

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)

原子力発電所のリスクを定量的に評価するための確率論的リスク評価 (以下「PRA」という。)は、原子力発電所で発生する可能性がある異常事象を想定し、その後の事象進展の確率を設備構成、機器の故障率などを基に推定、評価するものである。

PRA を通して、原子力発電所の安全を担保している設備機能及び運転管理の役割を定量的に把握することは、安全性を向上させる上で有用な役割を果たすものである。

当社は従来から定期安全レビュー (PSR) 及び重大事故等対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループ等の選定に際して PRA を実施してきている。

本評価では、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイドの制定について」(平成 29 年 3 月 29 日付け原規規発第 17032914 号、原子力規制委員会決定) (以下「運用ガイド」という。)に基づき、レベル 1PRA 及びレベル 2PRA を内部事象及び外部事象を対象に実施した。具体的には、発電用原子炉の通常運転を阻害する事象のうち、機器の故障及び運転員の誤操作等のプラント内部の要因に起因する事象を内部事象、施設外部の要因に起因する事象を外部事象としている。

また、緩和設備の種類及び緩和設備の作動が必要になるまでの余裕時間等が相違することを踏まえ、発電用原子炉の出力運転時及び停止時の状態を対象とする。

以上の内容を踏まえ、今回の安全性向上評価における PRA の対象事象については、以下の事象を対象とする。

- ・内部事象出力運転時 (レベル 1 及びレベル 2)
- ・内部事象停止時 (レベル 1)
- ・地震出力運転時 (レベル 1 及びレベル 2)

・津波出力運転時(レベル 1 及びレベル 2)

その他の事象については、PRA 実施手法の成熟状況に応じ、次回以降の届出において段階的に拡張していく。また、今回は、玄海 4 号機の第 1 回届出であることから運用ガイドに基づき炉心損傷後における原子炉格納容器の機能が維持されている場合の敷地境界における実効線量を評価する。

なお、今回実施する PRA では、「第 2 章 2.2.2 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見」にて示した知見を反映するとともに、施設の脆弱性を把握し、自主的・継続的な安全性向上を図るという目的から、施設の現状を踏まえた評価を実施するため、平成 25 年 7 月に施行された「原子炉等規制法第 43 条の 3 の 8 第 2 項において準用する同法第 43 条の 3 の 6 第 1 項各号に規定する許可の基準及び原子炉等規制法第 43 条の 3 の 9 第 3 項第 1 号から 3 号に規定する工事の計画の技術上の基準」(以下「新規制基準」という。)の施行前より整備していた安全対策に加え、新規制基準に基づき整備したシビアアクシデント(以下「SA」という。)対策を考慮し、評価を実施した。玄海原子力発電所 4 号機(以下「玄海 4 号機」という。)の評価においては、玄海原子力発電所 3 号機(以下「玄海 3 号機」という。)の PRA モデルを活用するとともに、設備構成の相違等に配慮することで評価を実施する。

また、「原子力発電所における確率論的安全評価(PSA)の品質ガイドライン(試行版)」(平成 18 年 4 月 原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ)を参考にするとともに、今回の PRA の評価プロセスの確認及び更なる品質向上を目的として、日本原子力学会発行の PRA に関する実施基準との整合性及び国内外の知見を踏まえた PRA 手法の妥当性について、海外のレビューアを含む専門家によるピアレビューを実施した。

なお、玄海 3 号機と 4 号機の初回安全性向上評価における PRA 手法は同じであることから、代表として 3 号機をピアレビュー対象とした。本ピアレビューでは、

「PSA ピアレビューガイドライン(平成 21 年 6 月 一般社団法人 日本原子力技術協会)」及び「原子力発電所の確率論的リスク評価の品質確保に関する実施基準:2013(平成 26 年 5 月 一般社団法人 日本原子力学会)」を参考にした。その結果、実施した PRA において、技術的な問題点がないことを確認した。

3.1.3.1 内部事象出力運転時PRA

内部事象出力運転時PRAは、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル1PRA編):2013」(以下「レベル1PRA学会標準」という。)及び「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル2PRA編):2016」(以下「レベル2PRA学会標準」という。)を参考に評価を実施した。

(1) 評価に必要な情報の収集及び分析

a. 発電用原子炉の情報の収集

内部事象出力運転時PRA実施に当たり必要な情報を把握するため、玄海4号機の設計、運転・保守管理の情報や、国内機器故障率等のデータを調査・収集した。内部事象出力運転時レベル1PRAについて調査・収集した情報を第3.1.3.1-1表に、内部事象出力運転時レベル2PRAについて調査・収集した情報を第3.1.3.1-2表に示す。また、玄海4号機の基本仕様を第3.1.3.1-3表に示す。

今回実施したPRAにおいては、原則として設計基準対象施設及び重大事故等対処設備のうち、玄海原子力発電所4号炉 発電用原子炉設置変更許可申請書(平成29年1月18日付け原規規発第1701182号にて許可)添付書類十の重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価(以下「有効性評価」という。)において期待した対策を評価対象としている。また、原子炉設置変更許可申請書添付書類十の有効性評価において期待していない重大事故等対処設備又は多様性拡張設備等の対策についても、評価結果への影響度合いを考慮した上で評価対象としている。対象とした対策を第3.1.3.1-4表及び第3.1.3.1-5表に示す。

(a) 主要な設備の構成・特性

本評価で考慮する主要な設備の構成・特性について以下に示す。また、系統設備概要を第3.1.3.1-6表に示す。

イ 原子炉停止に関する系統

原子炉停止に関する系統は、制御棒の自重落下により負の反応度挿入を行う原子炉保護設備と、ほう酸を炉心に注入し負の反応度を投入する化学体積制御設備から構成される。また、原子炉自動トリップに失敗した場合においても、多様化自動作動設備を使用した自動での1次冷却系統の過

圧防止及び原子炉出力抑制を行うことができる。

(イ) 原子炉保護設備

原子炉保護設備は、原子炉計装又は、安全保護系のプロセス計装からの信号により、運転中の異常な過渡変化時又は、設計基準事故時に、工学的安全施設の作動とあいまって燃料の許容設計限界、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリを保護するため原子炉停止系を作動させ、発電用原子炉を自動停止させる。

原子炉トリップは、4重トレンのうち2トレン以上の原子炉トリップ遮断器を開くことによって達成される。2トレン以上の原子炉トリップ遮断器が開くと制御棒駆動装置への電源が遮断され、制御棒クラスタは自重で炉心に挿入される。原子炉保護設備の概略を第3.1.3.1-1図に示す。

(ロ) 化学体積制御設備

化学体積制御設備は、1次冷却材の一部を1次冷却材低温側配管から抽出し、充てんラインを経て、他の1次冷却材低温側配管に戻す各機器、配管、弁類等から構成される。本設備は、反応度制御のため、1次冷却材中のほう素の濃度を調整するほか、充てんポンプを出た1次冷却材の一部は、1次冷却材ポンプの軸封及び軸受の冷却を行う。また、1次冷却材喪失事故(以下「LOCA」という。)に至らない1次冷却材の小規模な漏えいがあった場合に1次冷却材を補給する。

1次冷却材中のほう素濃度を減少させる場合には、原子炉補給水設備から1次系純水を供給する。ほう素濃度を増加させる場合には、ほう酸タンクから高濃度ほう酸水をほう酸混合器を通して供給するが、非常停止時には高濃度ほう酸水を直接充てんポンプ吸込側へ供給することができるように、ほう酸混合器バイパスラインを設けている。化学体積制御設備の概略を第3.1.3.1-2図に示す。

(ハ) 多様化自動作動設備

多様化自動作動設備は、発信する作動信号によるタービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止により、1次系から2次系への除熱を過渡的に悪化させることで原子炉冷却材温度を上昇させ、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制できる。また、復水ピットを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを自動起動させ、蒸気発生器水位の低下を抑制するとともに加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により1次冷却系統の過圧を防止することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持できる。多様化自動作動設備の作動時の概略を第3.1.3.1-3図に示す。

ロ 原子炉冷却に関する系統

(イ) 1次冷却設備

1次冷却設備は、原子炉容器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、加圧器、加圧器逃がしタンク、1次冷却材配管及び弁類で構成し、次の機能を持つ。

- ・ 炉心で加熱された1次冷却材を循環し、蒸気発生器で2次系と熱交換させ、タービンを駆動する高温、高圧の蒸気を発生させる。
- ・ 原子炉運転中に炉心損傷を起こすことのないように、十分な炉心冷却を行う。
- ・ 1次冷却材中の放射性物質が、外部に漏えいするのを防ぐ隔壁を構成する。
- ・ 炉心冷却のほか、減速材、反射材としての機能を果たし、更に中性子の吸収材であるほう素の溶媒の役割を果たす1次冷却材を保持する機能を有する。

- ・ 加圧器により1次冷却系の圧力を一定に制御する。

1次冷却設備の概略を第3.1.3.1-4図に示す。

(ロ) 余熱除去設備

余熱除去設備は、発電用原子炉の崩壊熱及び顕熱を除去する余熱除去系として、また、非常用炉心冷却設備（以下「ECCS」という。）の低圧注入系としての機能を有する。

原子炉停止後、炉心の除熱は蒸気発生器2次側の蒸気を復水器にダンプすることにより行い、1次冷却設備の温度、圧力が下がれば、余熱除去設備に1次冷却材を送り冷却を継続する。

余熱除去設備は、2基の余熱除去冷却器、2台の余熱除去ポンプ、配管及び弁類で構成される。余熱除去設備の概略を第3.1.3.1-5図に示す。

(ハ) 非常用炉心冷却設備

ECCSは、LOCAを想定した場合にも、ほう酸水を原子炉に注入して、燃料の過熱による被覆管の大破損を防ぎ、これに伴う燃料被覆管と水蒸気の反応（以下「ジルコニウム-水反応」という。）を無視し得る程度に抑えることができるように設ける設備で、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系で構成する。また、ECCSは、主蒸気管破断事故及び2次系の異常な減圧に対し、制御棒クラスタの挿入及び炉心へのほう酸注入により、炉心を臨界未満にでき、かつ維持できる。ECCSの概略を第3.1.3.1-6図に示す。

ECCSは、多重性及び独立性を備える非常用所内交流電源系統から受電できるようにする等の考慮を払うことにより、単一故障に加え、外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できる。

なお、これらの機能が喪失した場合においても、常設電動注入ポンプ

による代替炉心注入が可能である。

I 蓄圧注入系

蓄圧注入系は、蓄圧タンクと配管、弁類で構成される。蓄圧タンクは、1次冷却材低温側配管に逆止弁を介して各1基接続し、その内容積の約2/3にほう酸水を満たし、残りの空間は窒素ガスで加圧する。

通常時、各蓄圧タンクは、直列に設けた2個の逆止弁で1次冷却系から隔離する。1次冷却系の圧力が蓄圧タンクの保持圧力（約4.4MPa[gage]）以下になると自動的に逆止弁が開き、ほう酸水を、1次冷却材低温側配管を経て炉心に注入する。

II 高圧注入系及び低圧注入系

高圧注入系は、高圧注入ポンプ、配管及び弁類で構成される。ECCS作動信号により、高圧注入ポンプ2台が起動し、燃料取替用水ピットのほう酸水を、1次冷却材低温側配管を経て、炉心に注入する。燃料取替用水ピットの水位が低くなると、高圧注入ポンプの水源を格納容器再循環サンプに切り替えて、高圧注入配管に注入する再循環モードに移行する。

低圧注入系は、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、配管及び弁類で構成される。低圧注入系は、ECCS作動信号により、燃料取替用水ピットのほう酸水を、余熱除去冷却器を経て1次冷却材低温側配管から炉心に注入する。燃料取替用水ピットの水位が低くなると、余熱除去ポンプの水源を格納容器再循環サンプに切り替えて、余熱除去冷却器で冷却した後、低圧注入配管から炉心に注入する再循環モードへ移行する。

余熱除去ポンプは、原子炉停止時には崩壊熱及びほかの残留熱を除去するために使用するが、通常運転時にはECCSとして常に待機状

態にあり、両機能が同時に要求されることはない。

(ニ) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、補助給水ポンプ、復水ピット及び主蒸気逃がし弁の故障等により2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合においても、燃料取替用水ピットを水源とした高圧注入ポンプによる炉心へのほう酸水の注入及び加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系のフィードアンドブリードを行うことにより、炉心の著しい損傷を防止することが可能である。概略を第3.1.3.1-7図に示す。

(ホ) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、補助給水ポンプ、復水ピット及び主蒸気逃がし弁の故障等により2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合においても、加圧器逃がし弁を開操作することにより1次冷却システムを減圧することができる。また、全交流動力電源喪失等により駆動用空気が喪失した場合は、窒素ボンベにより加圧器逃がし弁に窒素を供給し、空気作動弁である加圧器逃がし弁を作動させることで1次冷却システムを減圧できる。概略を第3.1.3.1-8図及び第3.1.3.1-9図に示す。

蒸気発生器伝熱管破損(以下「SGTR」という。)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次冷却系と2次冷却系を均圧することで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冷却材の漏えいを抑制する。

(へ) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備

LOCAの発生により、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により炉心注入機能が喪失した場合、燃料取替用水ピットを水源とした充てんポンプにより、化学体積制御システムにより炉心注入ができる。また、燃料取替用水ピットを水源とした格納容器スプレイポンプにより、格納容器スプレイシステムと余熱除去システム間のタイラインを介して炉心へ注入できる。さらに、燃料取替用水ピット又は復水ピットを水源とした常設電動注入ポンプにより、格納容器スプレイシステムと余熱除去システム間のタイラインを介して炉心へ注入できる。常設電動注入ポンプは、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても大容量空冷式発電機より給電できる。各代替炉心注水の概略を第3.1.3.1-10図、第3.1.3.1-11図及び第3.1.3.1-12図に示す。

また、余熱除去ポンプの故障等により余熱除去設備の再循環による炉心冷却機能が喪失した場合、格納容器再循環サンプを水源とした格納容器スプレイポンプにより、格納容器スプレイ冷却器を介して代替再循環できる。全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合は、海を水源とする移動式大容量ポンプ車を用いた原子炉補機冷却システムを介する海水の直接供給及び大容量空冷式発電機からの給電により、格納容器再循環サンプを水源とした高圧注入ポンプによる代替再循環ができる。各代替再循環の概略を第3.1.3.1-13図及び第3.1.3.1-14図に示す。

ハ 原子炉格納施設

(イ) 原子炉格納容器の構成

原子炉格納施設は、原子炉格納容器、アニュラス部及びその付属設備で構成される。原子炉格納容器は、内面に鋼製のライナプレートを設けたプレストレストコンクリート製格納容器(以下「PCCV」という。)である。アニュラス部は、格納容器貫通部を取り囲む区画であり、密閉した空間を形成し2重の格納機能を持たせている。原子炉格納容器を貫通する配管、電線等の大部分はこのアニュラス部を貫通するようにしている。原子炉格納容器の概略を第3.1.3.1-15図に示す。

LOCA時等に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放出に対する最終の障壁(原子炉格納容器バウンダリ)を形成するため、原子炉格納容器を貫通する配管には隔離弁等を設ける。原子炉格納容器バウンダリの概略を第3.1.3.1-16図に示す。

(ロ) 原子炉格納容器スプレイ設備

原子炉格納容器スプレイ設備は、LOCA時にか性ソーダを含むほう酸水を原子炉格納容器内にスプレイすることにより、原子炉格納容器の内圧を下げるとともに、原子炉格納容器内に放出されたよう素を除去する設備で、格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器、よう素除去薬品タンク、配管及び弁類で構成される。原子炉格納容器スプレイ設備の概略を第3.1.3.1-17図に示す。

(ハ) アニュラス空気浄化設備

アニュラス空気浄化設備は、アニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット等で構成される。本設備は、LOCA時にアニュラス部を負圧に保ち、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした空気を浄化再循環し、一部を排気筒に導いている。

なお、通常運転時にアニュラス内に立入る必要が生じた時にも、本設備によりアニュラス内の換気を行うことができる。また、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合、アニュラス空気浄化ファンは大容量空冷式発電機から給電できるほか、アニュラス空気浄化系弁は、窒素ポンベにより代替空気を供給し、大容量空冷式発電機によりアニュラス空気浄化系弁駆動用空気配管の電磁弁を開弁することで開操作できる。アニュラス空気浄化設備の概略を第3.1.3.1-18図及び第3.1.3.1-19図に示す。

(二) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

LOCA時において、格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水ピットの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイを設けている。

I 格納容器内自然対流冷却(移動式大容量ポンプ車及び格納容器再循環ユニット)

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失していない場合は、海水ポンプを用いて原子炉補機冷却水冷却器へ海水を通水するとともに、原子炉補機冷却水の沸騰防止のため、原子炉補機冷却水サーージタンクに窒素ポンベを接続して窒素加圧し、原子炉補機冷却水ポンプにより格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水できる。

また、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合は、海を水源とする移動式大容量ポンプ車を用いて、海水ストレーナブロー配管に可搬型ホースを接続、又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給できる。概略図を第3.1.3.1-20図及

び第3.1.3.1-21図に示す。

II 代替格納容器スプレイ

燃料取替用水ピット又は復水ピットを水源とする常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内に水を噴霧する代替格納容器スプレイが可能である。概略図を第3.1.3.1-22図に示す。

(ホ) 水素濃度制御設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度を低減するための設備として、静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置を設置している。

静的触媒式水素再結合装置は、ジルコニウム-水反応等で短期的に発生する水素及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素を除去することにより、原子炉格納容器内の水素濃度を継続的に低減できる。

電気式水素燃焼装置は、炉心の著しい損傷に伴い事故初期に原子炉格納容器内に大量に放出される水素を計画的に燃焼させ、原子炉格納容器内の水素濃度ピークを制御できる。

ニ 原子炉停止に関する系統電源、補機冷却水系等のサポート系

イ項からハ項における、事故時の基本的な安全機能を果たす系統(フロントライン系)を動作させるために、以下の系統(サポート系)が必要である。

(イ) 非常用電源設備

発電用原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系している。所内単線結線図を第3.1.3.1-23図に示す。

所内高圧母線は常用2母線と非常用2母線で構成し、非常用の2母

線は所内変圧器、予備変圧器及びディーゼル発電機のいずれからも受電できる。

所内低圧母線は常用5母線と非常用4母線で構成し、非常用の4母線は非常用高圧母線から動力変圧器を通して受電している。

所内補機は、工学的安全施設に係る補機と一般補機に分け、それぞれ非常用、常用母線に接続している。所内補機で2台以上設置するものは非常用、常用ともに各母線に分割接続し、所内電力供給の安定を図る。

ディーゼル発電機は、500kV送電線が停電し、かつ220kV送電線も停電した場合にそれぞれの非常用母線に電力を供給し、1台のディーゼル発電機で発電所を安全に停止するために必要な補機を運転するのに十分な容量を有し、たとえ同時に工学的安全施設作動設備が作動しても電力を供給できる。

また、発電所の安全に必要な直流電源を確保するため蓄電池を設置し、安定した交流電源を必要とする設備に対しては、無停電電源装置を設置している。直流電源設備は、非常用電源として2系統及び常用電源として2系統から構成している。直流単線結線図を第3.1.3.1-24図に示す。

(ロ) 代替電源設備

代替電源設備のうち、大容量空冷式発電機は、全交流動力電源が喪失した場合に、中央制御室での操作にて速やかに起動し、非常用高圧母線へ接続することで、重大事故時に必要な交流負荷へ電力を供給することができる。概略図を第3.1.3.1-25図に示す。

(ハ) 工学的安全施設作動設備

工学的安全施設作動設備は、LOCAあるいは主蒸気管破断事故等

に際して、炉心の冷却を行い、原子炉格納容器バウンダリを保護し、発電所周辺の一般公衆の安全を確保するための設備を起動する設備である。工学的安全施設作動の概略図を第3.1.3.1-26図に示す。

(二) 原子炉補機冷却設備

I 原子炉補機冷却水設備

原子炉補機冷却水設備は、原子炉補機に冷却水を供給する設備であり、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、配管及び弁類からなり閉回路を構成している。

原子炉補機冷却水は、純水を使用し、各原子炉補機より熱を除去した後、原子炉補機冷却水ポンプによって原子炉補機冷却水冷却器に至り、ここで海水によって冷却され、再び各原子炉補機に戻る。

この設備によって冷却する主な機器は、余熱除去冷却器、非再生冷却器、格納容器スプレイ冷却器、格納容器再循環装置、サンプル冷却器、使用済燃料ピット冷却器、封水冷却器、余剰抽出冷却器、1次冷却材ポンプ、格納容器スプレイポンプ等である。また、1次冷却材等の放射性流体を含む設備と原子炉補機冷却水を冷却する原子炉補機冷却海水設備との間において中間冷却設備として機能し、1次冷却材等の本設備への漏えいがあっても放射性物質を含んだ流体が発電所外へ放出されるのを防ぐ。原子炉補機冷却設備の概略を第3.1.3.1-27図に示す。

II 原子炉補機冷却海水設備

原子炉補機冷却海水設備は、原子炉補機冷却水冷却器、ディーゼル発電機及び空調用冷凍機を海水で冷却する設備である。

外部電源喪失時には、ディーゼル発電機から海水ポンプに電力を供給し、この設備の運転を継続して安全を確保する。原子炉補機冷却海

水設備の系統の概略を第3.1.3.1-28図に示す。

III 代替補機冷却のための設備

代替補機冷却のための設備のうち、移動式大容量ポンプ車は、海水ストレーナブロー配管に可搬型ホースを接続、又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統に海水を直接供給できる。

(ホ) 換気設備

換気設備は、通常運転時又は事故時に運転員等に清浄な空気を送るとともに、空気中の放射性物質を除去低減する設備で、格納容器換気空調設備、補助建屋換気空調設備等で構成する。補助建屋換気空調設備のうち、一般補機室及び安全補機室空調の概略を第3.1.3.1-29図に、中央制御室空調の概略を第3.1.3.1-30図に示す。

換気設備は、放射性汚染の可能性からみて区域を分け、それぞれ別系統とする。各換気系統は、区域及び部屋の必要な換気並びに除熱を十分行える容量を持つ。

(ヘ) 制御用空気設備

制御用空気設備は、制御用空気圧縮機、制御用空気だめ、制御用空気乾燥器、制御用空気供給配管、弁、計装等から構成し、原子炉格納容器内、原子炉周辺建屋内、原子炉補助建屋内、タービン建屋内等に設置されている空気作動弁、制御器、計測器等に清浄で乾燥した圧縮空気を供給する。制御用空気圧縮機の電源は非常用母線から供給し、トレンを分離して多重性を持たせている。安全上重要な系統に接続する制御用空気供給配管は、2系統の供給母管から構成し、互いに分離可能である。制御用圧縮空気設備の概略を第3.1.3.1-31図に示す。

(b) 系統間の依存関係

本評価を実施するに当たり、系統間の依存性を明確にするための情報を収集した。系統間の依存性については、(2)d.(a)に示す。

(c) 燃料及び溶融炉心の移動経路

事故時の燃料及び溶融炉心等の熱源の移動は、水素発生、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）、原子炉格納容器内の熱水力挙動及び核分裂生成物（以下「FP」という。）移行挙動に影響する。燃料及び溶融炉心の移動経路を第3.1.3.1-7表、概念図を第3.1.3.1-32図に示す。

(d) ソースタームの定量化に必要な情報

玄海4号機について、事故時の放射性物質挙動の解析に必要な以下の情報を整理した。

イ 放射性物質の放出経路

玄海4号機は加圧水型軽水炉であり、炉心損傷時における放射性物質の放出経路は以下のそれぞれの場合について異なる。

- ・ 格納容器健全性が維持されている場合
- ・ 格納容器機能喪失が生じた場合（以下の場合を除く）
- ・ SGTR＋炉心損傷が生じた場合
- ・ インターフェイスシステムLOCA＋炉心損傷が生じた場合

各放出経路の概要を第3.1.3.1-8表に示す。また、炉心損傷時における放出経路の概念図を第3.1.3.1-33図に示す。

ロ 緩和設備の機能

ソースターム解析の観点から、放射性物質の放出量を低減するための機能を持つ緩和設備（工学的安全施設及び重大事故等対処施設）として、原子炉格納容器スプレイ設備、代替格納容器スプレイ及びアニュラス空気浄化設備が挙げられる。

ハ 放射性物質の炉心内蓄積量

玄海4号機の炉心は48GWd/tウラン炉心であるが、以下の理由から、今回実施するソースターム解析には玄海3号機の炉心(48GWd/tウラン+1/4MOX 炉心)を使用している。

- ・ソースターム解析においては、各種SA対策に失敗した後の長期のプラント応答を確認する必要があることから、長期間の評価で崩壊熱が大きくなるMOX燃料装荷炉心の崩壊熱を使用する。但し、その差は小さく、事象進展の観点では、ウラン炉心とMOX燃料装荷炉心は同等と考えられる。
- ・敷地等境界における実効線量に支配的な被ばく経路と考えられる、大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばくに対して影響の大きいI-131の等価換算値が大きいMOX燃料装荷炉心の炉心内蓄積量を使用する方が、被ばく線量の観点で保守的な評価となる。

今回のソースターム解析に使用する放射性物質の炉心内蓄積量を第3.1.3.1-9表に示す。

(e) 運転員への聞き取り調査等

本評価を実施するに当たり、運転員への聞き取り調査等によって以下の事項を調査することで、(a)項から(d)項に示した情報源より得た情報を補完した。

- ・ 健全性確認間隔
- ・ 試験による待機除外
- ・ 起因事象発生前人的過誤

(f) 個別プラントパラメータの収集

本評価を実施するに当たり、(2) d.に必要なデータの一部として収集した玄海3号機個別のデータについて、玄海4号機の評価においても適用可能

なことを確認している。具体的な対象を以下に示す。

- ・ (2)f.における人的過誤確率
- ・ (2)g. (e)イにおける人的過誤確率

b. 気象情報の収集

気象情報の収集については、3.1.3.5に記載する。

(2) 炉心損傷頻度評価

内部事象出力運転時レベルIPRAの評価フローを第3.1.3.1-34図に示す。

a. 起回事象の選定及び発生頻度の評価

起回事象とは、通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷や格納容器機能喪失へ進展する可能性のある事象のことである。

(a) 起回事象の選定

本評価における起回事象選定のフローを第3.1.3.1-35図に示す。

イ 起回事象の分析及び同定

内部事象出力運転時レベルIPRAで評価すべき起回事象の見落としを防ぐため、炉心損傷に至る可能性のある事象を体系的に分析する必要がある。既往のPRA等による国内外における起回事象に関する評価事例の分析によって、起回事象の分析及び同定を行う。

(イ) 既存のPRA研究

原子炉設置変更許可申請書添付書類十 追補2「6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」の追補(事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について)において実施したPRA(以下「重要事故シーケンス選定用PRA」という。)で対象とした起回事象を第3.1.3.1-10表に示す。これらの起回事象は次の情報源に基づき選定したものであり、本評価においても評価対象とする。

- ・ WASH-1400(Surry プラント)
- ・ NUREG-1150(Surry, Sequayah, Zion プラント)
- ・ PRA情報交換検討会、共通懇PSAレビュー検討WG(国内代表的4ループプラント:ドライ型及びアイスコンデンサ型)
- ・ 安全評価審査指針
- ・ EPRI NP-2230

- ・ 原子力施設運転管理年報
- ・ 旧原子力安全基盤機構 (JNES) が整備し、原子力規制庁のホームページで公開されている国内のトラブル情報

次に、本評価において追加すべき起因事象を検討するために、以下の文献を調査した。

- ・ NUREG/CR-5750
- ・ NUREG/CR-6928
- ・ SPAR Initiating Event Data and Results 2015 Parameter Estimation Update

上記の文献で選定されている起因事象を原則として対象とするが、先行プラントのPRAで検討された起因事象について、本評価での適用性を検討するため、以下の文献を調査した。

- ・ WASH-1400
- ・ NUREG-1150
- ・ NUREG-1150 (NUREG/CR-4550 vol.3), Surryプラント
- ・ NUREG-1150 (NUREG/CR-4550 vol.5), Sequoyahプラント
- ・ NUREG-1150 (NUREG/CR-3300, NUREG/CR-4550 vol.7), Zionプラント
- ・ IAEA-TECDOC-719

以上の9つの文献による海外のPRAで検討されている起因事象の調査結果及び本評価で対象とする起因事象との対応を第3.1.3.1-11表に示す。

さらに、PRAモデル高度化のために実施されている伊方発電所3号プロジェクトにおいて評価対象とされた起因事象についても検討対象とした。伊方発電所3号プロジェクトにおいて選定された起因事象を第

3.1.3.1-12表に示す。

(ロ) プラント固有の起回事象の分析

第3.1.3.1-10表や第3.1.3.1-11表に示す起回事象の多くは、PWRに共通される一般的な起回事象である。このため、これらの一般的な起回事象に加えて、玄海4号機固有の起回事象を選定することを目的として、レベル1PRA学会標準において起回事象を分析・同定する体系的な方法として提示されている故障モード影響解析(以下「FMEA」という。)を実施した。

FMEAは、プラント内にあるすべての機器を評価対象として、対象機器ごとに故障モードを特定し、当該故障が発生した場合のプラントへの影響を段階的に抽出する手法であるが、本評価においては、プラントを構成する系統ごとに有する機能を整理した上で、当該機能が喪失した場合のプラントへの影響を抽出するレベルのFMEAを実施した。FMEAによって同定された起回事象の候補を第3.1.3.1-13表に示す。一部の起回事象については、複数の発生経路が考えられる場合、部分喪失と全喪失が想定される場合等、事象発生時の状態により、事象進展及び成功基準が異なると考えられることから、別々の起回事象として選定した。

なお、玄海3号機と4号機では系統機能の相違はなく、設計差異によるFMEA結果への影響はないことを確認している。

(ハ) 予兆事象の調査

玄海4号機において実際に起こった起回事象ではないが、プラントが置かれている環境条件等の特有の要因によって潜在的に発生し得る起回事象(予兆事象)を分析・同定するため、一般社団法人 原子力安全推進協会(JANSI)が管理している原子力施設情報公開ライブラリ(以下「NUCIA」という。)で公開されているトラブル情報を使用し、予兆

事象に該当する情報を収集した。玄海3号機及び4号機の予兆事象の調査結果を第3.1.3.1-14表に示す。本調査結果から、新たに追加すべき起因事象がないことを確認した。

ロ 従属性を有する起因事象の同定

緩和設備のアンアベイラビリティに影響を及ぼす起因事象として、サポート系故障や起因事象従属性を有する事象を同定する。起因事象従属性は、従属性の一つの形態で、機器や構築物に対する過酷な環境条件等により緩和設備のアンアベイラビリティに影響し、かつプラントの過渡事象を発生させる可能性をもたらすものであり、事故シーケンスの分析及びシステム信頼性解析の段階で配慮が必要となる。具体的には以下が挙げられる。

- ・ 外部電源喪失事象と非常用所内電源系との従属性
- ・ 制御用空気系の部分喪失又は全喪失と制御用空気系を必要とする緩和系との従属性
- ・ 原子炉補機冷却水系の部分喪失又は全喪失と原子炉補機冷却水系を必要とする緩和系との従属性
- ・ 原子炉補機冷却海水系の部分喪失又は全喪失と原子炉補機冷却海水系を必要とする緩和系との従属性
- ・ 安全系高圧交流母線の部分喪失又は全喪失若しくは安全系低圧交流母線の部分喪失又は全喪失と交流電源を必要とする緩和系との従属性
- ・ 安全系直流母線の部分喪失又は全喪失と直流電源を必要とする緩和系との従属性
- ・ 1次冷却材ポンプ封水注入機能が喪失する事象又はサーマルバリア冷却機能が喪失する事象と1次冷却材ポンプ封水LOCA(以下「RCP

シールLOCA」という。)との従属性

(b) 対象外とする起回事象

発生の可能性が極めて低い場合又は発生を仮定してもその影響が限定される場合には、同定した起回事象を評価対象外とする。

イ 除外判定基準の例

レベル1PRA学会標準に記載されている、起回事象のスクリーニング基準の例を以下に示す。

- ・ 起回事象発生頻度が 10^{-7} (/炉年)未満の事象。但し、インターフェイスシステムLOCA、格納容器バイパス及び原子炉容器破損は除く。
- ・ 起回事象発生頻度が 10^{-6} (/炉年)未満で、少なくとも独立した2系統以上の緩和設備が機能喪失しない限り炉心損傷に至らない事象。
- ・ 事象が発生してもプラント停止までには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象。

ロ 除外した起回事象

イ項に示す起回事象のスクリーニング基準の例を参照し、以下の起回事象については、発生する可能性や影響を考慮し、評価対象外と判断した。除外基準を適用した結果について第3.1.3.1-15表に示す。

(イ) 1次冷却材ポンプ封水リーク

1次冷却材ポンプ1台当たりのリーク量は $1.5\text{m}^3/\text{h}$ である。このリーク量は、極小LOCAの漏えい量として想定する充てんポンプ1台当たりの設計流量(約 $45\text{m}^3/\text{h}$)と比較して十分に小さい。したがって、当該事象は極小LOCAよりも漏えい規模が小さく、事象進展は緩やかであることから、原子炉トリップまでに十分な時間余裕がある。その間に、当該事象の発生を検知することが可能であり、プラント停止操作に期待することができることから、当該事象の発生によって炉心損傷に至る可能性は小さいと

判断できるため、評価対象の起因事象から除外する。

(ロ) 安全系計装用母線の部分喪失

計測制御用電源系は電気盤又は計器に電源を供給している。当該母線より上流の電源系は、補機や弁の機能のサポート系としてモデル化していることから、このような上流の母線の故障による影響は安全系高压又は低压交流母線の喪失、安全系直流母線の喪失で評価される。また、計装電源盤や計装分電盤は多重性を有している。安全系計装用母線喪失の主要因は、計装電源盤及び計装分電盤の機器故障であると考えられることから、これらの故障の組合せによって起因事象発生頻度を算出した結果、起因事象発生頻度は 10^{-6} /炉年未満と評価した。当該事象が発生しても、2系統以上の緩和設備(2次系冷却、フィードアンドブリード)が機能喪失しない限り炉心損傷に至らないため、評価対象の起因事象から除外する。

(ハ) 安全系計装用母線の全喪失

安全系計装用母線喪失の主要因は、計装電源盤及び計装分電盤の機器故障であると考えられることから、これらの故障の組合せによって起因事象発生頻度を算出した結果、起因事象発生頻度は 10^{-7} /炉年未満と評価したため、評価対象の起因事象から除外する。

(ニ) 中央制御室空調系の喪失及び安全補機開閉器室空調系の部分喪失／全喪失

空調機能喪失後の事象進展は緩やかであり、原子炉トリップに至るまでに十分な時間余裕がある。その間に、当該事象の発生を検知することが可能であり、空調設備の復旧や熱負荷の軽減、あるいは空調が喪失した設備の換気等の様々な手段に期待することができることから、当該事象の発生によって炉心損傷に至る可能性は小さいと判断できるため、

評価対象の起因事象から除外する。

(ホ) 空調用冷水系の部分喪失／全喪失

空調用冷水系は中央制御室空調系、安全補機開閉器室空調系、中間補機棟空調系のサポート系である。中央制御室空調系、安全補機開閉器室空調系喪失時は事象進展が緩やかであるが、中間補機棟空調系喪失時は事象進展が比較的早い(24時間以内に補機の許容温度を超過する)と評価している。中間補機棟空調系喪失の影響は中間補機棟空調系をサポート系とする補機(制御用空気圧縮機)に限定されるため、その影響は起因事象「制御用空気系の部分喪失」、「制御用空気系の全喪失」にて評価する。空調用冷水系喪失の起因事象では事象進展が緩やかな場合を想定し、評価対象の起因事象から除外する。

(c) 起因事象のグループ化

炉心損傷頻度(以下「CDF」という。)の評価を効率的に実施するために、起因事象のグループ化を行う。

イ 事象の類似性による起因事象のグループ化

同定した起因事象については、事故シーケンスの定義と定量化を容易にするため、体系的なプロセスを用いてグループ化を行う。グループ化はレベル1PRA学会標準に基づき、以下の項目のいずれかが確認できる事象に対してのみ行う。

- ・ 事故の進展及び時間余裕、プラントの応答、レベル2PRAとの関係、成功基準、事故の進展に影響する緩和設備及び緩和操作の観点から類似している事象。
- ・ グループ内の全ての事象が、事故の進展に与える影響の最も大きな事象に包絡される事象。事故シーケンスの定量化に関する詳細な評

価を行う場合は、事故の進展に与える影響が同程度の事象のみとする。

同定した起回事象は一般に、LOCA、SGTR、インターフェイスシステムLOCA、過渡事象、手動停止及び特殊な起回事象のカテゴリに分類でき、このカテゴリの中で各起回事象グループに分類される。

また、ここで挙げる起回事象グループのほかに、リスク評価上重要となる事象として原子炉トリップ失敗事象(以下「ATWS」という。)がある。ATWSは、起回事象発生後の原子炉トリップに失敗することで発生するシナリオであり、厳密には起回事象ではないが、本評価においては起回事象の1つとして扱う。

(イ) 1次冷却材喪失事故(LOCA)

LOCAは、1次冷却材流出によりプラントパラメータが変動し、原子炉圧力低信号等が発信して原子炉トリップに至る事象である。LOCAの分類では、1次冷却材インベントリ喪失に至る配管破損のほかに、RCPシールLOCAや加圧器逃がし弁/安全弁開固着による1次冷却材インベントリ喪失が含まれる。また、LOCAは、十分な炉心冷却を行うのに必要な緩和設備の種類及び組合せを考慮して分類を詳細化することが一般的である。

I 大破断LOCA

1次冷却系配管の両端破断のように、事象初期に急激な1次系の減圧を生ずるもので、蓄圧注入系と低圧注入系により炉心冷却が可能となる。

II 中破断LOCA

大破断LOCAと比較して破断口が小さく、1次系の減圧が比較的緩やかなもので、蓄圧注入系と高圧注入系により炉心の冷却が可能となる。

III 小破断LOCA

中破断LOCAより更に破断口の小さなもの、加圧器気相部における配管破断、あるいは1次冷却材ポンプ封水部分から1次冷却材が過剰に流出するもので、高圧注入系で1次冷却材の補填が可能であるが、破断流による1次系からのエネルギー放出が小さいので、崩壊熱の除去には2次系による冷却を必要とする。

IV 加圧器逃がし弁／安全弁LOCA

加圧器逃がし弁や加圧器安全弁からの1次冷却材が過剰に流出するもので、小破断LOCAと同様、高圧注入系で1次冷却材の補填が可能であるが、破断流による1次系からのエネルギー放出が小さいので、崩壊熱の除去には2次系による冷却を必要とする。

V 極小LOCA

充てん注入で補填できる程度のリーク量を想定する。事象発生による減圧はほとんどなく、ECCSによる炉心冷却を行うためには1次系の減圧が必要である。緩和設備の多様性を考慮して小破断LOCAに比べて影響が小さいと判断できる場合には起因事象として分類しない場合もある。

VI 原子炉容器破損(極度のLOCA)

大破断LOCAよりも大規模の破断に相当し、蓄圧注入や低圧注入等の安全注入系の成否によらず1次冷却材が喪失し、炉心損傷に至る事象である。プラント運転中に加圧熱衝撃が発生した場合には、本事象に至る可能性がある。

(ロ) 蒸気発生器伝熱管破損(SGTR)

蒸気発生器の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象であり、燃料から放出された放射性物質が環境へ放出される可能性がある。本起因事象は設置変更許可

申請書添付書類十と同様、伝熱管1本の完全両端破断を考える。

(ハ) インターフェイスシステムLOCA

原子炉冷却材圧力バウンダリと、それに直結した原子炉格納容器外の低圧系との隔離に失敗した場合に、原子炉冷却系の圧力が低圧系に付加されるために発生する事象であり、燃料から放出された放射性物質が原子炉格納容器をバイパスして環境へ放出される可能性がある。

(ニ) 過渡事象

事象発生によりプラントパラメータが変動し、原子炉トリップ信号が発信して原子炉トリップに至る事象である。原子炉冷却材圧力バウンダリは破断していないが、機器の故障及び人的過誤によりプラントが停止する事象が含まれる。PWRにおいては、設置変更許可申請書における想定事象のうち運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を、PRAを実施する上での起因事象グループとして分類している。過渡事象として分類した起因事象は以下のとおり。

I 主給水管破断(完全両端破断)

蒸気発生器の2次側に液相を保つだけの十分な給水ができない程の大規模な主給水管の破断により、蒸気発生器による冷却能力が低下し、1次冷却材の温度、圧力の上昇を引き起こす事象である。過熱事象に相当する主給水管破断は、過冷却事象である主蒸気管破断とはプラント挙動が異なることから、主蒸気管破断とは独立した評価を行う。

II 主蒸気隔離弁上流の主蒸気管破断(完全両端破断)

蒸気発生器とタービン間の主蒸気管で破断が生じ、蒸気の流出を生じる現象のうち、主蒸気隔離弁の上流で破断する事象である。主蒸気隔離弁の上流で破断が生じた場合、破断したループを健全ループから隔離する必要がある、隔離後も破断ループの蒸気発生器による冷却に

は期待できないことから、主蒸気隔離弁下流の主蒸気管破断とは独立した評価を行う。

III 主蒸気隔離弁下流の主蒸気管破断(完全両端破断)

蒸気発生器とタービン間の主蒸気管で破断が生じ、蒸気の流出を生じる現象のうち、主蒸気隔離弁の下流で破断する事象である。主蒸気隔離弁の下流で破断が生じた場合、主蒸気隔離弁の閉止に成功したループの蒸気発生器による冷却に期待できることから、主蒸気隔離弁上流の主蒸気管破断とは独立した評価を行う。

IV 外部電源喪失

送電系統や所内電気設備の故障などにより所内常用電源の全部が喪失し、運転状態が乱されるような事象である。所内交流電源が喪失すると、1次冷却材ポンプ、復水ポンプ等がトリップし、1次冷却材流量や主給水流量の喪失が起こる。安全上は、外部電源の喪失により、ディーゼル発電機や大容量空冷式発電機のみにより交流電源が供給される状態となるため、安全上の補機の作動が要求されるような状態が重なると、他の起因事象と比較して厳しい状況になるため独立した評価を行う。

V 主給水流量喪失

主給水ポンプ又は復水ポンプの故障、電源喪失若しくは主給水制御系の誤動作によって主給水が完全に停止して、蒸気発生器2次側保有水量が減少し、熱除去能力の低下により、1次冷却材温度及び圧力が上昇するような事象である。原子炉トリップ後の蒸気発生器への給水に係る緩和設備の信頼性が、他の過渡事象に分類される起因事象と異なり、主給水系による2次系冷却が不可となる事象であることから、独立した評価を行う。

VI 負荷の喪失

タービンの故障や、主蒸気止め弁、蒸気加減弁、主蒸気隔離弁の誤閉止によって、タービンへの蒸気流量が急減し、蒸気発生器による熱除去能力の低下により、1次冷却材温度及び圧力が上昇するような事象である。原子炉トリップ後に加圧器逃がし弁／安全弁LOCAが発生する可能性があることから、過渡事象とは独立した評価を行う。

VII 過渡事象

上記 I 項～VI項を除く過渡事象であり、原子炉トリップ後に加圧器逃がし弁や加圧器安全弁の作動を引き起こす1次系圧力上昇を伴わない事象である。

(ホ) 手動停止

手動停止は、安全機能が影響を受ける故障等により原子炉を停止させる場合(計画外停止)と、定期検査など計画された手動停止であり安全機能に影響がない場合(通常停止)に分類することで、それぞれの安全機能における信頼度の相違を考慮することがあるが、本評価においては計画外停止のみを対象とし、通常停止は起因事象に含めないものとしている。

(ヘ) 特殊な起因事象

特殊な起因事象として、サポート系故障のように、従属性を有する起因事象についても、玄海4号機の設計を勘案して検討する。

なお、玄海3号機と4号機の設計差異による影響はないことを確認している。

I 制御用空気系の全喪失

制御用空気系の全喪失が発生した場合、制御用空気が供給されている設備に期待できないことから、独立した起因事象として評価する。

II 制御用空気系の部分喪失

制御用空気系の1ヘッダへの圧縮空気供給機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、空気供給機能が喪失したヘッダに接続されている設備には期待できないことから、独立した起因事象として評価する。本起因事象としては以下を含むものとする。

- ・ 制御用空気系のAヘッダへの圧縮空気供給機能喪失
- ・ 制御用空気系のBヘッダへの圧縮空気供給機能喪失
- ・ 制御用空気系のABヘッダへの圧縮空気供給機能喪失

III 原子炉補機冷却水系の全喪失

原子炉補機冷却水系の全喪失が発生した場合、原子炉補機冷却水系統で冷却されている設備に期待できないことから、独立した起因事象として評価する。

IV 原子炉補機冷却水系の部分喪失(Aヘッダ喪失)

原子炉補機冷却水系のAヘッダへの給水機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、Aヘッダで冷却されている設備には期待できないこと、及び1次冷却材ポンプのサーマルバリア冷却機能が喪失し、RCPシールLOCAに至る可能性が高くなることから、独立した起因事象として評価する。

V 原子炉補機冷却水系の部分喪失(Bヘッダ喪失)

原子炉補機冷却水系のBヘッダへの給水機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、Bヘッダで冷却されている設備には期待できないことから、独立した起因事象として評価する。

VI 原子炉補機冷却水系の部分喪失(Cヘッダ喪失)

原子炉補機冷却水系のCヘッダへの給水機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、原子炉補機冷却水系の信頼性が低下することか

ら、独立した起因事象として評価する。

VII 原子炉補機冷却海水系の全喪失

原子炉補機冷却海水系の全喪失が発生した場合、原子炉補機冷却海水系統で冷却されている設備に期待できないことから、独立した起因事象として評価する。本起因事象としては以下を含むものとする。

- ・ 原子炉補機冷却海水系のAヘッダ及びBヘッダへの冷却水供給機能喪失
- ・ 原子炉補機冷却水系の部分喪失と原子炉補機冷却海水系の部分喪失の重ね合わせ

VIII 原子炉補機冷却海水系の部分喪失

原子炉補機冷却海水系の1ヘッダへの給水機能喪失を対象とする。本事象が発生した場合、給水機能が喪失したヘッダで冷却されている設備には期待できないことから、独立した起因事象として評価する。

IX 安全系高圧交流母線の全喪失

安全系高圧交流母線の全喪失が発生した場合、機能喪失した安全系高圧交流母線から給電されている設備には期待できないことから、独立した起因事象として評価する。

X 安全系高圧交流母線の部分喪失

安全系高圧交流母線の1系列喪失を対象とする。本事象が発生した場合、機能喪失した安全系高圧交流母線1系列から給電されている設備には期待できないことから、独立した起因事象として評価する。

XI 安全系低圧交流母線の全喪失

安全系低圧交流母線の全喪失が発生した場合、機能喪失した安全系低圧交流母線から給電されている設備には期待できないことから、独立した起因事象として評価する。

XII 安全系低圧交流母線の部分喪失

安全系低圧交流母線の1系列喪失を対象とする。本事象が発生した場合、機能喪失した安全系低圧交流母線1系列から給電されている設備には期待できないことから、独立した起因事象として評価する。

XIII 安全系直流母線の全喪失

安全系直流母線の全喪失が発生した場合、機能喪失した安全系直流母線から給電されている設備には期待できないことから、独立した起因事象として評価する。

XIV 安全系直流母線の部分喪失

安全系直流母線の1系列喪失を対象とする。本事象が発生した場合、機能喪失した安全系直流母線1系列から給電されている設備には期待できないことから、独立した起因事象として評価する。

(ト) 原子炉トリップ失敗事象(ATWS)

ATWSは、原子炉トリップが必要な起因事象発生後に、原子炉トリップに失敗する事象であり、厳密には起因事象ではないが、評価上1つの起因事象として取り扱う。

ロ 起因事象のグループ化の禁止

イ(へ)項に示すような起因事象従属性を有する事象は、他の起因事象とは事象シナリオの展開や必要とされる緩和機能が異なることから、他の起因事象とは同一のグループとしない。また、原子炉容器破損、インターフェイスシステムLOCA及びSGTRについては、独立した起因事象として評価する。

ハ グループの代表事象の選定

レベル1PRA学会標準では、成功基準の設定や事故シーケンスの分析を行うために、発生頻度の大きさ及び起因事象が事故の進展にもたらす

影響の程度を考慮して、グループ化した起因事象の中から代表事象を選定することが要求されている。本評価では、起因事象が事故の進展にもたらず影響の観点から、代表事象を選定している。

(イ) インターフェイスシステムLOCA

インターフェイスシステムLOCAが発生する可能性を有する箇所、発生要因及び事象収束に必要な緩和設備への影響を考慮し、PRAの評価対象として以下の3つのシナリオを抽出した。

- ・ 余熱除去ポンプ吸込側ラインからの漏えい
- ・ 余熱除去ポンプ低温側注入ラインからの漏えい
- ・ 余熱除去ポンプ高温側注入ラインからの漏えい

余熱除去ポンプ吸込側ラインからの漏えいは、原子炉冷却系と余熱除去系を隔離している2つの電動弁の誤開又は内部リークによって発生する。余熱除去ポンプ低温側注入ラインからの漏えいは3つの逆止弁の内部リーク、余熱除去ポンプ高温側注入ラインからの漏えいは2つの逆止弁の内部リーク及び1つの電動弁の誤開又は内部リークによって発生する。緩和設備への影響はいずれの場合も同等であることから、フォールトツリーを用いた信頼性解析の結果、最も発生頻度の高くなった余熱除去ポンプ吸込側ラインからの漏えいを代表事象とする。

(ロ) 手動停止

手動停止は、停止時冷却に移行する以前に復水器などを含む主給水系のトラブルが生じて、安全系による緩和手段が要求される事象を考慮しておく必要があることから、起因事象として取り上げる。手動停止の扱いについては、以下とする。

- ・ 手動停止では「計画外停止」を想定する。
- ・ 計画外停止要因には、常用系又は安全系の故障が想定されるが、

本評価では主給水系を除いた常用系の故障を想定する。

- ・ 主給水系の故障による影響は、主給水流量喪失として評価する。

なお、サポート系の故障を起因とした手動停止については、手動停止には含めず、従属性を有する起因事象として評価する。

(ハ) 原子炉トリップ失敗事象(ATWS)

ATWSは、2次冷却系からの除熱機能が喪失する事象が厳しく、蒸気発生器2次側保有水が減少することにより補助給水が必要となる主給水流量喪失、負荷の喪失及び外部電源喪失(以下「AT事象」という。)を対象とする。また、主給水流量喪失のように、起因事象発生時にはタービントリップによる主蒸気の遮断が達成されていない事象と、負荷の喪失や外部電源喪失のように起因事象発生時に既に主蒸気が遮断されている事象では事象進展が異なることから、これらは異なる起因事象として評価する。以上から、ATWSについては、事象シナリオの影響を含めて以下の2つのシナリオを評価する。

- ・ ATWS1:起因事象発生後にタービントリップが必要な事象＋原子炉トリップ失敗
- ・ ATWS2:起因事象発生時にタービントリップに成功している事象＋原子炉トリップ失敗

なお、AT事象以外の事象については、起因事象発生頻度がこれらの事象と同程度又は以下であり、事象進展の観点でも緩やかになることから、評価結果に有意な影響がないと判断しATWSの評価対象から除く。

ニ 選定した起因事象

これまでの起因事象の同定及びグループ化の検討結果に基づき、玄海4号機で評価対象とする起因事象は以下の32事象とした。

- ・ 原子炉容器破損
- ・ 大破断LOCA
- ・ 中破断LOCA
- ・ 小破断LOCA
- ・ 加圧器逃がし弁／安全弁LOCA
- ・ 極小LOCA
- ・ インターフェイスシステムLOCA
- ・ 主給水流量喪失
- ・ 負荷の喪失
- ・ 過渡事象
- ・ 主給水管破断
- ・ 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)
- ・ 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)
- ・ 蒸気発生器伝熱管破損(SGTR)
- ・ 外部電源喪失
- ・ 制御用空気系の部分喪失
- ・ 制御用空気系の全喪失
- ・ 原子炉補機冷却水系の部分喪失(Aヘッド喪失)
- ・ 原子炉補機冷却水系の部分喪失(Bヘッド喪失)
- ・ 原子炉補機冷却水系の部分喪失(Cヘッド喪失)
- ・ 原子炉補機冷却水系の全喪失
- ・ 原子炉補機冷却海水系の部分喪失
- ・ 原子炉補機冷却海水系の全喪失
- ・ 安全系高圧交流母線の部分喪失
- ・ 安全系高圧交流母線の全喪失

- ・ 安全系低圧交流母線の部分喪失
- ・ 安全系低圧交流母線の全喪失
- ・ 安全系直流母線の部分喪失
- ・ 安全系直流母線の全喪失
- ・ 手動停止
- ・ ATWS1 (タービントリップが必要な事象)
- ・ ATWS2 (タービントリップが不要な事象)

(d) 起回事象の発生頻度評価

本評価における起回事象発生頻度の推定は、以下のいずれかの手法を用いて実施する。

- ① 評価対象プラントの運転経験から起回事象の発生件数及び運転期間を収集し、適切な事象発生の確率モデルを選定し、ベイズ統計による推定手法を用いて起回事象発生頻度の確率分布及び平均値を推定する。ベイズ推定には評価対象プラントの特性に適合する一般パラメータを事前知識として用いる。
- ② フォールトツリーを用いたシステム信頼性解析により起回事象発生頻度を推定する。
- ③ 評価対象プラントにおいて実績データが極めて少ない起回事象等、評価対象プラントの実績データのみでは起回事象発生頻度が適切に推定できない場合は、一般データソースから評価対象プラントの特性に適合する他プラントのデータを選定し、①又は②の手法を用いて起回事象発生頻度を推定する。また、国内PWRプラントの実績データに加え米国PWRプラントの実績データを算入して推定する。
- ④ 国内外でも実績データがない起回事象であり、起回事象発生頻度をデータから推定することが困難な場合は、起回事象発生頻度の評価

条件を明確にして推定する。一般パラメータを引用する場合は、評価対象プラントの特性を考慮して適切なパラメータを用いる。

玄海4号機で評価対象とする起回事象の発生頻度評価方法を第3.1.3.1-16表に示す。

(e) 起回事象発生頻度の推定

最新の国内及び米国PWRプラントの運転実績の調査結果に基づいて、起回事象又はグループ化した起回事象の発生頻度を、以下のとおり評価した。評価結果を第3.1.3.1-17表にまとめる。

なお、起回事象発生頻度の推定において、実施したベイズ更新の詳細は参考資料に示す。

イ 原子炉容器破損

米国NRCが公開している起回事象発生頻度の最新データ「SPAR Initiating Event Data and Results 2015, Parameter Estimation Update」では、LOCA事象の発生頻度が報告されており、NUREG-1829の情報を事前分布として、運転実績を用いたベイズ更新によって起回事象発生頻度を推定しているため、本評価においてもこの考え方にに基づき発生頻度を推定する。

NUREG-1829では、等価直径31インチ以上の破断サイズのLOCAの発生頻度が与えられていることから、この頻度を事前分布に用いる。また、当該事象は国内において発生実績がないことから、国内PWRプラントの運転日から2017年3月31日までの発電期間(495炉年)を運転実績として使用し、ベイズ更新によって起回事象発生頻度を推定した。

原子炉容器破損の発生頻度 = 7.1×10^{-8} (／炉年)

ロ 小破断LOCA、中破断LOCA、大破断LOCA

「イ 原子炉容器破損」と同様に、「SPAR Initiating Event Data and Results 2015, Parameter Estimation Update」の考え方にに基づき発生頻度を推定する。

4ループプラントにおけるLOCAの破断サイズの見方は、小破断LOCAで3/8インチから2インチ、中破断LOCAは2インチから8インチ、大破断LOCAは8インチ以上である。NUREG-1829では、0.5インチ以上、1.625インチ以上、3インチ以上、7インチ以上及び14インチ以上の破断サイズのLOCAの発生頻度が与えられていることから、これらの発生頻度を内挿又は外挿することにより、4ループプラントにおけるLOCAの破断サイズに応じた発生頻度を算出し、事前分布に用いる。また、これらの事象は国内において発生実績がないことから、国内PWRプラントの運開日から2017年3月31日までの発電期間(495炉年)を運転実績として使用し、ベイズ更新によって起因事象発生頻度を推定した。

小破断LOCAの発生頻度 = 2.3×10^{-4} (／炉年)

中破断LOCAの発生頻度 = 9.9×10^{-5} (／炉年)

大破断LOCAの発生頻度 = 2.2×10^{-6} (／炉年)

ハ 加圧器逃がし弁／安全弁LOCA

加圧器逃がし弁／安全弁LOCAの発生頻度は、フォールトツリーを用いた信頼性解析によって算出した。

加圧器逃がし弁／安全弁LOCAの発生頻度 = 7.6×10^{-7} (／炉年)

ニ 極小LOCA

当該事象は1976年4月1日から2017年3月31日までに1件発生していることから、同時期の国内PWRプラントの発電期間(490炉年)を運転実績として使用し、ベイズ更新によって起因事象発生頻度を推定した。

$$\text{極小LOCAの発生頻度} = 2.6 \times 10^{-3} (\text{/炉年})$$

ホ インターフェイスシステムLOCA

インターフェイスシステムLOCAの発生頻度は、フォールトツリーを用いた信頼性解析によって算出した。

$$\text{インターフェイスシステムLOCAの発生頻度} = 1.3 \times 10^{-8} (\text{/炉年})$$

ヘ 主給水流量喪失

当該事象は1976年4月1日から2017年3月31日までに5件発生していることから、同時期の国内PWRプラントの発電期間(490炉年)を運転実績として使用し、ベイズ更新によって起因事象発生頻度を推定した。

$$\text{主給水流量喪失の発生頻度} = 9.5 \times 10^{-3} (\text{/炉年})$$

ト 負荷の喪失

負荷の喪失は、主蒸気配管のうち主蒸気隔離弁より下流の設備に故障が生じた場合と、主蒸気隔離弁の誤閉止が生じた場合に分類される。

主蒸気隔離弁より下流の設備の故障に起因する負荷の喪失は、1976年4月1日から2017年3月31日までに14件発生していることから、同時期の

国内PWRプラントの発電期間(490炉年)を運転実績として使用し、ベイズ更新によって発生頻度を推定した。また、主蒸気隔離弁の誤閉止に起因する負荷の喪失は、フォールトツリーを用いた信頼性解析によって発生頻度を算出し、これらの結果から起因事象発生頻度を算出した。

$$\text{負荷の喪失の発生頻度} = 2.6 \times 10^{-2} (\text{/炉年})$$

チ 過渡事象

当該事象は1976年4月1日から2017年3月31日までに33件発生していることから、同時期の国内PWRプラントの発電期間(490炉年)を運転実績として使用し、ベイズ更新によって起因事象発生頻度を推定した。

$$\text{過渡事象の発生頻度} = 5.8 \times 10^{-2} (\text{/炉年})$$

リ 主給水管破断

当該事象は国内及び米国において発生実績がないことから、国内PWRプラントの運開日から2017年3月31日までの発電期間(495炉年)及び米国PWRプラントの運開日から2017年3月31日までの臨界期間(2196炉年)を運転実績として使用し、ベイズ更新によって起因事象発生頻度を推定した。

$$\text{主給水管破断の発生頻度} = 1.6 \times 10^{-4} (\text{/炉年})$$

ヌ 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)

当該事象は国内及び米国において発生実績がないことから、国内

PWRプラントの運開日から2017年3月31日までの発電期間(495炉年及び米国PWRプラントの運開日から2017年3月31日までの臨界期間(2196炉年))を運転実績として使用し、ベイズ更新によって起因事象発生頻度を推定した。

主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)の発生頻度 = 1.6×10^{-4} (／炉年)

ル 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)

主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)について、国内での発生実績はないが、1988年以降のデータが整備されている米国では、この期間中に10件の発生件数が報告されている。このうち、2件が自動トリップに至った事例であり、さらに主蒸気隔離弁が閉止した事象は1件である。

主蒸気管破断等の2次系破断に関する起因事象は、自動原子炉トリップ及び破断箇所の隔離(主蒸気隔離弁の自動閉止)を必要とする破断規模であり、PRA上の想定と一致する事例を当該事象の発生件数として考慮する。

なお、自動原子炉トリップを伴わない事象は「手動停止」、自動原子炉トリップに至るが自動主蒸気隔離を伴わない事象は「過渡事象」に分類している。

当該事象は国内において発生実績がないことから、国内PWRプラントの運開日から2017年3月31日までの発電期間(495炉年)及び1988年から2015年までの米国PWRプラントの臨界期間(1663炉年)を運転実績として使用し、ベイズ更新によって起因事象発生頻度を推定した。

主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)の発生頻度 = 5.9×10^{-4} (／炉年)

ヲ 蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR)

当該事象は1976年4月1日から2017年3月31日までに1件発生していることから、同時期の国内の運転実績を用いて算出する。以下に検討及び評価の詳細を示す。

(イ) 伝熱管破損の定義

1次系から2次系への漏えい量が伝熱管の完全両端破断に相当する事象を伝熱管破損事象とする。これに相当する事象は国内で1件(美浜2号機)発生している。

(ロ) 国内PWRプラントの蒸気発生器伝熱管の運転実績

1976年4月1日から2017年3月31日までの発電期間及び蒸気発生器伝熱管本数(蒸気発生器交換を実施している場合は交換前後の伝熱管本数を考慮)から運転実績を算出した結果、伝熱管本数と発電期間の積分値は 4.1×10^{10} (本・時間)となる。

(ハ) 蒸気発生器伝熱管破損の発生頻度

玄海4号機の蒸気発生器伝熱管本数を考慮した運転実績は、以下の式により算出する。

$$\frac{4.1 \times 10^{10} \times (1 - c)}{n \times t} = 311(\text{炉年})$$

c: 伝熱管施栓率(0.1)

n: 玄海4号機の伝熱管本数(3382本×4ループ)

t: 8760時間/年

上記の運転実績を使用し、ベイズ更新によって起因事象発生頻度を推定した。

SGTRの発生頻度 = 4.1×10^{-3} (／炉年)

ワ 外部電源喪失

外部電源喪失は、送電線等の所外の設備に故障が生じた場合と、変圧器等の所内の設備に故障が生じた場合に分類され、所外の設備に起因する場合には外部電源の復旧に期待でき、所内の設備に起因する場合には外部電源の復旧に期待できない。本評価においては、これらの両方を含めた評価とし、前者の発生頻度は運転実績から算出し、後者の発生頻度はフォールトツリーを用いた信頼性解析によって算出した。

外部電源喪失の発生頻度 = 3.9×10^{-3} (／炉年)

カ 制御用空気系の喪失

制御用空気系の部分喪失及び制御用空気系の全喪失の発生頻度は、フォールトツリーを用いた信頼性解析によって算出した。

制御用空気系の部分喪失の発生頻度 = 6.3×10^{-5} (／炉年)

制御用空気系の全喪失の発生頻度 = 1.2×10^{-3} (／炉年)

ヨ 原子炉補機冷却水系の喪失

原子炉補機冷却水系の部分喪失(Aヘッド喪失)、原子炉補機冷却水系の部分喪失(Bヘッド喪失)、原子炉補機冷却水系の部分喪失(Cヘッド喪失)及び原子炉補機冷却水系の全喪失の発生頻度は、フォールトツリーを用いた信頼性解析によって算出した。

原子炉補機冷却水系の部分喪失(Aヘッダ喪失)の発生頻度
= 3.1×10^{-3} (／炉年)

原子炉補機冷却水系の部分喪失(Bヘッダ喪失)の発生頻度
= 4.9×10^{-5} (／炉年)

原子炉補機冷却水系の部分喪失(Cヘッダ喪失)の発生頻度
= 1.0×10^{-4} (／炉年)

原子炉補機冷却水系の全喪失の発生頻度
= 5.6×10^{-7} (／炉年)

タ 原子炉補機冷却海水系の喪失

原子炉補機冷却海水系の部分喪失及び原子炉補機冷却海水系の全喪失の発生頻度は、フォールトツリーを用いたシステム信頼性解析によって算出した。

原子炉補機冷却海水系の部分喪失の発生頻度 = 3.4×10^{-5} (／炉年)

原子炉補機冷却海水系の全喪失の発生頻度 = 5.7×10^{-6} (／炉年)

レ 安全系高圧交流母線の喪失

安全系高圧交流母線の部分喪失及び安全系高圧交流母線の全喪失の発生頻度は、フォールトツリーを用いたシステム信頼性解析によって算出した。

安全系高圧交流母線の部分喪失の発生頻度 = 6.1×10^{-4} (／炉年)

安全系高圧交流母線の全喪失の発生頻度 = 3.0×10^{-10} (／炉年)

ソ 安全系低圧交流母線の喪失

安全系低圧交流母線の部分喪失及び安全系低圧交流母線の全喪失の発生頻度は、フォールトツリーを用いたシステム信頼性解析によって算出した。

安全系低圧交流母線の部分喪失の発生頻度 = 1.2×10^{-2} (／炉年)

安全系低圧交流母線の全喪失の発生頻度

= 1.0×10^{-12} (／炉年) 未満

ツ 安全系直流母線の喪失

安全系直流母線の部分喪失及び安全系直流母線の全喪失の発生頻度は、フォールトツリーを用いたシステム信頼性解析によって算出した。

安全系直流母線の部分喪失の発生頻度 = 8.0×10^{-4} (／炉年)

安全系直流母線の全喪失の発生頻度 = 6.5×10^{-10} (／炉年)

ネ 手動停止

当該事象は1976年4月1日から2017年3月31日までに110件発生していることから、同時期の国内PWRプラントの発電期間(490炉年)を運転実績として使用し、ベイズ更新によって起因事象発生頻度を推定した。

手動停止の発生頻度 = 1.9×10^{-1} (／炉年)

ナ ATWS1(タービントリップが必要な事象)

AT事象(タービントリップが必要な事象)は1976年4月1日から2017年3

月31日までに21件発生していることから、同時期の国内PWRプラントの発電期間(490炉年)を運転実績として使用し、ベイズ更新によって起因事象発生頻度を推定した。

$$\begin{aligned} & \text{AT事象(タービントリップが必要な事象)の発生頻度} \\ & = 3.7 \times 10^{-2} (\text{/炉年}) \end{aligned}$$

また、フォールトツリーを用いたシステム信頼性解析によって、原子炉トリップの失敗確率を算出した結果、 4.4×10^{-7} となった。したがって、ATWS1の発生頻度は以下のように算出した。

$$\begin{aligned} & \text{ATWS1(タービントリップが必要な事象)の発生頻度} \\ & = 3.7 \times 10^{-2} \times 4.4 \times 10^{-7} = 1.6 \times 10^{-8} (\text{/炉年}) \end{aligned}$$

ラ ATWS2(タービントリップが不要な事象)

AT事象(タービントリップが不要な事象)は1976年4月1日から2017年3月31日までに15件発生していることから、同時期の国内PWRプラントの発電期間(490炉年)を運転実績として使用し、ベイズ更新によって起因事象発生頻度を推定した。

$$\begin{aligned} & \text{AT事象(タービントリップが不要な事象)の発生頻度} \\ & = 2.7 \times 10^{-2} (\text{/炉年}) \end{aligned}$$

また、フォールトツリーを用いたシステム信頼性解析によって、原子炉トリップの失敗確率を算出した結果、 4.4×10^{-7} となった。したがって、

ATWS2の発生頻度は以下のように算出した。

$$\begin{aligned} & \text{ATWS2(タービントリップが不要な事象)の発生頻度} \\ & = 2.7 \times 10^{-2} \times 4.4 \times 10^{-7} = 1.2 \times 10^{-8} (\text{/炉年}) \end{aligned}$$

b. 成功基準

既往のPRAや熱水力解析結果を反映し、炉心損傷を防止するために必要な緩和設備又は緩和操作の組合せや、緩和設備や緩和操作がその機能を達成するために必要な条件を定めた。

(a) 炉心損傷判定条件

イ 一般的な炉心損傷判定条件

事故時に炉心冷却に必要な安全機能が不十分であることによって、炉心の一部の燃料被覆管表面温度が1,200℃を超えると評価される状態。

ロ LOCA時格納容器内除熱シナリオにおける炉心損傷判定条件

原子炉格納容器が破損し、格納容器再循環サンプル水の温度が100℃以上と評価される状態。

ハ 運転時の異常な過渡変化又はLOCAを除く設計基準事故時の2次冷却系からの除熱シナリオの判定条件

- ・ 2次冷却系からの除熱機能が確保されず、崩壊熱を有効に除去することができないため、炉心露出に至ると評価される状態。
- ・ 負荷の喪失及びATWS事象においては、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が限界圧力(本評価では、最高使用圧力の1.2倍を適用)を上回ること。
- ・ 給水可能な健全側蒸気発生器での水位が、安全評価結果等と比較して有意な回復傾向になく、1次系温度が上昇傾向にある状態。

- ・ 1次系が飽和状態にあり、自然循環冷却が損なわれている状態。

(b) 炉心損傷を防止するために必要な安全機能

ここでは、安全機能を同定した上で、安全機能に必要なとされる緩和設備又は緩和操作を抽出し、各起因事象についてそれらの必要な組合せを同定する。

イ 炉心損傷を防止するために必要な安全機能の同定

原子力発電所の安全機能としては、「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」が基本であり、これを踏まえて起因事象を概略分類した上で、PRAにおける安全機能を同定する。

(イ) 「止める」について

ATWSは原子炉停止に失敗した事象であることから、原子炉停止が必要な安全機能の一つとなる。また、原子炉容器破損、大破断LOCA、中破断LOCAについては、炉心部での冷却材密度の低下(ボイド発生)が短期間で生じるため、原子炉停止に期待していない。

手動停止は、原子炉トリップを伴わず、運転員の手動による原子炉停止が行われる事象を想定したものであり、原子炉保護系の動作には期待していない。

(ロ) 「冷やす」について

全起因事象において、崩壊熱除去が必要である。原子炉格納容器内に1次冷却材が放出されるシナリオ(大破断LOCA、中破断LOCA、小破断LOCA、加圧器逃がし弁/安全弁LOCA、極小LOCA)、起因事象発生後に従属的に1次冷却材が放出されるシナリオ(RCPシールLOCA、加圧器逃がし弁/安全弁LOCA)又は各起因事象におけるフィードアンドブリードシナリオ(以下「LOCAシナリオ」という。)や原子炉格納容器外へのLOCA、すなわちインターフェイスシステムLOCA及び

SGTR(以下「バイパスLOCAシナリオ」という。)、RCPシールリークシナリオにおいては、1次冷却系保有水の確保が必要である。

また、LOCAシナリオでは、注入段階と再循環段階を考えるとともに、再循環段階では原子炉格納容器内雰囲気冷却(原子炉格納容器外への除熱)も格納容器先行破損に伴う炉心損傷を防止するために必要である。

なお、極小LOCAにおいて、充てん注入や高圧注入に成功した場合、原子炉格納容器内雰囲気冷却(原子炉格納容器外への除熱)は不要である。

1次冷却系保有水の確保のためには、バイパスLOCAシナリオでは漏えい箇所の隔離が必要である。また、1次冷却系保有水の確保が必要な全シナリオにおいて、1次冷却系への注水が必要である。RCSへの注水を低圧注入系で行う場合には、大破断LOCAを除き、2次系強制冷却による1次系の減圧を行う必要がある。

(ハ) 「閉じ込める」について

炉心損傷を防止することによって、放射性物質の大規模放出は防止することができる。格納容器先行破損に伴う炉心損傷を防止するためには、原子炉格納容器の健全性を確保することが必要であるが、これに必要な安全機能は上述の「冷やす」において同定した。

以上で同定した安全機能は次のように整理できる。

- ・ 原子炉停止
- ・ 1次冷却系保有水の確保(注入時/再循環時)
- ・ 崩壊熱除去(注入時/再循環時)
- ・ 原子炉格納容器内雰囲気冷却/原子炉格納容器外への除熱

ロ 安全機能に必要とされる緩和設備又は緩和操作の抽出

安全機能のうち「閉じ込める」については、「冷やす」に関係する機能によって包絡されるため、以下では、「止める」、「冷やす」を実現するための緩和設備又は緩和操作を抽出する。各起因事象が発生した場合には、これらの設備や操作を組み合わせ、「止める」、「冷やす」を実現する必要がある。

(イ) 「止める」ための緩和設備又は緩和操作

I 原子炉停止

- ・ 自動原子炉トリップ
- ・ 緊急ほう酸注入

(ロ) 「冷やす」ための緩和設備又は緩和操作

I 1次冷却系保有水の確保

- ・ 高圧注入
- ・ 蓄圧注入
- ・ 低圧注入
- ・ 充てん注入
- ・ 常設電動注入ポンプによる炉心への注入
- ・ 代替再循環

II 崩壊熱除去

- ・ 2次系からの冷却
- ・ フィードアンドブリード操作
- ・ 余熱除去冷却器による冷却
- ・ 格納容器スプレイ冷却器による冷却
- ・ 格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却

ハ 安全機能に対する成功基準の設定

起因事象ごとに、主にフロントラインシステムに着目した必要な安全機

能の組合せによる成功シーケンスを検討し、フロントラインシステムの必要台数等を整理する。全起因事象別の成功シーケンス及び成功基準を整理したものを参考資料に示す。

(c) 診断時間

事象発生後の緩和操作を対象として、緩和操作開始までの余裕時間である診断時間については、成功基準解析等の結果を参照して設定している。診断時間については参考資料に示す。

(d) 使命時間

緩和設備が要求される安全機能を果たすために必要な運転継続期間である使命時間については、各緩和設備の安定したプラント停止状態をもたらす時間又は必要な安全機能を果たすことができる時間及び手段の多様性の確保に必要な時間を検討した上で使命時間を設定した。

イ 内部事象出力運転時レベル1PRA

レベル2PRAにおける考慮すべき使命時間が7日間であり、レベル1PRAとも共有する以下の長期的緩和設備は、使命時間を7日間とする。

- ・ 格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水時)
- ・ 格納容器内自然対流冷却(海水通水時)
- ・ 中央制御室空調系

それ以外の設備は考慮すべき使命時間が24時間以内であるため、24時間で評価する。

ロ 内部事象出力運転時レベル2PRA

レベル2PRAにおける考慮すべき使命時間が7日間である以下の長期的緩和設備は、使命時間を7日間とする。

- ・ 格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水時)
- ・ 格納容器内自然対流冷却(海水通水時)

- ・ 中央制御室空調系
- ・ アニュラス空気浄化設備
- ・ 格納容器隔離

それ以外の設備は考慮すべき使命時間が24時間以内であるため、24時間で評価する。

(e) 成功基準の設定に用いる解析コード

成功基準の設定には、原子炉設置変更許可申請書において妥当性が確認された解析コードを使用し、成功基準の設定に必要な解析条件の変更を行って実施した。

なお、解析条件は、設置変更許可申請時と同様に、現実的な条件を基本としつつ、保守的な条件も考慮した。解析結果については、原子炉設置変更許可申請時の解析結果と成功基準解析結果を比較することにより、成功基準解析において変更した条件が、圧力や温度の挙動等の解析結果において適切に反映されていることをもって、妥当性を確認した。

c. 事故シーケンスの分析

事故シーケンスとは、炉心損傷等に至るまでの、起因事象の発生及び各種安全機能喪失の組合せのことである。事故シーケンスの分析の目的は、選定した起因事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な安全機能及び安全機能を達成するために必要な緩和設備や緩和操作を検討して、炉心損傷に至る事故シーケンスを網羅的に展開することである。

(a) 事故シーケンスの分析手法

炉心損傷に至る事故シーケンスを網羅的に展開するための体系的な分析と定量化が可能である手法として、イベントツリー法(小イベントツリー/大フォールトツリー手法)を用いる。

(b) ヘディングの設定

安全機能及び成功基準の同定に基づいてイベントツリーのヘディングを設定した。ここでは、事故シーケンスの論理展開を明確かつ簡潔に提示するため、事象の進展や機能上の相互関係を考慮して、できる限り事象の進展に従いヘディングの順番を設定している。

(c) イベントツリーの展開

ヘディングにおける分岐の有無を、関連する全ての緩和設備の状態を考慮して決定し、事故シーケンスを網羅的に展開した。事故シーケンスの展開に際しては、起因事象と緩和設備の従属性や、緩和設備間の従属性を考慮している。また、時間の経過を考慮したものとして、外部電源喪失時の外部電源の復旧やRCPシールLOCAを考慮している。

イベントツリーの例として、大破断LOCAのイベントツリーを第3.1.3.1-36図に示す。大破断LOCAを含めた各起因事象のイベントツリーを参考資料に示す。

(d) 事故シーケンスの最終状態の分類

展開した事故シーケンスの最終状態を炉心損傷状態又は成功状態のいずれかに分類し、炉心損傷に至る事故シーケンスについては、「事故シーケンスグループ」に分類した。また、内部事象出力運転時レベル2PRAとのインターフェイスを考慮し、炉心損傷に至る事故シーケンスについて、熱水力挙動の類似性及び事故の緩和操作の類似性に基づきプラント損傷状態(以下「PDS」という。)に分類した。

事故シーケンスグループの分類は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に従い、次のとおり実施する。

なお、事故シーケンスグループは最初に失敗した緩和手段に基づき設定

する。例えば、主給水流量喪失時に補助給水に失敗する事故シーケンスは全てグループ1:2次冷却系からの除熱機能喪失に分類する。

- ・ グループ1:2次冷却系からの除熱機能喪失

起因事象発生時に補助給水機能が喪失する事故シーケンス、破断した主蒸気管の隔離に失敗する事故シーケンス等、PWRの特徴である蒸気発生器を使用した除熱に失敗する事故シーケンス。

- ・ グループ2:全交流動力電源喪失

外部電源が喪失して、サポート系である非常用所内交流電源が喪失する事故シーケンス。

- ・ グループ3:原子炉補機冷却機能喪失

起因事象の発生と同時にECCS等の緩和機能のサポート系である原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系が喪失する事故シーケンス。

- ・ グループ4:原子炉格納容器の除熱機能喪失

LOCA事象の発生後に、格納容器スプレイ注入又は格納容器スプレイ再循環に失敗する事故シーケンス。

- ・ グループ5:原子炉停止機能喪失

原子炉トリップが必要な事象が発生した後に、原子炉トリップに失敗する事故シーケンス。

- ・ グループ6:ECCS注水機能喪失

LOCA事象が発生し、蓄圧注入、高圧注入(極小LOCAでは充てん注入及び高圧注入)、又は低圧注入によるECCS注水に失敗する事故シーケンス。

- ・ グループ7:ECCS再循環機能喪失

LOCA事象の発生時に短期の1次系保有水の回復に成功した後に、

低圧再循環又は高圧再循環によるECCS再循環に失敗する事故シーケンス。

- ・ グループ8: 格納容器バイパス

インターフェイスシステムLOCA又はSGTR後に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故シーケンス。

イ プラント損傷状態の考え方、定義

事故シーケンスをPDSに分類する際は、熱水力挙動の類似性として、事象進展の相違から独立に考慮すべき事故のタイプ、1次系圧力及び炉心損傷時期により分類する。さらに、事故の緩和操作の類似性として、熔融炉心の冷却手段及び除熱手段を踏まえた原子炉格納容器内の事象進展により分類する。この分類により、レベルIPRAから得られる膨大な数の事故シーケンスの個々について、格納容器イベントツリーを展開せずにグループ別に現実的な評価が可能である。

分類方法の詳細を以下に示す。

(イ) 事故のタイプと1次系圧力

事象進展の相違から独立に考慮すべき事故のタイプ(LOCA(RCPシールLOCAを含む)、トランジェント(LOCAの発生がない過渡事象等)、格納容器先行破損、格納容器バイパス事象)及び原子炉容器破損前の1次系圧力状態(高圧状態、中圧状態又は低圧状態)により分類する。1次系圧力状態を考慮する理由は、原子炉容器破損時の原子炉格納容器圧力上昇や、熔融炉心の飛散とその冷却性に影響を与えるためである。事故のタイプと1次系圧力の分類記号を第3.1.3.1-18表に示す。

(ロ) 炉心損傷時期

炉心損傷時期が事故発生後早期又は後期で分類する。この時期は炉心損傷時に放出される放射性物質の量に影響するとともに、炉心損

傷後の原子炉容器破損の時期又は原子炉格納容器圧力や温度の上昇による格納容器機能喪失の時期に影響を与え、緩和操作のための時間余裕に影響を与える。炉心損傷時期の分類記号を第3.1.3.1-19表に示す。

(ハ) 原子炉格納容器内事故進展

原子炉格納容器内事故進展は、格納容器機能喪失時期及び溶融炉心の冷却手段を考慮して分類する。

格納容器機能喪失時期に関しては、炉心損傷後に格納容器機能喪失が生じる場合と格納容器機能喪失後に炉心損傷が生じる場合で分類する。後者は、ECCS再循環は機能するが除熱ができず格納容器機能喪失が炉心損傷に先行するため、放射性物質放出挙動が前者と大きく異なり、独立に評価する必要がある(格納容器先行破損)。

溶融炉心の冷却手段に関しては、ECCSや格納容器スプレイ系が使用可能かにより分類する。これらのシステムが使用可能である場合、溶融炉心が冷却される可能性が高い。

なお、レベル2PRA学会標準の例では、格納容器除熱手段である格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の有無によりPDSを分類しているが、本評価ではPDSの分類は行わず、格納容器内自然対流冷却は格納容器イベントツリー上でモデル化する。原子炉格納容器内事故進展の分類記号を第3.1.3.1-20表に示す。

上記の3種類の属性を用いて、PDSを表記する。PDSの定義を第3.1.3.1-21表に示す。

d. システム信頼性の評価

事故シーケンスの頻度を推定するには、展開したイベントツリーの各分岐に

対して成功・失敗確率を決める必要がある。この各分岐点における緩和システムの成功・失敗確率を決めるために、システム信頼性解析にはフォールトツリー法を用いる。本項目では、前項で抽出されたイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系と、それを適切に運転するために必要となるサポート系についてフォールトツリーを構築し、各システムの非信頼度の定量化を実施した。

(a) 評価対象としたシステムとその説明

評価対象としたシステムの一覧を以下に示す。システム信頼性の評価に当たり、システムごとの概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験及びシステム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。

評価においては、フロントライン系及びサポート系同士の間での従属性を適切にモデル化するため、それぞれのシステム間に対して従属性マトリックスを作成し、それに基づいたモデル化を実施した。それぞれのシステム間の従属性マトリックスの例として、低圧注入系(注入時)の従属性マトリックスを第3.1.3.1-22表に示す。また、フロントライン系同士の共用設備の従属性マトリックスを第3.1.3.1-23表に示す。

- ・ 電源系
- ・ 原子炉停止系
- ・ 信号系
- ・ 制御回路
- ・ 制御用空気系
- ・ 換気空調系
- ・ 原子炉補機冷却海水系
- ・ 原子炉補機冷却水系
- ・ 燃料取替用水系
- ・ 高圧注入系(注入時)

- ・ 高圧注入系(再循環時)
- ・ 蓄圧注入系
- ・ 低圧注入系(注入時)
- ・ 低圧注入系(再循環時)
- ・ 格納容器スプレイ系(注入時)
- ・ 格納容器スプレイ系(再循環時)
- ・ 補助給水系／主蒸気圧力制御系
- ・ 破損SG隔離
- ・ 主蒸気隔離
- ・ RCPシールLOCA
- ・ 加圧器逃がし弁／安全弁LOCA
- ・ 加圧器逃がし弁強制開
- ・ 代替再循環
- ・ 2次系強制冷却
- ・ 常設電動注入ポンプ
- ・ 移動式大容量ポンプ車の確立
- ・ 格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水系)
- ・ 格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却海水系)
- ・ RHR隔離
- ・ 1次系の減圧
- ・ 安全注入制御／充てん注入
- ・ RHR運転
- ・ 多様化自動作動設備
- ・ タービントリップ系
- ・ 原子炉圧力上昇の抑制

- ・ 緊急ほう酸注入
- ・ 外部電源の復旧
- ・ 大容量空冷式発電機／蓄電池切替操作
- ・ 主給水系
- ・ 1次系と2次系の均圧化

(b) システム信頼性評価手法

システム信頼性解析では、イベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系とそのサポート系についてフォールトツリーを作成し信頼性評価を行った。

フォールトツリーの作成に当たっては、対象範囲を示す概略系統図を作成するとともに、その範囲内にある機器でモデル化すべき故障モードを基事象リストの形で整理した。また、これらの情報に基づき(a)項で示したシステムについてフォールトツリーを作成し、定量化を実施した。フォールトツリーでは、機器故障、試験及び保守作業による待機除外、人的過誤等を基事象としてモデル化している。

フォールトツリーの中で考慮すべき機器故障の対象機器及びその故障モードの一覧を第3.1.3.1-24表に示す。対象とする機器をフォールトツリーでモデル化する場合、スクリーニングを実施し展開すべき故障モードの抽出を行っている。

なお、内部事象出力運転時レベルIPRAでは、起因事象の重畳は発生する確率が非常に小さいと考えられることから考慮していないが、起因事象の発生とサポート系の機能喪失が重畳した場合の影響は、個別の事故シーケンスの評価結果の一部として考慮している。

(c) システム信頼性評価の結果

同じシステムであっても、起因事象によっては、必要となる機器の台数等、

成功基準が異なる場合がある。そのような場合は、それぞれに対応したフォールトツリーを作成し、非信頼度を評価している。システム信頼性評価結果の例として、低圧注入系（注入時）の非信頼度を第3.1.3.1-25表に示す。

e. 信頼性パラメータの設定

システム信頼性解析及び事故シーケンスの定量化のために必要となる機器故障率、共通原因故障パラメータ、試験及び保守作業による待機除外確率等を評価するために必要となるパラメータを整備した。

(a) 非信頼度を構成する要素と評価式

非信頼度を構成する要素としては、機器故障率データ、共通原因故障パラメータ、試験及び保守作業による待機除外データ等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。

(b) 機器故障率パラメータの一覧

システム信頼性解析や事故シーケンスの定量化で使用する機器故障率データは、原則として、NUCIAで公開されている国内プラントの故障実績を基にした「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（1982年度～2010年度29ヵ年56基データ）JANSI-CFR-02（2016年6月）」に記載されているデータ（以下「国内故障率データ」という。）を使用する。また、NUCIAで公開されている国内プラントの故障実績は、「原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出（1982年度～1997年度16ヵ年49基データ改訂版）（平成13年2月）、電中研報告P00001、（一財）電力中央研究所」で定義した機器バウンダリに従っている。

NUCIAにおいて登録されている機種のうち、本評価で利用する機種を第3.1.3.1-26表に示す。

なお、評価対象機器のうち、NUCIAでグループ登録されていないものに

については、類似性を考慮した工学的判断に基づいてNUCIAの機器グループに分類している。

上記の機器故障率を用いて、以下の評価式により基事象発生確率を算出した。

イ 状態変更失敗確率

$$Q=Q_d$$

Q_d : デマンド故障率

ロ 機能維持失敗確率

$$Q=1-\exp(-\lambda_r T_m) \doteq \lambda_r T_m$$

λ_r : 機能維持失敗の故障率

T_m : 時間パラメータ*

*作動要求期間中の故障確率算出には使命時間を使用する。

待機期間中の故障確率算出には(健全性確認間隔×1/2)を使用する。

ハ 試験による待機除外確率

PRAで対象としたシステムに対する試験による待機除外のモデル化の要否について検討し、モデル化が必要な場合は試験データを収集し、待機除外確率を算出した。

試験による待機除外確率は日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準:2015」に記載されているアンアベイラビリティの評価式から算出する。アンアベイラビリティ(q)は(式3.1.3.1-1)で表される。

$$q = \frac{MDT}{MUT+MDT} \quad (\text{式3.1.3.1-1})$$

MUT:平均供用時間 (mean up time)

MDT:平均供用不能時間 (mean down time)

MUT、MDTはそれぞれ試験間隔 (T)、試験時間 (t)と同義であるため、試験による待機除外確率 (q_t)の計算式は(式3.1.3.1-2)となる。

$$\begin{aligned}q_t &= \frac{\text{MDT}}{\text{MUT}+\text{MDT}} \\&= \frac{t}{(T+t)} \\&= \frac{t}{T(1+\frac{t}{T})} \\&= \frac{t}{T} \quad (\because T \gg t) \quad (\text{式3.1.3.1-2})\end{aligned}$$

試験による待機除外状態となる系統・機器をリスト化し、試験間隔(試験の実施頻度)と試験時間(試験の開始から終了までの時間)を調査して、試験間隔(T)と試験時間(t)に代入して算出した。

ニ 保守作業による待機除外確率

PRAで対象としたシステムに対する保守作業による待機除外のモデル化の要否について検討し、モデル化が必要な場合は保安規定に基づく待機除外許容時間と機器故障率データを用いて待機除外確率を算出した。

保守作業による待機除外確率は、試験による待機除外確率と同様に、日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的リスク評価用のパラメータ推定に関する実施基準:2015」に記載されているアンアベイラビリティの評価式(前述の(式3.1.3.1-1))から算出する。(式3.1.3.1-1)において、MUTは時間依存型の故障率(λ)の逆数で表され、また、保守時間と同義のMDT(供用不能時間)には保安規定で許容されている復旧までの最長

の完了時間(待機除外許容時間:AOT)を保守的に適用すると、保守作業による待機除外確率(q_m)の計算式は(式3.1.3.1-3)となる。

$$\begin{aligned}
 q_m &= \frac{MDT}{MUT+MDT} \\
 &= \frac{AOT}{\left(\frac{1}{\lambda}+AOT\right)} \\
 &= \frac{\lambda \cdot AOT}{(1+\lambda \cdot AOT)} \\
 &\doteq \lambda \cdot AOT \quad (\because 1 \gg \lambda \cdot AOT) \quad (\text{式3.1.3.1-3})
 \end{aligned}$$

ホ その他の非信頼度

三菱重工業社製の耐熱リングを使用した場合のRCPシールLOCA発生確率については、参考資料に示す。

(c) 機器復旧の取扱い方法及び機器復旧失敗確率

本評価では、外部電源喪失時にディーゼル発電機からの給電にも失敗し全交流電源喪失に至った場合の外部電源の速やかな復旧に期待している。復旧失敗確率には外部電源復旧確率に係る報告書の値を使用する。

(d) 共通原因故障の評価

イ 共通原因故障のモデル化

同一又は異なるシステムにおいて、多重性を持たせるために用いられる機器について、型式、機能、運用方法を考慮して、共通原因故障としてモデル化すべき機器群と故障モードを選定し、共通原因故障を評価した。

共通原因故障の発生要因は、PRAのシステムモデルに組み込むために、レベル1PRA学会標準及びNUREG文献(NUREG/CR-5485及びNUREG/CR-4780)を参考とし、4つの条件に集約した。以下の4つの条件を同時に満たす独立故障のグループに対して、共通原因故障の適用を

検討した。

- ・ 同一系統
- ・ 冗長の機能を有する同種機器
- ・ 起因事象発生前の運転状態が同一
- ・ 同一故障モード

動的機器と静的機器及びそれらの故障モードによって、共通原因故障の可能性は異なると考えられるため、これらを区別して共通原因故障の適用性を検討した。

動的機器については、動的故障モードと静的故障モードに区別して検討するが、動的故障モードとはポンプの起動失敗、弁の開失敗等であり、静的故障モードとはリーク、閉塞等である。動的機器の動的故障モードについては、共通原因故障が発生する可能性が比較的高いと推測されることから、上記条件を満たす動的機器の動的故障モードに対しては共通原因故障を考慮した。電動弁の閉塞等の動的機器の静的故障モードはこれに該当しない。

動的機器の静的故障モード及び静的機器については、共通原因故障の可能性は低いと考えられるが、NUREG/CR-5497(レベル1PRA学会標準推奨データベース)の改訂版である「CCF Parameter Estimations 2015」にリストアップされているもの及びNUCIAにて共通原因故障が確認されたものに対しては共通原因故障を考慮した。

ロ 共通原因故障パラメータの推定

共通原因故障パラメータについては、「CCF Parameter Estimations 2015」に記載されるMGL(Multiple Greek Letter)パラメータを使用する。MGLモデルは冗長度が高い系の解析に対応しており、原子力プラントにおいて広く使用実績のある共通原因故障解析手法である。

f. 人的過誤の評価

人的過誤確率を評価するために、人間信頼性解析を実施する。人間信頼性解析とは、CDFに有意な影響を及ぼし得る人間行動(タスク)に対して、起こり得る人的過誤を同定してそのタスクの成功又は失敗の確率を評価することである。本評価では、起因事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行する過程で起こり得る人的過誤を特定し、その発生確率を算出している。

人間信頼性解析は、ヒューマンエラーハンドブック(NUREG/CR-1278)のTHERP(Technique for Human Error Rate Prediction)手法を使用して評価した。なお、要求どおりに作動しているポンプの誤停止や、開状態を維持しなければならない弁を誤って閉めるといった誤操作に関する人的過誤(コミッションエラー)については、THERP手法では詳細な評価が行えないことから、評価の対象外としている。

(a) 起因事象発生前人的過誤

イ 起因事象発生前作業の同定

(イ) 起因事象発生前作業の同定

システム信頼性解析においてモデル化される機器又はシステムに関して、定期検査要領書、運転基準などを調査、分析することによって、人間信頼性解析においてモデル化すべき試験及び保守作業等を同定する。

(ロ) 起因事象発生前作業における従属性の同定

プラントで実施されている作業の中から、多重性又は多様性を有する機器やシステムに従属的な機能喪失をもたらす可能性のある作業を同定する。本評価では、以下の理由により、事象発生前における作業は従属性が十分小さいとして、考慮していない。

- ・ 別システムの作業は、操作内容や操作時期が異なることから、作業間の従属性は完全に無視できるとして、従属性はないものとする。
- ・ 同一システム内の各トレンの作業は検査時期が異なることから、各トレンの作業間の従属性は無視できるとして、従属性はないものとする。

(ハ) 同定した作業の除外

試験後や保守作業後、機器を待機状態又は運転状態に復旧させる操作について、作業者とは別の人間による独立なチェック等によって人的過誤確率が十分に低いと判断できる運転操作については除外する。

結果として、事象発生前の人的過誤の対象を手動弁及び手動ダンパに限定し、更にその内のモデル化要否を判断するためスクリーニング基準を設定した。

ロ 人的過誤事象(起因事象発生前)のモデル化

(イ) システム及び事故シーケンスのモデルに対応した人的過誤事象の設定

人的過誤事象は、その作業失敗が機器及びシステムのアンアベイラビリティに対してどのように影響しているかを表すようにモデル化する。また、対象作業について、人的過誤による動作不能及び作業完了後の回復操作(復旧)失敗をモデル化する。

(ロ) 校正エラーのモデル化

待機状態にある緩和設備の起動失敗の要因として、起動信号の校正エラーが考えられる場合には、校正エラーをもたらす人的過誤をモデル化する。本評価において機器故障率データとして採用しているNUCIAの国内故障率データでは、設備の校正失敗も機器故障としてカウントされていることから、人的過誤として独立したモデル化は行わない。

ハ 人的過誤確率(起因事象発生前)の評価

プラント固有又は作業固有の影響因子を分析し、この分析を基に体系的な方法を用いて人的過誤確率を評価する。

(イ) 人的過誤確率の評価

プラント固有の条件に基づいて、人的過誤確率及びその不確実さを評価する。不確実さについては、人的過誤確率の確率分布に対数正規分布を仮定する。

事象発生前の人的過誤確率を評価する手順は以下のとおりである。

- ・ プラント内で想定され得る事象発生前の人的過誤を同定する基準に基づいて選定し、操作内容・操作場所・対象機器に応じて、分類する。
- ・ 分類された各操作及びその他のエラー、それぞれについてTHERP手法を用いて人的過誤確率を評価する。

本評価では人的過誤の対象を手動弁及び手動ダンパに限定していることから、これらの操作失敗のみを評価する。

なお、操作は補修や点検作業後のものであるため、ヒューマンエラーハンドブックを参照し、操作におけるストレスレベルは最適状態とする。

(ロ) 運転員や保修員による過誤回復の評価

本評価においては、保修や点検作業後の複数の運転員や保修員による過誤回復を期待した評価を行っている。その際、運転員や保修員の数、運転員や保修員間の従属性レベル及びストレス/スキルファクタを適切に設定する。

(b) 起因事象発生後人的過誤

イ 事故シナリオで必要とされる緩和操作の同定

プラントで事故が発生した場合、運転員は運転基準に記載されている手順に従って、原子炉を安全に停止させるために必要な措置をとる。PRA

では原則、運転基準に記載されている操作を評価対象とする。但し、リスク上重要な機器に対する運転員の回復操作に期待できると判断した場合、当該操作のモデル化も検討する。

ロ 人的過誤事象(起因事象発生後)のモデル化

事故シーケンスの詳細さに応じて、要求される緩和操作が適切に実施されない場合の影響を表現するように人的過誤事象をモデル化する。

(イ) 人的過誤事象を特定する条件

機器及びシステムの故障の原因となる起因事象発生後の人的過誤事象について、次の情報を検討して、当該人的過誤事象を特定する条件を定義する。

I 事故シーケンス特有の運転基準

緩和操作として同定された操作が記載されている運転基準の該当箇所への移行失敗について、診断過誤として取り扱う。診断過誤が発生した場合、運転基準に記載されている該当箇所の操作には期待できないものとする。

II 事故シーケンス特有の時間的な特徴

運転基準への移行の際に考慮する診断過誤については、操作時間やアクセスを含めた時間的な余裕を適切に設定する。

なお、中央制御室における操作や読取りに必要となる時間は十分短く、影響が小さいとして考慮しない。

III 監督者又は上位職者からの指示の可能性

操作や読取りの失敗については、上位者等によるバックアップに期待した評価とする。但し、従属性を適切に設定する。

IV 緩和操作の内容

操作に失敗した場合の緩和系への影響を考慮し、モデルに反映する。

(ロ) 認知失敗(診断失敗含む)及び操作失敗の定義

起因事象発生後の人的過誤確率評価では、認知失敗(プラントの状況と実施すべき対応策を認識することの失敗、診断失敗を含む)と操作失敗を分けて定義する。プラントで事故が発生した場合、緩和操作を行うために事象を特定し、その事象に対応する運転基準へ移行する(診断)。その診断に失敗するといった診断過誤を考慮し、失敗の場合、運転基準に記載された該当箇所の操作には期待できないものとする。

事故後に実際に行われる運転員操作は、以下の流れで行われるものと想定する。

- ① 警報、信号、計測表示等(兆候)により異常を検知し、参照すべき運転基準の該当箇所を判断する。
- ② 運転基準に基づいて、実際の操作を行う。
- ③ 運転基準において判断を伴う記載があった場合、計器等を確認する。
- ④ ③の確認結果に基づいて、関連する操作を行う。

このうち、①が認知(診断)行為に、②及び④が操作行為、③が読取りに分類され、それぞれの人的過誤確率を評価する。

事象の診断に失敗した場合、運転員は後に続く一連の操作を行わないと考えられることから、①と②～④は完全従属として扱う。診断行為は複数の計器指示、警報等によりプラントで発生した事象を特定する必要があることから、時間的な余裕を考慮する。

③の読取失敗については、読取対象となる計器等が運転基準に明確に記載されていることから、時間的な概念は考慮しない。また、読取失敗について、複数の計器指示により状況判断が可能な場合については、失敗の確率が十分に小さいとして、評価対象外とする。

ハ 人的過誤確率(起因事象発生後)の評価

プラント固有、シナリオ固有の影響因子の分析及び同一事故シーケンスにおける人的過誤事象間の依存因子の分析を基に、体系的な方法を用いて人的過誤確率を評価する。

(イ) 人的過誤確率の評価

プラント固有、シナリオ固有の行動形成因子の影響を査定し、人的過誤確率及びその不確実さを評価する。不確実さについては、人的過誤確率の確率分布として対数正規分布を仮定する。ヒューマンエラーハンドブックを参照した内部事象出力運転時PRAでの人的過誤確率の設定方針を第3.1.3.1-27表に示す。

(ロ) 人的過誤確率の評価に当たっての従属性の考慮

タスク(作業又は緩和操作)間の従属性は、システムのアンアベイラビリティ若しくは事故シーケンス又はカットセットの発生頻度に対して大きな影響があることから、同一の事故シーケンスに複数の人的過誤が含まれる場合は、個々の操作が実行される時点でのプラント及び運転員の状況を踏まえ、先行する人的過誤との因果関係の有無を考慮する。

I トレン間従属性

1系統に対し、2トレン又はそれ以上のトレン数にわたり同様の認知又は操作を実施する場合、従属性を考慮し、そのレベルは完全従属とする。

II 同一シーケンスの人的過誤事象間の従属性

- ・ 事象発生前と事象発生後の人的過誤事象間の従属性は考慮しない。
- ・ 事象発生後の同一シーケンスの人的過誤事象間の従属性は考慮する。
- ・ 起因事象の要因となる人的過誤事象及び事象発生後の人的過誤

事象間の従属性は考慮しない。

- ・ 同一シーケンスの人的過誤事象間の従属性レベルは、NUREG/CR-6883 の SPAR-H (Standardized Plant Analysis Risk-Human Reliability Analysis)における従属性評価用のイベントツリーを用いて算出し、従属性を考慮した条件付き人的過誤確率はTHERP手法に基づき算出する。SPAR-Hの従属性評価用のイベントツリーを第3.1.3.1-37図に、また、ヒューマンエラーハンドブックを参照した従属レベルごとの人的過誤確率を第3.1.3.1-28表に示す。

(c) 回復操作の評価

回復操作は、運転基準に記載のあるものを対象としており、機器の故障により喪失した系統機能の回復には期待した評価を行う。具体的には、待機ポンプの起動操作等を期待する。

g. 事故シーケンスの定量化

(a) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

起因事象や展開したイベントツリー、フォールトツリーの各基事象に対し数値(起因事象発生頻度、機器故障率、人的過誤確率等)を入力して事故シーケンス発生頻度を計算する。事故シーケンスの定量化は、国内外で使用実績のある計算コードであるRiskSpectrum® PSAを使用して行った。

(b) 事故シーケンスの発生頻度及び炉心損傷頻度の定量化結果

事故シーケンスの定量化を行った結果、全CDFは 2.5×10^{-6} (/炉年)となった。

イ 起因事象別炉心損傷頻度

起因事象別のCDFを第3.1.3.1-29表に示す。原子炉補機冷却海水系の全喪失を起因とするCDFが全CDFの2割以上を占め、次いで、小破断

LOCA、中破断LOCA、安全系低圧交流母線の部分喪失の順で高い寄与割合を示した。

原子炉補機冷却海水系の全喪失のCDFが、他の起因事象と比較して高い値であった。最も支配的な最小カットセットは、「海水ストレーナ閉塞＋待機側海水ストレーナへの切替操作失敗＋海水系待機トレンへの切替操作失敗(人的過誤従属性)＋RCPシールLOCA発生＋移動式大容量ポンプ車の確立失敗」であった。海水ストレーナ閉塞後、運転員による待機側海水ストレーナへの切替操作及び海水系待機トレンへの切替操作に失敗することで、原子炉補機冷却海水系の全喪失に至る。原子炉補機冷却海水系の全喪失に伴い、RCPシールLOCAの発生後に、運転員は2次系強制冷却及び常設電動注入ポンプにより炉心注入を実施するが、長期的な炉心冷却手段に必要となる移動式大容量ポンプ車の確立に失敗した場合、炉心損傷に至る。

小破断LOCA及び中破断LOCAについて、最も支配的な最小カットセットは「小破断／中破断LOCA＋再循環サンプ外隔離弁開失敗」であった。「再循環サンプ外隔離弁開失敗」の支配的な要因は、運転員による再循環サンプ外隔離弁の開操作失敗及び運転員のLOCA事象診断失敗であった。再循環サンプ外隔離弁開に失敗すると、高圧再循環、低圧再循環及び格納容器スプレイ再循環に失敗し、炉心を冷却する緩和手段に期待できないことから、炉心損傷に至る。

安全系低圧交流母線の部分喪失について、最も支配的な最小カットセットは、「動力変圧器機能喪失＋補助給水流調操作失敗」であり、「補助給水」及び「主給水」による2次系冷却の失敗後に、「加圧器逃がし弁強制開」に失敗して炉心損傷に至る事故シーケンスである。運転員は、補助給水流量調整操作の失敗後にフィードアンドブリード操作を試みるが、安

全系低圧交流母線の機能喪失時に期待できる蓄電池による直流電源は、主給水系による2次系冷却やフィードアンドブリードを長期間継続する容量を有しておらず、加圧器逃がし弁の給電元である直流電源に期待できないことから炉心損傷に至る。

ロ 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ別のCDFを第3.1.3.1-30表に示す。原子炉補機冷却海水系の全喪失の事故シーケンスが分類される原子炉補機冷却機能喪失のCDFが最も高い寄与割合を示した。次いで、LOCA時の再循環切替失敗に係る事故シーケンスが分類されるECCS再循環機能喪失、安全系低圧交流母線の部分喪失時のフィードアンドブリード失敗に係る事故シーケンスが分類される2次系からの除熱機能喪失のCDFが高い寄与割合を示した。

ハ プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

PDS別のCDFを第3.1.3.1-31表に示す。PDS別のCDFでは、原子炉補機冷却海水系の全喪失＋RCPシールLOCA発生＋移動式大容量ポンプ車の確立失敗や小破断LOCA＋格納容器再循環サンプ外隔離弁開操作失敗が含まれるSLW、次いで、安全系低圧交流母線の部分喪失＋フィードアンドブリード失敗が含まれるTEIが支配的であった。

(c) 重要度解析

CDFに支配的な因子を同定し、PRAの活用により有用な定量的情報を得るために、重要度解析を実施した。

重要度解析では、CDFに有意な寄与を持つ機器故障及び人的過誤等を対象に、Fussell-Vesely重要度（以下「FV重要度」という。）及びリスク増加価値（以下「RAW」という。）を算出した。FV重要度とRAWの定義は次のとおりである。

- ・ FV重要度：炉心損傷の発生を仮定したときに、当該事象の発生が寄与している割合を表す指標

$$FV = \frac{F_A(CD)}{F(CD)}$$

$F_A(CD)$: 事象Aの発生が寄与して発生する炉心損傷頻度

$F(CD)$: 炉心損傷頻度

- ・ RAW: 対象とする事象が必ず発生すると仮定した場合に、リスクがどれだけ増加するかを示す指標

$$RAW = \frac{F(CD|A=1)}{F(CD)}$$

$F(CD|A=1)$: 対象とする事象Aの生起確率が1の場合の炉心損傷頻度

基事象のFV重要度評価結果及びRAW評価結果を参考資料に示す。その中で主要なFV重要度について、それぞれの内容と影響を以下に示す。

- ・ RCPシールLOCA発生

内容：RCPシールLOCAが発生する確率

影響：RCPシールLOCAが発生することで、短期的な炉心冷却手段として常設電動注入ポンプによる炉心注入に、長期的な炉心冷却手段として高圧再循環等に期待する必要性が生じる。

- ・ 4A、B C/V再循環サンプ外隔離弁(4V-SI-093A、B)開操作失敗

内容：再循環切替のための格納容器再循環サンプ外隔離弁の手動開操作に失敗する確率

影響：格納容器再循環サンプ外隔離弁開に失敗すると、高圧再循環、低圧再循環及び格納容器スプレイ再循環に失敗し、炉心を冷却

する緩和手段に期待できないことから、炉心損傷に至る。

- ・ 通水側海水ストレーナ閉塞時の待機側海水ストレーナへの切替操作失敗

内容：通水側海水ストレーナ閉塞時の待機側海水ストレーナへの切替操作に失敗する確率

影響：通水側海水ストレーナ閉塞時に待機側海水ストレーナへの切替操作に失敗することで、当該トレンの海水系が喪失する。待機トレンへの切替操作に失敗することで、原子炉補機冷却海水系の全喪失となる。

- ・ 4号タービン動補助給水ポンプ起動失敗

内容：4号タービン動補助給水ポンプの起動に失敗する確率

影響：Aトレン安全系交流母線喪失による中間補機棟空調系Aトレンの機能喪失及びBトレンの中間補機棟空調系への切り替え失敗等により、電動補助給水ポンプ室空調系の機能喪失との重ね合わせによって補助給水の失敗に至る。安全系交流母線喪失時には、蓄電池の枯渇後に主給水系及びフィードアンドブリードの機能が喪失するため、炉心損傷に至る。

- ・ CCW冷却器A伝熱管閉塞

内容：通常運転側トレンのCCW冷却器伝熱管が閉塞する確率

影響：待機トレンへの切替操作に失敗することで、原子炉補機冷却海水系の全喪失となる。

(d) 不確実さ解析

イ 炉心損傷頻度の不確実さ解析の実施

起因事象発生頻度及びフォールトツリーに含まれる機器故障、人的過誤、共通原因故障等の基事象の発生確率を確率変数とみなし、それぞ

れのパラメータ作成において設定した確率分布を入力としてモンテカルロ手法を用いて、CDFの平均値及び不確実さ幅を示すエラーファクタを評価した。エラーファクタは、95%上限値と5%下限値を用いて以下の定義式により求めた。

$$\text{エラーファクタ} = \sqrt{\frac{95\% \text{上限値}}{5\% \text{下限値}}}$$

ロ 解析条件・仮定

モンテカルロ手法を用いる際に使用する乱数は基本的には基事象単位で発生させるが、2つの電動弁の誤開又は内部リークによって発生する余熱除去ポンプ吸込側ラインからのインターフェイスシステムLOCAについては、SOKC (State-of-knowledge correlation) を考慮し、パラメータ単位の乱数とした。

個々のパラメータの確率分布の形状は、PRAで一般的に使用されている対数正規分布を仮定する。エラーファクタについて、機器故障率はNUCIAで評価されたエラーファクタ、人的過誤確率はTHERPの不確実さ解析により算出されたエラーファクタを使用した。また、不確実さ幅が明記されていないパラメータについては、比較的大きいエラーファクタとして30を仮定した。

ハ 不確実さ解析結果

不確実さ解析の結果を第3.1.3.1-32表及び第3.1.3.1-38図に示す。全CDFのエラーファクタは2.9となった。これは、各パラメータの不確実さの影響により、上限値と下限値の間に約8倍の不確実さ幅があることを意味する。

全CDF及び事故シーケンスグループ別CDFの点推定値は不確実さ分

布の5%下限値から95%上限値の間に収まっていることから、不確実さ解析に対して点推定値評価は妥当であると考えられる。

(e) 感度解析

感度解析は、評価結果に有意な影響を与えると考えられるモデル、データに関する不確実さ要因又は解析上の仮定、条件、機器故障、人的過誤等の因子を選定して、結果への潜在的な影響を把握するために実施する。

本評価では、重要度解析及び既往のPRAの結果を参考にして、以下の3項目について感度解析を実施した。

- ・ 人的過誤に係る感度解析
- ・ シビアアクシデント対策に係る感度解析
- ・ 多様性拡張設備等を考慮した感度解析

イ 人的過誤に係る感度解析

(イ) 解析条件

人的過誤確率を全て0(解析ケース1)又は1(解析ケース2)とし、人的過誤確率の最大の振れ幅を確認することで、人的過誤確率の感度を確認する。人的過誤を除いた評価を行うことで、人的過誤に依存しないプラント設計における脆弱性を確認し、インターロックの追設等の設計の観点から、将来の安全性向上に資する情報とする。また、運転員操作に全て失敗する評価を行うことで、仮に運転員の操作に期待できない場合のリスクを把握する。

また、近年、認知・診断失敗による過誤の分析が重視されており、海外ではそのような分析が可能なものの一つとして、米国電力研究所(以下「EPRI」という。)が開発した人的過誤評価ツールであるHRA Calculatorを適用している例がある。HRA Calculator手法は、運転員のインタビューや手順書分析から認知及び診断に係る余裕時間を決定し、

余裕時間に基づく認知・診断過誤確率を算出するといった特徴を持つため、人的過誤確率をより現場の実態に近づけるためには有意義な手法の一つといえる。したがって、解析ケース3として、HRA Calculator手法を適用した人的過誤確率を用いて、ベースケースで適用したTHERP手法との違いによる感度を把握する。

(ロ) 感度解析結果

感度解析結果を第3.1.3.1-33表に示す。

I 解析ケース1

全CDFは 5.3×10^{-7} (／炉年)となり、ベースケース 2.5×10^{-6} (／炉年)から約0.2倍となった。ケース1では、炉心損傷直結事象として扱う原子炉容器破損が最も支配的である。これに続き、原子炉補機冷却海水系の全喪失とRCPシールLOCAの組合せ、外部電源喪失と共通原因故障の組合せ、SGTRと補助給水系のオリフィス閉塞の組合せが炉心損傷の主要因となった。

本結果から、人的過誤確率の低減による、全CDFの低減効果を確認することができた。

II 解析ケース2

全CDFは 1.4×10^{-2} (／炉年)となり、ベースケース 2.5×10^{-6} (／炉年)から約 5.8×10^3 倍となった。ケース2では、運転員操作を必要とする起因事象が支配的であり、その順位は起因事象発生頻度に従っている。事故後の特殊な運転員操作に期待することなく達成できる過渡事象発生後の2次系除熱による高温停止維持のシナリオ等については、ベースケースと同様に本感度解析においても支配的な起因事象とはならない。

III 解析ケース3

全CDFは 4.6×10^{-6} (／炉年)となり、ベースケース 2.5×10^{-6} (／炉年)

から約1.8倍となった。ケース3では、余裕時間の観点で厳しいLOCA時における再循環切替操作や、原子炉補機冷却機能喪失時における緩和操作の人的過誤確率が増加した。HRA Calculator手法を適用した場合、診断余裕時間がより詳細に設定されることから、診断余裕時間が短いシナリオにおいては人的過誤確率が大きく増加し、CDFへの寄与度が増加することを確認できた。

ロ シビアアクシデント対策に係る感度解析

(イ) 解析条件

SA対策によるリスク低減効果を把握することを目的として、SA対策に期待しない場合のCDFを算出する(解析ケース1)。

また、SA対策のうち、新規規制基準対応を踏まえて新たに追設した対策(以下「新設SA対策」という。)によるリスク低減効果を把握し、その有効性を確認するため、以下の新設SA対策を無効にした感度解析を実施する(解析ケース2)。

- ・ 大容量空冷式発電機
- ・ 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入
- ・ 移動式大容量ポンプ車の確立による高圧再循環及び格納容器自然対流冷却
- ・ 多様化自動作動設備
- ・ 代替再循環(格納容器スプレイポンプ)

本感度解析におけるSA対策の条件を第3.1.3.1-34表に示す。

(ロ) 感度解析結果

I 解析ケース1

感度解析結果を第3.1.3.1-35表及び第3.1.3.1-39図に示す。本感度解析の全CDFは 3.5×10^{-5} (/炉年)であり、ベースケース 2.5×10^{-6} (/

炉年)と比較すると、SA対策の追加により9割以上のリスク低減効果があることを確認できた。また、第3.1.3.1-39図に示すとおり全ての事故シナリオグループにおいて、SA対策によるCDFの低減効果を確認した。

II 解析ケース2

感度解析結果を第3.1.3.1-35表に示す。本感度解析の全CDFは 4.9×10^{-6} (/炉年)であり、ベースケース 2.5×10^{-6} (/炉年)と比較すると、新設SA対策の追加により約5割のリスク低減効果があることを確認できた。

常設電動注入ポンプ、大容量空冷式発電機、移動式大容量ポンプ車は、全交流動力電源喪失、及び原子炉補機冷却機能喪失事象における炉心注入、及び格納容器内の除熱を継続的に行うための対策設備として期待できることから、外部電源喪失、原子炉補機冷却水系の喪失、原子炉補機冷却海水系の喪失、及び安全系高圧交流母線の部分喪失のCDFが減少した。

多様化自動作動設備は、原子炉停止機能喪失事象における主蒸気隔離、及び補助給水ポンプを自動起動させる対策設備として期待できることから、ATWS1(タービントリップが必要な事象)のCDFが減少した。ATWS2(タービントリップが不要な事象)においてはATWS発生前にタービントリップによる蒸気の遮断に成功している事象であり、多様化自動作動設備による主蒸気隔離を必要としないことからリスク低減効果は小さい。

代替再循環(格納容器スプレイ)はECCS再循環機能喪失事象における代替再循環を行うための緩和手段として期待できることから、LOCA事象のCDFが減少した。但し、炉心損傷に至る支配的な要因が、運転員による再循環サンプ外隔離弁の開操作失敗及び運転員のLOCA事

象診断失敗であるため、再循環サンプ外隔離弁開に失敗すると、格納容器スプレイを用いた代替再循環にも期待できないことから、リスク低減効果は小さい。

ハ 多様性拡張設備等を考慮した感度解析

(イ) 解析条件

新規規制基準対応として整備済みの多様性拡張設備等は、特定の事象に対するバックアップとして整備され、この特定された事象においては、手段が多様化しているという点で有効である。しかしながら、全体におけるCDFの低減効果は小さいと考えられるため、ベースケースではモデル化対象外としていた。そこで、本評価条件下において有効性が期待できると推察される対策について、仮にモデル化した場合のリスク低減効果を概略評価により確認する。

概略評価は、SA対策の故障又はSA対策の操作に関連する人的過誤事象のFV重要度から、多様性拡張設備等によるCDFの低減効果を次の式で評価した。

$$\text{炉心損傷頻度} \times \text{FV重要度} = \text{炉心損傷頻度の低減値}$$

ここで、本評価方法はバックアップ設備に必ず成功することを想定したものであり、本評価で得られるCDFの低減値は、期待できる最大値の低減効果に相当する。実際には、当該設備の故障や人的過誤などは考慮する必要があることから、このような故障要因を詳細にモデル化した場合に得られる低減値は、本概略計算結果の値よりも小さくなる。

評価対象とする対策については、有効性や結果への影響の観点からスクリーニングを行い選定した。評価対象として選定した対策の概要を

第3.1.3.1-36表に示す。

(ロ) 感度解析結果

評価対象設備のCDF低減効果の評価結果を第3.1.3.1-37表に、感度解析結果を第3.1.3.1-38表に示す。ベースケースで考慮していない多様性拡張設備等によるCDFの低減効果は最大で 3.5×10^{-7} (/炉年)程度と見積もられる。

ベースケースに対して、多様性拡張設備等を期待することによって、全CDFは 2.5×10^{-6} (/炉年)から 2.1×10^{-6} (/炉年)に低減する。この結果は、更なる対策(多様性拡張設備等)を追加した場合においても、CDFの低減効果が小さいことを意味している。

一般に、多様性拡張設備等は、前段で期待しているSA対策との従属性有無(人的過誤間の従属性、設備間の従属性)がCDFの低減効果に大きく影響するため、大きな低減効果は得られない。また、多様性拡張設備等に期待せずとも、CDFの十分な低減が図られている場合には、多様性拡張設備等によるCDFの低減効果は小さい。

(3) 格納容器機能喪失頻度評価

内部事象出力運転時レベル2PRAの評価フローを第3.1.3.1-40図に示す。

なお、本評価フローは、地震及び津波による影響を除き、地震出力運転時レベル2PRA及び津波出力運転時レベル2PRAにおいても同様である。

a. プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化

内部事象出力運転時レベル1PRAで得られた炉心損傷に至る全ての事故シーケンスについて、事故の進展及び緩和操作の類似性からPDSを定義し、PDSの分類及び発生頻度を評価する。

(a) プラント損傷状態の分類

(2)c.(d)イに示す。

(b) プラント損傷状態ごとの発生頻度

(2)g.(b)ハに示す。

b. 格納容器機能喪失モードの設定

事故の進展に伴って原子炉格納容器の構造健全性に影響を与える負荷が生じ、その結果、格納容器破損に至る可能性がある。そのため、負荷の分析及び同定並びに負荷に対する格納容器構造健全性評価を行い、かつ、原子炉格納容器内での放射性物質の閉じ込め機能が期待できない事象も考慮し、格納容器機能喪失モードを設定する。

(a) 格納容器破損に至る負荷の分析及び同定

事故の進展に伴って生じる原子炉格納容器の構造健全性に影響を与える負荷による破損形態を抽出し、それらの負荷及び負荷がかかる格納容器構造物の部位に関する知見を整理する。

なお、ここで整理した情報は格納容器イベントツリーの構築及び格納容器機能喪失頻度(以下「CFF」という。)の定量化にも用いる。

イ 負荷の分析

PWRのSAで考えられている事故進展の概要を第3.1.3.1-41図に示す。SA時において、「LOCA又はトランジェントから格納容器破損に至る事故シーケンス」と、「蒸気発生器伝熱管破損又はインターフェイスシステムLOCAから原子炉格納容器をバイパスする事故シーケンス」とでは、事故進展が大きく異なる。LOCA及びトランジェントの事故シーケンス並びに蒸気発生器伝熱管破損及びインターフェイスシステムLOCAを起因事象とし漏えい箇所の隔離に成功した事故シーケンスに対しては、原子炉格納容器の構造健全性が非常に重要となる。

第3.1.3.1-41図に示したPWRのSAで考えられている事故進展から、原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷による破損形態を抽出した結果を第3.1.3.1-39表に示し、これらの負荷による破損形態を事故のタイプと発生時期に着目して系統的に整理した結果を第3.1.3.1-40表に示す。

ロ 負荷の同定

原子炉格納容器の構造健全性に影響を与える以下の負荷に対して、イ項で抽出した負荷による破損形態の種類ごとに、負荷がかかる格納容器構造物の部位を同定する。

- ・ 静的圧力荷重
- ・ 動的圧力荷重、局所的動的圧力荷重、ミサイル
- ・ 熱荷重、局所的な熱荷重

各負荷に対する知見として、国内外における実験成果の要点を以下に示す。各負荷がかかる格納容器構造物の部位及び各負荷に対する知見を整理した結果を第3.1.3.1-41表に示す。

(イ) 静的圧力荷重

I 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧

日米共同事業「格納容器信頼性実証試験構造挙動計画」の実証試験に基づく実炉スケール解析評価において、鋼製格納容器では、BWR Mark IIの1/10縮尺モデルの窒素ガス加圧による実証試験で、常温での漏えい耐力が機器ハッチフランジ部耐力とほぼ同じ約6Pd (Pd:原子炉格納容器の最高使用圧力)であることを確認し、試験結果をほぼ模擬可能な解析モデルが構築された。PWR実炉スケールでは、構築された解析モデル化技術を適用した有限要素法解析を実施した結果、最高温度200℃時で2Pd程度までは十分な耐力があると判断されている。また、PCCVでは、縮尺モデル試験結果に基づく実炉スケール解析評価によって、200℃でも2.5Pd以上の気密漏えい耐力が確認されている。

(ロ) 動的圧力荷重、局所的動的圧力荷重、ミサイル

I 水素燃焼

水素爆燃については、既存の研究により、ドライ型格納容器に対しては重大な影響を及ぼすことはないと考えられている。水素爆轟については、財団法人 原子力発電技術機構(以下「NUPEC」という。)による大規模燃焼試験では、水素濃度15vol%(ドライ条件)でも爆轟に至らないことが確認されている。

また、NUPEC/NRC/BNLの高温燃焼試験では、水素濃度15vol%以下の領域において水蒸気濃度25vol%以上では650K(約377℃)の高温でも爆轟に至らないことなどが確認されている。

II 水蒸気爆発

大規模な水蒸気爆発は起きにくいとされている。NUPECのUO₂混

合物を用いた水蒸気爆発実験では、水蒸気爆発の発生は確認されていない。イスプラ研究所のKROTOS実験、韓国原子力研究所のTROI実験では、 UO_2 混合物を用いて水蒸気爆発の発生が確認されたが、外部トリガにより水蒸気爆発を誘発させている又は実機で想定されるより高過熱度の熔融物を用いており実機の条件と異なる。また、日本原子力研究所の水蒸気爆発実験では、高雰囲気圧力又は高冷却水温度の場合に水蒸気爆発の発生が抑制されることが確認されている。一方、 UO_2 混合物を用いないが、近年のPULiMS試験においては水深が浅いプール水中に熔融物を落下させた場合における水蒸気爆発の発生が確認されている。

III 格納容器雰囲気直接加熱

格納容器雰囲気直接加熱の起こる確率は極めて小さいとされている。米国サンディア国立研究所(以下「SNL」という。)のWCプロジェクトでは、テルミット反応(アルミニウムにより金属酸化物を還元する反応。金属酸化物とアルミニウム粉末を混合して加熱することにより、金属酸化物の還元及びアルミニウムの酸化反応から発生する多量の熱を利用して熔融金属を生成することができる。)による熔融物を用いた試験が行われ、格納容器の温度上昇及び圧力上昇は設計基準内に抑えられたことが確認されている。また、COREXIT試験では実炉熔融物を用いて試験を行い、テルミット反応による試験と比較して格納容器の最大圧力上昇が低く加圧効率も低いことが確認されている。

(ハ) 熱荷重、局所的な熱荷重

I 格納容器過温破損

NUPECの重要構造物安全評価試験では、電気配線貫通部で266～324℃、フランジガasketの場合は279～349℃で微少漏えいが観

測されている。高電圧モジュールの場合には、400℃まで漏えいの発生は観測されていない。SNLの試験では圧力0.92MPaで371℃でも漏えいは生じていない。

II 格納容器直接接触

この現象はBWR Mark I特有の問題として捉えられていたものであり、米国PWRでの格納容器雰囲気直接加熱評価でも熔融炉心分散量は少ないという評価結果が得られていることから、この現象により格納容器機能喪失に至る確率は極めて小さいと考えられている。

III ベースマット熔融貫通

実験的研究においても不確実さが高く負荷評価は難しいが、実際の熔融燃料を用いたCOTELS B/C-5試験では、粒子状デブリベッド（水中に熔融炉心が落下し、粒子化・固化して体積した物質）に浸透した冷却水により、MCCIが抑制された。また、近年のMCCIに関する実験及び研究から、クラスト（熔融物の周辺を覆う固化した熔融炉心の層）が形成されても次のように自重あるいは熱応力によって破碎されること又はコンクリートと熔融炉心の境界のギャップの発生等により冷却が促進されると考えられる。

- ・ 熔融炉心落下時、熔融炉心は完全には粒子化せず、床上を拡がり、床面との間にケーキ（熔融物が固化した塊状の熔融炉心）が形成される。ジェット（炉心から下部プレナムに落下する熔融炉心、あるいは下部プレナムから原子炉下部キャビティに落下する熔融炉心）の一部が粒子化して熔融炉心上に降下する。クラストが形成されるまでは水と熔融炉心の間において比較的高い熱流束が維持される（MACE実験、CCI実験）。
- ・ 長期冷却時、熔融炉心上面からクラストが形成されるが、自重あ

るいは熱応力によって破砕していくため、時間の経過とともに亀裂の入ったクラストが成長し、熔融炉心全体が固化する。熔融炉心全体が固化した後の挙動においては、熔融炉心固化物の熱伝導によって熔融炉心の冷却速度が制限されるが、ひび割れによる伝熱面積の増大と内部への水浸入により除熱が促進される。また、コンクリートと熔融炉心の境界にギャップが発生し、水がギャップへ浸入することで冷却が促進される(COTELS実験、クラスト強度のJNES解析研究)。

(b) 格納容器構造健全性評価

(a)項で抽出した負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び健全性の判断基準を第3.1.3.1-42表に整理する。

(c) 格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象の分析

格納容器構造健全性評価とは別に、原子炉格納容器内での放射性物質の閉じ込め機能が期待できない事象について整理する。

イ 格納容器バイパス

格納容器バイパス事象として以下の3つを考慮する。

(イ) 蒸気発生器伝熱管破損

蒸気発生器伝熱管破損は、原子炉設置変更許可申請書添付書類十の有効性評価と同様に、1基の蒸気発生器の伝熱管1本の完全両端破断を想定しており、小破断LOCA相当の破断規模となる。

(ロ) 温度誘因蒸気発生器伝熱管破損

温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(以下「TI-SGTR」という。)は、1次系が高圧状態で炉心損傷に至る場合に、蒸気発生器伝熱管が長時間、高圧及び高温状態にさらされクリープ破損する現象である。NUREG/CR-6995では、この破損は以下の挙動と依存関係にあるとし

ており、炉心損傷後に1次系が高圧かつ2次系への給水がない事故シーケンスで発生する可能性が考えられる。

(TI-SGTRに影響するほかの挙動)

- ・ 1次系圧力状態
- ・ ホットレグ破損、原子炉容器破損
- ・ 2次系への注水
- ・ 2次系圧力状態
- ・ ループシール解除
- ・ RCPシールリーク/LOCAの流量及びタイミング

(ハ) インターフェイスシステムLOCA

インターフェイスシステムLOCAは、原子炉設置変更許可申請書添付書類十の有効性評価での想定と同様に、小破断から中破断LOCA相当の破断規模と想定する。

ロ 格納容器隔離失敗

格納容器隔離失敗の判定条件は、重大事故発生時、格納容器隔離に係る設備・機器の損傷又は作動失敗によって原子炉格納容器外への漏えい経路が生じる場合を、その規模によらず格納容器隔離失敗とする。

(d) 格納容器機能喪失モードの選定

格納容器破損に至る事象並びに格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象に加えて、原子炉格納容器の健全性が維持される場合を含め、玄海4号機における格納容器機能喪失モードを選定する。格納容器機能喪失モードの選定結果を第3.1.3.1-43表に示す。各格納容器機能喪失モードの概要を以下に示す。

イ 水蒸気爆発(α モード、 η モード)

高温の溶融炉心と水が接触して生じる水蒸気爆発又は圧力スパイク

により原子炉格納容器の健全性が脅かされる事象であり、原子炉容器内での水蒸気爆発(α モード)と原子炉容器外での水蒸気爆発又は圧カスパイク(η モード)に分類する。

ロ 水素燃焼又は爆轟(γ モード、 γ' モード、 γ'' モード)

ジルコニウム-水反応、MCCIにより発生する水素等の可燃性ガスが、大量に原子炉格納容器内に蓄積され燃焼する事象又は更にガス濃度が高い場合に爆燃若しくは爆轟が発生し機械的荷重により原子炉格納容器が破損する事象であり、発生時期により原子炉容器破損以前(γ モード)、直後(γ' モード)、長時間経過後(γ'' モード)に分類する。

ハ 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損(δ モード)

熔融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気及びMCCIで発生する非凝縮性ガス(CO_2 など)の蓄積により、原子炉格納容器が過圧破損する事象として分類する。

ニ 水蒸気蓄積による格納容器先行破損(θ モード)

炉心の崩壊熱により水蒸気の発生が継続し、原子炉格納容器圧力が徐々に上昇し、原子炉格納容器が炉心損傷前に過圧破損する事象として分類する。

ホ 格納容器雰囲気直接加熱(σ モード)

1次系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、熔融炉心が原子炉格納容器雰囲気中を飛散する過程及びエントレインメント現象(微粒の液滴が蒸気又はガスによって運ばれる現象)で微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達等による急激な加熱・加圧により原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。

ヘ 格納容器直接接触(μ モード)

1次系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、熔融炉心が原子

炉格納容器内へ急激に分散し、原子炉格納容器壁に付着して熱的に原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。

ト ベースマット溶融貫通 (ϵ モード)

溶融炉心が原子炉下部キャビティへ落下した後、冷却ができない場合にMCCIによりコンクリートが侵食される状況となり、原子炉格納容器のベースマットが貫通する事象として分類する。

チ 格納容器過温破損 (τ モード)

原子炉格納容器内温度が異常に上昇して過熱している状態で、貫通部の熱的に脆弱な部分が過温破損する事象として分類する。

リ 格納容器隔離失敗 (β モード)

事故時には原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能維持のために原子炉格納容器の隔離を行うが、この隔離操作に失敗する事象として分類する。

ヌ 格納容器バイパス (g モード、 v モード)

蒸気発生器伝熱管破損又はインターフェイスシステムLOCAを起因事象として炉心損傷が生じ、原子炉格納容器外へ放射性物質が放出される事象をそれぞれ g モード及び v モードとして分類する。炉心損傷後の限定的な条件下で発生するTI-SGTRも g モードに含める。

c. 事故シーケンスの分析

PDSごとに、緩和設備の動作状態及びSA時の物理化学現象の発生状態を分析して、これらの組合せから事故の進展を樹形図で分類する格納容器イベントツリーを構築する。

(a) 事故シーケンスの特徴分析

イ シビアアクシデント時の物理化学現象の分析

炉心損傷から格納容器機能喪失に至るまでの事故進展の途上で発生する重要な物理化学現象に対し、各PDSに対応させて、その発生条件及び発生後の事故進展に対する影響を分析した結果を第3.1.3.1-44表に示す。

ロ 事故の緩和手段の分析

事故の緩和手段を分析し、それらの緩和手段の目的、運転手順書に基づく運転操作タイミング及び熱水力・放射能雰囲気条件の下での運転操作可能性を検討した結果を第3.1.3.1-45表に示す。

(b) 格納容器イベントツリーの構築

イ 事故シーケンスの同定

(a)項において整理したSA時の主要な物理化学現象と事故進展中に実施される緩和手段を考慮して、格納容器イベントツリーを構築する。

第3.1.3.1-44表の物理化学現象と第3.1.3.1-45表の緩和手段との関係を整理した結果を第3.1.3.1-46表にまとめる。また、第3.1.3.1-46表の分析結果から、主要な物理化学現象及び緩和手段を格納容器イベントツリーのヘディングに選定し、定義を明確化した結果を第3.1.3.1-47表に示す。選定したヘディングは、ヘディング間の従属性及び物理化学現象の発生時期及び緩和手段の実施時期などを考慮して順序付けする。

なお、炉心損傷後の非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイ設備の再循環運転については、格納容器再循環サンプスクリーンの閉塞等の影響を考慮し、期待しないため、原子炉容器は必ず破損するとし、ヘディングとして原子炉容器破損は選定していない。

選定したヘディングについて、ヘディング間の従属性((c)項参照)を考

慮して順序付けし、放射性物質の環境への放出を表すヘディングをイベントツリーの終端として格納容器機能喪失モードと対応付け((d)項参照)することで構築した格納容器イベントツリーを第3.1.3.1-42図に示す。

格納容器イベントツリーは、扱いの容易さを考慮して以下の3つの期間で分割して作成した。

T1:原子炉容器破損前

T2:原子炉容器破損直後

T3:原子炉容器破損後後期

(c) 従属性のモデル化

イ 従属性の検討

格納容器イベントツリーで分類されたすべての事故シーケンスを対象として、物理化学現象の発生・拡大防止の可能性、緩和手段の従属性を分析する。

炉心損傷防止のための設備の復旧については原則として考慮しない。但し、外部電源の復旧については、外部電源復旧確率が適切に評価できることから、炉心損傷前に外部電源が喪失しているシナリオに対して、被ばくの影響がない範囲において外部電源の復旧を考慮する。ここで、被ばくの影響がない範囲としては、外部電源の復旧の作業場所・内容を特定できないことから、後述する事故進展解析に基づき、燃料から放射性物質が放出されない燃料被覆管破損までの時間を設定する。

ロ シビアアクシデント現象及び緩和手段の従属性

第3.1.3.1-47表で定義したヘディングの状態が発生する確率は、ほかの複数のヘディングの状態へ従属して決定される場合がある。この場合、従属するヘディングは、その複数の従属先のヘディングの状態が確定していなければ、そのヘディングにおける分岐確率を決定できない。このた

め、ヘディングの従属性を明確にしていなければヘディングの順序を決定する事ができない。このため、選定したヘディング間の従属性を整理し、その結果を第3.1.3.1-48表に示す。

(d) 格納容器機能喪失モードの割付け

イ 事故シーケンスの最終状態

b.項で検討した格納容器機能喪失モードを(b)項で構築した格納容器イベントツリーに割り付け、格納容器の最終状態を設定した。

ロ 格納容器が健全な場合の扱い

格納容器の健全性が維持される事故シーケンスに対しても格納容器機能喪失モードを設定した。

d. 事故進展解析の実施

プラント構成・情報の調査結果及び事故シーケンスを定義する格納容器イベントツリーのヘディングの組み合わせから、代表事故シーケンスごとに解析条件を設定する。プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉容器破損などの事象の発生時期、SA時の物理化学現象による格納容器負荷を解析し、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定に必要なデータを求めることを目的として、各PDSを代表する事故進展解析を実施する。

(a) 解析対象事故シーケンスの選定

PDSごとに、そのPDSを代表する事故シーケンスを事故進展解析の対象として選定する。選定に際しては、炉心損傷頻度が大きく確率的にそのPDSを代表し、かつ、安全設備及び緩和操作の時間余裕が厳しくなる事故進展の相対的に早い事故シーケンスを考慮する。選定した事故シーケンスを第3.1.3.1-49表に示す。本評価ではe.項で実施する物理化学現象に係るヘディングの分岐確率を設定する上で必要となるPDSの事故

シーケンスに対して、事故進展解析を実施する。

なお、本評価においては炉心損傷後の格納容器スプレイ再循環に期待しておらず、AEI、SEI、TEIについてはそれぞれAEW、SEW、TEWと格納容器内雰囲気条件が類似することになるため、これらについては事故進展解析を行っていない。また、PDSが**Cとなる格納容器先行破損シナリオ及びPDSがV、Gである格納容器バイパス事象は、物理化学現象に係るヘディングは考慮せず、直接格納容器機能喪失に至るとしていることから、物理化学現象に係るヘディングの分岐確率の設定のための事故進展解析は不要である。

(b) 事故進展解析の条件設定

イ 解析において考慮すべき項目

事故進展解析においては、事故シーケンスに含まれる物理化学現象、機器・系統の動作などを模擬することができる解析コードを使用することとする。

ロ 解析条件の設定

プラント構成・特性の調査を踏まえて設定した、全ての解析に対し共通するプラント構成・特徴に依存した基本解析条件を第3.1.3.1-50表に示す。また、解析対象の事故シーケンスの起因事象及び設備作動状況に関する解析条件を第3.1.3.1-51表に示す。

ハ 実機適用可能な手法の使用

事故進展解析には、炉心、1次系、2次系及び原子炉格納容器内の挙動を詳細に模擬し、事故発生から格納容器破損以降の放射能放出過程までフルスコープで評価可能なMAAP (Modular Accident Analysis Program) コードを使用する。当該プラントの1次系のノーディング、原子炉格納容器のノーディングをそれぞれ第3.1.3.1-43図及び第3.1.3.1-44図に

示す。

なお、MAAPコードは米国IDCORプログラム(Industry Degraded Core Rulemaking Program、産業界における損傷炉心規制プログラム)の中で開発され、所有権がEPRIに移管されたコードであり、国内外で多数の実機適用実績を持つ検証されたコードである。

(c) 事故進展の解析

選定した事故シーケンスについて、プラントの熱水力挙動を解析することによって、事故シーケンスに特有な事故の進展を明らかにする。1次系及び原子炉格納容器内の熱水力挙動の事象進展を表す主要事象発生時刻を第3.1.3.1-52表に示す。

格納容器イベントツリーの定量化に必要なSA時の水素燃焼、格納容器雰囲気直接加熱、水蒸気爆発、ベースマツト溶融貫通等の負荷の確率評価に必要な解析結果の情報を第3.1.3.1-53表に示す。また、事故進展解析のパラメータが確率評価に与える影響について第3.1.3.1-54表に、詳細を参考資料に示す。

それぞれの事故シーケンスの解析結果から読み取った特徴的な事故進展を以下に整理する。

イ プラント損傷状態:AED

AEDに分類される事故シーケンスは、大破断LOCA又は中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器への燃料取替用水ピット水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約20時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約193℃、ベースマツト侵食深さは約1.7mである。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損直後にかけて

4vol%(ウェット条件)未満で、水素燃焼の可能性は低い。原子炉容器破損後後期では4vol%(ウェット条件)以上となるが、水蒸気濃度が55vol%以上であり、水素燃焼の可能性は低い。

- ・ 原子炉下部キャビティに十分な水が流入しないため、水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。
- ・ 格納容器過温破損の可能性は低い。
- ・ 緩和操作を考慮していないが、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

ロ プラント損傷状態:AED+緩和策

イ項の事故シーケンスに対し、緩和操作として、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、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(海水通水)を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後後期にかけては4vol%(ウェット条件)未満で、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに十分な水が流入していないため、水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 格納容器破損の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、

溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

ハ プラント損傷状態:AEW

AEWに分類される事故シーケンスは、大破断LOCA又は中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器内への燃料取替用水ピット水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で過圧破損に至る。事故発生後約6.6秒で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約22時間で最高使用圧力の2倍に達する。このときの原子炉格納容器内温度は約169℃、ベースマツト侵食はごくわずかである。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前で4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損直後から原子炉容器破損後後期にかけて4vol%(ウェット条件)未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 格納容器過温破損の可能性は低い。
- ・ 緩和操作を考慮していないが、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

ニ プラント損傷状態:AEW+緩和策

ハ項の事故シーケンスに対し、緩和操作として、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(原子炉補機冷却水通水)を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格

納容器圧力は低く維持され、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前で4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損直後から原子炉容器破損後後期にかけて4vol%(ウェット条件)未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 格納容器破損の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

ホ プラント損傷状態:SED

SEDに分類される事故シーケンスは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器への燃料取替用水ピット水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約26時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約192℃、ベースマット侵食深さは約1.7mである。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損直後にかけて4vol%(ウェット条件)未満であり、水素燃焼の可能性は低い。原子炉容器破損後後期では4vol%(ウェット条件)以上となるが、水蒸気濃度が55vol%以上であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉下部キャビティに十分な水が流入しないため、水蒸気爆発の可能性は低い。

- ・ ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。
- ・ 格納容器過温破損の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]以上となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を上回っている。

へ プラント損傷状態:SED+緩和策

ホ項の事故シーケンスに対し、緩和操作として、加圧器逃がし弁開による1次系強制減圧、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、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(海水通水)を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマツトの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前で4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損直後では4vol%(ウェット条件)以上となるが、水蒸気濃度が55vol %以上であり、水素燃焼の可能性は低い。原子炉容器破損後後期では4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

ト プラント損傷状態:SEW

SEWに分類される事故シーケンスは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器への燃料取替用水ピット水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約3.0時間で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約27時間で最高使用圧力の2倍に達する。このときの原子炉格納容器内温度は約169℃、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損直後にかけて4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損後後期では4vol%(ウェット条件)未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。
- ・ 格納容器過温破損の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]以上となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を上回っている。

チ プラント損傷状態:SEW+緩和策

ト項の事故シーケンスに対し、緩和操作として、加圧器逃がし弁開による1次系強制減圧、格納容器スプレイポンプ(手動)による格納容器スプレイ、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(原子炉補機冷却水通水)を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマット

の侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前で4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損直後では4vol%(ウェット条件)以上となるが、水蒸気濃度が55vol%以上であり、水素燃焼の可能性は低い。原子炉容器破損後後期では4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

リ プラント損傷状態:SLW

SLWに分類される事故シーケンスは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器への燃料取替用水ピット水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約2.5時間で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約24時間で最高使用圧力の2倍に達する。このときの原子炉格納容器内温度は約169℃、ベースマット侵食はごくわずかである。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前で4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損直後では4vol%(ウェット条件)以上となるが、水蒸気濃度が55vol%以上であり、水素燃焼

の可能性は低い。原子炉容器破損後後期では4vol%(ウェット条件)未満であり、水素燃焼の可能性は低い。

- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。
- ・ 格納容器過温破損の可能性は低い。
- ・ 緩和操作を考慮していないが、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

ヌ プラント損傷状態:SLW+緩和策

リ項の事故シーケンスに対し、緩和操作として、加圧器逃がし弁開による1次系強制減圧、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(原子炉補機冷却水通水)を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前で4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損直後では4vol%(ウェット条件)以上となるが、水蒸気濃度が55vol%以上であり、水素燃焼の可能性は低い。原子炉容器破損後後期では4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。

- ・ 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

ル プラント損傷状態:SLI

SLIに分類される事故シーケンスは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器への燃料取替用水ピット水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマットの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後後期にかけて8vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 格納容器スプレイによる格納容器雰囲気除熱に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。但し、分岐確率の定量化に当たっては、格納容器スプレイ再循環には期待しない。
- ・ 緩和操作を考慮していないが、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

ヲ プラント損傷状態:TED

TEDに分類される事故シーケンスは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内への燃料取替用水ピット水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態となる。事故発生から約31時間で原子炉格納容器内

温度は200℃に達し、約36時間で最高使用圧力の2倍に達する。そのため、TEDシーケンスでは格納容器過温破損が格納容器過圧破損より先行する。原子炉格納容器内温度200℃到達時間でのベースマツト侵食深さは約1.4mである。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損直後にかけて4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損後後期では4vol%(ウェット条件)以上となるが、水蒸気濃度が55vol%以上であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉下部キャビティに十分な水が流入しないため、水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマツト溶融貫通より格納容器過温破損が先行する可能性が高い。
- ・ 原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]以上となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を上回っている。

ワ プラント損傷状態:TED+緩和策

ワ項の事故シーケンスに対し、緩和操作として、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、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(海水通水)を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマツト侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前で4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損直後では4vol%(ウェット条件)以上となるが、水蒸気濃度が55vol%以上であり、水素燃焼

の可能性は低い。原子炉容器破損後後期では4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。

- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマット溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

カ プラント損傷状態:TEW

TEWに分類される事故シーケンスは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内への燃料取替用水ピット水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で格納容器過圧破損に至る。事故発生後約2.5時間で格納容器スプレイ作動設定圧に達し、約28時間で最高使用圧力の2倍に到達する。このときの原子炉格納容器内温度は約171℃、ベースマット侵食はごくわずかである。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前で4vol%(ウェット条件)以上となるが、水蒸気濃度が55vol%以上であり、水素燃焼の可能性は低い。原子炉容器破損直後では8vol%以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。原子炉容器破損後後期では水素濃度は4vol%(ウェット条件)未満であり、水素燃焼の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損時には原子炉下部キャビティに十分な水が流入していないため、水蒸気爆発の可能性は低い。

- ・ ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 格納容器過温破損の可能性は低い。
- ・ 原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]以上となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を上回っている。

ヨ プラント損傷状態:TEW+緩和策

カ項の事故シーケンスに対し、緩和操作として、加圧器逃がし弁開による1次系強制減圧、格納容器スプレイポンプ(手動)による格納容器スプレイ、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(原子炉補機冷却水通水)を実施し、継続的な除熱が行われる。したがって、溶融炉心は冷却され、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマツトの侵食はない。

分岐確率の定量化に参考となる知見を以下に示す。

- ・ 水素濃度は、原子炉容器破損前から原子炉容器破損後後期にかけて、4vol%(ウェット条件)以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。
- ・ 原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティに水が多量にたまっているものの、実機条件では水蒸気爆発の可能性は低い。
- ・ ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。
- ・ 緩和操作に成功しており、原子炉容器破損前の1次系圧力は2.0MPa[gage]未満となっており、溶融炉心が分散放出しない目安値を下回っている。

(d) シビアアクシデント時の物理化学現象の発生及び負荷の分析

イ 格納容器負荷の分析

放射性物質閉じ込め機能に影響するSA時の物理化学現象の発生の有無及び発生に伴う格納容器への負荷を分析した。第3.1.3.1-53表に選

定した事故シーケンスごとの格納容器負荷の解析結果を示す。

ロ 格納容器破損に関する検討

格納容器構造健全性の判断基準と事故進展解析結果とを比較し、格納容器破損の有無及びその後の事故進展への影響を分析した。格納容器破損の有無については(c)項に記載しており、緩和策のないシーケンスの多くにおいて、水素燃焼やベースマツト熔融貫通等が発生しない場合でも、いずれ過圧破損又は過温破損に至る結果となった。

(e) 事故の緩和手段の時間余裕の解析

事故進展解析により求められた炉心損傷、原子炉容器破損の事象発生時期等を参照し、c.項で抽出した緩和手段に対して操作余裕時間である診断時間を設定した。各緩和手段の操作に対する診断項目及び診断時間の設定結果を参考資料に示す。

e. 格納容器イベントツリーの分岐確率の設定

格納容器イベントツリーの各ヘディングの分岐確率は、MAAPコードによる事故進展解析結果及びSAの各物理化学現象に関する最新の技術的知見並びに安全設備及び事故緩和設備の特徴を反映して設定する。また、格納容器への負荷の同定及び格納容器構造健全性評価による格納容器構造健全性の判断基準、事故シーケンスの特徴分析及び従属性の整理、並びに事故シーケンスごとの事故進展解析結果及び物理化学現象による格納容器負荷に基づき、機器・システム及び人的過誤並びに物理化学現象を含む格納容器イベントツリーの各分岐の分岐確率の平均値及び不確実さ幅を評価することで、当該分岐の確率分布を設定する。

なお、ここで評価した平均値は分岐確率の点推定値の評価に適用し、確

率分布は、CFF及び放出カテゴリの発生頻度の不確実さ解析に用いる。

各ヘディングの分岐確率の設定の考え方を第3.1.3.1-55表に、詳細を参考資料に示す。また、不確実さの分布設定の考え方を第3.1.3.1-56表に、本評価における格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定結果を参考資料に示す。以下に分岐確率の設定の概要を示す。

(a) 機器・システム及び操作

機器・システム及び操作の分岐確率は、機器・システムの故障と故障した機器・システムの回復操作、格納容器機能喪失の防止手段及び放射性物質放出量の緩和操作からなる緩和手段に関する分岐確率であり、操作に関係する機器・システムの故障確率及び人的過誤確率から評価する。レベル1PRAと同様に、機器・システムの故障確率はシステム信頼性解析に、人的過誤確率は人間信頼性解析にそれぞれ基づいて設定した。

なお、格納容器隔離失敗について、モデル化の範囲及び主な漏えい経路について参考資料に示す。

(b) 物理化学現象に関する分岐確率の設定

物理化学現象に関わるヘディングについては、SA現象に関する知見や事故進展解析結果を参考に設定した。これらの物理化学現象はまだ十分に解明されておらず、発生可能性を定量的に評価する手法も確立されていないため、NUREG/CR-4700で用いられた手法に代表される専門家の判断等の定性的評価を定量的な数値に置き換え、分岐確率を定量化する手法を採用した。具体的な評価で使用する分岐確率のあてはめ方法を参考資料に示す。また、一部の物理化学現象については分解イベントツリー (DET; Decomposition Event Tree) 評価結果を適用し、分岐確率を算出した。

(c) 工学的判断

一部のヘディングについては、文献等を根拠とした工学的判断によって分岐確率を設定した。

(d) ヘディングの従属性

従属性があるヘディングについては、ヘディング間の従属性及び炉心損傷防止手段との従属性を考慮して分岐確率を設定する。例えば、前者については、ホットレグクリープ破損とTI-SGTRの従属性が該当し、後者については、事故の緩和手段やサポート系が該当する。

f. 格納容器機能喪失頻度の定量化

PDSごとに、PDSの発生頻度及び格納容器イベントツリーの各ヘディングの分岐確率から、CFFを算出する。全CFFは 9.9×10^{-7} (／炉年)、条件付き格納容器機能喪失確率 (CCFP) は約0.40となった。

(a) プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度

PDS別の炉心損傷頻度及びCFFを第3.1.3.1-57表に示す。全CFFのうち、TEIの寄与が約27.4%、SLWの寄与が約27.3%、SEDの寄与が約16.3%、TEDの寄与が約12.6%であり、これら以外のPDSはそれぞれ数%程度であった。主な要因としては、TEIはRCP封水注入による水封失敗、SLWは移動式大容量ポンプ車の運転失敗及びCV内自然対流冷却 (CCW) 失敗、SEDは交流電源の全喪失、交流電源回復失敗及び代替CVスプレー失敗、TEDは代替CVスプレー失敗、直流電源喪失、交流電源回復失敗、移動式大容量ポンプ車の確立失敗及び全交流動力電源喪失発生 of 診断失敗であった。

(b) 格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度

格納容器機能喪失モード別のCFFを第3.1.3.1-58表に示す。全CFFの

うち、水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 (δ モード)の寄与が約45.1%、格納容器隔離失敗 (β モード)の寄与が約36.6%、蒸気発生器伝熱管破損 (gモード)の寄与が約6.8%、格納容器過温破損 (τ モード)の寄与が約6.4%、水蒸気蓄積による格納容器先行破損 (θ モード)の寄与が約3.6%であった。これら以外の格納容器機能喪失モードの寄与は各々1%以下であった。

なお、格納容器雰囲気直接加熱 (σ モード)については、格納容器イベントツリーにおけるヘディング「CV雰囲気直接加熱 (DCH)」の分岐確率がDET評価により0となったため、CFFが0となった(地震出力運転時レベル2PRA及び津波出力運転時レベル2PRAでも同様)。

CFFの大部分を占めている格納容器機能喪失モードの主な要因としては、水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損 (δ モード)は、原子炉格納容器の除熱機能が失われるシナリオが支配的であり、TEDを除くPDSにおいて格納容器過圧破損が先行すること、格納容器隔離失敗 (β モード)は、RCP封水注入による水封失敗及びRCP封水戻りラインCV隔離弁の閉止に失敗するシナリオが支配的であり、炉心損傷に至る要因と従属性があること、蒸気発生器伝熱管破損 (gモード)は、起因事象としてSGTRが発生し炉心損傷に至り、CVバイパスとして直接CV機能喪失に至るシナリオが支配的であり、全CDFに対するSGTRによる炉心損傷頻度の割合が比較的大きいことであった。

(c) 格納容器健全性が維持される頻度

炉心損傷事故時において、格納容器健全性が維持される頻度は、格納容器健全に至る事故シーケンスの頻度を積算することによって算出した。その頻度は、 1.4×10^{-6} (／炉年)である。

(d) 重要度解析

重要度解析として、CFFに有意な寄与を持つ機器故障及び人的過誤等を対象に、全CFFに対するFV重要度及びRAWを評価し、全CFFへの寄与の大きい因子を分析する。FV重要度とRAWの定義は次のとおりである。

- ・ FV重要度:格納容器機能喪失の発生を仮定したときに、当該事象の発生が寄与している割合を表す指標

$$FV = \frac{F_A(CF)}{F(CF)}$$

$F_A(CF)$:事象Aの発生が寄与して発生する格納容器機能喪失頻度

$F(CF)$:格納容器機能喪失頻度

- ・ RAW:対象とする事象が必ず発生すると仮定した場合に、格納容器機能喪失頻度がどれだけ増加するかを示す指標

$$RAW = \frac{F(CF|A=1)}{F(CF)}$$

$F(CF|A=1)$:対象とする事象Aの生起確率が1の場合の格納容器機能喪失頻度

基事象のFV重要度評価結果及びRAW評価結果を参考資料に示す。

g. 放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化

格納容器イベントツリーによって同定された全ての事故シーケンスを、環境へ放出される放射性物質の放出挙動が類似した放出カテゴリに分類し、PDSの発生頻度及び格納容器イベントツリーの分岐確率を用いて、放出カテ

ゴリごとの発生頻度を求める。

(a) 放出カテゴリの分類

格納容器イベントツリーで同定されたすべての事故シーケンスを、環境へ放出される放射性物質の放出挙動が類似した放出カテゴリに分類する。ここで、環境へ放出される放射性物質の放出挙動が類似するとは、放出時期、それらに関係した移行経路等(放出量、放出抑制の緩和手段)が類似することである。

選定した放出カテゴリを第3.1.3.1-59表に示す。選定に当たっては、格納容器バイパス、エナジェティック現象(炉心損傷時に発生する物理化学現象の中で、原子炉容器内又は原子炉格納容器内で圧力又は温度が急激に上昇する事象)による破損及び格納容器先行破損は、独立した放出カテゴリとした。これらを踏まえて、第3.1.3.1-45図に示すように、格納容器イベントツリーで同定された全ての事故シーケンスを放出カテゴリに分類した。

また、事故シーケンスを放出カテゴリに分類するに当たって、格納容器機能喪失モードと放出カテゴリが必ずしも1対1で対応しない例外的な漏えい経路について次のような取り扱いとした。

- ・ 格納容器隔離失敗(β モード)には格納容器バイパスとなる漏えい経路も存在する。例えば、1次冷却材ポンプ封水戻りラインの隔離失敗の場合は、放射性物質が1次系から1次冷却材ポンプ封水戻りラインを経由し格納容器外に漏えいする漏えい経路が考えられる。この場合は放射性物質が格納容器雰囲気を経由しないことから格納容器バイパスに該当する。しかし、Cs-137の放出量が100TBqを超過するというソースターム解析の結果に違いはないことから、格納容器隔離失敗(β モード)の細分化は不要とし、格納容器隔離失敗(β モード)に至る事故シ

一ケンスは放出カテゴリの隔離失敗(内的及び外的)(F5)に分類した。

- ・ 格納容器隔離失敗(β モード)には小規模な漏えい経路を含むため、小規模な格納容器隔離失敗と格納容器除熱機能の喪失が重畳しているような場合には格納容器隔離失敗後に格納容器過圧破損に至るようなことが考えられる。このように、小規模な格納容器隔離失敗と格納容器破損が重畳することが考えられる。しかし、Cs-137の放出量が100TBqを超過するというソースターム解析の結果に違いはないことから、格納容器隔離失敗(β モード)の細分化は不要とし、格納容器隔離失敗(β モード)に至る事故シーケンスは放出カテゴリの隔離失敗(内的及び外的)(F5)に分類した。

(b) 放出カテゴリごとの発生頻度

放出カテゴリに分類した全ての事故シーケンスの発生頻度を積算し、放出カテゴリごとに発生頻度を算出した。評価結果を第3.1.3.1-60表に示す。

なお、本評価は内部事象を対象としているため、外部事象に係る放出カテゴリである格納容器バイパス(外的)(F2)及び格納容器破損(外的)(F4)に分類された事故シーケンスはない。

放出カテゴリのうち健全(設計漏えい)(内的及び外的)(F6)の発生頻度が最も大きく、 1.4×10^{-6} (/炉年)であった。これは、格納容器機能喪失モード別の発生頻度が大きい「格納容器健全」(ϕ モード)がこの放出カテゴリに含まれているためである。次に格納容器破損(内的)(その他)(F3C)の発生頻度が大きく、 5.2×10^{-7} (/炉年)であった。これは、格納容器機能喪失モード別の発生頻度が大きい「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損」(δ モード)がこの放出カテゴリに含まれているためである。

h. 不確実さ解析及び感度解析

(a) 不確実さ解析

CFF及び放出カテゴリの発生頻度の定量化を踏まえ、フォールトツリーに含まれる機器故障、物理化学現象、人的過誤、共通原因故障等の基事象の発生確率を確率変数とみなし、それぞれのパラメータ作成において設定した確率分布を入力として、モンテカルロ手法を用いてCFF、放出カテゴリの発生頻度の平均値及びエラーファクタを評価した。エラーファクタの定義については、(2)g.(d)に示す。

PDS別の不確実さ解析結果を第3.1.3.1-61表及び第3.1.3.1-46図に、格納容器機能喪失モード別の不確実さ解析結果を第3.1.3.1-62表及び第3.1.3.1-47図に示す。また、放出カテゴリ別の不確実さ解析結果を第3.1.3.1-63表及び第3.1.3.1-48図に示す。

全CFFのエラーファクタは2.7となった。これは、各パラメータの不確実さの影響により、上限値と下限値の間に約7倍の不確実さ幅があることを意味する。

(b) 感度解析

炉心損傷頻度評価と同様に、以下の3項目について感度解析を実施した。

- ・ 人的過誤に係る感度解析
- ・ SA対策に係る感度解析
- ・ 多様性拡張設備等に係る感度解析

イ 人的過誤に係る感度解析

(イ) 解析条件

人的過誤確率を全て0(解析ケース1)又は1(解析ケース2)とし、人的過誤確率の最大の振れ幅を確認することで、人的過誤確率の

感度を確認する。人的過誤を除いた評価を行うことで、人的過誤に依存しないプラント設計における脆弱性を確認し、インターロックの追設等の設計の観点から、将来の安全性向上に資する情報とする。また、運転員操作に全て失敗する評価を行うことで、仮に運転員の操作に期待できない場合のリスクを把握する。

(ロ) 解析結果

感度解析結果を第3.1.3.1-64表に示す。

I 解析ケース1

全CFFは 2.4×10^{-7} (/炉年)となり、ベースケース(9.9×10^{-7} (/炉年))の約0.24倍となった。解析ケース1では、蒸気発生器伝熱管破損が発生し、フィードアンドブリード運転を実施するが、破損蒸気発生器側の主蒸気安全弁開固着により炉心損傷し、同時に格納容器バイパスに至るシナリオが格納容器機能喪失の支配的要因となった。

この結果は、今後の継続的な安全性向上の取り組みの中で、人的過誤発生防止に係る対策(手順)の整備、設備の自動化あるいは訓練強化・運用変更等によるリスク低減効果について参考となる情報を示す。

II 解析ケース2

全CFFは 1.4×10^{-2} (/炉年)となり、ベースケース(9.9×10^{-7} (/炉年))から約 1.5×10^4 倍となった。解析ケース2では、運転員操作を必要とする起因事象が支配的であり、その順位は起因事象発生頻度に従っている。

ロ SA対策に係る感度解析

(イ) 解析条件

SA対策によるリスク低減効果を把握することを目的として、SA対策に期待しない場合のCFFを算出する。

(ロ) 解析結果

感度解析結果を第3.1.3.1-65表及び第3.1.3.1-49図に示す。本感度解析の全CFFは 3.5×10^{-5} (/炉年)であり、ベースケース(9.9×10^{-7} (/炉年))から約35倍となっており、SA対策の追加によるリスク低減効果を確認できた。また、格納容器機能喪失モード別では、水素燃焼(原子炉容器破損後後期)(γ モード)、ベースマツト溶融貫通(ε モード)及び格納容器過温破損(τ モード)を除き、SA対策によるCFFの低減効果を確認できた。

γ モードについては、SA対策ありの場合、格納容器内自然対流冷却成功時には原子炉格納容器内の水蒸気が凝縮され、原子炉格納容器内が不活性化されないため、CFFが増加する。

ε モードについては、SA対策なしのケースでは炉心損傷前にP信号が発信しないPDSは前段の格納容器隔離が失敗となるため、P信号が発信するPDSのみがベースマツト溶融貫通の対象となる。よって、SA対策なしのケースでは、AEDを除き格納容器内に水が持ち込まれるため、ベースマツト溶融貫通のCFFが小さくなる。一方、SA対策ありのケースではP信号が発信しないPDSでも格納容器隔離に成功することから、格納容器内に水が持ち込まれない場合も考えられるため、SA対策なしのケースよりCFFが増大する。

τ モードについては、SA対策なしのケースでは炉心損傷前にP信号が発信しないPDSは前段の格納容器隔離が失敗となるため、P信

号が発信するPDSのみが格納容器過温破損の対象となる。一方、SA対策ありのケースではP信号が発信しないPDSでも格納容器隔離に成功し、格納容器過温破損の対象となる。そのため、SA対策なしのケースよりCFFが増大する。

ハ 多様性拡張設備等に係る感度解析

(イ) 解析条件

多様性拡張設備等によるリスク低減効果を把握することを目的として、多様性拡張設備等に期待する場合のCFFを算出する。但し、多様性拡張設備等については、PRAで扱う全てのシナリオに対する有効性・成立性を確認してはいないため、本PRA評価条件下において有効性が期待できると推察される対策について、仮にモデル化した場合のリスク低減効果を概略評価により確認する。

評価対象とする対策については、有効性や結果への影響の観点から選定した。評価対象として選定した対策の概要を第3.1.3.1-66表に示す。

なお、当該対策には必ず成功するという仮定で感度解析を行うものとし、全CFFの最大低減効果を確認する。

(ロ) 解析結果

感度解析結果を第3.1.3.1-67表に示す。本感度解析の全CFFは 9.3×10^{-7} (／炉年)となり、CFFの低減効果は約5.5%であった。

この結果は、更なる対策(多様性拡張設備等)を追加した場合においても、CFFの低減効果が小さいことを意味している。

一般に、多様性拡張設備等は、前段で期待しているSA対策との従属性有無(人的過誤間の従属性、設備間の従属性)がCFFの低減効果に大きく影響するため、大きな低減効果は得られない。また、

多様性拡張設備等に期待せずとも、CFFの十分な低減が図られている場合には、多様性拡張設備等によるCFFの低減効果は小さい。

(4) ソースターム評価

a. 放出カテゴリのソースターム評価

放出カテゴリごとに評価の対象とする代表的な事故シーケンスを選定し、格納容器健全の放出カテゴリについてはソースターム解析を実施し、格納容器機能喪失の放出カテゴリについては定性的な評価を実施した。本評価においては、安全性向上評価のリスク指標である「事故時のCs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度」に着目した評価を実施した。

(a) 評価対象事故シーケンスの選定

放射性物質の放出に至る放出カテゴリに対して、主に予想される放出量に基づいて、ソースターム評価の対象とする代表的な事故シーケンスを選定する。(3) g.で整理した放射性物質の放出に至る放出カテゴリに対して選定した代表的な事故シーケンスを以下に示す。

イ 格納容器バイパスの代表事故シーケンス

放出カテゴリ「格納容器バイパス」(第3.1.3.1-59表の①)に分類されるPDSとしてはG(SGTR(起因))、V(インターフェイスシステムLOCA)及びS**/T**(TI-SGTR)が挙げられる。いずれの事象も放出量が厳しいが、FP放出経路及び放出量の特徴を踏まえ、比較的放出量が大きいと考えられるG(SGTR(起因))のシーケンスを代表事故シーケンスとする。

ロ 内的格納容器破損(エナジェティック)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(エナジェティック)(第3.1.3.1-59表の③-a)に分類されるPDSは全てが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設格納容器スプレイに失敗する場合が厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

ハ 内的格納容器破損(先行破損)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(先行破損)(第3.1.3.1-59表の③-b)に分類されるPDSはALC、SLCが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設格納容器スプレイに失敗する場合が厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

ニ 内的格納容器破損(その他)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(その他)(第3.1.3.1-59表の③-c)に分類されるPDSは全てが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設格納容器スプレイに失敗する場合が厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

ホ 格納容器隔離失敗の代表事故シーケンス

格納容器隔離失敗(第3.1.3.1-59表の⑤)に分類されるPDSは全てが含まれる。したがって、放出量の観点で厳しいAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗を代表事故シーケンスとする。

ヘ 格納容器健全の代表事故シーケンス

格納容器健全(第3.1.3.1-59表の⑥)に分類されるPDSはAED、AEW、AEI、SED、SEW、SEI、SLW、SLI、TED、TEW及びTEIとなる。したがって、放出量の観点で厳しいAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗を代表事故シーケンスとする。

なお、本代表事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮し、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却に期待する。

(b) ソースタームの評価

格納容器健全の放出カテゴリについては代表事故シーケンスに沿ってソースタームを解析し、格納容器機能喪失の放出カテゴリについては代表事故シーケンスの放出量を定性的に評価した。

イ 格納容器健全の放出量評価

格納容器健全時のソースターム解析は、シビアアクシデント解析コードであるMAAPコードを用いて行った。MAAPコードでは、炉心溶融に伴う燃料からのFPの放出及びFPの状態変化・輸送等がモデル化されており、燃料及び溶融炉心からの放射性物質の放出挙動(原子炉容器内での燃料からの放射性物質放出量の時間変化、MCCIにおける放射性物質放出量の時間変化等)、原子炉冷却系内の挙動(原子炉冷却系内の放射性物質の浮遊量、構造物表面への沈着量の時間変化等)、原子炉格納容器内の挙動(原子炉格納容器内の放射性物質の浮遊量、構造物表面への沈着量の時間変化等)を考慮した解析を行い、原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合(炉心内蓄積量比)を事象進展に応じて評価することが可能である。

本評価では、FP等を第3.1.3.1-68表に示す12のグループに分け、原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合を求め、原子炉格納容器外への放射性物質の放出割合に別途アニュラス空気浄化設備の効果を考慮して環境への放射性物質の放出量を求める。

なお、アニュラス空気浄化設備が起動して、アニュラス部内の負圧が達成するまでの間は、アニュラス空気浄化設備のフィルタによる低減効果に期待できないため、評価では、原子炉格納容器からアニュラス部に放出された放射性物質は、アニュラス部内に保持され、アニュラス空気浄化設備の設計流量と同じ流量で大気中に放出されるものとする。

Cs-137放出量の評価においては、12のグループのうち、グループ2 (CsI)及びグループ6 (CsOH)の解析結果を使用する。

放出放射エネルギーの評価イメージを第3.1.3.1-50図に示す。第3.1.3.1-69表に示す放出放射エネルギー評価条件及び第3.1.3.1-70表に示す炉心内蓄積量を用い、それぞれの核種グループについて、事故発生から7日間の大気中への放射性物質の放出量を評価した結果を第3.1.3.1-71表及び第3.1.3.1-51図に示す。また、第3.1.3.1-71表のうち、評価対象としているCs類の核種の放出量の内訳を第3.1.3.1-72表に示す。事故後7日時点のCs-137放出量は約0.86TBqとなり、100TBqを下回っていることを確認した。

ロ 格納容器機能喪失の放出量評価

格納容器機能喪失に関するソースタームを既存の知見により定性的に評価した結果、いずれの放出カテゴリにおいても100TBqを超過することを確認した。

(c) 放出カテゴリごとのソースタームと発生頻度

全ての放出カテゴリに対して、ソースタームと発生頻度を評価する。また、Cs-137放出量が100TBqを超える事故シーケンスの合計発生頻度を求める。

放出カテゴリの発生頻度とソースタームとを対応させて結果をまとめたものを第3.1.3.1-73表に示す。事故時のCs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度は 9.9×10^{-7} (／炉年)となった。また、格納容器健全の放出量評価結果について、事故発生後約22分の炉心溶融に伴い放射性物質の放出が開始されるが、事故発生後62分のアニュラス負圧達成により放出率は大きく低下しており、格納容器健全の維持とあいまって放射性物質の大規模放出には至らないことから、当該放出カテ

ゴリの解析結果として整合していることを確認した。

b. 不確実さ解析及び感度解析

各放出カテゴリにおける不確実さの要因及び重要な解析条件を特定し、不確実さや感度も踏まえてCs-137放出量が100TBqを超えるか否かを確認することを目的に、不確実さ解析及び感度解析を実施する。

なお、格納容器健全以外の放出カテゴリについては、既往の知見により定性的に評価した結果、いずれの放出カテゴリにおいても100TBqを超過することを確認していることから、格納容器健全の放出カテゴリを不確実さ解析及び感度解析の対象とする。

(a) 不確実さ解析

ソースタームの不確実さ解析においては、原子炉格納容器内のFP挙動に関する以下の5つの不確実さ因子による、a. (a) へで示した格納容器健全の放出カテゴリの代表事故シーケンスを対象としたCs-137放出量への影響について検討した。

- ・ FPの炉心から格納容器内雰囲気(気相部)への放出
- ・ スプレイ及び原子炉格納容器内壁面等への沈着による気相部からの除去
- ・ 沈着及び液相からのFPの再放出
- ・ 原子炉格納容器からのFPの漏えい
- ・ 1次系内及び原子炉格納容器内の熱的挙動

以上の不確実さ因子を考慮し、Cs-137放出量に影響を与えるMAAPコード内のパラメータを抽出し、それらの確率分布を入力として、モンテカルロ手法により60ケースのデータセットを作成して解析を実施した。確率分布については、参考資料に示す。

なお、代表事故シーケンスでは、事故発生から60分後にアニュラス空気浄化設備が起動し、フィルタによる除去を行うため、それ以降のCs-137の放出量は抑えられる。そのため、事故発生から約1.4時間後に発生する原子炉容器破損以降の物理化学現象であるMCCIに係るパラメータについては影響が小さいことから、ここでは除外した。

得られた各ケースのCs-137放出量について整理し、平均値、5%下限値、95%上限値及び不確かさ幅(最大値及び最小値)を評価した。ここで、平均値は各ケースのCs-137放出量の算術平均、5%下限値は低い方から数えて3番目のケース、95%上限値は低い方から数えて57番目のケースの値となる。その他の入力条件はa.項で用いた条件と同じである。

不確かさ解析の結果、得られたCs-137の放出量を第3.1.3.1-74表、第3.1.3.1-52図及び第3.1.3.1-53図に示す。Cs-137放出量の最大値は約0.94TBq、最小値は約0.65TBqであり、不確かさを考慮しても100TBqを下回ることを確認した。また、Cs-137放出量の5%下限値は約0.73TBq、平均値は約0.83TBq、95%上限値は約0.92TBqであった。

(b) 感度解析

ソースターム解析結果に有意な影響を与える可能性がある条件として、既往の有効性評価の結果を参考にし、以下の4項目について感度解析を実施した。

- ・ MCCIの現象の不確かさに係る感度解析
- ・ Excess LOCAに係る感度解析
- ・ 代替格納容器スプレイの操作開始時間に係る感度解析
- ・ アニュラス空気浄化設備の操作開始時間に係る感度解析

イ MCCIの現象の不確かさに係る感度解析

(イ) 解析条件

MCCIの現象の不確かさに係る感度を確認するため、既往の重大事故等対策の有効性評価における不確かさの影響評価と同様に、エントレインメント係数を当該変数推奨範囲の最大値とし、溶融炉心の拡がり面積を原子炉下部キャビティ床面積の約1/10から落下量に応じて拡大するものとする。また、Kutateladze係数については、溶融物存在時には大気圧条件で 0.8MW/m^2 相当、全体固化時には大気圧条件で 0.5MW/m^2 相当、コンクリート15%混入時には大気圧条件で 0.125MW/m^2 相当を設定する。

(ロ) 感度解析結果

感度解析のCs-137放出量は約 0.86TBq となり、ベースケースにおける放出量(約 0.86TBq)と同程度となった。

ロ Excess LOCAに係る感度解析

(イ) 解析条件

炉心溶融が早まる場合の影響を確認するため、既往の重大事故等対策の有効性評価におけるExcess LOCAに係る不確かさの影響評価のうち、炉心溶融開始時間の最も早い1次冷却材低温側配管全ループ破断による感度を確認する。

(ロ) 感度解析結果

感度解析のCs-137放出量は約 1.4TBq となり、ベースケースにおける放出量(約 0.86TBq)の約1.6倍となった。

ハ 代替格納容器スプレイの操作開始時間に係る感度解析

(イ) 解析条件

代替格納容器スプレイの操作開始時間に対する感度を確認する

ため、既往の有効性評価における不確かさ影響評価と同様に、ベースケースよりも約8分遅い、事故発生から60分後に代替格納容器スプレイを操作開始する場合の解析を実施する。

(ロ) 感度解析結果

感度解析のCs-137放出量は約0.89TBqとなり、ベースケースにおける放出量(約0.86TBq)と同程度となった。

ニ アニュラス空気浄化設備の操作開始時間に係る感度解析

(イ) 解析条件

アニュラス空気浄化設備の操作開始時間に対する感度を確認するため、既往の有効性評価における不確かさ影響評価と同様に、ベースケースよりも20分遅い、事故発生から80分後にアニュラス空気浄化設備が起動する場合の解析を実施する。

(ロ) 感度解析結果

感度解析のCs-137放出量は約1.5TBqとなり、ベースケースにおける放出量(約0.86TBq)の約1.7倍となった。

第 3.1.3.1-1 表 内部事象出力運転時レベル IPRA 実施のために収集した情報及び主な情報源 (1/4)

PRAの実施項目	収集すべき情報		主な情報源
1.プラントの構成・特性の調査	PRA実施に当たり必要とされる基本的な情報	設計情報	1) 原子炉設置変更許可申請書 2) 工事計画認可申請書 3) 系統図(1次系、2次系ほか) 4) 単線結線図 5) 展開接続図(EWD) 6) ファンクショナルダイアグラム 7) 計装ブロック図 8) プラント機器配置図 <ul style="list-style-type: none"> ・ 機器配置図 ・ 電気盤配置図 9) 系統設計仕様書 <ul style="list-style-type: none"> ・ 系統説明書 ・ 容量根拠書 10) 機器設計仕様書
		運転管理情報	1) 原子炉施設保安規定 2) 運転基準Ⅰ(総括編) 3) 運転基準Ⅱ(電気編) 4) 運転基準Ⅲ(タービン編) 5) 運転基準Ⅳ(原子炉編) 6) 運転基準Ⅴ(警報処置編) 7) 運転基準Ⅵ(緊急処置編) 8) 運転基準Ⅶ(定期試験編)

第 3.1.3.1-1 表 内部事象出力運転時レベル IPRA 実施のために収集した情報及び主な情報源 (2/4)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
2.起因事象の選定	原子炉冷却材の流出、外部電源喪失等に関する事例	<ol style="list-style-type: none"> 1) 実施項目1.の情報源 2) 国内PWRプラント運転実績 <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子力施設運転管理年報 ・ NRAホームページ ・ 原子力施設情報公開ライブラリ (NUCIA) 3) 米国PWRプラント運転実績 <ul style="list-style-type: none"> ・ NUREG-0020 "Licensed Operating Reactors – Status Summary Report" ・ NUREG-1187 "Performance Indicator for Operating Commercial Nuclear Power Reactors" ・ NRC ホームページ 4) 起因事象発生頻度に関する文献 <ul style="list-style-type: none"> ・ WASH-1400 "Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants" ・ NUREG-1150 "Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants" ・ NUREG-1829 "Estimating Loss-of-Coolant Accident (LOCA) Frequencies Through the Elicitation Process" ・ NUREG/CR-3300 "Review and Evaluation of the Zion Probabilistic Safety Study" ・ NUREG/CR-4550 "Analysis of Core Damage Frequency From Internal Events; Methodology Guidelines" ・ NUREG/CR-5750 "Rates of Initiating Events at U.S. Nuclear Power Plants" ・ NUREG/CR-6928 "Industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants" ・ SPAR Initiating Event Data and Results 2015, Parameter Estimation Update ・ IAEA-TECDOC-719 "Defining initiating events for purposes of probabilistic safety assessment" 5) 伊方発電所3号プロジェクトに関する報告書 6) FMEAに用いる設計情報 <ul style="list-style-type: none"> ・ 系統機能整理表

第 3.1.3.1-1 表 内部事象出力運転時レベル IPRA 実施のために収集した情報及び主な情報源 (3/4)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
3.成功基準の設定	<ul style="list-style-type: none"> ・ 安全系等のシステム使用条件 ・ システムの現実的な性能 ・ 運転員による緩和操作 	<ol style="list-style-type: none"> 1) 実施項目1.の情報源 2) 先行PRA報告書及びそれに関連する報告書 3) 成功基準に関する文献 <ul style="list-style-type: none"> ・ SAFETY EVALUATION OF TOPICAL REPORT WCAP-15603, REVISION 1, May 20, 2003. ・ "Development of General Criteria for Screening Loss of Room Cooling in PRA Modeling", Young G Jo and Taeyong Sung, ANS PSA 2013 International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis, Columbia, SC, September 22-26, 2013 ・ EPRI 1021067 "Plant Support Engineering: Nuclear Power Plant Equipment Qualification Reference Manual, Revision 1".
4.事故シーケンスの分析		
5.システム信頼性解析	本プラントに即した機器故障モード、運転形態等	<ol style="list-style-type: none"> 1) 実施項目1.の情報源 2) 実施項目3.、4.、6.、7.の実施結果 3) 健全性確認間隔の調査結果 4) 外部電源復旧確率に係る報告書
6.人間信頼性解析	<ul style="list-style-type: none"> ・ 運転員による緩和操作等 ・ 各種操作・作業等に係る体制 	<ol style="list-style-type: none"> 1) 実施項目1.の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 <ul style="list-style-type: none"> ・ NUREG/CR-1278 "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications" ・ NUREG/CR-6883 "The SPAR-H Human Reliability Analysis Method" ・ EPRI 3002003150,"A Process for HRA Dependency Analysis and Considerations on Use of Minimum Value for Joint Human Error Probabilities" ・ EPRI TR-100259,"An Approach to the analysis of Operator Actions in Probabilistic Risk Assessment" ・ The EPRI HRA Calculator® Software Manual 3) 起回事象発生前人的過誤に関わる調査結果

第 3.1.3.1-1 表 内部事象出力運転時レベル IPRA 実施のために収集した情報及び主な情報源 (4/4)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
7.パラメータの作成 1) 機器故障 2) アンアベイラビリティ	本プラントに即したデータ及びパラメータ	1) 実施項目1.の情報源 2) 国内機器故障率データ <ul style="list-style-type: none"> ・ 故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定 (1982年度～2010年度29ヵ年56基データ) 2016年6月、原子力安全推進協会 ・ 原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出 (1982年度～1997年度16ヵ年49基データ改訂版) (2001年2月) 研究報告 P00001 (一財) 電力中央研究所 3) 試験による待機除外の調査結果 4) 共通原因故障データ <ul style="list-style-type: none"> ・ NUREG CCF Parameter Estimations 2015 ・ NUREG/CR-5497 "Common-Cause Failure Parameter Estimations"

第3.1.3.1-2表 内部事象出力運転時レベル2PRA実施のために収集した情報及び主な情報源 (1/7)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
1.プラントの構成・特性の調査	設計情報	1) 原子炉設置変更許可申請書 2) 工事計画認可申請書 3) 燃料体設計認可申請書 4) 系統図(1次系、2次系ほか) 5) 単線結線図 6) 展開接続図(EWD) 7) ファンクショナルダイアグラム 8) 計装ブロック図 9) プラント機器配置図 ・ 機器配置図 ・ 電気盤配置図 10) 系統設計仕様書 ・ 系統説明書 ・ 容量根拠書 11) 機器設計仕様書 12) ポンプ成績表 13) 技術連絡書
	運転管理情報	1) 原子炉施設保安規定 2) 運転基準Ⅰ(総括編) 3) 運転基準Ⅱ(電気編) 4) 運転基準Ⅲ(タービン編) 5) 運転基準Ⅳ(原子炉編) 6) 運転基準Ⅴ(警報処置編) 7) 運転基準Ⅵ(緊急処置編) 8) 運転基準Ⅶ(定期試験編)
	その他	1) 審査会合資料の調査 2) 設計技術者との議論

第 3.1.3.1-2 表 内部事象出力運転時レベル 2PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源 (2/7)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
2.プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化	レベル 1PRA 結果	内部事象出力運転時レベル 1PRA 結果
3.格納容器機能喪失モードの設定	格納容器構造健全性	1) 先行 PRA 報告書 2) 文献 <ul style="list-style-type: none"> ・ 重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する総括報告書、(財)原子力発電技術機構、平成 15 年 3 月 ・ 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2016(レベル 2PRA 編)(AESJ-SC-P009:2016) ・ NUREG/CR-6025 "The Probability of Mark-I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner" ・ NUREG/CR-6075 "The Probability of Containment Failure by Direct Containment heating in Zion." ・ NUREG/CR-6109 "The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Surry" ・ NUREG/CR-6427 "Assessment of the DCH Issue for Plants with Ice Condenser Containments" ・ NUREG/CR-6995"SCDAP/RELAP5 Thermal-Hydraulic Evaluations of the Potential for Containment Bypass During Extended Station Blackout Severe Accident Sequences in a Westinghouse Four-Loop PWR"
	原子炉格納容器への負荷	
4.事故シーケンスの分析	プラント熱水力挙動	1) 先行 PRA 報告書 2) 文献 <ul style="list-style-type: none"> ・ 次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン、(財)原子力安全研究協会、1999 年 4 月 3) 実施項目 1.の「プラント構成・特性の調査」の結果 4) 実施項目 3.の「格納容器機能喪失モードの設定」の結果
	緩和手段	

第 3.1.3.1-2 表 内部事象出力運転時レベル 2PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源 (3/7)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
5.事故進展解析	プラント熱水力挙動	1) 先行 PRA 報告書 2) 文献 ・ PWR の安全解析用崩壊熱について (MHI-NES-1010 改 4)、2013 年 7 月 3) 実施項目 2.の「プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化」の結果 4) 実施項目 4.の「事故シーケンスの分析」の結果
	緩和手段	
6.格納容器機能喪失頻度の定量化	物理化学現象に関する分岐確率	1) 先行 PRA 報告書 2) 文献 ・ NUREG/CR-4700 "Containment Event Analysis for Postulated Severe Accidents" ・ NUREG/CR-4551 "Evaluation of Severe Accident Risks" ・ NUREG/CR-6995"SCDAP/RELAP5 Thermal-Hydraulic Evaluations of the Potential for Containment Bypass During Extended Station Blackout Severe Accident Sequences in a Westinghouse Four-Loop PWR" ・ EPRI 1006593 " Steam Generator Tube Integrity Risk Assessment: Volume 1: General Methodology, Revision 1 to TR-107623-V1" ・ NUREG-1150 "Severe Accident Risks:An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants" ・ NUREG-1116 " A Review of the Current Understanding of the Potential for Containment Failure From In-Vessel Steam Explosions" ・ NUREG-1524 "A Reassessment of the Potential for an Alpha-Mode Containment Failure and a Review of the Current Understanding of Broader Fuel-Coolant Interaction Issues" ・ 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2016(レベル 2PRA 編) (AESJ-SC-P009:2016)
	緩和手段に関する分岐確率	

第 3.1.3.1-2 表 内部事象出力運転時レベル 2PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源 (4/7)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
6. 格納容器機能喪失頻度の定量化 (続き)	物理化学現象に関する分岐確率	2) 文献 <ul style="list-style-type: none"> ・ NUREG/CR-6075 "The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Zion." ・ NUREG/CR-6109 "The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Surry" ・ NUREG/CR-6338 "Resolution of the Direct Containment Heating Issue for All Westinghouse Plants With Large Dry Containments or Subatmospheric Containments" 3) 実施項目 2.の「プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化」の結果 4) 実施項目 3.の「格納容器機能喪失モードの設定」の結果 5) 実施項目 4.の「事故シーケンスの分析」の結果 6) 実施項目 5.の「事故進展解析」の結果
	緩和手段に関する分岐確率	
	システム信頼性解析	1) 実施項目 1.の情報源 2) 人間信頼性解析、パラメータの作成の結果 3) 健全性確認間隔の調査結果 4) 外部電源復旧確率に係る報告書
	人間信頼性解析	1) 実施項目 1.の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 <ul style="list-style-type: none"> ・NUREG/CR-1278 "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications" ・NUREG/CR-6883 "The SPAR-H Human Reliability Analysis Method" 3) 起因事象発生前人的過誤に関わる調査結果

第 3.1.3.1-2 表 内部事象出力運転時レベル 2PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源 (5/7)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
6. 格納容器機能喪失頻度の定量化 (続き)	パラメータの作成	1) 国内機器故障率データ ・故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定(1982 年度～2010 年度29 ヶ年56 基データ) 2016年6月、原子力安全推進協会 ・原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出 (1982 年度～1997年度16 ヶ年49 基データ改訂版)(2001年2月) 研究報告 P00001、(一財)電力中央研究所 2) 試験による待機除外の調査結果 3) 共通原因故障データ ・NUREG CCF Parameter Estimations 2015 ・NUREG/CR-5497 "Common-Cause Failure Parameter Estimations" 4) 実施項目 1.の情報源
7. 放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化	プラント損傷状態	1) 文献 ・平成 15 年度 レベル 2PSA 手法の整備(PWR)、原子力安全基盤機構 (JNES/SAE04-040) ・平成 17 年度 レベル 2 地震 PSA 手法の整備(4 ループ PWR)、原子力安全基盤機構 (JNES/SAE05-096) ・平成 18 年度 レベル 2 地震 PSA 手法の整備(4 ループ PWR)、原子力安全基盤機構 (JNES/SAE06-087) ・平成 19 年度 地震時レベル 2PSA 手法の整備(4 ループ及び 2 ループ PWR)、原子力安全基盤機構 (JNES/SAE07-055) 2) 実施項目 4.の「事故シーケンスの分析」の結果 3) 実施項目 6.の「格納容器機能喪失頻度の定量化」の結果
	格納容器機能喪失モード	
	放射性物質移行経路	
	物理・化学的特性	

第 3.1.3.1-2 表 内部事象出力運転時レベル 2PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源 (6/7)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
8. ソースターム解析	放出カテゴリを代表するソースターム	1) 文献 <ul style="list-style-type: none"> ・ 平成 15 年度 レベル 2PSA 手法の整備(PWR)、原子力安全基盤機構 (JNES/SAE04-040) ・ 平成 17 年度 レベル 2 地震 PSA 手法の整備(4 ループ PWR)、原子力安全基盤機構 (JNES/SAE05-096) ・ 平成 18 年度 レベル 2 地震 PSA 手法の整備(4 ループ PWR)、原子力安全基盤機構 (JNES/SAE06-087) ・ 平成 19 年度 地震時レベル 2PSA 手法の整備(4 ループ及び 2 ループ PWR)、原子力安全基盤機構 (JNES/SAE07-055) 2) 実施項目 7.の「放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化」の結果
9. 不確実さ解析及び感度解析	レベル 1PRA、事故進展解析及びソースターム解析結果	1) 先行 PRA 報告書 2) 文献 <ul style="list-style-type: none"> ・ NUREG/CR-4700 "Containment Event Analysis for Postulated Severe Accidents" ・ NUREG/CR-4551 "Evaluation of Severe Accident Risks" ・ NUREG/CR-6995 "SCDAP/RELAP5 Thermal-Hydraulic Evaluations of the Potential for Containment Bypass During Extended Station Blackout Severe Accident Sequences in a Westinghouse Four-Loop PWR"

第 3.1.3.1-2 表 内部事象出力運転時レベル 2PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源 (7/7)

PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源
<p>9.不確かさ解析及び感度解析(続き)</p>	<p>レベル 1PRA、事故進展解析及びソースターム解析結果</p>	<p>2) 文献</p> <ul style="list-style-type: none"> • EPRI 1006593 "Steam Generator Tube Integrity Risk Assessment: Volume 1: General Methodology, Revision 1 to TR-107623-V1" • NUREG-1150 "Severe Accident Risks:An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants" • NUREG-1116 "A Review of the Current Understanding of the Potential for Containment Failure From In-Vessel Steam Explosions" • NUREG-1524 "A Reassessment of the Potential for an Alpha-Mode Containment Failure and a Review of the Current Understanding of Broader Fuel-Coolant Interaction Issues" • 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2016(レベル 2PRA 編)(AESJ-SC-P009:2016) • NUREG/CR-6075 "The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Zion." • NUREG/CR-6109 "The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Surry" • NUREG/CR-6338 "Resolution of the Direct Containment Heating Issue for All Westinghouse Plants With Large Dry Containments or Subatmospheric Containments" <p>3) 実施項目 2.の「プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化」の結果</p> <p>4) 実施項目 5.の「事故進展解析」の結果</p> <p>5) 実施項目 6.の「格納容器機能喪失頻度の定量化」の結果</p> <p>6) 実施項目 7.の「放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化」の結果</p>

第 3.1.3.1-3 表 玄海原子力発電所 4 号機の基本仕様

項目	仕様
原子炉熱出力	3,423 (MWt)
電気出力	1,180 (MWe)
プラント型式	加圧水型 4 ループプラント
原子炉格納容器	上部半球円筒型 (PCCV)

第 3.1.3.1-4 表 評価対象とした対策のうち有効性評価で期待している対策 (1/2)
(内部事象出力運転時レベル 1PRA)

事故シーケンスグループ	有効性評価で期待している対策
2 次冷却系からの除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ フィードアンドブリード
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 2 次系強制冷却 ・ 大容量空冷式発電機 ・ 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入 ・ 移動式大容量ポンプ車の確立による高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却 ・ 2 次系水源補給
原子炉補機冷却機能喪失	同上
原子炉格納容器の除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器内自然対流冷却
原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ ATWS 緩和設備 ・ 緊急ほう酸注入
ECCS 注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 2 次系強制冷却 ・ 低圧注入／低圧再循環
ECCS 再循環機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替再循環 (格納容器スプレイポンプ)
格納容器バイパス	<ul style="list-style-type: none"> ・ クールダウンアンドリサーキュレーション

第 3.1.3.1-4 表 評価対象とした対策のうち有効性評価で期待している対策 (2/2)
(内部事象出力運転時レベル 2PRA)

格納容器破損モード	有効性評価で期待している対策
<ul style="list-style-type: none"> ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損) ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 常設電動注入ポンプ (水源補給前) による格納容器内注水 ・ 常設電動注入ポンプ (水源補給後) による格納容器内蓄熱 ・ 格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却 ・ 大容量空冷式発電機による交流電源の復旧 ・ アニュラス空気浄化系 (窒素ポンベ) による被ばく防止
<ul style="list-style-type: none"> ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損) ・ 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器逃がし弁 (窒素ポンベ) による 1 次系強制減圧 ・ 常設電動注入ポンプ (水源補給前) による格納容器内注水 ・ 常設電動注入ポンプ (水源補給後) による格納容器内蓄熱 ・ 格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却 ・ 大容量空冷式発電機による交流電源の復旧 ・ アニュラス空気浄化系 (窒素ポンベ) による被ばく防止
<ul style="list-style-type: none"> ・ 水素燃焼 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 静的触媒式水素再結合装置による水素濃度低減

第 3.1.3.1-5 表 評価対象とした対策のうち有効性評価で期待していない対策

レベル 1PRA	レベル 2PRA
<ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源の復旧 ・ 代替給水(主給水回復) ・ 代替制御用空気供給(所内用空気系) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器隔離弁の手動閉止 ・ 加圧器逃がし弁(制御用空気系使用)による1次系強制減圧 ・ 格納容器スプレイポンプ(中央手動起動)による格納容器内注水 ・ 格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却 ・ 電気式水素燃焼装置による水素濃度低減 ・ 外部電源の復旧

第 3.1.3.1-6 表 系統設備概要(1/2)

系統	設備	設備仕様
原子炉保護系	制御棒クラスタ	本数 53
ほう酸注入系	ほう酸ポンプ	型式 うず巻式 台数 2 容量 約 17m ³ /h/台
	充てんポンプ	型式 うず巻式 台数 3 容量 約 45m ³ /h/台 揚程 約 1,770m
蓄圧注入系	蓄圧タンク	型式 たて置円筒型 基数 4 容量 約 38m ³ /基
高压注入系	高压注入ポンプ	型式 うず巻式 台数 2 容量 約 320m ³ /h/台 揚程 約 960m
低压注入系	余熱除去ポンプ	型式 うず巻式 台数 2 容量 約 1,020m ³ /h/台 揚程 約 91m
非常用炉心冷却設備(代替炉心注入)	常設電動注入ポンプ	型式 うず巻式 台数 1 容量 約 150m ³ /h 揚程 約 150m
補助給水系	タービン動補助給水ポンプ	型式 うず巻式(蒸気加減弁付) 台数 1 容量 約 250m ³ /h 揚程 約 950m
	電動補助給水ポンプ	型式 うず巻式 台数 2 容量 約 140m ³ /h/台 揚程 約 950m

第 3.1.3.1-6 表 系統設備概要(2/2)

系統	設備	設備仕様
非常用電源設備	ディーゼル発電機	型式 横置回転界磁・三相同期発電機 台数 2 容量 約 8,900kVA/台
直流電源設備	蓄電池(安全防護系用)	組数 2 容量 約 1,600A・h/組
	蓄電池(重大事故等対処用)	組数 2 容量 約 2,400 A・h/組
	常用系蓄電池	組数 2 容量 約 3,500A・h/組
代替電源設備	大容量空冷式発電機	型式 三相交流同期発電機 台数 1 容量 約 4,000kVA
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ	型式 うず巻式 台数 4 容量 約 1,700m ³ /h/台 揚程 約 55m
原子炉補機冷却海水系	海水ポンプ	型式 斜流式 台数 4 容量 約 2,600m ³ /h/台 揚程 約 49m
代替補機冷却設備	移動式大容量ポンプ車	型式 うず巻式 台数 4 容量 約 1,320m ³ /h/台 揚程 約 140m
格納容器スプレイ系	格納容器スプレイポンプ	型式 うず巻式 台数 2 容量 約 1,200m ³ /h/台 揚程 約 175m

第3.1.3.1-7表 燃料及び溶融炉心の移動経路

	原子炉容器破損時放出先	移動経路	移動先区画
重力による移動	原子炉下部キャビティ	最下区画のため 移動なし	なし
1次系圧力による 分散放出	原子炉下部キャビティ	シールテーブル	下部一般部

第3.1.3.1-8表 炉心損傷時における放射性物質の放出経路

放出経路	概要
① 格納容器健全性が維持されている場合	格納容器健全性が維持されている場合は、炉心溶融が生じたとしても、溶融炉心から放出されたFPの大部分は原子炉格納容器内に閉じ込められる。原子炉格納容器内の圧力の上昇に伴い、格納容器気相部に浮遊している一部のFPが原子炉格納容器から原子炉格納容器外（アニュラス又はアニュラス外）へ漏えいする。アニュラス空気浄化設備が起動している場合、アニュラス空気浄化設備のよう素及び粒子フィルタによって、アニュラスに漏えいしたFPのうち、よう素及び粒子状物質の大部分が除去される。よって、放射性物質の放出経路としては、原子炉格納容器からアニュラス外へ直接放出され、環境へ放出される経路又は原子炉格納容器からアニュラスへ放出され排気筒経由で環境へ放出される経路となる。
② 格納容器機能喪失が生じた場合（下記③、④以外）	SGTR及びインターフェイスシステムLOCAを除く格納容器機能喪失が生じた場合は、原子炉格納容器（機器搬入口等の原子炉格納容器本体に直接据え付けられている機器を含む）の損傷又は格納容器隔離失敗が生じており、格納容器気相部に浮遊しているFPの大部分が機能喪失を生じた箇所から環境へ放出される。
③ SGTRが生じた場合	SGTRの場合は、溶融炉心から放出されたFPが破損した蒸気発生器伝熱管を經由して2次冷却系に移行し、主蒸気安全弁、主蒸気逃がし弁経由で環境に放出される。また、溶融炉心から放出されたガスによって、1次冷却系がクリーブ破損によって破断した場合は、溶融炉心から放出されたFPが原子炉格納容器内部へも移行する。原子炉格納容器の損傷が生じる場合は上記②の経路も含まれる。
④ インターフェイスシステムLOCAが生じた場合	インターフェイスシステムLOCAの場合は、溶融炉心から放出されたFPが余熱除去システムの破損部及び出口逃がし弁を經由して、安全補機室に移行し、安全補機室経由で環境に放出される。また、余熱除去システムの入口逃がし弁から加圧器逃がしタンク経由で放出されたFPを含む蒸気によって、原子炉格納容器内部へも移行する。原子炉格納容器の損傷が生じる場合は上記②の経路も含まれる。

第3.1.3.1-9表 炉心内蓄積量(48GWd/t+1/4MOX 炉心) (1/4)

核種グループ	核種	炉心内蓄積量(Bq)
Xe 類	Kr-83m	約 3.9E+17
	Kr-85m	約 1.1E+18
	Kr-85	約 3.7E+16
	Kr-87	約 1.6E+18
	Kr-88	約 2.2E+18
	Kr-89	約 2.7E+18
	Kr-90	約 2.8E+18
	Xe-131m	約 3.4E+16
	Xe-133m	約 2.2E+17
	Xe-133	約 7.0E+18
	Xe-135m	約 1.6E+18
	Xe-135	約 2.6E+18
	Xe-137	約 6.3E+18
	Xe-138	約 5.8E+18
	Xe-139	約 4.3E+18
I 類	Br-83	約 3.9E+17
	Br-84m	約 2.5E+16
	Br-84	約 6.9E+17
	Br-85	約 1.1E+18
	Br-86	約 1.1E+18
	Br-87	約 1.2E+18
	I-129	約 1.1E+11
	I-131	約 3.5E+18
	I-132	約 5.0E+18
	I-133	約 7.0E+18
	I-134m	約 7.4E+17
	I-134	約 7.7E+18
	I-135	約 6.7E+18
	I-136m	約 2.1E+18
I-136	約 2.3E+18	

第3.1.3.1-9表 炉心内蓄積量(48GWd/t+1/4MOX 炉心) (2/4)

核種グループ	核種	炉心内蓄積量(Bq)
Cs 類	Rb-86	約 9.0E+15
	Rb-88	約 2.2E+18
	Rb-89	約 2.9E+18
	Rb-90	約 2.6E+18
	Cs-134	約 5.1E+17
	Cs-136	約 2.0E+17
	Cs-137	約 3.5E+17
	Cs-138	約 6.4E+18
Te 類	Sn-128	約 5.2E+17
	Sb-127	約 3.2E+17
	Sb-128m	約 5.6E+17
	Sb-129	約 1.1E+18
	Sb-131	約 2.7E+18
	Te-127m	約 2.5E+16
	Te-127	約 3.0E+17
	Te-129m	約 1.2E+17
	Te-129	約 1.1E+18
	Te-131m	約 8.6E+17
	Te-131	約 2.8E+18
	Te-132	約 4.9E+18
	Te-133m	約 3.3E+18
	Te-134	約 6.0E+18
Ba 類 (MACCS2 で は Sr 類と Ba 類に分割)	Sr-89	約 3.0E+18
	Sr-90	約 2.2E+17
	Sr-91	約 3.8E+18
	Sr-92	約 4.1E+18
	Ba-139	約 6.1E+18
	Ba-140	約 6.1E+18

第3.1.3.1-9表 炉心内蓄積量(48GWd/t+1/4MOX 炉心) (3/4)

核種グループ	核種	炉心内蓄積量(Bq)
Ru 類	Co-58	約 2.7E+16
	Co-60	約 7.0E+15
	Mo-99	約 6.3E+18
	Mo-101	約 5.9E+18
	Tc-99m	約 5.5E+18
	Tc-101	約 5.9E+18
	Ru-103	約 5.6E+18
	Ru-105	約 4.0E+18
	Ru-106	約 2.1E+18
	Rh-103m	約 5.6E+18
	Rh-105	約 3.7E+18
	Rh-106	約 2.3E+18
Ce 類	Ce-141	約 5.6E+18
	Ce-143	約 5.1E+18
	Ce-144	約 3.9E+18
	Ce-146	約 2.8E+18
	Np-239	約 6.7E+19
	Pu-238	約 3.4E+16
	Pu-239	約 2.7E+15
	Pu-240	約 5.0E+15
	Pu-241	約 1.3E+18

第3.1.3.1-9表 炉心内蓄積量(48GWd/t+1/4MOX 炉心) (4/4)

核種グループ	核種	炉心内蓄積量(Bq)
La 類	Y-90	約 2.3E+17
	Y-91m	約 2.2E+18
	Y-91	約 3.9E+18
	Y-92	約 4.2E+18
	Y-93	約 4.9E+18
	Y-94	約 5.1E+18
	Zr-95	約 5.8E+18
	Zr-97	約 5.9E+18
	Nb-95	約 5.8E+18
	Nb-97	約 6.0E+18
	La-140	約 6.3E+18
	La-141	約 5.6E+18
	La-142	約 5.4E+18
	Pr-143	約 5.0E+18
	Pr-144	約 4.0E+18
	Pr-146	約 2.8E+18
	Pr-147	約 2.2E+18
	Nd-147	約 2.2E+18
	Nd-149	約 1.3E+18
	Nd-151	約 7.0E+17
	Pm-147	約 5.6E+17
	Pm-149	約 1.7E+18
	Pm-151	約 7.0E+17
	Sm-151	約 1.9E+15
	Sm-153	約 1.3E+18
	Am-241	約 4.7E+15
Cm-242	約 7.7E+17	
Cm-244	約 3.7E+16	

第 3.1.3.1-10 表 玄海原子力発電所 4 号機 重要事故シーケンス選定用 PRA で
評価対象とした起回事象

No	起回事象
1	大破断 LOCA
2	中破断 LOCA
3	小破断 LOCA
4	インターフェイスシステム LOCA
5	主給水流量喪失
6	外部電源喪失
7	原子炉トリップ失敗事象(ATWS)
8	2 次冷却系の破断
9	蒸気発生器伝熱管破損(SGTR)
10	過渡事象
11	原子炉補機冷却機能喪失
12	手動停止

第 3.1.3.1-11 表 海外の PRA で検討されている起因事象の調査結果 (1/5)

分類	文献①	文献②	文献③	文献④	文献⑤	文献⑥	文献⑦	文献⑧	文献⑨	備考
LOCA	・大破断 LOCA	・大破断 LOCA	・大破断 LOCA	・大破断 LOCA	・大破断 LOCA	・大破断 LOCA	・大破断 LOCA	・大破断 LOCA	・大破断 LOCA	—
	・中破断 LOCA	・中破断 LOCA	・中破断 LOCA	・中破断 LOCA	・中破断 LOCA	・中破断 LOCA	・中破断 LOCA	・中破断 LOCA	・中破断 LOCA	—
	・小破断 LOCA	・小破断 LOCA	・小破断 LOCA	・小破断 LOCA	・小破断 LOCA	・小破断 LOCA	・小破断 LOCA	・小破断 LOCA	・小破断 LOCA	—
	・加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA	・加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA	・加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA	—	—	—	—	・加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA	—	—
	・極小 LOCA	・極小 LOCA	・極小 LOCA	—	・極小 LOCA	・極小 LOCA	・極小 LOCA	—	—	—
	・1次冷却材ポンプ封水 LOCA	—	・1次冷却材ポンプ封水 LOCA	—	—	—	・1次冷却材ポンプ封水 LOCA	・1次冷却材ポンプ封水 LOCA	—	—
	—	—	・原子炉容器破損	・原子炉容器破損	—	—	—	—	・原子炉容器破損	—
蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR)	・ SGTR	・ SGTR	・ SGTR	—	・ SGTR	・ SGTR	・ SGTR	・ SGTR	・ SGTR	—
インターフェイシスシステム LOCA	—	—	・インターフェイシスシステム LOCA	・インターフェイシスシステム LOCA	・インターフェイシスシステム LOCA	・インターフェイシスシステム LOCA	・インターフェイシスシステム LOCA	・インターフェイシスシステム LOCA	・インターフェイシスシステム LOCA	—

第 3.1.3.1-11 表 海外の PRA で検討されている起因事象の調査結果 (2/5)

分類	文献①	文献②	文献③	文献④	文献⑤	文献⑥	文献⑦	文献⑧	文献⑨	備考		
過渡事象	<ul style="list-style-type: none"> 主給水管破断 主蒸気管破断 (格納容器内) 主蒸気管破断 (格納容器外) 	—	<ul style="list-style-type: none"> 主給水管破断 主蒸気管破断 (格納容器内) 主蒸気管破断 (格納容器外) 	過渡事象	—	<ul style="list-style-type: none"> 高エネルギー配管の破断 	—	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気管破断 (格納容器内) 主蒸気管破断 (格納容器外) 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水管破断 (格納容器内) 主蒸気管破断 (格納容器内) 主蒸気管破断 (格納容器外) 	—		
	<ul style="list-style-type: none"> 制御用空気喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 制御用空気喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 制御用空気喪失 		<ul style="list-style-type: none"> 制御用空気喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 制御用空気喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 制御用空気喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 制御用空気喪失 	—	<ul style="list-style-type: none"> 制御用空気喪失 	—	
	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 		<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失 	—
	<ul style="list-style-type: none"> 復水器機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 復水器機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 復水器機能喪失 		<ul style="list-style-type: none"> 復水器機能喪失 	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気隔離弁の誤閉止 	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気隔離弁の誤閉止 復水器の真空機能喪失 	—	
	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象 	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象 	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象 		<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象 	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象 (初期に主給水が健全) 	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象 (初期に主給水が健全) 	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象 (初期に主給水が健全) 	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材の流量喪失 炉心出力の異常 タービントリップ ECCS の誤起動 原子炉トリップ 	<ul style="list-style-type: none"> タービントリップ ECCS の誤起動 原子炉トリップ 主給水流量の増加 主給水流量の部分喪失 加圧器圧力低信号の誤発信 	主給水系による蒸気発生器への給水が可能な事象を過渡事象、不可な事象を主給水流量喪失に分類。	
	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 		<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失 	—

第 3.1.3.1-11 表 海外の PRA で検討されている起因事象の調査結果 (3/5)

分類	文献①	文献②	文献③	文献④	文献⑤	文献⑥	文献⑦	文献⑧	文献⑨	備考	
特殊な 起因事象	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高压交流母線の喪失 ・ 低压交流母線の喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 交流母線の喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高压交流母線の喪失 ・ 低压交流母線の喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 過渡事象 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 交流母線の喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低压交流母線の喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 交流母線の喪失 	—	—	—	
	—	—	—		—	<ul style="list-style-type: none"> ・ 計装用母線の喪失 	—	<ul style="list-style-type: none"> ・ 計装用母線の喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 計装用母線の喪失 	—	
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 直流母線の喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 直流母線の喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 直流母線の喪失 		<ul style="list-style-type: none"> ・ 直流母線の喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 直流母線の喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 直流母線の喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 直流母線の喪失 	—	<ul style="list-style-type: none"> ・ 直流母線の喪失 	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却海水系の全喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却海水系の全喪失 ・ 原子炉補機冷却水系の全喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却海水系の全喪失 ・ 原子炉補機冷却水系の全喪失 		<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却海水系の全喪失 ・ 原子炉補機冷却水系の全喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却海水系の全喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却海水系の全喪失 ・ 原子炉補機冷却水系の全喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却水系の全喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却海水系の全喪失 ・ 原子炉補機冷却水系の全喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却海水系の全喪失 	—
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却海水系の部分喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却海水系の部分喪失 ・ 原子炉補機冷却水系の部分喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却海水系の部分喪失 ・ 原子炉補機冷却水系の部分喪失 		<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却海水系の部分喪失 ・ 原子炉補機冷却水系の部分喪失 	—	—	—	—	—	—

第 3.1.3.1-11 表 海外の PRA で検討されている起因事象の調査結果(4/5)

分類	文献①	文献②	文献③	文献④	文献⑤	文献⑥	文献⑦	文献⑧	文献⑨	備考	
プラント固有の起因事象	—	—	—	—	・空調喪失	—	—	—	—		
	—	—	—	—	—	・ Low intake canal level	—	—	—	海水を最終ヒートシンクとしているプラントにおいては稀有事象であり、当該事象の影響は原子炉補機冷却海水系の全喪失に包絡	
	—	—	—	—	—	・ 充てんポンプの冷却機能喪失	—	—	—	1 次冷却材ポンプ封水リークに包絡	
	—	—	—	—	—	—	—	・ 抽出流量の増加/充てん流量の減少	—	小破断 LOCA に包絡	
	—	—	—	—	—	—	—	・ 抽出流量の減少/充てん流量の増加	—	過渡事象に包絡	
	—	—	—	—	—	—	—	・ 加圧熱衝撃	—	原子炉容器破損に包絡	
	—	—	—	—	—	—	—	・ 格納容器スプレイの誤作動	—	過渡事象に包絡	
	—	—	—	—	—	—	—	・ 格納容器の誤隔離	—	過渡事象に包絡	
	—	—	—	—	—	—	—	・ 低温停止中の起因事象	—	内部事象出力運転時 PRA の対象外	
	—	—	—	—	—	—	—	・ 1 次冷却材ポンプ及び他の内部ミスイル	—	内部事象出力運転時 PRA の対象外	
	—	—	—	—	—	—	—	—	・ 加圧器からの漏えい	—	小破断 LOCA に包絡

第 3.1.3.1-11 表 海外の PRA で検討されている起回事象の調査結果 (5/5)

分類	文献①	文献②	文献③	文献④	文献⑤	文献⑥	文献⑦	文献⑧	文献⑨	備考
その他	・ 火災 ・ 溢水	—	—	—	—	—	—	—	・ 火災 ・ 内部溢水	内部事象出力運 転時 PRA の対 象外
備考	—	—	—	—	EPRI 2230 で挙 げられている 41 の過渡事象も検 討している	—	—	—	EPRI 2230 で挙 げられている 41 の過渡事象も検 討している	—

- 出典: ① NUREG/CR-5750
 ② NUREG/CR-6928
 ③ SPAR Initiating Event Data and Results 2015 Parameter Estimation Update
 ④ WASH-1400
 ⑤ NUREG-1150
 ⑥ NUREG-1150 (NUREG/CR-4550 vol.3)
 ⑦ NUREG-1150 (NUREG/CR-4550 vol.5)
 ⑧ NUREG-1150 (NUREG/CR-3300, NUREG/CR-4550 vol.7)
 ⑨ IAEA-TECDOC-719

第 3.1.3.1-12 表 伊方発電所 3 号プロジェクトによって選定された起回事象(1/2)

No	選定された起回事象
1	原子炉容器破損
2	大破断 LOCA
3	中破断 LOCA
4	小破断 LOCA
5	極小 LOCA
6	加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA
7	インターフェイスシステム LOCA (余熱除去系)
8	インターフェイスシステム LOCA (充てん／抽出のアンバランス)
9	インターフェイスシステム LOCA (No.7 及び No.8 以外)
10	1 次冷却材ポンプ封水リーク
11	主給水流量喪失
12	負荷の喪失
13	主蒸気隔離弁の誤閉止(1 又は 2 弁)
14	主蒸気隔離弁の誤閉止(全弁)
15	過渡事象 1(加圧器逃がし弁の作動無)
16	過渡事象 2(加圧器逃がし弁の作動有)
17	主給水管破断
18	主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)
19	主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)
20	蒸気発生器伝熱管破損(SGTR)
21	外部電源喪失
22	制御用空気系の部分喪失
23	制御用空気系の全喪失
24	原子炉補機冷却水系の部分喪失(A 又は B ヘッド喪失)
25	原子炉補機冷却水系の部分喪失(C ヘッド喪失)
26	原子炉補機冷却水系の全喪失
27	原子炉補機冷却海水系の部分喪失
28	原子炉補機冷却海水系の全喪失
29	安全系高圧交流母線の部分喪失
30	安全系高圧交流母線の全喪失

第 3.1.3.1-12 表 伊方発電所 3 号プロジェクトによって選定された起回事象 (2/2)

No	選定された起回事象
31	安全系低圧交流母線の部分喪失
32	安全系低圧交流母線の全喪失
33	安全系直流母線の部分喪失
34	安全系直流母線の全喪失
35	安全系計装用母線の部分喪失
36	安全系計装用母線の全喪失
37	中央制御室空調系の喪失
38	安全補機開閉器室空調系の部分喪失
39	安全補機開閉器室空調系の全喪失
40	空調用冷水系の部分喪失
41	空調用冷水系の全喪失
42	手動停止
43	ATWS1 (タービントリップが必要な事象)
44	ATWS2 (タービントリップが不要な事象)

第 3.1.3.1-13 表 FMEA によって同定された起因事象

同定された起因事象	備考
LOCA	破断サイズ／場所により以下に分類される。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉容器破損 ・ 大破断 LOCA ・ 中破断 LOCA ・ 小破断 LOCA ・ 極小 LOCA ・ 加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA ・ インターフェイスシステム LOCA ・ 1次冷却材ポンプ封水リーク ・ SGTR
過渡事象	故障要因によって、加圧器逃がし弁が作動するような圧力上昇が発生する事象／発生しない事象が想定される。
主給水流量喪失	—
負荷の喪失	—
主給水管破断	—
主蒸気管破断	主蒸気隔離弁上流／下流の破断が想定される。
安全系交流母線の喪失	高圧／低圧母線の部分喪失と全喪失が想定される。
安全系直流母線の喪失	部分喪失と全喪失が想定される。
安全系計装用母線の喪失	同上
常用系交流母線の喪失	高圧／低圧母線の部分喪失と全喪失が想定される。
常用系直流母線の喪失	部分喪失と全喪失が想定される。
常用系計装用母線の喪失	同上
原子炉補機冷却水系の喪失	同上
原子炉補機冷却海水系の喪失	同上
制御用空気系統の喪失	同上
空調用冷水系の喪失	同上
中央制御室空調系の喪失	—
安全補機開閉器室空調系の喪失	部分喪失と全喪失が想定される。
中間補機棟空調系の喪失	同上
手動停止	—

第 3.1.3.1-14 表 玄海原子力発電所 3 号機及び 4 号機の子兆事象の調査結果

発生年月日	発電所名	概要	想定され得る起因事象
1993/9/24	玄海 3 号機	蒸気タービン軸振動増加に伴う原子炉手動停止	負荷の喪失
1999/1/20	玄海 3 号機	燃料集合体からの漏えい	計画外停止
2011/10/4	玄海 4 号機	復水器真空低下に伴う原子炉自動停止（タービンの自動停止）	負荷の喪失
2011/12/16	玄海 3 号機	C 充てんポンプ主軸の折損	過渡事象

第 3.1.3.1-15 表 起因事象候補と除外基準の適用結果 (1/3)

No	起因事象候補	重要事故 シーケンス 選定用PRA	海外文献 ^{※1}	伊方3号 プロジェクト	FMEA	本評価	適用される 除外基準 ^{※2}	本評価で除外した根拠
1	原子炉容器破損	×	○(c,d)	○	○	○	—	—
2	大破断 LOCA	○	○(a,b,c,d)	○	○	○	—	—
3	中破断 LOCA	○	○(a,b,c,d)	○	○	○	—	—
4	小破断 LOCA	○	○(a,b,c,d)	○	○	○	—	—
5	加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA		○(a,b,c,d)	○	○	○	—	—
6	極小 LOCA	×	○(a,b,c,d)	○	○	○	—	—
7	インターフェイスシステム LOCA(余熱除去系)	○	○(a,b,c,d)	○	○	○	—	発生頻度及び緩和系への影響の観点から、余熱除去系からのインターフェイスシステム LOCA で代表させる。
8	インターフェイスシステム LOCA(充てん/抽出のアンバランス)		○(a,b,c,d)	○				
9	インターフェイスシステム LOCA(余熱除去系と充てん/抽出のアンバランス以外)		○(a,b,c,d)	○				
10	1 次冷却材ポンプ封水リーク	×	×	○	○	×	③	1 次冷却材ポンプ 1 台当たりのリーク量は 1.5m ³ /h である。このリーク量は、極小 LOCA の漏えい量として想定する充てんポンプ 1 台当たりの設計流量(約 45m ³ /h)と比較して十分に小さい。したがって、当該事象は極小 LOCA よりも漏えい規模が小さく、事象進展は緩やかであることから、原子炉トリップまでに十分な時間余裕がある。その間に、当該事象の発生を検知することが可能であり、プラント停止操作に期待することができることから、当該事象の発生によって炉心損傷に至る可能性は小さいと判断できるため、評価対象の起因事象から除外する。
11	主給水流量喪失	○	○(a,b,c,d)	○	○	○	—	—
12	負荷の喪失	○	○(a,b,c,d)	○	○	○	—	—
13	主蒸気隔離弁の誤閉止(1 or 2 or 3 弁) ^{※3}		○(a,d)	○	×	○	—	—
14	主蒸気隔離弁の誤閉止(全弁)		○(a,d)	○	×	○	—	—
15	過渡事象 1(加圧器逃がし弁の作動無)		○(a,b,c,d)	○	○	○	—	—
16	過渡事象 2(加圧器逃がし弁の作動有)			○	○	○	—	—
17	主給水管破断	○	○(a,c,d)	○	○	○	—	—
18	主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)		○(a,c,d)	○	○	○	—	—
19	主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)		○(a,c,d)	○	○	○	—	—

第 3.1.3.1-15 表 起因事象候補と除外基準の適用結果 (2/3)

No	起因事象候補	重要事故 シーケンス 選定用PRA	海外文献 ^{*1}	伊方3号 プロジェクト	FMEA	本評価	適用される 除外基準 ^{*2}	本評価で除外した根拠	
20	蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR)	○	○ (a,b,c,d)	○	○	○	—	—	
21	外部電源喪失	○	○ (a,b,c,d)	○	×	○	—	—	
22	制御用空気系の部分喪失	×	○ (a,b,c,d)	○	○	○	—	—	
23	制御用空気系の全喪失			○	○	○	—	—	
24	原子炉補機冷却水系の部分喪失 (A or B ヘッダ)	○	○ (b,c)	○	○	○	—	—	
25	原子炉補機冷却水系の部分喪失 (C ヘッダ)			○	○	○	—	—	
26	原子炉補機冷却水系の全喪失			○ (a,b,c,d)	○	○	○	—	—
27	原子炉補機冷却海水系の部分喪失			○ (b,c)	○	○	○	—	—
28	原子炉補機冷却海水系の全喪失			○ (a,b,c,d)	○	○	○	—	—
29	安全系高圧交流母線の部分喪失	×	○ (a,b,c,d)	○	○	○	—	—	
30	安全系高圧交流母線の全喪失	×	×	○	○	○	—	—	
31	安全系低圧交流母線の部分喪失	×	○ (a,b,c,d)	○	○	○	—	—	
32	安全系低圧交流母線の全喪失	×	×	○	○	○	—	—	
33	安全系直流母線の部分喪失	×	○ (a,b,c,d)	○	○	○	—	—	
34	安全系直流母線の全喪失	×	×	○	○	○	—	—	
35	安全系計装用母線の部分喪失	×	×	○	○	×	②	計測制御用電源系は電気盤又は計器に電源を供給している。当該母線より上流の電源系は、補機や弁の機能のサポート系としてモデル化していることから、このような上流の母線の故障による影響は安全系高圧 (又は、低圧) 交流母線の喪失、安全系直流母線の喪失で評価される。また、計装電源盤や計装分電盤は多重性を有している。起因事象発生頻度は 10^{-6} /炉年未満であり、2 系統以上の緩和設備 (2 次系冷却、フィードアンドブリード) が機能喪失しない限り炉心損傷に至らない事象であるため、評価対象の起因事象から除外する。	
36	安全系計装用母線の全喪失	×	×	○	○	×	①	起因事象発生頻度が 10^{-7} /炉年未満であるため、評価対象の起因事象から除外する。	
37	常用系高圧交流母線の喪失	×	×	○	○	×	③	常用系母線から給電される 1 次冷却材ポンプや主給水系設備の喪失時は事象進展が比較的早く、原子炉トリップに至るが、これは「主給水流量の全喪失」に含めて評価することとし、常用系母線喪失の起因事象では事象進展が緩やかな場合を想定し、評価対象から除外する。	
38	常用系低圧交流母線の喪失	×	×	○	○	×	③		
39	常用系直流母線の喪失	×	×	○	○	×	③		
40	常用系計装用母線の喪失	×	×	○	○	×	③		

第 3.1.3.1-15 表 起因事象候補と除外基準の適用結果 (3/3)

No	起因事象候補	重要事故 シーケンス 選定用PRA	海外文献 ^{*1}	伊方3号 プロジェクト	FMEA	本評価	適用される 除外基準 ^{*2}	本評価で除外した根拠
41	中央制御室空調系の喪失	×	×	○	○	×	③	空調喪失が発生してもプラント停止までには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができるため、評価対象の起因事象から除外する。
42	安全補機開閉器室空調系の部分喪失	×	×	○	○	×	③	
43	安全補機開閉器室空調系の全喪失	×	×	○	○	×	③	
44	中間補機棟空調系の部分喪失	×	×	×	○	×	③	中間補機空調系をサポート系とする制御用空気圧縮機の喪失は比較的事象進展が早い、その影響は「制御用空気系の喪失」に含めて評価することとし、中間補機空調系喪失では事象進展が緩やかな場合を想定し、評価対象から除外する。
45	中間補機棟空調系の全喪失	×	×	×	○	×	③	
46	空調用冷水系の部分喪失	×	×	○	○	×	③	空調用冷水系は中央制御室空調系、安全補機開閉器室空調系、中間補機棟空調系のサポート系である。中央制御室空調系、安全補機開閉器室空調系喪失時には事象進展が緩やかであるが、中間補機棟空調系喪失時には事象進展が比較的早い(24 時間以内に補機の許容温度を超過)。空調用冷水系喪失の影響は中間補機棟空調系をサポート系とする補機(制御用空気圧縮機)に限定されるため、その影響は起因事象「制御用空気系の部分喪失」、「制御用空気系の全喪失」にて評価する。空調用冷水系喪失の起因事象では事象進展が緩やかな場合を想定し、評価対象の起因事象から除外する。
47	空調用冷水系の全喪失	×	×	○	○	×	③	
48	手動停止	○	×	○	○	○	—	—
49	ATWS1(タービントリップが必要な事象)	○	×	○	×	○	—	—
50	ATWS2(タービントリップが不要な事象)		×	○	×	○	—	—

*1 海外文献については以下のとおり。

- a. NUREG/CR-5750
- b. NUREG/CR-6928
- c. NRC SPAR Initiating Event Data and Results 2015
- d. IAEA-TECDOC-719

*2 除外基準については以下のとおり。

- ① 起因事象発生頻度が 10^{-7} (／炉年) 未満の事象 (但し、インターフェイスシステム LOCA、格納容器バイパス及び原子炉容器破損は除く。)
- ② 起因事象発生頻度が 10^{-6} (／炉年) 未満で、少なくとも独立した 2 系統以上の緩和設備が機能喪失しない限り炉心損傷に至らない事象
- ③ 事象が発生してもプラント停止までには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象

*3 玄海 4 号機は 4 ループプラントのため、3 弁の誤閉止も起因事象の候補に加える。

第 3.1.3.1-16 表 起因事象発生頻度の推定方法(1/2)

起因事象	評価方法	補足説明
原子炉容器破損	④※ ¹	SPAR Initiating Event Data and Results 2015 Parameter Estimation Update と同様に NUREG-1829 の考え方に基づき発生頻度を推定
大破断 LOCA	④※ ¹	
中破断 LOCA	④※ ¹	
小破断 LOCA	③※ ¹	SPAR Initiating Event Data and Results 2015 Parameter Estimation Update と同様に NUREG-1829 の考え方に基づき、①の方法を用いて発生頻度を推定
加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA	③	プラントごとに設計が異なるため、②の方法を用いて発生頻度を推定
極小 LOCA	①	—
インターフェイスシステム LOCA	③	プラントごとに設計が異なるため、②の方法を用いて発生頻度を推定
主給水流量喪失	①	—
負荷の喪失	①、②	—
過渡事象	①	—
主給水管破断	③	SPAR Initiating Event Data and Results 2015 Parameter Estimation Update と同様の考え方に基づき、①の方法を用いて発生頻度を推定
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)	③	
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)	③	
蒸気発生器伝熱管破損	①	—
外部電源喪失	①、②	—
制御用空気の部分喪失	②※ ²	—
制御用空気の全喪失	②※ ²	—

第 3.1.3.1-16 表 起因事象発生頻度の推定方法(2/2)

起因事象	評価方法	補足説明
原子炉補器冷却水系の部分喪失(A ヘッド喪失)	②※2	—
原子炉補器冷却水系の部分喪失(B ヘッド喪失)	②※2	—
原子炉補器冷却水系の部分喪失(C ヘッド喪失)	②※2	—
原子炉補器冷却水系の全喪失	③※2	プラントごとに設計が異なるため、②の方法を用いて発生頻度を推定
原子炉補器冷却海水系の部分喪失	②※2	—
原子炉補器冷却海水系の全喪失	③※2	プラントごとに設計が異なるため、②の方法を用いて発生頻度を推定
安全系高圧交流母線の部分喪失	②※2	—
安全系高圧交流母線の全喪失	③※2	プラントごとに設計が異なるため、②の方法を用いて発生頻度を推定
安全系低圧交流母線の部分喪失	②※2	—
安全系低圧交流母線の全喪失	③※2	プラントごとに設計が異なるため、②の方法を用いて発生頻度を推定
安全系直流母線の部分喪失	②※2	—
安全系直流母線の全喪失	③※2	プラントごとに設計が異なるため、②の方法を用いて発生頻度を推定
手動停止	①	—
ATWS1(タービントリップが必要な事象)	①、②	AT 事象の発生頻度は①、原子炉トリップ失敗確率は②の手法を適用
ATWS2(タービントリップが不要な事象)	①、②	

評価方法については以下のとおり。

- ① 評価対象プラントの運転経験から起因事象の発生件数及び運転期間を収集し、適切な事象発生の確率モデルを選定し、ベイズ統計による推定手法を用いて起因事象発生頻度の確率分布及び平均値を推定する。ベイズ推定には評価対象プラントの特性に適合する一般パラメータを事前知識として用いる。
- ② フォールトツリーを用いたシステム信頼性解析により起因事象発生頻度を推定する。
- ③ 評価対象プラントにおいて実績データが極めて少ない起因事象等、評価対象プラントの実績データのみでは起因事象発生頻度が適切に推定できない場合は、一般データソースから評価対象プラントの特性に適合する他プラントのデータを選定し、①又は②の手法を用いて起因事象発生頻度を推定する。
- ④ 国内外でも実績データがない起因事象であり、起因事象発生頻度をデータから推定することが困難な場合は、起因事象発生頻度の評価条件を明確にして推定する。一般パラメータを引用する場合は、評価対象プラントの特性を考慮して適切なパラメータを用いる。

※1 LOCA 事象について、重要事故シーケンス選定用 PRA 等の過去に実施した PRA の評価方法を踏まえ、小破断 LOCA を③に分類し、原子炉容器破損、大破断 LOCA、中破断 LOCA を④に分類する。

※2 システム信頼性解析で発生頻度を算出している起因事象については、国内及び米国における当該事象の発生有無を参考に、発生実績のある起因事象を②に分類し、発生実績のない起因事象を③に分類する。

第 3.1.3.1-17 表 起回事象発生頻度

No	起回事象	発生頻度(／炉年)
1	原子炉容器破損	7.1E-08
2	大破断 LOCA	2.2E-06
3	中破断 LOCA	9.9E-05
4	小破断 LOCA	2.3E-04
5	加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA	7.6E-07
6	極小 LOCA	2.6E-03
7	インターフェイスシステム LOCA	1.3E-08
8	主給水流量喪失	9.5E-03
9	負荷の喪失	2.6E-02
10	過渡事象	5.8E-02
11	主給水管破断	1.6E-04
12	主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)	1.6E-04
13	主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)	5.9E-04
14	蒸気発生器伝熱管破損(SGTR)	4.1E-03
15	外部電源喪失	3.9E-03
16	制御用空気系の部分喪失	6.3E-05
17	制御用空気系の全喪失	1.2E-03
18	原子炉補機冷却水系の部分喪失(A ヘッド喪失)	3.1E-03
19	原子炉補機冷却水系の部分喪失(B ヘッド喪失)	4.9E-05
20	原子炉補機冷却水系の部分喪失(C ヘッド喪失)	1.0E-04
21	原子炉補機冷却水系の全喪失	5.6E-07
22	原子炉補機冷却海水系の部分喪失	3.4E-05
23	原子炉補機冷却海水系の全喪失	5.7E-06
24	安全系高圧交流母線の部分喪失	6.1E-04
25	安全系高圧交流母線の全喪失	3.0E-10
26	安全系低圧交流母線の部分喪失	1.2E-02
27	安全系低圧交流母線の全喪失	ε
28	安全系直流母線の部分喪失	8.0E-04
29	安全系直流母線の全喪失	6.5E-10
30	手動停止	1.9E-01
31	ATWS1(タービントリップが必要な事象)	1.6E-08
32	ATWS2(タービントリップが不要な事象)	1.2E-08

ε: カットオフ値(1.0E-12(／炉年))未満

第3.1.3.1-18表 事故のタイプと1次系圧力の分類記号

分類記号	説明
A	<p>1次系の破断口径が大きく、1次系の減圧が速いため低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。</p> <p>起回事象としては、大中破断LOCAで代表されるが、事象の類似性及び1次系から原子炉格納容器への流出の観点から、ATWSから従属的にLOCAに至った事故シーケンス及び原子炉容器破損が起回事象である事故シーケンスも含む。(低圧)</p>
S	<p>1次系の破断口径が小さく、1次系の減圧が遅く、中圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスである。</p> <p>起回事象としては小破断LOCAで代表されるが、事象の類似性及び1次系から原子炉格納容器への流出の観点から、トランジェントが起回事象であるが従属的に小破断LOCA (RCPシールLOCA及び加圧器逃がし弁/安全弁LOCA)に至った事故シーケンスも含む。(中圧)</p>
T	<p>トランジェントが起因となる事故シーケンスである。なお、従属的に小破断LOCAに至った事故シーケンスは、Sの「事故のタイプ」に指定する。(高圧)</p>
G	<p>放射性物質の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、2次系から環境中に放射性物質が直接放出されるSGTRシーケンスである。(中圧)</p>
V	<p>放射性物質の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし、補助建屋から大気中に放射性物質が補助建屋から環境に直接放出されるインターフェイスシステムLOCAシーケンスである。(低圧)</p>

第3.1.3.1-19表 炉心損傷時期の分類記号

分類記号	説明
E	事故発生から短時間で炉心損傷に至る。
L	事故発生から長時間で炉心損傷に至る。

第3.1.3.1-20表 原子炉格納容器内事故進展の分類記号

分類記号	説明
D	燃料取替用水ピット水が非常用炉心冷却設備及び格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内に持ち込まれないため、熔融炉心の冷却が達成されない可能性がある。炉心損傷後に格納容器機能喪失に至る可能性がある。格納容器スプレイ系の再循環運転が使用不可能で原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態である。
W	燃料取替用水ピット水が非常用炉心冷却設備や格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内に持ち込まれるため、熔融炉心の冷却が達成される可能性がある。炉心損傷後に格納容器機能喪失に至る可能性がある。格納容器スプレイ系の再循環運転が使用不可能で原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態である。
I	燃料取替用水ピット水が非常用炉心冷却設備や格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内に持ち込まれるため、熔融炉心の冷却が達成される可能性がある。炉心損傷後に格納容器機能喪失に至る可能性がある。格納容器スプレイ系の再循環運転が使用可能で原子炉格納容器内熱除去が行われている状態である。
C	燃料取替用水ピット水が非常用炉心冷却設備により原子炉格納容器内に持ち込まれるため、熔融炉心の冷却が達成される可能性がある。格納容器機能喪失後に炉心損傷に至る可能性がある。格納容器スプレイ系の再循環運転が使用不可能で原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態である。

第3.1.3.1-21表 プラント損傷状態の定義

No	PDS	事故のタイプ	1次冷却材 圧力	炉心 損傷 時期	原子炉格納容器内事象進展		
					燃料取替用水 ピット水の 原子炉格納容 器への移送	原子炉格納 容器の機能 喪失時期	原子炉格納 容器内熱除 去手段
1	AED	大中破断LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×
2	AEW	大中破断LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×
3	AEI	大中破断LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○
4	ALC	大中破断LOCA	低圧	後期	○	炉心損傷前	×
5	SED	小破断LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
6	SEW	小破断LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
7	SEI	小破断LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
8	SLW	小破断LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	×
9	SLI	小破断LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	○
10	SLC	小破断LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷前	×
11	TED	トランジェント	高圧	早期	×	炉心損傷後	×
12	TEW	トランジェント	高圧	早期	○	炉心損傷後	×
13	TEI	トランジェント	高圧	早期	○	炉心損傷後	○
14	V	インターフェイス システムLOCA	低圧			—	
15	G	SGTR	中圧			—	

第 3.1.3.1-22 表 システム間の従属性マトリックス(低圧注入系(注入時))

機器					原子炉補機冷却水系		電源系														信号系										
機器番号	機器名	機器タイプ	作動要求前の状態	作動要求後の状態	供給母管 A	供給母管 B	6.6kV母線 C	6.6kV母線 D	パワーセンタ 440V母線 C1	パワーセンタ 440V母線 C2	パワーセンタ 440V母線 D1	パワーセンタ 440V母線 D2	原子炉コントロールセンタ C1	原子炉コントロールセンタ C2	原子炉コントロールセンタ C3	原子炉コントロールセンタ D1	原子炉コントロールセンタ D2	原子炉コントロールセンタ D3	125V直流電源 A	125V直流電源 B	125V直流電源 N	非常用炉心冷却設備作動信号 A	非常用炉心冷却設備作動信号 B	格納容器スプレイ作動信号 A	格納容器スプレイ作動信号 B	B0シーケンス信号 A	B0シーケンス信号 B	UV信号 A	UV信号 B	多様化自動作動設備/CCF対策設備	
4A-RHRP	4A 余熱除去ポンプ	電動ポンプ(純水)	Standby	Run	○	○																○									
4A-RHRP	4A 余熱除去ポンプ遮断器	遮断器	Open	Close															○												
4FCV-601	電動弁(純水) 601	電動弁(純水)	Close	Open										○																	
4B-RHRP	4B 余熱除去ポンプ	電動ポンプ(純水)	Standby	Run		○	○																○								
4B-RHRP	4B 余熱除去ポンプ遮断器	遮断器	Open	Close															○												
4FCV-611	電動弁(純水) 611	電動弁(純水)	Close	Open														○													

○: 上側のサポート系(原子炉補機冷却水系、電源系及び信号系)の故障により、左側の機器の事故時要求機能に影響する場合

第 3.1.3.1-23 表 システム・運転モードと共用設備の従属性マトリックス

システム間の共用機器 システム・運転モード	燃料 取 替 用 水 ピ ット	低 温 側 注 入 ラ イ ン 逆 止 弁 136A ↙ 136D	格 納 容 器 再 循 環 サ ン プ A / B
高圧注入系(注入時)	○	○	
低圧注入系(注入時)	○	○	
格納容器スプレイ系(注入時)	○		
高圧注入系(再循環時)		○	○
低圧注入系(再循環時)		○	○
格納容器スプレイ系(再循環時)			○
代替再循環		○	○
常設電動注入ポンプ	○	○	
RHR 運転		○	

○: 上側の共用機器の故障により、左記のシステムが影響を受ける場合

第 3.1.3.1-24 表 機器タイプ及び故障モード(1/10)

機器タイプ	故障モード
電動ポンプ(純水)	起動失敗
	制御回路の作動失敗
	継続運転失敗
空調用冷凍機	起動失敗
	制御回路の作動失敗
	継続運転失敗
空気圧縮機	起動失敗
	制御回路の作動失敗
	継続運転失敗
電動ポンプ(海水)	起動失敗
	制御回路の作動失敗
	継続運転失敗
タービン駆動ポンプ	起動失敗
	制御回路の作動失敗
	継続運転失敗
ディーゼル駆動ポンプ	起動失敗
	制御回路の作動失敗
	継続運転失敗
移動式大容量ポンプ車	起動失敗
	制御回路の作動失敗
	継続運転失敗
ディーゼル発電機	起動失敗
	制御回路の作動失敗
	継続運転失敗

第 3.1.3.1-24 表 機器タイプ及び故障モード(2/10)

機器タイプ	故障モード
大容量空冷式発電機	起動失敗
	制御回路の作動失敗
	継続運転失敗
ファン/ブロー	起動失敗
	制御回路の作動失敗
	継続運転失敗
	継続運転失敗(異常時)
電動弁(純水)	開失敗
	閉失敗
	制御回路の作動失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク
電動弁(海水)	開失敗
	閉失敗
	制御回路の作動失敗
	閉塞
	内部リーク
	誤開又は誤閉
	外部リーク