
	A型照射燃料集合体 装填時	B型照射燃料集合体 装填時	C型照射燃料集合体 装填時	D型照射燃料集合体 装填時	
照射燃料集合体					
III型特殊燃料要素	700℃	700℃	700℃	700℃	
IV型特殊燃料要素	610℃	610℃	610℃	610℃	
III型限界照射試験用要素	750℃	700℃	—	700℃	
IV型限界照射試験用要素	660℃	610℃	—	610℃	
先行試験用要素	—	750℃	—	—	
基礎試験用要素	—	750℃	—	—	
A型用炉心燃料要素	620℃	—	—	—	
限界照射試験用補助要素	—	700℃	—	700℃	
内壁構造容器	—	675℃	—	—	
密封構造容器	—	675℃	—	—	

第3.7.1表 燃料集合体の使用条件 (3/4)

	被覆管最高温度 (肉厚中心)			被覆管円周方向 最大引張塑性歪
	限界照射試験用要素の被覆管の開孔時			
	A型照射燃料集合体 装填時	B型照射燃料集合体 装填時	D型照射燃料集合体 装填時	
照射燃料集合体				
III型限界照射試験用要素	890℃	890℃	890℃	—
IV型限界照射試験用要素	810℃	810℃	810℃	—
先行試験用要素	—	—	—	3%
限界照射試験用補助要素	—	890℃	890℃	—
	最高燃焼度			
	A型照射燃料集合体 装填時	B型照射燃料集合体 装填時	C型照射燃料集合体 装填時	D型照射燃料集合体 装填時
照射燃料集合体				
III型特殊燃料要素	130,000MWd/t	130,000MWd/t	130,000MWd/t	130,000MWd/t
IV型特殊燃料要素	130,000MWd/t	130,000MWd/t	130,000MWd/t	130,000MWd/t
III型限界照射試験用要素	150,000MWd/t	200,000MWd/t	—	200,000MWd/t
IV型限界照射試験用要素	150,000MWd/t	200,000MWd/t	—	200,000MWd/t
先行試験用要素	—	200,000MWd/t	—	—
基礎試験用要素	—	200,000MWd/t	—	—
A型用炉心燃料要素	90,000MWd/t	—	—	—
限界照射試験用補助要素	—	130,000MWd/t	—	130,000MWd/t

第3.7.1表 燃料集合体の使用条件 (4/4)

	燃料集合体の挿入量	炉心挿入位置	
照射燃料集合体 A型照射燃料集合体 B型照射燃料集合体 C型照射燃料集合体 D型照射燃料集合体	第2.4.1表のとおり	炉心燃料領域 ^{*4} (外側燃料領域 ^{*5}) 炉心燃料領域 ^{*4} 炉心燃料領域 ^{*4} 炉心燃料領域 ^{*4}	
	年間照射試験回数		
	限界照射試験用要素 装填時	先行試験用要素 装填時	基礎試験用要素 装填時
照射燃料集合体 A型照射燃料集合体 B型照射燃料集合体 C型照射燃料集合体 D型照射燃料集合体	最大4回 最大1回 ^{*6} — 最大1回 ^{*6}	— 最大14回 — —	— 最大14回 — —

- * 1 : 酸化物燃料を除く。
- * 2 : 酸化物燃料の場合。
- * 3 : 内壁構造容器及び密封構造容器にあつては、内壁構造容器または密封構造容器の最高温度。
- * 4 : 制御棒及び後備炉停止制御棒の隣接位置に装荷しないものとする。
- * 5 : A型用炉心燃料要素（外側）装填時。
- * 6 : B型照射燃料集合体とD型照射燃料集合体の合計。

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (1/6)

	燃料材				
	燃料ペレット部				
	種類	プルトニウム含有率*1	核分裂性*2 プルトニウム富化度	プルトニウム 同位体組成比	ウラン濃縮度
炉心燃料集合体 炉心燃料要素 (内側)	プルトニウム・ ウラン混合酸化物 焼結ペレット	32wt%以下	約16wt%	原子炉級	約18wt%
炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	約21wt%	同上	同上
	燃料材				
	燃料ペレット部			熱遮へいペレット部	
	燃料ペレットの初期密度	燃料ペレット (中実) 直径	燃料ペレット長さ	種類	
炉心燃料集合体 炉心燃料要素 (内側)	約94%理論密度	約4.6mm	約9mm	ウラン酸化物*3 焼結ペレット	
炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	同上	同上	
	被覆管			その他の部品の材料	
	材料	外径	肉厚	端栓	
	炉心燃料集合体 炉心燃料要素 (内側)	SUS316相当 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)	約5.5mm	約0.35mm	SUS316 ステンレス鋼、 SUS316相当 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)
炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	同上	同上	
	その他の部品の材料				
	ワイヤスペーサ	上部反射体ペレット及び 下部反射体ペレット	プレナムスプリング	プレナムスリーブ	
	炉心燃料集合体 炉心燃料要素 (内側)	SUS316相当 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)	SUS316ステンレス鋼 または高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)、(B)	SUS304 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	同上	同上	
	燃料ペレット- 被覆管間隙 (半径)	ガスプレナム長さ	燃料要素有効長さ (燃料ペレット部)	燃料要素全長	
	炉心燃料集合体 炉心燃料要素 (内側)	約0.1mm	約58cm	約50cm	約154cm
	炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	同上	同上

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (2/6)

	燃料材				
	燃料部				
	種類	プルトニウム含有率* ¹	核分裂性* ² プルトニウム富化度	プルトニウム 同位体組成比	ウラン濃縮度
照射燃料集合体					
Ⅲ型特殊燃料要素	プルトニウム・ ウラン混合酸化物 焼結ペレット	32wt%以下	25wt%以下	原子炉級	26wt%以下
Ⅳ型特殊燃料要素	同上	同上	25wt%以下	同上	24wt%以下
Ⅲ型限界照射試験用要素	同上	同上	25wt%以下	同上	26wt%以下
Ⅳ型限界照射試験用要素	同上	同上	25wt%以下	同上	24wt%以下
先行試験用要素	プルトニウムまたは* ⁶ * ⁷ ウランの単体または 混合物の酸化物、炭化物、 窒化物または金属	(制限なし)	80wt%以下	同上	85wt%以下
基礎試験用要素	プルトニウム・ウラン 混合酸化物焼結ペレット、 プルトニウム・ウラン 混合炭化物焼結ペレット、 プルトニウム・ウラン 混合窒化物焼結ペレット またはプルトニウム・ウラン 混合金属スラグ	左欄について、それぞれ 32wt%以下、25wt%以下、 30wt%以下、20wt%以下	左欄について、それぞれ 25wt%以下、20wt%以下、 24wt%以下、16wt%以下	同上	85wt%以下
A型用炉心燃料要素 (内側)	プルトニウム・ ウラン混合酸化物 焼結ペレット	32wt%以下	約16wt%	同上	約18wt%
A型用炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	約21wt%	同上	約18wt%
限界照射試験用補助要素	同上	同上	25wt%以下	同上	26wt%以下

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (3/6)

	燃料材				
	燃料部				熱遮へい部
	燃料ペレットの初期密度	燃料ペレット (中実) 直径	燃料ペレット (中空) 外径/内径	燃料ペレット長さ	種類
照射燃料集合体					
Ⅲ型特殊燃料要素	95%理論密度以下	5.3～7.5mm	5.3～7.5mm/約2mm	15mm以下	ウラン酸化物* ³ 焼結ペレット
Ⅳ型特殊燃料要素	95%理論密度以下	5.18～6.18mm	5.18～6.18mm/約2mm	同上	同上
Ⅲ型限界照射試験用要素	95%理論密度以下	5.3～6.6mm	(該当なし)	同上	同上
Ⅳ型限界照射試験用要素	95%理論密度以下	5.18～6.18mm	(該当なし)	同上	同上
先行試験用要素	95%理論密度以下	4.6～7.5mm	4.6～7.5mm/約2mm	同上	ウランの酸化物、* ⁴ * ⁶ 炭化物、窒化物または金属
基礎試験用要素	95%理論密度以下	4.6～7.5mm	4.6～7.5mm/約2mm	同上	ウラン酸化物焼結ペレット* ⁴ ウラン炭化物焼結ペレット、 ウラン窒化物焼結ペレット またはウラン金属スラグ
A型用炉心燃料要素 (内側)	約94%理論密度	約4.6mm	(該当なし)	約9mm	ウラン酸化物* ³ 焼結ペレット
A型用炉心燃料要素 (外側)	約94%理論密度	約4.6mm	(該当なし)	約9mm	同上
限界照射試験用補助要素	95%理論密度以下	5.3～6.6mm	(該当なし)	15mm以下	同上

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (4/6)

	被覆管			その他の部品の材料	
	材料	外径	肉厚	端栓	ワイヤスペーサ
照射燃料集合体					
III型特殊燃料要素	オーステナイト系 ステンレス鋼	6.4~8.5mm	0.4~0.7mm	オーステナイト系 ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼
IV型特殊燃料要素	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	6.5~7.5mm	0.56~0.76mm	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼
III型限界照射試験用要素	オーステナイト系 ステンレス鋼	6.4~7.5mm	0.4~0.6mm	オーステナイト系 ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼
IV型限界照射試験用要素	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	6.5~7.5mm	0.56~0.76mm	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼
先行試験用要素	オーステナイト系 ステンレス鋼または 高速炉用フェライト系 ステンレス鋼 (酸化物 分散強化型を含む)	5.4~8.5mm	0.3~0.8mm	オーステナイト系 ステンレス鋼または 高速炉用フェライト系 ステンレス鋼 (酸化物 分散強化型を含む)	ステンレス鋼
基礎試験用要素	ステンレス鋼 (クロム又 はクロムとニッケルを 含有させた合金鋼、酸化物 分散強化型を含む)	同上	同上	ステンレス鋼	同上
A型用炉心燃料要素 (内側)	オーステナイト系 ステンレス鋼	約5.5mm	約0.35mm	オーステナイト系 ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼
A型用炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	同上	同上	同上
限界照射試験用補助要素	同上	6.4~7.5mm	0.4~0.6mm	同上	同上

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (5/6)

	その他の部品の材料		
	上部反射体ペレット及び 下部反射体ペレット	プレナムスプリング	プレナムスリーブ
照射燃料集合体			
Ⅲ型特殊燃料要素	オーステナイト系 ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼	ステンレス鋼
Ⅳ型特殊燃料要素	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	同上	同上
Ⅲ型限界照射試験用要素	オーステナイト系 ステンレス鋼	同上	同上
Ⅳ型限界照射試験用要素	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	同上	同上
先行試験用要素	ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼	同上
基礎試験用要素	同上	同上	同上
A型用炉心燃料要素 (内側)	オーステナイト系 ステンレス鋼	SUS304 ステンレス鋼	同上
A型用炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	同上
限界照射試験用補助要素	同上	オーステナイト系 ステンレス鋼	同上

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (6/6)

	燃料ペレット- 被覆管間隙 (半径)	ガスプレナム長さ	燃料要素有効長さ (燃料部)	燃料要素全長
照射燃料集合体				
Ⅲ型特殊燃料要素	0.2mm以下	90cm以下	50cm以下 (55cm以下* ⁵)	200cm以下
Ⅳ型特殊燃料要素	約0.1mm	同上	同上	同上
Ⅲ型限界照射試験用要素	0.2mm以下	同上	同上	同上
Ⅳ型限界照射試験用要素	約0.1mm	同上	同上	同上
先行試験用要素	0.2mm以下	150cm以下	同上	200cm以下
基礎試験用要素	同上	同上	同上	同上
A型用炉心燃料要素 (内側)	約0.1mm	約58cm	同上	約154cm
A型用炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	同上	同上
限界照射試験用補助要素	0.2mm以下	90cm以下	同上	200cm以下

* 1 : $\text{Pu}/(\text{Pu}+^{241}\text{Am}+\text{U})$ 。

* 2 : $(^{239}\text{Pu}+^{241}\text{Pu})/(\text{Pu}+^{241}\text{Am}+\text{U})$ 。

* 3 : 劣化ウラン。

* 4 : 天然ウランまたは劣化ウラン。

* 5 : MK-II炉心から継続して使用する燃料要素の場合。

* 6 : 燃料材の他、マイナーアクチニドや核分裂生成物を混入させる場合がある。
ただし、マイナーアクチニド及び核分裂生成物の最大混入割合は50wt%とする。

* 7 : ペレットでない酸化物の場合、O/M比を調整するため、ウラン金属を混入させる場合がある。
ただし、ウラン金属の最大混入割合は10wt%とする。

第3.7.3表 炉心燃料集合体の主要仕様(1/6)

	炉心燃料集合体	
	内側燃料集合体	外側燃料集合体
ラップ管 材料	SUS316相当 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)	SUS316相当 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)
六角外対辺長さ	約78.5mm	約78.5mm
ハンドリングヘッド 材料	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
エントランスノズル 材料	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
装填燃料要素個数	127本	127本
炉心燃料要素 (内側)	127本	(該当なし)
炉心燃料要素 (外側)	(該当なし)	127本
燃料要素ピッチ	約6.47mm	約6.47mm
燃料要素配列	正三角格子配列	正三角格子配列
燃料要素間隔保持方式	ワイヤスペーサ型	ワイヤスペーサ型
燃料集合体全長	約297cm	約297cm
その他の部品の材料		
ノックバー	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
組枠	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
下部反射体	SUS316 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)、(B)	SUS316 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)、(B)

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (2/6)

	照射燃料集合体				
	A型照射燃料集合体		B型照射燃料集合体	C型照射燃料集合体	D型照射燃料集合体
	バンドル型	コンパートメント型			
ラッパ管 材料	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼
六角外対辺長さ	約78.5mm	約78.5mm	約78.5mm	約78.5mm ^{*5}	約78.5mm
ハンドリングヘッド 材料	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
エントランスノズル 材料	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
試料部六角管 材料	ステンレス鋼	ステンレス鋼	(該当なし)	ステンレス鋼	(該当なし)
タイロッド 個数	(該当なし)	(該当なし)	1本	(該当なし)	1本
材料	(該当なし)	(該当なし)	SUS316相当 ステンレス鋼	(該当なし)	SUS316相当 ステンレス鋼
コンパートメント 装填個数	(該当なし)	1本	6本	(該当なし)	6~18本
α型コンパートメント	(該当なし)	最大1本	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
β型コンパートメント	(該当なし)	最大1本	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
γ型コンパートメント	(該当なし)	(該当なし)	6本 ^{*1}	(該当なし)	最大6本 ^{*1}
δ型コンパートメント	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	最大18本 ^{*1}

添-8-73

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (3/6)

	照射燃料集合体				
	A型照射燃料集合体		B型照射燃料集合体	C型照射燃料集合体*1	D型照射燃料集合体
	バンドル型	コンパートメント型			
装填燃料要素個数	最大115本	最大113本	最大30本	最大91本	最大30本
III型特殊燃料要素	最大7本	最大5本	最大30本	最大91本	最大30本
IV型特殊燃料要素	最大7本	最大5本	最大30本	最大91本	最大30本
III型限界照射試験用要素	(該当なし)	最大1本	最大6本	(該当なし)	最大6本
IV型限界照射試験用要素	(該当なし)	最大1本	最大6本	(該当なし)	最大6本
先行試験用要素	(該当なし)	(該当なし)	最大6本	(該当なし)	(該当なし)
基礎試験用要素	(該当なし)	(該当なし)	最大6本	(該当なし)	(該当なし)
A型用炉心燃料要素 (内側)	最大108本	最大108本	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
A型用炉心燃料要素 (外側)	最大108本	最大108本	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
限界照射試験用補助要素	(該当なし)	(該当なし)	最大18本	(該当なし)	最大18本
燃料要素ピッチ					
III型特殊燃料要素	6~11mm	6~11mm	6~11mm	6~11mm	6~11mm
IV型特殊燃料要素	6~11mm	6~11mm	6~11mm	6~11mm	6~11mm
III型限界照射試験用要素	(該当なし)	6~11mm	6~11mm	(該当なし)	6~11mm
IV型限界照射試験用要素	(該当なし)	6~11mm	6~11mm	(該当なし)	6~11mm
A型用炉心燃料要素 (内側)	約6.47mm	約6.47mm	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
A型用炉心燃料要素 (外側)	約6.47mm	約6.47mm	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
限界照射試験用補助要素	(該当なし)	(該当なし)	6~11mm	(該当なし)	6~11mm
燃料要素配列	正三角格子配列等	正三角格子配列等*4	(該当なし)	正三角格子配列等	(該当なし)
燃料要素間隔保持方式	ワイヤスペーサ型及び グリッドスペーサ型	ワイヤスペーサ型、 グリッドスペーサ型及び シュラウド管型	ワイヤスペーサ型、 グリッドスペーサ型及び シュラウド管型	ワイヤスペーサ型及び グリッドスペーサ型	ワイヤスペーサ型、 グリッドスペーサ型及び シュラウド管型
燃料集合体全長	約297cm	約297cm	約297cm	約297cm*6	約297cm

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (4/6)

	照射燃料集合体			
	コンパートメント			
	α型コンパートメント		β型コンパートメント	
	ワイヤスペーサ型	グリッドスペーサ型	ワイヤスペーサ型	シュラウド管型
外管 個数	1本	1本	1本	1本
材料	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼
外径	(規定なし)	(規定なし)	約23.1mm	約23.1mm
肉厚	(規定なし)	(規定なし)	約0.55mm	約0.55mm
内管 個数	1本	1本	1本	1本
材料	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼
内径	(規定なし)	(規定なし)	約14~19mm	約14~19mm
肉厚	(規定なし)	(規定なし)	約0.55mm	約0.55mm
ピンタイロッド 個数	1本または3本	1本または3本	(該当なし)	(該当なし)
材料	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	(該当なし)	(該当なし)
シュラウド管 個数	(該当なし)	(該当なし)	1本	1本
材料	(該当なし)	(該当なし)	オーステナイト系 ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼
装填燃料要素個数	最大5本	最大5本	1本	1本
Ⅲ型特殊燃料要素	最大5本	最大5本	(該当なし)	(該当なし)
Ⅳ型特殊燃料要素	最大5本	最大5本	(該当なし)	(該当なし)
Ⅲ型限界照射試験用要素	(該当なし)	(該当なし)	最大1本	最大1本
Ⅳ型限界照射試験用要素	(該当なし)	(該当なし)	最大1本	最大1本
燃料要素間隔保持方式	ワイヤスペーサ型	グリッドスペーサ型	ワイヤスペーサ型	シュラウド管型

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (5/6)

	照射燃料集合体					
	コンパートメント					
	γ型コンパートメント					
	先行試験用			基礎試験用		
ワイヤスペーサ型	グリッドスペーサ型	ワイヤスペーサ型	シュラウド管型	ワイヤスペーサ型	シュラウド管型	
外管						
個数	1本	1本	1本	1本	1本	1本
材料	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼
外径	約26.4mm	約26.4mm	約26.4mm	約26.4mm	約26.4mm	約26.4mm
肉厚	約0.6mm	約0.6mm	約0.6mm	約0.6mm	約0.6mm	約0.6mm
内管						
個数	1本	1本	1本	1本	1本	1本
材料	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼
内径	(規定なし)	約22.4mm	約22.4mm	約22.4mm	約22.4mm	約22.4mm
肉厚	約0.6mm	約0.6mm	約0.6mm	約0.6mm	約0.6mm	約0.6mm
ピンタイロッド						
個数	1本または3本	1本または3本	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
材料	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
シュラウド管						
個数	(該当なし)	(該当なし)	1本	1本	1本	1本
材料	(該当なし)	(該当なし)	オーステナイト系 ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼
内壁構造容器または密封構造容器						
個数	(該当なし)	(該当なし)	内壁構造容器1本*7	内壁構造容器1本*7	密封構造容器1本*7	密封構造容器1本*7
材料	(該当なし)	(該当なし)	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼
内径	(該当なし)	(該当なし)	13mm以下	13mm以下	13mm以下	13mm以下
肉厚	(該当なし)	(該当なし)	2.8mm以上	2.8mm以上	2.8mm以上	2.8mm以上
装填燃料要素個数	最大5本*2	最大5本*2	1本*2	1本*2	1本*2	1本*2
III型特殊燃料要素	最大5本	最大5本	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
IV型特殊燃料要素	最大5本	最大5本	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
III型限界照射試験用要素	最大1本*3	最大1本*3	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
IV型限界照射試験用要素	最大1本*3	最大1本*3	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
先行試験用要素	(該当なし)	(該当なし)	最大1本	最大1本	(該当なし)	(該当なし)
基礎試験用要素	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	最大1本	最大1本
限界照射試験用補助要素	最大3本*3	最大3本*3	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
燃料要素間隔保持方式	ワイヤスペーサ型	グリッドスペーサ型	ワイヤスペーサ型	シュラウド管型	ワイヤスペーサ型	シュラウド管型

添-8-76

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (6/6)

	照射燃料集合体	
	コンパートメント	
	δ型コンパートメント	
	ワイヤスペーサ型	シュラウド管型
外管		
個数	1本	1本
材料	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼
外径	約16.4mm	約16.4mm
肉厚	約0.4mm	約0.4mm
内管		
個数	1本	1本
材料	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼
内径	約12.8mm	約12.8mm
肉厚	約0.5mm	約0.5mm
シュラウド管		
個数	1本	1本
材料	オーステナイト系 ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼
装填燃料要素個数	1本*2	1本*2
Ⅲ型特殊燃料要素	最大1本	最大1本
Ⅳ型特殊燃料要素	最大1本	最大1本
燃料要素間隔保持方式	ワイヤスペーサ型	シュラウド管型

- * 1 : 照射燃料集合体には、ステンレス鋼のダミー要素のみを装填したコンパートメントを装填する場合がある。
全てがダミー要素となる場合は、核燃料物質を含まない試料を装填したダミーコンパートメントとすることができる。
- * 2 : 燃料要素を装填しないコンパートメントについては、ステンレス鋼のダミー要素、または、核燃料物質を含まない試料を装填する。
- * 3 : 限界照射試験用要素を装填するコンパートメントについては、限界照射試験用要素1本を限界照射試験用補助要素3本と共に1本のコンパートメントに装填する。
- * 4 : コンパートメント内を除く。
- * 5 : 計測線付C型照射燃料集合体の場合は70mm以下。
- * 6 : 計測線付C型照射燃料集合体の場合は約12m以下。
- * 7 : 燃料要素またはダミー要素を装填しないダミー容器がある。

第3.7.4表 先行試験用要素（燃料溶融なし、使用末期）の設計仕様及び設計条件

項目	設計仕様及び設計条件
設計仕様	
燃料部	
種類	プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット
プルトニウム含有率	30wt%以下
燃料ペレット外径	7.32mm
燃料ペレット内径	1.8mm
燃料ペレットの初期密度	95%理論密度
被覆管	
種類	高Niオーステナイト系ステンレス鋼（A）
外径	8.5mm
肉厚	0.5mm
燃料要素有効長さ（燃料部）	500mm
ガスペナム長さ	980mm
設計条件（通常運転時）	
燃料要素最高燃焼度	200,000MW d / t
最大線出力密度	450W / cm
燃焼時間	2,280日
被覆管最高温度（肉厚中心）	700℃

第3.7.5表 先行試験用要素（溶融なし、使用末期）の設計結果

項目	設計結果	制限値または許容値
燃料最高温度（過出力時）	約2,510℃	2,680℃
被覆管内圧	約9.02MPa	—
クリープ寿命分数和	約0.2	1
被覆管一次膜応力		
通常運転時	約137.8N / mm ²	158.6N / mm ²
過出力時	約143.3N / mm ²	153.5N / mm ²
累積疲労サイクル	約0.7	1

第3.7.6表 先行試験用要素（燃料溶融あり、使用初期）の設計仕様及び設計条件

項目	設計仕様及び設計条件
設計仕様	
燃料部	
種類	プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット
プルトニウム含有率	30wt%以下
燃料ペレット直径	6.44mm
燃料ペレットの初期密度	95%理論密度
被覆管	
種類	高Niオーステナイト系ステンレス鋼（A）
外径	7.5mm
肉厚	0.45mm
燃料要素有効長さ（燃料部）	500mm
ガスペナム長さ	865mm
設計条件（通常運転時）	
最大線出力密度	640W/cm
被覆管最高温度（肉厚中心）	650°C

第3.7.7表 先行試験用要素（溶融あり、使用初期）の設計結果

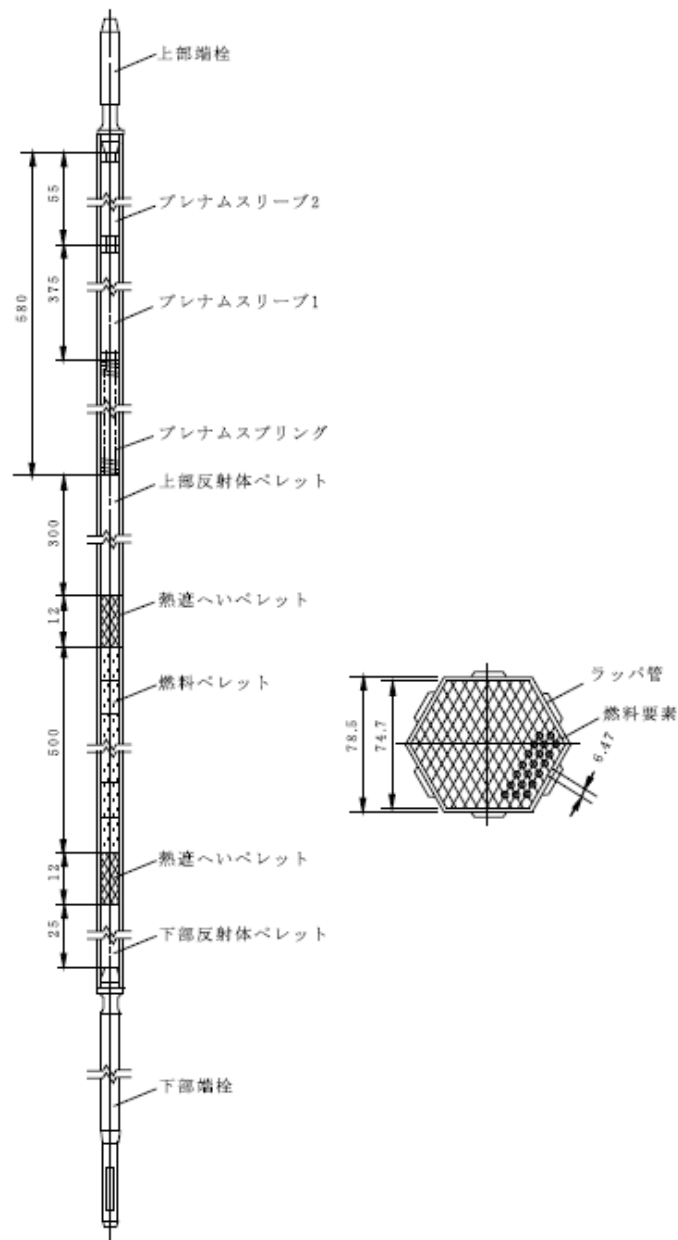
項目	設計結果	制限値または許容値
燃料溶融割合（過出力時）	約30%	30%
被覆管一次膜応力		
通常運転時	約6.5N/mm ²	240.2N/mm ²
過出力時	約6.8N/mm ²	228.4N/mm ²
被覆管の歪（燃料と被覆管の相互作用）	約1%	3%

第3.7.8表 基礎試験用要素（使用末期）の設計仕様及び設計条件

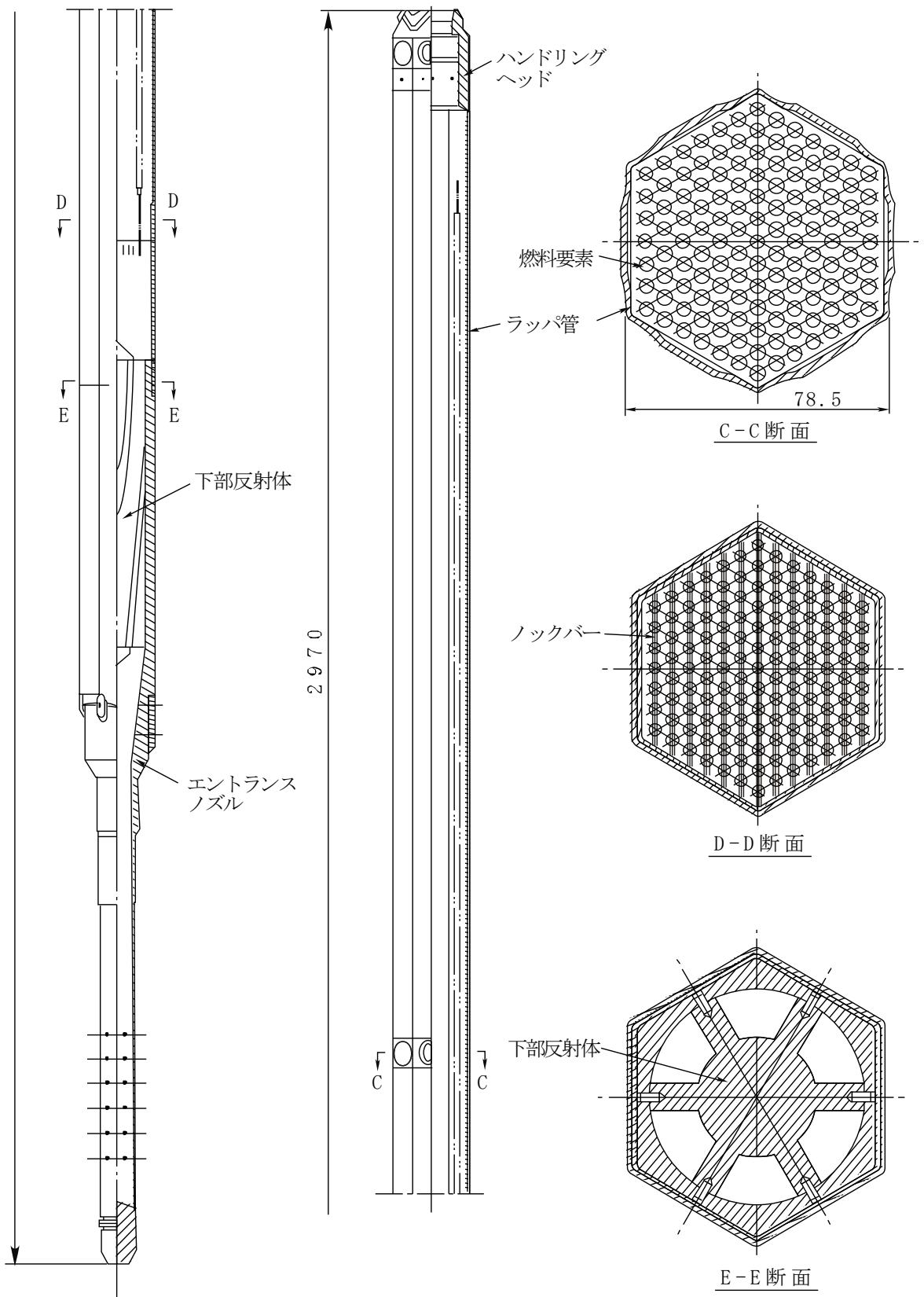
項目	設計仕様及び設計条件
設計仕様	
燃料部	
種類	プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット
プルトニウム含有率	30wt%以下
燃料ペレット外径	7.32mm
燃料ペレット内径	1.8mm
燃料ペレットの初期密度	95%理論密度
被覆管	
種類	SUS316相当ステンレス鋼
外径	8.5mm
肉厚	0.5mm
燃料要素有効長さ（燃料部）	500mm
ガスプレナム長さ	680mm
設計条件（通常運転時）	
燃料要素最高燃焼度	100,000MW d / t
最大線出力密度	450W / cm
燃焼時間	1,140日
被覆管最高温度（肉厚中心）	700℃

第3.7.9表 基礎試験用要素（使用末期）の設計結果

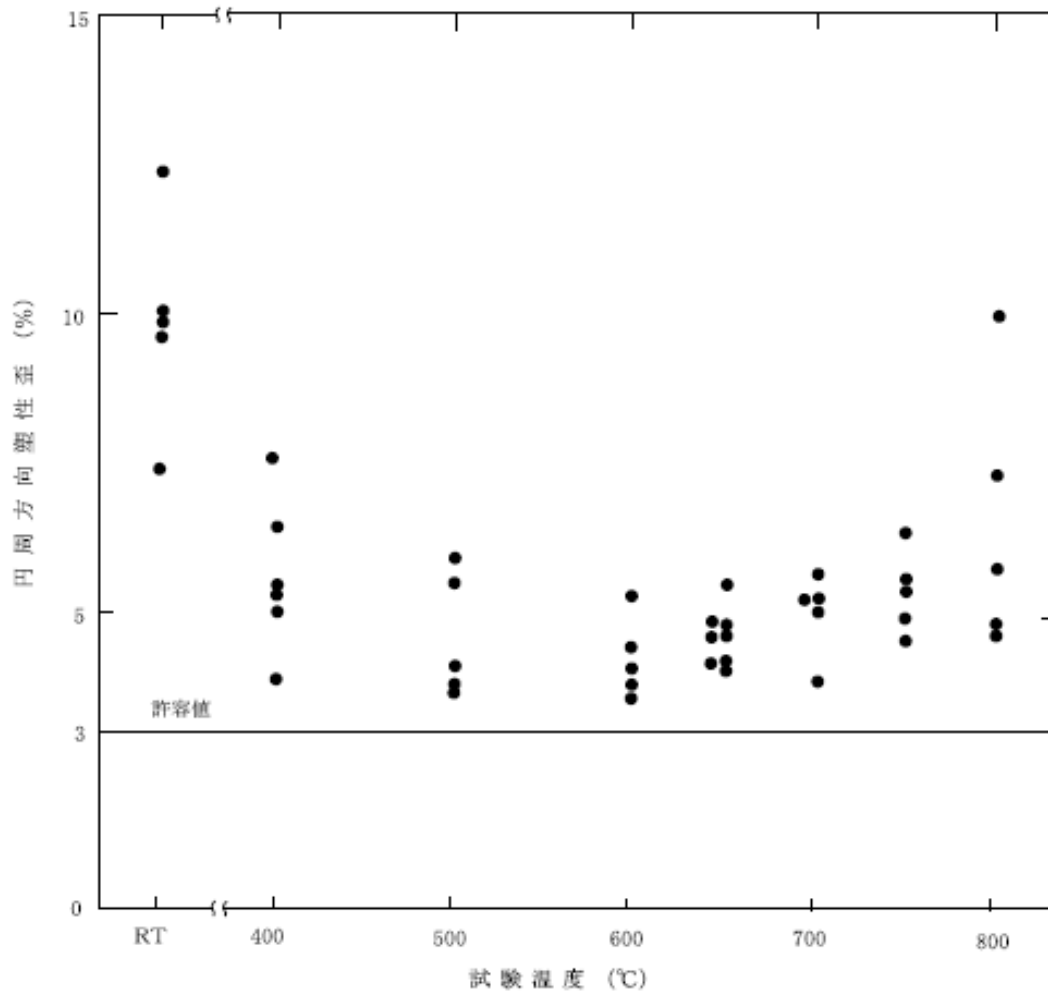
項目	設計結果	制限値または許容値
燃料最高温度（過出力時）	約2,510℃	2,680℃
被覆管内圧	約7.09MPa	—
クリープ寿命分数和	約2.0	—
被覆管一次膜応力		
通常運転時	約108.2N / mm ²	135.1N / mm ²
過出力時	約113.0N / mm ²	118.3N / mm ²



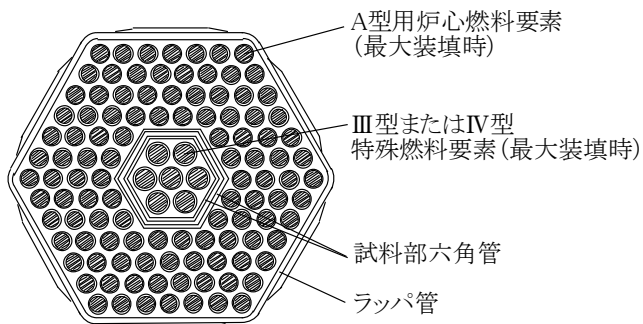
第 3.7.1 図 炉心燃料要素



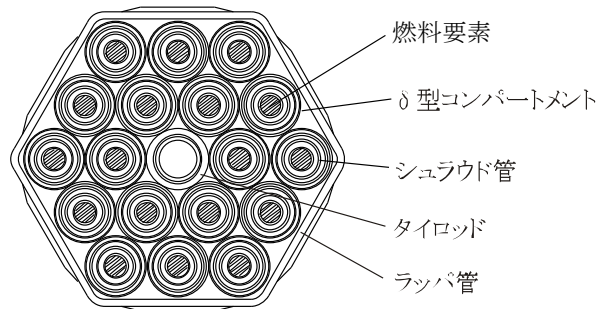
第 3.7.2 図 炉心燃料集合体



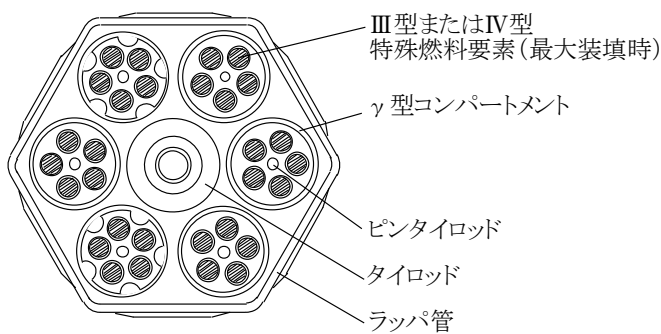
第 3.7.3 図 SUS 316 の破断時の円周方向塑性歪



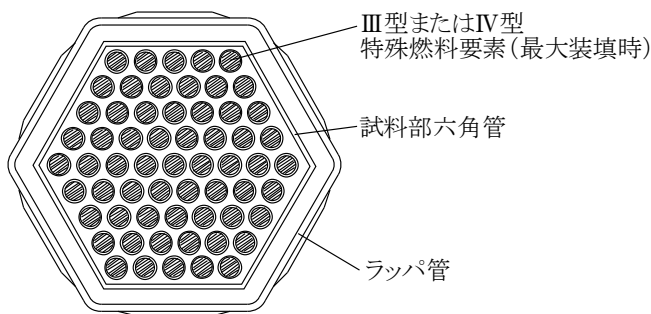
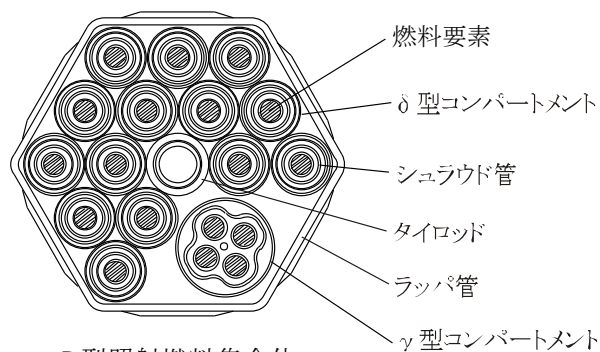
A型照射燃料集合体



D型照射燃料集合体

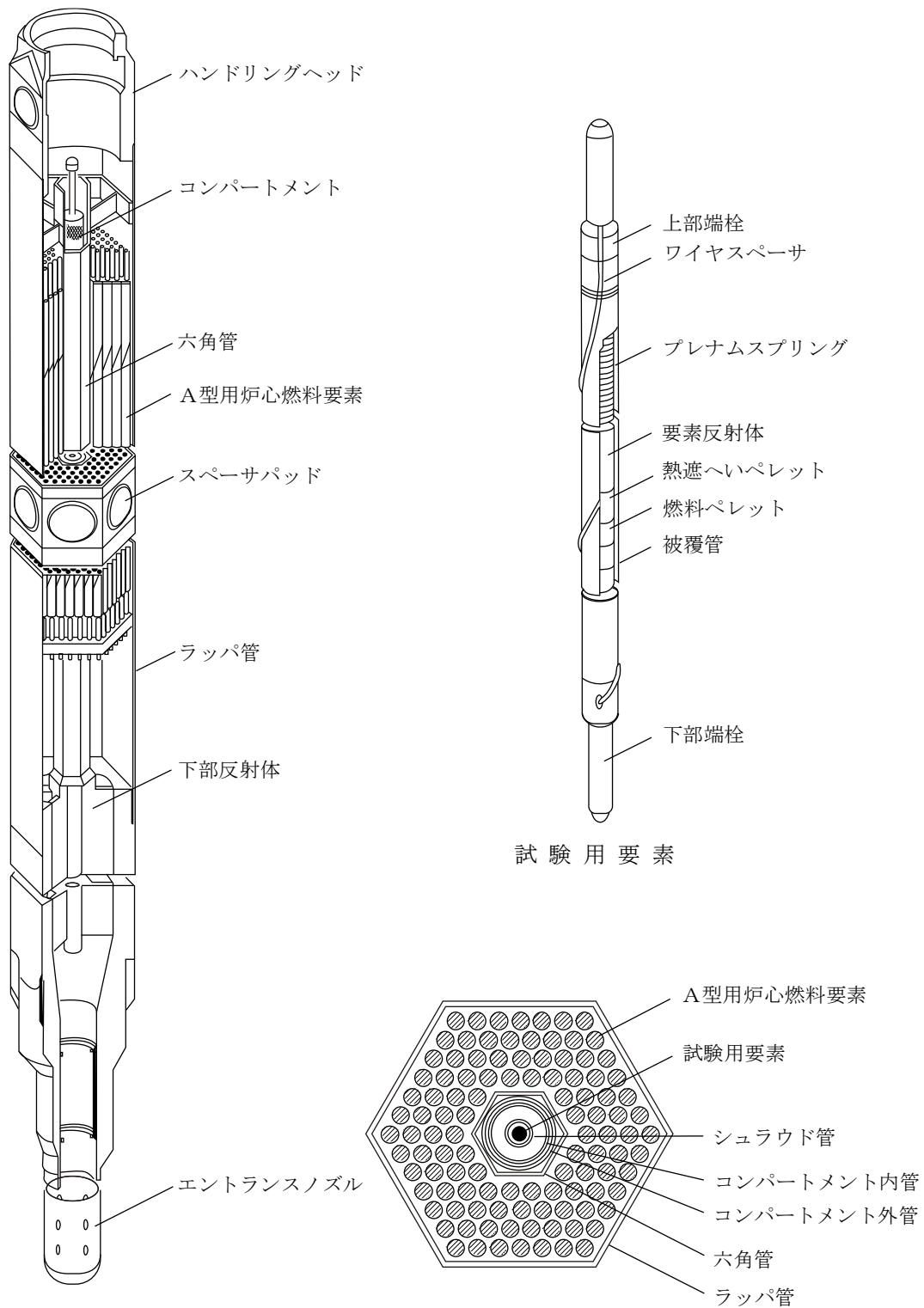


B型照射燃料集合体

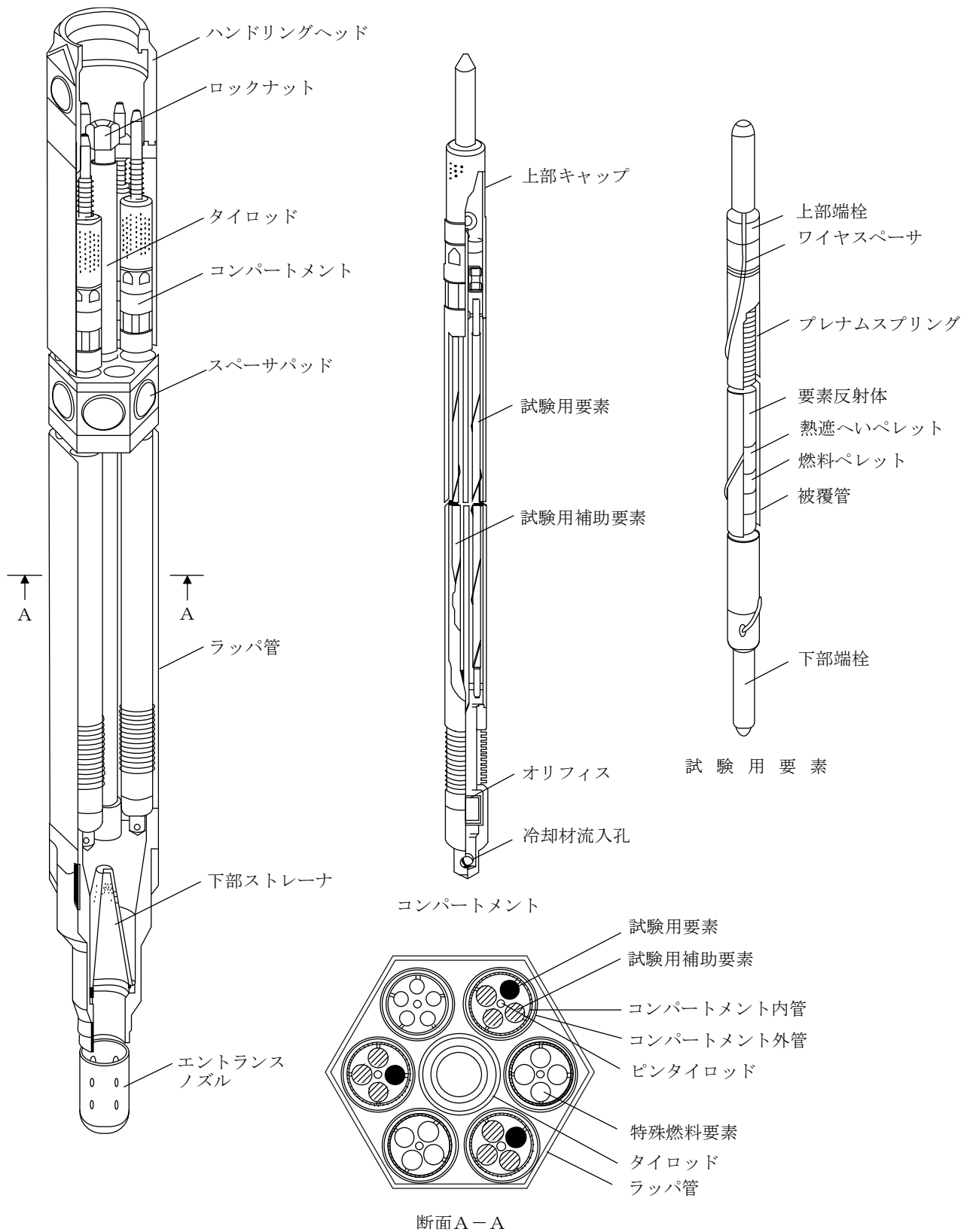


C型照射燃料集合体

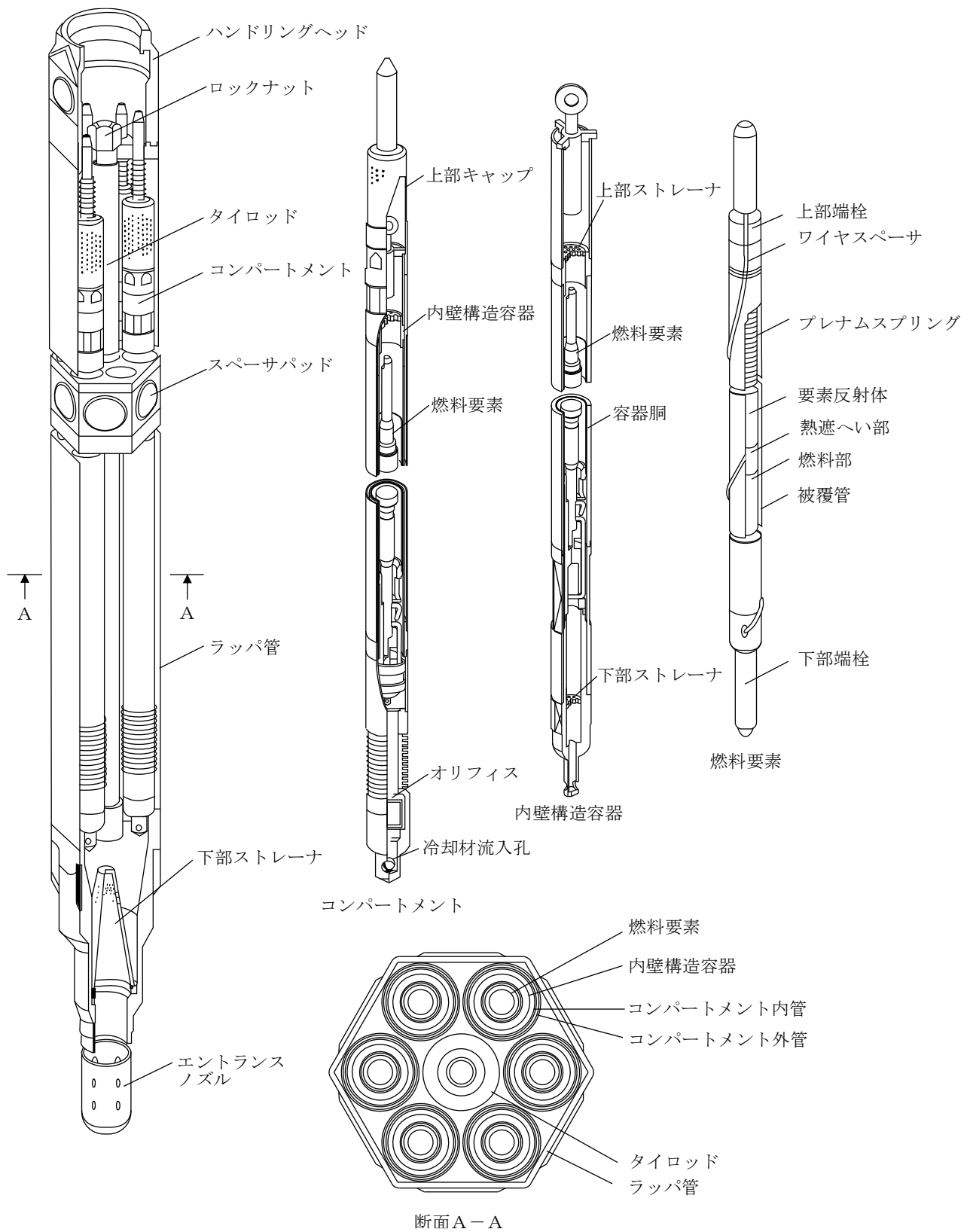
第 3.7.4 図 照射燃料集合体—断面図 (参考用)



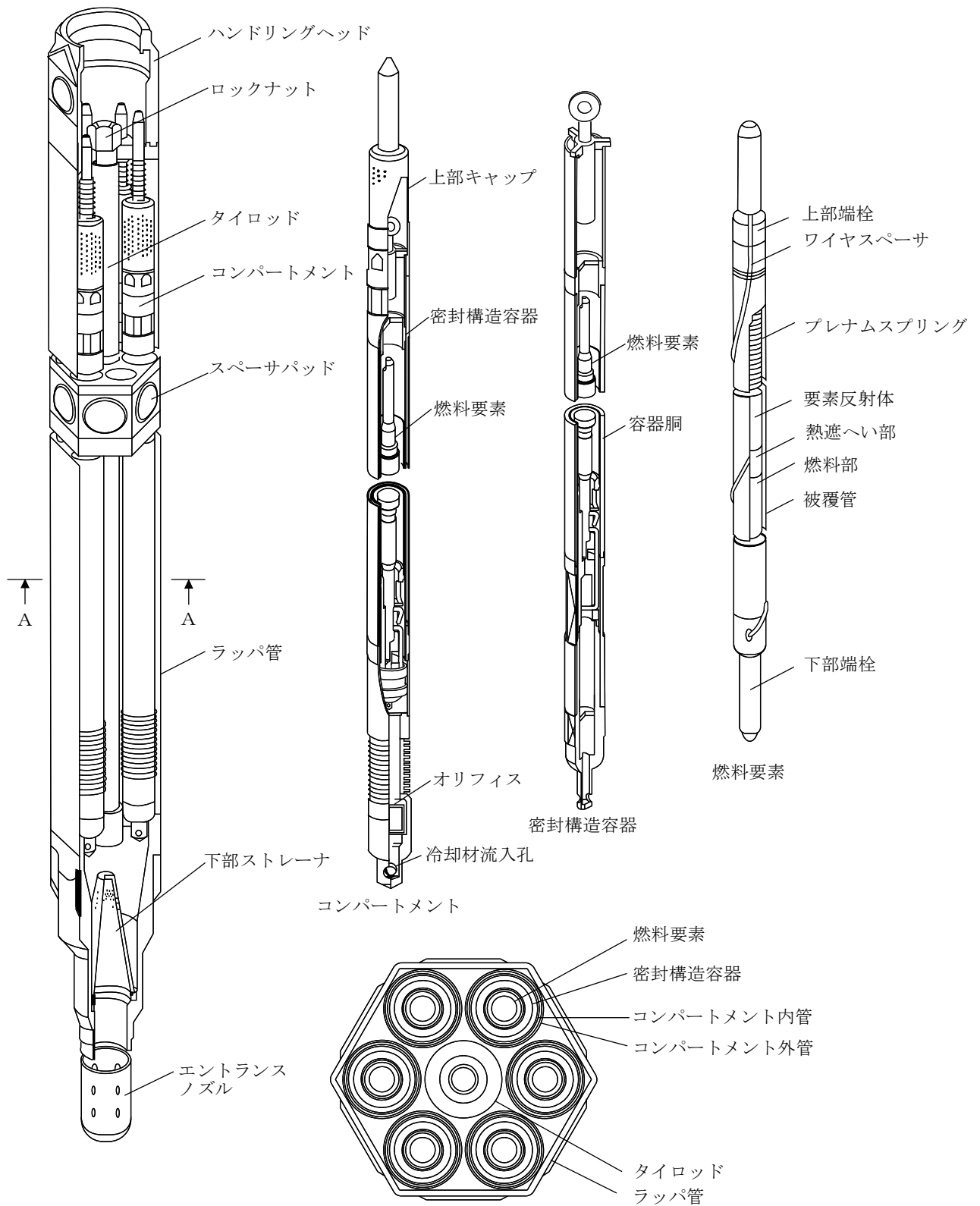
第 3.7.5 図 A型照射燃料集合体—限界照射試験用 (参考用)



第 3.7.6 図 B型照射燃料集合体—限界照射試験用 (参考用)

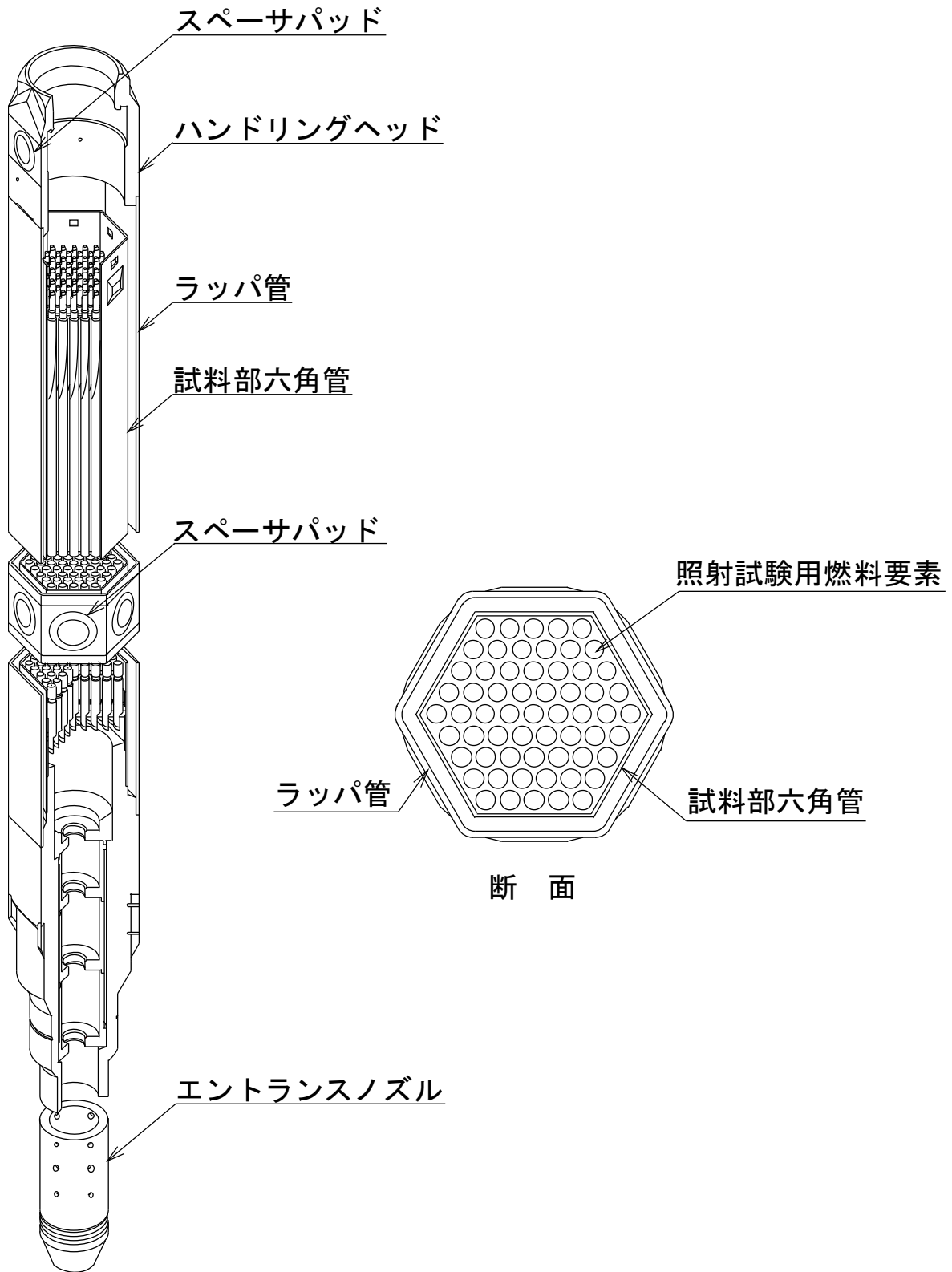


第3.7.7図 B型照射燃料集合体—先行試験用 (参考用)

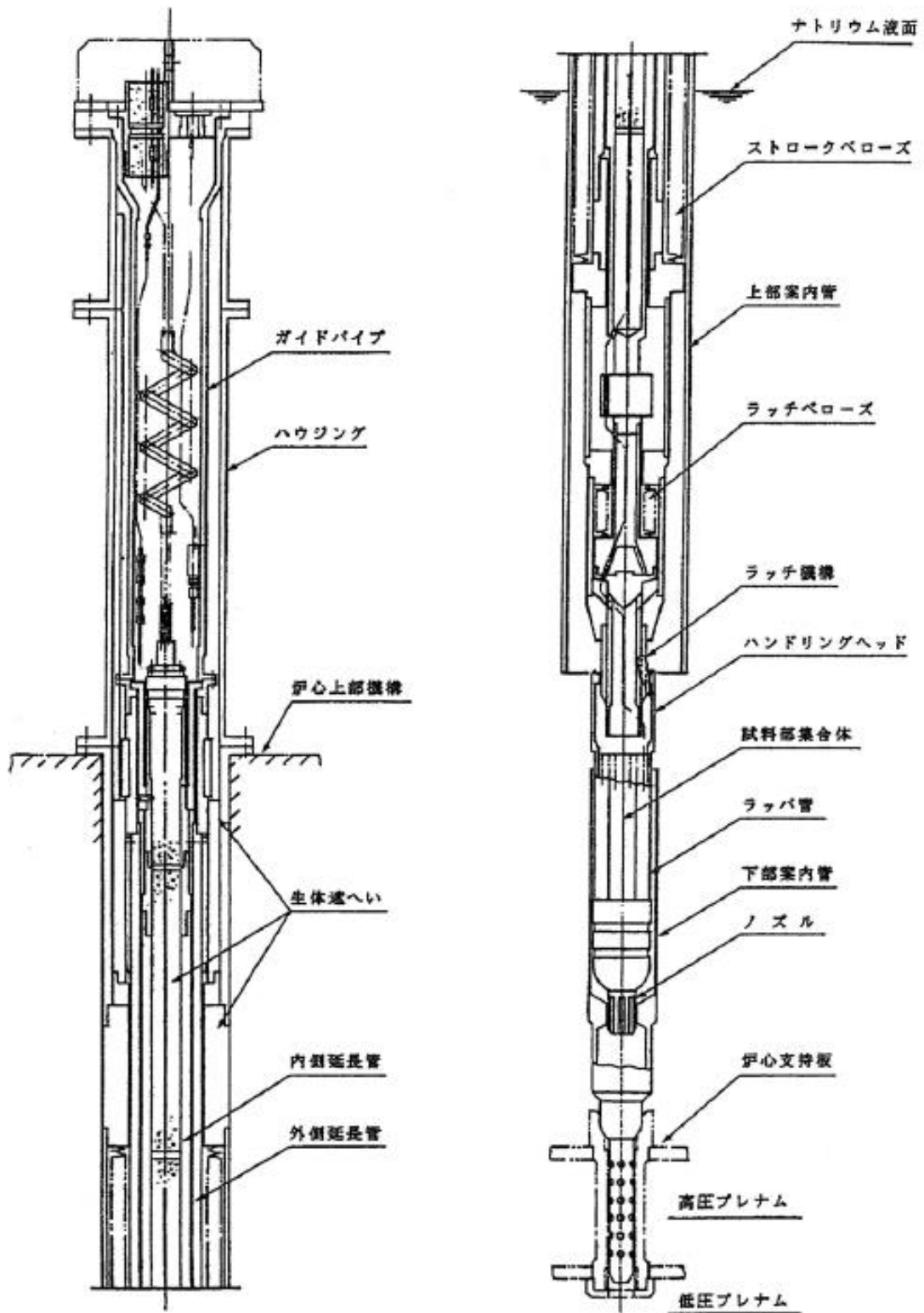


断面A-A

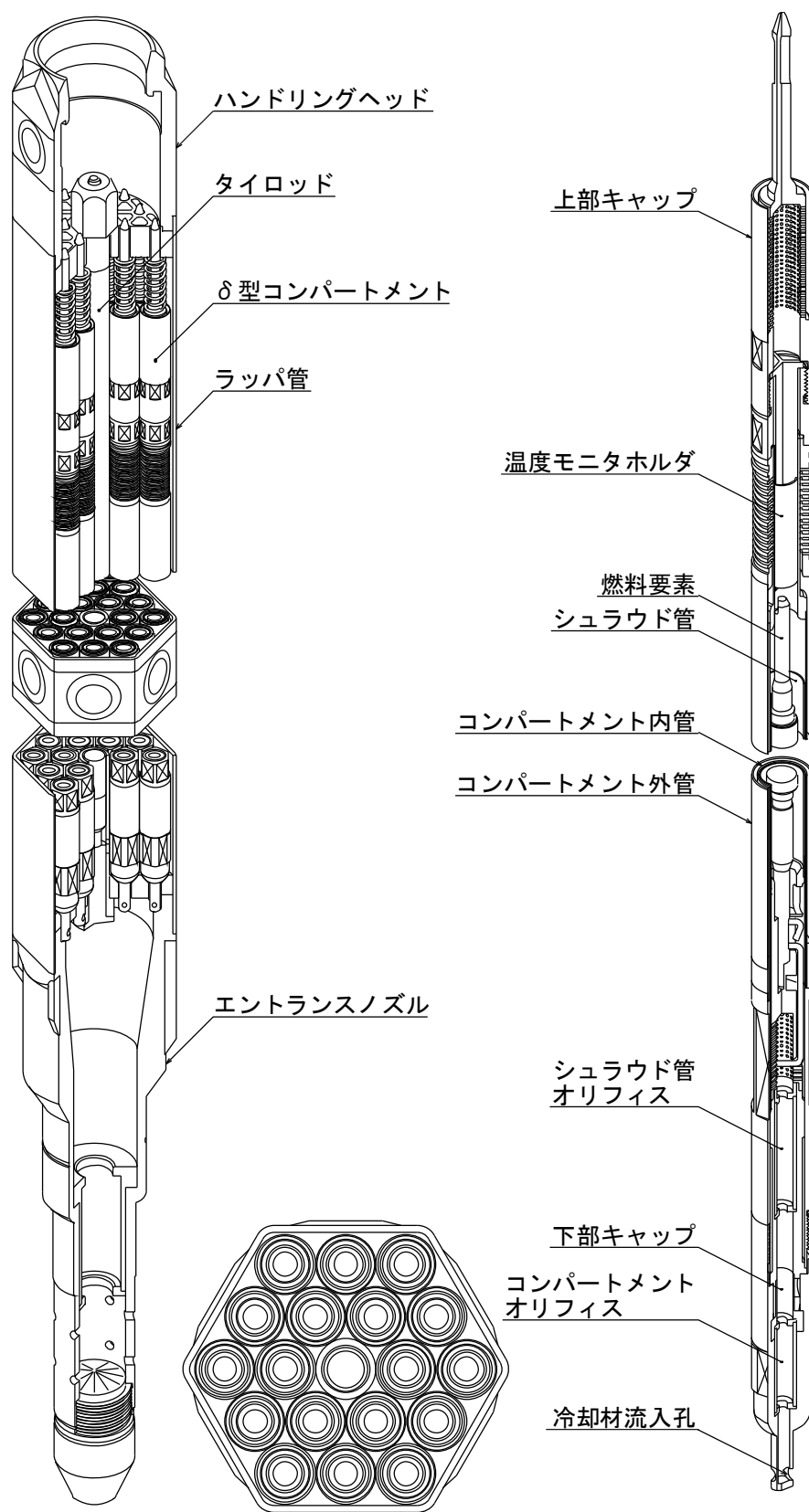
第3.7.8図 B型照射燃料集合体—基礎試験用 (参考用)



第 3.7.9 図 C型照射燃料集合体 (参考用)



第 3.7.10 図 計測線付 C 型照射燃料集合体 (参考用)



第 3.7.11 図 D型照射燃料集合体- δ 型コンパートメント最大装填型 (参考用)

3.8 反射体及び遮へい集合体

3.8.1 概要

反射体は、基本的に、炉心燃料集合体の周囲に配置され、半径方向反射体領域を構成し、炉心から漏えいする中性子を散乱反射し、炉心内の中性子束分布を平坦化するとともに、透過中性子量を低減する遮蔽体としての役割を有する。反射体は、炉心の第 5、6 列に装荷される内側反射体、第 6、7、8 列に装荷される外側反射体 (A)、及び原子力材料の照射を目的として装荷される材料照射用反射体から構成する。

遮へい集合体は、反射体の外側に配置され、炉心から漏えいしてくる中性子を吸収し、透過中性子量を低減する役割を有する。遮へい集合体は炉心の第 9、10 列に装荷される。

反射体及び遮へい集合体は、炉心燃料集合体と同じ外形を有し、核燃料物質取扱設備等により取り扱うことができる。また、ガンマ線加熱等により高温になるのを防ぐため、ラップ管内部に冷却材流路を有する。冷却材は、炉心支持板低圧プレナムを經由し、反射体及び遮へい集合体のエントランスノズル下部から流入する。冷却材流量は、炉心流量配分計画に基づき決定されたエントランスノズルのオリフィス孔により調節する。

3.8.2 設計方針

(1) 反射体

- (i) 炉心設計上より必要なステンレス鋼を充填する。
- (ii) ガンマ線加熱等により高温になるのを防ぐように構造設計する。
- (iii) 地震時の荷重に耐えるものにする。

(2) 遮へい集合体

- (i) 遮へい要素は、遮へい材の温度、中性子吸収により生じたヘリウムガスによる内部圧力、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。
- (ii) 遮へい集合体は、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。また、遮へい集合体が他の構成部品の機能を阻害することがないようにする。

3.8.3 主要設備

(1) 内側反射体

内側反射体は、炉心の第 5、6 列に装荷されるもので、ステンレス鋼丸棒の反射体要素 7 本を上下グリッド板にて支持し、7 本ロッドクラスタとしてラップ管に収納した構造を有する (第 3.8.1 図参照)。主要仕様を第 3.8.1 表に示す。

(2) 外側反射体 (A)

外側反射体(A)は、炉心の第 6、7、8 列に装荷されるもので、正六角断面のステンレス鋼製の積層板から構成する反射体要素をラップ管に収納した構造を有する (第 3.8.2 図参照)。主要仕様を第 3.8.1 表に示す。積層板の中心には、穴が設けられており、積層板相互間の連結及び冷却材流路の形成に用いる円管が設置されている。また、積層板の軸方向保持に用いる積層板押えバネを積層板の上部に設ける。

(3) 材料照射用反射体

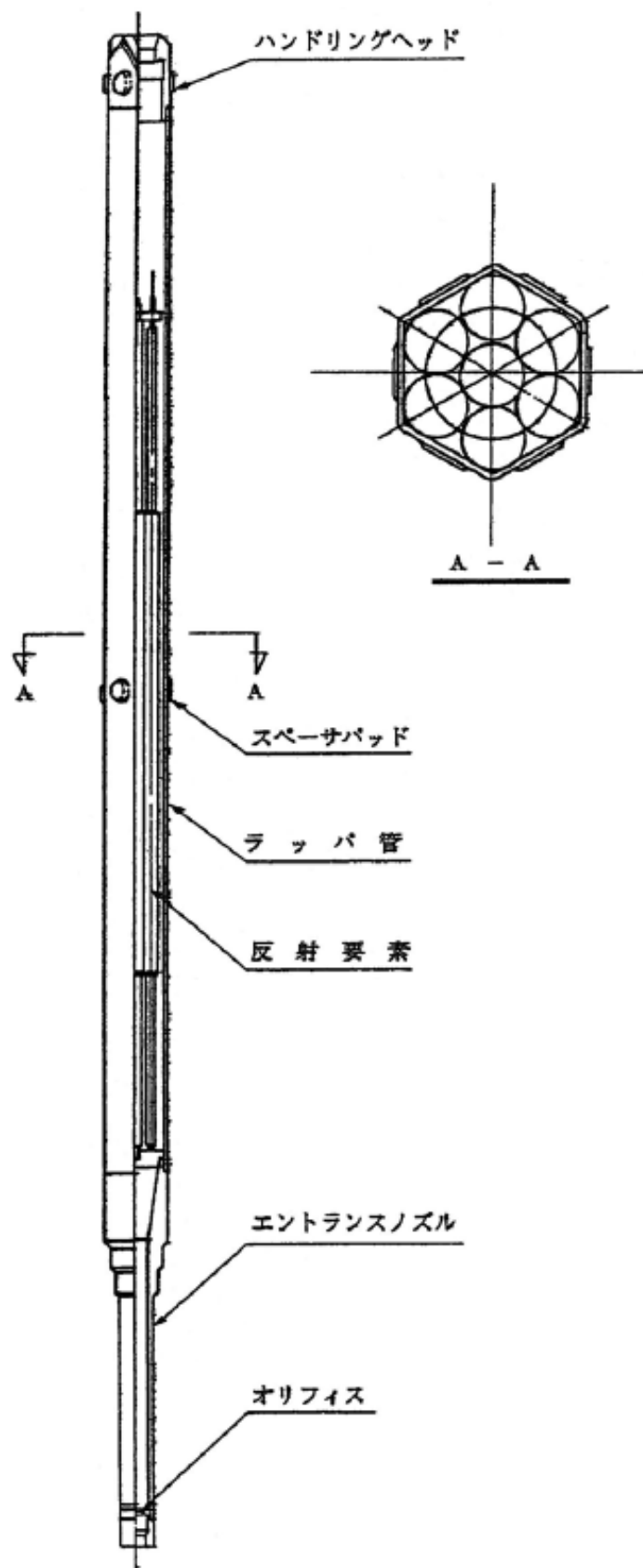
材料照射用反射体は、炉心燃料領域、反射体領域又は遮へい集合体領域に装荷され、原子力材料（ステンレス鋼又は制御棒用材料等）の照射試験に用いられる。炉心燃料領域に装荷する材料照射用反射体は最大 1 体とする。ラップ管内には、原子力材料の照射用試験片が収納される。主要仕様を第 3.8.1 表に示す。

(4) 遮へい集合体

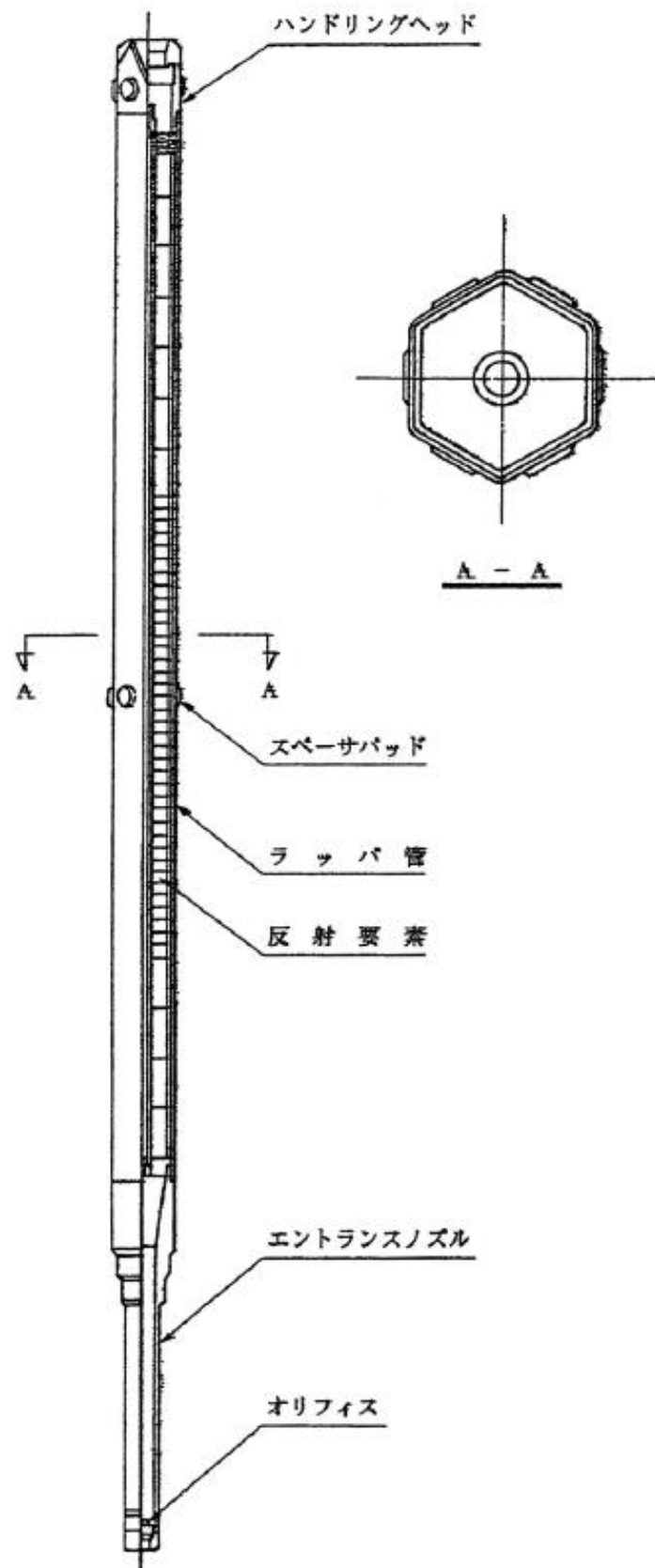
遮へい集合体は、炉心の第 9、10 列に装荷されるもので、炭化ほう素ペレットを封入した遮へい要素 7 本を上下グリッド板で支持し、ラップ管内に収納した構造を有する（第 3.8.3 図参照）。主要仕様を第 3.8.1 表に示す。

第3.8.1表 反射体及び遮へい集合体の主要仕様

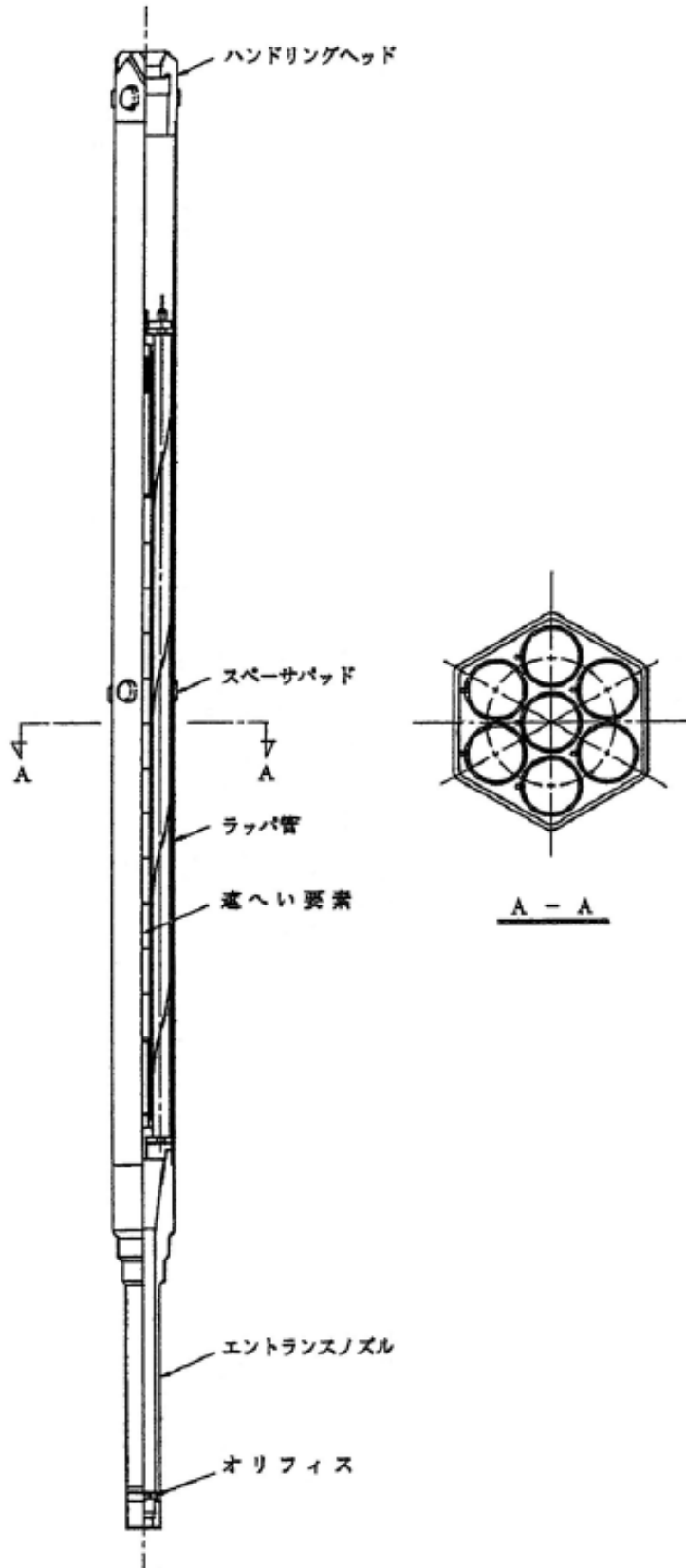
項目	集合体			遮へい集合体
	内側反射体	外側反射体(A)	材料照射用反射体	
外形状	正六角形	正六角形	正六角形	正六角形
形式	ロッドクラスタラップ管内蔵型	正六角形積層板ラップ管内蔵型	ラップ管内蔵型	ロッドクラスタラップ管内蔵型
全長	約2,970mm	約2,970mm	約2,970mm	約2,970mm
ラップ管				
材料	SUS316相当ステンレス鋼 または高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼 または高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼 または高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼 または高速炉用フェライト系 ステンレス鋼
外側対辺間距離	約78.5mm	約78.5mm	約78.5mm	約78.5mm
肉厚	約1.9mm	約1.9mm	—	約1.9mm
反射体要素				
材料	SUS304、SUS316 または高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(B)	SUS304、SUS316 または高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(B)	—	—
直径	約26mm (中心部) 約20mm (上下端部)	—	—	—
全長	約2,100mm	—	—	—
内径	—	約25mm	—	—
厚さ	—	約25mmまたは約100mm	—	—
反射体要素個数	7本	37個 (厚さ約25mm) 10個 (厚さ約100mm)	—	—
反射体要素配列ピッチ	約27mm	—	—	—
ステンレス鋼の充填割合	約70% (中心部) 約50% (上下端部)	約80%	—	—
遮へい要素				
遮へい材				
材料	—	—	—	炭化ほう素
ペレット直径	—	—	—	約20mm
有効長さ	—	—	—	約1,000mm
被覆管				
材料	—	—	—	オーステナイト系ステンレス鋼
肉厚	—	—	—	約2mm
使用寿命	—	—	—	約10at%
遮へい要素個数	—	—	—	7本
照射用試験片	—	—	原子力材料等	—



第 3.8.1 図 内側反射体



第 3.8.2 図 外側反射体 (A)



第 3. 8. 3 図 遮へい集合体

3.9 制御設備及び非常用制御設備

3.9.1 制御棒及び制御棒駆動系

3.9.1.1 概要

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（主炉停止系）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。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。

3.9.1.2 設計方針

制御棒及び制御棒駆動系の設計方針を以下に示す。

- (1) 反応度価値が最も大きな制御棒1本が、完全に引き抜かれた状態で固着した場合であっても、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。
- (2) スクラム時挿入時間は、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値 90%挿入までを 0.8 秒以下とする。
- (3) 制御棒は、基準地震動 S_s の設計用地震波に基づく最大想定変位時においても十分な余裕をもって挿入できるようにする。
- (4) 個々の制御棒は全て別々に取付け、取外しが可能なようにする。

3.9.1.3 主要設備

3.9.1.3.1 制御棒

原子炉施設には制御材として、制御棒を設ける。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。また、原子炉スクラム時には、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。

制御棒は、制御要素、ハンドリングヘッド及びダッシュラム等から構成する（第3.9.1図参照）。制御要素は、ほう素-10を濃縮した炭化ほう素のペレットを薄肉のシュラウド管により被覆し、ステンレス鋼の円筒管（被覆管）に充填したものであり、上部には発生したヘリウムガスを制御要素外に放出するためのダイビングベル型のベント機構を有している。ベント機構は中性子吸収材である炭化ほう素の $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ 反応等により生成するヘリウムガス等を制御要素外に放出し、内圧の上昇を防ぐことを目的としており、これによって制

御棒の使用期間を長くすることができる。放出されたヘリウムガスは制御棒上部から原子炉容器上部のナトリウム中を経てカバーガス空間へ抜ける。

制御要素の型式には、冷却材であるナトリウムが制御要素内に浸入しないものとし、中性子吸収材充填部をヘリウム雰囲気とするヘリウムボンド型と、ベント機構から同部にナトリウムを導入する構造のナトリウムボンド型がある。なお、ナトリウムボンド型制御要素の被覆管内面は、ほう素及び炭素の浸入を防ぐため、クロムコーティング等を施すものとする。制御棒の使用期間は、必要な制御能力を確保する上での制限である核的寿命と炭化ほう素ペレットのスエリングによる被覆管との相互作用による機械的寿命のいずれか短い方で決定され、ナトリウムボンド型制御要素は、機械的寿命の長寿命化を図ったものである。

制御棒は中性子吸収材を充填したステンレス鋼製制御要素 7 本をクラスタとしてステンレス鋼製の円筒管（保護管）に収納した構造とする。保護管の下側には、制御棒が、原子炉スクラム時に、自重等により炉心に挿入され、着地する際に生じる衝撃を緩衝するためのダッシュラムを設ける。また、保護管の上側には、制御棒を制御棒駆動系と連結するためのハンドリングヘッドを設ける。冷却材は、炉心支持板低圧プレナムを經由し、制御棒保護管脚部の冷却材流入口から流入する。主要仕様を以下に示す。

本数 4 本

制御要素数 7 本／制御棒

制御要素

中性子吸収材材料 炭化ほう素

被覆管材料 SUS 316 相当ステンレス鋼

中性子吸収材有効長さ 約 65cm

中性子吸収材ペレット外径 約 16.3mm

被覆管肉厚 ヘリウムボンド型 約 0.8mm

ナトリウムボンド型 約 0.5mm

内圧調整機構 ベント型（ダイビングバル型）

核的寿命 10%（軸方向平均ほう素-10 燃焼度）

保護管

保護管材料 ステンレス鋼

外径 約 64.7mm

突起部外径 約 72.7mm

3.9.1.3.2 制御棒駆動系

原子炉施設には、制御材駆動設備として、各制御棒に使用する 4 式の独立した制御棒駆動系を設ける。制御棒駆動系は、制御棒駆動機構、制御棒駆動機構上部案内管及び制御棒駆動機構下部案内管から構成する。

制御棒駆動機構は、制御棒駆動機構上部案内管と組み合わせて、炉心上部機構に設置される（第 3.9.2 図参照）。制御棒は、ハンドリングヘッドにおいて、制御棒駆動機構上部案内管に収納されるエクステンションロッドを介して、制御棒駆動機構に吊り下げられる。エク

ステンションロッドは、制御棒をラッチ・デラッチするための内側エクステンションロッド、及び下部にグリッパを有し、制御棒の位置を調整する際に制御棒をラッチする外側エクステンションロッドから構成する。制御棒は、内側エクステンションロッドの下端が、外側エクステンションロッドの内側に収納され、下部のグリッパを押し広げることで、ラッチされる。なお、当該ラッチ操作では、エクステンションロッドを下降しつつ、内側エクステンションロッドの下端を、制御棒のハンドリングヘッド底部に押し当てることで、内側エクステンションロッドの下端を外側エクステンションロッドの内側に収納する。また、上記ラッチ操作では、内側エクステンションロッドが外側エクステンションロッドに対して、相対的に上方に移動するため、内側エクステンションロッドの上部に設けられたアーマチュアと外側エクステンションロッドに接続された制御棒駆動機構の電磁石のギャップがなくなり、電磁石の励磁コイルを励磁することで、内側エクステンションロッドの位置を固定できる状態となる。制御棒ラッチ時にあっては、内側エクステンションロッドは、上部に設けられたアーマチュアが、外側エクステンションロッドに接続された制御棒駆動機構の電磁石に吸着されることで、その位置が固定されるため、制御棒は、エクステンションロッドと一体となり、制御棒駆動機構のケーシングに収納された駆動電動機（三相誘導電動機）により、減速機を介して、外側エクステンションロッドに接続されたボールナットスクリュを回転させることで、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）。なお、駆動ストロークは約 65cm である。また、駆動電動機に設けられた電磁ブレーキにより、制御棒上下駆動の停止及び停止中の位置保持が行われる。制御棒の位置は、駆動電動機に設けられたシンクロ発信器により検出される。

内側エクステンションロッドが電磁石により固定され、制御棒をラッチした状態においては、制御棒駆動機構上部案内管に設けた加速スプリングが加速管を介して圧縮されるものとする。原子炉スクラム時には、制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断により、内側エクステンションロッドは、自重及びスプリングにより下方に移動し、外側エクステンションロッドの外側に押し出されるため、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。炉心には、制御棒を所定の位置に導くため、ダッシュポットを有する制御棒駆動機構下部案内管が設置されており、制御棒は、当該下部案内管内に落下・挿入される。なお、燃料交換時にあっては、全ての制御棒をデラッチし、炉心に挿入した状態とする。制御棒駆動系の主な仕様を以下に示す。

台数 4 式

駆動方式 通常運転時 ボールナットスクリュ方式
スクラム時 バネ加速重力落下方式

スクラム時挿入時間 0.8s 以下

(制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値 90%挿入までの時間)

駆動速度 引抜き 13cm/min 以下

挿入 13cm/min 以下

駆動ストローク 約 65cm

3.9.2 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系

3.9.2.1 概要

原子炉施設には、非常用制御設備として、制御棒及び制御棒駆動系とは独立した後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系（後備炉停止系）を設けるものとし、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、それぞれの想定される環境条件及び運転時の状態において、物理的・電氣的に分離し、偶発的故障や地震等の自然現象等による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設計とし、主炉停止系による原子炉停止が不能の場合でも、原子炉を停止するように設計する。

3.9.2.2 設計方針

後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系の設計方針を以下に示す。

- (1) 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。
- (2) スクラム時挿入時間は、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断から後備炉停止制御棒反応度値 90%挿入までを 0.8 秒以下とする。
- (3) 後備炉停止制御棒は、基準地震動 S_s の設計用地震波に基づく最大想定変位時においても十分な余裕をもって挿入できるようにする。
- (4) 個々の後備炉停止制御棒は全て別々に取付け、取外しが可能なようにする。

3.9.2.3 主要設備

3.9.2.3.1 後備炉停止制御棒

原子炉施設には、制御材として、後備炉停止制御棒を設ける。通常運転時にあっては、全引抜位置とし、原子炉スクラム時には、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。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。

後備炉停止制御棒は、制御要素、ハンドリングヘッド及びダッシュラム等から構成する。制御要素は、ほう素-10 を濃縮した炭化ほう素のペレットを薄肉のシュラウド管により被覆し、ステンレス鋼の円筒管（被覆管）に充填したものであり、上部には発生したヘリウムガスを制御要素外に放出するためのダイビングベル型のベント機構を有している。ベント機構は中性子吸収材である炭化ほう素の $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ 反応等により生成するヘリウムガス等を制御要素外に放出し、内圧の上昇を防ぐことを目的としており、これによって後備炉停止制御棒の使用期間を長くすることができる。放出されたヘリウムガスは後備炉停止制御

棒上部から原子炉容器上部のナトリウム中を経てカバーガス空間へ抜ける。

制御要素の型式には、冷却材であるナトリウムが制御要素内に浸入しないものとし、中性子吸収材充填部をヘリウム雰囲気とするヘリウムボンド型と、ベント機構から同部にナトリウムを導入する構造のナトリウムボンド型がある。なお、ナトリウムボンド型制御要素の被覆管内面は、ほう素及び炭素の浸入を防ぐため、クロムコーティング等を施すものとする。後備炉停止制御棒の使用期間は、必要な制御能力を確保する上での制限である核的寿命と炭化ほう素ペレットのスエリングによる被覆管との相互作用による機械的寿命のいずれか短い方で決定される。

後備炉停止制御棒は中性子吸収材を充填したステンレス鋼製制御要素 7 本をクラスタとしてステンレス鋼製の円筒管（保護管）に収納した構造とする。保護管の下側には、後備炉停止制御棒が、原子炉スクラム時に、自重等により炉心に挿入され、着地する際に生じる衝撃を緩衝するためのダッシュラムを設ける。また、保護管の上側には、後備炉停止制御棒を後備炉停止制御棒駆動系と連結するためのハンドリングヘッドを設ける。冷却材は、炉心支持板低圧プレナムを経由し、後備炉停止制御棒保護管脚部の冷却材流入口から流入する。主要仕様を以下に示す。

本数 2 本

制御要素数 7 本／後備炉停止制御棒

制御要素

中性子吸収材材料 炭化ほう素

被覆管材料 SUS 316 相当ステンレス鋼

中性子吸収材有効長さ 約 65cm

中性子吸収材ペレット外径 約 16.3mm

被覆管肉厚 ヘリウムボンド型 約 0.8mm

ナトリウムボンド型 約 0.5mm

内圧調整機構 ベント型（ダイビングベル型）

核的寿命 10%（軸方向平均ほう素-10 燃焼度）

保護管

保護管材料 ステンレス鋼

外径 約 64.7mm

突起部外径 約 72.7mm

3.9.2.3.2 後備炉停止制御棒駆動系

原子炉施設には、制御材駆動設備として、各後備炉停止制御棒に使用する 2 式の独立した後備炉停止制御棒駆動系を設ける。後備炉停止制御棒駆動系は、後備炉停止制御棒駆動機構、後備炉停止制御棒駆動機構上部案内管及び後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管から構成する。

後備炉停止制御棒駆動機構は、後備炉停止制御棒駆動機構上部案内管と組み合わせて、炉心上部機構に設置される。後備炉停止制御棒は、ハンドリングヘッドにおいて、後備炉停止

制御棒駆動機構上部案内管に収納されるエクステンションロッドを介して、後備炉停止制御棒駆動機構に吊り下げられる。エクステンションロッドは、後備炉停止制御棒をラッチ・デラッチするための内側エクステンションロッド、及び下部にグリッパを有し、後備炉停止制御棒の位置を調整する際に後備炉停止制御棒をラッチする外側エクステンションロッドから構成する。後備炉停止制御棒は、内側エクステンションロッドの下端が、外側エクステンションロッドの内側に収納され、下部のグリッパを押し広げることで、ラッチされる。なお、当該ラッチ操作では、エクステンションロッドを下降しつつ、内側エクステンションロッドの下端を、後備炉停止制御棒のハンドリングヘッド底部に押し当てることで、内側エクステンションロッドの下端を外側エクステンションロッドの内側に収納する。また、上記ラッチ操作では、内側エクステンションロッドが外側エクステンションロッドに対して、相対的に上方に移動するため、内側エクステンションロッドの上部に設けられたアーマチュアと外側エクステンションロッドに接続された後備炉停止制御棒駆動機構の電磁石のギャップがなくなり、電磁石の励磁コイルを励磁することで、内側エクステンションロッドの位置を固定できる状態となる。後備炉停止制御棒ラッチ時にあっては、内側エクステンションロッドは、上部に設けられたアーマチュアが、外側エクステンションロッドに接続された後備炉停止制御棒駆動機構の電磁石に吸着されることで、その位置が固定されるため、後備炉停止制御棒は、エクステンションロッドと一体となり、後備炉停止制御棒駆動機構のケーシングに収納された駆動電動機（三相誘導電動機）により、減速機を介して、外側エクステンションロッドに接続されたボールナットスクリュを回転させることで、上下駆動される。駆動ストロークは約 65cm であり、通常運転時の高温状態において、後備炉停止制御棒は、当該ストロークに保持されるものとする。駆動電動機に設けられた電磁ブレーキにより、後備炉停止制御棒上下駆動の停止及び停止中の位置保持が行われる。後備炉停止制御棒の位置は、駆動電動機に設けられたシンクロ発信器により検出される。

内側エクステンションロッドが電磁石により固定され、後備炉停止制御棒をラッチした状態においては、後備炉停止制御棒駆動機構上部案内管に設けた加速スプリングが加速管を介して圧縮されるものとする。原子炉スクラム時には、後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により、内側エクステンションロッドは、自重及びスプリングにより下方に移動し、外側エクステンションロッドの外側に押し出されるため、後備炉停止制御棒がデラッチ（切り離し）される。後備炉停止制御棒は、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）。万一、主炉停止系による原子炉停止が不能の場合でも、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。炉心には、後備炉停止制御棒を所定の位置に導くため、ダッシュポットを有する後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管が設置されており、後備炉停止制御棒は、当該下部案内管内に落下・挿入される。なお、燃料交換時にあっては、全ての後備炉停止制御棒をデラッチし、炉心に挿入した状態とする。後備炉停止制御棒駆動系の主な仕様を以下に示す。

台数 2 式

駆動方式 スクラム時 バネ加速重力落下方式

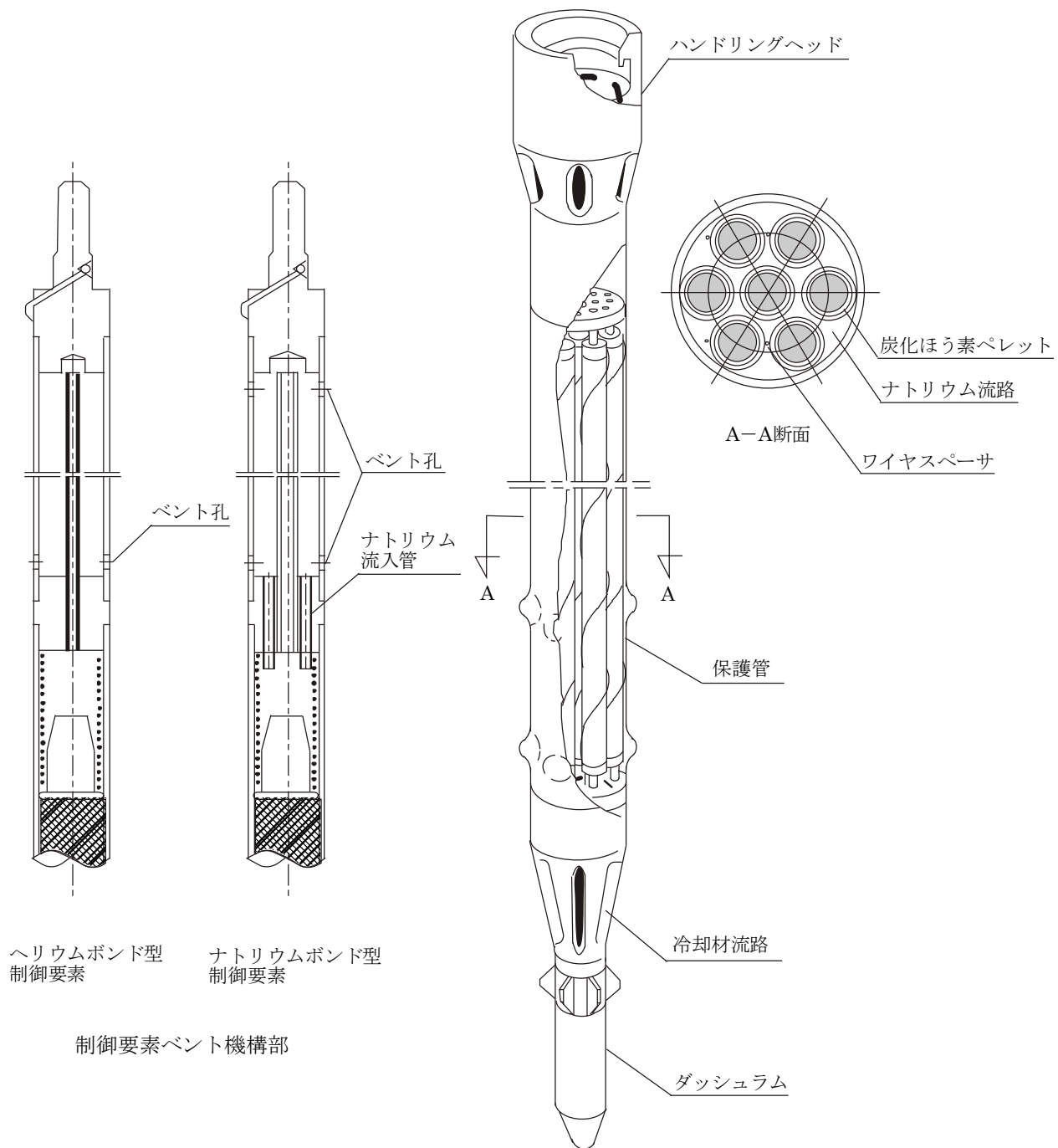
スクラム時挿入時間 0.8s 以下

(後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断から後備炉停止制御棒反応度値 90%挿入までの時間)

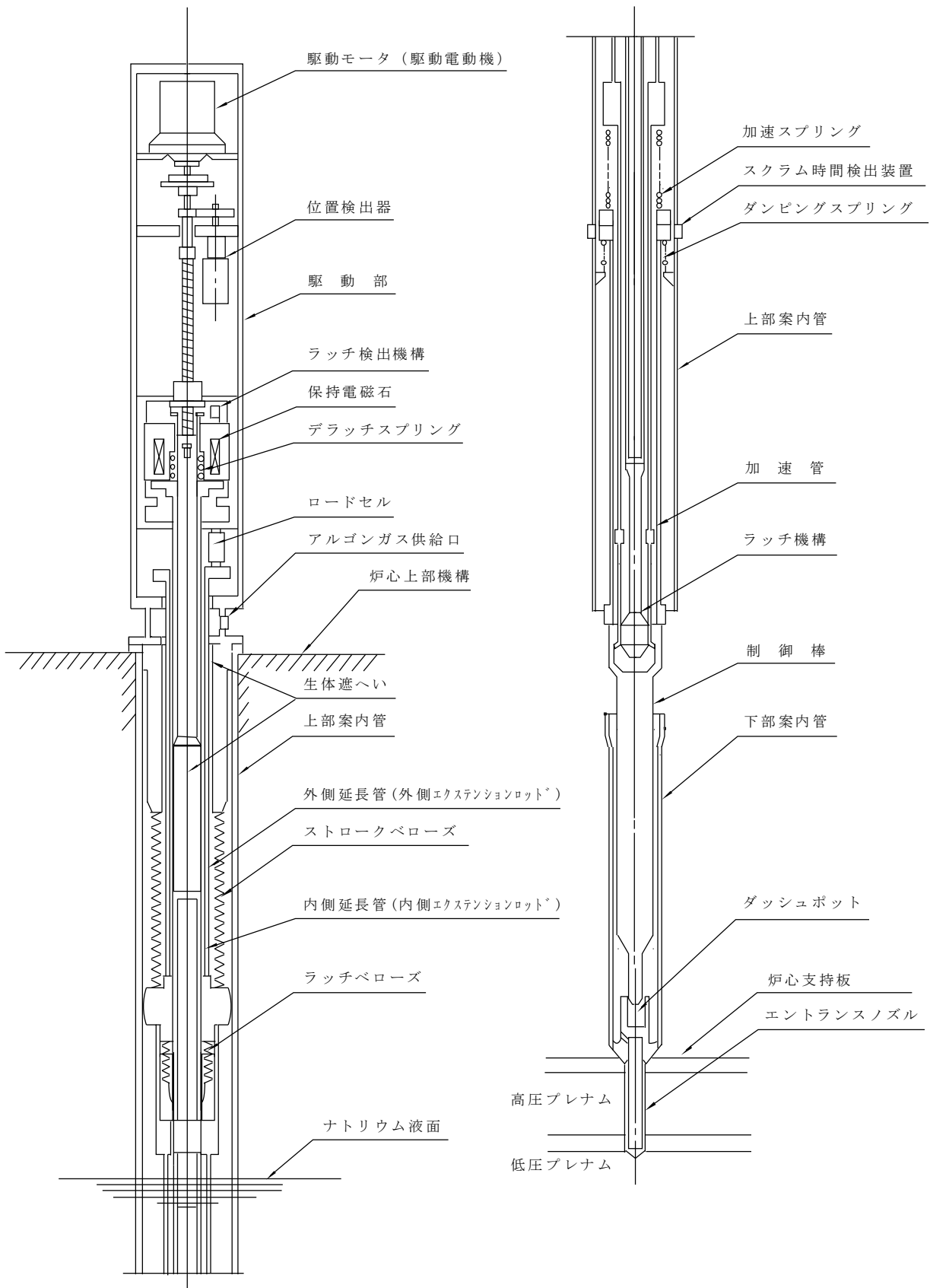
駆動速度 引抜き 13cm/min 以下

挿入 13cm/min 以下

駆動ストローク 約 65cm



第 3.9.1 図 制御棒



第 3.9.2 図 制御棒駆動機構

3.10 炉心構造物

炉心構造物は、炉心支持構造物と炉心バレル構造物から構成する（第 3.10.1 図参照）。炉心支持構造物は、炉心支持板と支持構造体で構成され、炉心バレル構造物は、バレル構造体と中性子遮へい体で構成される。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。炉心構造物は、その耐用年数において、炉心構成要素を所定の位置に確実に保持するとともに、炉心構造物を含めた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も、炉心の冷却機能を維持するよう設計する。なお、炉心構造物については、原子炉容器内の熱的条件、化学的条件及び放射線条件を踏まえ、使用経験が豊富なオーステナイト系ステンレス鋼を使用するものとする。炉心構造物の主な仕様を以下に示す。

材料 オーステナイト系ステンレス鋼

全高 約 3,680mm

外径 約 2,520mm

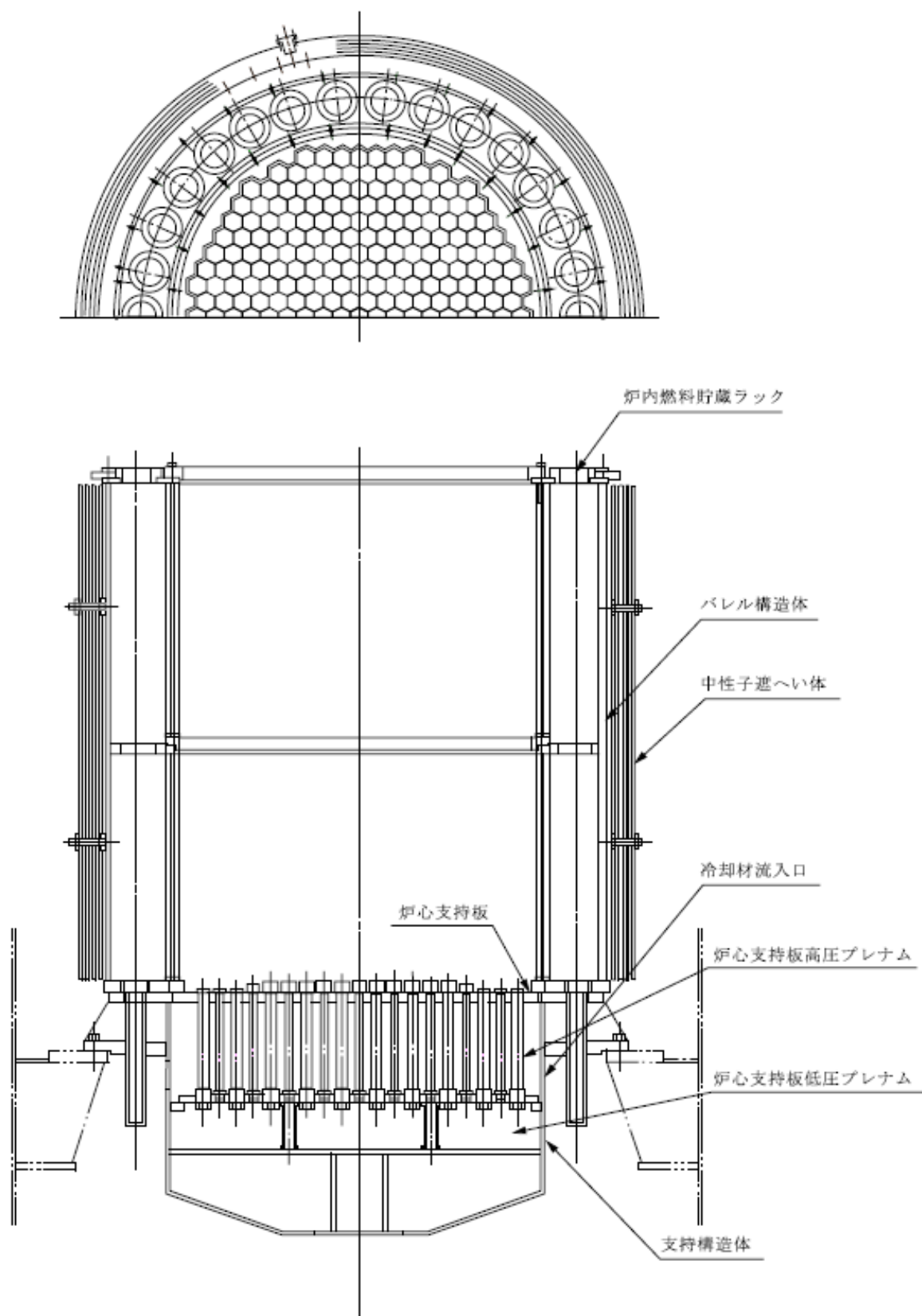
設計圧力（高圧プレナム圧力） $7.2\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ （約 $0.71\text{MPa}[\text{gage}]$ ）

炉心支持構造物は、炉心構成要素を下部から支持するとともに、原子炉容器内の 1 次冷却材の流路の一部を形成するものである。主な機能を以下に示す。

- (1) 炉心重量を支持する。
- (2) 炉心構成要素の下端の位置を決定し、整列させる。
- (3) 原子炉容器内の 1 次冷却材の流路の一部を形成するとともに、燃料集合体等に対して、その出力分布に応じた冷却材流量を配分する。なお、冷却材流量の配分は、十分な実験的研究に基づき、正確に行えるように配慮する。
- (4) ハイドロリックホールドダウンにより、炉心燃料集合体を炉心支持板に保持する。

炉心バレル構造物は、炉心構成要素を側面から支持するとともに、原子炉容器の中性子照射量を低減するための遮蔽として機能するものとする。なお、バレル構造体には、炉内燃料貯蔵ラックが形成される。主な機能を以下に示す。

- (1) 炉心構成要素を側面から支持し、水平方向の所定の位置に整列させる。
- (2) 炉内燃料貯蔵ラックを形成し、炉心構成要素の一時貯蔵及び冷却を行う。なお、炉内燃料貯蔵ラックには、30 体の炉心構成要素を装荷できるものとする。
- (3) 炉心の外側に漏れ出る中性子を遮蔽する。



第 3.10.1 図 炉心構造物

3.11 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り、所要のノズルを有する（第3.11.1図参照）。原子炉容器の主要ノズルは、冷却材入口ノズル及び冷却材出口ノズルであり、冷却材入口ノズルについては原子炉容器の下部の全半球形鏡板の2ヶ所に、冷却材出口ノズルについては原子炉容器の胴部の上部の2ヶ所に取り付けられる。また、原子炉容器の円筒胴の内部の下端付近には、炉心構造物を支持する炉心支持台（コアサポート）が設けられる。1次冷却材は、冷却材入口ノズルより原子炉容器内に流入し、原子炉容器底部の全半球形鏡板と炉心構造物の間に形成される高圧プレナムを經由して、炉心構造物内に導入される。その後、1次冷却材は、炉心構造物及び炉心構成要素を經由して、最終的に、冷却材出口ノズルより流出する。なお、原子炉容器の上部には、回転プラグが設けられる。

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該当する。また、後述する回転プラグは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時的破壊が生じないように、十分な破壊じん性を有するように設計する。また、原子炉容器において冷却材を保持する部分については、二重構造（リークジャケットを有する構造）とするとともに、仕切板等により容積を制限することにより、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1次主冷却系による崩壊熱の除去に必要な高さ（原子炉容器通常ナトリウム液位－810mm）に保持できるものとする。さらに、当該二重構造の間隙には、容器形状も考慮し、漏えいしたナトリウムが堆積する下部の適切な位置に、単純な構造を用いた信頼性の高いナトリウム漏えい検出器を複数設けることで、原子炉冷却材バウンダリからの1次冷却材（ナトリウム）の漏えいを速やかに、かつ、確実に検出できるものとする。なお、当該二重構造の間隙には、窒素ガス予熱系の予熱用窒素ガス加熱器により加熱された窒素ガスを通気し、原子炉容器を予熱できるものとする。

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。

高速中性子が照射される炉心部付近の原子炉容器壁は、不連続点や応力集中が生じない形状とするとともに、炉心の第9、10列に装荷された遮へい集合体や炉心構造物の中性子遮へい体（多層構造）等により、プラント寿命中の過度の高速中性子照射を防止し、有効運転時間20年間の寿命中に中性子照射に起因する損傷によって、原子炉の運転に支障が生じることがないものとし、かつ、原子炉容器は、中性子照射に起因する非延性破壊を考慮し、原子炉容器材料の中性子照射による機械的性質の変化を監視するための各種試験片を、原子炉容器内で照射し、定期的に取り出して、その健全性を確認できる構造とする。また、原子炉スクラム時の急激な

熱衝撃を低減するため、原子炉容器内壁には、熱遮へい板を取り付けるものとする。原子炉容器の主な仕様を以下に示す。

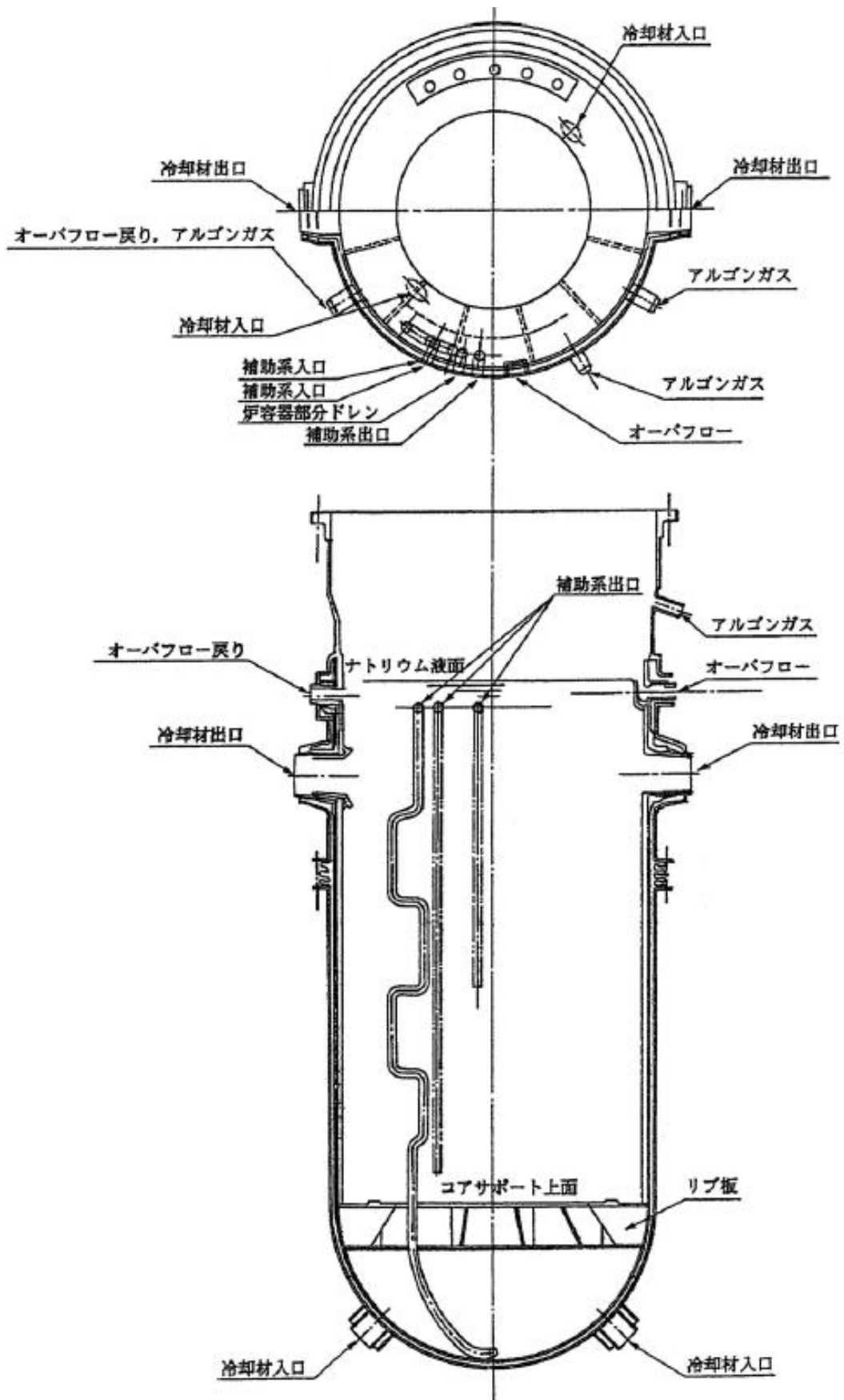
型式 たて置円筒形二重容器
材料 オーステナイト系ステンレス鋼（SUS304）
全高 約10m
胴内径 約3.6m
胴厚さ 約25mm
高圧プレナム壁厚さ 約25mm
設計圧力 上部 1.0kg/cm²[gage]（約98kPa[gage]）
高圧プレナム 7.2kg/cm²[gage]（約0.71MPa[gage]）
運転圧力 上部 約0.01kg/cm²[gage]以下（約0.98kPa[gage]以下）（カバーガス部）
高圧プレナム 約5kg/cm²[gage]以下（約0.49MPa[gage]以下）
設計温度 550℃
運転温度 原子炉容器入口冷却材温度 約350℃
原子炉容器出口冷却材温度 約456℃
設計制限中性子照射量（>1MeV） 10²⁰n/cm²
加熱冷却速度 50℃/h

多量の放射性物質等を放出する事故等時

原子炉容器には、多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、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又は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事象が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止するため、コンクリート遮へい体冷却系により、原子炉容器外壁に窒素ガスを通気し、原子炉停止後の炉心を冷却できるようにリークジャケットを整備する。

リークジャケットは原子炉容器等の原子炉冷却材バウンダリの外周に独立に設置する。リークジャケットの主な仕様を以下に示す。

材料 オーステナイト系ステンレス鋼（SUS304）
胴内径 約3.7m
胴厚さ 約12mm



第 3.11.1 図 原子炉容器

3.12 放射線遮蔽体

原子炉施設には、原子炉容器の上部には回転プラグを、原子炉容器の外側には遮へいグラフィット及び生体遮へい体を放射線遮蔽体として設ける。

3.12.1 回転プラグ

回転プラグは、大回転プラグ、小回転プラグ及び炉心上部機構から構成する。炉心上部機構は小回転プラグに、小回転プラグは大回転プラグに設置される。また、小回転プラグには、炉心上部機構の他に、燃料交換機用孔（燃料出入孔と兼用）及び炉内検査孔（A）等が、大回転プラグには、小回転プラグの他に、炉内検査孔（B）及びマンホール等が設けられる。また、回転プラグには、窒素ガス冷却管等が付属される。

大回転プラグ及び小回転プラグは、異なる回転中心（偏心距離：500mm）を有し、独立に回転することができる。大回転プラグ及び小回転プラグの回転は、それぞれのプラグの外周に設けられた歯車を駆動することで行われる。なお、大回転プラグ及び小回転プラグの回転中にある場合は、大回転プラグ及び小回転プラグはそれぞれのプラグ上面のフランジ下部に設けたボールベアリングにより支持される。当該フランジには、センターホールジャッキ機構が取り付けられており、回転時にのみ、プラグの荷重がボールベアリングに負荷されるものとする。原子炉運転中にある場合は、小回転プラグは大回転プラグに、大回転プラグは、原子炉容器の上部フランジに直接支持されるため、ボールベアリングに負荷は生じない。また、原子炉カバーガス等のバウンダリとしての気密確保は、液体金属シールとバックアップシールにより行う。

回転プラグは、原子炉カバーガス等のバウンダリを構成するとともに、炉心からの放射線の遮蔽機能を有する。また、大回転プラグ及び小回転プラグは、燃料交換時において、小回転プラグの上面に設置される燃料交換機を所定の位置に移動させる機能等を有する。大回転プラグの直径は最大約 4,700mm、小回転プラグの直径は最大約 2,870mm である。回転プラグの構造を第 3.12.1 図に示す。

大回転プラグ及び小回転プラグに設ける遮蔽体は、4層に分類し、下方からステンレス鋼層、グラフィット層、ほう素入り鋼層、炭素鋼層から構成する。なお、ステンレス鋼層の最下層に位置する約 150mm の部分は、通常時において冷却材中に位置し、その発熱は、冷却材により除熱される。なお、当該部は、原子炉容器内冷却材液面の変動を抑制し、ガスの巻き込みを防止する機能も有する。また、大回転プラグ及び小回転プラグにおいて、原子炉容器内より上方に伝導される熱は、窒素ガスにより除熱される。

炉心上部機構は、通常運転時において、炉心の直上に位置し、遮蔽部、胴、整流板、熱電対及び熱電対案内フィンガ等から構成する（第 3.12.2 図参照）。上述のように、炉心上部機構は回転プラグの一部として、原子炉カバーガス等のバウンダリを構成するとともに、炉心からの放射線の遮蔽機能を有する。遮蔽部は、下方からステンレス鋼層、グラフィット層、ほう素入り鋼層、炭素鋼層から構成する。原子炉容器内より上方に伝導される熱は、窒素ガスにより除熱される。また、炉心上部機構は、その他に以下に示す主な機能を有する。

- (1) 下部に設けた熱電対案内フィンガに熱電対を案内保護し、燃料集合体及びその周辺部の集合体出口冷却材温度を測定する。なお、熱電対は、案内管により、炉心上部機構上面から熱電対案内フィンガ先端に導入される。

- (2) 制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構上部案内管を所定の貫通孔にて案内保護し、制御棒を所定の位置に支持する。
- (3) 計測線付C型照射燃料集合体を使用する際には、計測線付C型照射燃料集合体を所定の貫通孔にて案内保護・支持する。貫通孔位置を第3.12.3図に示す。
- (4) 計測線付実験装置を使用する際には、計測線付実験装置を所定の貫通孔にて案内保護・支持する。

炉心上部機構の胴部は、熱電対案内フィンガ及び整流板等を保持するとともに、熱電対、制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構上部案内管、計測線付C型照射燃料集合体や計測線付実験装置の案内保護を行うものとし、炉心上部機構は、熱変形・熱衝撃を十分に考慮し、制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構上部案内管による制御棒のラッチ、また、集合体出口冷却材温度の測定を正しく行うことができるように、炉心と炉心上部機構の相対的位置が正しく保持されるよう注意して設計するものとする。なお、熱電対案内フィンガは、熱電対先端を保護するために、整流板は、目的の集合体出口冷却材温度を可能な限り外乱を排除して測定するために設けられるものである。また、炉心上部機構のうち、高温の冷却材中に位置するものの材料には、オーステナイト系ステンレス鋼を使用するものとする。

回転プラグの主な仕様を以下に示す。

大回転プラグ及び小回転プラグ

大回転プラグ最大直径 約 4,700mm

小回転プラグ最大直径 約 2,870mm

厚さ 約 2,500mm

主要材料 ステンレス鋼、炭素鋼及びグラファイト

シール方式 主シール 液体金属

バックアップ ラバー

回転速度 約 1/20r. p. m.

炉心上部機構

全高 約 6,300mm

胴径 約 1,000mm

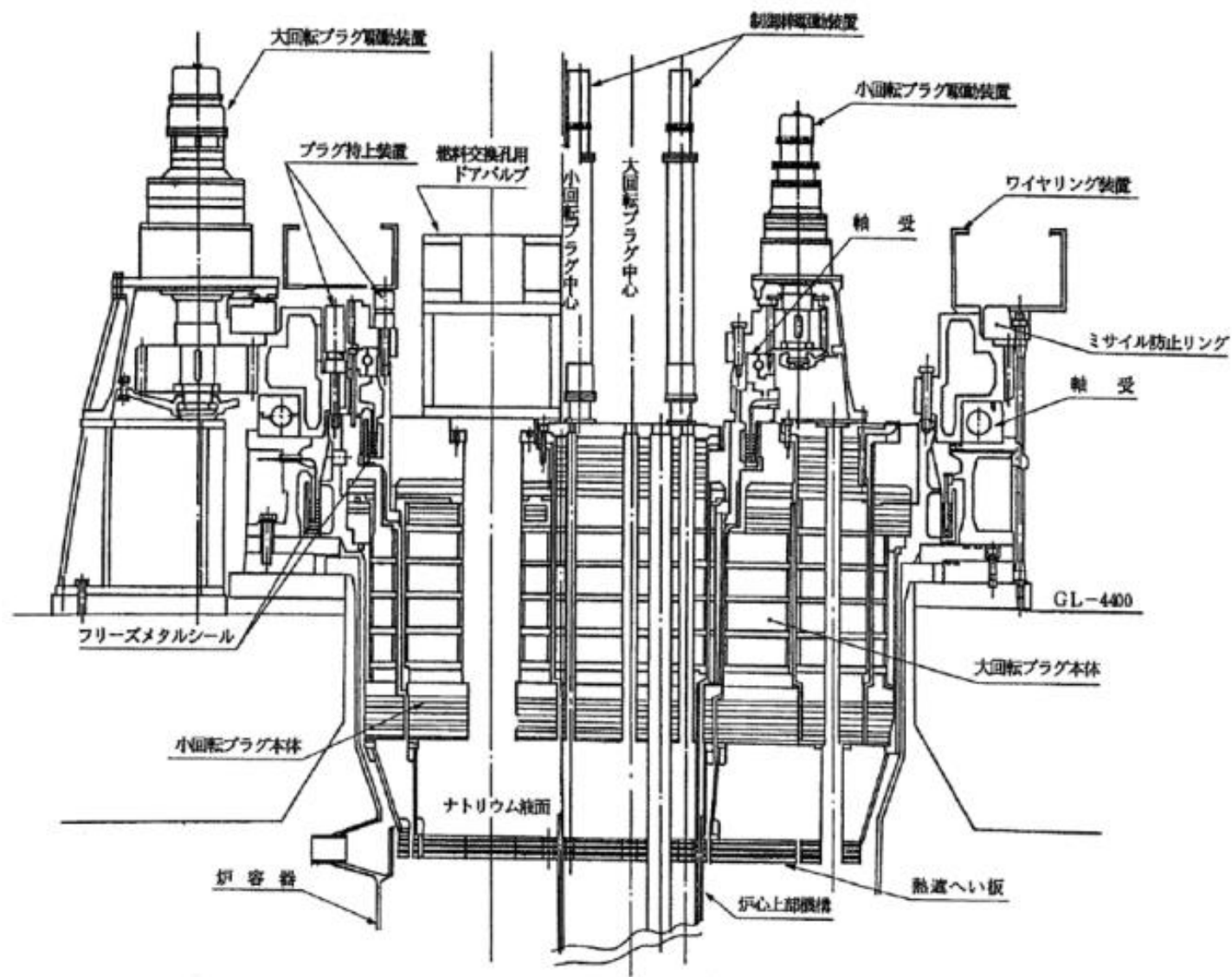
熱電対案内フィンガ数 炉心及び周辺部 115本

3.12.2 遮へいグラファイト及び生体遮へい体

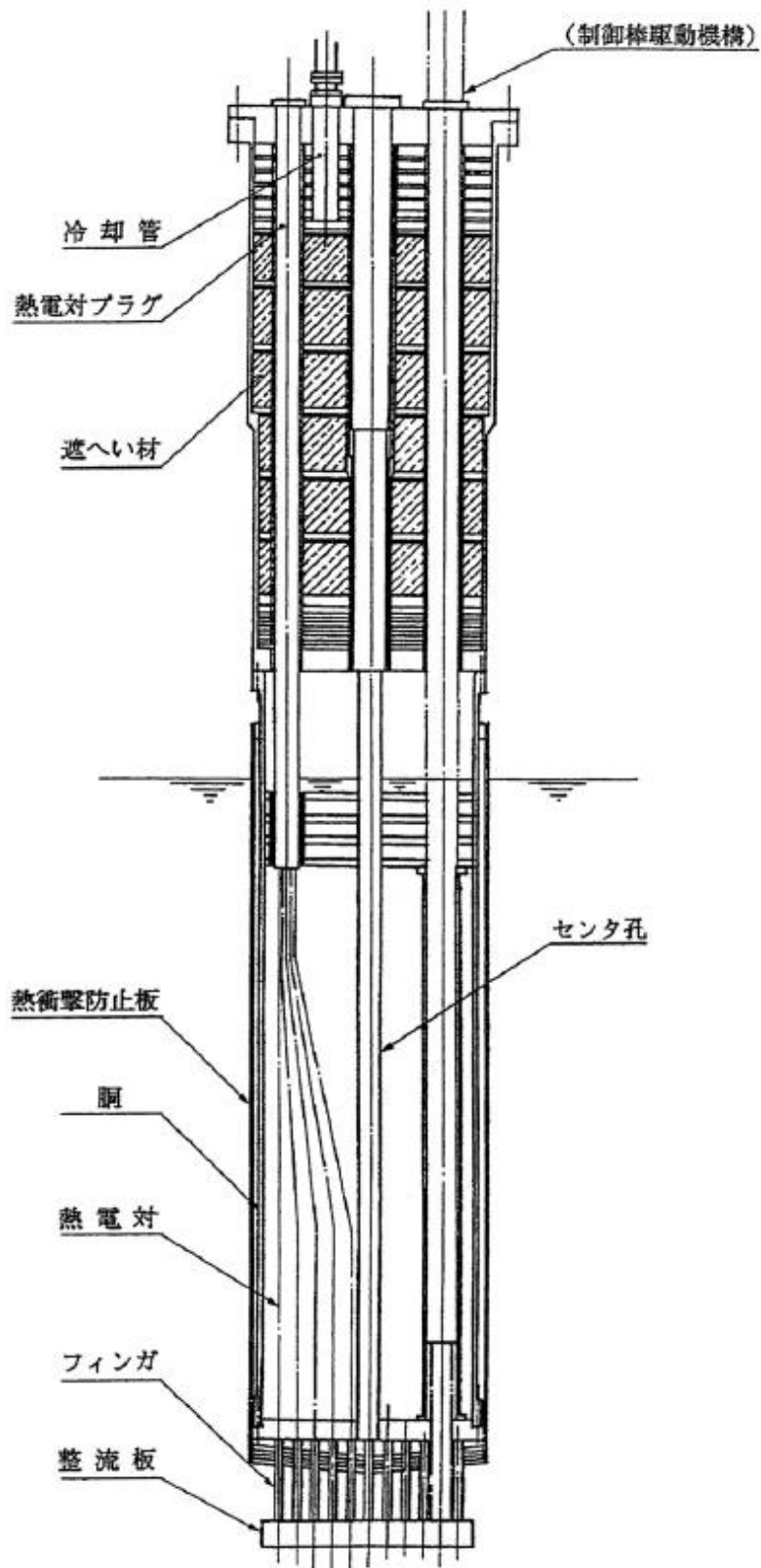
原子炉容器の周囲（側面及び下面）には、遮へいグラファイトが設置される。遮へいグラファイトは、安全容器に収納される。遮へいグラファイトは、機械加工されたグラファイトブロックを積層したもので、各ブロックはキーにより連結され、ピンにより安全容器に固定される。また、安全容器の周囲には、コンクリート製の生体遮へい体が設けられる。なお、生体遮へい体は、原子炉建物の一部を構成する。遮へいグラファイト及び生体遮へい体は、炉心から漏れ出る中性子の減速及びガンマ線の遮蔽を目的とする。主な仕様を以下に示す。

遮へいグラファイト

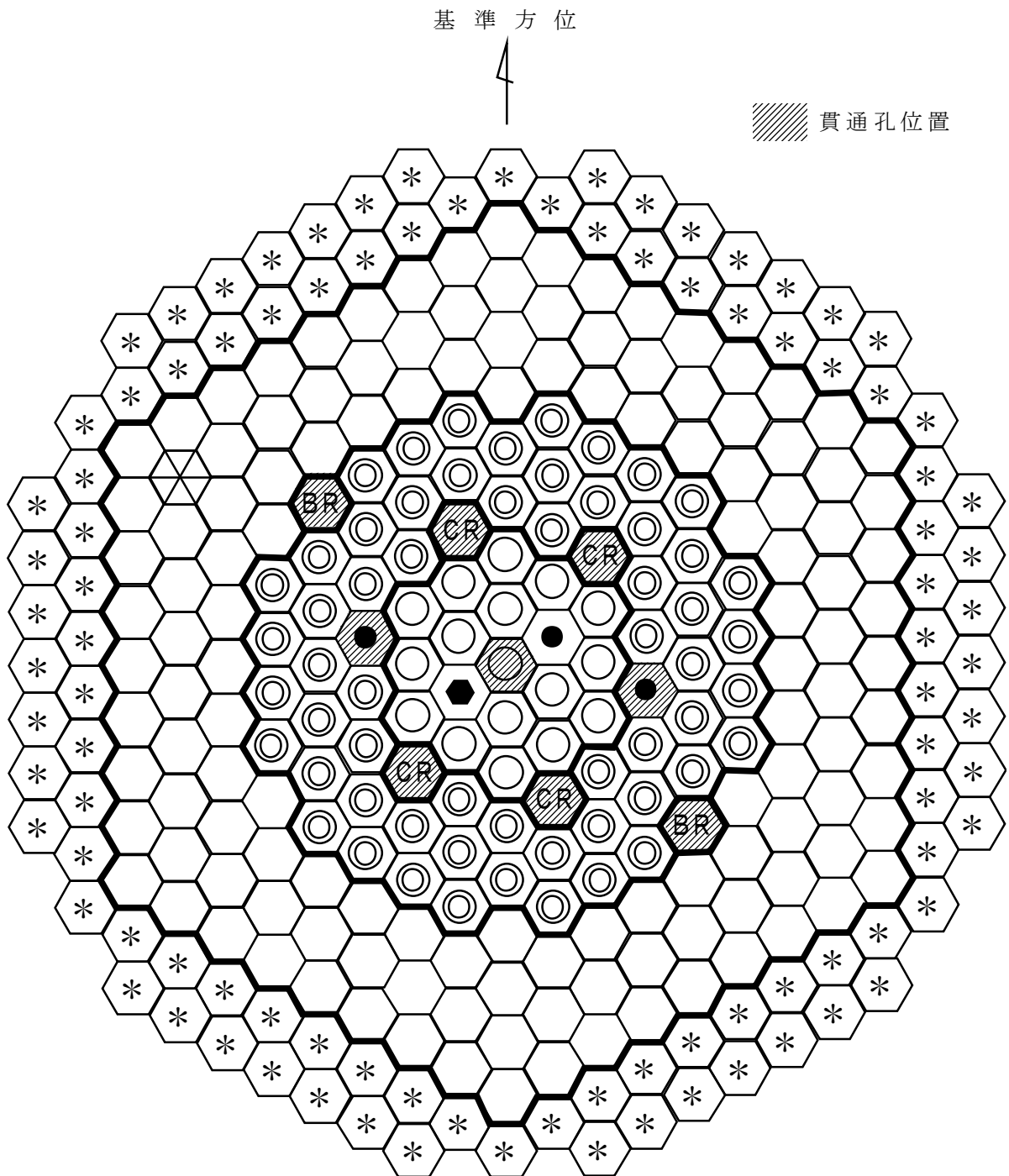
グラファイト厚さ 約 1,000mm
グラファイト材質 原子炉級
生体遮へい体
コンクリート厚さ 約 1,000mm



第 3.12.1 図 回転プラグ



第 3. 12. 2 図 炉心上部機構



第 3.12.3 図 貫通孔位置

【取扱注意】

(原子力機構 大洗研究所)

本書は、核物質防護情報が含まれています。
当機構の同意なく本書の全部又は一部を複写
及び第三者に開示することを禁止します。

4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

4.1 概要

原子炉施設には、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設として、核燃料物質取扱設備及び核燃料物質貯蔵設備を設ける。また、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、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、警報を発することができる設備を設ける。

核燃料物質取扱設備は、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ものである。

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設計する。一つの操作で取り扱う燃料集合体等は、1体とする（ただし、トランスファロータでの燃料集合体等の移送を除く。）。

また、崩壊熱により燃料集合体等が溶融しないように設計する。燃料出入機及びトランスファロータでは、燃料集合体等をポット（ナトリウムを保有）に収納した状態で取り扱う。燃料取扱用キャスクカーでは、アルゴンガス循環装置により内部のアルゴンガスを循環する。ナトリウム洗浄装置では、アルゴンガスを循環させることで、使用済燃料等を冷却しつつ、徐々に水蒸気を供給することで、ナトリウムを安定化した後、最終的に水を用いて使用済燃料等を洗浄する。燃料集合体缶詰装置では、使用済燃料等を缶詰缶に封入する。缶詰缶の内部には、水を充填する。

さらに、使用済燃料からの放射線に対して、十分な厚さを有する遮蔽構造を設け、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。

核燃料物質貯蔵設備は、燃料集合体等を貯蔵するためのものである。核燃料物質貯蔵設備は、必要な容量を有するように、使用済燃料貯蔵設備（第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備を除く。）は、常に、燃料集合体の最大挿入量（79体）以上の燃料集合体を貯蔵することができる状態を維持する設計とする。

また、核燃料物質貯蔵設備は、燃料集合体等が臨界に達するおそれがない（実効増倍率は0.95以下）ように設計する。原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備及び第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備にあつては、新燃料を貯蔵能力最大に収容した状態で万一当該設備が水で満たされるといふ厳しい状態を仮定しても、実効増倍率は0.95以下に保つことができる設計とする。

なお、これらの設備では、燃料集合体だけでなく、制御棒、反射体、遮へい集合体及び中性子源等の炉心構成要素も取り扱う。

燃料集合体等の取扱いに係る主な操作を以下に示す（燃料集合体等の主な取扱経路：第4.1図参照）。また、主な核燃料物質取扱設備の配置を第4.2図に示す。核燃料物質取扱設備及び核燃料物質貯蔵設備の運用については、原子炉施設保安規定等に定める。

(1) 燃料受入れから新燃料貯蔵設備（原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備及び第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備）に貯蔵するまでの操作

新燃料等は、原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備にて受け入れ、開梱・検査された後、貯蔵、又は第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備に運搬・貯蔵される。

照射燃料集合体については、照射装置組立検査施設にて組み立てられた後、原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備に運搬・貯蔵される場合、及び照射燃料集合体試験施設にて組み立てられた後、燃料取扱用キャスクカーにより受け入れる場合がある。

なお、これらの操作は、原子炉の運転と無関係に行われる。

(2) 燃料交換操作

新燃料は、燃料取扱用キャスクカーにより、原子炉附属建物新燃料貯蔵設備からトランスファロータに、次に、燃料出入機により、トランスファロータから炉内燃料貯蔵ラックに移動され、燃料交換機により炉心に装荷される。

使用済燃料は、上記の逆の手順で、燃料交換機により、炉心から炉内燃料貯蔵ラックに移動され、60日以上冷却される（ただし、照射燃料集合体について、その試験の目的に応じた適切な冷却期間を設定することは妨げない。）。その後、使用済燃料は、燃料出入機、トランスファロータ、燃料取扱用キャスクカー、ナトリウム洗浄装置、燃料集合体缶詰装置等を用いて、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備に移動される。

これらの操作は、事前に定めたスケジュールに基づき、原子炉停止中に行われる。

また、一つの操作で取り扱う燃料集合体等は、1体である（ただし、トランスファロータでの燃料集合体等の移送を除く。）。

なお、核燃料物質取扱設備には、燃料受入貯蔵系用アルゴンガス系より、必要なアルゴンガスが供給される（トランスファロータ軸シールガス、燃料取扱用キャスクカー内部雰囲気ガス等）。また、その廃ガスは気体廃棄物処理設備に送られる。

(3) 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備（水冷却池）からの搬出操作

原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備で貯蔵された使用済燃料は、必要に応じて、検査又は解体のため、水中で輸送容器に収納され、照射燃料集合体試験施設に運搬された後、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備若しくは第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に運搬されるか又は原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備から第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備若しくは第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に運搬される。

なお、照射燃料集合体試験施設で解体された使用済燃料の燃料要素のうち、破壊検査に供したものについては、小径のステンレス鋼管に密封した後、他の燃料要素とともにステンレス鋼製の缶に収納・溶接密封され、さらに缶詰缶に封入された状態で、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備又は第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に運搬される。

また、使用済燃料は、燃料取扱用キャスクカーにより、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備を経由せずに、検査又は解体のため照射燃料集合体試験施設に運搬される場合若しくは第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備から照射燃料集合体試験施設に運搬される場合もある。さらに、第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に貯蔵された使用済燃料の一部も必要に応じて、第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に運搬される（第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に貯蔵された使用済燃料の一部を第一

使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に運搬する場合がある)。

第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に貯蔵される使用済燃料は、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備等で1年以上冷却貯蔵されたものとする。

これらの運搬にあつては、輸送容器を使用する。

貯蔵された使用済燃料等を再処理工場に運搬する場合には、使用済燃料等を収納容器に収納し、トレーラ等にて運搬する。

なお、これらの操作は、原子炉の運転と無関係に行われる。

また、反射体及び遮へい集合体等についても、同様の手順で、核燃料物質取扱設備により取り扱われる。

4.2 主要設備

4.2.1 核燃料物質取扱設備

4.2.1.1 燃料交換機

燃料交換機は、炉心と炉内燃料貯蔵ラック間での燃料集合体等の交換に使用する設備であり、以下の機能を有する。

- (1) 炉心から1体の燃料集合体等を吊り上げる際に周囲の炉心構成要素の浮き上がりを防ぐ機能
- (2) 燃料集合体等を吊り上げ、挿入する機能
- (3) 燃料集合体等をグリップでつかみ、はなす機能
- (4) 燃料集合体等と燃料交換機の先端が接触したことを検知する機能

燃料交換機は、燃料交換時に小回転プラグ上に設置された燃料交換機孔ドアバルブに据え付けられ、その位置は、大回転プラグ及び小回転プラグの回転により、炉心と炉内燃料貯蔵ラックの燃料集合体等の真上に調整される。なお、原子炉運転時には、燃料交換機は、小回転プラグ上から取り外され、格納容器内に保管される。燃料交換機の概略構造を第4.3図に示す。また、主な仕様を以下に示す。

外形寸法	全高	約 11,470mm
外形	約 1,000mm×約 1,000mm	
燃料交換時	ストローク	約 3,200mm
駆動速度	高速	約 2,800mm/min
	低速	約 280mm/min

4.2.1.2 燃料出入機

燃料出入機は、炉内燃料貯蔵ラックとトランスファロータ間での燃料集合体等の移送に使用する設備であり、コフィン、ポットつかみ機構、ポット巻上装置、横行台車及び走行台車から構成する。なお、燃料出入機では、燃料集合体等をポットに収納した状態で取り扱う。

燃料出入機の位置は、横行台車及び走行台車により、小回転プラグ上の燃料交換機孔及

びトランスファロータ出入孔の真上に調整される。

ポットつかみ機構は、上部からスチールテープで吊り下げられ、ポット巻上装置によるスチールテープの巻き取り等により、上下動される。

コフィンは、燃料集合体等を収納するためのものであり、予熱用電熱線、保温層及び空気冷却通路が設けられている。これらにより、コフィンは、ポットつかみ機構の予熱機能、又は使用済燃料等の崩壊熱除去機能を有する。また、コフィン下部には、原子炉との気密保持及び遮蔽の役割を有するドアバルブ及び可動ブロックが設けられている。

燃料出入機の概略構造を第 4.4 図に示す。また、主な仕様を以下に示す。

外径寸法（可動部） 全高 約 6,420mm
幅 約 10,100mm
長さ 約 4,460mm

ストローク 約 13,300mm

駆動速度 高速 約 6,000mm/min

低速 約 600mm/min

4.2.1.3 トランスファロータ

トランスファロータは、燃料出入機と燃料取扱用キャスクカー間での燃料集合体等の移送に使用する設備であり、トランスファロータケーシング、トランスファロータ駆動装置、回転ラック及びポット予熱系から構成する。トランスファロータの概略構造を第 4.5 図に示す。また、トランスファロータの主な仕様を以下に示す。

ケーシング寸法 内径 約 5,900mm
長さ 約 7,860mm

収納ポット本数 2本

回転ラックピッチ円直径 約 4,170mm

回転ラック回転速度 約 1/5 回転/min

トランスファロータケーシングは、燃料集合体等を移送するための回転ラックを収納する円筒形のケーシングであり、格納容器に取り付けられる。また、格納容器内及び格納容器外にトランスファロータ出入孔を有し、当該孔にはドアバルブが設置される。トランスファロータケーシング内は、アルゴンガス雰囲気であり、当該ケーシングが設置されるトランスファロータ室に対して微正圧に管理することで、ケーシング内への空気の混入を防止している。

トランスファロータ駆動装置は、回転ラックを回転させるためのものであり、トランスファロータ駆動装置室に設置される。回転ラックの回転は、通常、電動駆動されるが、万一の場合には、手動駆動により、所定の機能を果たすことができるように設計している。

ポット予熱系は、新燃料等を燃料取扱用キャスクカーから、回転ラックのポットに収納する際に、ポット内のナトリウムを事前に加熱するための設備である。

4.2.1.4 燃料取扱用キャスクカー

燃料取扱用キャスクカーは、原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備の装填燃料貯蔵設備の地下台車（新燃料移送台車）とトランスファロータ間での新燃料等の移送、又は、トランスファロータとナトリウム洗浄装置間での使用済燃料等の移送等に使用する設備である。なお、燃料取扱用キャスクカーは、照射燃料集合体試験施設との燃料集合体等の移送にも使用できる。

燃料取扱用キャスクカーは、キャスク、アルゴンガス循環装置、操作盤及び台車等から構成する。

キャスクは、鉛製の遮蔽体等を有する鋼製の円筒容器である。また、燃料集合体等を吊上げ・吊下げするためのグリップ機構、及びキャスク下部には、気密保持のためのドアバルブを有する。キャスク内は、アルゴンガス雰囲気である。

使用済燃料等を取り扱う際には、その崩壊熱を除去するため、ブロワ及び冷却器等から構成するアルゴンガス循環装置により内部のアルゴンガスを循環する。なお、アルゴンガス循環装置には、2台のブロワを設置する。ブロワは、1台を予備機とし、多重性を確保するとともに、外部電源喪失時にあっても機能が維持されるよう、非常用ディーゼル電源系に接続するものとする。

キャスク、アルゴンガス循環装置及び操作盤は、電動可変速度自走式の台車に設置される。なお、台車の過走行を防止するため、その軌道には、過走行防止装置を設けるものとする。

操作員は、燃料取扱用キャスクカーに搭乗し、操作盤において、台車走行操作、グリップ及びドアバルブ操作、アルゴンガス流量・温度制御、及び余剰ガスの気体廃棄物処理設備への放出操作等を行う。なお、誤操作を防止するため、操作盤には、必要なインターロックを組み込むものとする。

4.2.1.5 ナトリウム洗浄装置

ナトリウム洗浄装置は、使用済燃料等に付着したナトリウムを洗浄するための設備であり、洗浄容器（燃料洗浄槽）、アルゴンガス冷却系、水蒸気系及び水系から構成される。

使用済燃料等は、燃料取扱用キャスクカーにより、燃料洗浄槽に装填される。燃料洗浄槽では、アルゴンガスを循環させることで、使用済燃料等を冷却しつつ、徐々に水蒸気を供給することで、ナトリウムを安定化した後、最終的に水を用いて使用済燃料等を洗浄する。

ナトリウム洗浄装置は、温度計及び圧力計等の設置により必要な監視機能を確保することで、反応が急激に進むことがないように操作できる構造とする。

4.2.1.6 燃料集合体缶詰装置

燃料集合体缶詰装置は、ナトリウム洗浄後の使用済燃料等を水冷却池で貯蔵するに先立ち、当該使用済燃料等を缶詰缶に封入するための設備である。ナトリウム洗浄後の使用済燃料等は、回転移送機により、ナトリウム洗浄装置から缶詰缶に移送される。

なお、缶詰缶はステンレス鋼製とし、缶詰缶に封入した使用済燃料等を、水冷却池において長期に貯蔵した場合にあっても、その腐食等のおそれがないものとする。また、缶詰缶の内部には、水を充填することとし、使用済燃料等の崩壊熱を除去するとともに、缶詰缶の内圧が上昇することによる缶詰缶の破損を防止するものとする。

4.2.2 核燃料物質貯蔵設備

4.2.2.1 新燃料貯蔵設備

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。

(1) 原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備

(i) 新燃料受入設備

新燃料受入設備は、新燃料等を受け入れる際に使用する設備である。受け入れ・開梱された新燃料等は、横置きされ、新燃料検査設備に移送される。なお、新燃料等については、検査後、第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備に運搬・貯蔵される場合がある。

(ii) 新燃料検査設備

新燃料検査設備は、新燃料等を原子炉装荷前に検査するために使用する設備である。新燃料検査設備には、アルファモニタ及び寸法測定用機器が設けられる。

(iii) 装填燃料貯蔵設備

装填燃料貯蔵設備は、床面で吊り下げられた70本の収納管に新燃料等を収納するために、必要な容量(貯蔵能力:新燃料集合体70体)を確保するとともに、新燃料等が臨界に達するおそれがないように、これらの収納管を適切な間隔を有するように配列した設計とする。また、装填燃料貯蔵設備には、新燃料等を取り扱うための移送機、及び新燃料等を燃料取扱用キャスクカーに移送するための地下台車(新燃料移送台車)を設ける。なお、装填燃料貯蔵設備では、燃料集合体以外の炉心構成要素等を貯蔵する場合もある。

(2) 第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備

第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備は、受け入れた新燃料等の貯蔵に使用する設備であり、新燃料等は、床面で吊り下げられた64本の収納管に収納・貯蔵される(貯蔵能力:新燃料集合体64体)。これらの収納管については、新燃料等が臨界に達するおそれがないように、適切な間隔を有するように配列した設計とする。なお、第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備では、燃料集合体以外の炉心構成要素等を貯蔵する場合もある。

(3) 炉内燃料貯蔵ラック

炉内燃料貯蔵ラックは、炉心構造物であるバレル構造体に形成されるものであり、新燃料等をポットに収納した状態で一時的に中継貯蔵する設備である。主な仕様を以下に示す。なお、炉内燃料貯蔵ラックは、使用済燃料の一時的な中継貯

蔵にも使用される。また、燃料集合体以外の炉心構成要素等の一時的な中継貯蔵にも使用される。

数量 30

ただし、燃料集合体の貯蔵能力は、新燃料等と使用済燃料等の合計で約 27 体とする。

配列ピッチ径 約 2,000mm

4.2.2.2 使用済燃料貯蔵設備

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。使用済燃料貯蔵設備は、それぞれ水冷却池、貯蔵ラック、水冷却浄化設備等から構成される。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。

使用済燃料貯蔵設備は、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ように設計する。水冷却池には、その水位を測定でき、かつ、その異常を検知できる設備を設けるものとし、適切な水深を確保できるものとする。

また、使用済燃料貯蔵設備は、貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないように、水冷却浄化設備については、通常状態において、水温を 42℃以下に管理できるように設計する。

使用済燃料の被覆材が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止できるように設計する。炉心燃料集合体の被覆材にはステンレス鋼を使用する。

さらに、水冷却池には、その水位を測定でき、かつ、その異常を検知できる設備を設けるものとする。原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備、第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却池に設置した液位計により、液位の異常を検知するとともに、当該警報を中央制御室にて発することができるものとする。

なお、使用済燃料貯蔵設備（第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備を除く。）は、常に、「3.2 炉心」に示す燃料集合体の最大挿入量(79 体)以上の燃料集合体を貯蔵することができる状態を維持するものとする。また、使用済燃料貯蔵設備では、燃料集合体以外の炉心構成要素等を貯蔵する場合もある。

(1) 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備

原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備は、缶詰缶に封入された使用済燃料等を貯蔵するための設備である。原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備は、水冷却池、貯蔵ラック及び水冷却浄化設備等から構成され、200 体の使用済燃料を貯蔵する能力を有する。貯蔵ラック内の使用済燃料等が臨界に達するおそれがないように、適切な間隔を確保するように設計する。

水冷却池は、水の流出を防止するため、コンクリート壁をステンレス鋼で内張りした強固な構造とし、かつ、排水口を有しないものとする。

水冷却浄化設備については、貯蔵された使用済燃料等が崩壊熱により溶融する

ことを防止するため、通常状態において、水温を 42℃以下に管理できるように設計するとともに、水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合に、サイフォン現象等により、使用済燃料等の冠水が維持できない状況に至ることがないようにサイフォンブレイカーを設ける。水冷却浄化設備系統図を第 4.6 図に示す。なお、その浄化機能については、冷却水を定期的に分析することで、適切に維持されていることを確認する。

また、使用済燃料貯蔵設備には、使用済燃料等の輸送容器の取扱い等に使用するクレーン（キャスククレーン）、及び水冷却池の一部に当該容器を沈めるためのキャスクピットを設ける。なお、クレーン（揚重物を含む。）については、貯蔵ラック等に落下することがないように設計する。

水冷却池内の使用済燃料等の移送に使用する燃料移送機については、取扱中における使用済燃料等の落下を防止できる構造とする。また、駆動電源等の喪失に対してフェイルセーフの設計とし、駆動電源等喪失時であっても、使用済燃料等の保持状態を維持できるものとする。さらに、インターロックを設け、誤操作による使用済燃料等の落下を防止する。

（2）第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備

第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備は、缶詰缶に封入された使用済燃料等を貯蔵するための設備である。第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備は、水冷却池、貯蔵ラック及び水冷却浄化設備等から構成され、600 体の使用済燃料を貯蔵する能力を有する。貯蔵ラック内の使用済燃料等が臨界に達するおそれがないように、適切な間隔を確保するように設計する。

水冷却池は、水の流出を防止するため、コンクリート壁をステンレス鋼で内張りした強固な構造とし、かつ、排水口を有しないものとする。

水冷却浄化設備については、貯蔵された使用済燃料等が崩壊熱により熔融することを防止するため、通常状態において、水温を 42℃以下に管理できるように設計するとともに、水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合に、サイフォン現象等により、使用済燃料等の冠水が維持できない状況に至ることがないようにサイフォンブレイカーを設ける。水冷却浄化設備系統図を第 4.7 図に示す。なお、その浄化機能については、冷却水を定期的に分析することで、適切に維持されていることを確認する。

また、使用済燃料貯蔵設備には、使用済燃料等の輸送容器の取扱い等に使用するクレーン（キャスククレーン）、及び水冷却池の一部に当該容器を沈めるためのキャスクピットを設ける。なお、クレーン（揚重物を含む。）については、貯蔵ラック等に落下することがないように設計する。また、輸送容器等の重量物を取り扱う場合には、インターロックによりクレーンの走行範囲を限定し、当該重量物が貯蔵ラック上を通過できないようにする。

水冷却池内の使用済燃料等の移送に使用する燃料移送機については、取扱中における使用済燃料等の落下を防止できる構造とする。また、駆動電源等の喪失に対してフェイルセーフの設計とし、駆動電源等喪失時であっても、使用済燃料等

の保持状態を維持できるものとする。さらに、インターロックを設け、誤操作による使用済燃料等の落下を防止する。

(3) 第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備

第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備は、缶詰缶に封入された使用済燃料等、及び缶詰缶から取り出した使用済反射体等を貯蔵するための設備である。第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備は、水冷却池、貯蔵ラック及び水冷却浄化設備等から構成され、350 体の使用済燃料を貯蔵する能力を有する。貯蔵ラック内の使用済燃料等が臨界に達するおそれがないように、適切な間隔を確保するように設計する。また、450 体の使用済反射体等を貯蔵できる。

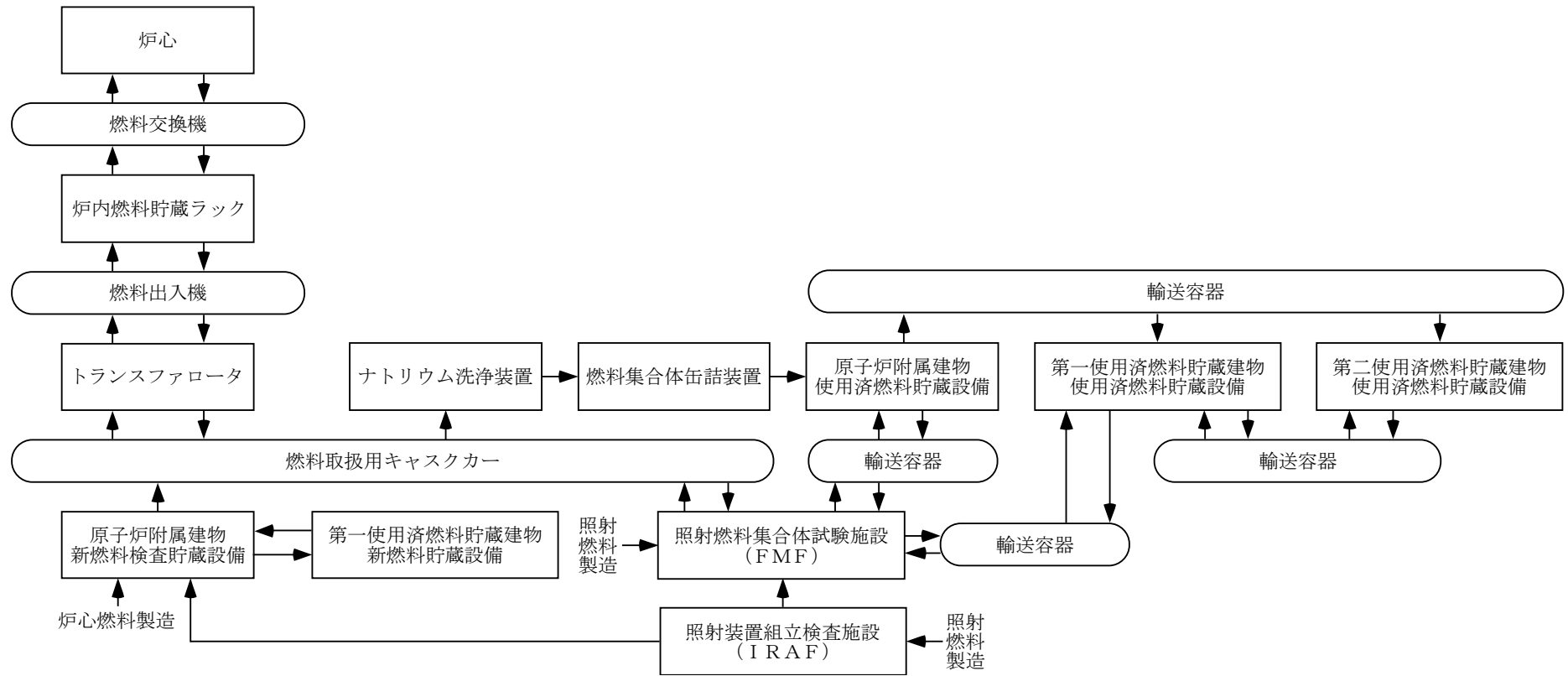
なお、水冷却池の一部には、使用済反射体等を缶詰缶から取り出すための缶詰缶開封装置を設ける。また、使用済反射体等を貯蔵するラックは、使用済反射体等を缶詰缶から取り出した状態で貯蔵する構造とし、この貯蔵ラックに缶詰缶に封入された使用済燃料等を誤装荷することがないようにする。

水冷却池は、水の流出を防止するため、コンクリート壁をステンレス鋼で内張りした強固な構造とし、かつ、排水口を有しないものとする。

水冷却浄化設備については、貯蔵された使用済燃料等が崩壊熱により熔融することを防止するため、通常状態において、水温を 42℃以下に管理できるように設計するとともに、水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合に、サイフォン現象等により、使用済燃料等の冠水が維持できない状況に至ることがないようにサイフォンブレイカーを設ける。水冷却浄化設備系統図を第 4.8 図に示す。なお、その浄化機能については、冷却水を定期的に分析することで、適切に維持されていることを確認する。

また、使用済燃料貯蔵設備には、使用済燃料等の輸送容器の取扱い等に使用するクレーン（キャスククレーン）、及び水冷却池の一部に当該容器を沈めるためのキャスクピットを設ける。なお、クレーン（揚重物を含む。）については、貯蔵ラック等に落下することがないように設計する。また、輸送容器等の重量物を取り扱う場合には、インターロックによりクレーンの走行範囲を限定し、当該重量物が貯蔵ラック上を通過できないようにする。

水冷却池内の使用済燃料等の移送に使用する燃料移送機については、取扱中における使用済燃料等の落下を防止できる構造とする。また、駆動電源等の喪失に対してフェイルセーフの設計とし、駆動電源等喪失時にあっても、使用済燃料等の保持状態を維持できるものとする。さらに、インターロックを設け、誤操作による使用済燃料等の落下を防止する。

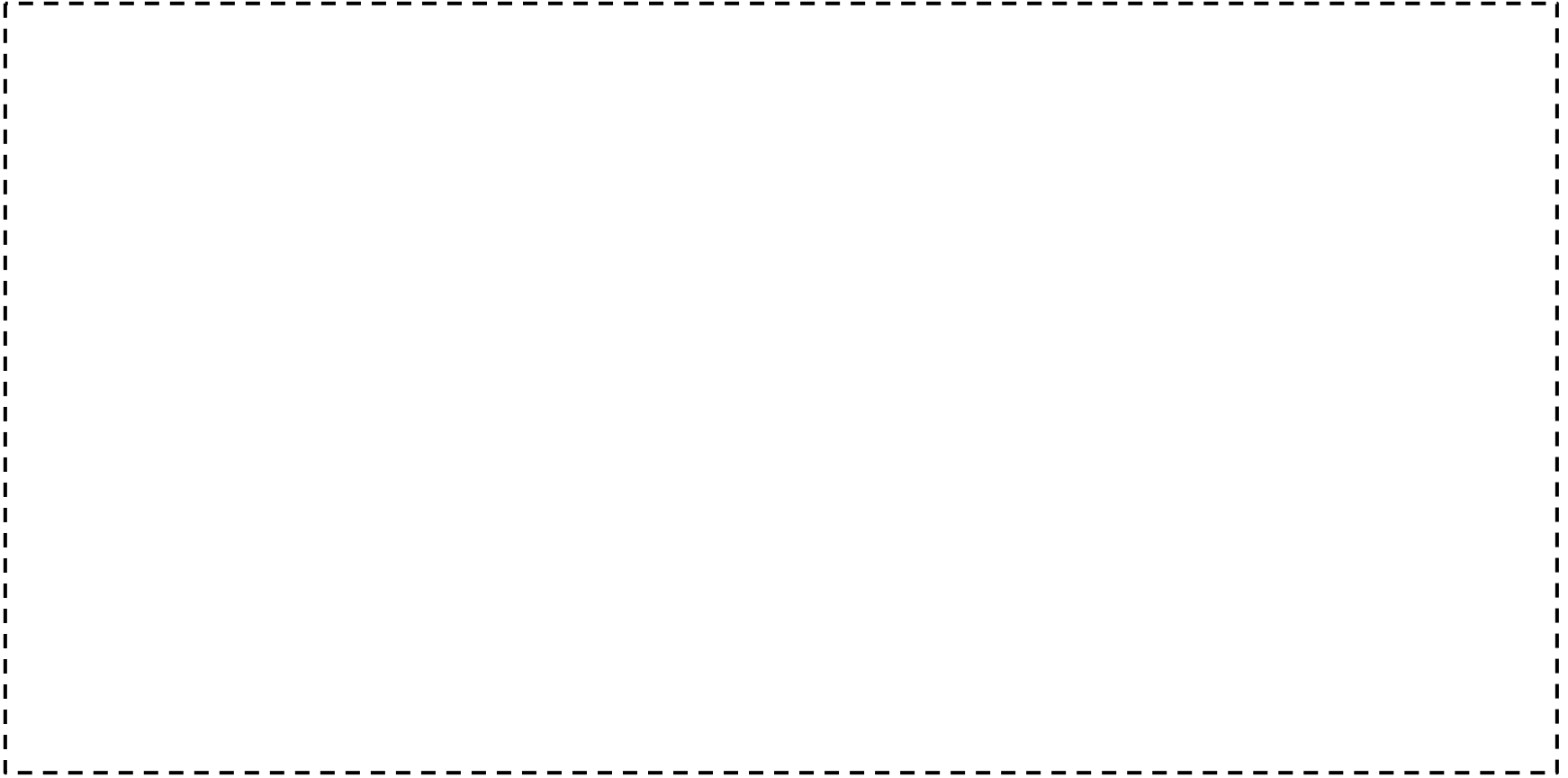


第 4.1 図 燃料集合体等の主な取扱経路



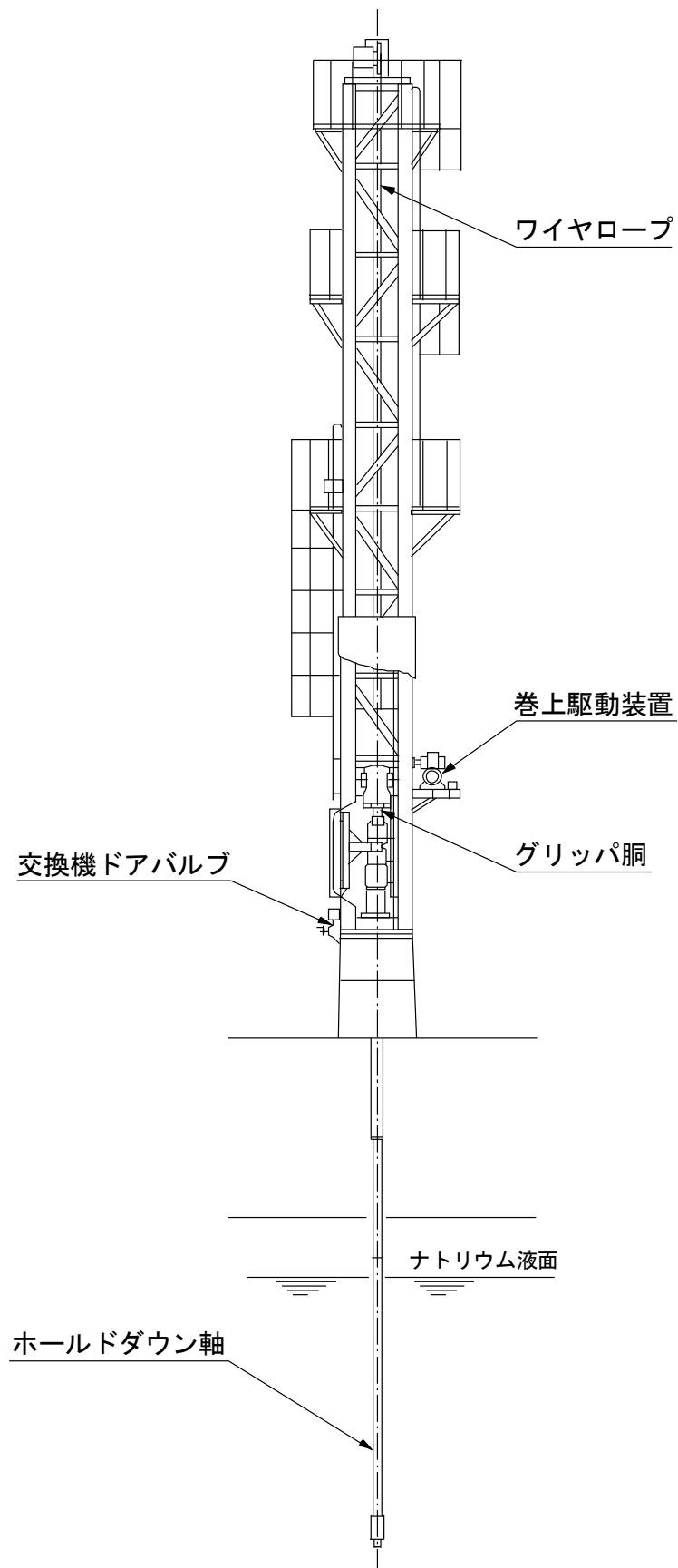
第 4.2 図 (1/2) 核燃料物質取扱設備の配置

取扱注意

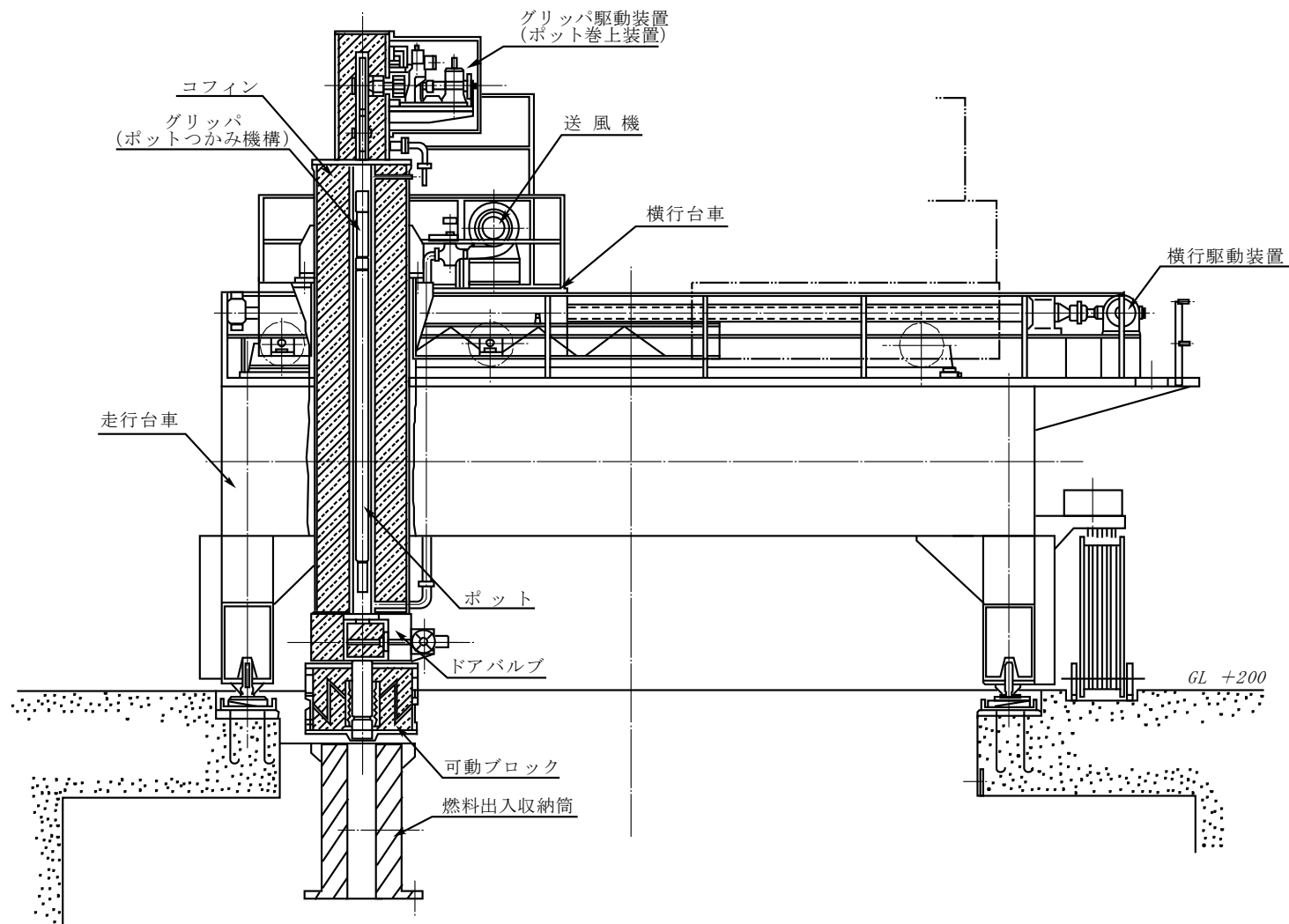


第 4.2 図 (2/2) 核燃料物質取扱設備の配置

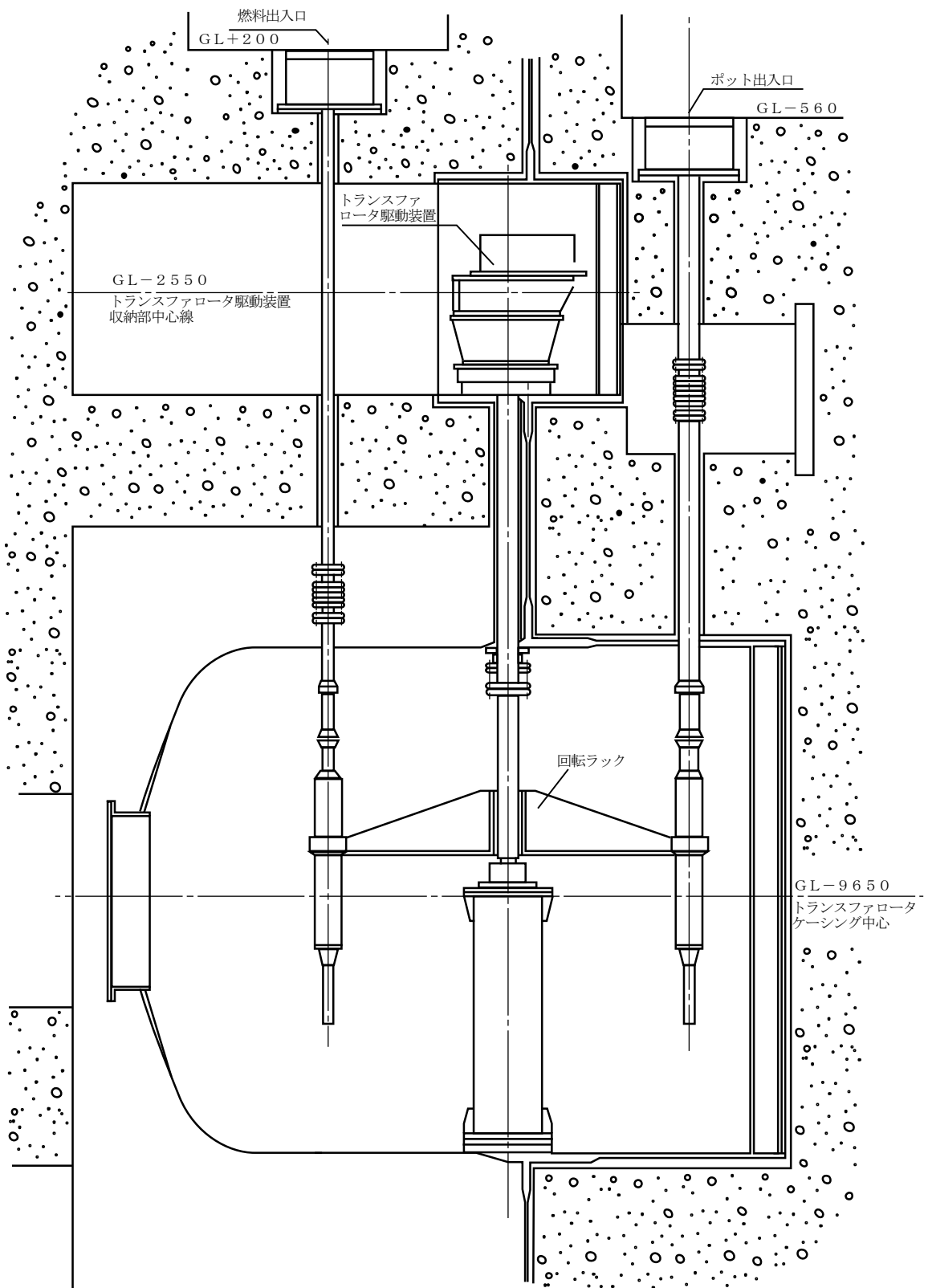
取扱注意



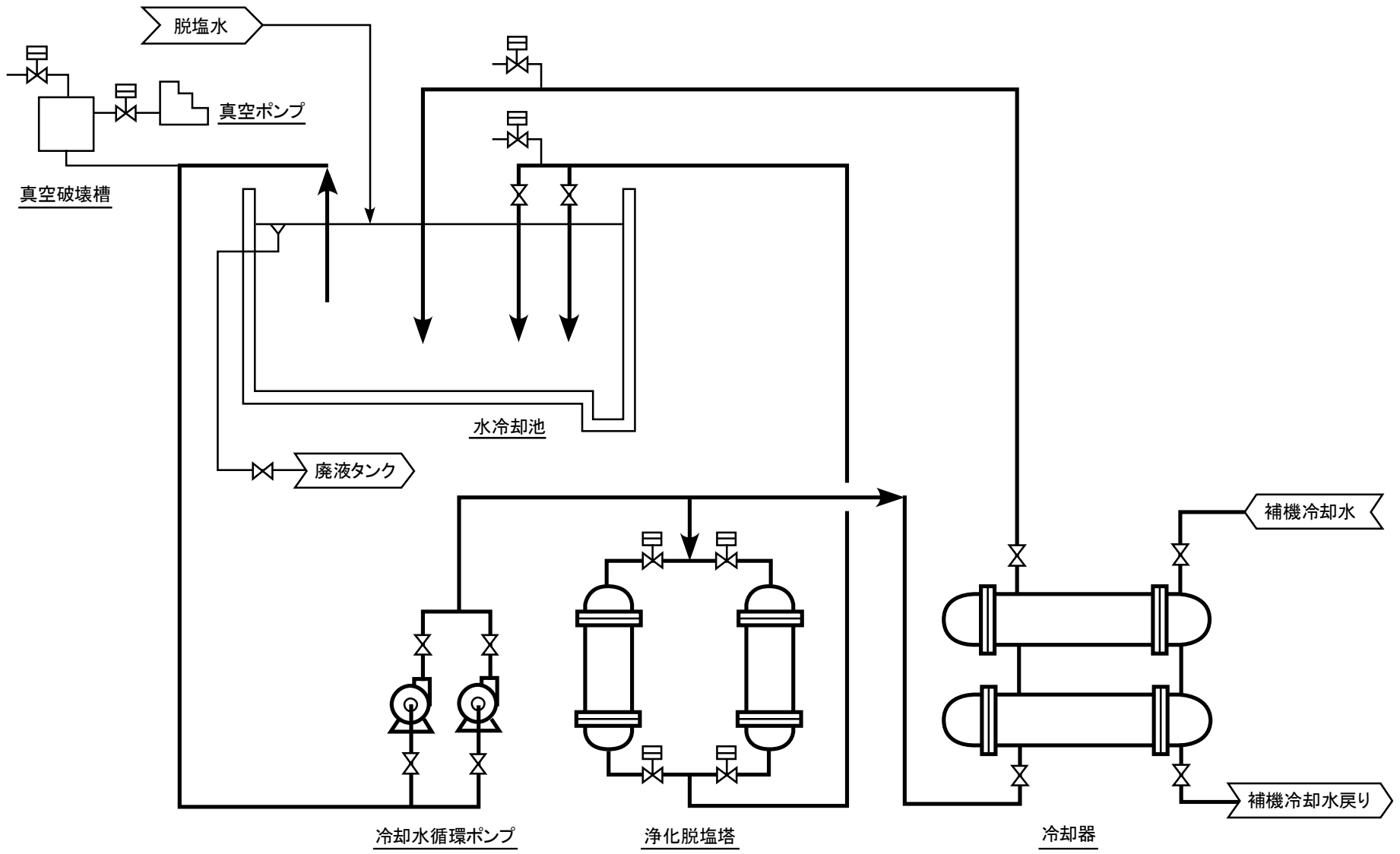
第 4.3 図 燃料交換機



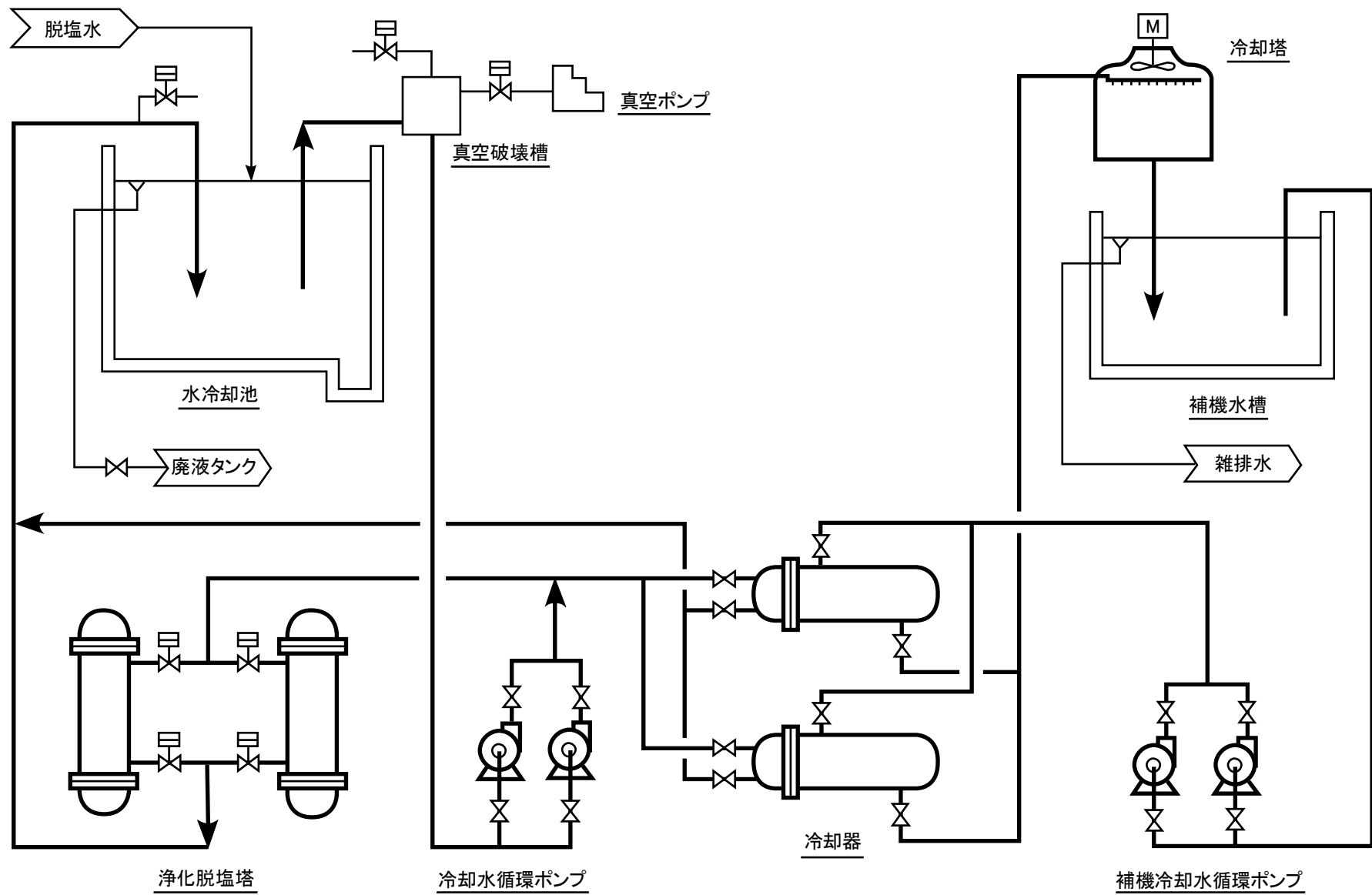
第 4.4 図 燃料出入機



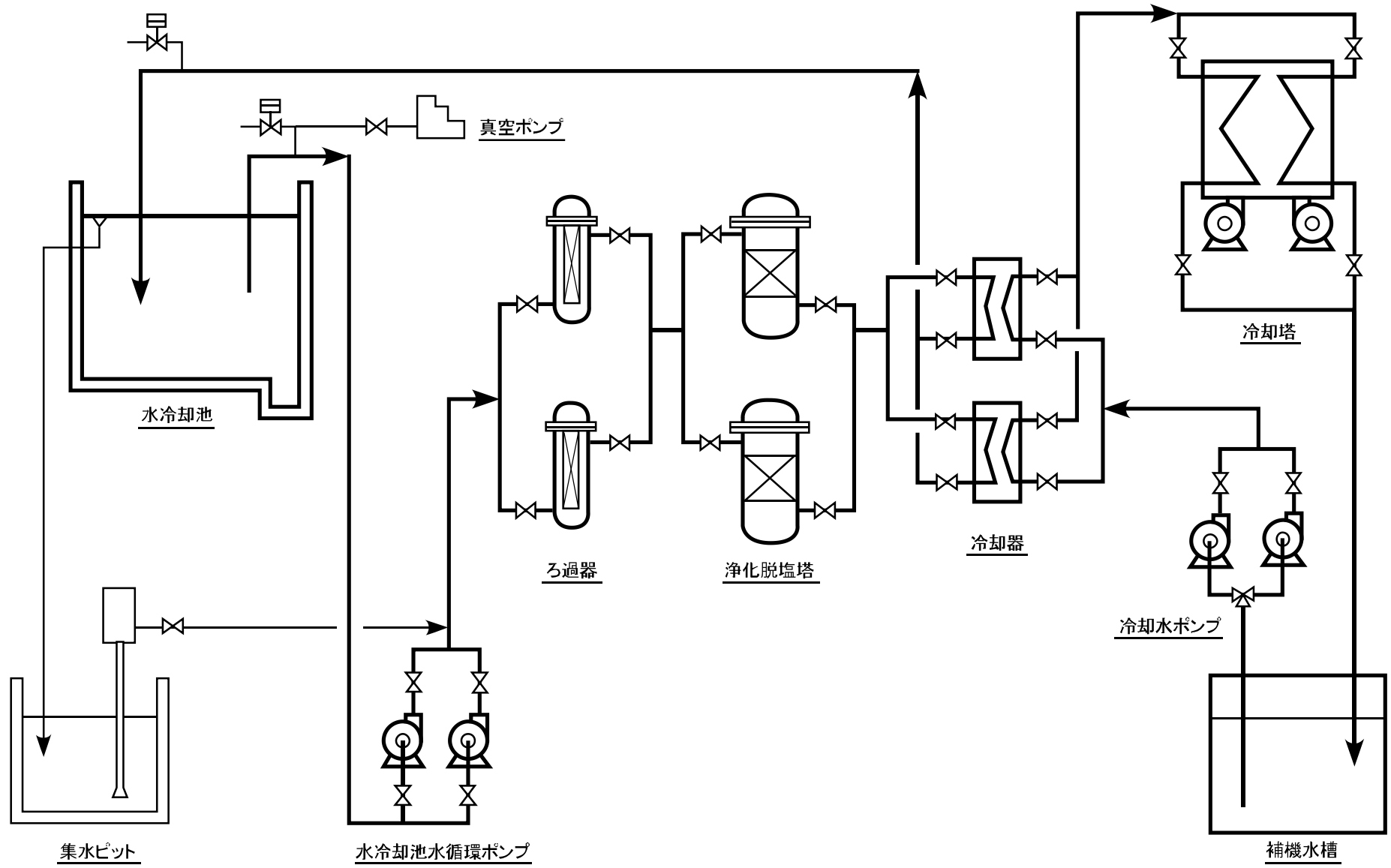
第 4.5 図 トランスフェロータ



第 4.6 図 原子炉附属建物水冷却浄化設備系統図



第 4.7 図 第一使用済燃料貯蔵建物水冷却浄化設備系統図



第 4.8 図 第二使用済燃料貯蔵建物水冷却浄化設備系統図

5. 原子炉冷却系統施設

5.1 概要

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(第5.1.1図参照)。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、さらに、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。

ここで、その他の残留熱は、原子炉の通常運転中に炉心、原子炉冷却系統施設等の構成材、1次冷却材及び2次冷却材に蓄積された熱であり、1次主冷却系及び2次主冷却系により、崩壊熱と併せて除去する。

なお、原子炉冷却系統施設にあつては、1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系の一部が原子炉冷却材バウンダリに該当し、2次主冷却系、2次補助冷却系並びに2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系の一部が冷却材バウンダリに該当する。また、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他の設備にあつては、冷却材の自由液面を有するものがある。当該自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを用いるため、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。アルゴンガスは、シールガス及びパージガスとしても使用される。冷却材であるナトリウムと接しない部分にあつては、予熱又は冷却等用のガスとして窒素ガスを用いる。

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するとともに、仕切板等により容積を制限することにより、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1次主冷却系による崩壊熱の除去に必要な高さ(原子炉容器通常ナトリウム液位-810mm)に保持できるものとする。さらに、当該二重構造の間隙には、配管形状も考慮し、漏えいしたナトリウムが堆積する水平部等の適切な位置に、単純な構造を用いた信頼性の高いナトリウム漏えい検出器を複数設けることで、原子炉冷却材バウンダリからの1次冷却材(ナトリウム)の漏えいを速やかに、かつ、確実に検出できるものとする。

原子炉冷却系統施設の基本的な運転方法の概要を以下に示す。

(1) 起動準備

1次主冷却系、2次主冷却系、ナトリウム充填・ドレン設備及びアルゴンガス設備等の弁の開閉、各種ポンプの運転及びプラント各部の温度・圧力・液面等が所定の状態にあることを確認する。

(2) 主循環ポンプの起動

1次主循環ポンプ及び2次主循環ポンプを起動し、回転数制御等により、1次主冷却系の冷却材流量を約2,700t/h(2ループの合計)に、2次主冷却系の冷却材流量を約2,400t/h(2ループの合計)とし、当該流量を保持する。

(3) 温度上昇及び保持

ナトリウム予熱設備、及び1次主循環ポンプ・2次主循環ポンプの運転に伴う入熱により、1次冷却材温度を約250℃まで昇温し、保持する。

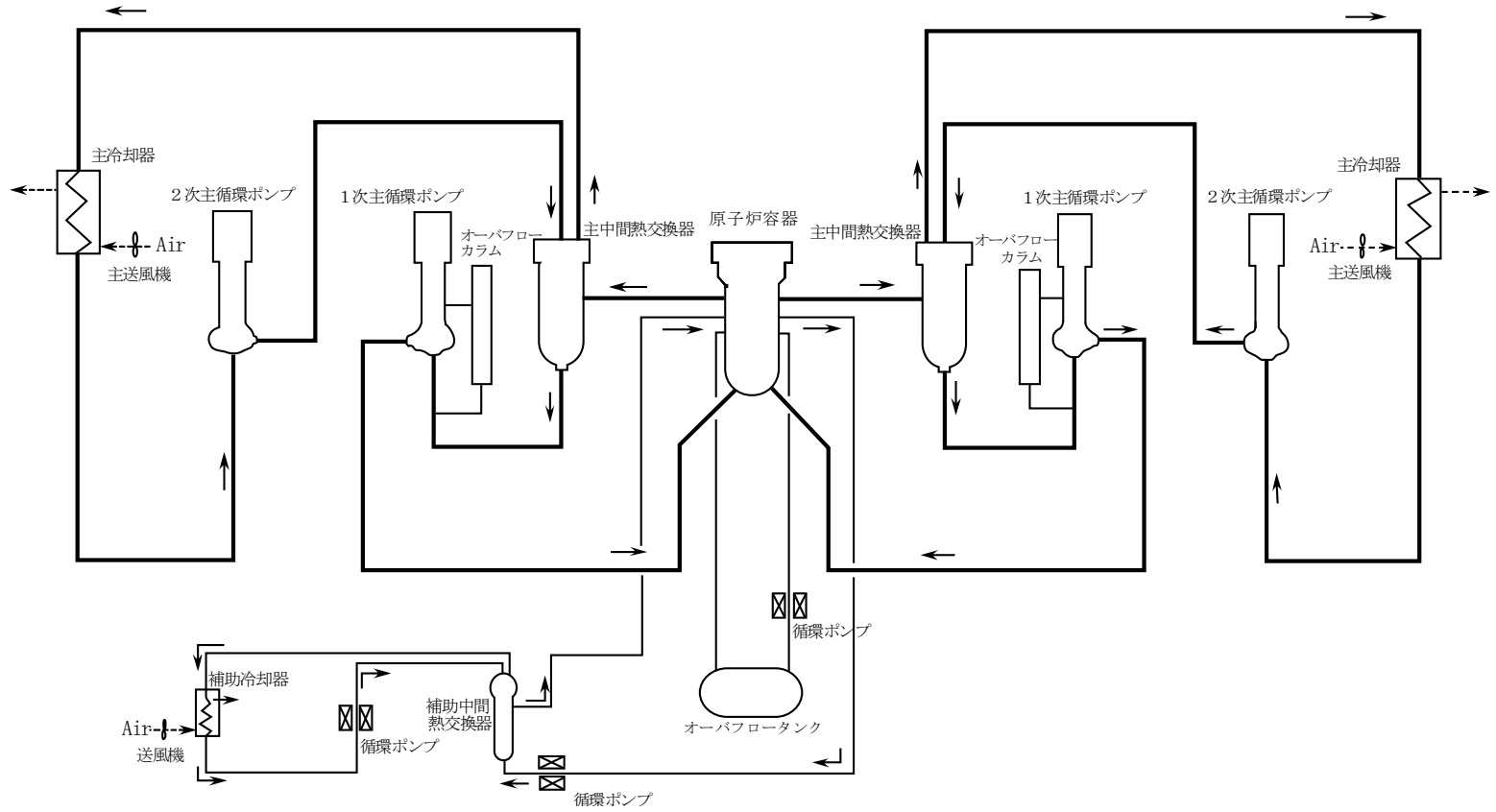
(4) 出力上昇

1次主冷却系の冷却材流量を約2,700t/h(2ループの合計)に、2次主冷却系の冷却材流量を約2,400t/h(2ループの合計)に保持し、冷却材温度が約250℃の等温状態とする。その後、制御棒を徐々に引き抜き、核加熱による系統昇温を実施する。なお、系統昇温中においては、主冷却機の主送風機を停止状態に、かつ、出入口ダンパ等を閉止した状態として、温度変化率が50℃/h以下となるように原子炉出力を調整する。また、原子炉入口冷却材温度が、目標温度(通常は350℃とし、試験目的に応じて250℃から350℃未満の温度にすることがある。)に到達後は、目標温度で一定に保持されるように、主冷却器の空気流量を調節する。

系統昇温終了後、制御棒を徐々に引き抜き、出力上昇を行う。出力上昇中における温度変化率は50℃/h以下とする。また、原子炉入口冷却材温度が、目標温度で一定に保持されるように、主冷却器の空気流量を調節する(主送風機起動を含む)。原子炉出力の監視には、核計装の指示値の他に、原子炉出口冷却材温度が用いられる。なお、試験目的に応じて、原子炉入口冷却材温度の目標温度を250℃から350℃未満とする場合は、目標出力(定格出力を上回らない出力)を定めて運転する。このような運転を必要とする試験は、材料の照射健全性を確保するために必要なデータを取得して、段階的に実施していく。

(5) 出力降下と停止

制御棒を徐々に挿入することで、出力を降下させる。出力降下時において、原子炉入口冷却材温度が、目標温度で一定に保持されるように、主冷却器の空気流量を調節する(主送風機停止を含む)。原子炉停止後、燃料交換等のため原子炉を長期に停止する場合には、必要に応じて、主冷却器の空気流量を調整し、系統降温を実施する。系統降温中における温度変化率は50℃/h以下とする。冷却材温度が約250℃に到達したところで、その温度が一定に保持されるように、主冷却器の空気流量を調節する。また、必要に応じて、ナトリウム予熱設備を使用する。



第 5.1.1 図 原子炉冷却系統図

5.2 1次主冷却系

5.2.1 概要

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、オーバフローカラムを設ける。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。主な仕様を以下に示す。

原子炉熱出力 100MW
全流量 約 2,700t/h
ループ（回路）数 2回路
1ループ当たりの流量 約 1,350t/h
原子炉出口冷却材温度 約 456℃*
原子炉入口冷却材温度 約 250～約 350℃
原子炉入口冷却材圧力 約 5kg/cm²[gage] (約 0.49MPa[gage])
*：原子炉入口冷却材温度約 350℃における値である。
設計温度 ホットレグ 550℃
 コールドレグ 450℃

5.2.2 主要設備

5.2.2.1 主中間熱交換器

主中間熱交換器は、1次主冷却系の二つのループに1基ずつ設けられる。主中間熱交換器は、たて置シェルアンドチューブ型熱交換器（第5.2.1図参照）であり、1次冷却材は胴側側面の1次入口ノズルから流入し、伝熱管外側を下向きに流れ、胴側下方の出口ノズルから流出する。2次冷却材は上端中央入口ノズルから下降管を通過して下部プレナムに入り伝熱管内を上昇し、上部プレナムを通過して上端の出口ノズルから流出する。主中間熱交換器は保守点検が容易なように内部を引き出すことができる構造とする。また、下部プレナムの軸方向変位を可能とすることによって、伝熱管の熱応力を緩和する。なお、1次冷却材（1次主冷却系）の圧力は、2次冷却材（2次主冷却系）より低くするものとし、万一の伝熱管破損の場合に、1次冷却材が2次冷却材中に流入し、1次冷却材中の放射性物質が、2次冷却材中に混入すること（汚染が拡大すること）を防止できるものとする。主中間熱交換器の主な仕様を以下に示す。

型式 たて置シェルアンドチューブ型

基数 2基

容量(定格) 50MW/基

使用材料 ステンレス鋼

設計圧力(耐圧部) 胴部 $1\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $98\text{kPa}[\text{gage}]$)

管部 $5\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $0.49\text{MPa}[\text{gage}]$)

設計温度 550°C

1次冷却材流量 約 $1,350\text{t}/\text{h}/\text{基}$

2次冷却材流量 約 $1,200\text{t}/\text{h}/\text{基}$

5.2.2.2 1次主循環ポンプ

1次主循環ポンプは、1次主冷却系の二つのループに1基ずつ設けられる。1次主循環ポンプは、たて軸自由液面型遠心式ポンプ(第5.2.2図参照)であり、ポンプ本体(内部構造)と本体を収納するアウターケーシングから構成する。ポンプ本体は、インペラ、ディフューザ、軸、軸受、軸封機構、熱遮へい及びガンマ線遮へいプラグ等を組み立てたものであり、メンテナンス時には、配管に溶接されたアウターケーシングを残して、ポンプ本体のみを引き出すことができる構造を有する。外ケーシングのうち、冷却材であるナトリウムに接液する部分には、ジャケットを設け、二重構造とし、万一、当該部(原子炉冷却材バウンダリ)の破損が生じた場合にあっても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止できるものとする。また、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、ナトリウム漏えいの早期検知を図る。

主中間熱交換器出口から、1次主循環ポンプに流入する冷却材は、アウターケーシングの吸込口から主循環ポンプ内部に導入され、インペラにより加圧された後、ディフューザを経由し、高圧室を通過して、吐出口から流出する。また、高圧の冷却材の一部は、ポンプ本体下部のナトリウム潤滑静圧軸受に供給され、当該静圧軸受から流出した冷却材は、主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するために設けたオーバフローノズルからオーバフローコラムに導入される。

1次主循環ポンプは、冷却材の自由液面を有する。当該自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを用いる。また、その原子炉カバーガス等のバウンダリにおいては、メカニカルシールを使用する。1次主循環ポンプのメカニカルシール及び軸受には、潤滑油を用いるものとするが、潤滑油の供給等に用いる潤滑油ポンプ等については、密封回路とし、カバーガスの漏えいを防止できるものとするとともに、供給した潤滑油が冷却材中に混入することを防止できる構造とする。

ポンプ本体は、軸継手を介して、その上部に設置された駆動用主電動機と接続される。1次主循環ポンプの流量は、当該主電動機の回転数を制御することで調整する。流量調整範囲は、約10~100%の間で連続可変とする。また、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時(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。)には、1次主循環ポンプの回転数が約10秒の時定数で慣性降下するものとし、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)にて一定流量で運転できるものとする。なお、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あっては、1次主循環ポンプの

回転数が約 10 秒の時定数で慣性降下し、1 次主循環ポンプのポニーモータによる強制循環運転による一定流量運転に移行するものとする。1 次主循環ポンプの主な仕様を以下に示す。

型式 たて軸自由液面型遠心式
基数 2 基
容量 (定格) 約 1,350t/h/基
揚程 (定格) 約 60mNa
運転温度 約 350°C
設計温度 450°C

5.2.2.3 配管

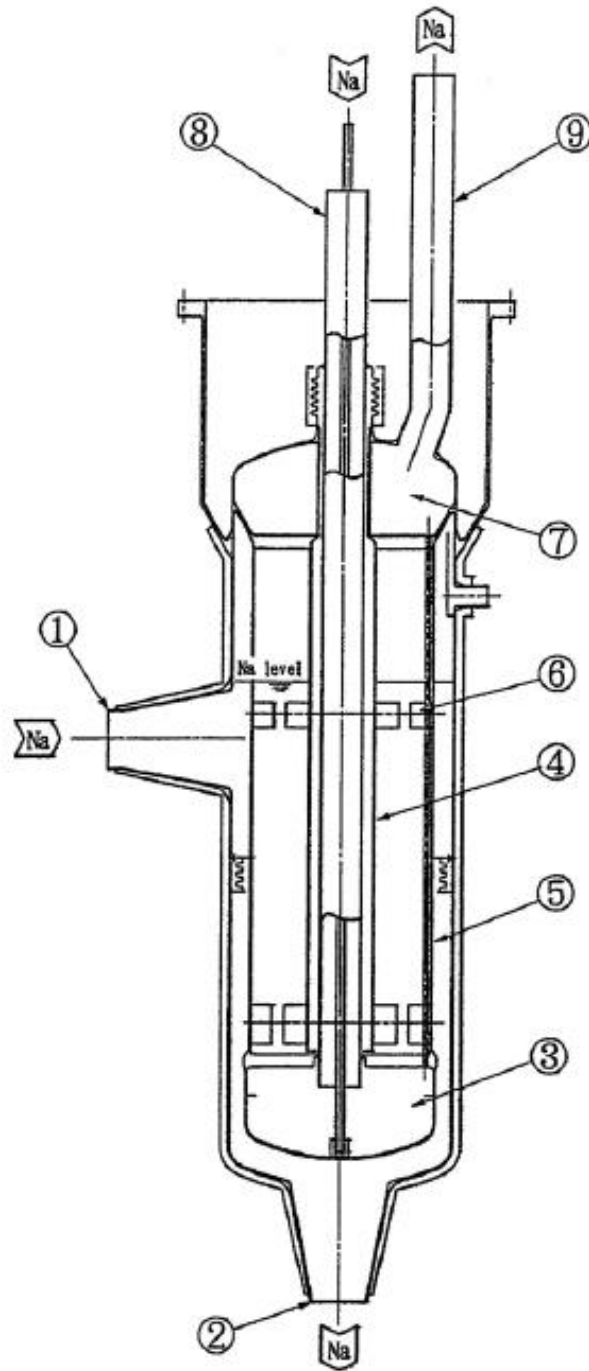
1 次冷却材は、原子炉容器出口ノズルより流出し、主中間熱交換器及び 1 次主循環ポンプを経由して、原子炉容器入口ノズルから原子炉容器内に還流する。これらの機器を接続する配管は、ステンレス鋼製の二重管構造 (配管 (内側) 及び配管 (外側) から構成) とし、万一、原子炉冷却材バウンダリである配管 (内側) の破損が生じた場合であっても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止できるものとする。また、1 次主冷却系には、1 次主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するためのオーバフローカラム、及び原子炉容器入口ノズルの上流に原子炉容器内の 1 次冷却材が逆流することを防止するための逆止弁を設ける。配管の主な仕様を以下に示す。

材質 ステンレス鋼
外形寸法 約 510mm (原子炉容器出口配管)

5.2.2.4 多量の放射性物質等を放出する事故等時

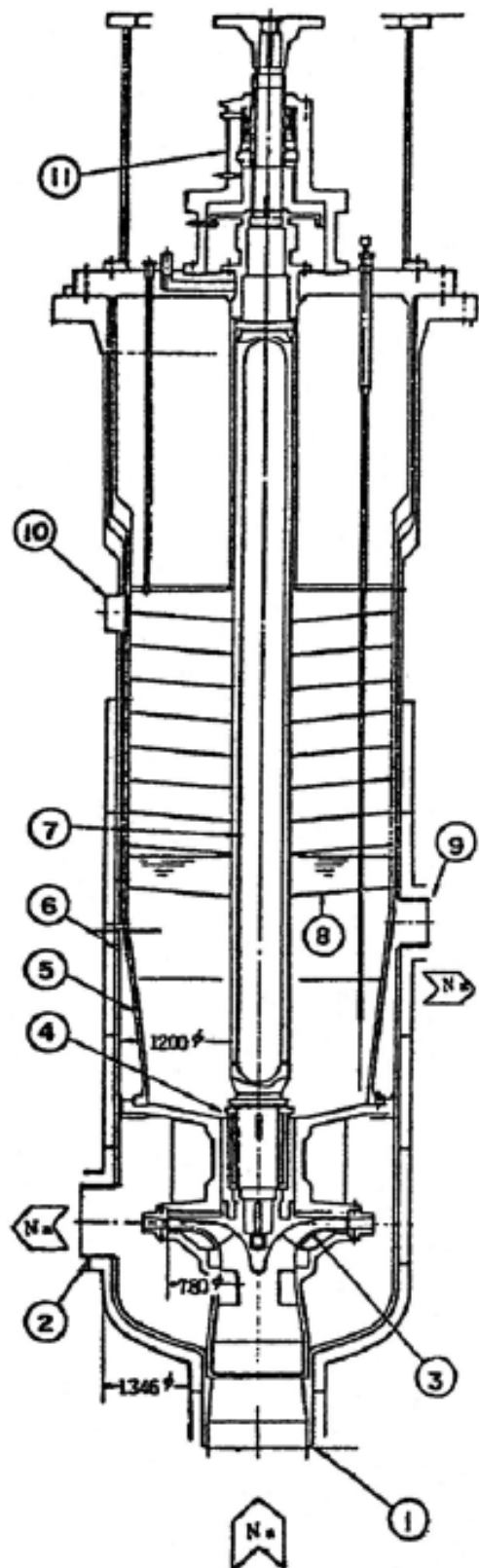
1 次主冷却系は、多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、1 次主冷却系配管において設計基準の範囲を超えて冷却材が漏えいし、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失事象が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止するため、補助冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位 (原子炉容器通常ナトリウム液位-4,000mm) を確保するものとする。

原子炉容器入口配管の高所部は、補助冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位よりも高い位置とし、かつ、冷却材漏えい時に受動的に機能する 1 次主冷却系サイフォンブレイク配管を設けることで、1 次主冷却系において、設計基準の範囲を超えて冷却材が漏えいした場合であっても、補助冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保する設計とする。



5	外側シュラウド		
4	内側シュラウド	9	2次ナトリウム出口ノズル
3	2次側下部プレナム	8	2次ナトリウム入口ノズル
2	1次ナトリウム出口ノズル	7	2次側上部プレナム
1	1次ナトリウム入口ノズル	6	内 胴 窓

第 5.2.1 図 主中間熱交換器



		11	上部軸封部
5	インナーケーシング	10	Ar ガスノズル
4	ナトリウムベアリング	9	オーバーフローノズル
3	インペラ	8	熱媒へい板
2	吐出ノズル	7	シャフト
1	吸込ノズル	6	アウターケーシング

第 5.2.2 図 1 次主循環ポンプ

5.3 2次主冷却系

5.3.1 概要

原子炉施設には、二次冷却設備として、2次主冷却系を設ける。2次主冷却系は、二つの回路から構成し、各回路には2次主循環ポンプを、また、2次主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するため、2次主冷却系オーバフロータンクを設ける。2次冷却材には、液体ナトリウムが用いられ、第5.1.1図に示すように、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、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し、主中間熱交換器に還流する。主な仕様を以下に示す。

全除熱量 100MW

ループ（回路）数 2回路

1ループ当たりの流量 約1,200t/h

主中間熱交換器出口冷却材温度 約440℃*

主中間熱交換器入口冷却材温度 約320℃*

*：原子炉入口冷却材温度約350℃における値である。

設計圧力 5kg/cm²[gage]（約0.49MPa[gage]）（2次主循環ポンプ出口）

設計温度 ホットレグ 520℃

コールドレグ 400℃

大気 40℃

5.3.2 主要設備

5.3.2.1 主冷却機

主冷却機は2基を1式とし、2次主冷却系の二つのループに1式ずつ設けられる。主冷却機は、多数のフィン付管を水平に配列した（フィン付空冷多管式）主冷却器及び主冷却器に空気を送り込む主送風機設備等から構成する（第5.3.1図参照）。2次冷却材は、主冷却器のフィン付管内に導入される。主送風機により送り込まれる空気は、フィン付管の下方から導入され、フィン付管外側のギャップを通過して上向きに流れ、熱交換した後、大気中に排出される。主送風機設備は、主送風機、インレットベーン、出入口ダンパ及びダクト類等から構成する。主送風機は、通常運転時において、一定出力で運転されており、主冷却器の空気流量は、インレットベーンと入口ダンパの開度を調整することで制御される（出口ダンパは一定開度で保持）。なお、インレットベーンと入口ダンパの開度は、原子炉冷却材温度制御系により調整される。各主冷却器の空気流量調整範囲は定格空気流量の約5～100%である。また、原子炉停止（原子炉保護系（スクラム）の作動によるものを含む。）時には、主送風機は停止され、除熱は自然通風により行われる。なお、主送風機には、主送風機の停止が必要となった場合に、その停止を迅速に行うための電磁ブレーキが設けられている。原子炉停止時における自然通風除熱時においては、原子炉冷却材温度制御系により、インレットベーンと入口ダンパの開度を調整できるものとするとともに、必要な場合に、手動操作によりインレットベーン及び出入口ダンパを開閉できるものとする。主冷却機の主な仕様を以下に示す。

型式 フィン付空冷多管式
数量 2式 (2基/式)
容量 (定格) 50MW/式 (25MW/基)
設計圧力 $3\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $0.29\text{MPa}[\text{gage}]$) (冷却材バウンダリ)
設計温度 520°C (冷却材バウンダリ)
 40°C (大気)
空気出口温度 約 330°C
最大空気流量 約 $8,500\text{Nm}^3/\text{min}/\text{基}$

5.3.2.2 2次主循環ポンプ

2次主循環ポンプは、2次主冷却系の二つのループに1基ずつ設けられる。2次主循環ポンプは、たて軸自由液面型遠心式ポンプ(第5.3.2図参照)であり、ポンプ本体(内部構造)と本体を収納するアウターケーシングから構成する。ポンプ本体は、インペラ、ディフューザ、軸、軸受、軸封機構及び熱遮へい等を組み立てたものであり、メンテナンス時には、配管に溶接されたアウターケーシングを残して、ポンプ本体のみを引き出すことができる構造を有する。

主冷却器出口から、2次主循環ポンプに流入する冷却材は、アウターケーシングの吸込口から主循環ポンプ内部に導入され、インペラにより加圧された後、ディフューザを経由し、高圧室を通過して、吐出口から流出する。

2次主循環ポンプは、冷却材の自由液面を有する。当該自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを用いる。ポンプ本体は、軸継手を介して、その上部に設置された駆動用電動機と接続される。流量調整範囲は、約35~100%の間で可変とする。なお、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時には、2次主循環ポンプは停止し、2次主冷却系は、自然循環運転に移行するものとする。2次主循環ポンプの主な仕様を以下に示す。

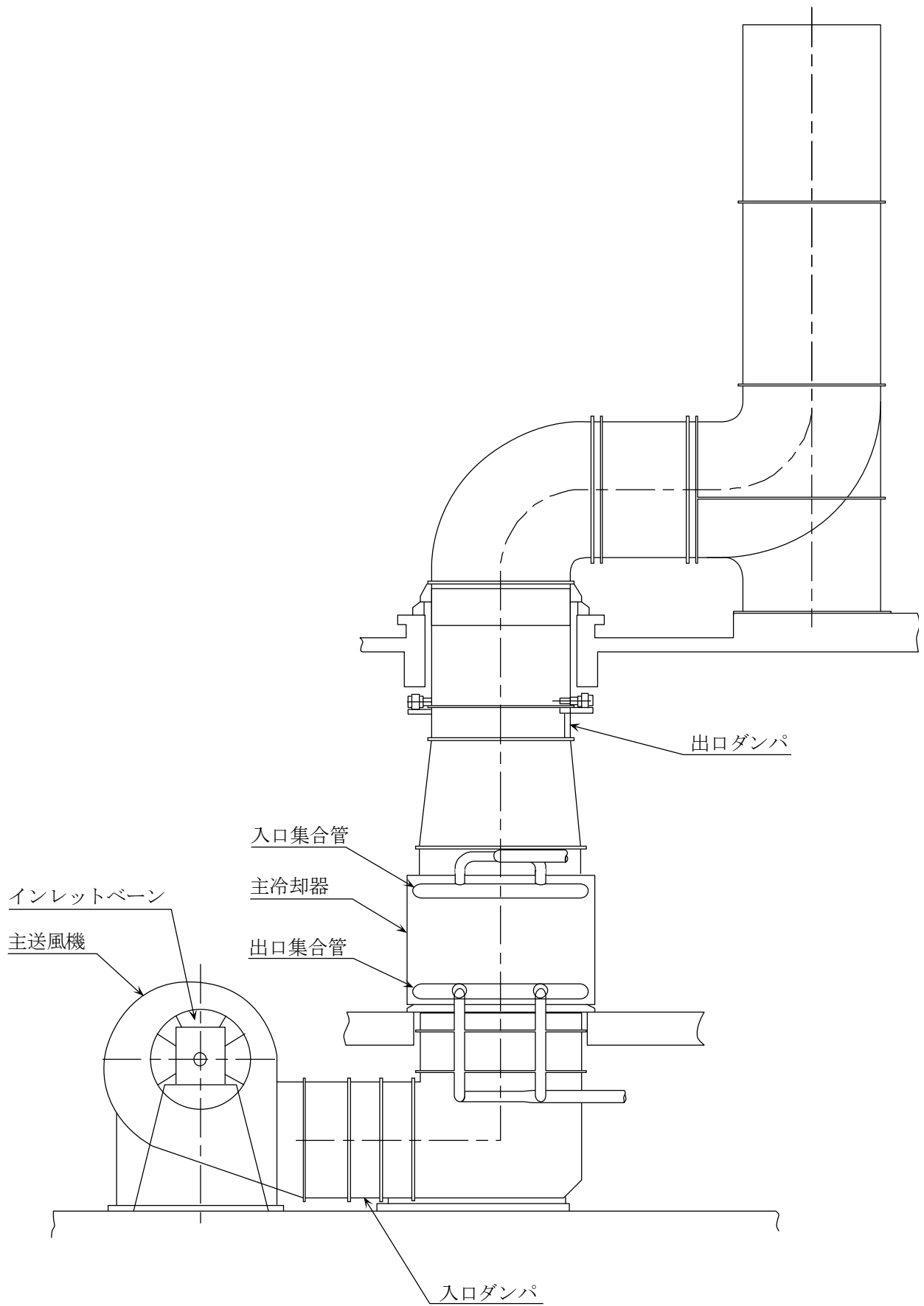
型式 たて軸自由液面型遠心式
基数 2基
容量 (定格) 約 $1,200\text{t}/\text{h}/\text{基}$
揚程 (定格) 約 40mNa
運転温度 約 320°C
設計温度 400°C

5.3.2.3 配管

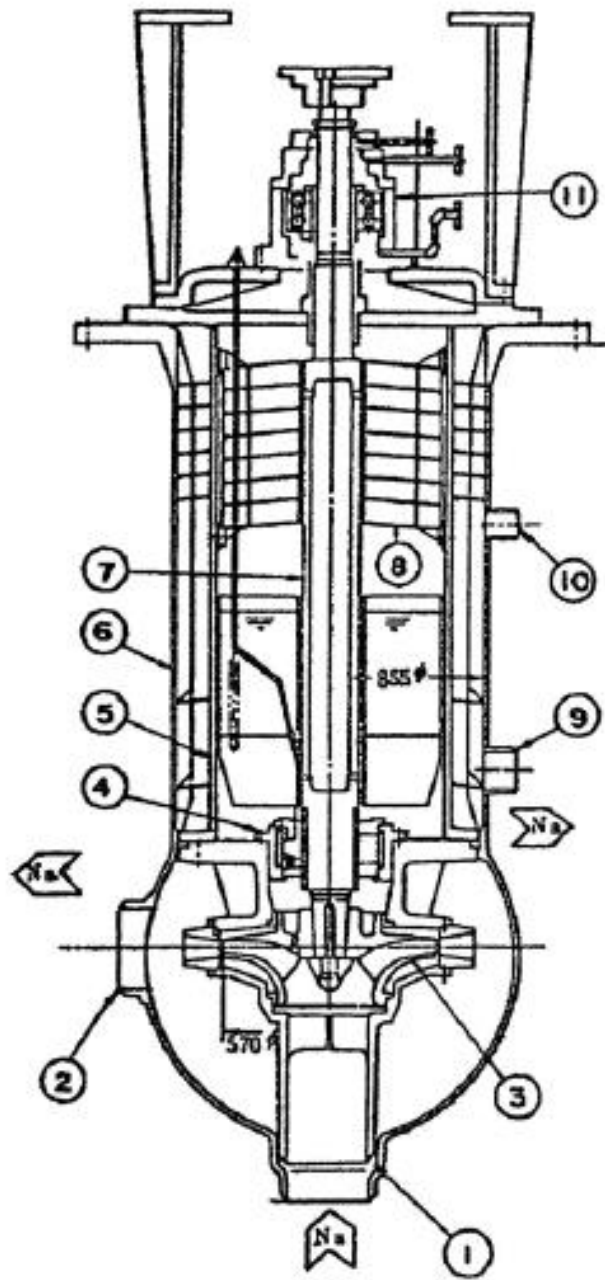
2次冷却材は、主中間熱交換器出口ノズルより流出し、主冷却器及び2次主循環ポンプを経由して、主中間熱交換器入口ノズルから主中間熱交換器内に還流する。これらの機器を接続する配管は低合金鋼製とする。また、2次主冷却系には、主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するためのオーバフロータンクを設ける。配管の主な仕様を以下に示す。

材質 低合金鋼 (2・1/4Cr-1Mo 鋼)

外形寸法 約 320mm (主中間熱交換器出入口配管)



第 5. 3. 1 図 主冷却機



		11	上部軸封部
5	インナーケーシング	10	Ar ガスノズル
4	ナトリウムベアリング	9	オーバフローノズル
3	インペラ	8	熱感へい板
2	吐出ノズル	7	シャフト
1	吸込ノズル	6	アウターケーシング

第 5.3.2 図 2 次主循環ポンプ

5.4 非常用冷却設備

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。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あっては、1次主循環ポンプの回転数が約10秒の時定数で慣性降下し、当該回転数が設定点に達すると自動的に、1次主循環ポンプのポニーモータによる強制循環運転による一定流量運転に移行するものとする。1次主循環ポンプのポニーモータによる強制循環運転により、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。ポニーモータの主な仕様を以下に示す。

型式 たて軸直流電動機

基数 2基

出力 約2.5kW

電源 直流100V

ポニーモータ運転時の炉心流量 約5%/基（定格流量に対する割合）

- (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次主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。

(3) 多量の放射性物質等を放出する事故等時

多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、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事象又は全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失事象等が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止するため、1次主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し、2次主冷却系の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ことにより、炉心の冷却に必要な機能を有する設計とする。

5.5 補助冷却設備

原子炉施設には、1次主冷却系を使用できない場合に、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するための補助冷却設備を設ける(第5.5.1図参照)。なお、通常運転時においては、補助冷却設備において、冷却材である液体ナトリウムが停滞しないよう、小流量を保持する。補助冷却設備は、1次補助冷却系及び2次補助冷却系から構成する。主な仕様を以下に示す。

全除熱量 約 2.6MW

ループ(回路)数 1回路(1次補助冷却系)

1回路(2次補助冷却系)

流量 約 56t/h(1次補助冷却系)

約 56t/h(2次補助冷却系)

補助中間熱交換器出口冷却材温度 約 330℃* (1次補助冷却系)

補助中間熱交換器入口冷却材温度 約 460℃* (1次補助冷却系)

補助中間熱交換器出口冷却材温度 約 430℃* (2次補助冷却系)

補助中間熱交換器入口冷却材温度 約 300℃* (2次補助冷却系)

* : 原子炉入口冷却材温度約 350℃における値である。

(1) 1次補助冷却系

1次補助冷却系は、一つの回路から構成し、回路には、電磁式の循環ポンプを設ける。1次補助冷却系の冷却材は、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、補助中間熱交換器で2次補助冷却系の冷却材と熱交換し、原子炉容器に還流する。1次補助冷却系の原子炉容器内吸込管の始端は、炉心上端より下方に開口するものとし、原子炉容器内の冷却材の液面が低下した場合であっても、運転できるものとする。主な仕様を以下に示す。

(i) 補助中間熱交換器

型式 たて置シェルアンドチューブ型

基数 1基

容量 約 2.6MW

使用材料 ステンレス鋼

(ii) 循環ポンプ

型式 電磁式

基数 1基

容量 約 56t/h

(iii) 配管

材質 ステンレス鋼

外径寸法 約 110mm (原子炉容器出入口配管)

多量の放射性物質等を放出する事故等時

1次補助冷却系は、多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、1次補助冷却系において設計基準の範囲を超えて冷却材が漏えいし、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事象が発生した場合であっても、炉心の著しい損傷を防止するため、非常用冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位（原子炉容器通常ナトリウム液位－810mm）を確保するものとする。

1次補助冷却系の原子炉容器出入口配管の高所部は、非常用冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位よりも高い位置とし、かつ、冷却材漏えい時に自動的に作動する1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁を設けることで、設計基準の範囲を超えて冷却材が漏えいした場合であっても、非常用冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保する設計とする。

(2) 2次補助冷却系

2次補助冷却系は、一つの回路から構成し、回路には、電磁式の循環ポンプを設ける。2次補助冷却系の冷却材は、補助中間熱交換器で1次補助冷却系の冷却材と熱交換した後、空冷式の補助冷却機で、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送し、補助中間熱交換器に還流する（第5.5.1図参照）。主な仕様を以下に示す。

(i) 補助冷却機

型式 フィン付空冷多管式

基数 1基

容量 約2.6MW

(ii) 循環ポンプ

型式 電磁式

基数 1基

容量 約56t/h

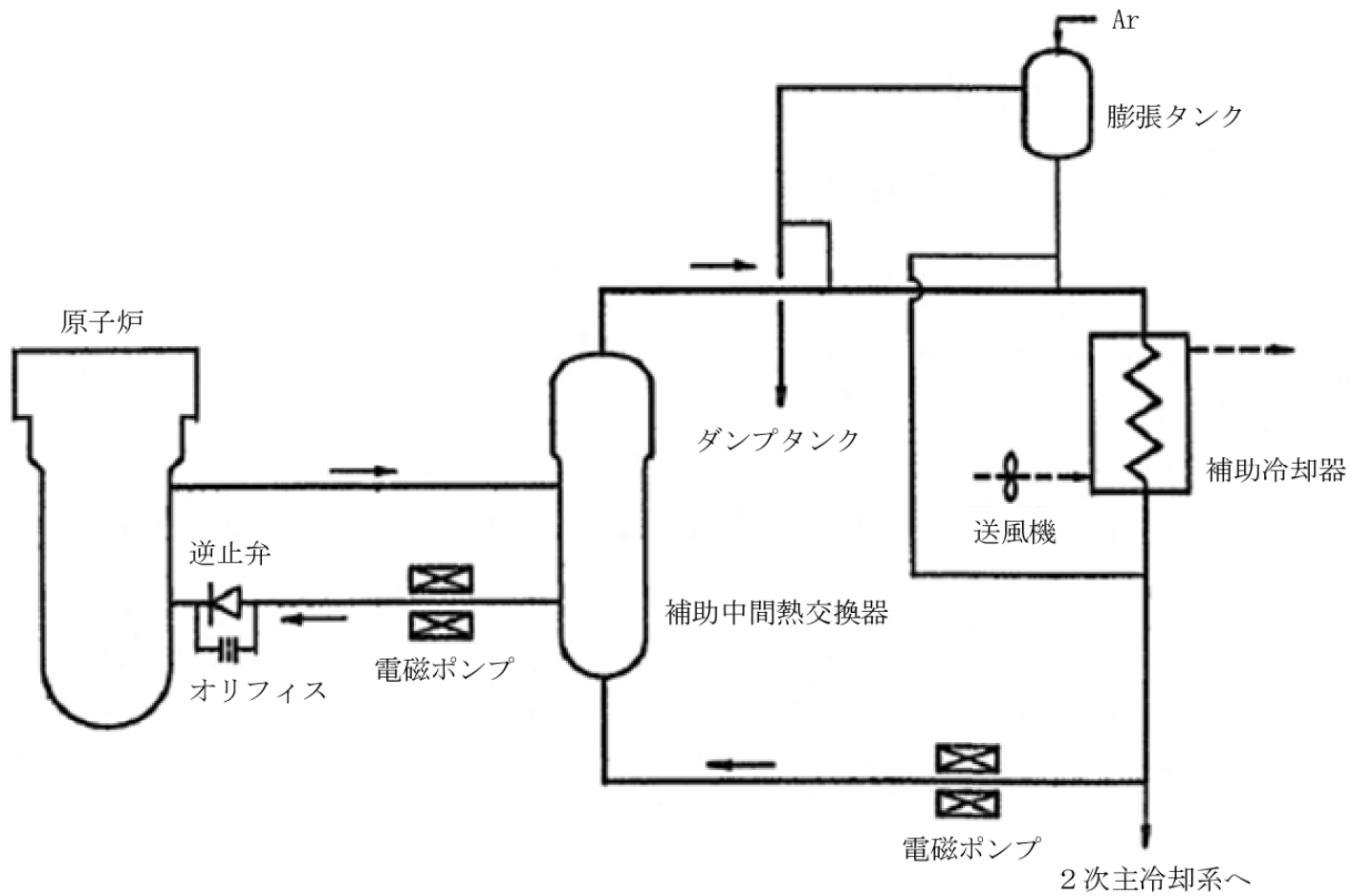
(iii) 配管

材質 低合金鋼（2・1/4Cr-1Mo鋼）

外径寸法 約90mm（補助中間熱交換器出入口配管）

(3) 多量の放射性物質等を放出する事故等時

補助冷却設備は、多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、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事象等が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止するため、(1)に示す1次補助冷却系により、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し、(2)に示す2次補助冷却系により、補助中間熱交換器で1次補助冷却材と熱交換した後、空冷式の補助冷却機で、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送することにより、炉心の冷却に必要な機能を有する設計とする。



第 5.5.1 図 補助冷却設備系統図

5.6 冷却材純化設備

原子炉施設には、1次冷却材及び2次冷却材の酸化物含有量を一定値以下に制限するための冷却材純化設備を設ける。冷却材純化設備は、1次純化系及び2次純化系から構成する。主な仕様を以下に示す。

ループ（回路）数 1回路（1次純化系）

1回路（2次純化系）

流量 最大約 10t/h（1次純化系）

最大約 5.2t/h（2次純化系）

純化目標値 約 10ppm（1次純化系）

約 20ppm（2次純化系）

（1）1次純化系

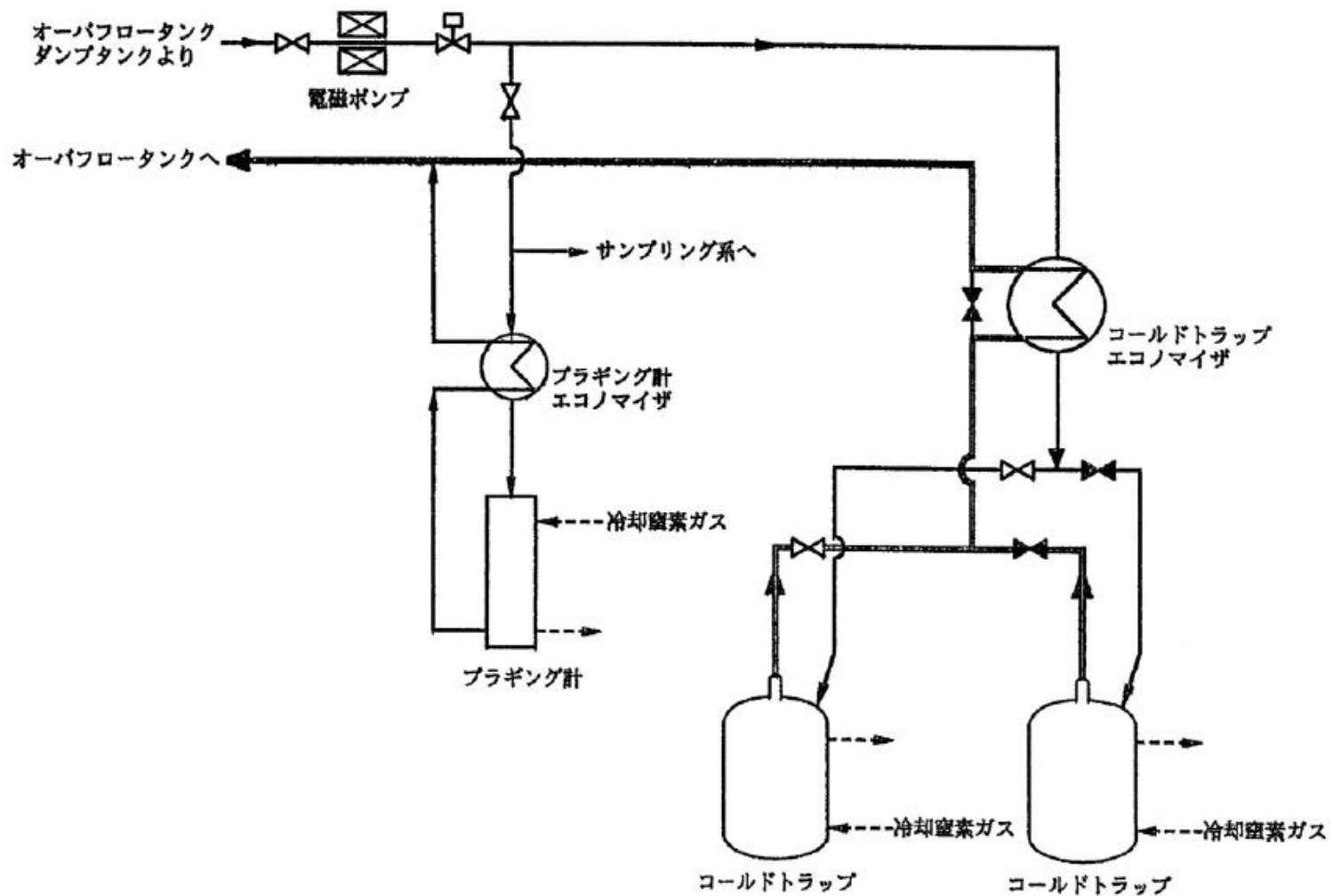
1次純化系（第5.6.1図参照）には、1次冷却材の酸化物含有量を一定値以下に制限するため、コールドトラップを設ける。コールドトラップは、冷却材であるナトリウム中の飽和酸化物濃度が温度の低下とともに減少することを利用したものである。冷却材の純化目標値は酸素濃度約 10ppm とする。なお、冷却材の純度は、ナトリウム中の飽和酸化物濃度が温度の低下とともに減少することを利用した不純物計（プラグング計）により監視し、コールドトラップの設定温度を調整することで制御される。コールドトラップの冷却には窒素ガスを用いるものとする。

（2）2次純化系

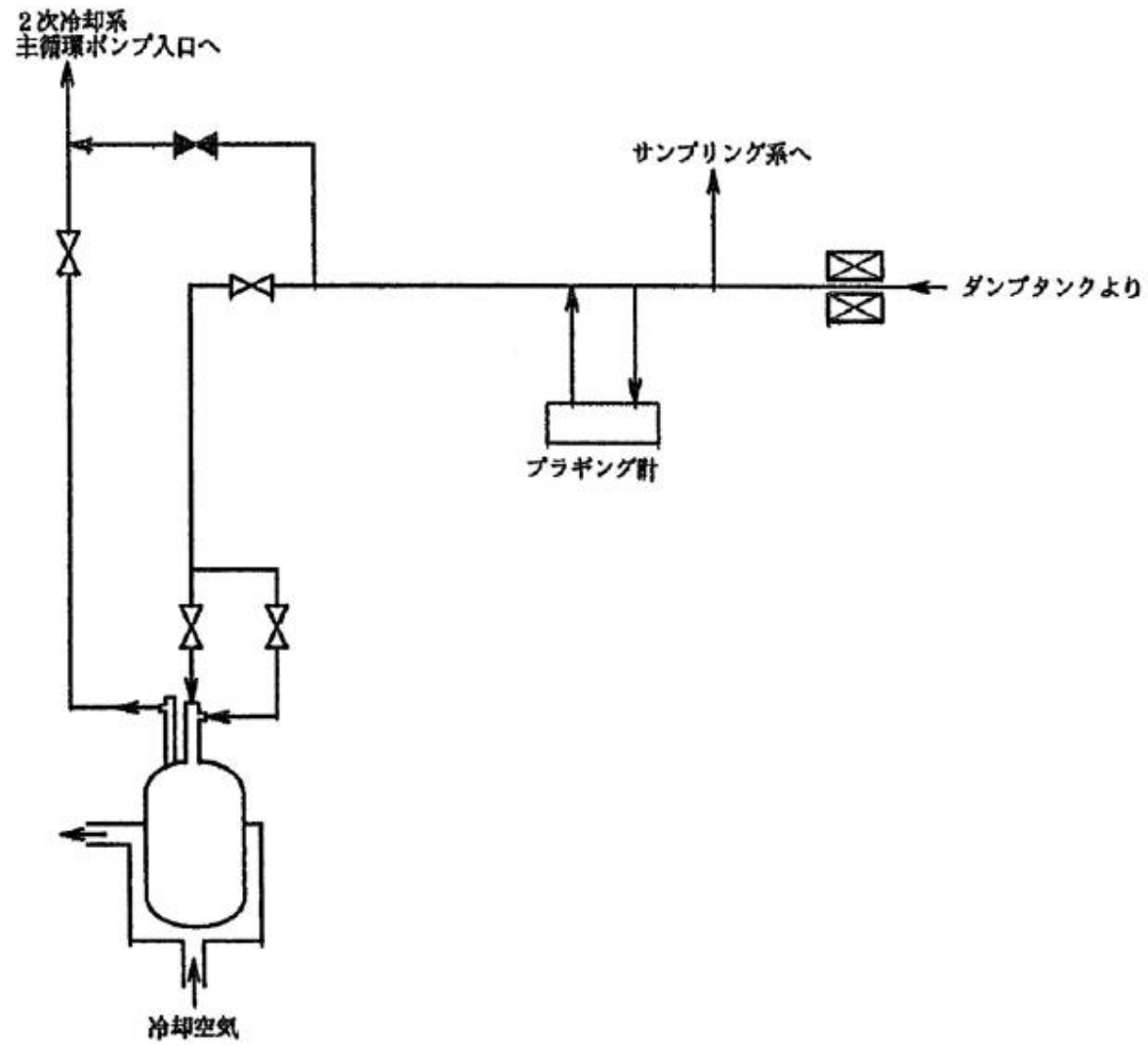
2次純化系（第5.6.2図参照）には、2次冷却材の酸化物含有量を一定値以下に制限するため、コールドトラップを設ける。冷却材の純化目標値は酸素濃度約 20ppm とする。コールドトラップの冷却には空気を用いるものとする。なお、2次補助系の冷却材については、一部を2次主冷却系と連通できるものとし、冷却材を混ぜ合わせることで純化するものとする。

（3）試料採取設備

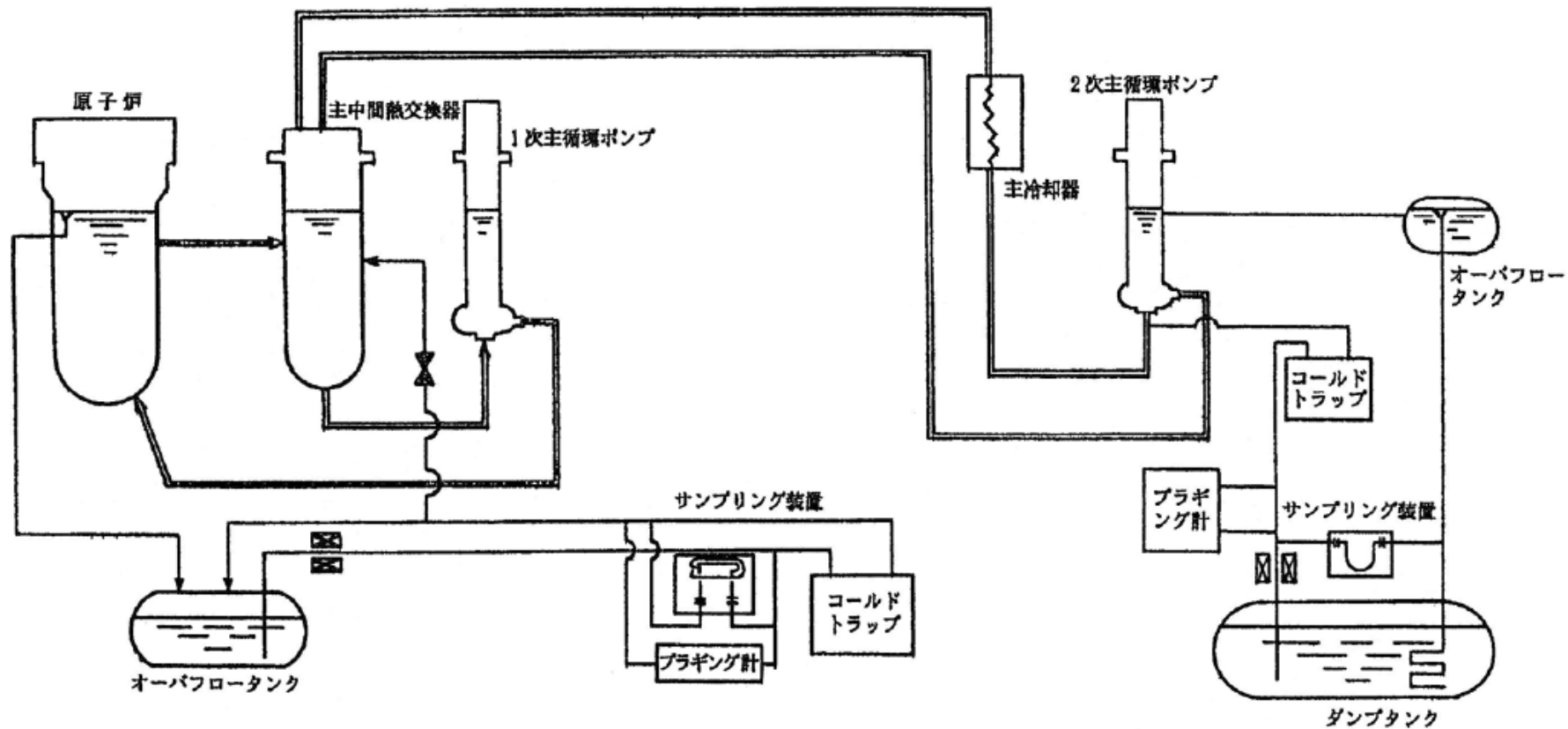
1次純化系及び2次純化系には、試料採取設備を設ける。試料採取設備は、1次冷却材サンプリング系及び2次冷却材サンプリング系から構成する（第5.6.3図参照）。1次冷却材サンプリング系は、1次純化系のコールドトラップの入口に設けられ、当該部のナトリウムのサンプルを採取するものである。試料採取には、サンプリングコイルを使用し、サンプリングコイルに1次冷却材を充填した後、これを取り外すことで試料を採取する。2次冷却材サンプリング系は、2次純化系における2次主冷却系へのナトリウム汲上げ配管からオーバフロー配管へのバイパス配管の途中に設けられ、当該部のナトリウムのサンプルを採取するものである。試料採取には、サンプリングチューブを使用し、サンプリングチューブに2次冷却材を充填した後、これを取り外すことで試料を採取する。なお、2次冷却材サンプリング系にあっては、試料が外気に触れないように、サンプリングチューブを取り外すためのサンプリングボックスを有する。



第 5.6.1 図 1 次純化系系統図



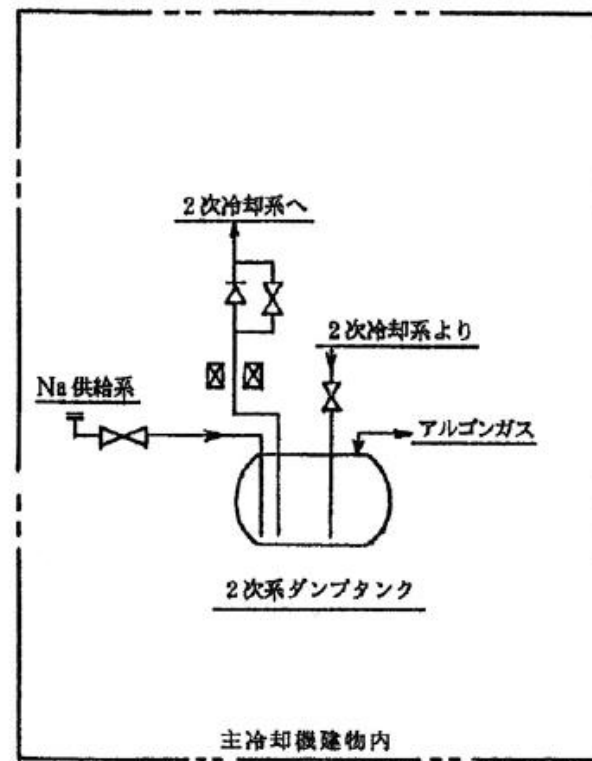
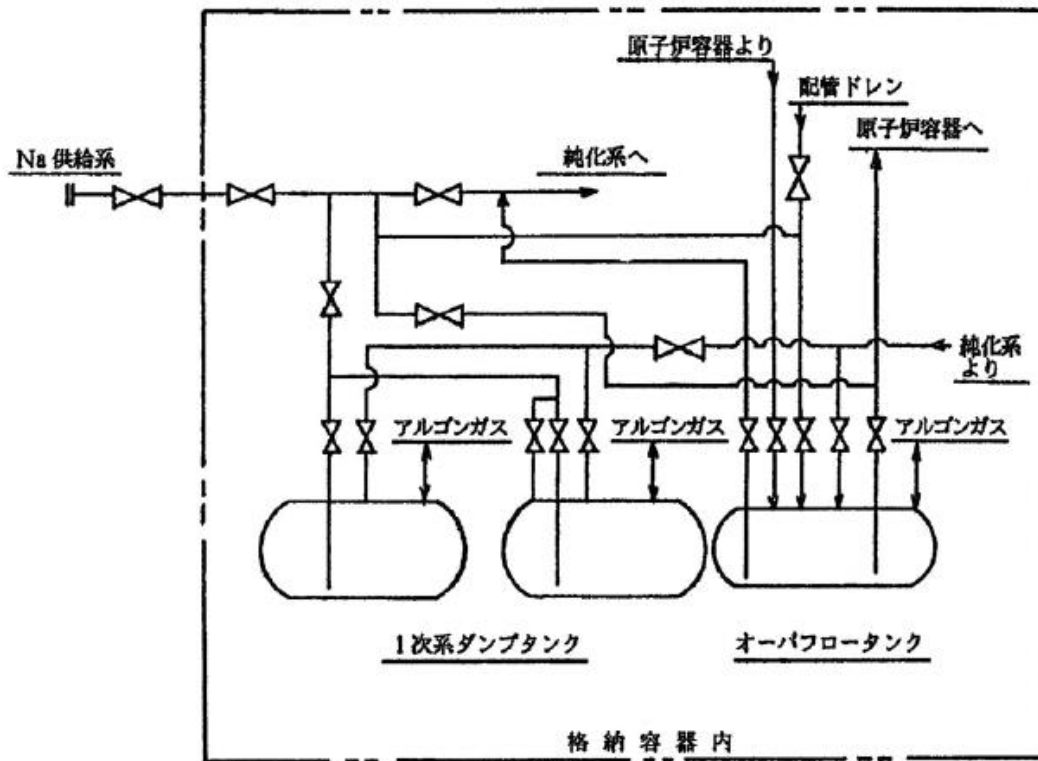
第 5.6.2 図 2 次純化系系統図



第 5.6.3 図 試料採取設備系統図

5.7 ナトリウム充填・ドレン設備

原子炉施設には、冷却材であるナトリウムを充填又はドレンするとともに、必要に応じて、これらのナトリウムを一時貯蔵するためのナトリウム充填・ドレン設備を設ける(第5.7.1図参照)。ナトリウム充填・ドレン設備は、オーバフロー系、1次ナトリウム充填・ドレン系及び2次ナトリウム充填・ドレン系から構成する。オーバフロー系は、1次冷却材を一時貯蔵するためのオーバフロータンク、及び通常運転時において、常時、一定量の1次冷却材を原子炉容器に充填(汲み上げ)するための電磁式のポンプを有し、原子炉容器に充填(汲み上げ)された1次冷却材を、原子炉容器の上部に設けた配管を経由して、オーバフロータンクに還流させることで、原子炉容器内の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。また、1次ナトリウム充填・ドレン系及び2次ナトリウム充填・ドレン系は、それぞれ1次冷却材を一時貯蔵するための1次冷却材ダンプタンク2基(約95m³/基)、及び2次冷却材を一時貯蔵するための2次冷却材ダンプタンク1基(約83m³/基)を有するものとする。なお、ナトリウムを補充する場合には、ナトリウムをコンテナ等で輸送し、原子炉付属建物又は主冷却機建物で溶解した後、当該ナトリウムをナトリウム供給口より注入し、オーバフロータンク、1次冷却材ダンプタンク又は2次冷却材ダンプタンクに充填する。各タンクのナトリウムは、冷却材純化設備により、製造時又は供給時等において混入した不純物を取り除いた後に、1次主冷却系や2次主冷却系等に充填される。また、1次主冷却系や2次主冷却系等のナトリウムをドレンする場合には、当該ナトリウムは、オーバフロータンク、1次冷却材ダンプタンク又は2次冷却材ダンプタンクに排出される。



第 5.7.1 図 ナトリウム充填・ドレン設備系統図

5.8 アルゴンガス設備

原子炉施設には、原子炉容器、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他設備における冷却材の自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを供給等するためのアルゴンガス設備を設ける。アルゴンガス設備は、1次アルゴンガス系及び2次アルゴンガス系等から構成する。なお、アルゴンガスは、カバーガスとして供給される他に、シールガス及びパージガスとしても使用される。

(1) 1次アルゴンガス系

1次アルゴンガス系は、1次主冷却系等に必要なアルゴンガスを供給するための設備であり、供給タンク、呼吸ガス圧力調整ヘッド、低压タンク及び真空ポンプ等から構成する(第5.8.1図参照)。1次主冷却系等のカバーガスの圧力は、通常運転時において、格納容器内の圧力に対して微正圧に制御される。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、供給タンク及び低压タンクに接続される。これらの構成機器、配管のうち、ナトリウムが到達する可能性がある主な配管及び呼吸ガス圧力調整ヘッド等はステンレス鋼を用い、その他の供給タンク及び低压タンク等には炭素鋼を用いる。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、呼吸ガス圧力調整ヘッド等に圧力計を設置して監視し、圧力が上昇した際には、呼吸ガス圧力調整ヘッドより低压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(約0.2～約1.0kPa[gage])に制御する。また、この圧力計によりカバーガスの圧力を監視するとともに、圧力が低下した際の供給弁の「開」動作の頻度を中央制御室の制御盤の動作信号により監視することで、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、低压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。また、供給タンクのアルゴンガスは、回転プラグのシールガスや核燃料物質取扱設備のパージガスとしても使用される。真空ポンプは、ナトリウムの初期充填時に原子炉容器や1次主冷却系等の内部空気を排出するために用いられるものである。

多量の放射性物質等を放出する事故等時

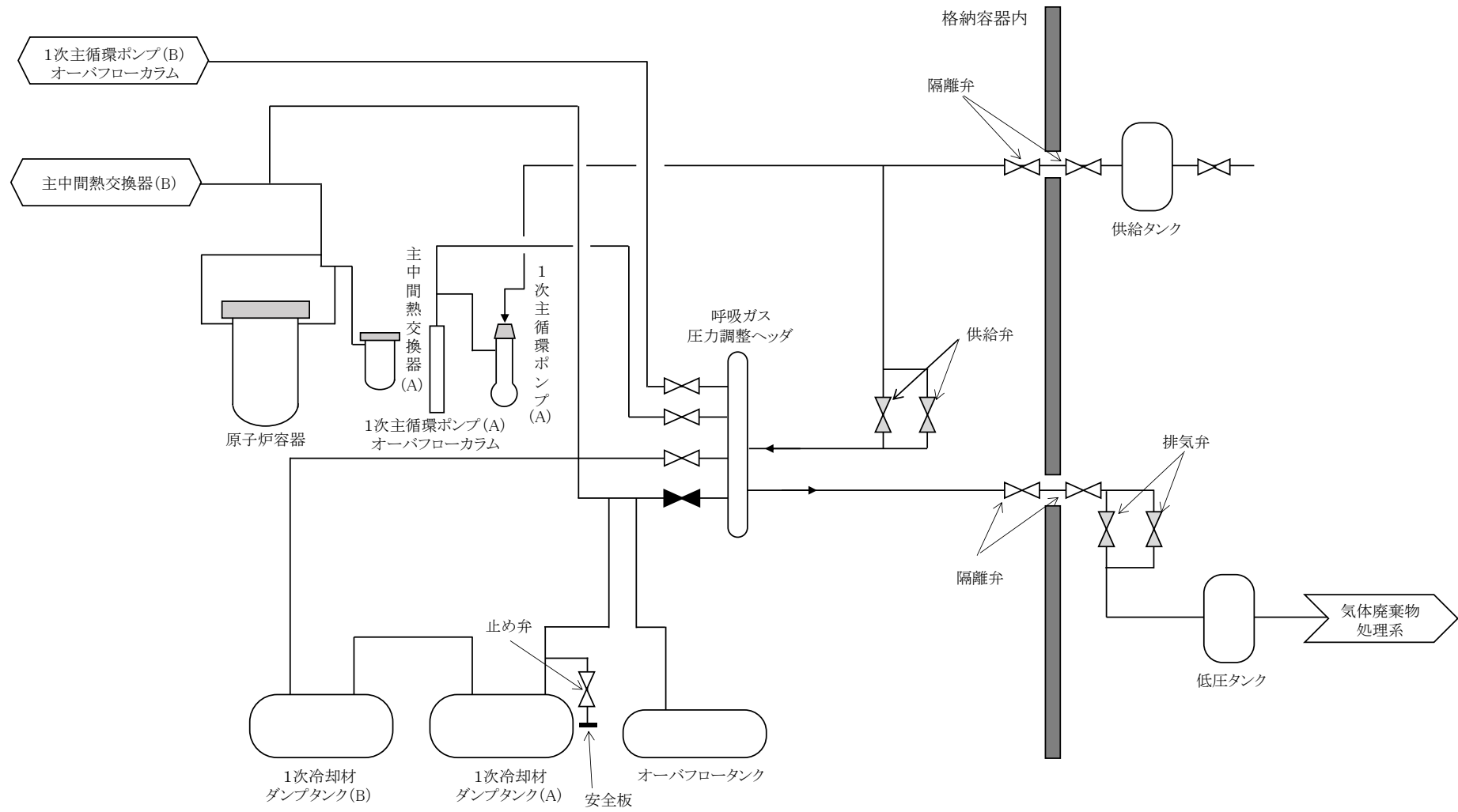
多量の放射性物質等を放出する事故のうち、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失又は交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失事象により炉心が著しく損傷し、原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により、主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)が過圧されることを防止するため、1次アルゴンガス系に、圧力が約10kPaまで上昇した場合に、受動的に開放する安全板を整備する(第5.8.1図参照)。

(2) 2次アルゴンガス系

2次アルゴンガス系は、2次主冷却系等に必要なアルゴンガスを供給するための設備であり、呼吸ヘッド及び真空ポンプ等から構成する。2次主冷却系等のカバーガスの圧力は、1次主冷却系等のカバーガスの圧力よりも高くなるように保持し、主中間熱交換器において、1次冷却材(1次主冷却系)の圧力が、2次冷却材(2次主冷却系)より低くするもの

とし、万一の伝熱管破損の場合に、1次冷却材が2次冷却材中に流入し、1次冷却材中の放射性物質が、2次冷却材中に混入すること（汚染が拡大すること）を防止できるものとする。なお、2次主冷却系等のカバーガスは、放射性物質を有しないため、排気されたアルゴンガスは、直接大気中に放出される。真空ポンプは、1次アルゴンガス系と同様に、ナトリウムの初期充填時に2次主冷却系等の内部空気を排出するために用いられるものである。

原子炉冷却系統施設にあつては、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該当する。また、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他の設備にあつては、冷却材の自由液面を有するものがある。当該自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを用いるため、1次主循環ポンプ、オーバフローコラム及び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。



第 5.8.1 図 1 次アルゴンガス系系統図

5.9 ナトリウム予熱設備

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。

1次冷却系予熱設備は、窒素ガス予熱系及び電気ヒータ予熱系から構成する。窒素ガス予熱系は、原子炉冷却材バウンダリを構成する原子炉容器、主中間熱交換器、1次主循環ポンプ及び配管等の二重構造を有する機器等に用いられるものであり、予熱用窒素ガス加熱器により加熱された窒素ガスを二重構造の間隙に通気することで機器等を予熱する。電気ヒータ予熱系は、上記以外の機器等に用いられ、機器等の外側に設置した電気ヒータにより機器等を予熱する。2次冷却系予熱設備は、電気ヒータ等から構成し、機器等の外側に設置した電気ヒータにより機器等を予熱する。

6. 計測制御系統施設

6.1 概要

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）、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並びに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、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測定範囲を有するものとする。

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。

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の測定範囲は、関連する原子炉保護系の作動設定値を包絡する測定範囲を確保し、十分な測定範囲を有するものとする。また、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、設計基準事故が収束するまでの期間にわたり測定でき、十分な測定期間を有するものとする。

ここで、設計基準事故が収束するまでの期間とは、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の値が、通常停止時と同様の範囲に収束又は判断基準を下回った値から低下傾向で安定した状態までの期間をいう。

6.2 核計装

6.2.1 概要

原子炉施設には、炉心の中性子束密度を監視するため、核計装として、起動系、中間出力系及び線形出力系の3系統を設ける。その計測範囲を第6.2.1図に示す。

起動系及び中間出力系については、原子炉容器の外側に位置する遮へいグラフィートの中に、線形出力系については、安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）の間に設置するものとし、起動系及び中間出力系においては、その鉛直方向位置を調整できるものとする。なお、核計装は、原子炉保護系（スクラム）に係る信号の一つとして用いられる。当該信号については、起動系において1 out of 2を、中間出力系及び線形出力系において2 out of 3を用いる。

6.2.2 主要設備

(1) 起動系

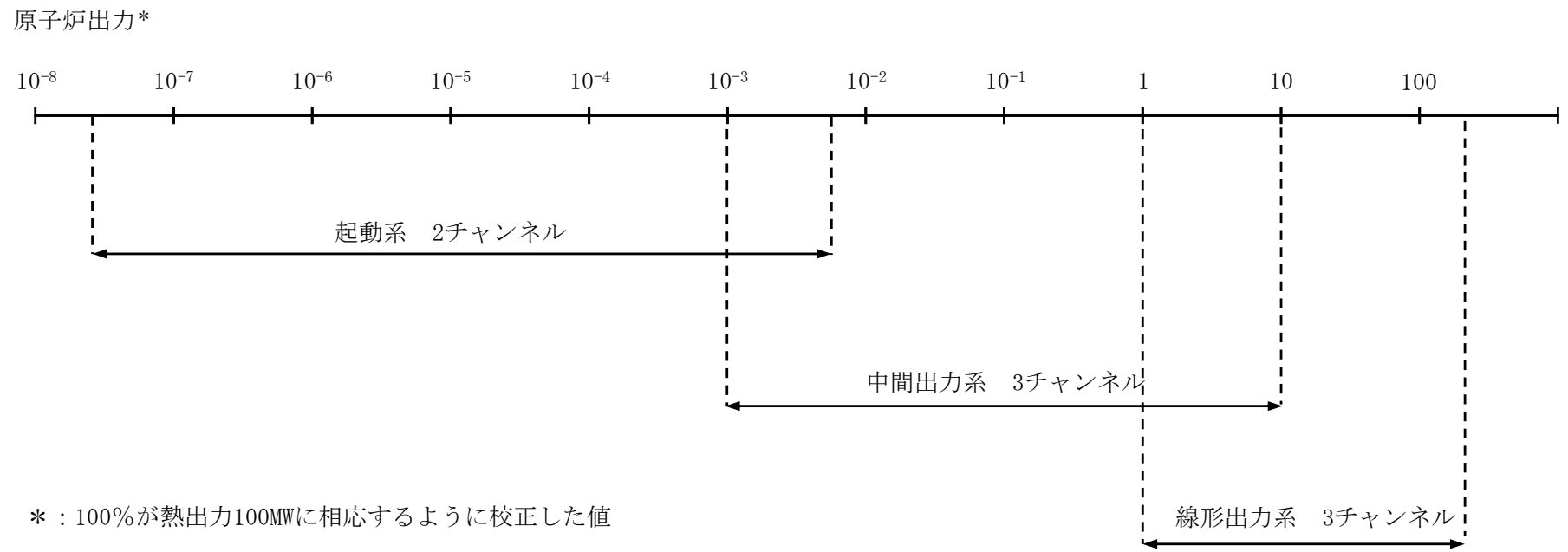
起動系は2チャンネルを設けるものとし、各チャンネルは、中性子検出器（核分裂計数管：FC）、高圧電源、前置増幅器、パルス増幅波高弁別器、対数計数率計及びペリオド計等から構成する（第6.2.2図参照）。

(2) 中間出力系

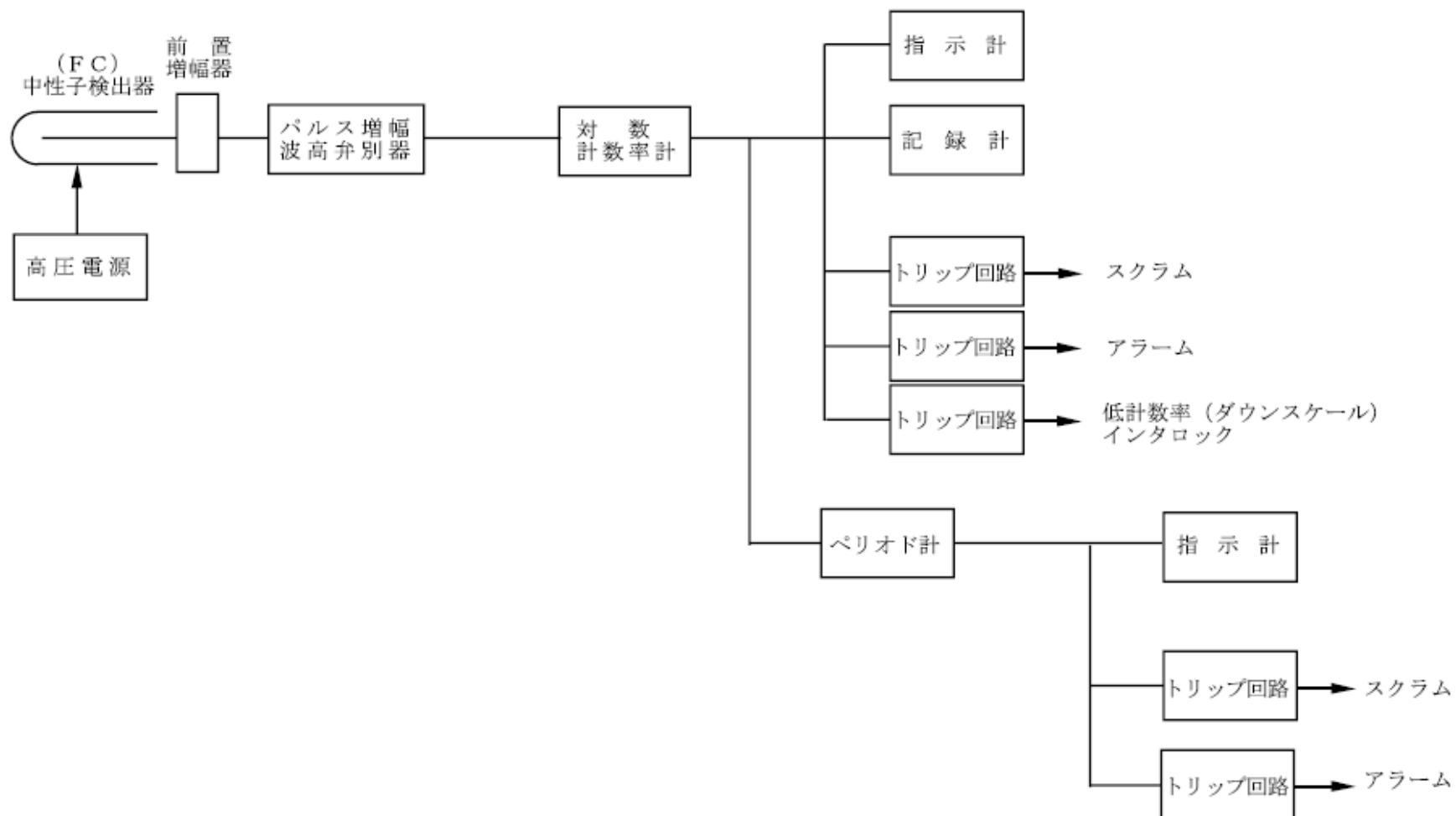
中間出力系は3チャンネルを設けるものとし、各チャンネルは、中性子検出器（核分裂計数管：FC）、高圧電源、前置増幅器、交流増幅器、整流平均回路、対数増幅器及びペリオド計等から構成する（第6.2.3図参照）。

(3) 線形出力系

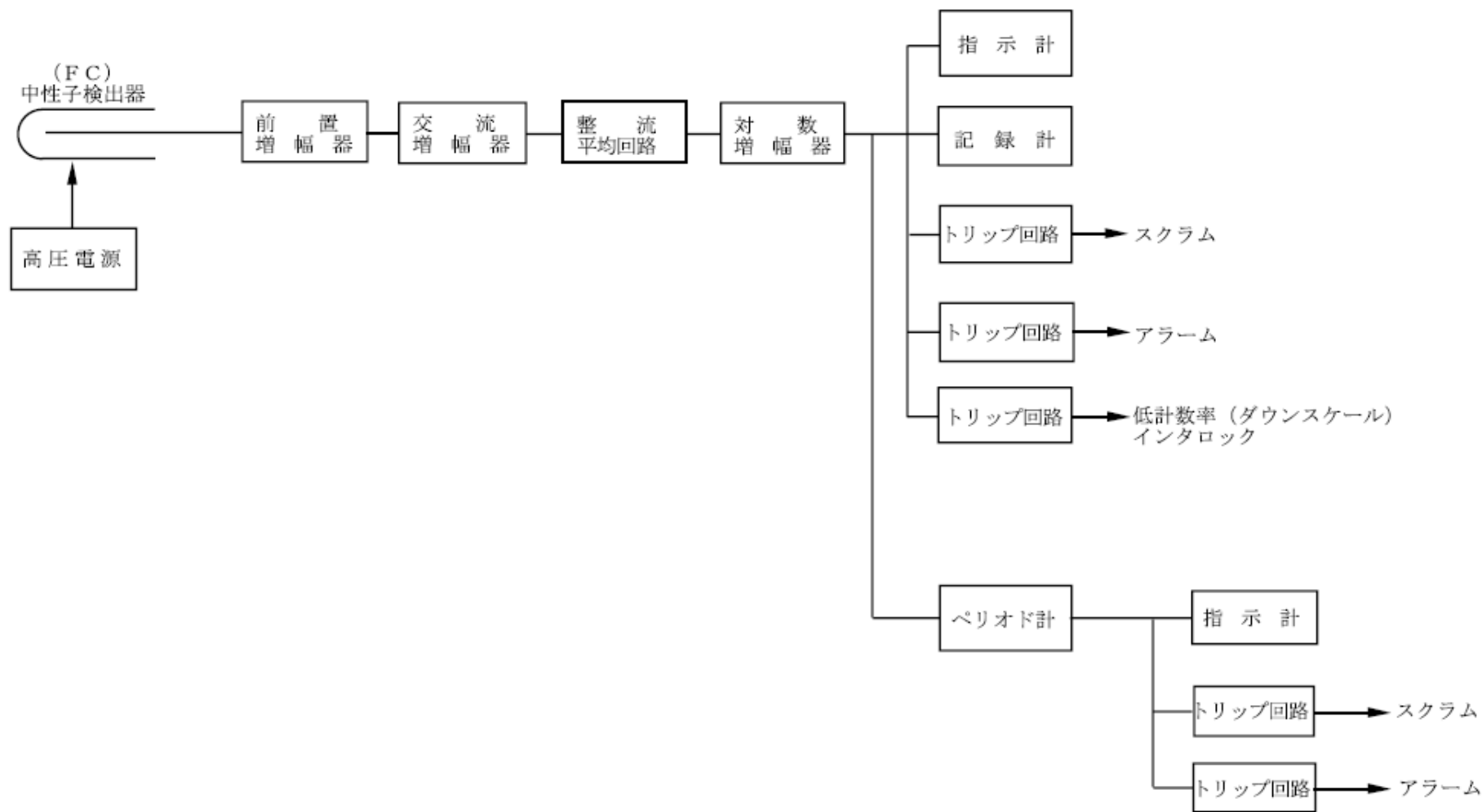
線形出力系は3チャンネルを設けるものとし、各チャンネルは、中性子検出器（ガンマ線補償型電離箱：CIC）、高圧電源、直流増幅器及びレンジ切替スイッチ等から構成する（第6.2.4図参照）。なお、線形出力系にあつては、レンジ切替スイッチにより、適切なレンジで用いるものとしており、そのレンジ切替は、直流増幅器の帰還回路に挿入された抵抗を切り替えることにより行う。



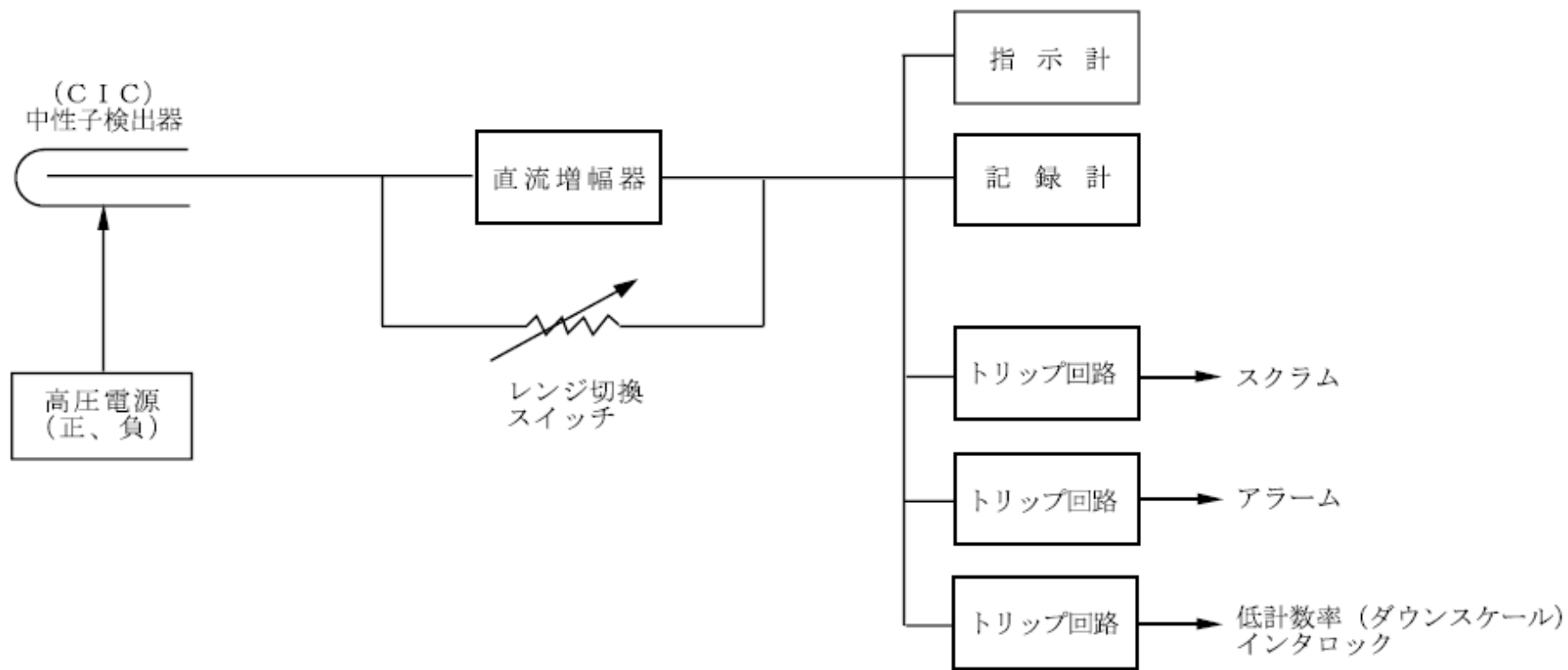
第 6. 2. 1 図 核計装計測範囲



第 6. 2. 2 図 核計装起動系構成図



第 6. 2. 3 図 核計装中間出力系構成図



第 6. 2. 4 図 核計装線形出力系構成図

6.3 プロセス計装

6.3.1 概要

原子炉施設には、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。

6.3.2 主要設備

プロセス計装は、原子炉容器及び原子炉容器まわりの計装、主冷却系計装、補助冷却系計装、純化系計装、制御棒駆動機構及び後備炉停止制御棒駆動機構の計装及びその他の計装から構成する。これらのプロセス計装には、用途に応じて、適切な検出器を設置する。主な検出器を以下に示す。

(1) 温度検出器

- (i) ナトリウムの温度：C A熱電対
- (ii) 容器及び管壁の温度：C A熱電対
- (iii) 空気、窒素ガス、アルゴンガス及び水の温度：測温抵抗体又はC A熱電対

(2) 圧力検出器

- (i) アルゴンガス及び窒素ガスの圧力
：ブルドン管、ダイヤフラム型差圧計又はベローズ式
- (ii) 空気の圧力：ブルドン管
- (iii) 水の圧力：ブルドン管
- (iv) ナトリウムの圧力：ブルドン管ダイヤフラム型

(3) 流量検出器

- (i) ナトリウムの流量：永久磁石式電磁流量計又は電磁コイル式電磁流量計
- (ii) アルゴンガス及び窒素ガスの流量
：オリフィス型差圧式、ピトー管型差圧式又は面積式
- (iii) 空気の流量：ピトー管型差圧式
- (iv) 水の流量：オリフィス型差圧式又は容積式

(4) 液面検出器

- (i) ナトリウムの液面：誘導式又は接点式
- (ii) 液体アルゴン及び液体窒素の液面：差圧式
- (iii) 水の液面：差圧式、電極式又はフロート式

(5) 漏えい検出器

- (i) ナトリウムの漏えい：通電式又は光学式

6.3.2.1 原子炉容器及び原子炉容器まわりの計装

原子炉容器の計装は、原子炉内ナトリウム液面計、燃料集合体出口ナトリウム温度計、原子炉容器壁部温度計及びナトリウム漏えい検出器等から構成する。原子炉容器まわりの計装は、回転プラグ内各部温度計及び回転プラグフリーズシール温度計等から構成する。また、格納容器には、格納容器（床上）及び格納容器（床下）の温度及び圧力を測定する

ための温度計及び圧力計を設ける。

原子炉内ナトリウム液面計は、誘導式液面検出器を有し、原子炉容器内のナトリウム液面を連続的又は断続的に測定するものであり、当該信号は、原子炉保護系に接続される。燃料集合体出口ナトリウム温度計は、熱電対を各々の炉心燃料集合体の出口に設けたものとし、炉心燃料集合体出口の冷却材温度の監視に用いる。また、異常が検知された場合には、警報回路を作動させるものとする。原子炉容器壁部温度計は熱電対を有し、主に、原子炉出力上昇時の原子炉容器壁の温度分布の測定に用いられる。

ナトリウム漏えい検出器は、通電式のものを用いる。ナトリウム漏えいを検出した場合には、警報回路を作動させるとともに、作動したナトリウム漏えい検出器の位置を把握できるように設計する。

回転プラグ内各部温度計は、熱電対を有し、回転プラグ内部の温度分布の測定に用いる。回転プラグフリーズシール温度計は、回転プラグ操作時のフリーズシール部の温度測定に使用する。

格納容器内に設けた温度計及び圧力計により測定された格納容器（床上）及び格納容器（床下）の温度及び圧力に係る信号は、原子炉保護系に接続される。なお、格納容器（床下）の雰囲気については、酸素濃度計及び湿分濃度計を設置し、酸素濃度及び湿分濃度を監視できるものとする。

6.3.2.2 主冷却系計装

主冷却系には、流量計、温度計、液面計及びナトリウム漏えい検出器等を設ける。1次主冷却系にあっては、主な計装として、1次冷却材流量計、原子炉入口ナトリウム温度計、原子炉出口ナトリウム温度計や1次主循環ポンプ軸受及びモータコイル温度計等が設けられる。2次主冷却系についても、同様に、2次冷却材流量計、主冷却器入口及び出口ナトリウム温度計や2次主循環ポンプ軸受及びモータコイル温度計等が設けられる。これらの信号のうち、必要なものについては原子炉保護系に接続される。主冷却器においては、主な計装として、空気温度計、入口及び出口ダンパ開度計やインレットベーン開度計等を設ける。

ナトリウム漏えい検出器は、通電式又は光学式のものを用いる。ナトリウム漏えいを検出した場合には、警報回路を作動させるとともに、作動したナトリウム漏えい検出器の位置を把握できるように設計する。

6.3.2.3 補助冷却系計装

補助冷却系計装は、補助冷却系中間熱交換器入口及び出口ナトリウム温度計、補助冷却系冷却器入口及び出口ナトリウム温度計、補助冷却系冷却器入口及び出口空気温度計、1次補助冷却系及び2次補助冷却系ナトリウム流量計、空気流量計や電磁ポンプコイル温度計等から構成し、異常が検知された場合には、警報回路を作動させるものとする。

6.3.2.4 純化系計装

冷却材であるナトリウムの純度は、プラグイン計及び化学分析により監視する。また、

1次純化系及び2次純化系には、コールドトラップ温度を監視・制御するためのコールドトラップ入口及び出口温度計やナトリウム流量計等を設ける。

6.3.2.5 制御棒駆動機構及び後備炉停止制御棒駆動機構の計装

制御棒駆動機構及び後備炉停止制御棒駆動機構の計装は、制御棒及び後備炉停止制御棒位置指示計や上限及び下限リミットスイッチ等から構成する。

6.3.2.6 その他の計装

その他の計装として、アルゴンガス設備、ナトリウム充填・ドレン設備及びガス供給設備等に係る計装があり、それぞれ圧力計、温度計、流量計又は液面計等を設けるものとする。

6.4 燃料破損検出系

6.4.1 概要

原子炉施設には、燃料破損検出系として、遅発中性子法燃料破損検出設備及びカバーガス法燃料破損検出設備を独立に設ける。これらのいずれかにおいて異常が検知された場合には、警報回路を作動させるものとする。

6.4.2 主要設備

(1) 遅発中性子法燃料破損検出設備

遅発中性子法燃料破損検出設備は、検出器及びこれを収納するグラファイトブロック並びに計測装置等から構成し、1次主冷却系配管の近傍に設置される。検出器には、BF₃比例計数管等を使用する。遅発中性子法燃料破損検出設備は、燃料要素1本で開口破損が生じた場合に、バックグラウンドの5倍を超過する測定範囲を有するものとし、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、運転上の制限値をバックグラウンドの値の5倍以下と設定する。また、燃料破損を速やかに検出できるものとする。

(2) カバーガス法燃料破損検出設備

カバーガス法燃料破損検出設備は、検出器及び計測装置等から構成し、カバーガス中の希ガス核分裂生成物の娘核種の放射能を測定する。検出器には、ヨウ化ナトリウムシンチレータを使用する。カバーガス法燃料破損検出設備は、燃料要素1本で破損が生じた場合に、バックグラウンドの10倍を超過する測定範囲を有するものとし、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、運転上の制限値をバックグラウンドの値の10倍以下と設定する。また、燃料破損を速やかに検出できるものとする。

6.5 安全保護回路

6.5.1 概要

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（第 6.5.1 図参照）。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。なお、これらの作動値は通常運転時の設定値を超えない範囲で、到達させる原子炉の出力及び目標とする原子炉容器入口における冷却材の温度に応じて設定する。

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、それぞれお互いに分離し、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。また、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。さらに、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。

なお、原子炉保護系にあっては、ハードワイヤードロジック（補助継電器や配線等で構成し、ハードウェアによる物理的な結線で命令を実行）で構成し、ソフトウェアを用いないアナログ回路とする。

6.5.2 主要設備

6.5.2.1 原子炉保護系（スクラム）

原子炉施設には、原子炉停止回路として、原子炉保護系（スクラム）を設ける。原子炉保護系（スクラム）は、以下の条件（作動設定値：第 6.5.1 表参照）に対して、自動的に原子炉停止系統を作動させて炉心を臨界未満とし、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ものとする。

- a. 中性子束高（起動領域、中間領域及び出力領域）
- b. 炉周期短（起動領域及び中間領域）
- c. 原子炉出口冷却材温度高
- d. 原子炉入口冷却材温度高
- e. 1次冷却材流量低
- f. 2次冷却材流量低
- g. 炉内ナトリウム液面低
- h. 炉内ナトリウム液面高
- i. 1次主循環ポンプトリップ
- j. 2次主循環ポンプトリップ

- k. 格納容器内床上線量率高
- l. 格納容器内温度高
- m. 格納容器内圧力高
- n. 地震
- o. 電源喪失
- p. 手動アイソレーション
- q. 手動スクラム

原子炉保護系（スクラム）は、論理回路、補助継電器回路、制御棒保持電磁石電源装置及び後備炉停止制御棒保持電磁石電源装置から構成する。関連する核計装又はプロセス計装において作動設定値を超える信号を検出し、論理回路においてスクラム信号が発生した場合には、制御棒保持電磁石電源装置及び後備炉停止制御棒保持電磁石電源装置からの保持電磁石電流を遮断し、制御棒及び後備炉停止制御棒を切り離すことで、原子炉は停止される。なお、制御棒及び後備炉停止制御棒については、スプリングにより加速され、急速に炉心に挿入される。グリップ機構については、制御棒駆動機構及び後備炉停止制御棒駆動機構の電動機により、通常で、制御棒及び後備炉停止制御棒に追従して炉心に挿入される。また、原子炉保護系（スクラム）の作動により原子炉が自動的に停止（スクラム）した場合には、1次主冷却系にあっては、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き、1次主循環ポンプをランバック制御に移行させ、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）、2次主冷却系にあっては、2次主循環ポンプ及び主送風機を停止し自然循環運転するものとする。

6.5.2.2 原子炉保護系（アイソレーション）

原子炉施設には、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ための安全保護回路として、原子炉保護系（アイソレーション）を設ける。原子炉保護系（アイソレーション）は、以下の条件（作動設定値：第6.5.1表参照）に対して、工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。なお、原子炉保護系（アイソレーション）作動時には、原子炉は自動的に停止（スクラム）される。

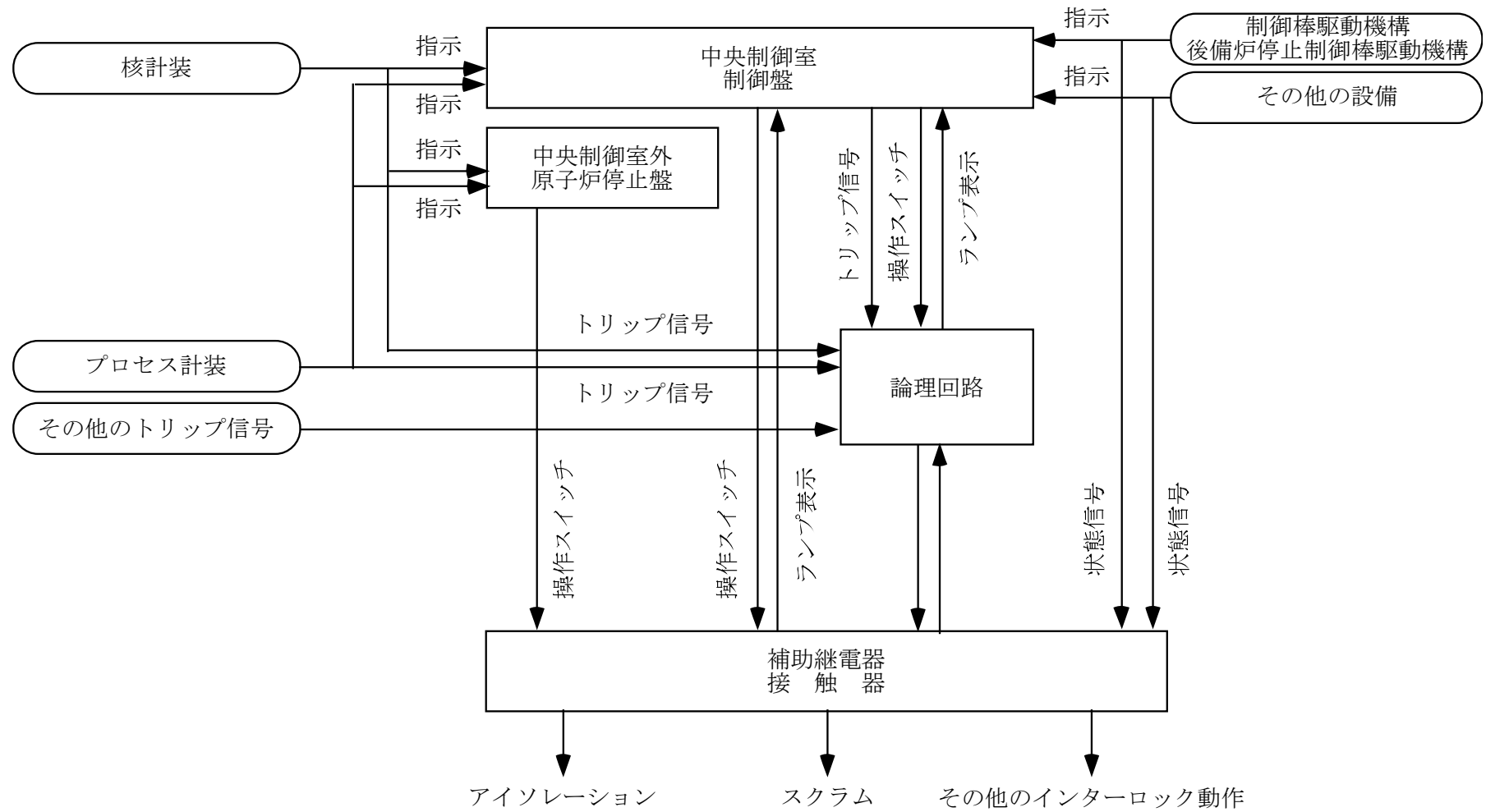
- a. 格納容器内床上線量率高
- b. 格納容器内温度高
- c. 格納容器内圧力高
- d. 手動アイソレーション

第 6.5.1 表 原子炉保護系作動設定値

No.	項目	作動設定値	スクラム	アイソレーション
1	中性子束高（出力領域）*1	高 105%	○	
2	中性子束高（中間領域）	高 フルスケール（100%）の 95%	○	
3	中性子束高（起動領域）	高 フルスケール（10 ⁶ cps）の 95%	○	
4	炉周期短（中間領域）	+5 秒	○	
5	炉周期短（起動領域）	+5 秒	○	
6	原子炉出口冷却材温度高*1*2	高 464℃	○	
7	原子炉入口冷却材温度高*2	高 365℃	○	
8	1 次冷却材流量低	低 80%	○	
9	2 次冷却材流量低	低 80%	○	
10	炉内ナトリウム液面低	低 -100mm	○	
11	炉内ナトリウム液面高	高 +200mm	○	
12	1 次主循環ポンプトリップ	—	○	
13	2 次主循環ポンプトリップ	—	○	
14	格納容器内床上線量率高	高 1mSv/h	○	○
15	格納容器内温度高	高 60℃	○	○
16	格納容器内圧力高	高 29kPa[gage]	○	○
17	地震	水平 150gal	○	
18	電源喪失	—	○	
19	手動アイソレーション	—	○	○
20	手動スクラム	—	○	

*1： 先行試験においては、中性子束高（出力領域）の作動設定値を目標出力の 105%とし、原子炉出口冷却材温度高の作動設定値を、目標出力時の原子炉出口冷却材温度より 8℃高い値とする。

*2： 原子炉入口冷却材温度の目標温度を 250℃から 350℃未満の温度とする場合は、原子炉入口冷却材温度高の作動設定値を目標温度より 15℃高い値にするとともに、原子炉出口冷却材温度高の作動設定値を、原子炉入口冷却材温度の目標温度に対応した原子炉出口冷却材温度より 8℃高い値とする。



第 6.5.1 図 安全保護回路概要図

6.6 原子炉出力制御系

原子炉の出力は、制御棒及び制御棒駆動系（原子炉出力制御系）を用いて制御する。制御棒及び制御棒駆動機構の構造及び主な仕様等については、「3.9 制御設備及び非常用制御設備」に記載するものとする。運転員は、中央制御室において、核計装等の指示値を監視しながら、原子炉制御盤の引き抜き・挿入スイッチを手動操作することで、制御棒駆動系により、制御棒の位置を調整し、通常運転時の出力調整、臨界点調整及び燃料の燃焼による反応度低下に対する出力調整等を行う。また、制御棒の引き抜き操作にあつては、原子炉制御盤に設けた制御棒選択スイッチにより選択された制御棒のみを引き抜きできるものとし、複数の制御棒が同時に引き抜かれることを防止する。

6.7 原子炉制御系

6.7.1 概要

原子炉施設には、原子炉制御系として、原子炉冷却材温度制御系及び1次冷却材流量制御系を設ける（炉心の反応度（原子炉の出力）の制御に使用する制御棒及び制御棒駆動系を除く。）。原子炉制御系の概要図を第6.7.1図に示す。通常運転時にあつては、原子炉入口冷却材温度は、原子炉出力に関係なく一定に保持するものとする。また、1次主冷却系及び2次主冷却系の流量について、出力上昇時及び下降時も含めて一定に保持するものとする。

6.7.2 主要設備

6.7.2.1 原子炉冷却材温度制御系

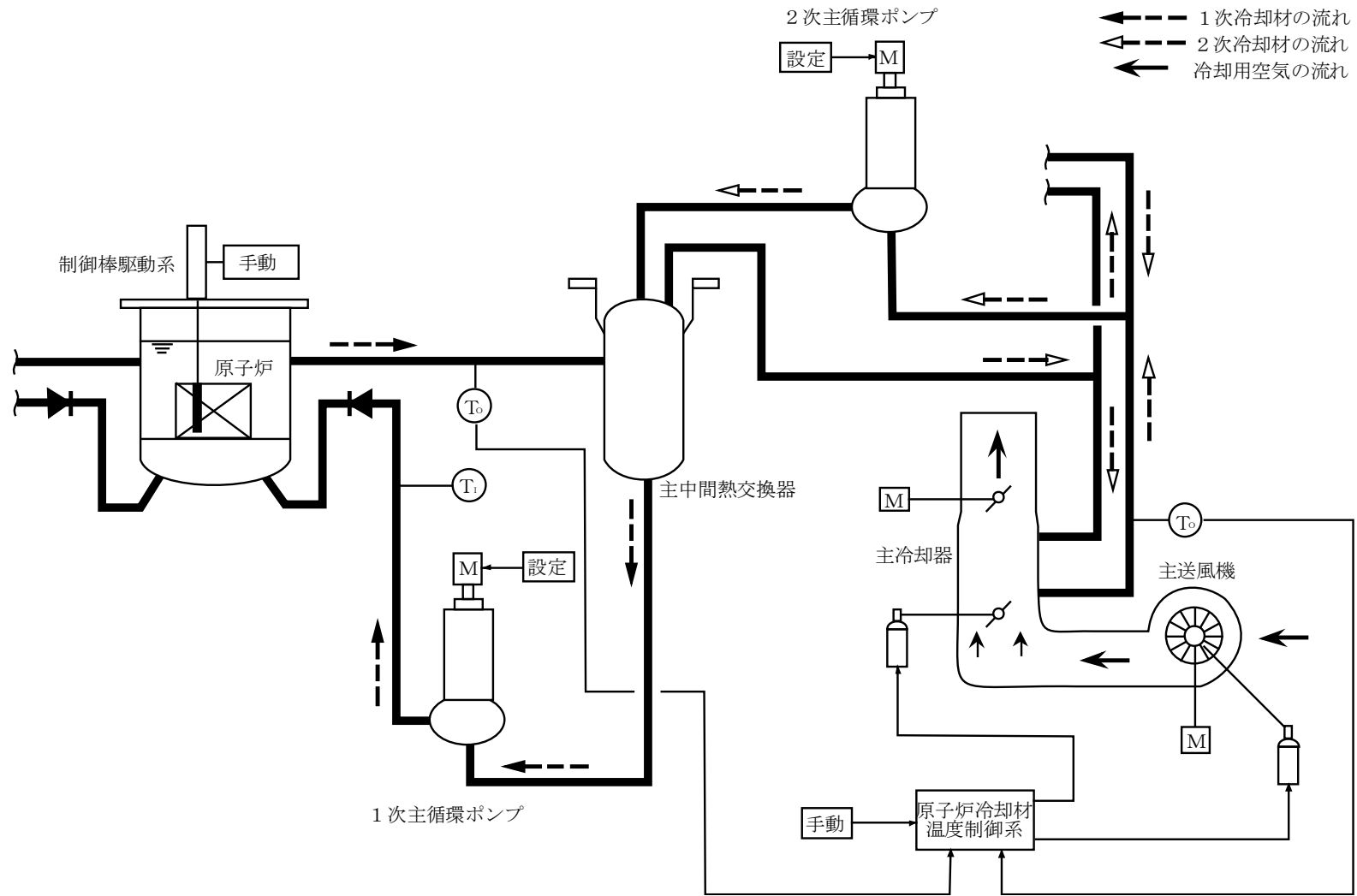
通常運転時の原子炉入口冷却材温度を原子炉の出力に関係なく、一定値に保つように、主冷却器の空気流量を調整する原子炉冷却材温度制御系を設ける。空気流量は、手動又は自動で制御する。

主冷却器の空気流量は、4台の主冷却機の各々に設置されるインレットベーン又は入口ダンパの開度を調整することで制御される。インレットベーン及び入口ダンパの開度調整は、手動運転又は自動運転により行われる。なお、インレットベーン及び入口ダンパは圧縮空気により駆動される。インレットベーン及び入口ダンパの開度は連続的に変えることが可能であり、各主冷却器の空気流量調整範囲は定格空気流量の約5～100%である。空気流量の制御を手動運転により行う場合は、運転員が原子炉入口冷却材温度を監視しながら、これを一定に保つように、原子炉冷却材温度制御系の空気流量調節器を操作し、空気流量を制御する。自動運転の場合には、主冷却器出口冷却材温度の信号を、空気流量調節器の主冷却器出口冷却材温度設定の比較演算回路に入れ、主冷却器出口冷却材温度との偏差信号の大きさに応じて、インレットベーン又は入口ダンパを動作させ、空気流量を変化させて、原子炉入口冷却材温度を制御する。

6.7.2.2 1次冷却材流量制御系

通常運転時の1次冷却材流量を原子炉の出力に関係なく、一定値に保つための1次冷却材流量制御系を設ける。1次冷却材流量は、手動又は自動で制御する。なお、1次冷却材流量は、1次主循環ポンプの回転数を変更することで調整される。

また、1次冷却材流量制御系は、原子炉スクラム時に、1次主循環ポンプをランバック制御に移行させ、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ように設計する。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。



第 6.7.1 図 原子炉制御系統図

6.8 警報回路

警報回路（アラーム）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が正常な範囲を逸脱した場合に、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、その内容を表示できるものとする。なお、原子炉保護系に接続される計装にあっては、その作動設定値の下に、警報作動設定値を設けるものとする。

6.9 インターロック系

原子炉の運転に際し、運転員の誤操作等を防止するため、インターロック系として「運転モードスイッチ」、「制御棒電磁石励磁インターロック」及び「制御棒引抜きインターロック」を設ける。

(1) 運転モードスイッチ

運転モードスイッチは、以下に示す5種類のモードのうちの一つを原子炉の状況に応じて選択するものとする。

(i) 停止モード

停止モードは、原子炉停止中に使用されるものであり、全ての制御棒保持電磁石及び後備炉停止制御棒保持電磁石の励磁回路を遮断するため、制御棒及び後備炉停止制御棒は、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系と切り離された状態で、炉心に全挿入される。ただし、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系については、制御棒及び後備炉停止制御棒が切り離されていることを条件に単独引き抜き・挿入操作又は全数引き抜き・挿入操作ができるものとする。

(ii) 起動モード

起動モードは、原子炉の起動時に使用されるものであり、中間出力系及び線形出力系核計装の「中性子束低」による制御棒引抜きインターロックをバイパスすることができるものとする。

(iii) 低出力モード

低出力モードは、原子炉の起動後の出力上昇時に使用されるものであり、線形出力系核計装の「中性子束低」による制御棒引抜きインターロック、及び起動系核計装の「中性子束高」又は「炉周期短」による原子炉保護系（スクラム）の作動をバイパスすることができるものとする。

(iv) 高出力モード

高出力モードは、原子炉の高出力運転時に使用されるものであり、起動系及び中間出力系核計装の「中性子束高」又は「炉周期短」による原子炉保護系（スクラム）の作動をバイパスすることができるものとする。

(v) 燃料交換モード

燃料交換モードは、原子炉停止中の燃料交換作業時に使用されるものであり、全ての制御棒保持電磁石及び後備炉停止制御棒保持電磁石の励磁回路を遮断するため、制御棒及び後備炉停止制御棒は、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系と切り離された状態で、炉心に全挿入される。また、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系につ

いて、その引き抜き・挿入操作を阻止する。

(2) 制御棒電磁石励磁インターロック

制御棒電磁石励磁インターロックは、以下の条件を満足した場合に、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系により制御棒及び後備炉停止制御棒をラッチするため、制御棒電磁石及び後備炉停止制御棒電磁石を励磁できるものとする。

- (i) 運転モードスイッチが「起動モード」又は「低出力モード」であること。
- (ii) 原子炉保護系（スクラム）の条件がすべて解除されていること。
- (iii) ラッチリミットスイッチが作動していること。

(3) 制御棒引抜きインターロック

制御棒引抜きインターロックは、以下の条件を満足した場合に、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系によりラッチした制御棒及び後備炉停止制御棒を引き抜きできるものとする。なお、運転モードスイッチが「停止モード」の場合には、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系について、制御棒及び後備炉停止制御棒が切り離されていることを条件に単独引き抜き・挿入操作又は全数引き抜き・挿入操作ができるものとする。

- (i) 運転モードスイッチが「起動モード」、「低出力モード」又は「高出力モード」であること。
- (ii) 原子炉保護系（スクラム）の条件がすべて解除されていること。
- (iii) ラッチリミットスイッチが作動していること。
- (iv) 核計装の指示値が、運転モードスイッチの位置に応じた設定範囲内にあること。
- (v) 制御棒選択スイッチにより操作する制御棒又は後備炉停止制御棒が選択されていること。

6.10 中央制御室

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、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、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）、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並びに格納容器内の圧力及び温度等の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。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。ただし、中央制御室には、手動スクラムボタン及び手動アイソレーションボタンを設けており、運転員は、手動により、原子炉を緊急停止することができる。

これらの盤（操作スイッチ等を含む。）は、人間工学上の諸因子を考慮して、系統及び機器に応じた配置とし、名称を表示するとともに、各盤には、操作スイッチ等とともに、原子炉施設の状態を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。

なお、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）の作動に係る警報表示等についても、同様とする。

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（中央制御室空調の再循環運転の適用）、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（非常口を設置）とする。

通常運転時において、外気は、ルーバー、フィルタ、外気取入れファン及び空調器を経由し、中央制御室に導入される。設計基準事故時において、必要な場合には、プレフィルタ・HEPA フィルタ・チャコールフィルタを経由して、中央制御室に取り込む「低汚染モード」、及び閉回路を構築し、雰囲気空気を再循環する「高汚染モード」の中央制御室空調再循環運転を適用することで、換気設備の隔離を図る。中央制御室空調再循環運転の適用については、原子炉施設保安規定等に定める。

安全施設は、操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（余震等を含む。）及び施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に操作できるように設計する。原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する安全施設に係る操作は、中央制御室において、集中して対応できるものとする。

想定される環境条件と措置を以下に示す。

- (1) 地震を起因事象として、原子炉がスクラムし、余震が継続するケース

原子炉スクラム後において、運転員に期待される対応は、「監視」である。

中央制御室は、耐震Sクラスであり、地震に対して、相応の頑健性を有するように設計する。

また、制御盤等は床又は壁に固定することにより、地震発生時においても運転操作に影響を及ぼさないように設計する。さらに、運転員が体勢を維持できるように机の配置に留意するとともに、中央制御室の天井照明設備は、落下し難い構造とするか、ワイヤ等により落下を防止するものとする。

- (2) 地震、竜巻、風（台風）、積雪、落雷、森林火災、火山の影響により、外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムするケース

原子炉スクラム後において、運転員に期待される対応は、「監視」である。

中央制御室は、非常用ディーゼル電源系に接続される非常用照明設備を有し、また、計器・記録計について、無停電電源系より給電するものとし、外部電源喪失が発生した場合にあっても、運転員は安全にその役割を果たすことができるように設計する。

なお、中央制御室は、外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設であり、竜巻、風（台風）、積雪、落雷、森林火災、火山の影響に対して、相応の頑健性を有するよう

に設計する。

(3) 森林火災、火山の影響により、ばい煙又は降灰が発生し、これらの取り込みを防止するため、中央制御室空調を再循環運転とするケース

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、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。

原子炉停止後において、運転員に期待される対応は、「監視」である。

ばい煙又は降灰については、中央制御室空調を再循環運転とし、これらの取り込みを防止することにより、運転員は安全にその役割を果たすことができるように設計する。

6.11 中央制御室外原子炉停止盤

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、原子炉保護系（スクラム）を作動させることで、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（線形出力系指示値、原子炉出口冷却材温度及び原子炉入口冷却材温度）を監視するための中央制御室外原子炉停止盤を設ける。

中央制御室外原子炉停止盤には、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、原子炉を停止できるように、手動スクラムボタンを設置する。当該手動スクラムボタンは、既設回路の手動スクラムボタン（中央制御室）に直列して設置するものとし、どちらの手動スクラムボタンを押した場合にあっても、「手動スクラム」により、原子炉保護系（スクラム）が作動するものとする。当該手動スクラムボタンには名称を表示するとともに、扉付きの盤内に設置し誤操作を防止する。また、原子炉施設の状態を正確かつ迅速に把握できるように計器に名称を表示する。盤には、銘板の取付けによる識別を行い、保守点検における誤操作を防止する設計とする。

中央制御室外原子炉停止盤は、中央制御室に火災その他の異常な事態が生じた場合におけるアクセスルートを考慮し、中央制御室と隔離された場所に設置する。なお、外部電源が利用できない場合には、原子炉保護系が作動し、原子炉は停止されるものとする。

【取扱注意】

(原子力機構 大洗研究所)

本書は、核物質防護情報が含まれています。
当機構の同意なく本書の全部又は一部を複写
及び第三者に開示することを禁止します。

7. 放射性廃棄物の廃棄施設

7.1 概要

原子炉施設には、周辺監視区域の外の空気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」⁽¹⁾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。また、原子炉施設において発生する放射性固体廃棄物を貯蔵する能力を有する放射性廃棄物の廃棄施設を設ける。

7.2 気体廃棄物の廃棄施設

7.2.1 概要

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(第7.1図参照)。

気体廃棄物処理設備は、フィルタ、送風機、圧縮機、貯留タンク及び配管等から構成する。放射性気体廃棄物は、主排気筒から大気に放出する。なお、主排気筒の排気口は、原子炉の炉心中心から北方向約30mの高さ約80m(T.P.約118m)に位置する。

7.2.2 主要設備

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、コレクションヘッダに集約された後、廃ガスクーラ及び廃ガスフィルタを経由し、廃ガス圧縮機(3基(常用圧縮機2基(予備1基)及び非常用圧縮機1基))に導入される。

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を確認した場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、廃ガスフィルタを経由し、直接、主排気筒に送られる。

なお、廃ガスフィルタには、圧縮機の上流に設けられるフィルタユニットI(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II(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が濃度限度を超える場合には、廃ガス圧縮機に導入された廃ガスは、廃ガス貯留タンクに圧入貯蔵される。気体廃棄物処理設備には、1基当たり約2週間分の放射性気体廃棄物を貯蔵する能力を有する廃ガス貯留タンクを3基設ける(1基当たりの容量 20m^3 ・圧力 $9\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $0.88\text{MPa}[\text{gage}]$)。このうち、廃ガス貯留タンク1基は、万一の事故等に備え、予備として運用するものとする。

なお、コンクリート遮へい体冷却系等より排出される廃ガスについては、当該廃ガス用のフィルタユニット（2基（予備1基）：プレフィルタ及び高性能フィルタで構成）を經由し、送風機により直接、主排気筒に送られるが、窒素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」に定める濃度限度を超える場合には、廃ガス貯留タンクに圧入貯蔵される。

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、廃ガスフィルタを經由し、主排気筒に送られる。

気体廃棄物処理設備に係る主な仕様を以下に示す。

(1) アルゴン廃ガス系

コレクションヘッド

基数 2基

容量 約0.3 m³/基

廃ガスクーラ

基数 1基

廃ガスフィルタユニットI

基数 2基（内予備1基）

構成 プレフィルタ及び高性能フィルタ

廃ガスフィルタユニットII

基数 2基（内予備1基）

構成 プレフィルタ、高性能フィルタ及びチャコールフィルタ

廃ガス圧縮機

基数 3基（常用圧縮機2基（内予備1基）及び非常用圧縮機1基）

型式 無給油型

廃ガス貯留タンク

基数 3基（内予備1基）

容量 20m³/基

圧力 9kg/cm²[gage]（約0.88MPa[gage]）

(2) 窒素廃ガス系

廃ガスクーラ

基数 1基

廃ガスフィルタユニット

基数 2基（内予備1基）

構成 プレフィルタ及び高性能フィルタ

廃ガス送風機

基数 2基（内予備1基）

型式 無給油型

(3) 主排気筒

基数 1基

位置 原子炉の炉心中心から北方向約 30m

高さ 約 80m (T.P. 約 118m)

7.3 液体廃棄物の廃棄設備

7.3.1 概要

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。放射性液体廃棄物Aと放射性液体廃棄物Bの基準は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 37 条に基づく原子炉施設保安規定に定める。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（第 7.2 図参照）。

液体廃棄物処理設備は、蒸発濃縮処理装置、アルコール廃液処理装置等から構成する。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。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。

- (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っては、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。

7.3.2 主要設備

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（液体廃棄物A受入タンク（2基）及び液体廃棄物B受入タンク（2基））に貯留する。

廃棄物処理建物の廃液タンクは、約 5 日分の放射性液体廃棄物を貯留する能力を有するものとする。また、液体廃棄物処理設備は、これらを 1 日で処理するのに十分な能力を有するものとする。

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（南地区）の核燃料物質使用施設等からの受入れや大洗研究所廃棄物管理施設への移送には、大洗研究所（南地区）の核燃料物質使用施設が所掌する廃液運搬車等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）を経由し、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（液体廃棄物A受入タンク）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。なお、アルコールを含む放射性液体廃棄物については、アルコール廃液処理装置により、アルコールを分離・除去した後に、原子炉附属建物の液体廃棄物Bタンクに貯留し、必要な処理を行うものとする。

また、各建物の廃液タンク若しくは廃液ピット等から排出される廃ガスは、各建物の換気空調設備のダクトに導入し、当該設備の有するフィルタユニット（プレフィルタ及び高性能フィルタから構成）を経由し、排気する。

液体廃棄物処理設備に係る主な仕様を以下に示す。

（1）蒸発濃縮処理装置

基数 1基

処理能力 約600ℓ/h/基 約8時間運転/日

（2）主要な廃液タンク

原子炉附属建物

液体廃棄物Aタンク

基数 1基

容量 10m³/基

液体廃棄物Bタンク

基数 1基

容量 5m³/基

アルコール廃液タンク

基数 1基

容量 10m³/基

第一使用済燃料貯蔵建物

液体廃棄物Aタンク

基数 2基

容量 10m³/基

第二使用済燃料貯蔵建物

液体廃棄物Aタンク

基数 2基

容量 5m³/基
メンテナンス建物
液体廃棄物Aタンク
基数 1基
容量 20m³/基
液体廃棄物Bタンク
基数 1基
容量 20m³/基
廃棄物処理建物
液体廃棄物A受入タンク
基数 2基
容量 10m³/基
液体廃棄物B受入タンク
基数 2基
容量 30m³/基及び5m³/基
廃液調整タンク
基数 2基
容量 5m³/基
廃液移送タンク
基数 2基
容量 10m³/基
濃縮液タンク
基数 1基
容量 5m³/基
逆洗液タンク
基数 1基
容量 1m³/基

7.4 固体廃棄物の廃棄設備

7.4.1 概要

原子炉施設で発生した放射性固体廃棄物は、その線量率等のレベルが低いものをA、高いものをBと区分して貯蔵する。放射性固体廃棄物Aと放射性固体廃棄物Bの基準は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第37条に基づく原子炉施設保安規定に定める。これらの放射性固体廃棄物を貯蔵するため、廃棄物処理建物、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に固体廃棄物貯蔵設備を設ける（第2.7図及び第7.3図参照）。なお、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（第7.4図参照）。

7.4.2 主要設備

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。貯蔵能力(容量)は以下のとおりである。

廃棄物処理建物	固体廃棄物A貯蔵設備	約 100m ³
		(200ℓ ドラム缶換算約 500 本)
	固体廃棄物B貯蔵設備	合計約 35m ³
		(200ℓ ドラム缶換算約 175 本)
原子炉附属建物	固体廃棄物貯蔵設備	約 60m ³
		(200ℓ ドラム缶換算約 300 本)
第二使用済燃料貯蔵建物	固体廃棄物貯蔵設備	約 130m ³
		(200ℓ ドラム缶換算約 650 本)
メンテナンス建物	固体廃棄物貯蔵設備	約 450m ³
		(200ℓ ドラム缶換算約 2,250 本)

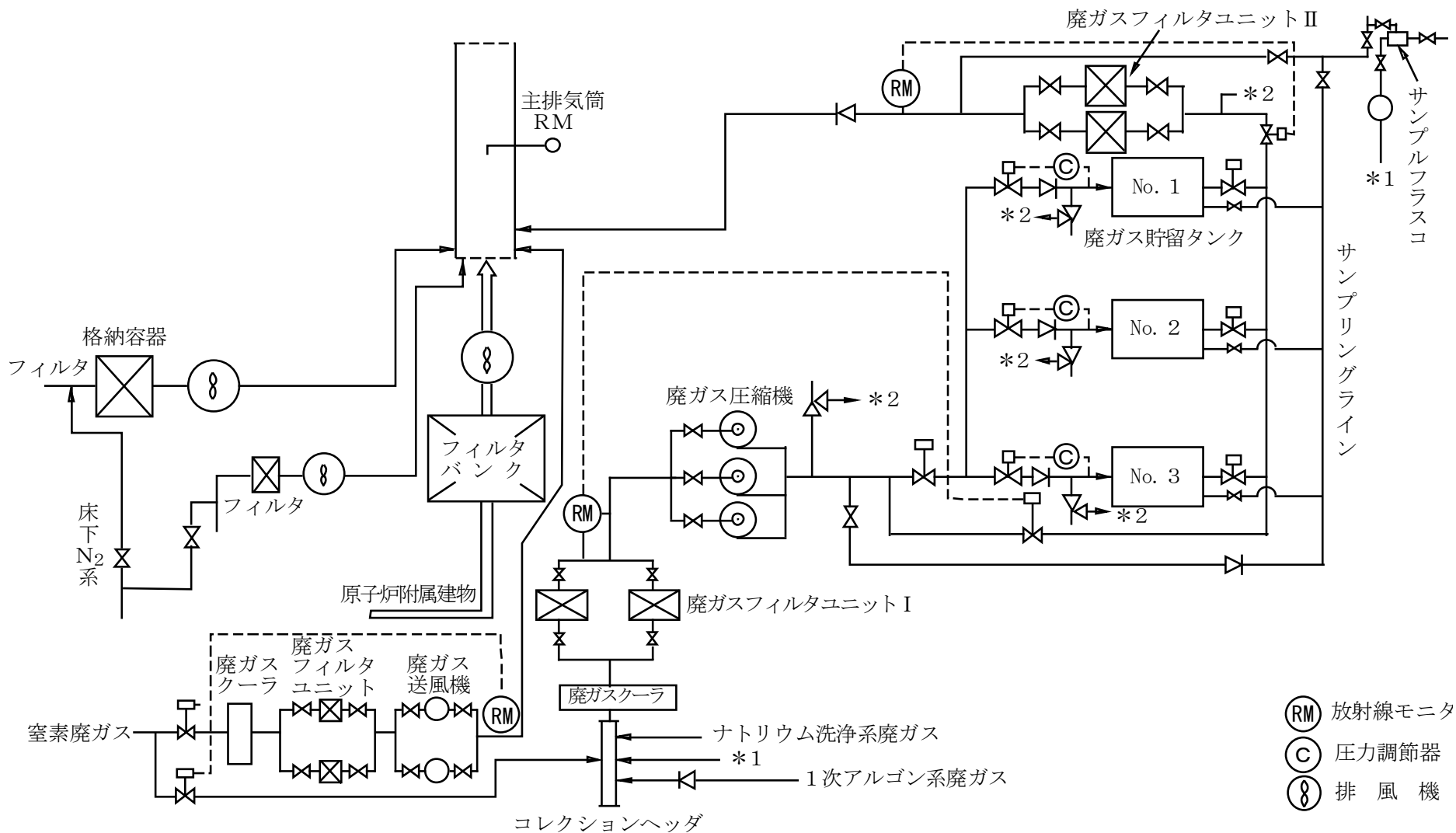
廃棄物処理建物の固体廃棄物貯蔵設備は、固体廃棄物約1年間分を貯蔵するに十分な能力を有するものとする。また、原子炉附属建物、第二使用済燃料貯蔵建物及びメンテナンス建物の固体廃棄物貯蔵設備は、保守作業及び改造工事に伴って発生する固体廃棄物を貯蔵できる能力を有するものとする。

固体廃棄物貯蔵設備は、放射性固体廃棄物をドラム缶等の容器に入れて保管する等の方法により、放射性廃棄物が漏えいし難いものとし、かつ、汚染拡大防止の措置が必要なものについて、ビニルバック、ビニルシート又はビニル袋等で包装し、放射性廃棄物による汚染が広がらないものとする。

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、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、固体廃棄物を直接洗浄するか、又は、除去用の治具類(スクレーパー、ヘラ等)を用いて、金属ナトリウムを除去する。除去した金属ナトリウムは、脱金属ナトリウム設備により安定化するものとし、また、金属ナトリウムが付着している治具類についても同様に安定化し、貯蔵中の火災の発生を防止する。脱金属ナトリウム設備は、金属製の固体廃棄物等に対して使用するスチーム洗浄装置、及び布や紙等の固体廃棄物を相当時間浸漬することのできる水槽等から構成する。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。

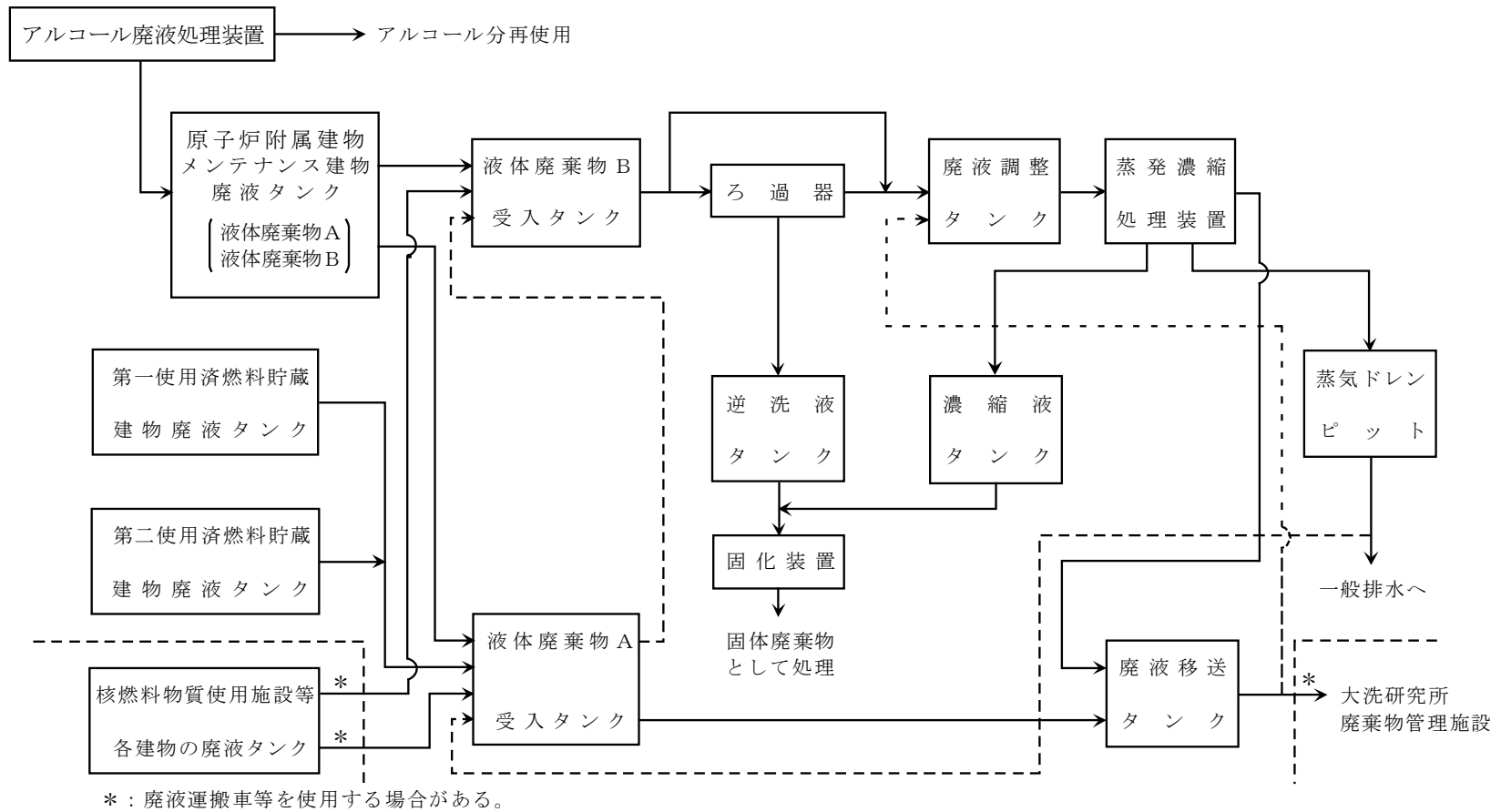
7.5 参考文献

- (1) 原子力委員会、「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日決定(平成13年3月29日一部改訂)



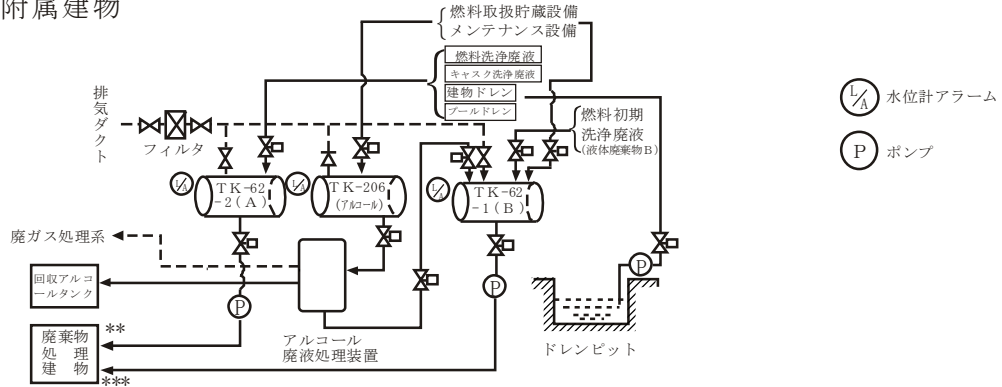
- (RM) 放射線モニタ
- (C) 圧力調節器
- (8) 排風機

第 7.1 図 気体廃棄物処理系統図

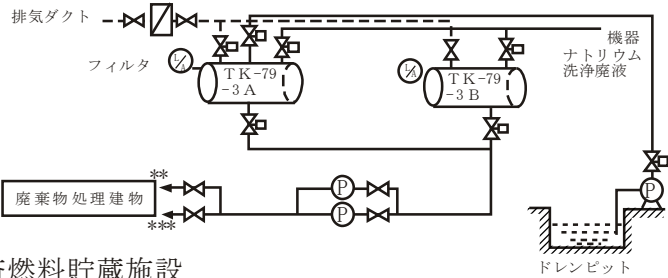


第 7.2 図 (1/2) 液体廃棄物処理系統図

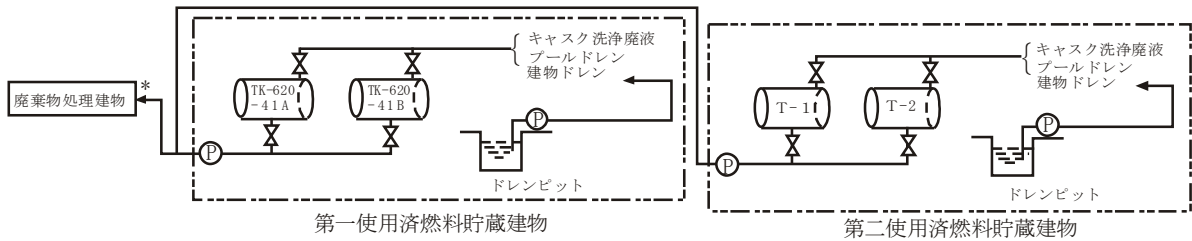
(1) 原子炉附属建物



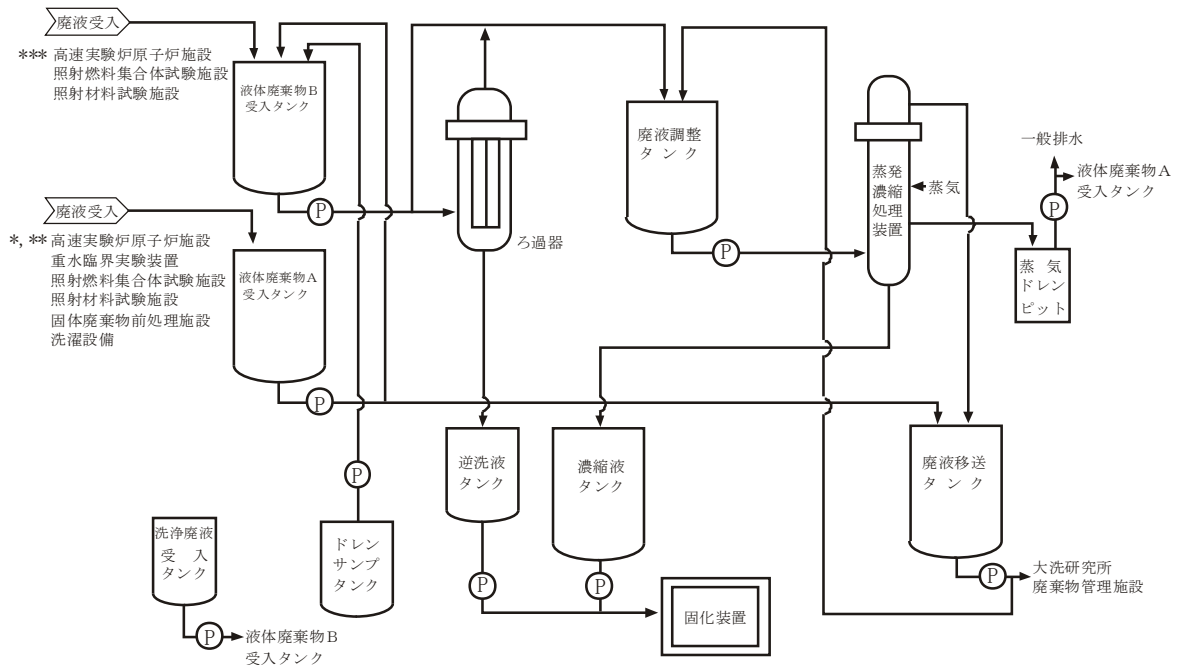
(2) メンテナンス建物



(3) 使用済燃料貯蔵施設



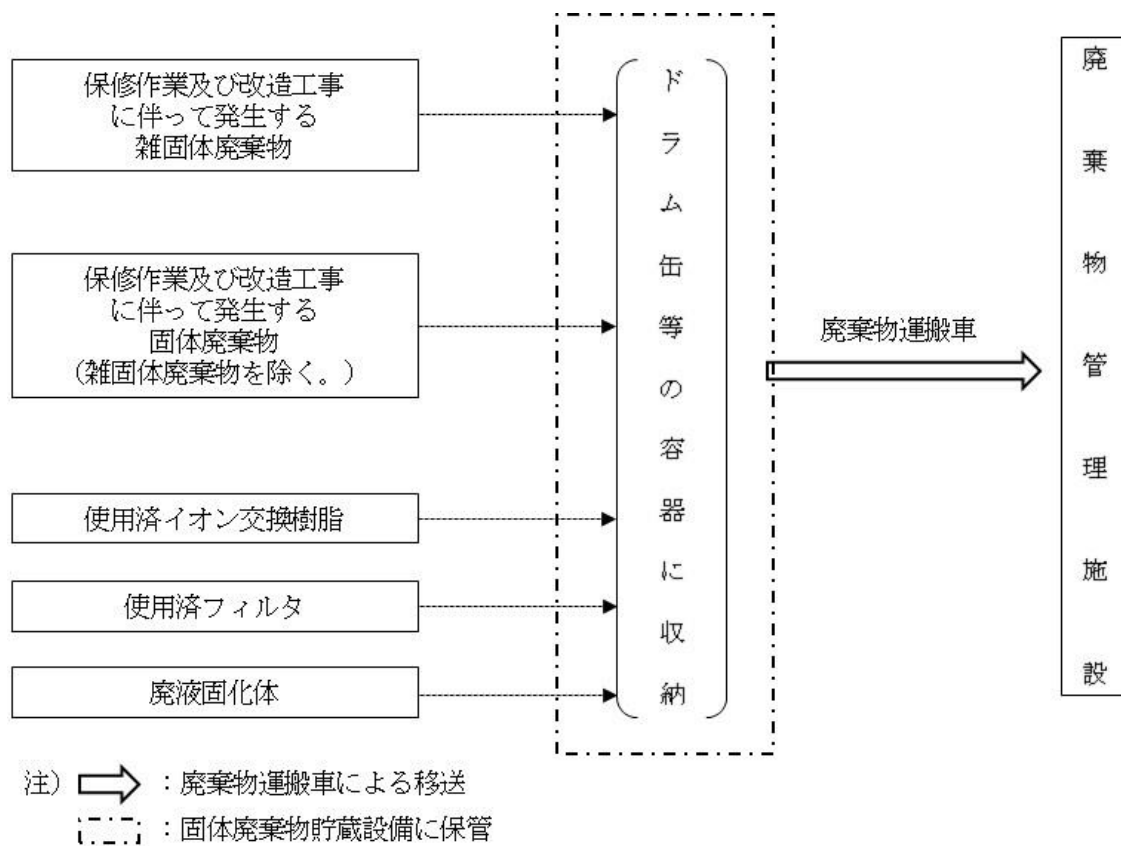
(4) 廃棄物処理建物



第 7.2 図 (2/2) 液体廃棄物処理系統図



第 7.3 図 廃棄物処理建物、メンテナンス建物及び第二使用済燃料貯蔵建物



第 7.4 図 固体廃棄物処理系統図

8. 放射線管理施設

8.1 概要

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。

また、原子炉施設には、放射線から放射線業務従事者等を防護し、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。

8.2 主要設備

8.2.1 屋内管理用の主要な設備

(1) 放射線監視設備

原子炉施設の管理区域内の必要な場所には、放射線監視設備として、エリアモニタを設ける。エリアモニタは、ガンマ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタ及び空気汚染モニタから構成するものとし、設置する場所に応じて使い分けるものとする。格納容器にあっては、設計基準事故時等において、格納容器（床上）内のガンマ線量率を測定するための格納容器内高線量エリアモニタ及び格納容器（床上）内の放射性ガス及び塵埃濃度を測定するための格納容器内空気汚染モニタを有する。

また、中央制御室には、放射線管理に必要なエリアモニタ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エリアモニタの指示又は記録を集中監視するための放射線監視盤を設ける。

(i) 放射線監視盤の設置場所

放射線管理に必要なエリアモニタの指示計、記録計及び警報回路は、中央制御室に設置する放射線監視盤に設けるものとし、中央制御室の放射線監視盤において、放射線管理に必要なエリアモニタ等の指示又は記録を集中監視できるものとする。

(ii) 主要な固定モニタと使用目的

原子炉保護系エリアモニタ： 格納容器（床上）内のガンマ線量率を測定するもの

であり、設定値を超過した場合には、原子炉保護系（アイソレーション）が作動する。

格納容器内高線量エリアモニタ： 設計基準事故時等において、格納容器（床上）内のガンマ線量率を測定する。

格納容器内中性子線エリアモニタ： 格納容器（床上）内の中性子線量率を測定する。

格納容器内空気汚染モニタ： 格納容器（床上）内の放射性ガス及び塵埃濃度を測定する。

配管路（コールド）エリアモニタ： 2次主冷却系の主中間熱交換器出口配管が通過するエリア（配管路（コールド））の線量率を測定することで、1次主冷却系から2次主冷却系への放射性物質の漏えいを検知する。

アルゴン廃ガスモニタ： アルゴン廃ガス中の放射性物質濃度を測定する。

窒素廃ガスモニタ： 窒素廃ガス中の放射性物質濃度を測定する。

(2) 放射線管理関係設備

放射線管理関係設備として、出入管理設備・汚染検査設備（放射線管理室、汚染検査室、ハンドフットモニタ、手洗い、シャワー、皮膚除染キット及び更衣室等）及び個人被ばくモニタリング設備（個人線量計）を設ける。なお、これらは管理区域出入口付近に設けるものとする。

また、定期的及び必要の都度、管理区域内の必要な場所の線量率、空気中の放射性物質の濃度及び床面等の放射性物質の表面密度を測定するため、サーベイメータ等の可搬型測定器及びダストサンプル・スミヤ等の試料を測定するための設備を設ける。これらについても、管理区域出入口付近に配置するとともに、サーベイメータ等については、アルファ線用、ベータ線用、ガンマ線用、中性子線用を設けるものとする。

8.2.2 屋外管理用の主要な設備

原子炉施設には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、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得るため、主排気筒には排気筒モニタを、周辺監視区域境界及び中央付近には、大洗研究所で共用する屋外管理用モニタリングポスト 14 基を設けるものとし、設計基準事故時における迅速な対応のための排気筒モニタ及び屋外管理用モニタリングポスト 9 基の情報は、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ものとする。

主排気筒の排気筒モニタの指示又は記録は、中央制御室に設置する放射線監視盤に、屋外管理用モニタリングポストの指示は、中央制御室の専用の表示器にそれぞれ表示する。運転員は、これらにより、主排気筒の排気筒モニタの指示又は記録及び屋外管理用モニタリングポストの指示を中央制御室で確認できる。また、屋外管理用モニタリングポストの指示は、設計基準事故時における迅速な情報伝達のため、大洗研究所緊急時対策所及び環境監視棟にも専用の表示器を設け表示する。

また、設計基準事故時における迅速な対応のための屋外管理用モニタリングポスト 9 基の

伝送系については、それぞれ有線及び無線を設けることにより多様性を確保した設計とする。

さらに、大洗研究所で共用する気象観測設備を設けるものとする。

屋外管理用モニタリングポストについては、非常用発電機（可搬型を含む。）及び無停電電源装置により必要な電源を確保し、無停電電源装置については、非常用発電機（可搬型を含む。）から電力が供給されるまでの一定時間（90分）の給電ができるものとする。

なお、これらの電源が枯渇した場合は、サーベイメータによる測定で代替する。

また、非常用発電機（可搬型を含む。）は無給油で10時間以上運転可能とし、その燃料は3日分を敷地内に保管する。

非常用発電機の設置場所は各局舎屋外近傍及び環境監視棟建屋内とするとともに、当該非常用発電機を使用する事象の発生時における環境条件を考慮した設計とする。

可搬型非常用発電機については環境監視棟付近の車庫に保管し、当該可搬型非常用発電機を使用する事象の発生時に運搬車両を用いて設置場所まで運搬する。

非常用発電機（可搬型を含む。）から電源を供給する屋外管理用モニタリングポストまでは常設又は仮設のケーブルを接続することにより、直接又は分電盤から無停電電源装置の一次側に電力を供給し、屋外管理用モニタリングポストを連続稼働できる設計とする。

非常用発電機を建家内に設置するにあたっては、当該非常用発電機の給気量を考慮した設置とし、排気は排気管により屋外に排出する設計とする。

商用電源が喪失した場合、要員の緊急招集を行い、参集した要員により、屋外管理用モニタリングポストに設置した無停電電源装置の電源が枯渇する90分までに、可搬型非常用発電機の配備及び接続も含め、屋外管理用モニタリングポストへの給電ができる設計とする。

8.2.3 遮蔽

原子炉施設の管理区域にあつては、放射線業務従事者の立入り頻度、滞在時間等を考慮して、以下に示す立入区域の基準線量率を定める。なお、放射線遮蔽設計にあつては、放射線遮蔽評価の誤差を考慮して最悪の場合でも基準線量率を満足するように、さらにその1/10を目標値とし、主要線源からの線量（率）がその値以下になるようにする。当該設計においては、原子炉の熱出力を定格出力とし、負荷率100%とすることを基本とする。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。

立入区域の基準線量率

A区域： 放射線業務従事者が常時作業する区域とし、基準線量率は $20\mu\text{Sv/h}$ 以下とする。

B区域： 放射線業務従事者が常時作業する場所ではないが、機器、設備の点検、保守、燃料取扱作業等で必要に応じ時間を制限して立ち入る区域とし、基準線量率は $80\mu\text{Sv/h}$ 以下とする。

C区域： 故障、修理等、必要な時以外には原子炉の運転中、停止中にかかわらず立ち入ることのないと考えられる区域とし、基準線量率は $320\mu\text{Sv/h}$ 以下とする。

D区域： 原子炉の運転中、停止中にかかわらず立ち入ることのないと考えられる

区域とする。

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。

9. 原子炉格納施設

9.1 概要

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。

格納容器内には、鉄筋コンクリート造の原子炉建物を有する。原子炉建物は、運転床面を1階とし、地下中1階、地下1階、地下中2階及び地下2階の地下階を有する。運転床面のレベルは、概ねグラウンドレベルである。格納容器は、所員用及び非常用のエアロックを有し、通常、格納容器への出入りには所員用エアロックが用いられる。また、格納容器には、機器保修等の際に必要な大型機器の搬出入に使用する機器搬入口を設ける。機器搬入口には、通常、ハッチを設置するが、原子炉停止時に大型機器の搬出入等において、必要な場合には、当該ハッチを取り外せるものとする。なお、運転床面は、原子炉運転時にあっても、作業員等が立入りできるものとする。また、格納容器内には、機器保修等において使用する旋回式天井クレーン及び機器ピットを設ける。

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）を空気雰囲気に、格納容器（床下）を原則として窒素雰囲気とする（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（アニュラス

部常用排気フィルタ)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、格納容器内に粒子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。

格納容器(床下)には、原子炉容器及び1次冷却材を保有する施設等が設置されるため、地下中1階床面は必要な遮蔽厚さを有するものとする。また、格納容器(床下)のコンクリート壁の必要な場所には、その放射線損傷を防止するため、遮蔽板を設けるものとする。なお、原子炉容器は、上端のフランジにおいて、地下中1階床面と概ね同じレベルのペDESTALに支持される。1次主冷却系の主循環ポンプ及び主中間熱交換器についても、その取付フランジにおいて、地下中1階床面と概ね同じレベルに支持される。また、これらの上部は区画されたピットに収納されており、原子炉容器にあつては、運転床面と概ね同じレベルに炉上部ピット蓋、主中間熱交換器にあつては、ピット蓋が設置される。

9.2 主要設備

9.2.1 格納容器

9.2.1.1 格納容器本体

格納容器は、半球形の頭部、円筒形の胴部及び半だ円形の底部から構成する炭素鋼製の上部半球形下部半だ円形鏡円筒型容器である(第9.1図参照)。この設計圧力及び設計温度については、1次冷却材であるナトリウムが空気中の酸素と反応し、燃焼した際の圧力及び温度上昇を考慮して設定するものとする。主な仕様を以下に示す。

型式 上部半球形下部半だ円形鏡円筒型

材料 炭素鋼

耐圧部については、ASME SA-516 Grade60 相当品とする。

寸法 上部半球形部半径 約 14m

円筒形部内径 約 28m

全高 約 54m

容積 約 30,000m³

設計圧力 内圧 1.35kg/cm²[gage] (約 0.13MPa[gage])

外圧 0.05kg/cm²[gage] (約 4.9kPa[gage])

設計温度(鋼壁温度) 最高 150°C

最低-15°C

漏えい率 3%/d以下(原子炉停止状態にて設計圧力時において)

設計にあつては、内圧 1.35kg/cm²[gage] (約 0.13MPa[gage])・内部ガス温度 360°Cの条件において、0.7%/dを設計漏えい率とする。なお、内部ガス温度を常温とした場合、当該設計漏えい率は、保守的に 0.45%/dとなる。一方、運転開始後に実施される試験検査にあつては、原子炉容器及び1次主冷却系等にナトリウムを有し、これらを保温していること、また、これに関連して、

格納容器雰囲気調整系を運転する必要があること、さらに、試験検査時であっても、格納容器内圧力と原子炉容器内カバーガス圧力のバランスを保持する必要があることから、試験検査にあつては、測定される漏えい率に誤差が見込まれることから、内圧 $1.35\text{kg/cm}^2[\text{gage}]$ (約 $0.13\text{MPa}[\text{gage}]$)・内部ガス温度 360°C の条件において、 $5\%/d$ を設計漏えい率に相当する値とする。ただし、試験検査にあつては、内部ガス温度を 360°C とすることが困難であることから、内部ガス温度を常温とし、保守的に算出した $3\%/d$ を、格納容器内にナトリウムを保有している場合の試験検査基準値とする。なお、格納容器内にナトリウムを保有していない場合には、試験検査基準値として $0.45\%/d$ を使用する。

9.2.1.2 格納容器貫通部

(1) 配管貫通部及び電気配線貫通部

配管貫通部及び電気配線貫通部には、炭素鋼 (ASME SA-516 Grade60 相当品又は SA-333 Grade1 相当品) 製のペネトレーションノズルを配置する。

配管貫通部には、貫通部において配管の変位を許容する必要があるものとないものの2種類がある。配管の変位を許容する必要があるものとしては、アルゴンガス系の配管や2次主冷却系の高圧配管等があり、これらについては、当該配管の温度変化に伴う熱膨張やその他の理由により、貫通部における配管の変位を許容する必要がある。これらの配管貫通部は、シールベローズ構造とすることで、配管の変位を許容し、かつ、貫通部の気密性を確保するものとする。また、圧力が高い配管については、ベローズを保護するための保護管を設ける。配管の変位を許容する必要がないものについては、配管を貫通部のノズルに直接溶接するものとし、貫通部の気密性を確保する。電気配線貫通部は、貫通スリーブの両端を密閉した二重シール構造とする。主要な貫通部については、運転開始後にも試験検査 (漏えい率) を行うことができるものとする。また、配管貫通部及び電気配線貫通部の格納容器外側の端部は、アニュラス部に存在するよう設計する。

(2) エアロック及び機器搬入口

所員用及び非常用のエアロックは、格納容器内外に気密扉を設けた構造であり、これらの扉を同時に開放しないためのインターロック及び圧力平衡装置等を有する。また、機器搬入口には、二重ガスケットシール構造を有するハッチが設置される。当該ハッチは、ボルトにより機器搬入口に設置される。

所員用及び非常用のエアロックについては、エアロック内を加圧・減圧することで、試験検査 (漏えい率) を行うことができるものとする。機器搬入口については、二重ガスケットシール部に設けた漏えい試験孔を介して、当該シール部を加圧・減圧することで、試験検査 (漏えい率) を行うことができるものとする。なお、シール用ガスケットについては定期的に点検し、必要に応じて交換する。

(3) 隔離弁

格納容器を貫通する配管には、格納容器に接近した位置に隔離弁を設ける。隔離弁

は、原子炉保護系（アイソレーション）の作動信号により、自動的に閉止されるものとする。また、中央制御室において、遠隔手動操作により、その閉止操作だけでなく、必要な場合には、隔離を解除することができるものとする。隔離弁は、非常用電源設備から電力を供給し、単一故障によっても隔離機能を喪失することがないものとする。また、隔離弁は、閉止後に駆動動力源が喪失した場合にあっても、隔離機能を喪失しないものとする。

原子炉運転中に格納容器の内側及び外側において開口している配管については、格納容器の内側に 1 個及び外側に 1 個の隔離弁を設ける。原子炉運転中に格納容器の内側又は外側において閉口している配管については、それぞれ格納容器の内側又は外側に 1 個の隔離弁を設ける。原子炉運転中に格納容器の内側及び外側において、閉回路を形成している 2 次主冷却系及び 2 次補助冷却系の配管については、事故の収束に必要な系統の配管であって、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であるため、隔離弁を設けない。逆止弁を用いる場合は、原子炉格納容器の壁を貫通する配管に、原子炉格納容器内外いずれかの位置で破損が生じ、その逆止弁に対する逆圧がすべて喪失した条件においても、必要な隔離機能が重力等によって維持されるものとする。

なお、隔離弁の設計圧力及び設計温度については、格納容器の設計圧力及び設計温度、又は隔離弁の設置される配管の設計圧力及び設計温度のうち、保守的なものを使用する。

(4) バキュームブレーカ

格納容器（床下）において、1 次冷却材の漏えい（設計基準事故のうち 1 次冷却材漏えい事故）が発生し、原子炉停止後に、その保守のために、格納容器（床下）を空気雰囲気とした際には、ナトリウムの燃焼が生じるおそれがある。隔離弁が閉止された状態にあっては、当該ナトリウム燃焼により、格納容器内の圧力及び温度が上昇するが、時間の経過に伴うナトリウム燃焼の終息（格納容器内の酸素の消費）により、圧力は徐々に減少し、負圧に至る。格納容器内の圧力が負圧に至るおそれが生じた場合に、設計圧力（外圧：0.05kg/cm²[gage]（約 4.9kPa[gage]））を超える負荷が生じることがないように、格納容器には、外気を導入するための弁を設ける。当該弁は、格納容器の内圧が負圧となった場合に使用することを想定するものとし、設計圧力（外圧）を下回る設定圧力で自動的に弁を開放し、外気を導入するバキュームブレーカとする。なお、外気の導入が必要となる時点にあっては、格納容器内の酸素がすでに消費されていることで、ナトリウム燃焼が終息し、当該ナトリウムの温度が低下しているため、外気を導入しても、大きなナトリウムの燃焼が再発することはない。

(5) トランスファロータ収納部

核燃料物質取扱設備の一つであるトランスファロータのうち、トランスファロータケーシング及びトランスファロータ駆動装置の一部を収納するため、格納容器には、トランスファロータ収納部（トランスファロータケーシング収納部及びトランスファロータ駆動装置収納部）を設ける。トランスファロータケーシング及びトランスファロータ駆動装置は、当該収納部に取り付けられる。トランスファロータ駆動装置収納部は隔壁

構造を有し、格納容器バウンダリの一部を構成する。また、トランスファロータケシング収納部については、取り付けられたトランスファロータケシングの一部が格納容器バウンダリの一部を構成する。これらの隔壁等については、格納容器内の原子炉建物のコンクリートと接触することがないように、十分な空間を有するものとし、かつ、アニュラス部と当該空間を隔て、雰囲気を独立させることができるものとする。

9.2.2 外周コンクリート壁（アニュラス部を含む。）

外周コンクリート壁は、格納容器を取り囲むように設置するたて置円筒型の鉄筋コンクリート建造物であり、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空間はアニュラス部を構成する。アニュラス部は、通常運転時において、アニュラス部排気設備により、その内部を負圧状態に維持される。主な仕様を以下に示す。

型式 たて置円筒型

材料 鉄筋コンクリート

寸法 内径×板厚 約 30m×約 0.5m

高さ 地上約 27m・地下約 20m

設計気密度 約-0.1kPa[gage]の負圧条件において漏えい率 200%/d

9.2.3 アニュラス部排気設備（非常用換気設備を含む。）

アニュラス部排気設備は、通常運転時において、アニュラス部を負圧状態に維持するためのものであり、フィルタ、排風機及びこれらを結ぶ配管等から構成する（第 9.2 図参照）。また、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（アニュラス部常用排気フィルタ）を経由し、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経由して、主排気筒から放出される。アニュラス部は、通常、約-0.1kPa[gage]に維持されるものとし、アニュラス部排気設備の排風機は、非常用ディーゼル電源系に接続するものとする。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、格納容器内に粒子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。主な仕様を以下に示す。

（i）アニュラス部排風機

基数 2基（内予備1基）

処理風量 約 1,700m³/h/基

（ii）非常用ガス処理装置

基数 2基（内予備1基）

処理風量 約 1,700m³/h/基

系統よう素除去効率

無機よう素に対して 98%（ただし、湿度 80%以下において）

有機よう素に対して 92%（ただし、湿度 80%以下において）

粒子状浮遊物除去効率 98% (ただし、DOP 約 $0.5 \mu\text{m}$ 粒子に対して)

9.2.4 安全容器

原子炉容器の周囲には、遮へいグラファイトが設置される。安全容器は、原子炉容器及び遮へいグラファイトを収納するたて置円筒型の鋼製容器である。底鏡面板は平板で、基礎コンクリート上に敷かれた鋼板上に据え付けられる。胴上部には、ベローズを用いた膨張継手を有し、上端は、生体遮へい体（原子炉建物の一部）の内張り鋼板に接続される。安全容器と生体遮へい体のギャップには、窒素ガスが通気される。主な仕様を以下に示す。

型式 たて置円筒型
材料 炭素鋼
寸法 内径 約 6.4m
全高 約 9m

多量の放射性物質等を放出する事故等時

安全容器は、多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、安全容器内において設計基準の範囲を超えて冷却材が漏えいし、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事象が発生した場合にあっても、漏えいした冷却材を保持し、補助冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位（原子炉容器通常ナトリウム液位-4,000mm）を確保する設計とする。

また、安全容器は、多量の放射性物質等を放出する事故のうち、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又は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事象により炉心が著しく損傷し、原子炉容器外に冷却材（ナトリウム）や放射性物質等（溶融炉心物質を含む。）が流出した場合に、格納容器の破損を防止するため、流出した冷却材や損傷炉心物質を保持できるように以下の条件で設計する。

設計圧力 内圧 ベローズを含めて上部 $0.5\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $49\text{kPa}[\text{gage}]$)
ベローズより下部 $1.0\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $98\text{kPa}[\text{gage}]$)
設計温度 耐圧部 450°C

9.2.5 炉上部ピット

原子炉容器は、上端のフランジにおいて、格納容器内の地下中 1 階床面と概ね同じレベルのペDESTアルに支持される。原子炉容器の上部に設けられる回転プラグは、炉上部ピット内に位置する。炉上部ピットの上方には、運転床面と概ね同じレベルに炉上部ピット蓋が設置される。なお、炉上部ピット蓋については、原子炉運転中に当該エリアを A 区域（基準線量率： $20 \mu\text{Sv}/\text{h}$ 以下）とする必要がある場合に、設置するものとする。

9.2.6 格納容器雰囲気調整系

格納容器（床上）と格納容器（床下）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。

格納容器空気雰囲気調整設備は、第 9.3 図に示すように、原子炉附属建物内に設置される送風機及び排風機により、格納容器（床上）に空気を給気・排気するとともに、当該雰囲気の圧力を微正圧（約 0.1kPa[gage]）に維持するものである。また、1 次主循環ポンプの電動機を冷却するため、格納容器（床上）には、再循環式のファンコイルユニットが設置される。

格納容器窒素雰囲気調整設備は、第 9.3 図に示すように、格納容器（床下）に窒素ガスを供給することで、酸素濃度 4%（重量比）以下の窒素雰囲気とし、ナトリウムが漏えいした場合にあっても、その燃焼を防止するものである。また、格納容器窒素雰囲気調整設備は、格納容器（床下）の窒素ガスを冷却し、循環するためのファンを有する。

格納容器窒素雰囲気調整設備の一部は、非常用ディーゼル電源系に接続する。なお、格納容器（床下）の圧力は、通常、微正圧（約 0.1kPa[gage]）に維持される。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、格納容器（床下）を空気雰囲気にできるものとするが、その場合は、空気置換前に、当該区域のナトリウムをドレンするものとする（ただし、格納容器（床上）と格納容器（床下）のバウンダリを形成した場合を除く。）。

9.2.7 コンクリート遮へい体冷却系

安全容器の外側に位置する生体遮へい体（コンクリート遮へい体）は、主に、ガンマ線により発熱する。安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに、窒素ガスを通気し、当該部を許容温度以下に保持するため、コンクリート遮へい体冷却系を設ける（第 9.4 図参照）。コンクリート遮へい体冷却系は、ブロワ及び冷却器等から構成する。安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに通気された窒素ガスは、ブロワを経由し、格納容器外に設置した冷却器に導入・熱放散され、再び、安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに通気される。なお、冷却器は水冷式とする。

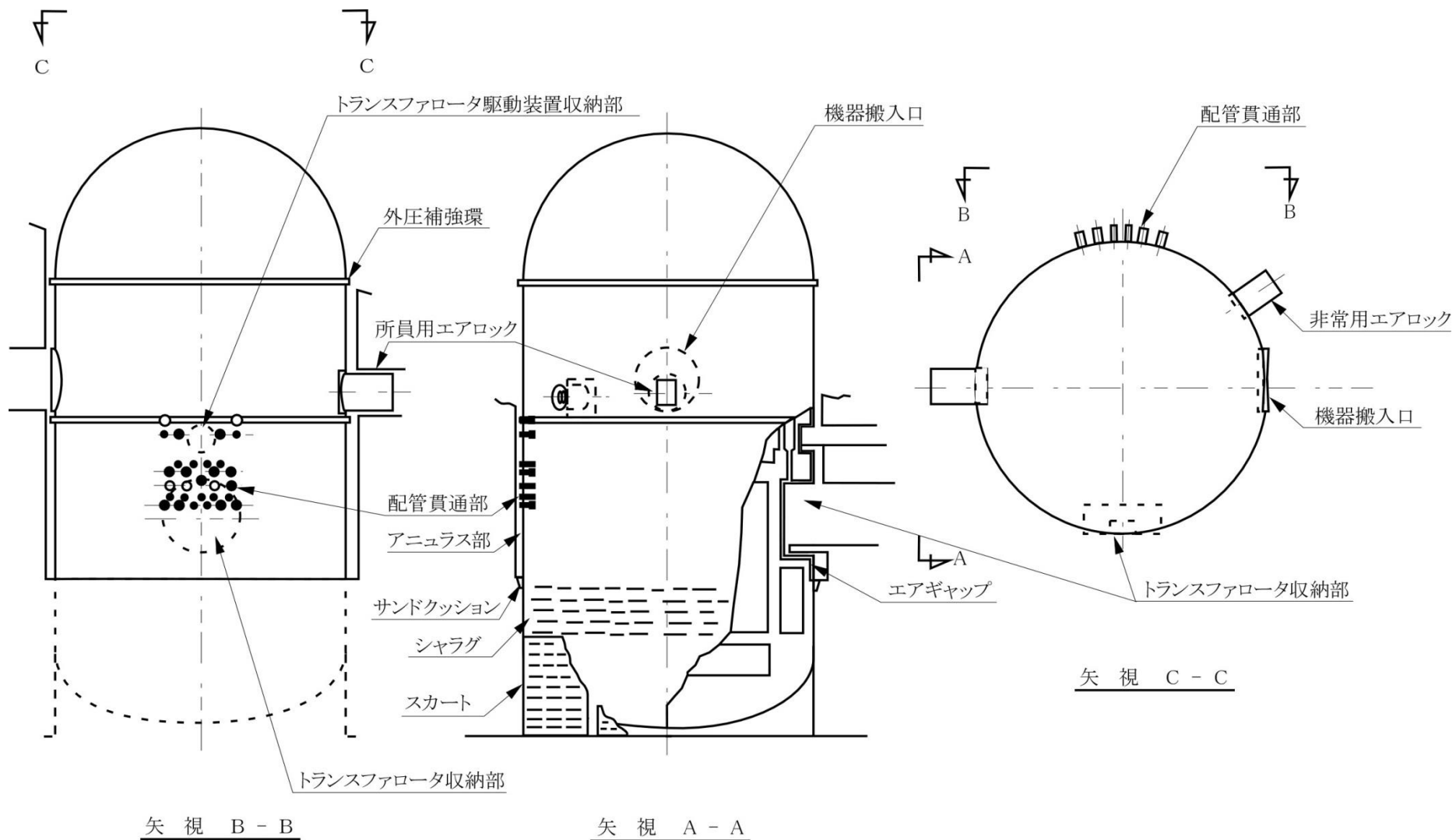
多量の放射性物質等を放出する事故等時

コンクリート遮へい体冷却系は、多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、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又は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事象が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉容器外壁に窒素ガスを通気し、原子炉停止後の炉心を冷却できるよう整備する。また、多量の放射性物質等を放出する事故のうち、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又は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事象により、炉心が著しく損傷し、原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質が流出した場合に、格納容器の破損を防止するため、流出した冷却材や損傷炉心物質を安全容器外面から冷却できるよう以下の条件で設計する。

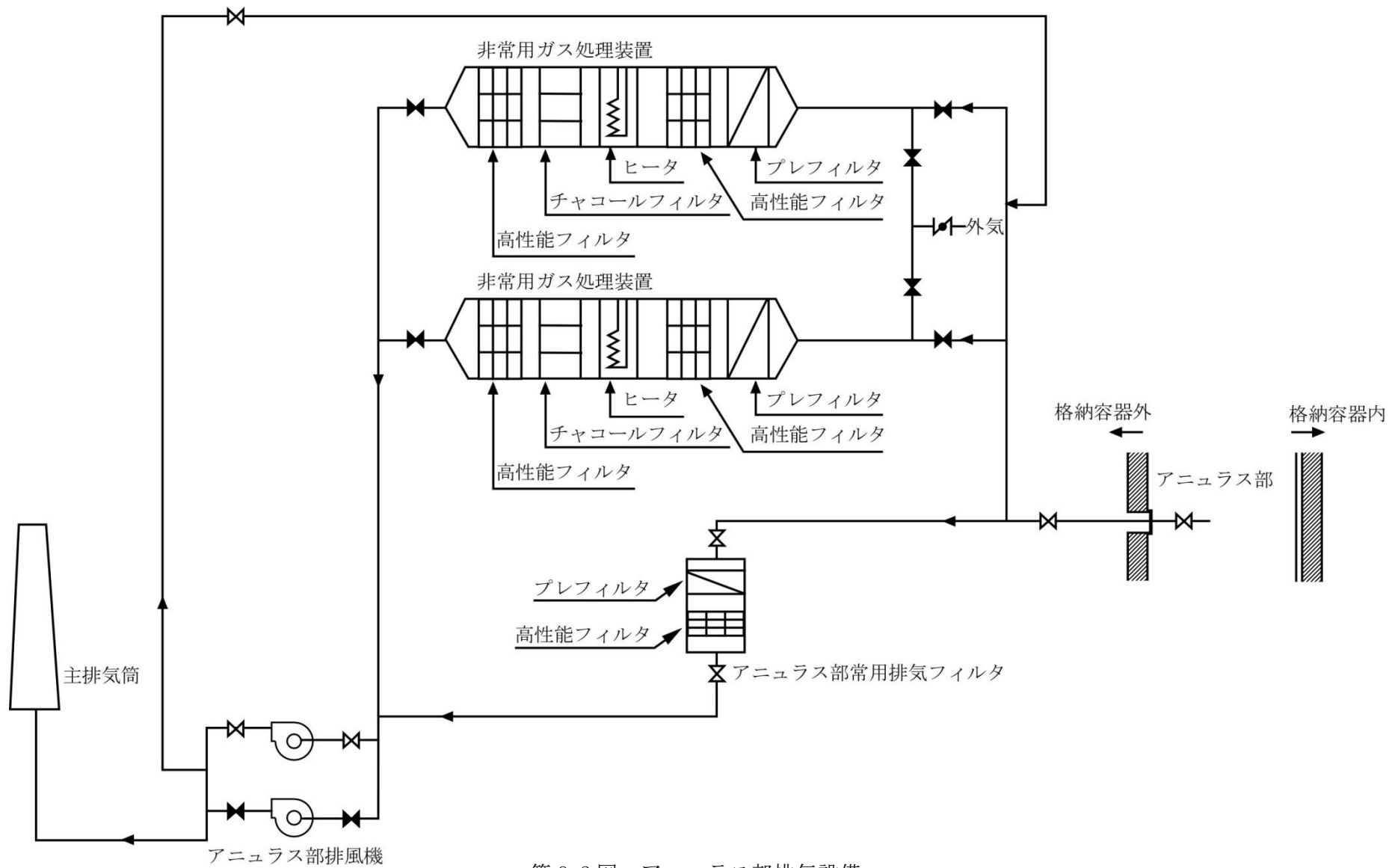
- (i) 窒素ガスブロワ
 - 型式 ターボブロワ
 - 基数 2台 (内予備1台)
 - 容量 約30,000m³/h/台
- (ii) ペDESTALブースタブロワ
 - 型式 ターボブロワ
 - 基数 2台 (内予備1台)
 - 容量 約5,500m³/h/台
- (iii) 窒素ガス冷却器
 - 型式 シェルアンドチューブ型
 - 基数 2基
 - 冷却水量 約172ton/h/2基
 - 容量 約1MW/2基

9.2.8 格納容器付帯設備

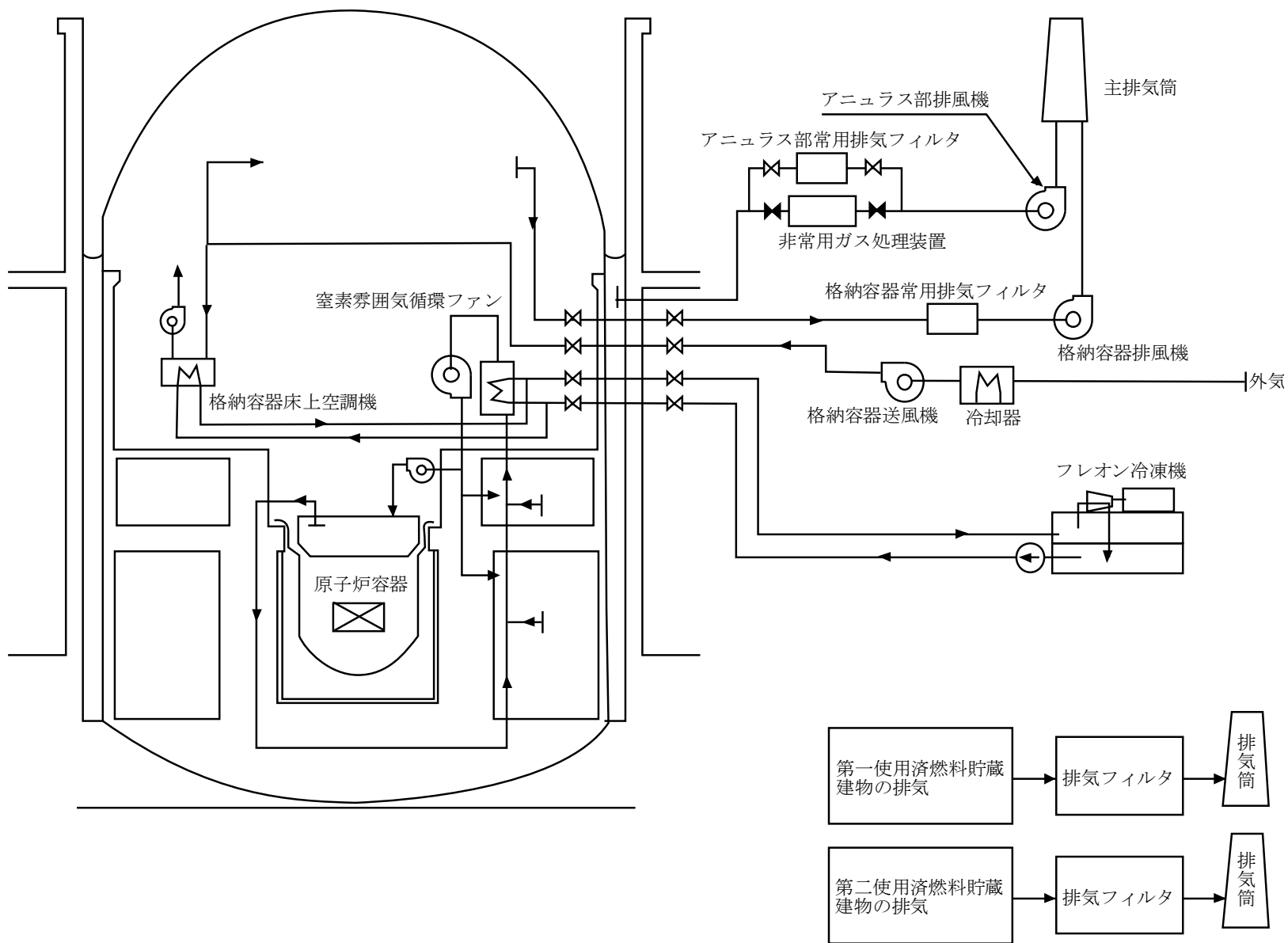
格納容器内には、機器保守等において使用する旋回式天井クレーン及び機器ピットを設ける。旋回式天井クレーンは1台とし、機器類の移動に使用する。機器ピットは、運転床に開口を有し、格納容器(床下)に至る円筒形状のコンクリート構造物(原子炉建物の一部)であり、鋼製ライニングを敷設したものとする。原子炉容器内に設置される機器及び1次冷却系機器等の取り扱いにあっては、その放射化や放射性ナトリウム付着のおそれを考慮し、必要に応じて、適切なバッグ、キャスク及びコフィン類を準備し、遮蔽及びナトリウム燃焼防止を図るものとしており、機器ピットは、これらの取り扱い等に使用する。なお、機器ピット上部には、通常、ピット蓋が設置される。



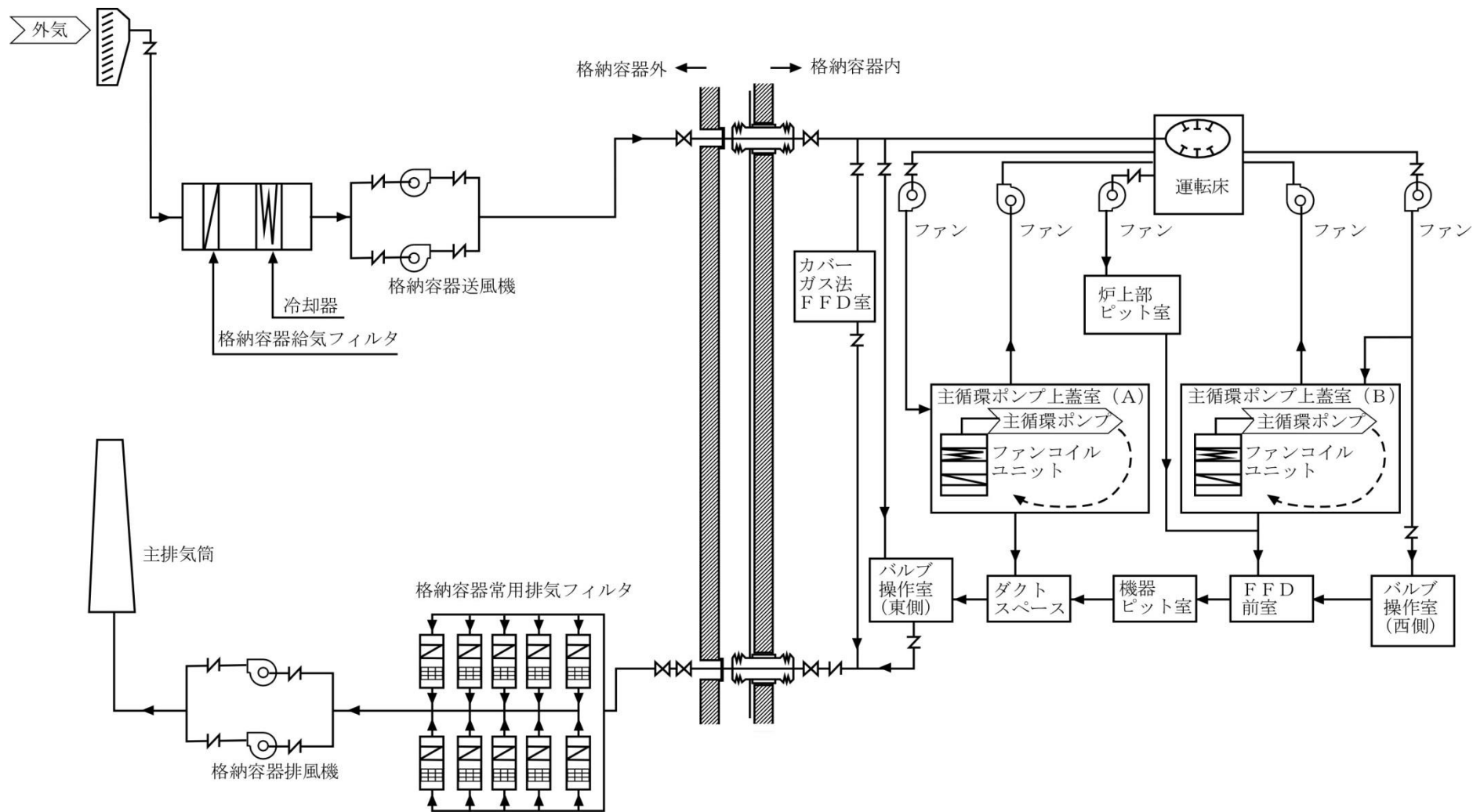
第 9.1 図 格納容器



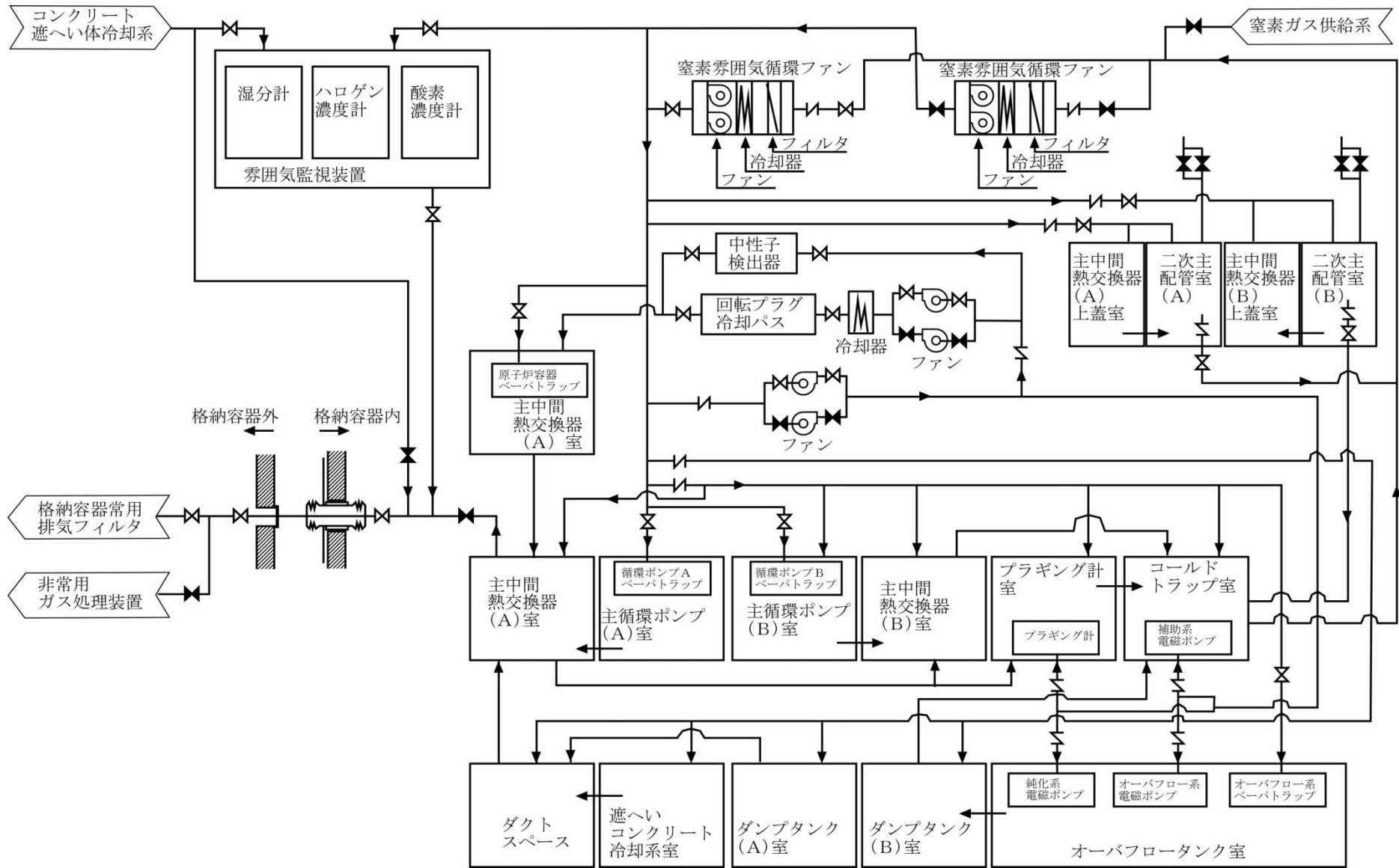
第 9.2 図 アニュラス部排気設備



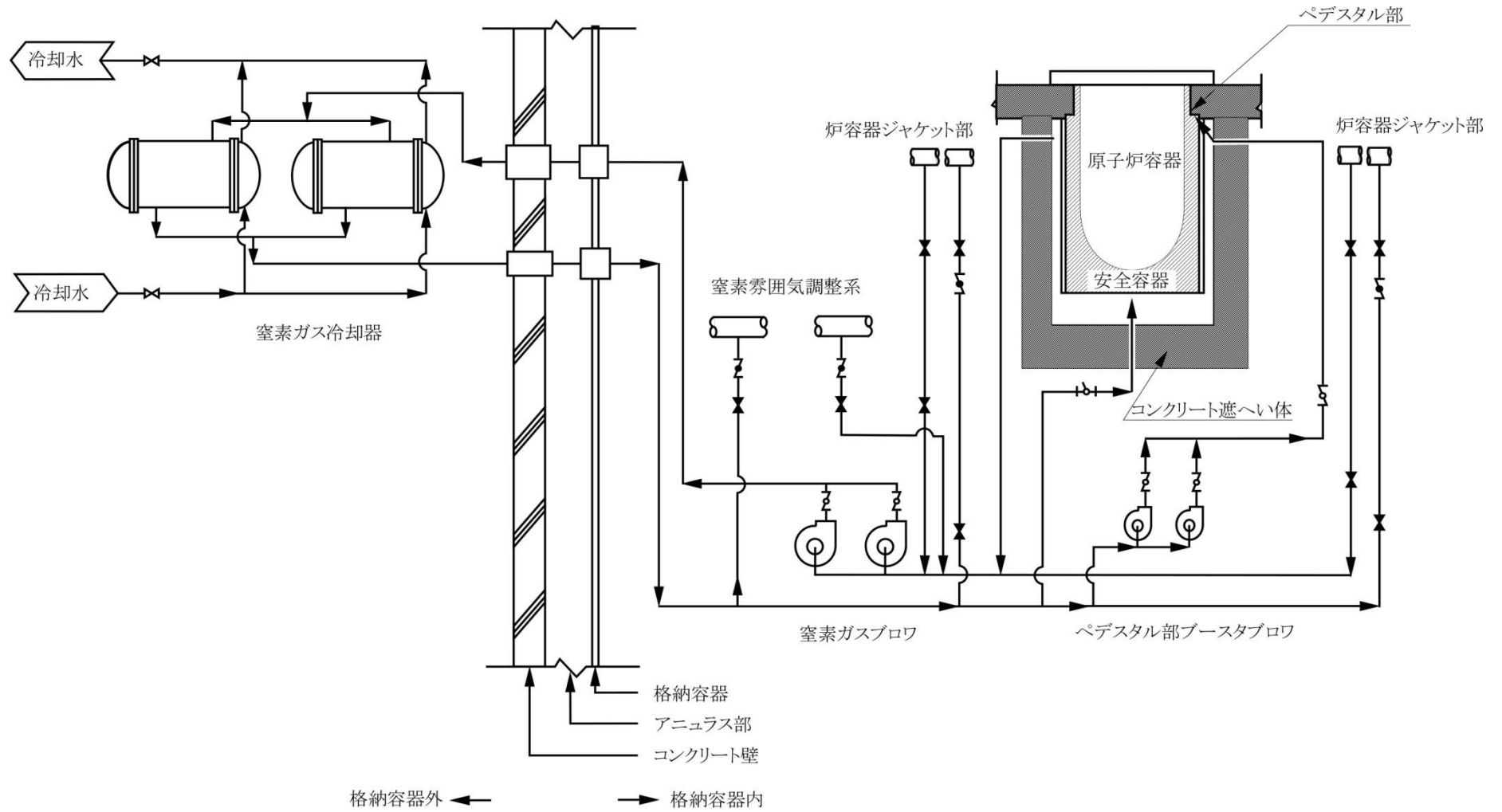
第 9.3 図 (1/3) 格納容器雰囲気調整系等



第 9.3 図 (2/3) 格納容器雰囲気調整系等



第 9.3 図 (3/3) 格納容器雰囲気調整系等



第 9.4 図 コンクリート遮へい体冷却系

10. その他試験研究用等原子炉の附属施設

10.1 概要

原子炉施設には、その他試験研究用等原子炉の附属施設の主要設備として、以下の設備等を設ける。

- (1) 非常用電源設備
- (2) 常用電源
- (3) 補機冷却設備
- (4) 空調換気設備
- (5) ガス供給設備
- (6) 脱塩水供給設備
- (7) 圧縮空気供給設備
- (8) 火災防護対策設備
- (9) 通信連絡設備
- (10) 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材
- (11) 実験設備

10.2 非常用電源設備

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し、また、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。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。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。

(1) ディーゼル発電機

原子炉施設には、2系統の非常用ディーゼル電源系を設ける。各系統は、ディーゼル発電機、3.3kV母線、400V母線、200V母線及び100V母線から構成し、常時は独立に使用されるものとする。非常用ディーゼル電源系は、通常時にあっては、常用電源を経由し、外部電源より給電されるものとするが、外部電源喪失時には、ディーゼル発電機より電源が

供給される。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）設置するものとする。

ディーゼル発電機は、低電圧継電器により外部電源の喪失を検出し、限時継電器で数秒間の停電を確認した後、2 基同時に自動起動する。ディーゼル発電機の起動方式は、圧縮空気始動方式であり、外部電源喪失後 30 秒で最初の負荷投入が可能となる。2 基のディーゼル発電機は、あらかじめ定めた順序に従い、非常用負荷に給電するものとする。なお、非常用負荷は、2 基のディーゼル発電機のうち 1 基が停止した場合であっても、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。主な負荷を以下に示す。

1 次補助冷却系及び 2 次補助冷却系

1 次純化系及びオーバフロー系

1 次冷却系予熱設備（一部）

2 次冷却系予熱設備

格納容器雰囲気調整系

アニュラス部排気設備

非常用換気設備

コンクリート遮へい体冷却系

気体廃棄物処理設備

放射線監視設備（一部）

空調換気設備（一部）

補機冷却設備

圧縮空気供給設備

非常用照明設備

（2）蓄電池

原子炉施設には、2 系統の交流無停電電源系及び 2 系統の直流無停電電源系を設ける。交流無停電電源系の各系統は、整流装置、蓄電池、インバータ及び母線から構成し、常時は独立に使用されるものとする。交流無停電電源系は、通常時においては、常用電源を経由し、非常用ディーゼル電源系の 400V 母線等を介して、外部電源より給電されるものとするが、全交流電源喪失時（外部電源喪失後、ディーゼル発電機が起動し、定格電圧が確立するまでの時間を含む。）には、蓄電池より、インバータを介して、電源が供給される。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）設置するものとする。なお、非常用負荷は、2 系統の交流無停電電源系のうち 1 系統が停止した場合であっても、他の 1 系統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。直流無停電電源系の各系統は、整流装置、蓄電池、負荷電圧補償装置及び母線から構成し、常時は独立に使用されるもの

とする。直流無停電電源系は、通常時にあっては、常用電源を経由し、非常用ディーゼル電源系の 400V 母線等を介して、外部電源より給電されるものとするが、全交流電源喪失時（外部電源喪失後、ディーゼル発電機が起動し、定格電圧が確立するまでの時間を含む。）には、蓄電池より電源が供給される。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）設置するものとする。なお、非常用負荷は、2 系統の直流無停電電源系のうち 1 系統が停止した場合にあっても、他の 1 系統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。交流無停電電源系及び直流無停電電源系の主な負荷を以下に示す。

交流無停電電源系

原子炉保護系（関連する核計装、プロセス計装及び放射線管理設備を含む。）

格納容器（隔離弁（制御用電源））

中央制御室制御盤等（一部現場盤を含む。）

直流無停電電源系

1 次主冷却系（1 次主循環ポンプポニーモータ）

1 次補助冷却系（サイフォンブレイク止弁）

格納容器（隔離弁（駆動用電源））

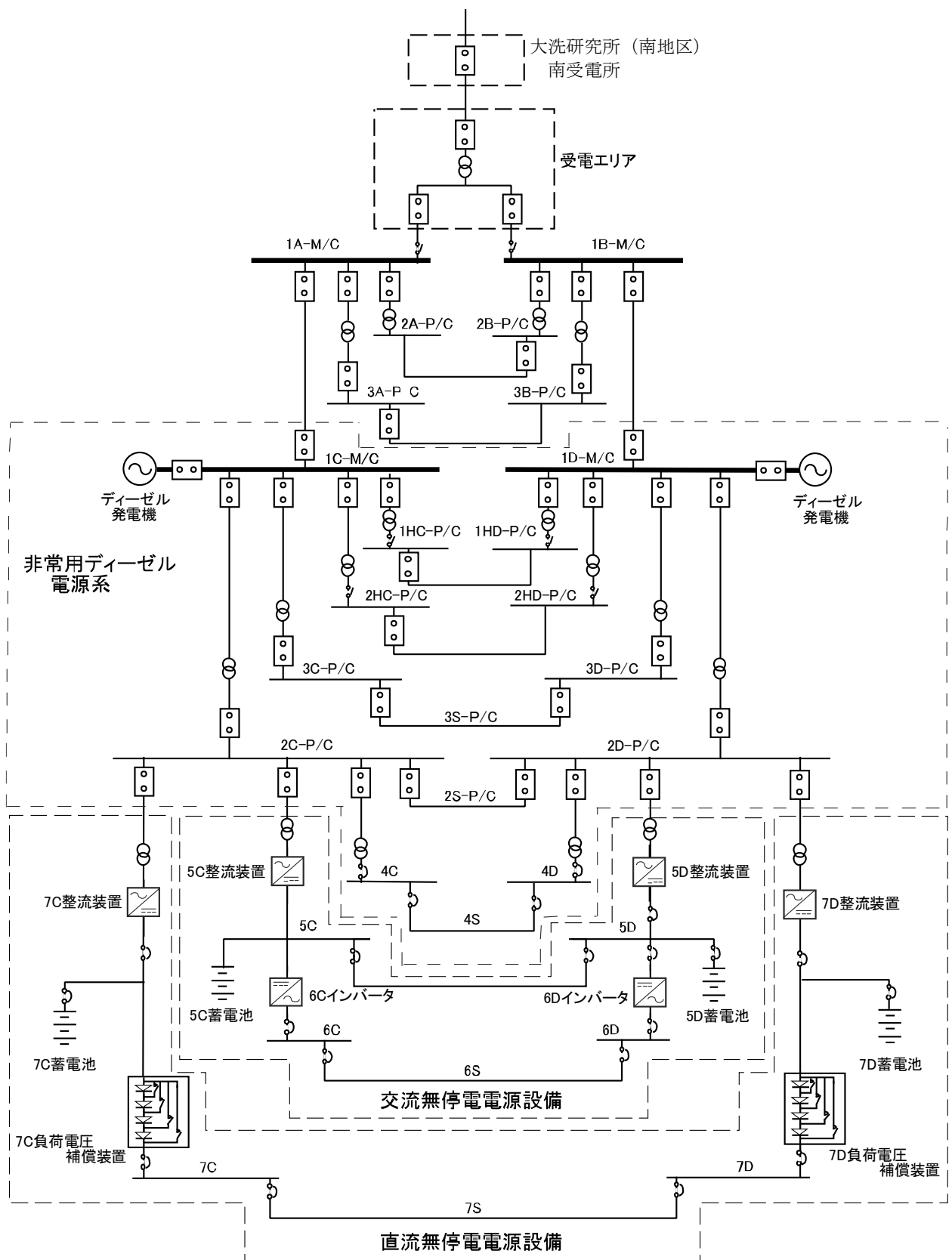
中央制御室制御盤等（一部現場盤を含む。）

非常灯

10.3 常用電源

原子炉施設は、大洗研究所（南地区）南受電所から 66kV 配電線 1 回線で商用電源（外部電源）を受電する。

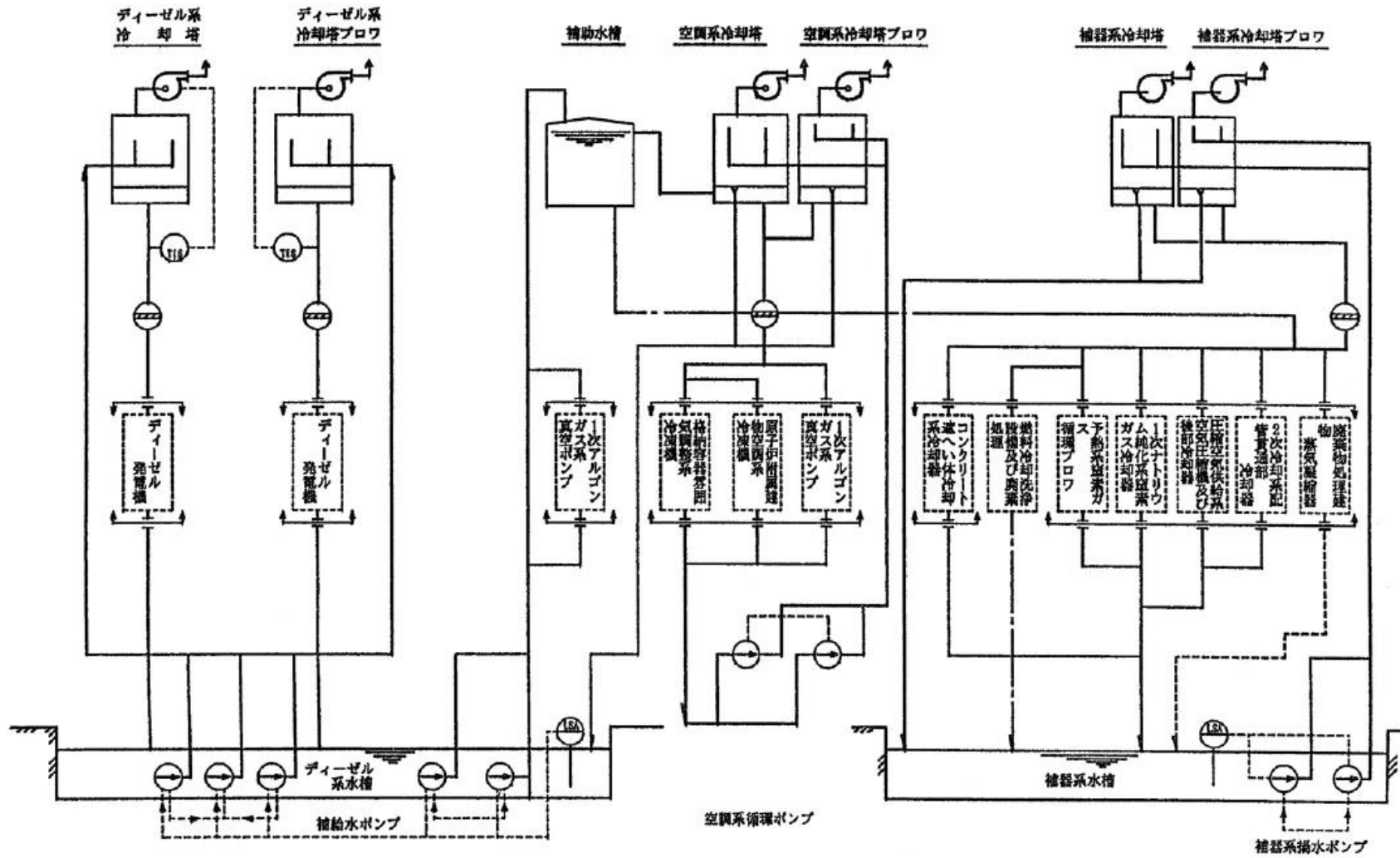
原子炉施設における電源系統図を第 10.3.1 図に示す。原子炉施設の電源系統は、一般電源系、非常用ディーゼル電源系、交流無停電電源系及び直流無停電電源系から構成する。原子炉施設の受電エリアにおいて、主変圧器により、3.3kV に降圧し、2 系統の一般電源系に電源を供給する。各系統は、3.3kV 母線、400V 母線及び 200V 母線から構成し、常時は独立に使用されるものとする。



第 10.3.1 図 電源設備

10.4 補機冷却設備

補機冷却設備は、冷却水水槽、補助水槽、冷却塔、揚水ポンプ及び循環ポンプ等から構成する（第 10.4.1 図参照）。補機冷却設備は、揚水ポンプにより冷却水水槽より水を汲み上げ、格納容器雰囲気調整系、コンクリート遮へい体冷却系、使用済燃料貯蔵設備水冷却浄化設備、ディーゼル発電機、圧縮空気供給設備等に冷却水を供給するものであり、各設備等に供給された水は冷却水水槽に還流する。なお、一部の補機冷却設備については、循環ポンプにより、冷却水水槽を経由せず、冷却水を循環する。また、除去した熱は、冷却塔から大気中に放散される。揚水ポンプ及び循環ポンプについては、それぞれ非常用ディーゼル電源系に接続された予備ポンプを設けるものとする。



第 10. 4. 1 図 補機冷却設備

10.5 空調換気設備

原子炉施設には、管理区域における空気汚染の抑制、外部への汚染空気の放出抑制、及び機器・人員に必要な雰囲気調整等に用いる空調換気設備を設ける。

管理区域の空気は、空調換気設備の排気ラインに設けられたフィルタを介して、主排気筒又は排気筒に導入され、外部に放出される。空調換気設備は、外部電源喪失時又は送排風機故障時を含め、管理区域の汚染空気が非管理区域へ流出しないように、また、管理区域内において、高汚染空気が、その他の区域に拡大しないように設計するものとし、その機能に応じて、非常用ディーゼル電源に接続するとともに、逆流防止用のダンパを設置する。

10.6 ガス供給設備

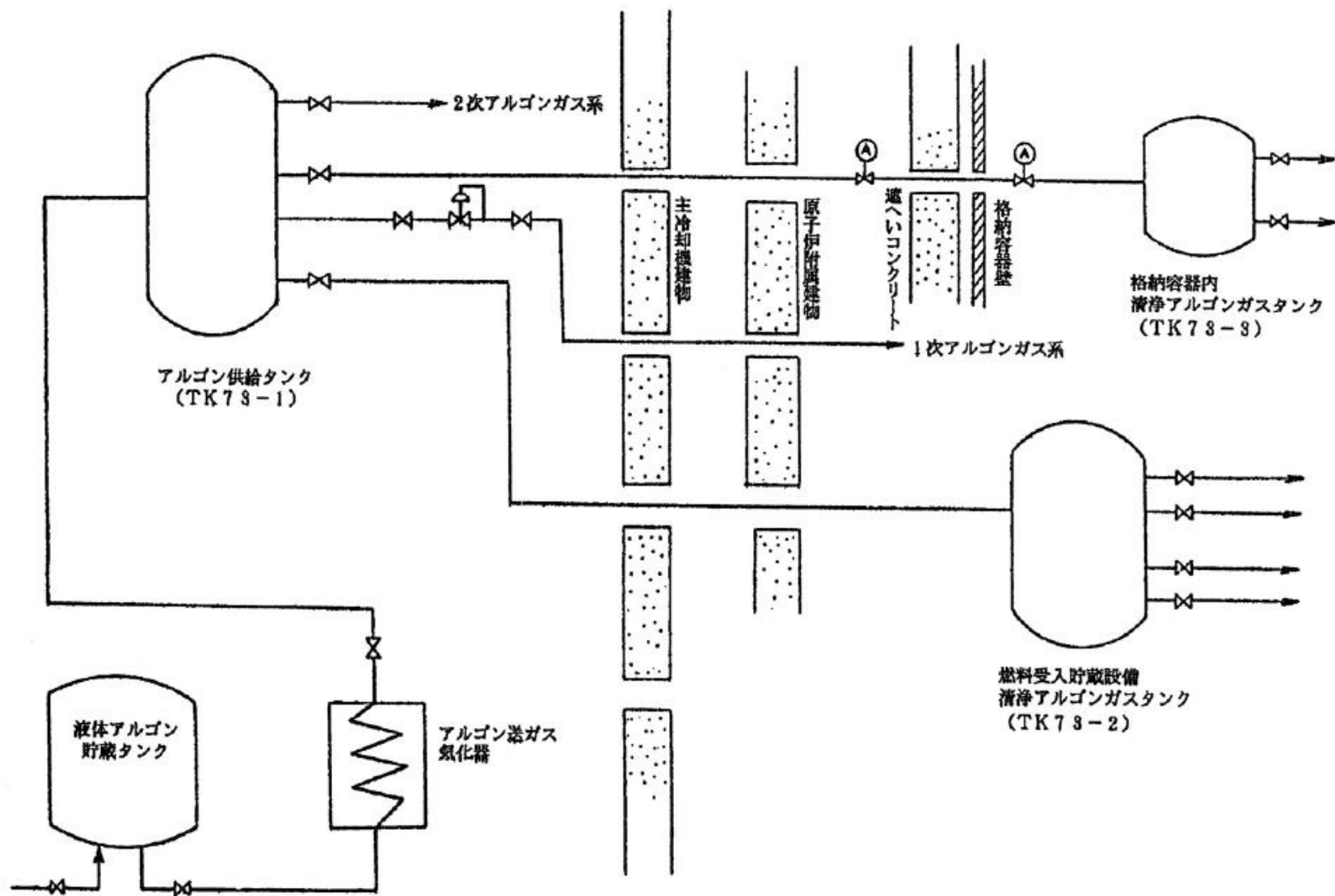
原子炉施設には、ガス供給設備として、アルゴンガス供給設備及び窒素ガス供給設備を設ける。

10.6.1 アルゴンガス供給設備

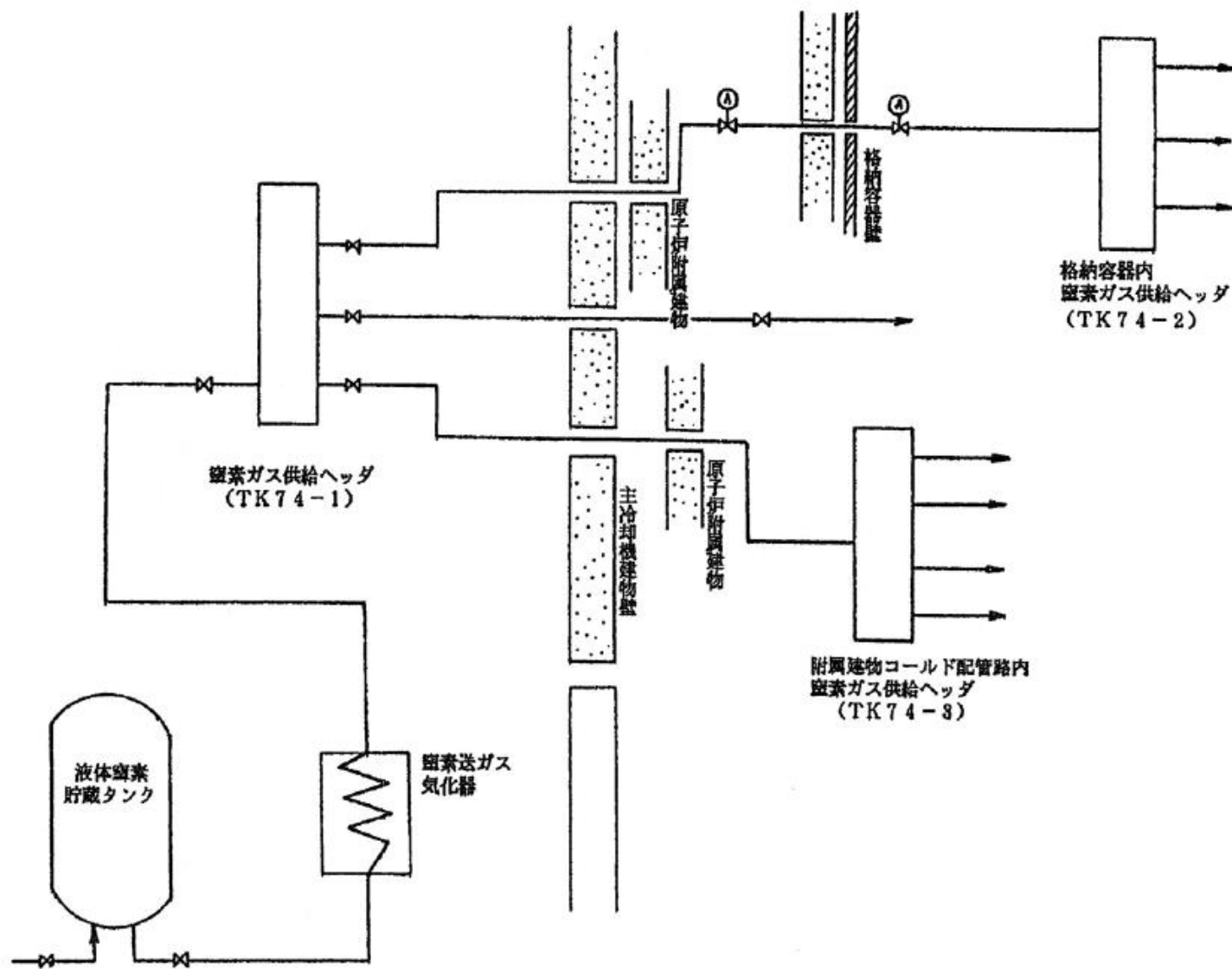
アルゴンガスは、ナトリウム自由液面のカバーガスの他に、シールガスやパージガスとして使用される。アルゴンガス供給設備は、液体アルゴン貯蔵タンク、アルゴン送ガス気化器及びアルゴン供給タンク等から構成する（第 10.6.1 図参照）。アルゴンガス供給設備におけるアルゴンガスの貯蔵能力は、通常時に使用するアルゴンガス約 10 日分とする。アルゴンガスは、タンクローリー等により、液体アルゴン貯蔵タンクに供給される。液体アルゴン貯蔵タンク中の液体アルゴンは、アルゴン送ガス気化器で気化され、アルゴン供給タンクに送られた後、1 次アルゴンガス系、2 次アルゴンガス系及び燃料受入貯蔵系用アルゴンガス系等に供給される。

10.6.2 窒素ガス供給設備

窒素ガスは、格納容器（床下）の雰囲気ガスの他に、窒素雰囲気調整に設置された計装用ガス、ナトリウムに直接接触しない設備等での予熱ガス又は冷却ガスとして使用される。窒素ガス供給設備は、液体窒素貯蔵タンク、窒素送ガス気化器及び窒素ガス供給ヘッド等から構成する（第 10.6.2 図参照）。窒素ガス供給設備における窒素ガスの貯蔵能力は、通常時に使用する窒素ガス約 1 週間分（液体窒素貯蔵タンク容量：約 11m³（液体窒素））とする。窒素ガスは、タンクローリー等により、液体窒素貯蔵タンクに供給される。液体窒素貯蔵タンク中の液体窒素は、窒素送ガス気化器（スチーム加温式特殊型（最大蒸発量：約 2,000Nm³/h））で気化され、窒素ガス供給ヘッドに送られた後、格納容器窒素雰囲気調整系、コンクリート遮へい体冷却系、1 次冷却系予熱設備の窒素ガス予熱系、及び 1 次純化系コールドトラップ等に供給される。



第 10. 6. 1 図 アルゴンガス供給設備



第 10.6.2 図 窒素ガス供給設備

10.7 脱塩水供給設備

原子炉施設で使用する水は、敷地内に設けられた人造湖（夏海湖）からポンプにより取水され、ろ過装置で処理した後、ろ過水貯蔵タンクに貯蔵され、脱塩水供給設備やボイラー設備等に使用される。脱塩水供給設備は、主に、使用済燃料貯蔵設備水冷却池に純水を供給するために用いられるものであり、ろ過水は、混床式イオン交換塔を経由し、純水となり、純水貯蔵タンクに貯蔵され、使用済燃料貯蔵設備水冷却浄化設備等に使用される。脱塩水供給設備の給水処理系は2系統から構成し、1系統において混床式イオン交換塔の再生運転中にあっても、純水を供給できるものとする。なお、1系統運転時の処理水量は $5\text{m}^3/\text{d}$ とし、混床式イオン交換塔出口の導電率を $1\mu\text{S}/\text{cm}$ 以下（ 25°C ）とする。また、給水処理系の操作（混床式イオン交換塔の再生運転を含む。）は、全自動、半自動又は遠隔手動で実施できるものとする。

10.8 圧縮空気供給設備

圧縮空気供給設備は、計測用圧縮空気及びサービス用圧縮空気を供給するものであり、圧縮機、後部冷却器、空気貯蔵及び除湿塔等から構成する。圧縮機は、必要な負荷に対して100%の容量を有するものを3台設けるものとし、2台は予備機として運用する。また、外部電源喪失時にあっても圧縮空気を供給できるように非常用ディーゼル電源系に接続するものとする。圧縮空気供給設備の主な仕様を以下に示す。

（1）圧縮機

型式 無給油式圧縮機

台数 3台

圧力 $7\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ （約 $0.69\text{MPa}[\text{gage}]$ ）

（2）後部冷却器

型式 表面冷却式単流横置型

基数 3基

（3）空気貯蔵タンク

型式 横置円筒型

基数 2基

（4）除湿塔

型式 活性アルミナ吸着式

基数 2基

10.9 火災防護対策設備

設計基準において想定される火災により、原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、以下の火災防護対策設備を設ける。

10.9.1 消火設備

設計基準において想定される火災により、原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、以下の消火設備を設ける。

なお、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。

- (1) 可搬式消火器(ナトリウム燃焼に対しては、特殊化学消火剤を用いた可搬式消火器を、一般火災に対しては、ABC消火器又は二酸化炭素消火器を使用)
- (2) 固定式消火設備 (ハロン消火設備)
- (3) 消火用ホース類 (ナトリウムを取り扱う区域 (管理区域を包絡) を除いた区域 (屋外等) で使用)

10.9.2 感知設備

設計基準において想定される火災により、原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、以下の感知設備 (ナトリウム漏えいの検出器及び火災感知設備をいう。) を設ける。これらが作動した場合に中央制御室に警報を発し、かつ、火災の発生場所が特定できるものとする。

- (1) ナトリウム漏えい検出器
 - ・ 光学式 (主冷却器及び補助冷却器に使用)
 - ・ 通電式 (主冷却器及び補助冷却器以外に使用)
- (2) 火災感知設備
 - ・ アナログ式の煙感知器
 - ・ アナログ式の熱感知器
 - ・ アナログ式の熱感知カメラ
 - ・ 防爆型の非アナログ式の煙感知器
 - ・ 防爆型の非アナログ式の熱感知器
 - ・ 非アナログ式の炎感知器 (赤外線方式)

10.10 通信連絡設備

敷地内に事象発生 of 指示や避難指示等必要な指示を行うための通信連絡設備は、構内一斉放送設備、非常用放送設備及び送受話器 (ページング) から構成する。構内一斉放送設備は、敷地内にいる人に対し指示できるものとし、非常用放送設備は、原子炉施設内の人に対し、中央制御室から指示できるものとする。また、送受話器 (ページング) は、中央制御室と関連する現場との間で通信連絡できるものとする。構内一斉放送設備は、大洗研究所で共用するものであり、外部電源喪失時にあっても使用できるよう、専用の非常用発電機 (第 10.10.1 表参照) を有する。非常用放送設備及び送受話器 (ページング) は、外部電源喪失時にあっても使用できるよう、非常用ディーゼル電源系に接続する。

大洗研究所内に設置される現地対策本部から関係官庁等の異常時通報連絡先機関等へ連絡を行うための通信連絡設備については、一般電話回線の固定電話、災害時優先回線の携帯電話及びファクシミリ並びに衛星回線の携帯電話等により、専用であって多様性を確保したものとする。なお、多量の放射性物質等を放出する事故が発生した場合においては、災害時優先回線及び衛星回線の携帯電話等により通信連絡設備の多様性を確保したものとする。

(1) 一般電話回線

一般電話回線は、通信事業者が提供する公衆交換電話網であり、公衆交換電話網に加入する大洗研究所外の任意の場所と相互に通信連絡を行うことができる。緊急時対策所には、一般電話回線を使用する固定電話機を配備する。

(2) 災害時優先回線

災害時優先回線は、発信規制や接続規制等の通信制限を受けることなく、通信事業者が提供する公衆交換電話網により、公衆交換電話網に加入する大洗研究所外の任意の場所と相互に通信連絡を行うことができる。緊急時対策所には、災害時優先回線を使用する携帯電話機及びファクシミリを配備する。

(3) 衛星回線

衛星回線は、通信衛星を用いた電話回線であり、通信事業者が提供する公衆交換電話網が使用できない場合にあっても、大洗研究所外の任意の場所と相互に通信連絡を行うことができる。緊急時対策所には、衛星回線を使用する衛星携帯電話機を配備する。

大洗研究所内部における必要箇所との間の通信連絡設備は、一般電話回線の固定電話及びファクシミリ、災害時優先回線の携帯電話等により多様性を備え、相互に連絡ができるものとする。

なお、固定電話はメタル回線に接続し、携帯電話は、バッテリー内蔵型（充電式）とすることで、外部電源喪失時にあっても使用できるものとする。

「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づき、原子炉施設保安規定を定める。原子炉施設保安規定には、通信連絡設備について、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

- ・ 通信連絡設備の必要数及び保管設置に関すること。
- ・ 通信連絡設備の準備及び整備に関すること。

第 10.10.1 表 構内一斉放送設備専用の非常用発電機の仕様

非常用発電機	
型 式	単相交流発電機
電 圧	100 V
出 力	8 kVA 以上
基 数	1
燃 料	軽油

10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材

原子炉施設は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故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とする。

「燃料体の損傷が想定される事故」においては、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故について、炉心の著しい損傷を防止するための措置を講じるとともに、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を講じることが基本方針とする。

「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」においては、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故について、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じることが基本方針とする。

また、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並びに大規模ナトリウム火災に至ることを仮想的に想定し、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。

原子炉施設には、プラント状態に応じて、以下の資機材及び資機材の機能に必要な関連設備をあらかじめ整備し、これらの措置に使用できるものとする。

(1) 資機材の設計方針

資機材は、多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための措置が必要な場合にその機能を十分に発揮できるように、次のような条件を備えた信頼性を確保した設計とする。

- (i) 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合における環境条件において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。
- (ii) 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。
- (iii) 健全性を確認するため、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。
- (iv) 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合において本来の用途以外の用途として使用する資機材にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。
- (v) 原子炉施設内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。
- (vi) 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合において資機材の操作を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない操作場所を選定すること。
- (vii) 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等の収束に必要な容量を有するものであること。
- (viii) 二以上の試験研究用等原子炉施設と共用しないものであること。
- (ix) 共通要因によって設計基準事故に対処するための設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう設計する。
 - a. 設計基準事故に対処するための設備に対して、可能な限り多様性及び独立性を考慮する。
 - b. 格納容器破損防止措置は、炉心損傷防止措置の機能喪失を仮定して措置を整備する。
 - c. 基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、原子炉の停止機能に係る資機材は耐震Sクラスとする。
 - d. 火災により機能を喪失しないよう火災防護対策を講じる。火災防護対策を講じる設計を行うに当たり、資機材を設置する区域を火災区域及び火災区画に設定する。設定する火災区域及び火災区画に対して、火災の発生防止並びに早期に火災の感知及び消火を行うことができるように必要な火災防護対策を講じる。
 - e. 電源が必要な資機材は、非常用電源設備又は仮設電源設備から給電する。なお、

非常用電源設備の燃料は、4日間以上の連続運転に必要な量を貯留するものとする。

- (x) 可搬型の資機材にあつては、以下に掲げる設計とする。
- a. 常設設備と容易かつ確実に接続することができるものとする。
 - b. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合において資機材の設置及び操作を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所を選定すること。
 - c. 共通要因によって設計基準事故に対処するための設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう常設設備と異なる保管場所に保管すること。
 - d. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合において運搬し、通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものとする。

(2) 「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材

炉心の著しい損傷を防止するための措置、及び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に用いる資機材を以下に示す。安全施設を資機材として使用するものは、各安全施設の設備に記載のとおり、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものとする。

a. 制御棒及び制御棒駆動系

設備については、「3.9.1 制御棒及び制御棒駆動系」に示す。

b. 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系

後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は、制御棒及び制御棒駆動系による原子炉停止が不能の場合にも原子炉を停止できるよう、次のような条件を備えた信頼性を確保した設計とする。

- i. 後備炉停止制御棒は保持電磁石の励磁により把持するものとし、保持電磁石の励磁断により、自動的に重力等により落下し、炉心に挿入される信頼性の高い設計とする。
- ii. 後備炉停止制御棒は、周囲の集合体とは独立し、駆動範囲を空洞にした後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管内に配置し、通常運転時から、後備炉停止制御棒の過半が後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管内に位置し、挿入が阻害されない設計とする。
- iii. 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は、地震時の相対変位による衝突及び拘束により挿入性が阻害されず、地震による共通原因により、主炉停止系と同時に機能を喪失しない設計とする。
- iv. 制御棒及び後備炉停止制御棒は、他の高速炉も含めて、挿入に失敗した事例はなく、実機の実績に基づく設計、製作及び保守により信頼性を確保する。

設備については、「3.9.2 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系」に

示す。

なお、後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系の動作に必要な信号の発生は、f. 後備炉停止系用論理回路に示すとおり、多様性を備えたものとする。

c. 制御棒連続引抜き阻止インターロック

制御棒連続引抜き阻止インターロックは、運転モードスイッチ「高出力モード」における出力運転中に、制御棒の連続引抜き時間が3秒となると、引抜きを自動的に阻止するタイマーリレーを引抜き回路に設けることにより、引抜きを自動的に阻止できるものとする。

d. 原子炉保護系（スクラム）（手動スクラムを含む。）

設備については、「6.5.2.1 原子炉保護系（スクラム）」に示す。

e. 原子炉保護系（アイソレーション）

設備については、「6.5.2.2 原子炉保護系（アイソレーション）」に示す。

f. 後備炉停止系用論理回路

設計基準事故で考慮する安全保護回路の論理回路による原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合に、代替原子炉トリップ信号により作動する後備炉停止系用論理回路を設け、自動的に後備炉停止制御棒を炉心に挿入することにより、原子炉を自動停止できるものとし、論理回路の作動に係る多様性及び独立性を確保する。（第10.11.1図参照）。

g. 原子炉冷却材バウンダリ

設備については、「5.2 1次主冷却系」に示す。

h. 冷却材バウンダリ

設備については、「5.3 2次主冷却系」に示す。

i. 原子炉容器リークジャケット

設備については、「3.11 原子炉容器」に示す。

j. 原子炉カバーガス等のバウンダリ（安全板を含む。）

設備については、「5.8 アルゴンガス設備（1）1次アルゴンガス系」に示す。

k. 格納容器バウンダリ

設備については、「9.2.1 格納容器」に示す。

l. 1次主冷却系サイフォンブレイク配管

設備については、「5.2 1次主冷却系 5.2.2.3 配管」に示す。

m. 1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁

設備については、「5.5 補助冷却設備（1）1次補助冷却系」に示す。

n. 非常用冷却設備及び補助冷却設備

設備については、「5.4 非常用冷却設備及び5.5 補助冷却設備」に示す。

o. 安全容器（コンクリート遮へい体冷却系を含む。）

設備については、「9.2.4 安全容器及び9.2.7 コンクリート遮へい体冷却系」に示す。

p. 断熱材及びヒートシンク材

安全板からナトリウムが流出した場合の熱的影響を緩和するため、格納容器（床下）の安全板を設置する室の鋼製のライナ上に、断熱材及びヒートシンク材（アルミナ）を整備する。

q. 関連する核計装

設備については、「6.2 核計装」に示す。

r. 関連するプロセス計装

設備については、「6.3 プロセス計装」に示す。

s. 遅発中性子法燃料破損検出設備

設備については、「6.4 燃料破損検出系 6.4.2 主要設備（1）遅発中性子法燃料破損検出設備」に示す。

t. 仮設電源設備（燃料油運搬設備を含む。）

原子炉の監視に必要な容量（1.6kVA）を有する2組の仮設電源設備を配備する。

u. 仮設計器

温度検出器等の指示値の確認に必要な抵抗測定等のための仮設計器を配備する。

(3) 「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」に係る資機材

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合に、使用済燃料の損傷を防止するための措置に用いる資機材を以下に示す。

a. 可搬式ポンプ及びホース

可搬式ポンプは、給水に必要な容量（吐出量 100l/min 以上、揚程 20m 以上）を有する2台（内予備1台）を配備する。また、ホースは、給水に必要な容量（10本（20m/本（内予備2本）））を配備する。なお、水源には夏海湖（過去最低貯水量：約 193,000m³）を使用する。

b. 水冷却池

設備については、「4.2.2.2 使用済燃料貯蔵設備（1）原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備」に示す。

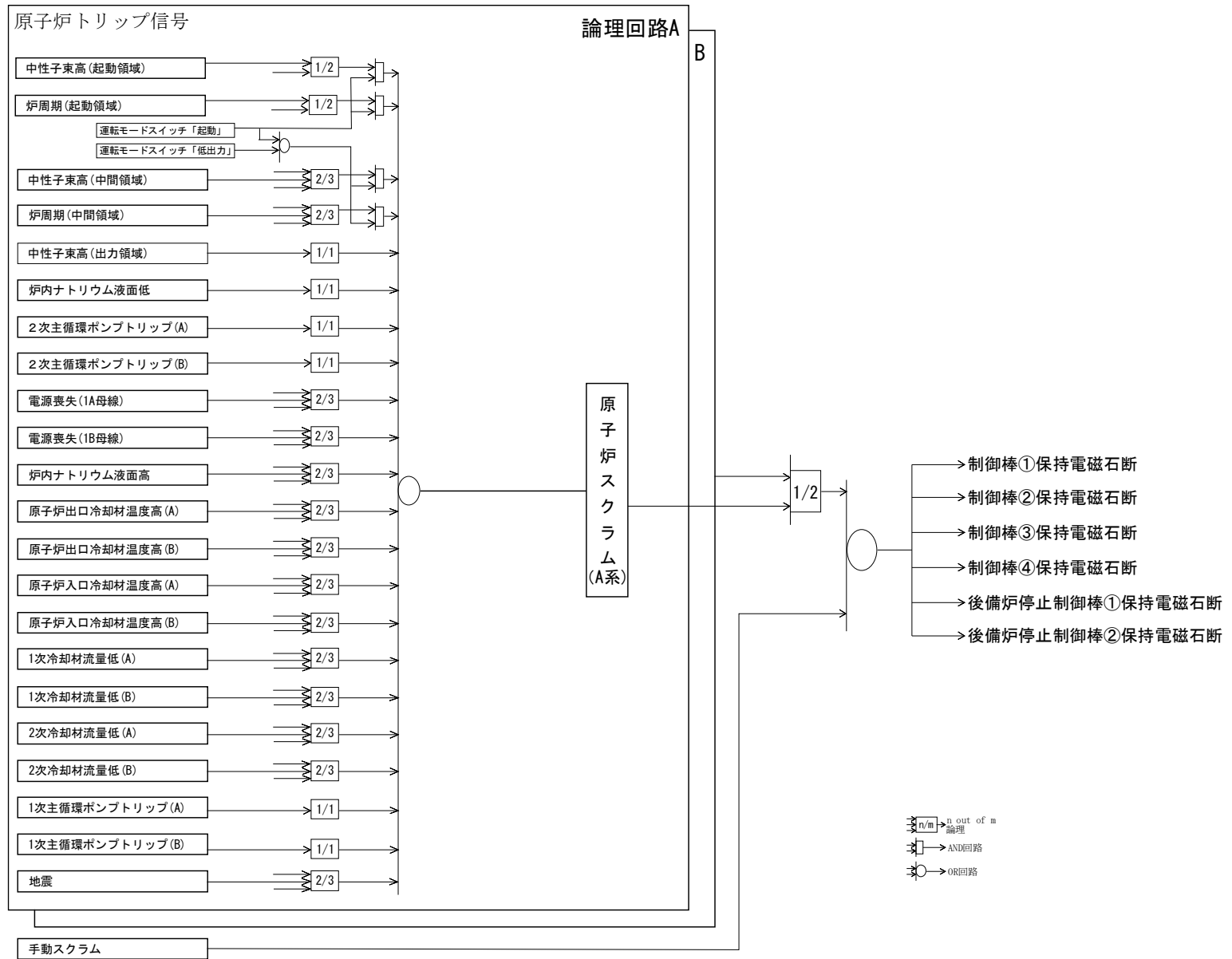
c. 水冷却浄化設備サイフォンブレイカー

水冷却浄化設備の各配管に、サイフォン現象による水位低下時に、開口部開放による受動的なサイフォンブレイク機能を有するサイフォンブレイク孔を整備する。

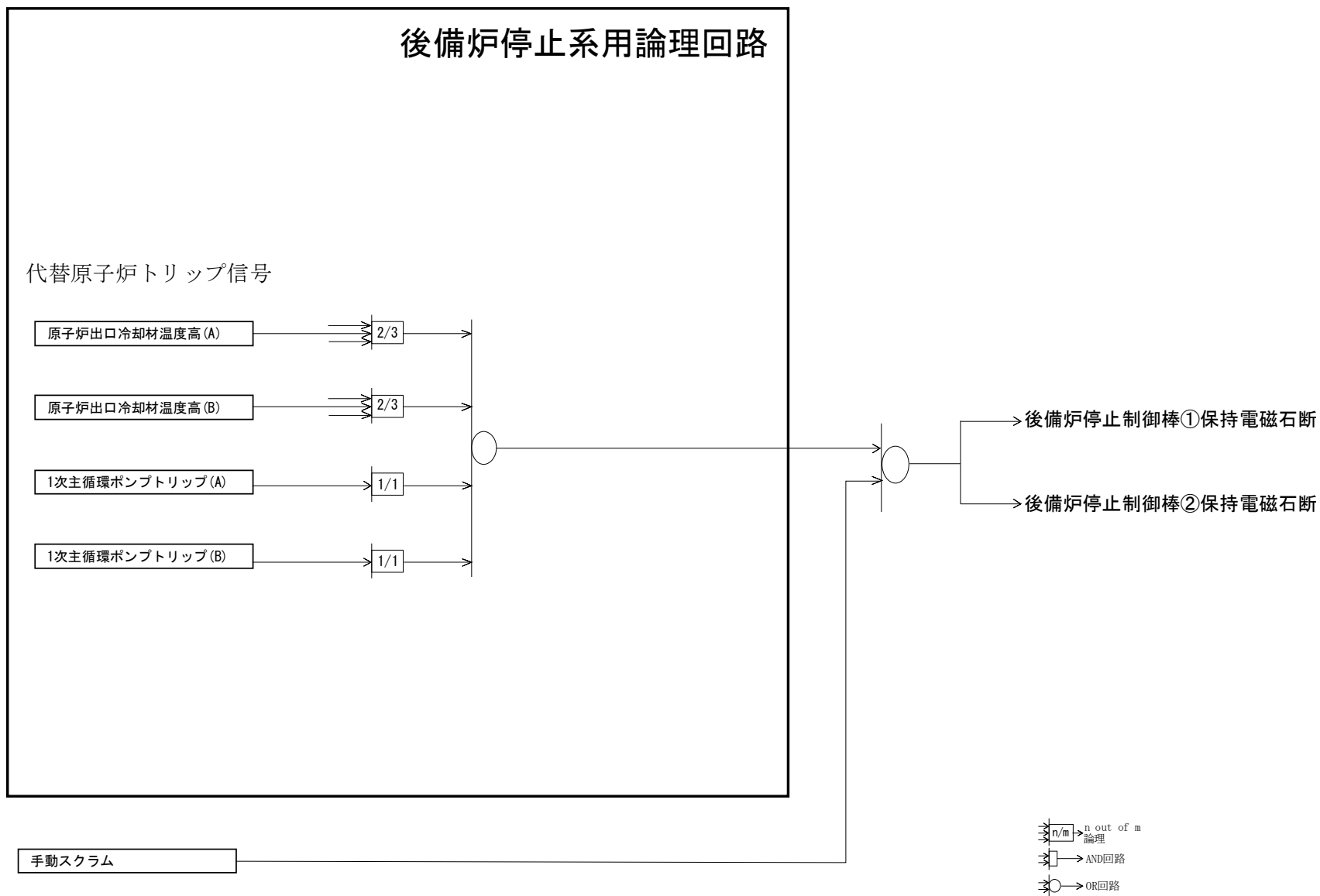
(4) 「大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損並びに大規模ナトリウム火災に至る想定」に係る資機材

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並びに大規模ナトリウム火災に至る想定において、事業所外への放射性物質の放出を抑制するための措置に用いる資機材を以下に示す。

資機材の名称	資機材を使用する対策
仮設カバーシート	事業所外への放射性物質等の放出抑制対策
仮設放水設備	事業所外への放射性物質等の放出抑制対策、 大規模な火災の消火活動
泡消火設備	大規模な火災の消火活動
特殊化学消火剤	大規模な火災の消火活動
乾燥砂消火剤	大規模な火災の消火活動
消火剤遠隔散布設備	大規模な火災の消火活動
仮設不活性ガス送気設備	大規模な火災の消火活動、 格納容器破損緩和対策
仮設給電設備	炉心損傷緩和対策
移動式揚重設備	各対策
資機材運搬車両	各対策
防護機材	各対策



第 10.11.1 図 後備炉停止系作動回路説明図 (1/2)



第 10. 11. 1 図 後備炉停止系作動回路説明図 (2/2)

10.12 実験設備

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。

10.12.1 計測線付実験装置

計測線付実験装置は、高速増殖炉用機器・システム開発のための炉内試験等を行うための設備であり、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。

(1) 上部構造

上部構造は、炉心上部機構に取付けられ、試料部を保持するものであり、カバーガスバウンダリや適切な遮蔽機能を有し、自己作動型炉停止機構開発のための炉内試験等の実験の目的に応じ、試料部を案内管内で上下駆動できる構造とする（第10.12.1図参照）。

(2) 案内管

上部案内管は、炉心上部機構に位置して、試料部と上部構造の一部を内包する。下部案内管は、炉心支持板に保持され、試料部を導くものである。

(3) 試料部

試料部には、試験目的に応じ、上部構造に設置した電磁石により保持できる試験体、原子炉用構造材料等からなる照射試験片を収納した試験体及び熱電対等のモニタ類を装備した試験体等を使用する。

試料部は主に照射試験片と構造材からなる。計測線付実験装置のうち、原子炉運転中に試料部を案内管内で可動できるものにあつては、試料部を可動させても、炉心の核特性に有意な影響を与えないものとする。

10.12.2 照射用実験装置

(1) 主要設備

照射用実験装置は、高速増殖炉用燃料・材料の照射試験等を行うための設備であり、照射物には、燃料体に該当しない核燃料物質（プルトニウム、ウラン又はトリウムの単

体又は混合物の化合物又は金属)、マイナーアクチニド、核分裂生成物、高速炉用材料等（これらの混合物を含む。）を使用する。

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、ステンレス鋼の六角形のラップ管、エントランスノズル及びハンドリングヘッドから構成し、照射試料をラップ管に内包した構造を有する（第 10.12.2 図参照）。照射試料は、照射物をステンレス鋼の照射試料キャプセルに密封した構造を有する。核燃料物質、マイナーアクチニド、核分裂生成物を装填する場合は、照射試料を SUS 316 相当ステンレス鋼の外側容器に装填する。外側容器には開放型と密封型があり、先行試験用 γ 型コンパートメントの内壁構造容器若しくは基礎試験用 γ 型コンパートメントの密封構造容器と同等の構造を有する。照射試料キャプセルの破損が生じた場合でも、外側容器の健全性を確保する。内壁構造容器と同等の構造の外側容器を使用する場合にあっては、外側容器の冷却材出口部を多数の小口径の孔とする等、万一、照射試料キャプセルが破損した場合でも、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の照射試料粒子が照射用実験装置の外側へ漏れ出ない構造とする。主要仕様を第 10.12.1 表に示す。

スペクトル調整設備は、ステンレス鋼の六角形のラップ管、エントランスノズル及びハンドリングヘッドから構成し、ベリリウム若しくは水素含有金属等をラップ管に内包した構造を有する。

本体設備及びスペクトル調整設備の外形主要寸法は、ラップ管を有する他の炉心構成要素と同じである。

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。）。

(2) 設計方針

- (i) 照射試料は、照射物を照射試料キャプセルに密封した構造とする。照射物に核燃料物質、マイナーアクチニド、核分裂生成物を使用する場合には、照射試料を外側容器に装填した構造とする。外側容器は、照射試料キャプセルの破損が生じた場合でも、その健全性が確保される構造とするとともに、外側容器を密封若しくは外側容器の冷却材出口部を多数の小口径の孔とする等、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の照射試料が照射用実験装置の外側へ漏れ出ない構造とし、原子炉の安全機能を損なうことがないようにする。
- (ii) 本体設備は、炉心燃料領域、半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域に装荷する。また、照射試験の目的に応じて、本体設備の周囲にスペクトル調整設備を装荷する（炉心燃料領域を除く。）。ただし、本体設備及びスペクトル調整設備は、原子炉の核熱特性に影響を与えないよう、「3.4.1 設計方針(核設計基準)」、「3.4.3 最大過剰反応度及び反応度停止余裕」、「3.4.4 反応度係数」、「3.5.2 熱設計基準値及び熱的制限値」及び「3.5.8 熱特性主要目」の記載値を超えないように装荷することとし、原子炉の核熱特性に影響を与えないものとする。

(iii) 核燃料物質を装填する場合にあっては、本体設備 1 体あたりの核分裂性物質質量は、炉心燃料集合体（内側）1 体あたりの核分裂性物質質量の 15%を超えないものとする。

炉心燃料領域に装荷する本体設備の最大装荷個数は、照射燃料集合体及び照射用実験装置の合計が 4 体を超えないものとする。半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域の本体設備の核分裂性物質質量は、炉心燃料領域の核分裂性物質質量との合計で「3.2 炉心」に記載された核分裂性物質の全挿入量を超えないものとする。

上記制限により、放射線業務従事者に過度の放射線被ばくをもたらさないようにする。

(iv) 照射用実験装置及び照射試料は、下記の方針を満足するように設計し、放射性物質の著しい漏えいが生じないようにする。

照射用実験装置

- a. 照射用実験装置の輸送中又は取扱中に受ける通常の荷重並びに地震時の荷重に対して、十分な強度を有するように設計する。
- b. 原子炉内における使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、照射用実験装置の構成部品にかかる荷重に対する応力計算値は、ASME Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。
- c. 照射試料の異常時において、照射用実験装置の外側容器にかかる荷重に対する応力計算値は、ASME Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。

照射試料

- a. 照射物最高温度が熔融温度（熱分解するもの場合は、過度の分解が生じない温度）を超えないように設計する。
- b. 核燃料物質、マイナーアクチニド、核分裂生成物を装填する場合の照射試料キャプセルの内圧は、照射試料キャプセルにかかる引張応力を抑えるように低く設計する。
- c. 核燃料物質、マイナーアクチニド、核分裂生成物を装填する場合の照射試料キャプセルの各部にかかる荷重に対する応力計算値は、ASME Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。

(v) スペクトル調整設備には、照射試験上、必要な量のベリリウム等を充填する。

(3) 照射試験上の制限

(i) 照射用実験装置の照射位置

本体設備：炉心燃料領域、半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域

スペクトル調整設備：半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域

ただし、照射用実験装置は、原子炉の核熱特性に影響を与えないよう装荷する。

(ii) 照射用実験装置の最大発熱量

本体設備 1 体あたりの最大発熱量：140kW

(iii) 照射用実験装置の最大装荷個数

炉心燃料領域に装荷する場合にあつては、

最大装荷個数：照射燃料集合体及び照射用実験装置の合計 4 体

半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域に装荷する場合にあつては、
最大装荷個数（スペクトル調整設備を除く。）：6 体

(iv) 照射用実験装置の核分裂性物質質量

核燃料物質を装填する場合にあつては、本体設備 1 体あたりの核分裂性物質質量は、炉心燃料集合体（内側）1 体あたりの核分裂性物質質量の 15%を超えないものとする。また、半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域に装荷した本体設備と炉心燃料領域の核分裂性物質質量との合計で「3. 原子炉本体」に記載された核分裂性物質の全挿入量を超えないものとする。

(v) 照射用実験装置の最高燃焼度

最高燃焼度：200,000MWd/t（核分裂するものの場合）

(4) 評価

(i) 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おいて、照射試料の健全性は下記のように保たれる。

a. 照射物最高温度

照射挙動が不明確な材料を用いる場合があるが、通常運転時の最大線出力密度を制限するとともに、融点及び熱伝導度等を安全側に考慮して設計するため、過出力時にあつても、照射物最高温度が熔融温度（熱分解するもの場合は、過度の分解が生じない温度）を超えないようにすることができる。

b. 照射試料キャプセルの内圧及び応力

核燃料物質、マイナーアクチニド、核分裂生成物を装填した場合、照射試料キャプセルの内圧は、照射物から放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスプレナムの体積を十分大きくとることにより、照射試料キャプセルの内圧は低い。

照射試料キャプセルの応力は、燃焼初期においては小さい。また、燃焼に伴って内圧が徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力は照射試料キャプセルの材料の強度を安全側に考慮して設定した S_m 値より小さい。

(ii) 照射用実験装置は、輸送中又は取扱中並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に種々の荷重が加わるが、これらの荷重に対して十分な強度を有している。

核燃料物質、マイナーアクチニド、核分裂生成物を装填した照射用実験装置にあつては、照射試料を外側容器に封入する。運転時の異常な過渡変化又は事故とあいまって、万一、照射試料キャプセルが破損した際に発生する外側容器内の圧力に対し、外側容器の肉厚を適切に設定するため、外側容器の健全性は確保される。

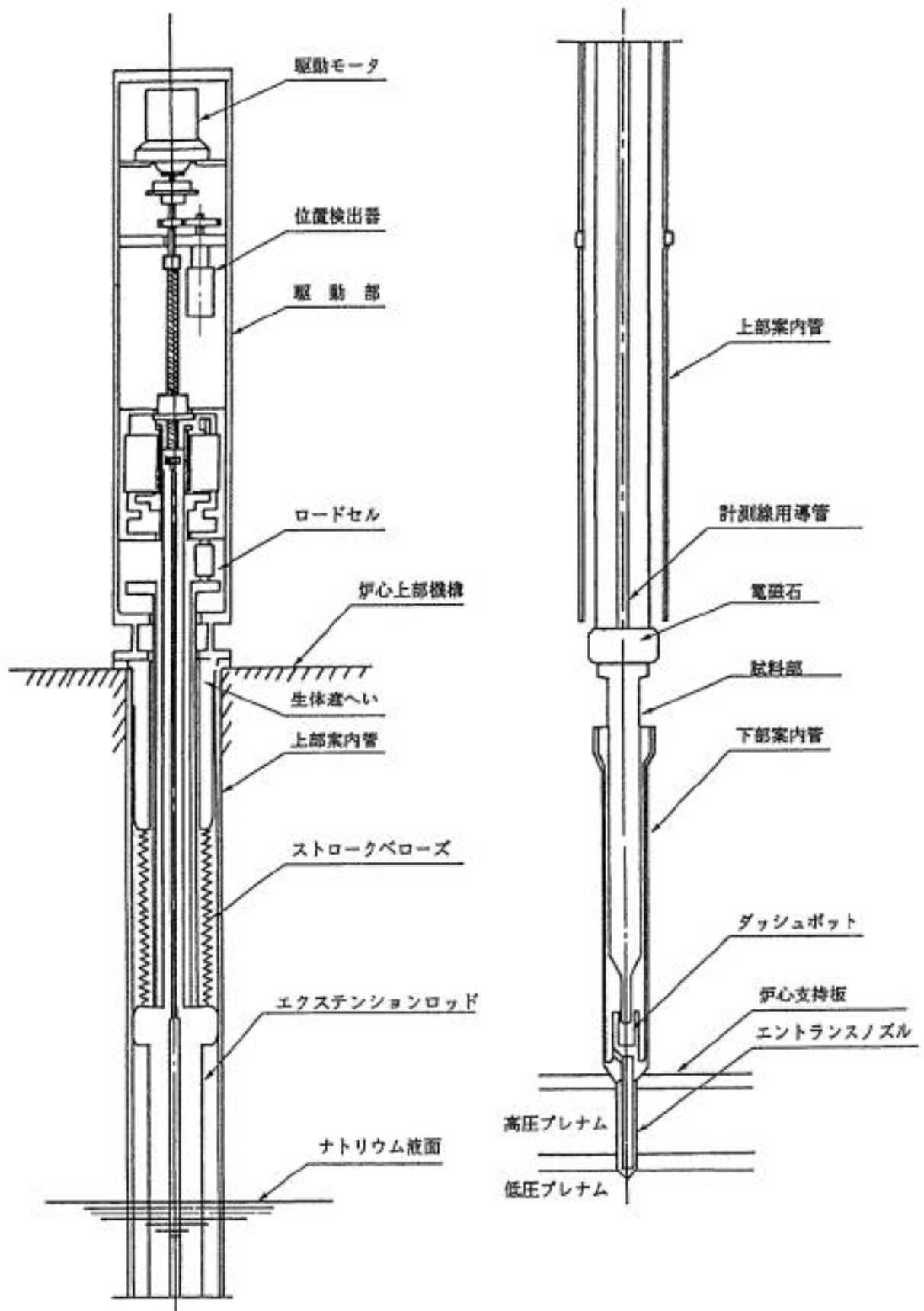
(iii) 照射試料キャプセルは十分な強度を有するため、原子炉の安全機能を損なうことはない。また、外側容器は、万一、照射試料キャプセルの破損が生じた場合でも、その健全性が確保される構造としており、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の照射試料は照射用実験装置の外側へ漏れ出ることなく、原子炉の安全機能を

損なうことはない。

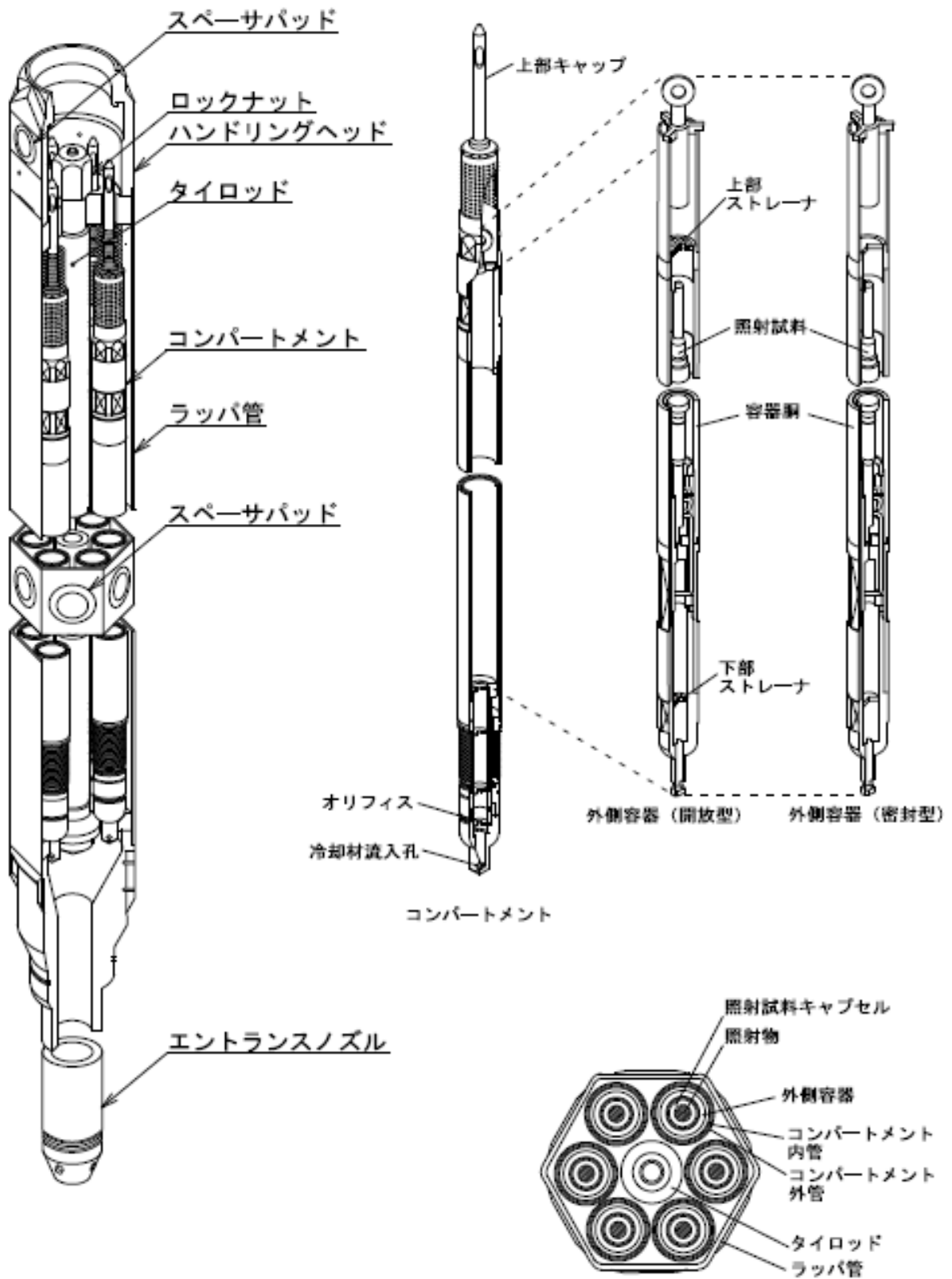
- (iv) 照射用実験装置において、核燃料物質を装填する場合にあっては、1体あたりの核分裂性物質質量を、最大でも炉心燃料集合体(内側)1体あたりの核分裂性物質質量の15%を超えないものとしており、放射線業務従事者に過度の放射線被ばくをもたらすことはない。また、照射用実験装置には、輸送又は取扱中並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に種々の荷重が加わるが、これらの荷重に対して十分な強度を有しており、放射性物質の著しい漏えいが生じることはない。

第10.12.1表 照射用実験装置の主要仕様

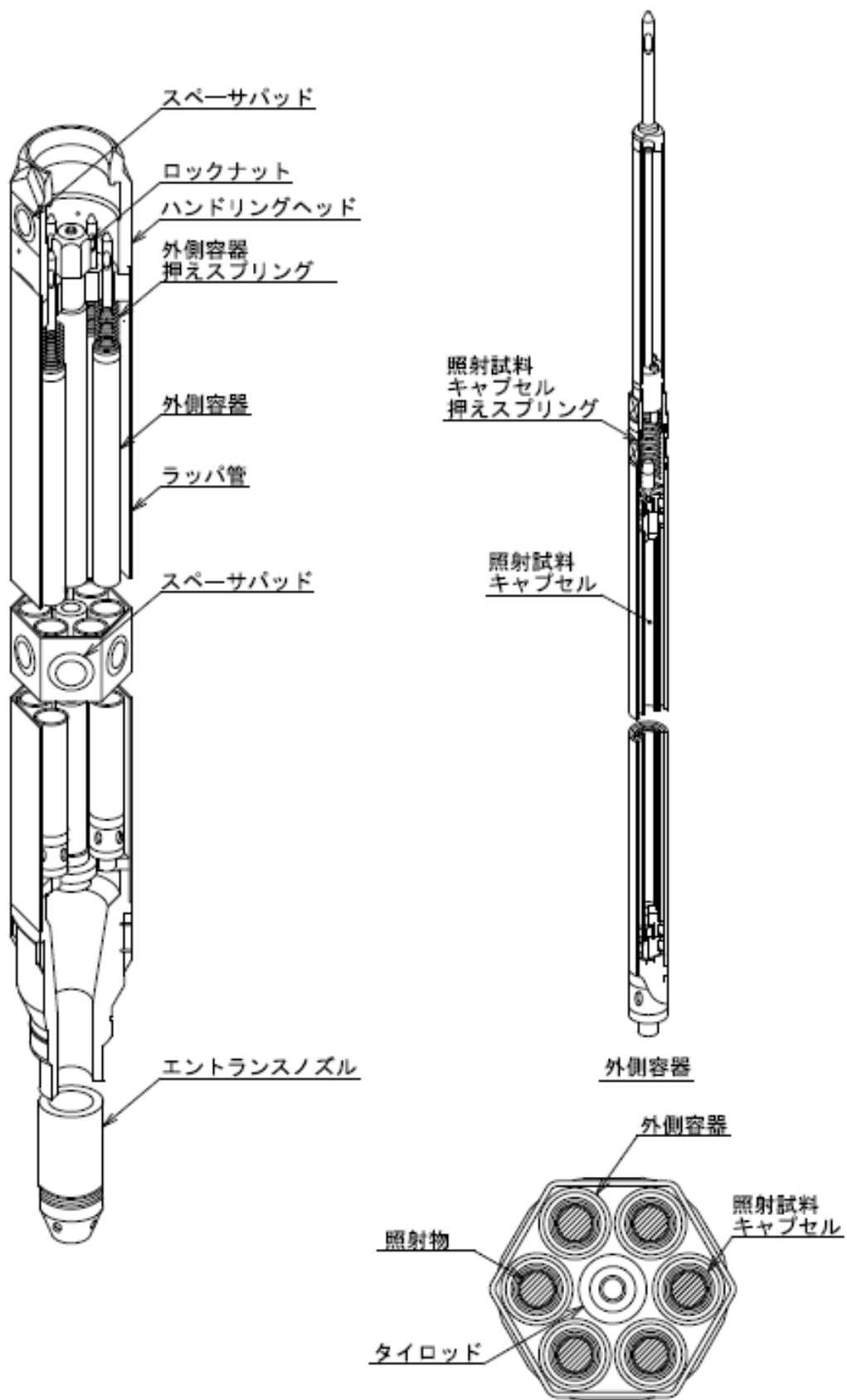
項目	照射用実験装置
外形状	正六角形
形式	ラップ管内蔵型
全長	約2,970mm
ラップ管	
材料	SUS316相当ステンレス鋼または高速炉用フェライト系ステンレス鋼
外側対辺間距離	約78.5mm
肉厚	約1.9mm
外側容器	
材料	SUS316相当ステンレス鋼
照射試料キャプセル	
材料	オーステナイト系ステンレス鋼または高速炉用フェライト系ステンレス鋼（酸化物分散強化型を含む）
照射物（核燃料物質を装填する場合）	
材料	プルトニウムまたはウランの単体または混合物の酸化物、炭化物、窒化物または金属 （マイナーアクチニドや核分裂生成物等を混入させる場合がある）
照射物（核燃料物質以外を装填する場合）	
材料	原子力材料、マイナーアクチニド、核分裂生成物等



第 10.12.1 図 計測線付実験装置（自己作動型炉停止機構開発用）



第 10.12.2 図 (1/2) 照射用実験装置 (参考用: 本体設備 1/2)



第 10.12.2 図 (2/2) 照射用実験装置 (参考用: 本体設備 2/2)

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

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おいて、放射線業務従事者等が業務に従事する場所について、遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等の所要の放射線防護上の措置を講じることで、通常運転時等における放射線業務従事者等の放射線被ばくが「線量告示」に定められた線量限度を超えないように、その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。

また、大洗研究所（南地区）周辺の一般公衆の放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減するものとし、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、年間 $50 \mu\text{Gy}$ 以下となるように設計する。

放射性廃棄物の廃棄については、周辺監視区域の外の空気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ものとし、ここでは、全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びヨウ素の 1% に相当する量が、1 次冷却材中に放出された状態で運転を継続した場合を仮定した上で、通常運転時における大洗研究所（南地区）周辺の一般公衆の放射線被ばくについて、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」⁽²⁾ 及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」⁽³⁾ を参考とし、その実効線量が年間 $50 \mu\text{Sv}$ を下回ることを確認する。

なお、放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に関する運用については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 37 条に基づく原子炉施設保安規定に定める。

3. 放射性廃棄物の廃棄

3.1 放射性気体廃棄物処理及び放出管理

3.1.1 放射性気体廃棄物の発生源と推定発生量

(1) 放射性気体廃棄物の発生源

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、気体廃棄物処理設備において、廃ガスコレクションヘッドに集約された後、廃ガスクーラ及び廃ガス浄化用フィルタを経由し、圧縮機に導入される。

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を確認した場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、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Ⅰ(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Ⅱ(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。

放射性廃ガス中の放射性物質の濃度が濃度限度を超える場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、貯留タンクに圧入貯蔵される。

なお、コンクリート遮へい体冷却系等より排出される廃ガスについては、当該廃ガス用のフィルタユニットを経由し、送風機により直接、主排気筒に送られるが、窒素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」に定める濃度限度を超える場合には、貯留タンクに圧入貯蔵される。

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) 放射性気体廃棄物の推定発生量

放射性気体廃棄物の発生量の推定にあたっては、全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出された状態で運転を継続した場合を仮定するものとする。なお、廃ガスには、アルゴンガス、窒素ガス及び冷却材中不純物の放射化により生成された放射性核種が含まれる。このうち、比較的半減期の長いものは、Ar-41及びC-14であるが、その放出量は、上記で仮定する放射性気体廃棄物と比較して無視できる程度である。

全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した状態で燃料破損が生じた場合

に、1次冷却材中に放出される希ガス及びよう素の量は以下の式により計算する。

$$(R_i^l)_w = F_f \cdot K \cdot Y_i (1 - e^{-\lambda_i T_0})$$

ここで $(R_i^l)_w$: 全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した状態で燃料破損が生じた場合に、1次冷却材中に放出される希ガス及びよう素の量 (Bq)

F_f : 破損燃料割合 0.01

K : 1秒当たりの核分裂数 (fission/s)

Y_i : 核種 i の核分裂収率

λ_i : 核種 i の崩壊定数 (1/s)

T_0 : 最高燃焼度に対応する積算運転時間 (s)

また、その後の継続運転により破損した燃料集合体より放出される希ガス及びよう素の量は以下の式により計算する。

$$(R_i^c)_w = F_f \cdot K \cdot Y_i \cdot \lambda_i$$

ここで $(R_i^c)_w$: 継続運転により破損した燃料集合体より放出される希ガス及びよう素の量 (Bq)

これらの希ガス及びよう素は、気体廃棄物処理設備において、廃ガスコレクションヘッドに集約された後、廃ガスクーラ及び廃ガス浄化用フィルタを経由し、圧縮機に導入される。

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 $1.1 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ 以上の場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、貯留タンクに圧入貯蔵される。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。

貯留タンクを経由して放出(間欠放出)される希ガス及びよう素の年間放出量は、約 $5.9 \times 10^{14} \text{Bq/y}$ 及び約 $8.7 \times 10^8 \text{Bq/y}$ である(第3.1.1表参照)。なお、よう素の年間放出量の評価にあっては、1次冷却材中に存在するよう素の $10^{-3}\%$ が1次アルゴンガス中に移行することとし、保守的に、気体廃棄物処理設備における配管壁等でのプレートアウト等は考慮しないものとした。また、廃ガス浄化用フィルタにおけるよう素の除去効率は90%とした。

また、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 $1.1 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ 未満の場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、貯留タンクをバイパスし、廃ガス浄化用フィルタを経由して主排気筒に送られ放出される(連続放出)。希ガス及びよう素の年間放出量は、通常運転時に想定される放射性廃ガス中の放射性物質の濃度及び廃ガス発生量から、

約 $3.4 \times 10^{13} \text{Bq/y}$ 及び約 $3.1 \times 10^7 \text{Bq/y}$ となる（第 3.1.2 表参照）。

なお、限界照射試験時には、被覆管が開孔することを想定している。限界照射試験用要素において被覆管が開孔した場合に、1 次冷却材中に放出された希ガス及びよう素は、1 次アルゴンガス中に移行し、上述したルートで、貯留タンクを經由して放出される。限界照射試験時における希ガス及びよう素の年間放出量は、約 $8.3 \times 10^{12} \text{Bq/y}$ 及び約 $1.0 \times 10^7 \text{Bq/y}$ である（第 3.1.3 表参照）。これらは、全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の 1% に相当する量が、1 次冷却材中に放出された状態で運転を継続した場合を仮定して評価した希ガス及びよう素の年間放出量に対して十分に小さく、無視できる程度である。

3.1.2 放射性気体廃棄物の放出管理

気体廃棄物中の希ガス及びよう素の放出管理目標値は、以下のように設定する。

希ガス $6.2 \times 10^{14} \text{Bq/y}$

よう素（I-131 換算*） $8.9 \times 10^8 \text{Bq/y}$

* I-131、I-132、I-133、I-134 及び I-135 の吸入摂取による小児の実効線量係数を使用

第 3.1.1 表 貯留タンクを經由して放出（間欠放出）される核分裂生成ガス

核種		核分裂収率 ⁽⁴⁾ (%)	半減期 ⁽⁵⁾	ガンマ線 ⁽⁵⁾ エネルギー (MeV)	貯留タンクへの 年間注入量* ¹ (Bq/y)	貯留タンク 14 日間 冷却後の排出量* ¹ (Bq/y)	主排気筒からの 年間放出量* ¹ (Bq/y)
希ガス	Kr-83m	0.43	1.83h	0.0025	5.0×10^{10}	~0	~0
	Kr-85m	0.86	4.48h	0.159	1.8×10^{12}	~0	~0
	Kr-85	0.20	10.73y	0.0022	1.2×10^{13}	1.1×10^{13}	1.1×10^{13}
	Kr-87	1.58	76.3min	0.793	3.2×10^{10}	~0	~0
	Kr-88	2.10	2.8h	1.95	1.2×10^{12}	~0	~0
	Kr-89	2.59	3.18min	2.067	~0	~0	~0
	Kr-90	2.57	32.32s	1.325	~0	~0	~0
	Xe-131m	0.052	11.9d	0.02	5.3×10^{13}	2.4×10^{13}	2.4×10^{13}
	Xe-133m	0.21	2.25d	0.042	3.0×10^{13}	4.1×10^{11}	4.1×10^{11}
	Xe-133	6.84	5.29d	0.045	3.5×10^{15}	5.5×10^{14}	5.5×10^{14}
	Xe-135m	1.40	15.65min	0.432	6.2×10^2	~0	~0
	Xe-135	7.12	9.08h	0.25	6.0×10^{13}	4.4×10^2	4.4×10^2
	Xe-137	6.22	3.83min	0.181	~0	~0	~0
	Xe-138	5.51	14.17min	1.183	2.9×10^2	~0	~0
	Xe-139	4.32	39.5s	0.85	~0	~0	~0
合計 (Bq)					3.6×10^{15}	5.9×10^{14}	5.9×10^{14}
合計 (MeV・Bq)					1.8×10^{14}	2.6×10^{13}	2.6×10^{13}
よう素	I-131	3.70	8.06d		2.9×10^{10}	8.7×10^9	8.7×10^8
	I-132	5.13	2.28h		1.4×10^7	~0	~0
	I-133	6.81	20.8h		2.1×10^9	2.9×10^4	2.9×10^3
	I-134	7.42	52.6min		1.5×10^5	~0	~0
	I-135	6.39	6.61h		3.0×10^8	~0	~0
	合計 (Bq)					3.2×10^{10}	8.7×10^9

*1 : $1 \times 10^{-1} \text{Bq/y}$ 以下については、「~0」とする。

第 3.1.2 表 貯留タンクをバイパスして放出（連続放出）される核分裂生成ガス

核種		主排気筒からの 年間放出量*1 (Bq/y)
希ガス	Kr-83m	2.4×10^{10}
	Kr-85m	3.3×10^{11}
	Kr-85	1.4×10^{10}
	Kr-87	2.2×10^{10}
	Kr-88	3.5×10^{11}
	Kr-89	~0
	Kr-90	~0
	Xe-131m	2.7×10^{11}
	Xe-133m	4.8×10^{11}
	Xe-133	2.7×10^{13}
	Xe-135m	2.0×10^3
	Xe-135	5.6×10^{12}
	Xe-137	~0
	Xe-138	1.1×10^3
	Xe-139	~0
	合計 (Bq)	
合計 (MeV・Bq)		3.4×10^{12}
ヨウ素	I-131	1.8×10^7
	I-132	5.3×10^5
	I-133	8.7×10^6
	I-134	1.4×10^4
	I-135	3.9×10^6
	合計 (Bq)	

*1 : $1 \times 10^{-1} \text{Bq/y}$ 以下については、「~0」とする。

第 3.1.3 表 限界照射試験用要素から放出される核分裂生成ガス

核種		核分裂収率 ⁽⁴⁾ (%)	半減期 ⁽⁵⁾	ガンマ線 ⁽⁵⁾ エネルギー (MeV)	貯留タンクへの 年間注入量* ¹ (Bq/y)	貯留タンク 14 日間 冷却後の排出量* ¹ (Bq/y)	主排気筒からの 年間放出量* ¹ (Bq/y)
希ガス	Kr-83m	0.43	1.83h	0.0025	4.3×10^8	~0	~0
	Kr-85m	0.86	4.48h	0.159	1.5×10^{10}	~0	~0
	Kr-85	0.20	10.73y	0.0022	2.5×10^{12}	2.5×10^{12}	2.5×10^{12}
	Kr-87	1.58	76.3min	0.793	2.7×10^8	~0	~0
	Kr-88	2.10	2.8h	1.95	9.9×10^9	~0	~0
	Kr-89	2.59	3.18min	2.067	~0	~0	~0
	Kr-90	2.57	32.32s	1.325	~0	~0	~0
	Xe-131m	0.052	11.9d	0.02	7.5×10^{11}	3.4×10^{11}	3.4×10^{11}
	Xe-133m	0.21	2.25d	0.042	2.6×10^{11}	3.5×10^9	3.5×10^9
	Xe-133	6.84	5.29d	0.045	3.4×10^{13}	5.5×10^{12}	5.5×10^{12}
	Xe-135m	1.40	15.65min	0.432	5.3×10^0	~0	~0
	Xe-135	7.12	9.08h	0.25	5.1×10^{11}	3.7×10^0	3.7×10^0
	Xe-137	6.22	3.83min	0.181	~0	~0	~0
	Xe-138	5.51	14.17min	1.183	2.5×10^0	~0	~0
	Xe-139	4.32	39.5s	0.85	~0	~0	~0
合計 (Bq)					3.8×10^{13}	8.3×10^{12}	8.3×10^{12}
合計 (MeV・Bq)					1.8×10^{12}	2.6×10^{11}	2.6×10^{11}
よう素	I-131	3.70	8.06d		3.4×10^8	1.0×10^8	1.0×10^7
	I-132	5.13	2.28h		1.2×10^5	~0	~0
	I-133	6.81	20.8h		1.8×10^7	2.5×10^2	2.5×10^1
	I-134	7.42	52.6min		1.3×10^3	~0	~0
	I-135	6.39	6.61h		2.6×10^6	~0	~0
	合計 (Bq)					3.6×10^8	1.0×10^8

*1 : $1 \times 10^{-1} \text{Bq/y}$ 以下については、「~0」とする。

3.2 放射性液体廃棄物処理及び放出管理

3.2.1 放射性液体廃棄物の発生源と推定発生量

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。

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（液体廃棄物A受入タンク（2基）及び液体廃棄物B受入タンク（2基））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、液体廃棄物処理設備（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)を経由し、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（液体廃棄物A受入タンク）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、固体廃棄物として処理する。なお、アルコールを含む放射性液体廃棄物については、アルコール廃液処理装置により、アルコールを分離・除去した後、原子炉附属建物の液体廃棄物Bタンクに貯留し、必要な処理を行うものとする。

放射性液体廃棄物の主な発生源及び推定発生量を第3.2.1表に示す。

3.2.2 放射性液体廃棄物の放出管理

一般排水溝に放出する放射性液体廃棄物の放出管理目標値は、以下のように設定する。また、排水監視ポンド(Ⅱ)の出口においては、当該液体廃棄物が、「線量告示」に定める濃度限度以下であることを確認する。

大洗研究所（南地区） $3.7 \times 10^8 \text{Bq/y}$

高速実験炉原子炉施設 $8.8 \times 10^7 \text{Bq/y}$

第 3. 2. 1 表 放射性液体廃棄物の主な発生源及び推定発生量

発生源*1	排出量	核種*2	放射性物質濃度	主要な貯留設備
燃料洗浄廃液	131m ³ /y	Sr-90 Cs-137 Na-22 及び CP	7.4×10 ⁻¹ Bq/cm ³ 1.3Bq/cm ³ 2.2Bq/cm ³	液体廃棄物 B 受入タンク
機器洗浄廃液	158m ³ /y	Sr-90 Cs-137 Na-22 及び CP	3.0Bq/cm ³ 7.4Bq/cm ³ 1.1×10 ³ Bq/cm ³	液体廃棄物 B 受入タンク
使用済燃料輸送 キャスク洗浄廃液	110m ³ /y	Sr-90 Cs-137	3.7×10 ⁻³ ~ 3.7×10 ⁻² Bq/cm ³	液体廃棄物 A 受入タンク
使用済燃料 貯蔵設備水冷却池 ドレン水	300m ³ /y	Sr-90 Cs-137	3.7×10 ⁻³ ~ 3.7×10 ⁻² Bq/cm ³	液体廃棄物 A 受入タンク
グリッパ 洗浄廃液	5m ³ /y	Sr-90 Cs-137 Na-22 及び CP	3.0Bq/cm ³ 7.4Bq/cm ³ 1.1×10 ³ Bq/cm ³	アルコール廃液タンク
ホット実験室廃液	72m ³ /y	FP・他	3.7×10 ⁻² Bq/cm ³	液体廃棄物 A 受入タンク
メンテナンス建物 ドレン水	6m ³ /y	FP・他	3.7×10 ⁻³ ~ 3.7×10 ⁻² Bq/cm ³	液体廃棄物 A 受入タンク
廃棄物処理建物 ドレン水	6m ³ /y	FP・他	3.7×10 ⁻² ~ 3.7×10 ⁻¹ Bq/cm ³	液体廃棄物 B 受入タンク
照射燃料集合体 試験施設廃液	254m ³ /y 86m ³ /y	FP・Pu, U 他 同上	3.7×10 ⁻¹ ~3.7Bq/cm ³ 3.7~3.7×10 ² Bq/cm ³	液体廃棄物 A 受入タンク 液体廃棄物 B 受入タンク
照射材料試験施設 No. 1 セル (αセル) 廃液	2m ³ /y	FP・Pu, U 他	3.7×10 ¹ ~3.7×10 ² Bq/cm ³	液体廃棄物 B 受入タンク
固体廃棄物前処理 施設廃液	30m ³ /y	FP・Pu, U 他	3.7×10 ⁻¹ ~3.7Bq/cm ³	液体廃棄物 A 受入タンク

*1：重水臨界実験装置や洗濯設備の廃液も受け入れる場合がある。

*2：廃液等にはトリチウムを含む。

3.3 放射性固体廃棄物処理

3.3.1 放射性固体廃棄物の発生源と推定発生量

原子炉施設で発生した放射性固体廃棄物は、その線量率等のレベルが低いものをA、高いものをBと区分して貯蔵する。通常運転時における放射性固体廃棄物の主な発生源及び推定発生量を第3.3.1表に示す。

3.3.2 放射性固体廃棄物の管理

放射性固体廃棄物を貯蔵するため、原子炉施設には、廃棄物処理建物、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に固体廃棄物貯蔵設備を設ける。なお、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。

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、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、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、固体廃棄物を直接洗浄するか、又は、除去用の治具類（スクレーパー、ヘラ等）を用いて、金属ナトリウムを除去する。除去した金属ナトリウムは、脱金属ナトリウム設備により安定化するものとし、また、金属ナトリウムが付着している治具類についても同様に安定化し、貯蔵中の火災の発生を防止する。

第 3.3.1 表 放射性固体廃棄物の主な発生源及び推定発生量

発生源	排出量	種類	貯蔵形式	区分
使用済燃料貯蔵設備他	6m ³ /y	使用済イオン交換樹脂	ステンレス鋼製容器	固体廃棄物 A
原子炉附属建物他	100m ³ /y	使用済フィルタ	金属製容器 又は金属製保管庫	固体廃棄物 A
原子炉附属建物他	20m ³ /y	保守作業及び改造工事に伴って発生する雑固体廃棄物	カートンボックス* ¹ 、 ペール缶、ドラム缶、 金属製容器又は金属製保管庫	固体廃棄物 A
廃棄物処理建物	0.04～ 0.06m ³ /y	廃液固化体	金属製容器	固体廃棄物 B
原子炉附属建物他	—* ²	保守作業及び改造工事に伴って発生する固体廃棄物 (雑固体廃棄物を除く。)	金属製容器等* ³	固体廃棄物 B

*1：可燃性のものについては、金属製容器又は金属製保管庫に保管する。

*2：保守作業及び改造工事の内容に応じた排出量であり、固体廃棄物貯蔵設備の能力を超えないように計画的に排出する。

*3：容器に収納することが困難な大型の機械等については、放射性廃棄物の漏えい及び放射性廃棄物による汚染の拡大を防止する措置を講じて保管する場合がある。

5. 放射線モニタリング

5.1 概要

原子炉施設には、放射線から放射線業務従事者等を防護し、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、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。

5.2 主要設備

5.2.1 屋内管理用の主要な設備の種類

(1) 放射線監視設備

(i) 放射線監視盤の設置場所

設計基準事故時における迅速な対応のために必要な放射線監視用の固定モニタ（エリアモニタ等）の指示計、記録計及び警報回路は、中央制御室に設置する放射線監視盤に設けるものとし、中央制御室の放射線監視盤において、放射線管理に必要なエリアモニタ等の指示又は記録を集中監視できるものとする。

(ii) 主要な固定モニタと使用目的

原子炉保護系エリアモニタ： 格納容器（床上）内のガンマ線量率を測定するものであり、設定値を超過した場合には、原子炉保護系（アイソレーション）が作動する。

格納容器内高線量エリアモニタ： 設計基準事故時等において、格納容器（床上）内のガンマ線量率を測定する。

格納容器内中性子線エリアモニタ： 格納容器（床上）内の中性子線量率を測定する。

格納容器内空気汚染モニタ： 格納容器（床上）内の放射性ガス及び塵埃濃度を測定する。

配管路（コールド）エリアモニタ： 2次主冷却系の主中間熱交換器出口配管が通過するエリア（配管路（コールド））の線量率を測定することで、1次主冷却系から2次主冷却系への放射性物質の漏えいを検知する。

アルゴン廃ガスモニタ： アルゴン廃ガス中の放射性物質濃度を測定する。

窒素廃ガスモニタ： 窒素廃ガス中の放射性物質濃度を測定する。

(2) 放射線管理関係設備

放射線管理関係設備として、出入管理設備・汚染検査設備（放射線管理室、汚染検査室、

ハンドフットモニタ、手洗い、シャワー、皮膚除染キット及び更衣室等）及び個人被ばくモニタリング設備（個人線量計）を設ける。なお、これらは管理区域出入口付近に設けるものとする。

また、定期的及び必要の都度、管理区域内の必要な場所の線量率、空気中の放射性物質の濃度及び床面等の放射性物質の表面密度を測定するため、サーベイメータ等の可搬型測定器及びダストサンプル・スミヤ等の試料を測定するための設備を設ける。これらについても、管理区域出入口付近に配置するとともに、サーベイメータ等については、アルファ線用、ベータ線用、ガンマ線用、中性子線用を設けるものとする。

5.2.2 屋外管理用の主要な設備の種類

原子炉施設には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、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得るため、主排気筒には排気筒モニタを、周辺監視区域境界及び中央付近には、大洗研究所で共用する屋外管理用モニタリングポスト 14 基を設けるものとし、設計基準事故時における迅速な対応のための排気筒モニタ及び屋外管理用モニタリングポスト 9 基の情報は、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ものとする。

主排気筒の排気筒モニタの指示又は記録は、中央制御室に設置する放射線監視盤に、屋外管理用モニタリングポストの指示は、中央制御室の専用の表示器にそれぞれ表示する。運転員は、これらにより、主排気筒の排気筒モニタの指示又は記録及び屋外管理用モニタリングポストの指示を中央制御室で確認できる。屋外管理用モニタリングポストの指示は、設計基準事故時における迅速な情報伝達のため、大洗研究所緊急時対策所及び環境監視棟にも専用の表示器を設け表示する。

また、設計基準事故時における迅速な対応のための屋外管理用モニタリングポスト 9 基の伝送系については、それぞれ有線及び無線を設けることにより多様性を確保した設計とする。

さらに、大洗研究所で共用する気象観測設備を設けるものとする。

屋外管理用モニタリングポストについては、非常用発電機（可搬型を含む。）及び無停電電源装置により必要な電源を確保し、無停電電源装置については、非常用発電機（可搬型を含む。）から電力が供給されるまでの一定時間（90 分）の給電ができるものとする。

なお、これらの電源が枯渇した場合は、サーベイメータによる測定で代替する。

また、非常用発電機（可搬型を含む。）は無給油で 10 時間以上運転可能とし、その燃料は 3 日分を敷地内に保管する。

非常用発電機の設置場所は各局舎屋外近傍及び環境監視棟建屋内とするとともに、当該非常用発電機を使用する事象の発生時における環境条件を考慮した設計とする。

可搬型非常用発電機については環境監視棟付近の車庫に保管し、当該可搬型非常用発電機を使用する事象の発生時に運搬車両を用いて設置場所まで運搬する。

非常用発電機（可搬型を含む。）から電源を供給する屋外管理用モニタリングポストまでは常設又は仮設のケーブルを接続することにより、直接又は分電盤から無停電電源装置の一次側に電力を供給し、屋外管理用モニタリングポストを連続稼働できる設計とする。

非常用発電機を建家内に設置するにあたっては、当該非常用発電機の給気量を考慮した設置とし、排気は排気管により屋外に排出する設計とする。

商用電源が喪失した場合、要員の緊急招集を行い、参集した要員により、屋外管理用モニタリングポストに設置した無停電電源装置の電源が枯渇する 90 分までに、可搬型非常用発電機の配備及び接続も含め、屋外管理用モニタリングポストへの給電ができる設計とする。

5.2.3 遮蔽

原子炉施設は、「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とともに、管理区域にあつては、放射線業務従事者等の立入り頻度、滞在時間等を考慮して、以下に示す立入区域の基準線量率を定める。なお、放射線遮蔽設計にあつては、放射線遮蔽評価の誤差を考慮して最悪の場合でも基準線量率を満足するように、さらにその 1/10 を目標値とし、主要線源からの線量（率）がその値以下になるようにする。当該設計においては、原子炉の熱出力を定格出力とし、負荷率 100%とすることを基本とする。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。

立入区域の基準線量率

- A 区域： 放射線業務従事者が常時作業する区域とし、基準線量率は $20 \mu\text{Sv/h}$ 以下とする。
- B 区域： 放射線業務従事者が常時作業する場所ではないが、機器、設備の点検、保守、燃料取扱作業等で必要に応じ時間を制限して立ち入る区域とし、基準線量率は $80 \mu\text{Sv/h}$ 以下とする。
- C 区域： 故障、修理等、必要な時以外には原子炉の運転中、停止中にかかわらず立ち入ることのないと考えられる区域とし、基準線量率は $320 \mu\text{Sv/h}$ 以下とする。
- D 区域： 原子炉の運転中、停止中にかかわらず立ち入ることのないと考えられる区域とする。

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。

5.3 線量率等の測定

原子炉施設の管理区域にあつては、固定モニタ又はサーベイメータ等により、定期的に、外部放射線に係る線量率、空気中の放射性物質の濃度及び表面密度を測定するものとする。

周辺監視区域及びその周辺区域については、屋外管理用モニタリングポストにより、定期的に、外部放射線に係る線量率を測定する。また、気象観測設備により、風向及び風速等を測定する。

なお、線量率等の測定の運用等については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 37 条に基づく原子炉施設保安規定に定める。

さらに、放射性廃棄物の廃棄に係る管理の観点で、気体廃棄物については、排気モニタ等により、排気中の放射性物質の濃度を測定するものとし、放射性物質の放出管理目標値を超えないように運用する。

液体廃棄物についても、同様に、必要な措置を講じるものとし、一般排水溝に排出する液体廃棄物に含まれる放射性物質について、放出管理目標値を超えないものとする。

なお、廃棄物管理の運用等については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 37 条に基づく原子炉施設保安規定に定める。

5.4 放射線管理設備等の管理

放射線管理設備等（保護具を含む。）については、所定の種類及び員数等を備えるものとし、常にその機能を正常に維持するため、定期的に検査等を実施するものとする。なお、放射線管理設備等の管理に係る運用については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 37 条に基づく原子炉施設保安規定に定める。

V. 敷地境界における通常運転時の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による空間線量率の評価 (MK-IV炉心)

敷地境界における通常運転時の直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による空間線量率の評価

1. 概要

原子炉施設は、通常運転時において、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十分に低減できるように施設する。ここでは、通常運転時における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を評価し、設計方針を満足していることを確認する。

2. 設計方針

通常運転時における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の評価にあたっては、直接ガンマ線について計算コードQAD-CGGP2R^[1]を用いる。スカイシャインガンマ線については、計算コードANISN^[2]及びG33-GP2R^[1]を用いる。敷地境界における空間線量率は、通常運転時において、空気カーマで年間 50 μGy 以下を設計目標値とする。

3. 計算条件

3.1 線源条件

本計算で用いる線源は、原子炉建物及び原子炉附属建物について、遮蔽区分の上限線量 (20 μSv/h) に相当する仮想的な点線源を用いることとし、以下のように設定した。なお、通常運転時において、格納容器内の運転床面の大部分の線量率は、検出下限レベルである。炉上部ピット及びその上部の立入禁止区域には、局所的に 20 μSv/h を超えるポイントが存在するが、機器の隙間のストリーミングに起因するものであり、線源設定に用いた 20 μSv/h は十分な保守性を有する。

等価点線源強度は、建物毎に Ground Level の床面積と等価な表面積を有する半径 r の半球を設定し、この半球表面上の線量率が各建物 Ground Level 床上遮蔽区分の上限線量率の値に等しいとして、Ground Level 上点線源を算出した。

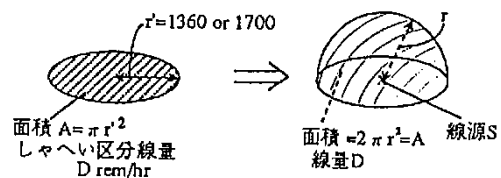
各建物の半球の半径 r は以下の式により算出した。

① 原子炉建物

$$\begin{aligned} \pi 1360^2 &= 2\pi r^2 \\ r &= 961.7 \text{ (cm)} \end{aligned}$$

② 原子炉附属建物

$$\begin{aligned} \pi 1700^2 &= 2\pi r^2 \\ r &= 1202 \text{ (cm)} \end{aligned}$$



また、点線源強度 S_i (photons/s) は以下の式を満たすように算出した。

$$D = \sum_i \frac{S_i \cdot K_i \cdot B_i e^{-\mu_i \cdot r}}{4\pi r^2}$$

ここで、

S_i : 点線源強度 (photons/s) (スペクトルは第 3.1 表、第 3.2 表を参照)

i : エネルギーを表す添字

D : 半球表面上線量率 (= $20 \mu \text{ Sv/h}$)

r : 半球の半径 (cm)

K_i : 線量率換算係数 ($(\mu \text{ Gy/h}) / (\text{photons/cm}^2 \cdot \text{s})$) (第 3.1 表、第 3.2 表を参照)

B_i : ビルドアップ係数

μ_i : 空気の線吸収係数

ただし、 $r \div 1000$ (cm) 程度では $B_i e^{-\mu_i r} \approx 1$ であるので実際の計算では $B_i e^{-\mu_i r}$ の項は無視する。

なお、線量率換算係数は、ICRP Publication 74 に記載された光子フルエンスから空気カーマへの換算係数を元に、線源スペクトルの 18 群エネルギー群構造に内挿したものである。

また、線源スペクトルについては、以下を使用することとした。

- ① 原子炉建物 : 原子炉建物でのガンマ線は、原子炉容器とペDESTALとの間をストリーミングし、大回転プラグ外側の隙間から上方に漏えいする成分が支配的であることから、大回転プラグ上面の線源スペクトルを用いた。
- ② 原子炉附属建物 : 原子炉附属建物においては、外側燃料集合体 (燃料要素最高燃焼度 $90,000 \text{ MWd/t}$ とする。) の原子炉停止後 2 日の放出ガンマ線スペクトルを用いた。なお、原子炉附属建物に移送された使用済燃料に付着するナトリウムは、数 g と微量であるため線源には放射化ナトリウムを含まないものとした。

第 3.1 表 原子炉建物の線源スペクトル及び等価線源強度

群数 No.	γ線エネルギー (MeV)			線源スペクトル 相対値	等価点線源強度 (Photon/s)	線量換算係数 (μ Gy/h/flux)
	上限	下限	代表			
1	11.0	8.0	9.5	3.17E-03	3.20E+07	8.29E-02
2	8.0	6.0	7.0	1.15E-01	1.16E+09	6.52E-02
3	6.0	4.0	5.0	9.70E-02	9.79E+08	5.08E-02
4	4.0	3.0	3.50	5.36E-02	5.41E+08	3.98E-02
5	3.0	2.5	2.75	3.28E-02	3.32E+08	3.38E-02
6	2.5	2.0	2.25	4.01E-02	4.05E+08	2.95E-02
7	2.0	1.5	1.75	4.95E-02	4.99E+08	2.47E-02
8	1.5	1.0	1.25	5.82E-02	5.87E+08	1.93E-02
9	1.0	0.70	0.85	5.42E-02	5.47E+08	1.40E-02
10	0.70	0.45	0.575	1.41E-01	1.42E+09	9.82E-03
11	0.45	0.30	0.375	1.06E-01	1.07E+09	6.35E-03
12	0.30	0.15	0.225	1.88E-01	1.90E+09	3.56E-03
13	0.15	0.10	0.125	5.17E-02	5.22E+08	1.73E-03
14	0.10	0.07	0.085	9.29E-03	9.38E+07	1.15E-03
15	0.07	0.05	0.0575	1.04E-03	1.05E+07	1.05E-03
16	0.05	0.03	0.0375	1.42E-05	1.44E+05	1.67E-03
17	0.03	0.02	0.025	2.71E-06	2.73E+04	3.84E-03
18	0.02	0.01	0.015	2.93E-06	2.96E+04	1.12E-02
合計				1.00E+00	1.01E+10	

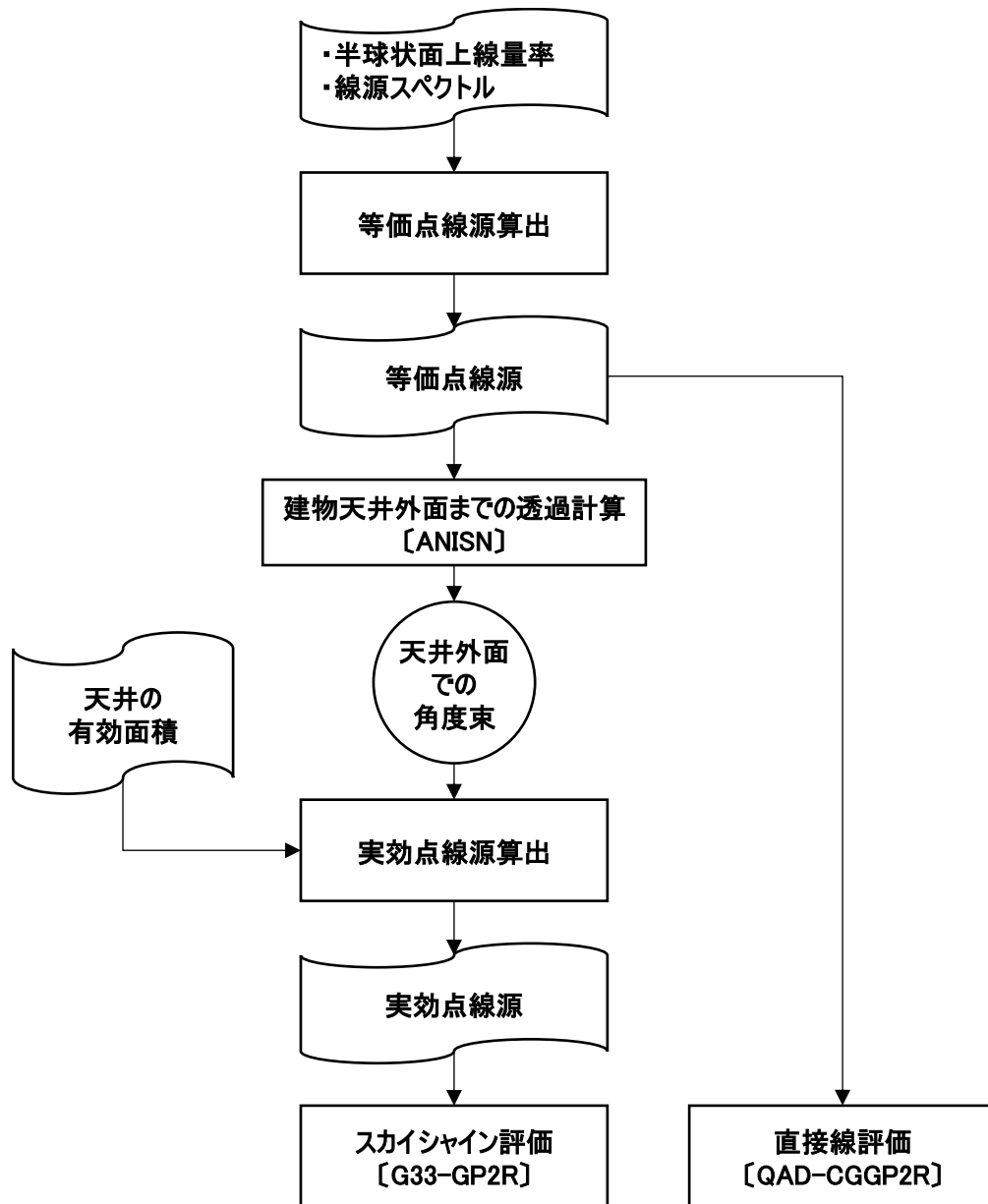
第 3.2 表 原子炉附属建物の線源スペクトル及び等価線源強度

群数 No.	γ線エネルギー (MeV)			線源スペクトル 相対値	等価点線源強度 (Photon/s)	線量換算係数 (μ Gy/h/flux)
	上限	下限	代表			
1	11.0	8.0	9.5	1.17E-13	5.23E-03	8.29E-02
2	8.0	6.0	7.0	1.02E-12	4.54E-02	6.52E-02
3	6.0	4.0	5.0	2.08E-10	9.27E+00	5.08E-02
4	4.0	3.0	3.50	1.05E-05	4.70E+05	3.98E-02
5	3.0	2.5	2.75	1.24E-03	5.56E+07	3.38E-02
6	2.5	2.0	2.25	1.14E-03	5.09E+07	2.95E-02
7	2.0	1.5	1.75	3.33E-02	1.49E+09	2.47E-02
8	1.5	1.0	1.25	1.03E-02	4.62E+08	1.93E-02
9	1.0	0.70	0.85	1.29E-01	5.75E+09	1.40E-02
10	0.70	0.45	0.575	1.30E-01	5.81E+09	9.82E-03
11	0.45	0.30	0.375	4.27E-02	1.91E+09	6.35E-03
12	0.30	0.15	0.225	9.09E-02	4.06E+09	3.56E-03
13	0.15	0.10	0.125	1.19E-01	5.31E+09	1.73E-03
14	0.10	0.07	0.085	5.39E-02	2.41E+09	1.15E-03
15	0.07	0.05	0.0575	3.09E-02	1.38E+09	1.05E-03
16	0.05	0.03	0.0375	6.04E-02	2.70E+09	1.67E-03
17	0.03	0.02	0.025	5.20E-02	2.32E+09	3.84E-03
18	0.02	0.01	0.015	2.45E-01	1.10E+10	1.12E-02
合計				1.00E+00	4.47E+10	

4. 計算方法

原子炉建物及び原子炉附属建物を 3 次元でモデル化し、それぞれの通常運転時における直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の空間線量率を QAD-CGGP2R、ANISN 及び G33-GP2R より計算した。空間線量率の計算フローを第 4.1 図に示す。

空間線量率は、建物壁面を水平方向に透過する直接ガンマ線と建物天井を透過し上空へ抜けて散乱するスカイシャインガンマ線との合計で算出される。



第 4.1 図 空間線量率の計算フロー

5. 評価結果

各評価点の原子炉建物、及び原子炉附属建物の合計線量率を第 5.1 表に示す。

評価点までの距離は、原子炉建物及び原子炉附属建物を中心とした時の各方向敷地境界までの距離とした。

第 5.1 表より、最も建物に近い方向 E の 0.17km 地点においても空間線量率は、空気カーマで $6.4 \mu\text{Gy/y}$ である。以上により、空間線量率は、空気カーマで年間 $50 \mu\text{Gy}$ を下回り、設計方針を満足する。

第 5.1 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による空間線量率

評価地点			空間線量率						建物 合計
			原子炉建物			原子炉附属建物			
No.	方向	距離 km	スカイシャイン線 $\mu\text{Gy/y}$	直接線 $\mu\text{Gy/y}$	合計 $\mu\text{Gy/y}$	スカイシャイン線 $\mu\text{Gy/y}$	直接線 $\mu\text{Gy/y}$	合計 $\mu\text{Gy/y}$	$\mu\text{Gy/y}$
1	N	0.70	1.47E-03	2.33E-04	1.71E-03	3.93E-03	8.48E-03	1.24E-02	1.41E-02
2	NNE	0.42	3.70E-02	1.36E-03	3.84E-02	1.01E-01	9.78E-02	1.99E-01	2.38E-01
3	NE	0.24	3.80E-01	6.72E-03	3.87E-01	1.09E+00	7.65E-01	1.85E+00	2.24E+00
4	ENE	0.19	7.73E-01	1.22E-02	7.85E-01	2.24E+00	1.59E+00	3.83E+00	4.62E+00
5	E	0.17	1.04E+00	1.61E-02	1.06E+00	3.05E+00	2.21E+00	5.26E+00	6.32E+00
6	ESE	0.19	7.73E-01	1.22E-02	7.85E-01	2.24E+00	1.59E+00	3.83E+00	4.62E+00
7	SE	0.26	2.89E-01	5.43E-03	2.94E-01	8.21E-01	5.87E-01	1.41E+00	1.70E+00
8	SSE	0.47	2.02E-02	9.51E-04	2.11E-02	5.48E-02	6.04E-02	1.15E-01	1.36E-01
9	S	0.85	3.08E-04	1.06E-04	4.14E-04	7.87E-04	2.71E-03	3.50E-03	3.92E-03
10	SSW	0.96	1.05E-04	6.23E-05	1.67E-04	2.56E-04	1.23E-03	1.49E-03	1.66E-03
11	SW	0.94	1.27E-04	6.85E-05	1.96E-04	3.13E-04	1.42E-03	1.73E-03	1.93E-03
12	WSW	0.94	1.27E-04	6.85E-05	1.96E-04	3.13E-04	1.42E-03	1.73E-03	1.93E-03
13	W	0.99	7.93E-05	5.41E-05	1.33E-04	1.90E-04	1.00E-03	1.19E-03	1.32E-03
14	WNW	0.71	1.32E-03	2.21E-04	1.54E-03	3.52E-03	7.83E-03	1.14E-02	1.29E-02
15	NW	0.90	1.88E-04	8.31E-05	2.71E-04	4.70E-04	1.89E-03	2.36E-03	2.63E-03
16	NNW	0.76	7.77E-04	1.69E-04	9.46E-04	2.04E-03	5.32E-03	7.36E-03	8.31E-03

6. 参考文献

- [1] Y. Sakamoto, S. Tanaka, "QAD-CGGP2 and G33-GP2: Revised Versions of QAD-CGGP and G33-GP" (Codes with the Conversion Factors from Exposure to Ambient and Maximum Dose Equivalents), JAERI-M 90-110(1990).
- [2] 小山謹二; 田代晋吾; 南多善; 筒井恒夫; 出田隆士; 宮坂駿一, 「中性子・ガンマ線予想1次元 Sn コード」, ANISN-JR, JAERI-M 6954, (1977)

1. 安全評価に関する基本方針

1.1 概要

原子炉施設は、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、原子炉施設を通常運転時の状態に移行できるように、また、設計基準事故時において、炉心の著しい損傷が発生するおそれがなく、かつ、炉心を十分に冷却できるとともに、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とし、周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものとして、「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。

なお、運転時の異常な過渡変化は、原子炉の運転中において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作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生ずる異常な状態に至る事象を対象とする。また、設計基準事故は、運転時の異常な過渡変化を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性がある、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要がある事象を対象とする。

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」⁽¹⁾、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」⁽²⁾、「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」⁽³⁾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。

想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって考慮することができるものは、MS-1及びMS-2に属するものによる機能とする。解析において影響緩和のために考慮する主要な安全機能を第1.1表に示す。

また、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つて、原子炉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（以下「多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故」という。）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とする。なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故は、発生頻度が設計基準事故より低い、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）を与えるおそれのある事故を対象とし、代表的事象を選定して、発生防止及び拡大防止並びに影響緩和のために必要な措置を講じる。

1.2 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る判断基準

(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。「設置許可基準規則の解釈」に基づき、このことを判断する基準は以下のとおりとする。

なお、具体的には、燃料中心最高温度（以下「燃料最高温度」という。）、被覆管最高温度（肉厚中心）及び冷却材最高温度が、それらの熱設計基準値を超えないことで、下記（i）～（iii）の基準を満足することを確認する。

- (i) 燃料被覆管は機械的に破損しないこと*¹。
- (ii) 冷却材は沸騰しないこと*¹。
- (iii) 燃料最高温度が燃料熔融温度を下回ること*¹。

*1：熱設計基準値

- a. 燃料最高温度は、2,650℃とする。
- b. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、840℃とする。
- c. 冷却材最高温度は、910℃とする。

(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。「設置許可基準規則の解釈」に基づき、このことを判断する基準は以下のとおりとする。

なお、具体的には、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度が、それらの熱設計基準値を超えないことで、下記（i）の基準を満足することを確認する。

また、「1次冷却材漏えい事故」を除き、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度が、それらの熱設計基準値を超えないことで、原子炉冷却材バウンダリが健全であり、その外側に位置する格納容器の機能が阻害されないことで、下記（ii）の基準を満足することを確認する。「1次冷却材漏えい事故」においては、格納容器の内圧及び格納容器鋼壁温度が、設計圧力及び設計温度を超えないことで、格納容器の健全性が維持されることにより、下記（ii）の基準を満足することを確認する。

下記（iii）の基準において、「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) 炉心は著しい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) 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析にあつては、以下に示す解析条件を使用する。解析条件は、判断基準に照らして、燃料、被覆管及び冷却材の最高温度の最大値を厳しく評価する条件を選定する。

1.3.1 初期定常運転条件

解析では、原子炉出力の初期値を定格出力とする。定格出力は、熱出力を 100MW とし、1 次主循環ポンプ及び 2 次主循環ポンプが 100%の冷却材流量で運転されている状態として、主冷却機の主送風機が運転されることで、原子炉入口冷却材温度が約 350°Cに、原子炉出口冷却材温度が約 456°Cに制御されているものとする。ただし、1 次主冷却系の運転温度の初期値として、解析の結果が厳しくなるよう定格値に定常運転時の誤差の最大値を加えた値を用いることとし、ホットレグ温度を 458°C、コールドレグ温度を 352°Cとする。解析における初期条件を第 1.2 表に示す。

なお、未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き事象の初期定常運転条件として、原子炉は定格出力の 10⁻⁷%出力での臨界状態、1 次主循環ポンプは 100%の冷却材流量で運転されている状態とし、コールドレグ温度は 352°Cとする。

1.3.2 原子炉保護系の特性

原子炉保護系により監視している原子炉施設のプロセス量が、当該プロセス量の原子炉トリップ設定値を超えた場合、各検出器で原子炉トリップ信号が発生し、論理回路で原子炉スクラム信号が発せられて、自動的に制御棒保持電磁石の電源装置からの電流が遮断される。制御棒保持電磁石の電流が遮断されると制御棒は駆動部から切り離され、自重及びスプリングによる加速を受けて炉心に落下する。

また、原子炉スクラム信号が発生すると、1 次主循環ポンプはランバック制御状態に入り、ポンプの回転数を慣性降下によって低下させて低速運転に移行し、原子炉停止後の崩壊熱除去に必要な流量を確保する。ただし、1 次主循環ポンプ駆動電源の喪失時には、主循環ポンプ回転数が所定の回転数まで低下すると、1 次主冷却系はポニーモータ運転に引き継がれ、原子炉停止後の崩壊熱除去に必要な流量が確保される。また、原子炉スクラム信号の発生により、2 次主循環ポンプ及び主送風機は停止される。2 次主冷却系は、自然循環運転に移行し、主冷却機は、自然通風除熱により、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送する。参考として、原子炉スクラム信号を受けて自動停止、あるいは自動動作する機器を第 1.3 表に示す。

原子炉トリップ信号の解析上の設定値は、計測誤差を考慮して余裕を見込んだものを用いる。また、プロセス量が解析上の設定値に達した時点から制御棒保持電磁石励磁断となるまでの時間を原子炉保護系の応答時間とし、各原子炉トリップ信号に対して解析結果が厳しくなるように定めた値を使用する。第 1.4 表に、解析で用いた原子炉トリップ設定値及び応答時間を示す。

また、第 1.5 表に、原子炉保護系（アイソレーション）の設定値を示す。

1.3.3 原子炉停止系統の特性

原子炉スクラム信号によって制御棒及び後備炉停止制御棒は全て炉心下端まで挿入される。解析では、主炉停止系において、最も反応度価値の大きい制御棒1本が全引き抜き位置に固着して挿入されないものと仮定し、制御棒の挿入により付加される負の反応度を5.0% $\Delta k/k$ とする。ここでは、後備炉停止系における後備炉停止制御棒の挿入に期待しない。また、解析では制御棒の落下速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値90%挿入までの時間を0.8秒とし、第1.1図に示す反応度挿入曲線を使用する。

1.3.4 反応度係数

解析で使用する反応度係数は計算精度等に対する適切な余裕を見込んだ値とする。第1.6表に解析に使用する反応度係数の値の範囲を示す。原子炉施設におけるドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数はいずれも負の値となっている。使用に当たっては、解析結果が厳しくなるように、これらの最大値又は最小値を用いる。

なお、解析に当たってより厳しい結果を得るように、燃料温度係数は外乱により燃料温度が低下する場合にのみ、また、炉心支持板温度係数は原子炉容器入口冷却材温度が低下する場合にのみ、その最小値（絶対値が最大の負の値）を使用し、それ以外の場合は零とする。

1.3.5 崩壊熱

核分裂生成物及びアクチニドの崩壊熱は、F P G S コード⁽⁴⁾で計算される値に計算精度に対する適切な余裕を見込んだ値を用いる。解析で用いる崩壊熱を第1.2図に示す。

1.3.6 解析に当たって考慮する事項

解析に当たっては、運転サイクル初期から末期、起動時から定格出力運転時までを考慮し、結果を厳しくする運転条件を選定するとともに、原則として事象が収束することが合理的に推定できる時点まで解析を行う。

また、想定された事象に加え、作動を要求される原子炉トリップあるいは工学的安全施設等のMSに属する構築物、系統及び機器の動作に関しては、機能別に結果を最も厳しくする単一故障を想定する。

事象発生後短期間にわたっては動的機器について、また、長期間にわたっては動的機器又は静的機器について、単一故障を考えるものとする。ただし、事象発生前から動作しており、かつ、発生後も引き続き動作する機器については、故障を仮定しない。

静的機器については、単一故障を仮定したときにこれを含む系統が所定の安全機能を達成できるように設計されている場合、その故障が安全上支障のない時間内に除去又は修復ができる場合、又は、その故障の発生確率が十分低い場合においては、故障を仮定しない。

この場合、原子炉の停止機能及び閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器の動的機器及びアニュラス部排気設備以外の静的機器は多重化しており、単一故障を仮定しても解析の条件は変わらない。また、アニュラス部排気設備の静的機器であるダクトは、故障が安全上支障のない時間内に除去又は修復ができることから、故障を仮定しない。冷却機能を有する構築物、系統及び機器の単一故障の仮定は、各事象の説明において示す。

さらに、工学的安全施設の作動が要求される場合は、外部電源の喪失の有無を考慮に入れる。なお、ランバック制御による1次主循環ポンプの低速運転は考えない。また、事象の影響を緩和するために運転員の手動操作を考える場合は、適切な時間的余裕を考慮する。

1.4 解析に用いる計算コード

異常状態の解析においては、第1.7表に示す計算コードを使用する。使用する計算コードの概要を次に示す。

(1) MIMIR⁽⁵⁾

MIMIRは、原子炉容器、1次主冷却系及び2次主冷却系における伝熱流動解析を行う「常陽」の安全審査で使用した実績を有するコードであり、原子炉容器、1次主冷却系及び2次主冷却系の主要な機器、原子炉保護系及び関連するインターロックをモデルに反映している。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 主中間熱交換器及び主冷却器の熱特性の計算には、伝熱管1本で代表させた1チャンネルモデルを使用する。
- b. 原子炉容器の上部及び下部プレナムには、有効体積に対する完全混合モデルを使用する。また、配管部には、輸送遅れモデルを使用する。
- c. 1次主冷却系及び2次主冷却系の機器・配管の圧力損失特性、弁特性、主循環ポンプ特性、流体慣性等を考慮して運動量保存式と質量保存式を解き、冷却材流量の時間変化を計算する。

(2) Super-COPD⁽⁶⁾

Super-COPDは、日本原子力研究開発機構にて開発を進めてきたナトリウム冷却高速炉を対象としたプラント動特性解析コードであり、「もんじゅ」及び「常陽」の安全審査で使用した実績を有する炉心過渡解析コード「HARHO-IN」を、「もんじゅ」の安全審査で使用した実績を有するプラント動特性解析コード「COPD」の炉心部の計算に組み込むとともに、構成機器や配管要素等の流動計算及び熱計算、また制御系のモデルをモジュール構造として汎用化が図られたプラント動特性解析コードである。

なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の解析においても使用することとし、詳細については、「4.3.2.5 有効性評価に使用する計算コード」に記載する。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析においては、炉心の核熱安全解析機能を使用する。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 核動特性の計算には、遅発中性子6群の1点近似動特性モデルを使用する。
- b. 炉心の熱計算では、ホットテストチャンネルと平均チャンネルの2チャンネルモデルで取り扱う。
- c. 各チャンネルは、半径方向及び軸方向に多分割した2次元円筒モデルとし、エネルギー保存式を解き、燃料、被覆管及び冷却材温度の時間変化を計算する。

(3) ASFRE⁽⁷⁾

ASFREは、ナトリウム冷却型高速炉の燃料集合体内の熱流動現象の解析を目的とした単相サブチャンネル解析コードである。

なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の解析においても使用することとし、詳細については、「4.3.2.5 有効性評価に使用する計算コード」に記載する。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 三角配列された燃料要素の間の流路又は燃料要素とラップ管で囲まれる流路を1つの流路（サブチャンネル）としてモデル化する。
- b. 各サブチャンネル内でワイヤスペーサの形状及び流れの方向を考慮して圧力損失を計算するとともに、サブチャンネル間の乱流混合を取り扱うモデルとする。
- c. 流路閉塞時の計算では、サブチャンネルの一部を閉塞物又はガスで置換したモデルとする。

第 1.1 表 解析において影響緩和のために考慮する主要な安全機能

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	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 ②1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	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	①1次主冷却系 1) 1次主循環ポンプボニーモータ 2) 逆止弁 ②2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 ②1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。) ③2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外周コンクリート壁 ②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。) 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 (安全容器及びコンクリート遮へい体冷却系を含む。)
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	

第 1.2 表 初期条件

項目	値
原子炉出力	100% (100MW)
1 次主冷却系ホットレグ温度	458℃
1 次主冷却系コールドレグ温度	352℃
1 次主冷却系流量	定格流量 (100%)
2 次主冷却系流量	定格流量 (100%)
原子炉容器ナトリウム液位	NsL 0mm (注 1)
燃料最高温度	熱的制限値 (2,350℃)
被覆管最高温度	熱的制限値 (620℃)
冷却材最高温度	約 600℃ (注 2)

(注 1) N s L : 原子炉容器通常ナトリウム液位

(注 2) 燃料最高温度及び被覆管最高温度が熱的制限値となるように設定。

第 1.3 表 原子炉トリップ信号発生時の動作

機器等	動作
原子炉保護系	原子炉スクラム信号発信
制御棒駆動機構	制御棒保持電磁石励磁断
1 次主循環ポンプ	ランバック制御運転 (低速運転) 又はポニーモータ運転
2 次主循環ポンプ	停止
主送風機	停止
工学的安全施設*	作動 (隔離弁の閉止及び非常用ガス処理装置への切り替え)

*原子炉保護系 (アイソレーション) に関するものに限る。

第 1.4 表 解析に使用する原子炉トリップ設定値及び応答時間

原子炉スクラム信号	解析に用いた原子炉トリップ設定値	応答時間（注 1）
中性子束高（出力領域）	107%（100MW に対して）	0.2 秒
原子炉入口冷却材温度高	373℃	0.4 秒
1 次冷却材流量低	77%（定格流量に対して）	0.4 秒
2 次冷却材流量低	77%（定格流量に対して）	0.4 秒
炉内ナトリウム液面低	NsL-140mm	0.4 秒
電源喪失	—	1.2 秒

（注 1）プロセス量が原子炉トリップ設定値に達してから、制御棒保持電磁石励磁断となるまでの時間（むだ時間成分）を示す。なお、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間は、0.2 秒である。

第 1.5 表 原子炉保護系（アイソレーション）の設定値

原子炉保護系（アイソレーション）信号	原子炉保護系（アイソレーション）設定値（注 1）
格納容器内床上線量率高	高 1mSv/h
格納容器内温度高	高 60℃
格納容器内圧力高	高 29kPa [gage]

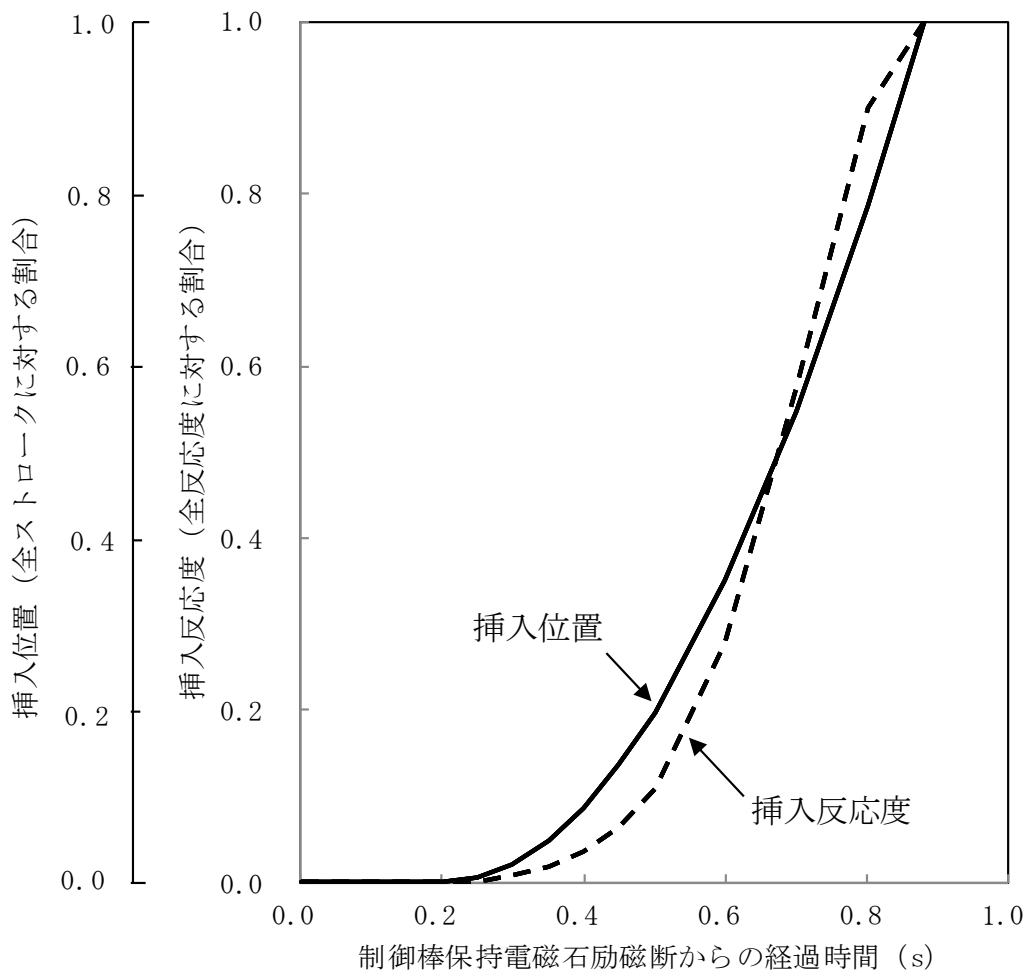
（注 1）プロセス量が原子炉保護系（アイソレーション）の設定値に達した場合は、短時間で格納容器隔離等の工学的安全施設が動作する。

第 1.6 表 解析に使用する反応度係数

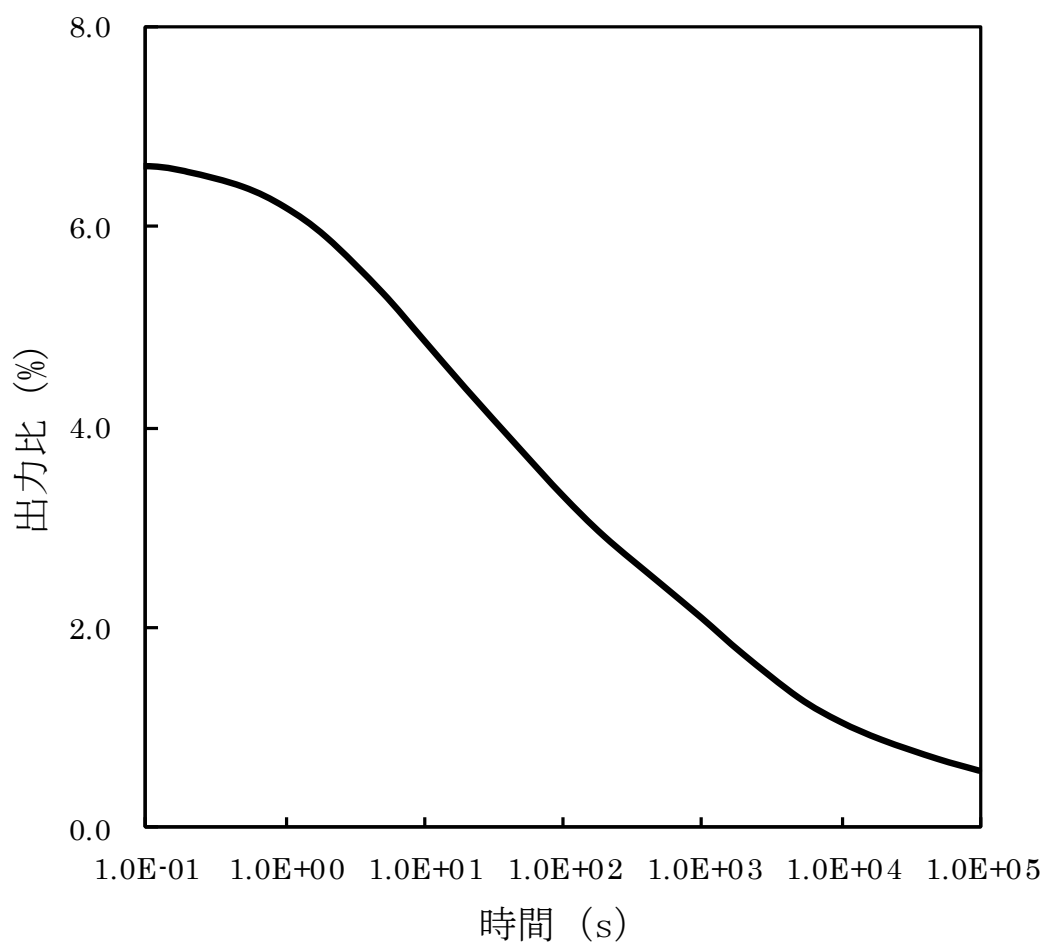
項目	反応度係数
ドップラ係数	$(-1.1 \sim -3.5) \times 10^{-3}$ (Tdk/dT)
燃料温度係数	$(-1.9 \sim -4.5) \times 10^{-6}$ ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)
冷却材温度係数	$(-5.7 \sim -14) \times 10^{-6}$ ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)
構造材温度係数	$(-0.76 \sim -1.8) \times 10^{-6}$ ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)
炉心支持板温度係数	$(-9.9 \sim -19) \times 10^{-6}$ ($\Delta k/k/^\circ\text{C}$)

第 1.7 表 異常状態の解析に使用する計算コード一覧

事象	計算コード
未臨界状態からの 制御棒の異常な引抜き	MIMIR、 Super-COPD
出力運転中の 制御棒の異常な引抜き	
1次冷却材流量増大	
1次冷却材流量減少	
外部電源喪失	
2次冷却材流量増大	
2次冷却材流量減少	
主冷却器空気流量の増大	
主冷却器空気流量の減少	
燃料スランピング事故	
1次主循環ポンプ軸固着事故	
1次冷却材漏えい事故	
冷却材流路閉塞事故	
2次主循環ポンプ軸固着事故	MIMIR、 Super-COPD
2次冷却材漏えい事故	
主送風機風量瞬時低下事故	



第 1.1 図 原子炉スクラム反応度挿入曲線



第 1.2 図 崩壊熱曲線

2. 運転時の異常な過渡変化

2.1 代表的事象の選定

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見地から、代表的な事象を選定する。事象の選定結果を以下に示す。

- (1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
 - (i) 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き
 - (ii) 出力運転中の制御棒の異常な引抜き
- (2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
 - (i) 1次冷却材流量増大
 - (ii) 1次冷却材流量減少
 - (iii) 外部電源喪失
 - (iv) 2次冷却材流量増大
 - (v) 2次冷却材流量減少
 - (vi) 主冷却器空気流量の増大
 - (vii) 主冷却器空気流量の減少

2.2 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き

2.2.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の起動時に運転員の誤操作等によって制御棒の連続的な引き抜きが生じ、炉心に異常な正の反応度が付加される現象として考える。

この場合、原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 原子炉起動時の制御棒の操作は、運転員が手動により小刻みに引き抜くよう操作手順を定める。
- (ii) 原子炉出力制御系により同時に 2 本以上の制御棒を引き抜けないようにし、かつ、制御棒の駆動速度は 13cm/min 以下に制限する。
- (iii) 下記の起動条件を満足しなければ制御棒の引抜きをインターロックによりブロックする。
 - a. 原子炉保護系の作動条件が全て解除されていること。
 - b. 全ての制御棒が全挿入位置にあること。
 - c. 起動系の中性子計数率が 2 チャンネルとも設定値以上であること。
- (iv) 以上の防止対策にもかかわらず制御棒の連続的な引き抜きが生じ、中性子束が増加し続けた場合は、起動領域及び中間領域における「炉周期短」並びに起動領域、中間領域及び出力領域における「中性子束高」の警報が中央制御室に発せられ、更に制御棒が引き抜かれた場合には、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。また、これらの原子炉スクラム回路が作動可能状態になれば制御棒の引き抜きをインターロックによりブロックする。

2.2.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コード MIMIR 及び Super-COPD により解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態として、原子炉は臨界状態で、原子炉出力は定格出力の 10⁻⁷% とする。また、炉心の冷却材流量は定格値の 100%、原子炉容器入口冷却材温度は 352°C とする。
- (ii) 最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が最大速度 (13cm/min) で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は 5¢/s とする。
- (iii) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.30W/cm²°C とする。
- (iv) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、冷却材温度係数及び構造材温度係数として最大値 (絶対値が最小の負の値) を用いることとし、それぞれ $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温

度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。

(v) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。なお、起動領域、中間領域における「炉周期短」及び起動領域、中間領域における「中性子束高」信号による自動停止は無視することとする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.1図に示す。

異常発生後、約19秒で原子炉出力は「中性子束高（出力領域）」の設定値に達し、第1.4表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに1次主循環ポンプの主電動機は停止する。この場合の最大出力は定格出力の約234%である。ポンプの回転数が定格流量の約8%に相当する値まで低下した時点で、2ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の約8%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の燃料中心最高温度（以下「燃料最高温度」という。）、被覆管肉厚中心最高温度（以下「被覆管最高温度」という。）及び冷却材最高温度は、それぞれ約1,270℃、約470℃及び約470℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

2.2.3 結論

この過渡変化では、「中性子束高（出力領域）」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き

2.3.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉を定格出力又はその近傍の出力で運転している際に、運転員の誤操作等によって制御棒の連続的な引き抜きが生じ、炉心に異常な正の反応度が付加される現象として考える。

この場合、原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 制御棒の操作は、運転員が手動により小刻みに行うものとする。
- (ii) 原子炉出力制御系により同時に 2 本以上の制御棒を引き抜けないようにし、かつ、制御棒の駆動速度は 13cm/min 以下に制限する。
- (iii) 以上の防止対策にもかかわらず制御棒の連続的な引き抜きが生じた場合は、「中性子束高（出力領域）」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に制御棒が引き抜かれた場合には、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。

2.3.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コード MIMIR 及び Super-COPD により解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が最大速度 (13cm/min) で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は $5\phi/s$ とする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、冷却材温度係数及び構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の 107%、応答時間は 0.2 秒とする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 2.2 図に示す。

異常発生後、約 1.2 秒で原子炉出力は「中性子束高（出力領域）」の設定値に達し、第 1.4 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では 0.2 秒）

経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに1次主循環ポンプの主電動機は停止する。この場合の最大出力は定格出力の約110%である。ポンプの回転数が定格流量の約8%に相当する値まで低下した時点で、2ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の約8%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約2,390℃、約630℃及び約620℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

2.3.3 結論

この過渡変化では、「中性子束高(出力領域)」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.4 1次冷却材流量増大

2.4.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により1次主循環ポンプの回転数が上昇し、炉心流量が異常に増大する現象として考える。

炉心流量が異常に増大すると、炉心の冷却材及び構造材の温度が低下して正の反応度が付加され原子炉出力が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 1次主循環ポンプ、電源設備、ポンプ補機類等の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 炉心流量の増大により原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高(出力領域)」又は「原子炉入口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.4.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの1次主循環ポンプの主電動機の短絡により、ポンプの回転数が最大回転数まで上昇し、当該ループの1次冷却材流量が増大して、炉心の冷却材流量が瞬時に110%に増大するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、 $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最小値(絶対値が最大の負の値)を用いることとし、それぞれ $-14 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-1.8 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.3図に示す。

炉心流量の増大により、炉心の冷却材及び構造材の温度が低下して正の反応度が付加さ

れ、原子炉出力は定格出力の約 104%まで上昇するが、その後、ドップラ効果等による負の反応度の付加により定格出力近傍まで緩やかに低下し静定する。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度は約 2,410℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は初期値を超えない。

2.4.3 結論

この過渡変化では、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.5 1次冷却材流量減少

2.5.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により1次主循環ポンプの主電動機が停止して、1次冷却材流量が減少する現象として考える。

1次冷却材流量が減少すると炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 1次主循環ポンプ、電源設備、ポンプ補機類等の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 1次主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と1次冷却材の流体慣性により、主電動機停止の際の1次冷却材流量の減少率を小さくする(ポンプ回転数の慣性降下時の時定数は約10秒)。
- (iii) 1次主循環ポンプの主電動機が停止した場合、「1次主循環ポンプトリップ」及び「1次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.5.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの1次主循環ポンプの主電動機が停止し、他の1ループの1次主循環ポンプの主電動機も同時に停止するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値(絶対値が最大の負の値)を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「1次冷却材流量低」によるものとし、原子炉トリップ設定

値は定格流量の77%、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.4図に示す。

1ループの1次主循環ポンプの主電動機の停止と同時に他の1ループの1次主循環ポンプの主電動機も停止する。両ループの冷却材流量は減少し、約2.6秒後に「1次冷却材流量低」の設定値に達し、第1.4表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となってから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止する。1次主循環ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約700℃及び約690℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

2.5.3 結論

この過渡変化では、「1次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.6 外部電源喪失

2.6.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、送電系統の故障や電気設備の故障などにより系統機器の動力の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱される現象として考える。

この場合、1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失し、1次冷却材流量、2次冷却材流量及び主冷却器空気流量が減少して炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに非常用電源が確保され、崩壊熱除去運転に移行して、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 電源設備の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 一般電源系は独立した2系統の母線で構成し、単一の母線が故障しても補機の電源の全ては失われないものとする。
- (iii) 外部電源喪失時は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により非常用電源が確保され、原子炉保護のために必要な施設内補機への給電が行われる。なお、原子炉保護系は、直流及び交流無停電電源系より給電され、1次主循環ポンプのポニーモータは、直流無停電電源系より給電される。
- (iv) 直流及び交流無停電電源系は、それぞれ蓄電池2組を持ち、蓄電池1組でそれぞれの系統の全負荷に2時間連続して給電できる容量を持つとともに、速やかに負荷投入できる設計とする。
- (v) 非常用ディーゼル電源系は、ディーゼル発電機2台を持ち、1台で全必要負荷に給電できる容量を持つとともに、外部電源喪失後30秒で負荷投入が可能な設計とする。したがって、蓄電池の放電終了前に余裕をもって蓄電池の充電を行うことができる。
- (vi) 外部電源喪失が生じた場合は、「電源喪失」、「1次主循環ポンプトリップ」、「1次冷却材流量低」、「2次主循環ポンプトリップ」及び「2次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (vii) 1次主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と1次冷却材の流体慣性により、主電動機停止の際の1次冷却材流量の減少率を小さくする。
- (viii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.6.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 一般電源系の電源が全て同時に失われるものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「電源喪失」によるものとし、応答時間は1.2秒とする。
- (v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.5図に示す。

電源喪失が発生すると、1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主送風機等の動力源が喪失し、約1.2秒後に「電源喪失」信号により原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止する。1次主循環ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約650°C及び約640°Cであり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

2.6.3 結論

この過渡変化では、「電源喪失」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.7 2次冷却材流量増大

2.7.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により2次主循環ポンプの回転数が上昇し、2次冷却材流量が異常に増大する現象として考える。

2次冷却材流量が異常に増大すると、主中間熱交換器での除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 2次主循環ポンプ、電源設備、ポンプ補機類等の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高（出力領域）」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.7.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの2次主循環ポンプの電動機の短絡により、ポンプの回転数が最大回転数まで上昇し、当該ループの2次冷却材流量が瞬時に140%に増大するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、 $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-14 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-1.8 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-19 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。
- (v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速

運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 2.6 図に示す。

1 ループの 2 次冷却材流量の増大により、当該ループの主中間熱交換器での除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力は定格出力の約 106%まで上昇するが、その後、ドップラ効果等による負の反応度の付加により低下し、定格出力近傍で静定する。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 2,440℃、約 630℃及び約 620℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

2.7.3 結論

この過渡変化では、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.8 2次冷却材流量減少

2.8.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により2次主循環ポンプが停止して、2次冷却材流量が減少する現象として考える。

2次冷却材流量が減少すると、主中間熱交換器の1次側出口冷却材温度が上昇し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 2次主循環ポンプ、電源設備、ポンプ補機類等の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 2次主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と2次冷却材の流体慣性により、ポンプ停止の際の2次冷却材流量の減少率を小さくする。
- (iii) 2次主循環ポンプが停止した場合、「2次主循環ポンプトリップ」及び「2次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.8.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの2次主循環ポンプが停止するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「2次冷却材流量低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格流量の77%、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1 ループにおける 1 次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 2.7 図に示す。

1 ループの 2 次主循環ポンプが停止すると、当該ループの冷却材流量は減少し、約 1.9 秒後に「2 次冷却材流量低」の設定値に達し、第 1.4 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では 0.2 秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約 5% に相当する値まで低下した時点で 1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5% が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630°C 及び約 610°C であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

2.8.3 結論

この過渡変化では、「2 次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.9 主冷却器空気流量の増大

2.9.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材温度制御系の故障等の原因により主冷却機のベーン、ダンパが全開状態となり、主冷却器空気流量が異常に増大する現象として考える。

主冷却器空気流量が異常に増大すると、主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が低下し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 計測制御設備の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高（出力領域）」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.9.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1ループの主冷却機1台のベーン、ダンパが全開となり、当該主冷却器の空気流量が瞬時に最大流量に増大するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、 $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-14 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-1.8 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-19 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。

(v) 単一故障として、1 ループにおける 1 次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 2.8 図に示す。

1 ループの主冷却器空気流量が異常に増大すると、当該ループの主中間熱交換器の 2 次側入口冷却材温度が低下し、主中間熱交換器の除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低下して正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇する。異常発生後、約 80 秒で原子炉出力は「中性子束高 (出力領域)」の設定値に達し、第 1.4 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間 (解析では 0.2 秒) 経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約 5% に相当する値まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5% が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 2,440℃、約 630℃及び約 620℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

2.9.3 結論

この過渡変化では、「中性子束高 (出力領域)」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.10 主冷却器空気流量の減少

2.10.1 過渡変化の原因及び防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、電氣的故障等の原因により主送風機が停止して、主冷却器空気流量が減少する現象として考える。

主冷却器空気流量が減少すると、主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この過渡変化は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この過渡変化の発生を防止し、また、万一発生した場合にも原子炉の健全性を確保するため、次のような対策を講じる。

- (i) 主送風機、電源設備、送風機補機類等の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、故障の発生を防止する。
- (ii) 原子炉容器入口冷却材温度が異常に上昇すると、「原子炉入口冷却材温度高」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉容器入口冷却材温度が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

2.10.2 過渡変化の解析

(1) 解析条件

過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 主送風機1台が停止するとともに、当該ループの他の1台の主送風機も同時に停止し、当該ループの主冷却器空気流量が瞬時に自然通風レベル(約3%)まで減少するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値(絶対値が最大の負の値)を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は 373°C 、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1 ループにおける 1 次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

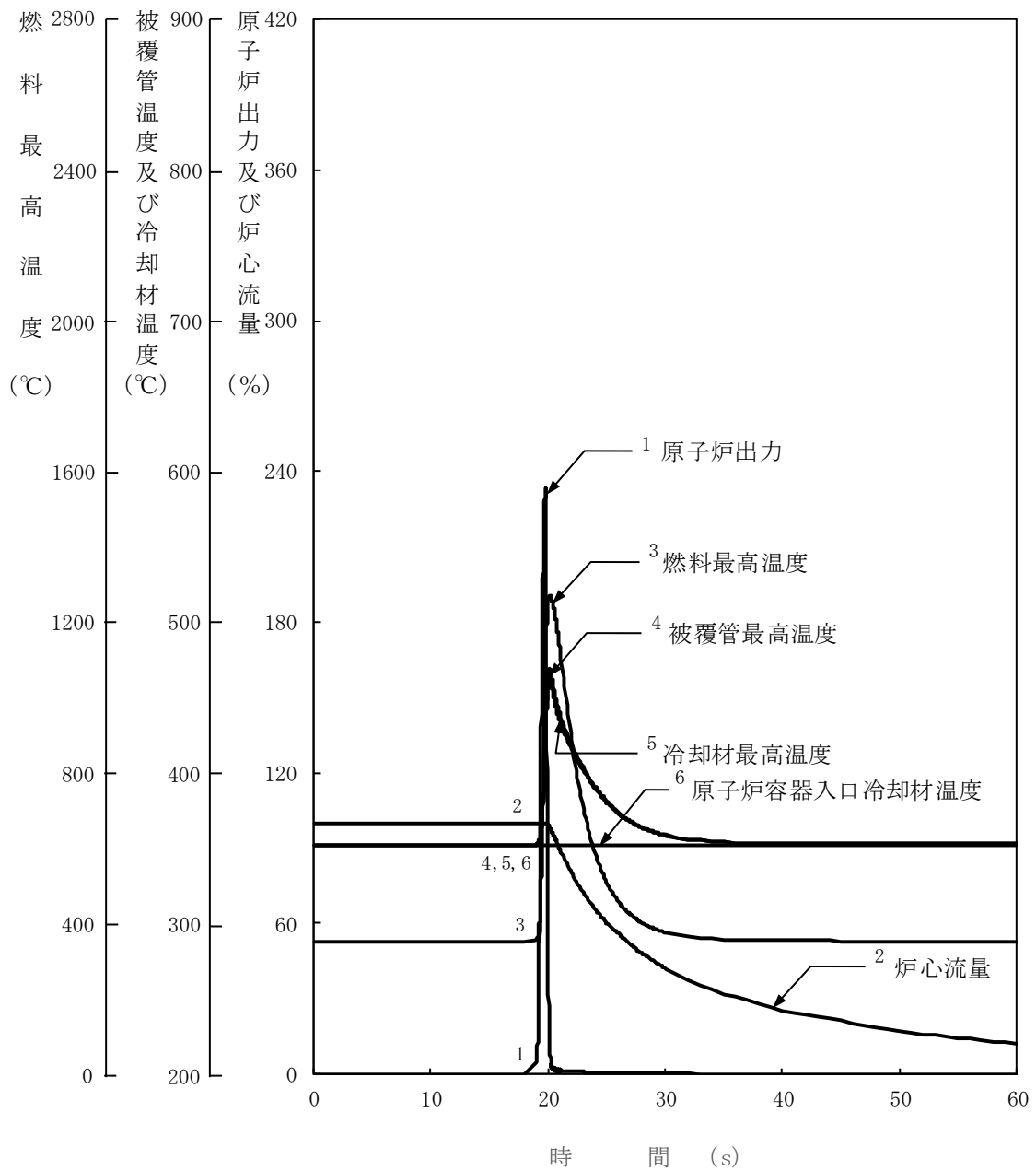
以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 2.9 図に示す。

1 ループの主冷却器空気流量が自然通風レベルまで減少すると、当該ループの主中間熱交換器の 2 次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器の除熱量が低下する。その結果、原子炉容器入口冷却材温度が上昇し、約 90 秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達し、第 1.4 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では 0.2 秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約 5% に相当する値まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5% が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

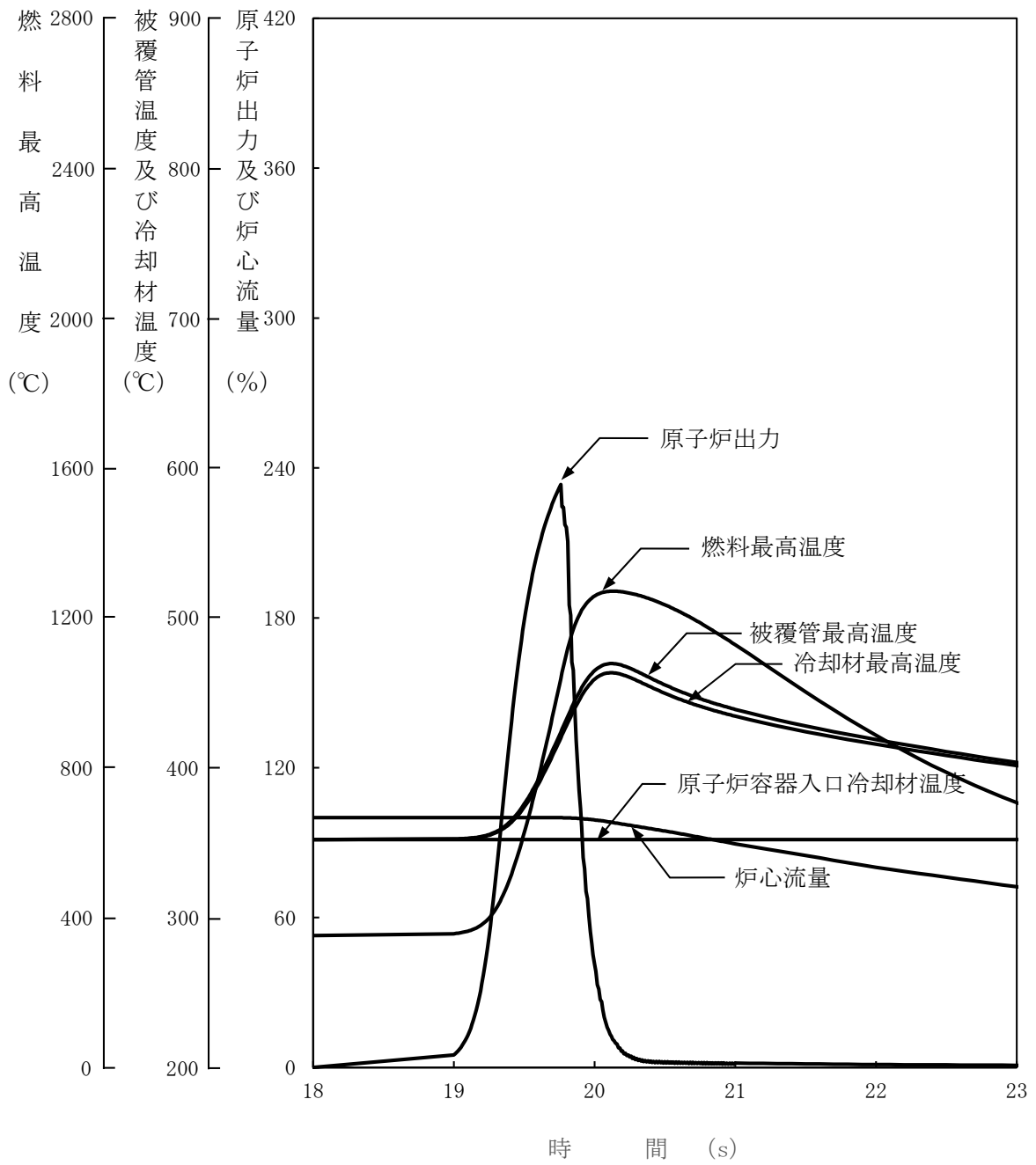
この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630°C 及び約 620°C であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

2.10.3 結論

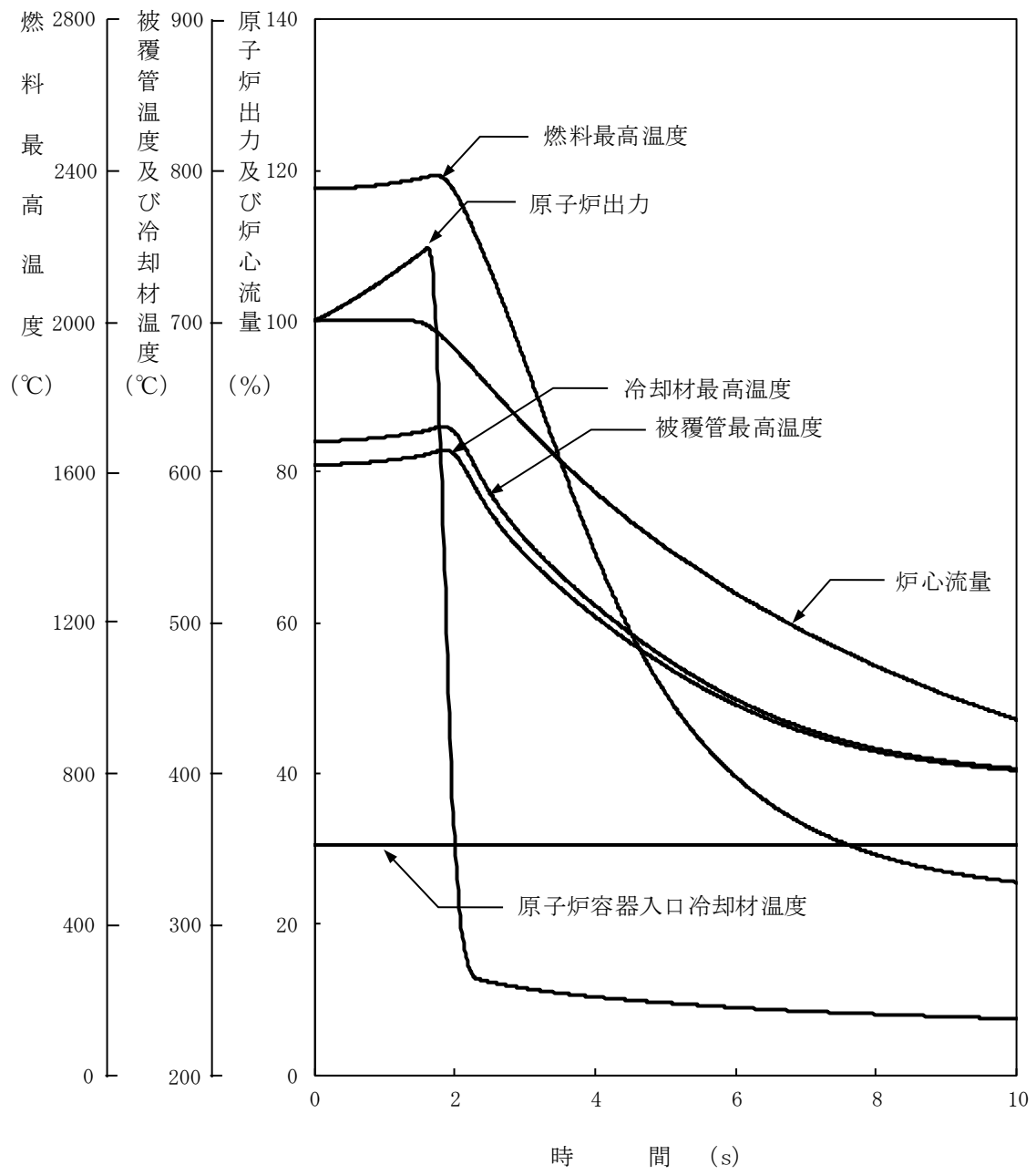
この過渡変化では、「原子炉入口冷却材温度高」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は熱設計基準値を超えることはないので、燃料の健全性が損なわれることはない。



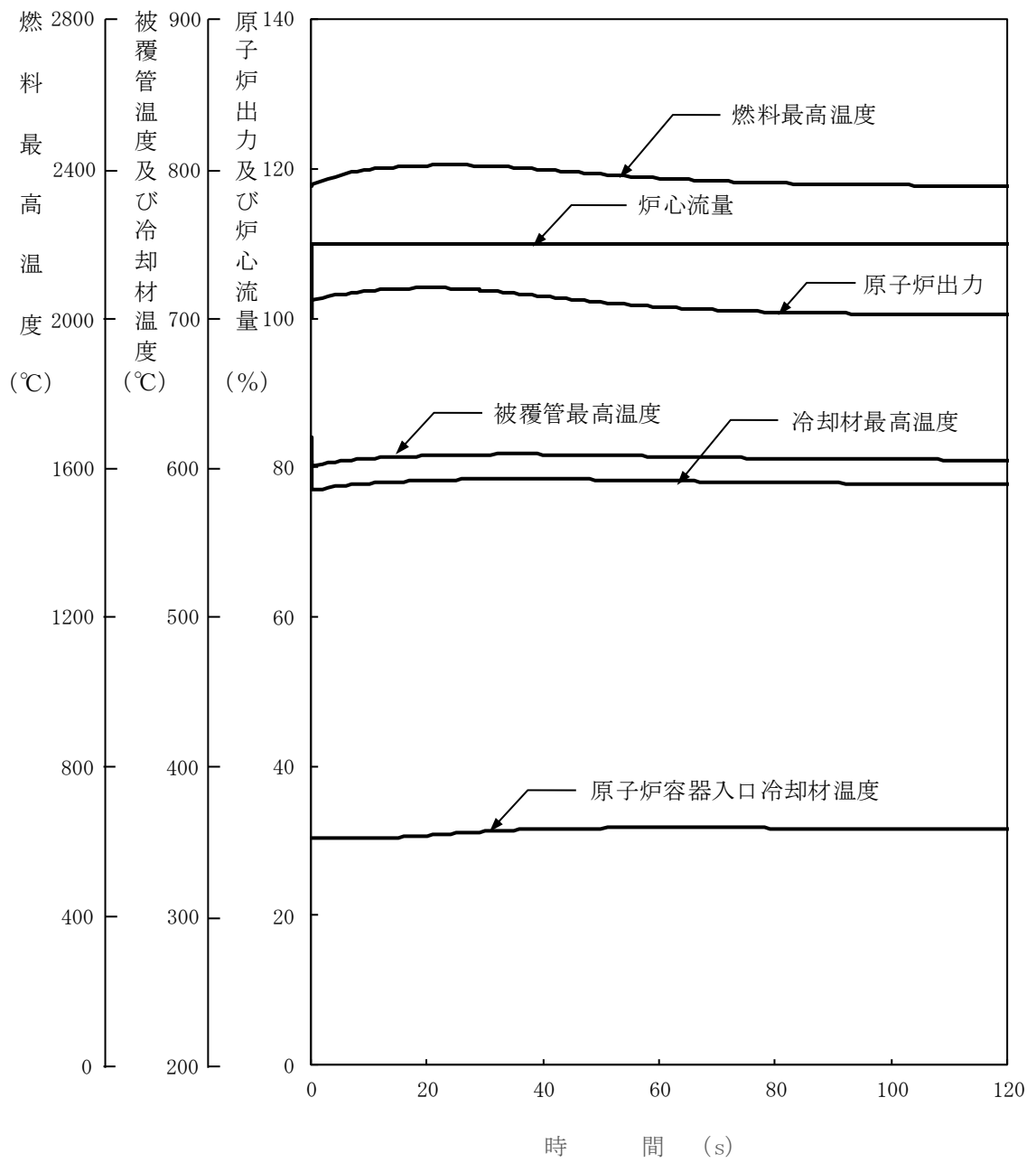
第 2.1 図 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き (1/2)



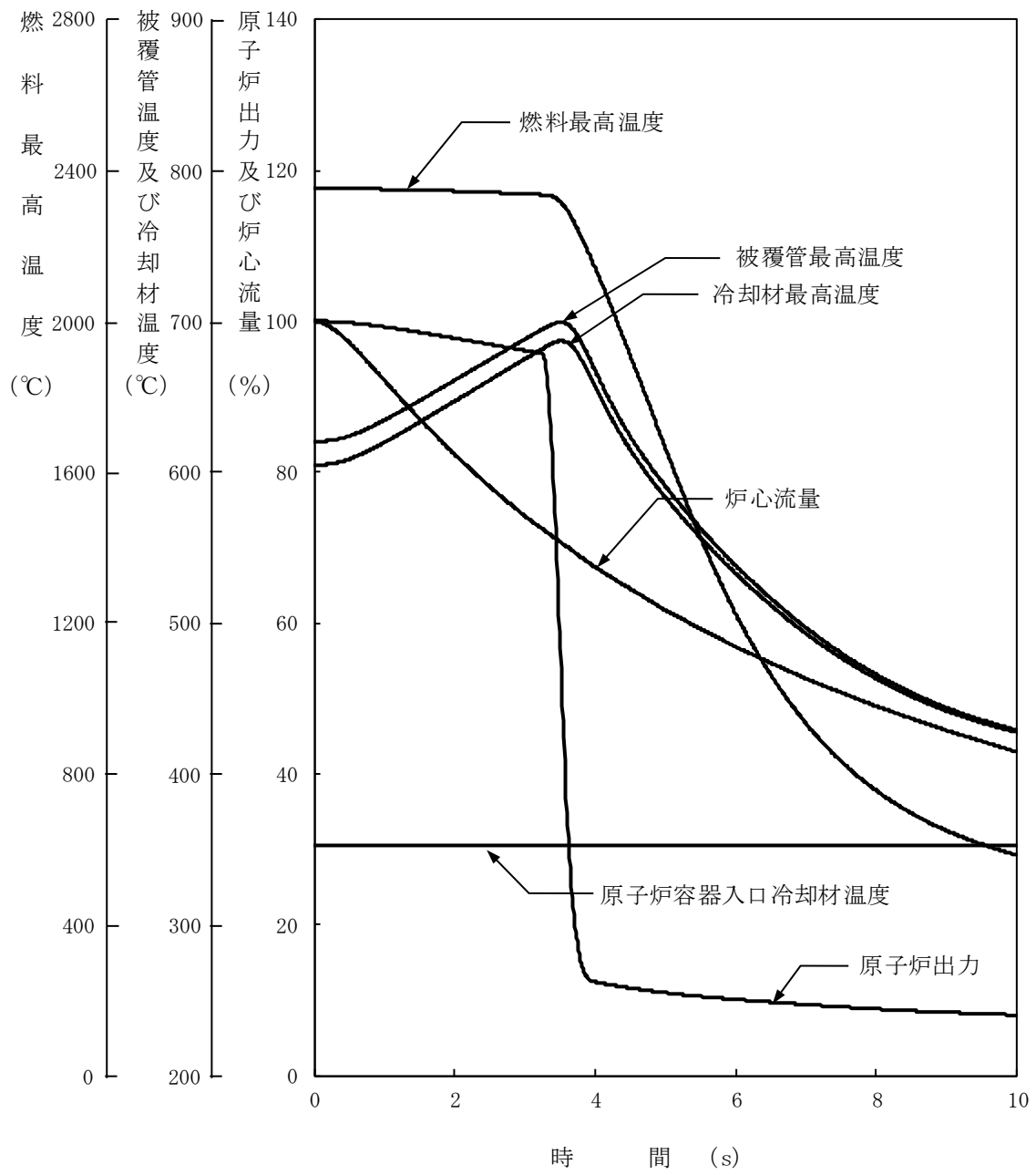
第 2.1 図 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き (2/2)



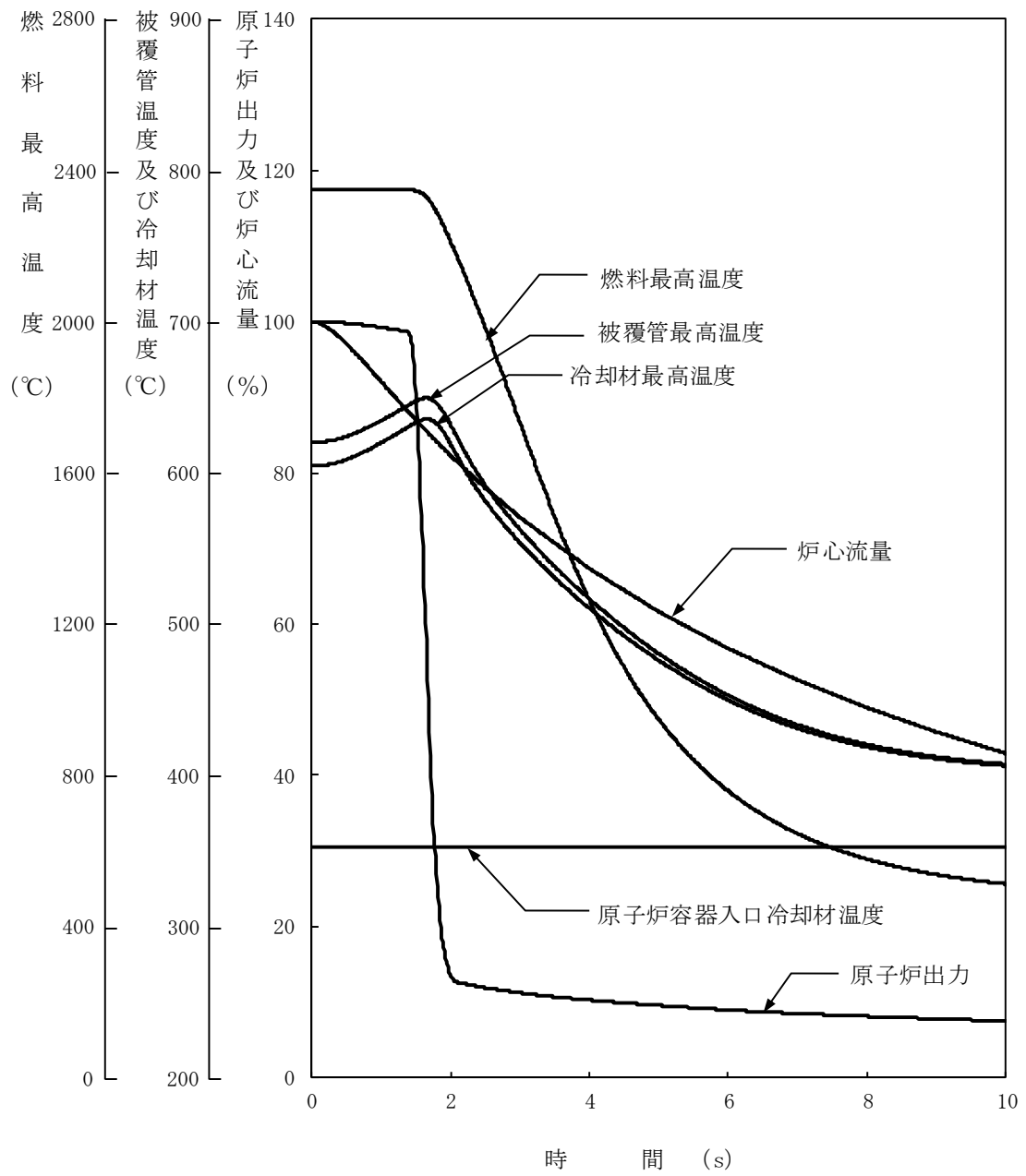
第 2.2 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き



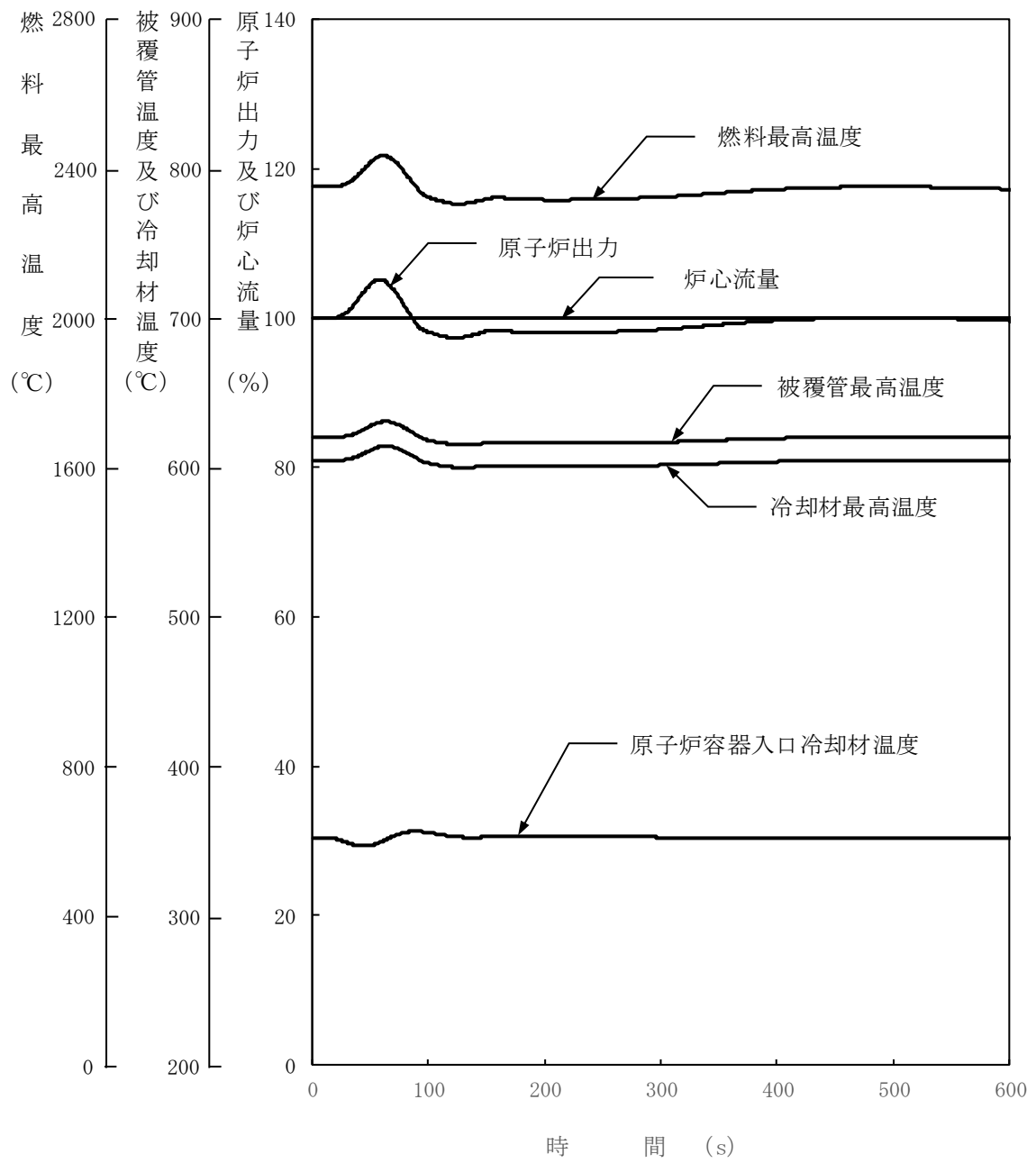
第 2.3 図 1 次冷却材流量増大



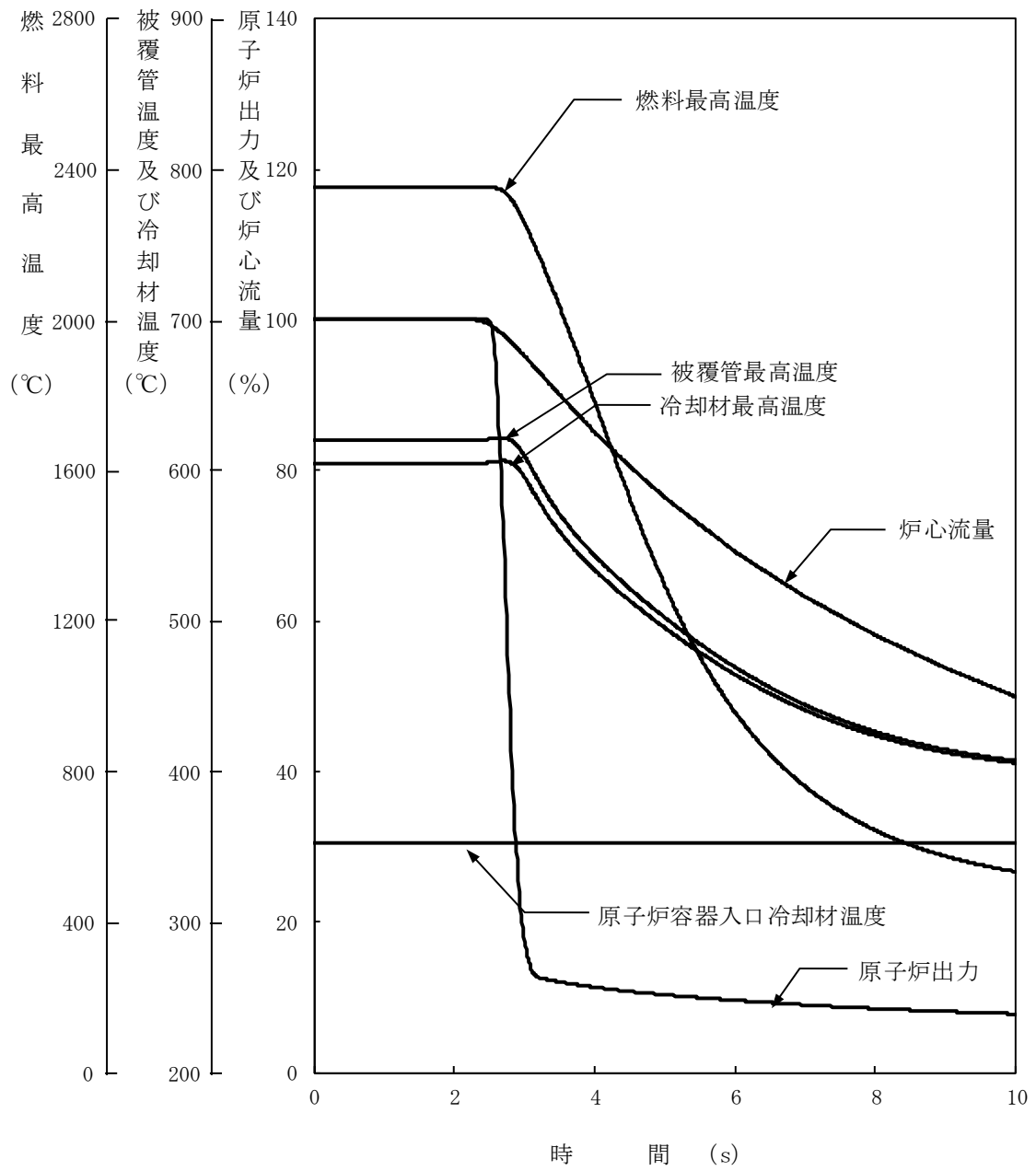
第 2.4 図 1 次冷却材流量減少



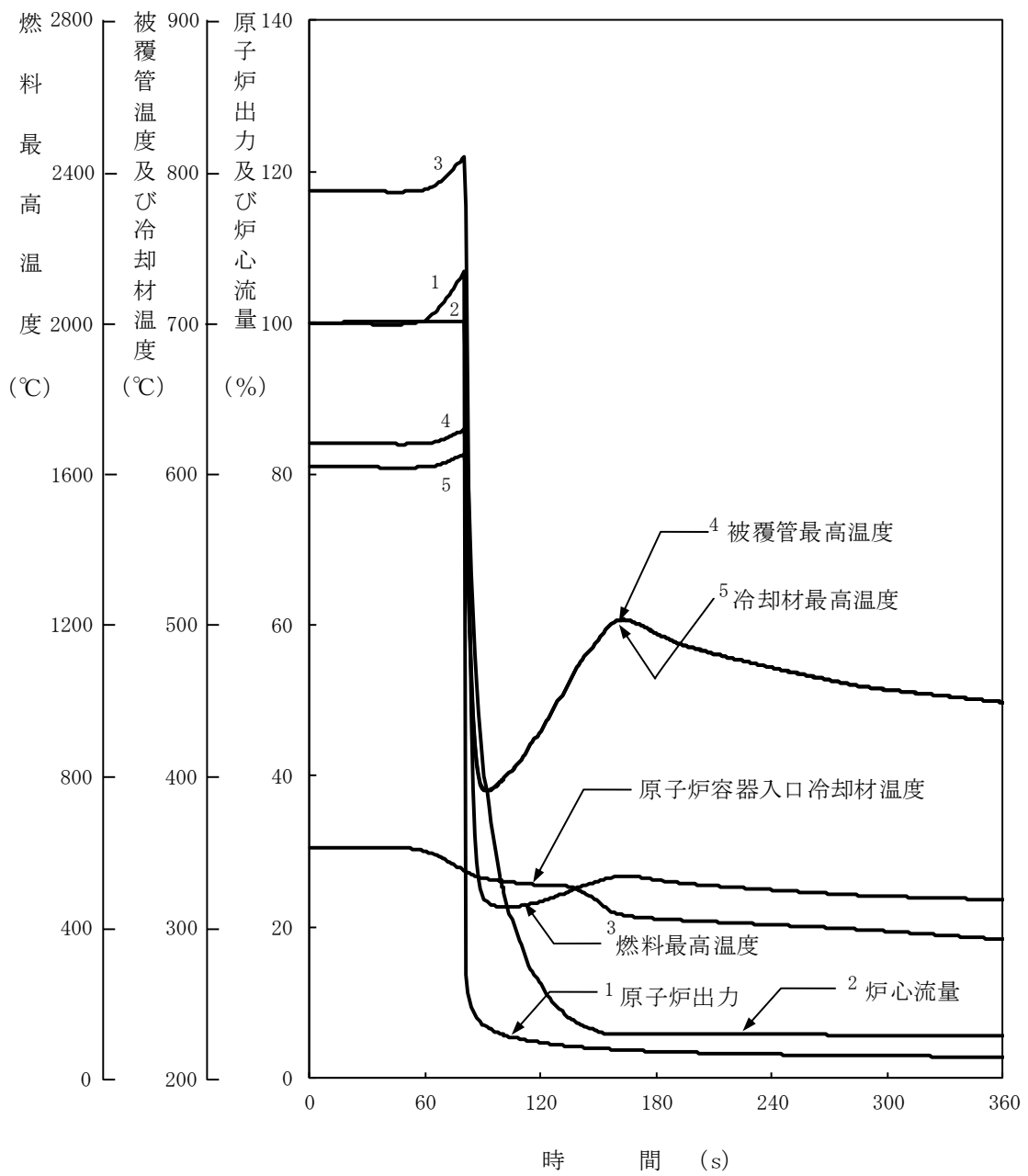
第 2.5 図 外部電源喪失



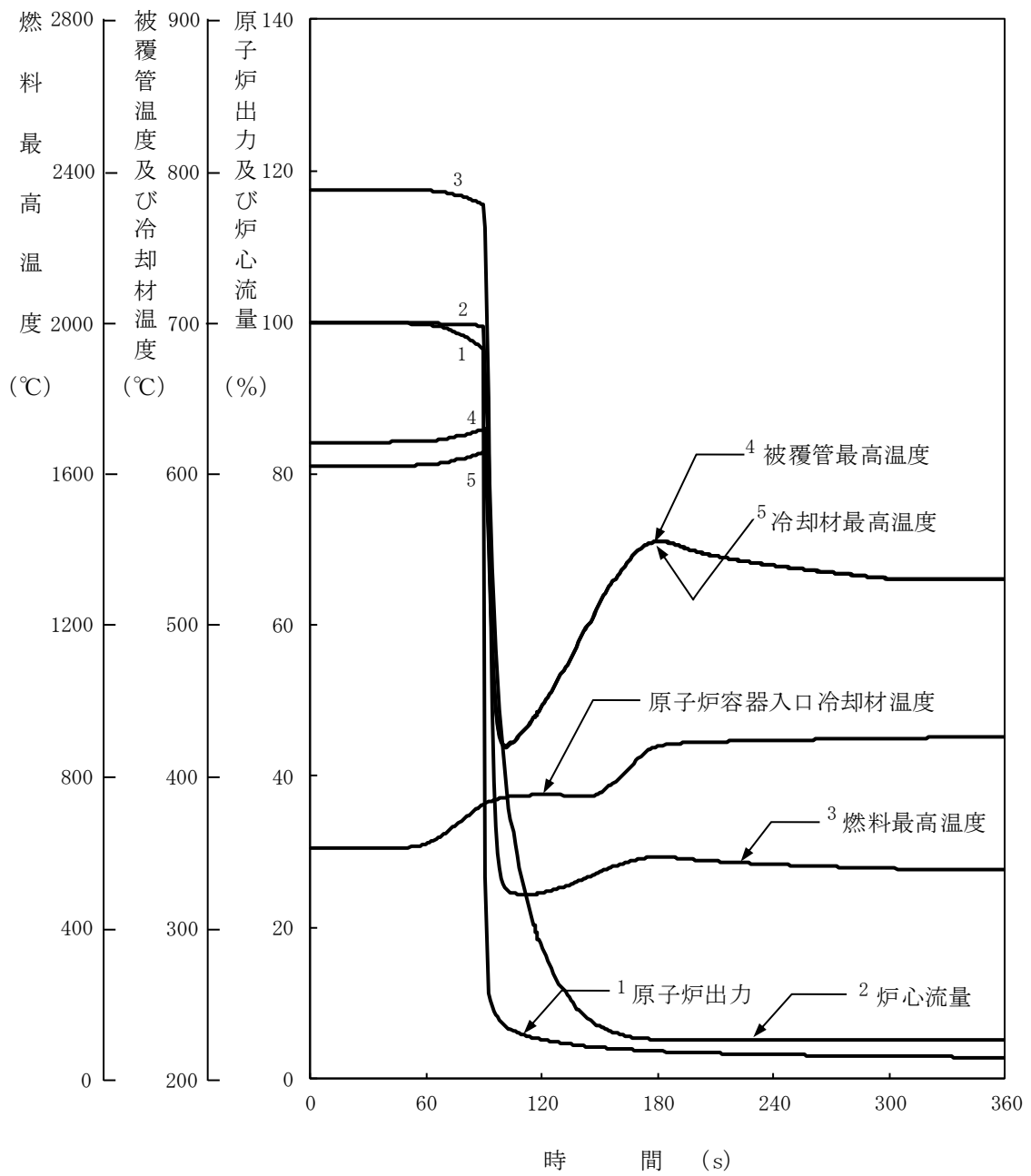
第 2.6 図 2 次冷却材流量増大



第 2.7 図 2 次冷却材流量減少



第 2.8 図 主冷却器空気流量の増大



第 2.9 図 主冷却器空気流量の減少

3. 設計基準事故

3.1 代表的事象の選定

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見地から、代表的な事象を選定する。事象の選定結果を以下に示す。

- (1) 炉心内の反応度の増大に至る事故
 - (i) 燃料スランピング事故
- (2) 炉心冷却能力の低下に至る事故
 - (i) 1次主循環ポンプ軸固着事故
 - (ii) 1次冷却材漏えい事故
 - (iii) 冷却材流路閉塞事故
 - (iv) 2次主循環ポンプ軸固着事故
 - (v) 2次冷却材漏えい事故
 - (vi) 主送風機風量瞬時低下事故
- (3) 燃料取扱いに伴う事故
 - (i) 燃料取替取扱事故
- (4) 廃棄物処理設備に関する事故
 - (i) 気体廃棄物処理設備破損事故
- (5) ナトリウムの化学変化
 - (i) 1次冷却材漏えい事故
- (6) 原子炉カバーガス系に関する事故
 - (i) 1次アルゴンガス漏えい事故

3.2 被ばく評価の方法

3.2.1 よう素の吸入摂取による実効線量

敷地境界外におけるよう素の吸入摂取による実効線量の評価に当たっては、小児を対象とし、以下の計算式を用いて評価する。また、よう素の吸入摂取による実効線量の評価に使用するパラメータ等を第3.1表に示す。

$$H_I = K_{He} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi / Q)$$

$$Q_e = \sum_i (K_{Hi} / K_{He}) \cdot Q_i$$

ここで、 H_I ：よう素の吸入摂取による実効線量 (mSv)

K_{He} ：I-131の吸入摂取による小児の実効線量係数 (mSv/Bq)

M : 小児の呼吸率 (m³/s)
 Q_e : よう素 (I-131 換算) の放出量 (Bq)
 (χ/Q) : 相対濃度 (s/m³)
 K_{Hi} : 核種 i の吸入摂取による小児の実効線量係数 (mSv/Bq)
 Q_i : 核種 i の放出量 (Bq)

3.2.2 希ガスからのガンマ線による実効線量

敷地境界外における希ガスからのガンマ線による実効線量の評価に当たっては、希ガスによる空気カーマを用いた相対線量に基づいて評価する。計算式を以下に示す。

$$H_{\gamma} = K \cdot (D/Q) \cdot Q_{\gamma}$$

ここで、H_γ : 希ガスからのガンマ線による実効線量 (μSv)
 K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (K=1Sv/Gy)
 (D/Q) : 相対線量 (μGy / (MeV · Bq))
 Q_γ : 希ガスの放出量 (MeV · Bq)

第 3.1 表 よう素の吸入摂取による実効線量の評価に使用するパラメータ等^{(2), (8)}

パラメータ等	記号	単位	数値
核種 i の吸入摂取による小児の実効線量係数	K _{Hi}	mSv/Bq	I-131 : 1.6 × 10 ⁻⁴ I-132 : 2.3 × 10 ⁻⁶ I-133 : 4.1 × 10 ⁻⁵ I-134 : 6.9 × 10 ⁻⁷ I-135 : 8.5 × 10 ⁻⁶
小児の呼吸率*	M	m ³ /h	0.31 (活動時)
		m ³ /d	5.16 (1日平均)

* : 小児の呼吸率については、よう素の放出の状況及び継続時間を踏まえ、燃料取替取扱事故及び気体廃棄物処理設備破損事故には 0.31m³/h を、1次冷却材漏えい事故及び1次アルゴンガス漏えい事故には 5.16m³/d を使用する。

3.3 燃料スランピング事故

3.3.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの熱的あるいは機械的原因で燃料ペレットが燃料被覆管内で下方に密に詰まり、炉心に異常な正の反応度が付加される事象として考える。

この場合、原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇するが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 燃料製造時には、燃料焼結、成形に十分な注意を払う。また、燃料要素の製作及び検査を厳格にする。
- (ii) 燃料集合体の運搬及び取扱い時には十分な注意を払い、燃料集合体に損傷を与えないようにする。
- (iii) 燃料集合体及び内側反射体においては、それぞれの出口に熱電対を備えて出口温度を常時監視し、異常が生じれば中央制御室に警報を発して運転員の注意を喚起する。
- (iv) 原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高（出力領域）」又は「原子炉出口冷却材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。

3.3.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) スランピング現象は、最大の反応度値を持つ1体の燃料集合体内の全燃料要素で同時に発生するものとする。スランピングにより燃料は燃料被覆管内で下方に密に詰まり、理論密度の100%となる。その結果、20¢の正の反応度がステップ状に付加されるものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、冷却材温度係数及び構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-1.1 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$ とする。また、燃料温度係数及び炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「中性子束高（出力領域）」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。

(v) 単一故障として、1 ループにおける 1 次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 3.1 図に示す。

スランピングにより正の反応度が付加されると原子炉出力は急激に上昇し、「中性子束高(出力領域)」の設定値に達し、第 1.4 表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間(解析では 0.2 秒)経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1 次主循環ポンプの主電動機は停止する。この場合の最大出力は定格出力の約 127%である。ポンプの回転数が定格流量の約 5%に相当する値まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 2,410℃、約 640℃及び約 630℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。

3.3.3 結論

この事故において、「中性子束高(出力領域)」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

3.4 1次主循環ポンプ軸固着事故

3.4.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により1次主循環ポンプ1台の軸が固着し、1次冷却材流量が減少する事象として考える。

1次冷却材流量が減少すると炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 1次主循環ポンプの設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、軸固着のような事故の発生を防止する。
- (ii) 1次主循環ポンプの運転状態を監視して、異常発生時には中央制御室に警報を発して運転員の注意を喚起するとともに、異常が継続する場合は自動的にポンプを停止するインターロックを設ける。
- (iii) 以上のような防止対策にもかかわらず、万一、ポンプ軸固着が生じた場合には、「1次主循環ポンプトリップ」及び「1次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 事故ループの1次主冷却系での逆流を防止するため、原子炉容器入口に近い配管部に逆止弁を設ける。
- (v) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

3.4.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 最も厳しい想定として、事故ループの1次主循環ポンプの回転数が瞬時に零になるものとし、他の1ループの1次主循環ポンプの主電動機も同時に停止するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times$

$10^{-6}\Delta k/k/^{\circ}C$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 原子炉の自動停止は「1次冷却材流量低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格流量の77%、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、事故ループの逆止弁が閉まらないことを仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.2図に示す。

1次主循環ポンプの軸固着事故が発生すると、事故ループの冷却材流量は急速に減少し、約0.1秒後に「1次冷却材流量低」の設定値に達し、第1.4表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止する。健全ループの1次主循環ポンプの回転数が定格流量の約4%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の約4%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約730℃及び約720℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

3.4.3 結論

この事故において、「1次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

3.5 1次冷却材漏えい事故

3.5.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次主冷却系又は1次補助冷却系の配管が破損し、1次冷却材が漏えいする事象として考える。

1次冷却材の漏えいが生じると、原子炉冷却材液位が低下するとともに炉心流量が減少し、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性がある。この場合、冷却材漏えいを早期に検出して原子炉を停止するとともに冷却材の循環に必要な原子炉容器の冷却材液位を確保して崩壊熱除去運転に移行することにより、炉心の損傷を招くことなく事故を終止できる。

なお、漏えいした冷却材は配管・機器の二重壁内に保持されるが、原子炉停止後、保守のため格納容器(床下)を空気雰囲気置換した状態で1次主冷却系主配管の外管が破損し、冷却材が二重壁外に漏えいすることを想定すると、ナトリウムの燃焼により格納容器内の温度及び圧力が上昇し、格納容器の健全性に悪影響を与える可能性があるとともに、漏えいした冷却材とともに格納容器内に放出された核分裂生成物の一部が格納容器外へ漏えいする可能性がある。この場合、工学的安全施設の作動等により格納容器内の温度及び圧力の過度の上昇は防止され、また、周辺公衆への著しい放射線被ばくのリスクを与えることなく事故を終止できる。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。
- (ii) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器には、高温強度とナトリウム環境効果に対する適合性が良好なステンレス鋼を使用する。
- (iii) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管は、エルボを用いて引き回し、十分な撓性を備えたものとする。
- (iv) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器は、冷却材温度変化による熱応力、設計地震力等に十分耐えるよう設計する。
- (v) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器の腐食を防止するため、1次冷却材の純度を適切に管理する。
- (vi) 以上のような防止対策にもかかわらずナトリウム漏えいが万一生じた場合に備え、1次主冷却系及び1次補助冷却系では主要機器を二重容器とするとともに主要配管を内管と外管より成る二重管とし、これらの二重壁内に漏えいしたナトリウムを保持するとともに、二重壁内を窒素雰囲気としてナトリウムの燃焼反応を防止する。
- (vii) 1次主冷却系及び1次補助冷却系の適切な箇所にナトリウム漏えい検出器を多数設置するとともに原子炉容器、1次冷却系のオーバフロータンク等に液面計を設置してナトリウム漏えいを確実かつ速やかに検出し、中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。

- (viii) 更にナトリウム漏えい量が増加した場合には、「炉内ナトリウム液面低」の原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (ix) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。
- (x) 二重壁内の空間容積を制限すること等により、1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器において万一ナトリウム漏えいが生じた場合でも、原子炉容器等の冷却材液位を1次主冷却系の循環に支障を来すことなく安全に炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する。
 - (x i) さらに、オーバフロー系の汲上電磁ポンプによるオーバフロータンク内ナトリウムの原子炉容器内への汲上げにより、原子炉容器等の冷却材液位を保持する。
 - (x ii) 原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保ち、二重壁外へナトリウムが漏えいした場合の燃焼反応を防止する。また、漏えいしたナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するため、1次主冷却系及び1次補助冷却系の配管・機器が設置されている室には鋼製のライナを設置する。なお、二重壁内への漏えいが検出された場合、ナトリウム温度が空気中での発火点よりも低下した後か、あるいは、ナトリウムをドレンした後でなければ、格納容器（床下）を空気雰囲気中に置換しないものとする。
 - (x iii) 二重壁外へナトリウムが漏えいし、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、格納容器が自動的に隔離されて、大気中に放出される核分裂生成物の量を抑制する。なお、ナトリウムの燃焼により、格納容器内圧が負圧になる可能性があるため、格納容器にはバキュームブレーカを設置する。
 - (x iv) 格納容器から漏えいした核分裂生成物は、負圧に保たれるアニュラス部に集め、非常用換気設備のフィルタでろ過した後、主排気筒に導き、大気中に放出される核分裂生成物の量を抑制する。

3.5.2 炉心冷却能力の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 1次主循環ポンプと原子炉容器の間の1次主冷却系主配管の下降部において、1次主冷却系主配管に接続するドレン系統の小口径配管が破断するものとし、漏えい口の大きさを約22cm²とする。なお、当該位置は破損口の内側圧力が最も高く、最大の流出速度を与える。また、この漏えい口の大きさは、1次主冷却系主配管及

び1次補助冷却系配管における割れ状の漏えい口の大きさを包絡している。解析では、炉心流量が瞬時に80kg/s減少するものとする。

(iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとし、原子炉トリップ設定値はNsL-140 mm、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.3図に示す。

1次主冷却系の配管の破損が生じると、ナトリウムの漏えいに伴って原子炉容器のナトリウム液位が低下し、約27秒後に「炉内ナトリウム液面低」の設定値に達し、第1.4表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となってから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。また、ナトリウムの漏えいは、1次主冷却系の循環に支障を来す液位まで原子炉容器等のナトリウム液位が低下することなく終息する。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約650°C及び約640°Cであり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

3.5.3 漏えいナトリウムによる熱的影響の解析

(1) 解析条件

原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保ち、万一、二重壁外へナトリウムが漏えいした場合でも、燃焼反応を防止する。また、二重壁内への漏えいが検出された場合、ナトリウム温度が空気中での発火点よりも低下した後か、あるいは、ナトリウムをドレンした後でなければ、格納容器（床下）を空気雰囲気に置換しないものとする。

これらの対策により、二重壁外でのナトリウムの空気雰囲気での燃焼は防止されるが、ここでは、大気中に放出される核分裂生成物の量を保守的に計算するため、次のような仮定のもとに漏えいナトリウムによる熱的影響の解析を行い、格納容器内の温度、圧力等の時間的变化を求める。

(i) 二重壁内に保持された漏えいナトリウムが、原子炉停止後、保守のため格納容器（床下）を空気雰囲気に置換した状態で二重壁外に漏えいし、プール状に溜るものとする。なお、プールの面積は200m²とする。

- (ii) ナトリウムと空気との反応速度は格納容器内の酸素濃度に比例し、雰囲気温度の平方根に比例するものとする。なお、ナトリウム燃焼率の初期値は $5 \text{ lb/ft}^2 \cdot \text{h}$ (約 $24 \text{ kg/m}^2 \cdot \text{h}$) とする。
- (iii) 格納容器内の有効体積は $18,600 \text{ m}^3$ 、雰囲気及び構造材の温度の初期値は 300 K とする。
- (iv) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達及び熱輻射を考慮するものとする。
- (v) 格納容器内の雰囲気は理想気体の法則が適用できるものとする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第 3.4 図に示す。

格納容器内の圧力上昇は約 $0.5 \text{ kg/cm}^2 [\text{gage}]$ (約 $0.049 \text{ MPa} [\text{gage}]$) であり、設計圧力を超えない。また、格納容器内の最高温度は、雰囲気温度については約 180°C 、鋼壁温度については約 110°C 、コンクリート壁内側温度については約 90°C であり、設計温度を超えない。したがって、格納容器の健全性は保たれ、格納容器の漏えい率は、適切な値以下に維持される。

3.5.4 被ばく評価

(1) 評価条件

上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、配管・機器の二重壁内及び二重壁外へのナトリウムの漏えいはきわめて考えにくいと見做すが、漏えいに伴う格納容器内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。なお、核分裂生成物の大気放出過程を第 3.5 図に示す。

- (i) 全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びヨウ素の 1% に相当する量が、1 次冷却材中に放出されているものとする。
- (ii) 原子炉停止後 7 日間の冷却を考慮することとする。
- (iii) 1 次冷却材中の希ガスの 100%、ヨウ素の 10% が格納容器内に放出されるものとする。
- (iv) 格納容器内に放出されたヨウ素のうち、90% は無機ヨウ素の形態をとり、残りの 10% は有機ヨウ素の形態をとるものとする。無機ヨウ素については、格納容器内でのプレートアウト等による半減期 1 時間の指数関数的な減衰を考慮するものとする。
- (v) 核分裂生成物の放出経路として、格納容器からアニュラス部へ漏えいし、非常用換気設備、主排気筒を経由して大気中に放出されるもの及び格納容器のドーム部から直接大気中に放出されるものを考えることとする。
- (vi) 核分裂生成物の格納容器からアニュラス部への漏えい率及びドーム部から大気中への漏えい率は格納容器内の圧力の平方根に比例するものとし、格納容器内の圧力の変動を考慮して設定することとする。

(vii) 非常用換気設備のフィルタのよう素に対する除去効率は 90%とし、希ガスに対する除去効率は考慮しないものとする。

(viii) 上記条件により大気中に放出される核分裂生成物の量を評価し、それによる実効線量を、「3.2 被ばく評価の方法」で述べた方法で評価する。

(2) 評価結果

上記条件を考慮して計算した結果、1次冷却材漏えい事故及び原子炉停止後の1次冷却系主配管の外管破損を想定した場合、大気中に放出される核分裂生成物の量は、次のとおりとなる。

よう素 (I-131 換算) : 約 1.4×10^{10} Bq

希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算) : 約 5.0×10^{11} Bq

また、敷地境界外において最大となるよう素の吸入摂取による実効線量及び希ガスからのガンマ線による実効線量は、次のとおりであり、これらを合計した実効線量は 約 4.0×10^{-3} mSv となる。

よう素の吸入による小児の内部被ばく : 約 3.9×10^{-3} mSv

希ガスのガンマ線による外部被ばく : 約 8.3×10^{-5} mSv

3.5.5 結論

この事故において、「炉内ナトリウム液面低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

また、原子炉停止後、漏えいした冷却材が配管・機器の二重壁外に漏えいし、ナトリウムの燃焼が生じた場合でも、格納容器の健全性は確保され、また、前述の防止対策を踏まえた評価条件を用いて評価した結果から、実効線量は小さく、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ることはない。

3.6 冷却材流路閉塞事故

3.6.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉容器内に異物が存在し、燃料集合体内の1次冷却材の流路が局部的に閉塞される事象として考える。また、燃料集合体内の1次冷却材の流路が局部的に閉塞されることで、燃料要素が破損することを仮定し、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に向かって放出される事象も想定する。

燃料集合体内の1次冷却材の流路が閉塞すると、その除熱能力が低下し、燃料要素の安全な冷却に支障を来す可能性がある。この場合、集合体出口冷却材温度の監視により、冷却材流路の閉塞を早期に検出して、原子炉を停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、炉心の損傷を招くことなく事故を終止できる。また、万一、燃料要素が破損した場合であっても、燃料破損検出系による監視により、その破損を早期に検出することで、原子炉を停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、炉心の損傷を招くことなく事故を終止できる。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 原子炉容器内部構造物の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。
- (ii) 原子炉容器内部構造物には、高温強度とナトリウム環境効果に対する適合性が良好なステンレス鋼を使用する。
- (iii) 原子炉容器内部構造物の腐食を防止するため、1次冷却材の純度を適切に管理する。また、1次主循環ポンプは、1次冷却材への潤滑油の混入を防止する設計とする。
- (iv) 燃料集合体のエントランスノズルには、炉心支持板の構造と相まって、冷却材流量を調節するためのオリフィス孔を複数個設け、1次冷却材の流路が同時に閉塞されないものとする。
- (v) 燃料要素は、隣接する燃料要素間の間隙を保持するためのワイヤスペーサを巻いた状態で、燃料集合体内に支持するものとし、1次冷却材の流路が同時に閉塞されないものとする。
- (vi) 以上のような防止対策にもかかわらず冷却材流路閉塞が万一生じた場合に備え、集合体出口冷却材温度を監視して冷却材流路の閉塞を早期に検出し、中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。
- (vii) さらに、仮に燃料要素の被覆管が破損した場合に備え、燃料破損検出系を設置して異常を早期に検出し、中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。

3.6.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードA S F R Eにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 燃料集合体内のサブチャンネル1ヶ所が瞬時に完全閉塞された場合を想定する。
- (iii) 閉塞物の物性値には、原子炉容器内構造物の構造材のものを使用する。
- (iv) 閉塞の軸方向位置は、被覆管肉厚中心温度が最も高くなる炉心部上端とする。
- (v) 冷却材の流れによる軸方向の熱移行は考慮しない。
- (vi) 閉塞された流路に接する燃料要素が破損した場合、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に向かって放出されること(ガスジェット)で、隣接する燃料要素が、一時的に高温になる可能性がある。当該評価における核分裂生成ガスのジェット衝突領域での被覆管外表面熱伝達係数は $10,000\text{W/m}^2\text{K}^{(9)}$ とする。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.6図及び第3.7図に示す。

冷却材流路の閉塞事故が発生すると、閉塞された流路に接する燃料要素の被覆管最高温度は約 690°C 、冷却材最高温度は約 610°C まで上昇するが、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

また、冷却材流路の閉塞事故により、閉塞された流路に接する燃料要素が破損した場合、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に向かって放出されることで、当該燃料要素の被覆管最高温度は約 740°C 、冷却材最高温度は約 610°C まで上昇するが、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

なお、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが放出された場合、燃料破損検出系による監視により、その破損を検出することで、運転員は手動で原子炉を停止し、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

3.6.3 結論

この事故において、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

3.7 2次主循環ポンプ軸固着事故

3.7.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により2次主循環ポンプ1台の軸が固着し、2次冷却材流量が減少する事象として考える。

2次冷却材流量が減少すると、主中間熱交換器の1次側出口冷却材温度が上昇し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 2次主循環ポンプの設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行い、軸固着のような事故の発生を防止する。
- (ii) 2次主循環ポンプの運転状態を監視して、異常発生時には中央制御室に警報を発して運転員の注意を喚起するとともに、異常が継続する場合は自動的にポンプを停止するインターロックを設ける。
- (iii) 以上のような防止対策にもかかわらず、万一、ポンプ軸固着が生じた場合には、「2次主循環ポンプトリップ」及び「2次冷却材流量低」により警報が中央制御室に発せられ、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

3.7.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 最も厳しい想定として、事故ループの2次主循環ポンプの回転数が瞬時に零になるものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 原子炉の自動停止は「2次冷却材流量低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は定格流量の77%、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.8図に示す。

2次主循環ポンプの軸固着事故が発生すると、事故ループの冷却材流量は急速に減少し、約0.8秒後に「2次冷却材流量低」の設定値に達し、第1.4表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間(解析では0.2秒)経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約630℃及び約610℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

3.7.3 結論

この事故において、「2次冷却材流量低」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

3.8 2次冷却材漏えい事故

3.8.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で2次主冷却系の主配管が破損し、2次冷却材が漏えいする事象として考える。

2次主冷却材の漏えいが生じると、主中間熱交換器での除熱能力が低下し、原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性がある。この場合、冷却材漏えいを早期に検出して原子炉を停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、炉心の損傷を招くことなく事故は安全に終止できる。また、主冷却機建物でナトリウムの燃焼が生じる可能性があるが、種々の防止対策により大規模な火災になることはなく、事故は安全に終止できる。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 2次主冷却系の配管・機器の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。
- (ii) 2次主冷却系の配管は、エルボを用いて引き回し、十分な撓性を備えたものとする。
- (iii) 2次主冷却系の配管・機器は、冷却材温度変化による熱応力、設計地震力等に十分耐えるよう設計する。
- (iv) 2次主冷却系の配管・機器の腐食を防止するため、2次冷却材の純度を適切に管理する。
- (v) 以上のような防止対策にもかかわらずナトリウム漏えいが万一生じた場合に備え、2次冷却系の適切な箇所にナトリウム漏えい検出器を多数設置するとともに2次冷却系のオーバフロータンク等に液面計を設置してナトリウム漏えいを確実にかつ速やかに検出し、中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。
- (vi) ナトリウム漏えいに伴って主中間熱交換器での除熱が低下し、原子炉容器入口冷却材温度が異常に上昇する場合には、「原子炉入口冷却材温度高」又は「原子炉出口冷却材温度高」により警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉容器入口冷却材温度が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (vii) 1次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1ループのみのポニーモータ運転でも定格値の5%以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。
- (viii) ナトリウム漏えいを検出した場合、2次主冷却系に残存するナトリウムを可能な限りダンプタンクにドレンして流出量を局限する。
- (ix) ナトリウム漏えいの可能性のある格納容器内及び主冷却機建物内の各部屋には

床面ライナ等を設置して、ナトリウムとコンクリートが直接接触することを避ける。さらに、格納容器内での漏えいに対しては、原子炉運転中、格納容器（床下）を窒素雰囲気とすることにより、ナトリウムの燃焼反応を防止する。また、主冷却機建物内での漏えいに対しては、漏えいしたナトリウムを連通管等を通じてナトリウム溜室に導き貯留するとともに、床面の設計によりナトリウムの流出面積を限定して、空気と接触するナトリウム量を最小限にする。

(x) 主冷却機建物の各所に特殊化学消火剤を設置し、また、防護服、防護マスク、携帯用空気ボンベ等の消火支援器具を配置する。

3.8.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 破損が生じたループの1次主冷却系コールドレグ温度の上昇を保守的に評価するため、主中間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 $-4.5 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta \text{k/k/}^\circ\text{C}$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。
- (iv) 原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は 373°C 、応答時間は0.4秒とする。
- (v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.9図に示す。

2次主冷却系主配管の破損により主中間熱交換器の2次側の除熱能力が喪失すると、原子炉容器入口冷却材温度が上昇し、約44秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達し、第1.4表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となつてから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630°C 及び約 620°C であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

一方、主冷却機建物内でナトリウムの漏えいが生じた場合にはナトリウムの燃焼が生じるが、漏えい検出後、直ちに2次系に残存するナトリウムを可能な限りダンプタンクにドレンして漏えい量を局限するとともに、床面の設計により流出面積も限定して空気と接触するナトリウム量は最小限に止められ、かつ、特殊化学消火剤により消火できるので、大規模な火災になることはなく、他の異常状態の原因となる2次的損傷は生じない。また、2次系ナトリウムは放射化されず核分裂生成物も存在しないので、公衆に放射線被ばくをもたらすことはない。

3.8.3 結論

この事故において、「原子炉入口冷却材温度高」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。また、漏えいしたナトリウムによる火災は大規模なものにはならない。

3.9 主送風機風量瞬時低下事故

3.9.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの電氣的又は機械的原因により主送風機 1 台の風量が瞬時に低下し、主冷却器空気流量が減少する事象として考える。

主冷却器空気流量が減少すると、主中間熱交換器の 2 次側入口冷却材温度が上昇し、ひいては原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心の安全な冷却に支障を来す可能性があるが、必要な場合には、原子炉は原子炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除去運転に移行し、この事故は安全に終止する。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 主送風機的设计、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに品質管理や工程管理を十分に行い、電磁ブレーキの誤作動に伴う急制動のような事故の発生を防止する。
- (ii) 主送風機の運転状態を監視して、異常発生時には中央制御室に警報を発して運転員の注意を喚起するとともに、異常が継続する場合は自動的に主送風機を停止するインターロックを設ける。
- (iii) 以上のような防止対策にもかかわらず、万一、主送風機風量の瞬時低下が生じて原子炉容器入口冷却材温度が異常に上昇する場合には、「原子炉入口冷却材温度高」又は「原子炉出口冷却材温度高」により警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉容器入口冷却材温度が上昇する場合は、これらの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
- (iv) 1 次主循環ポンプにポニーモータを設置し、主電動機停止後、ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、ポニーモータによる低速運転への引継ぎを行う。この際の炉心流量は、1 ループのみのポニーモータ運転でも定格値の 5% 以上を確保し、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とする。

3.9.2 事故経過の解析

(1) 解析条件

事故の経過は、計算コード MIMIR 及び S u p e r - C O P D により解析する。解析条件を次のように設定する。

- (i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
- (ii) 最も厳しい想定として、主送風機 1 台が瞬時に停止すると同時に当該ループの他の 1 台の主送風機も停止し、事故ループの主冷却器空気流量が瞬時に自然通風レベルまで減少するものとする。
- (iii) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値（絶対値が最大の負の値）を用いることとし、それぞれ $-3.5 \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$ 、 -4.5

$\times 10^{-6} \Delta k/k/^{\circ}C$ とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値（絶対値が最小の負の値）を用いることとし、それぞれ $-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/^{\circ}C$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/^{\circ}C$ とする。また、炉心支持板温度係数は零とする。

(iv) 原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は $373^{\circ}C$ 、応答時間は0.4秒とする。

(v) 単一故障として、1ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引継ぎ失敗を仮定する。

(2) 解析結果

以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.10図に示す。

主送風機風量瞬時低下事故が発生すると、事故ループの主冷却器空気流量は自然通風レベルまで減少し、当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器の除熱が不足となる。その結果、原子炉容器入口冷却材温度が上昇し、約90秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達し、第1.4表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となってから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間（解析では0.2秒）経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 $630^{\circ}C$ 及び約 $620^{\circ}C$ であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。

3.9.3 結論

この事故において、「原子炉入口冷却材温度高」信号により原子炉は自動停止し、炉心の燃料、被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないので、炉心冷却能力が失われることはない。

3.10 燃料取替取扱事故

3.10.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池における燃料集合体の取扱中に、何らかの原因で燃料集合体が落下して破損し、内蔵されている核分裂生成物が漏えいする事象として考える。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 使用済燃料貯蔵設備の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。
- (ii) 水冷却池内の使用済燃料の移送に使用する燃料移送機については、取扱中における使用済燃料の落下を防止できる構造とする。また、駆動電源等の喪失に対してフェイルセーフの設計とし、駆動電源等喪失時にあっても、使用済燃料の保持状態を維持できるものとする。さらに、移送機のグリップ爪に返しを設ける機械的インターロック及び着座していない状態では切り離し動作を防止する制御系インターロックを設け、誤操作による使用済燃料の落下を防止する。
- (iii) 以上のような防止対策にもかかわらず、燃料集合体から原子炉附属建物内に核分裂生成物が放出された場合は、換気設備を通して主排気筒に導かれる。

3.10.2 被ばく評価

(1) 評価条件

上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、燃料集合体の落下の可能性はきわめて少ないが、原子炉附属建物内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。なお、核分裂生成物の大気放出過程を第 3.11 図に示す。

- (i) 1 体の燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に燃料集合体に蓄積される希ガスの 100%に相当する量及びよう素の 50%に相当する量が、瞬時に水中に放出されるものとする。なお、ここでは、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池にて、燃料集合体の落下が生じたものとする。
- (ii) 燃料集合体は、最高燃焼度に達した後、13 日間の燃料交換、60 日間の炉内燃料貯蔵ラックでの中間貯蔵及び 5 日間の燃料取扱作業における冷却を考慮することとする。
- (iii) 水中に存在する希ガスの 100%、よう素の 0.2% (除染係数: 500) が原子炉附属建物内に瞬時に放出されるものとする。
- (iv) 原子炉附属建物内に放出される核分裂生成物の全量が直接大気中に放出されるものとする。
- (v) 上記条件により大気中に放出される核分裂生成物の量を評価し、それによる実効線量を、「3.2 被ばく評価の方法」で述べた方法で評価する。

(2) 評価結果

上記条件を考慮して計算した結果、燃料取替取扱事故を想定した場合、大気中に放出される核分裂生成物の量は、次のとおりとなる。

よう素 (I-131 換算) : 約 3.0×10^{10} Bq

希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算) : 約 3.7×10^{12} Bq

また、敷地境界外において最大となるよう素の吸入摂取による実効線量及び希ガスからのガンマ線による実効線量は、次のとおりであり、これらを合計した実効線量は 約 8.1×10^{-1} mSv となる。

よう素の吸入による小児の内部被ばく : 約 7.9×10^{-1} mSv

希ガスのガンマ線による外部被ばく : 約 2.5×10^{-2} mSv

3.10.3 結論

この事故について評価した結果、実効線量は小さく、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ることはない。

3.11 気体廃棄物処理設備破損事故

3.11.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で気体廃棄物処理設備に破損が生じ、内蔵されている核分裂生成物が漏えいする事象として考える。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 気体廃棄物処理設備の配管・機器の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。
- (ii) 以上のような防止対策にもかかわらず、気体廃棄物処理設備から原子炉附属建物内に核分裂生成物が放出された場合は、換気設備を通して主排気筒に導かれる。

3.11.2 被ばく評価

(1) 評価条件

上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、気体廃棄物処理設備の破損の可能性はきわめて少ないが、原子炉附属建物内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。なお、核分裂生成物の大気放出過程を第3.12図に示す。

- (i) 全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出されているものとする。
- (ii) 1次冷却材中に存在する希ガスの100%、よう素の $10^{-3}\%$ が1次アルゴンガス中に移行し、これらを含む1次アルゴンガスがダンプタンクを経由して廃ガス貯留タンクに流入するものとする。
- (iii) 廃ガス貯留タンクに流入した廃ガスは、同タンクの貯留容量に見合う最大量が貯留されているものとする。
- (iv) 廃ガス貯留タンク1基の破損を想定し、内蔵されている核分裂生成物の全量が、瞬時に原子炉附属建物内に放出されるものとする。
- (v) 原子炉附属建物内に放出される核分裂生成物のうち、10%は直接大気中に、90%は原子炉附属建物の換気設備から主排気筒を経て大気中に放出されるものとする。
- (vi) 上記条件により大気中に放出される核分裂生成物の量を評価し、それによる実効線量を、「3.2 被ばく評価の方法」で述べた方法で評価する。

(2) 評価結果

上記条件を考慮して計算した結果、気体廃棄物処理設備破損事故を想定した場合、大気中に放出される核分裂生成物の量は、次のとおりとなる。

よう素 (I-131 換算) : 約 1.6×10^9 Bq

希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算) : 約 1.6×10^{13} Bq

また、敷地境界外において最大となるよう素の吸入摂取による実効線量及び希ガスからのガンマ線による実効線量は、次のとおりであり、これらを合計した実効線量は 約 1.8×10^{-2} mSv となる。

よう素の吸入による小児の内部被ばく：約 4.3×10^{-3} mSv

希ガスのガンマ線による外部被ばく：約 1.4×10^{-2} mSv

3.11.3 結論

この事故について評価した結果、実効線量は小さく、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ることはない。

3.12 1次アルゴンガス漏えい事故

3.12.1 事故の原因及び防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で1次アルゴンガス系に破損が生じ、核分裂生成物を含んだ1次アルゴンガスが漏えいする事象として考える。

(2) 防止及び抑制対策

この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するとともにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。

- (i) 1次アルゴンガス系の配管・機器の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、品質管理や工程管理を十分に行う。
- (ii) 以上のような防止対策にもかかわらず1次アルゴンガス漏えい事故が生じた場合は、呼吸ガスヘッダ圧力、カバーガス圧力等の異常を検出して中央制御室に警報を発する。これらの警報により、運転員は各種止め弁を閉鎖する等の漏えい抑制措置をとることができる。
- (iii) 1次アルゴンガスの漏えい量が増加して、格納容器内の床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、原子炉は自動停止する。また、格納容器が自動的に隔離され、大気中に放出される核分裂生成物の量を抑制する。
- (iv) 格納容器から漏えいした核分裂生成物は、負圧に保たれるアニュラス部に集め、非常用換気設備のフィルタでろ過した後、主排気筒に導き、大気中に放出される核分裂生成物の量を抑制する。

3.12.2 被ばく評価

(1) 評価条件

上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、1次アルゴンガス系の破損の可能性はきわめて少ないが、1次アルゴンガスの漏えいに伴う格納容器内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。なお、核分裂生成物の大気放出過程を第3.13図に示す。

- (i) 全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出されているものとする。
- (ii) 1次冷却材中に存在する希ガスの100%、よう素の $10^{-3}\%$ が1次アルゴンガス中に移行するものとする。
- (iii) 1次アルゴンガス中に移行した核分裂生成物の全量が格納容器内に瞬時に放出されるものとする。
- (iv) 核分裂生成物の放出経路として、格納容器からアニュラス部へ漏えいし、非常用換気設備、主排気筒を経由して大気中に放出されるもの、及び格納容器のドーム部から直接大気中に放出されるものを考えることとする。
- (v) 核分裂生成物の格納容器からアニュラス部への漏えい率及びドーム部から大気

中への漏えい率は、格納容器の内圧の変動を考慮して設定することとする。

(vi) 非常用換気設備のフィルタのよう素に対する除去効率は 90%とし、希ガスに対する除去効率は考慮しないものとする。

(vii) 上記条件により大気中に放出される核分裂生成物の量を評価し、それによる実効線量を、「3.2 被ばく評価の方法」で述べた方法で評価する。

(2) 評価結果

上記条件を考慮して計算した結果、1次アルゴンガス系からの1次アルゴンガス漏えい事故を想定した場合、大気中に放出される核分裂生成物の量は、次のとおりとなる。

よう素 (I-131 換算) : 約 9.2×10^7 Bq

希ガス (ガンマ線 0.5MeV 換算) : 約 1.8×10^{13} Bq

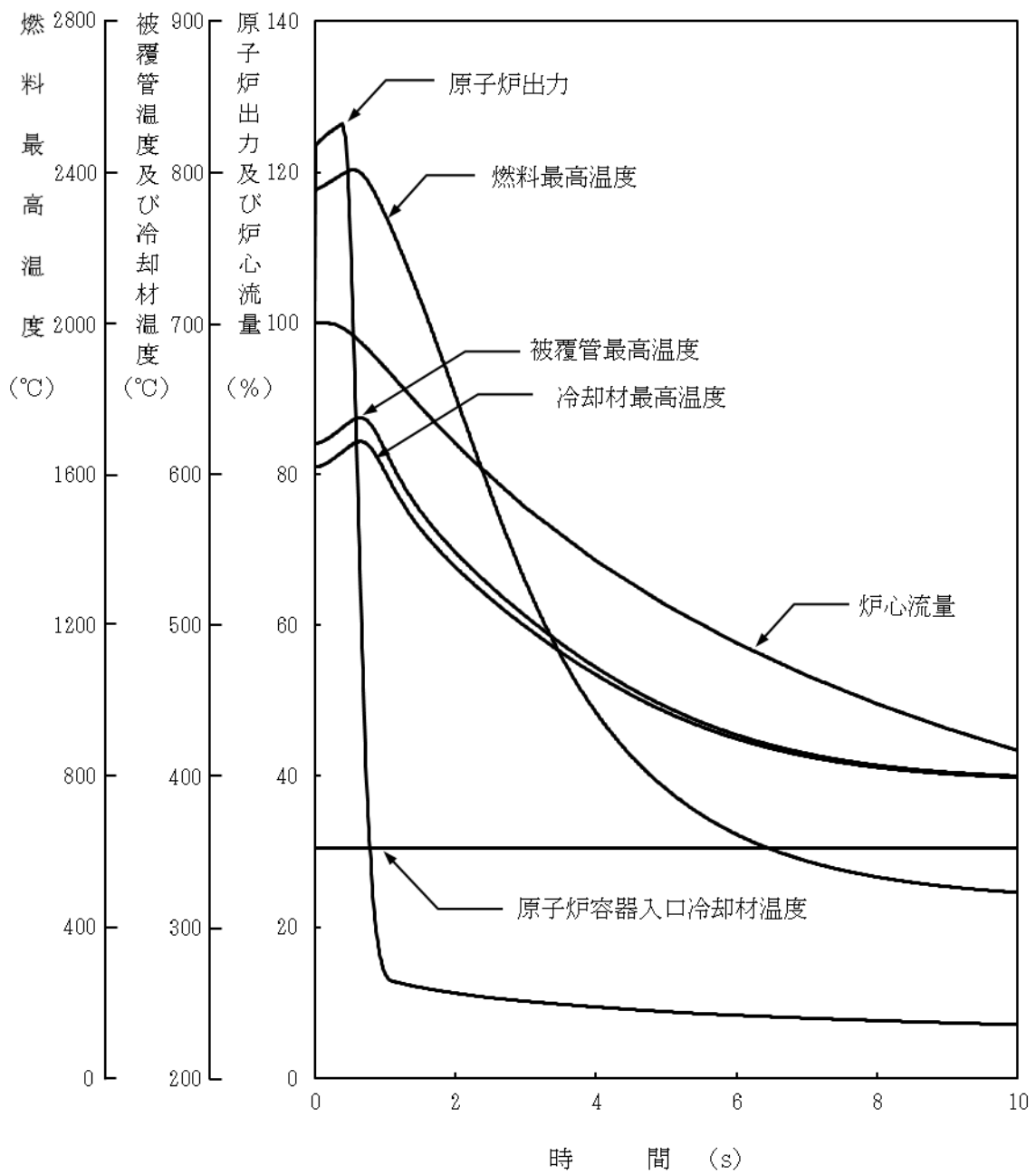
また、敷地境界外において最大となるよう素の吸入摂取による実効線量及び希ガスからのガンマ線による実効線量は、次のとおりであり、これらを合計した実効線量は 約 3.1×10^{-3} mSv となる。

よう素の吸入による小児の内部被ばく : 約 2.6×10^{-5} mSv

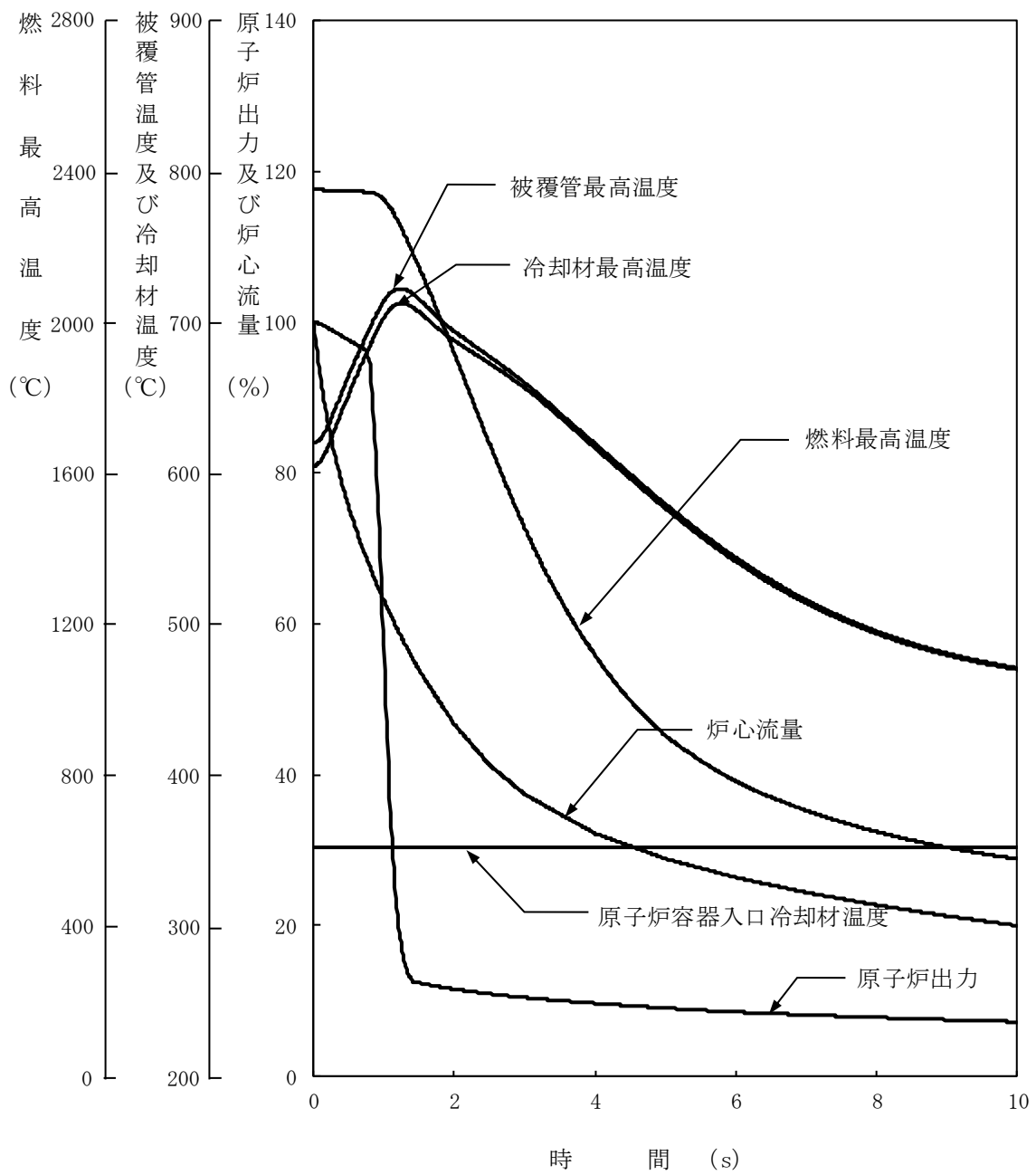
希ガスのガンマ線による外部被ばく : 約 3.1×10^{-3} mSv

3.12.3 結論

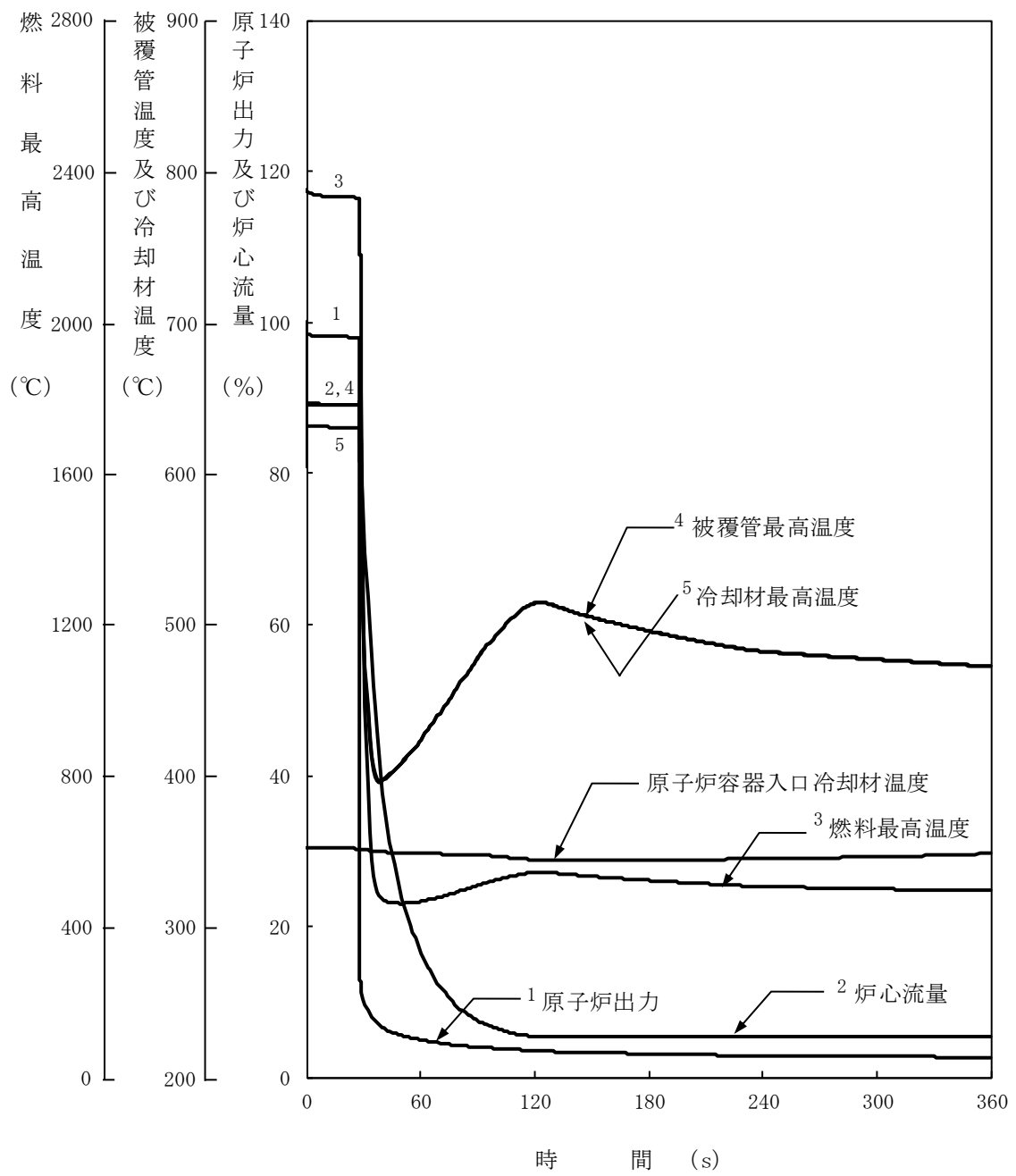
この事故において、前述の防止対策を踏まえた評価条件を用いて評価した結果から、実効線量は小さく、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。



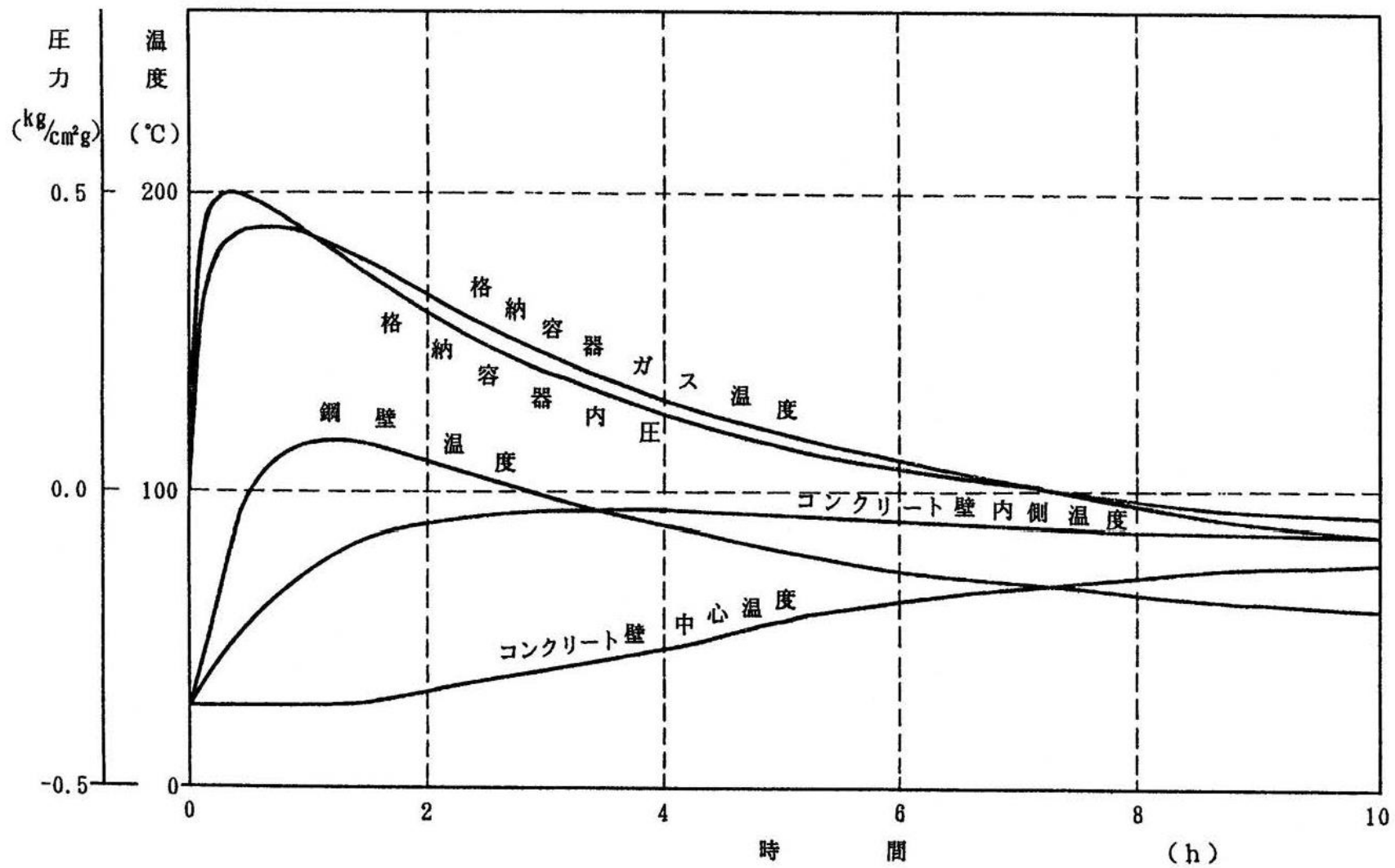
第 3.1 図 燃料スランピング事故



第 3.2 図 1 次主循環ポンプ軸固着事故



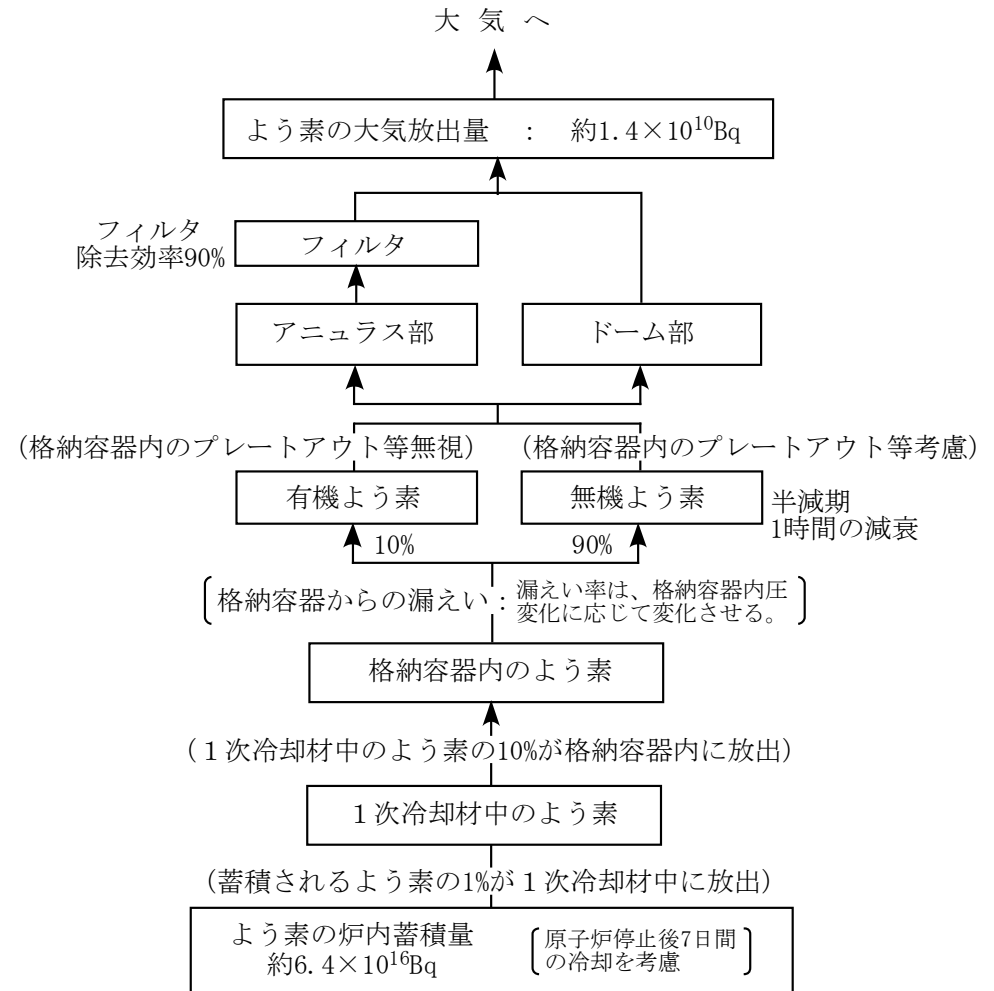
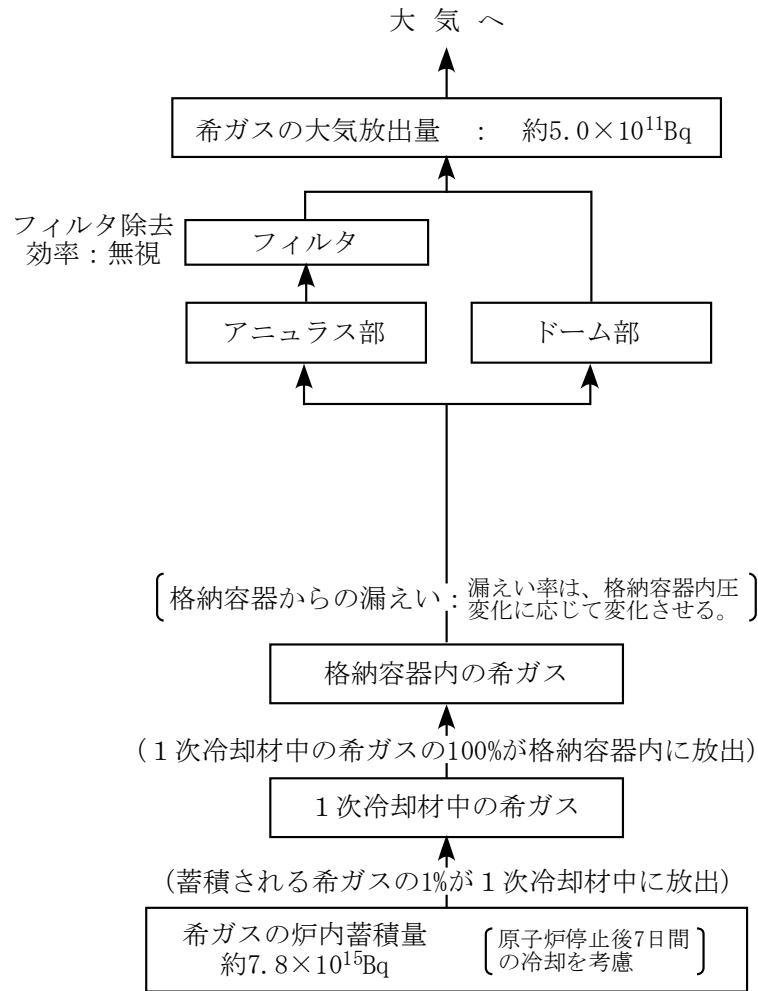
第 3.3 図 1 次冷却材漏えい事故 (炉心冷却能力の解析)



第3.4図 1次冷却材漏えい事故（漏えいナトリウムによる熱的影響の解析）

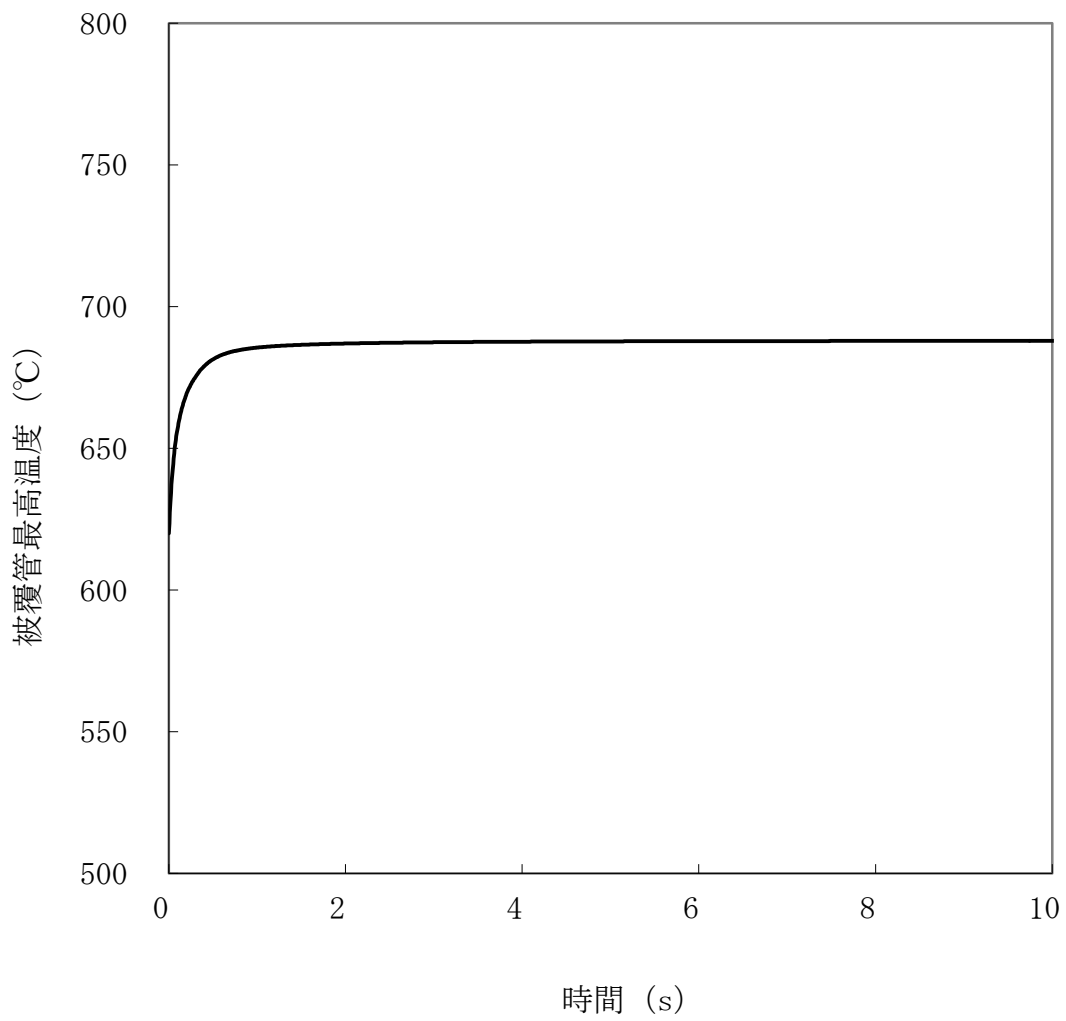
単位：Bq〔ガンマ線エネルギー
0.5MeV換算〕

単位：Bq〔¹³¹I換算〕

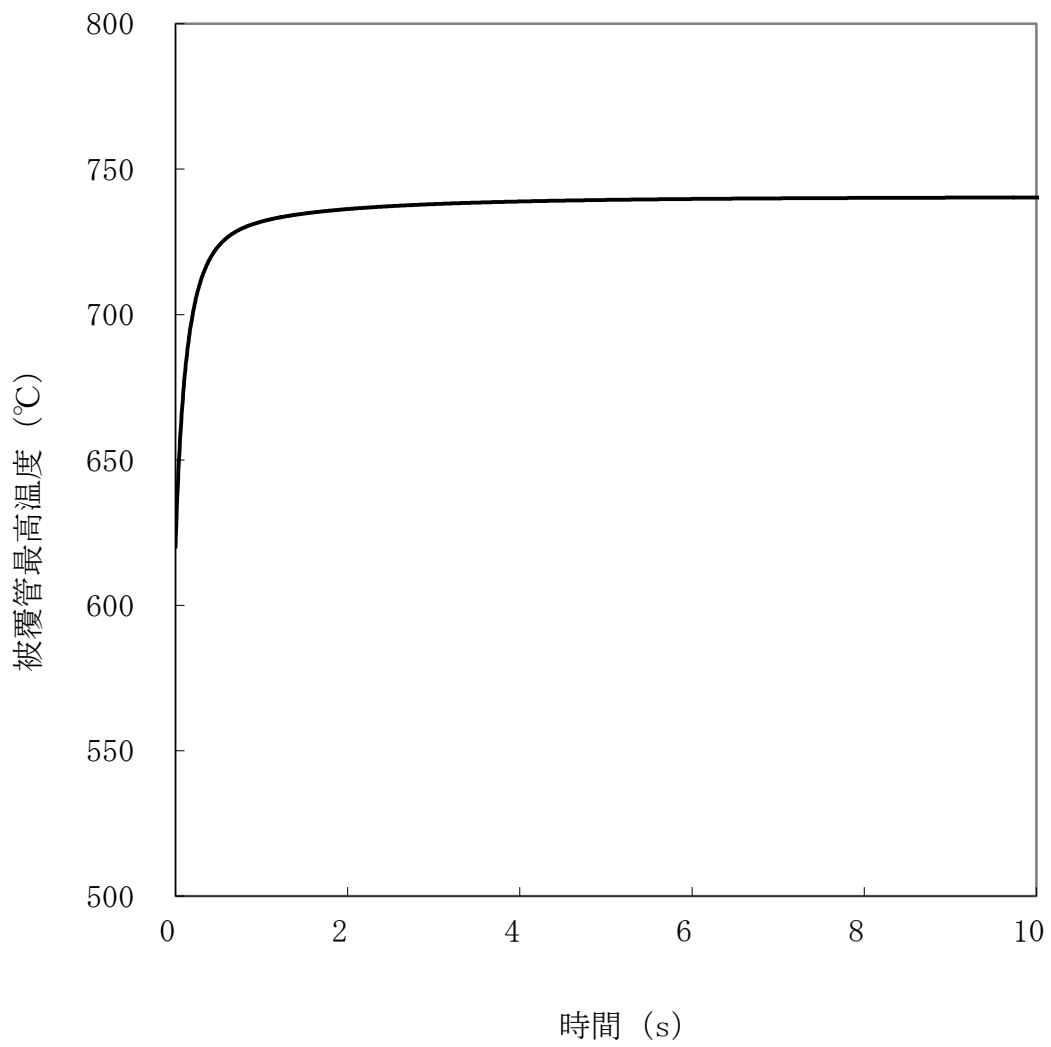


添-22-31

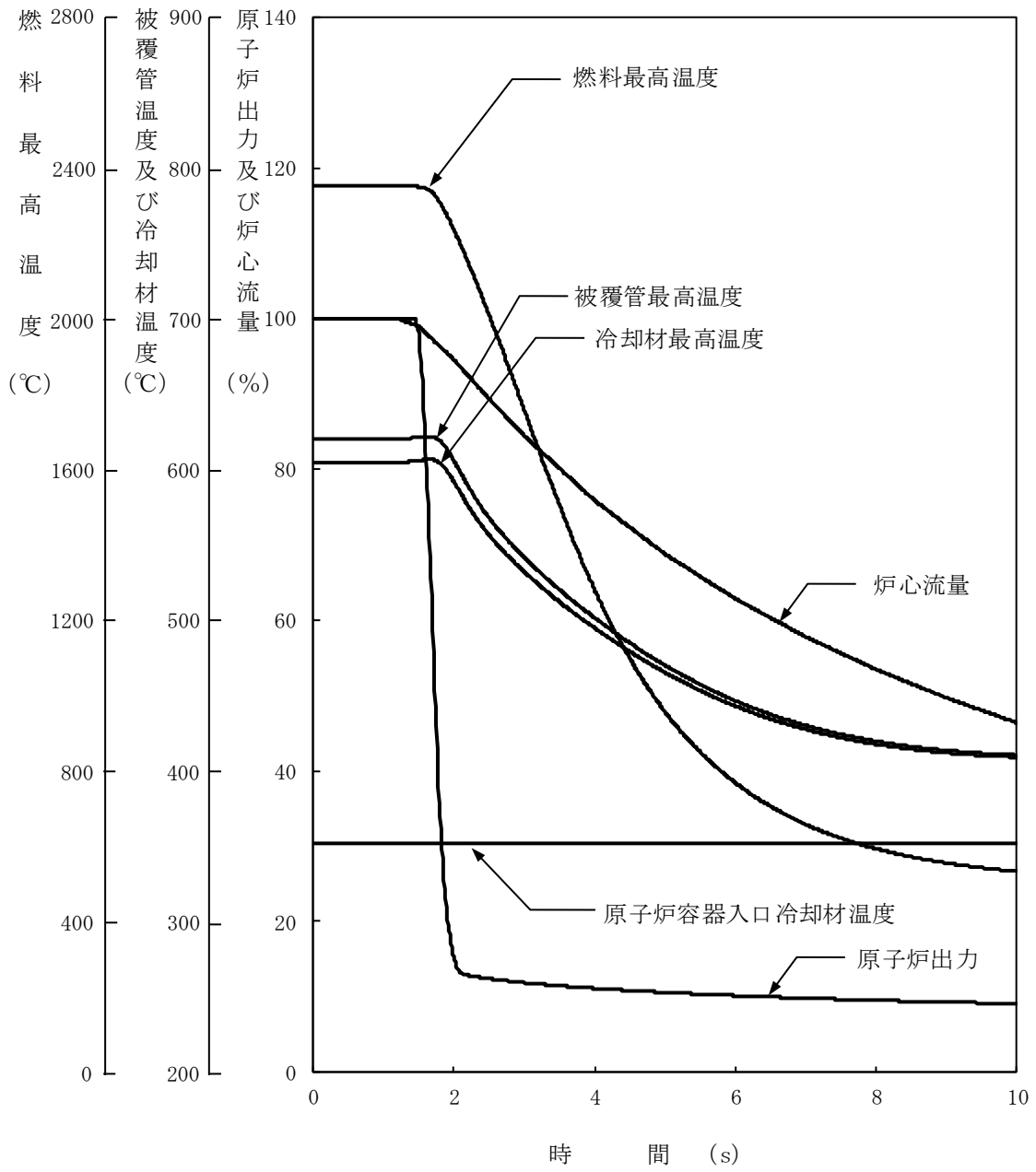
第3.5図 核分裂生成物の大気放出過程（1次冷却材漏えい事故）



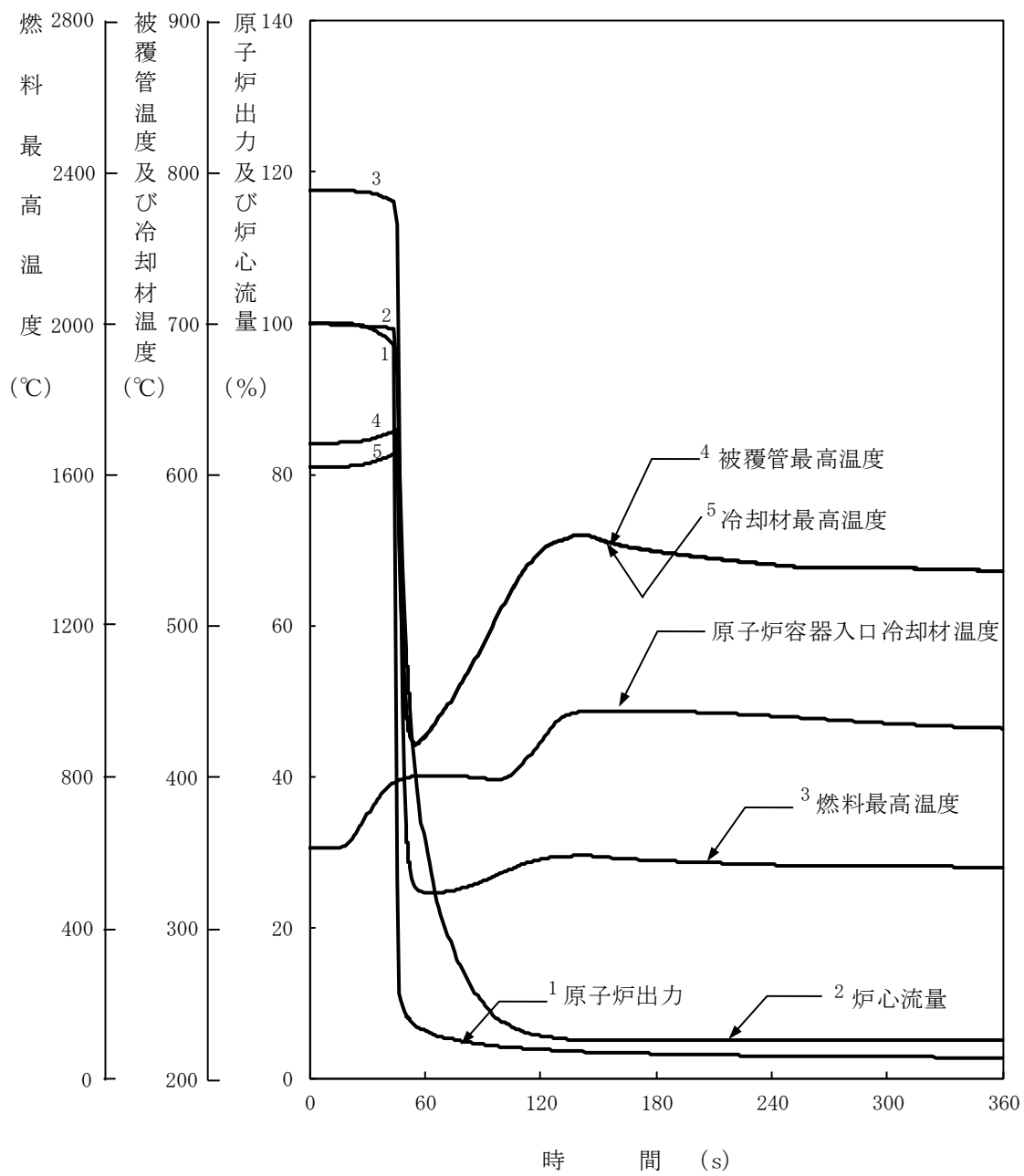
第 3.6 図 冷却材流路閉塞事故(流路閉塞による被覆管温度変化)



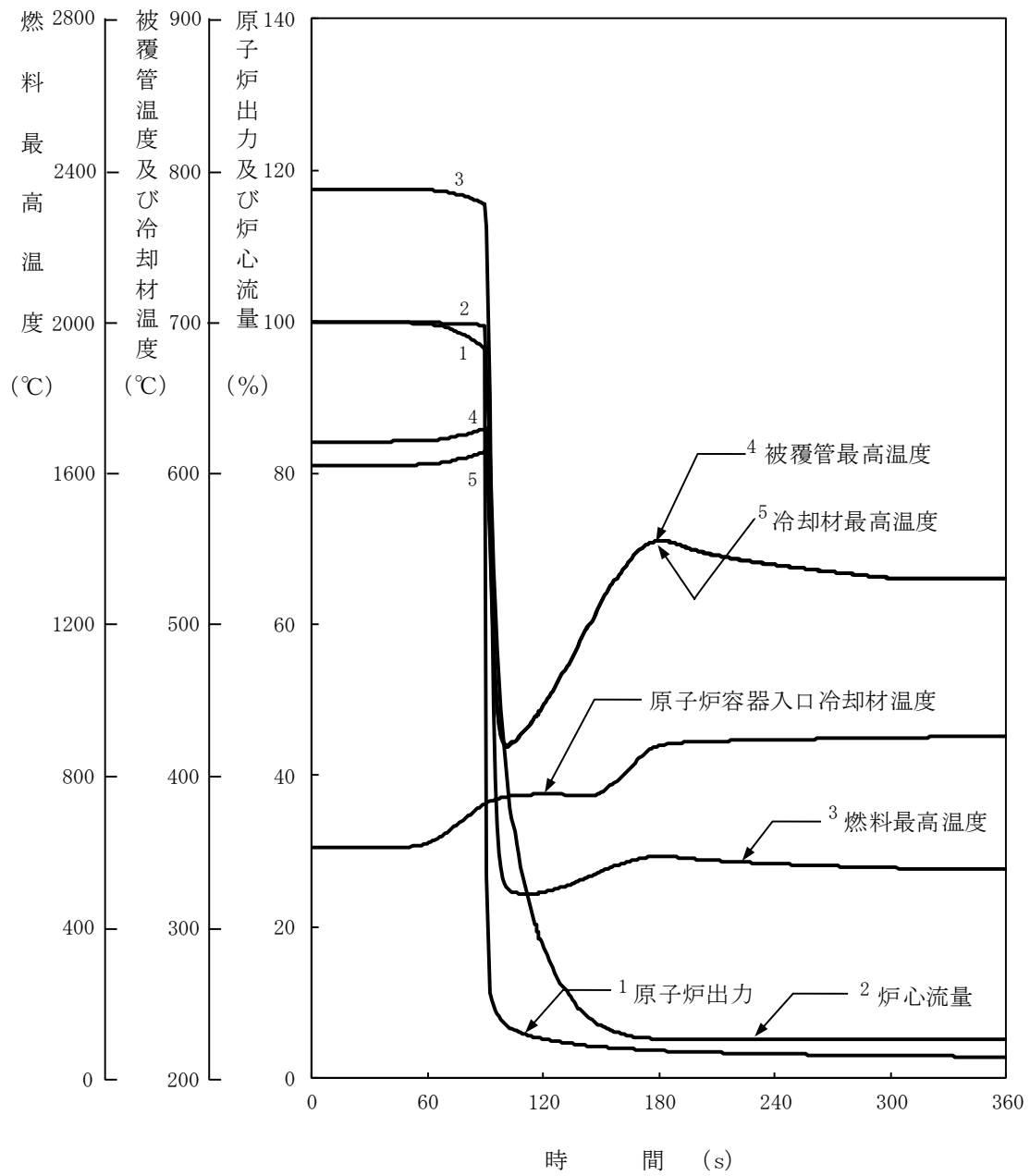
第 3.7 図 冷却材流路閉塞事故(核分裂生成ガスジェット衝突による隣接燃料被覆管温度変化)



第 3.8 図 2 次主循環ポンプ軸固着事故



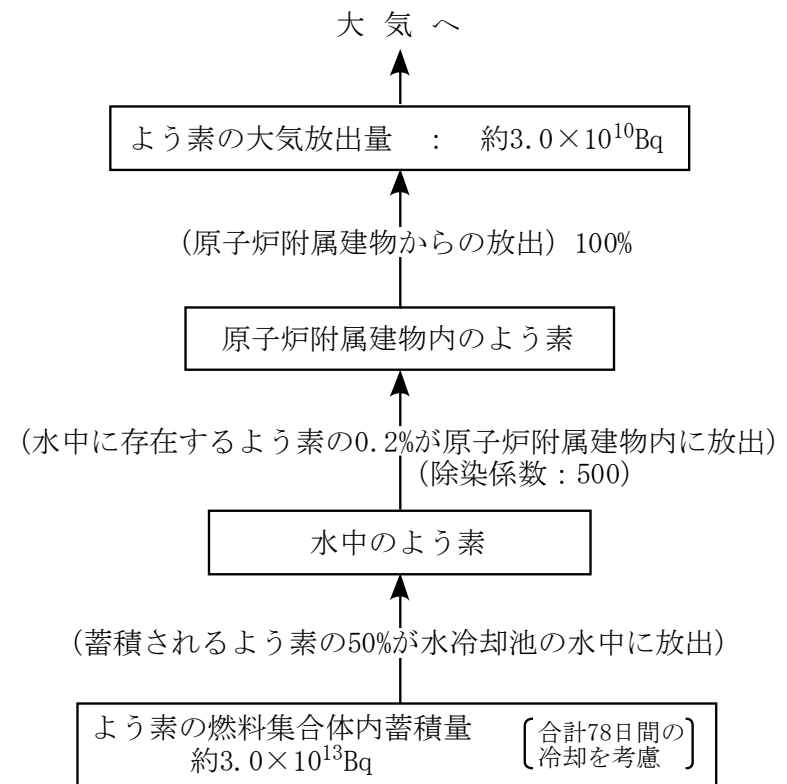
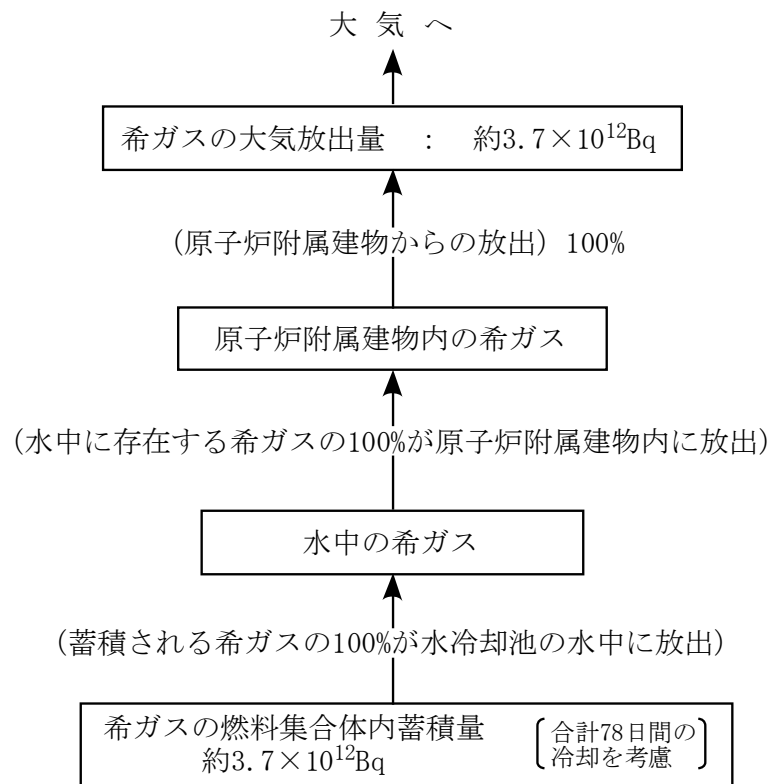
第 3.9 図 2 次冷却材漏えい事故



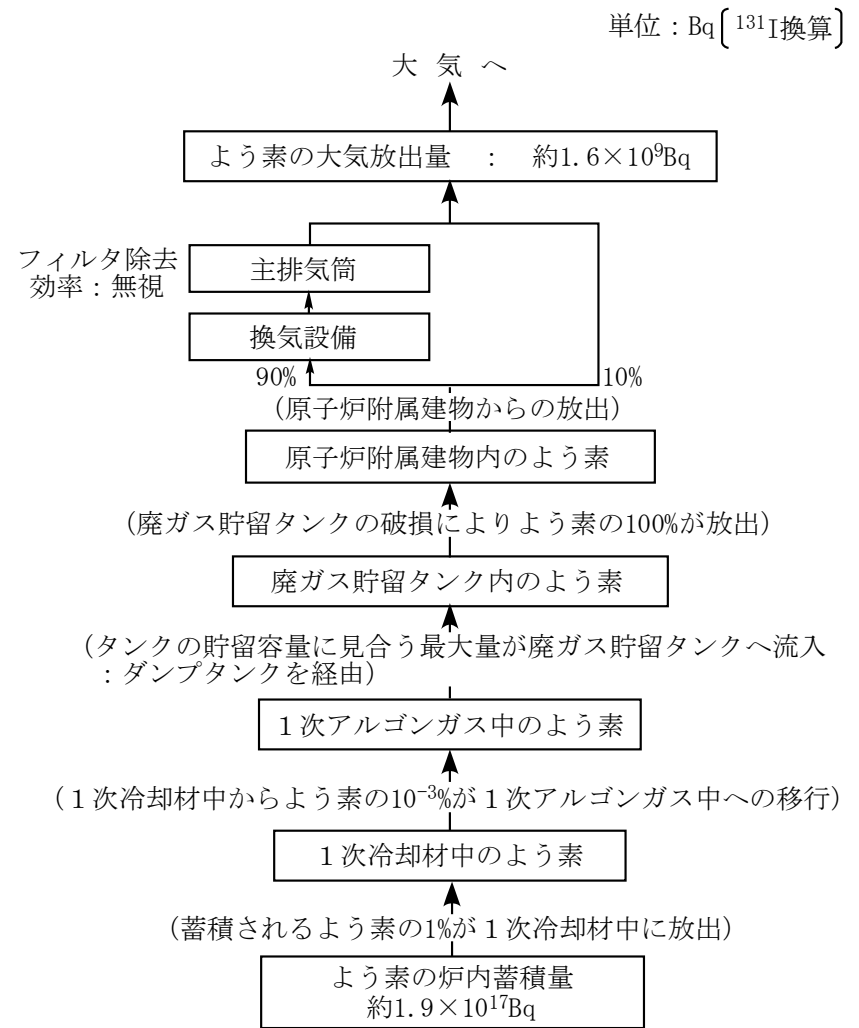
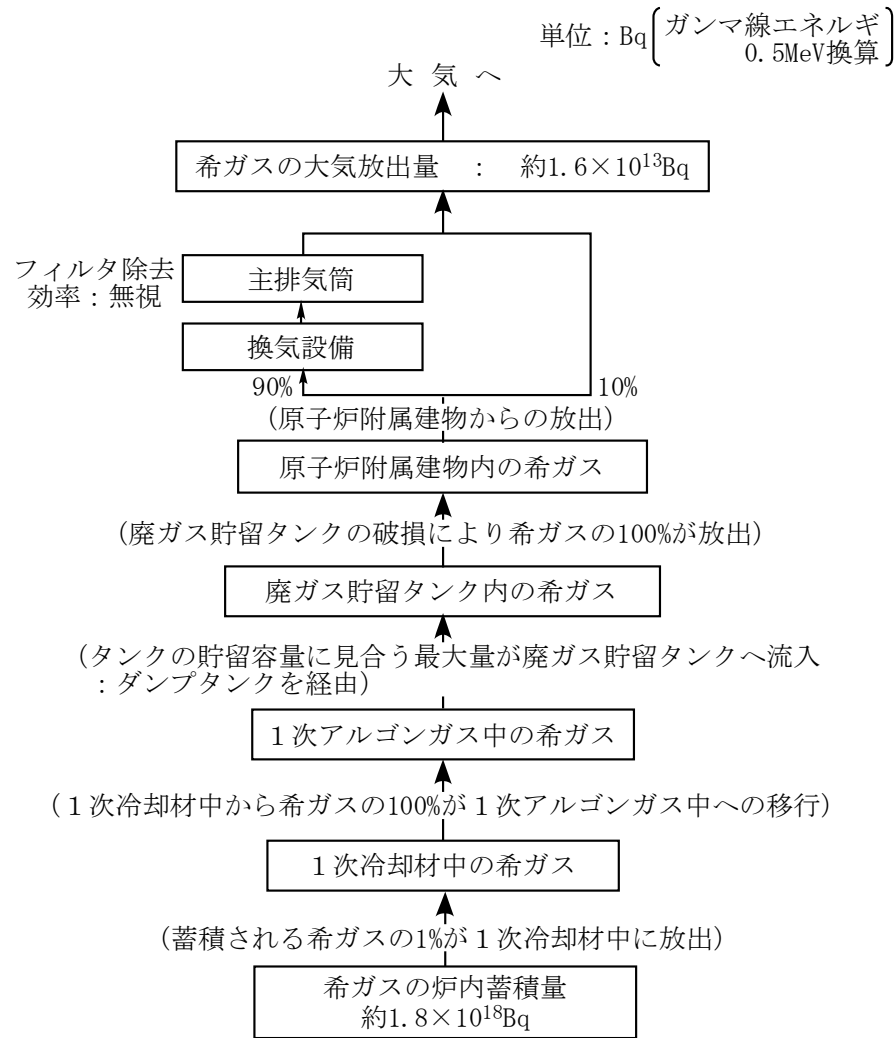
第 3.10 図 主送風機風量瞬時低下事故

単位：Bq〔ガンマ線エネルギー
0.5MeV換算〕

単位：Bq〔¹³¹I換算〕



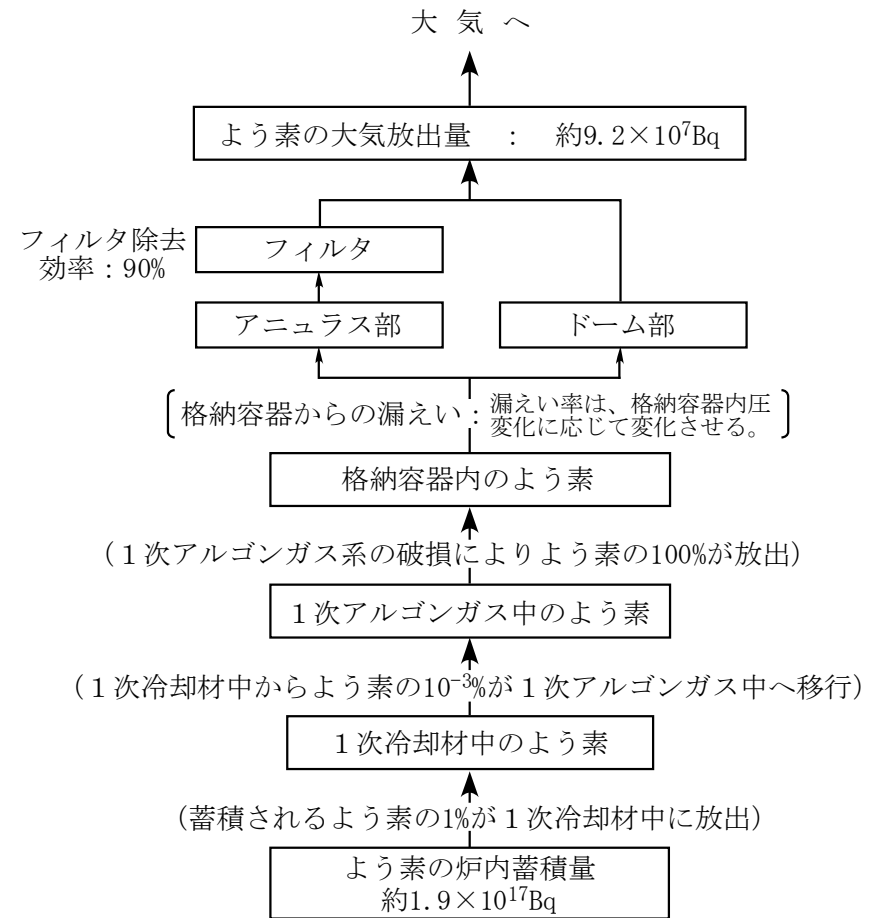
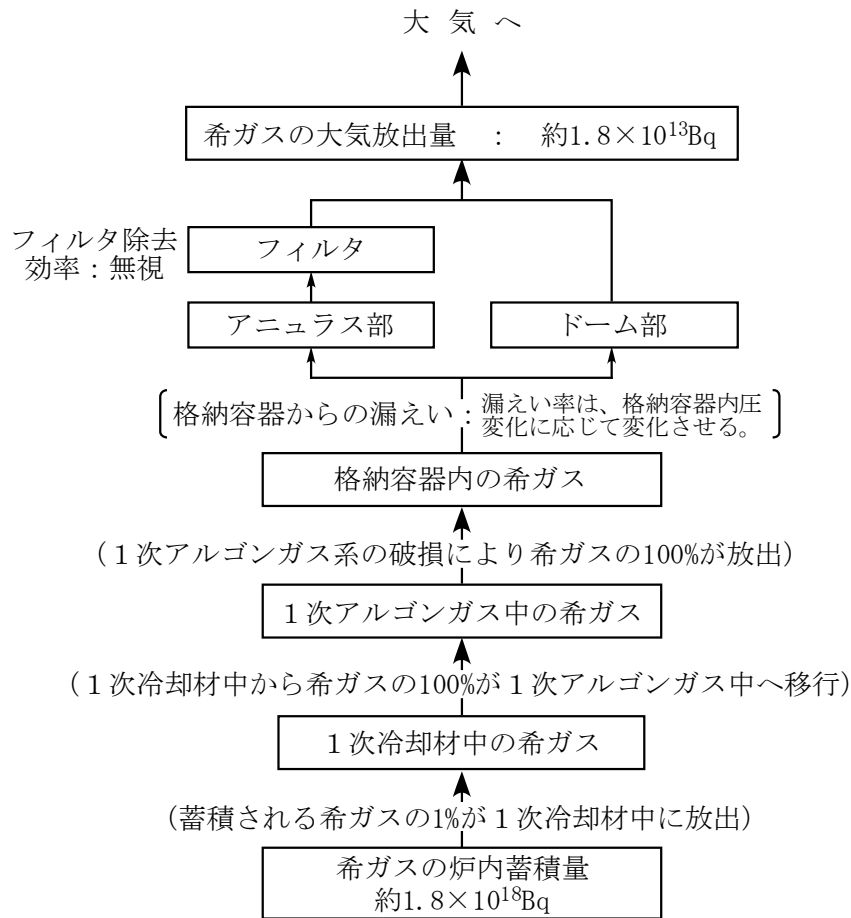
第 3.11 図 核分裂生成物の大気放出過程 (燃料取替取扱事故)



第 3.12 図 核分裂生成物の大気放出過程 (気体廃棄物処理設備破損事故)

単位：Bq〔ガンマ線エネルギー
0.5MeV換算〕

単位：Bq〔¹³¹I換算〕



第 3.13 図 核分裂生成物の大気放出過程（1次アルゴンガス漏えい事故）

4. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故

4.1 安全評価に関する基本方針

原子炉施設は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故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とする。なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故は、発生頻度が設計基準事故より低い、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）を与えるおそれのある事故を対象とし、代表的事象を選定して、発生防止及び拡大防止並びに影響緩和のために必要な措置を講じる。

4.2 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定の基本的事象

「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえた上で、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、施設から多量の放射性物質等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るものとする。事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を考慮し、燃料体の損傷が想定される事故（以下「炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故」という。）を選定する。

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」と想定する事故については、炉心損傷防止措置を講じるとともに、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合には、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として格納容器破損防止措置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。

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。

また、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並びに大規模ナトリウム火災に至ること（以下「多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象」という。）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。

4.3 炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故

4.3.1 炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故の選定

4.3.1.1 選定の手順

炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故の選定にあたっては、先ず施設の特徴を踏まえた異常事象の抽出を行う。ここで、炉心の著しい損傷は、原子炉施設が通常運転状態から逸脱し、燃料体の発熱の増加または燃料体からの除熱の減少により、炉心が昇温することにより生じるものであることに着目する。次に、抽出した異常事象に続く事故の進展について、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する安全機能の喪失の可能性を含めて分析する。その結果としての、炉心の著しい損傷に至る可能性がある組合せ（以下「事故シーケンス」という。）を類型化して、事象グループに集約する。最後にそれぞれの事象グループに含まれる事故シーケンスの中から、後述する着眼点に従って評価事故シーケンスを選定する。

4.3.1.2 事象グループの選定

異常事象の抽出においては、異常が発生する部位と異常の結果変動するパラメータを系統的に考慮する。異常事象の抽出結果及び影響を整理したものを第 4.3.1.1 表に示す。ここでは、施設の特徴を踏まえ、異常発生部位を、原子炉本体のうち「炉心」、原子炉冷却系統施設のうち「1次主冷却系」、「2次主冷却系」、「補助冷却設備」、「冷却材純化設備」、「ナトリウム充填・ドレン設備」、「アルゴンガス設備」、計測制御系統施設のうち「安全保護回路」、「原子炉冷却材温度制御系」、「1次冷却材流量制御系」、その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち「常用電源」、「圧縮空気供給設備」とした。抽出した異常事象の炉心への影響について、炉心の昇温に至るか否かの観点で類型化した場合、これらは、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失」に分類される。類似の異常事象を集約した結果を第 4.3.1.2 表に示す。

集約した異常事象に続く事故の進展については、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する安全機能の喪失の可能性を含めて分析する。すなわち、集約した異常事象及び原子炉停止機能の喪失又は冷却機能の喪失の組合せとして表される事故シーケンスを抽出する。

上記の異常事象及び何らかの原因（地震等の外部事象を含む。）による原子炉停止機能の喪失又は冷却機能の喪失の組合せのうち、炉心の著しい損傷に至る最小の組合せ全てを炉心の著しい損傷に至る条件として明らかにする。この条件を基に異常事象ごとに原子炉停止機能及び冷却機能の成否を分岐図（以下「イベントツリー」という。）上に展開することにより事故シーケンスを抽出する。異常事象のうち炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリーを第 4.3.1.1 図（1）から（7）及び第 4.3.1.2 図（1）から（7）に示す。このとき、原子炉停止機能及び冷却機能として考慮する対象は、設計基準事故対処設備に限る。設計基準を超える地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発される主冷却系 2 ループポンプトリップ等の複数の異常事象及び設計基準事故対処設備の複数の機能喪失の一部として考慮される。

なお、異常事象の抽出が適切であることは、設計基準事故対処設備の安全機能を対象とした内部事象に関する確率論的リスク評価（出力運転時レベル 1PRA）において選定した起因事象との比較を通じて確認した。

抽出された異常事象に原子炉停止機能の喪失を重畳した事象は、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、イベントツリーで展開された多数の事故シーケンスを類型化し集約する

ことにより以下の事象グループを選定する。

- (1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF: Unprotected Loss of Flow)
- (2) 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP: Unprotected Transient Over-Power)
- (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink)

また、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失」において、原子炉停止機能が正常に作動した場合であっても、崩壊熱を除去するための強制循環冷却機能の喪失により、炉心の著しい損傷に至る可能性のある事故シーケンスが抽出される。また、強制循環冷却機能を喪失する共通原因として原子炉冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルを超えて低下する事故シーケンスが抽出される。さらに、全交流動力電源喪失も、強制循環冷却機能を喪失する共通原因として抽出される。以上を踏まえ、イベントツリーで展開された多数の事故シーケンスを類型化し集約することにより以下の事象グループを選定する。

- (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: Loss of Reactor Level)
- (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: Protected Loss of Heat Sink)
- (6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO: Station Blackout)

なお、設計基準を超える地震等の外部事象に起因する事故の進展についても以上の事象グループに集約される。

さらに、高速実験炉原子炉施設の炉心燃料集合体では、燃料要素の線出力密度は高く、また、正三角格子状に稠密に配列していることなどを考慮し、炉心の局所的な昇温により燃料破損が発生するおそれのある異常事象を抽出した。結果を第4.3.1.3表に示す。また、イベントツリーを第4.3.1.3図(1)から(3)に示す。なお、「流路閉塞事象(千鳥閉塞)」及び「局所的過熱事象(約30%過出力)」は異常事象の想定が設計基準事故での想定を超える事象であるため、設計基準事故対処設備の機能喪失を想定したイベントツリー上での展開はない。炉心の局所的な昇温により燃料破損が発生した場合に、全炉心規模に拡大して炉心の著しい損傷に至る可能性を確認するため、以下を事象グループとして選定する。

- (7) 局所的燃料破損 (LF: Local (Fuel) Faults)

抽出された事故シーケンス及び選定した事象グループと国外のナトリウム冷却型高速炉で考慮されたものを比較、検討し、これらの抽出及び選定結果が妥当であることを確認した。

4.3.1.3 事象グループにおける評価事故シーケンスの選定

4.3.1.2で選定した事象グループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、それらの中から、評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。選定にあたって影響の大きさを考慮した以下の点に着眼する。

- (1) 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。
- (2) 炉心損傷防止措置の実施に対する余裕時間が短い。
- (3) 炉心損傷防止措置に必要な設備容量が大きい。

(4) 事象グループの中の特徴を代表している。

ここで、「事象グループの中の特徴を代表している。」については、設計基準事故対処設備の安全機能を対象とした内部事象に関する確率論的リスク評価（出力運転時レベル 1PRA）により定量化した事故シーケンス毎の炉心損傷頻度を参照した。

各事象グループについて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

- 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
- c. 1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

(2) 過出力時原子炉停止機能喪失

- 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

- 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
- c. 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

(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

- a. 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故
- b. 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故
- c. 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故

(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

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

- 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

また、局所的燃料破損事故について選定した結果を以下に示す。

(7) 局所的燃料破損

- a. 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故

4.3.1.4 格納容器の破損に至る可能性があるとして想定する事故

炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故に対処するために講じる「炉心損傷防止措置」が機能しない場合においては、炉心の著しい損傷の可能性があり、その結果、格納容器が破損に至る可能性が想定される。

本原子炉施設であるナトリウム冷却型高速炉については、格納容器の破損を含む包括的解析

やレベル 1.5 確率論的リスク評価の実施例は数少なく、実用発電用軽水型原子炉施設における格納容器破損モードと同様に整理され国際的に共通認識されている格納容器破損モードは存在しない。このため、本原子炉施設においては、格納容器破損モードを想定した上でそれぞれの破損モードに照らして評価の対象とする事故シーケンスを選定するのではなく、炉心損傷防止措置の有効性評価のために選定した全ての評価事故シーケンスをそのまま格納容器破損防止措置の有効性評価のための評価事故シーケンスとして選定し、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定して、その場合において、格納容器破損防止措置を講じることとし、格納容器破損防止措置に有効性があることを確認する。

格納容器破損防止措置の有効性評価においては、ナトリウム冷却型高速炉において格納容器の破損を引き起こす機構に応じて設定した評価項目を満足することを確認することにより措置の有効性を確認している。その結果として、想定される全ての格納容器破損機構に対して、格納容器破損防止措置が有効であることが確認できる。

なお、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合において、必ずしも全ての評価事故シーケンスにおいて直ちに格納容器への負荷が発生することはない。また、本原子炉施設は低圧システムで、伝熱特性に優れた单相のナトリウムを冷却材に使用していること、燃料の装荷量の少ない小型の原子炉で、高い固有の安全特性を有していること、原子炉冷却材バウンダリが放射性物質の閉じ込めに有効な物理障壁を形成していること、原子炉容器外側に安全容器を設置していること、格納容器（床下）を窒素ガス雰囲気としていること、格納容器（床上）には大きな自由空間体積が存在することなどの特徴を有している。したがって、格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価においては、これらの本原子炉施設の設計の特徴と評価事故シーケンスの特徴を適切に考慮して評価を行う。炉心の著しい損傷が生じ、格納容器への負荷が生じる事象にあつては、事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」、「過出力時原子炉停止機能喪失」、「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」及び「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」の評価事故シーケンスの有効性評価が対応する。これらの評価事故シーケンス以外の評価事故シーケンスは、これらの評価事故シーケンスと同様であるかあるいは包絡されると考えられるが、有効性評価では、全ての評価事故シーケンスを対象とすることにより、炉心の著しい損傷に至る可能性があると思定する事故の全体を一貫して評価することができる。

第 4.3.1.1 表 異常発生 の 部位 と パラメータ 変動 を
系統的に考慮した異常事象の抽出結果及び影響の整理 (1/2)

異常部位	着目 変量	変動 方向	具体的な異常事象	異常事象の影響	炉心への影響
炉心	反応度	正	出力運転中の 制御棒の異常な引抜き	正の反応度	炉心流量が確保 された状態での 過出力
			炉心燃料集合体の 収縮方向の移動		
		負	ガス気泡の炉心通過 ^{*3}	負の反応度	炉心流量減少
			炉心燃料集合体の 膨張方向の移動 ^{*3}		
			制御棒又は後備炉停止制 御棒誤挿入 ^{*3}		
			制御棒又は後備炉停止制 御棒落下 ^{*3}		
安全 保護回路	原子炉 トリッ プ	誤作動	原子炉誤スクラム (自動)	原子炉スクラム に伴う 1 次主循 環ポンプトリッ プ	
		誤動作	原子炉誤スクラム (手動)		
1 次 冷却系 ^{*1}	冷却材 流量	増大	1 次冷却材 流量制御系故障	過冷却	炉心流量が確保 された状態での 過出力
		減少	1 次冷却材流量減少 (1 次主循環ポンプトリ ップ)	1 次主循環ポン プトリップ	炉心流量減少
	1 次主循環ポンプ軸固着				
	冷却材 インベ ントリ	増大	オーバフロー系故障 ^{*3}		
			主中間熱交換器 伝熱管破損 ^{*3}		
		補助中間熱交換器 伝熱管破損 ^{*3}			
	減少	1 次冷却材漏えい (1 次主冷却系 配管 (内管) 破損)			
		1 次冷却材漏えい (安全容器内 配管 (内管) 破損)			
		1 次冷却材漏えい (1 次補助冷却系 配管 (内管) 破損)			
	圧力	増大	1 次アルゴンガス系 圧力制御系故障 ^{*3}		
			他系統からのガス混入 ^{*3}		
		減少	1 次アルゴンガス系 圧力制御系故障 ^{*3}		
1 次アルゴンガス漏えい ^{*3}					

第 4.3.1.1 表 異常発生部位とパラメータ変動を
系統的に考慮した異常事象の抽出結果及び影響の整理 (2/2)

異常部位	着目 変量	変動 方向	具体的な異常事象	異常事象の影響	炉心への影響
2次 冷却系*2	冷却材 流量	増大	2次冷却材流量増大	過冷却	炉心流量が確保された 状態での過出力
		減少	2次冷却材流量減少 (2次主循環ポンプ トリップ)	2次主循環ポン プトリップ	炉心流量が確保され、 過出力でない状態 での除熱源喪失
			2次主循環ポンプ軸 固着		
	冷却材 インベ ントリ	増大	2次純化系故障*3	1次主循環ポン プトリップ	炉心流量減少
		減少	2次冷却材漏えい 主中間熱交換器 伝熱管破損	2次冷却材流量 減少	炉心流量が確保され、 過出力でない状態 での除熱源喪失
	圧力		増大	2次アルゴンガス系 圧力制御系故障*3	1次主循環ポン プトリップ
		減少	2次アルゴンガス系 圧力制御系故障*3		
			2次アルゴンガス漏 えい*3		
	空気流 量	増大	温度制御系故障	過冷却	炉心流量が確保された 状態での過出力
			温度制御系誤操作		
		減少	温度制御系故障	除熱不足	炉心流量が確保され、 過出力でない状態 での除熱源喪失
			温度制御系誤操作		
主送風機 (1台) 故 障/トリップ 主送風機軸固着					
常用電源	電源	喪失	外部電源喪失	1次主循環ポン プ駆動用主電動 機 電源喪失	炉心流量減少
			2次主循環ポン プ駆動用電動機 電源喪失	炉心流量が確保され、 過出力でない状態 での除熱源喪失	
圧縮空気 供給設備	圧縮空 気	喪失	圧縮空気供給設備故 障*3	1次主循環ポン プトリップ	炉心流量減少
			圧縮空気漏えい*3		

*1: 1次冷却材流量制御系、補助冷却設備 (1次補助冷却系)、ナトリウム充填・ドレン設備 (オーバフロー系)、アルゴンガス設備 (1次アルゴンガス系) を含む。

*2: 冷却材純化設備 (2次純化系)、アルゴンガス設備 (2次アルゴンガス系)、原子炉冷却材 温度制御系を含む。

*3: 原子炉の緊急停止の必要がない、又は緊急停止せずとも炉心の著しい損傷に至らないが、保 守的に原子炉スクラムに至ると仮定すると、原子炉スクラムに伴う炉心流量減少が生じる。

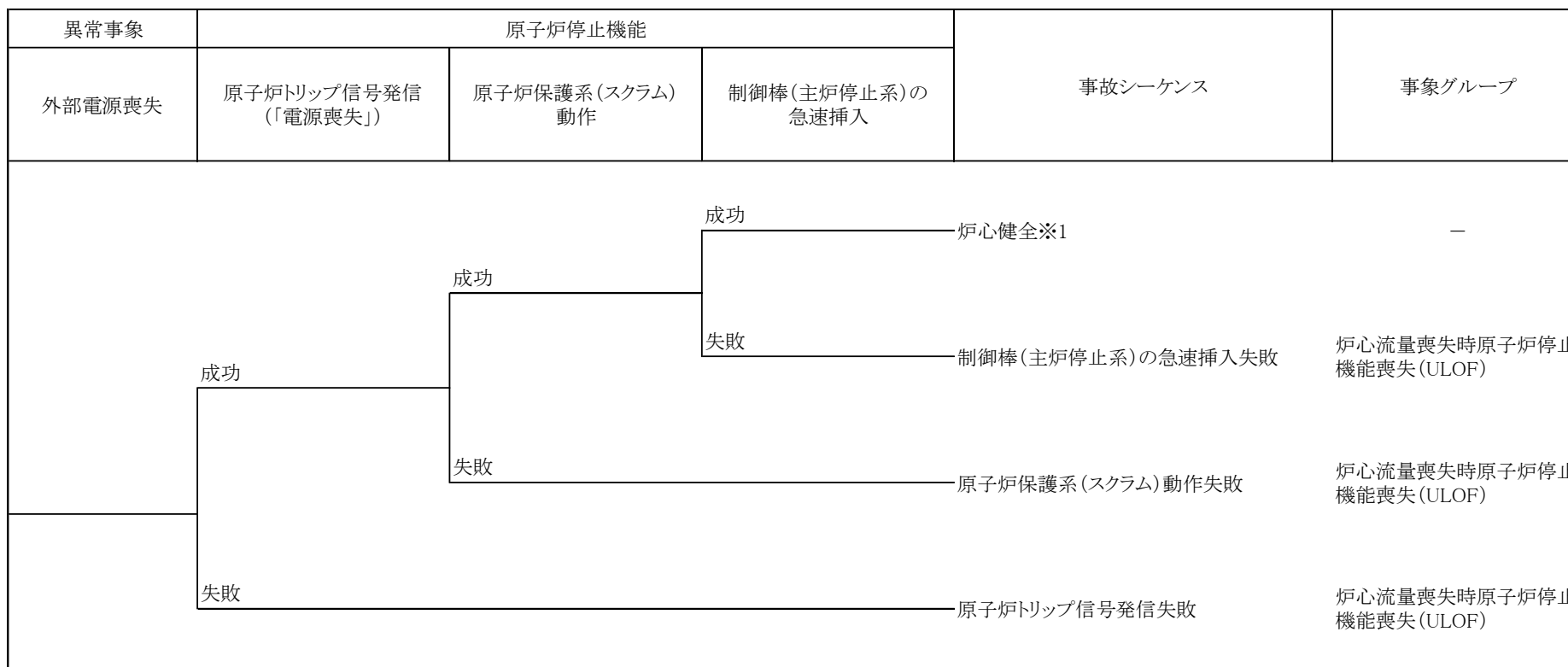
第 4.3.1.2 表 炉心の著しい損傷に至る可能性がある通常運転状態からの逸脱の原因を系統的に抽出して選定した異常事象

原因* ¹	左記原因をもたらす事象	異常発生部位による分類	異常事象
炉心流量減少	1次主循環ポンプトリップによる流量減少	1次主循環ポンプトリップ	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)
		1次主循環ポンプ駆動用主電動機電源喪失	1次主循環ポンプ軸固着 外部電源喪失
		上記以外の原因に起因するインターロック作動に伴う1次主循環ポンプトリップ* ²	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)
			1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損) 1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)
炉心流量が確保された状態での過出力	制御棒、炉心燃料集合体の移動による反応度添加	制御棒の異常な引抜き	出力運転中の制御棒の異常な引抜き
		炉心燃料集合体等の異常な変位	—* ³
	炉心へ流入する冷却材温度の低下に伴う反応度フィードバック	1次冷却材流量制御系故障	—* ⁴
		2次主冷却系異常による過冷却	2次冷却材流量増大
炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失	2次冷却材流量減少による主中間熱交換器除熱減少	主冷却器異常による過冷却	主冷却器空気流量増大
		2次主循環ポンプトリップ	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)
		2次主循環ポンプ軸固着	—* ⁵
	2次主循環ポンプ駆動用電動機電源喪失	2次冷却材漏えい	
2次冷却材温度上昇による主中間熱交換器除熱減少	上記以外の原因に起因する2次冷却材流量減少* ²	2次冷却材流量減少* ²	2次冷却材漏えい
		主冷却器異常による除熱不足	主冷却器空気流量減少 主送風機風量瞬時低下

- * 1 : 炉心の著しい損傷に至る可能性がある炉心全体の昇温をもたらす通常運転状態からの逸脱
- * 2 : 原子炉トリップ信号発信によるインターロック作動が含まれるが、影響の大きさが他の異常事象に包絡されることから、何らかの原因による原子炉トリップ信号の発信を独立した異常事象に選定しない。
- * 3 : 設計で想定される炉心燃料集合体等の異常な変位による反応度添加は制御棒の異常な引抜きに包絡される。
- * 4 : 過冷却の要因として1次冷却材流量制御系故障による1次主冷却系流量増大を想定しても炉心の著しい損傷に至る反応度は添加されない。
- * 5 : 代表的な原因は外部電源喪失であり、炉心流量減少において考慮している。

第 4. 3. 1. 3 表 炉心の局所的な昇温をもたらす通常運転状態からの逸脱の原因を系統的に抽出して選定した異常事象

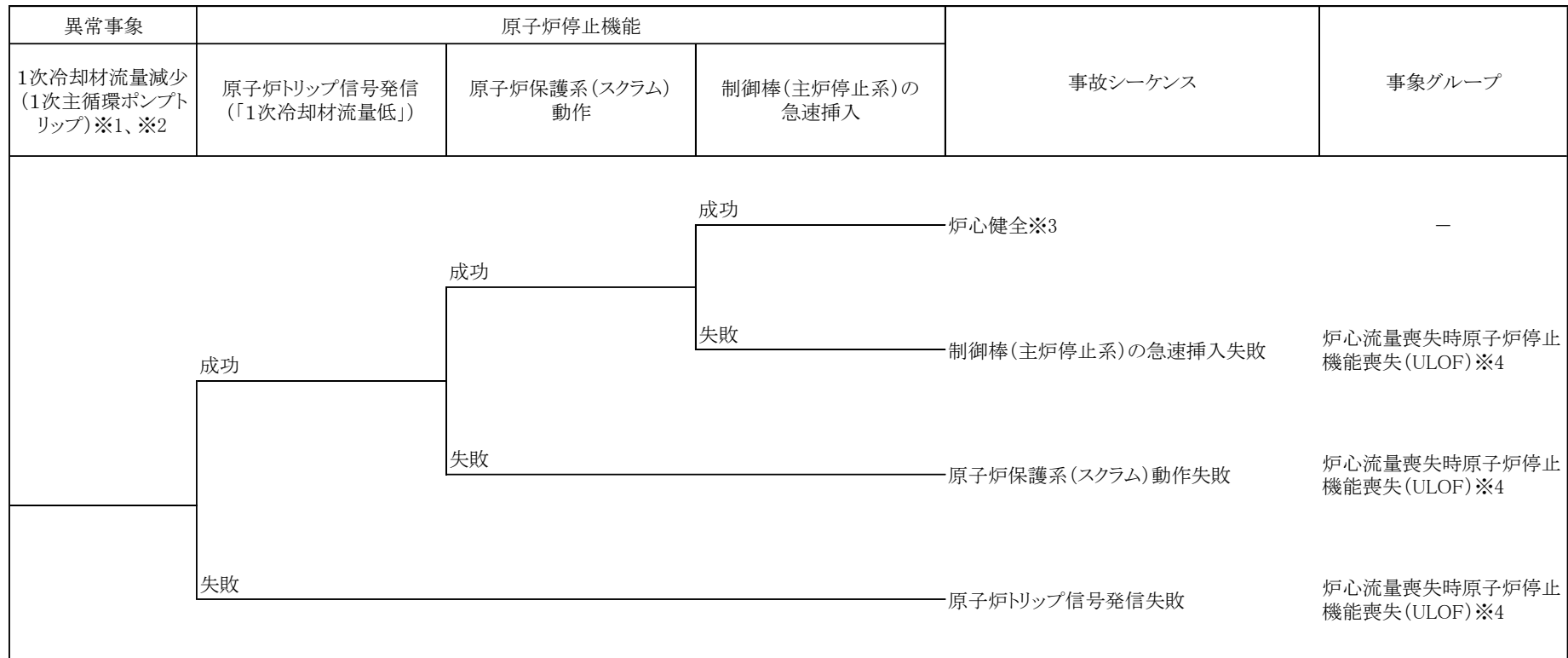
原因	左記原因をもたらす事象	異常発生部位による分類	異常事象
炉心局所の流量減少	燃料要素の破損による流路阻害	同左	燃料要素の偶発的破損
	異物混入による流路閉塞	同左	流路閉塞事象(1サブチャンネル閉塞) 流路閉塞事象(千鳥閉塞)
炉心局所の過出力	過剰な核分裂性物質を有する燃料要素の炉心局所への誤装荷	同左	局所的過熱事象(約 10%過出力)
			局所的過熱事象(約 30%過出力)



添-23-10

※1: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(7)にて展開する。

第 4. 3. 1. 1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（原子炉停止機能）（1）



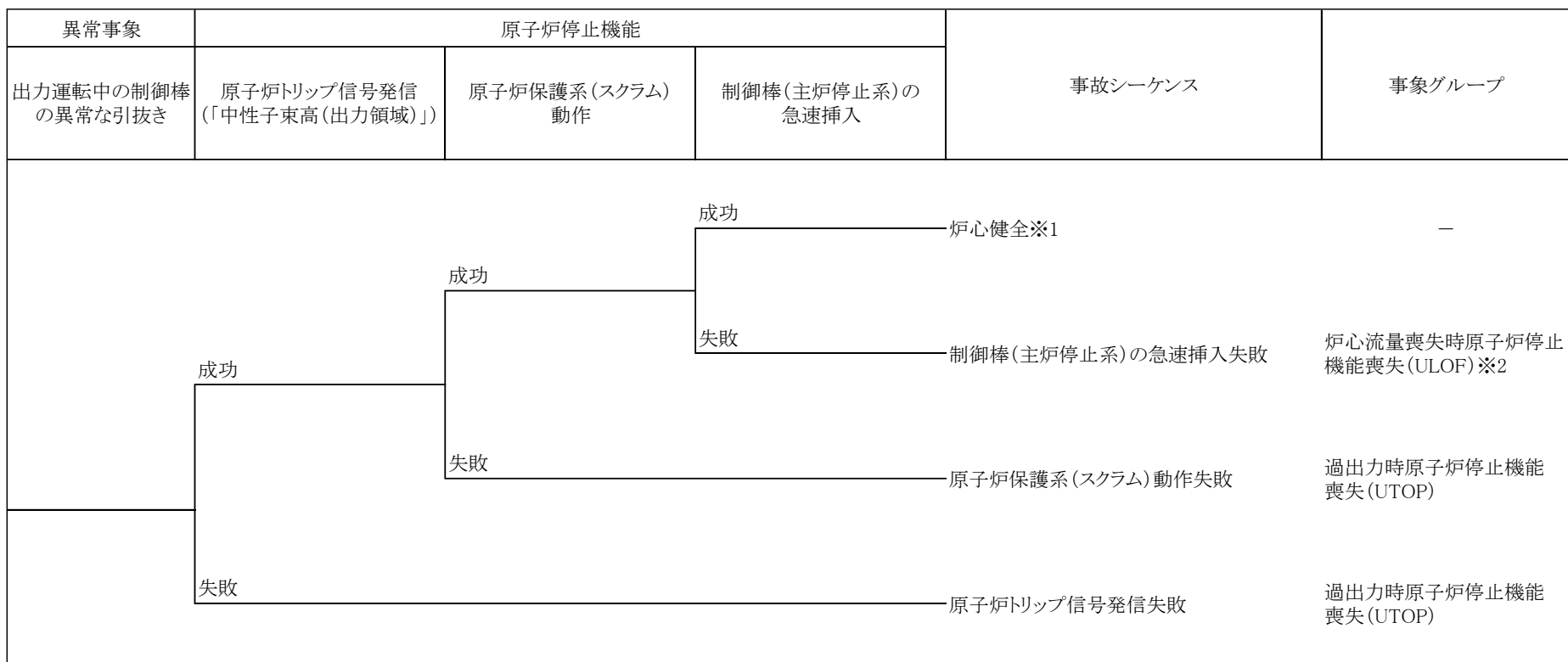
※1: 異常事象が「1次主循環ポンプ軸固着」の場合も同じ。

※2: 原子炉手動スクラムでは制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗以外は生じない。

※3: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)にて展開する。ただし、異常事象が「1次主循環ポンプ軸固着」の場合は、第4.3.1.2図(5)にて展開する。

※4: コンクリート遮へい体冷却系の異常や炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらすおそれのある補助中間熱交換器伝熱管破損等の原子炉の緊急停止を要さない異常が生じると、運転員は原子炉を通常停止することから、これらを起因として本事故シーケンスのような原子炉停止機能喪失には至らない。

第 4. 3. 1. 1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（原子炉停止機能）(2)



添-23-12

※1: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)にて展開する。

※2: 原子炉保護系(スクラム)動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

第 4.3.1.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (原子炉停止機能) (3)

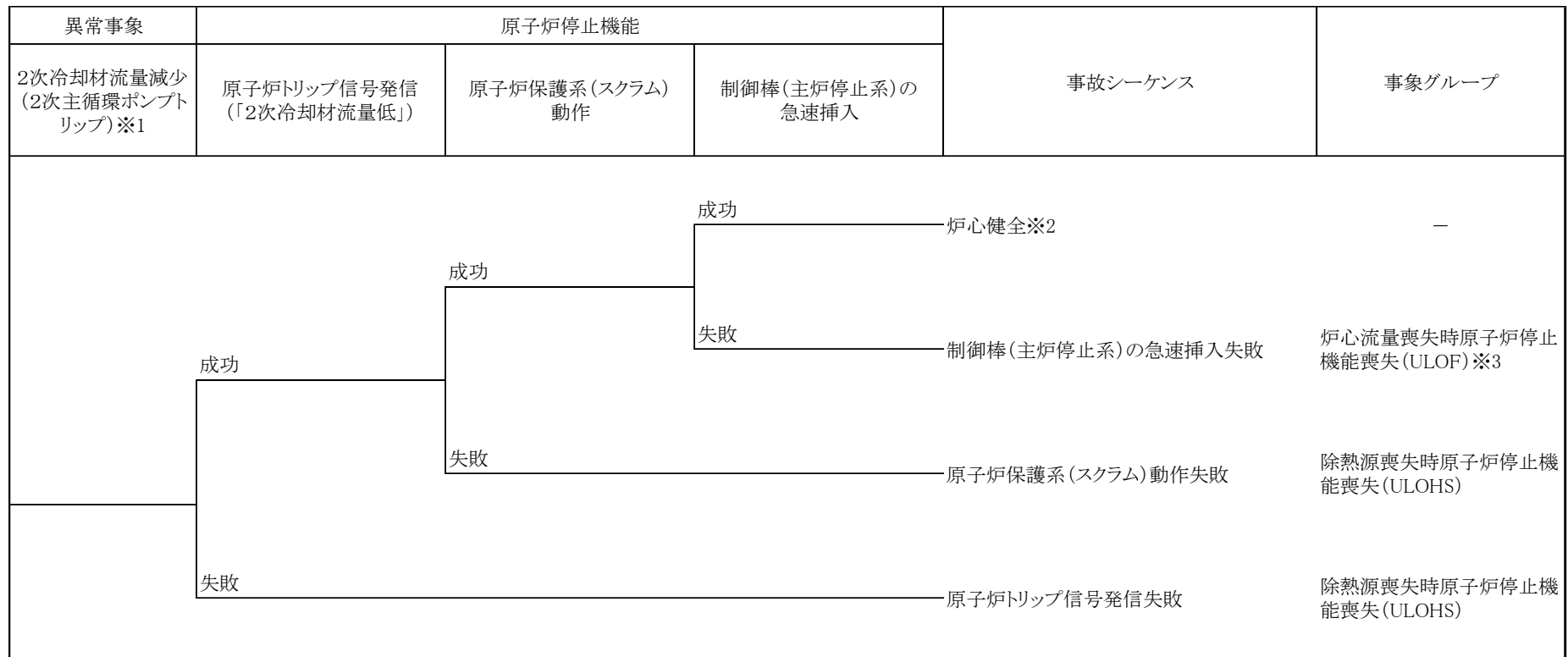
異常事象	原子炉停止機能				
2次冷却材流量増大 ※1	原子炉トリップ信号発信 (「中性子束高(出力領域)」)	原子炉保護系(スクラム) 動作	制御棒(主炉停止系)の 急速挿入	事故シーケンス	事象グループ

※1: 異常事象が「主冷却器空気流量増大」の場合も同じ。

※2: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)にて展開する。

※3: 原子炉保護系(スクラム)動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

第 4.3.1.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（原子炉停止機能）(4)

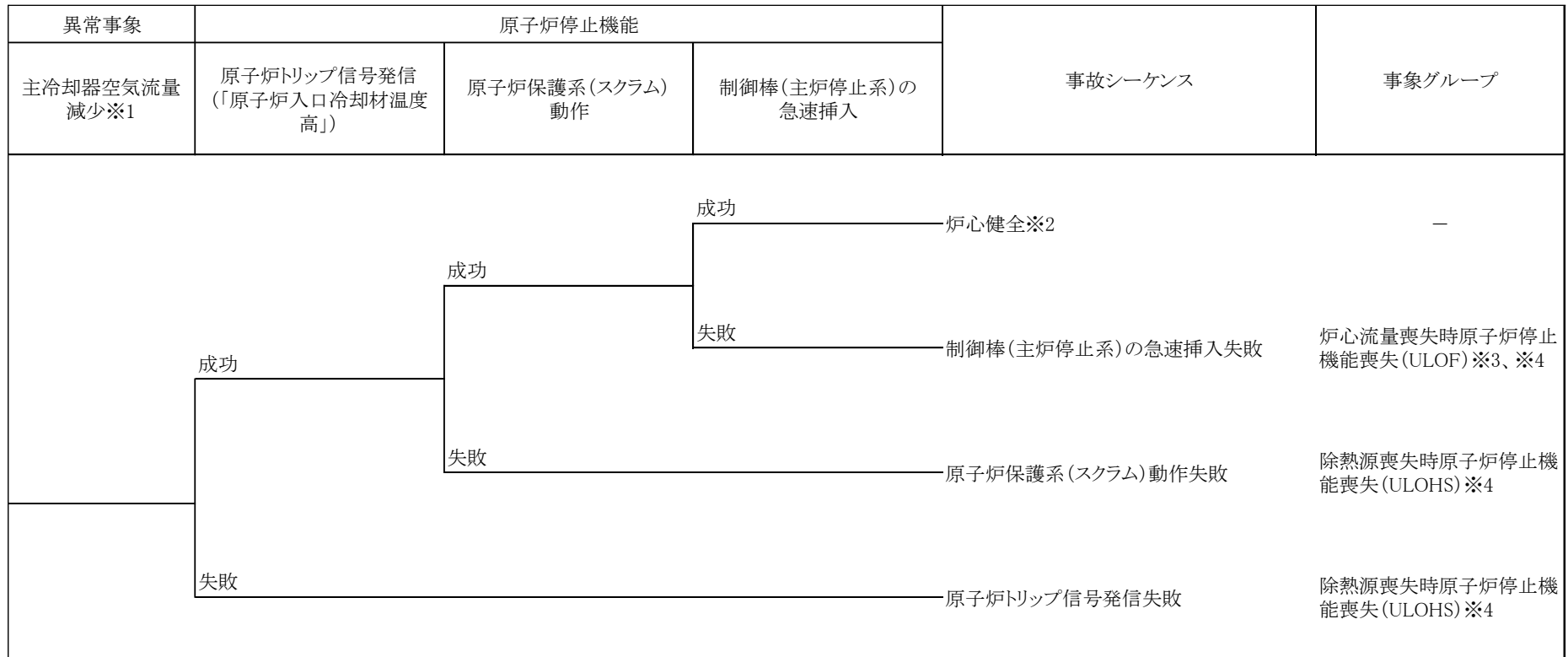


※1: 異常事象が「2次主循環ポンプ軸固着」の場合も同じ。

※2: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)にて展開する。

※3: 原子炉保護系(スクラム)動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

第 4. 3. 1. 1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (原子炉停止機能) (5)



※1: 異常事象が「主送風機風量瞬時低下」及び「2次冷却材漏えい※4」の場合も同じ。

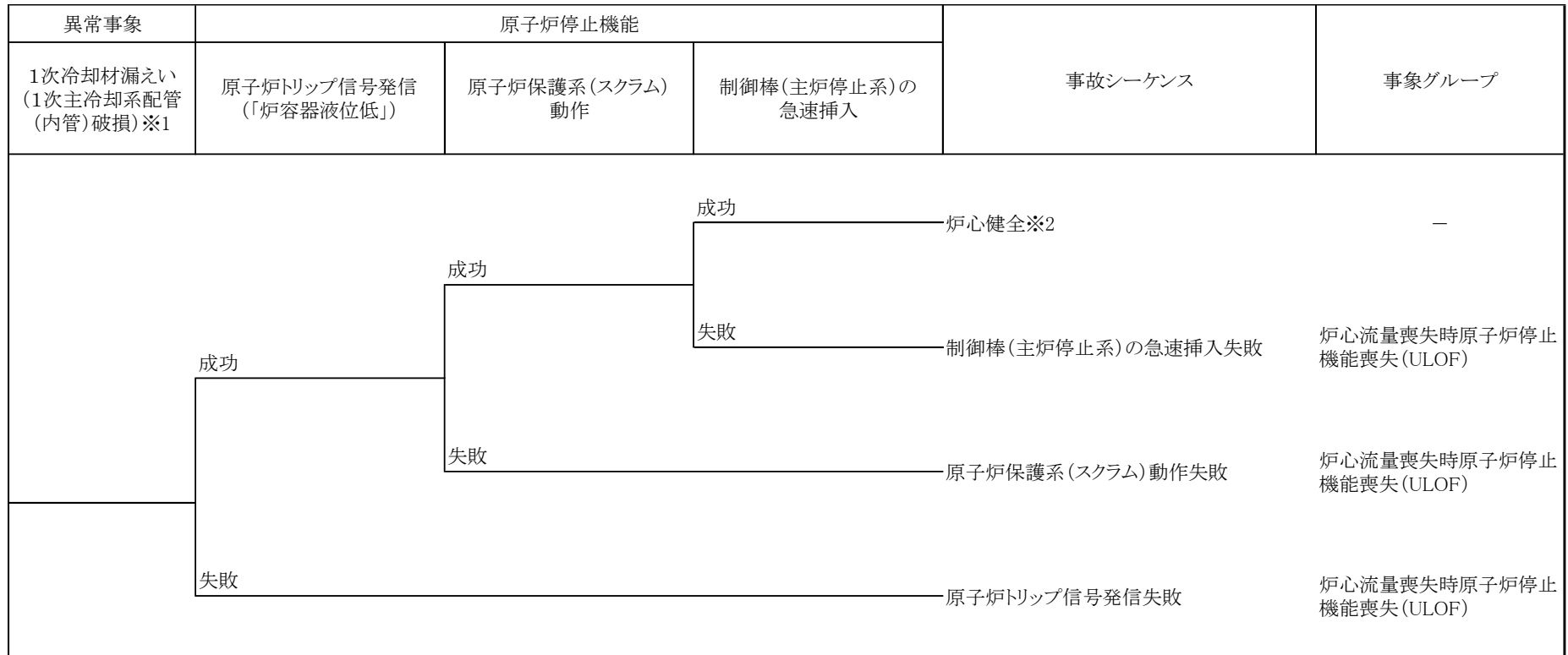
※2: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)にて展開する。ただし、異常事象が「2次冷却材漏えい」の場合は第4.3.1.2図(6)にて展開する。

※3: 原子炉保護系(スクラム)動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらす主中間熱交換器伝熱管破損は、2次冷却材インベントリの減少をもたらす時点で異常事象「2次冷却材漏えい」と同様である。

※4: ただし、主中間熱交換器伝熱管破損が生じると、運転員は原子炉を通常停止することから、主中間熱交換器伝熱管破損を起因として本事故シーケンスのような原子炉停止機能喪失には至らない。

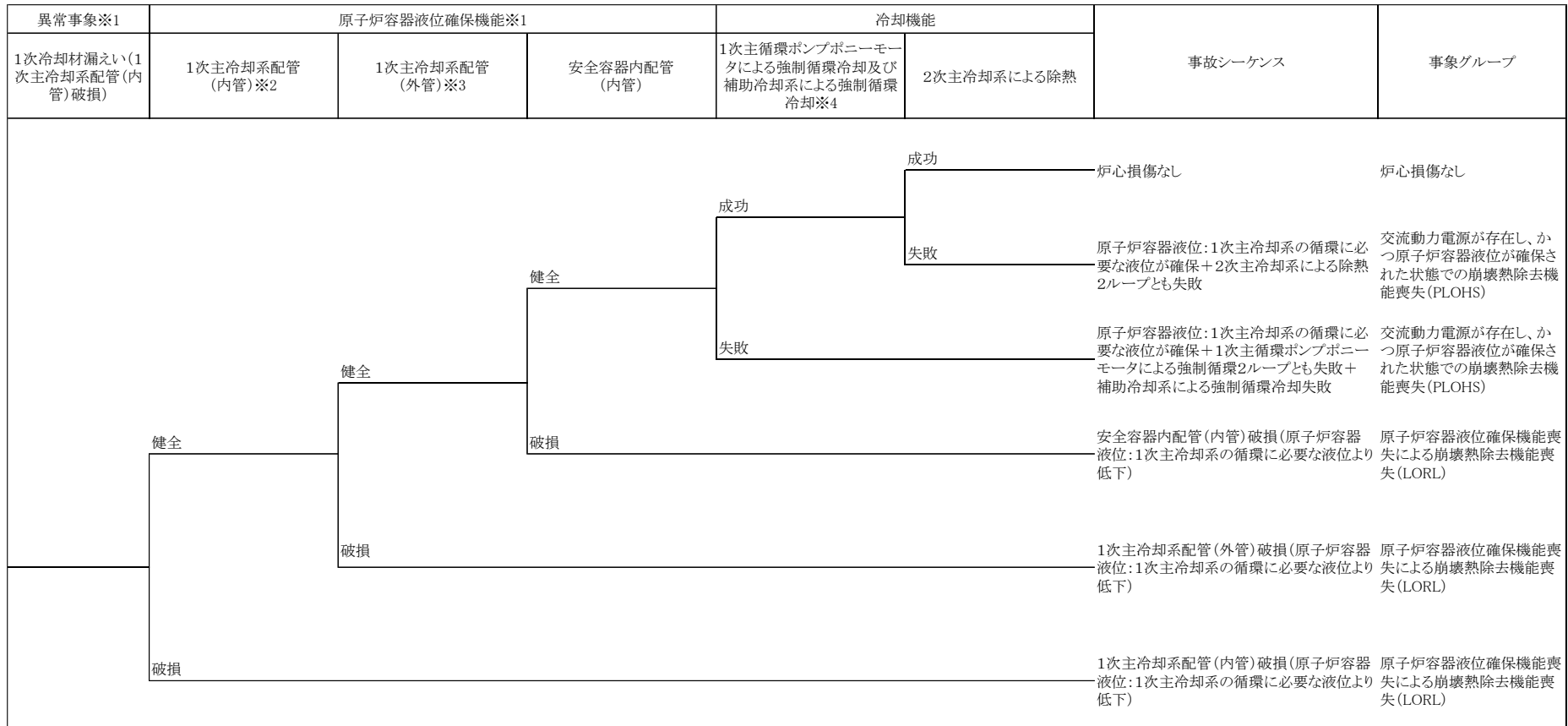
第4.3.1.1図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー(原子炉停止機能)(6)



※1: 異常事象が「1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)」及び「1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)」の場合も同じ。

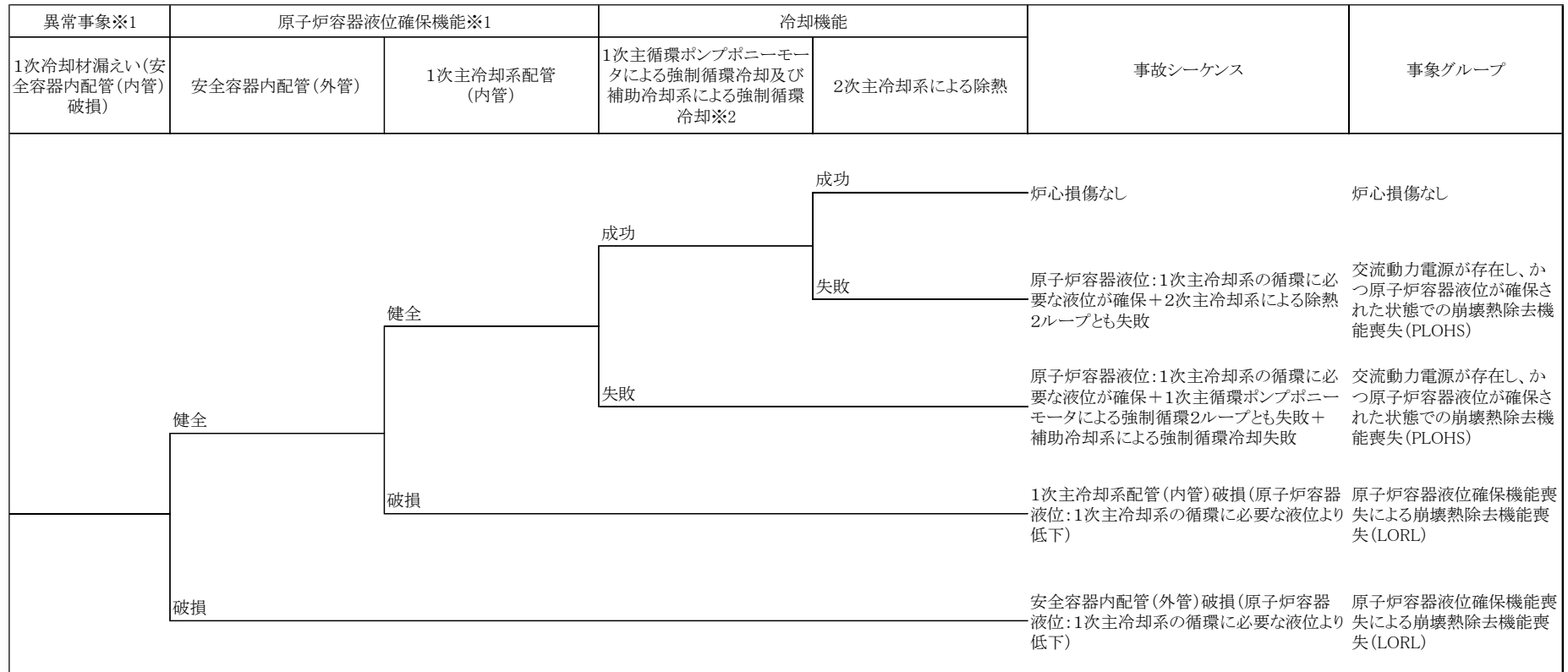
※2: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(1)にて展開する。ただし、異常事象が「1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)」及び「1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)」の場合は、各々第4.3.1.2図(2)及び第4.3.1.2図(3)にて展開する。

第 4.3.1.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（原子炉停止機能）(7)



- ※1: 1次オーバフロー系、1次ナトリウム純化系及び1次ナトリウム充填ドレン系は配管破損により原子炉容器液位確保機能を喪失しないため、異常事象等に抽出していない。
- ※2: 異常事象と異なるループの1次主冷却系配管(内管)の破損。
- ※3: 異常事象と同一ループの1次主冷却系配管(外管)の破損。
- ※4: 1次主循環ポンプボニーモータによる強制循環冷却、又は補助冷却系による強制循環冷却のいずれか一方に成功すれば炉心損傷に至らない。

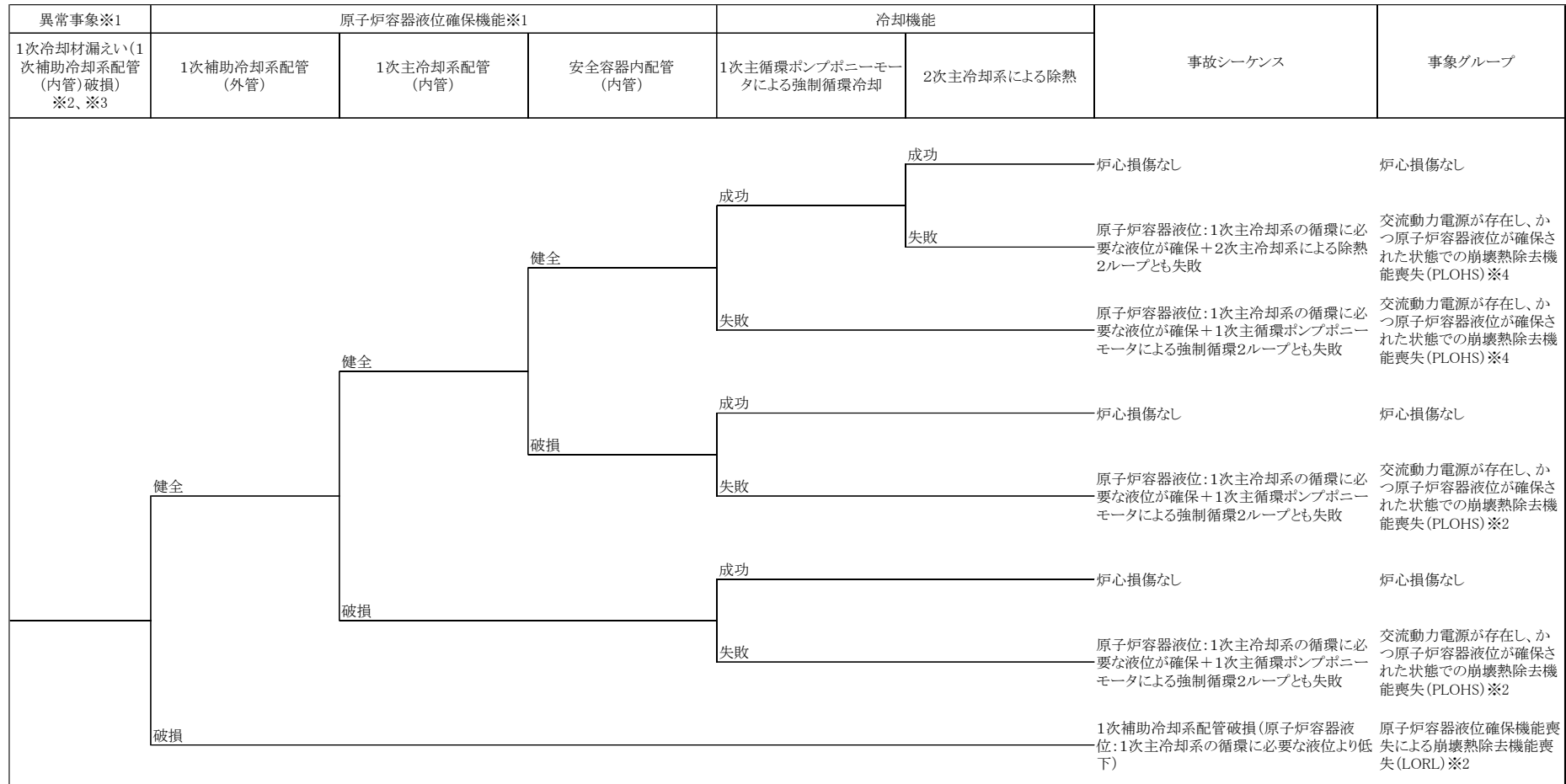
第 4.3.1.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（冷却機能）（1）



※1: 1次オーバーフロー系、1次ナトリウム純化系及び1次ナトリウム充填ドレン系は配管破損により原子炉容器液位確保機能を喪失しないため、異常事象等に抽出していない。

※2: 1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却、又は補助冷却系による強制循環冷却のいずれか一方に成功すれば炉心損傷に至らない。

第 4.3.1.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（冷却機能）（2）



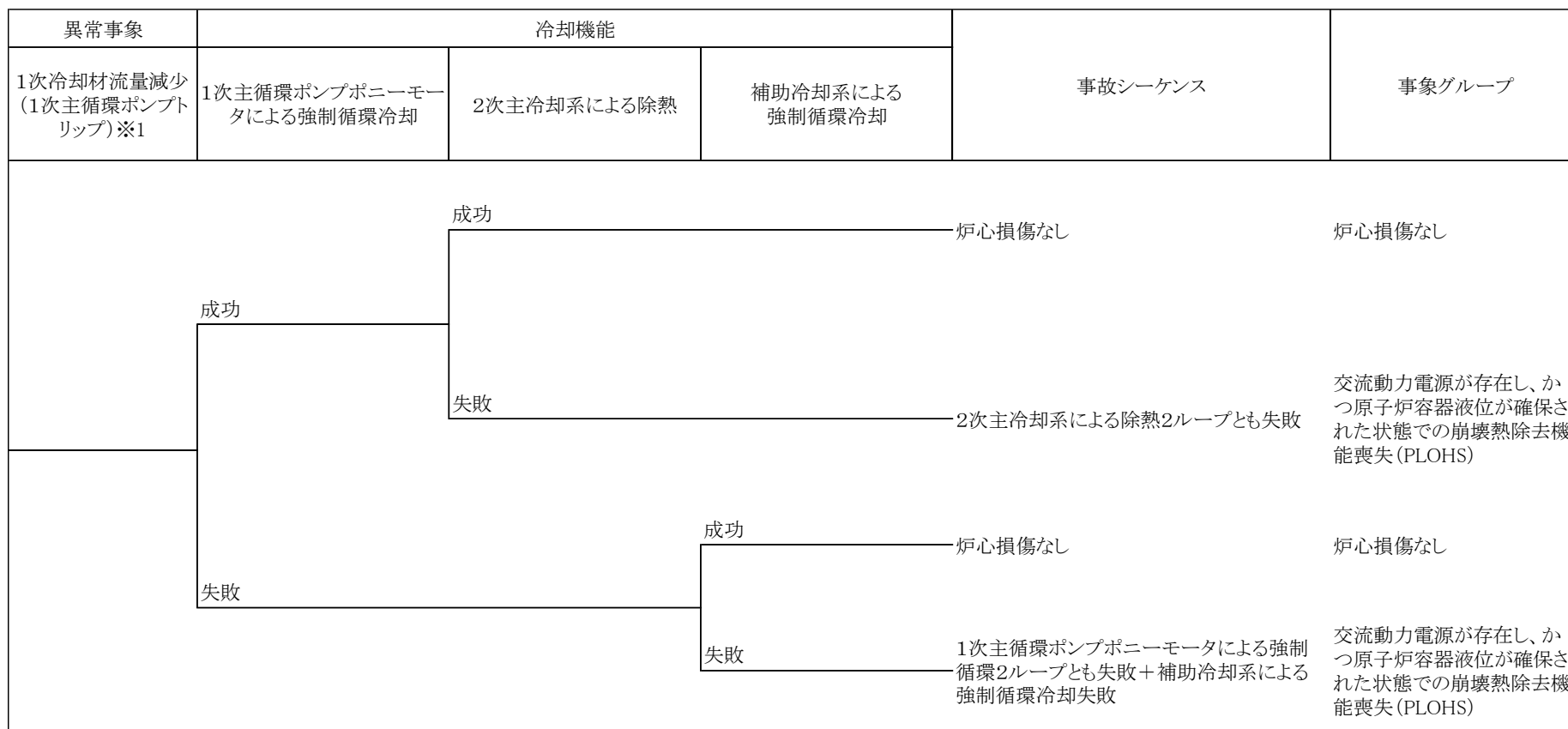
※1: 1次オーバーフロー系、1次ナトリウム純化系及び1次ナトリウム充填ドレン系は配管破損により原子炉容器液位確保機能を喪失しないため、異常事象等に抽出していない。

※2: 炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらすおそれのある補助中間熱交換器伝熱管破損は、異常事象により補助冷却系による強制循環冷却に失敗する点で異常事象「1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)」と同様である。ただし、補助中間熱交換器伝熱管破損が生じると、2次補助冷却系から1次補助冷却系への冷却材流入が生じ、原子炉容器液位の低下要因とならないことから、原子炉容器液位確保機能について「破損」側の分岐は考慮不要であり、その結果、本事故シーケンスのような崩壊熱除去機能喪失には至らない。

※3: 異常事象により補助冷却系による強制循環冷却に失敗。

※4: 補助中間熱交換器伝熱管破損を起因とする事故は、炉心損傷が生じると格納容器バイパスとなるが、補助中間熱交換器伝熱管破損が生じると、運転員は2次補助中間熱交換器出入口弁を閉止することから、炉心損傷に至ったとしても破損した伝熱管を通じた格納容器バイパスは防止される。

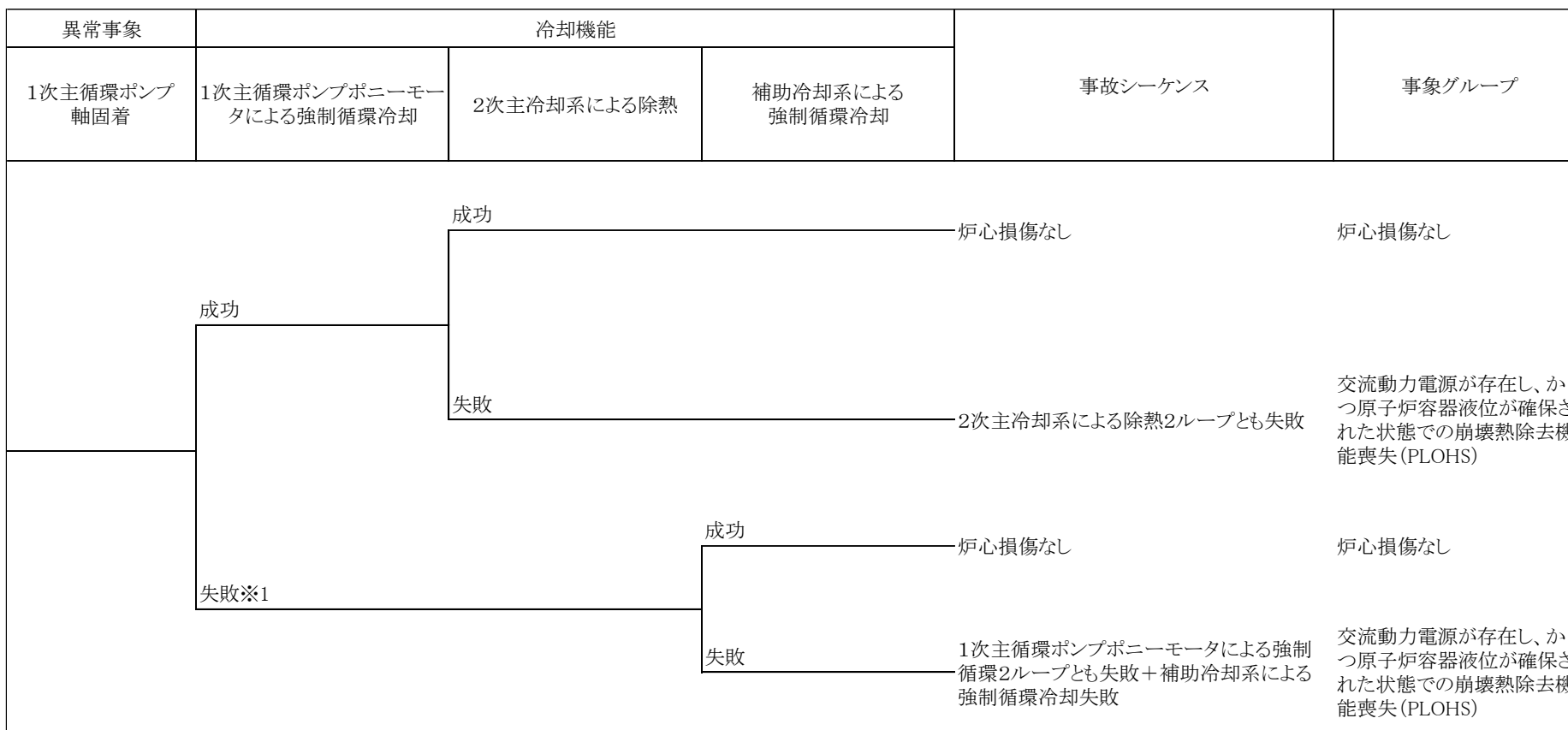
第 4.3.1.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (3)



添-23-20

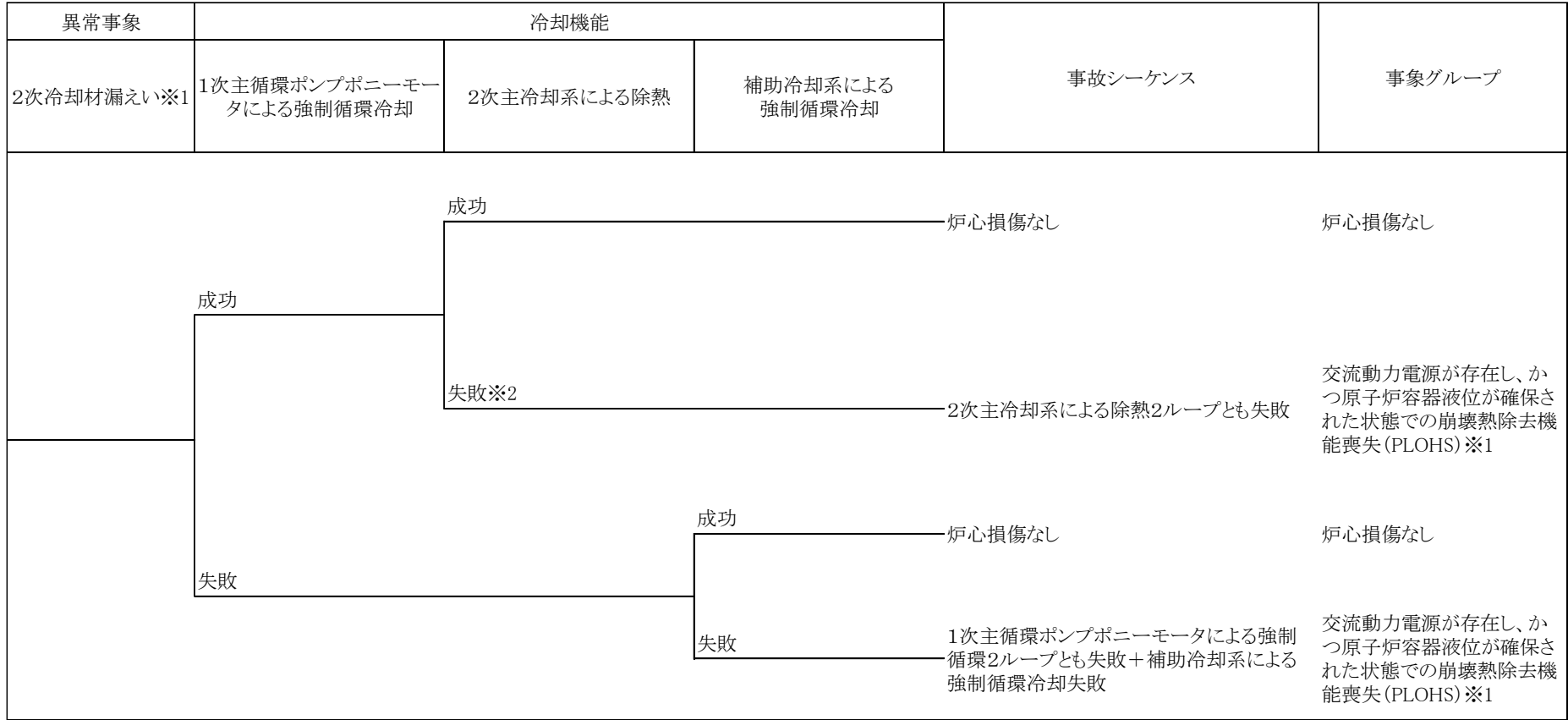
※1: 異常事象が「出力運転中の制御棒の異常な引抜き」、「2次冷却材流量増大」、「2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)」、「主冷却器空気流量増大」、「主冷却器空気流量減少」、「2次主循環ポンプ軸固着」及び「主送風機風量瞬時低下」の場合も同じ。また、コンクリート遮へい体冷却系の異常等に伴う原子炉通常停止の場合も同じ。

第 4.3.1.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（冷却機能）（4）



※1: 異常事象により1ループの1次主循環ポンプポニーモータの強制循環冷却に失敗。

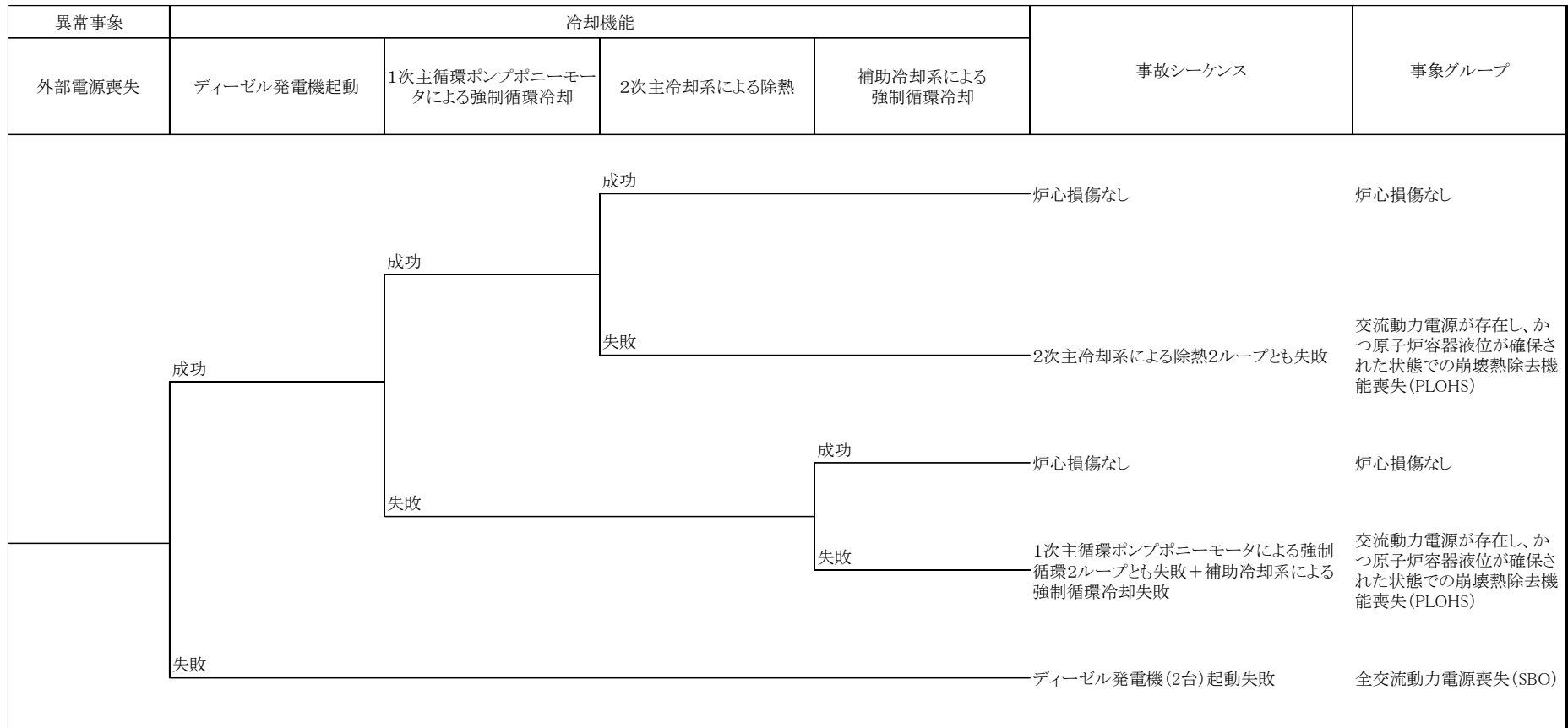
第 4.3.1.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（冷却機能）（5）



添-23-22

- ※1: 主中間熱交換器伝熱管破損は、2次冷却材インベントリの減少をもたらす点で異常事象「2次冷却材漏えい」と同様である。主中間熱交換器伝熱管破損に起因する事故は、炉心損傷が生じると格納容器バイパスとなり、炉心損傷後の格納容器の機能に期待することが困難なものであり、炉心損傷防止で対策する。
- ※2: 異常事象により1ループの2次主冷却系による除熱に失敗。

第 4.3.1.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（冷却機能）（6）



第 4.3.1.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（冷却機能）（7）

異常事象			
局所的過熱事象 (約10%過出力)	燃料破損検出 及び原子炉停止	事故シーケンス	事象グループ
	成功	炉心健全※1	—
	失敗	燃料破損検出及び原子炉停止失敗	局所的燃料破損(LF)

※1:原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)と同様である。

第 4.3.1.3 図 炉心局所の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (1)

異常事象			
燃料要素の 偶発的破損	燃料破損検出 及び原子炉停止	事故シーケンス	事象グループ
	成功	炉心健全※1	—
	失敗	燃料破損検出及び原子炉停止失敗	局所的燃料破損(LF)

※1:原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)と同様である。

第 4.3.1.3 図 炉心局所の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (2)

異常事象			
流路閉塞事象 (1サブチャンネル 閉塞)	燃料破損検出 及び原子炉停止	事故シーケンス	事象グループ
	成功	炉心健全※1	—
	失敗	燃料破損検出及び原子炉停止失敗	局所的燃料破損(LF)

※1:原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)と同様である。

第 4.3.1.3 図 炉心局所の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (3)

4.3.2 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価の条件等

4.3.2.1 基本的考え方

炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故が発生した場合に炉心損傷防止措置が有効であること、及び炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合に格納容器破損防止措置が有効であることを示すため、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラム（以下「計算コード」という。）を用いた解析等を踏まえて、措置の有効性を評価することを基本とする。

4.3.2.2 解析に当たって考慮する事項

有効性評価は、「添付書類 8 10.10 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」の「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材等を用いたものを対象とし、原則として事故が収束し、又は当該事故の収束が合理的に判断できる時点までを対象とする。

4.3.2.3 有効性評価における解析の条件設定の方針

有効性評価における解析の条件設定については、「4.3.2.2 解析に当たって考慮する事項」を考慮するとともに、評価対象とする事故の発生頻度が極めて小さいことを踏まえて、設計値等の現実的な条件を用いた最適評価を行うことを基本とする。また、計算コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、感度解析等によりその影響を適切に考慮する。

4.3.2.4 解析の実施方針

有効性評価における解析においては、評価項目となるパラメータの推移の他、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを確認する。

4.3.2.5 有効性評価に使用する計算コード

有効性評価において使用する計算コードは、評価事故シーケンスの特徴に応じて、評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（以下「重要現象」という。）がモデル化されており、実験等を基に検証され、適用範囲を含めて不確かさが把握されている以下の計算コードを選定して使用する。

4.3.2.5.1 Super-COPD

4.3.2.5.1.1 概要

Super-COPDは、その前身の計算コードによる「常陽」及び「もんじゅ」の安全設計及び安全評価に適用された実績を有しており、ナトリウム冷却型高速炉を対象としたプラント冷却系の動特性解析機能と炉心の核熱安全解析機能を有する汎用モジュール型プラント動特性解析コードである。評価事故シーケンスの解析に必要な炉心核計算、炉心及び原子炉容器内の熱流動計算、冷却系及び熱交換器の熱流動計算、動的機器（弁、ポンプ等）の計算並びに原子炉保護系の計算等の機能を有する。

本計算コードは、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価において、

原子炉冷却材バウンダリの健全性を評価するために必要な原子炉容器出口冷却材温度、再配置・冷却過程の解析に必要な原子炉容器入口冷却材温度、炉心流量等の計算に使用される。また、Super-COPDに独立モジュールとして組み込まれているデブリベッド熱計算モジュールは、それ単独で、事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」の再配置・冷却過程におけるデブリベッド冷却の解析に用いられる。

4.3.2.5.1.2 重要現象のモデル化

評価事故シーケンスの特徴に応じ、炉心、原子炉容器、1次主冷却系、2次主冷却系、1次補助冷却系及び2次補助冷却系における重要現象をモデル化し、評価項目であるパラメータ又は評価項目の解析に必要なパラメータを計算する。炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価で使用するモデルは以下である。

(1) 炉心及び原子炉容器

各種反応度フィードバック及び核動特性、崩壊熱、燃料ペレット、被覆管、冷却材等の温度変化等が重要であり、モデル化されている。自然循環条件では炉心流量再配分、炉心径方向熱移行、炉上部プレナム温度成層化等が重要であり、モデル化されている。

1次冷却材が漏えいする事故シーケンスでは、原子炉トリップのタイミングに影響する原子炉容器ナトリウム液位変化が重要であり、モデル化されている。

(2) 1次主冷却系

冷却材の熱流動として、除熱源喪失型原子炉停止機能喪失の事故シーケンスでは強制循環、除熱源喪失型除熱機能喪失の事故シーケンスでは自然循環が重要であり、モデル化されている。1次冷却材が漏えいする事故シーケンスでは、ナトリウム漏えい流量及び主中間熱交換器のナトリウム液位変化、長時間にわたる事故シーケンスでは主中間熱交換器の熱交換が重要であり、モデル化されている。

(3) 2次主冷却系

除熱源喪失型原子炉停止機能喪失や、除熱源喪失型除熱機能喪失等、長時間にわたる事故シーケンスでは、冷却材熱流動（強制循環、自然循環）、主冷却機の除熱（強制通風、自然通風）が重要であり、モデル化されている。

(4) 1次補助冷却系

補助冷却設備を起動する事故シーケンスでは、冷却材熱流動（強制循環）、補助中間熱交換器の熱交換が重要であり、モデル化されている。

(5) 2次補助冷却系

補助冷却設備を起動する事故シーケンスでは、冷却材熱流動（強制循環）、補助冷却機の除熱（強制通風）が重要であり、モデル化されている。

(6) デブリベッド

格納容器破損防止措置の有効性評価において、内部発熱するデブリベッド内の温度分布及び冷却性限界を解析するため、サブクール状態及び沸騰状態に応じた等価熱伝導率が重要であり、モデル化されている。

4.3.2.5.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握

Super-COPDは、ナトリウム冷却型高速炉での単相冷却材の熱流動挙動を再現するプラント動特性解析及び安全評価に用いる計算コードとして、国内外の実プラントで取得したデータとの比較が行われている。高速実験炉「常陽」の自然循環試験を対象とした試験解析により、自然循環崩壊熱除去時の炉心部や系統の熱流動挙動をおおむね再現できることが確認されている。高速増殖原型炉「もんじゅ」では、40%出力運転状態からのプラントトリップ試験を対象とした試験解析によりプラントトリップ時のプラントの過渡変化及びポンプ入熱による自然循環模擬試験を対象とした試験解析により1次系自然循環及び2次系自然循環時のプラント挙動を、それぞれおおむね再現できることが確認されている。また、米国の実験炉 EBR-II の自然循環試験解析により、自然循環崩壊熱除去時のプラント挙動をおおむね再現できることが確認されている。デブリベッド熱計算モジュールについては、米国サンディア国立研究所の試験炉 ACRR を用いて実施されたデブリベッド冷却性炉内試験 (D-10) を対象とした試験解析により、デブリベッド内の冷却材温度分布をおおむね再現できることが確認されている。

以上の妥当性確認を通じて、計算コードを構成する各モジュールの妥当性及適用性が確認されており、計算コードとしての不確かさは小さく、評価事故シーケンスの解析における重要な評価項目である冷却材最高温度等の計算を適切に行うことができる。

4.3.2.5.2 ASFRE

4.3.2.5.2.1 概要

ASFREは、高速炉燃料集合体内の熱流動現象の解析を目的とし、三角配列された燃料要素の間の流路又は燃料要素とラップ管で囲まれる流路を一つの流路(サブチャンネル)としてモデル化される単相サブチャンネル解析コードである。各サブチャンネル内でワイヤスペーサの形状及び流れの方向を考慮して圧力損失を評価できるモデル、サブチャンネル間の乱流混合を取り扱うモデルを用いている。また、ASFREは任意のサブチャンネルに対して流路が閉塞された状態を解析することができ、燃料集合体内冷却材流路閉塞事故における評価事故シーケンス「冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故」の解析に使用する。

4.3.2.5.2.2 重要現象のモデル化

燃料集合体の解析モデルは、燃料ペレット、燃料ペレット-燃料被覆管ギャップ、燃料被覆管、ワイヤスペーサ、燃料集合体内冷却材、ラップ管から構成されており、燃料集合体内冷却材は液相の単相流を取り扱う。流路が閉塞された状態を解析する場合は、サブチャンネル単位で当該部を閉塞物に置き換える。また、被覆管のクリーブ破損により、冷却材中にガスが噴出された状態を解析する場合は、サブチャンネル単位で当該部をガス相に置き換える。本評価事故シーケンスにおける重要現象は、燃料被覆管の温度変化と冷却材の温度変化及び速度分布である。

(1) 燃料被覆管温度変化

被覆管内の熱伝導については、支配方程式(3次元熱伝導方程式)を直接計算する。燃料ペレットと被覆管内面間の熱伝達は、「常陽」の照射試験データに基づいて評価したギャップ熱伝達率を設定して計算する。被覆管と冷却材との熱伝達は、米国 FFTF での模

擬燃料集合体を用いた炉外ナトリウム試験の結果から導出された相関式を用いる。

(2) 燃料集合体内冷却材温度変化及び速度分布

燃料集合体内の冷却材温度変化は、渦拡散モデル (Todereas-Turi 相関式) を用いて計算し、速度分布の計算では、冷却材が燃料集合体の燃料要素やワイヤスペーサから受ける局所的な摩擦及び抗力を考慮できる分布抵抗モデルを用いるとともに、相関式(Aokiの式)を用いて乱流による付加的な渦粘性の効果を考慮して計算する。閉塞物と冷却材間の熱伝達は、液体金属での実測に基づいて提案されている相関式 (Subbotin 式) を用いて計算する。

4.3.2.5.2.3 妥当性確認及び不確かさの把握

A S F R Eは、既往試験を対象とした試験解析により、その妥当性が確認されている。「常陽」及び「もんじゅ」の燃料集合体の水試験を対象とした試験解析により、燃料集合体内軸方向圧力損失について、解析結果は試験結果を再現することが確認されている。また、模擬燃料集合体内の温度分布を計測したナトリウム試験を対象とした試験解析により妥当性が確認されている。これら妥当性確認を通じて、計算コードを構成する各解析モデルの妥当性が確認されており、計算コードとしての不確かさは小さく、評価事故シーケンスの解析における重要な評価項目である冷却材最高温度等の計算を適切に行うことができる。

4.3.2.5.3 S A S 4 A

4.3.2.5.3.1 概要

S A S 4 Aは、高速増殖原型炉「もんじゅ」の安全解析に使用したS A S 3 Dの次世代改良版として米国アルゴンヌ国立研究所で開発された計算コードで、原子力機構では1980年代に導入し、酸化物燃料版のモデル改良及び検証を行ってきた。

S A S 4 Aは、事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」の起因過程において炉心の各部で時間遅れをもって発生する種々の現象を解析するモジュールを有機的に結合させた計算コードである。

S A S 4 Aでは、炉心を構成する燃料集合体を出力ー流量比等の条件によりグループ化し (S A Sチャンネル)、炉心全体を10~33程度のS A Sチャンネルで代表させる。各チャンネルは、上部プレナム及び下部プレナムで水力学的に結合するとともに、1点炉近似動特性で核的に結合することにより、炉心全体の事故の進展挙動を解析する。一つのS A Sチャンネルは、径方向及び軸方向に分割した単一燃料要素伝熱モデルで構成され、燃料ペレット、燃料ー被覆管ギャップ、被覆管、冷却材、ラップ管は、径方向伝熱モデルにより結合されているとともに、軸方向には冷却材の熱流動を介して結合されている。燃料の破損後の冷却材流路中の熔融燃料等の挙動については、軸方向1次元の質量、運動量及びエネルギーの保存則を解く。冷却材沸騰後に燃料が破損するチャンネルにおいては、ナトリウム蒸気流による熔融被覆管の移動挙動と、その後の燃料崩壊に伴う燃料の移動挙動を、未沸騰又は部分沸騰で燃料が破損するチャンネルにおいては、燃料破損後のFCI挙動と燃料の移動挙動を計算する。

4.3.2.5.3.2 重要現象のモデル化

SAS4Aは「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」及び「過出力時原子炉停止機能喪失」の起因過程における重要現象がモデル化されている。具体的には、重要なパラメータである炉心の反応度変化に影響を及ぼす以下の重要現象がモデル化されている。

(1) 燃料定常照射挙動

燃料の再組織化、燃料のスエリングに伴う膨張、FPガスの放出等がモデル化されている。ここでは重要な反応度効果を持つ燃料移動に影響を及ぼすFPガスの保持量の計算がモデル化されている。

(2) 原子炉出力及び反応度フィードバック挙動

燃料ドプラー反応度、燃料及び構造材(スチール)の密度反応度(軸伸び反応度)、冷却材密度及びナトリウムボイド反応度並びに燃料及び構造材(スチール)の移動反応度がモデル化されている。

原子炉出力は物質の温度及び質量の分布と反応度係数から求めた反応度変化に基づき1点炉近似動特性により計算される。また、遅発中性子は6群近似でモデル化されている。この他に、6群近似の崩壊熱及び構造材のガンマ発熱もモデル化されている。

(3) 燃料要素の熱的・機械的挙動

熱的挙動としては、燃料ペレットと被覆管の熱伝導、燃料-被覆管間ギャップ熱伝達、及び被覆管と冷却材との間の熱伝達を考慮した、径方向1次元の熱伝導方程式を解くことで径方向温度分布を計算する。機械的挙動としては、燃料ペレットと被覆管にかかる圧力と温度変化による熱膨張から応力と歪みを計算するとともに、燃料の軸方向の変形やスエリングも考慮している。

(4) 冷却材の熱流動及び沸騰挙動

冷却材は1次主冷却系のポンプ圧力と各部圧損を考慮した軸方向1次元の運動方程式を解くことで流量が計算される。冷却材が沸騰に至る場合には軸方向1次元の多気泡モデルにより冷却材のボイド化挙動を模擬する。

(5) 被覆管の溶融・移動挙動

被覆管の溶融と移動がモデル化されている。溶融した被覆管はナトリウム蒸気流と燃料ペレット表面からの摩擦力及び重力により移動速度が計算される。

(6) 燃料の破損挙動

燃料の溶融割合に応じて破損位置及び破損タイミングを計算する、燃料破損予測モデルが導入されている。破損が判定されると燃料等が冷却材流路に放出される。

(7) 沸騰チャンネルにおける燃料挙動

冷却材の沸騰が十分に拡大したチャンネルにおいて燃料要素の破損が生じた場合には、被覆管が強度を失い燃料が崩壊する形で冷却材流路中に燃料等が分散する状況が模擬される。燃料要素の破損後は、破損によって冷却材流路に放出された燃料や被覆管等の相変化や各成分間の熱伝達、ドラッグ又は摩擦等を考慮して、燃料を含む各成分の熱的挙動及び移動挙動が計算される。

(8) 未沸騰チャンネルにおける FCI 挙動

冷却材が未沸騰又は部分的な沸騰に留まるチャンネルにおいて燃料要素の破損が生じた場合に生じる、冷却材と高温の燃料の熱交換による蒸気圧力の発生や冷却材の急速なボイド化といった FCI 挙動がモデル化されている。

4.3.2.5.3.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には Phénix 炉における燃料要素の照射試験解析、CABRI 炉内試験解析により確認している。なお、反応度フィードバック挙動に用いる反応度係数は入力で指定し、各反応度の要因（温度及び密度）に関しては他の解析モデルにより導出されるものであるため、反応度フィードバック挙動に関する解析モデルの妥当性確認は不要とした。また、妥当性確認により、各モデルの不確かさを把握している。具体的には、燃料定常照射挙動に関しては、燃料ペレットの FP ガス保持量の総量もおおむね再現できることが確認された。加えて、被覆管の溶融・移動挙動に関しては、被覆管の上下方向への移動挙動を過大に評価すること（これは、反応度効果としては保守的となる。）が確認されている。これ以外のモデルに関しては解析により試験をおおむね再現し不確かさは小さいことが確認されている。

4.3.2.5.4 S I M M E R - I V 及び S I M M E R - I I I

4.3.2.5.4.1 概要

S I M M E R - I V⁽¹⁰⁾ 及び S I M M E R - I I I⁽¹¹⁾（以下「S I M M E R」という。）は損傷炉心の核熱流動挙動を総合的に解析する計算コードで、流体力学、核計算、構造材の3つのモジュールから構成される。S I M M E R は炉心物質を固体、液体及び気体状態の多相成分として取り扱い、流体力学モジュールでは多成分多相流体の多速度場流動、多相流動様式、成分間の熱及び質量移行並びに運動量交換を計算する。構造材モジュールでは燃料要素及び集合体壁と流体との間の熱伝達及び溶融・固化・破損挙動を計算する。核計算モジュールでは炉心物質の質量及び温度分布に基づく核断面積、多群輸送理論による中性子束分布及び改良準静近似の動特性により反応度と出力過渡を計算する。各計算モデルの概要を以下に示す。

(1) 多成分流動

多成分・多速度場の熱流動に関する質量、運動量及びエネルギーの保存式を解く。流体間の相対運動を取り扱うことができる。また、液体の圧縮性、非理想気体、超臨界状態までの広い温度・圧力範囲を取り扱う関数形式の状態方程式モデルを採用している。

(2) 流動様式及び境界面積

構造材壁の有無や流体成分の体積率を基に多相流の流動様式を計算する。成分間の境界面積については、生成項や対流による時間変化を考慮して計算する。

(3) 運動量交換

速度の異なる流体間の抵抗力及び流体－構造材間の摩擦を多相流の流動様式及び境界面積に基づいてモデル化している。

(4) 熱及び質量移行

成分間の熱伝達係数並びに境界面積に基づいて熱伝達、溶融・固化、蒸発・凝縮等を非平衡の相変化挙動を含めて一般化してモデル化している。

(5) 構造材モジュール

燃料ペレット及び被覆管からなる燃料要素と集合体壁をモデル化している。集合体壁表面で固化する溶融燃料については燃料クラストとしてモデル化している。

(6) 核計算モジュール

改良準静近似法に基づく時間及び空間依存の動特性モデルにより反応度及び出力を計算する。

4.3.2.5.4.2 重要現象のモデル化

SIMMERは「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」及び「過出力時原子炉停止機能喪失」の遷移過程と機械的応答過程の解析に使用する。遷移過程解析と機械的応答過程の評価における重要現象は以下のとおりである。

① 燃料スロッシング挙動

溶融炉心プール内で発生する揺動現象である。多成分流動、流動様式及び境界面積、運動量交換、熱及び質量移行のモデルにより総合的に計算する。

② 構造壁の溶融破損挙動

炉心内の集合体管壁の溶融破損挙動である。熱及び質量移行モデルと構造材モジュールにより、破損に伴う炉心プールの拡大挙動をモデル化できる。

③ 燃料流出挙動

炉心上部のピン束流路、制御棒駆動機構下部案内管(LGT)の流路及び反射体・遮へい集合体のラップ管ギャップを通じた炉心物質の流出である。多成分流動、流動様式及び境界面積、運動量交換、熱及び質量移行モデル及び構造材モジュールを連結することで評価する。

④ FCI 挙動

高温の炉心物質と冷却材が接触することによって生じる冷却材の蒸気圧発生である。多成分流動、流動様式及び境界面積、熱及び質量移行モデルを連結することにより計算する。

⑤ 損傷炉心の核的挙動

時空間的に変化する損傷炉心物質の分布に応じた反応度と出力分布の時間変化である。核計算モジュールにより計算する。

4.3.2.5.4.3 妥当性確認及び不確かさの把握

各モデルの基礎検証とモデルを包括した、実機条件に近い実験を用いた妥当性確認を行った。具体的な妥当性確認の例は以下のとおりである。

- ・燃料スロッシング挙動：スロッシング挙動試験解析
- ・構造壁の溶融破損挙動：EAGLE 炉内試験解析
- ・燃料流出挙動：EAGLE 炉内試験、GEYSER 試験解析など

- ・ FCI 挙動：THINA 試験解析など
- ・ 損傷炉心の核的挙動：炉心物質の再配置を模擬した臨界実験の解析

検証解析を通して重要現象に対するモデルの複合的な妥当性確認を実施し、重要現象に対する不確かさを把握している。遷移過程において不確かさを考慮すべき重要現象は FCI 及び燃料スロッシング挙動であり、機械的応答過程においてはモデルの不確かさよりも初期条件としての不確かさの影響が大きいと判断した。

4.3.2.5.5 FLUENT

4.3.2.5.5.1 概要

FLUENT⁽¹²⁾、⁽¹³⁾ は、様々な工学的な問題に現れる熱と流れ、化学反応、構造への伝熱等を解析するための多くの物理モデルを備えた世界的に最も多く使われている汎用の計算コードの一つであり、その適用実績は、航空機の翼周り空気流動から燃焼炉内の燃焼現象、気泡塔、石油掘削プラットフォーム、半導体製造工程、クリーンルーム設計等の各種工学プラントでの解析評価等の広範囲に及んでおり、ナトリウム冷却高速炉を含む原子炉プラントにおける熱流動解析への適用実績を多数有している。格納容器破損防止措置の有効性評価において、FLUENTは事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」の再配置・冷却過程、及び事象グループ「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」の炉外事象過程の解析等に使用する。

4.3.2.5.5.2 重要現象のモデル化

FLUENTの解析では、冷却材（ナトリウム）が沸騰しない単相流の範囲を取り扱う。また、境界条件である発熱量、流量、温度等は、時間と共に変化するが、固体と液体との相変化や物質の凝固・溶融等の複雑な多成分問題となる物理現象は含まれない。解析では、プレナム部等での対流拡散熱移行、燃料集合体内及び構造部での摩擦又は形状の変化による圧力損失、発熱体又は境界面からの熱移行、固体内の熱伝導、流体と固体（構造物）との熱伝達等に関する解析モデルを組み合わせで行う。これら評価項目及び評価に必要なパラメータに影響を及ぼす重要現象を以下のようにモデル化している。

- (1) 原子炉容器、リークジャケット、炉心構成要素及び炉内構造物の複雑な配置や幾何形状並びに構造内部の伝熱をモデル化している。また、この他に安全容器、遮へいグラフィット、コンクリート遮へい体、コンクリート遮へい体冷却系等をモデル化している。
- (2) 損傷炉心物質からの発熱及び伝熱に関して、炉心に残留した損傷炉心物質（以下「残留炉心物質」という。）が占める領域を非計算領域として設定し、非計算領域の表面に別途解析した表面熱流束の時間変化を境界条件として与え、ナトリウム等への伝熱をモデル化している。また、安全容器に流出した損傷炉心物質の内部発熱を考慮した解析を実施している。さらに、原子炉容器外からの冷却においては、健全炉心を維持し、各燃料集合体内の発熱領域に単位体積当たりの発熱量を与え、崩壊熱をモデル化している。
- (3) ナトリウムの熱流動に関して、原子炉容器内の熱流動、炉心構成要素内及び集合

体ラップ管間ギャップ内の熱流動（残留炉心物質が占める領域を除く。）の他、構造物への伝熱、幾何形状に応じた圧力損失等をモデル化している。

- (4) これらの他、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスを安全容器とコンクリート遮へい体ライナとの間に通気することによる安全容器の冷却に関して、窒素ガスと安全容器との間の熱伝達をモデル化している。また、原子炉容器とリークジャケットとの間の窒素ガス（コンクリート遮へい体冷却系）の流動伝熱をモデル化するとともに、原子炉容器とリークジャケット間の輻射伝熱を考慮している。

4.3.2.5.5.3 妥当性確認及び不確かさの把握

基本問題を対象として実施された F L U E N T の多数の検証解析事例はコード開発者により「ANSYS 検証マニュアル」としてまとめられており、本評価事故シーケンスで考慮すべき物理モデルが検証されていることを確認するとともに、基本的な追加の解析を行った。また、考慮すべき物理モデルを用いた F L U E N T の解析実績から妥当性を確認し、「常陽」を対象とする本解析への F L U E N T の適用性を確認した。原子力プラントの安全解析評価への適用事例として、ECCS 水注入時の低温側配管（コールドレグ）内での温度成層化試験解析、ROSA 試験、加圧型軽水炉における大破断 LOCA 時に高温となる熔融燃料と熔融スティールの熱流動現象評価及びコリウム (ZrO_2-UO_2) と炉容器壁との相互作用の評価等に使用されている。プール型ナトリウム冷却高速炉を対象として構造物を介した共役熱伝達モデルを用いた中間熱交換器内の伝熱流動現象の予測評価や、ワイヤスペーサ付きの燃料要素を束ねた燃料集合体内の詳細な熱流動評価が行われている。また、ナトリウム冷却高速炉の原子炉容器、一次冷却系、中間熱交換器、二次冷却系、崩壊熱除去系を模擬したナトリウム試験装置 (PLANDTL-1 及び PLANDTL-2) を対象に、炉心損傷防止措置の有効性評価に必要な原子炉容器内の多次元熱流動解析体系モデルと同様の解析体系モデルを整備し、炉心冷却において重要な熱流動現象であるインターラップフロー（上部プレナム部に設置された崩壊熱除去システムを模擬した炉心冷却器からの低温流体が、炉心を構成する燃料集合体間のギャップ部に潜り込む流れ）の予測に係る適用性が確認されている。この他、格納容器破損防止措置の有効性評価で必要となる輻射伝熱モデル (S2S モデル) の有効性について、使用済燃料貯蔵施設内の解析事例の他、原子力分野以外での解析事例が複数報告されており、その適用性が示されている。

このように、F L U E N T は、既往解析事例及び文献等により、ナトリウム冷却高速炉を含む原子力分野の他、航空宇宙、自動車、各種工業プラントなどの様々な分野における使用実績を有しており、妥当性は確認されている。

4.3.2.5.6 AUTODYN

4.3.2.5.6.1 概要

AUTODYN⁽¹⁴⁾は爆発・衝撃問題のような非線形の強い問題の時刻歴応答解析のための専用の計算コードとして開発された。本計算コードでは、流体（気体及び液体）の流動解析に適したオイラー型計算要素を用いた計算格子及び構造物の変形解析に適したラグランジェ型及びシェル型計算要素を用いた計算格子を同時に扱うとともに、これら計算格子

間の相互作用を扱うことが可能である。これにより、流体の流動と構造物の変形との間の相互作用を考慮した解析（流体-構造連成解析）が可能となっている。

AUTODYNは種々の爆発・衝撃問題に適用可能な汎用性の高い計算コードであり、流体中の圧力源が周囲の流体を加速して構造物に圧力負荷を与えるような問題への適用においては、解析対象の幾何形状及び構造物の材料特性並びに作用する圧力源の特性に基づいて、流体-構造連成挙動を解析し、構造物のひずみ及び変位を計算することができる。

4.3.2.5.6.2 重要現象のモデル化

AUTODYNは事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」の機械的応答過程において、発生する機械的エネルギーに対する原子炉容器の健全性の評価に使用される。原子炉容器のひずみ及び変位は、有効性評価の評価項目のうち、原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できることに関わる重要なパラメータである。AUTODYNでは、これらのパラメータの計算に必要な重要現象を以下のようにモデル化している。

- (1) 先行して実施したSIMMER-IVにより計算された熱エネルギーから機械的エネルギーへの変換の過程で発生する圧力源の膨張特性を「圧力-体積曲線」としてモデル化する。
- (2) 圧力源の膨張による原子炉容器内の冷却材の多次元流動、特に上部プレナムのナトリウムスラグの加速と運動エネルギーの発達、カバーガス空間の圧縮、原子炉容器内の圧力分布とその動的変動をモデル化する。
- (3) ナトリウムスラグの遮へいプラグ下面への衝突又はカバーガスの急激な圧縮による圧力発生に伴う流体と原子炉容器構造の連成解析を通じて、原子炉容器の弾塑性変形挙動及びひずみを解析する。

なお、(1)に述べた通り、SIMMER-IVで計算した圧力-体積曲線をAUTODYNに引き渡すことにより両者の一貫した解析を可能としている。

4.3.2.5.6.3 妥当性確認及び不確かさの把握

AUTODYNは衝撃問題、爆発問題等に幅広く適用できる汎用性の高い計算コードであり産業界や研究機関において多くの利用実績により妥当性が確認されており、その信頼性は高い。原子力分野においては、水素爆発によるPWR格納容器の健全性評価、原子炉容器外における水蒸気爆発によるPWR原子炉キャビティのコンクリート構造の健全性評価及び高速実証炉における炉心損傷事故時の原子炉容器の健全性評価に使用されている。

格納容器破損防止措置の有効性評価への適用についての妥当性確認の例としては、1970年代に米国SRIインターナショナルにて実施された、クリンチリバー増殖炉の原子炉容器の1/30スケール試験体を用いたFV102試験の試験解析を行い、試験容器の最大変形部位の周方向ひずみがほぼ再現できることを確認している。

4.3.2.5.7 PLUG

4.3.2.5.7.1 概要

PLUG⁽¹⁵⁾は、原子炉容器の遮へいプラグを構成する複数のプラグとそれらを固定又は

連結するボルトの運動をモデル化するとともに、遮へいプラグ上下の圧力差によるプラグ間隙を通じた格納容器床上へのナトリウムの噴出量を解析するための計算コードである。

P L U Gでは、種々の遮へいプラグを剛体として扱い、連結ボルトを弾塑性体としてモデル化し、各プラグの1次元の運動方程式を連成させて解くことによりその相対運動を計算する。また、原子炉容器内と格納容器床上との圧力差を用いて、ベルヌーイの式から遮へいプラグ間の相対変位により生じる間隙から噴出するナトリウム量を計算する。

4.3.2.5.7.2 重要現象のモデル化

格納容器破損防止措置の有効性評価において、P L U Gは事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」の機械的応答過程における格納容器床上へのナトリウム噴出量の評価に使用される。格納容器床上へ噴出するナトリウム量は、有効性評価の評価項目のうち、「格納容器床上へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器健全性が維持できること」に関わる重要なパラメータである。P L U Gでは、この計算に必要な重要現象を以下のようにモデル化している。

- (1) 遮へいプラグを構成する複数のプラグ（大回転プラグ、小回転プラグ及び炉心上部機構）、各プラグ間及び大回転プラグとソールプレートとの間の連結ボルトをモデル化する。
- (2) プラグ下面の圧力履歴、格納容器床上圧力、各プラグに働く重力による全てのプラグの相対運動を計算し、各プラグの変位及び生じるプラグ間の全ての間隙と間隙の継続時間を計算する。ボルトは弾塑性体としてモデル化され、その応力-ひずみ関係に区分線形関数を用いる。また、プラグ下面の圧力の減少によるプラグの着座と間隙の消滅を計算する。さらに、プラグが衝突する際には反発係数を用いて反発後の速度を計算する。
- (3) プラグ間に生じる間隙と間隙の継続時間をもとに、プラグ上下の圧力差による原子炉容器内のナトリウムの間隙内への浸入量及びプラグ上面からのナトリウムの噴出量を計算する。ナトリウムの噴出流路となるプラグ間隙部は垂直環状流路、水平矩形流路及びエルボとしてモデル化し、摩擦損失及び形状損失を考慮する。

4.3.2.5.7.3 妥当性確認及び不確かさの把握

P L U Gはボルトで連結された複数の質点の1次元運動方程式を連立して解く計算コードであり、複雑な物理現象を取り扱うことはない。また、ナトリウムの噴出量の解析も物理の基本法則であるベルヌーイの式を用いて圧力差と継続時間により計算を行っている。解析の妥当性については、単一プラグを対象としたボルトの弾性解析及び弾塑性解析、プラグの衝突解析、プラグ間隙を流れるナトリウム流の鉛直方向及び水平方向の摩擦圧力損失解析により確認している。ナトリウムの噴出量の計算には定常のベルヌーイ式を用いており、これは非定常の流動解析に比べて、流出開始時の慣性による影響（定常流量に至るまでの流量の立ち上がり）を無視することとなり、噴出量を保守的に評価する。

4.3.2.5.8 CONTAIN-LMR

4.3.2.5.8.1 概要

CONTAIN-LMR^{(16)、(17)}は、シビアアクシデント時に格納容器内で生じる様々な現象（ナトリウム燃焼、水素燃焼、ナトリウム-コンクリート反応等）を解析し、環境へ漏えい・放出される放射性物質の種類と量（ソースターム）を解析するための計算コードである。CONTAIN-LMRでは、解析体系をセルと呼ぶ単位に分割して、各セルの物理量（圧力、ガス温度・成分、エアロゾル濃度等）は平均値で記述される。また、セル内には複数の構造物（床、壁、天井、内部構造物）を設定することができる。構造物内部の温度変化は1次元の熱伝導で扱われ、セルの雰囲気との間での自然対流熱伝達、水やナトリウム蒸気の凝縮、エアロゾルの沈着等を考慮できる。

4.3.2.5.8.2 重要現象のモデル化

評価事故シーケンスの特徴に応じて、格納容器応答過程における以下の重要現象がモデル化されている。

(1) スプレイ燃焼

雰囲気中に噴出したナトリウム液滴の燃焼挙動をモデル化している。酸素との反応（燃焼）に加えて、雰囲気中の水分との反応も考慮し、その際の反応生成物及び反応熱による雰囲気の圧力及び温度上昇等を計算する。

(2) プール燃焼

噴出または漏えいしたナトリウムが床上でプールを形成した場合の燃焼挙動をモデル化している。酸素との反応（燃焼）に加えて、雰囲気中の水分との反応も考慮し、その際の反応生成物及び反応熱による雰囲気の圧力及び温度上昇等を計算する。

(3) ナトリウム-コンクリート反応

ナトリウムプールとコンクリートが接触した場合の反応挙動をモデル化している。種々のコンクリート（主にシリカ系コンクリート）に対して、化学反応に伴うコンクリート侵食量や水素発生量を計算する。

(4) 構造物への熱移行

雰囲気と構造物間の対流及び輻射による熱伝達をモデル化しており、各種構造物の温度分布を計算する。

(5) エアロゾル挙動

複数成分のエアロゾルに対して粒径分布を考慮しつつ、凝集、沈着、重力沈降等をモデル化しており、エアロゾルの浮遊濃度や構造物表面への沈着量を計算する。

(6) ナトリウムの凝縮・蒸発

ナトリウムの飽和蒸気圧曲線として、Na-NaKハンドブックやKirchhoff式と同等の式を採用しており、これをもとにナトリウムの凝縮及び蒸発を計算する。

4.3.2.5.8.3 妥当性確認及び不確かさの把握

評価事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの検証が行われている。具体的には、ナトリウム燃焼に関しては、スプレイ燃焼及びプール燃焼試験を対象とした試験解析により、発生圧力及び温度等について、試験結果をおおむね再現することが確認さ

れている。また、ナトリウム-コンクリート反応に関しては、複数仕様のコンクリートによる反応試験を対象とした試験解析が行われ、コンクリート侵食量及び水素発生量との比較において、試験結果をおおむね再現できることが確認されている。さらに、重要現象に影響を与えるパラメータ（スプレイ液滴径、コンクリート侵食速度係数等）について感度解析を行い、その不確かさを把握している。

以上より、CONTAIN-LMRの各解析モデルの妥当性が確認されており、評価項目に関わる重要なパラメータである格納容器雰囲気温度・圧力、水素濃度等の計算を適切に行うことができる。

4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定

(i) 炉心損傷防止措置

炉心損傷防止措置に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

(1) 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を基本とし、具体的な評価項目として以下を設定する。

- ① 燃料最高温度が熱設計基準値 (2,650°C) 以下であること。
- ② 被覆管最高温度 (肉厚中心) が熱設計基準値 (840°C) 以下であること。
- ③ 冷却材最高温度が熱設計基準値 (910°C) 以下であること。
- ④ 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 (1.0) 以下であること。
- ⑤ 原子炉冷却材バウンダリの温度が制限温度 (550°C) 以下であること。

①～③は、「添付書類8」に記載したとおり、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定めた燃料の許容設計限界である。④は燃料の許容設計限界を超えないが、高温状態が長期間継続する事象において、燃料破損の防止を判定するための評価項目である。また、⑤は原子炉冷却材バウンダリの二次的破損を確実に防ぐために十分な余裕を持たせた限界値である。したがって、解析結果がこれらの値を超えたとしても、それにより直ちに炉心の著しい損傷に至るものではないことは明らかではあるが、本原子炉施設は低圧システムで、伝熱特性に優れたナトリウムを冷却材に使用していること、燃料の装荷量の少ない小型の原子炉で、高い固有の安全特性を有していることなどの特徴により、発熱と除熱のバランスからの逸脱に対して大きな安全余裕を有していることを確認するために、あえて安全側に厳しく評価項目を設定する。ただし、個別の評価事故シーケンスについて具体的な評価項目①～⑤の一部が満足できない場合であっても、炉心の著しい損傷が防止でき、炉心の十分な冷却が可能であることを合理的に示すことができれば、当該シーケンスにおいて措置に有効性があることが確認されたものとする。

なお、④については、クリープ損傷の増大が有意になる条件である被覆管最高温度が10秒程度以上継続して700°Cを上回る場合に評価結果を記載する。また、熱設計基準値を下回る限り、原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力の変化はほとんど生じないため、冷却材圧力を評価項目とする必要はない。

(ii) 格納容器破損防止措置

炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合において、必ずしもすべての評価事故シーケンスにおいて直ちに格納容器への負荷が発生するわけではなく、事故の進展は評価事故シーケンスによって大きく異なる。また、本原子炉施設は低圧システムで、伝熱特性に優れた単相のナトリウムを冷却材に使用していること、燃料の装荷量の少ない小型の原子炉で、高い固有の安全特性を有していること、原子炉冷却材バウンダリが放射性物質の閉じ込めに有効な物理障壁を形成していること、原子炉容器外側に安全容器を設置していること、格納容器（床下）を窒素ガス雰囲気としていること、格納容器（床上）には大きな自由空間体積が存在することなどの特徴を有している。したがって、格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価項目の設定においては、これらの本原子炉施設の設計の特徴と評価事故シーケンスの特徴を適切に考慮するものとする。

以上を踏まえて、格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (1) 負の反応度フィードバックが卓越し、炉心の発熱と冷却とがバランスし静定する事象において、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。具体的な評価項目は、「4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定 (i) 炉心損傷防止措置」で設定した評価項目を適用する。

なお、炉心損傷が防止できれば原子炉冷却材バウンダリは健全であり、格納容器への負荷も発生せず、格納容器は破損しないことから、炉心損傷防止措置の評価項目の適用が可能である。また、主冷却系及び補助冷却設備による炉心冷却は、格納容器バウンダリの機能に依存しないことから、格納容器の先行破損に起因して炉心損傷に至る可能性はない。

- (2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、放射性物質等（溶融炉心物質を含む。）（以下「損傷炉心物質」という。）を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。具体的な評価項目として以下を設定する。

- ① 原子炉容器内で分散し再配置した損傷炉心物質を安定に保持・冷却できること。
- ② 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。

- (3) 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器（床上）に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。

- ① 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。
- ② 格納容器（床上）へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できること。
- ③ 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。

- (4) (2) が達成できない事象においては、原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等を安全容器内にて保持・冷却できること。具体的な評価項目として以下を設定する。

- ① 安全容器内に流出した損傷炉心物質等を安定に保持・冷却できること。

- ② 安全容器バウンダリの健全性が維持できること。
- (5) 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでにナトリウムの蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になる場合には、主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の過圧を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性が維持できること。
- (6) 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに蒸発した冷却材（ナトリウム）が格納容器（床下）に流出する場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 格納容器（床下）に流出するナトリウムの熱的影響に対して、格納容器の健全性が維持できること。
 - ② 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。

4.3.2.7 資機材に関する手順書の整備及び教育訓練

多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故が発生した場合に、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置を講じるための手順書を整備する。また、措置の実施に関して、要員の必要な力量を確保するために、要員への適切な内容の教育及び訓練を定期的（年1回以上）に実施する。これらについては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等に定める。

4.3.3 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価結果

4.3.3.1 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

(1) 事故の原因及び説明

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は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失した後、「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

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では、1次主循環ポンプトリップによる炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

出力流量比の高い集合体において冷却材が沸騰し、さらに炉心が損傷を開始するまでの時間は数十秒であることから、炉心の著しい損傷を防止する措置として、この時間内に原子炉を自動で停止する措置を講じる。また、炉心の著しい損傷に至った場合、損傷炉心物質の冷却及び機械的エネルギーの影響緩和が必要であることから、自動で作動する格納容器破損防止措置を講じる。

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では、「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止する。

さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。

なお、原子炉の停止後は、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により崩壊熱の除去を行う。

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では、炉心損傷防止措置（代替原子炉トリップ信号による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。

また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の熔融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。

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における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.1.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「電源喪失」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

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において、炉心の著しい損傷を

防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 1次主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と1次冷却材の流体慣性により、主電動機停止の際の1次冷却材流量の減少率を小さくする（ポンプ回転数の慣性降下時の時定数は約10秒）。
- b. 「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- e. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。また、条件によっては、1次主冷却系の流量を増大させると、炉心の著しい損傷を回避できる可能性があるため、運転員は手動で1次主冷却系の流量を増大できるものとする。なお、本措置は上記b.～d.の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

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において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 外部電源喪失時は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により非常用電源が確保され、原子炉保護のために必要な施設内補機への給電が行われる。なお、原子炉保護系は、直流及び交流無停電電源系より給電され、1次主循環ポンプのポニーモータは、直流無停電電源系より給電される。
- b. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。
- c. 回転プラグ及びその固定ボルトを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により、即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムの影響を緩和する。
- d. 燃料が破損したと推定される場合は、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内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。
- e. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射

能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 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により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

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における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.1.1 表及び第 4.3.3.1.2 表に示す。これらの設備等は、「添付書類 8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

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における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.1.3 表及び第 4.3.3.1.4 表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は 4 名、格納容器破損防止措置に必要な要員は 6 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コード Super-COPD により解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。なお、これらの値は、「4.3.2.3 有効性評価における解析の条件設定の方針」に基づき、設計値等の現実的な条件を用いたものである。以下同じ。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1 次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。

また、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度の初期値をそれぞれ、1,794°C、540°C 及び 531°C とする。

- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²C とする。

- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類 10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 一般電源系の電源が全て同時に失われ、2 ループの 1 次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2 ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれるものとする。
- 5) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 原子炉の自動停止は「1 次主循環ポンプトリップ」によるものとし、応答時間は 4.2 秒とする。
- 7) 応答時間を長くし、かつ、負の反応度の挿入量を小さくすることにより、炉心温度の上昇を高め評価するため、原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を $1.4\% \Delta k/k$ とする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値 90%挿入までの時間を 0.8 秒とする。
- 8) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 9) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.1.2 図に示す。

外部電源喪失の発生により、1 次主循環ポンプの主電動機、2 次主循環ポンプ及び主冷却機の主送風機等の機器が停止する。「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、代替原子炉トリップ信号である「1 次主循環ポンプトリップ」が事故発生後 1.2 秒で後備炉停止系用論理回路に到達し、時刻 4.2 秒に後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入を開始する。

外部電源喪失により炉心流量は事象発生 0 秒から減少しており、後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまで被覆管温度及び冷却材温度が上昇する。その間、主に冷却材温度の上昇による負の反応度が投入され、原子炉出力は定格出力の約 92%まで低下し、燃料温度も低下する。また、1 次主循環ポンプの主電動機及び 2 次主循環ポンプのトリップ後は、1 次主冷却系は 1 次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれ、2 次主冷却系は自然循環に移行する。2 次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、炉心流量と原子炉出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出口冷却材温度は、初期温度から上昇せず緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値から上昇せず約 $1,800^{\circ}\text{C}$ であり、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、後備炉停止制御棒の挿入開始時に出現し、それ

ぞれ約 630°C及び約 620°Cであり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材温度は、初期値からほとんど上昇せず最高温度は約 460°Cであり、評価項目を満足する。

以上より、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を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさの影響について、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる反応度係数の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。反応度係数の不確かさ幅は、炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数：±20%、炉心支持板温度係数以外：±30%）を考慮し、それぞれ以下のとおり設定する。

なお、各解析条件に係るパラメータが互いに独立な場合、その不確かさに相関はないため、有効性評価においては、原則としてパラメータごとに感度解析を行って不確かさの影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却能力に優れ、小型で負の反応度フィードバック特性を有するなどの高い固有の安全性を有しており、解析条件に係るパラメータの不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても大きな余裕があるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

- | | | |
|-----------|---|---|
| ドップラ係数 | : | 燃料温度の低下に対して、正のフィードバック効果が最大となるよう絶対値が最大の負の値を使用する。 |
| 燃料温度係数 | : | ドップラ係数と同様に、絶対値が最大の負の値を使用する。 |
| 被覆管温度係数 | : | 被覆管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。 |
| 冷却材温度係数 | : | 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。 |
| ラップ管温度係数 | : | ラップ管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。 |
| 炉心支持板温度係数 | : | 本評価事故シーケンスにおける評価項目である燃料温度及び炉心冷却材温度等が最大値となるまでの間は原子炉容器入口冷却材温度の変化が生じないため、炉心支持板温度係数の不確かさは考慮しない。 |

解析結果を第 4.3.3.1.3 図に示す。

後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまでに、主に冷却材の負のフィードバック反応度が小さくなることにより、原子炉出力の低下が基本ケースの解析に比べ小さくなった。し

かし、結果として、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、「i) 基本ケース」の解析とほとんど変わらず、それぞれ約 630°C及び約 620°Cであり、評価項目を満足する。また、燃料最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず約 1,800°C、原子炉容器出口冷却材の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析とほとんど変わらず約 460°Cであり、評価項目を満足する。

以上より、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を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

i) 基本ケース

i. 起因過程の解析

事故の開始から炉心燃料が溶融してラップ管が破損するまでの初期の過程を起因過程と呼び、計算コードSAS4Aにより解析する。

a. 解析条件

SAS4Aにおける解析体系を第4.3.3.1.4図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 炉心領域の全集合体を33のチャンネル（以下「SAS4Aチャンネル」という。）で代表する。各チャンネルは、単一の燃料要素とこれに付随する冷却材流路及び構造材で代表する。SAS4Aチャンネルの配置図を第4.3.3.1.5図に示す。
- 2) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456°C、コールドレグ温度を350°C、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 3) 一般電源系の電源が全て同時に失われ、2ループの1次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれ、炉心流量は定格値の約10%が確保されるものとする。1次主循環ポンプの主電動機の停止後の冷却材流量を第4.3.3.1.6図に示す。
- 4) 何らかの理由により原子炉トリップ信号の発信に失敗するものとする。
- 5) ドップラ係数、燃料密度係数、冷却材密度係数（ナトリウムボイド反応度）及び構造材密度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 7) 炉心の燃焼状態は、標準平衡炉心の運転サイクル初期とする。
- 8) 照射燃料集合体は炉心燃料集合体と比べて内部構造が複雑であり燃料要素の形状や組成も異なるため、炉心燃料集合体と同様に忠実にモデル化することは合理的ではない。また、その燃料装荷量は炉心燃料集合体に比べて少なく、仮に燃料損傷が発生したとしても事象推移に与える影響は小さい。このため、照射燃料集合体は炉心燃料集合体に置き換え、集合体の出力、冷却材流量及び反応度係数は、照射燃料集合体の値を用いることで、起因過程では損傷しない想定とする。

- 9) 燃料要素の照射挙動を扱う定常計算と、冷却材流量減少挙動等の過渡挙動を扱う過渡計算に分けて計算する。定常計算では、燃料要素の熱計算及び変形計算、各メッシュの出力に応じたFPガスの生成量の計算や燃料中のFPガスの保持量と温度に応じた放出量の計算を行い、炉心の燃焼状態を模擬する。過渡計算では、定常計算の結果を初期条件として各種過渡現象を模擬した計算を行う。
- 10) ナトリウムボイド反応度が負であるため、本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力が十分に低下し、燃料の温度低下と収縮により被覆管による拘束力は燃料が溶融する前に喪失し、燃料自身の強度が失われれば崩壊する状態になる。また、燃料内の温度分布が平坦化し、燃料の中心部で溶融が生じる段階では、高温化によって既に強度が低下した燃料は、短時間で崩壊に至ると考えられる。燃料破損時の燃料溶融割合が小さいほど燃料分散による負の反応度効果が抑えられることを考慮し、燃料は溶融開始直後に破損するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.1.7図及び第4.3.3.1.8図に示す。

本評価事故シーケンスにおいては、1次主循環ポンプの主電動機の停止によって冷却材流量が減少するため、燃料要素からの除熱が減少し冷却材温度が上昇する。冷却材温度の上昇に伴う密度反応度は負であるため、原子炉出力はゆっくりと低下する。燃料温度は、燃料要素からの除熱の減少でいったん上昇するが、その後、原子炉出力の低下とともに低下する。燃料温度の低下に伴う反応度効果は、正の燃料密度反応度とドップラ反応度であるがいずれも小さい。冷却材温度は、更に上昇を続け出力/流量比が最も大きいチャンネル（第4.3.3.1.5図のチャンネル12）において、燃料上端部で冷却材の沸騰が始まる。沸騰気泡が成長し炉心中心に拡大すると、燃料要素からの除熱は更に減少する。ナトリウムボイド反応度は負であるため、沸騰気泡の拡大は負の反応度効果を持つ。燃料要素からの除熱の減少により被覆管の溶融と移動が始まるが、ナトリウム蒸気流と重力による溶融被覆管の炉心中央から上下への移動は正の反応度効果を持つため、単調に減少していた原子炉出力がわずかに上昇し、これに伴い燃料温度も若干上昇する。炉心全体では、負の冷却材密度反応度及びナトリウムボイド反応度が卓越しているため、全反応度は未臨界の状態が維持される。冷却材温度の上昇に伴う負の反応度、その後破損した燃料の上下への分散に伴う負の反応度が投入されることで原子炉出力は低下する。時刻約71.7秒でチャンネル12のラップ管の温度が融点まで上昇し、SAS4Aの適用限界に達する。約70秒間の起因過程の範囲では、炉心は出力/流量比が大きい1チャンネル（チャンネル12、炉心燃料集合体数：2）の損傷にとどまる。

起因過程において、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度変化は、事象全体を通じて負にとどまり臨界(0.0\$)を超えない。また、炉心損傷の範囲も限定的であり、有意なエネルギー放出はなく、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度は、初期値から約10℃上昇した後に低下し、その後も大きく上昇することはない。なお、内側炉心の軸方向中心領域に一部冷却材密度反応度及びボイド反応度が正となる領域があるが、その領域の反応度値はその上下の負と

なる領域の反応度値に比べて絶対値は小さく、事象推移に与える影響は極めて小さい。

以上より、起因過程において、有意な正の反応度効果はなく、反応度及び原子炉出力の上昇がないまま低温状態で推移し、部分的な炉心損傷の状態の後続の遷移過程に移行する。

ii. 遷移過程の解析

起因過程の後、ラップ管の溶融から炉心損傷が全炉心に拡大し、事象推移を経て事故が核的に収束するまでの過程を遷移過程と呼び、計算コード S I M M E R - I V により解析する。

a. 解析条件

S I M M E R - I V における解析体系を第 4.3.3.1.9 図に示す。また、本評価事故シナリオに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 起因過程の解析結果を初期状態とし、炉心物質の分布（質量、温度、速度及び圧力）及び原子炉の出力及び反応度をそのまま引き継ぐ。S I M M E R - I V における初期物質分布を第 4.3.3.1.10 図に示す。
- 2) 起因過程の解析結果を引き継ぐタイミングは、S A S 4 A の適用限界であるラップ管が破損する直前とする。
- 3) 低エンタルピーの液体燃料及び液体スチールについて、固体粒子の混在による流動抵抗の増加効果を考慮する。また、密度がほぼ等しい、液体燃料及び燃料粒子（燃料が一旦溶融した後に固化した固体粒子）並びに液体スチール及びスチール粒子は、それぞれ同じ速度を持つものとする。ナトリウム、制御材及び蒸気相は、これらと独立の速度場を持つものとする。
- 4) 空間依存動特性における中性子束分布の計算には、3次元の輸送計算モデルを用いる。また、使用する核データは、核設計に用いられている高速炉用炉定数を 18 群エネルギー構造に縮約した核反応断面積セット（無限希釈断面積及び自己遮蔽因子テーブル）を用いる。
- 5) 原子炉容器内全体を 3次元直交座標（流体力学メッシュ：21×19×67）でモデル化し、鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化する。核計算メッシュは、流体力学メッシュの一部の燃料物質が存在する領域を対象とする。
- 6) 炉心下部の高圧プレナム部及び上部プレナム部の側面には、炉心流量を再現するための圧力境界条件を与える。各炉心燃料集合体の入口には、定格時の流量を再現できるようオリフィス圧力損失係数を与える。また、遷移過程開始時には、すでに 1 次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転に移行しているため、定格運転時の約 10%流量を再現するように入口圧力を設定する。
- 7) B 型及び C 型照射燃料集合体は、同じ列に装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える。
- 8) 炉心からの燃料流出経路としては、制御棒駆動機構下部案内管、後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管（以下両者ともに「LGT」という。）及び径方向の反射

体の集合体間ギャップを考慮する。

9) 被覆管が溶融した時点又は燃料ペレットが固相線温度に達した時点で燃料ペレットを直ちに破損させ、可動性のある燃料チャンク（未溶融の固体燃料粒子）とする。

10) 損傷燃料のスエリングは考慮せず製造時密度で沈降するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.1.11 図から第 4.3.3.1.13 図に示す。

遷移過程の初期には、大半の燃料集合体は健全状態にある。一方、冷却材による除熱は不十分であり炉心の昇温は続くが、原子炉出力が低いため、炉心損傷の進展は極めて緩慢なものとなる。また、遷移過程の初期には、損傷集合体が限定されているため、反応度及び原子炉の出力に大きな変化はない。起因過程終了時に損傷していた集合体に隣接する燃料集合体では、損傷炉心物質の接触に伴い、集合体管壁が損傷又は集合体内の冷却材がボイド化する。冷却材がボイド化した燃料集合体では、被覆管が溶融して燃料ペレットが損傷し、損傷した燃料が沈降すると正の反応度が投入され、時刻 100 秒前後に反応度と原子炉出力の上昇が見られる。損傷領域が狭い間は、反応度の上昇量は大きくないが、ラップ管の溶融により損傷領域が拡大するとともに燃料の横方向の移動が可能になると反応度変化も徐々に大きくなる。反応度は、変動しながら徐々に上昇し、特に外側炉心の燃料が内側炉心領域に移動すると鉛直方向の燃料凝集よりも更に大きな正の反応度が投入される。時刻 115 秒から反応度と原子炉出力の振幅が大きくなり、時折原子炉出力が定格値を超える。原子炉出力の上昇により燃料温度の上昇と溶融スチール量が増加し、炉心物質の可動性が増加し、即発臨界近くまで反応度は上昇するようになる。数回の反応度上昇とパルス状の原子炉出力の上昇を経て燃料集合体が全炉心規模で損傷し、損傷した燃料の炉心下部への凝集により時刻 129 秒に初めて反応度が即発臨界 (1.0 β) を超過する。この時に発生した圧力によって、いったん分散した燃料が再度凝集することにより時刻 131 秒にも即発臨界を超過する。2 回目の即発臨界超過の燃料の集中運動によって比較的大きな出力パルスとエネルギー放出が生じる。評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度の最大値は約 3,700 $^{\circ}$ C である。これらの事象推移における炉心内の物質分布の変動を可視化した解析結果を受けて、機械的応答過程において評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである機械的エネルギーを解析する。

この時に発生するスチール蒸気圧により炉心インベントリの約 30%の損傷炉心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化する。この結果、反応度は、深い未臨界状態 (-200 β 未満) に低下し、原子炉出力も急速に低下する。その後、再び反応度は、正に回復することはない、エネルギー放出が生じる可能性はない。なお、炉心領域の下部には、固化した燃料とスチールが堆積しており、短時間で溶融燃料が LGT を通じて炉心領域の下方に流出することはない。炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップ部及び遷移過程終了時に炉心に残留した燃料及びスチール（以下「残留炉心物質」という。）において、崩壊熱により発熱を続ける炉心燃料のその後の長期にわたる再配置挙動及び冷

却挙動については、再配置・冷却過程において解析する。なお、この炉心内の燃料の凝集挙動の解析においては保守的に炉心物質の粘性を零としている。

iii. 再配置・冷却過程の解析

起因過程及び遷移過程を経て事故が核的に収束（反応度が再び正にもどることのない、深い未臨界状態に移行）した後も損傷した炉心燃料の崩壊熱による発熱によって事故は更に進展する。原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置挙動には、崩壊熱による残留炉心物質の溶融と流出挙動に依存して大きな変動幅がある。このため、事象推移に関しては、基本となるシナリオを想定した上で、遷移過程における熱エネルギーの放出状況及び残留炉心物質の溶融と炉心領域からの流出挙動（損傷炉心物質の量及び形態）の考え得る変動幅から長時間の再配置挙動を検討し、想定される最終的な再配置場所での損傷炉心物質の量及び形態に基づいて冷却挙動の解析を行う。

エネルギー放出が小さい場合には、損傷炉心物質の再配置場所として、下部プレナム底部及び炉心領域を対象とする。大きなエネルギー放出を伴う場合には、損傷炉心物質の再配置場所として、上部プレナムの炉心支持台上面（炉心構造物を支持する水平構造物の上面）及び材料照射ラック底部を対象とする。それぞれの場所について、損傷炉心物質による熱的負荷に対する解析を行う。原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置場所を第 4.3.3.1.14 図に示す。

a. 解析条件

下部プレナムにおけるデブリベッドの冷却については、1 次主冷却系流量等の境界条件を Super-COPD で計算し、下部プレナムに形成されるデブリベッドの冷却をデブリベッド熱計算モジュールで解析する。残留炉心物質の冷却については、1 次主冷却系流量等の境界条件を Super-COPD で計算し、炉心領域における残留炉心物質から周囲構造物等への伝熱過程を伝熱計算モデルで計算し、残留炉心物質の再配置場所から周辺の冷却材への熱移行及び原子炉容器内での熱流動挙動を FLUENT で解析する。また、上部プレナムにおけるデブリベッドの冷却については、堆積状態に応じてデブリベッド熱計算モジュール（炉心支持台上面に堆積した扁平なデブリベッドが対象）及び伝熱計算モデル（材料照射ラック底部に堆積した縦長円柱状のデブリベッドが対象）で解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等について、1) から 5) に共通的な解析条件等を、6) から 11) にそれぞれの再配置場所に対する解析条件等を示す。

- 1) 再配置・冷却過程の初期状態は、遷移過程の解析において核的挙動が収束した時点の炉心状態から設定する。遷移過程の終状態では、炉心インベントリの約 30% の損傷炉心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化している。ここでは、炉心領域に残留する損傷炉心物質の量及び下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量が保守的に多くなるように炉心周囲へ移行する損傷炉心物質の量を炉心インベントリの 30% から 20% に、炉心領域に残留する損傷炉心物質の量を炉心インベントリの 80% とした状態を再配置・冷却過程の初期状態とする。
- 2) 核分裂による発熱は考慮しない。

- 3) 1次主冷却系の循環パスは確保されており、1次主循環ポンプのポニーモータ運転と2次主冷却系の自然循環による冷却パスは確保されるものとする。
- 4) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を基に、燃料の損傷・溶融と高温状態が継続していることを考慮して、希ガス及び揮発性のFPからの崩壊熱を除いた値を用いる。原子炉停止後の経過時間は、遷移過程後の事象進展を考慮してそれぞれの再配置場所について設定する。
- 5) 炉心領域から下部プレナム又は上部プレナムに移行した溶融炉心物質は、サブクール度の高い大量のナトリウムによって効率的に冷却・固化・微粒化して、下部プレナムでは原子炉容器底部に、上部プレナムでは炉心支持台上面（炉心構造物を支持する水平構造物の上面）及び材料照射ラック底部に粒子状のデブリベッドとして堆積するものとする。デブリベッドの性状については、炉心物質を用いた試験結果に基づき、デブリ粒子径を400 μ m、空隙率を0.6とする。
- 6) 遷移過程の終状態の残留炉心物質は、未溶融又は再固化した燃料と溶融スチールの混合物となり、崩壊熱によって徐々に再溶融する。溶融した残留炉心物質の一部は、LGTを通じ下部プレナムに流出する。炉心領域に残留する損傷炉心物質の量が炉心インベントリの約50%を下回ると、崩壊熱と炉心周辺構造への熱損失のバランスによって残留炉心物質の溶融が止まるとともに下部プレナムへの流出も止まる。従って、遷移過程終了時に炉心領域に残留する損傷炉心物質の量である炉心インベントリの80%から下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの30%とする。
- 7) 本評価事故シーケンスの遷移過程の基本ケースでは、事象の開始から約130秒後に炉心領域から溶融炉心物質の一部が径方向反射体及び遮へい集合体のラッパ管間のギャップに移行し、炉心領域での核反応が停止すると遷移過程の終状態となる。このため、下部プレナムのデブリベッドの崩壊熱の起点は事象の発生から約130秒後とする。また、下部プレナムのデブリベッド、周囲の冷却材及び原子炉容器壁の初期温度は、それぞれ約420 $^{\circ}$ C、約420 $^{\circ}$ C及び350 $^{\circ}$ Cとする。
- 8) 6)より炉心領域に残留する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの50%とする。
- 9) 炉心領域に残留する燃料の崩壊熱の起点は、7)と同様に事象の発生から約130秒後とする。また、冷却過程開始時点の炉心条件として、残留炉心物質の温度は最高約1,930 $^{\circ}$ C、構造材及び冷却材温度について、支持板下方の領域は約350 $^{\circ}$ C、炉心周辺領域を除く支持板上方の領域は約500 $^{\circ}$ C並びに炉心周辺領域は約460 $^{\circ}$ Cとする。この残留炉心物質の温度は遷移過程の終状態で炉心に残留する燃料とスチールの平衡温度である。また構造材及び冷却材の温度は、1次主冷却系流量等の境界条件をSuper-COPDで計算した際に得られた冷却過程開始時点における各領域の温度である。
- 10) 大きなエネルギー放出が生じた場合には、炉心領域全体が短時間で溶融するとともに、圧力上昇により相当量の損傷炉心物質が上部プレナムに放出される。ここでは、保守的に炉心上部構造（炉心燃料集合体内の上部反射体ペレット下

端からハンドリングヘッドの上端までの間に位置する構造物) による損傷炉心物質の放出の抑制効果を無視して、上部プレナムに移行する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの 100%とする。また、次節の iv. 機械的応答過程において高温炉心物質やナトリウムの蒸発・膨張による機械的エネルギーの発生を S I M M E R - I V で解析した結果によると、上部プレナムに放出された損傷炉心物質は炉容器壁近傍の上部プレナム底部に沈降し、その位置にある材料照射ラック及び炉心支持台上面に堆積する。堆積位置の広がり面積に対する材料照射ラックの開口面積の比より、炉心インベントリの約 4%の損傷炉心物質が材料照射ラック底部に堆積し、残りは炉心支持台上面に堆積するものとする。

11) 機械的応答過程の解析より、上部プレナムに損傷炉心物質が噴き上げられた高さから炉心支持台上面までの高さを終端速度で落下すると保守的に仮定して、上部プレナムのデブリベッドの崩壊熱の起点は、後述する遷移過程の不確かさ影響の評価ケース①における核反応の停止から 10 秒後とする。また、デブリベッドの初期温度は、遷移過程の不確かさの影響評価の解析結果より約 5, 110°C の損傷炉心物質が上部プレナムに放出されて燃料集合体頂部位置まで沈降した際の損傷炉心物質の温度を保守的に切り上げた 600°C とする。この温度は上部プレナムに放出された炉心物質と上部プレナム内のナトリウムの平衡温度である。

b. 解析結果

本評価事故シーケンスで想定される解析条件において、原子炉容器を通過する冷却材の原子炉容器出口温度は、冷却材の流量減少、原子炉出力の変動及び崩壊熱によって変動する。S u p e r - C O P D により解析した原子炉容器出口冷却材温度の変化を第 4.3.3.1.15 図に示す。原子炉容器出口冷却材温度は約 500°C まで上昇するが、炉心損傷防止措置の評価項目として設定した原子炉冷却材バウンダリ温度 550°C を超えないことから、冷却材温度の上昇によって原子炉冷却材バウンダリの損傷に至ることはない。

① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却

炉心インベントリの 30%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの冷却については、「iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの 70%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの場合の結果に対して大きな余裕がある。また、原子炉容器底部に生じる最大応力(1次応力)について、「iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの 70%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの条件における結果は、S U S 3 0 4 のクリープ破断強度と比較して小さい。したがって、炉心インベントリの 30%の損傷炉心物質からなるデブリベッドも原子炉容器内で安定に保持・冷却できる。

② 残留炉心物質の冷却

炉心領域に残留した損傷炉心物質の量が炉心インベントリの 50%となる場合については、「iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの 80%の損傷炉心物質が炉心領域に残留した場合の結果に対して余裕

がある。このため、残留炉心物質は、再溶融かつ移動することなく炉心領域において固化した状態で安定に冷却できる。また、原子炉容器内の冷却材温度も過大になることはなく、崩壊熱の減衰とともに単調に低下する。したがって、残留炉心物質が原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはない。

③ 上部プレナムにおけるデブリベッド冷却

材料照射ラック底部に堆積したデブリベッドの最高温度は約 760℃、炉心支持台上面に堆積したデブリベッドの最高温度は約 760℃まで上昇するが、その後、崩壊熱の減衰によって、これらのデブリベッドの温度は低下する。また、原子炉容器内の冷却材温度も過大になることはなく、崩壊熱の減衰とともに単調に低下する。したがって、原子炉冷却材バウンダリの健全性が損なわれることはない。

iv. 機械的応答過程の解析

機械的応答過程では、起因過程又は遷移過程において即発臨界超過の結果、大きな熱エネルギー放出がある場合、高温となった炉心物質は、炉心内の圧力に駆動されて上部プレナムへ移動し、ナトリウムとの熱的相互作用を生じる。その結果発生するナトリウム蒸気圧によって上部プレナム内のナトリウムが上方に加速され、大回転プラグ、小回転プラグ及び炉心上部機構等（以下「回転プラグ」という。）の下面のカバーガス領域を圧縮し、原子炉冷却材バウンダリ等に対して機械的な負荷を与える。上部プレナム内のナトリウムの加速による機械的エネルギーの発生並びに機械的エネルギー発生時の原子炉容器内の圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答、回転プラグ及び固定ボルトの応答挙動並びに回転プラグの間隙を通じた格納容器（床上）へのナトリウム噴出挙動の解析を行う。ナトリウム噴出に係る解析結果は、格納容器応答過程の解析に引き渡して、ナトリウムの燃焼等に対する格納容器の応答を解析する。

a. 解析条件

高温炉心物質やナトリウムの蒸発・膨張による機械的エネルギーの発生を S I M M E R - I V で解析する。S I M M E R - I V における解析体系を第 4.3.3.1.16 図に示す。機械的エネルギー発生時の原子炉容器内の圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答を A U T O D Y N で解析する。A U T O D Y N における解析体系を第 4.3.3.1.17 図に示す。機械的エネルギー発生時の回転プラグ下面の圧力上昇に伴う回転プラグ及び固定ボルトの応答挙動並びに回転プラグの間隙を通じた格納容器（床上）へのナトリウム噴出を P L U G で解析する。P L U G における解析体系を第 4.3.3.1.18 図に示す。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 遷移過程において即発臨界を超過して原子炉の出力の急上昇が起こった直後の、炉心平均燃料温度が最高値に達した時点の炉心状態（炉心物質の質量、温度、速度及び圧力）を機械的応答過程の初期状態とする。熱エネルギーの放出により高温となった炉心物質が蒸発・膨張しつつ炉心から上方に噴出され、ナトリウムを蒸発・膨張させながら機械的エネルギーに変換されるものとする。
- 2) S I M M E R - I V による機械的エネルギー発生時の解析は、水平方向は炉心中心から原子炉容器の内面まで、鉛直方向は炉心燃料下端部から回転プラグ底板の下端面までを、3次元直交座標を用いてモデル化する。炉心及びその周辺の初

期状態は、遷移過程の解析結果をそのまま接続する。初期の炉心平均燃料温度及び炉心平均スティール温度は、「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」の結果よりそれぞれ 3,700℃及び 1,470℃とする。なお、炉心物質が保有する全熱エネルギーに対応する指標として、ここでは炉心平均燃料温度に加えて炉心平均スティール温度も示した。

- 3) 炉心部から上部プレナムへと熔融炉心物質が容易に噴出するように、遷移過程において炉心部の上部構造の流路中に侵入した熔融炉心物質が固化することによって形成される閉塞を無視し、また、原子炉容器内において、機械的エネルギーの吸収に寄与する構造の流動に対する抵抗を無視するなど、機械的エネルギーの発生が大きくなるような条件とする。
- 4) AUTODYNによる原子炉容器の構造応答解析は、原子炉容器全体を2次元円筒座標でモデル化する。原子炉容器全体は、上端で支持される構造とし、原子炉容器胴部の変形及び底部の変位を解析する。機械的エネルギー発生を解析で得られた炉心物質の膨張における圧力-体積変化を圧力源として解析する。
- 5) 回転プラグは動かない剛体としてモデル化し、この構造物の変形による機械的エネルギーの吸収効果は無視するなど、原子炉容器への負荷が大きくなるような条件とする。
- 6) PLUGによる解析は、回転プラグ及びその固定ボルトをモデル化する。また、回転プラグ間隙の垂直部分を環状流路、水平部分を矩形流路としてモデル化する。回転プラグの応答及び固定ボルトの変形を駆動するプラグ下面の圧力履歴は、機械的エネルギー発生を解析で得られた圧力履歴を用い、原子炉容器の変形による圧力緩和効果は無視し、回転プラグへの負荷が大きくなる条件とする。
- 7) 定常の流動方程式を用いて噴出ナトリウムの流量を計算するなど、ナトリウム噴出量が多くなる条件とする。

b. 解析結果

① 機械的エネルギーの発生

即発臨界超過による熱エネルギーの放出で高温・高圧となった炉心から熔融燃料と熔融スティールの混合物が上方に放出され、液体ナトリウムを蒸発させる。これが圧力源となって、上部プレナムのナトリウムを上方へ加速し、原子炉構造に機械的負荷を与える機械的エネルギーへ変換される。機械的エネルギーの最大値は約 1.8MJ である。なお、圧力源の最大膨張時におけるカバーガス領域の体積は初期の 25%程度である。機械的エネルギーを発生させる物理現象は熔融した炉心物質とナトリウムの FCI である。FCI では高温物質と低温物質の接触時に単相圧力が発生する Phase A と呼ばれる現象が知られている。

② 原子炉容器の構造応答

圧力源の膨張により上部プレナムのナトリウムの上昇速度は、徐々に増大しカバーガス領域を圧縮する。この間に生じる機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は約 0.1% (弾性変形の範囲内) であり、許容限界である 10%を超えない。したがって、原子炉

容器の健全性が損なわれることはない。なお、安全容器側面及び底面に作用を及ぼさない。

③ 回転プラグ及び固定ボルトの応答並びにナトリウム噴出挙動

炉心上部機構及び小回転プラグは大回転プラグと一体となって変位し、大回転プラグとの相対変位は生じない。大回転プラグは 80ms 程度の短時間の間だけ、最大約 1.2mm 上向きに浮き上がるが、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮き上がりに必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に落下・着座する。回転プラグの固定ボルトのひずみは最大でも約 0.1% であり、破断伸びである 15% より十分小さく、固定ボルトの健全性が損なわれることはない。

以上より、機械的負荷により回転プラグは短時間の間、垂直上方向へ変位するものの落下・着座し、固定ボルトの健全性は損なわれない。

また、大回転プラグの浮き上がりは極短時間であって、その間に一時的に形成される回転プラグ間の間隙を通じてナトリウムが格納容器（床上）へ噴出することはない。

v. 格納容器応答過程の解析

機械的応答過程より、不確かさの影響を考慮したとしても、原子炉容器内から格納容器（床上）へナトリウムが噴出することはないが、ここでは、格納容器の頑健性を確認するために、あえてナトリウムが噴出すると仮定し、格納容器応答過程の解析によりその影響を評価する。

a. 解析条件

計算コード CONTAIN-LMR により解析する。解析体系を第 4.3.3.1.19 図に示すとともに、主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 格納容器（床上）及び外気をモデル化する。
- 2) 不確かさの影響を考慮したとしても、格納容器（床上）へナトリウムが噴出することはないが、ここでは、格納容器の健全性を入念に確認するために、敢えて 230kg のナトリウムが噴出すると仮定する。
- 3) ナトリウムの燃焼形態として、スプレイ燃焼及びプール燃焼をそれぞれ想定し、それぞれの燃焼形態が支配的となるような液滴径を設定する。また、ナトリウムとコンクリートが直接接触して反応することも想定し、この場合、噴出したナトリウムがプール燃焼と同じ面積で広がり、全てコンクリートと反応すると仮定する。
- 4) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を基に、希ガスの FP の 100%、揮発性の FP の 50% が格納容器（床上）へ放出されるものとし、これらの崩壊熱は格納容器内雰囲気ガスに対する熱源とする。
- 5) 格納容器（床上）圧力の初期値は 0.25kPa[gage]、格納容器鋼壁温度の初期値は 40℃ とする。
- 6) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達及び熱輻射を考えるものとする。

- 7) 水素の発生については、ナトリウムと雰囲気中の湿分又はコンクリート中の水分との反応をそれぞれ考慮するものとする。
- 8) Cs-137 の格納容器外への放出量については、定格出力運転を継続し炉心燃料が平均燃焼度に到達したとの保守的な仮定で計算した炉内蓄積量を基に、炉心から冷却材には全量が放出されると仮定し、冷却材中での捕獲及び格納容器（床上）での凝集、沈着等による除去を考慮するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.1.20 図から第 4.3.3.1.22 図に示す。

ナトリウムの熱的影響については、スプレイ燃焼、プール燃焼及びナトリウム-コンクリート反応する場合についてそれぞれ解析した。

格納容器(床上)の雰囲気中の圧力が最高となるのは、スプレイ燃焼のケースであり、最高圧力は約 $0.93\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $0.092\text{MPa}[\text{gage}]$) まで上昇するが、格納容器の設計圧力 $1.35\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $0.13\text{MPa}[\text{gage}]$) を超えない。

格納容器鋼壁の温度が最高となるのは、同様にスプレイ燃焼のケースであり、最高温度は約 68°C まで上昇するが、格納容器鋼壁の設計温度 150°C を超えない。

格納容器(床上)の水素濃度が最大となるのは、ナトリウム-コンクリート反応のケースであり、最大水素濃度は約 $0.76\text{vol}\%$ まで上昇するが、燃焼限界濃度の $4\text{vol}\%$ を下回る。

また、格納容器外への Cs-137 の放出について、原子炉冷却材による除去率は 90% 、格納容器内から格納容器外への放出率は約 0.083% 、総放出量は約 0.33TBq となり、 100TBq を十分に下回る。

以上より、格納容器(床上)へのナトリウム噴出を仮想しても、評価項目である格納容器の健全性は確保されるとともに、環境への影響も十分に抑制される。

以上 i. から v. より、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を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

i. 起因過程の不確かさの影響評価

起因過程の不確かさの影響について、計算コードの不確かさとして、FP ガスの保持量の不確かさの影響を評価する。また、解析条件の不確かさのうち、事象進展に有意な影響を与えるものとしては反応度係数と燃料破損条件が挙げられるが、燃料破損条件は既に十分に保守的な条件であるため、反応度係数の不確かさとして、ナトリウムボイド反応度、ドブプラ反応度及び燃料の軸伸びの不確かさの影響を評価する。考慮する不確かさ幅は、以下のとおり設定する。

- 1) FP ガスの保持量：燃料ペレット中の FP ガスの保持量は、SAS4A の定常照射挙動モデルの計算値に対して、負の反応度効果を持つ破損燃料の分散の駆動力となる FP ガス圧力の効果を無視する。
- 2) ナトリウムボイド反応度：炉心の核設計においては 30% の不確かさを考慮している。ナトリウムボイド反応度は、炉心の極一部の領域を除いておおむね負で

ある。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、正の領域では 1.3 倍に、負の領域では 0.7 倍に設定する。

- 3) ドップラ反応度：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される不確かさは 30%である。ドップラ反応度係数は負であるが、起因過程のドップラ反応度は正となるため、評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、1.3 倍に設定する。
- 4) 燃料の軸伸び：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される燃料密度反応度の不確かさは 30%である。起因過程の事故シーケンスでは燃料は収縮し反応度変化が正となる。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、1.3 倍に設定する。

これらの解析条件等の間には物理的相関はなく、互いに独立であると考えられ、それぞれ保守的に設定した不確かさを重ね合わせることは過度に保守的な想定となる。そこで、感度解析においては、保守的な条件の重畳は行わず、「(6) 措置の有効性評価 i. 起因過程の解析」に対してそれぞれの不確かさの影響を評価する。

起因過程に関する感度解析の結果、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度については、どの不確かさを考慮したとしても、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」と同様に臨界 (0.0\$) を超えることはない。すなわち、不確かさの影響を考慮したとしても、起因過程は、出力及び燃料温度が低い状態で推移し、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する。事象の推移と損傷集合体の数に最も大きな影響が生じたケースは、2) のナトリウムボイド反応度の不確かさを保守的に考慮したケースである。基本ケースに比べて過渡開始直後から反応度の減少が若干緩やかになり、沸騰開始時刻や燃料崩壊時刻が早くなっている。このことによって事象進展が速くなり、基本ケースに比べて沸騰及び損傷に至る集合体数が増加した。しかしながら、損傷集合体の数は基本ケースの 2 集合体から 5 集合体に増加しているが、そのうちの 3 集合体は被覆管の溶融に至っただけであり、炉心全体の燃料分布は基本ケースと大きく変わらず、遷移過程の事象推移に大きな影響を与えることはない。なお、2) のナトリウムボイド反応度ケースでは沸騰開始、燃料崩壊開始、ラップ管溶融の各時刻が基本ケースから約 14%から約 17%程度早くなったのに対して、1) FP ガスの保持量、3) ドップラ反応度、4) 燃料の軸伸び、の不確かさの影響を確認するケースでは変化しないか最大でも約 4%以下の変化にとどまり、また損傷集合体の数も基本ケースと変わらず 2 集合体のままである。

ii. 遷移過程の不確かさの影響評価

遷移過程の不確かさの影響について、評価項目のうち、「(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること」に影響を及ぼす不確かさは、遷移過程の事象推移の幅広い不確かさの範囲を含める形で再配置・冷却過程の解析を行う。他方、評価項目の「(3) 即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器 (床上) に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること」の具体的な評価項目

のうち、「①原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること」に影響を及ぼす重要なパラメータである即発臨界超過に伴う放出エネルギー及び炉心平均燃料温度の計算において、大きなエネルギー放出を伴う反応度の急速な挿入を引き起こすメカニズムは、熔融燃料の大規模な凝集である。「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」において、このような大規模な熔融燃料の凝集が起こったのは、遷移過程の開始後約60秒であり、炉心の損傷が広範囲に進展した段階であった。遷移過程の初期条件は、起因過程の解析結果をできるだけ厳密に接続していること、炉心の損傷が広範囲に進展するまでの間の事象推移は極めて緩慢で大きな反応度の変動がないことなどから、ここでは、遷移過程の後期の段階で大規模な燃料の移動に影響を及ぼす条件又は解析上の想定における不確かさを考慮する。

具体的には、上述の不確かさを考慮して十分に保守的な想定を用いる以下の2つのケースについての感度解析を行い、その影響を評価する。

- ① 炉心中心への熔融燃料の凝集移動（炉心熔融プールのスロッシング）を発生させるケース：2次元円筒座標で周方向同時の燃料移動を許容する保守的な条件を設定する。LGTや反射体間及び遮へい集合体間ギャップを通じた熔融燃料の炉心外への流出を遮断する意味からも保守的な想定となる。
- ② LGTの熔融貫通時の燃料-冷却材相互作用（以下「FCI」という。）の発生を仮定して大規模な燃料の移動を駆動するケース：すでに炉心高さの中央部で燃料の破損が生じているものの炉心下部の流路中に冷却材が残っておりFCIが発生する可能性があるLGTの位置に対して、炉心平均燃料温度のピークが生じる直前にナトリウムの混入を仮定し、実験的に得られているFCIによる発生圧力を上回る強さのFCIを発生させる。

①の解析は、S I M M E R - IIIにより解析する。S I M M E R - IIIにおける2次元円筒座標の解析体系を第4.3.3.1.23図に示す。制御棒、後備炉停止制御棒及びB型・C型照射燃料集合体は、「(6) 措置の有効性評価 ii) 遷移過程の解析評価」と同様に炉心での同じ列に装荷された集合体の平均出力に最も近い集合体に置き換える。解析における反応度、出力及び炉心平均燃料温度の履歴を第4.3.3.1.24図から第4.3.3.1.26図に示す。2次元円筒体系では、物質の移動が鉛直・径方向のみに束縛されるため、径方向外側から軸中心に向かう燃料集積が3次元解析に比べて強くなる。外側炉心燃料も含めた大規模な炉心中心に向かう熔融燃料の凝集移動が発生することによって反応度が即発臨界を超過し、極めて厳しい熱エネルギーの放出があり、炉心平均燃料温度の最大値は約5,110°Cである。この解析においては遷移過程の非線形性の影響も考慮している。機械的応答過程の不確かさの影響評価の解析において機械的エネルギーの発生を解析する際には、初期条件の不確かさを考慮してこの解析結果を用いる。

②の解析は、S I M M E R - IVにより解析する。FCIによる発生圧力を保守的に仮定することにより、これに伴う燃料凝集の効果による炉心平均燃料温度を解析した。3次元体系では、2次元体系に比べて燃料が炉心内で分散しているために核出力が小さく、炉心燃料の熔融度は低く流動性が小さい。このため、保守的なFCIによる圧力

を与えても2次元体系に比べて燃料凝集量は少ない。反応度は、即発臨界を超過するもののこれに伴う炉心平均燃料温度は約4,070°Cであり、FCIによる圧力によって駆動される燃料移動により大きな反応度挿入や過大なエネルギー放出が生じることはない。

以上の不確かさの影響評価の解析とその結果についてまとめた。また1次元コンパクトシミュレーションを想定した簡易評価による不確かさ影響評価解析の保守性を確認した結果を示す。

iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価

再配置・冷却過程の不確かさの影響について、評価項目の「(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること」に影響を及ぼす不確かさは、再配置した損傷炉心物質の量の不確かさの影響が最も重要となる。そこで、不確かさ幅を十分に上回る損傷炉心物質の量をそれぞれの再配置場所に対して設定し、冷却性を評価する。

下部プレナムへの損傷炉心物質の流出量は、流出タイミングに依存する。炉心領域から熔融した残留炉心物質がLGTを通じて下部プレナムに移行しないと想定した場合は、崩壊熱と炉心周辺構造への熱損失のバランスによって炉心領域で熔融し得る燃料の量は炉心インベントリの約70%となる。この状態で、熔融した残留炉心物質がLGTを通じて下部プレナムに移行する場合を下部プレナムのデブリベッドの冷却に対する保守的な上限とする。また、残留炉心物質の冷却に対しては、保守的な損傷炉心物質の量として、炉心インベントリの80%（残り20%は炉心周囲の集合体ラップ管間ギャップに移行・固化）が炉心領域に残存するものとする。

なお、上部プレナムに移行した損傷炉心物質の冷却については、「(6) 措置の有効性評価 iii) 再配置・冷却過程の解析」において、最大量となる炉心インベントリの100%の損傷炉心物質の移行を仮定した解析を行っているため、不確かさ影響評価は行わない。

① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却

炉心インベントリの70%の損傷炉心物質からなるデブリベッドの冷却をデブリベッド熱計算モジュールで解析する。デブリベッドの性状については、「(6) 措置の有効性評価 iii. 再配置・冷却過程の解析」と同じとする。原子炉容器底部にデブリベッドが形成される時刻は、「② 残留炉心物質の冷却」において、炉心インベントリの約70%の燃料が再熔融する時刻(事象発生から約1,200秒後)とする。

解析結果を第4.3.3.1.27図に示す。また、SUS304について900°Cを超える温度条件におけるクリープ試験結果を第4.3.3.1.28図に示す。

デブリベッド最高温度は、事象発生から約1,800秒後に約720°Cまで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。ここで、デブリベッドにより高温条件となる原子炉容器底部の鏡板において、原子炉容器の自重、ナトリウム重量及びデブリベッド重量により発生する応力は約2.8MPa（1次応力）であり、SU

S 3 0 4について 900°Cを超える温度条件で得られているクリープ試験結果に対して十分に小さくクリープ破断は発生しない。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器底部に堆積したデブリベッドは、周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって安定に冷却される。したがって、原子炉容器底部の鏡板がクリープ破損し、熔融炉心物質等が原子炉容器外に流出することはない。なお、デブリベッドの厚み、粒子径、空隙率の設定によって熱容量や等価熱伝導率が変わるため、実験での粒子径や空隙率に係るデータのばらつき、粒子径の代表径として質量中央値ではなく Sauter 平均値を用いた場合の影響及びデブリベッドが不均一に堆積した場合の影響を考慮しても、この結論は変わらない。

② 残留炉心物質の冷却

炉心領域に残留した損傷炉心物質の量が炉心インベントリの 80%となる場合について、伝熱計算モデルにより残留炉心物質内部の温度変化と残留炉心物質とその周囲の構造物との境界温度が構造物の融点であるとして残留炉心物質から周囲の構造物への熱移行を解析する。また、F L U E N Tを用いて、炉心バレル構造物内の内側及び外側反射体、遮へい集合体及びラップ管間ギャップ部を流れるナトリウムによる残留炉心物質及びギャップ閉塞部の除熱挙動を解析する。

解析結果を第 4. 3. 3. 1. 29 図及び第 4. 3. 3. 1. 30 図に示す。

伝熱計算モデルの解析によって、事象発生から約 670 秒後に燃料が再溶融し始め、残留炉心物質の最高温度は約 2, 890°Cまで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下することが示された。残留炉心物質の内部がスチールの蒸気圧が発生する様な高温となることはなく、周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって長期的に安定に冷却される。

また、F L U E N Tの解析より、残留炉心物質の下面温度は、残留炉心物質の形成後から発熱条件の時間変化に従って上昇し、事象発生から約 3, 900 秒後に約 850°Cであり、その後はなだらかに低下する。このとき炉心下部において、集合体ラップ管間ギャップのナトリウムは、炉心外側に位置する内側及び外側反射体、遮へい集合体内部を流れる低温ナトリウムによってラップ管を介して冷却され、ギャップ部のナトリウムに低温の炉心外側と高温の残留炉心物質周辺との間で循環流が形成される。この循環流によって低温のナトリウムが残留炉心物質の周辺に輸送され、残留炉心物質の下面が冷却される。残留炉心物質側面は、集合体ラップ管間ギャップと内側反射体内を流れるナトリウムによって冷却される。残留炉心物質側面の最高温度は約 770°Cであり、残留炉心物質に接する内側反射体の内部を流れるナトリウムの最高温度は約 580°Cである。なお、原子炉容器の最高温度は上部プレナムの上端部で約 500°Cであり、これは「4. 3. 2. 6 有効性を評価するための評価項目の設定」における原子炉冷却材バウンダリの制限温度 (550°C) 以下であることから、原子炉容器近傍の冷却材温度が過大とならず、原子炉冷却材バウンダリである原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器内の冷却材温度が過大に

なることはなく、崩壊熱の減衰とともに単調に低下し、原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはない。

iv. 機械的応答過程の不確かさの影響評価

有効性評価における不確かさについて、評価項目の「(3) 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器（床上）に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること」の具体的な評価項目「②格納容器（床上）へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できること」に対しては、機械的エネルギー発生における重要現象の不確かさの影響を確認する解析を実施した。不確かさの影響を確認した重要現象は、燃料からスチールへの熱移行、炉心上部構造への熱及び圧力損失、蒸気泡の成長、及び遷移過程の不確かさである。この結果、初期条件としての放出熱エネルギーの大きさが最も大きな影響を持つ。このため、遷移過程の不確かさの影響評価の解析から最も大きな熱エネルギー放出があったケースの結果に基づいて機械的エネルギーを解析する。このケースにおける炉心平均燃料温度及び炉心平均スチール温度の最大値はそれぞれ約 5, 110℃及び約 2, 400℃である。

上述の不確かさの影響を考慮した解析の結果得られた機械的エネルギーの最大値は約 3.6MJ である。圧力源の最大膨張時におけるカバーガス領域の体積は初期の 4%程度である。原子炉容器の構造応答解析の結果、第 4.3.3.1.31 図に示すように、原子炉容器内圧力上昇に伴う水平方向の機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は約 0.7%であり、許容限界 10%を超えない。すなわち、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。なお、安全容器側面及び底面に作用を及ぼさない。

第 4.3.3.1.32 図に回転プラグの動的応答に関する解析結果を示す。回転プラグは 1 秒未満の極短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮き上がりに必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に落下・着座する。この間、ナトリウムは、回転プラグの間隙に流入するが格納容器（床上）まで到達せず、原子炉容器内から格納容器（床上）へのナトリウムの噴出は生じない。各回転プラグの固定ボルトのひずみは、最大で約 1.6%であり、破断伸び 15%より十分小さく、固定ボルトの健全性は損なわれない。

以上より、最も大きな不確かさ要因である放出熱エネルギーの不確かさの影響を考慮したとしても、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。また、機械的負荷により回転プラグは、短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、固定ボルトの健全性は損なわれず、一時的に形成される回転プラグ間隙の間隙を通じてのナトリウムの格納容器（床上）への噴出は生じない。

v. 格納容器応答過程の不確かさの影響評価

格納容器破損防止措置の有効性評価における格納容器応答過程の不確かさについて、計算コードの不確かさを考慮して入力条件を設定する必要がある。この不確かさの影響評価について、スプレイ燃焼において、最も影響のある因子はスプレイの液滴径である。

「i) 基本ケース v. 格納容器応答過程の解析」において、不確かさの影響を考慮した

上で、評価項目に対して厳しい結果となるような液滴径を入力値として設定していることから感度解析は不要である。したがって、ここでは、不確かさの影響評価として、次に影響のあるプール広がり面積を選定する。「i) 基本ケース v. 格納容器応答過程の解析」においては、ナトリウムの表面張力等から算出されるプールの厚み(約1cm)を設定しており、これに対してプール厚みを1/2倍(プール面積を2倍)とした場合の感度解析をナトリウム-コンクリート反応を対象として実施する。また、解析条件の不確かさとして崩壊熱があり、崩壊熱計算に用いた計算コードの不確かさとして、崩壊熱の10%増加を考慮した解析を実施する。

解析結果を第4.3.3.1.33図から第4.3.3.1.35図に示す。

格納容器(床上)の雰囲気圧力及び格納容器の鋼壁温度が最高となるスプレイ燃焼における崩壊熱の増加の影響については、圧力は変わらず(最高圧力は約 0.93kg/cm^2 [gage])、格納容器の鋼壁温度は若干上昇する(最高温度は約 69°C)程度である。これは、スプレイ燃焼によって発生する熱量に比べて崩壊熱の増加の影響が僅かだからである。また、格納容器(床上)の水素濃度が最大となるナトリウム-コンクリート反応におけるプール面積(反応面積)の増加の影響については、水素の発生速度は増加するものの、ナトリウムの早期消費により反応時間が短くなるため、最大水素濃度はほとんど変わらず(約 $0.77\text{vol}\%$)、燃焼限界濃度の $4\text{vol}\%$ を下回る。

また、格納容器外へのCs-137の放出について、原子炉冷却材による除去率は90%、格納容器内から格納容器外への放出率は約 0.085% 、総放出量は約 0.34TBq となり、 100TBq を十分に下回る。

以上より、格納容器(床上)へのナトリウム噴出を仮想した場合において、不確かさの影響を考慮しても、評価項目である格納容器の健全性は確保されるとともに、環境への影響も十分に抑制される。

以上i.からv.より、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を想定した場合において、不確かさの影響を考慮しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.1.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	①原子炉トリップ信号「電源喪失」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「電源喪失」 ③核計装(線形出力系)
事故発生の判断	・「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信を確認し、発信に失敗している場合は事故発生と判断する。	—	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「電源喪失」
代替トリップ信号発信	—	—	—	①代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・「1次主循環ポンプトリップ」による原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 ③核計装(線形出力系)
後備炉停止系スクラム(自動停止)確認	・「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)について、後備炉停止系スクラムの動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①後備炉停止制御棒 ②後備炉停止制御棒駆動系	—	①後備炉停止系用論理回路 ②代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 ③核計装(線形出力系)
原子炉自動停止失敗の判断	・原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認し、自動停止の成否を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	①制御棒 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 ④後備炉停止制御棒駆動系	—	①核計装(線形出力系)

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第 4.3.3.1.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系（ボニーモータ低速運転）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ① 1次主冷却系 ② 2次主冷却系 	—	<ul style="list-style-type: none"> ①原子炉出入口冷却材温度、1次主冷却系冷却材流量、主冷却器出口冷却材温度、2次主冷却系冷却材流量
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内に放射性物質を閉じ込め、貯留	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。 	<ul style="list-style-type: none"> ① 1次アルゴンガス系 <ul style="list-style-type: none"> 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。） 	—	<ul style="list-style-type: none"> ①原子炉カバーガス圧力計 ②燃料破損検出系
格納容器アイソレーション確認	<ul style="list-style-type: none"> 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ①格納容器 ②格納容器バウンダリに属する配管・弁 	—	<ul style="list-style-type: none"> ①原子炉保護系（アイソレーション） ②アイソレーション信号「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」

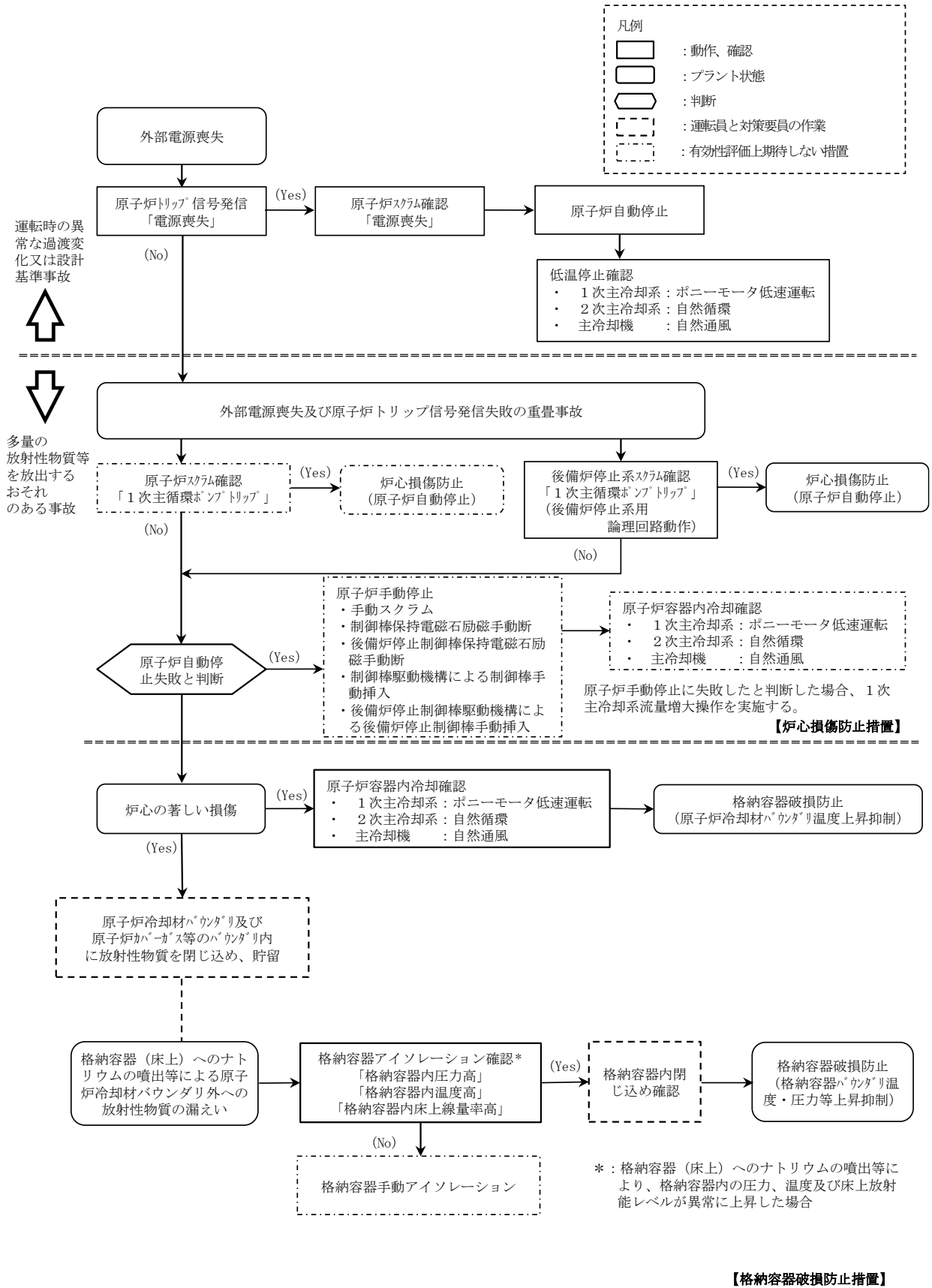
下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.1.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

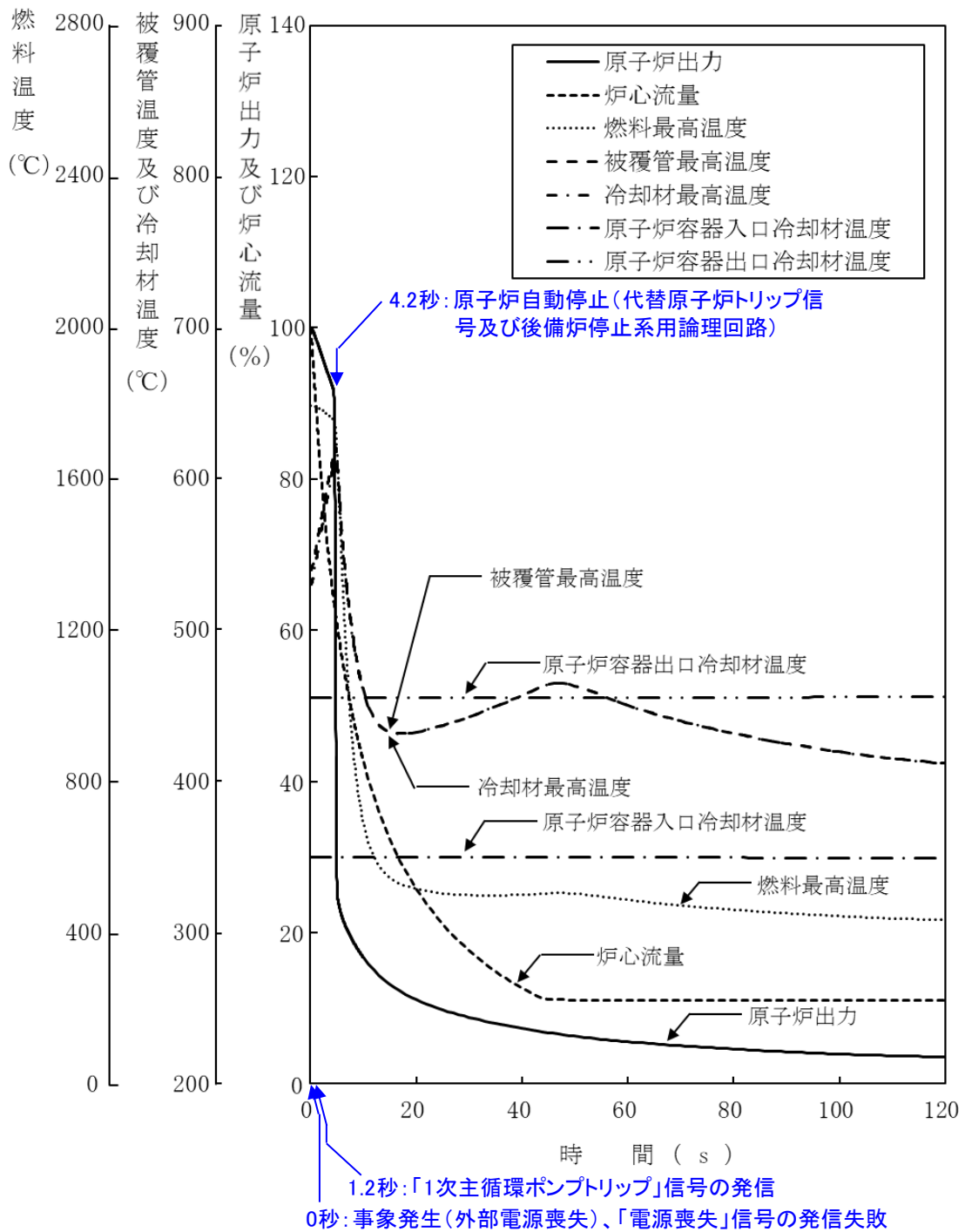
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	60	120	180	240			
			▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生(「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断												
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar from 0 to 60]												
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生判断	[Progress bar from 0 to 5]												・「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	[Progress bar from 0 to 5]												・「1次主循環ポンプトリップ」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar from 0 to 5]												・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Progress bar from 0 to 5]												・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。
自主対策	運転員B、C	2 ・1次主冷却系流量増大	[Progress bar from 0 to 10]												・1次主冷却系流量増大に係る操作を実施する。

第4.3.3.1.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

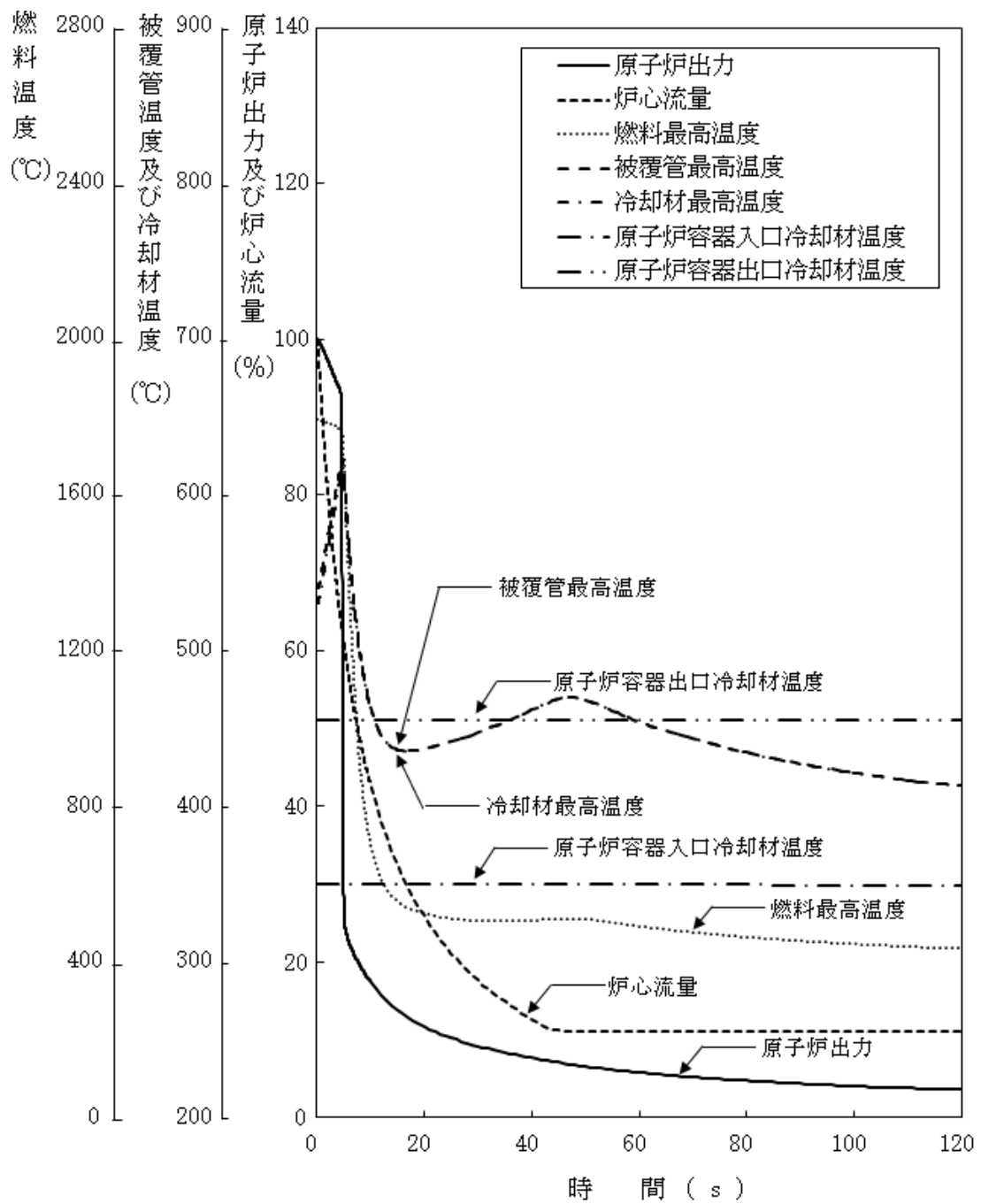
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	60	120	180	240			
			▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生(「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断												
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar from 0 to 60]												
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar from 0 to 5]												・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認	[Progress bar from 0 to 10]												・1次主冷却系(ボーンモータ低速運転)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)に異常等がないことを確認する。
	運転員D	1 ・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内に放射性物質を閉じ込め、貯留	[Progress bar from 0 to 10]												・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション	[Progress bar from 0 to 10]												・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床土線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 ・多量のナトリウムが格納容器床土に噴出した場合は、噴出直後に格納容器床土温度が60℃を超過して原子炉保護系(アイソレーション)が動作する。 ・隔離に失敗している場合は手動で隔離する。



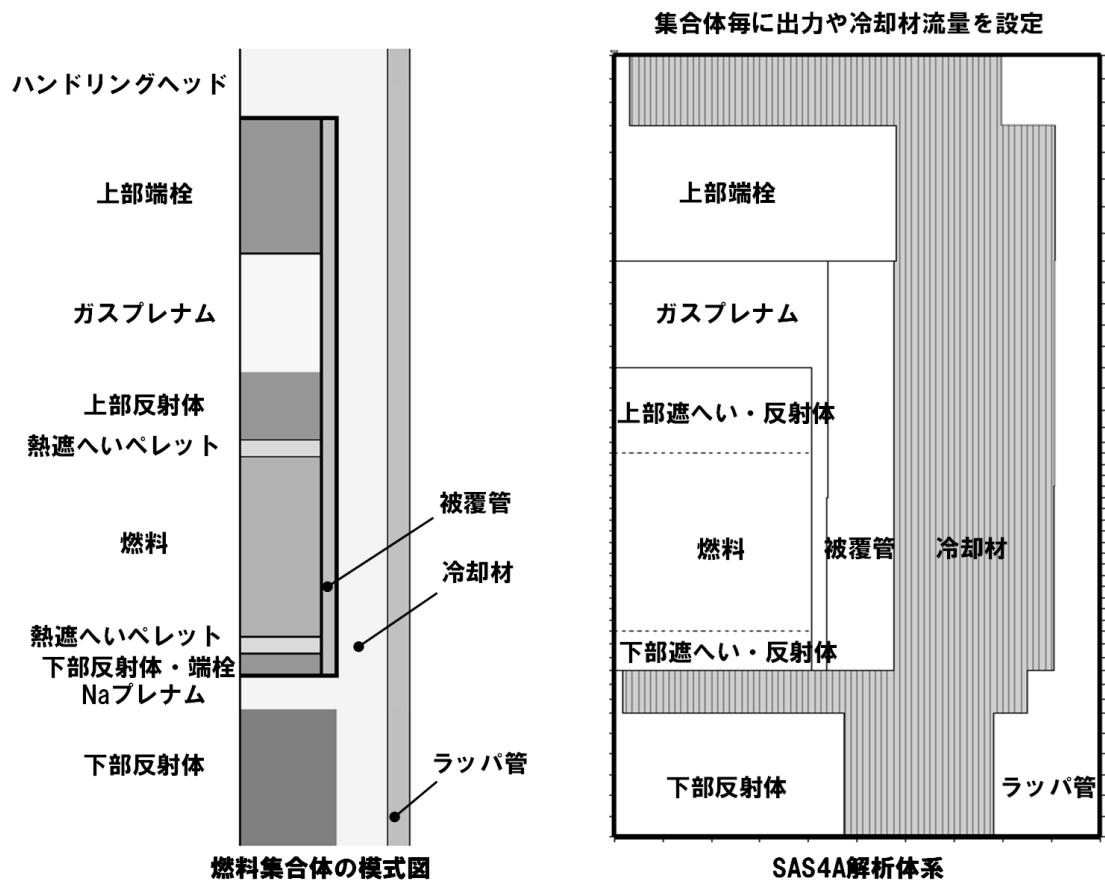
第4.3.3.1図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



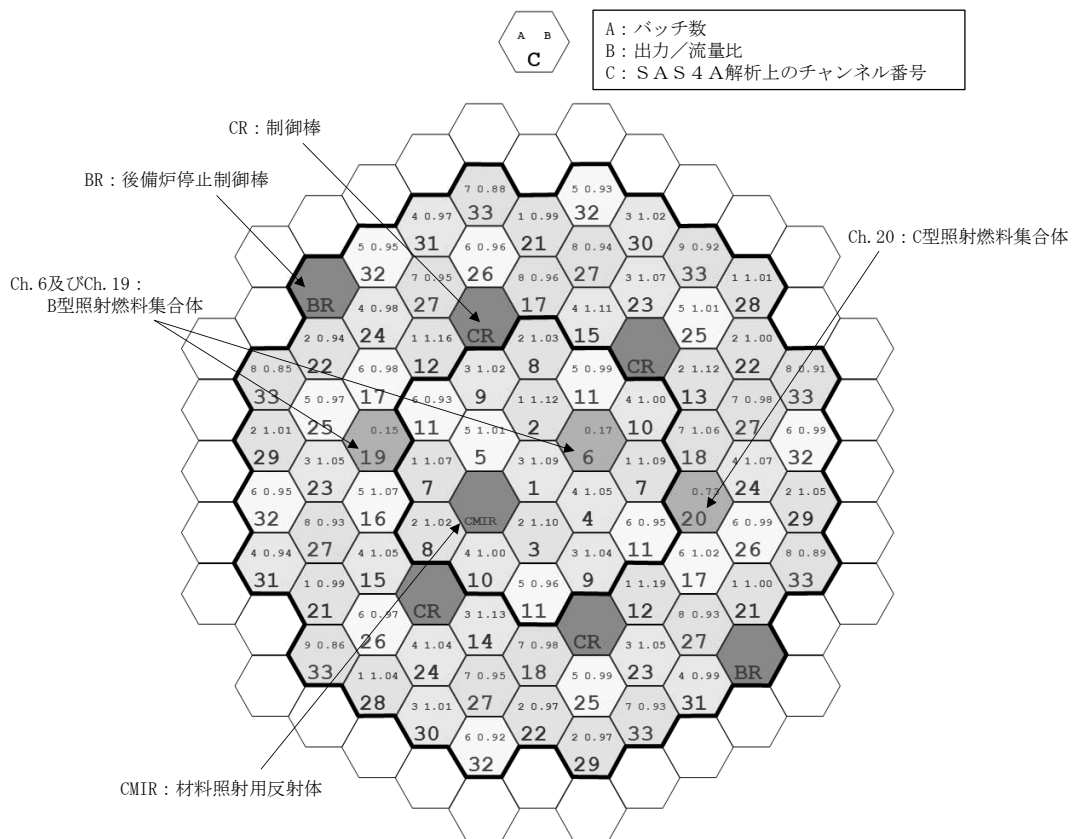
第 4.3.3.1.2 図 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 (炉心損傷防止措置：代替トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



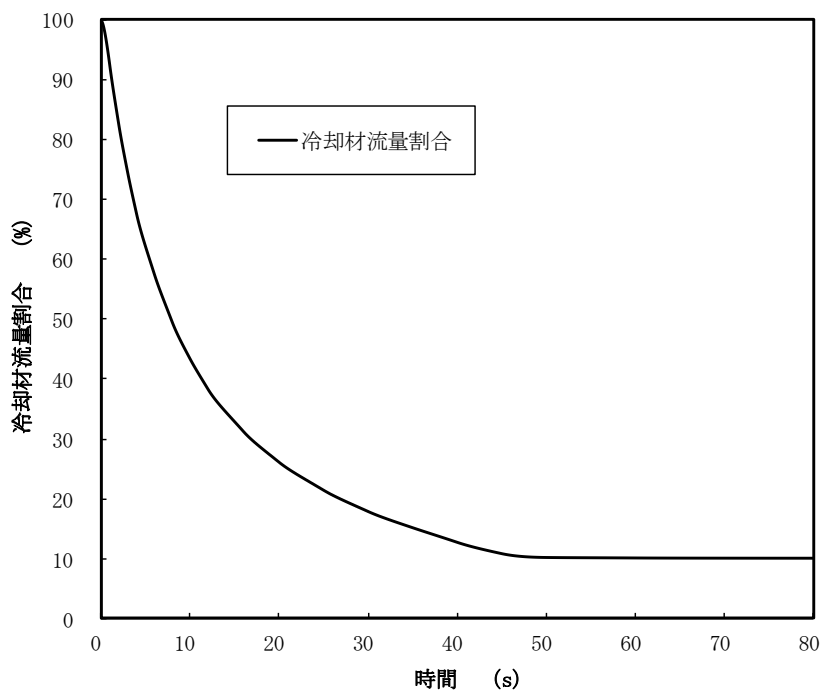
第 4.3.3.1.3 図 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故（不確かさの影響評価）



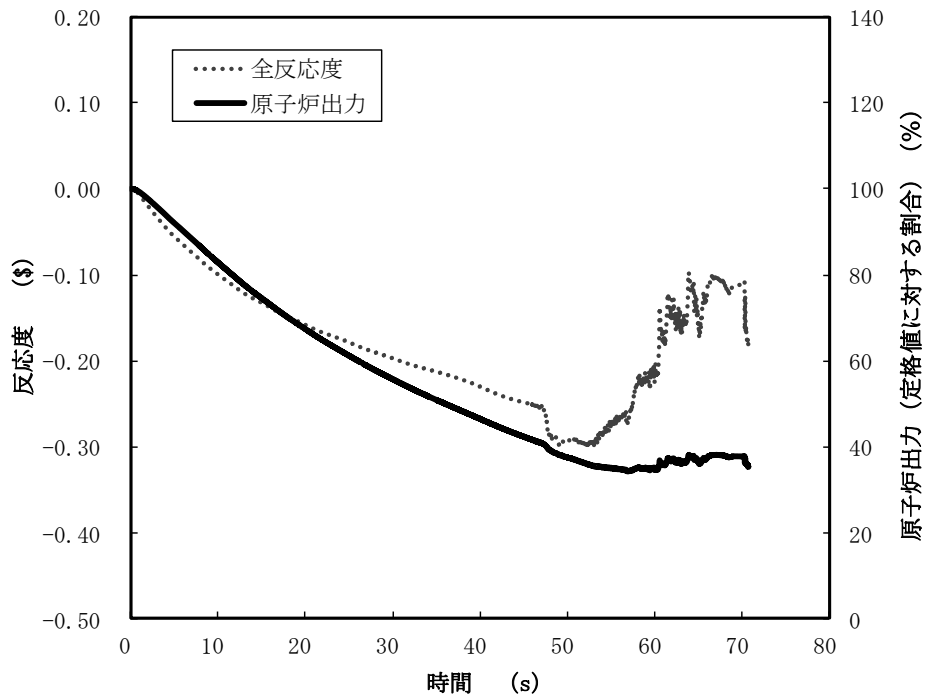
第 4. 3. 3. 1. 4 図 SAS4Aにおける解析体系



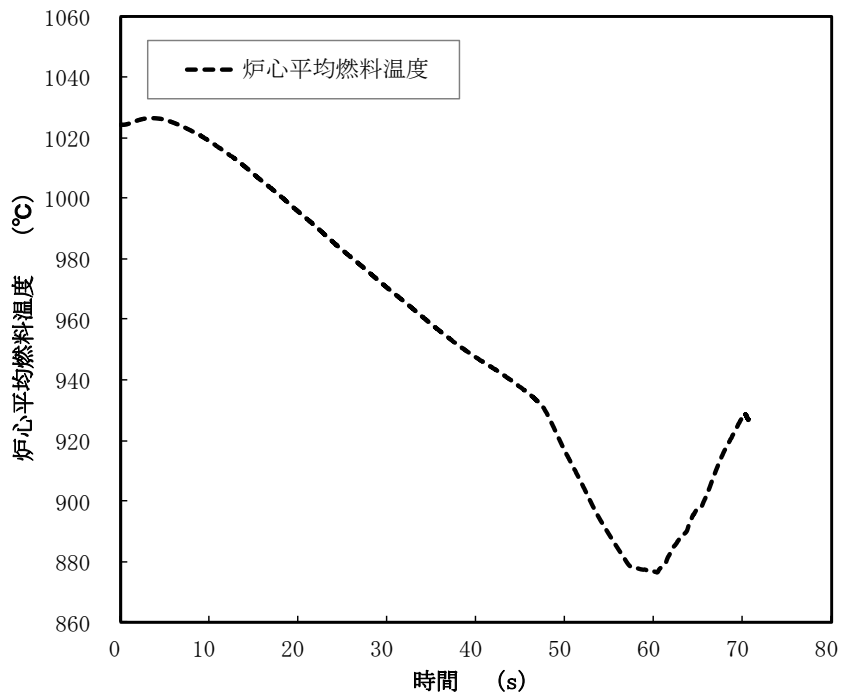
第 4.3.3.1.5 図 SAS 4Aの解析におけるチャンネルの配置図



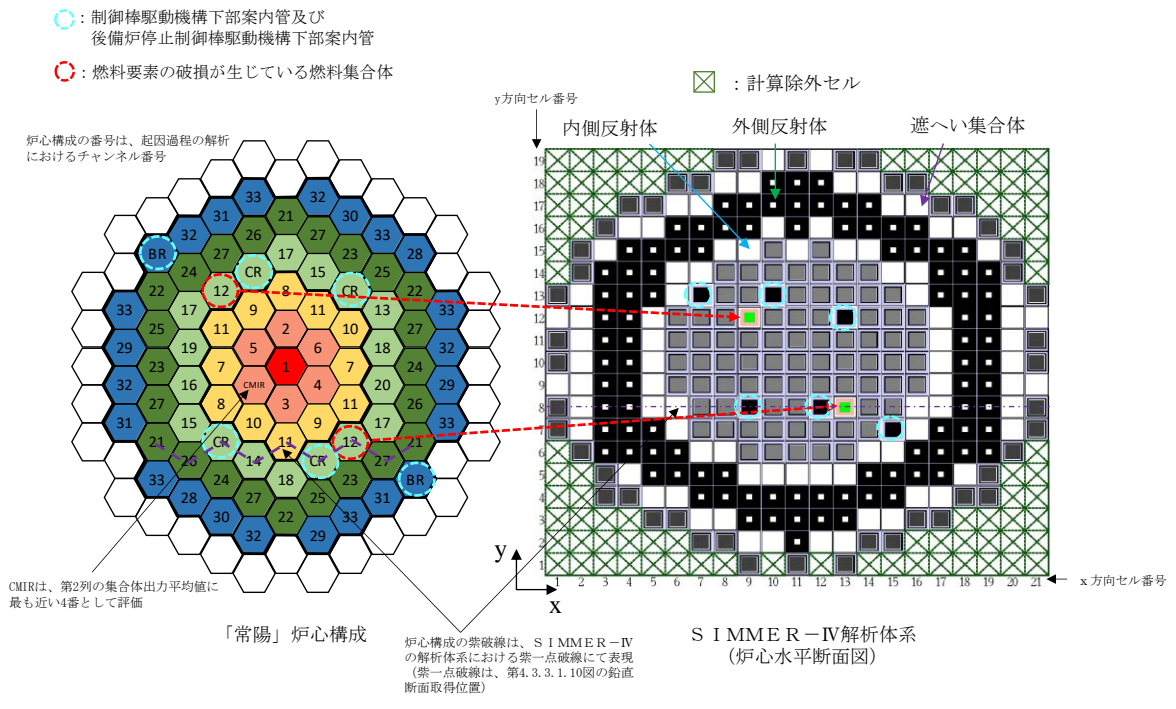
第 4.3.3.1.6 図 1次主循環ポンプの主電動機停止に伴う冷却材流量減少の推移



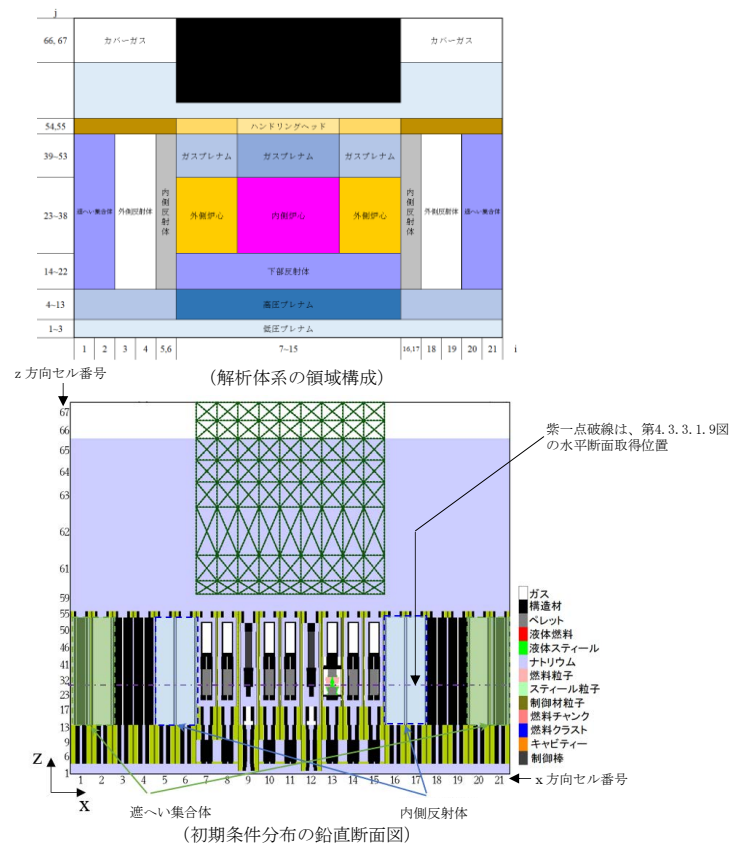
第 4. 3. 3. 1. 7 図 起因過程における原子炉出力及び反応度履歴



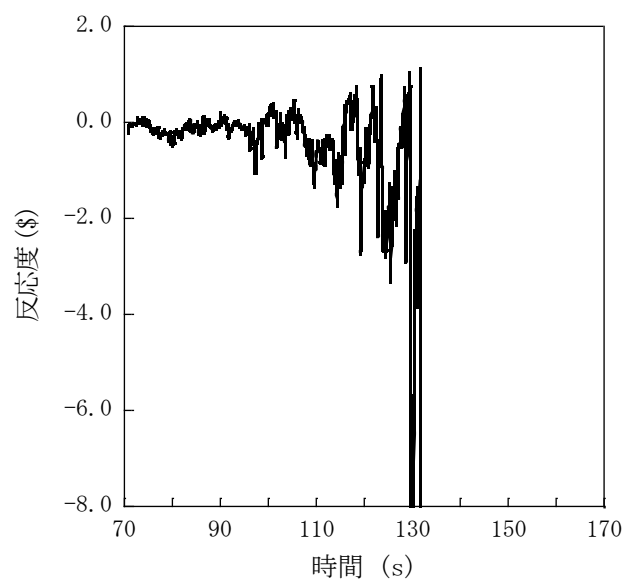
第 4. 3. 3. 1. 8 図 起因過程における炉心平均燃料温度履歴



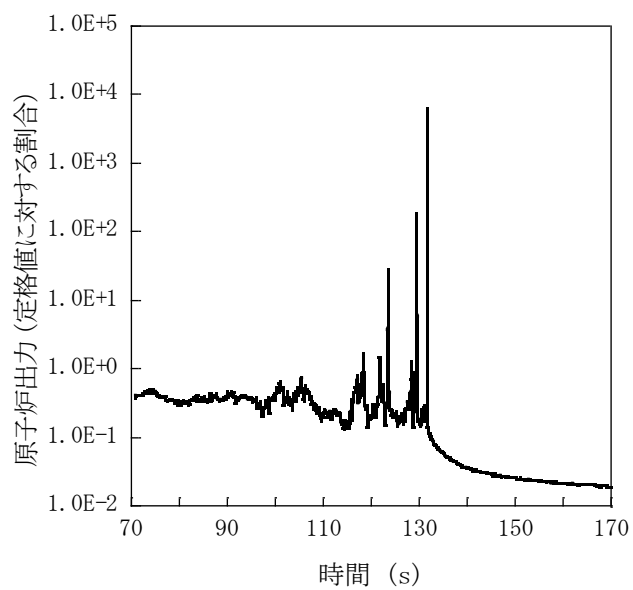
第 4.3.3.1.9 図 S I M M E R - I Vにおける解析体系 (遷移過程の解析)



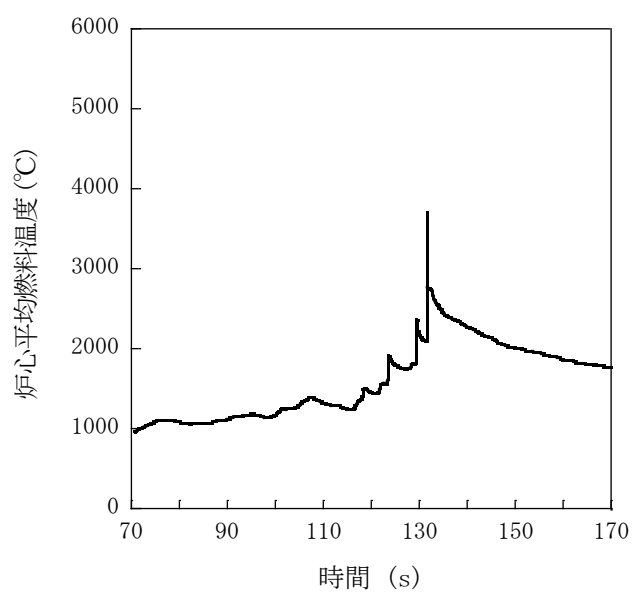
第 4.3.3.1.10 図 S I M M E R - I Vにおける初期物質分布



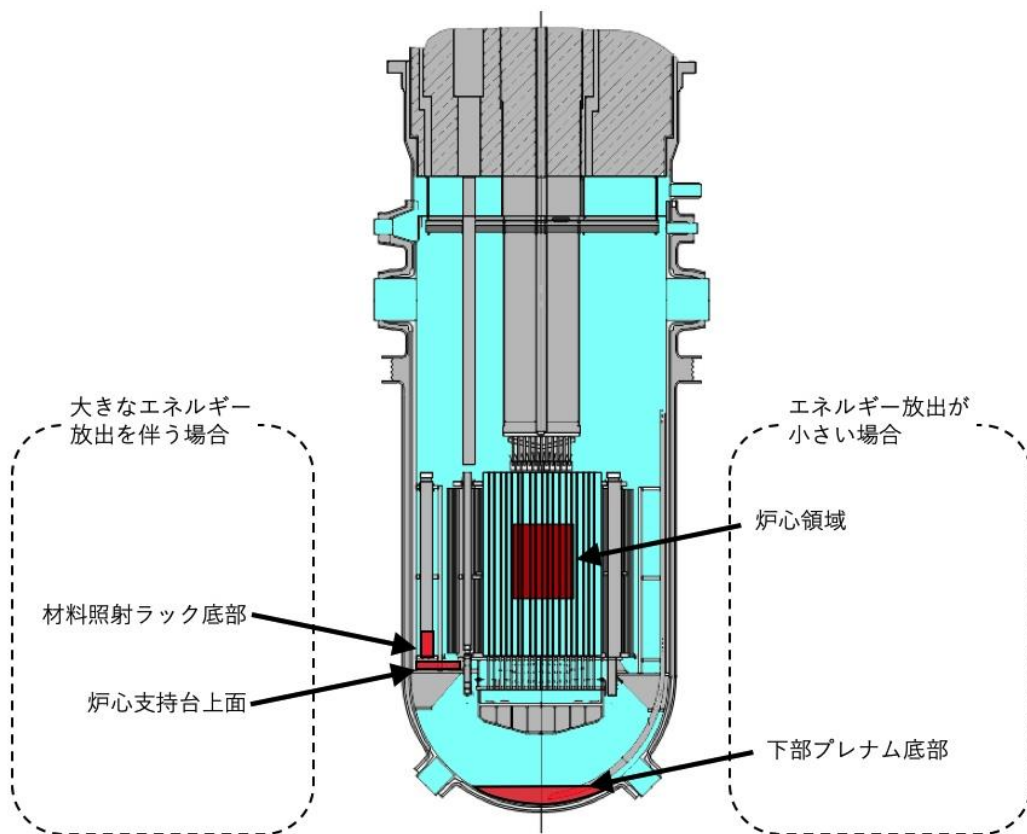
第 4.3.3.1.11 図 遷移過程における反応度履歴



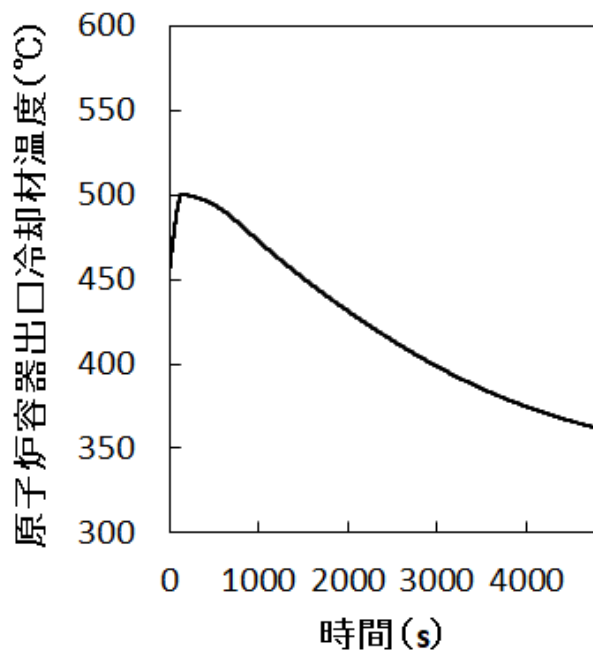
第 4.3.3.1.12 図 遷移過程における原子炉出力履歴



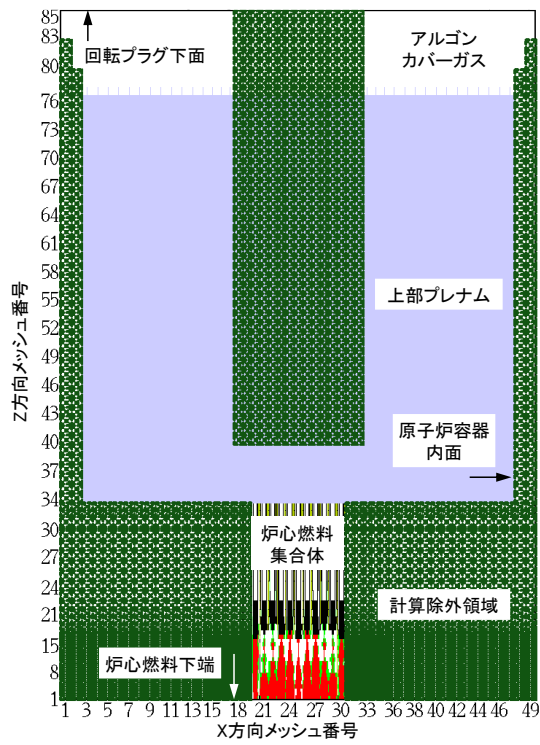
第 4.3.3.1.13 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴



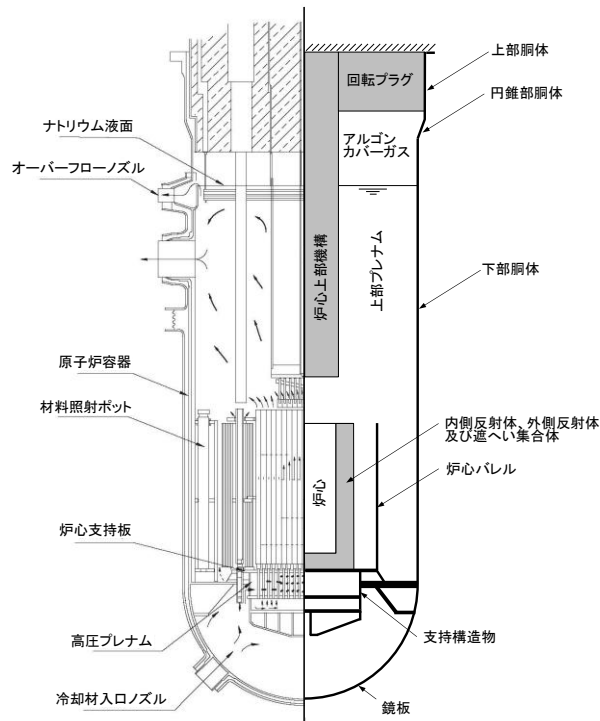
第 4. 3. 3. 1. 14 図 再配置・冷却過程における損傷炉心物質の最終的な再配置場所



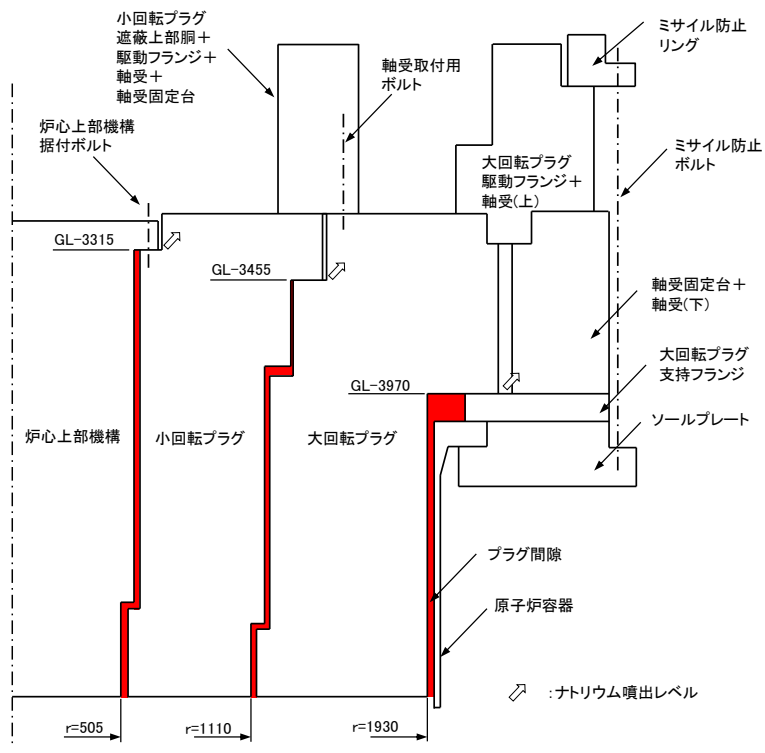
第 4. 3. 3. 1. 15 図 原子炉容器出口冷却材温度履歴



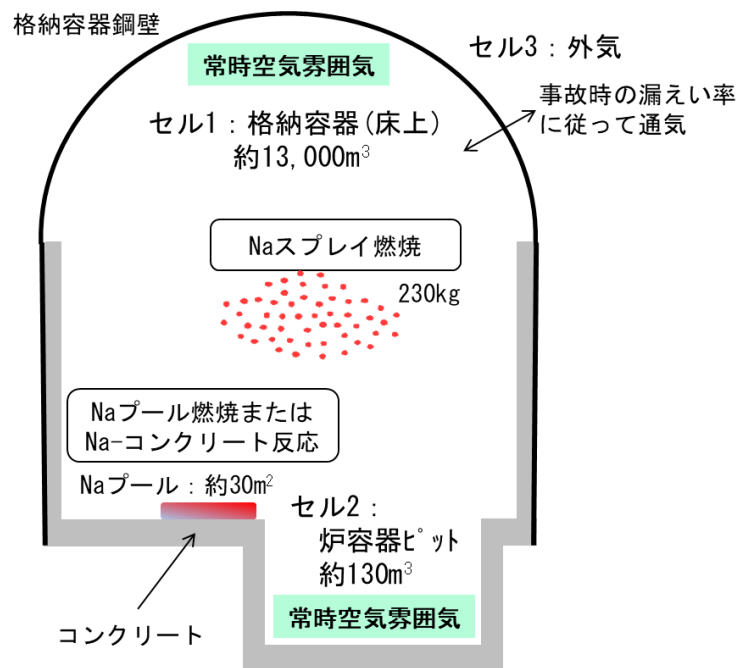
第 4. 3. 3. 1. 16 図 SIMMER-IVにおける解析体系（機械的応答過程の解析）



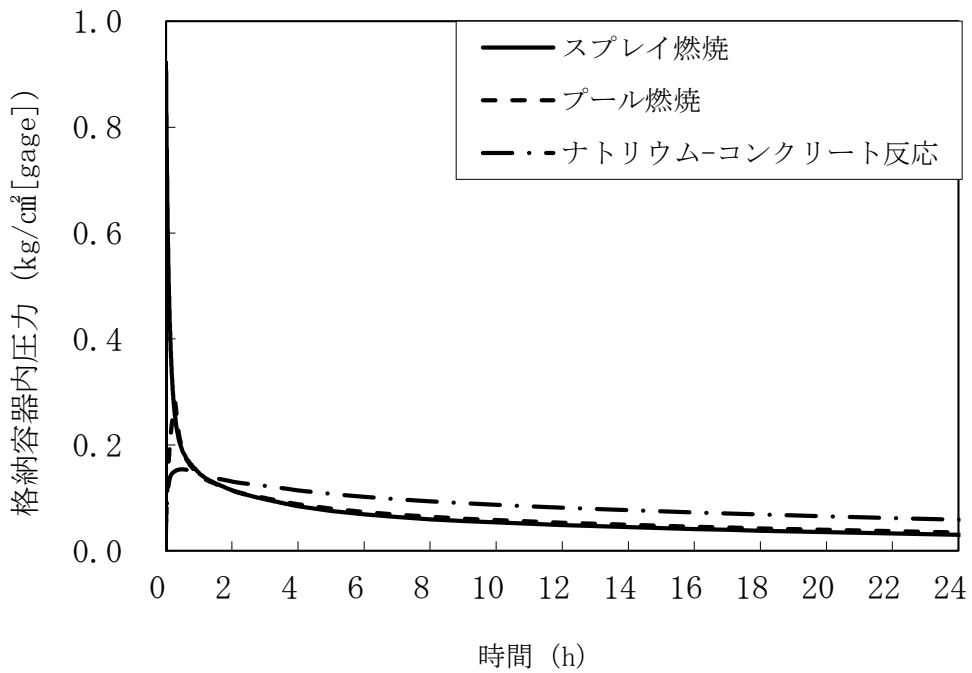
第 4. 3. 3. 1. 17 図 AUTODYNにおける解析体系



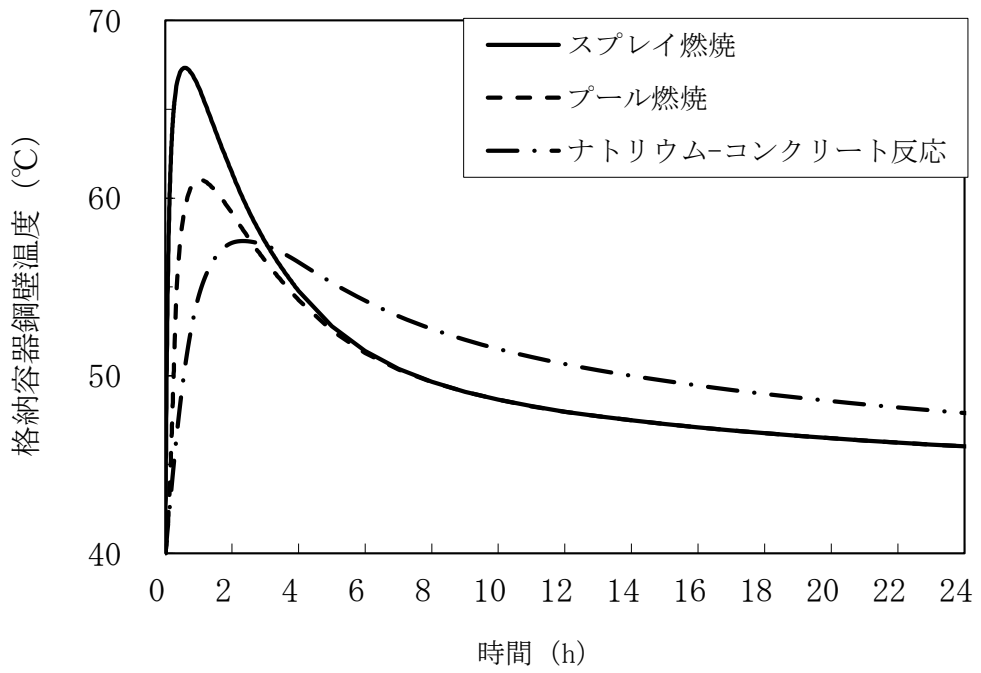
第 4. 3. 3. 1. 18 図 PLUGにおける解析体系



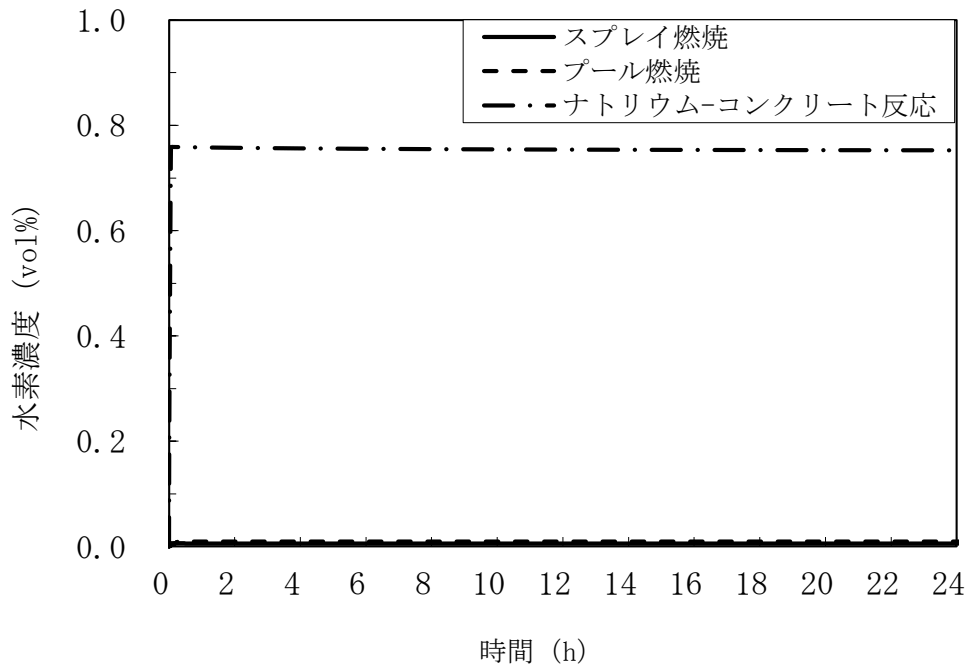
第 4. 3. 3. 1. 19 図 CONTAIN-LMRにおける解析体系



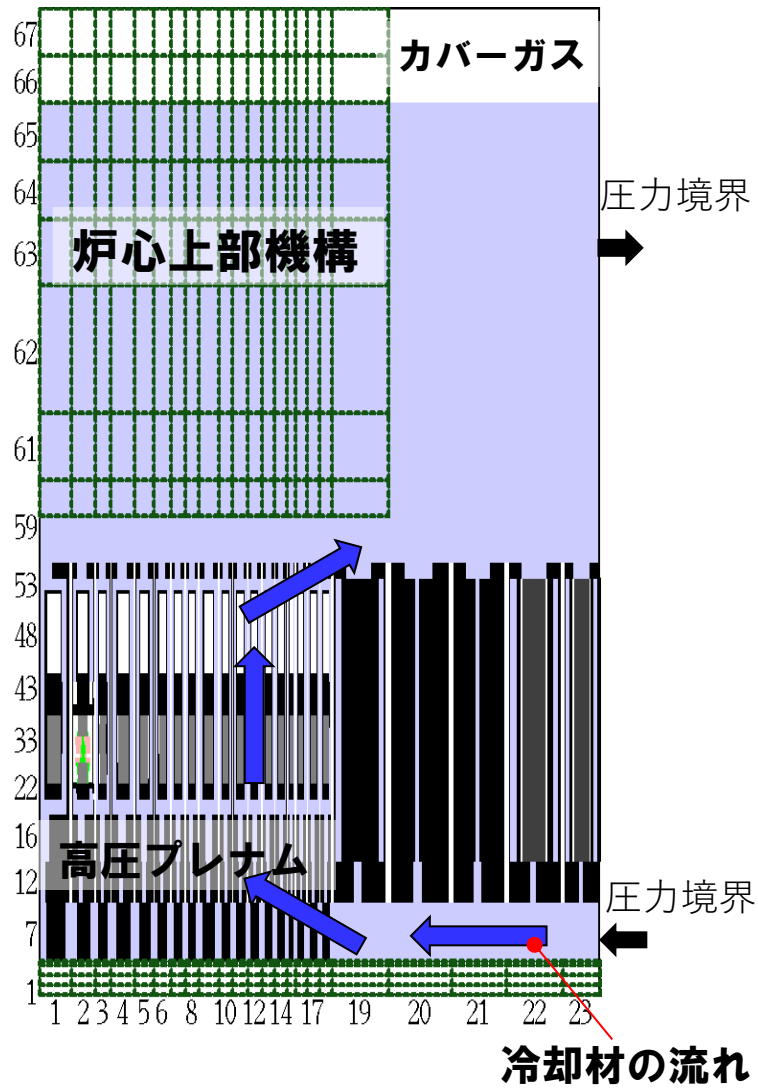
第 4. 3. 3. 1. 20 図 格納容器内圧力の推移



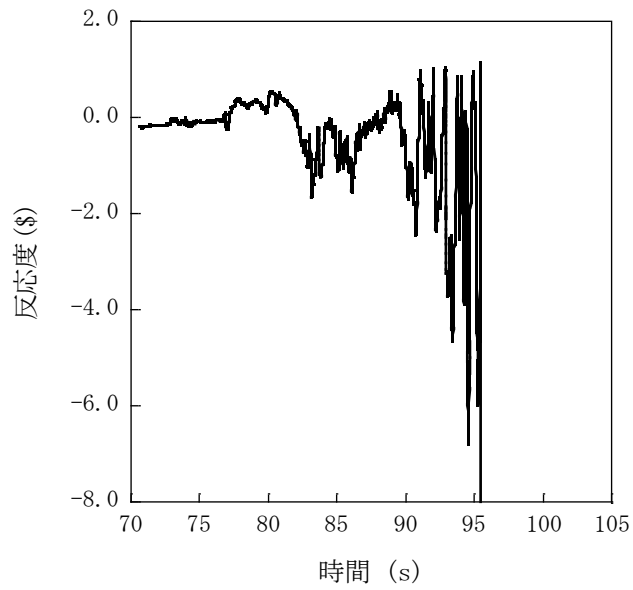
第 4.3.3.1.21 図 格納容器鋼壁温度の推移



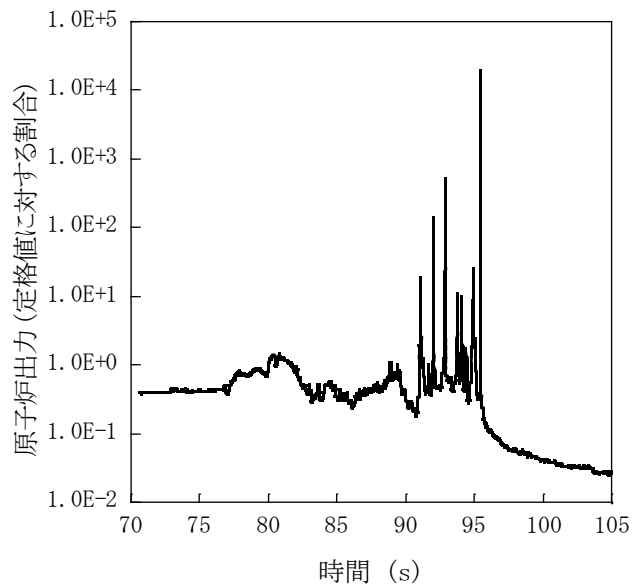
第 4.3.3.1.22 図 格納容器内水素濃度の推移



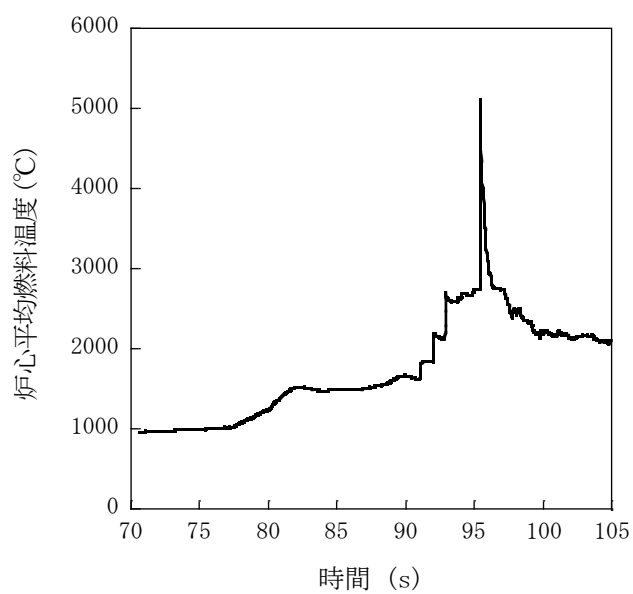
第 4. 3. 3. 1. 23 図 S I M M E R - Ⅲにおける解析体系



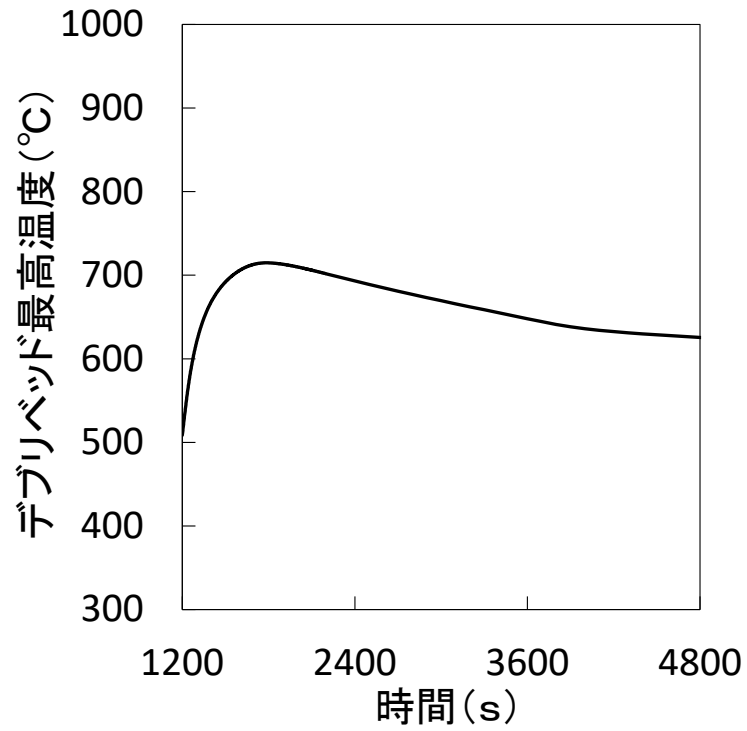
第 4.3.3.1.24 図 遷移過程の不確かさの影響評価における反応度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



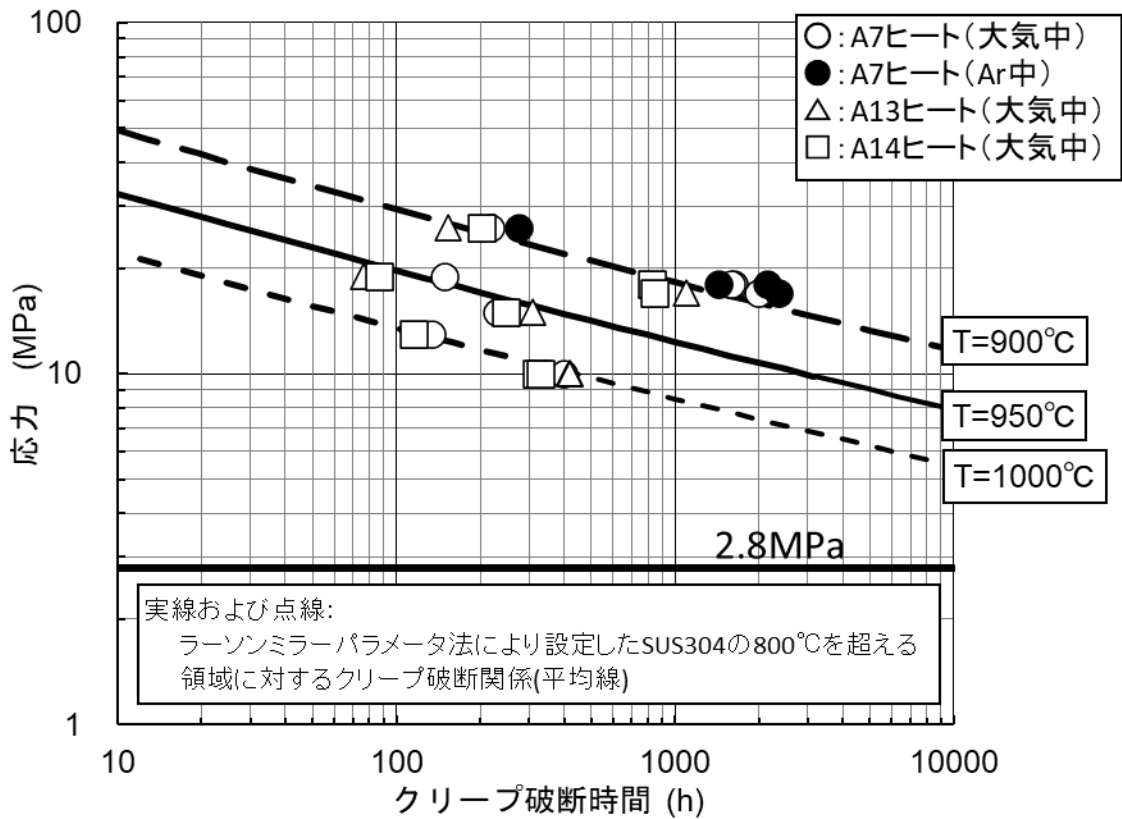
第 4.3.3.1.25 図 遷移過程の不確かさの影響評価における原子炉出力履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



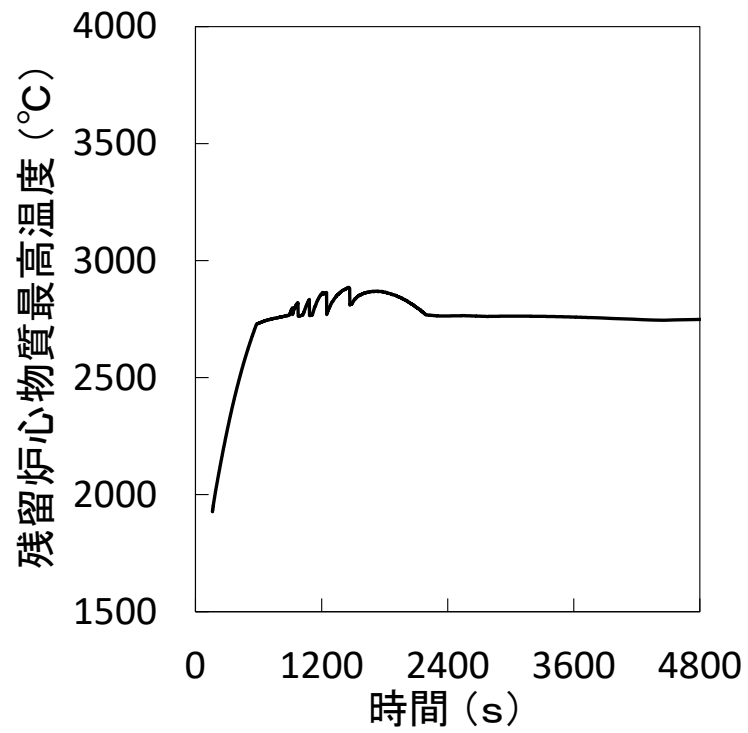
第 4.3.3.1.26 図 遷移過程の不確かさの影響評価における炉心平均燃料温度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



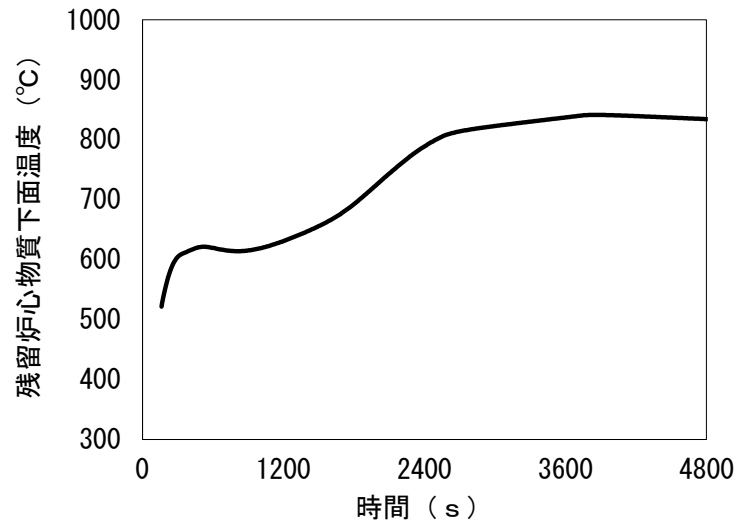
第4.3.3.1.27図 デブリベッド最高温度の履歴



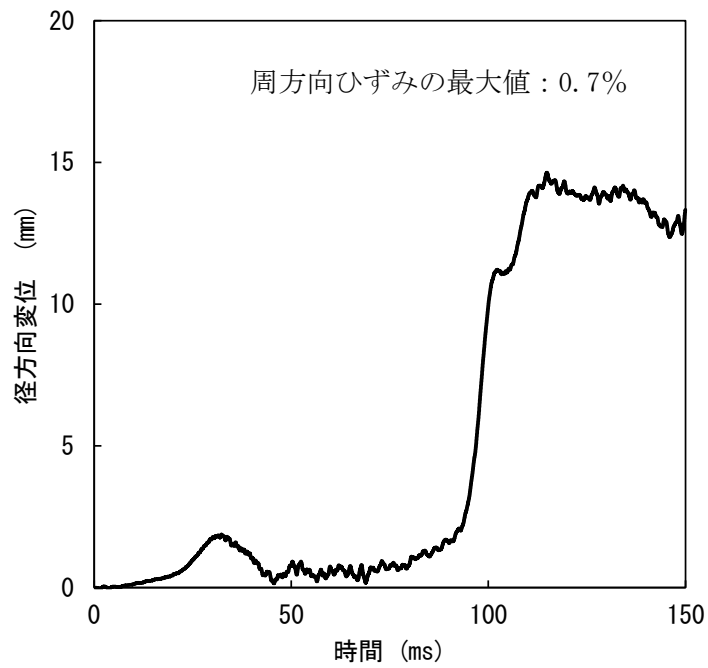
第4.3.3.1.28図 SUS304のクリープ破断時間と応力の関係(900°Cから1,000°C)



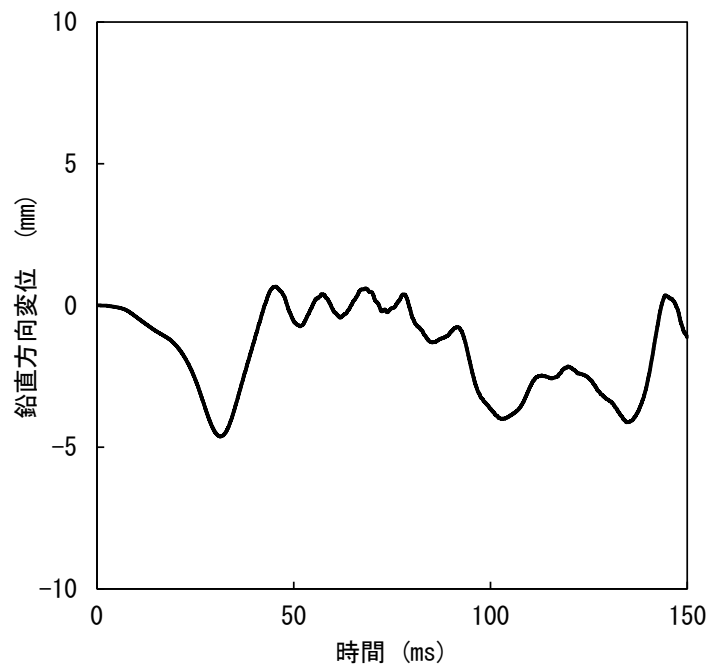
第 4. 3. 3. 1. 29 図 残留炉心物質最高温度の履歴



第 4. 3. 3. 1. 30 図 残留炉心物質下面の最高温度の履歴

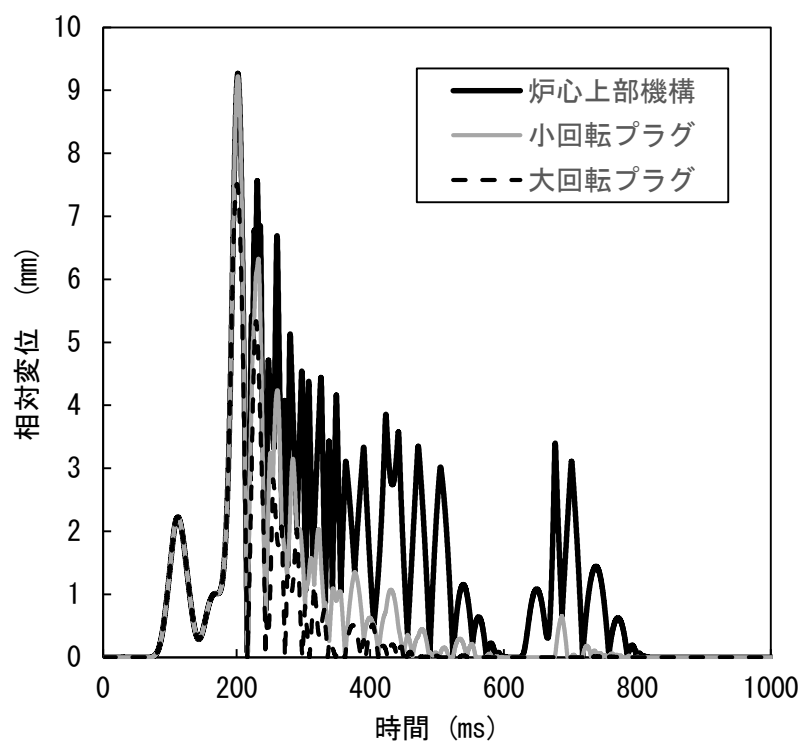


(A) 径方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の径方向変位

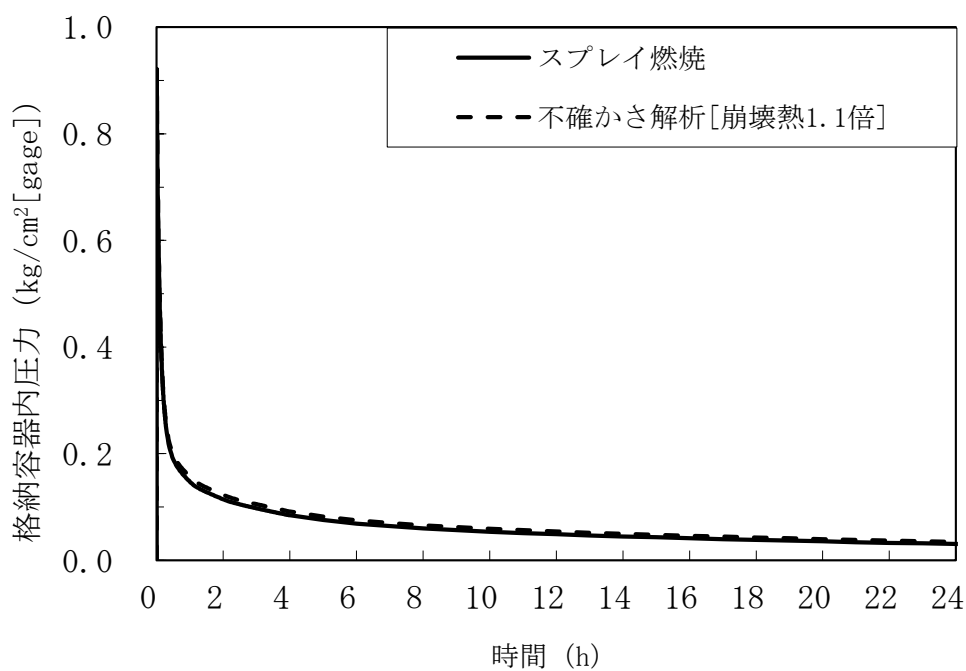


(B) 鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の鉛直方向変位

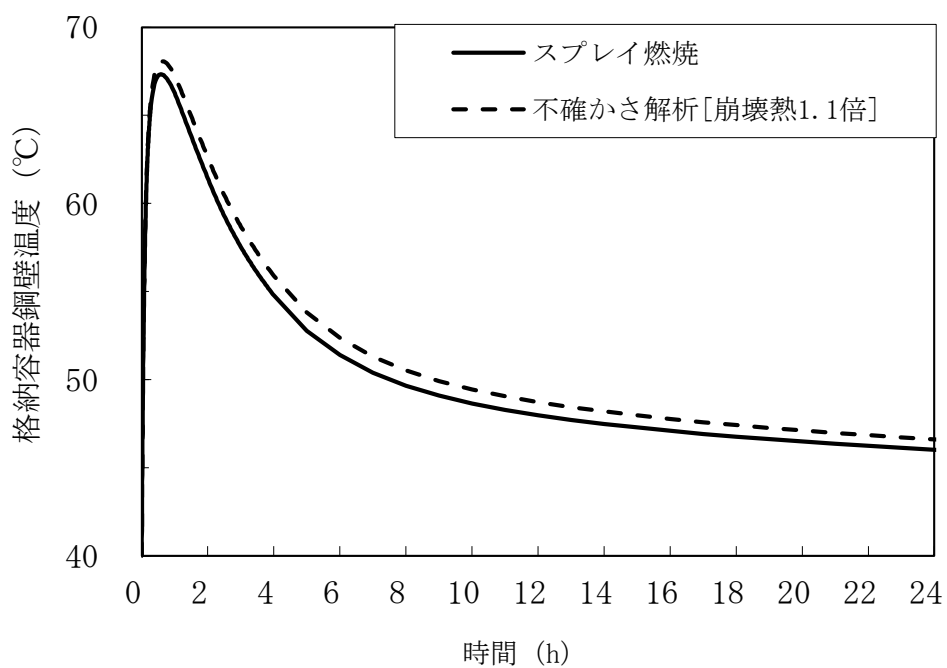
第 4. 3. 3. 1. 31 図 径方向及び鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の変位の履歴



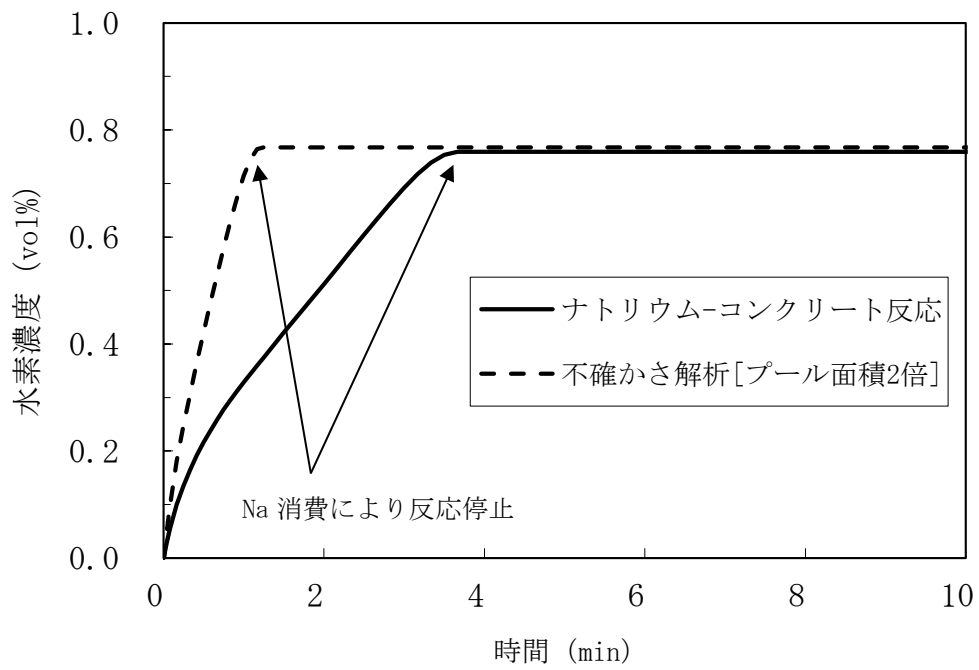
第 4. 3. 3. 1. 32 図 回転プラグ及び炉心上部機構の動的応答の解析結果



第 4. 3. 3. 1. 33 図 格納容器内圧力の推移 (不確かさの影響評価)



第 4. 3. 3. 1. 34 図 格納容器鋼壁温度の推移 (不確かさの影響評価)



第 4.3.3.1.35 図 格納容器内水素濃度の推移 (不確かさの影響評価)

4.3.3.2 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

(1) 事故の原因及び説明

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は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失した後、「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に成功するものの、原子炉保護系（スクラム）が正常に動作しなかったことで、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

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では、1次主循環ポンプトリップによる炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

出力流量比の高い集合体において冷却材が沸騰し、さらに炉心が損傷を開始するまでの時間は数十秒であることから、炉心の著しい損傷を防止する措置として、この時間内に原子炉を自動で停止する措置を講じる。また、炉心の著しい損傷に至った場合、損傷炉心物質の冷却及び機械的エネルギーの影響緩和が必要であることから、自動で作動する格納容器破損防止措置を講じる。

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では、代替安全保護回路として、後備炉停止系用論理回路を整備し、当該回路の動作により後備炉停止制御棒を急速挿入することで、炉心の著しい損傷を防止する。

さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、原子炉トリップ信号発信失敗を想定し、「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備する。

なお、原子炉の停止後は、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により崩壊熱の除去を行う。

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では、炉心損傷防止措置（後備炉停止系用論理回路による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。

また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。

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における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.2.1図に示す。本評価事故シーケンス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への移行は、原子炉保護系（スクラム）動作失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

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において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 1次主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と1次冷却材の流体慣性により、主電動機停止の際の1次冷却材流量の減少率を小さくする（ポンプ回転数の慣性降下時の時定数は約10秒）。
- b. 「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- e. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。また、1次主冷却系の流量を増大させると、炉心の著しい損傷を回避できる可能性があるため、運転員は手動で1次主冷却系の流量を増大できるものとする。なお、本措置は上記のb.～d.の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

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において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 外部電源喪失時は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により非常用電源が確保され、原子炉保護のために必要な施設内補機への給電が行われる。なお、原子炉保護系は、直流及び交流無停電電源系より給電され、1次主循環ポンプのポニーモータは、直流無停電電源系より給電される。
- b. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。
- c. 回転プラグ及びその固定ボルトを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により、即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムの影響を緩和する。
- d. 燃料が破損したと推定される場合は、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内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。

- e. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 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により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

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における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.2.1 表及び第 4.3.3.2.2 表に示す。これらの設備等は、「添付書類 8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

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における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.2.3 表及び第 4.3.3.2.4 表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は 4 名、格納容器破損防止措置に必要な要員は 6 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置は「4.3.3.1 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」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4.3.3.1 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」において実施する。

上記の評価結果から、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を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び格納容器破損防止措置は「4.3.3.1 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」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4.3.3.1 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」において実施

する。

上記の評価結果から、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を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.2.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	①原子炉トリップ信号「電源喪失」
原子炉スクラム（自動停止）確認	・「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム（自動停止）について、原子炉保護系（スクラム）の動作及び核計装（線形出力系）等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系（スクラム） ②原子炉トリップ信号「電源喪失」 ③核計装（線形出力系）
事故発生 の判断	・「電源喪失」による原子炉保護系（スクラム）動作を確認し、発信に失敗している場合は事故発生と判断する。	—	—	①原子炉保護系（スクラム） ②原子炉トリップ信号「電源喪失」
後備炉停止系スクラム（自動停止）確認	・「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム（自動停止）を核計装（線形出力系）等の監視により確認する。	①後備炉停止制御棒 ②後備炉停止制御棒駆動系	—	①後備炉停止系用論理回路 ②代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 ③核計装（線形出力系）
原子炉自動停止失敗の判断	・原子炉スクラム（自動停止）、後備炉停止系スクラム（自動停止）を確認し、自動停止の成否を確認する	—	—	—
原子炉手動停止	・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	①制御棒 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 ④後備炉停止制御棒駆動系	—	①核計装（線形出力系）

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第4.3.3.2.2表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	・1次主冷却系（ボニーモータ低速運転）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。	①1次主冷却系 ②2次主冷却系	—	①原子炉出入口冷却材温度、1次主冷却系冷却材流量、主冷却器出口冷却材温度、2次主冷却系冷却材流量
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内に放射性物質を閉じ込め、貯留	・放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。	①1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。）	—	①原子炉カバーガス圧力 ②燃料破損検出系
格納容器アイソレーション確認	・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。	①格納容器 ②格納容器バウンダリに属する配管・弁	—	①原子炉保護系（アイソレーション） ②アイソレーション信号「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」

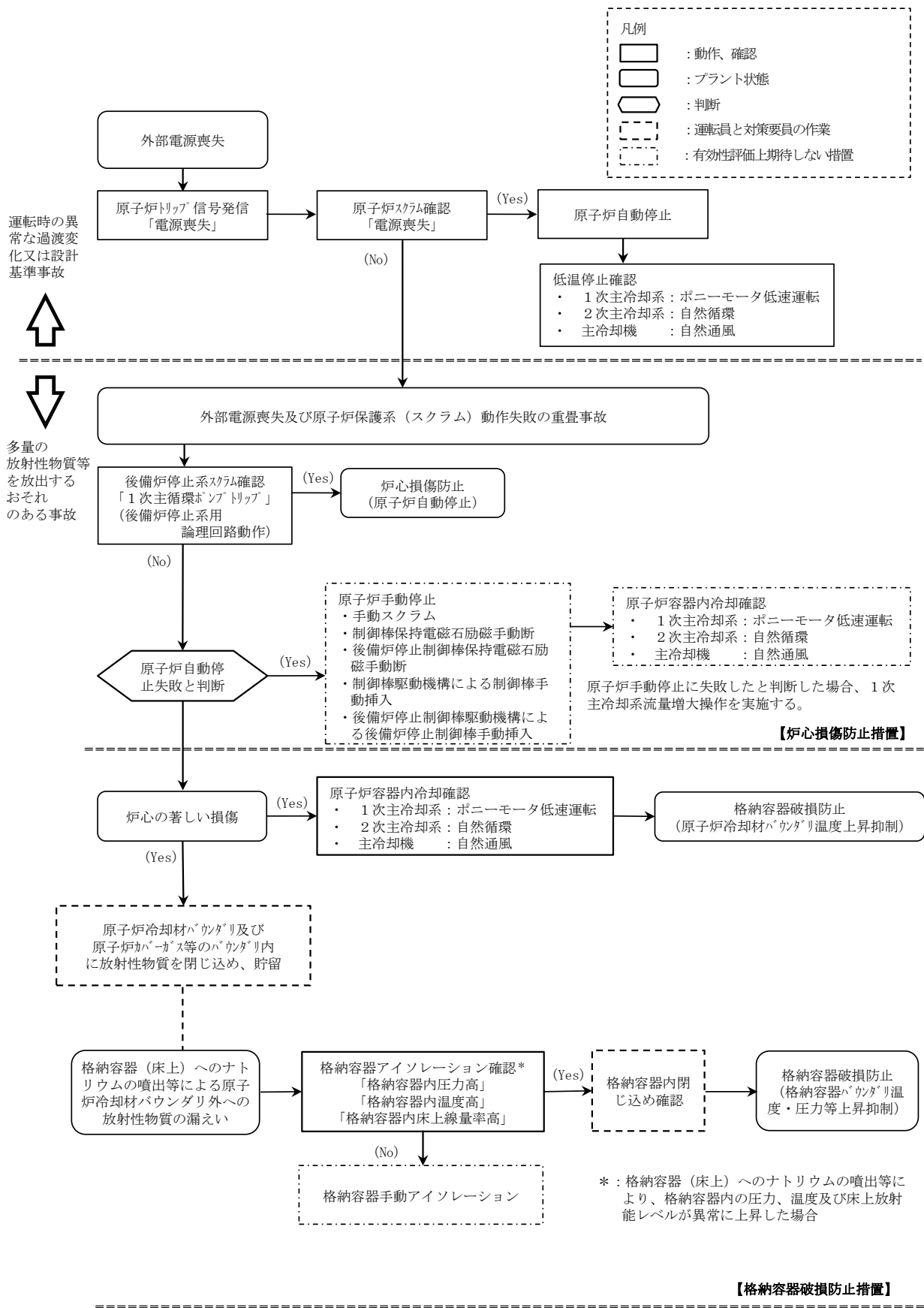
下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.2.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240		
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar from 0 to 240]																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断	[Progress bar from 0 to 10]																・「電源喪失」による原子炉保護系(スクラム)動作失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	[Progress bar from 0 to 10]																・「1次主循環ポンプトリップ」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar from 0 to 10]																・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Progress bar from 0 to 10]																・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。
自主対策	運転員B、C	2 ・1次主冷却系流量増大	[Progress bar from 0 to 10]																・1次主冷却系流量増大に係る操作を実施する。

第4.3.3.2.4表 格納容器防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240		
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar from 0 to 240]																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar from 0 to 10]																・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認	[Progress bar from 0 to 10]																・1次主冷却系(ボニーモータ低速運転)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)に異常等がないことを確認する。
	運転員D	1 ・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内に放射性物質を閉じ込め、貯留	[Progress bar from 0 to 10]																・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション	[Progress bar from 0 to 10]																・「格納容器内圧力高」、「格納容器内床土線量率高」、「格納容器保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 ・多量のナトリウムが格納容器床土に噴出した場合は、噴出直後に格納容器床土温度が60℃を超過して原子炉保護系(アイソレーション)が動作する。 ・隔離に失敗している場合は手動で隔離する。



第 4.3.3.2.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要

4.3.3.3 1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

(1) 事故の原因及び説明

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの機械的原因により1次主循環ポンプ1台の軸が固着し、1次冷却材流量が減少した際に、「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、1次主循環ポンプ軸固着による炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

出力流量比の高い集合体において冷却材が沸騰し、さらに炉心が損傷を開始するまでの時間は数十秒であることから、炉心の著しい損傷を防止する措置として、この時間内に原子炉を自動で停止する措置を講じる。また、炉心の著しい損傷に至った場合、損傷炉心物質の冷却及び機械的エネルギーの影響緩和が必要であることから、自動で作動する格納容器破損防止措置を講じる。

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止する。

さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。

なお、原子炉の停止後は、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により崩壊熱の除去を行う。

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（代替原子炉トリップ信号による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1ループの1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。

また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の熔融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.3.1図に示す。本評価事故シナリオにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「1次冷却材流量低」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心の著

しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 1次主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と1次冷却材の流体慣性により、主電動機停止の際の1次冷却材流量の減少率を小さくする（ポンプ回転数の慣性降下時の時定数は約10秒）。
- b. 「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- e. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。また、条件によっては、1次主冷却系の流量を増大させると、炉心の著しい損傷を回避できる可能性があるため、運転員は手動で1次主冷却系の流量を増大できるものとする。なお、本措置は上記のb.～d.の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1ループの1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 回転プラグ及びその固定ボルトを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により、即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムの影響を緩和する。
- c. 燃料が破損したと推定される場合は、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内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。
- d. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学

的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 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により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.3.1 表及び第 4.3.3.3.2 表に示す。これらの設備等は、「添付書類 8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.3.3 表第 4.3.3.3.4 表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は 4 名、格納容器破損防止措置に必要な要員は 6 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コード Super-COPD により解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1 次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
また、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度の初期値をそれぞれ、1,794°C、540°C 及び 531°C とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²C とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類 10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 最も厳しい想定として、事故ループの 1 次主循環ポンプの回転数が瞬時に零になるものとする。また、1 次主循環ポンプは、1 基が停止した場合に、相互イン

ターロックにより他ループの1基を停止する設計であるため、他の1ループの1次主循環ポンプの主電動機も同時に停止し、1ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれるものとする。

- 5) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 原子炉の自動停止は「1次主循環ポンプトリップ」によるものとし、応答時間は4.2秒とする。
- 7) 応答時間を長くし、かつ、負の反応度の挿入量を小さくすることにより、炉心温度の上昇を高め評価するため、原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を $1.4\% \Delta k/k$ とする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値90%挿入までの時間を0.8秒とする。
- 8) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 9) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.3.2図に示す。

1次主循環ポンプ軸固着の発生により、事故ループの冷却材流量は急速に減少するとともに、他の1ループの1次主循環ポンプの主電動機も同時に停止する。「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、代替原子炉トリップ信号である「1次主循環ポンプトリップ」が事故発生後1.2秒で後備炉停止系用論理回路に到達し、時刻4.2秒に後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入を開始する。

1次主循環ポンプ軸固着により炉心流量は事象発生0秒から減少しており、後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまで被覆管温度及び冷却材温度が上昇する。その間、主に冷却材の温度上昇による負の反応度が投入され、原子炉出力は定格出力の約80%まで低下し、燃料温度も低下する。また、健全ループの1次主循環ポンプの主電動機はポニーモータ運転に引き継がれるとともに、原子炉スクラム信号の発信により、両ループの2次主循環ポンプがトリップし、2次主冷却系は自然循環に移行する。2次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、炉心流量と原子炉出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出口冷却材温度は、初期温度からほとんど上昇せず緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値から上昇せず約 $1,800^{\circ}\text{C}$ であり、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、後備炉停止制御棒の挿入開始時に出現し、それ

ぞれ約 750°C及び約 740°Cであり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材温度は、初期値からほとんど上昇せず最高温度は約 460°Cであり、評価項目を満足する。

以上より、1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる反応度係数の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。反応度係数の不確かさ幅は、炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数：±20%、炉心支持板温度係数以外：±30%）を考慮し、それぞれ以下のとおり設定する。

なお、各解析条件に係るパラメータが互いに独立な場合、その不確かさに相関はないため、有効性評価においては、原則としてパラメータごとに感度解析を行って不確かさの影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却能力に優れ、小型で負の反応度フィードバック特性を有するなどの高い固有の安全性を有しており、解析条件に係るパラメータの不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても大きな余裕があるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

- | | | |
|-----------|---|---|
| ドップラ係数 | ： | 燃料温度の低下に対して、正のフィードバック効果が最大となるよう絶対値が最大の負の値を使用する。 |
| 燃料温度係数 | ： | ドップラ係数と同様に、絶対値が最大の負の値を使用する。 |
| 被覆管温度係数 | ： | 被覆管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。 |
| 冷却材温度係数 | ： | 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。 |
| ラッパ管温度係数 | ： | ラッパ管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。 |
| 炉心支持板温度係数 | ： | 本評価事故シーケンスにおける評価項目である燃料温度及び炉心冷却材温度等が最大値となるまでの間は原子炉容器入口冷却材温度の変化が生じないため、炉心支持板温度係数の不確かさは考慮しない。 |

解析結果を第 4.3.3.3 図に示す。

後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまでに、主に冷却材の負のフィードバック反応度が小さくなることにより、原子炉出力の低下が「i)基本ケース」の解析に比べ小さくなった。結果として、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、「i)基本ケース」の解析と比べ、それぞれ約10℃高く、約760℃及び約750℃であり、評価項目を満足する。また、燃料最高温度は、「i)基本ケース」の解析と変わらず約1,800℃、原子炉容器出口冷却材の最高温度は、「i)基本ケース」の解析とほとんど変わらず約460℃であり、評価項目を満足する。

以上より、1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

i) 基本ケース

i. 起因過程の解析

事故の開始から炉心燃料が溶融してラップ管が破損するまでの初期の過程を起因過程と呼び、計算コードSAS4Aにより解析する。

a. 解析条件

解析体系は、「4.3.3.1 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」に同じである。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 炉心領域の全集合体を33のSAS4Aチャンネルで代表する。各チャンネルは、単一の燃料要素とこれに付随する冷却材流路及び構造材で代表する。SAS4Aチャンネルの配置は、「4.3.3.1 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」に同じである。
- 2) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456℃、コールドレグ温度を350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 3) 最も厳しい想定として、事故ループの1次主循環ポンプの回転数が瞬時に零になるものとする。他の1ループの1次主循環ポンプの主電動機も同時に停止し、1ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれ、炉心流量は定格値の約6.5%が確保されるものとする。1ループの1次主循環ポンプの軸固着後の冷却材流量を第4.3.3.3.4図に示す。
- 4) ドップラ係数、燃料密度係数、冷却材密度係数（ナトリウムボイド反応度）及び構造材密度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 5) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 炉心の燃焼状態は、標準平衡炉心の運転サイクル初期とする。
- 7) 照射燃料集合体は炉心燃料集合体と比べて内部構造が複雑であり燃料要素の形状や組成も異なるため、炉心燃料集合体と同様に忠実にモデル化することは合理的ではない。また、その燃料装荷量は炉心燃料集合体に比べて少なく、仮に燃料損傷が発生したとしても事象推移に与える影響は小さい。このため、照射

燃料集合体は炉心燃料集合体に置き換え、集合体の出力、冷却材流量及び反応度係数は、照射燃料集合体の値を用いることで、起因過程では損傷しない想定とする。

- 8) 燃料要素の照射挙動を扱う定常計算と、冷却材流量減少挙動等の過渡挙動を扱う過渡計算に分けて計算する。定常計算では、燃料要素の熱計算及び変形計算、各メッシュの出力に応じた FP ガスの生成量の計算や燃料中の FP ガスの保持量と温度に応じた放出量の計算を行い、炉心の燃焼状態を模擬する。過渡計算では、定常計算の結果を初期条件として各種過渡現象を模擬した計算を行う。
- 9) ナトリウムボイド反応度が負であるため、本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力が十分に低下し、燃料の温度低下と収縮により被覆管による拘束力は燃料が溶融する前に喪失し、燃料自身の強度が失われれば崩壊する状態になる。また、燃料内の温度分布が平坦化し、燃料の中心部で溶融が生じる段階では、高温化によって既に強度が低下した燃料は、短時間で崩壊に至ると考えられる。燃料破損時の燃料溶融割合が小さいほど燃料分散による負の反応度効果が抑えられることを考慮し、燃料は溶融開始直後に破損するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.3.5 図及び第 4.3.3.3.6 図に示す。

本評価事故シーケンスにおいては、1 ループの 1 次主循環ポンプの軸固着によって冷却材流量が減少するため、燃料要素からの除熱が減少し冷却材温度が上昇する。冷却材温度の上昇に伴う密度反応度は負であるため、原子炉出力はゆっくりと低下する。燃料温度は、燃料要素からの除熱の減少でいったん上昇するが、その後、原子炉出力の低下とともに低下する。燃料温度の低下に伴う反応度効果は、正の燃料密度反応度とドップラ反応度であるがいずれも小さい。冷却材温度は、更に上昇を続け出力／流量比が最も大きいチャンネル（第 4.3.3.1.5 図のチャンネル 12）において、燃料上端部で冷却材の沸騰が始まる。沸騰気泡が成長し炉心中心に拡大すると、燃料要素からの除熱は更に減少する。ナトリウムボイド反応度は負であるため、沸騰気泡の拡大は負の反応度効果を持つ。燃料要素からの除熱の減少により被覆管の溶融と移動が始まるが、ナトリウム蒸気流と重力による溶融被覆管の炉心中央から上下への移動は正の反応度効果を持つため、単調に減少していた原子炉出力がわずかに上昇し、これに伴い燃料温度も若干上昇する。炉心全体では、負の冷却材密度反応度及びナトリウムボイド反応度が卓越しているため、全反応度は未臨界の状態が維持される。冷却材温度の上昇に伴う負の反応度、その後破損した燃料の上下への分散に伴う負の反応度が投入されることで原子炉出力は低下する。時刻約 52.3 秒でチャンネル 12 のラップ管の温度が融点まで上昇し、S A S 4 A の適用限界に達する。その約 50 秒間の起因過程の範囲では、炉心は出力／流量比が大きい 3 チャンネル（炉心燃料集合体数：4）の損傷にとどまる。

起因過程において、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度変化は、事象全体を通じて負にとどまり臨界（0.0\$）を超えない。また、炉心損傷の範囲も限定的であり、有意なエネルギー放出はなく、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータ

タである炉心平均燃料温度は、初期値から約 20°C 上昇した後に低下し、その後も大きく上昇することはない。なお、内側炉心の軸方向中心領域に一部冷却材密度反応度及びボイド反応度が正となる領域があるが、その領域の反応度値はその上下の負となる領域の反応度値に比べて絶対値は小さく、事象推移に与える影響は極めて小さい。

以上より、起因過程において、有意な正の反応度効果はなく、反応度及び原子炉の出力の上昇がないまま低温状態で推移し、部分的な炉心損傷の状態の後続の遷移過程に移行する。

ii. 遷移過程の解析

起因過程の後、ラップ管の溶融から炉心損傷が全炉心に拡大し、事象推移を経て事故が核的に収束するまでの過程を遷移過程と呼び、計算コード S I M M E R - I V により解析する。

a. 解析条件

S I M M E R - I V における解析体系を第 4.3.3.3.7 図に示す。また、本評価事故シナリオに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 起因過程の解析結果を初期状態とし、炉心物質の分布（質量、温度、速度及び圧力）及び原子炉の出力及び反応度をそのまま引き継ぐ。S I M M E R - I V における初期物質分布を第 4.3.3.3.8 図に示す。
- 2) 起因過程の解析結果を引き継ぐタイミングは、S A S 4 A の適用限界であるラップ管が破損する直前とする。
- 3) 低エンタルピーの液体燃料及び液体スティールについて、固体粒子の混在による流動抵抗の増加効果を考慮する。また、密度がほぼ等しい、液体燃料及び燃料粒子並びに液体スティール及びスティール粒子は、それぞれ同じ速度を持つものとする。ナトリウム、制御材及び蒸気相は、これらと独立の速度場を持つものとする。
- 4) 空間依存動特性における中性子束分布の計算には、3次元の輸送計算モデルを用いる。また、使用する核データは、核設計に用いられている高速炉用炉定数を 18 群エネルギー構造に縮約した核反応断面積セット（無限希釈断面積及び自己遮蔽因子テーブル）を用いる。
- 5) 原子炉容器内全体を 3次元直交座標（流体力学メッシュ：21×19×67）でモデル化し、鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化する。核計算メッシュは、流体力学メッシュの一部の燃料物質が存在する領域を対象とする。
- 6) 炉心下部の高圧プレナム部及び上部プレナム部の側面には、炉心流量を再現するための圧力境界条件を与える。各炉心燃料集合体の入口には、定格時の流量を再現できるようオリフィス圧力損失係数を与える。また、遷移過程開始時には、すでに 1 ループの 1 次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転に移行しているため、定格運転時の 6.5% 流量を再現するように入口圧力を設定する。
- 7) B 型及び C 型照射燃料集合体は、同じ列に装荷されている燃料集合体の平均出

力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える。

- 8) 炉心からの燃料流出経路としては、LGT 及び径方向の反射体の集合体間ギャップを考慮する。
- 9) 被覆管が溶融した時点又は燃料ペレットが固相線温度に達した時点で燃料ペレットを直ちに破損させ、可動性のある燃料粒子とする。
- 10) 損傷燃料のスエリングは考慮せず製造時密度で沈降するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.3.9 図から第 4.3.3.3.11 図に示す。

遷移過程の初期には、大半の燃料集合体は健全状態にある。一方、冷却材による除熱は不十分であり炉心の昇温は続くが、原子炉の出力が低いため、炉心損傷の進展は極めて緩慢なものとなる。また、遷移過程の初期には、損傷集合体が限定されているため、反応度及び原子炉の出力に大きな変化はない。起因過程終了時に損傷していた集合体に隣接する燃料集合体では、損傷炉心物質の接触に伴い、集合体管壁が損傷又は集合体内の冷却材がボイド化する。冷却材がボイド化した燃料集合体では、被覆管が溶融して燃料ペレットが損傷し、損傷した燃料が沈降すると正の反応度が投入され、時刻 70 秒前後に反応度と原子炉の出力の上昇が見られる。損傷領域が狭い間は、反応度の上昇量は大きくないが、ラップ管の溶融により損傷領域が拡大するとともに燃料の横方向の移動が可能になると反応度変化も徐々に大きくなる。反応度は、変動しながら徐々に上昇し、特に外側炉心の燃料が内側炉心領域に移動すると鉛直方向の燃料凝集よりも更に大きな正の反応度が投入される。時刻 75 秒から反応度と原子炉の出力の振幅が大きくなり、時折原子炉の出力が定格値を超える。原子炉の出力上昇により燃料温度の上昇と溶融スチール量が増加し、炉心物質の可動性が増加し、即発臨界近くまで反応度は上昇するようになる。数回の反応度上昇とパルス状の原子炉の出力上昇を経て燃料集合体が全炉心規模で損傷し、損傷した燃料の炉心下部への凝集により時刻 78.6 秒に初めて反応度が即発臨界 (1.0 β) を超過する。この時に発生した圧力によって一旦分散した燃料が再度凝集することにより時刻 79.8 秒にも即発臨界を超過する。2 回目の即発臨界超過の燃料の集中運動によって比較的大きな出力パルスとエネルギー放出が生じる。評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度の最大値は約 4,200 $^{\circ}$ C である。この解析結果を受けて、機械的応答過程において評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである機械的エネルギーを解析する。

この時に発生するスチール蒸気圧により炉心インベントリの約 30%の損傷炉心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化する。この結果、反応度は、深い未臨界状態 (-600 β 未満) に低下し、原子炉出力も急速に低下する。その後、再び反応度は、正に回復することはなく、エネルギー放出が生じる可能性はない。なお、炉心領域の下部には、固化した燃料とスチールが堆積しており、短時間で溶融燃料が LGT を通じて炉心領域の下方に流出することはない。炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップ部及び遷移過程終了時に残留炉心物質において、崩壊熱により発熱を続ける炉心燃料のその後の長期

にわたる再配置挙動及び冷却挙動については、再配置・冷却過程において解析する。

iii. 再配置・冷却過程の解析

起因過程及び遷移過程を経て事故が核的に収束（反応度が再び正にもどることのない、深い未臨界状態に移行）した後も損傷した炉心燃料の崩壊熱による発熱によって事故は更に進展する。原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置挙動には、崩壊熱による残留炉心物質の溶融と流出挙動に依存して大きな変動幅がある。このため、事象推移に関しては、基本となるシナリオを想定した上で、遷移過程における熱エネルギーの放出状況及び残留炉心物質の溶融と炉心領域からの流出挙動（損傷炉心物質の量及び形態）の考え得る変動幅から長時間の再配置挙動を検討し、想定される最終的な再配置場所での損傷炉心物質の量及び形態に基づいて冷却挙動の解析を行う。原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置場所は、「4.3.3.1 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」と同じとする。

エネルギー放出が小さい場合には、損傷炉心物質の再配置場所として、下部プレナム底部及び炉心領域を対象とする。大きなエネルギー放出を伴う場合には、損傷炉心物質の再配置場所として、上部プレナムの炉心支持台上面（炉心構造物を支持する水平構造物の上面）及び材料照射ラック底部を対象とする。それぞれの場所について、損傷炉心物質による熱的負荷に対する解析を行う。

a. 解析条件

下部プレナムにおけるデブリベッドの冷却については、1次主冷却系流量等の境界条件をSuper-COPDで計算し、下部プレナムに形成されるデブリベッドの冷却をデブリベッド熱計算モジュールで解析する。残留炉心物質の冷却については、1次主冷却系流量等の境界条件をSuper-COPDで計算し、炉心領域における残留炉心物質から周囲構造材への伝熱過程を伝熱計算モデルで計算し、残留炉心物質の再配置場所から周辺の冷却材への熱移行及び原子炉容器内での熱流動挙動をFLOWENTで解析する。また、上部プレナムにおけるデブリベッドの冷却については、堆積状態に応じてデブリベッド熱計算モジュール（炉心支持台上面に堆積した扁平なデブリベッドが対象）及び伝熱計算モデル（材料照射ラック底部に堆積した縦長円柱状のデブリベッドが対象）で解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等について、1) から 5) に共通的な解析条件等を、6) から 11) にそれぞれの再配置場所に対する解析条件等を示す。

- 1) 再配置・冷却過程の初期状態は、遷移過程の解析において核的挙動が収束した時点の炉心状態から設定する。遷移過程の終状態では、炉心インベントリの約30%の損傷炉心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化している。ここでは、炉心領域に残留する損傷炉心物質の量及び下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量が保守的に多くなるように炉心周囲へ移行する損傷炉心物質の量を炉心インベントリの30%から20%に、炉心領域に残留する損傷炉心物質の量を炉心インベントリの80%とした状態を再配置・冷却過程の初期状態とする。
- 2) 核分裂による発熱は考慮しない。
- 3) 1次主冷却系の循環パスは確保されており、1ループの1次主循環ポンプのポ

ニーモータ運転と2次主冷却系の自然循環による冷却パスは確保されるものとする。

- 4) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を基に、燃料の損傷・溶融と高温状態が継続していることを考慮して、希ガス及び揮発性のFPからの崩壊熱を除いた値を用いる。原子炉停止後の経過時間は、遷移過程後の事象進展を考慮してそれぞれの再配置場所について設定する。
- 5) 炉心領域から下部プレナム又は上部プレナムに移行した溶融炉心物質は、サブクール度の高い大量のナトリウムによって効率的に冷却・固化・微粒化して、下部プレナムでは原子炉容器底部に、上部プレナムでは炉心支持台上面（炉心構造物を支持する水平構造物の上面）及び材料照射ラック底部に粒子状のデブリベッドとして堆積するものとする。デブリベッドの性状については、炉心物質を用いた試験結果に基づき、デブリ粒子径を400 μ m、空隙率を0.6とする。
- 6) 遷移過程の終状態の残留炉心物質は、未溶融又は再固化した燃料と溶融ステールの混合物となり、崩壊熱によって徐々に再溶融する。溶融した残留炉心物質の一部は、LGTを通じて下部プレナムに流出する。炉心領域に残留する損傷炉心物質の量が炉心インベントリの約40%を下回ると、崩壊熱と炉心周辺構造への熱損失のバランスによって残留炉心物質の溶融が止まるとともに下部プレナムへの流出も止まる。このため、炉心領域から下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの40%とする。
- 7) 本評価事故シーケンスでは、事象の開始から約80秒後に炉心領域から溶融炉心物質の一部が径方向反射体及び遮へい集合体のラップ管間のギャップに移行し、炉心領域での核反応が停止すると遷移過程の終状態となる。ここでは、デブリベッドが形成されるまでの時間を保守的に無視して、下部プレナムのデブリベッドの崩壊熱の起点は事象の発生から約80秒後とする。また、下部プレナムのデブリベッド、周囲の冷却材及び原子炉容器壁の初期温度は、それぞれ約440 $^{\circ}$ C、約440 $^{\circ}$ C及び350 $^{\circ}$ Cとする。
- 8) 6)より炉心領域に残留する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの40%とする。
- 9) 炉心領域に残留する燃料の崩壊熱の起点は、7)と同様に事象の発生から約80秒後とする。また、冷却過程開始時点の炉心条件として、残留炉心物質の温度は最高約1,930 $^{\circ}$ C、構造材及び冷却材温度について、支持板下方の領域は約350 $^{\circ}$ C、炉心周辺領域を除く支持板上方の領域は約470 $^{\circ}$ C並びに炉心周辺領域は約500 $^{\circ}$ Cとする。
- 10) 大きなエネルギー放出が生じた場合には、炉心領域全体が短時間で溶融するとともに、圧力上昇により相当量の損傷炉心物質が上部プレナムに放出される。ここでは、保守的に炉心上部構造による損傷炉心物質の放出の抑制効果を無視して、上部プレナムに移行する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの100%とする。また、上部プレナムに放出された損傷炉心物質の広がり面積に対する材料照射ラックの開口面積の比より、炉心インベントリの約4%の損傷炉心物質が

材料照射ラック底部に堆積し、残りは炉心支持台上面に堆積するものとする。

- 11) 機械的応答過程の解析より、上部プレナムに損傷炉心物質が噴き上げられた高さから炉心支持台上面までの高さを終端速度で落下すると保守的に仮定して、上部プレナムのデブリベッドの崩壊熱の起点は、遷移過程における核反応の停止から 10 秒後とする。また、デブリベッドの初期温度は、遷移過程の不確かさの影響評価の解析結果より約 5, 130°C の損傷炉心物質が上部プレナムに放出されて燃料集合体頂部位置まで沈降した際の損傷炉心物質の温度を保守的に切り上げた 600°C とする。

上記で示した上部プレナムにおけるデブリベッド冷却に係る条件は、「4. 3. 3. 1 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」に包絡される。このため、上部プレナムにおけるデブリベッド冷却の解析は、「4. 3. 3. 1 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」において実施する。

b. 解析結果

本評価事故シーケンスで想定される解析条件において、原子炉容器を通過する冷却材の原子炉容器出口温度は、冷却材の流量減少、原子炉出力の変動及び崩壊熱によって変動する。Super-COPDにより解析した原子炉容器出口冷却材温度の変化を第 4. 3. 3. 3. 12 図に示す。原子炉容器出口冷却材温度は約 490°C まで上昇するが、炉心損傷防止措置の評価項目として設定した原子炉冷却材バウンダリ温度 550°C を超えないことから、冷却材温度の上昇によって原子炉冷却材バウンダリの損傷に至ることはない。

① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却

炉心インベントリの 40% の損傷炉心物質からなるデブリベッドの冷却については、「iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの 70% の損傷炉心物質からなるデブリベッドの場合の結果に対して大きな余裕がある。また、原子炉容器底部に生じる最大応力（1 次応力）について、「iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの 70% の損傷炉心物質からなるデブリベッドの条件における結果は、SUS 304 のクリープ破断強度と比較して小さい。したがって、炉心インベントリの 40% の損傷炉心物質からなるデブリベッドも原子炉容器内で安定に保持・冷却できる。

② 残留炉心物質の冷却

炉心領域に残留した損傷炉心物質の量が炉心インベントリの 40% となる場合については、「iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの 80% の損傷炉心物質が炉心領域に残留した場合の結果に対して余裕がある。このため、残留炉心物質は、再溶融かつ移動することなく炉心領域において固化した状態で安定に冷却できる。また、原子炉容器内の冷却材温度も過大になることはなく、崩壊熱の減衰とともに単調に低下する。したがって、残留炉心物質が原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはない。

iv. 機械的応答過程の解析

機械的応答過程では、起因過程又は遷移過程において即発臨界超過の結果大きな熱エネ

ルギー放出がある場合、高温となった炉心物質は、炉心内の圧力に駆動されて上部プレナムへ移動し、ナトリウムとの熱的相互作用を生じる。その結果発生するナトリウム蒸気圧によって上部プレナム内のナトリウムが上方に加速され、回転プラグの下面のカバーガス領域を圧縮し、原子炉冷却材バウンダリ等に対して機械的な負荷を与える。上部プレナム内のナトリウムの加速による機械的エネルギーの発生並びに機械的エネルギー発生時の原子炉容器内の圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答、回転プラグ及び固定ボルトの応答挙動並びに回転プラグの間隙を通じた格納容器（床上）へのナトリウム噴出挙動の解析を行う。ナトリウム噴出に係る解析結果は、格納容器応答過程の解析に引き渡して、ナトリウムの燃焼等に対する格納容器の応答を解析する。

a. 解析条件

高温炉心物質やナトリウムの蒸発・膨張による機械的エネルギーの発生をS I M M E R - I Vで解析する。S I M M E R - I Vにおける解析体系は、「4.3.3.1 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」に同じである。機械的エネルギー発生時の原子炉容器内の圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答をA U T O D Y Nで解析する。A U T O D Y Nにおける解析体系は、「4.3.3.1 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」に同じである。機械的エネルギー発生時の回転プラグ下面の圧力上昇に伴う回転プラグ及び固定ボルトの応答挙動並びに回転プラグの間隙を通じた格納容器（床上）へのナトリウム噴出をP L U Gで解析する。P L U Gにおける解析体系は、「4.3.3.1 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」に同じである。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 遷移過程において即発臨界を超過して原子炉の出力の急上昇が起こった直後の、炉心平均燃料温度が最高値に達した時点の炉心状態（炉心物質の質量、温度、速度及び圧力）を機械的応答過程の初期状態とする。熱エネルギーの放出により高温となった炉心物質が蒸発・膨張しつつ炉心から上方に噴出され、ナトリウムを蒸発・膨張させながら機械的エネルギーに変換されるものとする。
- 2) S I M M E R - I Vによる機械的エネルギー発生の解析は、水平方向は炉心中心から原子炉容器の内面まで、鉛直方向は炉心燃料下端部から回転プラグ底板の下端面までを、3次元直交座標を用いてモデル化する。炉心及びその周辺の初期状態は、遷移過程の解析結果をそのまま接続する。初期の炉心平均燃料温度及びスチール平均温度は、「i)基本ケース ii. 遷移過程の解析」の結果よりそれぞれ4,200℃及び1,700℃とする。
- 3) 炉心部から上部プレナムへと熔融炉心物質が容易に噴出するように、遷移過程において炉心部の上部構造の流路中に侵入した熔融炉心物質が固化することによって形成される閉塞を無視し、また、原子炉容器内において、機械的エネルギーの吸収に寄与する構造の流動に対する抵抗を無視するなど、機械的エネルギーの発生が大きくなるような条件とする。
- 4) A U T O D Y Nによる原子炉容器の構造応答解析は、原子炉容器全体を2次元円筒座標でモデル化する。原子炉容器全体は、上端で支持される構造とし、原子炉容器胴部の変形及び底部の変位を解析する。機械的エネルギー発生の解析

で得られた炉心物質の膨張における圧力-体積変化を圧力源として解析する。

- 5) 回転プラグは動かない剛体としてモデル化し、この構造物の変形による機械的エネルギーの吸収効果を見捨てるなど、原子炉容器への負荷が大きくなるような条件とする。
- 6) PLUGによる解析は、回転プラグ及びその固定ボルトをモデル化する。また、回転プラグ間隙の垂直部分を環状流路、水平部分を矩形流路としてモデル化する。回転プラグの応答及び固定ボルトの変形を駆動するプラグ下面の圧力履歴は、機械的エネルギー発生解析で得られた圧力履歴を用い、原子炉容器の変形による圧力緩和効果を見捨てる、回転プラグへの負荷が大きくなる条件とする。
- 7) 定常の流動方程式を用いて噴出ナトリウムの流量を計算するなど、ナトリウム噴出量が多くなる条件とする。

b. 解析結果

① 機械的エネルギーの発生

即発臨界超過による熱エネルギーの放出で高温・高圧となった炉心から熔融燃料と熔融スチールの混合物が上方に放出され、液体ナトリウムを蒸発させる。これが圧力源となって、上部プレナムのナトリウムを上方へ加速し、原子炉構造に機械的負荷を与える機械的エネルギーへ変換される。機械的エネルギーの最大値は約 2.6MJ である。なお、圧力源の最大膨張時におけるカバーガス領域の体積は初期の 15%程度である。

② 原子炉容器の構造応答

圧力源の膨張により上部プレナムのナトリウムの上昇速度は、徐々に増大しカバーガス領域を圧縮する。この間に生じる機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は約 0.5%であり、許容限界である 10%を超えない。したがって、原子炉容器の健全性が損なわれることはない。なお、安全容器側面及び底面に作用を及ぼさない。

③ 回転プラグ及び固定ボルトの応答並びにナトリウム噴出挙動

炉心上部機構及び小回転プラグは大回転プラグと一体となって変位し、大回転プラグとの相対変位は生じない。大回転プラグは 80ms 程度の短時間、2 回に分けて最大約 2.4mm 上向きに浮き上がるが、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮上がりが必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に落下・着座する。各回転プラグの固定ボルトのひずみは最大でも約 0.2%であり、破断伸びである 15%より十分小さく、固定ボルトの健全性が損なわれることはない。

以上より、機械的負荷により回転プラグは短時間の間、垂直上方向へ変位するものの落下・着座し、固定ボルトの健全性は損なわれない。

また、大回転プラグの浮上がりは極短時間であって、その間に一時的に形成される回転プラグ間隙の間隙を通じてナトリウムが格納容器(床)へ噴出することはない。

v. 格納容器応答過程の解析

機械的応答過程より、不確かさの影響を考慮したとしても、原子炉容器内から格納容

器（床上）へナトリウムが噴出することはないと評価された。このため、格納容器応答過程の評価は、「4.3.3.1 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」において実施する。

以上 i. から v. より、1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

i. 起因過程の不確かさの影響評価

起因過程の不確かさの影響について、計算コードに関する不確かさとして、FP ガスの保持量の不確かさを評価する。また、解析条件に関する不確かさのうち、事象進展に有意な影響を与えるものとしては反応度係数と燃料破損条件が挙げられるが、燃料破損条件は既に十分に保守的な条件であるため、反応度係数の不確かさとして、ナトリウムボイド反応度、ドップラ反応度及び燃料の軸伸びの不確かさの影響を評価する。考慮する不確かさの幅は、以下のとおり設定する。

- 1) FP ガスの保持量：燃料ペレット中の FP ガスの保持量は、S A S 4 A の定常照射挙動モデルの計算値に対して、負の反応度効果を持つ破損燃料の分散の駆動力となる FP ガス圧力の効果を無視する。
- 2) ナトリウムボイド反応度：炉心の核設計においては 30% の不確かさを考慮している。ナトリウムボイド反応度は、炉心の極一部の領域を除いておおむね負である。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、正の領域では 1.3 倍に、負の領域では 0.7 倍に設定する。
- 3) ドップラ反応度：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される不確かさは 30% である。ドップラ反応度係数は負であるが、起因過程のドップラ反応度は正となるため、評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、1.3 倍に設定する。
- 4) 燃料の軸伸び：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される燃料密度反応度の不確かさは 30% である。起因過程の事故シーケンスでは燃料は収縮し反応度変化が正となる。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、1.3 倍に設定する。

これらの解析条件等の間には物理的相関はなく、互いに独立であると考えられ、それぞれ保守的に設定した不確かさを重ね合わせることは過度に保守的な想定となる。そこで、感度解析においては、保守的な条件の重畳は行わず、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」に対してそれぞれの不確かさの影響を評価する。

起因過程に関する感度解析の結果、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度に関しては、どの不確かさを考慮したとしても、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」と同様に臨界 (0.0\$) を超えることはない。すなわち、不確かさの影響を考慮したとしても、起因過程は、出力及び燃料温度が低い状態で推移し、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する。事象の推移と損傷集合体の数に最も大きな影響が生じたケースは、2) のナトリウムボイド反応度の不確かさを保守的に考慮したケースであ

る。基本ケースに比べて過渡開始直後から反応度の減少が若干緩やかになり、沸騰開始時刻や燃料崩壊時刻が早くなっている。このことによって事象進展が速くなり、基本ケースに比べて沸騰及び損傷に至る集合体数が増加した。しかしながら、損傷集合体の数は基本ケースの4集合体から7集合体に増加しているが、そのうちの5集合体は被覆管の溶融に至っただけであり、炉心全体の燃料分布は基本ケースと大きく変わらず、遷移過程の事象推移に大きな影響を与えることはない。なお、2)のナトリウムボイド反応度ケースでは沸騰開始、燃料崩壊開始、ラップ管溶融の各時刻が基本ケースから約10%から約17%早くなったのに対して、1)FPガスの保持量、3)ドップラ反応度、4)燃料の軸伸び、の不確かさの影響を確認するケースでは変化しないか最大でも約3%以下の変化にとどまり、また損傷集合体の数も基本ケースと変わらず2集合体のままである。

ii. 遷移過程の不確かさの影響評価

遷移過程の不確かさの影響について、評価項目のうち、「(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。」に影響を及ぼす不確かさは、遷移過程の事象推移の幅広い不確かさの範囲を含める形で再配置・冷却過程の解析を行う。他方、評価項目の「(3) 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器（床上）に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。」の具体的な評価項目のうち、「① 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。」に影響を及ぼす重要なパラメータである即発臨界超過に伴う放出エネルギー及び炉心平均燃料温度の計算において、大きなエネルギー放出を伴う反応度の急速な挿入を引き起こすメカニズムは、溶融燃料の大規模な燃料凝集である。「i)基本ケース ii. 遷移過程の解析」において、このような大規模な燃料凝集が起こったのは、遷移過程の開始後約60秒で炉心の損傷が広範囲に進展した段階であった。遷移過程の初期条件は、起因過程の解析結果をできるだけ厳密に接続していること、炉心の損傷が広範囲に進展するまでの間の事象推移は極めて緩慢で大きな反応度の変動がないことなどから、ここでは、遷移過程の後期の段階で大規模な燃料移動に影響を及ぼす条件又は解析上の想定における不確かさを考慮する。

ここでは、「4.3.3.1 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」における結果を考慮して、炉心中心への溶融燃料の凝集移動に対する感度解析を行い、その影響を評価する。

本解析は、S I M M E R - IIIにより解析する。S I M M E R - IIIにおける解析体系は、「4.3.3.1 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」に同じである。制御棒、後備炉停止制御棒及びB型・C型照射燃料集合体は、「i)基本ケース ii. 遷移過程の解析」と同様に炉心での同じ列に装荷された集合体の平均出力に最も近い集合体に置き換える。解析における反応度、出力及び炉心平均燃料温度履歴を第4.3.3.3.13図から第4.3.3.3.15図に示す。2次元円筒体系では、物質の移動が鉛直・径方向のみに束縛されるため、径方向外側から軸中心に向かう燃料集中が3次元解析に比べて強くなる。外側炉心燃料も含めた大規模な炉心中心に向かう燃料凝集が発生することによ

って反応度が即発臨界を超過し、極めて厳しい熱エネルギーの放出があり、炉心平均燃料温度の最大値は約 5, 130°Cである。機械的応答過程の不確かさの影響評価の解析において機械的エネルギーの発生を計算する際には、初期条件の不確かさを考慮してこの解析結果を用いる。

iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価

再配置・冷却過程の不確かさの影響について、評価項目の「(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。」に影響を及ぼす不確かさは、再配置した損傷炉心物質の量の不確かさの影響が最も重要となる。そこで、不確かさ幅を十分に上回る損傷炉心物質の量をそれぞれの再配置場所に対して設定し、冷却性を評価する。

下部プレナムへの損傷炉心物質の流出量は、流出タイミングに依存する。炉心領域から熔融した残留炉心物質が LGT を通じて下部プレナムに移行しないと想定した場合は、崩壊熱と炉心周辺構造への熱損失のバランスによって炉心領域で熔融し得る燃料の量は炉心インベントリの約 70%となる。この状態で、熔融した残留炉心物質が LGT を通じて下部プレナムに移行する場合を下部プレナムのデブリベッドの冷却に対する保守的な上限とする。また、残留炉心物質の冷却に対しては、保守的な損傷炉心物質の量として、炉心インベントリの 80% (残り 20%は炉心周囲の集合体ラップ管間ギャップに移行・固化) が炉心領域に残存するものとする。

① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却

原子炉容器底部に形成される初期燃料インベントリが約 70%の炉心物質からなるデブリベッドの冷却をデブリベッド熱計算モジュールで解析する。デブリベッドの性状については、「i) 基本ケース iii. 再配置・冷却過程の解析」と同じとする。原子炉容器底部にデブリベッドが形成される時刻は、「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」の終状態における残留炉心物質のうち、初期燃料インベントリの約 70%の炉心物質が再熔融する時刻 (事象発生から約 1, 200 秒後) とする。

解析結果を第 4. 3. 3. 3. 16 図に示す。

デブリベッド最高温度は、事象発生から約 1, 800 秒後に約 720°Cまで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。ここで、デブリベッドにより高温条件となる原子炉容器底部の鏡板において、原子炉容器の自重、ナトリウム重量及びデブリベッド重量により発生する応力は約 2. 8MPa (1 次応力) であり、SUS304 について 900°Cを超える温度条件で得られているクリープ試験結果に対して十分に小さくクリープ破断は発生しない。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器底部に堆積したデブリベッドは周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって安定に冷却される。したがって、原子炉容器底部の鏡板がクリープ破損し、炉心熔融物質等が原子炉容器外に流出することはない。なお、デブリベッドの厚み、粒子径、空隙率の設定によって熱容量や等価熱伝導率が変わるため、実験での粒子径や空隙率に係るデータのばらつき、デブリベッドが不均一に堆積した場合の影響を考慮しても、この結論

は変わらない。

② 残留炉心物質の冷却

炉心領域に残留した損傷炉心物質の量が炉心インベントリの 80%となる場合について、伝熱計算モデルにより残留炉心物質内部の温度変化と残留炉心物質とその周囲の構造物との境界温度が構造物の融点であるとして残留炉心物質から周囲の構造物への熱移行を解析する。また、FLUENTを用いて、炉心バレル構造物内の内側及び外側反射体、遮へい集合体及びラップ管間ギャップ部を流れるナトリウムによる残留炉心物質及びギャップ閉塞部の除熱挙動を解析する。

解析結果を第 4.3.3.3.17 図及び第 4.3.3.3.18 図に示す。

伝熱計算モデルの解析より事象発生から約 580 秒後に燃料が再溶融し始め、残留炉心物質の最高温度は約 2,890°Cまで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。残留炉心物質の内部がスチールの蒸気圧が発生する様な高温となることはなく、周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって長期的に安定に冷却される。

また、FLUENTの解析より残留炉心物質の下面温度は、残留炉心物質の形成後から発熱条件の時間変化に従って上昇し、事象発生から約 3,400 秒後に約 850°Cであり、その後はなだらかに低下する。このとき炉心下部において、集合体ラップ管間ギャップのナトリウムは、炉心外側に位置する内側及び外側反射体、遮へい集合体内部を流れる低温ナトリウムによってラップ管を介して冷却され、ギャップ部のナトリウムに低温の炉心外側と高温の残留炉心物質周辺との間で循環流が形成される。この循環流によって低温のナトリウムが残留炉心物質の周辺に輸送され、残留炉心物質の下面が冷却される。残留炉心物質側面は、集合体ラップ管間ギャップと内側反射体内を流れるナトリウムによって冷却される。残留炉心物質側面の最高温度は約 900°Cであり、残留炉心物質に接する内側反射体の内部を流れるナトリウムの最高温度は約 720°Cである。なお、原子炉容器の最高温度は上部プレナムの上端部で約 490°Cであり、原子炉容器近傍の冷却材温度が過大とならず、原子炉冷却材バウンダリである原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器内の冷却材温度が過大になることはなく、崩壊熱の減衰とともに単調に低下し、原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはない。

iv. 機械的応答過程の不確かさの影響評価

有効性評価における不確かさについて、評価項目の「(3) 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器(床上)に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。」の具体的な評価項目「② 格納容器(床上)へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できること。」に対しては、機械的エネルギー発生における重要現象の不確かさの影響を確認する解析を実施した。不確かさの影響を確認した重要現象は、燃料からスチールへの熱移行、炉心上部構造への熱及び圧力損失、蒸気泡の成長、及び遷移過程の不確かさである。この結果、初期条件としての放出熱エネルギーの

大きさが最も大きな影響を持つ。このため、遷移過程の不確かさの影響評価の解析から最も大きな熱エネルギー放出があったケースの結果に基づいて機械的エネルギーを解析する。このケースにおける炉心平均燃料温度及び炉心平均スチール温度の最大値はそれぞれ約 5, 130°C 及び約 2, 310°C である。

上述の不確かさの影響を考慮した解析の結果、得られた機械的エネルギーの最大値は約 3.4MJ である。圧力源の最大膨張時におけるカバーガス領域の体積は初期の 8%程度である。原子炉容器の構造応答解析の結果、第 4.3.3.3.19 図に示すように、原子炉容器内圧力上昇に伴う水平方向の機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は約 0.8% であり、許容限界 10% を超えない。すなわち、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。なお、安全容器側面及び底面に作用を及ぼさない。

第 4.3.3.3.20 図に回転プラグの動的応答に関する解析結果を示す。回転プラグは 1 秒未満の極短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮上がりに必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に落下・着座する。この間、ナトリウムは、回転プラグの間隙に流入するが格納容器（床上）まで到達せず、原子炉容器内から格納容器（床上）へのナトリウムの噴出は生じない。各回転プラグ固定ボルトのひずみは、最大で約 0.6% であり、破断伸び 15% より十分小さく、固定ボルトの健全性は損なわれない。

以上より、最も大きな不確かさ要因である放出熱エネルギーの不確かさの影響を考慮したとしても、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。また、機械的負荷により回転プラグは、短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、固定ボルトの健全性は損なわれず、一時的に形成される回転プラグ間隙の間隙を通じてのナトリウムの格納容器（床上）への噴出は生じない。

以上 i. から iv. より、1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.3.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	①原子炉トリップ信号「1次冷却材流量低」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「1次冷却材流量低」 ③核計装(線形出力系)
事故発生の判断	・「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信を確認し、発信に失敗している場合は事故発生と判断する。	—	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「1次冷却材流量低」
代替トリップ信号発信	—	—	—	①代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・「1次主循環ポンプトリップ」による原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 ③核計装(線形出力系)
後備炉停止系スクラム(自動停止)確認	・「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)について、後備炉停止系スクラムの動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①後備炉停止制御棒 ②後備炉停止制御棒駆動系	—	①後備炉停止系用論理回路 ②代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 ③核計装(線形出力系)
原子炉自動停止失敗の判断	・原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認し、自動停止の成否を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	①制御棒 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 ④後備炉停止制御棒駆動系	—	①核計装(線形出力系)

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第 4.3.3.3.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	・ 1次主冷却系（ボニーモータ低速運転）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。	① 1次主冷却系 ② 2次主冷却系	—	①原子炉出入口冷却材温度、1次主冷却系冷却材流量、主冷却器出口冷却材温度、2次主冷却系冷却材流量
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内に放射性物質を閉じ込め、貯留	・ 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。	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。）	—	①原子炉カバーガス圧力 ②燃料破損検出系
格納容器アイソレーション確認	・ 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。	①格納容器 ②格納容器バウンダリに属する配管・弁	—	①原子炉保護系（アイソレーション） ②アイソレーション信号「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」

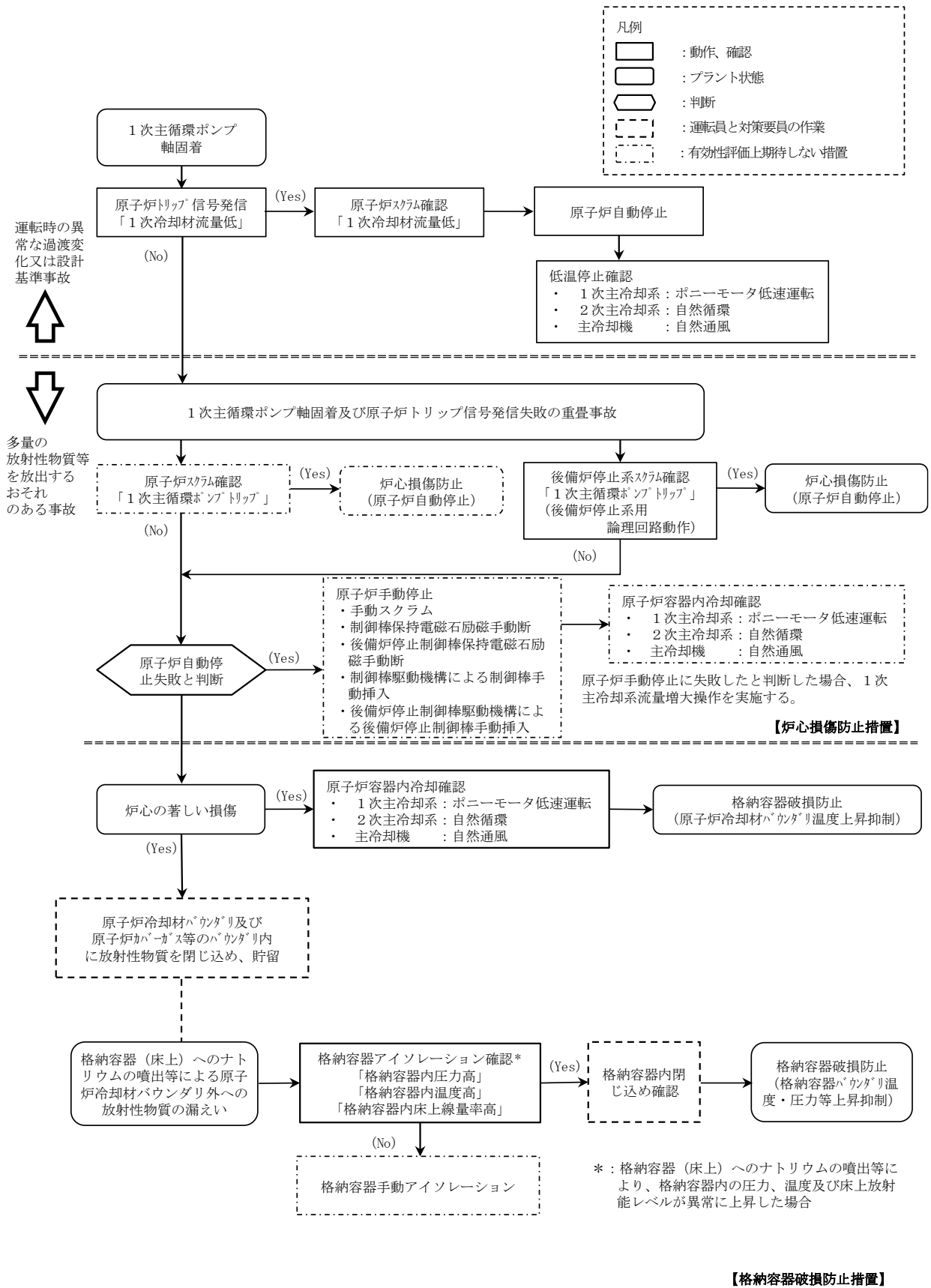
下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

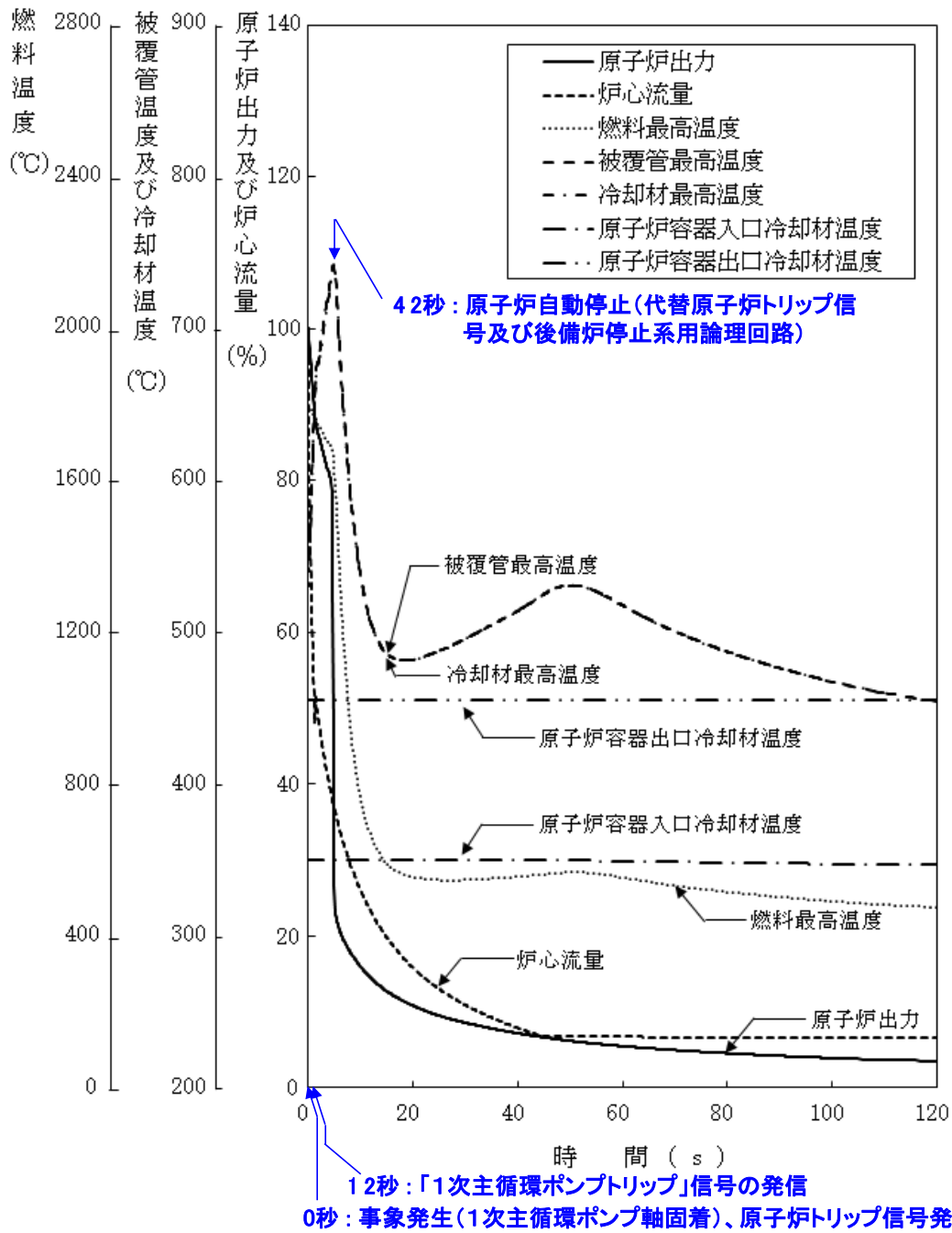
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考		
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180
			▽異常事象発生(1次主循環ポンプ軸固着) ▽事故発生(「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断														
	当直長	・運転操作指揮	[Timeline bar from 0 to 60]														
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生判断	[Timeline bar from 0 to 5]														
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	・炉心損傷防止措置は、運転員の操作を介在しなくても、自動的に機能し、原子炉は自動停止するよう設計している。このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、原子炉停止の確認及び停止後の除熱の監視となる。														
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Timeline bar from 0 to 5]														
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Timeline bar from 0 to 5]														
自主対策	運転員B、C	2 ・1次主冷却系流量増大	[Timeline bar from 0 to 15]														

第4.3.3.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

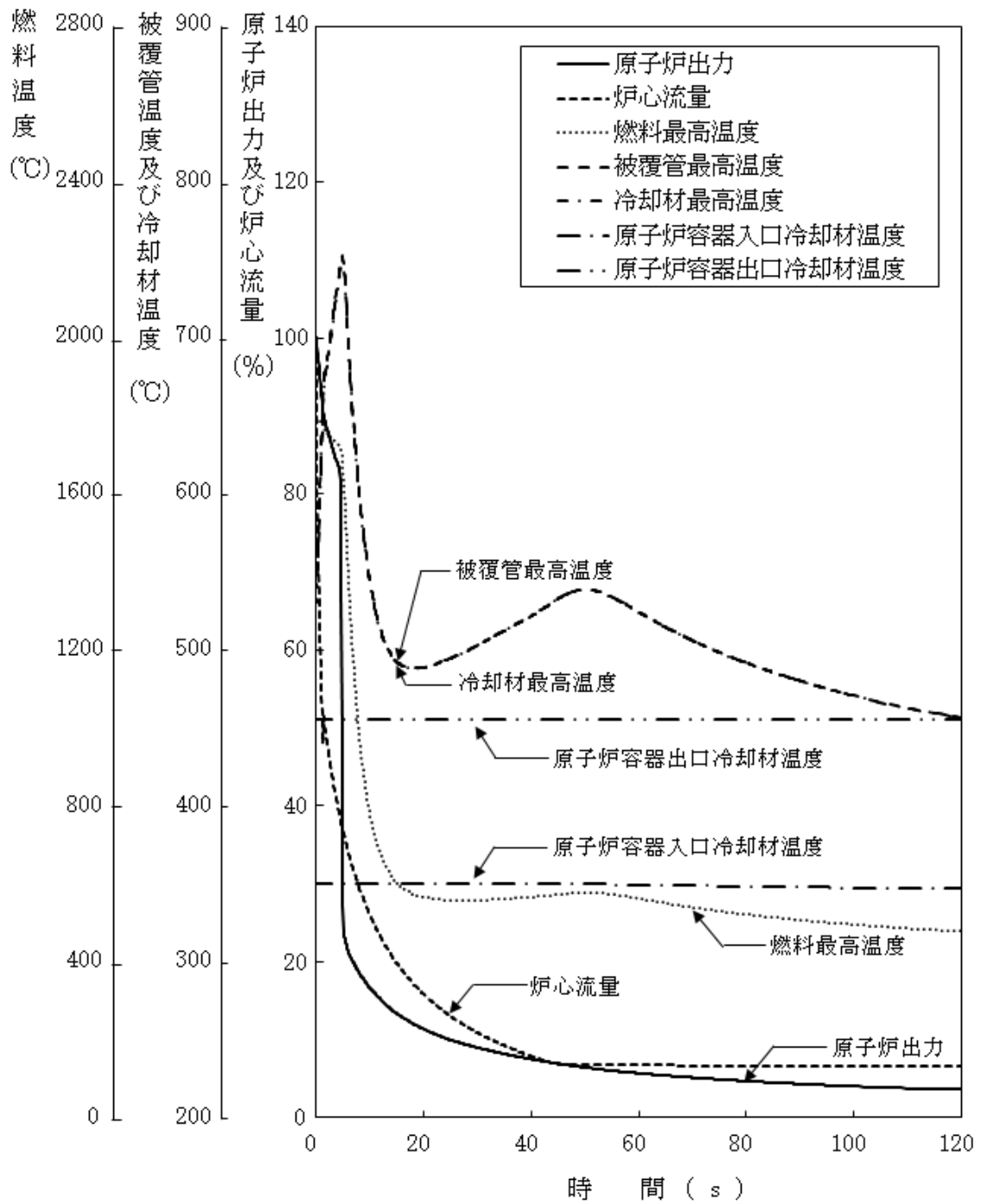
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考		
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180
			▽異常事象発生(1次主循環ポンプ軸固着) ▽事故発生(「1次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断														
	当直長	・運転操作指揮	[Timeline bar from 0 to 60]														
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Timeline bar from 0 to 5]														
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認	[Timeline bar from 0 to 60]														
	運転員D	1 ・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内に放射性物質を閉じ込め、貯留	[Timeline bar from 0 to 60]														
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション	・格納容器アイソレーションは、運転員の操作を介在しなくても、自動的に機能するよう設計している。このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、隔離状態の確認及び監視となる。 ・格納容器隔離に失敗したと判断した場合、手動アイソレーション操作を開始する。操作実施後は、放射性物質の閉じ込め、貯留状態の監視を継続する。														



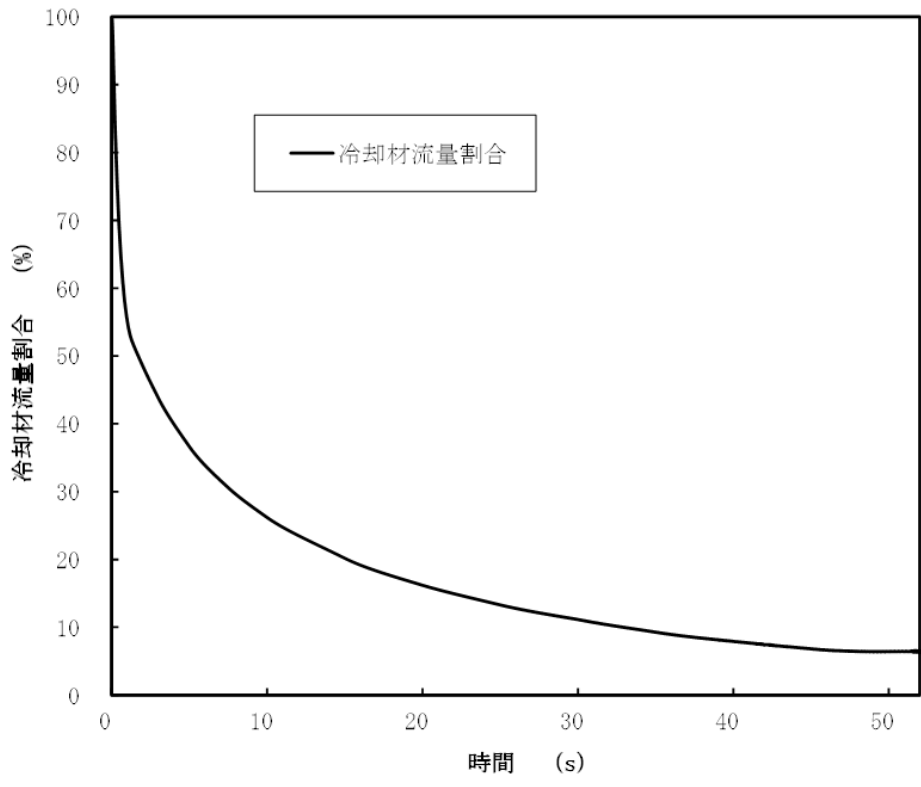
第 4. 3. 3. 3. 1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



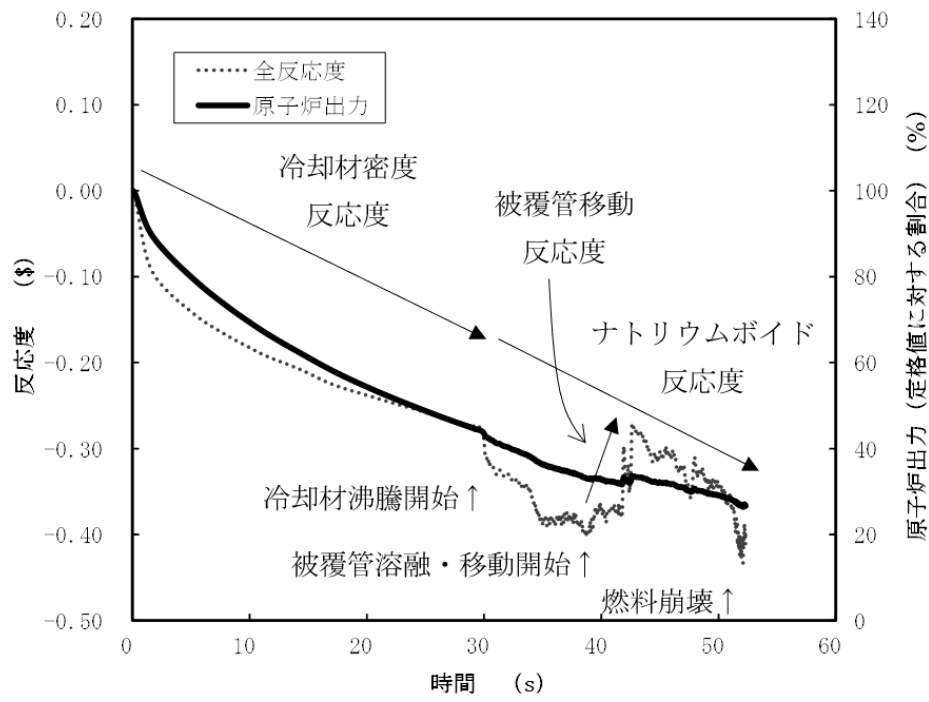
第 4.3.3.3.2 図 1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (炉心損傷防止措置：代替トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



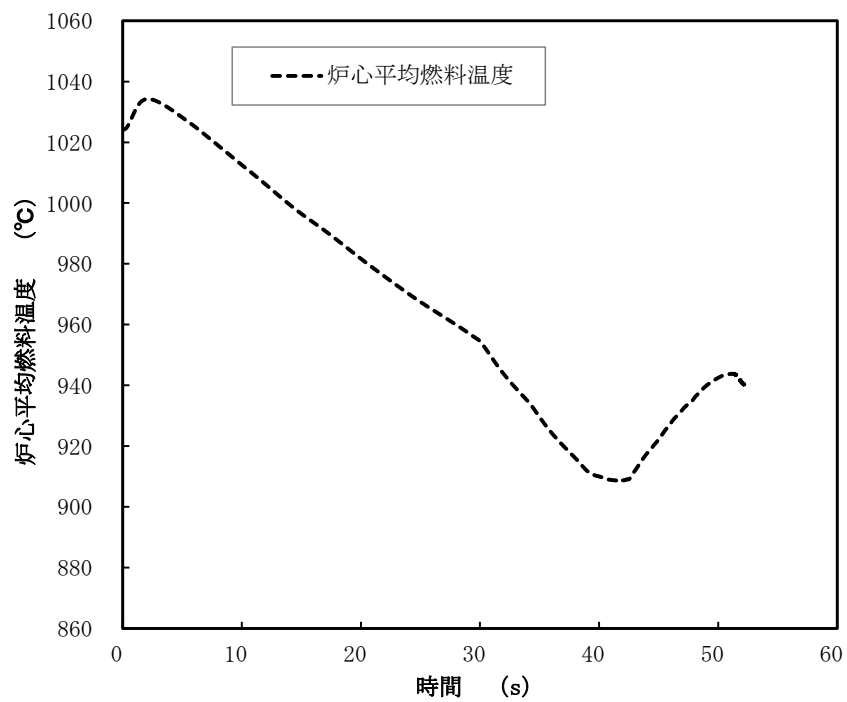
第 4.3.3.3.3 図 1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
(不確かさの影響評価)



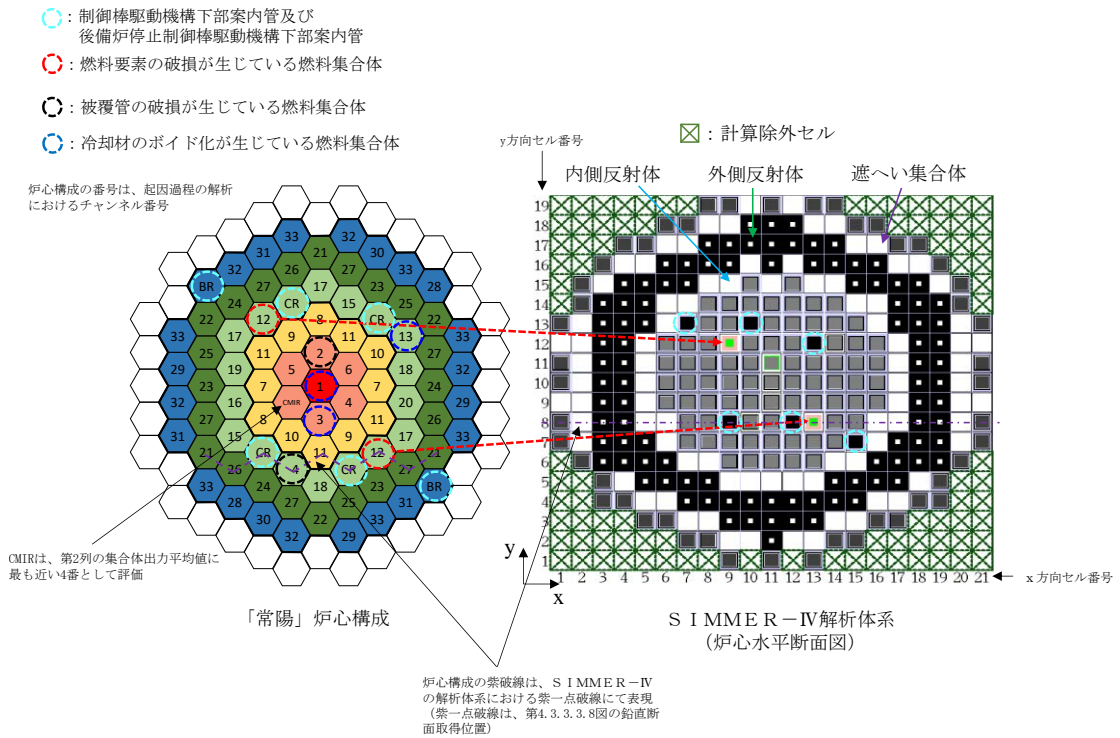
第 4. 3. 3. 3. 4 図 1 次主循環ポンプの軸固着時の冷却材流量の推移



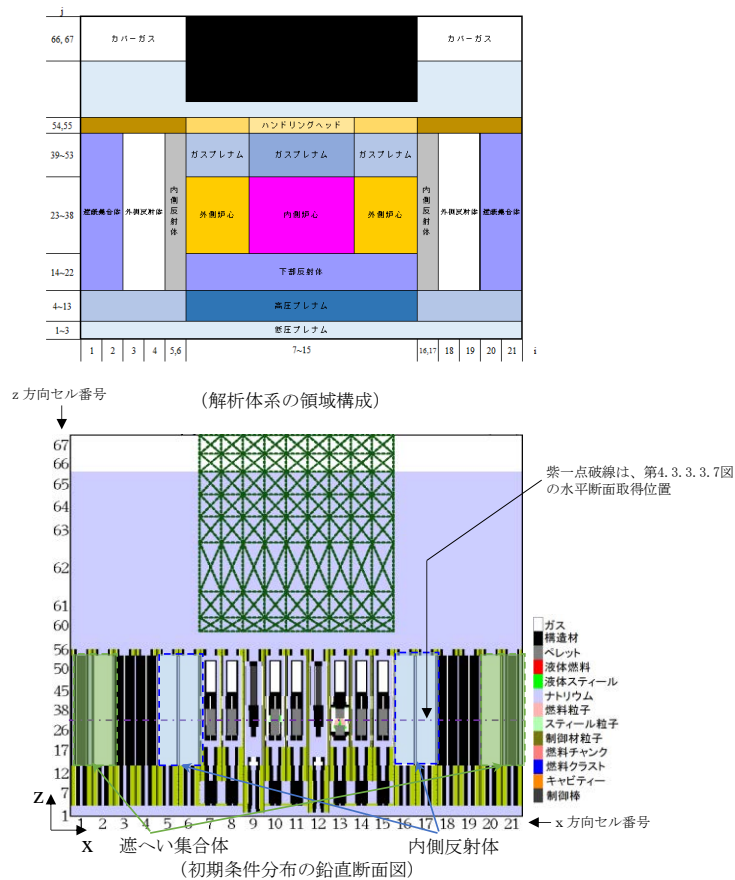
第 4. 3. 3. 3. 5 図 起因過程における出力及び反応度履歴



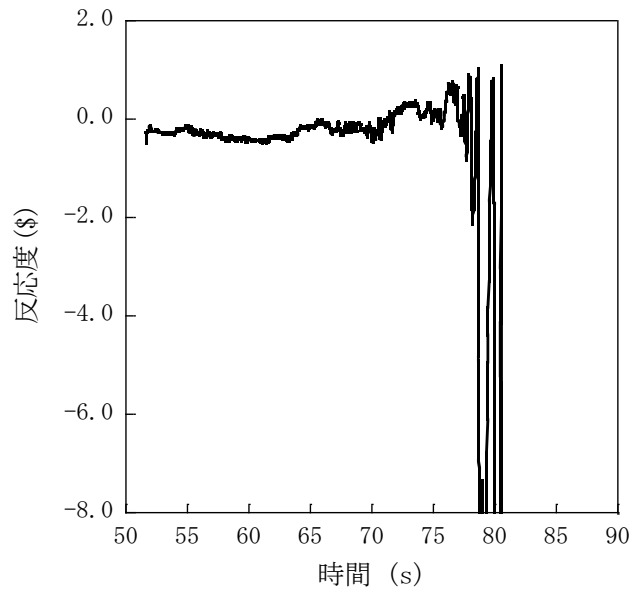
第 4.3.3.3.6 図 起因過程における炉心平均燃料温度履歴



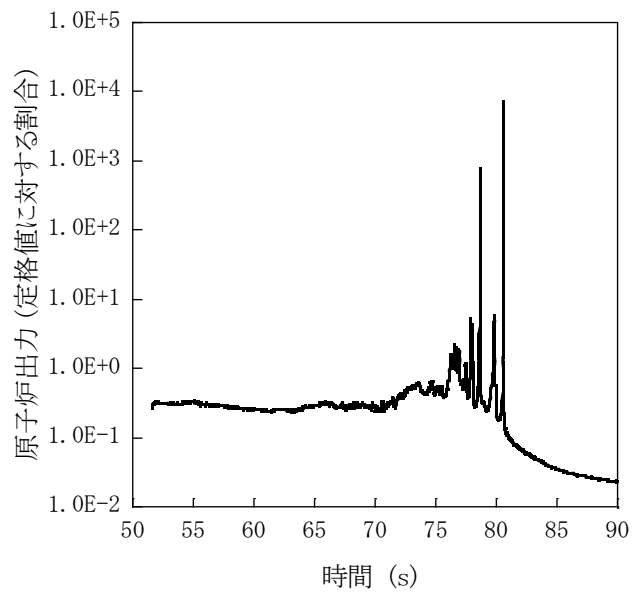
第 4.3.3.3.7 図 S I M M E R - IVにおける解析体系 (遷移過程の解析)



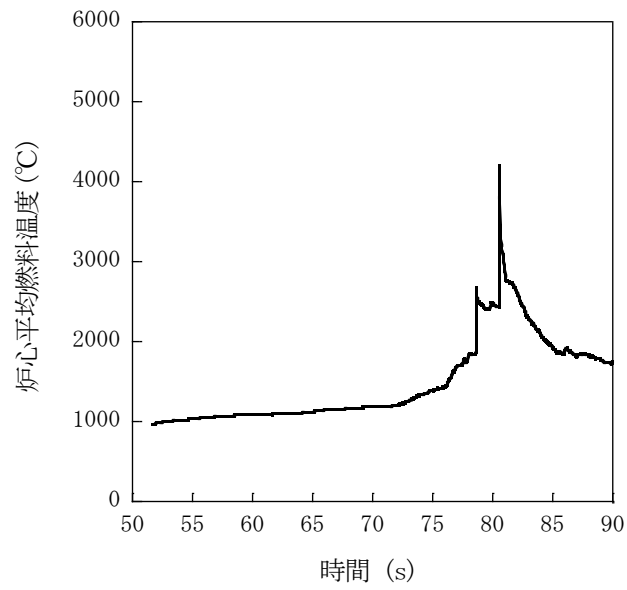
第 4.3.3.3.8 図 S I M M E R - IVにおける初期物質分布



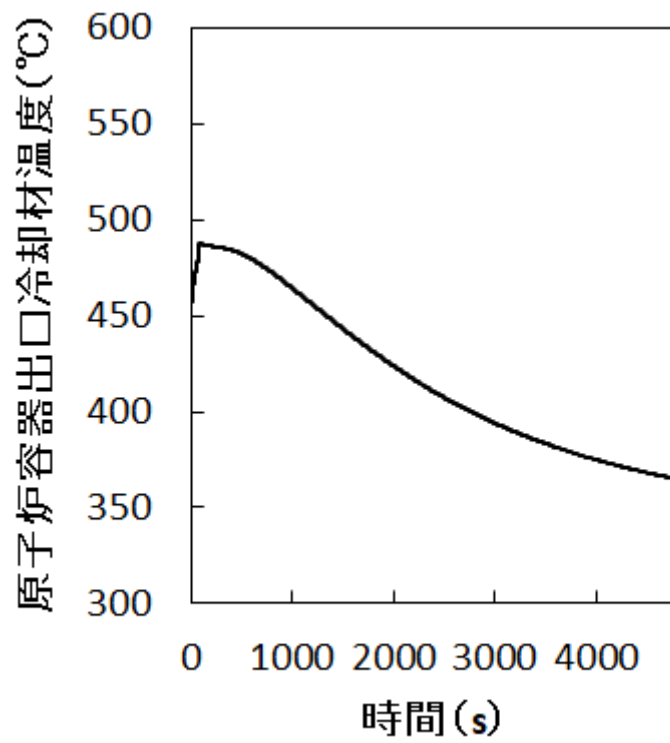
第 4.3.3.3.9 図 遷移過程における反応度履歴



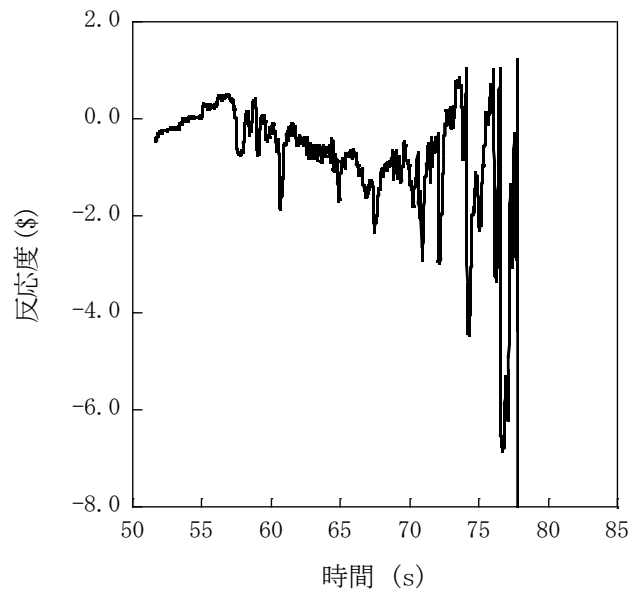
第 4.3.3.3.10 図 遷移過程における出力履歴



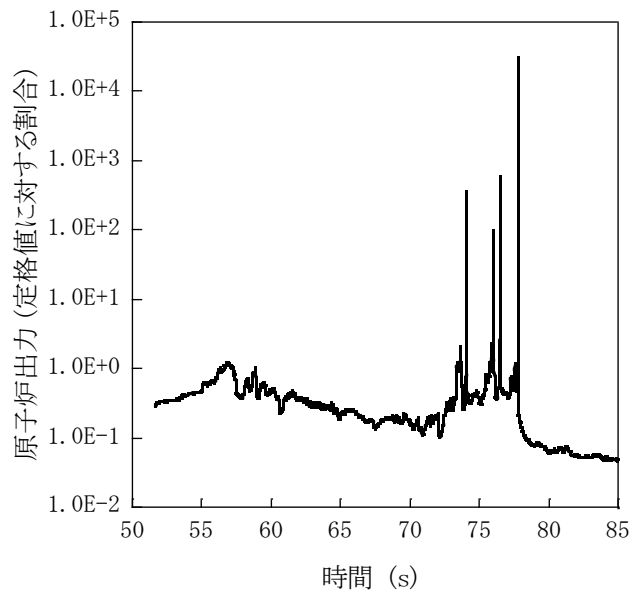
第 4. 3. 3. 3. 11 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴



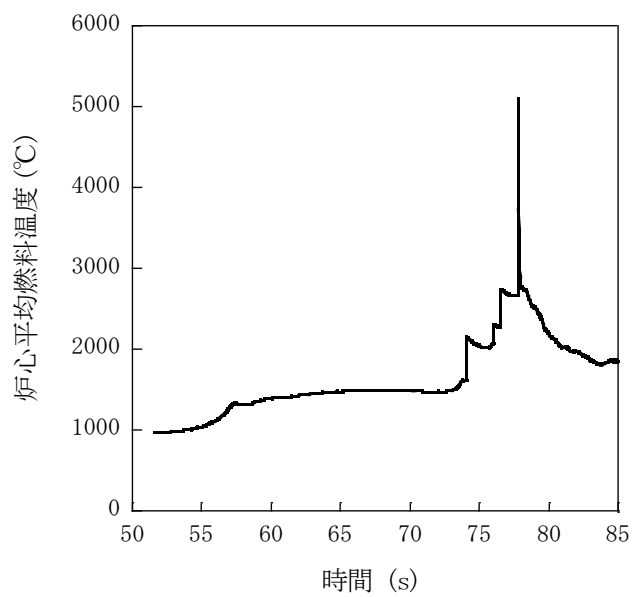
第 4. 3. 3. 3. 12 図 原子炉容器出口冷却材温度履歴



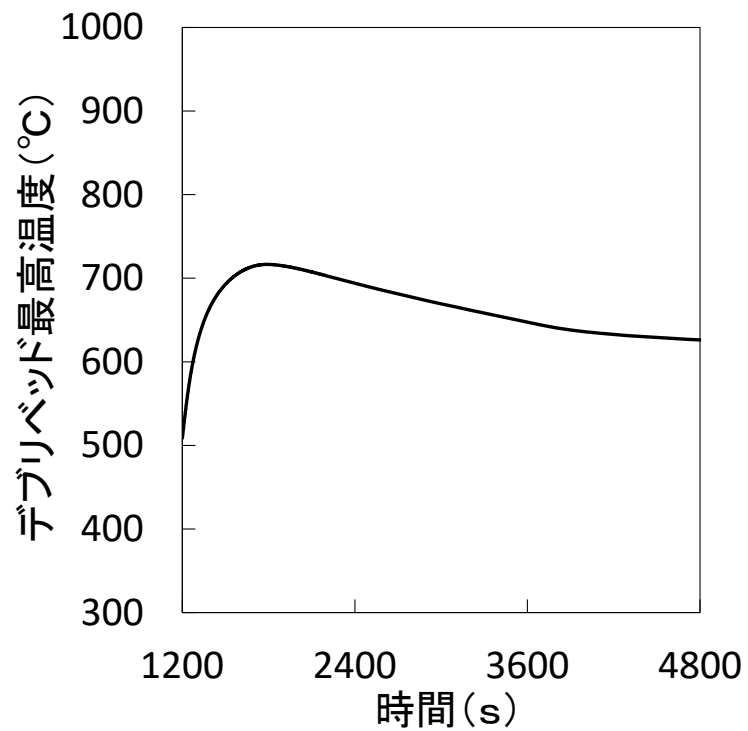
第 4.3.3.3.13 図 遷移過程の不確かさの影響評価における反応度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



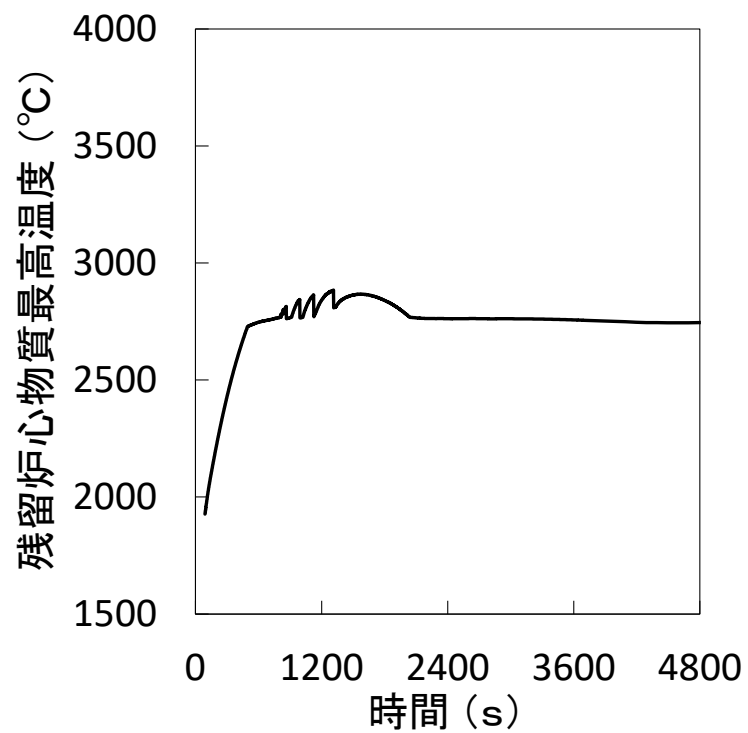
第 4.3.3.3.14 図 遷移過程の不確かさの影響評価における出力履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



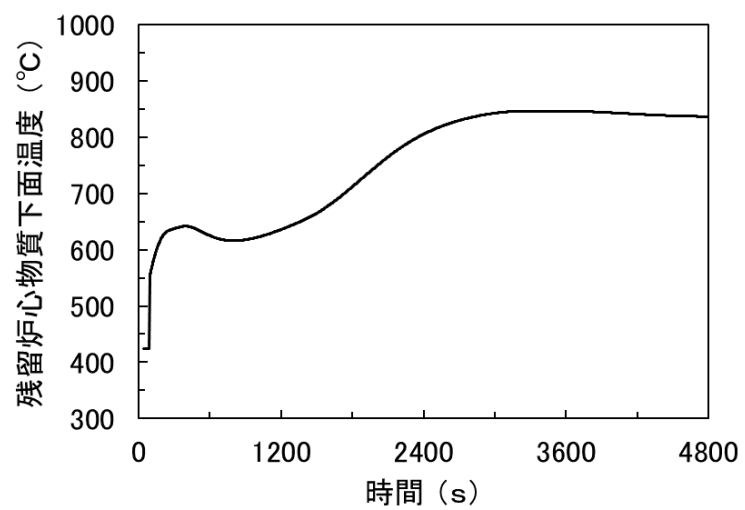
第 4.3.3.3.15 図 遷移過程の不確かさの影響評価における炉心平均燃料温度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



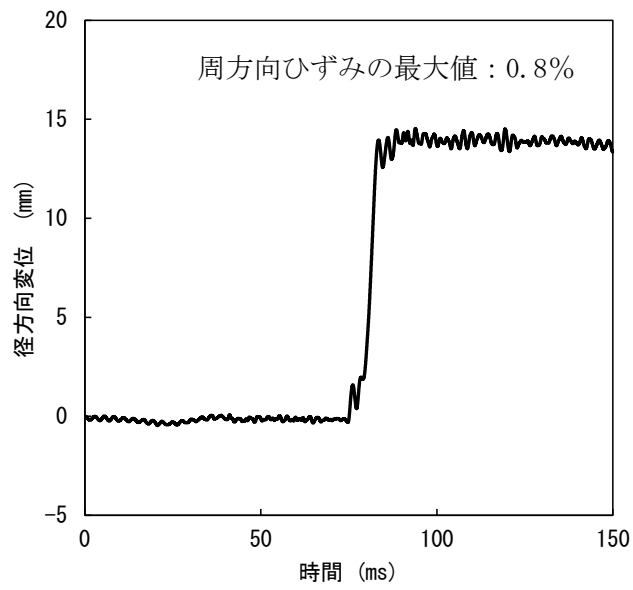
第 4. 3. 3. 3. 16 図 デブリベッド最高温度の履歴



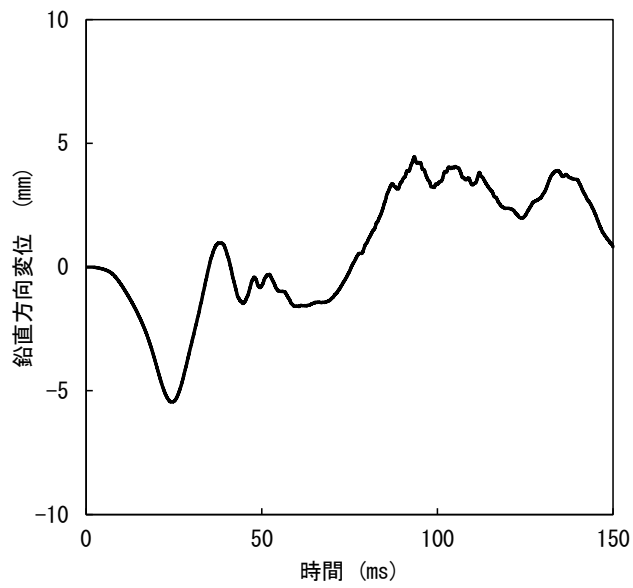
第 4. 3. 3. 3. 17 図 残留炉心物質最高温度の履歴



第 4. 3. 3. 3. 18 図 残留炉心物質下面の最高温度の履歴

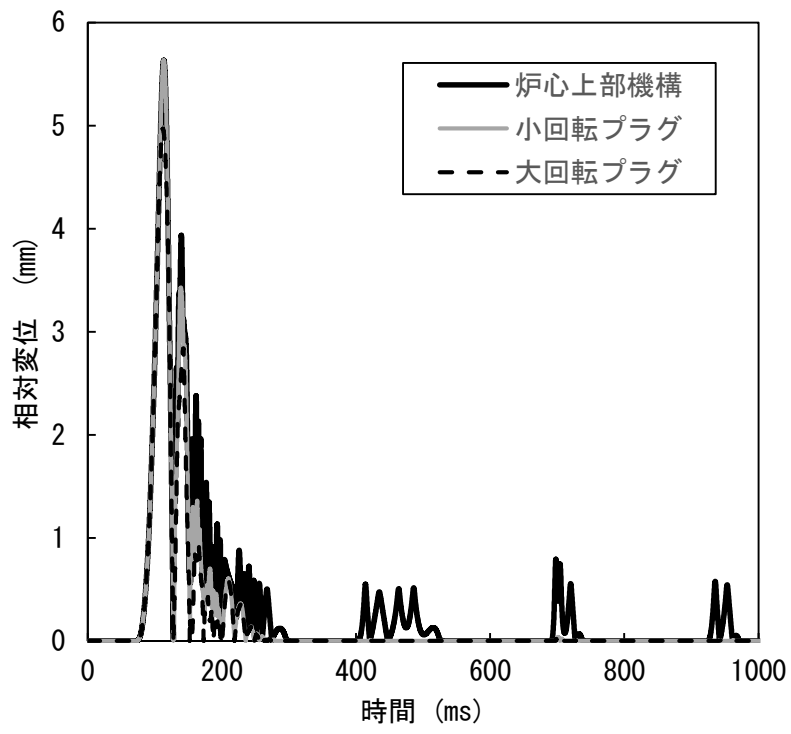


(A) 径方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の径方向変位



(B) 鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の鉛直方向変位

第 4.3.3.3.19 図 径方向及び鉛直方向変位が最大となる箇所における原子炉容器の変位の履歴



第 4. 3. 3. 3. 20 図 回転プラグの動的応答の解析結果

4.3.3.4 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

(1) 事故の原因及び説明

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は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で制御棒の連続的な引抜きが生じ、原子炉の出力が上昇した状態で、「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

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では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力上昇時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

出力流量比の高い集合体において燃料が破損し、さらに炉心が損傷を開始するまでの時間は数十秒であることから、炉心の著しい損傷を防止する措置として、この時間内に原子炉を自動で停止する措置を講じる。また、炉心の著しい損傷に至った場合、損傷炉心物質の冷却及び機械的エネルギーの影響緩和が必要であることから、自動で作動する格納容器破損防止措置を講じる。

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では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力の過度な上昇を防止するため、制御棒の連続的な引抜きを阻止する制御棒連続引抜き阻止インターロックを整備するとともに、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止する。

さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。

なお、原子炉の停止後は、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により崩壊熱の除去を行う。

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では、炉心損傷防止措置（制御棒連続引抜き阻止インターロック）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1次主冷却系における強制循環（長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の強制循環（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）により、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。

また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。

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における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.4.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「中性子束高（出力領域）」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

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において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 制御棒連続引抜き阻止インターロック及び代替原子炉トリップ信号として「原子炉出口冷却材温度高」を整備することにより「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合に、原子炉の出力が過度に上昇することを防止する。
- b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。なお、当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記の a. ～ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

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において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における強制循環（長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の強制循環（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 回転プラグ及びその固定ボルトを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により、即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムの影響を緩和する。
- c. 燃料が破損したと推定される場合は、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内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。
- d. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学

的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 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により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

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における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.4.1 表及び第 4.3.3.4.2 表に示す。これらの設備等は、「添付書類 8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

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における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.4.3 表及び第 4.3.3.4.4 表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は 2 名、格納容器破損防止措置に必要な要員は 6 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コード S u p e r - C O P D により解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1 次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²C とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類 10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が最大速度で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は 3.0¢/s とする。
- 5) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。

- 6) 制御棒連続引抜き阻止インターロックにより、4 秒で制御棒の連続的な引抜きの停止に成功するものとする。
- 7) 原子炉の自動停止は「原子炉出口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は 464℃、応答時間は 3.4 秒とする。
- 8) 応答時間を長くし、かつ、負の反応度の挿入量を小さくすることにより、炉心温度の上昇を高め評価するため、原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を 1.4% Δ k/k とする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値 90%挿入までの時間を 0.8 秒とする。
- 9) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 10) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.4.2 図に示す。

制御棒が連続的に引き抜かれることにより、正の反応度が投入され、原子炉出力は約 1.8 秒で「中性子束高（出力領域）」の設定値である 105%に到達するが、原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉出力は引き続き上昇する。その後、制御棒連続引抜き阻止インターロックにより、引抜き開始 4 秒後に引抜きが停止し、正の反応度の投入が止まるとともに、原子炉出力の上昇に伴う燃料温度、被覆管温度及び炉心冷却材温度の上昇による反応度フィードバックにより、原子炉出力は緩やかに変動する。その間、原子炉容器出口冷却材温度は、炉心冷却材温度の上昇から遅れて緩やかに上昇し、時刻約 104 秒で「原子炉出口冷却材温度高」の設定値である 464℃に到達し、代替原子炉トリップ信号が発せられ、時刻約 107 秒で後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入を開始する。また、原子炉スクラム信号の発信により、両ループの 1 次主循環ポンプの主電動機及び 2 次主循環ポンプがトリップし、1 次主冷却系は 1 次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれ、2 次主冷却系は自然循環に移行する。2 次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、炉心流量と原子炉出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出口冷却材温度は、原子炉の自動停止後も緩やかに上昇を続けるが、炉心温度の低下に伴い、それに遅れて緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、後備炉停止制御棒の挿入開始時に出現し、それぞれ約 1,970℃、約 570℃及び約 560℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材の最高温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止から遅れて出現し約 470℃であり、評価項目を満足する。

以上より、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を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる反応度添加率、反応度係数及び代替原子炉トリップ信号である「原子炉出口冷却材温度高」の設定値の不確かさに関する感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。

なお、各解析条件に係るパラメータが互いに独立な場合、その不確かさに相関はないため、有効性評価においては、原則としてパラメータごとに感度解析を行って不確かさの影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却能力に優れ、小型で負の反応度フィードバック特性を有するなどの高い固有の安全性を有しており、解析条件に係るパラメータの不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても大きな余裕があるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

反応度添加率は、反応度挿入曲線の傾きが最大となる制御棒位置を想定するとともに制御棒引抜きに伴う傾きの減少を無視し、さらに、実効遅発中性子割合の不確かさ等の安全余裕を考慮した $4.2\phi/s$ とする。代替原子炉トリップ信号である「原子炉出口冷却材温度高」の設定値は、設定の誤差範囲 $+10^{\circ}\text{C}$ を考慮し、 474°C とする。反応度係数の不確かさ幅は、炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数： $\pm 20\%$ 、炉心支持板温度係数以外： $\pm 30\%$ ）を考慮し、それぞれ以下のとおり設定する。

- ドップラ係数 : 燃料温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 燃料温度係数 : ドップラ係数と同様に、絶対値が最小の負の値を使用する。
- 被覆管温度係数 : 被覆管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 冷却材温度係数 : 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- ラッパ管温度係数 : ラッパ管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 炉心支持板温度係数 : 原子炉容器入口冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

解析結果を第 4.3.3.4.3 図に示す。

反応度添加率が大きくなり、負の反応度フィードバックが小さくなったことにより、原

子炉出力の上昇が「i) 基本ケース」の解析に比べて大きくなった。これにより、炉心温度の上昇が大きくなり、それに伴い原子炉容器出口冷却材温度の上昇も大きくなったが、代替原子炉トリップ信号である「原子炉出口冷却材温度高」の設定値を 10℃高く設定したことにより、設定値への到達は「i) 基本ケース」の解析に比べて約 13 秒遅く、時刻約 117 秒となった。その結果、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と比べ、それぞれ約 160℃、約 20℃及び約 20℃高く、約 2,130℃、約 590℃及び約 580℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と比べ約 10℃高く約 480℃であり、評価項目を満足する。

以上より、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を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

i) 基本ケース

i. 起因過程の解析

事故の開始から炉心燃料が溶融してラップ管が破損するまでの初期の過程を起因過程と呼び、計算コード SAS 4 A により解析する。

a. 解析条件

解析体系は、「4.3.3.1 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」に同じである。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 炉心領域の全集合体を 33 の SAS 4 A チャンネルで代表する。各チャンネルは、単一の燃料要素とこれに付随する冷却材流路及び構造材で代表する。SAS 4 A チャンネルの配置は、「4.3.3.1 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」に同じである。
- 2) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1 次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456℃、コールドレグ温度を 350℃、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 3) 最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が最大速度で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は、制御棒引抜き開始から 10 秒までは 3.0¢ / s、その後 115 秒で 0 となるように徐々に減少するものとする。反応度添加率を第 4.3.3.4.4 図に示す。
- 4) 何らかの理由により原子炉トリップ信号の発信に失敗するものとする。
- 5) ドップラ係数、燃料密度係数、冷却材密度係数（ナトリウムボイド反応度）及び構造材密度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 7) 炉心の燃焼状態は、標準平衡炉心の運転サイクル初期とする。
- 8) 照射燃料集合体は炉心燃料集合体と比べて内部構造が複雑であり燃料要素の形状や組成も異なるため、炉心燃料集合体と同様に忠実にモデル化することは合

理的ではない。また、その燃料装荷量は炉心燃料集合体に比べて少なく、仮に燃料損傷が発生したとしても事象推移に与える影響は小さい。このため、照射燃料集合体は炉心燃料集合体に置き換え、集合体の出力、冷却材流量及び反応度係数は、照射燃料集合体の値を用いることで、起因過程では損傷しない想定とする。

- 9) 燃料要素の照射挙動を扱う定常計算と、冷却材流量減少挙動等の過渡挙動を扱う過渡計算に分けて計算する。定常計算では、燃料要素の熱計算及び変形計算、各メッシュの出力に応じた FP ガスの生成量の計算や燃料中の FP ガスの保持量と温度に応じた放出量の計算を行い、炉心の燃焼状態を模擬する。過渡計算では、定常計算の結果を初期条件として各種過渡現象を模擬した計算を行う。
- 10) 炉内試験の結果より本原子炉施設のように高いスミア密度の燃料において、断面溶融割合が 20%程度以下では、燃料破損に至らないことが分かっている。一方、燃料の破損時の溶融割合が小さいほど燃料破損後の燃料分散による負の反応度効果が抑制されることを考慮し、保守的に断面溶融割合 20%で燃料は破損するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.4.5 図及び第 4.3.3.4.6 図に示す。

本評価事故シーケンスにおいては、制御棒の引抜きによる正の反応度投入によって原子炉出力が上昇するため、燃料要素の発熱が増加し冷却材温度が上昇する。また、原子炉出力の上昇により、燃料要素の温度も上昇する。冷却材の温度上昇に伴う負の冷却材密度反応度、燃料温度の上昇に伴う負の燃料密度反応度及びドブドラ反応度は、制御棒の引抜きによる正の反応度に比べて小さく全反応度が負になることはないため、原子炉出力は上昇を続ける。燃料温度は更に上昇を続け、燃料の中心部は溶融し、出力と燃焼度がともに高いチャンネル（第 4.3.3.1.5 図のチャンネル 1 と 4）で冷却材は未沸騰のまま燃料が破損に至る。燃料の一部が冷却材流路に放出され、冷却材の流れに運ばれて上部へ分散し、原子炉出力が低下する。その後、被覆管温度の上昇に伴う強度低下によって燃料は崩壊し、多くの燃料が冷却材流路に放出されるが、この燃料の上下への分散に伴う負の反応度効果と被覆管の上下への分散に伴う正の反応度効果とでは、燃料の分散による効果の方が大きく、原子炉出力は低下する。時刻約 31.6 秒でチャンネル 4 のラップ管の温度が融点まで上昇し、SAS 4 A の適用限界に達する。その約 30 秒間の起因過程の範囲において、炉心は出力と燃焼度がともに高い 2 チャンネル（炉心燃料集合体数：2）の損傷にとどまる。

起因過程において、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度変化は最大でも 0.2\$程度であり即発臨界 (1.0\$) を超えることはない。また、炉心損傷の範囲も限定的であり、有意なエネルギー放出はなく、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度は、起因過程の初期値の約 1,025°C から最大値の約 1,800°C まで上昇した後、原子炉出力の低下に伴い低下する。なお、内側炉心の軸方向中心領域に一部冷却材密度反応度及びボイド反応度が正となる領域があるが、その領域の反応度値はその上下の負となる領域の反応度値に比べて絶対値は小さく、

事象推移に与える影響は極めて小さい。

以上より、起因過程においては、制御棒の引抜き以外に有意な正の反応度効果はなく、反応度及び原子炉出力の上昇は緩慢で、部分的な炉心損傷の状態の後続の遷移過程に移行する。

ii. 遷移過程の解析

起因過程の後、ラップ管の溶融から炉心損傷が全炉心に拡大し、事象推移を経て事故が核的に収束するまでの過程を遷移過程と呼び、計算コード S I M M E R - I V により解析する。

a. 解析条件

S I M M E R - I V における解析体系を第 4.3.3.4.7 図に示す。また、本評価事故シナリオに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 起因過程の解析結果を初期状態とし、炉心物質の分布（質量、温度、速度及び圧力）及び原子炉の出力及び反応度をそのまま引き継ぐ。S I M M E R - I V における初期物質分布を第 4.3.3.4.8 図に示す。
- 2) 起因過程の解析結果を引き継ぐタイミングは、S A S 4 A の適用限界であるラップ管が破損する直前とする。
- 3) 低エンタルピーの液体燃料及び液体スティールについて、固体粒子の混在による流動抵抗の増加効果を考慮する。また、密度がほぼ等しい、液体燃料及び燃料粒子並びに液体スティール及びスティール粒子は、それぞれ同じ速度を持つものとする。ナトリウム、制御材及び蒸気相は、これらと独立の速度場を持つものとする。
- 4) 空間依存動特性における中性子束分布の計算には、3次元の輸送計算モデルを用いる。また、使用する核データは、核設計に用いられている高速炉用炉定数を 18 群エネルギー構造に縮約した核反応断面積セット（無限希釈断面積及び自己遮蔽因子テーブル）を用いる。
- 5) 原子炉容器内全体を 3次元直交座標（流体力学メッシュ：21×19×67）でモデル化し、鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化する。核計算メッシュは、流体力学メッシュの一部の燃料物質が存在する領域を対象とする。
- 6) 炉心下部の高圧プレナム部及び上部プレナム部の側面には、炉心流量を再現するための圧力境界条件を与える。各炉心燃料集合体の入口には、定格時の流量を再現できるようオリフィス圧力損失係数を与える。
- 7) B 型及び C 型照射燃料集合体は、同じ列に装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える。
- 8) 炉心からの燃料流出経路としては、LGT 及び径方向の反射体の集合体間ギャップを考慮する。
- 9) 被覆管が溶融した時点又は燃料ペレットが固相線温度に達した時点で燃料ペレットを直ちに破損させ、可動性のある燃料粒子とする。
- 10) 損傷燃料のスエリングは考慮せず製造時密度で沈降するものとする。

11) 最大の反応度値を持つ制御棒 1 本が最大速度で引き抜かれるものとし、それによる反応度添加率は、制御棒引き抜き開始から 10 秒までは $3.0 \phi / s$ 、その後 115 秒で 0 となるように徐々に減少するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.4.9 図から第 4.3.3.4.11 図に示す。

遷移過程の初期には、大半の燃料集合体は健全状態にある。一方、制御棒の引き抜きによる反応度の投入と損傷集合体において燃料が炉心下部へ凝集するため炉心の損傷領域の拡大は続くが、原子炉出力が低く健全集合体では定格時の冷却材流量があるため、炉心損傷の進展は極めて緩慢なものとなる。炉心での冷却材流量は、定格値の 100% であるものの、遷移過程開始から 20 秒まで（事象開始から 50 秒）に炉心燃料集合体の約 40% が破損する。その後、反応度と原子炉出力は低下し、炉心燃料の損傷が緩慢となる。炉心下部には再固化した燃料及びスチールによって閉塞が形成されてはいるが、ナトリウムは閉塞が不完全な部分から炉心へと流入する。流入するナトリウムが炉心下部の高温の損傷炉心物質と接触することで生じる蒸気圧によって炉心物質が分散され、炉心下部への大規模な堆積を妨げる。事象開始から約 60 秒に反応度が即発臨界を超過しているにもかかわらず大きなエネルギー放出に至ることはないが、出力の高い燃料集合体を中心に炉心の約 60% が損傷するに至る。約 70 秒の時点で炉心下部に損傷燃料が堆積しつつある。この燃料の堆積により約 70 秒で再び反応度が即発臨界を超過する。再度発生するナトリウム及びスチール蒸気圧によって燃料が炉心から流出し、その総計は約 30% である。この結果反応度は -30% を下回り、核的な事象推移は終息する。このときの炉心平均燃料温度の最大値は約 $2,820^{\circ}\text{C}$ である。

本評価事故シーケンスの遷移過程の事象推移においても反応度が即発臨界を超えているが、いずれも「4.3.3.1 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」に比べて大きなエネルギー放出を伴うものではない。その理由は、炉心冷却材流量が残っているために炉心損傷の進展が緩慢であること、損傷した集合体の炉心下部で冷却材蒸気圧力が頻繁に発生することで炉心物質を分散させるため、炉心下部での損傷燃料の堆積を妨げられるためである。

iii. 再配置・冷却過程の解析

本評価事故シーケンスでは、「4.3.3.1 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」よりも多くの 1 次冷却材流量が確保されることから、再配置・冷却過程の評価は、「4.3.3.1 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」の評価に包絡される。このため、再配置・冷却過程の評価は、「4.3.3.1 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」において実施する。

iv. 機械的応答過程及び格納容器応答過程の解析

本評価事故シーケンスで放出される熱エネルギーを代表するパラメータである炉心平均燃料温度の最大値は遷移過程解析において約 $2,820^{\circ}\text{C}$ であり、「4.3.3.1 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」の解析結果を下回り、機械的エネルギーの発生も同解析結果に包絡される。このため、機械的応答過程及び格納容器応答過

程に係る措置の有効性の評価は、「4.3.3.1 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」において実施する。

以上 i. から iv. より、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を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

i. 起因過程の不確かさの影響評価

起因過程の不確かさの影響について、計算コードのモデルに関する不確かさとして、FP ガスの保持量の不確かさの影響を評価する。また、解析条件に関する不確かさとして、制御棒の引抜き反応度、ナトリウムボイド反応度、ドップラ反応度、燃料の軸伸び及び燃料破損条件の不確かさの影響を評価する。考慮する不確かさの幅は以下のとおり設定する。

- 1) FP ガスの保持量：燃料ペレット中の FP ガスの保持量は、SAS4A の定常照射挙動モデルの計算値に対して、負の反応度効果を持つ破損燃料の分散の駆動力となる FP ガスの圧力の効果を無視する。
- 2) 制御棒の引抜き反応度：反応度挿入曲線の傾きが最大となる制御棒位置を想定するとともに制御棒引抜きに伴う傾きの減少を無視し、さらに、実効遅発中性子割合の不確かさ等の安全余裕を考慮して、反応度添加率を約 $4.2\text{¢}/\text{s}$ で一定とする。
- 3) ナトリウムボイド反応度：炉心の核設計においては 30% の不確かさを考慮している。ナトリウムボイド反応度は炉心の極一部の領域を除いておおむね負である。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、正の領域では 1.3 倍に、負の領域では 0.7 倍に設定する。
- 4) ドップラ反応度：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される不確かさは 30% である。ドップラ反応度係数は負で、起因過程のドップラ反応度は負となるため、評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、0.7 倍に設定する。
- 5) 燃料の軸伸び：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される燃料密度反応度の不確かさは 30% である。起因過程の事故シーケンスでは燃料は膨張し反応度変化が負となる。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、0.7 倍に設定する。
- 6) 燃料破損条件：基本ケースでは 20% 断面溶融割合で破損判定を行っていたが、負の反応度効果を有する破損燃料の移動を抑制するとともに、損傷領域の拡大のために燃料溶融開始直後に破損するように設定する。また、それとは別に、負の反応度投入自体を遅らせるため、50% 断面溶融割合の条件で破損するように設定する。

これらの解析条件等の間には物理的相関はなく、互いに独立であると考えられ、それぞれ保守的に設定した不確かさを重ね合わせることは過度に保守的な想定となる。そこで、感度解析においては保守的な条件の重畳は行わず、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」に対してそれぞれの不確かさの影響を評価する。

起因過程に関する感度解析の結果、評価項目に関わる重要なパラメータである反応度変化に最も大きな影響を与える不確かさは、2) 制御棒の引抜き反応度の不確かさである。反

応度変化は、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」の最大約 0.2\$ に対して、制御棒の引抜き反応度の不確かさを考慮したケースでも最大約 0.3\$ と大きな差はなく即発臨界 (1.0\$) を超えることはない。すなわち、不確かさの影響を考慮したとしても、起因過程は、反応度及び出力の上昇は緩慢であり、その結果、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する。

その他に基本ケースの事象推移から有意な相違を生じたケースは、6) の燃料破損条件の不確かさの影響を評価したケースである。燃料溶融開始直後に破損するケースでは損傷集合体の数が 10 体に増加しているが、炉心全体の燃料分布は基本ケースと大きく変わらず、最大反応度も基本ケース以下であり、遷移過程の事象推移に大きな影響を与えることはない。一方、50%断面溶融割合の条件で破損するケースでは、破損時刻が遅れて基本ケースに比べて最大出力が基本ケースの約 1.5 倍となるが最大反応度は基本ケースと同程度であった。その他の 1) FP ガスの保持量、3) ナトリウムボイド反応度、4) ドップラ反応度、5) 燃料の軸伸びの不確かさの影響を評価したケースでは、燃料破損時刻、最大出力、最大反応度、ラップ管溶融時刻などの基本ケースとの違いは数%にとどまる。

ii. 遷移過程の不確かさの影響評価

遷移過程の不確かさの影響について、評価項目の「(3) 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器 (床上) に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。」の具体的な評価項目のうち、「①原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。」に影響を及ぼすパラメータである即発臨界超過に伴う放出エネルギー及び炉心平均燃料温度の計算において、大きなエネルギー放出を伴う反応度の急速な挿入を引き起こすメカニズムは、溶融燃料の大規模な燃料凝集である。「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」において、このような大規模な燃料凝集が起こったのは、遷移過程開始後約 40 秒で、燃料溶融が炉心の広範囲に進展した段階であった。遷移過程の初期条件は、起因過程の解析結果をできるだけ厳密に接続していること、燃料溶融が進展するまでの間の事象推移は極めて緩慢で大きな反応度の変動がないことなどから、ここでは、遷移過程の後期の段階で大規模な燃料移動に影響を及ぼす条件又は解析上の想定における不確かさを考慮する。

遷移過程において、炉心平均燃料温度の上昇が起こる原因は大規模な燃料凝集の発生によるものである。この燃料凝集を駆動する要因は、局所的な蒸気圧等の発生であるが、本評価事故シーケンスにおいては、定格時流量が維持されていることから、破損した燃料集合体、LGT、反射体及び炉心上下端から炉心へとナトリウムが流入しやすい。このため、本評価事故シーケンスの遷移過程では、炉心でナトリウム蒸気圧が頻繁に発生することとなり、FCI の効果を保守側に考慮すると燃料分散と燃料凝集の双方を促進することとなり、「4.3.3.1 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」に比べてその明確な影響は現れない。このため、本評価事故シーケンスにおける遷移過程の不確かさの影響評価は、起因過程の解析を引き継いで、燃料凝集に伴う正の反応度添加とエネルギーの放出を最大限に考慮した解析を実施する。

以上を踏まえて、「4.3.3.1 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」の場合と同様に、S IMMER-IIIにより解析する。解析体系は、「4.3.3.1 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」に同じである。

LGT、B型及びC型照射燃料集合体は、「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」と同様に炉心での同じ列に装荷された集合体の平均出力に最も近い集合体に置き換える。設計に準じて、集合体下部の冷却材入口側に設定するオリフィス係数とともに定格時流量を再現するように冷却材出入口を圧力境界条件として設定する。

解析結果を第4.3.3.4.12図から第4.3.3.4.14図に示す。炉心中心に向かう燃料凝集が発生することによって反応度が即発臨界を超過するが、炉心平均燃料温度の最大値は約4,300°Cとなる。本評価事故シーケンスでは、定格時の1次冷却材流量が確保され、燃料凝集が生じる時の炉心損傷領域が「4.3.3.1 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」に比べて小さくなり、燃料凝集が制限されることから、「4.3.3.1 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」に比べて炉心平均燃料温度の最大値が低くなる。

起因過程及び遷移過程の解析から、本評価事故シーケンスで発生する熱エネルギーを代表する炉心平均燃料温度の最大値は、不確かさを考慮しても約4,300°C以下である。これは「4.3.3.1 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」の値を下回る。このため、発生する機械的エネルギー、原子炉容器の構造応答、回転プラグ及び固定ボルトの応答並びにナトリウム噴出量は、「4.3.3.1 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」の解析結果に包絡される。すなわち、発生する機械的エネルギーが評価項目である原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはないこと及び噴出ナトリウムの燃焼等により格納容器の健全性が損なわれないことが示されていることから、本評価事故シーケンスにおいても評価項目である原子炉冷却材バウンダリの健全性及び格納容器の健全性が問題となることはない。また、熱的影響についても「4.3.3.1 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」に比べて、多くの1次冷却材流量が確保されることから、原子炉容器内で再配置した損傷炉心物質の冷却も容易であり、評価項目である原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはない。

以上より、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において不確かさの影響を考慮しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.4.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	①原子炉トリップ信号「中性子束高（出力領域）」
原子炉スクラム（自動停止）確認	・「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム（自動停止）について、原子炉保護系（スクラム）の動作及び核計装（線形出力系）等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系（スクラム） ②原子炉トリップ信号「中性子束高（出力領域）」 ③核計装（線形出力系）
事故発生の判断	・「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号発信を確認し、発信に失敗している場合は事故発生と判断する。	—	—	①原子炉保護系（スクラム） ②原子炉トリップ信号「中性子束高（出力領域）」 ③制御棒連続引抜き阻止インターロック
代替トリップ信号発信	—	—	—	①代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」
原子炉スクラム（自動停止）確認	・「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム（自動停止）について、原子炉保護系（スクラム）の動作及び核計装（線形出力系）等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系（スクラム） ②代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 ③核計装（線形出力系）
後備炉停止系スクラム（自動停止）確認	・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム（自動停止）について、後備炉停止系スクラムの動作及び核計装（線形出力系）等の監視により確認する。	①後備炉停止制御棒 ②後備炉停止制御棒駆動系	—	①後備炉停止系用論理回路 ②代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 ③核計装（線形出力系）
原子炉自動停止失敗の判断	・原子炉スクラム（自動停止）、後備炉停止系スクラム（自動停止）を確認し、自動停止の成否を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	①制御棒 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 ④後備炉停止制御棒駆動系	—	①核計装（線形出力系）

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第 4.3.3.4.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（強制循環又は自然循環）及び主冷却機（強制通風又は自然通風）に異常等がないことを確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ① 1次主冷却系 ② 2次主冷却系 	—	<ul style="list-style-type: none"> ①原子炉出入口冷却材温度、1次主冷却系冷却材流量、主冷却器出口冷却材温度、2次主冷却系冷却材流量
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内に放射性物質を閉じ込め、貯留	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。 	<ul style="list-style-type: none"> ① 1次アルゴンガス系 <ul style="list-style-type: none"> 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。） 	—	<ul style="list-style-type: none"> ①原子炉カバーガス圧力 ②燃料破損検出系
格納容器アイソレーション確認	<ul style="list-style-type: none"> 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ①格納容器 ②格納容器バウンダリに属する配管・弁 	—	<ul style="list-style-type: none"> ①原子炉保護系（アイソレーション） ②アイソレーション信号「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」

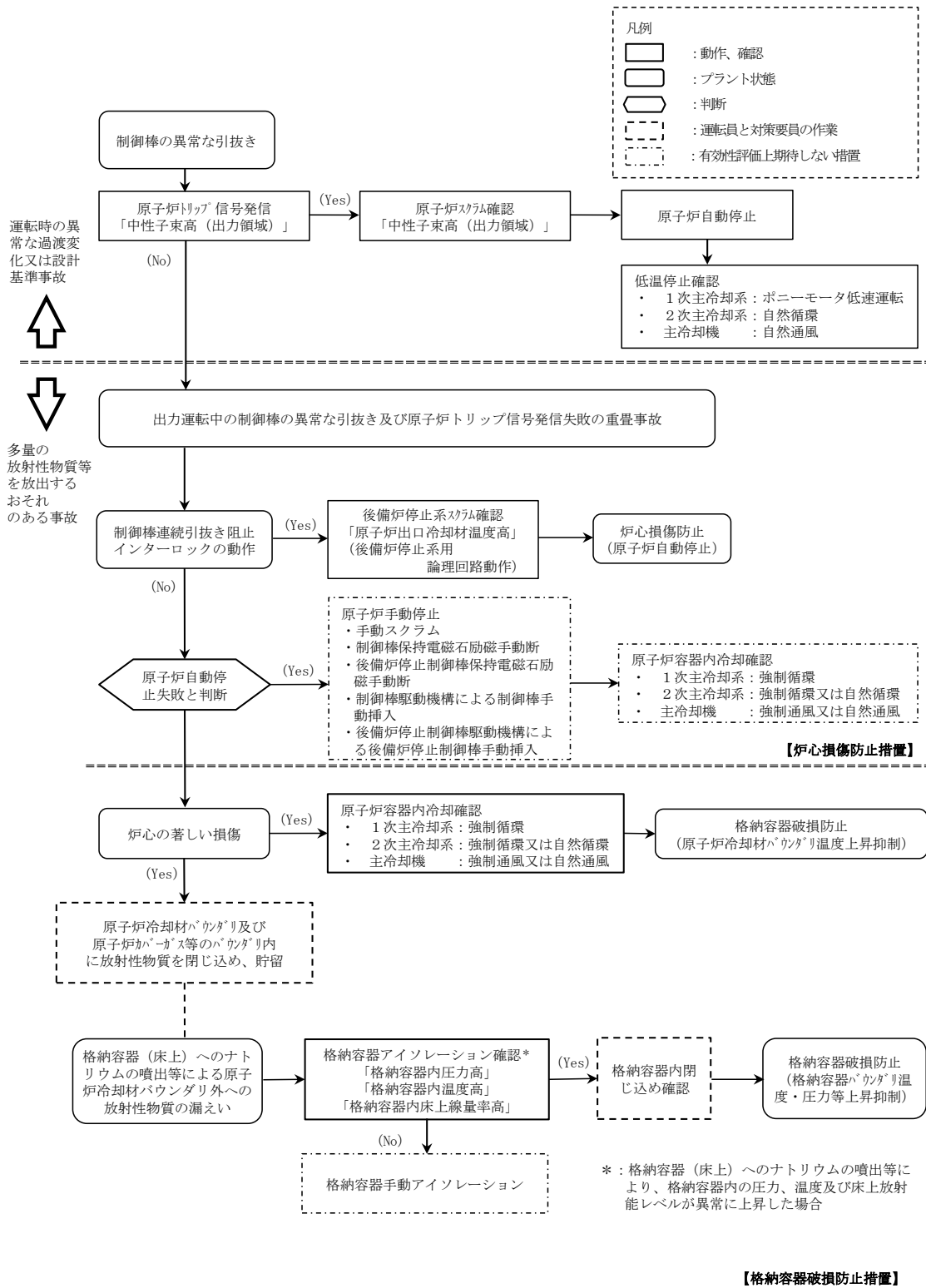
下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.4.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

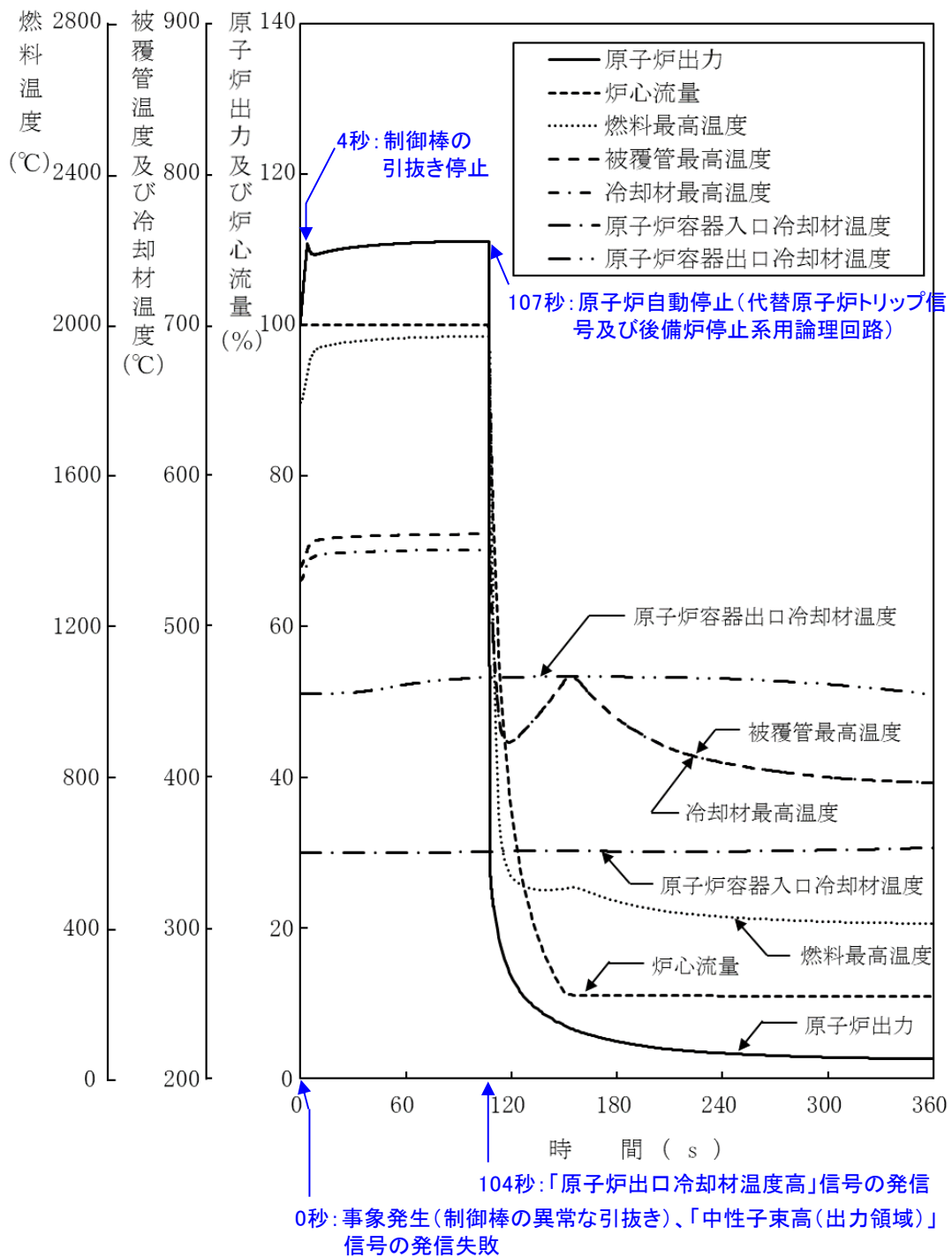
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考			
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
			△異常事象発生(制御棒の異常な引抜き) △事故発生の判断(「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断															
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar from 0 to 60]															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断	[Progress bar from 0 to 5]															・「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・制御棒連続引抜き阻止インターロック動作確認 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	[Progress bar from 0 to 5]															・「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar from 0 to 5]															・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Progress bar from 0 to 5]															・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。

第4.3.3.4.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

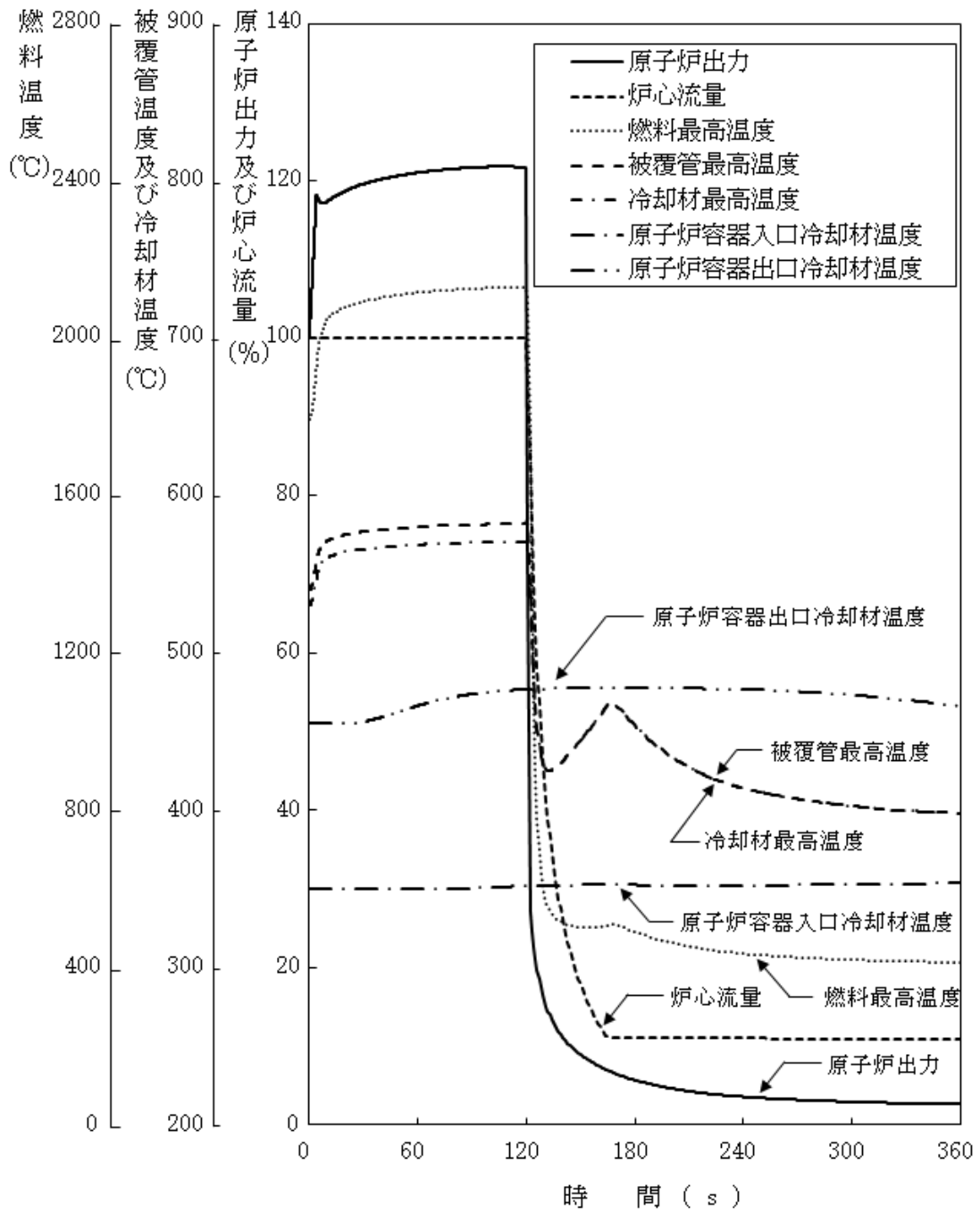
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考			
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
			△異常事象発生(制御棒の異常な引抜き) △事故発生の判断(「中性子束高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断															
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar from 0 to 60]															
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar from 0 to 5]															・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認	[Progress bar from 0 to 5]															・1次主冷却系(強制循環)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(強制循環又は自然循環)及び主冷却機(強制通風又は自然通風)に異常等がないことを確認する。
	運転員D	1 ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバークラス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	[Progress bar from 0 to 5]															・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバークラス等のバウンダリを隔離する。
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション	[Progress bar from 0 to 5]															・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 ・多量のナトリウムが格納容器床上に噴出した場合は、噴出直後に格納容器床上温度が60℃を超過して原子炉保護系(アイソレーション)が動作する。 ・隔離に失敗している場合は手動で隔離する。



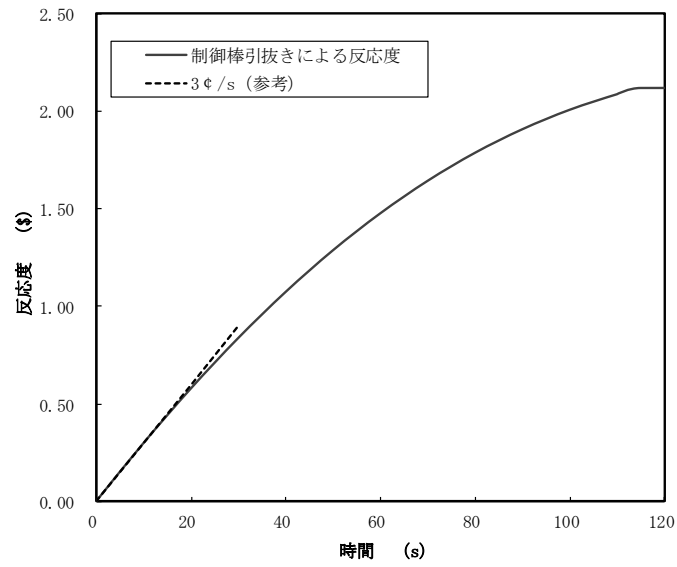
第 4.3.3.4.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順



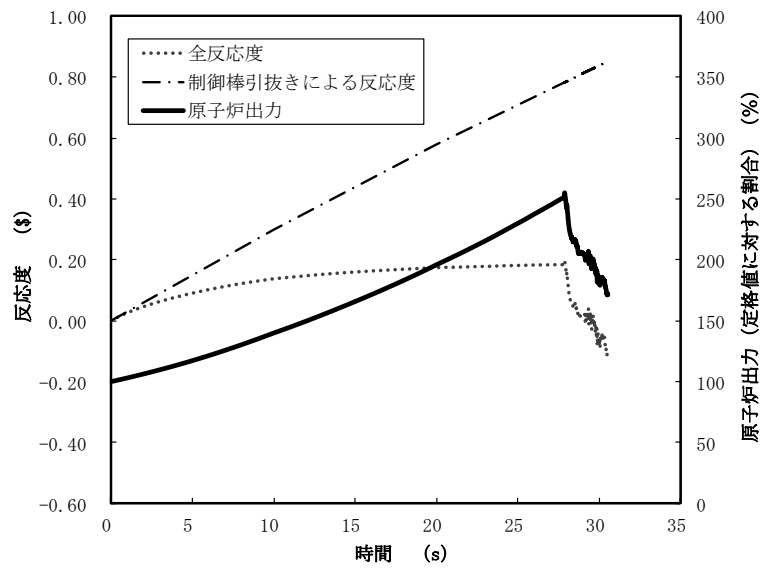
第 4.3.3.4.2 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 (炉心損傷防止措置: 制御棒連続引抜き阻止インターロック
 及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



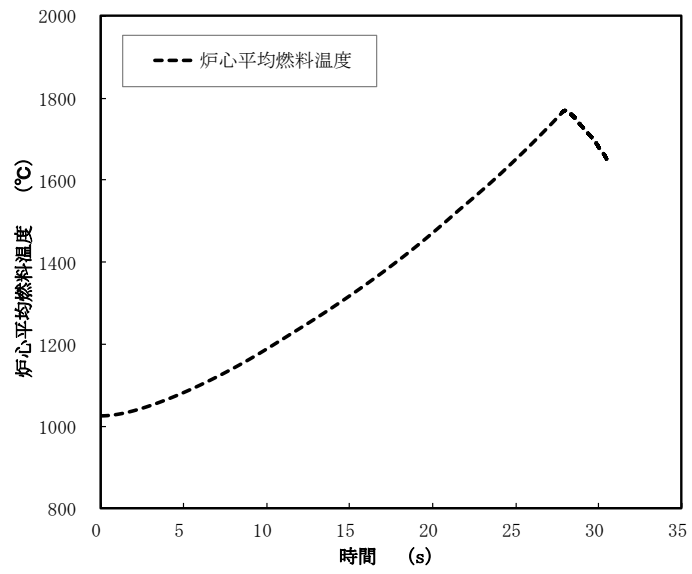
第 4.3.3.4.3 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (不確かさの影響評価)



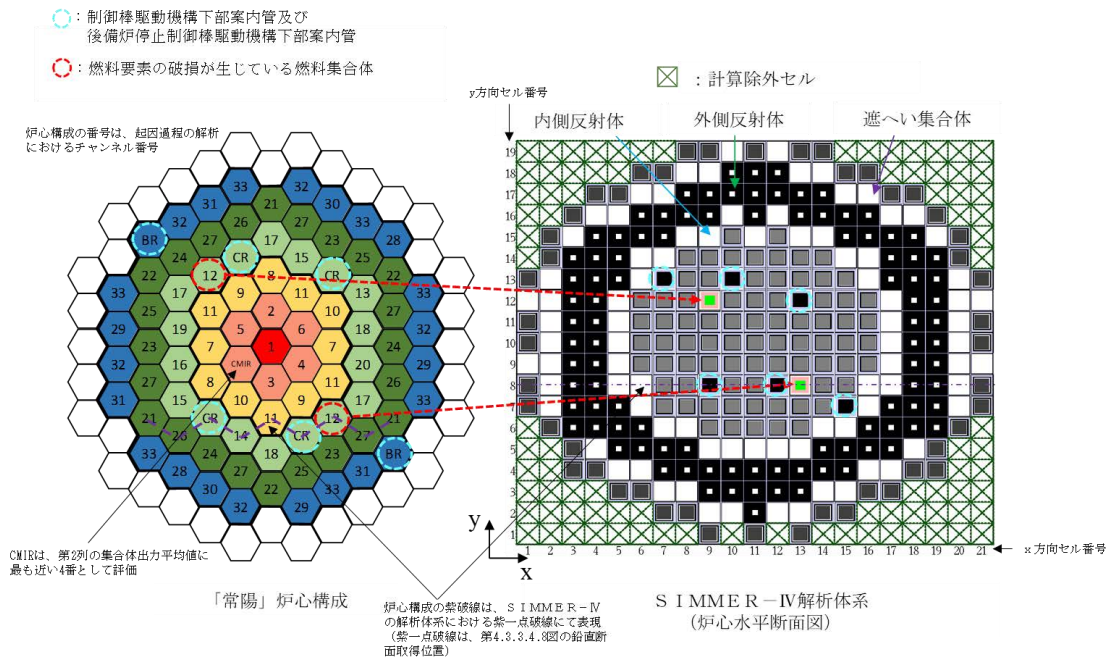
第 4. 3. 3. 4. 4 図 制御棒の引抜きにより投入される反応度



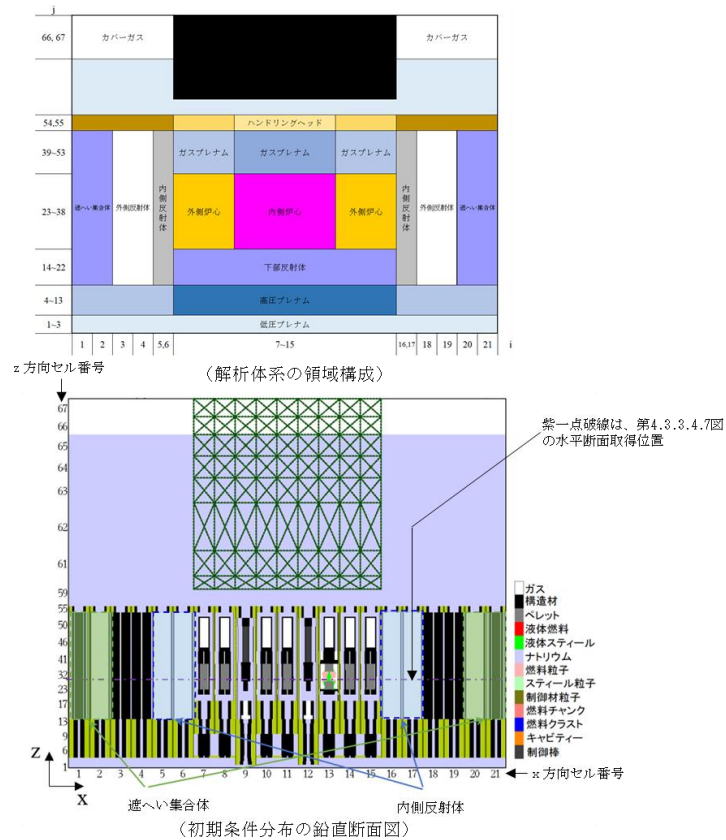
第 4. 3. 3. 4. 5 図 起因過程における出力及び反応度履歴



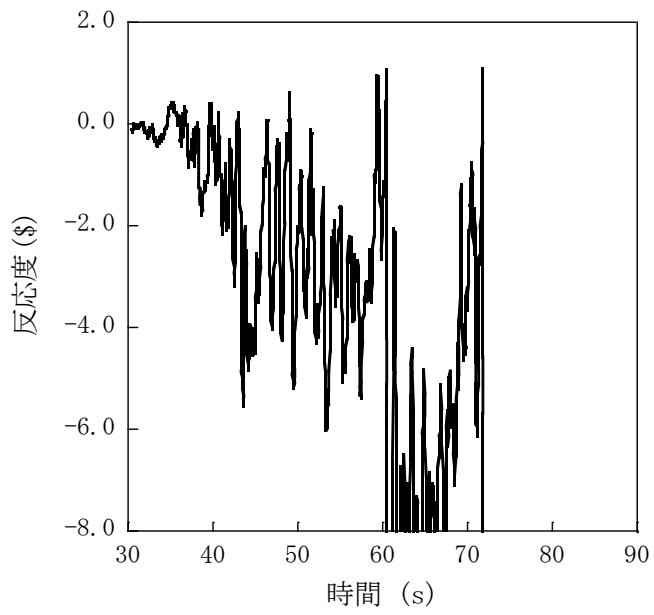
第 4.3.3.4.6 図 起因過程における炉心平均燃料温度



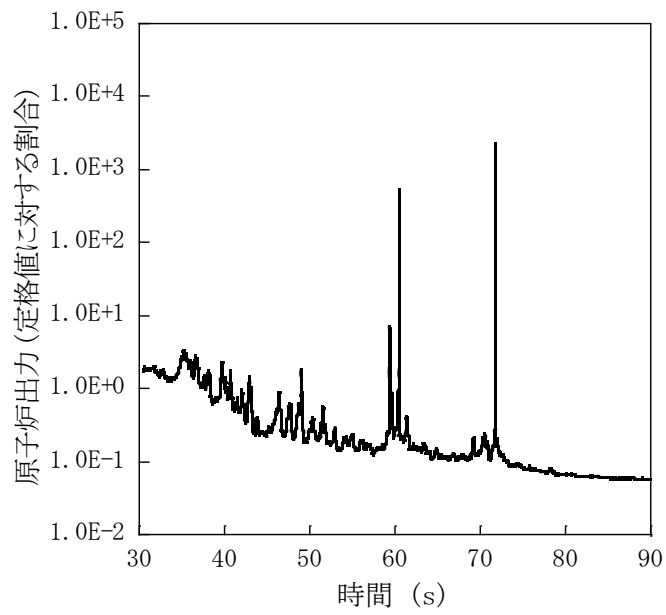
第4.3.3.4.7図 S I M M E R - I Vにおける解析体系（遷移過程の解析）



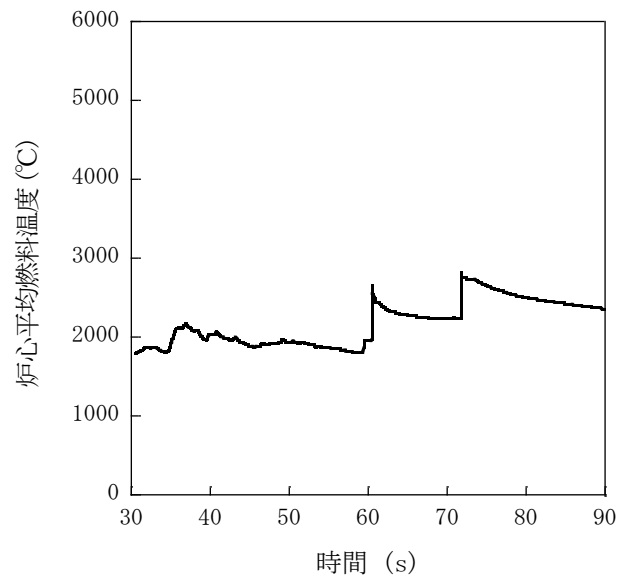
第4.3.3.4.8図 S I M M E R - I Vにおける初期物質分布



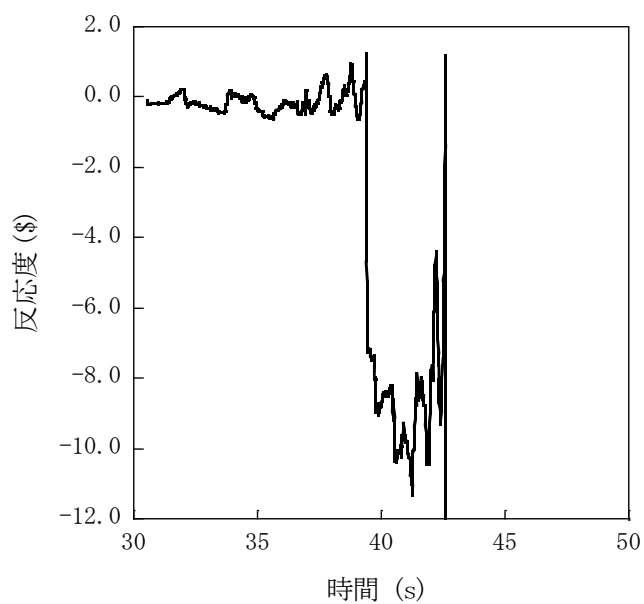
第 4. 3. 3. 4. 9 図 遷移過程における反応度履歴



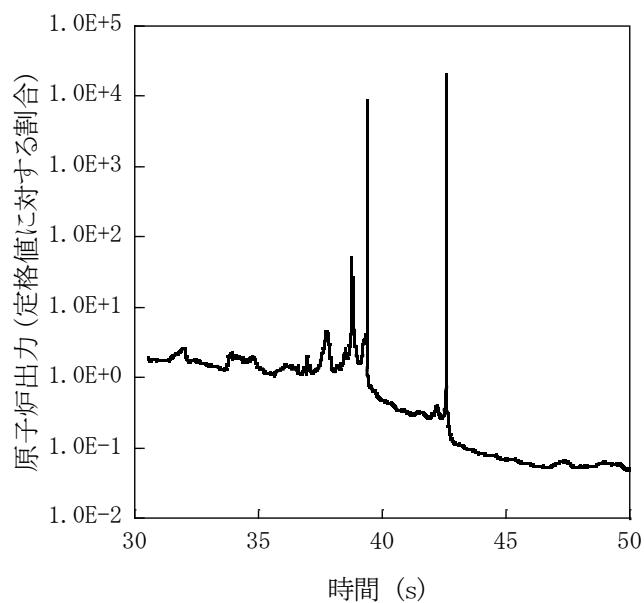
第 4. 3. 3. 4. 10 図 遷移過程における出力履歴



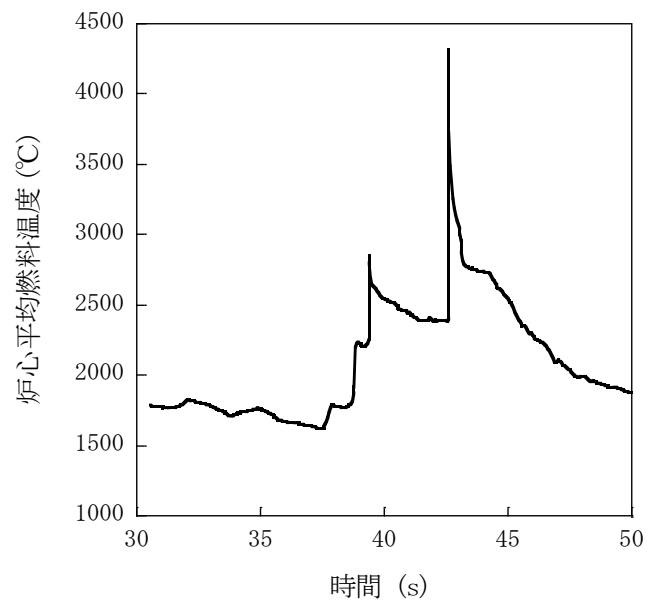
第 4.3.3.4.11 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴



第 4.3.3.4.12 図 遷移過程の不確かさの影響評価における反応度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



第 4.3.3.4.13 図 遷移過程の不確かさの影響評価における出力履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)



第 4. 3. 3. 4. 14 図 遷移過程の不確かさの影響評価における炉心平均燃料温度履歴
(燃料スロッシングを最大限考慮した場合)

4.3.3.5 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

（１）事故の原因及び説明

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は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で制御棒の連続的な引抜きが生じ、原子炉の出力が上昇した状態で、「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号の発信に成功するものの、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

（２）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

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では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力上昇時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

出力流量比の高い集合体において燃料が破損し、さらに炉心が損傷を開始するまでの時間は数十秒であることから、炉心の著しい損傷を防止する措置として、この時間内に原子炉を自動で停止する措置を講じる。また、炉心の著しい損傷に至った場合、損傷炉心物質の冷却及び機械的エネルギーの影響緩和が必要であることから、自動で作動する格納容器破損防止措置を講じる。

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では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力の過度な上昇を防止するため、制御棒の連続的な引抜きを阻止する制御棒連続引抜き阻止インターロックを整備するとともに、代替安全保護回路として、後備炉停止系用論理回路を整備し、当該回路の動作により後備炉停止制御棒を急速挿入することで、炉心の著しい損傷を防止する。

さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、原子炉トリップ信号発信失敗を想定し、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備する。

なお、原子炉の停止後は、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により崩壊熱の除去を行う。

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では、炉心損傷防止措置（制御棒連続引抜き阻止インターロック）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1次主冷却系における強制循環（長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の強制循環（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）により、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。

また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。

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における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.5.1図に示す。

本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、原子炉保護系（スクラム）動作失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

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において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 制御棒連続引抜き阻止インターロック及び代替原子炉トリップ信号として、「原子炉出口冷却材温度高」を整備することにより「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合に、原子炉の出力が過度に上昇することを防止する。
- b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記の a. ～ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

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において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における強制循環（長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の強制循環（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 回転プラグ及びその固定ボルトを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により、即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムの影響を緩和する。
- c. 燃料が破損したと推定される場合は、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内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。
- d. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及

び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 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により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

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における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.5.1 表及び第 4.3.3.5.2 表に示す。これらの設備等は、「添付書類 8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

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における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.5.3 表及び第 4.3.3.5.4 表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は 2 名、格納容器破損防止措置に必要な要員は 6 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置は「4.3.3.4 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」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4.3.3.4 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」において実施する。

上記の評価結果から、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を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び格納容器破損防止措置は「4.3.3.4 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」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4.3.3.4 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」において実施する。

上記の評価結果から、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を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.5.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	①原子炉トリップ信号「中性子束高（出力領域）」
原子炉スクラム（自動停止）確認	・「中性子束高（出力領域）」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム（自動停止）について、原子炉保護系（スクラム）の動作及び核計装（線形出力系）等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系（スクラム） ②原子炉トリップ信号「中性子束高（出力領域）」 ③核計装（線形出力系）
事故発生 の判断	・「中性子束高（出力領域）」による原子炉保護系（スクラム）動作を確認し、動作に失敗している場合は事故発生と判断する。	—	—	①原子炉保護系（スクラム） ②原子炉トリップ信号「中性子束高（出力領域）」 ③ <u>制御棒連続引抜き阻止インターロック</u>
後備炉停止系（自動停止）スクラム確認	・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム（自動停止）について、後備炉停止系スクラムの動作及び核計装（線形出力系）等の監視により確認する。	①後備炉停止制御棒 ②後備炉停止制御棒駆動系	—	①後備炉停止系用論理回路 ②代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 ③核計装（線形出力系）
原子炉自動停止失敗の判断	・原子炉スクラム（自動停止）、後備炉停止系スクラム（自動停止）を確認し、自動停止の成否を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	①制御棒 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 ④後備炉停止制御棒駆動系	—	①核計装（線形出力系）

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第 4.3.3.5.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（強制循環又は自然循環）及び主冷却機（強制通風又は自然通風）に異常等がないことを確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ① 1次主冷却系 ② 2次主冷却系 	—	<ul style="list-style-type: none"> ①原子炉出入口冷却材温度、1次主冷却系冷却材流量、主冷却器出口冷却材温度、2次主冷却系冷却材流量
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内に放射性物質を閉じ込め、貯留	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。 	<ul style="list-style-type: none"> ① 1次アルゴンガス系 <ul style="list-style-type: none"> 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。） 	—	<ul style="list-style-type: none"> ①原子炉カバーガス圧力 ②燃料破損検出系
格納容器アイソレーション確認	<ul style="list-style-type: none"> 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ①格納容器 ②格納容器バウンダリに属する配管・弁 	—	<ul style="list-style-type: none"> ①原子炉保護系（アイソレーション） ②アイソレーション信号「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」

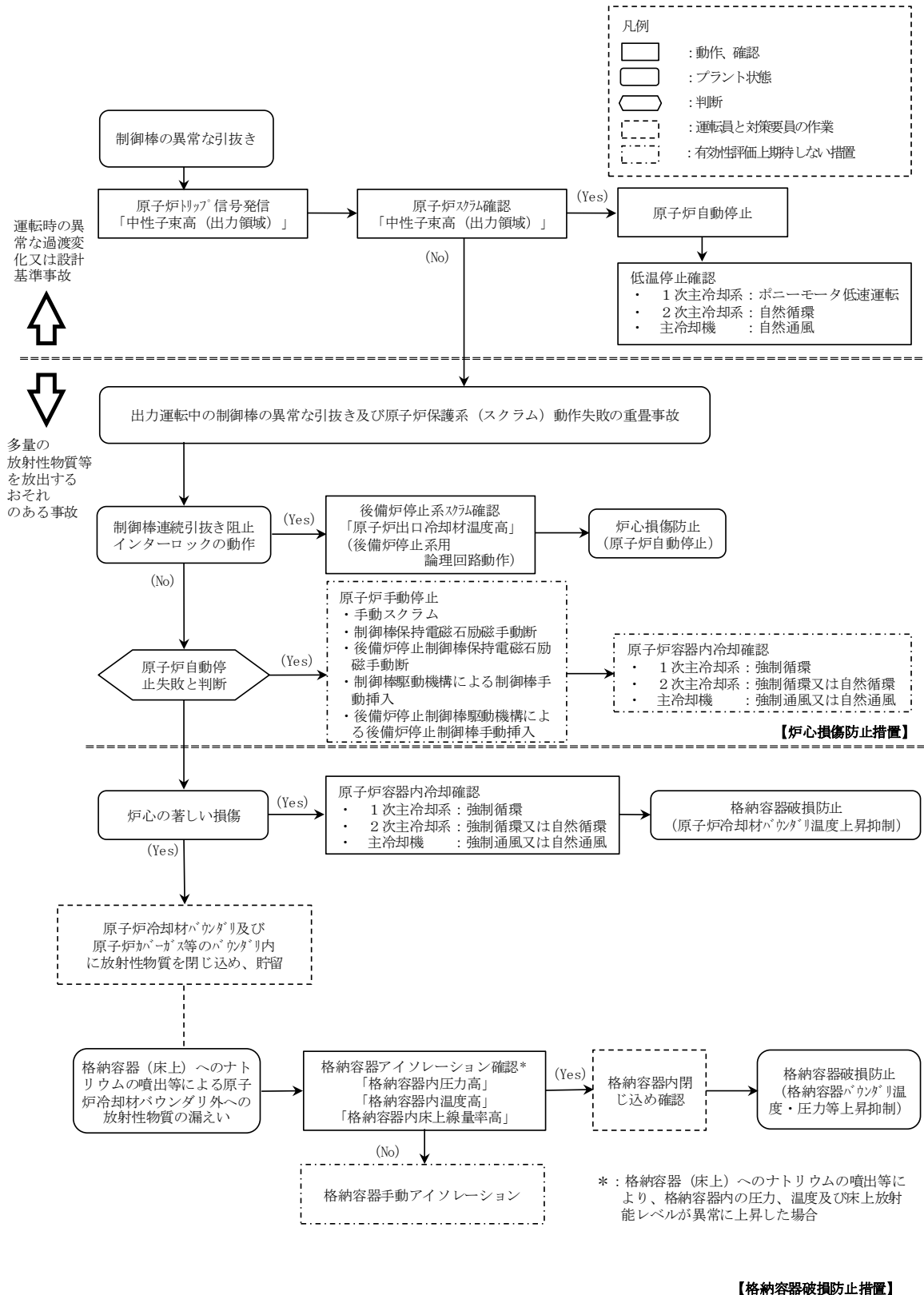
下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.5.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240		
			△事象発生(制御棒の異常な引抜き) △事故発生の判断(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar]																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断	[Progress bar]																・「中性子束高(出力領域)」による原子炉保護系(スクラム)動作失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・制御棒連続引抜き阻止インターロック動作確認 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	[Progress bar]																・「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar]																・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Progress bar]																・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。

第4.3.3.5.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240		
			△事象発生(制御棒の異常な引抜き) △事故発生の判断(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断																
	当直長	・運転操作指揮	[Progress bar]																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Progress bar]																・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認	[Progress bar]																・1次主冷却系(強制循環)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(強制循環又は自然循環)及び主冷却機(強制通風又は自然通風)に異常等がないことを確認する。
	運転員D	1 ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カパーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	[Progress bar]																・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カパーガス等のバウンダリを隔離する。
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認	[Progress bar]																・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 ・多量のナトリウムが格納容器床上に噴出した場合は、噴出直後に格納容器床上温度が60℃を超過して原子炉保護系(アイソレーション)が動作する。 ・隔離に失敗している場合は手動で隔離する。



第 4. 3. 3. 5. 1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要

4.3.3.6 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

(1) 事故の原因及び説明

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は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で2次系の冷却材流量が減少した後、「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

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では、2次冷却材流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

原子炉の停止機能を喪失することから、短時間で炉心の著しい損傷に至る可能性があるため、炉心の著しい損傷を防止する措置として、短時間で原子炉を自動で停止する措置を講じる。また、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、本原子炉施設の設計の特徴と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の特徴から、炉心の著しい損傷に至らないことを考慮し、格納容器破損防止措置を講じる。

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では、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止する。

さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。

なお、原子炉の停止後は、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により崩壊熱の除去を行う。

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では、炉心損傷防止措置（代替原子炉トリップ信号による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合でも、第4.3.3.6.4図に示すとおり、炉心及び冷却系の物理的特性により、炉心の著しい損傷が防止される。

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における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.6.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「2次冷却材流量低」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

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において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。

- c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記の a. ～ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

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において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における定格運転（1次主循環ポンプの主電動機を使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる原子炉の出力の低減を可能とする。
- c. 以上に加えて、制御棒駆動機構の軸の直接回転により制御棒を炉心に挿入し、出力を低下させる措置を整備する。なお、本措置は、上記の a. ～ b. の措置による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。また、炉心損傷防止措置における原子炉手動停止操作によっても、制御棒が挿入できなかった場合において、原子炉が高温で安定静定している場合に実施する。

(iii) その他

- a. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

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における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.6.1表及び第4.3.3.6.2表に示す。これらの設備等は、「添付書類8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

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における炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.6.3表及び第4.3.3.6.4表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は2名、格納容器破損防止措置

に必要な要員は2名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コードSuper-COPDにより解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456℃、コールドレグ温度を350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²℃とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 2ループの2次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2ループの1次主循環ポンプの主電動機は運転を継続するものとする。
- 5) 2次主循環ポンプの主電動機の停止によるインターロックにより、主冷却機の主送風機は同時に停止し、自然通風により除熱されるものとする。
- 6) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 7) 原子炉の自動停止は「原子炉出口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は464℃、応答時間は3.4秒とする。
- 8) 応答時間を長くし、かつ、負の反応度の挿入量を小さくすることにより、炉心温度の上昇を高めめに評価するため、原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を1.4%Δk/kとする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値90%挿入までの時間を0.8秒とする。
- 9) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 10) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.6.2図に示す。

1ループの2次主循環ポンプがトリップすると、相互インターロックによりほぼ同時に他の1ループの2次主循環ポンプもトリップし、両ループの2次冷却材流量が低下し、約1.6秒で「2次冷却材流量低」の設定値である定格流量の約80%に到達

するが、原子炉トリップ信号の発信に失敗する。2次主冷却系は自然循環に移行し、また、2次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。2次冷却材流量の低下により、主中間熱交換器の除熱量が減少するため、1次主冷却系のコールドレグの温度が上昇する。その結果、炉心支持板の膨張による炉心形状の変化で中性子の漏れが増加するため、負の反応度が投入され原子炉出力が低下し、それに伴い燃料温度も低下する。原子炉出力は低下するものの、その間に1次主冷却系のコールドレグの温度が上昇しているため、被覆管温度及び冷却材温度、更には原子炉容器出口冷却材温度が上昇し、時刻約121秒に「原子炉出口冷却材温度高」の設定値である464℃に到達し、代替原子炉トリップ信号が発せられ、時刻約124秒で後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入を開始する。原子炉スクラム信号の発信により、両ループの1次主循環ポンプの主電動機がトリップし、1次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれる。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値から上昇せず約1,800℃であり、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止以前に出現し、両者ともに約550℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止に遅れて出現し、それぞれ約480℃及び約450℃であり、評価項目を満足する。

以上より、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を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる反応度係数の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。反応度係数の不確かさ幅は、炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数：±20%、炉心支持板温度係数以外：±30%）を考慮し、それぞれ以下のとおり設定する。

なお、各解析条件に係るパラメータが互いに独立な場合、その不確かさに相関はないため、有効性評価においては、原則としてパラメータごとに感度解析を行って不確かさの影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却能力に優れ、小型で負の反応度フィードバック特性を有するなどの高い固有の安全性を有しており、解析条件に係るパラメータの不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても大きな余裕があるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

- ドップラ係数 : 燃料温度の低下に対して、正のフィードバック効果が最大となるよう絶対値が最大の負の値を使用する。
- 燃料温度係数 : ドップラ係数と同様に、絶対値が最大の負の値を使用する。
- 被覆管温度係数 : 被覆管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 冷却材温度係数 : 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- ラップ管温度係数 : ラップ管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 炉心支持板温度係数 : 原子炉容器入口冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

解析結果を第 4.3.3.6.3 図に示す。

代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止までに、主に炉心支持板の膨張による負のフィードバック反応度が小さくなったことにより、原子炉出力の低下が「i) 基本ケース」の解析に比べ小さくなった。その結果、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と比べ、それぞれ約 20℃及び約 10℃高く、約 570℃及び約 560℃であり、評価項目を満足する。燃料最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず約 1,800℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と比べ約 10℃高く約 490℃、原子炉容器入口冷却材の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析とほとんど変わらず約 450℃であり、評価項目を満足する。

以上より、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を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

i) 基本ケース

本評価事故シーケンスにおいては、1次冷却材流量が維持されているため炉心の燃料及び冷却材の温度変化が緩慢であるとともに、負の反応度フィードバックが大きく、炉心の発熱と冷却とがバランスし温度が高温にならないまま静定すると考えられる。このため、本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価項目は、「4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定」に示す「(1) 負の反応度フィードバックが卓越し、炉心の発熱と冷却とがバランスし静定する事象において、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。」である。

a. 解析条件

計算コード Super-COPDにより解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456℃、コールドレグ温度を 350℃、1次主冷却系の流量の初期

値を定格流量とする。

- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、 $0.7\text{W}/\text{cm}^2/^\circ\text{C}$ とする。
- 3) 2 ループの2次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2 ループの1次主循環ポンプの主電動機は運転を継続するものとする。
- 4) 2次主循環ポンプの主電動機の停止によるインターロックにより、主冷却機の主送風機は同時に停止し、自然通風により除熱されるものとする。
- 5) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.6.4図に示す。

1 ループの2次主循環ポンプがトリップすると、相互インターロックによりほぼ同時に他の1ループの2次主循環ポンプもトリップし、両ループの2次冷却材流量が低下し、約1.6秒で「2次冷却材流量低」の設定値である定格流量の約80%に到達するが、原子炉トリップ信号の発信に失敗すると仮定する。2次主冷却系は自然循環に移行し、また、2次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。2次冷却材流量の低下により、主中間熱交換器の除熱量が低下するため、1次主冷却系のコールドレグの温度（原子炉容器入口冷却材温度）が上昇する。その結果、炉心支持板の熱膨張等による負の反応度フィードバックが印加され原子炉出力は低下し、それに伴い燃料温度も低下する。原子炉出力は低下するものの、原子炉容器入口冷却材温度が上昇しているため、被覆管温度、冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度が上昇し、事象発生後約121秒で「原子炉出口冷却材温度高」の代替原子炉トリップ信号の設定値である 464°C に到達するが、ここでは、代替原子炉トリップ信号の発信にも失敗すると仮定する。

この場合、引き続き、原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心支持板の熱膨張等による負の反応度フィードバックが印加され、原子炉出力はさらに低下し、原子炉容器入口冷却材温度の上昇よりも原子炉出力の低下の寄与が大きくなることにより、燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度は低下する。その後、原子炉出力と原子炉容器入口冷却材温度が平衡状態となり、炉心温度及び原子炉容器出入口冷却材温度は安定に推移する。

原子炉出力は初期値から上昇せず低下し、燃料最高温度も、初期値から上昇せず約 $1,800^\circ\text{C}$ であり、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、両者ともに約 550°C であり、評価項目を満足し、その後長時間にわたって安定な炉心冷却状態が維持される。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は、それぞれ約 500°C 及び約 480°C であり、評価項目を満足する。

以上より、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において、炉心損傷防止措置である代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定した場合でも、炉心及び冷却系の物理特性により炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損及び施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

なお、評価項目との比較により本評価シーケンスの収束は、合理的に判断できるものの、その状態は比較的高温での安定静定状態である。この間に、運転員が手動による制御

棒挿入操作を行うことにより、低温の安定静定状態に導くことができる。また、運転員による手動操作によっても、何らかの原因により制御棒が挿入されない場合は、自主対策設備を用いて、直接、制御棒駆動機構の軸を回転させることにより、制御棒を炉心に挿入し原子炉を低温の安定静定状態へ移行させるように努める。

ii) 不確かさの影響評価

有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さく、ここでは、解析条件の不確かさの影響評価を行う。なお、本評価事故シーケンスの評価においては、運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる「炉心支持板温度係数」の不確かさに関する感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価した。

- 1) 炉心支持板温度係数：炉心構成等による変動の幅±20%を考慮し、原子炉容器入口冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

解析結果を第4.3.3.6.5図に示す。

被覆管最高温度及び冷却材最高温度が出現するまで、炉心支持板の熱膨張による負のフィードバック反応度が小さくなったことにより、原子炉出力の低下が「i) 基本ケース」の解析に比べ小さくなった。その結果、被覆管最高温度は「i) 基本ケース」の解析と比べ約10℃高く約560℃、冷却材最高温度は、約550℃であり、評価項目を満足する。原子炉出力の最大値は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず、燃料最高温度も、「i) 基本ケース」の解析と変わらず約1,800℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は両者ともに約10℃高く、それぞれ約510℃及び約490℃であり、評価項目を満足する。

以上より、条件の不確かさを考慮したとしても、炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損及び施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.6.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	①原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」 ③核計装(線形出力系)
事故発生 の判断	・「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信を確認し、発信に失敗している場合は事故発生と判断する。	—	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」
代替トリップ信号発信	—	—	—	①代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 ③核計装(線形出力系)
後備炉停止系スクラム(自動停止)確認	・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)について、後備炉停止系スクラムの動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①後備炉停止制御棒 ②後備炉停止制御棒駆動系	—	①後備炉停止系用論理回路 ②代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 ③核計装(線形出力系)
原子炉自動停止失敗の判断	・原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認し、自動停止の成否を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	①制御棒 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 ④後備炉停止制御棒駆動系	—	①核計装(線形出力系)

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第 4.3.3.6.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	・ 1 次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2 次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。	① 1 次主冷却系 ② 2 次主冷却系	—	①原子炉出入口冷却材温度、1 次主冷却系冷却材流量、主冷却器出口冷却材温度、2 次主冷却系冷却材流量
原子炉出力低下の確認	・ 関連する核計装により原子炉出力が低下することを確認する。	—	—	①核計装（線形出力系）
原子炉手動停止	・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	①制御棒 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 ④後備炉停止制御棒駆動系	—	①核計装（線形出力系）
制御棒駆動機構の軸の直接回転による制御棒の挿入	・ 制御棒駆動機構の軸の直接回転により制御棒を炉心に挿入し、出力を低下させる。	①制御棒 ②制御棒駆動系	回転治具	①核計装（線形出力系） ②燃料破損検出系 ③アイソレーション信号「格納容器内床上線量率高」

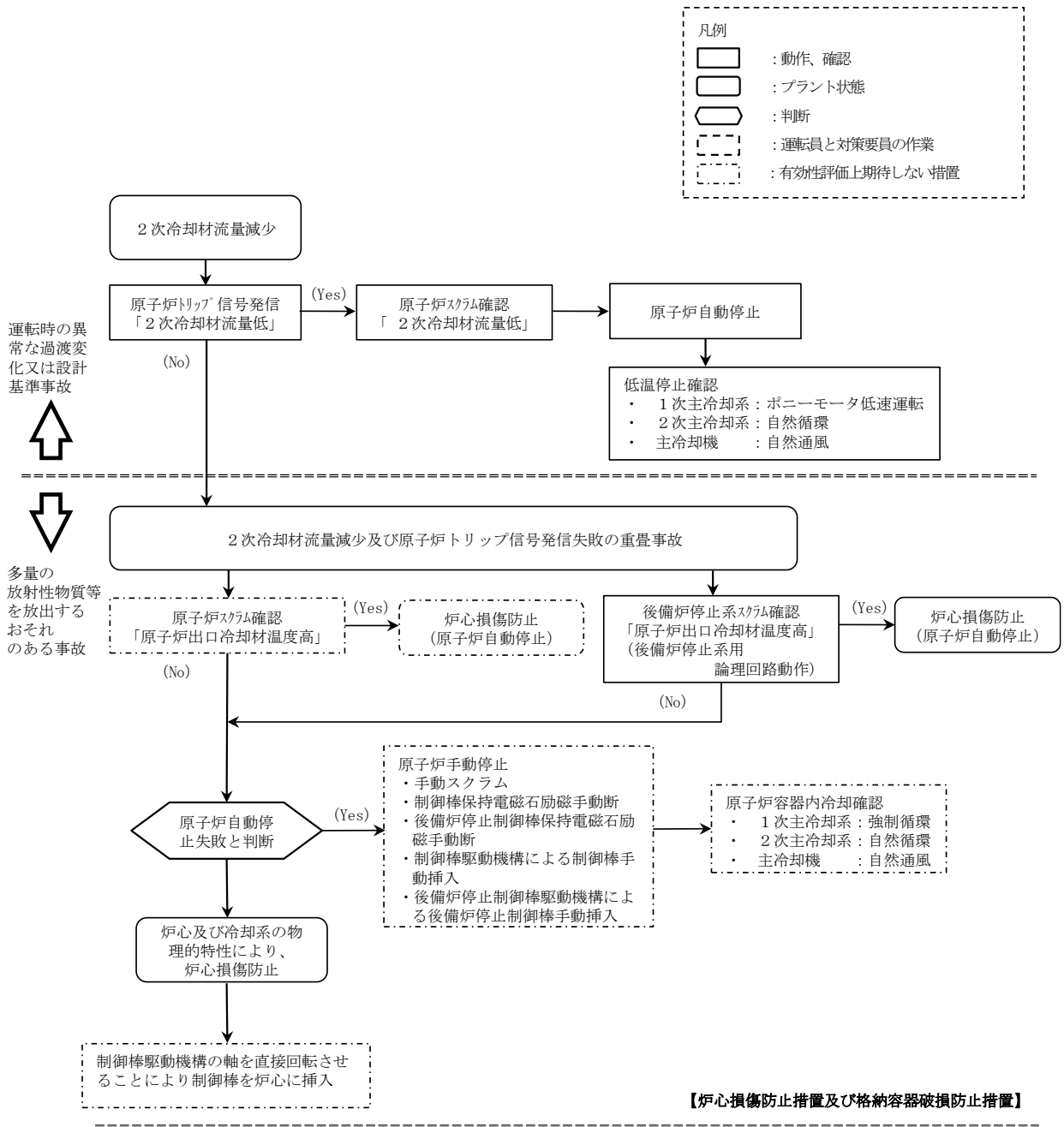
下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.6.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

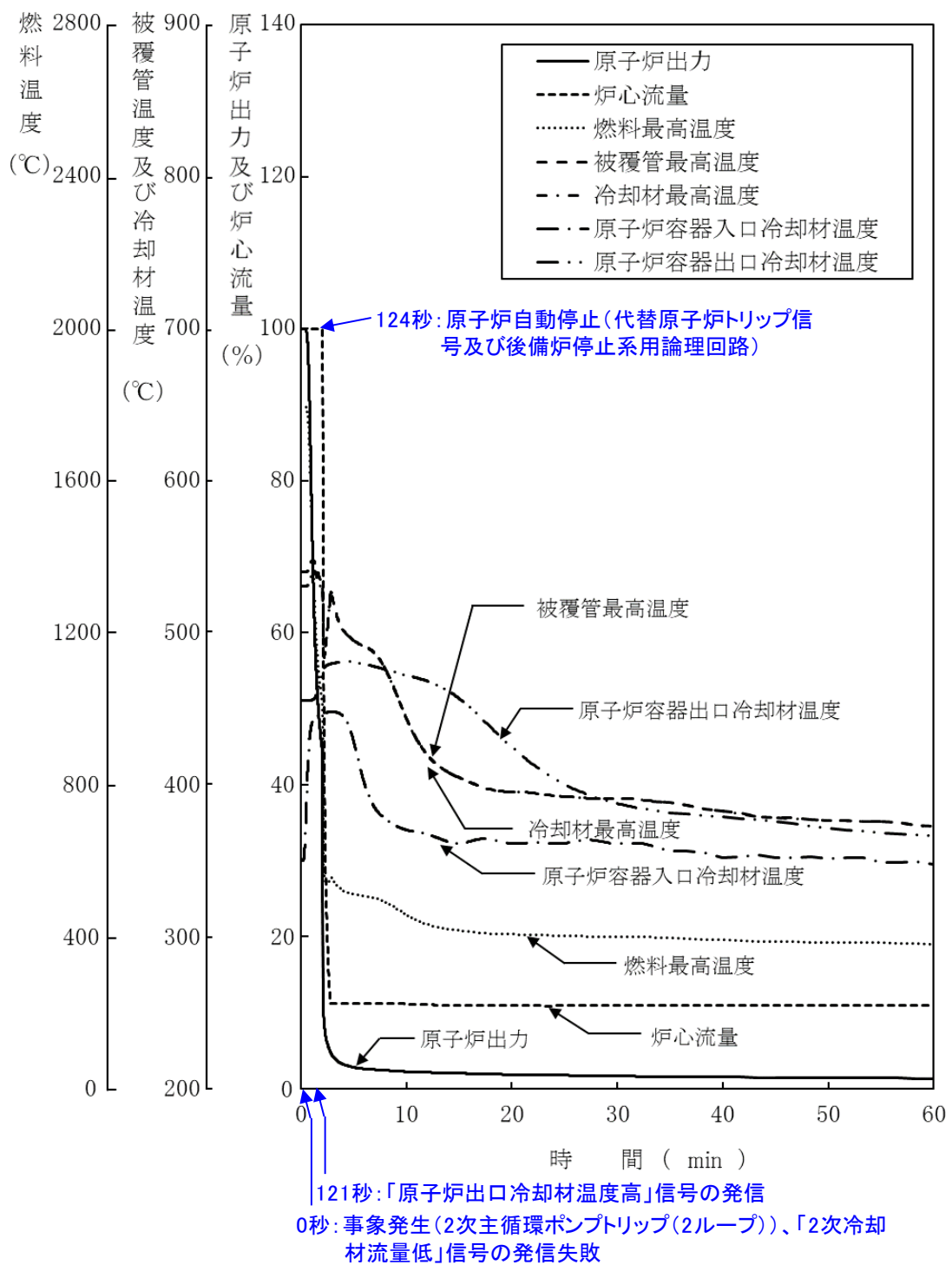
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
			▽異常事象発生(2次冷却材流量減少) ▽事故発生の判断(「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断															
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断																・「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認																・「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断																・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止																・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。

第4.3.3.6.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

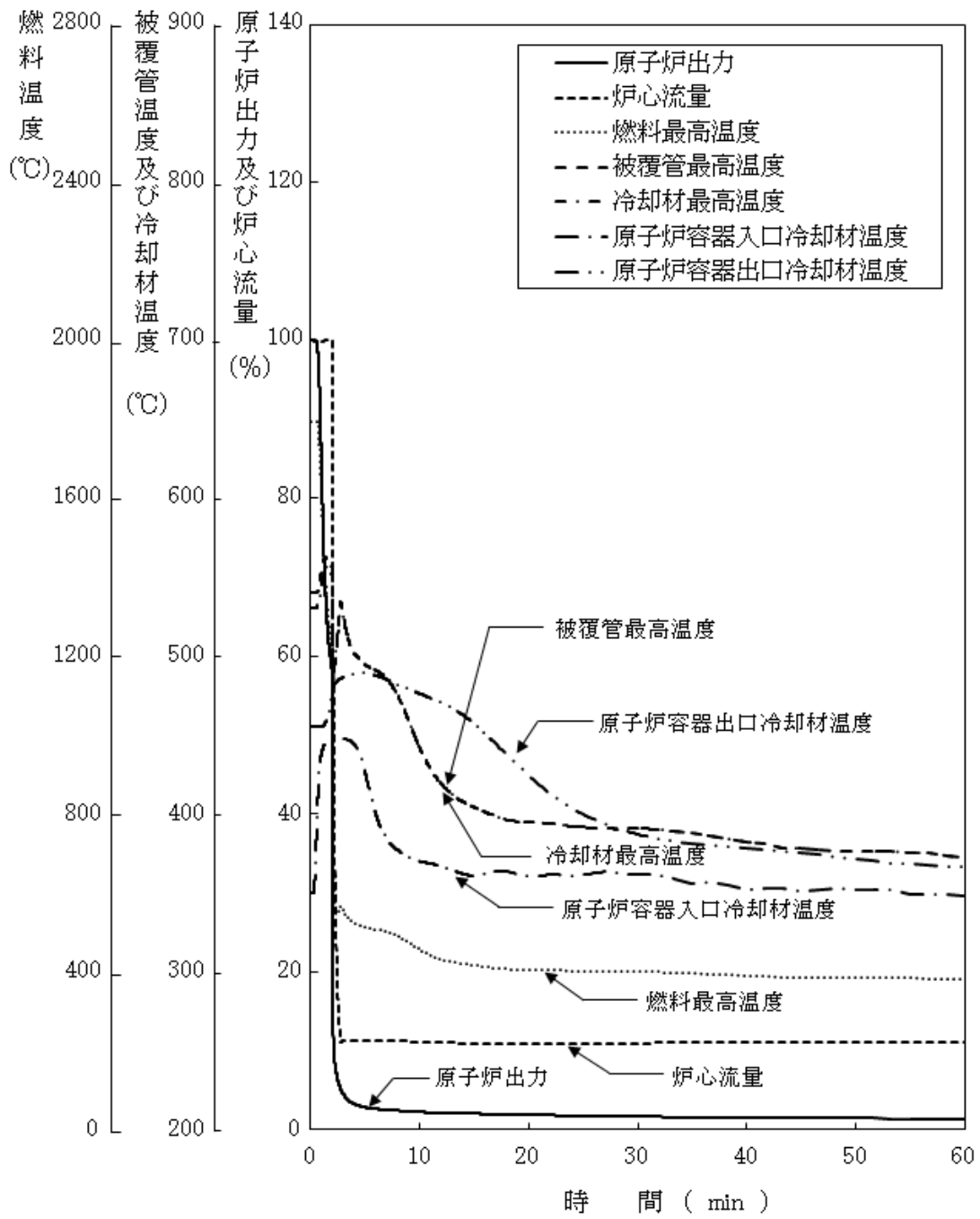
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
			▽異常事象発生(2次冷却材流量減少) ▽事故発生の判断(「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断															
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断																・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
格納容器破損防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止																・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。
自主対策	現場対応班員	5 ・制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入																・原子炉手動停止ができない場合、自主対策設備を用いて、制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入し、低温停止に必要な反応度を挿入する。



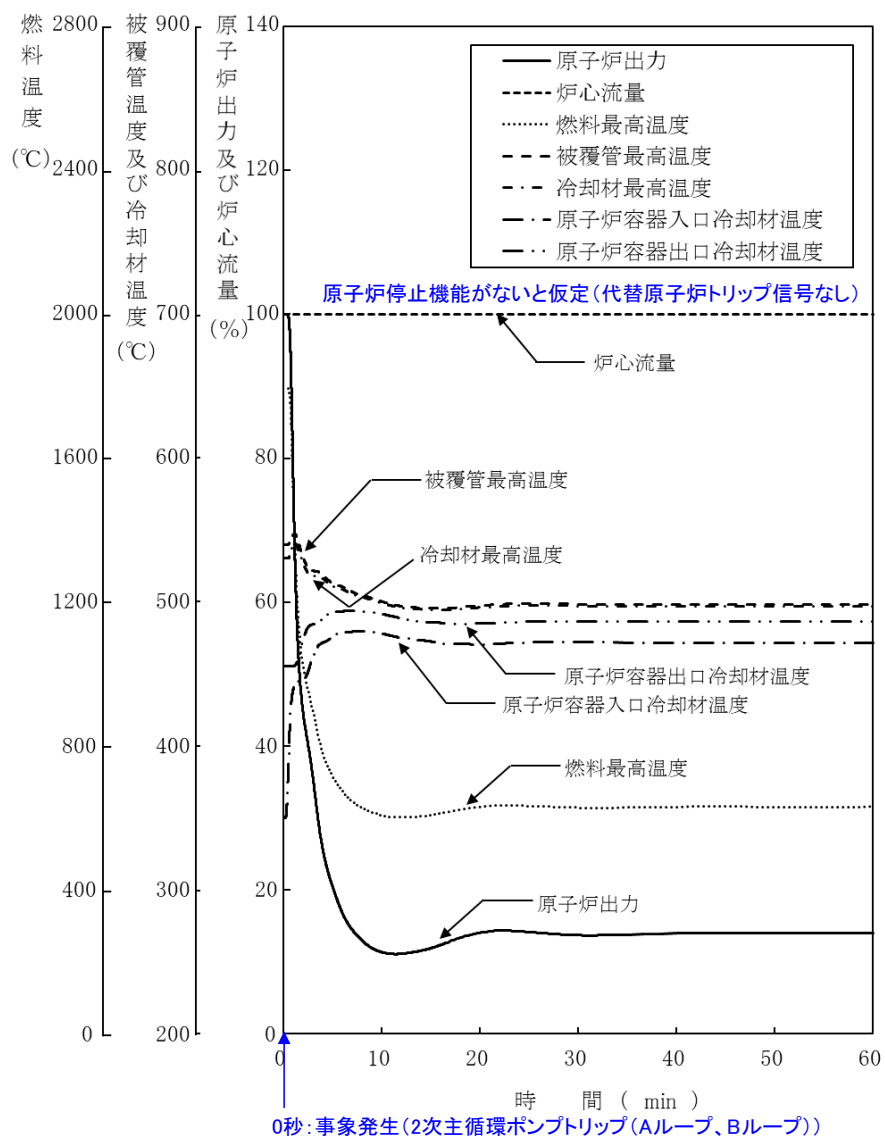
第 4.3.3.6.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



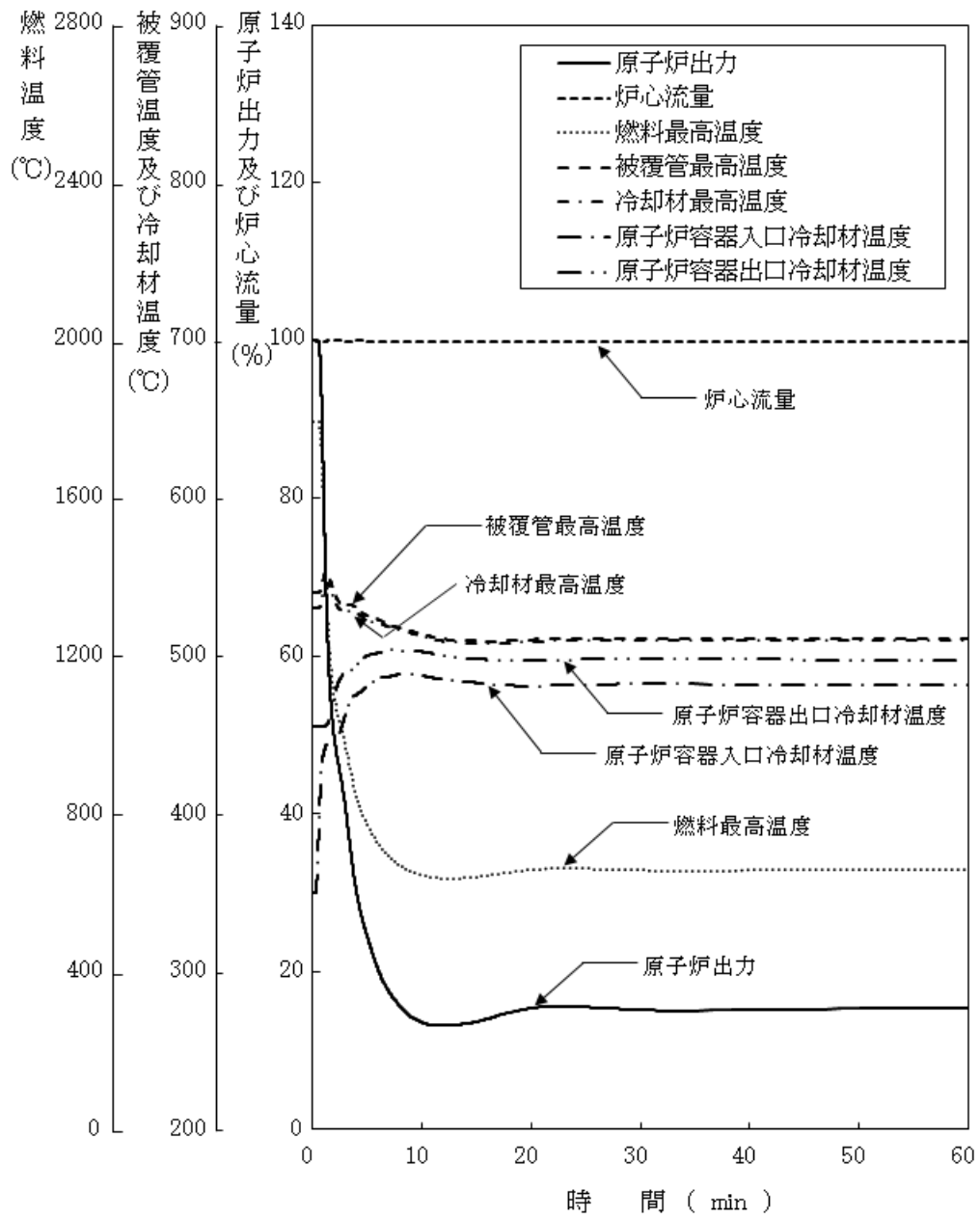
第 4.3.3.6.2 図 2 次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



第 4.3.3.6.3 図 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
(不確かさの影響評価)



第 4. 3. 3. 6. 4 図 2 次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信の重畳事故
(炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定)



第 4.3.3.6.5 図 2 次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信の重畳事故
 (炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定
 (不確かさの影響評価))

4.3.3.7 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

(1) 事故の原因及び説明

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は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で2次系の冷却材流量が減少した後、「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に成功するものの、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

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では、2次冷却材流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

原子炉の停止機能を喪失することから、短時間で炉心の著しい損傷に至る可能性があるため、炉心の著しい損傷を防止する措置として、短時間で原子炉を自動で停止する措置を講じる。また、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、本原子炉施設の設計の特徴と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の特徴から、炉心の著しい損傷に至らないことを考慮し、格納容器破損防止措置を講じる。

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では、代替安全保護回路として、後備炉停止系用論理回路を整備し、当該回路の動作により後備炉停止制御棒を急速挿入することで、炉心の著しい損傷を防止する。

さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、原子炉トリップ信号発信失敗を想定し、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備する。

なお、原子炉の停止後は、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により崩壊熱の除去を行う。

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では、炉心損傷防止措置（後備炉停止系用論理回路動作による後備炉停止制御棒の急速挿入による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合でも、事象進展は「4.3.3.6 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」と同じである。このため、「4.3.3.6 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」と同様に、炉心及び冷却系の物理的特性により、炉心の著しい損傷が防止される。

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における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.7.1図に示す。本評価事故シナリオにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、原子炉保護系（スクラム）動作失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

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において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

a. 「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備することによ

り、「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。

- b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記の a. ～ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

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において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における定格運転（1次主循環ポンプの主電動機を使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる原子炉の出力の低減を可能とする。
- c. 以上に加えて、制御棒駆動機構の軸の直接回転により制御棒を炉心に挿入し、出力を低下させる措置を整備する。なお、本措置は、上記の a. ～ b. の措置による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。また、炉心損傷防止措置における原子炉手動停止操作によっても、制御棒が挿入できなかった場合において、原子炉が高温で安定静定している場合に実施する。

(iii) その他

- a. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

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における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.7.1 表及び第 4.3.3.7.2 表に示す。これらの設備等は、「添付書類 8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

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における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.7.3表及び第4.3.3.7.4表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は2名、格納容器破損防止措置に必要な要員は2名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置は「4.3.3.6 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」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4.3.3.6 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」において実施する。

上記の評価結果から、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を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

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では、炉心損傷防止措置（後備炉停止系用論理回路動作による後備炉停止制御棒の急速挿入による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合でも、事象進展は「4.3.3.6 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」と同じである。このため、「4.3.3.6 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」と同様に、炉心及び冷却系の物理的特性により、炉心の著しい損傷は防止される。

上記の評価結果から、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を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.7.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	①原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」 ③核計装(線形出力系)
事故発生の判断	・「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信による原子炉保護系(スクラム)の動作を確認し、動作に失敗している場合は事故発生と判断する。	—	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」
後備炉停止系スクラム(自動停止)確認	・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)について、後備炉停止系スクラムの動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①後備炉停止制御棒 ②後備炉停止制御棒駆動系	—	①後備炉停止系用論理回路 ②代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 ③核計装(線形出力系)
原子炉自動停止失敗の判断	・原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認し、自動停止の成否を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	①制御棒 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 ④後備炉停止制御棒駆動系	—	①核計装(線形出力系)

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第 4.3.3.7.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ① 1次主冷却系 ② 2次主冷却系 	—	<ul style="list-style-type: none"> ①原子炉出入口冷却材温度、1次主冷却系冷却材流量、主冷却器出口冷却材温度、2次主冷却系冷却材流量
原子炉出力低下の確認	<ul style="list-style-type: none"> 関連する核計装により原子炉出力が低下することを確認する。 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ①核計装（線形出力系）
原子炉手動停止	<ul style="list-style-type: none"> 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 	<ul style="list-style-type: none"> ①制御棒 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 ④後備炉停止制御棒駆動系 	—	<ul style="list-style-type: none"> ①核計装（線形出力系）
制御棒駆動機構の軸の直接回転による制御棒の挿入	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒駆動機構の軸の直接回転により制御棒を炉心に挿入し、出力を低下させる。 	<ul style="list-style-type: none"> ①制御棒 ②制御棒駆動系 	回転治具	<ul style="list-style-type: none"> ①核計装（線形出力系） ②燃料破損検出系 ③アイソレーション信号「格納容器内床上線量率高」

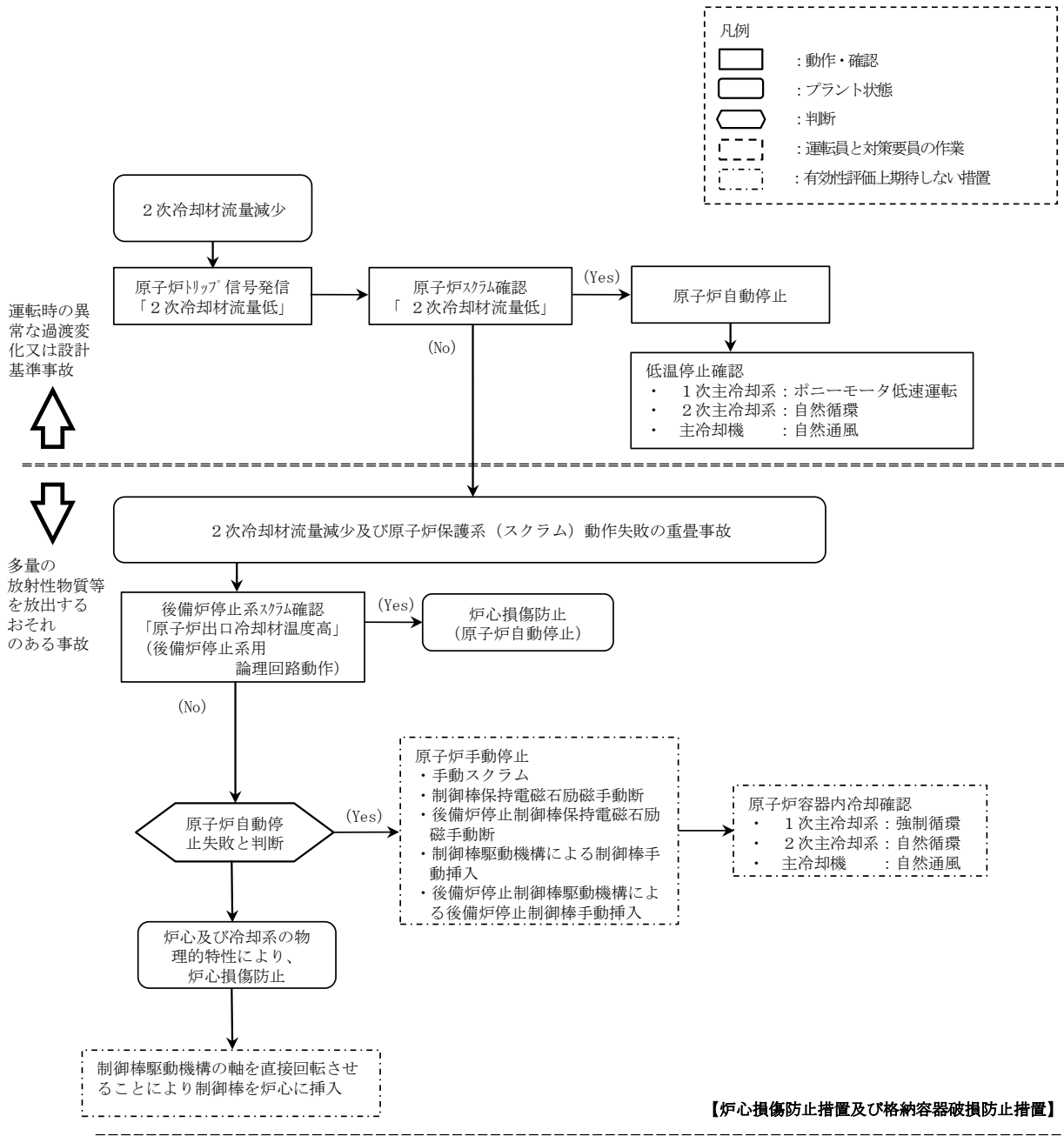
下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.7.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考
			5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240		
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(2次冷却材流量減少) ▽事故発生の判断(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																
	当直長	・運転操作指揮																	
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断																	・「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認																	・「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系採用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断																	・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止																	・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。

第4.3.3.7.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考
			5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240		
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(2次冷却材流量減少) ▽事故発生の判断(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																
	当直長	・運転操作指揮																	
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断																	・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
格納容器破損防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止																	・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。
自主対策	現場対応班員	5 ・制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入																	・原子炉手動停止ができない場合、自主対策設備を用いて、制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入し、低温停止に必要な反応度を挿入する。



第 4.3.3.7.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要

4.3.3.8 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

(1) 事故の原因及び説明

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で2次主冷却系の主配管が破損し、2次冷却材が漏えいした後、「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、2次冷却材漏えい時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

原子炉の停止機能を喪失することから、短時間で炉心の著しい損傷に至る可能性があるため、炉心の著しい損傷を防止する措置として、短時間で原子炉を自動で停止する措置を講じる。また、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、本原子炉施設の設計の特徴と2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故の特徴から、炉心の著しい損傷に至らないことを考慮し、格納容器破損防止措置を講じる。

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止する。

さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。

なお、原子炉の停止後は、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により崩壊熱の除去を行う。

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（代替原子炉トリップ信号による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合でも、第4.3.3.8.5図に示すとおり、炉心及び冷却系の物理的特性により、炉心の著しい損傷が防止される。

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.8.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「原子炉入口冷却材温度高」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動

作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。

- c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記の a. ～ c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における定格運転（1次主循環ポンプの主電動機を使用）、1ループの2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 負の反応度係数などの固有の物理メカニズムによる原子炉の出力の低減を可能とする。
- c. 以上に加えて、制御棒駆動機構の軸の直接回転により制御棒を炉心に挿入し、出力を低下させる措置を整備する。なお、本措置は、上記の a. ～ b. の措置による格納容器破損防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。また、炉心損傷防止措置における原子炉手動停止操作によっても、制御棒が挿入できなかった場合において、原子炉が高温で安定静定している場合に実施する。

(iii) その他

- a. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

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における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.8.1 表及び第 4.3.3.8.2 表に示す。これらの設備等は、「添付書類 8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.8.3 表及び第 4.3.3.8.4 表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必

要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は5名、格納容器破損防止措置に必要な要員は5名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コードSuper-COPDにより解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456℃、コールドレグ温度を350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²℃とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 原子炉冷却材温度の上昇を高め解析するため、破損が生じたループは主中間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。
- 5) 2次主冷却系の健全ループによる除熱能力の低下を早期に考慮するため、破損が生じたループの2次主循環ポンプの主電動機の停止を仮定し、健全ループの2次主循環ポンプも停止するものとする。
- 6) 2ループの1次主循環ポンプの主電動機は運転を継続するものとする。
- 7) 2次主循環ポンプの主電動機の停止によるインターロックにより、主冷却機の主送風機は同時に停止し、自然通風により除熱されるものとする。
- 8) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 9) 原子炉の自動停止は「原子炉出口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は464℃、応答時間は3.4秒とする。
- 10) 応答時間を長くし、かつ、負の反応度の挿入量を小さくすることにより、炉心温度の上昇を高め評価するため、原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を1.4%Δk/kとする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値90%挿入までの時間を0.8秒とする。
- 11) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 12) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.8.2 図に示す。

1 ループでの 2 次冷却材の漏えいと同時に 2 次主循環ポンプのトリップを仮定し、また、相互インターロックにより他の 1 ループの 2 次主循環ポンプがトリップするため、2 次冷却材流量が低下する。また、2 次主循環ポンプのトリップによるインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。2 次冷却材が漏えいしたループは主中間熱交換器の除熱能力の完全喪失を仮定するとともに、他の 1 ループは 2 次冷却材流量の低下とともに主中間熱交換器での除熱量が減少するため、両ループの 1 次主冷却系のコールドレグの温度が上昇し、2 次冷却材が漏えいしたループにおいて約 18 秒で「原子炉入口冷却材温度高」の設定値である 365°C に到達するが、原子炉トリップ信号の発信に失敗する。2 次冷却材流量の低下により、主中間熱交換器の除熱量が減少するため、1 次主冷却系のコールドレグの温度が更に上昇する。その結果、炉心支持板の膨張による炉心形状の変化で中性子の漏れが増加するため、負の反応度が投入され原子炉出力が低下し、それに伴い燃料温度も低下する。原子炉出力は低下するものの、その間に 1 次主冷却系のコールドレグの温度が上昇しているため、被覆管温度及び冷却材温度、更には原子炉容器出口冷却材温度が上昇し、時刻約 114 秒に「原子炉出口冷却材温度高」の設定値である 464°C に到達し、代替原子炉トリップ信号が寄せられ、時刻約 117 秒で後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入を開始する。原子炉スクラム信号の発信により、両ループの 1 次主循環ポンプの主電動機がトリップし、1 次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれる。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値から上昇せず約 1,800°C であり、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止以前に出現し、両者ともに約 550°C であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は、代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止に遅れて出現し、それぞれ約 490°C 及び約 450°C であり、評価項目を満足する。

以上より、2 次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる反応度係数の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。反応度係数の不確かさ幅は、炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数：±20%、炉心支持板温度係数以外：±30%）を考慮し、それぞれ以下のとおり設定する。

なお、各解析条件に係るパラメータが互いに独立な場合、その不確かさに相関はないため、有効性評価においては、原則としてパラメータごとに感度解析を行って不確かさの影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却能力に優れ、小型で負の反応度フィードバック特性を有するなどの高い固有の安全性を有しており、解析条件に係るパラメータの不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても大きな余裕があるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

- ドップラ係数 : 燃料温度の低下に対して、正のフィードバック効果が最大となるよう絶対値が最大の負の値を使用する。
- 燃料温度係数 : ドップラ係数と同様に、絶対値が最大の負の値を使用する。
- 被覆管温度係数 : 被覆管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 冷却材温度係数 : 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- ラップ管温度係数 : ラップ管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 炉心支持板温度係数 : 原子炉容器入口冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

解析結果を第 4.3.3.8.3 図に示す。

代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止までに、主に炉心支持板の膨張による負のフィードバック反応度が小さくなったことにより、原子炉出力の低下量が「i) 基本ケース」の解析に比べ小さくなった。その結果、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と比べ、それぞれ約 20℃及び約 10℃高く、それぞれ約 570℃及び約 560℃であり、評価項目を満足する。燃料最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず、約 1,800℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材の最高温度は約 490℃、原子炉容器入口冷却材の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析とほとんど変わらず、約 450℃であり、評価項目を満足する。

以上より、2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コード Super-COPDにより解析をする。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456℃、コールドレグ温度を 350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。

- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、 $0.7\text{W}/\text{cm}^2/^\circ\text{C}$ とする。
- 3) 1 ループの2次主冷却系においてナトリウムの漏えいが生じた場合に、原子炉冷却材温度の上昇を高め解析するため、当該ループは主中間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。また、ナトリウムの漏えいにより、2次主循環ポンプがトリップする可能性があるため、漏えいの発生と同時に2次主循環ポンプをトリップさせ、インターロックにより他の1ループの2次主循環ポンプもトリップさせる。この場合、2次主冷却系は、健全な1ループによる自然循環となる。
- 4) 2ループの1次主循環ポンプの主電動機は運転を継続するものとする。
- 5) 2次主循環ポンプの主電動機の停止によるインターロックにより、主冷却機の主送風機は同時に停止し、自然通風により除熱されるものとする。
- 6) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.8.4図に示す。

1ループでの2次冷却材の漏えいと同時に2次主循環ポンプをトリップさせ、相互インターロックにより他の1ループの2次主循環ポンプのトリップを仮定しているため、2次冷却材流量が低下する。2次主冷却系は、1ループの自然循環に移行し、また、2次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。2次冷却材流量の低下により、主中間熱交換器の除熱量が低下するため、1次主冷却系のコールドレグの温度（原子炉容器入口冷却材温度）が上昇する。その結果、炉心支持板の熱膨張等による負の反応度フィードバックが印加され原子炉出力は低下し、それに伴い燃料温度も低下する。原子炉出力は低下するものの、原子炉容器入口冷却材温度が上昇しているため、被覆管温度、冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度が上昇し、事象発生後約114秒で「原子炉出口冷却材温度高」の代替原子炉トリップ信号の設定値である 464°C に到達するが、ここでは、代替原子炉トリップ信号の発信にも失敗すると仮定する。

この場合、引き続き、原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心支持板の熱膨張等による負の反応度フィードバックが印加され、原子炉出力は更に低下し、原子炉容器入口冷却材温度の上昇よりも原子炉出力の低下の寄与が大きくなることにより、燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度は低下する。その後、原子炉出力と原子炉容器入口冷却材温度が平衡状態となり、炉心温度及び原子炉容器出入口冷却材温度は安定に推移する。

原子炉出力は初期値から上昇せず低下し、燃料最高温度も、初期値から上昇せず約 $1,800^\circ\text{C}$ であり、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、両者ともに約 550°C であり、評価項目を満足し、その後長時間にわたって安定な炉心冷却状態が維持される。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は、それぞれ約 510°C 及び約 490°C であり、評価項目を満足する。

以上より、2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心損傷防止措置である代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定した場合でも、炉心及び冷却系の物理特性により炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破

損及び施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

なお、評価項目との比較により本評価シーケンスの収束は、合理的に判断できるものの、その状態は比較的高温での安定静定状態である。この間に、運転員が手動による制御棒挿入操作を行うことにより、低温の安定静定状態に導くことができる。また、運転員による手動操作によっても、何らかの原因により制御棒が挿入されない場合は、自主対策設備を用いて、直接、制御棒駆動機構の軸を回転させることにより、制御棒を炉心に挿入し原子炉を低温の安定静定状態へ移行させるように努める。

ii) 不確かさの影響評価

有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さく、ここでは、解析条件の不確かさの影響評価を行う。なお、本評価事故シーケンスの評価においては、運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる「炉心支持板温度係数」の不確かさに関する感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価した。

- 1) 炉心支持板温度係数：炉心構成等による変動の幅±20%を考慮し、原子炉容器入口冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。

解析結果を第4.3.3.8.5図に示す。

被覆管最高温度及び冷却材最高温度が出現するまで、炉心支持板の熱膨張による負のフィードバック反応度が小さくなったことにより、原子炉出力の低下が「i) 基本ケース」の解析に比べ小さくなった。その結果、被覆管最高温度は約10℃高くなり約560℃、冷却材最高温度は、約550℃であり、評価項目を満足する。原子炉出力の最大値は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず、燃料最高温度も、「i) 基本ケース」の解析と変わらず約1,800℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は両者ともに約10℃高く、それぞれ約520℃及び約500℃であり、評価項目を満足する。

以上より、条件の不確かさを考慮したとしても、炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損及び施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.8.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	①原子炉トリップ信号「原子炉入口冷却材温度高」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「原子炉入口冷却材温度高」 ③核計装(線形出力系)
事故発生 の判断	・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信を確認し、発信に失敗している場合は事故発生と判断する。	—	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「原子炉入口冷却材温度高」
代替トリップ信号発信	—	—	—	①代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 ③核計装(線形出力系)
後備炉停止系スクラム(自動停止)確認	・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)について、後備炉停止系スクラムの動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①後備炉停止制御棒 ②後備炉停止制御棒駆動系	—	①後備炉停止系用論理回路 ②代替原子炉トリップ信号「原子炉出口冷却材温度高」 ③核計装(線形出力系)
原子炉自動停止失敗の判断	・原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認し、自動停止の成否を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	①制御棒 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 ④後備炉停止制御棒駆動系	—	①核計装(線形出力系)

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第 4.3.3.8.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ① 1次主冷却系 ② 2次主冷却系 	—	<ul style="list-style-type: none"> ①原子炉出入口冷却材温度、1次主冷却系冷却材流量、主冷却器出口冷却材温度、2次主冷却系冷却材流量
原子炉出力低下の確認	<ul style="list-style-type: none"> 関連する核計装により原子炉出力が低下することを確認する。 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ①核計装（線形出力系）
原子炉手動停止	<ul style="list-style-type: none"> 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 	<ul style="list-style-type: none"> ①制御棒 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 ④後備炉停止制御棒駆動系 	—	<ul style="list-style-type: none"> ①核計装（線形出力系）
制御棒駆動機構の軸の直接回転による制御棒の挿入	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒駆動機構の軸の直接回転により制御棒を炉心に挿入し、出力を低下させる。 	<ul style="list-style-type: none"> ①制御棒 ②制御棒駆動系 	回転治具	<ul style="list-style-type: none"> ①核計装（線形出力系） ②燃料破損検出系 ③アイソレーション信号「格納容器内床上線量率高」

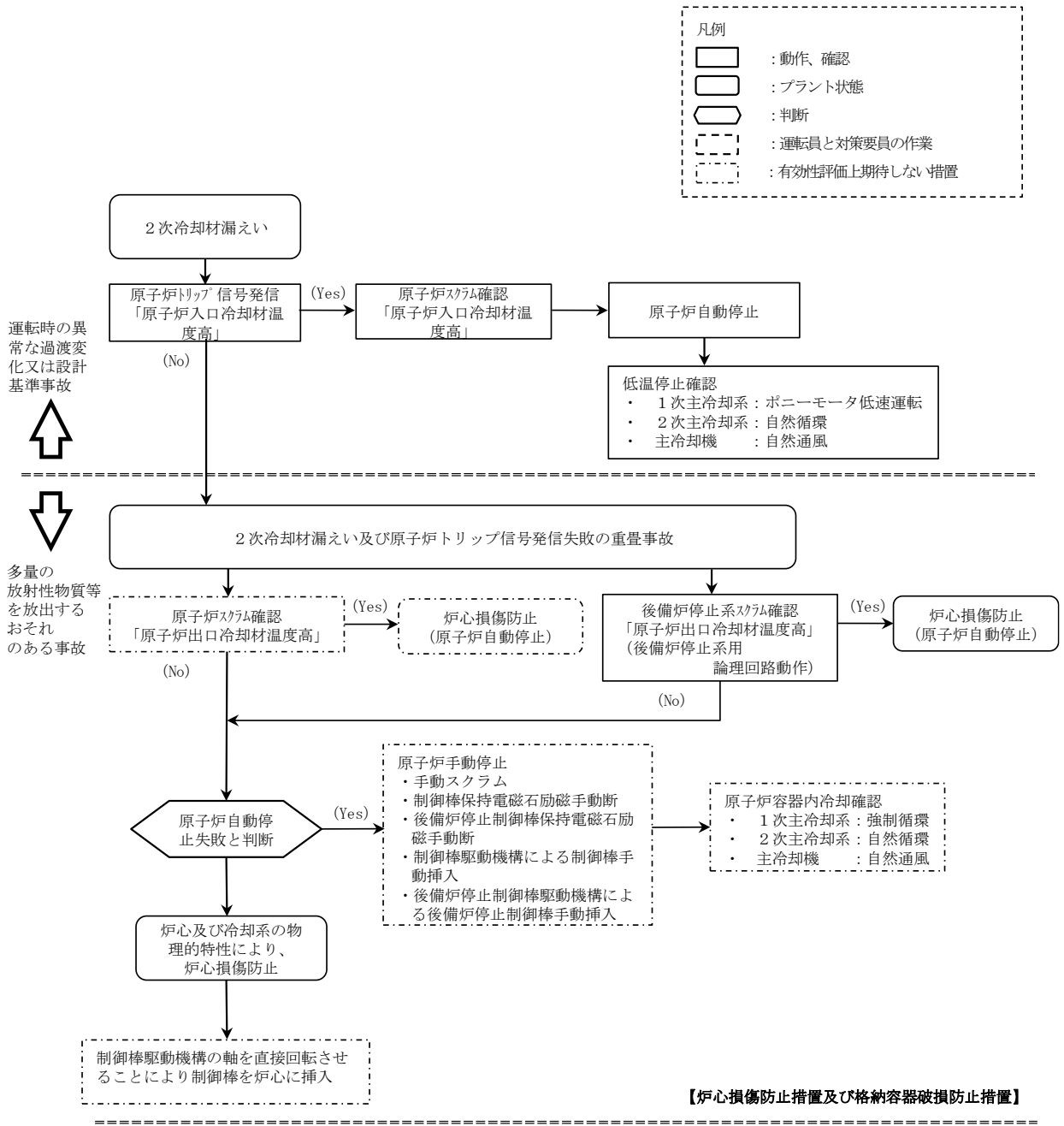
下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.8.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

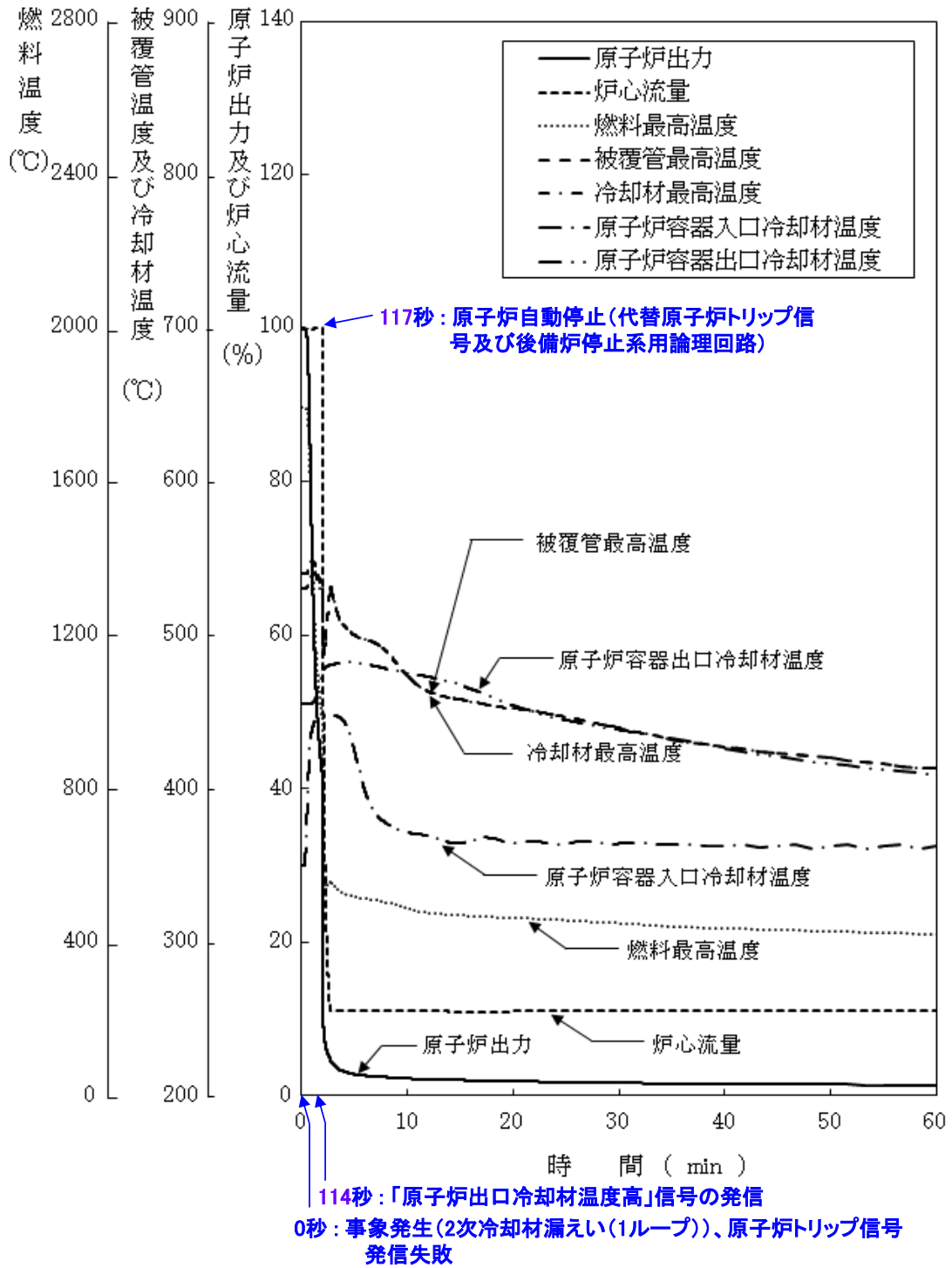
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
			△異常事象発生(2次冷却材漏えい) △事故発生の判断(「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断															
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生の判断																・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認																・炉心損傷防止措置は、運転員の操作を介しなくても、自動的に機能し、原子炉は自動停止するように設計している。このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、原子炉停止の確認及び停止後の除熱の監視となる。 ・「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断																・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止																・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。
2次冷却材漏えい対応	運転員B、C、D	3 ・2次冷却材ドレン、消火等																・2次冷却材漏えいを検知した場合には、2次冷却材を2次冷却材タンクにドレンするとともに、ナトリウム燃焼の消火を行う。

第4.3.3.8.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

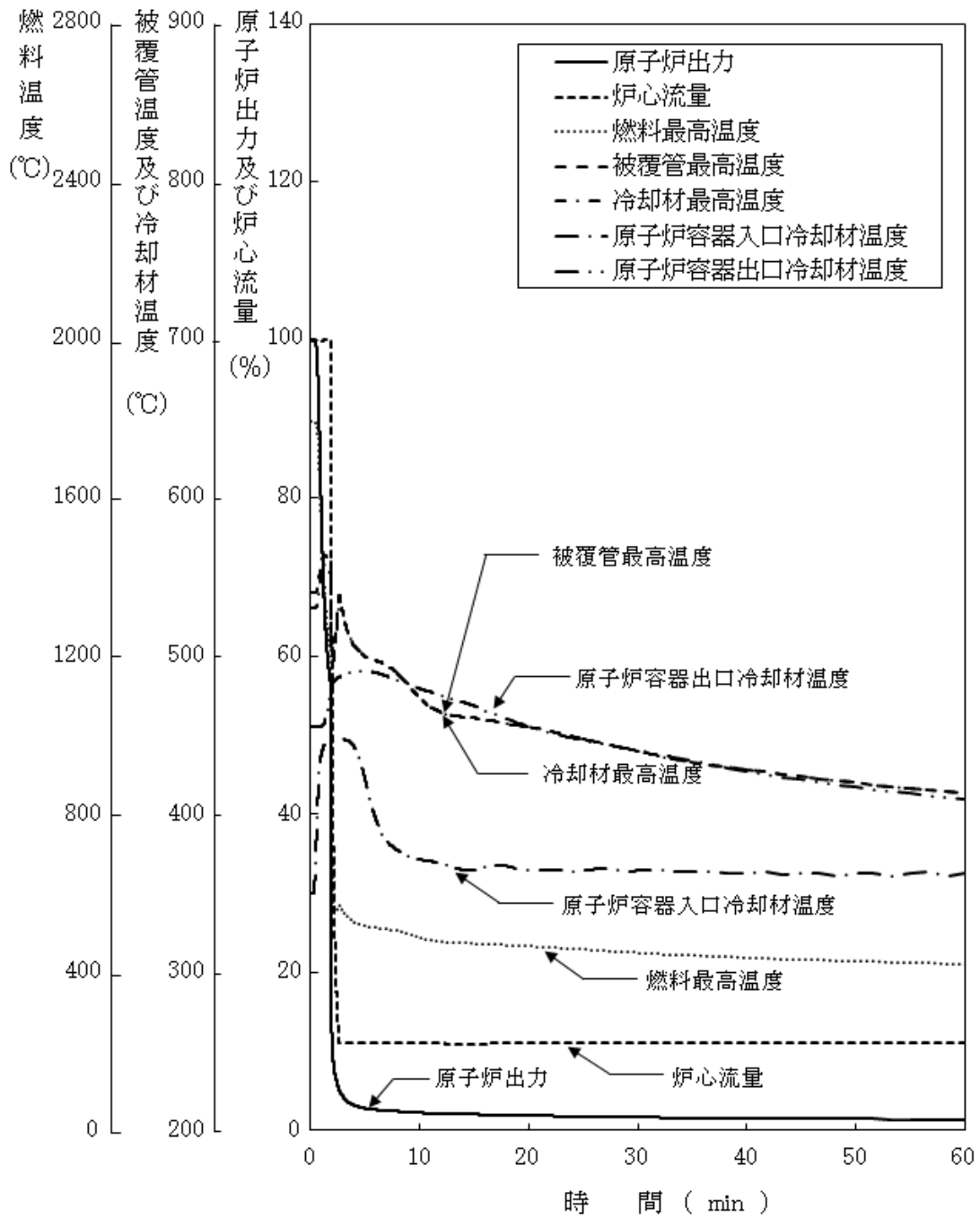
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考			
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60		120	180	240
			△異常事象発生(2次冷却材漏えい) △事故発生の判断(「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断															
	当直長	・運転操作指揮																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断																・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
格納容器破損防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止																・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。
2次冷却材漏えい対応	運転員B、C、D	3 ・2次冷却材ドレン、消火等																・2次冷却材漏えいを検知した場合には、2次冷却材を2次冷却材タンクにドレンするとともに、ナトリウム燃焼の消火を行う。
自主対策	現場対応班員	5 ・制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入																・原子炉手動停止ができない場合、自主対策設備を用いて、制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入し、低温停止に必要な反応度を挿入する。



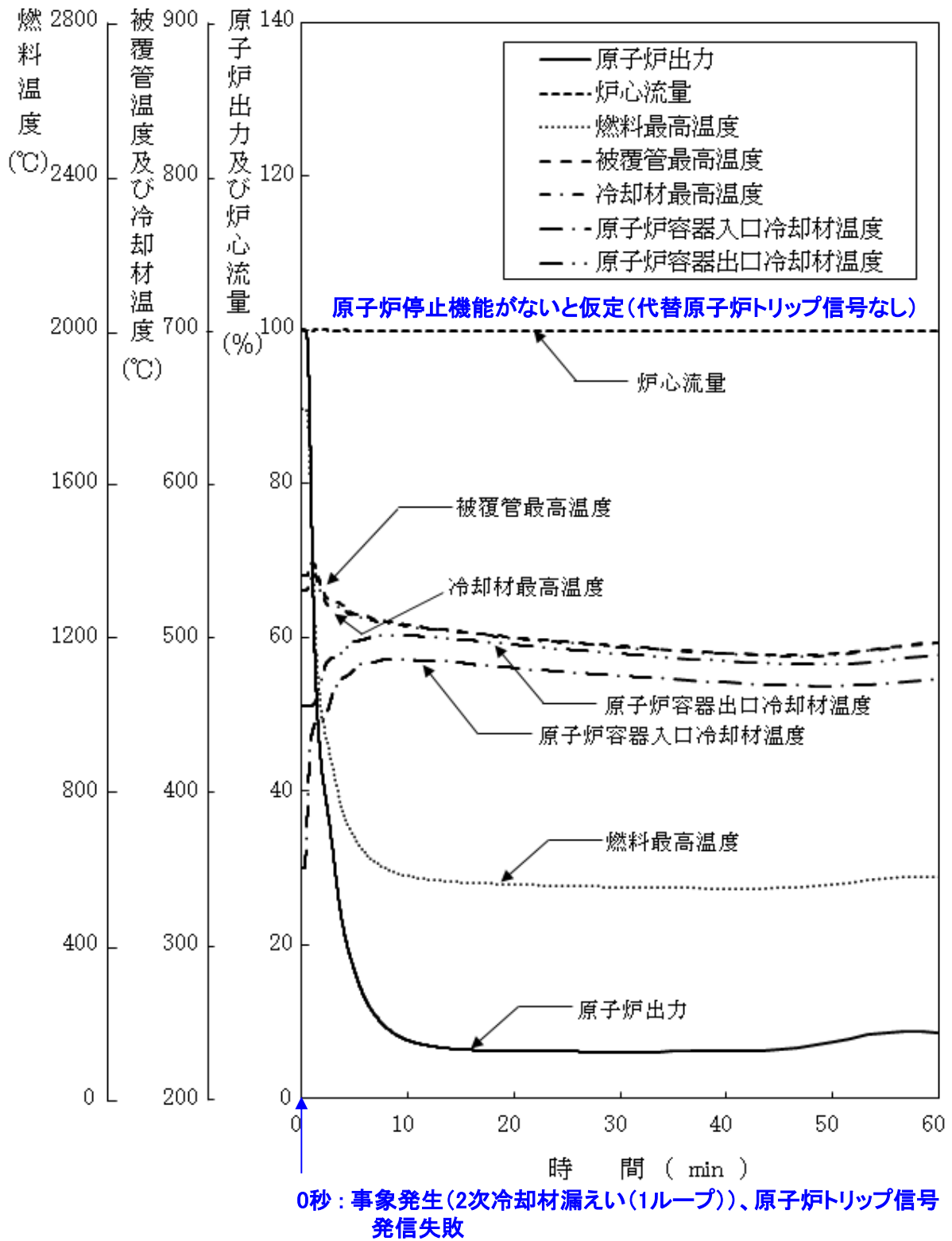
第 4.3.3.8.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



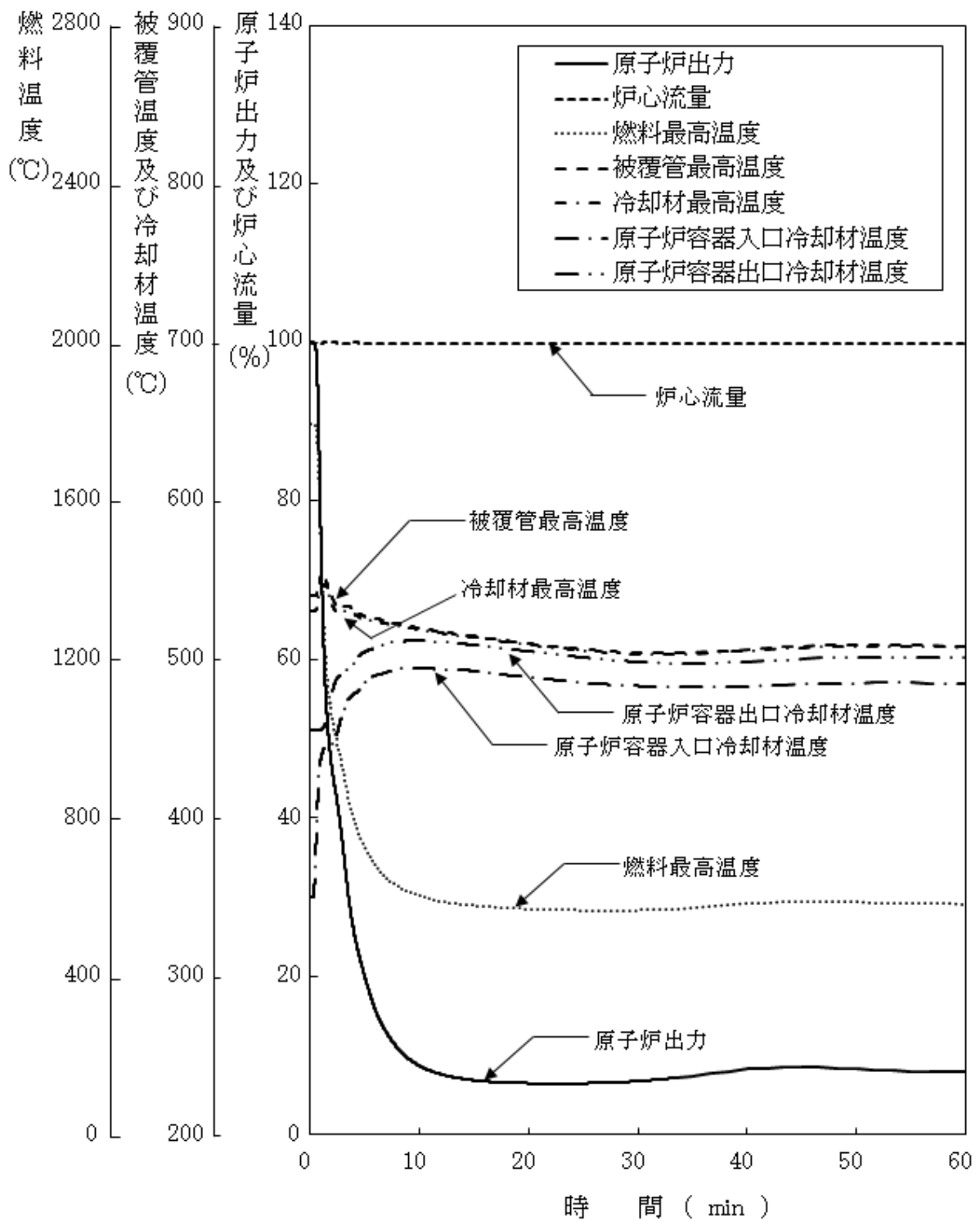
第 4.3.3.8.2 図 2 次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 (炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



第 4.3.3.8.3 図 2 次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
(不確かさの影響評価)



第 4.3.3.8.4 図 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信の重畳事故
(炉心損傷防止措置: 代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定)



第 4.3.3.8.5 図 2 次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信の重畳事故
 (炉心損傷防止措置：代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がないと仮定
 (不確かさの影響評価))

4.3.3.9 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故

（1）事故の原因及び説明

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する安全容器内の1次主冷却系又は1次補助冷却系の配管（内側）が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、リークジャケット又は配管（外側）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、リークジャケット又は配管（外側）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。本評価事故シーケンスの1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内の配管（内側及び外側）とする。

（2）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故では、主中間熱交換器内胴窓より低所で冷却材が漏えいし、かつ継続した場合には、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

本原子炉施設においては、低圧システムで、伝熱特性に優れた単相のナトリウムを冷却材に使用していることから、原子炉冷却材バウンダリ破損時にも減圧沸騰せず、液位低下は緩慢となる特徴を踏まえ、静的機器を活用した信頼性の高い原子炉冷却材液位確保のための措置を講じる。また、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、本原子炉施設の設計の特徴と1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故の特徴から、炉心の昇温等の事象進展は緩慢となるが、冷却のための措置は、自動起動又は通常運転時からの継続とし、信頼性の高い措置とする。なお、これらの余裕時間を踏まえ、冷却のための措置は手動でも起動操作等が実施できるものとする。

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故においては、安全容器により漏えいした冷却材を保持し、炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保するとともに、補助冷却設備により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故では、炉心損傷防止措置（補助冷却設備の運転による原子炉容器内の冷却）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、原子炉容器外に冷却材（ナトリウム）や損傷炉心物質が流出するものとして、これらを安全容器にて保持し、コンクリート遮へい体冷却系により、安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した損傷炉心物質を冷却する措置を講じる。本措置により、原子炉容器破損後の格納容器底部での損傷炉心物質とコンクリートとの相互作用を回避することで格納容器の破損を防止する。

さらに、ここでは、炉心冷却機能の喪失を前提としていることを踏まえ、炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに冷却材の蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になることを想定し、1次アルゴンガス系に安全板を設置することにより、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の過圧を防止する措置を講じる。また、格納容器（床下）の

床面に断熱材及びヒートシンク材を設置することにより、安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和する措置を講じる。

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.9.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、配管（外側）からの1次冷却材漏えいを起点とする。なお、ここでは、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することを想定する。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 安全容器内の空間容積を制限することにより、二重壁外へ1次冷却材が漏えいした場合でも、原子炉容器等の冷却材液位を1次補助冷却系の循環に支障を来すことなく炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する。
- b. 原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下した場合でも、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とするため、補助冷却設備を整備する。

(ii) 格納容器破損防止措置

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉容器外に流出した冷却材や損傷炉心物質を保持するため、安全容器を整備する。
- b. 安全容器と生体遮へい体のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した損傷炉心物質を冷却するため、コンクリート遮へい体冷却系を整備する。
- c. 原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）が過圧されることを防止するため、1次アルゴンガス系に安全板を整備する。
- d. 安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和するため、断熱材及びヒートシンク材を整備する。また、流出したナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するため、格納容器（床下）の室には鋼製のライナを整備する。
- e. 原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保ち、ナトリウムが流出した場合の燃焼反応を防止する。
- f. ナトリウムが流出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 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により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.9.1表及び第4.3.3.9.2表に示す。これらの設備等は、「添付書類8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.9.3表及び第4.3.3.9.4表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は5名、格納容器破損防止措置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コードSuper-COPDにより解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456℃、コールドレグ温度を350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²℃とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 1次主冷却系配管の内管及び外管が同時に破損する保守的な想定として、1次冷却材は、1次主冷却系配管の内管及び外管の間隙には流れ込まず、全て二重壁外に漏えいするものとする。
- 5) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内のN s L-約8,200mmにある原子炉容器入口低所配管とし、漏えい口の大きさは42mm²とする。

- 6) カバーガス圧力及び安全容器内圧力はそれぞれ 0.49kPa 及び 1.72kPa で一定とし、漏えいしたナトリウムの静水圧は考慮しないものとする。
- 7) 原子炉容器の液位が、主中間熱交換器内胴窓上端位置から上方 100mm の位置 (N s L-710mm) を下回れば、1次主冷却系流路は途絶するものとする。
- 8) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値 (最適評価値) を用いる。
- 9) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとし、原子炉トリップ設定値はN s L-100mm、応答時間は 0.4 秒とする。
- 10) 原子炉保護系の動作により主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を $7.1\% \Delta k/k$ とする。また、解析では、制御棒の落下速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値 90%挿入までの時間を 0.8 秒とする。
- 11) 補助冷却設備の自動起動は「炉内ナトリウム液面低低 (N s L-320mm)」によるものとし、1次補助冷却系電磁ポンプ及び補助冷却機の送風機はそれぞれ 4分30秒及び30秒で定格運転に至るものとする。また、その後は、補助冷却器出口ナトリウム温度が 350°C となるように補助冷却機インレットベーン開度が制御されるものとし、これにより崩壊熱を除熱するものとする。
- 12) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 13) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値 (最適評価値) を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.9.2 図及び第 4.3.3.9.3 図に示す。

安全容器内の 1次主冷却系コールドレグの低所配管の破損口から二重壁外へ 1次冷却材が流出するため、炉心流量がわずかに低下するとともに、原子炉冷却材液位が低下し、約 27 分後に原子炉容器内冷却材液位は、「炉内ナトリウム液面低」の設定値である N s L-100mm に到達し、原子炉トリップ信号が発せられ、主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入される。また、原子炉スクラム信号の発信により、両ループの 1次主循環ポンプの主電動機及び 2次主循環ポンプがトリップし、1次主冷却系は 1次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれ、2次主冷却系は自然循環に移行する。2次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。

原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、流量と出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出入口冷却材温度も緩やかに低下する。その後も漏えいが継続し、約 87 分後に原子炉容器内冷却材液位が「炉内ナトリウム液面低低」の設定値である N s L-320mm に到達し、補助冷却設備が起動する。この時間帯では、主冷却系における主冷却器出口ナトリウム温度制御時の最低除熱能力が炉心崩壊熱を上回っているため、主冷却器出口ナトリウム温度の制御目

標値を維持できず、炉心温度及び1次・2次冷却材温度は緩やかに低下を継続する。時刻約5時間で原子炉容器内のナトリウム液位が、主中間熱交換器内胴窓（熱交換領域への流入口）の上端位置から上方100mmの位置を下回り、1次主冷却系の冷却材流路を喪失し、補助冷却設備のみでの除熱になる。その後、1次・2次冷却材温度は制御目標値になるよう制御され、崩壊熱は安定的に除去される。

燃料最高温度は、初期値から上昇せず約1,800℃であり、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止時に出現し、初期値からほとんど上昇せず、それぞれ約550℃及び約540℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材温度は、初期値からほとんど上昇せず、最高温度は約460℃、原子炉容器入口冷却材の最高温度は、原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後に出現し、約370℃であり、評価項目を満足する。なお、補助冷却設備の単独運転時においては、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、いずれも約430℃であり、原子炉容器出入口冷却材（1次補助冷却系）の最高温度は、それぞれ約390℃及び約360℃である。

以上より、1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる崩壊熱及び原子炉トリップ信号である「炉内ナトリウム液面低」設定値の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。

なお、各解析条件に係るパラメータが互いに独立な場合、その不確かさに相関はないため、有効性評価においては、原則としてパラメータごとに感度解析を行って不確かさの影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却能力に優れ、小型で負の反応度フィードバック特性を有するなどの高い固有の安全性を有しており、解析条件に係るパラメータの不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても大きな余裕があるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を10%考慮した値を用いる。原子炉トリップ信号である「炉内ナトリウム液面低」の設定値は、設定値に対して誤差-40mmを考慮し、NsL-140mmとする。

解析結果を第4.3.3.9.4図及び第4.3.3.9.5図に示す。

原子炉トリップ信号である「炉内ナトリウム液面低」の設定値を40mm低く設定したことにより、設定値への到達は「i) 基本ケース」の解析に比べ約11分遅く、時刻約37分となったが、燃料最高温度及び原子炉容器出口冷却材の最高温度は、「i) 基本ケース」

の解析と変わらず、それぞれ約 1,800℃及び約 460℃であり、評価項目を満足する。被覆管最高温度、炉心冷却材最高温度及び原子炉容器入口冷却材の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析とほとんど変わらず、それぞれ約 550℃、540℃及び約 370℃であり、評価項目を満足する。なお、補助冷却設備の単独運転時には、崩壊熱の不確かさを考慮したこと及び1次主冷却系の冷却材流路喪失のタイミングが早くなったことにより、燃料最高温度、被覆管最高温度及び炉心冷却材最高温度は、「i) 基本ケース」の解析に比べて、それぞれ約 20℃、約 10℃及び約 10℃高く、約 450℃、約 440℃及び約 440℃であり、原子炉容器出口冷却材（1次補助冷却系）の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析に比べて、約 10℃高く約 400℃、原子炉容器入口冷却材温度（1次補助冷却系）は「i) 基本ケース」の解析からほとんど上昇せず約 370℃である。

以上より、1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合であっても、炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置の有効性評価においては、事故シーケンス全体をいくつかの過程に分けて解析を行う。事故の開始から炉心が損傷し原子炉容器が破損するまでの過程を炉内事象過程と呼び、この過程では崩壊熱が全て原子炉冷却材の昇温及び蒸発並びに原子炉冷却材バウンダリ内の機器の昇温に寄与するという保守的な仮定を用いて温度変化等を計算する。その後、原子炉容器が破損し、原子炉容器外に流出した冷却材や損傷炉心物質を安全容器内で保持する過程を炉外事象過程と呼び、この過程における熱流動挙動を FLUENT で解析する。安全板から原子炉冷却材バウンダリの外に流出したナトリウムによる影響が生じる過程を格納容器応答過程と呼び、この過程における流出したナトリウムによる格納容器の応答を CONTAIN-LMR で解析する。

本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価項目は、「4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定」に示す(4)から(6)である。「(4) 原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等を安全容器内にて保持・冷却できること。」の評価項目を炉外事象過程の解析により評価する。「(5) 主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の過圧を防止できること。」については、本評価事故シーケンスの事象進展では、原子炉冷却材温度及び圧力が通常運転時よりも低い状態で1次主冷却系の循環に必要な液位を下回るため、1次冷却材を介して主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）を過温・過圧することはない。また、補助冷却設備の機能を喪失した場合には1次補助冷却系の弁を閉止するため補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）を過温・過圧することはない。したがって、これら原子炉冷却材バウンダリの破損防止措置の有効性を評価する必要はない。また、「(6) 蒸発した冷却材（ナトリウム）が格納容器（床下）に流出する場合において、格納容器の破損を防止できること。」については、本評価事故シーケンスの事象進展では、炉心が露出するまでに格納容器（床下）に流出する原子炉冷却材ナトリウムの量が、「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」よりはるかに少ないため、本評価項目

に係る有効性評価は「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

なお、本評価事故シーケンスにおける炉内事象過程の解析では、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである原子炉冷却材温度及び圧力を計算する。

i) 基本ケース

i. 炉内事象過程の解析

a. 解析条件

1次冷却材の漏えいにより、1次主冷却系の循環に必要な液位を喪失し、崩壊熱により原子炉冷却材が昇温され、原子炉冷却材の蒸発により更に原子炉容器内の液位が低下し、炉心頂部が露出するまでの炉内の事象推移を計算する。

本評価は、原子炉停止後の炉心崩壊熱が原子炉容器内の原子炉冷却材ナトリウムの昇温及び蒸発に寄与すると想定し、原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により炉心頂部が露出するまでの時間を以下の条件で計算する。

なお、炉心頂部が露出した時点で原子炉容器外に流出することを仮定しており、本仮定においても大きな保守性を確保している。

- 1) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとする。
- 2) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内の配管（内側及び外側）とし、漏えい口の大きさは 42mm^2 とする。
- 3) 冷却材の漏えいにより、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下するものとする。
- 4) 安全容器内に漏えいしたナトリウムは安全容器にて保持され、それにより補助冷却設備の運転に必要な液位は確保されるものの、何らかの理由により補助冷却設備による崩壊熱の除去が機能しないものとする。
- 5) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 事故発生前から常時運転しているコンクリート遮へい体冷却系の運転が継続されるものとし、安全容器外面冷却による除熱を考慮するものとする。
- 7) 炉心崩壊熱による原子炉容器内のナトリウムの昇温、蒸発挙動より蒸発による液位低下を求める。なお、沸点に達する前の蒸発や蒸発に伴う液体ナトリウムの冷却も考慮する。原子炉カバーガス等のバウンダリ内の圧力が1次アルゴンガス系に整備した安全板の設定圧（ $9.8\text{kPa}[\text{gage}]$ ）を超過すると、安全板が開放され、蒸発したナトリウム蒸気は安全板を通じて窒素雰囲気格納容器（床下）に流出するものとする。

b. 解析結果

計算結果を第4.3.3.9.6図及び第4.3.3.9.7図に示す。

本評価事故シーケンスにおいては、1次冷却材漏えい箇所からのナトリウムの漏えいにより液位が低下し、原子炉は自動停止するものの、その後の崩壊熱除去機能の喪失により原子炉冷却材温度は緩やかに上昇する。温度上昇により蒸発したナトリウムは、1次アルゴンガス系内の圧力が1次アルゴンガス系に整備した安全板の設定圧（ $9.8\text{kPa}[\text{gage}]$ ）

を超過すると、安全板から流出し、原子炉冷却材の液位は、さらに低下する。

評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである原子炉冷却材温度及び圧力は通常運転時より低い状態のまま推移し、事象発生約 4 時間後に 1 次主冷却系の循環に必要な液位を下回り、1 次主冷却系の循環が停止する。事象発生約 18 時間後に、原子炉容器内と安全容器内の液位が平衡し、1 次冷却材の漏えいが停止する。その後、原子炉冷却材の最高温度は事象発生約 3 日後に約 800℃まで上昇し、原子炉冷却材の蒸発により約 5 日後に炉心頂部まで液位が低下するが、蒸発による液位の低下は極めて緩やかであり、炉心の損傷が急速に進展することはない。

以上のように、炉内事象過程においては、炉心の損傷が緩やかに拡大し、原子炉容器底部に移行した損傷炉心物質が原子炉容器壁を熱的、機械的に損傷させ、原子炉容器外に冷却材（ナトリウム）や損傷炉心物質が流出し、炉外事象過程に移行する。

ii. 炉外事象過程の解析

a. 解析条件

計算コード FLUENT 等により解析する。FLUENT による解析体系を第 4.3.3.9.8 図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉容器底部に移行した損傷炉心物質はナトリウム中で冷却されるため、表面温度はナトリウムの沸点を超えることはなく、原子炉容器を熔融貫通することはない。しかしながら、原子炉容器底部が長期間高温に維持され、クリープ破損が生じる可能性があるため、原子炉容器底部の破損を想定する。
- 2) 原子炉容器底部が破損した結果、ナトリウムが安全容器内に流出するとともに損傷炉心物質の全量が円筒形の塊状で原子炉容器外の安全容器内に移行したものとし、これを解析の初期状態とする。
- 3) 崩壊熱は、炉心が損傷する過程において、燃料の損傷・熔融と高温状態が継続することを考慮して希ガス及び揮発性 FP を除くものとする。
- 4) 安全容器内での冷却に関する崩壊熱を保守的に設定するため、原子炉容器内液位の低下により、炉心頂部が露出した時点の崩壊熱 (240kW) を炉外過程解析の初期値とする。
- 5) コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスの流量は 20,500m³/h (通常運転時: 15,000~20,000m³/h)、安全容器入口温度は 40℃ (事故時設計値: 40℃) として流入させ、4) の崩壊熱に対して定常解析を行う。その後、崩壊熱の減衰に従って過渡解析を行う。
- 6) 安全容器内での損傷炉心物質上方のナトリウムによる伝熱効果を保守的に考慮するため、原子炉容器内液位は、炉心頂部位置におけるナトリウムインベントリの約 1/3 が損傷炉心物質上部に残存すると想定した液位として、グラウンドレベル (以下「GL」という。) -12,460mm で維持されているものとする。また、安全容器内のナトリウム液位は GL-8,900mm とする。
- 7) コンクリート遮へい体冷却系の安全容器外面冷却の解析で求めた温度条件及び損傷炉心物質による荷重条件に基づき、安全容器の構造健全性を評価する。

b. 解析結果

計算結果を第 4.3.3.9.9 図から第 4.3.3.9.12 図に示す。

安全容器を冷却する窒素ガスは、原子炉容器内から流出した損傷炉心物質の下方の安全容器下部から、安全容器底板に向けて吹き出した後、構造物表面に衝突し、径方向に流れを変えて広がりながら安全容器底板を冷却する（安全容器底板の下には炭素鋼遮へい板があり、窒素ガスは炭素鋼遮へい板下面に接し、炭素鋼遮へい板を介して安全容器底部を冷却する。）。第 4.3.3.9.9 図に示した安全容器底板の径方向温度分布においては、発熱源である損傷炉心物質の直下となる安全容器中心（第 4.3.3.9.9 図の横軸が 0 の位置）から離れるに従い温度は低下する。炭素鋼遮へい板下面に沿って径方向に流れた窒素ガスは鉛直上向きに流れ方向を変え、コンクリート遮へい体とその内側の炭素鋼遮へい体間の隙間に流入する。炭素鋼遮へい体側面に開けられた開口部から、安全容器に向けて窒素ガスが水平方向に流出し、安全容器側面を冷却する。安全容器を冷却した窒素ガスは上向きの流れとなって安全容器の上部から流出する。第 4.3.3.9.10 図に示す安全容器側面の温度は、発熱源である損傷炉心物質の上方、安全容器下面（第 4.3.3.9.10 の横軸が 0 の位置）から約 1.5m 近傍で最も高くなり、それより上方は低下する。

崩壊熱が最も高い時刻 0 秒での定常解析において各部は最高温度を示し、その後、崩壊熱の減衰に従って低下する。安全容器の最高温度は約 330℃であり、設計温度（450℃）を超えることはない。損傷炉心物質及びそれを保持する遮へいグラファイト領域の最高温度はそれぞれ約 860℃及び約 530℃である。また、損傷炉心物質上方のナトリウムの最高温度は約 350℃であり沸騰することはない。なお、損傷炉心物質及びそれを保持する遮へいグラファイトの共存性に問題はなく、遮へいグラファイトによる損傷炉心物質の保持機能は維持される。

以上のように、炉外事象過程の事象推移を計算した結果、コンクリート遮へい体冷却系の安全容器外面冷却により、原子炉容器内から流出した損傷炉心物質の崩壊熱は安定的に除去され、安全容器の温度が設計温度を超えることはない。また、安全容器の自重、ナトリウム重量及び損傷炉心物質の重量並びに内圧により安全容器の胴部及び底板部に発生する応力（1 次応力）は当該部の許容応力を十分に下回ることから、安全容器の健全性は確保されると判断できる。

以上より、安全容器内に流出したナトリウムや損傷炉心物質は安定に保持・冷却されるとともに、安全容器に係る評価項目を満足することから、安全容器の健全性は確保され、格納容器の破損は防止できる。

ii) 不確かさの影響評価

i. 炉内事象過程の不確かさの影響評価

炉内事象過程では、炉心頂部まで液位が低下する時間を求め、後続の炉外事象過程移行時の発熱条件を求めている。炉外事象過程移行時の発熱条件は、炉心頂部まで液位が低下した時点で損傷炉心物質の全量が安全容器内に移行するものとして、炉外事象の解析結果を厳しくするよう保守的に条件設定を行っており、炉内事象過程における崩壊熱等の不確かさ

の影響を考慮して十分に保守的な条件設定としている。このため、炉内事象過程に対する不確かさの影響評価は不要である。

ii. 炉外事象過程の不確かさの影響評価

格納容器破損防止措置の有効性評価における炉外事象過程の不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。

安全容器の構造健全性を評価する上で重要な指標である構造温度に対し、影響が大きいパラメータとしては、原子炉容器内から流出した損傷炉心物質の発熱条件が挙げられる。

発熱条件については、炉心頂部まで液位が低下した時点で損傷炉心物質の全量が安全容器内に移行するものとして、炉外事象の解析結果を厳しくするよう保守的に条件設定を行っており、炉心頂部まで液位が低下する約5日後の崩壊熱（240kW）を設定している。しかしながら、損傷炉心物質の冷却性を評価する上で発熱条件の影響は大きいため、崩壊熱のみの不確かさに加えて、炉内事象推移の不確かさも考慮し、発熱条件を崩壊熱（240kW）から25%増加させて300kWとする条件で解析を実施する。

解析結果を第4.3.3.9.13図及び第4.3.3.9.14図に示す。

温度分布の形状は大きく変わることなく、全体的に温度レベルが上昇する。安全容器の最高温度は約400℃であり、設計温度（450℃）を超えることはなく、また、損傷炉心物質の最高温度は約1,090℃、損傷炉心物質を保持する遮へいグラフアイトの最高温度は約680℃である。さらに、損傷炉心物質上方のナトリウムの最高温度は約430℃でありナトリウムが沸騰することはない。

以上より、不確かさの影響を考慮しても安全容器に係る評価項目への影響は小さく、評価項目を満足することから、安全容器の健全性が確保され、格納容器の破損は防止できる。

第 4.3.3.9.1 表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「炉内ナトリウム液面低」 ③核計装(線形出力系)
事故発生の判断	・安全容器内1次主冷却系配管(外側)破損に伴い、炉内冷却材液位が著しく低下した場合は事故発生と判断する。	—	—	①「炉内ナトリウム液面計」
安全容器による漏えいした冷却材の保持 ・ 補助冷却設備運転に必要な炉内冷却材液位確保	・補助冷却設備の運転が可能な状態にあることを確認する。	①安全容器	—	①「炉内ナトリウム液面計」 ②安全容器呼吸系圧力計 ③1次補助冷却系温度計、流量計、補助冷却器出口温度計、2次補助冷却系流量計
補助冷却設備運転	・補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。	①補助冷却設備	—	①1次補助冷却系温度計、流量計、補助冷却器出口温度計、2次補助冷却系流量計

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第 4.3.3.9.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉冷却材 バウンダリが高圧 に至ることの判断	・冷却材の著しい昇温及び蒸発 が生じた場合、原子炉冷却材バ ウンダリが高圧に至ると判断 する。	—	—	①原子炉カバーガス圧力計
1次アルゴンガス系 安全板より、 ナトリウム蒸気を 格納容器（床下） に放出	・1次アルゴンガス系安全板よ り、ナトリウム蒸気が格納容器 （床下）に流出することを確認 する。	①安全板 ②断熱材 ③ヒートシンク 材	—	①安全板の状態表示
格納容器 アイソレーション確認	・「格納容器内圧力高」、「格納容 器内温度高」、「格納容器内床 上線量率高」により、原子炉保護 系（アイソレーション）が動作 し、工学的安全施設が自動的に 作動し、隔離されることを確認 する。	①格納容器 ②格納容器バウ ンダリに属す る配管・弁	—	①原子炉保護系 （アイソレーション） ②アイソレーション信号 「格納容器内圧力高」、 「格納容器内温度高」、 「格納容器内床上線量率 高」
原子炉容器外に 冷却材や 損傷炉心物質が 流出したことの判断	・安全容器内の圧力が著しく上 昇した場合、原子炉容器から安 全容器内に冷却材や損傷炉心 物質が流出したと判断する。	—	—	①安全容器呼吸系圧力計
安全容器による 冷却材や損傷炉心物質 の保持 ・ コンクリート遮へい体 冷却系による冷却	・安全容器内呼吸系圧力計の監 視により、安全容器により冷却 材や損傷炉心物質が保持され ることを確認する。また、コン クリート遮へい体冷却系の運 転により、安全容器内にて保持 した損傷炉心物質を冷却する。	①安全容器及び コンクリート 遮へい体冷却 系	—	①コンクリート遮へい体冷 却系の温度計、窒素ガス 冷却器の流量計 ②安全容器呼吸系圧力計

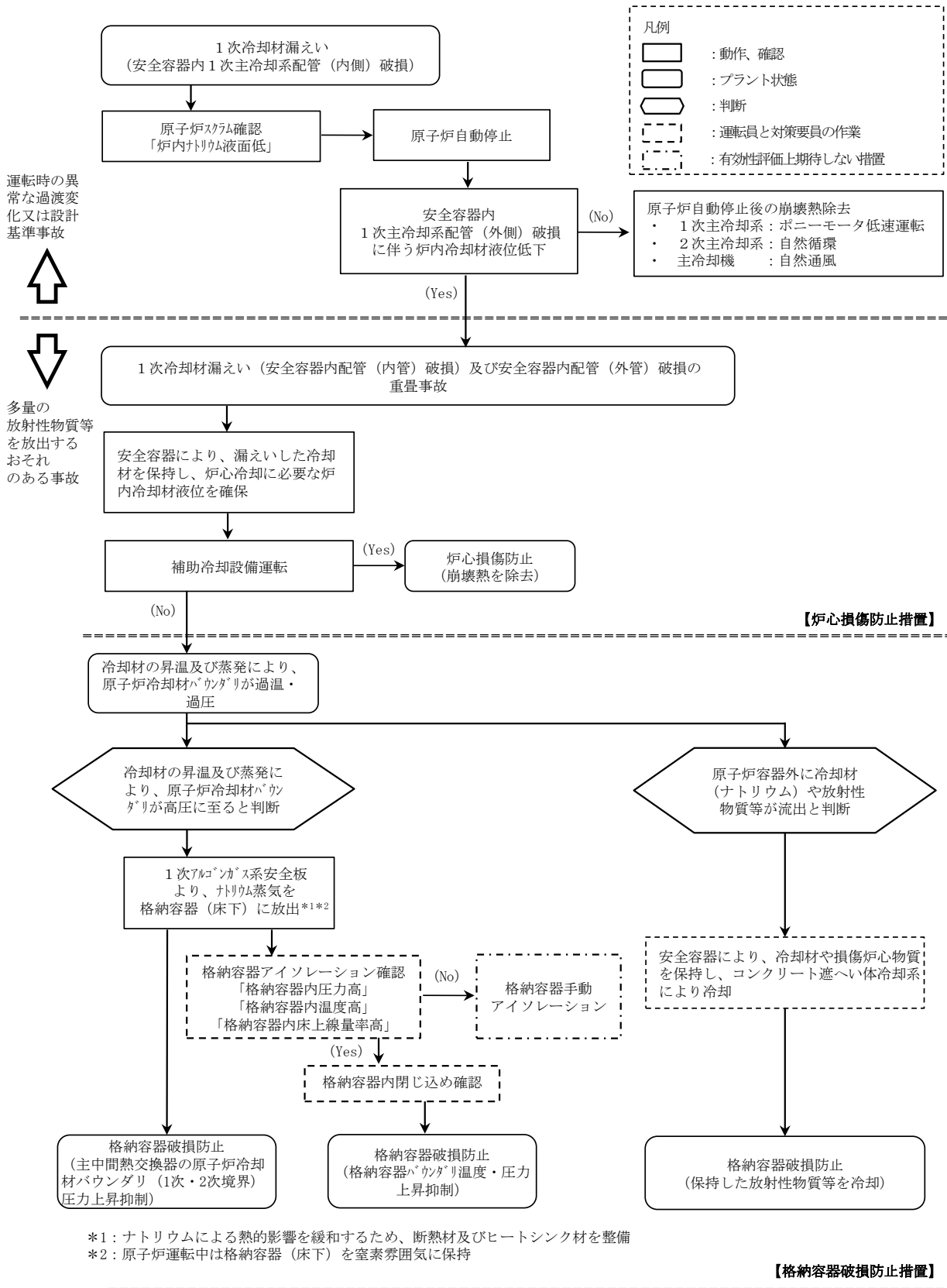
下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.9.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

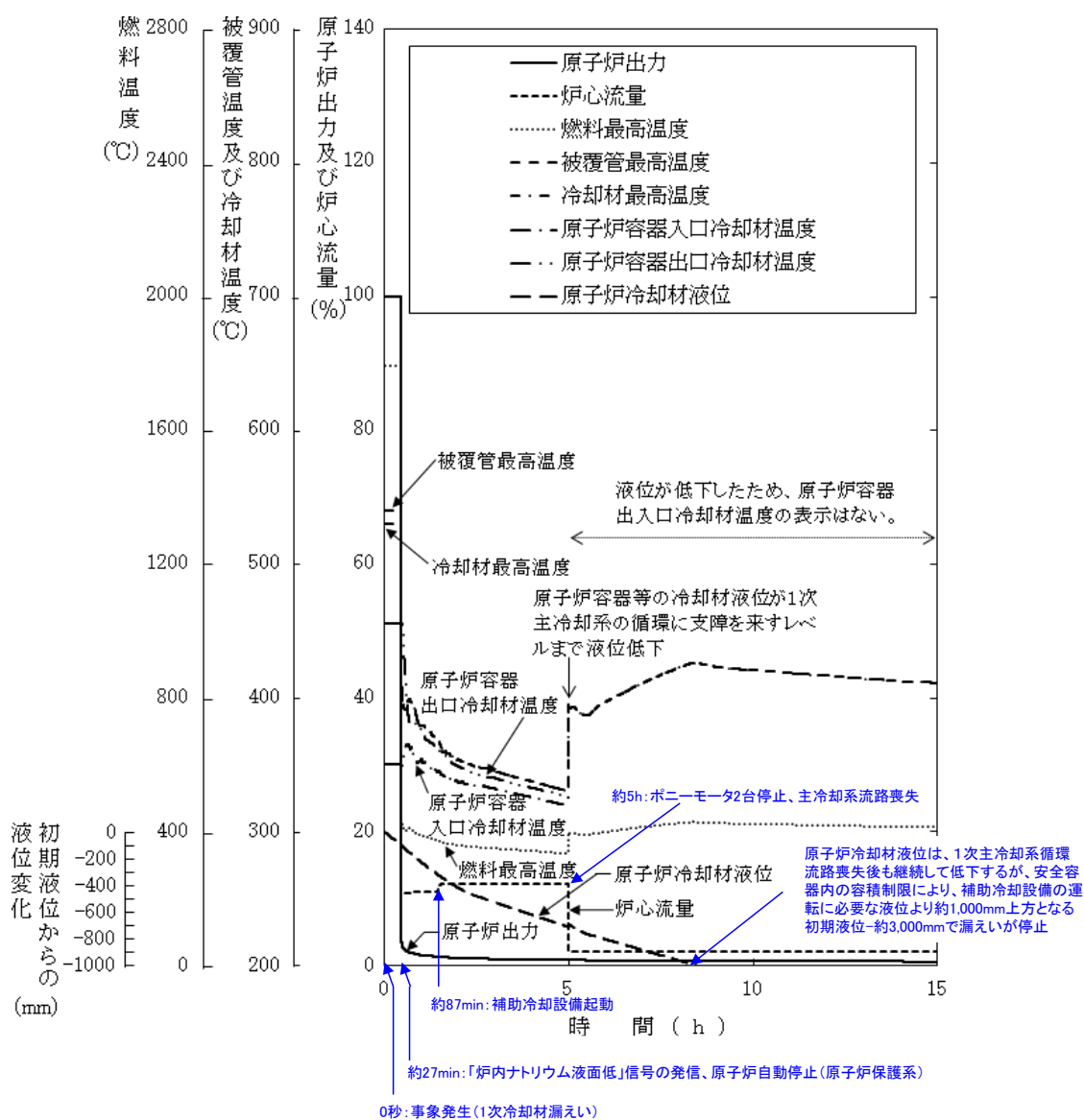
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考
			5	10	20	30	60	180	300	10日	20日	30日	40日		
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容 (中央制御室)	▽異常事象発生(安全容器内1次主冷却系配管(内側)破損) ▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止 ▽原子炉容器内の液位低下による補助冷却設備自動起動 ▽事故発生の判断 (安全容器内1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)												
	当直長	・運転操作指揮	[Bar chart showing duration from 5 to 300 minutes]												
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Bar chart showing duration from 5 to 30 minutes]												・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。
	運転員A、B、D	3 ・事故発生の判断	[Bar chart showing duration from 5 to 180 minutes]												・安全容器内1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下を確認する。 ・二重壁内の容積に相当する液位を超えて液位が低下した時点で事故発生と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員B	1 ・安全容器による冷却材漏えい量の抑制の確認 ・補助冷却設備運転に必要な原子炉容器内冷却材液位確保	[Bar chart showing duration from 5 to 300 minutes]												・補助冷却設備の運転が可能状態にあることを確認する。
	運転員B、C	2 ・補助冷却設備運転	[Bar chart showing duration from 5 to 300 minutes]												・補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。 ・自動起動に失敗したと判断した場合には手動で起動する(機器の操作時間に余裕を見込んで、60分以内で操作可能)。

第4.3.3.9.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考
			5	10	20	30	60	180	300	10日	20日	30日	40日		
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容 (中央制御室)	▽異常事象発生(安全容器内1次主冷却系配管(内側)破損) ▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止 ▽補助冷却設備による崩壊熱除去に失敗 ▽冷却材の昇温及び蒸発により、原子炉冷却材パウンドリが高压に至ると判断 ▽原子炉容器外に損傷炉心物質が流出と判断												
	当直長	・運転操作指揮	[Bar chart showing duration from 5 to 300 minutes]												
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Bar chart showing duration from 5 to 30 minutes]												・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。
	運転員A、B、D	3 ・事故発生の判断	[Bar chart showing duration from 5 to 180 minutes]												・安全容器内1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下を確認する。
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉冷却材温度が高温に至ることの判断	[Bar chart showing duration from 5 to 300 minutes]												・冷却材の著しい昇温及び蒸発が推定される場合に、原子炉冷却材パウンドリが高压に至ると判断する。
格納容器破損防止措置	運転員C、D	2 ・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気を格納容器(床下)に放出	[Bar chart showing duration from 5 to 300 minutes]												・1次アルゴンガス系安全板が開放し、ナトリウム蒸気が格納容器(床下)に放出されることを確認する。
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認	[Bar chart showing duration from 5 to 300 minutes]												・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 ・多量のナトリウムが格納容器床下に漏えいした場合は、格納容器床下温度が60℃を超過して原子炉保護系(アイソレーション)が動作する。 ・隔離に失敗している場合は手動で隔離する。
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質が流出したことの判断	[Bar chart showing duration from 5 to 300 minutes]												・安全容器内圧力が著しく上昇した場合に、原子炉容器外に損傷炉心物質が流出したと判断する。
格納容器破損防止措置	運転員B、E	2 ・安全容器による冷却材や損傷炉心物質の保持 ・コンクリート遮へい体冷却系による冷却	[Bar chart showing duration from 5 to 300 minutes]												・安全容器により冷却材や損傷炉心物質が保持されることを確認する。 また、コンクリート遮へい体冷却系の運転により、安全容器内に保持した損傷炉心物質を冷却する。

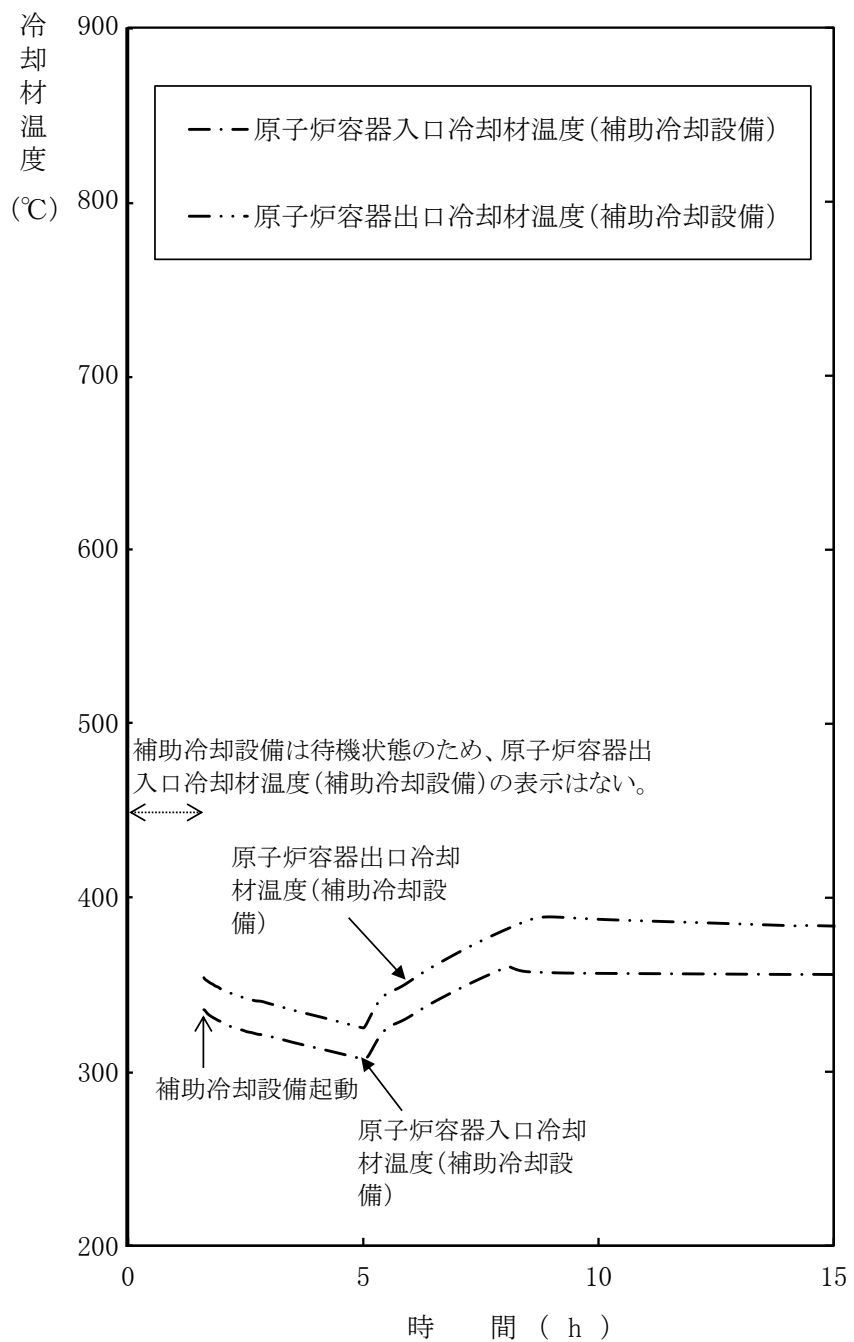


第 4.3.3.9.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要

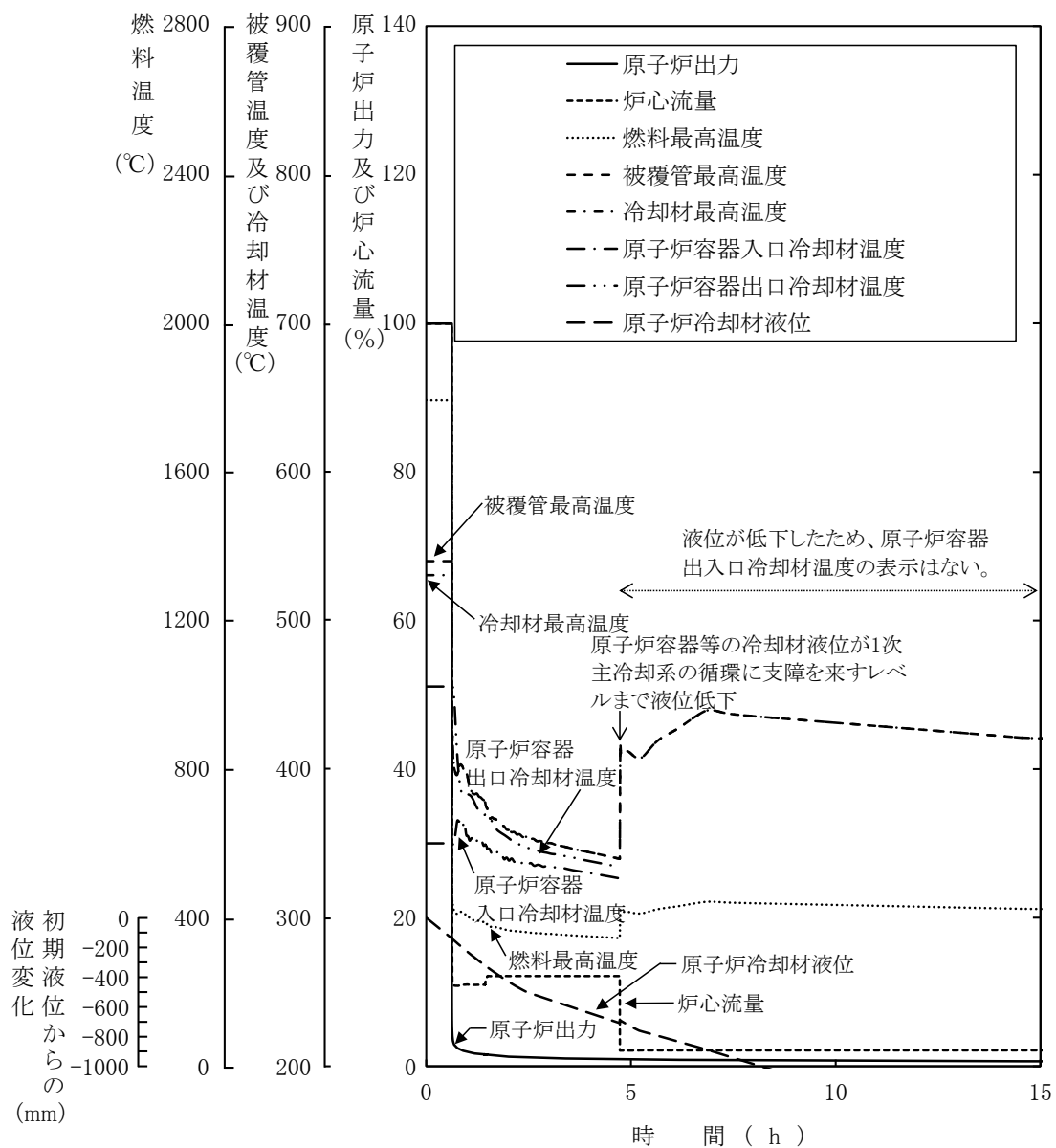


第 4. 3. 3. 9. 2 図 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故

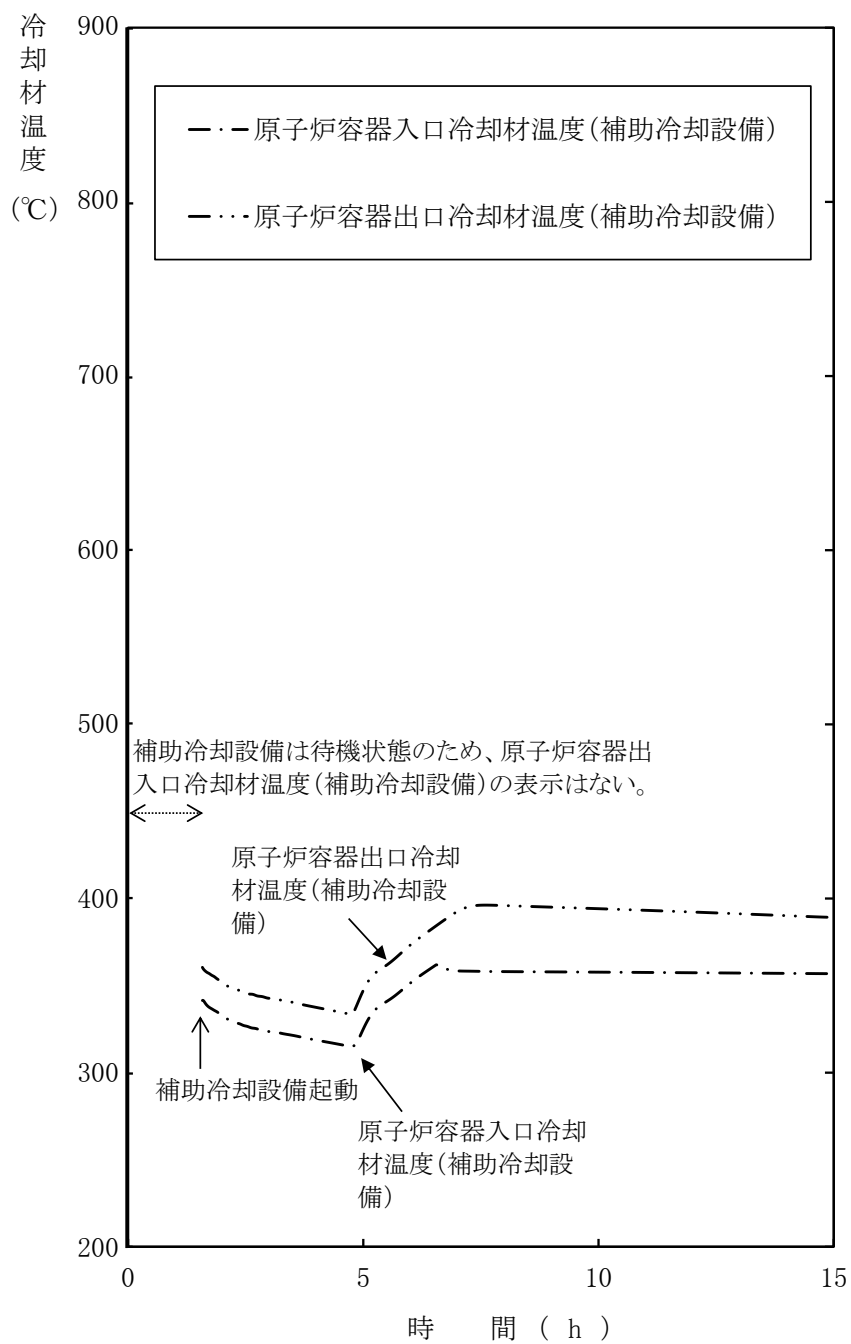
(炉心損傷防止措置：安全容器内冷却材の保持及び補助冷却設備による冷却)



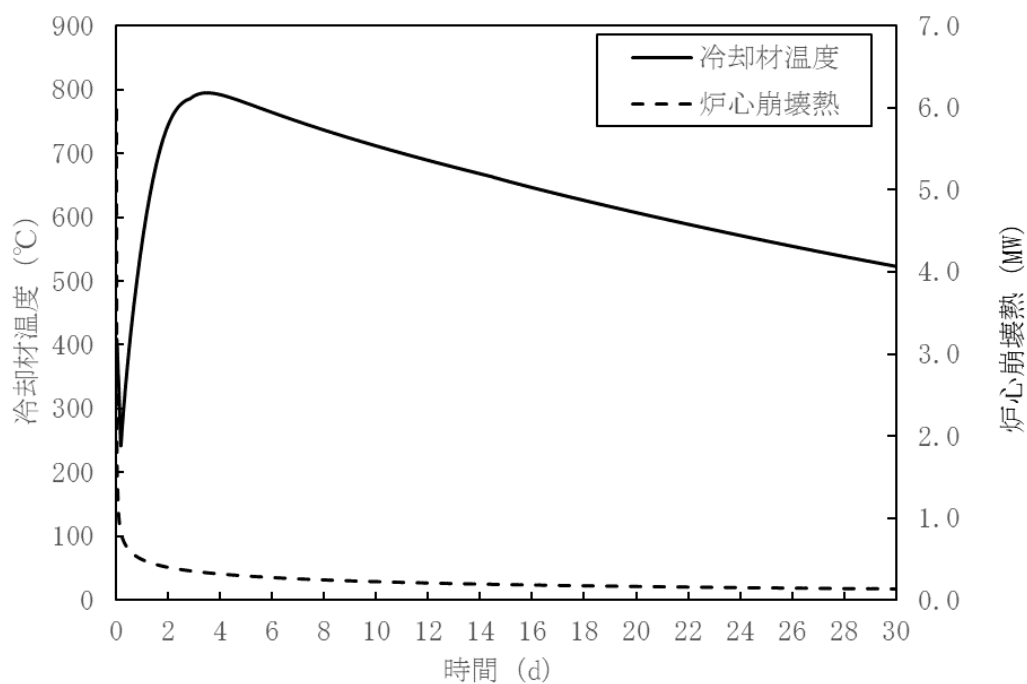
第 4.3.3.9.3 図 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）
 及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故
 （炉心損傷防止措置：安全容器内冷却材の保持及び補助冷却設備による冷却）



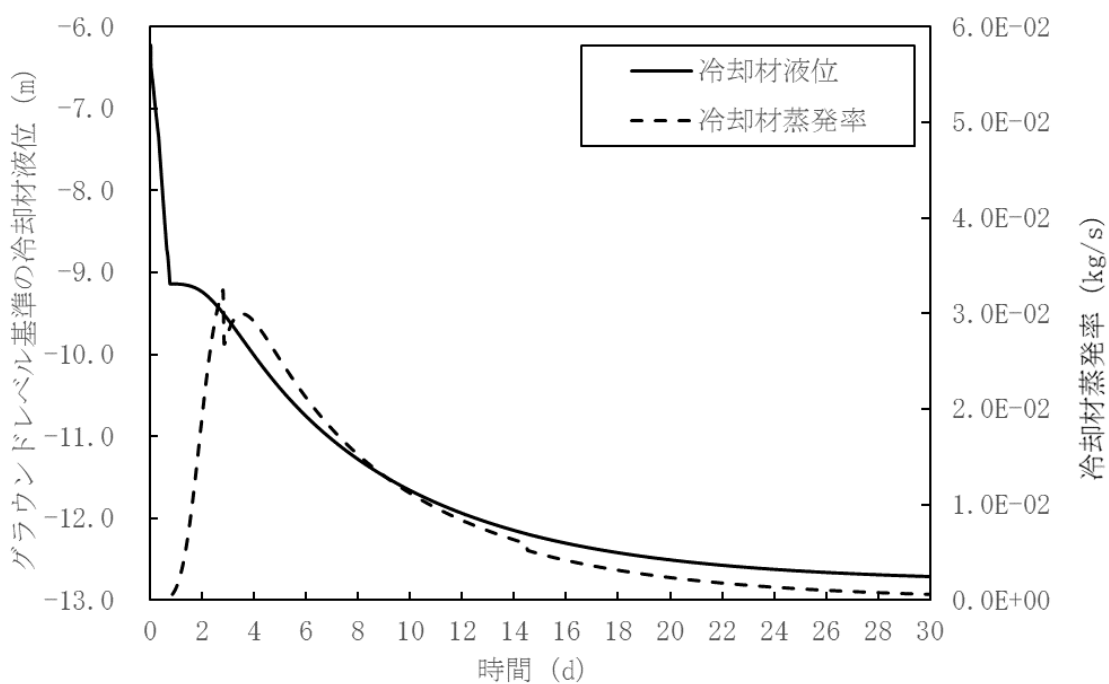
第 4. 3. 3. 9. 4 図 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）
及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故（不確かさの影響評価）



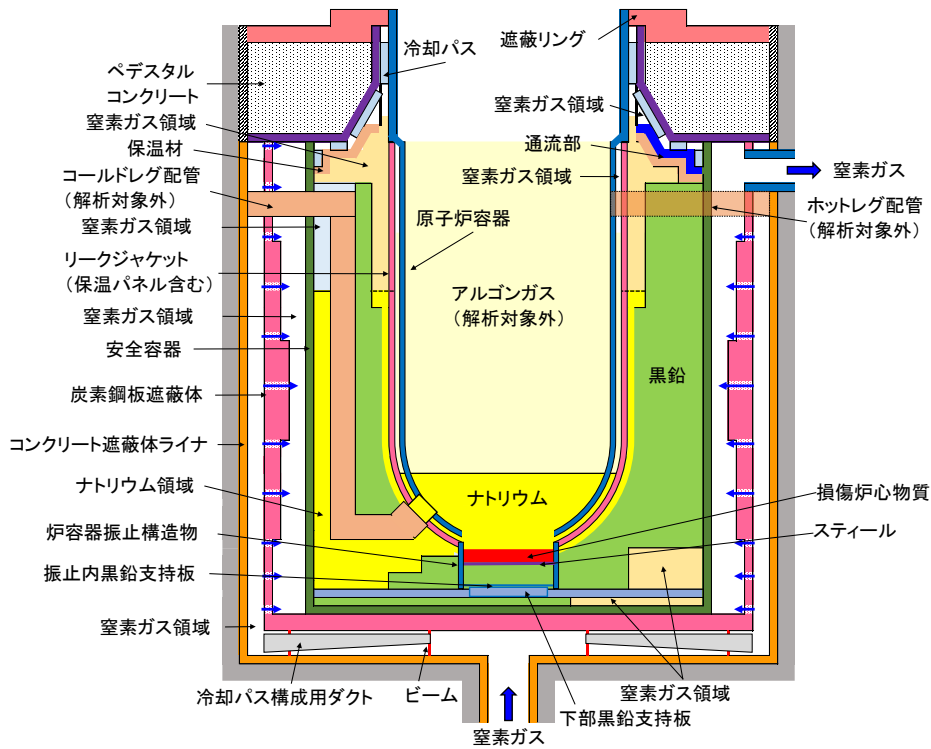
第 4. 3. 3. 9. 5 図 1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故（不確かさの影響評価）



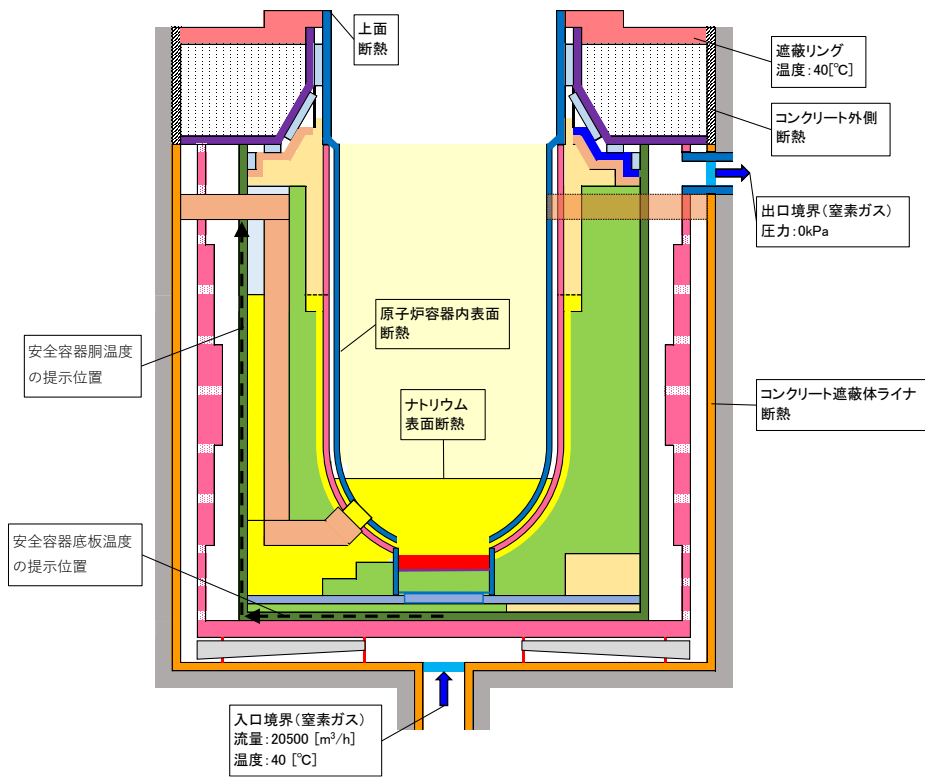
第 4.3.3.9.6 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移）



第 4.3.3.9.7 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移）

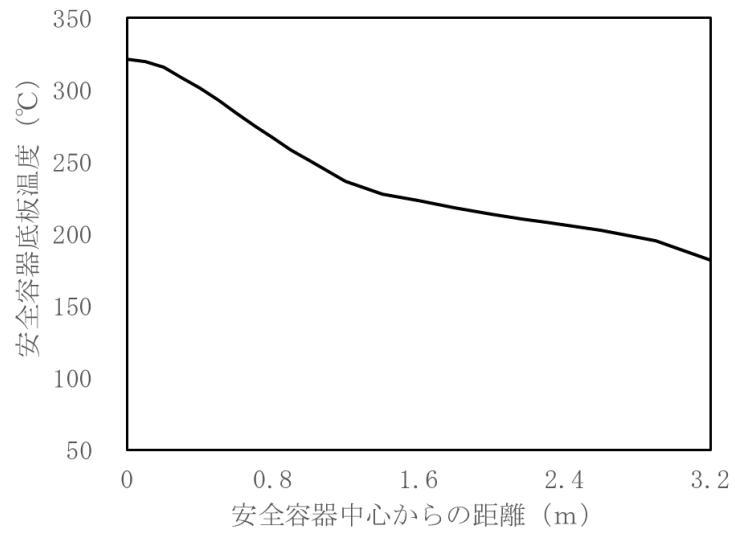


(解析体系)

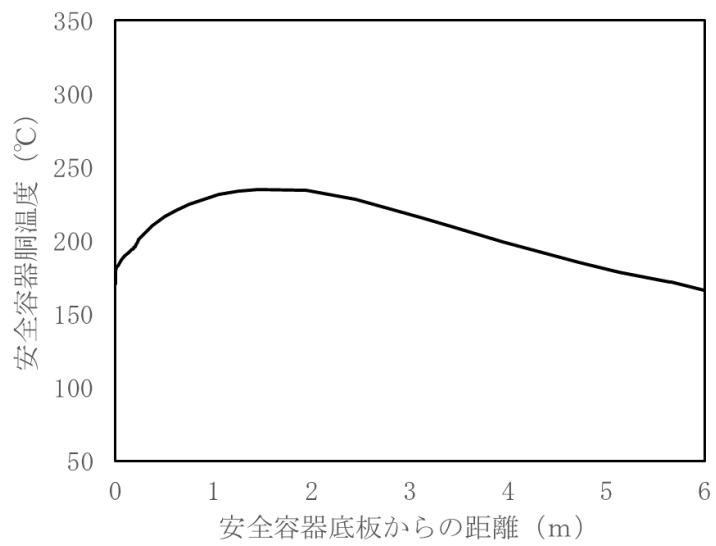


(境界条件等)

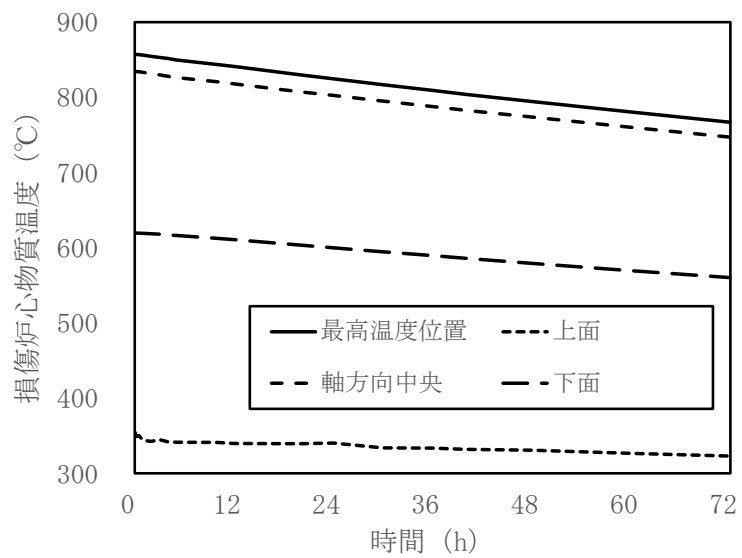
第 4.3.3.9.8 図 FLUENTにおける解析体系等



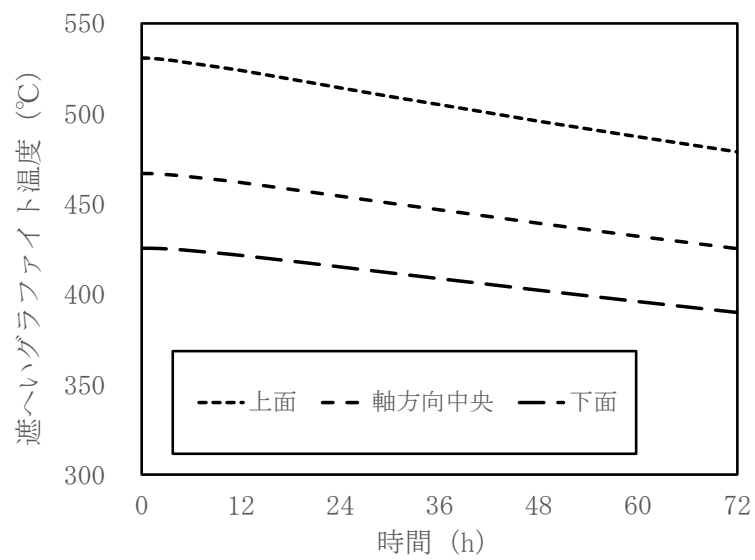
第 4.3.3.9.9 図 安全容器底板の径方向温度分布



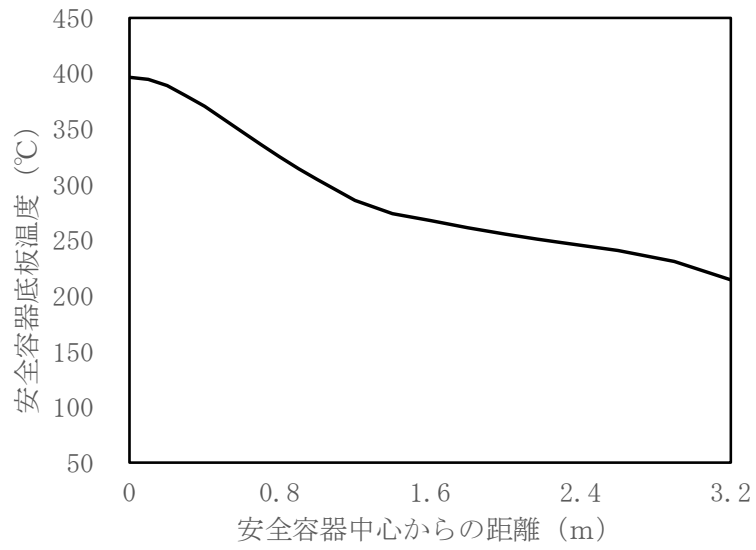
第 4.3.3.9.10 図 安全容器胴の軸方向温度分布



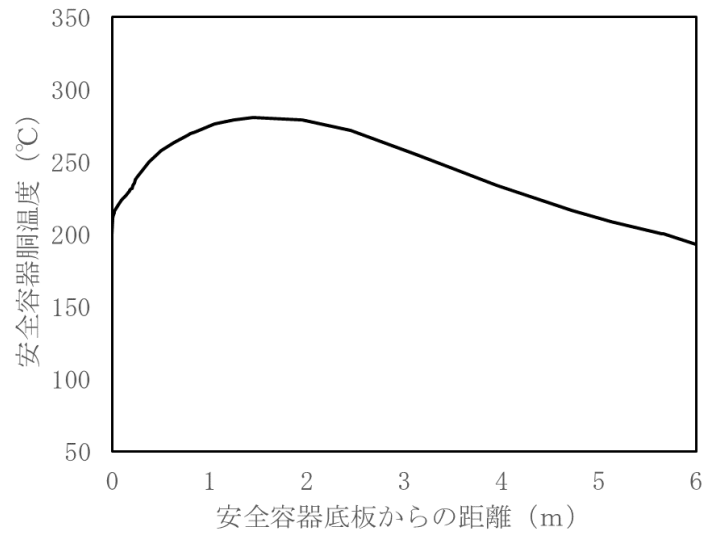
第 4. 3. 3. 9. 11 図 損傷炉心物質温度の時間変化



第 4. 3. 3. 9. 12 図 損傷炉心物質下部の遮へいグラファイト温度の時間変化



第 4.3.3.9.13 図 安全容器底板の径方向温度分布（不確かさの影響評価）



第 4.3.3.9.14 図 安全容器胴の軸方向温度分布（不確かさの影響評価）

4.3.3.10 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故

（1）事故の原因及び説明

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する安全容器外の1次主冷却系の配管（内側）が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、配管（外管）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、配管（外管）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。本評価事故シーケンスの1次冷却材漏えい箇所は、安全容器外の1次主冷却系の配管（内側及び外側）とする。

（2）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、主中間熱交換器内胴窓より低所で冷却材が漏えいし、かつ継続した場合には、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

本原子炉施設においては、低圧システムで、伝熱特性に優れた単相のナトリウムを冷却材に使用していることから、原子炉冷却材バウンダリ破損時にも減圧沸騰せず、液位低下は緩慢となる特徴を踏まえ、静的機器を活用した信頼性の高い原子炉冷却材液位確保のための措置を講じる。また、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、本原子炉施設の設計の特徴と1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故の特徴から、炉心の昇温等の事象進展は緩慢となるが、冷却のための措置は、自動起動又は流路切り替えを伴う通常運転時からの継続とし、信頼性の高い措置とする。なお、これらの余裕時間を踏まえ、冷却のための措置は手動でも起動操作等が実施できるものとする。

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、主冷却系サイフォンブレイクにより冷却材の漏えい量を抑制し、炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保するとともに、補助冷却設備により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。

主冷却系サイフォンブレイクは、原子炉容器等の液位低下に伴い、サイフォンブレイク配管に受動的にアルゴンガスが導入され、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制する措置であり、サイフォンブレイク配管は差圧により常時ナトリウムを流動させる設計とするとともに、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉冷却材純度の管理により異物による閉塞を防止する設計としており、その信頼性は極めて高い。

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故において、炉心損傷防止措置（補助冷却設備の運転による原子炉容器内の冷却）が機能しないことを仮定した場合、コンクリート遮へい体冷却系により原子炉容器とリークジャケットのギャップに窒素ガスを通気し、原子炉容器の外面から炉心を冷却することにより原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止し、格納容器の破損を防止する。

さらに、1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、配管（外管）の破損に伴い、格納容器（床下）に冷却材が漏えいするた

め、格納容器の構造により漏えいした冷却材による熱的影響を緩和する措置を講じる。

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.10.1 図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、配管（外側）からの1次冷却材漏えいを起点とする。なお、ここでは、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することを想定する。

（3）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

（i）炉心損傷防止措置

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 主冷却系サイフォンブレイク配管からアルゴンガスを導入し、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制することにより、二重壁外へ1次冷却材が漏えいした場合でも、原子炉容器等の冷却材液位を1次補助冷却系の循環に支障を来すことなく炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する。
- b. 原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下した場合でも、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とするため、補助冷却設備を整備する。

（ii）格納容器破損防止措置

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉容器とリークジャケットのギャップに窒素ガスを通気し、原子炉停止後の崩壊熱を除去するため、コンクリート遮へい体冷却系を整備する。
- b. 原子炉冷却材バウンダリから漏えいしたナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するため、格納容器（床下）の室には鋼製のライナを整備する。なお、1次主冷却系の配管・機器の破損による格納容器内の圧力、温度の異常な上昇を検出した場合には、手動操作によって、1次主冷却系配管に残存するナトリウムをダンプタンクにドレンすることを可能とする。
- c. 原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保ち、ナトリウムが流出した場合の燃焼反応を防止する。
- d. ナトリウムが漏えいし、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

（iii）その他

- a. 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により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.10.1表及び第4.3.3.10.2表に示す。これらの設備等は、「添付書類8 10.その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.10.3表及び第4.3.3.10.4表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は5名、格納容器破損防止措置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心の冷却に係る炉心損傷防止措置は「2.5.9 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」と概ね同じである。このため、措置の有効性評価は「4.3.3.9 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」において実施する。

上記の評価結果から、1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

i) 基本ケース

i. コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却の解析

a. 解析条件

計算コードSuper-COPD及びFLUENT等により解析する。FLUENTにおける解析体系を第4.3.3.10.2図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。

- 2) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器外の原子炉容器入口配管低所とし、漏えい口の大きさは保守的な想定として 90mm^2 とする。
- 3) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 4) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとし、原子炉トリップ設定値は $NsL-100\text{mm}$ 、応答時間は0.4秒とする。
- 5) 補助冷却設備の機能喪失を想定する。
- 6) 原子炉容器入口ナトリウム温度及び炉心領域のナトリウム温度は、保守的な想定として、それぞれ約 340°C 、約 350°C とする。また、リークジャケットの外表面は断熱条件とする。
- 7) 崩壊熱はノミナル値（最適評価値）を用いるものとし、崩壊熱の減衰を考慮した過渡解析を行う。
- 8) 1次主冷却系の流路が途絶した時点（事象発生約2時間後）から、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスを原子炉容器とリークジャケットのギャップに通気する。窒素ガスの流量は $5,500\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉容器入口温度は 40°C とする。原子炉容器内部は、冷却材ナトリウムが炉内燃料貯蔵ラック、反射体及び遮へい集合体部で下降し、高温の燃料集合体部で上昇する自然循環冷却により崩壊熱を除去する。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.10.3図及び第4.3.3.10.4図に示す。

コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却により炉心部のナトリウムの最高温度は約 610°C であり、その後は緩やかに低下する。また、原子炉容器の最高温度は約 540°C であり、炉心損傷防止措置の評価項目として設定した原子炉冷却材バウンダリ温度 550°C を超えないことから、冷却材温度の上昇によって原子炉冷却材バウンダリの損傷に至ることはない。燃料集合体内の温度分布を考慮すると、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、炉心損傷防止措置の評価項目として設定した値を超えない。したがって、コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却により炉心の著しい損傷は防止され、格納容器の破損は防止される。

ii. 格納容器応答過程の解析

a. 解析条件

計算コードCONTAIN-LMRにより解析する。CONTAIN-LMRにおける解析体系を第4.3.3.10.5図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 格納容器（床上）、格納容器（床下）及び格納容器外（外部環境）をモデル化する。
- 2) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器外の原子炉容器入口配管低所とし、漏えい口の大きさは保守的な想定として 90mm^2 とする。漏えいするナトリウムの温度は、保守的な想定として事象進展を考慮した原子炉出口冷却材の温度及び蒸発速度で漏えいするものとする。

- 3) 窒素雰囲気（酸素濃度 3.5vol%）の格納容器（床下）に流出したナトリウムは窒素ガス中の酸素等と反応し、格納容器（床下）にプール状に溜るものとする。
- 4) プールの広がり面積は、漏えい箇所の床面の構造を考慮した上で最大となる 170m^2 とする。
- 5) 格納容器（床上）圧力の初期値は $0.25\text{kPa}[\text{gage}]$ 、格納容器鋼壁温度の初期値は 40°C とする。また、格納容器（床下）圧力の初期値は $0.49\text{kPa}[\text{gage}]$ 、格納容器（床下）の構造材温度の初期値は 50°C とする。
- 6) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達を考えるものとする。またナトリウムプールが形成される室については、上記に加え熱輻射による伝熱を考えるものとする。
- 7) 格納容器（床上）と格納容器（床下）は、内外圧差 981Pa に対して $100\%/d$ の通気率があるものとする。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.10.6図及び第4.3.3.10.7図に示す。

格納容器（床上）の最高圧力及び格納容器鋼壁の最高温度は、それぞれ約 $0.025\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ （約 $2.5\text{kPa}[\text{gage}]$ ）及び約 41°C であり、格納容器の設計圧力 $1.35\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ （約 $0.13\text{MPa}[\text{gage}]$ ）及び格納容器鋼壁の設計温度 150°C を超えず、格納容器（床上）の健全性は確保される。

また、格納容器（床下）の最高圧力は約 $0.065\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ （約 $6.4\text{kPa}[\text{gage}]$ ）、ナトリウムプール下面の床のライナ最高温度及びコンクリート最高温度は、それぞれ約 160°C 及び約 96°C であり、格納容器（床下）の健全性は確保される。

なお、本評価事故シーケンスでは炉心の著しい損傷は防止されるため、格納容器外への放射性物質の放出は極めて低く抑制される。

以上より、1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重量事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

i. コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却の不確かさの影響評価

格納容器破損防止措置の有効性評価におけるコンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却の不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。不確かさの影響評価について、「i) 基本ケース i. コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却の解析」において、評価項目に対して厳しい結果となるように解析条件（初期温度及び境界条件等）を設定している。このため、コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却に係る不確かさの影響評価は不要である。

ii. 格納容器応答過程の不確かさの影響評価

格納容器破損防止措置の有効性評価における格納容器応答過程の不確かさについて、計算コードの不確かさを考慮して入力条件を設定する必要がある。この不確かさの影響評価について、評価項目に対して影響のあるプールの広がり面積は、「i) 基本ケース ii. 格

「格納容器応答過程の解析」において、不確かさの影響を考慮した上で、評価項目に対して厳しい結果となるようにプール広がり面積を設定している。このため、格納容器応答過程に係る不確かさの影響評価は不要である。

第4.3.3.10.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「炉内ナトリウム液面低」 ③核計装(線形出力系)
事故発生 の判断	・1次主冷却系配管(外側)破損に伴い、炉内冷却材液位が著しく低下した場合は事故発生と判断する。	—	—	①「炉内ナトリウム液面計」
主冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制 ・ 補助冷却設備運転に必要な炉内冷却材液位確保	・補助冷却設備の運転が可能な状態にあることを確認する。	①サイフォンブレイク配管	—	①「炉内ナトリウム液面計」 ②1次補助冷却系温度計、流量計、補助冷却器出口温度計、2次補助冷却系流量計
補助冷却設備運転	・補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。	①補助冷却設備	—	①1次補助冷却系温度計、流量計、補助冷却器出口温度計、2次補助冷却系流量計

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第 4.3.3.10.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉冷却材温度が高温に至ることの判断	・冷却材の著しい昇温が推定される場合に、原子炉冷却材温度が高温に至ると判断する。	—	—	①燃料集合体出口ナトリウム温度計
コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	・コンクリート遮へい体冷却系の運転により原子炉容器外面を冷却し、炉心の崩壊熱を除去する。	①コンクリート遮へい体冷却系 ②原子炉容器リークジャケット	—	①燃料集合体出口ナトリウム温度計
格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断	・冷却材の格納容器（床下）への漏えいにより、格納容器内の温度及び圧力等が上昇することを確認する。	—	—	①アイソレーション信号「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」
格納容器 アイソレーション確認	・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。	①格納容器 ②格納容器パウダリに属する配管・弁	—	①原子炉保護系（アイソレーション） ②アイソレーション信号「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」

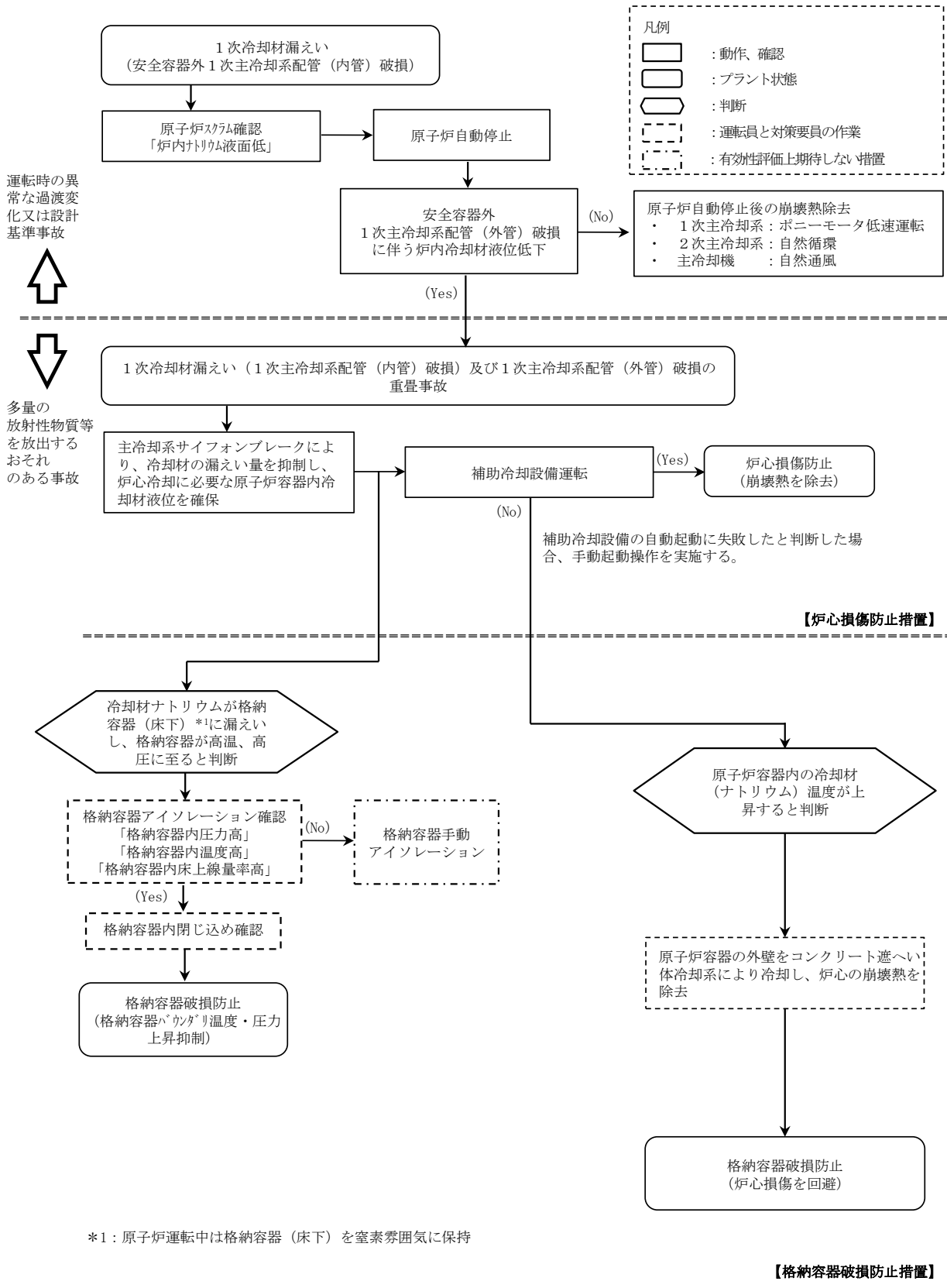
下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.10.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

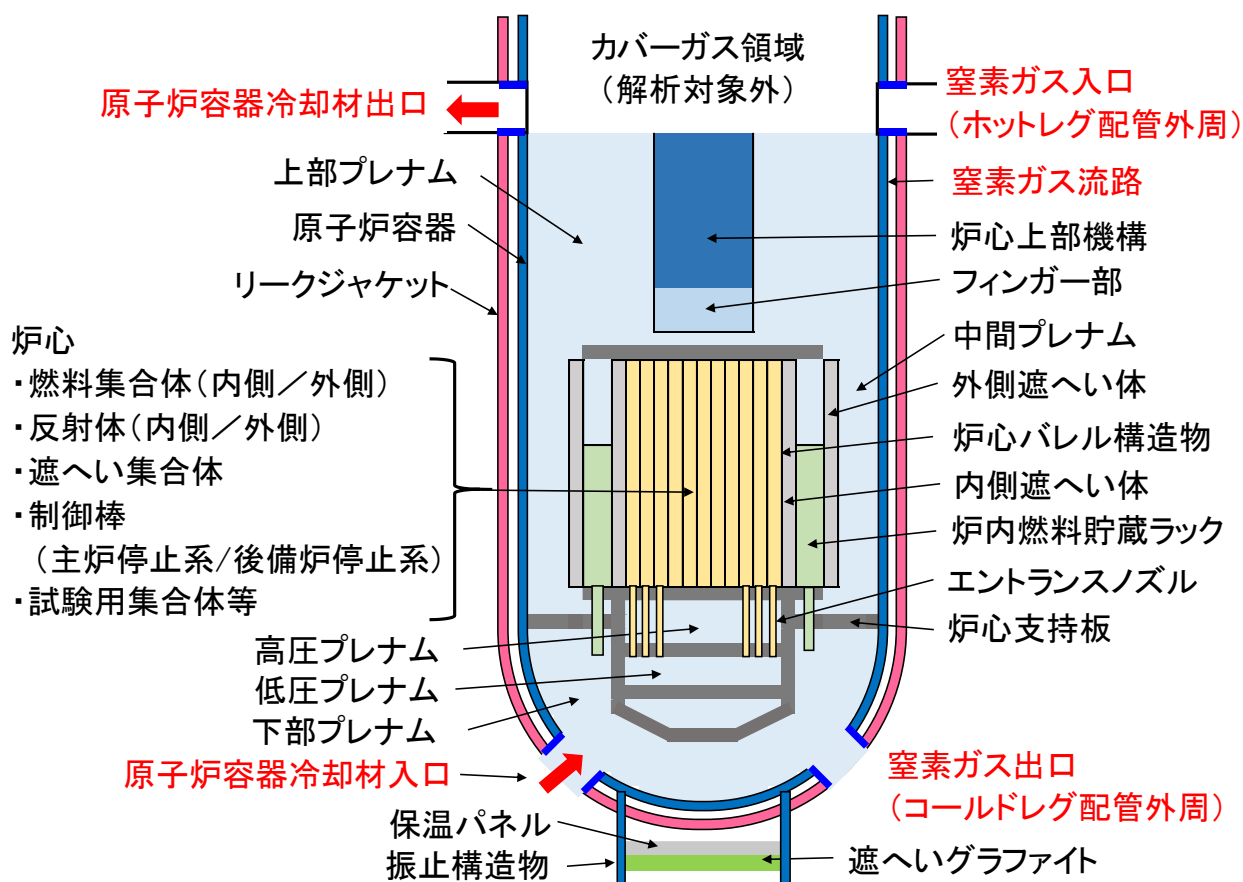
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)																備考						
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日												
			▽異常事象発生(安全容器外1次主冷却系配管(内側)破損) ▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止 ▽原子炉容器内の液位低下による補助冷却設備自動起動 ▽事故発生の判断 (安全容器外1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)																						
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																						
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Gantt chart showing activity from 0 to 30 minutes]																・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。						
	運転員A、B、D	3 ・事故発生の判断	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																・安全容器外1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下を確認する。 ・二重壁内の容積に相当する液位を超えて液位が低下した時点で事故発生と判断する。						
炉心損傷防止措置	運転員B	1 ・主冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制の確認 ・補助冷却設備運転に必要な原子炉容器内冷却材液位確保	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																・補助冷却設備の運転が可能な状態にあることを確認する。						
	運転員B、C	2 ・補助冷却設備運転	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																・補助冷却設備により、崩壊熱を除去する。 ・自動起動に失敗したと判断した場合には手動で起動する(機器の操作時間に余裕を見込んで、60分以内に操作可能)。						

第4.3.3.10.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

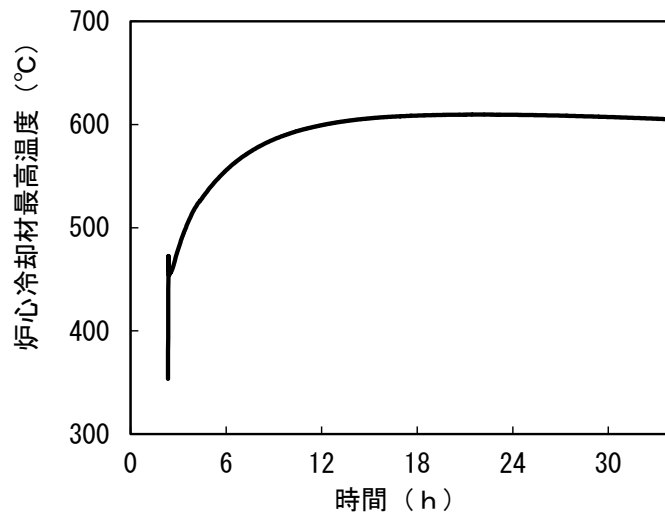
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)																備考						
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日												
			▽異常事象発生(安全容器外1次主冷却系配管(内側)破損) ▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止 ▽原子炉容器内の液位低下による補助冷却設備自動起動 ▽事故発生の判断 (安全容器外1次主冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下) ▽原子炉容器内冷却材液位の低下により、原子炉冷却材温度が高温に至ると判断																						
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																						
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉冷却材温度が高温に至ることの判断	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																・冷却材の著しい昇温及び蒸発が推定される場合に、原子炉冷却材温度が高温に至ると判断する。						
格納容器破損防止措置	運転員A、B、D	3 ・コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																・コンクリート遮へい体冷却系の運転により原子炉容器外面を冷却し、炉心の崩壊熱を除去する。						
状況判断	運転員C、E	2 ・格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																・冷却材の格納容器(床下)への漏えいにより、格納容器内の温度及び圧力等が上昇することを確認する。						
格納容器破損防止措置	運転員C、E	2 ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 ・格納容器床下へのナトリウムの漏えいにより、漏えい発生の数分後には、格納容器床下の温度が60℃を超過して原子炉保護系(アイソレーション)が動作する。 ・隔離に失敗している場合は手動で隔離する。						



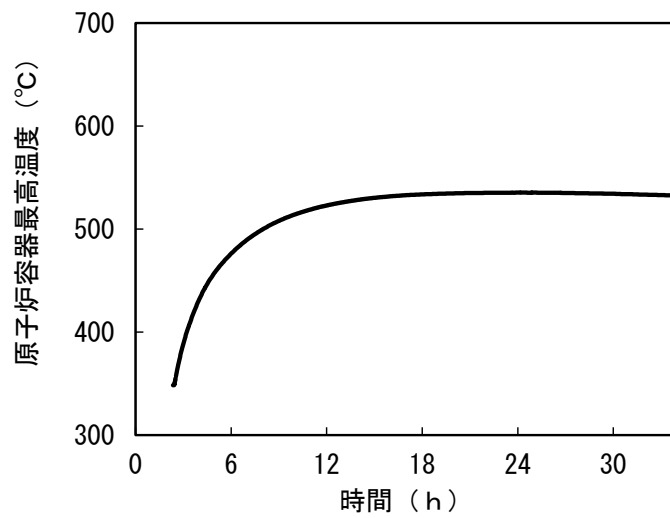
*1：原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保持



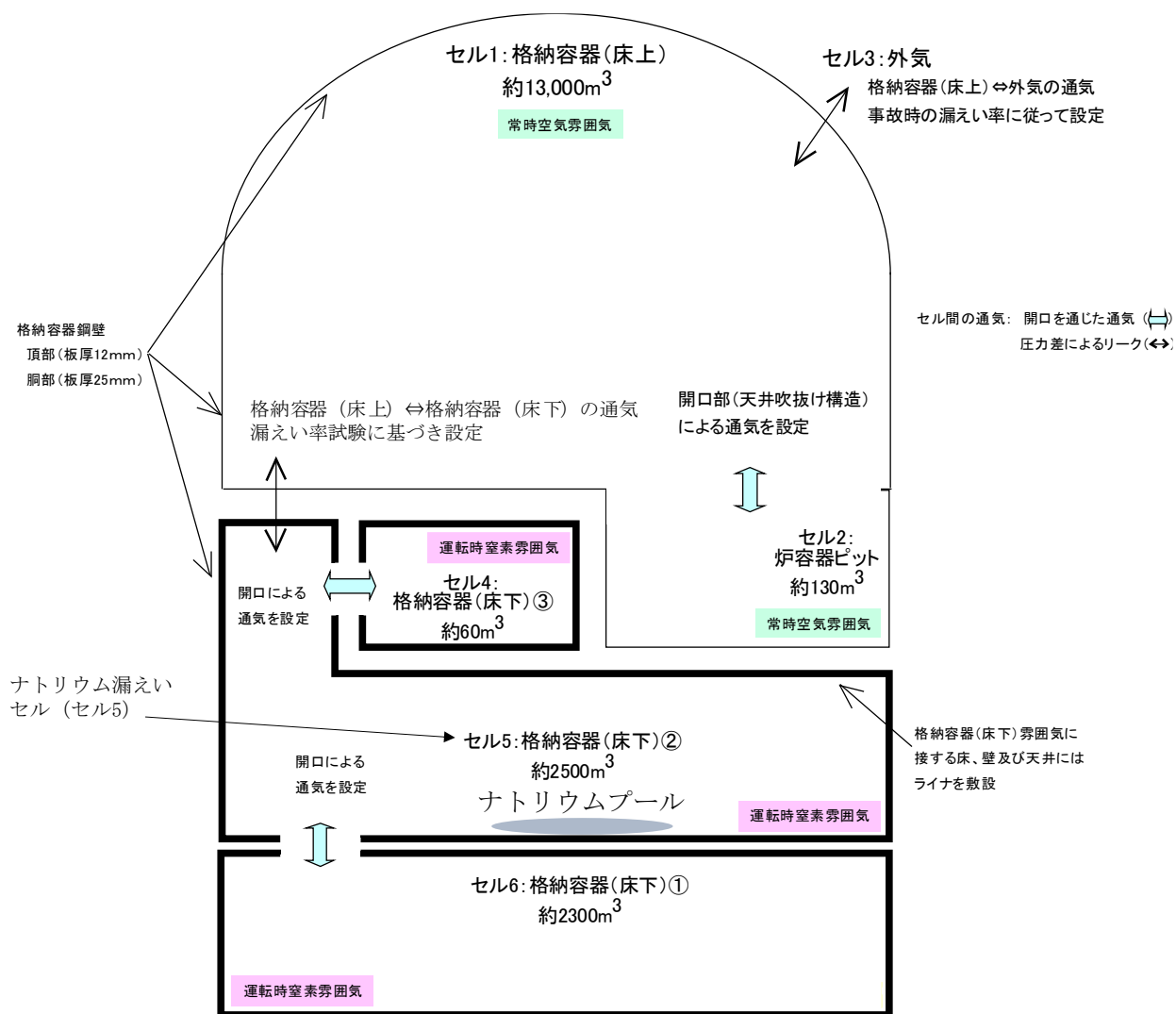
第 4. 3. 3. 10. 2 図 FLUENTにおける解析体系



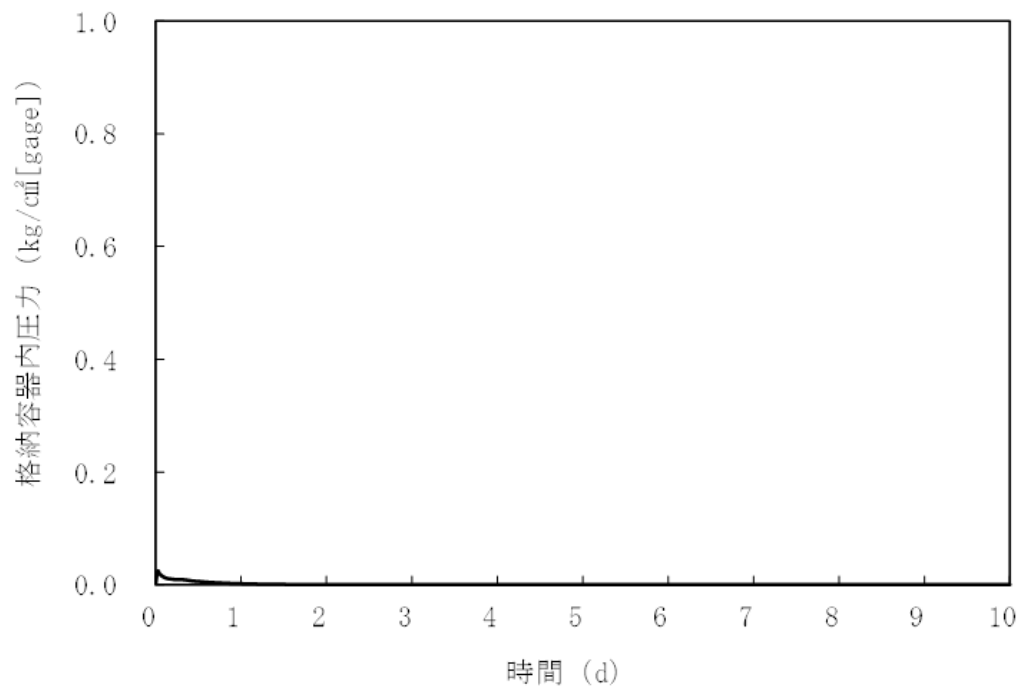
第 4. 3. 3. 10. 3 図 冷却材最高温度の時間変化



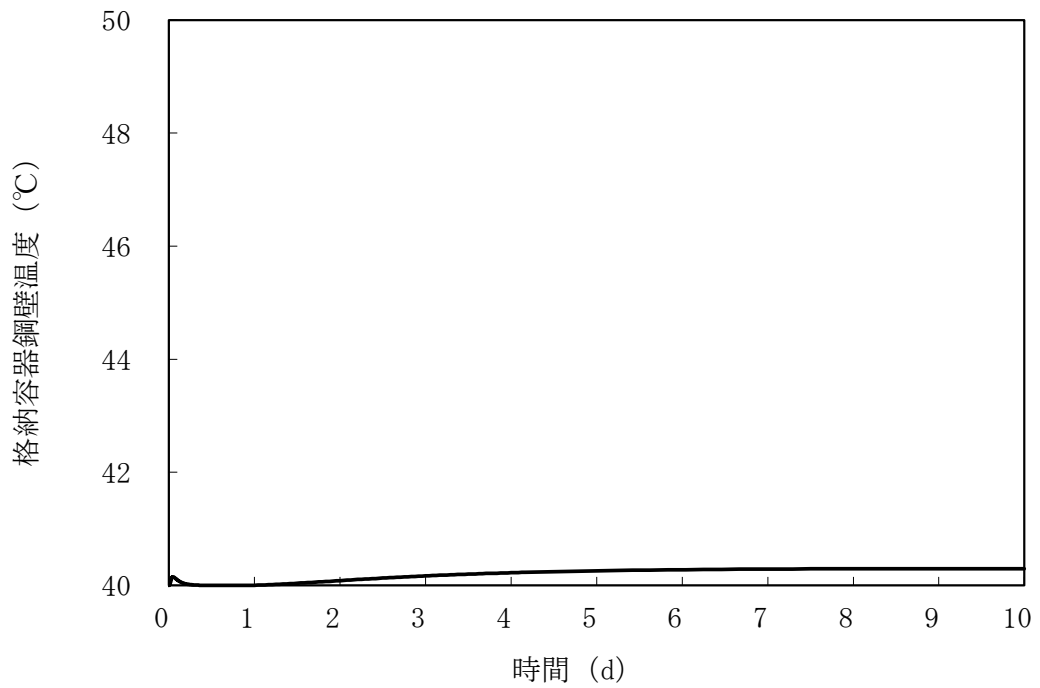
第 4. 3. 3. 10. 4 図 原子炉容器最高温度の時間変化



第 4. 3. 3. 10. 5 図 CONTAIN-LMRにおける解析体系



第 4.3.3.10.6 図 格納容器内圧力の推移



第 4.3.3.10.7 図 格納容器鋼壁温度の推移

4.3.3.11 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故

（1）事故の原因及び説明

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する1次補助冷却系の配管（内側）が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、配管（外側）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、配管（外側）が破損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。本評価事故シーケンスの1次冷却材漏えい箇所は、1次補助冷却系の配管（内側及び外側）とする。

（2）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、主中間熱交換器内胴窓より低所で冷却材が漏えいし、かつ継続した場合には、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

本原子炉施設においては、低圧システムで、伝熱特性に優れた単相のナトリウムを冷却材に使用していることから、原子炉冷却材バウンダリ破損時にも減圧沸騰せず、液位低下は緩慢となる特徴を踏まえ、余裕時間を活用した信頼性の高い原子炉冷却材液位確保のための措置を講じる。また、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、本原子炉施設の設計の特徴と1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故の特徴から、炉心の著しい損傷に至らないことを考慮し、格納容器破損防止措置を講じる。

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、1次補助冷却系サイフォンブレイクにより冷却材の漏えい量を抑制し、炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保するとともに、主冷却系により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。本事故シーケンスは冷却機能の喪失に関するものであることから、1次主冷却系2ループの強制循環冷却機能の喪失を想定する。

1次補助冷却系サイフォンブレイクは、多重化された補助冷却系サイフォンブレイク止弁が開となりアルゴンガスが導入され、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制する措置である。補助冷却系サイフォンブレイク止弁は、中央制御室又は現場での遠隔操作も可能であり、その信頼性は高い。なお、1次補助冷却系のサイフォンブレイクが機能しないことを仮定した場合でも、中央制御室で1次補助冷却系の出入口弁を閉めることにより炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保することが可能である。

独立した2ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高い。また、1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価で示すとおり、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷は防止される。なお、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風による炉心損傷防止措置の有効性評価は、「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において、破損が生

じたループは主中間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定して評価しており、本評価条件の方が保守的となるため、措置の有効性の評価は、「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故では、配管（外管）の破損に伴い、格納容器（床下）に冷却材が漏えいするため、格納容器の構造により漏えいした冷却材による熱的影響を緩和する措置を講じる。なお、1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故の事象進展では、格納容器（床下）に漏えいする冷却材の量が、「4.3.3.10 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故」より少ない。このため、措置の有効性の評価は、「4.3.3.10 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故」において実施する。

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.11.1 図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、配管（外側）からの1次冷却材漏えいを起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 1次補助冷却系サイフォンブレイク配管からアルゴンガスを導入し、サイフォン現象による原子炉容器等の冷却材液位の低下を抑制することにより、二重壁外へ1次冷却材が漏えいした場合でも、原子炉容器等の冷却材液位を1次主冷却系の循環に支障を来すことなく炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する。
- b. 1次主冷却系の主中間熱交換器は、炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とする。
- c. 2次主冷却系の主冷却機は、主中間熱交換器と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とするとともに、主冷却機の自然通風による崩壊熱除去を可能とする。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。
- d. 可能な場合には、強制循環冷却機能の復旧に努めるものとする。
- e. 以上に加えて、自動での1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁の開失敗を検知した場合には、運転員は手動で1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁を開けることができるものとする。また、1次補助冷却系の出入口止弁を閉めることによっても、炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保できるものとする。なお、本措置は上記a. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。

- a. 1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷を防止する。

(iii) その他

- a. 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により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.11.1表に示す。これらの設備等は、「添付書類8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.11.2表及び第4.3.3.11.3表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は6名、格納容器破損防止措置に必要な要員は3名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

本評価事故シーケンスの炉心の冷却に係る炉心損傷防止措置の有効性評価は「4.3.3.12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」と概ね同じである。このため、措置の有効性評価は「4.3.3.12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

炉心の冷却に係る格納容器破損防止措置の有効性評価は「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価に包絡される。このため、措置の有効性評価は「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

漏えいした冷却材による熱的影響に係る格納容器破損防止措置は「4.3.3.10 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故」に包絡される。このため、措置の有効性評価は「4.3.3.10 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配

管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故」において実施する。上記の評価結果から、1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。また、格納容器の破損も防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.11.1表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム（自動停止）確認	・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム（自動停止）について、原子炉保護系（スクラム）の動作及び核計装（線形出力系）等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系（スクラム） ②原子炉トリップ信号「炉内ナトリウム液面低」 ③核計装（線形出力系）
事故発生 の判断	・1次補助冷却系配管（外側）破損に伴い、炉内冷却材液位が著しく低下した場合は事故発生と判断する。	—	—	①「炉内ナトリウム液面計」
1次補助冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量の抑制 ・ 1次主冷却系の循環に必要な炉内冷却材液位確保	・主冷却系による崩壊熱除去が可能な状態にあることを確認する。	①1次補助冷却系サイフォンブレイク	—	①「炉内ナトリウム液面計」
主冷却系による崩壊熱除去	・1次主冷却系（自然循環）、2次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）の運転状況を確認する。	①1次主冷却系 ②2次主冷却系	—	①原子炉出入口冷却材温度、1次主冷却系冷却材流量、主冷却器出口冷却材温度、2次主冷却系冷却材流量
格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断	・冷却材の格納容器（床下）への漏えいにより、格納容器内の温度及び圧力等が上昇することを確認する。	—	—	①アイソレーション信号「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」
格納容器アイソレーション確認	・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。	①格納容器 ②格納容器バウンダリに属する配管・弁	—	①原子炉保護系（アイソレーション） ②アイソレーション信号「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」

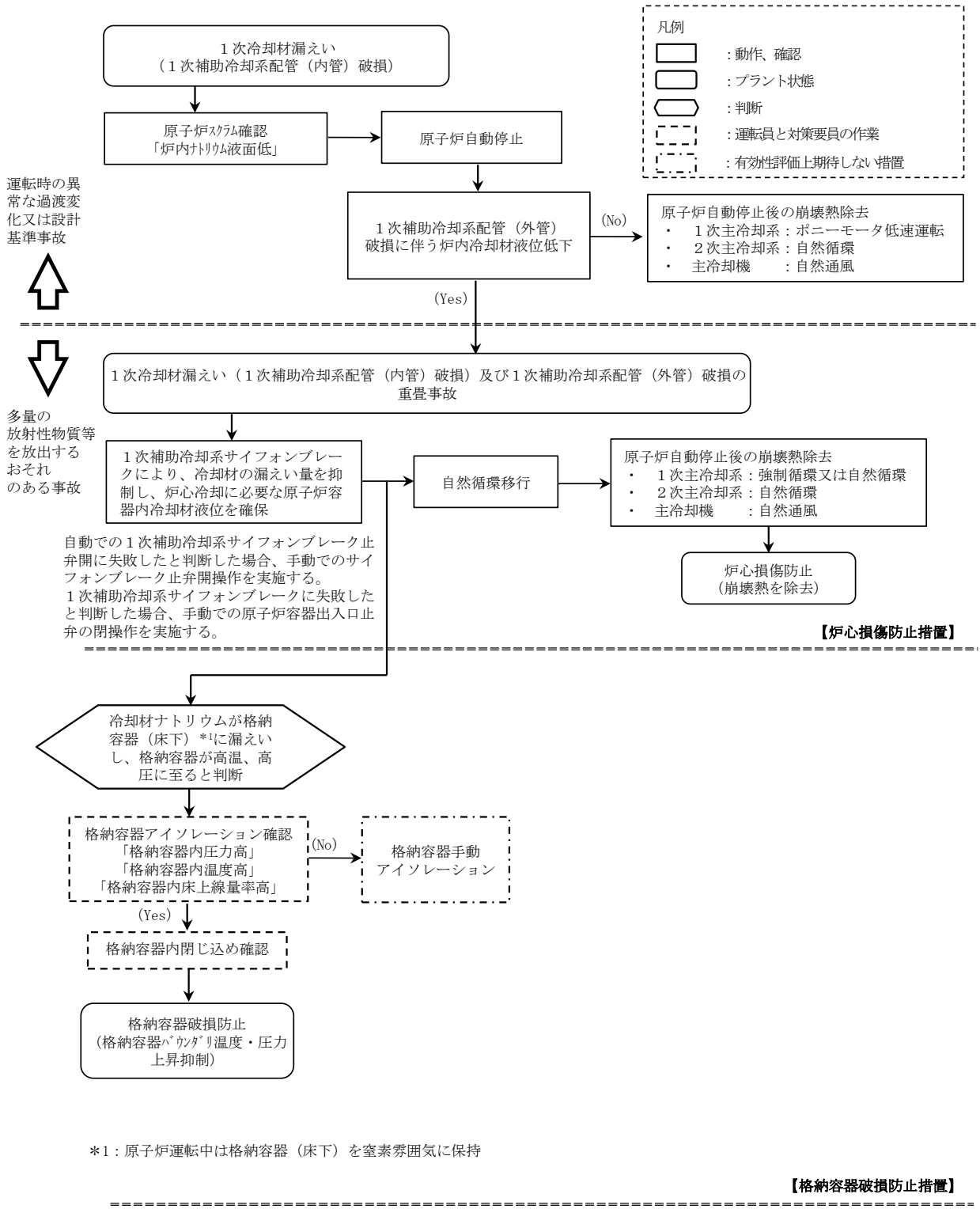
下線部が炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.11.2表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)																備考										
			5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日																
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(1次補助冷却系配管(内側)破損) ▽事故発生の判断 (1次補助冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下) ▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止 ▽原子炉容器内の液位低下による1次補助冷却系サイフォンブレイク																										
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																										
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Gantt chart showing activity from 0 to 30 minutes]																・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。										
	運転員A、D	2 ・事故発生の判断	[Gantt chart showing activity from 0 to 60 minutes]																・1次補助冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下を確認する。 ・二重壁内の容積に相当する液位を超えて液位が低下した時点で事故発生と判断する。										
炉心損傷防止措置	運転員B、C	2 <ul style="list-style-type: none"> ・1次補助冷却系サイフォンブレイクによる冷却材漏えい量抑制の確認 ・自動での1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁開に失敗した場合、手動で開操作 ・1次補助冷却系サイフォンブレイクに失敗した場合、手動で原子炉容器出入口止弁の開操作 ・主冷却系の循環に必要な原子炉容器内冷却材液位確保 	・炉心損傷防止措置(1次補助冷却系サイフォンブレイクによる液位確保)は、運転員の操作を介しなくても、自動的に機能するよう設計している。このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、液位確保の確認及び監視となる。 ・1次補助冷却系自動サイフォンブレイクに失敗した場合、1次補助冷却系サイフォンブレイクが必要な液位までの液位低下には約4時間、主冷却系の液位喪失までの液位低下には約13時間を要するため、その期間に運転員が中央制御室で手動サイフォンブレイク及び手動原子炉容器出入口止弁開操作を実施する。																・主冷却系による崩壊熱除去が可能な状態にあることを確認する。										
	運転員B、E	2 ・主冷却系の循環による冷却(自然循環)	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。										

第4.3.3.11.3表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)																備考										
			5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日																
手順の項目		手順の内容	▽異常事象発生(1次補助冷却系配管(内側)破損) ▽事故発生の判断 (1次補助冷却系配管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下) ▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止 ▽原子炉容器内の液位低下による1次補助冷却系サイフォンブレイク																										
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																										
状況判断	運転員A、E	2 ・格納容器内温度及び圧力等が上昇することの判断	[Gantt chart showing activity from 0 to 180 minutes]																・冷却材の格納容器(床下)への漏えいにより、格納容器内の温度及び圧力等が上昇することを確認する。										
格納容器破損防止措置	運転員A、E	2 <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション 	・格納容器アイソレーションは、運転員の操作を介しなくても、自動的に機能するよう設計している。このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、隔離状態の確認及び監視となる。 ・格納容器隔離に失敗したと判断した場合、手動アイソレーション操作を開始する。操作実施後は、放射性物質の閉じ込め状態の監視を継続する。																・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上銀量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 ・格納容器床下へのナトリウムの漏えいにより、漏えい発生の数分後には、格納容器床下の温度が60℃を超過して原子炉保護系(アイソレーション)が動作する。 ・隔離に失敗している場合は手動で隔離する。										



第 4.3.3.11.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要

4.3.3.12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故

(1) 事故の原因及び説明

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失し、原子炉が「電源喪失」により自動停止した後、原子炉停止後の崩壊熱除去において、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）による強制循環冷却に失敗するとともに補助冷却設備の運転による強制循環冷却に失敗する事象として考える。

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

本原子炉施設においては、伝熱特性に優れた单相のナトリウムを冷却材に使用していることから、強制循環機能喪失時にも自然循環による崩壊熱の除去が可能となる特徴を踏まえ、受動的な安全特性を活用した信頼性の高い炉心損傷防止措置を講じる。措置に使用する1次主冷却系及び2次主冷却系ともに、流路に閉塞要因となる構造物はなく（1次主冷却系の逆止弁は構造が単純で信頼性が高い。）、また、原子炉停止後は主送風機の風量を調節するインレットベーンがほぼ全閉状態となるため、冷却材の凍結による閉塞も考え難く、自然循環による崩壊熱除去の信頼性は高い。

炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、本原子炉施設の設計の特徴と外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故の特徴から、炉心の著しい損傷に至らないことを考慮し、格納容器破損防止措置を講じる。

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、独立した2ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。

独立した2ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高く、炉心の著しい損傷は防止できる。また、1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価で示すとおり、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷は防止される。

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.12.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、1次主冷却系及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

a. 1次主冷却系の主中間熱交換器は、炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウムの

物理的特性による受動的な自然循環を可能とする。

- b. 2次主冷却系の主冷却機は、主中間熱交換器と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とするとともに、主冷却機の自然通風による崩壊熱除去を可能とする。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。
- c. 強制循環冷却機能喪失の原因を調査し、その復旧に努めるものとする。

(ii) 格納容器破損防止措置

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。

- a. 1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷を防止する。

(iii) その他

- a. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.12.1表に示す。これらの設備等は、「添付書類8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.12.2表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は6名、格納容器破損防止措置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コードSuper-COPDにより解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456℃、コールドレグ温度を350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²℃とする。

- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類 10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 一般電源系の電源が全て同時に失われ、2 ループの 1 次主循環ポンプの主電動機が同時に停止するものとする。
- 5) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 原子炉の自動停止は「電源喪失」によるものとし、応答時間は 1.2 秒とする。
- 7) 原子炉保護系の動作により主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を $7.1\% \Delta k/k$ とする。また、解析では、制御棒の落下速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値 90%挿入までの時間を 0.8 秒とする。
- 8) 原子炉の停止後、2 ループの 1 次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引き継ぎ及び補助冷却設備の起動に失敗し、1 次主冷却系は自然循環に移行するものとする。
- 9) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 10) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.12.2 図に示す。

外部電源喪失の発生により、1 次主循環ポンプの主電動機、2 次主循環ポンプ、主冷却機の主送風機等の機器が停止する。「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信により、原子炉保護系（スクラム）の動作により主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入される。2 次主冷却系は自然循環に移行するが、1 次主冷却系は 1 次主循環ポンプのポニーモータ運転への引き継ぎに失敗し、補助冷却設備の起動にも失敗し、1 次主冷却系は自然循環に移行する。主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。

原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下する。1 次主冷却系の自然循環移行時に被覆管温度及び炉心冷却材温度は、いったん上昇するが、自然循環流量が安定した後には、崩壊熱の減衰に伴い、徐々に低下する。原子炉容器出入口冷却材温度は、緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値から上昇せず約 $1,800^{\circ}\text{C}$ であり、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、1 次主冷却系の自然循環への移行時に出現し、両者ともに約 650°C であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出入口冷却材温度は、初期値から上昇せず、最高温度はそれぞれ約 460°C 及び約 350°C であり、評価項目を満足する。

以上より、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる崩壊熱の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。

崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を10%考慮した値を使用する。

解析結果を第4.3.3.12.3図に示す。

崩壊熱を大きくしたことにより、被覆管最高温度及び炉心冷却材最高温度の2次ピークが「i) 基本ケース」の解析に比べ高くなった。その結果、被覆管最高温度及び炉心冷却材最高温度は、両者ともに約10℃高く約660℃であり、評価項目を満足する。また、燃料最高温度及び原子炉容器出入口冷却材の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず、それぞれ約1,800℃、約460℃及び約350℃であり、評価項目を満足する。

以上より、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

炉心の冷却に係る格納容器破損防止措置の有効性評価は「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価に包絡される。このため、措置の有効性評価は「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

上記の評価結果から、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。また、格納容器の破損も防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

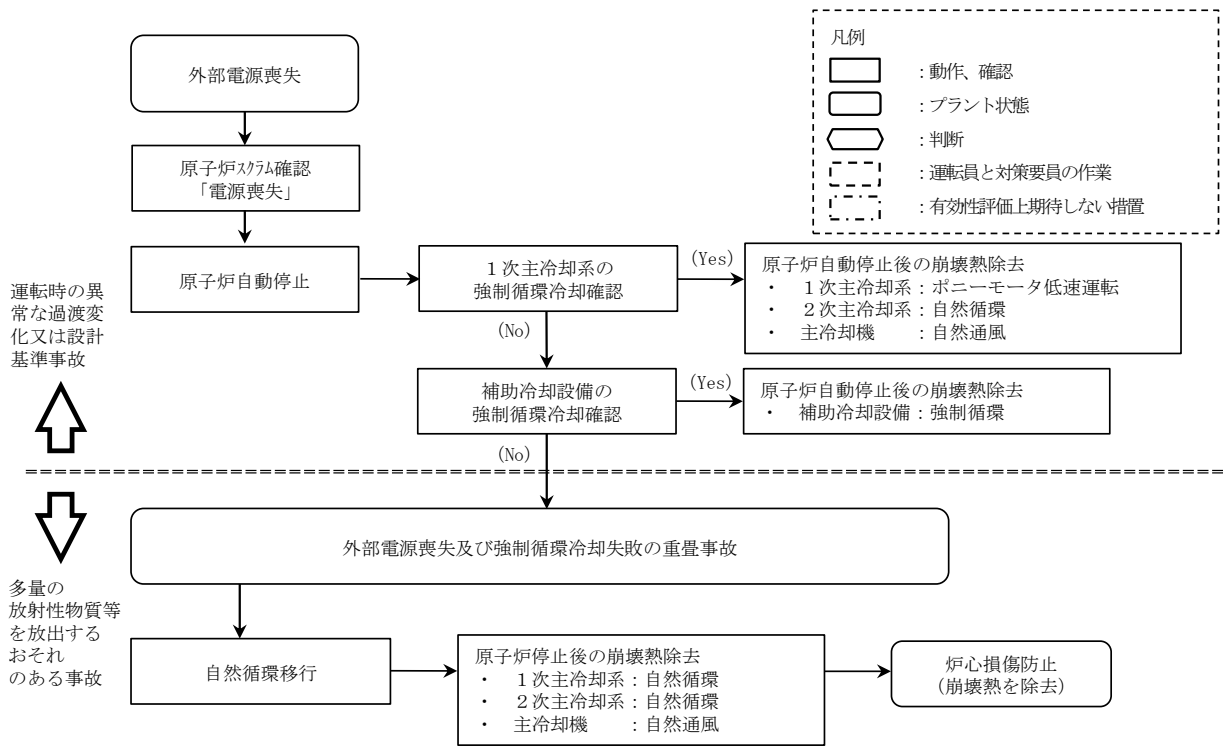
第4.3.3.12.1表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「電源喪失」 ③核計装(線形出力系)
事故発生 の判断	・1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却に失敗した場合は事故発生と判断する。	—	—	①1次主冷却系流量計、1次補助冷却系流量計、2次補助冷却系流量計
自然循環移行	・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。	①1次主冷却系 ②2次主冷却系	—	①原子炉出入口冷却材温度、1次主冷却系冷却材流量、主冷却器出口冷却材温度、2次主冷却系冷却材流量

下線部が炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する資機材

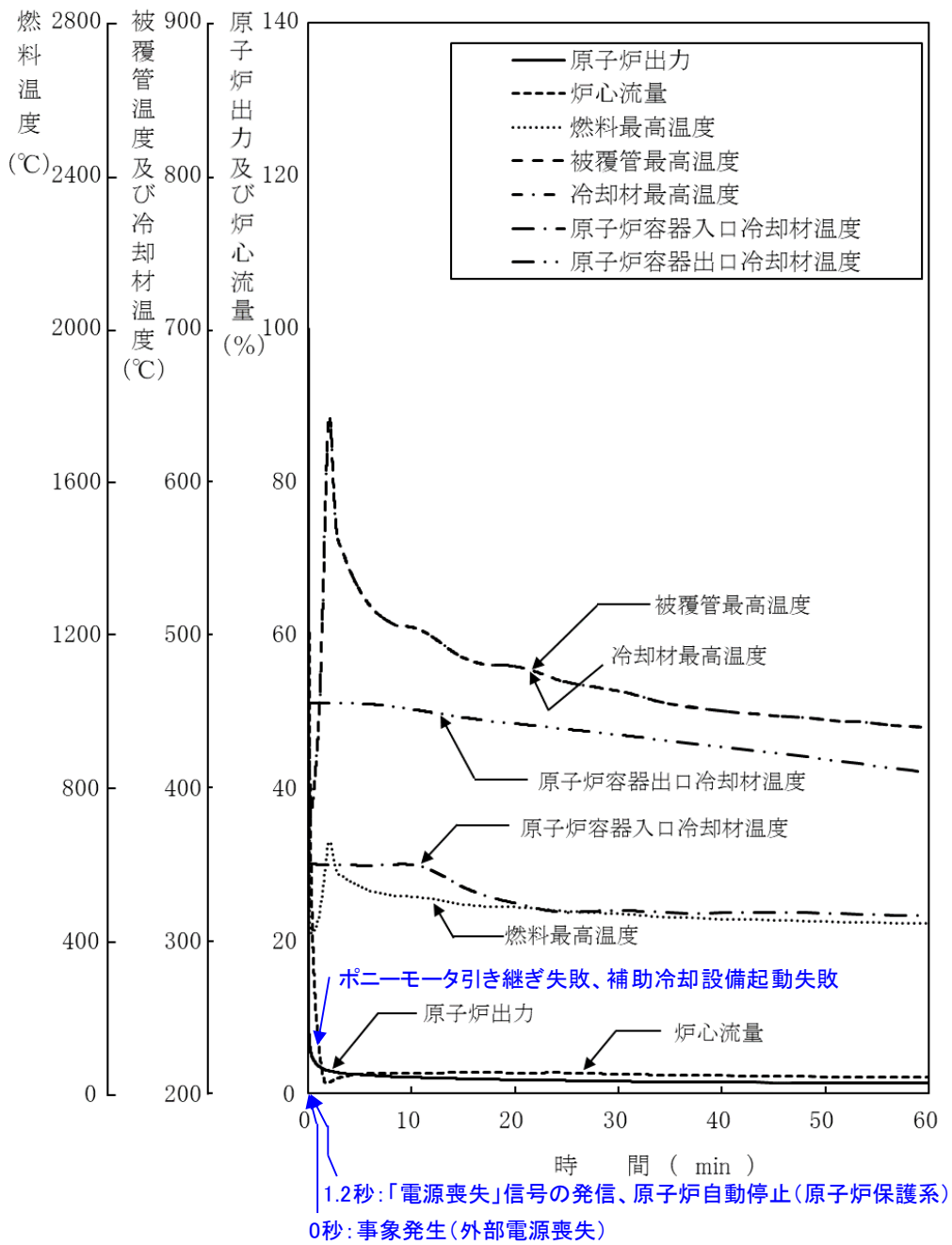
第4.3.3.12.2表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)														備考		
			5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日						
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生の判断 (1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗)																
			当直長	・運転操作指揮															
状況判断	運転員A	1	・原子炉スクラム確認																・「電源喪失」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。 ・1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。 ・補助冷却設備の強制循環冷却失敗を確認する。
	運転員A、B	2	・事故発生の判断																
炉心損傷防止措置	運転員B、C	2	・自然循環移行																・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。 ・強制循環冷却機能喪失の原因を調査し、その復旧に努める。
	運転員D、E	2	・強制循環冷却機能喪失の原因調査・復旧																

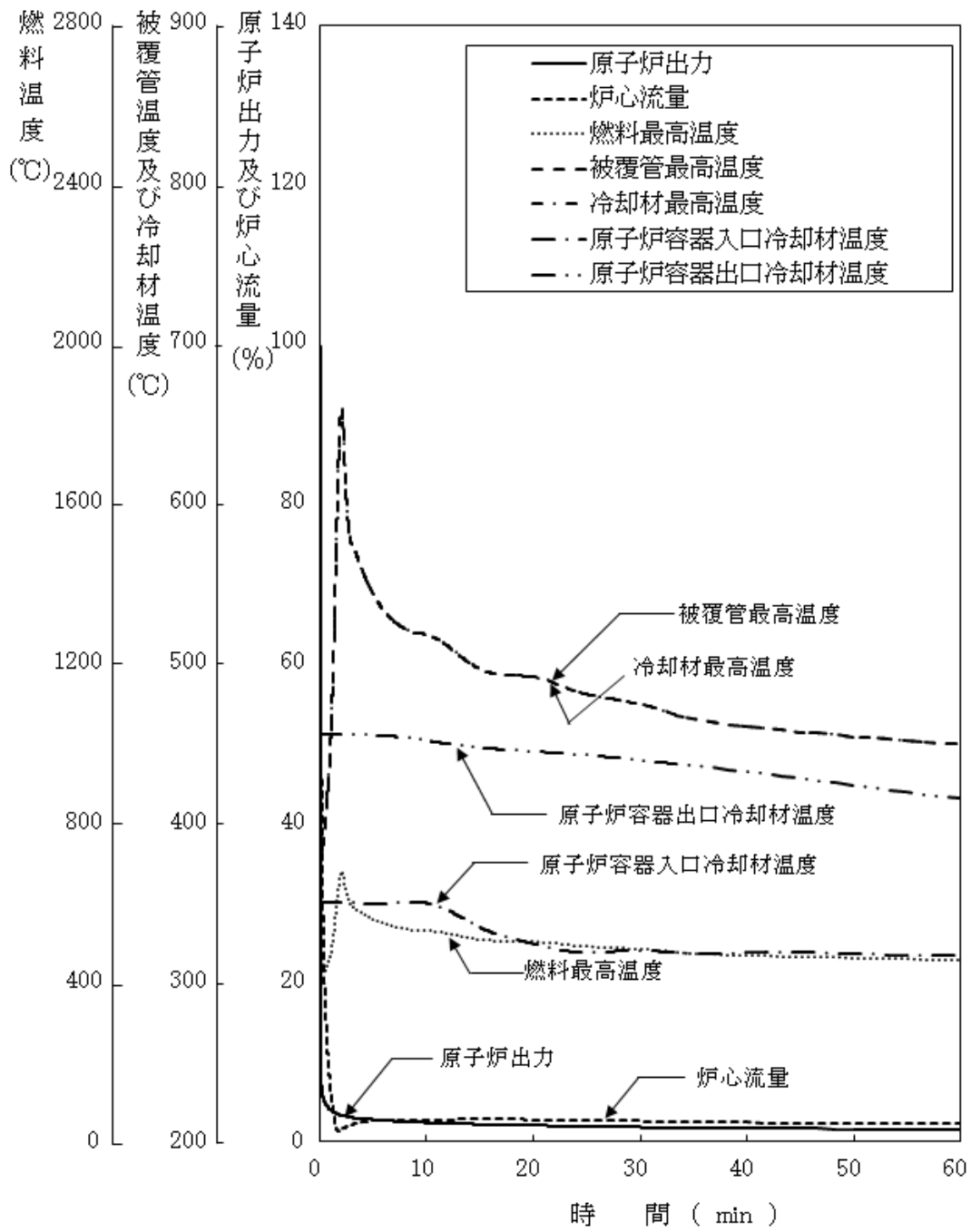


【炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置】

第 4. 3. 3. 12. 1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



第 4.3.3.12.2 図 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故
(炉心損傷防止措置：2 ループ自然循環による冷却)



第 4.3.3.12.3 図 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故
(不確かさの影響評価)

4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故

(1) 事故の原因及び説明

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、2次冷却材の漏えいが生じ、原子炉が「原子炉入口冷却材温度高」により自動停止した後、原子炉停止後の崩壊熱除去において、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）による強制循環冷却に失敗するとともに補助冷却設備の運転による強制循環冷却に失敗する事象として考える。

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

本原子炉施設においては、伝熱特性に優れた単相のナトリウムを冷却材に使用していることから、強制循環機能喪失時にも自然循環による崩壊熱の除去が可能となる特徴を踏まえ、受動的な安全特性を活用した信頼性の高い炉心損傷防止措置を講じる。また、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故の特徴から、炉心の昇温等の事象進展は緩慢となるが、冷却のための措置は、自動起動又は通常運転時からの継続とし、信頼性の高い措置とする。なお、これらの余裕時間を踏まえ、冷却のための措置は手動でも操作等が実施できるものとする。

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、健全なループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。

1ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高く、失敗することは考えられないが、「4.2 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定的基本的な考え方」において示した安全容器の機能も踏まえた格納容器破損防止措置の頑健性を確認するために、何らかの原因で自然循環に期待できない場合を仮定する。

この場合、炉心の著しい損傷に至ることから、原子炉容器外に冷却材（ナトリウム）や損傷炉心物質が流出したものと、安全容器にて、流出した冷却材や損傷炉心物質を保持し、コンクリート遮へい体冷却系により、安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した損傷炉心物質を冷却する措置を講じる。本措置により、原子炉容器破損後の格納容器底部での損傷炉心物質とコンクリートとの相互作用を回避することで格納容器の破損を防止する。

さらに、ここでは、炉心冷却機能の喪失を前提としていることを踏まえ、炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに冷却材の蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になることを想定し、1次アルゴンガス系に安全板を設置することにより、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の過圧を防止する措置を講じる。また、格納容器（床下）の床面に断熱材及びヒートシンク材を設置することにより、安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和する措置を講じる。

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容

器破損防止措置の対応手順の概要を第 4.3.3.13.1 図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、1 次主冷却系及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 1 次主冷却系の主中間熱交換器は、炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とする。
- b. 2 次主冷却系の主冷却機は、主中間熱交換器と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とするとともに、1 ループの主冷却機の自然通風による崩壊熱除去を可能とする。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。
- c. 強制循環冷却機能喪失の原因を調査し、その復旧に努めるものとする。

(ii) 格納容器破損防止措置

2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉容器外に流出した冷却材や損傷炉心物質を保持するため、安全容器を整備する。
- b. 安全容器と生体遮へい体のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した損傷炉心物質を冷却するため、コンクリート遮へい体冷却系を整備する。
- c. 原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1 次・2 次境界）が過圧されることを防止するため、1 次アルゴンガス系に安全板を整備する。
- d. 安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和するため、断熱材及びヒートシンク材を整備する。また、流出したナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するため、格納容器（床下）の室には鋼製のライナを整備する。なお、1 次主冷却系の配管・機器の破損による格納容器内の圧力、温度の異常な上昇を検出した場合には、手動操作によって、1 次主冷却系配管に残存するナトリウムをダンプタンクにドレンすることを可能とする。
- e. 原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気中に保ち、ナトリウムが流出した場合の燃焼反応を防止する。
- f. ナトリウムが流出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 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により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.13.1表及び第4.3.3.13.2表に示す。これらの設備等は、「添付書類8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.13.3表及び第4.3.3.13.4表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は6名、格納容器破損防止措置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コードSUPER-COPDにより解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を456℃、コールドレグ温度を350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²℃とする。
- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 5) 原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ設定値は365℃、応答時間は0.4秒とする。
- 6) 原子炉保護系の動作により主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を7.1%Δk/kとする。また、解析では、制御棒の落下速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値90%挿入までの時間を0.8秒とする。

- 7) 原子炉の停止後、2 ループの1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への引き継ぎ及び補助冷却設備の起動に失敗し、1次主冷却系は自然循環に移行するものとする。
- 8) 1 ループの2次主冷却系においてナトリウムの漏えいが生じたとし、原子炉冷却材温度の上昇を高め評価するため、破損が生じたループは主中間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。また、ナトリウムの漏えいにより、2次主循環ポンプがトリップする可能性があるため、漏えいの発生と同時に2次主循環ポンプをトリップさせ、インターロックにより他の1ループの2次主循環ポンプもトリップさせるが、解析の目的を踏まえ「2次冷却材流量低」の原子炉トリップ信号は考慮しないものとする。この場合のプラント状態は、健全な1ループによる自然循環冷却である。
- 9) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 10) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.13.2図に示す。

1 ループでの2次冷却材の漏えいと同時に2次主循環ポンプのトリップを仮定し、相互インターロックにより他の1ループの2次主循環ポンプがトリップするため、2次冷却材流量が低下する。また、2次主循環ポンプのトリップによるインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。

2次冷却材が漏えいしたループは主中間熱交換器の除熱能力の完全喪失を仮定するとともに、他の1ループは2次冷却材流量の低下とともに主中間熱交換器での除熱量が減少するため、両ループの1次主冷却系のコールドレグの温度が上昇し、2次冷却材が漏えいしたループにおいて約18秒で「原子炉入口冷却材温度高」の設定値である365℃に到達し、原子炉トリップ信号が発せられ、主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入される。また、原子炉スクラム信号の発信により、両ループの1次主循環ポンプの主電動機がトリップし、1次主循環ポンプのポニーモータ運転への引き継ぎに失敗し、補助冷却設備の起動にも失敗するため、1次主冷却系は自然循環に移行する。その際に被覆管温度及び炉心冷却材温度は、いったん上昇するが、自然循環流量が安定した後は、崩壊熱の減衰に伴い徐々に低下する。原子炉容器入口冷却材温度は、原子炉トリップ前の主中間熱交換器1次側出口部での除熱量の減少による温度上昇と、原子炉トリップ後の温度降下の影響が時間遅れを持って到達するため、原子炉トリップ後も緩やかに上昇し低下する。また、原子炉容器出口冷却材温度は、原子炉容器入口冷却材温度の上昇の影響が時間遅れを持って伝わるが、崩壊熱の減衰に伴って徐々に低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値から上昇せず約1,800℃であり、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、1次主冷却系の自然循環移行時に出現し、

両者ともに約 750℃であり、評価項目を満足する。また、被覆管温度が高温に維持される期間中の被覆管のクリープ寿命分数和の増分は約 0.0004 であり、通常運転時の燃焼末期における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（約 0.2）との合計は、設計上の制限値（1.0）を下回ることから、評価項目を満足する。

原子炉容器出口冷却材温度（自然循環ループ）は、初期値からほとんど上昇せず、最高温度は約 460℃、原子炉容器入口冷却材温度（自然循環ループ）の最高温度は、原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後に遅れて出現し、約 410℃であり、評価項目を満足する。

以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる崩壊熱及び原子炉トリップ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定値の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。

なお、各解析条件に係るパラメータが互いに独立な場合、その不確かさに相関はないため、有効性評価においては、原則としてパラメータごとに感度解析を行って不確かさの影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却能力に優れ、小型で負の反応度フィードバック特性を有するなどの高い固有の安全性を有しており、解析条件に係るパラメータの不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても大きな余裕があるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を 10%考慮した値を使用する。原子炉トリップ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定値は、設定の誤差範囲+8℃を考慮し 373℃とする。

解析結果を第 4.3.3.13.3 図に示す。

「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高くしたことにより、原子炉トリップ信号の発信が「i) 基本ケース」の解析より約 2 秒遅れ、また、崩壊熱を大きくしたことにより、被覆管最高温度及び炉心冷却材最高温度の 2 次ピークが「i) 基本ケース」の解析に比べ高くなった。その結果、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、両者ともに約 20℃高く約 770℃であり、評価項目を満足する。また、被覆管温度が高温に維持される期間中の被覆管のクリープ寿命分数和の増分は約 0.0007 であり、通常運転時の燃焼末期における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（約 0.2）との合計は、設計上の制限値（1.0）を下回ることから、評価項目を満足する。燃料最

高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず約 1,800℃であり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材の最高温度（自然循環ループ）は、「i) 基本ケース」の解析に比べ約 10℃高く約 470℃、原子炉容器入口冷却材の最高温度（自然循環ループ）は、約 410℃であり、評価項目を満足する。

以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置の有効性評価においては、事故シーケンス全体をいくつかの過程に分けて解析を行う。事故の開始から炉心が損傷し原子炉容器が破損するまでの過程を炉内事象過程と呼び、この過程では崩壊熱が全て原子炉冷却材の昇温及び蒸発並びに原子炉冷却材バウンダリ内の機器の昇温に寄与するという保守的な仮定を用いて温度変化等を計算する。その後、原子炉容器が破損し、原子炉容器外に流出した冷却材や損傷炉心物質を安全容器内で保持する過程を炉外事象過程と呼び、この過程における熱流動挙動をFLUENTで解析する。安全板から原子炉冷却材バウンダリの外に流出したナトリウムによる影響が生じる過程を格納容器応答過程と呼び、この過程における流出したナトリウムによる格納容器の応答をCONTAIN-LMRで解析する。

本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価項目は、「4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定」に示す(4)から(6)である。「(4) 原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等を安全容器内にて保持・冷却できること。」の評価項目は、炉外事象過程において評価する。本評価事故シーケンスは、「4.3.3.10 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」と比較して、原子炉冷却材バウンダリ内の冷却材インベントリが多く、炉外事象過程の評価の条件は、「4.3.3.10 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」の炉外事象過程の評価の方が相対的に厳しい。このため、炉外事象過程の評価は、「4.3.3.10 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故」において実施する。「(5) 主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の過圧を防止できること。」の評価項目は、炉内事象過程の解析により評価する。「(6) 蒸発した冷却材（ナトリウム）が格納容器（床下）に流出する場合において、格納容器の破損を防止できること。」の評価項目は、格納容器応答過程の解析により評価する。

なお、炉内事象過程においては、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータを解析する。本評価事故シーケンスにおける炉内事象過程の計算では、原子炉冷却材温度及び圧力が評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータとなる。

i) 炉内事象過程の解析

a. 解析条件

2次冷却材の漏えい等により、1次主冷却系からの除熱機能を喪失し、崩壊熱により原子炉冷却材が昇温され、原子炉冷却材の蒸発により原子炉容器内の液位が低下し、炉心頂部が露出するまでの炉内の事象推移を以下の条件で評価する。

本評価は、原子炉停止後の炉心崩壊熱が原子炉容器内の原子炉冷却材ナトリウムの昇温及び蒸発に寄与すると想定し、保守的な条件として、主中間熱交換器の2次側の除熱能力の喪失及び1次主冷却系配管等の断熱を仮定し、原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により炉心頂部が露出するまでの時間及びナトリウムの蒸発速度を以下の条件で計算する。

- 1) 炉心損傷防止措置の解析条件と同じ事象進展により、炉心の強制循環冷却に失敗するものとする。
- 2) 1次主冷却系の循環に必要な液位は確保された状態で、何らかの原因で炉心の自然循環冷却に失敗するものとする。
- 3) 原子炉冷却材温度の上昇が高くなるように主中間熱交換器2基の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。また、1次主冷却系配管の断熱を仮定する。
- 4) 事故発生前から常時運転しているコンクリート遮へい体冷却系の運転が継続されるものとし、安全容器外面冷却による除熱を考慮する。
- 5) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 炉心崩壊熱による原子炉冷却材バウンダリ内ナトリウムの昇温挙動を計算し、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の温度を評価する。主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）を第4.3.3.13.4図に示す。また、格納容器応答過程の解析条件として、安全板を通じて蒸気の形態で流出するナトリウムの温度及び蒸発速度を求める。
- 7) 主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）を構成する部位のうち、形状等の観点で評価条件が最も厳しくなる2次側下部プレナムの鏡板の座屈について、日本機械学会 発電用原子力設備規格⁽¹⁸⁾のPVB-3220及びPVB-3230に準拠して評価する。
- 8) 主中間熱交換器の2次側下部プレナムの鏡板にかかる外圧は、ナトリウムによるヘッド圧及び1次アルゴンガス系の圧力のみを考慮する。1次主循環ポンプの停止を想定しているため、そのヘッド圧は零とし、保守的な評価を行うため、2次側の内圧は考慮しないものとする。

b. 解析結果

原子炉容器内の事象推移の計算結果を第4.3.3.13.5図及び第4.3.3.13.6図に示す。

本評価事故シーケンスにおいては、原子炉は自動停止するものの、主中間熱交換器の除熱能力の喪失及び1次主冷却系配管の断熱により、原子炉冷却材の温度が上昇する。

原子炉容器内の冷却材の蒸発により原子炉冷却材バウンダリ内の圧力が上昇するものの、1次アルゴンガス系に整備した安全板の設定圧（9.8kPa[gage]）を超過すると安全板が開放され、原子炉冷却材バウンダリ内の圧力の上昇を抑制する措置を講じていることから、1次アルゴンガス系の圧力及び原子炉冷却材ナトリウムのヘッド圧を加えた主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の圧力は0.1MPa以下に抑制される。これに対して、日本機械学会 発電用原子力設備規格に準拠

して、不確かさの影響を含めた原子炉容器内の事象推移の計算温度を包絡する 815℃における主中間熱交換器の 2 次側下部プレナムの鏡板の座屈に関して評価した結果、許容圧力は 0.6MPa であり、原子炉冷却材バウンダリ（1 次・2 次境界）内の圧力は許容圧力を下回る。

なお、当該事象発生時には補助冷却設備は機能を喪失しているため、当該設備は仕切弁により隔離し、補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1 次・2 次境界）に影響が生じることを防止する。

以上より、2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても、評価項目である主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1 次・2 次境界）の健全性は確保でき、格納容器の破損は防止される。

ii) 格納容器応答過程の解析

a. 解析条件

計算コード CONTAIN-LMR コードにより解析する。CONTAIN-LMR における解析体系を第 4.3.3.13.7 図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 格納容器（床上）、格納容器（床下）及び格納容器外（外部環境）をモデル化する。
- 2) ナトリウムは、「i) 炉内事象過程の解析」で求めた冷却材温度及び蒸発速度で 1 次アルゴンガス系に整備した安全板を通して蒸気の形態で流出するものとする。
- 3) 窒素雰囲気（酸素濃度 3.5vol%）の格納容器（床下）に流出したナトリウムは雰囲気中の酸素等と反応し、格納容器（床下）の底部にプール状に溜るものとする。
- 4) 格納容器（床下）に整備する断熱材及びヒートシンク材による影響緩和の効果を考慮する。
- 5) 格納容器（床上）圧力の初期値は 0.25kPa[gage]、格納容器鋼壁温度の初期値は 40℃とする。また、格納容器（床下）圧力の初期値は 0.49kPa[gage]、格納容器（床下）の構造材温度の初期値は 50℃とする。
- 6) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達を考えるものとする。また、ナトリウムプールが形成される室については、上記に加え熱輻射による伝熱を考えるものとする。
- 7) 格納容器（床上）と格納容器（床下）の間は、圧力差 981Pa に対して 100%/d の通気率があるものとする。
- 8) Cs-137 の格納容器外への放出量については、定格出力運転を継続し炉心燃料が平均燃焼度に到達したとの保守的な仮定で計算した炉内蓄積量を基に、炉心から格納容器（床下）には全量が放出されると仮定し、格納容器（床下）及び格納容器（床上）での凝集、沈着等による除去を考慮するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.13.8 図及び第 4.3.3.13.9 図に示す。

格納容器（床上）の最高圧力及び格納容器鋼壁の最高温度は、それぞれ約 $0.032\text{kg/cm}^2[\text{gage}]$ （約 $3.2\text{kPa}[\text{gage}]$ ）及び約 42°C であり、格納容器の設計圧力 $1.35\text{kg/cm}^2[\text{gage}]$ （約 $0.13\text{MPa}[\text{gage}]$ ）及び格納容器鋼壁の設計温度 150°C を超えることはなく、格納容器（床上）の健全性は確保される。

また、格納容器（床下）の最高圧力は約 $0.032\text{kg/cm}^2[\text{gage}]$ （約 $3.2\text{kPa}[\text{gage}]$ ）、断熱材及びヒートシンク材を整備した床のライナ最高温度及びコンクリート最高温度は、いずれも約 68°C であり、格納容器（床下）の健全性は確保される。

格納容器外への Cs-137 の放出について、格納容器内から格納容器外への放出率は約 $1.2 \times 10^{-4}\%$ 、総放出量は約 $4.4 \times 10^{-3}\text{TBq}$ となり、 100TBq を十分に下回る。

以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても、評価項目である格納容器の健全性は確保されるとともに、環境への影響も十分に抑制される。

以上 i) 及び ii) より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

iii) 不確かさの影響評価

a) 炉内事象過程の不確かさの影響評価

評価項目である主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性に影響を与える重要現象は原子炉冷却材温度及び圧力である。この内、原子炉冷却材圧力については、安全板の仕様にに基づき保守的に設定していることから感度解析は不要である。したがって、ここでは、解析条件の不確かさとして原子炉冷却材温度の推移に大きな影響がある崩壊熱の不確かさの影響について評価する。崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を 10%考慮した値を使用して解析を実施する。

解析結果を第 4.3.3.13.10 図及び第 4.3.3.13.11 図に示す。

崩壊熱を増加させた解析の結果、原子炉冷却材の最高温度は 815°C を下回り、その許容圧力は 0.6MPa である。主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）内の圧力は、「i) 炉内事象過程の解析」と同じ 0.1MPa 以下となり、許容圧力を下回る。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性は確保でき、格納容器の破損は防止される。

b) 格納容器応答過程の不確かさの影響評価

格納容器破損防止措置の有効性評価における格納容器応答過程の不確かさについて、計算コードの不確かさを考慮して入力条件を設定する必要がある。格納容器（床下）は窒素雰囲気であるため、ナトリウムの凝縮・蒸発が重要現象となる。この際、流出ナトリウム条件が最も影響のある因子であり、不確かさの影響を考慮した上で、評価項目に対して厳しい結果となるよう蒸気を対象として解析していることから感度解析は不要である。したがって、ここでは、解析条件の不確かさとして原子炉冷却材温度の推移に大きな影響がある崩壊熱の不確かさの影響について評価する。崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を 10%考慮した値を使用して解析を実施する。

解析結果を第 4.3.3.13.12 図及び第 4.3.3.13.13 図に示す。

崩壊熱を増加させた解析の結果、「ii) 格納容器応答過程の解析」に比べ格納容器（床上）の最高圧力は約 0.015kg/cm^2 高くなり、約 0.047kg/cm^2 [gage] (約 4.7kPa [gage]) である。格納容器（床上）の格納容器鋼壁の最高温度は、ほとんど変わらず約 42°C である。また、格納容器（床下）の最高圧力は、約 0.015kg/cm^2 高くなり約 0.047kg/cm^2 [gage] (約 4.7kPa [gage]) である。格納容器（床下）の断熱材及びヒートシンク材を整備した床のライナ最高温度及びコンクリート最高温度は、約 5°C 高くなりいずれも約 73°C である。

格納容器外への Cs-137 の放出について、格納容器内から格納容器外への放出率は約 $1.3 \times 10^{-4}\%$ 、総放出量は約 $4.9 \times 10^{-3}\text{TBq}$ となり、 100TBq を十分に下回る。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、評価項目である格納容器の健全性は確保されるとともに、環境への影響も十分に低く抑制される。

以上 a) 及び b) より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故において、不確かさの影響を考慮しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第 4.3.3.13.1 表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「原子炉入口冷却材温度高」 ③核計装(線形出力系)
事故発生 の判断	・1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却に失敗した場合は事故発生と判断する。	—	—	①1次主冷却系流量計、1次補助冷却系流量計、2次補助冷却系流量計
自然循環移行 (1ループ)	・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。	①1次主冷却系 ②2次主冷却系	—	①原子炉出入口冷却材温度、1次主冷却系冷却材流量、 <u>主冷却器出口冷却材温度、2次主冷却系冷却材流量</u>

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第 4.3.3.13.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉冷却材 バウンダリが高压 に至ることの判断	・冷却材の著しい昇温及び蒸 発が生じた場合、原子炉冷 却材バウンダリが高压に至 ると判断する。	—	—	①原子炉出口冷却材 温度計、原子炉カ バーガス圧力計
1次アルゴンガス系 安全板より、 ナトリウム蒸気を 格納容器（床下） に放出	・1次アルゴンガス系安全板 より、ナトリウム蒸気が格 納容器（床下）に流出する ことを確認する。	①安全板 ②断熱材 ③ヒートシンク材	—	①安全板の状態表示
格納容器 アイソレーション確 認	・「格納容器内圧力高」、 「格納容器内温度高」、 「格納容器内床上線量率 高」により、原子炉保護系 （アイソレーション）が動 作し、工学的安全施設が自 動的に作動し、隔離される ことを確認する。	①格納容器 ②格納容器バウンダリに属 する配管・弁	—	①原子炉保護系（ア イソレーション） ②アイソレーション 信号「格納容器内 圧力高」、「格納容 器内温度高」、「格 納容器内床上線量 率高」
原子炉容器外に 冷却材や 損傷炉心物質が 流出したことの判断	・安全容器内の圧力が著しく 上昇した場合、原子炉容器 から安全容器内に冷却材や 損傷炉心物質が流出したと 判断する。	—	—	①安全容器呼吸系圧 力計
安全容器による 冷却材や損傷炉心物 質の保持 ・ コンクリート遮へい 体冷却系による冷却	・安全容器内呼吸系圧力計の 監視により、安全容器によ り冷却材や損傷炉心物質が 保持されることを確認す る。また、コンクリート遮 へい体冷却系の運転によ り、安全容器内にて保持し た損傷炉心物質を冷却す る。	①安全容器及びコンクリ ート遮へい体冷却系	—	①コンクリート遮へ い体冷却系の温度 計、窒素ガス冷却 器の流量計 ②安全容器呼吸系圧 力計

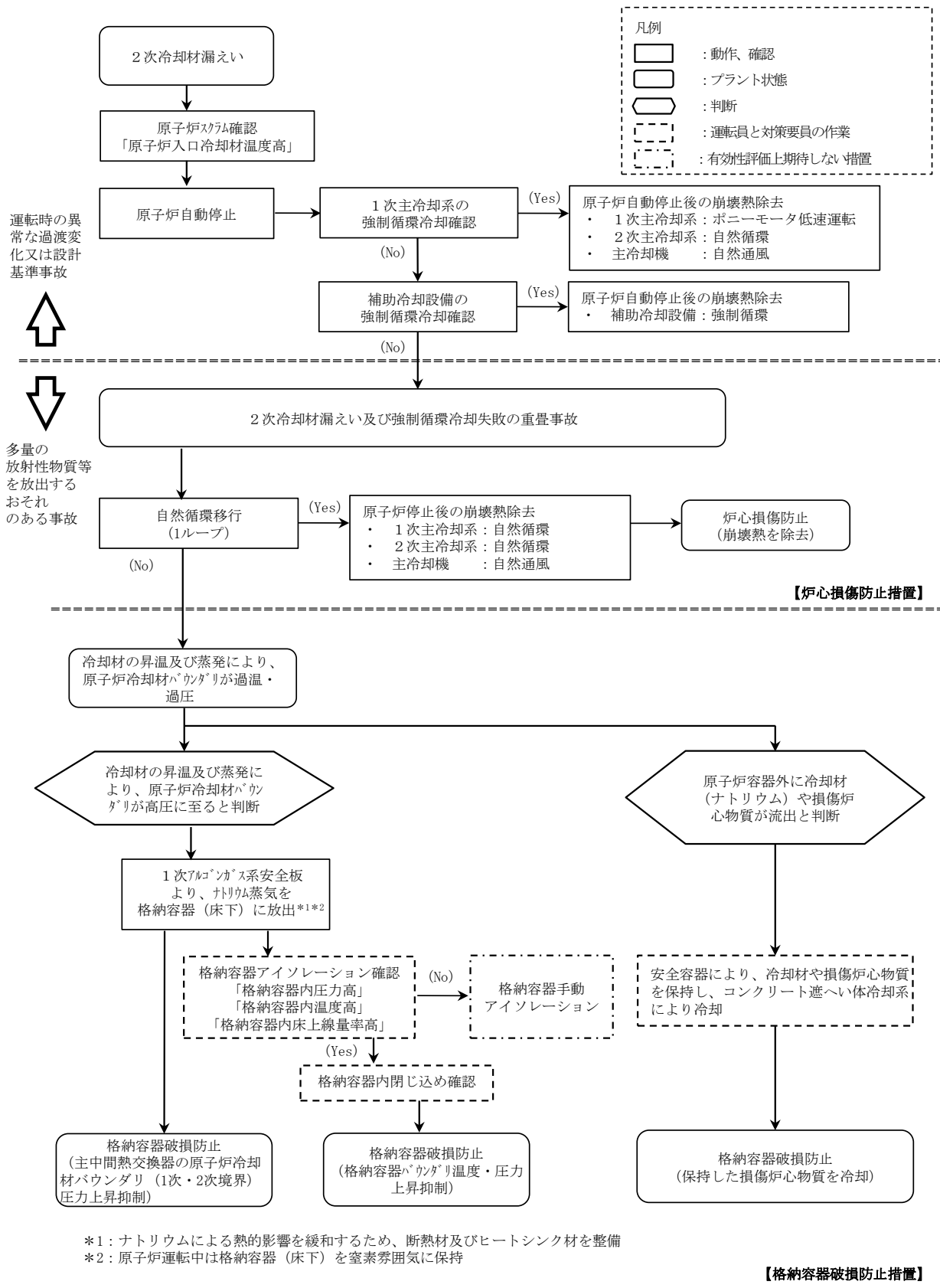
下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.13.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

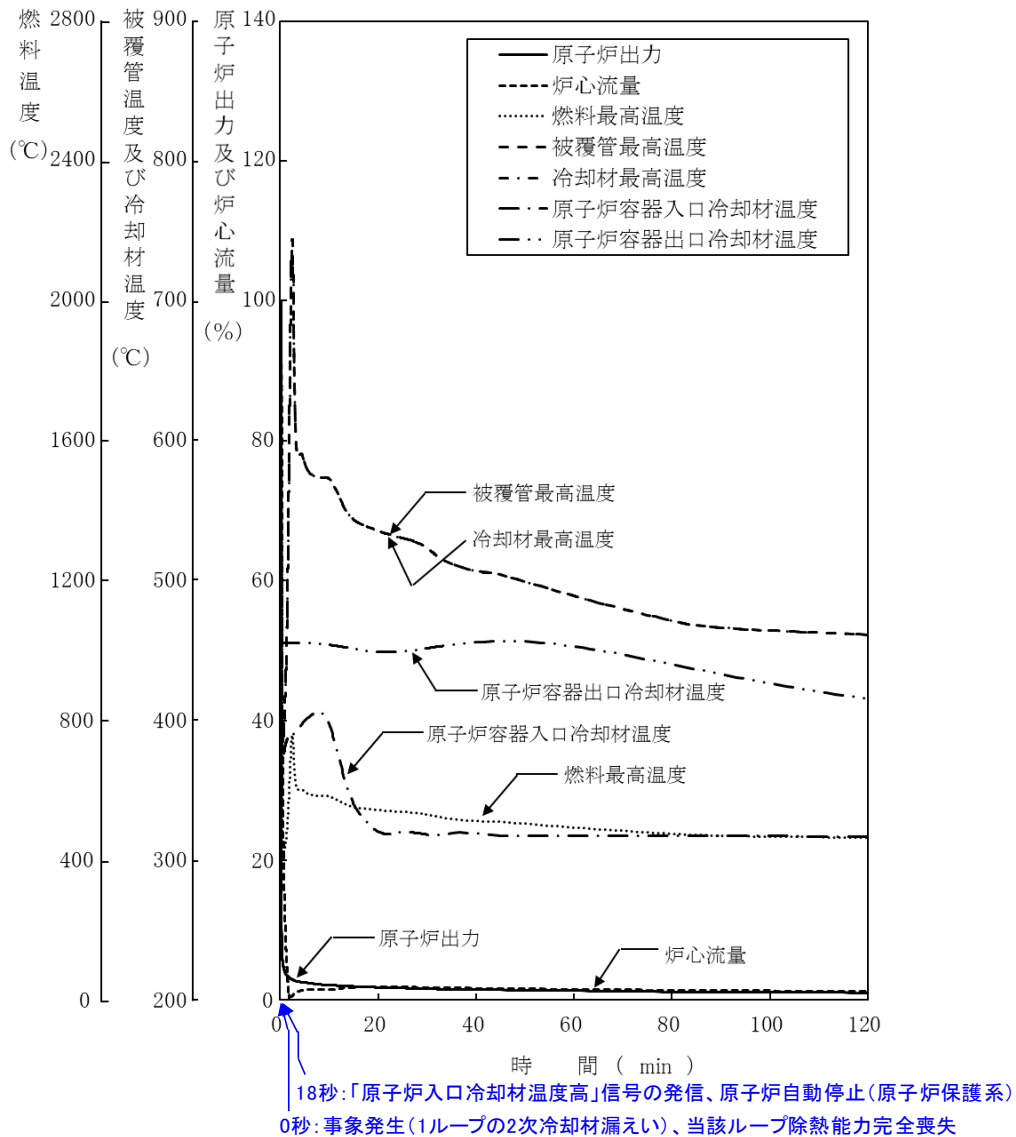
必要な要員と作業項目			経過時間(分)												備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	3時間	10日	20日	30日	40日			
			△異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▽事故発生の判断 (1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗)												
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt bar spanning from 0 to 30 minutes]												
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Gantt bar from 0 to 5 minutes]												・「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。 ・1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。 ・補助冷却設備の強制循環冷却失敗を確認する。
	運転員A、B	2 ・事故発生の判断	[Gantt bar from 0 to 10 minutes]												
炉心損傷防止措置	運転員A、B	2 ・自然循環移行(1ループ)	[Gantt bar from 0 to 30 minutes]												・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。
2次冷却材漏えい対応	運転員C、D、E	3 ・2次冷却材ドレン、消火等	[Gantt bar from 30 to 60 minutes]												・2次冷却材漏えいを検知した場合には、2次冷却材を2次冷却材タンクにドレンするとともに、ナトリウム燃焼の消火を行う。

第4.3.3.13.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

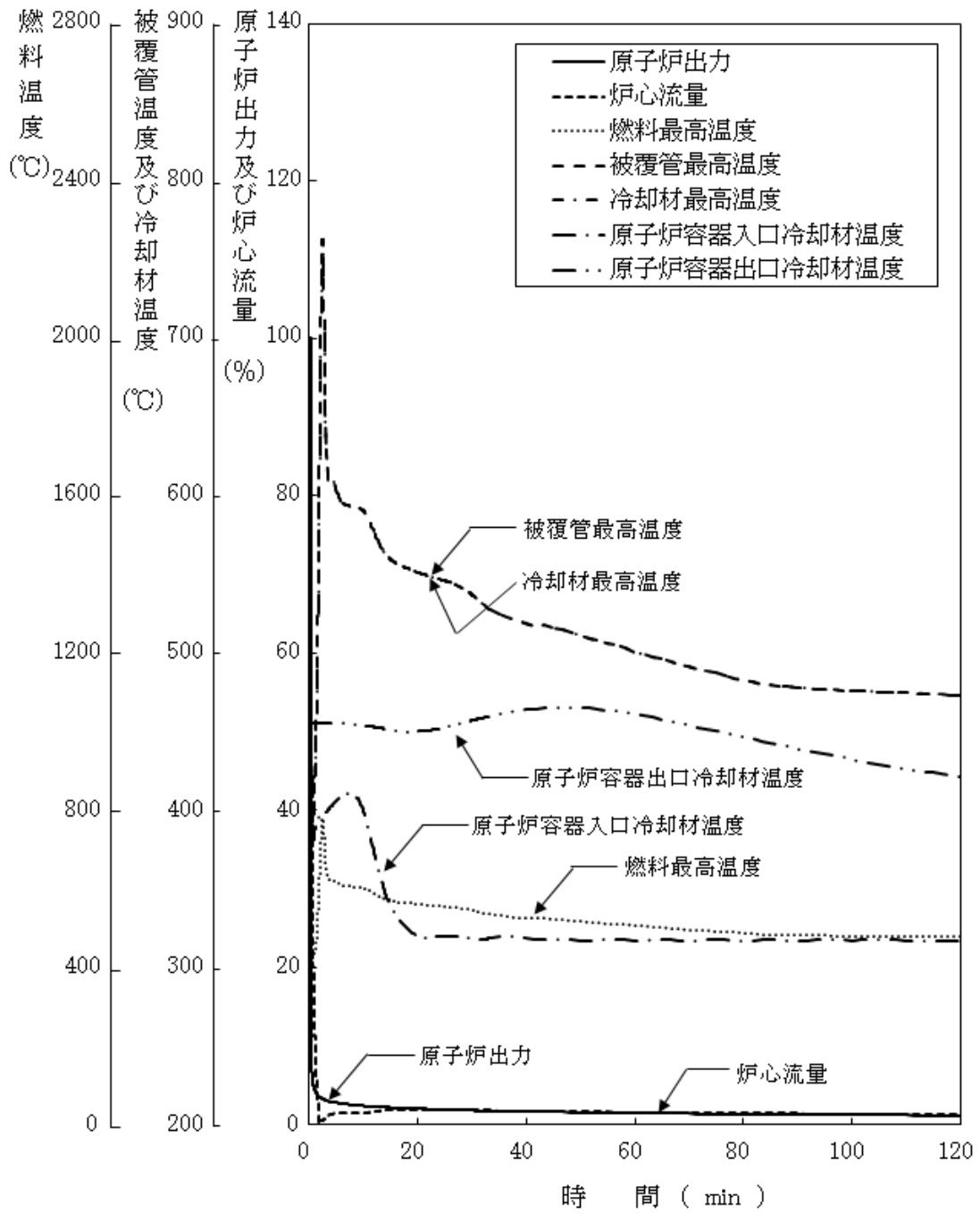
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												備考	
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	20	30	60	3時間	10日	20日	30日	40日			
			▼異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▼事故発生の判断 (1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗) ▼冷却材の昇温及び蒸発により 原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断 ▼原子炉容器外に冷却材(ナトリウム)や放射性物質等が流出と判断												
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart showing activity from 0 to 40 minutes]												
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉冷却材バウンダリが高压に至ることの判断	[Gantt chart showing activity from 0 to 40 minutes]												・冷却材の著しい昇温及び蒸発が推定される場合に、原子炉冷却材バウンダリが高压に至ると判断する。
格納容器破損防止措置	運転員C、D	2 ・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気を格納容器(床下)に放出	[Gantt chart showing activity from 0 to 40 minutes]												・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気が格納容器(床下)に放出されることを確認する。
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認	[Gantt chart showing activity from 0 to 40 minutes]												・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 ・多量のナトリウムが格納容器床下に漏えいした場合は、格納容器床下温度が60℃を超過して原子炉保護系(アイソレーション)が動作する。 ・隔離に失敗している場合は手動で隔離する。
状況判断	運転員A、B	2 ・原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質等が流出したことの判断	[Gantt chart showing activity from 0 to 40 minutes]												・安全容器内圧力に著しい上昇が生じた場合に、原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質等が流出したと判断する。
格納容器破損防止措置	運転員B、D、E	3 ・安全容器による冷却材や損傷炉心物質の保持 ・コンクリート遮へい体冷却系による冷却	[Gantt chart showing activity from 0 to 40 minutes]												・安全容器により冷却材や損傷炉心物質が保持されることを確認する。また、コンクリート遮へい体冷却系の運転により、安全容器内にて保持した損傷炉心物質等を冷却する。



第 4.3.3.13.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要

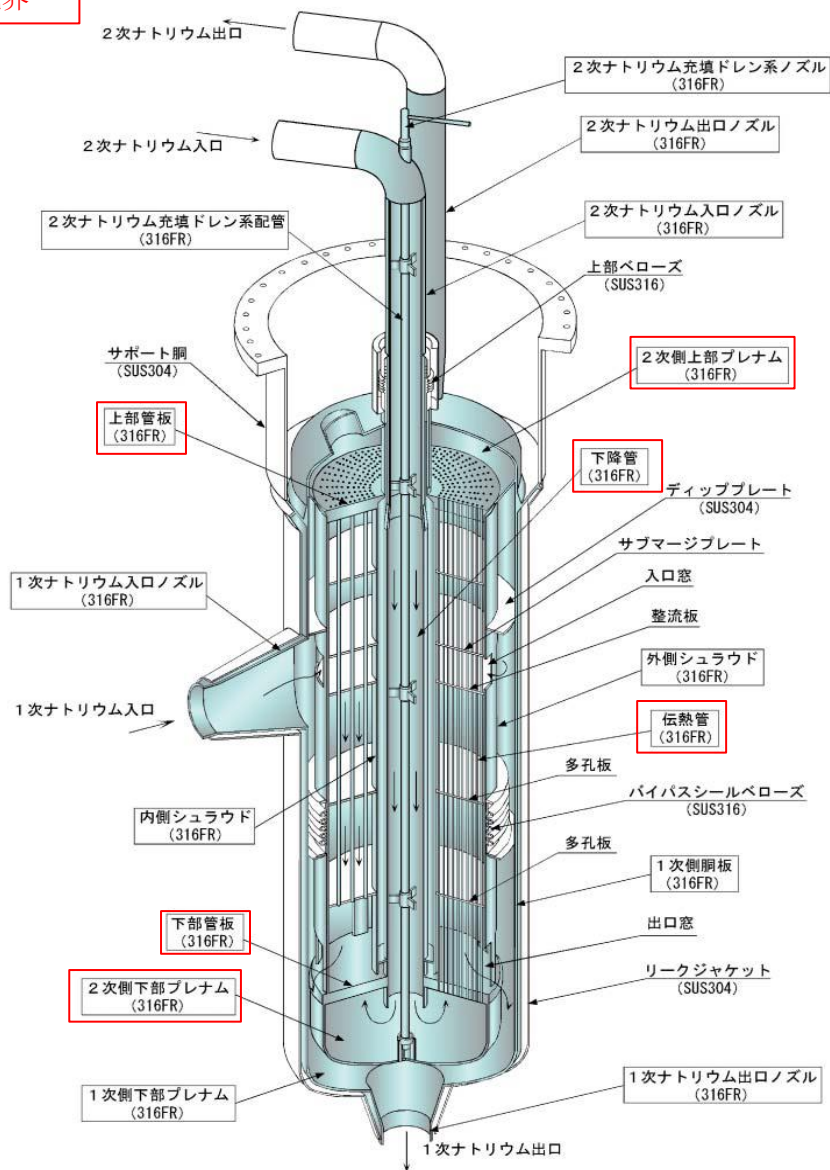


第 4. 3. 3. 13. 2 図 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
 (炉心損傷防止措置: 1 ループ自然循環による冷却)

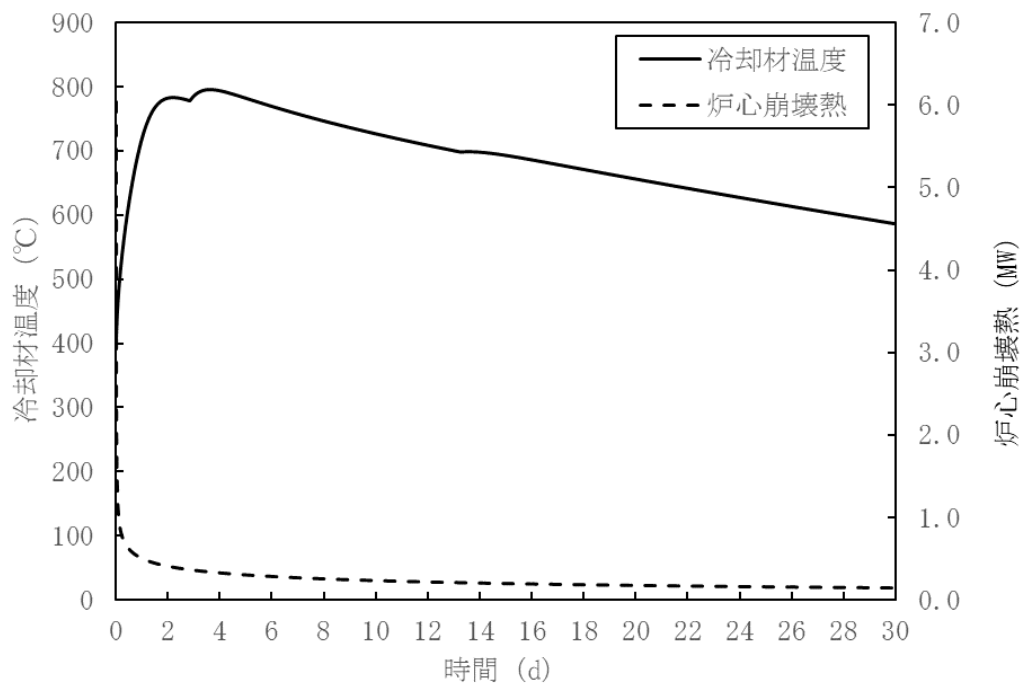


第 4.3.3.13.3 図 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
(不確かさの影響評価)

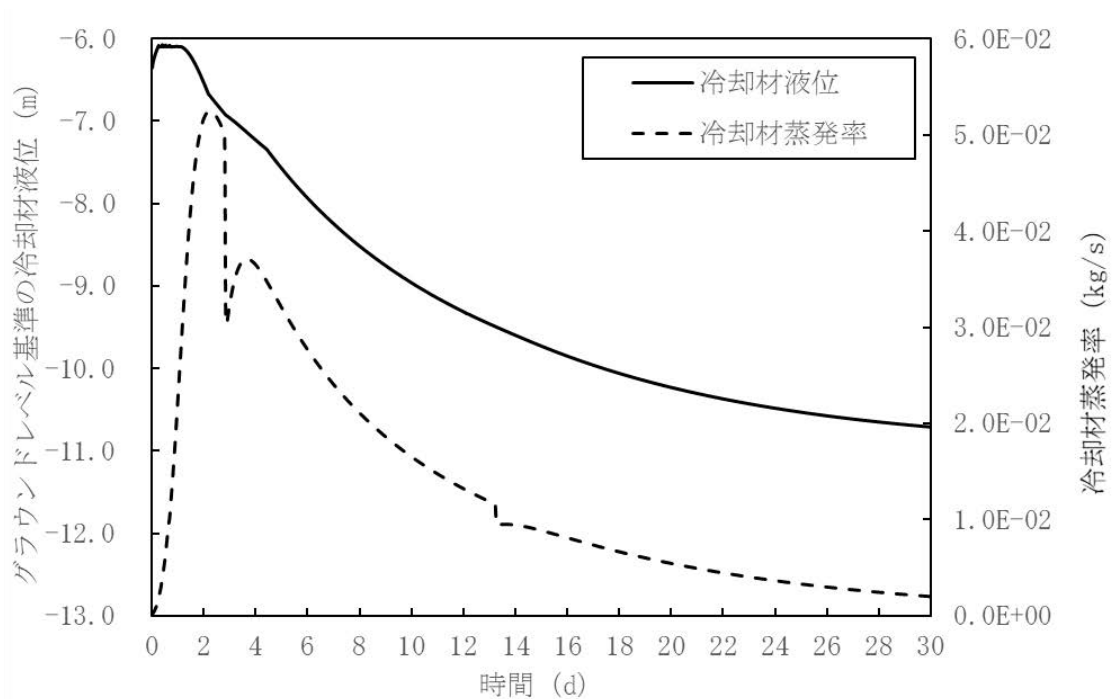
1次/2次境界



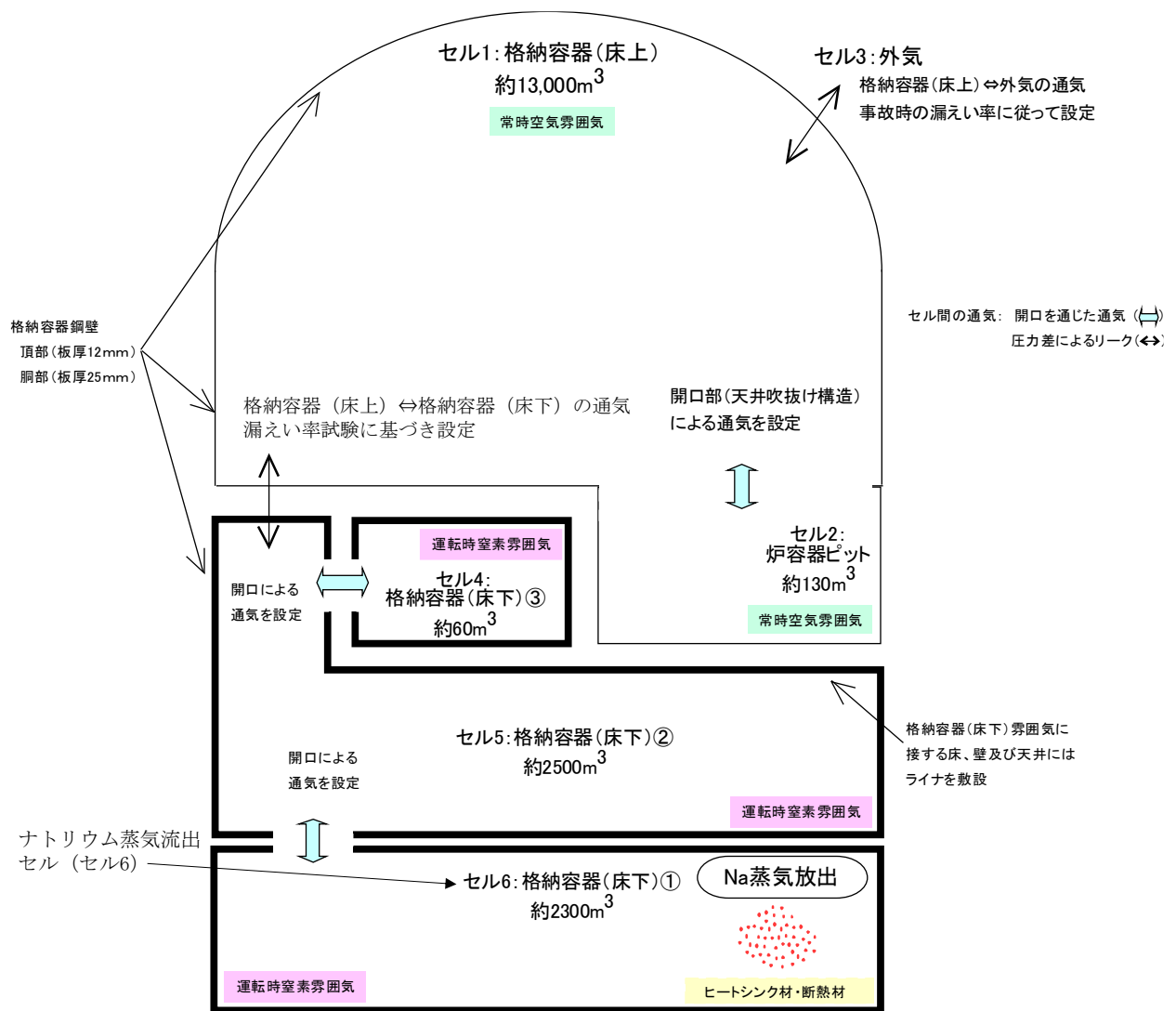
第 4. 3. 3. 13. 4 図 主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ (1次・2次境界)



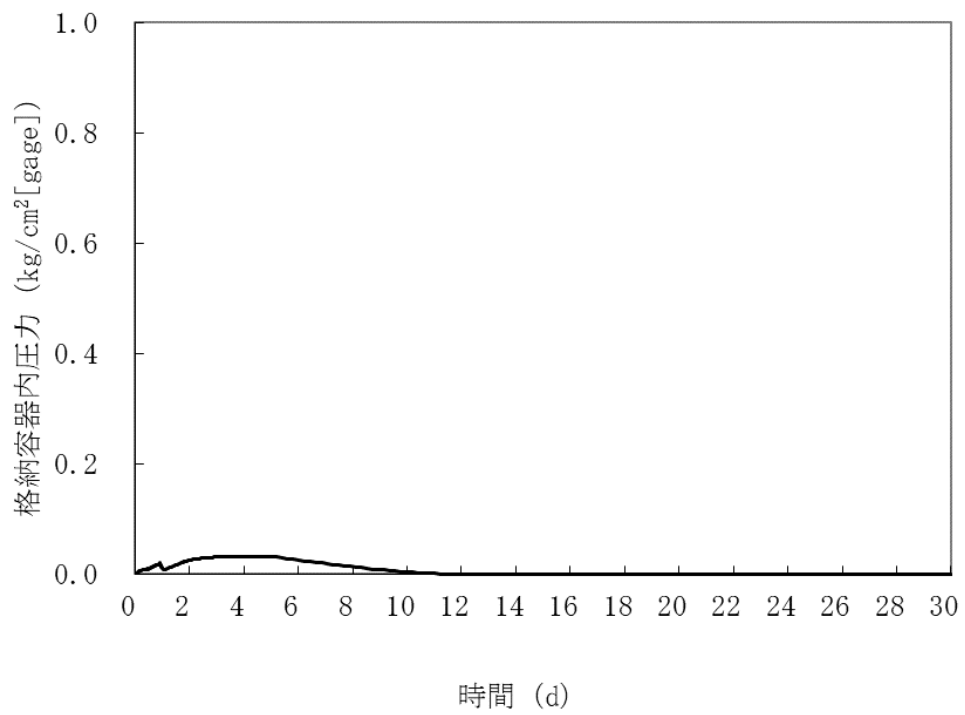
第 4. 3. 3. 13. 5 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移）



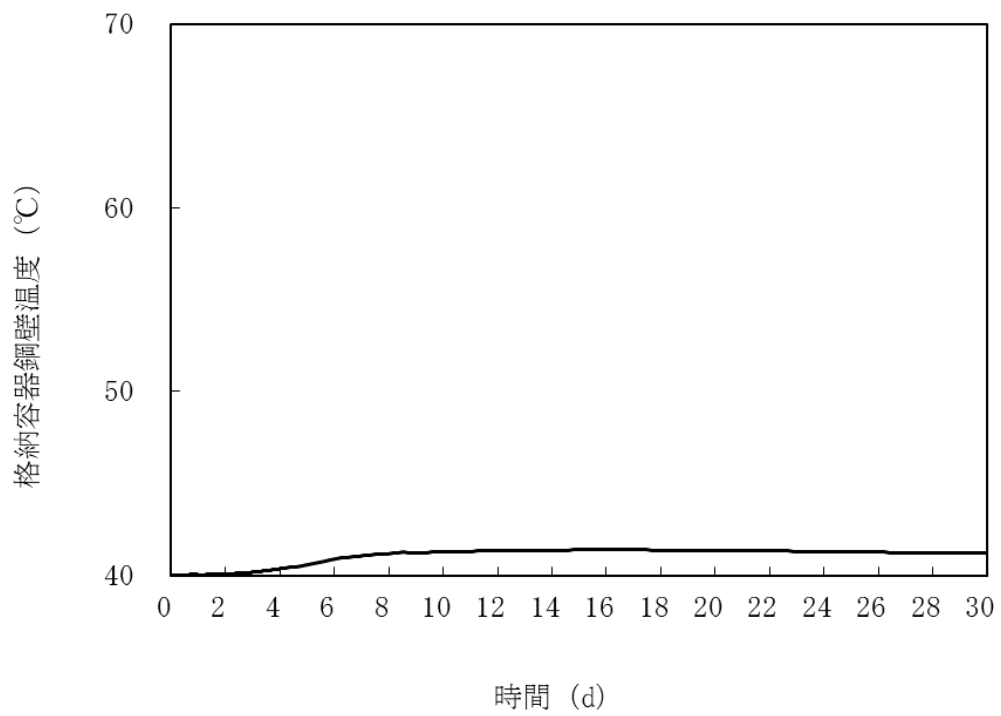
第 4. 3. 3. 13. 6 図 炉内事象推移の計算結果（原子炉容器内冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移）



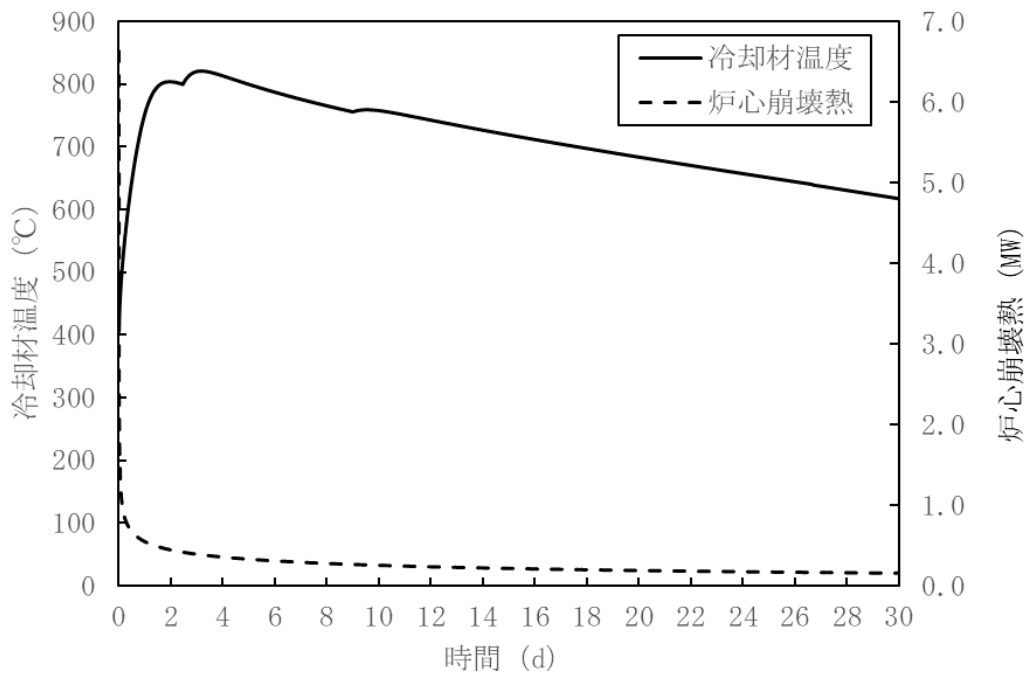
第 4. 3. 3. 13. 7 図 CONTAIN-LMRにおける解析体系



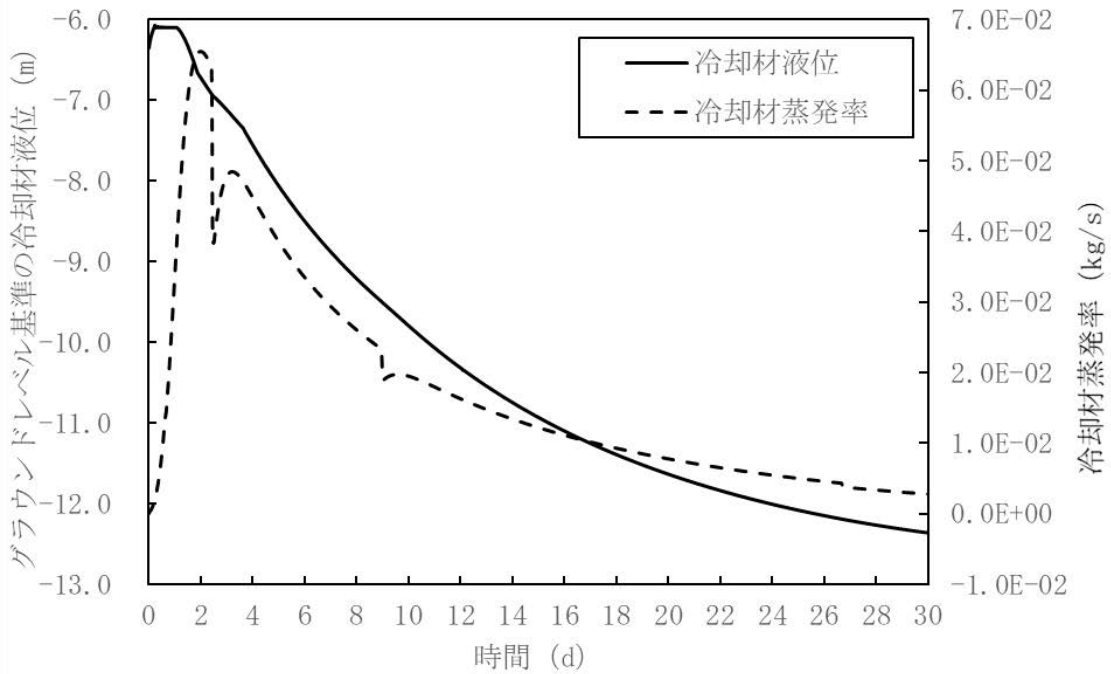
第 4.3.3.13.8 図 格納容器内圧力の推移



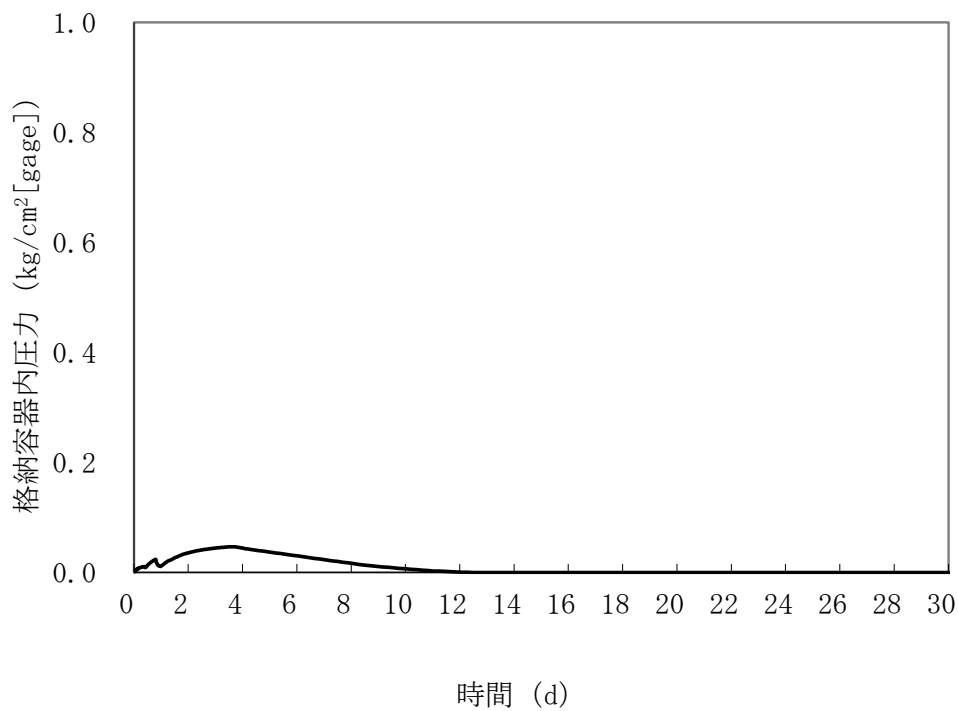
第 4.3.3.13.9 図 格納容器鋼壁温度の推移



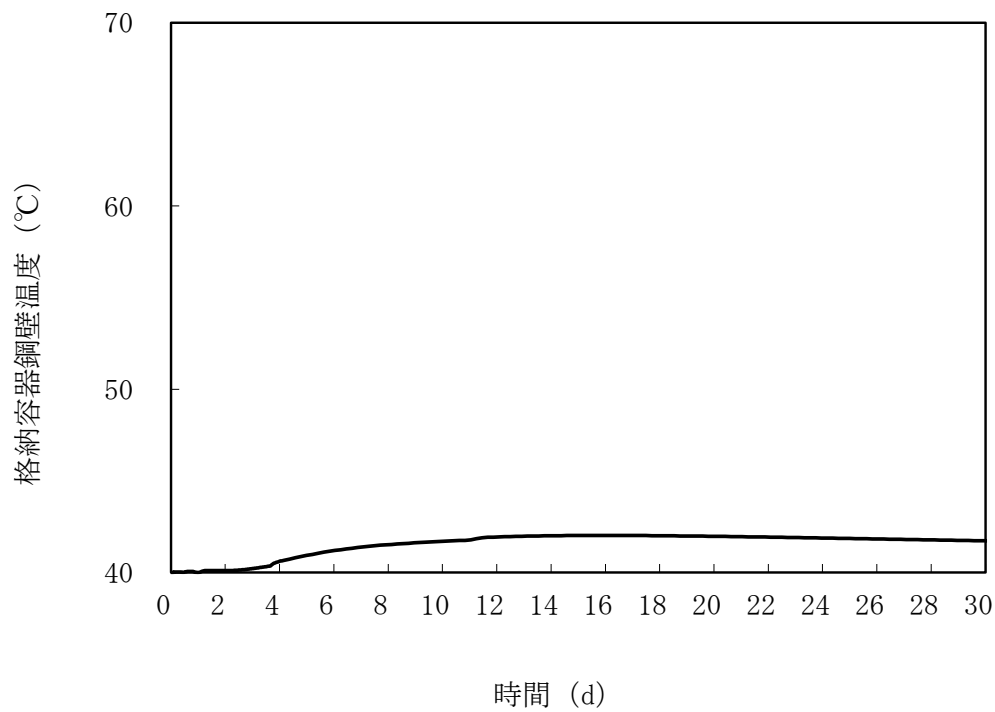
第 4.3.3.13.10 図 炉内事象推移の計算結果
 (原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移：不確かさの影響評価)



第 4.3.3.13.11 図 炉内事象推移の計算結果
 (原子炉容器内冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移：不確かさの影響評価)



第 4. 3. 3. 13. 12 図 格納容器内圧力の推移 (不確かさの影響評価)



第 4. 3. 3. 13. 13 図 格納容器鋼壁温度の推移 (不確かさの影響評価)

4.3.3.14 全交流動力電源喪失事故

(1) 事故の原因及び説明

全交流動力電源喪失事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失し、原子炉が「電源喪失」により自動停止した後、非常用ディーゼル電源系のディーゼル発電機（2基）の自動起動に失敗し、一般電源系及び非常用ディーゼル電源系の電源が全て同時に失われる事象として考える。

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

全交流動力電源喪失事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

本原子炉施設においては、伝熱特性に優れた単相のナトリウムを冷却材に使用していることから、強制循環機能喪失時にも自然循環による崩壊熱の除去が可能となる特徴を踏まえ、仮設電源設備等も活用した炉心損傷防止措置を講じる。また、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、本原子炉施設の設計の特徴と全交流動力電源喪失事故の特徴から、炉心の著しい損傷に至らないことを考慮し、格納容器破損防止措置を講じる。

全交流動力電源喪失事故では、独立した2ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。

独立した2ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比べて信頼性が極めて高く、炉心の著しい損傷は防止できる。また、1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価で示すとおり、1ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷は防止される。

全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.14.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、ディーゼル発電機（2基）の自動起動失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

全交流動力電源喪失事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 1次主冷却系の主中間熱交換器は、炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とする。
- b. 2次主冷却系の主冷却機は、主中間熱交換器と高低差を付けて設置し、ナトリウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とするとともに、主冷却機の自然通風による崩壊熱除去を可能とする。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。
- c. 全交流動力電源喪失の長期化による直流及び交流無停電電源系の喪失を想定し、事故対策上必要な操作は手動で対応できるものとするとともに、仮設計器により、監視を実施できるものとする。

d. ディーゼル発電機については、その起動失敗に係る原因を調査し、復旧に努めるものとする。

(ii) 格納容器破損防止措置

全交流動力電源喪失事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。

a. 1 ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、1 ループの1 次主冷却系及び2 次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により、炉心の著しい損傷を防止する。また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能とする。

(iii) その他

a. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.14.1 表に示す。これらの設備等は、「添付書類 8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.14.2 表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は6名、格納容器破損防止措置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常駐している運転員6名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置は「4.3.3.12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4.3.3.12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

上記の評価結果から、全交流動力電源喪失事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

炉心の冷却に係る格納容器破損防止措置の有効性評価は「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価に包絡される。このため、措置の有効性評価は「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。

上記の評価結果から、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。また、格納容器の破損も防止され、施設からの多量の放射性物質等の

放出は防止される。

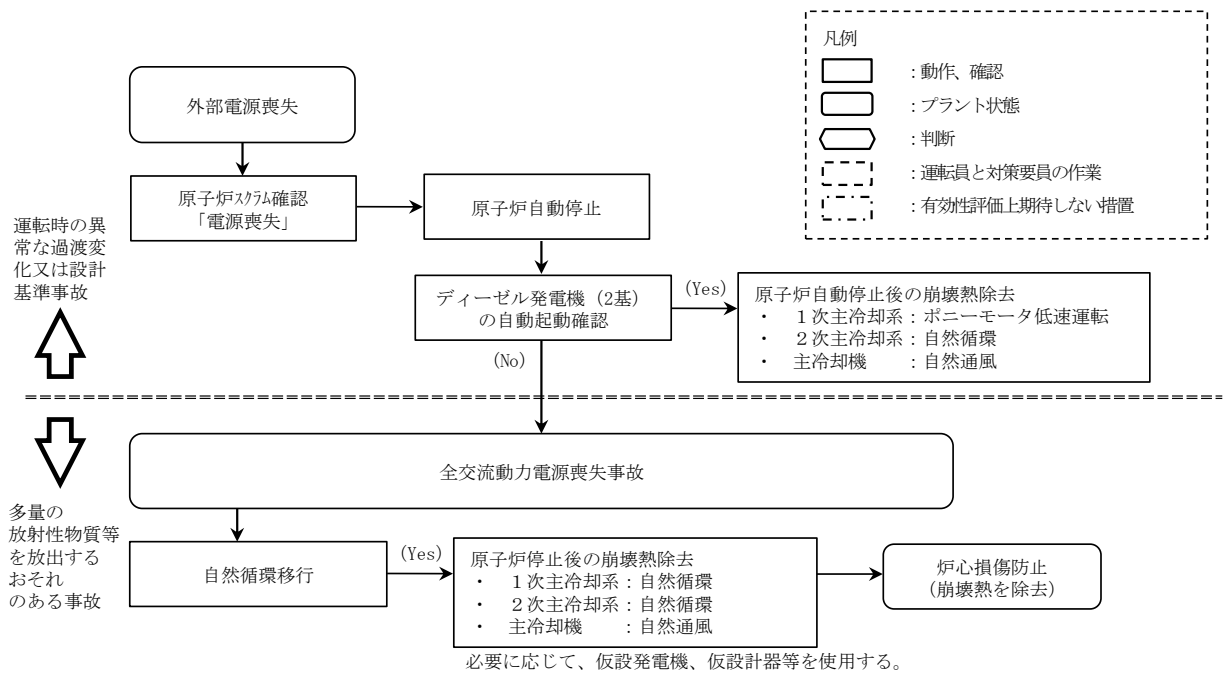
第4.3.3.14.1表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉スクラム (自動停止) 確認	・「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視によりを確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「電源喪失」 ③核計装(線形出力系)
事故発生 の判断	・ディーゼル発電機(2基)の自動起動に失敗した場合は事故発生と判断する。	—	—	①M/Cの電圧計
自然循環移行	・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。	①1次主冷却系 ②2次主冷却系	①仮設電源設備 ②仮設計器	①原子炉出入口冷却材温度、1次主冷却系冷却材流量、主冷却器出口冷却材温度、2次主冷却系冷却材流量

下線部が炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.14.2表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考
			5	10	20	30	60	120	180	10日	20日	30日	40日						
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生の判断(ディーゼル発電機(2基)の自動起動失敗)																
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart bar]																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉スクラム確認	[Gantt chart bar]															・「電源喪失」による原子炉保護系(スクラム)動作を確認する。 ・ディーゼル発電機(2基)の自動起動失敗を確認する。	
	運転員A、D	2 ・事故発生の判断	[Gantt chart bar]																
炉心損傷防止措置	運転員A、B、C、D	4 ・自然循環移行	[Gantt chart bar]																・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。 ・仮設発電機、仮設計器等により温度監視等を行う。
	運転員E	1 ・ディーゼル発電機の起動失敗の原因調査・復旧	[Gantt chart bar]																



【炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置】

第 4. 3. 3. 14. 1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要

4.3.3.15 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故

（1）事故の原因及び説明

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉容器内に異物が存在し、燃料集合体内の冷却材流路のうち、複数のサブチャンネル（燃料集合体内の燃料要素あるいはラップ管によって囲まれる冷却材流路）が千鳥格子状に閉塞される事象として考える。燃料集合体内の冷却材流路が千鳥格子状に閉塞されると、除熱能力が低下し、燃料要素が昇温して破損に至る可能性がある。また、破損した燃料要素から内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが放出され隣接する燃料要素に衝突すると、隣接燃料要素の除熱が阻害されて燃料要素の破損伝播に至る可能性がある。

（2）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故では、複数のサブチャンネルが千鳥格子状に閉塞することにより燃料集合体内の局所的な昇温状態が継続することによって燃料要素の破損が拡大して燃料集合体が損傷し、損傷領域が隣接する燃料集合体に破損伝播して、炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

本原子炉施設においては、伝熱特性に優れたナトリウムを冷却材に使用していることから、冷却材流路閉塞時にも過度に炉心温度が上昇しない特徴を踏まえ、運転員が燃料の破損を検知し、手動で原子炉を停止する炉心損傷防止措置を講じる。また、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも、本原子炉施設の設計の特徴と冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故の特徴から、直ちに炉心の著しい損傷に至らないが、炉心の著しい損傷に至った場合に、損傷炉心物質の冷却及び機械的エネルギーの影響緩和のための格納容器破損防止措置を講じる。

燃料要素が破損した場合には、破損した燃料要素から放出された核分裂生成ガスを燃料破損検出系により検出し、運転員が手動で原子炉を停止することで、燃料要素が破損伝播して炉心の著しい損傷へと拡大することを防止する。

仮に、何らかの原因で炉心損傷防止措置（運転員による原子炉の手動停止）に期待できないとした場合、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、1次主冷却系における強制循環（長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の強制循環（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）により、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の熔融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器から格納容器（床上）にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.15.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、冷却材流路閉塞（千鳥格子状）の形成時点を起点とする。

（3）炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

（i）炉心損傷防止措置

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 燃料集合体のエントランスノズルには、炉心支持板の構造と相まって冷却材流量を調節するためのオリフィス孔を複数個設け、燃料集合体への冷却材の入口流路が同時に閉塞されることを防止する。
- b. 燃料要素は、隣接する燃料要素間の間隙を保持するためのワイヤスペーサを巻いた状態で、燃料集合体内に支持するものとし、冷却材流路が同時に閉塞されることを防止する。
- c. 流路閉塞により、燃料要素が破損した場合、異常を早期に検出するため、中央制御室に警報を発する燃料破損検出系（遅発中性子法燃料破損検出設備）を整備する。
- d. 燃料破損検出系の警報により、運転員は手動で原子炉をスクラムにより原子炉を停止できるものとする。
- e. 流路閉塞が生じ、燃料要素が破損した場合に、異常を早期に検出するため、中央制御室に警報を発する燃料破損検出系（カバーガス法燃料破損検出設備）を整備する。なお、本措置は上記 c. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。
- f. 原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉を停止できるものとする。当該操作手順には、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。なお、本措置は上記 d. の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における強制循環（長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の強制循環（長期対策としては自然循環）及び主冷却機の強制通風（長期対策としては自然通風）による原子炉容器内冷却を可能とする。
- b. 回転プラグ及びその固定ボルトを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により、即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムの影響を緩和する。
- c. 燃料が破損したと推定される場合は、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内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。
- d. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及

び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 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により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.15.1 表及び第 4.3.3.15.2 表に示す。これらの設備等は、「添付書類 8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.15.3 表及び第 4.3.3.15.4 表に示す。燃料破損が発生し、燃料破損検出系の警報が発報した場合に、運転員は、原子炉を手動でスクラムする手順とする。この場合、燃料破損発生から運転員が原子炉を停止するまでに要する時間は、燃料破損検出系の検出時間約 10 分と運転員の操作時間約 20 分の合計 30 分としている。ここで、燃料破損検出系の検出時間については設備の機能に時間余裕を含めて設定しており、運転員の操作時間についても中央制御室で信号を確認して手動スクラムするのに要する時間に時間余裕を含めて設定している。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は 3 名、格納容器破損防止措置に必要な要員は 6 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コード A S F R E により解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。最適条件での評価を基本とするものの、局所的な事故であることから実際よりも厳しい結果を与える初期条件を仮定する。

- 1) 閉塞が形成されていない健全状態の燃料最高温度及び被覆管最高温度は、それぞれ、熱的制限値である 2,350℃及び 620℃とする。
- 2) 冷却材最高温度及び燃料集合体入口温度は、それぞれ、600℃及び 350℃とす

る。

- 3) 最大線出力密度及び集合体発熱量は、それぞれ、418W/cm 及び 2.24MW とする。
- 4) 閉塞前の集合体流量は、8.57kg/s とする。
- 5) 閉塞形態は、燃料集合体の最外周のサブチャンネルを除くサブチャンネルが、千鳥格子状に瞬時に完全閉塞されることを想定する。
- 6) 閉塞物の物性値には、原子炉容器内構造物の構造材のものを使用する。
- 7) 閉塞の軸方向位置は、被覆管温度が最も高くなる炉心部上端とする。
- 8) 閉塞部の厚みは、ワイヤスペーサ巻きピッチ (209mm) の 1/3 とする。
- 9) 核分裂生成ガスのジェット衝突領域での被覆管外表面熱伝達係数は、10,000 W/m²K とする。
- 10) 燃料破損検出系の警報により、運転員が手動で原子炉をスクラムし、2ループの1次主循環ポンプのポニーモータの低速運転により、原子炉停止後の崩壊熱を除去する。
- 11) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²°C とする。
- 12) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 13) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値 (最適評価値) を用いる。

b. 解析結果

冷却材流路閉塞 (千鳥格子状) 事故が発生すると、閉塞された流路に接する燃料要素の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 720°C 及び約 640°C まで上昇するが、熱設計基準値を超えず、被覆管が内圧により機械的に破損することはない。また、燃料最高温度は約 2,360°C であり、評価項目を満足する。

しかしながら、長期間高温に維持されることを想定すると、クリープ破損が生じる可能性がある。閉塞された流路に接する燃料要素がクリープ破損した場合、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが放出され、隣接する燃料要素に衝突することで、隣接する燃料要素の被覆管温度が上昇する。

ガス放出時の被覆管温度の解析結果を第 4.3.3.15.2 図に示す。被覆管最高温度は、約 800°C まで上昇するが、熱設計基準値を超えず、被覆管が内圧により機械的に破損することはない。また、燃料最高温度及び冷却材最高温度は、約 2,360°C 及び約 770°C であり、評価項目を満足する。核分裂生成ガス放出の継続時間は約 10 秒であり、その後、被覆管温度は初期の温度に低下する。核分裂生成ガスのジェット衝突期間中の被覆管のクリープ寿命分数和の増分は約 0.0003 であり、集合体内の温度分布等により生じる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の差と比較して十分に小さく、クリープ破損が急速に伝播することはない。燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが放出されると、燃料破損検出系により、その破損を検知することで、運転員は手動で原子炉を停止し、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。この間、他の燃料要素が新たに破損することはない、急速な破損伝播が起こることはない。

崩壊熱除去運転へ移行後は、燃料要素の被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそ

それぞれ低下し、事象は安定した状態で静定し事故は収束する。

以上より、冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故を想定しても、炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさについて、計算コードの不確かさの影響は小さい。運転員操作の時間に係る不確かさについては、「(5) 作業と所要時間」に示すとおり、適切な余裕を考慮しており、その影響は小さい。解析条件に係る不確かさについて、評価項目である被覆管最高温度等の結果に影響を及ぼすと考えられる解析条件は、「i) 基本ケース」に示すとおり、解析結果を厳しくするよう保守的な条件設定を行っており、不確かさの影響は「i) 基本ケース」において十分に考慮している。具体的には、燃料被覆管の初期温度、ガスジェット放出時間及びガスジェット放出時の熱伝達率の不確かさが考えられるが、「i) 基本ケース」において、それぞれ、初期温度を通常の運転状態と異なる熱制限値、ガスジェット放出時間は燃焼末期の最も核分裂生成ガスが蓄積された状態を想定した時間、ガスジェット放出時の熱伝達率は実験結果をもとに算出した保守的な値を設定していることから、これらの不確かさを考慮して十分に保守的な設定としている。また、結果に影響を及ぼす上記以外の解析条件として閉塞位置等の想定の不確かさがある。閉塞が形成される位置については、燃料集合体内に外部から混入する異物の閉塞形成のメカニズムから燃料要素バンドルの下部の非発熱部に形成される可能性が高いと考えられるが、本解析においては、熱的に最も厳しい条件となる発熱部の上端位置での閉塞を想定していることから閉塞位置の不確かさを考慮して十分に保守的な想定としている。

(ii) 格納容器破損防止措置

本評価事故シーケンスにおいて、局所的な異常が拡大した場合の炉心損傷の影響については、原子炉停止失敗により炉心全体で多数の燃料集合体の損傷が生じる「4.3.3.1 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」に包絡される。

このため、措置の有効性の評価は、「4.3.3.1 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」において実施する。

上記の評価結果から、冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.15.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事故発生 の判断 (燃料破損検出系 による破損の検出)	<ul style="list-style-type: none"> 燃料破損検出系（遅発中性子法燃料破損検出設備及びカバーガス法燃料破損検出設備）により、燃料要素の被覆管が破損したことを確認する。 	—	—	<ul style="list-style-type: none"> ①遅発中性子法燃料破損検出設備 ②カバーガス法燃料破損検出設備
原子炉 手動停止	<ul style="list-style-type: none"> 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。 	<ul style="list-style-type: none"> ①原子炉保護系（スクラム） 手動スクラム ②制御棒 ③制御棒駆動系 ④後備炉停止制御棒 ⑤後備炉停止制御棒駆動系 	—	<ul style="list-style-type: none"> ①原子炉保護系（スクラム） ②核計装（線形出力系）

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第4.3.3.15.2表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	<ul style="list-style-type: none"> 1次主冷却系（強制循環）の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系（強制循環又は自然循環）及び主冷却機（強制通風又は自然通風）に異常等がないことを確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ① <u>1次主冷却系</u> ② <u>2次主冷却系</u> 	—	<ul style="list-style-type: none"> ① <u>原子炉出入口冷却材温度、1次主冷却系冷却材流量、主冷却器出口冷却材温度、2次主冷却系冷却材流量</u>
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内に放射性物質を閉じ込め、貯留	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。 	<ul style="list-style-type: none"> ① 1次アルゴンガス系 <ul style="list-style-type: none"> 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。） 	—	<ul style="list-style-type: none"> ① 原子炉カバーガス圧力計 ② 燃料破損検出系
格納容器アイソレーション確認	<ul style="list-style-type: none"> 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ① <u>格納容器</u> ② <u>格納容器バウンダリに属する配管・弁</u> 	—	<ul style="list-style-type: none"> ① <u>原子炉保護系（アイソレーション）</u> ② <u>アイソレーション信号「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」</u>

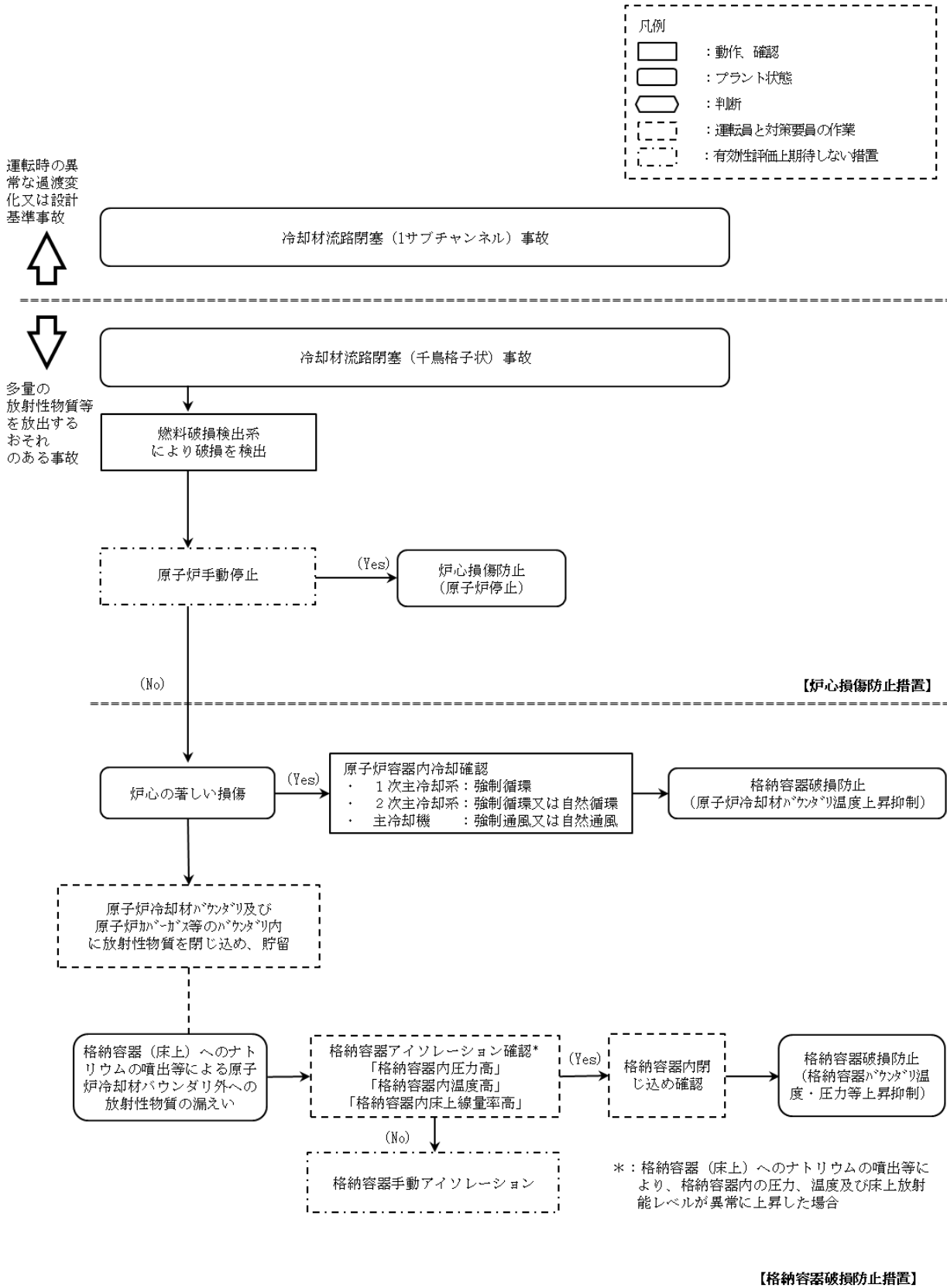
下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.15.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

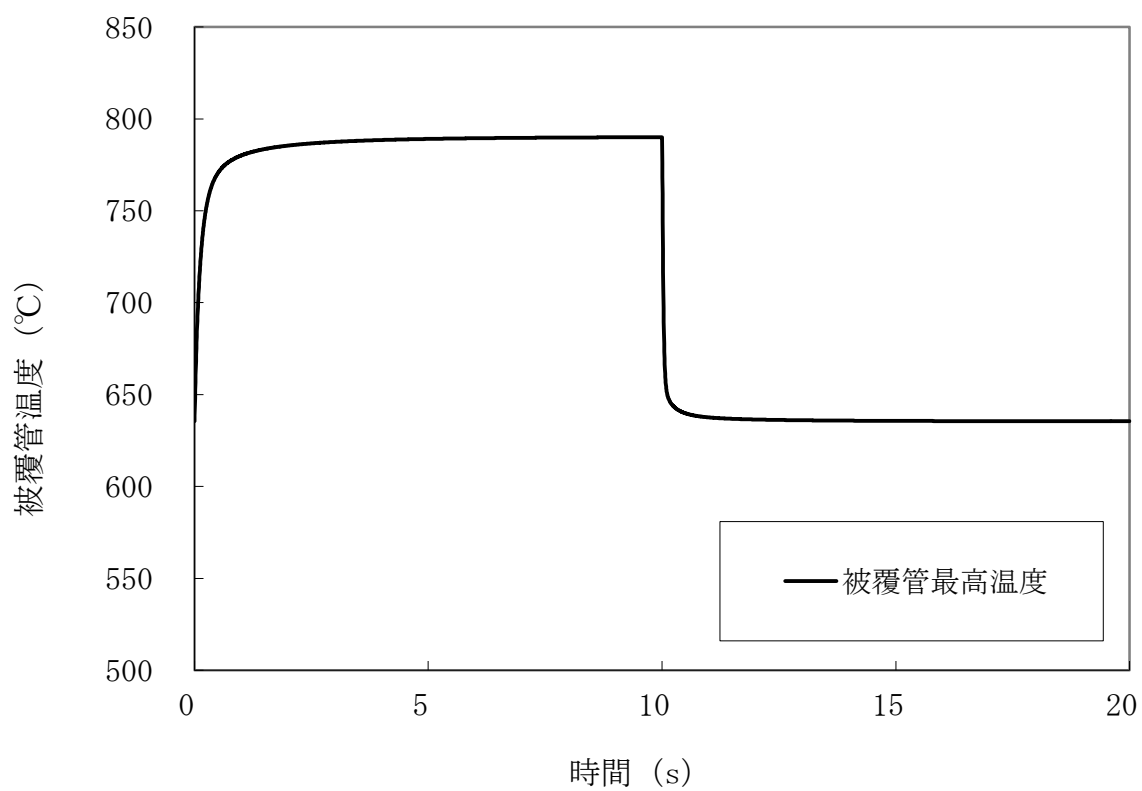
必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	10	20	30	40	50	60	90	120	180	240			
			▽冷却材流路閉塞による燃料要素の被覆管破損 ▽事故発生時の判断 (燃料破損検出系による破損の検出)												
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart bar from 10 to 240]												
状況判断	運転員A、D	2 ・事故発生時の判断	[Gantt chart bar from 10 to 30]												・燃料破損検出系(遅発中性子法燃料破損検出設備)により、燃料要素の被覆管が破損したことを確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Gantt chart bar from 10 to 30]												・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。

第4.3.3.15.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)												備考
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	10	20	30	40	50	60	90	120	180	240			
			▽冷却材流路閉塞による燃料要素の被覆管破損 ▽事故発生時の判断 (燃料破損検出系による破損の検出) ▽原子炉停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断												
	当直長	・運転操作指揮	[Gantt chart bar from 10 to 240]												
状況判断	運転員A	1 ・原子炉手動停止失敗と判断	[Gantt chart bar from 10 to 10]												・原子炉手動停止に失敗した場合は原子炉手動停止失敗と判断する。
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認	[Gantt chart bar from 10 to 240]												・1次主冷却系(強制循環)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(強制循環又は自然循環)及び主冷却機(強制通風又は自然通風)に異常等がないことを確認する。
	運転員D	1 ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバース等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	[Gantt chart bar from 10 to 120]												・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバース等のバウンダリを隔離する。
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション	[Gantt chart bar from 10 to 240]												・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 ・多量のリチウムが格納容器床上に噴出した場合は、噴出直後に格納容器床上温度が60℃を超過して原子炉保護系(アイソレーション)が動作する。 ・隔離に失敗している場合は手動で隔離する。



第 4. 3. 3. 15. 1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



第 4.3.3.15.2 図 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故
 (核分裂生成ガスジェット衝突時の隣接燃料被覆管の温度推移)

4.4 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

4.4.1 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故

(1) 事故の原因及び説明

使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故は、全交流動力電源喪失により、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却浄化設備が機能を喪失することで、冷却水の蒸発により使用済燃料の冠水又は放射線の遮蔽機能が維持できなくなり、使用済燃料の破損又は多量の放射線の放出に至る可能性がある事象として考える。

(2) 事故の拡大防止のための措置

使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故の拡大の防止のための措置を以下に示す。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 水冷却池については、十分な水深を確保する。
- b. 水冷却池は、水の流出を防止するため、コンクリート壁をステンレス鋼で内張りした強固な構造とし、かつ、排水口を有しないものとする。
- c. 水冷却池の水位の監視は、作業員が水位標により目視等で確認する。また、水位標を使用できない場合にあっては、作業員が液面検出器により水位を確認できるものとする。
- d. 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合、可搬式ポンプ及びホースにより、水冷却池に水を供給する。なお、判断基準となる水位に至るまでは、水冷却池上部の線量率は低く維持されることから、作業員は水冷却池に近接して作業を実施することができる。

(3) 資機材

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合における事故の拡大を防止するための措置として使用する設備等は、水冷却池、可搬式ポンプ及びホースとする。これらの設備等は、「添付書類 8 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(4) 作業と所要時間

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合における事故の拡大を防止するための措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.4.1.1 表に示す。監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。措置に必要な運転員は 2 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。

可搬式ポンプ及びホースを用いた給水開始までの所要時間は、訓練等の実績に鑑みて約 80 分であることを踏まえ、使用済燃料の損傷を防止するための措置の有効性の評価においては、作業員の招集時間も考慮して、保守的に 2 日後に給水開始とする。

なお、措置は、主に建物内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(5) 措置の有効性評価

- a. 有効性を評価するための評価項目

措置に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- ① 使用済燃料貯蔵設備の水冷却池の水位が使用済燃料頂部の上方 2m（グラウンドレベル基準-5.75m）以上であること。
- ② 使用済燃料頂部が冠水していること。

使用済燃料頂部の上方 2m の基準は、放射線の遮蔽に必要な水位として、使用済燃料貯蔵設備における直接線及び散乱線によるガンマ線実効線量率の評価より、線量率が $20 \mu\text{Sv/h}$ 以下となる水位として定めたものである。

b. 有効性評価

①解析条件

使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故時の水冷却池の水位変化を解析し、水冷却池の水位が評価項目を満足することを評価する。以下に、当該評価に係る主要な条件を示す。

- 1) 有効性評価では、「添付書類 8 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」の「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」に係る資機材を用いたものを対象とし、措置が有効であることを合理的に判断できる時点までを対象とする。
- 2) 水冷却池の初期水位は、通常運転時の水位（グラウンドレベル基準-0.6m）に対して、保守的にグラウンドレベル基準-1.1m とする。
- 3) 水冷却池の初期水量は、上記の初期水位に応じた 580m^3 とする。
- 4) 水冷却池の初期水温は、水冷却池の設計値及び保安規定における管理値に基づき 42°C とする。
- 5) 水冷却池からの除熱は、水冷却池側面及び底面は断熱を仮定し、水面からの無風状態での冷却水の蒸発によるもののみ考慮する。
- 6) 使用済燃料貯蔵設備の水冷却池に貯蔵された使用済燃料の崩壊熱は、以下の条件により算出される 135kW を用いる。
 - ・ 5 サイクル運転（1 サイクル：60 日定格出力運転、19 日停止）、定期検査 6 ヶ月を繰り返す工程とする。また、崩壊熱は、炉心燃料集合体が一様に最高燃焼度に達するものとして計算した値を用いる。
 - ・ 炉内燃料貯蔵ラックにおいて、1 サイクル冷却した炉心燃料集合体を 10 体ずつ水冷却池に 121 体（水冷却池の貯蔵容量 200 体から 1 炉心分 79 体を除いた値）に達するまで貯蔵し、その後、炉心燃料集合体を 1 炉心分（79 体）水冷却池に移動することを仮定する。
 - ・ 事故発生までの崩壊熱の減衰は考慮するが、事故発生後の崩壊熱の減衰は考慮しないものとする。
- 7) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。

②解析結果

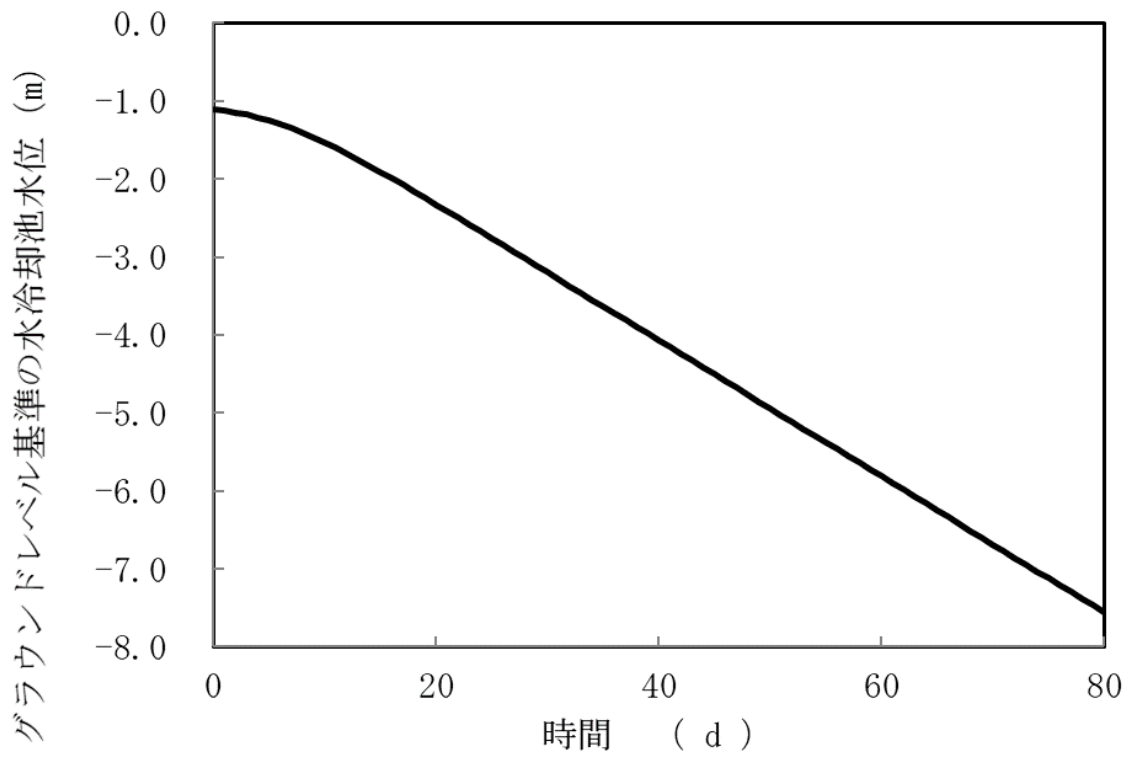
使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合の水冷却池の水位の変化を第 4.4.1.1 図に示す。給水措置を講じない場合、使用済燃料頂部の上方 2m（グラウンドレベル基準 -5.75m）まで水位が低下するのに要する期間が約 59 日であるのに対し、給水措置を講じるのに必要な期間は 2 日間である。

また、可搬式ポンプの吐出量は冷却水の蒸発速度を上回るものとするため、給水開始後に水位が過度に低下することはない、評価項目を満足する。なお、これらの給水及び水位確保に係る措置により、水冷却池の水位を維持することで、使用済燃料等の臨界管理に係る寸法及び形状は保持される。さらに、仮に使用済燃料等が損傷した場合であっても、水冷却池内の水により、環境への放射性物質の放出は低減される。

第 4. 4. 1. 1 表 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故時の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)								備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生の判断(ディーゼル発電機(2基)の自動起動失敗) ▽水冷却池の状態の点検と監視 ▽可搬式ポンプ及びホースを用いた給水準備								
	当直長	・運転操作指揮									
状況判断	運転員A	1 ・事故発生の判断									・全交流動力電源喪失により判断する。
	作業員A	1 ・水冷却池の点検と監視	点検		監視(継続)						・事故発生後、水冷却池の水位等のパラメータにより水冷却池の状態を点検し、以降、監視を継続する。
使用済燃料 損傷防止措置	作業員B、C、D、E	4 ・水冷却池への可搬式ポンプ及びホースを用いた夏海湖からの給水準備*1									・可搬式ポンプ及びホースを配置し、夏海湖から水冷却池への給水の準備を行う。

*1：水冷却池への給水は、水冷却池の水位を監視しながら実施する。



第 4. 4. 1. 1 図 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故時の水冷却池水位の変化

4.4.2 使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故

(1) 事故の原因及び説明

使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故は、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却浄化設備の配管が破断した際に、サイフォン現象等により、使用済燃料の冠水又は放射線の遮蔽機能が維持できなくなり、使用済燃料の破損又は多量の放射線の放出に至る可能性がある事象として考える。

(2) 事故の拡大防止のための措置

使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大の防止のための措置を以下に示す。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 水冷却池については、十分な水深を確保する。
- b. 水冷却池は、水の流出を防止するため、コンクリート壁をステンレス鋼で内張りした強固な構造とし、かつ、排水口を有しないものとする。
- c. 水冷却池の水位の監視は、作業員が水位標により目視等で確認する。また、水位標を使用できない場合にあっては、作業員が液面検出器により水位を確認できるものとする。
- d. 水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合に、サイフォン現象等により、使用済燃料等の冠水が維持できない状況に至ることがないようにサイフォンブレイカーを設ける。

水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合、設計基準の範囲で想定される事象に対しては、所定の水位で各配管に設置したサイフォンブレイク止弁が自動で「開」となり、サイフォン現象による水冷却池の水位の低下は抑止される。

サイフォンブレイカーは、通常状態において、水面下となる配管に開口部を設けたもの（サイフォンブレイク孔）であり、水位の低下による開口部の開放による受動的なサイフォンブレイク機能を有するものとする。

このため、サイフォンブレイク止弁の機能喪失により進展する「使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故」にあっては、サイフォンブレイカーによって、水冷却池の水位の低下を抑止できる。

- e. 配管の破断により冷却機能を喪失した場合、可搬式ポンプ及びホースにより、水冷却池に水を供給する。なお、判断基準となる水位に至るまでは、水冷却池上部の線量率は低く維持されることから、作業員は水冷却池に近接して作業を実施することができる。

(3) 資機材

使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大を防止するための措置として使用する設備等は、水冷却池、水冷却浄化設備サイフォンブレイカー、可搬式ポンプ及びホースとする。これらの設備等は、「添付書類 8 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(4) 作業と所要時間

使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大を防止するための措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.4.2.1 表に示す。監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数に

ついて確認した。措置に必要な運転員は 2 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。

可搬式ポンプ及びホースを用いた給水開始までの所要時間は、訓練等の実績に鑑みて約 80 分であることを踏まえ、使用済燃料の損傷を防止するための措置の有効性の評価においては、作業員の招集時間も考慮して、保守的に 2 日後に給水開始とする。

なお、措置は、主に建物内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(5) 措置の有効性評価

使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大を防止するための措置の有効性評価は、4.4.1 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故に同じである。

なお、使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の初期水位は、水冷却浄化設備サイフォンブレイカーの作動等により、グラウンドレベル基準-1.1m 以上となるため、初期水位をグラウンドレベル基準-1.1m と設定している使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故の解析結果に包絡される。

第 4.4.2.1 表 使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故時の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)								備考
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	10	20	30	40	50	60	70	80	
			▽異常事象発生(水冷却浄化設備の配管破断) ▽事故発生の判断(水位低警報及び水冷却池の点検結果) ▽水冷却池の状態の点検と監視 ▽可搬式ポンプ及びホースを用いた給水準備								
	当直長	・ 運転操作指揮	[作業時間]								
状況判断	運転員A	1 ・ 事故発生の判断	[作業時間]								・ 水冷却池の水位低警報の発報及び水冷却池の点検結果により判断する。
	作業員A	1 ・ 水冷却池の点検と監視	[作業時間]	[作業時間]	[作業時間]	[作業時間]	[作業時間]	[作業時間]	[作業時間]	[作業時間]	・ 事故発生後、水冷却池の水位等のパラメータにより水冷却池の状態を点検し、以降、監視を継続する。
使用済燃料 損傷防止措置	作業員B、C、D、E	4 ・ 水冷却池への可搬式ポンプ及びホースを用いた夏海湖からの給水準備*1	[作業時間]	[作業時間]	[作業時間]	[作業時間]	[作業時間]	[作業時間]	[作業時間]	[作業時間]	・ 可搬式ポンプ及びホースを配置し、夏海湖から水冷却池への給水の準備を行う。

*1：水冷却池への給水は、水冷却池の水位を監視しながら実施する。

4.5 多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象

4.5.1 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定的基本的な考え方

原子炉施設は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故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とする。なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故は、発生頻度が設計基準事故より低い、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）を与えるおそれのある事故を対象とし、代表的事象を選定して、発生防止及び拡大防止並びに影響緩和のために必要な措置を講じる。

4.5.2 多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象の想定的基本的な考え方

多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象として、多量の放射性物質等を放出する事故で想定した機能喪失の範囲を超えた事象の発生により、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故（以下「BDBA」という。）対処設備及び手順が有効に機能しなかった事態を想定することとし、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（以下「炉心損傷」という。）及び格納容器の破損並びに大規模なナトリウム火災に至る事象として考える。

4.5.3 多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象

4.5.3.1 多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象の想定

故意による大型航空機の衝突にあつては、油火災と大規模なナトリウム火災の重畳を考慮することとし、大型航空機から漏えいした燃料油及び衝突を受けた建物に内包する設備が損壊し、漏えいしたナトリウムによる大規模な火災を想定する。

大規模な自然災害にあつては、本原子炉施設の特徴を踏まえ、格納容器（床上）、格納容器（床下）及び主冷却機建物に内包する設備が損壊し、漏えいしたナトリウムによる大規模なナトリウム火災を想定する。大規模ナトリウム火災の想定に当たっては、相対的に安全余裕が小さい機器の損壊によるナトリウム漏えいを基本として想定する。格納容器（床下）は、機器の損壊に加え、窒素雰囲気による不活性化が維持されない場合を想定する。

4.5.3.2 多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象への対策に係る基本的な考え方

4.5.3.2.1 対策の基本的な考え方

多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象の状況（炉心損傷防止が困難な状態及び地震により複数の設備が同時に損壊している状態を含む。）に応じて、大規模な火災の消火活動、炉心損傷緩和対策、格納容器破損緩和対策及び事業所外への放射性物質等の放出抑制対策等を柔軟かつ適切に組み合わせて対策を講じることを基本的な考え方とする。

4.5.3.2.2 対策に係る戦略の概要

対策は、プラント状態及びその時点におけるリソースから、最大限の努力により得られる結果を想定し、目標を「事業所外への放射性物質等の放出抑制」として、優先順位を決定し、遂行する。複数の対策を実施可能な場合の戦略について、炉心損傷を回避できれば炉心から

の多量の放射性物質等の放出が防止でき、周辺の作業環境の悪化も防止できることから、炉心損傷緩和対策を最優先とする。炉心損傷が回避できない場合にあっては、格納容器破損が回避できれば格納容器からの多量の放射性物質等の放出が防止でき、周辺の作業環境の悪化も防止できることから、格納容器破損緩和対策を優先する。炉心損傷及び格納容器破損緩和に係る努力を最大限行った場合においても、炉心損傷回避及び格納容器破損回避が困難となった場合に、放射性物質等の放出抑制対策を実施する。なお、実施可能な場合には、格納容器破損緩和対策等と並行して、放射性物質等の放出抑制対策を実施する。

なお、これらの対策は、放射化したナトリウムによる被ばく影響やナトリウム燃焼の危険性も考慮し、作業員が現実に実施可能な対策とする。また、プルームが通過していると判断された場合、屋外で作業をしている要員は、中央制御室、現場指揮所又は緊急時対策所内に一時退避し、プルーム通過後に、現地対策本部長の指示に基づき、作業を再開するものとする。

4.5.3.2.3 消火活動の概要

大規模な火災が発生した場合における消火活動は、火災発見の都度、消火活動の優先度を判定し、優先度が高く、かつ、消火活動が可能なものから、順次消火活動を実施する。第4.5.1表に多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象に係る想定及び消火活動の概要を示す。消火の方法は、原則として以下による。

- ① 格納容器内及び主冷却機建物内でのナトリウムの大規模な火災に対しては、アルゴンガス送気、特殊化学消火剤の散布により燃焼を抑制し、可能な限り当該区画外への影響の拡大を緩和するよう適切に消火活動を実施する。
- ② 大型航空機の衝突による物理的損壊が発生している場合は、特殊化学消火剤、乾燥砂消火剤等を使用し、可能な限り当該区画外への影響の拡大を緩和するよう適切に消火活動を実施する。
- ③ 格納容器外及び主冷却機建物外での航空機燃料による油火災には泡消火を基本とし、必要に応じて、特殊化学消火剤、乾燥砂消火剤を併用し、可能な限り当該区画外への影響の拡大を緩和するよう適切に消火活動を実施する。また、主冷却機建物外での油火災については、対策を講じるために必要な消火活動を実施する。
- ④ 状況に応じて2次冷却材の緊急ドレンや火災区域への不活性ガスの供給を実施する。
- ⑤ 上記以外の火災についてはABC消火器又は仮設放水設備等を使用する。

4.5.3.3 多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象の発生に備えた体制の整備

多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制は、設計基準事故及び多量の放射性物質等を放出する事故等（以下「BDBA等」という。）に係る体制を基本とする。多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象に対して、施設の被害状況等の把握を迅速に行うとともに、得られた情報及びその時点におけるリソース等の活用により、大規模な火災の消火活動、炉心損傷緩和対策、格納容器破損緩和対策及び事業所外への放射性物質等の放出抑制対策等を柔軟かつ適切に組み合わせて対策を講じるための体制を整備する。要員の必要な力量を確保するために、要員への適切な内容の教育

及び訓練を定期的（年1回以上）に実施することを「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等に定める。

4.5.3.4 多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象の発生に備えた手順書の整備

多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、大規模な火災の消火活動、炉心損傷緩和対策、格納容器破損緩和対策及び事業所外への放射性物質等の放出抑制対策等を柔軟かつ適切に組み合わせて対策を講じるための手順書を整備することを「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等に定める。第4.5.2表に多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象への手順の概要を示す。多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象の発生時において、BDBA等に対する設備等のうち、機能を喪失していない設備を用いて崩壊熱を除去することを基本とし、一部、可搬型設備も用いた手順書を整備する。

4.5.3.5 多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象の発生に備えた資機材の整備

多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象が発生するおそれがある場合又は発生した場合において、対策に用いる資機材を以下に示す。資機材は、原子炉建物及び原子炉附属建物並びに主冷却機建物から100m以上の離隔距離を確保して保管し、定期的に点検を実施することを「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等に定める。また、資機材は、可搬型、仮設のものであり、多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象が発生するおそれがある場合又は発生した場合に調達する計画のものを含む。

資機材の名称	資機材を使用する対策
仮設カバーシート	事業所外への放射性物質等の放出抑制対策
仮設放水設備	事業所外への放射性物質等の放出抑制対策、 大規模な火災の消火活動
泡消火設備	大規模な火災の消火活動
特殊化学消火剤	大規模な火災の消火活動
乾燥砂消火剤	大規模な火災の消火活動
消火剤遠隔散布設備	大規模な火災の消火活動
仮設不活性ガス送気設備	大規模な火災の消火活動、 格納容器破損緩和対策
仮設給電設備	炉心損傷緩和対策
移動式揚重設備	各対策
資機材運搬車両	各対策
防護機材	各対策

第 4.5.1 表 多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象に係る想定及び消火活動の概要

多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象に係る想定及び対応の概要			
大型航空機の衝突	大規模な自然災害（地震等）		
	格納容器（床上）	格納容器（床下）	主冷却機建物
<ul style="list-style-type: none"> 大型航空機が原子炉施設に衝突し、大型航空機から漏えいした燃料油の大規模な火災及び衝突を受けた建物に内包する設備から漏えいしたナトリウムの大規模な火災に至る状態を仮想する。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器の上部から格納容器（床上）に噴出したナトリウムにより大規模なナトリウム火災に至る状態を仮想する。 回転プラグが浮き上がり、回転プラグの間隙から漏えいしたナトリウムがプール状に堆積して燃焼することを考える。 	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器（床下）に位置する冷却材を内包する設備が破損し、漏えいしたナトリウムにより大規模なナトリウム火災に至る状態を仮想する。 原子炉運転中に保有するナトリウム量及びフラジリティに鑑み、オーバフロータンクが破損してナトリウムが漏えいするとともに、格納容器（床上）と（床下）のバウンダリに間隙が生じて格納容器（床下）に空気が流入し、窒素雰囲気による不活性化が維持されず、ナトリウムが燃焼することを考える。 	<ul style="list-style-type: none"> 主冷却機建物に位置する 2 次冷却材を内包する設備が破損し、主冷却機建物に漏えいしたナトリウムにより大規模なナトリウム火災に至る状態を仮想する。 原子炉運転中に保有するナトリウム量及びフラジリティに鑑み、2 次冷却材ダンプタンクが破損、ナトリウムが漏えいし、燃焼することを考える。
<p>【火災の消火活動】</p> <ul style="list-style-type: none"> 特殊化学消火剤を散布し、油火災及びナトリウム火災の影響を緩和する。 	<p>【ナトリウム火災の消火活動】</p> <ul style="list-style-type: none"> 仮設不活性ガス送気設備により、アルゴンガスを格納容器（床上）に送気してナトリウムプールの表面を覆い、空気との反応を抑制してナトリウム燃焼の影響を緩和する。 可能な場合には、特殊化学消火剤による消火に努める。 	<p>【ナトリウム火災の消火活動】</p> <ul style="list-style-type: none"> 仮設不活性ガス送気設備により、アルゴンガスを格納容器（床上）と（床下）のバウンダリ近傍に送気し、格納容器（床下）への空気の流入を抑制することによりナトリウム燃焼の影響を緩和する。 可能な場合には、格納容器（床上）と（床下）のバウンダリの間隙の目張り等に努める。 	<p>【ナトリウム火災の消火活動】</p> <ul style="list-style-type: none"> 仮設不活性ガス送気設備により、アルゴンガスを 2 次冷却材ダンプタンク室に送気してナトリウムプールの表面を覆い、空気との反応を抑制してナトリウム燃焼の影響を緩和する。 可能な場合には、特殊化学消火剤による消火に努める。

第 4.5.2 表 多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象への手順の概要

燃料体の損傷に係る多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象の想定	大規模な火災が発生した場合の消火活動	炉心損傷緩和対策	格納容器破損緩和対策	放射性物質等の放出抑制対策
大型航空機の衝突による油火災及び大規模なナトリウム火災	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力安全（電源、冷却機能）の確保のための消火 ・原子力安全（閉じ込め機能）への影響緩和のための消火 ・アクセスルート・操作箇所の確保のための消火 ・上記以外の火災は対応可能な段階になってから、可能な範囲で消火する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・機能を喪失していない設備、可搬型等の設備を用いて崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を緩和 ・上記に係る運搬ルートの整地 	<ul style="list-style-type: none"> ・機能を喪失していない設備、可搬型の設備を用いて崩壊熱を除去し、格納容器破損を緩和 ・仮設不活性ガス送気設備を用いて、ナトリウムの大規模な火災の影響を抑制し、格納容器破損を緩和 ・上記に係る運搬ルートの整地 	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器の目張り ・仮設カバーシートの敷設 ・仮設放水設備による原子炉施設周辺への放水 ・上記に係る運搬ルートの整地
格納容器内における大規模なナトリウム火災				
主冷却機建物内における大規模なナトリウム火災				

5. 参考文献

- (1) 原子力安全委員会、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」、昭和 55 年 11 月 6 日決定（平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）
- (2) 原子力安全委員会、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、平成 2 年 8 月 30 日決定（平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）
- (3) 原子力安全委員会、「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」、平成 3 年 7 月 18 日決定（平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）
- (4) 日本原子力研究所、「F P G S - 3 コードの改良と核データおよび γ 線ライブラリーの更新（高速原型炉の崩壊熱解析-VI）」、JAERI-memo 57-056（1982）
- (5) 動力炉・核燃料開発事業団、「高速増殖炉の安全解析に用いるコードについて」、PNC TN241 85-12(1985)
- (6) 日本原子力研究開発機構、「S u p e r - C O P D を用いた「もんじゅ」炉心安全解析モデルの構築」、JAEA-Data/Code 2010-023
- (7) H. Ohshima and H. Narita, "Thermal-hydraulic analysis of fast reactor fuel subassembly with porous blockages", ISSCA-4(1997), p.323-333.
- (8) "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides : Part 4 Inhalation Dose Coefficients", ICRP Publication 71, 1995.
- (9) R. E. Wilson, et al, Experimental Evaluation of Fission-Gas Release in LMFBR Subassemblies Using an Electrically Heated Test Section with Sodium as Coolant, ANL-8036(1973)
- (10) H. Yamano, S. Fujita, Y. Tobita, Sa. Kondo, K. Morita, M. Sugaya, M. Mizuno, S. Hosono and T. Kondo, "SIMMER-IV: A Three-Dimensional Computer Program for LMFR Core Disruptive Accident Analysis, Version 2.A Model Summary and Program Description," JNC TN9400 2003-070 (August 2003).
- (11) Y. Tobita, Sa. Kondo, H. Yamano, K. Morita, W. Maschek, P. Coste and T. Cadiou, "The Development of SIMMER-III, An Advanced Computer Program for LMFR Safety Analysis and Its Application to Sodium Experiments," Nuclear Technology, Vol. 153, No. 3, pp. 245-255 (March 2006).
- (12) ANSYS, Inc., ANSYS Fluid Dynamics Verification Manual, Release 15.0, (2013).
- (13) T. Suzuki, Y. Tobita, K. Kawada, H. Tagami, J. Sogabe, K. Matsuba, K. Ito, and H. Ohshima, "A Preliminary Evaluation of Unprotected Loss-of-flow Accident for A Prototype Fast-Breeder Reactor", Nucl. Eng. Technol., 47 (2015), pp. 240-252.
- (14) ANSYS AUTODYN user's manual: release 15.0, ANSYS, Inc., Pennsylvania, USA (2013).
- (15) S. Kondo, N. Nonaka, H. Niwa, I. Sato, A. Furutani and O. Miyake, "Integrated

- Analysis of In-Vessel and Ex-Vessel Severe-Accident Sequences,” Proceedings of the International Fast Reactor Safety Meeting (1990), Vol. IV, pp.1 -12.
- (16) K. K. Murata, D. E. Carroll, K. D. Bergeron, G. D. Valdez, “CONTAIN LMR/1B-Mod. 1, A Computer Code for Containment Analysis of Accidents in Liquid-Metal-Cooled Nuclear Reactors” , SAND91-1490, January 1993.
- (17) S. Miyahara, H. Seino, S. Ohno, K. Konishi, “Development of Fast Reactor Containment Safety Analysis Code, CONTAIN-LMR (1) Outline of Development Project” , ICONE23-1586, May 2015.
- (18) 日本機械学会、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第I編 軽水炉規格 (2016)」