

おける手順書の概要」を含めて手順書等を適切に整備する。

a. 重大事故等対策

(a) 重大事故等対処設備に係る事項

イ 切り替えの容易性

本来の用途以外の用途(本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。但し、本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。)として重大事故等に対処するために使用する設備を含めて、通常時に使用する系統から弁操作又は工具等の使用により速やかに切り替えられるようにして、当該操作等について明確にし通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等を整備するとともに、確実にできるよう訓練を実施する。

ロ アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施する。

屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路(以下「アクセスルート」という。)は、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

屋内及び屋外アクセスルートは、自然現象に対して地震、津波、洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、高潮及び森林火災を考慮し、外部人為事象に対して近隣の産業施設の火災・爆発(飛来物含む。)、航空機墜落による火災、火災の二次的影響(ばい煙及び有毒ガス)、輸送車両の発火、漂流船舶の衝突、飛来物(航空機落下)、ダムの崩壊、電磁的障害及び重大事故等時の高線量下を考慮する。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水、地滑りについては、立地的要因により運用上考慮する必要はない。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、ダムの崩壊については、立地的要因により運用上考慮する必要はない。

電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはないことから、屋外アクセスルートへの影響はない。

生物学的事象に対しては容易に排除可能なことから影響を受けない。

可搬型重大事故等対処設備の保管場所については、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り保管し、屋外の可搬型重大事故等対処設備は複数箇所に分散して保管する。

(イ) 屋外アクセスルートの確保

重大事故等が発生した場合、事故収束に迅速に対応するため、屋外の可搬型重大事故等対処設備(可搬型ポンプ、その他の注水設備、発電機車、その他電気設備、モニタリング設備)の保管場所から使用場所まで運搬するアクセスルートの状況確認、宮山池及び取水ピットの取水箇所、ホース布設ルートの状態確認を行い、あわせて燃料油貯蔵タンク、大容量空冷式発電機、その他屋外設備の被害状況の把

握を行う。

屋外アクセスルートに対する、地震による影響(周辺構造物の損壊、周辺機器の損壊、周辺斜面の崩壊、道路面のすべり)、その他自然現象による影響(津波による漂着物、台風及び竜巻による飛来物、積雪、降灰)を想定し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを確認するため、障害物を除去可能なホイールローダ及びその他の重機を保管、使用する。

また、地震による宮山池と屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上の自然流下も考慮した上で、溢水による通行への影響を受けない箇所アクセスルートを確認する。

津波の影響については、基準津波による遡上高さに対して、十分余裕を見た防護堤以上の高さにアクセスルートを確認する。

屋外アクセスルートは、考慮すべき自然現象のうち凍結及び森林火災、外部人為事象のうち近隣の産業施設の火災・爆発(飛来物含む。)、輸送車両の発火及び漂流船舶の衝突に対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する。

屋外アクセスルートの周辺構造物、周辺機器の倒壊による障害物については、ホイールローダ及びその他の重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。

屋外アクセスルートは、基準地震動に対して耐震裕度の低い周辺斜面の崩壊に対しては、崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダ及びその他の重機による崩壊箇所の仮復旧を行う。

耐震裕度の低い地盤にアクセスルートを設定する場合は、道路面のすべりによる崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダ及びその他の重機による崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性を確保

する。

不等沈下等による段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策を講じているが、想定を上回る段差が発生した場合は、複数のアクセスルートによる迂回及び土嚢その他資機材による段差解消対策を行う。

防護堤上の漂着物、アクセスルート上の台風及び竜巻による飛来物、降雪、降灰については、ホイールローダ及びその他の重機による撤去を行う。なお、想定を上回る降雪、降灰が発生した場合は、除雪、除灰の頻度を増加させることにより対処する。凍結、降雪を考慮し、車両についてはタイヤチェーンを配備する。

屋外アクセスルートの地震発生時における、火災の発生防止策（可燃物収納容器の固縛による転倒防止、及びボンベ口金の通常閉運用）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器、油計量タンク及び補助ボイラ燃料タンクの防油堤の設置）については、「火災防護計画」に定める。

(ロ) 屋内アクセスルートの確保

重大事故等が発生した場合において、屋内の可搬型重大事故等対処設備（線量率計、その他の計測設備、可搬型バッテリー、その他の電源設備）の保管場所へ要員が移動するアクセスルートの状況確認を行い、あわせて常設電動注入ポンプ、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。

屋内のアクセスルートは、津波、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、凍結、降水、除雪、落雷、降灰、生物学的事象、森林火災）及び外部人為事象（近隣産業施設の火災・爆発、航空機墜

落による火災、火災の二次的影響、輸送車輛の発火、漂流船舶の衝突、飛来物(航空機落下))に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。

屋内のアクセスルート上には、転倒した場合に撤去できない資機材は設置しないこととするとともに、撤去可能な資機材についても必要に応じて固縛、転倒防止措置により支障を来さない措置を講じる。

アクセスルート周辺の機器に対しては火災の発生防止処置を実施する。火災防護対策については「1.3.4.1(1)a.(b) 火災発生防止」に示す。

機器からの溢水が発生した場合については、適切な放射線防護具を着用することによりアクセスルートを通行する。

アクセスルートの確保に当たっては、アクセスルートの状況を確認し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを選定し、確保する。そのために、障害物を除去可能なホイールローダ及びその他の重機を保管、使用し、それを運転する要員を確保する。

アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備及びアクセスルート近傍の化学物質を貯蔵しているタンクからの漏えいを考慮した薬品保護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また、停電時及び夜間時においては、確実に運搬、移動ができるように、可搬型照明を配備する。

(b) 復旧作業に係る事項

重大事故等発生時において、重要安全施設の復旧作業を有効かつ効果的に行うため、以下の基本方針に基づき実施する。

イ 予備品等の確保

重大事故等発生後の事故対応については、重大事故等対処設備にて

実施することにより、事故収束を行う。

事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。

- ・ 短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。
- ・ 単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。
- ・ 復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件の観点を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。

なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保に努める。

また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去等のためのホイールローダ、その他重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。

ロ 保管場所

予備品等については、地震による周辺斜面の崩落、敷地下斜面のすべり、津波による浸水などの外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮し保管する。

ハ アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施する。

設備の復旧作業に支障がないよう、複数のアクセスルートを確保する等、「1.15.4.1(1)a.(a)ロ アクセスルートの確保」と同じ運用管理を実施する。

(c) 支援に係る事項

重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、予備品及び燃料等の手段により、重大事故等対策を実施し、事故発生後7日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。重大事故等の対応に必要な水源については、淡水源に加え最終的に海水に切り替えることにより水源が枯渇することがないようにする。

また、プラントメーカー、協力会社、建設会社、その他の関係機関とは平時から必要な連絡体制を整備するなど協力関係を構築するとともにあらかじめ重大事故等発生に備え協議、合意の上、外部からの支援計画を定め、要員の支援及び燃料の供給の契約を締結する。事故発生後、当社原子力防災組織が発足し協力体制が整い次第、プラントメーカーからは設備の設計根拠や機器の詳細な情報、事故収束手段及び復旧対策の提供、協力会社及び建設会社からは、事故収束及び復旧対策活動に必要な要員の支援及び燃料供給会社からは燃料の供給を受けられるように支援計画を定める。

資機材の輸送に関しては、専用の輸送車両を常備し、運送会社及びヘリコプタ運航会社と契約を締結し、迅速な物資輸送を可能とするとともに中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定める。

原子力災害における原子力事業者間協力協定に基づき、他の原子力事業者からは、要員の派遣、資機材の貸与、環境放射線モニタリングの支援を受けられる他、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット等の資機材、資機材操作の支援及び提供資機材を活用した事故収束活動に係る助言を受けることができるように支援計画を定める。

更に、発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備（発電機車、ポンプ等）、予備品及び燃料等について支援を受けることによって、発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後6日間までに支援を受けられる体制を整備する。

また、原子力災害対策支援拠点から、災害対策支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品、汚染防護服及びその他の放射線管理に使用する資機材が継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。

(d) 手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備

重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう、手順書を整備し、教育及び訓練を実施するとともに、要員を確保する等の必要な体制を整備する。

イ 手順書の整備

重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう手順書を整備する。

更に、使用主体に応じた手順書として、運転員が使用する手順書（以下「運転手順書」という。）、発電所緊急時対策本部が使用する手順書（以下「緊急時対策本部用手順書」という。）及び発電所緊急事態対策本部のうち支援組織が使用する手順書（以下「支援組織用手順書」という。）を整備する。

(イ) すべての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は1号機及び2号機の同時被災等の過酷な状態において、限られた時間の中で発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類、その入手の方法及び判断基準を整理し、運転手順書にまとめる。

発電用原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるよう、パラメータを計測する計器故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順、パラメータの把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を定める。

具体的には、第1.15-23表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。

(ロ) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止のために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう、あらかじめ判断基準を明確にした手順を以下のとおり運転手順書に整備する。

炉心損傷が避けられない状況においては、炉心へ注入すべきか又は原子炉格納容器へ注水すべきか判断に迷い、原子炉格納容器の破損に至らないよう、原子炉格納容器への注水を最優先する判断基準を明確にした手順を整備する。

炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損防止のために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては、設備への悪影響を懸念することなく、迷わず海水注入を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。

全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型

設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に掛かる時間を考慮の上、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

炉心の著しい損傷時において水素爆発を懸念し、水素制御装置の必要な起動時期を見失うことがないように、水素制御装置を速やかに起動する判断基準を明確にした手順を整備する。

その他、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止に必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。

(ハ) 重大事故等対策の実施において、財産(設備等)保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示す。

重大事故等発生時の運転操作において、当直課長が躊躇せず指示できるよう、財産(設備等)保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を、運転手順書に整備する。

重大事故等発生時の発電所の緊急時対策本部活動において、重大事故等対策を実施する際に、発電所の緊急時対策本部長が、財産(設備等)保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施する。また、財産(設備等)保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を、緊急時対策本部用手順書に整備する。

(ニ) 重大事故等対策時に使用する手順書として、発電所内の実施組織と支援組織が連携し事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するため、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める。

なお、降灰、竜巻等の自然災害による重大事故等対処設備への影響を低減させるため、火山灰の除灰及び竜巻時の固縛等の対処を行う手

順についても整備する。

運転手順書は、重大事故等対策を的確に実施するために、事故の進展状況に応じて、以下のように構成し定める。

- ・ 警報に対処する運転手順書
機器の異常を検知する警報発信時の対応処置に使用
- ・ 事象の判別を行う運転手順書
原子炉トリップ及び非常用炉心冷却設備作動直後に実施すべき事象の判別及び対応処置に使用
- ・ 故障及び設計基準事象に対処する運転手順書
運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の対応措置に使用
- ・ 炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
安全機器の多重故障等が発生し、設計基準事故を超えた場合の対応措置に使用
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書(安全機能ベースと事象ベースで構成)
炉心損傷時に、炉心の著しい損傷の緩和及び原子炉格納容器破損を防止するために実施する対応措置に使用

実施組織が重大事故等対策を的確に実施するためのその他の対応手順として、大気、海洋への放射性物質の拡散の抑制、中央制御室、モニタリング設備、緊急時対策本部及び通信連絡設備に関する手順書を定める。

緊急時対策本部用手順書に、体制、通報及び緊急時対策本部内の連携等について明確にし、その中に支援組織用手順書を整備し、支援の対応等重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に示した手順を定める。

なお、運転手順書は、事故の進展状況に応じて、構成を明確にし、手順書相互間を的確に移行できるよう、移行基準を明確にする。

事故発生時は、事象の判別を行う手順書により事象判別を行い、事象ベースの手順書である、故障及び設計基準事象に対処する運転手順書に移行する。また、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障等により安全機能が喪失した場合は、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書(事象ベース)に移行する。

事象の判別を行う運転手順書により事象判別を行っている場合又は事象ベースの運転手順書にて事故対応操作中は、安全機能パラメータ(未臨界性、炉心の冷却機能、蒸気発生器の除熱機能、原子炉格納容器の健全性、放射能放出防止及び1次系保有水の維持)を常に監視し、あらかじめ定めた適用条件が成立すれば、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書の安全機能ベースの運転手順書に移行する。

但し、原因が明確でかつその原因除去あるいは対策が優先されるべき場合は、安全機能ベースの運転手順書には移行せず、その原因に対する事象ベースの運転手順書を優先する。

多重故障が解消され安全機能が回復すれば、故障及び設計基準事象に対処する運転手順書に戻り処置を行う。

炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書による対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書に移行し対応処置を実施する。

(ホ) 重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力、温度等の計測可能なパラメータを整理し、運転手順書に明記する。

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを、あら

かじめ原子炉施設の状態を監視するパラメータの中から選定し、耐震性、耐環境性のある計測機器での確認可否により、重要な監視パラメータと有効な監視パラメータに位置づけ運転手順書に明記する。重要な監視パラメータと有効な監視パラメータは、通常使用する主要なパラメータとその代替パラメータにより構成し、主要なパラメータが故障等により計測不能な場合は、代替パラメータにて当該パラメータを推定する方法を運転手順書に明記する。

なお、重要な監視パラメータと有効な監視パラメータの中から、記録が必要なパラメータ及び直流電源が喪失しても可搬型計測器により計測可能なパラメータをあらかじめ選定し、運転手順書に明記する。

また、重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を手順書に整理する。

有効性評価等にて整理した有効な情報について、運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報とし、運転手順書に整理する。

また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、緊急時対策本部要員が運転操作を支援するためのパラメータ挙動予測や影響評価のための判断情報とし、支援組織用の手順書に整理する。

(へ) 前兆事象として把握ができるか、重大事故を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持並びに事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておき、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。

大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順を整備する。また、所員の高台への避難及び扉の閉止を行い、津波監視カメラ及び取水ピット水位計による津波の継続監視

を行う手順を整備する。

台風進路に想定された場合、屋外設備の暴風雨対策の強化及び巡視点検の強化を実施し災害発生時に迅速な対応を行う手順を整備する。

竜巻の発生が予測される場合、車両の退避又は固縛、クレーン作業の中止、海水ポンプエリア及びディーゼル建屋の水密扉、屋外タンクエリアの防護扉及びその他扉の閉止状態を確認する手順を整備する。

その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。

ロ 教育及び訓練の実施

運転員(当直員)、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員は、重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じた的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を継続的に実施する。

必要な力量の確保に当たっては、原則、重大事故等発生時の発電所対策本部の体制を通常時の組織の業務と対応するように定め、通常時の実務経験を通じて付与される力量に加え、事故時対応の知識及び技能について要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより運転員(当直員)、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員の力量の維持及び向上を図る。

教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は、以下のとおりとし、この考え方に基づき教育及び訓練の計画を定め、実施する。

- ・ 各要員に対し必要な教育及び訓練項目を年1回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。
- ・ 各要員が力量の維持及び向上を図るためには、各要員に応じた複数

の教育及び訓練項目を受ける必要がある。複数の教育及び訓練項目で、手順が類似する項目については、年1回以上、毎年繰り返すことにより、各手順を習熟し、力量の維持及び向上を図る。

- ・ 複数の教育訓練項目での手順の類似がない項目については、教育及び訓練を年2回以上実施する。その方法は、当該手順の単純さ、複雑さの特徴を踏まえ、力量の維持及び向上に有効な方法で実施する。
- ・ 重大事故等対策における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作について、第1.15-24表に示す「重大事故等対策における操作の成立性」の必要な要員数及び想定時間にて対応できるよう、教育及び訓練により効率的かつ確実に実施できることの確認を行う。
- ・ 教育及び訓練の実施結果により、手順、資機材及び体制について改善要否を評価し、必要により手順、資機材の改善、教育及び訓練計画への反映を行い、力量を含む対応能力の向上を図る。

運転員(当直員)、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員の対象者については、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進展に応じた的確かつ柔軟に対処できるよう、各要員の役割に応じた教育及び訓練(検証)を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、運転開始前までに力量を付与された要員を必要人数配置する。

重大事故等対策活動のための要員を確保するため、以下の基本方針に基づき教育及び訓練を実施する。

計画(P)、実施(D)、評価(C)、改善(A)のプロセスを適切に実施し、PDCAサイクルを回すことで、必要に応じて手順書の改善、体制の改善等の継続的な重大事故等対策の改善を図る。

(イ) 重大事故等対策は、幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策

が必要であることを踏まえ、重大事故等発生時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできる教育及び訓練等を実施する。

重大事故等が発生した場合にプラント状態を早期に安定な状態に導くための的確な状況把握、確実及び迅速な対応を実施するために必要な知識について、運転員(当直員)、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員の役割に応じた、教育及び訓練を定期的実施する。

(ロ) 運転員(当直員)、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員の各役割に応じて、重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるよう、過酷事故の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。

重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する。

運転員(当直員)に対しては、知識の向上と手順書の実効性を確認するため、シミュレータ訓練を実施する。シミュレータ訓練は、従来からの設計基準事故等に加え、重大事故等に対し適切に対応できるよう計画的に実施する。なお、シミュレータ訓練については、重大事故等が発生した時の対応力を養成するため、手順に従った対応中において判断に用いる監視計器の故障や動作すべき機器の不動作、多岐にわたる機器の故障を模擬し、関連パラメータによる事象判断能力、代替手段による復旧対応能力等の運転操作の対応能力向上を図る。

重大事故等対策要員に対しては、発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型設備を使用した水源確保の対応操作を習得することを目的に、手順の内容理解を図るための机上

教育、資機材の取り扱い方法の習得を図るための模擬訓練又は実働訓練を実施する。

緊急時対策本部要員である実施組織及び支援組織に対しては、重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択、確実な指揮命令の伝達等の一連の発電所対策本部機能、支援組織の位置付け、実施組織との連携及び手順書の構成に関する机上教育を実施する。

- (ハ) 重大事故等の事故状況下において復旧を迅速に実施するために、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知し、普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことが必要のため、以下の活動を行う。

運転員(当直員)は、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の巡視点検、定期点検及び運転に必要な操作を社員自らが行う。

重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員のうち保修課員は、原子力訓練センターにてポンプ、弁設備の分解点検、調整、部品交換の実習を社員自らが実施することにより技能及び知識の向上を図る。更に、設備の点検においては、保守実施方法をまとめた手順書に基づき、現場に立ち、巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに、作業手順書の内容確認及び作業工程検討などの保守点検活動を社員自らが行う。

重大事故等の対策については、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員が可搬型重大事故等対処設備の設置、配管接続、ケーブルの布設接続、放出される放射性物質の濃度、放射線の量の測定及びアクセスルートの確保、その他の重大事故等対策の資機材を用いた対応訓練を社員自らが行う。

(ニ) 事故時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定し放射線防護具を使用した事故時対応訓練、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練を実施する。

(ホ) 事故時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う。

それらの情報及びマニュアルを用いて、事故時対応訓練を行うことで、設備資機材の保管場所、保管状態を把握し、取扱いの習熟を図るとともに、情報及びマニュアルの管理を実施する。

ハ 体制の整備

重大事故等発生時において重大事故等に対応するための体制として、以下の基本方針に基づき整備する。

(イ) 重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。重大事故等の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、原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、所長(原子力防災管理者)は、事象に応じて緊急時体制(警戒体制、第1種緊急時体制、第2種緊急時体制)を発令し、要員の非常召集、通報連絡を行い、発電所に自らを本部長とする緊急時対策本部(以下「発電所対策本部」という。)を設置して対処する。

所長(原子力防災管理者)は、発電所対策本部の本部長として、原

子力防災組織の統括管理を行い、責任を持って原子力防災の活動方針の決定をする。

本部長の下に副本部長を設置し、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。

発電所対策本部に、重大事故等対策を実施する実施組織として、事故拡大防止に必要な運転上の措置を行う運転班(当直員を含む。)、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、事故拡大防止の運転措置及び保安上の技術的支援を行う運転支援班、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発電所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、重大事故時等において、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、発電所対策本部の本部長は、その指示を踏まえ

方針を決定する。

時間外、休日(夜間)に重大事故等が発生した場合、重大事故等対策要員のうち緊急時対策本部要員は、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の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、連絡により発電所に非常召集する。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(薩摩川内市等圏内)に1号機及び2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、建物及び構築物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、1号機及び2号機において同時に重大事故が発生した場合において以下のとおり対応できる組織とする。

発電所対策本部は、1号機及び2号機の同時被災の場合において、本部長の指示により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。

実施組織である緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員を発電所近傍に常時確保し、1号機及び2号機の同時被災が発生した場合においても、確保した重大事故等対策要員により、重大事故等対処設備を使用して炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故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。

1号機及び2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、原災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情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、1号機及び2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。

1号機及び2号機の発電用原子炉主任技術者は、1号機及び2号機同時被災時に、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、発電所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) 発電所対策本部には、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支援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、発電所対策本部の運営、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(原災法第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、重大事故等対策要員及び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)を本部長とする発電所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。

時間外、休日(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、発電所内又は発電所近傍に緊急時対策本部要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。

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4名、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長、号機間連絡、運転操作助勢を行う当直主任、運転員及び運転操作対応を行う運転員の当直員12名、初動の運転対応及び保修対応を行う重大事故等対策要員(初動)20名(以下「初動対応要員」という。)、初動後の保修対応を行う重大事故等対策要員(初動後)の16名(以下「初動後対応要員」という。)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に対応するため、初期消火活動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、所定の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)を含め重大事故等対策要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた重大事故等対策要員の体制に係る管理を行う。

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、時間外、休日(夜間)を含めて必要な要員を非常召集できるよう、定期的に通報連絡訓練を実施する。

(へ) 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(二)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) 発電所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)及び班長が欠けた場合に備え、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、1号機及び2号機の同時被災時は各号機ごとの指揮者を指名する。号機ごと指揮者のもと重大事故等対策を実施する。

本部長の所長が欠けた場合は副本部長(副原子力防災管理者)の次長(技術)を代行とし、更に副本部長の次長(技術)が欠けた場合は、同副本部長(副原子力防災管理者)の次長(環境広報)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有線通話装置を

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、携帯型有線通話装置、無線通話装置(携帯型)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配備し、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、発電所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、本店対策本部と発電所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、発電所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、又は原災法第15条第1項に

該当する事象が発生した場合、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、発電所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、本店緊急時対策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、発電所対策本部が事故対応に専念できるよう、情報の収集及び災害状況把握を行う総括班、事故拡大防止措置の支援を行う原子力技術班、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、原災法第10条通報後、原子力事業所災害対策支援拠点の設営準備に向け、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へ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保守を実施するための放射線量低減及び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、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抽出した上で、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対応手順書を整備する。これに加え、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(例:衛星の落下等)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1.15-65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78事象を抽出した。

その内の自然災害55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、豪雪(降雪)、暴風(台風)、竜巻、火山(火山活動、降灰)、凍結、森林火災、生物学的事象、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11事象の考慮すべき自然災害に対して、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し、当該事象が発電用原子炉施設の安全性に与える影響及び重畳することが考えられる自然災害の組合せについても考慮する。また、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、基準地震動を一定程度を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想定とする。

(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
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、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) 豪雪(降雪)

敷地付近の観測所で観測された積雪深さの月最大値38cmを超
えるような豪雪(降雪)が発生する可能性は低い、積雪量38cmを
超える規模を想定する。なお、豪雪(降雪)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。

(IV) 暴風(台風)

敷地付近で観測された最大瞬間風速(62.7m/s)の風速を超えるよ
うな暴風(台風)が発生する可能性は低い。

なお、暴風(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。

(V) 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)に保守性を持たせた風速100m/sを超えるような規模
の竜巻が発生する可能性は低い、風速100m/sを超える規模を想
定する。

なお、竜巻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。

(VI) 火山(火山活動、降灰)

設計想定である15cmの降灰を超えるような降灰が発生する可能性は低いですが、設計想定である15cm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。

(VII) 凍結

敷地付近で観測された最低気温(-6.7℃)を下回るような気温が発生する可能性は低いですが、最低気温(-6.7℃)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。

(VIII) 森林火災

防火帯を越えるような森林火災が発生する可能性は低いですが、防火帯を越えるような森林火災の規模を想定する。

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。

(IX) 生物学的事象

海水取水機能が喪失するような規模の海生生物の襲来が発生する可能性は低いですが、海水取水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。

なお、生物学的事象の発生までの時間的余裕はない想定とする。

(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想定とする。

(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想定とする。

(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、地盤の陥没等により、津波による漂流物、タンク火災等により、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、高台に分散配置している可搬型重大事故等対処設備による事故緩和措置に期待できる。

(XIII) 火山（降灰）と豪雪（降雪）との重畳

火山（降灰）、豪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、要員を確保して除雪及び除灰等の対策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。

火山（降灰）と豪雪（降雪）との重畳による影響は、火山（降灰）で

の評価に包含される。

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原因事象(プラント状態)を特定するため、11事象の自然災害に対して生じうるプラント状態を特定する。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
- 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 所内非常用電源

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1.15-66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

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、イベントツリー図で示していない。

(I) 地震

大規模地震の想定では、外部電源が喪失するとともに非常用所内電源、海水ポンプ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、大規模地震による原子炉建屋・原子炉格納容器機能、安全保護系・原子炉制御機能、2次系からの除熱機能及び炉心冷却機能の喪失に伴い、PRAの結果に基づくシーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震特有の事象として発生する事故シーケンスである原子炉建屋損傷、原子炉格納容器破損、蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)、原子炉補助建屋損傷、複数の信号系損傷、大破断LOCAを上回る規模のLOCA等のECCS注入機能喪失及び過渡事象+補助給水失敗(炉内構造物の損傷)が発生し、大規模損壊へ至る可能性がある。また、レベル1.5PRAの知見より、炉心損傷後に格納容器バイパスに至るものとして、温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(TI-SGTR)に至る可能性がある。

(II) 津波

大規模津波の想定では、地震同様に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、シール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。また、タービン動補助給水ポンプの機能喪失による2次系からの除熱機能の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。

また、大規模津波による安全保護系・原子炉制御機能及び2次系からの除熱機能の喪失に伴い、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津波特有の事象として発生する事故シーケンスである複数の信号系損傷及び補機冷却水の喪失＋補助給水失敗が発生し、大規模損壊へ至る可能性がある。

(III) 竜巻

大規模な竜巻の想定では、外部電源が喪失するとともに、竜巻によってもたらされ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。その状況において、可能性は極めて低いものの復水タンクが機能喪失した場合には、重大事故に至る可能性がある。

また、加えて屋外の大容量空冷式発電機が機能喪失した場合には、重大事故から大規模損壊へ至る可能性もある。

(IV) 生物学的事象

大量の海生生物の来襲により、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の可能性がある。

(V) 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、雷サージによる誤信号の発信も想定される。

(VI) 豪雪(降雪)、火山(火山活動、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、要員を確保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。

(VII) 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、建屋周辺には可燃物となる木々は存在しないこと、万一森林火災が拡大したとしても、プラントに影響を与えるような範囲まで火災が及ぶには相応の時間があると考えられることから、要員を確保して消火活動を行うことでプラントの安全性に影響を与える可能性は低い。

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
- ・ 設計基準事故等

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、津波及び竜巻の3事象を代表として整理する。また、当該の3事象以外の自然災害については、施設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はない、又は与える影響がこれら3事象に包含でき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)、爆発等の人為的事象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。

以上により、大規模損壊時に対応する手順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場合にも対応できるよう、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に考慮する。

(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手段及び各対応操作の実行判断を行うための手段を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。

- ・ 電源の確保
- ・ 炉心損傷の緩和
- ・ 原子炉格納容器の破損緩和
- ・ 使用済燃料ピット水位維持及び燃料の損傷緩和
- ・ 放射性物質の放出低減

- ・ 水源の確保
- ・ 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、燃料給油)

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。

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な場合、状況把握がある程度可能な場合を想定し、状況に応じた対応が可能とな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について、緊急地震速報、大津波警報等又は衝撃音、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(火災の発生有無、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)の判断を当直課長又は原子力防災管理者が行う。また、以下の適用開始条件に該当すると当直課長又は原子力防災管理者が判断すれば、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等により発

電用原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合

- ・ プラント監視機能又は制御機能が喪失（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
 - ・ 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
 - ・ 大型航空機の衝突による大規模な火災が発生
- 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状況把握が困難な場合には、外からの目視による確認又は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、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。

なお、個別操作を実行する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く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、対応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運転員(当直員)を含む重大事故等対策要員等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」、「使用済燃料ピット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」の原子力災害への対応について、人命救助を行うとともに要員の安全を確保しつつ並行して行う。

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、当直課長又は原子力防災管理者は事象に応じた以下の対応及び確認を行う。

i 事前予測ができない自然災害(地震)又は大型航空機の衝突が発生した場合

中央制御室が機能している場合は、当直課長が地震は緊急地震速報及び地震に伴う警報等により、航空機衝突は衝撃音及び衝突音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。なお、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、航空機衝突は衝撃音及び衝突音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 事前予測ができる自然災害(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発電用原子炉を手動停止し、所内関係者へ避難指示を出すとともに原子力防災管理者へ状況連絡を行う。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波の津波の情報を継続的に収集しながら、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(火災の発生有無、建屋の損壊状況等)を行う。当直課長又は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手段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 モニタ指示値の確認(モニタ指示値により、事故及び炉心の状況を推測する。)

iii 火災の確認(火災が発生している場合は、事故対応に支障となるものか否かを確認する。)

(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 通信関係の確認

iii 建屋アクセス性の確認

iv 施設損壊状態の確認

v 電源系統の確認

vi 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、把握した対応可能要員数、使用可能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、代替所内電源による給電により、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状態把握に努める。

外観より原子炉格納容器又は燃料取扱建屋の破損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処置を行う。

外観より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処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、炉心損傷緩和の処置を実施する。

使用済燃料ピットへの対応については、外観より燃料取扱建屋が

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の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補給を行う。また、水位の維持が不可能又は不明と判断した場合は外部スプレイを行う。

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1.15-67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)等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、優先的に実施すべき対応操作とその実効性を総合的に判断し、必要な緩和処置を実施する。

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法面崩壊による土砂、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。

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、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手順等を適切に整備する。

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監視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施設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、同様な対応が可能なように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化学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、当該の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は火災の影響を受けないことが考えられることから、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、緊急時対策本部と消火要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可能性も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：セルフエアセット等）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。

- ・ 消火活動を行うに当たっては、消火専用として配備している無線通話装置(携帯型)及び衛星携帯電話設備等を活用し、緊急時対策本部と消防要員の連絡を密にする。無線通話装置(携帯型)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要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は、事故対応とは独立した通信手段を用いるために、別の無線通話装置の回線を使用することとし、緊急時対策本部との連絡については衛星携帯電話設備を使用して、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、蒸気発生器2次側による炉心冷却及び減圧を優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は1次系のフィードアンドブリードを行う。
- ・ 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炉心を冷却する。また、1次冷却材喪失事象が発生していない場合は蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。

- ・ 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、蒸気発生器2次側による炉心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、蒸気発生器2次側による炉心冷却及び減圧を優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は1次系のフィードアンドブリードを行う。また、1次冷却系を減圧する手段により、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱による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圧力容器内に残存した場合は、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、蒸気発生器2次側による炉心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、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の抑制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ため、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、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。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炉心を冷却する。
- ・ 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格納容器周囲のアニュラス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。

iv 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

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書については、以下の(XI)及び(XIII)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、外観より燃料取扱建屋が健全であること、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補給を優先して実施し、常設設備による補給ができない場合は、可搬型設備による補給、内部からのスプレー等を実施する。また、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し、燃料取扱建屋の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱建屋に近づけない場合は、放水砲により燃料体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燃料体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(XI)及び(XII)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スプレイを実施する。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燃料体の著しい損傷に至った場合は、外部からのスプレイにより放射性物質の放出低減を実施し、燃料取扱建屋の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱建屋に近づけない場合は、放水砲による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、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監視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／高圧注入ポンプ(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た1次系のフィードアンドブリードにより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入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／高圧注入ポンプ(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、窒素ポンベ(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／高圧注入ポンプ(自己冷却)、加圧器逃がし弁等を用いた1次系のフィードアンドブリード及び可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への給水を行う。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次冷却系の除熱による減圧機能又は加圧器逃がし弁を用いて1次冷却系を減圧する機能である。なお、加圧器逃がし弁による減圧は、2次冷却系の除熱によりサブクール度を確保した上で実施する。2次冷却系の除熱機能が喪失した場合は、充てん／高圧注入ポンプによる原子炉への注入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、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離することで1次冷却材の漏えいを抑制する。

なお、どちらの事象も隔離できない場合は、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次冷却材の漏えいを抑制する。

これらの設備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、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監視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た1次系のフィードアンドブリードにより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／高圧注入ポンプ(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、原子炉の冷却を確保してから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

- ・ 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、原子炉への注入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／高圧注入ポンプ(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／高圧注入ポンプ(自己冷却)、加圧器逃がし弁等を用いた1次系のフィードアンドブリード、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加圧器逃がし弁を用いた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次冷却材の保有水量を確保する必要がある場合には、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。また、長期的な原子炉冷却として、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、余熱除去設備の再循環運転により原子炉を冷却する。

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は、余熱除去設備による除熱により冷却する。

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、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、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監視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、可搬型電動低圧注入ポンプ又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入する手順を整備する。

また、大規模損壊発生時において、燃料取替用水タンク及び復水タンクが使用できない場合における可搬型ポンプを用いた原子炉への注入及び格納容器スプレイの手段を整備しているが、より速やかに対応を実施できるよう、常設電動注入ポンプによる原子炉への注入又は格納容器スプレイを行うため、海水をA、B海水ポンプから常設電動注入ポンプ入口へ直接供給し、原子炉へ注入する手段及び格納容器へスプレイする手段を検討し整備する。本手段については、大規模損壊発生時の対応手段としてだけでなく、重大事故等対策としても有用であるため、重大事故等対処設備として位置づける。

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、可搬型電動低圧注入ポンプ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／高圧注入ポンプ(自己冷却)、A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

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備は、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、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

監視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、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

原子炉格納容器内の冷却等のための設計基準事故対処設備は、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、また、炉心の著しい損傷が生じた場合において格納容器の破損を防止し並びに放射性物質濃度の低減を図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、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監視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、消火用水系統が使用できない場合は、可搬型電動低圧注入ポンプ又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スプレイする手順を整備する。

また、大規模損壊発生時において、燃料取替用水タンク及び復水タンクが使用できない場合における可搬型ポンプを用いた格納容器スプレイの手段を整備しているが、より速やかに対応を実施できるよう、常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイを行うため、海水をA、B海水ポンプから常設電動注入ポンプ入口へ直接供給し、格納容器へスプレイする手段を検討し整備する。本手段については、大規模損壊発生時の対応手段としてだけでなく、重大事故等対策としても有用であるため、重大事故等対処設備として位置づける。

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、可搬型電動低圧注入ポンプ又は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、A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、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、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監視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、可搬型電動低圧注入ポンプ又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スプレイする手順を整備する。

また、大規模損壊発生時において、燃料取替用水タンク及び復水タンクが使用できない場合における可搬型ポンプを用いた格納容器スプレイの手段を整備しているが、より速やかに対応を実施できるよう、常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイを行うため、海水をA、B海水ポンプから常設電動注入ポンプ入口へ直接供給し、格納容器へスプレイする手段を検討し整備する。本手段については、大規模損壊発生時の対応手段としてだけでなく、重大事故等対策としても有用であるため、重大事故等対処設備として位置づける。

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、可搬型電動低圧注入ポンプ又は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、A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、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、溶融炉心による格納容器の破損を防止するため、溶融し、格納容器の下部に落下した炉心を冷却するための対処設備及び手順を整備する。また、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水するための必要な手順等を整備する。

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格納容器下部への落下を遅延するため、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監視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、可搬型電動低圧注入ポンプ又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入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。

また、大規模損壊発生時において、燃料取替用水タンク及び復水

タンクが使用できない場合における可搬型ポンプを用いた原子炉への注入及び格納容器スプレイの手段を整備しているが、より速やかに対応を実施できるよう、常設電動注入ポンプによる原子炉への注入又は格納容器スプレイを行うため、海水をA、B海水ポンプから常設電動注入ポンプ入口へ直接供給し、原子炉へ注入する手段及び格納容器へスプレイする手段を検討し整備する。本手段については、大規模損壊発生時の対応手段としてだけでなく、重大事故等対策としても有用であるため、重大事故等対処設備として位置づける。

これらの手順により、炉心の著しい損傷、熔融が発生し、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、可搬型電動低圧注入ポンプ又は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、A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、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型電動低圧注入ポンプ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／高圧注入ポンプ(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、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ために、水素濃度制御を行う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、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監視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、大量の水素が発生した場合においても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。

(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、水素が原子炉格納容器内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアンユラス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、水素排出を行う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格納容器から格納容器周囲のアンユラスに漏えいした水素による原子炉建屋の損傷を緩和するため、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監視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、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微粒子除去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若しくは給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の対処設備及び手順を整備する。

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貯蔵槽内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、使用済燃料ピット槽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、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監視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、可搬型電動低圧注入ポンプ又は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補給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建屋の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱建屋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喪失、給水機能喪失又は小規模な漏えいの発生時においても、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給水に加え、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び可搬型電動低圧注入ポンプによる給水を行う。

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及び可搬型電動低圧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、ガスケット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。

使用済燃料ピットに大規模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(建屋)へのアクセス可否となる。これは現場の被害状態(火災の発生状況、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、準備から補給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)を用いた内部からの使用済燃料ピット補給操作を実行する。
- (iii) (ii)の操作により使用済燃料ピット水位の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及び可搬型電動低圧注入ポンプを用いて使用済燃料ピットへ補給操作を試みる。
- (iv) (iii)による使用済燃料ピットへの補給を行っても水位が維持できない場合、燃料取扱建屋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及び可搬型電動低圧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行する。
- (v) (iv)と並行して、使用済燃料ピット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及び可搬型電動低圧注入ポンプを用いた外部からの使用済燃料ピットスプレー操作を実施する。また、移動式大容量ポンプ車を用いた使用済燃料ピットへの放水操作を実施する。

(XII) 「1.12 工場等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、原子炉施設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、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原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するため、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監視す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、原子炉補助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スプレイ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、A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、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプを用い

た格納容器スプレイ操作等を実施することにより、放射性物質の拡散抑制を行う。

なお、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、原子力防災管理者又は副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拡散抑制対策については、「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拡散抑制対策を実行する。

以下に、放水砲を使った具体的な事故対応を示す。

(i) 放水砲の使用の判断

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、放射性物質の拡散抑制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「放射性物質拡散防止フロー」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、本操作が実施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想定の場合に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（風向き、火災の状況、損傷位置（高さ、方位））等を勘案し、原子力防災管理者又は副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使用済燃料ピットへの放水可能性

[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75mの範囲内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、ホースの敷設ルートについても、その時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アクセスのルートを想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]

使用済燃料ピットに大規模漏えいが発生した場合における対応

は、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」に示すとおりであり、使用済燃料ピットにアクセスが困難な場合には、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び可搬型電動低圧注入ポンプによる屋外からのスプレイ操作を実施する。

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接近できずに、十分な射程が確保できない場合）においては、放水砲により使用済燃料ピットへスプレイする手段もある。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し、海洋へ拡散することを想定して、シルトフェンスにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。

シルトフェンス設置以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って海に流れるため、雨水排水処理装置の集水ピットに吸着材を設置し、海洋への放出の抑制を図る。

シルトフェンスの設置は、損傷箇所、放水砲の設置場所等から汚染水の流出予測、状況を勘案して行う。

(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

重大事故等が発生した場合において、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ために必要な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、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を用いた手順等を整備する。

なお、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、「1.6 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」、「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」及び「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 工場等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への注水手段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。

また、大規模損壊発生時において、燃料取替用水タンク及び復水タンクが使用できない場合における可搬型ポンプを用いた原子炉への注入及び格納容器スプレイの手段を整備しているが、より速やかに対応を実施できるよう、常設電動注入ポンプによる原子炉への注入又は格納容器スプレイを行うため、海水をA、B海水ポンプから常設電動注入ポンプ入口へ直接供給し、原子炉へ注入する手段及び格納容器へスプレイする手段を検討し整備する。本手段については、大規模損壊発生時の対応手段としてだけでなく、重大事故等対策としても有用であるため、重大事故等対処設備として位置づける。

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ろ過水貯蔵タンクを水源とすることにより中間受槽の供給を行う。

重大事故等対策にて整備する1.13の手順に加えて、大規模火災や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又は海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も炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため、代替電源から給電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、使用済ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための代替電源を供給するため、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を用いた手順等を整備する。

これらの手順により、全交流動力電源が喪失した場合の対応である大容量空冷式発電機、号炉間電力融通ケーブル、発電機車(高圧発電機車及び中容量発電機車)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。

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、運転員が使用する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員が使用する手順書で対応中に、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、その代替機能を確保するための対策が行えるよう構成する。

V IIIに示す大規模損壊への対応手順書については、地震、津波及び竜巻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対しても、原子炉格納容器の破損緩和又は放射性物質の拡散抑制が図られるよう構成する。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、炉心注入、電源確保、放射性物質拡散抑制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。

(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、訓練及び体制の整備を実施する。

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及び重大事故等対策要員(協力会社含む)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、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、保修対応要員については、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の充実を図る。必要

となる力量を第1.15-42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机上教育を定期的実施する。
 - (ロ) 高線量下、夜間の照明機能喪失、悪天候(雨、台風等)及び悪環境(温度、湿度、騒音等)などを想定し、必要な防護具等を着用した訓練を実施する。
 - (ハ) 通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した指揮者等の個別訓練を実施する。また、発電所内又は発電所近傍の対応要員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。
- (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 etc 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

- (イ) 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、通常原子力防災組織の体制を基本とする原子力防災組織を設置し、発電所に緊急時対策本部の体制(警戒体制、第1種緊急時体制及び第2種緊急時体制)を整える。
- I 所長(原子力防災管理者)は、重大事故等及び大規模損壊の対策を実施する実施組織、その支援組織の役割分担並びに責任者、指揮命令系統及び通報連絡を行う組織等を手順書等に定め、効果的な重大事故等及び大規模損壊の対策を実施し得る体制を整備する。

II 1号機及び2号機同時被災時は、号機ごとに情報収集や事故対策の検討等を行い、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう緊急時体制を整備する。

(ロ) 所長(原子力防災管理者)は、緊急時対策本部の本部長として原子力防災組織の統括管理を行い、責任を持って、原子力防災の活動指針の決定を行う。

I 本部長の下に副本部長を設置し、副本部長は本部長を補佐する。

II 本部長不在時は、あらかじめ定められた順位に従い、副本部長あるいは本部付の副原子力防災管理者が本部長の代行者となる。

III 1号機及び2号機同時被災時は、副本部長あるいは本部付の副原子力防災管理者の中から、本部長が号機ごとの指揮者を指名し、当該号機に特化して情報収集や事故対策の検討等を行うことにより、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないようにする。

(ハ) 緊急時対策本部は、本店緊急時対策本部との連絡、情報の収集及び被害状況の把握等を行う総括班、事故拡大防止の運転措置及び保安上の技術的支援を行う運転支援班、発電所内外の放射線量、放射性物質の濃度の状況把握等を行う安全管理班並びに発電設備の応急復旧計画の策定及びそれに基づく措置等を行う保修班等、9つの班で構成し、各班にはそれぞれ責任者である班長(管理職)を配置する。

I 1号機及び2号機同時被災時には、各班の班長と副班長(管理職)を号機ごとに配置し、任務の対応が遅れることがないようにする。

II 各班の班員構成は、通常運転中の発電所体制下での運転や部品交換等の日常保守点検活動等の実務経験が、災害対策本部での事故対応や復旧活動等に活かせるよう、専門性及び経験を考慮したものとする。

(ニ) 時間外、休日(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、発電所内又は発電所近傍に事故対応要員52名及び専属消防隊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にて初動及び初動後対策を実施する。

(ホ) 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。

(ヘ) 時間外、休日(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える。

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、通常の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基本的な考え方に基づき整備する。

- (イ) 大規模損壊への対応要員を常時確保するため、時間外、休日(夜間)における副原子力防災管理者を含む常駐者は、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対応要員が被災するような状況においても、構内に勤務している他の要員を発電所対策本部での役務に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、原子炉格納容器の除熱機能が喪失し、復旧の見込みがなく、更に原子炉格納容器圧力が限界圧力付近まで上昇している場合又は原子炉格納容器の破損の有無を判断基準として、最低限必要な要員以外のその他の要員を展示館等で屋内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、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。その他の要員は発電所外へ一時避難し、その後、交替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、消防要員(専属消防隊)は消火活動を実施する。また、副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、自衛消防隊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等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、先遣隊として本店緊急時対策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 他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ応援要請し技術的な支援が受けられるよう体制を整備する。

協力会社より現場作業や資機材輸送等に係る要員の派遣を要請できる体制、プラントメカ及び建設会社による技術的支援を受けられる体制の整備を考慮しており、事象発生後、当社原子力防災組織の発足時点から支援を受けることとする。更に、燃料供給会社と優先供給に係る覚書を締結し、事故収束対応に必要な燃料を調達できる体制の整備を考慮しており、当該事故発生から速やかに必要な作業支援が受けられるよう体制を整える。

(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配慮する。

(イ) 可搬型重大事故等対処設備は、地震により常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備と同時に機能喪失させないよう、基準地震動を一定程度超える地震動に対して、地震により生ず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を受け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、竜巻により常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備と同時に機能喪失させないよう、位置的分散を図り複数箇所に保管する。

(ニ) 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、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常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備と同時に機能喪失させないよう、原子炉建屋から100m以上離隔をとって当該建屋と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。

(ホ) 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。

- (へ) 万一、地震、津波、大規模火災等が発生した場合には、アクセスルートを確保するため、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。

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、原子炉建屋から100m以上隔離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対して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) 大規模な自然災害により外部支援が受けられない場合も事故対応を行うための防護具、線量計、食料等の資機材を確保する。
- (ヘ) 大規模損壊の発生時において、指揮者と現場間、発電所外等との

連絡に必通な通信手段を確保するため、多様な通信手段を複数整備する。

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、携帯型有線通話装置、無線通話装置(携帯型)、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設備として無線通話装置(携帯型)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

川内原子力発電所第2号機第1回安全性向上評価届出書(平成29年9月25日付け原発本第156号、平成30年3月30日付け原発本第360号にて一部補正)(以下「川内2号機第1回届出書」という。)
「第3章安全性向上のため自主的に講じた措置の調査及び分析」の「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「重要度分類指針」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1.15-43表及び第1.15-44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、安全保護系動作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、関連する措置を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、燃料及び電源等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、解析を行い、「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は、各々の対策において解析を行う。

(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、起因事象の発生に加えて想定する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、警報等の発信時点から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、操作現場までのアクセスルート状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績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。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、燃料ペレット熱伝導率として、燃焼に伴い熱伝導率が低下する効果を適切に考慮し、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。

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となるパラメータ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、評価項目となるパラメータ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

重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについては、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1.15-45表～第1.15-47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及び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、評価項目となるパラメータに対して、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1.15-48表及び第1.15-49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、金属被覆の二酸化ウラン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、密度及びノード間の流量等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、ボイド率及び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イ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ついてはSATAN-M又はSATAN-VI、リフィル時についてはWREFLOOD、再冠水時については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 蒸气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(株)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1.15-50表から第1.15-52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次及び2次冷却系を複数のボリューム及び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

ブ、制御保護設備及び非常用炉心冷却設備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、評価項目となるパラメータ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次冷却系、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・対向流がモデル化されている。

(ロ) 1次冷却系

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1.15-53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次元炉心動特性計算コード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詳細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、加圧器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1.15-54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次冷却系、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、重大事故時等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次冷却系、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次冷却系

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、スプレイ冷却、格納容器再循環ユニット自然対流冷却及び水素濃度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1.15-55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あわせて数値的に解き、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1.15-56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1.15-57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1.15-58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の評価では改良統計的熱設計手法を使用するため、初期定常運転状態の誤差の効果は最小DNBRの許容限界値に含まれており、初期値として定格値を用いる。

(b) 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

原子炉保護設備により監視している発電用原子炉施設の運転パラメータが設定値を超えた場合、発電用原子炉のトリップ信号を発生し、自動的に制御棒クラスタ駆動装置に電源を供給する遮断器を開放する。制御棒クラスタは、電源喪失により駆動装置から切り離され、自重によって炉心へ落下する。発電用原子炉の緊急停止動作には、信号発生遅れ、原子炉トリップ遮断器開放時間及び制御棒クラスタ切離し時間の時間遅れがある。

解析では、原子炉トリップ信号は、発電用原子炉施設の運転パラメータがトリップ設定値に余裕を見込んだトリップ限界値に達したときに発生するものとする。

このトリップ限界値は、トリップ設定点に安全側に誤差を考慮した値を用いる。また、緊急停止動作の応答時間遅れとしては、トリップ状態に達した時点

から、制御棒クラスタが制御棒クラスタ駆動装置を離れ落下を始めるまでの時間をとり、それぞれのトリップ信号に対して解析結果が厳しくなるよう控えめに決めた値を使用する。第1.15-59表に解析で用いた原子炉トリップ限界値及び応答時間を示す。

工学的安全施設作動設備の監視している運転パラメータが設定値に達した場合は、非常用炉心冷却設備等の工学的安全施設を作動する信号が発生する。

解析に当たっては、工学的安全施設作動信号は、発電用原子炉施設の運転パラメータが作動設定値に安全側に誤差を考慮した作動限界値に達したときに発生するものとする。また、この信号の発生には、応答時間遅れとして、作動状態に達した時点から工学的安全施設を作動させるためのシーケンス開始までの時間をとり、それぞれの信号に対して解析結果が厳しくなるように決めた値を使用する。第1.15-60表に解析で用いた工学的安全施設作動信号の作動限界値及び応答時間を示す。

(c) 原子炉トリップ特性

発電用原子炉のトリップの効果を期待する場合においては、トリップを生じさせる信号の種類を明確にした上、適切なトリップ遅れ時間を考慮し、かつ、当該事象の条件において最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が全引抜位置にあるものとして停止効果を考慮する。制御棒クラスタの固着は確率的には非常に小さいので、この仮定は原子炉停止系の停止能力の解析上の余裕となる。

更に、解析では、トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、制御棒クラスタ落下時間と落下時の軸方向中性子束分布に関しても安全側に考慮して、第1.15-69図に示すものを使用する。制御棒クラスタ落下開始か

ら全ストロークの85%落下までの時間が解析上重要であり、この時間を2.2秒としている。

(d) 反応度係数

原子炉の過渡応答は、反応度の帰還効果、とりわけ減速材温度係数あるいは減速材密度係数及びドップラ出力係数に依存する。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では、これらの反応度係数はそれぞれの解析において安全側の値を使用する。

減速材密度係数は、出力運転状態からの解析では、サイクル初期からサイクル末期を含み、 $0\sim 0.43 (\Delta K/K)/(g/cm^3)$ の範囲の値を使用し、ドップラ出力係数は、第1.15-70図に示す値を用いる。これらは、安全側に十分余裕を含み決定している。

b. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価

(a) 有効性評価における解析の条件設定の方針

イ 解析条件設定の考え方

有効性評価における解析の条件設定については、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となるパラメータ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。この際、「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」において把握した解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、更に本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性

がある場合は、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。但し、「ロ 共通解析条件」に示す解析条件については共通の条件として設定する。

なお、初期条件とは異常状態が発生する前の発電用原子炉施設の状態、事故条件とは重大事故等の発生原因となる機器の故障又は安全機能の喪失の状態、機器条件とは重大事故等を収束させる際に使用する重大事故等対処設備の状態、操作条件とは運転員等が重大事故等対処設備を操作可能となる状態のことをいう。

また、有効性評価においては発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時に発生することも想定していることから、1号機と2号機で異なる評価条件を設定している場合は、両号機の条件を記載する。

ロ 共通解析条件

操作条件については、「1.15.5.1(1)b.(e) 運転員等の操作時間に対する仮定」に示すとおり個別に解析条件を設定するが、以下に示す解析条件は、各重要事故シーケンス等においてその影響が大きく変わらないことから共通の条件として設定する。なお、解析条件の不確かさの影響については、グループ化した事故シーケンスごとに確認する。

(イ) 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

I 初期条件

(I) 初期定常運転条件

解析では、炉心熱出力の初期値として、定格値(2,652MWt)に正の定常誤差(定格値の+2%)を考慮した値を用いる。また、1次冷却材平均温度の初期値として、定格値(302.3℃)に正の定常誤差

(+2.2°C)を考慮した値を用いる。また、1次系圧力の初期値として、定格値(15.41MPa)に正の定常誤差(+0.21MPa)を考慮した値を用いる。

なお、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」においては、出力抑制について減速材温度の反応度帰還効果に期待しており、これを多様化自動作動設備の作動が必要となるサイクル寿命初期の炉心運用を包絡するよう、反応度帰還の効果を小さくするため正側の設定としていることから、炉心熱出力、1次冷却材平均温度及び1次系圧力の初期値として定格値を用いる。

(II) 1次冷却材流量

1次冷却材全流量は熱設計流量を用いる。

(III) 炉心及び燃料

炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。なお、燃料ペレット／燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いる。

i 炉心崩壊熱

崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を標準値として使用する。また、使用する崩壊熱はウラン燃料の装荷を考慮して炉心運用を包絡するよう設定し、燃料被覆管温度等に関連する、炉心の露出状況を確認する必要がある事象においては、第1.15-71図に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用い、1次系圧力等のプラント全体に関連する炉心平均挙動を評価する事象にお

いては、第1.15-72図に示す炉心の平均的な崩壊熱を表す炉心平均評価用崩壊熱を用いる。

ii 炉心バイパス流量

熱除去に寄与しない炉心バイパス流量割合は設計値として4%を用いる。

iii 核的パラメータ

即発中性子寿命、遅発中性子割合、減速材密度係数、ドップラ係数等の核的パラメータは、原則として炉心運用を包絡する値を用いる。なお、減速材密度係数は標準値を用いるが、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」においては、減速材反応度帰還効果は減速材温度係数の初期値を設定し、ドップラ反応度帰還効果はサイクル初期のウラン平衡炉心を基本とする。

(IV) 加圧器

加圧器保有水量の初期値は標準値として60%体積とする。

(V) 蒸気発生器

蒸気発生器伝熱管施栓率は10%を考慮する。また、蒸気発生器2次側水位は設計値として44%(狭域水位スパン)を、水量は1基当たり標準値として48tを用いる。

(VI) 原子炉格納容器

i 自由体積

原子炉格納容器自由体積は、標準値として67,400m³を用いる。

ii ヒートシンク

原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値より小さめの値(標準値)を用いる。

iii 初期温度及び初期圧力

原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は、標準値として49℃及び9.8kPaを用いる。

(VII) 主要機器の形状

主要機器の形状に関する条件は、以下の値を用いる。

- ・ 原子炉容器及び1次冷却材ポンプは設計値を用いる。
- ・ 加圧器、蒸気発生器、1次冷却材配管及び原子炉格納容器は標準値を用いる。

II 事故条件

(I) 原子炉冷却材喪失時の破断位置

1次冷却材配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について、炉心損傷防止対策の有効性評価においては、炉心の再冠水が遅れること、破断ループに接続されたECCSの注水効果に期待できないこと等を踏まえ、設計基準事故と同様に低温側とする。

なお、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」

については、蒸気発生器2次側保有水の保有する熱量が、原子炉格納容器内に放出されることによる長期的な原子炉格納容器圧力の上昇の早さの観点も踏まえて低温側とする。

III 重大事故等対策に関連する機器条件

(I) 炉心及び燃料

トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、第1.15-69図に示すものを使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間を2.2秒とする。

(II) 安全保護系の設定点及び作動限界値及び応答時間

原子炉トリップ限界値の応答時間として以下の値を用いる。

過大温度 ΔT 高

1次冷却材平均温度等の関数(第1.15-68図参照)

(応答時間6.0秒)

原子炉圧力低

12.73MPa(応答時間2.0秒)

1次冷却材ポンプ電源電圧低

65%(定格値に対して)(応答時間1.2秒)

蒸気発生器水位異常低

蒸気発生器狭域水位11%(応答時間2.0秒)

また、工学的安全施設作動信号のうち、非常用炉心冷却設備作動信号の作動限界値及び応答時間として以下の値を用いる。

原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

12.04MPa(圧力)及び水位検出器下端水位

(水位)の一致(応答時間2.0秒)

原子炉圧力異常低

11.36MPa(応答時間2.0秒)

(III) 原子炉制御設備

原子炉制御設備は、外乱を小さくする方向に働くことから作動しないものとする。但し、1次系及び2次系の主要弁である加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁は過渡事象の様相に対する寄与が大きいことから、自動作動するものとする。なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」のうち「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」においては、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び給水制御系は、1次冷却材の2次冷却系への流出を厳しくする観点から自動作動するものとする。

(IV) 1次系及び2次系主要弁

加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の容量は以下の値を使用する。また、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の作動圧力については設計値に余裕を考慮した高めの値を使用する。

- | | |
|---------------|----------------------------|
| i 加圧器逃がし弁容量 | : 95t/h/個 |
| ii 加圧器安全弁容量 | : 157t/h/個 |
| iii 主蒸気逃がし弁容量 | : 定格主蒸気流量(ループ当たり)の
10% |
| iv 主蒸気安全弁容量 | : 定格主蒸気流量(ループ当たり)の
100% |

(V) 1次冷却材ポンプ

1次冷却材ポンプ回転数等の1次冷却材ポンプ仕様に関する条件は設計値を用いる。

(VI) 格納容器再循環ユニット

格納容器再循環ユニットは2基作動し、1基当たり標準値である除熱特性(100℃～約155℃、約1.9MW～約8.1MW)で原子炉格納容器を除熱するものとする。

(VII) 燃料取替用水タンク

燃料取替用水タンクの水量は、標準値として1,900m³を用いる。

(ロ) 運転中の原子炉における重大事故

I 初期条件

「1.15.5.1(5)b.(a)ロ(イ)I 初期条件」に同じ。なお、格納容器破損モード「水素燃焼」の原子炉格納容器の自由体積、ヒートシンク、初期温度及び初期圧力は、原子炉格納容器内に分散して配置した重大事故等対処施設の有効性を評価する観点から、以下の値を用いる。

- ・ 原子炉格納容器自由体積は、80,100m³を用いる。
- ・ 原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値より大きめの値を用いる。
- ・ 原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は、50℃及び0kPaを用いる。

II 事故条件

(I) 原子炉冷却材喪失時の破断位置

1次冷却材配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について、格納容器破損防止対策の有効性評価においては、ECCS注水に期待していないこと、また、蓄圧タンクからの注水のみでは炉心冠水を維持できないことを踏まえ、早期に炉心からの蒸気が系外に放出される高温側とする。

III 重大事故等対策に関連する機器条件

「1.15.5.1(5)b.(a)ロ(イ)III 重大事故等対策に関連する機器条件」に同じ。

(ハ) 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

I 初期条件

(I) 使用済燃料ピット崩壊熱

原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定して、使用済燃料ピットの熱負荷は1号機8.816MW、2号機8.489MWを用いる。

(II) 事象発生前使用済燃料ピット水温

使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として40℃を用いる。

(III) 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態

燃料取出直後の使用済燃料ピットの状態を想定しており、燃料を取り出す際には燃料取替チャンネルと燃料検査ピット、Aピット及びBピットの間には設置されているゲートを取り外すことから、Aピット、Bピット、燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットは接続状態とする。評価においては、100℃までの温度条件が厳しくなるようにAピット及びBピットの水みの水量を考慮する。

(IV) 主要機器の形状

使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いる。

II 重大事故等対策に関連する機器条件

(I) 放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替え時の燃料取扱建屋の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる、燃料頂部から、1号機約4.29m、2号機約4.21mとする。

(二) 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

I 初期条件(事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く)

(I) 炉心崩壊熱

崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を標準値として使用する。また、使用する崩壊熱はウラン燃料の装荷を考慮して設定し、第1.15-71図に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱

を用いる。

(II) 原子炉停止後の時間

燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定することから、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き開始までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として、原子炉停止後の時間は55時間とする。

(III) 1次系圧力

ミッドループ運転中は、1次冷却材系統は大気開放状態としていることから、1次系圧力の初期値は大気圧とする。

(IV) 1次冷却材高温側温度

ミッドループ運転時の運転モード(モード5)の上限値として、1次冷却材高温側温度の初期値は93℃とする。

(V) 1次冷却材水位

プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転中の水位に余裕をみた水位として、1次冷却材の初期水位は、原子炉容器出入口配管の中心高さを8cm上回る高さとする。

(VI) 1次系開口部

ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路として、1次系開口部は、加圧器安全弁が3個取り外され、加圧器のベント弁が2個開放されているものとする。

(VII) 主要機器の形状

主要機器の形状に関する条件は、以下の値を用いる。

- ・ 原子炉容器及び1次冷却材ポンプは設計値を用いる。
- ・ 加圧器、蒸気発生器、1次冷却材配管及び原子炉格納容器は標準値を用いる。

ハ 必要な要員及び資源の評価条件

(イ) 要員の評価条件

- I 各事故シーケンスにおける要員については、保守的に1号機及び2号機同時の重大事故等対策時において対応可能であるか評価を行う。
- II 要員の評価においては、重大事故等対策要員により、必要な作業対応が可能であることを評価する。なお、発電所構外から召集される緊急時対策本部要員については、実際の運用では、集まり次第作業対応は可能であるが、評価上は見込まないものとする。
- III 屋外作業に係る要員の評価においては、屋外作業実施に必要なアクセスルート復旧作業時間134分を考慮して評価を行う。なお、復旧作業時間134分は、重大事故等対策要員(初動後)の参集時間30分とアクセスルート復旧時間として訓練実績や文献を参考にして算出した時間104分の合計により想定した時間である。

(ロ) 資源の評価条件

I 全般

- (I) 重大事故等対策の有効性評価において、駆動源の喪失により通常系統からの給水及び給電が不可能となる事象についての水源、

燃料及び電源に関する評価を実施する。また、前提として、有効性評価の条件(各重要事故シーケンス等特有の解析条件又は評価条件)を考慮する。

- (II) 水源、燃料及び電源については、1号機及び2号機で各々独立した供給源を有することより、号機間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号機ごとに資源の供給が可能であることを確認する。

II 水源

- (I) 炉心、格納容器及び蒸気発生器への注水において、水源となる復水タンクの保有水量(約640m³:水位異常低警報値までの水量)又は燃料取替用水タンクの保有水量(約1,677m³:水位異常低警報値までの水量)が必要水量を上回ることを評価する。
- (II) 炉心及び格納容器への注水において、格納容器再循環サンプに水源を切り替えた場合、水源としていた燃料取替用水タンクへの補給は不要となる。
- (III) 水源となるタンクのうち、復水タンクについては、タンクが枯渇するまでの時間に淡水(宮山池)又は海水を取水源として、必要注水量以上が補給可能であることを評価する。また、燃料取替用水タンクについては、当該タンク及び復水タンクとの連絡による補給を行い、これらのタンクが枯渇するまでの時間に、淡水(宮山池)又は海水を取水源として、必要注水量以上が補給可能であることを評価する。
- (IV) 使用済燃料ピットへの補給は、淡水(宮山池)又は海水を水源とする。
- (V) 水源の評価については、事象進展が早い重要事故シーケンスが

水源（必要水量）として、厳しい評価となる事から、重要事故シーケンス等を評価し成立性を確認する事で、事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認する。

III 燃料

- (I) 大容量空冷式発電機、移動式大容量ポンプ車、取水用水中ポンプ用発電機、使用済燃料ピット、復水タンク補給用水中ポンプ用発電機及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの消費する燃料（重油）が備蓄している重油量にて7日間運転継続が可能であることを評価する。
- (II) 取水用水中ポンプ用発電機は、1台で取水用水中ポンプ3台を駆動できる容量を有しており、取水用水中ポンプより中間受槽へ送水する。使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機は、1台で復水タンク補給用水中ポンプ2台及び、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ1台を駆動できる容量を有しており、中間受槽より復水タンク補給と使用済燃料ピットへの注水を同時に行うことができる。そのため、復水タンク補給と使用済燃料ピットへの注水を同時に行う場合については、発電機各々1台分の燃料消費量で評価を行う。
- (III) 各事故シーケンスの事故条件で、事象進展上厳しく評価する場合又は資源の確保の観点から厳しく評価するために外部電源なしとした場合は、ディーゼル発電機からの給電による燃料消費量の算出を行う。また、外部電源がある場合においても、仮に外部電源が喪失しディーゼル発電機から給電したことを想定し、燃料消費量の確認を行う。この場合、燃料（重油）の備蓄量として、燃料油貯油そう（約108.0kℓ、2基）と燃料油貯蔵タンク（約147.0kℓ、2基）の合計容

量(約510.0kℓ)を考慮する。

(IV) 各事故シーケンスの事故条件で、全交流動力電源が喪失するものとした場合、燃料(重油)の備蓄量としては、燃料油貯蔵タンク(約147.0kℓ、2基)と大容量空冷式発電機用燃料タンク(約20.0kℓ、1基)の合計容量(約314.0kℓ)を考慮する。

(V) 燃料消費量の計算においては、発電機等が保守的に定格負荷で連続運転することを想定し算出する。また、燃料消費開始時間は作業手順上、起動可能な時間とする。

(VI) 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムへの燃料供給については、外部電源の有無に関わらず資源の評価上厳しくなるようにすべての事故シーケンス等に考慮する。

(VII) 各事故シーケンスにおける対策に必要な補機類は、重要事故シーケンス等の対策補機類に包絡される。但し、各シーケンスにおいて補機類の起動時間は異なる事から、燃料消費量の包絡性を評価するため、重要事故シーケンスごとによる評価に加え、補機類の起動時間について訓練実績等から想定した最短時間を現実的に可能な最短時間と想定して、重油の消費量を算定し、発電所構内に備蓄している重油量にて7日間の対応が可能であることの確認も行う。

IV 電源

(I) 各事故シーケンスの事故条件で、全交流動力電源喪失とした場合において、必要となる補機類に電源供給を行い最大となる負荷が大容量空冷式発電機の給電容量約3,200kW(約4,000kVA)未満となることを評価する。

- (II) 各事故シーケンスの事故条件で、事象進展上厳しく評価する場合又は、資源の確保の観点から厳しく評価するために外部電源なしとした場合は、ディーゼル発電機から給電とする。
- (III) 各事故シーケンスの事故条件で、外部電源がある場合においても、仮に外部電源が喪失しディーゼル発電機から給電したことを想定した確認を行う。
- (IV) 各事故シーケンスにおける対策に必要な補機類は、重要事故シーケンス等の対策補機類に包絡されるため、重要事故シーケンス等々を評価し成立性を確認する事で、事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認する。

ニ 重大事故等対策に必要な要員の評価結果

(イ) 必要な要員の評価結果

各事故シーケンスにおいて、1号機及び2号機同時の重大事故等対策時に必要な作業項目、要員数及び移動時間を含めた各作業にかかる所要時間について確認した。初動対応において必要な要員数が最も多い事故シーケンスは「全交流動力電源喪失」、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」であり、使用済燃料ピットへの補給対応をあわせて実施しても、合計52名で対処可能である。その初動対応での要員数を時間外、休日(夜間)においても確保する。

1.15.5.2 通常運転の解析

(1) 通常運転管理体制の説明

「1.13 運転の実施」の「1.13.1.1(2) 運転組織」を参照。

(2) 解析手法及び範囲

「1.4 原子炉」を参照。

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) 反応度事故に関する炉心冷却及び系統圧力解析

a. 運転時の異常な過渡変化の解析

(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

(イ) 過渡変化の解析

I 解析方法

炉心動特性解析コードCHICKIN-Mにより中性子束の過渡応答を求め、更に、この結果を用いて、燃料棒過渡解析コードFACTRANによって、熱点の燃料エンタルピ等の過渡変化を計算する。

また、熱水力計算コードTHINC-IIIにより炉心における急峻なボイドの生成を求め、このボイドを考慮してプラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉圧力を求める。

II 解析条件

(I) 原子炉出力の初期値は定格値の 10^{-13} とする。

(II) 初期温度条件は高温零出力状態の温度として、 286.1°C とする。

高温では、燃料ペレットから1次冷却材への熱伝達がよく、燃料ペレット熱容量が大きく、また、ドップラ係数の絶対値が小さいことから、ドップラ効果は小さくなるため、より低い温度条件より厳しい。また、初期の実効増倍率は1.0とする。これらは原子炉出力上昇を最も急峻にする。

(III) 反応度添加率は、最大反応度価値を有する2つの制御棒クラスタバンクが、最大速度(約 114cm/min)で炉心から同時に引き抜かれると想定した場合の最大値を上回る値として、 $8.6 \times 10^{-4} (\Delta\text{K/K})/\text{s}$ とする。

(IV) 実効遅発中性子割合 (β_{eff}) は0.75%を使用する。

(V) ドップラ係数は、燃料実効温度の関数として考慮する。

過渡変化の発生初期に起こる原子炉出力の上昇の最大値は、ドップラ係数に強く依存するので、安全側に絶対値が小さめの値とする。

(VI) 減速材温度係数は、高温停止状態から出力運転状態までの最大の値を包絡する値として $8.0 \times 10^{-5} (\Delta K/K) / ^\circ\text{C}$ とする。

燃料から1次冷却材への熱伝達は原子炉出力の変化に比較して時間遅れが大きいため、原子炉出力の初期変化に対する減速材温度係数の寄与は小さい。しかし、中性子束ピークの現れた後の出力の下降は、減速材温度係数に依存するので、この場合が最も厳しくなる。

(VII) 発電用原子炉は、「出力領域中性子束高(低設定)」信号で自動停止するものとする。

(VIII) 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピー解析の場合、定格値に負の定常誤差を考慮した値、圧力解析の場合、定格値に正の定常誤差を考慮した値とする。

ロ 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

(イ) 過渡変化の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及びDNBRの過渡応答を求め、これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより燃料温度を求める。

II 解析条件

(I) DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

- (II) 減速材密度係数は出力運転時の最小値である $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第1.15-70図の下限の値とする。
- (III) 制御棒クラスタ引き抜きによる最大の反応度添加率としては、最大反応度価値を有する2つの制御棒クラスタバンクが、最大速度で同時に引き抜かれる場合を想定した最大反応度添加率を上回る値として、 $8.6 \times 10^{-4}(\Delta K/K)/s$ とする。
- (IV) 発電用原子炉は、「出力領域中性子束高(高設定)」又は「過大温度 ΔT 高」のトリップ限界値に達すると、自動停止するものとする。
- (V) 燃料中心温度の評価では、初期原子炉出力は最大出力(102%)とし、最も厳しい解析結果をもたらす燃焼度を仮定する。

ハ 制御棒の落下及び不整合

(イ) 過渡変化の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、制御棒クラスタ落下による原子炉出力、熱流束、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及びDNBRの過渡応答を求める。制御棒クラスタの不整合については、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。

II 解析条件

- (I) 初期原子炉出力は定格出力とする。
- (II) 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第1.15-70図の下限の値とする。
- (III) 添加反応度は、定格出力運転中、引抜上端より制御棒クラスタ1本が落下した場合の最大値を上回る値として、 $-2.5 \times 10^{-3} \Delta K/K$ をとり、

瞬時に加わるものとする。

(IV) 制御用制御棒クラスタは、自動制御運転である場合と手動制御運転である場合の両方について解析する。

自動制御運転の場合は、制御棒クラスタ落下により、原子炉出力、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力は減少するが、制御棒制御系の動作により、原子炉出力と1次冷却材平均温度は、初期運転状態に復帰するものとする。

(V) 制御棒クラスタ落下後の核的エンタルピ上昇熱水路係数($F_{\Delta H}^N$)として、1.84を使用する。

(VI) 制御棒クラスタ不整合は、最も厳しい状態として、制御棒クラスタバンクDが挿入限界に位置し、うち1本の制御棒クラスタが全引抜位置にあるものとする。

ニ 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

(イ) 過渡変化の解析

I 解析方法

1次冷却材と希釈水は完全混合するものとし、ほう素の平衡式及び質量の平衡式を用いて計算する。

II 解析条件

(I) プラント起動時の異常な希釈

i 1次冷却材の体積は、解析結果が厳しくなるような値として、加圧器等を除いた1次冷却系の有効体積(215m³)を用いる。

ii 1次冷却系への純水補給最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量(81.8m³/h)とする。

- iii 1次冷却系は、燃料取替用水タンクのほう酸水（ほう素濃度2,700ppm）で満たされているものとする。
- iv 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、設定値に余裕を見込んだ値として、停止時中性子束レベルの0.8デカード上とする。

(II) 出力運転時の異常な希釈

- i 1次冷却材の体積は、プラント起動時と同様の有効体積を用いる。
- ii 1次冷却系への純水補給最大流量は、充てん／高圧注入ポンプ3台運転時の全容量(37.5m³/h)とする。
- iii 初期ほう素濃度は、大きめの反応度添加率を与えるよう、出力運転時に予想される最高濃度を上回る値として2,000ppmとする。
- iv 反応度停止余裕は0.018ΔK/Kとする。

b. 設計基準事故の解析

(a) 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

(イ) 事故経過の解析

I 解析方法

多次元炉心動特性解析コードTWINKLEにより、炉心の平均出力の過渡応答を求め、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより、この平均出力に熱水路係数を乗じた出力変化に対する熱点での燃料エンタルピー、燃料温度等を解析する。また、熱水力計算コードTHINC-IIIにより炉心における急峻なボイドの生成を求め、このボイドを考慮して、プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉圧力の時間変化を求める。

II 解析条件

(I) 解析は以下の4ケースについて、実施する。

- i サイクル初期高温全出力
- ii サイクル末期高温全出力
- iii サイクル初期高温零出力
- iv サイクル末期高温零出力

(II) 高温全出力のケースでは、

- i 原子炉出力及び1次冷却材平均温度の初期値は、それぞれ定格出力の102%及び304.5℃とする。なお、DNBR評価の初期値は定格値とする。
- ii 制御用制御棒バンクDは、制御棒クラスタ挿入限界位置にあると仮定し、その位置から制御棒クラスタ1本が飛び出すものとする。
- iii 発電用原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高(高設定)」信号によるものとする。
- iv 原子炉圧力の初期値は、圧力解析において定常運転時の最高圧力とする。

(III) 高温零出力のケースでは、

- i 原子炉出力及び1次冷却材平均温度の初期値は、それぞれ定格出力の 10^{-9} 及び288.3℃とする。
- ii 制御用制御棒バンクDは全挿入位置、他のバンクは挿入限界位置にあると仮定し、バンクDに属する制御棒クラスタ1本が飛び出すものとする。
- iii 発電用原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高(低設定)」信号によるものとする。
- iv 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピ解析において定常運転

時の最低圧力、圧力解析において定常運転時の最高圧力とする。

(IV) 原子炉圧力の評価においては、燃料から冷却材への熱伝達、金属-水反応、冷却材中での熱発生を考慮し、制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジングの破損による減圧効果を見做す。

(V) 制御棒クラスタの飛び出しによって、以下の反応度が0.1秒の間に添加されるものとする。

サイクル初期高温全出力	0.15%	$\Delta K/K$
サイクル末期高温全出力	0.15%	$\Delta K/K$
サイクル初期高温零出力	0.90%	$\Delta K/K$
サイクル末期高温零出力	1.0%	$\Delta K/K$

(VI) 実効遅発中性子割合 (β_{eff}) は以下の値を使用する。

サイクル初期	0.48%
サイクル末期	0.43%

(VII) ギャップ熱伝達係数は、燃料エンタルピー解析では、初期の燃料エンタルピーを高めを与えるように小さなギャップ熱伝達係数をコード内部で計算し、初期値から一定として使用する。

(VIII) 燃料被覆管表面熱伝達係数は以下に示す相関式により計算する。

- i サブクール状態 Dittus-Boelterの式
- ii 核沸騰状態 Jens-Lottesの式
- iii 膜沸騰状態 Bishop-Sandberg-Tongの式

解析ではいったんDNBに達すれば、その後は膜沸騰状態が持続するものとする。

(IX) 事故に伴う原子炉出力の急上昇は、ドップラ効果によって抑えられる。ドップラ反応度帰還は、燃料実効温度の関数として考慮する。

また、制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジングの破損に伴う減圧沸騰による負の反応度効果は、考慮しないものとする。

(X) 制御棒クラスタ飛び出し直後の熱流束熱水路係数は以下の値を使用する。また、その後の熱流束熱水路係数は、高温全出力のケースについては一定とし、高温零出力のケースについては、制御棒クラスタ飛び出し後の反応度帰還効果による出力分布の変化を考慮する。

サイクル初期高温全出力	5.0
サイクル末期高温全出力	5.0
サイクル初期高温零出力	14
サイクル末期高温零出力	26

(XI) PCMI破損量の評価においては、破損量が多くなるような炉心を想定し、かつ、サイクル末期の評価では、ペレットの燃焼度が最高燃焼度に達するものとして評価する。

(2) 原子炉冷却材流量低下に関する炉心冷却及び系統圧力解析

a. 運転時の異常な過渡変化の解析

(a) 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

(イ) 過渡変化の解析

I 解析方法

1次冷却材流量過渡特性解析コードPHOENIXにより1次冷却材流量コーストダウン曲線を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力及び原子炉圧力の過渡応答を求める。これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより、燃料被覆管表面の平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、更に、熱水力

計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。

II 解析条件

- (I) 初期原子炉出力は定格出力とする。
- (II) 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である $0(\Delta K/K)/(\text{g/cm}^3)$ とし、ドップラ出力係数は、第1.15-70図の上限の値とする。
この組合せは、1次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果と、トリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。
- (III) 発電用原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。
- (IV) 1次冷却材流量コーストダウン曲線の計算に使用する1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、安全側の値として小さめの $3,110\text{kg}\cdot\text{m}^2$ を使用する。
- (V) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。
自動制御運転の場合は、1次冷却材平均温度の上昇に伴って、制御棒制御系は制御棒を挿入する方向に作用するが、その作動は無視する。

b. 設計基準事故の解析

- (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 原子炉冷却材流量の喪失

- (イ) 事故経過の解析

I 解析方法

1次冷却材流量過渡特性解析コードPHOENIXにより1次冷却材流量コーストダウン曲線を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コー

ドMARVELにより、原子炉出力及び原子炉圧力の過渡応答を求める。これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより燃料棒表面の平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、更に、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。

II 解析条件

- (I) 初期原子炉出力は定格出力とする。
- (II) 減速材密度係数は、出力運転時の最小値 $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は、第1.15-70図の上限の値とする。

この組合せは、1次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果とトリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。
- (III) 発電用原子炉の自動停止は、「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号によるものとする。
- (IV) 1次冷却材流量のコーストダウン曲線の計算に使用する1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、安全側の値として小さめの $3,110kg \cdot m^2$ を使用する。
- (V) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

ロ 原子炉冷却材ポンプの軸固着

(イ) 事故経過の解析

I 解析方法

1次冷却材流量過渡特性解析コードPHOENIXにより1次冷却材流量の過渡応答を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉出力の過渡応答を求める。これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより燃料棒表面の平均点と熱点

の熱流束の時間変化を求め、更に、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。加えて、THINC-IIIにより炉心における急峻なボイドの生成を求め、このボイドを考慮してMARVELにより原子炉圧力を求める。

II 解析条件

- (I) DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。
- (II) 減速材密度係数は、出力運転時の最小値 $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は、第1.15-70図の上限の値とする。
- (III) 発電用原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。
- (IV) 原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は102%とし、原子炉圧力の低減効果を持つ加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁及びタービンバイパス弁は、不作動とし、原子炉停止後の蒸気発生器への給水は行われぬものとする。

(3) 原子炉冷却材インベントリ増加に関する系統圧力解析

a. 運転時の異常な過渡変化の解析

(a) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

イ 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

(イ) 過渡変化の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、炉心冷却材平均温度及び熱流束の過渡応答を求める。

II 解析条件

(I) 初期原子炉出力は1ループ停止運転時の最大運転出力である40%とする。また、1次冷却材平均温度の初期値は40%出力運転時の値とし、原子炉圧力の初期値は定格値とする。

(II) 停止している1次冷却材ポンプの起動に伴い、停止ループ中の流量は10秒で定格流量に達するものとする。

(III) 減速材密度係数は、最大値である $0.43 (\Delta K/K) / (g/cm^3)$ とする。

この過渡変化においては、1次冷却材の温度低下による反応度添加を最大にするので、この値が最も厳しい。

(IV) ドップラ出力係数は、第1.15-70図の下限の値とする。

燃料温度の上昇による反応度増加抑制に対する寄与が小さくなるので、この値が最も厳しい。

(V) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

(b) 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 原子炉冷却材系の異常な減圧

(イ) 過渡変化の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及びDNBRの過渡応答を求める。

II 解析条件

(I) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(II) 減速材密度係数は、 $0 (\Delta K/K) / (g/cm^3)$ とする。

原子炉圧力の下降による負の反応度帰還が最小となるので、この

場合が最も厳しくなる。また、反応度帰還あるいは炉心出力分布に関してボイドの発生による効果は考慮しない。これらの仮定により、解析でのDNBRの値は実際よりも厳しくなる。

(III) ドップラ出力係数は、第1.15-70図の上限の値とする。

燃料温度下降時の正の反応度帰還を大きくするので、この場合が最も厳しくなる。

(IV) 1次冷却材の吹出し流量は、最も厳しい加圧器逃がし弁1個の定格容量の120%とする。

(V) 制御棒制御系は自動制御されているものとする。

この場合、制御棒クラスタが引き抜かれ、正の反応度が添加されるので、この過渡変化に対して、より厳しい仮定となる。

(VI) 出力ピーキング係数は変化しないものとする。

実際には反応度の帰還効果により、出力分布は平坦化されるので、この仮定によるDNBRの解析は実際よりも厳しい結果を与える。

ロ 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

(イ) 過渡変化の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度、蒸気流量及びDNBRの過渡応答を求める。

II 解析条件

(I) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(II) 減速材密度係数は、 $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とする。

(III) ドップラ出力係数は、第1.15-70図の下限の値とする。

(IV) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

制御棒制御系が自動制御されている場合は、1次冷却材平均温度の降下に伴って制御棒クラスタが引き抜かれ過渡変化を和らげる。

(V) 発電用原子炉が出力運転中に、2台の充てん／高圧注入ポンプにより、ほう素濃度20,000ppmのほう酸水が各ループの低温側配管に注入されるものとする。なお、注入水の流量は1次冷却系の圧力とポンプの特性によって定まる値に余裕をみた値を仮定する。

(VI) 発電用原子炉の自動停止は「原子炉圧力低」信号によるものとする。

(4) 2次系による熱除去増加に関する炉心冷却及び系統圧力解析

a. 運転時の異常な過渡変化の解析

(a) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

イ 蒸気負荷の異常な増加

(イ) 過渡変化の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及びDNBRの過渡応答を求める。

II 解析条件

(I) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(II) サイクル初期であるか末期であるかで、減速材密度係数が異なり、また、負荷の増大に伴い制御棒クラスタが自動的に引き抜かれるか否かにより解析結果が異なるので以下の4ケースに分けて解析する。

ケースA : 手動運転、サイクル初期

ケースB : 手動運転、サイクル末期

ケースC : 自動運転、サイクル初期

ケースD : 自動運転、サイクル末期

(III) 減速材密度係数はサイクル初期では $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、サイクル末期では最大値である $0.43(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とする。

(IV) ドップラ出力係数は、第1.15-70図の下限の値とする。

燃料温度上昇による反応度増加抑制に対する寄与が小さくなるので、この値が最も厳しい。

(V) 発電用原子炉を定格出力で運転中に、タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁のうち1個が全開になり、蒸気流量が10%急増するものとする。

ロ 2次冷却系の異常な減圧

(イ) 過渡変化の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉圧力、炉心冷却材平均温度、蒸気流量及び炉心反応度の過渡応答を求める。

II 解析条件

(I) 発電用原子炉の初期状態としては、発電用原子炉は高温停止状態にあり制御棒は全挿入されているものとする。反応度停止余裕は、原子炉トリップ時に最大の反応度価値を持つ制御棒クラス1本が全引抜位置で固着したときの値として $0.018\Delta K/K$ とする。1次冷却材中のほう素濃度は設計上許容される最低濃度として0ppmを仮定する。

(II) 解析はサイクル末期について行う。

サイクル末期は減速材密度係数が最大になるので、1次冷却系の冷却による炉心への影響が最も大きい。

減速材密度変化による反応度効果は、第1.15-73図に示すように密度の関数として与える。

(III) 1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、高温停止状態に対する値として、それぞれ286.1℃及び15.41MPaとする。

(IV) タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等2次冷却系の弁のうち、最大容量を持った弁が1個全開するものとする。

蒸気の放出量は、7.48MPaにて403t/hとする。

(V) 炉心反応度の評価では、1台の充てん／高圧注入ポンプのみが作動し、ほう酸注入タンクからほう素濃度20,000ppmのほう酸水を1次冷却材低温側配管に注入するものとする。なお、原子炉圧力の評価では、2台の充てん／高圧注入ポンプが作動するものとする。

また、ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、「非常用炉心冷却設備作動」信号が発生してから、充てん／高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び1次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。

(VI) 蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。

水のキャリーオーバーは、1次冷却系の冷却を減少させるので、この仮定は厳しいものである。

(VII) 外部電源はあるものとする。

外部電源によって1次冷却材ポンプの運転が継続され、1次冷却材流量が維持され炉心がより冷却されるので、厳しい仮定である。

ハ 蒸気発生器への過剰給水

(イ) 過渡変化の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度、蒸気発生器水位及びDNBRの過渡応答を求める。

II 解析条件

(I) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(II) 減速材密度係数は、出力運転時の最大値であるサイクル末期の $0.43 (\Delta K/K) / (g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第1.15-70図の下限の値とする。

この組合せは、反応度帰還が最大であり、出力増加は最大となる。

(III) 主給水制御弁が1個全開し、蒸気発生器1基に定格流量の170%で、給水されるものとする。

(IV) 「蒸気発生器水位異常高」信号で、タービンは自動停止し、引き続き「タービントリップ」信号によって発電用原子炉は自動停止する。

また、この「蒸気発生器水位異常高」信号によって、主給水隔離弁等が全閉し、給水は停止する。

b. 設計基準事故の解析

(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 主蒸気管破断

(イ) 事故経過の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉圧力、炉心冷却

材平均温度、蒸気流量、炉心反応度及び熱流束の過渡応答を求める。
更に、出力分布を核設計計算コードANCにより求め、熱水力計算コード
THINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。

II 解析条件

(I) 発電用原子炉の初期状態としては、発電用原子炉は高温停止状態にあり制御棒は全挿入されているものとする。反応度停止余裕は原子炉トリップ時に最大の反応度価値を持つ制御棒クラスタ1本が全引抜位置で固着したときの値として、 $0.018\Delta K/K$ とする。1次冷却材中のほう素濃度は、設計上許容される最低濃度として0ppmを仮定する。

(II) 解析はサイクル末期について行う。

サイクル末期は、減速材密度係数が最大になるので、1次冷却系の冷却による炉心への影響が最も大きい。

減速材密度変化による反応度効果は、第1.15-73図に示すように、密度の関数として与える。また、ドップラ出力係数による反応度効果は、第1.15-74図に示すように出力の関数として与える。

(III) 1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、高温停止状態の値として、それぞれ 286.1°C 及び 15.41MPa とする。

(IV) 主蒸気管1本の瞬時の両端破断を仮定する。また、外部電源はある場合の方が1次冷却材流量が維持され炉心がより冷却されるので、厳しい仮定になると考えられるが、ここでは以下の2ケースについて解析する。

ケースA 外部電源あり

ケースB 外部電源なし

- (V) 逆止弁の効果は、解析では安全側に考えて無視し、主蒸気管の隔離は、「主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致」信号により事故発生後10秒で閉止する主蒸気隔離弁によって行うものとする。
- (VI) DNBRの評価では、1台の充てん／高圧注入ポンプのみが作動し、ほう酸注入タンクからのほう酸濃度20,000ppmのほう酸水を1次冷却材低温側配管に注入するものとする。なお、原子炉圧力の評価では、2台の充てん／高圧注入ポンプが作動するものとする。
- 非常用炉心冷却設備の動的機器の単一故障としてこの仮定が最も厳しい。
- ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、「非常用炉心冷却設備作動」信号が発生してから、充てん／高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び1次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。
- (VII) 主蒸気管の破断に伴う蒸気発生器2次側の温度低下率を高く評価するため蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。
- 水のキャリーオーバーは1次冷却系の冷却を減少させるので、これは厳しい仮定である。
- (VIII) 主蒸気管破断時の蒸気流量の計算には、Moodyのモデルを使用する。
- (IX) 「非常用炉心冷却設備作動」信号発信10分後の時点で、蒸気放出が継続している蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行うものとする。
- (X) DNBRの評価には、W-3相関式を使用する。

(5) 2次系による熱除去減少に関する炉心冷却及び系統圧力解析

a. 運転時の異常な過渡変化の解析

(a) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

イ 主給水流量喪失

(イ) 過渡変化の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉圧力、蒸気発生器水位、加圧器保有水量及び1次冷却材平均温度の過渡応答を求める。

II 解析条件

(I) 初期値として原子炉出力は定常運転時の最大出力(定格値の102%)、加圧器保有水量は最大値(62%)、蒸気発生器水位は定格出力運転時設定水位とする。

(II) 事象発生後の炉心部での発熱量を評価する際には、発電用原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチノイドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。

(III) 発電用原子炉の停止と同時に外部電源喪失を仮定し、1次冷却材は、1次冷却材ポンプの停止後コーストダウンし、その後自然循環するものとする。

(IV) 電動補助給水ポンプ1台が原子炉トリップ60秒後に自動起動し、3基の蒸気発生器に80m³/hの流量で給水するものとする。

タービン動補助給水ポンプによる補助給水は解析では無視する。

(V) タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動せず、主蒸気安全弁のみ作動するものとする。

(VI) 原子炉圧力の評価と加圧器水位の評価では条件が異なるため、以下の2ケースに分けて解析を実施する。

- i 原子炉圧力の評価では、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は圧力変化が最大となるように、それぞれ最高温度及び最低圧力とし、原子炉圧力の低減効果を持つ加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁は作動しないものとする。
- ii 加圧器水位の評価では、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は1次冷却材の膨張が最大となるように、それぞれ最低温度及び最高圧力とし、加圧器水位の上昇効果を持つ加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁は作動するものとする。

(b) 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

(イ) 過渡変化の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及びDNBRの過渡応答を求める。

II 解析条件

(I) 初期原子炉出力は、DNBRの評価では定格出力とし、原子炉圧力の評価では102%出力とする。

(II) 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である $0(\Delta K/K)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は、第1.15-70図の上限の値とする。

この組合せは、1次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果と、トリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。

- (III) 1次冷却系の除熱に対し、厳しい条件として、負荷が瞬時に完全に喪失するものとする。また、この場合タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動しないものとし、主蒸気安全弁が作動するものとする。
- (IV) 加圧器の圧力抑制効果については、以下の2つの場合を考慮する。
- i 加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動するものとする。この場合の減圧効果はDNBR低下の点で厳しくなる。
 - ii 加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動しないものとする。この場合、原子炉圧力上昇の点で厳しくなる。
- (V) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。
- この場合タービン負荷に追従した制御棒クラスタの自動挿入がないので、DNBR低下及び原子炉圧力上昇の点からより厳しくなる。

b. 設計基準事故の解析

(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 主給水管破断

(イ) 事故経過の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、加圧器保有水量及び1次冷却材平均温度の過渡応答を求める。これらのデータを使って燃料棒過渡解析コードFACTRANにより燃料棒表面の熱流束の時間変化を求め、更に、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。

II 解析条件

(I) 初期原子炉出力は、DNBRの評価では定格出力とし、原子炉圧

力の評価では102%とする。

- (II) すべての蒸気発生器への主給水は、主給水管破断発生と同時に停止するものとする。
- (III) 主給水管1本が瞬時に両端破断すると仮定するが、給水リングの開口部にて臨界流となるものとする。破断流量の計算にはMoodyのモデルを使用するものとする。
- (IV) 発電用原子炉は破断側の「蒸気発生器水位異常低」信号で自動停止するものとする。
- (V) 原子炉停止と同時に外部電源は喪失するものとする。
- (VI) 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、発電用原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチノイドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。
- (VII) 運転員は事故の発生を検知してから10分後に健全側蒸気発生器2基に補助給水を供給する操作を行うものとする。この時タービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ2台が作動するものとする。
- (VIII) 加圧器の圧力抑制効果については、以下の2つの場合を考慮する。
 - i DNBRの評価では、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動するものとする。この場合の減圧効果はDNBR低下の点で厳しくなる。
 - ii 原子炉圧力の評価では、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動しないものとする。この場合、原子炉圧力上昇の点で厳しくなる。

(6) 電力供給喪失の解析

a. 運転時の異常な過渡変化の解析

(a) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

イ 外部電源喪失

(イ) 過渡変化の解析

I 解析方法

この過渡変化においては、定格出力運転中、所内常用電源の全部が喪失した場合が最も厳しい。この場合、過渡変化の初期は1次冷却材ポンプが3台とも自動停止するので「1.15.5.3(2)b.(a)イ 原子炉冷却材流量の喪失」と同様である。1次冷却材流量が低下した後は、「1.15.5.3(5)a.(a)イ 主給水流量喪失」で解析した過渡状態と同様であり、自然循環により発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去は十分になされる。したがって、本事象は、「1.15.7.2(2)b.(a)イ 原子炉冷却材流量の喪失」及び「1.15.7.2(5)a.(a)イ 主給水流量喪失」の解析で包含される。

II 解析条件

「1.15.5.3(5)a.(a)イ 主給水流量喪失」及び「1.15.5.3(2)b.(a)イ 原子炉冷却材流量の喪失」解析と同様である。

(7) 冷却材喪失事故に関する炉心冷却解析

a. 設計基準事故の解析

(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

(イ) 事故経過の解析

I 非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断－

(I) 解析方法

事故の経過は、数種の詳細なコードの組合せによって解析する。解析は大別して、ブローダウン解析、リフィル／再冠水解析及び燃料棒熱解析に分かれる。

i ブローダウン解析

これは配管破断部からの1次冷却材の流出、1次冷却系の圧力低下、蓄圧注入系による注水等、事故初期の1次冷却系全体の熱水力学的な挙動を解析するものである。これに用いるブローダウン解析コードSATAN-Mは、ブローダウン期間中の炉心冷却材流量、圧力、クオリティ等を解析する。

ii リフィル／再冠水解析

ブローダウン後の過渡変化は緩やかで、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部に冷却材がたまり始め、やがて炉心底部まで水位が上昇する(リフィル期間という。)。これ以後は、炉心の下部から再冠水が始まり、炉心は水滴を巻き込んだ蒸気流により冷却される(再冠水期間という。)。ブローダウン後の期間は、上記のブローダウン解析コードとは別に、リフィル期間については

WREFLOODコード、再冠水期間についてはBASH-Mコードで解析する。これらの解析コードによって、再冠水開始時刻、再冠水期間中の炉心圧力、炉心流入水エンタルピ、炉心部に到達するほう酸水の速度(炉心再冠水速度という。)等を解析する。

また、1次冷却系に対して背圧として作用する原子炉格納容器内圧はCOCOコードにより解析し、WREFLOODコード及びBASH-Mコードと結合した状態で計算を行う。

iii 燃料棒熱解析

これは、事故時の燃料被覆管温度や、ジルコニウム-水反応量等を解析するものである。これに用いる燃料棒熱解析コードLOCTA-Mは、上記のブローダウン解析コードSATAN-M及びBASH-Mコードによって得られる炉心の流量、圧力、クオリティ、炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を入力として全事故期間にわたる燃料棒の熱的挙動を解析する。

(II) 解析条件

解析に当たっては、実際よりも十分に厳しい解析結果を得るために、次のような解析条件を用いる。

- i 配管の破断は、非常用炉心冷却設備の性能発揮の点から最も厳しい低温側配管(1次冷却材ポンプ出口から原子炉容器入口ノズルまでの間)に起こるものとする。破断規模は、最も極端なケースとして、1次冷却材管(内径約0.70m、肉厚約69mmのステンレス鋼)の両端破断が瞬時に発生するものとし、破断口における流出係数は、1.0～0.4までの範囲について検討する。このことは、流出係数を1.0と考え

た場合、破断規模として1次冷却材管の両端破断断面積の1.0倍から0.4倍までの範囲について検討することに相当する。

破断の体様については、上記のような両端破断のほかに、配管の長さ方向のスプリット破断も想定できるが、一般的な感度解析の結果、両端破断の方が高い燃料被覆管温度をもたらすことが判明しているため、ここでは、両端破断の場合を解析する。

ii 原子炉出力は定格出力の102%とし、燃料ペレットの焼きしまり効果を含まない場合を仮定し、熱流束熱水路係数は2.32、燃料棒の最大線出力密度は39.6kW/mの102%とする。

iii 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量 29.0m³(1基当たり)

高圧注入系及び低圧注入系の作動時間遅れ 30秒

「非常用炉心冷却設備作動」信号は、「原子炉格納容器圧力高」信号、「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号あるいは「原子炉圧力異常低」信号のうち、早い方の信号により発生するものとする。

iv 工学的安全施設の安全設計の基本的考え方の1つである単一故障の仮定として、低圧注入系の1系列の不作動を仮定する。この仮定は、ディーゼル発電機の2台中1台不作動を仮定する場合よりも、原子炉格納容器内圧が低くなることによって再冠水時の炉心での熱伝達が悪くなるため、燃料被覆管温度の上昇という観点から厳しいものである。

また、解析では、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。

- v ブローダウン過程中に蓄圧注入系より注入されるほう酸水は、原子炉容器のダウンコマ部での蒸気の上昇流が十分に弱まり、注入水が上昇流に対向して下部プレナムに落下できるようになるまで、原子炉容器内残存水量として有効に作用しないものとする。
- vi 再冠水解析においては、炉心で発生する蒸気及び巻き込まれた水滴がループを通過して原子炉格納容器へ放出される際の抵抗が大きいほど厳しい結果を与えるので、解析上の仮定として1次冷却材ポンプの駆動軸が固着して動かないものとする。
- vii 再冠水時には、背圧が低いと炉心で発生する蒸気の放出が悪く、炉心の熱伝達が低下するので、原子炉格納容器内圧の計算に際しては、内圧が低めになるような条件を選定する。
- viii 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、発電用原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチノイドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。
- ix 事故発生時の燃料棒内の蓄積エネルギーの評価に当たっては、燃焼度や燃料ペレットの焼きしまりの影響を考慮し、サイクル寿命中最悪の結果を与えるように解析する。
- x 原子炉容器頂部の初期の1次冷却材温度は、高温側配管冷却材温度に等しいと仮定する。
- xi 蒸気発生器伝熱管施栓率は10%とする。

II 非常用炉心冷却設備性能評価解析－小破断－

(I) 解析方法

小破断事故においては、1次冷却材の原子炉格納容器への放出

が終わるまでに、換言すれば、原子炉圧力が原子炉格納容器内圧まで低下する以前に、非常用炉心冷却設備により炉心冠水が行われ、ブローダウン過程に燃料被覆管の温度にピークが現れるので、大破断の場合のWREFLOODコード、BASH-Mコード及びCOCOコードによる解析は不要である。

したがって、計算コードの構成は、ブローダウン解析コードSATAN-M (Small LOCA) と燃料棒熱解析コードLOCTA-IVからなる。なお、小破断時のブローダウン解析コードSATAN-M (Small LOCA) は、大破断時のブローダウン解析コードSATAN-Mのすべての機能に加えて、炉心における気水分離現象及び各ノード間の水頭差がより正確に算出できるようにモデルを改良している。

(II) 解析条件

小破断事故では、次に述べる条件を除いて、すべて大破断解析の条件と同じである。そして、前述のようにWREFLOODコード、BASH-Mコード及びCOCOコードによる解析が不要となるので、これらの計算に係る条件も不要である。

- i 破断位置は、大破断と同じく最も高い燃料被覆管温度を与える低温側配管とし、破断面積については、一般的な感度解析の結果を踏まえて、最も厳しい場合をサーベイする。また、気相部破断については液相部破断に比べて現象が緩やかであるが、加圧器気相部に接続する最大口径配管破断を解析する。
- ii 工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。小破断時は、大破断時と違って、原子炉圧力が原子炉格納容器内圧まで低下する以前に、

非常用炉心冷却設備により炉心冠水が行われるので、原子炉格納容器内圧の影響を受けない。したがって、1次冷却系への安全注入流量を最低に見積もるこの仮定が最も厳しくなる。

iii 非常用炉心冷却設備の高圧注入系の作動時間遅れは25秒とする。

(8) 1次系から2次系への漏えい解析

a. 設計基準事故の解析

(a) 環境への放射性物質の異常な放出

イ 蒸気発生器伝熱管破損

(イ) 事故経過の解析

I 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、2次系圧力、1次冷却系から2次冷却系への流出量等の過渡応答を求める。これらのデータを使って燃料棒過渡解析コードFACTRANにより、燃料棒表面の熱流束の時間変化を求め、更に、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を計算する。

II 解析条件

(I) 初期原子炉出力は102%とする。

(II) 1基の蒸気発生器の伝熱管の1本が、瞬時に両端破断を起こしたものとす。流出流量の算出に当たっては、保守的に評価するように、初期値を130t/hとした1次冷却系と2次冷却系の差圧の平方根に比例する式を用いる。

(III) 発電用原子炉は、「原子炉圧力低」信号あるいは「過大温度 ΔT 高」信号により自動停止するものとする。

(IV) 非常用炉心冷却設備の動作は、1次冷却材の流出量を大きくするように充てん／高圧注入ポンプ2台が作動するものとする。

また、補助給水ポンプはタービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ2台が作動するものとする。

(V) 加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び主蒸気逃がし弁の動作に関しては以下のとおり考慮する。

i DNBRの評価では、原子炉圧力の低下を大きくするため、加圧器圧力制御系及び加圧器水位制御系は動作しないものとする。

ii 核分裂生成物の放出量評価では、1次冷却材の2次冷却系への流出量及び大気への蒸気放出量を大きく見積もるため、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び主蒸気逃がし弁が自動作動するものとする。

(VI) 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

外部電源がある場合、タービンバイパス系が使用でき蒸気発生器からの蒸気の大部分は復水器に回収されること及び「非常用炉心冷却設備作動」信号と「原子炉トリップ」信号の一致等により1次冷却材ポンプが停止するまでの間は、1次冷却系を冷却及び減圧できることから、大気への核分裂生成物の放出量の観点から、外部電源がない場合の方がより厳しく評価することとなる。

(VII) 事故終止のための運転員操作としては、以下のとおりとする。

i 破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ蒸気元弁を閉止する操作を行うとともに、破損側蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行う。(原子炉トリップ後10分)

ii 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、原子炉トリップの10分後に閉止操作を開始し、原子炉トリップ後20分で閉止するもの

とする。

iii 健全側の主蒸気逃がし弁を開き、1次冷却系の除熱を開始する。

(原子炉トリップ後25分)

iv 1次冷却材を高温零出力温度以下に十分減温した後、加圧器逃がし弁を開き、1次冷却系を減圧する。1次冷却系圧力が、破損側蒸気発生器の2次側圧力まで低下した時点で、加圧器逃がし弁を閉じる。(解析では、1次冷却材高温側配管温度が274℃に減温された時点で減圧を開始する。)

v 加圧器逃がし弁の閉止後、1次冷却系圧力の再上昇を確認した後、非常用炉心冷却設備を停止する。(解析では、1次冷却系圧力の再上昇の幅は0.98MPaとする。)

(VIII) DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

(ロ) 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

I 評価方法

(I) 大気中に放出される核分裂生成物の放出量

以下の方法で計算する。核分裂生成物の大気放出過程を第1.15-75図及び第1.15-76図に示す。

i 破損側蒸気発生器が隔離されるまでの大気放出量

核分裂生成物の放射性崩壊及び系外に流出することによる減少を考慮し、(1)式～(4)式を用いて求める。

また、1次冷却系からの1次冷却材流出率、2次冷却系から大気中への蒸気放出率、破損側蒸気発生器保有水量は、隔離までの間一定とする。

(i) 希ガスの放出量

$$R_i = \frac{L_R}{V_C} \left[v \cdot F_i \cdot \frac{1}{\lambda_C} \left\{ t - \frac{1}{\lambda_C} (1 - e^{-\lambda_C \cdot t}) \right\} + \frac{C_i}{\lambda_C} (1 - e^{-\lambda_C \cdot t}) \right] \dots\dots\dots (1)$$

(ii) 有機よう素の放出量

$$R_i = f_1 \cdot \frac{L_R}{V_C} \left[v \cdot F_i \cdot \frac{1}{\lambda_C} \left\{ t - \frac{1}{\lambda_C} \cdot (1 - e^{-\lambda_C \cdot t}) \right\} + \frac{C_i}{\lambda_C} (1 - e^{-\lambda_C \cdot t}) \right] \dots\dots\dots (2)$$

(iii) 無機よう素の放出量

$$R_i = \frac{G}{V_S \cdot P_F} \cdot f_2 \cdot \frac{L_R}{V_C} \left[v \cdot F_i \cdot \frac{1}{\lambda_C} \cdot \left[\frac{t}{\lambda_S} - \frac{1}{\lambda_S^2} (1 - e^{-\lambda_S \cdot t}) - \frac{1}{\lambda_S - \lambda_C} \left\{ \frac{1}{\lambda_C} (1 - e^{-\lambda_C \cdot t}) - \frac{1}{\lambda_S} (1 - e^{-\lambda_S \cdot t}) \right\} \right] + \frac{C_i}{\lambda_S - \lambda_C} \cdot \left\{ \frac{1}{\lambda_C} (1 - e^{-\lambda_C \cdot t}) - \frac{1}{\lambda_S} (1 - e^{-\lambda_S \cdot t}) \right\} \right] \dots\dots\dots (3)$$

但し、

$$\lambda_c = \lambda_i + \frac{L_R}{V_C}$$

$$\lambda_s = \lambda_i + \frac{G}{V_S \cdot P_F}$$

ここで、

R_i : 核種_i の大気中への放出放射エネルギー (Bq)

C_i : 核種_i の事故発生前の1次冷却材中放射エネルギー (Bq)

F_i : 核種_i の事故発生後の追加放出に寄与する放射エネルギー (Bq)

L_R : 2次冷却系への1次冷却材流出率 (=90t/50min)

V_C : 1次冷却系保有水量 (=190t)

V_S : 破損側蒸気発生器保有水量 (=40t)

ν : 追加放出率 (=1.35×10⁻²min⁻¹)

f₁ : 有機よう素の割合 (=0.0)

f₂ : 無機よう素の割合 (=1.0)

P_F : 無機よう素の気液分配係数 (=100(液相中濃度 Bq/g)/(気相中濃度 Bq/g))

G : 大気中への蒸気放出率 (=30t/50min)

λ_i : 核種_iの放射性崩壊定数 (min⁻¹)

t : 破損側蒸気発生器隔離までの時間 (=50min)

また、追加放出率 ν は、事故発生後の1次冷却系圧力が直線的に低下するものとし、この圧力降下に比例するものと仮定して(4)式を用いて求めた値を下回らない値とする。

$$v = \left(\frac{P_0 - P_t}{P_0} \right) \frac{1}{t} \dots\dots\dots (4)$$

ここで、

P_0 : 事故発生前の1次冷却系圧力 (=15.62MPa)

P_t : 1次冷却系圧力が2次冷却系の圧力を下回った圧力
(=6.86MPa)

t : 破損側蒸気発生器隔離までの時間 (=50min)

ii 破損側蒸気発生器隔離後の大気放出量

破損側蒸気発生器隔離後、2次冷却系の圧力は直線的に低下し、1日後に大気圧になるものとし、蒸気の漏えい率は、2次冷却系の圧力の平方根に比例するものとして、核分裂生成物の放射性崩壊を考慮して(5)式を用いて求める。

$$R_L = \int_0^T \frac{S_i}{P_F} \cdot e^{-\lambda_i \cdot t} \cdot L_V \sqrt{1 - t} \, dt \dots\dots\dots (5)$$

ここで、

R_L : 隔離後の無機よう素の放出量 (Bq)

S_i : 隔離時の破損側蒸気発生器水中無機よう素濃度
(Bq/t)

L_V : 隔離時の蒸気の漏えい率 (=5m³/d=0.25t/d)

P_F : 無機よう素の気液分配係数
(=100(液相中濃度Bq/g)/(気相中濃度Bq/g))

λ_i : 核種iの放射性崩壊定数 (d⁻¹)

T : 漏えいが停止するまでの時間 (=1d)

隔離時の破損側蒸気発生器水中無機よう素濃度 S_I は、(6)式を用いて得られる。

$$S_I = \frac{f_2 \cdot L_R}{V_c \cdot V_s} \left\{ \frac{\nu \cdot Fi}{\lambda_c} \left(\frac{1 - e^{-\lambda_s \cdot t}}{\lambda_s} - \frac{e^{-\lambda_c \cdot t} - e^{-\lambda_s \cdot t}}{\lambda_s - \lambda_c} \right) + \frac{Ci}{\lambda_s - \lambda_c} \cdot (e^{-\lambda_c \cdot t} - e^{-\lambda_s \cdot t}) \right\} \dots\dots\dots (6)$$

(II) 線量

実効線量はよう素の吸入摂取による小児の実効線量と外部 γ 線による実効線量の和として評価する。

よう素の吸入摂取による実効線量は(7)式で評価される。

$$E_I = K_{He} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi/Q) \dots\dots\dots (7)$$

ここで、

- E_I : よう素の吸入摂取による小児の実効線量 (mSv)
- K_{He} : I-131の吸入摂取による小児の実効線量係数 (mSv/Bq)

また、第1.15-61表にI-131の影響を1とした場合の他のよう素核種の影響割合(以下「I-131等価量への換算係数」という。)を示す。

- M : 小児の呼吸率 (m³/s)

呼吸率は、事故期間が短いことを考慮し、活動時の呼吸率0.31m³/hを秒当たりに換算して用いる。

Qe : よう素の大気放出量
(I-131等価量－小児実効線量係数換算) (Bq)

χ/Q : 相対濃度 (s/m³)

外部 γ 線による実効線量は(8)式で評価される。

$$E_{\gamma} = K_1 \cdot Q_N \cdot (D/Q) \quad \dots\dots\dots (8)$$

ここで、

E_{γ} : 外部 γ 線による実効線量 (Sv)

K_1 : 空気カーマから実効線量への換算係数
(=1Sv/Gy)

Q_N : 希ガスの大気放出量 (γ 線エネルギー0.5MeV換算)
(Bq)

D/Q : γ 線エネルギー0.5MeVにおける相対線量 (Gy/Bq)

II 評価条件

(I) 発電用原子炉は、事故直前まで定格出力の102%で運転されていたものとする。その運転時間は燃料を1/4ずつ取替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。

(II) 破損側蒸気発生器は、事故発生後50分で隔離されるものとし、この間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する1次冷却材量は、解析結果に余裕を見込んだ値として90tとする。流出した1次冷却材を含む2次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は、解析結果に余裕を見込んだ値として30tとする。

(III) 蒸気発生器伝熱管破損により新たな燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、2次冷却系へ流出する放射エネルギーとして、以下