

3.3 津波PRA

3.3.a. 対象プラントと事故シナリオ

①対象とするプラントの説明

(1) 機器・システムの配置及び形状・設備容量

主要な機器・システムの配置及び形状・設備容量は 3.1 内部事象レベル 1 PRA での記載と同様である。

また、第 3.3-1 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を示す。

(2) ウォークダウン実施の有無とウォークダウンの結果

a. プラントウォークダウンの実施手順

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（以下、「PWD」という。）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PWD要領書を作成し、その要領書に従ってPWDを実施した。PWDでは主に以下の観点について問題が無いことを確認した。

- ・津波影響の確認
- ・間接的被害の可能性の確認
- ・津波伝播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PWD調査対象機器を選定するフローを第3.3-2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、PWD対象機器を選定した。

c. プラントウォークダウン結果

PWDチェックシートに基づき、対象機器のチェックを行った。例として原子炉補機冷却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3.3-3図及び第3.3-4図に示す。

PWD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。

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

評価対象とすべきパラメータの検討を行い、対象とする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SSC（Structure, System and Component : 建物・構築物、システム、機器）を整理したものを第3.3-1表に示す。機器の損傷・機能喪失要因について、以下の2つの観点で検討した。今回の重要事故シーケンス確認を目的

とした津波PRAでのフラジリティ評価対象外としたものを以下に示す。(第3.3-2表参照)。

- (a) 「日本原子力学会標準 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」(2012年2月 一般社団法人 日本原子力学会) (以下、「津波PRA学会標準」という。) に準拠したスクリーニングが可能か否か
- (b) 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、(a)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、原子炉補機冷却海水ポンプ、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。次に、洗掘は激しい川の流れや波浪等により、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。”

➤ 漂流物衝撃力

支配的な津波波源からサイトまでに存在する漂流物の発生頻度が炉心損傷頻度と比べて小さいと判断されるため、津波PRA学会標準8.2.3項の記載に準じて対象外とする。なお、(b)の観点でも「被水・没水」、及び「津波波力」に包含できることから対象外とする。

(津波 PRA 学会標準 8.2.3 項抜粋部)

“なお、津波による対象漂流物の選定に際しては、5.1.3 フラジリティ評価関連情報の収集・分析で得られる当該サイトに影響を与える可能性のある漂流物の諸元(位置・種類・頻度)に留意し、支配的な津波波源から当該サイトまでに存在する漂流物の発生頻度が炉心損傷頻度と比べて小さい場合、もしくは、当該サイトに接岸していない船舶に対しては対象から除外してもよい。”

次に、(b)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、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、海の潮位が低下して、海水を水源とする原子炉補機冷却海水ポンプ及び循環水ポンプの取水障害が発生し、キャビテーションによりポンプが機能喪失する。しかし、引き津波発生時には、キャビテーション発生前にこれらのポンプを停止する等の手順を整備してあり、ポンプの機能喪失を回避できる可能性があること、かつ、これらのポンプが「引き津波による水位低下」によって機能喪失した後のシナリオは「被水・没水」に包含可能であり、新たな事故シーケンスを発生させるものではないため、評価対象外とする。（詳細は別紙 3.3-1 参照）

➤ 津波波力

屋内外設置の動的・電氣的な SSC については、設備設置床面に津波が到達した時点で機能喪失するという仮定をおいているため、「被水・没水」に包含可能であり、新たな事故シーケンスを発生させるものではないため、評価対象外とする。一方、屋内外設置の静的な SSC についてはフラジリティ評価対象となる。（ただし、フラジリティ評価対象となる静的 SSC はないことは第 3.3-2 表参照）

➤ 浮力及び流体力

屋内外設置の動的・電氣的な SSC については設備設置床面に津波が到達した時点で機能喪失するという仮定をおいているため、「被水・没水」に包含可能であり、新たな事故シーケンスを発生させるものではないため、評価対象外とする。一方、屋外設置の静的な SSC についてはフラジリティ評価対象となる。（ただし、フラジリティ評価対象となる SSC はないことは第 3.3-2 表参照。）また、屋内設置の静的な SSC については、プラント内の SSC の耐震性の観点（基礎との設置、ボルトによる固定）から、影響はないものと想定できるため、損傷・機能喪失要因の対象外とする。

以上のことから、本評価における津波 PRA においては、「被水・没水」のみを津波による損傷・機能喪失要因として代表させる。「被水・没水」に対する影響や、対象となる SSC について概要を以下に示す。

➤ 被水・没水

津波による「被水・没水」の影響としては、電動機、電動機の回転機、電気計装等の故障により作動失敗、継続運転失敗等の動的機能が喪失となることが考えられる。対象となる SSC は、動的機器である電動機や電気計装を含む SSC である。ただし、配管・タンク等静的な SSC については「被水・没水」で機能喪失することは考えにくいいため、評価対象外とする。なお、本津波 PRA においては、保守的に、動的・電氣的 SSC の設置高さに津波が到達した時点で、当該機器が機能喪失すると仮定する。

b. 起回事象の選定

第 3.3-5 図に示すフローを用いて津波により誘発される起回事象を選定した。選定の際の検討内容及び結果を第 3.3-3 表に示す。

起因事象として選定したのは以下の5事象である。

- ▶ 補機冷却水の喪失
- ▶ 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

c. 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2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。

- (a) 建屋内の壁・床・扉等の止水対策を考慮しないものとする。従って、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全体が同時に浸水する。
- (b) 格納容器は密閉構造であることから、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3.3-4表に示す。

d. 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*1」と「緩和設備の損傷高さ*1」から津波高さ毎にシナリオを区分した。第3.3-5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、海水が機器の損傷高さに到達した時点をいう。

*1:「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。

(a) 津波シナリオ区分1（津波高さ10.0m以上～10.3m未満）

本シナリオ区分では、屋外に設置されている主変圧器等の外部電源の水没により起因事象「外部電源喪失」が発生する。

(b) 津波シナリオ区分2（津波高さ10.3m以上～15.0m未満）

本シナリオ区分では、循環水ポンプ建屋の開口部からの浸水が始まり、原子炉補機冷却海水ポンプが水没し起因事象「補機冷却水の喪失」が発生する。さらに、原子炉補機冷却海水ポンプ水没によりディーゼル発電機も機能喪失するため、全交流動力電源喪失に至る。

(c) 津波シナリオ区分3（津波高さ15.0m以上）

本シナリオ区分では、原子炉建屋、原子炉補助建屋、電気建屋及びディーゼル発電機建屋の開口部から浸水が始まり、当該建屋内に設置されている機器が全て水没する。そのため、6.6kVメタクラ、パワーコントロール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機能喪失し、直接炉心損傷に至る事象となる。

3.3.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

泊発電所3号機における確率論的津波ハザード評価を行うにあたっては、「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）」に基づき評価を実施した。

確率論的津波ハザードの評価手順については、付録-1、2のとおりである。

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、日本海東縁部に想定される地震に伴う津波を想定し、検討を実施した。

津波伝播モデルについては、後藤ほか(1982)に基づき非線形長波の連続式及び運動方程式を基礎方程式としたモデルを用いて検討を実施した。また、作成したロジックツリーについては、付録-3～8のとおりである。

③ 確率論的津波ハザード評価結果

作成したロジックツリーに基づき算出した確率論的津波ハザード曲線群から求めた平均ハザード曲線は、付録-9のとおりである。

また、日本海東縁部の評価対象領域が確率論的津波ハザードに与える影響を確認するため、評価対象領域別のハザード曲線を第 3.3-6 図に示す。評価対象領域のうち E1-2 領域及び E1 全体の領域が確率論的津波ハザードに対して寄与度が高いことを確認した。

3.3.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、フラジリティ評価の検討を行った。津波 PRA 学会標準 6.1 項「事故シナリオの広範な分析・選定」において検討した結果、動的・電氣的な SSC に対する「被水・没水」による機能喪失を評価対象とした。

(2) フラジリティ評価について

前項の検討を受けて、動的・電氣的な 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、機器フラジリティ曲線は第 3.3-7 図に示すようにステップ状となる。また、当該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「現実的耐力」として不確実さを考慮していない。

3.3.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。

d(1) 起回事象

① 評価対象とした起回事象のリスト、説明及び発生頻度

3.3.a.②.(2)項「起回事象の選定」に示したとおり、津波 PRA における起回事象は以下の 5 つである。

- 補機冷却水の喪失
- 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

また、各機器の損傷高さまで浸水した時点で、当該機器が確率 1.0 で機能喪失すると評価していることから、起回事象発生頻度は第 3.3-6 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 15.0m 以上）で発生する「複数の信号系損傷」が津波固有の事故シーケンスである。

② 階層イベントツリーとその説明

選定した起回事象を基に、津波により発生する起回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（以下、「ET」という。）を作成する。第 3.3-8 図に津波 PRA 起回事象階層 ET を示す。

- 津波による起回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、プラントの制御ができず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直接炉心損傷に至る事象を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としているため炉心損傷に至る。従って影響の大きさから、補機冷却水の喪失を直接炉心損傷に至る事象の次のヘディングとして設定する。
- ✧ 外部電源喪失は、非常用所内電源系の起動（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。従って、補機冷却水の喪失に比べて影響は小さくなるため、外部電源喪失を補機冷却水の喪失の次のヘディングに設定する。
- ✧ 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 2 次系の冷却機能が喪失するため事故進展が過渡事象に比べて厳しい。従って、主給水流量喪失を外部電源喪失の次のヘディングに設定する。
- ✧ 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 の最後のヘディングに設定する。

なお、補機冷却水の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、事故進展に対する緩和設備が補機冷却水の喪失の緩和設備（補助給水）で代表できること、及び補機冷却水の喪失に伴い従属的に発生することから、補機冷却水の喪失を代表して評価する。

d(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。

d(3) 事故シーケンス

① イベントツリー

起回事象の発生要因は津波と内部事象では異なるが、起回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 3.3-9 図(a)～(d)）を用いた。

d(4) システム信頼性

① 評価対象としたシステムとその説明

津波による機器ごとの損傷モードによるプラントへの影響を整理して作成した建屋・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 3.3-7 表参照）。内部事象 PRA では、起回事象及び緩和設備の機能喪失要因がランダム故障であるため、24 時間以内であれば回復が可能と考えられる。しかしながら、津波による設備・機器の損傷が要因である場合、福島第一原子力発電所事故を受けて 24 時間以内に事故を収束させることは困難であると判断した。大規模自然災害時においては、燃料、食料等の調達・運送も困難になると考えられ、少なくとも 7 日間の備蓄が要求されていることから、本津波 PRA において、空調設備が機能喪失した場合の系統への影響を考慮する期間として 7 日間を考慮することとし、当該設備モデル化要否について以下のとおり検討した。その結果、津波 PRA で対象となる空調設備は下記のとおり、新たにモデル化が必要となるものはなく、内部事象 PRA と同モデルを設定した。

- ・ 電動補助給水ポンプ室換気装置

補助給水系のサポート系統としてランダム故障の影響を考慮する必要がある。但し、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と判断した。

- ・ 安全補機開閉器室空調装置

安全補機開閉器室の換気空調系としてランダム故障の影響を考慮する必要がある。但

し、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と判断した。

- ・ディーゼル発電機室換気系

ディーゼル発電機室の換気空調系としてランダム故障の影響を考慮する必要がある。但し、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と判断した。

- ・制御用空気圧縮機室換気装置

評価対象となる起因事象では、制御用空気系を必要とする緩和設備には期待しない。従って、津波PRAでは、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。

- ・安全補機室空調装置

評価対象となる起因事象では、安全補機室空調装置による冷却を必要とする余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び格納容器スプレイポンプに関わる緩和設備には期待しない。従って、津波PRAでは、安全補機室空調装置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

蓄電池室換気装置と依存関係にある安全系蓄電池室では、給気側は安全補機開閉器室空調装置、排気側は蓄電池室換気装置を用いている。ここで、ランダム故障を考慮した場合、システム構成上、給気側の安全補機開閉器室空調装置が支配的となると考えられることから、当該設備は安全補機開閉器室空調装置に包含されると判断し、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とする。

③ システム信頼性評価結果

(1) 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(以下、「FT」という。)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、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。従って、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全体が同時に浸水するものとし、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。
- 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に加えてそれ以下の高さにある浸水区画が同時に浸水することとし、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。

上記の前提条件から、津波シナリオで対象としている全ての機器をモデル化するのではなく、損傷する機器の影響及び相互の依存関係を考慮して、以下の機器を代表としてモデル化する。

- ・原子炉補機冷却海水ポンプ
- ・主変圧器
- ・電気盤 (6.6kVメタクラ、パワーコントロールセンタ等)

(2) 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、事故シーケンス毎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 3.3-8 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

津波により原子炉補機冷却海水ポンプが水没し補機冷却水の喪失が発生すると、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、封水注入及びサーマルバリアによる冷却が喪失する。よって、補機冷却水の喪失 ET における RCP シー ル LOCA ヘディングの失敗確率を 1.0 とした。

d(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。

(1) 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。そのため本評価では、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、人的過誤確率も内部事象 PRA の人的過誤確率を用いる。

(2) 事故後の人的過誤

津波 PRA の事故後の人的過誤は、以下の 2 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故進展及び、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 と同様の診断過誤確率を使用するものとする。

- a. 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 と同じ人的過誤確率を使用するものとする。
- b. 現場操作については、運転員のアクセス性を考慮して、各フロアにおいて海水が浸水しない津波高さの場合では期待し、海水が浸水する津波高さの場合では期待しない。

(3) 津波 PRA 固有で考慮すべき運転員操作の検討

内部事象 PRA では、緩和設備への影響が十分小さいためモデル化していない運転員操作があるが、これらの操作について津波 PRA における緩和設備への影響を検討した。検討結果を以下に示す。

- ・中央制御室からの遠隔操作に期待している場合については、津波 PRA も内部事象 PRA と同様の扱いとなる。
- ・現場操作に期待している場合については、建屋内に海水が浸水しなければ建屋内の現場操作は可能であり、内部事象 PRA と同様の扱いとなる。建屋内に浸水した場合には当

該現場操作に関する機器が水没しているため、モデル化する必要はない。

d(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 RiskSpectrum®を用いて、起因事象階層 ET と各起因事象の ET 及び ET のヘディング毎の FT を用いたフォールトツリーリンク法により炉心損傷頻度（以下、「CDF」という。）を算出した。

② 炉心損傷頻度結果

(1) 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. 津波シナリオ区分毎の評価結果

津波シナリオ区分毎の評価結果を第3.3-6表に示す。全CDFは $8.2E-07$ （／炉年）となり、津波シナリオ区分2（津波高さ10.3m 以上～15.0m 未満）がその大半を占める。津波シナリオ区分毎の評価結果及び事故シナリオの概要を以下に示す。

(a) 津波シナリオ区分1（津波高さ10.0m以上～10.3m未満）

津波シナリオ区分1のCDFは $1.8E-10$ （／炉年）である。

本シナリオでは、主変圧器等の外部電源系設備が水没する。ここで、ランダム故障による補助給水失敗が発生すると、2次系からの除熱機能が喪失し炉心損傷に至る。

また、ランダム故障による非常用所内電源喪失が発生すると、全交流動力電源喪失となる。全交流動力電源喪失に伴いRCPシールLOCAが発生し、炉心冷却不能となり、炉心損傷に至る。

(b) 津波シナリオ区分2（津波高さ10.3m以上～15.0m未満）

津波シナリオ区分2のCDFは $7.9E-07$ （／炉年）である。

本シナリオでは、原子炉補機冷却海水ポンプが水没し、さらに追従してディーゼル発電機も機能喪失することで全交流動力電源喪失となる。全交流動力電源喪失に伴いRCPシールLOCAが発生し、炉心冷却不能となり、炉心損傷に至る。

(c) 津波シナリオ区分3（津波高さ15.0m以上）

津波シナリオ区分3のCDFは $2.7E-08$ （／炉年）である。

本シナリオでは、6.6kVメタクラヤパワーコントロールセンタ等の複数の電気盤が水没して炉心損傷直結事象となる。

b. 炉心損傷カテゴリー毎の重要事故シーケンス

事故シーケンスを以下の8つの炉心損傷カテゴリーに分類した。

- (1) 2次系からの除熱機能喪失
- (2) 安全機能サポート機能喪失（電源機能）
- (3) 安全機能サポート機能喪失（補機冷却機能）
- (4) 格納容器からの除熱機能喪失
- (5) 原子炉停止機能喪失
- (6) ECCS 注水機能喪失

(7) ECCS 再循環機能喪失

(8) 漏えい箇所の隔離機能喪失

a.項で説明した事故シーケンスを、上記のカテゴリーで整理した結果を第3.3-9表に示す。また、泊3号機における重要事故シーケンスのCDF及び概要を以下に示す。

➤ 外部電源喪失+補助給水失敗

当該事故シーケンスのCDFは、 $6.7E-12$ (／炉年) であり、具体的には以下のシーケンスとなる。

- ・津波高さが10.0m以上～10.3m未満（津波シナリオ区分1）において、主変圧器等の水没により外部電源喪失が発生する。ここでランダム故障により補助給水失敗が発生すると、2次系からの除熱機能が喪失し、炉心損傷に至る。

➤ 外部電源喪失+非常用所内電源喪失

当該事故シーケンスのCDFは、 $7.9E-07$ (／炉年) であり、具体的には以下の2つのシーケンスを足し合わせたものである。

- ・津波高さが10.0m以上～10.3m未満（津波シナリオ区分1）において、主変圧器等の水没により外部電源喪失が発生する。ここでランダム故障により非常用所内電源喪失が発生すると全交流動力電源喪失となり、RCPシールLOCAが発生することにより炉心冷却不能となり、炉心損傷に至る。
- ・津波高さが10.3m以上～15.0m未満（津波シナリオ区分2）において、主変圧器等の水没により外部電源喪失が発生する。さらに原子炉補機冷却海水ポンプ等が水没することで、ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失となる。これによりRCPシールLOCAが発生し炉心冷却不能となり、炉心損傷に至る。

➤ 複数の信号系損傷

当該事故シーケンスのCDFは $2.7E-08$ (／炉年) であり、具体的には以下のシーケンスとなる。

- ・津波高さが15.00m以上（津波シナリオ区分3）において、6.6kVメタクラやパワーコントロールセンタ等の炉心損傷防止に必要な複数の電気盤が水没することで、プラントの制御が出来なくなるため直接炉心損傷に至る。

以上の事故シーケンスを整理した炉心損傷カテゴリー毎のCDFを下記に示す（第3.3-9表参照）。

- ・2次系からの除熱機能喪失

6.7×10^{-12} (／炉年)

(本炉心損傷カテゴリーは、前述の外部電源喪失+補助給水失敗が該当する。)

- ・安全機能のサポート機能喪失（電源機能）

7.9×10^{-7} (／炉年)

(本炉心損傷カテゴリーは、前述の外部電源喪失+非常用所内電源喪失が該当)

する。)

- ・複数の信号系損傷

2.7×10^{-8} (／炉年)

(本炉心損傷カテゴリーは、前述の複数の信号系損傷が該当する。)

津波シナリオ区分別、事故シーケンス別及び炉心損傷カテゴリー別 CDF 寄与割合を示すパイチャートを第 3.3-10 図～第 3.3-12 図に示す。

(2)評価結果の分析

本津波 PRA では全 CDF は $8.2E-07$ ／炉年と評価されたが、そのうち安全機能サポート機能喪失（電源機能）による寄与割合が 99.9%以上となった。

主変圧器は T.P.10.0m を超過する津波が発生した場合に没水・被水により機能喪失し、さらに T.P.10.3m を超過する津波が発生した場合は原子炉補機冷却海水ポンプが同様に機能喪失する。外部電源喪失と原子炉補機冷却機能喪失の重畳により全交流動力電源喪失になり、RCP シール LOCA が発生することで緩和設備に期待できずに炉心損傷に至ることとなる。全交流動力電源喪失に至った場合、RCP シール LOCA が必ず発生すると仮定していることから、本津波 PRA においては、安全機能サポート機能喪失（電源機能）が支配的な炉心損傷カテゴリーとなった。

なお、その他約 0.1%については、T.P.10.0m 以上の津波により生じる主変圧器の機能喪失及びランダム故障による補助給水失敗が重畳した場合に生じる 2 次系からの除熱機能喪失として整理している。

③重要度解析、不確かさ解析及び感度解析

a. 重要度解析

本津波PRAにおける重要な設備を抽出する目的で、津波シナリオ区分毎の重要度評価を実施した。第3.3-10表に津波シナリオ区分毎の重要度整理結果を示す。この表から、津波シナリオについて重要な設備は原子炉補機冷却海水ポンプであり、全CDFへの寄与割合は96.7%となった。

重要度評価の結果から、今回の重要事故シーケンス確認のための津波PRAにおいては、原子炉補機冷却海水ポンプが津波により水没するということが、CDFにとって支配的である。これは、原子炉補機冷却海水ポンプが10.3m以上の津波で機能を喪失した時点で、その依存関係にある緩和設備も従属的に喪失するため、10.0m以上の津波による外部電源喪失の発生の有無に関わらず、緩和手段がなくなるためである。

b. 不確かさ解析

ハザード及びパラメータの不確かさに着目した全CDFに関する不確かさ解析として、フラクタイルハザードを10本に縮約したデータ（第3.3-13図参照）を用いて全CDF及び事故シーケンス別CDFの下限値、中央値、平均値及び上限値を評価する。

なお、津波PRAでは不確かさ要因として、確率論的津波ハザード、津波による設備の損傷確率（以下、「津波フラジリティ」という。）、人的過誤及びランダム故障等がある。

しかし、重要事故シーケンス選定のための津波PRAでは、津波フラジリティは保守的に、動的・電气的設備の設置高さに津波が到達した時点で、当該機器が機能喪失すると仮定し、機器の損傷高さで立ち上がるステップ状のフラジリティ曲線を用いていることから、津波フラジリティについての不確実さ要因は考慮せず、確率論的津波ハザード、人的過誤及びランダム故障等を対象とする。

津波シナリオ区分毎の不確実さ解析用津波発生頻度を第3.3-11表に示す。ここで、ベースとなる確率論的津波ハザードデータのうち、70%以下の信頼度のデータにおいて発生頻度が評価できていないものがあり、0.0となっている。このため、津波シナリオ区分毎の不確実さ解析を実施する上で、津波シナリオ区分における津波発生頻度が0.0となってしまう場合には、下限値が非保守的となる。そこで、これに該当する津波シナリオ区分1の30%以下の信頼度のデータは、30%～40%信頼度から1桁ずつ小さくした値を解析用に入力した。また、シナリオ区分2の30%以下のデータは、30%～40%の信頼度から2桁ずつ小さくし、シナリオ区分3の70%以下のデータは、70%～80%信頼度から2桁ずつ小さくした値を解析用に入力した。

確率論的津波ハザードデータにおいて津波発生頻度が評価できていないものがあるため、第3.3-12表に示す津波シナリオ区分毎の津波発生頻度の不確実さ解析結果から分かるように不確実さ幅を示すEFが非常に大きくなり、工学的に意味が無いものとなっている。

第3.3-13表に示す事故シーケンス毎の不確実さ解析結果においては、津波シナリオ区分1では、不確実さ要因としてランダム要因も含んでいるものの、その影響は確率論的津波ハザードに比べて非常に小さいため、事故シーケンス毎のEFと津波シナリオ区分毎のEFがほぼ同値となった。また、津波シナリオ区分2及び3では、津波の影響のみで事故シーケンスが決定する（ランダム要因の影響がない）ため、事故シーケンス毎のEFと津波シナリオ区分毎のEFが同値となった。よって、いずれの津波シナリオ区分においても、津波発生頻度の不確実さ解析と同様に工学的に意味のない結果となった。

以上から、津波PRAの不確実さ幅は、内部事象レベル1 PRA及び地震レベル1 PRAに比べれば大きくなるが、確率論的津波ハザードの幅が支配的であるため、その影響は津波PRAで現れる全ての事故シーケンスに対して一様であり、事故シーケンス毎の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と考えられる。

c. 感度解析

ストレステスト一次評価で示した緊急安全対策や、有効性評価に当たって考慮している主要な対策についてRCPシールLOCA対策（三菱製耐熱Oリング）も含めて考慮し感度解析を行うことで、泊発電所3号機の津波PRAにおけるCDFへの影響を検討する。

第3.3-9表に示すように、泊発電所3号機の重要事故シーケンス確認のための本津波PRAにおいては、

・「外部電源喪失+非常用所内電源喪失」シーケンス
が全CDFの約96.7%を占めている。

ここで、本事故シーケンスに対するSA対策は、有効性評価で用いている全交流動力電源喪失に対する炉心損傷防止対策である。（第3.3-14表参照）

「外部電源喪失＋非常用所内電源喪失」シーケンスに対してSA対策を考慮した場合のシナリオ整理結果を第3.3-14図に示す。

この整理結果をもとに、感度解析としてはイベントツリーでの定量化を実施した。感度解析用のイベントツリーを第3.3-15図に示す。ここで、第3.3-14図に示したように、RCPシールLOCAの有無によらず代替非常用発電機による給電及び可搬型大型送水ポンプ車による通水が必要であるため、「代替非常用発電機による給電」及び「可搬型大型送水ポンプ車による通水」のイベントヘディングを「RCPシールLOCA」より前に設けた。また、イベントヘディング「代替非常用発電機による給電」、「可搬型大型送水ポンプ車による通水」及び「補機冷却水の喪失に対する主要な対策」の分岐確率は、必要とされる運転員操作の困難さや代替非常用発電機、可搬型大型送水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等の不確実さ要因があることを考慮し、0.1と仮定した。

以上をふまえて、感度解析結果と本津波PRA結果との比較を第3.3-15表に示す。第3.3-15表からも分かるように、「外部電源喪失＋非常用所内電源喪失」のみにSA対策を考慮することにより、炉心損傷カテゴリ-2-1のCDF及び全CDFがそれぞれ約8割低減する結果となった。この結果は、重要度解析の結果と同様に、津波の重要事故シーケンスとしては「外部電源喪失＋非常用所内電源喪失」が非常に支配的であり、様々な事故シーケンスがある他のPRAと違い、「安全機能サポート機能喪失（電源機能）」の炉心損傷カテゴリ-に対する対策が取れば、全CDFに対する大きな低減効果があることを示している。

第 3.3-1 表 津波による損傷・機能喪失及び対象 SSC の種類(1/2)

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3.3-1表 津波による損傷・機能喪失及び対象SSCの種類(2/2)

津波による損傷・機能喪失要因	左記要因の対象 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3.3-2表 津波による損傷機能喪失要因と対象設備(1/2)

津波による損傷・機能喪失要因	対象となる設備・機器	検討内容
被水・没水	ポンプ、電動弁等の屋内外設置の設備	電動機等の動的な設備については、被水・没水によって電動機、電動機の回転機、電気計装等が故障し、作動失敗、継続運転失敗等の動的機能が喪失となることが考えられるため、評価対象とする。なお、配管、タンク等の静的な設備については被水・没水により機能喪失することは考えにくいいため、評価対象外とする。
津波波力	ポンプ、電動弁、電気盤、タンク等の屋内外設置の設備	屋内外設置の動的・電氣的な設備については、設備設置床面に津波が到達した時点で機能喪失するという仮定をおいており、「被水・没水」に包含可能であるため、評価対象外とする。また、屋内外設置の静的な設備については、他の構築物等に囲まれていること等により、津波が直接衝突する位置にないことを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・浮力	ポンプ、電動弁、電気盤、タンク等の屋内外設置の設備	屋内外設置の動的・電氣的な設備については、設備設置床面に津波が到達した時点で機能喪失するという仮定をおいており、「被水・没水」に包含可能であるため、評価対象外とする。また、屋内設置の静的な設備については、プラント内の設備の耐震性の観点（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・機能喪失要因の対象外とする。

第3.3-2表 津波による損傷機能喪失要因と対象設備(2/2)

津波による損傷・機能喪失要因	対象となる設備・機器	検討内容
引き津波による水位低下	原子炉補機冷却海水ポンプ、循環水ポンプ等の海水を水源とする設備	海の潮位が低下して、海水を水源とするポンプの取水障害が発生してポンプがキャビテーションにより機能喪失することが考えられる。しかし、引き津波発生時には、キャビテーション発生前にこれらのポンプを停止する等の手順を整備してあり、ポンプの機能喪失を回避できる可能性があること、かつ、これらのポンプが「引き津波による水位低下」によって機能喪失した後のシナリオは「被水・没水」に包含可能であることから、評価対象外とする
漂流物衝撃力	屋外設備	被水・没水及び津波波力に関する検討に包絡できることから評価対象外とする。 なお、発生確率・損傷確率を考慮すると影響は小さいと考え、津波PRA学会標準8.2.3項の記載に準じて評価対象外とできる。
海底砂移動及び洗掘	建物・構築物（海水取水口も含む）	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項の記載に準じて評価対象外とする。

第3.3-3表 津波により発生する起因事象の選定(1/3)

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、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。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。従って、本事象は評価対象外とする。
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は小破断 LOCA 相当の事象となる。しかし、運転コンソール等が水没することにより、制御回路が誤動作を引き起こすような短絡や混触の組み合わせが生じる可能性は稀有である。また、加圧器逃がし弁を誤開させる運転コンソール等が水没する高さ（17.8m）の津波が発生した時には、既に直接炉心損傷に至る事象が（高さ 15.0m の時点で）発生している。ここで、直接炉心損傷に至る事象は他の起因事象を誘発させる設備や緩和系設備に対する津波影響の有無に拘らず炉心損傷となる事象であり、当該起因事象を包含可能である。以上の事から、本事象は評価対象外とする。
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は本事象が発生する。しかし、コントロールセンタ等が水没することにより、制御回路が誤動作を引き起こすような短絡や混触の組み合わせが生じる可能性は稀有である。また、余熱除去隔離弁を誤開させるコントロールセンタ等が水没する高さ（15.0m）の津波が発生した時には、同時に直接炉心損傷に至る事象も発生している。ここで、直接炉心損傷に至る事象は他の起因事象を誘発させる設備や緩和系設備に対する津波影響の有無に拘らず炉心損傷となる事象であり、当該起因事象を包含可能である。以上の事から、本事象は評価対象外とする。
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	○	主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。

第 3.3-3 表 津波により発生する起因事象の選定(2/3)

起因事象	評価対象 ○：対象 ×：対象外	検討内容
2次冷却系の破断	×	2次冷却系の破断は、主蒸気管あるいは主給水管が破断する事象であるが、プラント内部であるため波力の影響を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は2次系破断相当の事象が考えられる。しかし、原子炉ソレノイド用直流分電盤等が水没することにより制御回路が誤動作を引き起こすような短絡や混色の組み合わせが生じる可能性は稀有である。さらに、誤動作を誘発させる原子炉ソレノイド用直流分電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る事象が発生している。ここで、直接炉心損傷に至る事象は他の起因事象を誘発させる設備や緩和系設備に対する津波影響の有無に拘らず炉心損傷となる事象であり、当該起因事象を包絡可能である。以上の事から、当該起因事象は対象外とする。
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。
補機冷却水の喪失	○	原子炉補機冷却海水ポンプあるいは原子炉補機冷却水ポンプ等が損傷した場合に、補機冷却水の喪失事象となる。
過渡事象	○	循環水ポンプあるいは復水器真空ポンプ等が損傷した場合に、過渡事象となる。

第 3.3-3 表 津波により発生する起回事象の選定(3/3)

起回事象	評価対象 ○：対象 ×：対象外	検討内容
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、その影響毎に起回事象に分類可能なため、対象外とする。
ATWS	×	トリップ時に必要な安全機能が短時間のうちに津波の影響で機能喪失する可能性は考えにくく、実際の津波を想定した場合、原子炉の停止機能は「要因となった地震による自動トリップ」あるいは「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、前者は地震 PRA、後者は内部 PRA で評価されることとなる。従って本事象は対象外とする。
直接炉心損傷に至る事象	○	建屋全体に津波が浸水し、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。当該プラントでは制御・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に至る事象となる。

*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、津波発生の原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。”
- との記載がある。本評価では、この記載に則り、検討した結果を上表にまとめた。

第 3.3-4 表 津波によって損傷する主要な機器リスト (抜粋)

起因事象／影響緩和系	設備	損傷モード	設置建屋	設置高さ	浸水口高さ	機器損傷高さ
海水系	原子炉補機冷却 海水ポンプ	機能損傷	CWP/B	T.P.2.5m	T.P.10.3m	T.P.10.3m
	⋮					
補機冷却水の喪失	原子炉補機 冷却水ポンプ	機能損傷	RE/B	T.P.4.35m	T.P.15.0m	T.P.15.0m
	⋮					
非常用所内電源	ディーゼル発電機	機能損傷	DG/B	T.P.10.3m	T.P.15.0m	T.P.15.0m
	⋮					
外部電源喪失 外部電源系	主変圧器	機能損傷	屋外 (T/B 近接)	T.P.10.0m	T.P.10.0m	T.P.10.0m
	所内変圧器	機能損傷	屋外 (T/B 近接)	T.P.10.0m	T.P.10.0m	T.P.10.0m
	⋮					
直接炉心損傷	運転コンソール	機能損傷	A/B	T.P.17.8m	T.P.15.0m	T.P.17.8m
	原子炉安全保護盤	機能損傷	A/B	T.P.17.8m	T.P.15.0m	T.P.17.8m
	⋮					

第 3.3-5 表 重要事故シーケンス評価用の津波シナリオ区分(1/4)

津波シナリオ 区分	津波高さ	起因事象*1	津波によって損傷する主要な機器*2	備考
区分 1	10.0m 以上～10.3m 未満	<u>外部電源喪失</u>	<u>主変圧器</u>	

*1：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。

*2：下線の機器については、当該津波シナリオで新たに水没する機器である。

第 3.3-5 表 重要事故シーケンス評価用の津波シナリオ区分 (2/4)

津波シナリオ 区分	津波高さ	起回事象*1	津波によって損傷する主要な機器*2	備考
区分 2	10.3m 以上～15.0m 未満	外部電源喪失 <u>補機冷却水の喪失</u> <u>主給水流量喪失</u> <u>過渡事象</u>	主変圧器 <u>原子炉補機冷却海水ポンプ</u> <u>復水ポンプ</u> <u>復水器真空ポンプ</u>	

*1：下線の起回事象は、当該津波シナリオで新たに発生する起回事象である。

*2：下線の機器については、当該津波シナリオで新たに水没する機器である。

第 3.3-5 表 重要事故シーケンス評価用の津波シナリオ区分 (3/4)

津波シナリオ 区分	津波高さ	起因事象*1	津波によって損傷する主要な機器*2	備考
区分 3	15.0m 以上	外部電源喪失 補機冷却水の喪失 主給水流量喪失 過渡事象 <u>直接炉心損傷に至る 事象</u>	主変圧器 原子炉補機冷却海水ポンプ 復水ポンプ 復水器真空ポンプ <u>ソレノイド分電盤</u> <u>原子炉補機冷却水ポンプ</u> <u>高圧注入ポンプ</u> <u>余熱除去ポンプ</u> <u>電動補助給水ポンプ</u> <u>タービン動補助給水ポンプ</u> <u>ディーゼル発電機</u> <u>制御用空気圧縮機</u> <u>格納容器スプレイポンプ</u> <u>蓄電池</u> <u>6.6kV メタクラ</u> <u>パワーコントロールセンタ</u>	

*1：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。

*2：下線の機器については、当該津波シナリオで新たに水没する機器である。

第 3.3-5 表 重要事故シーケンス評価用の津波シナリオ区分 (4/4)

津波シナリオ 区分	津波高さ	起回事象*1	津波によって損傷する主要な機器*2	備考
区分 3	15.0m 以上 (つづき)		<u>直流コントロールセンタ</u> <u>計装用インバータ</u> <u>制御用空気圧縮機室給気ファン</u> <u>安全補機室冷却ファン</u> <u>空調用冷凍機</u> <u>電動補助給水ポンプ室給気ファン</u> <u>格納容器圧力計</u> <u>ディーゼル発電機室給気ファン</u> <u>中央制御室給気ファン</u> <u>安全補機開閉器室給気ファン</u> <u>補助給水隔離弁</u> <u>主蒸気隔離弁</u> <u>主蒸気逃がし弁</u>	

*1：下線の起回事象は、当該津波シナリオで新たに発生する起回事象である。

*2：下線の機器については、当該津波シナリオで新たに水没する機器である。

第 3.3-6 表 津波シナリオ区分毎の津波発生頻度及び炉心損傷頻度

津波シナリオ 区分	津波高さ	津波発生頻度 (/年)	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与 (%)
区分 1	10.0m 以上～10.3m 未満	2.5E-07	1.8E-10	0.1 未満
区分 2	10.3m 以上～15.0m 未満	7.9E-07	7.9E-07	96.7
区分 3	15.0m 以上	2.7E-08	2.7E-08	3.3
全炉心損傷頻度			8.2E-07	100

第 3.3-7 表 相互依存表 (1/2)

サポート系 (影響を与える側) フロントライン系 (影響を受ける側)	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
原子炉停止系						
燃料取替用水系						
高压注入系	○	○		○		○
蓄圧注入系						
低圧注入系 ※1	○	○				○
格納容器スプレイ注入系	○	○		○		○
補助給水系／主蒸気圧力制御系 ※2	○	○		○		
破損SG隔離 ※3	○	○	○			
主蒸気隔離 ※4	○	○				

※1 評価期間内であれば換気空調系は不要

※2 電動補助給水ポンプ室換気空調系が必要

※3 主蒸気逃がし弁、タービンバイパス弁及び補助給水隔離弁の作動のための
電源系/信号系/制御用空気系が必要

※4 主蒸気隔離弁及びタービン動補助給水ポンプ蒸気供給元弁閉止のための電源系/信号系が必要

第 3.3-7 表 相互依存表 (2/2)

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
サポート系 (影響を受ける側)						
電源系 ※1		○		○	○	
信号系	○					
制御用空気系 ※2,3	○	○		○		○
換気空調系 ※2,4	○	○			○	
原子炉補機冷却海水系 ※2	○	○				
原子炉補機冷却水系 ※2	○	○			○	

※1 ディーゼル発電機の起動・継続運転のための信号系／換気空調系／原子炉補機冷却海水系が必要

※2 通常時待機状態を仮定しているトレンには起動のための信号系が必要

※3 制御用空気圧縮機室換気空調系が必要

※4 空調用冷水系には原子炉補機冷却海水系が必要

第3.3-8表 主要なミニマルカットセット

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 (%)
津波高さ10.0m以上～10.3m未満 外部電源喪失+補助給水失敗	6.7E-12	補助給水ピット閉塞	3.1E-12	0.1未満
津波高さ10.0m以上～10.3m未満 外部電源喪失+非常用所内電源喪失	1.8E-10	空気作動ダンパ制御回路の作動失敗CCF	7.8E-12	0.1未満
		ディーゼル発電機A, B起動失敗CCF	4.1E-12	0.1未満
津波高さ10.3m以上～15.0m未満 外部電源喪失+非常用所内電源喪失	7.9E-07	津波による全交流動力電源喪失発生	7.9E-07	96.7
津波高さ15.0m以上 複数の信号系損傷	2.7E-08	津波による全交流動力電源喪失発生	2.7E-08	3.3

第 3.3-9 表 炉心損傷カテゴリー及び各事故シーケンスの炉心損傷頻度（津波 PRA）

炉心損傷カテゴリー	事故シーケンス	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)	炉心損傷カテゴリー別 CDF(/炉年)
2次系からの除熱機能喪失	小破断LOCA+補助給水失敗	—	—	6.7E-12
	主給水流量喪失+補助給水失敗	—	—	
	過渡事象+補助給水失敗	—	—	
	手動停止+補助給水失敗	—	—	
	外部電源喪失+補助給水失敗	6.7E-12	0.0	
	2次系破断+補助給水失敗	—	—	
	2次系破断+主蒸気隔離失敗	—	—	
	SGTR+補助給水失敗	—	—	
安全機能のサポート機能喪失(電源機能)	外部電源喪失+非常用所内電源喪失	7.9E-07	96.7	7.9E-07
安全機能のサポート機能喪失 (補機冷却機能)	補機冷却水の喪失+RCPシールLOCA	—	—	—
	補機冷却水の喪失+加圧器安全弁/逃し弁LOCA	—	—	
	補機冷却水の喪失+補助給水失敗	—	—	
格納容器からの 除熱機能喪失	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	—	—	—
	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+格納容器スプレイ注入失敗	—	—	
	中破断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	—	—	
	小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	—	—	
原子炉停止機能喪失	ATWS	—	—	—
漏えい箇所の 隔離機能喪失	インターフェイスシステムLOCA	—	—	—
	SGTR+破損SG隔離失敗	—	—	
ECCS注水機能喪失	大破断LOCA+低圧注入失敗	—	—	—
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗	—	—	
	中破断LOCA+蓄圧注入失敗	—	—	
	中破断LOCA+高圧注入失敗	—	—	
	小破断LOCA+高圧注入失敗	—	—	
	Excess LOCA	—	—	
ECCS再循環機能喪失	大破断LOCA+高圧再循環失敗+低圧再循環失敗	—	—	—
	中破断LOCA+高圧再循環失敗	—	—	
	小破断LOCA+高圧再循環失敗	—	—	
複数の信号系損傷	複数の信号系損傷	—	—	—
原子炉建屋損傷	原子炉建屋損傷	—	—	—
原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器損傷	—	—	—
原子炉補助建屋損傷	原子炉補助建屋損傷	—	—	—
炉内構造物損傷	炉内構造物損傷	—	—	—
SGTR(複数本破損)	SGTR(複数本破損)	—	—	—
複数の電気盤損傷	外部電源喪失+非常用所内電源喪失(複数の電気盤損傷)	2.7E-08	3.3	2.7E-08
	合計	8.2E-07	100.0	8.2E-07

第 3.3-10 表 津波シナリオ区分毎のシナリオ重要度整理結果

津波シナリオ区分	津波高さ	起因事象※	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与度 (%)	津波によって損傷する主要な機器
区分 1	10.0m 以上 ～ 10.3m 未満	<u>外部電源喪失</u>	1.8E-10	0.1 未満	主変圧器
区分 2	10.3m 以上 ～ 15.0m 未満	外部電源喪失 <u>補機冷却水の喪失</u> <u>主給水流量喪失</u> <u>過渡事象</u>	7.9E-07	96.7	原子炉補機冷却海水ポンプ
区分 3	15.0m 以上	外部電源喪失 補機冷却水の喪失 主給水流量喪失 過渡事象 <u>直接炉心損傷に至る事象</u>	2.7E-08	3.3	6.6kV メタクラ、 パワー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、 直流コントロールセンタ、 補助建屋直流分電盤、 充電器盤、ソレノイド分電盤、蓄電池、 計装用インバータ、 計装用交流分電盤、 計装用交流電源切換器盤

※：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 3.3-11 表 泊 3 号機の津波シナリオ区分毎の不確実さ解析用津波発生頻度

津波シナリオ区分	津波高さ	津波発生頻度 (/年)										
		平均	min%～ 10%	10%～ 20%	20%～ 30%	30%～ 40%	40%～ 50%	50%～ 60%	60%～ 70%	70%～ 80%	80%～ 90%	90%～ max%
1	10.0m 以上～ 10.3m 未満	2.4E-07	3.2E-12*1	3.2E-11*1	3.2E-10*1	3.2E-09	2.8E-08	8.3E-08	1.6E-07	2.8E-07	5.4E-07	1.4E-06
2	10.3m 以上～ 15.0m 未満	7.9E-07	8.5E-16*2	8.5E-14*2	8.5E-12*2	8.5E-10	3.1E-08	1.1E-07	2.6E-07	6.1E-07	1.5E-06	5.4E-06
3	15.0m 以上	2.7E-08	2.3E-26*2	2.3E-24*2	2.3E-22*2	2.3E-20*2	2.3E-18*2	2.3E-16*2	2.3E-14*2	2.3E-12	7.5E-09	2.6E-07

*1 ベースとなる津波ハザードデータにおいて発生頻度が評価できていない（すなわち、発生頻度が 0.0 となっている）ため、津波シナリオ区分 1 の 30%以下の信頼度のデータは、30%～40%信頼度から 1 桁ずつ小さくした値を入力して計算を行った。

*2 ベースとなる津波ハザードデータにおいて発生頻度が評価できていない（すなわち、発生頻度が 0.0 となっている）ため、津波シナリオ区分 2 の 30%以下の信頼度データは 30%～40%信頼度から 2 桁ずつ小さくした値、シナリオ区分 3 の 70%以下の信頼度のデータは、70%～80%信頼度から 2 桁ずつ小さくした値を入力して計算を行った。

第 3.3-12 表 津波シナリオ区分毎の不確実さ解析結果

津波シナリオ区分	下限値	中央値	上限値	平均値	EF
1 (津波高さ 10.0m 以上 10.3m 未満)	1.4E-15	2.4E-11	7.7E-10	1.7E-10	7.3E+02
2 (津波高さ 10.3m 以上 15.0m 未満)	8.5E-16	3.1E-08	5.4E-06	7.8E-07	8.0E+04
3 (津波高さ 15.0m 以上)	2.3E-26	2.3E-18	2.6E-07	2.6E-08	3.4E+09

注 1) 津波シナリオ区分 1、2 及び 3 全て、確率論的津波ハザードの不確実さ幅が大きく、縮約ハザードデータにおいて、工学的には意味がない領域があるため、参考値である。

第 3.3-13 表 事故シーケンス毎の不確実さ解析結果

事故シーケンス	下限値	中央値	上限値	平均値	EF
<津波シナリオ区分 1> 外部電源喪失 +補助給水失敗	3.5E-17	6.4E-13	2.1E-11	6.0E-12	7.8E+02
<津波シナリオ区分 1> 外部電源喪失 +非常用所内電源失敗	1.4E-15	2.4E-11	7.3E-10	1.6E-10	7.2E+02
<津波シナリオ区分 2> 外部電源喪失 +非常用所内電源喪失	8.5E-16	3.1E-08	5.4E-06	7.8E-07	8.0E+04
<津波シナリオ区分 3> 複数の信号系損傷	2.3E-26	2.3E-18	2.6E-07	2.6E-08	3.4E+09

注 1) 津波シナリオ区分 1、2 及び 3 全て、津波ハザードの不確実さ幅が大きく、縮約ハザードデータにおいて、工学的には意味がない領域があるため、参考値である。

第 3.3-14 表 有効性評価に当たって考慮している主要な対策（添付十の第 4.2.1 表より）

炉心損傷カテゴリー	主要な対策
2次系からの 除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入系による炉心注入と加圧器逃がし弁手動開により 1 次系減圧を行うフィードアンドブリード
安全機能の サポート機能喪失 (電源機能喪失)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気逃がし弁及び補助給水ポンプを用いた、蓄圧注入を促進するための 2 次系強制冷却 ・ 代替非常用発電機による代替交流電源 ・ 代替スプレイポンプによる代替炉心注入
安全機能の サポート機能喪失 (補機冷却機能)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気逃がし弁及び補助給水ポンプを用いた、蓄圧注入を促進するための 2 次系強制冷却 ・ 代替スプレイポンプによる代替炉心注入
格納容器からの 除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器内の水蒸気を凝縮させて、格納容器内雰囲気冷却する格納容器内自然対流冷却
原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 共通要因故障対策盤による自動主蒸気隔離及び補助給水ポンプの自動起動
ECCS 注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気逃がし弁及び補助給水ポンプを用いた、低圧注入を促進するための 2 次系強制冷却
ECCS 再循環機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ系統と余熱除去系統を接続する配管を用いた代替再循環
漏えい箇所の隔離機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ ECCS 等により原子炉への注入を確保しつつ、主蒸気逃がし弁及び補助給水ポンプを用いた蒸気発生器による冷却並びに加圧器逃がし弁を用いた原子炉の減圧により漏えいを抑制し、余熱除去系統による炉心冷却を実施するクールダウンアンドリサーキュレーション

第 3.3-15 表 SA 対策を考慮した場合の泊発電所 3 号機津波 PRA 結果 (1/2)

炉心損傷 カテゴリー		事故シーケンス	シーケンス別炉心損傷頻度 (/炉年) (全炉心損傷頻度に対する割合(%))		カテゴリー別炉心損傷頻度 (/炉年) (全炉心損傷頻度に対する割合(%))	
			本 PRA の結果	感度解析結果	本 PRA の結果	感度解析結果
1	2 次系からの 除熱機能喪失	小 LOCA+補助給水失敗	—	—	6.7E-12 (0.1%未満)	6.7E-12 (0.1%未満)
		主給水流量喪失+補助給水失敗	—	—		
		過渡事象+補助給水失敗	—	—		
		手動停止+補助給水失敗	—	—		
		外部電源喪失+補助給水失敗	6.7E-12 (0.1%未満)	6.7E-12 (0.1%未満)		
		2 次系破断+補助給水失敗	—	—		
		2 次系破断+主蒸気隔離失敗	—	—		
		SGTR+補助給水失敗	—	—		
	過渡事象+補助給水失敗 (原子炉盤等の損傷)	—	—			
2-1	安全機能のサポート 機能喪失 (電源機能)	外部電源喪失+非常用所内電源喪失	7.9E-07 (96.7%)	1.6E-07 (85.6%)	7.9E-07 (96.7%)	1.6E-07 (85.6%)
2-2	安全機能のサポート 機能喪失 (補機冷却機能)	補機冷却水の喪失+RCP シール LOCA	—	—	—	—
		補機冷却水の喪失+加圧器安全弁/ 逃がし弁 LOCA	—	—		
		補機冷却水の喪失+補助給水失敗	—	—		
3	格納容器からの 除熱機能喪失	大 LOCA+低圧再循環失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	—	—	—	—
		大 LOCA+低圧再循環失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗	—	—		
		中 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	—	—		
		中 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	—	—		
		小 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	—	—		
		小 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	—	—		

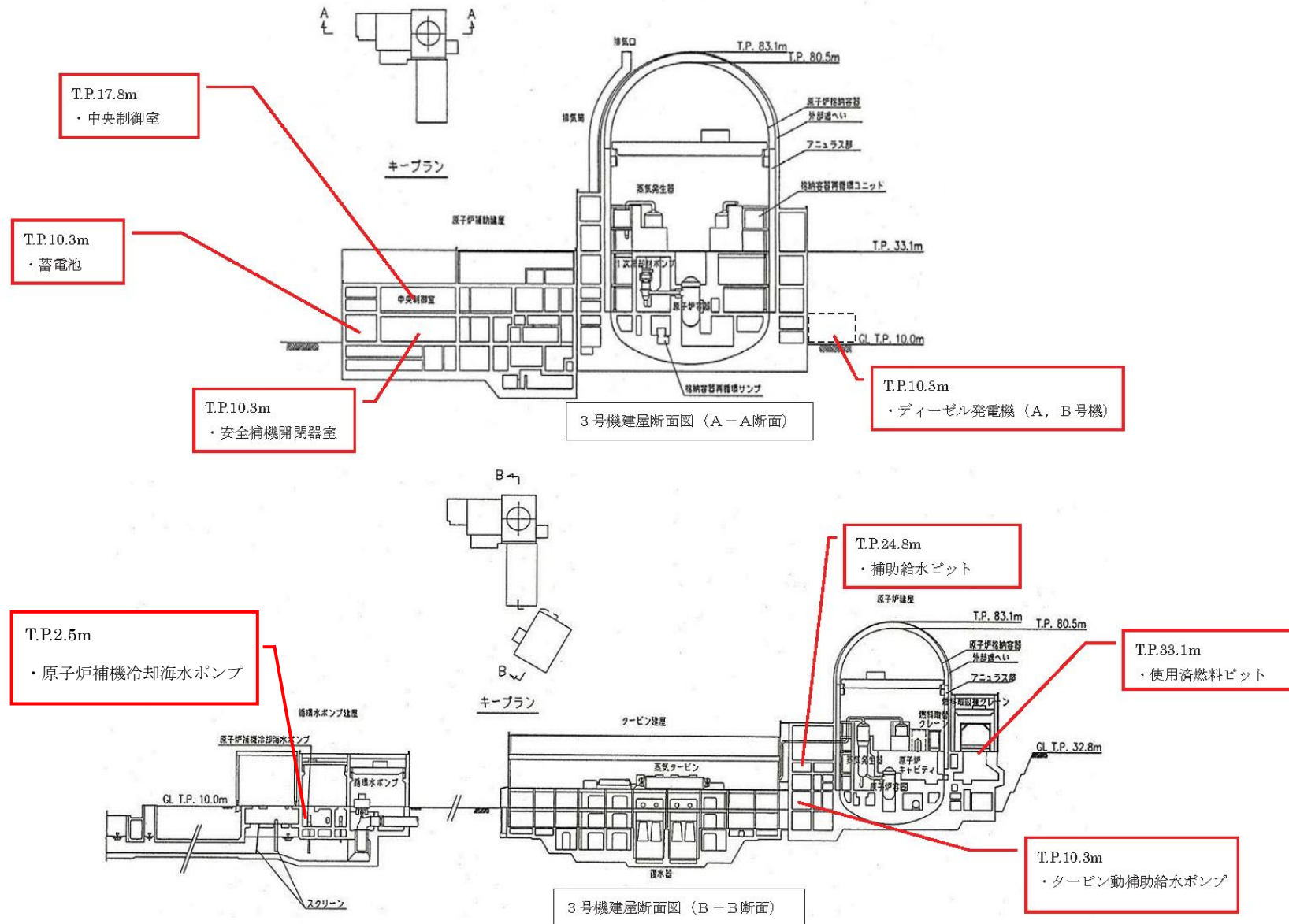
※ハッチングした部分は、感度解析として AM 対策を考慮した箇所である。

第 3.3-15 表 SA 対策を考慮した場合の泊発電所 3 号機津波 PRA 結果 (2/2)

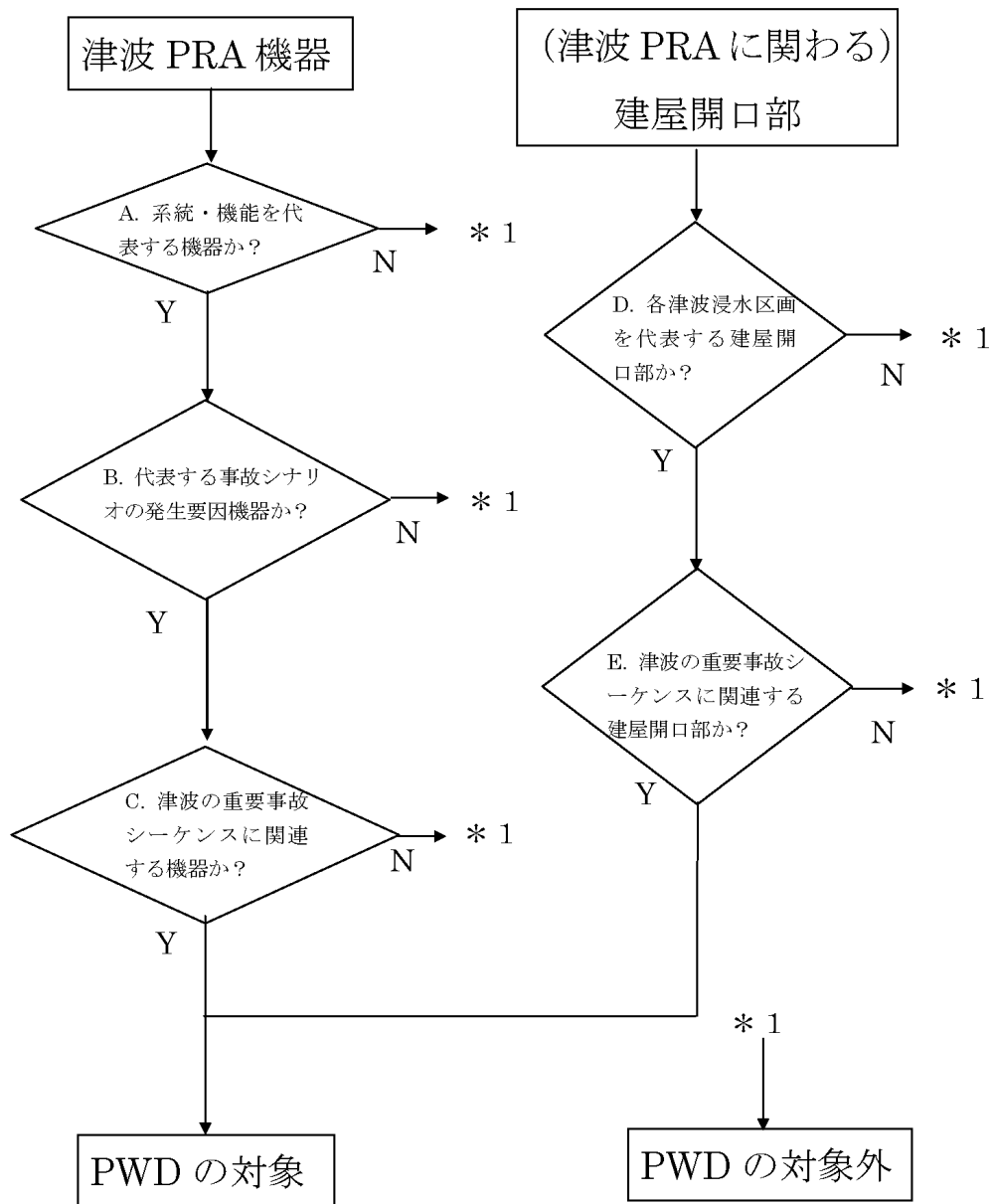
炉心損傷 カテゴリー	事故シーケンス	シーケンス別炉心損傷頻度 (/炉年) (全炉心損傷頻度に対する割合(%))		カテゴリー別炉心損傷頻度 (/炉年) (全炉心損傷頻度に対する割合(%))		
		本 PRA の結果	感度解析結果	本 PRA の結果	感度解析結果	
4	原子炉停止 機能喪失	AT+原子炉トリップ失敗	—	—	—	—
5	ECCS 注水 機能喪失	大 LOCA+低圧注入失敗	—	—	—	—
		大 LOCA+蓄圧注入失敗	—	—		
		中 LOCA+蓄圧注入失敗	—	—		
		中 LOCA+高圧注入失敗	—	—		
		小 LOCA+高圧注入失敗	—	—		
		Excess LOCA	—	—		
6	ECCS 再循環 機能喪失	大 LOCA+高圧再循環失敗 +低圧再循環失敗	—	—	—	—
		中 LOCA+高圧再循環失敗	—	—		
		小 LOCA+高圧再循環失敗	—	—		
7	漏えい個所の 隔離機能喪失	インターフェイスシステム LOCA	—	—	—	—
		SGTR+破損 SG 隔離失敗	—	—		
		SGTR (複数本破損)	—	—		
	複数の信号系損傷	複数の信号系損傷	2.7E-08 (3.3%)	2.7E-08 (14.4%)	2.7E-08 (3.3%)	2.7E-08 (14.4%)
合計			8.2E-07 (100.0%)	1.8E-07 (100.0%)	8.2E-07 (100.0%)	1.8E-07 (100.0%)

3.3-36

※ハッチングした部分は、感度解析として AM 対策を考慮した箇所である。



第 3.3-1 図 プラント概要 (津波浸水高さ)



第3.3-2図 プラントワークダウンの調査対象機器の選定フロー

泊発電所3号機 プラントウォークダウンチェックシート

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 : 原子炉補機冷却水ポンプ
機器ID : 3CCP1A, B, C, D
建屋 : 原子炉建屋
床EL : 4.35m
津波伝播経路 : なし

[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

総合評価

実施日 :

実施者 :

(□内は個人情報であり公開できません)

第3.3-3図 プラントウォークダウンチェックシート (例1/2)

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	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 対象機器の設置室に浸水口があるか （扉、連絡路、その他_____）	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

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	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" 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）は無いか （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 checked="" type="checkbox"/>
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	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>
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	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

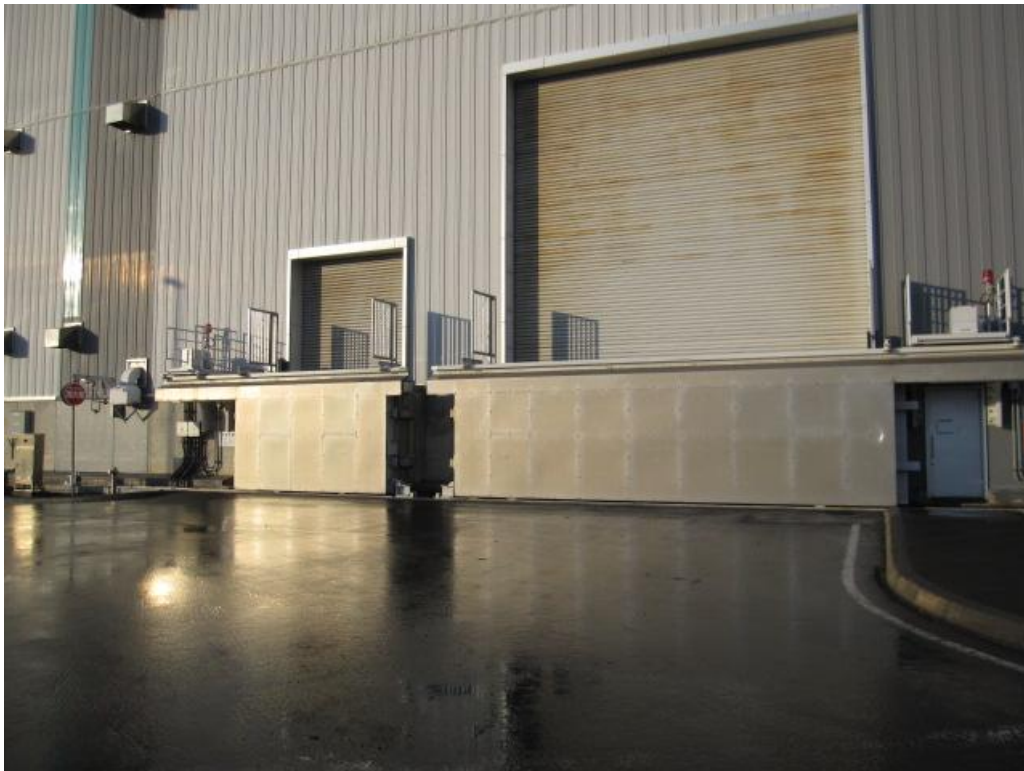
② 津波伝播経路の確認（屋内設置の機器）

	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_____）	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

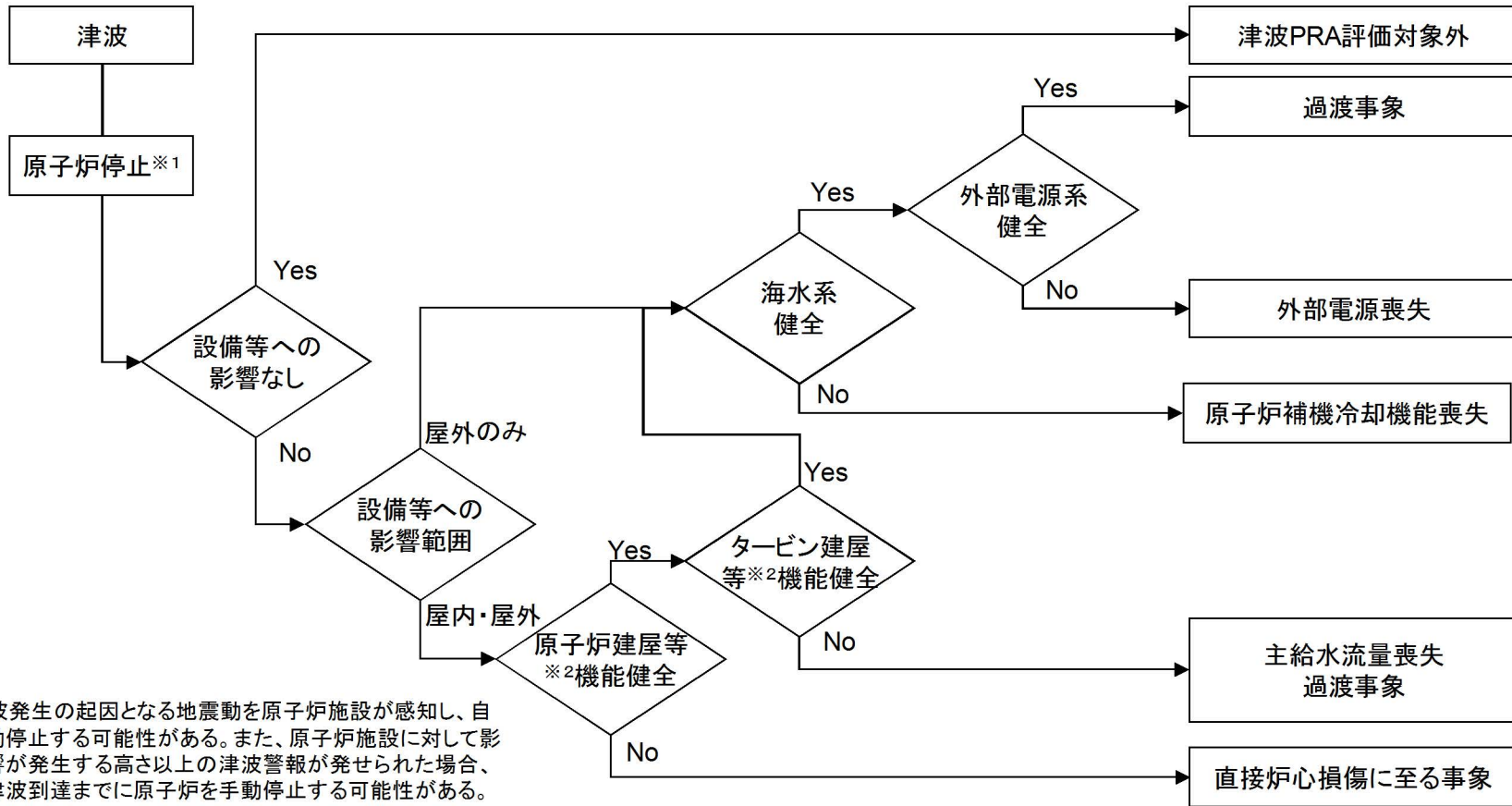
③ 建屋開口部の確認（建屋開口部）

	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	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input checked="" type="checkbox"/>

（記号の説明） Y：YES, N：NO, U：調査不可, N/A：対象外



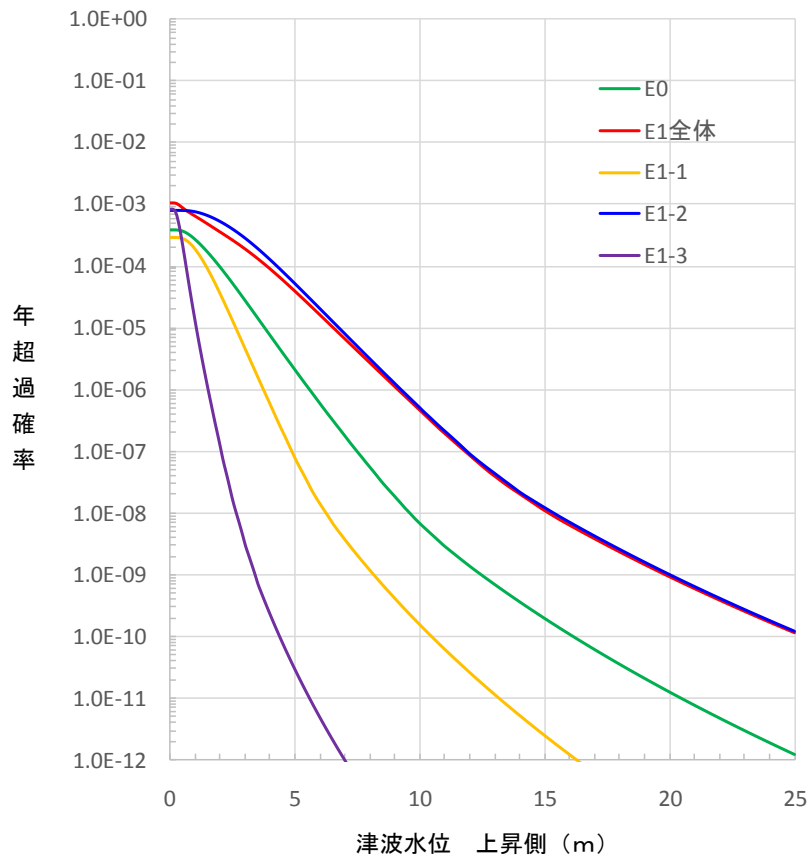
第 3.3-4 図 現場写真（原子炉補機冷却海水ポンプ）



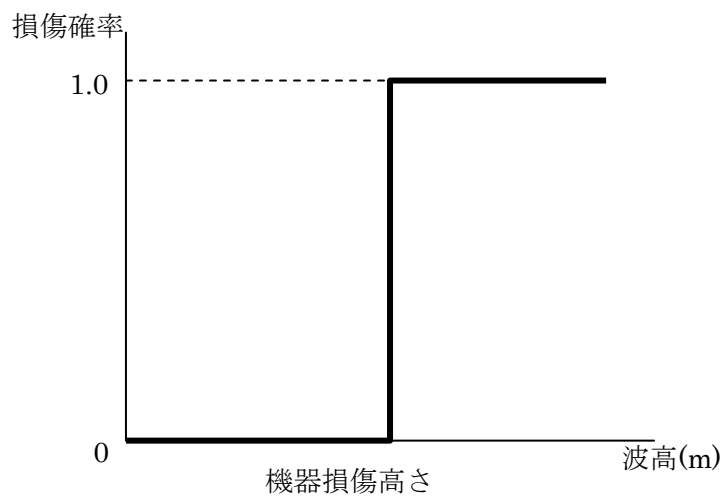
※1: 津波発生の原因となる地震動を原子炉施設が感知し、自動停止する可能性がある。また、原子炉施設に対して影響が発生する高さ以上の津波警報が発せられた場合、津波到達までに原子炉を手動停止する可能性がある。

※2: 各建屋内に設置されている機器も含む

第 3.3-5 図 起因事象の抽出フロー

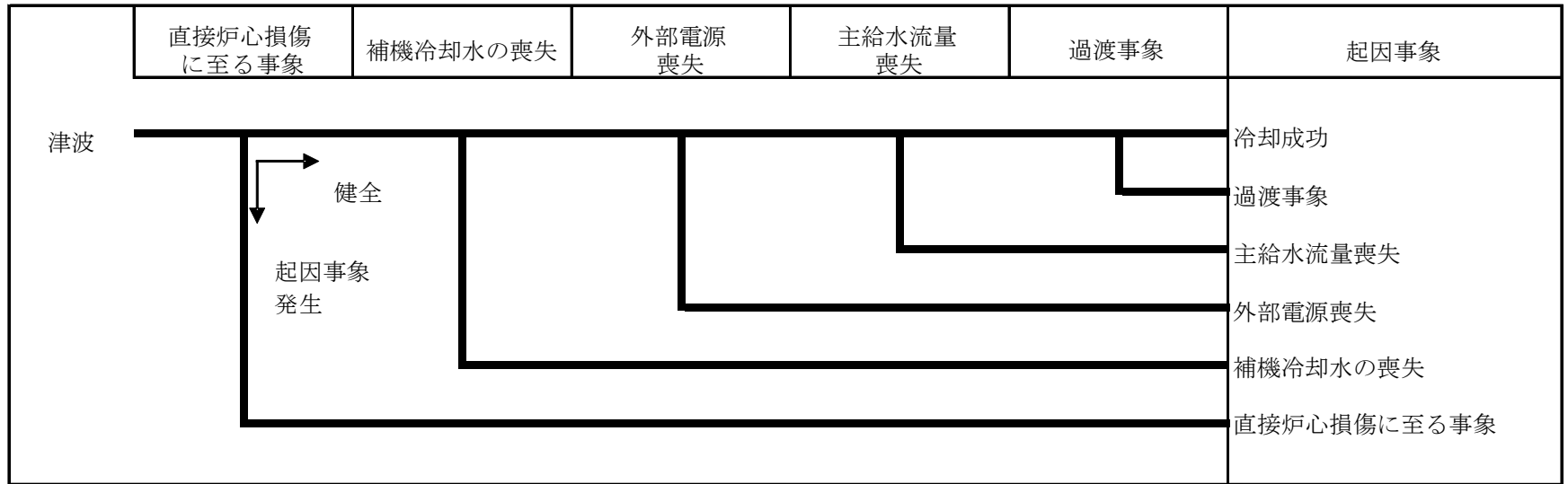


第 3.3-6 図 評価対象領域別 津波ハザード曲線 (3号炉取水口)



*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 3.3-7 図 機器の被水・浸水に関する fragility 曲線



※ (2) 全交流動力電源喪失 に分類するシーケンス : 外部電源喪失 + 非常用所内電源喪失 (複数の電気盤損傷)

第 3.3-8 図 津波 PRA 階層イベントツリー

補機冷却水の喪失	補助給水	加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA	RCP シール LOCA	事故シーケンス
				成功
			RCP シール LOCA	補機冷却水の喪失＋RCP シール LOCA
		加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA		補機冷却水の喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA
				補機冷却水の喪失＋補助給水失敗

第 3.3-9 図(a) 補機冷却水の喪失イベントツリー

外部電源喪失	非常用所内電源 の確立	補助給水	事故シーケンス
			成功
			外部電源喪失＋ 補助給水喪失
			外部電源喪失＋ 非常用所内電源喪失

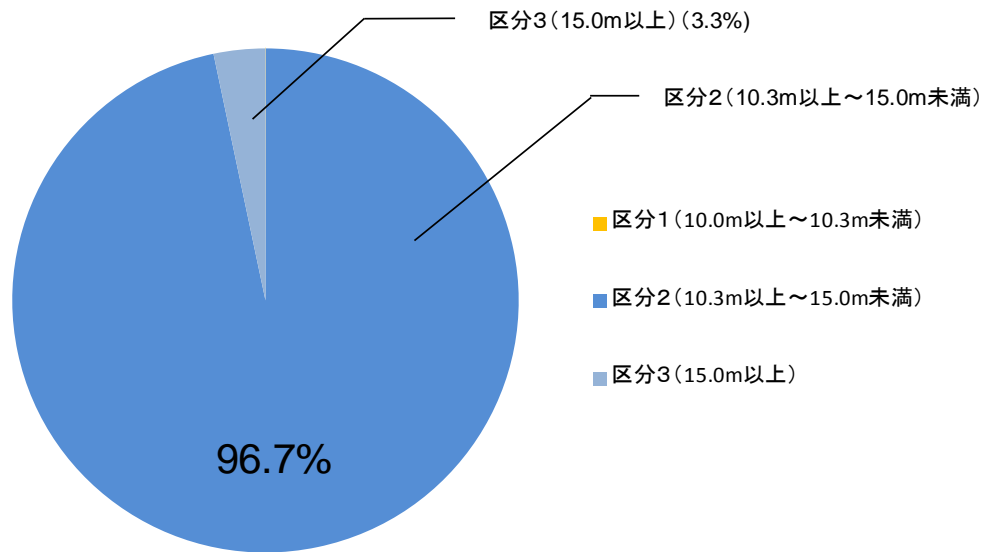
第 3.3-9 図(b) 外部電源喪失イベントツリー

主給水流量喪失	補助給水	事故シーケンス
		成功
		主給水流量喪失＋ 補助給水失敗

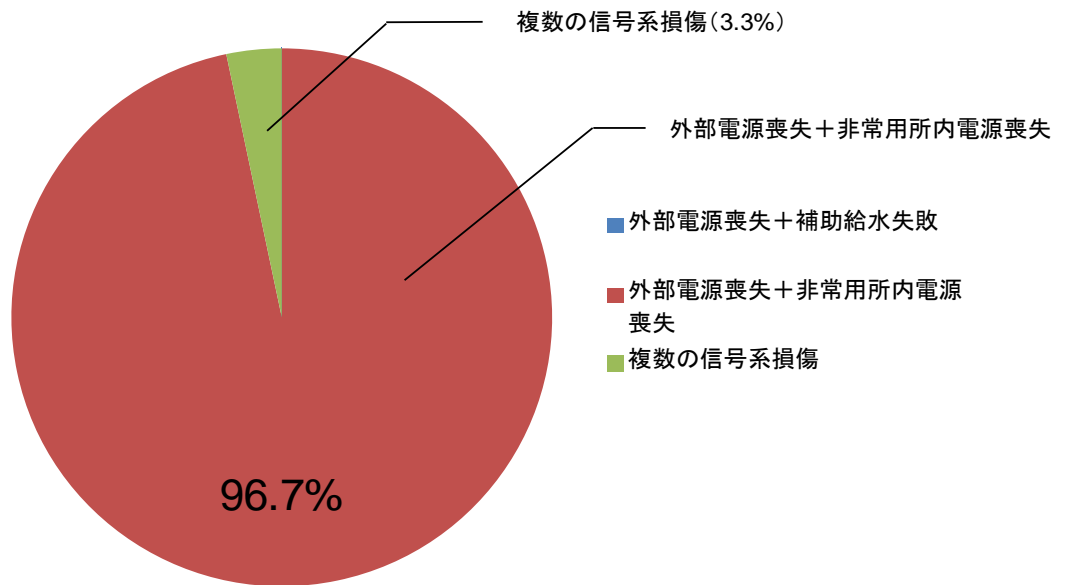
第 3.3-9 図(c) 主給水流量喪失イベントツリー

過渡事象	補助給水	事故シーケンス
		成功
		過渡事象＋補助給水失敗

第 3.3-9 図(d) 過渡事象イベントツリー

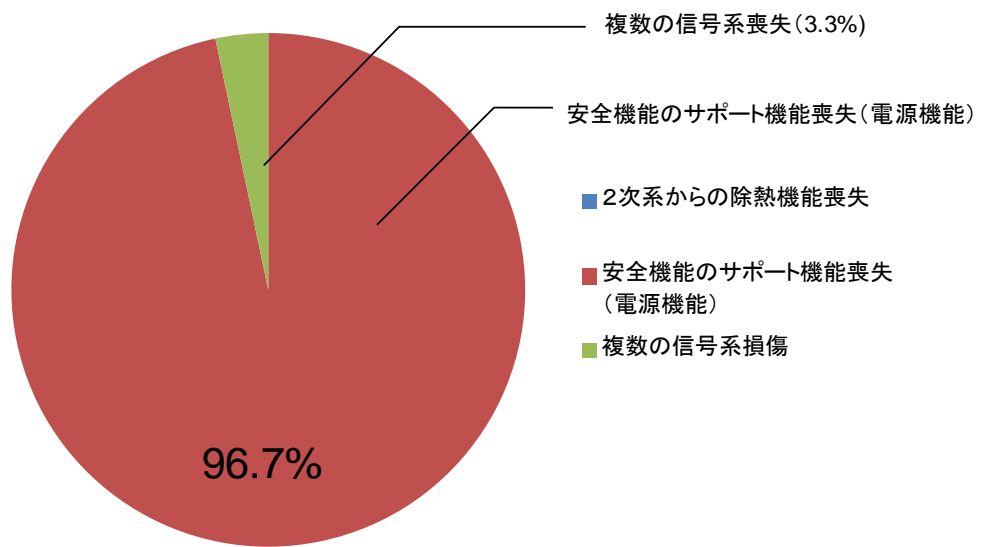


第 3.3-10 図 津波高さ区分別 CDF 寄与割合

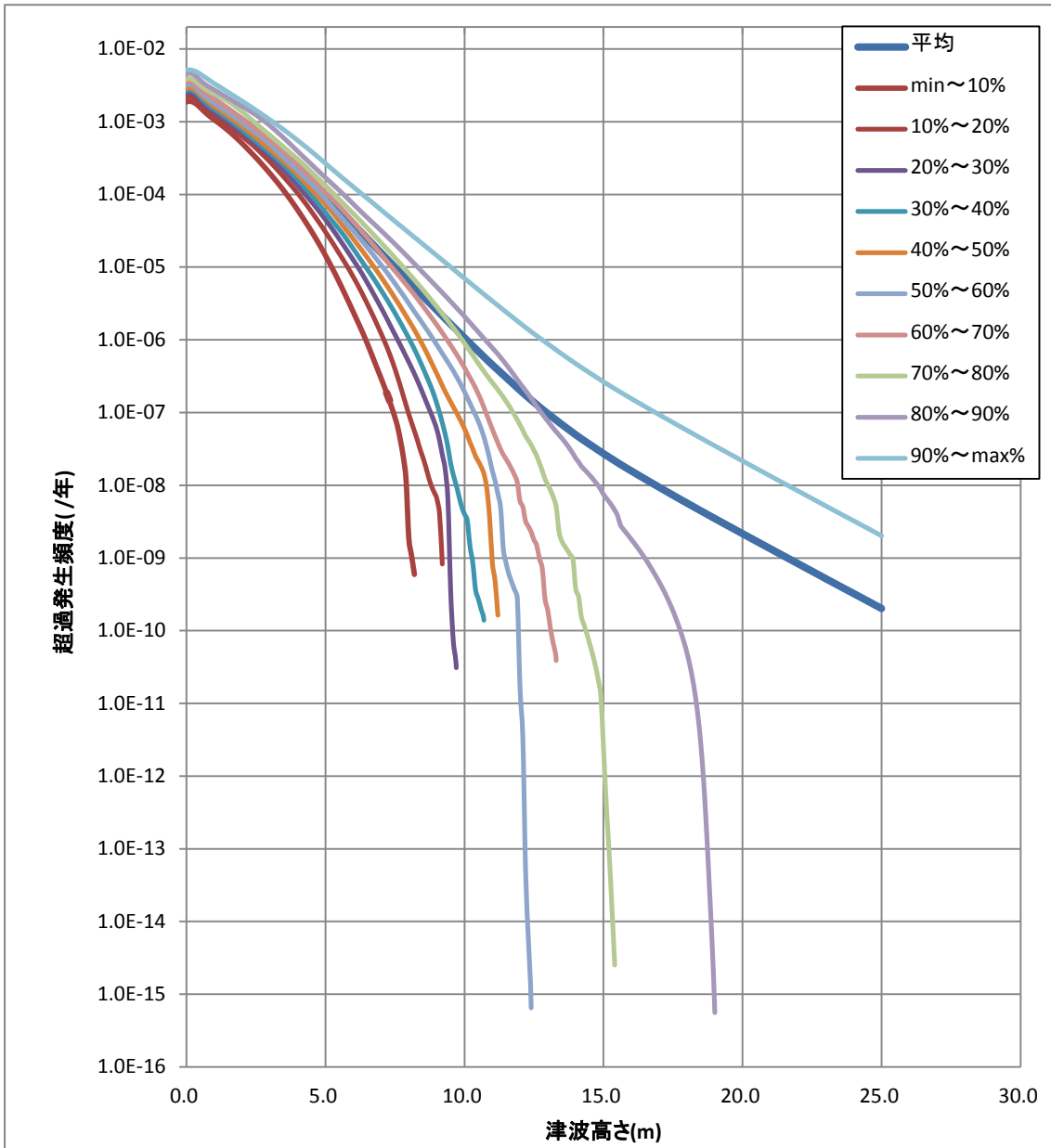


事故シーケンス別CDF寄与割合

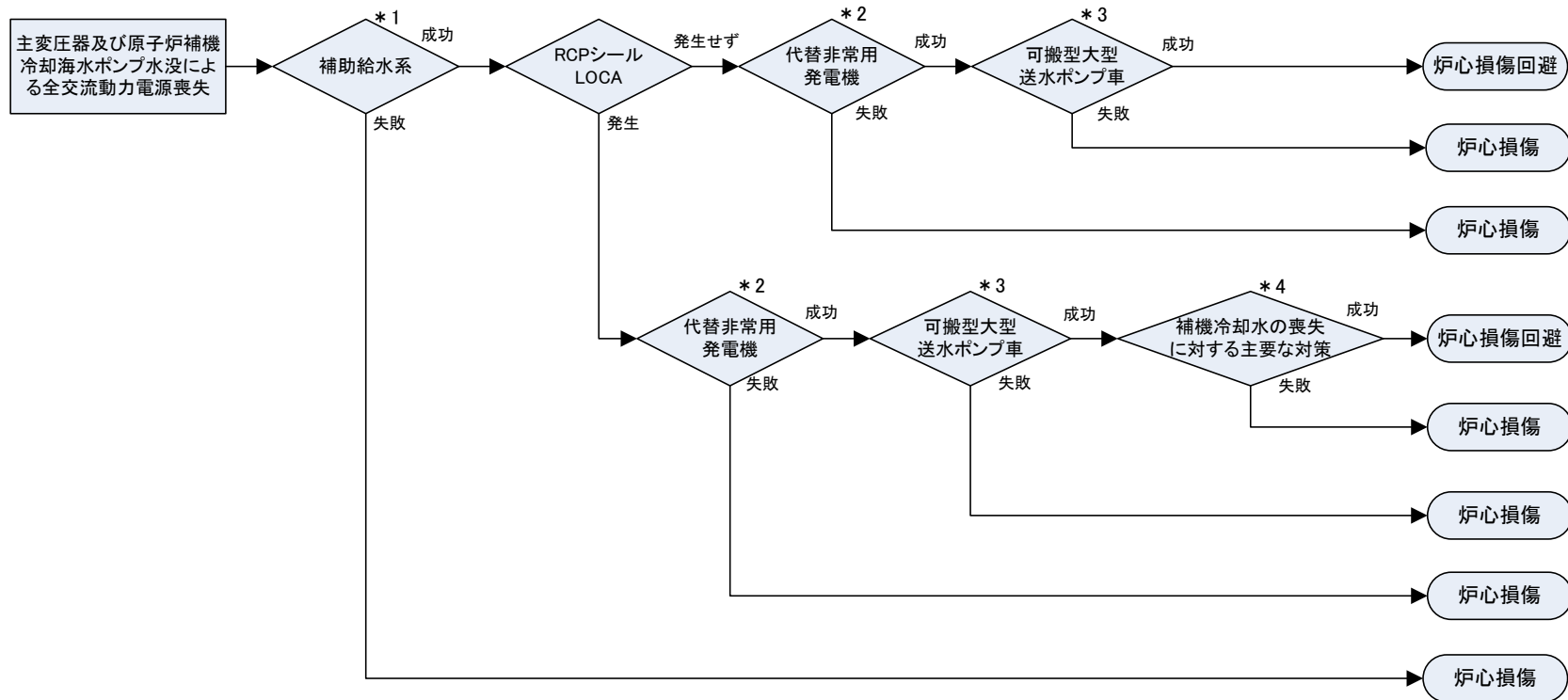
第 3.3-11 図 事故シーケンス別 CDF 寄与割合



第 3.3-12 図 炉心損傷カテゴリー別 CDF 寄与割合



第 3.3-13 図 泊発電所 3 号機 確率論的津波ハザード曲線



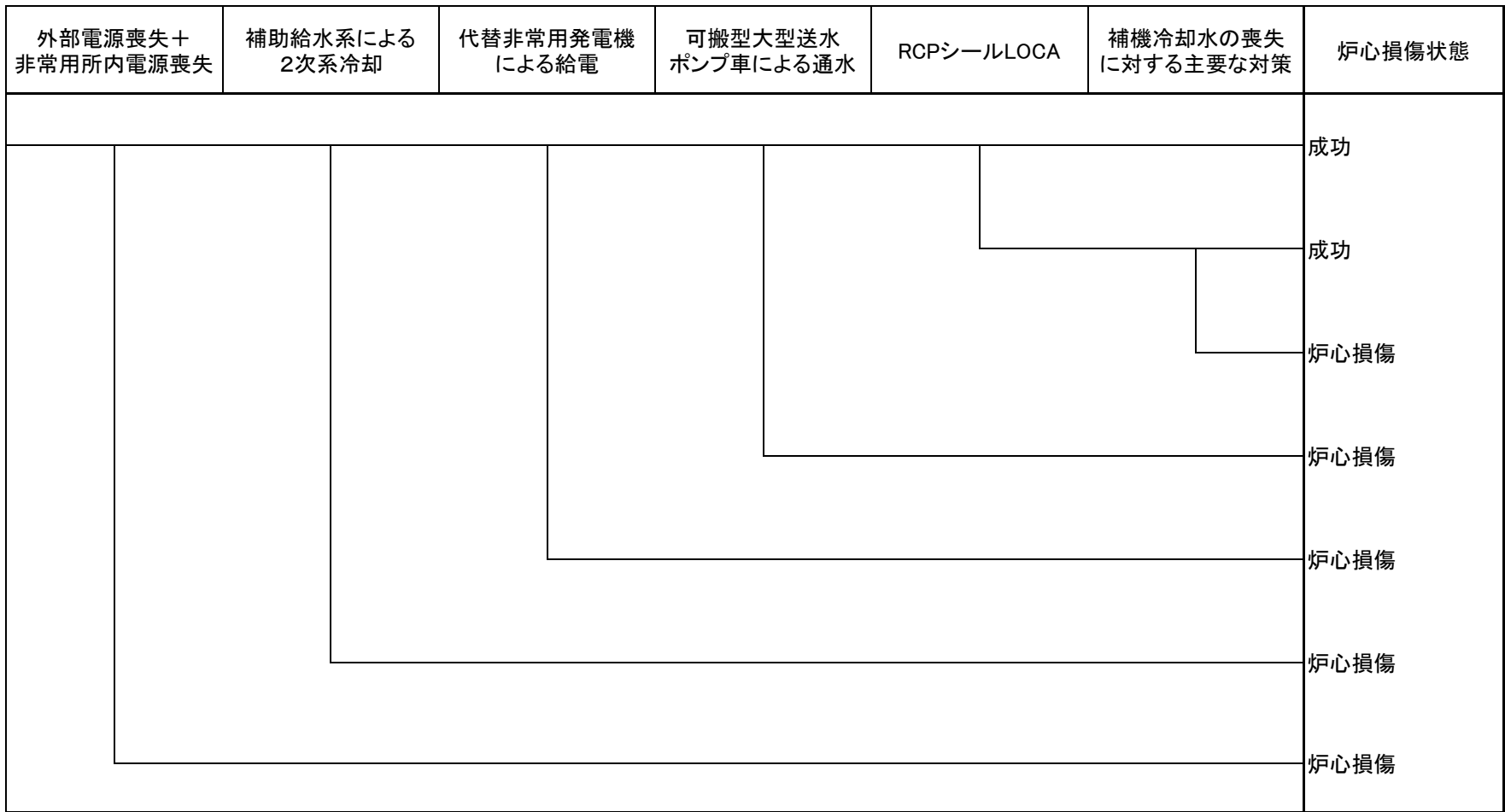
* 1: 補助給水系に失敗すると必ずRCPシールLOCAが発生する。さらに補機冷却水の喪失に対する主要な対策の2次系強制冷却にも補助給水系が用いられているため、補助給水系に失敗すると炉心損傷に至る。非信頼度は内的事象PRAのモデルを用いる。

* 2: 代替非常用発電機は全交流動力電源喪失後直ちに起動させることを想定する。

* 3: 原子炉補機冷却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6.6kVメタクラ、パワーコントロール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、可搬型大型送水ポンプ車による通水が必要である。

* 4: 補機冷却水の喪失に対する主要な対策とは、2次系強制冷却により1次系を減圧冷却し、蓄圧注入及び代替格納容器スプレイポンプでの炉心冷却である。

第 3.3-14 図 SA 対策を考慮した支配的なシナリオの整理



第 3.3-15 図 感度解析用の外部電源喪失＋非常用所内電源喪失イベントツリー

検討方針

【検討方針】

泊発電所における確率論的津波評価は、「日本原子力学会標準 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」（2012年2月、一般社団法人日本原子力学会）（以下、「日本原子力学会(2011)」）及び「確率論的津波ハザード解析の方法」（土木学会、2011年3月）に基づき実施。

【確率論的津波ハザード評価における不確実さの取り扱い】

確率論的津波ハザード評価における不確実さについては、「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）」に基づき、以下のとおり扱う。

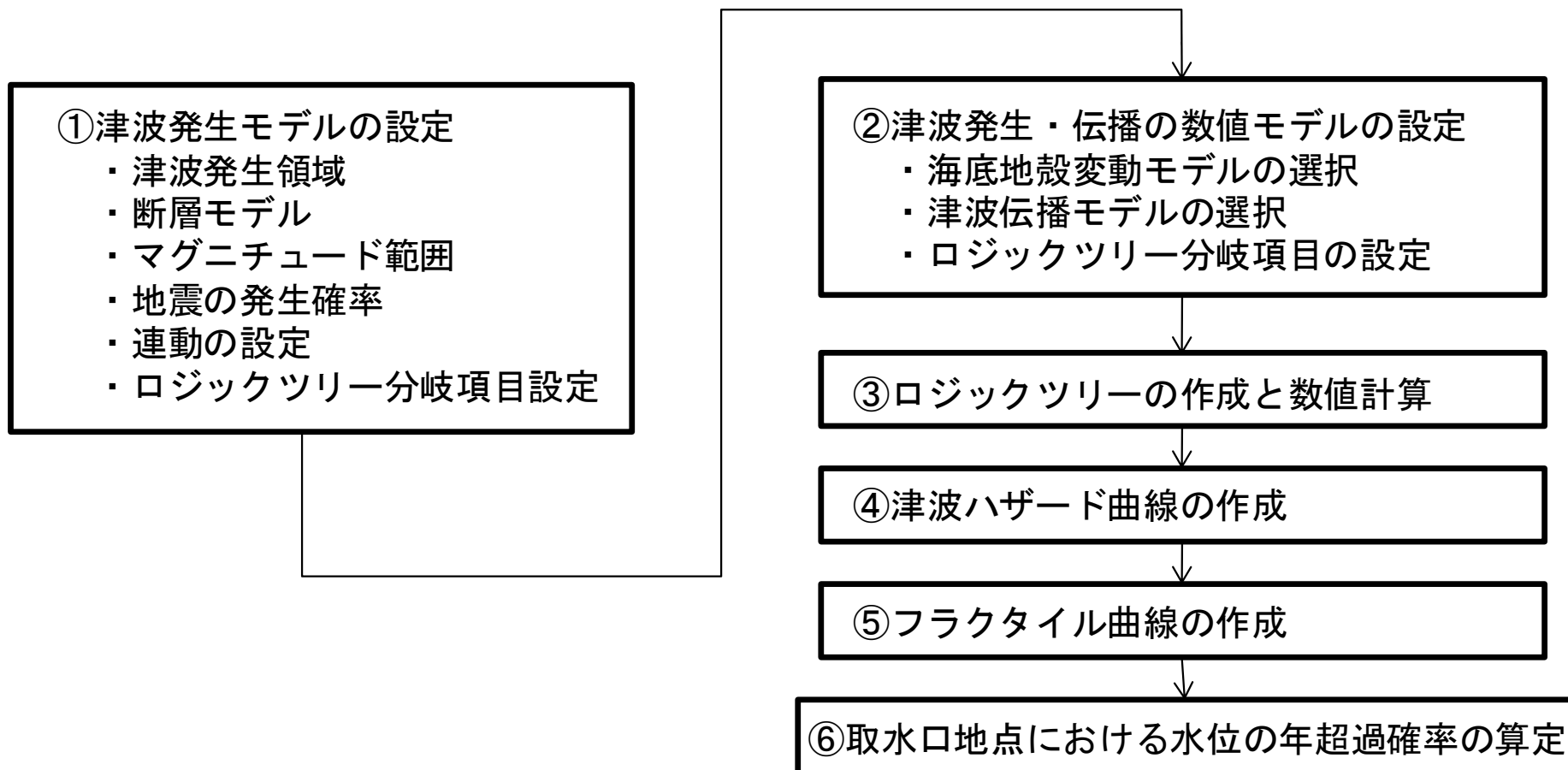
不確実さ		津波評価における扱い
偶然的な不確実さ	現実には存在しているが、現状では予測不可能と考えられるばらつき	津波水位の確率分布として表現する。
認識論的な不確実さ	研究が進展すれば確定できるが現状では予測不可能なもの	ロジックツリーの分岐として選定する。

検討フロー

【検討方針】

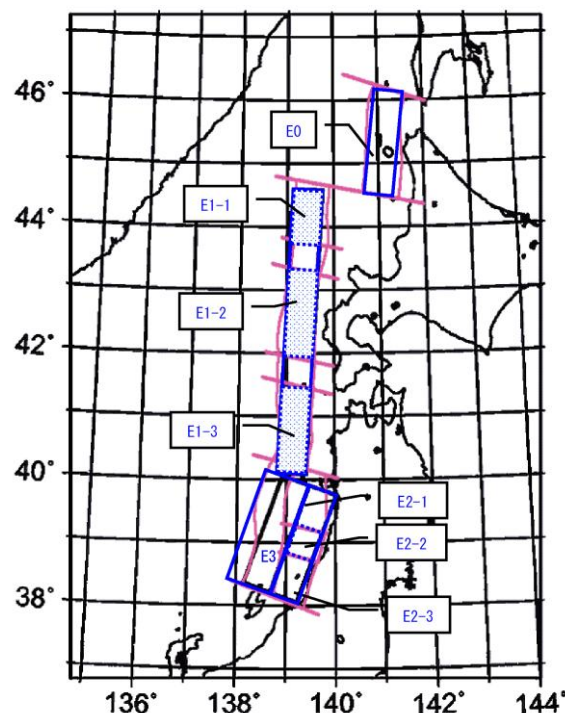
「津波 PRA 学会標準」を参考に以下の手順で評価を実施する。

3.3-56



日本海東縁部 対象とする活動域

【日本海東縁部海域の大地震活動域区分】



海域	
北海道北西沖	E0
北海道西方沖	E1-1
北海道南西沖	E1-2
青森県西方沖	E1-3
秋田県沖	E2-1
山形県沖	E2-2
新潟県北部沖	E2-3
佐渡島北方沖	E3

【日本海東縁部及び大地震活動域の既往最大Mw】

海域	発生年	津波モデルのMw	既往最大 Mw (=Mmax)	「地震本部」による地震規模 (信頼度)
北海道北西沖 (E0)	なし	—	—	M7.8程度 (D)
北海道西方沖 (E1-1)	1940	7.7	7.7	M7.5前後 (B)
北海道南西沖 (E1-2)	1993	7.8	7.8	M7.8前後 (B)
青森県西方沖 (E1-3)	1983	7.7	7.7	M7.7前後 (B)
秋田県沖 (E2-1)	なし	—	—	M7.5程度 (C)
山形県沖 (E2-2)	1833	7.8	7.8	M7.7前後 (B)
新潟県北部沖 (E2-3)	1964	7.5	7.5	M7.5前後 (B)
佐渡島北方沖 (E3)	なし	—	—	M7.8程度 (D)

対象活動域

3.3-57

○泊発電所においては、津波の影響の大きい日本海東縁部に想定される地震に伴う津波を対象として確率論的津波ハザード評価を行う。

○日本海東縁部については、地震の発生履歴や地質学的知見、地震本部(2003)「日本海東縁部の地震活動の長期評価」等の知見をもとに活動域区分を設定する。

○各活動域の既往最大マグニチュードから、各活動域毎の既往最大 Mw を考慮し、マグニチュード範囲の分岐を設ける。

○泊発電所においては、日本海東縁部のうち、特に影響の大きい E0 及び E1(E1-1~1-3)を対象とする。

日本海東縁部における地震平均発生間隔

地震本部(2003)の平均発生間隔と津波ハザード解析における発生間隔

海域	平均発生間隔(地震本部)	根拠	分布の考え方
北海道北西沖(E0)	3900 年程度	約 2100 年前と約 6000 年前に 2 個のイベント	発生間隔データ 1 個
北海道西方沖(E1-1)	1400～3900 年程度	(連続性)	一様分布(1400－3900)
北海道南西沖(E1-2)	500～1400 年程度	6 個のイベントの平均が約 1400 年	一様分布(500－1400)
青森県西方沖(E1-3)	500～1400 年程度	3 個のイベントの平均が約 500 年	一様分布(500－1400)
秋田県沖(E2-1)	1000 年程度以上	(2 列への配分)	一様分布(1000－1500)
山形県沖(E2-2)	1000 年程度以上	(2 列への配分)	一様分布(1000－1500)
新潟県北部沖(E2-3)	1000 年程度以上	(2 列への配分)	一様分布(1000－1500)
佐渡島北方沖(E3)	500～1000 年程度	中嶋(2003)	一様分布(500－1000)

3.3-58

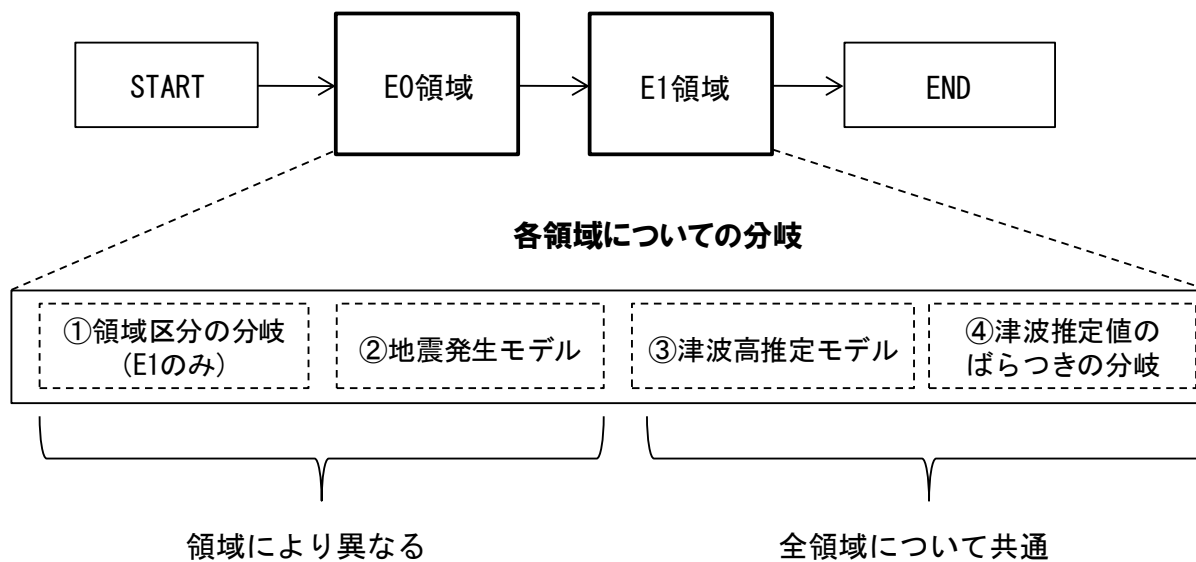
 対象活動域

出典：土木学会(2011)

日本海東縁部 ロジックツリーの構成

- E0 及び E1(E1-1～E1-3)の領域について、それぞれ評価を行い各領域では、
- 領域区分の分岐(E1 の場合)
 - 地震発生モデル
 - 津波高推定モデル
 - 津波推定値のばらつきの分岐
- のそれぞれについて、分岐を設ける。

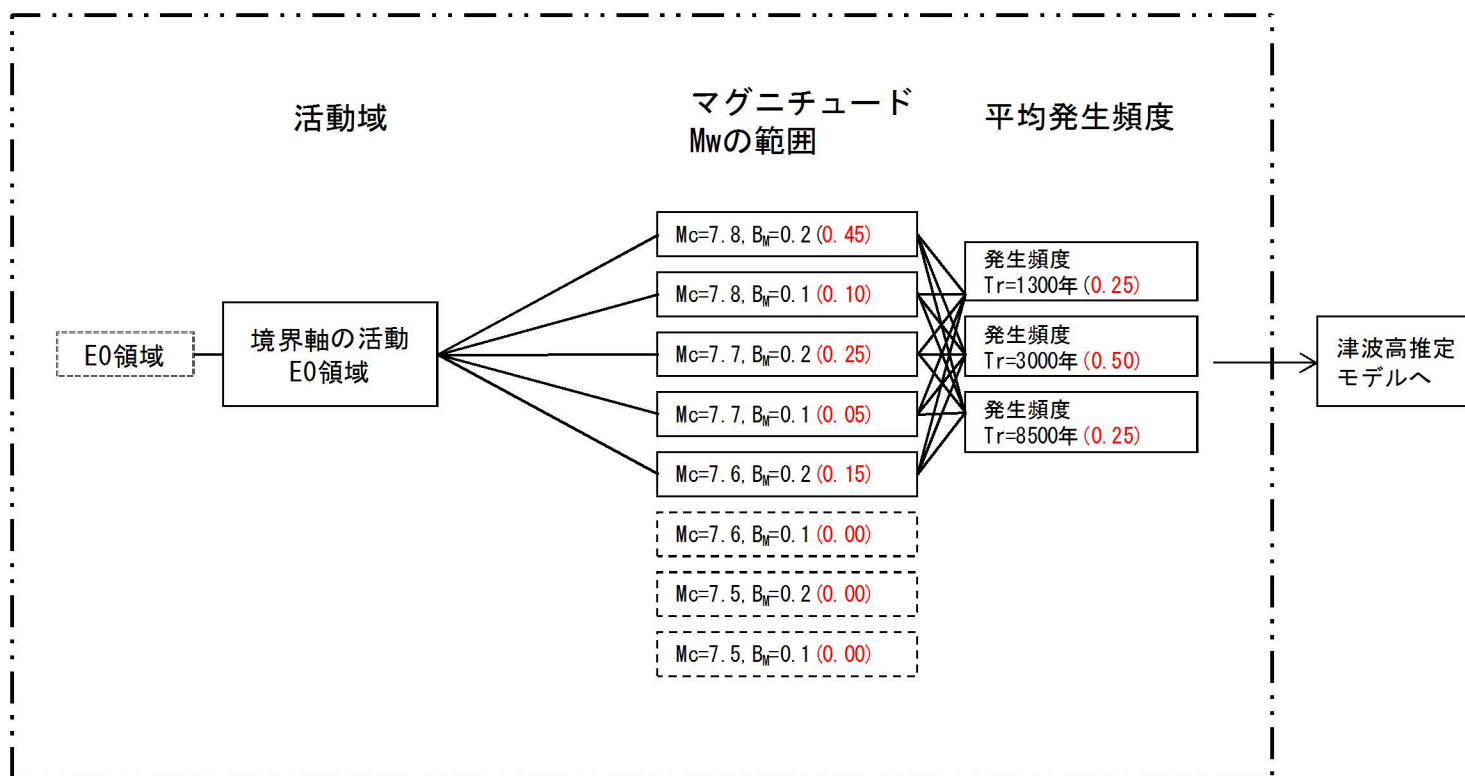
【ロジック分岐の構成】



日本海東縁部 ロジックツリーの設定 (E0領域)

○E0領域の地震発生モデル

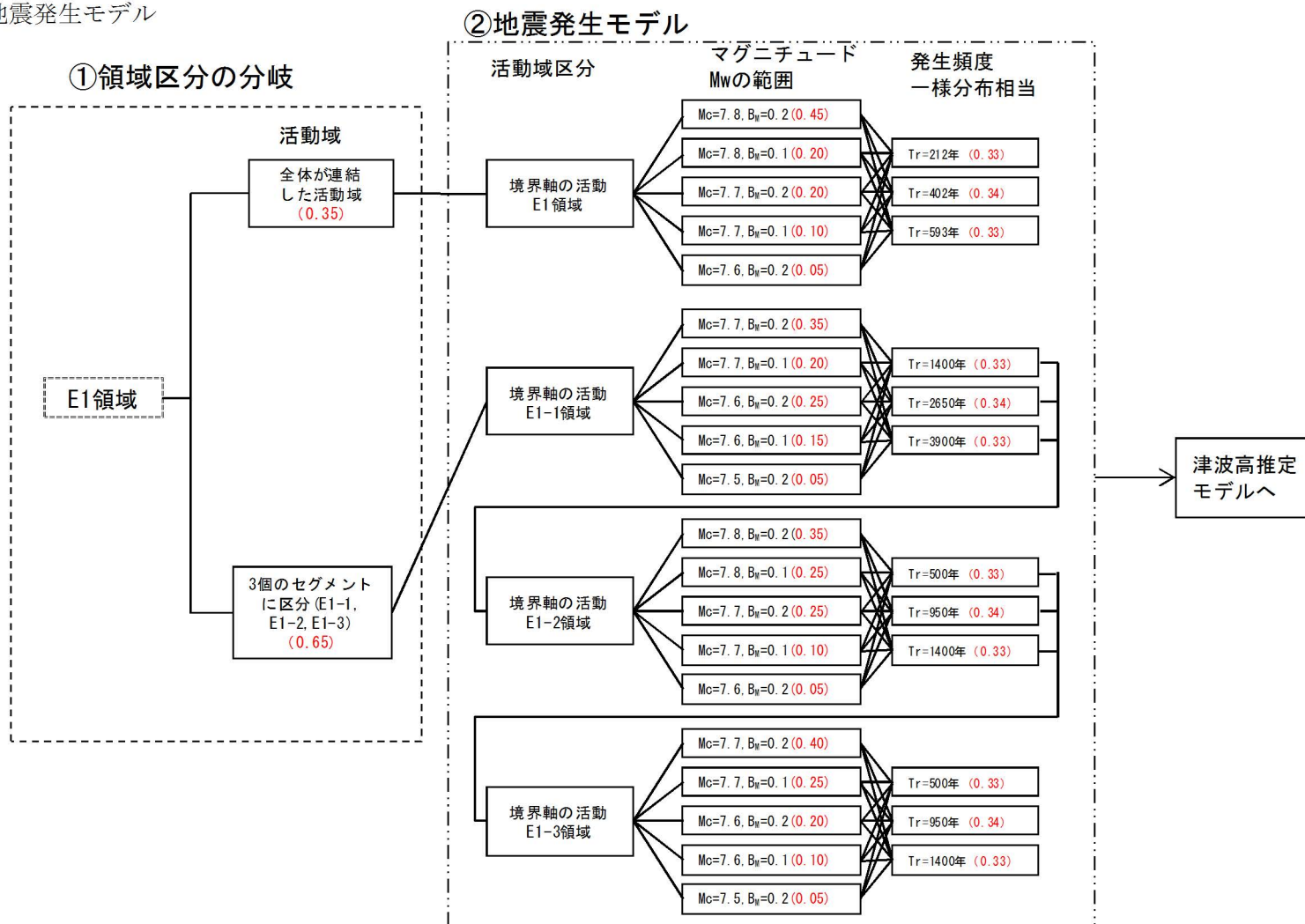
②地震発生モデル



※ロジックツリーの設定については確率論的津波ハザード解析の方法 (土木学会, 2011) による

日本海東縁部 ロジックツリーの設定 (E1領域)

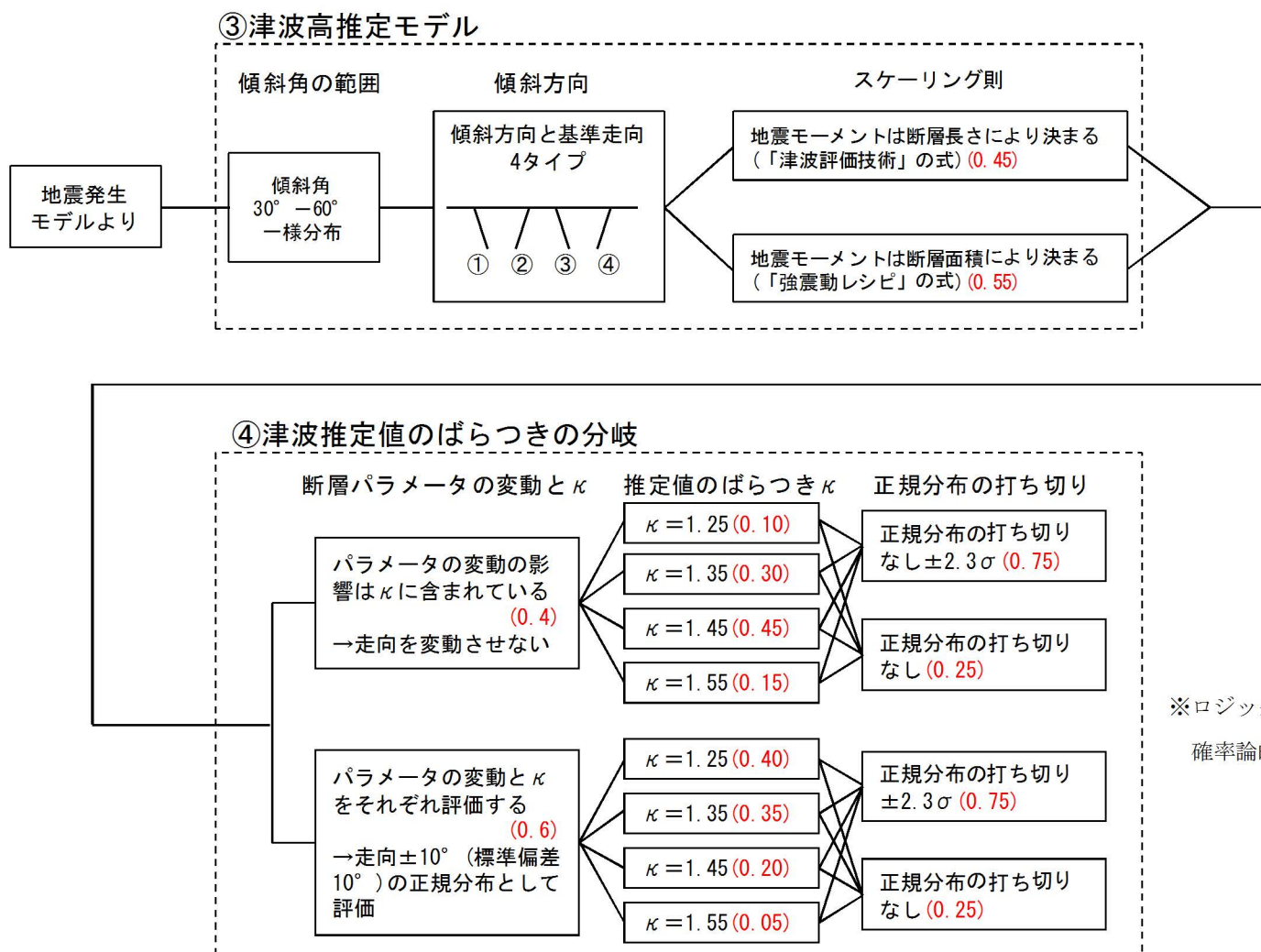
○E1領域の地震発生モデル



※ロジックツリーの設定については確率論的津波ハザード解析の方法 (土木学会, 2011) による

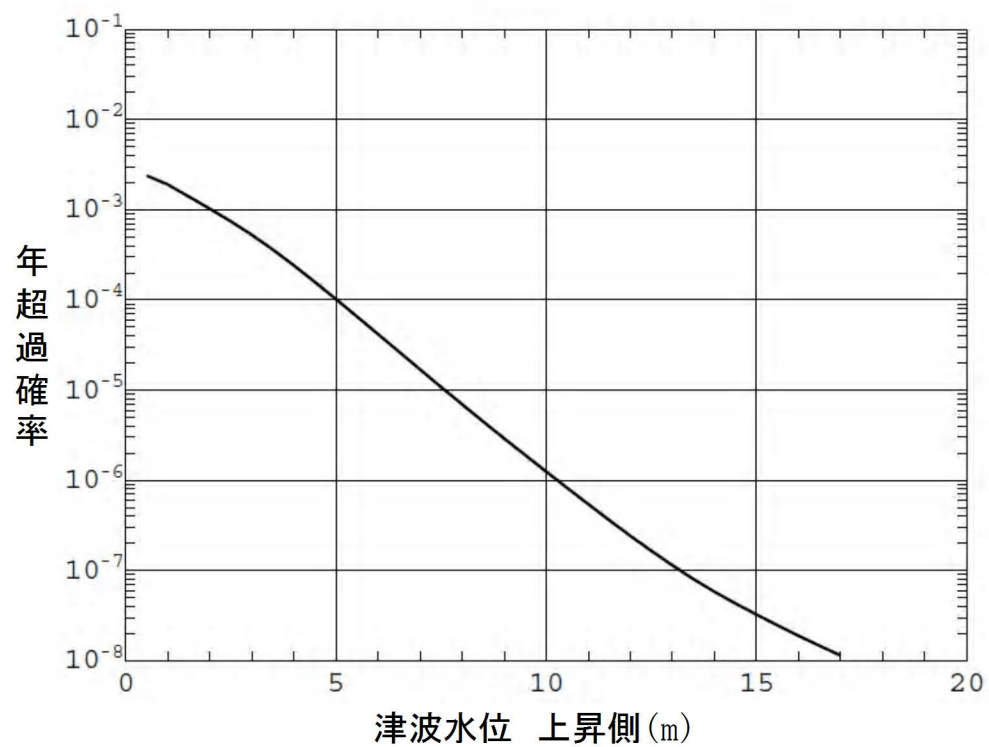
日本海東縁部 ロジックツリーの設定

【津波高さの推定モデル、及び津波推定値のばらつきの分岐】



※ロジックツリーの設定については
確率論的津波ハザード解析の方法 (土木学会, 2011) による

確率論的津波ハザード解析結果



平均ハザード曲線(3号機取水口)

引き津波による影響について

今回の津波 PRA においては引き津波を評価の考慮対象外としているが、対象外とした考え方、および引き津波を評価した場合の影響についての考察を以下に示す。

引き津波により、海水の水位が低下して一定のレベルを下回ると、海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可能性がある。

押し津波の場合、海水ポンプと同時に他の機器（非常用所内電源等）も損傷し、全交流電源喪失に至る恐れがある。一方、引き津波の影響は海水を取水するポンプの機能喪失に限定されることから、事故シーケンスとしては、補機冷却水の喪失が想定される。

今回の津波 PRA は、新たな事故シーケンス抽出を目的としている。上記のとおり、引き津波の想定は新たな事故シーケンスを発生させるものではないため、引き津波は評価の対象外とした。

なお、海水ポンプがキャビテーションする可能性のある引き津波の発生頻度は、海水ポンプの最低運転水位（T.P. -6.3 m）で約 $2.1\text{E}-05$ （/炉年）程度となり、海水ポンプが機能喪失する押し津高さ（T.P. 10.3 m）の発生頻度（ $8.2\text{E}-07$ （/炉年））と比較して頻度は高くなる。

ただし、引き津波時にはキャビテーションによる海水ポンプの機能喪失を回避する以下の手順を整備しているため、潮位回復後には海水ポンプの再運転が期待できる。

- ①取水口水位が海水ポンプの運転限界最低水位に低下する前に、原子炉をトリップさせ、海水ポンプを全台停止させる。
- ②2次系からの除熱や原子炉補機冷却系の負荷制限することで炉心冷却を維持しつつ、潮位の回復を待って海水ポンプを再起動させる。

したがって、引き津波による影響を評価する場合には、これらを踏まえて定量化を行なう必要がある。

< 参考 >

海水ポンプの引き津波時の更なる安全対策として、泊発電所3号機取水口に堰を設置し、引き津波時においても海水ポンプの取水を継続できる措置を講じている。

3.4 停止時PRA

3.4.a. 対象プラント

①対象とするプラントの説明

a. 主要な設備の構成・特性

当該プラントのPRAに係るプラントの基本設計は、次に説明する主要な安全システムにより構成される。第3.4-1図に当該プラントの工学安全設備の概要を示す。また、第3.4-1表にシステム設備概要を示す。

項目	概要
プラント仕様	<ul style="list-style-type: none"> ・熱出力 2660MWt、 電気出力 912MWe ・プラント型式 加圧水型3ループプラント ・格納容器型式 鋼製上部半球形下部さら形円筒形
原子炉停止に関するシステム	<p>原子炉停止に関するシステムは、制御棒の自重落下により負の反応度投入を行う原子炉保護系（原子炉トリップシステム）と、化学体積制御システムにより高濃度ほう酸を炉心に注入し負の反応度を投入する緊急ほう酸注入系から構成される。停止時 PRA においては、制御棒及び1次冷却材システムのほう酸水により負の反応度が保たれている状態を想定しており、原子炉起動前以外においては、1次冷却材の希釈操作も実施しない。</p> <p>本停止時 PRA では、未臨界維持機能喪失事象が発生した場合の緩和手段には期待しておらず、原子炉停止に関するシステムはモデル化していない。</p>
原子炉冷却に関するシステム	<p>非常用炉心冷却設備のシステム図を第 3.4-2 図に示す。非常用炉心冷却設備のうち、本停止時 PRA で対象とするシステムは、運転モード4、5及び6の保安規定において運転上の制限として規定されている余熱除去システムのみとしている。その他のシステムについては、SI 自動起動がブロックされているために、手動起動や減圧操作を必要とするため、保守的に期待しないものとした。非常用炉心冷却設備は、多重性及び独立性を備える非常用所内電源システムから受電できるようにする等の考慮を払うことにより、単一故障に加え、外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できる。</p> <p>また、テストライン等を用いた作動試験によってその健全性が確認できるようにしている。</p>
余熱除去系	<p>余熱除去系は、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、配管及び弁類で構成される。余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、100%容量のものを各々2台設置する。余熱除去系は、原子炉補助建屋内に設置されている2台の余熱除去ポンプにより、1次冷却材喪失事故時等に燃料取替用水ピットのほう酸水を余熱除去冷却器を経て1次冷却材低温側ラインを通して原子炉容器内に注入し、炉心の冷却を確保する。</p>

項目	概要
電源、補機冷却水等のサポート系	<p>事故時の基本的な安全機能を果たす系統（一般にフロントライン系という）をサポートする系統があり、以下の系統の動作が必要とされる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電源系統（所内非常用交流電源、直流電源設備、計装制御用電源設備） ・工学的安全施設作動設備 ・補機冷却系統（補機冷却水系統、補機冷却海水系統） ・換気空調設備 ・制御用空気設備・電源系統（ディーゼル発電機、直流電源設備、計装制御用電源設備）

第3.4-3図に当該プラントの開閉所単線結線図、第3.4-4図に所内単線結線図及び第3.4-5図に原子炉補機冷却水設備系統概要図を示す。

②停止時のプラント状態の推移

停止時 PRA の対象期間である定期検査中は、プラントの起動停止に伴う運転員操作やメンテナンスに伴う 1 次冷却系の水位操作、機器の待機除外等によりプラント状態が様々に変化する。

プラント状態の変化に伴って、崩壊熱除去に関連する機器の状態やパラメータも変化するため、停止時 PRA においては、このようなプラント状態を適切に分類して評価を行う必要がある。

停止時のプラント状態は、上述の観点から、以下のとおり分類できる。これらのプラント状態を、状態毎の主要パラメータとともに第 3.4-6 図に示す。

- 1) 部分出力運転状態
- 2) 高温停止状態(ECCS自動起動信号ブロックまで)
- 3) 高温停止状態(ECCS自動起動信号ブロック以降から余熱除去系運転開始まで)
- 4) 余熱除去系による冷却状態①(1次冷却系は満水状態)
- 5) 余熱除去系による冷却状態②(1次冷却系が部分的にドレンされている状態、ミッドループ運転状態)
- 6) 原子炉上部キャビティ満水状態①(燃料取出時)
- 7) 燃料取り出し状態(燃料が原子炉容器内にない状態)
- 8) 原子炉上部キャビティ満水状態②(燃料装荷時)
- 9) 余熱除去系による冷却状態③(1次冷却系が部分的にドレンされている状態、ミッドループ運転状態)
- 10) 余熱除去系による冷却状態④(1次冷却系は満水状態)
- 11) 1次冷却系の漏えい試験(余熱除去系は一時的に隔離される)
- 12) 余熱除去系による冷却状態⑤(1次冷却系は満水状態)
- 13) 余熱除去系隔離から高温停止状態(ECCS自動起動信号ブロック解除まで)
- 14) 高温停止状態(ECCS自動起動信号ブロック解除以降)
- 15) 部分出力運転状態

原子炉の安全性の観点から見ると、ECCS自動起動信号のブロックを実施する以前とブロック解除以降は、ECCSの待機状態は出力運転中と同一であり、仮に何らかの異常事象が発生した場合でも、ECCSの自動起動によって、事象は収束される。したがって、ECCS自動起動信号のブロック以前とブロック解除以降は出力運転中の評価に包含されることから、既往の停止時PRA及び原子力学会標準においてもECCS自動起動信号のブロック以降から、ECCS自動起動信号ブロック解除までが評価対象とされている。

停止時PRAで対象とするプラント状態は、プラント状態3)からプラント状態13)までである。

なお、評価対象工程については、停止時PRAの実施目的に応じて選定する必要がある。例えば(1)国内のプラント停止時における平均的なリスクを評価する場合には、標準的な工程を選定し、(2)個別プラントの停止時リスク等、プラント固有の停止時リスクを評価する場合には、当該プラントの定期検査の工程を選定する。また、(3)将来の定期検査工程に対する停止時リスクを評価する場合には、想定される計画に基づいた工程を作成し、評価に用いることもできる。

本評価は、プラント停止中の重要事故シーケンスとして選定されたシーケンスが妥当であるかどうか、つまり追加となる重要事故シーケンスグループがないかを停止時PRAを用いて確認する目的で実施している。従って、上記(1)～(3)のうち(2)が最も適していると考えられることから、最新でありかつ特異な試験やトラブルがなく標準的な工程であったと考えられる泊発電所3号機の第1回定検（2011年1月～2011年3月）を評価対象として選定し調査した。

③プラント状態分類

(1) プラント状態分類の考え方

プラントの停止状態では、以下のように状態が変化する。

- ・ 運転中の設備や待機状態、待機除外状態にある設備が工程とともに変化する。
- ・ 1次冷却系の保有水量が工程とともに変化する。
- ・ 炉心の崩壊熱が時間の経過とともに減少する。

このため、プラント状態について、1次冷却材のインベントリー（水位）、温度、圧力等のプラントパラメータの類似性、保守点検状況等に応じた緩和設備の使用可能性、起因事象、サポート系の状態、崩壊熱レベルに関する類似性の観点から、分類を行った。

(2) プラント状態分類の分類結果

(1)の考え方に従い、②で選定した評価対象工程を複数のプラント状態(以降、POS; Plant Operational State)に分類した。各 POS について、以下に概説する。

【POS3: 高温停止状態 (ECCS自動起動信号ブロック以降から余熱除去系運転開始まで)】

ECCS自動起動信号ブロック以降もタービンバイパス系（あるいは主蒸気逃がし弁）を使用して原子炉冷却を継続する。1次冷却系が2.75MPa[gage]、177℃未満となれば余熱除去系を使用した冷却に切り替える。2次系で冷却している期間をPOS3とし、余熱除去系の運転開始からの期間と区別する。なお、当該POSについては、1次系が高圧であり、

本評価の目的である、重要事故シーケンス選定の観点では、出力時の評価に包絡されるため、評価の対象外とした。

【POS4：余熱除去系による冷却状態①（1次冷却系は満水状態）】

1次冷却系が2.75MPa[gage]、177°C未満となれば余熱除去系を起動し1次冷却系の冷却を行う。余熱除去系の運転状態として、1次冷却系のインベントリーの観点から、満水状態をPOS4とし、ミッドループ運転状態の期間と区別する。

【POS5：余熱除去系による冷却状態②（1次冷却系が部分的にドレンされている状態、ミッドループ運転状態）】

1次冷却系の酸化運転や蒸気発生器伝熱管渦電流探傷試験(ECT)実施のためのノズル蓋の取り付け、原子炉容器上蓋取り外し準備等のために、1次冷却系の水位を原子炉ノズルセンター付近まで低下させたPOSである。1次冷却系のインベントリーが低下している状態にあることから、万が一水位が低下した場合、余熱除去ポンプがキャビテーションを生ずる可能性がある。また、原子炉停止後の経過期間が短く崩壊熱が大きいことから、余熱除去系による冷却が停止した場合の炉心損傷までの時間余裕が他の状態に比べて少ないため、停止時PRAにおいて、特に重要となるPOSである。

【POS6：原子炉上部キャビティ満水状態①（燃料取出時）】

燃料取出のために、原子炉上部キャビティを満水にした状態である。原子炉上部キャビティが満水状態では余熱除去系による冷却が停止した場合でも、1次冷却系が飽和状態となり、さらに蒸発によって燃料が露出状態となるまでには多大な時間余裕が存在するため、本評価の対象外とした。

【POS7：燃料取り出し状態（燃料が原子炉容器内にない状態）】

燃料交換及び燃料検査のために全燃料が原子炉容器から使用済燃料ピットへ移送されている状態である。この間は炉内に燃料が存在しないことから本評価の対象外とした。

【POS8：原子炉上部キャビティ満水状態②（燃料装荷時）】

新燃料及び検査の終了した燃料を炉心に装荷するために原子炉上部キャビティを満水にしている状態である。POS6と同様に余熱除去系による冷却が停止した場合でも炉心損傷に至るまでには多大な時間余裕が存在することから、本評価の対象外とした。

【POS9：余熱除去系による冷却状態③(1次冷却系が部分的にドレンされている状態、ミッドループ運転状態)】

原子炉容器上蓋取り付け、ノズル蓋の取り外し等のために1次冷却系の水位を原子炉ノズルセンター付近まで低下させたPOSである。

POS5と同様に水位の低下により余熱除去系ポンプがキャビテーションを生じる可能性があり、また1次冷却系のインベントリーが少ない。POS5と比較して、崩壊熱は小さくなるものの、炉心損傷までの時間余裕が他のPOSに比べて少ないことが特徴である。

【POS10：余熱除去系による冷却状態④（1次冷却系は満水状態）】

1次冷却系の漏えい試験を実施するに先立って、1次冷却系を満水状態とする。

【POS11：1次冷却系の漏えい試験】

プラント起動に先立って、1次冷却系の漏えい試験を実施する。1次冷却系の圧力は定格圧力まで加圧されることから、余熱除去系は一時的に隔離される。漏えい試験実施後は再び1次冷却系の減圧を行い、余熱除去系による冷却状態に復帰させる。なお、当該POSについては、1次系が高圧であり、本評価の目的である、重要事故シーケンス選定の観点では、出力時の評価に包絡されるため、本評価の対象外とした。

【POS12：余熱除去系による冷却状態⑤（1次冷却系は満水状態）】

余熱除去系による冷却状態に復帰した後、格納容器の漏えい率検査を実施する。検査実施後、原子炉の起動に先立って原子炉は昇温、昇圧される。177℃未満では余熱除去系を運転しながら昇温を実施する。

【POS13：余熱除去系隔離から高温停止状態（ECCS自動起動信号ブロック解除まで）】

1次冷却材温度が177℃に達すると余熱除去系を隔離し、主蒸気逃がし弁を使用できる状態として、高温停止状態まで原子炉の昇温、昇圧を実施する。この間、加圧器圧力が13.73MPa[gage]に到達するとP-11信号によって加圧器水位・圧力低による安全注入、主蒸気圧力低による安全注入のブロックがリセットされる。なお、当該POSについては、1次系が高圧であり、本評価の目的である、重要事故シーケンス選定の観点では、出力時の評価に包絡されるため、本評価の対象外とした。

【POS14：高温停止状態（ECCS自動起動信号ブロック解除以降）】

ECCS自動起動信号ブロック解除後の昇温、昇圧状態から高温停止状態を1つのPOSとして分類する。LOCAが生じた場合にはECCSは自動起動し、燃料の健全性を確保する。上述したとおり、安全注入信号のブロック解除以降は出力運転中の評価に包含されるため、基本的に評価対象外としたが、反応度の誤投入については、本POSで発生の可能性があるため、反応度の誤投入のみ特別に本POSを評価対象とした。

以上のとおり、高圧状態であるPOS3、11、13と原子炉上部キャビティが満水であるPOS6、8については、評価対象外とした（別紙3.4-1参照）。また原子炉内に燃料がないPOS7についても評価対象外とした。

緩和設備の使用可能性については、保安規定の要求事項を基に保守的に設定した。

POSの分類を第3.4-2表に、緩和設備の使用可能性を第3.4-3表に示す。

3.4.b. 起因事象

起因事象とは、通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷及び／又は格納容器機能喪失へ波及する可能性のある事象のことである。

①評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度

(1) 起因事象の同定方法

当該プラントに適用する起因事象を以下の手法から検討し、同定を行った。

1. 原子力施設運転管理年報等による、当該プラント及び他の国内プラントのトラブル事例のレビュー

国内PWRプラントにおけるトラブル事例について、運転管理年報及び原子力安全基盤機構(JNES)で公開されているトラブル情報を基に調査した。

2. マスターロジックダイアグラムに基づく分析

マスターロジックダイアグラムを用いて起因事象の分析を行った。分析結果について第3.4-7図に示す。

炉心損傷の主な要因としては、「燃料の過熱損傷」が考えられ、「燃料の過熱損傷」に至る要因としては「燃料の過出力」又は「燃料の冷却不能」が考えられる。

「燃料の過出力」をもたらす事象として、「反応度事故」が考えられる。一方、「燃料の冷却不能」をもたらす事象としては、「1次冷却材流出」及び「崩壊熱除去失敗」が考えられる。

前者の「1次冷却材流出」をもたらす事象として、「1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失」事象が考えられる。

ここで、「1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失」事象としては、配管破断（いわゆるLOCA）と、運転員による弁の誤操作等による1次冷却材の系外への流出が考えられる。このうち配管破断については、プラント停止中に1次冷却系圧力が低圧状態（2.75MPa）又は大気圧状態に置かれている状態では発生の可能性が極めて低いと考えられるため、本評価では、1次冷却系圧力が低圧状態又は大気圧状態においては、弁の誤操作等による「1次冷却材流出」を対象とする。後者の「崩壊熱除去失敗」をもたらす事象としては、「余熱除去システムの故障」事象、「外部電源喪失」事象及び「補機冷却水の喪失」事象が考えられるため、これらも炉心損傷に至る起因事象として考慮する。

なお、炉心の損傷の他の要因としては、「機械的損傷」が考えられ、「機械的損傷」に至る要因としては「燃料集合体の落下」が考えられる。

3. 国内外での既往のPRAによる知見の活用

既往のPRA研究で同定された起因事象について調査を実施した。調査結果について第3.4-4表に示す。

上記プロセスにより起回事象の候補として以下の事象が挙げられる。

- ・余熱除去系機能喪失
- ・1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失（弁の誤開）
- ・オーバードレン
- ・水位維持失敗
- ・外部電源喪失
- ・補機冷却水の喪失
- ・反応度の誤投入
- ・低温過加圧事象
- ・主給水流量喪失
- ・過渡事象
- ・2次冷却系の破断
- ・蒸気発生器伝熱管破損
- ・インターフェイスシステムLOCA
- ・1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失（配管破断）
- ・燃料集合体の落下

(2) 同定した起回事象の除外

同定した起回事象のうち、以下に示す起回事象については、発生する可能性が極めて低い等の理由から評価対象から除外している。

a. インターフェイスシステムLOCA

本PRAの評価対象期間においては、長時間にわたり原子炉容器が開放されている。また、原子炉容器が開放されていない期間においても、1次冷却材バウンダリ漏えい検査時を除いて1次冷却系圧力が高圧になることはない。また内部事象出力時レベル1 PRAで評価したインターフェイスシステムLOCAの発生する確率が $3.0E-11$ /炉年であることから、停止時PRAにおいても発生確率が非常に小さくなると考えられるため、起回事象から除外した。

b. 燃料集合体の落下事象

燃料取扱設備については、掴み機構のワイヤーが二重化されており、また燃料取扱中の過荷重や燃料取扱設備の動力源喪失時においても燃料集合体の落下を防ぐ設計となっており、燃料取扱時に燃料集合体が落下する確率は非常に小さい。また、キャビティには十分な濃度のほう酸水を満たして燃料の取出・装荷作業を実施するため、燃料取扱中に臨界になる恐れはなく、燃料集合体は十分な強度を持つため万一落下したとしても簡単に破損することはない。

一方、設置許可申請書の解析においては、安全評価の中で、燃料取扱事故の解析が行われており、燃料取扱作業中に燃料集合体（1体）が操作上の最高位置から落下したとしても、破損した燃料棒から放出される核分裂生成物の量はわずかであり、特に、放射性ヨウ素は使用済燃料ピット水にトラップされるため、外部への影響は、さらに小さいものとなっている。

よって、燃料集合体の落下事故の発生確率が非常に小さいと考えられ、さらにその発生を仮定した場合にも影響が限定されているので、本事象を停止時PRAの起因事象から除外した。

c. 低温過加圧事象

低温過加圧事象は、停止時に1次冷却系が低温にあり、かつ閉止状態において、加圧事象が生じた場合に発生する。加圧事象に至る原因としては高圧注入系の誤起動等と考えられるが、低温時には加圧器逃がし弁作動圧力を低圧設定とする低温過加圧防止装置が設置されており、低温過加圧事象が生じるには、加圧事象発生と過加圧防止設備不作動の重畳が必要となる。1次系が低温かつ閉止状態において、高圧注入ポンプ1台の誤起動と加圧器逃がし弁の過加圧防止失敗が重畳する確率をシステム信頼性解析により推定したところ、 $1.0E-07$ /炉年未満という結果が得られた。なお、1次系水位低下開始以降は、加圧器安全弁を取り外す運用とするため、1次系水位の低下期間中は低温過加圧事象の発生防止が図られている。以上より、低温過加圧事象は発生確率が非常に低いと考えられるため、起因事象から除外した。

d. 過渡事象、2次系配管破断、SGTR、主給水流量喪失

プラント停止状態におけるPRAの既存研究においては、これらの起因事象も対象とされている例^{1,2}があったが、CDFに対する寄与は小さい。また本PRAにおいては余熱除去系運転状態のPOSのみを評価対象としているため、これらの起因事象が発生しても余熱除去系による崩壊熱除去機能は基本的に損なわれることはない。従って、これらの事象は起因事象から除外した。

¹ IPSN, "A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900MWe Pressurized Water Reactor", Main Report, April 1990.

² EDF, "A Probabilistic Safety Assessment of Reactor Unit 3 in the Paluel Nuclear Power Centre (1300MWe)", Overall Report, May31, 1990.

e. 1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失（配管破断）

停止時においては、出力運転時と異なり1次系の圧力が低いため、出力時で考慮している配管破断の発生頻度よりも、停止時の発生頻度の方が一般的に小さくなると考えられる。また、1次冷却材圧力バウンダリの配管は、供用期間中検査が行われており、減肉等による破損は考え難い。さらには、停止時PRAが対象とする定期検査期間は、年間に概略1ヶ月あまりであることから、配管破断の年間の発生確率は、出力運転時PRAにて評価した発生頻度 $2.2E-04 \sim 2.2E-05$ /炉年（ $2.5E-08 \sim 2.5E-09/h$ ）に比べて、オーダーで小さくなる。よって配管破断の発生頻度は弁の誤開の発生頻度 $8.2E-07/h$ に包絡されると考えられる。

(3) 起因事象の選定

(1)で同定された起因事象のうち、(2)で除外されなかった起因事象を評価を実施する起因事象として選定する。選定した起因事象については、単独でCDFの評価を実施することも

可能であるが、事象進展が類似した起因事象をグループ化して評価を実施することも可能である。起因事象をグループ化するには、事象シナリオの展開が類似しており、同一の緩和機能が必要とされるグループに分類する。つまり、同一グループについては必要とされる緩和設備等が類似する起因事象であるため、同一のイベントツリー及びフォールトツリーを用いることのできる起因事象をグループ化することとしている。ただし、「水位維持失敗」及び「オーバードレン」を「1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失」にグループ化することが可能であるが、詳細な評価を実施するために個別に算出した。以上の検討結果より、当該プラントの評価対象とする起因事象は以下の7事象とし、グループ化は実施しない。

- ・余熱除去システムの故障

余熱除去系の弁やポンプの故障により余熱除去機能が喪失する事象。運転中の余熱除去ポンプが故障し、待機中の余熱除去ポンプの運転失敗まで含めて考慮する。

- ・1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失

配管破断または運転員の弁の誤操作等により1次冷却材が系外へ流出する事象。低温停止時には、配管破断による1次冷却材の流出の可能性は低いと考えられ、弁の誤操作等による1次冷却材の流出を対象とする。

- ・水位維持失敗

ミッドループ運転中に何らかの原因により1次冷却系水位が低下し、かつ水位低下が継続する事象。

- ・オーバードレン

1次冷却系水抜き操作時に、1次冷却系水位がミッドループまで低下した後、水抜きを停止する操作に失敗し、水位低下が継続する事象。

- ・外部電源喪失

外部電源が喪失する事象。発生した場合には、非常用所内電源（ディーゼル発電機）が起動して交流電源を供給するが、ディーゼル発電機の起動に失敗した場合には崩壊熱除去が不可能となる可能性がある。

- ・補機冷却水の喪失

補機冷却系の弁やポンプの故障により、補機冷却機能が喪失する事象。発生した場合には崩壊熱除去が不可能となる可能性がある。

- ・反応度の誤投入

希釈操作時に、必要な希釈量の算出または設定に失敗し、異常の察知にも失敗する事象。

(4) 起因事象の発生頻度評価

起因事象の発生頻度は、次のa.～c.の手法を用いて算出した。

a. 出力時及び停止時の運転実績より算出

次に示す起因事象は、出力運転状態に関係なく発生する事象であるため、出力時及び停止時の運転経験から得られた起因事象の発生件数と運転期間（運転時間あるいは暦日等）を用いて算出した発生頻度を適用した。

- ・外部電源喪失

- ・補機冷却水の喪失

具体的な発生頻度の評価方法については、出力運転時PRAと同様である。

b. 停止時の運転実績より算出

a. 以外の停止時特有の起因事象のうち次の起因事象については、停止時のプラントの運転経験から得られた起因事象の発生件数と運転期間（運転時間あるいは暦日等）を用いて算出した。

- ・ 1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失
- ・ 余熱除去系統の故障

これらのうち、余熱除去系統の故障は平成23年3月31日までに国内で1件の発生実績があるが、1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失は発生実績が無く、発生件数を0.5件として評価した。

○ 1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失の発生頻度

$$= 0.5 / 612,397 = 8.2E-7(h)$$

612,397 : 国内 PWR プラントの余熱除去系統運転時間(h)

○ 余熱除去系統の故障の発生頻度*

$$= 1 / 612,397 = 1.6E-6(h)$$

612,397 : 国内 PWR プラントの余熱除去系統運転時間(h)

となる。

※本起因事象としては、運転中の余熱除去ポンプの故障確率（ $1.6E-6$ (h)）にシステム解析にて算出した待機中の余熱除去ポンプ運転失敗確率（ $3.6E-02$ ）を乗じた $5.8E-8$ (h) が発生頻度となる。

c. システム解析により算出

発生がミッドループ運転時もしくは原子炉起動操作時に限定される以下の起因事象については、発生実績が0件である上に運転実績がb.の起因事象に比べても極めて少なくなり、発生件数を0.5件と仮定すると過度に保守的な評価となる。したがって、システム評価による評価を実施した。

- ・ 水位維持失敗
- ・ オーバードレン
- ・ 反応度の誤投入

○ 水位維持失敗の発生頻度

停止時の1次冷却系水抜き操作は POS5 及び POS9 において実施するため、通常のミッドループ水位での停止操作及び（バックアップとして）警報発信に基づくドレン停止操作に対して、人的過誤確率（HEP）及び機器故障確率を見込むことで評価を行った。

具体的には、ミッドループ運転中の抽出流量の調整に係る機器故障確率及び調整失敗、水位計読み取り失敗の人的過誤確率を考慮した結果、 $2.4E-3$ (ミッドループ)で水位低警報が発信するとし、また、警報発令後の操作失敗の人的過誤確率、機器故障確率

を考慮した結果、水位維持失敗発生頻度は、

4.1E-6(/炉年)

となった。

○オーバードレンの発生頻度

ミッドループ運転中の水位低下事象の発生を起点として、水位計の監視に基づく通常のドレン停止（水位回復）操作及び（バックアップとして）警報発信に基づくドレン停止（水位回復）操作に対して、人的過誤確率（HEP）及び機器故障確率を見込むことで評価を行った。本評価の考え方については、水位維持失敗と同じであり、評価の結果、オーバードレン発生頻度は、

4.1E-6 (/炉年)

となった。

○反応度の誤投入の発生頻度

発生頻度の大きさと起因事象がもたらす影響の程度を考慮して、希釈操作中に操作に失敗し反応度が添加される事象を想定する。希釈量設定及び計数率監視のための運転員操作を考慮し、THERP 解析によりヒューマンエラーを評価した結果、反応度の誤投入の発生頻度は、

3.1E-8(/炉年)

と評価された。

以上の算出結果をまとめて、第3.4-5表に示す。また、POS毎の起因事象発生頻度について、第3.4-6表に示す。

なお、泊発電所3号機においては、本評価で挙げた起因事象はいずれも発生しておらず、起因事象発生頻度の観点でプラント固有の特徴は見受けられない。

3.4.c. 成功基準

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

①成功基準の一覧表

【炉心損傷判定条件】

○一般的な炉心損傷判定条件

有効燃料長頂部が露出した状態とする。

○未臨界維持機能喪失時の炉心損傷判定条件

臨界に達した状態とする。

（本評価では反応度の誤投入に対する緩和策に期待しないため、保守的に上記のように設定する。）

【起因事象ごとの成功基準】

起因事象「外部電源喪失」の成功基準は、以下のとおりである。

イベントヘディング	機能	成功基準
非常用所内電源※	ディーゼル発電機	1/2台
余熱除去系による冷却	ポンプ	1/2ポンプ
	熱交換器	1/2熱交換器
	ループ	2/3ループ

※サポート系としては、非常用所内電源以外に空調設備、原子炉補機冷却系、原子炉補機冷却海水系等があり、成功基準は関連機器の冷却が可能であることである。

なお、「外部電源喪失」以外は有効な緩和系が存在しないため、成功基準も存在しない。

【対処設備作動までの余裕時間及び使命時間】

○余裕時間

本評価では緩和策として余熱除去系運転のみに期待していることから、緩和策がない炉心損傷に直結する起因事象のシナリオの全 CDF に占める割合は高くなる。本評価は、重要事故シーケンスの妥当性確認という目的で実施していることから、全 CDF への寄与が小さい緩和策の期待できるシナリオについては、保守的なモデル化でも問題ないと判断し、余裕時間 10 分を全 POS に適用した。

○使命時間

本評価では、喪失した設備の復旧や追加の運転員操作に期待できると工学的に判断し、24 時間を使命時間として設定した。

【熱水力解析等の解析結果及び解析コードの検証性】

プラント運転停止中の重大事故対策等の有効性評価のうちミッドループ運転状態を模擬した「崩壊熱除去機能喪失」の解析結果※を参照しており、解析結果の妥当性や解析コードの検証性については、別途説明する。

※「泊発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（3号発電用原子炉施設の変更）（平成25年7月8日申請）の添付書類十、第5.5.1.2図 崩壊熱除去機能喪失（1）

3.4.d. 事故シーケンス

事故シーケンスとは、炉心損傷等に至るまでの、起因事象の発生並びに各種安全機能喪失の組合せのことである。

①イベントツリー

各起因事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な緩和設備又は緩和操作を検討し、炉心損傷に至る事故シーケンスを展開した。また、展開した事故シーケンスの最終状態を炉心損傷状態または成功状態のいずれかに分類した。

各起因事象のイベントツリーを第 3.4-8(a)図～第 3.4-8(g)図に示す。

また、各シーケンスに対して分類された炉心損傷カテゴリーを図中右欄に記載し、「OK」は炉心損傷回避状態を示す。なお、炉心損傷カテゴリーについては、3.4.h 項に示す。

3.4.e. システム信頼性

事故シーケンスの発生頻度を推定するには、展開したイベントツリーの各分岐に対して成功・失敗確率を決める必要がある。この各分岐点におけるプラント緩和システムの成功・失敗確率を決めるために、システム信頼性解析を行う。本項目では、前項で抽出されたイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系と、それを適切に運転するために必要となるサポート系について、フォールトツリーを構築し定量化を実施した。

①評価対象としたシステムとその説明

フォールトツリーの構築に当たっては、対象範囲を示す概略系統図を作成するとともに、その範囲内にある機器でモデル化すべき故障モードを基事象リストの形で整理した。また、これらの情報に基づき以下のシステムについてフォールトツリーを作成し、定量化を実施した。

系統間の依存性は相互依存表にまとめられており、第 3.4-7 表に示す。

【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

【フロントライン系】

- ・余熱除去系

②システム信頼性評価手法

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

フォールトツリーの作成に当たっては、対象範囲を示す概略系統図を作成するとともに、その範囲内にある機器でモデル化すべき故障モードを基事象リストの形で整理した。また、これらの情報に基づき評価対象としたシステムについてフォールトツリーを作成し、かつ定量化を実施した。

なお、システム間の従属性の評価にはフォールトツリーリンク法を用いた。また、機器間の従属性の評価には MGL 法を適用した。

③システム信頼性評価の結果

構築したフォールトツリーを定量化することにより信頼性解析を行った。また、主要なミニマルカットセットの評価も実施した。

- 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
フォールトツリー法を用いずに、技術的判断で非信頼度を求めたものはない。

3.4.f. 信頼性パラメータ

本作業は、システム信頼性解析や事故シーケンスの定量化のために必要となる機器故障率、共通要因故障パラメータ並びに試験又は保守作業による待機除外確率等を評価するために必要となるパラメータを整備するものである。

①非信頼度を構成する要素と評価式

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

②機器故障率パラメータの一覧

システム信頼性解析や事故シーケンスの定量化で使用する機器故障率データは、原則として、原子力安全推進協会（JANSI）が管理している原子力施設情報公開ライブラリー NUCIA (<http://www.nucia.jp/>) で公開されている国内プラントの故障実績（1982 年度～2002 年度 21 ヶ年 49 基データ（21 ヶ年データ））を基にした「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（平成 21 年 5 月公表）」に記載されているデータを使用する。また、NUCIA で公開されている国内プラントの故障実績は、「原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出(1982 年度～1997 年度 16 ヶ年 49 基データ改訂版)(平成 13 年 2 月)、電中研報告 P00001、(財)電力中央研究所」で定義した機器バウンダリに従っている。

なお、評価対象機器のうち、NUCIA でグループ登録されていないものについては、類似性を考慮した工学的判断に基づいて NUCIA の機器グループに分類した。

③機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率

定期検査期間中には、出力運転中と異なり、検査・保守を実施するために系統や機器を待機除外とする期間がある。この期間は定期検査によって変わり得るが、本評価では保安規定で定める運転上の制限を考慮し、設備の冗長性が最も小さくなる状態を仮定して、保守的に各 POS に対する待機状態を設定した。

④待機除外確率

停止時 PRA においては、機器の待機状態が変更となるタイミングで POS が変更となっており、POS が決まれば機器は待機中又は待機除外のいずれかとなるため、待機除外確率はモデル化する必要はない。

⑤共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ

共通要因故障パラメータについては、NUREG/CR-5497（学会標準推奨データベース）の改訂版である「CCF Parameter Estimations 2010」に記載される MGL パラメータを使

用する。MGL モデルは冗長度が高い系の解析に対応しており、原子力プラントにおいて広く使用実績のある共通要因故障パラメータである。

3.4.g. 人的過誤

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

①評価対象とした人的過誤及び評価結果

人間信頼性解析は、ヒューマンエラーハンドブック（NUREG/CR-1278）の THERP(Technique for Human Error Rate Prediction)手法を使用して評価した。

(1) 起因事象発生前人的過誤

事象発生前に考慮すべき人的過誤として、試験・保守時において作業終了後、手動弁及び手動ダンパを正しい状態に復帰させる際の復旧忘れを考慮した。本評価で用いる起因事象発生前人的過誤確率は下表のとおりである。

運転操作エラー項目	操作場所	人的過誤確率
弁の操作忘れ	現場	1.0E-02

(2) 起因事象発生後人的過誤

プラントで事故が発生した場合、運転員は事故時運転手順書（運転要領緊急処置編）に記載されている手順に従って、原子炉を安全に停止させるために必要な措置をとる。PRA においては、運転員が行う以下の行為を人的過誤の評価対象とする。

(a) 診断失敗

事故時運転手順書へのエントリー失敗を、診断過誤として取り扱う。なお、診断時は複数の計器指示、警報等からプラントで発生した事象を特定することから、時間的な余裕を考慮する。なお、診断失敗が発生した場合、運転員は当該運転手順書の操作全てに失敗するものとして取り扱う。本評価で用いる診断過誤確率は下表のとおりである。

運転操作エラー項目	人的過誤確率
診断失敗	3.0E-2

(b) 操作失敗・読取失敗

操作失敗については、事故時運転手順書に記載された操作の中で、炉心損傷の観点

から、事故シナリオの中で必要となる操作を同定する。

読取失敗については、事故時運転手順書に「～を確認する。」のような記載があり、かつ、それに付帯した機器等の操作がある場合は、その確認を「読取」として扱い、同定対象とする。読取に失敗した場合、続く操作に失敗するものとして取り扱う。ただし、読取失敗については、複数の計器により判断が可能である場合については、失敗の確率が十分に小さいとして、評価対象外とする。本評価で用いる事象発生後の操作失敗に係る人的過誤確率は下表のとおりである。

運転操作エラー項目	操作場所	人的過誤確率
弁の操作失敗	中央制御室	1.0E-03
補機の操作失敗	中央制御室	1.0E-03

※本評価では、読取失敗に係る人的過誤を取り扱っていない。

(3) 起因事象発生に係わる人的過誤

オーバードレン、水位維持失敗及び反応度の誤投入の起因事象発生において、人的過誤を考慮した。本人的過誤では(2)(b)と同様の、操作失敗及び読取失敗を取り扱っている。

3.4.h. 炉心損傷頻度

①炉心損傷頻度の算出に用いた方法

前記の種々の作業は、事故シーケンスの発生頻度を求める定量化作業に集約される。起因事象や展開したイベントツリー、フォールトツリーの各基事象に対し数値（起因事象発生頻度、機器故障率、人的過誤確率等）を入力して事故シーケンス発生頻度を計算する。炉心損傷状態については、事故シーケンスを炉心損傷に至る主な要因の観点から区別するために「類型化した炉心損傷カテゴリー」に分類する。炉心損傷に至る主な要因としては、以下の項目を想定している。

- ・ 1次冷却材の流出
- ・ 余熱除去系統の故障
- ・ 電源喪失
- ・ 補機冷却水の喪失
- ・ 反応度の誤投入

上述の観点から、類型化した炉心損傷カテゴリーの分類は次のとおりである。

【カテゴリー1】 1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失

1次冷却材圧力バウンダリの機能喪失によって炉心損傷に至る事象。

【カテゴリー2】 余熱除去機能喪失

余熱除去系機能の喪失によって炉心損傷に至る事象。

【カテゴリー3-1】 安全機能のサポート機能喪失（電源機能）

全ての電源供給機能の喪失によって炉心損傷に至る事象。

【カテゴリー3-2】 安全機能のサポート機能喪失（補機冷却機能）

補機冷却機能の喪失によって炉心損傷に至る事象。

【カテゴリー4】未臨界維持機能喪失

未臨界維持機能の喪失によって炉心損傷に至る事象。

本評価では、計算コード RiskSpectrum®を使用して、フォールトツリーリンク法により、CDF の定量化を行った。RiskSpectrum®は国内外で使用実績のある計算コードである。

また、停止時 PRA における CDF は、分類された各 POS の炉心損傷確率を合算することによって1回の停止当たりの炉心損傷確率を算出しており、1回の停止は通常時約1年に1回行われるため、算出した炉心損傷確率を年当たりの CDF(炉年)とみなすことで得ることができる。

②炉心損傷頻度

事故シーケンスの定量化を行った結果、全 CDF は 6.0×10^{-4} (炉年) となった。起因事象別・POS 分類別の CDF の内訳及び主要シーケンス、ならびに主要カットセットについて、第 3.4-8 表及び第 3.4-9 表に示す。また、炉心損傷カテゴリー別の CDF の内訳を第 3.4-10 表に示し、POS 別、起因事象別及び炉心損傷カテゴリー別の CDF 割合を第 3.2.1-9 図、第 3.4-10 図及び第 3.4-11 図に示す。

起因事象別の結果では、1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失の寄与が最も大きくなっている。次いで、余熱除去システムの故障となっている。

POS 分類別の CDF では、期間の長い POS5、POS9、POS10 の寄与が大きくなっており、緩和手段が乏しい本評価では結果が継続時間に強く依存する結果となった。この結果を基に、炉心損傷カテゴリー別で分析すると、1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失が分類される原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失が支配的となっている。次いで、余熱除去システムの故障が分類される余熱除去機能喪失となっている。

炉心損傷カテゴリー別の CDF では、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の寄与が 88% で最も大きくなっている。次いで、余熱除去機能喪失となっている。

なお、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の寄与が大きい理由は、以下の 2 つの理由によるものである。

○緩和策の違い

本評価で期待している緩和策は余熱除去系による冷却のみである。しかし、1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失、オーバードレン及び水位維持失敗は、SA 対策相当の代替冷却手段として位置付けている化学体積制御系による水位回復に成功しないと余熱除去系による冷却ができない。補機冷却水の喪失については、SA 対策相当の回復操作として位置付けている原子炉補機冷却水系の回復に成功しないと余熱除去系による冷却ができない。このため、1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失を含むこれら 4 事象は緩和策に期待できない。したがって、1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失を含む上記 4 事象の炉心損傷シーケンスの発生確率は、緩和策に期待できる余熱除去システムの故障と外部電源喪失に比べて高くなりやすいと考えられる。

○起因事象頻度の違い

1 次冷却材圧力バウンダリ機能喪失は起因事象頻度計算に国内の余熱除去系運転実績を使用している。これに対して、同様に事象発生後の緩和策に期待していない補機冷却水の喪失では起因事象頻度計算に日米の運転実績を使用している。このため、発生実績が共に無いものの、起因事象頻度計算の分母が大小関係により補機冷却水の喪失の頻度は相対的に低い。

また、オーバードレン及び水位維持失敗についても同様に緩和策に期待していないが、これらの事象はミッドループ運転中に厳重な水位監視が行われることを加味した論理モデルにより頻度評価を行っているため、起因事象頻度は相対的に低い。

③重要度解析、不確実さ解析及び感度解析

(1) 重要度解析

全CDFに対するFV重要度及びRAWを評価し、全CDFへの寄与の大きい因子を分析する。重要度は基事象単位で算出した。

(a) FV 重要度

基事象のFV重要度評価結果の上位10位までを第3.4-11表に示す。

FV重要度は、第1位は「診断失敗」の約7%、第2位・第3位・第4位は「(ディーゼル発電機室換気系)防火兼手動ダンパ戻し忘れ」の約0.6%ずつとなっている。

第1位の「診断失敗」については、本評価でモデル化した起因事象のうち、「外部電源喪失」及び「余熱除去系統の故障」の事象が発生した場合、その事象の発生を検知し適切なリカバリー操作を実施する必要があるが、この診断に失敗したことを意味している。本基事象が生じた場合、「外部電源喪失」及び「余熱除去系統の故障」事象発生後、緩和系が有効に働かないことから炉心損傷に至ることとなる。

第2位、第3位、第4位の「(ディーゼル発電機室換気系)防火兼手動ダンパ戻し忘れ」は、当該ダンパの戻し忘れ(開け忘れ)によりディーゼル発電機Aが使用不可となることでA-安全補機開閉器室給気ファンが使用できなくなり、また、B-安全補機開閉器室給気ファンは待機除外を仮定していることから、安全補機開閉器室の空調機能が喪失して交流電源を失うことを意味している。本基事象が生じた場合、「外部電源喪失」事象後に交流電源が喪失して緩和系が有効に働かないことから炉心損傷に至る。

この結果で注目されることは、第1位のFV重要度が約7%、第2位・第3位・第4位は約0.6%ずつしかない点である。全CDFの要因の大部分は、緩和系の失敗ではなく、緩和系に期待できない起因事象の発生であることが、このFV重要度の評価結果からも読み取ることが出来る。

なお、本評価においては緩和系のモデル化において、ヒューマンエラー等、保守的にモデル化している個所があるが、それでもFV重要度は高々約10%の寄与しかないことから、仮に詳細なモデル化を実施したとしても、現状の傾向には影響がないと判断することが出来る。

(b) RAW

基事象のRAW評価結果の上位10位までを第3.4-12表に示す。

第 3.4-12 表では RAW 上位 10 位までしか記載していないが、実際は上位数百個は全て RAW 約 3 で同等の結果となっている。これは、緩和系に期待できる「外部電源喪失」及び「余熱除去システムの故障」において、1 次のカットセット（機器故障やヒューマンエラー）の発生で、両方の事象とも炉心損傷に至るものが多数存在することを意味している。

(2) 不確実さ解析

パラメータの不確かさに着目した全 CDF の不確実さ解析として、全 CDF 及び事故シーケンス別 CDF の下限値、中央値、平均値及び上限値を評価し、不確実さを考慮しても重要事故シーケンスの選定に影響がないことを確認した。

起因事象発生頻度及びフォールトツリーに含まれる機器故障、人的過誤、共通要因故障等の基事象の発生確率を確率変数とみなして故障率データベース等に基づき設定した確率分布を入力としてモンテカルロ法を用い、全 CDF 及び事故シーケンス別 CDF の平均値と EF を評価した。個々の確率分布として、PRA で一般的に使用されている対数正規分布を仮定した。

全 CDF (点推定値) は $6.0E-04$ /炉年であったが、不確実さ解析の結果、全 CDF (平均値) は $5.9E-04$ /炉年、EF は 3.3 となった。全 CDF 及び事故シーケンス別 CDF の不確実さ解析結果を第 3.4-13 表に示す。

不確実さ解析を実施した結果、全 CDF では EF が 3.3、つまり 1 桁程度の不確実さ幅があることが分かった。また、事故シーケンス単位で見ると EF が最大のシーケンスでも 9 程度となっていることがわかった。

なお、第 3.4-13 表に示す事故シーケンスは全て重要事故シーケンスに包絡されており、不確実さも含めた CDF の絶対値によって重要事故シーケンスが追加・変更になることはない。

(3) 感度解析

PRA 結果に重要な影響を与えるモデルの不確実さの要因や重要な解析条件として、運転中の充てんポンプに期待できるとした場合に着目し、感度解析条件を設定し解析を実施した。また、PRA 結果への影響を考察した。

(a) 解析対象事象

全 CDF に対して寄与が最も大きい 1 次冷却材圧力バウンダリ機能喪失を対象に感度解析を実施した。

(b) 解析条件

起因事象発生による RCS インベントリーの減少が発生しても、充てんポンプによる充てんラインからの RCS への注入を継続し、流量を調整することによって RCS の沸騰及び蒸発を防止し、炉心損傷を回避できるものと仮定する。また、この緩和策をここでは「充てん系による注入」と称することとする。

(i) POS

評価対象としている全てのプラント状態(POS4、POS5、POS9、POS10、POS12)に対して「充てん系による注入」を期待することとする。

(ii) イベントツリー

1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失のETに対して「充てん系による注入」ヘディングを炉心損傷回避に有効な緩和策として追加すると第3.4-12図のとおりとなり、同ヘディングに失敗した場合に炉心損傷に至るものとする。

(c) 非信頼度

「充てん系による注入」ヘディングの非信頼度は、下記の検討結果から、 $1.0E-03/d$ を使用することとした。

「充てん系による注入」ヘディングの非信頼度の検討において、同緩和策の失敗要因としては定量的影響が大きい人的過誤と機器の動的故障のみを考慮し、機器の静的故障(弁の閉塞など)は定量的影響が相対的に小さいため考慮から除外した。なお、ミッドループ運転時(POS5、POS9)は充てん流量を絞っている可能性があり、特に崩壊熱が比較的高い前半ミッドループにおいては、崩壊熱による蒸発量が元々の充てん流量を上回る可能性があるため、保守的に全開操作が必要と考え、充てん流量調整弁の開操作失敗をモデル化する。他のPOSについても同様に保守的にモデル化する。

以上より、本検討で考慮した失敗要因は以下のとおりである。

- ① 充てん流量調整弁(FCV-138)の開操作失敗
- ② 充てん流量調整弁(FCV-138)の開失敗
- ③ 事象認知失敗
- ④ 体積制御タンク出口弁(LCV-121B、LCV-121C)閉失敗
- ⑤ RWSP 出口弁(LCV-121D、LCV-121E)開失敗
- ⑥ 体積制御タンク水位低信号発信失敗

ここで、①の開操作の人的過誤確率には、中央制御室からの操作失敗を想定し、THERP手法で算出した人的過誤確率 $1.0E-03/d$ が適用される。

②の故障確率には国内機器故障データの空気作動弁の開失敗確率である $4.2E-05$ が適用される。

③の認知失敗の人的過誤確率には、THERPの診断曲線より得られる時間余裕が1時間の場合の診断過誤確率である $2.8E-05/d$ が適用される。

④の故障は電動弁の多重故障によるものであるため、同確率には国内機器故障データの電動弁の閉失敗確率である $9.7E-06/d$ に、MGLパラメータの β 値： $4.1E-03$ を乗じた $4.0E-8/d$ が適用される。

⑤の故障は電動弁の多重故障によるものであるため、同確率には国内機器故障データの電動弁の開失敗確率である $4.7E-05/d$ に、MGLパラメータの β 値： $1.6E-02$ を乗じた $7.6E-7/d$ が適用される。

⑥の失敗確率には、出力時レベル1内部事象PRAで算出した最も保守的な値であるS信号の(両トレン)失敗確率 $2.1E-05$ を仮定する。

以上より、「充てん系による注入」の失敗要因のうち、②～⑥の失敗は 10^{-8} ～ 10^{-5} のオーダーであり、これらは 10^{-3} のオーダーである①の失敗確率よりも十分小さく確率的に包絡されることから、同ヘディングの非信頼度は①の $1.0E-03/d$ で代表させる。

事故シーケンスの定量化を行った結果、第3.4-14表に示すとおり、1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失のCDFはベースケースから1/1000低減して $5.1E-07/$ 炉年となり、

全 CDF はベースケースから約 1/7(0.15 倍)低減の 9.2E-05/炉年となった。

本感度解析の結果から、例えば運用上は運転が継続している可能性がある充てん系に期待するだけでも、CDF は上記の程度まで低減することが確認された。

第3.4-1表 系統設備概要

系統	設備概要
原子炉保護系	4トレン SSPS方式 制御棒 48 本
余熱除去系	うず巻形 2 個 (余熱除去ポンプ) ポンプ容量 約680 m ³ /h/個
ディーゼル発電機	横置・回転界磁形・三相同期発電機 2 個 発電容量 約7,000kVA/個
直流電源設備	非常用蓄電池 2 組 容量 約2,400A・h/組 常用蓄電池 2 組 容量 約2,000A・h/組
補機冷却水系	うず巻形 4 個 ポンプ容量 約1,400 m ³ /h/個
補機冷却海水系	斜流形 4 個 ポンプ容量 約1,700 m ³ /h/個

第 3.4-2 表 プラント状態の分類

プラント状態 (POS)	POSの継続時間 (h)
3	18.2
4	66.0
5	121.1
9	172.8
1 0	177.2
1 1	17.7
1 2	85.3
1 3	11.5
合計	669.8

第3.4-3表 緩和設備の使用可能性(1/2)

プラント状態		(1) 部分出力運 転	(2) 高温停止状 態 (ECCS自動 信号ブロッ クまで)	(3) 高温停止状 態 (余熱除去運 転開始まで)	(4) 余熱除去運 転 ①RCS満水	(5) 余熱除去運 転 ②ミッド・ループ	(6) 原子炉キャ ビティ満水	(7) 燃料取り出 し状態	(8) 原子炉キャ ビティ満水	(9) 余熱除去運 転 ③ミッド・ループ	(10) 余熱除去運 転 ④RCS満水	(11) 1次冷却系 の漏洩試験	(12) 余熱除去運 転 ⑤RCS満水	(13) 高温停止状 態 (余熱除去 系隔離以 降)	(14) 高温停止状 態 (ECCS自動信 号ブロッ ク解除以降)	(15) 部分出力運 転
運転モード		1, 2	3	3	5	6	6	-	6	6	5	4	5	3	3	2
6.6kV M/C 母線	A	-			○			-				○				-
	B	-			○			-				○				-
440V PCC 母線	A 1	-			○			-				○				-
	A 2	-			○			-				○				-
	B 1	-			○			-				○				-
	B 2	-			○			-				○				-
440V RCC 母線	A 1	-			○			-				○				-
	A 2	-			○			-				○				-
	B 1	-			○			-				○				-
	B 2	-			○			-				○				-
125V非常用直流母線	A	-			○			-				○				-
	B	-			○			-				○				-
100V計装用母線	A	-			○			-				○				-
	B	-			○			-				○				-
	C	-			○			-				○				-
	D	-			○			-				○				-
外部電源	主変圧器	-		○	○			-			○	○	○	○		-
	予備変圧器	-		○	×			-			×	○	×	○		-
ディーゼル発電機	A	-		△	△			-			△	△	△	△		-
	B	-		△	△			-			△	△	△	△		-
非常用直流電源 (バッテリー)	A	-			△			-				△				-
	B	-			△			-				△				-
補機冷却海水ポンプ	A	-		○	○			-			○	○	○	○		-
	B	-		△	○			-			○	△	○	△		-
	C	-		○	△			-			△	○	△	○		-
	D	-		△	×			-			×	△	×	△		-
補機冷却海水供給母管	A	-		○	○			-			○	○	○	○		-
	B	-		○	△			-			△	○	△	○		-

図中の記号の見方 : ○ : 使用可能 (運転中) △ : 使用可能 (待機中) × : 使用不可 - : 検討対象外

第3.4-3表 緩和設備の使用可能性(2/2)

プラント状態		(1)	(2)	(3)	(4)	(5)	(6)	(7)	(8)	(9)	(10)	(11)	(12)	(13)	(14)	(15)
系統/システム		部分出力運 転	高温停止状 態 (ECCS自動 信号ブロッ クまで)	高温停止状 態 (余熱除去運 転開始まで)	余熱除去運 転 ①RCS満水	余熱除去運 転 ②ミッド・ループ	原子炉キャ ビティ満水	燃料取り出 し状態	原子炉キャ ビティ満水	余熱除去運 転 ③ミッド・ループ	余熱除去運 転 ④RCS満水	1次冷却系 の漏洩試験	余熱除去運 転 ⑤RCS満水	高温停止状 態 (余熱除去 系隔離以 降)	高温停止状 態 (ECCS自動信 号ブロック 解除以降)	部分出力運 転
運転モード		1, 2	3	3	5	6	6	-	6	6	5	4	5	3	3	2
補機冷却水ポンプ +補機冷却水冷却器	A	-	○	○	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	-	-
	B	-	△	○	-	-	-	-	-	○	△	○	△	△	-	-
	C	-	○	×	-	-	-	-	-	×	○	×	○	○	-	-
	D	-	△	×	-	-	-	-	-	×	△	×	△	△	-	-
補機冷却水供給母管	A	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
	B	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
制御用空気圧縮機	A	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
	B	-	-	×	-	-	-	-	-	-	×	-	-	-	-	-
余熱除去ポンプ +余熱除去冷却器	A	-	△	○	-	-	-	-	-	○	△	○	△	△	-	-
	B	-	△	△	-	-	-	-	-	△	△	△	△	△	-	-
安全補機開閉器室 換気空調系	A	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
	B	-	-	×	-	-	-	-	-	-	×	-	-	-	-	-
空調用冷水設備	A	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
	B	-	-	○	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-
	C	-	-	×	-	-	-	-	-	-	×	-	-	-	-	-
	D	-	-	×	-	-	-	-	-	-	×	-	-	-	-	-
ディーゼル発電機室 換気空調系	A	-	△	△	-	-	-	-	-	△	△	△	△	△	-	-
	B	-	△	△	-	-	-	-	-	△	△	△	△	△	-	-
	C	-	△	△	-	-	-	-	-	△	△	△	△	△	-	-
	D	-	△	△	-	-	-	-	-	△	△	△	△	△	-	-

図中の記号の見方 : ○ : 使用可能 (運転中) △ : 使用可能 (待機中) × : 使用不可 - : 検討対象外

第3.4-4表 考慮している起因事象の比較

起因事象	NSAC-84(Zion)	NUREG/CR-5015(Zion)	フランスPRA ^{※1,2}	JNES 検討 ^{※3}	本評価 (泊登電所3号機)
1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失（配管破断）	—	—	○	—	—
1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失（弁の誤開）	○	○	—	○	○
インターフェイスシステムLOCA	—	—	○	—	—
2次冷却系破断	—	—	○	—	—
SGTR	—	—	○	—	—
ヒートシンク喪失	—	—	○	—	○（補機冷却水の喪失）
主給水流量喪失	—	—	○	—	—
外部電源喪失	○（余熱除去機能喪失で評価）	○	○	○	○
過渡事象	—	—	○	—	—
反応度の誤投入	—	—	○	○	○
余熱除去機能喪失	○	○	—	○	○
低温過加圧	○	—	—	—	—
水位維持失敗／オーバー dren	—	—	—	○	○

※1：IPSN, "A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900 MWe Pressurized Water Reactor", Main Report, April 1990.

※2：EDF, "A Probabilistic Safety Assessment of Reactor Unit 3 in the Paluel Nuclear Power Centre(1300 MWe)", Overall Report, May 31, 1990.

※3：JNES, "JNESにおけるPSA手法の標準化＝停止時内の事象レベル1 PSA手法＝に関する報告書", 別冊1, 平成20年8月.

第3.4-5表 起因事象発生頻度（平成23年3月31日迄）

起因事象	対象期間	発生頻度
余熱除去系統の故障（注）	余熱除去系 1 系列運転時	5.8E-08/h
1 次冷却材圧力バウンダリ機能喪失	1 次冷却系低圧時	8.2E-07/h
水位維持失敗	ミッドループ時	4.1E-06/炉年
オーバードレン	水抜き中	4.1E-06/炉年
外部電源喪失	出力運転時を含めた全期間	5.5E-07/h
補機冷却水の喪失	出力運転時を含めた全期間	2.3E-08/h
反応度の誤投入	プラント起動時	3.1E-08/炉年

（注）余熱除去系統の故障は、運転中のA系の故障に加えて、待機中のB系による冷却失敗も含む。従って、運転中のA系の故障発生頻度 1.6E-06/hに、待機中のB系による冷却失敗確率 3.6E-02を乗じた 5.8E-08/h が当該起因事象の発生頻度となる。

第3.4-6表 POS別起回事象発生頻度(／炉年)

	プラント状態	期間 (h)	1次冷却材圧 カバウンダリ 機能喪失	水位維持 失敗	オーバー ドレン	余熱除去 系統の故障 (注)	外部電源喪失	補機冷却 水の喪失	反応度の 誤投入
POS3	高温停止状態 (ECCS自動起動 信号ブロック以降から余熱除 去系運転開始まで)	18.2	—	—	—	—	—	—	—
POS4	余熱除去系による冷却状態① (1次冷却系は満水状態)	66.0	5.4E-05	—	—	3.8E-06	3.6E-05	1.5E-06	—
POS5	余熱除去系による冷却状態② (ミッドループ運転状態)	121.1	9.9E-05	4.1E-06	4.1E-06	7.1E-06	6.7E-05	2.8E-06	—
POS9	余熱除去系による冷却状態③ (ミッドループ運転状態)	172.8	1.4E-04	4.1E-06	4.1E-06	1.0E-05	9.5E-05	4.0E-06	—
POS10	余熱除去系による冷却状態④ (1次冷却系は満水状態)	177.2	1.5E-04	—	—	1.0E-05	9.7E-05	4.1E-06	—
POS11	1次冷却系の漏えい試験 (余熱 除去系は一時的に隔離)	17.7	—	—	—	—	—	—	—
POS12	余熱除去系による冷却状態⑤ (1次冷却系は満水状態)	85.3	7.0E-05	—	—	5.0E-06	4.7E-05	1.1E-06	—
POS14	高温停止状態 (ECCS自動起動 信号ブロック解除以降)	37.1	—	—	—	—	—	—	3.1E-08

(注) 余熱除去系統の故障は、運転中のA系の故障に加えて、待機中のB系による冷却失敗も含む。運転中のA系の故障が故障し、待機中のB系による冷却にも失敗する頻度5.8E-08/h (第3.4-5表) に、各POSの継続期間を乗じて、POS別起回事象発生頻度を算出した。

第3.4-7表 相互依存表 (1/2)

サポート系 (直接影響を与える側) フロントライン系 (直接影響を受ける側)	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
余熱除去系 ^{※1}	○	○	○			○

※1 評価期間内であれば換気空調系は不要。

第3.4-7表 相互依存表 (2/2)

サポート系 (直接影響を与える側)	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
サポート系 (直接影響を受ける側)						
電源系※1		○		○	○	
信号系	○					
制御用空気系 ※2	○	○				○
換気空調系 ※2	○	○			○	
原子炉補機冷却海水系 ※2	○	○				
原子炉補機冷却水系 ※2	○	○			○	

※1 DGの起動・継続運転のための信号系/換気空調系/原子炉補機冷却水海水系が必要。

※2 通常時待機状態を仮定しているトレンには起動のための信号系が必要。

第3.4-8表 POS分類毎・起因事象毎炉心損傷頻度

プラント状態		期間 (h)	1次冷却材圧力 バウンダリ機能 喪失	水位維持 失敗	オーバー ドレン	余熱除去 系統 の故障	外部電源 喪失	補機冷却 水の喪失	反応度の 誤投入	合計
POS4	余熱除去系による 冷却状態①（1次冷却 系は満水状態）	66.0	5.4E-05	—	—	3.8E-06	2.6E-06	1.5E-06	—	6.2E-05
POS5	余熱除去系による 冷却状態②（ミッドル ープ運転状態）	121.1	9.9E-05	4.1E-06	4.1E-06	7.1E-06	4.8E-06	2.8E-06	—	1.2E-04
POS9	余熱除去系による 冷却状態③（ミッド ループ運転状態）	172.8	1.4E-04	4.1E-06	4.1E-06	1.0E-05	6.9E-06	4.0E-06	—	1.7E-04
POS10	余熱除去系による 冷却状態④（1次冷 却系は満水状態）	177.2	1.5E-04	—	—	1.0E-05	7.1E-06	4.1E-06	—	1.7E-04
POS12	余熱除去系による 冷却状態⑤（1次冷 却系は満水状態）	85.3	7.0E-05	—	—	5.0E-06	3.4E-06	2.0E-06	—	8.0E-05
POS14	高温停止状態（ECCS 自動起動信号ブロッ ク解除以降）	37.1	—	—	—	—	—	—	3.1E-08	3.1E-08
合計（／炉年）		—	5.1E-04	8.2E-06	8.2E-06	3.6E-05	2.5E-05	1.4E-05	3.1E-08	6.0E-04

第3.4-9表 主要カットセット一覧

事故シーケンス			非信頼度	寄与率	上位10位までのカットセット	事象進展
起因事象	緩和手段	条件付き炉心損傷頻度				
外部電源喪失	非常用所内電源失効	4.2E-02	1.0E-02	24%	①防火兼手動ダンパ401A戻し忘れ	A、B-ディーゼル発電機室給気ファン出口の当該ダンパ使用不能によりAディーゼル発電機室の換気機能が喪失し、ディーゼル発電機Aの使用不能により、A-安全補機開閉器室給気ファンが使用できなくなる。また、B-安全補機開閉器室給気ファンは解析上の仮定で待機除外としているため、安全補機開閉器室の空調機能が喪失して交流電源を失うこととなり、炉心損傷に至る。
			1.0E-02	24%	②防火兼手動ダンパ404A戻し忘れ	A-清水タンク室排気ダクトの当該ダンパ使用不能によりディーゼル発電機室の換気機能が喪失し、ディーゼル発電機Aが使用不可となる。これ以降の事象進展は①と同様。
			1.0E-02	24%	③防火兼手動ダンパ405A戻し忘れ	A、B-ディーゼル発電機室給気ファン出口の当該ダンパ使用不能によりAディーゼル発電機補機室の換気機能が喪失し、ディーゼル発電機Aが使用不可となる。これ以降の事象進展は①と同様。
			2.3E-03	5%	④ディーゼル発電機A継続運転失敗	ディーゼル発電機Aの使用不能から炉心損傷に至る事象進展は①と同様。
			1.5E-03	4%	⑤ディーゼル発電機A起動失敗	④と同様。
			9.6E-04	2%	⑥防火兼手動ダンパ404A 閉塞	②と同様。
			9.6E-04	2%	⑦防火兼手動ダンパ405A 閉塞	③と同様。
			9.6E-04	2%	⑧防火ダンパ 407A閉塞	A-ディーゼル発電機室排気ダクトの当該ダンパ使用不能によりAディーゼル発電機室の換気機能が喪失し、ディーゼル発電機Aが使用不可となる。これ以降の事象進展は①と同様。
			3.8E-04	0.9%	⑨D/IカードS3424機能喪失	当該D/Iカードの機能喪失によりB0シーケンス信号が同トレンとも発信せずDG両系が使用不能となり、交流電源を失った結果、炉心損傷に至る。
			2.4E-04	0.6%	⑩蓄電池A機能喪失	ディーゼル発電機Aが起動できなくなる。ディーゼル発電機Aの使用不能以降の事象進展は①と同様。
外部電源喪失	余熱除去系による冷却失敗	3.1E-02	3.0E-02	96.5%	①診断失敗	異常発生の診断に失敗した結果、余熱除去系両系の手動起動に失敗し、炉心損傷に至る。
			5.0E-04	2%	②余熱除去ポンプA、B起動操作失敗CCF	余熱除去系の手動起動に失敗し、炉心損傷に至る。
			8.0E-05	0.3%	③制御用空気圧縮機A起動失敗	制御用空気圧縮機Aが使用できなくなることに加えて、制御用空気圧縮機Bは解析上の仮定で待機除外としているため、制御用空気系が喪失することにより余熱除去系の流量調整に失敗し、流量過多により空気を巻き込み余熱除去ポンプが停止する、或いは流量不足による炉心冷却が不十分となり、炉心損傷に至る。
			8.0E-05	0.3%	④原子炉補機冷却水ポンプA起動失敗	解析上の仮定でCCWポンプC及びDが待機除外としていることに加え、CCWポンプA又はBの何れかの使用不能によりCCWSが喪失するとしている。これにより、余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失し、炉心損傷に至る。
			8.0E-05	0.3%	⑤原子炉補機冷却水ポンプB起動失敗	④と同様。
			4.8E-05	0.2%	⑥原子炉補機冷却水ポンプA遮断器閉失敗	④と同様。
			4.8E-05	0.2%	⑦原子炉補機冷却水ポンプB遮断器閉失敗	④と同様。
			2.6E-05	0.1%	⑧原子炉補機冷却水ポンプA継続運転失敗	④と同様。
			2.6E-05	0.1%	⑨原子炉補機冷却水ポンプB継続運転失敗	④と同様。
			2.6E-05	0.1%	⑩制御用空気圧縮機A継続運転失敗	③と同様。

第3.4-10表 炉心損傷カテゴリー別炉心損傷頻度

炉心損傷カテゴリー	炉心損傷頻度（／炉年）（注）
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	5.3E-04(88%)
余熱除去機能喪失	4.7E-05(8%)
安全機能のサポート機能喪失（電源機能）	1.4E-05(2%)
安全機能のサポート機能喪失（補機冷却機能）	1.4E-05(2%)
未臨界維持機能喪失	3.1E-08(0%)
合計	6.0E-04(100%)

（注）カッコ内は、全CDFに占める割合(%)。

第3.4-11表 基事象別重要度評価結果 (FV重要度上位10位)

No.	基事象	FV	RAW
1	診断失敗	6.7E-02	3.1E+00
2	防火兼手動ダンパ 404A戻し忘れ	5.7E-03	1.5E+00
3	防火兼手動ダンパ 401A戻し忘れ	5.7E-03	1.5E+00
4	防火兼手動ダンパ 405A戻し忘れ	5.7E-03	1.5E+00
5	余熱除去BラインC/V外側隔離弁(RH-029B) 開操作失敗	1.7E-03	2.6E+00
6	B余熱除去冷却器出口流量調整弁(HCV-613) 調整開操作失敗	1.7E-03	2.6E+00
7	B余熱除去冷却器補機冷却水出口弁(CC-117B) 開操作失敗	1.7E-03	2.6E+00
8	余熱除去Bライン流量制御弁(FCV-614) 調整開操作失敗	1.7E-03	2.6E+00
9	ディーゼル発電機A 継続運転失敗	1.3E-03	1.5E+00
10	余熱除去ポンプA,B起動操作失敗 共通要因故障	1.1E-03	3.1E+00

第3.4-12表 基事象別重要度評価結果 (RAW上位10位)

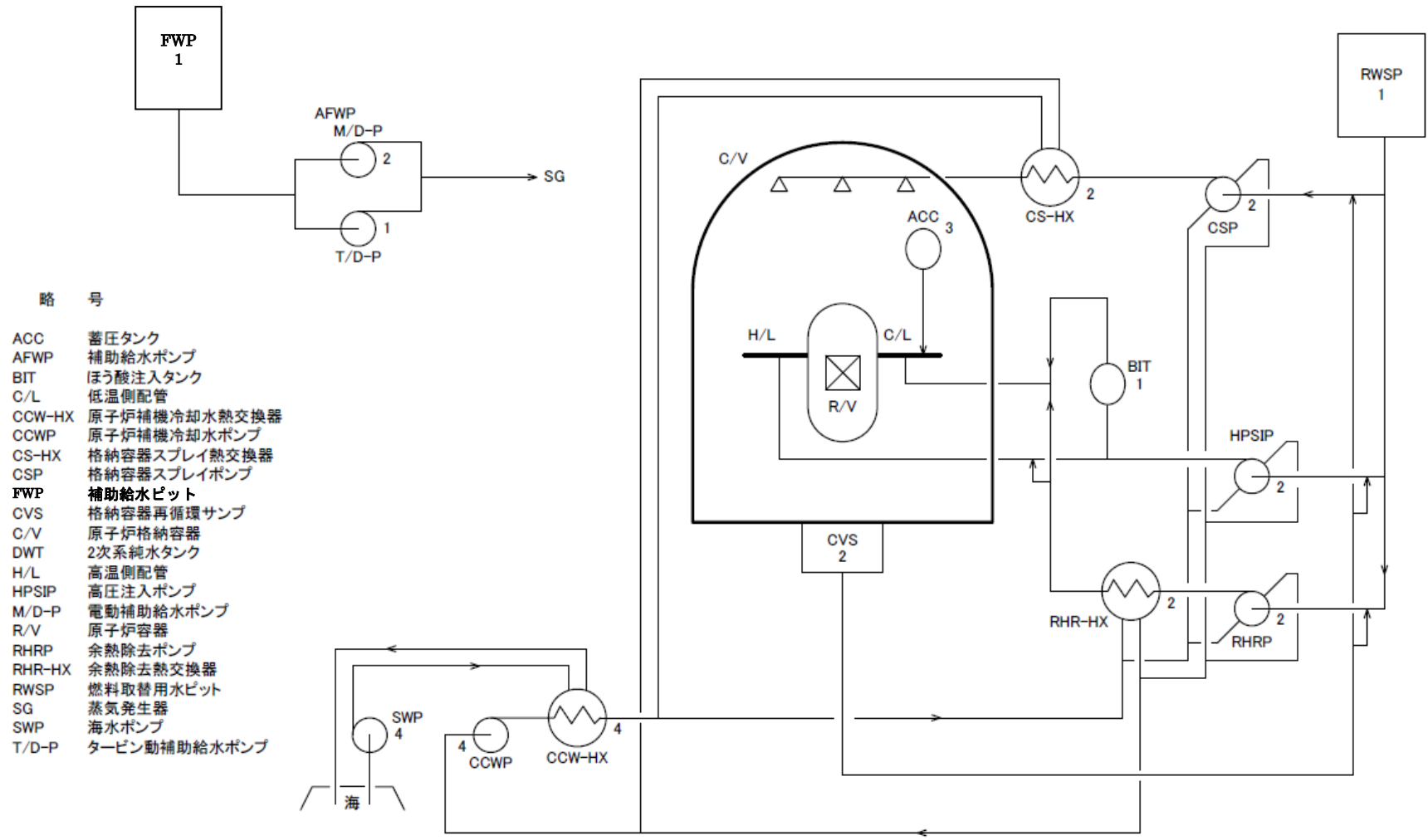
No.	基事象	FV	RAW
1	診断失敗	6.7E-02	3.1E+00
2	余熱除去ポンプA,B起動操作失敗 共通要因故障	1.1E-03	3.1E+00
3	空調用冷凍機B 継続運転失敗	5.9E-05	3.1E+00
4	空調用冷凍機A 継続運転失敗	5.9E-05	3.1E+00
5	原子炉補機冷却水ポンプA 継続運転失敗	5.9E-05	3.1E+00
6	原子炉補機冷却水ポンプB 継続運転失敗	5.9E-05	3.1E+00
7	空調用冷水ポンプB 継続運転失敗	5.9E-05	3.1E+00
8	空調用冷水ポンプA 継続運転失敗	5.9E-05	3.1E+00
9	制御用空気圧縮機A 継続運転失敗	5.9E-05	3.1E+00
10	海水ポンプB 継続運転失敗	4.1E-05	3.1E+00

第 3.4-13 表 全炉心損傷頻度及び事故シーケンス別炉心損傷頻度不確実さ解析結果

事故シーケンス	炉心損傷頻度 (/炉年)					EF ($\sqrt{\text{上限値/下限値}}$)
	点推定値	平均値	下限(5%)値	中央(50%)値	上限(95%)値	
1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失	5.1E-04	5.2E-04	8.5E-05	3.2E-04	1.5E-03	4.2
水位維持失敗	8.2E-06	8.2E-06	1.6E-06	5.8E-06	2.3E-05	3.8
オーバードレン	8.2E-06	8.2E-06	1.6E-06	5.8E-06	2.3E-05	3.8
RHR系統の故障+RHR冷却失敗	3.6E-05	3.5E-05	1.9E-06	1.3E-05	1.3E-04	8.2
外部電源喪失+RHR冷却失敗	1.1E-05	1.0E-05	5.0E-07	3.8E-06	4.0E-05	9.0
外部電源喪失+非常用所内電源失敗	1.4E-05	1.3E-05	2.3E-06	7.0E-06	4.1E-05	4.2
補機冷却水喪失	1.4E-05	1.4E-05	2.3E-06	9.1E-06	4.2E-05	4.3
反応度の誤投入	3.1E-08	3.1E-08	1.9E-09	1.5E-08	1.1E-07	7.7
全炉心損傷頻度	6.0E-04	5.9E-04	1.4E-04	4.1E-04	1.6E-03	3.3

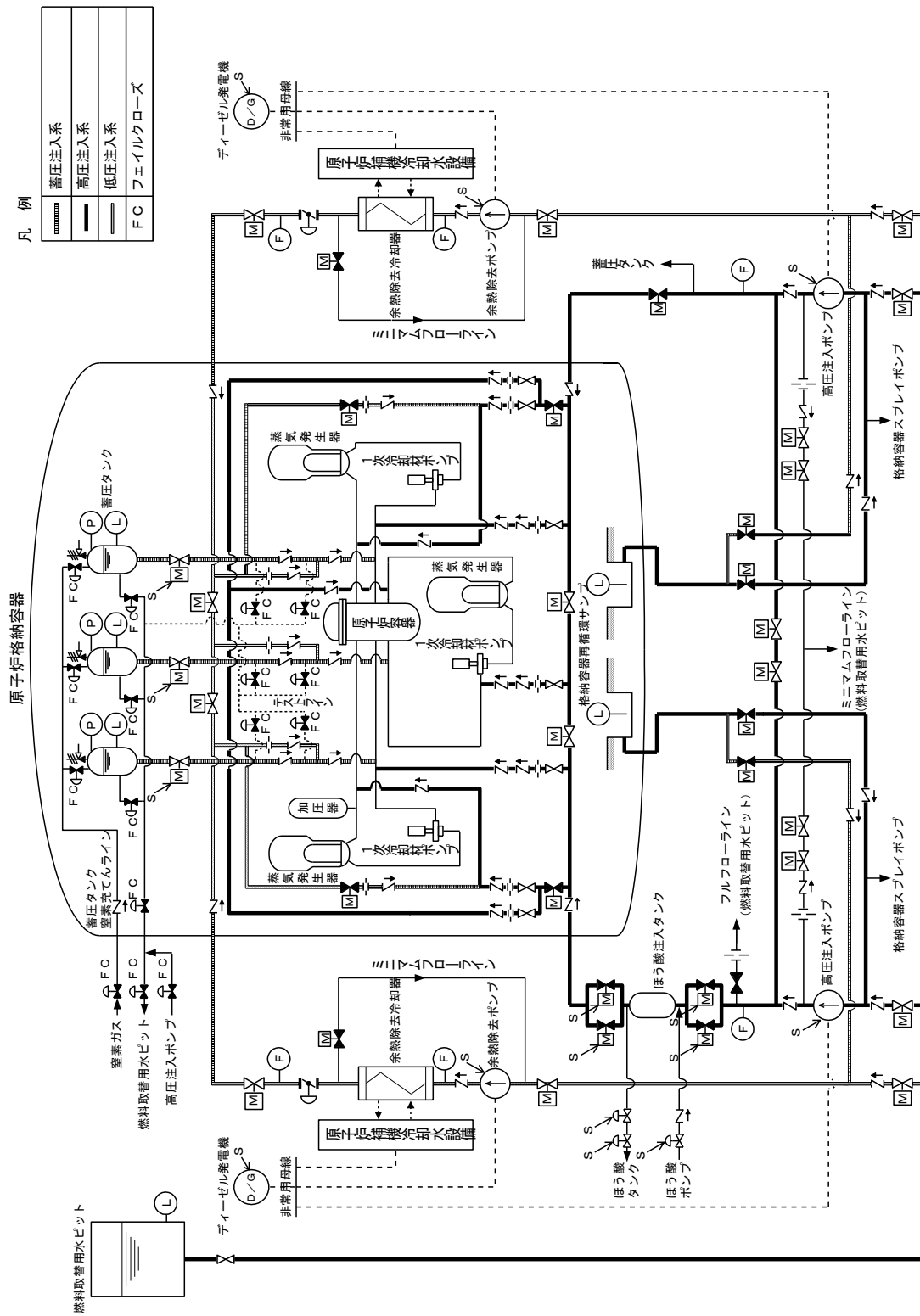
第 3.4-14 表 起回事象別炉心損傷頻度（停止時 PRA の感度解析結果）

プラント状態		継続時間	1次冷却材 圧力バクテリア 機能喪失	水位維持失敗	オーバードレン	余熱除去系統 の故障	外部電源喪失	補機冷却水 の喪失	反応度の 誤投入	【感度解析】 合計 (/炉年)	【ベースケース】 合計 (/炉年)	比率 (感度/ベース)
余熱除去系による冷却状態 (RCS満水状態)	POS4	66	5.4E-08	/	/	3.8E-06	2.6E-06	1.5E-06	/	8.1E-06	6.2E-05	0.13
余熱除去系による冷却状態 (RCS部分ドレン状態、ミッド ループ運転状態)	POS5	121.1	9.9E-08	4.1E-06	4.1E-06	7.1E-06	4.8E-06	2.8E-06	/	2.3E-05	1.2E-04	0.19
余熱除去系による冷却状態 (RCS部分ドレン状態、ミッド ループ運転状態)	POS9	172.8	1.4E-07	4.1E-06	4.1E-06	1.0E-05	6.9E-06	4.0E-06	/	2.9E-05	1.7E-04	0.17
余熱除去系による冷却状態 (RCS満水状態)	POS10	177.2	1.5E-07	/	/	1.0E-05	7.1E-06	4.1E-06	/	2.2E-05	1.7E-04	0.13
余熱除去系による冷却状態 (RCS満水状態)	POS12	85.3	7.0E-08	/	/	5.0E-06	3.4E-06	2.0E-06	/	1.0E-05	8.0E-05	0.13
高温停止状態	POS14	37.1	/	/	/	/	/	/	3.1E-08	3.1E-08	3.1E-08	1.0
【感度解析】 合計 (/炉年)			5.1E-07	8.2E-06	8.2E-06	3.6E-05	2.5E-05	1.4E-05	3.1E-08	9.2E-05	6.0E-04	0.15
【ベースケース】 合計 (/炉年)			5.1E-04	8.2E-06	8.2E-06	3.6E-05	2.5E-05	1.4E-05	3.1E-08	6.0E-04	/	
比率 (感度/ベース)			0.001	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	0.15		

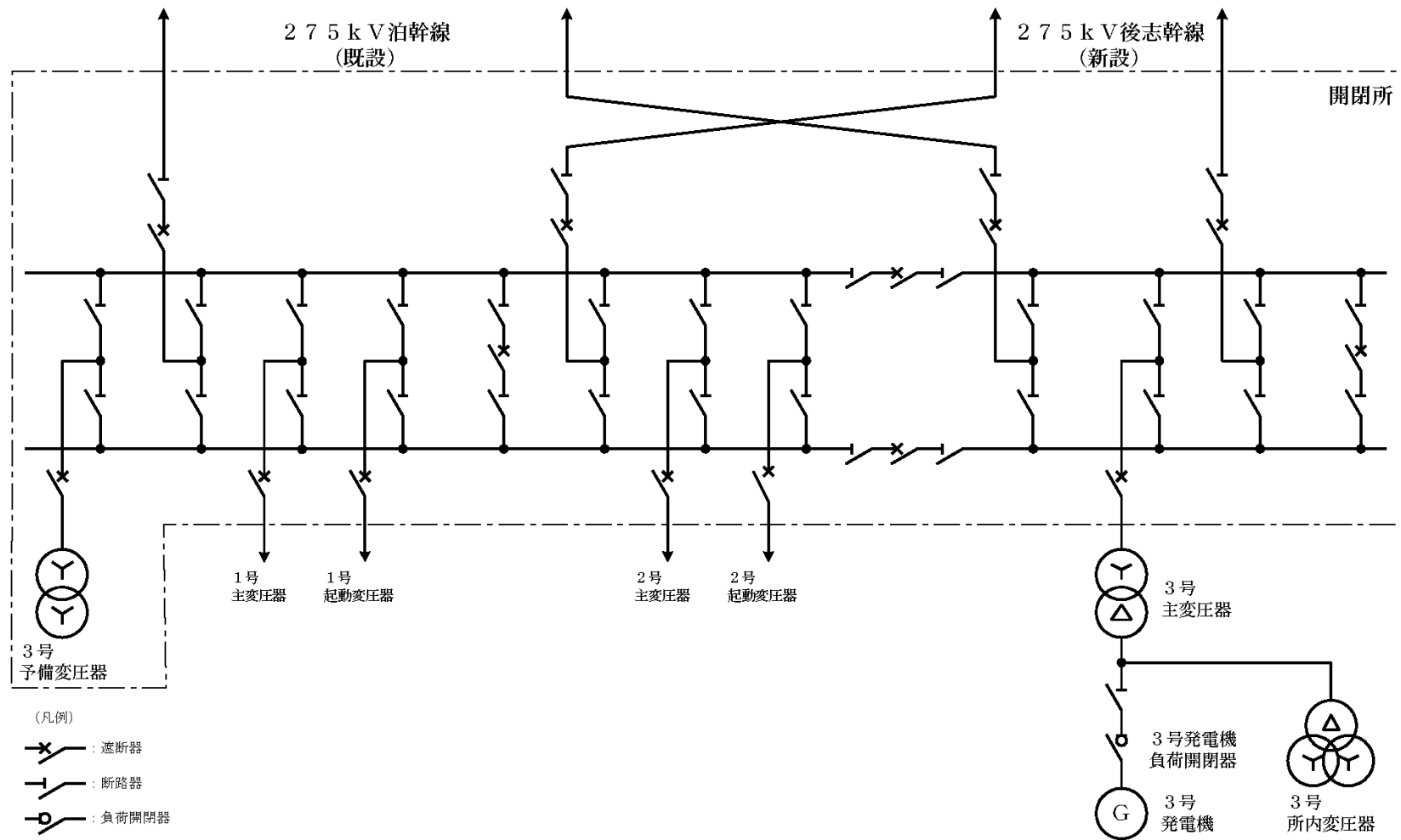


- 略号
- ACC 蓄圧タンク
 - AFWP 補助給水ポンプ
 - BIT ほう酸注入タンク
 - C/L 低温側配管
 - CCW-HX 原子炉補機冷却水熱交換器
 - CCWP 原子炉補機冷却水ポンプ
 - CS-HX 格納容器スプレイ熱交換器
 - CSP 格納容器スプレイポンプ
 - FWP 補助給水ピット
 - CVS 格納容器再循環サンプ
 - C/V 原子炉格納容器
 - DWT 2次系純水タンク
 - H/L 高温側配管
 - HPSIP 高圧注入ポンプ
 - M/D-P 電動補助給水ポンプ
 - R/V 原子炉容器
 - RHRP 余熱除去ポンプ
 - RHR-HX 余熱除去熱交換器
 - RWSP 燃料取替用水ピット
 - SG 蒸気発生器
 - SWP 海水ポンプ
 - T/D-P タービン動補助給水ポンプ

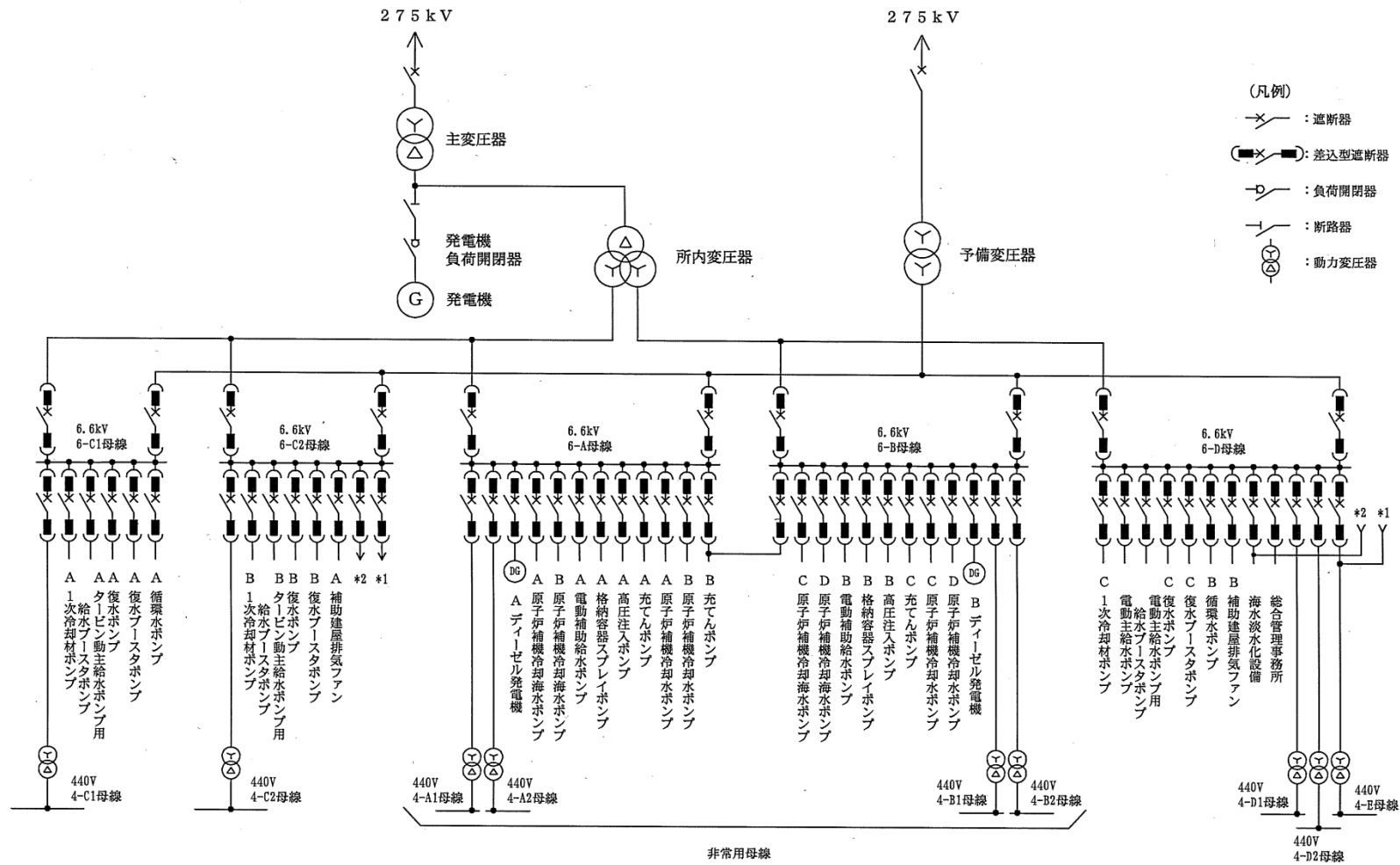
第3.4-1 図 工学安全設備の概要



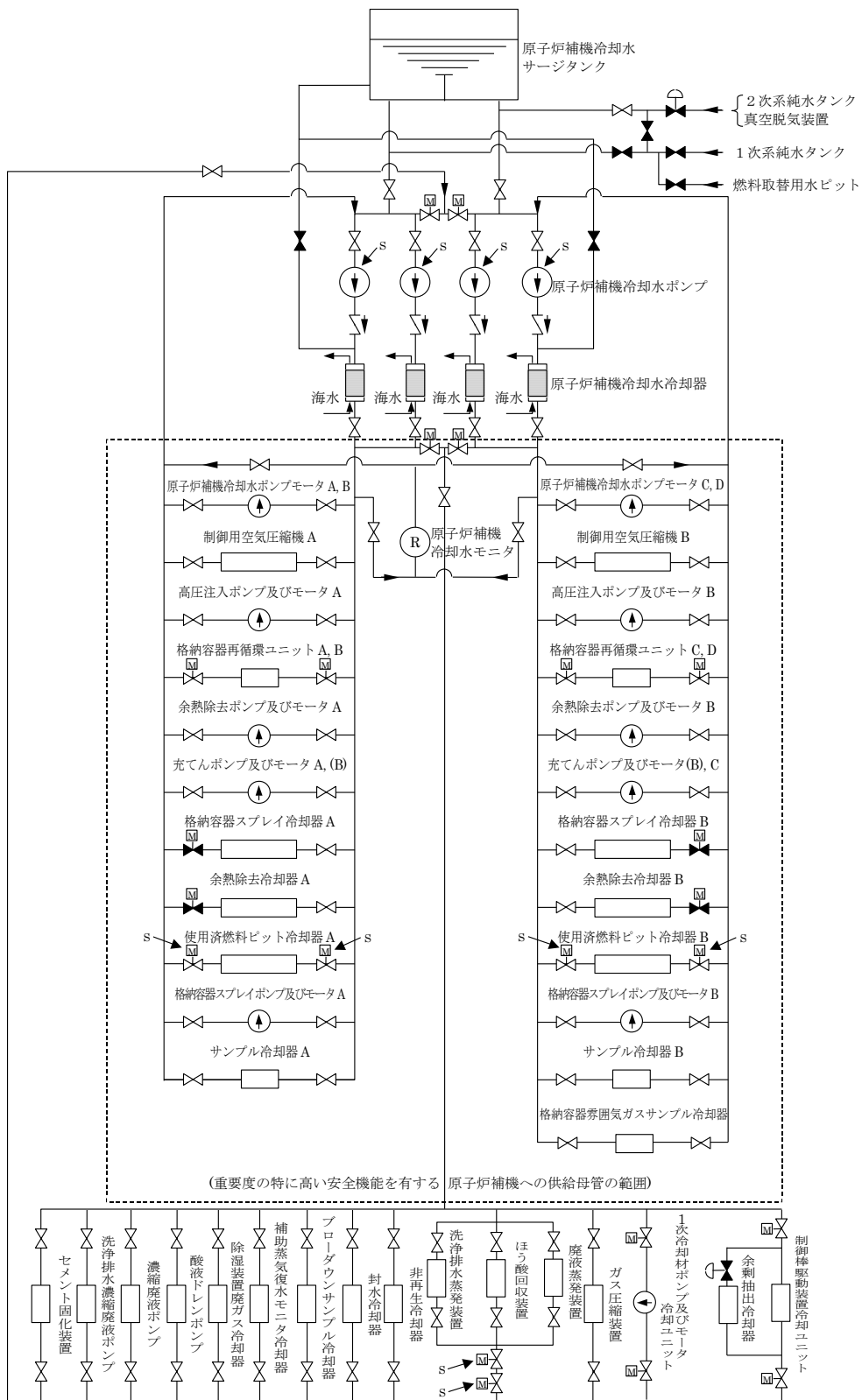
第 3.4-2 図 非常用炉心冷却設備系統概要図



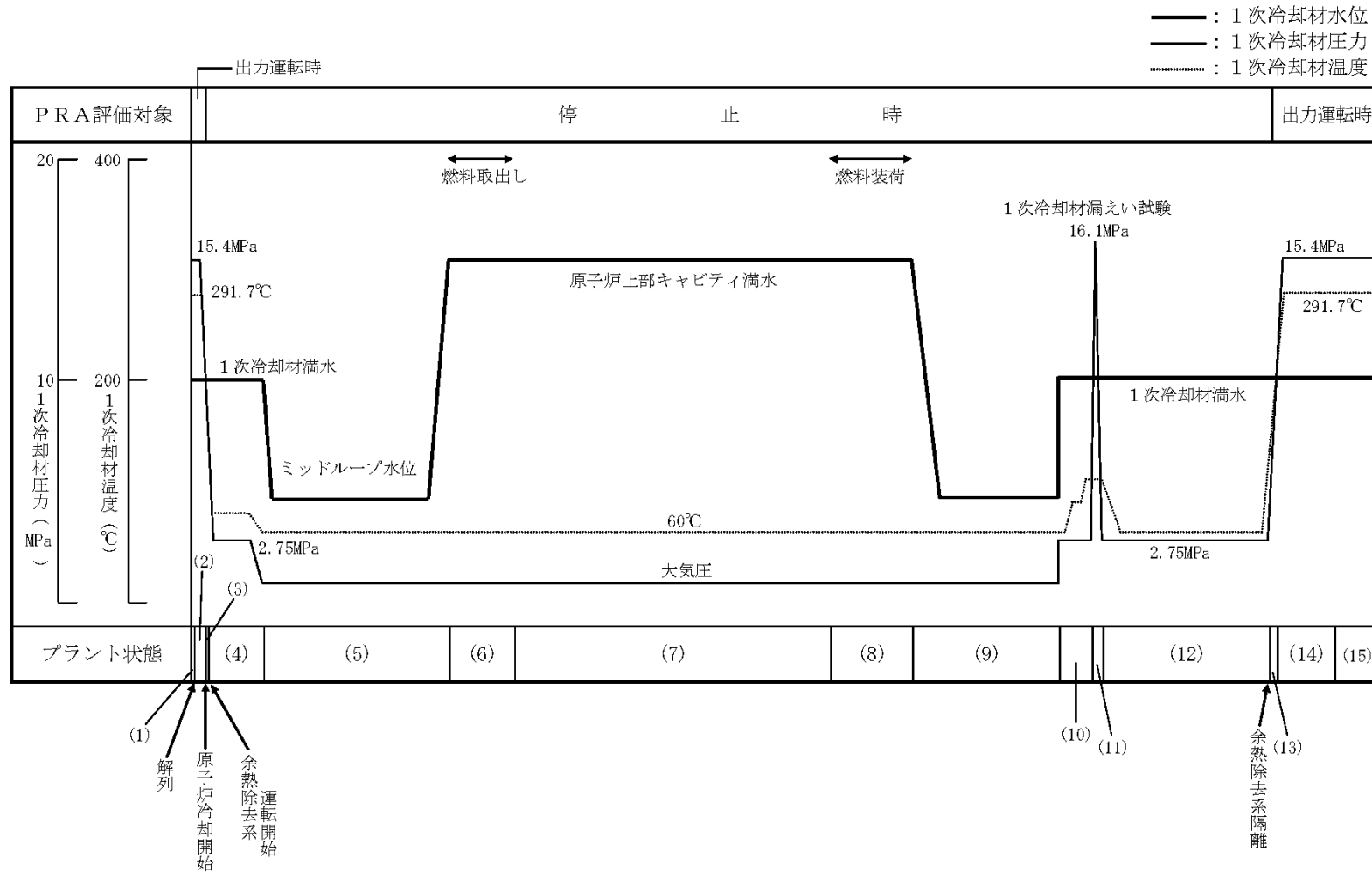
第 3.4-3 圖 開閉所單線結線圖



第 3.4-4 図 所内単線結線図

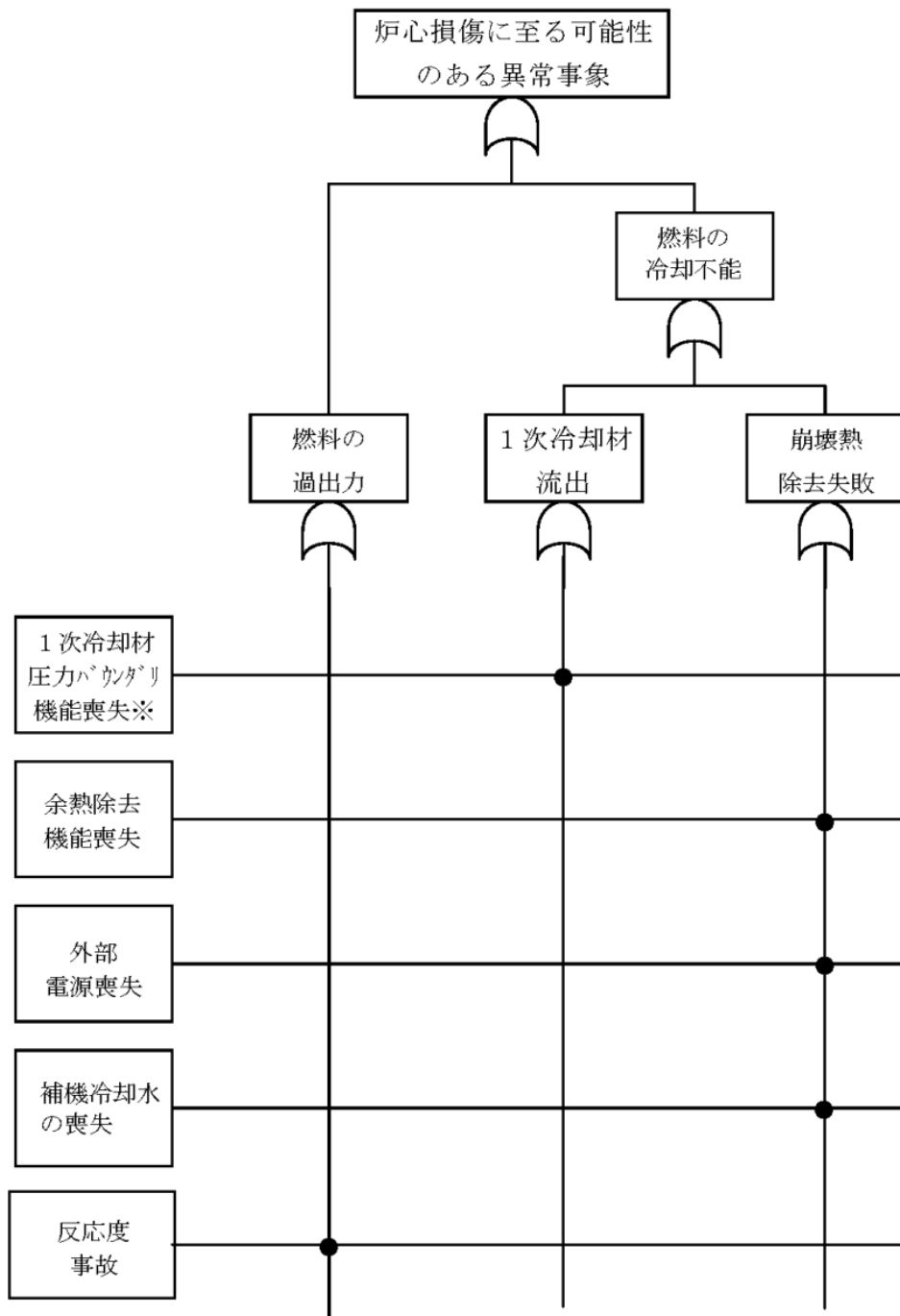


第 3.4-5 図 原子炉補機冷却水設備系統概要図



プラント状態 (第1回定検)	(3)高温停止 状態	(4)余熱除去系 による 冷却状態①	(5)余熱除去系 による 冷却状態②	(6)原子炉上部 キャビティ 満水状態	(7)燃料取り出し 状態	(8)原子炉上部 キャビティ 満水状態	(9)余熱除去系 による 冷却状態③	(10)余熱除去系 による 冷却状態④	(11)1次冷却系 の漏えい試験	(12)余熱除去系 による 冷却状態⑤	(13)高温停止 状態	
各プラント状態の 継続時間(h)	18.2	66.0	121.1	70.3	530.1	87.8	172.8	177.2	17.7	85.3	11.5	
主要工程	RCS降温		原子炉容器開放		燃料取出	1次系弁・ ポンプ点検	燃料装荷	原子炉容器組立		RCS漏えい試験		起動試験

第 3.4-6 図 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移



※ 1次冷却材圧力バウンダリの弁の誤開、オーバードレン、水位維持失敗を想定

第 3.4-7 図 炉心損傷に至る可能性のある異常事象に関するマスターロジックダイヤグラム

余熱除去系統の故障	炉心損傷カテゴリー
	2: 余熱除去機能喪失

第 3.4-8(a)図 余熱除去系統の故障イベントツリー

【仮定条件】

余熱除去系統の故障は、起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象の発生によって炉心損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

余熱除去系統の故障事象は、運転中のA系の故障に加えて、待機中のB系による冷却が失敗することにより崩壊熱の除去に失敗することを起因事象として想定するものであり、以降はシビアアクシデント対策による緩和策に期待する事故シーケンスである。

1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失	炉心損傷カテゴリー
	1:原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失

第 3.4-8(b)図 1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失イベントツリー

【仮定条件】

1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失は、起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象の発生によって炉心損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失事象は、運転員による弁の誤操作による1次冷却材の系外への流出を起因事象として想定するものであり、以降はシビアアクシデント対策による緩和策に期待する事故シーケンスである。

水位維持失敗	炉心損傷カテゴリー
1:原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	

第 3.4-8(c)図 水位維持失敗イベントツリー

【仮定条件】

水位維持失敗は、起回事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起回事象の発生によって炉心損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

水位維持失敗事象は、ミッドループ運転中に何らかの原因により 1 次冷却系水位が低下し、かつ水位低下が継続する事象を想定するものであり、以降はシビアアクシデント対策による緩和策に期待する事故シーケンスである。

オーバードレン	炉心損傷カテゴリー
1:原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	

第 3.4-8(d)図 オーバードレンイベントツリー

【仮定条件】

オーバードレンは、起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象の発生によって炉心損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

オーバードレン事象は、1次冷却系水抜き時に、1次冷却系水位がミッドループまで低下した後、水抜きを停止する操作を運転員が失敗し、水位低下が継続する事象を想定するものであり、以降はシビアアクシデント対策による緩和策に期待する事故シーケンスである。

外部電源喪失	非常用所内電源	余熱除去系による冷却	炉心損傷カテゴリー
			OK
			2: 余熱除去機能喪失
			3-1: 安全機能のサポート機能喪失 (電源機能)

第 3.4-8(e)図 外部電源喪失イベントツリー

【仮定条件】

外部電源喪失は、送電系統の故障や所内電気設備の故障等により常用電源の一部または全部が喪失し、崩壊熱の除去のための緩和系の運転状態が見出されるような事象を考慮している。

【イベントツリーの説明】

外部電源喪失時には、非常用所内電源によってサポート系を健全にし、余熱除去系統によって安定した崩壊熱の除去が確保される。

補機冷却水の喪失	炉心損傷カテゴリー
	3-2:安全機能のサポート機能喪失 (補機冷却機能)

第 3.4-8(f)図 補機冷却水の喪失イベントツリー

【仮定条件】

補機冷却水の喪失は、起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象の発生によって炉心損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

補機冷却水の喪失事象は、補機冷却水ポンプ全台または補機冷却海水ポンプ全台の故障、もしくは、補機冷却水系または補機冷却海水系の配管・弁等の破損によって冷却能力を喪失することを起因事象として想定するものであり、以降はシビアアクシデント対策による緩和策に期待する事故シーケンスである。

反応度の誤投入	炉心損傷カテゴリー
	4:未臨界維持機能喪失

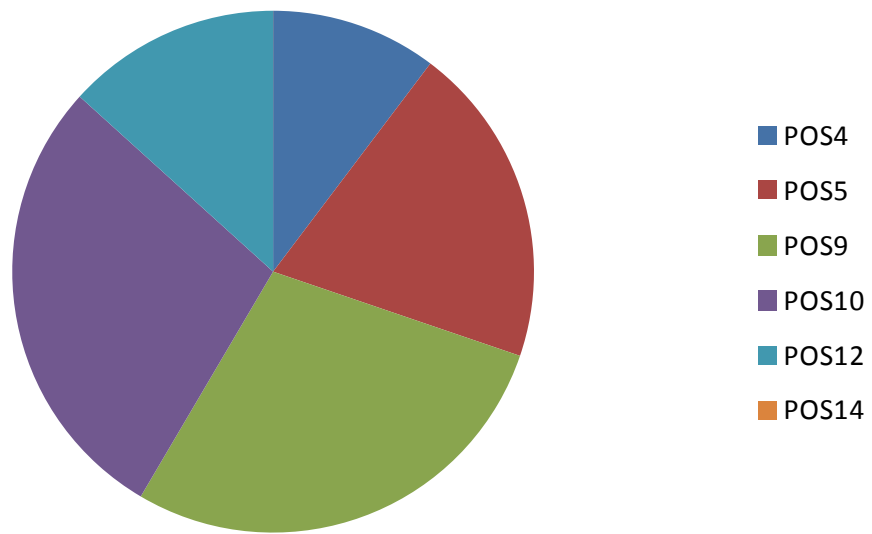
第 3.4-8(g)図 反応度の誤投入イベントツリー

【仮定条件】

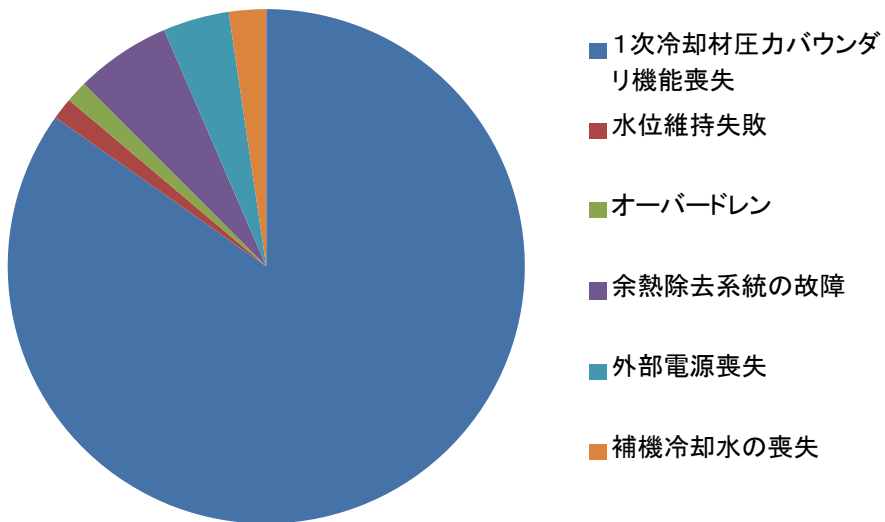
反応度の誤投入は、起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象の発生によって炉心損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

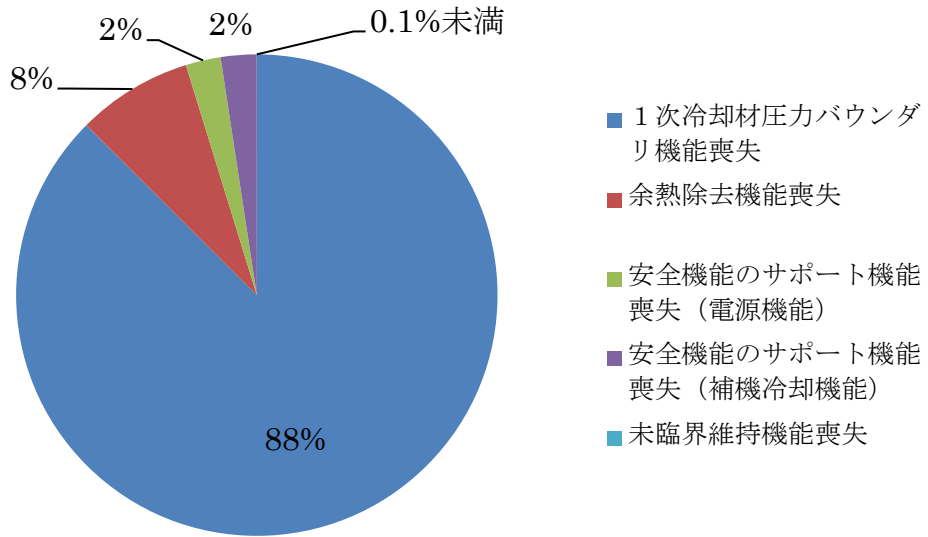
反応度の誤投入事象は、PWRプラントにおいて起動時に1次冷却系のほう素濃度の希釈を実施する際に希釈停止操作に失敗し、臨界に達することを起因事象として想定するものであり、以降はシビアアクシデント対策による緩和策に期待する事故シーケンスである。



第3.4-9図 POS別炉心損傷割合



第3.4-10図 起因事象別炉心損傷割合



第 3.4-11 図 炉心損傷カテゴリー別炉心損傷割合

1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失	充てん系による注入	炉心損傷カテゴリー
		OK
		3:原子炉冷却材圧力バウンダリ

第 3.4-12 図 充てん系による水位回復に期待した場合の1次冷却材圧力バウンダリ機能喪失

高圧時およびキャビティ満水時の POS 評価の除外理由について

今回の停止時 PRA において、高圧状態の POS (POS3、POS11、POS13) については、重要事故シーケンス選定の観点からは出力時に包絡できるとし、評価対象外としている。

また原子炉上部キャビティが満水状態の POS (POS6、POS8) については、十分な時間余裕があることから評価対象外としている。

以下に各々の考え方について示す。

(1) 高圧時

高圧状態の POS における事故進展は、ECCS の自動作動が要求される LOCA 事象以外は、出力運転時と類似しており、原子炉が停止しており起因事象発生時の崩壊熱が低い点を考慮すると、出力時の事故シーケンスの評価で包絡できると判断される。

一方、LOCA 事象については、SI 信号がブロックされ ECCS の自動起動に期待できず、手動起動する必要が生じるため時間余裕及び人的過誤の観点で評価は厳しくなる方向であり、炉心損傷頻度に影響を及ぼす可能性がある。しかし、SI ブロック前後で使用できる設備に相違がないことから ECCS の起動方法（自動または手動）に関わらず抽出される事故シーケンスとしては出力運転時と同じものとなるため、重要事故シーケンスの抽出を目的とした PRA としては、出力時で包絡できると判断される。

また、炉心損傷防止対策の有効性評価の観点では、ECCS 注入機能喪失に分類される事故シーケンスは ECCS の注入失敗を前提としているため、SI 信号のブロックの有無の影響はない。

以上より重要事故シーケンスの抽出の観点で高圧状態の POS である POS3、POS11、POS13 については、出力時の評価に含めることができると判断し、停止時の評価においては定量評価の対象外とした。

(2) キャビティ満水時

キャビティ満水時においては、余熱除去系による冷却が停止した場合、キャビティ水の蒸発により通常水位からフランジレベルまで水位が低下するまでに 50 時間以上要し、炉心が露出するまではさらに時間がかかる。これは PRA で用いている使命時間 (24 時間) よりも十分に長く、機器の復旧や待機側の系統^{*}に期待するなどのリカバリー操作にも期待できるため、炉心損傷に至る可能性は十分に小さいと判断できる。

キャビティ満水状態においては、キャビティ水位計を用いて中央制御室の運転員がキャビティ水位を監視することが可能であり、仮に運転員が水位計の読み取りミスを起こした場合であっても、通常水位より水位が低下すると中央制御室に水位低警報が発信されるため、運転員が検知できない確率は十分に小さい。

なお、余熱除去系の運転時は充てんポンプが、運転または待機する運用としており、キャビティへの水の補給は可能である。

また、1 次冷却材流出事象においても、キャビティ満水時はミッドループ運転時と比較して 1 次冷却材水量が多く、余熱除去系の運転が阻害される一次系水位に至るまでの時間余裕

が長いことから、余熱除去機能が阻害される水位（ミッドループ水位以下）に至るまでに漏えい箇所を隔離すれば、余熱除去運転は継続される。

なお、キャビティ満水時に特有な冷却材流出事象としては、キャビティからの漏えいまたはキャビティシール漏えいが考えられるが、これらの事象では原子炉容器フランジ面より下に一次系冷却材水位が低下することがないため、余熱除去機能喪失には至らない。

以上よりキャビティ満水状態の POS である POS6、POS8 については、炉心損傷に至るまでの時間余裕が十分であることから、ミッドループ運転時の評価で包絡されるとして、停止時の評価から除外している。

※保安規定 40 条においては、キャビティ高水位時の運転上の制限は「余熱除去系 1 系統以上が運転中であること」となっており、運転中ではない系統の待機を要求されていないが、実運用上は待機状態としている。

緩和設備の使用可能性 (1/2)

プラント状態		(1) 部分出力運 転	(2) 高温停止状 態 (ECCS自動 信号ブロッ クまで)	(3) 高温停止状 態 (余熱除去運 転開始まで)	(4) 余熱除去運 転 ①RCS満水	(5) 余熱除去運 転 ②ミッド'ループ'	(6) 原子炉キャ ビティ満水	(7) 燃料取り出 し状態	(8) 原子炉キャ ビティ満水	(9) 余熱除去運 転 ③ミッド'ループ'	(10) 余熱除去運 転 ④RCS満水	(11) 1次冷却系 の漏洩試験	(12) 余熱除去運 転 ⑤RCS満水	(13) 高温停止状 態 (余熱除去 系隔離以降)	(14) 高温停止状 態 (ECCS自動信 号ブロック 解除以降)
運転モード		1, 2	3	3	5	6	6	-	6	6	5	4	5	3	3
6.6kV M/C母線	A	○	○		○		○	-	○			○			○
	B	○	○		○		○	-	○			○			○
440V PCC母線	A 1	○	○		○		○	-	○			○			○
	A 2	○	○		○		○	-	○			○			○
	B 1	○	○		○		○	-	○			○			○
	B 2	○	○		○		○	-	○			○			○
440V RCC母線	A 1	○	○		○		○	-	○			○			○
	A 2	○	○		○		○	-	○			○			○
	B 1	○	○		○		○	-	○			○			○
	B 2	○	○		○		○	-	○			○			○
125V非常用直流母線	A	○	○		○		○	-	○			○			○
	B	○	○		○		○	-	○			○			○
100V計装用母線	A	○	○		○		○	-	○			○			○
	B	○	○		○		○	-	○			○			○
	C	○	○		○		○	-	○			○			○
	D	○	○		○		○	-	○			○			○
外部電源	主変圧器	○	○	○	○		○	-	○	○		○	○	○	○
	予備変圧器	○	○	○	×		×	-	×	×		○	×	○	○
ディーゼル発電機	A	△	△	△	△		△	-	△	△		△	△	△	△
	B	△	△	△	△		△	-	△	△		△	△	△	△
非常用直流電源 (バッテリー)	A	△	△		△		△	-	△			△			△
	B	△	△		△		△	-	△			△			△
補機冷却海水ポンプ	A	○	○	○	○		○	-	○	○		○	○	○	○
	B	△	△	△	○		○	-	○	○		△	○	△	△
	C	○	○	○	△		△	-	△	△		○	△	○	○
	D	△	△	△	×		×	-	×	×		△	×	△	△
補機冷却海水供給母管	A	○	○	○	○		○	-	○	○		○	○	○	○
	B	○	○	○	△		△	-	△	△		○	△	○	○

図中の記号の見方 : ○ : 使用可能 (運転中) △ : 使用可能 (待機中) × : 使用不可 - : 検討対象外

緩和設備の使用可能性 (2/2)

プラント状態		(1) 部分出力運 転	(2) 高温停止状 態 (ECCS自動 信号ブロッ クまで)	(3) 高温停止状 態 (余熱除去運 転開始まで)	(4) 余熱除去運 転 ①RCS満水	(5) 余熱除去運 転 ②ミッドループ	(6) 原子炉キャ ビティ満水	(7) 燃料取り出 し状態	(8) 原子炉キャ ビティ満水	(9) 余熱除去運 転 ③ミッドループ	(10) 余熱除去運 転 ④RCS満水	(11) 1次冷却系 の漏洩試験	(12) 余熱除去運 転 ⑤RCS満水	(13) 高温停止状 態 (余熱除去 系隔離以 降)	(14) 高温停止状 態 (ECCS自動信 号ブロック 解除以降)
運転モード		1, 2	3	3	5	6	6	-	6	6	5	4	5	3	3
補機冷却水ポンプ +補機冷却水冷却器	A	○	○	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○
	B	△	△	△	○	○	○	-	○	○	○	△	○	△	△
	C	○	○	○	×	×	×	-	×	×	×	○	×	○	○
	D	△	△	△	×	×	×	-	×	×	×	△	×	△	△
補機冷却水供給母管	A	○	○	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○
	B	○	○	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○
制御用空気圧縮機	A	○	○	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○
	B	×	×	×	×	×	×	-	×	×	×	×	×	×	×
余熱除去ポンプ +余熱除去冷却器	A	△	△	△	○	○	○	-	○	○	○	△	○	△	△
	B	△	△	△	△	×	×	-	×	△	△	△	△	△	△
安全補機開閉器室 換気空調系	A	○	○	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○
	B	×	×	×	×	×	×	-	×	×	×	×	×	×	×
空調用冷水設備	A	○	○	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○
	B	○	○	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○
	C	×	×	×	×	×	×	-	×	×	×	×	×	×	×
	D	×	×	×	×	×	×	-	×	×	×	×	×	×	×
ディーゼル発電機室 換気空調系	A	△	△	△	△	△	△	-	△	△	△	△	△	△	△
	B	△	△	△	△	△	△	-	△	△	△	△	△	△	△
	C	△	△	△	△	△	△	-	△	△	△	△	△	△	△
	D	△	△	△	△	△	△	-	△	△	△	△	△	△	△

図中の記号の見方 : ○ : 使用可能 (運転中) △ : 使用可能 (待機中) × : 使用不可 - : 検討対象外
 ※ : 保安規定上の要求はないため(×)としているが、社内運用上は待機状態(△)としている。

4. レベル1.5PRA

4.1 内部事象PRA

4.1.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・システムの配置及び形状・設備容量

当該プラントのPRAに係るプラントの基本設計は、次に示す主要な安全システムにより構成される。

項目	概要
プラント仕様	<ul style="list-style-type: none">・熱出力 2660MWt、 電気出力 912MWe・プラント型式 加圧水型3ループプラント・格納容器型式 鋼製上部半球形下部さら形円筒形
原子炉格納施設	<p>原子炉格納施設は、第4.1-1図に示すように、原子炉格納容器の外側は外部遮へいで囲み、原子炉格納容器と外部遮へいの間は空間構造とし、その円筒部にアニュラスシールを設け、アニュラスシールの下部は密閉された空間（アニュラス部）を形成し、二重格納の機能を持たせる。</p> <p>原子炉格納容器を貫通する配管の大部分、電線及びダクトは、このアニュラス部を貫通させる。</p> <p>原子炉格納容器は、原子炉格納容器設計用の想定事象に対して、圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放散に対する最終の障壁（原子炉格納容器バウンダリ）を形成し、所定の漏えい率以下に抑えることによりその放射性物質の大気への放出を十分低い量に抑制する。</p>
アニュラス空気浄化設備	<p>アニュラス空気浄化設備は、アニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット、ダクト、ダンパ等で構成する。</p> <p>アニュラス空気浄化設備は、原子炉冷却材喪失時にアニュラス部及び安全補機室（格納容器スプレイポンプ室、余熱除去ポンプ室等）を負圧に保ち、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした空気及び安全補機室からの空気を浄化し、環境に放出する放射性物質の濃度を減少させる機能を有する。アニュラス空気浄化設備系統概要図を第4.1-2図に示す。</p>

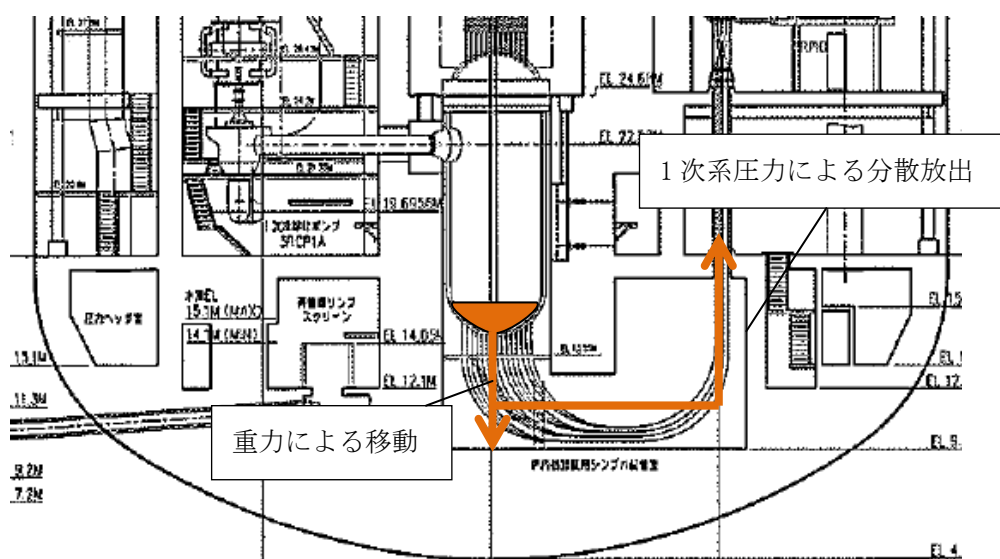
(2) 事故の緩和操作

事故時の熱水力的事故進展解析では、運転員による事故時影響緩和操作も事故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) 燃料及びデブリの移動経路

事故時の燃料及びデブリなどの熱源の移動は、水素発生、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下、「MCCI」という。）及び格納容器内の熱水力挙動、FP 移行挙動に影響する。燃料及びデブリの移動経路を以下に示す。

	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



4.1.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1 PRA（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（以下、「PDS」という。）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は熱力学的挙動の類似性として、事故進展の相違から独立に考慮すべき事故のタイプと1次系圧力、及び炉心損傷時期により分類する。

さらに、事故の緩和操作の類似性として、デブリの冷却手段及び除熱手段を踏まえた格納容器内の事故進展により分類する。

a. 事故のタイプと1次系圧力

事故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、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

子炉容器破損時の格納容器内圧力上昇や、炉心デブリの飛散とその冷却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、または格納容器内圧や温度上昇による格納容器破損の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. 格納容器内事故進展（格納容器破損時期、溶融デブリの冷却手段）

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、格納容器内に流出した溶融デブリの冷却手段の観点、即ち、ECCSや格納容器スプレイ系の使用可否により分類する。

第4.1-1表に上記の考え方に基づく分類記号・状態、第4.1-2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1 PRA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1 PRAのET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では格納容器内での事故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1 PRAETに分岐・ヘディングを追加したレベル1.5PRA評価用のETを構築する。

具体的には炉心損傷時の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・ヘディングを追加しており、その結果を第4.1-3図に、また、構築したETから抽出されるPDSと事故シーケンスの対応を第4.1-3表に示す。

② プラント損傷状態ごとの発生頻度

PDSごとにCDFを整理した結果を第4.1-4表に示す。なお、レベル1 PRAにて全CDFへの寄与が大きい以下の炉心損傷カテゴリーが支配的となっている。

- ・ 安全機能のサポート機能喪失（補機冷却機能）（寄与：約94%、PDS：SED、TED）

4.1.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

格納容器破損に至る事故シーケンスに対して、格納容器の破損形態を分類するため、格納容器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4.1-4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格納容器の健全性に影響する負荷を抽出した結果を第4.1-5表示す。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4.1-6表に示す。さらに、選定した格納容器破損に到る負荷に対する、格納容器の耐性及び判断基準を第4.1-7表に整理する。事故進展に伴い生じる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である。

(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により格納容器健全性が脅かされる事象であり、原子炉容器内での水蒸気爆発 (α モード) と格納容器内での水蒸気爆発 (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 (Zr-水反応)、MCCIにより発生する水素が、大量に格納容器内に蓄積され燃焼する事象や、さらに水素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)

デブリの崩壊熱により発生する水蒸気及びMCCIで発生する非凝縮性ガス (CO_2 など) の蓄積によって、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)

デブリの崩壊熱により水蒸気の発生が継続し、格納容器圧力が徐々に上昇し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、デブリが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・加温により格納容器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、デブリが格納容器内へ急激に分散し、格納容器壁に付着して熱的に格納容器破損に至る事象として分類する。

(7) コンクリート侵食 (ベースマット溶融貫通) (ε モード)

デブリが原子炉容器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、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) 貫通部過温破損 (τ モード)

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

(9) 格納容器隔離機能喪失 (β モード)

事故時には格納容器の放射性物質の閉じ込め機能維持のために格納容器隔離を行うが、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、v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 (vモード) を起因事象として炉心損傷が生じ、格納容器の健全性にかかわらず、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。

さらに、格納容器物理的破損事象を、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4.1-8表に示す。

4.1.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、原子炉冷却系、低圧注入系、原子炉格納容器スプレイ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ET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・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・不作動

格納容器ETの構築に際し、炉心損傷から格納容器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4.1-9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ETのヘディングとその定義を第4.1-10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4.1-10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調査しており、結果を第4.1-11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 ET の終端として破損モードに対応付けすることで第 4.1-5 図のとおり格納容器 ET を作成した。

なお、ET 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た。また、T2 及び T3 の部分 ET 内の多くのヘディングは原子炉容器破損を表すヘディングに従属性がある。そのため、原子炉容器が破損しない場合 T2 はバイパスされ、T3 は原子炉容器破損がある場合とない場合とで2つの部分 ET を適用することとした。

T1：事故早期

T2：原子炉容器破損直後

T3：事故後期

4.1.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

プラントの熱水力的挙動及び炉心損傷、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格納容器負荷を解析すると共に、格納容器 ET のヘディングの分岐確率の設定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、(1)全CDFに対する割合の大きいPDS、(2)物理現象に係るヘディングの推定に必要な代表的なPDSを選定した。

具体的には、全CDFへの寄与の観点から、第4.1-7表に示すようにSED (約89%)、TED (約5%)、TEI (約6%) を選定し、事故進展が早く他の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。(詳細は別紙4.1-1参照)

b. 解析対象事故シーケンスの選定

解析対象とする事故シーケンスは、PDSごとに、そのPDSを代表する事故シーケンスを選定する。選定に際しては、事故進展の相対的に早いシーケンスを基本にするが、特徴的なシーケンスがあるものは頻度も考慮して総合的に選定した。選定した事故シーケンスを第4.1-12表に示す。

(2) 事故進展解析の解析条件

プラント構成・特性の調査より、全ての事故シーケンスに対し共通するプラント構成・特性に依存した基本解析条件を第4.1-13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4.1-14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・システム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故進展例を第4.1-6図に示す。1次冷却系内及び格納容器内の熱水力挙動の事故進展を表す主要事

象発生時刻を第4.1-15表に示す。

また、格納容器 ET 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ツト溶融貫通等の確率評価に必要な解析結果を第 4.1-16 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。なお、ここで設定している分岐確率は、4.1.f②で後述する考え方にに基づき設定したものである。

(1) プラント損傷状態：AED

AED のシーケンスは、大・中 LOCA が発生し、さらに格納容器への RWSP 水の移送がないため、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、このときの格納容器内雰囲気温度は約 170℃、ベースマツト侵食深さは約 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 3%未満となることから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、 に適用される を設定
- ・原子炉下部キャビティ室に水が流入せず、水蒸気爆発の可能性はない。
⇒ ヘディング DC（キャビティ内水量）の分岐確率として、 場合に適用される を設定
- ・ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。
⇒ ヘディング BM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、 に適用される 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、 に適用される を設定

(2) プラント損傷状態：AEW

AEW のシーケンスは、大・中 LOCA が発生し、格納容器内への RWSP 水の移送はあるが、格納容器スプレィ再循環失敗により継続的な除熱に失敗し、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ィ作動設定値に達し、約 14 時間で最高使用圧力の 2 倍に達する。このときの格納容器内雰囲気温度は約 158℃、ベースマツト侵食はごくわずかである。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

- ・水素濃度は、事故早期から原子炉容器破損直後にかけて 3.1～3.4% 程度、事故後期には約 1.4% 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、 に適用される を設定

- ・ 原子炉下部キャビティ室に水が流入し、水蒸気爆発の可能性はある。
⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、
場合に適用されるを設定
また、ヘディングESX（炉外水蒸気爆発）の分岐確率として、
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、
場合に適用されるを設定
- ・ 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、
場合に適用されるを設定

(3) プラント損傷状態：AEI

AEIのシーケンスは、大・中LOCAが発生し、格納容器へのRWSP水の移送があり、格納容器スプレイ及び格納容器スプレイ再循環による継続的な除熱が行われるため、デブリは冷却され格納容器内圧は低く維持される。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4.1～4.6%程度であり、水素燃焼の可能性はある。
⇒ ヘディングHB1、HB2、HB3（水素燃焼）の分岐確率として、
に適用されるを設定
- ・ 原子炉下部キャビティ室に水が流入し、水蒸気爆発の可能性はある。
⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、
場合に適用されるを設定
また、ヘディングESX（炉外水蒸気爆発）の分岐確率として、溶融物分散放出がない場合に適用されるを設定
- ・ 格納容器スプレイで雰囲気除熱に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。
⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、
場合に適用されるを設定

(4) プラント損傷状態：SED

SEDのシーケンスは、小LOCAが発生し、さらに格納容器へのRWSP水の移送がないため、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、このときの格納容器内雰囲気温度は約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は4%未満となることから、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、
に適用されるを設定

- ・原子炉下部キャビティ室に水が流入せず、水蒸気爆発の可能性はない。
⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、
場合に適用されるを設定
- ・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、
場合に適用されるを設定
- ・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、
に適用されるを設定

(5) プラント損傷状態：TED

TEDのシーケンスは、全交流動力電源喪失が発生し、さらに格納容器内へのRWSP水の移送がないため、格納容器内が過熱状態で加圧破損に至る。事故発生から約16時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの格納容器内雰囲気温度は約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)

- ・原子炉容器破損前において水素濃度は約4.4%、水蒸気濃度は68.3%であり、原子炉容器破損後から事故後期において水素濃度は3.1%～3.9%程度となることから、水素燃焼の可能性は低い。
⇒ ヘディングHB1の分岐確率として、に適用されるを設定
また、HB2、HB3の分岐確率としてに適用されるを設定
- ・原子炉下部キャビティ室に十分な水が流入せず、水蒸気爆発の可能性はない。
⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、
場合に適用されるを設定
- ・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、
の場合に適用されるを設定

(6) プラント損傷状態：TEI

TEIのシーケンスでは、全給水喪失が発生し、格納容器へのRWSP水の移送があり、格納容器スプレイ及び格納容器スプレイ再循環による継続的な除熱が行われるため、デブリは冷却され格納容器内圧は低く維持される。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、事故早期では約5.7%、原子炉容器破損直後から事故後期にかけては約7.0%となり、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、

- に適用される□を設定
- 原子炉下部キャビティ室に水が流入せず、水蒸気爆発の可能性はない。
⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、□
□場合に適用される□を設定
 - 格納容器スプレイによる雰囲気除熱に成功しており、格納容器破損の可能性は低い。
⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、□
□場合に適用される□を設定

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4.1-17表のとおり推定して設定している。

4.1.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 ET 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化学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（以下、「CFF」という。）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シビアアクシデント時の物理化学現象は、発生可能性を定量的に評価する方法も確立されていないため、現状は専門家の判断といった定性的評価を定量的な数値に置き換える手法を用いている。この手法の代表的事例として、

NUREG/CR-4700から起きるか起きないかの判断がつかないものに対する確率（0.5）を削除して、必ずどちらかの判断を行うこととし、発生可能性の区分けを詳細化するものである。

評価で使用する分岐確率のあてはめ方法を第4.1-18表に示す。また、格納容器ETの分岐確率の設定方法について第4.1-19表に示す。

③ 格納容器破損頻度の評価結果

CFFの評価結果を第4.1-20表に示す。また、格納容器破損モード・格納容器破損カテゴリー別のCFFを第4.1-21表に示す。CFFは 2.1×10^{-4} /炉年、炉心損傷確率を1とした時の格納容器破損確率を示す条件付き格納容器破損確率（以下、「CCFP」という。）は0.94となった。全CFFのうち、「水蒸気（崩壊熱）による過圧」の寄与が約96.5%、「格納容器雰囲気直接加熱」の寄与が約1.0%、「貫通部過温」の寄与が約0.9%、「コンクリート侵食」の寄与が約0.9%、「格納容器隔離機能喪失」の寄与が約0.5%、「漏えい箇所の隔離機能喪失」の寄与が約0.2%を占める。これら以外の格納容器破損カテゴリーの寄与は0.1%以下となっている。

本評価ではSA対策を考慮していないため、格納容器の除熱機能がないPDSのCCFPは1と

なる。そのため、全体のCCFPも0.94と高い値となる。

また、PDS別CDFのうち約93%を占めるSED及びTEDは、格納容器スプレイによる冷却を期待出来ないことにより、「水蒸気（崩壊熱）による過圧」に至る可能性が高くなるため、「水蒸気（崩壊熱）による過圧」の寄与が非常に高くなっている（第4.1-7図）。

①SED（CFF： 2.0×10^{-4} /炉年、寄与割合：94.1%）

（代表的なシーケンス）

原子炉補機冷却水喪失＋RCPシールLOCA（PDS別CDFに対する寄与割合：99.5%）

RCPシールLOCAにより小破断相当の原子炉冷却材が流出して、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込みがなく、格納容器スプレイ系による格納容器内除熱にも期待できないPDSであり、格納容器内に崩壊熱のエネルギーが蓄積していくことで格納容器損傷に至るが、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格納容器圧力が2Pdに到達することで、格納容器は過圧破損に至る。

②TED（CFF： 1.1×10^{-5} /炉年、寄与割合：5.1%）

（代表的なシーケンス）

手動停止＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗

（PDS別CDFに対する寄与割合：46.1%）

手動停止の際、2次系からの除熱がなく、格納容器スプレイ系による格納容器内除熱にも期待できないPDSであり、格納容器内に崩壊熱のエネルギーが蓄積していくことで格納容器損傷に至るが、格納容器過圧破損やベースマット溶融貫通に至る前に格納容器温度が200℃に到達することで、格納容器貫通部が過温破損に至る。

なお、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CDF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SA対策を考慮しない（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ことを踏まえ、以下のとおり推定できる。

- ・過圧破損（ δ ）では、CFFの94%以上がSEDであり、そのうち「補機冷却水の喪失＋RCPシールLOCA」シーケンスが99.5%を占める。本シーケンスはレベル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）、加圧器安全弁（閉失敗）、補助給水ポンプ起動失敗の寄与が大きくなるものと考えられるが、いずれの場合においても代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却により格納容器破損を防止することができる。
- ・過温破損（ τ ）では、CFFの5%以上がTEDであり、そのうち「手動停止＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗」シーケンスが46.1%を占める。本シーケンスはレベル1PRAの2次系からの除熱機能喪失における「手動停止＋補助給水失敗」の場合と同様に、補助給水ポンプ起動失敗、補助給水ピット閉塞の寄与が大きくなるものと考えられるが、いずれの場合においても代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ及

び格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却により格納容器破損を防止することができる。

4.1.g. 不確実さ解析及び感度解析

(1) 不確実さ解析

本評価では、基本的には、プラント固有データを使用するが、プラント共通とみなせるデータについては過去の結果を活用することとする。不確実さ分布の設定方針を第 4.1-22 表に示す。この方針に従い、PDS 別 CDF の不確実さ分布及び各ヘディングの分岐確率の不確実さ分布を設定する。

一連の評価では、分岐確率は適当な評価式によって表し、



られる。

a. プラント損傷状態別CDFの不確実さ分布

当該プラントに対するPDS別のCDFの平均値及びそのEFを第4.1-23表に示す。CFFの不確実さ評価では、CDFを対数正規分布にあてはめる。各PDSに対するCDFの分布を第4.1-24表及び第4.1-8図に示す。

b. 格納容器イベントツリー分岐確率の不確実さ分布

各ヘディングに対する分岐確率の不確実さ分布を作成する。分岐確率が比較的複雑な評価モデルで表される場合には、サンプリング計算によって分岐確率の不確実さ分布を算出した。算出した不確実さ分布を第4.1-25表に示す。分岐確率の不確実さ分布作成におけるサンプリング計算では、いずれの場合においても、モンテカルロサンプリングを用いて評価した。なお、各ヘディングにおいて分岐確率が一意的に決まるPDSについては不確実さ解析を実施せず、固定値として確率を設定した。

c. 格納容器破損頻度の不確実さ解析結果

検討したCDF及び格納容器ET分岐確率の不確実さ分布に対して、PREPコードによってサンプリング計算を実施し、格納容器ET解析の入力データセットを作成した。サンプリング手法はLatin Hypercube Sampling(以下、「LHS」という。)を採用した。

全CFFの平均値は 2.1×10^{-4} /炉年、5%値、50%値、95%値はそれぞれ 1.2×10^{-5} /炉年、 7.4×10^{-5} /炉年、 7.7×10^{-4} /炉年、95%値/5%値の平方根をとって求めたEFは8.1となった。

代表プラントの CFF の不確実さ解析結果を以下にまとめる。

第4.1-26表、第4.1-9図：プラント損傷状態別条件付格納容器破損確率

第4.1-27表、第4.1-10図：プラント損傷状態別格納容器破損頻度

第4.1-28表、第4.1-11図：格納容器破損モード別格納容器破損頻度

第4.1-29表、第4.1-12図：格納容器破損カテゴリー別格納容器破損頻度

(2) 感度解析

感度解析は、解析結果に大きく影響を及ぼす可能性のある解析条件に対して実施する。

a. 主要な仮定及び重要な条件

感度解析において、本PRAから変更する分岐確率を第4.1-30表に示す。

プラント損傷状態S**において参照している、プラント損傷状態SEDの事故進展解析結果において、原子炉容器破損時の1次系圧力は約2.1MPa[gage]である。溶融物分散放出(RPV)ヘディングにおいて分岐確率を設定する際の判断基準は [] であることから、本PRAにおいては溶融物分散放出が生じるとして分岐確率に [] を設定している。しかし、事故進展解析結果の値は判断基準に非常に近い値であることから、事故進展解析結果の不確かさがCFFに影響を与えている可能性があるため、本ヘディングを感度解析の対象とする。

また、本PRAでは分岐確率のあてはめ方法として []

[] こととしているが、分岐確率のあてはめ方法の感度も合わせて確認することとして、ヘディングRPVの分岐確率を [] に設定して感度解析を行う。

b. 感度解析結果

PDS毎に格納容器ETの定量化を行い、格納容器破損モード別の条件付格納容器破損確率を算出し、レベル1 PRAのETより得られているPDS別CDFを乗じることによって、格納容器破損モード別CFFを算出した。評価結果を以下の図表に示す。

第4.1-31表 プラント損傷状態別格納容器破損頻度

第4.1-32表 格納容器破損モード別、格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度

第4.1-13図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

第4.1-14図 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度

第4.1-15図 格納容器破損モード別、格納容器破損カテゴリ別格納容器破損割合

本PRAの結果と感度解析ケースの結果を比較すると、本PRA及び感度解析ケースでは、CFFが 2.1×10^{-4} /炉年、条件付き格納容器破損確率は0.94と増減はなかった。感度解析ケースでは、本PRAからの分岐確率の変更により、SEI及びSLIの条件付格納容器破損確率が0.01から0.02へと増大している。また、SEI及びSLIのCFFが増大しているものの、全CFFに占める割合が小さいため、全CFFの内訳に変化はなかった。

また、感度解析ケースでは全CFFのうち、「水蒸気（崩壊熱）による過圧」の寄与が約92.8%、「コンクリート侵食」の寄与が約5.5%を占める。これら以外の格納容器破損カテゴリの寄与は0.5%以下となっている。本PRAと比較すると、「水蒸気（崩壊熱）による過圧」が支配的であることに変化はなかった。

以下、感度解析の結果CFFに増減があった格納容器破損モードについて考察する。

- ・ γ' モード破損 (約 1.003 倍に増大)

分岐確率を変更した PDS の重力落下の割合が増加することで、格納容器雰囲気直接加熱及び炉外水蒸気爆発の頻度が増減することにより、水素燃焼による格納容器破損の発生頻度はやや増大するが、CFF はほとんど変わらない。

- ・ γ'' モード破損 (約 1.007 倍に増大)

分岐確率を変更した PDS の内、CV 除熱あり PDS の重力落下の割合が増加することにより、コンクリート侵食が継続する確率が増加し、水素による格納容器破損の発生頻度は増加するが、PDS の CDF が小さいため、CFF はほとんど変わらない。

- ・ δ モード破損 (約 0.96 倍に減少)

分岐確率を変更した PDS の内、CV 除熱なし PDS の重力落下の割合が増加することにより、過圧破損の発生頻度はやや減少するが、CFF はほとんど変わらない。

- ・ ε モード破損 (約 6.3 倍に増大)

分岐確率を変更した PDS の内、RWSP 水を持ち込めない PDS の重力落下の割合が増加することにより、ベースマット溶融貫通の発生頻度は増加した。

- ・ η モード破損 (約 6.5 倍に増大)

分岐確率を変更した PDS の内、原子炉容器破損時に原子炉下部キャビティ水が多量となる PDS の重力落下の割合が増加することにより、炉外水蒸気爆発による格納容器破損の発生頻度は増加した。

- ・ σ モード破損 (約 0.5 倍に減少)

分岐確率を変更した PDS の重力落下の割合が増加したことにより、格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損頻度は減少した。

- ・ τ モード破損 (約 0.5 倍に減少)

分岐確率を変更した PDS の内、RWSP 水を持ち込めない PDS の重力落下の割合が増加したことにより、過温破損の発生頻度は減少した。

- ・ μ モード破損 (約 0.5 倍に減少)

分岐確率を変更した PDS の重力落下の割合が増加したことにより、格納容器への直接接触による格納容器破損の発生頻度は減少した。

第 4.1-1 表 事故のタイプと 1 次系圧力の分類記号(1/3)

分類記号	説明
A	1 次冷却系の破断口径が大きく、1 次系の減圧が早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。 起回事象としては、大中破断 LOCA で代表される。(低圧)
S	1 次冷却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。 起回事象としては小破断 LOCA で代表されるが、事象の類似性及び 1 次系から格納容器への流出の観点からトランジェントが起回事象であるが、従属的に小破断 LOCA (RCP シール LOCA 及び加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA) に至ったシーケンスも含む。(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 が直接放出される余熱除去系隔離弁 LOCA シーケンスである。(低圧)

第 4.1-1 表 炉心損傷時期の分類記号(2/3)

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 4.1-1 表 格納容器内事故進展の分類記号(3/3)

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格納容器内に持ち込まれないため、熔融デブリの冷却が達成されない可能性がある。炉心損傷後に格納容器破損に至る可能性がある。格納容器スプレイ系に失敗し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格納容器内に持ち込まれるため、熔融デブリの冷却が達成される可能性がある。炉心損傷後に格納容器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格納容器内に持ち込まれるため、熔融デブリの冷却が達成される可能性がある。炉心損傷後に格納容器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 により格納容器内に持ち込まれるため、熔融デブリの冷却が達成される可能性がある。格納容器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格納容器内熱除去が行われていない状態。

第 4.1-2 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	格納容器内事故進展		
					RWSP 水の CV への移送	格納容器 破損時期	格納容器内 熱除去手段
1	AED	大中 LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×
2	AEW	大中 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×
3	AEI	大中 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○
4	ALC	大中 LOCA	低圧	長期	○	炉心損傷前	×
5	SED	小 LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
6	SEW	小 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
7	SEI	小 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
8	SLW	小 LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷後	×
9	SLI	小 LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷後	○
10	SLC	小 LOCA	中圧	長期	○	炉心損傷前	×
11	TED	トランジェント	高圧	早期	×	炉心損傷後	×
12	TEW	トランジェント	高圧	早期	○	炉心損傷後	×
13	TEI	トランジェント	高圧	早期	○	炉心損傷後	○
14	V	余熱除去系 隔離弁 LOCA	低圧	—			
15	G	SGTR	中圧	—			

第 4.1-3 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

PDS	事故シーケンス (太字は事故進展解析の代表シーケンスに最も良く当てはまるもの)	事故シーケンス毎の CDF	PDS別 CDFに対する割合	全CDFに対する割合
AED	中LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 大LOCA+低圧注入失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	4.0E-09 1.3E-09	75.7% 24.3%	0.0% 0.0%
AEW	中LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 中LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 中LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 大LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗 大LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 大LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 中LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 中LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	5.2E-08 1.7E-08 3.0E-11 8.5E-12 7.3E-12 2.1E-12 1.4E-12 1.1E-12 2.6E-13 1.5E-14 0.0E+00	75.7% 24.2% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0%	0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0%
AEI	中LOCA+高圧注入失敗 大LOCA+蓄圧注入失敗 大LOCA+低圧注入失敗 中LOCA+高圧再循環失敗 中LOCA+蓄圧注入失敗 大LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	3.1E-08 9.4E-09 1.6E-09 1.2E-09 2.5E-11 1.9E-12	71.7% 21.9% 3.7% 2.7% 0.1% 0.0%	0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0%
ALC	中LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗 中LOCA+格納容器スプレイ注入失敗 大LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 大LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	1.1E-08 8.9E-09 6.2E-12 2.9E-13	55.1% 44.8% 0.0% 0.0%	0.0% 0.0% 0.0% 0.0%
SED	補機冷却水の喪失+1次冷却材ポンプ封水LOCA 補機冷却水の喪失+加圧器逃し弁/安全弁LOCA 小LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗 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	2.0E-04 9.0E-07 1.0E-08 2.8E-09	99.5% 0.5% 0.0% 0.0%	88.1% 0.4% 0.0% 0.0%
SEW	小LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗 小LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 小LOCA+補助給水失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 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	2.2E-09 1.2E-09 4.3E-12 1.1E-14	64.7% 35.1% 0.1% 0.0%	0.0% 0.0% 0.0% 0.0%
SEI	小LOCA+高圧注入失敗 小LOCA+補助給水失敗 小LOCA+補助給水失敗+高圧注入失敗	1.3E-06 5.0E-09 2.9E-11	99.6% 0.4% 0.0%	0.6% 0.0% 0.0%
SLW	小LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗 小LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	1.7E-07 2.4E-11	100.0% 0.0%	0.1% 0.0%
SLI	小LOCA+高圧再循環失敗	3.7E-09	100.0%	0.0%
SLC	小LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗 小LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	3.6E-08 2.7E-08	57.2% 42.8%	0.0% 0.0%
TED	手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗 外部電源喪失+非常用所内電源の確立失敗 過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗 主給水喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗 補機冷却水の喪失+補助給水失敗 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 ATWS+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	5.0E-06 3.5E-06 2.1E-06 2.4E-07 1.1E-08 1.0E-08 7.1E-09 2.3E-10 2.1E-13	46.1% 32.0% 19.5% 2.2% 0.1% 0.1% 0.1% 0.0% 0.0%	2.2% 1.5% 0.9% 0.1% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0%
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 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 ATWS+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	7.9E-09 3.3E-09 1.1E-09 3.7E-10 2.6E-10 4.8E-12 5.6E-14	61.0% 25.7% 8.3% 2.9% 2.0% 0.0% 0.0%	0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0% 0.0%
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 主給水喪失+補助給水失敗 外部電源喪失+補助給水失敗 ATWS 2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	7.9E-06 3.3E-06 1.2E-06 3.8E-07 1.3E-07 5.3E-09 7.7E-11	61.2% 25.8% 9.0% 2.9% 1.0% 0.0% 0.0%	3.5% 1.5% 0.5% 0.2% 0.1% 0.0% 0.0%
G	蒸気発生器伝熱管破損+破損SGの隔離失敗 蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	2.8E-07 1.1E-07	72.1% 27.9%	0.1% 0.0%
V	余熱除去系隔離弁LOCA	3.0E-11	100.0%	0.0%
全CDF		2.3E-04		100.0%

第 4.1-4 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 (1 / 炉年)	割合
AED	5.3E-09	0.0%
AEW	6.8E-08	0.0%
AEI	4.3E-08	0.0%
ALC	2.0E-08	0.0%
SED	2.0E-04	88.6%
SEW	3.4E-09	0.0%
SEI	1.3E-06	0.6%
SLW	1.7E-07	0.1%
SLI	3.7E-09	0.0%
SLC	6.2E-08	0.0%
TED	1.1E-05	4.8%
TEW	1.3E-08	0.0%
TEI	1.3E-05	5.7%
V	3.0E-11	0.0%
G	3.9E-07	0.2%
合計	2.3E-04	100.0%

第 4.1-5 表 格納容器の健全性に影響を与える負荷の種類抽出

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	格納容器隔離に失敗する
	インターフェイス LOCA	ν	インターフェイス 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	デブリ・コンクリート相互作用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	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 (事故早期)	γ	水素燃焼又は水素爆轟(事故早期)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 (事故後期)	γ''	水素燃焼又は水素爆轟(事故後期)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	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 4.1-6 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	RV 破損まで	RV 破損直後	RV 破損以降
大中破断 LOCA (A) 小破断 LOCA (S) トランジェント (T)	先行破損(θ) (A/S のみ可能性あり)	格納容器隔離失敗(β) 水素燃焼 (γ) 炉内水蒸気爆発 (α) 誘因蒸気発生器伝熱管破 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/T のみ可能性あり) 格納容器雰囲気直接加熱 (σ) (S/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) ベースマツト熔融貫通 (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 LOCA (V)	補助建屋から環境への大量 FP 放出 (ν)			

第 4.1-7 表 当該プラントの耐性および判断基準

破損カテゴリー	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限界圧力を上回ること。
コンクリート侵食	ε	熔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限界温度を上回ること。
漏えい箇所の隔離機能喪失	ν 、 g	炉心損傷後に、漏洩箇所（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、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ーが格納容器の破損エネルギーを上回ること。 炉外水蒸気爆発によって発生した機械的エネルギーが 1 次遮蔽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ーを上回ること。 水蒸気スパイクによって上昇した格納容器圧力が格納容器限界圧力を上回ること。
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格納容器圧力が格納容器限界圧力を上回ること。
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格納容器が破損すること。（注 1）
格納容器への直接接触	μ	格納容器直接接触によって格納容器が破損すること。（注 2）

（注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、格納容器に動的な荷重がかかる。

（注2） 原子炉容器破損時に分散放出した熔融炉心が格納容器本体に付着し、ライナーを熔融侵食する。

第 4.1-8 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	格納容器が健全に維持されて事故が収束	
		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	事故後に格納容器の隔離に失敗		
	早期大規模放出	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）によって格納容器が破損
					原子炉容器外水蒸気爆発	η	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格納容器が破損
					溶融物直接接触	μ	格納容器構造物へデブリが直接接触して格納容器が破損
					後期大規模放出	後期格納容器破損	
	コンクリート侵食（ベースマット溶融貫通）	ε	MCCI でベースマットが溶融貫通				
	貫通部過温破損	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格納容器が炉心損傷前に破損				

第 4.1-9 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
炉心冷却失敗	<ul style="list-style-type: none"> 安全注入系の喪失 	
配管クリープ破損	<ul style="list-style-type: none"> 1次系高圧（ホットレグ、サージライン破損） 	1次系減圧
バイパス	<ul style="list-style-type: none"> 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（TI-SGTR） 	ν 、 g モード CV 破損の可能性
炉内水蒸気爆発	<ul style="list-style-type: none"> 溶融デブリが RV 下部ヘッドへ落下 1次系低圧 	α モード CV 破損の可能性
水素燃焼	<ul style="list-style-type: none"> 水素濃度 4%上方、6%側方、8%下方伝播 水蒸気濃度 55%以下 	γ 、 γ' 、 γ'' モード CV 破損の可能性
RV 破損	<ul style="list-style-type: none"> 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	<ul style="list-style-type: none"> RV 破損時に 1次系高圧 	溶融炉心のキャビティ外への放出
キャビティ内水量	<ul style="list-style-type: none"> RWSP 水が格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態 	溶融炉心とキャビティ水の接触
炉外水蒸気爆発	<ul style="list-style-type: none"> RV 破損時にデブリが重力落下 デブリ落下質量大 	η モード CV 破損の可能性
格納容器雰囲気直接加熱	<ul style="list-style-type: none"> 溶融物分散放出あり 	σ モード CV 破損の可能性
格納容器への直接接触	<ul style="list-style-type: none"> 溶融物分散放出あり 	μ モード CV 破損の可能性
CV 内気相部冷却	<ul style="list-style-type: none"> プラント損傷状態で定義される格納容器内除熱事象 	CV 内圧力上昇抑制
ベースマット溶融貫通	<ul style="list-style-type: none"> RV 破損 格納容器内に水なし（不確かさが大きいいため、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 CV 破損
CV 過温破損	<ul style="list-style-type: none"> RV 破損 格納容器内に水なし 	τ モードによる CV 破損
CV 過圧破損	<ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱による水蒸気生成 非凝縮性ガス生成 	δ 、 θ モード CV 破損

第 4.1-10 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	
事故早期 (T1)	1	CV 隔離	CI	事故後の CV 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 CV 破損が生じた場合、失敗とする
	6	水素燃焼	HB1	事故早期に、CV 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 CV 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、溶融物が重力落下する（分岐に失敗する）ものとする。（注 1）
	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デブリが冠水しない場合、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格納容器が破損する場合、失敗とする。
	12	CV 雰囲気直接加熱 (DCH)	DCH	格納容器雰囲気直接加熱によって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、CV 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 CV 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	CV 内気相部冷却あるいはデブリ冷却に失敗した場合、失敗とする。（注 2）
	16	水素燃焼	HB3	事故後期に、CV 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 CV 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デブリ・コンクリート相互作用が継続し、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	CV 内気相温度が上昇し、CV が過温破損する場合、失敗とする。

(注 1) 2.0MPa[gage]は海外での実験、指標値を参考とした溶融炉心が分散放出しない目安値である。

(注 2) NCC に失敗し、ヘディング 17, 18, 19 で CV 破損に至らない場合は過圧破損となる。

第 4.1-11 表 ヘディングの従属性

選定ヘディング	ヘディングの従属性
CV 隔離(CI)	なし
1 次系の圧力状態(FD)	CV 隔離 (CI) 成功の場合に従属 他のヘディングも CV 隔離(CI)成功に従属
バイパス(BP)	1 次系の圧力状態 (FD) に TI-SGTR が従属
炉心への注水(LR)	なし
炉内水蒸気爆発(ISX)	1 次系の圧力状態 (FD) に従属
水素燃焼(HB1)	炉心への注水 (LR) による Zr-水反応の促進に従属
CV 破損(OP1)	水素燃焼(HB1)及び DDT の発生確率 (Zr-水反応の促進に関わる炉心への注水 (LR)) に従属
RV 破損(RV)	炉心溶融進展の停止による RV 破損の回避に関わる炉心への注水 (LR) に従属
溶融物分散放出(RPV)	RV 破損 (RV)、1 次系の圧力状態 (FD) に従属
キャビティ内水量(DC)	RV 破損 (RV)、炉心への注水 (LR) に従属
炉外水蒸気爆発(ESX)	RV 破損 (RV)、溶融物分散放出 (RPV)、キャビティ内水量 (DC) に従属
CV 雰囲気直接加熱(DCH)	RV 破損 (RV)、溶融物分散放出 (RPV)、キャビティ内水量 (DC) に従属
水素燃焼(HB2)	RV 破損 (RV)、炉心への注水 (LR) による Zr-水反応の促進、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 (RV)、溶融物分散放出 (RPV)、水素燃焼 (HB2)、DDT の発生確率 (Zr-水反応の促進に関わる炉心への注水 (LR)) に従属
CV 内気相部冷却 ^(注) (NCC)	RV 破損 (RV)、原子炉下部キャビティのデブリ量に関わる溶融物分散放出 (RPV)、デブリ冠水に関わるキャビティ内水量 (DC) に従属
水素燃焼(HB3)	RV 破損 (RV)、炉心への注水 (LR) による Zr-水反応の促進、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に関わる CV 内気相部冷却 (NCC) に従属
CV 破損(OP3)	RV 破損 (RV)、水素燃焼 (HB2)、DDT の発生確率 (Zr-水反応の促進に関わる炉心への注水 (LR))、水蒸気凝縮による水素濃度の増加に関わる CV 内気相部冷却 (NCC) に従属
ベースマツト溶融貫通 (BM)	RV 破損 (RV)、原子炉下部キャビティのデブリ量に関わる溶融物分散放出 (RPV)、デブリ冠水に関わるキャビティ内水量 (DC) に従属
CV 過温破損(OT)	デブリ冠水に関わるキャビティ内水量 (DC)、溶融物、デブリの位置に関わる RV 破損 (RV)、溶融物分散放出 (RPV) に従属

(注)CV 内気相部の冷却とデブリ冷却への依存性を考慮

第 4.1-12 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 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレー注入失敗 (ADCB')	○
2	AEW	大 LOCA+ECCS 再循環失敗+CV スプレー再循環失敗 (AHF)	○
3	AEI	大 LOCA+ECCS 注入失敗 (AD)	○
4	ALC	大 LOCA+CV スプレー注入失敗(AH ₁ C)	—
5	SED	小 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレー注入失敗 (S ₂ DCB')	○
6	SEW	小 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレー再循環失敗 (S ₂ DF)	—
7	SEI	小 LOCA+ECCS 注入失敗 (S ₂ D)	—
8	SLW	小 LOCA+ECCS 再循環失敗+CV スプレー再循環失敗 (S ₂ HF)	—
9	SLI	小 LOCA+ECCS 再循環失敗 (S ₂ H)	—
10	SLC	小 LOCA+CV スプレー注入失敗 (S ₂ C)	—
11	TED	全交流動力電源喪失+補助給水系作動失敗 (TMLB')	○
12	TEW	全給水喪失+CV スプレー再循環失敗 (TMLF)	—
13	TEI	全給水喪失 (TML)	○

第 4.1-13 表 解析コードの基本解析条件*1

項 目	条件	備考
炉心燃料条件 燃料 (UO ₂) 重量 被覆管 (ジルコニウム) 重量 炉心崩壊熱	55GWd/t ウラン燃料 8.32×10 ⁴ kg 2.00×10 ⁴ kg 平均炉心評価用	日本原子力学会推奨 の崩壊熱曲線*2
炉心熱出力 1 次冷却材圧力 1 次冷却材平均温度 ループ全流量	2,652×1.02 MWt 15.41+0.21MPa[gage] 302.3+2.2 °C 45.7×10 ⁶ kg/h	102%出力運転 設計値+計測誤差 設計値+計測誤差 100%T.D.F.ベース
蒸気発生器伝熱管施栓率	10%	
格納容器区画室分割 格納容器区画全自由体積 格納容器初期圧力 格納容器初期温度 格納容器ヒートシンク温度	5 分割 67400 m ³ 9.8 kPa[gage] 49°C 49°C	最小評価値 最大値 (保安規定値考慮) 通常運転時 CV 内 最高温度 通常運転時 CV 内 最高温度
蓄圧タンク作動基数 蓄圧タンク保持圧力 蓄圧タンク保有水量	3 基 4.04 MPa[gage] 29.0 m ³ /基	最小値 最小値

*1：標準 3 ループプラントの解析条件

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

第 4.1-14 表 各事故シーケンスの事故進展解析条件

PDS	起因事象	高圧注入系	低圧注入	蓄圧注入	スプレイ 注入	高圧再循環	低圧再循環	スプレイ 再循環	補助給水
AED	ホットレグ 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	ホットレグ 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	ホットレグ 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	ホットレグ 2inch	不作動	不作動	3基	不作動	不作動	不作動	不作動	作動
TED	全交流動力 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 4.1-15 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
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(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	—
格納容器雰囲気温度 200℃到達*2	—	—	—	—	—	—

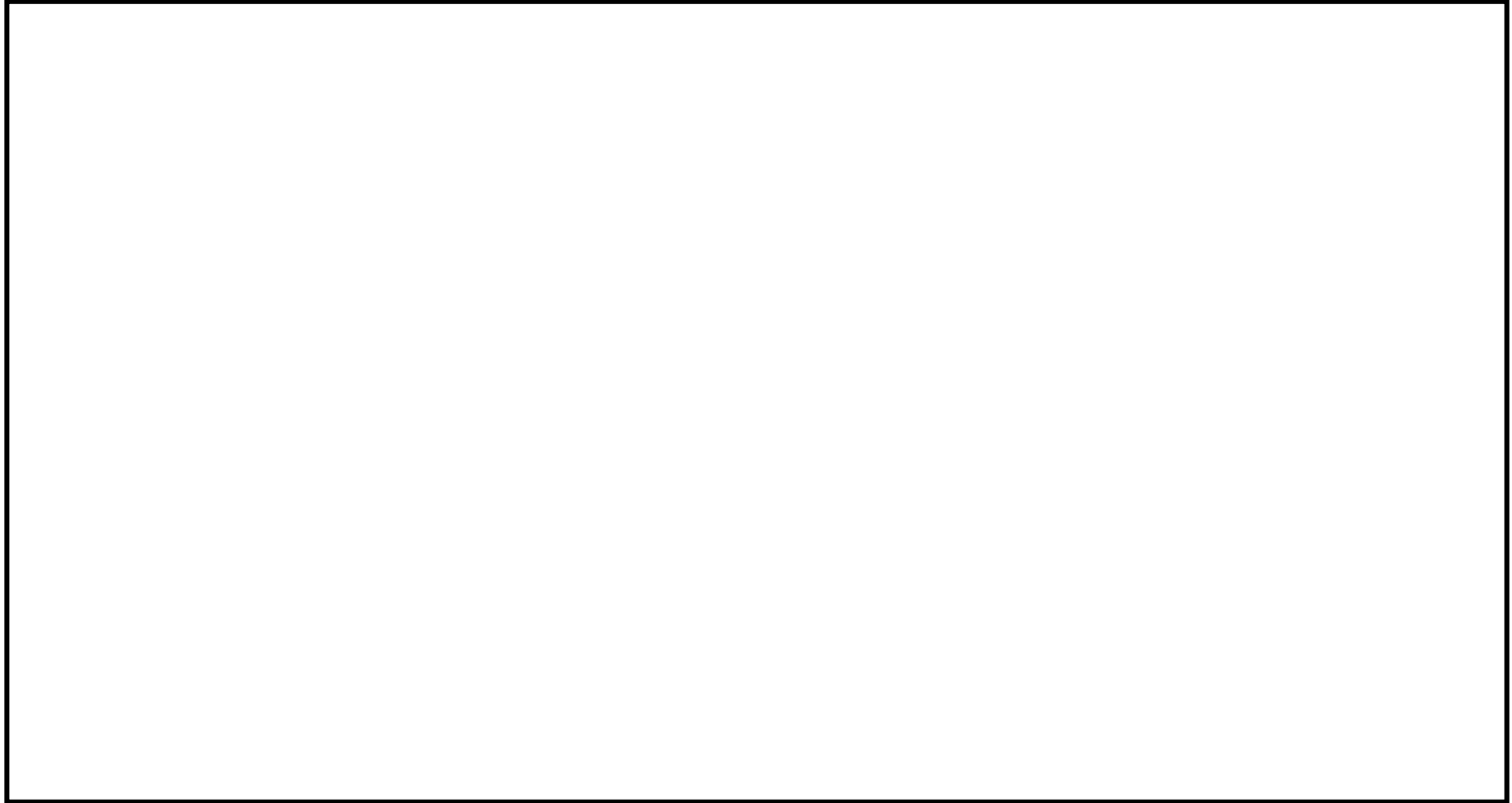
*1：格納容器圧力 2Pd 到達時間を格納容器過圧破損時間とする。

*2：格納容器雰囲気温度 200℃到達時間を格納容器過温破損時間とする。

第 4.1-16 表 事故進展解析結果

PDS	RV破損前		CV 破損直前		RV破損前				RV破損後 (30分)				RV破損後後期			
	1次系圧力 (MPa[gage])	原子炉下部 キャビティ 内水量 (t)	格納容器内 ガス温度 (°C)	原子炉下部 キャビティ 侵食深さ (m)	水素濃度 (%)	水蒸気濃度 (%)	水素濃度 (%) ※Zr-水反 応割合75%	水蒸気濃 度 (%) ※Zr-水反 応割合75%	水素濃度 (%)	水蒸気濃度 (%)	水素濃度 (%) ※Zr-水反 応割合75%	水蒸気濃 度 (%) ※Zr-水反 応割合75%	水素濃度 (%)	水蒸気濃度 (%)	水素濃度 (%) ※Zr-水反 応割合75%	水蒸気濃 度 (%) ※Zr-水反 応割合75%
AED	0.2	57.6	170.2	0.2	2.5	47.7	5.9	47.7	2.2	57.6	4.8	57.6	2.6	75.3	2.9	75.3
AEW	0.1	179.9	157.7	0.0	3.4	35.4	7.2	35.4	3.1	43.8	6.3	43.8	1.4	74.8	2.8	74.8
AEI	0.1	169.4	-	-	4.2	18.6	9.1	18.6	4.1	23.3	8.6	23.3	4.6	16.1	9.4	16.1
SED	2.1	28.2	166.9	0.2	3.1	51.4	5.3	51.4	3.0	56.7	4.8	56.7	2.5	75.6	2.8	75.6
TED	17.1	8.3	174.7	0.2	4.4	68.3	6.5	68.3	3.9	48.5	5.6	48.5	3.1	74.5	3.1	74.5
TEI	15.6	41.8	-	-	5.7	13.0	8.3	13.0	6.9	15.8	9.1	15.8	7.0	15.9	9.1	15.9

第 4.1-17 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



第 4.1-18 表 分岐確率のあてはめ方法

--

第 4.1-19 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(1/5)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
格納容器 隔離 (CI)			
1 次系の 圧力状態 (FD)			
格納容器 バイパス (BP)			
炉心への 注水 (LR)	低圧シーケンス (A**)	ECCS 再循環 に失敗 する 確率	低圧シーケンス (A**) では高圧/低圧再循環に失敗する確率を設定する。一方、中高圧シーケンス (S**、T**) では、以下の理由により注水失敗確率を 1 とする。 中圧シーケンス (S**) の炉心損傷シーケンスでは高圧注入に失敗しており、1 次系が比較的高いため低圧注入も入らない。高圧シーケンス (T**) では、補助給水の失敗などにより 2 次系による冷却に失敗することから低圧注入及び高圧注入は入らずに炉心損傷に至る。 (注水が無い場合に 1 を設定)
	中高圧シーケンス (S**、T**)	1	
炉内 水蒸気爆発 (ISX)			

第 4.1-19 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(2/5)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
原子炉容器 破損前の 水素燃焼 (HB1)			
格納容器 破損 (OP1)			水素濃度 10%以下では火炎の伝播が遅いため、水素燃焼による格納容器破損の可能性は低い。また、水素濃度 13%以上では水素爆轟が発生し、格納容器が破損す
原子炉容器 破損 (RV)			
溶融物 分散放出 (RPV)			国内外の実験等での原子炉容器破損時、溶融炉心の格納容器ドーム部への噴出が防止できる 1 次系圧力はおよそ 2.0MPaG 以下であることを判断基準として採用する。
キャビティ 内水量 (DC)			

第 4.1-19 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(3/5)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
炉外水蒸気 爆発 (ESX)			
格納容器 直接加熱 (DCH)			
原子炉容器 破損直後の 水素燃焼 (HB2)			
格納容器 破損 (OP2)			

第 4.1-19 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(4/5)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
格納容器内 気相部冷却 (NCC)			格納容器除熱（格納容器スプレイ）に失敗する場合、あるいは格納容器除熱に成功してもデブリ冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。
			格納容器除熱（格納容器スプレイ）に失敗する場合、あるいは格納容器除熱に成功してもデブリ冷却に失敗した場合に格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。
原子炉容器 破損後長期 の水素燃焼 (HB3)			
格納容器 破損 (OP3)			

第 4.1-19 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(5/5)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
ベースマツト溶融貫通 (BM)			
格納容器過温破損 (OT)			

第 4.1-20 表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度

プラント 損傷状態	炉心損傷 頻度 (/炉年)	割合	条件付き 格納容器 破損確率 (-)	格納容器 破損頻度 (/炉年)	割合
AED	5.3E-09	0.0%	1.00	5.3E-09	0.0%
AEW	6.8E-08	0.0%	1.00	6.8E-08	0.0%
AEI	4.3E-08	0.0%	0.02	8.7E-10	0.0%
ALC	2.0E-08	0.0%	1.00	2.0E-08	0.0%
SED	2.0E-04	88.6%	1.00	2.0E-04	94.1%
SEW	3.4E-09	0.0%	1.00	3.4E-09	0.0%
SEI	1.3E-06	0.6%	0.01	7.3E-09	0.0%
SLW	1.7E-07	0.1%	1.00	1.7E-07	0.1%
SLI	3.7E-09	0.0%	0.01	2.1E-11	0.0%
SLC	6.2E-08	0.0%	1.00	6.2E-08	0.0%
TED	1.1E-05	4.8%	1.00	1.1E-05	5.1%
TEW	1.3E-08	0.0%	1.00	1.3E-08	0.0%
TEI	1.3E-05	5.7%	0.08	1.0E-06	0.5%
V	3.0E-11	0.0%	1.00	3.0E-11	0.0%
G	3.9E-07	0.2%	1.00	3.9E-07	0.2%
合計	2.3E-04	100.0%	0.94	2.1E-04	100.0%

第 4.1-21 表 格納容器破損モード別、破損カテゴリー別の格納容器破損頻度

破損モード別	格納容器破損頻度 (/炉年)	割合
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.7E-09	0.0%
β (格納容器隔離失敗)	1.1E-06	0.5%
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	3.5E-10	0.0%
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	3.3E-10	0.0%
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	6.7E-08	0.0%
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.0E-04	96.4%
ϵ (ベースマット溶融貫通)	1.8E-06	0.9%
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	8.2E-08	0.0%
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.3E-09	0.0%
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	2.0E-06	1.0%
ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	0.0%
g (蒸気発生器伝熱管破損)	4.5E-07	0.2%
τ (過温破損)	2.0E-06	0.9%
μ (溶融物直接接触)	2.0E-08	0.0%
カテゴリー別		
水蒸気 (崩壊熱) による過圧	2.1E-04	96.5%
コンクリート侵食	1.8E-06	0.9%
漏えい箇所の隔離機能喪失	4.5E-07	0.2%
可燃性ガスの高濃度での燃焼	6.8E-08	0.0%
格納容器隔離機能喪失	1.1E-06	0.5%
水蒸気爆発	3.0E-09	0.0%
貫通部過温	2.0E-06	0.9%
格納容器への直接接触	2.0E-08	0.0%
格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	1.0%
合計	2.1E-04	100.0%

第 4.1-22 表 不確実さ分布設定方針



第 4.1-23 表 プラント損傷状態別炉心損傷頻度

プラント損傷状態	平均値 X_{ave} (/炉年)	エラー ファクター (EF)	μ	σ
AED	5.1E-09	12.4	-20.27	1.53
AEW	6.3E-08	14.4	-17.89	1.62
AEI	4.0E-08	10.7	-18.08	1.44
ALC	1.9E-08	20.5	-19.46	1.84
SED	2.0E-04	12.7	-9.73	1.55
SEW	3.3E-09	25.8	-21.49	1.98
SEI	1.4E-06	18.1	-15.03	1.76
SLW	1.6E-07	21.3	-17.39	1.86
SLI	3.8E-09	16.3	-20.82	1.70
SLC	5.3E-08	20.2	-18.42	1.83
TED	1.0E-05	5.2	-12.00	1.01
TEW	1.2E-08	6.9	-18.92	1.18
TEI	1.3E-05	4.1	-11.66	0.86
V	3.1E-11	30.8	-26.38	2.08
G	3.5E-07	14.3	-16.18	1.62

第 4.1-24 表 炉心損傷頻度の不確実さ分布

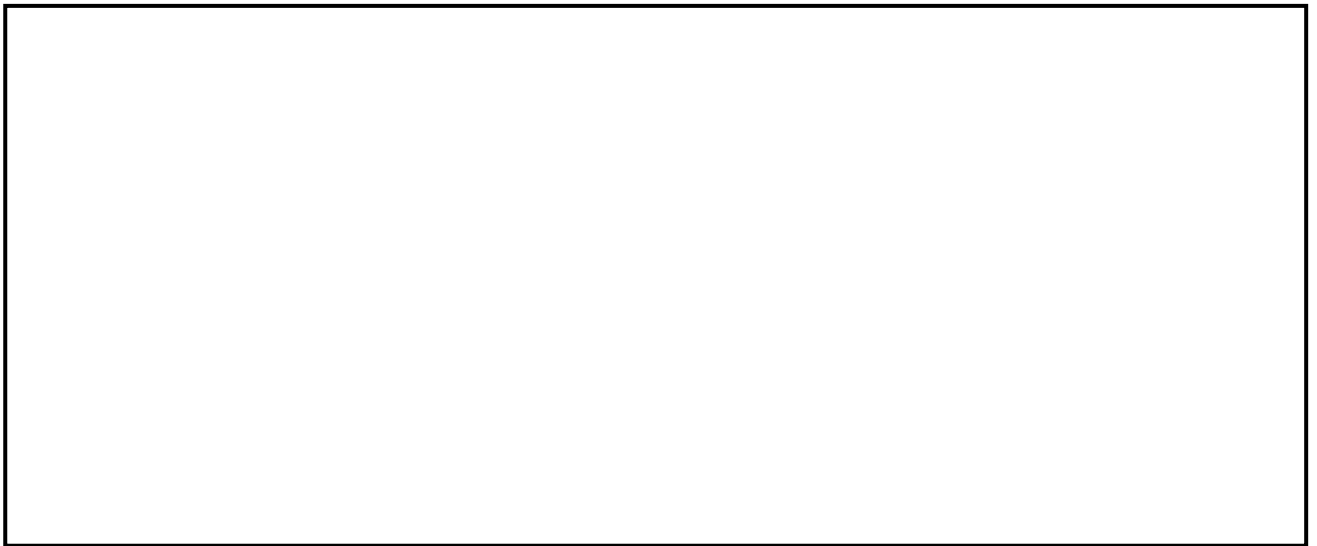
PDS	点推定値 (/炉年)	不確実さ分布(/炉年)				備考
		平均値	5%値	50%値	95%値	
AED	5.3E-09	5.1E-09	1.3E-10	1.6E-09	1.9E-08	対数正規分布
AEW	6.8E-08	6.3E-08	1.2E-09	1.7E-08	2.4E-07	
AEI	4.3E-08	4.0E-08	1.3E-09	1.4E-08	1.5E-07	
ALC	2.0E-08	1.9E-08	1.7E-10	3.5E-09	7.3E-08	
SED	2.0E-04	2.0E-04	4.7E-06	6.0E-05	7.6E-04	
SEW	3.4E-09	3.3E-09	1.8E-11	4.7E-10	1.2E-08	
SEI	1.3E-06	1.4E-06	1.6E-08	3.0E-07	5.4E-06	
SLW	1.7E-07	1.6E-07	1.3E-09	2.8E-08	6.0E-07	
SLI	3.7E-09	3.8E-09	5.6E-11	9.1E-10	1.5E-08	
SLC	6.2E-08	5.3E-08	4.9E-10	1.0E-08	2.0E-07	
TED	1.1E-05	1.0E-05	1.2E-06	6.1E-06	3.2E-05	
TEW	1.3E-08	1.2E-08	8.7E-10	6.0E-09	4.2E-08	
TEI	1.3E-05	1.3E-05	2.1E-06	8.6E-06	3.6E-05	
V	3.0E-11	3.1E-11	1.1E-13	3.5E-12	1.1E-10	
G	3.9E-07	3.5E-07	6.6E-09	9.4E-08	1.3E-06	

注) 不確実さ分布は平均値と EF に基づいて設定。

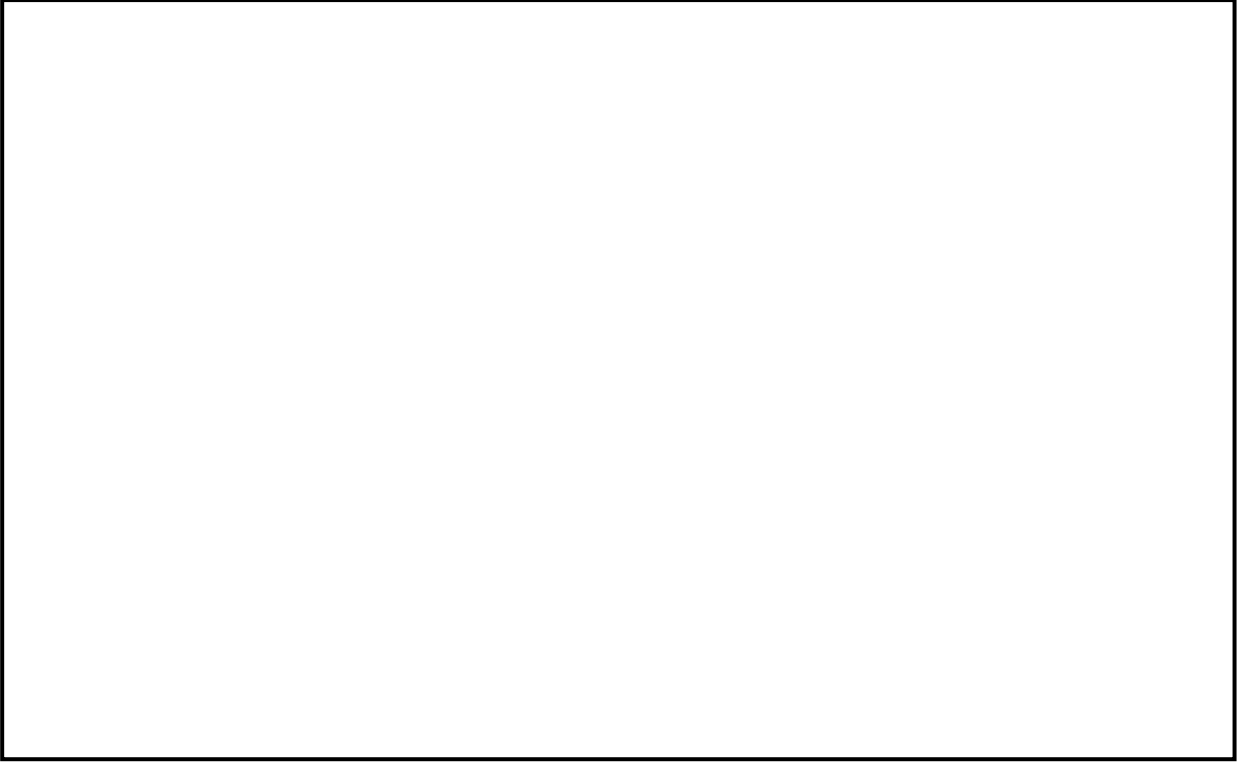
第 4.1-25 表 分岐確率の不確かさ分布 (CI) (1/18)



第 4.1-25 表 分岐確率の不確かさ分布 (FD) (2/18)



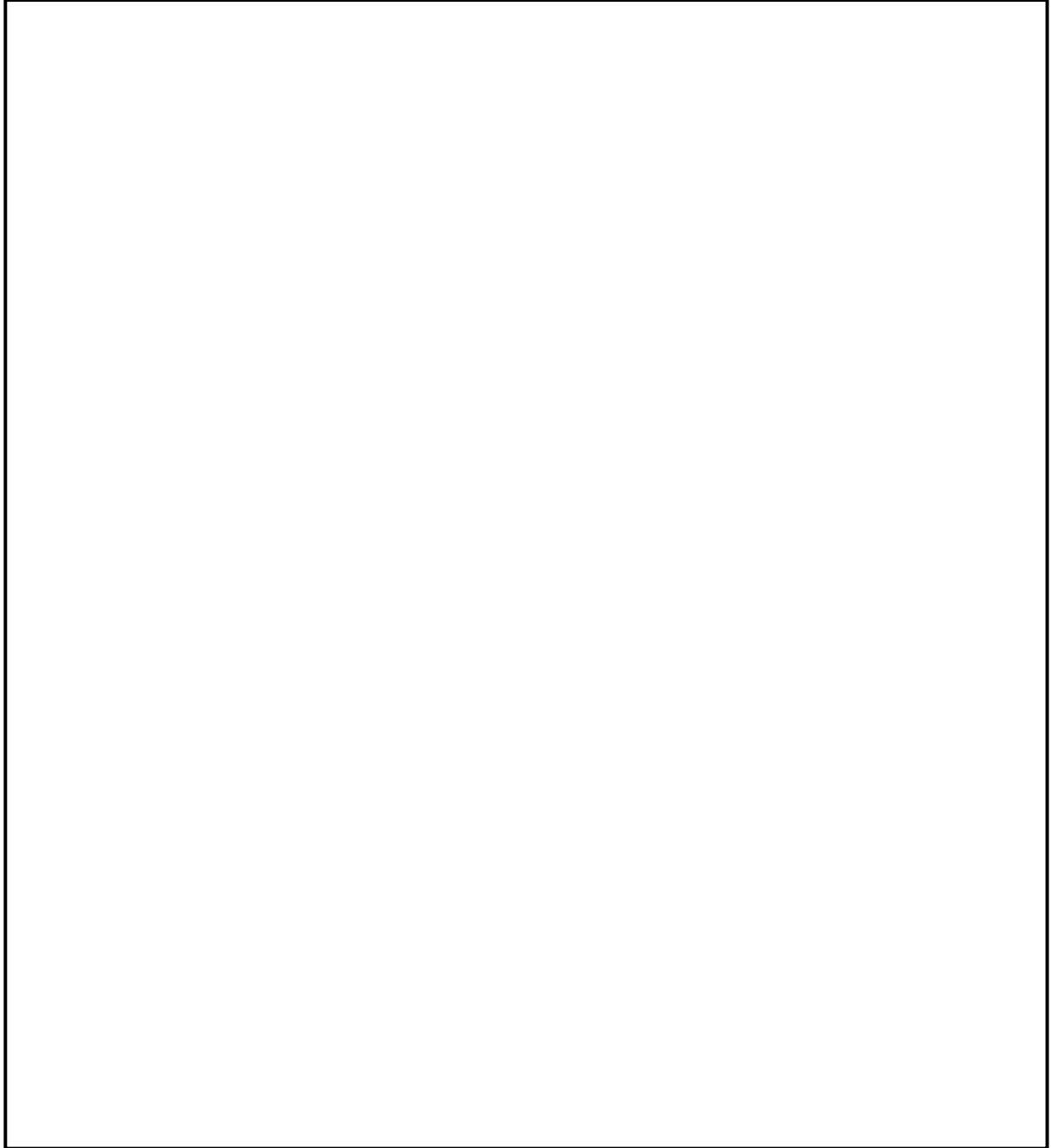
第 4.1-25 表 分岐確率の不確かさ分布 (BP) (3/18)



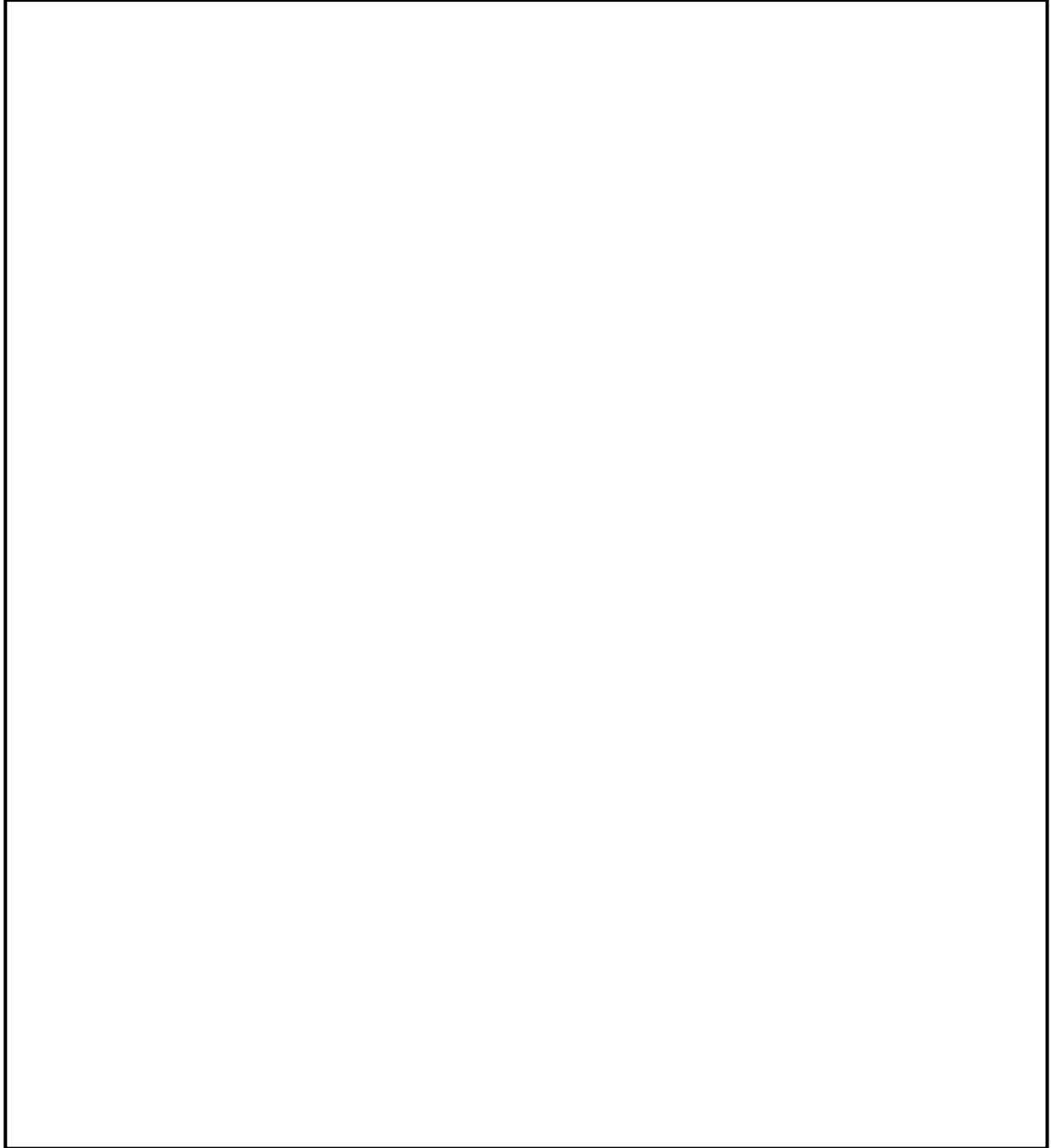
第 4.1-25 表 分岐確率の不確かさ分布 (ISX) (4/18)



第 4.1-25 表 分岐確率の不確かさ分布 (HB1) (5/18)



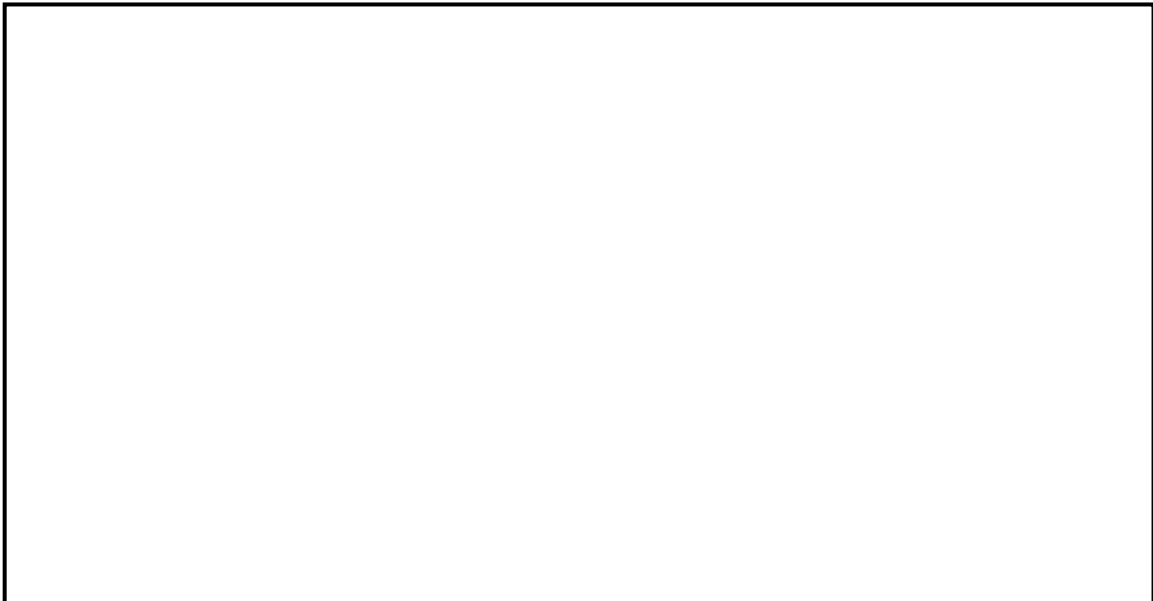
第 4.1-25 表 分岐確率の不確かさ分布 (OP1) (6/18)



第 4.1-25 表 分岐確率の不確かさ分布 (RV) (7/18)



第 4.1-25 表 分岐確率の不確かさ分布 (RPV) (8/18)



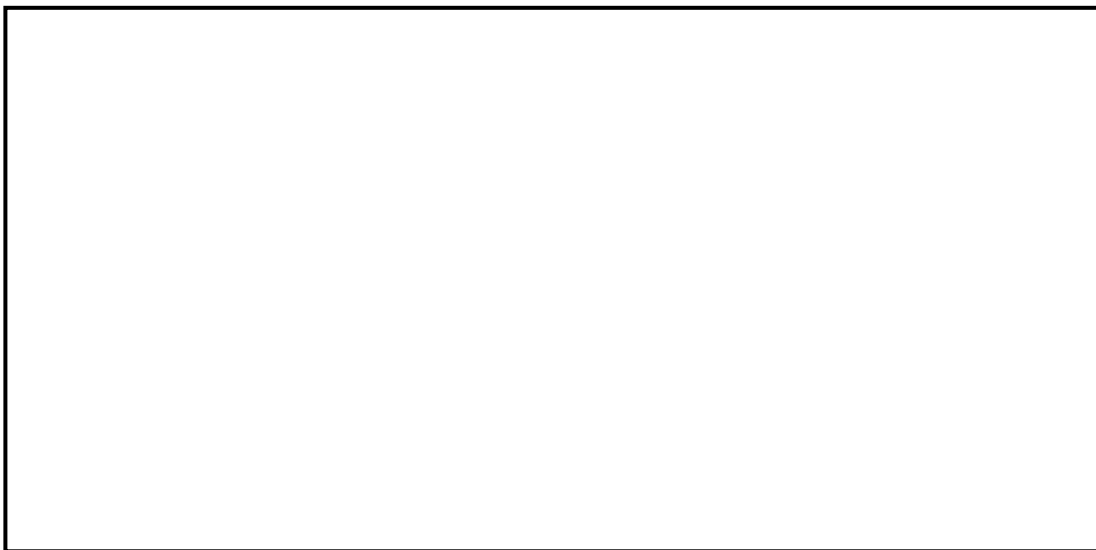
第 4.1-25 表 分岐確率の不確かさ分布 (DC) (9/18)



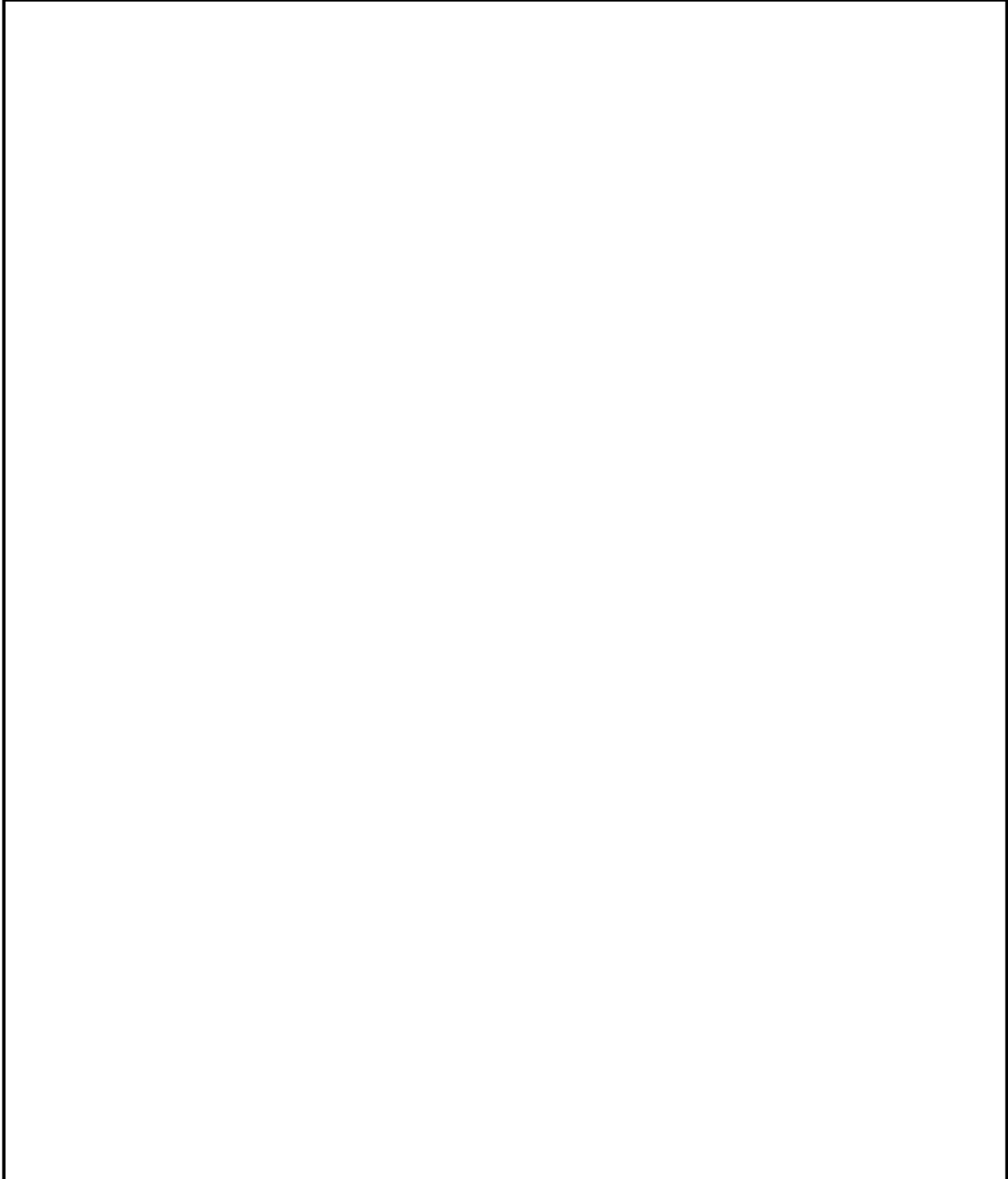
第 4.1-25 表 分岐確率の不確かさ分布 (ESX) (10/18)



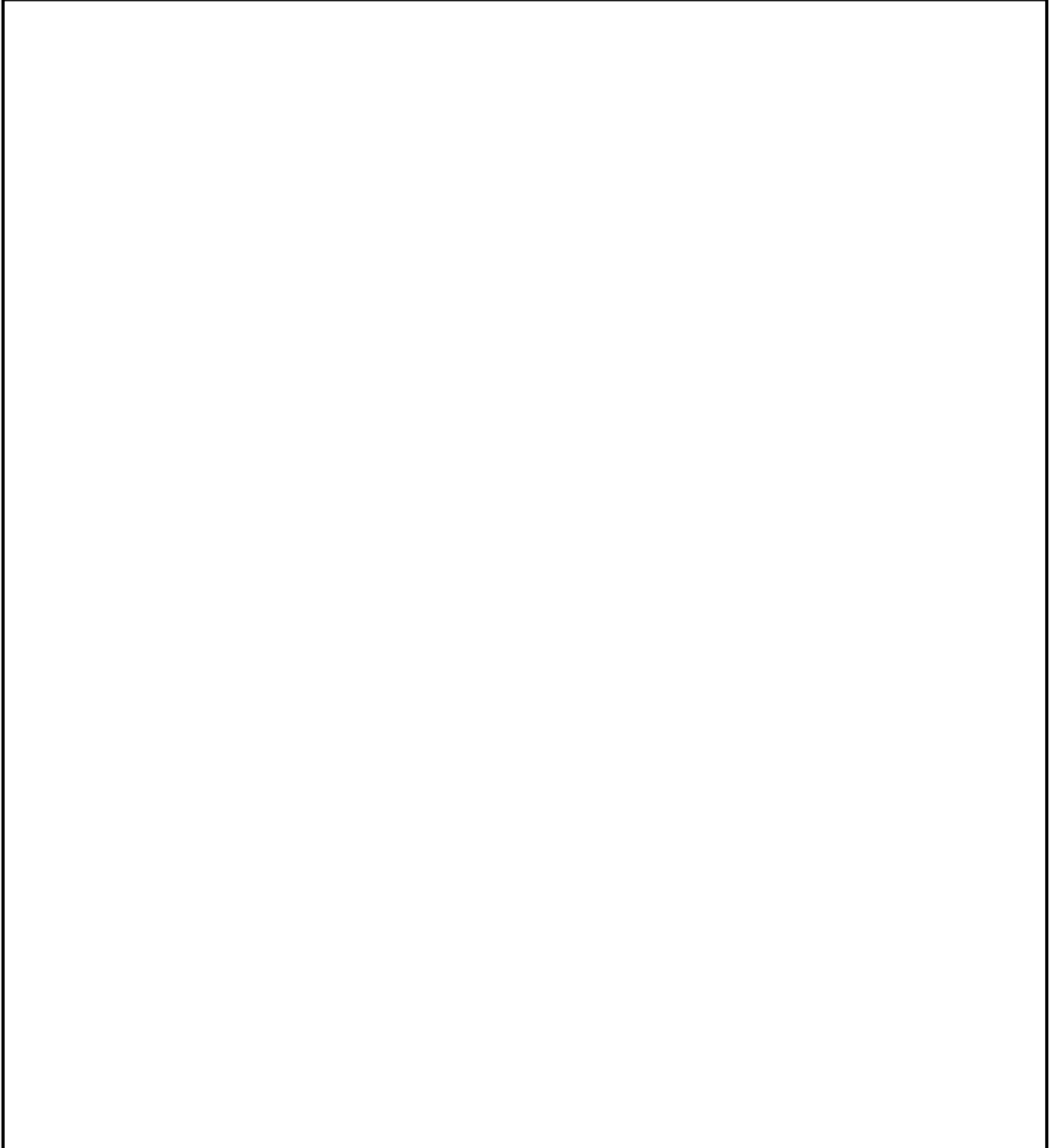
第 4.1-25 表 分岐確率の不確かさ分布 (DCH) (11/18)



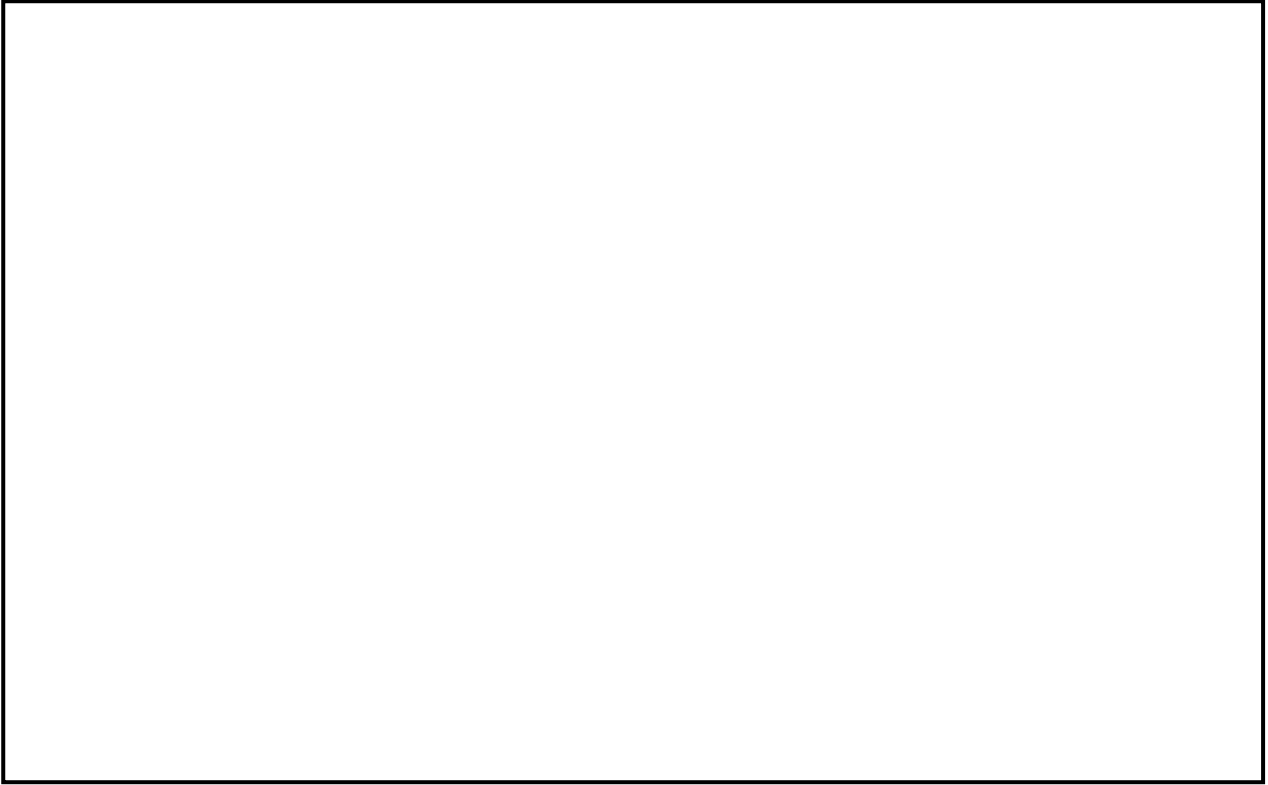
第 4.1-25 表 分岐確率の不確かさ分布 (HB2) (12/18)



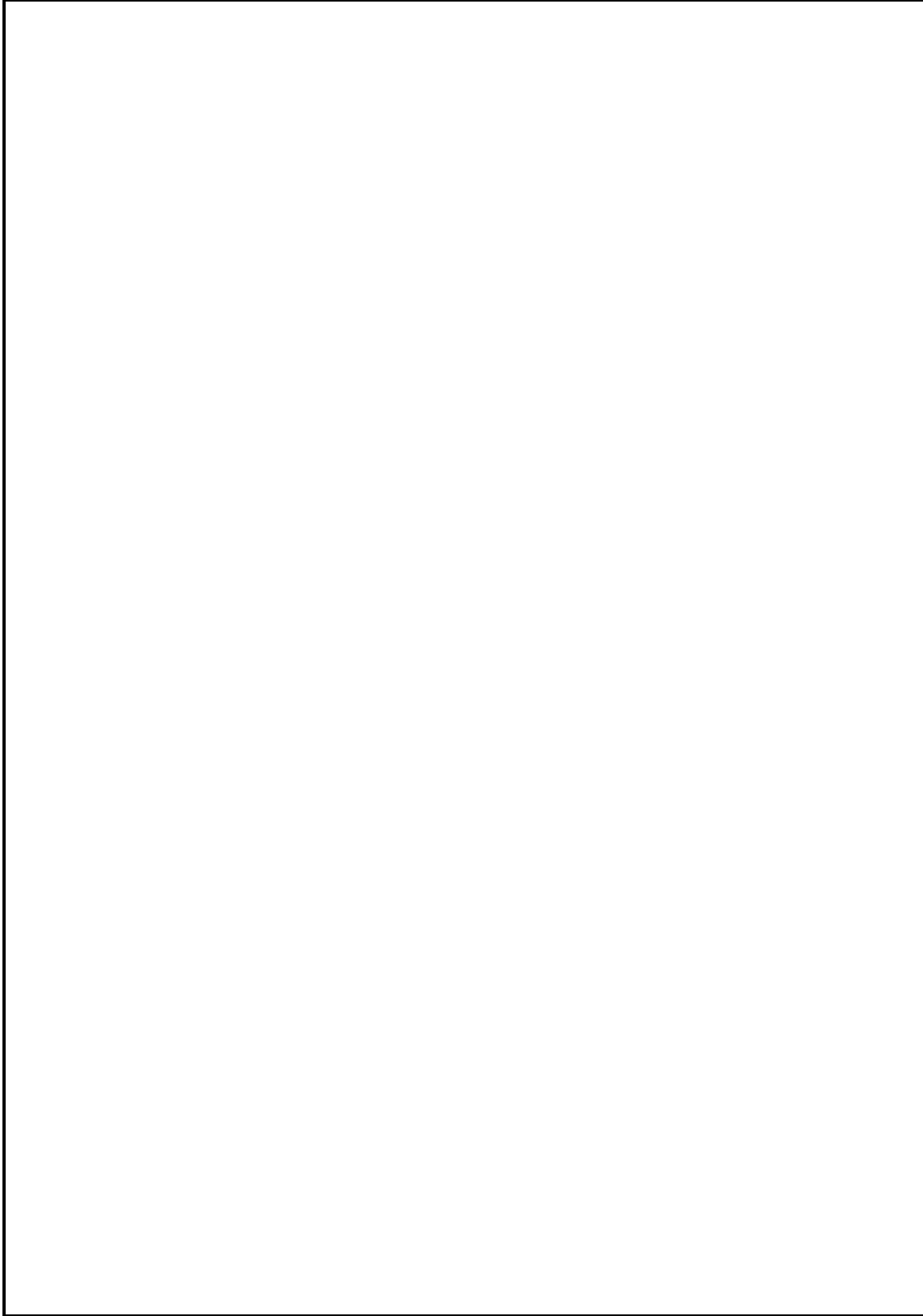
第 4.1-25 表 分岐確率の不確かさ分布 (OP2) (13/18)



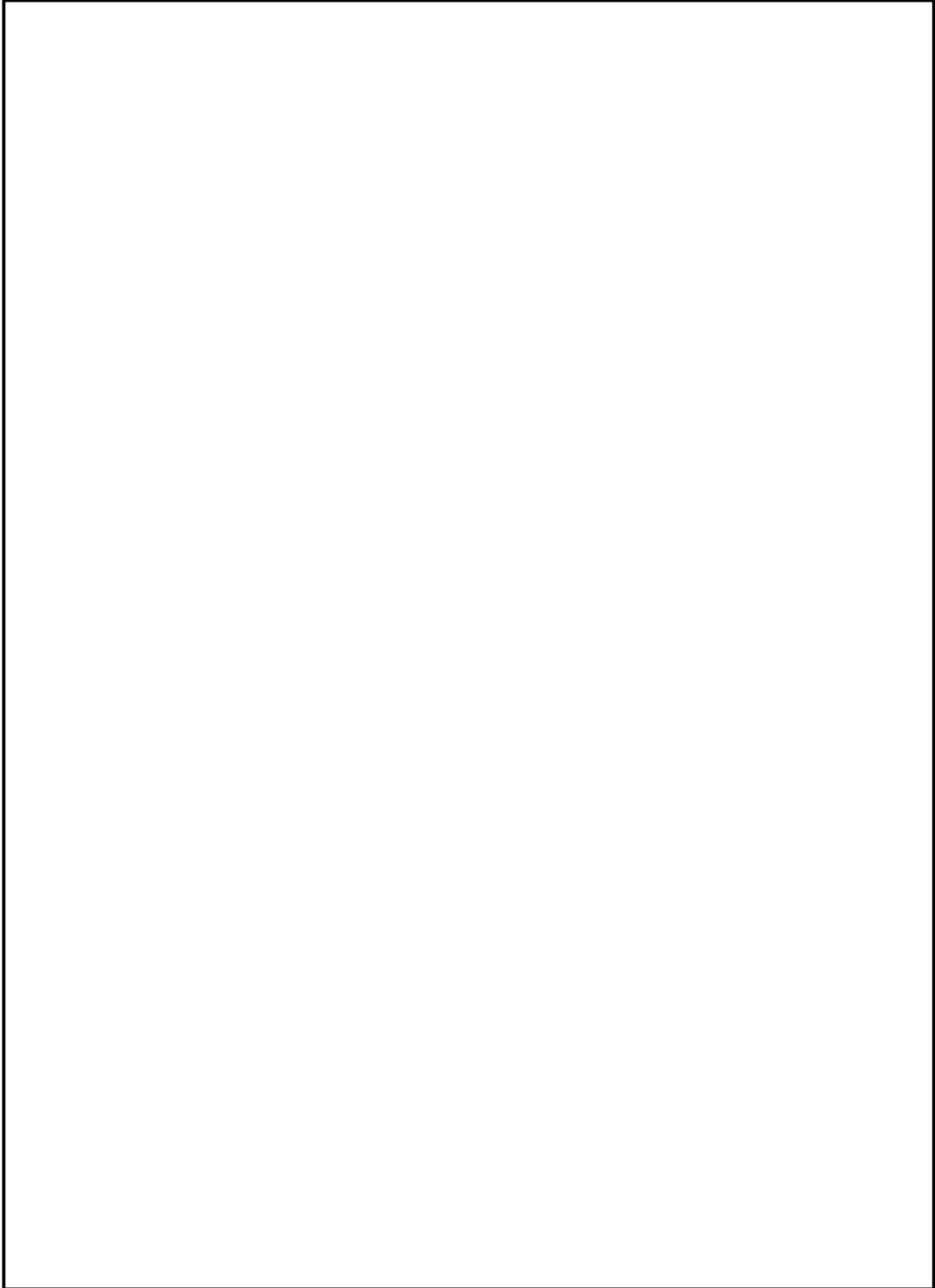
第 4.1-25 表 分岐確率の不確かさ分布 (NCC) (14/18)



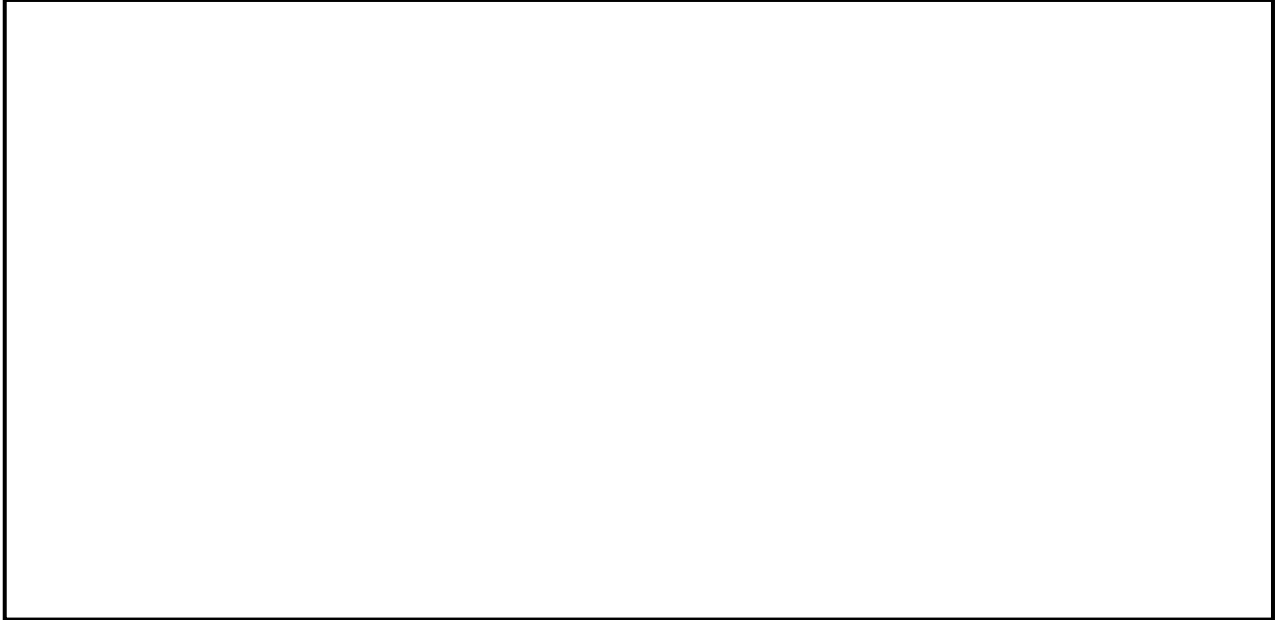
第 4.1-25 表 分岐確率の不確かさ分布 (HB3) (15/18)



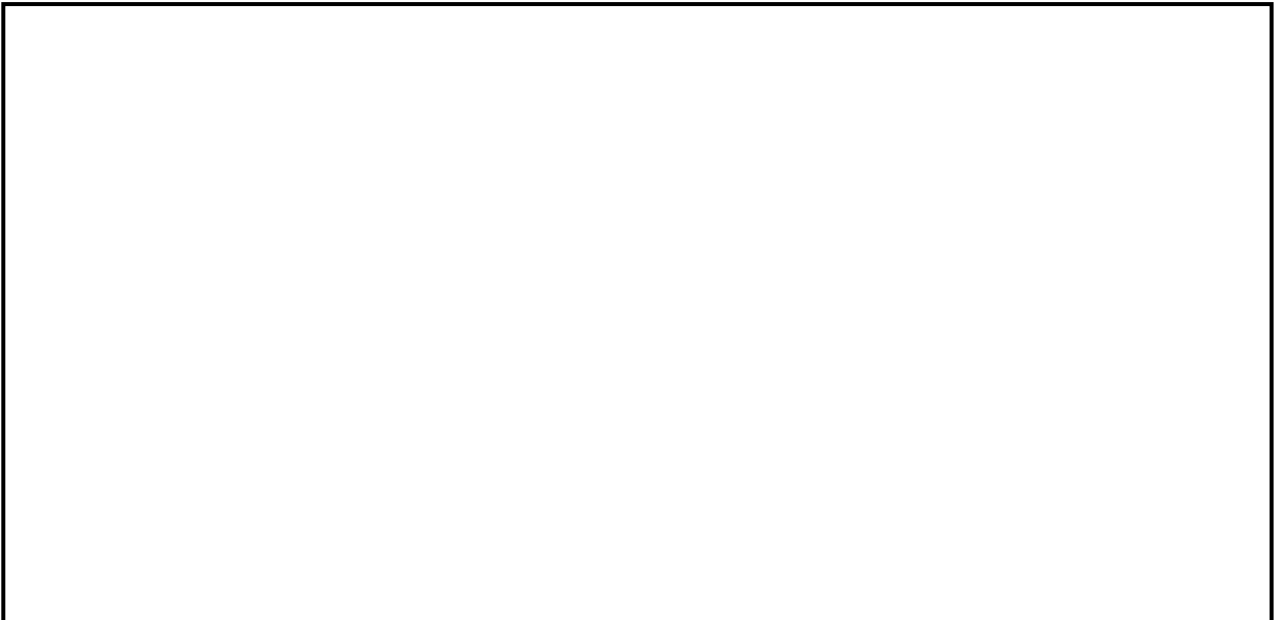
第 4.1-25 表 分岐確率の不確かさ分布 (OP3) (16/18)



第 4.1-25 表 分岐確率の不確かさ分布 (BM) (17/18)



第 4.1-25 表 分岐確率の不確かさ分布 (OT) (18/18)



第 4.1-26 表 プラント損傷状態別条件付き格納容器破損確率

プラント 損傷状態	条件付き格納容器破損確率 (－)				
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値
AED	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
AEW	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
AEI	0.008	0.019	0.762	0.078	0.020
ALC	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
SED	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
SEW	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
SEI	0.005	0.020	0.867	0.088	0.006
SLW	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
SLI	0.005	0.019	0.889	0.087	0.006
SLC	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
TED	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
TEW	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
TEI	0.014	0.100	0.113	0.078	0.081
V	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
G	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000

第 4.1-27 表 プラント損傷状態別格納容器破損頻度

プラント 損傷状態	格納容器破損頻度 (／炉年)				
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値
AED	1.3E-10	1.6E-09	1.9E-08	4.9E-09	5.3E-09
AEW	1.2E-09	1.7E-08	2.4E-07	6.2E-08	6.8E-08
AEI	2.3E-11	3.1E-10	1.0E-08	3.2E-09	8.7E-10
ALC	1.7E-10	3.5E-09	7.2E-08	1.8E-08	2.0E-08
SED	4.6E-06	5.9E-05	7.5E-04	1.9E-04	2.0E-04
SEW	1.8E-11	4.6E-10	1.2E-08	3.3E-09	3.4E-09
SEI	2.2E-10	7.0E-09	2.8E-07	8.8E-08	7.3E-09
SLW	1.3E-09	2.8E-08	5.9E-07	1.5E-07	1.7E-07
SLI	7.5E-13	1.8E-11	1.2E-09	2.5E-10	2.1E-11
SLC	4.9E-10	9.9E-09	2.0E-07	5.2E-08	6.2E-08
TED	1.2E-06	6.1E-06	3.2E-05	1.0E-05	1.1E-05
TEW	8.7E-10	6.0E-09	4.2E-08	1.2E-08	1.3E-08
TEI	5.0E-08	5.2E-07	3.4E-06	9.8E-07	1.0E-06
V	1.1E-13	3.5E-12	1.0E-10	3.1E-11	3.0E-11
G	6.5E-09	9.4E-08	1.3E-06	3.4E-07	3.9E-07
合計	1.2E-05	7.4E-05	7.7E-04	2.1E-04	2.1E-04

第 4.1-28 表 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

格納容器 破損モード	格納容器破損頻度 (／炉年)				
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値
α	1.2E-10	1.0E-09	5.6E-09	1.7E-09	1.7E-09
β	9.4E-08	4.1E-07	3.9E-06	1.1E-06	1.1E-06
γ	4.6E-11	3.0E-10	4.6E-09	2.0E-09	3.5E-10
γ'	4.5E-11	3.0E-10	8.3E-09	7.3E-09	3.3E-10
γ''	6.0E-10	1.4E-08	1.7E-07	4.5E-08	6.7E-08
δ	9.7E-06	6.6E-05	6.7E-04	1.8E-04	2.0E-04
ε	8.6E-07	6.5E-06	7.0E-05	1.9E-05	1.8E-06
θ	2.2E-09	2.1E-08	2.6E-07	7.0E-08	8.2E-08
η	4.5E-11	4.0E-10	7.5E-09	2.8E-09	1.3E-09
σ	2.8E-09	4.6E-08	1.2E-06	4.5E-07	2.0E-06
ν	1.1E-13	3.5E-12	1.0E-10	3.1E-11	3.0E-11
g	1.6E-08	2.1E-07	2.2E-06	6.5E-07	4.5E-07
τ	2.8E-09	2.8E-08	6.7E-07	2.1E-07	2.0E-06
μ	3.1E-11	3.3E-10	6.4E-09	2.1E-09	2.0E-08
合計	1.2E-05	7.4E-05	7.6E-04	2.1E-04	2.1E-04

第 4.1-29 表 格納容器破損カテゴリー別格納容器破損頻度

格納容器破損カテゴリー	格納容器破損頻度 (／炉年)				
	5%値	50%値	95%値	平均値	点推定値
水蒸気（崩壊熱）による過圧	9.8E-06	6.6E-05	6.7E-04	1.8E-04	2.1E-04
コンクリート侵食	8.6E-07	6.5E-06	7.0E-05	1.9E-05	1.8E-06
漏えい箇所の隔離機能喪失	1.6E-08	2.1E-07	2.2E-06	6.5E-07	4.5E-07
可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.4E-09	1.8E-08	2.1E-07	5.4E-08	6.8E-08
格納容器隔離機能喪失	9.4E-08	4.1E-07	3.9E-06	1.1E-06	1.1E-06
水蒸気爆発	4.3E-10	1.9E-09	1.2E-08	4.5E-09	3.0E-09
貫通部過温	2.8E-09	2.8E-08	6.7E-07	2.1E-07	2.0E-06
格納容器への直接接触	3.1E-11	3.3E-10	6.4E-09	2.1E-09	2.0E-08
格納容器雰囲気直接加熱	2.8E-09	4.6E-08	1.2E-06	4.5E-07	2.0E-06
合計	1.2E-05	7.4E-05	7.6E-04	2.1E-04	2.1E-04

第 4.1-30 表 本 PRA と感度解析の変更点

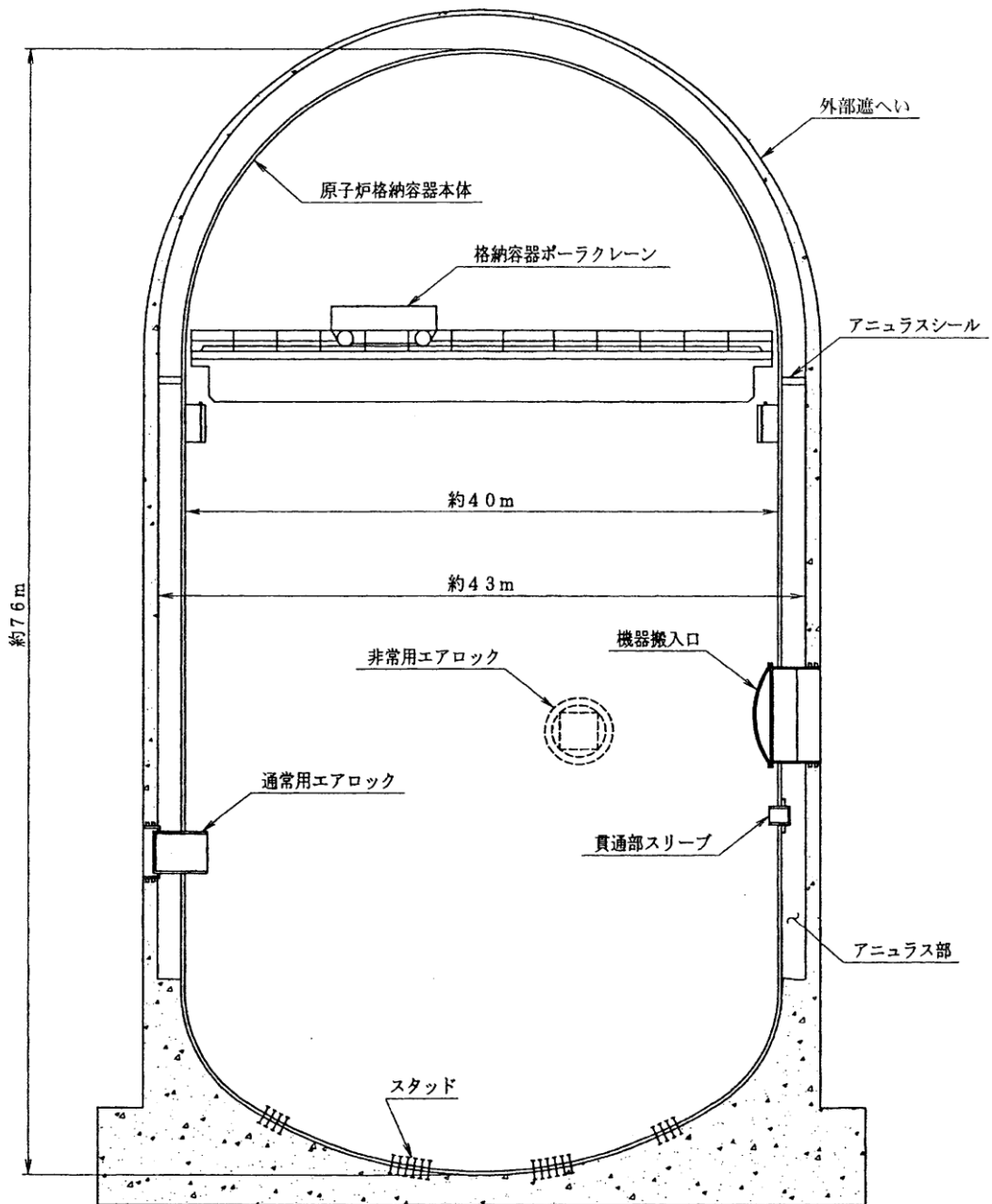
ヘディング：溶融物分散放出 (RPV)		
プラント損傷状態	本 PRA	感度解析
SED	□	□
SEW		
SEI		
SLW		
SLI		

第 4.1-31 表 プラント損傷状態別格納容器破損頻度

プラント 損傷状態	本 PRA 評価結果			感度解析結果		
	条件付き 格納容器 破損確率 (-)	格納容器 破損頻度 (1 / 炉年)	割合	条件付き 格納容器 破損確率 (-)	格納容器 破損頻度 (1 / 炉年)	割合
AED	1.00	5.3E-09	0.0%	1.00	5.3E-09	0.0%
AEW	1.00	6.8E-08	0.0%	1.00	6.8E-08	0.0%
AEI	0.02	8.7E-10	0.0%	0.02	8.7E-10	0.0%
ALC	1.00	2.0E-08	0.0%	1.00	2.0E-08	0.0%
SED	1.00	2.0E-04	94.1%	1.00	2.0E-04	94.1%
SEW	1.00	3.4E-09	0.0%	1.00	3.4E-09	0.0%
SEI	0.01	7.3E-09	0.0%	0.02	2.0E-08	0.0%
SLW	1.00	1.7E-07	0.1%	1.00	1.7E-07	0.1%
SLI	0.01	2.1E-11	0.0%	0.02	5.5E-11	0.0%
SLC	1.00	6.2E-08	0.0%	1.00	6.2E-08	0.0%
TED	1.00	1.1E-05	5.1%	1.00	1.1E-05	5.1%
TEW	1.00	1.3E-08	0.0%	1.00	1.3E-08	0.0%
TEI	0.08	1.0E-06	0.5%	0.08	1.0E-06	0.5%
V	1.00	3.0E-11	0.0%	1.00	3.0E-11	0.0%
G	1.00	3.9E-07	0.2%	1.00	3.9E-07	0.2%
合計	0.94	2.1E-04	100.0%	0.94	2.1E-04	100.0%

第 4.1-32 表 格納容器破損モード別、格納容器破損カテゴリー別格納容器破損頻度
 (表中左：本 PRA 解析結果、表中右：感度解析結果)

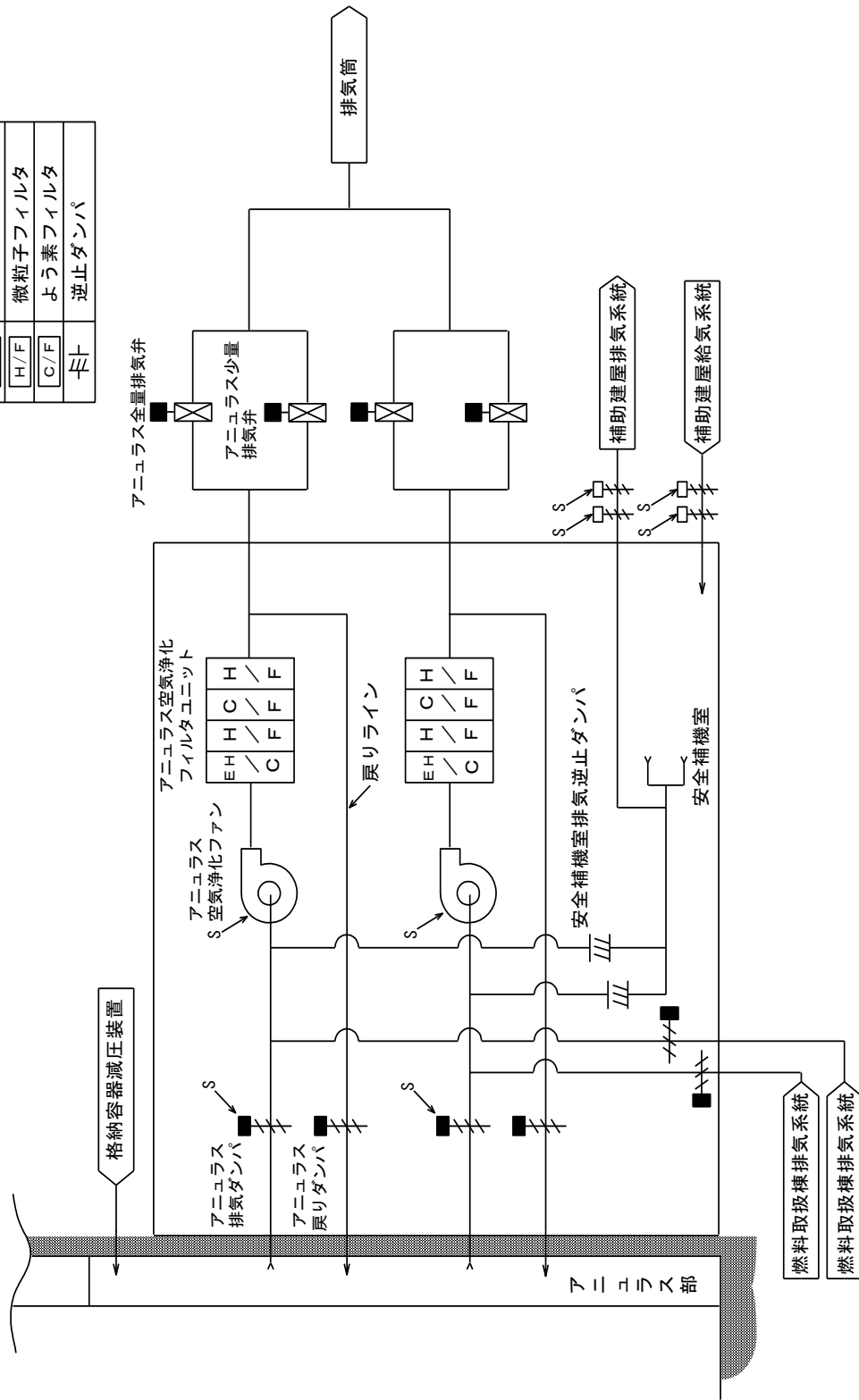
破損モード別	格納容器 破損頻度 (1/炉年)	割合	格納容器 破損頻度 (1/炉年)	割合
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.7E-09	0.0%	1.7E-09	0.0%
β (格納容器隔離失敗)	1.1E-06	0.5%	1.1E-06	0.5%
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	3.5E-10	0.0%	3.5E-10	0.0%
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	3.3E-10	0.0%	3.3E-10	0.0%
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	6.7E-08	0.0%	6.8E-08	0.0%
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	2.0E-04	96.4%	2.0E-04	92.7%
ε (ベースマット溶融貫通)	1.8E-06	0.9%	1.2E-05	5.5%
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	8.2E-08	0.0%	8.2E-08	0.0%
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.3E-09	0.0%	8.5E-09	0.0%
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	2.0E-06	1.0%	1.1E-06	0.5%
ν (インターフェイスシステムLOCA)	3.0E-11	0.0%	3.0E-11	0.0%
g (蒸気発生器伝熱管破損)	4.5E-07	0.2%	4.5E-07	0.2%
τ (過温破損)	2.0E-06	0.9%	1.0E-06	0.5%
μ (溶融物直接接触)	2.0E-08	0.0%	1.0E-08	0.0%
カテゴリー別				
水蒸気(崩壊熱)による過圧	2.1E-04	96.5%	2.0E-04	92.8%
コンクリート侵食	1.8E-06	0.9%	1.2E-05	5.5%
漏えい箇所の隔離機能喪失	4.5E-07	0.2%	4.5E-07	0.2%
可燃性ガスの高濃度での燃焼	6.8E-08	0.0%	6.8E-08	0.0%
格納容器隔離機能喪失	1.1E-06	0.5%	1.1E-06	0.5%
水蒸気爆発	3.0E-09	0.0%	1.0E-08	0.0%
貫通部過温	2.0E-06	0.9%	1.0E-06	0.5%
格納容器への直接接触	2.0E-08	0.0%	1.0E-08	0.0%
格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	1.0%	1.1E-06	0.5%
合計	2.1E-04	100.0%	2.1E-04	100.0%



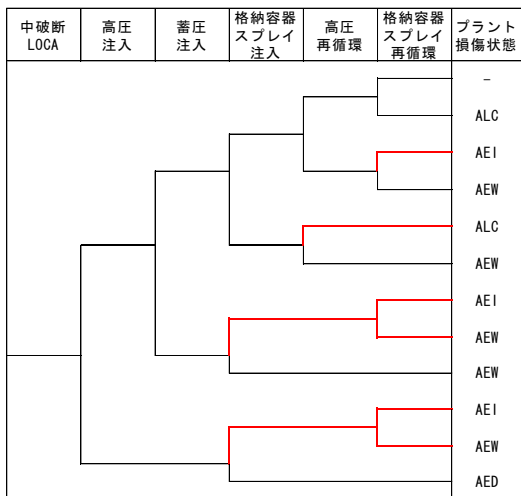
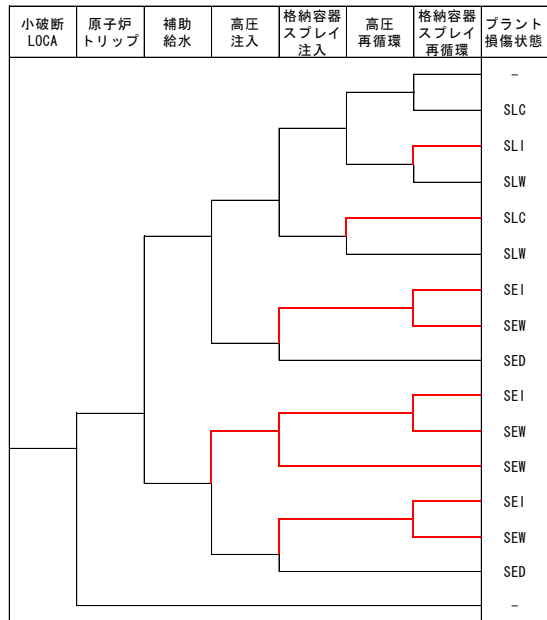
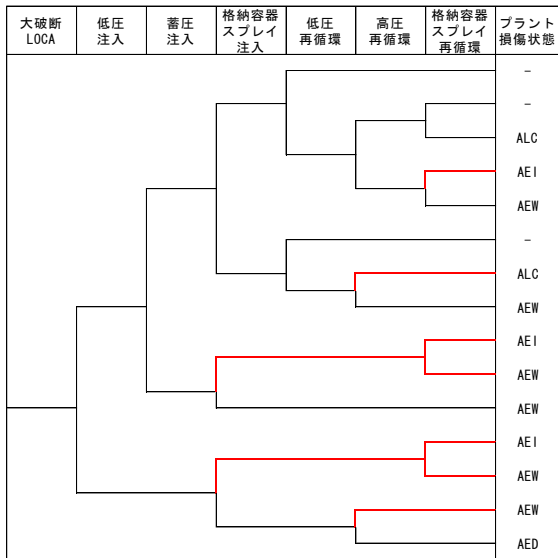
第 4.1-1 図 原子炉格納施設の構造概要図

凡 例

EH/C	電気加熱コイル
H/F	微粒子フィルタ
C/F	よう素フィルタ
≡	逆止ダンパ



第 4.1-2 図 アニュラス空気浄化設備の系統図



第 4.1-3 図 レベル 1.5PRA 評価用のレベル 1 PRA イベントツリー (1/2)

補機冷却水の喪失	原子炉トリップ	補助給水	加圧器逃がし弁・安全弁 LOCA	RCP シール LOCA	プラント損傷状態
					-
					SED
					SED
					TED
					-

蒸気発生器伝熱管破損	原子炉トリップ	補助給水	破損SG隔離	プラント損傷状態
				G
				G
				-

外部電源喪失	原子炉トリップ	非常用所内電源	補助給水	格納容器スプレイ注入	格納容器スプレイ再循環	プラント損傷状態
						-
						TEI
						TEW
						TED
						TED
						-

主給水喪失過渡事象	原子炉トリップ	補助給水	格納容器スプレイ注入	格納容器スプレイ再循環	プラント損傷状態
					TEI
					TEW
					TED
					-

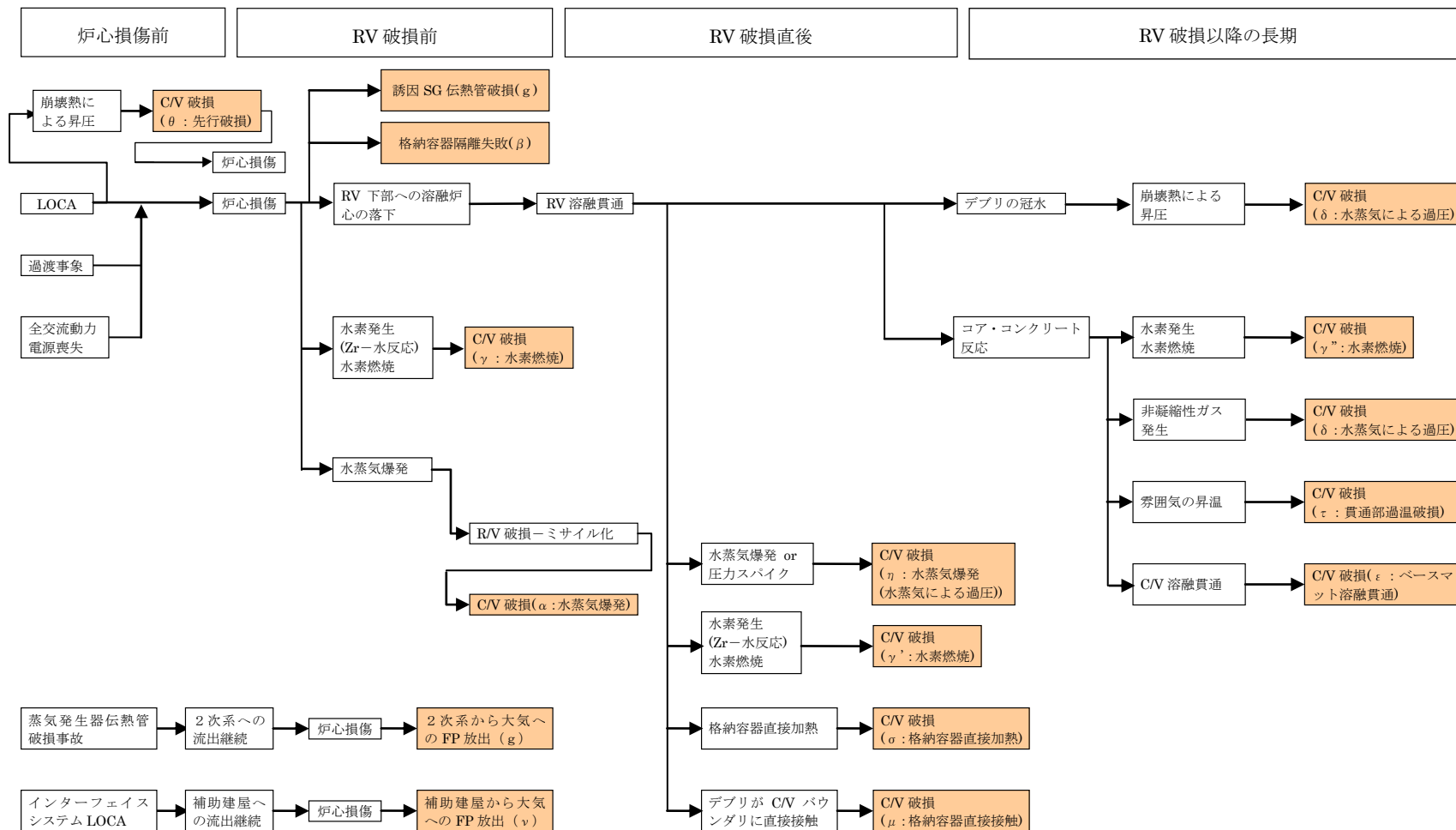
2次冷却系の破断	原子炉トリップ	主蒸気隔離	補助給水	格納容器スプレイ注入	格納容器スプレイ再循環	プラント損傷状態
						-
						TEI
						TEW
						TED
						TEI
						TEW
						TED
						-

インターフェイスシステム LOCA	原子炉トリップ	プラント損傷状態
		V
		-

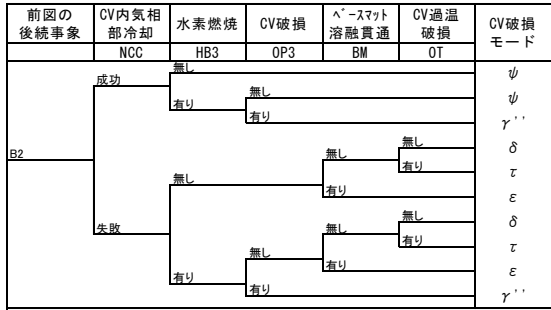
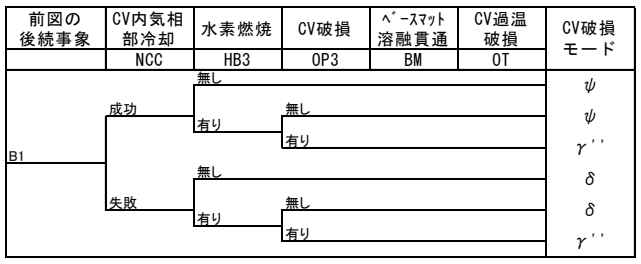
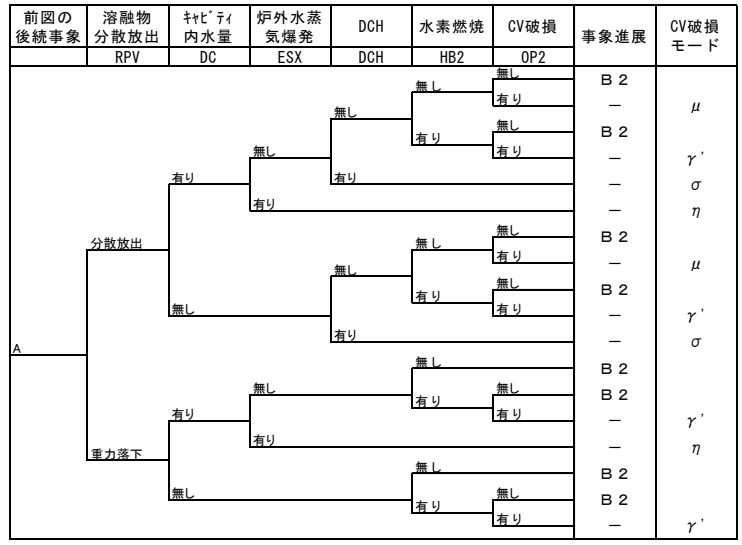
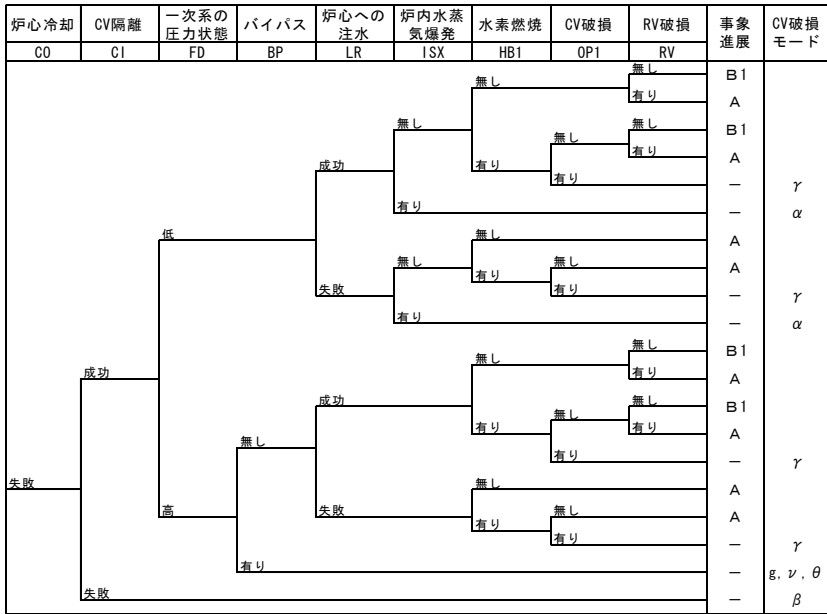
手動停止	補助給水	格納容器スプレイ注入	格納容器スプレイ再循環	プラント損傷状態
				-
				TEI
				TEW
				TED

ATWS	格納容器スプレイ注入	格納容器スプレイ再循環	プラント損傷状態
			TEI
			TEW
			TED

第 4.1-3 図 レベル 1.5PRA 評価用のレベル 1 PRA イベントツリー (2/2)



第 4.1-4 図 PWR のシビアアクシデントで考えられる事故進展

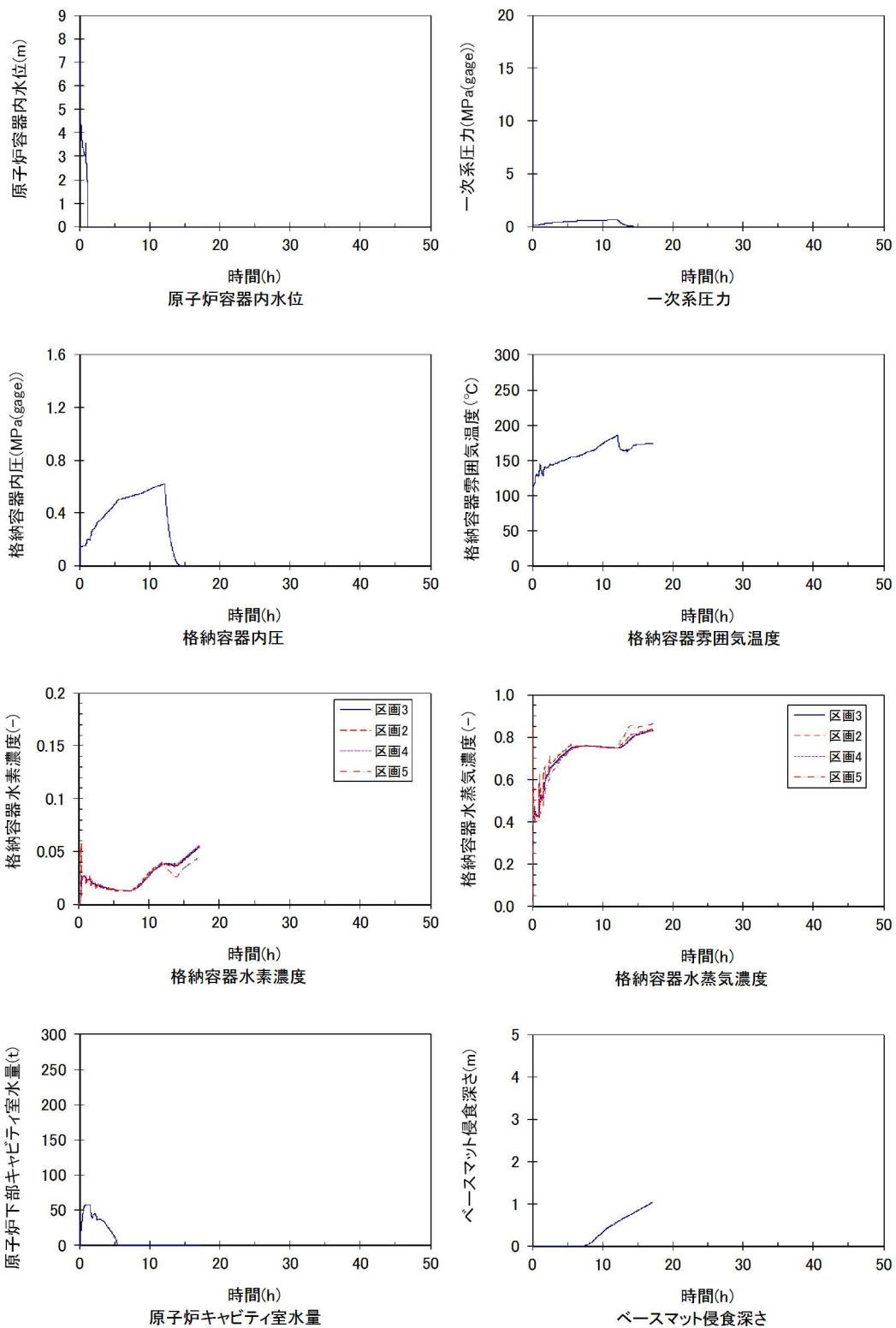


(注1) 事故進展の-は、その時点での格納容器破損を意味する。

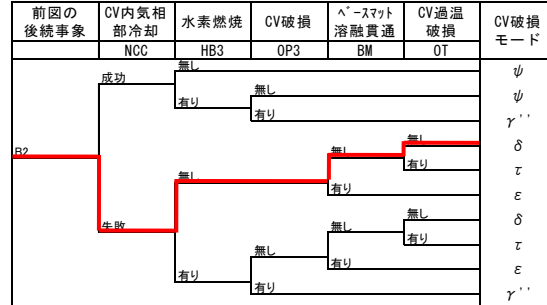
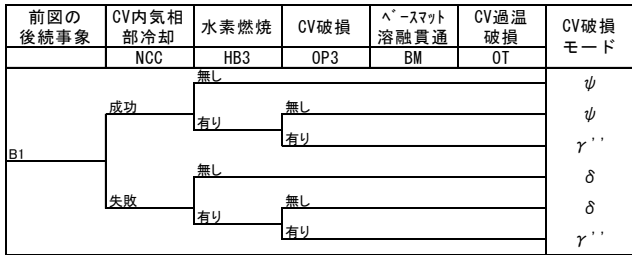
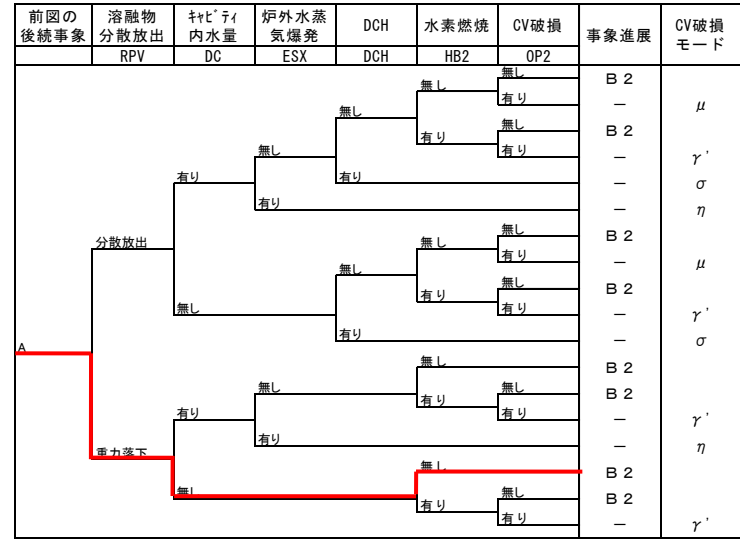
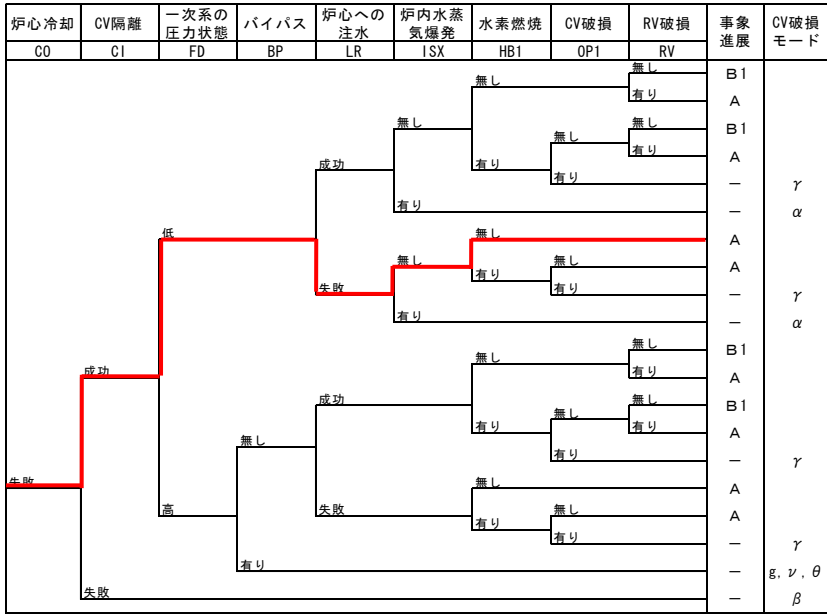
- (注2) 格納容器破損モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器隔離失敗
 γ, γ', γ'' = 水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ε = デブリ・コンクリート相互作用によるベースマッソ熔融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スパイクによる破損
 μ = 格納容器雰囲気直接加熱による破損
 ν = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
 σ = 余熱除去系隔離弁LOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
 τ = 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
 ψ = 格納容器貫通部過温破損
 φ = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

(注3) A : 原子炉容器破損有り
 B1 : 原子炉容器破損無し
 B2 : 原子炉容器破損有り

第 4.1-5 図 格納容器イベントツリー



第 4.1-6 図 代表的な物理量の時間変化 (AED) (1/12)

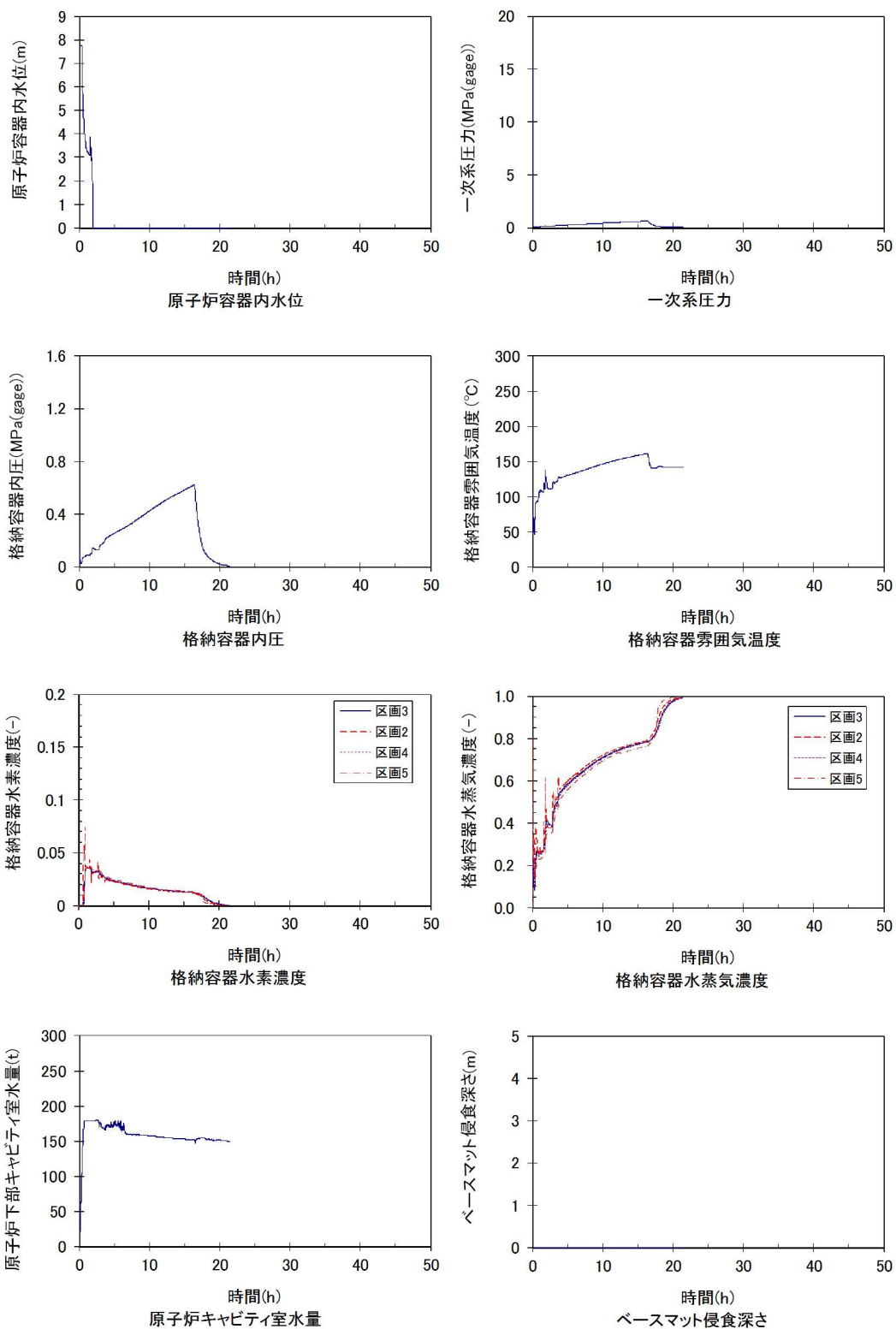


(注1) 事象進展の-は、その時点での格納容器破損を意味する。

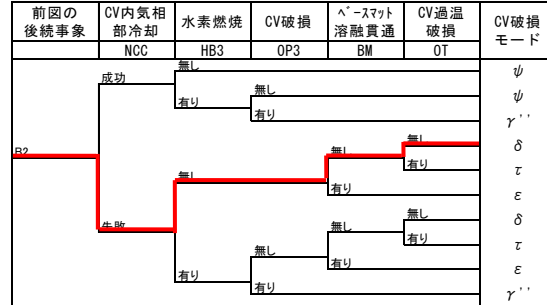
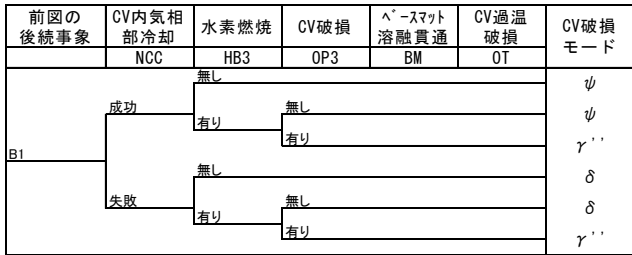
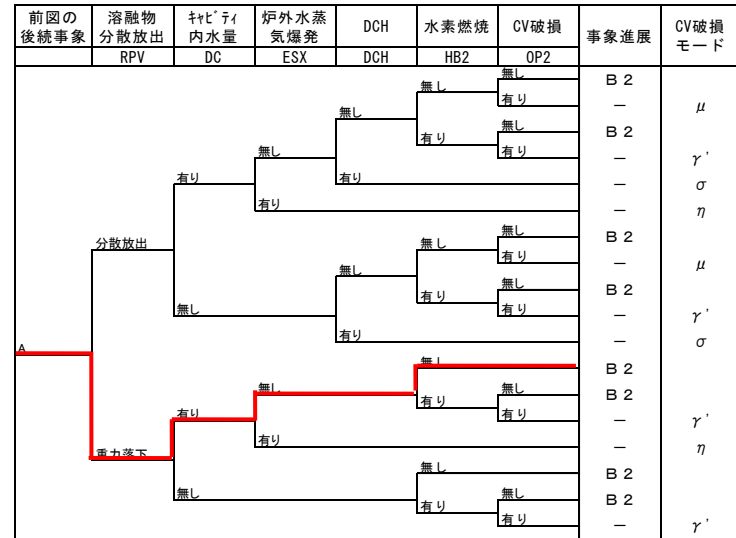
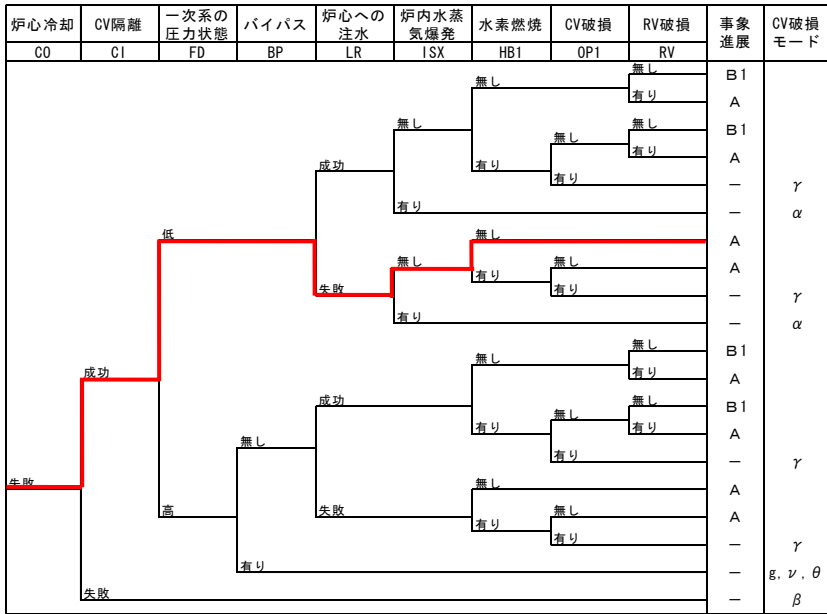
(注2) 格納容器破損モード:
α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
β = 格納容器隔離失敗
γ、γ'、γ'' = 水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破損
δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
ε = デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット熔融貫通
θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
η = 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スパイクによる破損
σ = 格納容器雰囲気直接加熱による破損
g = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
v = 余熱除去系隔離弁LOA後の炉心損傷による格納容器バイパス
μ = 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
τ = 格納容器貫通部過温破損
ψ = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

(注3) A : 原子炉容器破損有り
B1: 原子炉容器破損無し
B2: 原子炉容器破損有り

第 4.1-6 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (AED) (2/12)



第 4.1-6 図 代表的な物理量の時間変化 (AEW) (3/12)

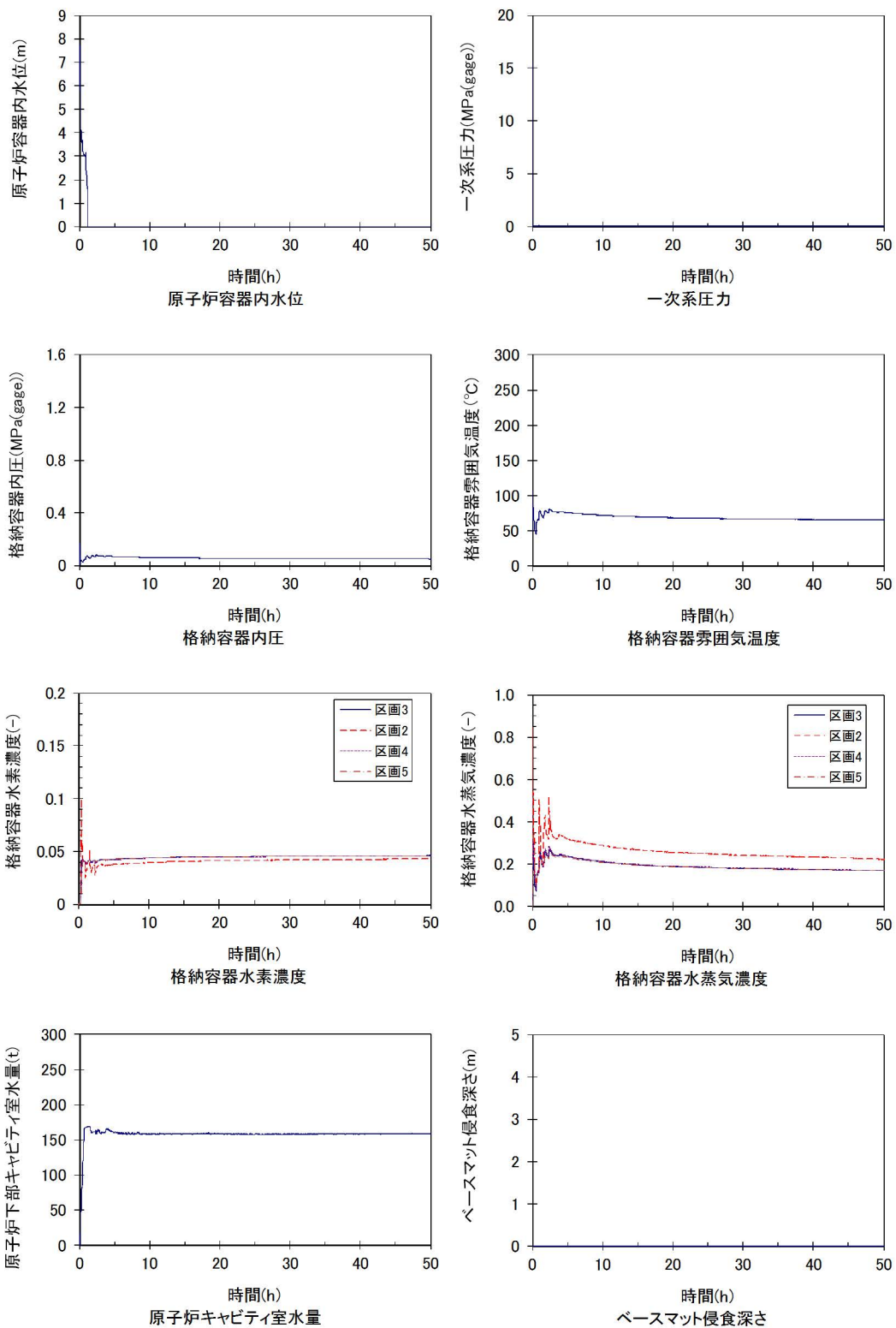


(注1) 事故進展の-は、その時点での格納容器破損を意味する。

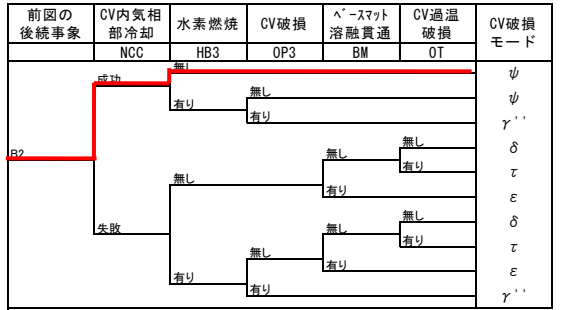
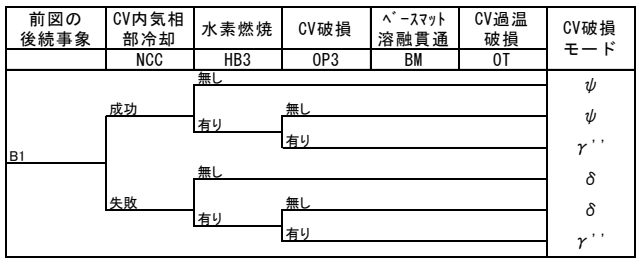
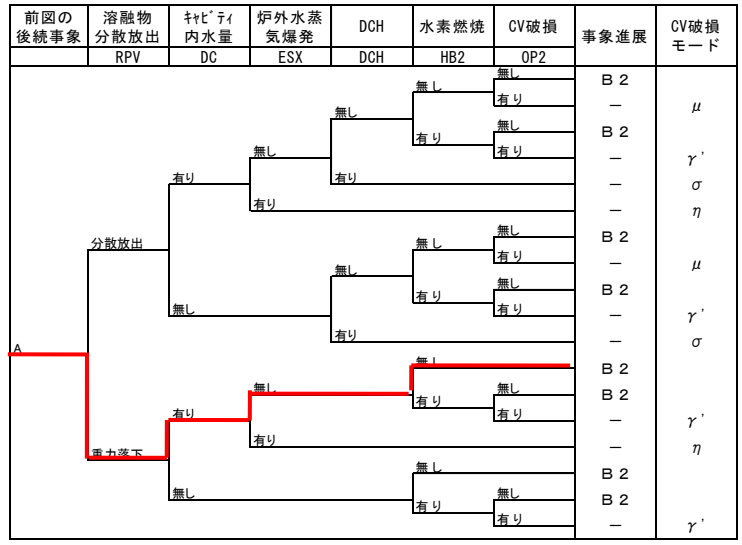
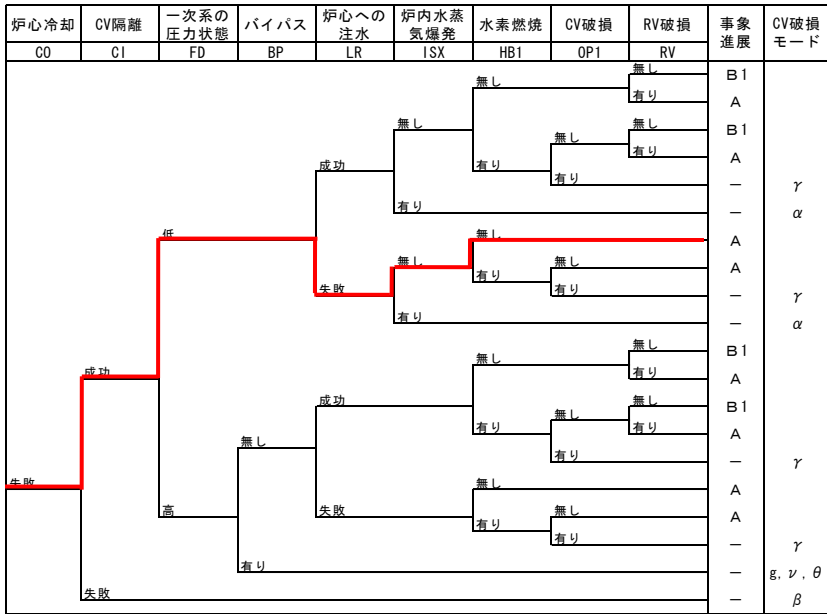
(注2) 格納容器破損モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器隔離失敗
 γ、γ'、γ'' = 水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ε = デブリ・コンクリート相互作用によるベースマツ熔融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スパイクによる破損
 σ = 格納容器雰囲気直接加熱による破損
 g = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
 v = 余熱除去系隔離弁LOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
 μ = 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
 τ = 格納容器貫通部過温破損
 ψ = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

(注3) A : 原子炉容器破損有り
 B1: 原子炉容器破損無し
 B2: 原子炉容器破損有り

第 4.1-6 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (AEW) (4/12)



第 4.1-6 図 代表的な物理量の時間変化 (AEI) (5/12)

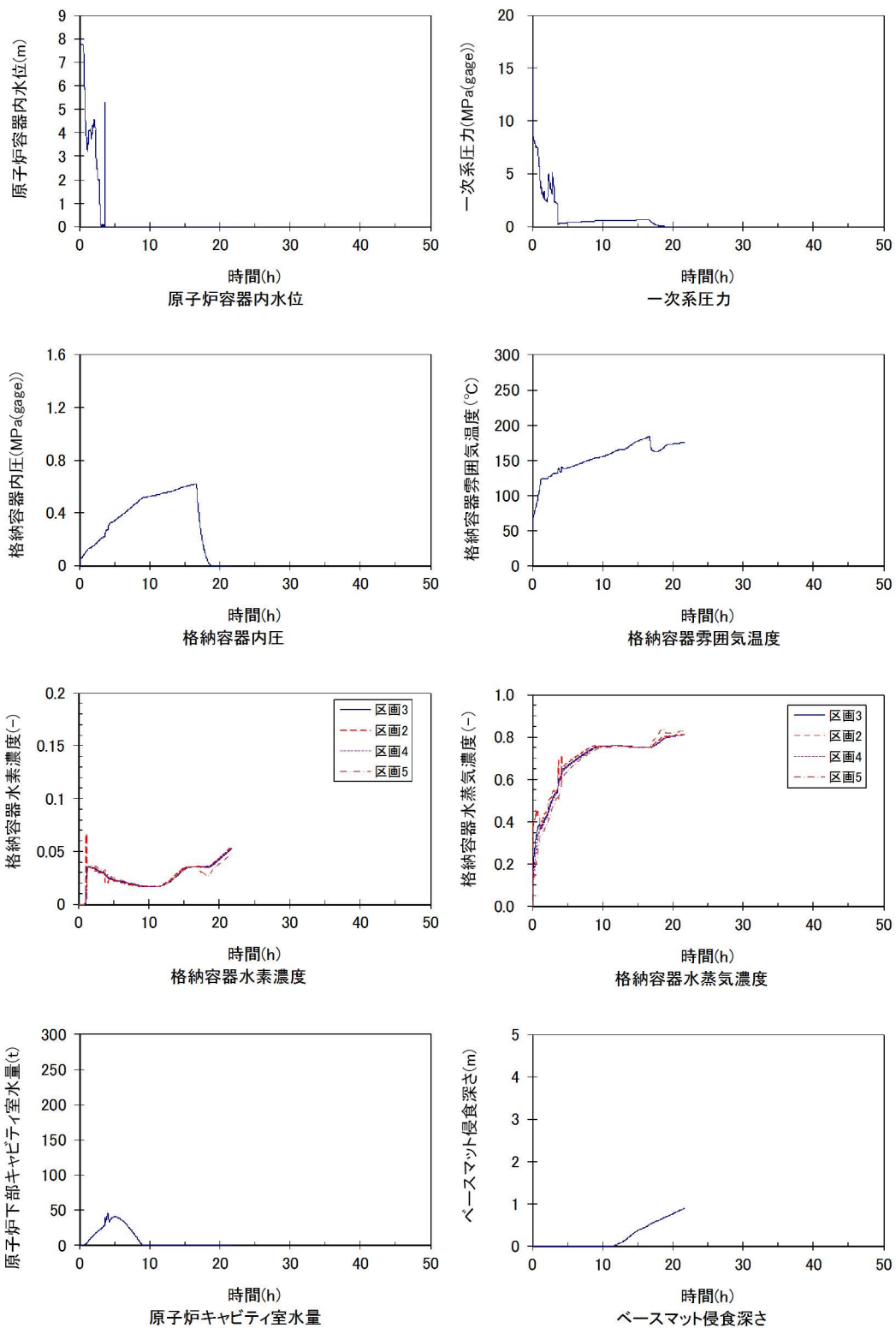


(注1) 事故進展の-は、その時点での格納容器破損を意味する。

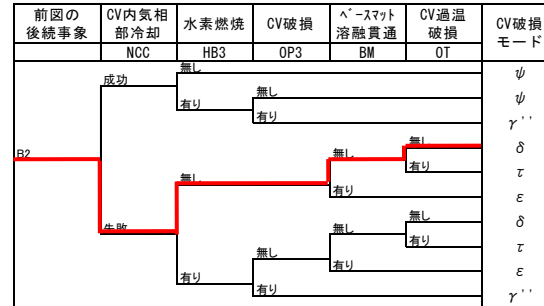
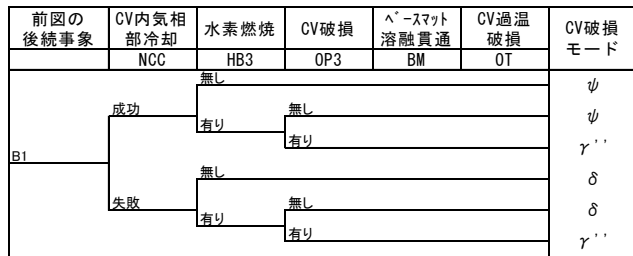
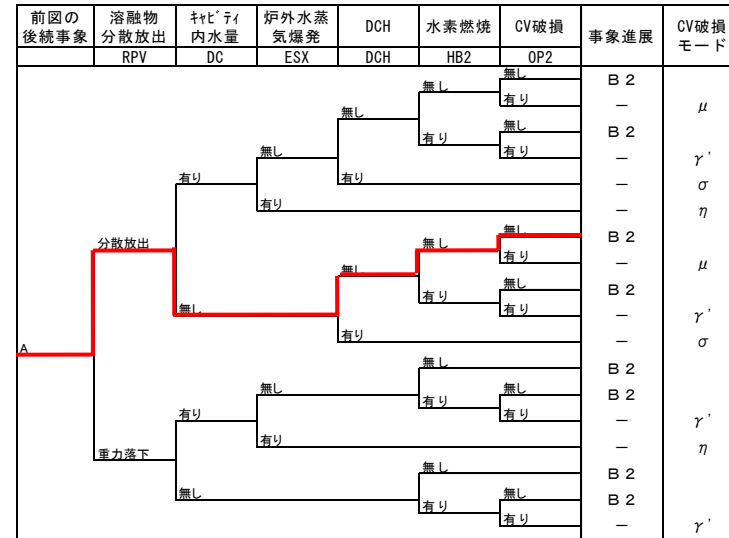
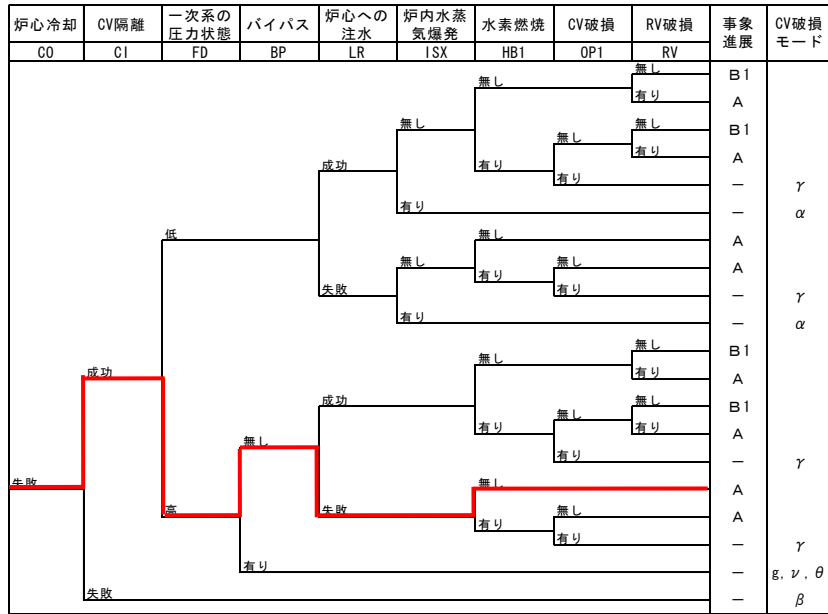
(注2) 格納容器破損モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器隔離失敗
 γ, γ', γ'' = 水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ε = デブリ・コンクリート相互作用によるベースマツト熔融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライクによる破損
 σ = 格納容器券面気直接加熱による破損
 g = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
 v = 余熱除去系隔離弁LOA後の炉心損傷による格納容器バイパス
 μ = デブリの格納容器構造物への直接接点による格納容器破損
 τ = 格納容器貫通部過温破損
 ψ = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

(注3) A : 原子炉容器破損有り
 B1: 原子炉容器破損無し
 B2: 原子炉容器破損有り

第 4.1-6 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (AEI) (6/12)



第 4.1-6 図 代表的な物理量の時間変化 (SED) (7/12)

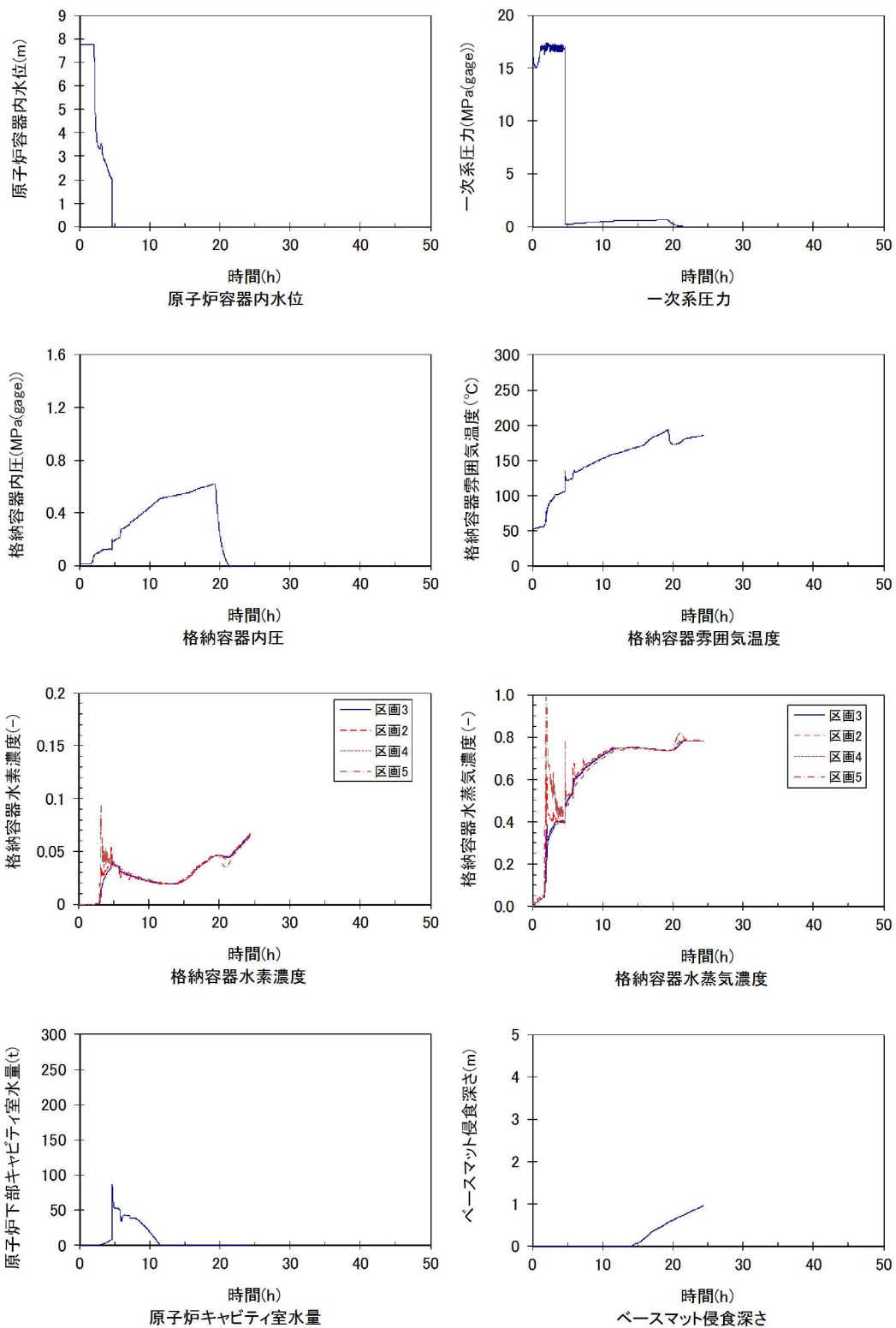


(注1) 事故進展の-は、その時点での格納容器破損を意味する。

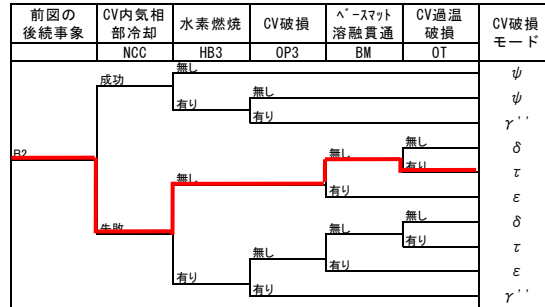
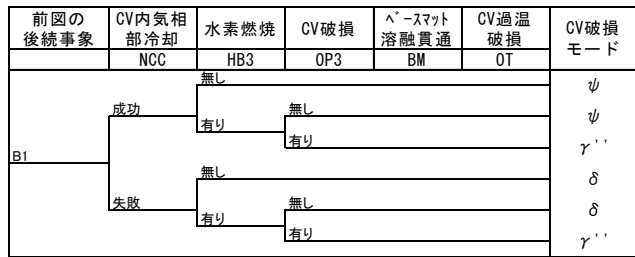
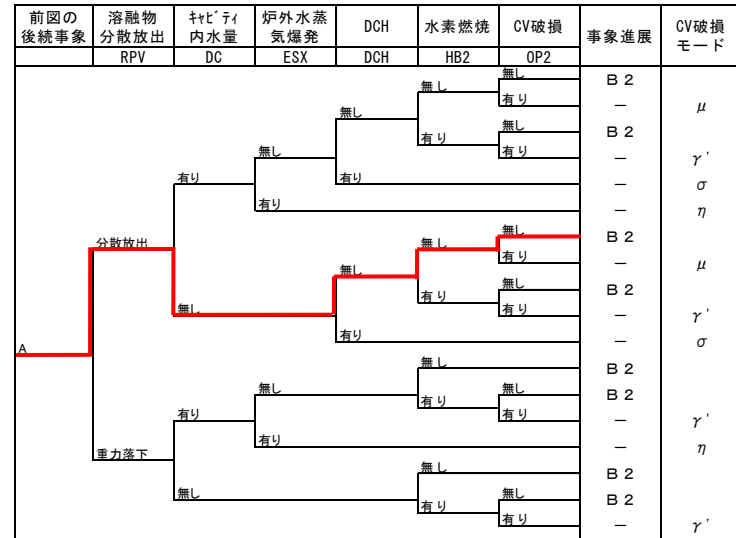
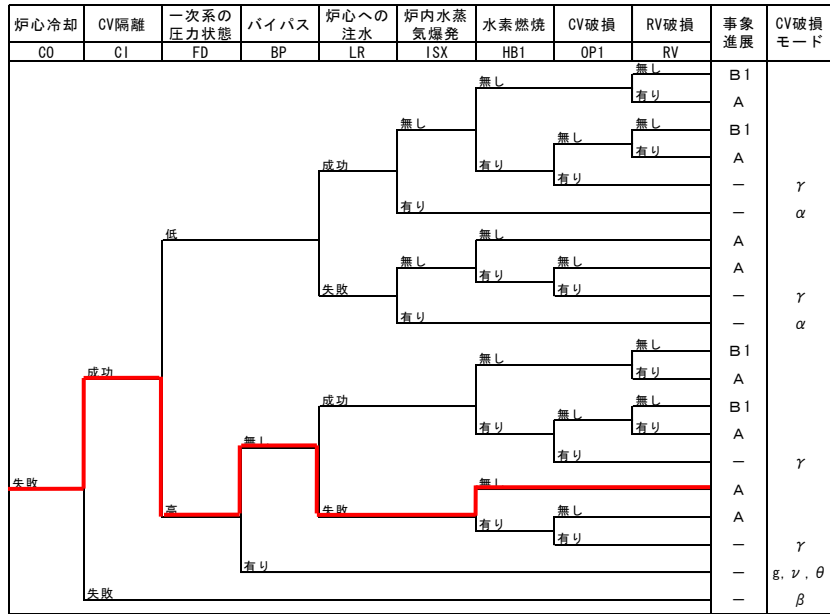
(注2) 格納容器破損モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器隔離失敗
 γ, γ', γ'' = 水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ε = デブリ・コンクリート相互作用によるペ-スマット熔融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スパイクによる破損
 σ = 格納容器雰囲気直接加熱による破損
 g = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
 v = 余熱除去系隔離弁LOA後の炉心損傷による格納容器バイパス
 μ = 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
 τ = 格納容器貫通部過温破損
 ψ = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

(注3) A : 原子炉容器破損有り
 B1: 原子炉容器破損無し
 B2: 原子炉容器破損有り

第 4.1-6 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (SED) (8/12)



第 4.1-6 図 代表的な物理量の時間変化 (TED) (9/12)

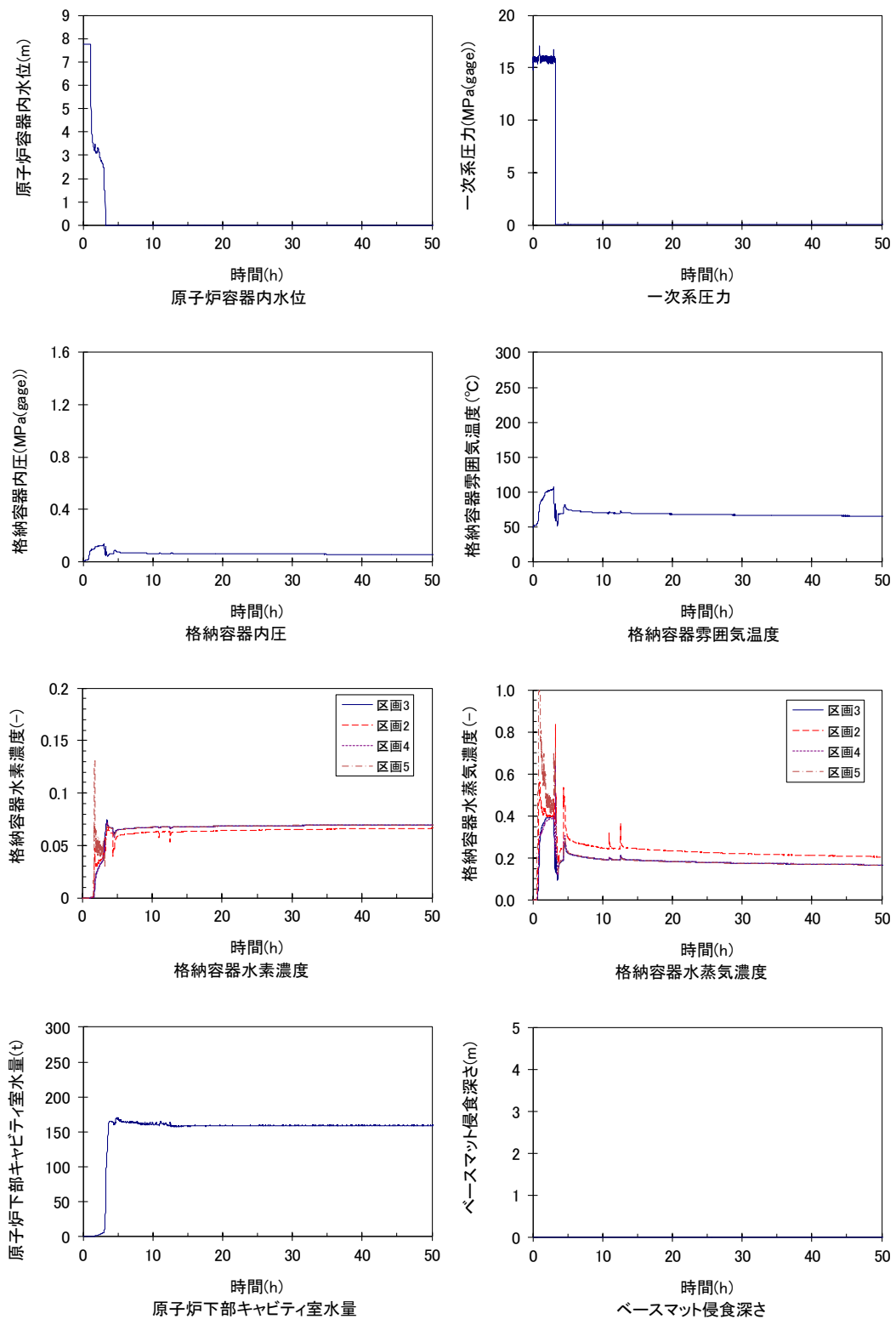


(注1) 事故進展の—は、その時点での格納容器破損を意味する。

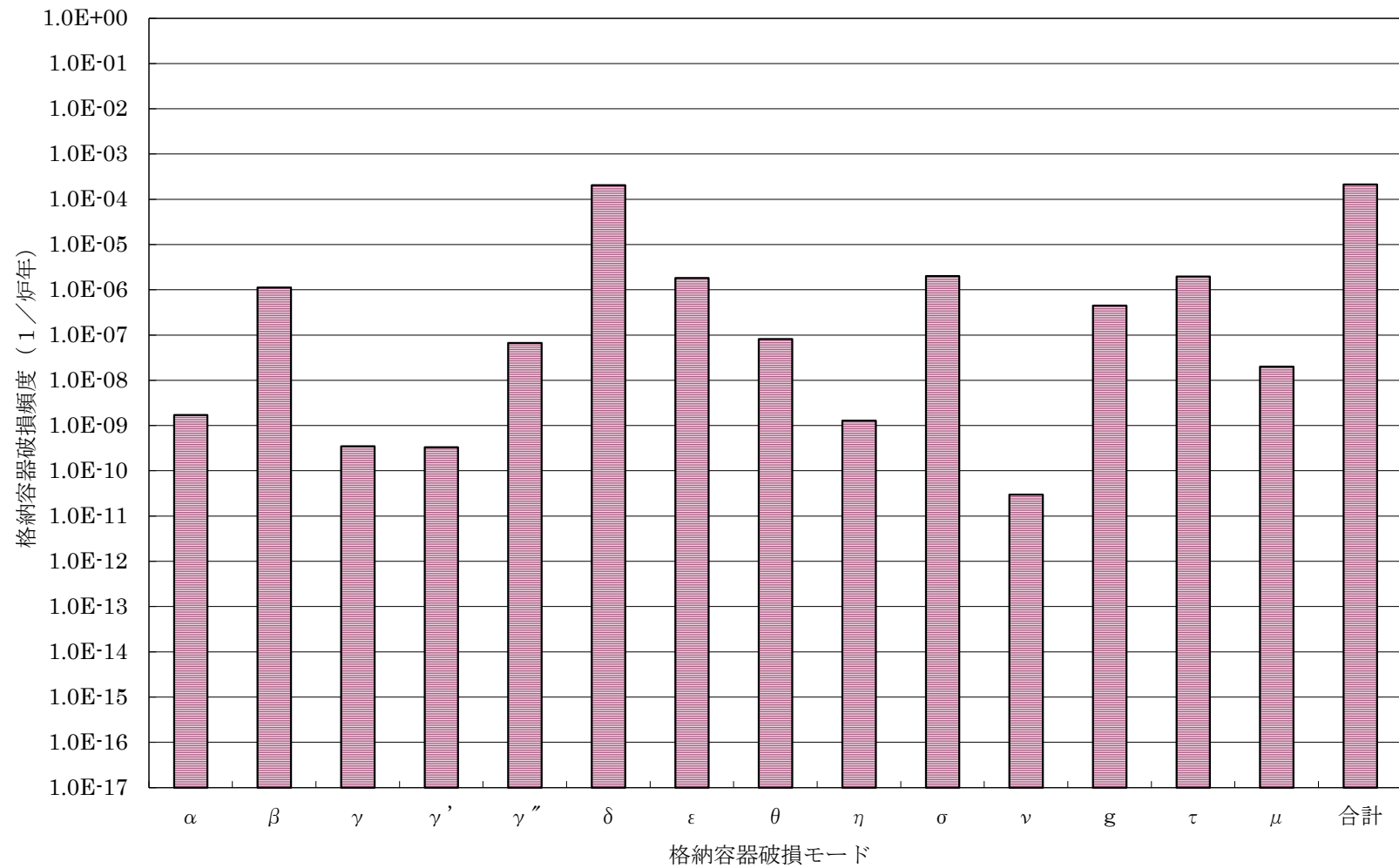
(注2) 格納容器破損モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器隔離失敗
 γ, γ', γ'' = 水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ε = デブリ・コンクリート相互作用によるベースマツト溶融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スパイクによる破損
 σ = 格納容器雰囲気直接加熱による破損
 g = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
 v = 余熱除去系隔離弁LOA後の炉心損傷による格納容器バイパス
 μ = 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
 τ = 格納容器貫通部過温破損
 ψ = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

(注3) A : 原子炉容器破損有り
 B1: 原子炉容器破損無し
 B2: 原子炉容器破損有り

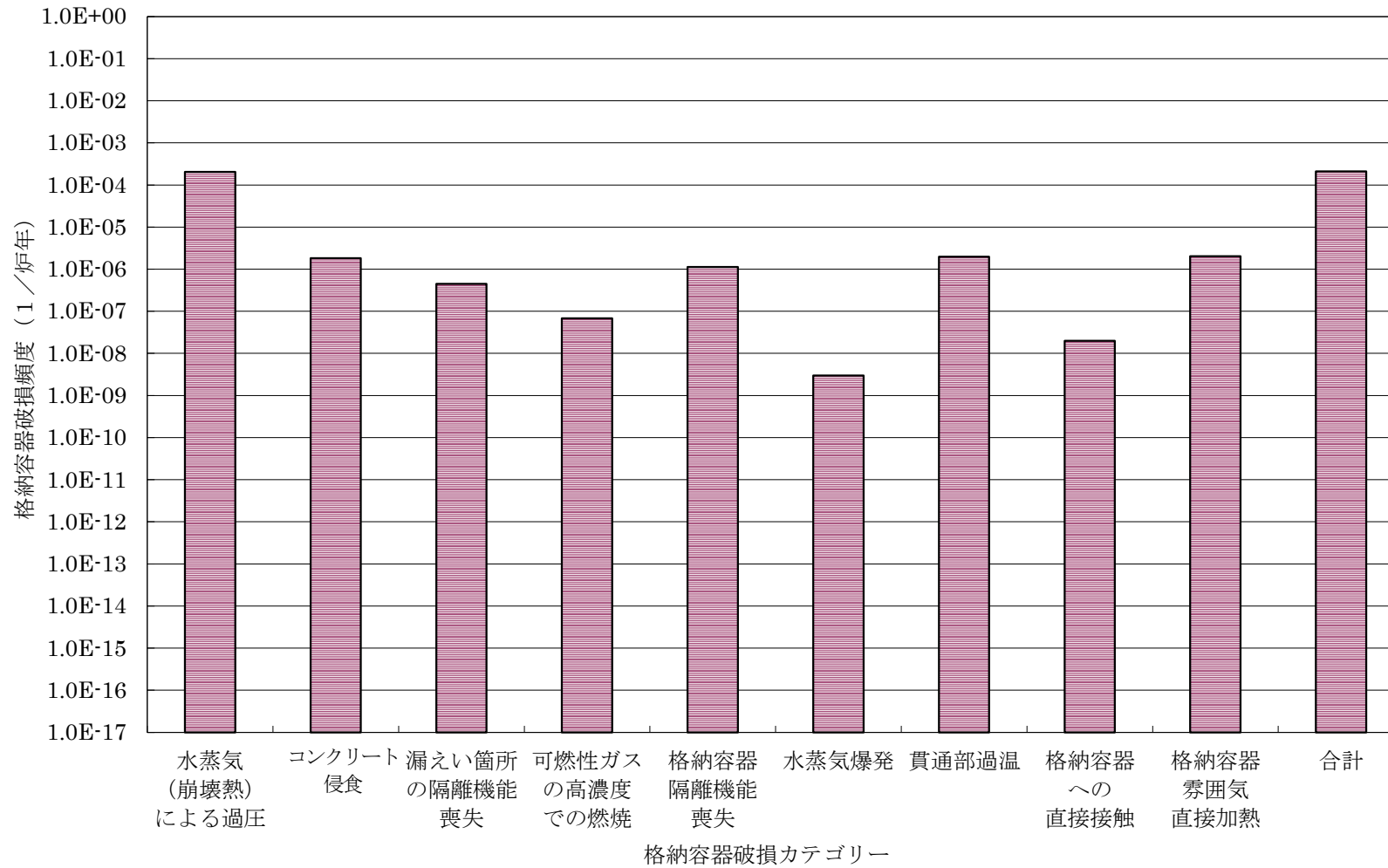
第 4.1-6 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (TED) (10/12)



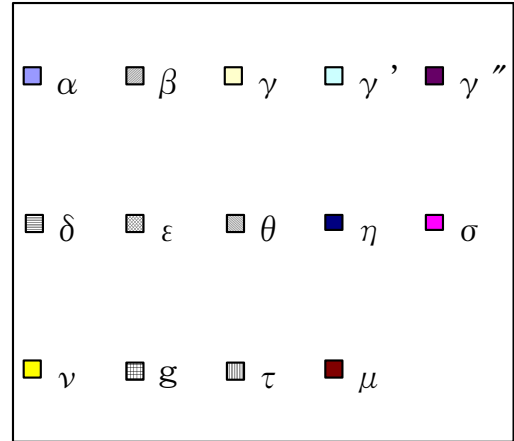
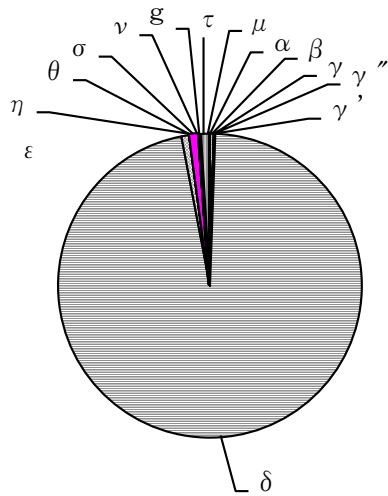
第 4.1-6 図 代表的な物理量の時間変化 (TEI) (11/12)



第 4.1-7 図 格納容器破損モード別、格納容器破損カテゴリ別格納容器破損割合 (1/3)

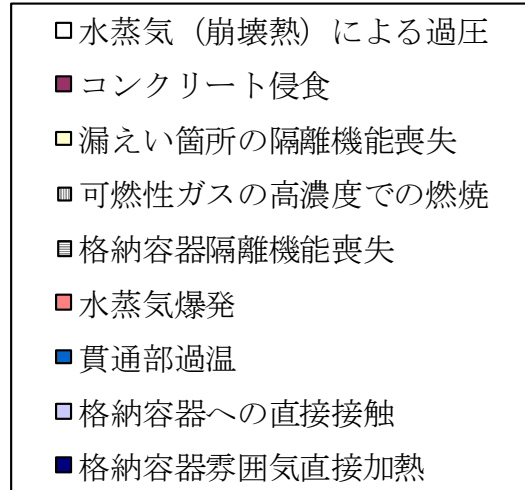
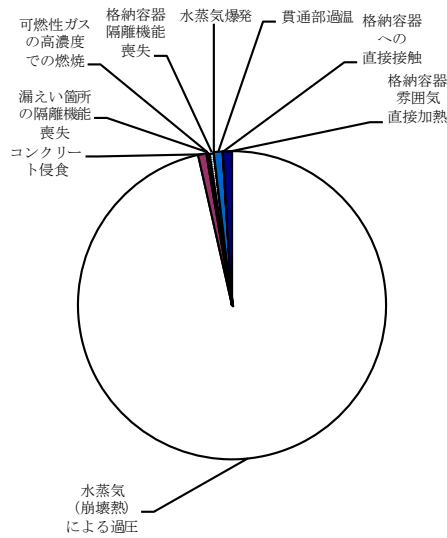


第 4.1-7 図 格納容器破損モード別、格納容器破損カテゴリ別格納容器破損割合 (2/3)



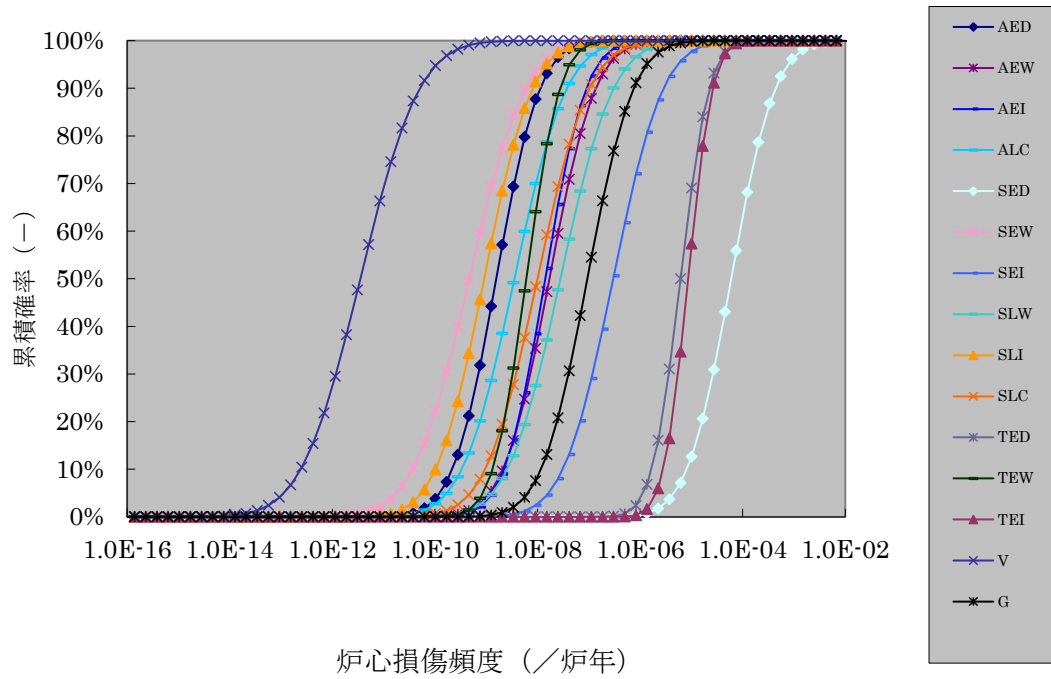
ケース 1

CDF	2.3E-04
CFF	2.1E-04
CCFP	0.94

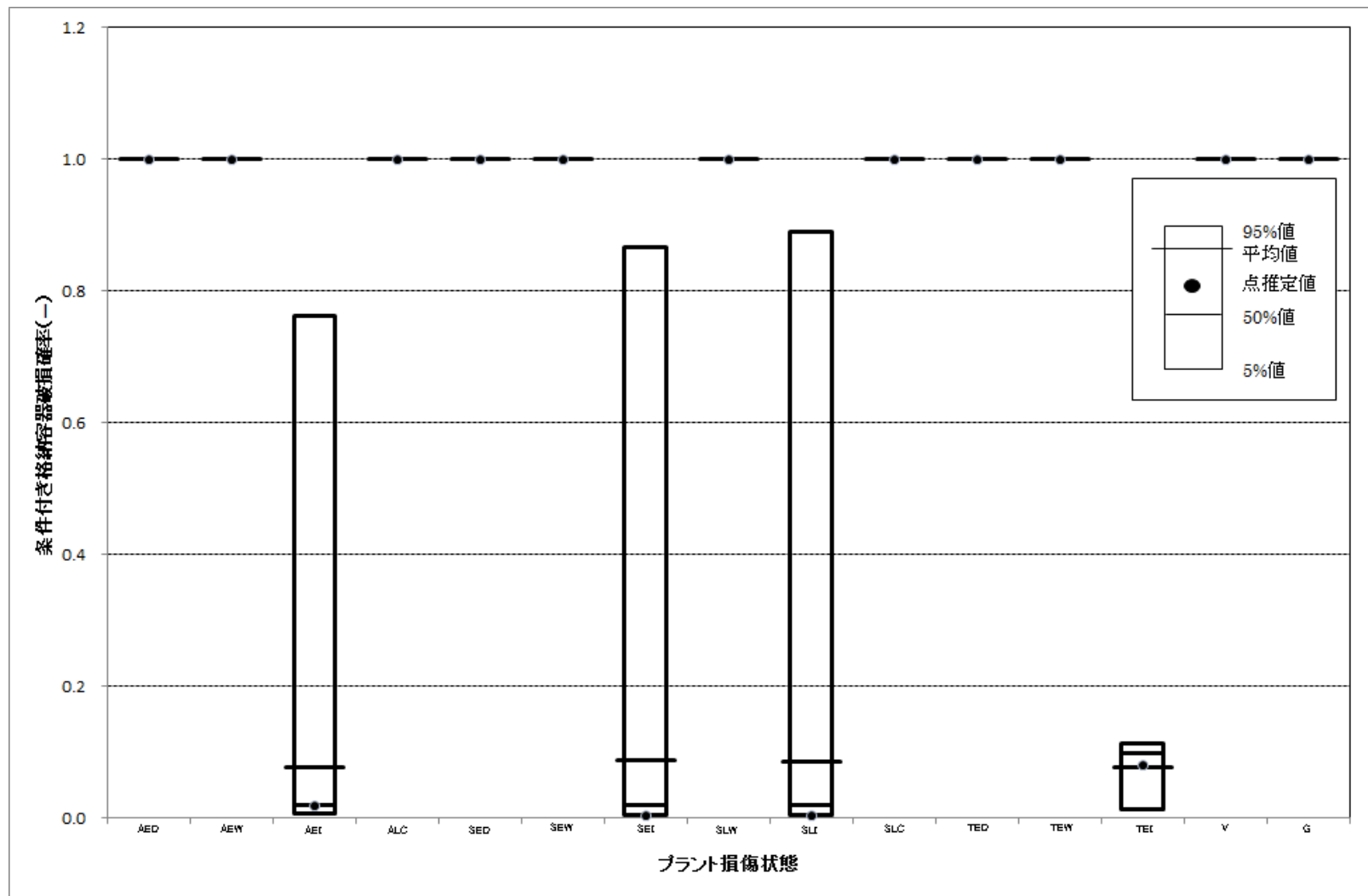


ケース 1

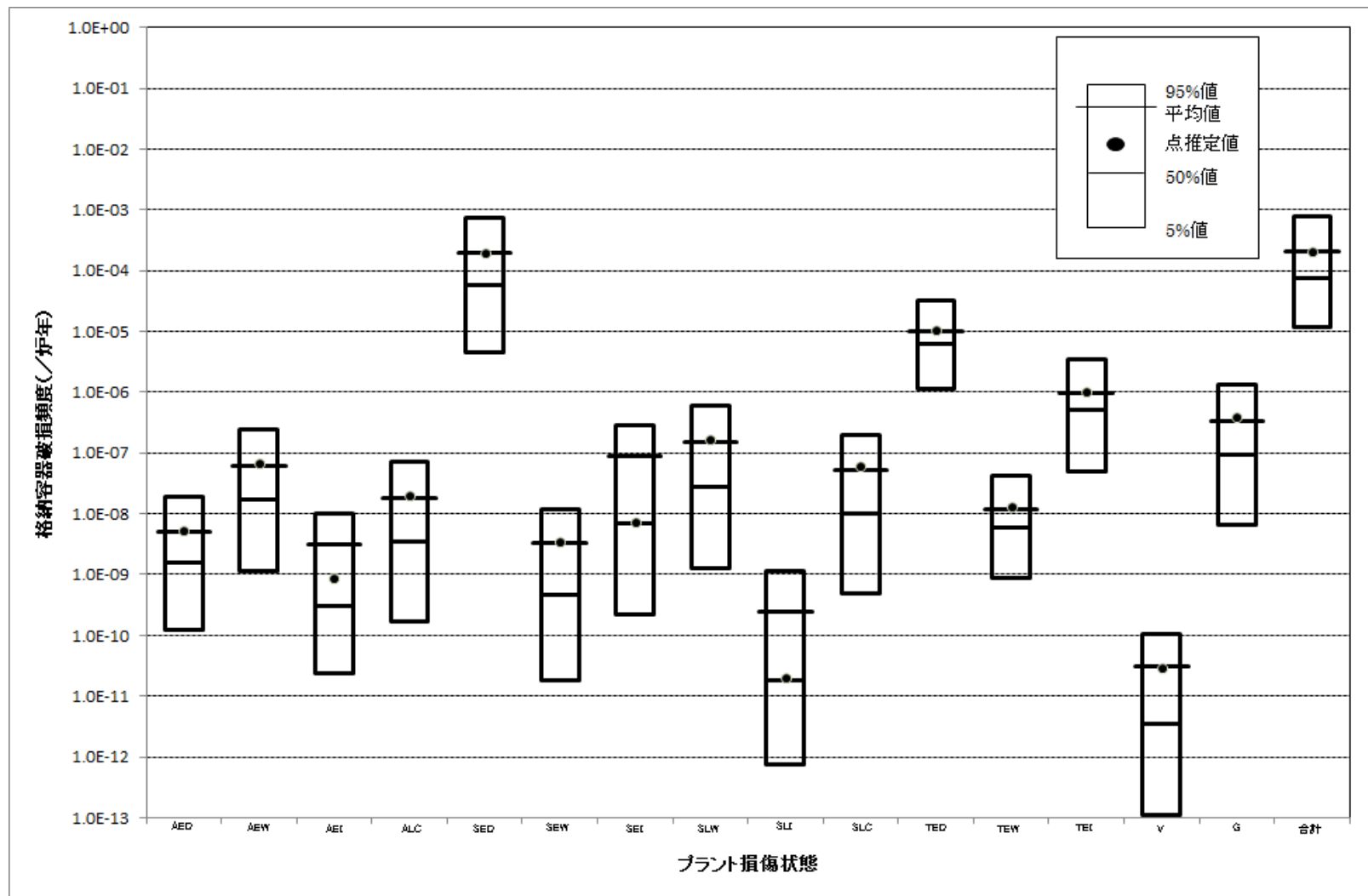
第 4.1-7 図 格納容器破損モード別、格納容器破損カテゴリー別格納容器破損割合 (3/3)



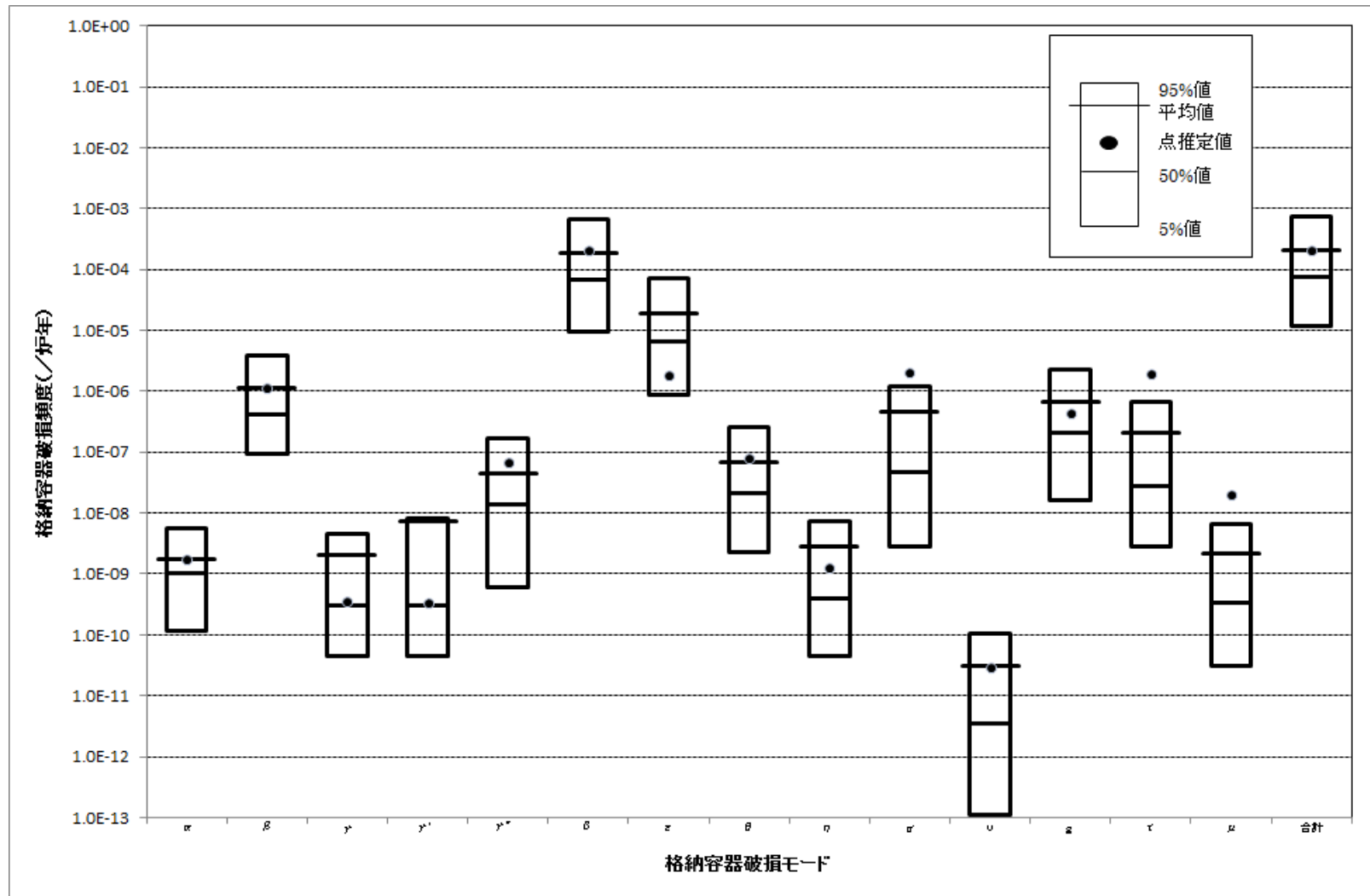
第 4.1-8 図 プラント損傷状態別炉心損傷頻度



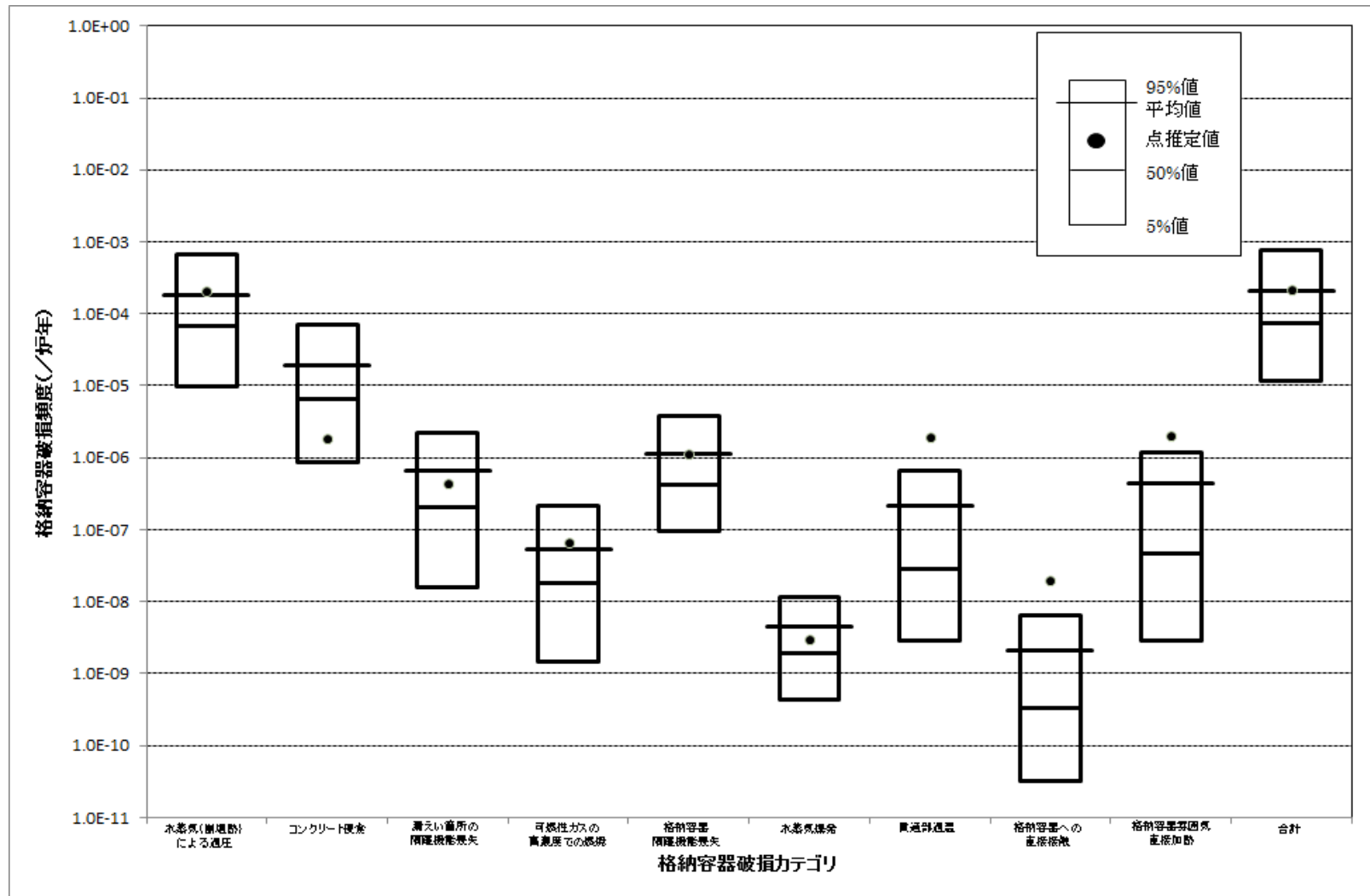
第 4.1-9 図 プラント損傷状態別条件付き格納容器破損確率



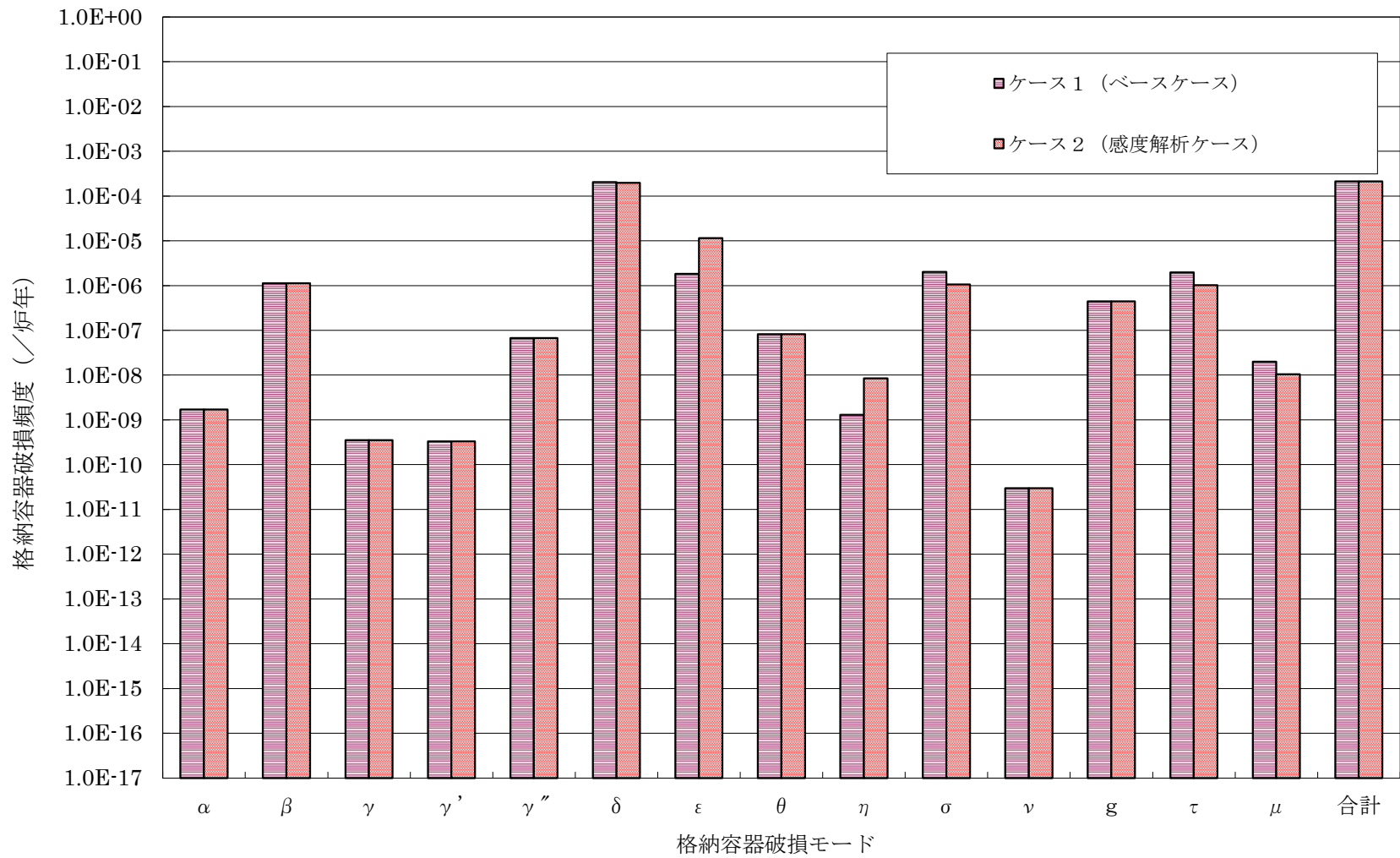
第 4.1-10 図 プラント損傷状態別格納容器破損頻度



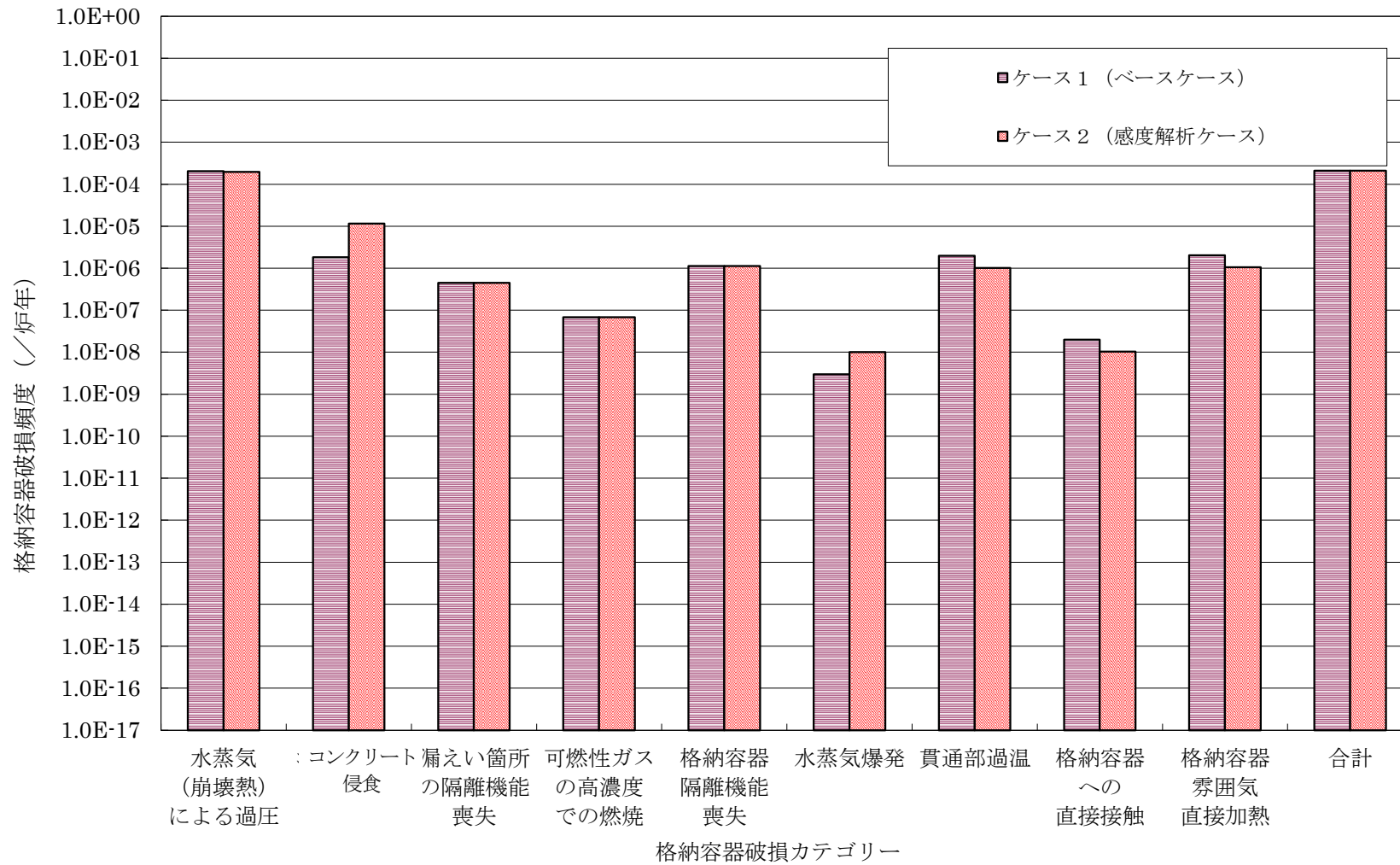
第 4.1-11 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度



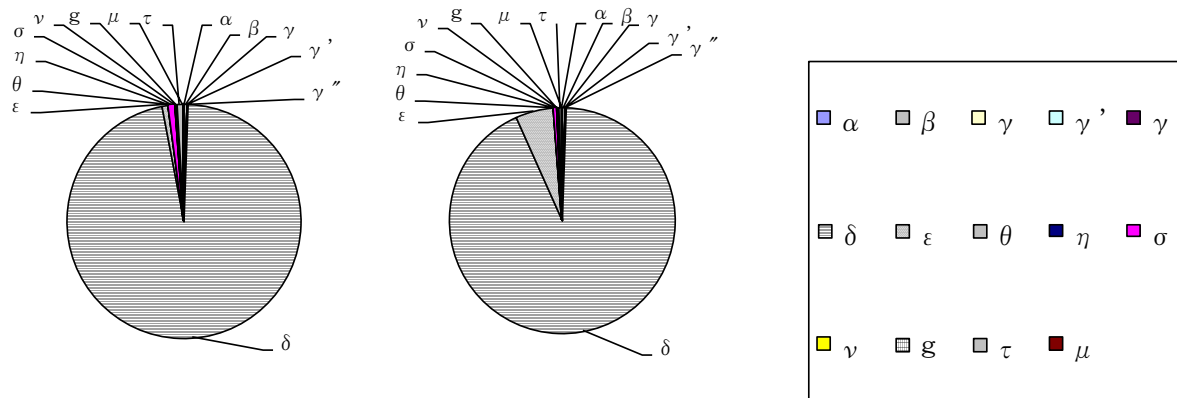
第 4.1-12 図 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度



第 4.1-13 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度



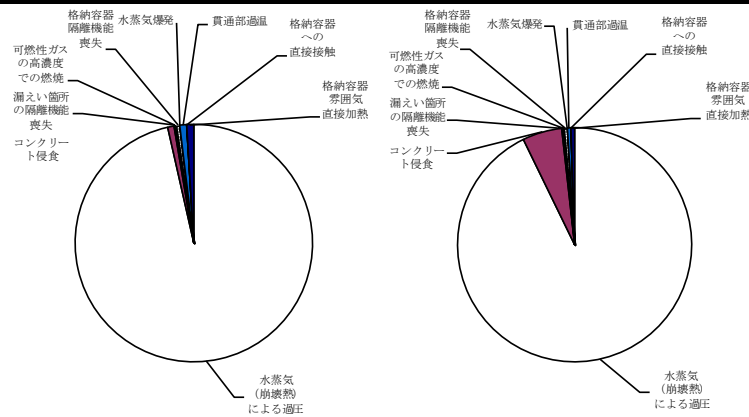
第 4.1-14 図 格納容器破損カテゴリー別格納容器破損頻度



本 PRA 評価結果

感度解析結果

CDF	2.3E-04	2.3E-04
CFE	2.1E-04	2.1E-04
CCFP	0.94	0.94



本 PRA 評価結果

感度解析結果

- 水蒸気 (崩壊熱) による過圧
- コンクリート侵食
- 漏えい箇所の隔離機能喪失
- 可燃性ガスの高濃度での燃焼
- 格納容器隔離機能喪失
- 水蒸気爆発
- 貫通部過温
- 格納容器への直接接触
- 格納容器雰囲気直接加熱

第 4.1-15 図 格納容器破損モード別、格納容器破損カテゴリー別格納容器破損割合

事故進展解析の対象とした事故シーケンス選定の考え方について

レベル 1.5PRA を行なう際に、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率設定に必要なデータを取得するために、さまざまな事故進展パターンにおける、プラントの熱水力学的挙動を解析評価し、炉心損傷、原子炉容器破損などの事象の発生時期や、格納容器負荷（圧力、温度、他）など格納容器内で生じる様々な物理化学現象を定量的に把握する。これを「事故進展解析」と称している。

事故進展解析の実施にあたり、各 PDS を代表する事故シーケンスを選定しているが、代表事故シーケンス選定の考え方として、①プラント損傷状態の定義を端的に表し、MAAP4 コードによる解析が可能で、一般的に他の PRA で解析されているシーケンスを前提とし、②事故進展が早くなるような解析条件（破断面積など）を与え、③炉心損傷頻度が大きく確率的にそのプラント損傷状態を代表していること、を確認している。

各項目について具体的に検討した結果を以下に示す。

- ①一般的に他の PRA で解析対象とされているシーケンスとして、「日本原子力学会標準 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、「内部事象レベル 2PRA 学会標準」という）を参考にしており、本評価では内部事象レベル 2PRA 学会標準と同様の事故シーケンスを選定している。内部事象レベル 2PRA 学会標準と本評価の事故シーケンスとの比較を表 1 に示す。
- ②事故進展が早くなるような解析条件（破断面積など）として、A**ではホットレグ配管のギロチン破断を、S**では 2 インチ破断を想定して解析を実施している。表 2 に選定した事故シーケンスの解析条件を示す。
- ③プラント損傷状態毎に発生確率が高い上位 3 シーケンス、およびプラント損傷状態毎の CDF に対して解析対象事故シーケンスが占める割合を表 3 に示す。TEI を除くと、解析対象事故シーケンスは上位 3 位までのドミナントシーケンスの中に含まれており、TEI の解析対象事故シーケンスも上位 4 位までのドミナントシーケンスには含まれている。

表1 内の事象レベル 2PRA 学会標準と本評価の事故シーケンス

PDS	内の事象レベル 2PRA 学会標準	本評価	備考
AED	大破断 LOCA+非常用炉心冷却系注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	大 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレイ注入失敗	同一事故シーケンス
AEW	大破断 LOCA+非常用炉心冷却系再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	大 LOCA+ECCS 再循環失敗+CV スプレイ再循環失敗	同上
AEI	大破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	大 LOCA+ECCS 注入失敗	同上
SED	小破断 LOCA+非常用炉心冷却系注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	小 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレイ注入失敗	同上
TED	全交流電源喪失+タービン動補助給水失敗	全交流動力電源喪失+補助給水系作動失敗	同上
TEI	全給水喪失+フィードアンドブリード失敗	全給水喪失	同上

表 2 解析対象事故シーケンスの解析条件

PDS	起回事象	高圧注入系	低圧注入	蓄圧注入	スプレイ注入	高圧再循環	低圧再循環	スプレイ再循環	補助給水
AED	ホットレグ 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	ホットレグ 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	ホットレグ 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	ホットレグ 2inch	不作動	不作動	3基	不作動	不作動	不作動	不作動	作動
TED	全交流動力電源 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

表3 解析対象事故シーケンスの確率的な代表性

プラント損傷状態		ドミナントシーケンス		解析対象事故シーケンス	
PDS	CDF	上位3位まで		シーケンス	CDF
			確率値		寄与割合
AED	5.3E-09	中 LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	4.0E-09	大 LOCA+低圧注入失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	1.3E-09
		大 LOCA+低圧注入失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	1.3E-09		24.3%
AEW	6.8E-08	中 LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	5.2E-08	大 LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	1.7E-08
		大 LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	1.7E-08		24.2%
		中 LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	3.0E-11		
AEI	4.3E-08	中 LOCA+高圧注入失敗	3.1E-08	大 LOCA+低圧注入失敗	1.6E-09
		大 LOCA+蓄圧注入失敗	9.4E-09		3.7%
		大 LOCA+低圧注入失敗	1.6E-09		
SED	2.0E-04	補機冷却水の喪失+1次冷却材ポンプ封水 LOCA	2.0E-04	小 LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	1.0E-08
		補機冷却水の喪失+加圧器逃し弁/安全弁 LOCA	9.0E-07		0.0%
		小 LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗	1.0E-08		
TED	1.1E-05	手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	5.0E-06	外部電源喪失+非常用所内電源の確立失敗	3.5E-06
		外部電源喪失+非常用所内電源の確立失敗	3.5E-06		32.0%
		過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗	2.1E-06		
TEI	1.3E-05	手動停止+補助給水失敗	7.9E-06	主給水喪失+補助給水失敗	3.8E-07
		過渡事象+補助給水失敗	3.3E-06		2.9%
		2次冷却系の破断+補助給水失敗	1.2E-06		