

1.15 安全解析

1.15.1 一般検討事項

1.15.1.1 序論

(1) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の基本的考え方

本原子炉が固有の安全性と安全確保のために設計した設備により安全に運転できることを示し、原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認する。

原子炉の安全設計の基本方針の妥当性は、「設置許可基準規則」により判断されるが、これらの判断の過程で行う安全評価は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(以下「安全評価指針」という。)、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」(以下「ECCS性能評価指針」という。)及び「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」(以下「RIE評価指針」という。)等に基づいて行うものとする。

本発電用原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認するために、異常状態、すなわち、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故について解析し、評価を行う。

なお、運転時の異常な過渡変化とは、発電用原子炉の運転中において発電用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いう。

また、設計基準事故とは、前記運転時の異常な過渡変化を超える異常な状態であつて、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のある事象をいう。

(2) 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

本発電用原子炉施設において、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」、「運転中の原子炉における重大事故」、「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」(以下「重大事故等」という。)が発生した場合にも、炉心の著しい損傷の防止、燃料体又は使用済燃料(以下「燃料体等」という。)の著しい損傷の防止、燃料体の著しい損傷の防止あるいは原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出の防止に講ずることとしている措置(以下「重大事故等対策」という。)が有効であることを示すため、以下のとおり、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、計算プログラムを用いた解析等を踏まえて、設備、手順及び体制の有効性を評価する。

1.15.1.2 安全解析の範囲及び適用する手法

(1) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故

想定された事象の解析を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、当該原子炉施設の通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される異なった運転モードを考慮して、判断基準に照らして解析結果が最も厳しくなる初期状態を選定する。また、解析は、原則として事象が収束し、補助給水系又は主給水系による蒸気発生器保有水の確保及び主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁による除熱及び化学体積制御系によるほう素の添加、更には余熱除去冷却系の作動により、支障なく冷態停止に至ることができることが合理的に推定できる時点まで行う。

(2) 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価

有効性評価を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される運転状態を考慮する。

有効性評価は、「1.3.1.7 一般的設計要件及び技術的許容基準の適用」で重大事故等対処設備としている設備を用いたものを対象とする。また、手順及び体制としてはその他の措置との関係も含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理した上で、安全機能の喪失に対する仮定、外部電源に対する仮定、単一故障に対する仮定、運転員(当直員)及び重大事故等対策要員(以下「運転員等」という。)の操作時間に対する仮定等を考慮して、原則として事故が収束し、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定停止状態に、「運転中の原子炉における重大事故」については原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に、「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」については使用済燃料ピットの水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に、「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定状態(以下「原子炉等が安定停止状態等」という。)に導かれる時点までを対象とする。

1.15.1.3 設計基準状態の解析

(1) 運転時の異常な過渡変化

本発電用原子炉施設において発生する可能性のある運転時の異常な過渡変化に対して、その発生原因と防止対策及び拡大防止対策を説明し、その経過の解析と結果の評価を行い、本原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。

(2) 設計基準事故

本発電用原子炉施設において想定される設計基準事故に対して、その発生原因と事故防止対策及び拡大防止対策を説明し、事故経過の解析と結果の評価を行い、本原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。

1.15.1.4 設計拡張状態の解析

(1) 概要

a. 解析の実施方針

有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、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。また、発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することも想定し、評価項目となるパラメータに対し厳しくなる発電用原子炉施設の結果を明示する。

なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合はこの限りではない。

b. 必要な要員及び資源の評価方針

(a) 必要な要員の評価

発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することも想定した最も厳しい状態での重大事故等対策において、想定する発電用原子炉施設の運転状態に対して、休日・夜間における要員の確保の観点から、「1.15.4.1(1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で整備している体制にて、対処可能であることを確認するとともに、必要な作業が所要時間内に実施できることを確認する。

(b) 必要な資源の評価

発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定した最も厳しい重大事故等対策において、想定する発電用原子炉施設の運転状態に対して、必要となる水源、燃料及び電源の資源の確保の観点から、必要水量、燃料消費量及び電源負荷を確認するとともに、7日間継続してこれらの資源が供給可能であることを評価する。また、有効性評価において考慮されていない機器についても、使用した場合を想定して、各資源について7日間継続して資源の供給が可能であることを確認する。

(2) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

本発電用原子炉施設において選定された事故シーケンスグループごとに選定した重要事故シーケンスについて、その発生原因と当該事故に対処するために必要な対策について説明し、炉心損傷防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。

(3) 運転中の原子炉における重大事故

本発電用原子炉施設において選定された格納容器破損モードごとに選定した評価事故シーケンスについて、その発生要因と、当該事故に対処するために必要な対策について説明し、格納容器破損防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。

(4) 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

本発電用原子炉施設における想定事故について、その発生原因と、当該事故に対処するために必要な対策について説明し、使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。

(5) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

本発電用原子炉施設において選定された事故シーケンスグループごとに選定した重要事故シーケンスについて、その発生原因と当該事故に対処するために必要な対策について説明し、運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。

1.15.1.5 ハザード解析

「1.3.3 外部ハザードに対する防護」及び「1.3.4 内部ハザードに対する防護」を参照。

1.15.1.6 1.15の構成の説明

1.15 安全解析

1.15.1 一般検討事項

1.15.1.1 序論

1.15.1.2 安全解析の範囲及び適用する手法

1.15.1.3 設計基準状態の解析

1.15.1.4 設計拡張状態の解析

1.15.1.5 ハザード解析

1.15.1.6 1.15の構成の説明

1.15.2 想定起因事象及び事故シナリオの特定、カテゴリ分け及びグループ分け

1.15.2.1 想定起因事象及び事故シナリオのカテゴリ分けに関する根拠

1.15.2.2 頻度に応じた事象のカテゴリ分け

1.15.2.3 種類に応じた事象のグループ分け

1.15.2.4 想定起因事象及び事故シナリオのリスト

1.15.2.5 内部・外部ハザードのリスト

1.15.3 安全目標及び許容基準

1.15.3.1 安全目標及び安全解析

1.15.3.2 決定論的安全解析の許容基準

1.15.3.3 確率論的安全解析の許容基準

1.15.4 人の措置

1.15.4.1 一般検討事項

1.15.4.2 決定論的安全解析における人の措置

1.15.4.3 確率論的安全解析における人の措置

1.15.5 決定論的安全解析

1.15.5.1 手法の一般的説明

- 1.15.5.2 通常運転の解析
- 1.15.5.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析
- 1.15.5.4 深刻な燃料劣化を伴わない設計拡張状態の解析
- 1.15.5.5 炉心溶融を伴う設計拡張状態の解析
- 1.15.5.6 使用済燃料プールに関連する起因事象及び事故シナリオの解析
- 1.15.5.7 燃料取扱い事象の解析
- 1.15.5.8 補助系統又は補機からの放射性物質の放出解析
- 1.15.5.9 内部・外部ハザードの解析
- 1.15.6 確率論的安全評価
 - 1.15.6.1 確率論的安全評価の一般的手法
 - 1.15.6.2 レベル1確率論的安全評価の結果及び結論
 - 1.15.6.3 レベル2確率論的安全評価の結果及び結論
 - 1.15.6.4 確率論的安全評価の洞察及び応用
- 1.15.7 安全解析結果の概要
 - 1.15.7.1 通常運転の解析結果
 - 1.15.7.2 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析結果
 - 1.15.7.3 深刻な燃料劣化を伴わない設計拡張状態の解析結果
 - 1.15.7.4 炉心溶融を伴う設計拡張状態の解析結果
 - 1.15.7.5 使用済燃料プールに関連する想定起因事象及び事故シナリオの解析結果
 - 1.15.7.6 燃料取扱い事象の解析結果
 - 1.15.7.7 補助系統又は補機からの放射性物質の放出の解析結果
 - 1.15.7.8 内部・外部ハザードの解析結果
 - 1.15.7.9 確率論的安全解析結果
 - 1.15.7.10 結論

1.15.2 想定起因事象及び事故シナリオの特定、カテゴリ分け及びグループ分け

1.15.2.1 想定起因事象及び事故シナリオのカテゴリ分けに関する根拠

(1) 運転時の異常な過渡変化

本原子炉において評価する運転時の異常な過渡変化は、「安全評価指針」に基づき、発電用原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリ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系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」(以下「MS」という。)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。

(2) 設計基準事故

本原子炉において評価する設計基準事故は、「安全評価指針」に基づき、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。

(3) 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価

本発電用原子炉施設を対象としたPRAの知見等を踏まえ、重大事故等に対処するための措置が基本的な同じである事故シーケンスのグループ化を行い、措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス(以下「重要事故シーケンス等」という。)を選定して、対応する措置の有効性評価を行う。

有効性評価に際しては、事故の様相やプラントの特徴を踏まえて有効性を確認するための評価項目を設ける。

具体的には「1.15.2.2(3) 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価」

による。

1.15.2.2 頻度に応じた事象のカテゴリ分け

(1) 運転時の異常な過渡変化

「1.15.1.1(1) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の基本的考え方」を参照。

(2) 設計基準事故

「1.15.1.1(1) 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の基本的考え方」を参照。

(3) 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価

炉心損傷防止対策及び運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスグループ並びに格納容器破損防止対策の有効性を確認する格納容器破損モード(以下「事故シーケンスグループ等」という。)の選定に当たっては、設計基準事故対処のために考慮している安全施設の機能のみをモデル化し、運転開始以降整備している種々の安全対策を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象として実施したPRAの結果を活用する。

「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、発電用原子炉施設内部の原因によって引き起こされる起因事象(以下「内部事象」という。)を範囲とするレベル1PRAに加えて、PRAが適用可能な外部事象として地震、津波それぞれのレベル1PRAを活用する。「運転中の原子炉における重大事故」に対しては、内部事象レベル1.5PRAを活用する。「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、停止時レベル1PRAを活用する。

PRAを実施した結果、本発電用原子炉施設の運転中の炉心損傷頻度は 10^{-4} ／炉年程度、格納容器破損頻度は 10^{-4} ／炉年程度、運転停止中の炉心損傷頻度は 10^{-4} ／炉年程度である。

また、地震、津波以外の外部事象を対象としたレベル1PRAや外部事象を対象としたレベル1.5PRAについては、定性的な検討から発生する事故シーケンスを分析した結果、新たに追加すべき事故シーケンスグループ等はない。

なお、有効性評価における重要事故シーケンス等と「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「技術的能力審査基準」という。）」、「設置許可基準規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」との関連を第1.15-1表に示す。

1.15.2.3 種類に応じた事象のグループ分け

(1) 運転時の異常な過渡変化

a. 評価事象

(a) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

イ 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

ロ 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

ハ 制御棒の落下及び不整合

ニ 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

(b) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

イ 原子炉冷却材流量の部分喪失

ロ 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

ハ 外部電源喪失

- ニ 主給水流量喪失
- ホ 蒸気負荷の異常な増加
- ヘ 2次冷却系の異常な減圧
- ト 蒸気発生器への過剰給水
- (c) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化
 - イ 負荷の喪失
 - ロ 原子炉冷却材系の異常な減圧
 - ハ 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

(2) 設計基準事故

a. 評価事象

- (a) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化
 - イ 原子炉冷却材喪失
 - ロ 原子炉冷却材流量の喪失
 - ハ 原子炉冷却材ポンプの軸固着
 - ニ 主給水管破断
 - ホ 主蒸気管破断
- (b) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化
 - イ 制御棒飛び出し
- (c) 環境への放射性物質の異常な放出
 - イ 放射性気体廃棄物処理施設の破損
 - ロ 蒸気発生器伝熱管破損
 - ハ 燃料集合体の落下
 - ニ 原子炉冷却材喪失
 - ホ 制御棒飛び出し

(d) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

イ 原子炉冷却材喪失

ロ 可燃性ガスの発生

(3) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

a. 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定

「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して発電用原子炉施設の安全性を損なうことがないように設計することが求められる構造物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シーケンスを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえ事故シーケンスグループにグループ化し、事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定して評価を行う。

(a) 事故シーケンスの抽出

内部事象レベルIPRAにおいては、各起因事象の発生から炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段等の成功及び失敗の組合せを網羅的に分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスをイベントツリーから抽出する。複数の緩和機能が喪失する場合、事象発生後に要求される安全機能の時系列に着目し、炉心損傷の直接要因となる安全機能が喪失する事故シーケンスに整理する。第1.15-1図に内部事象PRA用イベントツリーを示す。

地震PRA及び津波PRAにおいては、建屋、構造物、大型機器等の大規模な損傷が発生し、直接炉心損傷に至る事故シーケンスや、地震や津波により複数の機器等が同時に損傷し炉心損傷に至る事故シーケンスについても取り扱う。具体的には、地震PRA及び津波PRAでは、内部事象PRAで想

定していない複数機器、複数機能の同時喪失を伴う事象の発生を想定しており、発生する可能性のある起因事象をプラントに与える影響度の高いものから順に並べた階層イベントツリーで整理し、複合的な事象発生の組合せを含めた事故シーケンスを抽出する。第1.15-2図に地震PRA階層イベントツリーを、第1.15-3図に津波PRA階層イベントツリーを示す。

地震PRAでは、建屋の損傷や原子炉容器等の大型静的機器の損傷等、緩和設備に期待できない事象も抽出しており、これらは直接炉心損傷に至る事象として取り扱う。

また、津波PRAでは津波襲来時の到達水位に応じて複数の機器が同時に機能喪失することを想定しており、同一フロアに設置されている複数の電気設備が機能喪失する事象は、緩和設備に期待できない直接炉心損傷に至る事象として取り扱う。

なお、1次冷却材配管の破断による原子炉冷却材喪失（以下「LOCA」という。）を想定する場合の配管の破断規模については、非常用炉心冷却設備（以下「ECCS」という。）の特徴を踏まえたPRA上の取扱いに従い、以下のとおり分類する。

イ 大破断LOCA

1次冷却材配管の両端破断のように、事象初期に急激な1次冷却系統（以下「1次系」という。）の減圧を生じるもので、蓄圧注入系及び低圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のLOCAである。

ロ 中破断LOCA

大破断LOCAと比較して破断口が小さく、1次系の減圧が比較的緩やかで、蓄圧注入系及び高圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のLOCA

である。

ハ 小破断LOCA

中破断LOCAよりも更に破断口が小さく、高圧注入系による1次冷却材の補填と、2次冷却系統（以下「2次系」という。）による崩壊熱除去が可能となる規模のLOCAである。

ニ Excess LOCA

大破断LOCAを上回る規模のLOCAであり、ECCS注水の成否に関わらず炉心損傷に至る。

(b) 事故シーケンスのグループ化

PRAの結果を踏まえて抽出した事故シーケンスについて、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じであるものを炉心損傷に至る主要因の観点から以下の事故シーケンスグループに分類する。

イ 2次冷却系からの除熱機能喪失

ロ 全交流動力電源喪失

ハ 原子炉補機冷却機能喪失

ニ 原子炉格納容器の除熱機能喪失

ホ 原子炉停止機能喪失

ヘ ECCS注水機能喪失

ト ECCS再循環機能喪失

チ 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損）

また、地震及び津波特有の事象で、以下に示す5つの事故シーケンスは、

事象発生時に発電用原子炉施設に与える影響が大きな幅を有し、建屋や機器の損傷程度や組合せを特定することは困難であるため、上記の事故シーケンスグループと直接的に対応しないものとして抽出している。

- ・ 蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)
- ・ 原子炉建屋損傷
- ・ 原子炉格納容器損傷
- ・ 原子炉補助建屋損傷
- ・ 複数の信号系損傷

これら地震及び津波特有の事象による炉心損傷頻度は、本発電用原子炉施設の全炉心損傷頻度に対して極めて小さい寄与であり、仮にこれらの事象が発生したとしても影響を緩和する対策を整備することから、頻度及び影響の観点から有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして追加する必要はない。

なお、これら地震及び津波特有の事故シーケンスへの対応に際しては、発生する事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建屋全体が崩壊し内部の安全系機器、配管のすべてが機能喪失するような深刻な事故の場合には、可搬型のポンプ、電源、放水砲などを活用した大規模損壊に対する対策により影響緩和を図る。

(c) 重要事故シーケンスの選定

事故シーケンスグループごとに有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定するが、同じ事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、共通原因故障又は系統間の機能の依存性、炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間、炉心損傷防止に必要な設備容量及び

事故シーケンスグループ内の代表性の観点で、より厳しい事故シーケンスを選定する。重要事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。

イ 2次冷却系からの除熱機能喪失

1次系の温度及び圧力上昇が早く、フィードアンドブリード開始までの余裕時間が短くかつ要求される設備容量の観点で厳しい、「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとする。

ロ 全交流動力電源喪失

全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」のみである。但し、共通原因故障、系統間依存性の観点から、従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮する。また、原子炉補機冷却機能喪失時に生じる可能性がある1次冷却材ポンプ軸封（以下「RCPシール」という。）部からの1次冷却材の流出（以下「RCPシールLOCA」という。）の有無による影響を確認するため、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」並びに「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとする。

ハ 原子炉補機冷却機能喪失

1次冷却材の流出量が多く、要求される設備容量の観点で厳しい「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」が代表的な事故シーケンスとなるが、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」との従属性を考慮して、「外部電源喪失時に非常用所内交

流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」を重要事故シーケンスとする。

ニ 原子炉格納容器の除熱機能喪失

破断口径の大きさによる原子炉格納容器内への1次冷却材の流出流量が多いことから、原子炉格納容器内の除熱時に要求される設備容量の観点で厳しく、また、事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱及び再循環切替え後の低圧再循環による炉心冷却に期待できず、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が早いことから運転員等操作の余裕時間の観点で厳しい、「大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

ホ 原子炉停止機能喪失

原子炉停止機能喪失に係る事故シーケンスは、「原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故」のみであるが、有効性評価では、具体的な起因事象を想定する必要があるため、原子炉トリップが必要な起因事象として「運転時の異常な過渡変化」から、起因事象発生時に原子炉トリップ機能が喪失し、多様化自動作動設備の作動に期待する事象のうち、より多くの機能に期待する必要があるため、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しい、「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び圧力評価の観点で影響を確認するため、「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとする。

へ ECCS注水機能喪失

破断口径の大きさによる1次冷却材の流出流量が多く、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しい、「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

ト ECCS再循環機能喪失

破断口径の大きさによる1次冷却材の流出流量が多く、再循環切替えまでの時間が短いため、再循環切替えが失敗する時点での炉心崩壊熱が大きく、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しい、「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

チ 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損)

格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮して、「インターフェイスシステムLOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」のそれぞれを重要事故シーケンスとして選定する。

また、国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても、すべての条件に対応できるような炉心損傷防止対策を講ずることが困難な以下の事故シーケンスについては、格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の機能に期待できることから、これらを除く事故シーケンスを対象に、重要事故シーケンスの選定を実施する。

- ・ 炉内構造物損傷(過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故)
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)

- ・ 大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故
- ・ 中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故

各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び重要事故シーケンスについて整理した結果を第1.15-2表に示す。

(4) 運転中の原子炉における重大事故

a. 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定

「運転中の原子炉における重大事故」については、著しい炉心損傷の発生後、原子炉格納容器が破損に至る可能性があるとして想定する格納容器破損モードを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえて選定し、格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスを選定して評価を行う。

(a) 格納容器破損モードの抽出

内部事象レベル1.5PRAにおいては、事象進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の分析から、格納容器破損モードの抽出を行う。

具体的には、事象進展を炉心損傷前、原子炉容器破損前、原子炉容器破損直後及び原子炉容器破損後後期の各プラント状態に分類し、それぞれの状態で発生する負荷を抽出し、事象進展中に実施される緩和手段等から第1.15-4図に示す格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破損モードを抽出して整理する。

(b) 格納容器破損モードの選定

格納容器イベントツリーにより抽出した格納容器破損モードを事象進展の類似性から以下の格納容器破損モードに分類する。

- イ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)(δ モード)
- ロ 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)(τ モード)
- ハ 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(σ 、 μ モード)
- ニ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(η モード)
- ホ 水素燃焼(γ 、 γ' 、 γ'' モード)
- ヘ 溶融炉心・コンクリート相互作用(ε モード)

また、上記に分類されない格納容器破損モードとして、以下の格納容器破損モードを抽出している。

- ・ 原子炉容器内での水蒸気爆発(α モード)
- ・ 格納容器隔離失敗(β モード)
- ・ 水蒸気蓄積による格納容器先行破損(θ モード)
- ・ インターフェイスシステムLOCA(ν モード)
- ・ 蒸気発生器伝熱管破損(g モード)

これらの格納容器破損モードについては、発生する可能性が極めて低いことや、炉心損傷防止対策によりその発生を回避でき、有意な影響をもたらすものではないことから、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。

なお、蒸気発生器伝熱管破損(g モード)の中には、炉心損傷後の限定的な条件下で発生する温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(TI-SGTR)があるが、発生する可能性は極めて低く、発生した場合においても、可搬型のポンプ、電源、放水砲などを活用した大規模損壊に対する対策による影響緩和を図る。

また、原子炉格納容器が小さく原子炉下部のペデスタルに開口部があるBWRマークI型の原子炉格納容器特有の事象として、格納容器直接接触（シェルアタック）があるが、PWRでは原子炉格納容器が大きく、溶融炉心が壁面に流れる構造ではないため、発生の可能性がないと考えられることから、評価対象として想定する格納容器破損モードとはしていない。

(c) 評価事故シーケンスの選定

格納容器破損モードごとに有効性評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。具体的には、格納容器破損モードごとに当該破損モードに至る可能性のある最も厳しいプラント損傷状態（以下「PDS」という。）に属する事故シーケンスの中から、当該破損モードの観点で厳しい事故シーケンスを選定する。評価事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。また、PDSの分類記号についての説明を第1.15-3表に示す。なお、Excess LOCAにおいても大破断LOCAで整備した格納容器破損防止対策が有効である。

イ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、破断規模の大きい「A**」が原子炉格納容器内への1次冷却材の流出流量が多いことから、圧力上昇の観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがない「**D」が圧力上昇抑制効果に期待できない点から厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きくECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するAEDとなる。

AEDに属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、原子炉格納容器の圧力上昇の観点で厳しくなる大破断LOCAを起因

とした「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びA,B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。

ロ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、原子炉容器破損時に高圧で溶融物が原子炉格納容器内に分散し、溶融物の表面積が大きくなることにより、溶融物から原子炉格納容器雰囲気への伝熱が大きくなり、かつ、補助給水による冷却に期待できない「T**」が原子炉格納容器内の温度上昇の観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがない「**D」が温度上昇抑制効果に期待できない点から厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失するTEDとなる。

TEDに属する事故シーケンスのうち、1次系が高圧で、溶融物からの発熱による過熱ガスが高温になるとともに、原子炉容器が破損した際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、余裕時間及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能の喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びA、B格

納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

ハ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、1次系の圧力が高く維持される「T**」が1次系の減圧の観点で厳しい。また、1次系の減圧に効果がある加圧器逃がし弁の機能喪失が生じる全交流動力電源喪失はTEDに含まれる。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失するTEDとなる。

TEDに属する事故シーケンスのうち、1次系が高圧で、溶融物からの発熱による過熱ガスが高温になるとともに、原子炉容器が破損した際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、余裕時間及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能の喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

ニ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、破断規模の大きい「A**」は事象進展が早く、原子炉容器破損時の崩壊熱が大きいため、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生 of 観点で厳しい。また、原子炉格納

容器内に水の持ち込みはあるが、原子炉格納容器内の冷却がない「**W」が圧力上昇抑制効果に期待できない点から厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きく、ECCS注水又は格納容器スプレイ注入が行われるが格納容器スプレイ再循環機能が喪失するAEWとなる。

AEWに属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、原子炉容器破損時の崩壊熱が大きい大破断LOCAを起因とし、更に炉心損傷を早める観点から低圧注入機能及び高圧注入機能の喪失を考慮するとともに、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を考慮した「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

また、本評価事故シーケンスにおける格納容器スプレイは、原子炉下部キャビティに貯水される水のサブクール度が相対的に小さい方が、熔融炉心と冷却材が接触した際に水蒸気が急激に生成されることから、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することにより、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイは考慮せず、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイを想定する。常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイは、注水開始時間が格納容器スプレイポンプよりも遅く流量も小さいため、原子炉下部キャビティに貯水される水のサブクール度は小さくなることにより、更に厳しくなる。

ホ 水素燃焼

本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、事象進展が早く初期から原子炉格納容器内への水素放出が開始され、原子炉容器破損が早い

「A**」が水素放出速度の観点で厳しい。また、格納容器スプレイ作動による水蒸気凝縮に伴い、相対的に水素濃度が上昇することから「**I」がより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きく格納容器スプレイが作動するAEIとなる。

AEIに属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、事象進展が早くなり、初期から水素が放出され、かつ放出速度が大きくなる大破断LOCAを起因とし、更に余裕時間及び要求される設備容量の観点から厳しくなる低圧注入機能及び高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

へ 熔融炉心・コンクリート相互作用

本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、破断規模の大きい「A**」は事象進展が早く、原子炉容器破損時の崩壊熱が大きいため、熔融炉心によるコンクリート侵食発生の観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがない「**D」がコンクリート侵食抑制効果に期待できない点から厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きくECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するAEDとなる。

AEDに属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、原子炉容器破損時の崩壊熱が大きくなる大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の有効性を確認す

る観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

各格納容器破損モードに含まれるPDS及び評価事故シーケンスについて整理した結果を第1.15-3表に示す。

(5) 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

a. 想定事故

「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」については、本発電用原子炉施設において、使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料体等の著しい損傷に至る可能性がある想定する以下の事故の評価を行う。

(a) 想定事故1

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故

(b) 想定事故2

サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故

(6) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

a. 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定

「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、主発電機の解列から並列までの期間を評価対象とし、運転停止中の原子炉において、プラントの運転状態、1次系の開放状態、1次系保有水量、崩壊熱及び保守点検状況に応じた緩和設備の状態を考慮してプラントの状態を適切に区分する。また、区分したプラント状態を考慮し、燃料体の著しい損傷

に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえて、運転停止中事故シーケンスグループにグループ化し、運転停止中事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定して評価を行う。

(a) 事故シーケンスの抽出

停止時レベルIPRAにおいては、各起因事象の発生から燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段等の組合せ等を第1.15-5図に示すイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出する。

(b) 事故シーケンスのグループ化

PRAの結果を踏まえて抽出した事故シーケンスについて、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じであるものを以下の運転停止中事故シーケンスグループに分類する。

- イ 崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)
- ロ 全交流動力電源喪失
- ハ 原子炉冷却材の流出
- ニ 反応度の誤投入

(c) 重要事故シーケンスの選定

運転停止中事故シーケンスグループごとに有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定するが、同じ運転停止中事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間、燃料損傷回避に必要な設備容量及び運転停止中事故シーケンスグループ内の代表性の観点でより厳しい事故シーケンスを選定する。重

要事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。

イ 崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)

充てんポンプによる炉心注水開始までの余裕時間及び要求される設備容量の観点から、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ない「燃料取出前の浄化運転(以下「ミッドループ運転」という。)中に余熱除去機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

ロ 全交流動力電源喪失

全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」のみである。また、従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水開始までの余裕時間及び要求される設備容量の観点から、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとする。

ハ 原子炉冷却材の流出

1次冷却材の流出流量の観点から代表性があり、1次系保有水量の確保の観点から、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

ニ 反応度の誤投入

反応度の誤投入に係る事故シーケンスは「反応度の誤投入事故」のみである。また、原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じるため、臨界到達までの余裕時間を厳しく評価する観点から、「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

各運転停止中事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び重要事故シーケンスについて整理した結果を第1.15-4表に示す。

1.15.2.4 想定起因事象及び事故シナリオのリスト

(1) 運転時の異常な過渡変化

a. 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

(a) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

イ 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の起動時に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

制御棒クラスタの異常な連続的引き抜きが生じると、中性子束は急激に上昇するが、負のドップラ係数による反応度帰還効果によって抑えられる。この自己制御性は、原子炉保護設備が作動するまでの初期において、出力上昇を抑制するので重要な役割を果たす。更に、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、この過渡変化は安全に終止できる。

この事象については、燃料エンタルピに関して以下の判断基準を用いる。なお、ここではウラン燃料ペレット及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料ペレットの単位重量当たりのエンタルピ半径方向平均をkJ/kgの単位で表す。

I 燃料エンタルピの最大値は、燃料の許容設計限界712kJ/kg(「RIE評価指針」に示す170cal/gに相当。)を超えないこと。

II ピーク出力部燃料エンタルピの増分は、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」(以下「RIE報告書」という。)に示された以下のPCMI破損しきい値のめやすを超えないこと。

ペレット燃焼度 25,000MWd/t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分 460kJ/kg

(「RIE報告書」に示す110cal/gに相当)

ペレット燃焼度 25,000MWd/t以上40,000MWd/t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分 356kJ/kg

(「RIE報告書」に示す85cal/gに相当)

ペレット燃焼度 40,000MWd/t以上65,000MWd/t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分 209kJ/kg

(「RIE報告書」に示す50cal/gに相当)

(ロ) 防止対策

制御棒クラスタの引き抜きにより過度の反応度添加率で反応度が添加されることがないように制御棒クラスタはバンク構成とし、バンク単位で挿入、引き抜きを行い、各バンクごとに所定の順序で駆動される。また、駆動の最大速度を約114cm/minに制限している。

(ハ) 拡大防止対策

I 「中間領域中性子束高」信号又は「出力領域中性子束高」信号による「制御棒クラスタ引抜阻止インターロック」により制御棒クラスタの引き抜きを自動的に阻止し、過渡変化の進行を未然に防止する。

II 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 中性子源領域中性子束高

(II) 中間領域中性子束高

(III) 出力領域中性子束高(低設定)

(IV) 出力領域中性子束高(高設定)

(V) 出力領域中性子束変化率高

(b) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

イ 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

制御棒クラスタの異常な連続的引き抜きに伴って、原子炉出力が上昇し、1次冷却材温度が上昇して、DNBRが低下するが、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、DNBRが許容限界値を下回る前に、この過渡変化は安全に終止できる。

(ロ) 防止対策

制御棒クラスタの引き抜きにより過度の反応度添加率で反応度が添加されることがないように制御棒クラスタはバンク構成とし、バンク単位で挿入、引き抜きを行い、各バンクごとに所定の順序で駆動される。また、駆動の最大速度を約114cm/minに制限している。

(ハ) 拡大防止対策

I 「出力領域中性子束高」信号、「過大温度 ΔT 高」信号又は「過大出力 ΔT 高」信号による「制御棒クラスタ引抜阻止インターロック」により、制御棒クラスタの引き抜きを手動又は自動のいずれの場合にも自動的に阻止し、過渡変化の進行を未然に防止する。

II 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

- (I) 出力領域中性子束高
- (II) 過大出力 ΔT 高
- (III) 過大温度 ΔT 高
- (IV) 原子炉圧力高
- (V) 加圧器水位高
- (VI) 出力領域中性子束変化率高

(c) 制御棒の落下及び不整合

イ 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に制御棒駆動系の故障等により、炉心に挿入されている制御棒の配置に異常が生じ、炉心内の出力分布が変化する以下の制御棒の落下と不整合の事象を想定する。

制御棒の落下は、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が全引抜位置から全挿入位置に落下する事象として考える。

もし、防止対策が何らとられないとすると、減少した原子炉出力を補償するために他の制御棒クラスタが引き抜かれ、過渡変化の生じる前の出力に復帰する。この状態では炉心出力分布がひずんでおり熱水路係数が大きいため、発電用原子炉の安全性の余裕の減少となるので、その過渡変化が過大になる前に、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

制御棒の不整合は、炉心に挿入される制御棒クラスタバンクが挿入限

界位置にあり、かつ、そのうちの1本の制御棒クラスタが全引抜位置にある不整合な状態として考える。

この場合、不ぞろいに駆動された制御棒クラスタ付近の原子炉出力は局部的に変化し、炉心出力分布は通常運転状態より悪化する。もし、防止対策が何らとられないとすると、熱水路係数を大きくさせ、発電用原子炉の安全余裕を減少させる。

したがって、この過渡変化が過大となる前に検出され、修正されて、発電用原子炉の安全が確保されるよう防止対策がとられるようになっている。

(ロ) 防止対策

各制御棒クラスタは、バンクごとに所定の順序で駆動され、通常、プラント炉心寿命中、それぞれの出力に対して定められた運転範囲内にあり、この範囲外の異常な制御棒クラスタパターン及び異常な位置で運転されることはない。

(ハ) 拡大防止対策

- I 各制御棒クラスタの位置を指示する位置指示計装を中央制御室に設ける。
- II 出力分布の非対称性は、炉外核計装又は炉内計装によって検出できる。
- III 運転員は、「制御棒位置偏差大」警報によって、同一バンクに生じた不整動作を検知できる。
- IV 更に、運転員は、各々の制御棒クラスタの位置指示計の下限信号による「制御棒クラスタ落下」警報によって、制御棒クラスタの落下を知ることができる。

V 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

- (I) 出力領域中性子束変化率高
- (II) 中間領域中性子束高
- (III) 出力領域中性子束高
- (IV) 原子炉圧力低

(d) 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

イ 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の起動時あるいは出力運転中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により1次冷却材中に純水が注入され、1次冷却材中のほう素濃度が低下して反応度が添加される事象を想定する。

プラント起動時のように発電用原子炉が停止状態にある場合は、この反応度添加により、停止余裕が減少し臨界に至るおそれがある。出力運転時で、制御棒クラスタを自動制御している場合は、添加反応度を補償するように制御棒クラスタが挿入限界を超えて挿入されるため、必要な停止余裕を失うおそれがある。

また、制御棒クラスタの手動制御時には「1.15.2.4(1)a.(b) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」と同様、原子炉出力が増加し、熱流束の増加及び1次冷却材温度の上昇によって、DNBRの許容限界値に対する余裕が減少する。

しかし、このような過渡変化は、異常事態の発生から保護動作が必要となるまでの間には十分な時間的余裕があり、運転員の操作又は原子

炉自動停止により安全に終止できる。

(ロ) 防止対策

- I ほう素希釈は、ある一定量の純水を1次冷却系に注入することによって行われ、純水が設定量だけ注入され終わると、純水注入ラインの弁を自動的に閉止するので、設定値を超えるほう素の希釈は起こらない。
- II 希釈を行う場合、運転員に対して、自動補給モードから希釈モードへの切換えと起動スイッチの操作という2段の手順が必要であるようにし、どちらかの手順を怠ると希釈できないようにして、運転員の不注意な希釈の可能性を小さくするように設計している。
- III 化学体積制御設備は、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報又は「制御棒クラスタ挿入限界」警報によって、運転員が異常を検知し、十分修正動作がとれるよう、その最大ほう素希釈率を限定している。

(ハ) 拡大防止対策

- I 化学体積制御設備の故障によって、ほう酸水あるいは純水の流量が設定流量から外れた場合は、運転員に流量偏差大の警報で注意を喚起するとともに、体積制御タンク入口及び充てんポンプ入口の補給水制御弁を自動的に閉じ、1次冷却系への補給を停止する。
- II 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。
 - (I) 中性子束高
 - (II) 過大温度 ΔT 高

b. 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

(a) 原子炉冷却材流量の部分喪失

イ 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に1次冷却材を駆動する1次冷却材ポンプの故障等により、炉心の冷却材流量が減少する事象を想定する。具体的には、2台の1次冷却材ポンプの駆動電源が喪失するものとする。

この場合、炉心損傷の心配のない低出力時以外は、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(ロ) 防止対策

1次冷却材ポンプは、単一の所内母線故障で全台のポンプが同時に停止しないよう別々の所内母線に接続し、原子炉運転中、この母線は発電機側の電源から給電され、発電機側の電源が遮断された場合にも連続して外部の500kV送電線より給電される構成とする。

(ハ) 拡大防止対策

I 1次冷却材ポンプは、フライホイールを設けて慣性を大きくして、電源喪失の際にも1次冷却材流量の急速な低下を防ぎ、熱除去能力が急速に失われることを防止する。

II 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 1次冷却材流量低

(II) 1次冷却材ポンプ電源電圧低

(III) 1次冷却材ポンプ電源周波数低

(b) 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

イ 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 過渡変化の原因及び説明

1次冷却材ポンプ3台で部分負荷運転を行っている場合、停止ループは原子炉容器出入口間の圧力差により1次冷却材が逆流しているので、停止ループの低温側配管冷却材温度は運転ループの低温側配管冷却材温度と等しいが、蒸気発生器における熱伝達による温度降下のため、高温側配管冷却材温度は、低温側配管冷却材温度より低くなっている。

この過渡変化は、1次冷却材ポンプ1台が停止しており、発電用原子炉が部分負荷で運転中にポンプ制御系の故障、誤操作等により停止中のポンプが起動され、停止ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

この場合、過渡変化が過大となる場合はその前に原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(ロ) 防止対策

I 停止ループの1次冷却材ポンプを起動するときは、1次冷却材温度が炉心に異常な反応度変化を伴わない値であるように原子炉出力を下げた後、停止ループの1次冷却材ポンプを起動する操作を行うよう厳格な運転管理を行う。

II 1次冷却材ポンプの制御装置は別々に設け、単一の故障又は誤操作で複数のポンプが起動することがない設計としている。

III 高出力時(パーミッシブ信号(P-8)の設定値(35%)以上)では、1次冷

却材ポンプは全台運転するため、原子炉冷却材系の停止ループの誤起動は起こらない。

(ハ) 拡大防止対策

I 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 中性子束高

II 1次冷却材ポンプが1台停止状態で出力がパーミッシブ信号(P-8)設定値を超えると原子炉トリップのブロックが解除され「1次冷却材流量低」信号で発電用原子炉は自動停止する。

(c) 外部電源喪失

イ 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に送電系統又は所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失する事象を想定する。

具体的には外部電源の喪失により所内補機用交流電源が喪失し、1次冷却材ポンプ、復水ポンプ及び主給水ポンプ等が自動停止し、1次冷却材流量や主給水流量の喪失が起こる事象として考える。

この場合、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止する。また、補助給水設備、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により、原子炉自動停止後の発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去でき、過渡変化は安全に終止できる。

(ロ) 防止対策

I 3号機及び4号機は500kV送電線2回線で送電系統に接続する。送電系統の実績からみて、この2回線が同時に故障を起こす可能性は極めて小さい。

II 500kV送電線2回線が停電した場合には発電用原子炉を安全に停止するために必要な非常用所内電力は220kV送電線2回線から受電し、外部電源がすべて同時に失われる可能性を小さくする。

III 所内母線は各々独立した複数の母線で構成し、所内補機は各母線に分割して接続する。したがって、単一の母線の故障があっても全所内補機の電源が失われることはない。

IV 多重化された直流負荷に給電する125V直流電源は各々独立した2系統から成り、それらは個々に蓄電池と充電装置を有し、2系統の直流電源が失われることのないようにする。

V 計測制御用機器などは115V交流母線から供給する。この母線は独立する2つの125V直流電源及び440V非常用電源からインバータを通じて供給され、この115V交流母線の電圧が失われることがないようにする。

(ハ) 拡大防止対策

I 外部電源喪失時に必要な補機を作動させるために必要な容量を有するディーゼル発電機2台を設ける。

このディーゼル発電機は、それが接続される非常用高圧母線の電圧低下で自動起動させる。

II 何らかの理由で制御棒駆動装置への電源が失われれば、制御棒クラスタは炉心内に重力により落下し、発電用原子炉は自動停止する。

(d) 主給水流量喪失

イ 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に、主給水ポンプ、復水ポンプ又は給水制御系の故障等により、すべての蒸気発生器への給水が停止し、発電用原子炉からの除熱能力が低下する事象を想定する。

この場合、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止する。また、補助給水ポンプが自動起動して蒸気発生器2次側に給水し、原子炉自動停止後の発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去でき、過渡変化は安全に終止できる。

(ロ) 防止対策

主給水制御系は、すべての蒸気発生器への主給水が同時に喪失する可能性を減らすため、蒸気発生器ごとに個別に設置する。

(ハ) 拡大防止対策

I 蒸気発生器1基への主給水が停止すると、その水位が低下し「蒸気発生器水位偏差大」の警報を発し、運転員の注意を喚起する。

II 蒸気発生器への主給水が喪失することに備えて、電動補助給水ポンプ2台を設け、以下の信号により自動起動する。

(I) 蒸気発生器水位低

(II) すべての主給水ポンプトリップ

(III) 非常用炉心冷却設備作動

電動補助給水ポンプは、外部電源が喪失した場合には、ディーゼル発電機により電源が供給され自動起動する。

III 更に、タービン動補助給水ポンプ1台を設け、以下の信号により自動起動する。

(I) 4基のうち2基の蒸気発生器水位低

(II) 常用高圧母線2つの電圧低

タービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器2次側の蒸気により駆動する。

IV 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 蒸気発生器水位低

(II) 原子炉圧力高

V 発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去は、2次側の補助給水と主蒸気逃がし弁あるいは主蒸気安全弁によって行われ、1次冷却系が過大に熱膨張及び加圧される以前に十分除熱が可能である。

(e) 蒸気負荷の異常な増加

イ 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に、タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁の誤開放により主蒸気流量が異常に増加し、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

(ロ) 防止対策

負荷要求の急増に対しては、原子炉制御設備は10%のステップ状及び5%/minのランプ状負荷変化に追従できる。また、タービンバイパス弁

及び主蒸気逃がし弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁1個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が2つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。

(ハ) 拡大防止対策

I 通常運転中は中央制御室で、「蒸気発生器水位」、「主蒸気流量」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。

II 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 中性子束高

(II) 過大出力 ΔT 高

(III) 過大温度 ΔT 高

(f) 2次冷却系の異常な減圧

イ 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の高温停止中にタービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等の2次冷却系の弁が誤開放し、1次冷却材の温度が低下して、反応度が添加される事象を想定する。

この場合、非常用炉心冷却設備の作動により、過渡変化は安全に終止できる。

(ロ) 防止対策

タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁1個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が2つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。

(ハ) 拡大防止対策

I 通常運転中は中央制御室で、「蒸気発生器水位」、「主蒸気流量」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。

II 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 中性子束高

(II) 過大温度 ΔT 高

(III) 過大出力 ΔT 高

(IV) 原子炉圧力低

(V) 非常用炉心冷却設備作動

III 主給水による1次冷却系の過度の冷却を防止するため、「原子炉トリップ」信号と「1次冷却材平均温度低」信号の一致により、主給水制御弁を全閉する。更に、「非常用炉心冷却設備作動」信号により、主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び主給水隔離弁を全閉する。

IV 炉心にほう酸水を注入するため、以下の信号により非常用炉心冷却設備を作動する。

(I) 原子炉圧力低

(II) 主蒸気ライン圧力低

V 主蒸気逃がし弁の誤開の場合は元弁、タービンバイパス弁の誤開の場合は主蒸気隔離弁を閉止することにより事象を終結できる。

VI 化学体積制御設備による緊急ほう酸添加により事象を緩和できる。

(g) 蒸気発生器への過剰給水

イ 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に給水制御系の故障又は誤操作等により、蒸気発生器への給水が過剰となり、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

この場合、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(ロ) 防止対策

主給水制御弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁1個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が2つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。

(ハ) 拡大防止対策

I 通常運転中は、中央制御室で「蒸気発生器水位」、「蒸気発生器給水流量」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており、早期に異常現象の発生が検知できる。

II 蒸気発生器の水位が異常に上昇した場合には、「蒸気発生器水位高」信号により主給水制御弁を全閉する。また、同時に中央制御室に警報を発し、運転員の注意を喚起する。

III 「蒸気発生器水位異常高」信号により、タービントリップを行い、すべての主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び隔離弁を全閉する。

IV 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 中性子束高

(II) 過大温度 ΔT 高

(III) 過大出力 ΔT 高

(IV) タービントリップ

c. 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

(a) 負荷の喪失

イ 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に外部電源あるいはタービンの故障等により、タービンへの蒸気流量が急減し原子炉圧力が上昇する事象を想定する。

タービン故障等によりタービンが自動停止する場合は、低出力時(パーミッシブ信号(P-7)の設定値以下)を除き、直接原子炉トリップに至る。この場合、蒸気発生器で発生する過剰な蒸気は、タービンバイパス弁を通して復水器へ導かれ、1次冷却系の除熱、冷却は維持されるため、1次冷却材温度及び原子炉圧力はほとんど上昇せずに、この過渡変化は

安全に終止できる。

定格負荷の約50%以下の負荷喪失の場合は、蒸気加減弁及びタービンバイパス弁の作動により、プラントは自動停止することなく安全に追従できる。

定格負荷の約50%より大きい負荷喪失の場合は、タービン及び発電用原子炉は直接自動停止することはないが、もし発電用原子炉の運転条件が乱されて、原子炉保護設備の設定値に達すれば発電用原子炉は自動停止し、この過渡変化は安全に終止できる。

負荷喪失後、タービンバイパス系が使用できないという事態が生じれば、主蒸気安全弁が作動して1次冷却系の除熱を確保するとともに、発電用原子炉は「原子炉圧力高」、「加圧器水位高」、「過大温度 ΔT 高」等の信号により自動停止し、この過渡変化は安全に終止できる。この場合1次冷却系の過度の圧力上昇は、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁等の作動により防止できる。

(ロ) 防止対策

3号機及び4号機は、500kV送電線2回線で送電系統に接続する。送電系統の実績からみて、この2回線が同時に故障を起こす可能性は極めて小さい。

(ハ) 拡大防止対策

- I タービントリップを生じると、低出力時(パーミッシブ信号(P-7)の設定値以下)を除き、直ちに発電用原子炉も自動停止する。
- II タービンが自動停止しても、タービンバイパス系の作動により、1次冷却系の冷却はなされる。復水器真空度の喪失などによりタービンバイパス

系が作動しない場合は、2次冷却系の圧力が上昇し、主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁が作動する。主蒸気安全弁は、2次冷却系の過度の圧力上昇を十分抑制できる容量であり、1次冷却系の冷却を確保する。

III 1次冷却材温度及び原子炉圧力が上昇した場合、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は圧力上昇の抑制効果を持つ。また、加圧器安全弁は、全負荷喪失時に加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁が作動しない場合でも、主蒸気安全弁の作動と相まって、1次冷却系の過度の圧力上昇を抑制できる逃がし容量を持つように設計する。

IV 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

- (I) 原子炉圧力高
- (II) 加圧器水位高
- (III) 過大温度 ΔT 高

(b) 原子炉冷却材系の異常な減圧

イ 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に、1次冷却系の圧力制御系の故障等により、原子炉圧力が低下する事象を想定する。

具体的には、加圧器圧力制御系の加圧器逃がし弁と加圧器スプレイ弁のうち原子炉圧力を最も低下させる効果をもつ加圧器逃がし弁1個が全開するものとする。

この場合、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(ロ) 防止対策

加圧器逃がし弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁1個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が2つ同時に全開となるようなことはないよう構成している。

(ハ) 拡大防止対策

I 通常運転中は中央制御室で、「加圧器圧力」、「加圧器水位」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「加圧器逃がし弁出口温度高」、「加圧器圧力低」等を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。加圧器逃がし弁からの漏えいの場合は、元弁を閉止することにより対処できる。

II 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 過大温度 ΔT 高

(II) 原子炉圧力低

(c) 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

イ 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に非常用炉心冷却設備が誤起動する事象を想定する。具体的には、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系が起動し、ほう酸水が1次冷却系に注入され、原子炉出力が低下し、2次冷却系との出力の不一致によって1次冷却系が冷却される現象として考える。

非常用炉心冷却設備作動信号は通常原子炉トリップをもたらす。しかし、原子炉トリップを伴わずに非常用炉心冷却設備のみが誤動作する場合でも、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止する。

また、原子炉トリップ後も高圧注入ポンプにより1次冷却系にほう酸水が注入され、原子炉圧力が上昇するが、高圧注入ポンプの締切圧力が低く加圧器逃がし弁の設定圧力に達することはないため、過渡変化は安全に終止できる。

(ロ) 防止対策

I 非常用炉心冷却設備は

(I) 原子炉圧力低

(II) 主蒸気ライン圧力低

(V) 原子炉格納容器圧力高

により自動作動するが、各信号の論理構成は多重構成としており、不必要な作動を防止している。

II 運転員による手動作動に対しても、不注意な作動の可能性を小さくするように設計している。

(ハ) 拡大防止対策

I 「非常用炉心冷却設備作動」信号により発電用原子炉は自動停止する。

II 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 原子炉圧力低

III 1次冷却系の過圧防止のため、高圧注入ポンプの締切圧力を低くし

ている。

(2) 設計基準事故

a. 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

(a) 原子炉冷却材喪失

イ 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損等により、1次冷却材が系外に流失し、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。

この場合、1次冷却材の流出量の少ない場合には、充てんポンプによる1次冷却材の補給で加圧器水位を維持しながら、通常原子炉停止操作をとることができる。また、1次冷却材の流出量が充てんポンプの補給量を上回る場合には、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、非常用炉心冷却設備の作動により、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。また、原子炉格納容器スプレイ設備の作動により原子炉格納容器内は減圧され、原子炉格納容器に損傷を与えることなく事故は終止できる。

これらの具体的な判断基準として、「ECCS性能評価指針」に基づいて以下の基準を用いる。

- I 燃料被覆管の温度の計算値の最高値は、1,200℃以下であること。
- II 燃料被覆管のジルコニウム－水反応量の計算値は、酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの15%以下であること。
- III 炉心で燃料被覆管及び構造材が水と反応するに伴い発生する水素の量は、原子炉格納容器の健全性確保の見地から、十分低い値であ

ること。

IV 燃料棒の形状の変化を考慮しても、崩壊熱の除去が長期間にわたって行われることが可能であること。

(ロ) 防止対策

I 1次冷却系の材料選定、設計、製作、据付及び供用期間中において、以下のような考慮を払い、配管破断の可能性を極めて小さくする。

(I) 材料選定、設計、製作、据付及び検査は、関連する規格及び基準に適合させるようにし、また、品質管理を十分に行うとともに、供用期間中においても必要な検査を行う。

(II) 加圧器安全弁、加圧器逃がし弁など過渡状態での過圧を防止する設備を設ける。また、熱応力などが過度となることのないよう設計上の配慮を行い、更に、機械的な原因による過度の応力を制限する。

(III) 1次冷却系は、オーステナイトステンレス鋼やニッケル・クロム・鉄合金など耐食性の強い材料を使用するが、更に、1次冷却材中の溶存酸素量や塩素量を抑えて、腐食を防止するよう運転管理を行う。

II 原子炉格納容器内に設ける漏えい監視設備によって、早期に漏れを検知し、適切な処置を講じる。

また、加圧器逃がし弁からの漏えいの場合は、逃がし弁出口温度等により検知し、元弁を閉止することにより対処できる。

(ハ) 拡大防止対策

I 炉心の冷却可能な形状が維持し得ないほどの燃料被覆管の破損を防止し、原子炉格納容器の健全性確保の見地からジルコニウム-水反応を十分低く抑え、崩壊熱の除去を長期間にわたって行うため、非常用炉

心冷却設備を設ける。

- (I) 小口径の配管の破断のように、喪失する1次冷却材量が少ない場合には、1次冷却系に冷却材を補給する充てんポンプは、通常運転時に必要な補給量以上の容量のものを使用するので、加圧器水位の低下により補給水量が自動的に増加し、加圧器の水位が通常運転時より下がることを防止しつつ、通常の停止操作をとることができる。

この充てんポンプの吸込側は、体積制御タンクに接続しているが、1次冷却系への補給水量が増大し、この体積制御タンクの水位が異常に低くなった場合は、弁を切り替えて充てんポンプの吸込側を燃料取替用水タンクに接続することにより、1次冷却系への補給を継続できる。

- (II) 破断面積が大きく、充てんポンプのみで加圧器水位を維持できない程度に1次冷却材量が減少し、また、1次冷却系の圧力が低下して蓄圧タンクの保持圧力以下になると、自動的に蓄圧タンク内のほう酸水を、1次冷却系の原子炉入口側配管を経て原子炉内に注入し、炉心の冷却を行う。

- (III) この間、1次冷却材の減少と原子炉圧力の低下による「原子炉圧力低」信号又は「原子炉格納容器圧力高」信号により、「非常用炉心冷却設備作動」信号が発生し、この信号で、高圧注入ポンプ(高圧注入系)や余熱除去ポンプ(低圧注入系)が起動し、燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉内に注入し、炉心の冷却を行う。また、「原子炉圧力低」信号又は「非常用炉心冷却設備作動」信号により、発電用原子炉を自動停止する。

- (IV) 更に、長時間の余熱除去を行うため、前記の2系統が作動して燃料取替用水タンクのほう酸水がほぼ使用しつくされると、1次冷却系

からの流出水等の格納容器再循環サンプにたまったほう酸水を再び上記の2系統を通して発電用原子炉に注入する再循環ラインを設ける。余熱除去ポンプを通るほう酸水は余熱除去冷却器により冷却する。

II 1次冷却材管のき裂や破断に伴って放出される1次冷却材及び放射性物質の外部への放散を抑制するため、原子炉格納容器を設ける。

III 原子炉格納容器内の温度及び圧力の上昇を抑制するため、燃料取替用水タンクのほう酸水若しくは格納容器再循環サンプ水を原子炉格納容器内にスプレーする2系列の原子炉格納容器スプレー設備を設ける。この設備には、格納容器再循環サンプ水をスプレーする再循環期間のスプレー水の冷却のため、格納容器スプレー冷却器を設ける。

IV 上記の工学的安全施設は、発電所外部からの給電が全くとだえるような不測の事態においても十分その機能を果たせるように、発電所内に設けるディーゼル発電機から受電し運転できるようにする。

V 工学的安全施設及びディーゼル発電機は、原子炉出力運転時及び原子炉停止時に、「非常用炉心冷却設備作動」等の信号を模擬し、工学的安全施設及びディーゼル発電機がその機能を果たせることを確認できる。

(b) 原子炉冷却材流量の喪失

イ 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に1次冷却材の流量が定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に低下する事象を想定する。

具体的には1次冷却材ポンプの全台の駆動電源が同時に喪失するも

のと考える。この事故が発生すると、炉心損傷の心配のない低出力時以外は、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、事故は安全に終止できる。

(ロ) 防止対策

1次冷却材ポンプは、単一の所内母線故障で全台のポンプが同時に停止しないよう別々の所内母線に接続し、原子炉運転中、この母線は発電機側の電源から給電され、発電機側の電源が遮断された場合にも連続して外部の500kV送電線より給電される構成とし、所内母線の電源喪失の発生を防止する。

(ハ) 拡大防止対策

I 1次冷却材ポンプは、フライホイールを設けて慣性を大きくして、電源喪失の際にも1次冷却材流量の急速な低下を防ぎ、熱除去能力が急速に失われることを防止する。

II 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 1次冷却材流量低

(II) 1次冷却材ポンプ電源電圧低

(III) 1次冷却材ポンプ電源周波数低

(c) 原子炉冷却材ポンプの軸固着

イ 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に、1次冷却材を駆動する

ポンプの回転軸が固着し、1次冷却材の流量が急激に減少する事象を想定する。

具体的には1次冷却材ポンプ1台の回転軸が固着して瞬時に停止するものとする。

この場合、燃料被覆管温度の急上昇による燃料棒の損傷と、原子炉圧力の急上昇による1次冷却系の損傷が生じるか否かが問題となる。

発電用原子炉は、原子炉保護設備により自動停止し、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。

(ロ) 防止対策

- I 1次冷却材ポンプの材料選定、設計、製作、据付及び検査は、関連する規格及び基準に適合させるようにし、また、品質管理を十分に行う。特に、ベアリングは長時間の1次冷却材ポンプの運転に対しても摩耗することのないように設計を行い、ポンプ軸固着の可能性を極めて小さくする。
- II ベアリング潤滑油やベアリング温度が異常な状態になれば、「オイルレベル低」警報や「ベアリング温度高」警報を中央制御室に発し、運転員のポンプ停止操作により、ベアリングの固着を防ぐようにする。

(ハ) 拡大防止対策

原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 1次冷却材流量低

(d) 主給水管破断

イ 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に給水系配管に破断が生じ、2次冷却材が喪失し、発電用原子炉の冷却能力が低下する事象を想定する。

具体的には主給水管1本が瞬時に両端破断するものとする。もし、主給水管の逆止弁と蒸気発生器の間の配管が破断すると、蒸気発生器の保有水も破断口を通して放出される。更に、この位置での破断により破断側の蒸気発生器へ補助給水を供給することができなくなる。

この場合、以下の理由で炉心に発生する熱を1次冷却系より除去する能力が減少する。

- I 蒸気発生器への主給水が減少するため、発電用原子炉が停止するまでに1次冷却材温度は上昇する。
- II 破断側の蒸気発生器の保有水は破断口を通して放出され、発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去に利用できない。
- III 破断が大きいと原子炉停止後主給水を供給できない。

しかしながら、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、健全側の蒸気発生器へ補助給水を供給することによって1次冷却系を冷却することができる。更に、加圧器安全弁の作動により原子炉圧力の上昇を抑制することができるので、炉心に過度の損傷を与えることなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることもなく事故は安全に終止できる。

(ロ) 防止対策

主給水管の材料選定、設計、製作、据付及び検査は、関連する規格及び基準に準拠して行い、主給水管破断が起こる可能性を極めて小さくする。

(ハ) 拡大防止対策

I 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 原子炉圧力高

(II) 過大温度 ΔT 高

(III) 蒸気発生器水位低

(IV) 非常用炉心冷却設備作動

II 発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去のために、補助給水系を設ける。

III 1次冷却系の過圧を防止するため、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁等の設備を設ける。

IV 破断側蒸気発生器の水位低下と給水流量の増大、健全側蒸気発生器への給水流量の低下等から異常を検知し、破断側蒸気発生器への補助給水系を早期に閉止できるよう、中央制御室から操作可能な補助給水ポンプ出口弁を設ける。

(e) 主蒸気管破断

イ 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の高温停止時に、2次冷却系の破断等に

より1次冷却材の温度が低下し、反応度が添加される事象を想定する。

具体的には主蒸気管1本が瞬時に両端破断するものとする。

破断による蒸気の流出は蒸気圧力の下降とともに減少するが、1次冷却系から熱を除去し、1次冷却材の温度と圧力の低下をもたらす。発電用原子炉が正の減速材密度係数を持っていると、反応度が添加され、発電用原子炉の反応度停止余裕が減少する。もし、最も反応度価値の大きい制御棒クラス1本が全引抜位置で固着した場合は、原子炉トリップ後再び臨界となり、出力上昇の状態も生じ得るが、非常用炉心冷却設備の働きにより、発電用原子炉は再び未臨界となり安全に保たれる。

(ロ) 防止対策

- I 主蒸気管の材料選定、設計、製作、据付及び検査は、関連する規格及び基準に準拠して行い、主蒸気管破断が起こる可能性を極めて小さくする。
- II 主蒸気系の過圧を防止するため、タービンバイパス系、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁を設ける。

(ハ) 拡大防止対策

- I 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。
 - (I) 中性子束高
 - (II) 過大温度 ΔT 高
 - (III) 過大出力 ΔT 高
 - (IV) 原子炉圧力低
 - (V) 非常用炉心冷却設備作動

II ほう酸水を炉心に注入するため、以下の信号により非常用炉心冷却設備を作動させる。

(I) 原子炉圧力低

(II) 主蒸気ライン圧力低

(III) 原子炉格納容器圧力高

III 1次冷却材の圧力低下に伴い、その圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下になると、蓄圧タンクから1次冷却系へほう酸水の注入を開始する。

IV 1次冷却材の過度の冷却を防ぐために、「原子炉トリップ」信号と「1次冷却材平均温度低」信号の一致により、主給水制御弁を全閉する。更に、「非常用炉心冷却設備作動」信号により主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び主給水隔離弁を全閉する。

V 健全側主蒸気管からの逆流による蒸気の流出を防止するため、主蒸気隔離弁の下流に逆止弁を設け、更に、以下の信号によって主蒸気隔離弁を全閉する。

(I) 主蒸気ライン圧力低

(II) 主蒸気ライン圧力減少率高

(III) 原子炉格納容器圧力異常高

VI 蒸気発生器の蒸気出口ノズル部にフローリストリクタを設け、主蒸気管破断による蒸気流出を制限するよう設計している。

VII 化学体積制御設備による緊急ほう酸添加により事象を緩和できる。

b. 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

(a) 制御棒飛び出し

イ 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動系あるいは同ハウジングの破損等により制御棒クラスタ1本が炉心外に飛び出し、急激な反応度の添加と出力分布変化を生ずる事象を想定する。

高温零出力時からの飛び出しは、反応度の添加が1ドルを超えるので、反応度投入事象となる。

この事故による原子炉出力の上昇は、負のドップラ反応度帰還によって抑制され、更に、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。

また、破断口からの1次冷却材の流出は、1次冷却材管両端破断に比較して破断口の大きさが十分小さいので、厳しいものではない。

反応度投入事象における燃料エンタルピの具体的な判断基準は、燃焼が最も進んだペレットの融点低下及びガドリニア、プルトニウム添加によるペレットの融点低下を考慮して、ガドリニア入り燃料も含むウラン燃料の最大燃料エンタルピは833kJ/kgを超えないこと、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の最大燃料エンタルピは770kJ/kgを超えないことを用いる。

なお、反応度投入事象による急激な発熱量の増加により、浸水燃料の破裂又はペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損（以下「PCMI破損」という。）が生じる場合には、両者の影響を重畳して発生する機械的エネルギーを評価する。

浸水燃料の破裂限界及びPCMI破損しきい値のめやすは以下の値を

用いる。

I 浸水燃料の破裂限界

ピーク出力部燃料エンタルピが272kJ/kg(「RIE評価指針」に示す65cal/gに相当。)を超える燃料棒の被覆は破裂したものとする。

II PCMI破損しきい値のめやす

ピーク出力部燃料エンタルピの増分が、「RIE報告書」に示された以下のPCMI破損しきい値のめやすを超えた場合、PCMI破損が生じるものとする。

ペレット燃焼度 25,000MWd/t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分 460kJ/kg

(「RIE報告書」に示す110cal/gに相当)

ペレット燃焼度 25,000MWd/t以上40,000MWd/t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分 356kJ/kg

(「RIE報告書」に示す85cal/gに相当)

ペレット燃焼度 40,000MWd/t以上65,000MWd/t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分 209kJ/kg

(「RIE報告書」に示す50cal/gに相当)

(ロ) 防止対策

制御棒駆動装置圧力ハウジングの設計及び製作は以下の点に留意して行い、破断が起こる可能性を極めて小さくする。

I 運転に先立って、圧力ハウジングは最高使用圧力の1.25倍の水圧試験を行い、十分耐圧性の立証されたものを使用する。

II 圧力ハウジングは、出力運転時の過渡現象や1次冷却系の熱水力学的挙動により過度の応力を受けないよう、また、設計地震力に十分耐えるように設計する。

III 圧力ハウジングには、発電用原子炉の運転中に遭遇すると思われる全温度範囲にわたって、優秀な強じん性を有するステンレス鋼を使用する。

(ハ) 拡大防止対策

I 制御棒クラスタの飛び出しにより、過大な反応度が添加されないような設計とする。

出力運転時には、停止用制御棒クラスタは全引抜位置にあり、制御用制御棒クラスタは制御棒クラスタ挿入限界により挿入を制限しており、制御棒クラスタの飛び出しにより、過大な反応度が添加されないような設計としている。

II 原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 中性子束高

(II) 出力領域中性子束変化率高

III 1次冷却材量が減少すると以下の信号で非常用炉心冷却設備が作動し、燃料取替用水タンクのほう酸水を炉心に注入する。

(I) 原子炉圧力低

IV その他の拡大防止対策については、「1.15.2.4(2)a.(a)イ(ハ) 拡大防止対策」と同じである。

c. 環境への放射性物質の異常な放出

(a) 放射性気体廃棄物処理施設の破損

イ 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 事故の原因及び説明

この事故は、放射性気体廃棄物処理設備の一部が破損し、ここに貯留されていた気体状の放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

具体的には、放射性気体廃棄物処理設備の配管、ガスサージタンク及び活性炭式希ガスホールドアップ装置等が、何らかの理由で破損又は漏えいを起こし、内蔵された放射性物質が施設外に放出される事象である。

評価では、放射性気体廃棄物の放出量が最大となるガスサージタンク1基が破損し、放射性希ガスが原子炉補助建屋内に放出される事象として考える。

(ロ) 防止対策

I 放射性気体廃棄物処理設備の配管、タンク類の材料選定、設計、製作、据付及び検査は関連する規格及び基準に準拠して行い、破損や漏えいの起こる可能性を小さくする。

II ガスサージタンクのガス圧力がタンクの最高使用圧力を下回るように、ガス圧縮装置の吐出圧力を決め、破損の可能性を小さくする。

(ハ) 拡大防止対策

I 万一事故が発生した場合には、一般補機室排気ガスモニタ等により破損を検知し、活性炭式希ガスホールドアップ装置、ガスサージタンク等には隔離弁を設け、隔離できるように設計する。

II 放射性気体廃棄物処理設備から原子炉補助建屋内にガス状の放射性物質が放出された場合、排気設備によって排気筒へ導く。更に、排気設備には、放射性ガスの監視設備を設け、周辺環境に放出される放射性物質を監視する。

(b) 蒸気発生器伝熱管破損

イ 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を想定する。この場合、1次冷却材中の放射性物質により蒸気発生器2次側が汚染を生じる。この汚染された2次側の蒸気は、タービン又はタービンバイパス系を通り復水器へ導かれるが、もし同時に外部電源が喪失していることなどによりタービンバイパス系が不作動であると、放射性物質は主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁等を通して大気へ放出される。

蒸気発生器の伝熱管が破損した場合、破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁等の閉止操作を行い、更に健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁を操作することにより、1次冷却系は早期に冷却減圧され、2次側への1次冷却材の流出を停止させることにより、放射性物質の環境への放出を抑えることができる。その後、更に健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス系による1次冷却系の除熱及び減圧を継続することにより、事故は終止できる。

(ロ) 防止対策

I 蒸気発生器の伝熱管や管板肉盛材には、耐食性の優れたニッケル・クロム・鉄合金を使用し、伝熱管のU字部の流体力による振動を抑制するため振止め金具を設けるとともに、設計、製作、据付及び検査は、関連する規格及び基準に準拠して行う。また、供用期間中において必要な検査を行うとともに使用する水の溶存酸素や塩素の含有量を抑えるよう水質を管理することにより、蒸気発生器伝熱管の破損の可能性を極めて小さくする。

II 1次冷却系の過圧を防止し、蒸気発生器伝熱管に過大な差圧が生じないようにするため、加圧器スプレイ、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を設ける。

III 蒸気発生器のブローダウン配管に蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器真空ポンプ排気ラインに復水器排気ガスモニタ及び各主蒸気管に高感度型主蒸気管モニタを設け、放射性物質濃度が高くなると、中央制御室において警報を発し、運転員の注意を喚起する。

(ハ) 拡大防止対策

I 破損の程度が小さい場合は、加圧器水位の低下による充てんポンプの補給水量の自動増加により、加圧器の水位が定常時より下がることを防止しつつ、通常の停止操作をとることができる。

II 破損の程度が大きい場合は、原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(I) 原子炉圧力低

(II) 過大温度 ΔT 高

III 更に、1次冷却材量の減少が継続すると、以下の信号で非常用炉心冷却設備が作動し、燃料取替用水タンクのほう酸水を炉心に注入する。

(I) 原子炉圧力低

また、「非常用炉心冷却設備作動」信号により主給水ポンプが停止するため、補助給水ポンプにより健全側蒸気発生器2次側への給水を確保し、主蒸気逃がし弁による冷却を行う。

IV 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、中央制御室から操作可能なよう設計し、この主蒸気隔離弁を閉止して2次側における放射性物質の拡散を回避する。

なお、主蒸気隔離弁の閉止機能の信頼性向上を図るため、閉弁操作後現場で同弁を増締めし、閉止することができるようにしている。

V 破損側蒸気発生器2次側への1次冷却材の過大な流出を防止するため、破損側蒸気発生器を蒸気発生器水位計等により検知し、中央制御室において健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁、次いで加圧器スプレイ弁又は加圧器逃がし弁を操作することにより、1次冷却材の圧力を早期に下げることができるよう設計している。

(c) 燃料集合体の落下

イ 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の燃料交換時に何らかの理由によって燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

具体的には、燃料取扱作業中、燃料取扱装置の機械的故障によって、取扱い中の燃料集合体を使用済燃料ピットに落下し、燃料被覆管の機

械的破損を生じるような事象として考える。

(ロ) 防止対策

- I 燃料取扱装置の設計、製作、据付や燃料取扱方法の確立に当たっては、燃料取扱いの際に臨界の可能性がなく、放射線業務従事者に過度の被ばくが起こる可能性がないよう考慮を払う。
- II 燃料取扱いを行う際は、原子炉キャビティにはほう素を含む燃料取替用水を満たし、厳重な運転管理下でほう素濃度の点検調整を行う。このほう素濃度は、すべての制御棒クラスタを挿入した低温停止状態で実効増倍率0.95以下が確保されるのに必要な濃度以上に保つ。
- III 燃料取扱作業中は、中性子源領域の核計装等により、炉内中性子束の常時監視を行うので、異常事態の発生は直ちに検知できる。
- IV 使用済燃料ピットは、たとえ新燃料を貯蔵し純水で満たされたとしても、実効増倍率が0.98以下となるように、燃料集合体の中心間隔を設計しており、ラックで垂直に支えて貯蔵する配置とする。
- V 原子炉キャビティに所要の水位が保たれていないと、「使用済燃料ピット水位低」等の警報を中央制御室に発し、運転員の注意を喚起し、かつ、取り扱う燃料の操作及び移送は、すべて水中で十分な遮蔽距離をもって行うので、放射線業務従事者が過度に被ばくするおそれはない。
- VI 燃料取替クレーンのグリッパは、空気作動式で、空気圧が供給されないときは、燃料を保持したまま取外しのできない構造であり、更に、荷重指示計を設け、あらかじめ設定された荷重を超えると吊り上げを行えないインターロックを設けて、過荷重による落下を防止する。また、使用済燃料ピットクレーンは駆動源の喪失に対してフェイル・アズ・イズの設計とし、更に、燃料取替クレーン及び使用済燃料取扱工具は機械的なロック装

置が内蔵されており、燃料取扱い中にはグリップが閉じないような設備にするので落下のおそれは極めて少ない。

VII 運転要領を十分に整備し、よく訓練された監督者の直接指揮下で燃料取扱操作を行う運転管理体制をとる。

VIII 燃料集合体は十分な強度を有し、万一落下しても簡単に破損することはない。

(ハ) 拡大防止対策

燃料を取り扱う使用済燃料ピットは、所要の水位が保たれており、万一燃料が落下して破損した際も、使用済燃料ピット中でよう素は水に溶解し、燃料取扱棟内に放出される量は低減される。

(d) 原子炉冷却材喪失

イ 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 事故の原因及び説明

この事故は、「1.15.2.4(2) a. (a) 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(ロ) 防止対策

この事故の防止対策については、「1.15.2.4(2) a. (a) 原子炉冷却材喪失」と同じである。

(ハ) 拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については、「1.15.2.4(2) a. (a) 原子炉冷却材喪失」と同じである。

更に、環境への放射性物質の異常な放出を低減させるため、以下の対策を講じる。

- I 原子炉格納容器スプレイ設備には、原子炉格納容器内のよう素を低減させるため、よう素除去剤を添加する装置を設ける。
- II 事故期間中、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏出した空気を浄化するために、アニュラス空気浄化設備を設ける。
- III 再循環期間中、非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系から安全補機室へ漏出した核分裂生成物は、安全補機室空気浄化設備によって浄化する。

(e) 制御棒飛び出し

イ 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 事故の原因及び説明

この事故は、「1.15.2.4(2)b.(a) 制御棒飛び出し」で想定した制御棒クラスタ飛び出しの際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(ロ) 防止対策

この事故の防止対策については、「1.15.2.4(2)b.(a) 制御棒飛び出し」と同じである。

(ハ) 拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については、「1.15.2.4(2)b.(a) 制御棒飛び出し」と同じである。

更に、環境への放射性物質の異常な放出を低減するための対策は、

「1.15.2.4(2)c.(d) 原子炉冷却材喪失」と同じである。

d. 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

(a) 原子炉冷却材喪失

イ 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 事故の原因及び説明

この事故は、「1.15.2.4(2)a.(a) 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に1次冷却材が系外に流出し、原子炉格納容器内の圧力、温度が異常に上昇する事象を想定する。

(ロ) 防止対策

この事故の防止対策については、「1.15.2.4(2)a.(a) 原子炉冷却材喪失」と同じである。

(ハ) 拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については、「1.15.2.4(2)a.(a) 原子炉冷却材喪失」と同じである。

(b) 可燃性ガスの発生

イ 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(イ) 事故の原因及び説明

この事故は、「1.15.2.4(2)a.(a) 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。

この具体的な判断基準として、下記の基準を用いる。

原子炉格納容器内の水素及び酸素の濃度は、事故発生後少なくとも

30日間は、いずれかが次の値以下であること。

水	素	4%
酸	素	5%

(ロ) 防止対策

この事故の防止対策については、「1.15.2.4(2) a. (a) 原子炉冷却材喪失」と同じである。

(ハ) 拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については、「1.15.2.4(2) a. (a) 原子炉冷却材喪失」と同じである。

(3) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

a. 2次冷却系からの除熱機能喪失

(a) 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

イ 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「1.15.2.3(3) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に示すとおり、「小破断LOCA時に補助給水機能が喪失する事故」、「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」、「過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故」、「手動停止時に補助給水機能が喪失する事故」、「外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故」、「2次冷却系の破断時に補助給水機能が喪失する事故」、「2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能が喪失する事故」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に補助給水機能が喪失する事故」

である。

ロ 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」では、原子炉の出力運転中に主給水流量喪失等が発生するとともに、補助給水系機器の故障等により蒸気発生器への注水機能が喪失し、蒸気発生器はドライアウトして、2次系からの除熱機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、1次系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの1次冷却材の漏えいにより1次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、1次系を強制的に減圧し、高圧での炉心注水を行うことにより炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

ハ 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いたフィードアンドブリード等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、余熱除去系による炉心冷却等を整備する。これらの対策の概略系統図を第1.15-6図に、対応手順の概要を第1.15-7図及び第1.15-8図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第1.15-5表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「1.15.5.4(1)a.(a)イ(イ)I 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員

(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計36名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員(初動)は、運転対応要員6名及び保修対応要員6名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。重大事故発生後30分以内に参集できる重大事故等対策要員(初動後)は、保修対応要員8名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-9図に示す。また、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、36名で対処可能である。

(イ) プラントトリップの確認

事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

また、ECCS作動信号等が発信する場合には、信号発信及び信号発信による補機の自動作動を確認する。

(ロ) 蒸気発生器除熱機能喪失の判断及び除熱機能維持操作

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動失敗等により、補助給水流量が喪失し、すべての蒸気発生器狭域水位計指示が0%以下かつ補助給水流量計指示が125m³/h未満となれば、蒸

蒸気発生器除熱機能喪失と判断するとともに、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ機能の回復操作及び電動主給水ポンプを用いた蒸気発生器への注水による除熱機能の維持操作を行う。また、補助給水ポンプ、電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水が不能の場合に備えて、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水準備を行う。

蒸気発生器除熱機能喪失の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。

(ハ) 1次系のフィードアンドブリード開始

主蒸気逃がし弁の自動作動により、すべての蒸気発生器広域水位計指示が10%未満となれば、この対応操作として、ECCS作動信号の手動発信による高圧注入ポンプの起動及び加圧器逃がし弁の開操作によるフィードアンドブリードを開始する。

フィードアンドブリード中は、1次冷却材圧力、1次冷却材高温側温度(広域)等の監視により、炉心の冷却状態を確認する。

1次系のフィードアンドブリード開始の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器広域水位等であり、フィードアンドブリード中の炉心冷却状態の確認に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度(広域)等である。

(ニ) 蓄圧注入系作動の確認

1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。蓄圧注入系作動の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

(ホ) 蒸気発生器除熱機能回復の判断

いずれかの蒸気発生器への注水が確保され、かつ、蒸気発生器狭域水位計指示が0%以上となれば、蒸気発生器の除熱機能が回復したと判断し、蒸気発生器による炉心冷却を開始する。

蒸気発生器除熱機能の回復が見込めない場合は、フィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。

蒸気発生器除熱機能回復の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。

(ヘ) 余熱除去系による炉心冷却への切替え

蒸気発生器除熱機能の回復が見込めない場合であっても、1次冷却材圧力計指示が2.7MPa以下及び1次冷却材高温側温度計(広域)指示が177℃未満となり、余熱除去系が使用可能となれば、余熱除去系による炉心冷却を開始し、余熱除去系の運転を確認する。

余熱除去系による炉心冷却開始の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等であり、余熱除去系の運転状態の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

(ト) 1次系のフィードアンドブリード停止及び蓄圧タンク出口弁閉止

余熱除去系により炉心が冷却されていることが確認できれば、加圧器逃がし弁を閉止し、フィードアンドブリードを停止する。

1次系圧力が安定していることを確認後、蓄圧タンク出口弁を閉止し、ECCS停止条件を満足すれば、高圧注入ポンプを停止する。以降、長期対策として、余熱除去系による炉心冷却を継続的に行う。

1次系のフィードアンドブリード停止の判断に必要な計装設備は、1次

冷却材高温側温度(広域)等である。

なお、原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンを運転し、継続的に行う。また、原子炉格納容器圧力が上昇した場合でも、原子炉格納容器スプレイ作動信号により格納容器スプレイポンプが起動し、原子炉格納容器の健全性は維持される。

b. 全交流動力電源喪失

(a) 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

イ 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「1.15.2.3(3) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に示すとおり、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」のみである。

ロ 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、原子炉の出力運転中に送電系統又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失し、常用系補機である1次冷却材ポンプ等が機能喪失するとともに、非常用所内交流動力電源系統が機能喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水、原子炉補機冷却水ポンプによる最終ヒートシンクへの熱の輸送、中央制御室からの主蒸気逃がし弁操作による1次系の減温、減圧並びに復水タンクへの補給等ができなくなる。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、補機冷却水が必要な機器に

期待できなくなるとともに、RCPシール部へのシール水注水機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失することから、RCPシール部からの1次冷却材の漏えい等により1次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、2次系を強制的に減圧することにより1次系の減温、減圧を行うとともに、1次系からの漏えい量が多い場合に、1次系保有水量を確保するために炉心注水を行うことにより炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

ハ 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、B高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却等を整備する。これらの対策の概略系統図を第1.15-10図に、対応手順の概要を第1.15-11図から第1.15-14図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第1.15-6表に示す。

本事故シーケンスグループのうち「1.15.5.4(1)a.(a)ロ(イ)I 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計52名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当

直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員8名及び保守対応要員12名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は4名である。重大事故発生後30分以内に参集できる重大事故等対策要員（初動後）は、保守対応要員16名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-15図及び第1.15-16図に示す。

（イ） 全交流動力電源喪失及びプラントトリップの確認

外部電源が喪失し、ディーゼル発電機等からの受電に失敗することにより、すべての非常用母線への給電に失敗した場合に全交流動力電源喪失と判断するとともに、蓄電池（安全防護系用）による非常用直流母線への給電を確認する。また、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

プラントトリップを確認するために必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

また、主蒸気ライン隔離を行い、主蒸気ライン圧力等のループ間偏差により、2次冷却材喪失、蒸気発生器細管漏えいの徴候を継続的に確認する。なお、蒸気発生器による炉心冷却を行う場合、2次冷却材喪失又は蒸気発生器細管漏えいの徴候が確認されれば、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁により炉心冷却を行う。

（ロ） タービン動補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認

蒸気発生器の水位低下等によりタービン動補助給水ポンプが起動し、補助給水流量計指示が $125\text{m}^3/\text{h}$ 以上あることにより補助給水流量の確

立を確認する。

補助給水流量確立を確認するために必要な計装設備は、補助給水流量等である。

(ハ) 早期の電源回復不能判断及び対応準備

中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計(広域)[使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

(ニ) 事象進展の判断及び対応準備

1次冷却材圧力の低下等により1次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる漏えい規模が大きいLOCAの発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行い、全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合、全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAが発生した場合又は全交流動力電源喪失時に補助給水機能が喪失した場合の手順に移行する。

全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きいLOCAへの進展の可能性を考慮

して、常設電動注入ポンプの準備完了後にB充てんポンプ(自己冷却)の準備を行う。

対応操作中においてもプラント状態を監視し、事象が進展した場合は事象進展に応じた手順に移行する。また、10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きいLOCAに進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。漏えい規模が大きいLOCAでない場合でも、炉心出口温度計指示 350°C 以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示 $1\times 10^5\text{mSv/h}$ 以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。

1次冷却材漏えい及び漏えい規模の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等であり、補助給水系機能喪失有無の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

(ホ) 2次系強制冷却

現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作により、1次冷却材圧力計指示 1.7MPa (1次冷却材高温側温度計(広域)指示 208°C)を目標に減温、減圧を行うとともに、目標値となれば1次系温度、圧力を維持する。その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。

また、その後の蒸気発生器への注水量の確保として、取水用水中ポンプ、中間受槽等による復水タンクへの供給を行う。

2次系強制冷却の確認に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度

(広域)等であり、補助給水流量調整の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。

(へ) 蓄圧注入系作動の確認

1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。

蓄圧注入系作動の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

(ト) 1次冷却材ポンプ封水関連の隔離及び格納容器隔離弁の閉止

充てんポンプ起動時のRCPシール温度急変等を防止するために、RCPシール関連の隔離操作を行う。また、ECCS作動信号発信に伴う格納容器隔離弁の閉止を確認する。なお、格納容器隔離弁の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。

(チ) 直流負荷切離し

大容量空冷式発電機等からの受電ができない場合、24時間の直流電源供給を可能とするため、蓄電池(安全防護系用)に加え、蓄電池(重大事故等対処用)を非常用直流母線に接続し、全交流動力電源喪失後、8時間以内に不要直流電源負荷の切離しを行う。

(リ) 蓄圧タンク出口弁閉止及び2次系強制冷却の再開

大容量空冷式発電機等により電源が供給されれば、1次冷却材圧力計指示が1.7MPaであることを確認し、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。また、1次冷却材高温側温度計(広域)指示170℃を目標に、タービン動補

助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を再開し、目標値となれば1次系温度の維持を行う。

蓄圧タンク出口弁閉止の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力であり、再開後の2次系強制冷却の確認に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度(広域)等である。

(ヌ) 常設電動注入ポンプによる代替炉心注水

大容量空冷式発電機等により電源が供給されるとともに、常設電動注入ポンプの準備が完了し、1次冷却材圧力計指示が0.7MPa(1次冷却材高温側温度計(広域)指示170℃)となれば燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を行う。但し、常設電動注入ポンプの準備が早く整った場合は1次冷却材圧力計指示が0.7MPa以上であっても、ポンプ吐出圧力以下であれば、炉心注水を開始する。なお、常設電動注入ポンプによる注水流量は、早期に1次系保有水を回復させるように調整する。

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水の確認に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等である。

(ル) アニュラス空気浄化系、中央制御室非常用循環系等の起動

アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源が供給された後にアニュラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常

用循環系の起動操作を行う。なお、蓄電池室に水素が滞留することを防止するために蓄電池室排気ファンを起動する。

(フ) 格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環

LOCAが発生している場合、長期対策として移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニット及びB高圧注入ポンプ(海水冷却)への冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内の除熱を継続的に行う。また、燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位(広域)指示65%以上を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水からB高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環に切替え、高圧再循環による炉心注水状態を確認し、炉心冷却を継続的に行う。

格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は格納容器圧力等であり、高圧再循環への切替えの判断、高圧再循環の確認に必要な計装設備は燃料取替用水タンク水位、高圧注入ポンプ流量等である。

(ワ) 蒸気発生器による炉心冷却の継続

LOCAが発生していない場合、長期対策としてタービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替えを行い、蒸気発生器による炉心冷却を継続的に行う。

蒸気発生器による炉心冷却の継続に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度(広域)等である。

(カ) 原子炉補機冷却海水系の復旧

設置作業時間及び原子炉補機冷却海水系の機能喪失要因を考慮し、海水ポンプ用電動機予備品による対応を行うことにより、原子炉補機冷却海水系の復旧を図る。復旧後は、LOCAが発生する場合には充てんポンプ、余熱除去ポンプ等による炉心注水を行い、LOCAが発生しない場合には余熱除去系による炉心冷却を行う。

c. 原子炉補機冷却機能喪失

(a) 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

イ 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「1.15.2.3(3) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に示すとおり、「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」及び「原子炉補機冷却機能喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生する事故」である。

ロ 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」では、原子炉の出力運転中に原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、原子炉補機冷却機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水並びに原子炉補機冷却水ポンプによる最終ヒートシンクへの熱の輸送ができなくなるとともに、補機冷却を必要とする制御用空気供給機能が喪失することにより中央制御室からの主蒸気逃がし弁操作による1次系の減温、減圧ができなくなる。また、RCPシール部へ

のシール水注水機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失することから RCPシール部からの1次冷却材の漏えい、若しくは加圧器逃がし弁又は安全弁からの1次冷却材の漏えいにより1次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、2次系を強制的に減圧することにより1次系の減温、減圧を行うとともに、1次系保有水量を確保するために炉心注水を行うことにより炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

ハ 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、B高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環等を整備する。これらの対策の概略系統図を第1.15-17図に、対応手順の概要を第1.15-18図及び第1.15-19図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第1.15-7表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「1.15.5.4(1)a.(a)ハ(イ)I 有効性評価の方法」に示す代表的な事故シーケンスにおける3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計46名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員

の2名、運転操作対応を行う運転員6名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員8名及び保守対応要員10名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は4名である。重大事故発生後30分以内に参集できる重大事故等対策要員（初動後）は、保守対応要員14名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-20図に示す。また、代表的な事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を代表的な事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、46名で対処可能である。

（イ） 原子炉補機冷却機能喪失及びプラントトリップの確認

原子炉補機冷却水ポンプの停止等により原子炉補機冷却機能の喪失を判断し、原子炉手動トリップを行うとともに、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。

プラントトリップを確認するために必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

（ロ） 補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認

蒸気発生器の水位低下により電動及びタービン動補助給水ポンプが起動し、補助給水流量計指示が $125\text{m}^3/\text{h}$ 以上あることにより補助給水流量の確立を確認する。

補助給水流量確立を確認するために必要な計装設備は、補助給水流量等である。

(ハ) 原子炉補機冷却機能、制御用空気供給機能の回復及び対応準備

原子炉補機冷却機能及び制御用空気供給機能の回復操作を行うとともに、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計(広域)[使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

(ニ) 事象進展の判断及び対応準備

1次冷却材圧力の低下等により1次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きいLOCAの発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行い、漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合、漏えい規模が大きいLOCAが発生した場合又は補助給水機能が喪失した場合の手順に移行する。

原子炉補機冷却機能喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きいLOCAへの進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後にB充てんポンプ(自己冷却)の準備を行う。

対応操作中においてもプラント状態を監視し、事象が進展した場合は事象進展に応じた手順に移行する。また、10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きいLOCAに進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる

代替格納容器スプレイを行うとともに、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水を行う。漏えい規模が大きいLOCAでない場合でも、炉心出口温度計指示 350°C 以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示 $1\times 10^5\text{mSv/h}$ 以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。

1次冷却材漏えい及び漏えい規模の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等であり、補助給水系機能喪失有無の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

(ホ) 2次系強制冷却

現場での人力による主蒸気逃がし弁の開操作により、1次冷却材圧力計指示 1.7MPa (1次冷却材高温側温度計(広域)指示 208°C)を目標に減温、減圧を行うとともに、目標値となれば1次系温度、圧力を維持する。その後、蒸気発生器の水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整する。

また、その後の蒸気発生器への注水量の確保として、取水用水中ポンプ、中間受槽等による復水タンクへの供給を行う。

2次系強制冷却の確認に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度(広域)等であり、補助給水流量調整の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。

(ヘ) 蓄圧注入系作動の確認

1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。

蓄圧注入系作動の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

(ト) 1次冷却材ポンプ封水関連の隔離及び格納容器隔離弁の閉止

充てんポンプ起動時のRCPシール温度急変等を防止するために、RCPシール関連の隔離操作を行う。また、ECCS作動信号発信に伴う格納容器隔離弁の閉止を確認する。

(チ) 蓄圧タンク出口弁閉止及び2次系強制冷却の再開

1次冷却材圧力計指示が1.7MPaであることを確認し、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。また、1次冷却材高温側温度計(広域)指示170℃を目標に、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を再開し、目標値となれば1次系温度の維持を行う。

蓄圧タンク出口弁閉止の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力であり、再開後の2次系強制冷却の確認に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度(広域)等である。

(リ) 常設電動注入ポンプによる代替炉心注水

常設電動注入ポンプの準備が完了し、1次冷却材圧力計指示が0.7MPa(1次冷却材高温側温度計(広域)指示170℃)となれば燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水を行う。但し、常設電動注入ポンプの準備が早く整った場合は1次冷却材圧力計指示が0.7MPa以上であっても、ポンプ吐出圧力以下であれば、炉心注水を開始する。なお、常設電動注入ポンプによる注水流量は、早期に1次系保有水を回復させるように調整する。

常設電動注入ポンプによる代替炉心注水の確認に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等である。

(ヌ) アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系等の起動

アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパの代替空気供給を行い、アニュラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系の起動操作を行う。

(ル) 格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環

長期対策として、移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニット及びB高圧注入ポンプ(海水冷却)への冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内の除熱を継続的に行う。また、燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位(広域)指示65%以上を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水からB高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧再循環に切替え、高圧再循環による炉心注水状態を確認し、炉心冷却を継続的に行う。

格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は格納容器圧力等であり、高圧再循環への切替えの判断、高圧再循環の確認に必要な計装設備は燃料取替用水タンク水位、高圧注入ポンプ流量等である。

(フ) 原子炉補機冷却海水系の復旧

設置作業時間及び原子炉補機冷却海水系の機能喪失要因を考慮し、海水ポンプ用電動機予備品による対応を行うことにより、原子炉補機冷却海水系の復旧を図る。復旧後は、充てんポンプ、余熱除去ポンプ等による炉心注水を行う。

d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失

(a) 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

イ 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「1.15.2.3 (3) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に示すとおり、「大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」、「大破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」、「中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」、「中破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」、「小破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」及び「小破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」である。

ロ 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能又は格納容器スプレイ再循環機能が喪失する。炉心への注水は、冷却器を経由しない高圧注入ポン

プによる高圧再循環により継続するが、原子炉格納容器内の除熱機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できなくなり、原子炉格納容器が過圧破損に至る（原子炉格納容器先行破損）。その後、格納容器再循環サンプに貯水される水の減圧沸騰が生じ、再循環による炉心注水が継続できなくなり、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、原子炉格納容器内を除熱することにより炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

ハ 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における機能喪失に対して、原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、A、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、高圧注入ポンプによる高圧再循環、格納容器内自然対流冷却等を整備する。これらの対策の概略系統図を第1.15-21図に、対応手順の概要を第1.15-22図及び第1.15-23図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第1.15-8表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「1.15.5.4(1)a.(a)ニ(イ)I 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計32名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当

直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員8名及び保守対応要員8名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-24図に示す。また、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、32名で対処可能である。

（イ）プラントトリップ及びECCS作動信号発信等の確認

事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認するとともに、ECCS作動信号の発信及び高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。また、1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われることを確認する。

また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、ECCS作動信号発信による補機の自動作動の確認に必要な計装設備は、高圧注入ポンプ流量等であり、蓄圧注入系作動の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

（ロ）格納容器スプレイ注入機能喪失の判断及び回復操作等

格納容器内圧力計指示が原子炉格納容器スプレイ系の作動圧力である196kPa以上において、格納容器スプレイポンプの起動失敗等により

格納容器スプレイライン流量を確認できない場合には、格納容器スプレイ注入機能喪失と判断するとともに、格納容器スプレイ注入機能の回復操作、主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を行う。

格納容器スプレイ注入機能喪失の判断に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

(ハ) 格納容器内自然対流冷却の準備

格納容器スプレイ注入機能喪失時の対応操作として、原子炉補機冷却水の沸騰防止のために原子炉補機冷却水サージタンクを窒素加圧する等の格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

格納容器内自然対流冷却の準備に必要な計装設備は、原子炉補機冷却水サージタンク水位等である。

(ニ) 1次冷却材の漏えいの判断

1次冷却材圧力の低下等により、1次冷却材の漏えいを判断する。

1次冷却材の漏えいの判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

(ホ) 燃料取替用水タンクへの補給準備

1次冷却材の漏えい時に、燃料取替用水タンクを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水タンクへの補給準備を行う。

(へ) 高圧及び低圧再循環への切替え

燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示65%以上を確認し、高圧及び低圧再循環に切替え、高圧及び低圧再循環による炉心注水の状態を確認する。水源切替え後、高圧再循環は開始されるが、低圧再循環については余熱除去流量の指示がない等により低圧再循環機能喪失と判断し、低圧再循環機能の回復操作及び燃料取替用水タンクへの補給操作を行う。

高圧及び低圧再循環への切替えの判断に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等であり、高圧及び低圧再循環による炉心注水の確認に必要な計装設備は、高圧注入ポンプ流量等である。

(ト) 格納容器内自然対流冷却

格納容器圧力計指示が392kPa以上(最高使用圧力)となれば、格納容器内自然対流冷却を開始する。但し、A、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却を行う。

格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

(チ) 高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却の継続

長期対策として、高圧再循環による炉心注水を確保しつつ、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内を除熱することで、原子炉格納容器先行破損を防止し、炉心冷却を継続的に行う。

e. 原子炉停止機能喪失

(a) 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

イ 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「1.15.2.3(3) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に示すとおり、「原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故」のみである。

ロ 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」では、原子炉の出力運転中に起因事象として運転時の異常な過渡変化が発生し、原子炉トリップが必要となるが、原子炉トリップ機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、運転時の異常な過渡変化のうち「主給水流量喪失」、「負荷の喪失」のような加圧事象では、原子炉が高出力で維持されるとともに、蒸気発生器への注水喪失により除熱が低下することから、1次系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの1次冷却材の漏えいにより1次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果により原子炉出力の抑制を図るとともに、蒸気発生器への注水を確保し、1次系の過圧を防止することにより炉心損傷を防止する。長期的には、炉心へのほう酸水注入により未臨界を確保するとともに、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

ハ 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、主蒸気ライン隔離、補助給水ポンプ等を自動作動させる多様化自動作動設備を整備する。また、未臨界を確保するため、緊急ほう酸注入等を整備し、長期的な冷却を可能とするため、余熱除去系による炉心冷却等を整備する。これらの対策の概略系統図を第1.15-25図に、対応手順の概要を第1.15-26図から第1.15-28図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第1.15-9表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「1.15.5.4(1)a.(a)ホ(イ)I 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計14名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員6名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-29図及び第1.15-30図に示す。

(イ) 運転時の異常な過渡変化の発生及び原子炉トリップ機能喪失の判断

運転時の異常な過渡変化の発生に伴い、原子炉トリップすべき状況にもかかわらず、制御棒が原子炉へ挿入されず、出力領域中性子束計指示が5%以上又は中間領域起動率計指示が正である場合には、原子

炉トリップ機能喪失を判断する。

また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。

原子炉トリップ機能喪失時は、中央制御室での手動による対応として原子炉トリップ、タービントリップ、常用系パワーセンタ母線遮断器の開放操作による電動発電機電源断、制御棒の手動挿入等の操作を行う。この中央制御室での対応で原子炉が停止状態とならなければ、現場での対応による原子炉トリップ遮断器の開放操作等を行う。

原子炉トリップ機能喪失の判断に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

(ロ) 多様化自動作動設備の作動及び作動状況確認

運転時の異常な過渡変化の発生時に原子炉トリップ機能喪失となった事象のうち、蒸気発生器の水位が低下する事象に対しては、多様化自動作動設備が作動し、主蒸気ライン隔離等並びに電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプが自動起動し、補助給水流量の確立を確認する。

また、主蒸気ライン隔離等による1次系温度の上昇に伴い、負の反応度帰還効果による原子炉出力の低下を確認するとともに、上昇した1次系圧力が、補助給水ポンプ自動起動並びに加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁等の作動により抑制されていることを確認する。

多様化自動作動設備の作動状況の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。また、1次系温度の上昇に伴う負の反応度帰還効果の確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、1次系の挙動の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

(ハ) 緊急ほう酸注入及びほう酸希釈ラインの隔離

制御棒が原子炉へ挿入されず、出力領域中性子束計指示が5%以上又は中間領域起動率計指示が正である場合には、ほう酸水注入の実施を判断し、化学体積制御設備等によりほう酸水を炉心へ注入し、1次冷却材のほう素濃度を上昇させるとともに、ほう酸希釈ラインを隔離する。

緊急ほう酸注入の判断に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、緊急ほう酸注入の確認に必要な計装設備は、ほう酸タンク水位等である。

(ニ) 原子炉未臨界状態及びほう素濃度の確認並びに1次系の減温及び減圧

出力領域中性子束計指示が5%未満かつ中間領域起動率計指示が零又は負であることにより、原子炉が未臨界であることを確認する。また、1次冷却材中のほう素濃度が、燃料取替ほう素濃度以上であることをサンプリングにより確認する。その後、燃料取替ほう素濃度以上を満足していれば、主蒸気逃がし弁及び加圧器スプレイにより1次系の減温、減圧を行う。

原子炉の未臨界状態の確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、1次系の減温、減圧の確認に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度(広域)等である。

(ホ) 余熱除去系による炉心冷却への切替え

長期対策として、1次冷却材圧力計指示が2.7MPa以下及び1次冷却材高温側温度計(広域)指示が177℃未満となり、余熱除去系が使用可

能となれば、余熱除去系による炉心冷却を開始し、余熱除去系の運転状態を確認する。また、余熱除去系による炉心冷却は継続的に行う。

余熱除去系による炉心冷却開始の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等であり、余熱除去系の運転状態の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。

なお、原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容器再循環ファンを運転し、継続的に行う。また、原子炉格納容器圧力が上昇した場合でも、原子炉格納容器スプレイ作動信号により格納容器スプレイポンプが起動し、原子炉格納容器の健全性は維持される。

f. ECCS注水機能喪失

(a) 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

イ 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「1.15.2.3(3) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に示すとおり、「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」及び「小破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」である。

ロ 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、ECCSによる炉心への注水機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、1次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、2次系を強制的に減温、減圧することにより1次系を減温、減圧し、炉心注水の促進及び漏えい量の抑制を図ることにより炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより除熱を行う。

ハ 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入等を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、余熱除去ポンプによる低圧再循環等を整備する。これらの対策の概略系統図を第1.15-31図に、対応手順の概要を第1.15-32図及び第1.15-33図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第1.15-10表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「1.15.5.4(1)a.(a)へ(イ)I 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける3号機及び4号機同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員(当直員)、緊急時対策本部要員(指揮者等)及び重大事故等対策要員で構成され、合計30名である。

具体的には、運転員(当直員)は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号機間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員(初動)は、運転対応要員8名及び保修対応要員6名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名である。この必要な要員と作業項目について第1.15-34図に示す。また、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故

シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、30名で対処可能である。

(イ) プラントトリップ及びECCS作動信号発信の確認

事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認するとともに、ECCS作動信号の発信及び余熱除去ポンプ、電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を確認する。

プラントトリップを確認するために必要な計装設備は、出力領域中性子束等であり、ECCS作動信号発信による補機の自動作動を確認するために必要な計装設備は、補助給水流量等である。

(ロ) 1次冷却材の漏えいの判断

1次冷却材圧力の低下等により、1次冷却材の漏えいを判断する。

1次冷却材の漏えいの判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

(ハ) 燃料取替用水タンクへの補給準備

1次冷却材の漏えい時に、燃料取替用水タンクを水源とした注水が行われている場合の対応操作として、燃料取替用水タンクへの補給準備を行う。

(ニ) 高圧注入機能喪失の判断及び回復操作等

高圧注入ポンプの起動失敗又は高圧注入ポンプ流量が上昇しないことにより高圧注入機能喪失と判断するとともに、高圧注入系の回復操作、