

本部長の下に副本部長を設置する。副本部長は本部長を補佐し、本部長が不在の場合は、副本部長あるいは、本部付の副原子力防災管理者がその職務を代行する。

緊急時対策本部に、運転員等により構成される重大事故等対策を実施する実施組織として、運転班（運転員（当直員）を含む。）、保修班、安全管理班及び土木建築班、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織として、運転支援班、実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織として総括班、広報班、総務班及び原子力訓練センター班を編成する。

通常時の発電所体制下での運転、日常保守点検活動の実務経験が緊急時対策本部での事故対応、復旧活動に活かせるよう、組織が効果的に重大事故等対策を実施できるよう、専門性及び経験を考慮した上で作業班の構成を行う。また、各班の役割分担、責任者である班長（管理職）を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合の原子力防災組織において、その職務に支障をきたすことがないように、独立性が確保できる組織に配置（指令部の本部付）する。発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合、重大事故等対策における発電用原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実かつ、最優先に行うことを任務とする。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等時において、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、緊急時対策本部の本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。

休日、時間外(夜間)に重大事故等が発生した場合、緊急時対策本部要員(指揮者等)は、発電用原子炉主任技術者が発電用原子炉施設の運転に関する保安監督を誠実に行うことができるよう、通信連絡手段により必要の都度、情報連絡(プラントの状況、対策の状況)を行い、発電用原子炉主任技術者は、その情報連絡を受け、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は指示を行う。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等の発生連絡があった場合、発電所に駆け付ける。重大事故等の発生連絡を受けた後、発電所に駆けつけられるよう、非常召集ルート圏内(玄海町及び唐津市圏内)に3号機及び4号機の発電用原子炉主任技術者を2名配置する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備に当たって、保安上必要な事項について確認を行う。

(ロ) 実施組織を、運転班(運転員(当直員)を含む。)、保修班、安全管理班及び土木建築班により構成し、必要な役割の分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する。

運転班は、運転員(当直員)の任務、事故拡大防止に必要な運転上の措置、発電施設の保安維持を行う。

保修班は、発電設備の応急復旧計画の策定及びそれに基づく措置並びに消火活動を行う。

安全管理班は、発電所及びその周辺(周辺海域)における放射線量並びに放射性物質の濃度の状況把握、災害対策活動に従事する要員の被ばく管理、放射線管理上の立入制限区域の設定管理、中央制御室及び代替緊急時対策所におけるチェンジングエリア設置を行う。

土木建築班は、土木建築設備の応急復旧計画の策定及びそれに基づく措置を行う。

(ハ) 実施組織は、複数号機の同時被災の場合において以下のとおり対応できる組織とする。

緊急時対策本部は、複数号機の同時被災の場合において、本部長の指示により3号機及び4号機ごとに指名した指揮者の指示のもと、号機ごとの情報収集や事故対策の検討を行う。

緊急時対策本部要員(指揮者等)、運転員(当直員)及び重大事故等対策要員を発電所構内又は近傍に常時確保し、複数号機の同時被災が発生した場合においても、確保した要員により、重大事故等対処設備を使用して3号機及び4号機の炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故等対策に対応できる体制とする。

実施組織は号機ごとの指揮者の指示のもと、当該発電用原子炉に特化して情報収集や事故対策の検討を行い、重大事故等対策を実施する。

複数号機の同時被災の場合でも情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう通報連絡者を配置し、原子力災害対策特別措置法に定められた通報連絡先へ連絡するとともに、通報連絡後の情報連絡は通報連絡者が管理を一括して実施する体制を構築することで円滑に対応できる体制とする。

発電用原子炉主任技術者は、原子炉ごとに選任する。担当号機のプラント状況把握及び事故対策に専念することにより、複数号機の同時被災を想定した場合においても指示を的確に実施する。

各号機の発電用原子炉主任技術者は、複数号機の同時被災時に、号機ごとの保安監督を誠実かつ、最優先に行う。

また、実施組織による重大事故等対策の実施に当たり、号機ごとに選任した発電用原子炉主任技術者は、緊急時対策本部から得られた情報に基づき重大事故等の拡大防止又は影響緩和に関し、保安上必要な

場合は、運転に従事する者(所長を含む。)へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。

(二) 緊急時対策本部には、支援組織として技術支援組織と運営支援組織を設ける。

技術支援組織は、事故拡大防止のための運転措置の支援及び保安上の技術的助言を行う運転支援班で構成する。運転支援班は、重大事故等発生時に炉心損傷へ至った場合において、プラント状態の把握及び事故進展の予測、パラメータの監視、パラメータがあらかじめ定められたしきい値を超えた場合に操作を実施した場合の実効性及び悪影響の評価並びに操作の優先順位を踏まえた操作の選定を行い実施組織へ実施すべき操作の指示を行う。

運営支援組織は、総括班、広報班、総務班及び原子力訓練センター班で構成し、必要な役割の分担を行い実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える。

総括班は、緊急時対策本部の運営、情報の収集、災害状況の把握、関係官庁及び関係地方公共団体への通報連絡、燃料貯蔵状況の管理並びに各班へ本部指令事項の連絡を行う。

広報班は、関係地方公共団体の対応、報道機関の対応及び避難者誘導(展示館来館者)を行う。

総務班は、本部構成員の動員状況の把握、要員と資機材の輸送車手配及び運搬、防災資機材の整備、輸送及び調達、緊急医療対応、正門の出入管理並びに要員に対する食料の調達配給を行う。

原子力訓練センター班は、避難者の誘導(原子力訓練センター見学者)を行う。

これらの各班は、各班の役割を実施し、実施組織が重大事故等対策

に専念できる環境を整える。

(ホ) 所長(原子力防災管理者)は、警戒事象(原子力災害対策特別措置法第10条の可能性のある事故、故障等又は自然災害発生)により緊急時体制を発令し、緊急時対策本部要員の非常召集連絡を行い、所長(原子力防災管理者)を本部長とする緊急時対策本部を設置する。その中に実施組織及び支援組織を設置し重大事故等の対策を実施する。

休日、時間外(夜間)においては、重大事故等が発生した場合、速やかに対策の対応を行うため、発電所構内又は近傍に緊急時対策本部要員(指揮者等)、運転員(当直員)及び重大事故等対策要員を常時確保し、体制を強化する。

緊急時対策本部(全体体制)が構築されるまでの間、副原子力防災管理者の指揮の下、運転員(当直員)及び重大事故等対策要員を主体とした初動の体制を確保し、迅速な対応を図る。具体的には、副原子力防災管理者は関係箇所と通信連絡設備を用いて情報連携しながら運転員(当直員)及び重大事故等対策要員へ指示を行う。運転員(当直員)及び重大事故等対策要員は、副原子力防災管理者の指示の下、必要な重大事故等対策を行う。

非常召集の要員への連絡については、緊急呼出システムを活用するとともに、バックアップとして社員寮その他必要な箇所に衛星携帯電話設備を配備することで要員との連絡及び要員の非常召集を行う。なお、地震の影響により緊急呼出システムが正常に機能しない等の通信障害によって非常召集連絡ができない場合でも地震(発電所周辺地域において、震度5弱以上の地震)の発生により発電所に自動参集する体制を整備する。

重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために実施組織とし

て必要な要員は、原子力防災組織の統括管理及び全体指揮を行う全体指揮者、号機ごとの統括管理及び号機ごとの指揮を行う号機ごと指揮者並びに通報連絡を行う通報連絡者の緊急時対策本部要員(指揮者等)4名、運転操作指揮、号機間連絡、運転操作助勢及び運転操作対応を行う運転員(当直員)12名、初動の運転対応及び保守対応を行う重大事故等対策要員(以下「初動対応要員」という。)20名、並びに初動後の保守対応を行う重大事故等対策要員(以下「初動後対応要員」という。)16名の合計52名を確保する。

なお、号機ごと指揮者は、重大事故等対策の初動後対策において、必要に応じて現場の指揮を行う。

また、火災発生時の初期消火活動を行う要員についても発電所に常時確保する。

重大事故等が発生した場合、重大事故等対策要員のうち初動対応要員は、中央制御室に参集するとともに、緊急時対策本部要員(指揮者等)と初動後対応要員は、代替緊急時対策所に参集し、通報連絡、給水確保及び電源確保等の、各要員の任務に応じた対応を行う。

重大事故等の対応については、高線量下の対応においても、社員及び協力会社社員を含め要員を確保する。

当社社員と協力会社社員の現場での対応については、請負契約のもと、それぞれがあらかじめ定められた業務内容をそれぞれの責任者の下で行うこととする。必要に応じて作業の進捗について、当社と協力会社の責任者間で相互連絡を取り合うようにする。

病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、緊急時対策本部要員(指揮者等)、運転員(当直員)及び重大事故等対策要員に欠員が生じた場合は、休日、時間外(夜間)を

含め要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた体制に係る管理を行う。

緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）及び重大事故等対策要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。

また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、休日、時間外（夜間）を含めて必要な要員を非常召集できるよう、緊急時対策本部要員に対して定期的に通報連絡訓練を実施する。

(へ) 発電所における重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班の機能は、上記(ロ)及び(ニ)のとおり明確にするとともに、各班に責任者である班長及び副班長を配置する。

(ト) 緊急時対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である本部長の所長（原子力防災管理者）が欠けた場合に備え、本部長（原子力防災管理者）の代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。

所長（原子力防災管理者）は、全体指揮者となり原子力防災組織を統括管理し、複数号機の同時被災時は3号機及び4号機ごとに指揮者を指名する。

号機ごと指揮者のもと重大事故等対策を実施する。

本部長の所長（原子力防災管理者）が欠けた場合は副本部長あるいは、本部付の副原子力防災管理者が代行とすることをあらかじめ定める。

実施組織及び支援組織の各班には責任者である班長（課長）を配置し、班長が欠けた場合に備え、あらかじめ代行順位を定めた副班長（課長又は副長）を配置する。

(チ) 実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する。

重大事故等が発生した場合において、実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するために、関係箇所との連携を図り迅速な対応により事故対応を円滑に実施することが必要なことから、以下の施設及び設備を整備する。

支援組織が、必要なプラントのパラメータを確認するためのSPDSデータ表示装置、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システムを含む。)、衛星携帯電話設備及び携帯型通話設備を備えた代替緊急時対策所を整備する。

実施組織が、中央制御室、代替緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携帯型通話設備、無線連絡設備及び衛星携帯電話設備を整備する。また、照明の電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への移動、操作及び作業を実施し、作業内容及び現場状況の情報共有を実施できるようヘッドライト及び懐中電灯等を整備する。

(リ) 支援組織は、発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況について、原子力施設事態即応センターに設置する本店対策本部等の発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるように衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を用いて、広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況に係る情報は、緊急時対策本部の総括班にて一元的に集約管理し、発電所内で共有するとともに、本店対策本部と緊急時対策本部間において、衛星携帯電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及びSPDSを使用することにより、発電所の状況及び重大事故等

対策の実施状況の情報共有を行う。

また、本店対策本部との連絡を密にすることで報道発表、外部からの問い合わせ対応及び関係機関への連絡を本店原子力防災組織で構成する本店対策本部で実施し、緊急時対策本部が事故対応に専念でき、かつ、発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

- (ヌ) 重大事故等発生時に、発電所外部からの支援を受けることができるように支援体制を整備する。

発電所において、警戒事象、特定事象、又は原子力災害対策特別措置法第15条第1項に該当する事象が発生した場合、所長(原子力防災管理者)は、それぞれの区分により直ちに緊急時体制を発令するとともに原子力管理部長へ報告する。

原子力管理部長は、緊急時対策本部の本部長から発電所における緊急時体制発令の報告を受けた場合、直ちに社長に報告し、社長は本店における緊急時体制を発令する。原子力管理部長は、本店原子力防災組織で構成する本店対策本部を設置するため、本店対策本部の要員を非常召集する。

社長は、本店における緊急時体制を発令した場合、速やかに原子力施設事態即応センターに発電所外部の支援組織である本店対策本部を設置し、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社大での体制にて原子力災害対策活動を実施するため本店対策本部長としてその職務を行う。

なお、社長が不在の場合は副社長又は執行役員がその職務を代行する。

本店対策本部長は、本店対策本部の設置、運営、統括及び災害対

策活動に関する総括管理を行い、副本部長は本部長を補佐する。本店対策本部各班長は本部長が行う災害対策活動を補佐する。

本店対策本部は、緊急時対策本部が事故対応に専念できるよう、技術支援組織として、事故拡大防止措置の支援を行う原子力技術班、運営支援組織として、情報の収集及び災害状況把握を行う総括班、外部電源や通信連絡設備に関する支援を行う復旧支援班、自治体及びプレス対応を行う広報班並びに資機材及び食料の調達運搬を行う支援班から構成され、原子力施設事態即応センターに参集し活動を行う。

本店対策本部長は発電所における災害対策の実施を支援するために、原子力災害対策特別措置法第10条通報後、原子力事業所災害対策支援拠点の設営のため、あらかじめ選定している派遣要員を本店対策本部に召集するなど必要な準備の開始を本店対策本部総括班長(原子力管理部長)に指示する。

本店対策本部長は、その後の事態進展を踏まえ、原子力事業所災害対策支援拠点の設置が必要と判断した場合、あらかじめ選定している施設の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を勘案した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し、必要な要員を派遣するとともに、災害対策支援に必要な資機材等の運搬を実施する。

本店対策本部は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織からの技術的な支援が受けられる体制を整備する。

- (ル) 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、本店対策本部が中心となって社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。

重大事故等発生時に原子炉格納容器の設計圧力及び温度に近い状態が継続する場合等に備えて、機能喪失した設備の部品取替による

復旧手段を整備する。主要な設備の取替部品をあらかじめ確保するとともに、同種の設備に使用されている部品を用いた復旧を考慮する。

また、設備の補修を実施するための放射線量低減、放射性物質を含んだ汚染水が発生した際の汚染水の処理等の事態収束活動を円滑に実施するため、平時から必要な対応を検討できる協力活動体制を継続して構築する。

b. 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への対応における事項

(a) 可搬型設備等による対応

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による発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目に関する手順書を適切に整備し、また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を整備する。

イ 大規模損壊発生時の手順書の整備

大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。

大規模な自然災害については、多数ある自然災害の中から発電用原子炉施設に大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を選定した上で、当該の自然災害により発電用原子炉施設に重大事故又は大規模損壊等が発生する可能性を考慮した対応手順書を整備する。これに加え、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループ

の選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて、当該事故により発生する可能性のある重大事故、大規模損壊への対応を含む手順書として、また、発生確率や地理的な理由により発生する可能性が極めて低いため抽出していない外部事象に対しても緩和措置が行えるよう整備する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、大規模損壊を発生させる可能性の高い事象であることから、大規模損壊及び大規模な火災が発生することを前提とした対応手順書を整備する。

以下において、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象について整理する。検討プロセスの概要を第1.15-75図に、大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然災害の影響を整理した結果を第1.15-25表及び第1.15-26表にそれぞれ示す。

(イ) 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害への対応における考慮

大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を選定するため、国内外の基準等で示されている外部事象を網羅的に収集し、外部事象77事象を抽出した。そのうちの自然災害54事象の中で、発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害として、地震、津波、風(台風)、竜巻、凍結、積雪、火山の影響、生物学的事象、森林火災、落雷及び隕石の11事象(以下「自然災害11事象」という。)を選定する。

選定した自然災害11事象に対して、万一の事態に備えるため、基準地震動、基準津波等の設計基準又はそれに準じた基準を超えるような規模を想定し、当該事象が発電用原子炉施設の安全性に与える影響を整理する。また、重畳することが考えられる自然現象の組合せについても

考慮する。事前予測が可能な自然災害については、影響を低減させるための必要な安全措置を講じることを考慮する。

I 自然災害の規模の想定

発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害に対して、万一の事態に備えるため、基準地震動、基準津波等の設計基準又はそれに準じた基準を超えるような規模を想定する。

(I) 地震

基準地震動を超えるような大規模な地震が発生する可能性は低いものとするが、基準地震動を一定程度超える規模を想定する。

なお、地震の事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから予兆なく発生することを想定する。

(II) 津波

基準津波を超えるような大規模な津波が発生する可能性は低いですが、基準津波を一定程度超える規模を想定する。

なお、津波の事前の予測については、施設近傍で津波が発生する可能性は低いものとするが、襲来までの時間的余裕の少ない津波が発生することを想定する。

(III) 風(台風)

敷地近傍で観測された最大瞬間風速(53.2m/s)を超える規模を想定する。

なお、風(台風)は事前の予測が可能であることから、飛散防止措

置等の必要な安全措置を講じることができる。

(IV) 竜巻

過去における国内最大級の竜巻(F3クラス:5秒間の平均風速70m/s～92m/s)を超えるような規模の竜巻が発生する可能性は低い
が、風速100m/sを超える規模を想定する。

なお、必要に応じ、飛来物の発生防止対策及び竜巻防護対策等を講じておく。

(V) 凍結

敷地付近で観測された最低気温(-5.8℃)を下回る気温を想定する。

なお、低温は事前の予測が可能であることから、凍結防止等の必要な安全措置を講じることができる。

(VI) 積雪

敷地付近の観測所で観測された積雪量(12cm)を超える積雪量を想定する。

なお、積雪は事前の予測が可能であることから、除雪等の必要な安全措置を講じることができる。

(VII) 火山の影響

文献調査及び地質調査結果から、考慮すべき火山灰の厚さを10cmと評価している。そこで10cmの降灰を超える規模を想定する。

なお、火山(降灰)は事前の予測が可能であることから、除灰等の

必要な安全措置を講じることができる。

(VIII) 生物学的事象

海水取水の機能が喪失するような規模の海生生物の襲来を想定する。また、電気系統への小動物等による悪影響も想定する。

なお、生物学的事象の発生までの時間的余裕はないものとする。

(IX) 森林火災

森林火災による安全上重要な機器への影響を防止するため防火帯を設けるが、この防火帯を越えるような規模の森林火災の発生を想定する。

なお、森林火災が拡大するまでの時間的余裕は十分にあることから、あらかじめ放水する等の必要な安全措置を講じることができる。

(X) 落雷

設計想定以上の雷サージが発生する可能性は低いが、設計想定以上の雷サージの規模を想定する。

なお、雷の発生までの時間的余裕はないものとする。

(XI) 隕石

敷地内に隕石が落下する可能性は低いが、発電用原子炉施設の広範なエリアが損壊する規模を想定する。

なお、隕石の落下までの時間的余裕はないものとする。

(XII) 地震と津波の重畳

大規模地震による影響に対する対策である重大事故等対策（水源確保等）が、大規模津波による影響によって遅れる可能性がある。

地震による斜面崩壊、地盤の陥没、津波による漂流物等によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。

両事象の重畳が発生した場合においても、影響を受けにくい場所に分散配置している可搬型重大事故等対処設備等による事故の影響緩和措置に期待できる。

(XIII) 火山の影響（降灰）と積雪の重畳

火山の影響（降灰）と積雪が重畳した場合においても、事前の予測が可能であることから、あらかじめ体制を強化して対策（除灰、除雪）を講じることにより、プラントの安全性に影響を与える可能性は低い。

II 大規模損壊を発生させる可能性のある起因事象の特定

自然災害による大規模損壊発生の起因事象（プラント状態）を特定するため、自然災害11事象に対して生じうるプラント状態を特定する。また、プラント状態を特定するに当たっては、大規模損壊の事態収束に必要と考えられる以下の機能の状態に着目して作成したイベントツリーにより、事象の進展を考慮する。

(I) 異常発生防止系

- i 原子炉建屋及び原子炉補助建屋
- ii 原子炉制御系
- iii 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能

(II) 異常影響緩和系

- i 原子炉格納容器
- ii 安全保護系
- iii 2次冷却系からの除熱機能(補助給水、主蒸気逃がし弁等)
- iv 炉心冷却機能(ECCS等)

(III) 関連系(安全上特に重要なもの)

- i 原子炉補機冷却機能
- ii 非常用所内電源

III イベントツリーによる整理

イベントツリーによる整理結果を第1.15-76図に示す。ここで、最終的なプラント状態については、代表性を持たせ同様なプラント状態となるケースについては示していない。また、隕石については、大型航空機の衝突と同様プラントに大きな影響を与える事象であることは明らかなことから、イベントツリーで示していない。

(I) 地震

大規模地震の想定では、変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失、海水ポンプの損傷による原子炉補機冷却機能の喪失及びタービン動補助給水ポンプが機能喪失することにより、全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失に至る可能性があり、その状態において、1次冷却材喪失(LOCA)等の事故が発生した場合には、設計基準事故対処設備が機能喪失していることから重大事故に至る可能性がある。更に、原子炉格納容器等の機能の喪失又は安全保護系、原子炉制御系の機能喪失により大規模損壊へ至る可能性がある。

また、有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シーケンスとしてレベル1PRAの知見より、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、炉内構造物損傷（過渡事象＋補助給水失敗）及び大破断LOCAを上回る規模のLOCA等のECCS注水機能喪失が考えられる。また、レベル1.5PRAの知見より、温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）が考えられる。原子炉格納容器破損等により、閉じ込め機能が喪失した場合は、大量の放射性物質の放出に至る可能性がある。

その他、斜面崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。

（II）津波

大規模津波の想定では、地震と同様に変圧器等の損傷に伴う外部電源喪失、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの水没による原子炉補機冷却機能の喪失、電気盤（メタクラ、パワーセンタ等）の水没による非常用所内電源喪失、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの水没による2次冷却系からの除熱機能喪失及び安全保護系、原子炉制御系の機能喪失により、重大事故から大規模損壊へ至る可能性がある。更に、重大事故等対処設備である代替注水設備及び代替電源設備が機能しない場合は、原子炉格納容器過温破損により大量の放射性物質の放出に至る可能性がある。

また、有効な炉心損傷防止対策の確保が困難な事故シーケンスとして、レベル1PRAの知見より、複数の信号系損傷及び原子炉補機

冷却機能喪失＋補助給水失敗が発生し、大規模損壊へ至る可能性がある。

その他、漂流物、油タンク火災等により比較的標高が低い場所のアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。

(III) 竜巻

大規模な竜巻の想定では、変圧器等の機能喪失により外部電源喪失に至る可能性がある。飛来物等による海水ポンプの機能喪失及びそれに伴うディーゼル発電機の機能喪失によって、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。

その他、飛来物等によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。

(IV) 積雪、火山の影響(降灰)

これらの事象によって、送電系統の異常等による外部電源喪失が発生する可能性がある。但し、これらの自然災害2事象については、事前の予測が可能であることから体制を強化して除雪及び除灰等の必要な安全措置を講じることにより、プラントの安全性に影響を与える可能性は低い。

(V) 生物学的事象

大量の海生生物の襲来により、海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機能の喪失に至る可能性がある。但し、除塵装置により塵芥を除去する運用としており、原子炉補機冷却海水系統等に影

響を与える場合には、運転手順により発電所を安全に停止できる運用としている。

(VI) 森林火災

送電系統へ影響を与える可能性があることから、外部電源喪失が発生する可能性がある。但し、発電用原子炉施設への影響がないよう防火帯幅を確保しており、予防放水等の対策を講じる十分な時間的余裕があることから、プラントの安全性に影響を与える可能性は低い。

(VII) 落雷

大規模な落雷によって、外部電源喪失が発生する可能性がある。また、サージ電流により機器が誤動作する可能性がある。なお、雷害防止対策を講じている。

(VIII) 隕石

隕石による影響については、大型航空機の衝突と同様と考えられる。

これらの結果から、最終的なプラントの状態は以下に類型化された。類型化したプラント状態を第1.15-27表に示す。

- ・ 大規模損壊（重大事故を上回る状態）
- ・ 重大事故等
- ・ 設計基準事故

第1.15-27表に示すとおり、発電用原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害又は安全性に大きな影響を

与える可能性のある自然災害は、地震及び津波の2事象を代表として整理する。また、当該の2事象以外の自然災害については、発電所の安全性に影響を与える可能性はあるものの大規模損壊に至ることとはないと考えるが、仮に大規模損壊に至ったとしても、これら2事象に包含され被害の態様から同様の手順で対応できる。

(ロ) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮

テロリズムには様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定し、その上で流用性を持たせた柔軟で多様性のある対応ができるように考慮する。

なお、飛来物(航空機衝突)、爆発等の発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)による発電用原子炉施設への影響については、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響に包含でき同様の手順で対応できる。

以上より、大規模損壊発生時の対応手順書の整備に当たっては、(イ)及び(ロ)において整理した大規模損壊の発生によって、多量の放射性物質が環境中に放出されるような万一の事態に至る可能性も想定し、発電用原子炉施設において使える可能性のある設備、資機材及び要員を最大限に活用した柔軟で多様性のある手段を構築するよう考慮する。

(ハ) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

大規模損壊発生時の対応手順書については、以下のIIIの(I)に示す5つの項目に関する緩和等の措置を講じるため、可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有するものとして、また、IIIに示すとおり重大事故等対策において整備する手順書等に対して更なる多様性を持たせたものとして整備する。

当該の手順書による対応操作は、大規模損壊によって発電用原子炉施設が受ける被害範囲は不確定性が大きく、重大事故等対策のようにあらかじめシナリオ設定した対応操作は困難であると考えられることから、施設の損壊状況等の把握を迅速に試みるとともに断片的に得られる情報、確保できる要員及び使用可能な設備により、原子炉格納容器の破損緩和又は放射性物質の放出低減等のために効果的な対応操作を速やかにかつ、臨機応変に選択及び実行する必要がある。

このため、発電用原子炉施設の被害状況を把握するためのチェックシート及び以下に示す項目を目的とした各対応操作の実行判断を行うための初動対応フロー等を大規模損壊時に対応する手順として定め整備する。

また、当該の手順書については、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突が発電用原子炉施設に及ぼす影響等、様々な状況を想定した場合における以下の事象進展の抑制及び緩和対策の実行性を確認し整備する。

- ・ 電源確保
- ・ 炉心損傷緩和
- ・ 原子炉格納容器破損緩和
- ・ 放射性物質放出低減

- ・ 使用済燃料ピット水位確保及び燃料体の損傷緩和
- ・ 水源確保
- ・ 大規模火災への対応
- ・ その他(原子炉停止操作、アクセスルート確保、燃料補給)

上記の各項目に対応する操作の一覧を第1.15-28表に示す。

大規模損壊発生時において、上記の大規模損壊時に対応する手順に基づく対応(火災対応を含む)の優先順位に係る基本的な考え方及び優先順位に従った具体的な対応について以下に示す。

I 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー

大規模損壊発生時は、発電用原子炉施設の状況把握が困難で事故対応の判断ができない場合は、プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をとるよう判断フローを整備する。また、大規模損壊発生時に使用するこれらの手順書を有効かつ効果的に活用するため、対応手順書において適用開始条件を明確化するとともに、緩和操作を選択するための判断フローを明示することにより必要な個別対応手段への移行基準を明確化する。

(I) 大規模損壊発生時の判断及び対応要否の判断基準

大規模な自然災害(地震、津波等)又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生について、緊急地震速報、大津波警報、外部からの情報連絡等又は衝撃音、衝突音等により検知した場合、中央制御室の状況、プラント状態の大まかな確認及び把握(火災発生の有無、建屋の損壊状況等)を行うとともに、大規模損壊発生(又は発生が疑われる場合)の判断を原子力防災管理者又は当

直課長が行う。また、以下の適用開始条件に該当すると原子力防災管理者又は当直課長が判断すれば、大規模損壊時に対応する手順に基づき事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。

- i 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により発電用原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合又は疑われる場合
 - ・ プラント監視機能又は制御機能が喪失した場合（中央制御室の喪失を含む）
 - ・ 使用済燃料ピットが損傷し、漏えいが発生した場合
 - ・ 炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊が発生した場合
 - ・ 大型航空機の衝突による大規模な火災が発生した場合
- ii 当直課長が重大事故等発生時に期待する安全機能が喪失し、事故の進展防止及び影響緩和が必要と判断した場合
- iii 原子力防災管理者が大規模損壊時に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合

(II) 緩和操作を選択するための判断フロー

大規模損壊時に対応する手順による対応を判断後、発電用原子炉施設の被害状況を把握するための手段を用いて施設の損壊状況及びプラントの状態等を把握し、各対応操作の実行判断を行うための手段に基づいて、事象進展に応じた対応操作を選定する。緩和操作を選択するための判断フローは、中央制御室の監視及び制御機能の喪失により原子炉停止状況などのプラントの状況把握が困難

な場合には、外からの目視による確認及び可搬型計測器による優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度緩和措置を行う。また、中央制御室又は代替緊急時対策所での監視機能の一部が健全であり、速やかな安全機能等の状況把握が可能な場合には、外からの目視に加えて内部の状況から全体を速やかに把握し、優先順位を付けて喪失した機能を回復又は代替させる等により緩和措置を行う。また、適切な個別操作を速やかに選択できるように、当該フローに個別操作への移行基準を明確化する。個別操作実行のために必要な重大事故等対処設備又は設計基準事故対処設備の使用可否については、大規模損壊時に対応する手順に基づき当該設備の状況確認を実施することにより判断する。

II 優先順位に係る基本的な考え方

大規模損壊発生時には、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、炉心損傷の潜在的可能性を最小限にすること、炉心損傷を少しでも遅らせることに寄与できる初期活動を行うとともに、事故対応への影響を把握するため、火災の状況を確認する。また、確保できる要員及び残存する資源等を基に有効かつ効果的な対応を選定し、事故を収束させる対応を行う。

また、大規模損壊発生時においては、設計基準事故対処設備の安全機能の喪失、大規模な火災の発生及び緊急時対策本部要員（指揮者等）、運転員（当直員）、重大事故等対策要員、専属自衛消防隊員の一部が被災した場合も対応できるようにする。

このような状況においても可搬型重大事故等対処設備等を活用することによって、「大規模な火災が発生した場合における消火活動」、「炉

心の著しい損傷緩和」、「原子炉格納容器の破損緩和」、「使用済燃料貯蔵槽水位確保及び燃料体の著しい損傷緩和」及び「放射性物質の放出低減」の対応を行う。人命救助が必要な場合は原子力災害へ対応しつつ、発電所構内の人員の協力を得て人命の救助を要員の安全を確保しながら行う。

更に、環境への放射性物質の放出低減を最優先とする観点から、事故対応を行うためのアクセスルート及び操作場所に支障となる火災及び延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

上記の火災への対応を含む優先順位に係る基本的な考え方に基づく、大規模損壊発生時の初動対応及び大規模火災への対応について、優先順位に従った具体的な対応を以下に示す。

(I) 大規模損壊が発生又は発生するおそれがある場合、原子力防災管理者又は当直課長は事象に応じた以下の対応及び確認を行う。

i 事前の予測ができない自然災害(地震)又は大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合

中央制御室が機能している場合は、当直課長が地震発生時は緊急地震速報及び地震に伴う警報等により、大型航空機の衝突その他のテロリズム発生時は、衝撃音及び衝突音、外部からの通報等により事象を検知し、被災状況、運転状況の確認を行い原子力防災管理者へ状況報告を行う。また、中央制御室が機能していない場合又は当直課長から原子力防災管理者へ連絡がない場合は、原子力防災管理者が地震は緊急地震速報等により、大型航空機の衝突その他のテロリズム発生時は衝撃音及び衝突音、外部からの通報等により事象を検知し、中央制御室へ状況の確認、連絡を行うとともに、代替

緊急時対策所へ要員の非常召集及び外部への通報連絡を行う。

ii 事前の予測が可能な自然災害(津波)が発生した場合

大津波警報が発令された場合、当直課長は原則として原子炉を停止し冷却操作を開始するとともに、原子力防災管理者への連絡及び所内一斉放送による所内関係者への退避指示並びに関係箇所へ状況連絡を行う。連絡を受けた原子力防災管理者は、要員を一旦高所へ避難させた後、第2、第3波の津波襲来等の情報収集及び海面状態の常時監視を行う。また、代替緊急時対策所へ要員の非常召集及び外部への通報連絡を行う。

(II) 原子力防災管理者は、非常召集した各要員から発電用原子炉施設の被災状況に関する情報を収集し、大まかな状況の確認及び把握(火災発生の有無、建屋の損壊状況、アクセスルート損傷)を行う。原子力防災管理者が発電用原子炉施設の被害状況を把握するためのチェックシートを用いた状況把握が必要と判断すれば、大規模損壊時に対応する手順に基づく対応を開始する。

(III) 緊急時対策本部は、以下の項目の確認及び対応を最優先に実施する。

i 初期状態の確認

- ・ 中央制御室との連絡及びプラントパラメータの監視可否
- ・ 原子炉停止確認(停止していない場合は、原子炉手動停止を速やかに試みる。)
- ・ タービン動補助給水ポンプ起動確認(起動していない場合は、起動操作を速やかに試みる。)

ii 放射線モニタ指示値の確認(モニタ指示値により事故、炉心及び使用済燃料ピットの状況を推測する。)

iii 火災の確認（火災が発生している場合は、事故対応への支障の有無を確認する。）

(IV) 緊急時対策本部は、上記の確認及び対応を実施した後、詳細な状況を把握するため以下の項目を確認する。

i 対応可能な要員の確認

ii 通信連絡設備の確認

iii 電源系統の確認

iv 建屋等へのアクセス性確認

v 建屋等の健全性確認

vi 建屋等内部の確認

vii 機器状態の確認

(V) 緊急時対策本部は、(III)の確認と並行して以下の対応を実施する。

また、対応の優先順位については、把握した対応可能な緊急時対策本部要員数、使用可能な設備及び施設の状態に応じて選定する。

i 発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合

プラント監視機能が喪失し、発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合においては、外観より施設の状況を把握するとともに、対応可能な要員の状況を可能な範囲で把握し、原子炉格納容器又は使用済燃料ピットから環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、大規模火災の発生に対しても迅速な対応ができるよう移動式大容量ポンプ車の準備を開始する。また、監視機能を復旧させるため、代替電源による供給により、監視機能の復旧措置を試みるとともに、可搬型計測器等を用いて可能な限り継続的にプラントの状態把握に

努める。

外観から原子炉格納容器又は燃料取扱棟の損傷が確認され周辺の線量率が上昇している場合は、あらかじめ準備を開始している移動式大容量ポンプ車と放水砲を用いた放射性物質の放出低減を行う。

外観から原子炉格納容器が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は、原子炉格納容器破損の緩和措置を優先して実施する。

炉心が損傷していないこと、1次冷却系から大規模な漏えいが発生していないこと及び原子炉格納容器の減圧が必要ないことを確認できた場合には、炉心損傷緩和の措置を実施する。

使用済燃料ピットへの対応については、外観から燃料取扱棟が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は、建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、常設設備又は可搬型設備による使用済燃料ピットへの注水を行う。また、水位の維持が不可能又は不明と判断した場合は、建屋内部又は外部からのスプレイを行う。

発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合のフローを第1.15-77図に示す。

ii 発電用原子炉施設の状況把握がある程度可能な場合

プラント監視機能が健全である場合には、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により発電用原子炉施設の状況を速やかに把握し、判断フローに基づいて「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」機能の確保を基本とし、状況把握が困難な場合と同様に、環境への放射性物質の放出低減を目的に、

優先して実施すべき対応操作とその実行性を総合的に判断し、必要な緩和措置を実施する。

なお、部分的にパラメータ等を確認できない場合は、可搬型計測器等により確認を試みる。

- (VI) (III)から(V)の各対策の実施に当たっては、重大事故等対策におけるアクセスルート確保の考え方を基本に被害状況を確認し、早急に復旧可能なルートを選定し、ホイールローダ、その他重機を用いて斜面崩壊による土砂、建屋の損壊によるがれき等の撤去活動を実施することでアクセスルートの確保を行う。また、事故対応を行うためのアクセスルート及び各影響緩和対策の操作に支障となる火災並びに延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

III 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

大規模損壊が発生した場合に対応する手順については、(I)の5つの活動又は緩和対策を行うための手順書として重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて、重大事故等時では有効に機能しない設備等が大規模損壊のような状況下では有効に機能する場合も考えられるため、事象進展の抑制及び緩和に資するための多様性を持たせた設備等を活用した手段を可搬型設備等による対応手順等として整備する。

また、(II)から(XIV)のとおりの手順等を基本に、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器

を作動させるための手順等を整備する。

第1.15-29表から第1.15-41表に1.2から1.14における重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順を、また第1.15-42表に大規模損壊に特化した対応手段と対応設備並びに整備する手順を示す。

なお、(II)から(XIV)で整備した手順のうち大規模損壊に特化した手順を(XV)に示す。

(I) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

i 大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等

大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として、故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備するとともに必要な設備を配備する。

また、地震及び津波のような大規模な自然災害によって発電所内の油タンク火災等の大規模な火災が発生した場合においても、同様な対応が可能となるよう多様な消火手段を整備する。

手順書については、以下の(XII)に該当する手順等を含むものとして整備する。

大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備するとともに、火災の状況に応じて小型放水砲等による泡消火を準備する。また、早期に準備が可能な消防自動車による延焼防止のための消火を実施する。

地震により建屋内部に火災が発生した場合において、当該火災により建屋内の設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備

の一部の機能が喪失するような場合でも、屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備等は火災の影響を受けないことが考えられるため、これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお、当該対応において、可搬型重大事故等対処設備等と常設配管への接続場所又は系統構成のために操作が必要な弁等の設置場所において火災が発生している場合は、建屋内に設置している消火器等による消火活動を速やかに実施し、接続箇所までのアクセスルート等を確保する。

当該の消火活動を行うに当たっては、以下のとおり、緊急時対策本部と専属自衛消防隊員との連絡を密に行い、火災の影響により対応が困難な場合は別の手段を試みる等、要員の安全確保に配慮して実施する。

- ・ 現場において事故対応操作等を行う場合には、並行して消火活動が必要になることを想定し複数名で活動する。
- ・ 再燃又は延焼の可能性を考慮し、火災への監視を強化する。
- ・ 消火活動を含む屋内での活動の際には、火災対応用の装備品（例：防火服、空気呼吸器等）を確実に装着する。当該の装備品を装着しての消火活動については、あらかじめ活動できる時間（仕様）を確認した上で行う。
- ・ 屋内での消火活動は、1組2名以上で行動するとともに被害の発生場所を概ね想定し、安全と考えられるアクセスルートを選定する。
- ・ 消火活動を行うに当たっては、現場との通信用として配備している無線連絡設備を活用し、緊急時対策本部と専属自衛消防隊員との連絡を密にする。無線連絡設備での連絡が困難な建屋内において火災が発生している場合には、複数ある別の対応手段を選択

して事故対応を試みるとともに、火災に対しては連絡要員を配置する等により外部との通信ルート及び専属自衛消防隊員の安全を確保した上で、対応可能な範囲の消火活動を行う。

また、重大事故等対策要員による消火活動を行う場合でも、事故対応とは独立した通信手段を用いるために、消火活動専用の無線連絡設備の回線を使用することとし、全体指揮者の指揮の下対応を行う。

ii 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書については、以下の(II)から(VI)、(XIII)及び(XIV)に該当する手順等を含むものとして整備する。

炉心の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は以下のとおりである。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び減圧を優先し、2次冷却系からの除熱機能が喪失している場合は、1次冷却系統の減圧及び原子炉への注水を行う。
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において1次冷却材喪失事象が発生している場合は、多様な炉心注入手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は、可搬型設備による炉心注水により原子炉冷却を行う。また、1次冷却材喪失事象が発生していない場合は2次冷却系からの除熱による原子炉冷却を行う。
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、2次冷却

系からの除熱による原子炉冷却及び格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。

- ・ 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合は、格納容器内自然対流冷却には移動式大容量ポンプ車を使用するため準備に時間がかかることから、使用開始するまでの間に原子炉格納容器内の圧力が最高使用圧力以上に達した場合は、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。

iii 原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等

原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順書については、以下の(III)から(X)、(XIII)及び(XIV)に該当する手順等を含むものとして整備する。

原子炉格納容器の破損を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は以下のとおりである。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び減圧を優先し、2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合は、1次冷却系統の減圧及び原子炉への注水を行う。また、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手段により、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止する。
- ・ 炉心が溶融し、溶融デブリが原子炉容器内に残存する場合は、原子炉格納容器の破損を緩和するため、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設

設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器内に注水し、原子炉容器内の残存溶融デブリを冷却する。

- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。
- ・ 原子炉格納容器内の冷却又は破損を緩和するため、格納容器内自然対流冷却又は多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は、可搬型設備により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。
- ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)の抑制及び溶融炉心が拵がり原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止するため、多様な格納容器スプレイ手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する。また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、多様な炉心注入手段から早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉を冷却する。
- ・ 更に、原子炉格納容器内に水素が放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減及び水素濃度監視を実施し、水素が原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出及び水素濃度監視を実施する。

また、電気式水素燃焼装置の起動に関しては緊急時対策本部で実効性と悪影響を考慮し判断する。

iv 使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体等の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書については、以下の(XI)、(XIII)及び(XIV)に該当する手順等を含むものとして整備する。

使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体等の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は、外観から燃料取扱棟が健全であること、周辺の線量率が正常であることが確認できた場合、建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、早期に準備が可能な常設設備による注水を優先して実施し、常設設備による注水ができない場合は、可搬型設備による注水、建屋内部からのスプレー等を実施し、使用済燃料ピットの近傍に立ち入ることができない場合は、外部からのスプレーを実施する。また、注水操作を行っても使用済燃料ピットの水位維持ができない大量の漏えいが発生した場合、燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱棟に近づけない場合は、放水砲により燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する。

v 放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放射性物

質の放出を低減するための対策に関する手順書については、以下の(VI)及び(XI)から(XIV)に該当する手順等を含むものとして整備する。

放射性物質の放出を低減するための対策が必要な場合における対応手順の優先順位は、原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失した場合、格納容器スプレイが実施可能であれば、早期に準備が可能な常設設備によるスプレイを優先して実施し、常設設備によるスプレイができない場合は可搬型設備による代替格納容器スプレイを実施する。すべての格納容器スプレイが使用不能な場合又は放水砲による放水が必要と判断した場合は、放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。

使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至った場合は、使用済燃料ピットへの外部からのスプレイによる放射性物質の放出低減を優先して実施し、燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱棟に近づけない場合は、放水砲による燃料取扱棟への放水により放射性物質の放出低減を実施する。

(II) 「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、2次冷却系からの除熱機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.2の手順に加えて、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、すべての蒸気発生器の除熱が期待できない場合に、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失を想定し、燃料取替用水タンク水をB充てんポンプ(自己冷却)により原子炉へ注入する操作と加圧器逃がし弁により原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作を組み合わせる原子炉を冷却する手順を整備する。

- ・ 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉への注水機能が喪失した場合、大容量空冷式発電機により受電したB充てんポンプ(自己冷却)により充てんラインを使用して燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する操作
- ・ 制御用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ボンベ(加圧器逃がし弁用)を空気配管に接続し、原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作
- ・ 直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)により直流電源を供給し、原子炉格納容器

内部へ原子炉冷却材を放出する操作

これらの手順により、2次冷却系の除熱機能が喪失した場合の対応であるB充てんポンプ(自己冷却)による原子炉への注水及び加圧器逃がし弁等を用いた1次冷却系の減圧を行う。また、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等の機能回復を行う。

(III) 「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能は、2次冷却系からの除熱による減圧機能又は加圧器逃がし弁による減圧機能である。なお、加圧器逃がし弁による減圧は、2次冷却系からの除熱により1次冷却系のサブクール度を確保した上で実施する。2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合は、高圧注入ポンプによる原子炉への注水機能を確保した後に加圧器逃がし弁による減圧を実施する。

蒸気発生器伝熱管破損事象発生時は、破損した蒸気発生器の隔離を行い、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による冷却・減圧と加圧器逃がし弁による減圧操作により1次系と2次系の圧力を均圧させることで1次冷却材の漏えいを抑制する。

インターフェイスシステムLOCA発生時は、主蒸気逃がし弁による冷却・減圧と加圧器逃がし弁による減圧操作を行うとともに、漏えい箇所を隔離することで1次冷却材の漏えいを抑制する。

どちらの事象も隔離ができない場合は、主蒸気逃がし弁による冷却・減圧と加圧器逃がし弁による減圧で1次冷却材の漏えい量を抑制する。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.3の手順に加えて、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、すべての蒸気発生器の除熱が期待できず、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失も想定し、加圧器逃がし弁を用いて1次冷却系を減圧する手順を整備する。また、サポート系の機能喪失を想定し、燃料取替用水タンク水をB充てんポンプ(自己冷却)により充てんラインを使用して原子炉へ注入し、加圧器逃がし弁を開とする手順を整備する。

- ・ 制御用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ポンプ(加圧器逃がし弁用)を空気配管に接続し、原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作

- ・ 直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)により直流電源を供給し、原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作
- ・ 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時において、原子炉への注水機能が喪失した場合、大容量空冷式発電機から受電したB充てんポンプ(自己冷却)により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する操作

これらの手順により、2次冷却系からの除熱による減圧機能が喪失した場合の対応であるB充てんポンプ(自己冷却)を用いた原子炉への注水、加圧器逃がし弁等を用いた1次冷却系の減圧を行う。また、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁の機能回復を行う。

(IV) 「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、以下のとおりである。

1次冷却材喪失事象が発生して1次冷却系統の保有水量を確保する必要がある場合に非常用炉心冷却設備を用いて燃料取替用水タンク水を炉心へ注入する冷却機能。また、長期的な原子炉の冷却として、水源を燃料取替用水タンクから格納容器再循環サンプに切り替えた後の再循環運転による冷却機能。

1次冷却材喪失事象が発生していない場合又は運転停止中に余熱除去設備を用いた崩壊熱除去機能。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのないように分散配置した可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.4の手順に加えて、消火用水系統が使用できない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口を使用し、消防自動車から原子炉に注水する手順を整備する。

これらの手順により、安全注入設備を用いて原子炉に注水することにより原子炉を冷却する機能が喪失した場合の対応である常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入を行う。また、B充てんポンプ(自己冷却)、B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)の機能回復を行う。

更に、余熱除去設備による除熱機能が喪失した場合の対応である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次冷却系

からの除熱、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を行う。

(V) 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能は、原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能である。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.5の手順に加えて、1.5の手順を実施するに当たり、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順を整備する。

これらの手順により、原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機

冷却水設備による冷却機能が喪失した場合の対応であるタービン動補助給水ポンプ又は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及び移動式大容量ポンプ車を用いた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を行う。また、主蒸気逃がし弁の機能回復を行う。

(VI) 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能は、原子炉格納容器スプレイ設備による冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損の緩和、並びに放射性物質の濃度を低下させるため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.6の手順に加えて、消火用水系

続が使用できない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口を使用し、消防自動車から原子炉格納容器へ注水する手順及び1.6の手順を実施するに当たり、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順を整備する。

これらの手順により、格納容器スプレイ設備による冷却機能が喪失した場合の対応である常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、移動式大容量ポンプ車を用いた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を行う。また、B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)の機能回復を行う。

(VII) 「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.7の手順に加えて、消火用水系統が使用できない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口を使用し、消防自動車から原子炉格納容器へ注水する手順及び1.7の手順を実施するに当たり、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順を整備する。

これらの手順により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる機能が喪失した場合の対応である常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、移動式大容量ポンプ車を用いた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を行う。また、B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)の機能回復を行う。

(VIII) 「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止することにより原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する対処設備及び手順を整備する。また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉を冷却するための対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても溶融炉心による原子炉格納容器の破損を緩和するため及び溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.8の手順に加えて、消火用水系統が使用できない場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口を使用し、消防自動車から原子炉に注水する手順及び原子炉格納容器へ注水する手順を整備する。

これらの手順により、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、原子炉格納容器の下部に落下した場合において、常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。また、B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)の機能回復を行う。

更に、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延するため、常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入を行う。また、B充てんポンプ(自己冷却)の機能回復を行う。

(IX) 「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による水素が、原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が発生し、水素が原子炉格納容器内に放出された場合の水素爆発による原子炉格納容器の破損を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

これらの手順により、炉心の著しい損傷が発生し、大量の水素が原子炉格納容器内に放出された場合においても静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置による水素濃度低減及び可搬型格納容器水素濃度計測装置及びガス分析計による水素濃度監視を行う。

また、大規模損壊時における電気式水素燃焼装置の起動に関しては、事故発生から1時間以上経過した場合は水素爆轟による原子炉格納容器破損の脅威が予想されるため実効性があり、かつ水素

燃焼による原子炉格納容器の健全性に悪影響を与えないと判断できる場合に起動する手順とする。

(X) 「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内に水素が放出され、原子炉格納容器内から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした水素による原子炉建屋等の損傷を緩和するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.10の手順に加えて、可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)を用いてアニュラス水素濃度計測装置により計測する手順を整備する。

これらの手順により、炉心の著しい損傷が発生し、水素が原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合においてもアニュラス内の水素濃

度を低減するためのアニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット等による水素排出及びアニュラス水素濃度計測装置、可搬型格納容器水素濃度計測装置等による水素濃度監視を行う。

(XI) 「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

使用済燃料ピットの冷却機能は、使用済燃料ピット水浄化冷却設備による冷却機能である。注水機能は、使用済燃料ピット水補給設備による注水機能である。

これらの機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための対処設備を整備している。

また、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減する対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても使用済燃料ピット内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮蔽し及び臨界を防止するため、また、使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し及び臨界を防止するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処

設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.11の手順に加えて、使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合、可搬型ディーゼル注入ポンプにより淡水又は海水を使用済燃料ピットへ注水する手順を整備する。

また、使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットへの注水による水位維持が不可能又は不明と判断した場合で燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱棟に近づけない場合は、消防自動車及び使用済燃料ピットスプレイヘッダの運搬、設置及び接続を行い、使用済燃料ピットへの外部からのスプレイを行う手順を整備する。

これらの手順により、使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能が喪失し又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、ディーゼル消火ポンプ及び消防自動車による注水に加え、可搬型ディーゼル注入ポンプによる注水を行う。

更に、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時においても、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプにより使用済燃料ピットへ接近せずにスプレイする操作、資機材等を用いた漏えい抑制対策及びロープ式水位計等を用いた使用済燃料ピットの監視を行う。

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合における使用済燃料ピットの優先順位に従った事故対応例について以下に示す。

- (i) 使用済燃料ピット水の漏えい緩和のための操作を実行するに当たり最も重要な判断は、使用済燃料ピット(燃料取扱棟)へのアクセス可否となる。これは現場の被害状況(火災発生の有無、線量等)に依存する。
- (ii) 使用済燃料ピットへアクセス可能な場合には、準備から注水するまでの時間が比較的短い常設設備(ディーゼル消火ポンプ)を用いた注水操作を実施する。
- (iii) (ii)の操作により使用済燃料ピットの水位維持ができない場合、消防自動車、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプを用いて使用済燃料ピットへ注水操作を試みる。
- (iv) (iii)の操作を行っても水位が維持できない場合、燃料取扱棟内部からのスプレーが可能であれば、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプを用いた使用済燃料ピットスプレー操作を実施する。
- (v) (iv)と並行して、使用済燃料ピット水の漏えいを抑制するため、あらかじめ準備している漏えい抑制のための資機材を用いた手段により、使用済燃料ピット内側からの漏えい緩和を試みる。
- (vi) 使用済燃料ピットへアクセスできない場合や建屋内部での使用済燃料ピットスプレーが困難な場合、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプを用いた外部からのスプレーを実施する。また、移動式大容量ポンプ車及び放水砲を用いた燃料取扱棟への放水操作を実施する。

(XII) 「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順を整備する。

また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、航空機燃料火災への泡消火により、火災に対応する手順等を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても発電所外への放射性物質の放出を低減するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを計測するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.12の手順に加えて、原子炉格納容器、原子炉周辺建屋等が破損している場合又は破損が不明な状況において、建屋周辺の線量率が上昇している場合は、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器へ注水する手順を整備する。

これらの手順により、移動式大容量ポンプ車及び放水砲による原子炉格納容器への放水に加え、放水砲を準備するまでの間、スプレイラインが使用可能な場合は、常設電動注入ポンプ、B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可

搬型ディーゼル注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ操作等を実施することにより、放射性物質の放出低減を行う。

放水砲の設置位置については、複数箇所をあらかじめ設定しているが、現場からの情報等を勘案し、原子力防災管理者が総合的に判断する。また、放水砲の放射方法としては、原子炉格納容器の破損範囲を覆うような噴霧放射を基本とする。

使用済燃料ピットからの放射性物質の放出低減対策については、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」における注水手段及びスプレイ手段により行うが、当該の手段が有効ではない場合に、本項における放水砲による放射性物質の放出低減対策を実施する。

以下に、放水砲を使用した具体的な事故対応を示す。

(i) 放水砲の使用判断

大規模損壊の発生により、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至るような場合には、「大規模損壊時に対応する手順」に基づく初動対応フローに従い、プラント状態を把握するとともに、放射性物質の放出低減に対して迅速な対応ができるよう移動式大容量ポンプ車の準備を行う。

原子炉格納容器圧力の低下、エリアモニタ、モニタリングステーション及びモニタリングポストの指示値の上昇、目視による原子炉格納容器の破損等を確認した場合には、初動対応フローの優先順位に従い「放射性物質放出低減フロー」を選択する。当該フローにおいては、格納容器スプレイラインが使用可能な場合は、準備

時間が比較的短い格納容器スプレイ操作を実行する。なお、格納容器スプレイラインが使用不能な場合又は放水砲による放水が必要と判断された場合には、放水砲による放射性物質の放出低減のための操作を選択する。

(ii) 放水砲の設置位置の判断

放水砲の設置位置として、原子炉格納容器へ放水する場合に備え複数箇所をあらかじめ設定しているが、現場からの情報(風向き、火災の状況、損傷位置(高さ、方位))等を勘案し、原子力防災管理者が総合的に判断して、適切な位置からの放水を重大事故等対策要員へ指示する。

(iii) 放水砲の設置位置と原子炉格納容器又は燃料取扱棟への放水可能性

[原子炉格納容器へ放水する場合]

前述のとおり、放水砲は状況に応じて適切な場所に設置する。原子炉格納容器から約80mの範囲内、かつ敷地高さEL.+11mに放水砲を設置すれば、原子炉格納容器頂部までの放水が可能である。

また、海水取水箇所については複数箇所を想定するとともに、ホースの布設ルートについても、そのときの被害状況や火災の状況を勘案して柔軟な対応ができるよう複数のアクセスルートを設定した手順及び設備構成とする。

[使用済燃料ピットへ放水する場合]

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合に

おける対応では、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」に示す可搬型ディーゼル注入ポンプでの使用済燃料ピットスプレイヘッドによる内部又は外部からのスプレイに加え、消防自動車での使用済燃料ピットスプレイヘッドによる内部又は外部からのスプレイを実施する。

更に、本操作を実施することが困難な状況（大規模な火災等により燃料取扱棟に接近できない場合）においては、放水砲により燃料取扱棟へ放水する手段もある。この場合、原子炉格納容器へ放水する場合と同様、風向き、火災の状況、損傷位置（高さ、方位）等に応じて放水砲を設置する。

放水砲による原子炉格納容器等への放水により、放射性物質を含む汚染水が発生することから、発電所外への流出を抑制するため、放射性物質吸着剤設置及びシルトフェンスにより汚染水の海洋への放出低減を行う。

シルトフェンス設置前に放水砲で放水を実施した場合、放射性物質を含む汚染水は、雨水排水の流路を通過して海に流れるため、3号機及び4号機放水口側雨水排水処理槽等に放射性物質吸着剤を設置し、雨水排水の流路から流れてきた汚染水が通過することにより放射性物質を吸着させ、海洋への放射性物質の放出低減を図る。

シルトフェンスは、3号機及び4号機放水口側雨水排水処理槽放水箇所付近等に設置する。

また、1号機及び2号機側においては、3号機及び4号機のシルトフェンス設置後、吐口水槽等に放射性物質吸着剤を設置し、その後、吐口水槽放水箇所付近等にシルトフェンスを設置する。

(XIII) 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

設計基準事故の収束に必要な水源は、復水タンク、燃料取替用水タンクである。これらの水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給する対処設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を用いた手順等を整備する。

当該手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」に示す2次冷却系からの除熱手段、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」に示す原子炉への注水手段、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」に示す原子炉格納容器への注水等の手段、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」に示す使用済

燃料ピットへの注水手段並びに「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」に示す原子炉格納容器等への放水等を行うために必要となる水源の確保に関する手順である。

これらの手順により、代替淡水源を使用した中間受槽への供給及び海水(取水ピット、取水口)を水源とした中間受槽への供給を行う。また、その他の代替手段として2次系純水タンク及び原水タンクを水源とすることにより中間受槽へ供給を行う。

重大事故等対策にて整備する1.13の手順に加えて、長期間にわたる大津波警報が発令されている状況等を考慮し、被災状況、場所により適切なルートで淡水の水源を確保する手順を整備する。

(XIV) 「1.14 電源の確保に関する手順等」

i 重大事故等対策に係る手順

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保する設備及び手順を整備する。

ii 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を緩和するための代替電源を供給するため、重大事故等対策で整備した手順を基本とし、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備等を

用いた手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.14の手順に加えて、非常用母線2系統が損傷した場合に、発電機車(高圧発電機車又は中容量発電機車)、変圧器車及び可搬型分電盤により、アニュラス空気浄化ファン、電気式水素燃焼装置、可搬型格納容器水素濃度計電源盤及びサンプリング弁に電源を供給する手順を整備する。

これらの手順により、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合においても大容量空冷式発電機、号炉間電力融通電路、発電機車(高圧発電機車又は中容量発電機車)及び直流電源用発電機等による電源の確保を行う。

全交流動力電源及び直流電源喪失が発生した場合における対応手段の優先順位は、早期に準備が可能な常設設備による給電を優先して実施し、その後、可搬型設備による給電を実施する。また、電源機能が喪失し、監視パラメータの計測が不能になった場合には、可搬型計測器によるパラメータ監視を実施する。

(XV) 「2.1 可搬型設備等による対応手順等」

大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時に使用する設備と手順については、先に記載した(II)から(XIV)で示した重大事故等対策で整備する手順等を活用することで「炉心の著しい損傷を緩和するための対策」、「原子炉格納容器の破損を緩和するための対策」、「使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体等の著しい損傷を緩和するための対策」、「放射性物質の放出を低減させるための対策」、「大規模な火災が発生した場合の消火活動」の措置を行う。

なお、可搬型設備等による対応手順等のうち、柔軟な対応を行うための大規模損壊に特化した手順を以下に示す。

- i B充てんポンプ(自己冷却)で注入し、加圧器逃がし弁を開とする手順
- ii 消防自動車を可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口に接続し、原子炉に注水する手順
- iii 消防自動車を可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口に接続し、原子炉格納容器に注水する手順
- iv 使用済燃料ピットへ可搬型ディーゼル注入ポンプで注水する手順
- v 使用済燃料ピットへ消防自動車ですプレーイする手順
- vi 大津波警報発令時、八田浦貯水池を移動式大容量ポンプ車の取水源とする手順
- vii 可搬型バッテリーを使用してアニュラス水素濃度を計測する手順
- viii 可搬型代替所内電気設備による原子炉格納容器破損を防止するための設備へ給電する手順
- ix 可搬型計測器を現場盤に接続し計測する手順
- x 移動式大容量ポンプ車によるA系格納容器再循環ユニットへの海水通水を実施する際、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排水する手順

これら手順のうち、炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等については、iからiii及びixが該当する。

原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等については、iからiii及びviからxが該当する。

使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等並びに放射性物質の放出を

低減するための対策に関する手順等については、ivからviが該当する。

IV IIIに示す大規模損壊への対応手順書は、万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備するが、中央制御室での監視及び制御機能に期待できる可能性も十分に考えられることから、運転手順書も並行して活用した事故対応も考慮したものとする。例えば、重大事故等発生時において運転手順書で対応中に、期待する重大事故等対処設備等(例:大容量空冷式発電機、常設電動注入ポンプ等)の複数の機能が同時に喪失する等、重大事故シナリオベースから外れて大規模損壊へ至る可能性のあるフェーズへ移行した場合にも活用できるものとする。すなわち、原因となった事象により喪失した機能に着目して、その機能を代替するための対策が行える手順書の構成とする。

V IIIに示す大規模損壊への対応手順書については、地震及び津波により発生する可能性のある大規模損壊に対して、また、PRAの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて、当該事故により発生する可能性のある重大事故、大規模損壊への対応も考慮する。加えて、大規模損壊発生時に、同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく、炉心注水、電源確保、放射性物質放出低減等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。

VI 発電用原子炉施設において整備する大規模損壊時に対応する手順については、大規模損壊に関する考慮事項等、米国におけるNEIガイドの考え方も参考とする。また、当該ガイドの要求内容に照らして発電用原子炉施設の対応状況を確認する。

(b) 大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊発生時の体制については、組織が最も有効に機能すると考えられる通常の緊急時対策本部の体制により対応することを基本としつつ、通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備する。

また、重大事故等を超えるような状況を想定した1.15.4.1(1)b.(a)イにおける大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提とし、中央制御室が機能喪失するような通常とは異なる体制で活動しなければならない場合にも対応できるようにするとともに、重大事故等対策では考慮されない大規模損壊に対するぜい弱性を補完する手順書を用いた活動を行うための教育、訓練の実施及び体制の整備を図る。

イ 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練の実施

大規模損壊時への対応のための緊急時対策本部要員への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練を基に、専属自衛消防隊員への教育及び訓練については、火災防護の対応に関する教育及び訓練を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、以下の教育及び訓練を実施する。また、重大事故等対策要員のうち保修対応要員（以下「保修対応要員」という。）については、電制系に係る力量、機械系に係る力量といった要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって対応できるような力量を確保していくことにより、期待する要員以外の要員でも対応できるよう教育及び訓練の充実を図る。その他、発電所構内に勤務する緊急時対策本部要員以外の人員を割り当てなければならない事態を想定して、原子力災害への活動に協力するための教育を実施する。必

要となる力量を第1.15-43表に示す。

- (イ) 大規模損壊時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育を定期的実施する。
- (ロ) 保修対応要員は、役割に応じて付与される力量に加え、例えば保修対応要員の被災又は想定より多い要員が必要となった場合において、優先順位の高い緩和措置の実施に遅れが生じることがないように、臨機応変な配員変更に対応できる知識及び技能を習得する等、流動性を持って柔軟に対応できるよう保修対応要員の多能化を図るための教育及び訓練を計画的に実施する。
- (ハ) 緊急時対策本部要員(指揮者等)に対し、通常指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限に活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練を実施する。また、専属自衛消防隊員に対し大規模損壊発生時に対応するための教育及び訓練を実施する。
- (ニ) 大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施する。

ロ 大規模損壊発生時の体制

発電用原子炉施設において重大事故等及び大規模損壊(大規模火災の発生含む)のような原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去並びに原子力災害の拡大防止及び緩和その他必要な活動を迅速かつ円滑に実施するため、所長(原子力防災管理者)は、発電所に事務系社員を含む通常原子力防災組織の体制を基本とする緊急時対策本部の体制を整える。

- (イ) 休日、時間外(夜間)において、重大事故等及び大規模損壊のような

原子力災害が発生した場合にも、速やかに対応を行うための対応要員として、発電所構内又は近傍に運転員(当直員)12名、緊急時対策本部要員(指揮者等)4名、重大事故等対策要員36名、専属自衛消防隊員8名を確保し、体制を整備する。

また、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、中央制御室(運転員(当直員)を含む)が機能しない場合においても、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員(指揮者等)にて初動及び初動後対策を実施する。

(ロ) 大規模損壊発生時において、緊急時対策本部要員として非常召集が期待される社員寮及び社宅の召集要員の非常召集ルートは複数ルートを確保し、その中から適応可能なルートを選択し発電所へ非常召集する。

なお、発電所周辺(社員寮、社宅等)から非常召集される召集要員は、集合場所に集合し、発電所の状況等の確認を行い、発電所への移動を開始する。

(ハ) 休日、時間外(夜間)において、大規模な自然災害が発生した場合には、上記のアクセスルートにより社員寮、社宅等からの召集要員に期待できると想定されるが、万一召集までに時間を要する場合であっても、発電所構内及び近傍の最低要員により当面の間は事故対応を行えるよう体制を整備する。

ハ 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方

大規模損壊発生時には、通常原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、対応要員を確保

するとともに指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊時に対応するための体制を以下の基本的な考え方にに基づき整備する。

- (イ) 大規模損壊への対応要員を常時確保するため、休日、時間外(夜間)における副原子力防災管理者を含む対応要員は、地震、津波等の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が発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。また、地震、津波等の大規模な自然災害によって、待機場所への影響が考えられる場合は、屋外への退避及び高台への避難等を実施する。なお、建物の損壊等により上記要員の一部が被災するような状況においても、発電所構内に勤務している他の要員を緊急時対策本部での役務に割り当てる等の措置を講じる。

更に、人命救助や物品の移動等の必要な活動については、発電所構内に勤務している他の人員を可能な範囲で割り当てる等の措置を講じる。

- (ロ) 地震、津波等の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の発生により、通常原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考慮し、原子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることで体制を維持する。

- (ハ) 大規模損壊等により炉心が損傷した場合において、原子炉格納容器の破損のおそれ又は破損した場合、代替緊急時対策所に残る要員(以下「最低限必要な要員」という。)以外を玄海エネルギーパーク等で待機させるか発電所外へ一時避難させるかを判断する。

プルーム放出時は、最低限必要な要員は代替緊急時対策所に留まり、プルーム通過後、活動を再開する。プルーム通過時、最低限必要な要員以外の要員は発電所外へ一時避難し、その後、最低限必要な要員と交代する要員として発電所へ再度非常召集する。

(ニ) 大規模損壊と同時に大規模火災が発生している場合、緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、専属自衛消防隊は消火活動を実施する。また、原子力防災管理者が、事故対応を実施及び継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、重大事故等対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で消火活動に従事させる。

なお、緊急時対策本部の体制が整った後は、本部長の判断により、自衛消防組織を設置し、自衛消防組織による消火活動を実施する。

ニ 大規模損壊発生時の対応拠点

大規模損壊が発生した場合において、本部長を含む緊急時対策本部要員が対応を行うに当たっての拠点は、代替緊急時対策所が基本となる。また、運転員(当直員)の拠点については、中央制御室が機能している場合は中央制御室とするが、中央制御室が機能していない場合や火災等により運転員(当直員)に危険が及ぶおそれがある場合は、施設の損壊状況及び対応可能な要員等を勘案し緊急時対策本部が判断する。

なお、代替緊急時対策所以外の代替可能なスペースも状況に応じて活用する。

ホ 大規模損壊発生時の支援体制の確立

(イ) 本店対策本部体制の確立

I 発電用原子炉施設において大規模損壊が発生した場合の本店からの支援を実施するため、社長を本店の本部長とする本店対策本部が速やかに確立できるよう体制を整備する。

II 社長は、原子力事業所災害対策支援拠点の設置が必要と判断した

場合、あらかじめ選定しておいた施設の候補の中から放射性物質の影響等を勘案した上で適切な拠点を選定し、先遣隊として本店対策本部の要員及びその他必要な要員を派遣するとともに、原子力事業所災害対策支援拠点に必要な資機材等の輸送を、陸路を原則として実施する。

III 原子力災害と非常災害(一般災害)の複合災害発生時には、原子力災害対策組織と非常災害(一般災害)対策組織を統合し、対策総本部(統合本部)として、一体となって対応を実施する。

また、社長は総本部長として全社対策組織を指揮し、原子力災害対策組織については原子力発電本部長が副総本部長、非常災害(一般災害)対策組織については副社長が副総本部長となり、それぞれの対策組織の責任者として指揮する。

(ロ) 外部支援体制の確立

I 大規模損壊発生時における発電所への外部支援体制は、「1.15.4.1(1) a.(c) 支援に係る事項」で整備する原子力災害発生時の外部支援体制と同様である。

(c) 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

大規模損壊の発生に備え、1.15.4.1(1)b.(a)イにおける大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。

イ 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への対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

大規模損壊発生時において、可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また、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の共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように考慮する。

(イ) 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、地震により生じる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する。

(ロ) 可搬型重大事故等対処設備は、津波により常設重大事故等対処設備又は設計基準事故対処設備と同時に機能喪失させないよう基準津波を一定程度超える津波に対して裕度を有する高台に保管する。

(ハ) 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備が設置されている建屋並びに屋外の設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備のそれぞれから100mの離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する。

(ニ) 原子炉建屋外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備は、竜巻及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮し、可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管するとともに、常設設備への接続口、アクセスルートを複数設ける。

(ホ) 地震、津波、大規模火災等の発生に備え、アクセスルートを確保するために、速やかに消火及びがれき撤去できる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。特に、ホイールローダ等のアクセスルート復旧用重機については、比較的標高が高い場所(EL.+16m、+28m)に分散して保管する。

ロ 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるよう、原子炉建屋及び原子炉補助建屋から100m以上離隔をとった場所に分散して配備する。

(イ) 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。

(ロ) 地震及び津波の大規模な自然災害による油タンク火災又は故意による大型航空機の衝突による大規模な燃料火災の発生時において、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び小型放水砲等を配備する。

(ハ) 炉心損傷及び原子炉格納容器破損による高線量の環境下において事故対応するために着用するマスク、高線量対応防護服及び線量計等の必要な資機材を配備する。

(ニ) 化学薬品等が流出した場合に事故対応するために着用するマスク、長靴等の資機材を配備する。

(ホ) 移動式大容量ポンプ車によるA系格納容器再循環ユニットへの海水通水を実施する際、原子炉補機冷却水冷却器室が浸水した場合に排

水するための可搬型ポンプ等の資機材を配備する。

- (へ) 大規模な自然災害により外部支援が受けられないことを想定して防護具、放射線管理用資機材及び食料等の資機材を確保する。
- (ト) 大規模損壊発生時において、指揮者と現場間、発電所の内外との連絡に必要な通信手段を確保するため、多様な複数の通信手段を整備する。

また、通常の通信手段が使用不能な場合を想定した通信連絡手段として、携帯型通話設備、無線連絡設備、衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備するとともに、消火活動専用の通信連絡が可能な無線連絡設備を配備する。

1.15.4.2 決定論的安全解析における人の措置

「1.15.2.4 想定起因事象及び事故シナリオのリスト」を参照。

1.15.4.3 確率論的安全解析における人の措置

「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」を参照。

1.15.5 決定論的安全解析

1.15.5.1 手法の一般的説明

(1) 評価に当たって考慮する事項

a. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故

(a) 安全機能に対する仮定

イ 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ものは、原則として「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」において定めるMS-1に属するもの及びMS-2に属するものとする。

但し、MS-3に属するタービントリップ動作は作動系に高い信頼性を有する設計としているので、その作動に期待する。

解析に当たって、考慮している主要な安全機能を第1.15-44表及び第1.15-45表に示す。

ロ 解析に当たっては、想定された事象に加えて、事故に対処するために必要な系統、機器について原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能別に、解析の結果を最も厳しくする機器の単一故障を仮定した解析を行う。この場合、事象発生後短時間にわたっては動的機器について、また、長時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。但し、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、原則として故障を仮定しない。

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。

ハ 事象に対処するために必要な運転員の手動操作については、適切な時

間的余裕を考慮する。

ニ 安全保護系の動作を期待する場合においては、安全保護系作動のための信号の種類及び信号発生時点を明確にする。安全保護系以外の系であっても、その動作が解析の結果に有意な影響を与えるものについては、同様とする。

ホ 設計基準事故の解析に当たって、工学的安全施設の動作を期待する場合においては、外部電源が利用できない場合も考慮する。

b. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価

(a) 有効性評価において考慮する措置

グループ化した事故シーケンスごとに、整理して評価を行う。評価に当たっては、重大事故等対策としている設備を用いたものを対象とするが、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、資源及び要員の確保に関する評価を行う。なお、「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」における1つの事故シーケンスグループにおいて複数の対策があり、それぞれで重要事故シーケンス等を選定していない場合には、代表性、包絡性を整理し、解析を行う。また、「運転中の原子炉における重大事故」における1つの格納容器破損モードにおいて複数の対策がある場合には、各々の対策について解析を行う。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

グループ化した事故シーケンスごとに、PRAの結果を踏まえ、起回事象の発生に加えて想定する多重故障、共通原因故障又は系統間の機能依存性を考慮した従属故障等の安全機能の喪失を考慮する。また、機能喪失の要

因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しない。

(c) 外部電源に対する仮定

外部電源有無の双方について考慮するが、基本的には常用系機器の機能喪失、工学的安全施設の作動遅れ及び運転員等操作への影響を考慮して外部電源がない場合を想定する。但し、外部電源を考慮した方が有効性を確認するための評価項目に対して評価結果の余裕が小さくなるような場合は、外部電源がある場合を想定する。

(d) 単一故障に対する仮定

重大事故等は設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており、更に、重大事故等対処設備は設計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。

(e) 運転員等の操作時間に対する仮定

事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。

イ 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報発信等から10分後に開始する。

ロ イの操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、イの操作から1分後に開始する。

ハ 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点と

して中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。

ニ 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。

ホ その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。

なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルート状況、操作場所の作業環境等を踏まえ、実現可能と考えられる操作時間の想定等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。

(2) 安全解析における安全余裕

a. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故

(a) 解析に使用するモデル及びパラメータ

解析に当たって使用するモデル及びパラメータは、評価の結果が厳しくなるように選定する。また、蒸気発生器伝熱管施栓率は10%までを考慮する。但し、評価目的の範囲内で合理的なものを用いるものとする。なお、パラメータに不確定因子が考えられる場合には適切な安全余裕を見込んで解析を行う。

また、原則としてパラメータは、ウラン燃料炉心とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心の両炉心を包絡するように選定する。更に、ウラン燃料とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料では燃料中心温度等の解析結果が異なるため、ウラン燃料とウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で判断基準が同じ場合は、評価の結果が厳しくなる燃料を選定し、判断基準が異なる場合は、

各々の燃料について解析を行う。なお、「原子炉冷却材喪失」及び「制御棒飛び出し」については、炉心により解析結果が異なるため、評価の結果が厳しくなる炉心の解析を行う。

b. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価

(a) 有効性評価に使用する計算プログラム

有効性評価において使用する計算プログラム(以下「解析コード」という。)は、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や措置に係る運転員等の判断や操作時間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、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものを選定して使用する。

(b) 有効性評価における解析の条件設定

有効性評価における解析の条件設定については、「1.15.1.2(2)、1.15.5.1(1)b. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価」による仮定等を考慮するとともに、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目に対して余裕が小さくなるような設定とするが、標準値として評価項目となるパラメータに対し有意な影響を及ぼさないことを踏まえて条件を設定する場合もある。また、解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。

(c) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。

不確かさ等の影響確認は、評価項目に対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。

イ 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

「1.15.5.1(3)b. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価に使用する計算プログラム」において、重要現象として評価指標及び運転操作に対する影響が大きい又は中程度と考えられる物理現象を選定しており、そのうち第1.15-46表から第1.15-48表に示す物理現象を有効性評価において評価項目となるパラメータに有意な影響を与えると整理している。解析コードの不確かさは、選定している重要事故シーケンス等における上記の物理現象に対する不確かさを考慮し、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

ロ 解析条件の不確かさの影響評価

解析条件のうち、初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさについて、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。また、解析条件である操作条件の不確かさとして、上記の解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作開始時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

ハ 操作時間余裕の把握

解析上考慮する運転員等操作の各々について、その遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目に対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

(3) 使用する計算機コードの説明

a. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に使用する計算プログラム

運転時の異常な過渡変化の解析及び設計基準事故の解析に使用する計算プログラム(以下「コード」という。)の一覧表をそれぞれ第1.15-49表及び第1.15-50表に示す。表中の計算コードの概要を次に記載する。

(a) FACTRAN

燃料棒の過渡解析コードFACTRANは、燃料棒の過渡変化を計算する詳細な解析コードで、制御棒飛び出しのような急峻な過渡変化を取り扱えるよう燃料を十分多数の半径方向空間ノードに区分し、温度の関数である材料の物性値及び詳細な燃料ペレット-燃料被覆管ギャップの熱伝達の計算、

DNB後の過渡変化を取り扱う遷移及び膜沸騰熱伝達相関式、ジルコニウム-水反応及び材質の部分的熔融計算の模擬が可能である。

FACTRANの入力には、原子炉出力及び1次冷却材パラメータ(圧力、流量、温度、密度)を時間の関数として含み、出力としては、金属被覆の燃料棒断面の温度分布の過渡変化及び被覆管の表面における熱流束の過渡変化が求められる。

(b) MARVEL

プラント過渡特性解析コードMARVELは、原子炉容器、1次冷却材高温側配管、1次冷却材低温側配管、蒸気発生器、加圧器及び加圧器サージ管を含む1次冷却系全体を適切に模擬し、6群の遅発中性子及び反応度帰還を含む1点近似中性子動特性、燃料棒の熱的動特性、1次冷却材の熱水力学的挙動及び蒸気発生器内での熱伝達を計算する。制御系としては、制御棒制御系、タービンバイパス制御系、給水制御系及び加圧器圧力制御系を模擬し、更に、必要に応じて原子炉保護設備、工学的安全施設及び化学体積制御設備等の模擬が可能である。

このコードは、特に多ループの加圧水型原子炉でループ間で異なった条件が存在する場合のプラント過渡特性解析に有効である。解析目的により、多ループプラントの物理的、熱的及び熱水力学的特性は、2つの等価ループに分けて扱われる。

MARVELの入力には、原子炉出力、1次冷却材温度等の初期条件、1次冷却材体積等のプラントデータ、核特性データ、原子炉保護設備及び非常用炉心冷却設備作動限界値等を含み、出力としては、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材温度及びDNB相関式に基づくDNBR等の過渡変化が求められる。

(c) PHOENIX

1次冷却材流量過渡特性解析コードPHOENIXは、単一あるいは複数の1次冷却材ポンプの故障に対し個々のループ流量、炉心流量及びポンプ回転数を計算する。流量は、各々の1次冷却材ループ及び炉心に沿って1次冷却材流量の運動量平衡方程式を解くことにより計算する。この運動量平衡の式には連続の式、ポンプの運動量平衡の式及びポンプ特性を含んでいる。1次冷却材ループ数は、最大6ループまで模擬可能である。

PHOENIXの入力には、慣性モーメント、揚程曲線等の1次冷却材ポンプ特性データ等を含み、出力としては、1次冷却材流量の過渡変化が求められる。

(d) CHICKIN-M

炉心動特性解析コードCHICKIN-Mは、炉心内の熱出力を6群の遅発中性子及び反応度帰還を含む1点近似動特性方程式により求め、特に反応度が急激に加わる事象の解析に有効である。燃料中の温度は半径方向だけの1次元の熱伝導方程式を、また、流路内の1次冷却材の温度、流量及び圧力は軸方向だけの1次元の質量、運動量及びエネルギー保存則を適用して求める。これらの変数より燃料による反応度帰還量及び1次冷却材密度による反応度帰還量を求め、これに制御棒クラスタによる反応度変化を加えた全反応度変化が1点近似動特性方程式の入力となり、熱出力の変化が求められる。

CHICKIN-Mの入力には、燃料の形状、核特性等の炉心データ、原子炉出力及び1次冷却材温度等の初期条件を含み、出力としては、中性子束及び1次冷却材温度等の過渡変化が求められる。

(e) THINC-III

過渡解析に使用する熱水力計算コードTHINC-IIIは、熱水力設計計算コードTHINC-Iに過渡解析の機能を持たせたコードであり、炉心を3次元的に分割して、各メッシュに対し質量、運動量及びエネルギー保存則を適用して解くものである。

THINC-IIIの入力には、炉心定数に加えて、炉心入口流量、熱流束及び出力等を時間の関数として含み、出力としては、炉心内冷却材温度、圧力、密度、ボイド率及びDNB相関式によるDNBR等の時間変化が求められる。

(f) TWINKLE

多次元炉心動特性解析コードTWINKLEは、主に反応度事故に対し、空間及び時間依存中性子束の動特性変化を解析する詳細な解析コードである。空間依存性は、3次元まで考慮されており、中性子束の動特性解析はエネルギー2群拡散方程式を解く。

遅発中性子は6群で模擬する。更に、6領域からなる燃料ペレット－被覆管－1次冷却材燃料棒熱伝達モデル及び縦軸方向を中性子束の動特性解析と同じメッシュ点で解く1次冷却材熱水力モデルを含む。ドップラ及び減速材等の負帰還効果は空間依存として扱い、1点近似動特性モデルと異なって、各メッシュ点で吸収断面積の補正をすることにより考慮されている。

TWINKLEの入力には、各メッシュでの中性子断面積、実効増倍率、入口温度、圧力及び流量等を時間の関数として含み、出力としては、中性子束レベル、中性子束分布及び炉心熱系の応答が空間及び時間依存で求められる。

(g) SATAN-M

ブローダウン解析コードSATAN-Mは、1次冷却系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギー保存則を解き、1次冷却系配管破断時における各ノード内冷却材の圧力、エンタルピ、密度、ノード間の流量を算出するものであり、平均及び高温領域炉心状態、1次冷却材ポンプ状態、出力変化、破断口流出流量、原子炉トリップ及び非常用炉心冷却設備状態等の諸量の模擬が含まれている。

蓄圧注入系の評価で注入水バイパス量を求める必要がある場合にはバイパス終了時間を求め、その時間までに蓄圧タンクより注入された水が炉心をバイパスするものとする。このバイパス終了時間は、ドリフトフラックスモデルにより計算される注入水が原子炉容器ダウンコマを下降し始める時間である。

SATAN-Mの入力には原子炉出力、1次冷却材温度等初期状態を指定する運転パラメータ、系の形状及び水力学的諸量、核特性データ及び燃料状態を指定する炉心データ、原子炉保護設備と非常用炉心冷却設備作動限界値及び動作特性パラメータ、1次冷却材ポンプ特性曲線、破断想定位置、断面積及び体様等の条件を含み、主要な出力はブローダウン各時点における炉心圧力、炉心流量、エンタルピ等の燃料棒熱解析に必要な諸量、リフィル解析の初期条件となる蓄圧タンク残存水量、蓄圧タンク圧力、蒸気発生器2次側状態量、原子炉容器内残存水量、原子炉格納容器内圧解析に必要な破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。

(h) SATAN-VI

ブローダウン解析コードSATAN-VIは、原子炉格納容器健全性評価におけるブローダウン現象を模擬するものであり、大破断ブローダウン解析用SATAN-Mと同等なコードである。SATAN-VIの入力にはSATAN-Mと同様の

諸量を含み、主要な出力はブローダウン各時点における原子炉格納容器内圧解析に必要な破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。

(i) SATAN-M (Small LOCA)

小破断ブローダウン解析コードSATAN-M (Small LOCA)は、小破断時の現象を考慮して気水分離現象及びノード間の水頭差がより正確に算出できるように、大破断ブローダウン解析用SATAN-Mに機能追加を行ったコードである。

SATAN-M (Small LOCA)の入力にはSATAN-Mと同様の諸量を含み、主要な出力はブローダウン各時点における炉心圧力、炉心流量及び気泡炉心水位等の燃料棒熱解析に必要な諸量である。

(j) WREFLOOD

リフィル／再冠水解析コードWREFLOODは、非常用炉心冷却設備性能評価においてはリフィル期間、また、原子炉格納容器の健全性評価においてはリフィル及び再冠水期間における1次冷却系全体の模擬をSATAN-M又はSATAN-VIに引き続き行う。

リフィル期間はバイパス終了後、非常用炉心冷却設備からの注水により、原子炉容器下部プレナムが満水になるまでを模擬する。

再冠水期間は炉心において発生する蒸気及び巻き込み水のループを通過しての原子炉格納容器への放出が主な現象であるから、ループ内における流量は分岐点、注入点以外は一樣として運動量方程式を解く方法を用いている。但し、各場所における圧力が一樣でないことを考慮するため、1次冷却系をノードに区分して模擬する。また、流体のエンタルピー変化に対しては、原子炉容器ダウンカマ及び下部プレナムでの器壁からの伝熱、炉心内にお

ける崩壊熱及び他の残留熱の放出、蒸気発生器内における2次側からの伝熱が考慮されている。

破断口外部の背圧すなわち原子炉格納容器内圧はこのコードと同時に計算されるCOCOコード(後述)の出力として与えられる。

WREFLOODの入力は系の形状及び水力学的諸量、非常用炉心冷却設備の動作特性パラメータ、蓄圧タンク、原子炉容器残存水量及び蒸気発生器2次側状態量等を含み、主要な出力は再冠水解析に必要な再冠水開始時刻(注入水によって下部プレナムが満水になる時刻)、再冠水開始時の蓄圧タンク残存水量等の諸量、原子炉格納容器内圧解析の入力となる破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。

(k) BASH-M

再冠水解析コードBASH-Mは、非常用炉心冷却設備性能評価において、再冠水期間における1次冷却系全体の模擬を行い、燃料被覆管最高温度を計算するための燃料棒熱解析に必要な炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を算出する。BASH-Mは大別して炉心部の流動・伝熱モデルとそのほかの1次冷却系流動モデルからなる。

炉心部の流動・伝熱モデルでは、平均出力に対応した燃料棒内の熱伝導方程式を解く部分と、流体挙動を質量、エネルギー保存則とドリフトフラックスモデルにより解く部分からなるが、軸方向を詳細にノード分割し、熱伝達モデルを介在することで、両者は結合され、各ノードにおける流量、ボイド率、エンタルピ等が算出される。熱伝達モデルとしては、以下の体様が含まれ、各位置の流動状況に応じて使用される。

イ 液相への強制対流熱伝達

ロ 核沸騰熱伝達

- ハ 遷移沸騰熱伝達
- ニ 膜沸騰熱伝達
- ホ 液滴への輻射熱伝達
- ヘ 蒸気への強制対流熱伝達
- ト 蒸気への輻射熱伝達

1次冷却系流動モデルは、炉心部の流動・伝熱モデルより、炉心出口質量流量、エネルギー流量等を受け渡され、SATAN-Mと同様に、1次冷却系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギー保存則を解き、各ノード内冷却材の圧力、エンタルピ、密度、ノード間の流量等を算出し、炉心部の流動・伝熱モデルへ炉心入口質量流量等を受け渡す。炉心部の流動・伝熱モデルと1次冷却系流動モデルとは、このように互いに出力を受け渡ししながら計算を進める。

破断口外部の背圧すなわち原子炉格納容器内圧はこのコードと同時に計算されるCOCOコード(後述)の出力として与えられる。

BASH-Mの入力は、系の形状及び水力学的諸量、燃料の線出力密度等再冠水開始時初期条件、非常用炉心冷却設備の動作特性パラメータ等を含み、主要な出力は燃料棒熱解析に必要な炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ、原子炉格納容器内圧解析の入力となる破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。

(1) COCO

原子炉格納容器内圧解析コードCOCOは、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一様とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。

気相部の蒸気については過熱及び飽和状態、液相部の水については飽

和及び未飽和状態を模擬することができ、どの状態にあるかはコード内で自動的に判定して、対応した状態方程式を用いる。また、原子炉格納容器スプレッドシート設備等熱除去系のみならず、原子炉格納容器内構築物との間の熱の授受もモデルに組み込まれている。

COCOの入力としては、原子炉格納容器自由体積及び構築物形状・数量等のデータ、熱除去系等の特性及び作動パラメータ、圧力、温度、湿度等の初期条件のほかに、1次冷却系からの質量流量及びエネルギー放出量が必要であるが、これはブローダウン時にはSATAN-M又はSATAN-VI、リフィル時にはWREFLOOD、再冠水時にはBASH-M又はWREFLOODの出力として与えられる。主要な出力は原子炉格納容器内圧の時間変化である。

(m) LOCTA-M

燃料棒熱解析コードLOCTA-Mは、SATAN-M、WREFLOOD、BASH-Mの出力を入力として、ブローダウン過程より再冠水過程に至るまでの燃料棒熱解析を行い、燃料被覆管最高温度等を算出する。LOCTA-Mは大別して燃料被覆管表面熱伝達係数を求める部分と燃料棒熱モデル部分とから構成される。

燃料被覆管表面熱伝達係数は、ブローダウン中はSATAN-Mの出力として与えられる炉心圧力、炉心流量及びエンタルピ等から求められ、次のような体様が含まれる。

- イ 核沸騰熱伝達
- ロ 遷移沸騰熱伝達
- ハ 蒸気流への強制対流熱伝達
- ニ 蒸気への輻射熱伝達

リフィル中は燃料棒間の輻射熱伝達のみを考慮し、また再冠水過程はBASH-Mの出力として与えられる炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を入力として、BASH-Mの炉心部の流動・伝熱モデルと同一のモデルを使用して、燃料被覆管表面熱伝達係数を算出する。

熱モデル部分では燃料ペレット及び燃料被覆管を半径方向及び軸方向に区分し、境界条件の下で熱発生及び熱伝導を解くが、次の影響が考慮されている。

イ 燃料ペレット内での分布を考えた熱発生

ロ 燃料被覆管でのジルコニウム-水反応による熱発生

ハ 温度及び酸化ジルコニウム生成に伴う諸物性値の変化

ここで、燃料被覆管が破裂したと計算された後では、燃料被覆管内面において少なくとも破裂箇所の上・下各々3.8cmの範囲でジルコニウム-水反応が起こるものと仮定する。燃料被覆管と水との反応熱の評価はORNLの実験に基づいて三菱原子力工業㈱が作成した反応速度相関式により計算する。また、燃料被覆管のジルコニウム-水反応量はBaker-Justの式に基づいて計算する。

燃料ペレット-燃料被覆管の間のギャップ熱伝達係数は、ギャップ内気体組成、ギャップ形状、ギャップ内気体及び周辺の温度を考慮して求められる。この場合、燃料被覆管変形の影響も考慮されている。

LOCTA-Mの入力としてはSATAN-M、WREFLOOD及びBASH-Mの出力のほかに燃料ペレット初期温度と線出力密度等の燃料棒に関する初期条件が含まれる。出力としては「ECCS性能評価指針」の基準と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム-水反応量を含む。

(n) LOCTA-IV

燃料棒熱解析コードLOCTA-IVは、SATAN-M (Small LOCA) の出力を入力として、小破断ブローダウン時炉心部の水位が一時的に低下し燃料棒が露出する場合の燃料棒熱解析を行い、燃料被覆管最高温度等を算出する。LOCTA-IVの解析モデルは大破断解析用コードLOCTA-Mのブローダウン過程解析モデルと基本的に同じである。

LOCTA-IVの入力としてはSATAN-M (Small LOCA) の出力のほかに燃料ペレット初期温度と線出力密度等の燃料棒に関する初期条件が含まれる。出力としては「ECCS性能評価指針」の基準と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム-水反応量を含む。

(o) その他のコード

原子炉格納容器内あるいはアニュラス部内に浮遊する核分裂生成物からの γ 線による線量の計算にはそれぞれSCATTERINGコード、SPANコードを使用するが詳細は「1.15.5.3 (11) a. (a) イ(イ) I(III) 線量」で述べる。

また、特に中性子束分布の歪を考慮しなければならない事象については、核設計計算コードANCを使用して、燃焼度の関数としての2群群定数等を入力とし、3次元拡散計算を行い、減速材密度、キセノン濃度及びドップラ効果の空間分布を考慮した出力分布を求める。

b. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価に使用する計算プログラム

有効性評価に使用する解析コードは、事故シーケンスの特徴に応じて、重要現象がモデル化されており、実験等を基に検証され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものとして、以下に示す解析コードを使用する。また、重要事故シーケンス等に対して適用する解析コードについて、事故シーケ

ンスグループ等との対応を第1.15-51表から第1.15-53表に示す。

(a) M-RELAP5

イ 概要

制御系、熱水力、熱構造材、原子炉動特性等の計算機能を有し、原子炉の事故時の熱流動解析を行う上で汎用性の高い解析コードである。

熱流動解析では、1次系及び2次系を複数のボリューム並びにボリュームを接続するジャンクションで表し、気液各相の質量、運動量及びエネルギー保存式を独立に解き、各ボリュームの冷却材の圧力、温度、密度及びジャンクションの流量を各相について計算する。原子炉の解析においては、炉心出力変化、1次冷却材ポンプ、配管・機器からの冷却材の流出、原子炉トリップ、制御保護設備、ECCSの状態等の諸量の模擬を行う。

また、同時に実行される燃料棒熱解析では、炉心部を大別して高温燃料棒、高温集合体領域及び平均集合体領域に区別し、各々の領域で燃料棒熱解析を行う。各領域では燃料ペレット及び燃料被覆管を半径方向及び軸方向に分割し、熱流動計算側から計算ステップごとに得られる圧力、温度、気液割合、流量等のパラメータを用いて熱発生、熱伝導及び壁面熱伝達を解き、評価項目と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム-水反応量を評価する。

本解析コードは、米国エネルギー省及びアイダホ国立研究所により開発されたRELAP5-3Dコードを基に、PWRプラントの中小破断LOCA解析に適用するため、米国NRCの連邦規則である、10 CFR 50 Appendix K“ECCS Evaluation Models”にて要求される保守的なモデル(Moody臨界流モデル等)を付加した解析コードである。

ロ 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、1次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(イ) 炉心

重要現象として、崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ボイド率変化及び気液分離(水位変化)・対向流がモデル化されている。

(ロ) 1次系

重要現象として、冷却材流量変化(自然循環時)、冷却材放出(臨界流・差圧流)、沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離・対向流、圧力損失、ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入がモデル化されている。

(ハ) 加圧器

重要現象として、気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出(臨界流・差圧流)がモデル化されている。

(ニ) 蒸気発生器

重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出(臨界流・差圧流)、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水(主給水・補助給水)がモデル化されている。

ハ 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、ORNL/THTF、ROSA/LSTFSB-CL-18、ROSA/LSTF SB-CL-39、PKL/F1.1、Marviken、LOFT L9-3、LOFT L6-1の試験解析等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第1.15-54表に示すとおりである。

(b) SPARKLE-2

イ 概要

M-RELAP5の炉心部分を1点炉近似動特性モデルから3次元動特性モデルに変更し、炉内熱流動に対しても3次元二相流動解析を採用した解析コードであり、M-RELAP5、3次元炉心動特性解析コードCOSMO-K及び3次元熱流動解析コードMIDACの3つの要素コードを動的に結合し、1次系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能なプラント過渡特性解析コードである。

結合計算の流れとしては、炉心過渡計算のため、炉心境界条件として1次系圧力、炉心入口エンタルピ、炉心入口流量及び炉心入口ほう素濃度がM-RELAP5からCOSMO-K及びMIDACに受け渡される。炉心過渡計算では、M-RELAP5から受け渡された炉心境界条件とCOSMO-Kから受け渡される3次元出力分布に基づき、MIDACにて熱流束、燃料棒内温度、炉心冷却材密度／温度及びほう素濃度の3次元分布を計算し、その後、MIDACから受け渡された燃料実効温度、炉心冷却材密度／温度及びほう素濃度を用いて、COSMO-Kにて中性子動特性計算により炉心出力及び炉心出力分布を計算する。炉心過渡計算が終了すると、MIDACで計算さ

れた熱流束分布がM-RELAP5に返され、炉心部を含む1次系全体の熱流動を計算する。

ロ 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、加圧器及び蒸気発生器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(イ) 炉心

核については、重要現象として、中性子動特性(核分裂出力)、ドップラ反応度帰還効果、減速材反応度帰還効果及び崩壊熱がモデル化されている。

燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化がモデル化されている。

熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化がモデル化されている。

(ロ) 加圧器

重要現象として、気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出(臨界流・差圧流)がモデル化されている。

(ハ) 蒸気発生器

重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出(臨界流・差圧流)、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水(主給水・補助給水)がモデル化されている。

ハ 検証／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検証／妥当性確認を実施している。具体的には、TWIGLベンチマーク、LMWベンチマーク、SPERT-III E-core実験解析、NUPEC管群ボイド試験解析、LOFT L9-3、LOFT L6-1の試験解析等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、検証／妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第1.15-55表に示すとおりである。

(c) MAAP

イ 概要

重大事故等の事象進展の各段階を網羅し、原子炉、1次系、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全設備や炉心損傷防止対策あるいは格納容器破損防止対策で想定する各種の機器についてのモデルを備えている。また、核分裂生成物に関する物理現象をモデル化しており、事故時に炉心溶融に伴って1次系や原子炉格納容器に放出される核分裂生成物の挙動についても取り扱うことが可能である。このように、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、重大事故等時に想定される種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧・過温により原子炉格納容器の健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。

熱水力モデルでは、質量・エネルギー保存則を解く一方、運動量方程式を準静的な取扱いとしているため、流体慣性が重要となる現象、例えばLOCA直後の炉心の流動など、短期間に発生する現象を精緻に取り扱うような場合には適していないものの、系内の質量・エネルギーの収支を適切に取り扱っており、長期的な原子炉及び原子炉格納容器の応答の評価には適用性を

有する。

ロ 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、1次系、加圧器、蒸気発生器、原子炉格納容器、炉心損傷後の原子炉容器及び原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(イ) 炉心

核については、重要現象として崩壊熱がモデル化されている。

燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形がモデル化されている。

熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化及び気液分離(炉心水位)・対向流がモデル化されている。

(ロ) 1次系

重要現象として、気液分離・対向流、構造材との熱伝達、ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入がモデル化されている。

(ハ) 加圧器

重要現象として、冷却材放出(臨界流・差圧流)がモデル化されている。

(ニ) 蒸気発生器

重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出(臨界流・差圧流)、2次側水位変化・ドライアウトがモデル化されている。

(ホ) 原子炉格納容器

重要現象として、区画間・区画内の流動(蒸気、非凝縮性ガス)、区画間・区画内の流動(液体)、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、スプレィ冷却、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及び水素濃度変化がモデル化されている。

(ヘ) 炉心損傷後の原子炉容器

重要現象として、リロケーション、原子炉容器内溶融燃料-冷却材相互作用(以下「原子炉容器内FCI」という。)(溶融炉心細粒化)、原子炉容器内FCI(デブリ粒子熱伝達)、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉容器破損、溶融及び1次系内核分裂生成物(FP)挙動がモデル化されている。

(ト) 炉心損傷後の原子炉格納容器

重要現象として、原子炉容器外FCI(溶融炉心細粒化)、原子炉容器外FCI(デブリ粒子熱伝達)、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解・非凝縮性ガス発生及び原子炉格納容器内核分裂生成物(FP)挙動がモデル化されている。

ハ 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、TMI事故解析、MB-2実験解析、HDR実験解析、CSTF実験解析、ACE実験解析、SURC実験解析、PHEBUS-FP実験解析、ABCOVE実験解析、感度解析等により確認している。また、入力

条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認等によりその不確かさを把握している。具体的には、第1.15-56表に示すとおりである。

(d) GOTHIC

イ 概要

原子炉格納容器の熱流動解析を主目的に開発された汎用熱流動解析コードであり、質量、エネルギー及び運動量の3保存則を気相・液相・液滴相の各流体場に適用し、状態方程式、熱伝導方程式、各種構成式及び相関式などを解くことにより流体、構造材の相互作用、機器の作動を考慮した過渡解析が可能である。

原子炉格納容器内の区画間・区画内の流動を適切に模擬するため、原子炉格納容器を適切にノード分割する。流動計算で取り扱われる流体は各種ガス組成及び蒸気を含む気相、液相及び液滴相となり、これら各相に対して質量、エネルギー、運動量の保存式を各種の構成式及び相関式と併せて数値的に解き、原子炉格納容器内の流動を模擬する。

ロ 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(イ) 原子炉格納容器

重要現象として、区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、スプレイ冷却及び水素処理がモデル化されている。

ハ 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、NUPEC試験TestM-7-1、NUPEC試験TestM-4-3、熱伝達試験との比較等による妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第1.15-57表に示すとおりである。

(e) COCO

イ 概要

原子炉格納容器内圧解析コードCOCOは、原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内の圧力、温度変化の評価を主目的に開発され、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一様とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。

気相部の蒸気については過熱及び飽和状態、液相部の水については飽和及び未飽和状態を模擬することができ、どの状態にあるかは圧力、流体温度を内蔵された蒸気表に照らして蒸気及び水の状態を判別して、対応した状態方程式を用いる。また、原子炉格納容器スプレイ設備等の減圧系のみならず、原子炉格納容器内構造物との間の熱の授受もモデルとして組み込まれている。

ロ 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(イ) 原子炉格納容器

重要現象として構造材との熱伝達及び内部熱伝導がモデル化されている。

ハ 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、CVTR Test-3試験解析による妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第1.15-58表に示すとおりである。

(4) 使用する数学モデルの説明

「1.15.5.1(3) 使用する計算機コードの説明」を参照。

(5) 決定論的安全解析に関する入力データ

a. 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故

(a) 初期定常運転条件

解析では、原子炉出力の初期値として、定格値に定常運転出力決定に際して生じる熱校正の誤差を考慮した値を用いる。また、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、定格値に定常運転時の誤差を考慮した値を用いる。

解析に使用する初期定常運転条件を第1.15-59表に示す。これらの初期値の選定に際しては、判断基準に照らして解析結果が最も厳しくなるように定常誤差の符号を選択するが、DNBRの評価では統計的熱設計手法を使用するため、初期定常の誤差の効果はパラメータの不確かさを統計的に考慮する因子(DNBR乗数)に含まれており、初期値として定格値を用いる。