

力運転時レベルIPRAでは評価対象に含まれていない起因事象もあるため、このような起因事象に係るPDSは津波時には考慮しない。

上記検討を踏まえて、熱水力挙動の類似性及び緩和操作の類似性として、事故のタイプと1次系圧力、炉心損傷時期及び格納容器内事故進展に基づくPDSの分類を整理した結果を第3.1.3.4-14表に示す。

d. システム信頼性の評価

(a) フォールトツリーの作成

システム信頼性評価として、システムが機能喪失に至る要因の組合せを網羅的に展開し、システムのアンアベイラビリティの定量化を実施するために、フォールトツリーを作成した。

本評価では、第 3.1.3.4-33 図に示すように、イベントツリーヘディングにフォールトツリーを設定し、CDF を算出する。以下に各イベントツリーに設定するフォールトツリーの内容を示す。

イ 津波浸水イベントツリーへ設定するフォールトツリー

津波浸水イベントツリーヘディングに設定するフォールトツリーには、1次系建屋内への津波浸水条件をモデル化して作成する。

ロ 起因事象イベントツリーヘディングに設定するフォールトツリー

起因事象イベントツリーヘディングに設定するフォールトツリーには、津波による起因事象誘発要因となる機器の損傷をモデル化して作成する。

津波出力運転時レベルIPRAで考慮する起因事象は、津波ハザードにより発生することを想定するため、起因事象のフォールトツリーでは、SSCの津波による損傷のみを考慮し、内部事象による機能喪失は考慮しない。

ハ 事象進展イベントツリーヘディングに設定するフォールトツリー

事象進展イベントツリーヘディングに設定するフォールトツリーは、内部

事象出力運転時レベル1PRAフォールトツリーをベースとして、津波による系統機能喪失となる機器の損傷をモデル化して作成する。

ニ 長期冷却に必要な換気空調設備

換気空調系が損傷した場合でも、使命時間の間、室内に設置されたSSCの許容温度以下の室温が維持されれば、SSCへの影響はない。内部事象出力運転時レベル1PRAでは使命時間24時間で評価しているため、津波出力運転時レベル1PRAの使命時間7日間を考慮し、損傷により7日以内に室温がSSCの許容温度を超える換気空調系については、津波出力運転時レベル1PRAでモデル化する。

(b) フロントライン系とサポート系の従属性

フロントライン系とサポート系の従属性については、内部事象出力運転時レベル1PRAと同様の従属性を考慮する。

e. 信頼性パラメータの設定

信頼性パラメータについては、内部事象出力運転時レベル1PRAと同様のパラメータを設定する。

f. 人的過誤の評価

人的過誤については、内部事象出力運転時レベル1PRAと同様にTHERP手法により評価し、従属性のレベルについてはSPAR-Hのイベントツリーを用いて評価している。これを基に、津波出力運転時レベル1PRAでは内部事象出力運転時レベル1PRAとの作業環境の違いを考慮して、人的過誤の扱いを以下のとおりとしている。

(a) 起因事象発生前人的過誤

起因事象発生前の人的過誤は、内部事象出力運転時レベル1PRAでの

想定が試験及び点検等による戻し忘れであり、津波発生前の事象であることから、内部事象出力運転時レベル **1PRA** と同様の評価とする。

(b) 起回事象発生後人的過誤

起回事象発生後の人的過誤は、内部事象出力運転時レベル **1PRA** の人的過誤確率をベースに、主に以下に示す津波発生時におけるヒューマンエラーへの影響を考慮した。津波出力運転時 **PRA** の人的過誤確率の設定方針を第 3.1.3.4-15 表に示す。また、特重施設の運転操作に係る人的過誤確率の設定方針については参考資料 II に示す。

- ・津波が襲来した場合には、複数の設備（計器も含む）が同時に損傷する可能性があり、その際はプラント状態の診断が難しくなる。（診断失敗への影響）
- ・現場操作における、現場へのアクセス性の低下（操作・読取失敗への影響）
- ・津波発生後の操作であり、上記 2 点の影響を考慮するとストレスレベルが高くなると推察される。（操作・読取失敗への影響）
- ・事故発生から長期間経過している場合は、瓦礫の撤去等の完了、プラント状態の把握が完了していると想定され、内部事象相当のストレスレベルになると推察される。

g. 事故シーケンスの定量化

(a) 津波シナリオ区分別の津波発生頻度

津波シナリオ区分 i の津波発生頻度 f_i は、津波高さ h_i と h_{i-1} の津波ハザード曲線の超過発生頻度 $F(h_i)$ と $F(h_{i-1})$ から求められる。

$$f_i = -(F(h_i) - F(h_{i-1}))$$

上記の手法で、津波ハザードを入力データとして、計算プログラム **RiskSpectrum® HazardLite** を用いて津波シナリオ区分別の津波発生頻度を算出する。津波シナリオ区分別の津波平均発生頻度を第 3.1.3.4-16 表に示す。

(b) 津波シナリオ区分別の機器損傷確率

事故シーケンス評価に当たっては、 fragility 評価結果を基に、津波シナリオ区分別の損傷確率を算出して使用する。

イ 損傷確率を曲線状の fragility で与える機器

損傷確率を曲線状の fragility で与える機器については、機器の fragility 評価結果 (A_m 、 β_R 、 β_U) を入力データとして、計算プログラム **RiskSpectrum® HazardLite** を用いて津波シナリオ区分別の機器損傷確率を算出する。例として、外部電源関連設備である主変圧器の被水・没水の津波シナリオ区分別の損傷確率を第3.1.3.4-17表に示す。

ロ 損傷確率をステップ状の fragility で与える機器

損傷確率をステップ状の fragility で与える機器については、設置高さ以上の津波高さでの津波シナリオ区分で損傷確率を1.0とする。例として、海水ポンプの被水・没水の津波シナリオ区分別の損傷確率を第3.1.3.4-18表に示す。

(c) 炉心損傷頻度の算出方法

津波シナリオ区分を m 区分に分けた場合、津波シナリオ区分 i で発生する n_i 種類の事故シーケンス j_i の発生頻度 CDF_{ij} は、津波シナリオ区分 i の津波発生頻度 f_i 及び事故シーケンス j_i の条件付き炉心損傷確率 $CCDP_{ij}$ を用いて、次式によって求める。

$$CDF_{ij} = f_i \times CCDF_{ij}$$

全炉心損傷頻度 CDF_t は、各津波シナリオ区分 i で発生する事故シーケンス j の発生頻度 CDF_{ij} の、全津波シナリオ区分で発生する全事故シーケンスの総和である。すなわち、次式で求められる。

$$CDF_t = \sum_{i=1}^m \left(\sum_{j=1}^{n_i} f_i \times CCDF_{ij} \right)$$

上記の手法で、計算プログラム RiskSpectrum® PSA を用いて全 CDF を算出する。

(d) 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 1.0×10^{-8} (／炉年) となった。

イ 津波シナリオ区分別及び 1 次系建屋内浸水有無別の炉心損傷頻度評価結果

津波シナリオ区分別の CDF では、シナリオ区分 2 における CDF の割合が最も高い。次いで、シナリオ区分 3 が占める割合が高くなった。一方、海水ポンプエリアの防護壁の効果により、シナリオ区分 1 については CDF が極めて低い結果となった。

次に、1 次系建屋内への浸水有無別の CDF については、1 次系建屋内浸水なしの CDF が全 CDF の約 97.3% を占め、浸水した場合には、緩和設備は全て機能喪失し、必ず炉心損傷すると想定しているため、1 次系建屋の浸水対策が有効であることが分かる。

上記を踏まえ、各津波シナリオ区分の主要なシーケンスについて以下に示す。津波シナリオ区分別の CDF を第 3.1.3.4-19 表に示す。

(イ) 津波シナリオ区分1 (6.65m以上～8.0m未満)

本シナリオ区分のCDFは 1.0×10^{-13} (／炉年) 未満であり、全CDFに占める割合は0.1%未満である。本シナリオ区分では、海水ポンプエリア防護壁により海水ポンプエリアへの浸水はないが、津波の遡上により屋外に設置された外部電源設備が機能喪失した場合は外部電源喪失が発生する。その後、緩和機能が津波要因又はランダム要因により喪失することで炉心損傷に至る。

なお、本シナリオ区分の津波高さでは海水ポンプエリア防護壁が健全であり、1次系建屋の開口部高さまで津波が到達しないため、1次系建屋が浸水するシナリオは発生しない。

(ロ) 津波シナリオ区分2 (8.0m以上～10.0m未満)

本シナリオ区分のCDFは 6.8×10^{-9} (／炉年) であり、全CDFに占める割合は約65.5%である。本シナリオ区分以上では、海水ポンプエリア防護壁の水密性が保たれず海水ポンプエリアが浸水し、海水ポンプが被水・没水して機能喪失することで、原子炉補機冷却機能の全喪失が発生すると想定している。

原子炉補機冷却機能の全喪失後の主要シーケンスとしては、RCPシールLOCAが発生し、移動式大容量ポンプ車や常設電動注入ポンプ確立の失敗によりLOCA時に必要な緩和機能が喪失して炉心損傷に至るシーケンス、及び復水タンクから2次系純水タンクへの切替えに失敗して2次系の強制冷却が機能喪失して炉心損傷に至るシーケンス等がある。

また、屋外に設置されている外部電源関連設備が津波遡上に伴う被水・没水の影響で機能喪失し外部電源喪失が発生した場合には、既に海水ポンプが被水・没水により機能喪失しているため、従属的に非常用

所内交流動力電源（ディーゼル発電機）が機能喪失し、全交流動力電源喪失が発生する。全交流動力電源喪失発生後の主要シーケンスとしては、大容量空冷式発電機の確立に失敗することで必要な緩和機能が喪失して炉心損傷に至るシーケンス、復水タンクから2次系純水タンクへの切替え失敗により2次系強制冷却が機能喪失して炉心損傷に至るシーケンス、RCPシールLOCAが発生し、移動式大容量ポンプ車や常設電動注入ポンプ確立の失敗によりLOCA時に必要な緩和機能が喪失して炉心損傷に至るシーケンス等がある。

なお、本シナリオ区分では、海水ポンプエリアから海水管ダクトを經由して1次系建屋の開口部高さまで到達する場合がある。しかし、本シナリオ区分の津波高さに対する建屋開口部シールの損傷確率は小さいことから、津波が1次系建屋内に浸水するシナリオは主要なシーケンスとはならない。

（ハ） 津波シナリオ区分3（10.0m以上～12.1m未満）

本シナリオ区分のCDFは 2.8×10^{-9} （/炉年）であり、全CDFに占める割合は約26.6%である。本シナリオ区分では、津波シナリオ区分2と同様のシーケンスが主要なシーケンスとなる。また、津波が1次系建屋内に浸水するシナリオについては主要なシーケンスとはならない。

（ニ） 津波シナリオ区分4（12.1m以上～13.3m未満）

本シナリオ区分のCDFは 5.0×10^{-10} （/炉年）であり、全CDFに占める割合は約4.8%である。本シナリオ区分で1次系建屋が浸水しない場合には、主要なシーケンスとして津波シナリオ区分2、区分3と同様のシーケンスが発生するが、本津波シナリオ区分の終端高さが外部電源関連設備の設置高さであることから分かるように、外部電源関連設備が津波による被水・没水によって影響を受ける可能性（津波による損傷確率）

が高く、全交流電源喪失となるシナリオがその大半を占める。

また、本シナリオ区分では1次系建屋の浸水経路として、海水ポンプエリアから海水管ダクトを経由する経路に加え、屋外からタービン建屋を経由する経路が追加される。フラジリティ評価結果を踏まえると、前者の経路に比べて後者の経路からの浸水による建屋開口部シールの損傷確率が高くなる。1次系建屋が浸水した場合には、原子炉補機冷却水ポンプや電動及びタービン動補助給水ポンプが被水・没水することにより機能喪失し、炉心損傷に至ると想定しており、本シナリオも主要なシーケンスとなる。

(ホ) 津波シナリオ区分5 (13.3m以上～13.8m未満)

本シナリオ区分のCDFは 1.0×10^{-10} (/炉年)であり、全CDFに占める割合は約1.0%である。本シナリオ区分で1次系建屋が浸水しない場合には、海水ポンプエリアの浸水による原子炉補機冷却機能喪失の発生に加え、タービン建屋の浸水によるメタルクラッド開閉装置(常用系)の機能喪失に伴い外部電源喪失も発生するため、必ず全交流動力電源喪失が発生すると想定している。全交流動力電源喪失発生後は、津波シナリオ区分2、3、4と同様の主要なシーケンスが発生する。また、本シナリオ区分で1次系建屋が浸水する場合には津波シナリオ区分4と同様のシーケンスが主要なシーケンスとなる。

(ヘ) 津波シナリオ区分6 (13.8m以上～15.0m未満)

本シナリオ区分のCDFは 1.3×10^{-10} (/炉年)であり、全CDFに占める割合は約1.2%である。本シナリオ区分で1次系建屋が浸水しない場合には津波シナリオ区分5と同様のシーケンスが主要なシーケンスとなる。また、1次系建屋が浸水する場合には、安全補機開閉器室が水没し、メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の複数の電気盤が必ず被水・没

水すると想定している。したがって、炉心損傷防止に必要な緩和設備が使用不能となることから、プラントの制御ができなくなり、複数の信号系損傷が発生し、直接炉心損傷に至るシナリオが主要なシーケンスとなる。

(ト) 津波シナリオ区分7 (15.0m以上～)

本シナリオ区分のCDFは 9.6×10^{-11} (／炉年)であり、全CDFに占める割合は約0.9%である。本シナリオ区分では津波高さが15.0mの1次系建屋の開口部シール高さを上回るため、必ず1次系建屋内が浸水すると想定しており、津波シナリオ区分6と同様のシーケンスが主要なシーケンスとなる。

ロ 起回事象別の炉心損傷頻度

起回事象別のCDFを第3.1.3.4-20表に示す。全CDFに占める割合は、外部電源喪失が約53.5%、原子炉補機冷却水機能の全喪失が約45.3%、複数の信号系損傷が約1.2%である。

原子炉補機冷却水機能の全喪失及び外部電源喪失の2つの起回事象のみで全CDFの大半を占めており、これは屋外に設置されている海水ポンプ及び外部電源関連設備が被水・没水して機能喪失するシナリオが主であるためである。

ハ 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3.1.3.4-21表に示す。全CDFに占める割合は、原子炉補機冷却機能喪失の事故シーケンスグループが約45.3%、全交流動力電源喪失の事故シーケンスグループが約53.5%、複数の信号系損傷の事故シーケンスグループのCDFが約1.2%である。

原子炉補機冷却機能喪失の事故シーケンスグループ及び全交流動力電源喪失の事故シーケンスグループで全CDFの大半を占めており、これは起回事象別のCDF同様に屋外に設置されている海水ポンプ及び外部電源関

連設備が被水・没水して機能喪失するシナリオが主であるためである。

ニ プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

PDS別のCDFを第3.1.3.4-22表に示す。原子炉補機冷却機能の全喪失又は全交流動力電源喪失が発生後、RCPシールLOCA又は加圧器逃がし弁／安全弁LOCAが発生しない事故シーケンスが分類されるTEDが約66.6%を占め、次いでRCPシールLOCAが発生した上で大容量空冷式発電機、2次系強制冷却に失敗する事故シーケンスが分類されるSED、移動式大容量ポンプ車の確立に失敗する事故シーケンスが分類されるSLWが占める結果となった。

(5) 格納容器機能喪失頻度評価

a. プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化

津波出力運転時レベル 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

(4)c.(b)イに示す。

(b) プラント損傷状態別の発生頻度

(4)g.(d)ニに示す。

b. 格納容器機能喪失モードの設定

津波に起因して格納容器機能喪失に至る各 PDS の事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の機能喪失形態を分類するため、格納容器機能喪失モードを設定する。格納容器機能喪失モードの設定に当たり、以下の検討を実施した。

(a) 格納容器機能喪失モードの選定

津波時に特有な事象は、津波出力運転時 PRA の以下の評価上の仮定（津波出力運転時 PRA 評価では津波が引いた状態の評価とする、津波による原子炉格納容器自体の損傷は考慮しない、原子炉格納容器内には津波が流入しないものとする）より、津波による SSC への影響はあるものの、炉心損傷以降の事故進展は内部事象出力運転時 PRA と相違はない。

原子炉格納容器外部での津波による SSC の損傷が原子炉格納容器内事象に与える影響は、フロントライン系であれば非常用炉心冷却機能、格納容器スプレイ機能等の喪失、サポート系であれば電源機能、原子炉補機冷却機能の全喪失等に包含される。これらの機能喪失は内部事象出力運転時 PRA においても考慮されており、それらの機能喪失あるいはその組合せが事故進

展に与える影響についても内部事象出力運転時 PRA で考慮されている。

したがって、内部事象出力運転時 PRA で考慮される格納容器機能喪失モードに加えて考慮すべき津波に特有な格納容器機能喪失モードはなく、津波出力運転時 PRA の格納容器機能喪失モードは、基本的に内部事象出力運転時 PRA と同じである。

但し、PDS について、(4)c.(b)イにおいて、津波出力運転時レベル 1PRA の事故シーケンスを検討した結果、G(蒸気発生器伝熱管破損)及び V(インターフェイスシステム LOCA)は、津波出力運転時レベル 1PRA で対象外としている。

このため、内部事象出力運転時 PRA の格納容器機能喪失モードにおいて、津波事象において対象外とした PDS にのみ係る格納容器機能喪失モードである蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷に伴う格納容器バイパス(gの一部)及びインターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷に伴う格納容器バイパス(v)については分類不要となる。

以上を踏まえて設定した津波出力運転時 PRA の格納容器機能喪失モードの設定結果を第 3.1.3.4-23 表に示す。

(b) 格納容器機能喪失時期

格納容器機能喪失モードの機能喪失時期は、内部事象出力運転時レベル 2PRA と同様である。格納容器機能喪失モードの機能喪失時期を整理した結果を第 3.1.3.4-23 表に示す。

(c) 機能喪失場所及び機能喪失規模

炉心損傷以降の事故進展は内部事象出力運転時レベル 2PRA と相違はないため、物理化学現象に伴う格納容器機能喪失モードは、内部事象出力運転時レベル 2PRA と同様である。

c. 事故シーケンスの分析

内部事象出力運転時レベル 2PRA の検討に加えて津波による影響を考慮し、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 を対応させて、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 3.1.3.4-24 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する。

津波時の影響を考慮して、内部事象出力運転時レベル 2PRA で期待する緩和手段の津波出力運転時レベル 2PRA での扱いについて検討した結果を第 3.1.3.4-25 表に示す。特重施設を含む検討結果については参考資料 II に示す。検討の結果、事故シーケンスの特徴分析に関して津波出力運転時レベル 2PRA で期待する緩和手段は内部事象出力運転時レベル 2PRA と同じである。

なお、津波時に考慮する津波高さや 1 次系建屋の浸水の有無によって、緩和設備の損傷等が一意的に決まり、考慮する条件によっては期待できない緩和手段があるが、本項目では期待する緩和手段全てを記載している。

(b) 格納容器イベントツリーの構築

CFF を定量化するために、(4) 項におけるイベントツリーに加えて、「格納容器イベントツリー」をリンクする手法を用いる。津波の評価におけるイベントツリーのリンクのイメージ図を含む津波出力運転時 PRA におけるシステム評価の流れを第 3.1.3.4-34 図に示す。

格納容器イベントツリーは、炉心損傷後において格納容器機能喪失を防止するための緩和系の喪失確率及び CFF の評価を行うイベントツリーである。(5)c.(a)により、SA 時の主要な物理化学現象、事故進展中に実施される事故の緩和手段と実施タイミングを整理し、これらの物理化学現象と事故の緩和手段を考慮して格納容器イベントツリーを構築した。津波出力運転時レベル 2PRA での評価対象 SSC への津波の影響(津波による SSC 損傷)はフォールトツリーでモデル化する。構築した格納容器イベントツリーを第 3.1.3.4-35 図に示す。特重施設を考慮した格納容器イベントツリーは参考資料 II に示す。

(c) 従属性のモデル化

イ 炉心損傷防止のための設備の利用

内部事象出力運転時レベル 2PRA と同様に、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。また、第 3.1.3.4-25 表に示すとおり、津波時には、内部事象で考慮していた外部電源の復旧についても考慮しない。

ロ シビアアクシデント事象及び事象の緩和手段の従属性

3.1.3.1(3)c.(c)ロに示すとおり内部事象出力運転時 PRA と同様である。

d. 事故進展解析の実施

プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉容器破損等の事象の発生時期、

SA 時の物理化学現象による格納容器負荷を解析するとともに、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。

事故シーケンスの選定の考え方は、内部事象出力運転時レベル 2PRA と同じである。内部事象出力運転時レベル 2PRA で選定した代表事故シーケンスの津波時での妥当性を確認するため、津波時の各 PDS の CDF の上位カットセットを確認した。確認の結果、内部事象出力運転時レベル 2PRA において各 PDS に対して選定した代表事故シーケンスは、津波出力運転時レベル 2PRA の観点からも妥当であることを確認できたため、内部事象出力運転時レベル 2PRA において実施した事故進展解析の結果を津波出力運転時レベル 2PRA においても参照する。

e. 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。

(a) 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

PDS ごとに、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率を設定するが、その設定方法については内部事象出力運転時レベル 2PRA と同様である。津波の影響については津波出力運転時レベル 1PRA と同様の設定の考え方である。但し、津波出力運転時レベル 1PRA において除外した起因事象に係る PDS 又は津波時には CDF が極めて小さい PDS である、「A**」、「G」、「V」、「SEW」、「SEI」、「SLI」、「TEW」及び「TEI」については設定不要である。

また、津波脆弱性、ランダム故障、人的過誤及び物理化学現象に関する分岐確率の不確かさを考慮し、当該分岐の確率分布を設定する。確率

分布の設定の考え方は、津波フラジリティについては津波出力運転時レベル 1PRA と同様である。その他、人的過誤に係る分布について津波の影響を考慮している以外は内部事象出力運転時レベル 2PRA と同様の設定の考え方である。

(b) 格納容器機能喪失頻度の算出方法

津波シナリオ区分を m 区分に分けた場合、津波シナリオ区分 i で発生する n_i 種類の事故シーケンス j_i の格納容器機能喪失頻度 CFF_{ij} は、津波シナリオ区分 i の津波発生頻度 f_i 、事故シーケンス j_i の条件付き炉心損傷確率 $CCDP_{ij}$ 及び条件付き格納容器機能喪失確率 $CCFP_{ij}$ を用いて、次式によって求める。

$$CFF_{ij} = f_i \times CCDP_{ij} \times CCFP_{ij}$$

全格納容器機能喪失頻度 CFF_t は、各津波シナリオ区分 i で発生する事故シーケンス j_i の格納容器機能喪失頻度 CFF_{ij} を全ての津波シナリオ区分 ($i=1 \sim m$) で合計した結果である。すなわち、次式で求められる。

$$CFF_t = \sum_{i=1}^m \left(\sum_{j=1}^{n_i} f_i \times CCDP_{ij} \times CCFP_{ij} \right)$$

上記の手法で、国内外で使用実績のある計算コードである RiskSpectrum® PSA を使用して全 CFF を算出する。

(c) 格納容器機能喪失頻度の解析

PDSごとに格納容器イベントツリーの定量化を行い、CFFを算出した。津波シナリオ区分別、1次系建屋への浸水有無別及び格納容器機能喪失モード別の評価結果を以下に整理する。

イ 津波シナリオ区分別及び 1 次系建屋の浸水有無別の格納容器機能喪失頻度

第 3.1.3.4-26 表より、全 CFF は 4.1×10^{-9} (／炉年) となった。また、津波シナリオ区分別ではシナリオ区分 2 及び 3 の寄与割合が大きく、CFF はそれぞれ 2.9×10^{-9} 、 8.0×10^{-10} となり、合計で約 90% 近くの寄与割合を占めている。

ロ 格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度

第 3.1.3.4-27 表より、格納容器機能喪失モード別では δ モード(水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)の CFF が 3.4×10^{-9} と支配的であり、80% 以上の寄与割合を占めている。 δ モード(水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)に対する主要シーケンスとしては、津波シナリオ区分 2、3 において、1 次系建屋の浸水がない状態で、津波により屋外の設備である海水ポンプが機能喪失して原子炉補機冷却機能の全喪失が発生する場合、もしくは更に外部電源設備も津波により機能喪失することにより全交流動力電源喪失が発生する場合のいずれかにおいて、格納容器内への注水及び除熱に失敗し、格納容器圧力の上昇を防止することができず、格納容器過圧破損に至るシーケンスである。

ハ 放射性物質管理放出頻度及び格納容器健全性が維持される頻度

第 3.1.3.4-27 表より、放射性物質の管理放出が行われる ϕ モード(格納容器ベント)の発生頻度は、 5.3×10^{-9} (／炉年) である。また、 ϕ モード(格納容器健全)の発生頻度は炉心損傷事故時において、格納容器健全性が維持され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、その頻度は 1.4×10^{-9} (／炉年) である。

f. 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、PDS、格納容器機能喪失モード及び放出経路の組合せから、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、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する。分類の考え方は、基本的には内部事象出力運転時レベル 2PRA と同様であるが、津波時に特有な事象も考慮する。

津波時に特有な事象も考慮して選定した放出カテゴリを第 3.1.3.1-47 表に示す。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)については、津波による蒸気発生器伝熱管破損はないと仮定しているため、分類された事故シーケンスはない。また、格納容器破損(外的)(F4)について、津波による原子炉建屋及び格納容器の損傷はないと仮定しているため、分類された事故シーケンスはない。

したがって、津波出力運転時レベル 2PRA の放出カテゴリの分類では、内部事象出力運転時レベル 2PRA で分類された放出カテゴリに対して、津波に特有な放出カテゴリの分類による変更はない。

(b) 放出カテゴリ別の発生頻度

第 3.1.3.4-28 表より、格納容器破損(その他)(F3C)の発生頻度が最も大きく、 3.4×10^{-9} (/炉年)となった。これは、格納容器機能喪失モード別の発生頻度が大きい δ モード(水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)がこの放出カテゴリに含まれているためである。

g. 特定重大事故等対処施設によるリスク低減効果の確認

(a) 特定重大事故等対処施設に係るリスク低減効果について

本評価では、内部事象出力運転時PRAと同様に、設置変更許可申請書（特重施設）添付書類十の特重施設使用想定を踏まえ、重大事故等時においてDBA設備及びSA設備による原子炉格納容器内注水に失敗した場合に特重施設に係る手順書に基づく緩和操作を実施した場合における津波出力運転時PRA上の影響について評価を実施した。本評価結果と特重施設を考慮しない場合の評価結果を比較することにより、特重施設によるリスク低減効果を確認する。

イ 津波シナリオ区分別及び1次系建屋内浸水有無別の格納容器機能喪失頻度

第3.1.3.4-29表より、特重施設を考慮しない場合での全CFFは 9.2×10^{-9} （/炉年）であるのに対して、特重施設を考慮することにより、全CFFは 4.1×10^{-9} （/炉年）となり、約56%の低減効果が得られた。特重施設を考慮しない場合の1次系建屋浸水無しのシナリオでは、屋外で海水ポンプと外部電源関連設備が津波で損傷し全交流動力電源喪失が発生すると同時に、大容量空冷式発電機も津波損傷して炉心損傷となり、常設電動注入ポンプの電源（大容量空冷式発電機）が喪失しているため格納容器内への注水ができず格納容器機能喪失に至るシナリオが大きく占める。これに対し、特重施設を考慮することにより、特重設備（ポンプ）による格納容器内への注水に期待できることから、上記シナリオのCFF低減が全CFFの低減に寄与している。

ロ 格納容器機能喪失モード別格納容器機能喪失頻度

第3.1.3.4-30表より、特重施設を考慮することにより支配的であるδモード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）のCFFが 8.4×10^{-9} （/炉

年)から、 3.4×10^{-9} (／炉年)に低減しており、これが全CFF低減に大きく寄与している。これは、特重施設を考慮しない場合では、格納容器内注水に失敗すると格納容器内自然対流冷却による減圧にも失敗すると想定していたのに対して、特重施設を考慮することで、特重設備(ポンプ)によるスプレイ及び特重設備(フィルタベント)による格納容器内の冷却及び減圧に期待できるからである。

ハ 放出カテゴリ別の発生頻度

第3.1.3.4-31表より、格納容器破損(その他)(F3C)の発生頻度が最も大きく、 3.4×10^{-9} (／炉年)となった。格納容器破損(その他)(F3C)は、特重施設を考慮しない場合では、全放出カテゴリ発生頻度のうち約82%を占めていたが、特重施設を考慮することにより、全放出カテゴリ発生頻度のうち約32%に低減した。これは、特重設備(フィルタベント)による格納容器内減圧に期待することにより、 δ モード(水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)及び ϵ モード(格納容器過温破損)の発生頻度が低減するためである。

(b) 特定重大事故等対処施設の柔軟な活用を想定した感度解析

特重施設の重大事故等時における柔軟な活用によるリスク低減効果を把握することを目的として、内部事象出力運転時PRAと同様に、設置変更許可申請書(特重施設)添付書類十に記載された特重施設の使用想定に限定せず、SA事象全般に対して特重施設を活用することによるリスク低減に期待した場合の津波出力運転時PRA上の影響について評価を実施する。

イ 津波シナリオ区分別及び1次系建屋内浸水有無別の格納容器機能喪失頻度評価結果

津波シナリオ区分ごとの評価結果を第3.1.3.4-32表に示す。感度解析ケースの全CFFは 1.1×10^{-9} (／炉年)となり、特重施設を考慮しない場合の全

CFF 9.2×10^{-9} (／炉年)からの低減効果は約88%となった。また、特重施設を考慮したベースケースとの比較による低減効果は70%以上となり、特重施設をSA事象全般に活用することの有効性が確認された。

津波シナリオ区分別では、区分2から区分4の1次系建屋浸水無しのCFFが大きく低減している。これは、海水ポンプ及び外部電源関連設備が津波により損傷して全交流動力電源喪失が発生すると同時に、大容量空冷式発電機についても機能喪失することから炉心損傷に至り、常設電動注入ポンプの電源(大容量空冷式発電機)が喪失しているため格納容器内への注水ができず格納容器機能喪失に至るシーケンスにおいて、特重施設を考慮することにより、特重設備(ポンプ)による格納容器への注水に期待できるためである。また、復水タンク元弁の津波損傷による格納容器内注水(液相蓄熱)の失敗や人的過誤による格納容器内自然対流冷却(海水通水)の失敗が発生した場合においても、特重施設による注水やベントに期待できるためである。

ロ 格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度評価結果

第3.1.3.4-30表より、 δ モード(水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)の割合が特重施設を考慮しない場合では89.6%、特重施設を考慮したベースケースにおいても84.4%と大きな寄与割合を示していたが、第3.1.3.4-33表に示すとおり、特重施設を考慮した感度解析ケースでは43.6%に低減しており、全CFFの低減に大きく寄与している。また、 ϕ モード(格納容器健全)については 1.4×10^{-9} (／炉年)から 3.2×10^{-9} (／炉年)に増加している。これはDBA設備及びSA設備による格納容器内注水に失敗した場合においても、特重施設による格納容器内注水に期待することができ、その後の格納容器内自然対流冷却に成功することで格納容器の健全性を確保することが出来るようになったためである。

一方で、特重施設の効果に期待できない β モード(格納容器隔離失敗)については発生頻度に変化はないものの、 δ モード(水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)の低減に伴い、寄与割合が48.2%となり、最も支配的な格納容器機能喪失モードとなった。

(6) 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、格納容器健全及び放射性物質管理放出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。なお、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

津波出力運転時 PRA では、建屋又は原子炉格納容器の津波による直接損傷は考慮しておらず、事故進展は内部事象出力運転時レベル 2PRA で考慮している範囲に収まると考えられることから、放出カテゴリに対する代表的な事故シーケンスの選定に当たっても津波特有の要素の考慮は不要である。したがって、各放出カテゴリの評価対象事故シーケンスは 3.1.3.1(4) a. (a) に示したものと同一である。

(b) ソースタームの評価

3.1.3.1(4) a. (b) に示す。

(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 3.1.3.4-34 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、 4.1×10^{-9} (／炉年) となった。

格納容器健全の放出量評価結果について、事故発生後約 19 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 78 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。また、放射性物質管理放出時の放出量評価結果について、事故発生後約 19 分の炉心溶融に伴い放射性物質の放出が開始されるが、特重設備(ポンプ)によるスプレイによって放出率は大きく低下しており、フィルタベントによる FP の除去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。

第3.1.3.4-1表 津波出力運転時PRA実施のために収集した情報及び主な情報源

	PRAの実施項目	収集すべき情報	主な情報源	
1	プラントの設計・運転の把握	PRA実施に必要な設計、運転管理に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> ・内部事象出力運転時PRAで使用した設計図書(原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書、配管計装線図、電気系統図、プラント機器配置図、保安規定、運転基準) ・全体機器配置図、海水ポンプウエル全体図、建具配置図、換気空調設備図、構内配置図、海水ポンプ室竣工図、プラントウォークダウン ・特定重大事故等対処施設の配置設計情報 ・津波被害事例(東北地方太平洋沖地震の情報等) 	
2	確率論的津波ハザード評価	対象サイトに影響を与え得る津波を発生させる地震発生様式に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> ・文献調査結果 ・地質調査結果 	
3	建屋・機器 fragility 評価	プラント固有の建屋・機器の耐力評価並びに応答評価に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> ・上記1の情報源 ・過去の津波遡上に関する文献 	
4	事故シーケンス評価	a) 事故シナリオの分析と起 因事象の分類	津波時に想定されるプラント状態	・上記1の情報源
		b) 事故シーケンスの分析 ・成功基準の設定 ・イベントツリーの作成	<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 	・上記1の情報源
		c) システムのモデル化	対象プラントに即した機器故障モード、運転形態	
		d) 事故シーケンスの定量化	評価結果の妥当性を確認できる情報	

第3.1.3.4-2表 津波による損傷・機能喪失要因、対象SSCの種類及び脆弱性評価対象の要否 (1/4)

津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の検討対象となるSSCの種類 (主要なSSC)	検討内容	結果*
被水・没水	動的・電氣的設備(電動ポンプ、タービン動ポンプ、電動弁、空気作動弁、電動ダンパ、空気作動ダンパ、計器、発電機、電気盤、変圧器等)	脆弱性評価対象。	○
波力	動的・電氣的設備(電動ポンプ、タービン動ポンプ、電動弁、空気作動弁、電動ダンパ、空気作動ダンパ、計器、発電機、電気盤、変圧器等)	屋外設置の設備:脆弱性評価対象。(但し、「被水・没水」の脆弱性評価結果で代表可能な場合は、当該要因に対する脆弱性評価は実施しない。)	△
		屋内設置の設備:当該損傷要因の影響はないと考えられるため、脆弱性評価対象外となる。	×
	静的設備(タンク、手動弁、逆止弁、配管、手動ダンパ、逆止ダンパ、ダクト、ストレーナ等)	屋外設置の設備:脆弱性評価対象。(但し、「波力」を直接受けることがないように構築物を設けた設備は対象外とする。)	△
		屋内設置の設備:当該損傷要因の影響はないと考えられるため、脆弱性評価対象外となる。	×
	建屋開口部建具(扉、シール等の浸水対策を実施した建具等)	開口部の浸水対策(貫通部シール)が脆弱性評価対象となる。	○
	建物・構築物(取水口を含む)	原子力発電所の建屋・構築物は地震等を考慮し基本的に強固な構造であるので、津波波力により損傷することは考えにくい。損傷を考慮したとしても、建屋全体が崩壊することはない。損傷箇所からの流入による被水・没水の影響に包含される。したがって、建屋構築物については、脆弱性評価対象外とする。	×
防波堤、防護堤	津波影響軽減設備である防波堤、防護堤については、脆弱性評価対象外とする。	×	

*: ○(脆弱性評価対象)、△(SSC毎に脆弱性評価対象/対象外を判断)、×(脆弱性評価対象外)

第3.1.3.4-2表 津波による損傷・機能喪失要因、対象SSCの種類及びフラジリティ評価対象の要否 (2/4)

津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の検討対象となるSSCの種類 (主要なSSC)	検討内容	結果*
流体力	「波力」と同じ。	「波力」と同じ。(但し、影響が「波力」に対して軽微であると考えられる場合には、「波力」に包含されるものとして取り扱う。)	△
浮力	動的・電氣的設備(電動ポンプ、タービン動ポンプ、電動弁、空気作動弁、電動ダンパ、空気作動ダンパ、計器、発電機、電気盤、変圧器等)	屋外設置の設備:フラジリティ評価対象。(但し、「被水・没水」のフラジリティ評価結果で代表可能な場合は、当該要因に対するフラジリティ評価は実施しない。)	△
		屋内設置の設備:屋外設備と同じ。(但し、建屋浸水時のみ。)	△
	静的設備(タンク、手動弁、逆止弁、配管、手動ダンパ、逆止ダンパ、ダクト、ストレーナ等)	屋外設置の設備:フラジリティ評価対象。但し、基礎部の耐力(基礎ボルトの引張強さなど)に対して軽微である場合には、フラジリティ評価対象外とする。	△
		屋内設置の設備:屋外設備と同じ。(但し、建屋浸水時のみ。)	△

*: ○(フラジリティ評価対象)、△(SSC毎にフラジリティ評価対象/対象外を判断)、×(フラジリティ評価対象外)

第3.1.3.4-2表 津波による損傷・機能喪失要因、対象SSCの種類及びフラジリティ評価対象の要否 (3/4)

津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の検討対象となるSSCの種類 (主要なSSC)	検討内容	結果*
漂流物衝突	動的・電氣的設備(電動ポンプ、タービン動ポンプ、電動弁、空気作動弁、電動ダンパ、空気作動ダンパ、計器、発電機、電気盤、変圧器等)	屋外設置の設備:フラジリティ評価対象。(但し、「被水・没水」のフラジリティ評価結果で代表可能な場合は、当該要因に対するフラジリティ評価は実施しない。)	△
		屋内設置の設備:直接的に建屋内の設備に衝突することはないため、フラジリティ評価対象外となる。	×
	静的設備(タンク、手動弁、逆止弁、配管、手動ダンパ、逆止ダンパ、ダクト、ストレーナ等)	屋外設置の設備:フラジリティ評価対象。(但し、衝突可能性等を考慮し、フラジリティ評価の実施要否を検討する。)	△
		屋内設置の設備:直接的に建屋内の設備に衝突することはないため、フラジリティ評価対象外となる。	×
	建屋開口部建具(扉、シール等の浸水対策を実施した建具等)	建屋開口部建具の面積は想定される漂流物に対して小さいため、津波発生確率・漂流物の発生確率・到達確率に衝突時の損傷確率を考慮すると、漂流物衝突により影響を受ける確率は極めて小さいものと考えられる。したがって、建屋開口部建具はフラジリティ評価対象外とする。	×
	建物・構築物(取水口を含む)	原子力発電所の建屋・構築物は地震等を考慮し基本的に強固な構造であるので、漂流物衝突により損傷することは考えにくい。損傷を考慮したとしても、建屋全体が崩壊することはない。損傷箇所からの流入による被水・没水の影響で包含される。したがって、建屋構築物については、フラジリティ評価対象外とする。	×
防波堤、防護堤	津波影響軽減設備である防波堤、防護堤については、フラジリティ評価対象外とする。	×	

*: ○(フラジリティ評価対象)、△(SSC毎にフラジリティ評価対象/対象外を判断)、×(フラジリティ評価対象外)

第3.1.3.4-2表 津波による損傷・機能喪失要因、対象SSCの種類及び脆弱性評価対象の要否 (4/4)

津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の検討対象となるSSCの種類 (主要なSSC)	検討内容	結果*
引き津波による水位低下	海水を取水するポンプ	脆弱性評価対象。(ほかの要因と異なり、ある特定のマイナス水位(許容最低水位)に対する評価となる。)	○
海底砂移動	海水を取水するポンプ	脆弱性評価対象。	○
洗掘	動的・電氣的設備(電動ポンプ、タービン動ポンプ、電動弁、空気作動弁、電動ダンパ、空気作動ダンパ、計器、発電機、電気盤、変圧器等)	屋外設置の設備:脆弱性評価対象。(但し、「被水・没水」の脆弱性評価結果で代表可能な場合は、当該要因に対する脆弱性評価は実施しない。)	△
		屋内設置の設備:当該損傷要因の影響はないと考えられるため、脆弱性評価対象外となる。	×
	静的設備(タンク、手動弁、逆止弁、配管、手動ダンパ、逆止ダンパ、ダクト、ストレーナ等)	屋外設置の設備:静的設備のうち、タンクのみが脆弱性評価対象となる。(但し、基礎の状況等も考慮し、脆弱性評価の実施要否を検討する。)	△
		屋内設置の設備:当該損傷要因の影響はないと考えられるため、脆弱性評価対象外となる。	×
	建物・構築物(取水口を含む)	安全上重要な建屋・構築物は一般建築物に比べて基礎面積が大きいこと、地表面から基礎底面までの深さが大きいことを考えると、洗掘により建屋・構築物が傾斜や倒壊に至ることが考えられない。したがって、建屋・構築物は脆弱性評価対象外とする。	×
	防波堤、防護堤	津波影響軽減設備である防波堤、防護堤については、脆弱性評価対象外とする。	×

*: ○(脆弱性評価対象)、△(SSC毎に脆弱性評価対象/対象外を判断)、×(脆弱性評価対象外)

第3.1.3.4-3表 起因事象のスクリーニング結果 (1/3)

起因事象	① 国内のPWRプラント共通の観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
大破断LOCA	当該事象の発生要因となる配管は原子炉格納容器内にあり、海水が流入することもなく、波力により配管破断に至ることは考え難いことから当該事象は対象外となる。	×
中破断LOCA	大破断LOCAと同様であり、当該事象は対象外となる。	×
小破断LOCA	配管破断についての見解は大破断LOCAと同様である。しかしながら、津波が原因で制御回路が誤動作し、加圧器逃がし弁が誤開して再開止できない場合には小破断LOCA相当の事象が考えられるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
極小LOCA	大破断LOCAと同様であり、当該事象は対象外となる。	×
インターフェイスシステムLOCA	国内PWRプラントでは、余熱除去ポンプ入口隔離弁は出力運転時には誤動作防止の運用としているため、津波が原因で制御回路が誤動作する可能性はなく、当該弁は誤開することはない。また、当該事象の発生要因となる配管・弁は建屋内部にあるため、波力を直接受けることは考え難く、影響はないと考えられるため当該事象は対象外となる。	×
主給水流量喪失	津波により主給水ポンプ、復水ポンプ又は関連する電源設備等が損傷した場合には、主給水流量喪失となるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
過渡事象	津波により循環水ポンプ、復水器真空ポンプ又は関連する電源設備等が損傷した場合には、過渡事象となるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
手動停止	大津波警報等により運転員が手動停止することが考えられるが、津波によるプラントへの影響がない場合には出力運転時PRAの範疇となる。一方、津波によりプラントに影響を与える可能性がある場合には、原子炉は自動トリップする又は、津波到達までに原子炉を手動停止できる可能性も高く、手動停止後に津波によるプラントへの影響があった場合でも、その影響別に起因事象に分類可能であるため、当該事象は対象外とする。	×

第3.1.3.4-3表 起因事象のスクリーニング結果 (2/3)

起因事象	① 国内のPWRプラント共通の観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
外部電源喪失	津波により変圧器等の外部電源設備が損傷した場合には外部電源喪失となるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
ATWS	原子炉の停止機能は要求される使命時間が短いので、実際の津波を想定した場合、「要因となった地震」又は「津波警報を受けての手動停止」として達成される機能と考えられる。しかしながら、トリップの有無に関わらず、これらの機能喪失シーケンスは出力運転時PRA、地震PRAのイベントツリーで代表されることから、当該事象は対象外とする。	×
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	主蒸気管は原子炉格納容器内又は建屋内部にあるため、波力を直接受けることは考え難く、影響はないと考えられる。しかしながら、津波が原因で制御回路が誤動作し、主蒸気逃がし弁が誤開して再閉止できない場合には主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)相当の事象が考えられるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	主蒸気管は原子炉格納容器内又は建屋内部にあるため、波力を直接受けることは考え難く、影響はないと考えられる。しかしながら、津波が原因で制御回路が誤動作し、タービンバイパス弁が誤開して再閉止できない場合には主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)相当の事象が考えられるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
主給水管破断	主給水管は原子炉格納容器内又は建屋内部にあるため、波力を直接受けることは考え難く、影響はないと考えられる。また、津波が原因で制御回路が誤動作し、主給水管破断相当の事象が発生するような弁はないため、当該事象は対象外とする。	×
蒸気発生器伝熱管破損	当該事象の発生要因となる伝熱管は原子炉格納容器内にあり、海水の流入がないため、波力の影響はないと考えられるため、当該事象は対象外となる。	×

第3.1.3.4-3表 起回事象のスクリーニング結果 (3/3)

起回事象	① 国内のPWRプラント共通の観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
原子炉補機冷却機能の全喪失	津波により海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプ等が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
原子炉補機冷却機能の部分喪失	津波により海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプ等が部分喪失した場合には、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
AC母線の1系列喪失	津波により安全系の電気盤が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
DC母線の1系列喪失	津波により安全系の電気盤が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
原子炉容器破損	原子炉容器は原子炉格納容器内にあり、海水の流入がないため、波力の影響はないと考えられるため、当該事象は対象外となる。	×
制御用空気喪失	津波により制御用空気圧縮機等が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
計装用母線の喪失	津波により計装用電源装置等が損傷した場合には、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○
Low Intake Canal Level	取水路の水位が低下し、海水取水ピットの水位が低下する事象であり、津波出力運転時PRAとしては、引き津波による水位低下の影響として扱うこととなるため本スクリーニングでは除外しない。	○
津波特有の事象	上述のほかの起回事象以外に、津波により直接的に炉心損傷に至る事象等を津波特有の事故シナリオとして対象となる可能性がある。	○

第3.1.3.4-4表 起因事象の検討内容及び選定結果(押し津波) (1/5)

起因事象	② 本プラントにおける設備配置関係や フラジリティ評価結果からの観点		③ 事象進展の類似性や包含性等を考慮した グルーピングの観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
小破断 LOCA	1次系建屋内が浸水した場合、加圧器逃がし弁に関連する電気盤が被水・没水することにより、制御回路が誤動作し、当該弁が誤開に至って当該事象が発生する可能性がある。しかし、同じ1次系建屋内の制御用空気圧縮機(設置高さ:EL.-2.0m)も損傷し、空気だめにより一時的には誤動作が発生する可能性があるが、加圧器逃がし弁は閉止(フェイル・クローズ)されるため、当該事象が継続して発生することは稀有である。したがって、当該事象は対象外とする。	×	—	—
主給水流量 喪失	タービン建屋に設置されている復水ポンプが損傷(損傷高さ:EL.+12.1m)した場合に、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象が発生した時には、「原子炉補機冷却機能の全喪失(1次系建屋浸水無し)」が必ず発生しており、当該事象は「原子炉補機冷却機能の全喪失」に包含されるため、評価対象外とする。	×
過渡事象	屋外に設置されている循環水ポンプ(設置高さ:EL.+9.4m)あるいはタービン建屋に設置されている復水器真空ポンプが損傷(損傷高さ:EL.+12.1m)した場合に、当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象が発生した時には、「原子炉補機冷却機能の全喪失(1次系建屋浸水無し)」が必ず発生しており、当該事象は「原子炉補機冷却機能の全喪失」に包含されるため、評価対象外とする。	×

第3.1.3.4-4表 起回事象の検討内容及び選定結果(押し津波) (2/5)

起回事象	② 本プラントにおける設備配置関係や フラジリティ評価結果からの観点		③ 事象進展の類似性や包含性等を 考慮したグルーピングの観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
外部電源喪失	屋外に設置している変圧器等の外部電源設備が損傷すると当該事象が発生する可能性がある。したがって、当該事象は本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象は屋外機器及びタービン建屋設置機器の損傷で発生する可能性があるため、評価対象事象となる。	○
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	1次系建屋内へ浸水した場合、主蒸気逃がし弁に関連する電気盤等の被水・没水により制御回路が誤動作し、当該弁の誤開により当該事象が発生する可能性がある。しかし、同じ1次系建屋内の制御用空気圧縮機(設置高さ:EL.-2.0m)も損傷し、空気だめにより一時的には誤動作が発生する可能性があるが、主蒸気逃がし弁は閉止(フェイル・クローズ)されるため、当該事象が継続して発生することは稀有である。したがって、当該事象は対象外とする。	×	—	—
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	タービン建屋内の電気盤の被水・没水に伴う誤信号によってタービンバイパス弁が誤開し、当該事象が発生する可能性がある。しかし、1次系建屋内が浸水した場合には、1次系建屋内の制御用空気圧縮機(設置高さ:EL.-2.0m)も損傷し、空気だめにより一時的には誤動作が発生する可能性があるが、当該弁は閉止(フェイル・クローズ)されるため、当該事象が継続して発生することは稀有である。また、1次系建屋内が浸水しない場合には、タービン建屋内の電気盤より信号が優先される1次系建屋内の電気盤が設置高さに関係なく健全であることから、1次系冷却材温度異常低による開阻止機能に期待できるため、当該事象は対象外とする。	×	—	—

第3.1.3.4-4表 起因事象の検討内容及び選定結果(押し津波) (3/5)

起因事象	② 本プラントにおける設備配置関係や 脆弱性評価結果からの観点		③ 事象進展の類似性や包含性等を考慮した グルーピングの観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
原子炉補機 冷却機能の 全喪失	<p>当該事象については、原子炉補機冷却海水系と原子炉補機冷却水系を分けて検討する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却海水系 海水ポンプエリアが津波で浸水することで、海水ポンプが機能損傷し、当該起因事象が発生する。したがって当該事象は本スクリーニングでは除外しない。 原子炉補機冷却水系 1次系建屋内が浸水した場合、原子炉補機冷却水ポンプ(設置高さ:EL.+5.0m)が機能喪失することにより、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。 	○	当該事象は屋外設置機器の損傷及び1次系建屋設置機器の損傷で発生する可能性があるため、評価対象事象とする。	○
原子炉補機 冷却機能の 部分喪失	原子炉補機冷却海水系の海水ポンプ及び原子炉補機冷却系の原子炉補機冷却水ポンプはそれぞれ全トレンが同一の高さ、場所に設置されていることから、当該事象が発生することはないため、対象外となる。	×	—	—

第3.1.3.4-4表 起因事象の検討内容及び選定結果(押し津波) (4/5)

起因事象	② 本プラントにおける設備配置関係や フラジリティ評価結果からの観点		③ 事象進展の類似性や包含性等を考慮した グルーピングの観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
AC母線の 1系列喪失	各安全系母線の設備は、全て同一の高さ、場所に設置されていることから当該事象が発生することはないため、対象外とする。	×	—	—
DC母線の 1系列喪失	各安全系母線の設備は、全て同一の高さ、場所に設置されていることから当該事象が発生することはないため、対象外とする。	×	—	—
制御用空気 喪失	1次系建屋内が浸水した場合、制御用空気圧縮機(設置高さ:EL.-2.0m)が機能喪失することにより、当該起因事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象は1次系建屋の浸水で発生する可能性がある。しかし、制御用空気系が喪失し、制御用空気を必要とする主給水流量調整弁が閉止(フェイル・クローズ)されることで、従属的に「主給水流量喪失」が発生するため、起因事象としては「主給水流量喪失」に包含される。但し、「制御用空気喪失」に伴う「主給水流量喪失」が発生した時には、「原子炉補機冷却機能の全喪失(1次系建屋浸水有り)」が必ず発生しており、当該事象は「原子炉補機冷却機能の全喪失」に包含できるため、評価対象外とする。	×

第3.1.3.4-4表 起因事象の検討内容及び選定結果(押し津波) (5/5)

起因事象	② 本プラントにおける設備配置関係や 脆弱性評価結果からの観点		③ 事象進展の類似性や包含性等を考慮した グルーピングの観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
計装用母線の喪失	1次系建屋内が浸水した場合、計装用電源装置(設置高さ:EL.+10.0m)が機能喪失することにより、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象が発生した時には、同じ1次系建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ(設置高さ:EL.+5.0m)も損傷し、「原子炉補機冷却機能の全喪失」が必ず発生している。したがって、EL.+10.0m以上で1次系建屋内が浸水する津波シナリオにおいては、サポート系の計装用母線が必要となる機器を機能喪失として扱い評価対象外とする。	×
Low Intake Canal Level	押し津波により当該事象が発生する可能性はないため、対象外とする。	×	—	—
津波特有の事象	津波により直接的に炉心損傷に至る事象として、1次系建屋内の安全補機開閉器室(設置高さ:EL.+13.8m)が水没し、メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の電気盤が損傷するため、当該事象が発生する可能性がある。	○	当該事象はEL.+13.8m以上の津波により1次系建屋が浸水した場合に発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。なお、当該事象は複数の信号系損傷として扱う。	○

第3.1.3.4-5表 起因事象の検討内容及び選定結果(引き津波) (1/3)

起因事象	② 本プラントにおける設備配置関係や フラジリティ評価結果からの観点		③ 事象進展の類似性や包含性等を考慮した グルーピングの観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
小破断LOCA	引き津波により、加圧器逃がし弁の制御回路の誤動作が発生する要因はないため、対象外とする。	×	—	—
主給水流量喪失	引き津波により、直接的に主給水流量喪失が発生する設備への影響はないため、対象外とする。	×	—	—
過渡事象	引き津波により、取水ピットの水位が規定値より低下して、循環水ポンプがキャビテーションにより故障した場合又はキャビテーション発生前に手動により当該ポンプを停止した場合に、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象は、引き津波により発生する可能性があるため、評価対象事象とする。	○
外部電源喪失	引き津波により、外部電源関連設備の機能喪失が発生する設備への影響はないため、対象外とする。	×	—	—
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	引き津波により、主蒸気逃がし弁の制御回路の誤動作が発生する要因はないため、対象外とする。	×	—	—
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	引き津波により、タービンバイパス弁の制御回路の誤動作が発生する要因はないため、対象外とする。	×	—	—

第3.1.3.4-5表 起回事象の検討内容及び選定結果(引き津波) (2/3)

起回事象	② 本プラントにおける設備配置関係や フラジリティ評価結果からの観点		③ 事象進展の類似性や包含性等を考慮した グルーピングの観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
原子炉補機 冷却機能の 全喪失	引き津波により、取水ピットの水位が規定値より低下して、海水ポンプがキャビテーションにより故障した場合又はキャビテーション発生前に手動により当該ポンプを停止した場合に、当該事象が発生する可能性があるため、本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象は、引き津波により発生する可能性があるため、評価対象事象となる。	○
原子炉補機 冷却機能の 部分喪失	海水ポンプは全て同一取水ピットから取水しており、その規定値は全て同一の高さであることから当該事象が発生することはないため、対象外とする。	×	—	—
AC母線の 1系列喪失	引き津波により、安全系母線の機能喪失が発生する設備への影響はないため、対象外とする。	×	—	—
DC母線の 1系列喪失	引き津波により、安全系母線の機能喪失が発生する設備への影響はないため、対象外とする。	×	—	—
制御用空気 喪失	引き津波により、直接的に制御用空気設備が機能喪失する要因はないため、対象外とする。	×	—	—

第3.1.3.4-5表 起回事象の検討内容及び選定結果(引き津波) (3/3)

起回事象	② 本プラントにおける設備配置関係や フラジリティ評価結果からの観点		③ 事象進展の類似性や包含性等を考慮した グルーピングの観点	
	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外	検討内容	結果 ○:対象 ×:対象外
計装用母線の喪失	引き津波により、安全系母線の機能喪失が発生する設備への影響はないため、対象外とする。	×	—	—
Low Intake Canal Level	引き津波による取水ピットの水位が規定値より低下して海水ポンプが機能喪失する(最終ヒートシンク喪失となる)事象であるため、本スクリーニングでは除外しない。	○	当該事象は、取水ピットの水位が規定値より低下して、海水ポンプが引き津波により故障する場合であり、「原子炉補機冷却機能の全喪失」そのものなので、評価対象外とする。	×
津波特有の事象	引き津波により影響を受けるプラント設備は、海水取水の設備と限定的であり、直接多数の設備が同時に機能を喪失することはないため、対象外とする。	×	—	—

第3.1.3.4-6表 津波シナリオ区分の区分分け高さの根拠

区分分け高さ	区分分け高さの根拠
6.65m	<p>当該高さは、外部電源関連設備（設置高さ：EL.+13.3m）のHCLPF高さであり、起凶事象を誘発する機器のうち最もHCLPFが小さいことから評価開始高さとする。外部電源関連設備の被水・没水時には「外部電源喪失」が発生する。</p>
8.0m	<p>当該高さは、海水ポンプエリア防護壁の水密性を確認している高さであり、当該高さ以上の津波で海水ポンプエリア防護壁の機能喪失によりエリア内が浸水し、海水ポンプの被水・没水により「原子炉補機冷却機能の全喪失」が発生すると想定している高さである。</p> <p>また、当該高さの津波襲来時は海水ポンプエリア、地下の海水管ダクト經由で1次系建屋への開口部（EL.+1.8m）まで浸水する。当該開口部のシールが損傷し、1次系建屋内が浸水する場合には、原子炉補機冷却水ポンプ（設置高さ：EL.+5.0m）が機能喪失することで「原子炉補機冷却機能の全喪失」が発生するとともに、1次系建屋内の貫通部高さ未満の格納容器隔離弁が被水・没水し、格納容器隔離にも失敗する。</p>
10.0m	<p>当該高さは、1次系建屋内へ浸水する場合に、トロツノ盤等の直流電源関連の電気盤損傷に伴い加圧器逃がし弁の閉に失敗し「加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の失敗」を想定している高さである。</p>
12.1m	<p>当該高さは、タービン建屋開口部からタービン建屋内が浸水すると想定している高さである。</p> <p>また、1次系建屋内の浸水有無を評価する上で代表とする開口部シールが、地下の海水管ダクトと中間建屋間の開口部シールから、タービン建屋と制御建屋間の開口部シールとなる高さである。</p>
13.3m	<p>当該高さは、タービン建屋に設置されているメタルクランプ開閉装置（常用系）が被水・没水し、「外部電源喪失」が発生すると想定している高さである。当該高さの津波襲来時には海水ポンプが機能喪失しているため、当該高さで「全交流動力電源喪失」が発生することを想定している。</p>
13.8m	<p>当該高さは、1次系建屋内が浸水した場合にメタルクランプ開閉装置等が機能喪失し、「複数の信号系損傷」が発生すると想定している高さである。</p>
15.0m	<p>当該高さは、1次系建屋の開口部にシールが施工されている高さの上限値であり、当該高さ以上では津波襲来時に1次系建屋が浸水して「複数の信号系損傷」が発生することを想定している。</p>

第3.1.3.4-7表 津波シナリオ区分 (1/3)

津波シナリオ区分		当該津波シナリオ区分で 評価対象とする起回事象	当該津波シナリオ区分以降の区分において 損傷する可能性のある主要な機器		左記機器の 設置高さ(m)
1	6.65m以上～8.0m未満	外部電源喪失	屋外	AFWP復水タンク元弁 燃料取替用水タンク水位計	11.0
				大容量空冷式発電機(本体及び関連設備) 2次系純水タンク水位計 タンクローリ	13.0
				所内変圧器 主変圧器 特高開閉所内機器	13.3
				補給水処理装置制御盤	13.4
				第1緊急用保管エリア内に配置の可搬設備	23.0
				第6緊急用保管エリア内に配置の可搬設備	25.0
				第2緊急用保管エリア内に配置の可搬設備	28.0
				第4緊急用保管エリア内に配置の可搬設備	33.0
			タービン建屋内	タービン建屋の開口部に到達しない	
			1次系建屋内	1次系建屋の貫通部に到達しない	

第3.1.3.4-7表 津波シナリオ区分 (2/3)

津波シナリオ区分		当該津波シナリオ区分で 評価対象とする起因事象	当該津波シナリオ区分以降の区分において 損傷する可能性のある主要な機器		左記機器の 設置高さ(m)	
2	8.0m以上～10.0m未満	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却機能の全喪失 外部電源喪失 	屋外	海水ポンプ	6.13	
				循環水ポンプ	9.4	
			タービン建屋内	タービン建屋の開口部に到達しない		
			1次系建屋内	格納容器スプレイポンプ 余熱除去ポンプ	-21.0	
				代替再循環隔離弁 スプレイ冷却器冷却水第2出口弁 RHRクーラ出口流量調節弁 ほか	-9.0	
				タービン動補助給水ポンプ 空調用冷凍機 充てん／高圧注入ポンプ 制御用空気圧縮機 高圧安全注入流量計 ほか	-2.0	
				スプレイクーラ出口弁(外隔離弁) RHRクーラ出口連絡弁 ほか	1.4	
				原子炉補機冷却水ポンプ 補助給水流量計 常設電動注入ポンプ 蒸気ライン圧力計 ほか	5.0	
				主蒸気隔離バイパス弁 補助給水隔離弁(外隔離弁) 主蒸気逃がし弁 ほか	9.2	
				燃料油移送ポンプ ディーゼル発電機 CT収納盤	9.3	
				主給水クリーンアップ元弁 補助給水隔離弁(外隔離弁)	9.5	

第3.1.3.4-7表 津波シナリオ区分 (3/3)

津波シナリオ区分		当該津波シナリオ区分で 評価対象とする起因事象	当該津波シナリオ区分以降の区分において 損傷する可能性のある主要な機器		左記機器の 設置高さ(m)
3	10.0m以上～12.1m未満	・原子炉補機冷却機能 の全喪失 ・外部電源喪失	屋外	津波シナリオ区分1及び区分2に含まれる機器と同様	
			タービン建屋内	タービン建屋の開口部に到達しない	
			1次系建屋内	蓄電池 充電器盤 計装用電源装置 原子炉トリップしゃ断器盤 ほか	10.0
4	12.1m以上～13.3m未満	・原子炉補機冷却機能 の全喪失 ・外部電源喪失	屋外	津波シナリオ区分1及び区分2に含まれる機器と同様	
			タービン建屋内	復水ポンプ	0.6
				復水器真空ポンプ	6.8
1次系建屋内	津波シナリオ区分1～区分3に含まれる機器と同様				
5	13.3m以上～13.8m未満	・原子炉補機冷却機能 の全喪失 ・外部電源喪失	屋外	津波シナリオ区分1及び区分2に含まれる機器と同様	
			タービン建屋内	メタルクラッド開閉装置(常用系)	13.3
			1次系建屋内	代替電源接続盤(A/B) ディーゼル発電機 ディーゼル発電機制御盤 アニュラス空気浄化ファン ほか	13.3
6	13.8m以上～15.0m未満	・複数の信号系損傷 ・外部電源喪失	屋外	津波シナリオ区分1及び区分2に含まれる機器と同様	
			タービン建屋内	津波シナリオ区分1～区分5に含まれる機器と同様	
			1次系建屋内	メタルクラッド開閉装置	13.8
7	15.0m以上	・複数の信号系損傷	屋外	津波シナリオ区分1及び区分2に含まれる機器と同様	
			タービン建屋内	津波シナリオ区分1～区分5に含まれる機器と同様	
			1次系建屋内	津波シナリオ区分1～区分6に含まれる機器と同様	

第3.1.3.4-8表 決定論評価における取水口位置での最大水位変動量及び津波ハザード評価における検討対象の津波波源

津波波源		決定論評価における 取水口位置での最大水位変動量(m) (各ケースでの最大値)		津波ハザード 評価における 検討対象	備 考	
		上昇側	下降側			
プレート間地震	南海トラフ	+1.04	-1.16		寄与度は低いと判断	
	琉球海溝	北部～中部	+3.52	-3.80	○	
		南部	+0.47	-0.67		寄与度は低いと判断
海城活断層による 地殻内地震	市来断層帯市来区間	+0.82	-1.02		寄与度は低いと判断	
	甕断層帯甕区間	+1.81	-1.39	○		
	市来断層帯甕海峡中央区間	+1.45	-1.46	○		
	甕島北方断層	+1.77	-1.73	○		
	甕島西方断層	+1.78	-1.71	○		
	長崎海脚断層	+2.24	-2.21	○		
海底地すべり		+0.34	-0.36		寄与度は低いと判断	
津波発生要因の組み合わせ (地震+海底地すべりに伴う津波)		+0.08～ -0.12 (+地震に伴う津波)	+0.07～ -0.13 (+地震に伴う津波)		津波発生要因の組み合わせを考慮しても、地震に伴う津波による水位への影響は小さく、ハザード評価はほとんど変わらない。	

注) 海底地すべりとして、上甕島の西側大陸斜面における海底地すべりを選定

第 3.1.3.4-9 表 数値シミュレーションの主な計算条件(プレート間地震)

項目	計算条件
計算時間間隔	0.1 秒
計算領域	南日本海域(南北約 2000km、東西約 2300km)
格子分割サイズ	沖合の最大 1600m から 800、400、200、100、50、25、12.5、6.25m と 1/2 ずつ徐々に細かい格子サイズを設定
基礎方程式	慣性項、海底摩擦項を含む非線形長波方程式
沖側境界条件	吸収境界条件
陸側境界条件	<ul style="list-style-type: none"> ・50m 格子以下の領域及び防波堤は、陸上遡上条件を考慮 ・貯留堰、カーテンウォールは考慮せずにモデル化 ・その他の領域は、陸上に向かう津波に対して完全反射条件 ・静水面より下降する津波に対しては、移動境界条件を用いて海底露出を考慮
海面変位	<ul style="list-style-type: none"> ・地震断層モデルを用いて地盤の鉛直変位量を設定 ・水平変位による鉛直への寄与分を考慮
潮位条件	T.P. ±0.00m
海底摩擦係数	マニングの粗度係数 $n=0.025 \text{ m}^{-1/3} \cdot \text{s}$ (小谷ほか(1998))
水平渦動粘性係数	$0.0 \text{ m}^2/\text{s}$
計算時間	地盤変動開始から 6 時間まで

基礎方程式: 非線形長波(浅水理論)の連続式及び運動方程式

$$\frac{\partial \eta}{\partial t} + \frac{\partial M}{\partial x} + \frac{\partial N}{\partial y} = 0$$

$$\frac{\partial M}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} \left(\frac{M^2}{D} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(\frac{MN}{D} \right) + gD \frac{\partial \eta}{\partial x} - K_b \left(\frac{\partial^2 M}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 M}{\partial y^2} \right) + \frac{gn^2}{D^{7/3}} M \sqrt{M^2 + N^2} = 0$$

$$\frac{\partial N}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} \left(\frac{MN}{D} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(\frac{N^2}{D} \right) + gD \frac{\partial \eta}{\partial y} - K_b \left(\frac{\partial^2 N}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 N}{\partial y^2} \right) + \frac{gn^2}{D^{7/3}} N \sqrt{M^2 + N^2} = 0$$

ここに、 t : 時間、 x 、 y : 平面座標、
 η : 静水面から鉛直上方にとった水位変動量、
 M : x 方向の線流量、 N : y 方向の線流量、 h : 静水深、
 D : 全水深 ($D=h+\eta$)、 g : 重力加速度、
 K_b : 水平渦動粘性係数、 n : マニングの粗度係数

第 3.1.3.4-10 表 数値シミュレーションの主な計算条件
(海域活断層による地殻内地震)

項目	計算条件
計算時間間隔	0.1秒
計算領域	南九州周辺海域(南北約 520km、東西約 470km)
格子分割サイズ	沖合の最大 800m から 400、200、100、50、25、12.5、6.25m と 1/2 ずつ徐々に細かい格子サイズを設定
基礎方程式	慣性項、海底摩擦項を含む非線形長波方程式
沖側境界条件	自由透過条件
陸側境界条件	<ul style="list-style-type: none"> ・50m 格子以下の領域及び防波堤は、陸上遡上条件を考慮 ・貯留堰、カーテンウォールは考慮せずにモデル化 ・その他の領域は、陸上に向かう津波に対して完全反射条件 ・静水面より下降する津波に対しては、移動境界条件を用いて海底露出を考慮
海面変位	地震断層モデルを用いて地盤の鉛直変動量が瞬時に生じるように設定
潮位条件	T.P.±0.00m
海底摩擦係数	マニングの粗度係数 $n=0.025 \text{ m}^{-1/3} \cdot \text{s}$ (小谷ほか(1998))
水平渦動粘性係数	$0.0 \text{ m}^2/\text{s}$
計算時間	地盤変動開始から 4 時間まで

基礎方程式: 非線形長波 (浅水理論) の連続式及び運動方程式

$$\frac{\partial \eta}{\partial t} + \frac{\partial M}{\partial x} + \frac{\partial N}{\partial y} = 0$$

$$\frac{\partial M}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} \left(\frac{M^2}{D} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(\frac{MN}{D} \right) + gD \frac{\partial \eta}{\partial x} - K_h \left(\frac{\partial^2 M}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 M}{\partial y^2} \right) + \frac{gn^2}{D^{7/3}} M \sqrt{M^2 + N^2} = 0$$

$$\frac{\partial N}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial x} \left(\frac{MN}{D} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(\frac{N^2}{D} \right) + gD \frac{\partial \eta}{\partial y} - K_h \left(\frac{\partial^2 N}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 N}{\partial y^2} \right) + \frac{gn^2}{D^{7/3}} N \sqrt{M^2 + N^2} = 0$$

ここに、t: 時間、x、y: 平面座標、

η : 静水面から鉛直上方にとった水位変動量、

M: x方向の線流量、N: y方向の線流量、h: 静水深、

D: 全水深 ($D=h+\eta$)、g: 重力加速度、

K_h : 水平渦動粘性係数、n: マニングの粗度係数

第3.1.3.4-11表 機器リストとフラジリティデータの例

機器(屋外・タービン建屋)	Am (m)	β_R	β_U	HCLPF (m)
大容量空冷式発電機	13.0	0.21	0.21	6.50
外部電源関連設備(主変圧器、所内変圧器)	13.3	0.21	0.21	6.65
海水ポンプ [Ⓓ]	8.00	0	0	8.00
循環水ポンプ [Ⓓ]	9.40	0	0	9.40

機器(1次系建屋)	X	Y	Z	Am (m)		β_R		β_U		HCLPF (m)	
				X-Y	Y-Z	X-Y	Y-Z	X-Y	Y-Z	X-Y	Y-Z
貫通部シール1 (EL.+1.8m) ^{*1}	/			21.8	—	0.21	—	0.21	—	10.9	—
貫通部シール2 (EL.-2.0m) ^{*2}	/			—	18.0	—	0.21	—	0.21	—	9.00
原子炉補機冷却水ポンプ [Ⓓ]	8.00	12.1	15.0	21.8	18.0	0.21	0.21	0.21	0.21	10.9	9.00
非常用ディーゼル発電機	—	13.3	15.0	—	18.0	—	0.21	—	0.21	—	9.00
メタルクラッド開閉装置	—	13.8	15.0	—	18.0	—	0.21	—	0.21	—	9.00

*1 :海水管ダクトと中間建屋間の貫通部シール

*2 :タービン建屋と制御建屋間の貫通部シール

Am :フラジリティ波高中央値

β_R :偶然的不確実さ

β_U :認識的不確実さ

HCLPF:95%信頼度における5%損傷確率に相当する津波高さ

第3.1.3.4-12表 各損傷・機能喪失要因に対する一般的なフラジリティ評価方針 (1/3)

損傷・機能喪失要因	設置場所	対象機器	フラジリティ評価方針
被水・没水	屋外	動的・電氣的設備	・対象機器が水に触れた時点で機能損傷すると想定し、対象機器の設置ELを現実的耐力として設定する。なお、設置ELの値は配置設計において厳密に設定されているため不確実さは考慮しない。
	屋内	動的・電氣的設備	・機器の設置ELに水位が達した時点で、対象機器が水に触れて機能損傷すると想定する。 ・建屋外郭部(貫通部)シールがない場合及びシールが損傷した場合には、建屋内に水が無制限に流入し、津波高さまで建屋内の水位が上昇すると想定する。したがって、貫通部シールの波力に対するフラジリティを評価する。但し、複数のシールが損傷することによる影響の組合せは考慮せず、1カ所のシールが損傷すれば、津波高さまで建屋内の水位が上昇すると仮定する。
波力	屋外	動的・電氣的設備 静的設備	・動的・電氣的設備については、被水・没水による機能損傷が先行する(設置位置に水が到達した時点で機能損傷する)ため評価不要とする。 ・機器設置位置による波力の影響(津波が運動エネルギーをもって衝突するか)により評価可否を検討する。すなわち、壁や建屋に囲まれている等、津波が運動エネルギーをもって衝突しないことが配置情報等から判断できる機器はフラジリティ評価対象外とする。 ・応答値(発生応力)の不確実さについては、津波PRA学会標準評価事例集の記載を参照する。
	屋内(建屋外郭部含む)	貫通部シール	・評価方法は基本的に屋外設備と同様であるが、シールが耐えうる静水頭(水压)に着目した評価とする。 ・建屋内設置機器は建屋外郭により波力の影響を受けないため、評価不要。

第3.1.3.4-12表 各損傷・機能喪失要因に対する一般的なフラジリティ評価方針 (2/3)

損傷・機能喪失要因	設置場所	対象機器	フラジリティ評価方針
流体力	屋外	動的・電氣的設備 静的機器	<ul style="list-style-type: none"> ・動的・電氣的設備については、被水・没水による機能損傷が先行する(設置位置に水が到達した時点で機能損傷する)ため評価不要とする。 ・流体力による荷重は波力に比べて非常に軽微であるので、波力の影響に包含されると考えフラジリティ評価対象外とする。
	屋内	貫通部シール	<ul style="list-style-type: none"> ・評価方法は基本的に屋外設備と同様であるが、シールが耐える静水頭(水压)に着目した評価とする。 ・建屋内設置機器は建屋外郭により波力の影響を受けないため、評価不要とする。
浮力	屋外	動的・電氣的設備 静的機器	<ul style="list-style-type: none"> ・動的・電氣的設備については、被水・没水による機能損傷が先行する(設置位置に水が到達した時点で機能損傷する)ため評価不要とする。 ・浮力によるタンク基礎ボルトの引張応力を評価する。 ・耐力については、地震と同様に限界耐力(物性値の中央値)を考慮する。
	屋内	動的・電氣的設備 静的設備	<ul style="list-style-type: none"> ・動的・電氣的設備については、被水・没水による機能損傷が先行する(設置位置に水が到達した時点で機能損傷する)ため評価不要とする。 ・静的機器については、その自重と基礎ボルトの耐力(引張強さ)に比べて、浮力による荷重(水没を考慮すると津波波高に依存しない)が軽微であるのでフラジリティ評価対象外とする。

第3.1.3.4-12表 各損傷・機能喪失要因に対する一般的な脆弱性評価方針 (3/3)

損傷・機能喪失要因	設置場所	対象機器	脆弱性評価方針
漂流物衝突	屋外	動的・電氣的設備 静的設備	<ul style="list-style-type: none"> ・動的・電氣的機器については、被水・没水による機能損傷が先行する(設置位置に水が到達した時点で機能損傷する)ため脆弱性評価対象外とする。 ・漂流物衝突時の発生応力の評価及びその不確実さについては、津波PRA学会標準評価事例集の記載を参照する。
	屋内	なし	<ul style="list-style-type: none"> ・建屋外郭により建屋内機器は影響を受けないため、脆弱性評価対象外とする。
海底砂移動	屋外	海水を取水するポンプ	<ul style="list-style-type: none"> ・海水ポンプ・循環水ポンプについて砂の影響を評価する。
	屋内	なし	<ul style="list-style-type: none"> ・建屋外郭により建屋内機器は影響を受けないため、脆弱性評価対象外とする。
洗掘	屋外	動的・電氣的設備 静的設備(タンク)	<ul style="list-style-type: none"> ・動的・電氣的機器については、被水・没水による機能損傷が先行する(設置位置に水が到達した時点で機能損傷する)ため評価不要とする。 ・基礎が舗装されているなどの理由により洗掘の影響が軽微なものの場合には脆弱性評価対象外とする。
	屋内	なし	<ul style="list-style-type: none"> ・建屋外郭により建屋内機器は影響を受けないため、脆弱性評価対象外とする。

第3.1.3.4-13表 機器種別ごとのフレンジリティ評価方針 (1/2)

機器種類	フレンジリティ評価方針	評価内容
屋内機器全般 (屋内全機器共通)	津波による水が建屋開口部から流入してくる形で浸水する(津波が衝突する形にならない)ため、波力・流体力・洗掘の影響は考慮する必要がない。また、建屋外壁により防護されるため、漂流物衝突の影響は考慮する必要がない。	—
静的機器(動的機器の構造損傷含む)	機器に作用する浮力よりも自重・基礎定着部引張強さの方が強いため、浮力による損傷は考慮不要とする。 ⇒バウンダリの喪失に至りうるフレンジリティ評価対象の損傷モードが存在しない	フレンジリティ評価対象外
動的機器	被水・没水による損傷を評価する。 ⇒建屋貫通部シールのフレンジリティに依存する。 ⇒最弱部シール(一般的に最もELの低い場所)のシールが損傷した時点で、全シールが同時に損傷するものと仮定する。すなわち、津波高さのELまで同時に水没するものと想定する。	被水・没水を評価
屋外機器全般 (屋外全機器共通)	機器設置位置の状況(津波に対する防護となりうる建屋・構造物等が周辺にあるか)を考慮して評価する損傷モードを設定する。	—
海水ポンプ	本プラントの海水ポンプエリアには防護堤・防護壁が設置されているため、これらを考慮したフレンジリティを検討する必要がある。海水ポンプは津波到達時点で損傷すると想定しているため、そのフレンジリティは防護堤・防護壁のフレンジリティに依存する。 ・防護堤の扱い 防護堤の効果には期待しない。 ・海水ポンプエリア防護壁(水密扉等を含む) 波力荷重に対して健全性を確認している津波高さが8.0mであるので、波高8.0m以下の津波では防護壁は損傷しないものとし、波高8.0mを上回る津波に対しては損傷するものとして扱う。 ・海底砂移動 設計基準津波による砂の堆積量は非常に少ない(最大で10cm程度)。また、取水ピット底面からポンプ吸込口まで10m程度あるため、砂の吸込みにより損傷に至ることは考えられない。	被水・没水を評価

第3.1.3.4-13表 機器種別ごとのフラジリティ評価方針 (2/2)

機器種類	フラジリティ評価方針	評価内容
海水ストレーナ	ピット内に設定されているので、波力は作用しない(津波がエネルギーを持って衝突することはない)。	フラジリティ評価対象外
タンク類	<p>評価対象タンク周辺に防護壁が設置されているため、これらの影響を検討する必要がある。</p> <p><タンク類に付属する計器類の機能損傷></p> <ul style="list-style-type: none"> ・壁は水密構造ではないので、壁内にある計器類に対する被水・没水については壁の効果は考慮しない。 <p><タンク類の構造損傷></p> <ul style="list-style-type: none"> ・設置位置が海岸線から見て建屋の陰になる位置であるので、建屋が防護壁となり波力が作用しないと見える。 	フラジリティ評価対象外
燃料油貯油槽	地下設置のタンクであり、津波の影響を受けない。	フラジリティ評価対象外
可搬設備	動的・電氣的設備、静的設備に関わらず、設置位置に津波が到達した時点で、津波で流出又は作業員の接近困難等の理由により使用不能になるものと想定する。	被水・没水の評価
配管類	屋外配管はダクト内若しくは海岸線から見て建屋の陰になる位置にあるため、波力が作用することがない。	フラジリティ評価対象外
ケーブルトレイ	ケーブル接続先の機器(電気盤・ポンプ等)については被水・没水でによる損傷が先行するため、ケーブルトレイの評価は不要。	フラジリティ評価対象外
上記以外の動的・電氣的設備	設置位置に津波が到達した時点で、被水・水没による機能損傷が先行すると想定するため、構造損傷は評価不要。	被水・没水の評価

第3.1.3.4-14表 プラント損傷状態の定義

No.	PDS	事故のタイプ	RCS 圧力	炉心損傷 時期	原子炉格納容器内事象進展		
					RWST水の 原子炉格納 容器への移送	原子炉 格納容器の 破損時期	原子炉 格納容器内 熱除去手段
1	SED	小破断LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
2	SEW	小破断LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
3	SEI	小破断LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
4	SLW	小破断LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷後	×
5	SLI	小破断LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷後	○
6	SLC	小破断LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷前	×
7	TED	Transient	高圧	早期	×	炉心損傷後	×
8	TEW	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	×
9	TEI	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	○

第3.1.3.4-15表 津波出力運転時PRAの人的過誤確率の設定方針

		津波シナリオ区分 1 (津波高さ:6.65m~8.0m)	津波シナリオ区分 2~6 (津波高さ:8.0m~15.0m)		津波シナリオ区分 7 (津波高さ:15.0m~)
		—	健全	損傷	—
開口部シールの健全性		—	健全	損傷	—
1次系建屋内への浸水有無		なし		あり	
診断失敗		運転基準緊急処置編:ノミナル値 運転基準緊急処置編(第二部):ノミナル値 運転基準緊急処置編(第三部):ノミナル値		運転基準緊急処置編:上限値 運転基準緊急処置編(第二部):上限値 運転基準緊急処置編(第三部):上限値	
操作・読取失敗 における ストレスレベル	事故後早期の操作	Extremely high			
	事故後長期の操作	Moderately high			

第3.1.3.4-16表 津波シナリオ区分別の津波平均発生頻度

津波シナリオ区分		津波平均発生頻度 (/年)
1	6.65m～8.0m	2.5E-07
2	8.0m～10.0m	4.3E-08
3	10.0m～12.1m	4.2E-09
4	12.1m～13.3m	5.0E-10
5	13.3m～13.8m	1.0E-10
6	13.8m～15.0m	1.3E-10
7	15.0m～	9.6E-11

第3.1.3.4-17表 主変圧器の津波シナリオ区分別損傷確率

津波シナリオ区分		損傷確率
1	6.65m～8.0m	1.9E-02
2	8.0m～10.0m	7.8E-02
3	10.0m～12.1m	2.4E-01
4	12.1m～13.3m	4.4E-01
5	13.3m～13.8m	5.2E-01
6	13.8m～15.0m	6.0E-01
7	15.0m～	7.3E-01

第3.1.3.4-18表 海水ポンプの津波シナリオ区分別損傷確率

津波シナリオ区分		損傷確率
1	6.65m～8.0m	0.0E+00
2	8.0m～10.0m	1.0E+00
3	10.0m～12.1m	1.0E+00
4	12.1m～13.3m	1.0E+00
5	13.3m～13.8m	1.0E+00
6	13.8m～15.0m	1.0E+00
7	15.0m～	1.0E+00

第3.1.3.4-19表 津波シナリオ区分別及び1次系建屋浸水有無別の炉心損傷頻度

津波シナリオ区分		津波発生頻度 (／年)	炉心損傷頻度 (／炉年)			寄与割合 (%)
			1次系建屋浸水あり	1次系建屋浸水なし	津波シナリオ区分別	
1	6.65m～8.0m	2.5E-07	N/A	ε	ε	<0.1
2	8.0m～10.0m	4.3E-08	4.6E-11	6.7E-09	6.8E-09	65.5
3	10.0m～12.1m	4.2E-09	3.9E-11	2.7E-09	2.8E-09	26.6
4	12.1m～13.3m	5.0E-10	5.7E-11	4.4E-10	5.0E-10	4.8
5	13.3m～13.8m	1.0E-10	1.7E-11	8.3E-11	1.0E-10	1.0
6	13.8m～15.0m	1.3E-10	2.8E-11	9.9E-11	1.3E-10	1.2
7	15.0m～	9.6E-11	9.6E-11	N/A	9.6E-11	0.9
合計			2.8E-10	1.0E-08	1.0E-08	100.0
寄与割合 (%)			2.7	97.3	100.0	

ε:1.0E-13(／炉年)未満

N/A:発生せず

第3.1.3.4-20表 起因事象別の炉心損傷頻度

起因事象	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
外部電源喪失	5.6E-09	53.5
原子炉補機冷却機能の全喪失	4.8E-09	45.3
複数の信号系損傷	1.2E-10	1.2
合計	1.0E-08	100.0

第3.1.3.4-21表 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	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
2次冷却系からの除熱機能喪失	ε	< 0.1
全交流動力電源喪失	5.6E-09	53.5
原子炉補機冷却機能喪失	4.8E-09	45.3
複数の信号系損傷	1.2E-10	1.2
合計	1.0E-08	100.0

ε : 1.0E-13 (／炉年) 未満

第3.1.3.4-22表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

プラント損傷状態	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
SED	2.1E-09	20.3
SLW	1.3E-09	12.6
SLI	ε	< 0.1
SLC	5.6E-11	0.5
TED	7.0E-09	66.6
TEW	ε	< 0.1
TEI	ε	< 0.1
合計	1.0E-08	100.0

ε : 1.0E-13 (／炉年) 未満

第 3.1.3.4-23 表 格納容器機能喪失モードの設定結果

項目	放出	原子炉格納容器の状態	格納容器機能喪失モード	記号	概要	
格納容器機能喪失モード分類	漏えい	格納容器健全	格納容器健全	ϕ	原子炉格納容器が健全に維持されて事故が収束	
			格納容器ベント	ϕ	フィルタベントの実施	
	早期放出	格納容器バイパス	TI-SGTR		ξ	炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリープ破損による格納容器バイパス
			格納容器隔離失敗	格納容器隔離失敗	β	事故後に原子炉格納容器の隔離に失敗
		格納容器破損	早期格納容器破損	原子炉容器内水蒸気爆発	α	原子炉容器内の水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損
				水素燃焼 (原子炉容器破損前)	γ	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損前)によって原子炉格納容器が破損
				水素燃焼 (原子炉容器破損直後)	γ'	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損直後)によって原子炉格納容器が破損
				原子炉容器外水蒸気爆発	η	原子炉容器外での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって原子炉格納容器が破損
				格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱によって原子炉格納容器が破損
				格納容器直接接触	μ	原子炉格納容器の構造物へ熔融炉心が直接接触して原子炉格納容器が破損
		後期放出	後期格納容器破損	水素燃焼 (原子炉容器破損後長期)	γ''	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損後後期)によって原子炉格納容器が破損
				ベースマット熔融貫通	ε	熔融炉心・コンクリート相互作用でベースマットが熔融貫通
	格納容器過温破損			τ	原子炉格納容器の貫通部が過温で破損	
	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損			δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が破損	
			水蒸気蓄積による格納容器先行破損	θ	水蒸気蓄積によって準静的加圧で原子炉格納容器が炉心損傷前に破損	

第 3.1.3.4-24 表 シビアアクシデント時の物理化学現象の整理

物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展
炉心損傷	—	格納容器機能喪失の可能性
格納容器先行破損	・プラント損傷状態で定義される格納容器先行破損	θ モードによる格納容器機能喪失
配管クリープ破損	・1次系高圧(高温側配管、サージライン破損)	1次系減圧
TI-SGTR	・1次系高圧(温度誘因蒸気発生器伝熱管破損)	gモードによる格納容器機能喪失
原子炉容器内水蒸気爆発	・溶融炉心が原子炉容器下部ヘッドへ落下 ・1次系低圧	α モードによる格納容器機能喪失の可能性
水素燃焼	・水素濃度4vol%上方、6vol%側方、8vol%下方伝ば ・水蒸気濃度55vol%以下	γ 、 γ' 、 γ'' モードによる格納容器機能喪失の可能性
原子炉容器破損	・炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない	溶融炉心の原子炉容器外への放出
溶融物分散放出	・原子炉容器破損時に1次系高圧	溶融炉心の原子炉下部キャビティ外への放出
原子炉下部キャビティ内水量	・燃料取替用水が原子炉格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の接触
原子炉容器外水蒸気爆発	・原子炉容器破損時に溶融炉心が重力落下 ・溶融炉心落下質量大	η モードによる格納容器機能喪失の可能性
格納容器雰囲気直接加熱	・溶融物分散放出あり	σ モードによる格納容器機能喪失の可能性
格納容器直接接触	・溶融物分散放出あり	μ モードによる格納容器機能喪失の可能性
溶融炉心冷却	・原子炉容器破損 ・原子炉下部キャビティ内に溶融炉心落下	溶融炉心・コンクリート相互作用の継続
ベースマット溶融貫通	・原子炉容器破損 ・原子炉下部キャビティ内の溶融炉心冷却に失敗	ϵ モードによる格納容器機能喪失
格納容器過温破損	・原子炉容器破損 ・原子炉格納容器内への注水なし	τ モードによる格納容器機能喪失
格納容器過圧破損	・崩壊熱による水蒸気生成 ・非凝縮性ガス生成	δ 、 θ モードによる格納容器機能喪失

第 3.1.3.4-25 表 津波出力運転時レベル 2PRA でモデル化するシビアアクシデント対策 (1/2)

主要な緩和手段	関連設備	主要な目的	運転操作タイミング	熱水力・放射能雰囲気条件下での運転操作可能性	津波出力運転時レベル2PRAでのモデル化
格納容器隔離	格納容器隔離弁	放射性物質放出防止	<ul style="list-style-type: none"> 各種信号による自動作動 炉心損傷検知前に実施 	可能	○
作業環境維持	アニュラス空気浄化系	放射性物質放出緩和	<ul style="list-style-type: none"> 各種信号による自動起動 所内電源及び外部電源喪失判断後実施 	可能	○
	中央制御室非常用循環系(外気との隔離に係るバウンダリのみ)		— (中央制御室換気系隔離信号(M信号)による自動作動)	なし	○
1次系強制減圧	加圧器逃がし弁(制御用空気系使用)	<ul style="list-style-type: none"> 蒸気発生器伝熱管の健全性維持 溶融炉心の分散放出防止 	炉心損傷検知後実施	可能	○
	加圧器逃がし弁(窒素ポンベ使用)				○
炉心への注水	非常用炉心冷却設備	<ul style="list-style-type: none"> 未臨界の維持 炉心損傷の進展防止と緩和 原子炉容器破損の防止及び遅延 	非常用炉心冷却設備作動信号(S信号)による自動起動	可能	○

第 3.1.3.4-25 表 津波出力運転時レベル 2PRA でモデル化するシビアアクシデント対策 (2/2)

主要な緩和手段	関連設備	主要な目的	運転操作タイミング	熱水力・放射能雰囲気条件下での運転操作可能性	津波出力運転時レベル2PRAでのモデル化
格納容器内注水(原子炉下部キャビティ水張り)	格納容器スプレイポンプ(中央制御室における手動起動)	<ul style="list-style-type: none"> ・溶融炉心冷却 ・原子炉格納容器圧力上昇抑制 ・放射性物質放出緩和 	炉心損傷検知後実施	可能	○
	常設電動注入ポンプ(水源補給前)				○
格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水)	格納容器再循環ユニット(原子炉補機冷却水通水)	格納容器破損防止	最高使用圧力到達後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。	○
格納容器内注水(格納容器内液相部への蓄熱)	常設電動注入ポンプ(水源補給後)	原子炉格納容器圧力上昇抑制	燃料取替用水枯渇後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。	○
格納容器内自然対流冷却(海水通水)	格納容器再循環ユニット(海水通水)	格納容器破損防止	事故後24時間後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。	○
水素濃度制御	電気式水素燃焼装置	水素濃度低減(短期)	炉心損傷検知前に実施	可能	○
	静的触媒式水素再結合装置(PAR)	水素濃度低減(長期)	— (受動的な安全設備)	なし	○
電源の確保	外部電源の回復	交流電源の復旧	所内電源及び外部電源喪失判断後実施	操作現場が高線量下で操作不可の場合がある。	×
	大容量空冷式発電機			可能	○

第 3.1.3.4-26 表 津波シナリオ区分別、1 次系建屋浸水有無別格納容器機能喪失頻度

津波シナリオ区分		津波発生 頻度 (/年)	格納容器機能喪失頻度(/炉年)		
			1次系建屋 浸水あり	1次系建屋 浸水なし	合計
1	6.65m～8.00m	2.5E-07	N/A	ε	ε
2	8.00m～10.0m	4.3E-08	4.6E-11	2.9E-09	2.9E-09
3	10.0m～12.1m	4.2E-09	3.9E-11	7.6E-10	8.0E-10
4	12.1m～13.3m	5.0E-10	5.7E-11	1.1E-10	1.7E-10
5	13.3m～13.8m	1.0E-10	1.7E-11	3.3E-12	2.0E-11
6	13.8m～15.0m	1.3E-10	6.7E-11	1.4E-12	6.9E-11
7	15.0m～	9.6E-11	9.6E-11	N/A	9.6E-11
合計			3.2E-10	3.7E-09	4.1E-09

ε: カットオフ値(1.0E-13(/炉年))未満

N/A: 発生せず

第 3.1.3.4-27 表 格納容器機能喪失モード別の評価結果

格納容器 機能喪失モード	発生頻度 (／炉年)	寄与割合* (%)
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	ε	<0.1
β (格納容器隔離失敗)	5.4E-10	13.4
γ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	ε	<0.1
γ' (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	ε	<0.1
γ'' (水素燃焼(原子炉容器破損後長期))	1.5E-12	<0.1
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	3.4E-09	84.4
ε (ベースマット溶融貫通)	1.6E-11	0.4
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.6E-11	1.4
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	3.7E-12	<0.1
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	0	0
ξ (蒸気発生器伝熱管破損)	1.3E-11	0.3
τ (格納容器過温破損)	ε	<0.1
μ (格納容器直接接触)	ε	<0.1
全格納容器機能喪失頻度	4.1E-09	100
ϕ (格納容器ベント)	5.3E-09	—
ϕ (格納容器健全)	1.4E-09	—

ε : カットオフ値(1.0E-13(／炉年))未満

*: 全 CFF に対する寄与割合

第 3.1.3.4-28 表 放出カテゴリ別発生頻度

原子炉格納容器の 状態	分類	放出カテ ゴリ記号	発生頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
格納容器バイパス	—	F1	1.3E-11	0.1
格納容器破損	エナジェ ティック	F3A	5.2E-12	<0.1
	先行破損	F3B	5.6E-11	0.5
	その他	F3C	3.4E-09	32.0
隔離失敗	—	F5	5.4E-10	5.0
健全（設計漏えい）	—	F6	1.4E-09	12.9
放射性物質管理放出	—	F7	5.3E-09	49.4

第 3.1.3.4-29 表 特定重大事故等対処施設有無による津波シナリオ区分別、1 次系建屋浸水有無別評価結果

津波シナリオ区分		津波発生頻度 (/年)	特重施設なし			特重施設あり (ベースケース)		
			格納容器機能喪失頻度 (/炉年)			格納容器機能喪失頻度 (/炉年)		
			1次系建屋 浸水あり	1次系建屋 浸水なし	合計	1次系建屋 浸水あり	1次系建屋 浸水なし	合計
1	6.65m～8.00m	2.5E-07	N/A	ε	ε	N/A	ε	ε
2	8.00m～10.0m	4.3E-08	4.6E-11	5.4E-09	5.5E-09	4.6E-11	2.9E-09	2.9E-09
3	10.0m～12.1m	4.2E-09	3.9E-11	2.7E-09	2.8E-09	3.9E-11	7.6E-10	8.0E-10
4	12.1m～13.3m	5.0E-10	5.7E-11	4.4E-10	5.0E-10	5.7E-11	1.1E-10	1.7E-10
5	13.3m～13.8m	1.0E-10	1.7E-11	8.3E-11	1.0E-10	1.7E-11	3.3E-12	2.0E-11
6	13.8m～15.0m	1.3E-10	2.8E-11	9.9E-11	1.3E-10	6.7E-11	1.4E-12	6.9E-11
7	15.0m～	9.6E-11	9.6E-11	N/A	9.6E-11	9.6E-11	N/A	9.6E-11
合計			2.8E-10	8.9E-09	9.2E-09	3.2E-10	3.7E-09	4.1E-09

ε: カットオフ値 (1.0E-13 (/炉年)) 未満

N/A: 発生せず

第 3.1.3.4-30 表 特定重大事故等対処施設有無による格納容器機能喪失モード別評価結果

格納容器 機能喪失モード	特重施設なし		特重施設あり (ベースケース)	
	発生頻度 (/炉年)	寄与割合* (%)	発生頻度 (/炉年)	寄与割合* (%)
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	ε	<0.1	ε	<0.1
β (格納容器隔離失敗)	5.0E-10	5.4	5.4E-10	13.4
γ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	ε	<0.1	ε	<0.1
γ' (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	ε	<0.1	ε	<0.1
γ'' (水素燃焼(原子炉容器破損後長期))	1.5E-12	<0.1	1.5E-12	<0.1
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	8.4E-09	89.6	3.4E-09	84.4
ε (ベースマット溶融貫通)	3.8E-10	4.1	1.6E-11	0.4
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.6E-11	0.6	5.6E-11	1.4
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.6E-12	<0.1	3.7E-12	<0.1
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	0	0	0	0
g (蒸気発生器伝熱管破損)	1.3E-11	0.1	1.3E-11	0.3
τ (格納容器過温破損)	1.8E-11	0.2	ε	<0.1
μ (格納容器直接接触)	ε	<0.1	ε	<0.1
全格納容器機能喪失頻度	9.2E-09	100	4.1E-09	100
φ (格納容器ベント)	—	—	5.3E-09	—
ϕ (格納容器健全)	1.4E-09	—	1.4E-09	—

ε: カットオフ値(1.0E-13(/炉年))未滿

*: 全 CFF に対する寄与割合

第 3.1.3.4-31 表 特定重大事故等対処施設有無による放出カテゴリ別評価結果

原子炉格納容器 の状態	分類	放出カテ ゴリ記号	特重施設なし		特重施設あり (ベースケース)	
			発生頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)	発生頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
格納容器バイパス	—	F1	1.3E-11	0.1	1.3E-11	0.1
格納容器破損	エナジエ ティック	F3A	3.1E-12	<0.1	5.2E-12	<0.1
	先行破損	F3B	5.6E-11	0.5	5.6E-11	0.5
	その他	F3C	8.7E-09	81.7	3.4E-09	32.0
隔離失敗	—	F5	5.0E-10	4.7	5.4E-10	5.0
健全(設計漏えい)	—	F6	1.4E-09	12.9	1.4E-09	12.9
放射性物質管理放出	—	F7	—	—	5.3E-09	49.4

第 3.1.3.4-32 表 特定重大事故等対処施設を考慮した感度解析結果
(津波シナリオ区分別、1次系建屋内浸水有無別)

津波シナリオ 区分		津波 発生 頻度 (/年)	特重施設あり (ベースケース)			特重施設あり (感度解析ケース)		
			格納容器機能喪失頻度(/炉年)			格納容器機能喪失頻度(/炉年)		
			1次系建屋 浸水あり	1次系建屋 浸水なし	合計	1次系建屋 浸水あり	1次系建屋 浸水なし	合計
1	6.65m～ 8.00m	2.5E-07	N/A	ε	ε	N/A	ε	ε
2	8.00m～ 10.0m	4.3E-08	4.6E-11	2.9E-09	2.9E-09	4.6E-11	6.1E-10	6.6E-10
3	10.0m～ 12.1m	4.2E-09	3.9E-11	7.6E-10	8.0E-10	3.9E-11	1.6E-10	2.0E-10
4	12.1m～ 13.3m	5.0E-10	5.7E-11	1.1E-10	1.7E-10	5.7E-11	2.2E-11	7.9E-11
5	13.3m～ 13.8m	1.0E-10	1.7E-11	3.3E-12	2.0E-11	1.7E-11	4.2E-12	2.1E-11
6	13.8m～ 15.0m	1.3E-10	6.7E-11	1.4E-12	6.9E-11	6.7E-11	2.6E-12	7.0E-11
7	15.0m～	9.6E-11	9.6E-11	N/A	9.6E-11	9.6E-11	N/A	9.6E-11
合計			3.2E-10	3.7E-09	4.1E-09	3.2E-10	8.0E-10	1.1E-09

ε：カットオフ値 (1.0E-13 (/炉年)) 未満

N/A：発生せず

第 3.1.3.4-33 表 特定重大事故等対処施設を考慮した感度解析結果
(格納容器機能喪失モード別)

格納容器機能喪失モード	特重施設あり (ベースケース)		特重施設あり (感度解析ケース)	
	発生頻度 (/炉年)	寄与割合* (%)	発生頻度 (/炉年)	寄与割合* (%)
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	ε	<0.1	ε	<0.1
β (格納容器隔離失敗)	5.4E-10	13.4	5.4E-10	48.2
γ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	ε	<0.1	ε	<0.1
γ' (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	ε	<0.1	ε	<0.1
γ'' (水素燃焼(原子炉容器破損後長期))	1.5E-12	<0.1	5.1E-12	0.5
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	3.4E-09	84.4	4.9E-10	43.6
ε (ベースマツト溶融貫通)	1.6E-11	0.4	2.2E-11	2.0
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	5.6E-11	1.4	5.6E-11	5.0
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	3.7E-12	<0.1	4.0E-12	0.4
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	0	0	0	0
ζ (蒸気発生器伝熱管破損)	1.3E-11	0.3	4.1E-12	0.4
τ (格納容器過温破損)	ε	<0.1	ε	<0.1
μ (格納容器直接接触)	ε	<0.1	ε	<0.1
全格納容器機能喪失頻度	4.1E-09	100	1.1E-09	100
ϕ (格納容器ベント)	5.3E-09	—	5.6E-09	—
ψ (格納容器健全)	1.4E-09	—	3.2E-09	—

ε : カットオフ値(1.0E-13(/炉年))未満

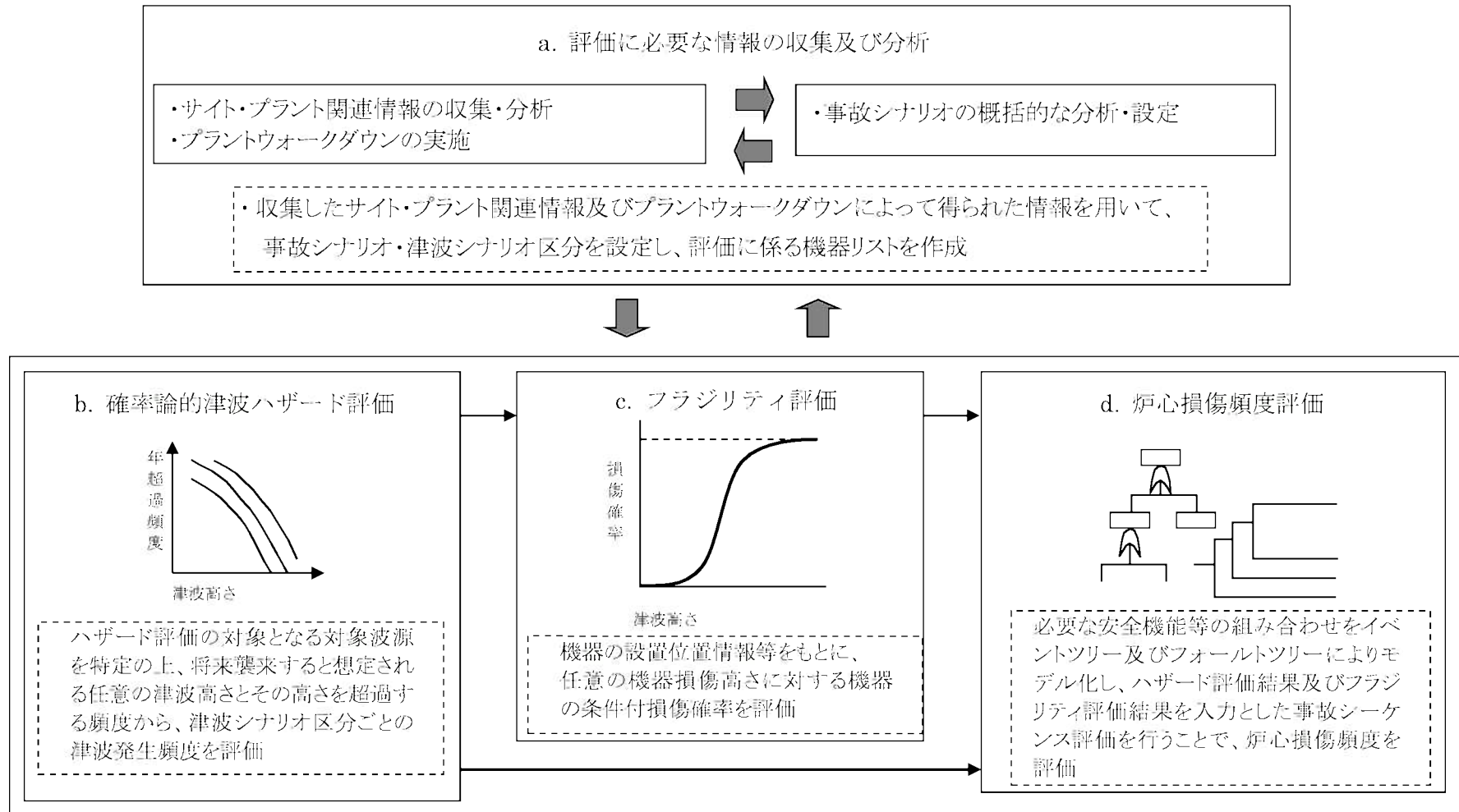
*: 全 CFF に対する寄与割合

第 3.1.3.4-34 表 放出カテゴリごとの Cs-137 放出量の評価結果

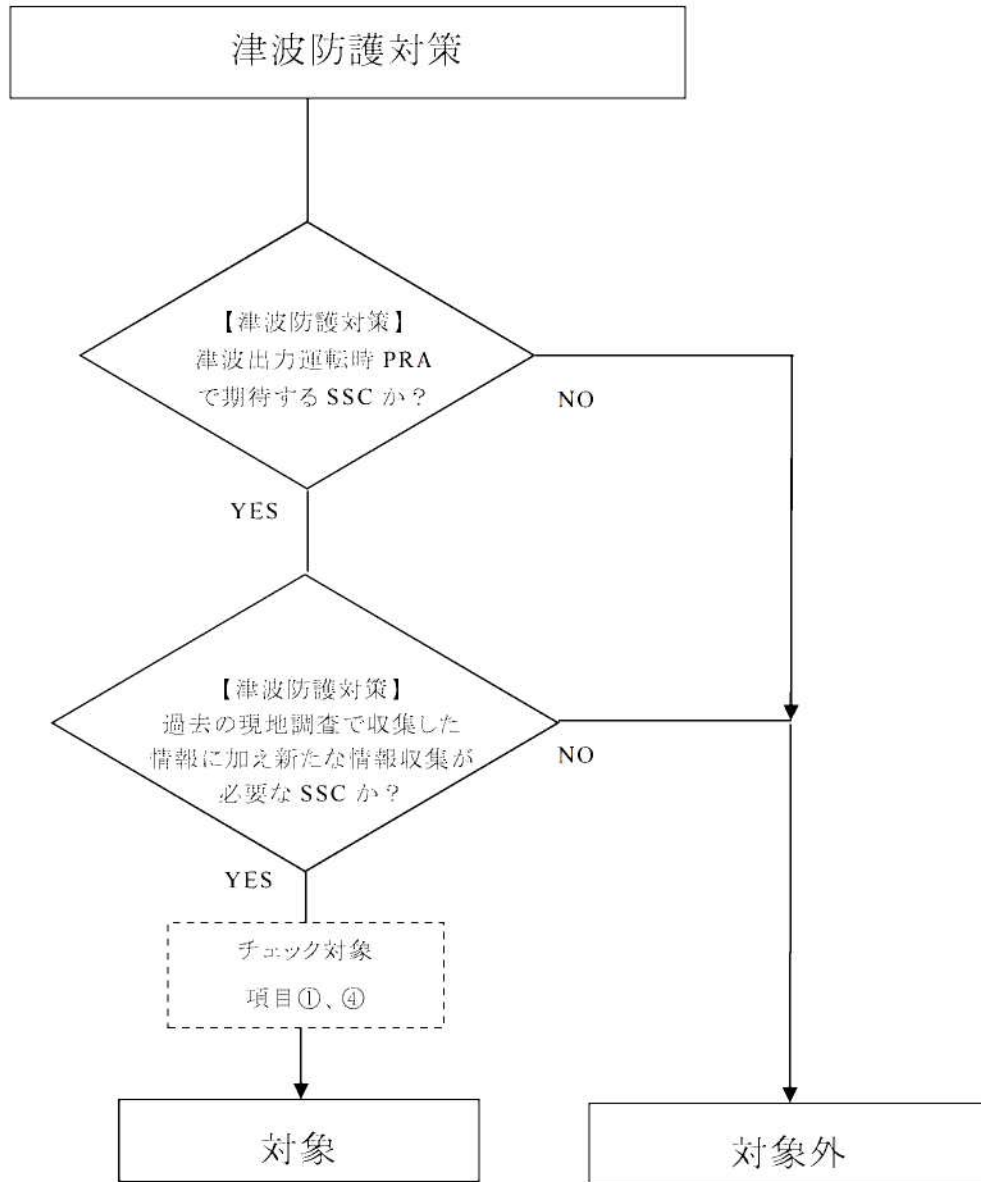
原子炉格納容器 の状態	分類	放出 カテゴリ 記号	発生頻度 (/炉年)		ソースターム解析結果 (Cs-137放出量の定量的結 果又は定性的結果)(TBq)
格納容器バイパス	—	F1	1.3E-11	4.1E-09	>100
格納容器破損	エナジエ ディック	F3A	5.2E-12		>100
	先行 破損	F3B	5.6E-11		>100
	その他	F3C	3.4E-09		>100
隔離失敗	—	F5	5.4E-10		>100
健全(設計漏えい)	—	F6	1.4E-09		3.2 ^(注1)
放射性物質管理放出	—	F7	5.3E-09		0.79 ^(注1、2)

(注1)有効数字2桁に切り上げ。

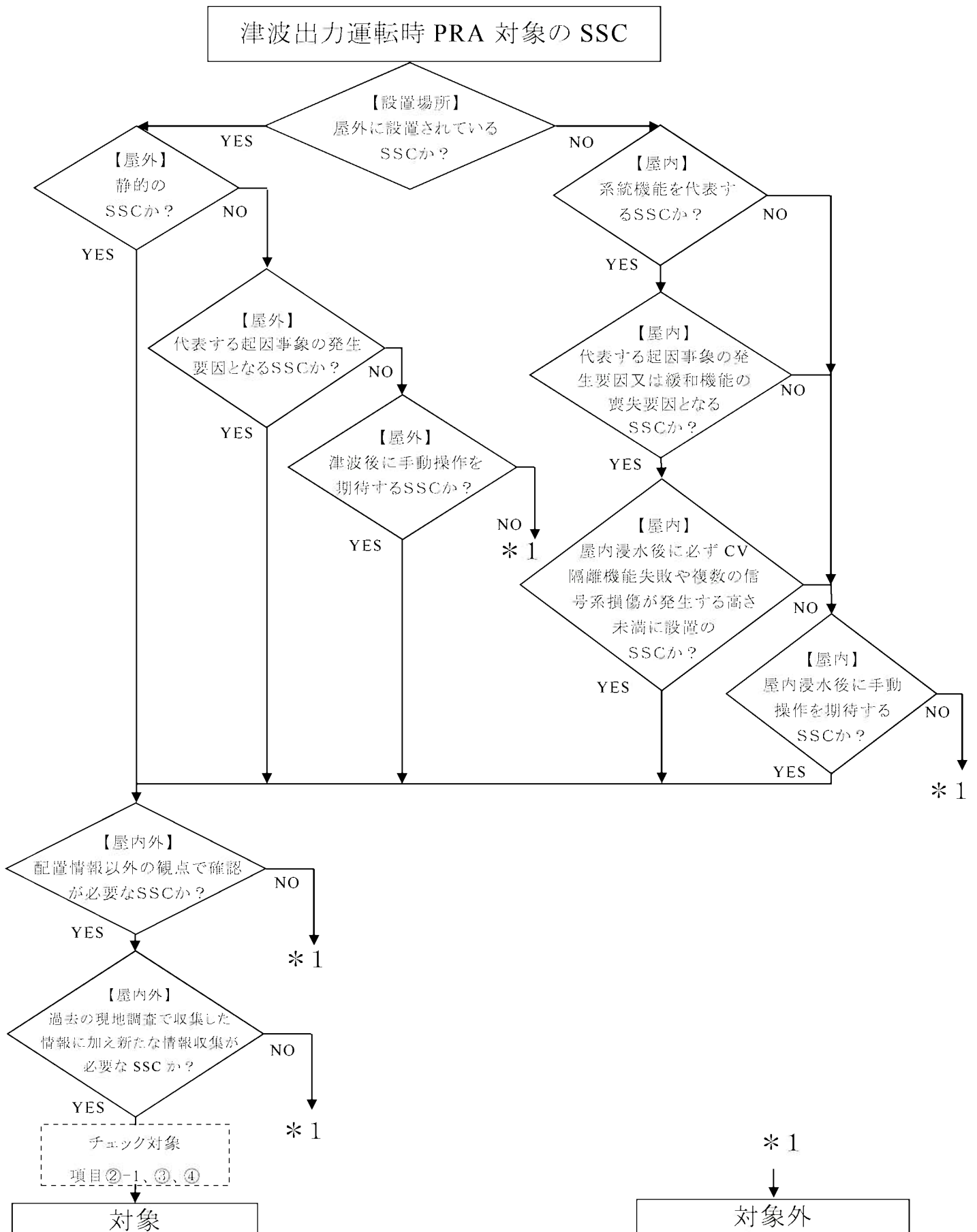
(注2)設計漏えい:0.78TBq、フィルタベント:0.0069TBq(四捨五入値)



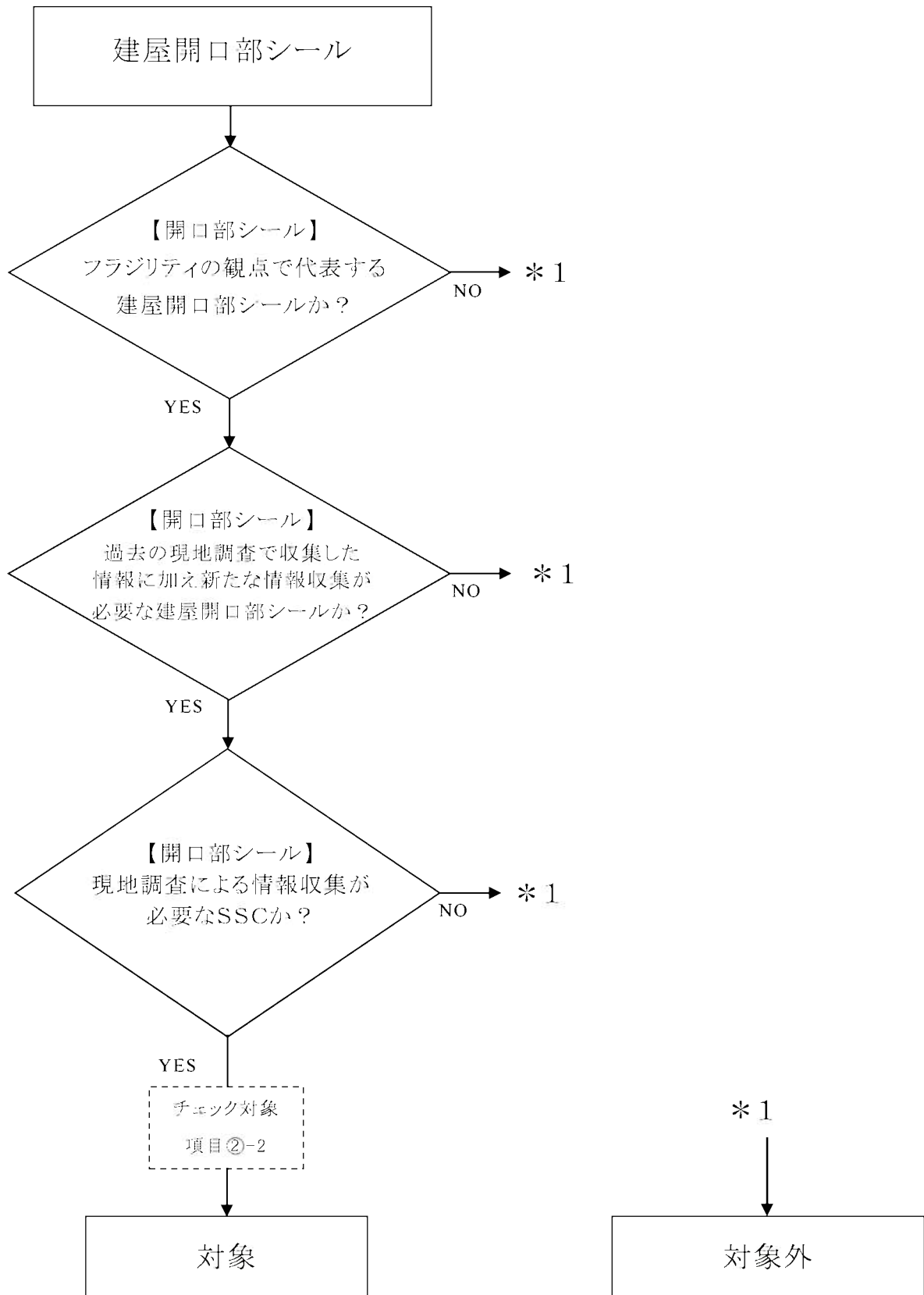
第3.1.3.4-1図 津波出力運転時レベルIPRAの評価フロー



第 3.1.3.4-2 図 プラントウォークダウン調査対象 SSC の選定フロー (1/3)



第 3.1.3.4-2 図 プラントワークダウン調査対象 SSC の選定フロー (2/3)



第 3.1.3.4-2 図 プラントウォークダウン調査対象 SSC の選定フロー (3/3)

川内原子力発電所 1号機 津波PRAプラントウォークダウンチェックシート

SSC種別: 津波防護設備、屋外設置のSSC、屋内設置のSSC、建屋開口部シール

機器番号: _____

設置建屋: _____

設置高さ: _____

[チェック対象項目]	要	否
① 津波防護設備の確認	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
②-1 SSCに影響を与える波力・漂流物衝突・洗掘の確認	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
②-2 建屋開口部シールの確認	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
③ 津波後のアクセス性及び現場操作の確認	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
④ 津波PRAで特別に考慮するモデル化の前提条件の確認	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

総合評価

実施日: _____

実施者: _____

第 3.1.3.4-3 図 津波出力運転時 PRA プラントウォークダウン チェックシート(1/4)

SSC名: _____

① 津波防護設備の確認

1. 津波防護設備の構造・設置状況が、津波PRAでの想定から大きく逸脱していない
- | | | | |
|--------------------------|--------------------------|--------------------------|--------------------------|
| Y | N | U | N/A |
| <input type="checkbox"/> | <input type="checkbox"/> | <input type="checkbox"/> | <input type="checkbox"/> |

② 影響を受ける可能性のあるSSCの確認

②-1 SSCに影響を与える波力・漂流物衝突・洗掘の確認

②-1-1 SSCに影響を与える波力の確認

1. 対象SSCが波力の影響を受けない位置にある、または対象SSCの周辺に、波力の影響を緩和する設備・建屋・構築物等がある
- | | | | |
|--------------------------|--------------------------|--------------------------|--------------------------|
| Y | N | U | N/A |
| <input type="checkbox"/> | <input type="checkbox"/> | <input type="checkbox"/> | <input type="checkbox"/> |

特記事項

波力の影響: (受ける 、 受けない)

波力を緩和する設備等 (壁・堰 、 建屋 、 その他 _____ 、 無し)

②-1-2 SSCに影響を与える漂流物衝突の確認

1. 対象SSCの周辺に漂流物となりうる物体が無い、または対象SSCの周辺に、漂流物の到達を阻害する設備・建屋・構築物等がある
- | | | | |
|--------------------------|--------------------------|--------------------------|--------------------------|
| Y | N | U | N/A |
| <input type="checkbox"/> | <input type="checkbox"/> | <input type="checkbox"/> | <input type="checkbox"/> |

特記事項

漂流物となりうる物体: (コンテナ 、 自動車 、 その他 _____ 、 無し)

漂流物の到達を阻害する設備等 (壁・堰 、 建屋 、 その他 _____ 、 無し)

②-1-3 SSCに影響を与える洗掘の確認

1. 対象SSCが設置されている基礎は洗掘の発生しない構造である、または対象SSCの周辺に、津波流速の緩和等により洗掘の発生を阻害する設備・建屋・構築物等がある
- | | | | |
|--------------------------|--------------------------|--------------------------|--------------------------|
| Y | N | U | N/A |
| <input type="checkbox"/> | <input type="checkbox"/> | <input type="checkbox"/> | <input type="checkbox"/> |

特記事項

洗掘の影響: (発生する 、 発生しない)

洗掘の発生を阻害する設備等: (壁・堰 、 建屋 、 その他 _____ 、 無し)

(記号の説明) Y: YES, N: NO, U: 調査不可, N/A: 対象外

津波-2

第 3.1.3.4-3 図 津波出力運転時 PRA プラントウォークダウン チェックシート(2/4)

SSC名: _____

②-1-4 評価前提条件の確認(波力・漂流物衝突・洗掘の影響を受けるSSC)

	Y	N	U	N/A
1. 対象SSCの構造図と相違点はない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 基礎ボルト(又は設置面溶接部)、及び支持構造物に外見上の異常(腐食・亀裂等)は無い(ボルトの場合は締め付けについても確認)	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
3. 対象SSC周辺の配管に外見上の異常(腐食・亀裂等)は無い	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

②-2 建屋開口部シールの確認

	Y	N	U	N/A
1. 対象建屋開口部シールに外見上の異常(腐食・亀裂等)は無い	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 対象SSCが波力の影響を受けない位置にある、または対象SSCの周辺に、波力の影響を緩和する設備・建屋・構築物等がある	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

特記事項

波力の影響: (受ける 、 受けない)

波力を緩和する設備等 (壁・堰 、 建屋 、 その他 _____ 、 無し)

3. 対象SSCの周辺に漂流物となりうる物体が無い、または対象SSCの周辺に、漂流物の到達を阻害する設備・建屋・構築物等がある	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
---	--------------------------	--------------------------	--------------------------	--------------------------

特記事項

漂流物となりうる物体: (コンテナ 、 自動車 、 その他 _____ 、 無し)

漂流物の到達を阻害する設備等 (壁・堰 、 建屋 、 その他 _____ 、 無し)

(記号の説明) Y: YES, N: NO, U: 調査不可, N/A: 対象外

津波-3

第 3.1.3.4-3 図 津波出力運転時 PRA プラントウォークダウン チェックシート(3/4)

SSC名: _____

③ 津波後のアクセス性及び現場操作の確認

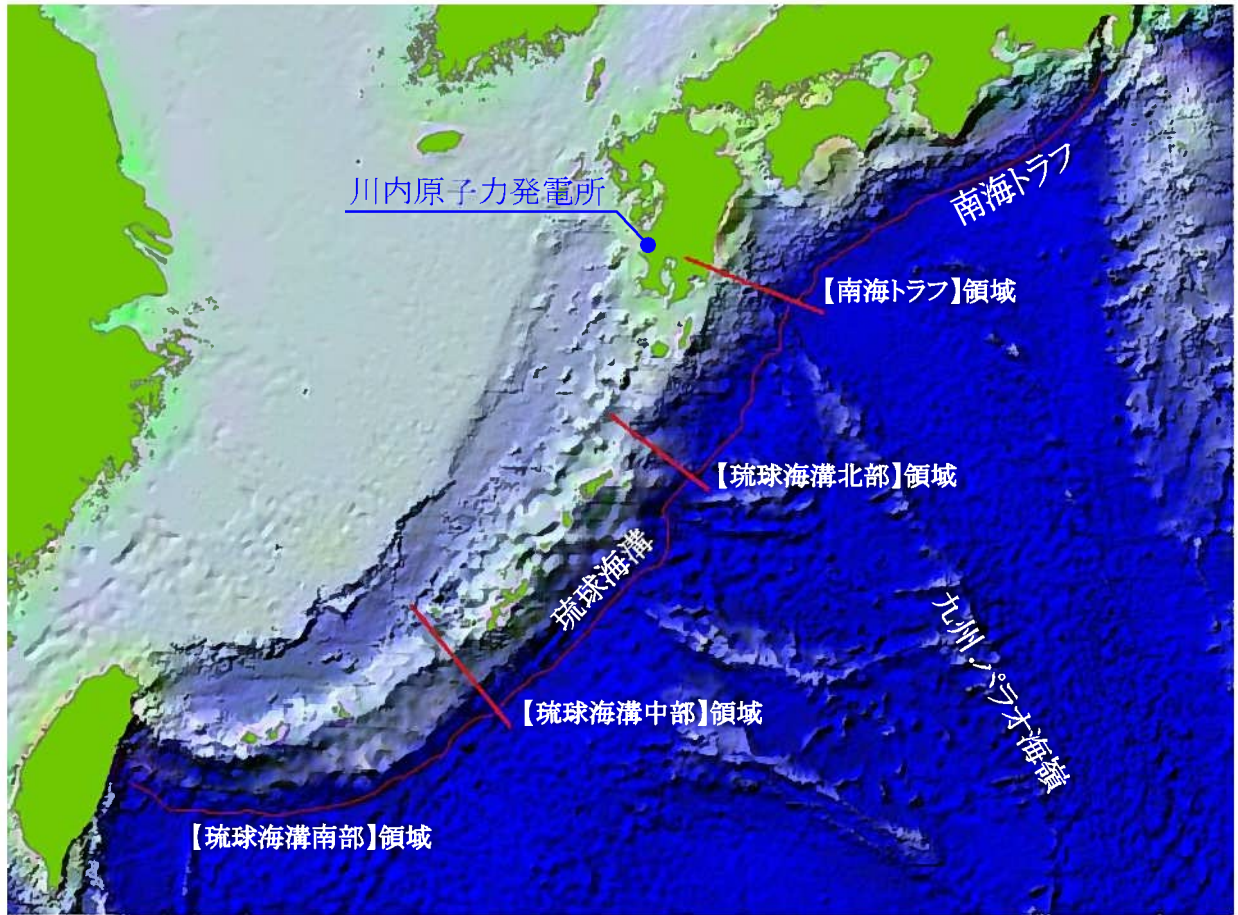
	Y	N	U	N/A
1. 対象SSCの識別が可能である	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 津波の影響(波力や漂流物衝突等)により、対象SSCへのアクセスルートが塞がれる可能性は無い	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
3. 現場での操作が可能である	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
4. 操作のための場所が確保できている	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
5. SSCの作動状態が確認できる	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

④ 津波PRAで特別に考慮するモデル化の前提条件の確認

	Y	N	U	N/A
1. モデル化の前提条件が適切である	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

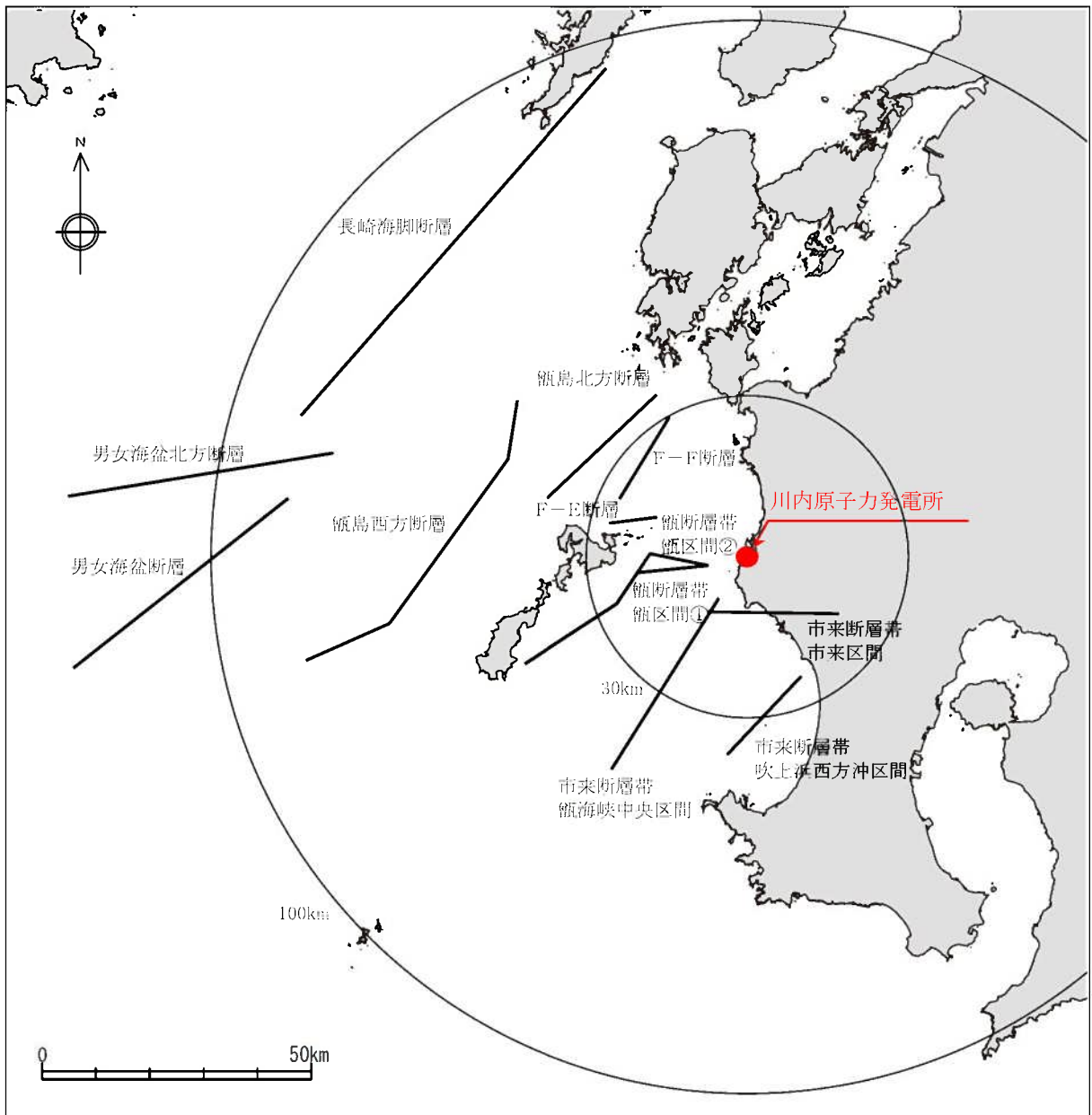
津波PRAで特別に考慮するモデル化の前提条件
前提条件:
確認結果:

(記号の説明) Y: YES, N: NO, U: 調査不可, N/A: 対象外

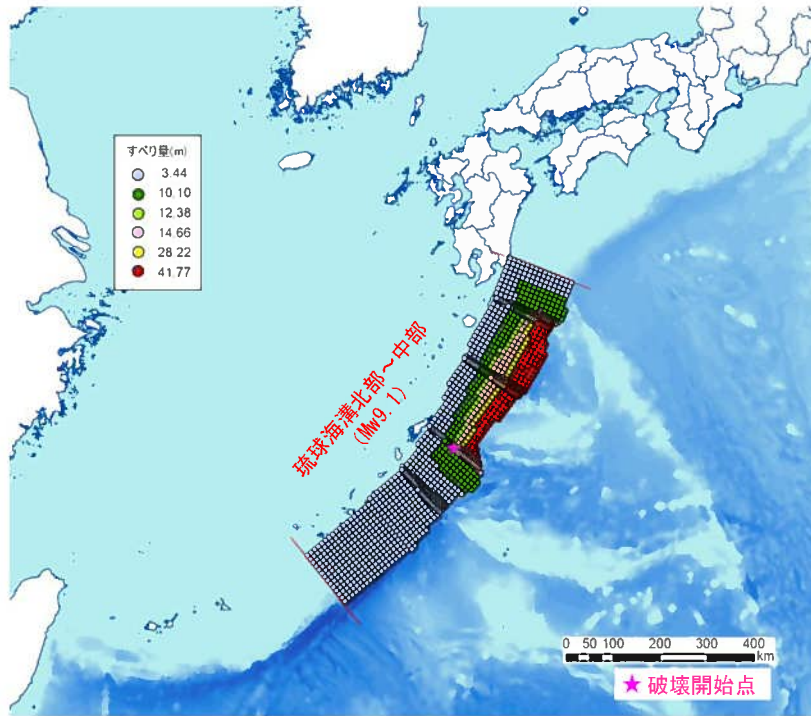


©ESRI, NOAA NGDC

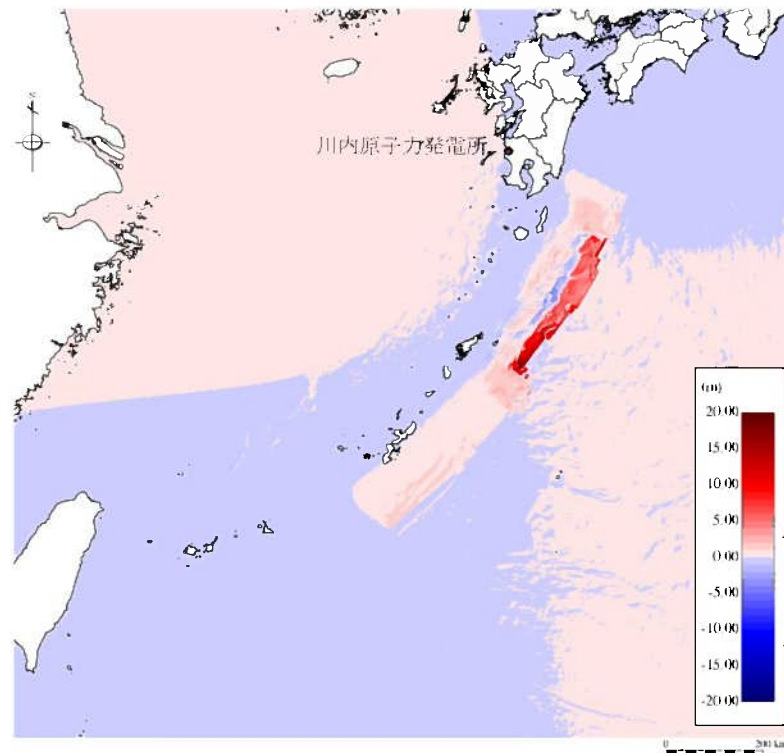
第 3.1.3.4-4 図 各波源の位置(プレート間地震)



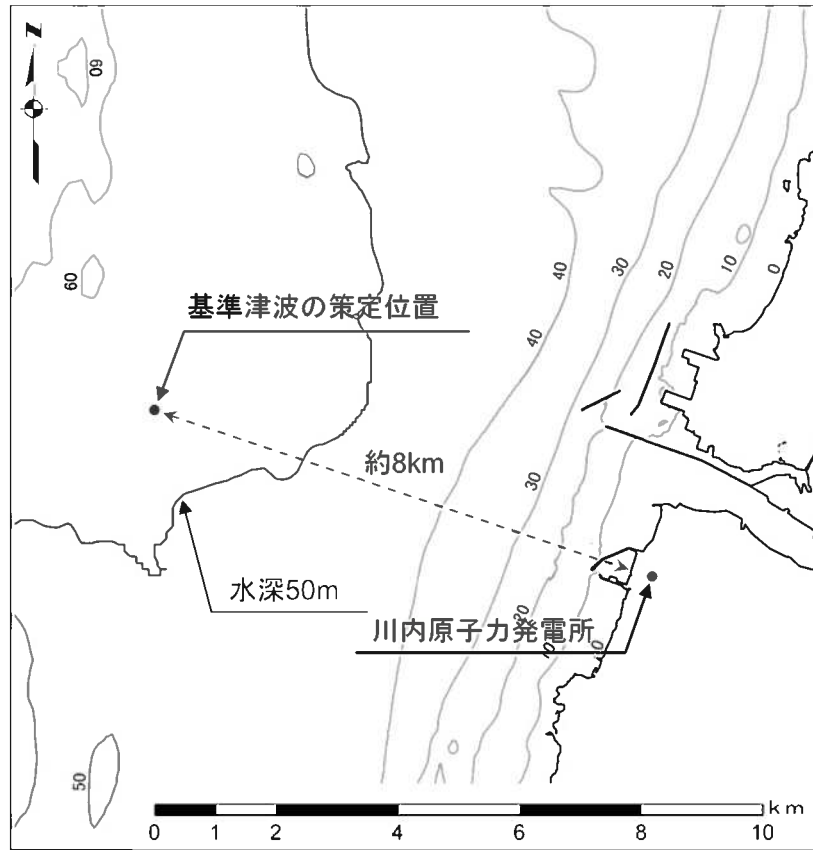
第 3.1.3.4-5 図 各波源の位置 (海域活断層による地殻内地震)



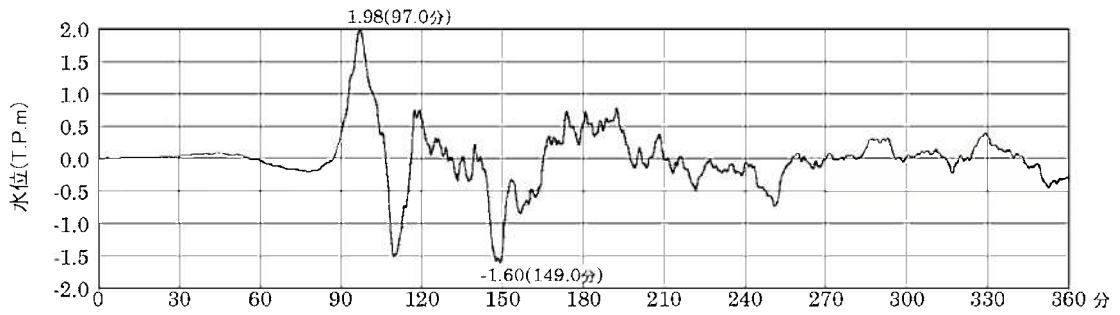
第 3.1.3.4-6 図 基準津波の波源モデル



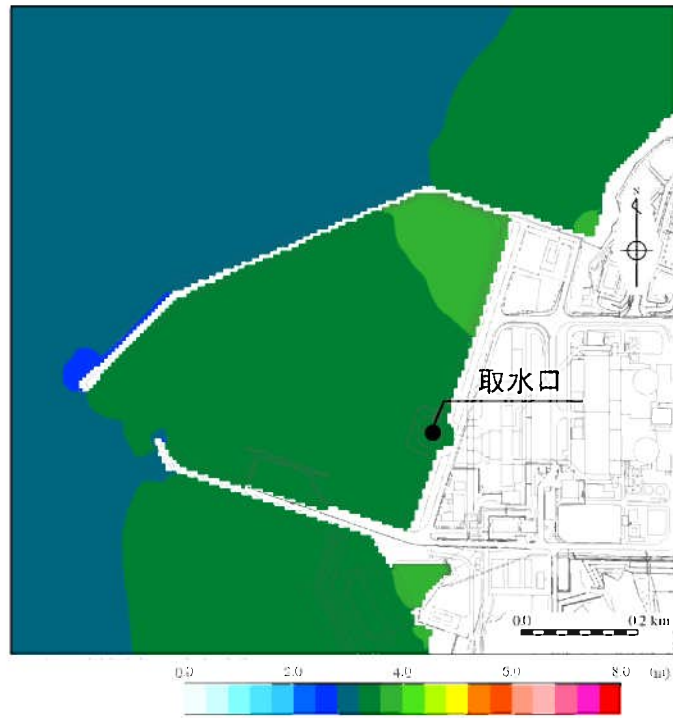
第 3.1.3.4-7 図 基準津波の地盤変動量分布



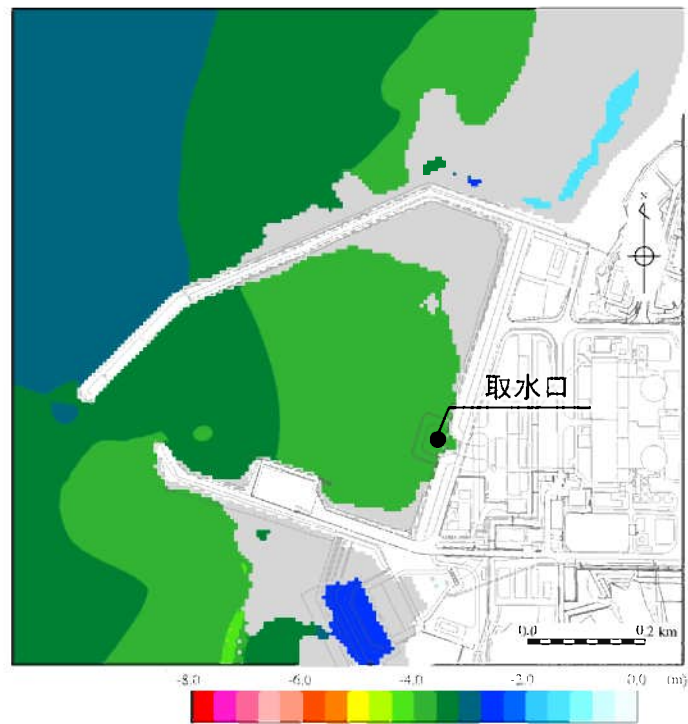
第 3.1.3.4-8 図 基準津波の策定位置



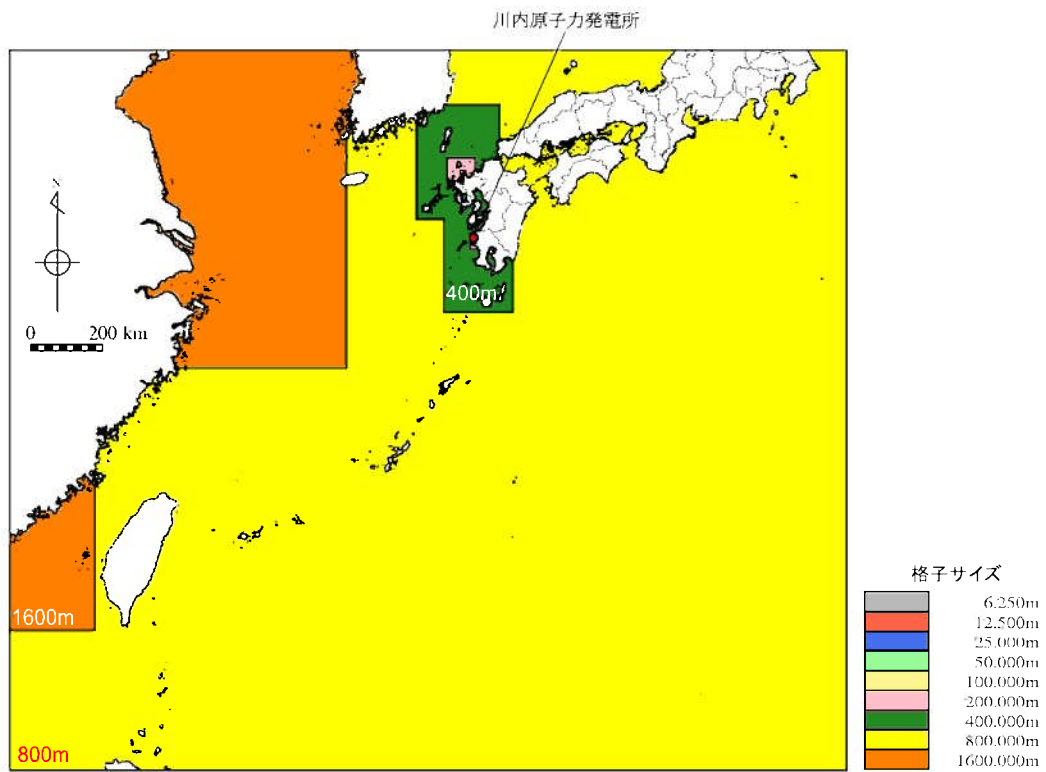
第 3.1.3.4-9 図 基準津波の時刻歴波形 (初期潮位: T.P. ± 0.00m)



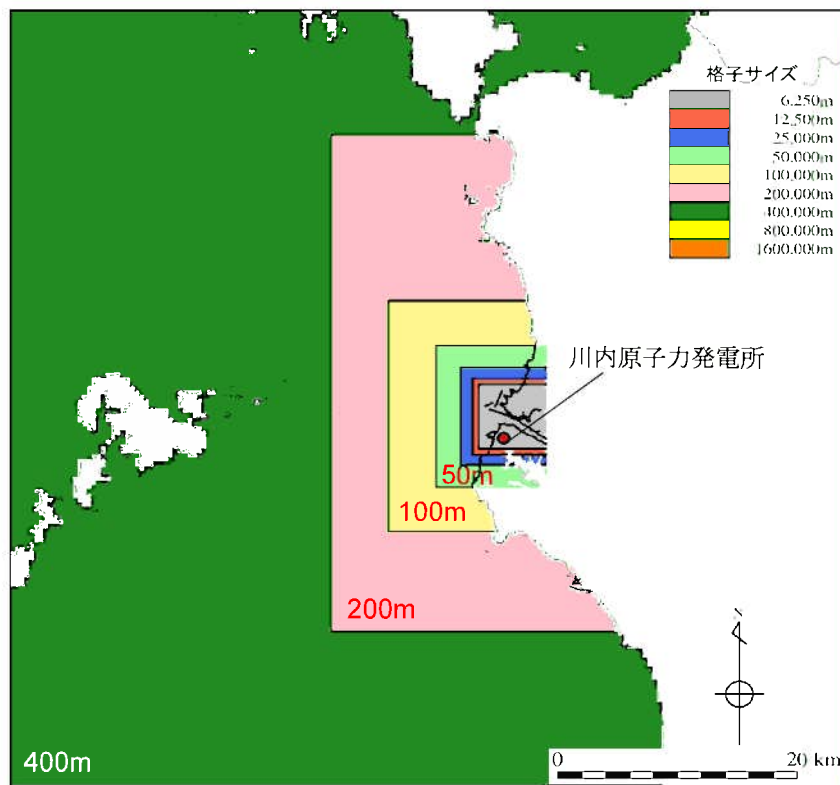
第 3.1.3.4-10 図 基準津波の最大水位上昇量分布(初期潮位: T.P. ± 0.00m) (1/2)



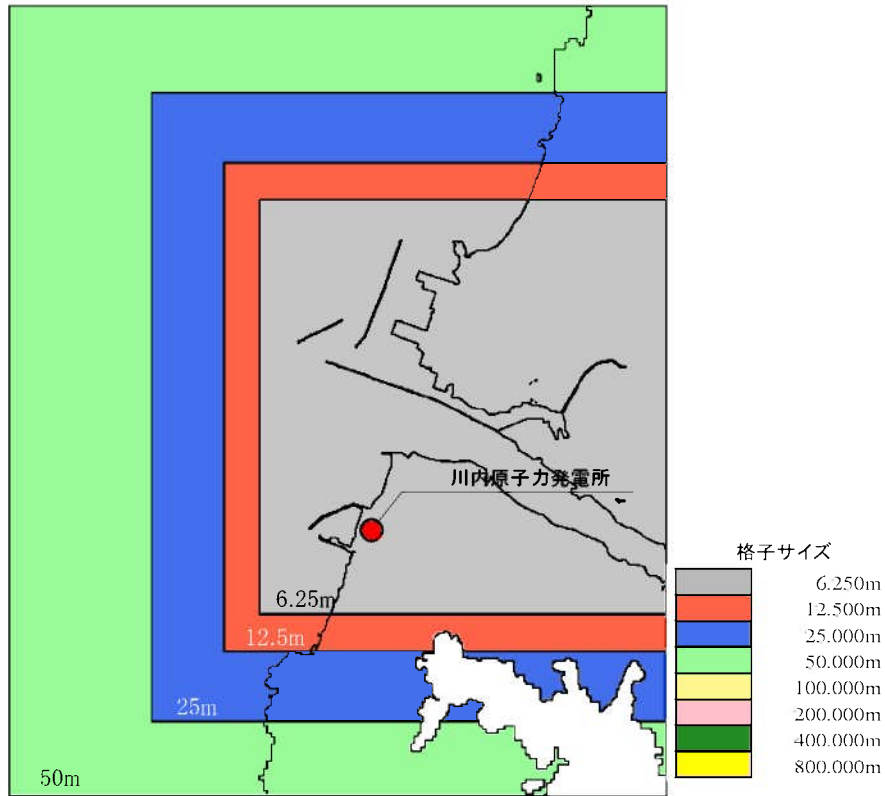
第 3.1.3.4-10 図 基準津波の最大水位下降量分布(初期潮位: T.P. ± 0.00m) (2/2)



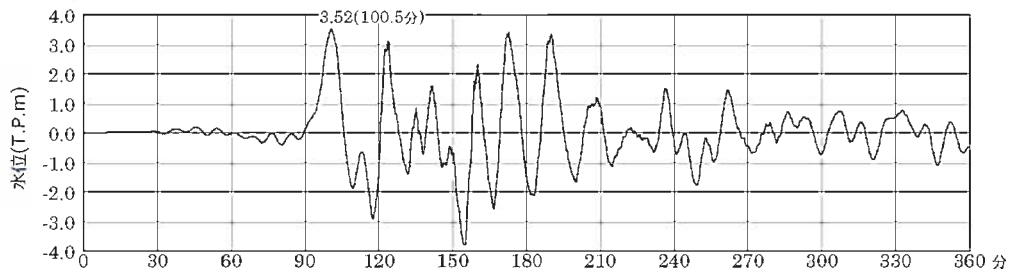
第 3.1.3.4-11 図 計算領域全体の計算格子分割(プレート間地震) (1/3)



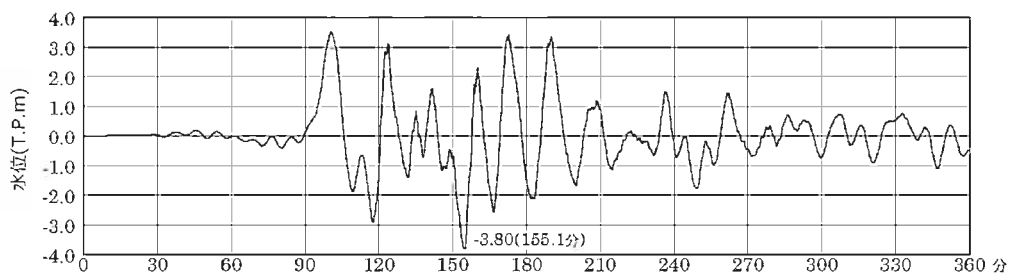
第 3.1.3.4-11 図 敷地前面海域の計算格子分割(プレート間地震) (2/3)



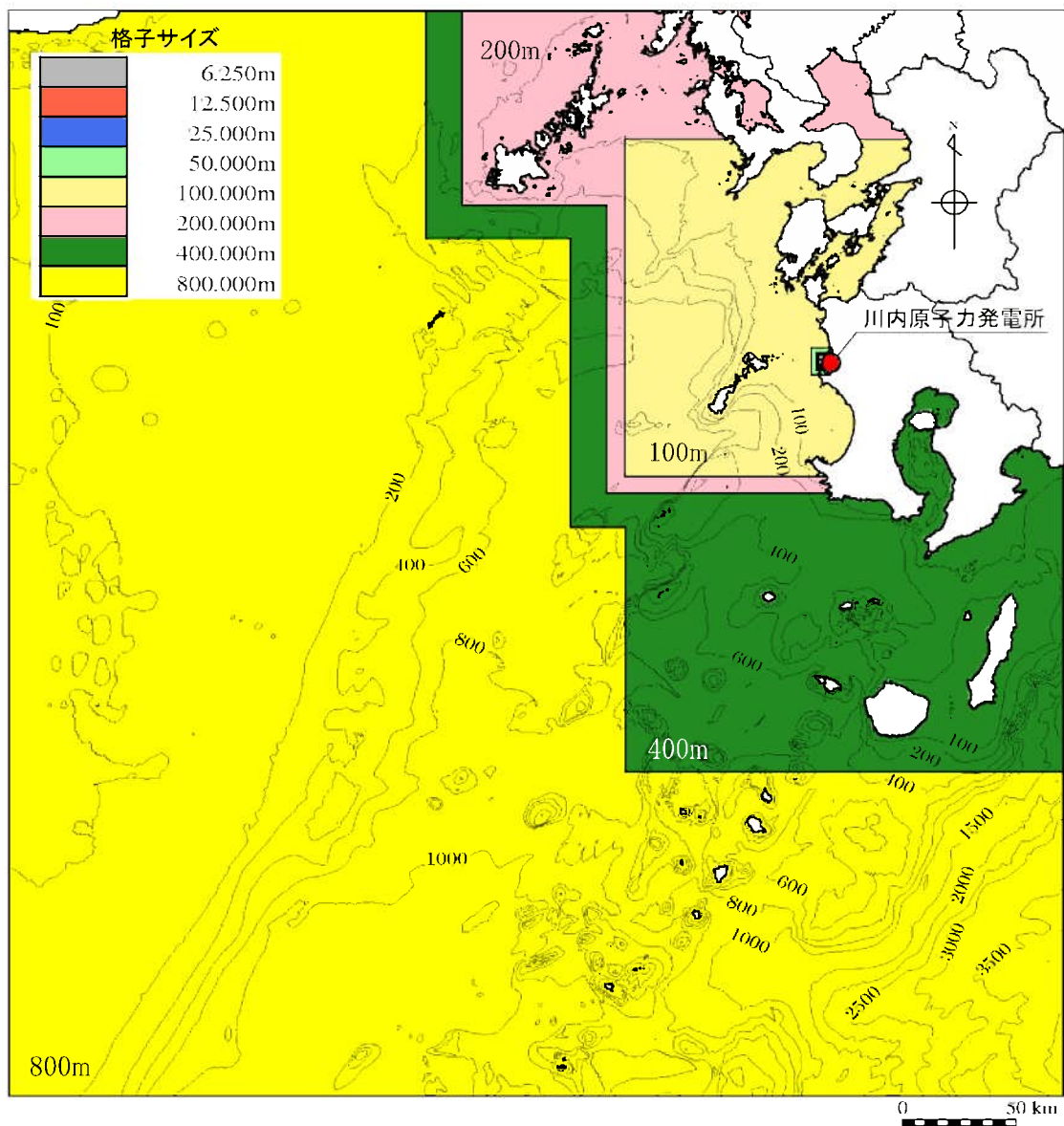
第 3.1.3.4-11 図 敷地近傍海域の計算格子分割(プレート間地震) (3/3)



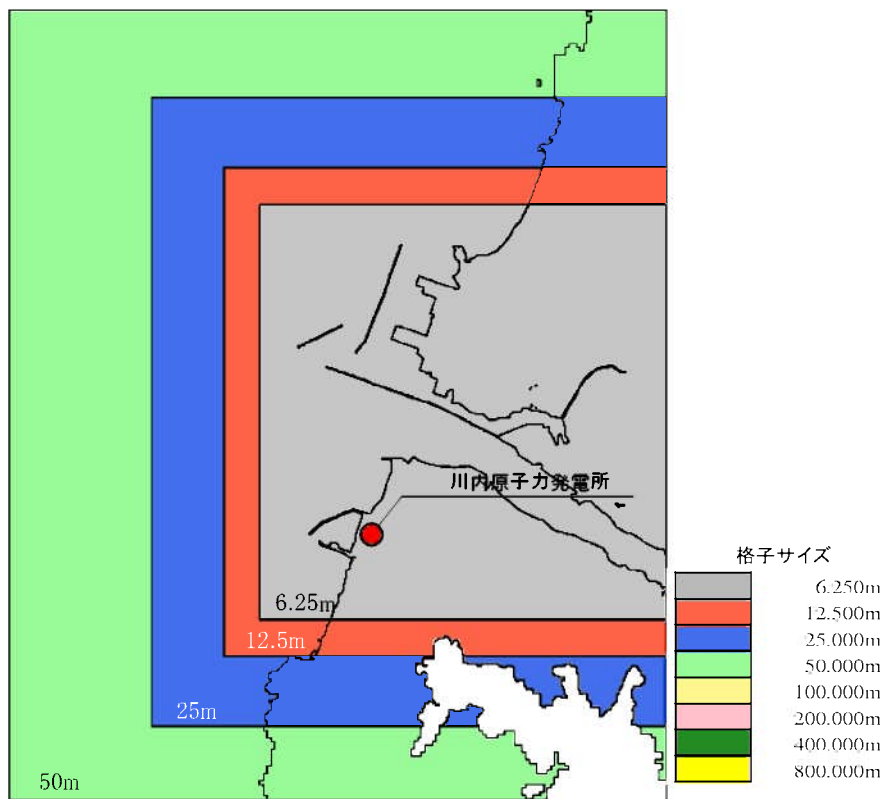
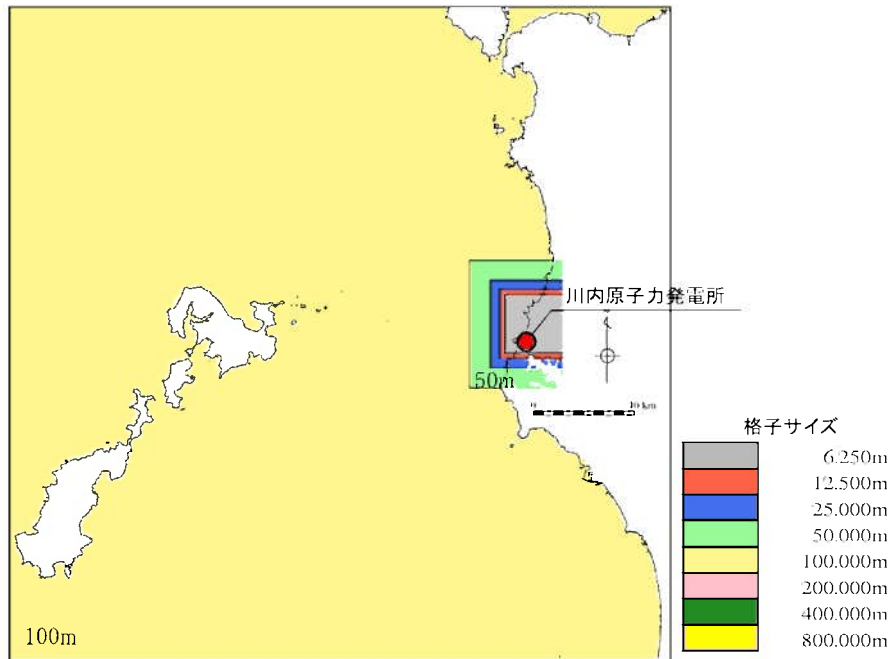
第 3.1.3.4-12 図 琉球海溝におけるプレート間地震(Mw9.1)に伴う津波の時刻歴波形
(上昇側) (1/2)

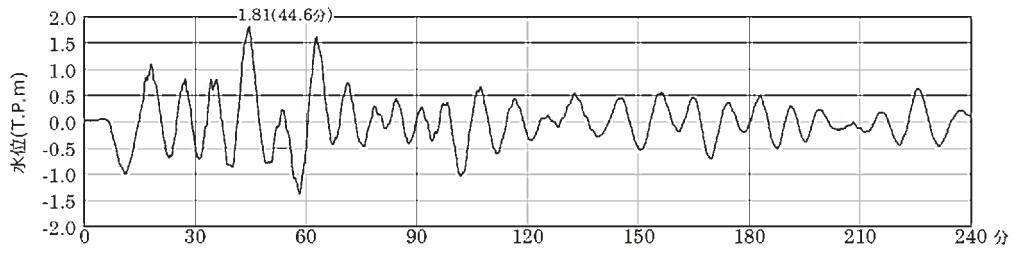


第 3.1.3.4-12 図 琉球海溝におけるプレート間地震(Mw9.1)に伴う津波の時刻歴波形
(下降側) (2/2)

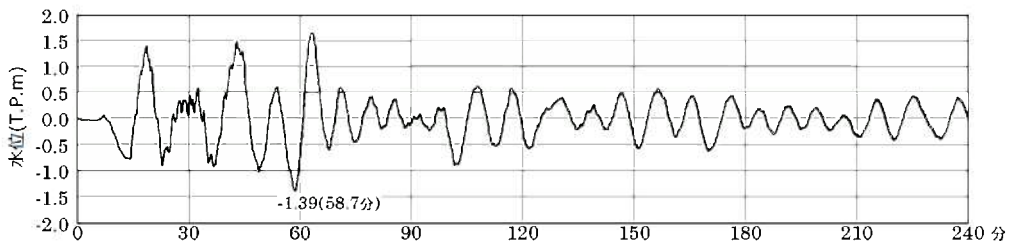


第 3.1.3.4-13 図 計算領域全体の計算格子分割
(海域活断層による地殻内地震) (1/3)

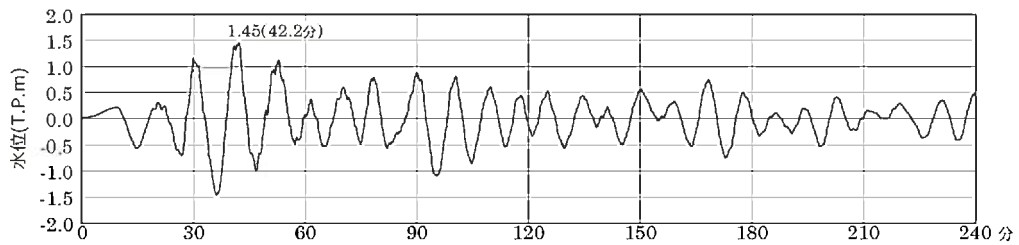




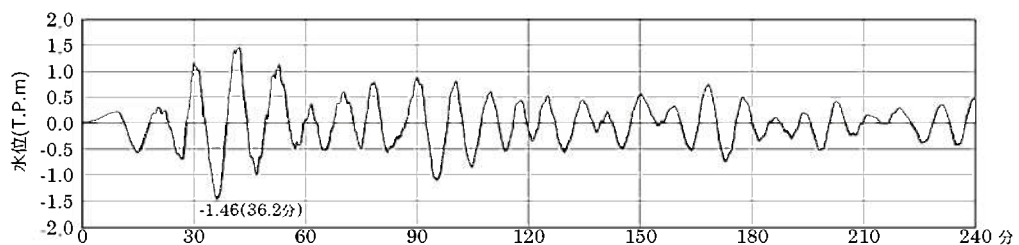
第 3.1.3.4-14 図 甌断層帯甌区間による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(上昇側) (1/2)



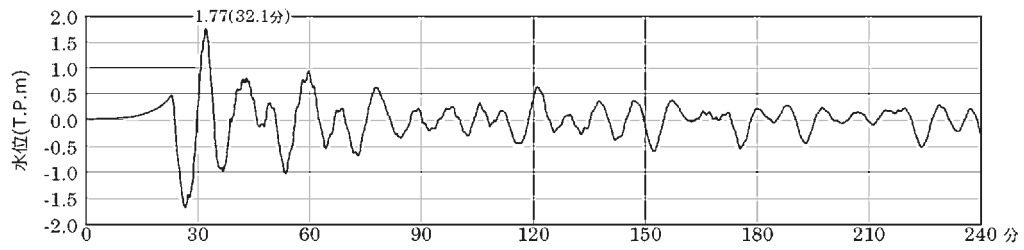
第 3.1.3.4-14 図 甌断層帯甌区間による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(下降側) (2/2)



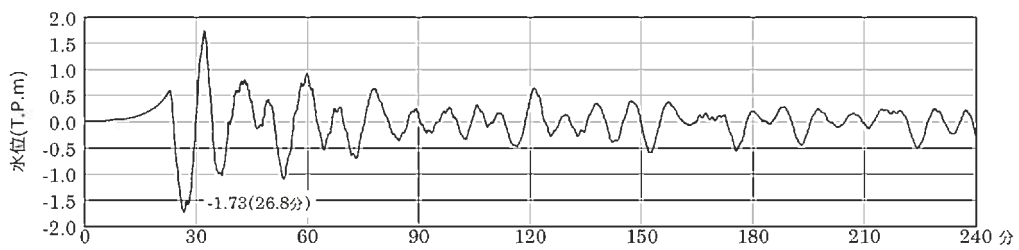
第 3.1.3.4-15 図 市来断層帯甌海峡中央区間による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(上昇側) (1/2)



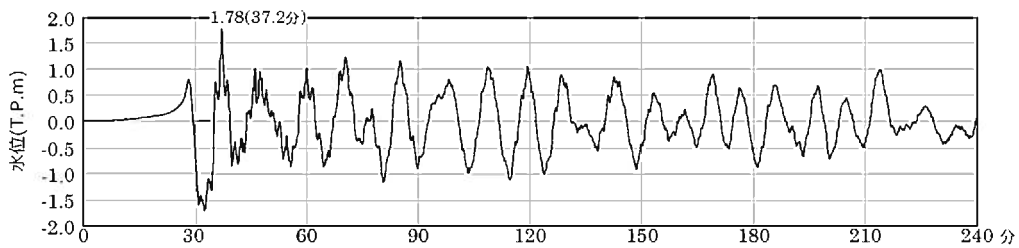
第 3.1.3.4-15 図 市来断層帯甌海峡中央区間による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(下降側) (2/2)



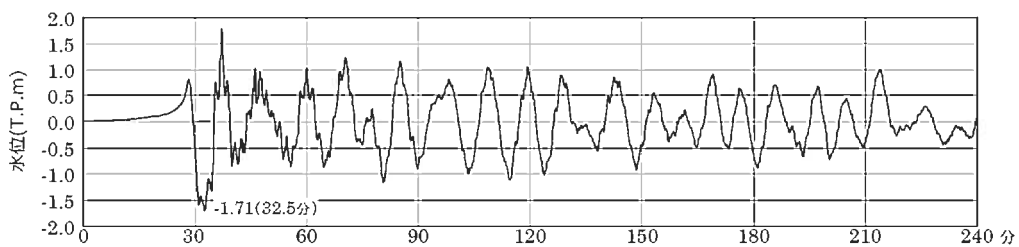
第 3.1.3.4-16 図 甕島北方断層による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(上昇側) (1/2)



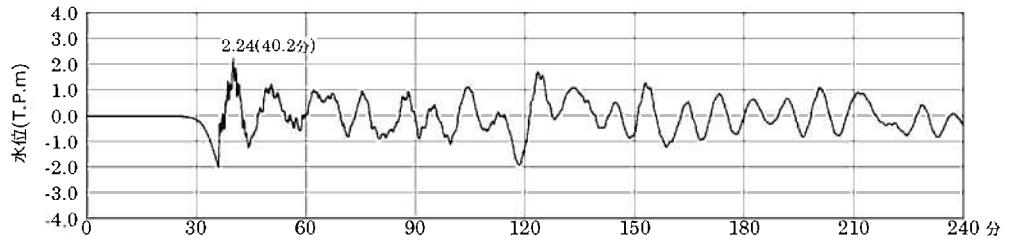
第 3.1.3.4-16 図 甕島北方断層による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(下降側) (2/2)



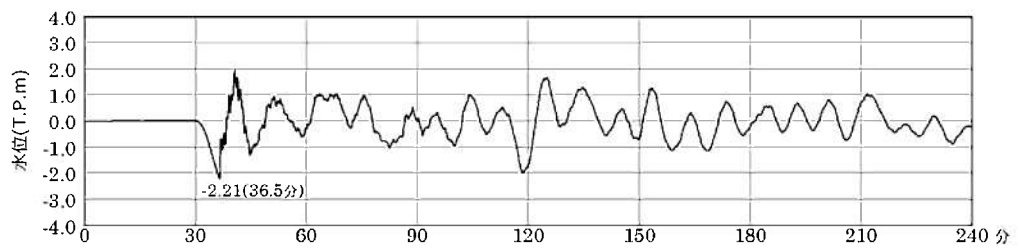
第 3.1.3.4-17 図 甕島西方断層による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(上昇側) (1/2)



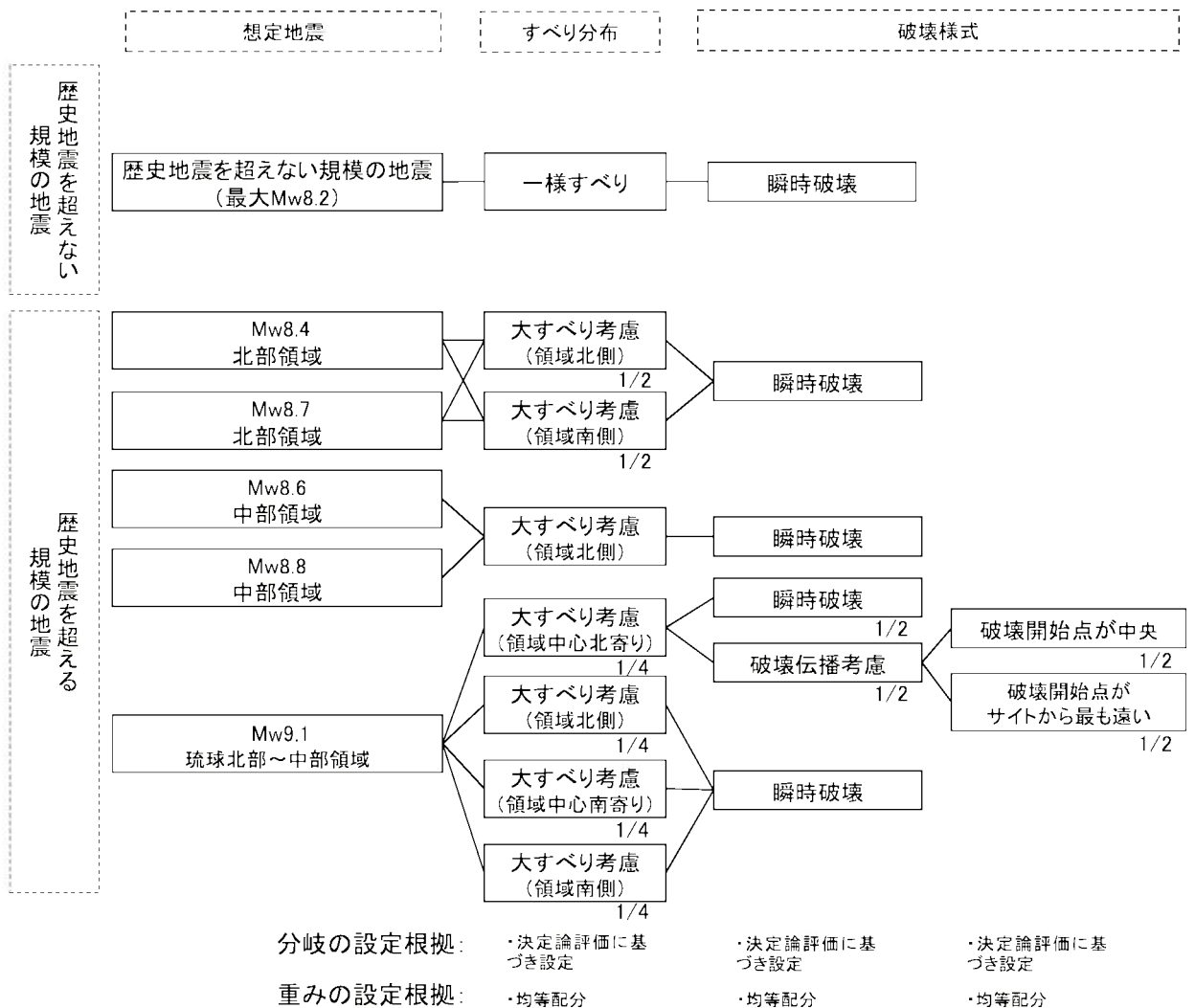
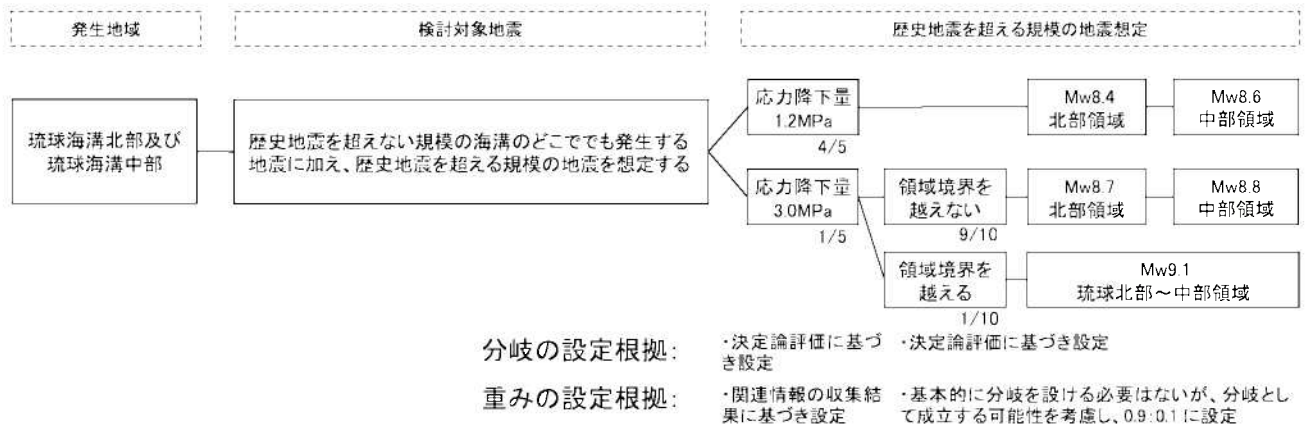
第 3.1.3.4-17 図 甕島西方断層による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(下降側) (2/2)



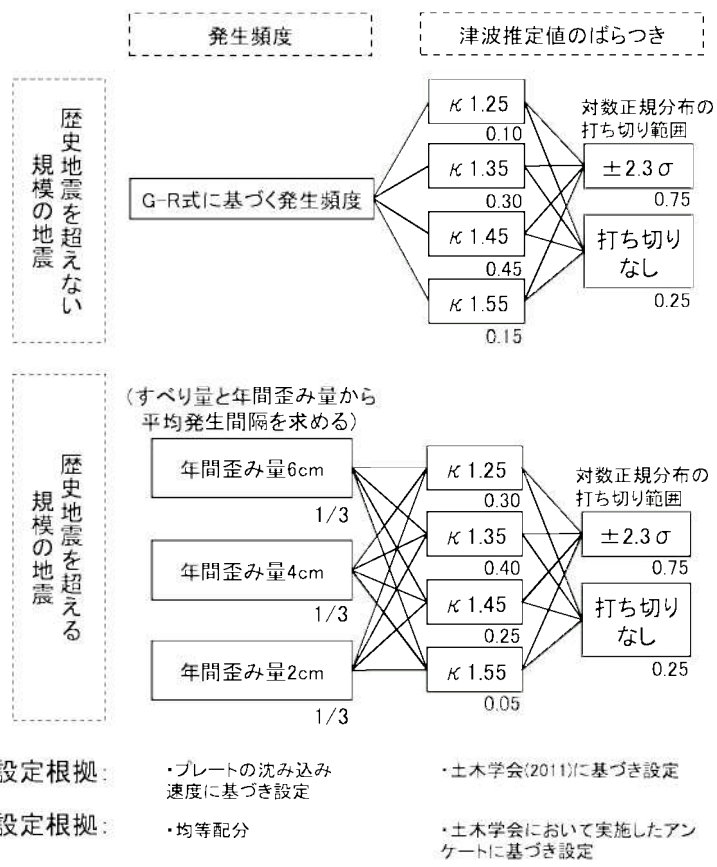
第 3.1.3.4-18 図 長崎海脚断層による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(上昇側) (1/2)



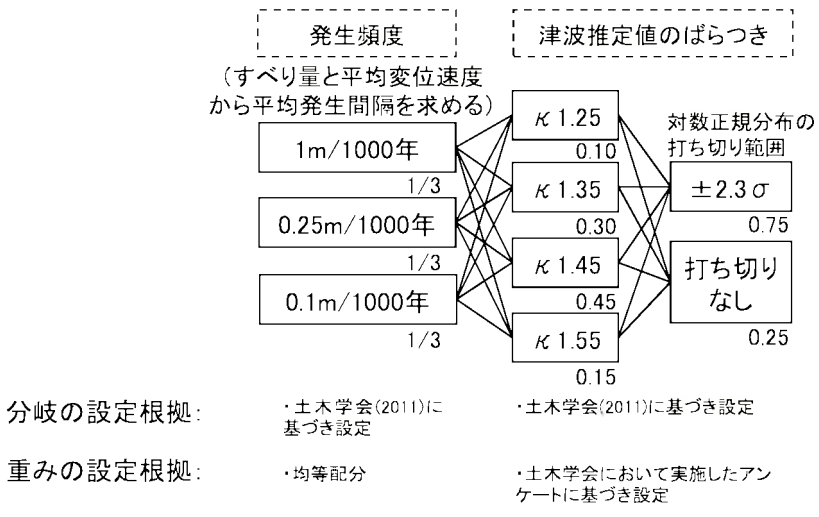
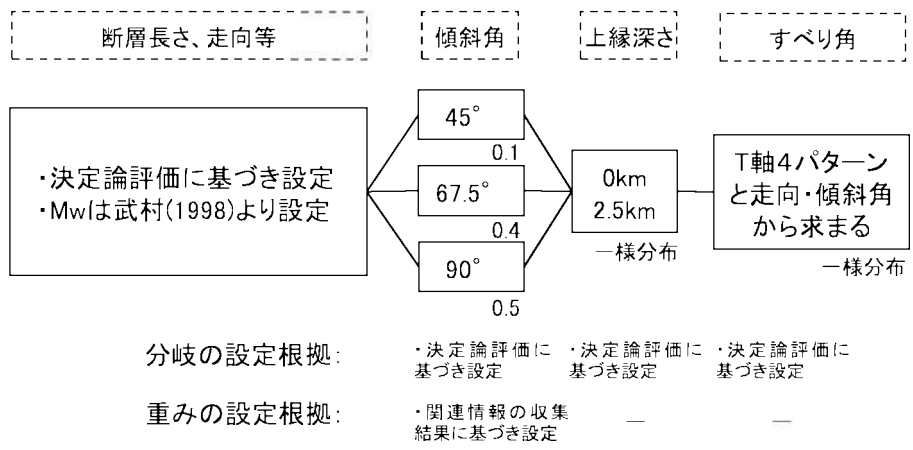
第 3.1.3.4-18 図 長崎海脚断層による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(下降側) (2/2)



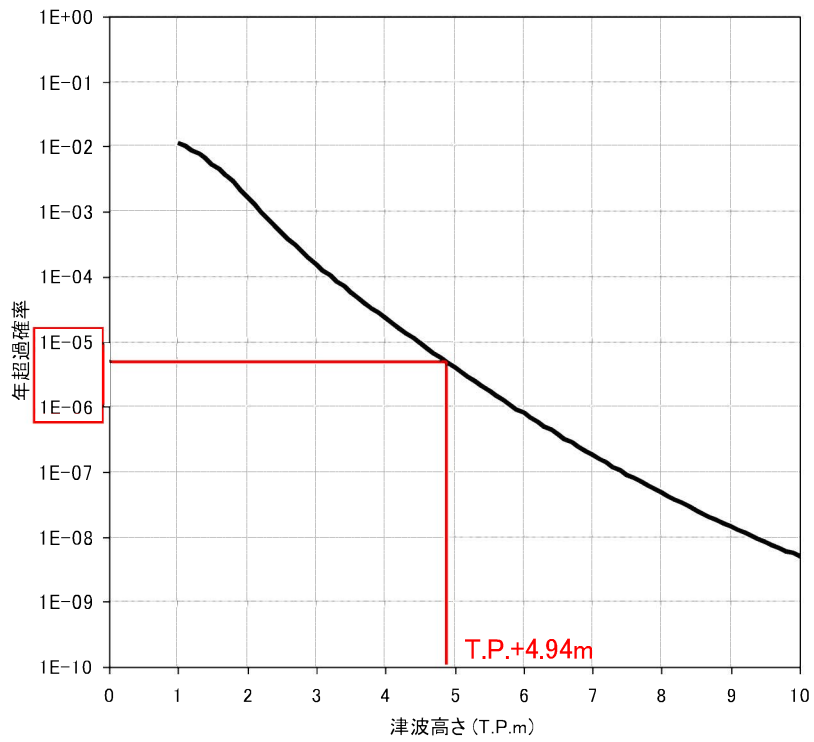
第 3.1.3.4-19 図 プレート間地震を波源とするロジックツリー (1/2)



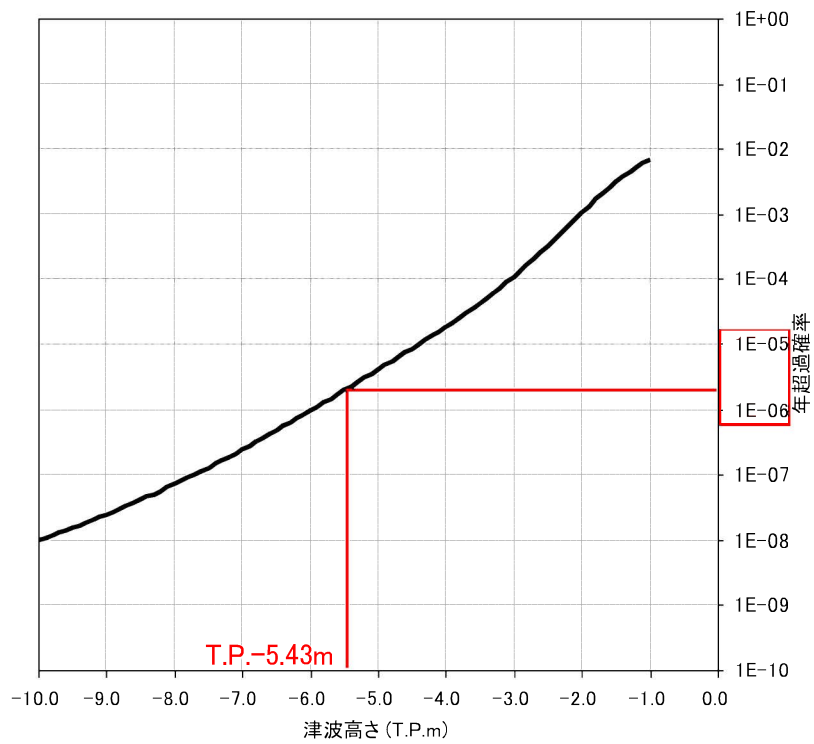
第 3.1.3.4-19 図 プレート間地震を波源とするロジックツリー (2/2)



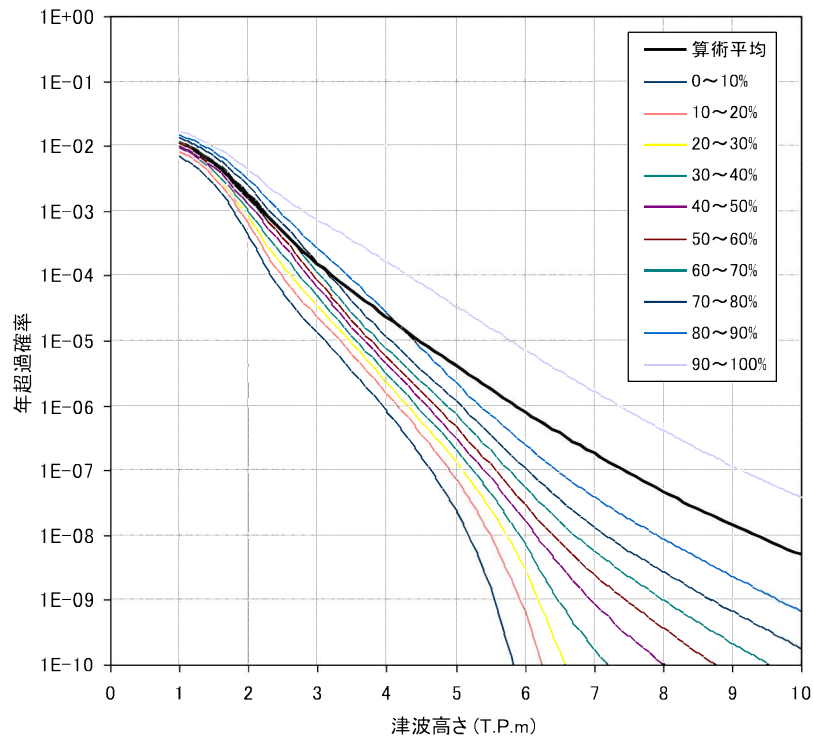
第 3.1.3.4-20 図 海域活断層による地殻内地震を波源とするロジックツリー



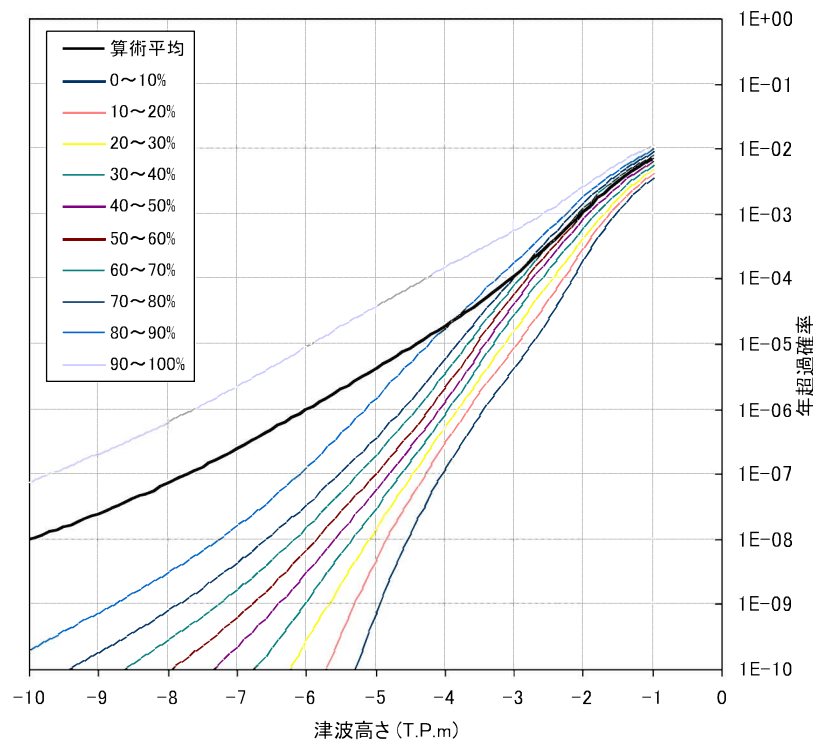
第 3.1.3.4-21 図 取水口位置における津波ハザード曲線 (1/2)



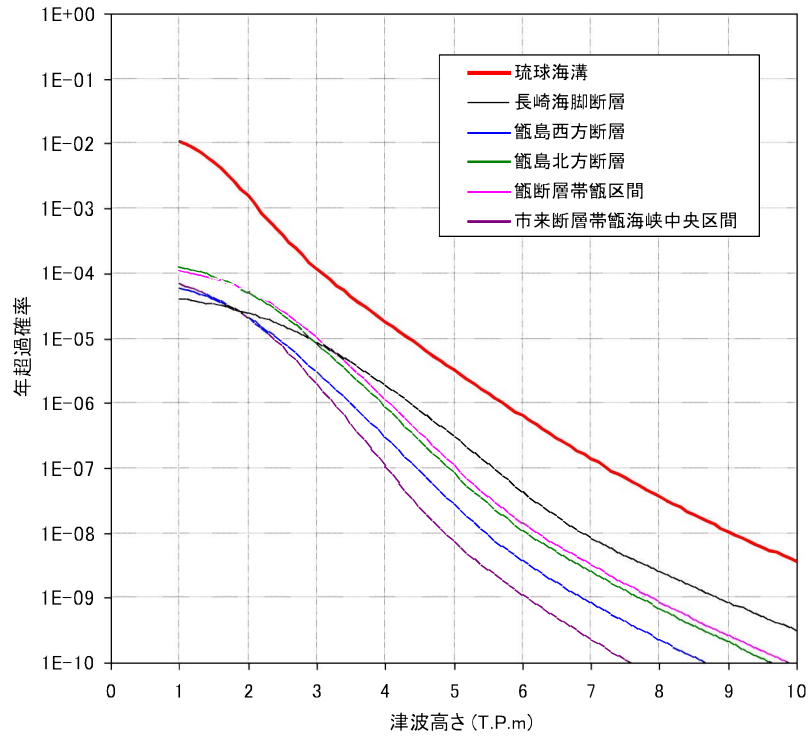
第 3.1.3.4-21 図 取水口位置における津波ハザード曲線 (2/2)



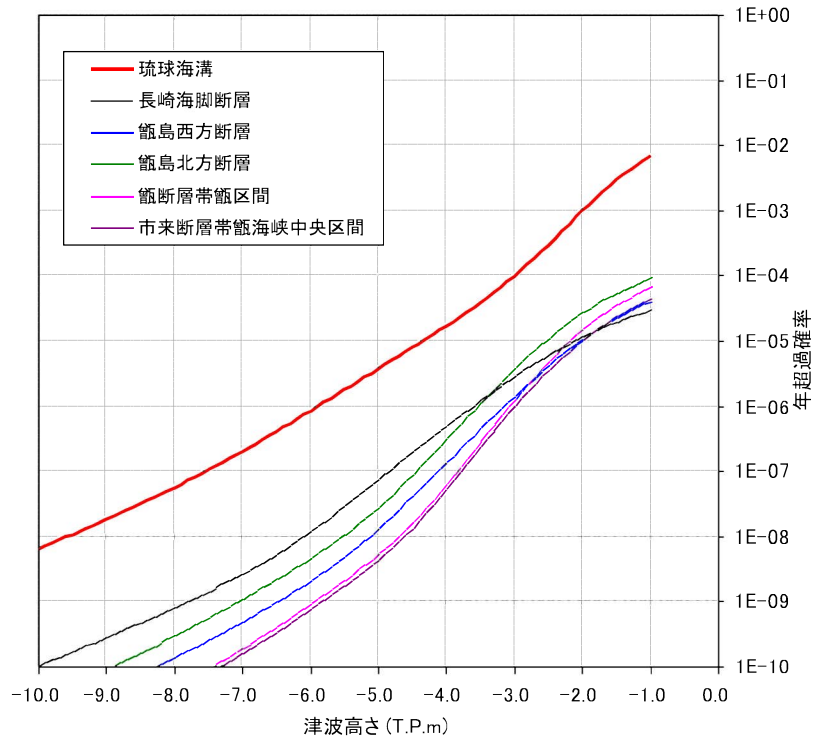
第 3.1.3.4-22 図 取水口位置におけるフラクタルハザード曲線 (1/2)



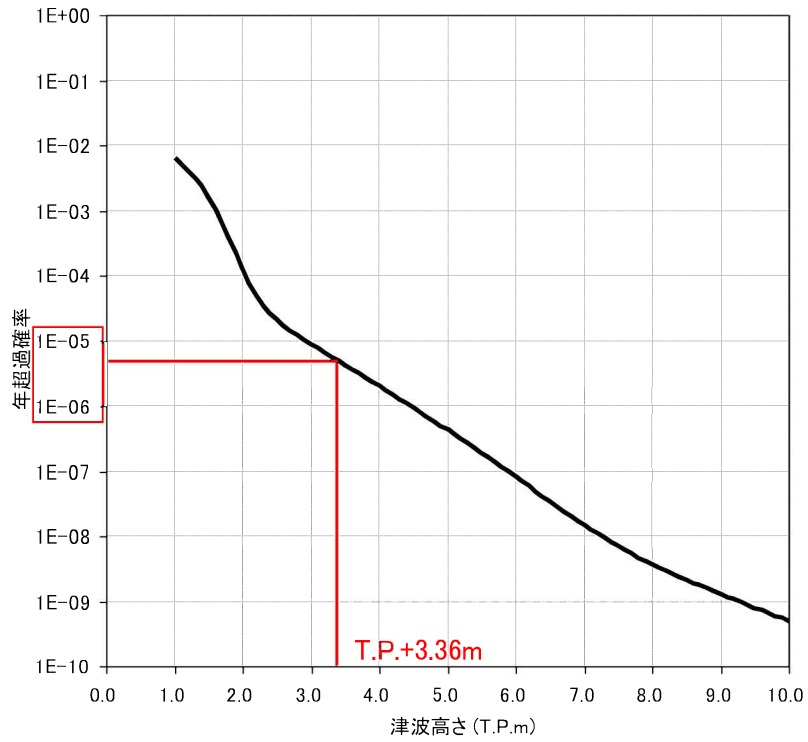
第 3.1.3.4-22 図 取水口位置におけるフラクタルハザード曲線 (2/2)



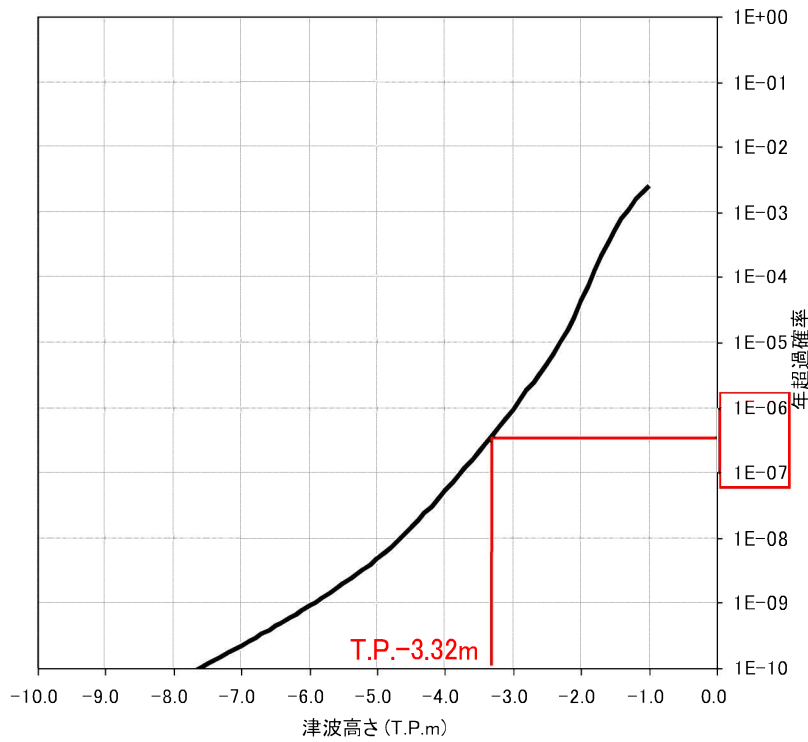
第 3.1.3.4-23 図 取水口位置における波源ごとの寄与度 (1/2)



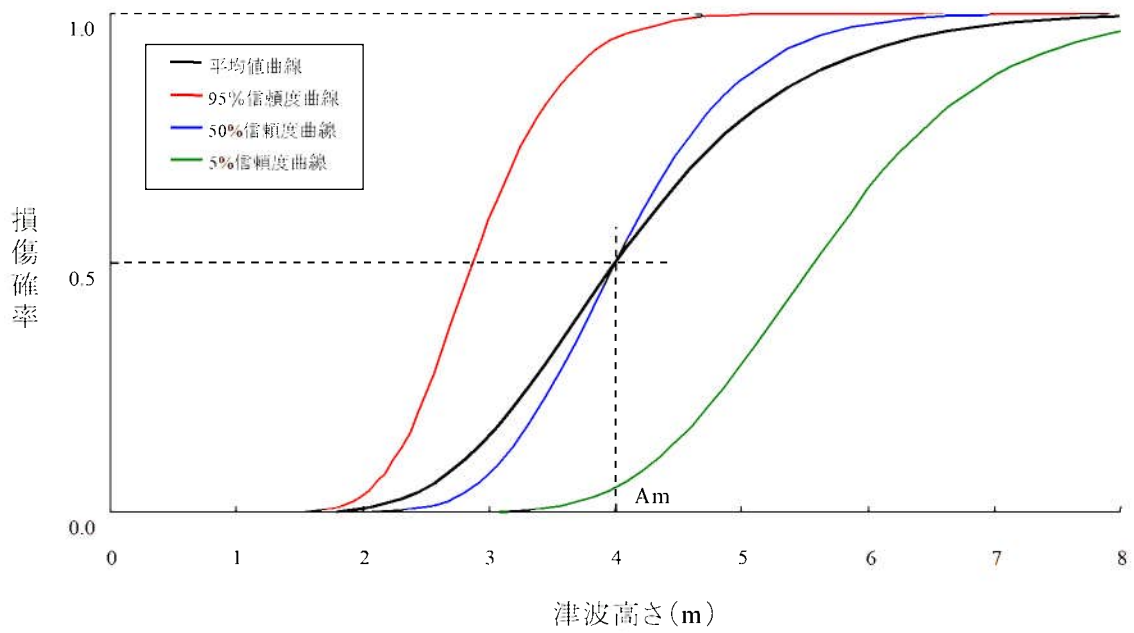
第 3.1.3.4-23 図 取水口位置における波源ごとの寄与度 (2/2)



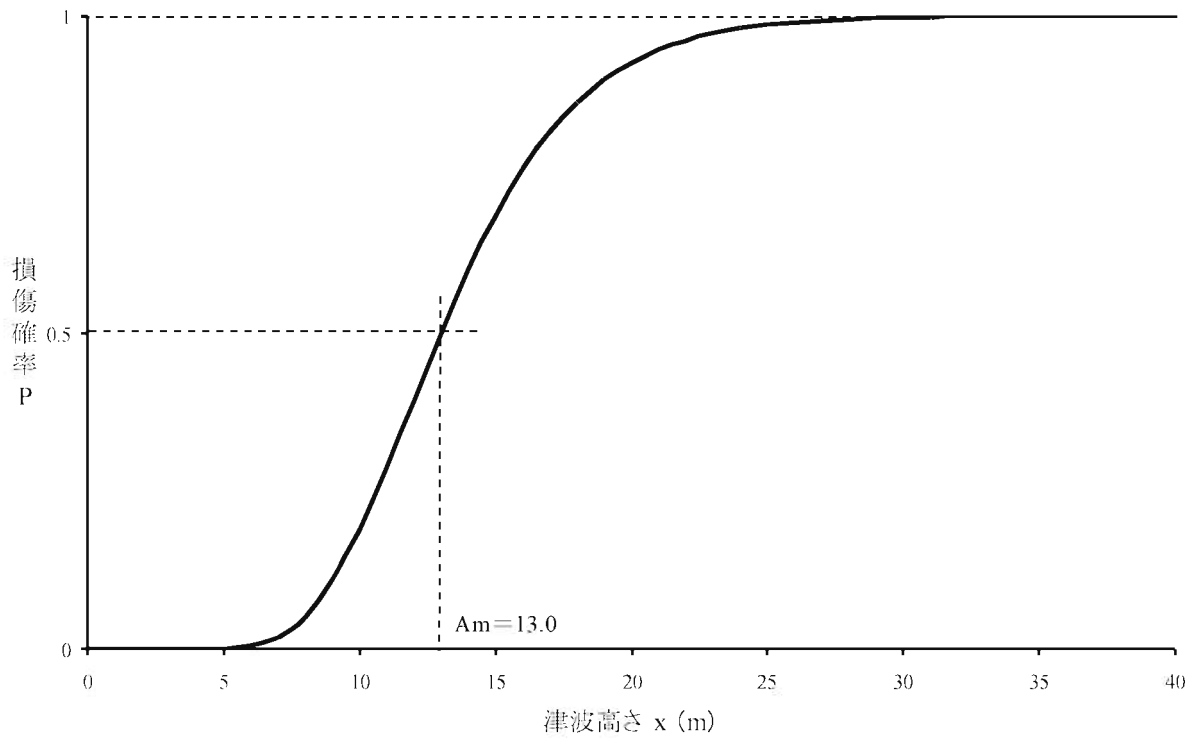
第 3.1.3.4-24 図 基準津波の策定位置における津波ハザード曲線 (1/2)



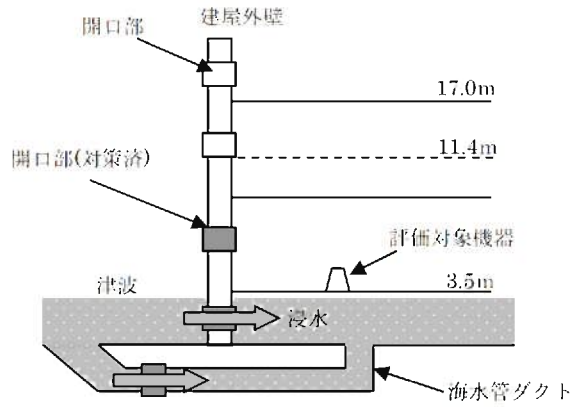
第 3.1.3.4-24 図 基準津波の策定位置における津波ハザード曲線 (2/2)



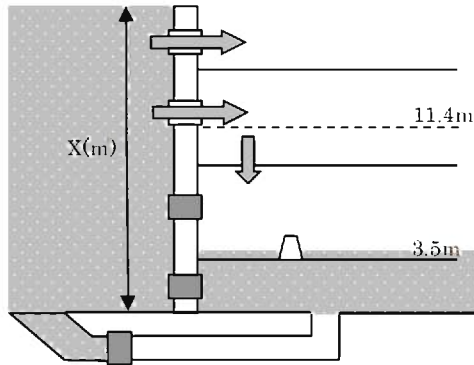
第 3.1.3.4-25 図 信頼度に応じた fragility 曲線のイメージ



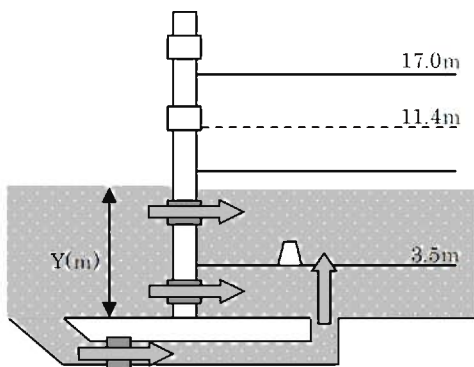
第 3.1.3.4-26 図 フラジリティ曲線(屋外:設置高さ EL.+13.0m)



(1) : 波高が機器設置高さより低い場合は、シールの損傷有無に係らず、機器は損傷しない

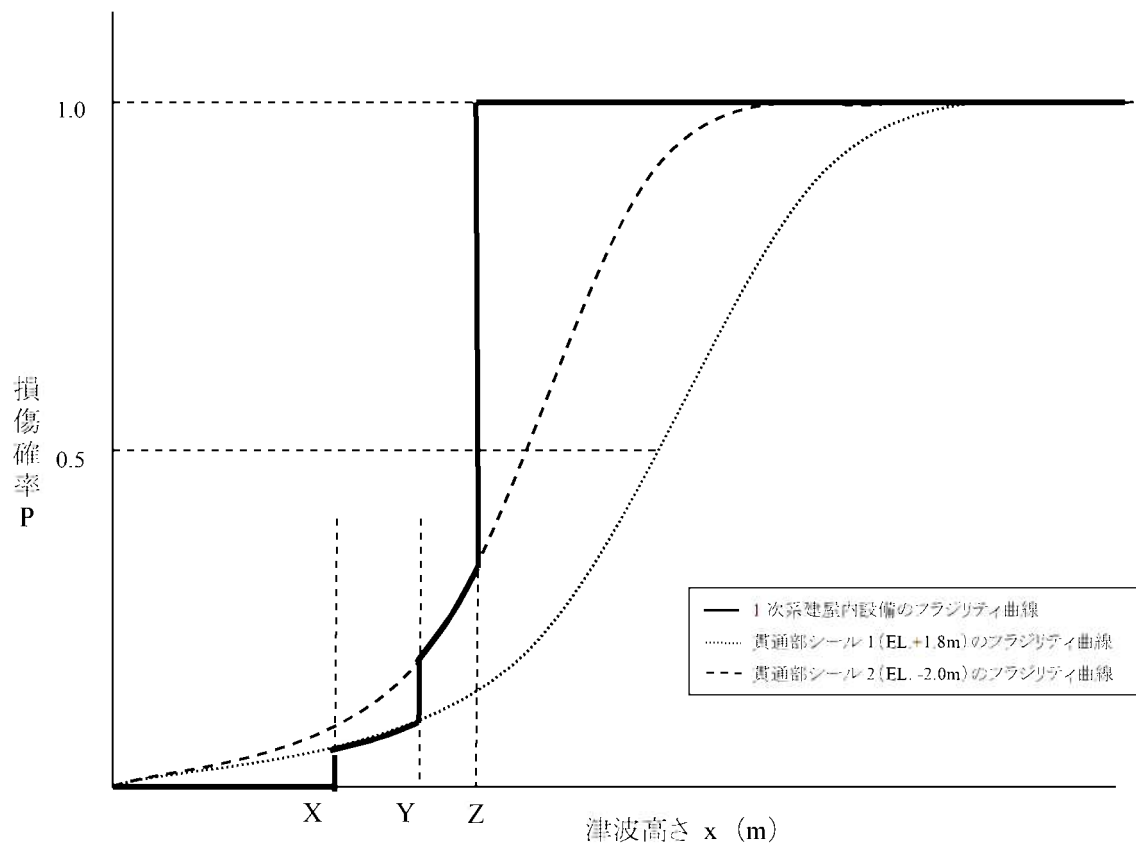


(2) : シールが損傷しない場合でも波高がシールのない EL 以上（ここでは $X > 11.4$ メートル）になると機器の水没に至る水量が流入する

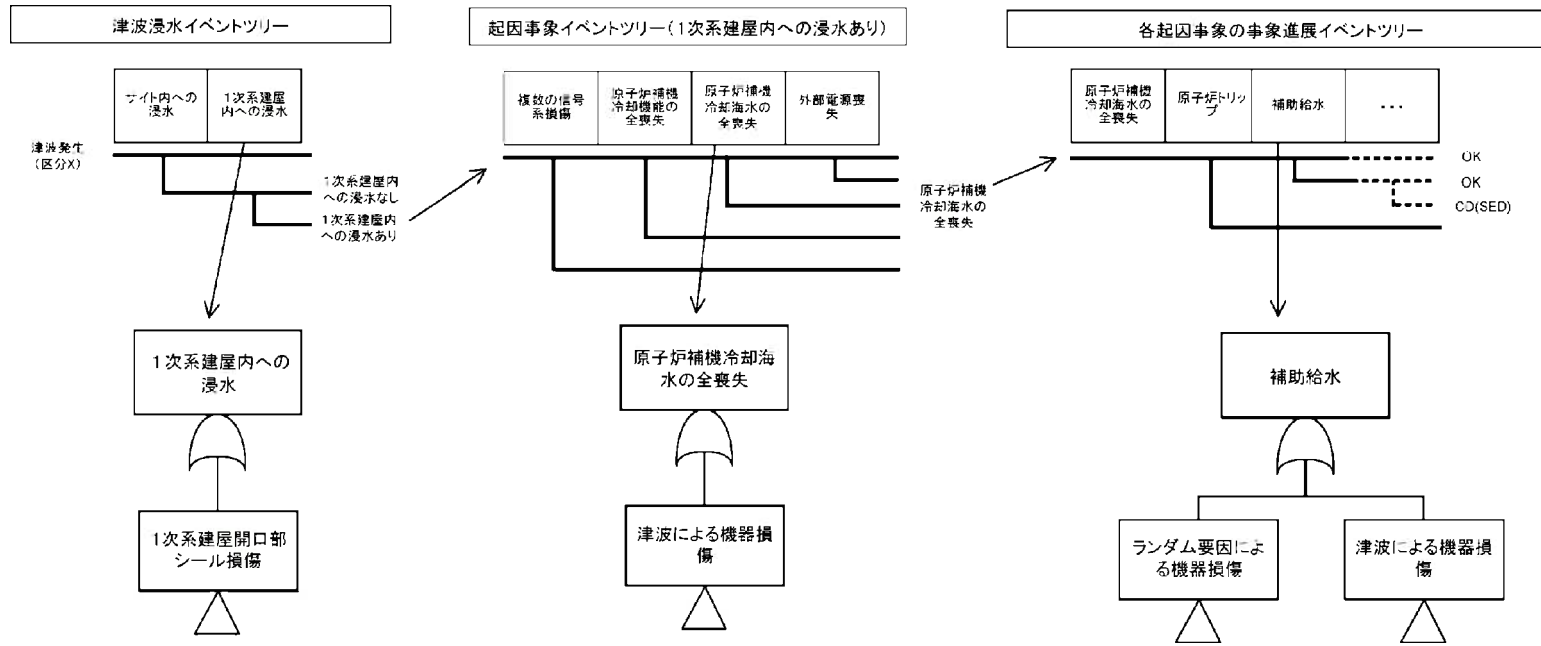


(3) : シールが損傷した場合には波高と同じ EL まで水位が上昇する。

第 3.1.3.4-27 図 屋内設置設備に関するフレンジリティ評価の概念



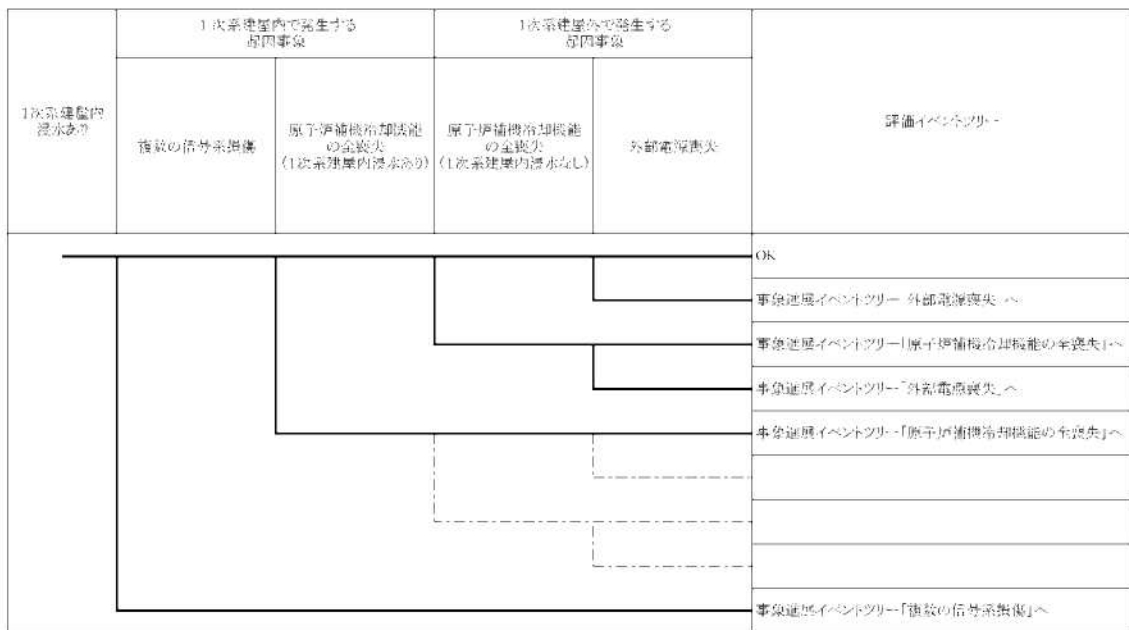
第 3.1.3.4-28 図 1 次系建屋内設備の fragility 曲線のイメージ



第 3.1.3.4-29 図 津波出力運転時 PRA におけるシステム評価の流れ



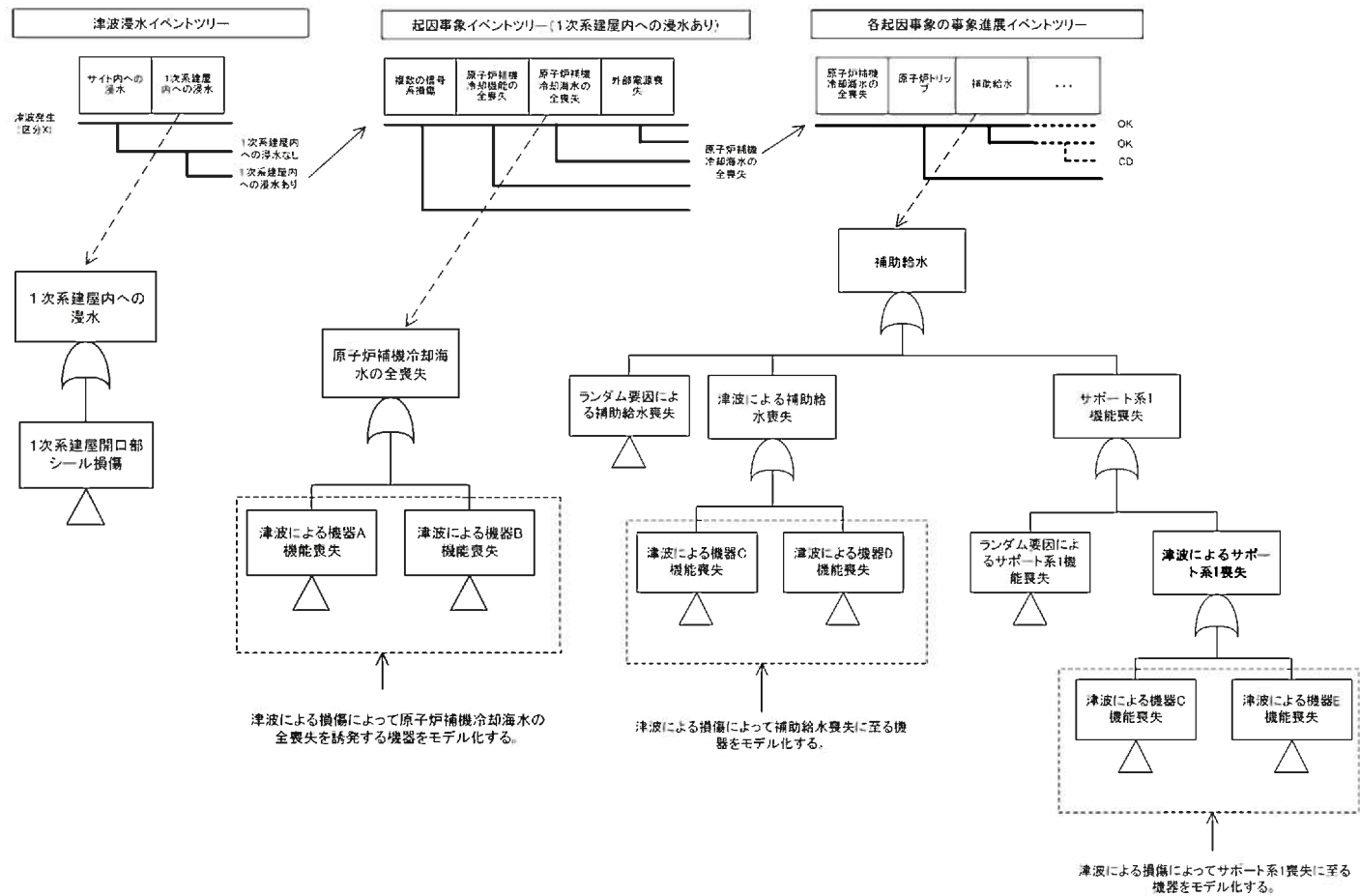
第 3.1.3.4-30 図 津波浸水イベントツリー



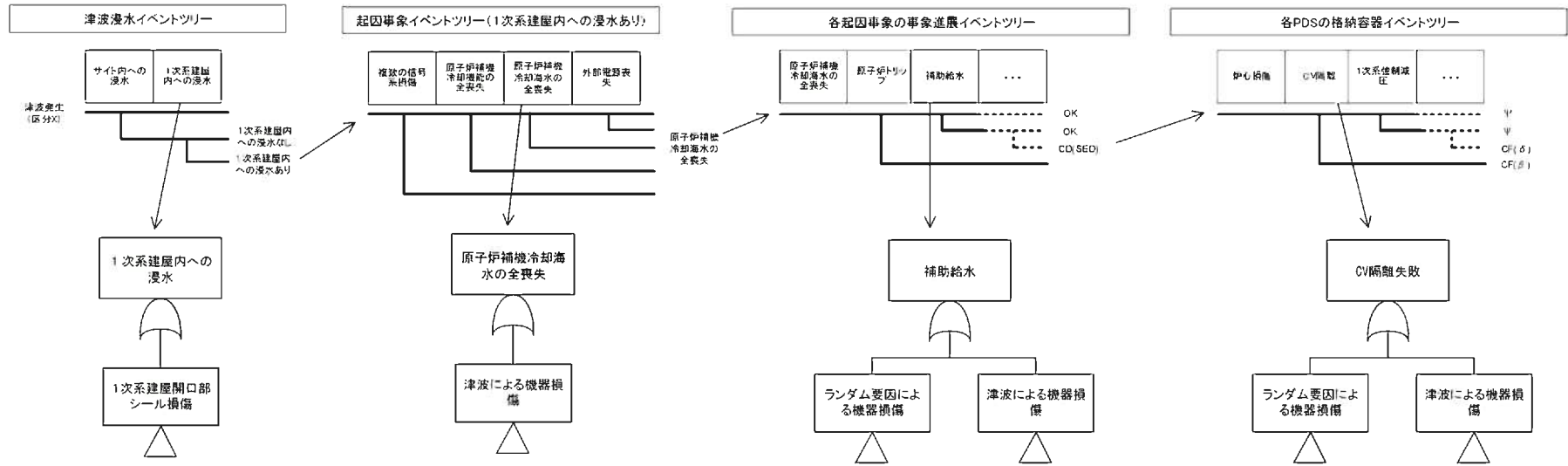
第 3.1.3.4-31 図 起因事象イベントツリー(1次系建屋内浸水あり)

1次系建屋内 浸水なし	1次系建屋内で発生する 起回事象		1次系建屋外で発生する 起回事象		評価イベントツリー
	雷放の伝導等損傷	原子炉補機冷却機能 の全喪失 (1次系建屋内外をあり)	原子炉補機冷却機能 の全喪失 (1次系建屋内外をなし)	外部電源喪失	
					DK
					事故進展イベントツリー「外部電源喪失」へ
					事故進展イベントツリー「原子炉補機冷却機能の全喪失」へ
					事故進展イベントツリー「外部電源喪失」へ

第 3.1.3.4-32 図 起回事象イベントツリー(1次系建屋内浸水なし)



第 3.1.3.4-33 図 各イベントツリーのヘディングに設定するフォールトツリー



第 3.1.3.4-34 図 津波出力運転時 PRA におけるシステム評価の流れ

前図の 継続記号	溶融物 分散放出	キャビティ 内水量	CV内注水 (キャビティ 水張り)	炉外水蒸 気爆発	CV霧困気 直接加熱	CV直接 接触	水素燃焼	後図の 継続記号	CV 機能喪失 モード	放出カテゴ リ記号		
A	RPV	DC	CF	ESX	DCH	MA	HP2					
A	分散放出	多量	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—		
				無し	無し	有り	無し	—	γ'	F3A		
				有り	有り	有り	無し	—	μ	F3A		
				有り	有り	無し	無し	—	σ	F3A		
				有り	有り	無し	無し	—	η	F3A		
				有り	有り	有り	無し	—	φ	F3A		
		少量	成功	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—	
				有り	有り	有り	無し	—	γ'	F3A		
				有り	有り	有り	有り	—	μ	F3A		
			失敗	無し	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—
				有り	有り	有り	無し	—	γ'	F3A		
				有り	有り	有り	有り	—	σ	F3A		
	重力落下	多量	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—		
			有り	有り	有り	無し	—	γ'	F3A			
			有り	有り	有り	有り	—	η	F3A			
		少量	成功	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—	
			有り	有り	有り	無し	—	γ'	F3A			
			有り	有り	有り	有り	—	η	F3A			
	失敗	無し	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—		
		有り	有り	有り	無し	—	γ'	F3A				
		有り	有り	有り	有り	—	σ	F3A				
		有り	有り	有り	無し	—	η	F3A				
		有り	有り	有り	有り	—	φ	F3A				
		有り	有り	有り	有り	—	η	F3A				

注 1) 後図の継続記号の—は、その時点での格納容器機能喪失を意味する。

注 2) 格納容器機能喪失モード：

- α = 原子炉容器内水蒸気爆発
- β = 格納容器隔離失敗
- γ = 水素燃焼(原子炉容器破損前)
- γ' = 水素燃焼(原子炉容器破損直後)
- γ'' = 水素燃焼(原子炉容器破損後長期)
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε = ベースマット溶融貫通
- θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- ι = 原子炉容器外水蒸気爆発
- ο = 格納容器霧困気直接加熱
- ρ = 蒸気発生器伝熱管破損
- ν = インターフェイスシステム LOCA
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- φ = 格納容器健全

注 3) 放出カテゴリ記号

- F1 = 格納容器バイパス(内的)
- F2 = 格納容器バイパス(外的)
- F3A = 格納容器破損(内的)(エナジェティック)
- F3B = 格納容器破損(内的)(先行破損)
- F3C = 格納容器破損(内的)(その他)
- F4 = 格納容器破損(外的)
- F5 = 隔離失敗(内的及び外的)
- F6 = 健全(設計漏えい)(内的及び外的)

(b) 原子炉容器破損直後

第 3.1.3.4-35 図 格納容器イベントツリー (2/3)

前図の 継続記号	CV内自然 対流冷却 (CCW通水)	CV内注水 (液相蓄熱)	CV内自然 対流冷却 (海水通水)	溶融炉心 冷却	水素燃焼	ベースマツ 溶融貫通	CV過温 破損	CV 機能喪失 モード	放出カテゴ リ記号
B	NCC1	HSL	NCC2	EVC	HP3	BM	QT		
B	成功	成功	成功	成功	無し	無し		φ	F6
					有り	無し		γ''	F3A
					無し	無し		φ	F6
					有り	有り		ε	F3C
					無し	無し		γ''	F3A
					有り	無し		φ	F6
					有り	有り		γ''	F3A
					無し	無し		φ	F6
					有り	有り		ε	F3C
					無し	無し		γ''	F3A
					有り	無し		φ	F6
					有り	有り		γ''	F3A
					無し	無し		δ	F3C
					有り	有り		τ	F3C
					有り	無し		γ''	F3A
					B	失敗	成功	成功	成功
有り	有り		τ	F3C					
無し	無し		γ''	F3A					
有り	無し		δ	F3C					
無し	無し		τ	F3C					
有り	有り		γ''	F3A					
無し	無し		δ	F3C					
有り	有り		τ	F3C					
無し	無し		γ''	F3A					
有り	無し		δ	F3C					
有り	有り		τ	F3C					
無し	無し		γ''	F3A					
有り	無し		δ	F3C					
有り	有り		τ	F3C					
有り	無し		γ''	F3A					

注1) 格納容器機能喪失モード:

- α = 原子炉容器内水蒸気爆発
- β = 格納容器隔離失敗
- γ = 水素燃焼(原子炉容器破損前)
- γ' = 水素燃焼(原子炉容器破損直後)
- γ'' = 水素燃焼(原子炉容器破損後長期)
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε = ベースマツ溶融貫通
- θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- σ = 格納容器雰囲気直接加熱
- g = 蒸気発生器伝熱管破損
- ν = インターフェイスシステム LOCA
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- φ = 格納容器健全

注2) 放出カテゴリ記号

- F1 = 格納容器バイパス(内的)
- F2 = 格納容器バイパス(外的)
- F3A = 格納容器破損(内的)(エナジェティック)
- F3B = 格納容器破損(内的)(先行破損)
- F3C = 格納容器破損(内的)(その他)
- F4 = 格納容器破損(外的)
- F5 = 隔離失敗(内的及び外的)
- F6 = 健全(設計漏えい)(内的及び外的)

(c) 原子炉容器破損後長期

第 3.1.3.4-35 図 格納容器イベントツリー (3/3)

3.1.3.5 被ばく評価

炉心損傷後において原子炉格納容器が健全な場合及び炉心損傷後において特重施設による放射性物質管理放出を実施した場合の敷地境界における実効線量評価を実施する。

評価に当たっては、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所の確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル3PRA編):2018(以下「レベル3PRA学会標準」という。)」を参考に評価を実施した。

(1) ソースタームの設定

「3.1.3.1(4) ソースターム評価」の結果を基に、格納容器健全及び特重施設による放射性物質管理放出の代表事故シーケンスについて、その特性に応じたソースタームを設定する。

a. 格納容器健全の代表事故シーケンス

「3.1.3.1(4) ソースターム評価」に示すとおり、格納容器健全の代表事故シーケンスは、大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレー注入失敗であり、炉心損傷が早く、事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなり、被ばく評価上厳しい条件である。

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ー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. 格納容器健全のソースタームの解析

ソースタームの解析は、シビアアクシデント解析コードである MAAP コードを用いる。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(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 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る。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大気中への放射性物質の放出量を評価する。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内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。

また、有機よう素及び無機よう素は、原子炉格納容器内での挙動やフィルタ等による低減効果が粒子状よう素とは異なり、被ばく評価上重要な化学種であることから、本評価においてはよう素の化学形態を考慮した。

大気中への放射性物質の放出量評価の条件を第 3.1.3.5-1 表に示す。また、放出された放射性物質による被ばく評価に使用する核種の炉心内蓄積量及び大気中への放射性物質の放出量を第 3.1.3.5-2 表及び第 3.1.3.5-3 表に示す。

c. 放射性物質管理放出の代表事故シーケンス

「3.1.3.1(4) ソースターム評価」に示すとおり、放射性物質管理放出の代表事故シーケンスは、大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレー注入失敗であり、炉心損傷が早く、事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから環境に放出される放射性物質が多くなり、被ばく評価上厳しい条件である。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、原子炉補機冷却機能喪失、監視・制御機能喪失及び直流電源機能喪失の重畳を考慮し、特重設備(ポンプ)によるスプレー及び特重施設によるベントに期待する。

d. 放射性物質管理放出のソースタームの解析

特重施設による放射性物質管理放出のソースタームの解析の詳細は、参考資料Ⅱに示す。

(2) 気象シーケンスの選定

川内原子力発電所の気象データをもとに、年間の種々の気象条件を網羅するように気象シーケンスを選定する。

a. 格納容器健全

(a) 評価に使用する気象データ

評価に使用する気象データは、川内原子力発電所における2013年4月～2014年3月の1年間における気象データを使用する。なお、当該データの使用に当たっては、風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間（2009年4月～2019年3月、評価に使用する2013年4月～2014年3月を除く）の気象状態と比較して特に異常でないことを確認している。

(b) 気象シーケンス

気象シーケンスは、年間8,760時間分の気象データをもとに、第3.1.3.5-1図に示すとおり1時間ずつ開始点をずらした120時間分の連続したデータをセットとし、年間の全ての気象シーケンス(8,760個)を対象に評価を実施する。

b. 放射性物質管理放出

特重施設による放射性物質管理放出の気象シーケンスの選定の詳細は、参考資料Ⅱに示す。

(3) 大気拡散及び沈着の評価

大気中に放出された放射性物質の拡散及び地表面への沈着を評価し、放射性物質の空気中濃度及び地表面濃度を計算する。

a. 格納容器健全

(a) 大気拡散評価

大気拡散評価には、気象条件に従い放射性物質の拡散及び沈着の計算ができるMACCS2コードを用いる。MACCS2コードには、MAAPコードで計算した核種グループ別の炉心内蓄積量に対する大気中への放出割合を入力するが、MAAPコードがFP等を12の核種グループに分けて計算するのに対して、MACCS2コードには9の核種グループに分けて入力するため、第3.1.3.5-2図に示すとおり再分類して入力している。MACCS2コードに入力する核種グループ別の炉心内蓄積量に対する大気中への放出割合を第3.1.3.5-4表に示す。

MACCS2コードでは、放射性物質の放出形態を考慮して、放出を最大4つまで分割することができる。また、拡散モデルはガウスプルームモデルであり、拡散中の放射性崩壊も考慮している。

本評価においては、プルームを4つに分割する。また、各プルームの放出期間中に大気安定度が変化する場合は、その瞬間の拡散幅に合わせて連続的に拡散幅を変化させる。

なお、各プルームの進行方向については、各放出開始時刻の風向に依存せず、評価点に向かって直進する保守的なモデルを使用する。

(b) 沈着評価

MACCS2コードでは、プルームからの放射性物質の地表面への沈着を考慮する。沈着は、重力等による乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮し、沈着により放射性物質がプルームから除去されるものとする。

大気拡散評価及び沈着評価の条件を第3.1.3.5-5表に示す。

b. 放射性物質管理放出

特重施設による放射性物質管理放出の大気拡散及び沈着の評価の詳細は参考資料Ⅱに示す。

(4) 被ばく線量評価

原子炉格納容器内に放出された放射性物質、大気中に放出された放射性物質の空気中濃度及び地表面濃度をもとに、敷地境界における実効線量を評価する。なお、本評価では、実効線量換算係数が大きく、評価結果が厳しくなる小児を対象とする。

a. 格納容器健全

(a) 被ばく経路

事象発生に伴い大気中に放射性物質が放出された場合、敷地境界外においては、被ばく低減の観点から、状況に応じて安定ヨウ素剤の服用、屋内退避等の防護措置を実施するが、本評価においては保守的な評価となるよう、これらの防護措置は考慮しないものとする。なお、評価期間は7日間とする。

被ばく経路は、以下の経路①～⑤を考慮する。

炉心損傷後において原子炉格納容器が健全な場合の敷地境界における実効線量評価の対象とする被ばく経路を、第3.1.3.5-3図及び第3.1.3.5-4図に示す。

イ 被ばく経路① 原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく

原子炉格納容器内に放出された放射性物質から直接的に敷地境界に到達してくるガンマ線(以下「直接線」という。)及び空気中で散乱されて敷地境界に到達してくるガンマ線(以下「スカイシャイン線」という。)による線量。(以下被ばく経路①は「直接・スカイシャイン線」という。)

ロ 被ばく経路② 大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく

大気中に放出された放射性物質が拡散して生ずる放射性雲からのガンマ線(以下「クラウドシャイン線」という。)による線量。(以下被ばく経路②は「ク

ラウド外部」という。)

ハ 被ばく経路③ 大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく

大気中に放出され、地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線(以下「グラウンドシャイン線」という。)による線量。(以下被ばく経路③は「グラウンド外部」という。)

ニ 被ばく経路④ 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

大気中に放出された放射性物質が拡散して生ずる放射性雲中の放射性物質の吸入摂取による線量。(以下被ばく経路④は「クラウド内部」という。)

ホ 被ばく経路⑤ 地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく

大気中へ放出され、地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による線量。(以下被ばく経路⑤は「再浮遊吸入摂取」という。)

(b) 線量計算

線量計算に当たっては、被ばく経路ごとに評価期間中の積算線量を算出し、実効線量を評価する。

直接・スカイシャイン線については、原子炉格納容器内の線源強度及び外部遮蔽の条件を基に計算する。原子炉格納容器内の線源強度は、原子炉格納容器内の気相部及び液相部において、それぞれ均一に分布しているものとし、原子炉格納容器からの漏えいによる放射性物質の減少及びアニュラスへの放射性物質の移行を保守的に無視する。また、計算に当たっては、施設の位置、遮蔽構造及び地形条件を適切に模擬し、線源からのガンマ線の評価が可能なQADコード及びSCATTERINGコードを使用する。

原子炉格納容器内の直接・スカイシャイン線による被ばく線量の評価条件を第3.1.3.5-6表に示す。また、直接・スカイシャイン線の評価に用いる原子炉

格納容器内の積算線源強度を第3.1.3.5-7表に示す。

クラウド外部、グランド外部、クラウド内部及び再浮遊吸入摂取については、大気拡散評価及び沈着評価と同様にMACCS2コードを用いて評価する。

クラウド内部及び再浮遊吸入摂取の線量評価条件を第3.1.3.5-8表に示す。

(c) 評価結果

炉心損傷後において原子炉格納容器が健全な場合の敷地境界における実効線量の評価結果を第3.1.3.5-9表、第3.1.3.5-7図及び第3.1.3.5-8図に示す。第3.1.3.5-9表及び第3.1.3.5-8図は被ばく経路ごとの実効線量を示している。第3.1.3.5-7図は、気象シーケンスごとに評価した実効線量の結果を、小さい値から順に並べたときの累積出現確率が5%から95%の実効線量の幅及び全気象シーケンスの評価結果の平均値を示している。全気象シーケンスの評価結果の平均値は約43mSvとなった。

第3.1.3.5-9表に示すとおり、敷地境界における実効線量に対して寄与が大きい被ばく経路は、クラウド内部による被ばくである。MACCS2コード評価対象核種グループについて、放出放射エネルギーのガンマ線エネルギー0.5MeV換算値及びI-131換算値(小児実効線量係数換算)を第3.1.3.5-10表に示す。第3.1.3.5-10表において、希ガスを含む放出放射エネルギーのガンマ線エネルギー0.5MeV換算値が大きい核種グループはクラウド外部、希ガス以外の放出放射エネルギーの γ 線エネルギー0.5MeV換算値が大きい核種グループはグランド外部、放出放射エネルギーのI-131換算値が大きい核種グループはクラウド内部への寄与が大きいと考えられ、第3.1.3.5-10表に示すとおりクラウド内部ではよう素類の割合が大きい。

また、大気中への放出放射エネルギー合計に対して寄与割合の高い5核種をガンマ線エネルギー0.5MeV換算(希ガス含む、希ガス含まない)及びI-131換算(小児実効線量係数換算)ごとに第3.1.3.5-11表に示す。

今回の評価では、保守的に防護措置を考慮していないが、事故時に安定

よう素剤の服用等の防護措置を実施することで、実効線量を低減することが可能と考える。

b. 放射性物質管理放出

(a) 被ばく経路

特重施設による放射性物質管理放出の被ばく線量評価の詳細は参考資料Ⅱに示す。

炉心損傷後において特重施設による放射性物質管理放出を実施した場合の敷地境界における実効線量評価の対象とする被ばく経路を、第3.1.3.5-5図及び第3.1.3.5-6図に示す。

(b) 線量計算

特重施設による放射性物質管理放出の被ばく線量評価の詳細は参考資料Ⅱに示す。

(c) 評価結果

炉心損傷後において特重施設による放射性物質管理放出を実施した場合の敷地境界における合計線量が最大値となった方位の被ばく経路ごとの合計の実効線量の評価結果を第3.1.3.5-12表及び第3.1.3.5-9図に示す。全気象シーケンスの風向の影響を考慮した評価結果の平均値のうち最大となった方位の線量は約41mSvとなった。

第3.1.3.5-12表及び第3.1.3.5-9図に示すとおり、敷地境界における実効線量に対して寄与が大きい被ばく経路は、クラウド内部及びクラウド外部である。今回の評価では、保守的に防護措置を考慮していないが、事故時に線量として支配的なクラウド内部、クラウド外部でそれぞれ寄与が大きい核種はよう素、希ガスであることを考慮すると、安定よう素剤の服用、避難及び屋内退避等の防護措置を実施することで、実効線量を低減することが可能と考える。

(5) 感度解析

炉心損傷後において原子炉格納容器が健全な場合の敷地境界における実効線量の評価において設定された影響の大きな仮定及び条件に対して感度解析を実施し、実効線量への影響を評価する。

a. 感度解析

「3.1.3.1(4) ソースターム評価」において、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について感度解析を実施している。ソースターム解析結果に有意な影響を与える条件は、実効線量に対しても影響を与えと考えられることから、ソースターム評価において実施した感度解析のうち、解析結果に与える影響が大きい以下の条件について感度解析を実施した。

- ・ 原子炉格納容器貫通部における沈着効果（以下「貫通部DF効果」という。）

さらに、被ばく線量評価の結果より、実効線量に対して寄与が大きい被ばく経路は、クラウド内部であることから、放出された放射性物質の大気拡散に対して影響が大きい以下の条件について感度解析を実施した。

- ・ 風向の出現頻度に応じて放出放射能が拡散する効果（以下「風向効果」という。）
- ・ 貫通部DF効果と風向効果の両方（以下「貫通部DF／風向効果」という。）

解析条件及び評価結果の詳細は参考資料 I に示す。

(a) 貫通部DF効果に係る感度解析

イ 解析条件

貫通部DF効果に係る感度を確認するため、粒子状の放射性物質に対する格納容器貫通部の沈着効果(DF10)を考慮する場合の解析を実施する。第3.1.3.5-13表に解析条件を示す。

ロ 感度解析結果

感度解析の結果、貫通部DF効果により、大気中に放出される放射性物質の量が減少することから、実効線量はベースケースより減少し、第3.1.3.5-16表及び第3.1.3.5-10図に示すとおり、全気象シーケンスの評価結果の平均値は約30mSvとなった。

(b) 風向効果に係る感度解析

イ 解析条件

風向効果に係る感度を確認するため、気象シーケンスにおける方位別の相対濃度及び相対線量を用いて風向を考慮する解析を実施する。第3.1.3.5-14表に解析条件を示す。

なお、相対濃度及び相対線量は以下のとおり計算する。

(イ) 相対濃度

毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに、評価点ごとに次式のとおり計算する。

$$x/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (x/Q)_i \delta_i^d$$

ここで、

x/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度(s/m^3)

T : 実効放出継続時間(h)

- $(\chi/Q)_i$:時刻iの相対濃度(s/m^3)
 δ_i^d :時刻iで、風向が評価対象dの場合 ($\delta_i^d = 1$)
 時刻iで、風向が評価対象外の場合 ($\delta_i^d = 0$)

$$(\chi/Q)_i = \frac{1}{\pi \sum_{yi} \cdot \sum_{zi} U_i}$$

$$\sum_{yi} = \sqrt{\sigma_{yi}^2 + \frac{cA}{\pi}}, \quad \sum_{zi} = \sqrt{\sigma_{zi}^2 + \frac{cA}{\pi}}$$

ここで、

- U_i :時刻iの放出源を代表する風速(m/s)
 \sum_{yi} :時刻iの建屋の影響を加算した
 濃度のy方向の拡がりのパラメータ(m)
 \sum_{zi} :時刻iの建屋の影響を加算した
 濃度のz方向の拡がりのパラメータ(m)
 σ_{yi} :時刻iの濃度のy方向の拡がりパラメータ(m)
 σ_{zi} :時刻iの濃度のz方向の拡がりパラメータ(m)
 A :建屋などの風向方向の投影面積(m^2)
 c :形状係数(-)

σ_{yi} 及び σ_{zi} については、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(昭和57年1月28日 原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂)における相関式を用いて計算する。

(ロ) 相対線量

クラウドシャイン線量を計算するために、空気カーマを用いた相対線量を毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間をもとに、評価点ごとに次

式のとおり計算する。

$$D/Q = (K_1/Q) E \mu_a \int_0^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{4\pi r^2} B(\mu r) \chi(x', y', z') dx' dy' dz'$$

ここで、

D/Q	: 評価点(x,y,0)における相対線量(μ Gy/Bq)
(K ₁ /Q)	: 単位放出率当たりの空気カーマ率への 換算係数 ^(注) $\left(\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \mu \text{ Gy}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq}^2} \right)$
E	: ガンマ線の実効エネルギー(MeV/dis)
μ_a	: 空気に対するガンマ線の線エネルギー吸収係数 ^(注) (1/m)
μ	: 空気に対するガンマ線の線減衰係数 ^(注) (1/m)
r	: (x',y',z')から(x,y,0)までの距離(m)
B(μr)	: 空気に対するガンマ線の再生係数 ^(注) (—)
$\chi(x', y', z')$: (x',y',z')の濃度(Bq/m ³)

(注) 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針
(昭和51年9月28日 原子力委員会決定、平成13年3月29日一部
改訂)

ロ 感度解析結果

感度解析の結果、風向を考慮することにより、大気拡散を伴う被ばく経路であるクラウド外部、クラウド内部、グランド内部の線量は、風向を考慮することにより減少し、第3.1.3.5-16表及び第3.1.3.5-10図に示すとおり、全気象シーケンスの評価結果の平均値のうち最大となる方位の評価結果は、約14mSvとなった。

(c) 貫通部DF／風向効果に係る感度解析

イ 解析条件

貫通部DF／風向効果に係る感度を確認するため、貫通部DF効果により、

大気中に放出される放射性物質の量が減少した場合の気象シーケンスにおける方位別の相対濃度及び相対線量を用いて風向を考慮する解析を実施する。なお、相対濃度及び相対線量の計算は、「(b) 風向効果に係る感度解析」と同様である。第3.1.3.5-15表に解析条件を示す。

ロ 感度解析結果

感度解析の結果、第3.1.3.5-16表及び第3.1.3.5-10図に示すとおり、全気象シーケンスの評価結果のうち最大となる方位の評価結果は、約13mSvとなった。第3.1.3.5-17表及び第3.1.3.5-10図に示すとおり、大気拡散を伴うクラウド外部、クラウド内部、グラウンド内部の線量は、風向を考慮することにより減少し、大気拡散を伴わない直接・スカイシャイン線量が全体に占める割合が相対的に大きくなることから、事故時に避難、屋内退避等の防護措置を実施することで、実効線量を低減することが可能と考える。

第 3.1.3.5-1 表 大気中への放射性物質の放出量評価の条件(格納容器健全)(1/2)

項目	評価条件	選定理由
評価事象	大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗 (全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却水喪失を考慮する)	原子炉格納容器の機能が維持されているシーケンスのうち、炉心損傷が早く、事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質量が多くなり、被ばく評価上厳しくなる事象
炉心熱出力	100%(2,652MWt)×1.02	定格値に定常誤差(+2%)を考慮した値を設定
原子炉運転時間	最高40,000時間	燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定
サイクル数 (バッチ数)	4	
炉心内蓄積量	ORIGEN2.1に基づく	—
原子炉格納容器内への放出割合	MAAP解析に基づく	—
よう素の形態	粒子状よう素:5% 無機よう素:91% 有機よう素 :4%	化学形態を考慮し、R.G.1.195 ^(注1) の再浮遊割合を考慮して設定
原子炉格納容器等への無機よう素の沈着率	9.0E-04(1/s)	CSE実験 ^(注2) に基づき無機よう素の自然沈着率を設定
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着速度	MAAP解析に基づく	—
スプレイによるエアロゾルの除去	MAAP解析に基づく	—
原子炉格納容器からの漏えい率	MAAP解析に基づく	—
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部:97% アニュラス部外:3%	原子炉格納容器は健全であるため、設計基準事故時と同じ設定
アニュラス部体積	11,200m ³	アニュラス部体積から排気筒や機器搬入口等の体積を除いて保守的に設定
アニュラス部からの放出流量	226m ³ /min	アニュラス空気浄化設備ファン流量の設計値を設定

第 3.1.3.5-1 表 大気中への放射性物質の放出量評価の条件(格納容器健全)(2/2)

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由
アニュラス負圧達成時間	78分	選定した代表事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込んだ値(起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間18分)起動遅れ時間60分は、大容量空冷式発電機による電源回復操作及びポンペによるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定
事故の評価期間	7日	少なくとも外部支援がないものとして7日間と設定
アニュラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0～78分: 0% 78分～ :95%	設計上期待できる値を設定
アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0～78分: 0% 78分～ :99%	設計上期待できる値を設定

(注1) 米国Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”

(注2) BNWL-1244, “Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays-Containment Systems Experiment Interim Report”

第 3.1.3.5-2 表 炉心内蓄積量(gross 値)

核種グループ ^(注)	炉心内蓄積量 (Bq)
希ガス類	約 1.1E+19
よう素類	約 2.3E+19
Cs類	約 1.0E+18
Te類	約 6.6E+18
Sr類	約 9.8E+18
Ru類	約 2.0E+19
La類	約 4.5E+19
Ce類	約 6.4E+19
Ba類	約 9.7E+18

(注)実効線量評価対象核種

第 3.1.3.5-3 表 大気中への放射性物質の放出量
(事故後 7 日間積算)(gross 値)
(格納容器健全)

核種グループ ^(注)	放出放射エネルギー (Bq)
希ガス類	約 4.4E+16
よう素類	約 2.4E+14
Cs類	約 9.9E+12
Te類	約 4.1E+13
Sr類	約 2.2E+12
Ru類	約 1.2E+13
La類	約 1.7E+11
Ce類	約 1.8E+12
Ba類	約 3.8E+12

(注)実効線量評価対象核種

第 3.1.3.5-4 表 炉心内蓄積量に対する大気中への放出割合

(事故後 7 日間積算)(格納容器健全)

核種グループ ^(注)	放出割合
希ガス類	約 9.5 E -03
よう素類	約 2.6 E -05
Cs類	約 9.5 E -06
Te類	約 7.0 E -06
Sr類	約 2.5 E -07
Ru類	約 6.2 E -07
La類	約 3.8 E -09
Ce類	約 2.8 E -08
Ba類	約 4.6 E -07

(注)実効線量評価対象核種

第 3.1.3.5-5 表 大気拡散評価及び沈着評価の条件

項目	評価条件	設定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル (プルームは放出開始時刻の風向に従って、それ以後直進する)	気象指針 ^(注1) を参考として、放射性雲は風下方向に直線的に流され、放射性雲の軸のまわりに正規分布に拡がっていくと仮定するガウスプルームモデルを適用
気象資料	川内原子力発電所における1年間の気象資料 (2013.4～2014.3)	風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間の気象状態と比較して特に異常ではないことが確認された発電所において観測された1年間の気象資料を使用
混合層高さ	500m	発電所における観測データを基に設定
放出源有効高さ	排気筒放出:30m 地上放出:0m	設計基準事故時と同じ設定
建屋の影響	地上放出のみ考慮する	地上放出時は放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻込み現象を考慮
建屋の投影面積	4,450m ²	敷地境界における被ばく評価の観点からタービン建屋を含めて選定
形状係数	0.5	気象指針を参考として設定
放射性物質濃度の評価点	560m	1号、2号それぞれの放出点から敷地境界までの最短距離のうち短い条件を選定
乾性沈着速度	0.3cm/s	NUREG/CR-4551Vol.2 ^(注2) より設定
湿性沈着係数	$\Lambda = a \cdot R^b$ R: 降雨強度 (mm/h) a: 9.5E-05、b: 0.8	NUREG/CR-4551Vol.2 ^(注2) より設定

(注1) 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針(原子力安全委員会)

(注2) 米国NUREG/CR-4551Vol.2“Evaluations of Severe Accident Risks : Quantification of Major Input Parameters”

第 3.1.3.5-6 表 直接・スカイシャイン線による被ばく線量の評価条件

項 目	評 価 条 件	設 定 理 由
以下の条件を除き、大気中への放射性物質の放出量評価の条件と同じ。		
原子炉格納容器内 線源強度分布	原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布 (原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果は無視する)	事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は全て原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定して設定
原子炉格納容器遮 蔽厚さ	ドーム部及び円筒部それぞれの遮蔽厚さを設定 ドーム部:400mm 円筒部 :900mm 施工誤差については、-5mmを考慮	設計値に施工誤差(-5mm)を考慮
空気カーマから全身 に対しての線量 への換算係数	1Sv/Gy	安全評価指針 ^(注) を参考に設定

(注) 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(原子力安全委員会)

第3.1.3.5-7表 直接・スカイシャイン線の評価に用いる

原子炉格納容器内の積算線源強度(7日積算)

(格納容器健全)

代表エネルギー (MeV/dis)	気相部 (MeV)	液相部 (MeV)
0.1	1.5E+23	4.7E+22
0.125	8.9E+21	3.0E+22
0.225	1.2E+23	2.2E+23
0.375	2.9E+23	4.9E+22
0.575	1.2E+24	5.5E+23
0.85	9.6E+23	4.7E+23
1.25	4.3E+23	1.7E+23
1.75	1.0E+23	2.5E+22
2.25	8.1E+22	1.1E+22
2.75	5.9E+21	3.3E+21
3.5	6.2E+20	9.3E+20
5	5.7E+19	1.9E+20
7	7.8E+10	6.5E+11
9.5	1.2E+10	1.0E+11

第3.1.3.5-8表 大気中へ放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく線量及び地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく線量の評価条件(格納容器健全)

項目	評価条件	設定理由
マスクによる除染係数	考慮しない	保守的な評価となるよう、マスクの着用は考慮しない
安定よう素剤	考慮しない	保守的な評価となるよう、安定よう素剤の服用は考慮しない
呼吸率	5.972E-05 m ³ /s	小児一日平均の呼吸率を設定 ICRP Publication 71を参照して設定
線量換算係数	小児実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131:1.6E-04 mSv/Bq I-132:2.3E-06 mSv/Bq I-133:4.1E-05 mSv/Bq I-134:6.9E-07 mSv/Bq I-135:8.5E-06 mSv/Bq 上記以外の核種はICRP Pub.71,72に基づく	ICRP Publication 71,72に基づく
放射性物質の再浮遊	考慮する 再浮遊による空气中濃度は以下の式で計算する。 空气中濃度 =地表面濃度・A・e ^{-λt} λ=ln2/B 再浮遊係数A:1.0E-05 1/m 再浮遊係数B:1.6E+07 s	NUREG/CR-4551Vol.2より設定

第3.1.3.5-9表 被ばく経路別の実効線量^(注) (格納容器健全)

被ばく経路	実効線量(mSv)
①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 12
②大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 0.69
③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 6.0
④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	約 24
⑤地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく	約 0.30
合 計	約 43

(注) 全気象シーケンスの平均値

第3.1.3.5-10表 放出放射エネルギーのガンマ線エネルギー0.5MeV換算値とI-131換算値

(格納容器健全)(事故後7日間積算)

(ガンマ線エネルギー0.5MeV換算値)

核種グループ ^(注)	放出放射エネルギー (Bq)	合計放出放射エネルギーに 対する割合
希ガス類	約 6.9E+15	約 90%
よう素類	約 6.7E+14	約 8.7%
Cs類	約 3.2E+13	約 0.4%
Te類	約 3.3E+13	約 0.4%
Sr類	約 4.0E+12	約 0.1%
Ru類	約 6.6E+12	約 0.1%
La類	約 2.5E+11	約 0.0%
Ce類	約 5.9E+11	約 0.0%
Ba類	約 1.0E+12	約 0.0%

(注)実効線量評価対象核種

(I-131換算値)

核種グループ ^(注)	放出放射エネルギー (Bq)	合計放出放射エネルギーに 対する割合
希ガス類	約 0.0E+00	約 0.0%
よう素類	約 7.8E+13	約 84%
Cs類	約 4.1E+12	約 4.4%
Te類	約 8.1E+12	約 8.7%
Sr類	約 2.9E+11	約 0.3%
Ru類	約 1.5E+12	約 1.6%
La類	約 1.1E+11	約 0.1%
Ce類	約 7.7E+11	約 0.8%
Ba類	約 3.1E+11	約 0.3%

(注)実効線量評価対象核種

第3.1.3.5-11表 放出放射エネルギーの寄与割合の高い上位5核種(格納容器健全)

(線量とおおよその相関がある核種ごとの放出放射エネルギーに着目した分析)

分類	ガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算		I-131 換算
	希ガス含む (クラウド外部に寄与)	希ガス含まない (グラウンド外部に寄与)	小児実効線量係数換算 (クラウド内部に寄与)
経路	設計漏えい	設計漏えい	設計漏えい
核種	Xe133	I 132	I 131
	Xe135	I 134	I 133
	Kr 88	I 135	Te132
	I 132	I 133	Cs134
	I 134	I 131	Cs137
	<ul style="list-style-type: none"> ・上位5位寄与割合 : 94%程度 ・希ガスの寄与割合 : 88%程度 	<ul style="list-style-type: none"> ・上位5位寄与割合 : 90%程度 ・よう素の寄与割合 : 同上 	<ul style="list-style-type: none"> ・上位5位寄与割合 : 93%程度 ・よう素の寄与割合 : 81%程度

第3.1.3.5-12表 各方位の実効線量のうち最大となる方位の被ばく経路別の実効線量^(注)(放射性物質管理放出)

被ばく経路	実効線量(mSv)
①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 4.0
②大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 15
③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 1.2
④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	約 21
⑤地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく	約 0.23
合 計	約 41

(注) 全気象シーケンスの平均値

第 3.1.3.5-13 表 貫通部 DF 効果に係る感度解析の条件

項目	ベースケース	感度解析	選定理由
粒子状物質 貫通部DF (設計漏えい分)	1	10	公開文献に基づき設定 ^(注)

(注) MHI-NES-1071 PWRプラント原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について(三菱重工業、2020年6月)

第 3.1.3.5-14 表 風向効果に係る感度解析の条件

項目	ベースケース	感度解析	選定理由
気象資料	—		第3.1.3.5-5表に同じ
建屋の影響			
建屋の投影面積			
形状係数			
実効放出 継続時間		1時間	新規制基準に基づき整備したシビアアクシデント対策を考慮した原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価と同じ設定
放射性物質 濃度の評価点	560m	NNE:820m NE:780m ENE:650m E:670m ESE:760m SE:760m SSE:560m S:570m SSW:620m	1号、2号それぞれの放出点から各方位の敷地境界までの最短距離のうち短い条件を選定

第 3.1.3.5-15 表 貫通部 DF／風向効果に係る感度解析の条件

項目	ベースケース	感度解析	選定理由
粒子状物質 貫通部DF (設計漏えい分)		第3.1.3.5-13表と同じ	
気象資料		第3.1.3.5-14表と同じ	
建屋の影響			
建屋の投影面積			
形状係数			
実効放出 継続時間			
放射性物質 濃度の評価点			

第 3.1.3.5-16 表 感度解析結果のまとめ

感度解析ケース	(a) 貫通部 DF 効果	(b) ^{(注1)(注2)} 風向効果	(c) ^{(注1)(注2)} 貫通部 DF / 風向効果
実効線量 (平均値)	30mSv	<u>14mSv</u>	<u>13mSv</u>

(注1) 下線部は各方位の実効線量のうち最大のものを示す。

(注2) (b)、(c)の評価方位は陸側方位を対象としている。

第 3.1.3.5-17 表 (c)における被ばく経路別の実効線量^(注)(最大方位)

被ばく経路	実効線量(mSv)
①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく	約12
②大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 0.035
③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく	約 0.076
④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	約 0.75
⑤地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく	約 0.0084
合 計	約13

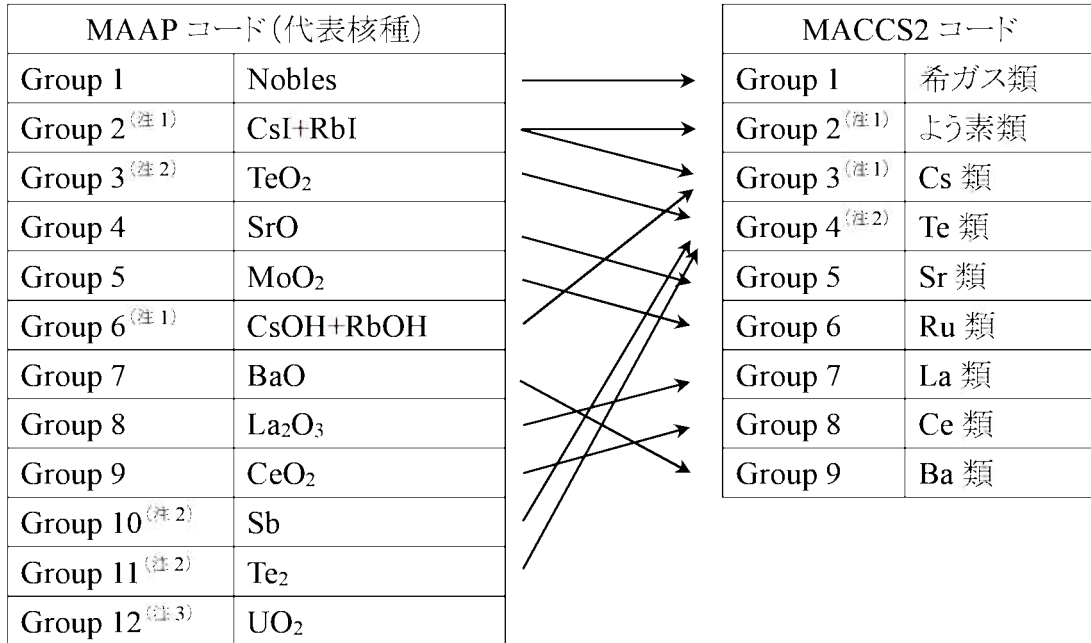
(注) 全気象シーケンスの平均値

データ番号 ^(注1)	ケース 1	ケース 2	ケース 8,760
1	D1 ^(注2)	D1	D1	D1	D1
2	D2	D2	D2	D2	D2
3	D3	D3	D3	D3	D3
...
119	D119	D119	D119	D119	D119
120	D120	D120	D120	D120	D120
121	D121	D121	D121	D121	D121
122	D122	D122	D122	D122	D122
...
8,760	D8,760	D8,760	D8,760	D8,760	D8,760

(注1) データの並びは1月1日1時～12月31日24時までである。

(注2) Dn:n 番目のデータ番号に対応する気象データ(風向、風速、大気安定度、降雨量)

第 3.1.3.5-1 図 気象シーケンスの設定

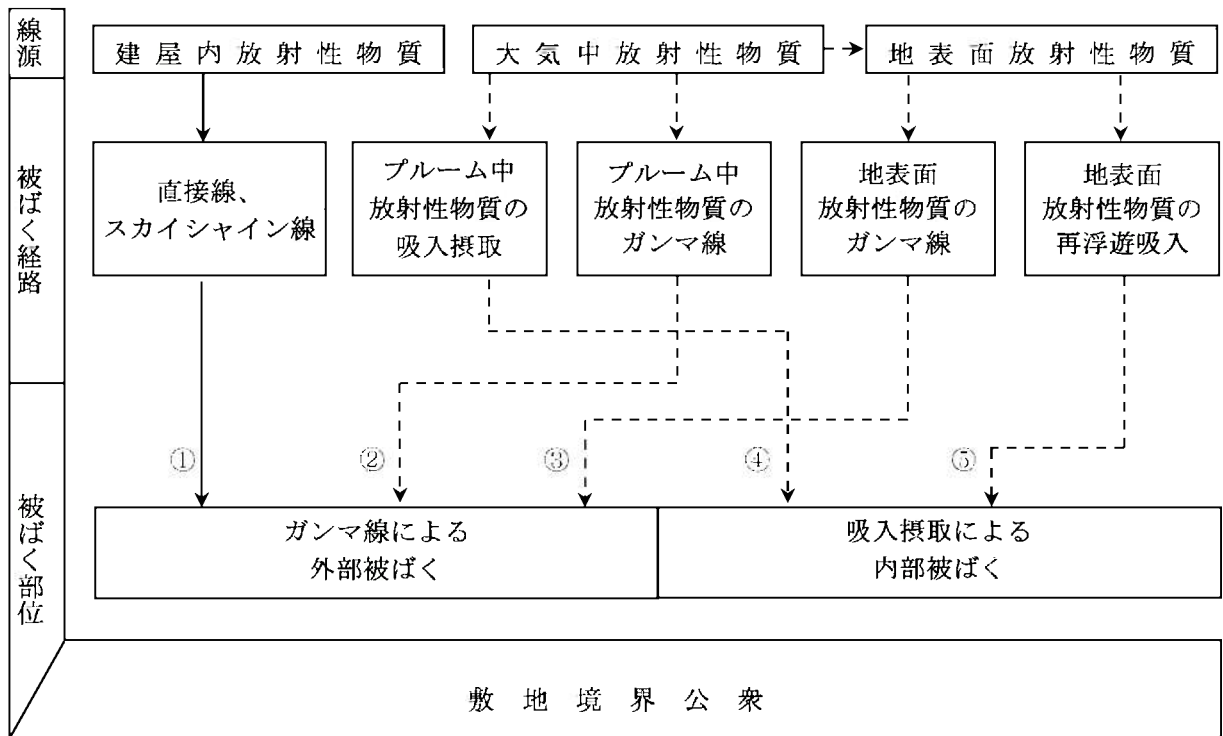


(注1) MACCS2 コードの Group2(よう素類)は、MAAP コードの Group2(CsI+RbI)の放出割合から求める。また、MACCS2 コードの Group3(Cs 類)は、CsI 及び CsOH で存在すると考えられることから、MAAP コードの Group2(CsI+RbI) 及び Group6(CsOH+RbOH)を考慮する。大気中への放出放射エネルギーは、放出割合と炉心内蓄積量の積で求めるが、MAAP コードの Group2(CsI+RbI)の Cs の放出量は、よう素と Cs 類の物質量の比から、よう素と結合する Cs 類の全炉心内蓄積量に対する割合を仮定して求める。Group6(CsOH+RbOH)の Cs の放出量は、保守的に Group2(CsI+RbI)の CsI 生成に伴う Cs 量の減少を無視して求める。

(注2) MACCS2 コードの Group4(Te 類)は、MAAP コードの Group3(TeO₂)、Group10(Sb) 及び Group11(Te₂)の放出割合から求める。

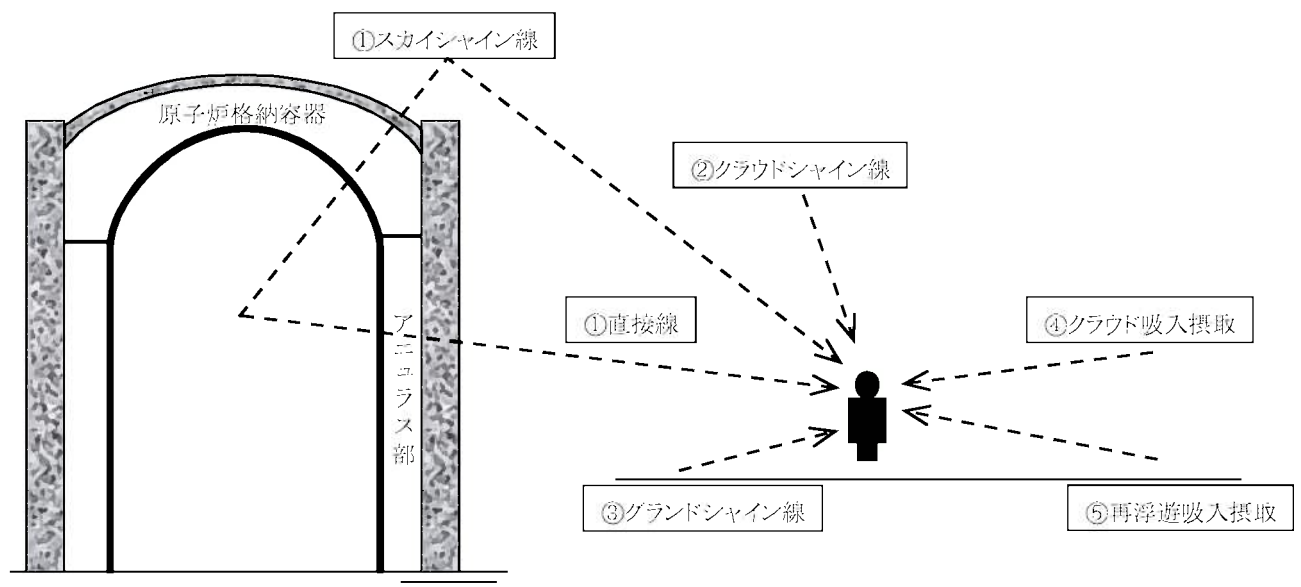
(注3) 線量評価対象核種ではない。

第 3.1.3.5-2 図 MAAP コード及び MACCS2 コード核種グループの分類

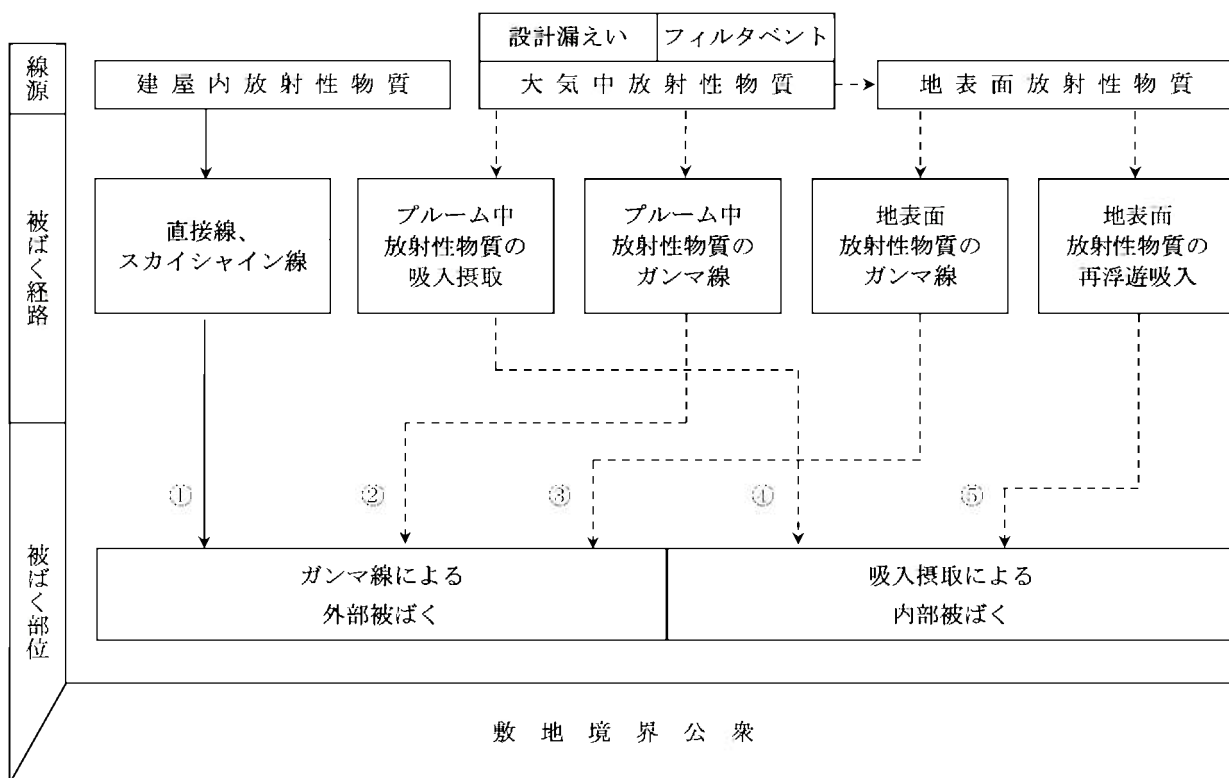


第 3.1.3.5-3 図 敷地境界における公衆の被ばく経路 (格納容器健全)

敷地境界における被ばく	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
	②大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく
	③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく
	④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
	⑤地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく

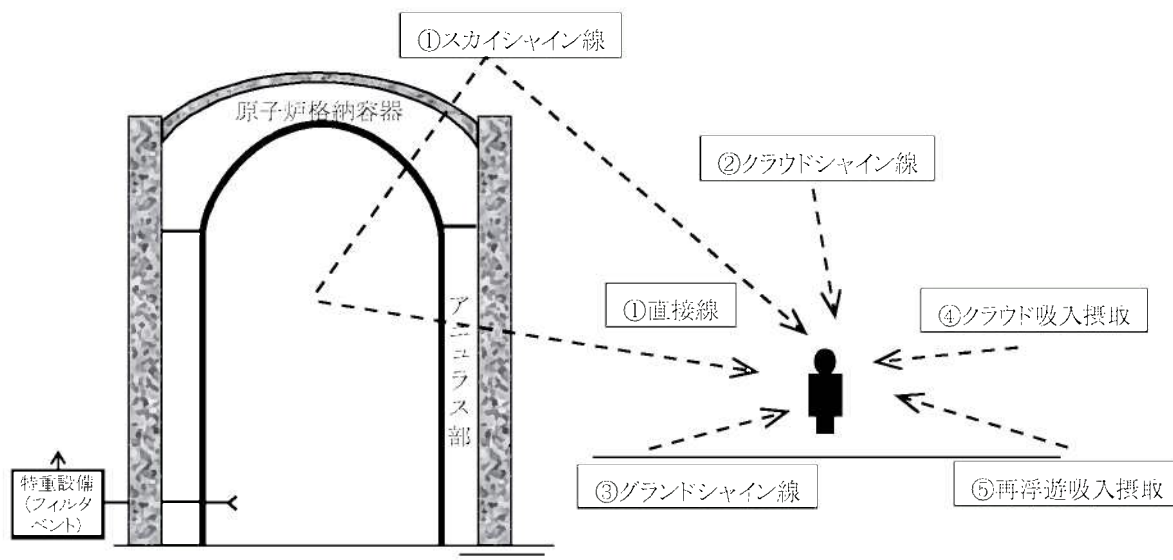


第 3.1.3.5-4 図 被ばく経路イメージ（格納容器健全）

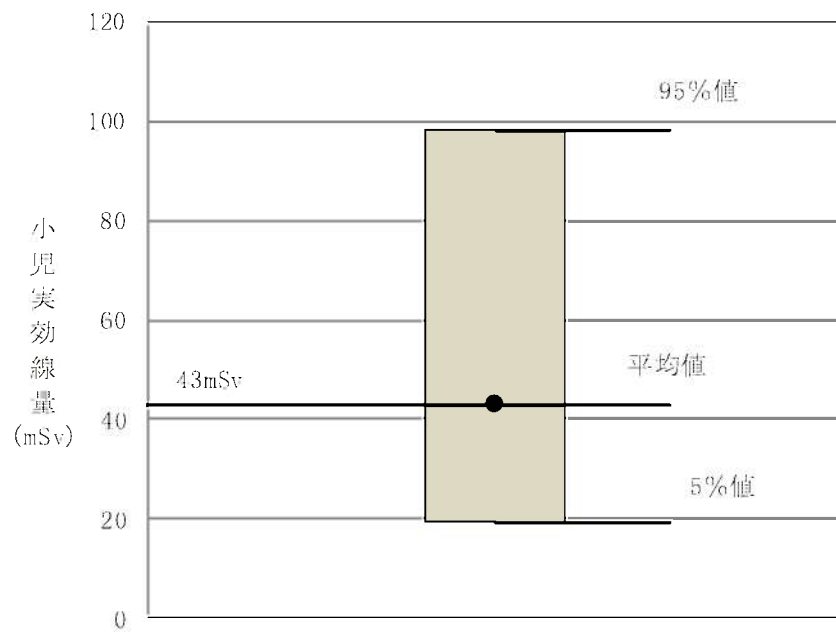


第 3.1.3.5-5 図 敷地境界における公衆の被ばく経路(放射性物質管理放出)

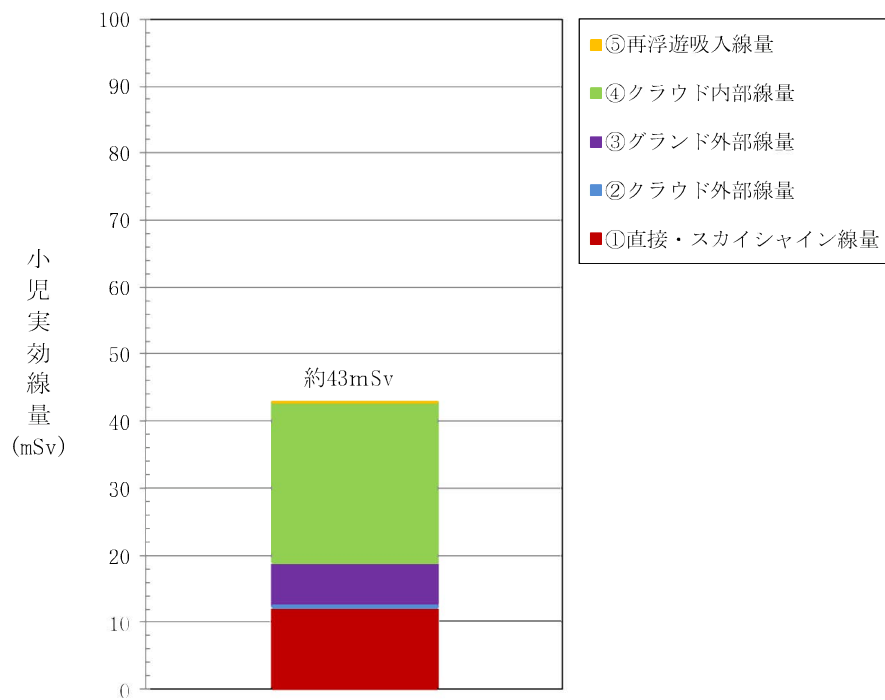
敷地境界における被ばく	①原子炉格納容器内の放射性物質からのガンマ線による被ばく
	②大気中に放出された放射性物質からのガンマ線による被ばく
	③大気中に放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による被ばく
	④大気中に放出された放射性物質の吸入摂取による被ばく
	⑤地表面に沈着後に再浮遊した放射性物質の吸入摂取による被ばく



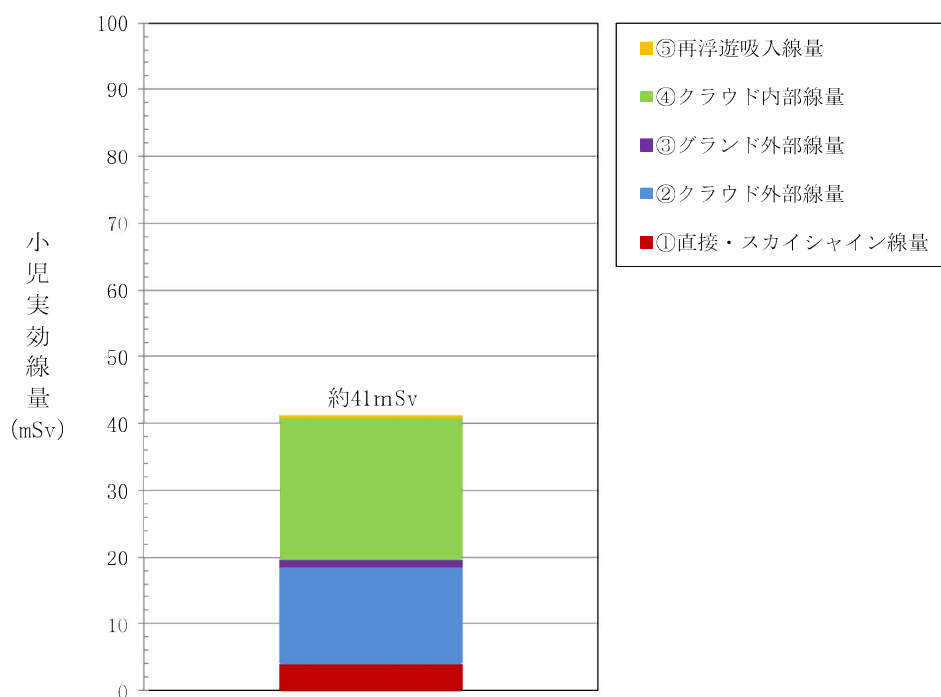
第 3.1.3.5-6 図 被ばく経路イメージ (放射性物質管理放出)



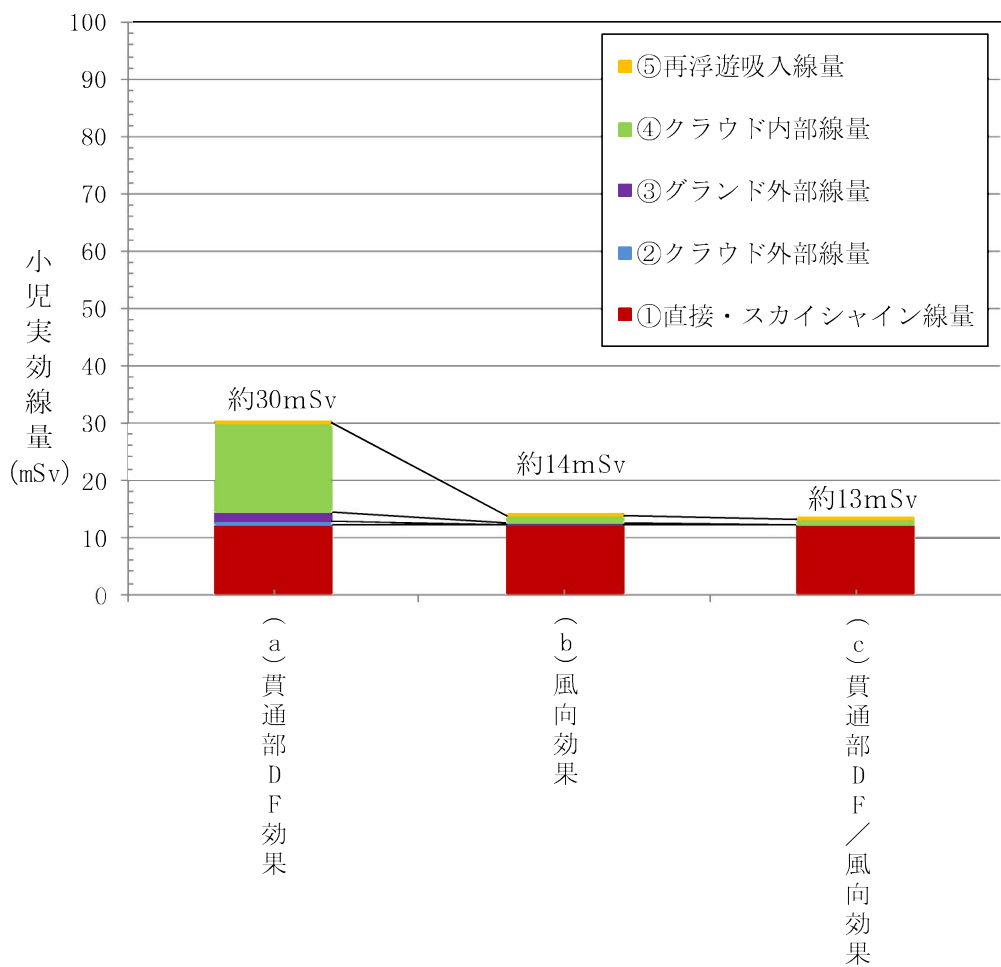
第 3.1.3.5-7 図 敷地境界における実効線量の評価結果(格納容器健全)



第 3.1.3.5-8 図 敷地境界における実効線量の評価結果(格納容器健全)
(平均値の各被ばく経路の線量への寄与)



第 3.1.3.5-9 図 敷地境界における実効線量の評価結果(放射性物質管理放出)
(平均値の各被ばく経路の線量への寄与)



第 3.1.3.5-10 図 感度解析結果(格納容器健全)(経路別)

3.1.3.6 PRAにより抽出された追加措置

特重施設の格納容器破損防止機能に着目した評価として、3.1.3.1、3.1.3.3及び3.1.3.4で示したPRAの結果から、設置変更許可申請書(特重施設)添付書類十の特重施設の使用想定を踏まえ、重大事故等時においてDBA設備及びSA設備による原子炉格納容器への注水機能が喪失している状態に対して、特重設備(ポンプ)による原子炉格納容器への注水及び特重設備(フィルタベント)を活用することによるCFFへのリスク低減効果があることを確認した。

また、設置変更許可申請書(特重施設)添付書類十の特重施設の使用想定を踏まえた活用に限定せず、特重施設の柔軟な活用を想定した評価として、DBA設備及びSA設備による原子炉格納容器への注水機能が喪失している状態以外に対する特重設備(フィルタベント)の活用や、特重施設使用後においてもSA設備に期待する等、DBA設備及びSA設備との適切な組合せを考慮した感度解析により、更なるリスク低減効果を確認した。

以上の結果から、特重施設を活用することによるCFFに対するリスク低減効果が確認できたことから、特重施設に係る運転操作の習熟を目的とした教育を実施し、事故対応能力の向上を図ることを追加措置として抽出する。

なお、特重施設については今後炉心損傷防止対策として活用した評価を実施し、更なる安全性向上に有効な活用方法について検討していく。

3.1.3.7 PRA改善に向けた取組み方針

安全性向上評価におけるPRA実施の目的は、評価結果の分析に基づくプラントの脆弱点の把握と安全性向上対策の立案であることから、より現実的な評価を実施することが望ましく、その目的に沿ったPRA手法及びPRAモデルの改善が必要となる。

本届出においては、特重施設の設置完了に伴い、これまでの届出におけるPRAで使用した設計情報、運転管理情報、評価手法等については更新せず、特重施設の情報のみを新たに追加することで、特重施設によるリスク低減効果を確認した。今後は、より現実的な評価の実施に向け、以下の項目を実施する。

- ・国際的な水準に比肩する PRA への高度化を目指した活動である PWR 又は BWR パイロットプラントの取組みを踏まえ、PRA モデルの高度化(主に体系的な起因事象の選定、人間信頼性解析最新手法適用、イベントツリー・フォールトツリー精緻化、個別プラント故障率適用、成功基準の精緻化)を実施する。
- ・特重施設の PRA モデルへの反映について、重大事故等時における特重施設の柔軟な活用や炉心損傷防止対策としての活用も含めた評価を実施する。
- ・地震 PRA については、2018 年度にフレンジイ評価及びシステム評価の手法についての課題を抽出した。今後は、引き続き抽出された課題の解決に向けた計画及び検討を実施する。また、既に課題として明確となっていた多重故障起因事象のモデル化手法及び SSC の損傷が炉心損傷に直結するシナリオの精緻化については、解決に向けた方策を検討した。これらについては、引き続き、方策の適用について検討を行う。
- ・様々な観点からの評価結果の分析による追加措置の検討を行う。

PRA手法の改善は、電力共通の課題であることから、これらの取組みについては、電力大研究、電力中央研究所 原子力リスク研究センター等の活用により、効果的な取組みとなるよう進めていき、適宜評価に取り入れていく。

3.1.4 安全裕度評価

設計上の想定を超える事象の発生を仮定し、評価対象の発電用原子炉施設が、どの程度の事象まで燃料体又は使用済燃料(以下「燃料体等」という。)の著しい損傷を発生させることなく、また、格納容器機能喪失及び放射性物質の異常放出をさせることなく耐えることができるか、安全裕度を評価する。また、燃料体等の著しい損傷並びに格納容器機能喪失及び放射性物質の異常放出を防止するための措置について、深層防護(defense in depth)の観点から、その効果を示すとともに、クリフエッジ・エフェクト(例えば、設計時の想定を超える地震及び津波により機器類の損傷、浸水等が生じ、燃料損傷等を引き起こす安全上重要な機器等の一連の機能喪失が生じること。)を特定して、設備の潜在的な脆弱性を明らかにする。これにより、発電用原子炉施設について、設計上の想定を超える外部事象に対する頑健性に関して、総合的に評価する。

本届出書の評価対象期間において、特定重大事故等対処施設(以下「特重施設」という。)の設置工事が完了し、供用開始したことから、第3回安全性向上評価届出書(令和2年7月22日付け原発本第103号)(以下「第3回届出書」という。)までの安全裕度評価の結果が変わることが見込まれる。

特重施設は、大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対処のみならずその他の要因による重大事故等発生時においても活用可能であるが、炉心損傷後の格納容器機能喪失防止を主目的として設置している施設である。このため、今回は、第1回安全性向上評価届出書(平成29年9月25日付け原発本第156号、平成30年3月30日付け原発本第360号にて一部補正)(以下「第1回届出書」という。)で実施した地震、津波並びに地震及び津波の重畳を対象に、特重施設を考慮した格納容器機能喪失防止対策に関する評価を実施し、特重施設の主たる機能である炉心損傷後の格納容器破損防止機能に着目した、特重施設の活用によるリスク低減効果を確認する。

3.1.4.1 評価実施方法

(1) 評価項目

以下の評価項目に対し、格納容器機能喪失防止対策について特重施設の活用によるリスク低減効果を確認する。

【評価項目】

- ・ 地震
- ・ 津波
- ・ 地震及び津波の重畳

なお、炉心損傷防止対策を含む特重施設の重大事故等への活用を踏まえた、上記評価項目及び第 3 回届出書までで実施した評価項目（地震及び津波随伴事象、その他の自然現象、号機間相互影響評価並びに事象進展と時間評価に関する評価）に対する評価については、川内 2 号機第 6 回届出時に評価を実施する。

(2) 評価の進め方

a. 各評価項目に対する共通的な前提条件及び留意事項

評価において、事象の進展過程については、イベントツリーの形式で示すこととし、イベントツリーの各段階において、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備（以下「DBA/SA 設備」という。）が使えない場合に特重施設を追加する。このような各段階の状況を示すことにより、深層防護の観点からの評価を明らかにするものである。評価に当たっては、以下の点に留意する。

(a) 評価対象事象は、地震及び津波とする。これらの重畳についても想定する。評価においては、設計段階での想定事象に限らず、最新の知見に照らして最も過酷と考えられる条件及びそれを上回る事象を想定する。

(b) 防護措置の評価に当たっては、合理的な場合を除き、一度機能を失った機能は回復しない及び外部からの支援は受けられないなど、厳しい状況を仮定する。

(c) 安全裕度評価においては、個別の発電用原子炉施設で自主的に強化した施設及び機能並びに耐震 B・C クラスの構造物・機器であっても合理的な評価によって機能が維持されることが示せる場合は、評価においてその機能に期待するものとする。

(d) 安全裕度評価は、自らの発電用原子炉施設の有する安全裕度及び潜在的な脆弱性を把握し、自主的、継続的に安全性を向上させるためのプロセスの一貫であることを認識しつつ実施する。

- (e) 運転開始以降の設備の状態に関し、事象発生後における設備の機能維持、相互干渉、二次的影響、防護措置に係る作業性及び接近性等について情報を収集し、防護措置に係る成立性及び頑健性を確認するため、安全裕度評価の実施方法に照らして確認すべき視点を明確にしたうえで、必要に応じプラント・ウォークダウンを体系的に実施する。なお、実施に当たっては、新規制基準への適合性確認や PRA 等、これまでに実施したプラント・ウォークダウンの結果が活用できる場合は、これを活用する。
- (f) 「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)」に示す地震 PRA 及び津波 PRA の検討結果を踏まえた評価を実施する。但し、安全裕度評価は、起因事象、緩和手段に関連する機器の地震や津波に対する耐力を評価することが目的であることから、地震 PRA 及び津波 PRA で考慮されている機器のランダム故障や人的過誤は考慮しない。
- (g) クリフエッジを示す設備に対して有効な代替設備がある場合には、PRA で評価対象としていない設備であってもその代替設備に期待した評価を行う。

b. 評価対象

第 1 回届出書の評価対象に加え、「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)」と同様に、発電用原子炉設置変更許可申請書 (平成 29 年 4 月 5 日付け原規規発第 1704052 号にて許可) 添付書類十に記載された特重施設の効果の評価において期待した対策を評価対象とする。

c. 建物、構築物及び機器等の安全裕度評価における実応答値及び実耐力値又は設計応答値及び設計耐力値等の使用方法

(a) 地震に対する耐力評価の指標

「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。)では、「安全裕度評価では、実応答値及び実耐力値を用いることとし、設計応答値及び設計耐力値を混在して使用しない。」記載とされている。

今回の地震に対する安全裕度評価では、地震に対する耐力評価の指標として、第 1 回届出書と同様に、フラジリティを使用することとしている。このフラジリティ評価では、文献値や専門家判断を活用して耐力・応答のそれぞれについて中央値を設定するとともに、対数正規分布を仮定することでそれぞれの分布を考慮しており、得られた耐力分布・応答分布から建物、構築物及び機器等の損傷確率を評価している。各分布の作成に当たっては、設計における保守性^{※1}を排除した現実的な評価が前提となるため、結果として得られるフラジリティは実力値である。

※1 設計においては、耐力値、応答値についてそれぞれ以下に例示するような保守性を有している。

耐力値:物性値に規格基準値を使用、機能維持確認済加速度の使用、安全率を付加した許容値の設定 等

応答値:保守的な減衰定数の使用、床応答曲線の拡幅、保守的な解析モデル 等

フラジリティ評価で考慮する耐力分布・応答分布は設計における保守性を排除した現実的な評価に基づくという点は、建物、構築物及び機器等のフラジリティ評価において共通であり、フラジリティを評価指標とする安全裕度評価においては、「設計値と実力値の混在」が発生することはない。

また、運用ガイドでは、評価の信頼性について、「設計応答値及び設計耐力値を用いる場合には、その信頼度を明確にする。さらに、クリフエッジ・エフェクトの値の信頼度(例えば、95%信頼度の 5%損傷確率等)には、偶然的不確実さ及び認識論的不確実さを考慮する。また、安全裕度評価が有する信頼性を明確にする。」と記載されている。

前述のとおり、地震に係る安全裕度評価では実力値とみなすことができるフラジリティを指標とするため、運用ガイドの「設計応答値及び設計耐力値を用いる場合」に該当しない。

なお、地震に係る安全裕度評価においては、第 3.1.4.1-1 図に示すフラジリティとして、95%信頼度における 5%損傷確率に相当する地震加速度レベル(以下「HCLPF」という。ここで、HCLPF は High Confidence of Low Probability of Failure(高信頼度低損傷確率)の略称である。)を用いてクリフエッジ加速度を表わすこととし、HCLPF を評価における指標とする。工学分野においては、高い信頼度を求める場合には慣例的に信頼度 95%(有意水準 5%)が設定されることから、本評価の指標として HCLPF を使用することは、十分高い信頼度が確保できていることを意味するものである。HCLPF はフラジリティ評価により算出される A_m と不確実さ β_{CR} 及び β_{CU} により、次式のように表される。

$$HCLPF = A_m \times \exp(-1.65 \times (\beta_{CR} + \beta_{CU}))$$

ここで、

A_m : フラジリティ加速度中央値(損傷確率 50%に対応する地震動強さ)

β_{CR} : 偶然的な不確実さ

β_{CU} : 認識論的な不確実さ

である。

β_{CR} 及び β_{CU} は、具体的には以下のとおりである。

- ・ β_{CR} : 偶然的な不確実さ

材料特性等に見られるように対象物が本来持っている「ばらつく特性」による不確実さである。物理現象が本質的に持っているランダム性に起因する「ばらつき」であるため、データの補充、評価モデルの詳細化を行ったとしても技術的に減じることができない性質のものである。第 3.1.4.1-1 図 のフラジリティ曲線において、この不確実さ β_{CR} は曲線の傾きに相当する。

安全裕度評価においては、例えば、加振試験等により求めた現実的耐力の統計的精度（試験体の個体差、加振器の動作条件及び計測器のノイズ等に起因する統計的精度）の不確実さや、建屋の地震応答評価におけるせん断波速度などの地盤物性値及びコンクリート強度に係る不確実さ等に、この偶然的な不確実さを考慮している。

- ・ β_{CU} : 認識論的な不確実さ

構造部材の現実的耐力を求める際、引張り強さなどの物性値に一般データを用いている場合の不確実さや、評価に用いる解析モデル自体が持つ不確実さ等に、この認識論的な不確実さを考慮している。これは、将来的なデータの増加又は科学の進展によってそのばらつきを減じることが期待できる。

第 3.1.4.1-2 図 のフラジリティ曲線において、この不確実さ β_{CU} は信頼

度として示されており、評価においてより高い信頼度を必要とするほど、 fragility 曲線は図の左側（地震加速度が小さい側）に移動し、不確実さ β_{CU} の影響を考慮しない場合（50%信頼度の fragility 曲線に相当）に比べ、より小さい加速度で高い損傷確率を示すようになる。

したがって、HCLPF を指標とすることで、信頼性に関する評価が含まれることとなり、運用ガイドの「偶然的な不確実さ及び認識論的な不確実さを考慮」していることとなる。

なお、今回の評価においてはクリフエッジ地震加速度を解放基盤面における水平方向の加速度レベル (G^{*2}) で記載^{※3}しているが、上記のとおり HCLPF の定義を踏まえれば、第 3.1.4.1-1 図に示すとおり、HCLPF に相当する地震加速度が生じて、損傷確率が高くなる地震加速度までは十分な余裕があることから、必ずクリフエッジ・エフェクトが発生することを意味するものではない。

さらに、HCLPF が意味する損傷確率 5%の加速度レベルは、前述のとおり 95%信頼度に基づく値であることを考慮すると、第 3.1.4.1-2 図に示すとおり、信頼度の観点からも十分安全側（保守的）に設定されている値である。

※2 G: 加速度を重力加速度で除した無次元数

※3 鉛直方向の入力が機器の損傷に対して支配的となる場合には、鉛直方向の地震ハザード曲線と水平方向の地震ハザード曲線の比を基に補正係数を評価し、損傷時の鉛直方向の解放基盤面加速度を水平方向の解放基盤面加速度に補正した値を記載

なお、第 3.1.4.1-2 図に示す各信頼度における fragility 曲線は以下の式により算出される。

$$F(\Lambda) = \Phi \left\{ \frac{\ln\left(\frac{\Lambda}{\Lambda_m}\right) + \beta_{c_U} \cdot X}{\beta_{c_R}} \right\}$$

ここで、

F: 損傷確率

Φ : 標準正規累積分布関数

A: 入力加速度

Λ_m : fragility 加速度中央値 (損傷確率 50% に対応する入力加速度 (地震動強さ))

β_{c_R} : 偶然的な不確かさ要因の対数標準偏差

β_{c_U} : 認識論的な不確かさ要因の対数標準偏差

$$\beta_{c_R} = \sqrt{(\beta_{R-s})^2 + (\beta_{R-r})^2}$$

$$\beta_{c_U} = \sqrt{(\beta_{U-s})^2 + (\beta_{U-r})^2}$$

β_{R-s} : 現実的耐力の偶然的な不確かさ

β_{R-r} : 現実的応答の偶然的な不確かさ

β_{U-s} : 現実的耐力の認識論的な不確かさ

β_{U-r} : 現実的応答の認識論的な不確かさ

X: fragility 曲線の信頼度 p に対応する標準正規確率変数 ($\Phi^{-1}(p)$)

$\Phi^{-1}(p)$

p = 5% 信頼度の時 X = -1.65

p = 50% 信頼度の時 X = 0

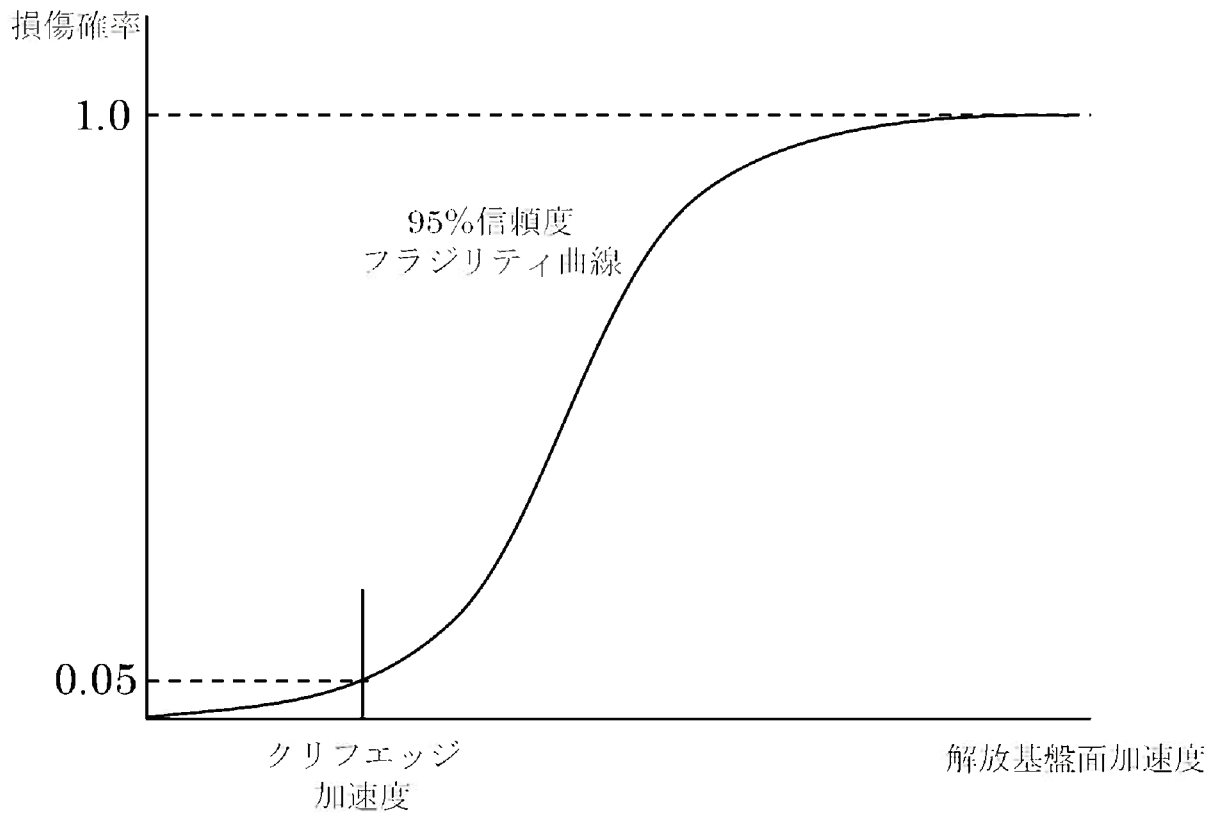
p = 95% 信頼度の時 X = 1.65

(b) 津波に対する耐力評価の指標

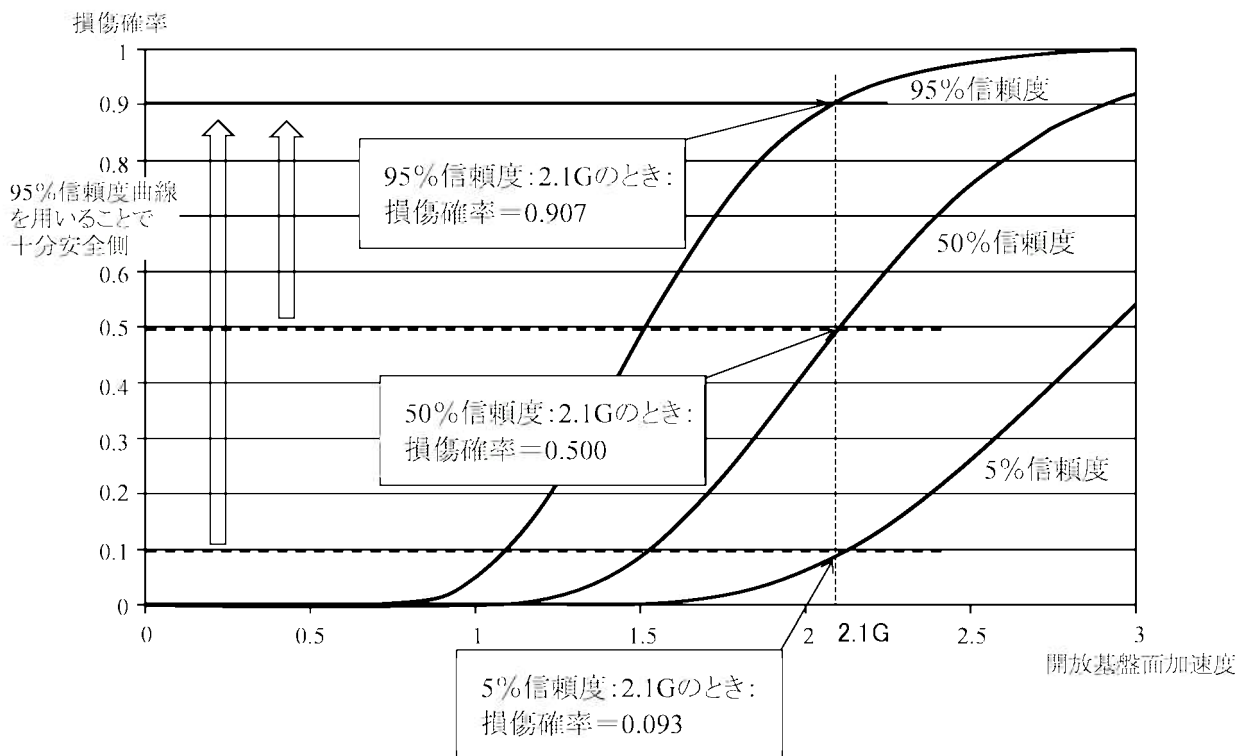
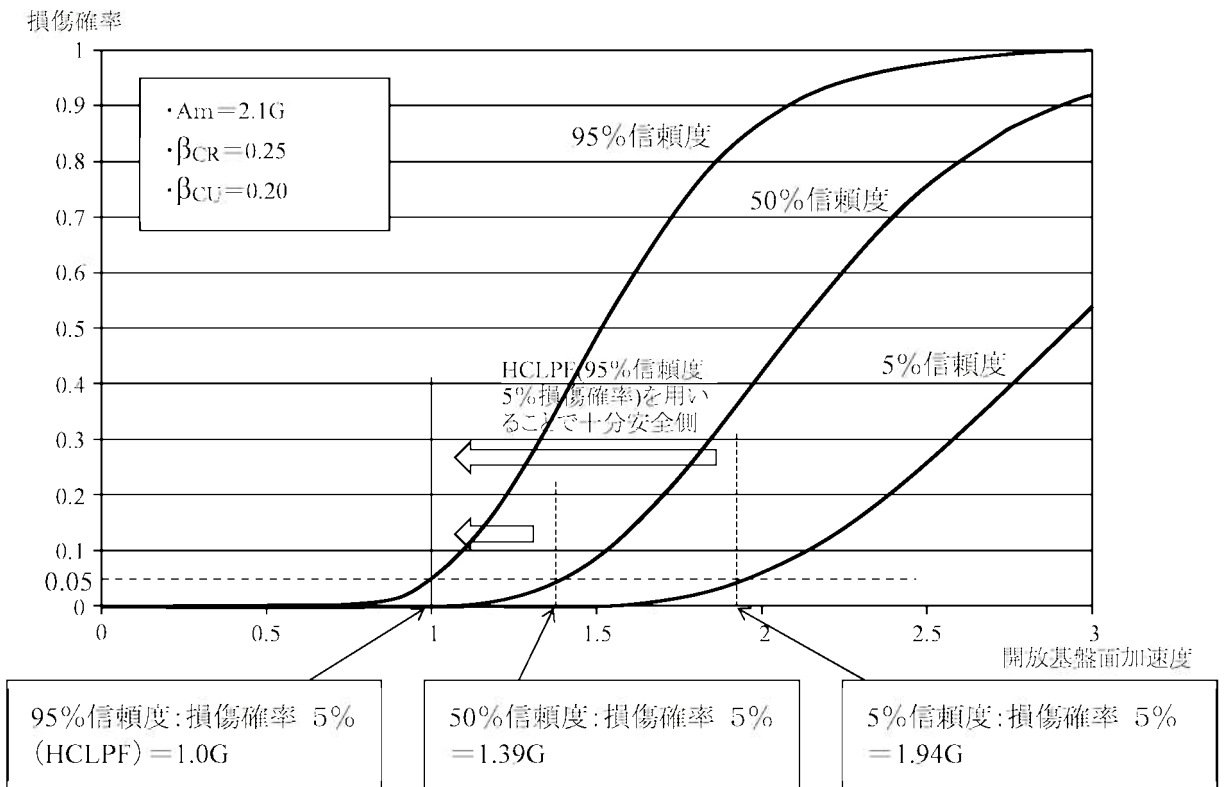
安全性向上評価における津波に対する安全裕度評価では、入力は一様な高さの津波とすることから、不確かさを含んでいない。一方、耐力は機器等の設置高さ又は建屋シール等を考慮した浸水高さとし、機器等が水に触れた時点で機能損傷すること及び建屋シールがない高さに津波が到達した場合に建屋内に水が無制限に流入し、津波高さまで建屋内の水位が上昇することを想定する。機器等又は建屋シール等の設置高さは、配置設計において厳密に設定されていることから、不確かさを考慮しない。

従って、津波に対する耐力評価の指標としては、第1回届出書と同様に、許容津波高さとして、機器等又は建屋シール等の設置高さを用いて決定論的に評価することとする。

なお、「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)」で実施した津波 PRA では、遡上応答に係る不確かさを工学的判断により考慮したフラジリティ評価を実施している。今後、安全裕度評価の津波評価において、入力津波に遡上応答の不確かさを考慮する場合は、耐力の指標として HCLPF を用いることとする。また、津波 PRA 高度化の知見等を踏まえ、津波に対するより現実的な安全裕度評価手法の適用に向けて、適宜検討していく。



第3.1.4.1-1図 建物、構築物及び機器等の損傷確率



第 3.1.4.1-2 図 各信頼度における fragility 曲線

($A_m=2.1$ 、 $\beta_{CR}=0.25$ 、 $\beta_{CU}=0.20$ の fragility 曲線を例とする)

3.1.4.2 評価結果

(1) 地震

a. 格納容器機能喪失防止対策

(a) 特重施設の活用に関する評価

イ 評価方法

特重施設の活用によるリスク低減効果を確認するため、格納容器機能喪失を防止する措置について、以下の評価を実施する。

(イ) 特重施設を活用した影響緩和機能及び収束シナリオの特定

第1回届出書の評価結果における、地震により生じる起因事象に対して最も耐力を有する収束シナリオ(以下、「クリフエッジシナリオ」という。)に対し、特重施設を踏まえた場合の影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。具体的には、第3.1.4.2-1図に示す第1回届出書における、地震評価の格納容器機能喪失防止対策のクリフエッジシナリオに対し、特重施設を踏まえた場合の影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。

また、影響緩和機能を抽出する際には、以下の条件で行う。

- ・ 特重施設で代替できる影響緩和機能については、DBA/SA 設備による当該影響緩和機能を喪失した場合には特重施設に期待できることとし、具体的には以下の場合を想定する。
 - 常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイに失敗した後に特重施設によるスプレイ
 - 格納容器自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却)に失敗した後に特重施設によるベント

- ・ 特重施設によるベントが成功し、原子炉格納容器の健全性が維持された場合は、「格納容器健全」ではなく「放射性物質管理放出」と記載する。
- ・ 特重施設の影響緩和機能としては、特重施設によるスプレイ、特重施設によるベント機能並びにそれらに必要な電源、水源又は空調に期待する。
- ・ 原子炉設置許可申請書における特重施設の効果の評価条件と同様に、DBA/SA 設備が機能喪失し、代替手段として特重施設に期待する場合は、以降は特重施設のみに機能を期待する。

(ロ) 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

(イ) 項にて選定した収束シナリオについて、フロントライン系^{※1} 及びサポート系^{※2} の各々に対し、機能喪失を引き起こす建屋、系統及び機器(以下「設備等」という。)とその HCLPF を、「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)」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る HCLPF は、フロントライン系とサポート系の機能喪失に至る各々の HCLPF のうち、小さい方となる。

※1:各イベントツリーの安全機能の達成に直接必要な影響緩和機能をフロントライン系という。例えば主給水流量喪失事象では、原子炉停止、補助給水による蒸気発生器への給水、主蒸気逃がし弁による熱放出等がフロントライン系である。

※2:フロントライン系を機能させるために必要な電源や冷却水等を供給する機能をサポート系という。例えば電動補助給水の機能達成に必要な監視、制御のための直流電源やポンプ駆動力のための交流電源等がサポート系である。

(ハ) 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

(ロ) 項までの結果を基に、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF を特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF は、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の HCLPF のうち最も小さいものとなる。

(ニ) 特重施設の活用によるリスク低減効果の確認

(ハ) 項により得られた結果と第 1 回届出書における格納容器機能喪失防止対策の結果を基に、特重施設の活用によるリスク低減効果について確認する。

ロ 評価結果

(イ) 特重施設を活用した影響緩和機能及び収束シナリオの特定結果

第 1 回届出書評価結果における地震加速度区分 2(0.82～1.10G 未満)での起因事象である「外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失」について、第 3.1.4.2-2 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、炉心が損傷した状態において原子炉格納容器内の除熱が安定的に継続されるシナリオ又は特重施設による緩和操作の成功により原子炉格納容器の除熱が安定的に継続されるシナリオを収束シナリオ(格納容器健全又は放射性物質管理放出)

とし、この状態に至らないシナリオを格納容器機能喪失に至るシナリオ（格納容器機能喪失）とした。

なお、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①及び②の概要は以下のとおり。

・ 収束シナリオ①:

炉心損傷発生の後、大容量空冷式発電機からの給電により格納容器隔離を行う。その後、静的触媒式水素再結合装置（PAR）により水素濃度の低減を図り、1次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による1次系の減圧を行う。溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプにより原子炉下部キャビティへ注水を行う。また、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行うことで格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ②:

炉心損傷発生の後、大容量空冷式発電機からの給電により格納容器隔離を行う。その後、PARにより水素濃度の低減を図り、1次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による1次系の減圧を行っている状態で、収束シナリオ①で期待していた常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに失敗した場合、特重施設によるスプレイ及び特重施設によるベントにより格納容器内過圧を防止することで格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

(ロ) 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定結果

(イ) 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の HCLPF の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF を特定した。特定した特重施設の活用に関するフロントライン系とサポート系の関連表を参考資料 II-4 に示す。

(ハ) 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定結果

(ロ) 項の結果を用いて、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①及び②の機能喪失に係る HCLPF を特定した。特定した特重施設の活用に関する各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定結果を参考資料 II-4 に示す。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ②の機能喪失に係る HCLPF である 1.04G で格納容器隔離に失敗し、格納容器機能喪失に至る。すなわち、地震加速度区分 2 (0.86～1.10G 未満) で格納容器機能喪失に至ることから、これをクリフエッジとして特定した。クリフエッジの特定において、各影響緩和機能(フロントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図を第 3.1.4.2-7 図、機器リストを参考資料 I-3 に示す。また、特重施設に係る各影響緩和機能(フロントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図、機器リストを参考資料 II-4 に示す。

(ニ) 特重施設の活用によるリスク低減効果の確認結果

第 3.1.4.2-1 図に示す第 1 回届出書における格納容器機能喪失防止対策の結果では、PAR による水素処理の HCLPF である 0.70G で

PAR が機能喪失し、収束シナリオが成立しないものの、炉心損傷に至らない場合には本シナリオは発生しないことから、炉心損傷の HCLPF (1.04G)を格納容器機能喪失のクリフエッジとして特定している。

今回の評価結果においては、(ハ)項に示すとおり、特重施設を活用した収束シナリオ②の HCLPF である 1.04G がクリフエッジとして特定された。

クリフエッジに至る HCLPF は、第 1 回届出書と今回の評価において変化は認められなかったものの、特重施設を活用した影響緩和操作の追加による収束シナリオの増加及び特重施設の頑健性により格納容器機能喪失防止対策の収束シナリオの一部耐力の向上及び成功パスの多様化が図られた。

以上のように、DBA/SA 設備による影響緩和機能を喪失した場合に特重施設に期待した評価を実施した結果、特重施設の活用によるリスク低減効果が確認できた。

なお、本評価条件は、特重施設の活用について限定したものであることから、更なる検討として、より柔軟な活用を考慮した場合の特重施設の活用によるリスク低減効果の確認を実施した結果を次項に示す。

(b) 特重施設の更なる活用を検討した評価

イ 評価方法

「(a) 特重施設の活用に関する評価」に加えて、より柔軟な活用を考慮した場合の特重施設によるリスク低減効果を確認するため、格納容器機能喪失を防止する措置について、以下の評価を実施する。

(イ) 特重施設を活用した影響緩和機能及び収束シナリオの特定

第 1 回届出書の評価結果における地震に対するクリフエッジシナリオに対し、特重施設を踏まえた場合の影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。具体的には、第 3.1.4.2-1 図に示す第 1 回届出書における、地震評価の格納容器機能喪失防止対策のクリフエッジシナリオに対し、特重施設の更なる活用を検討した場合の影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。

また、影響緩和機能を抽出する際には、以下の条件で行う。

- ・ 特重施設で代替できる影響緩和機能については、DBA/SA 設備による当該影響緩和機能を喪失した場合に特重施設に期待できるとし、具体的には以下の場合を想定する。

○常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイに失敗した後に特重施設によるスプレイ

○格納容器自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却)に失敗した後に特重施設によるベント

- ・ 特重施設によるベントが成功し、原子炉格納容器の健全性が維持された場合は、「格納容器健全」ではなく「放射性物質管理放出」と記載する。

- ・ 特重施設の影響緩和機能としては、特重施設によるスプレイ、特重施設によるベント機能並びにそれらに必要な電源、水源、又は空調に期待する。
- ・ 特重施設を DBA/SA 設備のバックアップとして使用した場合でも、DBA/SA 設備による影響緩和機能に再度期待できるものとする。

(ロ) 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

(イ) 項にて選定した収束シナリオについて、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその HCLPF を、「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)」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る HCLPF は、フロントライン系とサポート系の機能喪失に至る各々の HCLPF のうち、小さい方となる。

(ハ) 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

(ロ) 項までの結果を基に、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF を特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF は、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の HCLPF のうち最も小さいものとなる。

(ニ) 特重施設の更なる活用によるリスク低減効果の確認

(ハ) 項により得られた結果と「(a) 特重施設の活用に関する評価」における格納容器機能喪失防止対策の結果を基に、特重施設の活用によるリスク低減効果について確認する。

ロ 評価結果

(イ) 特重施設を活用した影響緩和機能及び収束シナリオの特定結果

第 1 回届出書評価結果における地震加速度区分 2 (0.82~1.10G 未満)での起因事象である「外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失」について、第 3.1.4.2-3 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、炉心が損傷した状態において原子炉格納容器内の除熱が安定的に継続されるシナリオ又は特重施設による緩和操作の成功により原子炉格納容器の除熱が安定的に継続されるシナリオを収束シナリオ(格納容器健全又は放射性物質管理放出)とし、この状態に至らないシナリオを格納容器機能喪失に至るシナリオ(格納容器機能喪失)とした。

なお、「外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①、②、③及び④の概要は以下のとおり。

・ 収束シナリオ①:

炉心損傷発生の後、大容量空冷式発電機からの給電により格納容器隔離を行う。その後、PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプにより原子炉下部キャビティへ注水を行う。また、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び原子炉格納容器再循

環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行うことで格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ②:

炉心損傷発生の後、大容量空冷式発電機からの給電により格納容器隔離を行う。その後、PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプにより原子炉下部キャビティへ注水を行う。また、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行っている状態で、収束シナリオ①で期待していた原子炉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に失敗した場合、特重施設によるベントにより格納容器過圧を防止することで、格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ③:

炉心損傷発生の後、大容量空冷式発電機からの給電により格納容器隔離を行う。その後、PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行っている状態で、収束シナリオ①で期待していた常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに失敗した場合、特重施設によるスプレイ及び原子炉格納容器再循環ユニットによる格

格納容器内自然対流冷却を行うことで格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ④:

炉心損傷発生の後、大容量空冷式発電機からの給電により格納容器隔離を行う。その後、PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行っている状態で、収束シナリオ①で期待していた常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに失敗し、特重施設によるスプレイを行っている状態で、収束シナリオ③で期待していた、原子炉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に失敗した場合、特重施設によるベントにより格納容器過圧を防止することで格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

(ロ) 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定結果

(イ) 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の HCLPF の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF を特定した。特定した特重施設の更なる活用に関するフロントライン系とサポート系の関連表を参考資料 II-4 に示す。

(ハ) 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定結果

(ロ) 項の結果を用いて、「外部電源喪失 + 原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①、②、③及び④の機能喪失に係る HCLPF を

特定した。特定した特重施設の更なる活用に関する各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定結果を参考資料 II-4 に示す。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ④の機能喪失に係る HCLPF である 1.04G で格納容器隔離に失敗し、格納容器機能喪失に至る。すなわち、地震加速度区分 2 (0.86～1.10G 未満) で格納容器機能喪失に至ることから、これをクリフエッジとして特定した。クリフエッジの特定において、各影響緩和機能 (フロントライン系及びサポート系) に関連する設備等の系統概要図を第 3.1.4.2-7 図、機器リストを参考資料 I-3 示す。また、特重施設に係る各影響緩和機能 (フロントライン系及びサポート系) に関連する設備等の系統概要図、機器リストを参考資料 II-4 に示す。

(二) 特重施設の更なる活用によるリスク低減効果の確認結果

「(a) 特重施設の活用に関する評価」における評価結果においては、第 3.1.4.2-2 図のとおり収束シナリオを抽出し、収束シナリオ②の HCLPF である 1.04G がクリフエッジとして特定された。

今回の評価結果においては、(ハ) 項に示すとおり、特重施設を活用した収束シナリオ④の HCLPF である 1.04G がクリフエッジとして特定された。

クリフエッジに至る HCLPF は、「(a) 特重施設の活用に関する評価」と今回の評価において変化は認められなかったものの、より柔軟な活用を考慮した場合、特重施設を活用した影響緩和操作の追加による収束シナリオの増加により、格納容器機能喪失防止対策の収束シナリオの更なる多様化が図られた。

以上のように、特重施設の更なる活用を検討した評価を実施した結果、特重施設の活用によるリスク低減効果が確認できた。

(2) 津波

a. 格納容器機能喪失防止対策

(a) 特重施設の活用に関する評価

イ 評価方法

特重施設の活用によるリスク低減効果を確認するため、格納容器機能喪失を防止する措置について、以下の評価を実施する。

(イ) 特重施設を活用した影響緩和機能及び収束シナリオの特定

第 1 回届出書の評価結果における津波に対するクリフエッジシナリオに対し、特重施設を踏まえた場合の影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。具体的には、第 3.1.4.2-4 図に示す第 1 回届出書における、津波評価の格納容器機能喪失防止対策のクリフエッジシナリオに対し、特重施設を踏まえた場合の影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。

また、影響緩和機能を抽出する際には、以下の条件で行う。

- ・ 特重施設で代替できる影響緩和機能については、DBA/SA 設備による当該影響緩和機能を喪失した場合には特重施設に期待できることとし、具体的には以下の場合を想定する。
 - 常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイに失敗した後に特重施設によるスプレイ
 - 格納容器自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却)に失敗した後に特重施設によるベント
- ・ 特重施設によるベントが成功し、原子炉格納容器の健全性が維持された場合は、「格納容器健全」ではなく「放射性物質管理放出」と記載する。

- ・ 特重施設の影響緩和機能としては、特重施設によるスプレイ、特重施設によるベント機能並びにそれらに必要な電源、水源又は空調に期待する。
- ・ 原子炉設置許可申請書における特重施設の効果の評価条件と同様に、DBA/SA 設備が機能喪失し、代替手段として特重施設に期待する場合は、以降は特重施設のみに機能を期待する。

(ロ) 各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さ特定

(イ) 項にて選定した収束シナリオについて、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその許容津波高さを、「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)」に示す津波 PRA の検討結果を踏まえて特定する。

(ハ) 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

(ロ) 項までの結果を基に、各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さを特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さは、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の許容津波高さのうち最も小さいものとなる。

(ニ) 特重施設の活用によるリスク低減効果の確認

(ハ) 項により得られた結果と第 1 回届出書における格納容器機能喪失防止対策の結果を基に、特重施設の活用によるリスク低減効果について確認する。

ロ 評価結果

(イ) 特重施設を活用した影響緩和機能及び収束シナリオの特定結果

第1回届出書評価結果における津波高さ区分3(15m以上)での起
因事象である「外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失」により
炉心損傷が発生している条件で、第3.1.4.2-5図のとおり、影響緩和機
能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、炉心が損傷した状態において原子
炉格納容器内の除熱が安定的に継続されるシナリオ又は特重施設に
よる緩和操作の成功により原子炉格納容器の除熱が安定的に継続さ
れるシナリオを収束シナリオ(格納容器健全又は放射性物質管理放出)
とし、この状態に至らないシナリオを格納容器機能喪失に至るシナリオ
(格納容器機能喪失)とした。

なお、「外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シ
ナリオ①、②、③及び④の概要は以下のとおり。

・ 収束シナリオ①:

炉心損傷発生の後、大容量空冷式発電機からの給電により格納容
器隔離を行う。その後、PARにより水素濃度の低減を図り、1次系圧力
が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁に
よる1次系の減圧を行う。溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンク
リート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常
設電動注入ポンプにより原子炉下部キャビティへ注水を行う。また、原
子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動
注入ポンプによる代替格納容器スプレー及び原子炉格納容器再循環

ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行うことで格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ②:

炉心損傷発生の後、大容量空冷式発電機からの給電により格納容器隔離を行う。その後、PARにより水素濃度の低減を図り、1次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による1次系の減圧を行っている状態で、収束シナリオ①で期待していた常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに失敗した場合、特重施設によるスプレイ及び特重施設によるベントにより格納容器内過圧を防止することで格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ③:

炉心損傷発生の後、収束シナリオ①で期待していた大容量空冷式発電機からの給電に失敗した場合に、中容量発電機車からの給電により格納容器隔離を行う。その後、PARにより水素濃度の低減を図り、1次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による1次系の減圧を行う。溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプにより原子炉下部キャビティへ注水を行う。また、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行うことで格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ④:

炉心損傷発生の後、収束シナリオ①で期待していた大容量空冷式発電機からの給電に失敗した場合に、中容量発電機車からの給電により格納容器隔離を行う。その後、PARにより水素濃度の低減を図り、1次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による1次系の減圧を行っている状態で、収束シナリオ③で期待していた常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに失敗した場合、特重施設によるスプレイ及び特重施設によるベントにより格納容器内過圧を防止することで格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

(ロ) 各影響緩和機能の喪失に至る許容津波高さの特定結果

(イ)項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の許容津波高さの評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さを特定した。特定した特重施設の活用に関するフロントライン系とサポート系の関連表を参考資料Ⅱ-4に示す。

(ハ) 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定結果

(ロ)項の結果を用いて、「外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①、②、③及び④の機能喪失に係る許容津波高さを特定した。特定した特重施設の活用に関する各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定結果を参考資料Ⅱ-4に示す。

各シナリオについて評価した結果、収束シナリオ③及び④の機能喪失に係る許容津波高さである 15.0m で中容量発電機車からの給電に失敗し、格納容器機能喪失に至る。すなわち、津波高さ区分 3 (15m 以上) で格納容器機能喪失に至ることから、これをクリフエッジとして特定した。クリフエッジの特定において、各影響緩和機能 (フロントライン系及びサポート系) に関連する設備等の系統概要図を第 3.1.4.2-7 図、機器リストを参考資料 I -3 に示す。また、特重施設に係る各影響緩和機能 (フロントライン系及びサポート系) に関連する設備等の系統概要図、機器リストを参考資料 II -4 に示す。

(二) 特重施設の活用によるリスク低減効果の確認結果

第 3.1.4.2-4 図に示す第 1 回届出書における格納容器機能喪失防止対策の結果では、中容量発電機車からの給電の許容津波高さである 15m で主要機器が機能喪失し、収束シナリオが成立しないことから、これを格納容器機能喪失のクリフエッジとして特定している。

今回の評価結果においては、(ハ) 項に示すとおり、第 1 回届出書と同様の許容津波高さである 15m がクリフエッジとして特定された。

クリフエッジに至る許容津波高さは、第 1 回届出書と今回の評価において変化は認められなかったものの、特重施設を活用した影響緩和操作の追加により収束シナリオが増加し、原子炉格納容器の健全性が維持される成功パスの多様化が図られた。

以上のように、DBA/SA 設備による影響緩和機能を喪失した場合に特重施設に期待した評価を実施した結果、特重施設の活用によるリスク低減効果が確認できた。

なお、本評価条件は、特重施設の活用について限定したものであることから、更なる検討として、より柔軟な活用を考慮した場合の特重施設の活用によるリスク低減効果の確認を実施した結果を次項に示す。

(b) 特重施設の更なる活用を検討した評価

イ 評価方法

「(a) 特重施設の活用に関する評価」に加えて、より柔軟な活用を考慮した場合の特重施設によるリスク低減効果を確認するため、格納容器機能喪失を防止する措置について、以下の評価を実施する。

(イ) 特重施設を活用した影響緩和機能及び収束シナリオの特定

第 1 回届出書の評価結果における津波に対するクリフエッジシナリオにおける起回事象に対し、特重施設を踏まえた場合の収束シナリオを特定する。具体的には、第 3.1.4.2-4 図に示す第 1 回届出書における、津波評価の格納容器機能喪失防止対策のクリフエッジシナリオに対し、特重施設の更なる活用を検討した場合の影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。

また、シナリオを抽出する際には、以下の条件で行う。

- ・ 特重施設で代替できる影響緩和機能については、DBA/SA 設備による当該影響緩和設備を喪失した場合に特重施設に期待できるとし、具体的には以下の場合を想定する。

○常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイに失敗した後に特重施設によるスプレイ

○格納容器自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却)に失敗した後に特重施設によるベント

- ・ 特重施設によるベントが成功し、原子炉格納容器の健全性が維持された場合は、「格納容器健全」ではなく「放射性物質管理放出」と記載する。

- ・ 特重施設の影響緩和機能としては、特重施設によるスプレイ、特重施設によるベント機能並びにそれらに必要な電源、水源又は空調に期待する。
- ・ 特重施設を DBA/SA 設備のバックアップとして使用した場合でも、DBA/SA 設備による影響緩和機能に再度期待できるものとする。

(ロ) 評価対象設備の選定及び津波裕度評価

(イ) 項にて選定した収束シナリオについて、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその許容津波高さを、「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)」に示す津波 PRA の検討結果を踏まえて特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る許容津波高さは、フロントライン系とサポート系の機能喪失に至る各々の許容津波高さのうち、小さい方となる。

(ハ) 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定

(ロ) 項までの結果を基に、発生する起因事象に対する各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さを特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さは、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の許容津波高さのうち最も小さいものとなる。

(ニ) 特重施設の更なる活用によるリスク低減効果の確認

(ハ) 項により得られた結果と「(a) 特重施設の活用に関する評価」における格納容器機能喪失防止対策の結果を基に、特重施設の活用によるリスク低減効果について確認する。

ロ 評価結果

(イ) 特重施設を活用した影響緩和機能及び収束シナリオの特定結果

第1回届出書評価結果における津波高さ区分3(15m以上)での起
因事象である「外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失」により
炉心損傷が発生している条件で、第3.1.4.2-6図のとおり、影響緩和機
能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、炉心が損傷した状態において原子
炉格納容器内の除熱が安定的に継続されるシナリオ又は特重施設に
よる緩和操作の成功により原子炉格納容器の除熱が安定的に継続さ
れるシナリオを収束シナリオ(格納容器健全又は放射性物質管理放出)
とし、この状態に至らないシナリオを格納容器機能喪失に至るシナリオ
(格納容器機能喪失)とした。

なお、「外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シ
ナリオ①、②、③、④、⑤、⑥、⑦及び⑧の概要は以下のとおり。

・ 収束シナリオ①:

炉心損傷の発生の後、大容量空冷式発電機からの給電により格納
容器隔離を行う。その後、PARにより水素濃度の低減を図り、1次系圧
力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁
による1次系の減圧を行う。溶融炉心・コンクリート相互作用によるコン
クリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、
常設電動注入ポンプにより原子炉下部キャビティへ注水を行う。また、
原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電
動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び原子炉格納容器再循

環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行うことで格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ②:

炉心損傷発生の後、大容量空冷式発電機からの給電により格納容器隔離を行う。その後、PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプにより原子炉下部キャビティへ注水を行う。また、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行っている状態で、収束シナリオ①で期待していた原子炉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に失敗した場合、特重施設によるベントにより格納容器過圧を防止することで、格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ③:

炉心損傷発生の後、大容量空冷式発電機からの給電により格納容器隔離を行う。その後、PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行っている状態で、収束シナリオ①で期待していた常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに失敗した場合、特重施設によるスプレイ及び原子炉格納容器再循環ユニットによる格

格納容器内自然対流冷却を行うことで格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ④:

炉心損傷発生の後、大容量空冷式発電機からの給電により格納容器隔離を行う。その後、PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行っている状態で、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに失敗し、特重施設によるスプレイを行っている状態で、収束シナリオ③で期待していた、原子炉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に失敗した場合、特重施設によるベントにより格納容器過圧を防止することで格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ⑤:

炉心損傷発生の後、収束シナリオ①で期待していた大容量空冷式発電機からの給電に失敗した場合に、中容量発電機車からの給電により格納容器隔離を行う。その後、PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプにより原子炉下部キャビティへ注水を行う。また、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び原子炉格納容

器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行うことで格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ⑥：

炉心損傷発生の後、収束シナリオ①で期待していた大容量空冷式発電機からの給電に失敗した場合に、中容量発電機車からの給電により格納容器隔離を行う。その後、PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプにより原子炉下部キャビティへ注水を行う。また、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行っている状態で、収束シナリオ⑤で期待していた原子炉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に失敗した場合、特重施設によるベントにより格納容器過圧を防止することで、格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ⑦：

炉心損傷発生の後、収束シナリオ①で期待していた大容量空冷式発電機からの給電に失敗した場合に、中容量発電機車からの給電により格納容器隔離を行う。その後、PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行っている状態で、収束シナリオ⑤で期待していた常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに失敗し

た場合、特重施設によるスプレイ及び原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行うことで格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ⑧：

炉心損傷発生の後、収束シナリオ①で期待していた大容量空冷式発電機からの給電に失敗した場合に、中容量発電機車からの給電により格納容器隔離を行う。その後、PARにより水素濃度の低減を図り、1次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために加圧器逃がし弁による1次系の減圧を行っている状態で、収束シナリオ⑤で期待していた常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに失敗した場合に、特重施設によるスプレイを行い、その後収束シナリオ⑦で期待していた原子炉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に失敗した場合、特重施設によるベントにより格納容器過圧を防止することで格納容器機能喪失に至る事態は回避される。

(ロ) 評価対象設備の選定及び津波裕度評価結果

(イ)項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の許容津波高さの評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る許容津波高さを特定した。特定した特重施設の更なる活用に関するフロントライン系とサポート系の関連表を参考資料Ⅱ-4に示す。

(ハ) 各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定結果

(ロ)項の結果を用いて、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①、②、③、④、⑤、⑥、⑦及び⑧の機能喪失に係る許容津波高さを特定した。特定した特重施設の更なる活用に関する各収束シナリオの機能喪失に係る許容津波高さの特定結果を参考資料Ⅱ-4に示す。

各シナリオについて評価した結果、収束シナリオ⑤、⑥、⑦及び⑧の機能喪失に係る許容津波高さである15.0mで中容量発電機車からの給電に失敗し、格納容器機能喪失に至る。すなわち、津波高さ区分3(15m以上)で格納容器機能喪失に至ることから、これをクリフエッジとして特定した。クリフエッジの特定において、各影響緩和機能(フロントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図を第3.1.4.2-7図、機器リストを参考資料Ⅰ-3に示す。また、特重施設に係る各影響緩和機能(フロントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図、機器リストを参考資料Ⅱ-4に示す。

(ニ) 特重施設の更なる活用によるリスク低減効果の確認結果

「(a) 特重施設の活用に関する評価」における評価結果においては、第3.1.4.2-5図のとおり収束シナリオを抽出し、収束シナリオ③及び④の許容津波高さである15mがクリフエッジとして特定された。

今回の評価結果においては、(ハ)項に示すとおり、「(a) 特重施設の活用に関する評価」の評価結果と同様の許容津波高さである15mがクリフエッジとして特定された。

クリフエッジに至る許容津波高さは、「(a) 特重施設の活用に関する評価」と今回の評価において変化は認められなかったものの、より柔軟

な活用を考慮した場合、特重施設を活用した影響緩和操作の追加により収束シナリオが増加し、原子炉格納容器の健全性が維持される成功パスの多様化が図られた。

以上のように特重施設の更なる活用を検討した評価を実施した結果、特重施設の活用によるリスク低減効果が確認できた。

(c) 遡上解析による検証

本届出書における安全裕度評価は、特重施設の主たる機能である炉心損傷後の格納容器破損防止機能に着目した、特重施設の活用によるリスク低減効果を確認するための評価のため、津波の遡上解析については、川内 2 号機第 6 回届出時に評価を実施する。

(3) 地震及び津波の重畳

地震に伴い発生する津波を考えた場合、大規模な地震が併せて発生することが想定されるが、クリフエッジ津波は基準津波の設定に用いた前提をはるかに超える事象であり、それを引き起す震源(波源)を定量的かつ科学的に想定することは困難である。したがって、地震及び津波の重畳評価では、地震と津波をそれぞれ独立した事象として想定し、“波源を特定しないクリフエッジ高さの波”が発電所に到達すると同時に“クリフエッジ加速度を生じる大地震”が発生するものとして、HCLPFと許容津波高さの両パラメータの組合せを考慮することとする。

a. 格納容器機能喪失防止対策

イ 評価方法

第1回届出書の評価結果に対する特重施設によるリスク低減効果を確認するため、格納容器機能喪失を防止する措置について、以下の評価を実施する。

(イ) 起回事象の選定

「3.1.4.2(1) 地震」及び「3.1.4.2(2) 津波」における評価の結果に基づき特定されたクリフエッジとしてのHCLPF及び許容津波高さまでの範囲で、発生する各起回事象を選定する。

また、選定された各起回事象発生や各影響緩和機能に係るHCLPF又は許容津波高さについては、「3.1.4.2(1) 地震」又は「3.1.4.2(2) 津波」において評価した結果を用いる。

(ロ) 収束シナリオ及びクリフエッジの特定

(イ) 項にて選定した各起因事象について、「3.1.4.2(1) 地震」又は「3.1.4.2(2) 津波」の評価において特定されている収束シナリオを対象に、各収束シナリオを成立させるための各影響緩和機能に関するHCLPF及び許容津波高さのそれぞれの最小値を求め、それらの最小値の組合せを、当該収束シナリオに対する地震及び津波への耐力として求める。その上で、全ての収束シナリオから、最も耐力を有するシナリオを抽出し、そのシナリオの耐力を地震及び津波の重畳によるクリフエッジとして特定する。

ロ 評価結果

(イ) 起因事象の選定結果

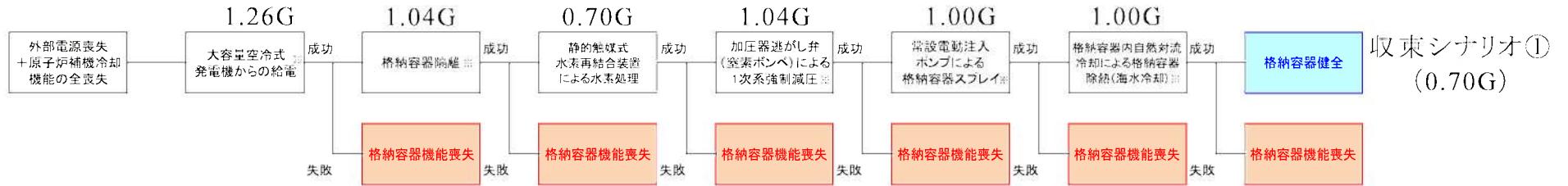
「3.1.4.2(1) 地震」及び「3.1.4.2(2) 津波」の評価の結果、第1回届出書評価結果におけるクリフエッジとしてのHCLPF及び許容津波高さの変更はないため、考慮すべき起因事象については第1回届出書評価結果から変更はない。

(ロ) 収束シナリオ及びクリフエッジの特定結果

(イ) 項にて確認した結果、考慮すべき起因事象については第1回届出書評価結果から変更はなく、「3.1.4.2(1) 地震」及び「3.1.4.2(2) 津波」の評価において、第1回届出書評価結果と同様の収束シナリオを抽出しており、かつクリフエッジとしてのHCLPF及び許容津波高さは第1回届出書評価結果から変更はないため、第1回届出書にて特定した収束シナリオ及びそれに対する地震及び津波の耐力に変更はない。

上記の評価結果から、HCLPF が 1.04G 以上又は許容津波高さが 15m 以上の領域では、格納容器の重大な損傷を回避する手段がなくなるため、第 1 回届出書にて特定したクリフエッジから変更はない。(第 3.1.4.2-8 図参照)

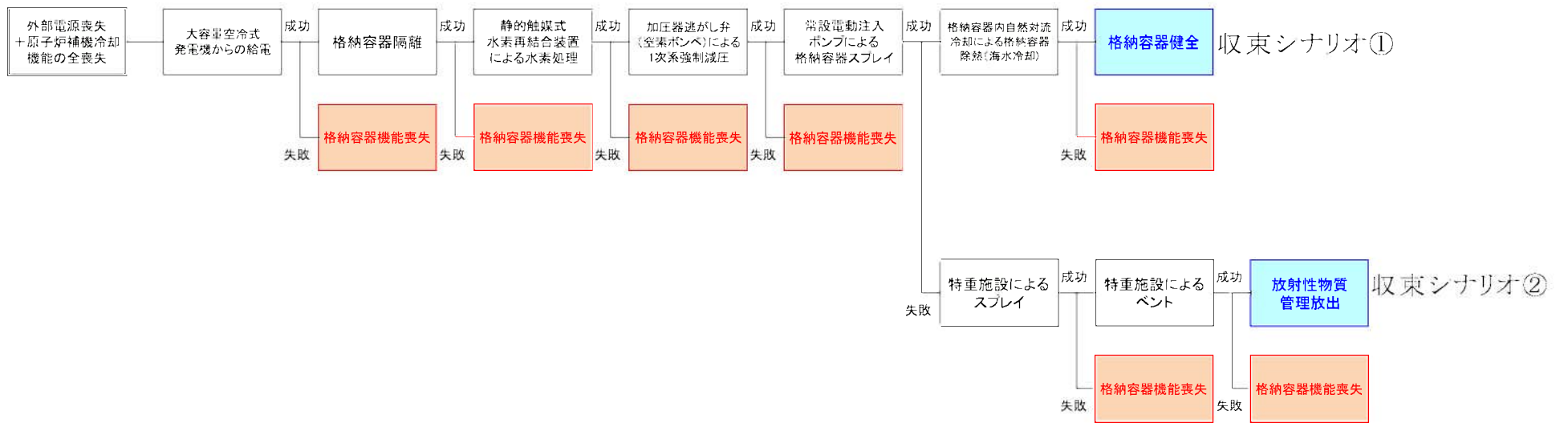
起因事象:外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失



※:第1回届出書に示していた追加措置のうち、安全系(非常用母線のメタルクラッド開閉装置(以下「メタクラ」という。)の保護継電器のデジタル化を完了したことで、第1回届出書のクリフエッジシナリオで期待していたメタクラ保護継電器のリフト処置は不要となった。

第 3.1.4.2-1 図 第 1 回届出書の地震評価における格納容器機能防止対策の結果

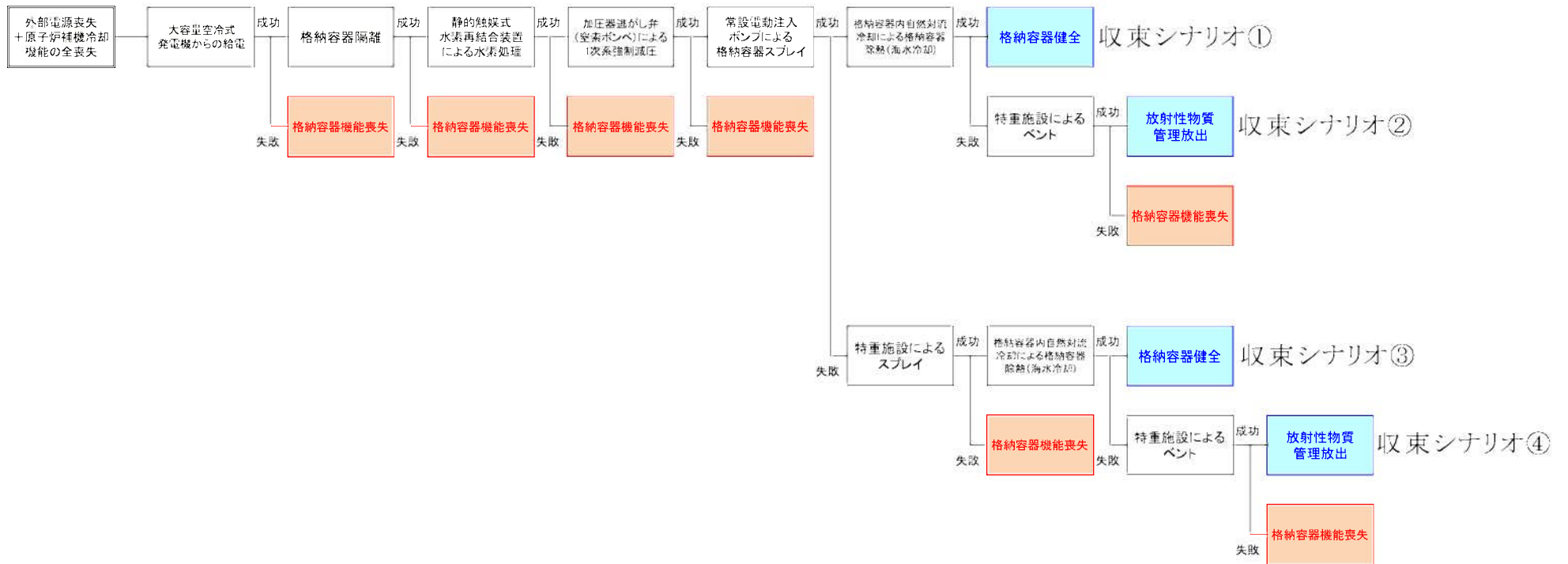
起因事象:外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失



3.1.4-46

第 3.1.4.2-2 図 各起因事象における収束シナリオ(地震:特重施設を活用した評価)

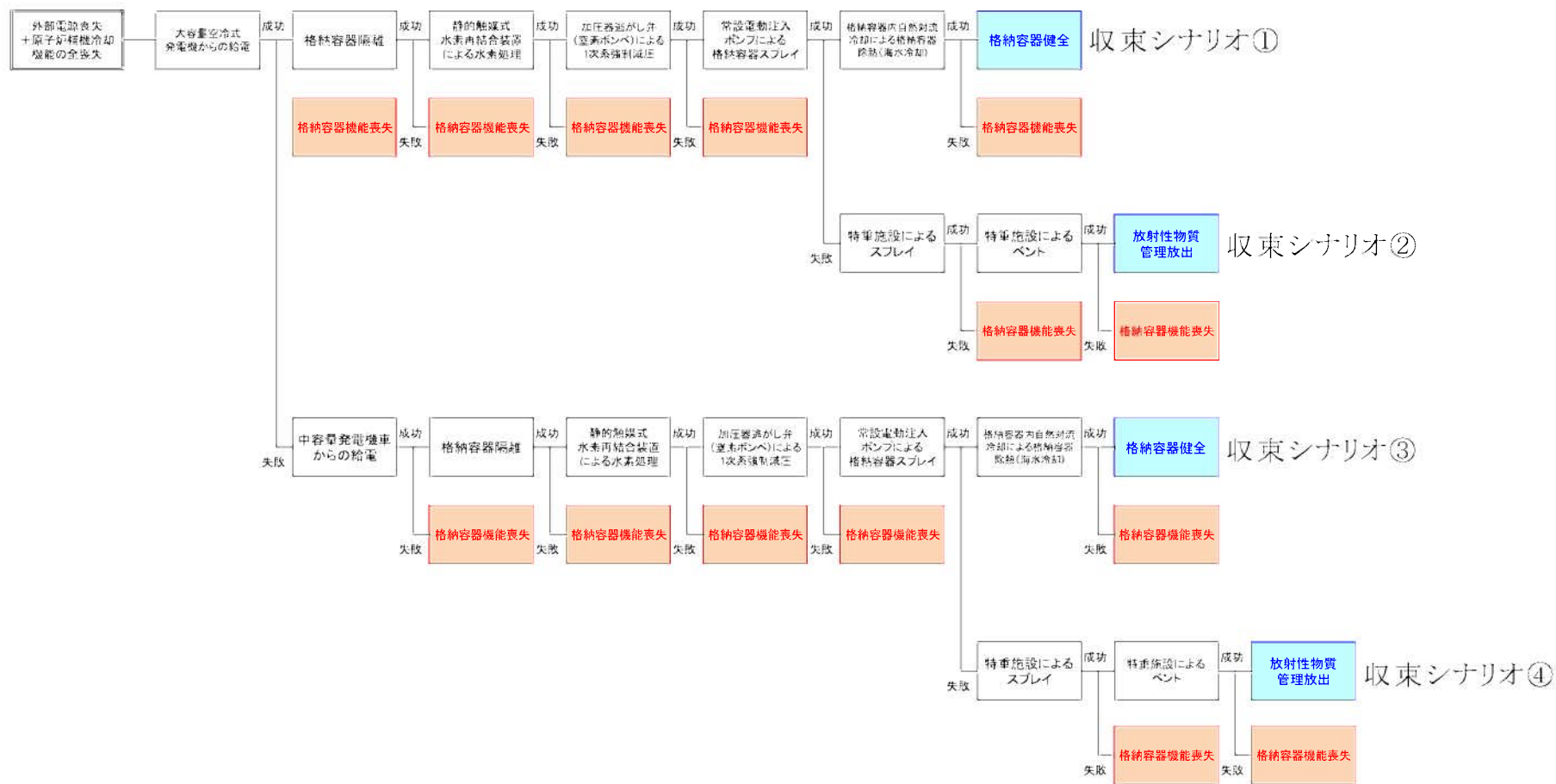
起因事象：外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失



3.1.4.47

第 3.1.4.2-3 図 各起因事象における収束シナリオ(地震：特重施設の更なる活用を検討した評価)

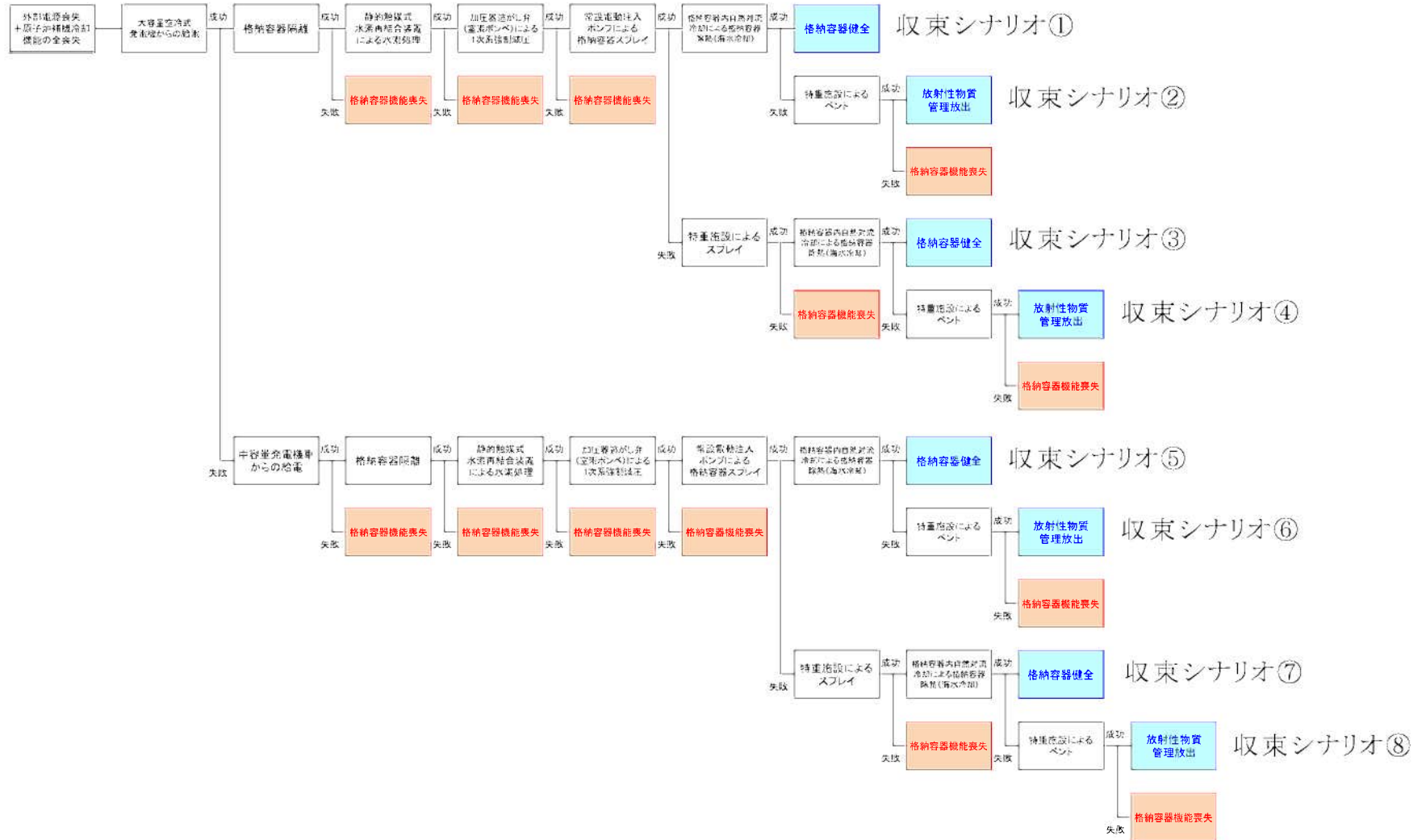
起因事象:外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失



3.1.4-49

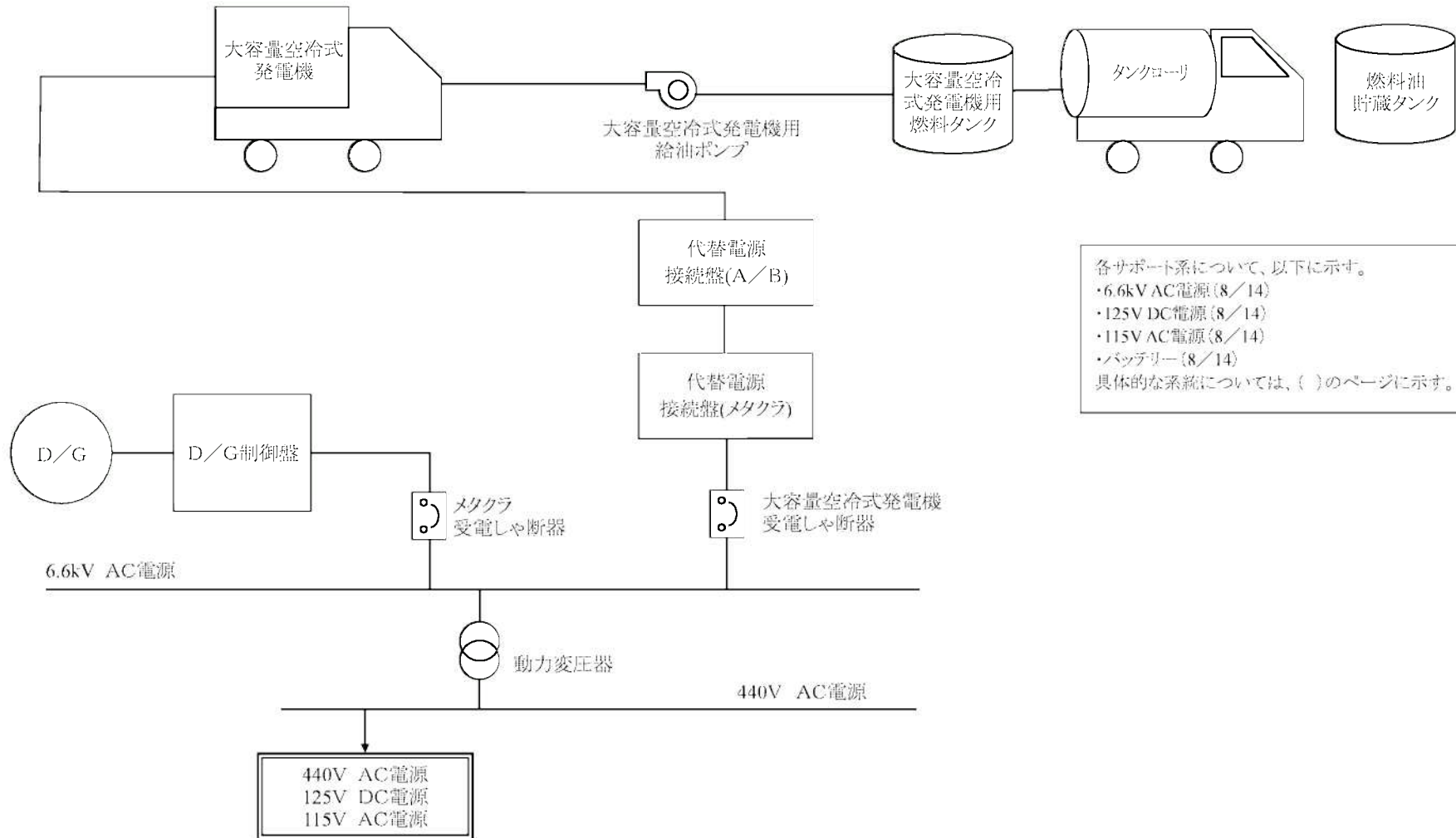
第 3.1.4.2-5 図 各起因事象における収束シナリオ(津波:特重施設を活用した評価)

起因事象：外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失



第 3.1.4.2-6 図 各起因事象における収束シナリオ(津波：特重施設の更なる活用を検討した評価)

大容量空冷式発電機からの給電(フロントライン系)

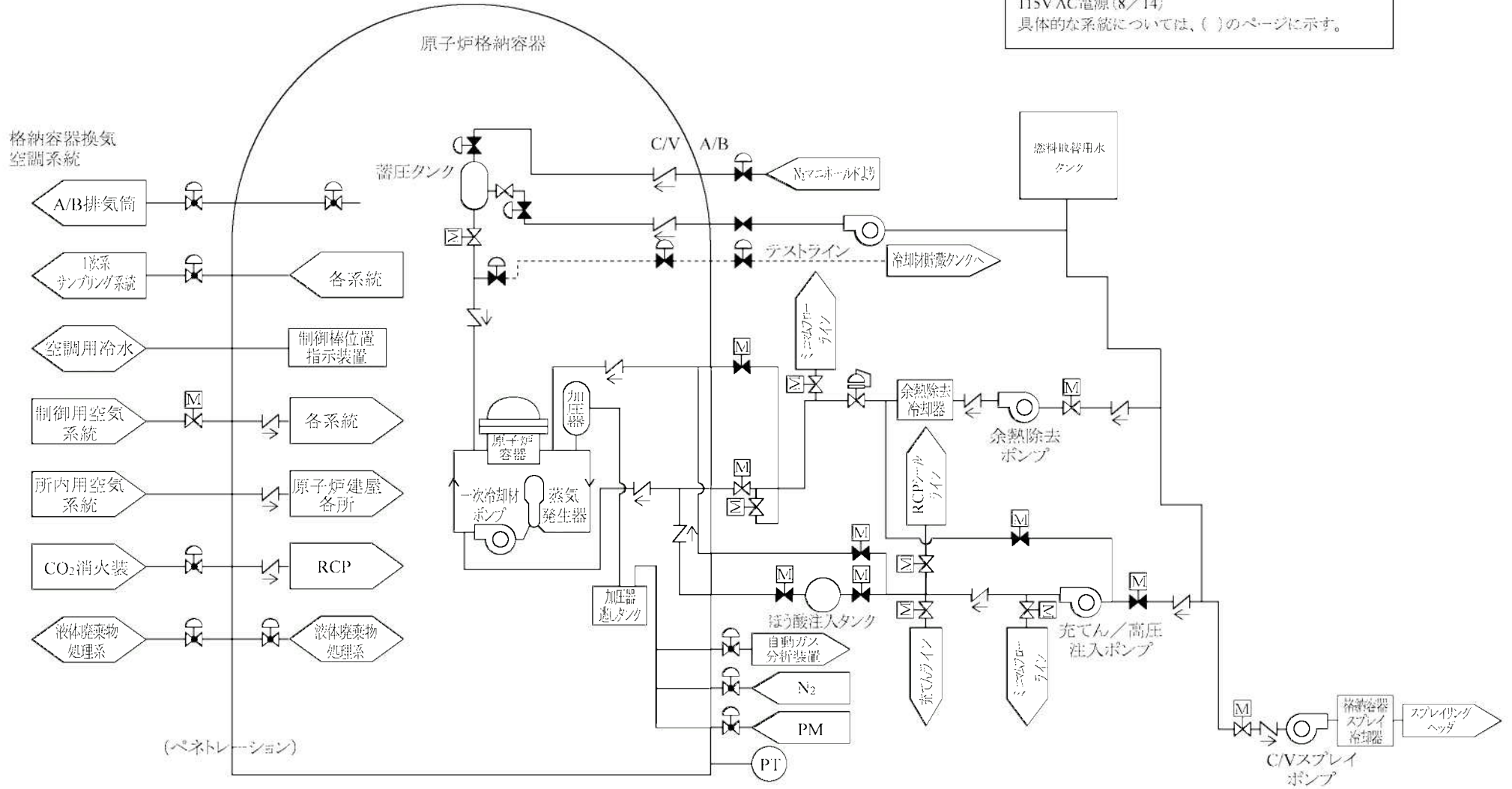


3.1.4-51

第 3.1.4.2-7 図 各影響緩和機能の系統概要図(地震・津波)(1/14)

格納容器隔離(フロントライン系)

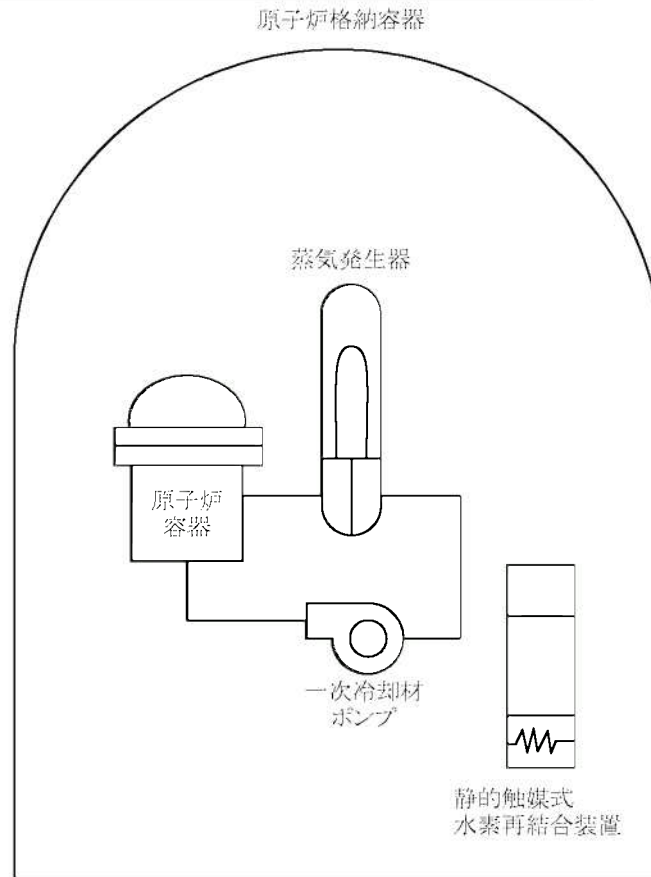
各サポート系について、以下に示す。
 6.6kV AC電源(8/14)
 440V AC電源(8/14)
 115V AC電源(8/14)
 具体的な系統については、()のページに示す。



3.1.4-52

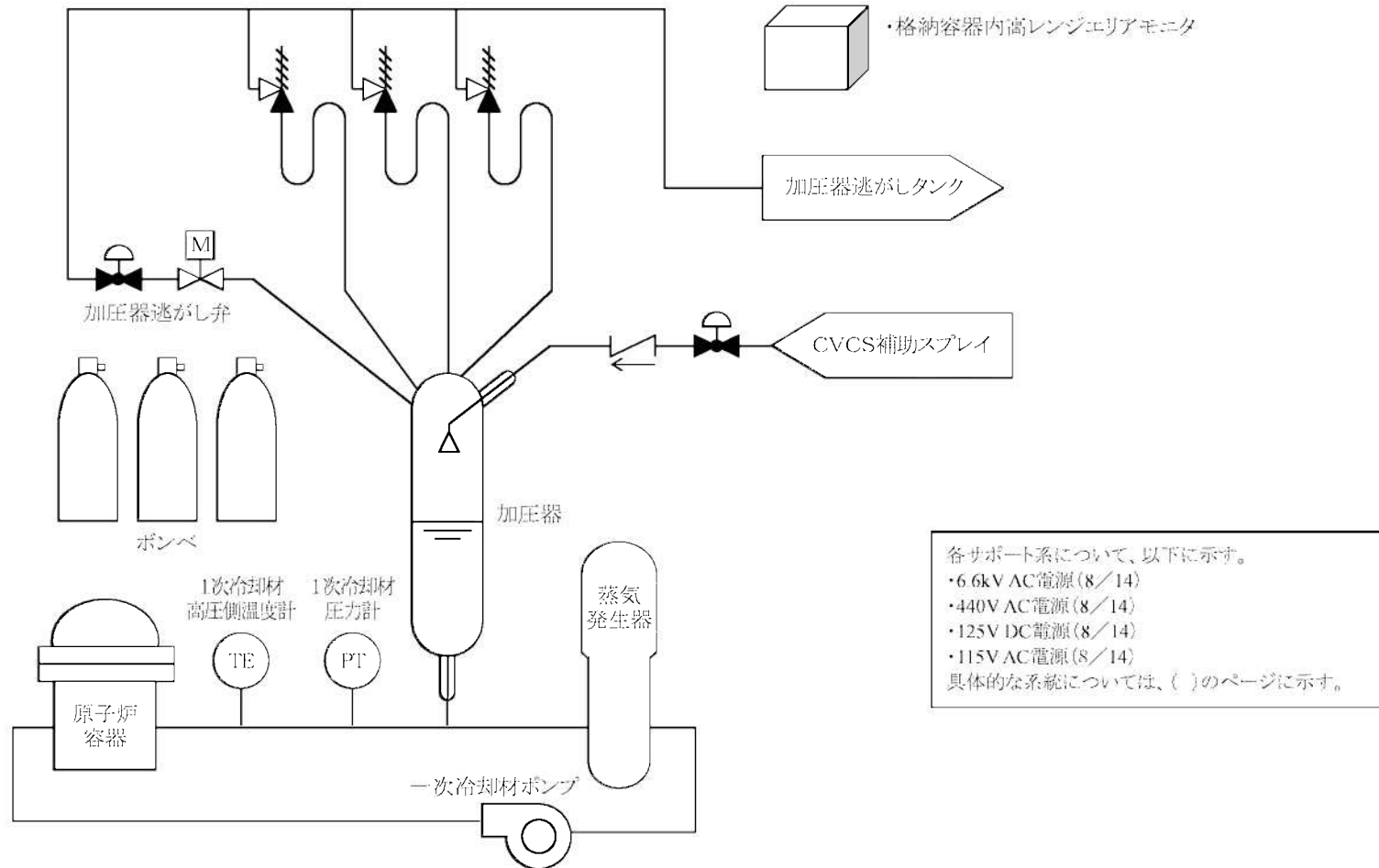
第3.1.4.2-7図 各影響緩和機能の系統概要図(地震・津波) (2/14)

静的触媒式水素再結合装置による水素処理(フロントライン系)



第 3.1.4.2-7 図 各影響緩和機能の系統概要図(地震・津波)(3/14)

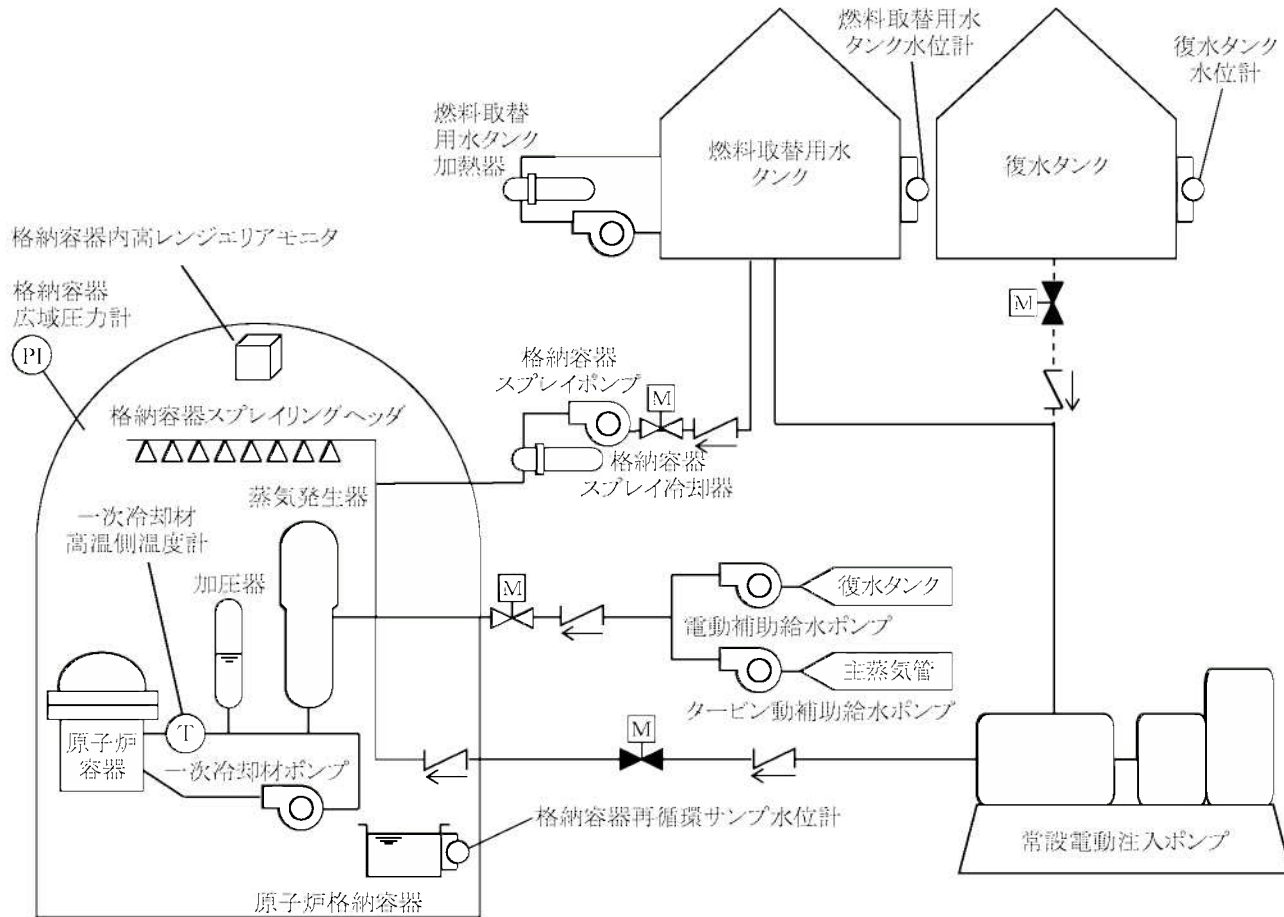
加圧器逃がし弁(窒素ボンベ)による1次系強制減圧(手動・中央制御室)(フロントライン系)



3.1.4-54

第 3.1.4.2-7 図 各影響緩和機能の系統概要図(地震・津波)(4/14)

常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイ(フロントライン系)

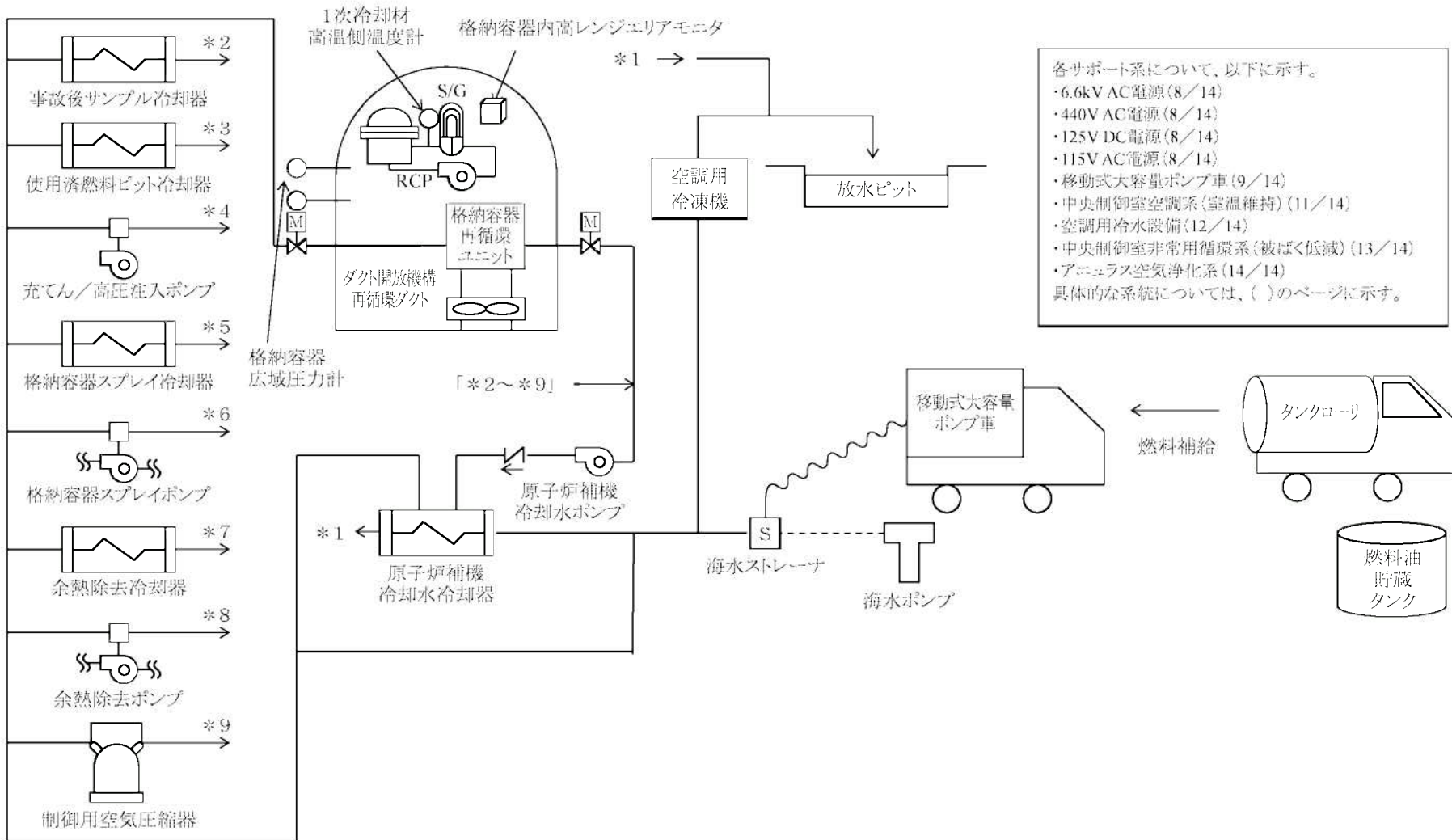


- 各サポート系について、以下に示す。
- ・6.6kV AC電源(8/14)
 - ・440V AC電源(8/14)
 - ・125V DC電源(8/14)
 - ・115V AC電源(8/14)
 - ・移動式大容量ポンプ車(9/14)
 - ・RWST(10/14)
 - ・中央制御室空調系(室温維持)(11/14)
 - ・空調用冷水設備(12/14)
 - ・中央制御室非常用循環系(被ばく低減)(13/14)
 - ・アニュラス空気浄化系(14/14)
- 具体的な系統については、()のページに示す。

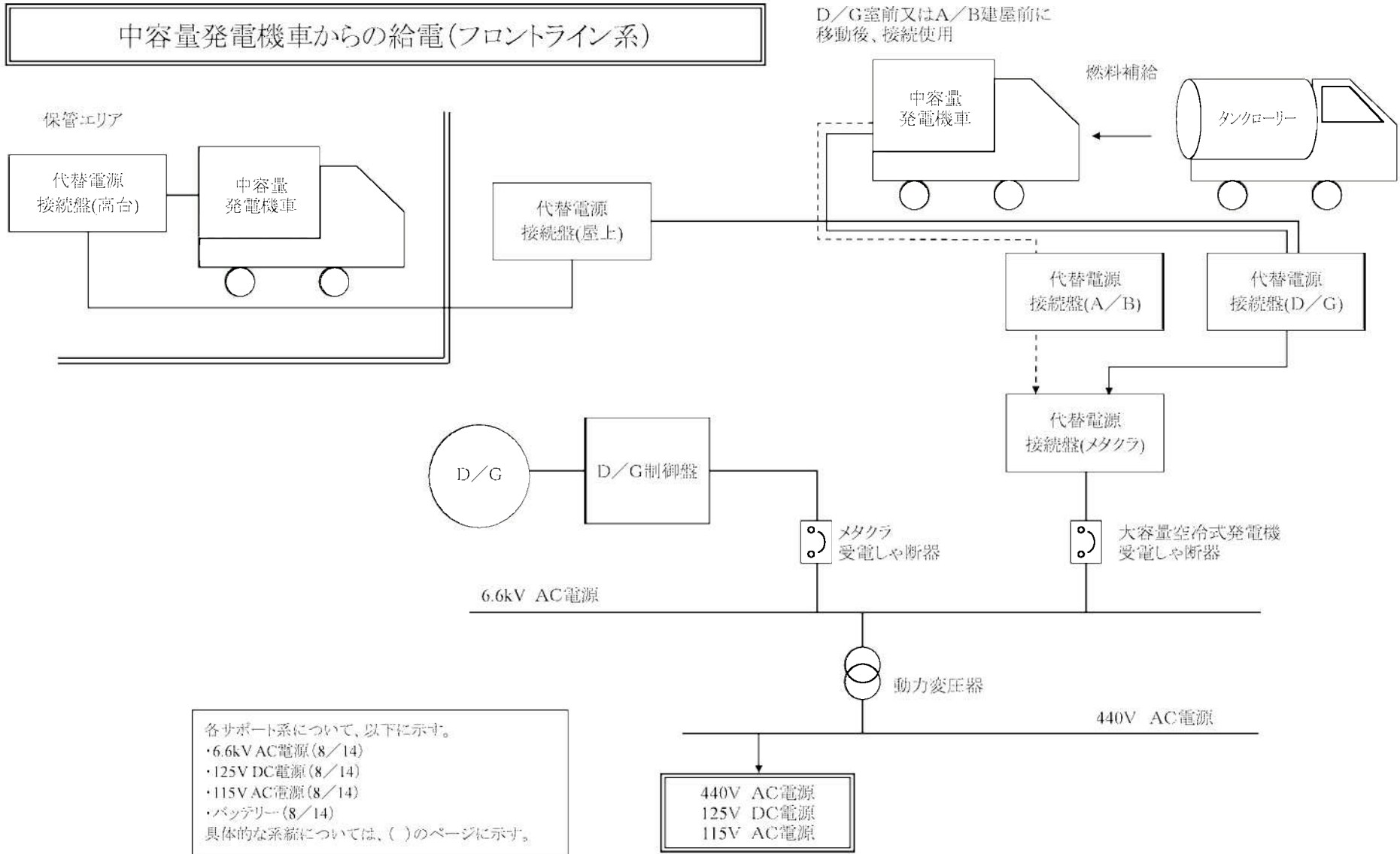
3.1.4-55

第 3.1.4.2-7 図 各影響緩和機能の系統概要図(地震・津波)(5/14)

格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水冷却)(フロントライン系)

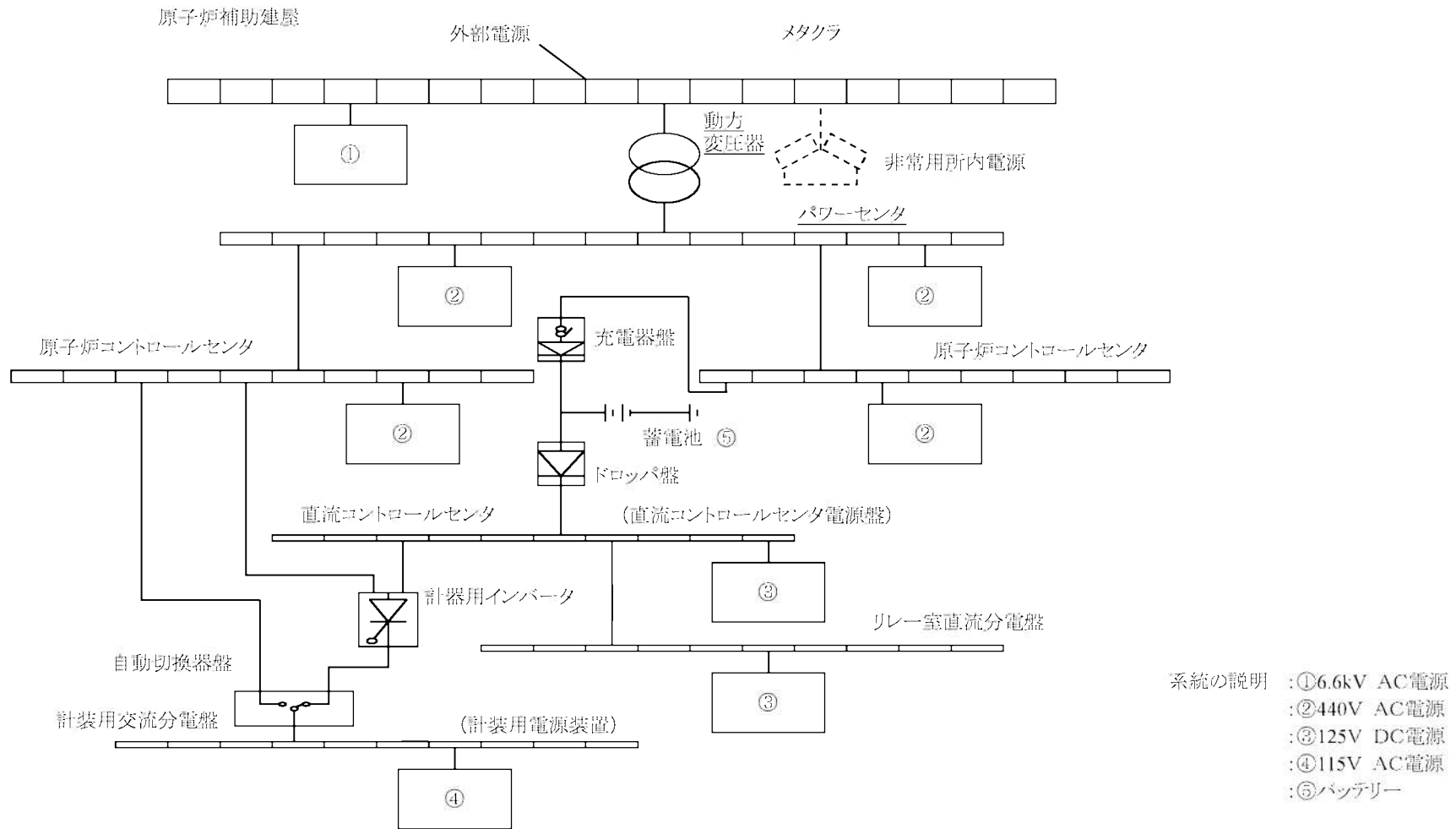


第 3.1.4.2-7 図 各影響緩和機能の系統概要図(地震・津波)(6/14)



第 3.1.4.2-7 図 各影響緩和機能の系統概要図(津波) (7/14)

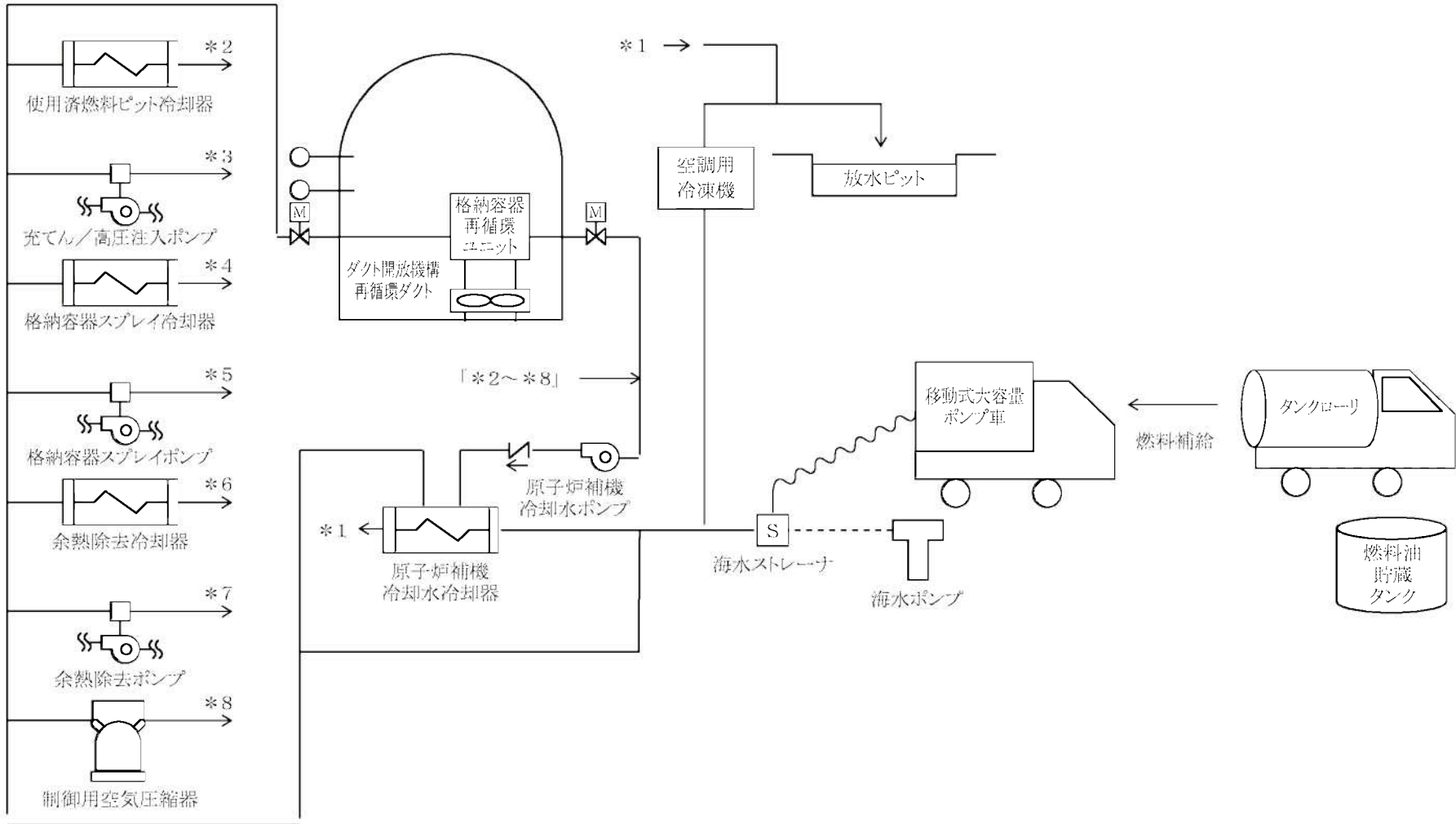
6.6kV AC電源、440V AC電源、125V DC電源、115V AC電源、バッテリー（サポート系）



3.1.4-58

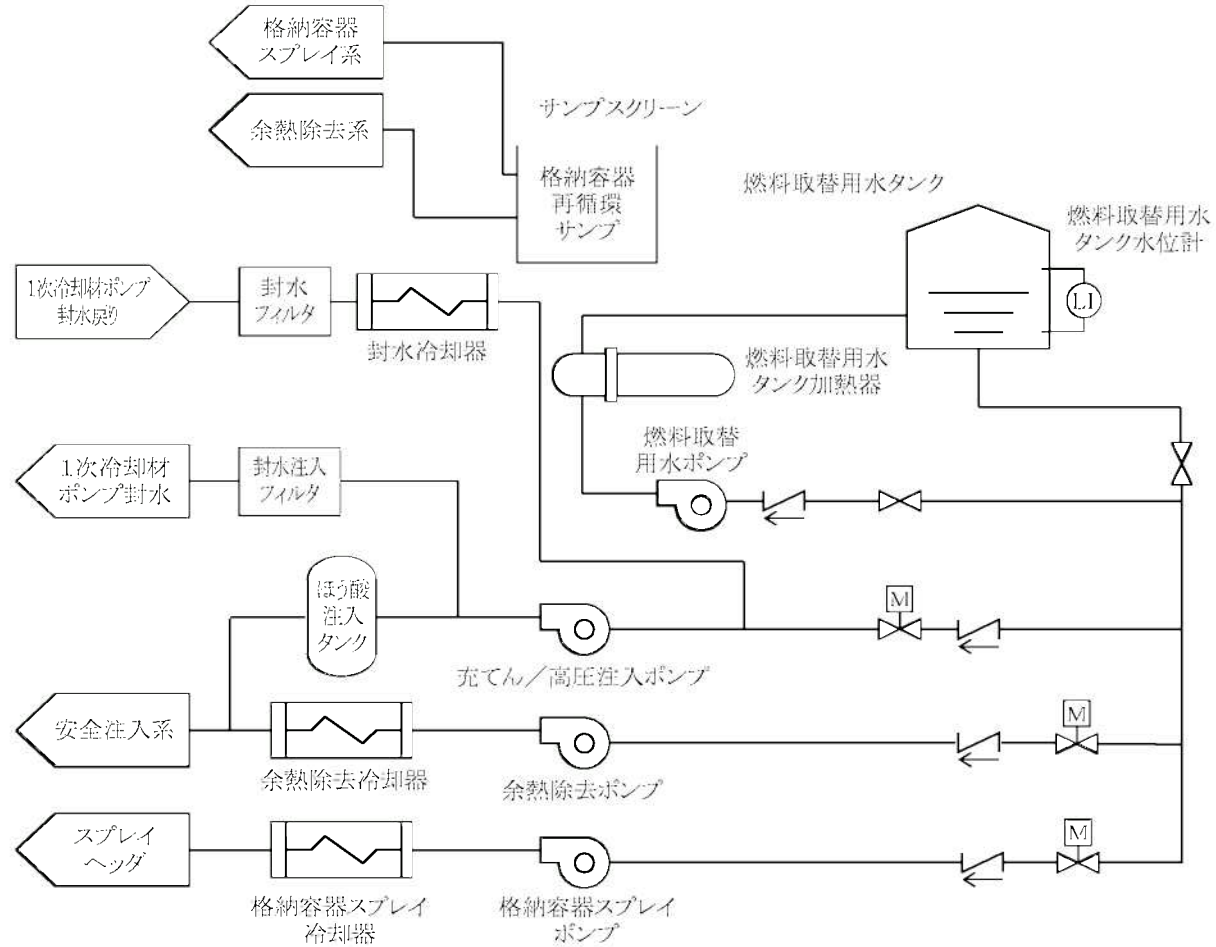
第 3.1.4.2-7 図 各影響緩和機能の系統概要図(地震・津波)(8/14)

移動式大容量ポンプ車(サポート系)



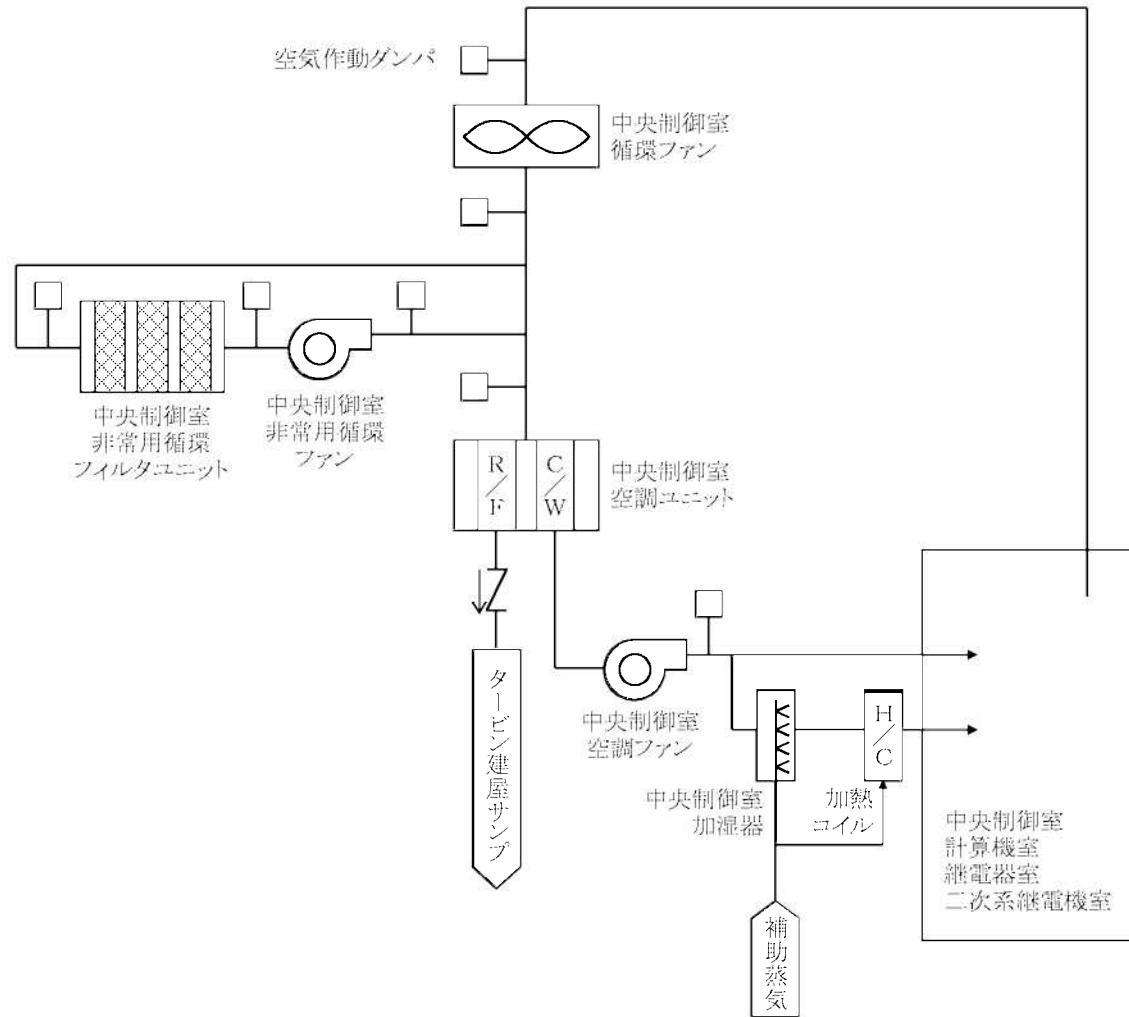
第 3.1.4.2-7 図 各影響緩和機能の系統概要図(地震・津波) (9/14)

RWST (サポート系)



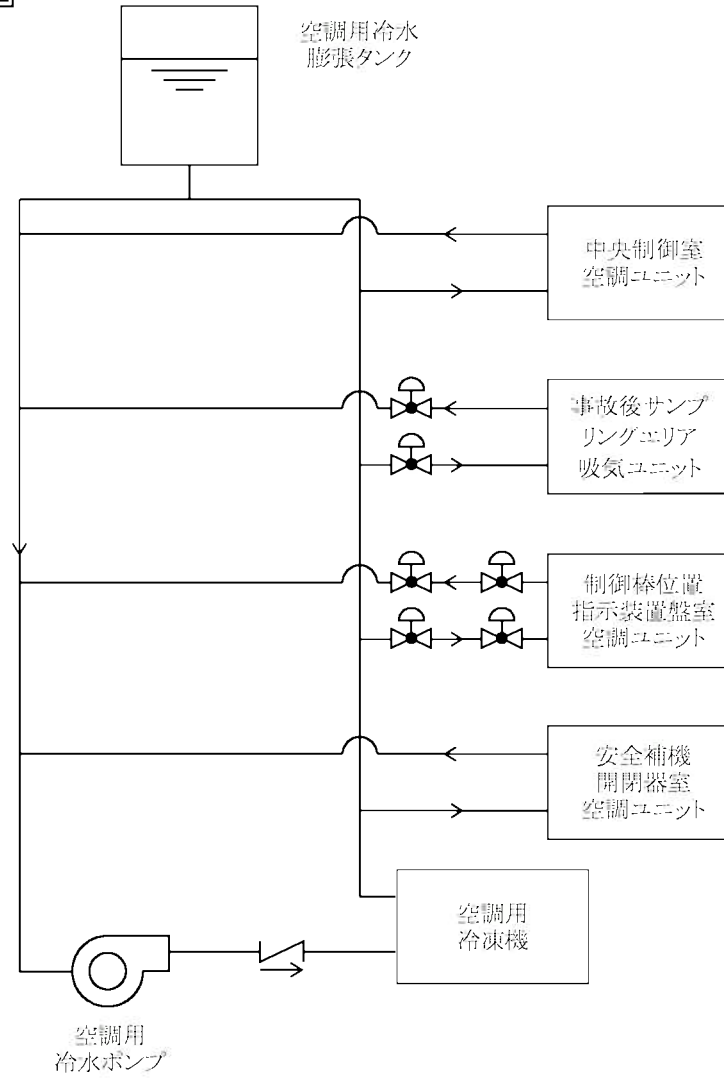
第 3.1.4.2-7 図 各影響緩和機能の系統概要図(地震・津波) (10/14)

中央制御室空調系(室温維持)(サポート系)



第 3.1.4.2-7 図 各影響緩和機能の系統概要図(地震・津波) (11/14)

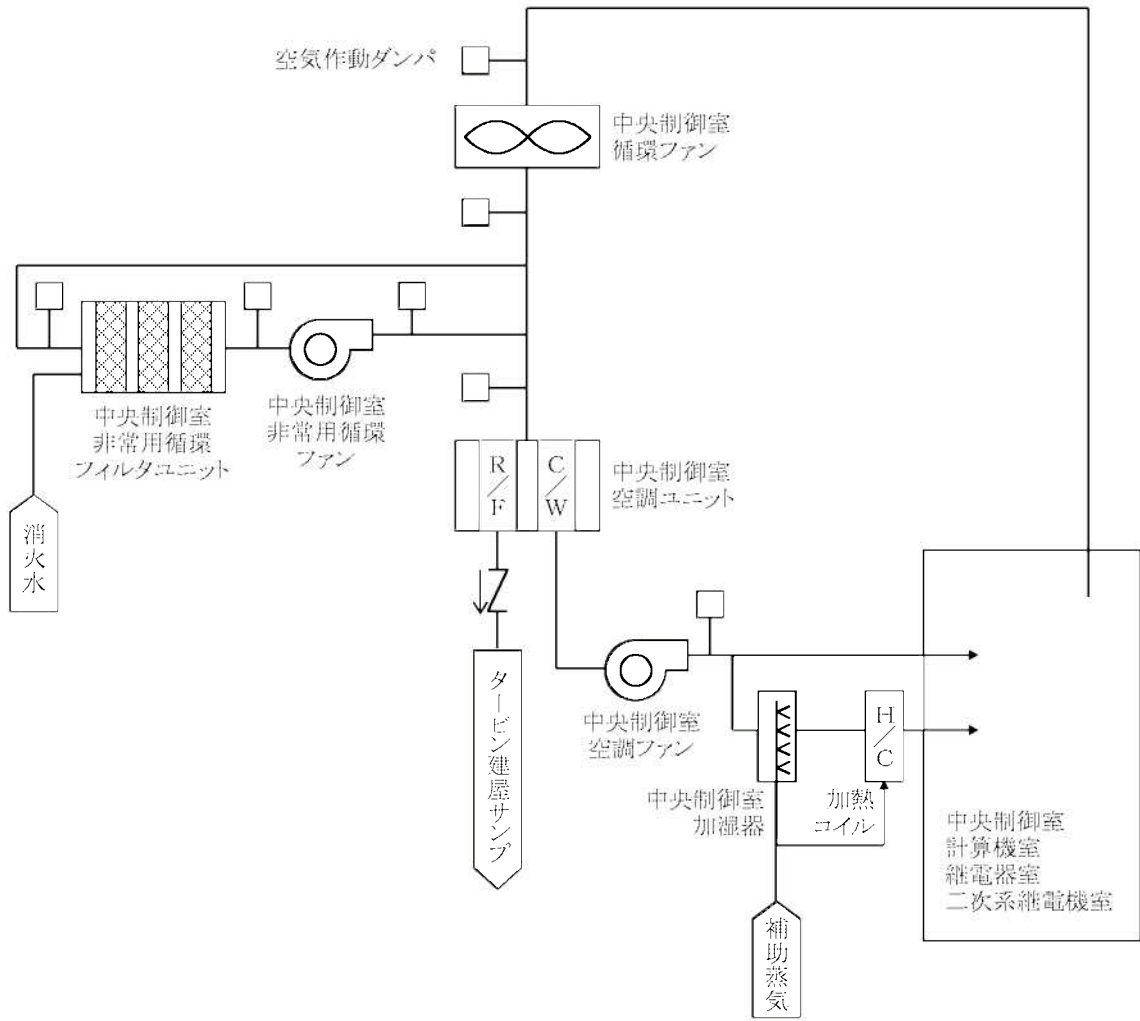
空調用冷水設備(サポート系)



3.1.4-62

第 3.1.4.2-7 図 各影響緩和機能の系統概要図(地震・津波) (12/14)

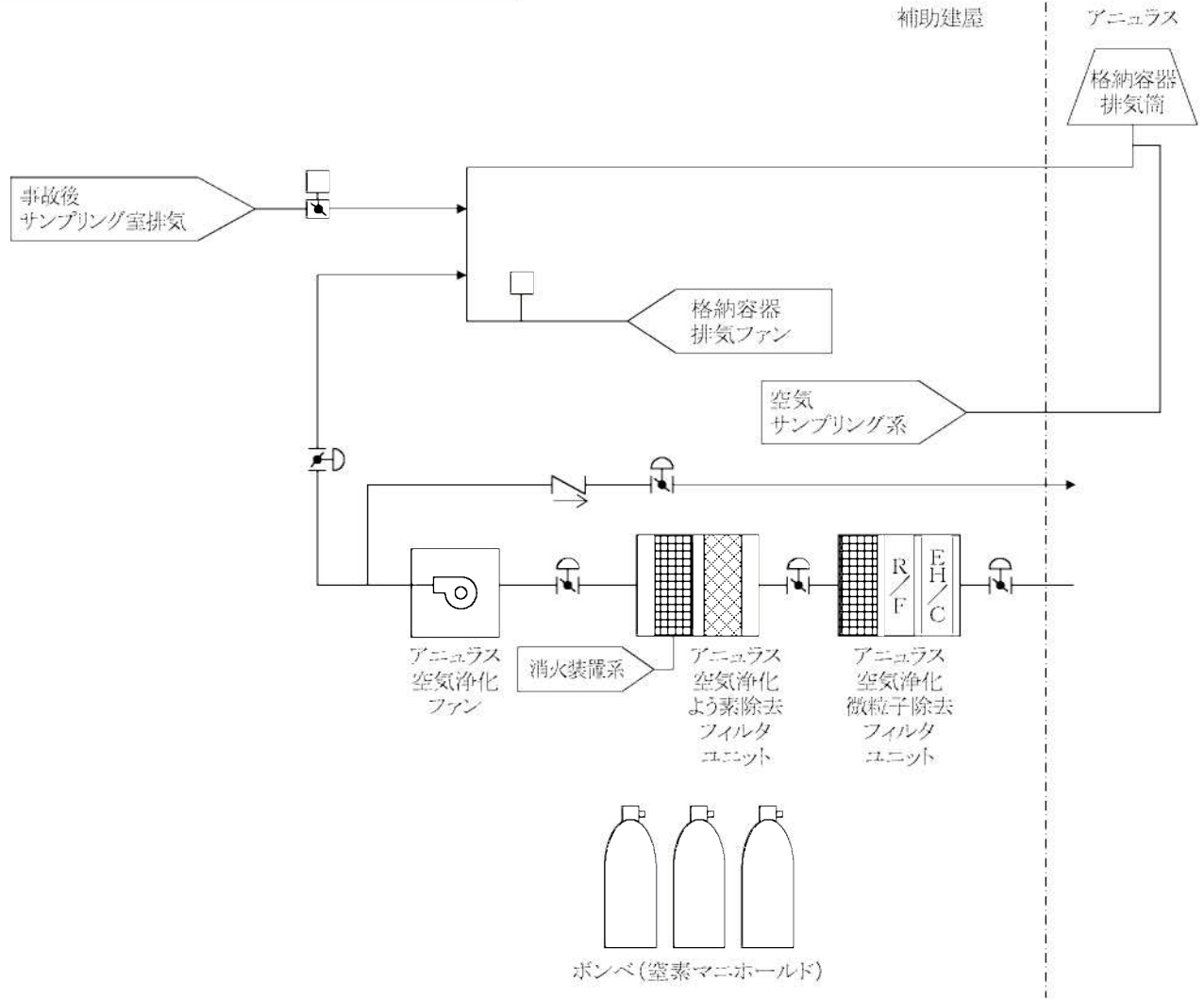
中央制御室非常用循環系(被ばく低減)(サポート系)



3.1.4-63

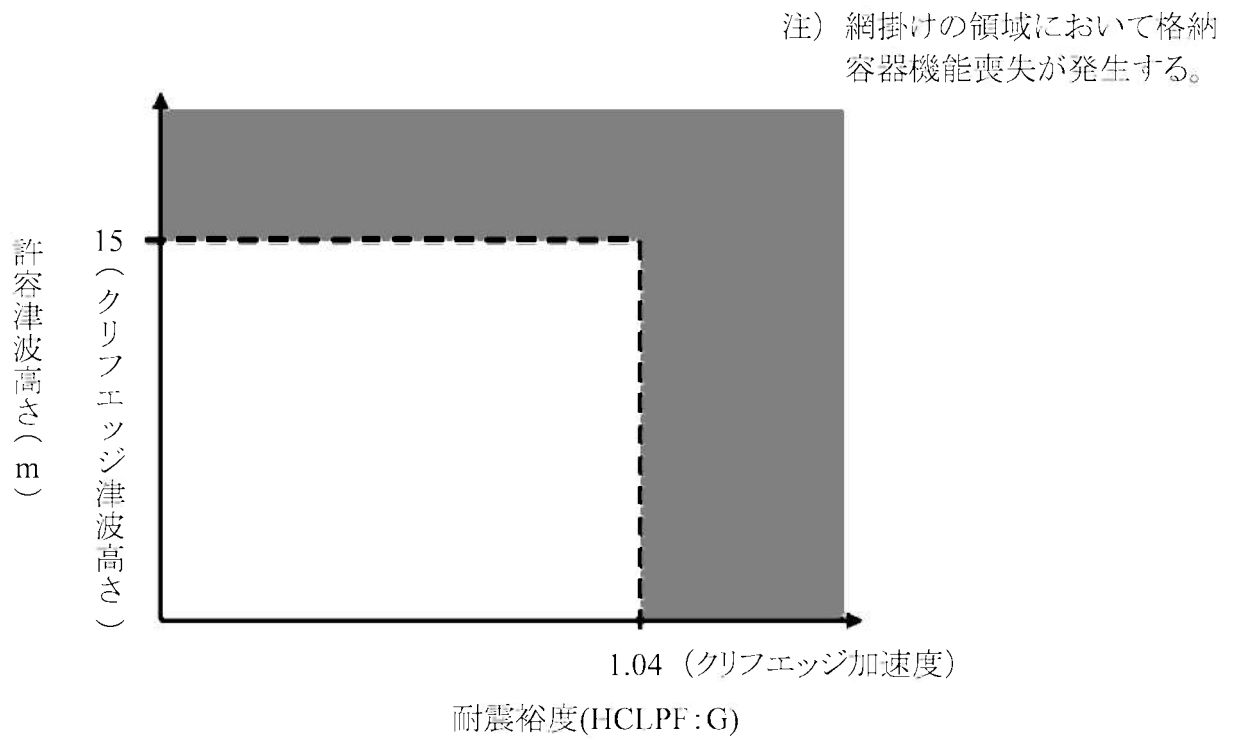
第 3.1.4.2-7 図 各影響緩和機能の系統概要図(地震・津波) (13/14)

アニュラス空気浄化系(サポート系)



3.1.4-64

第 3.1.4.2-7 図 各影響緩和機能の系統概要図(地震・津波) (14/14)



第 3.1.4.2-8 図 地震及び津波の重畳に関するクリフエッジ評価結果
(重畳:格納容器機能喪失)

3.1.4.3 安全裕度評価により抽出された追加措置

今回の評価は、特重施設によるリスク低減効果に着目した評価であり、第 1 回評価結果における地震及び津波クリフエッジシナリオの起因事象が発生した場合、特重施設活用により、格納容器機能喪失を防止する成功パスの多様化が可能となることを確認した。また、特重施設の更なる活用を検討し評価した結果、更に成功パスの多様化が可能となることを確認した。

以上の結果を踏まえ、特重施設を活用することで、格納容器機能喪失を防止する成功パスが多様化されたイベントツリーを視覚的に理解することで、重大事故時の事故収束対応のレジリエンス向上の一助となる効果が期待できることから、本評価結果における特重施設の活用方法に関する教育を追加措置として抽出する。

なお、今後の届出書にて、特重施設を活用した炉心損傷防止に対する評価等を実施し、更なる安全性向上に向けた検討を実施する。

3.2 安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価

新規制基準への適合性審査合格から一定の期間が経過し、新規制基準に基づく運転実績、運転経験等の知見が蓄積されたことから安全性向上に係る活動の実施状況に関する中長期的な評価（以下「中長期的な評価」という。）を実施する。

3.2.1 中長期的な評価の目標及び目的

中長期的な評価は、現状のプラントの安全性に関する状態を踏まえ、最新の国内外の知見等を参考にプラントの安全性について中長期的な観点からのレビューを行い、次回レビューまでの期間のプラントの安全性が世界的に卓越した水準の高いレベルを確保することを目標とし、これを達成するために今後実施すべき改善事項を抽出することを目的とする。

3.2.2 中長期的な評価の実施方法

中長期的な評価は、IAEA特定安全ガイドNo.SSG-25「原子力発電所の定期安全レビュー」（以下「IAEA SSG-25」という。）に基づき実施する。

また、プラントの安全性の重要な要素（以下「安全因子」という。）に対してレビューを行い、安全因子のレビュー結果に基づく総合評価を実施することで、妥当かつ実行可能な安全性向上措置を抽出するとともに、抽出された安全性向上措置に対する実行計画を定める。

以下に中長期的な評価の実施方法を示す。

(1) 中長期的な評価の対象期間

今回の中長期的な評価は、新規制基準への適合性審査合格（原子炉施設設置変更許可申請許可日：2014年9月10日）から第24回定期事業者検査

終了日(2021年1月22日)までの期間を対象とし、この期間以降の規格・基準の変更及び新たな運転経験等の情報は今回の中長期的な評価では考慮しない。

なお、次回の中長期的な評価は、川内2号機第1回安全性向上評価に係る評価時点を起算日とし、10年ごとの期間を経過する2027年3月24日以後、最初の定期事業者検査の終了後6か月以内に行う安全性向上評価の際に実施する。

(2) 中長期的な評価の手法

a. 中長期的な評価のプロセス

中長期的な評価の全体プロセスを第3.2.2-1図に示す。

中長期的な評価の準備段階では、中長期的な評価の実施体制を構築するとともに、対象期間、実施手順等のレビュー実施に係る基本的事項を整理した実施計画を策定する。

安全因子レビューでは、策定した実施計画に基づき、文書レビュー等を行うとともに安全性向上措置案の検討を実施する。

なお、提案された安全性向上措置案は、個々の安全因子のレビューの結果(個々の安全因子における好ましい所見(長所)、改善の余地が見込まれる所見(短所)、及び抽出された安全性向上措置案)を踏まえ、総合的に評価するとともに、妥当かつ実行可能な安全性向上措置案に対する今後の取り組み事項を取りまとめ、安全性向上計画を策定する。

b. 安全因子レビュー

(a) レビューする安全因子

運転中のプラントの安全上重要なすべての要素を網羅的にレビューす

るために、IAEA SSG-25にて推奨される以下の5つの評価項目に分類される14の安全因子(SF; Safety Factor)ごとにレビューを行う。また、ある安全因子レビューにおける所見(アウトプット)が他の安全因子レビューへの重要なインプットとなる可能性がある。したがって、安全因子のレビューを行う際には、他の安全因子との関係性について考慮する。

《レビューする安全因子》

【プラントに係る安全因子】

安全因子1 : プラント設計

安全因子2 : 安全上重要な構築物、系統及び機器(SSC)の現状

安全因子3 : 機器の性能認定

安全因子4 : 経年劣化

【安全解析に係る安全因子】

安全因子5 : 決定論的安全解析

安全因子6 : 確率論的リスク評価

安全因子7 : ハザード解析

【実績及び経験のフィードバックに係る安全因子】

安全因子8 : 安全実績

安全因子9 : 他プラントでの経験及び研究成果の利用

【マネジメントに係る安全因子】

安全因子10: 組織、マネジメントシステム及び安全文化

安全因子11: 手順

安全因子12: 人的要因

安全因子13: 緊急時計画

【環境に係る安全因子】

安全因子14：環境への放射線影響

(b) 安全因子レビュー手法

安全因子レビューの主要なプロセスを第3.2.2-2図に示す。各プロセスにて実施する内容は以下のとおり。

イ 調査等

安全因子ごとに設定するレビュー項目に従い、文書・記録の収集により各安全因子レビューに必要な情報の調査及びレビューを行う。

なお、レビューに当たっては「3.2.2(3) 中長期的な評価の実施体制」にて編成するレビューチームにより、レビューチーム間での定期的な情報交換を実施する。

また、レビュー結果は各レビューの項目に対して「Y: Yes (満足)/N: No (満足していない)」の形で整理する。

ロ 調査結果の評価と分析

(イ) 所見の整理

「イ 調査等」のレビュー結果について、以下の項目に整理する。

○ 好ましい所見(長所):

「イ 調査等」のレビューにて、「Y: Yes (満足)」と判断したもののうち、現在の事例が最新の規格及び基準において確立されている良好な事例よりも高いパフォーマンスレベルの場合 等

○ 改善の余地が見込まれる所見(短所):

「イ 調査等」のレビューにて、「N: No (満足していない)」と判断したもの。具体的には、現在の事例が最新の規格及び基準若しく

は業界の事例と同等ではない、適用されている許認可基準を満たしていない、若しくはプラントの運用文書又は運転手順と整合していない場合 等

なお、「イ 調査等」のレビューにて、「Y:Yes (満足)」と判断したもののうち、現在の状態が、最新の規格及び基準において確立されている事例等と同等である場合は、「－(同等)」とする。

(ロ) 改善の余地が見込まれる所見(短所)の分類

「(イ) 所見の整理」にて特定された改善の余地が見込まれる所見(短所)を、更に以下のように分類する。

《改善の余地が見込まれる所見(短所)の分類》

分類	対応
<p>① HOLD: 合理的かつ実行可能な改善策を特定できない所見</p>	<p>現状の知見等において、合理的かつ実行可能な改善策を特定できない理由^{*1}を明らかにし、次回レビュー時に再度『(ロ) 改善の余地が見込まれる所見の分類』を行う。 なお、次回レビュー時までには、合理的かつ実効可能な改善策が特定できた場合には、レビューの実施時期によらず改善策を実施する。</p>
<p>② 対応不要: 特定された改善策が必要とは考えられない所見</p>	<p>計画済み、又は特定された改善策が必要とは考えられない理由^{*2}を明らかにし、処置完了とみなす。</p>
<p>③ CR発行: 安全性向上措置が必要と考えられる所見</p>	<p>状態報告(CR)を発行し、「改善措置活動管理基準」に従い処置を実施する。</p>

※1 例) 実機適用までに更なる実証試験が必要 等

※2 例) 所見が別の安全因子の長所によって補われる場合、改善策を採用しても安全解析の結果や確率論的リスク評価(PRA)結果から得られる炉心損傷頻度(CDF; Core Damage Frequency)又は格納容器機能喪失頻度(CFF; Containment Failure Frequency)等に有意な差(効果)が生じない場合 等

(c) 改善の余地が見込まれる所見(短所)の安全重要度の評価

改善の余地が見込まれる所見(短所)のうち、「安全性向上措置が必要と考えられる所見」について、状態報告(CR)を発行したのち、CAQ(原子力安全(品質)に影響を及ぼす状態)、Non-CAQ(原子力安全(品質)に影響を及ぼさない状態)に分類する。また、CAQは、原子力安全のパフォーマンスへの影響の程度に応じて、3区分(影響度:高・中・低)に分類する。

(d) 安全性向上措置案の検討・提案

前項「(c) 改善の余地が見込まれる所見(短所)の安全重要度の評価」の結果、分類された影響度に応じて、必要に応じ根本原因分析等を行い、安全性向上措置案を検討・提案する。安全性向上措置案の検討に当たっては、設備改造や手順の変更のみならず、仕組みや体制などのマネジメントシステムの改善についても考慮する。

c. 総合評価

(a) 安全因子間の相互作用

各安全因子の主管グループは、自身が主管する安全因子以外のレビュー結果に対して、以下の観点を踏まえ、安全因子間の相互作用の有無に

ついて確認することで、安全因子レビューにて検討・提案した安全性向上措置案の変更、あるいは新たな安全性向上措置案の検討・提案の必要性を判断する。

《相互作用確認の観点》

- ・ ある安全因子における好ましい所見（長所）が別の安全因子における改善の余地が見込まれる所見（短所）を補うか。
- ・ 安全因子の軽微な改善の余地が見込まれる所見（短所）が重畳することでプラントのパフォーマンス低下を生じないか。
- ・ 考案した安全因子ごとの安全性向上措置案が、他の安全因子にて新たな改善の余地が見込まれる所見（短所）とならないか。

(b) 総合評価及び安全性向上計画作成

個々の安全因子のレビューの結果（個々の安全因子における好ましい所見（長所）、改善の余地が見込まれる所見（短所）及び抽出された安全性向上措置案）を踏まえ、安全性に関する長所及び短所を明らかにし、総合的に評価するとともに、妥当かつ実行可能な安全性向上計画を策定する。

(3) 中長期的な評価の実施体制

a. レビューチーム

中長期的な評価の実施に係る体制を第3.2.1-3図に、役割分担を第3.2.2-1表に示す。

総括責任者を安全・品質保証部長、実施責任者を安全性向上グループ長とした体制とする。また、レビューを効果的に進めるため、5つのレビューチームを設ける。各チームの構成及び担当する因子は以下のとおり。

(a) プラントチーム

構成：原子力設備グループ、原子力経年対策グループ、原子燃料技術グループ、原子燃料計画グループ、土木建築本部調査・計画グループ、安全性向上グループ

担当因子：SF1、SF2、SF3、SF4

(b) 安全解析チーム

構成：リスク管理・解析グループ、安全設計グループ、土木建築本部原子力グループ、安全性向上グループ

担当因子：SF5、SF6、SF7

(c) 運転経験チーム

構成：原子力発電グループ、安全性向上グループ

担当因子：SF8、SF9

(d) マネジメントチーム

構成：品質保証グループ、原子力運営グループ、原子力発電グループ、原子力防災グループ、放射線安全グループ、原子力設備グループ、リスク管理・解析グループ、安全性向上グループ

担当因子：SF10、SF11、SF12、SF13

(e) 環境影響チーム

構成：放射線安全グループ、安全性向上グループ

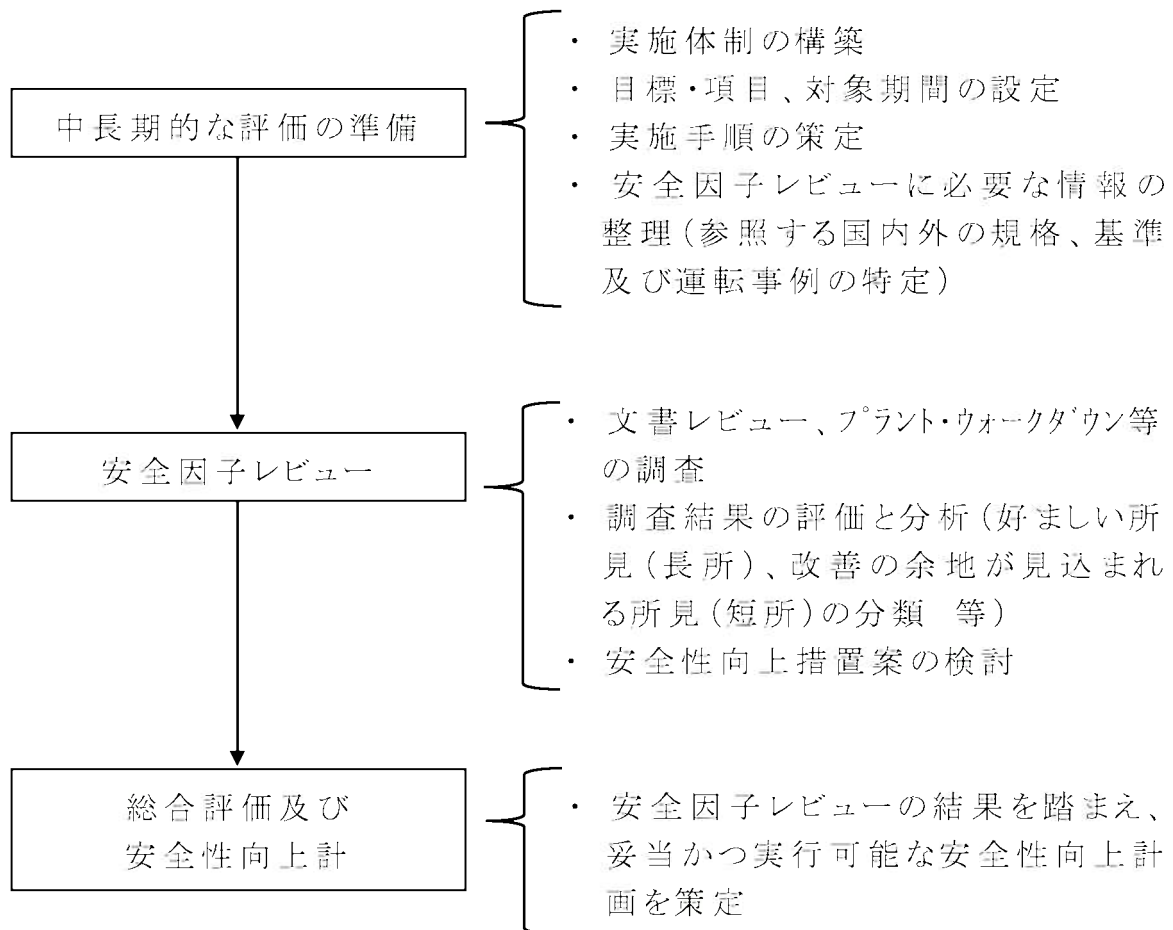
担当因子：SF14

第3.2.2-1表 中長期的な評価の実施に係る役割分担

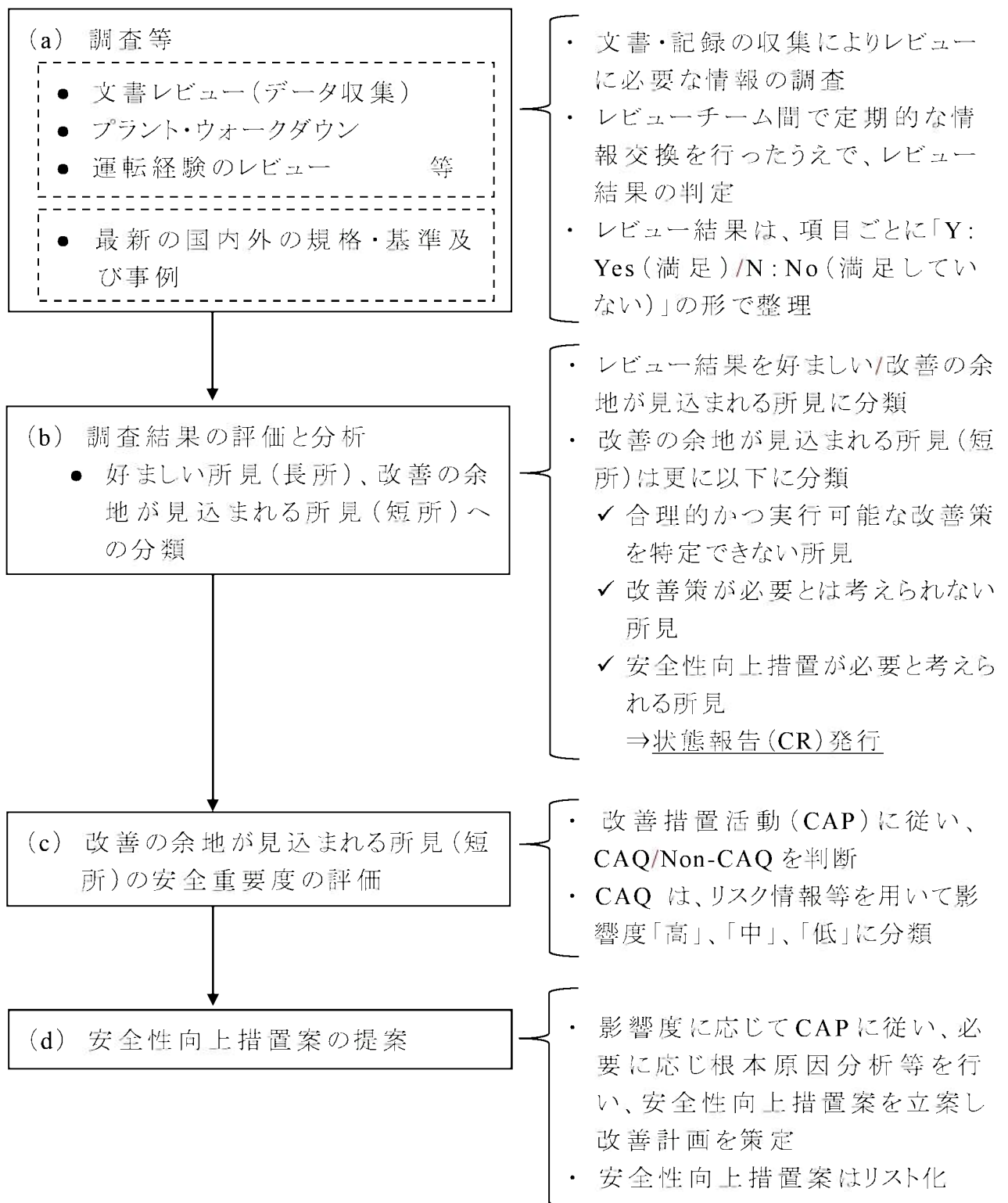
責任者等		主な役務
統括責任者	安全・品質保証部長	レビュー全体の統括、実施計画書の承認、報告書の承認
実施箇所	実施責任者	安全性向上グループ長
	安全因子レビュー実施者	下表参照
		安全因子レビュー業務の総括
		各安全因子レビューの実施

(安全因子レビューの実施)

安全因子	実施箇所	取りまとめ
SF1:プラント設計	《プラントチーム》 原子力設備グループ° 原子力経年対策グループ° 原子燃料計画グループ° 原子燃料技術グループ° 土木建築本部 調査・計画グループ° 安全性向上グループ°	安全性向上グループ°
SF2: 安全上重要なSSCの現状		
SF3:機器の性能認定		
SF4:経年劣化		
SF5:決定論的安全解析	《安全解析チーム》 リスク管理・解析グループ° 安全設計グループ° 土木建築本部 原子力グループ° 安全性向上グループ°	
SF6:確率論的リスク評価		
SF7:ハザード解析		
SF8:安全実績	《運転経験チーム》 原子力発電グループ° 安全性向上グループ°	
SF9: 他プラントでの経験及び研究成果の利用		
SF10: 組織、マネジメントシステム及び安全文化	《マネジメントチーム》 品質保証グループ° 原子力運営グループ° 原子力発電グループ° 原子力防災グループ° 放射線安全グループ° 原子力設備グループ° リスク管理・解析グループ° 安全性向上グループ°	
SF11:手順		
SF12:人的要因		
SF13:緊急時計画		
SF14: 環境への放射線影響	《環境影響チーム》 放射線安全グループ° 安全性向上グループ°	



第 3.2.2-1 図 中長期的な評価の全体プロセス



第 3.2.2-2 図 安全因子レビューの主要なプロセス



第 3.2.2-3 図 安全因子レビューの実施体制

3.2.3 安全因子レビューの結果

現状のプラント状態を踏まえ、最新の国内外の知見等を参考にプラントの安全性について、「3.2.2(2) 中長期的な評価の手法」に示した安全因子レビューのプロセスに従い、14の安全因子を対象にレビューを実施した。

以下に各安全因子のレビュー結果を示す。

3.2.3.1 プラント設計

(1) レビューの目的

安全因子1レビューの目標は、原子力発電所の設計及びその設計図書が、最新の許認可基準、国内外の規格・基準、事例（運転経験）に照らして適切であるかを判断することである。

(2) レビュー方法

以下に示すレビュー項目に対してレビューを行った。なお、レビューは、「3.2.2(2)b.(b) 安全因子レビュー手法」に基づき実施した。

a. レビュー項目

- (a) 安全上重要なSSCのリストが完全かつ適切であるか。
- (b) 設計基準が新規制基準適合時から更新されている場合、プラント設計に対する影響を確認しているか。
- (c) 新規制基準適合時からプラントの改造が行なわれた場合、改造後のプラント設計に関する累積的影響を調査し、プラントの安全に与えた影響を評価する。
- (d) 使用済燃料貯蔵計画（使用済燃料の搬出、貯蔵施設の容量増強などの計画）のレビュー及びこれに関連する使用済燃料貯蔵施設の貯蔵能

力の技術的評価(施設の貯蔵容量と冷却能力、その増強スケジュール、使用済燃料の発生体数と搬出スケジュールなどに基づく貯蔵能力に対する評価)を行う。

- (e) 当初設計及び／又は新規制基準適合時からの設計変更によって見直された設計仕様・設計根拠に関する文書が取得され、確実に保管されていること及び新規制基準適合時から行われた当該プラントのすべての改造を設計仕様・設計根拠に関する文書に適切に反映し更改されているか。

(3) レビューの結果

a. レビュー結果の概要

レビュー結果を第3.2.3.1-1表に示す。

設定したレビュー項目(全5項目)に対して、好ましい所見(長所)に分類される事例はなかったものの、すべての事例について最新の規格及び基準等において確立されている良好な事例と同等であることが確認できた。

b. 安全性に関する長所、短所

本安全因子レビューの結果、好ましい所見(長所)及び改善の余地が見込まれる所見(短所)に該当する所見は抽出されなかった。

c. 安全性向上措置案

改善の余地が見込まれる所見(短所)に該当する所見は抽出されなかったため、今回の中長期的な評価において安全性向上措置案の立案は実施していない。

第3.2.3.1-1表 安全因子1:プラント設計のレビュー結果(1/2)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
1	安全上重要なSSCのリストが完全かつ適切であるか。	Y	— (同等)	—	—	—
2	設計基準が新規制基準適合時から更新されている場合、プラント設計に対する影響を確認しているか。	Y	— (同等)	—	—	—
3	新規制基準適合時からプラントの改造が行なわれた場合、改造後のプラント設計に関する累積的影響を調査し、プラントの安全に与えた影響を評価する。	Y	— (同等)	—	—	—
4	使用済燃料貯蔵計画(使用済燃料の搬出、貯蔵施設の容量増強などの計画)のレビュー及びこれに関連する使用済燃料貯蔵施設の貯蔵能力の技術的評価(施設の貯蔵容量と冷却能力、その増強スケジュール、使用済燃料の発生体数と搬出スケジュールなどに基づく貯蔵能力に対する評価)を行う。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

第3.2.3.1-1表 安全因子1:プラント設計のレビュー結果(2/2)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
5	当初設計及び／又は新規制基準適合時からの設計変更によって見直された設計仕様・設計根拠に関する文書が取得され、確実に保管されていること、及び新規制基準適合時から行われた当該プラントのすべての改造を設計仕様・設計根拠に関する文書に適切に反映し更改されているか。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

3.2.3.2 安全上重要な構築物、系統及び機器(SSC)の現状

(1) レビューの目的

安全因子2レビューの目標は、安全上重要なSSCの現状を確認し、少なくとも次回レビューまでの期間、これらが設計要求事項を満たす性能及び妥当性を備えているかを検討することである。加えて、このレビューでは、安全上重要なSSCの状態が適切に文書化されていることを確認するとともに、必要に応じて継続的な保守、サーベランス及び供用期間中検査のレビューを行う。

(2) レビュー方法

以下に示すレビュー項目に対してレビューを行った。なお、レビューは、「3.2.2(2)b.(b) 安全因子レビュー手法」に基づき実施した。

a. レビュー項目

- (a) 安全上重要なSSCの経年劣化に対して適切な保全方式を定めて点検を実施していることを確認する。
- (b) 安全上重要なSSCの運転上の制限と運転状態を確認する。
- (c) 陳腐化(より良い技術が新たに開発されているにもかかわらず、古い技術を使用していること)に関する安全上重要なSSCの現状を確認する。
- (d) 新規制基準適合以降の安全上重要なSSCの設計要求事項及び基準の変更(例:材料の特性に関する基準の変更)を調査し、現状に与えた影響を確認する。
- (e) 安全上重要なSSCに対し、継続的な保守、監視及び供用期間中検査が行われる保守管理プログラムとなっていることを確認する。
- (f) 安全上重要なSSCの機能試験結果を調査し、重大な所見の有無を確認する。

- (g) 安全上重要なSSCの検査やプラント・ワークダウンの結果を確認する。
- (h) 安全上重要なSSCの状態について、文書化が実施され、確実に記録が保管されていることを確認する。
- (i) 安全上重要なSSCの運転履歴の評価結果を確認する。
- (j) 安全上重要なSSCの即座に代用品を利用することができない、製造中止品への依存度(例えば、使用している機器の規格や接続型式が旧式で最新の機器と交換しようとしても直ちに接続できない場合等)を確認する。
- (k) プラントの外部から提供される必須の部品・人的資源等に対する依存度を確認する。
- (l) 使用済燃料貯蔵施設の現状の貯蔵能力や冷却能力を確認する。

(3) レビューの結果

a. レビュー結果の概要

レビュー結果を第3.2.3.2-1表に示す。

設定したレビュー項目(全12項目)に対して、好ましい所見(長所)に分類される事例はなかったものの、ほとんどの事例(10項目)について、最新の規格及び基準等において確立されている良好な事例と同等であることが確認できた。

また、レビュー項目No.3及び10について、改善の余地が見込まれる所見(短所)に分類される結果となった。

b. 安全性に関する長所、短所

(a) 安全性に関する長所

本安全因子レビューの結果、好ましい所見(長所)に該当する所見は抽

出されなかった。

(b) 安全性に関する短所

本安全因子レビューの結果、以下の改善の余地が見込まれる所見(短所)を抽出した。

イ レビュー項目 No.3 に関する所見

陳腐化(より良い技術が新たに開発されているにもかかわらず、古い技術を使用していること)に関する安全上重要なSSCの現状を確認した結果、安全性向上評価において国内外の最新の科学的知見及び技術的知見を収集し、川内2号機への反映要否を検討のうえ、反映が必要と判断した知見の反映の実施、又は検討が進められているが、「設計の経年化評価ガイドライン(ATENA 20-ME03 Rev.0)」に基づいた対応については、計画等の検討がなされているものの、具体的な対応は実施されていないことから、改善の余地が見込まれる所見(短所)に分類した。なお、「設計の経年劣化評価ガイドライン(ATENA 20-ME03 Rev.0)」に基づいた対応については、設計経年化の着眼点抽出等の検討を進め、今後の安全性向上評価において反映を行う計画となっていることを確認した。

ロ レビュー項目 No.10 に関する所見

安全上重要なSSCの即座に代用品を利用することができない、製造中止品への依存度を確認した結果、PWR事業者連絡会において製造中止品に関する情報についてメーカ等と共有が行われているものの、規定文書中に明確化されていなかった。また、「製造中止品管理ガイド(ATENA 20-ME04(Rev.0))」に基づいた対応についても、計画等の検討

がなされているものの、具体的な対応は実施されていないことから、改善の余地が見込まれる所見(短所)に分類した。なお、製造中止品に関する対応の規定文書への反映については、「製造中止品管理ガイド(ATENA 20-ME04(Rev.0))」に基づいた対応の中で反映を行う計画となっていることを確認した。

c. 安全性向上措置案

レビュー項目No.3及び10について、改善の余地が見込まれる所見(短所)に分類される結果となったが、どちらも既に改善策を立案し、実施中であることから、新たな安全性向上措置案は不要であると整理した。

第3.2.3.2-1表 安全因子2:安全上重要な構築物、系統及び機器(SSC)の現状のレビュー結果(1/3)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
1	安全上重要なSSCの経年劣化に対して適切な保全方法を定めて点検を実施していることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
2	安全上重要なSSCの運転上の制限と運転状態を確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
3	陳腐化(より良い技術が新たに開発されているにもかかわらず、古い技術を使用していること)に関する安全上重要なSSCの現状を確認する。	N	改善の余地が見込まれる所見(短所)	② 対応不要	—	—
4	新規制基準適合以降の安全上重要なSSCの設計要求事項及び基準の変更(例:材料の特性に関する基準の変更)を調査し、現状に与えた影響を確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
5	安全上重要なSSCに対し、継続的な保守、監視及び供用期間中検査が行われる保守管理プログラムとなっていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

第3.2.3.2-1表 安全因子2:安全上重要な構築物、系統及び機器(SSC)の現状のレビュー結果(2/3)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
6	安全上重要なSSCの機能試験結果を調査し、重大な所見の有無を確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
7	安全上重要なSSCの検査やプラント・ワークダウンの結果を確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
8	安全上重要なSSCの状態について、文書化が実施され、確実に記録が保管されていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
9	安全上重要なSSCの運転履歴の評価結果を確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
10	安全上重要なSSCの即座に代用品を利用することができない、製造中止品への依存度(例えば、使用している機器の規格や接続型式が旧式で最新の機器と交換しようとしても直ちに接続できない場合等)を確認する。	N	改善の余地が見込まれる所見(短所)	② 対応不要	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

第3.2.3.2-1表 安全因子2:安全上重要な構築物、系統及び機器(SSC)の現状のレビュー結果(3/3)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
11	プラントの外部から提供される必須の部品・人的資源等に対する依存度を確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
12	使用済燃料貯蔵施設の現状の貯蔵能力や冷却能力を確認する。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

3.2.3.3 機器の性能認定

(1) レビューの目的

安全因子3レビューの目標は、通常の運転状態及び想定される事故状態によってもたらされる環境条件下において、安全上重要な機器が必要な機能を発揮することが保証されているかを確認することである。また、少なくとも次回レビューまで安全機能を発揮することを保証する保守、検査及び試験の適切なプログラムを通して、その認定が維持されるかを判断することである。

(2) レビュー方法

以下に示すレビュー項目に対してレビューを行った。なお、レビューは、「3.2.2(2)b.(b) 安全因子レビュー手法」に基づき実施した。

a. レビュー項目

- (a) 安全上重要なSSCが性能保証の要件を満たしているか。
- (b) 安全上重要なSSCの性能保証記録を確認し、性能保証が適切に行われていることを確認する。
- (c) 機器の耐用年数を通して、性能を更新・維持するための手順があるか。
- (d) 安全上重要なSSCが改造及び追加されてもSSCの性能が維持されるための手順があるか。
- (e) 性能保証された機器の経年劣化を抑えるための、監視プログラムとフィード・バック手順があることを確認する。
- (f) 実際の環境条件(高線量または高温環境を含む)が監視され、安全上重要なSSCの性能保証が適切に行われていることを確認する。
- (g) 性能保証された機器の有害な環境条件からの防護策は適切か。
- (h) 設計変更等による重要度分類の変更を考慮して、保守、検査、試験等

の見直しがされていることを確認する。

- (i) 定期的な保守、状態監視、試験、校正などの手段を継続的に用いることにより機器性能が維持されていたか、及びそれらの手段は結果とともに適切に文書化されているか。

(3) レビューの結果

a. レビュー結果の概要

レビュー結果を第3.2.3.3-1表に示す。

設定したレビュー項目(全9項目)に対して、好ましい所見(長所)に分類される事例はなかったものの、すべての事例について最新の規格及び基準等において確立されている良好な事例と同等であることが確認できた。

b. 安全性に関する長所、短所

本安全因子レビューの結果、好ましい所見(長所)及び改善の余地が見込まれる所見(短所)に該当する所見は抽出されなかった。

c. 安全性向上措置案

改善の余地が見込まれる所見(短所)に該当する所見は抽出されなかったため、今回の中長期的な評価において安全性向上措置案の立案は実施していない。

第3.2.3.3-1表 安全因子3:機器の性能認定のレビュー結果(1/2)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
1	安全上重要なSSCが性能保証の要件を満たしているか。	Y	— (同等)	—	—	—
2	安全上重要なSSCの性能保証記録を確認し、性能保証が適切に行われていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
3	機器の耐用年数を通して、性能を更新・維持するための手順があるか。	Y	— (同等)	—	—	—
4	安全上重要なSSCが改造及び追加されてもSSCの性能が維持されるための手順があるか。	Y	— (同等)	—	—	—
5	性能保証された機器の経年劣化を抑えるための、監視プログラムとフィード・バック手順があることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
6	実際の環境条件(高線量又は高温環境を含む)が監視され、安全上重要なSSCの性能保証が適切に行われていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

第3.2.3.3-1表 安全因子3:機器の性能認定のレビュー結果(2/2)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
7	性能保証された機器の有害な環境条件からの防護策は適切か。	Y	— (同等)	—	—	—
8	設計変更等による重要度分類の変更を考慮して、保守、検査、試験等の見直しがされていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
9	定期的な保守、状態監視、試験、校正などの手段を継続的に用いることにより機器性能が維持されていたか、及びそれらの手段は結果とともに適切に文書化されているか。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

3.2.3.4 経年劣化

(1) レビューの目的

安全因子4レビューの目標は、安全上重要なSSCに影響を与えている経年劣化の要素が有効に管理されているか、また、要求されるすべての安全機能が次回レビューまでの期間、有効な経年管理プログラムが実施されるかを判断することである。

(2) レビュー方法

以下に示すレビュー項目に対してレビューを行った。なお、レビューは、「3.2.2(2)b.(b) 安全因子レビュー手法」に基づき実施した。

a. レビュー項目

- (a) 経年劣化管理プログラムによって、経年劣化メカニズムや経年劣化影響のタイムリーな検知と対応が可能であるか。
- (b) すべての安全上重要なSSCがプログラム対象となっているか。
- (c) ポンプ・モータ等の交換可能な構成要素(機器・部品)の経年劣化を管理するための運転及び保守の方針や手順が有効であるか。
- (d) 安全上重要なSSCの安全機能に影響を与える可能性がある経年劣化が評価並びに文書化が実施されているか。
- (e) 長期停止期間において安全上要求される部分(例えば、使用済燃料貯蔵施設)に与える影響の管理が実施されるか。
- (f) 経年劣化のパフォーマンス指標(Performance Indicator:PI)が運転管理、保守管理、不適合管理等で設定したものの中から適切に選択されているか。
- (g) 経年劣化管理に係る記録の維持・保管が実施されているか。

- (h) 経年劣化管理プログラムにおける経年劣化の管理手法が問題ないか。
- (i) 実際の安全余裕に関する知識をはじめ、支配的な経年劣化のメカニズムや現象についての発電所運用組織としての理解の程度は問題ないか。
- (j) 経年劣化を評価するためのデータ(基本的なデータ、運転・保守履歴の履歴を含む)について、容易にデータを検索・入手できる環境となっているか。
- (k) 経年劣化管理プログラムにおける安全上重要なSSCに対する許容基準及び要求される安全余裕が問題ないか。
- (l) 経年劣化の進展状況を管理し、抑制するための運転ガイドラインが問題ないか。
- (m) 経年劣化管理プログラムにおける経年劣化を監視し、経年劣化の影響を緩和する手法が問題ないか。
- (n) 経年劣化管理プログラムにおける安全上重要なSSCの物理的状态(機器・配管腐食等)、並びに、耐用年数を制限する可能性がある要素に対する認識が問題ないか。
- (o) すべての材料(潤滑油などの消耗品を含む)の安全機能を阻害し得る劣化事象とSSCの経年劣化の理解とその管理方法が問題ないことを確認する。
- (p) 原子力発電プラントで使用されている技術の陳腐化(例:非破壊検査技術、監視技術 等)に関する現状を調査し、使用している手法の妥当性を確認する。

(3) レビューの結果

a. レビュー結果の概要

レビュー結果を第3.2.3.4-1表に示す。

設定したレビュー項目(全16項目)に対して、好ましい所見(長所)に分類される事例はなかったものの、すべての事例について最新の規格及び基準等において確立されている良好な事例と同等であることが確認できた。

b. 安全性に関する長所、短所

本安全因子レビューの結果、好ましい所見(長所)及び改善の余地が見込まれる所見(短所)に該当する所見は抽出されなかった。

c. 安全性向上措置案

改善の余地が見込まれる所見(短所)に該当する所見は抽出されなかったため、今回の中長期的な評価において安全性向上措置案の立案は実施していない。

第3.2.3.4-1表 安全因子4:経年劣化のレビュー結果(1/3)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
1	経年劣化管理プログラムによって、経年劣化メカニズムや経年劣化影響のタイムリーな検知と対応が可能であるか。	Y	— (同等)	—	—	—
2	すべての安全上重要なSSCがプログラム対象となっているか。	Y	— (同等)	—	—	—
3	ポンプ・モータ等の交換可能な構成要素(機器・部品)の経年劣化を管理するための運転及び保守の方針や手順が有効であるか。	Y	— (同等)	—	—	—
4	安全上重要なSSCの安全機能に影響を与える可能性がある経年劣化が評価並びに文書化が実施されているか。	Y	— (同等)	—	—	—
5	長期停止期間において安全上要求される部分(例えば、使用済燃料貯蔵施設)に与える影響の管理が実施されるか。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

第3.2.3.4-1表 安全因子4:経年劣化のレビュー結果(2/3)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
6	経年劣化のパフォーマンス指標(Performance Indicator:PI)が運転管理、保守管理、不適合管理等で設定したものの中から適切に選択されているか。	Y	— (同等)	—	—	—
7	経年劣化管理に係る記録の維持・保管が実施されているか。	Y	— (同等)	—	—	—
8	経年劣化管理プログラムにおける経年劣化の管理手法が問題ないか。	Y	— (同等)	—	—	—
9	実際の安全余裕に関する知識をはじめ、支配的な経年劣化のメカニズムや現象についての発電所運用組織としての理解の程度は問題ないか。	Y	— (同等)	—	—	—
10	経年劣化を評価するためのデータ(基本的なデータ、運転・保守履歴の履歴を含む)について、容易にデータを検索・入手できる環境となっているか。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

第3.2.3.4-1表 安全因子4:経年劣化のレビュー結果(3/3)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
11	経年劣化管理プログラムにおける安全上重要なSSCに対する許容基準及び要求される安全余裕が問題ないか。	Y	— (同等)	—	—	—
12	経年劣化の進展状況を管理し、抑制するための運転ガイドラインが問題ないか。	Y	— (同等)	—	—	—
13	経年劣化管理プログラムにおける経年劣化を監視し、経年劣化の影響を緩和する手法が問題ないか。	Y	— (同等)	—	—	—
14	経年劣化管理プログラムにおける安全上重要なSSCの物理的状态(機器・配管腐食等)、並びに、耐用年数を制限する可能性がある要素に対する認識が問題ないか。	Y	— (同等)	—	—	—
15	すべての材料(潤滑油などの消耗品を含む)の安全機能を阻害し得る劣化事象とSSCの経年劣化の理解とその管理方法が問題ないことを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
16	原子力発電プラントで使用されている技術の陳腐化(例:非破壊検査技術、監視技術等)に関する現状を調査し、使用している手法の妥当性を確認する。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

3.2.3.5 決定論的安全解析

(1) レビューの目的

安全因子5レビューの目標は、以下の要素を考慮したときに、既存の決定論的安全解析が、どの程度完全か、また、どの程度有効な状態を維持するかを判断することである。

- ・ 新規制基準適合時からSSCのすべての改造を含む、実際のプラント設計
- ・ 現在の運転モード及び炉心／燃料の管理
- ・ 安全上重要なSSCの現状、及び、次回レビューまでの期間において予想されるそれらの状態
- ・ 最新の検証された計算機コードの使用
- ・ 現在の決定論的手法
- ・ 現在の安全に関する基準及び知識（研究及び開発の成果を含む）
- ・ 安全余裕の存在及びその妥当性

(2) レビュー方法

以下に示すレビュー項目に対してレビューを行った。なお、レビューは、「3.2.2(2)b.(b) 安全因子レビュー手法」に基づき実施した。

a. レビュー項目

- (a) 既存の決定論的安全解析で使用されている解析手法、ガイドライン及び計算機コードの妥当性について確認する。
- (b) 反映すべき安全上重要な運転経験を踏まえた上で、決定論的安全解析で行った想定（入力データや解析前提条件も含む）が引き続き有効であることを確認する。
- (c) プラントの現状を踏まえた上で、決定論的安全解析で行った想定（入力

データや解析前提条件も含む)が引き続き有効であることを確認する。

- (d) プラントの実際の運転条件を踏まえた上で、決定論的安全解析で行った想定(入力データや解析前提条件も含む)が引き続き有効であることを確認する。
- (e) 現在の規制及び基準に照らしても決定論的安全解析で行った想定(入力データや解析前提条件も含む)が引き続き有効であることを確認する。
- (f) 深層防護の成立性の観点から、以下の事項が反映された、有効な決定論的安全解析であることを確認する。
- ・ SSC(それらの構成要素も含む)の機能的適切性及び信頼性
 - ・ 内部事象および外部事象
 - ・ 機器の故障
 - ・ ヒューマンエラーが安全に与える影響
 - ・ 防護措置
- (g) 現行のプラントに対して、現行の安全解析の結果が判断基準を満足することを確認することにより、適切な安全余裕が確保されていることを確認する。
- 予定されている安全性向上対策が講じられた場合のプラントに対しては、安全解析の有効性確認の過程を踏まえ必要に応じ確認する。

(3) レビューの結果

a. レビュー結果の概要

レビュー結果を第3.2.3.5-1表に示す。

設定したレビュー項目(全7項目)に対して、好ましい所見(長所)に分類される事例はなかったものの、すべての事例について最新の規格及び基準等において確立されている良好な事例と同等であることが確認できた。

b. 安全性に関する長所、短所

本安全因子レビューの結果、好ましい所見(長所)及び改善の余地が見込まれる所見(短所)に該当する所見は抽出されなかった。

c. 安全性向上措置案

改善の余地が見込まれる所見(短所)に該当する所見は抽出されなかったため、今回の中長期的な評価において安全性向上措置案の立案は実施していない。

第3.2.3.5-1表 安全因子5: 決定論的安全解析のレビュー結果(1/2)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
1	既存の決定論的安全解析で使用されている解析手法、ガイドライン及び計算機コードの妥当性について確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
2	反映すべき安全上重要な運転経験を踏まえた上で、決定論的安全解析で行った想定(入力データや解析前提条件も含む)が引き続き有効であることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
3	プラントの現状を踏まえた上で、決定論的安全解析で行った想定(入力データや解析前提条件も含む)が引き続き有効であることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
4	プラントの実際の運転条件を踏まえた上で、決定論的安全解析で行った想定(入力データや解析前提条件も含む)が引き続き有効であることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
5	現在の規制及び基準に照らしても決定論的安全解析で行った想定(入力データや解析前提条件も含む)が引き続き有効であることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

第3.2.3.5-1表 安全因子5:決定論的安全解析のレビュー結果(2/2)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
6	<p>深層防護の成立性の観点から、以下の事項が反映された、有効な決定論的安全解析であることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ SSC(それらの構成要素も含む)の機能的適切性及び信頼性 ・ 内部事象および外部事象 ・ 機器の故障 ・ ヒューマンエラーが安全に与える影響 ・ 防護措置 	Y	— (同等)	—	—	—
7	<p>現行のプラントに対して、現行の安全解析の結果が判断基準を満足することを確認することにより、適切な安全余裕が確保されていることを確認する。</p> <p>予定されている安全性向上対策が講じられた場合のプラントに対しては、安全解析の有効性確認の過程を踏まえ必要に応じ確認する。</p>	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

3.2.3.6 確率論的リスク評価

(1) レビューの目的

安全因子6レビューの目標は、以下を判断することである。

- ・ 既存のPRA研究が、原子力発電プラントの代表モデルとして、引き続き有効である程度
- ・ PRAの結果が、リスクは十分に低く、また、すべての想定起因事象及び運転状態に対しバランスが取れていることを示しているか
- ・ PRAの適用範囲（すべての運転状態及び特定された内部及び外部ハザードを含むこと）、手法及び程度（すなわち、レベル1、2又は3）が、現在の国内及び国際的な基準及び良好事例に従っているか
- ・ 既存のPRAの適用範囲及び活用が十分か

(2) レビュー方法

以下に示すレビュー項目に対してレビューを行った。なお、レビューは、「3.2.2(2)b.(b) 安全因子レビュー手法」に基づき実施した。

a. レビュー項目

- (a) PRAモデルに現在の設計及び運転特性を反映していること、関連するすべての運転経験が考慮されていること、すべての運転モードが含まれていることを確認する。
- (b) PRAは適切な一連の想定起因事象及びハザードを考慮していることを確認する。
- (c) PRAにおいて表現されているハザードの程度は、省略が敷地固有の正当性に基づいていること、また、これらの省略がプラントの総合リスク評価を弱めないことを確認する。

- (d) PRAに使用されている解析手法及び計算機コードについて、使用している手法及び採用している計算機コード検証基準が引き続き適切であることを確認する。以前の手法を引き続き使用する場合は、解析に採用した想定、適用した保守性の程度及び特有の不確実さを含む、その継続的な有効性を確認する。
- (e) 確認されていない相互リンクの可能性及び共通要因事象による影響をモデルに考慮する程度について確認する。
- (f) PRAで実施された人間信頼性解析は、プラント特有かつシナリオ依存ベースで活動がモデル化されていること、また、現在の手法が適用されていることを確認する。
- (g) 現行のPRAの結果のレビューを実施して特定の起因事象若しくは運転状態で偏ってリスクが大きくなっていないことを確認する。また、現行のアクシデントマネジメントプログラムが、現行のPRAモデルおよび結果との整合を持つものであることを確認する。
- (h) プラント状態の変化を反映するためにPRAをアップデートした履歴を確認すること。理想的には、リビングPRAを維持すべきだが、それが現実的ではない場合は、安全に関する意思決定に役立てるため、プラントの耐用年数にわたりPRAを十分に最新の状態に保っていることを確認する。

(3) レビューの結果

a. レビュー結果の概要

レビュー結果を第3.2.3.6-1表に示す。

設定したレビュー項目(全8項目)に対して、3項目(レビュー項目No.3、5及び8)について最新の規格及び基準等において確立されている良好な事例と同等であることが確認できた。

また、5項目（レビュー項目No.1、2、4、6及び7）については改善の余地が見込まれる所見（短所）に分類される結果となった。

b. 安全性に関する長所、短所

(a) 安全性に関する長所

本安全因子レビューの結果、好ましい所見（長所）に該当する所見は抽出されなかった。

(b) 安全性に関する短所

本安全因子レビューの結果、以下の改善の余地が見込まれる所見（短所）を抽出した。

イ レビュー項目 No.1 に関する所見

PRAモデルに反映している設計情報及び運転特性を確認した結果、既設設備の図面等について活用できていないことを確認した。また、特重施設を踏まえた評価について、設置許可ベースの用途に限定した評価となっており、運用段階で定められた手順書を基にした評価を行うことが出来ていないことから改善の余地が見込まれる所見（短所）に分類した。

ロ レビュー項目 No.2 に関する所見

PRAにおける想定起因事象について確認した結果、伊方プロジェクトにおける海外専門家からの指摘を踏まえた知見（FMEAを使用した起因事象の選定）を反映したものとなっていないことから改善の余地が見込まれる所見（短所）に分類した。

ハ レビュー項目 No.4 に関する所見

PRAに使用している解析手法について確認した結果、伊方プロジェクトにおける海外専門家からの指摘を踏まえた知見として、成功基準のBE化等の取り組みを反映した評価モデルとなっていないことから改善の余地が見込まれる所見(短所)に分類した。

ニ レビュー項目 No.6 に関する所見

PRAにおける人間信頼性解析について確認した結果、伊方プロジェクトにおける海外専門家からの指摘を踏まえた知見としてEPRI手法があるが、反映した評価モデルとなっていないことから改善の余地が見込まれる所見(短所)に分類した。

ホ レビュー項目 No.7 に関する所見

現行のアクシデントマネジメントプログラムが、現行のPRAモデルとの整合を持つものであるか確認した結果、特定重大事故等対処施設の運用段階で定められた手順書による評価となっていないことから改善の余地が見込まれる所見(短所)に分類した。

c. 安全性向上措置案

改善の余地が見込まれる所見(短所)に分類されたレビュー項目No.1、2、4、6及び7に対してCRを発行し、所見の安全重要度を「Non-CAQ」として整理のうえ、第3.2.3.6-2表のとおり、それぞれの所見に対応した安全性向上措置案を考案した。PRAモデルの改善に当たっては、最新のプラント情報や海外専門家からの指摘を踏まえた知見を反映していくことで、より良いPRAモデルの構築に、継続的に取り組んでいくこととする。

第3.2.3.6-1表 安全因子6: 確率論的リスク評価のレビュー結果 (1/2)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
1	PRAモデルに現在の設計及び運転特性を反映していること、関連するすべての運転経験が考慮されていること、すべての運転モードが含まれていることを確認する。	N	改善の余地が見込まれる所見(短所)	③ CR発行	Non-CAQ	改善計画立案
2	PRAは適切な一連の想定起因事象及びハザードを考慮していることを確認する。	N	改善の余地が見込まれる所見(短所)	③ CR発行	Non-CAQ	改善計画立案
3	PRAにおいて表現されているハザードの程度は、省略が敷地固有の正当性に基づいていること、また、これらの省略がプラントの総合リスク評価を弱めないことを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
4	PRAに使用されている解析手法及び計算機コードについて、使用している手法及び採用している計算機コード検証基準が引き続き適切であることを確認する。以前の手法を引き続き使用する場合は、解析に採用した想定、適用した保守性の程度及び特有の不確実さを含む、その継続的な有効性を確認する。	N	改善の余地が見込まれる所見(短所)	③ CR発行	Non-CAQ	改善計画立案

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

第3.2.3.6-1表 安全因子6: 確率論的リスク評価のレビュー結果 (2/2)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
5	確認されていない相互リンクの可能性及び共通要因事象による影響をモデルに考慮する程度について確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
6	PRAで実施された人間信頼性解析は、プラント特有かつシナリオ依存ベースで活動がモデル化されていること、また、現在の手法が適用されていることを確認する。	N	改善の余地が見込まれる所見(短所)	③ CR発行	Non-CAQ	改善計画立案
7	現行のPRAの結果のレビューを実施して特定の起回事象若しくは運転状態で偏ってリスクが大きくなっていないことを確認する。また、現行のアクシデントマネジメントプログラムが、現行のPRAモデルおよび結果との整合を持つものであることを確認する。	N	改善の余地が見込まれる所見(短所)	③ CR発行	Non-CAQ	改善計画立案
8	プラント状態の変化を反映するためにPRAをアップデートした履歴を確認すること。理想的には、リビングPRAを維持すべきだが、それが現実的ではない場合は、安全に関する意思決定に役立てるため、プラントの耐用年数にわたりPRAを十分に最新の状態に保っていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

第3.2.3.6-2表 安全因子6:確率論的リスク評価から抽出した安全性向上措置案

No.	件名	概要	期待される効果	備考
1	最新の図面・手順書のPRAモデルへの反映	第4回届出評価時点(2021年1月22日)の既設設備の図面及び手順書を反映する。	最新のプラント状態を詳細に反映したPRAが可能になる。	以下の所見から立案 ・レビュー項目No.1 ・レビュー項目No.7
2	PRAモデルへの伊方プロジェクトにおける海外専門家からの指摘を踏まえた知見の反映	伊方プロジェクトにおける海外専門家からの指摘を踏まえた知見の反映を反映する。	国際的な水準に比肩するPRAへの高度化を目指した活動の知見を取り入れることで、PRAモデルを高度化できる。	以下の所見から立案 ・レビュー項目No.2 ・レビュー項目No.4 ・レビュー項目No.6

3.2.3.7 ハザード解析

(1) レビューの目的

安全因子7レビューの目標は、内部及び外部ハザードに対する原子力発電プラントの防護が適切かを判断することである。

(2) レビュー方法

以下に示すレビュー項目に対してレビューを行った。なお、レビューは、「3.2.2(2)b.(b) 安全因子レビュー手法」に基づき実施した。

a. レビュー項目

- (a) ハザードリストのハザードを基に、プラントの安全性に影響を与える可能性がある代表的な内部、外部ハザードについて、当該プラントの特性から適用されるものを適切に選定されていること。
- (b) 適切なハザードが選定されていることを確認するため、選定されたハザードの妥当性及び省略されたハザードの省略の正当性が明確であることを確認する。
- (c) ハザード評価において(ハザードの発生頻度評価、ハザードがもたらす影響評価など)使用している評価手法、安全基準及び情報の最新版を調査し、最新かつ妥当であることを確認する。そうでない場合は、必要に応じ、ハザード評価を行うか、又は、修正する。
- (d) 現在のプラントの状態、並びに予想されている、プラントの劣化事象を踏まえて、対象とするハザードに耐え得るプラントであることを確認する。
- (e) ハザードの評価結果を踏まえ、ハザードを防止あるいは緩和するために要求される措置が講じられる手順(訓練含む)が適切なことを確認する。
- (f) 発生したハザード事象への対応から得られた経験を活かすため、原子

力発電所やその他施設で発生した事象から得られた知見が収集され、それらが既存の手順へ反映されていることを確認する。

(3) レビューの結果

a. レビュー結果の概要

レビュー結果を第3.2.3.7-1表に示す。

設定したレビュー項目(全6項目)に対して、好ましい所見(長所)に分類される事例はなかったものの、多くの項目(5項目)で最新の規格及び基準等において確立されている良好な事例と同等であることが確認できた。

また、1項目(レビュー項目No.3)については改善の余地が見込まれる所見(短所)に分類される結果となった。

b. 安全性に関する長所、短所

(a) 安全性に関する長所

本安全因子レビューの結果、好ましい所見(長所)に該当する所見は抽出されなかった。

(b) 安全性に関する短所

本安全因子レビューの結果、以下の改善の余地が見込まれる所見(短所)を抽出した。

イ レビュー項目 No.3 に関する所見

レビュー項目No.3のうち地震ハザードに対する評価では、最新の規格及び基準等と同等であるものの、NRA検討チームの報告書「全国共通に考慮すべき震源を特定せず策定する地震動に関する検討報告書」を

踏まえた設置許可基準等の改正が予定されているため、改善の余地が見込まれる所見(短所)と整理した。

c. 安全性向上措置案

レビュー項目No.3のうち地震ハザードに対する評価について、NRA検討チームの報告書「全国共通に考慮すべき震源を特定せず策定する地震動に関する検討報告書」を踏まえ改善の余地が見込まれる所見(短所)と整理したが、現時点において詳細は未定である。したがって、今回のレビューにおいては新たな安全性向上措置案は不要であると整理した。

なお、今回の中長期的な評価の対象期間後の2021年4月21日に施行された、本件に係る規制基準の改正を踏まえ、新たに策定した地震動について基準地震動への反映のための原子炉設置変更許可申請を2021年4月26日に実施した。

第3.2.3.7-1表 安全因子7:ハザード解析のレビュー結果(1/2)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
1	ハザードリストのハザードを基に、プラントの安全性に影響を与える可能性がある代表的な内部、外部ハザードについて、当該プラントの特性から適用されるものを適切に選定されていること。	Y	— (同等)	—	—	—
2	適切なハザードが選定されていることを確認するため、選定されたハザードの妥当性及び省略されたハザードの省略の正当性が明確であることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
3	ハザード評価において(ハザードの発生頻度評価、ハザードがもたらす影響評価など)使用している評価手法、安全基準及び情報の最新版を調査し、最新かつ妥当であることを確認する。そうでない場合は、必要に応じ、ハザード評価を行うか、又は、修正する。	N	改善の余地が見込まれる所見(短所)	① HOLD	—	—
4	現在のプラントの状態、並びに予想されている、プラントの劣化事象を踏まえて、対象とするハザードに耐え得るプラントであることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

第3.2.3.7-1表 安全因子7:ハザード解析のレビュー結果(2/2)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
5	ハザードの評価結果を踏まえ、ハザードを防止あるいは緩和するために要求される措置が講じられる手順(訓練含む)が適切なことを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
6	発生したハザード事象への対応から得られた経験を活かすため、原子力発電所やその他施設で発生した事象から得られた知見が収集され、それらが既存の手順へ反映されていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

3.2.3.8 安全実績

(1) レビューの目的

安全因子8レビューの目標は、プラントの安全性能指標並びに運転経験の記録(プラントでの事象の根本原因分析の評価を含む)が、安全性向上策の必要性を示しているかを確認することである。

(2) レビュー方法

以下に示すレビュー範囲及びレビュー項目に対してレビューを行った。なお、レビューは、「3.2.2(2)b.(b) 安全因子レビュー手法」に基づき実施した。

a. レビュー範囲

以下のパフォーマンス指標を調査する。

- ・ 安全に関係する事象、低レベル事象及びニアミス
- ・ 安全に関係する運転データ
- ・ 保守、検査及び試験
- ・ 故障又は陳腐化による安全上重要なSSCの交換
- ・ 安全上重要なSSCへの一時的又は恒久的な改造
- ・ 安全系システムの利用不能
- ・ (協力会社を含む作業員の)被ばく線量
- ・ 放射線被ばく線量、環境放射エネルギーの推移及び放射性廃棄物の管理
- ・ 放射性廃液の放出
- ・ 放射性廃棄物の発生
- ・ 規制要求事項の遵守
- ・ 不適合管理(根本原因分析結果、フィードバックおよび水平展開を含む)
- ・ 安全に関係する要員(所員、作業員)の力量管理

- ・ 手順及び結果の品質

b. レビュー項目

- (a) レビュー範囲に示すパフォーマンス指標について、傾向分析を実施するとともに、可能な場合は国内又は他国の他プラントのものとパフォーマンスレベルを比較し、それらの妥当性及び有効性を確認する。
- (b) レビュー範囲に示すパフォーマンス指標について、評価に使用されているプロセス及び手法の有効性を確認する。
- (c) 放射線被ばく線量と放射性廃棄物に関するパフォーマンス指標については、それらが指定されている制限値の範囲内であり、その範囲内に抑制・管理することが十分に可能であることを確認する。
- (d) パフォーマンス指標として考慮していない、レビュー期間の安全に係る他の運転経験の記録も調査する。
- (e) レビュー範囲に示すパフォーマンス指標について、プラントの運用や改造を踏まえても引き続き使用可能であることを確認する。
- (f) レビュー範囲に示すパフォーマンス指標について、他の原子力発電所との比較可能な範囲について調査する。

(3) レビューの結果

a. レビュー結果の概要

レビュー結果を第3.2.3.8-1表に示す。

設定したレビュー項目(全6項目)に対して、好ましい所見(長所)に分類される事例はなかったものの、ほとんどの事例(5項目)について最新の規格及び基準等において確立されている良好な事例と同等であることが確認できた。

また、レビュー項目No.3について、改善の余地が見込まれる所見(短所)

に分類される結果となった。

b. 安全性に関する長所、短所

(a) 安全性に関する長所

本安全因子レビューの結果、好ましい所見(長所)に該当する所見は抽出されなかった。

(b) 安全性に関する短所

本安全因子レビューの結果、以下の改善の余地が見込まれる所見(短所)を抽出した。

イ レビュー項目 No.3 に関する所見

放射線被ばく線量と放射性廃棄物に関するパフォーマンス指標について、指定されてる制限値の範囲内に抑制・管理することが十分に可能であることを確認した結果、放射線に関する監視領域(「公衆に対する放射線安全」及び「従業員に対する放射線安全」)に設定しているパフォーマンス指標全18項目のうち17項目については監視、測定開始以降、劣化傾向及び改善余地がないことを確認しているが、集積被ばく線量について、2018年、2019年に目標値[※]を超える結果となっていたことから否定的所見(短所)に分類した。

※ 定期検査中は計画線量の90%、運転期間中は過去の線量実績(3か月の集積線量)のうち最も低い線量とし、これらをもとに目標値を設定

c. 安全性向上措置案

レビュー項目No.3について、改善の余地が見込まれる所見(短所)に分類される結果となったが、既に改善策を立案、実行しており、以降同様の事象は発生していないことから、新たな安全性向上措置案は不要であると整理した。

第3.2.3.8-1表 安全因子8:安全実績のレビュー結果(1/2)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
1	レビュー範囲に示すパフォーマンス指標について、傾向分析を実施するとともに、可能な場合は国内又は他国の他プラントのものとパフォーマンスレベルを比較し、それらの妥当性及び有効性を確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
2	レビュー範囲に示すパフォーマンス指標について、評価に使用されているプロセス及び手法の有効性を確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
3	放射線被ばく線量と放射性廃棄物に関するパフォーマンス指標については、それらが指定されている制限値の範囲内であり、その範囲内に抑制・管理することが十分に可能であることを確認する。	N	改善の余地が見込まれる所見(短所)	② 対応不要	—	—
4	パフォーマンス指標として考慮していない、レビュー期間の安全に係る他の運転経験の記録も調査する。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

第3.2.3.8-1表 安全因子8:安全実績のレビュー結果(2/2)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
5	レビュー範囲に示すパフォーマンス指標について、プラントの運用や改造を踏まえても引き続き使用可能であることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
6	レビュー範囲に示すパフォーマンス指標について、他の原子力発電所との比較可能な範囲について調査する。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

3.2.3.9 他プラントでの経験及び研究成果の利用

(1) レビューの目的

安全因子9レビューの目標は、他の原子力発電プラントでの運転経験、並びに研究成果のフィードバックが適切か、また、これをプラント又は事業者における合理的かつ実行可能な安全性向上策に取り入れているかどうかを確認することである。

(2) レビュー方法

以下に示すレビュー項目に対してレビューを行った。なお、レビューは、「3.2.2(2)b.(b) 安全因子レビュー手法」に基づき実施した。

a. レビュー項目

- (a) 運転経験(OE)反映の運用(スクリーニング・分析など)を実施する上で、必要な力量、マンパワーが備わった体制であるか。また、グッドプラクティスとの比較、ピアレビューが実施されているか。
- (b) 運転経験を収集及び反映する仕組みが機能していることを確認するため、国内外の原子力発電所の運転経験、その他の施設での安全に関する知見を幅広く収集し、当該プラントへ水平展開する仕組みが整っており、それらが迅速に社内関係各所へ報告されていることを確認する。
- (c) 以下について確認する。
 - ・ 十分な情報の収集：
事象の影響度や発生頻度を理解するため、十分詳しい情報が収集されているか。
 - ・ 対象プラントへの必要性：
同様な機器の有無、及び類似事象の発生の可能性について確認し

ているか。

- ・ 原子力安全への影響の有無：

SSC の損傷の程度、放射能を含む物質の重大な放出や職員の過剰被ばくの可能性など。

- ・ 人的要因の有無：

事象の多くは人的な要素が含まれている場合が多く、必要に応じてヒューマンファクターに関する知識を有する人員が精査すること。

- (d) 運転経験を収集及び反映する仕組みが機能していることを確認するため、影響度や発生頻度に応じた原因の深掘りを実施し、予防処置を決定するために事象分析が行われていることを確認する。
- (e) 他の良好事例や教訓的要素を含む最新の知見を踏まえた事象分析を行うことにより、プラントの潜在的な改善点の把握及び類似事象の再発を防止する仕組みとなっていることを確認する。
- (f) 運転経験を収集及び反映する仕組みが機能していることを確認するため、予防処置時期が適切に定められており、処置の実施状況が確実に管理されていることを確認する。
- (g) 類似事象の発生防止について検討し、適切な再発防止対策が実施されていることを確認する。
- (h) 提供案件と判断する基準は妥当か。原因・対策などの記載内容は十分か。共有する必要がある案件は提供されているか。時間遅れは無いか。
- (i) 研究成果を収集及び反映する仕組みが機能していることを確認するため、調査した研究成果に対して当該プラントの特徴を踏まえた分析及び評価がなされており、保安活動に適時かつ適切に反映されていることを確認する。
- (j) 研究成果を収集及び反映する仕組みが機能していることを確認するた

め、調査した研究成果の知見を反映することによって、安全性・信頼性の維持・向上が図られていることを確認する。

(3) レビューの結果

a. レビュー結果の概要

レビュー結果を第3.2.3.9-1表に示す。

設定したレビュー項目(全10項目)に対して、好ましい所見(長所)に分類される事例はなかったものの、最新の規格及び基準等において確立されている良好な事例と同等であることが確認できた。

b. 安全性に関する長所、短所

本安全因子レビューの結果、好ましい所見(長所)及び改善の余地が見込まれる所見(短所)に該当する所見は抽出されなかった。

c. 安全性向上措置案

改善の余地が見込まれる所見(短所)に該当する所見は抽出されなかったため、今回の中長期的な評価において安全性向上措置案の立案は実施していない。

第3.2.3.9-1表 安全因子9:他プラントでの経験及び研究成果の利用のレビュー結果(1/4)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
1	運転経験(OE)反映の運用(スクリーニング・分析など)を実施する上で、必要な力量、マンパワーが備わった体制であるか。また、グッドプラクティスとの比較、ピアレビューが実施されているか。	Y	— (同等)	—	—	—
2	運転経験を収集及び反映する仕組みが機能していることを確認するため、国内外の原子力発電所の運転経験、その他の施設での安全に関する知見を幅広く収集し、当該プラントへ水平展開する仕組みが整っており、それらが迅速に社内関係各所へ報告されていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

第3.2.3.9-1表 安全因子9:他プラントでの経験及び研究成果の利用のレビュー結果(2/4)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
3	<ul style="list-style-type: none"> ・ 十分な情報の収集： 事象の影響度や発生頻度を理解するため、十分詳しい情報が収集されているか。 ・ 対象プラントへの必要性： 同様な機器の有無、及び類似事象の発生の可能性について確認しているか。 ・ 原子力安全への影響の有無： SSC の損傷の程度、放射能を含む物質の重大な放出や職員の過剰被ばくの可能性など。 ・ 人的要因の有無： 事象の多くは人的な要素が含まれている場合が多く、必要に応じてヒューマンファクターに関する知識を有する人員が精査すること。 	Y	— (同等)	—	—	—
4	<p>運転経験を収集及び反映する仕組みが機能していることを確認するため、影響度や発生頻度に応じた原因の深掘りを実施し、予防処置を決定するために事象分析が行われていることを確認する。</p>	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

第3.2.3.9-1表 安全因子9:他プラントでの経験及び研究成果の利用のレビュー結果(3/4)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
5	他の良好事例や教訓的要素を含む最新の知見を踏まえた事象分析を行うことにより、プラントの潜在的な改善点の把握及び類似事象の再発を防止する仕組みとなっていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
6	運転経験を収集及び反映する仕組みが機能していることを確認するため、予防処置時期が適切に定められており、処置の実施状況が確実に管理されていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
7	類似事象の発生防止について検討し、適切な再発防止対策が実施されていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
8	提供案件と判断する基準は妥当か。原因・対策などの記載内容は十分か。共有する必要がある案件は提供されているか。時間遅れは無いか。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

第3.2.3.9-1表 安全因子9:他プラントでの経験及び研究成果の利用のレビュー結果(4/4)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
9	研究成果を収集及び反映する仕組みが機能していることを確認するため、調査した研究成果に対して当該プラントの特徴を踏まえた分析及び評価がなされており、保安活動に適時かつ適切に反映されていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
10	研究成果を収集及び反映する仕組みが機能していることを確認するため、調査した研究成果の知見を反映することによって、安全性・信頼性の維持・向上が図られていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

3.2.3.10 組織、マネジメントシステム及び安全文化

(1) レビューの目的

安全因子10レビューの目標は、組織、マネジメントシステム及び安全文化が、原子力発電プラントの安全運転を確実にするため、適切かつ有効かを判断することである。

(2) レビュー方法

以下に示すレビュー項目に対してレビューを行った。なお、レビューは、「3.2.2(2)b.(b) 安全因子レビュー手法」に基づき実施した。

a. レビュー項目

- (a) 組織、マネジメントシステムにおいて、組織改正を管理する適切なプロセスが構築されていることを確認する。
- (b) 継承計画を含む適切かつ認定された人的資源の利用を確実にする人的資源管理プロセスが構築されていることを確認する。
- (c) マネジメントシステムにおいて、文書、製品、記録の適切な管理が構築され、これらの情報が即座に検索可能であることを確認する。
- (d) 組織、マネジメントシステムにおいて、以下の視点に基づく評価が実施されていることを確認する。
 - ・ 品質方針が定められていること。
 - ・ 品質方針が周知される仕組みが整っていること。
- (e) マネジメントシステムにおいて、プラントの安全性に影響を与える機器及びサービスの適切な調達管理が以下の点を踏まえて構築されていることを確認する。
 - ・ 原子力発電プラントに供給される機器及びサービスが目的に適合し

ていること。

- ・ 効果的かつ効率的な方法で供給されることを確実にすることを目的とした供給者のマネジメントシステムの品質をチェックする適切なプロセスが構築されていること。

- (f) 組織、マネジメントシステムにおいて、適切なコミュニケーション方針が設定されていることを確認する。
- (g) 組織、マネジメントシステムにおいて、訓練のための適切な施設があり、訓練プログラムは良好に構成されていることを確認する。
- (h) 組織、マネジメントシステムにおいて、適切な能力を有する内部及び外部の技術スタッフ、保守スタッフ、その他の専門スタッフを採用するための公式な取り決めが設定されていることを確認する。
- (i) 組織又はマネジメントの失敗に関係する経験を含む、運転経験を職員にフィード・バックするための適切なプロセスが構築されていることを確認する。
- (j) 組織、マネジメントシステムにおいて、原子力発電プラントの構成管理のための適切な取り決めが設定されていることを確認する。
- (k) 組織、マネジメントシステムにおいて、マネジメントレビューや第三者レビューを始めとする継続的な改善を確実に実施するためのプログラムが構築されていることを確認する。
- (l) 安全文化の醸成活動において、安全方針が安全は生産に優先すると宣言していること、また、その方針が効果的に実施されていることを確認する。
- (m) 安全文化の醸成活動において、原子力と放射線の安全性を適切に管理し、すべての従事者が適切な措置を誠実かつ一貫して講じていることを確実にするための手段について確認する。

- (n) 安全文化の醸成活動において、原子力安全に対する個人及び集団としての決意が表明され、実践されていることを確認する。
- (o) 安全文化の醸成活動において、原子力安全に関し、組織のあらゆる階層において問いかける姿勢及び学習する姿勢を奨励し、慢心を戒めるための方策を模索し実施されていることを確認する。
- (p) 安全文化の醸成活動において、安全を優先した意志決定がなされていることを確認する。
- (q) 安全文化の醸成活動を調査し、以下の事項が継続的に把握・実施されていることを確認する。
- ・ 原子力安全が損なわれることのないように、安全上重要なSSCの欠陥に関する報告が適切に行われていること。
 - ・ 特定された問題及び改善提案に対する迅速な対応が行われていること。
 - ・ 組織が継続的に、安全と安全文化を高め、改善するための手段を持っていること。
- (r) 従業員及び外部のスタッフ(協力会社)が、不安全な行為及び状態に遭遇した際には、いつでも、どこでも、建設的な方法で、特定、問題提起するプロセスが構築されていることを確認する。
- (s) 安全文化の醸成活動を調査し、以下の事項が継続的に把握・実施されていることを確認する。
- ・ 自らの業務及び職場環境に関連したリスクを認識し、起こりうる結果を理解していること。
- (t) 現実的な目標及び時間スケールで安全上の問題の優先順位を付けるプロセスが構築され、それらの問題に適切な資源が投じられていることを確認する。

- (u) 組織構造の透明性を達成・維持するための手法又は安全に影響を与える問題の説明責任の変更を管理するための手法が構築されていることを確認する。
- (v) 安全文化に関する適切な訓練が、特に管理者に対して、行われている仕組みとなっていることを確認する。
- (w) マネジメントレビューが適切な時間間隔で実施されていることを確認するとともに、以下の要素が含まれていることを確認する。
 - ・ 様々な形態の評価（監査、自己評価、タスク観察）からのアウトプット
 - ・ 組織が導き出した結果及び達成した目標並びにそれらのプロセス
 - ・ 不適合、並びに是正／予防処置
 - ・ 他の組織から学んだ教訓の反映状況
 - ・ 改善の機会

(3) レビューの結果

a. レビュー結果の概要

レビュー結果を第3.2.3.10-1表に示す。

設定したレビュー項目（全23項目）に対して、好ましい所見（長所）、又は改善の余地が見込まれる所見（短所）に分類される事例はなく、最新の規格及び基準等において確立されている良好な事例と同等であることが確認できた。

b. 安全性に関する長所、短所

本安全因子レビューの結果、好ましい所見（長所）及び改善の余地が見込まれる所見（短所）に該当する所見は抽出されなかった。

c. 安全性向上措置案

改善の余地が見込まれる所見(短所)に該当する所見は抽出されなかったため、今回の中長期的な評価において安全性向上措置案の立案は実施していない。

第3.2.3.10-1表 安全因子10:組織、マネジメントシステム及び安全文化のレビュー結果(1/7)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
1	組織、マネジメントシステムにおいて、組織改正を管理する適切なプロセスが構築されていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
2	継承計画を含む適切かつ認定された人的資源の利用を確実にする人的資源管理プロセスが構築されていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
3	マネジメントシステムにおいて、文書、製品、記録の適切な管理が構築され、これらの情報が即座に検索可能であることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
4	組織、マネジメントシステムにおいて、以下の視点に基づく評価が実施されていることを確認する。 ・ 品質方針が定められていること。 ・ 品質方針が周知される仕組みが整っていること。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

第3.2.3.10-1表 安全因子10:組織、マネジメントシステム及び安全文化のレビュー結果(2/7)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
5	<p>マネジメントシステムにおいて、プラントの安全性に影響を与える機器及びサービスの適切な調達管理が以下の点を踏まえて構築されていることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子力発電プラントに供給される機器及びサービスが目的に適合していること。 効果的かつ効率的な方法で供給されることを確実にすることを目的とした供給者のマネジメントシステムの品質をチェックする適切なプロセスが構築されていること。 	Y	— (同等)	—	—	—
6	<p>組織、マネジメントシステムにおいて、適切なコミュニケーション方針が設定されていることを確認する。</p>	Y	— (同等)	—	—	—
7	<p>組織、マネジメントシステムにおいて、訓練のための適切な施設があり、訓練プログラムは良好に構成されていることを確認する。</p>	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

第3.2.3.10-1表 安全因子10:組織、マネジメントシステム及び安全文化のレビュー結果(3/7)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
8	組織、マネジメントシステムにおいて、適切な能力を有する内部及び外部の技術スタッフ、保守スタッフ、その他の専門スタッフを採用するための公式な取り決めが設定されていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
9	組織又はマネジメントの失敗に関係する経験を含む、運転経験を職員にフィード・バックするための適切なプロセスが構築されていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
10	組織、マネジメントシステムにおいて、原子力発電プラントの構成管理のための適切な取り決めが設定されていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
11	組織、マネジメントシステムにおいて、マネジメントレビューや第三者レビューを始めとする継続的な改善を確実に実施するためのプログラムが構築されていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

第3.2.3.10-1表 安全因子10:組織、マネジメントシステム及び安全文化のレビュー結果(4/7)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
12	安全文化の醸成活動において、安全方針が安全は生産に優先すると宣言していること、また、その方針が効果的に実施されていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
13	安全文化の醸成活動において、原子力と放射線の安全性を適切に管理し、すべての従事者が適切な措置を誠実かつ一貫して講じていることを確実にするための手段について確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
14	安全文化の醸成活動において、原子力安全に対する個人及び集団としての決意が表明され、実践されていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
15	安全文化の醸成活動において、原子力安全に関し、組織のあらゆる階層において問いかける姿勢及び学習する姿勢を奨励し、慢心を戒めるための方策を模索し実施されていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

第3.2.3.10-1表 安全因子10:組織、マネジメントシステム及び安全文化のレビュー結果(5/7)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
16	安全文化の醸成活動において、安全を優先した意志決定がなされていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
17	安全文化の醸成活動を調査し、以下の事項が継続的に把握・実施されていることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子力安全が損なわれることのないように、安全上重要なSSCの欠陥に関する報告が適切に行われていること。 ・ 特定された問題及び改善提案に対する迅速な対応が行われていること。 ・ 組織が継続的に、安全と安全文化を高め、改善するための手段を持っていること。 	Y	— (同等)	—	—	—
18	従業員及び外部のスタッフ(協力会社)が、不安全な行為及び状態に遭遇した際には、いつでも、どこでも、建設的な方法で、特定、問題提起するプロセスが構築されていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

第3.2.3.10-1表 安全因子10:組織、マネジメントシステム及び安全文化のレビュー結果(6/7)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
19	安全文化の醸成活動を調査し、以下の事項が継続的に把握・実施されていることを確認する。 ・ 自らの業務及び職場環境に関連したリスクを認識し、起こりうる結果を理解していること。	Y	— (同等)	—	—	—
20	現実的な目標及び時間スケールで安全上の問題の優先順位を付けるプロセスが構築され、それらの問題に適切な資源が投じられていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
21	組織構造の透明性を達成・維持するための手法又は安全に影響を与える問題の説明責任の変更を管理するための手法が構築されていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
22	安全文化に関する適切な訓練が、特に管理者に対して、行われている仕組みとなっていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

第3.2.3.10-1表 安全因子10:組織、マネジメントシステム及び安全文化のレビュー結果(7/7)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置の立案**
23	<p>マネジメントレビューが適切な時間間隔で実施されていることを確認するとともに、以下の要素が含まれていることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 様々な形態の評価（監査、自己評価、タスク観察）からのアウトプット ・ 組織が導き出した結果及び達成した目標並びにそれらのプロセス ・ 不適合、並びに是正／予防処置 ・ 他の組織から学んだ教訓の反映状況 ・ 改善の機会 	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

3.2.3.11 手順

(1) レビューの目的

安全因子11レビューの目標は、運転及び作業手順を管理、実施及び遵守するため、また、運転上の制限及び条件並びに規制要求事項を遵守し続けるための事業者のプロセスが、適切かつ有効かを判断することである。

(2) レビュー方法

以下に示すレビュー範囲及びレビュー項目に対してレビューを行った。なお、レビューは、「3.2.2(2)b.(b) 安全因子レビュー手法」に基づき実施した。

a. レビュー範囲

以下の種類の手順書を調査する。

- ・ 通常時及び事故時に係る運転マニュアル
- ・ 重大事故等対応及び緊急時対応に係るマニュアル
- ・ 保守、試験、検査に係るマニュアル
- ・ 操作、作業実施に係るマニュアル
- ・ 設計変更、手順の変更に係るマニュアル
- ・ 放射性物質の運搬等の放射線防護に係るマニュアル
- ・ 放射性の廃液及び廃棄物に係るマニュアル

b. レビュー項目

- (a) 安全に関係する手順を正式に承認及び文書化するための有効なプロセスが構築されているか。
- (b) 安全上重要なマニュアルの発行・変更プロセスにおいて、マニュアルの新規策定・変更の理由、経緯などが文書化され、管理する仕組みが構

築されていることを確認する。

- (c) 手順が遵守されていることを確認する。
- (d) 手順の定期レビュー及び維持管理のためのプロセスが確立されていることを確認する。
- (e) プラント設計、運転上の制限の変更及び安全解析の結果等を運転マニュアルに反映させるための更新プロセスが構築され、適切に実施されていることを確認する。
- (f) アクシデントマネジメント手順の解析及び正当性確認が文書化されていることを確認する。
- (g) マニュアルの最新版が容易に、かつ、必ず使用されるための管理・配布プロセス(旧版の管理・識別・撤去)を確認する。
- (h) マニュアルの体系に問題ないか確認するため、設備・設計の変更、及び解析結果の変更、運転経験から得られる最新知見を調査し、それらが各マニュアルに反映されていることを確認する。
- (i) 国内外との比較等(良好事例、不適合の有無等)によりマニュアルの妥当性を確認する。
- (j) 管理者及びスタッフが、これらの手順書を正しく理解し、受け入れているかを判断するため、監査、自己評価、安全実績及び各事象について確認する。

(3) レビューの結果

a. レビュー結果の概要

レビュー結果を第3.2.3.11-1表に示す。

設定したレビュー項目(全10項目)に対して、好ましい所見(長所)、又は改善の余地が見込まれる所見(短所)に分類される事例はなく、最新の規格

及び基準等において確立されている良好な事例と同等であることが確認できた。

b. 安全性に関する長所、短所

本安全因子レビューの結果、好ましい所見（長所）及び改善の余地が見込まれる所見（短所）に該当する所見は抽出されなかった。

c. 安全性向上措置案

改善の余地が見込まれる所見（短所）に該当する所見は抽出されなかったため、今回の中長期的な評価において安全性向上措置案の立案は実施していない。

第3.2.3.11-1表 安全因子11:手順のレビュー結果(1/2)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
1	安全に関係する手順を正式に承認及び文書化するための有効なプロセスが構築されているか。	Y	— (同等)	—	—	—
2	安全上重要なマニュアルの発行・変更プロセスにおいて、マニュアルの新規策定・変更の理由、経緯などが文書化され、管理する仕組みが構築されていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
3	手順が遵守されていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
4	手順の定期レビュー及び維持管理のためのプロセスが確立されていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
5	プラント設計、運転上の制限の変更及び安全解析の結果等を運転マニュアルに反映させるための更新プロセスが構築され、適切に実施されていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

第3.2.3.11-1表 安全因子11:手順のレビュー結果(2/2)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
6	アクシデントマネジメント手順の解析及び正当性確認が文書化されていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
7	マニュアルの最新版が容易に、かつ、必ず使用されるための管理・配布プロセス(旧版の管理・識別・撤去)を確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
8	マニュアルの体系に問題ないか確認するため、設備・設計の変更、及び解析結果の変更、運転経験から得られる最新知見を調査し、それらが各マニュアルに反映されていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
9	国内外との比較等(良好事例、不適合の有無等)によりマニュアルの妥当性を確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
10	管理者及びスタッフが、これらの手順書を正しく理解し、受け入れているかを判断するため、監査、自己評価、安全実績及び各事象について確認する。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

3.2.3.12 人的要因

(1) レビューの目的

安全因子12レビューの目標は、原子力発電プラントの安全運転に影響を与える可能性がある様々な人的要因を評価すること、また、合理的かつ実行可能な改善策を特定するよう努める。

(2) レビュー方法

以下に示すレビュー項目に対してレビューを行った。なお、レビューは、「3.2.2(2)b.(b) 安全因子レビュー手法」に基づき実施した。

a. レビュー項目

- (a) 運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、運転のために十分な力量を有した運転員が確保されていることを確認する。
- (b) 運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、運転員の休暇、交替勤務及び時間外労働に関する制限を十分に認識した、交替勤務時間、勤務時間数が定められていることを確認する。
- (c) 緊急事態を想定した要員が発電所に常に滞在していることを確認する。
- (d) 安全解析の前提条件が有効であることを確認するため、運転員の活動に関して、安全解析（PRA、決定論的安全解析、ハザード解析など）に使用する条件に新知見がないことを確認する。
- (e) 運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、適切な保守（誤作業防止等）のために、保守に係る要員・組織の力量が評価されていることを確認する。
- (f) 運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、運転・保守・技術・管理に係る発電所員及び関連会社の作業員に対して適切

な力量要件(資格要件)が定められていることを確認する。

- (g) 運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、要員(所員、作業員)の選定方法とその配置が組織的であることを確認する。
- (h) 運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、各組織において、人事異動後、職場に大きな問題がないことを確認する。
- (i) 運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、作業時間、作業内容、作業方法及び健康状態の確認に係るガイドラインが存在していることを確認する。
- (j) 運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、要員の力量を維持するための教育管理マニュアルに、各レベルに応じた力量の目標が定められており、教育訓練計画が適切に策定されていることを確認する。
- (k) 運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、要員の力量の継続管理を保持する方針が定められているかを確認する。
- (l) 運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、中央制御室及び安全に関係するその他のワークステーションの設計がマン・マシン・インターフェイスが考慮されたものとなっていることを確認する。
- (m) 運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、表示、標識などは、視認性が良く、運転員・作業員が見て理解しやすい状態となっていることを確認する。
- (n) 運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、シミュレータ訓練の結果などに基づき、手順書の明瞭性を確認する。安全実績、訓練結果、ヒューマンファクターなどで使用者にとって明瞭でかつ十分理解しやすい手順書になっていることを確認する。

(3) レビューの結果

a. レビュー結果の概要

レビュー結果を第3.2.3.12-1表に示す。

設定したレビュー項目(全14項目)に対して、好ましい所見(長所)に分類される事例はなかったものの、すべての事例(14項目)について最新の規格及び基準等において確立されている良好な事例と同等であることが確認できた。

b. 安全性に関する長所、短所

本安全因子レビューの結果、好ましい所見(長所)及び改善の余地が見込まれる所見(短所)に該当する所見は抽出されなかった。

c. 安全性向上措置案

改善の余地が見込まれる所見(短所)に該当する所見は抽出されなかったため、今回の中長期的な評価において安全性向上措置案の立案は実施していない。

第3.2.3.12-1表 安全因子12:人的要因のレビュー結果(1/4)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
1	運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、運転のために十分な力量を有した運転員が確保されていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
2	運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、運転員の休暇、交替勤務及び時間外労働に関する制限を十分に認識した、交替勤務時間、勤務時間数が定められていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
3	緊急事態を想定した要員が発電所に常に滞在していることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
4	安全解析の前提条件が有効であることを確認するため、運転員の活動に関して、安全解析(PRA、決定的安全解析、ハザード解析など)に使用する条件に新知見がないことを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
5	運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、適切な保守(誤作業防止等)のために、保守に係る要員・組織の力量が評価されていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

第3.2.3.12-1表 安全因子12:人的要因のレビュー結果(2/4)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
6	運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、運転・保守・技術・管理に係る発電所員及び関連会社の作業員に対して適切な力量要件(資格要件)が定められていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
7	運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、要員(所員、作業員)の選定方法とその配置が組織的であることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
8	運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、各組織において、人事異動後、職場に大きな問題がないことを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
9	運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、作業時間、作業内容、作業方法及び健康状態の確認に係るガイドラインが存在していることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

第3.2.3.12-1表 安全因子12:人的要因のレビュー結果(3/4)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
10	運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、要員の力量を維持するための教育管理マニュアルに、各レベルに応じた力量の目標が定められており、教育訓練計画が適切に策定されていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
11	運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、要員の力量の継続管理を保持する方針が定められているかを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
12	運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、中央制御室及び安全に関係するその他のワークステーションの設計がマン・マシン・インターフェイスが考慮されたものとなっていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
13	運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、表示、標識などは、視認性が良く、運転員・作業員が見て理解しやすい状態となっていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

第3.2.3.12-1表 安全因子12:人的要因のレビュー結果(4/4)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
14	運用組織のヒューマンファクターに関わる改善点を見出すため、シミュレータ訓練の結果などに基づき、手順書の明瞭性を確認する。安全実績、訓練結果、ヒューマンファクターなどで使用者にとって明瞭でかつ十分理解しやすい手順書になっていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

3.2.3.13 緊急時計画

(1) レビューの目的

安全因子13レビューの目標は、事業者が、緊急事態に対処するため、適切な計画、職員、施設及び機器を確立しているか、また、事業者の取り決めが、地域及び国家当局の取り決めと適切に調整され、定期的に演習されているかを判断することである。

(2) レビュー方法

以下に示すレビュー項目に対してレビューを行った。なお、レビューは、「3.2.2(2)b.(b) 安全因子レビュー手法」に基づき実施した。

a. レビュー項目

- (a) 緊急時計画の更新に係る改善点を見出すため、緊急時計画の実施に必要な詳細措置が緊急時計画に関連するマニュアル・ガイドの手順に定められており、原子力災害対策指針、地域防災計画などと整合しているか確認する。
- (b) 緊急時計画の更新に係る改善点を見出すため、緊急時計画又は手順を定期的に確認し、緊急時計画に関連するマニュアル・ガイドの更新管理がタイムリーに実施されているか確認する。
- (c) 緊急時計画の更新に係る改善点を見出すため、最新の安全解析、事故の影響緩和に関する研究、グッドプラクティスが必要に応じて緊急時計画又は手順に反映されているか確認する。
- (d) 緊急時計画の更新に係る改善点を見出すため、平常時より国や周辺自治体と相互連携が図られており、緊急時計画に係る防災情報の迅速な収集及び提供がされているか確認する。

- (e) 緊急時計画の更新に係る改善点を見出すため、緊急時計画に影響のある発電所周辺の環境変化（人口、産業、地形等）が考慮されているか確認する。
- (f) 緊急用資機材の管理の仕組みに係る改善点を見出すため、緊急用資機材の保管場所が明確になっており必要時に即座に使用できることを確認する。
- (g) 緊急用資機材の管理の仕組みに係る改善点を見出すため、緊急時対策所にマニュアルなどに定める資機材が配備されており、事故時に迅速かつ安全に緊急時対策を実施できる状態が維持されているか確認する。
- (h) 緊急用資機材の管理の仕組みに係る改善点を見出すため、緊急用資機材の保守及び保管管理方法について確認し、適切であることを確認する。
- (i) 緊急用資機材の管理の仕組みに係る改善点を見出すため、発電所内の緊急用資機材は、緊急時の必要量に対し適切に配備されているか確認する。
- (j) 緊急用資機材の管理の仕組みに係る改善点を見出すため、発電所外より調達する緊急用資機材が緊急時において利用可能なように予め調達に関する取り決めがされていることなど、調達の方法が確立していることを確認する。
- (k) 緊急時訓練により緊急時対応が改善されていることを確認するため、緊急時訓練の内容および有効性が評価され、緊急時訓練から教訓が得られる仕組みとなっていることを確認する。
- (l) 緊急時訓練により緊急時対応が改善されていることを確認するため、緊急時訓練において、以下の事項が確認されていることを確認する。
 - ・ 発電所内外の緊急時要員の対応能力の維持向上が図られているこ

と。

- ・ 緊急用資機材が計画とおりに配備されその機能が発揮できること。
- ・ 緊急時計画が妥当であること。

(m) 緊急時訓練において、以下の事項が実施されていることを確認する。

- ・ 緊急時に使用する通信機器が有効に機能する状態であることが確認されている。
- ・ 発電所外の組織との通報連絡の仕組みが有効であることが確認されている。

(3) レビューの結果

a. レビュー結果の概要

レビュー結果を第3.2.3.13-1表に示す。

設定したレビュー項目(全13項目)に対して、好ましい所見(長所)に分類される事例はなかったものの、すべての事例(13項目)について最新の規格及び基準等において確立されている良好な事例と同等であることが確認できた。

b. 安全性に関する長所、短所

本安全因子レビューの結果、好ましい所見(長所)及び改善の余地が見込まれる所見(短所)に該当する所見は抽出されなかった。

c. 安全性向上措置案

改善の余地が見込まれる所見(短所)に該当する所見は抽出されなかったため、今回の中長期的な評価において安全性向上措置案の立案は実施していない。

第3.2.3.13-1表 安全因子13:緊急時計画のレビュー結果(1/4)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
1	緊急時計画の更新に係る改善点を見出すため、緊急時計画の実施に必要な詳細措置が緊急時計画に関連するマニュアル・ガイドの手順に定められており、原子力災害対策指針、地域防災計画などと整合しているか確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
2	緊急時計画の更新に係る改善点を見出すため、緊急時計画又は手順を定期的を確認し、緊急時計画に関連するマニュアル・ガイドの更新管理がタイムリーに実施されているか確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
3	緊急時計画の更新に係る改善点を見出すため、最新の安全解析、事故の影響緩和に関する研究、グッドプラクティスが必要に応じて緊急時計画又は手順に反映されているか確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
4	緊急時計画の更新に係る改善点を見出すため、平常時より国や周辺自治体と相互連携が図られており、緊急時計画に係る防災情報の迅速な収集及び提供がされているか確認する。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

第3.2.3.13-1表 安全因子13:緊急時計画のレビュー結果(2/4)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
5	緊急時計画の更新に係る改善点を見出すため、緊急時計画に影響のある発電所周辺の環境変化(人口、産業、地形等)が考慮されているか確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
6	緊急用資機材の管理の仕組みに係る改善点を見出すため、緊急用資機材の保管場所が明確になっており必要時に即座に使用できることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
7	緊急用資機材の管理の仕組みに係る改善点を見出すため、緊急時対策所にマニュアルなどに定める資機材が配備されており、事故時に迅速かつ安全に緊急時対策を実施できる状態が維持されているか確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
8	緊急用資機材の管理の仕組みに係る改善点を見出すため、緊急用資機材の保守及び保管管理方法について確認し、適切であることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
9	緊急用資機材の管理の仕組みに係る改善点を見出すため、発電所内の緊急用資機材は、緊急時の必要量に対し適切に配備されているか確認する。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

第3.2.3.13-1表 安全因子13:緊急時計画のレビュー結果(3/4)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
10	緊急用資機材の管理の仕組みに係る改善点を見出すため、発電所外より調達する緊急用資機材が緊急時において利用可能なように予め調達に関する取り決めがされていることなど、調達の方法が確立していることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
11	緊急時訓練により緊急時対応が改善されていることを確認するため、緊急時訓練の内容および有効性が評価され、緊急時訓練から教訓が得られる仕組みとなっていることを確認する。	Y	— (同等)	—	—	—
12	緊急時訓練により緊急時対応が改善されていることを確認するため、緊急時訓練において、以下の事項が確認されていることを確認する。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 発電所内外の緊急時要員の対応能力の維持向上が図られていること。 ・ 緊急用資機材が計画とおりに配備されその機能が発揮できること。 ・ 緊急時計画が妥当であること。 	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

第3.2.3.13-1表 安全因子13:緊急時計画のレビュー結果(4/4)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
13	緊急時訓練において、以下の事項が実施されていることを確認する。 ・ 緊急時に使用する通信機器が有効に機能する状態であることが確認されている。 ・ 発電所外の組織との通報連絡の仕組みが有効であることが確認されている。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

3.2.3.14 環境への放射線影響

(1) レビューの目的

安全因子14レビューの目標は、事業者が環境へのプラントの放射線影響をモニタリングするための適切かつ有効なプログラムを有するかを判断することである。これにより、放出が適切に制御されること、また、ALARA (As Low As Reasonably Achievable; 合理的に達成可能な限り低く) であることを確実にする。

(2) レビュー方法

以下に示すレビュー項目に対してレビューを行った。なお、レビューは、「3.2.2(2)b.(b) 安全因子レビュー手法」に基づき実施した。

a. レビュー項目

- (a) レビュー対象期間の放射性物質の濃度又は放出量について新規規制基準設置変更許可以前に確認された値と比較する。比較結果に重大な乖離がある場合は、プラント以外の外部からの影響によるものかどうかも含めて確認し、その要因を明らかにする。
- (b) サンプリング及び測定手法が、現在の基準と整合しているか。
- (c) 敷地周辺地域の利用方法の変化が、モニタリングプログラムに反映されているか。
- (d) 事業者は潜在的な放射線影響の新たな発生源を認識しているか。
- (e) 放射性物質の環境への放出を迅速に検出するための監視システムが設置されているか。
- (f) 大気、水(河川水、海水及び地下水を含む)、土壌、農産物及び海産物の放射性核種濃度は、事業者又は独立した公共機関により、モニタリ

ング及び傾向分析されているか。また、措置レベルを上回る事象では、適切な是正措置が講じられているか。

- (g) 汚染レベル及び放射線レベルをALARAに維持するため、放射性気体・液体廃棄物の放出が監視され、設定した制限値以内に維持する措置が講じられているか。

(3) レビューの結果

a. レビュー結果の概要

レビュー結果を第3.2.3.14-1表に示す。

設定したレビュー項目(全7項目)に対して、好ましい所見(長所)に分類される事例はなかったものの、ほとんどの事例(6項目)について最新の規格及び基準等において確立されている良好な事例と同等であることが確認できた。

また、レビュー項目No.1については、レビュー項目の内容と同等の活動が行われており、数値等問題ないことを確認した。

b. 安全性に関する長所、短所

本安全因子レビューの結果、好ましい所見(長所)及び改善の余地が見込まれる所見(短所)に該当する所見は抽出されなかった。

c. 安全性向上措置案

改善の余地が見込まれる所見(短所)に該当する所見は抽出されなかったため、今回の中長期的な評価において安全性向上措置案の立案は実施していない。

第3.2.3.14-1表 安全因子14:環境への放射線影響のレビュー結果(1/2)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
1	レビュー対象期間の放射性物質の濃度又は放出量について新規規制基準設置変更許可以前に確認された値と比較する。比較結果に重大な乖離がある場合は、プラント以外の外部からの影響によるものかどうかも含めて確認し、その要因を明らかにする。	Y	—	—	—	—
2	サンプリング及び測定手法が、現在の基準と整合しているか。	Y	— (同等)	—	—	—
3	敷地周辺地域の利用方法の変化が、モニタリングプログラムに反映されているか。	Y	— (同等)	—	—	—
4	事業者は潜在的な放射線影響の新たな発生源を認識しているか。	Y	— (同等)	—	—	—
5	放射性物質の環境への放出を迅速に検出するための監視システムが設置されているか。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

第3.2.3.14-1表 安全因子14:環境への放射線影響のレビュー結果(2/2)

No.	レビュー項目	結果	所見の整理	所見の分類*	所見の安全重要度の評価**	安全性向上措置案の立案**
6	大気、水(河川水、海水及び地下水を含む)、土壌、農産物及び海産物の放射性核種濃度は、事業者又は独立した公共機関により、モニタリング及び傾向分析されているか。また、措置レベルを上回る事象では、適切な是正措置が講じられているか。	Y	— (同等)	—	—	—
7	汚染レベル及び放射線レベルをALARAに維持するため、放射性気体・液体廃棄物の放出が監視され、設定した制限値以内に維持する措置が講じられているか。	Y	— (同等)	—	—	—

* 改善の余地が見込まれる所見(短所)に対してのみ実施

** 所見の分類のうち「CR発行」とした項目に対してのみ実施

3.2.4 総合評価

(1) 安全因子間の相互作用確認結果

「3.2.3 安全因子レビューの結果」で得られたレビュー結果を第3.2.4-1表に、抽出された安全性向上措置案を第3.2.4-2表に示す。これらの結果をもとに「3.2.2(2) 中長期的な評価の手法」に示す相互作用確認の観点を踏まえ、安全因子間の相互作用について、

- ・ ある安全因子における好ましい所見(長所)が別の安全因子における改善の余地が見込まれる所見(短所)を補うような組合せはないこと
- ・ 安全因子の軽微な改善の余地が見込まれる所見(短所)が重畳することでプラントのパフォーマンス低下を生じるような組合せはないこと
- ・ 考案した安全因子ごとの安全性向上措置候補案が、他の安全因子にて新たな改善の余地が見込まれる所見(短所)となるような組合せはないこと

を確認した。

したがって、安全因子レビューにて抽出された安全性向上措置案を変更する、あるいは新たな安全性向上措置案を考案する必要性はない。

(2) 総合評価及び安全性向上計画作成

a. 安全性に関する長所、短所

個々の安全因子のレビューの結果(個々の安全因子における好ましい所見(長所)、改善の余地が見込まれる所見(短所)、及び抽出された安全性向上措置案)を踏まえた安全性に関する長所及び短所は以下のとおり。

(a) 安全性に関する長所

今回の中長期的な評価の結果、好ましい所見(長所)に分類される所

見はなかったものの、第3.2.4-1表に示すように大部分のレビュー項目について、最新の規格及び基準において確立されている良好な事例と同等であることが確認できた。

これらの結果は、「第2章 2.2.1 保安活動の実施状況」に示したとおり、各保安活動の目的に沿って活動の見直しが継続的に行われており、保安活動は適切で有効に機能していること、並びに「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」に示したとおり、最新知見を反映する仕組みが適切に機能していることによるものとする。

(b) 安全性に関する短所

今回の中長期的な評価の結果、特定された改善の余地が見込まれる所見(短所)は、第3.2.4-1表に示すとおり、SF2にて2件、SF6にて5件、SF7及びSF8にてそれぞれ1件となった。

このうち、SF2、SF7及びSF8における改善の余地が見込まれる所見(短所)については、既に安全因子レビューの実施段階で、所見に対する安全性向上措置案の考案及び計画が完了しているもの、若しくは、所見に対する安全性向上措置案の考案において、対象となる知見の今後の動向を踏まえて検討することがより適切なものである。したがって、今回の中長期的な評価において、これらの所見から安全性向上措置案は考案していない。

また、SF6にて特定された5件の改善の余地が見込まれる所見(短所)については、「3.2.2.6 確率論的リスク評価」に示したとおり、CRを発行するとともに、所見に応じて適切な安全性向上措置を考案した。

このように、今回の中長期的な評価の結果、「3.2.3.6 確率論的リスク評価」において安全性向上措置が抽出される結果となったが、これは現在が

リスク情報活用の拡大に向けた取り組みを実施している段階であること、及び「第3章 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）」に示すように今回のPRAが特重施設設置によるリスク低減効果を確認する主旨に照らして、様々な評価条件の変更による評価結果への影響を排除し、一貫性を確保する観点から過去の安全性向上評価届出において構築したPRAモデルを活用していることによるものである。立案した安全性向上措置を確実に実施することで、自律的な発電所の安全性向上につながると評価する。

b. 安全性向上計画

中長期的な評価から策定した安全性向上措置及びそれらの実施時期（予定）を第3.2.4-3表に示す。

第3.2.4-1表 安全因子レビューの結果

安全因子 (レビュー項目数)	レビュー結果		安全因子 (レビュー項目数)	レビュー結果	
	Y*	N**		Y*	N**
SF1 (5件)	5件 (0)	0件	SF8 (6件)	5件 (0)	1件
SF2 (12件)	10件 (0)	2件	SF9 (10件)	10件 (0)	0件
SF3 (9件)	9件 (0)	0件	SF10 (23件)	23件 (0)	0件
SF4 (16件)	16件 (0)	0件	SF11 (10件)	10件 (0)	0件
SF5 (7件)	7件 (0)	0件	SF12 (14件)	14件 (0)	0件
SF6 (8件)	3件 (0)	5件	SF13 (13件)	13件 (0)	0件
SF7 (6件)	5件 (0)	1件	SF14 (7件)	7件 (0)	0件

* ()内はレビュー結果“Y:満足”のうち好ましい所見の件数をしめす。

** レビュー結果“N:満足していない”について改善の余地が見込まれる所見に分類

第3.2.4-2表 安全因子レビューにおいて提案された安全性向上措置

No.	件名	概要	期待される効果	関連する安全因子
1	最新の図面・手順書のPRAモデルへの反映	第4回届出評価時点(2021年1月22日)の既設設備の図面及び手順書を反映する。	最新のプラント状態を詳細に反映したPRAが可能になる。	SF6
2	PRAモデルへの伊方プロジェクトにおける海外専門家からの指摘を踏まえた知見の反映	伊方プロジェクトにおける海外専門家からの指摘を踏まえた知見の反映を反映する。	国際的な水準に比肩するPRAへの高度化を目指した活動の知見を取り入れることで、PRAモデルを高度化できる。	SF6

第3.2.4-3表 中長期的な評価から策定した追加措置

具体的な措置	実施時期(予定)
最新の図面・手順書のPRAモデルへの反映	第5回及び第6回 安全性向上評価届出時
PRAモデルへの伊方プロジェクトにおける海外専門家からの指摘を踏まえた知見の反映	第5回及び第6回 安全性向上評価届出時