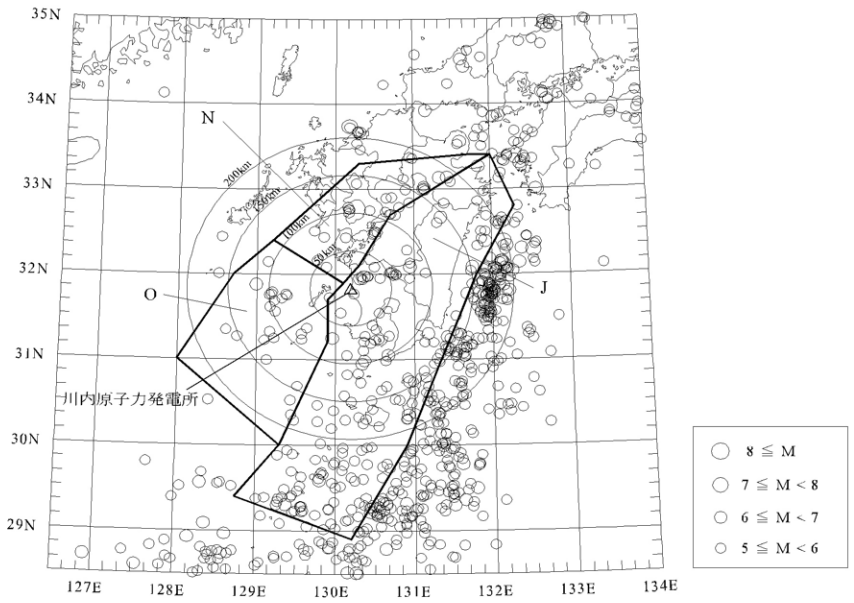
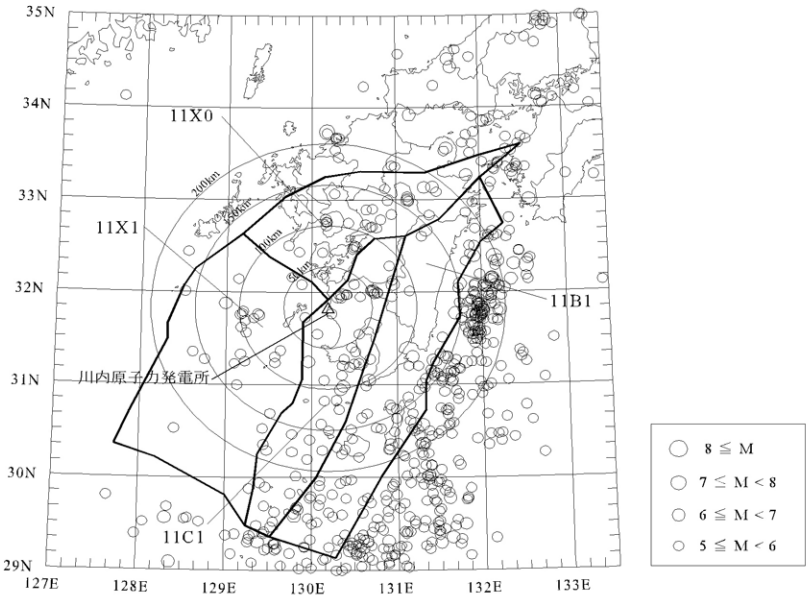
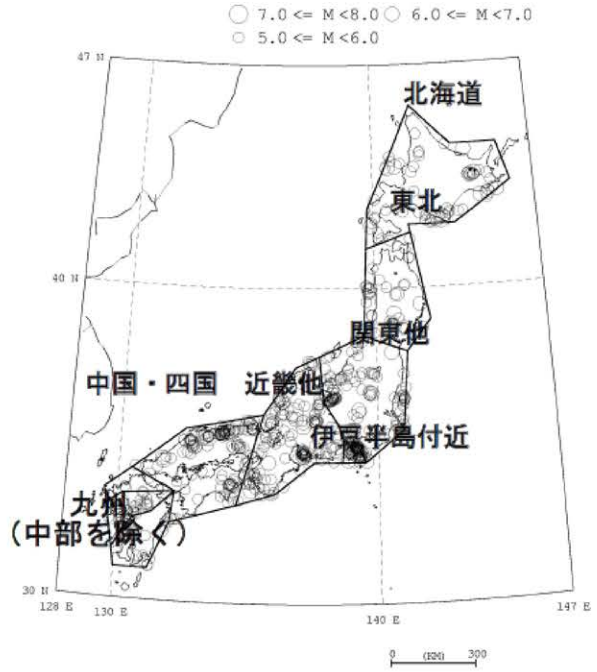


萩原（1991）の地震地体構造区分

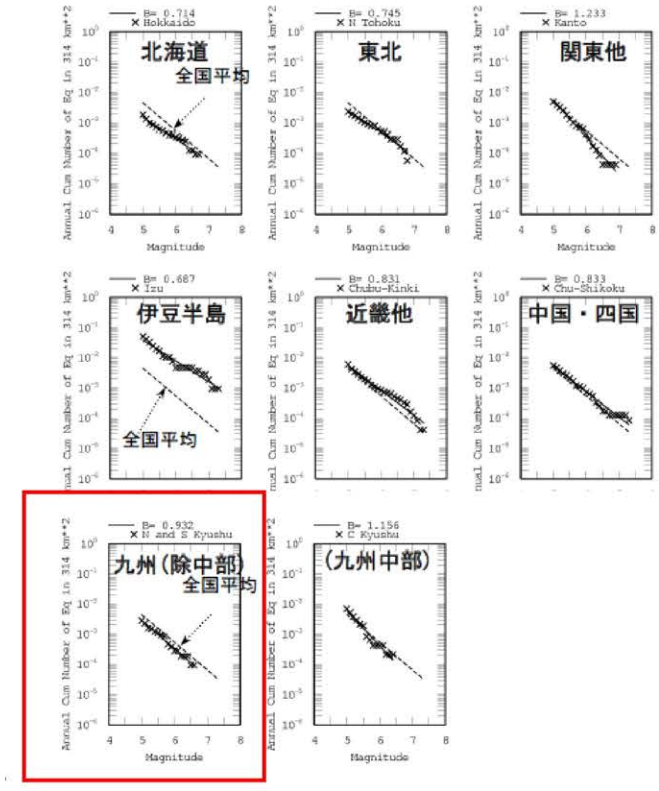


垣見ほか（2003）の地震地体構造区分

第1.2.1.b-5図　川内原子力発電所から100km以内の領域をモデル化した結果及び
1926年～2008年12月までの200km以浅でM5.0以上の震央分布



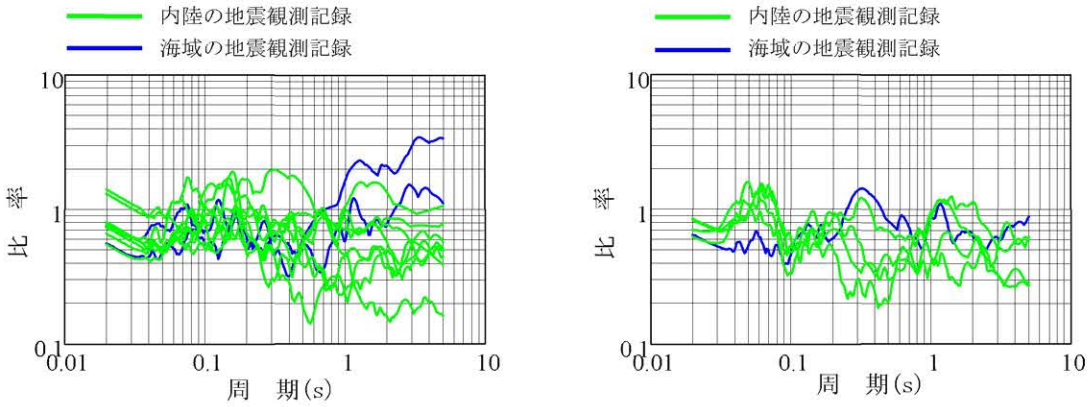
日本列島の地域分割（8地域）



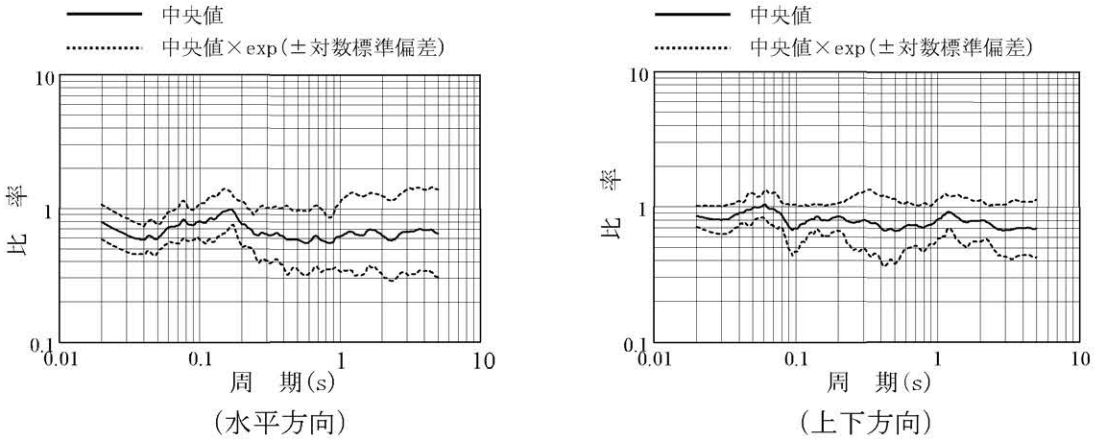
各地域の地震規模別発生頻度

参考：震源を特定し難い地震による地震動の超過確率別スペクトルの検討
平成21年8月24日独立行政法人原子力安全基盤機構　に加筆

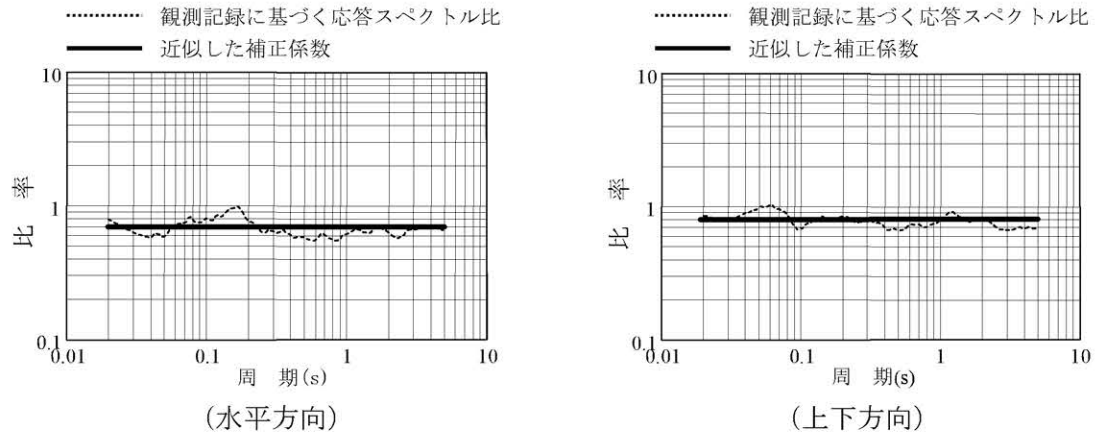
第1.2.1.b-6図　地域ごとの地震規模別発生頻度の評価



(a) 各観測記録の残差スペクトル

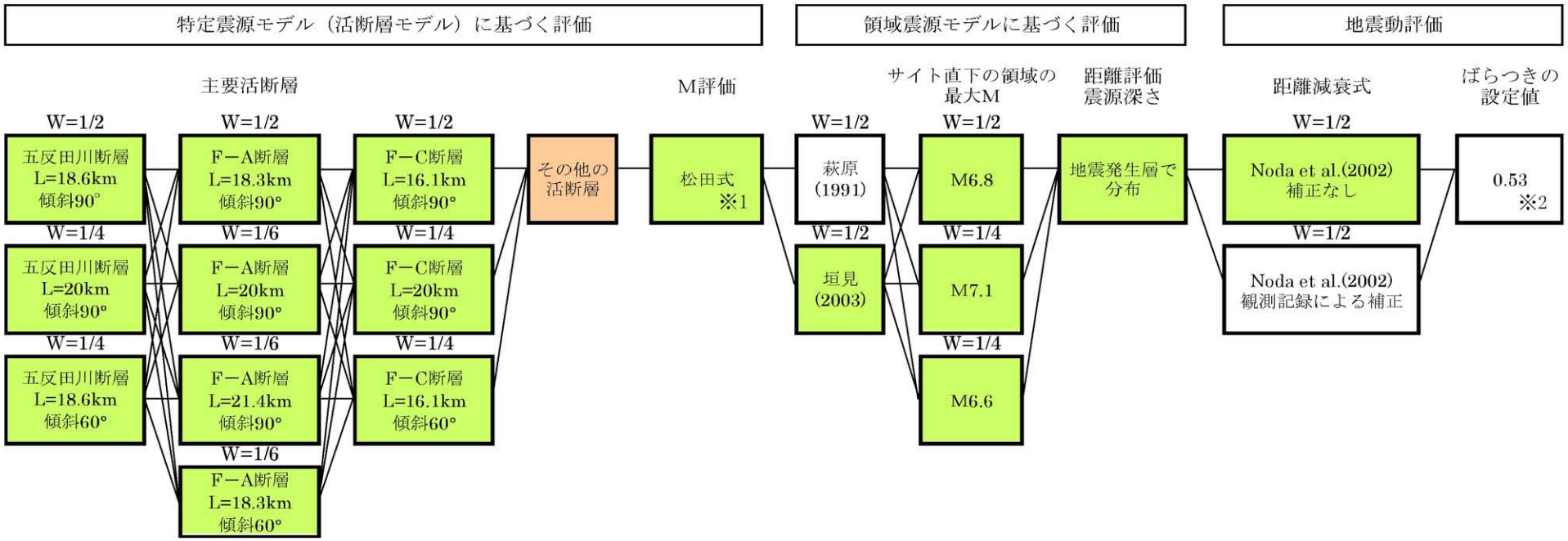


(b) 残差スペクトルの平均と標準偏差



(c) 補正係数の設定

第1.2.1.b-7図　観測記録による補正



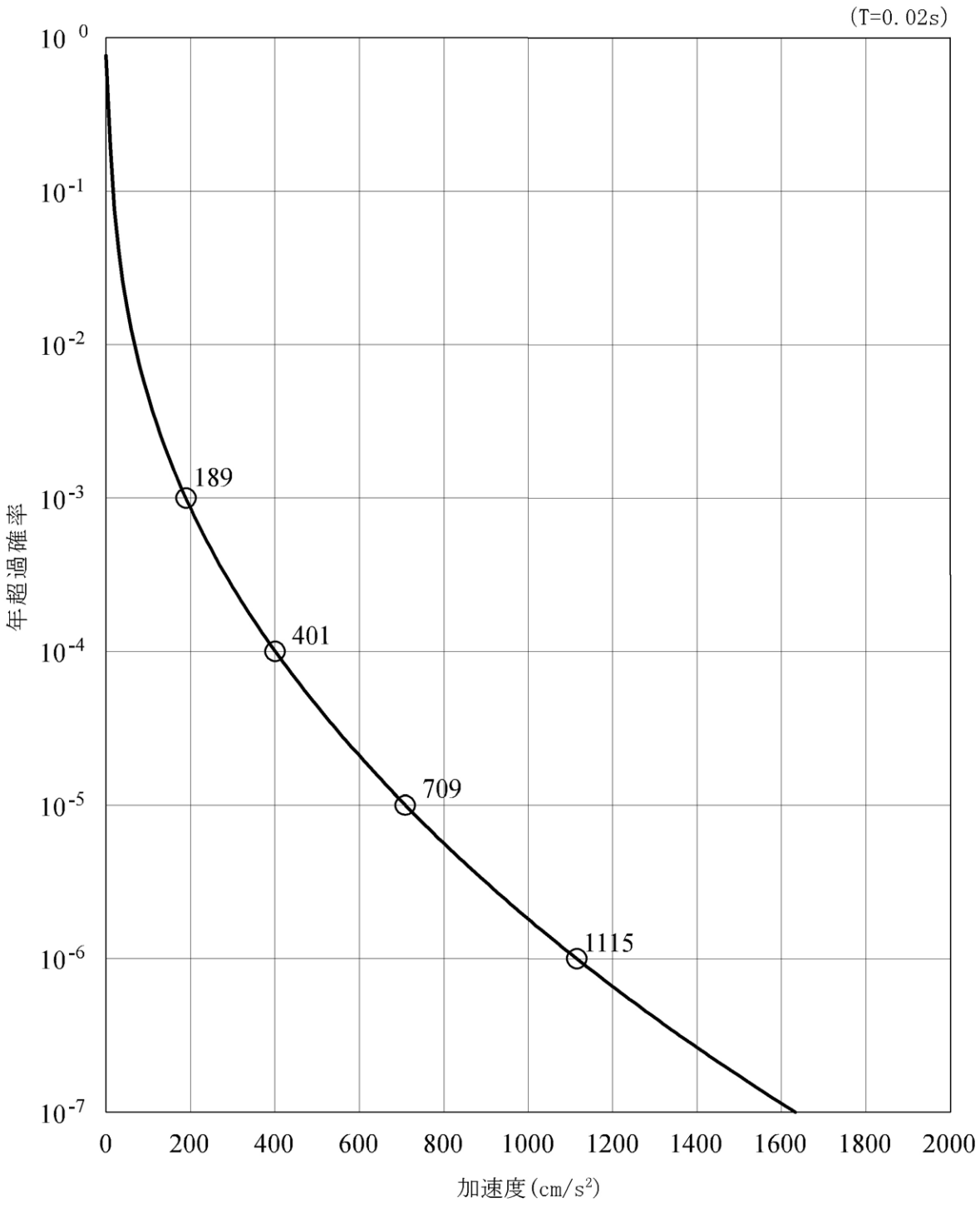
■部は基準地震動策定と共通

■部は基準地震動策定と一部共通

※1　松田式：$\log_{10}L=0.6M-2.9$

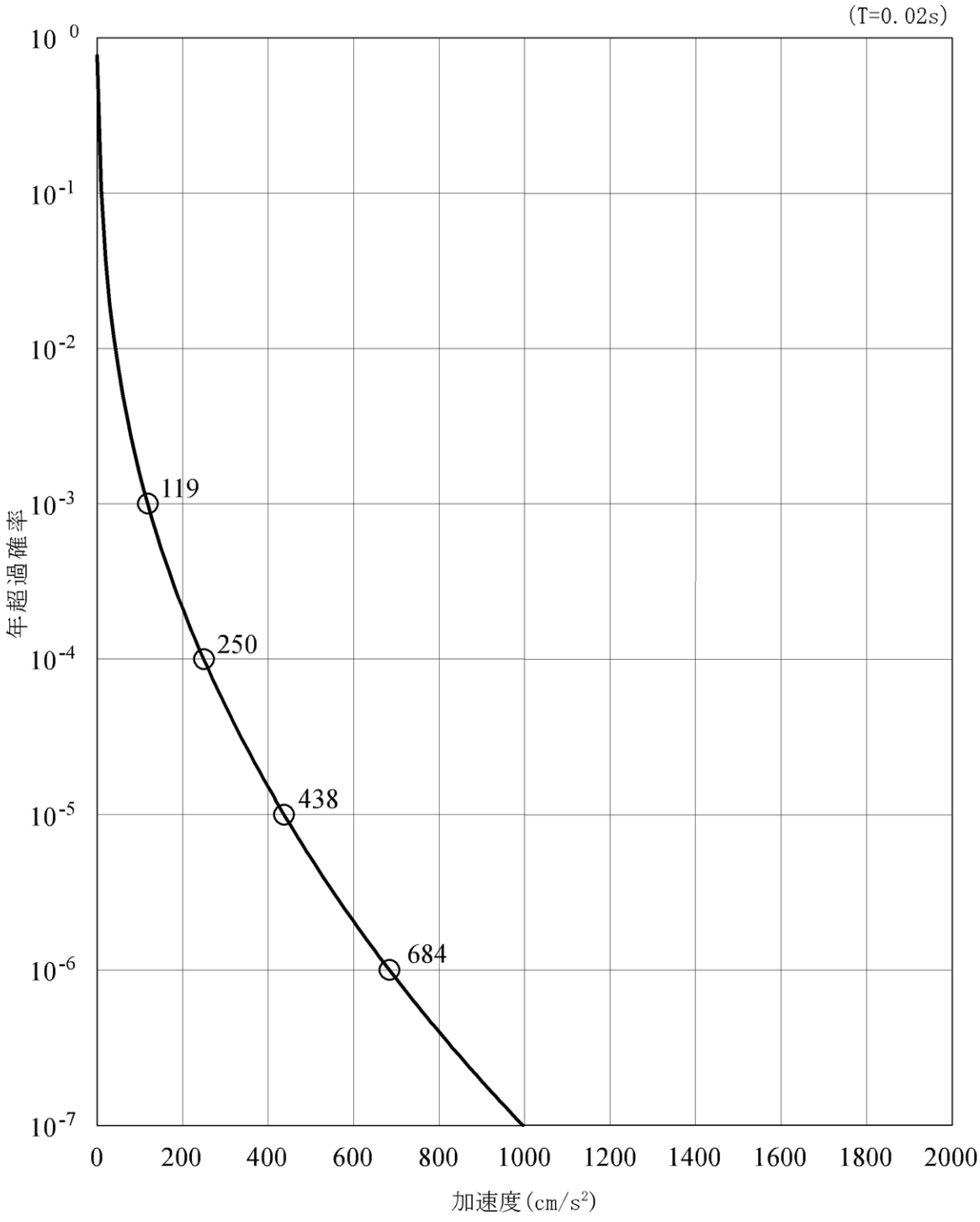
※2　ばらつきの設定値は、Noda et al(2002)の評価式とそのデータベースとした地震観測記録とのばらつき幅（全周期帯で平均した自然対数標準偏差）
ばらつきの打ち切りは行わない

第1.2.1.b-8図　設定したロジックツリー



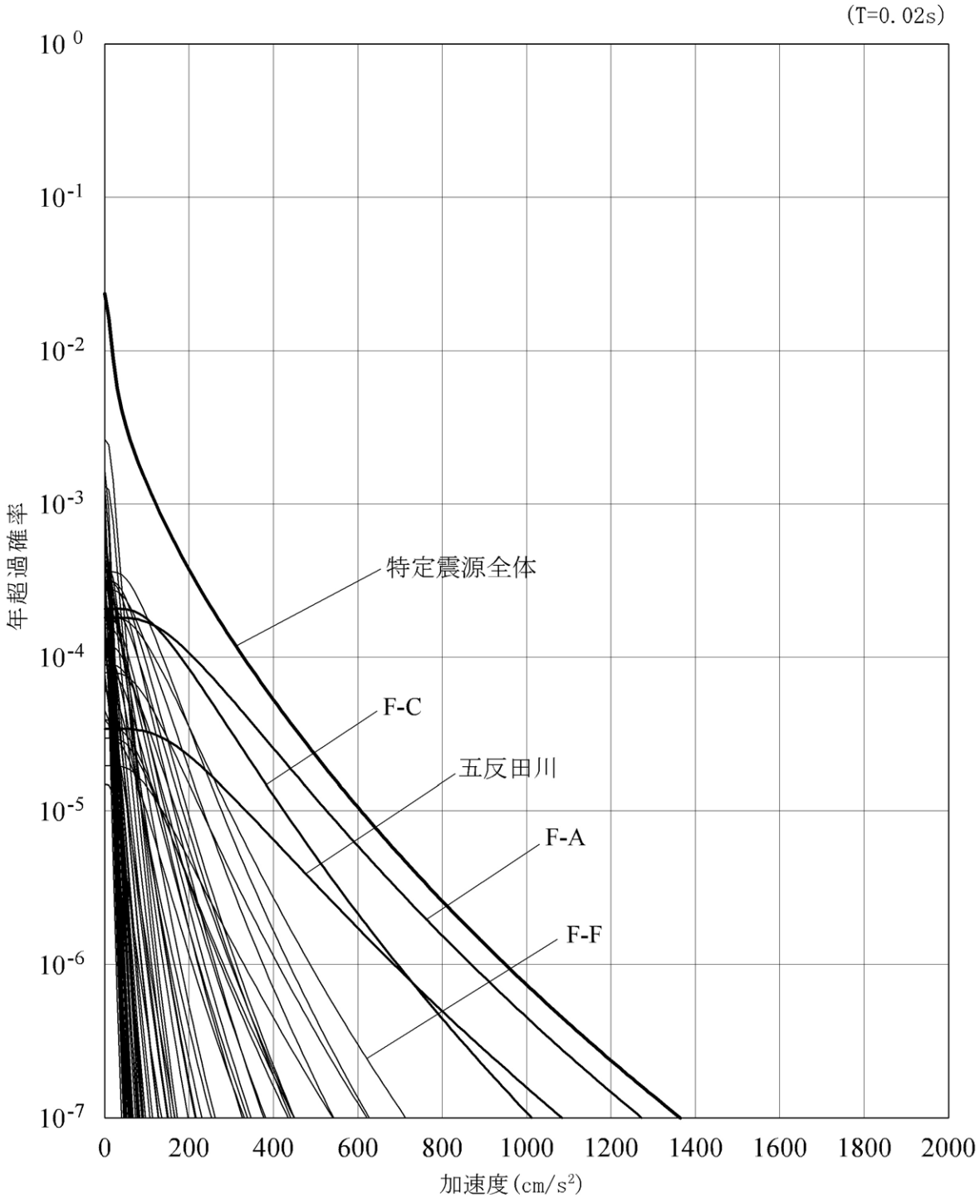
(水平方向)

第1.2.1.b-9図　平均地震ハザード曲線 (1/2)

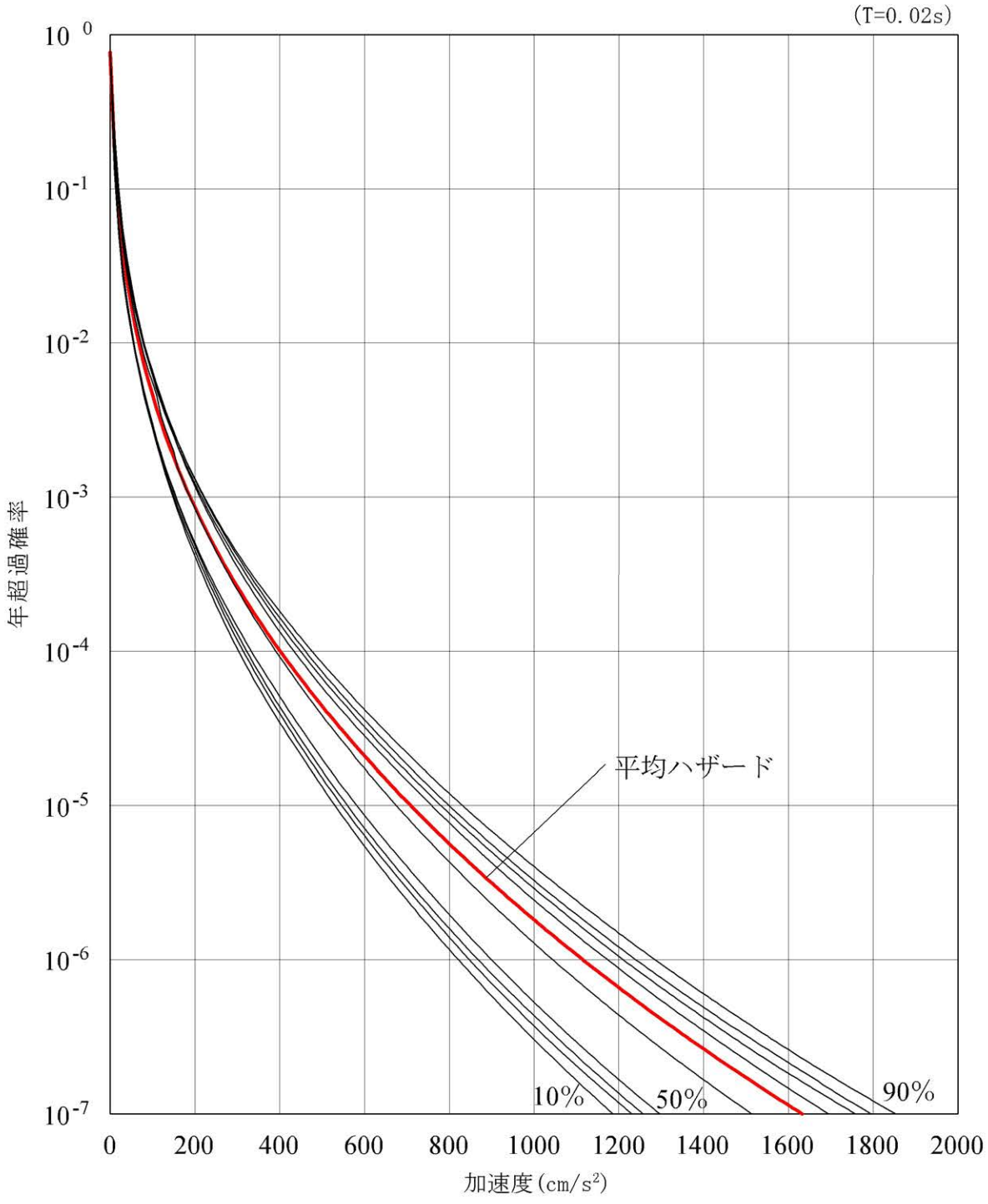


(鉛直方向)

第1.2.1.b-9図　平均地震ハザード曲線 (2/2)

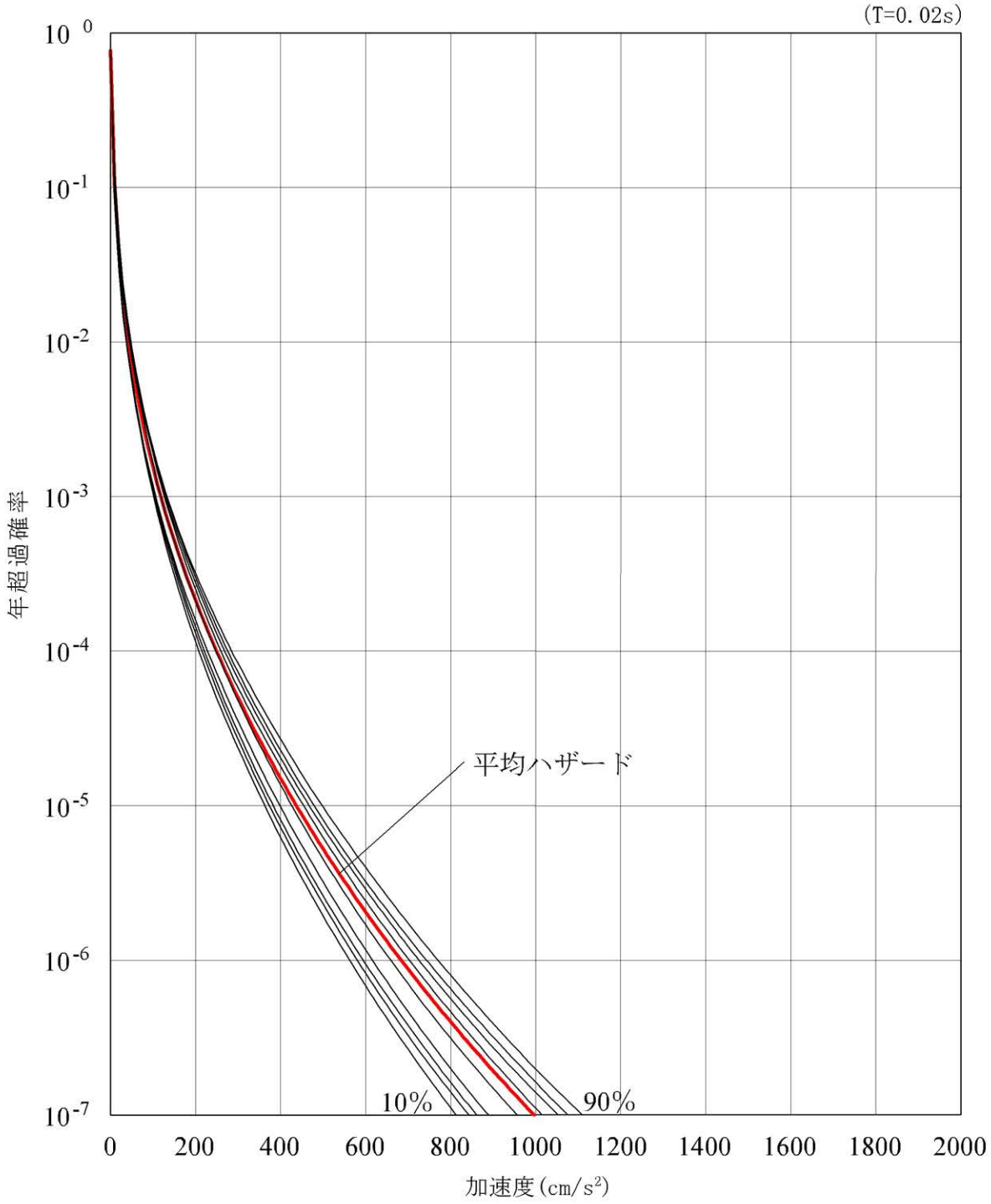


第1.2.1.b-10図　特定震源モデルによる確率論的地震ハザードの内訳



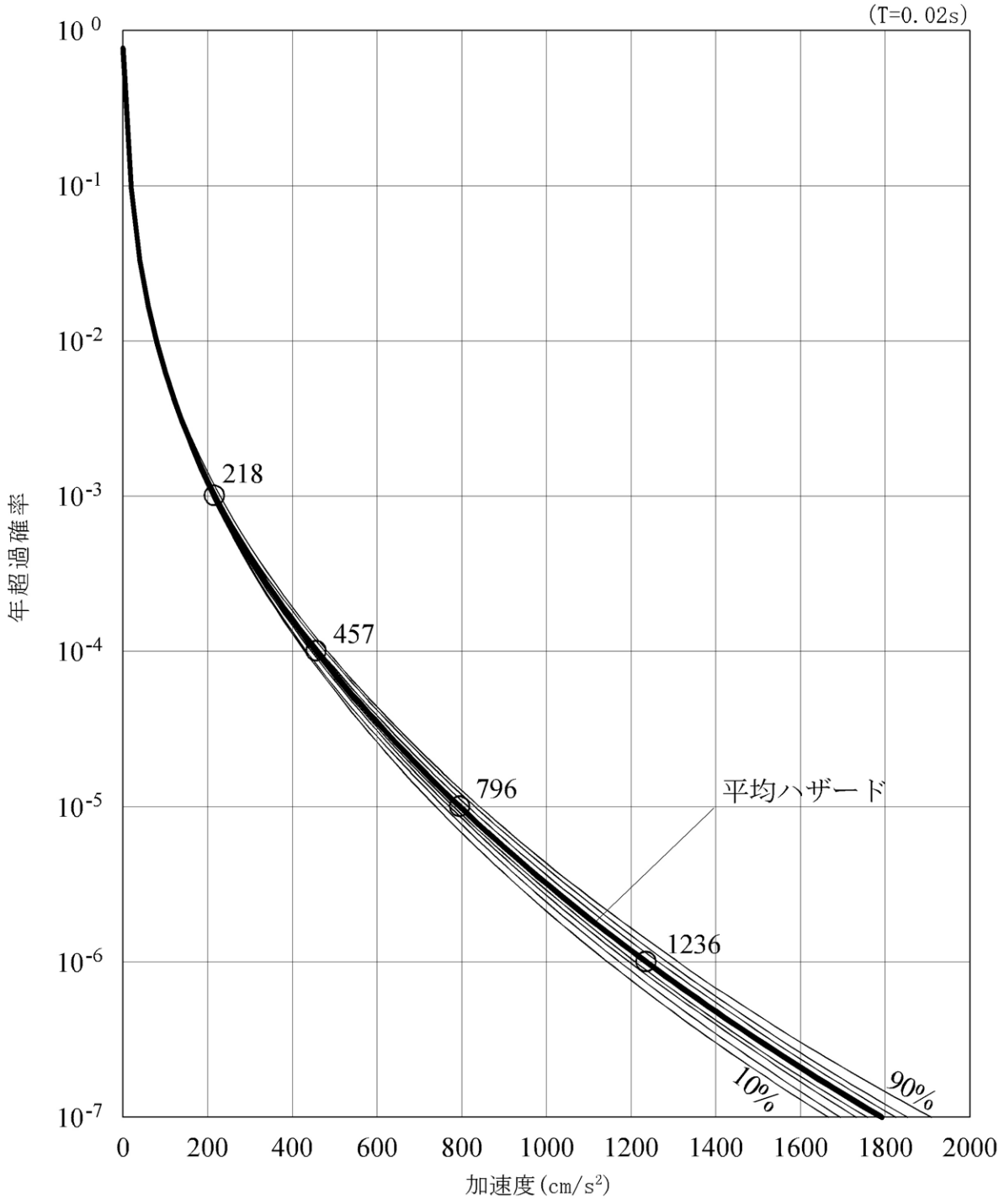
(水平方向)

第1.2.1.b-11図　フラクタイル地震ハザード曲線 (1/2)



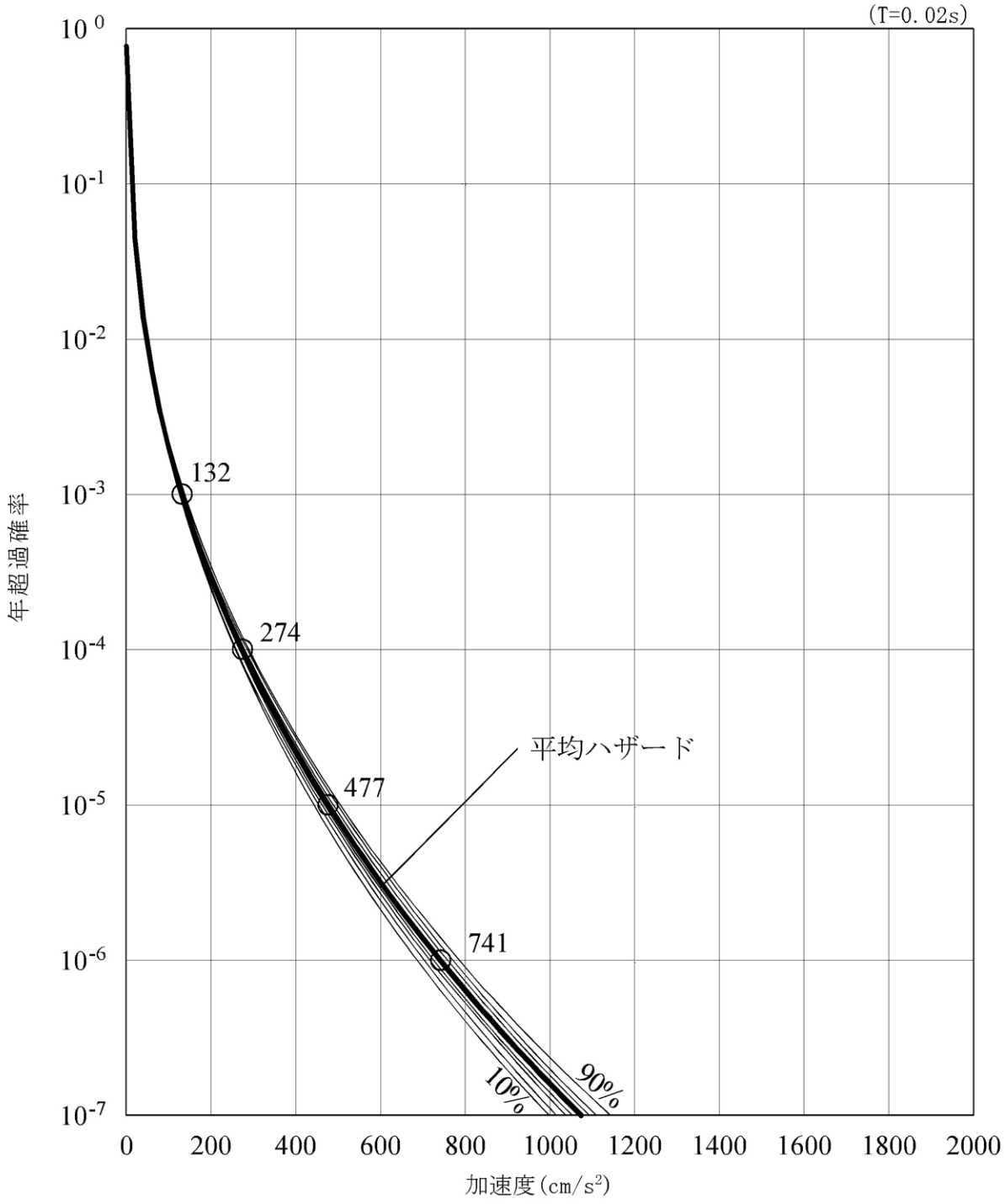
(鉛直方向)

第1.2.1.b-11図　フラクタイル地震ハザード曲線 (2/2)



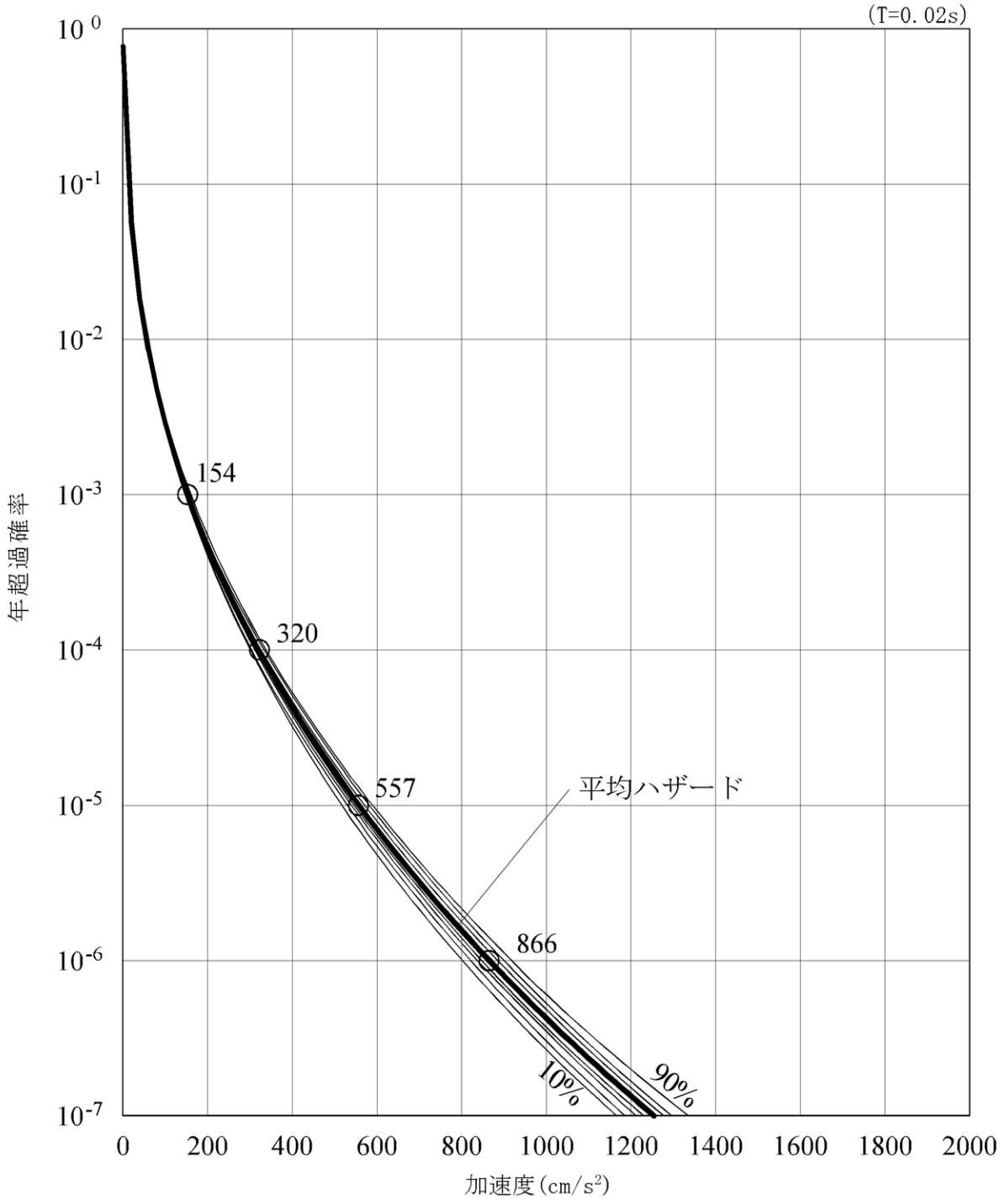
(水平方向)

第1.2.1.b-12図　川内原子力発電所のフラクタイルハザード
距離減衰式の補正なし (1/2)



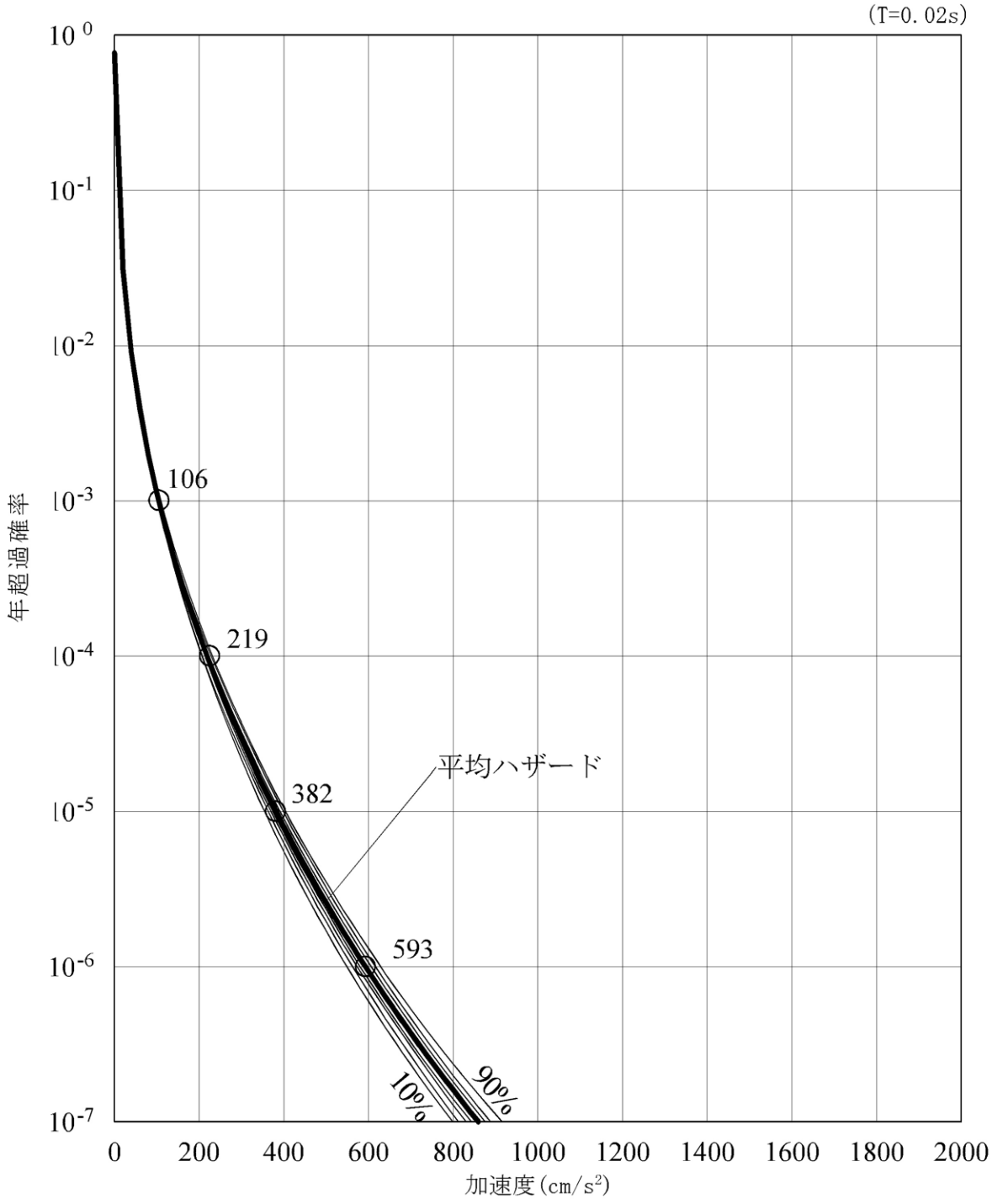
(鉛直方向)

第1.2.1.b-12図　川内原子力発電所のフラクタイルハザード
距離減衰式の補正なし (2/2)



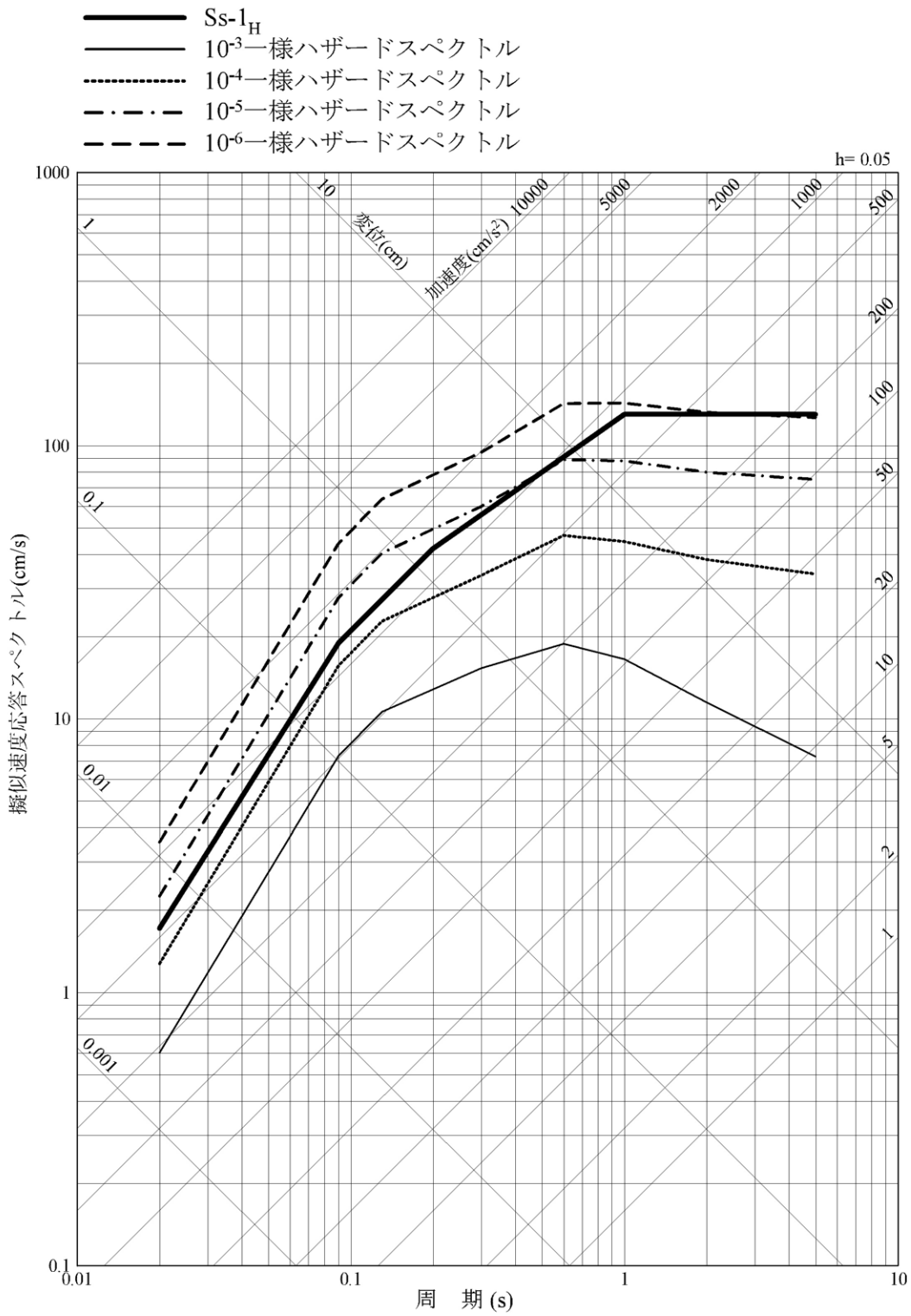
(水平方向)

第1.2.1.b-13図　川内原子力発電所のフラクタイルハザード
距離減衰式の補正あり (1/2)



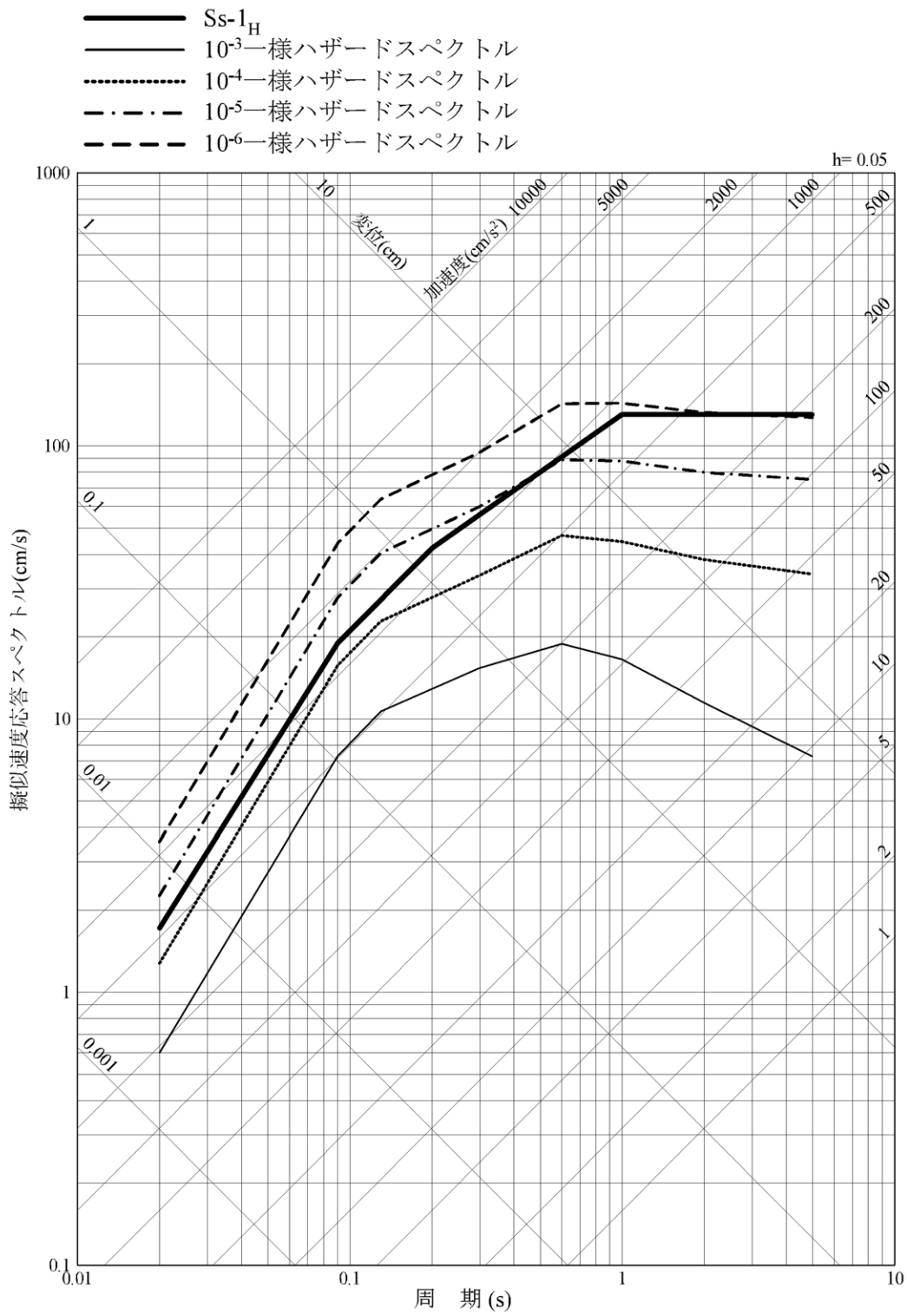
(鉛直方向)

第1.2.1.b-13図　川内原子力発電所のフラクタイルハザード
距離減衰式の補正あり (2/2)



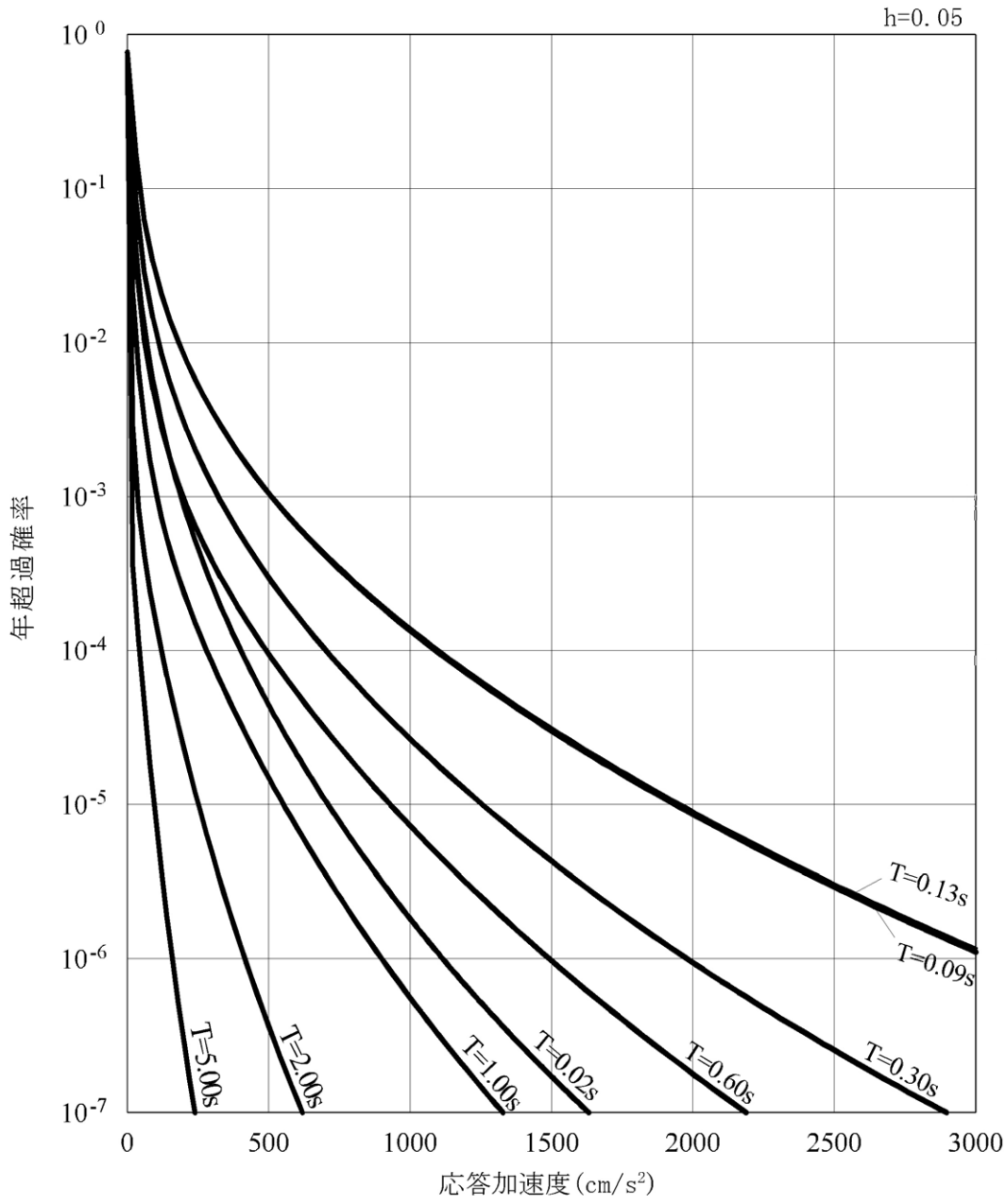
（水平方向）

第1.2.1.b-14図　一様ハザードスペクトルと基準地震動の応答スペクトルの比較（1/2）



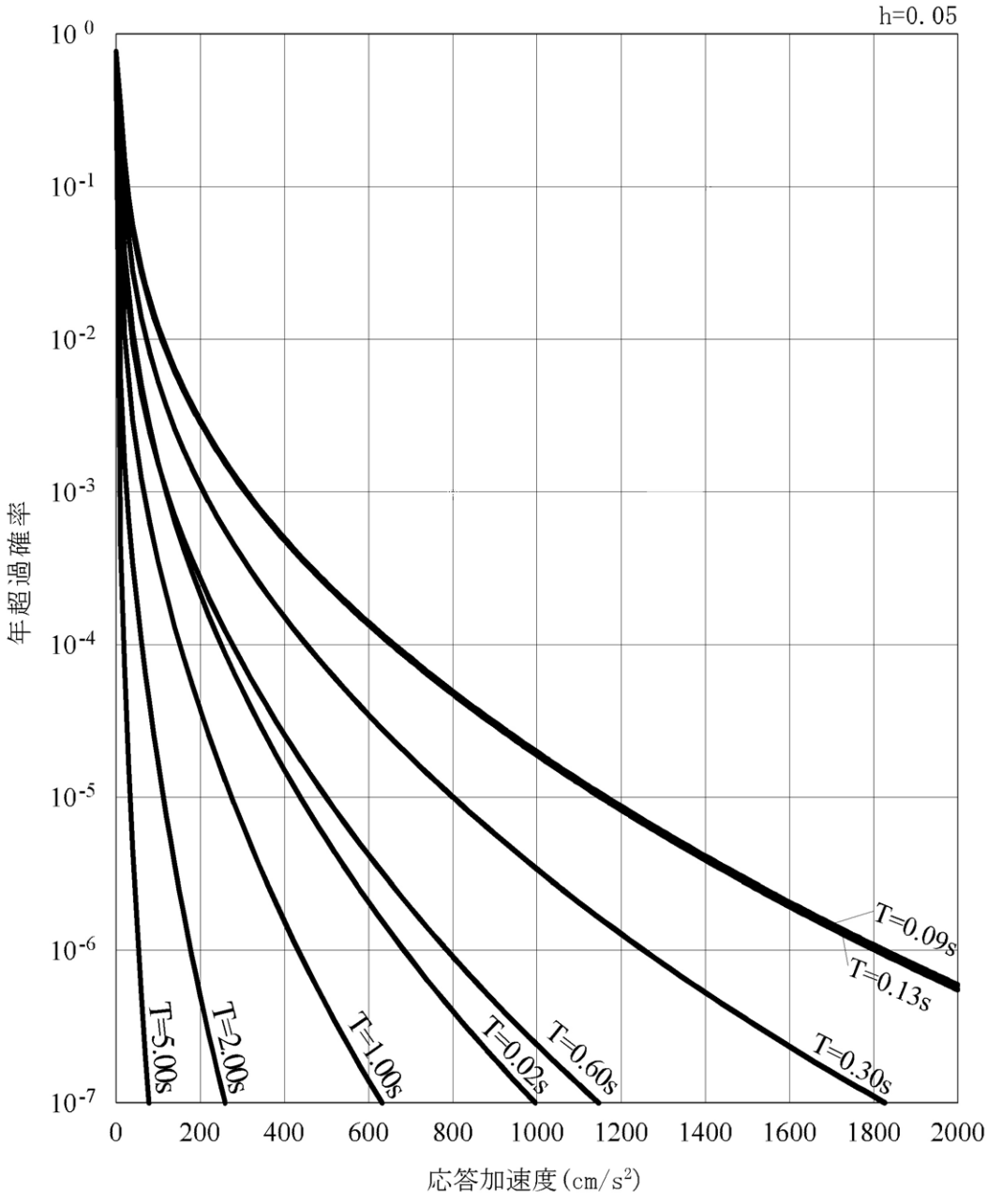
（鉛直方向）

第1.2.1.b-14図　一様ハザードスペクトルと基準地震動の応答スペクトルの比較（2/2）



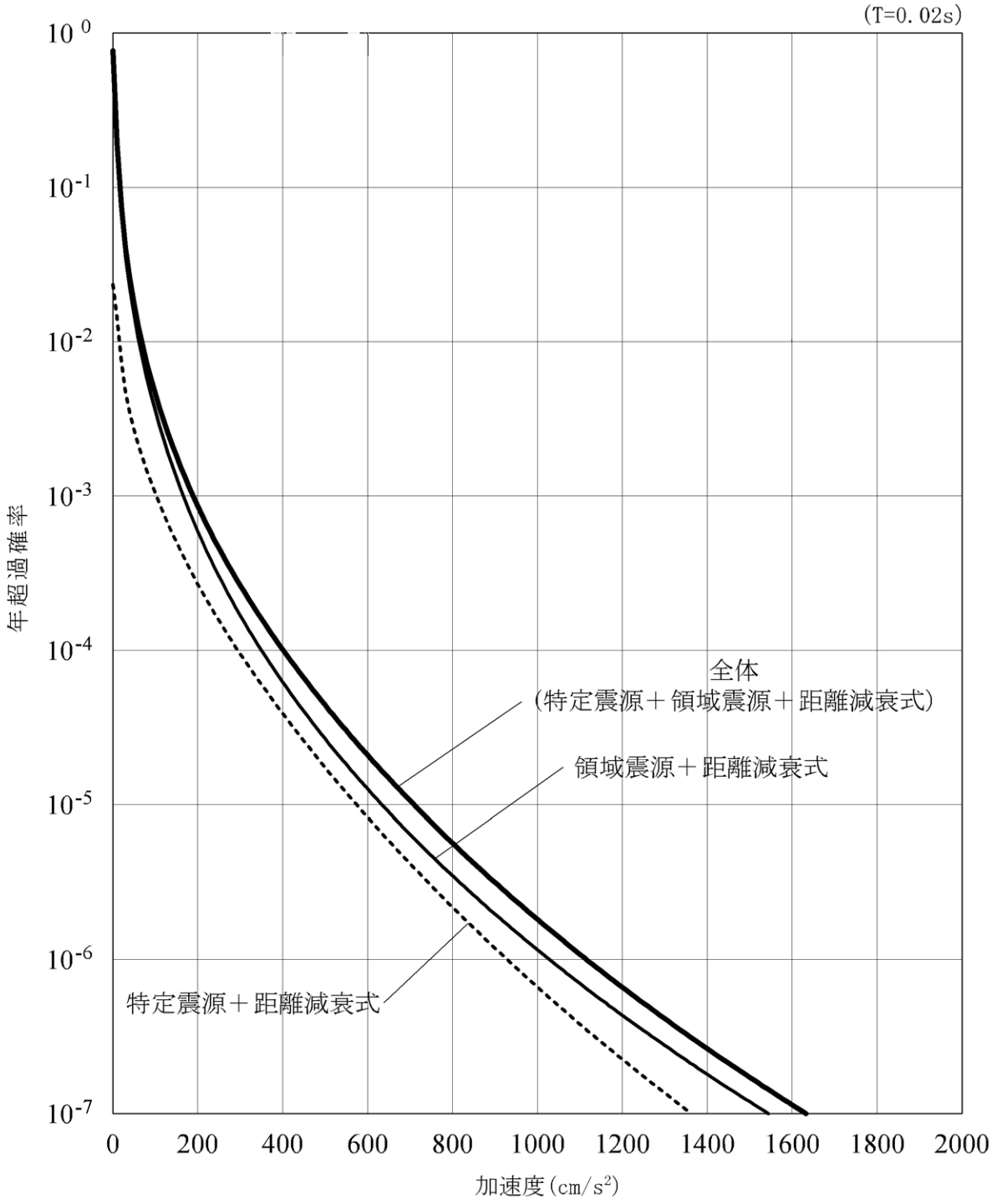
（水平方向）

第1.2.1.b-15図　周波数ごとの平均ハザード曲線　(1/2)



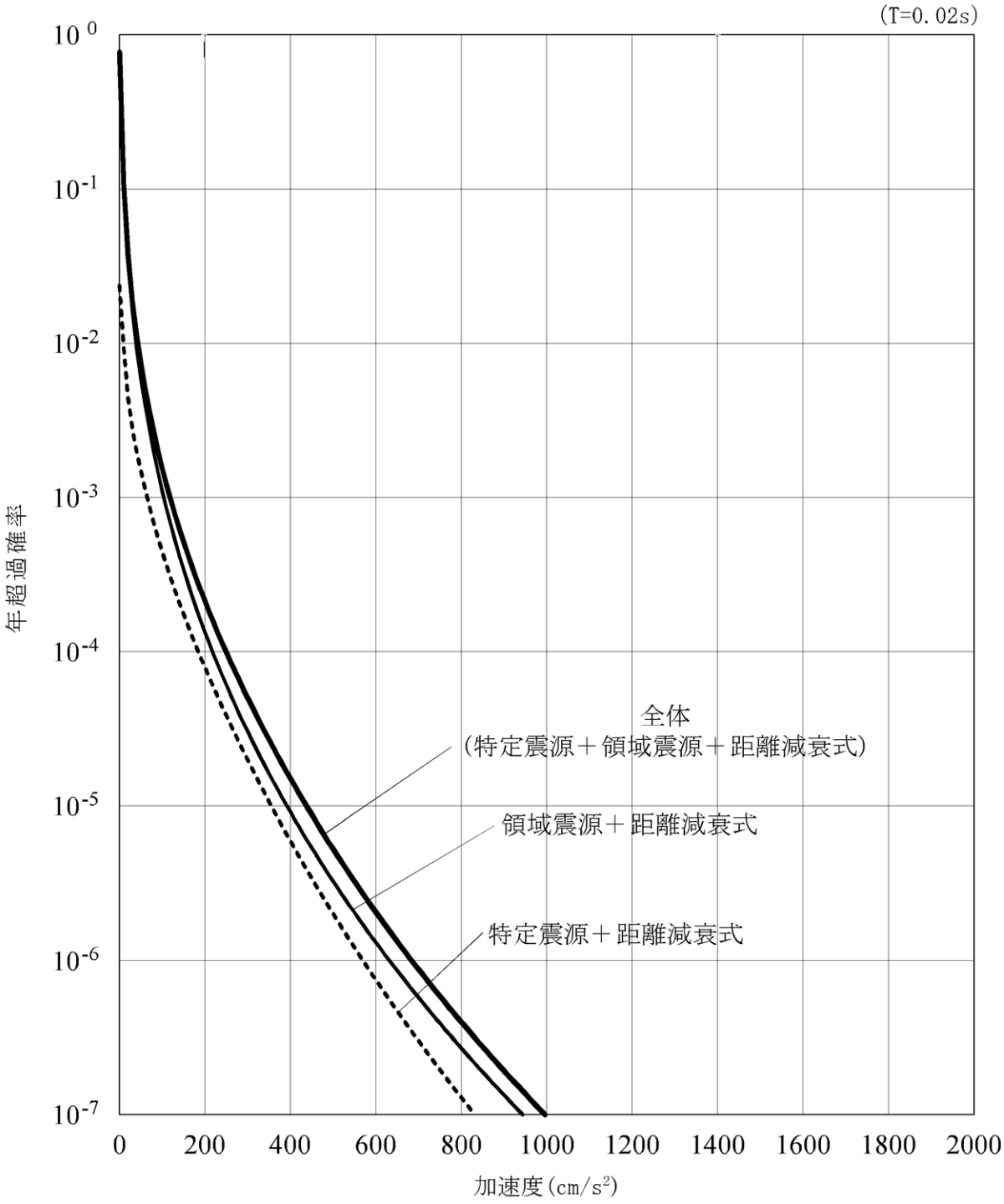
（鉛直方向）

第1.2.1.b-15図　周波数ごとの平均ハザード曲線　(2/2)



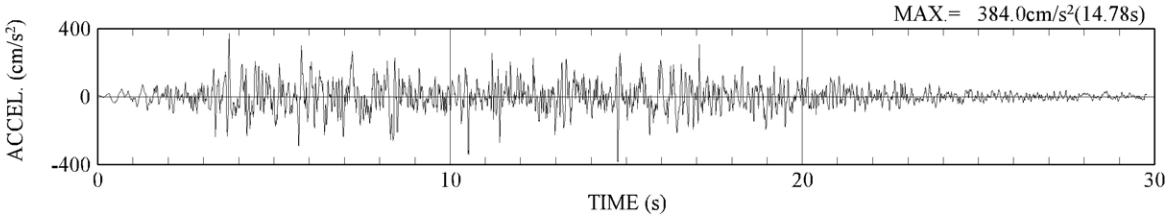
(水平方向)

第1.2.1.b-16図　川内原子力発電所の震源別平均ハザード　(1/2)

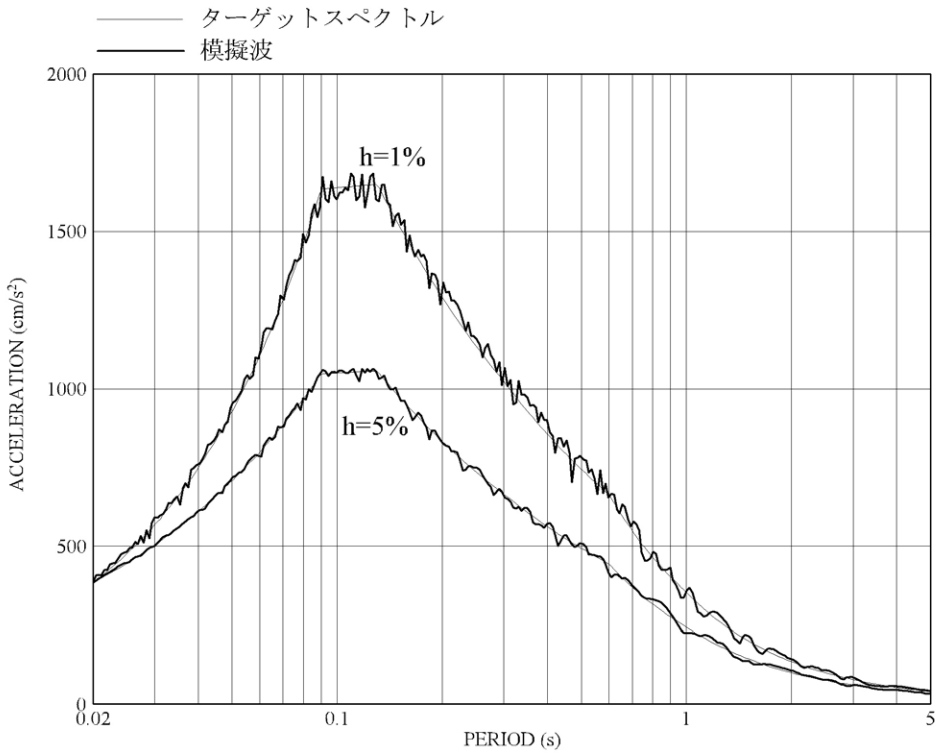


(鉛直方向)

第1.2.1.b-16図　川内原子力発電所の震源別平均ハザード　(2/2)

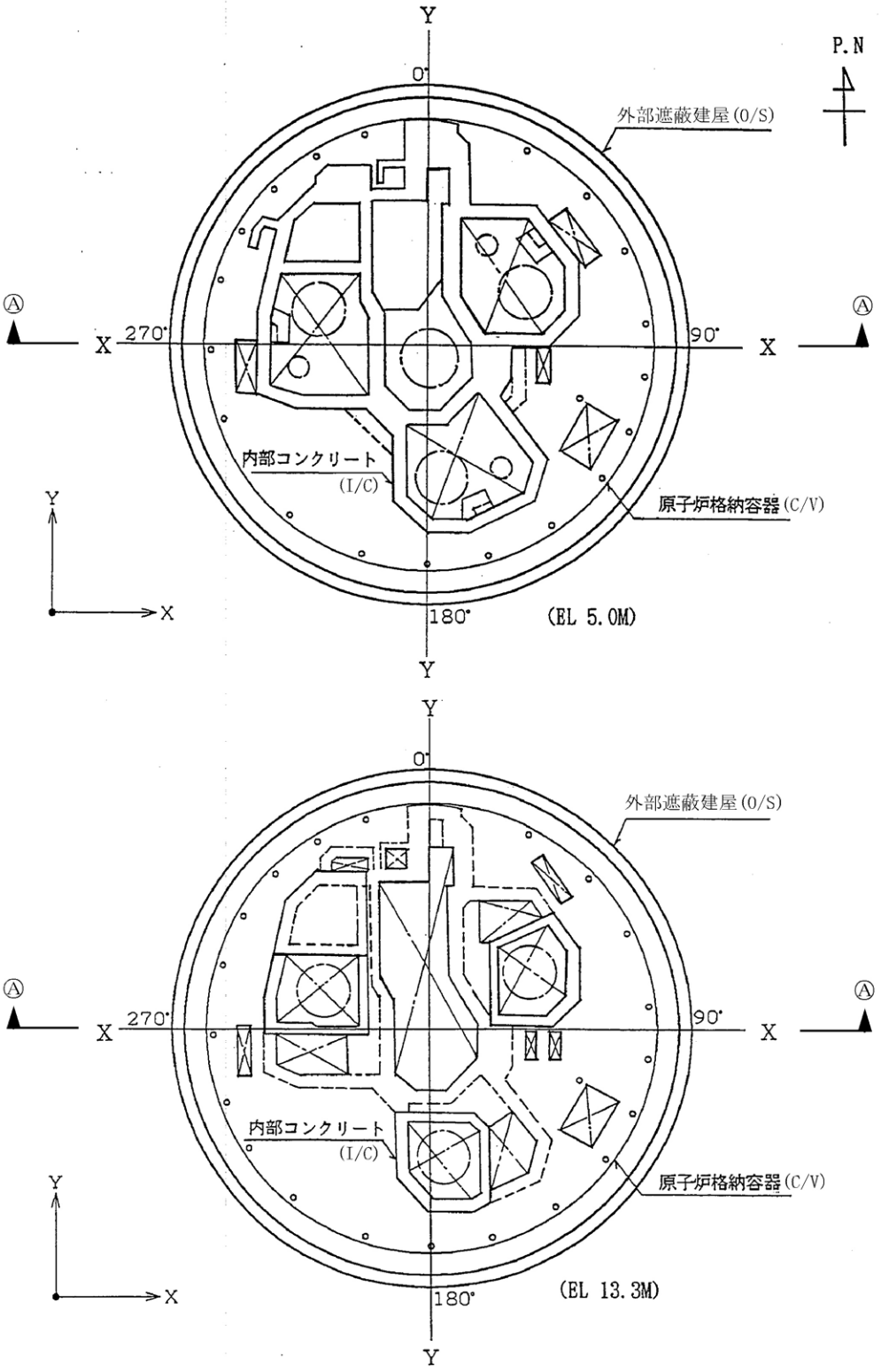


（1）加速度時刻歴波形

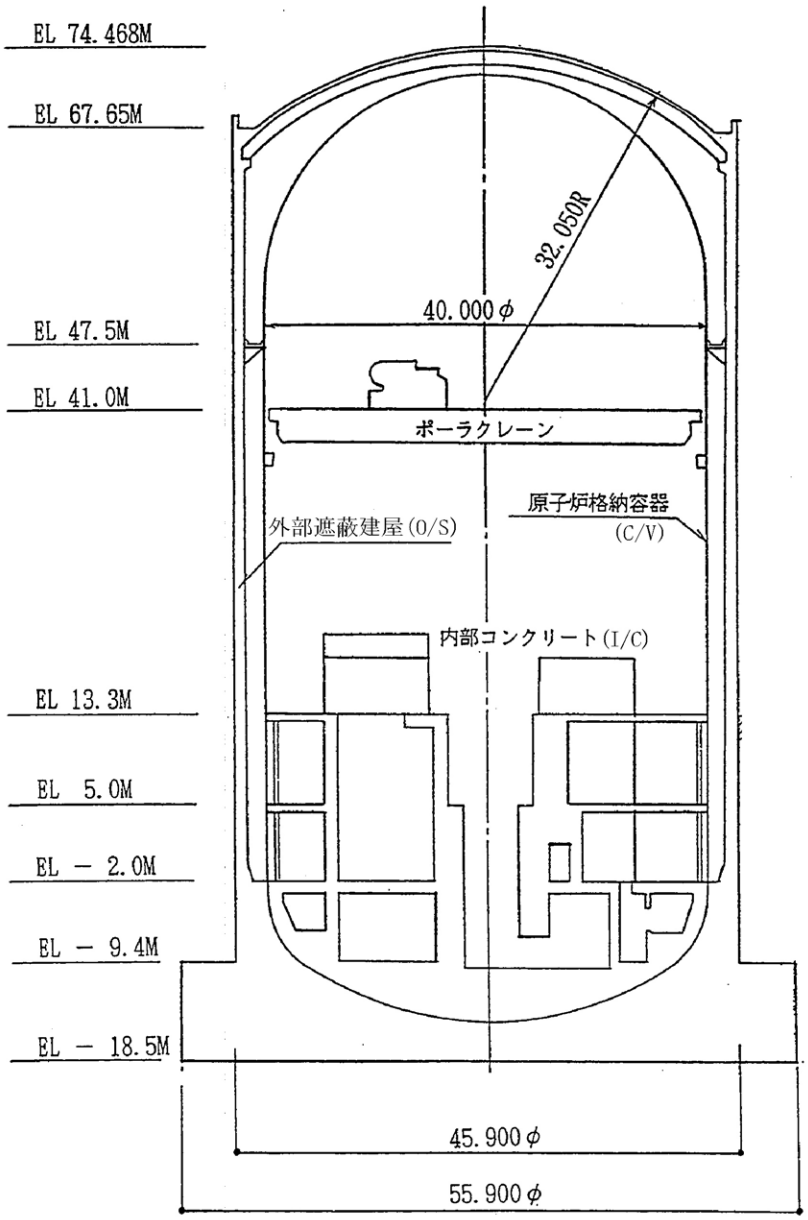


（2）応答スペクトル

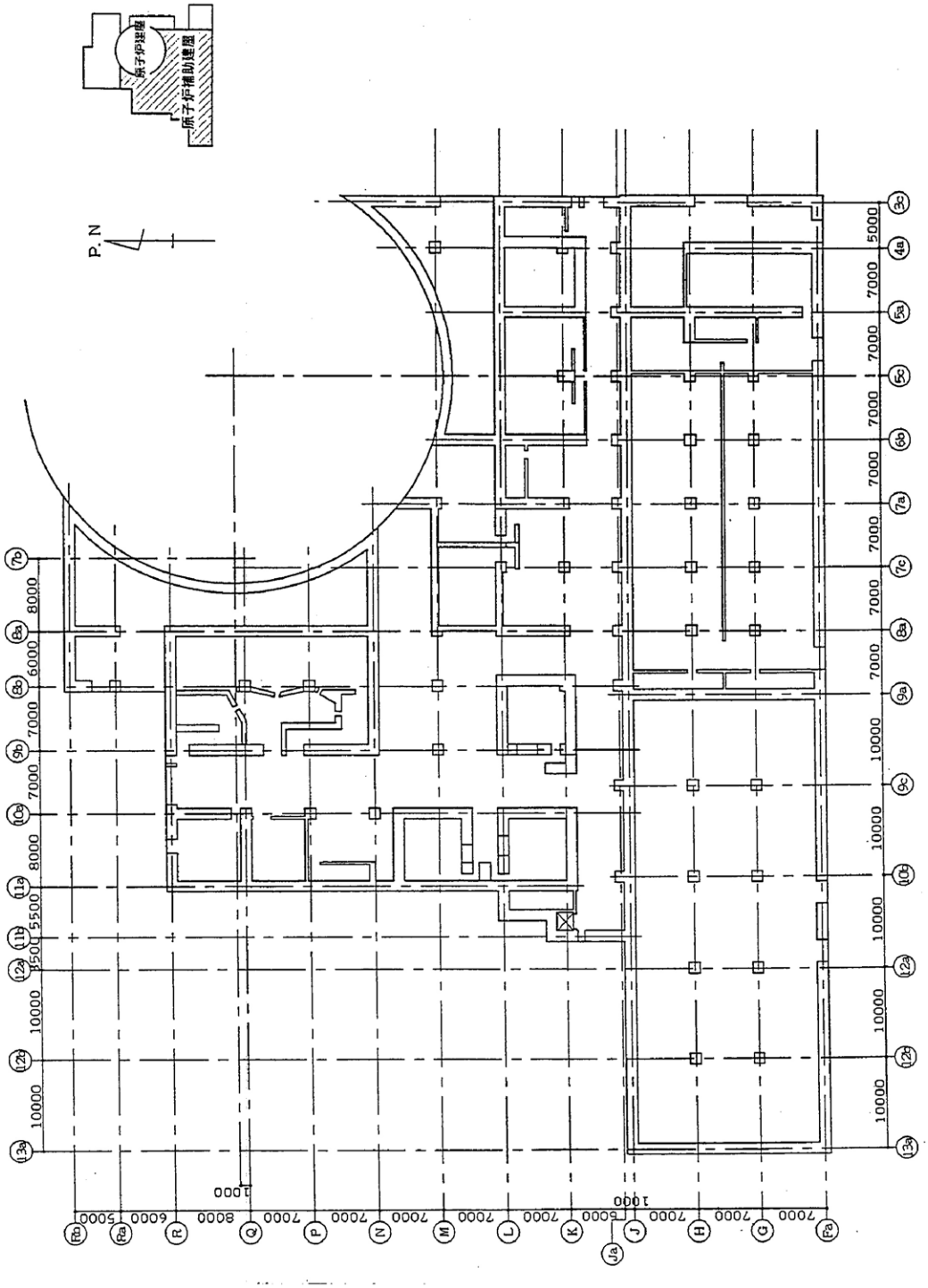
第1.2.1.b-17図　年超過確率10^{-4}一様ハザードスペクトル適合模擬波



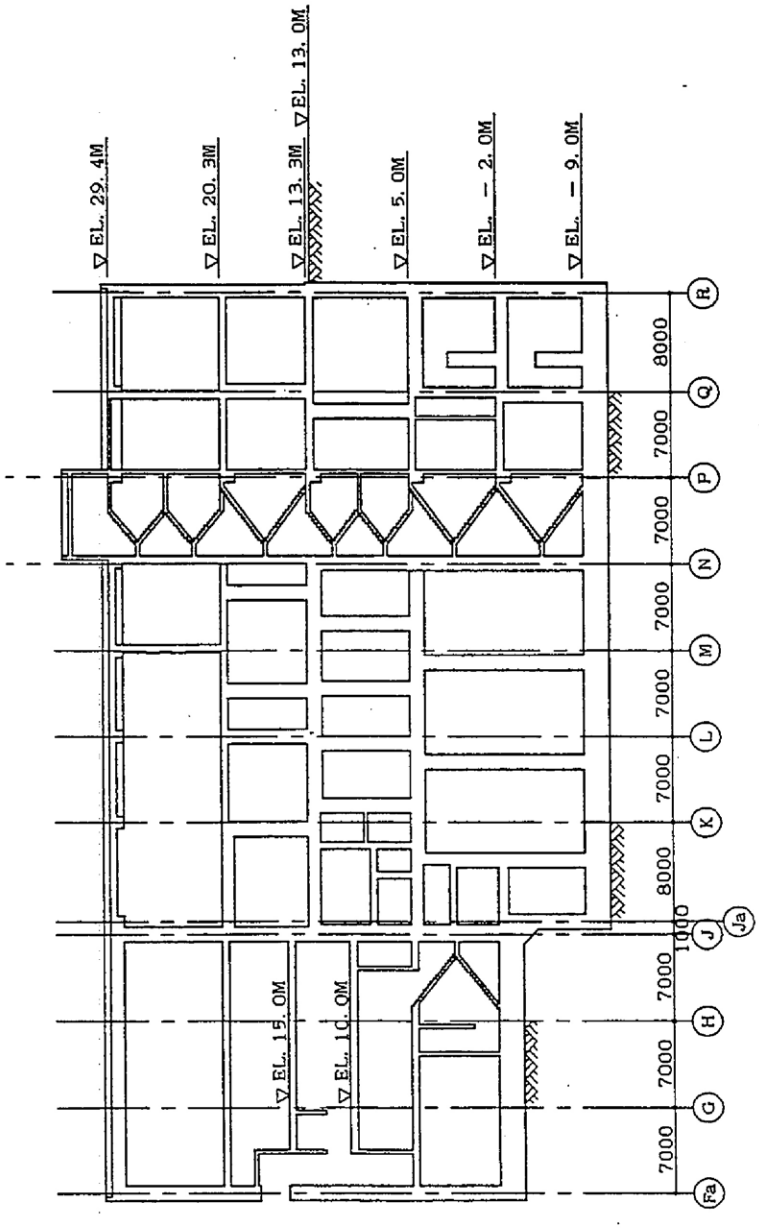
第1.2.1.c-1-1図　原子炉建屋の概略平面図(EL.5.0m、13.3m)



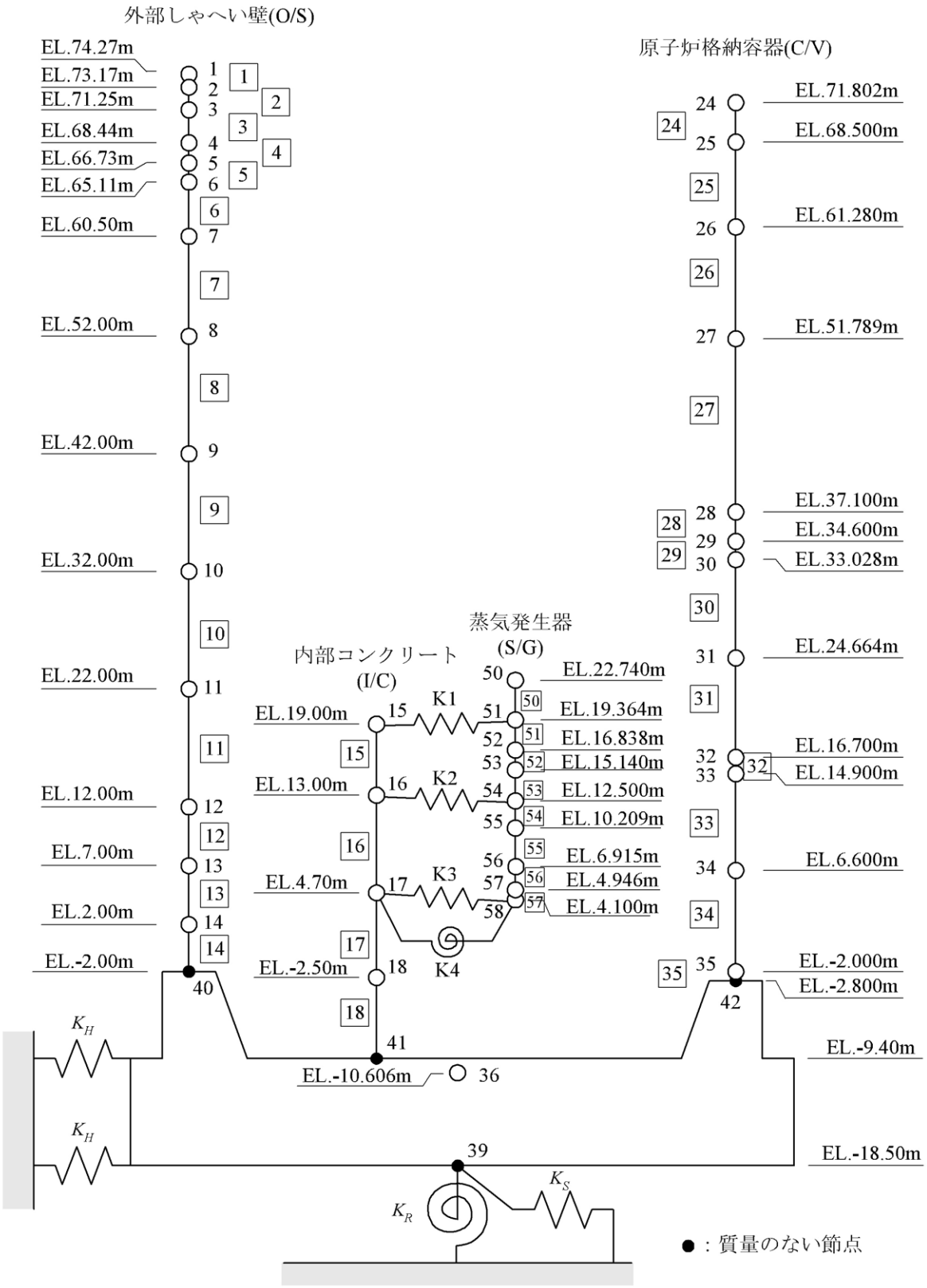
第1.2.1.c-1-2図　原子炉建屋の概略断面図（Ⓐ－Ⓐ断面）



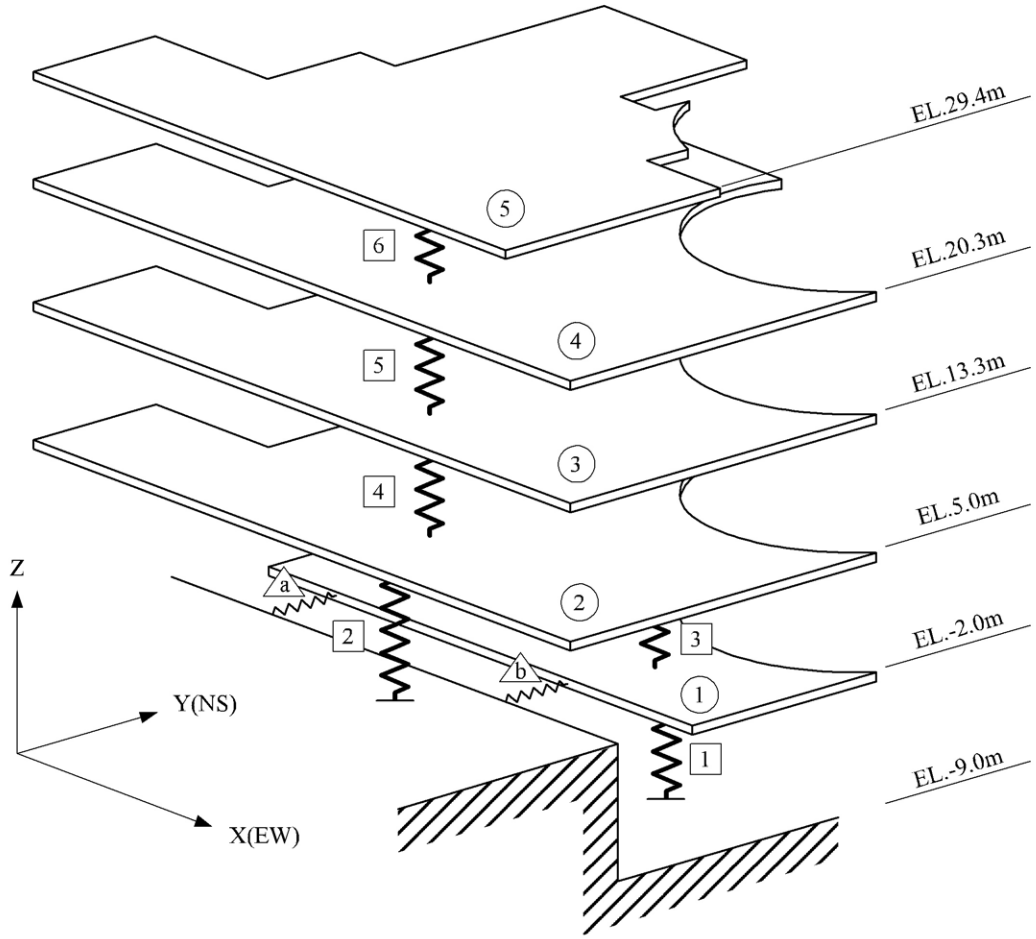
第1.2.1.c-1-3図　原子炉補助建屋の概略平面図(EL.13.3m)



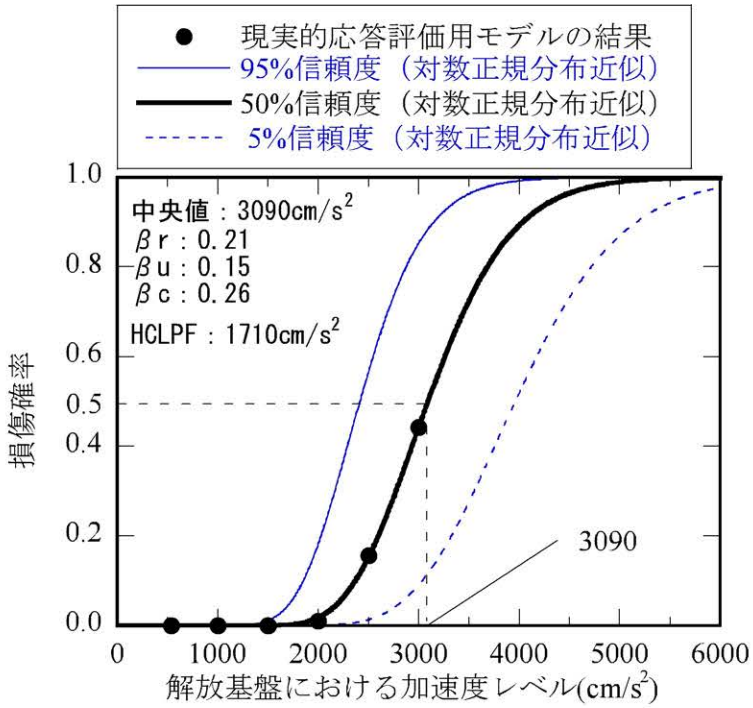
第1.2.1.c-1-4図　原子炉補助建屋の概略断面図



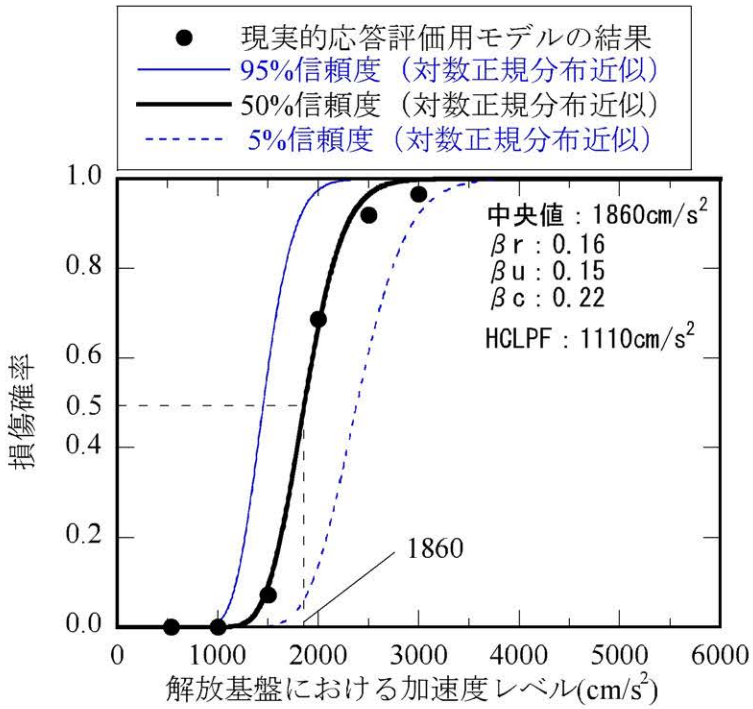
第1.2.1.c-1-5図　川内１号炉原子炉建屋地震応答解析モデル（水平方向）



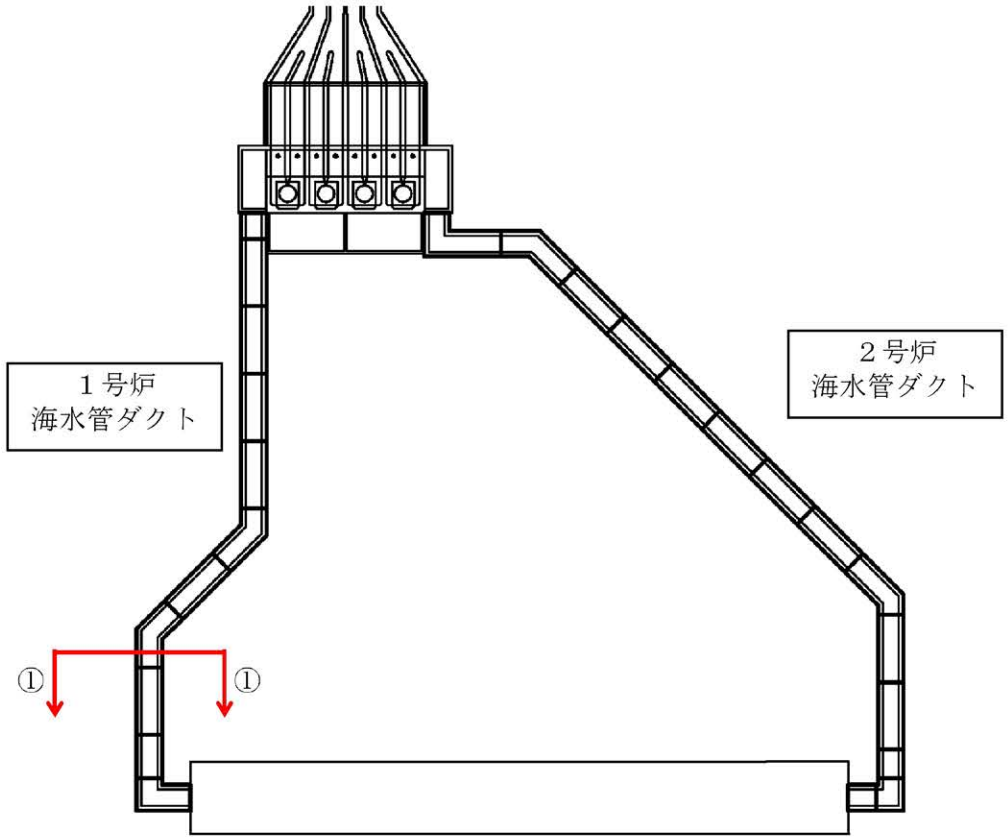
第1.2.1.c-1-6図　川内１号炉原子炉補助建屋地震応答解析モデル（水平方向）



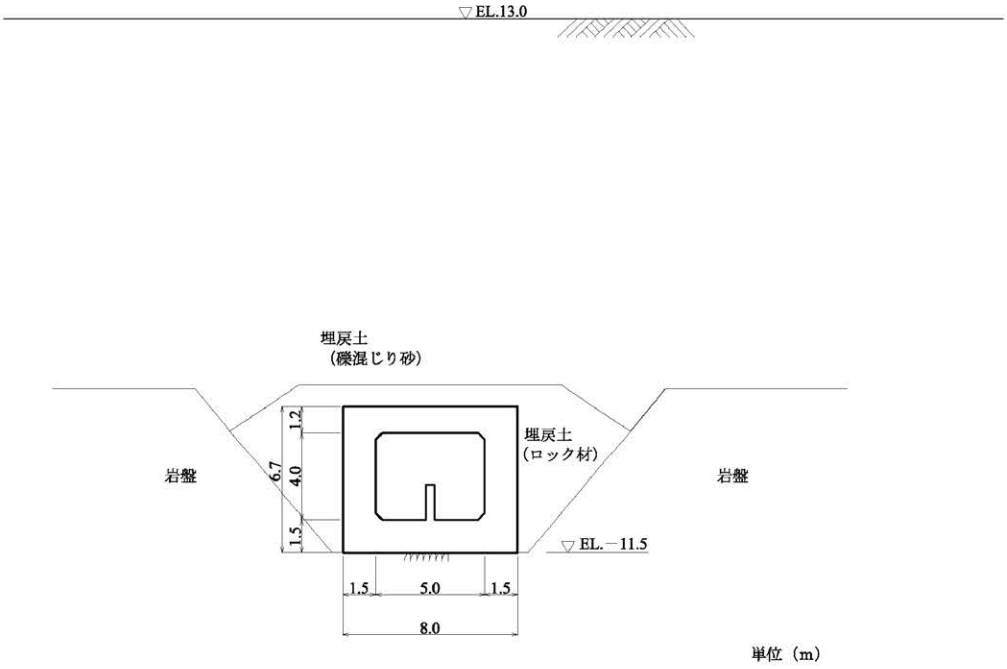
第1.2.1.c-1-7図　川内１号炉原子炉建屋フラジリティ曲線とHCLPF（I/C、 NS）



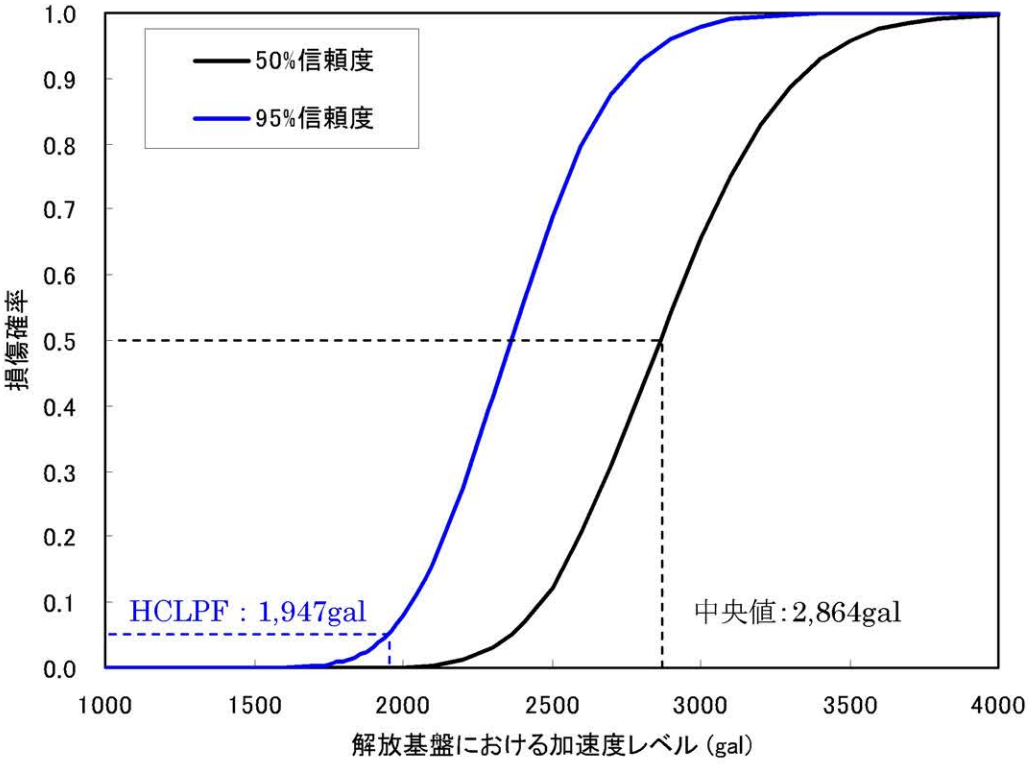
第1.2.1.c-1-8図　川内１号炉原子炉補助建屋フラジリティ曲線とHCLPF（A/B、 EW）



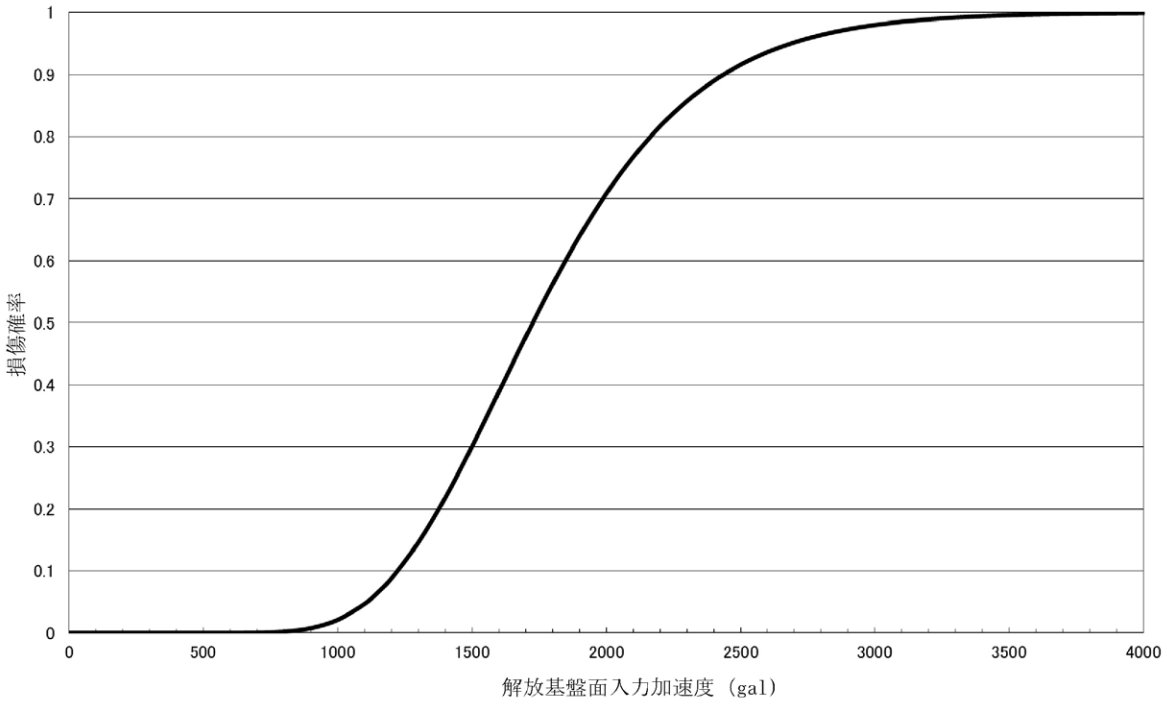
第1.2.1.c-2-1図　海水管ダクト平面図



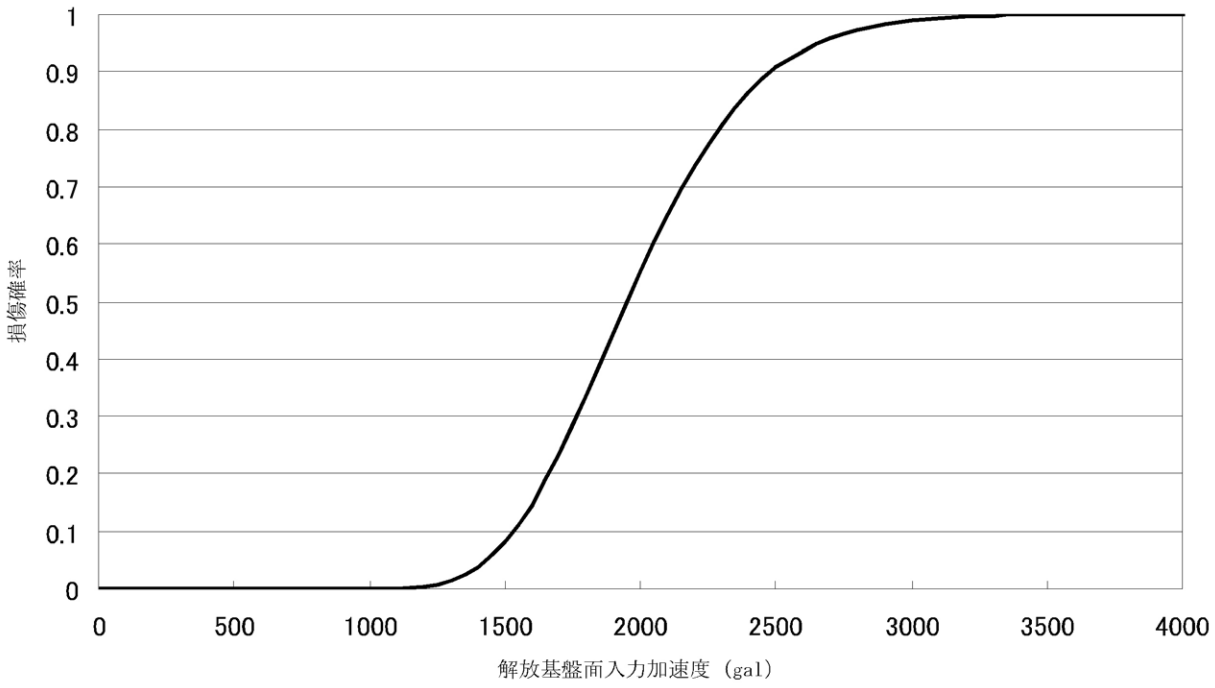
第1.2.1.c-2-2図　海水管ダクト断面図（①－①断面）



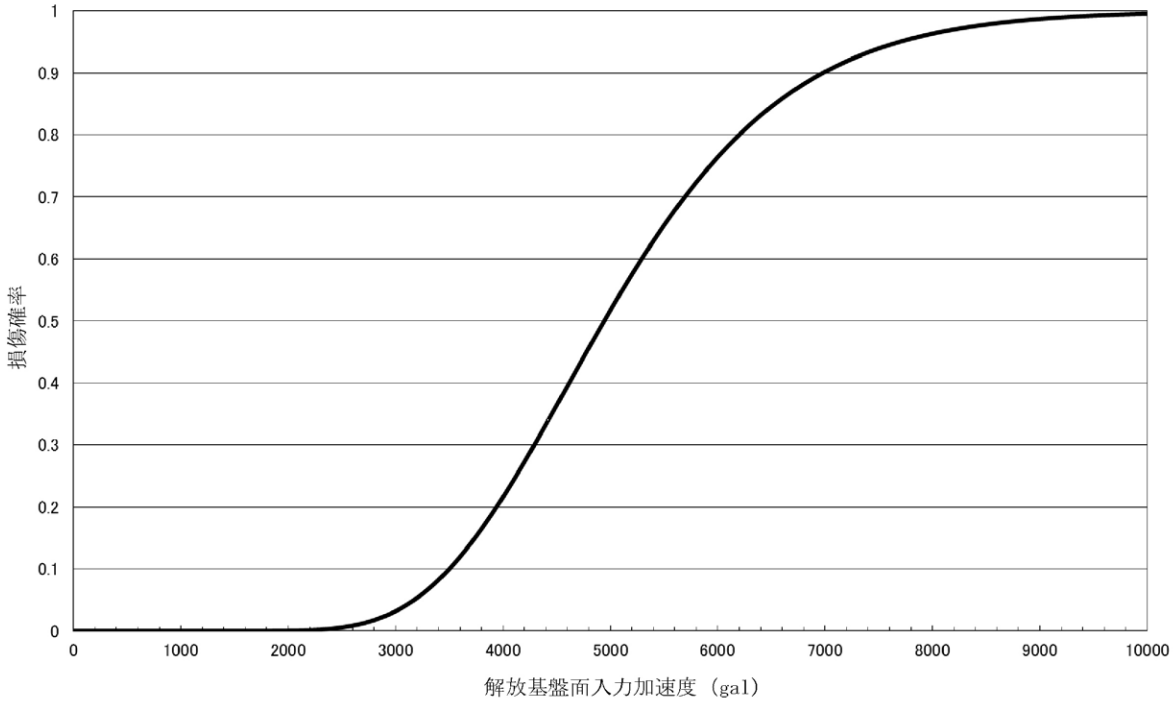
第1.2.1.c-2-3図　海水管ダクト　フラジリティ曲線



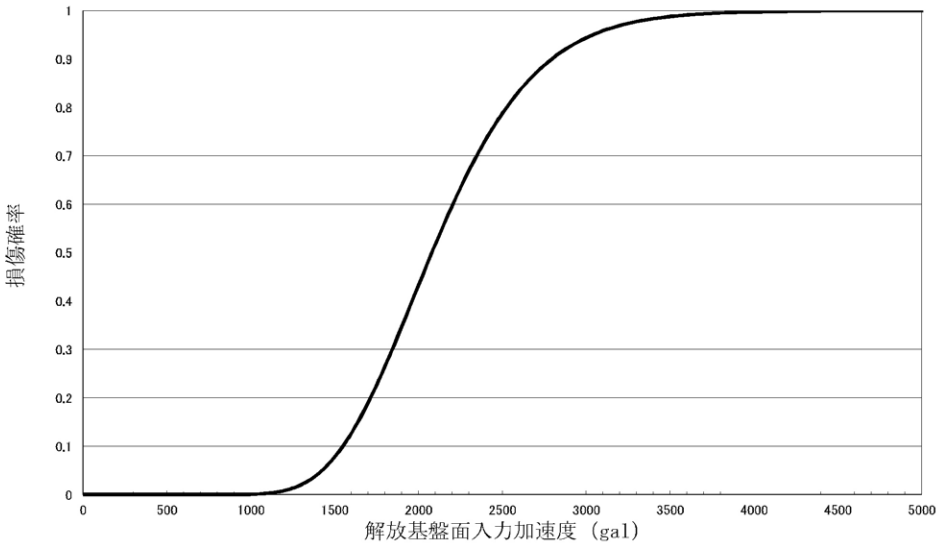
第1.2.1.c-3-1図　蒸気発生器　フラジリティ曲線



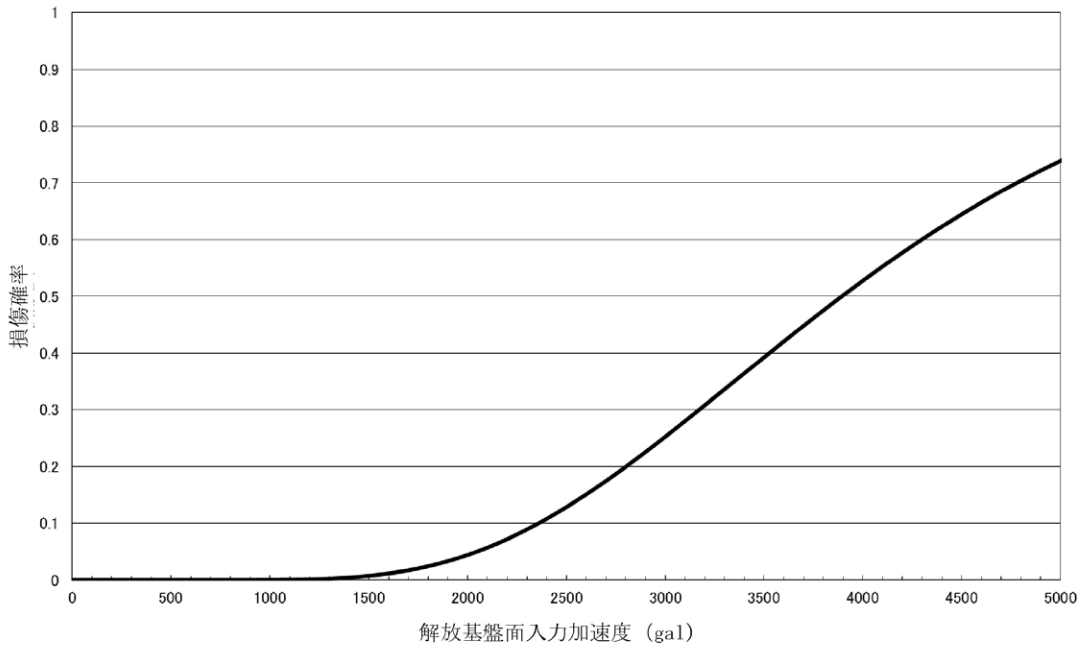
第1.2.1.c-3-2図　余熱除去冷却器　フラジリティ曲線



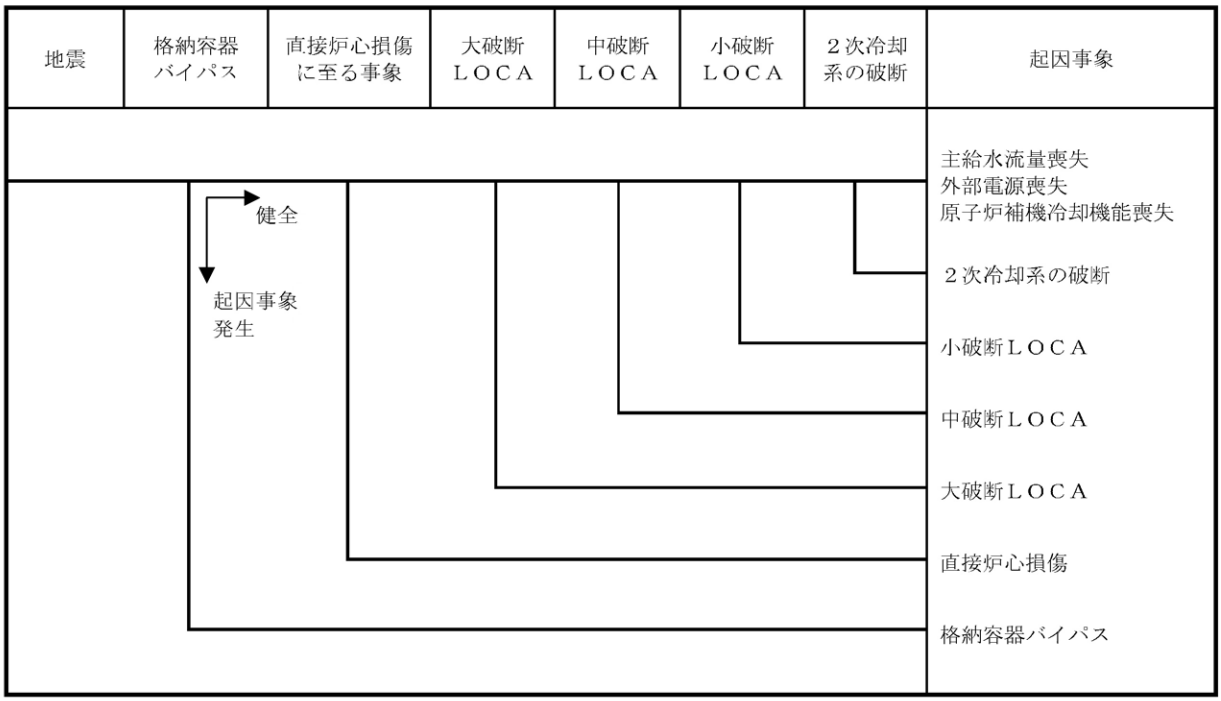
第1.2.1.c-3-3図　原子炉ソレノイド用直流分電盤　フラジリティ曲線



第1.2.1.c-3-4図　内燃機関(ディーゼル発電機)　フラジリティ曲線



第1.2.1.c-3-5図　炉内計装引出管　フラジリティ曲線



【直接炉心損傷に至る事象】

➢Excess LOCA

➢原子炉補助建屋損傷

➢炉内構造物損傷

➢複数の信号系損傷

➢ATWS（地震によるAT＋制御棒挿入不能）

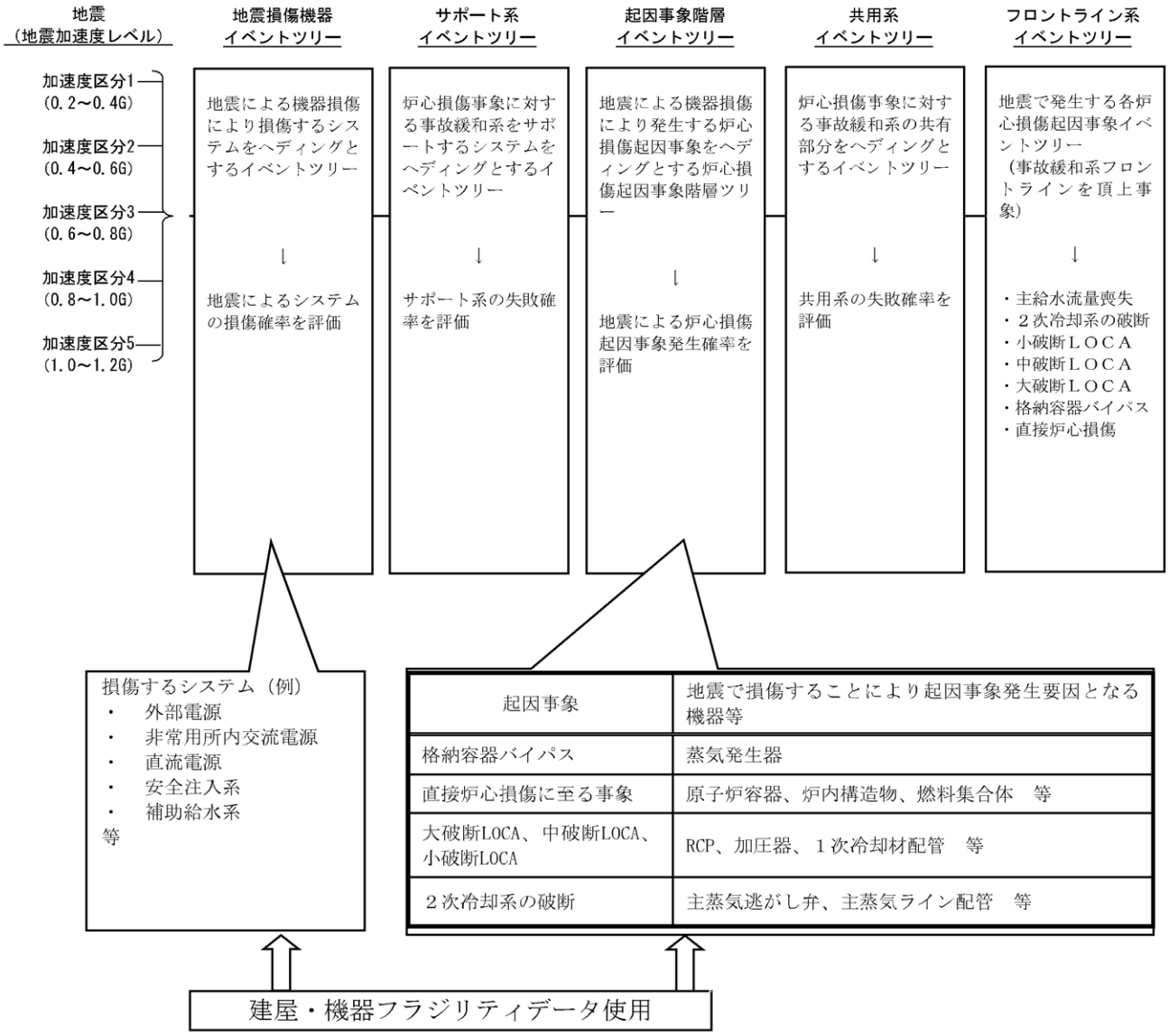
➢原子炉格納容器損傷

➢原子炉建屋損傷

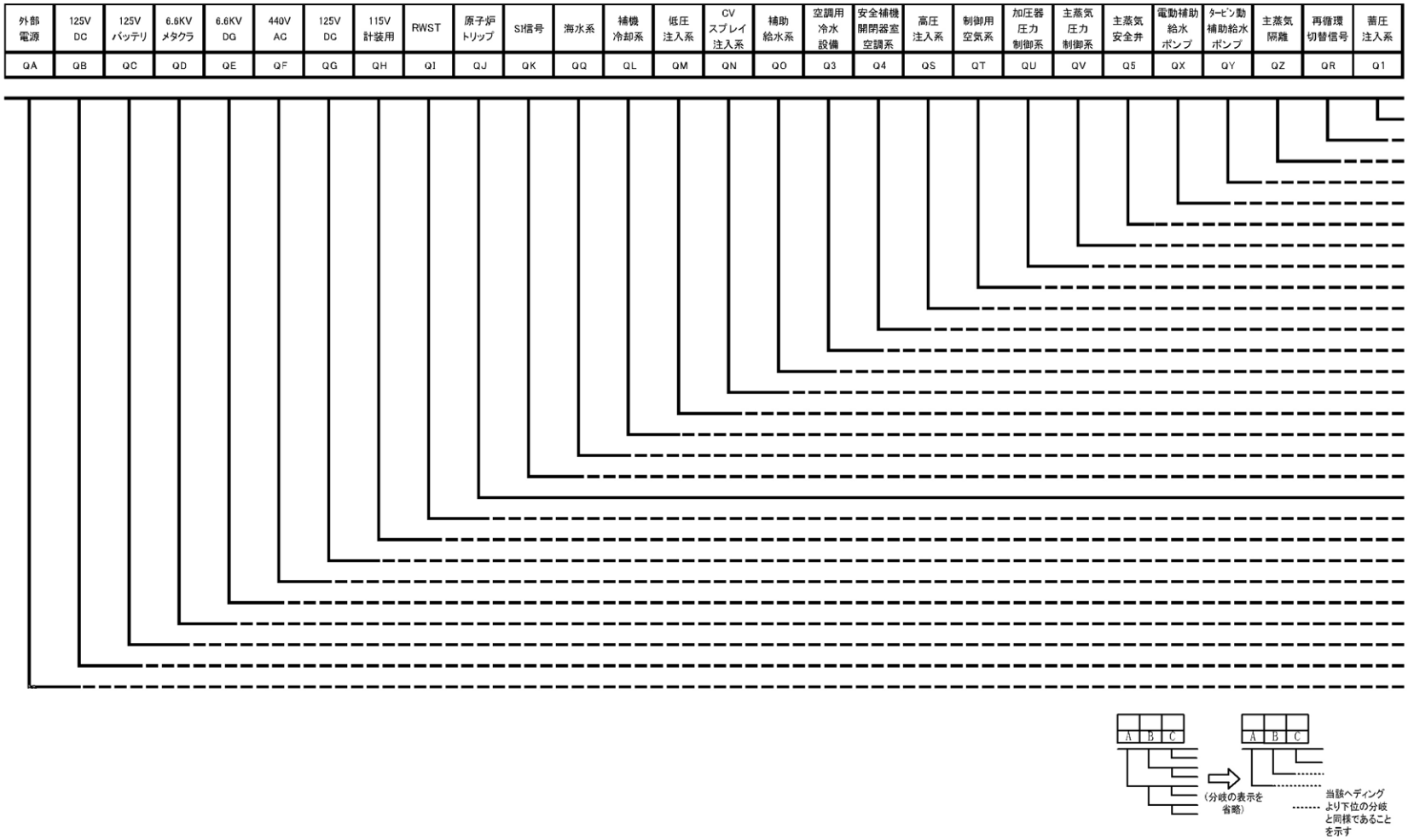
【格納容器バイパス】

➢蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

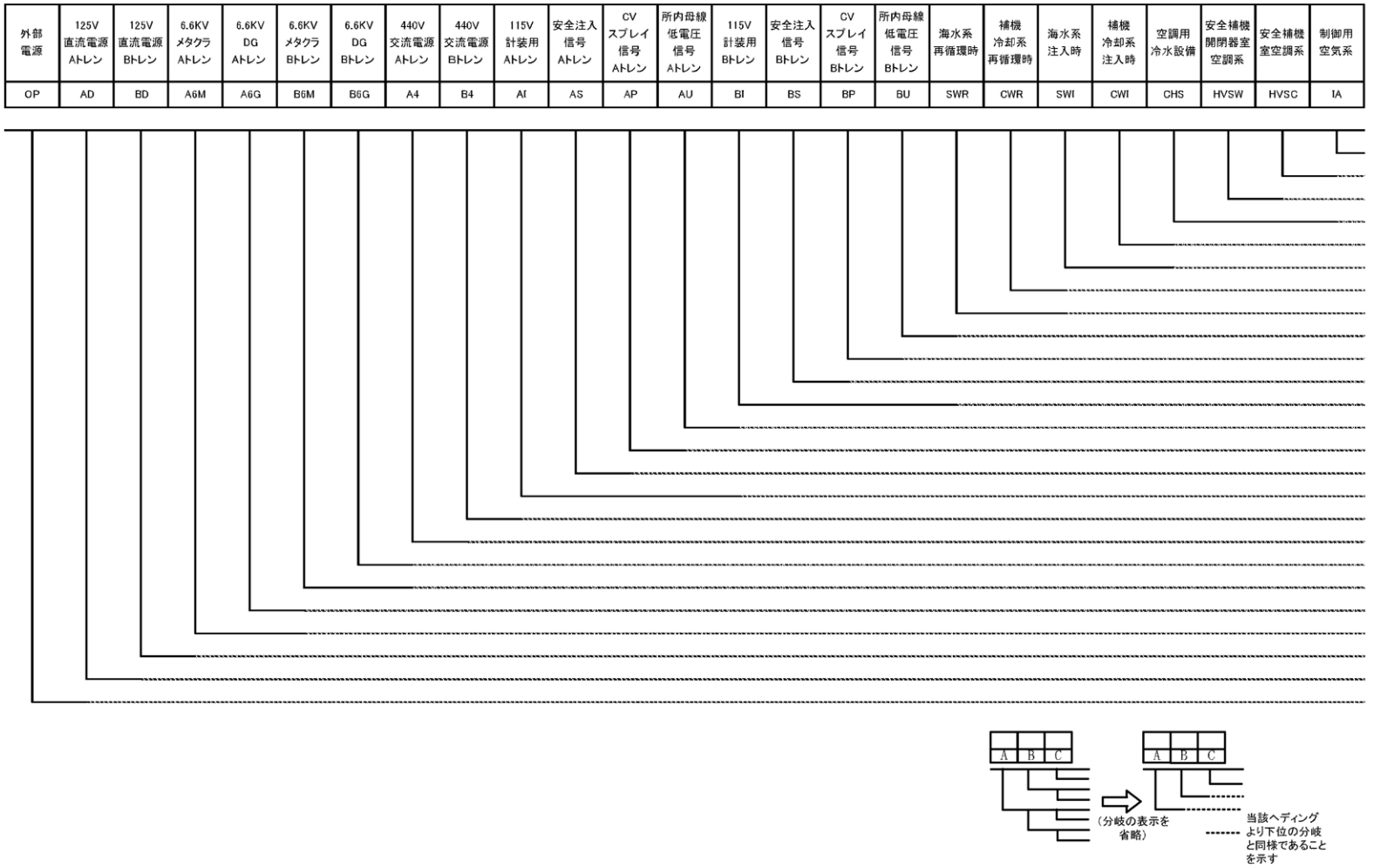
第1.2.1.d-1図　地震PRA階層イベントツリー



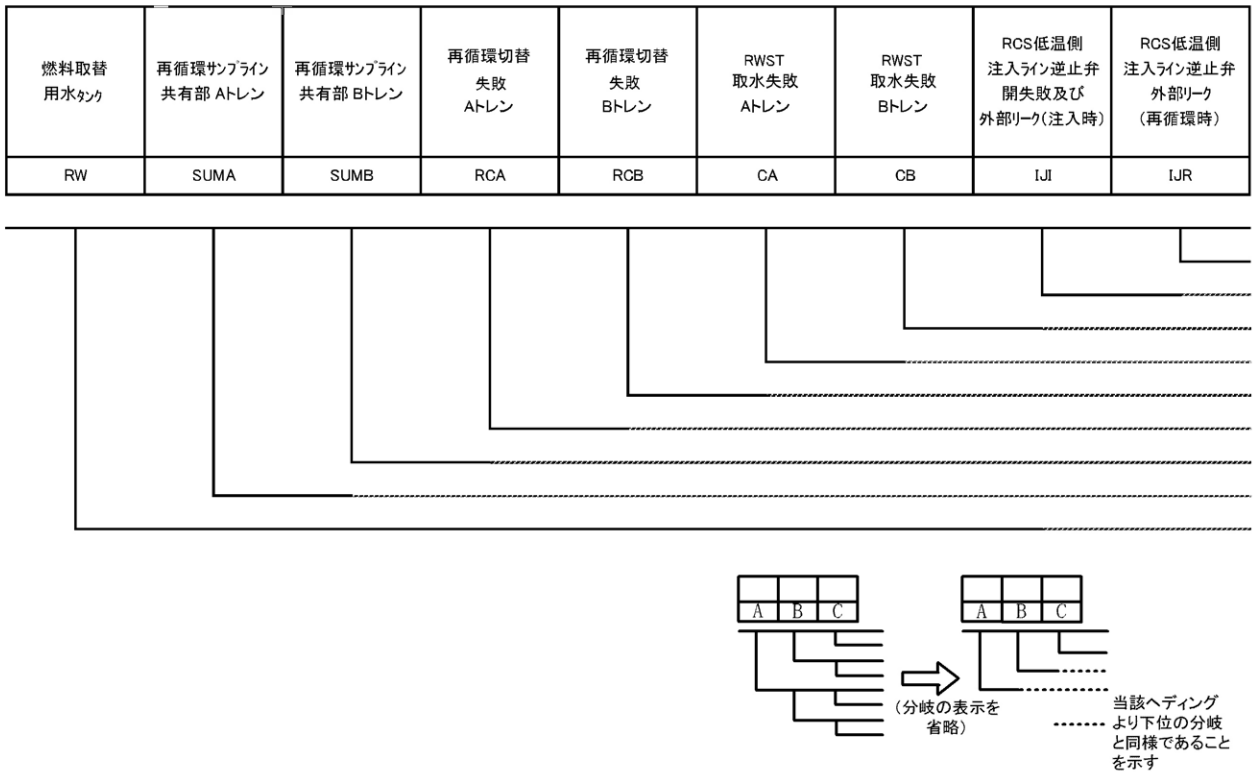
第1.2.1.d-2図　地震システム解析モデル（大イベントツリー）



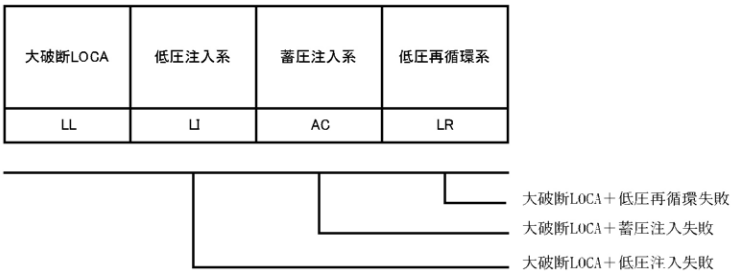
第1.2.1.d-3図　地震損傷機器イベントツリー



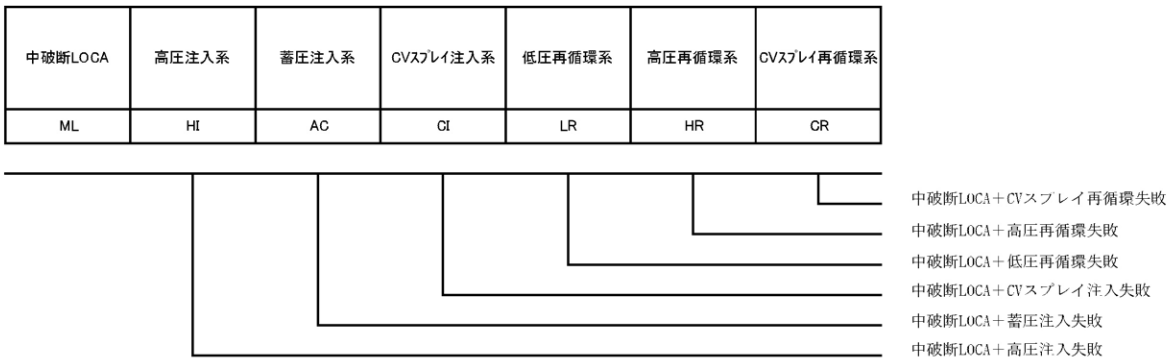
第1.2.1.d-4図　サポート系イベントツリー



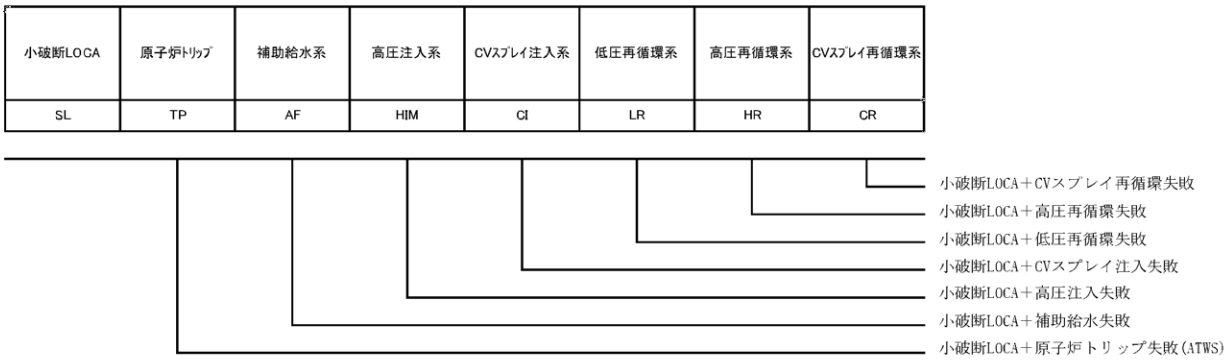
第1.2.1.d-5図　共用系イベントツリー



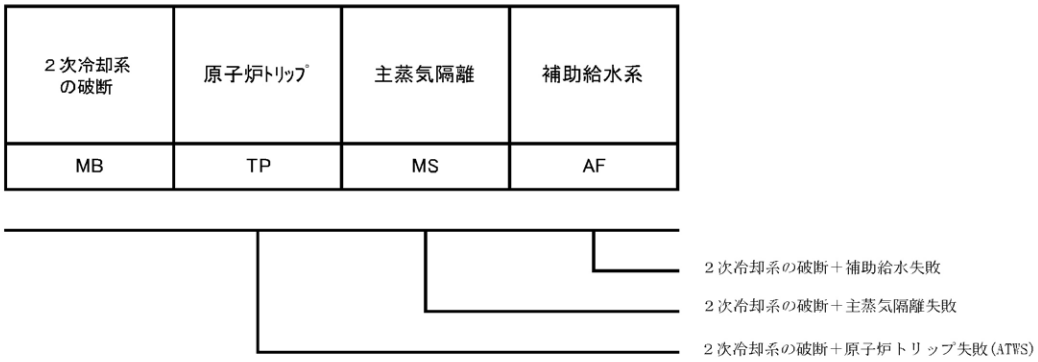
第1.2.1.d-6図(a)　大破断LOCAイベントツリー



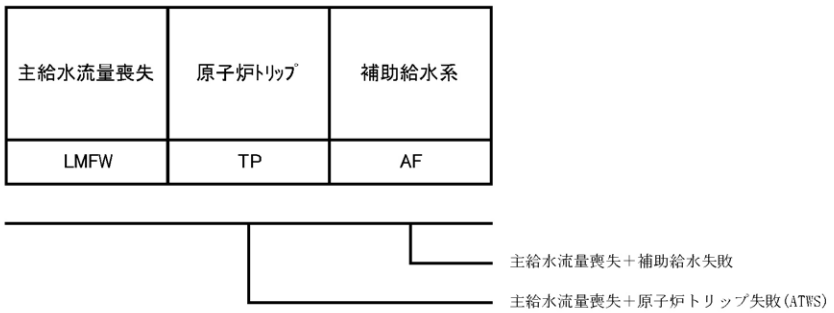
第1.2.1.d-6図(b)　中破断LOCAイベントツリー



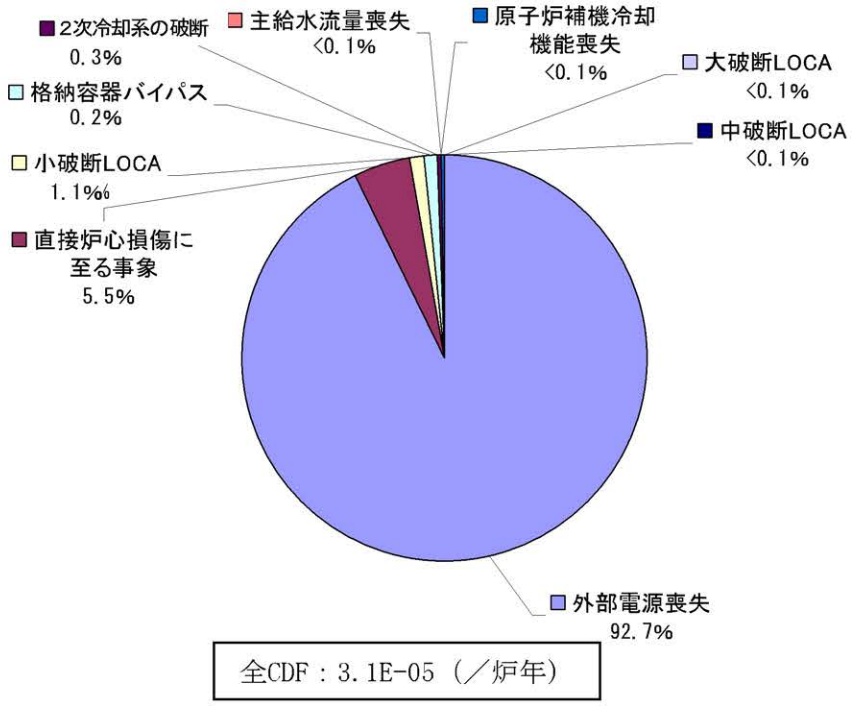
第1.2.1.d-6図(c)　小破断LOCAイベントツリー



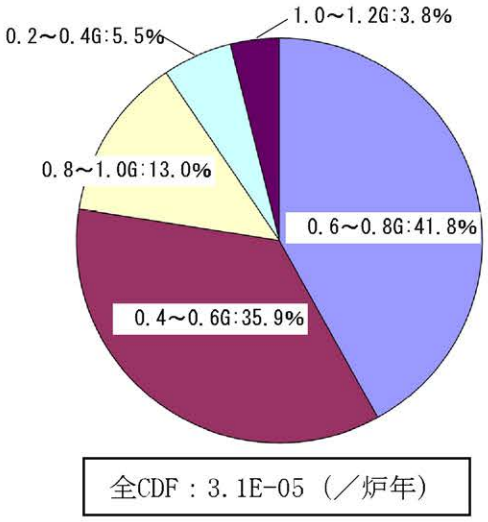
第1.2.1.d-6図(d)　２次冷却系の破断イベントツリー



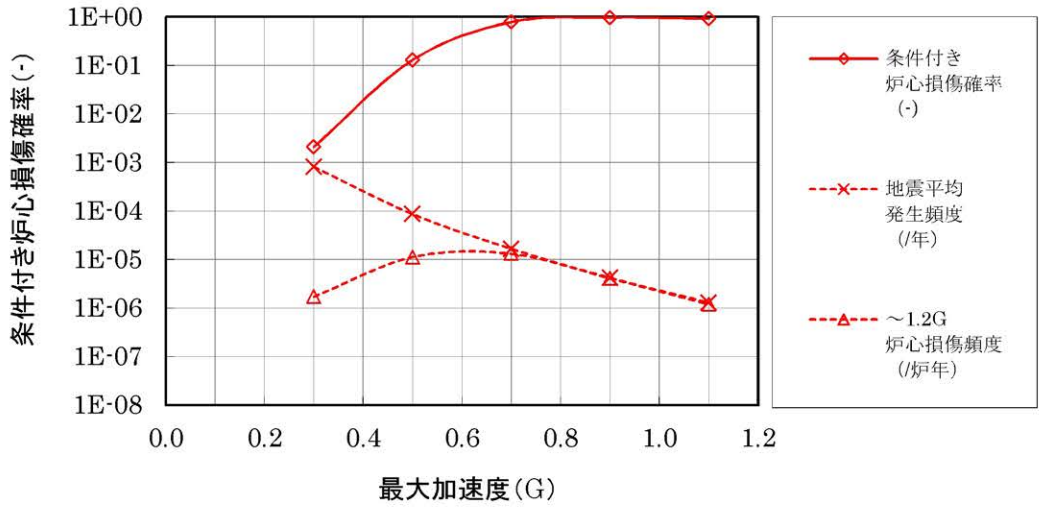
第1.2.1.d-6図(e)　主給水流量喪失イベントツリー



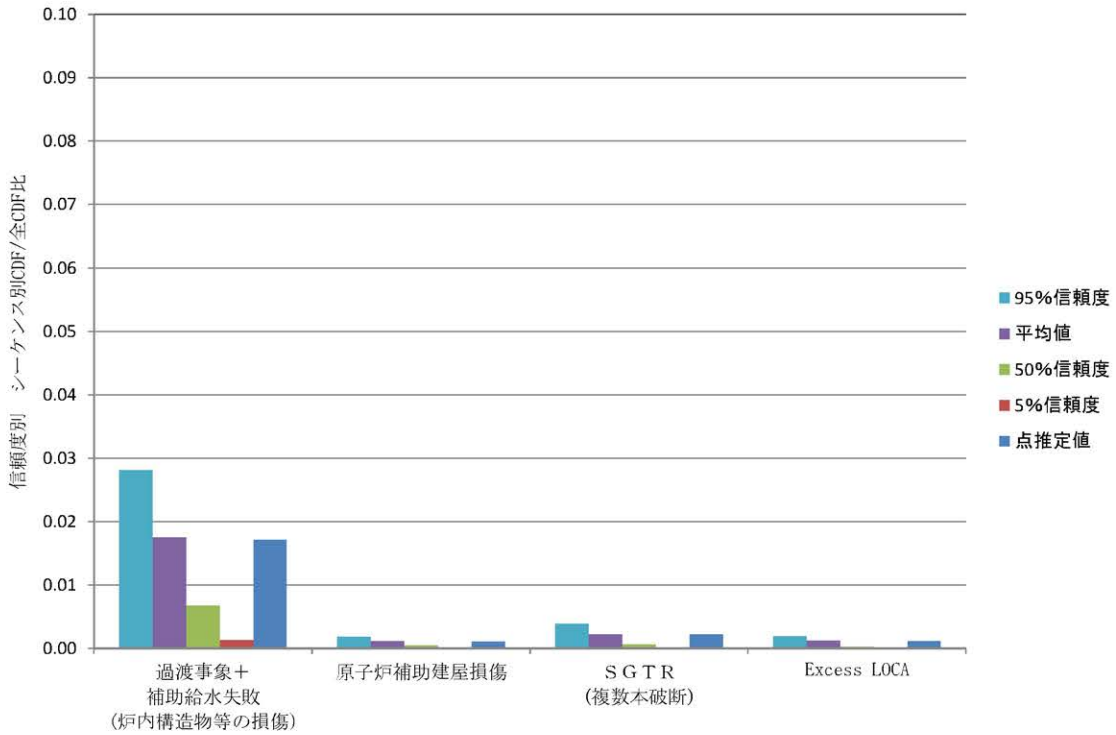
第1.2.1.d-7図　起因事象別炉心損傷頻度　寄与割合



第1.2.1.d-8図　加速度区分ごとの炉心損傷頻度



第1.2.1.d-9図　加速度区分ごとの条件付き炉心損傷確率



第1.2.1.d-10図　シーケンスごとの不確実さ解析結果

1.2.2 津波PRA

津波PRAは、一般社団法人　日本原子力学会が発行した「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2011（以下「津波PRA学会標準」という。）を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁 平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第1.2.2-1図に示す。なお、今回の津波PRAでは、津波単独の影響のみを評価しており、地震随伴に伴う津波（重畳事象）等は対象としていない。

1.2.2.a　対象プラントと事故シナリオ

①　評価対象プラントについて

(1) 機器・系統の配置及び形状・設備容量

主要な機器・系統の配置及び形状・設備容量は「1.1　内部事象PRA」での記載と同様である。また、第1.2.2.a-1図に津波PRAの中で考慮する設備配置を記載したプラント概要図、第1.2.2.a-1表に評価に必要な情報及び主な情報源を示す。

(2) プラントウォークダウンについて

ａ．プラントウォークダウンの実施手順

津波PRAでは、機器の設置高さや建屋開口部の高さをもとに津波シナリオを想定しており、机上検討では確認が難しいプラント情報の取得及び検討したシナリオの妥当性確認のために、プラントウォークダウン対象機器抽出の考え方や調査すべき要件をまとめたチェックシート等を含めた要領書を作成し、その要領書に従ってプラントウォークダウンを実施した。プラントウォークダウンでは主に以下の観点について問題がないことを確認した。

・津波影響の確認

・間接的被害の可能性の確認

・津波伝ぱ経路及び建屋開口部の確認

ｂ．プラントウォークダウン対象機器の選定

津波PRA対象機器からプラントウォークダウン調査対象機器を選定するフローを第1.2.2.a-2図に示す。津波PRAの対象設備として、建屋開口部とそれ以外に分類し、このフローを使用してスクリーニングを行い、調査対象機器を選定した。

ｃ．プラントウォークダウン結果

チェックシートに基づき、対象機器のチェックを行った。例として海水ポンプのチェックシート及び現場写真のサンプルを第1.2.2.a-3図及び第1.2.2.a-4図に示す。

プラントウォークダウンの結果（チェックシートの一覧）を第1.2.2.a-2表に示す。プラントウォークダウンの結果、津波PRA上問題となる箇所は特に見当たらなかった。

(3) 今回実施した津波PRAの前提条件等について

今回実施した津波PRAについて、主に留意すべき点について以下に示す。

- 評価の前提条件
  - 地震が建屋、機器及び津波影響軽減機能に及ぼす影響は考慮せず、津波の影響のみ評価する。
  - 上記により、地震の重畳を考慮しないため各建屋地下開口部におけるシール部は健全であり、当該部からの浸水はないものと仮定する（なお、主要な開口部はプラントウォークダウン等で確認)。
  - 余震による荷重と津波による荷重の荷重組合せは考慮しない。
  - 機器の設置高さまで浸水することにより、当該機器が機能損傷すると仮定する。
  - 建屋内の止水対策は考慮しない。したがって、建屋外部の開口部から津波が流入した場合は、同一建屋の同一フロア以下全体が同時に浸水すると仮定する。
  - AM策や、緊急安全対策で実施した各対策については評価対象外とする。
- 評価対象機器抽出の考え方・方針

I. 内部事象レベル1PRA評価において、当該系統・機器が損傷することで炉心損傷に至る恐れのある系統・設備を抽出しているため、それらすべてを検討対象とする。

II. Ⅰでは対象外だったもののうち、津波により損傷することで起因事象が発生するもの（主給水系、循環水系等）や津波による影響として特有な設備（電気盤、建屋、取水構造物など）を機器配置図やプロットプラン等の図面により抽出する。

III. Ⅰ、Ⅱで抽出した設備について、津波により損傷・機能喪失するか又はその可能性が無視できるほど小さいかを検討し、損傷・機能喪失する可能性のある設備をフラジリティ評価対象として選定する。

IV. プラントウォークダウンにより、間接的被害を受ける可能性のある機器を追加し、機器リストを作成する。

- 津波ハザードについて
  - 今回の津波PRA評価で使用した津波ハザードは、平成25年７月８日の原子炉設置変更許可申請で使用しているものである。

② 津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析

(1) 事故シナリオの概括的な分析・設定

評価対象とすべき機器を選定すると共に、その影響（起因事象の発生、緩和設備への影響）を整理した。また、津波PRAで対象とする起因事象を選定し、津波シナリオを作成した。

ａ．機器の損傷・機能喪失原因となる津波の影響

津波による損傷・機能喪失要因の対象となる建物・構築物、システム、機器（以下、「SSC*1」という。）を整理したものを第1.2.2.a-3表に示す。

＊１：Structure, System and Component

機器の損傷・機能喪失要因について、以下の２つの観点から、今回の津波PRAでのフラジ

リティ評価対象外となるものを選定した（第1.2.2.a-4表参照）。

Ⅰ　津波PRA学会標準に準拠したスクリーニングが可能か否か

Ⅱ　重要事故シーケンス確認を目的とした津波PRAに対する有意な影響の有無

まず、Ⅰの観点から検討した結果、以下の損傷・機能喪失要因については、津波PRA学会標準の記載に基づき、評価対象外とする。

➢　海底砂移動及び洗掘

海底砂移動については、津波により海底にある砂が移動させられる現象であり、海水取水口では、海底砂移動により、取水障害が発生し、海水ポンプ、循環水ポンプ等に影響する可能性がある。また、津波の遡上により運ばれた砂利が現場操作に影響する可能性もある。

洗掘については、激しい川の流れや波浪などにより、堤防の表法面の土が削り取られる現象であり、防潮堤・防波堤・海水取水口等のコンクリート構築物の表面の土が削られ、破壊される可能性がある。（ただし防潮堤・防波堤は今回の評価対象外である。）しかしいずれの損傷・機能喪失要因についても、その諸元が特定できず、評価が現時点では困難であると判断されるため、津波PRA学会標準6.2項の記載に準じて対象外とする。

（津波PRA学会標準6.2項抜粋部）

“炉心損傷に至るまでの事象進展が不明確，あるいは評価技術が十分でないと判断される事故シナリオについては，定性的なスクリーニングに比重をおいて判断せざるを得ないことに留意する。

スクリーニングで除外されない事故シナリオを，9.事故シーケンス評価の対象とするか，又は，留意事項として報告書に記載する等，評価技術の成熟度を考慮した取扱いとする。”

次に、Ⅱの観点から検討した結果、『引き津波による水位低下』については、今回の目的のためには必須ではないと判断し評価対象外とする。

➢　引き津波による水位低下

『引き津波による水位低下』では、海水の潮位が低下して、海水を水源とするポンプ（海水ポンプ及び循環水ポンプ）の取水障害が発生し、キャビテーションでポンプが機能喪失することとなる。その後の事象進展は、押し津波により海水ポンプ又は循環水ポンプが損傷して発生するシナリオと同じであり、事故シーケンス抽出の観点においては押し津波の評価で包絡できると考え、対象外とする。

なお、引き津波の場合、サイト内の他の設備・機器が津波により損傷していないこと、引き津波の発生に気付き、ポンプを停止することができれば、水位が回復した後に、ポンプを再起動することも可能である。このため、事象発生後のシナリオは、押

し津波により海水ポンプや循環水ポンプが損傷した場合に比べ、炉心損傷に至る可能性は小さいと考えられる。

(2) 起因事象の選定

内部事象PRAで選定した起因事象について、津波の影響により直接的に発生するかどうかを検討し、津波により誘発される起因事象を選定した。選定の際の検討内容及び結果を第1.2.2.a-5表及び第1.2.2.a-5図に示す。起因事象として選定したのは以下の５事象である。

- ➢ 原子炉補機冷却機能喪失
- ➢ 外部電源喪失
- ➢ 主給水流量喪失
- ➢ 過渡事象
- ➢ 直接炉心損傷に至る事象

(3) 津波シナリオの作成

「起因事象を誘発させる機器の損傷高さ*2」と「緩和設備の損傷高さ*2」から津波高さごとにシナリオを区分した。第1.2.2.a-6表に津波シナリオ区分を示す。また、以下に各津波シナリオの特徴を記載する。なお、本評価での「水没」とは、海水が機器の設置高さに到達した時点をいう。

＊２：「機器の設置高さ」と「浸水口高さ」を比較し、高い方を「機器の損傷高さ」という。

・津波シナリオ区分１（津波高さ6.13m以上 ～ 13.3m未満）

本シナリオ区分では、屋外に設置されている海水ポンプ及び循環水ポンプの水没により起因事象「原子炉補機冷却機能喪失」及び「過渡事象」が発生する。また、従属的に「主給水流量喪失」も発生する。

・津波シナリオ区分２（津波高さ13.3m以上 ～ 13.8m未満）

本シナリオ区分では、主変圧器等の外部電源が水没し、起因事象「外部電源喪失」も発生するとともに、中間建屋、原子炉補助建屋、ディーゼル建屋等及び原子炉周辺建屋の開口部から浸水が始まり、13.8m未満に設置されている機器がすべて水没する。そのため、ディーゼル発電機も水没し、全交流動力電源喪失に至る。

・津波シナリオ区分３（津波高さ13.8m以上）

本シナリオ区分では、メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の炉心損傷防止に必要な複数の電気盤が津波により水没し、プラントの制御ができなくなるため「直接炉心損傷に至る事象」となる。

(4) 建屋・機器リストの作成

重要事故シーケンス確認のための津波PRAにおいては、下記の３つの前提条件を考慮して、同一建屋の同一フロアを一つの津波浸水区画（ある浸水口からの津波の流入によって、同時に浸水すると考えられる区画）として設定する。

・建屋内の壁・床・扉等の止水対策を考慮しないものとする。したがって、建屋外部の開

口部から津波が流入した場合には、同一建屋の同一フロア以下全体が同時に浸水する。

・地下階の開口部から建屋への浸水はないものと仮定する。

・原子炉格納容器は密閉構造であることから、原子炉格納容器内には津波が流入しない。

また、津波によりプラントに影響を及ぼす代表的な機器を選定した機器リストの一部抜粋を第1.2.2.a-7表に示す。

1.2.2.b　確率論的津波ハザード

①　確率論的津波ハザード評価の方法

基準津波の超過確率の算出に用いた確率論的津波ハザード評価を行うに当たっては、津波PRA学会標準及び「確率論的津波ハザード解析の方法（土木学会2011)」を参考に実施した。

②　確率論的津波ハザード評価に当たっての主要な仮定

津波発生モデルとしては、以下に記す波源を想定し、検討を実施した。

・海域の活断層の地震に伴う津波

・背景的領域の地震に伴う津波

・遠地（南米沖）の地震に伴う津波

・南海トラフの地震に伴う津波

・日本海溝の地震に伴う津波

南海トラフに関しては、内閣府の南海トラフの巨大地震モデル検討会で提案されたモデル（Mw9.1）を考慮した場合においても、確率論的津波ハザード評価への影響はほとんどない。日本海溝に関しては、2011年東北地方太平洋沖地震津波の水位が小さい（鹿児島県・阿久根50cm）ことから、確率論的津波ハザード評価への影響はほとんどない。したがって、海域の活断層の地震に伴う津波、背景的領域の地震に伴う津波、遠地（南米沖）の地震に伴う津波を確率論的津波ハザード評価に用いた。

各波源の位置を第1.2.2.b-1図、第1.2.2.b-2図及び第1.2.2.b-3図に、ロジックツリーを第1.2.2.b-4図、第1.2.2.b-5図、第1.2.2.b-6図、第1.2.2.b-7図、第1.2.2.b-8図及び第1.2.2.b-9図に示す。

③　確率論的津波ハザード評価結果

津波PRAで使用したハザード曲線を第1.2.2.b-10図に示す。

今回の津波PRAでは、機器の設置高さや事故シナリオを検討した結果、津波PRA対象機器の中で最も低い津波高さで海水ポンプが機能喪失し、影響の大きい「原子炉補機冷却機能喪失」が発生するという観点で、取水口地点を選定した。

1.2.2.c　建屋・機器のフラジリティ

①　評価対象と損傷モードの決定

津波PRA学会標準では、屋外・屋内それぞれの評価対象物について考慮すべき損傷モードに関して記載されており、フラジリティ評価対象の検討を行った。結果として動的・電気的なSSCに対する「被水・没水」による機能損傷を評価対象とした（第1.2.2.a-4表参照）。

②　フラジリティ評価について

前項の検討を受けて、動的・電気的なSSCに対する「被水・没水」の損傷モードでは、津波水位が各機器の設置高さに到達した時点で、当該機器が確率1.0で損傷すると仮定した。結果、機器フラジリティは第1.2.2.c-1図に示すようにステップ状となる。また、対象機器の設置高さもしくは建屋の津波侵入口高さのうち、高い方を「機器の損傷高さ」としており、不確実さを考慮していない。

1.2.2.d　事故シーケンス

内部事象PRAのシステムモデルを基とし、内部事象PRAの評価条件の適用性及び津波PRA特有の評価条件の追加について検討した。

①　起因事象

(1) 評価対象とした起因事象について

前述のとおり、今回の津波PRAで選定した起因事象は以下の５つである。

- ➢ 原子炉補機冷却機能喪失
- ➢ 外部電源喪失
- ➢ 主給水流量喪失
- ➢ 過渡事象
- ➢ 直接炉心損傷に至る事象

各機器の損傷高さまで浸水した時点で、確率1.0で機能喪失すると評価していることから、起因事象発生頻度は第1.2.2.d-1表に示す津波発生頻度と同じである。

上述した「直接炉心損傷に至る事象」として津波シナリオ区分３（津波高さ13.8m以上）で発生する「複数の信号系損傷」が津波固有の事象である。

(2) 階層イベントツリーについて

選定した起因事象を基に、津波により発生する起因事象の影響の大きさを考慮して階層化して評価を行う。以下の方針に基づき津波PRA階層イベントツリー（ET）を作成する。第1.2.2.d-1図に津波PRA起因事象階層ETを示す。

- ➢ 津波による起因事象発生時の影響の大きさを考慮して、津波PRA階層ETのヘディングの順番を決定する。
  - ◇　建屋全体に津波が浸水して、重要な設備・機器（制御・保護機能で重要な電気盤

等）が複数損傷した場合には直接炉心損傷となる。また、津波の影響により全交流動力電源喪失が発生した場合にも、直接炉心損傷に至ることから、これらを最も重大な影響を及ぼすものとして最初のヘディングに設定する。

◇ 原子炉補機冷却水系が機能喪失した場合、外部電源及び補助給水に期待できる可能性がある一方、RCPシールLOCAの発生確率を1.0としており、ECCS注入系や格納容器スプレイ系等複数の緩和設備が機能喪失するため、炉心損傷に至る。したがって、影響の大きさから直接炉心損傷に至る事象の次のヘディングに設定する。

◇ 外部電源喪失は、非常用所内交流電源系（ディーゼル発電機の運転）に失敗すれば全交流動力電源喪失となるが、成功した場合には補助給水系による１次系の減温・減圧により炉心損傷とならない。したがって、原子炉補機冷却機能喪失の次に設定する。

◇ 主給水流量喪失と過渡事象では必要とする緩和設備は同じである。しかしながら、主給水流量喪失では、蒸気発生器による１次系の冷却が喪失するため事象進展が厳しい。したがって、外部電源喪失の次に設定する。

◇ 過渡事象は、主給水流量喪失より事故進展が緩やかな自動トリップ事象をまとめて扱うこととし、本階層ETの最後に設定する。

なお、原子炉補機冷却機能喪失及び主給水流量喪失又は過渡事象が発生した場合は、事象進展に対する緩和設備が原子炉補機冷却機能喪失の緩和設備で代表できること、また、原子炉補機冷却機能喪失に伴い従属的に主給水流量喪失及び過渡事象が発生することから、原子炉補機冷却機能喪失を代表して評価する。

② 成功基準

(1) 成功基準の一覧

炉心損傷防止の成功基準は、内部事象PRAと津波PRAでは相違がないため、内部事象PRAで設定した成功基準を用いる。なお、「直接炉心損傷に至る事象」については、緩和手段がないため成功基準を設定していない。成功基準一覧を第1.2.2.d-2表に示す。

使命時間については内部事象PRAと同様に24時間を考慮し、津波で損傷した機器の修理は期待していない。また、機能喪失した場合に大きな影響を及ぼす可能性のある空調系の室温評価については、福島第一原子力発電所での事故を踏まえ、７日後までに室内の許容温度を超える場合には、室内にある設備が機能喪失するとして、該当設備のモデル化要否について以下のとおり検討した。

・安全補機室空調装置

安全補機室空調装置の空気作動ダンパはフェイル・クローズのため、制御用空気系機能喪失で安全補機室空調装置が機能喪失する。評価対象としている最も低い津波高さで海水ポンプが水没する。海水ポンプの水没により制御用空気系も従属的に機能喪失する

ため、安全補機室空調装置も機能喪失する。したがって、津波PRAでは、安全補機室空調冷却装置のランダム故障のモデル化は不要である。

・電動補助給水ポンプ室換気装置

電動補助給水ポンプ室換気装置は、内部事象PRAにおいて既にモデル化されているため、津波PRAとして新たなモデル化は不要である。

・タービン動補助給水ポンプ室空調装置

評価対象としている最も低い津波高さで海水ポンプ水没による原子炉補機冷却機能喪失が発生する。ここで、水没した機器に対しては、復旧させるのに長時間掛かると考えられるため、タービン動補助給水ポンプ室空調装置喪失によるタービン動補助給水ポンプの機能喪失より先に、封水注入及びサーマルバリアによる冷却が機能喪失してRCPシールLOCAが発生するとともに、復水タンク枯渇により補助給水系による２次冷却系からの除熱機能も喪失する。したがって、タービン動補助給水ポンプ室空調装置のランダム故障のモデル化は不要である。

・制御用空気圧縮機室換気装置

評価対象としている最も低い津波高さで海水ポンプが水没する。海水ポンプの水没により原子炉補機冷却水系が機能喪失するため、制御用空気系も従属的に機能喪失する。したがって、制御用空気圧縮機室換気装置のランダム故障のモデル化は不要である。

・ディーゼル発電機室換気装置

評価対象としている最も低い津波高さで海水ポンプが水没する。海水ポンプの水没によりディーゼル発電機も従属的に機能喪失する。したがって、津波PRAでは、ディーゼル発電機室換気装置のランダム故障のモデル化は不要である。

・中央制御室空調装置

評価対象としている最も低い津波高さで海水ポンプが水没する。海水ポンプの水没により空調用冷水設備も従属的に機能喪失する。その結果、中央制御室空調装置も機能喪失する。したがって、津波PRAでは、中央制御室空調装置のランダム故障のモデル化は不要である。

・安全補機開閉器室空調装置

評価対象としている最も低い津波高さで海水ポンプが水没する。海水ポンプの水没により空調用冷水設備が喪失するため、安全補機開閉器室空調設備も従属的に機能喪失する。したがって、津波PRAでは、安全補機開閉器室空調設備のランダム故障のモデル化は不要である。

・蓄電池室換気装置

蓄電池室換気装置の空気作動ダンパはフェイル・クローズ運用のため、制御用空気系機能喪失で蓄電池室換気装置が機能喪失する。評価対象としている最も低い津波高さで海水ポンプが水没する。海水ポンプの水没により制御用空気系も従属的に機能喪失ため、

蓄電池室換気装置も機能喪失する。したがって、津波PRAでは、蓄電池室換気装置のランダム故障のモデル化は不要である。

③　事故シーケンス

(1) イベントツリー

起因事象の発生要因は津波と内部事象では異なるが、起因事象発生後の緩和設備は内部事象と同様の設備に期待する。そのため、内部事象のET（第1.2.2.d-2図(a)～(e)）を用いた。

④　システム信頼性解析

(1) 評価対象としたシステムとその説明

建屋・機器リストを使って対象範囲を明確にした。各系統の情報や依存性については内部事象と同等である。

(2) 機器損傷に関する機器間の相関の取扱い

基本は内部事象PRAと同じ相関性を考慮する（第1.2.2.d-3表参照）。補機冷却水系統等の冗長設備は基本的に同一フロア高さに設置されるため、機器が水没する場合は、冗長設備すべてが水没し機能喪失するとした。

(3) システム信頼性評価結果

ａ．フォールトツリーの作成

津波シナリオを基に、津波による機器への影響をフォールトツリーでモデル化する。ここで、以下の前提条件に従いモデル化方法を検討した。

- 建屋内の壁・床・扉等の止水対策を考慮しないものとしている。したがって、建屋外郭の開口部から津波が流入した場合には、同一建屋の同一フロア以下全体が同時に浸水するものとする。
- 同一建屋の同一フロアを１つの津波浸水区画としている。したがって、建屋外郭に浸水口が一つでもあれば、同フロアの津波浸水区画とそれ以下の高さにある浸水区画が同時に浸水する。

上記の前提条件から、本評価では津波シナリオで対象としているすべての機器の影響をモデル化するのではなく、以下の扱いで損傷した機器の影響及び依存関係の包絡性を考慮して、機器をカテゴリー化してモデル化した。

- 同一区画に設置され設置高さが同じ機器は、機器の種類に関係なく同時に損傷するものとして評価する。
- 津波により浸水した区画より下の区画に設置された機器は、機器の種類に関係なく損傷するものとして評価する。

以上を踏まえ、津波による影響をモデル化する機器は以下である。

・海水ポンプ

・電気盤（メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ、主変圧器等）

ランダム故障については、内部事象PRAのモデルを活用し、津波による機能損傷を考慮したモデルを作成した。

b．主要なミニマルカットセット

システム信頼性解析の結果について、事故シーケンスごとの主要なミニマルカットセットの評価を実施した。評価結果について、第1.2.2.d-4表に示す。

(4) システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠

津波により海水ポンプが水没し原子炉補機冷却機能喪失が発生すると、機器の復旧には長時間かかると考えられるため、原子炉補機冷却水系の復旧はできず、RCPシールLOCAが必ず発生するとした。

⑤ 人的過誤

(1) 評価対象とした人的過誤及び評価結果

内部事象PRAでは事故前と事故後の人的過誤をTHERP手法を用いて評価している。これを基に津波PRAでの扱いを検討した結果を以下に示す。

a．事故前の人的過誤

内部事象PRAで対象としている事故前の人的過誤は、試験や点検等による戻し忘れであり、事象発生の起因が津波であっても変わることはないと考えられる。そのため、津波PRAでは内部事象PRAの評価対象から津波PRAでの対象範囲のシステムに関連した事故前の人的過誤を選定すると共に、人的過誤率も内部事象PRAの人的過誤率を用いる。津波PRA評価でモデル化した事故前人的過誤は、以下のとおりである。

系統名	運転操作エラー	HEP
原子炉補機冷却系（注入）	原子炉補機冷却水冷却器出口弁戻し忘れ	1.6E-03
海水系（注入）	海水ポンプ出口弁戻し忘れ	1.6E-03
換気空調系（制御用空気圧縮機室）	手動ダンパ戻し忘れ	1.6E-03
換気空調系（電動補助給水ポンプ室）	手動ダンパ戻し忘れ	1.6E-03

b．事故後の人的過誤

津波PRAの事故後の人的過誤は、以下の二つの扱いとする。なお、診断過誤については、津波における起因事象発生後の事象進展及び期待する緩和操作が内部事象PRAと同様であるため、内部事象PRAと同様の診断過誤率を使用するものとする。

・中央制御室による遠隔操作については、プラントへの影響があるレベルの津波が発生する場合、運転員は警報により事前に津波の襲来に備えることができることを考慮して、内部事象PRAと同様のストレスレベル“高”で評価した。よって、内部事象PRAと同じ人的過誤率を使用するものとする。

・現場操作については、運転員のアクセス性を考慮して、各フロアに海水が浸水しない津

波高さの場合は期待し、各フロアに海水が浸水する津波高さの場合は期待しない。

以上を踏まえ、モデル化した事故後の人的過誤は以下のとおりである。

起因事象	運転操作エラー	操作場所	HEP
原子炉補機冷却機能喪失 主給水流量喪失 過渡事象 手動停止	海水ポンプB(D)起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04
	換気空調系安全補機風量低　警報読取失敗	中央制御室	8.3E-04
	蓄電池室給気ﾌｧﾝA(1VSF-30A)風量低　読取失敗	中央制御室	8.3E-04
	蓄電池室給気ﾌｧﾝA(1VSF-31A)風量低　読取失敗	中央制御室	8.3E-04
	蓄電池室給気ﾌｧﾝB(1VSF-30B)起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04
	蓄電池室給気ﾌｧﾝB(1VSF-31B)起動操作失敗	中央制御室	8.6E-04

⑥　炉心損傷頻度

(1) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

計算コードRisk Spectrumを用いて、階層ETと各起因事象のET及びETのヘディングごとのフォールトツリー（FT）を用いたFT結合法により炉心損傷頻度（CDF）を算出した。

(2) 炉心損傷頻度結果

ａ．評価結果及び事故シナリオの説明

作成した津波PRAモデルを用いてCDFを算出し、以下に評価結果を示す。

(a) 津波シナリオ区分ごとの評価結果

津波シナリオ区分ごとの評価結果を第1.2.2.d-4表に示す。全CDFは3.8E-08（／炉年）となり、津波高さが最も低い津波シナリオ区分１（津波高さ6.13m以上～13.3m未満）がその大半を占める。津波シナリオ区分ごとの評価結果及び事故シナリオの概要を以下に示す。

・津波シナリオ区分１（津波高さ6.13m以上～13.3m未満）

津波シナリオ区分１のCDFは3.8E-08（／炉年）である。

本シナリオ区分では、屋外に設置されている循環水ポンプ及び海水ポンプの水没により起因事象「過渡事象」及び「原子炉補機冷却機能喪失」が発生する。また、従属的に「主給水流量喪失」が発生する。

・津波シナリオ区分２（津波高さ13.3m以上～13.8m未満）

津波シナリオ区分２のCDFは4.9E-12（／炉年）である。

本シナリオ区分では、主変圧器等の外部電源が水没し、起因事象「外部電源喪失」も発生すると共に、中間建屋、原子炉補助建屋、ディーゼル建屋及び原子炉周辺建屋の開口部からの浸水が始まり、13.8m未満に設置されている機器がすべて水没する。そのため、ディーゼル発電機も水没し、全交流動力電源喪失に至る。

・津波シナリオ区分３（津波高さ13.8m以上）

津波シナリオ区分３のCDFは1.2E-11（／炉年）である。

本シナリオ区分では、メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の炉心損傷防止に

必要な複数の電気盤が水没し、信号系が機能喪失することでプラントの制御ができなくなり、直接炉心損傷に至る。

(b) 起因事象ごとの評価結果

起因事象ごとの評価結果を第1.2.2.d-5表に示す。今回の津波PRAでは起因事象を階層化して評価しており、6.13m以上の津波で発生する原子炉補機冷却機能喪失、13.3m以上の津波で発生する外部電源喪失、13.8m以上の津波で発生する直接炉心損傷に至る事象で代表しているため、主給水流量喪失、過渡事象によるCDFは定量化されない。

(3) 評価結果の分析

起因事象別のCDF寄与割合を示すパイチャートを第1.2.2.d-3図に示す。

海水ポンプはポンプモータ部の高さであるEL.6.13m以上の津波が発生した場合に没水により機能喪失し、「原子炉補機冷却機能喪失」により他の緩和設備の有無に関わらず炉心損傷へ至ることとなる。

この海水ポンプの機能を喪失する高さは、津波PRA対象機器の中で最も低く、津波発生時には最も早期に機能喪失する機器となることから、津波PRA評価においては「原子炉補機冷却機能喪失」が全体の約99.9%と、支配的となる。

なお、残りの0.1%については、EL.13.3m以上の津波の発生により主変圧器やディーゼル発電機等が没水し、「全交流動力電源喪失」に至る事故シーケンスや、EL.13.8m以上の津波の発生により、安全補機開閉器室等へ浸水し、複数の電気盤が機能喪失する事故シーケンスを考慮して「複数の信号系損傷」として整理しているものであるが、この時点で既に「原子炉補機冷却機能喪失」は発生しているため、津波から炉心損傷に至る要因は海水ポンプの機能喪失に起因するものといえる。

(4) 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析

a. 重要度解析

i. 解析内容

今回の津波PRAでは、評価開始時点の津波高さで海水ポンプが機能喪失し、緩和手段がなくなり条件付炉心損傷頻度（CCDP）が1.0となってしまい、重要度解析を実施しても有益な結果が得られないため、内部事象や地震PRAのように重要度評価は実施せず、津波シナリオ区分ごとのCDFに対して、重要な設備を整理した。

ii. 解析結果

第1.2.2.d-6表に津波シナリオ区分ごとのシナリオ重要度整理結果を示す。津波シナリオについて重要な設備は海水ポンプであり、その寄与割合（シナリオ重要度）は1.0になった。海水ポンプが津波により水没するということが、CDFにとっていかに支配的であり、この設備に対する対策が重要であるということが分かる。これは、海水ポンプが6.13mの津波で機能を喪失した時点で、その依存関係にある設備も従属的に機能喪失し、緩和手段がなくなるためである。

b．不確実さ解析

ⅰ．解析内容

不確実さ解析は、フラクタイルハザードを10本に縮約したデータを用いて、信頼度ごとの津波発生頻度を津波区分ごとに算出し、全CDF及び事故シーケンス別CDFの5%信頼度値（下限値)、中央値、平均値、及び95%信頼度値（上限値）を評価した。津波フラクタイルハザードを第1.2.2.d-4図に示す。

ⅱ．解析結果

今回の評価における不確実さ解析は、評価対象となる津波高さにおいて、不確実さ幅が最小となる津波シナリオ区分１であっても、エラーファクタ（EF）は87となった。その主要因は津波ハザードの影響である。なお、不確実さを考慮した平均値は、点推定値とほぼ同値である3.8E-08（／炉年）となった。津波シナリオ区分２及び３では、EFが非常に大きくなり、工学的に意味がないものとなっている。これは、津波発生頻度が0.0となる信頼度の範囲（min%～40%）が存在するため、津波ハザードの不確実さ幅が非常に大きくなっており、下限値が非保守的となっているためである（第1.2.2.d-5図)。

したがって、CDFの約99.9%を占める津波シナリオ区分１の不確実さ解析結果が、全CDFに対する不確実さ解析結果と見なす事ができる。

また、津波PRAの不確実さ幅は、内部事象レベル1PRA及び地震PRAに比べれば大きくなるが、津波ハザードの幅が支配的であるということからも、その影響は津波PRAで現れるすべての事故シーケンスに対して一様であり、事故シーケンスごとのCDFの相対関係は変わらないため、重要事故シーケンス選定の観点からは影響がないことがわかった。

c．感度解析

ⅰ．解析内容

最も支配的な事故シーケンス「原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA」に対して、重大事故対策（移動式大容量ポンプ車による通水等）が整備されているものとした場合の感度解析を実施した。

第1.2.2.d-6図に、重大事故対策を考慮した場合の当該事故シーケンスのシナリオの整理結果を示す。「移動式大容量ポンプ車による通水」及び「原子炉補機冷却機能喪失に対する主要な対策」の非信頼度は、必要とされる運転員操作の詳細さや移動式大容量ポンプ車のように機器故障率データが現状整備されていない機器があるなどの不確実さ要因があることを考慮し、0.1と仮定した。

ⅱ．解析結果

第1.2.2.d-7表及び第1.2.2.d-7図に、感度解析結果を示す。「原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA」のみに対策を考慮することにより、全CDFは約１桁低減する結果

となった。この結果は、重要度整理の結果と同様に、津波の重要事故シーケンスとしては「原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA」が非常に支配的であり、様々な事故シーケンスが現れる他事象と違い、「原子炉補機冷却機能喪失」の事故シーケンスグループに対する対策を取ることができれば、全CDFに対してかなりの低減効果があるということを示している。

(5) まとめ

重大事故対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループ等の選定に資するために、川内１号炉及び２号炉の津波レベル1PRAを実施した。炉心損傷頻度の平均値は3.8E-08（／炉年）となり、不確実さ解析の結果得られたエラーファクタ（EF）は87であった。津波シナリオとしては、海水ポンプが津波で機能喪失することにより「原子炉補機冷却機能喪失」が発生し、RCPシールLOCAが従属的に発生して炉心損傷に至るシナリオが支配的となった。

また、津波シナリオ区分ごとのCDFに対して重要な設備を整理した。さらに、最も支配的な事故シーケンスに対する対策が整備されているものとした場合の感度解析を実施した。これらの結果、津波シナリオについて重要な設備は海水ポンプであり、海水ポンプ機能喪失により発生する原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCAへの対策を取ることで、全CDFに対してかなりの低減効果があることを確認した。

第1.2.2.a-1表　評価に必要な情報及び主な情報源

	PRA評価作業		情　　報	主な情報源
1	プラントの設計・運転の把握		PRA実施にあたり必要とされる設計、運転管理に関する情報	・内部事象出力時レベル1PRA 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、海水ポンプウェル全体図、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
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	・文献調査結果 ・地質調査結果
3	建屋・機器フラジリティ評価		プラント固有の建屋・機器の耐力評価ならびに応答評価に関する情報	・上記１の情報源
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	・安全系など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 ・既往のPRA情報
		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1.2.2.a-2表　津波プラントウォークダウン結果

チェック項目 / 機器名称	①影響を受ける可能性のある機器の確認						②津波伝ば経路の確認	③建屋開口部の確認	総合評価（PRA、フラジリティ等の観点）
	①－１　影響を受ける可能性のある機器の確認（屋内設置の機器）		①－２　影響を受ける可能性のある機器の確認（屋外設置の機器）						
	１．対象機器の図面（配置図等）と外見上相違点はないか	２．対象機器の設置室に浸水口があるか	１．図面（配置図・構造図等）と外見上の相違はないか」	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）はないか（ボルトの場合は締め付けについても確認）	３．対象機器周辺の配管に外見上の異常（腐食・亀裂等）はないか	４．対象機器周辺に、間接的な影響を及ぼす対象物がないか	１．対象機器の設置区画への津波伝ば経路があるか	１．対象建屋開口部の図面（配置図等）と相違点はないか	
ディーゼル発電機	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	N／A	問題箇所見当たらず
燃料油移送ポンプ	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	N／A	問題箇所見当たらず
原子炉補機冷却水ポンプ	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	N／A	問題箇所見当たらず
電動補助給水ポンプ	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	N／A	問題箇所見当たらず
タービン動補助給水ポンプ	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	N／A	問題箇所見当たらず
制御用空気圧縮機	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	N／A	問題箇所見当たらず
メタルクラッド開閉装置	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	N／A	問題箇所見当たらず
パワーセンタ	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	N／A	問題箇所見当たらず
空調用冷凍機	Y	Y	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	N／A	問題箇所見当たらず
主変圧器	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	問題箇所見当たらず
海水ポンプ	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	問題箇所見当たらず
機器搬入口室 ⇔ 屋外 境界扉（扉①）	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	問題箇所見当たらず
使用済燃料輸送トラックアクセスエリア ⇔ 屋外　境界扉（扉②）	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	問題箇所見当たらず
海水管ユリア開口部分	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	問題箇所見当たらず
通路 ⇔ ﾀｰﾋﾞﾝ建屋 境界扉（扉③）	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	問題箇所見当たらず
制御用空気圧縮機室排気ダクト	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	問題箇所見当たらず
安全補機開閉器室 ⇔ ﾀｰﾋﾞﾝ建屋 境界扉（扉④）	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	問題箇所見当たらず
D階段室 ⇔ ﾀｰﾋﾞﾝ建屋 境界扉（扉⑤）	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	問題箇所見当たらず
通路 ⇔ ﾀｰﾋﾞﾝ建屋 境界扉（扉⑥）	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	問題箇所見当たらず
ﾀｰﾋﾞﾝ動補助給水ﾎﾟﾝﾌﾟ室給気ｶﾞﾗﾘ室 ⇔ 屋外　境界扉（扉⑦）	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	問題箇所見当たらず

Y：YES、N：NO、U：調査不可、N／A：対象外

第1.2.2.a-3表　考慮すべき津波による損傷・機能喪失要因及び対象SSCの種類（1/2）

考慮すべき津波による 損傷・機能喪失要因	左記要因の対象となるSSCの種類（主要なSSC）
被水・没水	電気設備（ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等） 電動機器（ポンプ、電動弁） タービン駆動ポンプ
津波波力	建物・構築物（海水取水口も含む） 防潮堤・防波堤※1 電気設備（ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等） 電動機器（ポンプ、電動弁等） タービン駆動ポンプ 静的機器（配管、タンク等） 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） 水密扉*2
流体力	建物・構築物（海水取水口も含む） 防潮堤・防波堤※1 電気設備（ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等） 電動機器（ポンプ、電動弁等） タービン駆動ポンプ 静的機器（配管、タンク等） 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） 水密扉※2
浮力	建物・構築物（海水取水口も含む） 静的機器（空気を保有するタンク等）
引き津波による水位低下	海水を水源とするポンプ

※1：本評価では、防潮堤・防波堤はないものとして評価
※2：本評価では、水密扉はないものとして評価

第1.2.2.a-3表　考慮すべき津波による損傷・機能喪失要因及び対象SSCの種類（2/2）

考慮すべき津波による 損傷・機能喪失要因	左記要因の対象となるSSCの種類（主要なSSC）
漂流物衝撃力	建物・構築物（海水取水口も含む） 電気設備（ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等） 電動機器（ポンプ、電動弁等） タービン駆動ポンプ 静的機器（配管、タンク等） 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） 水密扉※1
海底砂移動	建物・構築物（海水取水口も含む）
洗掘	建物・構築物（海水取水口も含む） 防潮堤・防波堤※2

※1：本評価では、水密扉はないものとして評価
※2：本評価では、防潮堤・防波堤はないものとして評価

第1.2.2.a-4表　津波による損傷・機能喪失要因と対象設備

対象となる設備・機器		設置場所	津波による損傷・機能喪失要因	「事故シナリオの概括的な分析・設定」におけるフラジリティ評価対象選定結果 ※津波PRA学会標準では6.1項～6.2項	「建屋・機器フラジリティ評価」における検討結果 ※津波PRA学会標準では8章	本評価における評価対象
動的・電気的なSSC	ポンプ、電動弁、電気盤等	屋内 屋外	被水・没水	フラジリティ評価対象	機器の損傷高さに水位が達した時点で、確率1.0で損傷するステップ状の関数でフラジリティとする。	○
			波力	フラジリティ評価対象	機器の損傷高さに水位が達した時点で機能喪失すると仮定しているため、それ以上の津波高さでしか発生しないこれらの損傷・機能喪失要因は、被水・没水の評価で包含できる。	－
			流体力	フラジリティ評価対象		－
			浮力	フラジリティ評価対象		－
			漂流物衝撃力	フラジリティ評価対象		－
	海水ポンプ、循環水ポンプ等海水を水源とする設備	屋外	海底砂移動及び洗掘	フラジリティ評価対象外 （諸元が特定できず、評価が現時点では困難であると判断されるため、津波PRA学会標準6.2項の記載に準じて対象外とする。）	左記で既にスクリーニング済。	－
			引き津波による水位低下	フラジリティ評価対象外 （今回の目的のためには必須ではないと判断し、対象外とする。）	左記で既にスクリーニング済。	－
静的なSSC	配管、タンク等	屋内 屋外	波力	フラジリティ評価対象	対象となるSSCが他の構築物等に囲まれていることなどにより、津波が直接衝突する位置にないことをウォークダウンや図面等により確認しているため、評価対象外とする。	－
			流体力	フラジリティ評価対象	原子力プラント内のSSCの耐震性の観点（基礎との設置、ボルトの固定）から、影響はないものと想定できるため、損傷・機能喪失要因の評価対象外とする。	－
			浮力	フラジリティ評価対象		－
			漂流物衝撃力	フラジリティ評価対象	波力に関する検討に包絡できるため、評価対象外とする。 （補足：漂流物が対象SSCまで到達する確率、対象SSCの評価対象部位に衝突する確率、及び衝突による損傷確率（フラジリティ）を考慮すると、漂流物がCDFに与える影響は、被水・没水による影響に比べて非常に小さいものと予想される。）	－
	各建屋	屋外	波力 流体力 浮力 漂流物衝撃力	フラジリティ評価対象	PRAで対象となるのは耐震Sクラスの非常に強固な建屋であり、これらのモードにおいて損傷に至ることは考えにくい。 具体的に記載すると、川内１号炉においては波高が13.8mに達した時点で開口部からの浸水によりSBOシナリオが発生する。ここで、GL.が13.0mであるため、建屋に衝突する水位は1m足らずであり、このような津波により耐震Sクラスの建屋が損傷に至ることは考えられない。したがって、建屋そのものに対する津波の影響は、今回の評価結果に影響を与えるものではないと言えるため、対象外とした。 （仮に損傷に至ったとしても建屋が全面的に崩壊するとは考えにくく、浸水による建屋内機器の損傷で包絡されると考えられる。）	－

第1.2.2.a-5表　津波により発生する起因事象の選定（1/2）

起因事象	評価対象 ○：対象 ×：対象外	検　　討　　内　　容
大破断LOCA	×	LOCA事象は、原子炉格納容器内の１次系圧力バウンダリの破損により発生する。原子炉格納容器内への海水の流入は起こらないことと、プラント内部であるため津波波力の影響を受けないことより配管破断は起こりえない。したがって、本事象は対象外となる。
中破断LOCA	×	同上
小破断LOCA	×	制御回路の誤動作により加圧器逃がし弁が誤開して、再閉止できない場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させるRTG主盤用端子盤等が水没する高さ（15.0m）の津波が発生した時には、既に直接炉心損傷に至っている。したがって、直接炉心損傷に至る事象に包絡可能なため対象外とする。
極小LOCA	×	原子炉格納容器内への海水の流入は起こりえないこと、及びプラント内部であるため津波波力の影響を直接的に受けないことから、配管破断は起こりえないため対象外とした。
インターフェイスシステムLOCA	×	制御回路の誤動作により余熱除去隔離弁が誤開した場合に発生が考えられるが、誤動作を誘発させる原子炉コントロールセンタ等が水没する高さ（13.8m）の津波が発生した時には、既に直接炉心損傷に至っている。したがって、直接炉心損傷に至る事象に包絡可能なため対象外とする。
主給水流量喪失	○	タービン建屋が浸水し、主給水ポンプ、復水ポンプあるいは常用系の電源設備等が損傷した場合に主給水系が機能喪失する。
外部電源喪失	○	変圧器等の外部電源設備は屋外に設置されており、津波による浸水で当該設備が損傷した場合には外部電源喪失となる。
２次冷却系の破断	×	２次冷却系の破断は、主給水管や主蒸気管はプラント内部にあるため津波波力の影響を直接的に受けないことから、配管破断は起こりえない。また、制御回路の誤動作により主蒸気逃がし弁が誤開して、再閉止できない場合に発生が考えられるが、主蒸気逃がし弁が水没する高さ（13.3m）以上でのみ、当該電気盤が水没するという関係にあるので、対象外とした。

第1.2.2.a-5表　津波により発生する起因事象の選定（2/2）

起因事象	評価対象 ○：対象 ×：対象外	検　　討　　内　　容
SGTR	×	浸水の影響で蒸気発生器の伝熱管が破損することは考えられないため、本事象は対象外とする。
原子炉補機冷却機能喪失	○	海水ポンプや原子炉補機冷却水ポンプ等が損傷した場合に、原子炉補機冷却機能喪失事象となる。
過渡事象	○	循環水ポンプや復水器真空ポンプ等が損傷した場合に、過渡事象となる。
手動停止※1	×	大津波警報等により運転員が手動停止することも考えられるが、津波によるプラントへの影響がない場合には内部事象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、その影響ごとに起因事象に分類可能なため、対象外とする。
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が、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内部事象、地震のイベントツリーで代表されることから、津波においては対象外とする。
DC母線１系列喪失	×	直流電源に関連する電気盤は、両トレンとも同じ高さに設置されており、津波の影響でDC母線１系列のみ喪失することはないため、対象外とした。
直接炉心損傷に至る事象	○	津波により建屋全体が浸水して、重要な設備・機器が複数損傷して直接炉心損傷に至る事象である。代表プラントでは制御・保護機能で重要な電気盤の損傷や中央制御室の水没により直接炉心損傷となる。

※１：津波PRA学会標準附属書Nに、

“津波PRAで対象とするような津波来襲時には，以下の理由によって、原子炉が停止している可能性が高いものと考えられる。

・近地津波の場合、津波発生の起因となる地震動を原子炉施設が感知し、自動停止する可能性がある。

・原子炉施設に対して影響が発生する高さ以上の津波警報が発せられた場合、津波到達までに原子炉を手動停止する可能性がある。”

という記載がある。本津波PRA評価では、この記載に則り、検討した結果を上表にまとめた。

第1.2.2.a-6表　重要事故シーケンス評価用の津波シナリオ区分

津波シナリオ区分 （津波高さ）	津波シナリオの概要	津波によって損傷する主要な機器	起因事象※1
1 （6.13m以上～13.3m未満）	・13.3m未満に設置されている屋外機器が水没。 ・海水ポンプの水没によって、補機冷却機能が喪失することから、RCPシールLOCAが発生する。	海水ポンプ 循環水ポンプ	原子炉補機冷却機能喪失 過渡事象
2 （13.3m以上～13.8m未満）	・シナリオ区分１までの高さの津波で水没した屋外機器に加え、原子炉補助建屋、ディーゼル建屋等の開口部(13.3m)から浸水が始まる。 ・本シナリオ区分では13.8m未満に設置されているすべての機器が水没する。 ・タービン建屋も浸水し、復水ポンプ、主給水ポンプ等が水没して主給水流量喪失となる。 ・主変圧器だけでなく、ディーゼル発電機も水没するため、外部電源設備が水没した時点で全交流動力電源喪失となる。	復水ポンプ 主変圧器 制御用空気圧縮機 格納容器スプレイポンプ 余熱除去ポンプ 充てん／高圧注入ポンプ タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ ディーゼル発電機 等	原子炉補機冷却機能喪失 過渡事象 主給水流量喪失 外部電源喪失
3 （13.8m以上）	・シナリオ区分２までの高さの津波で水没した機器に加え、13.8m以上に設置されている機器が水没。 ・高さ13.8mの津波により、メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の電気盤が複数水没することにより、直接炉心損傷に至る。	メタルクラッド開閉装置 パワーセンタ 中央制御室空調ファン 安全補機開閉器室空調ファン 等	原子炉補機冷却機能喪失 過渡事象 主給水流量喪失 外部電源喪失 直接炉心損傷に至る事象

※　下線の起因事象は、当該津波シナリオで新たに発生する起因事象である。

第1.2.2.a-7表　機器リスト（抜粋）

起因事象／緩和機能	設備	設置場所	設置高さ	浸水口高さ	機器損傷高さ
原子炉補機冷却機能喪失（起因事象） 原子炉補機冷却水系（緩和機能）	原子炉補機冷却水ポンプ	I/B	EL. 5.0m	EL. 13.3m	EL. 13.3m
	原子炉補機冷却水ポンプ現場盤	I/B	EL. 5.0m	EL. 13.3m	EL. 13.3m
	⋮				
原子炉補機冷却機能喪失（起因事象） 海水系（緩和機能）	海水ポンプ	屋外	EL. 6.13m (ﾎﾟﾝﾌﾟﾓｰﾀ下端)	EL. 4.5m	EL. 6.13m
非常用所内交流電源（緩和機能）	ディーゼル発電機	D/G	EL. 13.3m	EL. 13.3m	EL. 13.3m
	燃料油移送ポンプ	D/G	EL. 9.3m	EL. 13.3m	EL. 13.3m
	D/G出力電圧指示計	C/B	EL. 20.3m	EL. 13.3m	EL. 20.3m
	⋮				
直接炉心損傷に至る事象（起因事象）	RTG主盤用端子盤	C/B	EL. 15.0m	EL. 13.3m	EL. 15.0m
	原子炉盤	C/B	EL. 20.3m	EL. 13.3m	EL. 20.3m
	安全保護系シーケンスキャビネット	C/B	EL. 20.3m	EL. 13.3m	EL. 20.3m
	⋮				

第1.2.2.d-1表　津波シナリオ区分ごとの津波発生頻度及び炉心損傷頻度

津波シナリオ区分番号	津波高さ	津波発生頻度(/年)	炉心損傷頻度(/炉年)	寄与割合(%)
1	6.13m以上～13.3m未満	3.8E-08	3.8E-08	99.9
2	13.3m以上～13.8m未満	4.9E-12	4.9E-12	0.1未満
3	13.8m以上	1.2E-11	1.2E-11	0.1未満
全炉心損傷頻度			3.8E-08	100

第1.2.2.d-2表　成功基準

機能	原子炉トリップ	補助給水			非常用所内電源	加圧器逃がし弁/安全弁LOCAなし	RCPシールLOCAなし
	制御棒挿入	ポンプ	SGへの給水	主蒸気安全弁による蒸気放出	ディーゼル発電機	弁再閉止、隔離弁動作	RCPシール健全
原子炉補機冷却機能喪失	○	1/3	2/3	2弁/1SG	－	○	○
外部電源喪失	○	1/3	2/3	2弁/1SG	1/2	－	－
主給水流量喪失	○	1/3	2/3	2弁/1SG	－	－	－
過渡事象	○	1/3	2/3	2弁/1SG	－	－	－

第1.2.2.d-3表　フロントライン系とサポート系の依存性

フロントライン系＼サポート系	電源系	信号系	制御用空気系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系
補助給水系／主蒸気圧力制御系	○	○			○	

サポート系（影響を受ける側）＼サポート系（影響を与える側）	電源系	信号系	制御用空気系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系
電源系		○		○	○	
信号系	○					
制御用空気系	○	○		○		○
換気空調系	○	○	○		○	
原子炉補機冷却海水系	○	○				
原子炉補機冷却水系	○	○			○	

第1.2.2.d-4表　津波シナリオ区分ごとの評価結果と主要なミニマルカットセット

津波シナリオ区分	津波高さ	事故シーケンス		CDF（／炉年）	主要なミニマルカットセット	CDF（／炉年）	寄与割合
1	6.13m以上～13.3m未満	原子炉補機冷却機能喪失	RCPシールLOCA	3.8E-08	RCPシールLOCA発生	3.8E-08	100%
			加圧器逃がし弁／安全弁LOCA	1.7E-10	加圧器安全弁055(056,057)再閉止失敗	1.7E-10	100%
			補助給水失敗	4.2E-12	復水タンク閉塞	4.7E-13	11.1%
					原子炉保護系計器ラックのアプリケーションソフト共通原因故障による補助給水ポンプ起動失敗	3.8E-13	9.0%
2	13.3m以上～13.8m未満	外部電源喪失	非常用所内交流電源喪失	4.9E-12	津波による全交流動力電源喪失	4.9E-12	100%
3	13.8m以上		非常用所内交流電源喪失（複数の信号系損傷）	1.2E-11	津波による複数の信号系損傷	1.2E-11	100%

第1.2.2.d-5表　起因事象別CDF 結果

起因事象	事故シーケンス	シーケンス別 CDF（／炉年）	起因事象別 CDF（／炉年）
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA	3.8E-08	3.8E-08
	原子炉補機冷却機能喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA	1.7E-10	
	原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗	4.2E-12	
外部電源喪失	外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失	4.9E-12	4.9E-12
	外部電源喪失＋補助給水失敗	—※1	
直接炉心損傷に至る事象	複数の信号系損傷	1.2E-11	1.2E-11
主給水流量喪失	主給水流量喪失＋補助給水失敗	—※2	
過渡事象	過渡事象＋補助給水失敗	—※2	

※1：全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスで代表して評価
※2：原子炉補機冷却機能喪失で代表して評価

第1.2.2.d-6表　重要度整理結果（1/2）

津波シナリオ区分	津波高さ	津波によって損傷する主要な機器	起因事象※	津波シナリオの概要	津波発生頻度(/年)	炉心損傷頻度(/炉年)	寄与割合(%)	シナリオ重要度
1	6.13m以上 ～ 13.3m未満	海水ポンプ 循環水ポンプ	原子炉補機冷却機能喪失 過渡事象	・13.3m未満に設置されている屋外機器が水没。 ・海水ポンプの水没によって、補機冷却機能が喪失することから、RCPシールLOCAが発生する。	3.8E-08	3.8E-08	99.9	海水ポンプ：約1.0
2	13.3m以上 ～ 13.8m未満	復水ポンプ 主変圧器 所内変圧器 予備変圧器 起動変圧器 開閉所 等	原子炉補機冷却機能喪失 過渡事象 主給水流量喪失 外部電源喪失	・シナリオ区分1までの高さの津波で水没した屋外機器に加え、原子炉補助建屋、ディーゼル建屋等の開口部(13.3m)から浸水が始まる。 ・本シナリオ区分では13.8m未満に設置されているすべての機器が水没する。 ・タービン建屋も浸水し、復水ポンプ、主給水ポンプ等が水没して主給水流量喪失となる。 ・主変圧器だけでなく、ディーゼル発電機も水没するため、全交流動力電源喪失となる。	4.9E-12	4.9E-12	<0.1	主変圧器、所内変圧器、予備変圧器、起動変圧器、開閉所：0.1未満

※　下線の起因事象は当該津波シナリオで新たに発生する起因事象である。

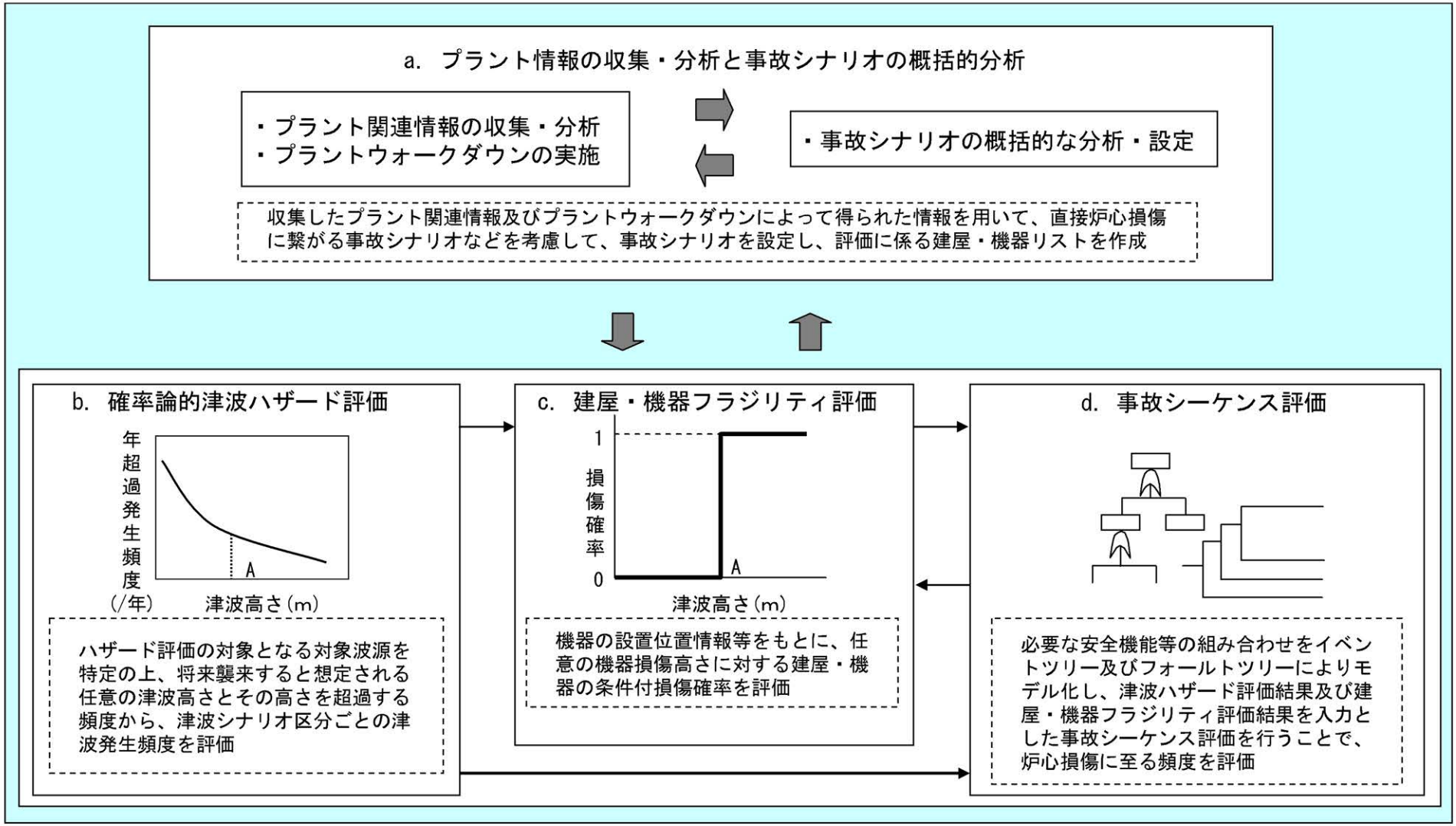
第1.2.2.d-6表　重要度整理結果（2/2）

津波 シナリオ 区分	津波高さ	津波によって損傷する 主要な機器	起因事象※	津波シナリオの概要	津波 発生頻度 (/年)	炉心 損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)	シナリオ重要度
3	13.8m以上	メタルクラッド開閉装置 パワーセンタ 直流コントロールセンタ 原子炉コントロールセンタ 動力変圧器 等	原子炉補機冷却機能喪失 過渡事象 主給水流量喪失 外部電源喪失 直接炉心損傷に至る事象	・シナリオ区分2までの高さの津波で水没した機器に加え、13.8m以上に設置されている機器が水没する。 ・高さ13.8mの津波により、メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の電気盤が複数水没することにより、直接炉心損傷に至る。	1.2E-11	1.2E-11	<0.1	直流コントロールセンタ、原子炉コントロールセンタ、パワーセンタ、動力変圧器、メタルクラッド開閉装置：0.1未満

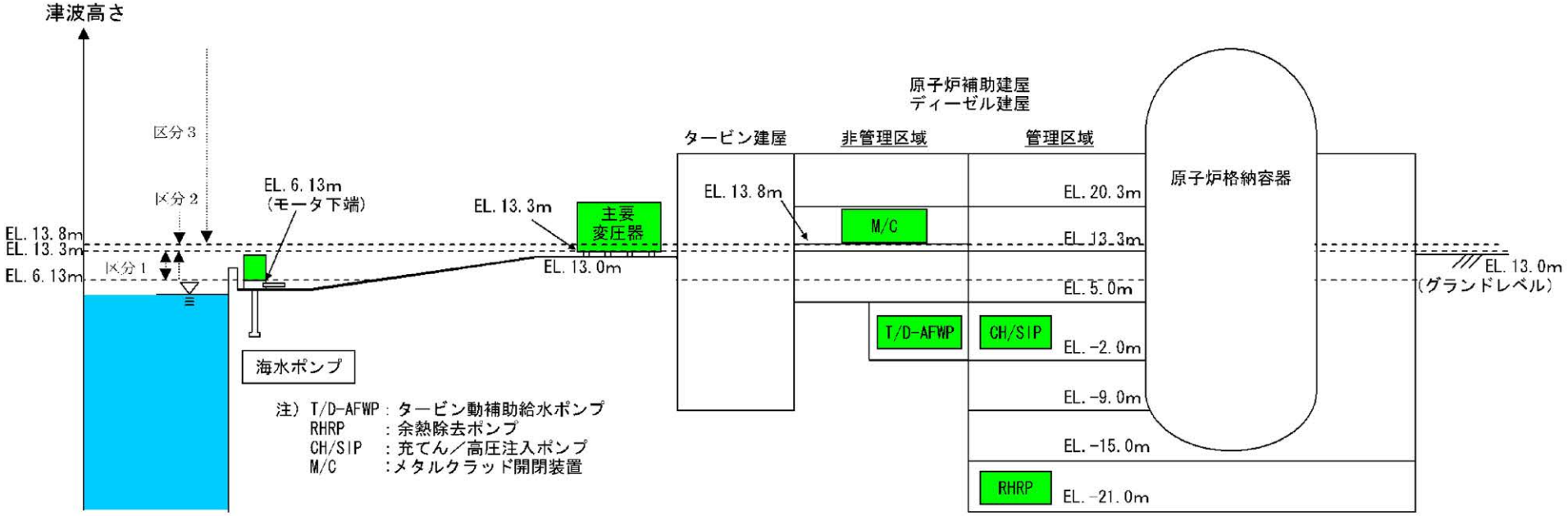
※　下線の起因事象は当該津波シナリオで新たに発生する起因事象である。

第1.2.2.d-7表　感度解析結果

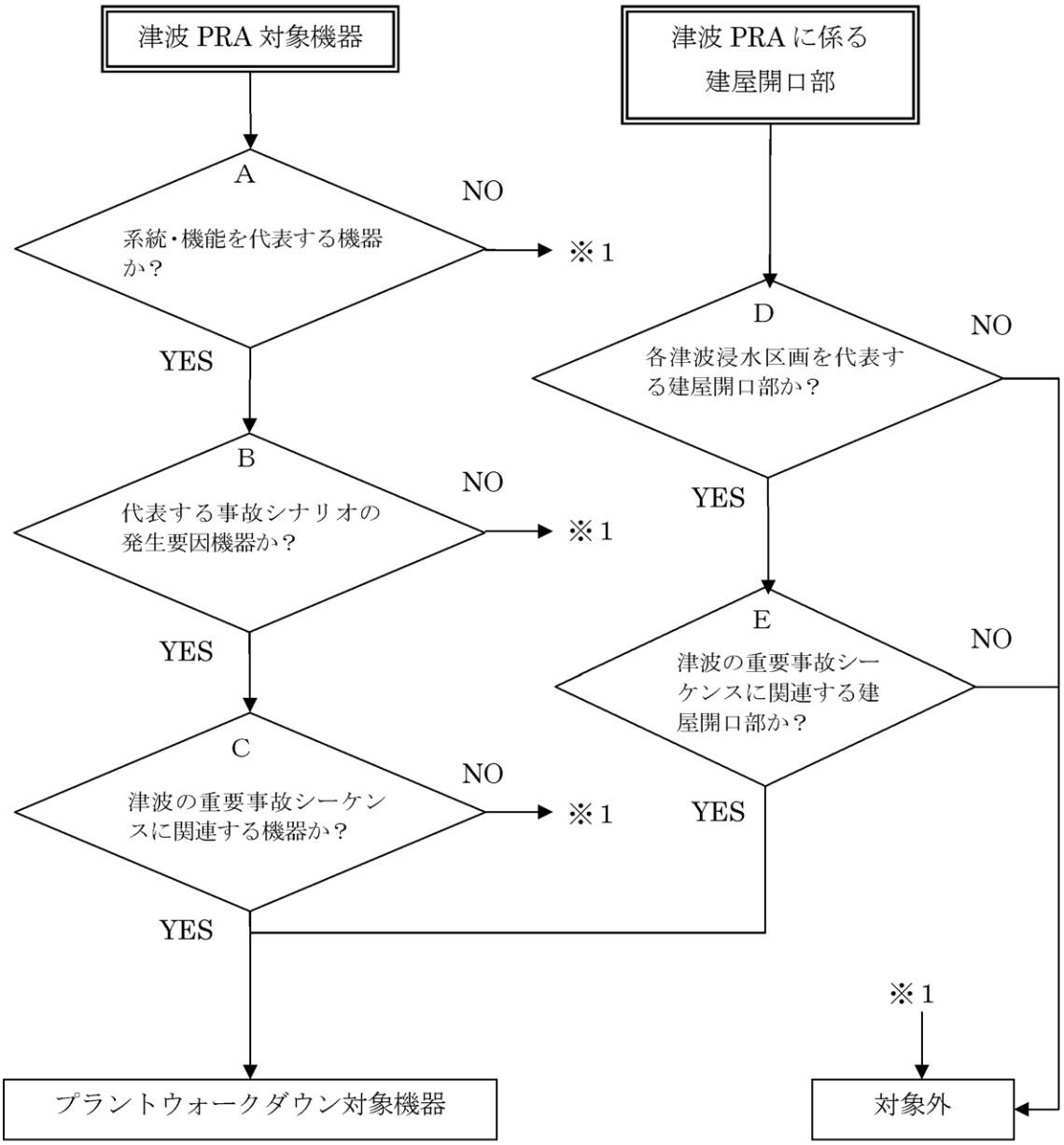
起因事象	事故シーケンス	ベースケース（／炉年）		感度解析（／炉年）	
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA	3.8E-08	3.8E-08	4.4E-09	4.6E-09
	原子炉補機冷却機能喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA	1.7E-10		1.7E-10	
	原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗	4.2E-12		4.2E-12	
外部電源喪失	外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失	4.9E-12		4.9E-12	
直接炉心損傷に至る事象	複数の信号系損傷	1.2E-11		1.2E-11	
合　計		3.8E-08		4.6E-09	



第1.2.2-1図　津波レベル１PRAの評価フロー



第1.2.2.a-1図　プラント概要



第1.2.2.a-2図　プラントウォークダウンの調査対象機器の選定フロー

津波Ｎｏ．１１

川内原子力発電所１号機　プラントウォークダウンチェックシート（津波）

対象機器　：~~屋内設置の機器、　屋外設置の機器、　建屋開口部~~
機器名称　：海水ポンプ
機器ＩＤ　：1SWP1A
建屋　：屋外
床ＥＬ　：EL.6.13m
津波伝播経路　：

［チェック対象項目］

① 影響を受ける可能性のある機器の確認 ☑
② 津波伝播経路の確認 ☐
③ 建屋開口部の確認 ☐

備考
・特記事項なし

実施日：Ｈ２５年　８月１９日
実施者：[redacted]

第1.2.2.a-3図　プラントウォークダウンチェックシート（1/2）

津波Ｎｏ．１１

機器ＩＤ：1SWP1A

①-1　影響を受ける可能性のある機器の確認（屋内設置の機器）

	Y	N	U	N／A
１．対象機器の図面（配置図等）と相違点は無いか	☐	☐	☐	☑
２．対象機器の設置室に浸水口があるか（扉、連絡路、その他＿＿＿＿）	☐	☐	☐	☑

①-2　影響を受ける可能性のある機器の確認（屋外設置の機器）

	Y	N	U	N／A
１．対象機器の図面（配置図・構造図等）と相違点は無いか	☑	☐	☐	☐
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）は無いか（ボルトの場合は締め付けについても確認）	☑	☐	☐	☐
３．対象機器周辺の配管に外見上の異常（腐食・亀裂等）は無いか	☑	☐	☐	☐
４．対象機器周辺に、間接的な影響を及ぼす対象物が無いか	☑	☐	☐	☐

②　津波伝播経路の確認（屋内設置の機器）

	Y	N	U	N／A
１．対象機器の設置区画への津波伝播経路があるか（階段、床ドレン、床開口、その他＿＿＿＿）	☐	☐	☐	☑

③　建屋開口部の確認（建屋開口部）

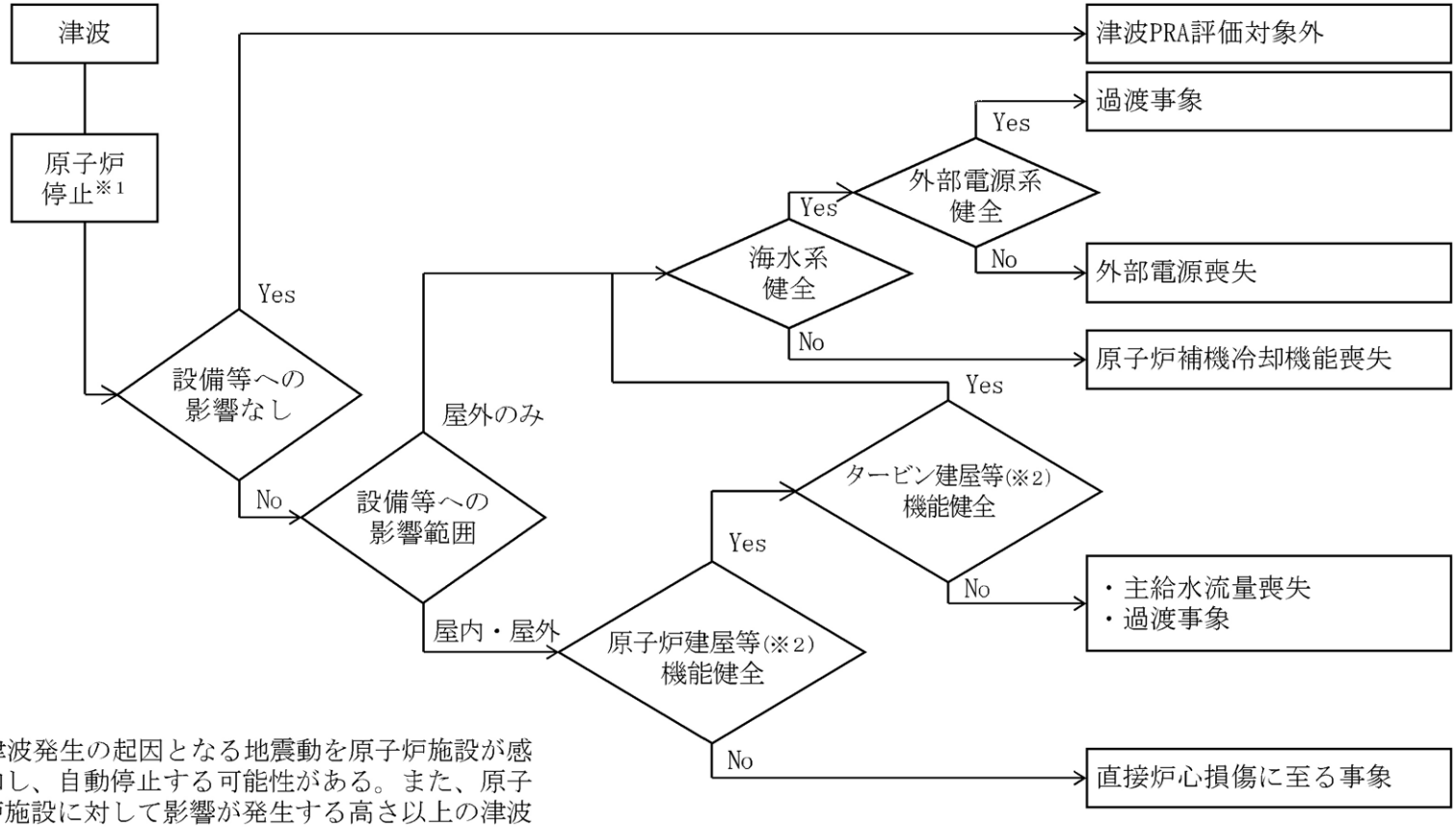
	Y	N	U	N／A
１．対象建屋開口部の図面（配置図等）と相違点は無いか	☐	☐	☐	☑

（記号の説明）　Y：YES,　N：NO,　U：調査不可,　N／A：対象外

第1.2.2.a-3図　プラントウォークダウンチェックシート（2/2）



第1.2.2.a-4図　現場機器（海水ポンプ）

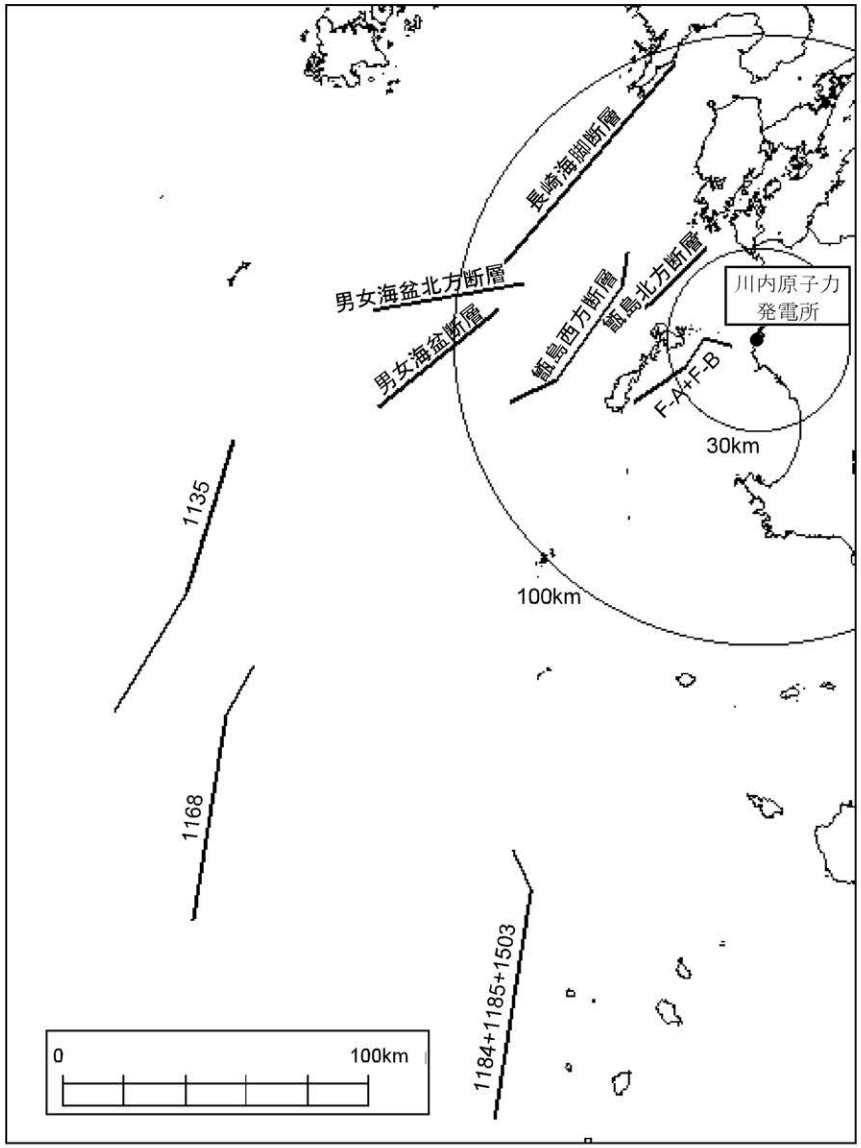


※１：津波発生の起因となる地震動を原子炉施設が感知し、自動停止する可能性がある。また、原子炉施設に対して影響が発生する高さ以上の津波警報が発せられた場合、津波到達までに原子炉を手動停止する可能性がある。

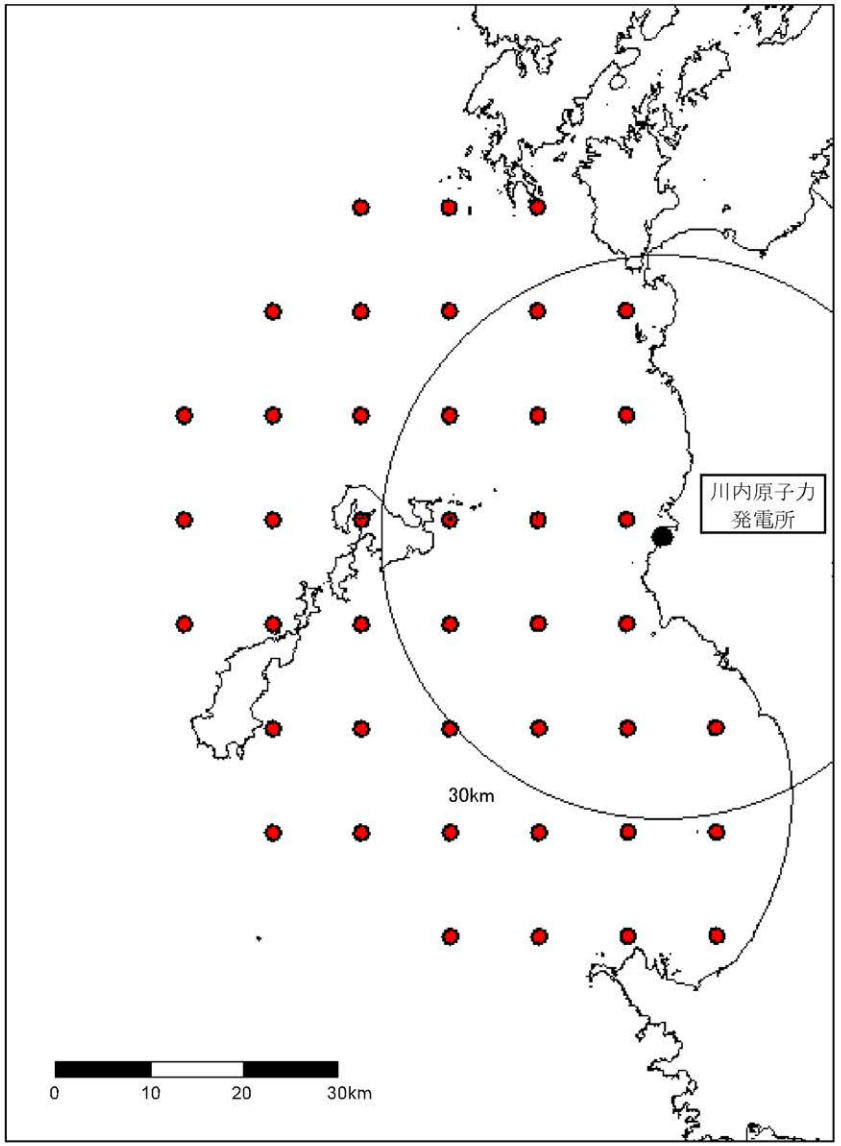
※２：各建屋内に設置されている各機器も含む。

注）起因事象は、津波の影響範囲により、単独もしくはそれらの組合せで発生する。

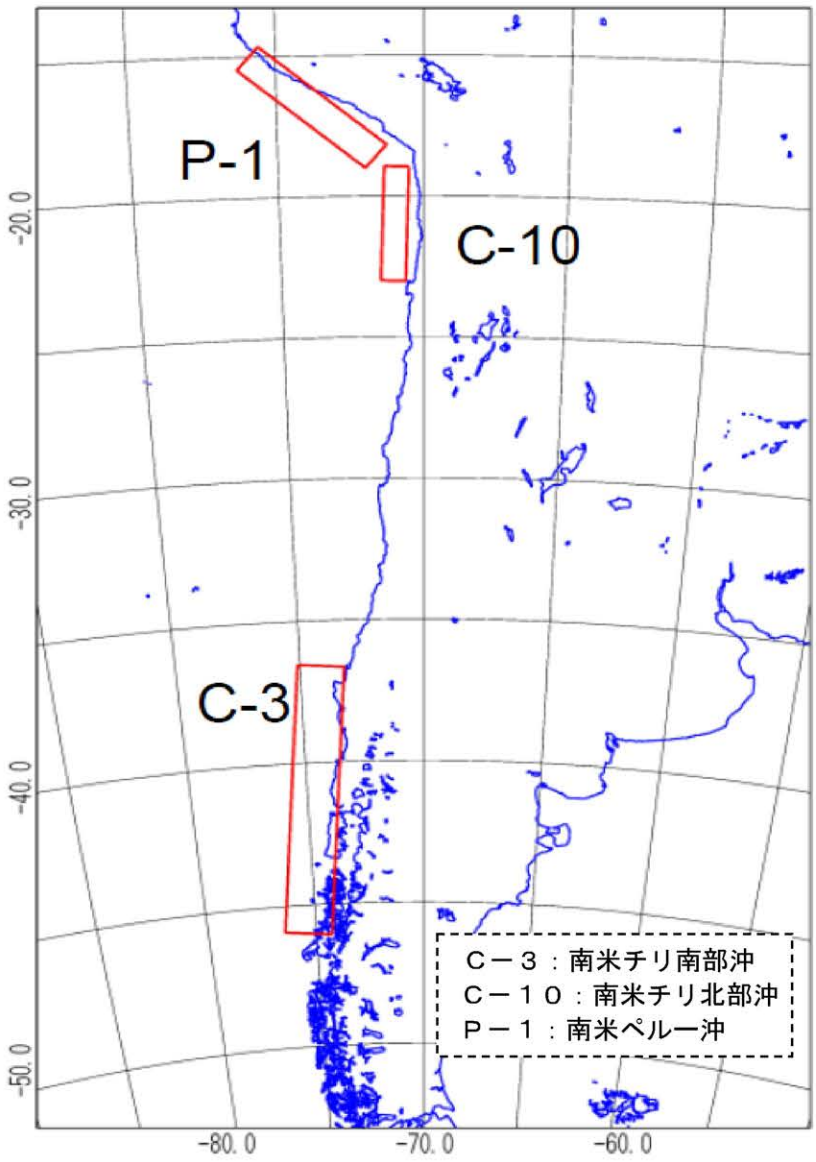
第1.2.2.a-5図　起因事象の抽出フロー



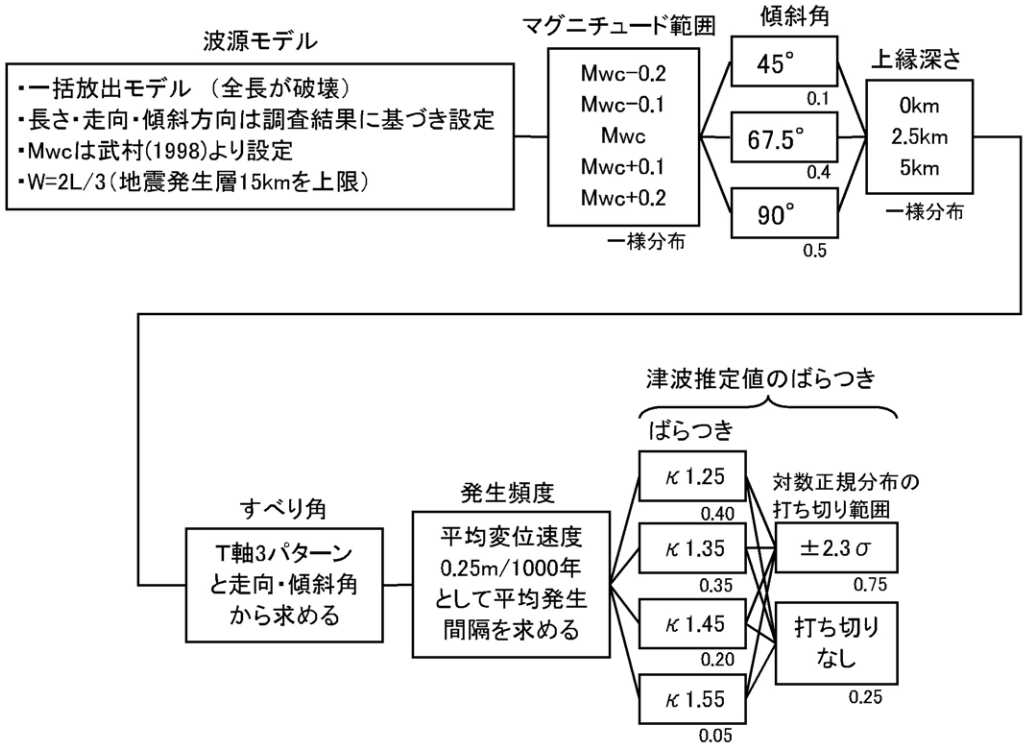
第1.2.2.b-1図　海域の活断層の対象波源



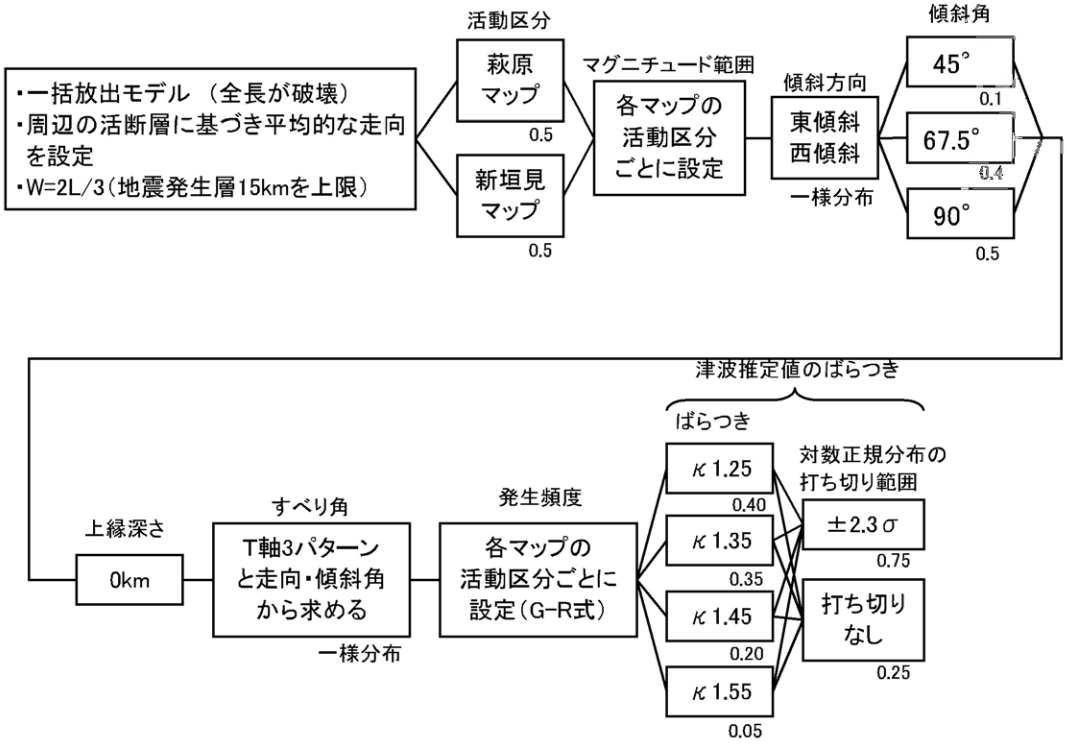
第1.2.2.b-2図　背景的領域の対象波源



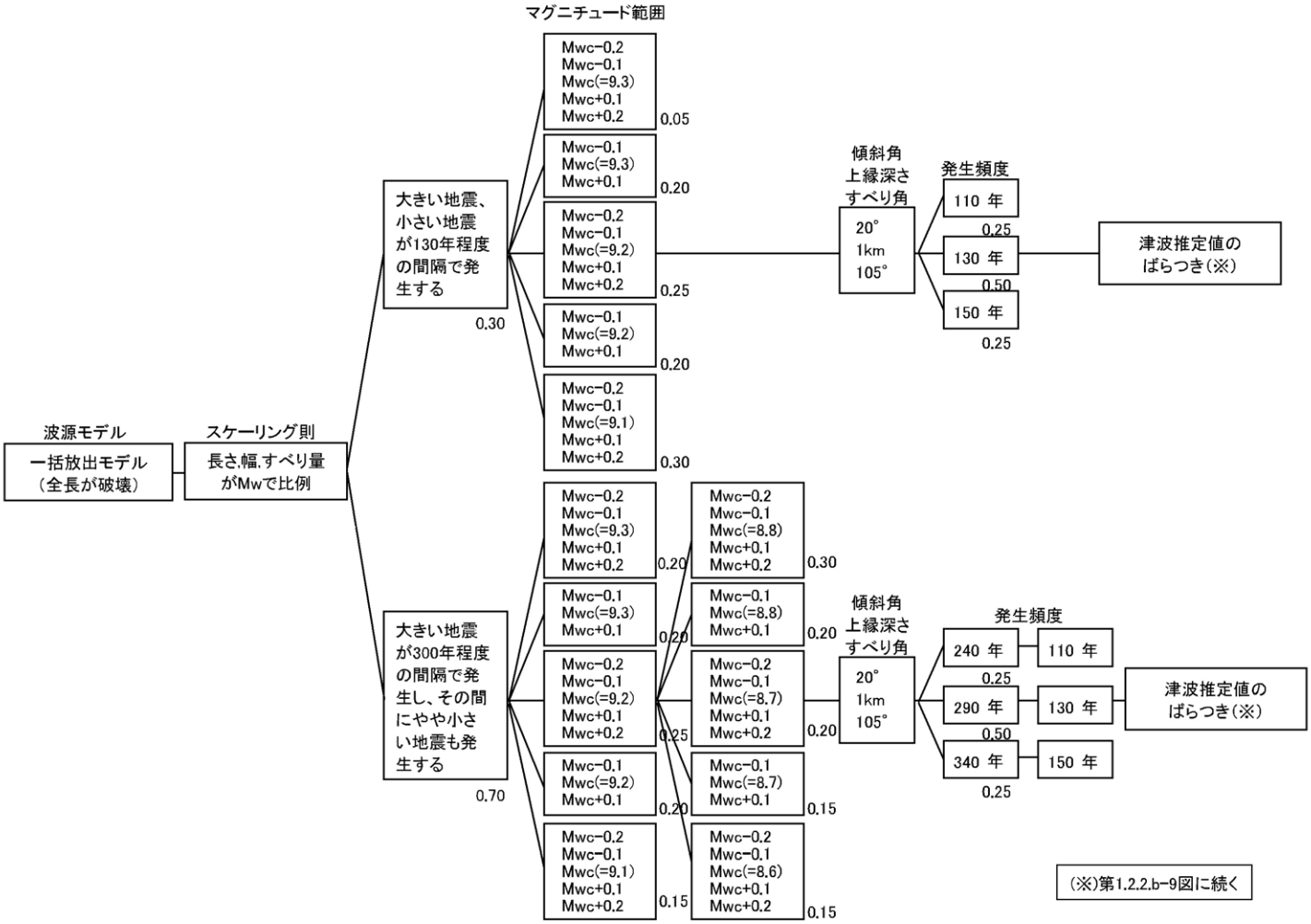
第1.2.2.b-3図　遠地（南米沖）の地震の対象波源



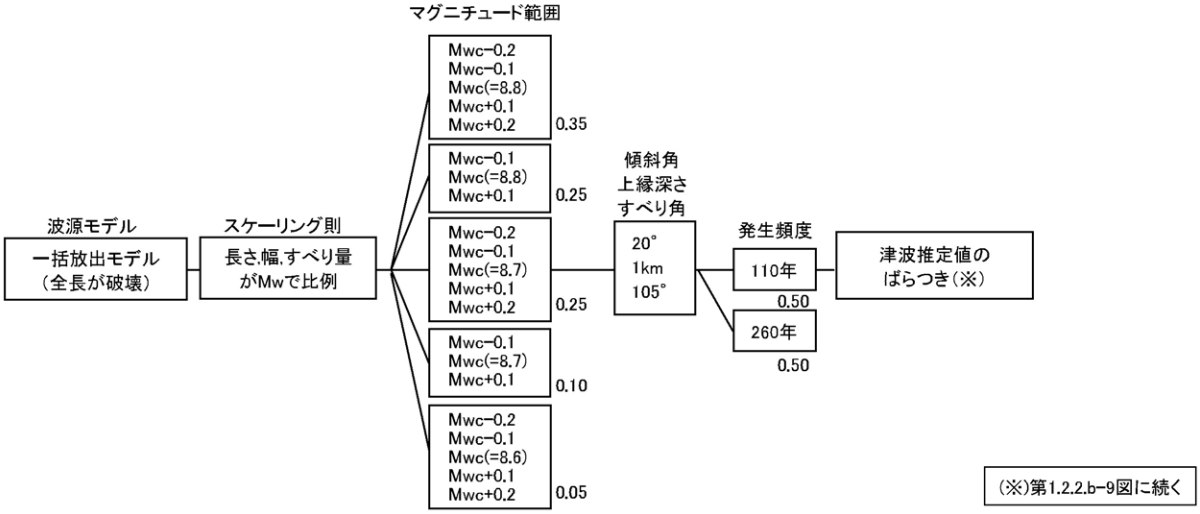
第1.2.2.b-4図　海域の活断層の地震を波源とするロジックツリー



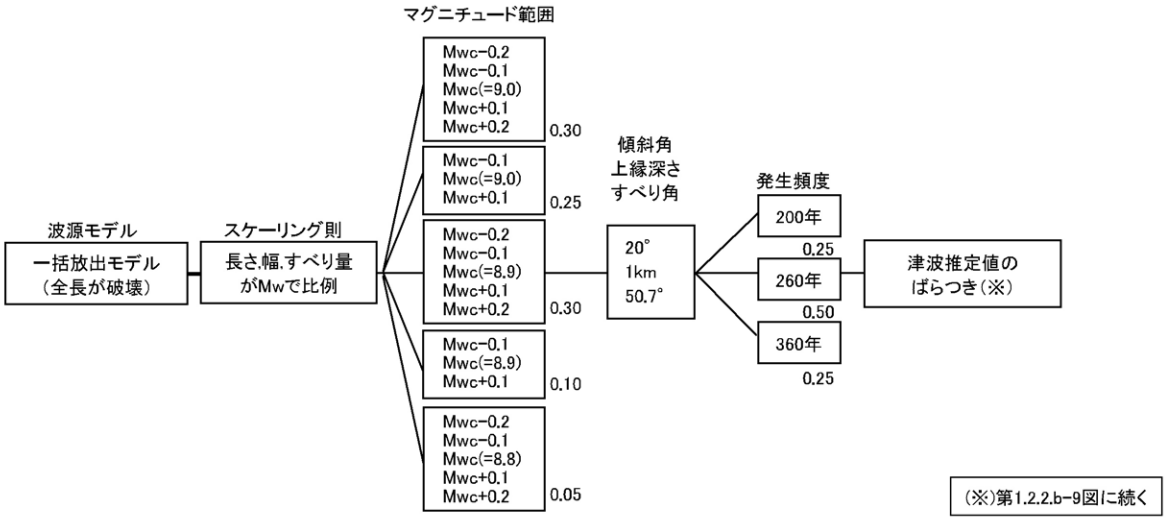
第1.2.2.b-5図　背景的領域の地震を波源とするロジックツリー



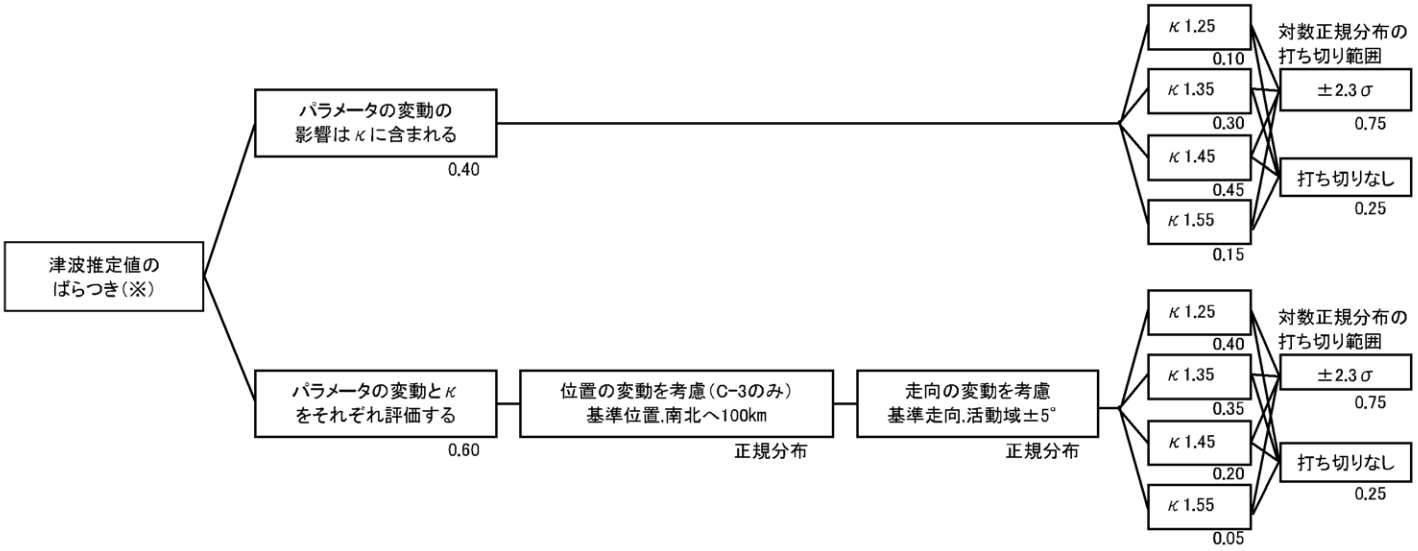
第1.2.2.b-6図　遠地（南米沖）の地震（Ｃ－３：南米チリ南部沖）を波源とするロジックツリー



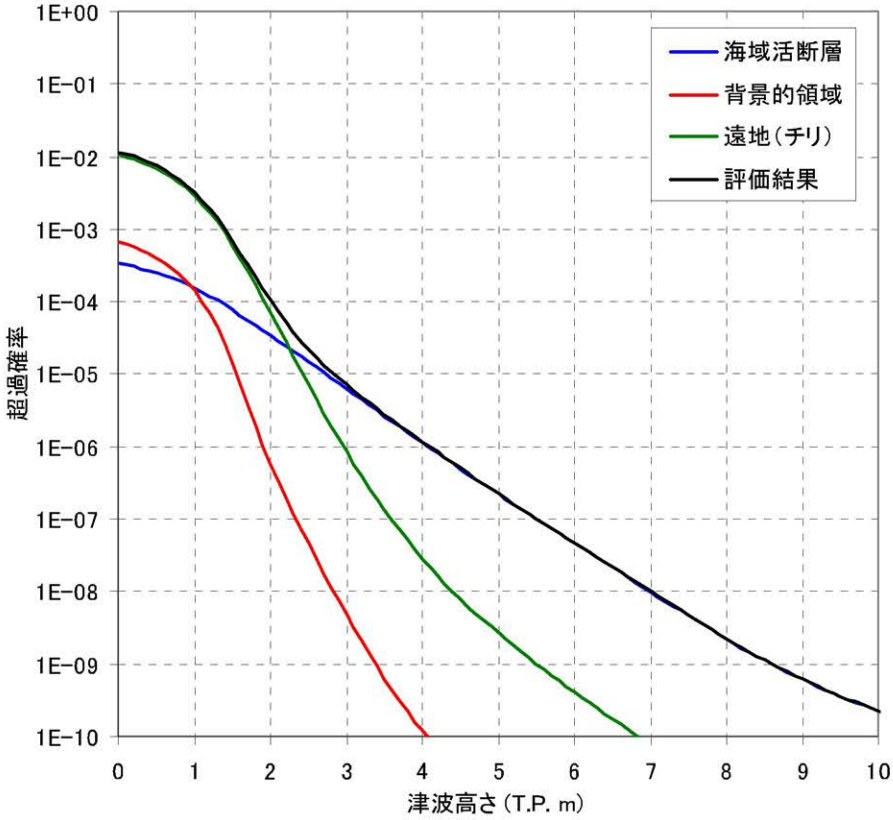
第1.2.2.b-7図　遠地（南米沖）の地震（Ｃ－10：南米チリ北部沖）を波源とするロジックツリー



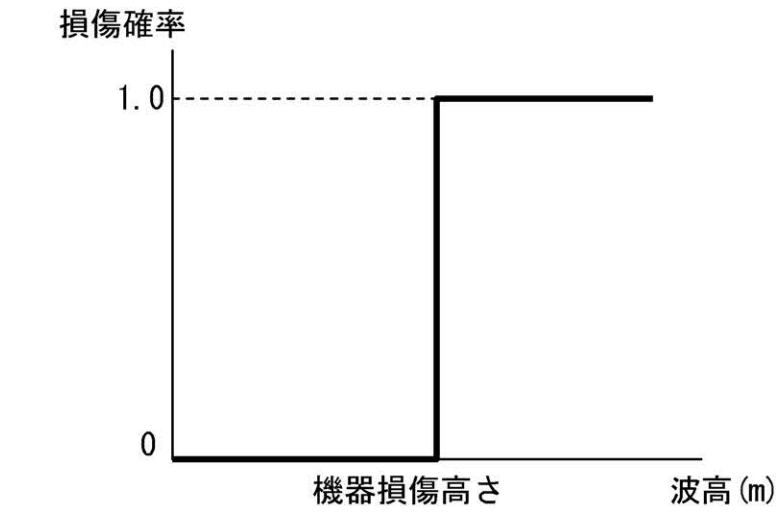
第1.2.2.b-8図　遠地（南米沖）の地震（Ｐ－１：南米ペルー沖）を波源とするロジックツリー



第1.2.2.b-9図　遠地（南米沖）の地震を波源とするロジックツリーにおける津波推定値のばらつき

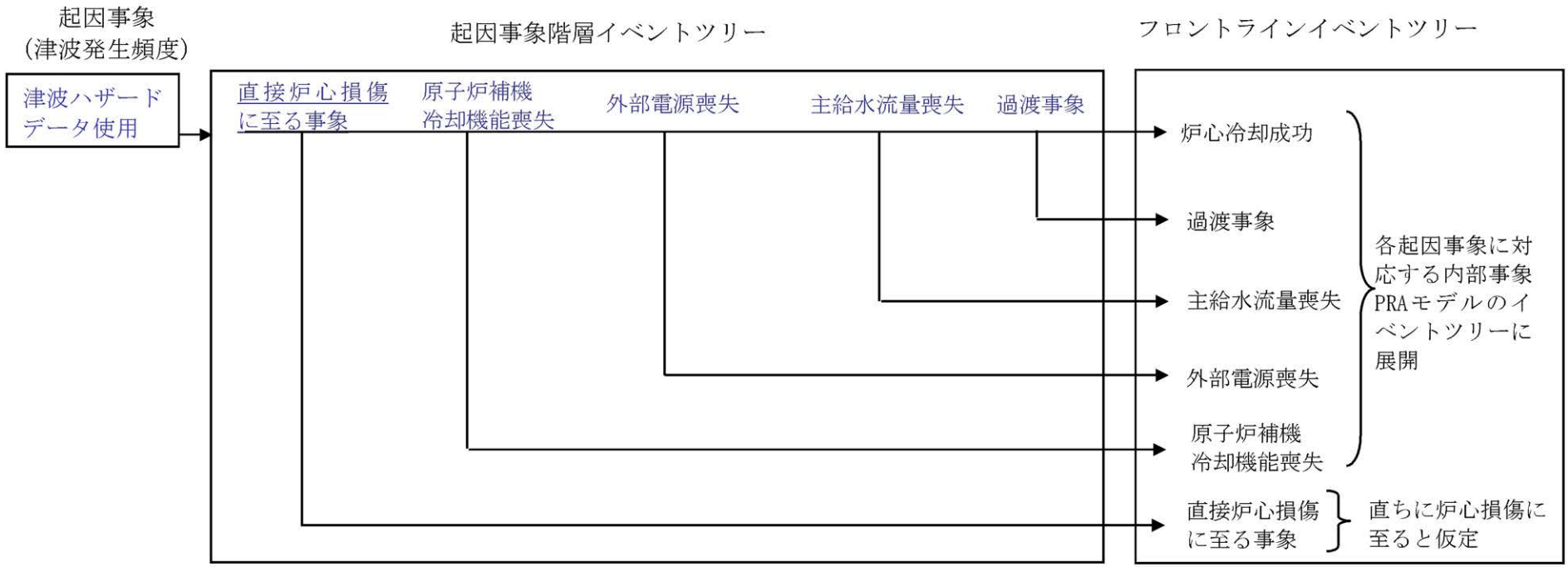


第1.2.2.b-10図　取水口地点における水位と年超過確率の関係



※機器損傷高さは浸水口高さ又は機器の設置高さの大きい方の値

第1.2.2.c-1図　被水・没水に関するフラジリティ曲線

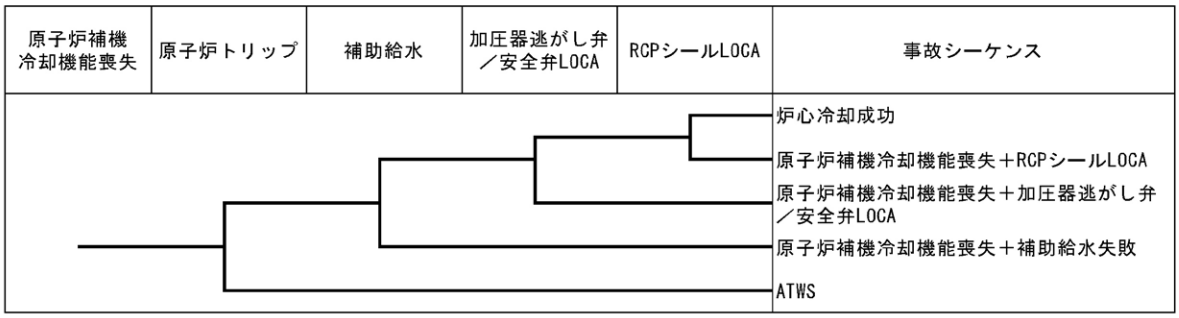


起因事象	津波で損傷することにより起因事象発生要因となる機器
直接炉心損傷に至る事象	メタルクラッドスイッチギア、パワーセンタ　等
原子炉補機冷却機能喪失	海水ポンプ　等
外部電源喪失	主変圧器　等
主給水流量喪失	主給水ポンプ、復水ポンプ　等
過渡事象	循環水ポンプ　等

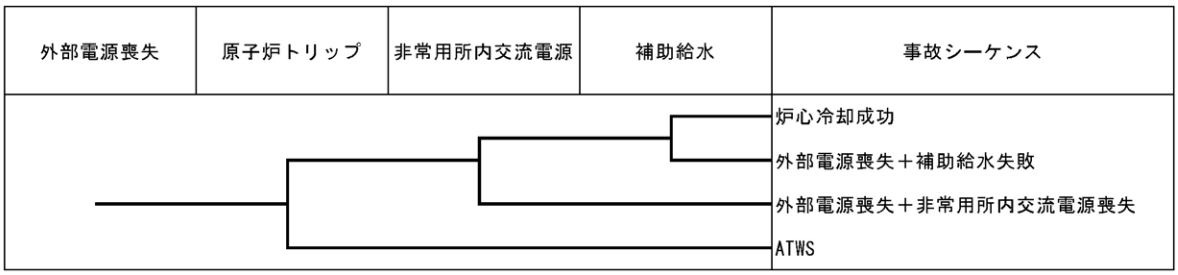


建屋・機器フラジリティデータ

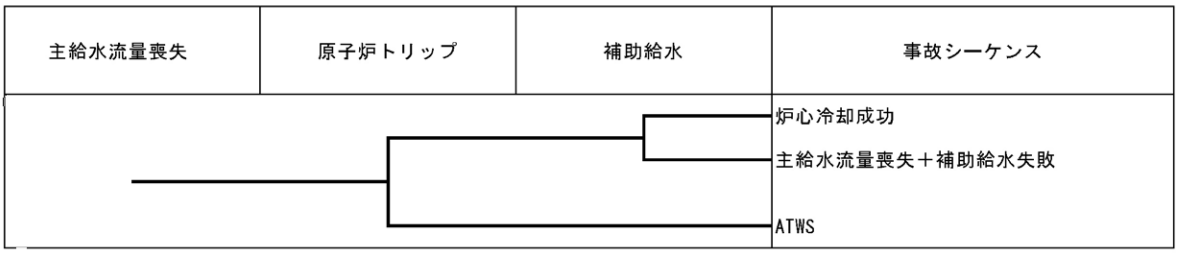
第1.2.2.d-1図　津波PRA階層イベントツリー



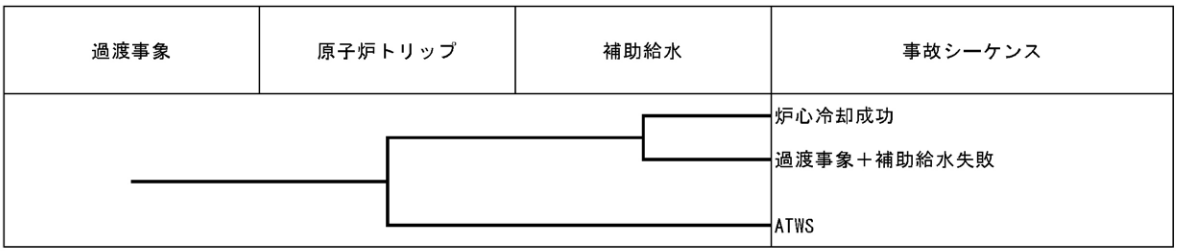
第1.2.2.d-2図(a)　原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー



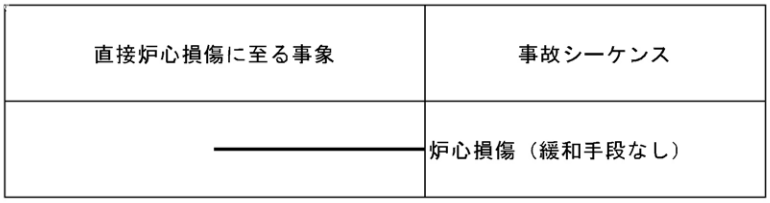
第1.2.2.d-2図(b)　外部電源喪失イベントツリー



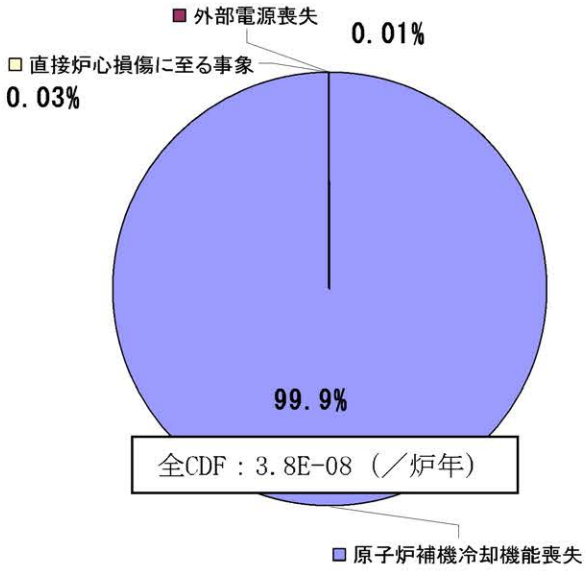
第1.2.2.d-2図(c)　主給水流量喪失イベントツリー



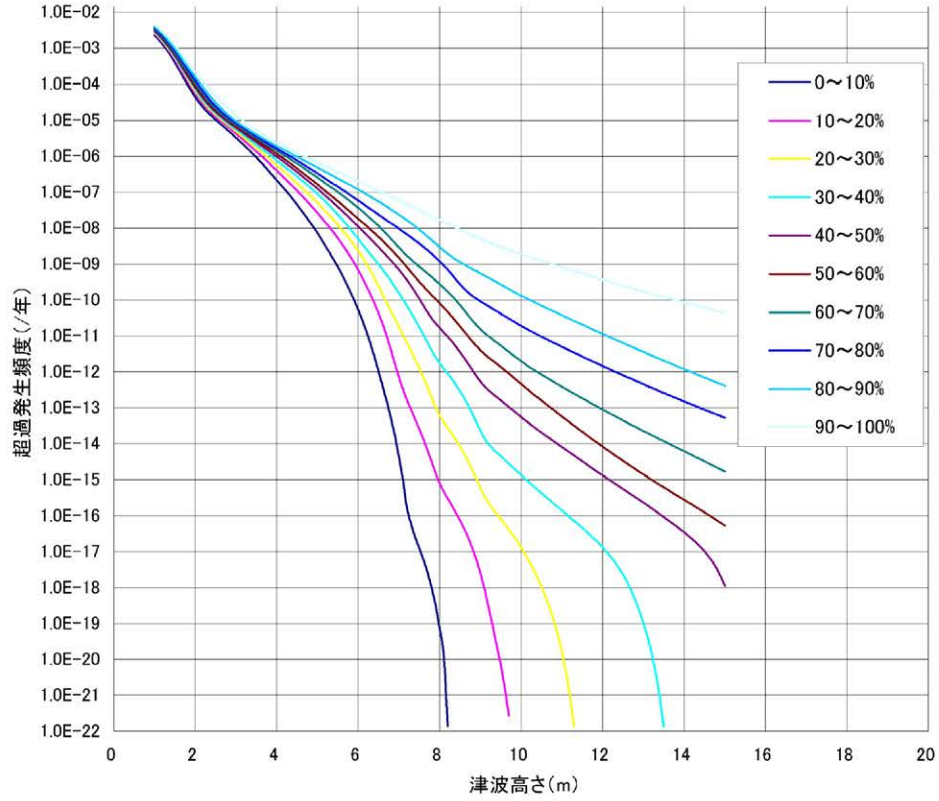
第1.2.2.d-2図(d)　過渡事象イベントツリー



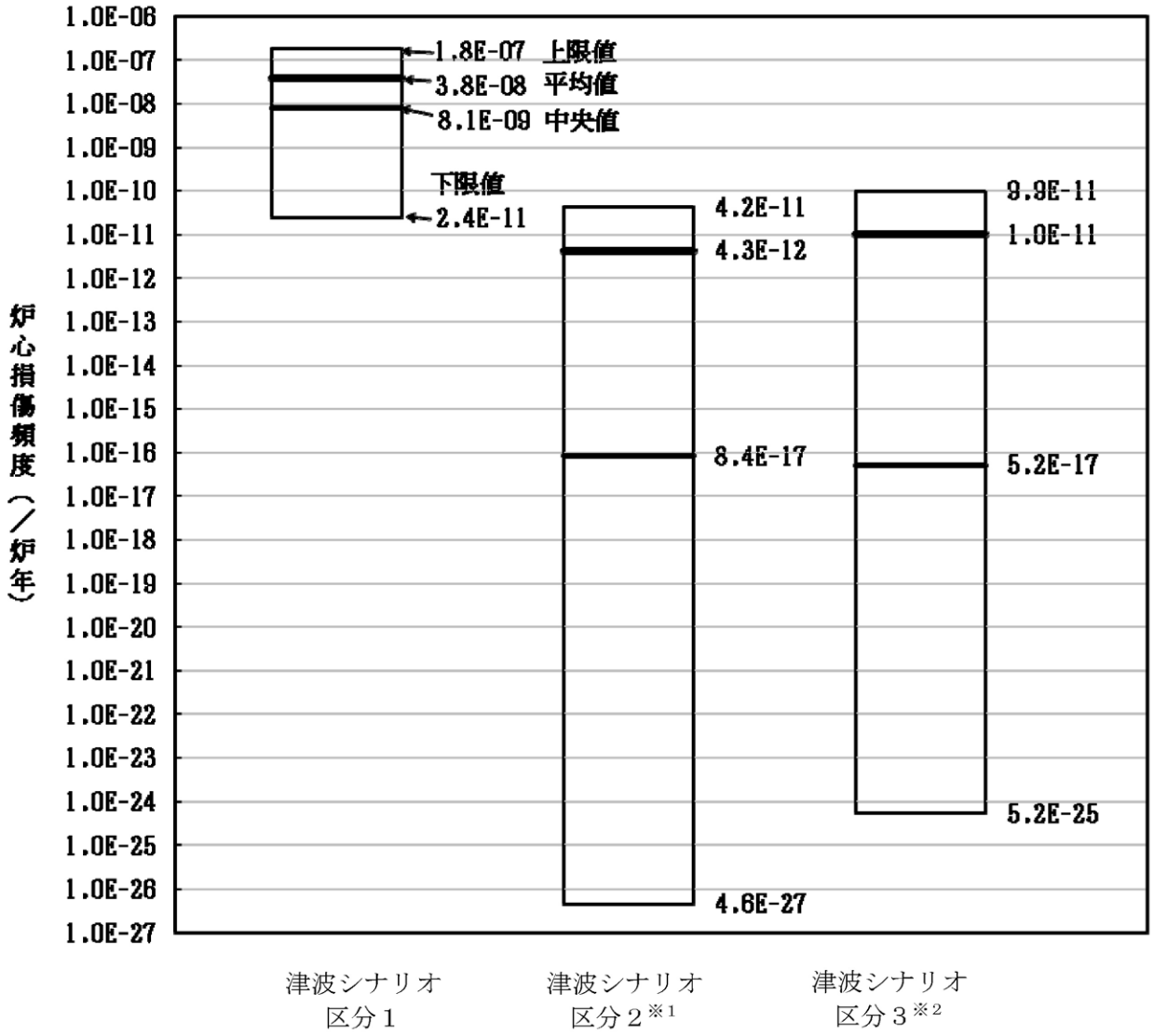
第1.2.2.d-2図(e)　直接炉心損傷に至る事象



第1.2.2.d-3図　起因事象別炉心損傷頻度　寄与割合

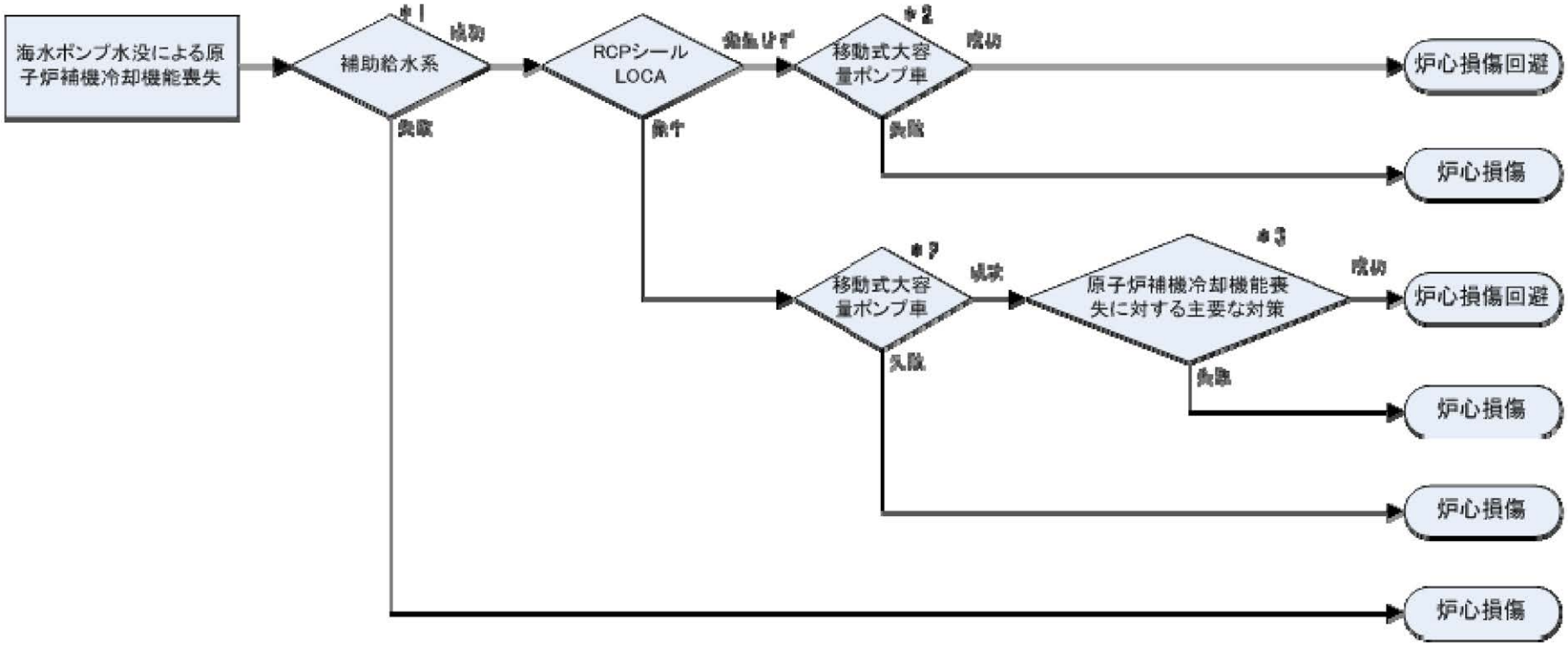


第1.2.2.d-4図　津波フラクタイルハザード



※１：30%以下の信頼度データがないため、30%～40%信頼度から2桁ずつ小さくした値を入力
※２：40%以下の信頼度データがないため、40%～50%信頼度から2桁ずつ小さくした値を入力

第1.2.2.d-5図　津波シナリオ区分ごとの不確実さ解析結果

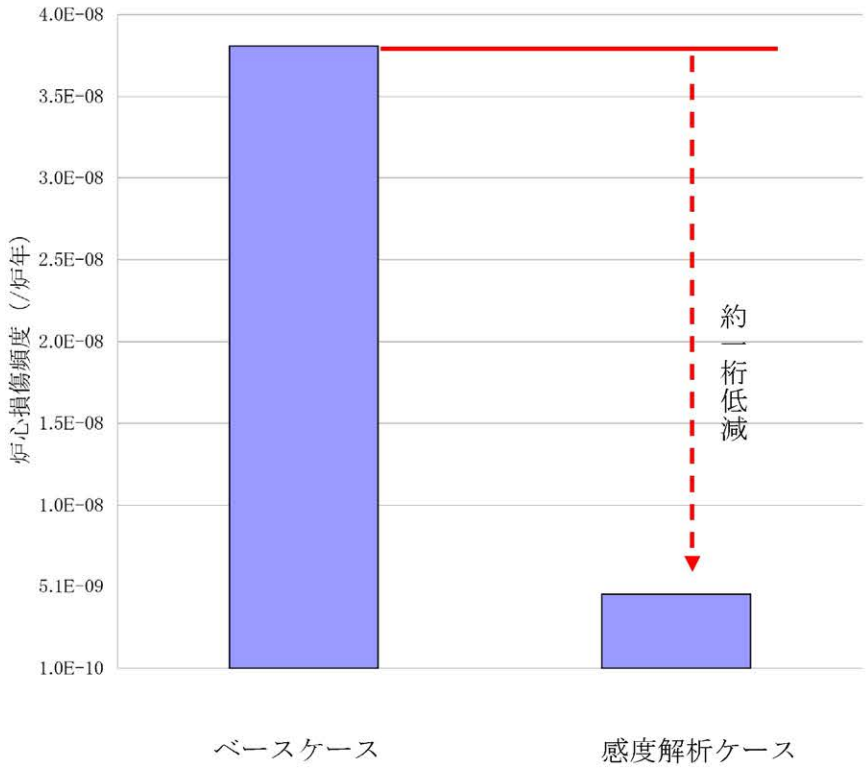


＊１：補助給水系が失敗すると必ずRCPシールLOCAが発生し炉心損傷に至る。

＊２：海水ポンプ水没により依存関係のある空調用冷水設備が機能喪失して、SWGR室空調装置も機能喪失する。SWGR室空調装置が機能喪失することでメタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の電気盤の温度が上昇して複数電気盤喪失が発生する。
そのため、移動式大容量ポンプ車による通水が必要である。

＊３：原子炉補機冷却機能喪失に対する主要な対策とは、２次系強制冷却により１次系を冷却・減圧し、蓄圧注入及び常設電動注入ポンプでの炉心冷却である。

第1.2.2.d-6図　対策を考慮した「原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA」のシナリオの整理



第1.2.2.d-7図　全炉心損傷頻度に対する感度解析結果

2　レベル1.5PRA

2.1　内部事象PRA

2.1.1　出力運転時PRA

出力運転時レベル1.5PRAは、一般社団法人　日本原子力学会が発行した「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル2PSA編）：2008（以下「レベル2PSA学会標準」という。）」を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁 平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。

2.1.1.a.　プラントの構成・特性

①　対象プラントに関する説明

(1) 機器・系統の配置及び形状・設備容量

主要な機器・系統の配置及び形状・設備容量は「1　レベル1PRA」での記載と同様である。

(2) 事故の緩和操作

事故時の熱水力的事象進展解析では、運転員による事故時影響緩和操作も事象進展に大きく影響するが、本評価では格納容器破損防止対策の有効性評価の対象となる格納容器破損モード抽出という目的を勘案し、事故時の緩和操作については考慮していない。

(3) 燃料及び炉心デブリの移動経路

事故時の燃料及び炉心デブリ等の熱源の移動は、水素発生、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）及び原子炉格納容器内の熱水力挙動、核分裂生成物（FP）移行挙動に影響する。燃料及び炉心デブリの移動経路を以下に示す。

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

2.1.1.b.　プラント損傷状態の分類及び発生頻度

内部事象レベル1PRA（出力運転時）で得られた炉心損傷に至るすべての事故シーケンスについて、事象の進展及び緩和操作の類似性からプラント損傷状態（PDS）を定義し、PDSの分類及び発生頻度を評価する。

①　プラント損傷状態の一覧

(1) プラント損傷状態の考え方、定義

PDSは熱水力挙動の類似性として、事象進展の相違から独立に考慮すべき事故のタイプ及び1次系圧力、並びに炉心損傷時期により分類する。さらに、事故の緩和操作の類似性として、

炉心デブリの冷却手段及び除熱手段を踏まえた原子炉格納容器（CV）内の事象進展により分類する。

ａ．事故のタイプと１次系圧力

事象進展の相違から独立に考慮すべき事故のタイプ（LOCA（RCPシールLOCAを含む）、トランジェント（LOCAの発生がない過渡事象等）、格納容器先行破損、格納容器バイパス事象）により分類する。また、原子炉容器（RV）破損時の原子炉格納容器圧力上昇や、炉心デブリの飛散とその冷却性への影響の観点から原子炉容器破損前の１次系圧力状態（高圧状態あるいは低圧状態）でも分類する。

ｂ．炉心損傷時期

炉心損傷時に放出される放射性物質の量、炉心損傷後の原子炉容器破損時期又は原子炉格納容器圧力や温度上昇による原子炉格納容器の破損時期への影響の観点から、炉心損傷時期が事故発生後短期か長期かで分類する。

ｃ．原子炉格納容器内事故進展（原子炉格納容器破損時期、溶融炉心の冷却手段）

原子炉格納容器内の事故進展では放射性物質放出挙動の観点から原子炉格納容器破損時期が炉心損傷前か炉心損傷後かで分類する。また、原子炉格納容器内に流出した炉心デブリを冷却する観点でECCSや格納容器スプレイ系の使用可否により分類する。

第2.1.1.b-1表に上記の考え方に基づく分類記号・状態、第2.1.1.b-2表に各分類の組み合わせにより定義されるPDSの一覧を示す。

(2) レベル1PRAの事故シーケンスのプラント損傷状態への分類結果

レベル1PRAのイベントツリーでは炉心損傷に至るシーケンスに対し、それ以上の分岐をモデル化していないが、レベル1.5PRAでは原子炉格納容器内での事象進展を把握することが重要となることから、炉心損傷評価用のレベル1PRAイベントツリーでは不要としていた分岐・ヘディングを考慮したレベル1.5PRA評価用のイベントツリーを構築する。

具体的には炉心損傷時の原子炉格納容器内の状態への影響の観点で、高圧注入／再循環、格納容器スプレイ注入／再循環の分岐・ヘディングを考慮しており、その結果を第2.1.1.b-1図に、また、構築したイベントツリーから抽出されるプラント損傷状態（PDS）と事故シーケンスの対応を第2.1.1.b-3表に示す。

② プラント損傷状態ごとの発生頻度

プラント損傷状態（PDS）ごとに炉心損傷頻度を整理した結果を第2.1.1.b-4表に示す。レベル1PRAにて全体炉心損傷頻度への寄与が大きかった以下の事故シーケンスグループが支配的となっている。原子炉補機冷却機能喪失が約82%を占める理由は、レベル1PRAにおいて原子炉補機冷却機能喪失に伴い発生するRCPシールLOCA（小破断LOCAに分類）が発生すると、使用可能な緩和策がなくそのまま炉心損傷となるためである。レベル1PRAにおいて、炉心損傷頻度への寄与が高かった事故シーケンスグループについてその寄与割合及びPDSの内訳を以下に示す。

・原子炉補機冷却機能喪失（寄与：約82%、PDS：SED、TED）

・２次系からの除熱機能喪失（寄与：約16%、PDS：SED、SEW、SEI、TED、TEW、TEI、G）

2.1.1.c.　格納容器破損モード

①　格納容器破損モードの一覧と各破損モードに関する説明

原子炉格納容器の破損に至る事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損形態を分類するため、原子炉格納容器の破損に至る負荷の分析から格納容器破損モードを設定する。

第2.1.1.c-1図にPWRのシビアアクシデントで考えられている事故進展を示す。事故進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷を抽出した結果を第2.1.1.c-1表に示す。また、これらの負荷を事故のタイプと発生時期に着目して系統的に整理したものを第2.1.1.c-2表に示す。さらに、選定した原子炉格納容器の破損に至る負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準を第2.1.1.c-3表に整理する。

事故進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響する負荷から整理される物理的破損事象に加え、格納容器バイパス事象及び格納容器隔離失敗事象も考慮して選定した破損モードは以下のとおり。

(1) 水蒸気爆発（αモード、ηモード）

高温の炉心デブリと水が接触して生じる水蒸気爆発又は圧力スパイクにより原子炉格納容器の健全性が脅かされる事象であり、原子力容器内での水蒸気爆発（αモード）と原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は圧力スパイク（ηモード）に分類する。

(2) 可燃性ガス（水素）の燃焼、爆轟（γモード、γ’モード、γ”モード）

燃料被覆管と水蒸気の反応（ジルコニウム-水反応）、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素などの可燃性ガスが、大量に原子炉格納容器内に蓄積され燃焼する事象や、さらにガス濃度が高い場合に爆燃又は爆轟が発生し機械的荷重により原子炉格納容器が破損する事象であり、発生時期により原子炉容器破損以前（γモード）、直後（γ’モード）、長時間経過後（γ”モード）に分類する。

(3) 水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧（δモード）

炉心の崩壊熱により発生する水蒸気及び溶融炉心・コンクリート相互作用で発生する非凝縮性ガス（CO_2など）の蓄積によって、原子炉格納容器が過圧破損する事象として分類する。

(4) 水蒸気（崩壊熱）による過圧（θモード）

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

(5) 格納容器雰囲気直接加熱（σモード）

１次系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、炉心デブリが原子炉格納容器雰囲気中を飛散する過程及びエントレインメント現象で微粒子化し、雰囲気ガスとの直接的な熱伝達等による急激な加熱・加圧により原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。

(6) 格納容器への直接接触（μモード）

１次系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に、炉心デブリが原子炉格納容器内へ急激に分散し、原子炉格納容器壁に付着して熱的に原子炉格納容器の破損に至る事象として分類する。

(7) ベースマット溶融貫通（εモード）

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

(8) 過温破損（τモード）

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

(9) 格納容器隔離機能喪失（βモード）

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

(10) 格納容器バイパス（gモード、νモード）

蒸気発生器伝熱管破損事故（gモード）又はインターフェイスシステムLOCA（νモード）を起因事象として炉心損傷が生じ、原子炉格納容器外へ放射性物質が放出される事象を想定して分類する。炉心損傷後の限定的な条件下で発生する温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）もgモードに含める。

さらに、原子炉格納容器の物理的破損事象を、原子炉容器破損までに破損する早期格納容器破損とそれ以降に破損する後期格納容器破損に分類して選定した格納容器破損モードを第2.1.1.c-4表に示す。

2.1.1.d.　事故シーケンス

①　格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス

PDSごとに、原子炉停止系、炉心冷却系、崩壊熱除去系、工学的安全設備などの緩和設備の動作状態及び物理化学現象の発生状態を分析して、これらの組合せから事故の進展を樹形図で分類する格納容器イベントツリーを構築する。

②　格納容器イベントツリー

(1) 格納容器イベントツリー構築に当たって検討した重要な物理化学現象、対処設備の作動及び不作動、運転員操作、ヘディング間の従属性

ａ．重要な物理化学現象、対処設備の作動及び不作動

格納容器イベントツリーの構築に際し、炉心損傷から原子炉格納容器の破損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ついて各PDSを考慮して抽出し、その発生条件及び発生後の事故進展を検討した。

第2.1.1.d-1表に示す検討結果に基づき、PDSごとにシステムの動作状態及び物理化学現象の発生状態を分析し、格納容器イベントツリーのヘディングとその定義を第2.1.1.d-2表のとおり選定した。

b．運転員操作

事故の緩和及び格納容器破損防止に係る運転員操作については考慮していない。

c．ヘディング間の従属性

第2.1.1.d-2表で定義したヘディングの状態が発生する確率は、他の複数のヘディングの状態に従属して決定される場合があるため、ヘディングの順序及び分岐確率の設定に際してヘディング間の従属性を整理しており、結果を第2.1.1.d-3表に示す。

(2) 格納容器イベントツリー

選定したヘディングについてヘディング間の従属性を考慮して順序付けし、放射性物質の環境への放出を表す物理事象ヘディングをイベントツリーの終端として破損モードに対応付けすることで第2.1.1.d-1図のとおり格納容器イベントツリーを作成した。

なお、イベントツリーは扱いを容易にするため以下の３つの期間で分割して作成している。

T1：事故発生から原子炉容器破損まで

T2：原子炉容器破損直後

T3：原子炉容器破損後長時間経過後

2.1.1.e. 事故進展解析

① 解析対象とした事故シーケンスと対象事故シーケンスの説明

プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉容器破損などの事象の発生時期、シビアアクシデント現象による原子炉格納容器負荷を解析すると共に、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の計算に必要なデータを得る事を目的として、各PDSを代表する事故進展解析を実施する。

(1) 解析対象事故シーケンスの選定

a．解析対象PDSの選定

事故進展解析の対象とするPDSとして

・全CDFに対する割合の大きいPDS

・物理現象に係るヘディングの推定に必要となる代表的なPDS

を選定した。具体的には全CDFへの寄与の観点からSED（約81％）、TEI（約15％）、TED（約2％）を選定し、事象進展が早く他のPDSによる解析からの推定が困難であるAED、AEW、AEIについても解析対象として選定しており、PDSごとに代表する事故シーケンスを選定し

ている。

b．解析対象事故シーケンスの選定

事故シーケンスの選定に際しては

・CDFが大きく確率的にそのPDSを代表する

・事故進展が相対的に速い（安全設備及び事故時緩和操作の時間余裕が厳しくなるため）

の２点を考慮し、選定した。上記の観点から選定した事故シーケンスを第2.1.1.e-1表に示す。

(2) 事故進展解析の解析条件

プラント構成及び特性の調査より、すべての事故シーケンスに対し共通するプラント構成及び特徴に依存した基本解析条件を第2.1.1.e-2表に示す。また、解析対象の事故シーケンスの事故状態及び設備作動状況に関する解析条件を第2.1.1.e-3表に示す。

なお、事故進展解析には、事故シーケンスに含まれる物理化学現象、機器及び系統の動作を模擬することができるMAAP4コードを使用した。

② 事故シーケンスの解析結果

選定した各事故シーケンスについてプラントの熱水力挙動を解析した結果及び事象進展例を第2.1.1.e-1図に示す。１次系内及び原子炉格納容器内の熱水力挙動の事象進展を表す主要事象発生時刻を第2.1.1.e-4表に示す。

また、格納容器イベントツリーの定量化に必要なシビアアクシデント時の水素燃焼、格納容器雰囲気直接加熱（DCH)、水蒸気爆発及びベースマット溶融貫通等の物理化学現象に伴う負荷の確率評価に必要な解析結果の情報を第2.1.1.e-5表に示す。

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

(1) プラント損傷状態：AED

AEDのシーケンスは、大・中破断LOCAが発生する一方、原子炉格納容器への燃料取替用水タンク（以下「RWST」という。）水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約9.5時間で最高使用圧力の２倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約170℃、ベースマット侵食深さは約0.2mである。

（分岐確率の定量化に参考となる知見）

・水素濃度は、事故早期から事故後期にかけては４vol%未満であり水素燃焼の可能性は低い。

⇒ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、[redacted]に適用される0.01を設定

・原子炉下部キャビティに水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。

⇒ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、[redacted]に適用される[redacted]を設定

([redacted]は商業機密に属しますので公開できません。)

・ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。

⇒ヘディングBM（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として、[redacted]に適用される[redacted]を設定

・貫通部過温破損の可能性は低い。

⇒ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、[redacted]に適用される[redacted]を設定

(2) プラント損傷状態：AEW

AEWのシーケンスは、大・中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器内へのRWST水の移送はあるが、格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し、原子炉格納容器内が飽和状態で過圧破損に至る。事故発生後約４秒で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約14時間で最高使用圧力の２倍に達する。このときの原子炉格納容器内温度は約158℃、ベースマット侵食はごくわずかである。

（分岐確率の定量化に参考となる知見）

・水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて４vol％未満であり、水素燃焼可能性は低い。

⇒ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、[redacted]を設定

・原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆発の可能性が考えられる。

⇒ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、[redacted]に適用される[redacted]を適用

・ベースマット溶融貫通の可能性は低い。

⇒ヘディングBM（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として、[redacted]の場合に適用される[redacted]を設定

・貫通部過温破損の可能性は低い。

⇒ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、[redacted]の場合に適用される[redacted]を設定

(3) プラント損傷状態：AEI

AEIのシーケンスは、大・中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器へのRWST水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われるため、炉心デブリは冷却され原子炉格納容器圧力は低く維持される。また、ベースマットの侵食はない。

（分岐確率の定量化に参考となる知見）

・水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて、４vol％以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。

⇒ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、[redacted]を設定。

（[redacted]は商業機密に属しますので公開できません。）

・原子炉下部キャビティに水が流入するため、水蒸気爆発の可能性がある。

⇒ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、[redacted]に適用される[redacted]を設定

・ベースマット溶融貫通の可能性は低い。

⇒ヘディングBM（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として、[redacted]（前段となる原子炉格納容器内除熱のヘディングNCCで炉心デブリ冷却失敗の分岐確率として、[redacted]を設定）

・格納容器スプレイで雰囲気の除熱に成功しており、原子炉格納容器破損の可能性は低い。

⇒ヘディングNCC（原子炉格納容器気相部冷却）の失敗確率を[redacted]に適用される[redacted]を設定する。

(4) プラント損傷状態：SED

SEDのシーケンスは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器へのRWST水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約13時間で最高使用圧力の２倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約167℃、ベースマット侵食深さは約0.2mである。

（分岐確率の定量化に参考となる知見）

・水素濃度は、事故早期から事故後期にかけて４vol%未満であり、水素燃焼の可能性は低い。

⇒ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、[redacted]に適用される[redacted]を設定

・原子炉下部キャビティに水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。

⇒ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、[redacted]に適用される[redacted]を設定

・ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。

⇒ヘディングBM（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として、[redacted]に適用される[redacted]を設定

・貫通部過温破損の可能性は低い。

⇒ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、[redacted]に適用される[redacted]を設定

（[redacted]は商業機密に属しますので公開できません。）

(5) プラント損傷状態：TED

TEDのシーケンスは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内へのRWST水の移送がないため、原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生から約16時間で最高使用圧力の２倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約175℃、ベースマット侵食深さは約

0.2mである。

（分岐確率の定量化に参考となる知見）

・水素濃度は、事故早期では水素濃度が４vol%以上であるが、水蒸気濃度が高く水素燃焼の可能性は低い。RV破損直後から事故後期にかけて水素濃度は４vol%未満となり水素燃焼の可能性は低い。

⇒ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、[redacted]に適用される[redacted]を設定。

・原子炉下部キャビティに十分な水が流入せず水蒸気爆発の可能性は低い。

⇒ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、[redacted]に適用される[redacted]を設定

・ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。

⇒ヘディングBM（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として、[redacted]に適用される[redacted]を設定

・貫通部過温破損の可能性は低い。

⇒ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、[redacted]に適用される[redacted]を設定

(6) プラント損傷状態：TEI

TEIのシーケンスでは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内へのRWST水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われるため、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマットの侵食はない。

（分岐確率の定量化に参考となる知見）

・水素濃度は、事故早期から事故後期にかけては４vol%以上であり水素燃焼の可能性が高い。

⇒ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として[redacted]を設定

・原子炉容器破損時には原子炉下部キャビティに十分な水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。

⇒ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、[redacted]に適用される[redacted]を設定

・格納容器スプレイで雰囲気の除熱に成功しており、原子炉格納容器破損の可能性は低い。

⇒ヘディングNCC（格納容器気相部冷却）の失敗確率を[redacted]に適用される[redacted]を設定する。

（[redacted]は商業機密に属しますので公開できません。）

なお、事故進展解析の対象外としたPDSにおける分岐確率については類似のPDSの解析結果から第2.1.1.e-6表のとおり推定して設定している。

2.1.1.f　格納容器破損頻度

①　格納容器破損頻度の評価方法

格納容器イベントツリーのヘディングに、シビアアクシデント解析コードによる事故進展解析結果、シビアアクシデントの各物理現象に対する研究成果に関する知見等により分岐確率を設定し格納容器破損頻度を算出する。

②　格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率

ヘディングの分岐確率は、シビアアクシデント現象に関する知見や事故進展解析結果及び工学的判断により設定した。十分に解明されていない物理化学現象に対する分岐確率のあてはめ方法として、NUREG/CR-4700手法に代表される専門家の判断等の定性的評価を定量的な数値に置きかえ、分岐確率を定量化する手法を採用した。

[redacted]

評価で使用する分岐確率のあてはめ方法を第2.1.1.f-1表に示す。また、格納容器イベントツリーの分岐確率の設定について第2.1.1.f-2表に示す。

（[redacted]は商業機密に属しますので公開できません。）

③　格納容器破損頻度の評価結果

格納容器破損頻度の評価結果を第2.1.1.f-3表に示す。全格納容器破損頻度（CFF）は2.1E-04／炉年、条件付格納容器破損確率（CCFP）は0.86であった。本評価ではAM策を考慮しておらず、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱が継続されるPDS（AEI、SEI、SLI、TEI）では大部分が原子炉格納容器の破損を回避できる（CCFPが0.01～0.08）一方、原子炉格納容器の除熱機能がないPDSのCCFPは１となるため、全体のCCFPが高くなっている。

また、格納容器破損モード別及び格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度を第2.1.1.f-4表に示す。全CFFのうち格納容器破損モードについて、「δ（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」の寄与が95.2%、「ε（ベースマット溶融貫通）」の寄与が1.4%、「σ（格納容器雰囲気直接加熱）」の寄与が1.0%、「τ（過温破損）」の寄与が0.9%を占める。以下、「β（格納容器隔離失敗）」、「θ（水蒸気蓄積による格納容器先行破損）」、「g（蒸気発生器伝熱管破損）」の寄与が続き、これら以外の格納容器破損モードの寄与は0.1%以下であった。

PDS別CDFで全体の約81.1%を占めるSEDは、原子炉補機冷却機能喪失によりRCPシールLOCAが発生する一方、RWSTからの注入がなく炉心・原子炉格納容器内が除熱されないことから、原子炉格納容器内の圧力・温度が上昇する。事故進展解析の結果から過温破損より先行して「δ（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」に至る可能性が高く、「δ（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」の寄与が非常に高くなっている。また、PDS別CDFで全体の約2.1%を占めるTEDも、事故進展解析の結果から「δ（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」

に至る可能性が高い。なお、PDS別CDFで全体の約14.7%を占めるTEIは、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱が継続されることから原子炉格納容器の健全性が維持される可能性が高い（CCFPが0.08）。（第2.1.1.f-1図）

(1) SED（CFF：2.0E-04／炉年、全CFFへの寄与割合：95.3%）

・代表的なシーケンス：原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA（PDS別CDFへの寄与割合：約99%）

RCPシールLOCAにより小破断LOCA相当の１次冷却材が流出して、炉心損傷に至る。その後もECCSによる炉内への燃料取替用水の持ち込みがなく、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱にも期待できないPDSであり、原子炉格納容器内に崩壊熱のエネルギが蓄積していくことで原子炉格納容器の破損に至るが、原子炉格納容器貫通部の過温破損やベースマットの溶融貫通に至る前に原子炉格納容器圧力が2Pdに到達することで、原子炉格納容器は過圧破損に至る。

(2) TED（CFF：5.2E-06／炉年、全CFFへの寄与割合：2.5%）

・代表的なシーケンス：手動停止＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ失敗（PDS別CDFへの寄与割合：約60.2%）

手動停止等のトランジェントが発生する一方、原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みがなく、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱にも期待できないPDSであり、原子炉格納容器内に崩壊熱のエネルギが蓄積していくことで原子炉格納容器の破損に至るが、原子炉格納容器貫通部の過温破損やベースマットの溶融貫通に至る前に原子炉格納容器圧力が2Pdに到達することで、原子炉格納容器は過圧破損に至る。

(3) TEI（CFF:2.9E-06／炉年、全CFFへの寄与割合：1.4%）

・代表的なシーケンス：手動停止＋補助給水失敗（PDS別CDFへの寄与割合：約65.3%）

手動停止等のトランジェントが発生し補助給水に失敗することで、炉心損傷に至る。格納容器スプレイ系は健全であり、原子炉格納容器内への燃料取替用水の持ち込みがあり、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱に期待できるPDSである。原子炉格納容器内から崩壊熱のエネルギを取り除くことができるため、原子炉格納容器が過圧破損や過温破損に至ることはなく、原子炉格納容器が健全に維持される可能性が高い。

また、CFFをレベル1PRAの起因事象別に整理したものを第2.1.1.f-5表に示す。この整理結果によると、CFFに支配的な起因事象は原子炉補機冷却機能喪失であり、手動停止がこれに続いている。原子炉補機冷却機能喪失を起因とする事故シーケンスでCDFに寄与が大きい事故シーケンスは原子炉補機冷却水の喪失によりRCPシールLOCAが発生する事故シーケンスであり、手動停止を起因とする事故シーケンスでCDFに寄与が大きい事故シーケンスは手動停止し補助給水に失敗する事故シーケンスである。これらの事故シーケンスに主に該当するPDSはSED並びにTED及びTEIであり、上述のCFFに寄与が大きいPDSに該当することが確認される。したがって、レベル

1PRAでCDFに寄与が大きい事故シーケンスが、レベル1.5PRAにおけるCFFに対しても大きな寄与率をもっていることが確認される。

④　重要度評価について

レベル1.5PRAとして重要度評価は実施していないが、レベル1PRAで算出された炉心損傷頻度をPDSとして整理して格納容器破損頻度評価の入力としており、特にAM策等を考慮しない（条件付格納容器破損確率（CCFP）が大きい）条件下ではレベル1PRAの結果に強く依存する。

・「δ（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」ではCFFの約97％がSEDの「原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA」シーケンスであり、レベル1PRAの原子炉補機冷却機能喪失の場合と同様にRCPシール部（シールLOCA発生）の寄与が大きくなるものと考えるが、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の破損を防止することができる。

・「τ（過温破損）」ではCFFの約99％がSEDの「原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA」シーケンスであり、レベル1PRAの原子炉補機冷却機能喪失の場合と同様にRCPシール部（シールLOCA発生）の寄与が大きくなるものと考えるが、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の破損を防止することができる。

2.1.1.g　不確実さ解析及び感度解析

①　不確実さ解析

(1) プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第2.1.1.g-1表及び第2.1.1.g-1図に示す。

不確実さ解析の結果、プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値は不確実さ分布内にあり、プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、SEDが支配的であることが確認できた。したがって、プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。

(2) 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第2.1.1.g-2表及び第2.1.1.g-2図に示す。

・不確実さ解析の結果、格納容器破損モード別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり、格納容器破損モード別の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、過圧破損（δ）が支配的であることが確認できた。したがって、格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。

・点推定値が不確実さ分布内にないσ（格納容器雰囲気直接加熱）、μ（格納容器直接接

触)、τ（過温破損）については、PDS別の炉心損傷頻度において支配的なSEDの溶融物分散放出の分岐確率について、点推定評価では事故進展解析結果に基づいて分散放出すると判断しているが、事故進展解析結果が判断基準値に非常に近く（判断基準2.0MPa[gage]に対して2.1MPa[gage])、溶融物分散放出の不確実さを考慮すると分散放出しない可能性が高い確率が大きいとした評価の影響である。ただし、これらの格納容器破損モードの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して小さく、全体の格納容器破損頻度への影響はない。

・今回のPRAを格納容器破損モードの選定に適用する際には、格納容器破損頻度の絶対値よりも相対値に注目している。格納容器破損モードの選定において格納容器破損頻度が小さいことを不採用の理由としているｇ（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR））とα（原子炉容器内水蒸気爆発）は、ｇ（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR））にｇ（蒸気発生器伝熱管破損）の格納容器破損頻度を加えても、それぞれの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して２～５桁小さく、不確実さを考えても全体の格納容器破損頻度に対して十分に小さいことを確認した。

(3) 格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第2.1.1.g-3表及び第2.1.1.g-3図に示す。

・不確実さ解析の結果、格納容器破損カテゴリ別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり、格納容器破損カテゴリ別の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、「水蒸気（崩壊熱）による過圧」が支配的であることが確認できた。したがって、格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。

・点推定値が不確実さ分布内にない「格納容器への直接接触」、「格納容器雰囲気直接加熱」、「貫通部過温」については、PDS別の炉心損傷頻度において支配的なSEDの溶融物分散放出の分岐確率について、点推定評価では事故進展解析結果に基づいて分散放出すると判断しているが、事故進展解析結果が判断基準値に非常に近く（判断基準2.0MPa[gage]に対して2.1MPa[gage])、溶融物分散放出の不確実さを考慮すると分散放出しない可能性が高い確率が大きいとした評価の影響である。ただし、これらの格納容器破損カテゴリの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して小さく、全体の格納容器破損頻度への影響はない。

② 感度解析

プラント損傷状態別格納容器破損頻度で支配的なプラント損傷状態SEDの溶融物分散放出に対する事故進展解析結果は、判断基準に非常に近い値であった（判断基準2.0MPa[gage]に対して2.1MPa[gage])。SEDはプラント損傷状態別格納容器破損頻度で支配的であり、プラント損傷状

態SEDの工学的判断に基づく溶融物分散放出の分岐確率の設定が格納容器破損頻度の内訳を変化させる可能性があることから、感度解析の対象とした。

- ベースケース（ケース１）：プラント損傷状態S**に対して、溶融物分散放出が発生しない分岐確率として[ ]を設定。
- 感度解析　　（ケース２）：プラント損傷状態S**に対して、溶融物分散放出が発生しない分岐確率として[ ]を設定。

（[ ]は商業機密に属しますので公開できません。）

格納容器破損頻度の感度解析結果を第2.1.1.g-4表及び第2.1.1.g-4図に示す。

・本感度解析の結果、全体の格納容器破損頻度はほとんど変化がなく、本現象の全体の格納容器破損頻度に与える影響は小さいことが確認できた。

・また、次のとおり格納容器破損モードごとに多少の増減はあるが、全体的な傾向は変わらず、δ（過圧破損）が支配的であり格納容器破損頻度の内訳に与える影響は小さいことが確認できた。

- プラント損傷状態別炉心損傷頻度で支配的なプラント損傷状態SEDにおいて、溶融物分散放出が発生しない可能性が高くなったことから、σ（格納容器雰囲気直接加熱）、τ（過温破損）、μ（格納容器直接接触）が減少した。また、逆に溶融物分散放出の発生により緩和されていた ε（ベースマット溶融貫通）が増加した。
- SEDと同じ小破断LOCAのプラント損傷状態であり、溶融物分散放出に関してSEDと同じ分岐確率を設定しているが、原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティ内に水があるSEW、SEI、SLW、SLIにおいて溶融物分散放出が発生しない可能性が高くなったことから、η（原子炉容器外水蒸気爆発）が増加した。

第2.1.1.b-1表（1/3）　事故のタイプと１次系圧力の分類記号

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

第2.1.1.b-1表（2/3）　炉心損傷時期の分類記号

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

第2.1.1.b-1表（3/3）　原子炉格納容器内事故進展の分類記号

分類記号	説　　明
D	燃料取替用水がECCSや格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内に持ち込まれないため、溶融炉心の冷却が達成されない可能性がある。炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。格納容器スプレイ系に失敗し原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態。
W	燃料取替用水がECCSや格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内に持ち込まれるため、溶融炉心の冷却が達成される可能性がある。炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。格納容器スプレイ系が使用不可能で原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態。
I	燃料取替用水がECCSや格納容器スプレイ系により原子炉格納容器内に持ち込まれるため、溶融炉心の冷却が達成される可能性がある。炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。格納容器スプレイ系が使用可能で原子炉格納容器内熱除去が行われている状態。
C	燃料取替用水がECCSにより原子炉格納容器内に持ち込まれるため、溶融炉心の冷却が達成される可能性がある。原子炉格納容器の破損後に炉心損傷に至る可能性がある。格納容器スプレイ系が使用不可能で原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態。

第2.1.1.b-2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	AED	大中破断LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×
2	AEW	大中破断LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×
3	AEI	大中破断LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○
4	ALC	大中破断LOCA	低圧	長期	○	炉心損傷前	×
5	SED	小破断LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
6	SEW	小破断LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
7	SEI	小破断LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
8	SLW	小破断LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷後	×
9	SLI	小破断LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷後	○
10	SLC	小破断LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷前	×
11	TED	Transient	高圧	早期	×	炉心損傷後	×
12	TEW	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	×
13	TEI	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	○
14	V	インターフェイスシステムLOCA	低圧	－			
15	G	SGTR	中圧	－			

第2.1.1.b-3表　プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される事故シーケンス（1/2）

PDS	事故シーケンス
AED	中破断LOCA＋低圧再循環失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	大破断LOCA＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
AEW	大破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断LOCA＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断LOCA＋高圧再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	大破断LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	中破断LOCA＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	大破断LOCA＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	大破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	中破断LOCA＋高圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	大破断LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	中破断LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断LOCA＋蓄圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
AEI	中破断LOCA＋高圧注入失敗
	中破断LOCA＋低圧再循環失敗
	中破断LOCA＋高圧再循環失敗
	大破断LOCA＋低圧再循環失敗
	大破断LOCA＋蓄圧注入失敗
	大破断LOCA＋低圧注入失敗
	中破断LOCA＋蓄圧注入失敗
ALC	中破断LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗
SED	原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA
	原子炉補機冷却機能喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA
	極小LOCA＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	小破断LOCA＋低圧再循環失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	小破断LOCA＋補助給水失敗＋低圧再循環失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	極小LOCA＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋補助給水失敗＋低圧再循環失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋低圧再循環失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
SEW	極小LOCA＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	小破断LOCA＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	極小LOCA＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	極小LOCA＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断LOCA＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	小破断LOCA＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	小破断LOCA＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断LOCA＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	極小LOCA＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	小破断LOCA＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
SEI	小破断LOCA＋高圧注入失敗
	極小LOCA＋補助給水失敗
	極小LOCA＋高圧注入失敗
	小破断LOCA＋補助給水失敗
	小破断LOCA＋補助給水失敗＋高圧注入失敗
	極小LOCA＋補助給水失敗＋高圧注入失敗
	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋高圧注入失敗
	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋補助給水失敗
	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋補助給水失敗＋高圧注入失敗
SLW	小破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断LOCA＋高圧再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	小破断LOCA＋高圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋高圧再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋高圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗

第2.1.1.b-3表　プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される事故シーケンス（2/2）

PDS	事故シーケンス
SLI	小破断LOCA＋低圧再循環失敗
	小破断LOCA＋高圧再循環失敗
	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋低圧再循環失敗
	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋高圧再循環失敗
SLC	小破断LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗
	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗
	DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗
TED	手動停止＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	過渡事象＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	外部電源喪失＋非常用所内交流電源の喪失
	主給水流量喪失＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗
	DC母線１系列喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	ATWS＋格納容器スプレイ注入失敗
	２次冷却系の破断＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	外部電源喪失＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	２次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
TEW	手動停止＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	過渡事象＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	DC母線１系列喪失＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	２次冷却系の破断＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	主給水流量喪失＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	外部電源喪失＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	DC母線１系列喪失＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	ATWS＋格納容器スプレイ再循環失敗
	DC母線１系列喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	２次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	DC母線１系列喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
TEI	手動停止＋補助給水失敗
	過渡事象＋補助給水失敗
	２次冷却系の破断＋補助給水失敗
	主給水流量喪失＋補助給水失敗
	外部電源喪失＋補助給水失敗
	ATWS
	DC母線１系列喪失＋補助給水失敗
	DC母線１系列喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗
	２次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗
G	蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器の隔離失敗
	蒸気発生器伝熱管破損＋補助給水失敗
V	インターフェイスシステムLOCA

第2.1.1.b-4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)	割　　合
AED	3.3E-09	0.0%
AEW	8.5E-08	0.0%
AEI	7.5E-07	0.3%
ALC	2.6E-07	0.1%
SED	2.0E-04	81.1%
SEW	3.5E-08	0.0%
SEI	1.7E-06	0.7%
SLW	7.4E-08	0.0%
SLI	8.4E-07	0.3%
SLC	8.3E-07	0.3%
TED	5.2E-06	2.1%
TEW	1.7E-07	0.1%
TEI	3.6E-05	14.7%
V	3.0E-11	0.0%
G	3.8E-07	0.2%
合　計	2.5E-04	100.0%

第2.1.1.c-1表　原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の種類の抽出

破損状態	破損形態	記号	破損形態の解説
格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	g	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
	誘因蒸気発生器伝熱管破損		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	β	原子炉格納容器の隔離に失敗する
	インターフェイスシステムLOCA	ν	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
格納容器破損	水蒸気による過圧	δ	炉心損傷後の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損
	先行破損	θ	炉心損傷前の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損
	ベースマット溶融貫通	ε	溶融炉心・コンクリート反応によるベースマット溶融貫通
	格納容器貫通部過温	τ	崩壊熱による格納容器貫通部過温破損
	炉内水蒸気爆発	α	原子炉容器内での水蒸気爆発による格納容器破損
	炉外水蒸気爆発	η	原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損
	水素燃焼（原子炉容器破損以前）	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）による格納容器過圧破損
	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）による格納容器過圧破損
	水素燃焼（原子炉容器破損後期）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）による格納容器過圧破損
	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る格納容器破損
	格納容器直接接触	μ	炉心デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損

第2.1.1.c-2表　プラント損傷状態と負荷の対応

プラント損傷状態	炉心損傷まで	原子炉容器破損まで	原子炉容器破損直後	原子炉容器破損以降
大中破断LOCA（A） 小破断LOCA（S） トランジェント（T）	格納容器隔離失敗（β） 先行破損（θ） （A又はSのみ可能性あり）	水素燃焼（γ） 炉内水蒸気爆発（α） 誘因SG伝熱管破損（g） （Tのみ可能性あり）	水素燃焼（γ’） 炉外水蒸気爆発（η） 格納容器直接接触（μ） （S又はTのみ可能性あり） 格納容器雰囲気直接加熱（σ） （S又はTのみ可能性あり）	水素燃焼（γ”） 格納容器の水蒸気による過圧（δ） 格納容器貫通部過温（τ） ベースマット溶融貫通（ε）
蒸気発生器伝熱管破損（G）	２次系から環境へのFP放出（g）			
インターフェイスシステムLOCA（V）	補助建屋から環境への大量FP放出（ν）			

第2.1.1.c-3表　格納容器破損に至る負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準

破損カテゴリ	対応する 破損モード	判断基準
水蒸気（崩壊熱）による過圧	δ、θ	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の２倍を上回ること。
コンクリート侵食	ε	溶融炉心によるコンクリート侵食深さがベースマット厚さを上回ること。
貫通部過温	τ	原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が200℃を上回ること。
漏えい箇所の隔離機能喪失	ν、g	炉心損傷後に、漏えい箇所（破損蒸気発生器、余熱除去隔離弁）の隔離に失敗していること。
格納容器隔離機能喪失	β	炉心損傷後に、原子炉格納容器の隔離に失敗していること。
水蒸気爆発 （水蒸気スパイク）	α、η	炉内水蒸気爆発によってミサイルとなった原子炉容器上蓋のエネルギが原子炉格納容器の破損エネルギを上回ること。 炉外水蒸気爆発によって発生した機械的エネルギが１次遮へい壁スリーブもしくは原子炉下部キャビティ壁の破損エネルギを上回ること。 水蒸気スパイクによって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の２倍を上回ること。
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上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の２倍を上回ること。
可燃性ガスの高濃度での燃焼	γ、γ’、γ’’	可燃性ガスの高濃度での燃焼によって原子炉格納容器が破損すること。※1
格納容器への直接接触	μ	格納容器直接接触によって原子炉格納容器が破損すること。※2

※１：爆轟が発生すると衝撃波やそれによる飛来物が発生し、原子炉格納容器に動的な荷重がかかる。
※２：原子炉容器破損時に分散放出した溶融炉心が原子炉格納容器本体に付着し、ライナを溶融侵食する。

第2.1.1.c-4表　格納容器破損モードの選定

項目	放出	格納容器の状態		破損モード	記号	概要
格納容器破損モード分類	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終息
	早期大規模放出	格納容器バイパス		蒸気発生器伝熱管破損	g	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス
				インターフェイスシステムLOCA	ν	インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス
		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
		格納容器物理的破損	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（原子炉容器破損以前）	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）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	原子炉格納容器内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
				溶融物直接接触	μ	格納容器構造物へ溶融炉心が直接接触して原子炉格納容器が破損
	後期大規模放出		後期格納容器破損	水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）によって原子炉格納容器が破損
				ベースマット溶融貫通	ε	溶融炉心・コンクリート相互作用でベースマットが溶融貫通
				過温破損	τ	格納容器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過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2.1.1.d-1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
炉心冷却	・安全注入系の喪失	
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
バイパス	・プラント損傷状態で定義されるバイパス事象 ・あるいは１次系高圧（Induced SGTR）	γ、gモードによる格納容器破損の可能性
炉内水蒸気爆発	・溶融炉心がRV下部ヘッドへ落下 ・１次系低圧	αモードによる格納容器破損の可能性
水素燃焼	・水素濃度４vol％上方、６vol％側方、８vol％下方伝ぱ ・水蒸気濃度55vol％以下	γ、γ’、γ’’モードによる格納容器破損の可能性
RV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	・RV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
キャビティ内水量	・プラント損傷状態の定義	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の接触
炉外水蒸気爆発	・RV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破損の可能性
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破損の可能性
格納容器への直接接触	・溶融物分散放出あり	μモードによる格納容器破損の可能性
格納容器内気相冷却	・プラント損傷状態で定義される原子炉格納容器内除熱事象	原子炉格納容器圧力上昇抑制
ベースマット溶融貫通	・RV破損 ・原子炉格納容器内に水なし（不確実さが大きいため、水ありの場合でも現象が進む可能性あり）	εモードによる格納容器破損
格納容器過温破損	・RV破損 ・原子炉格納容器内に水なし	τモードによる格納容器破損
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破損

第2.1.1.d-2表　ヘディングの選定及び定義

No		ヘディング	記号	ヘディングの定義
原子炉容器破損前（T1）	1	CV隔離	CI	事故後の格納容器隔離が正常に実施されなかった場合、失敗とする。
	2	１次系の圧力状態	FD	TI-SGTRや１次系クリープ破損による１次系圧力低下が生じなかった場合、失敗とする。
	3	バイパス	BP	格納容器バイパス事象が発生した場合、失敗とする。起因事象がバイパスシーケンスである場合、及びTI-SGTRによりバイパス事象となる場合が該当する。
	4	炉心への注水	LR	過熱炉心に注水した時の水素生成量増大の観点から、ECCS再循環が行えなかった場合、失敗とする。
	5	炉内水蒸気爆発	ISX	炉内水蒸気爆発によって原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。
	6	水素燃焼	HB1	原子炉容器破損前に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。
	7	CV破損	OP1	原子炉容器破損前に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。
	8	RV破損	RV	ECCS再循環が行えず、炉心水位が回復しなかった場合失敗とする。
原子炉容器破損直後（T2）	9	溶融物分散放出	RPV	RV破損の時点で１次系圧力が2.0MPa(gage)以下であった場合、溶融炉心物質が重力落下する（分岐に失敗する）ものとする。
	10	キャビティ内水量	DC	RV破損の時点で、原子炉下部キャビティに十分に水がたまっておらず溶融物が冠水しない場合、失敗とする。
	11	炉外水蒸気爆発	ESX	炉外水蒸気爆発によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。
	12	CV直接加熱	DCH	格納容器直接加熱によって原子炉格納容器が破損する場合、失敗とする。
	13	水素燃焼	HB2	原子炉容器破損直後に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。
	14	CV破損	OP2	原子炉容器破損直後に、水素燃焼あるいは格納容器直接接触による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。
事故後期（T3）	15	CV内気相部冷却	NCC	原子炉格納容器内気相部冷却が行えない場合、失敗とする。
	16	水素燃焼	HB3	事故後期に、原子炉格納容器内において水素燃焼が発生した場合、失敗とする。
	17	CV破損	OP3	事故後期に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。
	18	ベースマット溶融貫通	BM	原子炉下部キャビティ床面において溶融炉心・コンクリート反応が継続し、ベースマットが溶融貫通する場合、失敗とする。
	19	CV過温破損	OT	原子炉格納容器内温度が上昇し、原子炉格納容器が過温破損する場合、失敗とする。

第2.1.1.d-3表　ヘディングの従属性

ヘディング（影響を与える側）／ヘディング（影響を受ける側）	CV隔離（CI）	1次系の圧力状態（FD）	バイパス（BP）	炉心への注水（LR）	炉内水蒸気爆発（ISX）	水素燃焼（IIB1）	CV破損（OP1）	RV破損（RV）	溶融物分散放出（RPV）	キャビティ内水量（DC）	炉外水蒸気爆発（ESX）	CV直接加熱（DCH）	水素燃焼（HB2）	CV破損（OP2）	CV内気相部冷却（NCC）	水素燃焼（IIB3）	CV破損（OP3）	ベースマット溶融貫通（BM）	CV過温破損（OT）	備考
CV隔離（CI）																				なし
1次系の圧力状態（FD）	○																			（CV隔離（CI）成功の場合に適用（従属）、他のヘディングも同様）
バイパス（BP）	○	○																		1次系圧力状態（すなわちFD）にTI-SGTRが従属
炉心への注水（LR）	○																			なし
炉内水蒸気爆発（ISX）	○	○																		水蒸気爆発確率は、1次系圧力状態（すなわちFD）に従属
水素燃焼（HB1）	○			○																ジルコニウムー水反応による水素発生量は炉心への注水（LR）に従属
CV破損（OP1）	○			○		○														水素燃焼（HB1）の有無及びDDTの発生確率（水素発生量の増加すなわちLR）に従属
RV破損（RV）	○			○																炉心溶融進展の停止可能性（すなわちLR）に従属
溶融物分散放出（RPV）	○	○						○												RV破損の有無（RV）、1次系圧力状態（すなわちFD）に従属
キャビティ内水量（DC）	○			○				○												RV破損の有無（RV）、炉心への注水（すなわちLR）に従属
炉外水蒸気爆発（ESX）	○							○	○	○										RV破損の有無（RV）、溶融物分散放出（RPV）の有無とキャビティ水量（DC）に従属
CV直接加熱（DCH）	○							○	○	○										RV破損の有無（RV）、溶融物分散放出（RPV）の有無とキャビティ水量（DC）に従属
水素燃焼（HB2）	○			○		○		○												RV破損の有無（RV）、Zrー水反応の促進の有無（すなわちLR）、過去の水素燃焼による水素の消費（HB1）に従属
CV破損（OP2）	○			○				○	○				○							RV破損の有無（RV）、溶融物分散放出（RPV）の有無、水素燃焼（HB2）の有無（水素発生量の増加すなわちLR）に従属
CV内気相部冷却（NCC）	○							○	○	○										気相部冷却あるいは炉心デブリ冷却性を表すため、炉心デブリの有無（すなわちRV破損の有無（RV））、炉心デブリ分散量（すなわちRPV）、炉心デブリ冠水の有無（すなわちDC））に従属
水素燃焼（HB3）	○			○		○		○					○		○					RV破損の有無（RV）、Zrー水反応の促進の有無（すなわちLR）、過去の水素燃焼による水素の消費（HB1、HB2）、水蒸気凝縮による水素濃度の増加の有無（NCC）に従属
CV破損（OP3）	○			○				○							○	○				RV破損の有無（RV）、水素燃焼（HB3）の有無及びDDTの発生確率（水素発生量の増加すなわちLR）、水蒸気凝縮による水素濃度の増加の有無（NCC）に従属
ベースマット溶融貫通（BM）	○							○	○	○										床上の炉心デブリの有無（すなわちRV破損の有無（RV））、炉心デブリ量（すなわち炉心デブリ分散の有無（RPV））、炉心デブリ冠水の有無（すなわちDC）に従属
CV過温破損（OT）	○							○	○	○										原子炉格納容器内の水の有無（すなわちDC）及び、炉心デブリの場所（すなわちRV破損の有無（RV）、炉心デブリ飛散の有無（RPV））に従属

第2.1.1.e-1表　事故進展解析の対象とした代表事故シーケンス

No.	PDS	PDSごとに選定した事故シーケンス	解析実施
1	AED	大破断LOCA＋ECCS注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	○
2	AEW	大破断LOCA＋ECCS再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	○
3	AEI	大破断LOCA＋ECCS注入失敗	○
4	ALC	中破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗	—
5	SED	小破断LOCA＋ECCS注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗	○
6	SEW	小破断LOCA＋ECCS注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	—
7	SEI	小破断LOCA＋ECCS注入失敗	—
8	SLW	小破断LOCA＋ECCS再循環失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗	—
9	SLI	小破断LOCA＋ECCS再循環失敗	—
10	SLC	小破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗	—
11	TED	全交流動力電源喪失＋補助給水系作動失敗	○
12	TEW	全給水喪失＋格納容器スプレイ再循環失敗	—
13	TEI	全給水喪失	○

第2.1.1.e-2表　解析コードの基本解析条件

項　　目	条件	備考
燃料（UO_2）重量	8.32×10^4 kg	
被覆管（ジルコニウム）重量	2.00×10^4 kg	
炉心崩壊熱	平均炉心評価用	日本原子力学会推奨の崩壊熱曲線*1
炉心熱出力	2,652×1.02 MWt	102%出力運転
１次系圧力	15.41＋0.21MPa[gage]	設計値+計測誤差
１次冷却材平均温度	302.3＋2.2 ℃	設計値+計測誤差
ループ全流量	45.7×10^6 kg/h	100%T.D.F.ベース
蒸気発生器伝熱管施栓率	10%	
原子炉格納容器区画室分割	5分割	
原子炉格納容器区画全自由体積	67,400 m^3	最小評価値
原子炉格納容器初期圧力	9.8 kPa[gage]	最大値
原子炉格納容器初期温度	49℃	通常運転時における 原子炉格納容器内最高温度
原子炉格納容器 ヒートシンク温度	49℃	通常運転時における 原子炉格納容器内最高温度
蓄圧タンク作動基数	3基	
蓄圧タンク保持圧力	4.04 MPa[gage]	最小値
蓄圧タンク保有水量	29.0 m^3/基	最小値

*1：「PWRの安全解析用崩壊熱について」MHI-NES-1010改4（H25年７月）

第2.1.1.e-3表　各事故シーケンスの事故進展解析条件

PDS	起因事象	高圧注入	低圧注入	蓄圧注入	格納容器 スプレイ注入	高圧再循環	低圧再循環	格納容器 スプレイ再循環	補助給水
AED	高温側配管 完全両端破断	不作動	不作動	3基	不作動	不作動	不作動	不作動	作動
AEW	高温側配管 完全両端破断	2系統	2系統	3基	2系統	不作動	不作動	不作動	作動
AEI	高温側配管 完全両端破断	不作動	不作動	3基	2系統	不作動	不作動	2系統	作動
SED	高温側配管 2inch 破断	不作動	不作動	3基	不作動	不作動	不作動	不作動	作動
TED	全交流電源 喪失	不作動	不作動	3基	不作動	不作動	不作動	不作動	不作動
TEI	全給水喪失	不作動	不作動	3基	2系統	不作動	不作動	2系統	不作動

第2.1.1.e-4表　事故進展解析結果（主要事象発生時刻）

主要事象	AED	AEW	AEI	SED	TED	TEI
原子炉トリップ	0.0 秒	0.4 秒	0.4 秒	0.0 秒	0.0 秒	46 秒
補助給水系作動	1.0 分	1.0 分	1.0 分	1.0 分	—	—
充てん系作動	—	—	—	—	—	—
高圧注入系作動	—	0.4 秒	—	—	—	—
低圧注入系作動	—	11 秒	—	—	—	—
蓄圧注入作動	9.4 秒	9.4 秒	9.5 秒	1.2 時間	4.7 時間	3.3 時間
蓄圧注入終了	1.4 分	1.1 分	1.4 分	3.6 時間	4.7 時間	3.3 時間
ラプチャーディスク破損	—	—	—	—	1.7 時間	35 分
格納容器スプレイ作動	—	3.8 秒	3.8 秒	—	—	3.0 時間
再循環切替	—	—	34 分	—	—	3.6 時間
炉心露出	5.6 分	27 分	5.5 分	42 分	2.2時間	1.1 時間
被覆管破損	11 分	36 分	11 分	54 分	2.5 時間	1.3 時間
炉心溶融開始	19 分	45 分	19 分	1.1 時間	3.0 時間	1.6 時間
下部ヘッドへの溶融物移動開始	55 分	1.5 時間	55 分	2.0 時間	4.6 時間	3.0 時間
原子炉容器破損	1.6時間	2.8 時間	1.6 時間	3.6 時間	4.7 時間	3.3 時間
原子炉格納容器最高使用圧力到達	2.2 時間	5.9 時間	—	4.1 時間	6.3 時間	—
2Pd(原子炉格納容器最高使用圧力の2倍)到達*1	9.5 時間	14 時間	—	13 時間	16 時間	—
原子炉格納容器内温度200℃到達*2	—	—	—	—	—	—
限界圧力到達*3	12時間	16時間	—	17時間	19時間	—

*1：原子炉格納容器圧力2Pd到達時間を格納容器過圧破損時間とする。

*2：原子炉格納容器内温度200℃到達時間を格納容器過温破損時間とする。

*3：平成６年度AM技術ベース報告書（標準プラント）にて評価した限界圧力6.36kg／cm^2とする。

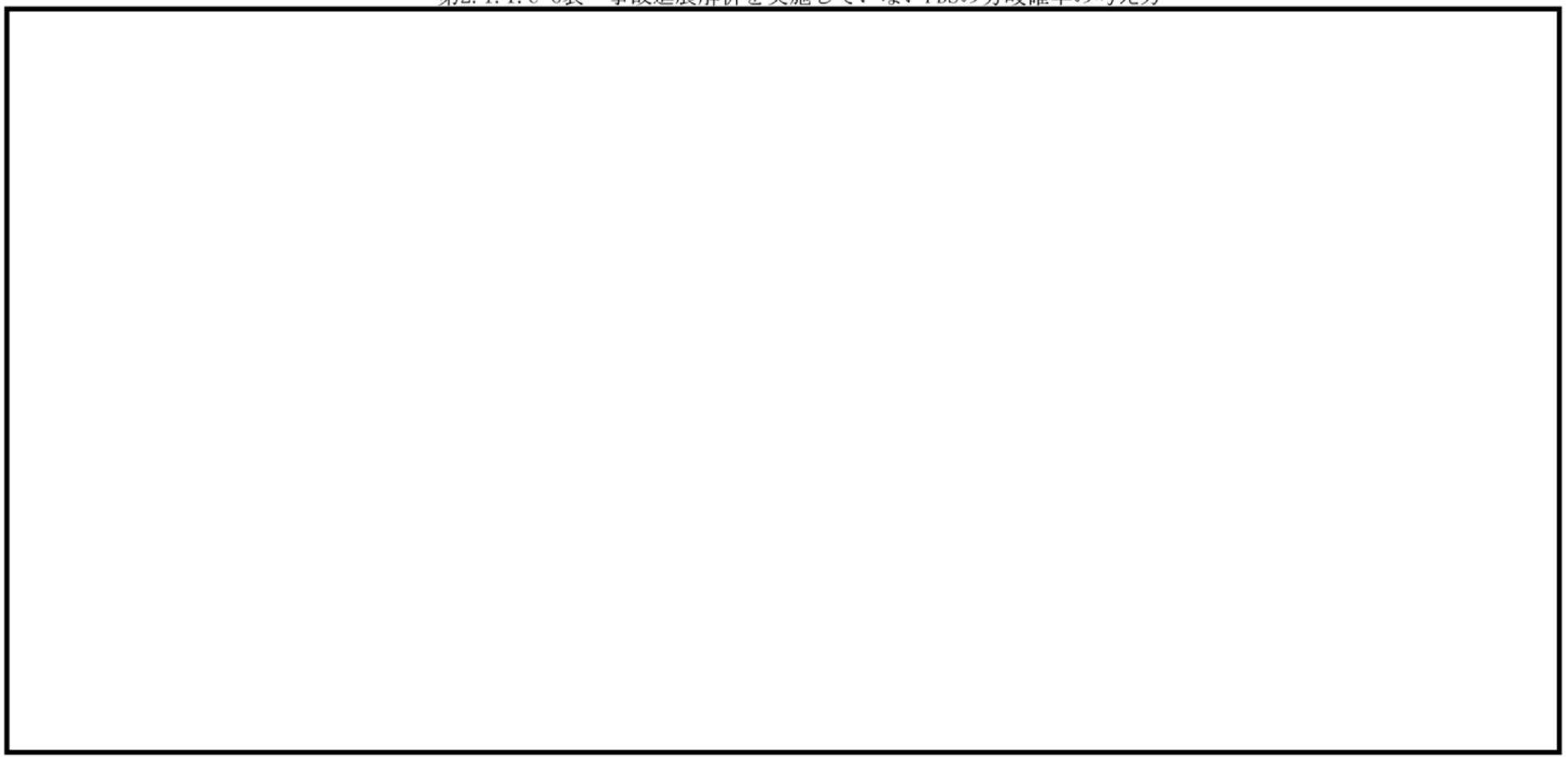
第2.1.1.e-5表　事故進展解析結果（シビアアクシデント負荷）

PDS	原子炉容器破損前		原子炉格納容器破損前		原子炉容器破損前			原子炉容器破損後(30分)			原子炉容器破損後後期[*1]		
	1次系圧力 (MPa[gage])	原子炉下部キャビティ内水量(t)	原子炉格納容器温度 (℃)	原子炉下部キャビティ侵食深さ (m)	水素濃度 (vol%)	水蒸気濃度 (vol%)	全炉心Zr75%補正水素濃度 (vol%) [*2]	水素濃度 (vol%)	水蒸気濃度 (vol%)	全炉心Zr75%補正水素濃度 (vol%)[*2]	水素濃度 (vol%)	水蒸気濃度 (vol%)	全炉心Zr75%補正水素濃度 (vol%)[*2]
AED	0.2	57.6	170.2	0.2	2.5	47.7	5.7	2.2	57.6	4.6	2.6	75.3	2.9
AEW	0.1	179.9	157.7	0.0	3.4	35.4	6.9	3.1	43.8	6.1	1.4	74.8	2.8
AEI	0.1	169.4	－	－	4.2	18.6	8.7	4.1	23.3	8.2	4.6	16.1	9.0
SED	2.1	28.2	166.9	0.2	3.1	51.4	5.2	3.0	56.7	4.7	2.5	75.6	2.8
TED	17.1	8.3	174.7	0.2	4.4	68.3	6.4	3.9	48.5	5.5	3.1	74.5	3.1
TEI	15.6	41.8	－	－	5.7	13.0	8.1	6.9	15.8	8.9	7.0	15.9	8.9

*1：AED、AEW、SED及びTEDは原子炉格納容器破損時点（10時間程度）の値。AEI及びTEIは原子炉格納容器が破損しないため事故後72時間の値。

*2：発生する水素量を補正するにあたっては、炉外での水素生成にあたるMCCIによる水素量も含む。ただし、TEDにおいては、原子炉容器破損後後期の発生水素量の合計が全炉心Zr量の75%を上回ることになることから、補正を行っていない。

第2.1.1.e-6表　事故進展解析を実施していないPDSの分岐確率の考え方



（□は商業機密に属しますので公開できません。）

第2.1.1.f-1表　分岐確率のあてはめ方法

(□は商業機密に属しますので公開できません。)