第１表　2015 年地震 PRA 学会標準の主要な改定点及び結果への影響

項目	主要な改定点（2015 年地震 PRA 学会標準より引用）	結果への影響
a) 適用範囲の拡張	地震 PRA 実施基準：2007 で対象としていた炉心損傷評価に加えて，使用済燃料プール内の燃料損傷評価も対象とした。	・使用済燃料プール内の燃料損傷評価については，使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止対策の有効性評価において，「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に基づき想定事故１及び想定事故２を対象としており，PRA の評価対象ではないことから，シーケンス選定への影響はない（確認結果①）。
	地震起因事象の幅広い PRA が可能なように，この標準において担うべき点を規定した。地震により誘起される事象は内部火災，内部溢水，そして津波との重畳と，多岐多様な事故様態を示すが，ハザード評価はこの標準から提供されるよう，フラジリティ評価については，対象となる機器・構造物のフラジリティ評価の方法を提供できるようにした。例えば，地震と津波の重畳の PRA の場合には地震動震源モデルと津波震源モデルを整合させる考え方，津波対策の機器（防潮堤，水密扉など）のフラジリティ評価を規定している。	・今回の地震 PRA では，地震単独の影響のみを評価しており，地震に伴う津波（重畳事象）等は対象としていない（「3.2.1　地震 PRA」参照）。しかし，設計基準を超える自然現象の重畳によるシナリオの確認については，先行実績と同様に「別紙１有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について」において，定性的評価を実施しており，単独事象での評価において抽出されたシナリオ以外のシナリオは生じないことを確認していることから，シーケンス選定への影響はない（確認結果②）。
b) サイト・プラント情報の収集・分析	サイト・プラント情報の収集・分析においては，東北地方太平洋沖地震をはじめとする最近の震害事例などの情報を充実した。	・「補足 3.2.1.a-5　起因事象の抽出に対する網羅性について」において，震害事例から新たな起因事象が抽出されなかったことを確認していることから，シーケンス選定への影響はない。
	サイト・プラントウォークダウンの対象範囲として，原子炉建屋から離して整備される移動式のシビアアクシデント対策設備を含むシビアアクシデント対策などを，並びに防潮堤等の津波 PRA に関与する設備を追加した。さらに，ウォークダウン実施時の具体的な着眼点を充実し，ウォークダウンの実施事例やアクセス性の成立性に関する現場確認の例を追加した。	・今回の地震 PRA では，シビアアクシデント対策を考慮していないことから，シーケンス選定への影響はない（確認結果③）。
c) 事故シナリオの拡張と充実	事故シナリオの分析・選定においては，“複数基立地”，“緊急時対策所における緊急時の復旧対応”，“シビアアクシデント対策の考慮”，“地盤変状の影響”などの新たな課題を新たに特出しする形で反映するとともに，この標準の対象とした燃料プール内燃料の損傷シナリオの分析・選定を新たに規定した。	・“複数基立地”について，隣接する原子炉との設備の共有，人員の共有はしていないことから，シーケンス選定への影響はない（確認結果④）。 ・“緊急時対策所における緊急時の復旧対応”について，今回の地震 PRA では考慮していないことから，シーケンス選定への影響はない。

項目	主要な改定点（2015 年地震 PRA 学会標準より引用）	結果への影響
		・“シビアアクシデント対策の考慮”については，確認結果③の通り。 ・“地盤変状の影響”について，基準地震動による建屋間の相対変位によって設計基準対象設備が影響を受けないことを確認しており，また建屋の傾斜の影響については，「原子力発電所に対する断層変位を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2021」において，「建屋で現実的に発生し得る傾斜によって機器の機能が損なわれると考えにくく，本損傷モードは除外する」と記載されている。仮に SSCs（構造物・系統・機器）の損傷を考慮した場合であっても，損傷原因は異なるものの，損傷した場合の影響については考慮しており，新たな事故シナリオが発生することはない（確認結果⑤）。 ・燃料プール内燃料の損傷シナリオの分析・選定については，確認結果①の通り。
d) 地震ハザード評価	地震 PRA 実施基準:2007 の発行以来発生した耐震設計に大きく影響を及ぼす地震の中で，地震ハザード評価の枠組みに最も大きく影響を及ぼした，新潟県中越沖地震と東北地方太平洋沖地震の知見を中心に，地震ハザード評価手法に反映した。主な反映内容を以下に示す。 ①サイト周辺の深部地下構造のモデル化の地震動評価への影響 ②巨大地震に伴う大きな余震や誘発地震の扱い方 ③地殻変動ハザードと断層変位ハザードの評価 ④地震動と津波の重畳 ⑤複数基立地の取り扱い　等	・確率論的地震ハザードの評価では，2015 年地震 PRA 学会標準を参照して評価している。 ・「①サイト周辺の深部地下構造のモデル化の地震動評価への影響」は深部地下構造の影響によって地震動伝播特性が異なることに留意するものであるが、泊発電所では地震動が特異な増幅をする地盤構造ではないことを確認している。 ・「②巨大地震に伴う大きな余震や誘発地震の扱い方」は、プレート境界における M9 級巨大地震に関する内容であるが、泊発電所では敷地に影響を及ぼす地震としてプレート境界地震を考慮していないことから、余震等を考慮していない。 ・「③地殻変動ハザードと断層変位ハザードの評価」については，地盤変状の影響を評価するものであるが，確認結果⑤の通りであることから，今回の確率論的地震ハザードの評価では考慮は不要である。 ・「④地震動と津波の重畳」については，確認結果②の通りであることから，今回の確率論的地震ハザードの評価では考慮は不要である。 ・「⑤複数基立地の取り扱い」については，確認結果④の通りであることから，今回の確率論的地震ハザードの評価では考慮

項目	主要な改定点（2015 年地震 PRA 学会標準より引用）	結果への影響
		は不要である。
e) 建屋・機器フラジリティ評価	津波をはじめとする地震に起因する他のリスク評価に関連する要求事項を明確にした。例えば，本震経験後の津波による現実的応答評価に資するために，本震による構造的損傷後の影響を必要に応じて評価することを要求している。	・確認結果②の通り。
	2007 年以降に得られた基準地震動を超える地震動による被害及びシミュレーション解析等を踏まえた新たな知見を追加した。例えば，応答解析に基づく方法及び応答係数に基づく方法による現実的応答の評価において，地震応答解析に用いる解析モデルは，地震観測記録のシミュレーション解析等や使用実績に基づき，建物・構築物の三次元応答やそれが安全上重要な機器・配管系に及ぼす影響に留意し，損傷限界までの現実的応答の評価に適したものとし，三次元応答による影響として，床の変形，ねじれ及びロッキング等に配慮することを規定している。	・フラジリティ評価方法について，応答解析に基づく方法を用いる場合では，現実的応答の評価における地震応答解析に用いる解析モデルは，三次元応答による影響に留意した妥当なモデルを用いており，標準の改訂による影響はない。
	福島第一原子力発電所事故等の知見を踏まえて，シビアアクシデント対策設備及びそれらの搬入路，使用済燃料プール，免震重要棟，のフラジリティ評価を要求事項として明確化した。また，地震起因の斜面崩壊による建屋や施設への影響を斜面の安定性による間接評価のみならず，崩壊後の土塊の移動や構造物への衝突による衝撃力などを考慮した直接評価についても要求事項として明確化した。	・確認結果③の通り。
	本震以外の余震及び断層変位に起因した地盤変状によるフラジリティ評価を要求事項として明確化した。	・余震の影響については，第 3.2.1.a-2 表　地震による事故シナリオのスクリーニング（5/5）において評価技術は研究段階にあることから今後の課題としているが，「補足 3.2.1.a-4　フラジリティ評価における余震の考え方について」のとおり余震の影響はない又は小さいものと考えられる（確認結果⑥）。 ・地盤変状の影響については，確認結果⑤の通り。
f) 事故シーケンス評価	燃料プール内燃料の損傷の考慮を新たに規定し，それらの事故シナリオのスクリーニングの考え方の例についても新たに取りまとめた。	・確認結果①の通り。
	起因事象の階層化における階層イベントツリーの作成においては，複数のシステムの同時機能喪失の重要な組み合わせを見落とさないための考え方の例を追記した。	・考え方の例が追記されているが，従来より複数のシステムの同時機能喪失を考慮して起因事象を階層化していることから，シーケンス選定への影響はない。
	福島第一原子力発電所事故以降配備されたシビアアクシデント対	・確認結果③の通り。

項目	主要な改定点（2015 年地震 PRA 学会標準より引用）	結果への影響
	策設備・運転員操作を事故シーケンス評価において緩和設備として適切に考慮するため，シビアアクシデント対策に期待する場合の要求事項を強化した。	
	近年あがってきた新たな課題のうち具体的な手法がまだ確立されていないものについては，重大な燃料の損傷頻度へのそれらの課題の影響への理解を少しでも助けるため，感度解析を導入した。感度解析の例としては，余震の影響，リレーチャタリングの影響，地盤変状の影響，をあげている。	・地震 PRA における課題に係る感度解析の実施例を挙げており，点推定評価への影響はないことから，シーケンス選定への影響はない。 ・余震の影響については，確認結果⑥の通り。 ・リレーチャタリングの影響については，耐震試験において機能喪失として扱っているため機器フラジリティにて考慮済みである。 ・地盤変状の影響については，確認結果⑤の通り。

第２表　2016 年津波 PRA 学会標準の主要な改定点及び結果への影響

項目	主要な改定点（2016 年津波 PRA 学会標準より引用）	結果への影響
a) 適用範囲	2011 年東北地方太平洋沖地震はマグニチュード 9.0 以上の巨大地震であり，このような未経験の津波災害についても備える必要があることから，地震によって発生する津波，及び地震以外の要因（陸上の山体崩壊物（斜面崩壊含む）の海中突入，海底地すべり，火山現象（山体崩壊またはカルデラ陥没））に起因して発生する津波についても適用範囲とした。地震以外の要因に起因して発生する津波については，**解説 2.1 適用範囲とする津波**についてにも対象を記載する。また，これらの取扱いは，**7.3.8 地震以外の要因の津波**に規定した。	・地震以外の要因により発生する津波の評価手法は確立していないため，今回の津波 PRA では地震によって発生する津波のみを考慮している。なお，地震によって直接的に発生する津波の方が支配的であり，地震以外の要因により発生する津波と重畳し，発電所に同時に影響を及ぼす可能性は極めて小さいと考えられることから，結果への影響はない（**確認結果①**）。
b) プラント構成・特性及びサイト状況の調査	5.2.3　**対象構築物・機器の選定**において，a)　耐震安全性の確認，b)　地震による設備間の相互干渉と二次的影響の確認，f)　地震・津波後のアクセス性の確認，等の記載内容に対し，地震による影響の考慮として地震 PRA 標準に準ずる実施の規定内容についての追加/改定を行った。	・今回の津波 PRA では，津波単独の影響のみを評価しており，地震との重畳事象は対象としていないが，地震による影響を考慮して事故シナリオを分析し，耐震性を有していない機器には期待していないため，結果への影響はない（**確認結果②**）。
c) 事故シナリオの同定	6.2　**自然現象の影響を考慮した津波による事故シナリオの広範な分析・選定**を追加し，地震及びその他の自然現象による津波を起因とした事故シナリオの考慮について追加/改定を行った。また，**附属書　A(規定)A.3　地震の影響を考慮した津波による事故シナリオの広範な分析・選定**において，地震及び津波の損傷の影響があるシナリオの組合せとスクリーニングについての内容の追加/改定を行った。	・今回の津波 PRA では，津波単独の影響のみを評価しており，その他の自然現象との重畳事象は対象としていない。しかし，設計基準を超える自然現象の重畳によるシナリオの確認については，先行実績と同様に「別紙１　有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について」において，定性的評価を実施しており，単独事象での評価において抽出されたシナリオ以外のシナリオは生じないことを確認していることから，結果への影響はない。
d) 津波ハザード評価	地震の発生モデル等における地震以外の要因の取扱について，追加/改定を行った。津波高さの定義点を，最新知見の結果より，海岸線からコントロールポイントに変更し，フラジリティ評価用の津波諸元に必要な情報を，津波パラメータとして整理して改定を行った。また規定として，**7.7.5　地震動と津波の結合確率の評価**を追加した。	・地震以外の要因の取扱については，**確認結果①**の通り。 ・津波高さの定義点の変更については，防潮堤や敷地高さが敷地内への浸水に与える影響を適切に事故シナリオに反映するために，敷地前面における津波高さの年超過確率を参照して評価を実施することから，シーケンス選定への影響はない。
	附属書 G(参考)津波ハザード評価に 2011 年東北地方太平洋沖地震の研究成果等の最新知見を踏まえた更新内容を反映した。	・今回の津波 PRA では，最新の知見を反映して確率論的津波ハザードを評価していることから，結果への影響はない。

項目	主要な改定点（2016年津波PRA学会標準より引用）	結果への影響
e)建屋・機器フラジリティ評価	構造的損傷及び機能的損傷の影響による損傷モードの変化或いは部位の特定等の影響の考慮として地震PRA標準に準ずる実施の規定内容についての追加/改定を行った。また，津波防護施設・浸水防止設備の現実的応答の評価，海底砂移動による閉塞等の機能的損傷モードの評価，屋外設置の機器配管系の津波の波力・浮力，漂流物衝突，被水・没水の累積効果について附属書（参考）に各評価方法の解析例を追記した。	・今回の津波 PRA では，没水及び被水を津波損傷モードとしており，機器の設置高さまで浸水した場合には保守的に当該機器が必ず機能喪失するものとして累積効果を考慮していないため，結果への影響はない。
f)事故シーケンス評価	全般にわたり，地震による影響の考慮として地震PRA標準に準ずる実施の規定内容についての追加/改定を行った。	・確認結果②の通り。
	9.3.2　安全機能の設定において“反応度制御機能”を追加した。ただし，地震による影響を考慮する必要がない場合は除外する，と規定した。津波による漂流物の影響や地震による構内通行道路の影響の他，可搬設備の繋ぎ込み先の耐震性などについての考慮を追記し，9.5.1　炉心損傷頻度の算出において条件付発生確率に地震動強さ a の影響を追加した。	・“反応度制御機能”について，地震により原子炉が自動トリップに至っている場合は地震PRA，津波警報により手動トリップに至っている場合は内部事象 PRA に包含されるため，シーケンス選定への影響はない。 ・漂流物の影響について，プラントウォークダウンにより確認し，また現場操作には期待していないことに加え，今回の津波 PRA では，シビアアクシデント対策を考慮しておらず，可搬設備の繋ぎ込み操作は発生しないことから，結果への影響はない。 ・地震動強さの条件付発生確率への影響について，確認結果②の通りであることから，今回の津波 PRA では算出していないが，設計基準を超える自然現象の重畳によるシナリオの確認については，先行実績と同様に「別紙１　有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について」において，定性的評価を実施しており，単独事象での評価において抽出されたシナリオ以外のシナリオは生じないことを確認していることから，結果への影響はない。

プラントウォークダウン対象設備の選定について

プラントウォークダウンでは，以下に示す基準によりスクリーニングを実施し，地震PRA上有意な機器をプラントウォークダウン対象設備として選定する。

- 過去に実施した地震PRAにおいて有意な機器であることが確認されておりプラントウォークダウンの対象とした機器については今回のプラントウォークダウンにおいても対象とする。

- 重要事故シーケンス選定のための地震PRAの知見から新たに追加された機器は対象とする。

- プラントウォークダウンが有効かつ可能な機器を対象とする。（目視による調査を実施しても調査目的の達成が期待できないと考えられる機器，目視による確認が不可能な機器，高線量区域にあるため接近することが困難な機器等については対象外とする。ただし，これらの機器で調査が必要な場合は図書等を用いて机上での確認を行う。）

なお，地震PRAのシステム評価モデルの観点等からプラントウォークダウンの対象設備（調査箇所）を特定できない場合について以下の対応とする。

a．電動弁や逆止弁は，安全系に多数用いられているため，対象とする代表機器を選定して調査する。

b．ケーブルトレイは長尺の設備であるため，対象とする代表部位を選定して調査する。

c．配管は長尺の設備であるため，対象とする代表部位を選定して調査する。

なお，a～cの要件では，フラジリティの観点も踏まえて調査箇所を選定する。

地震PRAにおけるプラントウォークダウンの点検項目について

「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」においてプラントウォークダウンにおける着眼点が整理されている。それらを参考として，重要事故シーケンス選定のための地震PRAのプラントウォークダウンにおいて実施されるべきチェック項目を設定した。

A）耐震安全性の確認

（ⅰ）対象SSC本体に対するチェック項目

1. 対象SSCの図面（外形図・耐震計算書等）と外見上相違点は無い
2. 対象SSCと支持構造物との接合部に外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い
3. 配管接合部と図面に外見上の相違点は無い
4. 配管接合部に外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い

（ⅱ）アンカーボルトに対するチェック項目

1. 図面（外形図・耐震計算書等）と外見上の相違は無い
2. 周辺のコンクリート部を含めて外見上の異常（腐食・亀裂等）は無い
3. 締め付け強度は適切に管理されている（ゆるみ止め対策がされているか等）

（ⅲ）二次的影響に対するチェック項目

1. 周辺の耐震クラスが低いSSC等の倒壊・落下により被害を受けない
2. 倒壊により被害を与えうる周辺のSSCの耐震性は問題ない
   （対象SSC本体の評価に準じた評価）
3. 無筋のブロック壁が近傍にない
4. 周辺SSCの損傷時，周辺SSCの保有水による影響はない
5. 周辺に仮置の火災源はない

B） リカバリー操作の確認

本項目は，地震 PRA でリカバリーを考慮している又は考慮する可能性のある機器へのクレジットを検討するに当たっての技術的根拠として，地震後に作業員が対象機器まで，（ｉ）アクセスできるかどうか，（ⅱ）操作できるかどうか，について確認する。

（ｉ） 地震後のアクセス性及び現場操作に対するチェック項目

1. 対象 SSC の識別が可能である
2. 周辺斜面及び周辺設備からの被害を受けない
3. 周辺設備に可動部分のある器具は存在しない
4. 周辺斜面のすべりによる土砂の流れ込みや近傍の設備の倒壊によりアクセスルート及び SSC 搬入路が塞がれる可能性はない

（ⅱ）現場操作性に対するチェック項目

1. 現場での操作が可能である
2. 操作のための場所が確保できる
3. SSC の作動状態が確認できる

C） モデル化の前提条件の確認

本項目は，地震 PRA でモデル化されている設備（その設備に関連する操作も含む）の前提条件又は新たにモデル化する可能性のある設備（その設備に関連する操作も含む）の条件について，その技術的根拠として確認を行う。

モデル化の前提条件に関するチェック項目

・モデル化の前提条件が適切である

プラントウォークダウンの実施について

1. プラントウォークダウン実施の目的

机上で行うプラント情報の妥当性確認の他，机上検討だけでは不十分な情報を確認するため平成24年12月17日から平成26年４月25日の期間及び令和４年11月24日で実施した。

2. 実施内容

(1) 耐震安全性の確認

①対象機器本体の評価

対象機器及び配管が設計図面等と相違がないこと，外見上腐食，亀裂等がないことを確認。

②アンカーボルト評価

耐震性を評価する上で最重要である基礎部分に異常がないことを確認。

③二次的影響について

周辺の耐震クラスが低い機器の倒壊等により，調査対象機器に波及的影響を及ぼすことがないこと，周辺機器の損傷時に当該機器の保有水による影響がないこと，周辺に仮置の火災源がないことを確認。

(2) リカバリー操作の確認

①アクセス性の確認

モデルで考慮した又は考慮する可能性のある現場操作を対象に，操作対象機器の識別が可能であること，周辺設備による波及的影響がないこと及びアクセスが可能であることを確認。

②現場操作性の確認

現場で操作できる設計であるか，操作のための場所が確保できるか，作動状態の確認ができるか等，現場での操作が可能であるかを確認。

(3) モデル化の前提条件の確認

地震PRAでモデル化している設備（その設備に関連する操作も含む）の前提条件又は新たにモデル化する可能性のある設備（その設備に関連する操作も含む）の前提条件について，妥当であることを確認。

3. 実施結果

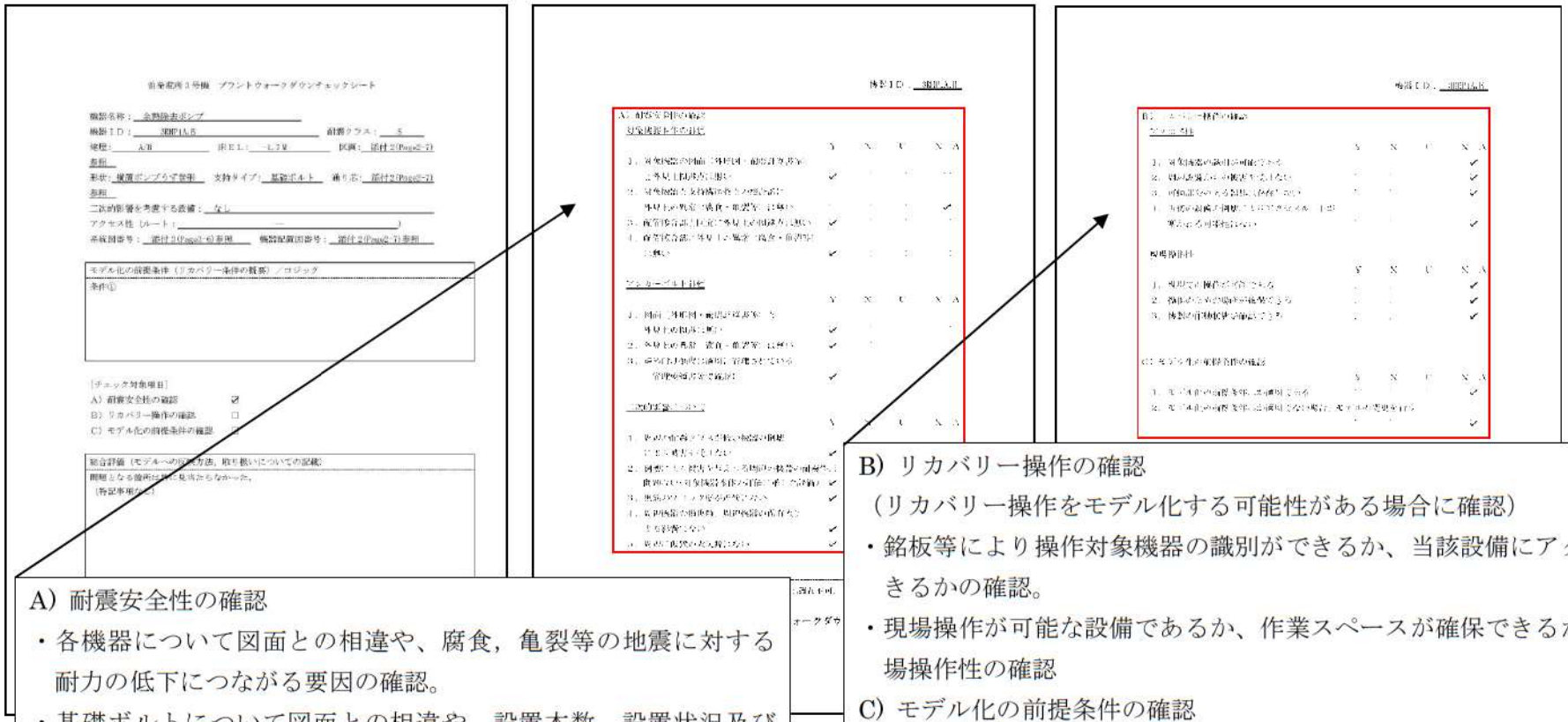
調査対象に対する耐震安全性，二次的影響，アクセス性及び現場操作性，更には運転員に対するインタビューにおいて，フラジリティ評価及びシステム評価への影響を与えるような新たな知見はなく，重要事故シーケンス選定のためのモデルは適切であると評価した。

・実施時期：平成25年11月29日から平成26年４月25日，令和４年11月24日
・メンバー：当社技術者，プラントメーカ技術者
・対象エリア：泊発電所３号炉原子炉建屋，原子炉補助建屋，ディーゼル発電機建屋，電気建屋
・実施方法：学会標準及び過去に実施した当社のプラントウォークダウン実績※を元に，重要事故シーケンス選定に当たって確認が必要な機器の抽出を行い，プラントウォークダウンの実施目的に沿って作成したチェックシートに基づき調査を実施した。

※：平成24年12月に泊発電所において実施。

表　プラントウォークダウン調査対象機器リスト(抜粋)

No.	機器
1	運転コンソール
2	原子炉安全保護盤
3	工学的安全施設作動盤
4	安全系マルチプレクサ
5	共通要因故障対策操作盤
6	安全系FDPプロセッサ
・ ・	・ ・
65	換気空調系集中現場盤



A）耐震安全性の確認

・各機器について図面との相違や、腐食，亀裂等の地震に対する耐力の低下につながる要因の確認。

・基礎ボルトについて図面との相違や、設置本数、設置状況及び健全性の確認。

・対象機器周辺の耐震クラスの低い機器等の損壊により対象機器を破損させることがないかの確認。等

B）リカバリー操作の確認

（リカバリー操作をモデル化する可能性がある場合に確認）

・銘板等により操作対象機器の識別ができるか、当該設備にアクセスできるかの確認。

・現場操作が可能な設備であるか、作業スペースが確保できるか等の現場操作性の確認

C）モデル化の前提条件の確認

地震 PRA でモデル化している設備（その設備に関連する操作も含む）の前提条件又は新たにモデル化する可能性のある設備（その設備に関連する操作も含む）の前提条件について、妥当であるかの確認。

図　プラントウォークダウンに使用したチェックシート（例）

フラジリティ評価における余震の考え方について

余震がフラジリティ評価に及ぼす影響に関して，以下の「地震 PSA 学会標準」の附属書にて検討例が示されている。

「（社）日本原子力学会標準 原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」の【解説 10】建物・構築物・機器に対する余震の影響について

上記検討では，加振試験により設計基準を上回る高いレベルの地震動を繰り返し受けても損傷に至らないことが確認されており，余震の影響は小さいと判断している。

ここでは，上記検討結果を参考に，余震がフラジリティ評価に及ぼす影響について，静的機器，動的機器及び電気品並びに建屋に類別して考察する。

1. 静的機器に対する余震の影響

静的機器に対する余震の影響について配管系を例にとって示す。

旧原子力発電技術機構では，現行の耐震設計法で設計された一般的な配管系の弾塑性応答挙動及び終局強度を把握し，許容応力に対する安全裕度を把握するための試験及び解析を実施している。安全裕度の確認では，特に設計許容応力を超えた弾塑性領域での配管の応答挙動で問題となるラチェット変形を伴う低サイクル疲労に着目して評価を実施しており，本震と余震による地震動を繰り返し受けた場合の配管系への影響を検討する上で有用な知見が得られている。

それらの結果によれば，現行耐震設計法によって設計された配管系は，基準地震動 S_2 に対する許容応力（3Sm）の 10 倍以上の応力強さにおいても塑性崩壊又は疲労による破損は生じないこと，低サイクル疲労強度は設計疲れ線図を上回る強度を有していること等が確認されている。したがって，配管系は，破損に対して非常に大きな安全裕度を保有しており，余震による地震動の影響は小さいものと考えられる。

また，プラントの耐震設計で用いる地震の等価繰り返し回数は一律に保守的な回数を設定しており，実際の繰返し回数に比べ多めになっている。以上のことから，現状の静的機器の構造強度に対する耐震設計手法は，疲労損傷に対して十分な余裕を含んでおり，余震による地震動の影響は小さいといえる。

2. 動的機器及び電気品に対する余震の影響

動的機器の地震時機能については，加振試験等により動的機能に係る各部位が弾性範囲内であることで，その機能が維持されていることを確認する。また，電気品も同様であり，例えば加振時にチャタリングが起きた場合でも，加振終了後はもとの状態に復帰し，物理的な損傷が無いことを確認している。

以上より，動的機器及び電気品は，機能維持が確認された範囲内であれば，各部位は弾性範囲内であり，余震による繰り返し荷重の影響は受けないことになる。

また，動的機能に関する加振試験結果から次のことがいえる。

旧原子力安全基盤機構では，地震 PRA 上重要度が高い横形ポンプ及び電気品の耐力を把握することを目的として，部分品及び実機に対して設計条件を大きく超える加速度を入力した加振実験を実施している。

実機試験では，横形ポンプの代表機種として原子炉補機冷却ポンプ（RCW ポンプ）（PWR の原子炉補機冷却水ポンプ（CCW ポンプ）と同等の構造）を対象に最大約６×9.8m/s^2 の加速度による振動試験を行い，ポンプの運転状態・外観等に異常が見られないことを確認している。また，電気品の実機試験では，原子炉補助盤，中央制御盤，計装ラック，論理回路制御盤等について最大約６×9.8m/s^2 の加速度による振動試験を行い，電気的に異常がないことが確認されている。

これらの振動試験では，１試験体に対して加振レベルを上げながら繰り返し加振試験を実施して，最終的に機能維持が確認された最大加速度を地震 PRA における現実的耐力値として採用している。したがって，これらの耐力評価結果において，余震による地震動の繰り返しの影響はないものと考えられる（あるいは繰り返しの影響を含めた耐力評価結果となっている）。

3. 建屋に対する余震の影響

原子炉建屋の主要耐震要素である RC 造耐震壁等については，最大耐力あるいは耐力低下後の破壊に至るまでの静的試験，振動台等による動的試験はこれまで数多く実施されている。これらの試験結果より地震 PSA 学会標準の【解説 10】においては，「本震あるいは余震による応答が，耐力以下であれば，本震と余震の地震動の大きさにかかわらず，原子炉建屋は健全性を保つことができる。」とされており，余震による建屋への影響は小さいと考えられる。

起因事象の抽出に対する網羅性について

1.概要

起因事象の抽出に関しては地震PSA学会標準で挙げられている事象を考慮したほか，国内で発生した地震による発電所への影響事例の調査及び海外文献調査を実施し，抽出結果の網羅性を確認した。

2.国内で発生した地震による発電所への影響事例調査

2.1　概要

国内で発生した地震による発電所への影響として，次に挙げる地震に対し，施設に影響した地震規模，安全上重要な設備への影響（AM 設備への影響及び波及的影響を含む），外部電源への影響及び復旧操作へのアクセス性の観点で事例を抽出した。

- 宮城県沖地震（2005年８月）による女川原子力発電所に対する影響
- 能登半島地震（2007年３月）による志賀原子力発電所に対する影響
- 新潟県中越沖地震（2007年７月）による柏崎刈羽原子力発電所に対する影響
- 駿河湾の地震（2009年８月）による浜岡原子力発電所に対する影響
- 東北地方太平洋沖地震（2011 年３月）による福島第一原子力発電所，福島第二原子力発電所，東通原子力発電所，女川原子力発電所及び東海第二発電所に対する影響

上記の震害事例を調査した結果，一部の地震において，地震観測記録が発電所設計時に設定された基準地震動 S_2 若しくは耐震安全性評価で設定された基準地震動 S_S を上回ることが確認されたが，安全上重要な設備に対する地震による直接的な異常は確認されなかった。また，波及的影響の可能性としては，点検及び仮置き中の重量物の移動又は遮へいブロック崩れによる安全上重要な設備への接触，低耐震クラス配管の損傷による溢水又は津波による浸水，並びに電気盤火災による波及的影響が確認されている。

地震随伴溢水及び火災については，今回の評価では評価技術の成熟度から随伴事象の影響評価は困難であると判断し，評価対象外としている。

2.2　震害事例調査結果

2.2.1　宮城県沖地震（2005年８月）による女川原子力発電所に対する影響

地震発生時に運転中であった１号機，２号機及び３号機は，地震に伴い自動停止。発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果，一部の周期で発電所設計時に設定された基準地震動 S_2 を上回ることが確認されたが，耐震安全性の評価によって健全性が確保されていることが確認されており，安全上重要な設備に対する影響はなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第１表に示す。

2.2.2　能登半島地震（2007 年３月）による志賀原子力発電所に対する影響

敷地地盤や１／２号機原子炉建屋において観測された地震記録を分析した結果，観測した地震動の応答スペクトルが基準地震動 S_2 を長周期側の一部の周期帯において超えている部分があったが，耐震安全性の評価によって健全性が確保されていることが確認されており，安全上重要な設備に対する影響はなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第２表に示す。

2.2.3　新潟県中越沖地震（2007 年７月）による柏崎刈羽原子力発電所に対する影響

地震発生時に運転中又は起動中であった２号機，３号機，４号機及び７号機は，地震に伴い自動停止。（１号機，５号機及び６号機は定期検査のため停止中）発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果，耐震設計上考慮すべき地震による地震動の周期帯のほぼ全域にわたって発電所設計時に設定された基準地震動 S_2 を上回ることが確認され，機器によっては構造強度や機能維持に影響を与えると考えられる異常が確認されているものの，重大な損傷をもたらしたものではなく，原子炉の安全性を阻害する可能性のない軽微な事象であった。

安全上重要な設備への影響については，点検及び仮置き中であった重量物の移動又は遮へいブロック崩れによる安全上重要な設備への接触事例や，地震に伴う消火系配管の損傷による一部 AM 設備の浸水事例が確認されたものの，地震による直接的な異常は確認されなかった。なお，３号機の所内変圧器のダクトの基礎が不等沈下したことによって火災が発生した。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第３表に示す。

2.2.4　駿河湾の地震（2009 年８月）による浜岡原子力発電所に対する影響

地震発生時に運転中であった４号機及び５号機は，地震に伴い自動停止。（３号機は定期検査のため停止中。１号機及び２号機は廃止措置準備中。）発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果，３号機及び４号機については，発電所設計時に設定された基準地震動 S_2 による床応答スペクトルを超えるものではなく，設備の健全性が確保されていることが確認されている。５号機については，観測された地震データによる床応答スペクトルが一部の周期帯において基準地震動 S_1 による床応答スペクトルを上回っていたが，主要な耐震設計上重要な機器及び配管の固有周期では下回っていたこと，また床応答スペクトルの一部が超えたことについては観測記録による地震応答解析結果によってすべての設備が弾性状態にあったことから，設備の健全性が確保されていることが確認されている。以上のことから，安全上重要な設備に対する影響はなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第４表に示す。

2.2.5　東北地方太平洋沖地震（2011 年３月）による原子力発電所に対する影響

1）福島第一原子力発電所に対する影響

地震時，運転中であった１号機，２号機，３号機は，地震に伴い自動停止（４号機，５号機，６号機は定期検査中）。原子炉建屋及び原子炉建屋に設置されている安全上重要な設備（原子炉格納容器，残留熱除去系配管等）について，地震観測記録及び基準地震動 S_s それぞれによる応答解析を比較した結果，基準地震動による地震荷重より耐力の方が大きく，地震直後，各安全機能は保持されていたものと評価されている。

しかし，１～５号機については，地震後の津波によって，非常用ディーゼル発電設備，電源設備等が被水，機能喪失したことで全交流電源喪失に至り，１～３号機については最終的に炉心損傷に至った。５号機及び６号機については，原子炉に燃料が装荷されている状態で，１～３号機同様，津波による影響によって海水系が機能喪失に至ったものの，６号機の空冷式ディーゼル発電設備による電源確保（５号機については，６号機から電源融通実施）を行うとともに，仮設海水系ポンプによる冷却機能確保等の復旧措置によって冷温停止状態への移行及び維持が図られた。

また，全燃料が使用済燃料プールへ取り出されていた４号機をはじめとする，各号機の使用済プール内燃料については，注水又は冷却によって使用済燃料プール水位を確保し，燃料損傷防止が図られた。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第５表に示す。

2）福島第二原子力発電所に対する影響

地震時，１～４号機は運転中であったが，地震に伴い全号機自動停止。原子炉建屋及び原子炉建屋に設置されている安全上重要な設備（原子炉格納容器，残留熱除去系配管等）について，地震観測記録及び基準地震動 S_s それぞれによる応答解析を比較した結果，基準地震動 S_s による地震荷重より耐力の方が大きく，地震後，各安全機能は保持されていたものと評価されている。

３号機を除く，１号機，２号機及び４号機については，地震後の津波によって，海水系設備が被水することでヒートシンク喪失に至ったものの，外部電源及び３号機非常用ディーゼル発電設備，電源車による電源確保，海水系ポンプのモータ取り替え等の復旧措置によって，冷却機能を確保することで，各号機とも冷温停止状態への移行，維持が図られた。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第６表に示す。

3）東通原子力発電所に対する影響

地震時において１号機は定期検査のため停止中。発電所敷地内で観測された地震加速度は 17gal であり，地震による設備への影響はなかった。また，地震後に外部電源がすべて喪失したが，非常用ディーゼル発電機が自動起動し全交流電源

喪失には至らなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第７表に示す。

4）女川原子力発電所に対する影響

地震時に運転中又は起動中であった１号機，２号機及び３号機は，地震に伴い自動停止。発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果，観測された地震データによる床応答スペクトルが一部の周期帯において発電所設計用の基準地震動 S_s による床応答スペクトルを上回っていたが，地震観測結果に基づく原子炉建屋及び耐震安全上重要な主要設備の地震時における機能を概略評価（建屋については最大応答せん断ひずみ及び層せん断力，設備については影響構造強度評価及び動的機能維持評価）した結果，機能維持の評価基準を下回っていることが確認されている。今後は詳細なシミュレーション解析によって健全性を確認するとともに主要設備以外の耐震安全上重要な設備を含め設備の健全性を確認することとしている。

安全上重要な設備への影響については次のとおりである。１号機において常用系の高圧電源盤火災によって地絡した同期検定器の出力回路ケーブルから非常用母線と予備変圧器の連絡しゃ断器投入コイルに電圧が印加され，非常用母線電圧が瞬時低下したため，同母線から受電していた残留熱除去系ポンプ２台の自動停止が確認された。２号機において海水ポンプ室に流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋の一部に流入し，原子炉補機冷却水系の一系統及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系の機能喪失が確認された。同冷却水系の喪失によって非常用ディーゼル発電機一系統及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の自動停止が確認された。さらに，常用系の高圧電源盤火災の影響により，非常用ディーゼル発電機が起動していない状態でしゃ断器投入が発生し，非常用ディーゼル発電機界磁回路損傷が確認されたものの，地震による直接的な異常は確認されなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第８表に示す。

5）東海第二発電所に対する影響

地震時に運転中であった東海第二発電所は，地震に伴い自動停止。発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果，観測された地震データによる原子炉建屋の最大応答加速度は，設計時に用いた最大応答加速度及び新耐震指針に基づく耐震安全性評価で設定した基準地震動 S_s の最大応答加速度以下であった。また，観測された地震データによる原子炉建屋の床応答スペクトルが一部の周期帯において発電所設計時に用いた床応答スペクトルを上回っていたが，主要な周期帯で観測地震記録が下回っていることが確認されている。安全上重要な設備への影響については，津波対策工事が完了していなかった一部の海水ポンプ室に海水が浸水し３台ある非常用ディーゼル発電機用海水ポンプのうち１台が停止したこと及び125V 蓄電池 2B 室のドレンファンネルからの逆流によって床面に３cm の深さで

溢水が確認されたものの，地震による直接的な異常は確認されなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第 9 表に示す。

第１表　2005 年８月に発生した宮城県沖地震による女川原子力発電所に対する影響

確認項目	確認結果
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	女川原子力発電所１，２，３号機は，定格熱出力運転中のところ平成 17 年８月 16 日に発生した宮城沖を震源とするマグニチュード 7.2（震源深さ 72km，震央距離 73km，震源距離 84km）の地震の影響によって，11 時 46 分に１号機，２号機，３号機は地震加速度大信号によって原子炉自動停止した。なお，観測された保安確認用地震動は，最大で 251.2 ガルであった。 １号機，２号機，３号機の原子炉建屋で観測された地震動から求めた加速度応答スペクトル（周期ごとの加速度の最大値）は，機器の設置されていない屋上を除き，全ての周期において基準地震動 S_2 による応答スペクトルを下回っていることを確認した。また，岩盤上で観測された地震データから上部地盤の影響を取り除いたデータを解析したところ，一部周期において基準地震動 S_2 を超えている部分があることを確認した。今回の地震で，一部の周期において基準地震動の応答スペクトルを超えることとなった要因分析及び評価を行った結果，これは，宮城県沖近海のプレート境界に発生する地震の地域的な特性によるものと考えられるとの結論が得られた。
②－１安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	無し 今回観測された地震データを用いて，安全上重要な設備（建屋及び機器）の耐震安全性の評価を実施し，耐震安全性が確保されていることを確認した。
②－２既存の AM 設備への影響（波及影響も含む）	無し
③－１外部電源への影響	無し
③－２Ｄ／Ｇへの影響	無し
③－３補機冷却系への影響	無し
③－４電源融通の可能性	可能
③－５復旧操作へのアクセス性	重大な影響無し。ただし，構内道路アスファルト亀裂，波うち及び段差が発生した。
④その他（安全機能には影響しないもの，留意しておく必要のある事項）	無し

第２表　2007年３月に発生した能登半島地震による志賀原子力発電所に対する影響

確認項目	確認結果
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	【志賀１，２号機】 敷地地盤や１／２号機原子炉建屋において観測された地震記録を分析した結果，観測した地震動の応答スペクトルが基準地震動 S_2 を長周期側の一部の周期帯において超えている部分があったが，この周期帯には，安全上重要な施設がないことを確認した。 また，１／２号機の原子炉建屋で観測された地震記録に基づいて原子炉建屋及び同建屋内の安全上重要な機器について検討した結果，各施設とも弾性範囲内に十分収まっており，施設の健全性が十分確保されていることを確認した。 タービン建屋内及び海水熱交換器建屋内の安全上重要な機器及び配管，並びに排気筒について，敷地地盤で観測された地震記録に基づいて検討した結果，各施設とも弾性範囲内に十分収まっており，施設の健全性が確保されていることを確認した。 さらに，今回の地震において長周期側の一部の周期帯で基準地震動 S_2 を上回ったことから，長周期側で今回の地震動を上回る地震動（検討に用いた地震動）を想定し，長周期側の主要施設であるタービン建屋基礎版上の原子炉補機冷却水系配管及び排気筒の耐震安全性について確認した結果，耐震安全余裕を有していることを確認した。 以上，安全上重要な施設や長周期側の主要施設に関する一連の耐震安全性確認結果から，能登半島地震を踏まえても耐震安全性は十分確保されていることが確認できたと考えられる。
②－１安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【志賀１，２号機】無し
②－２既存の AM 設備への影響（波及影響も含む）	【志賀１，２号機】無し
③－１外部電源への影響	【志賀１，２号機】 供用中の３回線すべてが喪失し外部電源喪失となったが，事象発生の６分後に復旧した。
③－２Ｄ／Ｇへの影響	【志賀１，２号機】無し
③－３補機冷却系への影響	【志賀１，２号機】無し
③－４電源融通の可能性	【志賀１，２号機】可能
③－５復旧操作へのアクセス性	【志賀１，２号機】影響無し

確認項目	確認結果
④その他（安全機能には影響しないもの，留意しておく必要のある事項）	■水銀灯の落下 １号機タービン建屋運転階の水銀灯が７個，また２号機原子炉建屋運転階の水銀灯が２個落下した。 また，２号機で落下した水銀灯の破片は，約 97%を運転階床上から回収したが，残りの破片については使用済燃料貯蔵プールなどへ落下した可能性があったため，これらの箇所での点検及び清掃を行った。
	■２号機低圧タービン組み立て中のタービンロータの位置ずれ 組み立て中の低圧タービンロータを仮止めしていた治具が変形し，わずかな位置ずれが生じた。低圧タービンを開放し点検を実施したところ，動翼に微小な接触痕が複数確認された。
	■１号機使用済燃料貯蔵プールからの水飛散 使用済燃料貯蔵プールの水約 45 リットル（放射能量約 750 万ベクレル）が使用済燃料貯蔵プール周辺に飛散した。そのうち，養生シート外には約８リットル（放射能量約 130 万ベクレル）の水が飛散した。飛散した水については速やかに拭き取った。外部への放射能の影響はなし。

第3表　2007年7月に発生した中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所に対する影響

<table>
<tr><th>確認項目</th><th>確認結果</th></tr>
<tr><td>①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）</td><td>【柏崎刈羽１～７号機】
新潟県中越沖においてマグニチュード 6.8 の地震が発生，震央距離 16km，震源距離 23km に位置している柏崎刈羽においては，全号機（１～７号機）にて基準地震動を超える加速度を確認，原子炉建屋基礎版上での最大加速度のものは，１号機での 680gal（設計時の最大加速度応答値 273gal）であった。各号機で原子炉建屋基礎版上での最大加速度（観測値，設計時応答値）は下表の通り。
<table>
<tr><th colspan="2" rowspan="2">観測値</th><th colspan="2">南北</th><th colspan="2">東西</th><th colspan="2">上下</th></tr>
<tr><th>観測</th><th>設計</th><th>観測</th><th>設計</th><th>観測</th><th>設計*</th></tr>
<tr><td>1号機</td><td>最下階</td><td>311</td><td>274</td><td>680</td><td>273</td><td>408</td><td>(235)</td></tr>
<tr><td>2号機</td><td>最下階</td><td>304</td><td>167</td><td>606</td><td>167</td><td>282</td><td>(235)</td></tr>
<tr><td>3号機</td><td>最下階</td><td>308</td><td>192</td><td>384</td><td>193</td><td>311</td><td>(235)</td></tr>
<tr><td>4号機</td><td>最下階</td><td>310</td><td>193</td><td>492</td><td>194</td><td>337</td><td>(235)</td></tr>
<tr><td>5号機</td><td>最下階</td><td>277</td><td>249</td><td>442</td><td>254</td><td>205</td><td>(235)</td></tr>
<tr><td>6号機</td><td>最下階</td><td>271</td><td>263</td><td>322</td><td>263</td><td>488</td><td>(235)</td></tr>
<tr><td>7号機</td><td>最下階</td><td>267</td><td>263</td><td>356</td><td>263</td><td>355</td><td>(235)</td></tr>
</table>
*上下方向については，（ ）内の値を静的設計で使用
１～７号機で観測された地震観測記録に基づき，設計時の解放基盤表面と原子炉建屋基礎版上の関係を参照し，解放基盤表面における地震動を推定したところ，基準地震動S_2（450gal）に対して１～４号機で約2.3～3.8倍，５～７号機で1.2～1.7倍の結果であった。
設備点検の結果，地震の影響による構造強度や機能維持に影響を与えると考えられる異常が確認されてはいるが，機器の重大な損傷をもたらしたものではなく，原子炉の安全性を阻害する可能性のない軽微な事象であった。
安全上重要な設備については，１号機において異常が数例確認されているが，点検，仮置き中だったために転倒，損傷に至ったこと，地震に伴う消火系配管の建屋接続部の損傷に伴う浸水によって機能喪失に至ったことが原因であり，地震による直接的な異常は確認されていない。</td></tr>
<tr><td>②-１安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）</td><td>【柏崎刈羽１～７号機】
無し</td></tr>
<tr><td>②-２既存の AM 設備への影響（波及影響も含む）</td><td>【柏崎刈羽１～７号機】
無し</td></tr>
</table>

確認項目	確認結果
③-１外部電源への影響	【柏崎刈羽１～７号機】 ４回線中，２回線が機能喪失
③-２Ｄ／Ｇへの影響	【柏崎刈羽１～７号機】 無し
③-３補機冷却系への影響	【柏崎刈羽１～７号機】 無し
③-４電源融通の可能性	【柏崎刈羽１～７号機】 無し
③-５復旧操作へのアクセス性	・土捨て場北側斜面の一部が崩落。（復旧操作のためのアクセス性への影響無し。）
④その他（安全機能には影響しないもの，留意しておく必要のある事項）	■３号機 原子炉建屋地下２階にあるSLC系注入ライン配管（格納容器外側貫通部）の近傍に置いてあったISI用RPV模擬ノズルが地震によって移動し，配管の板金保温材に衝突したと思われるへこみを確認。配管及びサポートには損傷は無かったものの，安全上重要な設備に影響が及ぶ可能性があったことを踏まえ，室内にて床に固定されていない重量物を固定及び固縛する対策を講じた。 なお，所内変圧器のダクトの基礎が不等沈下したことによって火災が発生した。
	■１号機 不等沈下によって消火配管が破断し，漏水及び消火系の機能喪失に至ったものと推定。 地震による建屋周辺の地盤沈下などのため，消火系配管が破断（消火系の機能喪失）。 さらに，原子炉複合建屋とモニタ建屋（屋外）間のトレンチの沈下によって生じた接続部の隙間及びトレンチ本体のひび割れ損傷部を通じ，消火系から漏れた水が原子炉複合建屋内に流入。 その結果，機能要求は無かったものの主蒸気放射線モニタ検出器が浸水によって損傷するとともに，復水補給水ポンプ（AM設備）についても浸水による被害を受けた。

第４表　2009年８月に発生した駿河湾の地震による浜岡原子力発電所に対する影響

確認項目	確認結果
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	【浜岡３，４号機】 地震観測記録と基準地震動 S_1 による応答を比較した結果，地震観測記録は基準地震動 S_1 による応答を十分下回っており，地震時に耐震設計上重要な設備が弾性状態にあったことから，設備の健全性が確保されていることを確認した。 【浜岡５号機】 耐震設計上重要な設備について，地震観測記録と基準地震動 S_1 による応答を比較し，原子炉建屋の一部の階において地震観測記録における最大加速度が基準地震動 S_1 による最大応答加速度をわずかに上回っている以外は，地震観測記録における最大加速度が基準地震動 S_1 による最大応答加速度を下回っていることを確認した。 原子炉建屋の地震観測記録の床応答スペクトルは，一部の周期帯において基準地震動 S_1 の床応答スペクトルを上回っているが，主な耐震設計上重要な機器及び配管系の固有周期では下回っており，地震時に弾性状態にあったことから，これらの機器及び配管系の健全性が確保されていることを確認した。 ５号機については，主要な設備は弾性状態にあり，健全性は確保されていることを確認していたが，一部の観測記録で基準地震動 S_1 による応答加速度を超えたことから，地震観測記録を入力とした地震応答解析を行い，設備の健全性評価の結果は，全ての設備が弾性状態にあったことから，設備の健全性が確保されていることを確認した。
②-１安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【浜岡３～５号機】 無し
②-２既存の AM 設備への影響（波及影響も含む）	【浜岡３～５号機】 無し
③-１外部電源への影響	【浜岡３～５号機】 ３，４号機：３ルート６回線すべてが健全 ５号機：２ルート４回線すべてが健全
③-２Ｄ／Ｇへの影響	【浜岡３～５号機】無し
③-３補機冷却系への影響	【浜岡３～５号機】無し
③-４電源融通の可能性	【浜岡３～５号機】可能
③-５復旧操作へのアクセス性	【浜岡５号機】 タービン建屋の東側屋外エリアの地盤沈下（15m×15m，10cm 程度）を確認した。

確認項目	確認結果
④その他（安全機能には影響しないもの，留意しておく必要のある事項）	■５号機“補助変圧器過電流トリップ”（常用系）：地震の振動でトリップ接点の接触による保護継電器の誤動作（リレーチャター発生）⇒より強い耐震性を有する保護継電器への取替を検討した結果，水平３Ｇ，上下１Ｇ程度の実力のある保護継電器に取替。
	■５号機制御棒駆動機構モータ制御ユニットの故障警報点灯：５号機“補助変圧器過電流トリップ”（常用系）との従属性。
	■原子炉建屋管理区域区分の変更，原子炉建屋５階（放射線管理区域内）燃料交換エリア換気放射線モニタ指示の一時的な上昇：地震の揺れによって，燃料集合体表面の放射性物質を含んだ鉄錆びなどが，プール水に遊離し，プール表面からの放射線線量率が上昇したものと推定。
	■主タービンスラスト軸受摩耗トリップ警報点灯及びタービン開放点検：各種接触痕，変形，ネジ損傷などが見られた。

第 5 表　2011 年３月に発生した東北地方太平洋沖地震による福島第一原子力発電所に対する影響

<table>
<tr><th>確認項目</th><th>確認結果</th></tr>
<tr><td>①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）</td><td>【福島第一１～６号機】
平成 23 年３月 11 日，東北地方太平洋沖地震が発生，福島第一原子力発電所１～６号機の原子炉建屋基礎版上において観測された最大加速度と基準地震動 S_s から求めた基礎版上の最大応答加速度を比較した結果，２，３，５号機の東西方向の観測記録が，基準地震動 S_s による最大応答加速度を上回っていた。各号機で原子炉建屋基礎版上での最大加速度（観測値，設計時応答値）は下表の通り。
<table>
<tr><th rowspan="2">観測値</th><th colspan="2">南北</th><th colspan="2">東西</th><th colspan="2">上下</th></tr>
<tr><th>観測</th><th>設計</th><th>観測</th><th>設計</th><th>観測</th><th>設計</th></tr>
<tr><td>1 号機</td><td>460※</td><td>487</td><td>447</td><td>489</td><td>258</td><td>412</td></tr>
<tr><td>2 号機</td><td>348※</td><td>441</td><td>550</td><td>438</td><td>302</td><td>420</td></tr>
<tr><td>3 号機</td><td>322※</td><td>449</td><td>507</td><td>441</td><td>231</td><td>429</td></tr>
<tr><td>4 号機</td><td>281※</td><td>447</td><td>319</td><td>445</td><td>200</td><td>422</td></tr>
<tr><td>5 号機</td><td>311※</td><td>452</td><td>548</td><td>452</td><td>258</td><td>427</td></tr>
<tr><td>6 号機</td><td>288※</td><td>445</td><td>444</td><td>448</td><td>244</td><td>415</td></tr>
</table>
※記録開始から 130～150 秒程度で記録は中断
原子炉建屋及び原子炉建屋に設置される安全上重要な機能及び配管系（主蒸気系配管，原子炉格納容器，残留熱除去系配管，炉心支持構造物及び制御棒（挿入性）など）に加え，1 号機については非常用復水器系配管，原子炉再循環系配管等について，地震観測記録を用いた応答解析と基準地震動を用いた応答解析で得られた地震荷重を比較した結果，ほとんどの機器及び配管系において基準地震動 S_s による地震荷重の方が大きく，それらについては地震直後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。
一部，地震観測記録を用いた応答解析による地震荷重の方が大きかった機器及び配管系についても，適切な応答値を評価するため実物の構造を考慮するなどの解析モデルの見直しを行った結果，基準地震動を用いた応答解析による地震荷重の方が大きく評価された。加えて，現場確認が可能な５号機については，目視によって，可能な範囲で損傷の有無など，現場状況の確認を実施し，主要な弁，ポンプなどの機器及びその周辺の配管などに有意な損傷などは認められなかったことから，地震時及び地震直後においても安全機能を保持可能な状態にあったものと評価されている。</td></tr>
</table>

確認項目	確認結果
②－１安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【福島第一１～６号機】 無し（推定）
②－２既存の AM 設備への影響（波及影響も含む）	【福島第一１～６号機】 不明（消火系配管に損傷が確認されているが，津波（漂流物含む）による影響と考えられる。）
③－１外部電源への影響	【福島第一１～６号機】 全６回線中，５回線機能喪失 ※１回線は，工事のため受電停止中
③－２Ｄ／Ｇへの影響	【福島第一１～６号機】 影響無し（津波によって喪失。ただし，一部空冷式Ｄ／Ｇについては，津波襲来後も機能維持）
③－３補機冷却系への影響	【福島第一１～６号機】 影響無し（津波によって喪失）
③－４電源融通の可能性	【福島第一１～６号機】 ・影響無し（津波によって喪失） ・５－６号機間については，仮設ケーブル敷設によって電源融通実施
③－５復旧操作へのアクセス性	・道路に割れ，段差など有り。 ・防災道路ではないが斜面崩落による道路閉鎖箇所有り。
④その他（安全機能には影響しないもの，留意しておく必要のある事項）	【福島第一１～６号機】 詳細確認不可

第 6 表　2011 年３月に発生した東北地方太平洋沖地震による福島第二原子力発電所に対する影響

<table>
<tr><th>確認項目</th><th>確認結果</th></tr>
<tr><td>①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）</td><td>【福島第二１～４号機】
平成 23 年３月 11 日，東北地方太平洋沖地震が発生，福島第二原子力発電所１～４号機の原子炉建屋基礎版上において観測された最大加速度と基準地震動 S_S から求めた原子炉建基礎版上の最大応答加速度は下表の通り。全号機，原子炉基礎版上（最地下階）で得られた最大加速度は，基準地震動 S_S に対する最大応答加速度を下回っていることが確認されている。
<table>
<tr><th rowspan="2">観測値</th><th colspan="2">南北</th><th colspan="2">東西</th><th colspan="2">上下</th></tr>
<tr><th>観測</th><th>設計</th><th>観測</th><th>設計</th><th>観測</th><th>設計</th></tr>
<tr><td>1 号機</td><td>254</td><td>434</td><td>230※</td><td>434</td><td>305※</td><td>512</td></tr>
<tr><td>2 号機</td><td>243</td><td>428</td><td>196※</td><td>429</td><td>232※</td><td>504</td></tr>
<tr><td>3 号機</td><td>277※</td><td>428</td><td>216※</td><td>430</td><td>208※</td><td>504</td></tr>
<tr><td>4 号機</td><td>210※</td><td>415</td><td>205※</td><td>415</td><td>288※</td><td>504</td></tr>
</table>
※記録開始から 130～150 秒程度で記録は中断

原子炉建屋及び原子炉建屋に設置される安全上重要な機能及び配管系（主蒸気系配管，原子炉格納容器，残留熱除去系配管，炉心支持構造物及び制御棒（挿入性）など）について地震観測記録を用いた応答解析と基準地震動 S_S を用いた応答解析で得られた地震荷重を比較した結果，一部の機器及び配管系を除き基準地震動 S_S による地震荷重の方が大きく，それらについては地震後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。一部，地震観測記録を用いた応答解析による地震荷重の方が大きかった機器及び配管系についても，適切な応答値を評価するため実物の構造を考慮するなどの解析モデルの見直しを行った結果，基準地震動を用いた応答解析による地震荷重の方が大きいことが確認されており，地震後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。</td></tr>
<tr><td>②－１安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）</td><td>【福島第二１～４号機】
無し</td></tr>
<tr><td>②－２既存の AM 設備への影響（波及影響も含む）</td><td>【福島第二１～４号機】
影響なし（消火系配管に損傷が確認されているが，津波（漂流物含む）による影響と考えられる。）</td></tr>
</table>

確認項目	確認結果
③－１外部電源への影響	【福島第二１～４号機】 ４回線中，１回線機能停止 ※１回線は停止点検中。さらに１回線は，避雷器の損傷が確認されたため，被害拡大防止を目的として受電停止の上，復旧作業を実施。
③－２Ｄ／Ｇへの影響	【福島第二１～４号機】 影響無し（３号機を除き，津波によって機能喪失）
③－３補機冷却系への影響	【福島第二１～４号機】 影響無し（３号機を除き，津波によって機能喪失）
③－４電源融通の可能性	【福島第二１～４号機】 影響無し（津波によって喪失）
③－５復旧操作へのアクセス性	・道路に割れ，段差など生じるも影響無し。
④その他（安全機能には影響しないもの，留意しておく必要のある事項）	【福島第二１～４号機】 特に影響無し

第 7 表　2011 年３月に発生した東北地方太平洋沖地震による東通原子力発電所に対する影響

確認項目	確認結果
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	発電所において観測した地震加速度は 17 ガルであり，設備への影響はなかった。
②－１安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	無し
②－２既存の　AM　設備への影響（波及影響も含む）	無し
③－１外部電源への影響	むつ幹線（２回線），東北白糠線の停止に伴い，外部電源が喪失した。同日 23 時 59 分に東北白糠線が復旧した。
③－２Ｄ／Ｇへの影響	外部電源喪失に伴い，非常用ディーゼル発電機が自動起動した。
③－３補機冷却系への影響	無し
③－４電源融通の可能性	可能
③－５復旧操作へのアクセス性	無し
④その他（安全機能には影響しないもの，留意しておく必要のある事項）	■８台あるモニタリングポストのうち４台がバッテリ切れによって停止した。

第 8 表　2011 年３月に発生した東北地方太平洋沖地震による女川原子力発電所に対する影響

確認項目	確認結果
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	女川原子力発電所は，１号機及び３号機が定格熱出力一定運転中，また，２号機が原子炉起動中のところ，３月 11 日 14 時 46 分に発生した東北地方太平洋沖地震によって全号機において原子炉が自動停止した。観測された地震加速度は 567.5 ガル（保安確認用地震計：１号機原子炉建屋地下２階）であり，全号機とも，原子炉保護系が設計どおり作動したことによって自動停止した。 最大応答加速度について基準地震動と観測記録の関係は次の通り。
②-１安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【女川１号】 ●タービン建屋地下１階高圧電源盤火災 タービン建屋地下１階において高圧電源盤 6-1A からの発煙が発生した。また，高圧電源盤 6-1A の火災の影響によって，Ｓ／Ｐ水冷却のために手動起動した RHR ポンプ（A）及び（C）号機が自動停止した。
②-２既存の　AM　設備への影響（波及影響も含む）	無し

原子炉建屋の最大加速度値

観測位置		観測記録 最大加速度値（ガル）			基準地震動Ｓｓに対する最大応答加速度値（ガル）		
		ＮＳ方向	ＥＷ方向	ＵＤ方向	ＮＳ方向	ＥＷ方向	ＵＤ方向
1号機	屋上	2000※1	1636	1389	2202	2200	1388
	燃料取替床(5階)	1303	998	1183	1281	1443	1061
	1階	573	574	510	660	717	527
	基礎版上	540	587	439	532	529	451
2号機	屋上	1755	1617	1093	3023	2634	1091
	燃料取替床(3階)	1270	830	743	1220	1110	968
	1階	605	569	330	724	658	768
	基礎版上	607	461	389	594	572	490
3号機	屋上	1868	1578	1004	2258	2342	1064
	燃料取替床(3階)	956	917	888	1201	1200	938
	1階	657	692	547	792	872	777
	基礎版上	573	458	321	512	497	476

※１　当該地震計の最大設定値（2000ガル）を上回っているため参考値

※２　網掛は基準地震動Ｓｓに対する最大応答加速度値を超えていることを示す

確認項目	確認結果
③-１外部電源への影響	５回線中４回線が機能喪失 女川原子力発電所には，外部電源として５回線（牡鹿幹線１，２号線（275kV 系），松島幹線１，２号線（275kV 系），塚浜支線（66kV 系））が接続されている。地震直後は，当社管内の送電線事故に伴う系統保護回路の動作によって，松島幹線２号１回線のみとなったが，３月 12 日 20 時 12 分に牡鹿幹線１号，同日 20 時 15 分に牡鹿幹線２号，３月 17 日 10 時 47 分に松島幹線１号，３月 26 日 15 時 41 分に塚浜支線がそれぞれ復旧している。 【牡鹿１，２号線避雷器の損傷】 地震の揺れによると思われる影響によって，避雷器内部に部分放電が発生した。（地震に伴う牡鹿幹線１，２号線停止の原因は，避雷器の損傷によるものと考えられる。）
③-２Ｄ／Ｇへの影響	【女川１号】 ●非常用ＤＧ（Ａ）界磁回路の損傷 ＤＧ（Ａ）の同期検定器が動作せず，しゃ断器を手動で投入することができなかった。また，ＤＧ（Ａ）が起動していない状態でＤＧ（Ａ）のしゃ断器が自動投入される事象が発生した。 ⇒メタクラ 6-1A で発生した火災の影響によって制御ケーブルに溶損などが生じ，地絡が発生した。 【女川２号】 ●浸水によるＤＧ（Ｂ）及びＤＧ（Ｈ）の停止 海水ポンプ室の取水路側から流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋内の一部に浸水し，RCW(B)系及びHPCWの二系統が機能喪失したことによって，ＤＧ（Ｂ）並びにＤＧ（Ｈ）が自動停止となった。（ＤＧ（Ａ）は健全）
③-３補機冷却系への影響	【女川２号】 ●浸水によるＤＧ（Ｂ）及びＤＧ（Ｈ）の停止 海水ポンプ室の取水路側から流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋内の一部に浸水し，RCW（B）系及びHPCWの２系統が機能喪失した。
③-４電源融通の可能性	女川１号にて，地震又は火災の影響によって一部しゃ断器に不具合が生じた。
③-５復旧操作へのアクセス性	無し

確認項目	確認結果
④その他（安全機能には影響しないもの，留意しておく必要のある事項）	【女川１号】 ●高圧電源盤しゃ断器の投入不可 主に定検時に使用する高圧電源盤（１号機所内電源を２号機から受電する際に使用）において，電源盤内に設置しているしゃ断器が地震の振動によって傾き， 投入スイッチを入切するためのインターロックローラーが正常位置から外れた。 ●母連しゃ断器制御電源喪失 火災が発生した高圧電源盤の制御電源回路の溶損による地絡や短絡の影響によって，制御電源回路が接続されているしゃ断器用制御電源回路の電圧が変動し，“制御電源喪失”警報が発生した。 ●125V 直流主母線盤の地絡（計２件） 高圧電源盤の火災によって，配線に地絡が発生し，地絡警報が発生した。
	【女川２号】 特に無し
	【女川３号】 ●使用済燃料プールゲート押さえ脱落 使用済燃料プールと原子炉ウェル間の通路部に設置している使用済燃料プールゲート（No.１ 及び No.２）を固定しているゲート押さえ金具計４個のうち３個のスイングボルトが外れていた。 ●HPCS 圧力抑制室吸込弁自動での全開動作不能 ４月７日の余震の揺れによる影響と推定される圧力抑制室の水位変動時に，本来全開するはずの HPCS 圧力抑制室吸込弁が，地震による弁の開閉指示を行うスイッチなどの誤動作（推定）によって，全開にならなかった。（手動での全開は可能）
	【各号機共通】 ●制御棒駆動系ハウジング支持金具サポートバーのずれ 制御棒駆動機構ハウジングのハウジング支持金具（グリッド）が，１号機で１カ所，２号機で２カ所，３号機で１カ所ずれていることを確認した。これによる制御棒駆動機構ハウジングの落下防止機能への影響はなかった。

第９表　2011 年３月に発生した東北地方太平洋沖地震による東海第二発電所に対する影響

確認項目	確認結果
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	・観測記録に基づく各階の最大応答加速度は，建設時の当初設計時に用いた最大応答加速度及び新耐震設計審査指針に基づく耐震安全性評価で設定した基準地震動 S_s の最大応答加速度以下であることを確認した。 ・原子炉建屋の地震観測記録による床応答スペクトルは，一部の周期帯（約 0.65 秒から約 0.9 秒）で建設時の設計に用いた床応答スペクトルを上回っているが，耐震設計上重要な機器及び配管系のうち主要な設備の固有周期では，地震観測記録が工認設計波による床応答スペクトル以下であることを確認した。
②－１安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	地震による影響は無し
②－２既存の　AM　設備への影響（波及影響も含む）	地震による影響は無し
③－１外部電源への影響	３回線中３回線が機能喪失 （13 日 12:32　154kV 系東海原子力線復旧）
③－２Ｄ／Ｇへの影響	地震による影響は無し（津波によって DGSW-2C が水没したため，DG-2C は手動停止）
③－３補機冷却系への影響	地震による影響は無し
③－４電源融通の可能性	可能（HPCS-DG から 6.9kV の交流電源融通，予備充電器を介して直流電源融通）
③－５復旧操作へのアクセス性	地震による影響は無し
④その他（安全機能には影響しないもの，留意しておく必要のある事項）	タービン設備などの一部で，耐震クラスＢ，Ｃクラスの設備が損傷を受けた。 【蒸気タービン】 ・低圧タービン及び高圧タービンの動翼と隔板の一部に接触による摺動痕 ・高圧タービンと低圧タービンの中間軸受け基礎グラウト部の割れ，基礎ボルトの緩み（10 本中３本） 【主発電機関係】 ・主発電機軸受及び励磁機及び副励磁機廻りに接触痕，間隙拡大などの損傷

3. 海外の PRA 関連文献調査

海外文献についての調査結果をまとめたものを第 10 表に示す。海外の地震 PRA 関連文献を調査した結果，他にモデル化すべき起因事象は存在しなかった。

地震随伴溢水については，今回の評価では評価技術の成熟度から随伴事象の影響評価は困難であると判断し，評価対象外としている。

第 10 表　海外文献調査結果

	文献名	記載内容	確認結果
1	ASME 標準[i] (256 ページ)	地震 PRA で考慮される起因事象は例えば以下を含める。 (a) RPV やその他の大型機器 (steam generator, recirculation pump, pressurizer) の損傷 (b) 様々なサイズと場所での LOCA (c) トランジェント (外部電源喪失は特に重要) PCS やヒートシンクが地震要因で使用できない場合 (例えば, 外部電源喪失) と使用できる場合の両方のトランジェントを考慮すべきである。また, 他のトランジェントの例として, service water のような重要なサポート系の喪失や直流電源の喪失がある。	左記の例は, すべて評価上考慮していることを確認した[1]。
2	IAEA Safety Guide(SSG-3)[ii] (108 ページ)	特に, 以下のタイプのシナリオに至る起因事象はモデル化すべきである。 (a) 大型機器の損傷 (例 : reactor pressure vessel, steam generators, pressurizer) (b) 様々なサイズと場所の LOCA。極小 LOCA も考慮すべき。 (c) 外部電源喪失 (d) 様々なサポートシステムの喪失を含むトランジェント (PCS が失敗するシナリオと失敗しないシナリオ)	左記の例は, すべて評価上考慮していることを確認した[1,2]。

	文献名	記載内容	確認結果
3	EPRI 地震 PRA 実施ガイド[iii, iv] （文献iii：5-7 ページ，文献iv：C-9 ページ）	“initiator”は例えば以下を含める。 ✓ RPV やその他の大型機器 （steam generator，recirculation pump，pressurizer 等）の損傷 ✓ 様々なサイズと場所の LOCA ✓ サポートシステム故障 （service water や直流電源，原子炉保護系，外部電源，交流電源） ✓ トランジェント（外部電源喪失は特に重要） PCS やヒートシンクが地震要因で使用できない場合（例えば，外部電源喪失）と使用できる場合の両方のトランジェントを考慮すべきである。外電が使用可能だが他の地震要因損傷があるシーケンスも考慮しなければならない。（なぜなら，LERF を考えた場合，外電や IA が必ず喪失すると仮定することが，必ず保守的とは限らないからである。例えば格納容器隔離弁が外電喪失や IA 喪失で安全側に閉動作となる。） Excessive LOCA やリレーチャタリングも考慮しなければならない。	左記の例は，すべて評価上考慮していることを確認した[1]。
4	スイス連邦原子力安全検査局（ENSI）PSA ガイド[v] (25 ページ)	以下のように起因事象を定義しなければいけない。 ・最小の HCLPF 値とスクリーニング値の間の地震加速度範囲に，少なくとも 7 つの起因事象が含まれないといけない。 ・スクリーニング値を超える地震加速度で，1 つの起因事象を定義しないといけない。	左記の起因事象数を評価において満足していることを確認した。また，スクリーニング値を超える地震加速度では，起因事象「格納容器バイパス」が支配的である。
5	Surry 発電所 Seismic PRA Pilot Plant Review(EPRI)[vi] (7-9 ページ)	（イベントツリーにおいて以下のヘディングがモデル化されている。） ・直接炉心損傷（T/B 建屋損傷等） ・溢水（タービン建屋溢水発生時，隔離失敗で非常用電気品室流入を想定） ・LLOCA ・ATWS（即時 ATWS 緩和あり） ・RCP シール LOCA ・外部電源喪失	左記の例は，すべて本評価において考慮していることを確認した[1,3]。 （地震随伴溢水についてはスコープ対象外）

1. 耐震性が低い主給水系が機能喪失することが想定されるため，PCS が健全な場合と機能喪失した場合の過渡状態は，主給水流量喪失で代表して評価される。
2. 極小 LOCA については小破断 LOCA で代表されている
3. RCP シール LOCA はサポート系として考慮

＜調査対象文献一覧＞

i. ASME/ANS RA-Sb-2013, “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008: Standard for Level1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, an American National Standard.” American Society of Mechanical Engineers, New York, NY. 2013.

ii. IAEA Safety Guide SSG-3, “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants.” International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 2010.

iii. Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide. EPRI, PaloAlto, CA: 2003. 1002989

iv. Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide. EPRI, PaloAlto, CA: 2013. 3002000709

v. Probabilistic Safety Assessment(PSA): Quality and Scope, Guideline for Swiss Nuclear Installations. Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate(ENSI), Brugg, Switzerland: 2009. ENSI-A05/e.

vi. Surry Seismic Probabilistic Risk Assessment Pilot Plant Review. EPRI, PaloAlto, CA: 2010. 1020756

換気空調系機能喪失事象の扱いについて

換気空調系が機能喪失した場合，安全系設備や非安全系設備が設置されている区画の室温が上昇し，所定の機能を維持できなくなることが考えられるが，地震 PRA においては，本事象を起因事象から除外している。以下に換気空調系機能喪失事象の取扱いについて示す。

1. 換気空調系機能喪失事象の概要

ファン，ダンパ，空調用冷水系等の地震による機能喪失により換気空調系が機能喪失した場合，フロントラインシステム，それらのサポートシステム等の安全系設備や非安全系設備が設置されている区画の室温が上昇し，雰囲気の悪化により，フロントラインシステム若しくはサポート系システムが所定の機能を維持できなくなることが考えられる。

2. 換気空調系が機能喪失した場合の対応

換気空調系が機能喪失してから温度が上昇し，フロントラインシステム及びそれらのサポートシステムが所定の機能を維持できなくなるまでには時間的な余裕があり，地震により換気空調系が機能喪失する加速度では地震加速度大によりプラント停止に移行することから当該事象は収束することになる。したがって，地震 PRA として換気空調系を起因事象の発生要因として取り扱わない。ただし，地震で LOCA や過渡事象の起因事象が発生した後，事象緩和系のサポートシステムとして換気空調系を必要とする場合には，換気空調系を緩和系にモデル化している。

3. 内部事象運転時レベル 1 PRA における扱い

換気空調系の機能喪失により空間温度が上昇し，冷却対象機器への影響が考えられるが，温度上昇は比較的緩やかであり，影響が生じる前に手動停止等の対応が可能であることから，起因事象としては「手動停止」として考慮している。

4. 結論

「換気空調系機能喪失」事象は，起因事象の候補として考えられるが，一般社団法人日本原子力学会発行の「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル 1 PRA 編）：2013」に記載の起因事象の除外判定基準「事象が発生してもプラント停止までには十分に時間があり，その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象」に該当するため，起因事象から除外する。

地震 PRA における総合デジタルの計測制御設備の扱いについて

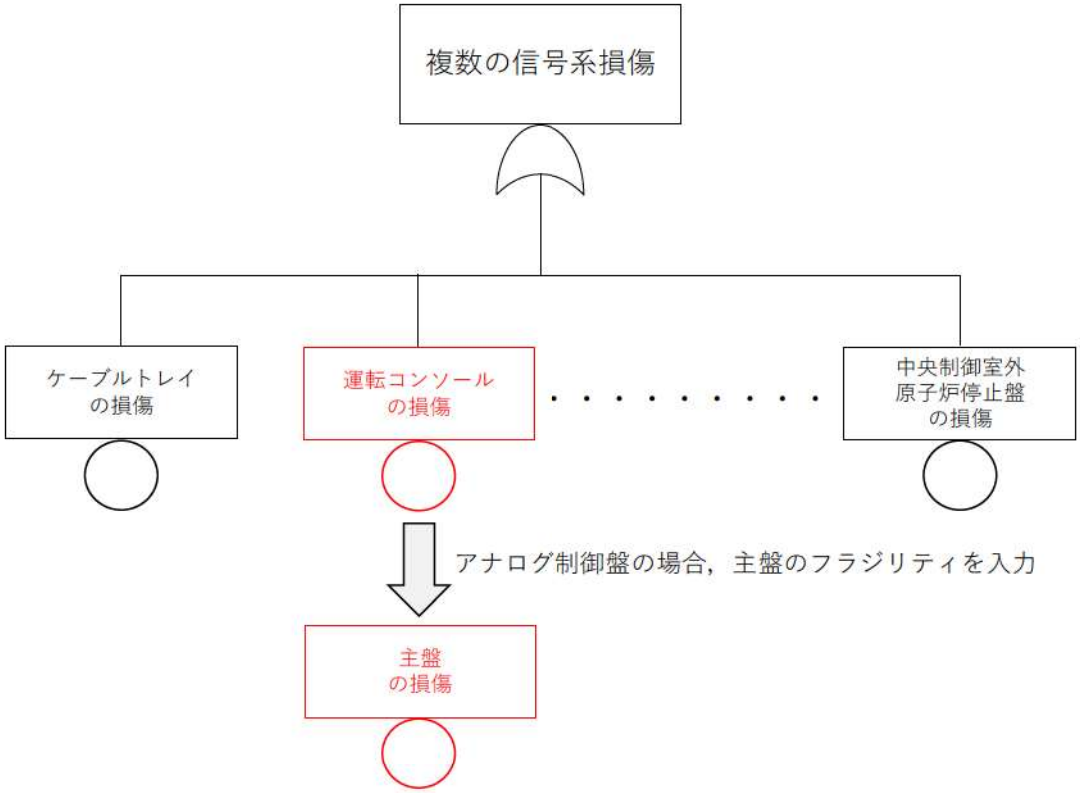
地震 PRA においては，内部事象 PRA で考慮しているランダム要因による機器故障（ランダム故障），共通原因故障，人的過誤等と地震動による損傷（地震損傷）の両方を機器等の機能喪失要因として評価を実施する必要があり，地震損傷については，

・機器等の構成部材・部品の変形・破断により構造体としての支持機能が喪失した状態である構造損傷
・動作不能，動作停止又は誤動作のような所定の機能を果たすことができない状態である機能損傷

の２つの損傷モードがある。

泊発電所３号炉の特徴である総合デジタルの計測制御設備について，ランダム故障等の影響については，内部事象出力運転時 PRA と同様のモデルを用いることで地震 PRA においても考慮している。地震損傷の影響については，デジタル方式の設備に対してフラジリティ評価を実施している。構造損傷又は機能損傷のいずれか弱い方のフラジリティを代表として地震による損傷確率としているが，いずれのフラジリティも耐震評価結果から求めており，デジタル方式であるかアナログ方式であるかにより耐震評価方法やフラジリティ評価方法が異なるものではない。

図に地震特有の起因事象である「複数の信号系損傷」の発生確率の評価に使用するフォールトツリー評価例を示す。例えばデジタル方式では「運転コンソール」の損傷確率を入力していた箇所については，アナログ方式では主盤の損傷確率を入力する必要がある。デジタル方式の制御盤（運転コンソール等）が損傷した場合も，アナログ方式の制御盤（主盤等）が損傷した場合も，安全上重要な設備への影響が大きいため，損傷時の影響は，どちらも複数の信号系損傷に分類される。したがって，制御盤がデジタル方式かアナログ方式の相違によりフォールトツリーの構成が変わるものではない。



※各基事象に入力するフラジリティ値については，構造損傷又は機能損傷のうち弱い方を選択

図　「複数の信号系損傷」の発生頻度評価のフォールトツリー評価例

フラジリティ評価手法選定の考え方について

フラジリティ評価について，学会標準では下表における①～③のいずれかの手法で実施することが規定されている。建屋，屋外重要土木構造物，機器のフラジリティ評価について，それぞれ適用した評価手法，評価手法の相違及び選定理由について以下に示す。

表　フラジリティ評価手法

評価手法	適用	評価手法の相違	選定理由
①応答解析に基づく方法：現実的耐力と現実的応答による方法	・建屋 ・屋外重要土木構造物	・非線形応答まで直接評価。	・建屋応答は層崩壊を，屋外重要土木構造物は構造の崩壊を対象とし，強非線形領域まで評価するため，非線形応答解析から直接現実的応答を評価する手法を用いた。
②原研法：現実的耐力と応答係数による方法	－	・非線形領域の応答を線形応答で表し，エネルギー吸収係数を用いて，応答項で非線形を考慮。	－
③安全係数法（Zion 法）：耐力係数と応答係数による方法	・機器	・非線形領域の応答を線形応答で表し，エネルギー吸収係数を用いて，現実的耐力を割り増し，耐力項で非線形性を考慮。	・①は精度の面では優位だが，今回実施した地震 PRA の主目的は，炉心損傷頻度の絶対値を高い精度で算出することではなく，各事故シーケンスグループにおいて特徴的となる事故シーケンスを抽出することであることから，電力共同研究等で評価手法が整備され，米国での評価実績もあり，耐震バックチェック等既往の応答評価結果がそのまま使用できる③で適切な評価が可能と判断した。 ・機器フラジリティについては，②は適用実績がない。

耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）について

a. 機器の限界強度に関する係数　F_S（構造損傷）

$$F_S = \frac{\text{限界荷重} - \text{通常運転時荷重}}{\text{評価用地震動により発生する荷重} - \text{通常運転時荷重}}$$

【具体的な設定方法（限界荷重の設定）】

①耐震評価の許容値がJSMEの設計引張り強さ（S_u）に基づくもの

JSME記載のS_uは試験データの95%信頼下限値とし，1.1倍を中央値とする。

不確実さは$\beta_{s-r}=0$，$\beta_{s-u}=(1/1.65)\times\ln(1.1S_u/S_u)=0.06$

b. 機器の限界強度に関する係数F_S（機能損傷）

$$F_S = \frac{\text{損傷加速度の中央値}}{\text{基準応答加速度}} = \frac{\text{試験加速度}\times\exp\left(1.65\times(\beta_r+\beta_u)\right)}{\text{基準応答加速度}}$$

【具体的な設定方法】

①β設定法を用いるもの

フラジリティ評価において，HCLPFは次式により評価される。

$HCLPF=A_m\times\exp(-1.65\times(\beta_r+\beta_u))$

HCLPF：95%信頼度５%損傷確率

A_m：フラジリティ加速度の中央値

式変形より，$A_m=HCLPF\times\exp(1.65\times(\beta_r+\beta_u))$

これと同様に，加振試験における損傷加速度の中央値とHCLPFの関係は次式により表される。

損傷加速度の中央値＝損傷加速度のHCLPF$\times\exp(1.65\times(\beta_r+\beta_u))$

したがって，“損傷加速度のHCLPF＝機能維持試験加速度”とし，不確実さ※1β_r及びβ_uを与えることにより，損傷加速度の中央値を推定することができる。

電気的機器の場合：$\beta_{s-r}=0.11$，$\beta_{s-u}=0.17$

動的機器の場合：$\beta_{s-r}=\beta_{s-u}=0.10$

※1：不確実さについては下記の文献から引用した。

電力共通研究「PWRプラントの地震PSA手法の高度化に関する研究」

②上記以外（横型ポンプ）

JNESの加振試験※2において損傷するまでの結果が得られているものについては，β設定法は用いず，損傷加速度中央値＝機能維持確認済加速度として評価し，不確実さは考慮しない（$\beta_{s-r}=\beta_{s-u}=0$）。ただし，上記報告書で不確実さが指定されているものについてはその値を使用する。

横型単段ポンプ：機能維持加速度　8.40G

$\beta_{s-u}=0.21$

横型多段ポンプ：機能維持加速度　17.3G
不確実さの指定なし

※2：「原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その３（総合評価）に係る報告書」（独立行政法人　原子力安全基盤機構平成18年８月）

c.機器の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数　F_μ

評価対象部位の降伏後の塑性変形による機器全体系としてのエネルギー吸収効果を評価する。

【具体的な設定方法】

本係数は，塑性率μの関数として与えられる。脆性損傷及び弾性域機能損傷については，本係数をF_μ＝１とし，その他については以下に示すNewmarkの手法により評価する。

①機器の固有周期が設置床の床応答スペクトルの卓越周期領域にある場合

$$F_\mu = \sqrt{2\mu - 1} \qquad \mu：塑性率$$

②機器の固有周期が設置床の床応答スペクトルの剛領域にある場合

$$F_\mu = \mu^{0.13}$$

不確実さは次式により算定する。

$$\beta_c = \frac{1}{2.33}\ln(F\mu) \qquad \beta_r = \beta_u = \frac{1}{\sqrt{2}}\beta_c$$

ここで，塑性率μには以下の値※3を用いるものとする。

- 一般の容器類　　μ＝1.5
- 重機器類　　μ＝2.0
- 配管　　μ＝3.0
- 鋼構造　　μ＝3.0

※3：塑性率については下記の文献から引用した。

「N.M.Newmark, "Inelastic Design of Nuclear Reactor Structures and its Implication on Design of Critical Equipment", SMiRT Paper K4/1,1977 SMiRT Conference, San Francisco, 1978」

d. 機器応答評価用入力地震動に関する係数　F_{ESS}

$$F_{ESS}=\frac{\text{設計評価での機器入力動に対する機器応答値}}{\text{機器入力動の中央値に対する機器応答値}}$$

【具体的な設定方法：マージンの取り方に応じた評価手法を選定】

①拡幅有りの設計用床応答曲線を用いた評価を実施しているもの

$$F_{ESS}=\frac{S_a\ (\text{拡幅有り})}{S_a\ (\text{拡幅無し})}$$

S_a（拡幅有り（無し））：拡幅有り（無し）の床応答曲線での応答加速度

拡幅は建屋・地盤の物性値の不確実さを考慮したものであり，その不確実さは建屋応答係数の評価で考慮されているため，本係数では不確実さは考慮しない。

$\beta_{ESS-r}=\beta_{ESS-u}=0$

②1.2ZPA評価を実施しているもの（ZPA：最大床応答加速度）

$F_{ESS}=1.2$

建屋応答解析の不確実さは，建屋応答係数の評価で考慮されているため，本係数では不確実さは考慮しない。

$\beta_{ESS-r}=\beta_{ESS-u}=0$

③建屋連成時刻歴解析を実施し，発生荷重のマージンを考慮しているもの

F_{ESS}＝設定マージン

建屋応答解析の不確実さは，建屋応答係数の評価で考慮されているため，本係数では不確実さは考慮しない。

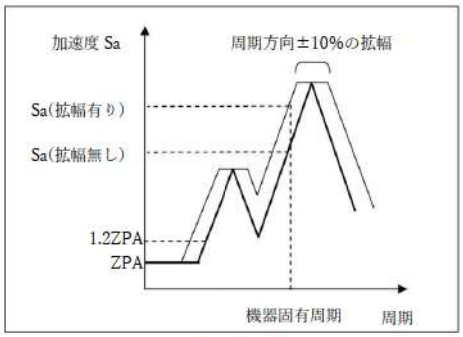
$\beta_{ESS-r}=\beta_{ESS-u}=0$

④ZPA評価又は時刻歴解析を実施しているもの

$F_{ESS}=1.0$

建屋応答解析の不確実さは，建屋応答係数の評価で考慮されているため，本係数では不確実さは考慮しない。

$\beta_{ESS-r}=\beta_{ESS-u}=0$



参考図

e. 機器の設計用減衰定数に関する係数　F_D

$$F_D = \frac{\text{設計用減衰定数での機器応答値}}{\text{減衰定数の中央値での機器応答値}}$$

【具体的な設定方法】

①設計減数定数の床応答曲線を用いた評価を実施しているもの

$$F_D = \frac{S_a\ (\text{設計減衰定数})}{S_a\ (\text{減衰定数中央値})}$$

不確実さについては，設計減衰定数が99%信頼下限と考え，次式の通りとする。

$$\beta_{D-u} = \frac{1}{2.33} \ln \frac{S_a\ (\text{設計減衰定数})}{S_a\ (\text{減衰定数中央値})}$$

$$\beta_{D-r} = 0$$

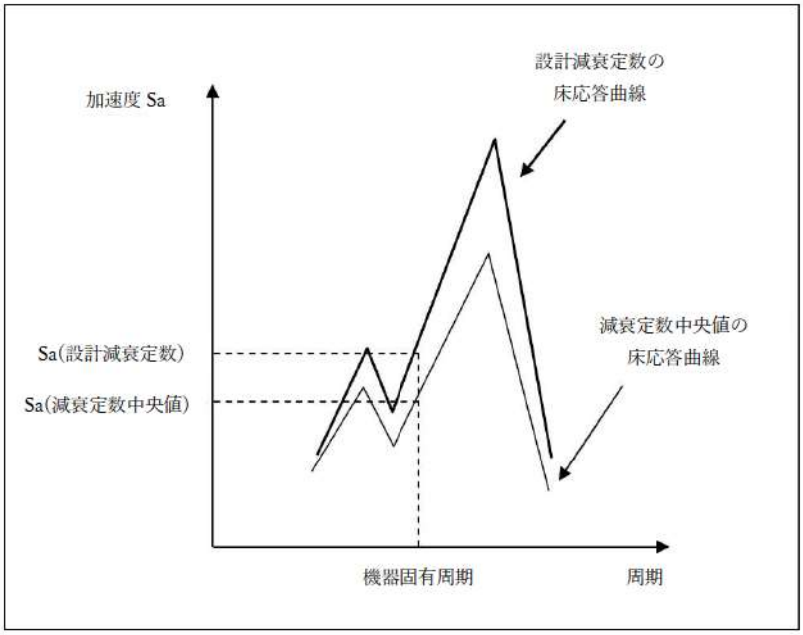
S_a(設計減衰定数（減衰定数中央値※4）)：

設計減衰定数（減衰定数中央値）の床応答曲線での応答加速度

※4：減衰定数中央値については，国内において機器ごとに徐々に地震動を変動させた既往の加振試験結果を統計処理結果等に基づき設定する。

引用文献：

電力共通研究「PWRプラントの地震PSA手法の高度化に関する研究」



参考図

f. 機器の解析モデル化に関する係数　F_{EM}

機器のモデル化におけるモデル形状・諸元等の実機との差等に起因する保守性及び不確実さが機器の応答に与える影響を安全係数として評価する。

【具体的な設定方法】

①１質点系でモデル化しているもの

１質点系でモデル化される機器の場合は，比較的単純な形状で実機の現実的な応答も１次の振動モードが応答に支配的であると考えられる，かつ，設計評価において解析モデルの諸元が保守的に与えられているため，安全係数は1.0で不確実さは考慮しない。

$F_{EM}=1.0$　$\beta_{EM-r}=\beta_{EM-u}=0$

②多質点系でモデル化しているもの

多質点系でモデル化される場合は，主にモデル形状等に起因する不確実さが生じ得るため，文献※5に基づき設定する。

$F_{EM}=1.0$　$\beta_{EM-r}=0$　$\beta_{EM-u}=0.15$

※5：「“Seismic Fragilities of Civil Structures and Equipments at The Diablo Canyon Power Plant”, Pacific Gas and Electric Company, 1988」

③建屋連成時刻歴解析を実施しているもの

建屋応答係数の内のモデル化に関する係数に含まれるものとし，安全係数1.0で不確実さは考慮しない。

$F_{EM}=1.0$　$\beta_{EM-r}=\beta_{EM-u}=0$

g. 機器のモード合成に関する係数　F_{EMC}

機器の地震応答がモーダル解析により評価されている場合に，実機の現実的な応答挙動をより精度良く模擬できる直接積分による時刻歴解析に比べ，モード合成に起因する保守性及び不確実さが生じて，機器の応答に与える影響を安全係数として評価する。

【具体的な設定方法】

①<u>１質点系でモデル化しているもの</u>

１質点系でモデル化される機器の場合は，モード合成の必要がないため，安全係数は1.0で不確実さは考慮しない。

$F_{EMC}=1.0$　$\beta_{EMC-r}=\beta_{EMC-u}=0$

②<u>多質点系でモデル化しているもの</u>

モード合成はSRSS（二乗和平方根）により行っており，この場合は大きな保守性は有さないと考えられることから安全係数は1.0とする。不確実さについては文献※6に基づき設定する。

$F_{EMC}=1.0$　$\beta_{EMC-r}=0.15$　$\beta_{EMC-u}=0$

※6：引用文献：

・電力共通研究「PWRプラントの地震PSA手法の高度化に関する研究」

・「R.P.Kennedy and M.K.Ravindra“Seismic Fragilities For Nuclear Power Plant Risk Studies”,Nuclear Enginnering and Design 79(1984)47-68」

h. 入力地震動のスペクトル形状に関する係数　F_{SS}

$$F_{SS}=\frac{\text{基準減衰値の基準スペクトルの基準応答モデル１次周期に対する値}}{\text{基準減衰値の現実的スペクトルの基準応答モデル１次周期に対する値}}$$

【具体的な設定方法】

①基準応答評価用の入力地震動と現実的な地震動の加速度応答スペクトル形状の差が建屋応答に与える影響を評価する。なお，不確実さは地震ハザード評価に含まれると考えられるため考慮しない。

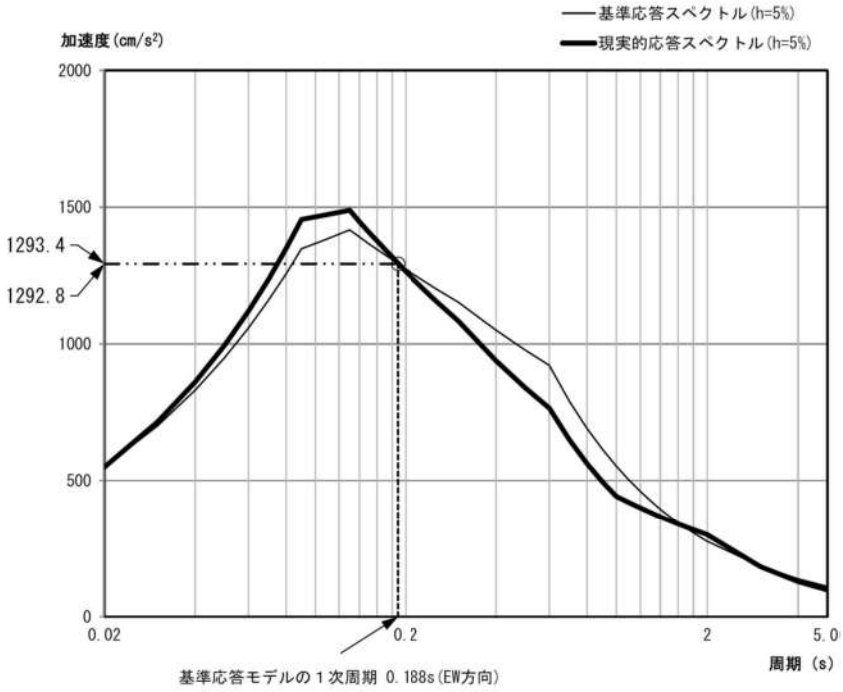
$$F_{SS}=\frac{\text{基準減衰値の基準スペクトルの基準応答モデル１次周期に対する値}}{\text{基準減衰値の現実的スペクトルの基準応答モデル１次周期に対する値}}$$

$$F_{SS}=\frac{1292.8}{1293.4}=1.00\ (\text{EW方向})$$

$$\beta_r=\beta_u=0$$

基準応答モデルのA/B　１次周期に対するスペクトル値　EW方向

	スペクトル値(gal)
基準応答スペクトル	1292.8
現実的スペクトル値	1293.4



参考図

i. 建屋の減衰に関する係数　$F_{\delta B}$

$$F_{\delta B}=\frac{\text{基準減衰値の基準スペクトルの基準応答モデル１次周期に対する値}}{\text{現実的減衰値の基準スペクトルの基準応答モデル１次周期に対する値}}$$

【具体的な設定方法】

①基準応答減衰定数による基準応答用スペクトルと現実的な減衰定数による基準応答用スペクトルの基準応答モデル１次周期における比により評価する。

現実的な減衰定数はばらつくので，基準応答用スペクトル形状もそれに従いばらつき，その結果得られるスペクトル値もばらついたものとなる。このようにして得られたスペクトル値のばらつきをβ_Rとする。また，減衰定数の評価に対するβ_uは考慮しない。

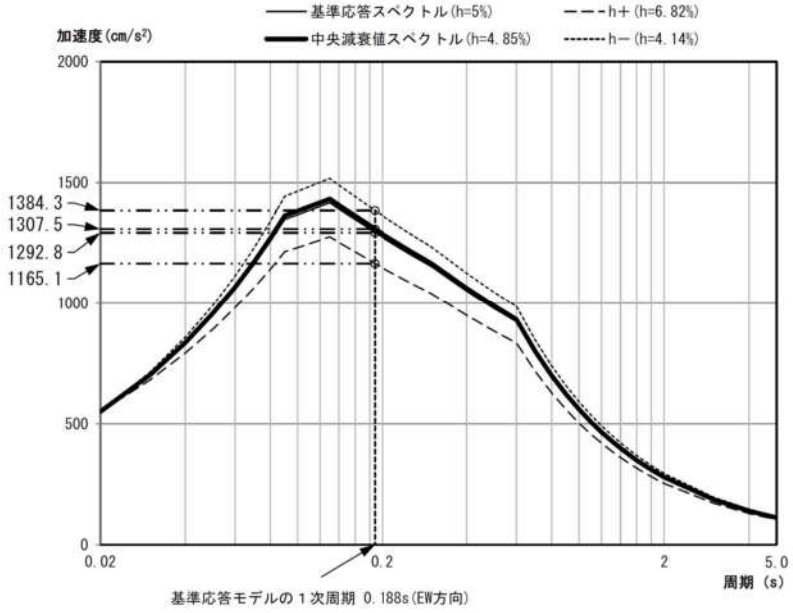
$$F_{\delta B}=\frac{1292.8}{1307.5}=0.99\ (\text{EW方向})$$

β_r＝基準応答モデル１次周期に対して減衰がばらついたときの基準応答スペクトル値のばらつき

$\beta_u=0$

基準応答モデルのA/B　１次周期に対する基準応答スペクトル値　EW方向

	スペクトル値(gal)	重み
基準応答(h＝5%)	1292.8	－
中央値(h＝4.85%)	1307.5	－
h＋(h＝6.82%)	1165.1	0.321
h－(h＝4.14%)	1384.3	0.679



参考図

j. 建屋のモデル化に関する係数　F_M

$$F_M = \frac{\text{基準応答スペクトルの基準応答モデル１次周期に対する値}}{\text{基準応答スペクトルの現実的な建屋の１次周期に対する値}}$$

【具体的な設定方法】

①建屋のモデル化に関する不確かさが建屋応答に与える影響を評価する。なお，基準応答用スペクトルの基準応答モデル１次周期における値と，現実的な建屋モデル（中央値モデル及び現実的応答評価用モデル）の１次周期における値の比により算出する。

$$F_M = \frac{1292.8}{1307.8} = 0.99 \text{（EW方向）}$$

β_r＝現実的な建屋の１次周期（ばらつき考慮）に対する基準応答スペクトル値のばらつき

β_u＝0.15※7

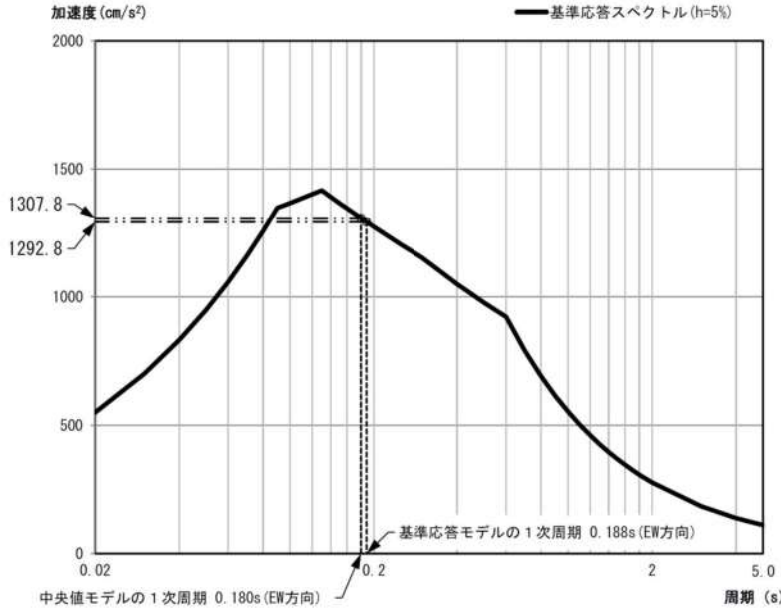
※7：不確実さについては下記の文献から引用した。

「原子力発電所のフラジリティ評価における認識論的不確実さに関する研究，その１～その３」（日本建築学会大会梗概集，2007年８月）

現実的な１次周期に対する基準応答用減衰による基準応答評価用スペクトル値

（A/B EW方向）

	Vs	F*c*	１次周期（s）	スペクトル値（gal）	重み
中央値モデル	中央値	中央値	0.1883	1292.8	－
現実的応答評価用モデル	＋	＋	0.1728	1320.6	0.1721
	＋	－	0.1794	1308.3	0.2539
	－	＋	0.1786	1309.9	0.2319
	－	－	0.1850	1298.6	0.3421



参考図

k. 建屋の非線形応答に関する係数　F_{NL}

【具体的な設定方法】

①本係数は建屋の非線形応答に関する係数である。

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの長周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ，本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確実さとして考慮する。ここでは，非線形応答に関する全不確実さを0.20とし，この内，情報に関する不確実さは0.10とする。

$F_{NL}=1.0$

$\beta_u=0.10$

$$\beta_r=\sqrt{\beta_{NL-c}^{\ 2}-\beta_u^{\ 2}}$$

$$=\sqrt{0.20^2-0.10^2}$$

$=0.17$

ただし，ZPA領域ではこの変動は小さいため，本係数は以下のとおりとする。

$F_{NL}=1.0$　$\beta_r=\beta_u=0$

第 85 回審査会合（平成 26 年２月 25 日）以降の地震 PRA おける評価手法の変更について

地震 PRA において，先行他プラントの審査実績又は地震側の審査状況に関する反映事項として，第 85 回審査会合（平成 26 年２月 25 日）以降から以下の変更を実施している。

1. 建屋及び屋外重要土木構造物フラジリティの評価手法の変更

・建屋フラジリティについては「耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）」，屋外重要土木構造物フラジリティについては「現実的耐力と応答係数による方法（原研法）」を用いていたが，再評価に当たっては建屋・屋外重要土木構造物のいずれのフラジリティ評価についても「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）」に変更した。

・「(社) 日本原子力学会標準 原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」における評価手法の選択肢としても，「安全係数法」，「原研法」及び「応答解析に基づく方法」が挙げられており，これらについては国内の PWR 及び BWR プラントにおいて十分な評価実績を有している。

・その上で，日本原子力学会標準では「フラジリティ評価の精度を重視する場合には応答解析による方法を用いることが望ましい。」とされており，先行プラントの建屋及び屋外重要土木構造物フラジリティ評価では「応答解析に基づく方法」が主流となっていることから，より評価精度の高い「応答解析に基づく方法」を採用した。

・評価手法の相違点については，「補足 3.2.1.c-1　フラジリティ評価手法選定の考え方」に記載しているが，「応答解析に基づく方法」と「安全係数法」及び「原研法」との主な相違としては非線形応答を直接評価するか係数を用いて考慮するかであり，この違いを考慮しても建屋及び屋外重要土木構造物フラジリティがシーケンス選定へ及ぼす影響は小さい。

2. 定量化手法の変更

・定量化手法について，「大イベントツリー／小フォールトツリー法」を用いていたが，再評価に当たっては「小イベントツリー／大フォールトツリー法」に変更した。

・「大イベントツリー／小フォールトツリー法」は，日本原子力学会標準に評価手法の選択肢として挙げられており十分な評価実績を有しているが，先行プラントで主流となっている「小イベントツリー／大フォールトツリー法」を採用した。

・評価手法の相違点については，「補足 3.2.1.d-4　小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震 PRA)」に記載している。

地震PRAにおけるイベントツリー評価について

1.システム解析の概要について

今回の地震PRAでは，地震に引き続き発生するプラントの事故に至る起因事象発生をイベントヘディングとした起因事象階層イベントツリーと起因事象発生後の緩和設備をイベントヘディングとしたフロントライン系イベントツリーを結合して評価している。また，起因事象階層イベントツリーで主給水流量喪失に分類された事象については，過渡分類イベントツリーにより外部電源喪失，原子炉補機冷却機能喪失及び主給水流量喪失に事象を分類し，該当するフロントライン系イベントツリーに結合して評価している。第1図にシステム解析の概要を示す。

2.起因事象の階層化の考え方と階層イベントツリーについて

地震PRAでは，地動加速度の増加に伴う複数機器の同時損傷により複数の起因事象が発生する可能性があるため，「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」に従い，重畳による影響を包含できるように階層処理を行っている。具体的には，先行するヘディングにある起因事象が発生した時は後続のヘディングにある起因事象が重畳している可能性があるものとして考え，先行する起因事象で想定している緩和機能により「後続の起因事象の事象進展の抑制が可能」又は「後続の起因事象に係る緩和操作に期待する必要がない」ことを考慮した上で起因事象階層イベントツリーを作成している。第2図に起因事象階層イベントツリーを示す。

起因事象発生頻度は，当該起因事象を発生させる機器のいずれか１つでも損傷した場合に発生するものとして算出し，後続のヘディングで考慮する起因事象発生頻度は先行するヘディングで考慮する起因事象が発生しない条件付確率として評価している。

3.格納容器バイパス事象及び直接炉心損傷に至る事象について

地震により建屋等の大規模構造物や原子炉容器等の損傷により，起因事象の発生と同時に緩和機能に期待できない事象として，直接炉心損傷に至る事象及び格納容器バイパス事象を考慮している。

【直接炉心損傷に至る事象】

- 大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）
- 原子炉建屋損傷
- 原子炉格納容器損傷
- 原子炉補助建屋損傷

・電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失
・１次系流路閉塞による２次系除熱機能喪失
・複数の信号系損傷
・燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失

【格納容器バイパス】
・蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

直接炉心損傷に至る事象及び格納容器バイパス事象において対象とする設備と分類の考え方を第1表に示す。

4. フロントライン系イベントツリーについて

フロントライン系イベントツリーでは，内部事象レベル１PRAで考慮したフォールトツリーをベースに，緩和設備の地震による直接的な損傷，耐震性の低い機器による緩和機能に期待しない措置，耐震性の低い機器の隔離失敗をモデル化した。第3図にモデル化したフォールトツリーの例を示す。

5. 地震PRAの結果を事故シーケンスに整理するプロセスについて

地震PRAでは，起因事象階層イベントツリー，過渡分類イベントツリー及びフロントライン系イベントツリーの各ヘディングにおいて起因事象の発生と緩和設備の機能喪失の状態を評価しているため，各ヘディングの分岐情報を基に事故シーケンスの分類を行っている。具体的には以下のとおり。

格納容器バイパス及び直接炉心損傷に至る事象の起因事象により発生する事故シナリオについては，損傷する建屋及び機器により喪失する安全機能を考慮し，蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損），原子炉建屋損傷，原子炉格納容器損傷，原子炉補助建屋損傷，１次系流路閉塞による２次冷却系からの除熱機能喪失，複数の信号系損傷，大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA），電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失，燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失として整理している。

また，各LOCA事象，２次冷却系の破断，外部電源喪失，原子炉補機冷却機能喪失及び主給水流量喪失事象の起因事象により発生する事故シナリオについては，各起因事象に対するフロント系イベントツリーの分岐結果により事故シーケンスを分類している。第4図に各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンスを示す。

また，起因事象階層イベントツリーで主給水流量喪失に分類される事象が過渡分類イベントツリーを経由してフロントライン系イベントツリーに結合される具体例を，地震区分４において全交流動力電源喪失が発生して

いる場合を例に第5図に示す。

第1表　格納容器バイパスと直接炉心損傷に至る事象における対象設備（１／３）

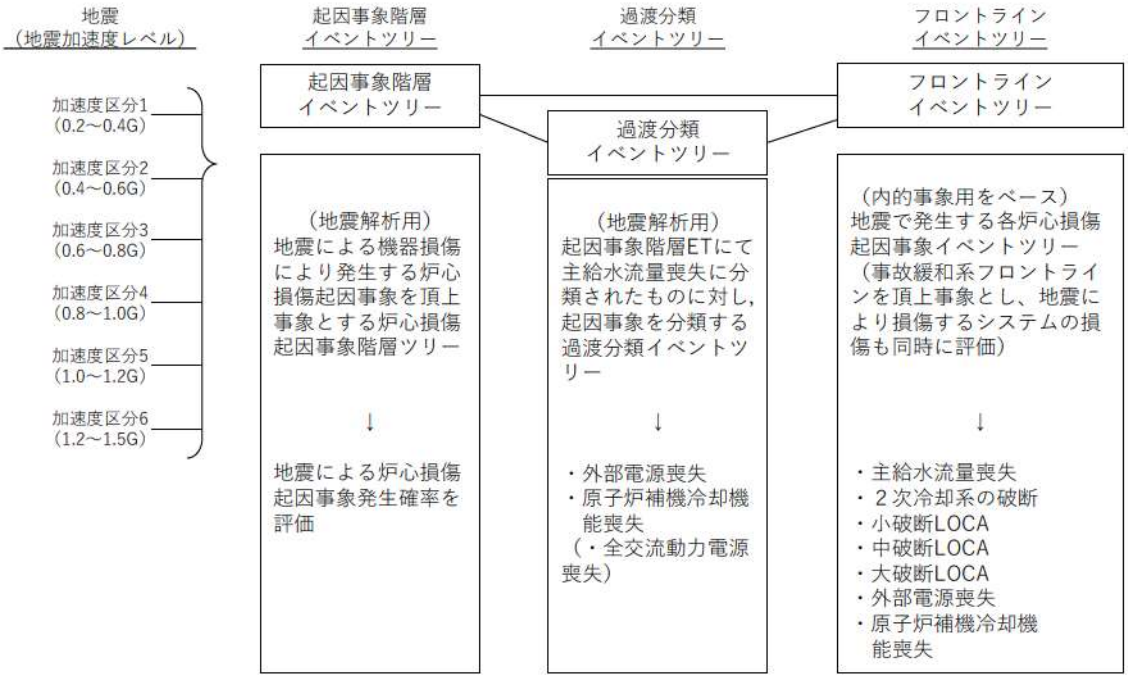
発生する起因事象	対象設備	損傷モード	評価部位	分類の考え方
大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）	原子炉容器	構造	サポートシュ	対象設備の構造損傷によりExcess LOCAが発生し，ECCS注入も無効となることから，直接炉心損傷に至ると想定。
	一次冷却材管	構造	ホットレグ	
	1次冷却材ポンプ	構造	ブラケット	
	炉内計装引出管	構造	コンジット チューブ	
	制御棒駆動装置	構造	制御棒駆動 装置耐圧部	
	蒸気発生器本体	構造	冷却材入口 管台	
原子炉建屋損傷	原子炉建屋	構造	－	原子炉建屋の構造損傷により建屋内の広範囲にわたる機器，配管が構造損傷すると仮定し，直接炉心損傷に至ると想定。
原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器	構造	リングガータ 下端部	原子炉格納容器内の構造損傷により，原子炉格納容器内及び周辺設備が構造損傷し，直接炉心損傷に至る事象と想定。
原子炉補助建屋損傷	原子炉補助建屋	構造	－	原子炉補助建屋の構造損傷により建屋内の運転コンソール，直流電源等が損傷し，ほぼすべての安全機能の制御が不能となり炉心損傷に至ると想定。
電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	電動弁	機能	－	原子炉補機冷却水系統のCヘッダ分離が電動弁であり，原子炉補機冷却水系統のトレン分離失敗から原子炉補機冷却機能が喪失し，RCPシールLOCAが発生すると想定。
1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	炉内構造物	構造	制御棒クラスタ 案内管	炉内構造物の損傷により，炉心部で冷却材の流れが阻害されることで，1次冷却材流量低による原子炉トリップ及び蒸気発生器による除熱時の自然循環が阻害されることで，2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。
	炉心支持構造物	構造	下部炉心 支持板	

第1表　格納容器バイパスと地震により直接炉心損傷に至る事象における対象設備
（２／３）

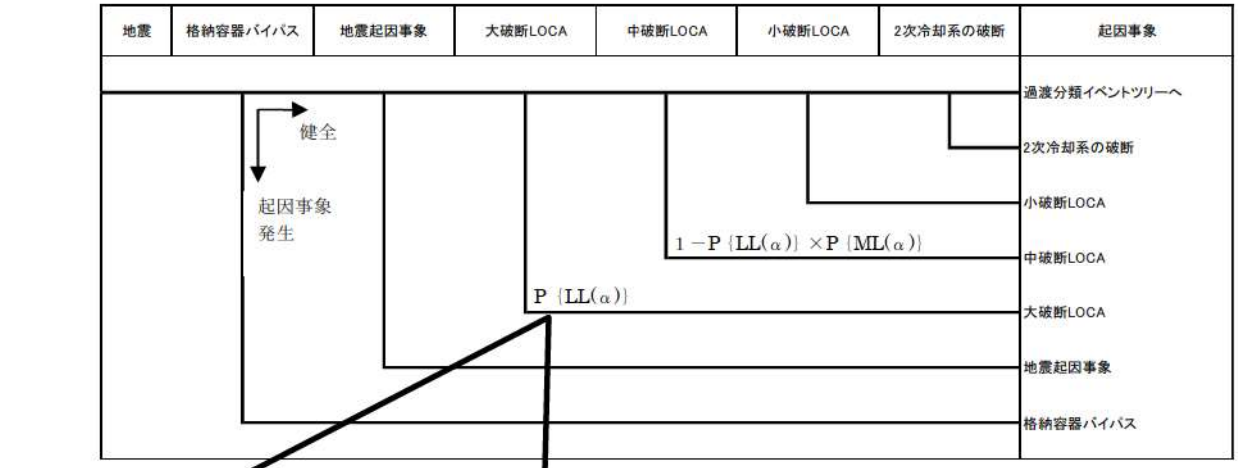
発生する起因事象	対象設備	損傷モード	評価部位	分類の考え方
複数の信号系損傷	運転コンソール	構造	基礎溶接部	原子炉トリップ，自動信号発信は可能と考えられるが，補助給水流調失敗により，2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。
	中央制御室外原子炉停止盤	機能	－	中央制御室外での安全停止操作盤。プラントの重要な制御機能及び保護機能が不能により補助給水の制御ができなくなり，直接炉心損傷に至ると想定。
	安全系現場制御監視盤	機能	－	原子炉トリップ可能であるが，補助給水系起動信号喪失により，2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。
	工学的安全施設作動盤	構造	基礎ボルト	
	原子炉安全保護盤	機能	－	
	共通要因故障対策操作盤	構造	据付ボルト	プラントの重要な制御，保護機能が不能となり直接炉心損傷に至ると想定。
	ATWS対策設備（共通要因故障対策盤（自動制御盤）	構造	据付ボルト	
	安全系マルチプレクサ	機能	－	
	安全系FDPプロセッサ	機能	－	
	共通要因故障対策EP盤室操作盤	機能	－	
	電磁弁ラック	機能	－	
	ソレノイド分電盤	機能	－	原子炉トリップ可能であるが，タービン動補助給水ポンプ側の流量調整不能，主蒸気逃がし弁機能喪失，主蒸気隔離弁機能喪失により，2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。
	ケーブルトレイ	構造	－	主給水流量喪失が発生し，補助給水系機能を維持する電源系が損傷することで2次冷却系からの除熱機能喪失に至ると想定。
	逆止弁	機能	－	補助給水系による蒸気発生器給水ができなくなり，2次冷却系からの除熱機能喪失となると想定。

第1表　格納容器バイパスと地震により直接炉心損傷に至る事象における対象設備
（３／３）

発生する起因事象	対象設備	損傷モード	評価部位	分類の考え方
燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失	燃料集合体	構造	燃料被覆管 過渡変化時寿命初期	燃料集合体の損傷とともに，制御棒挿入が不能となると想定。
	制御棒クラスタ	構造	制御棒被覆管（全引抜き状態）	制御棒クラスタの損傷とともに，制御棒挿入が不能となると想定。
格納容器バイパス	蒸気発生器内部構造物	構造	伝熱管（面内）	対象設備の構造損傷により蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）が発生し，直接炉心損傷に至ると想定。また，接続する主給水配管及び主蒸気配管は格納容器バイパス経路となる。



第1図　システム解析の概要

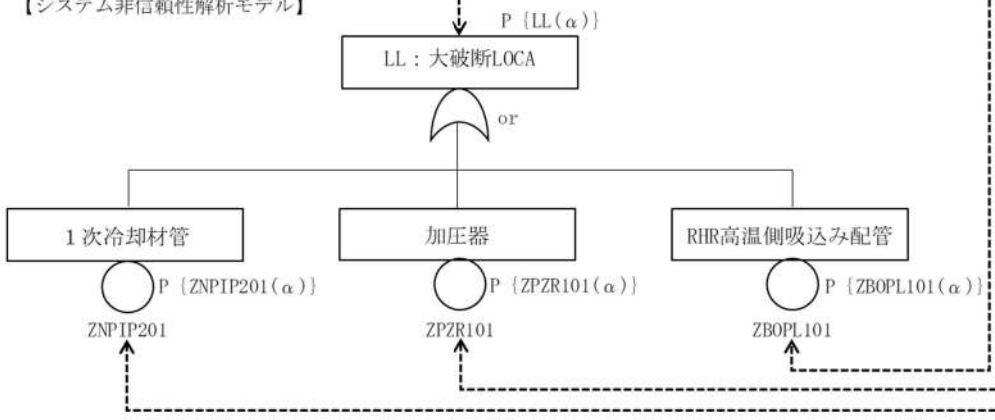


分岐確率は，各起因事象の発生要因となる機器が，地震で損傷する確率に依存する。
以下に，便宜上，大破断LOCAを発生させる機器が3機器であるとした場合の起因事象発生頻度算出の例を示す。

【機器リスト】

頂上事象	頂上事象の構成要素		
	設備	損傷モード	基事象記号
LL：大破断LOCA	1次冷却材管（1次冷却材管加圧器サージ管台）	構造損傷	ZNPIP201
	加圧器（上部支持構造物埋込金物基礎ボルト）	構造損傷	ZPZR101
	RHR高温側吸込み配管（配管本体）	構造損傷	ZBOPL101

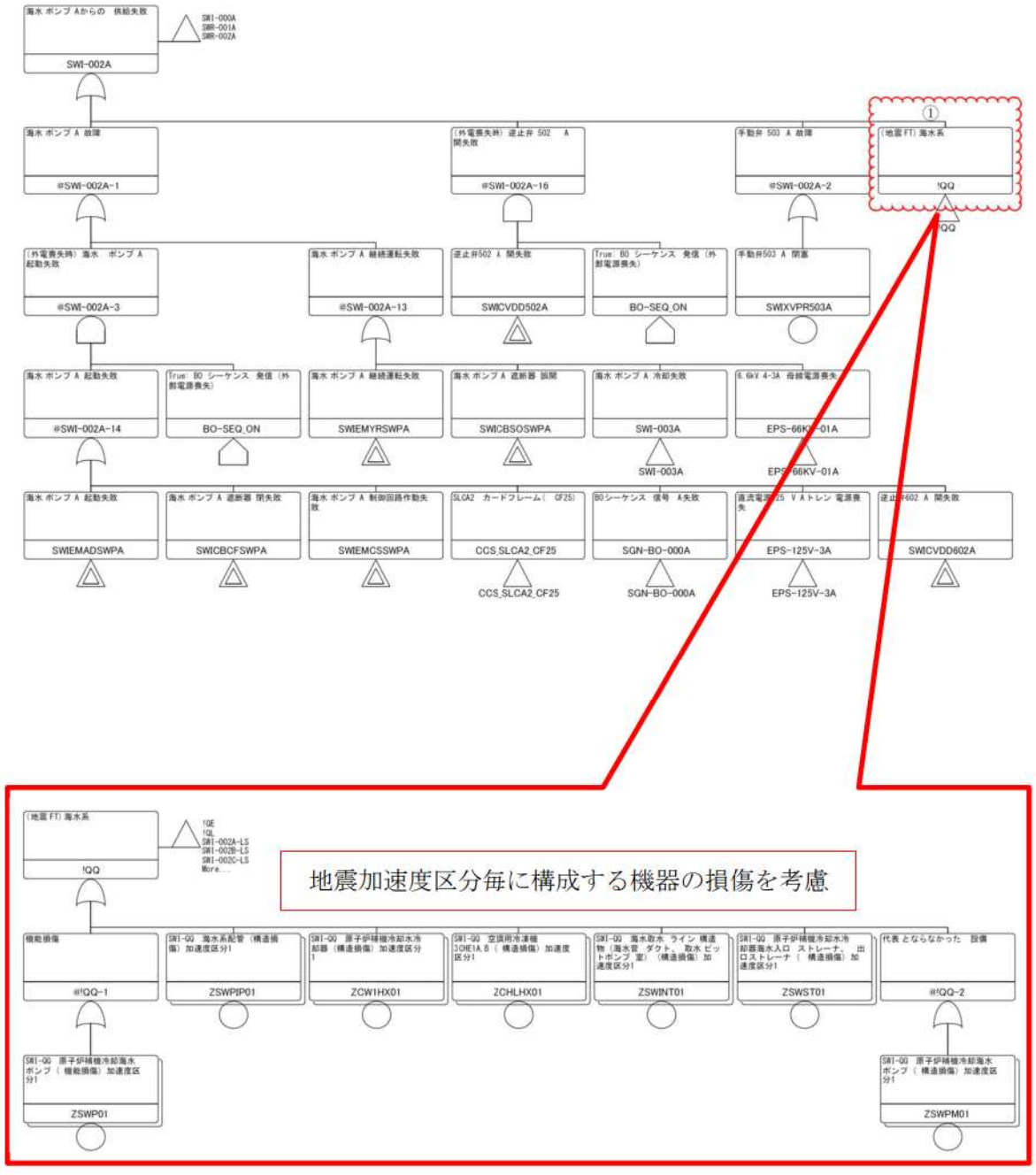
【システム非信頼性解析モデル】



・P〔LL(α)〕：地動加速度αが発生した場合に，大破断LOCA(LL)が発生する確率
・P〔ZNPIP201(α)〕：地動加速度αが発生した場合に，1次冷却材管(ZNPIP201)が損傷する確率
・P〔ZPZR101(α)〕：地動加速度αが発生した場合に，加圧器(ZPZR101)が損傷する確率
・P〔ZBOPL101(α)〕：地動加速度αが発生した場合に，RHR高温側吸込み配管(ZBOPL101)が損傷する確率

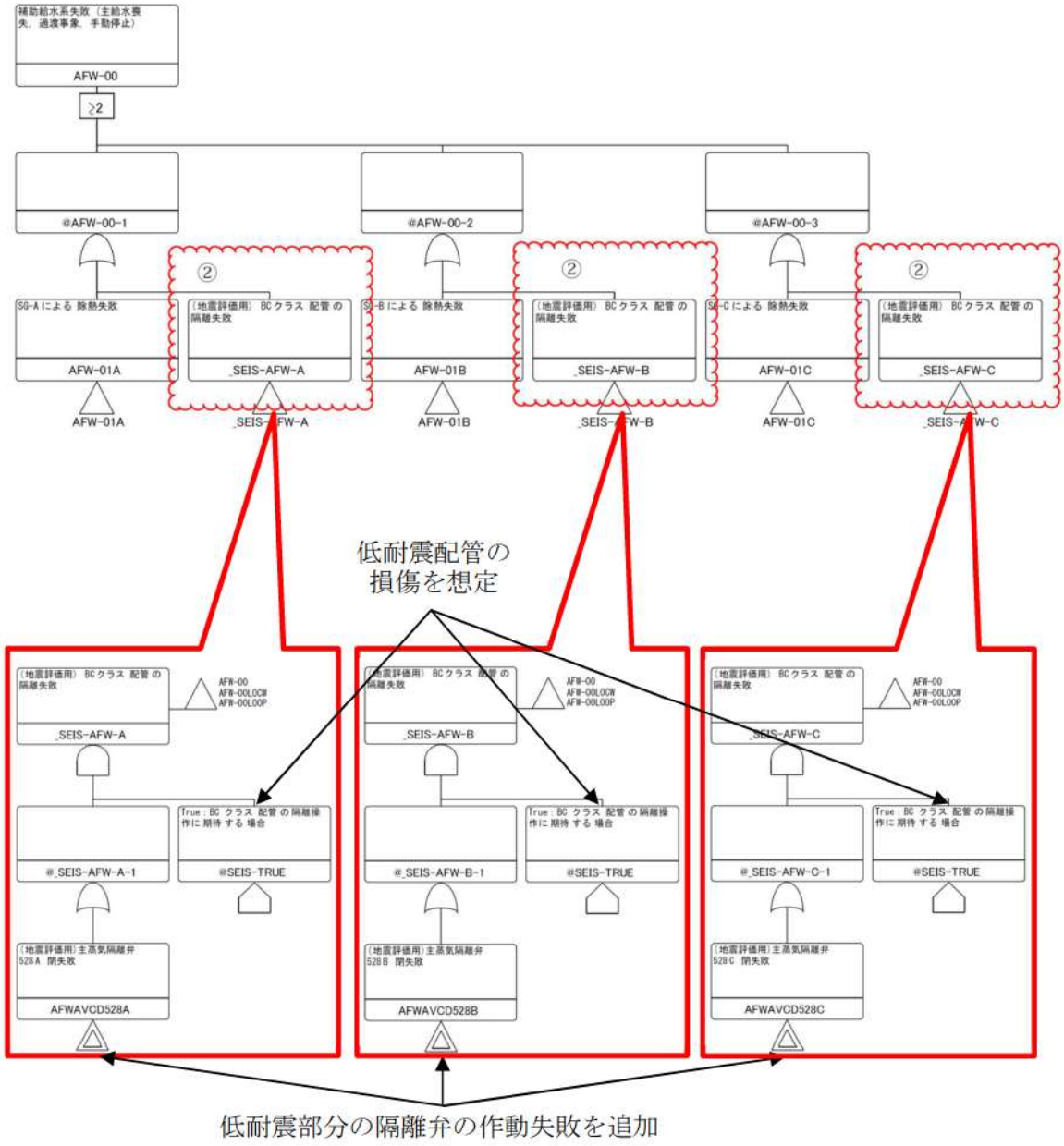
$$P\{LL(\alpha)\} = 1 - [1 - P\{ZNPIP201(\alpha)\}] \times [1 - P\{ZPZR101(\alpha)\}] \times [1 - P\{ZBOPL101(\alpha)\}]$$

第2図　起因事象階層イベントツリー



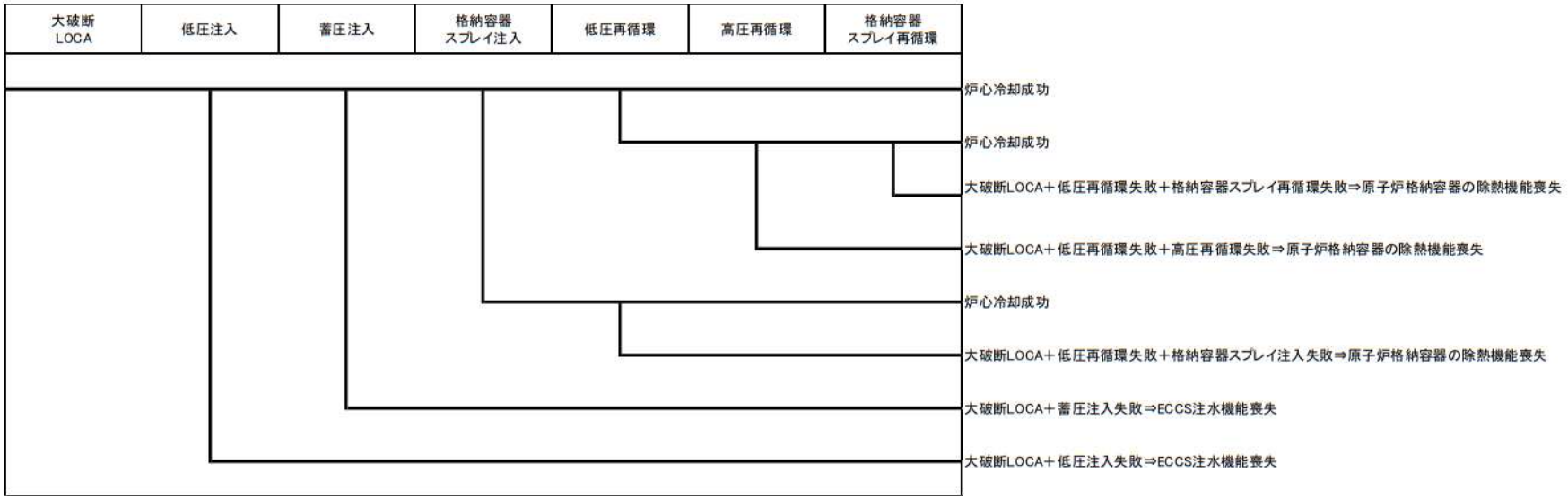
（緩和設備の地震による直接的な損傷の代表例「海水系フォールトツリー」

第３図　地震による影響の反映（1/2）



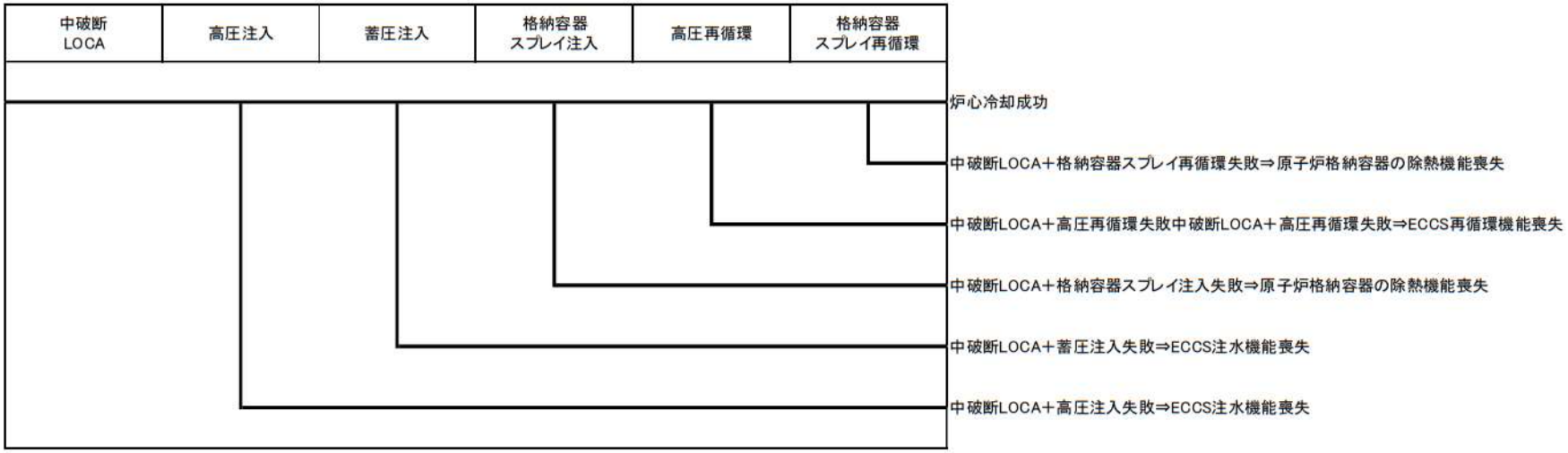
（内部事象PRAのフォールトツリーをベースに
耐震性の低い機器の隔離失敗を追加した例）

第３図　地震による影響の反映（2/2）



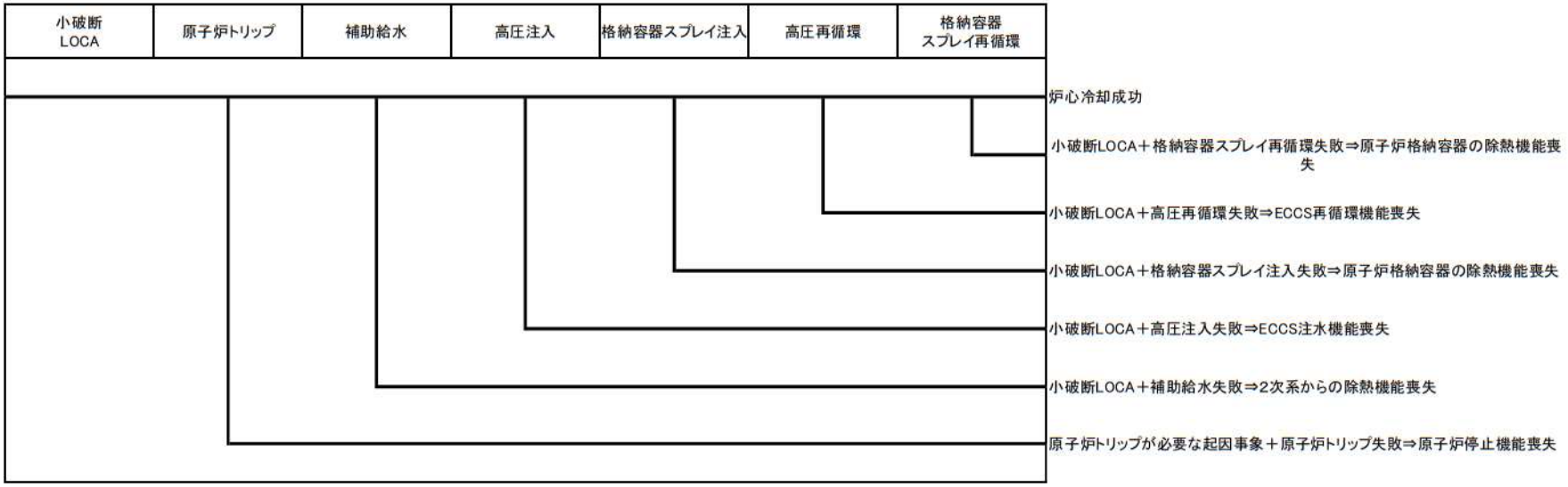
＜大破断LOCAに係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第４図　各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(1/5)



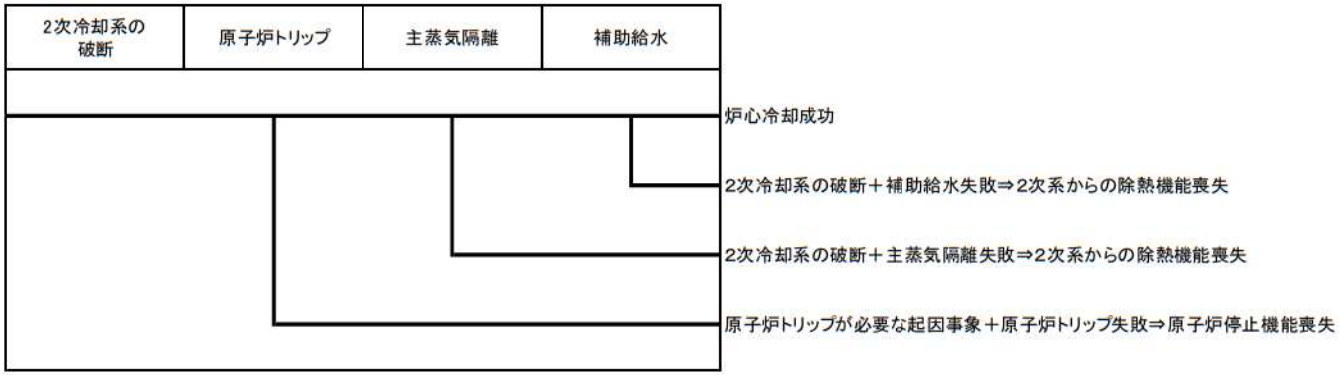
＜中破断LOCAに係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第４図　各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(2/5)

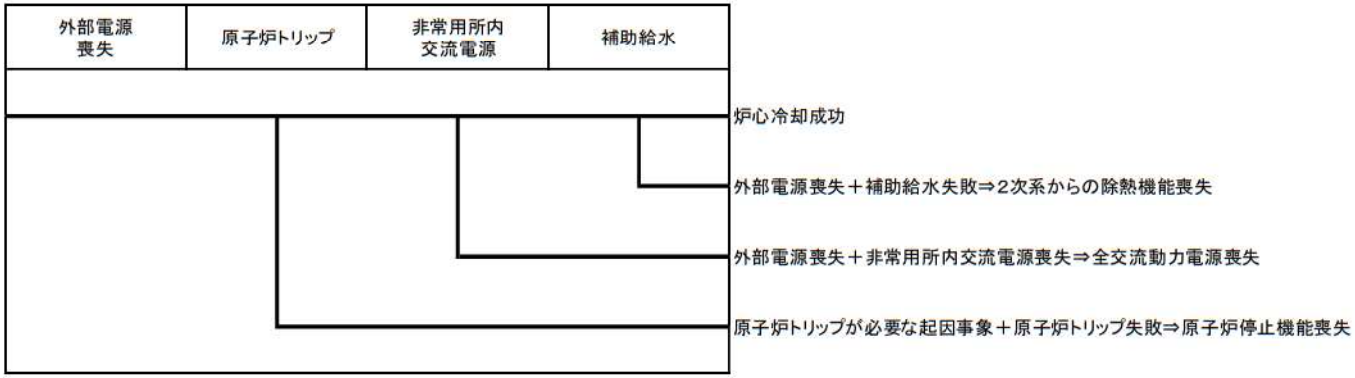


＜小破断LOCAに係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第４図　各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(3/5)

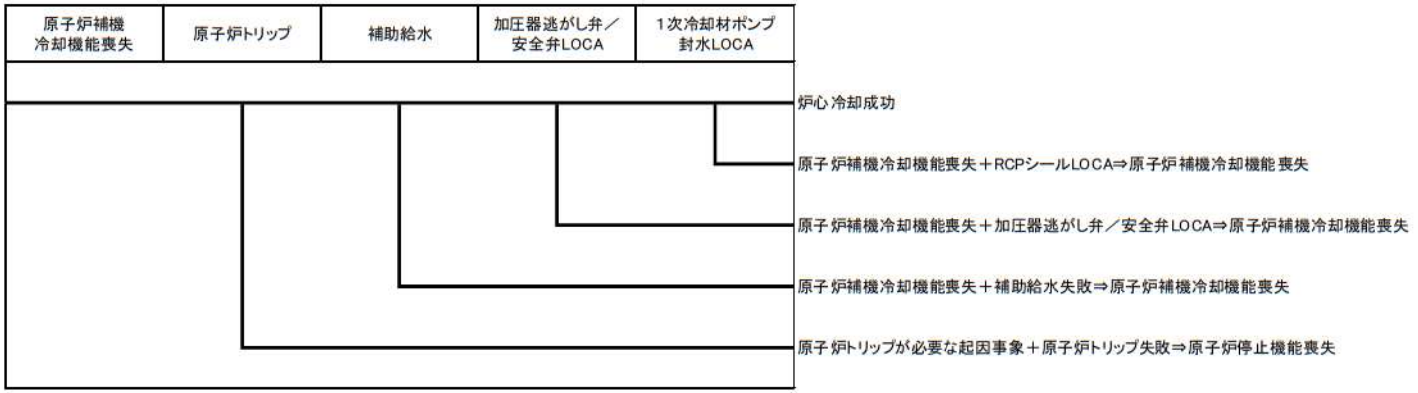


＜２次冷却系の破断に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

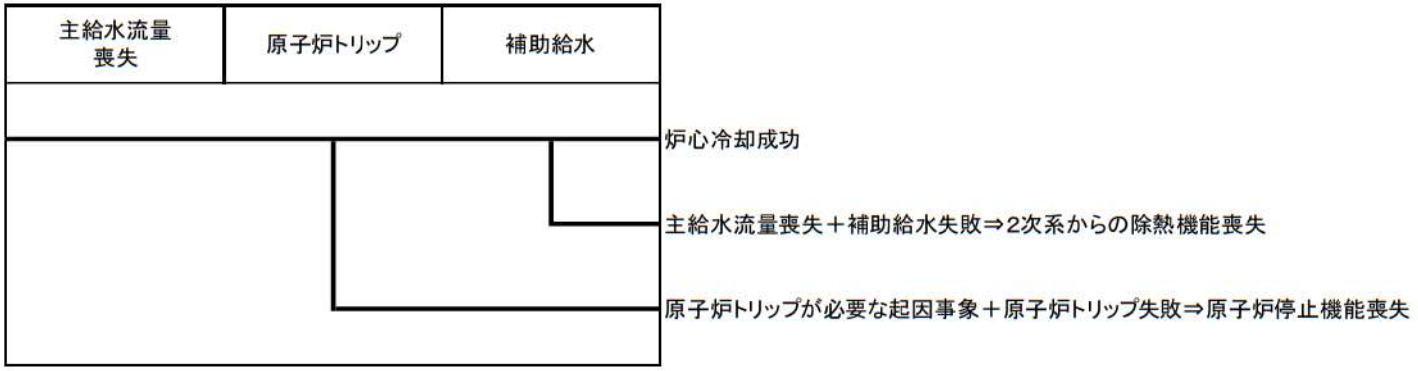


＜外部電源喪失に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第４図　各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(4/5)

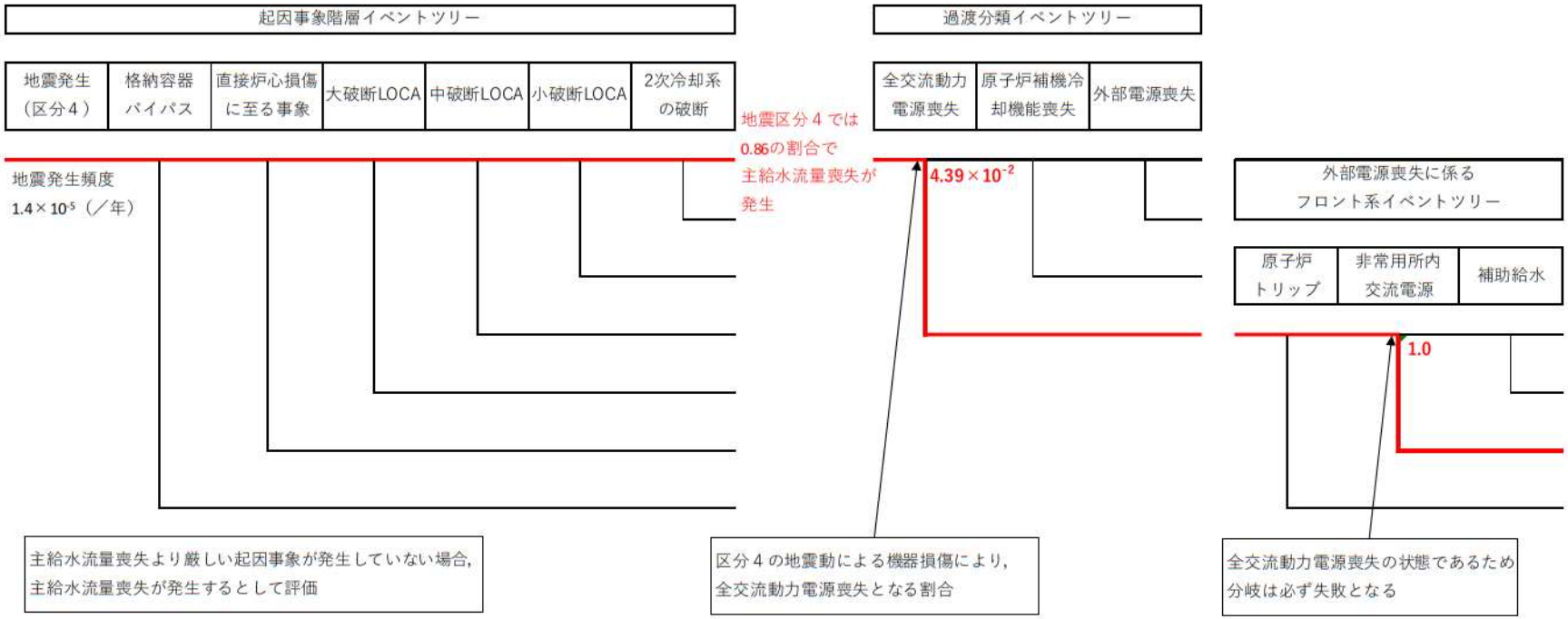


＜原子炉補機冷却機能喪失に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞



＜主給水流量喪失に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第４図　各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(5/5)



※RiskSpectrum®PSAにおいては，事故シーケンス毎の炉心損傷頻度は出力されるが，分岐確率は直接出力されないため，
地震区分4における全交流動力電源喪失に関連する機器の損傷確率から分岐確率を算出した

第５図　全交流動力電源喪失が発生している場合の例

地震PRAにおける成功基準について

1. 起因事象ごとの成功基準

選定した起因事象のうち，内部事象PRAでも評価した起因事象の成功基準は，地震事象PRAにおいても相違はない。地震特有の起因事象である「蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）」や「原子炉建屋損傷」等，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。

起因事象ごとに，炉心冷却に必要な緩和手段の組合せを表に整理した。

2. 炉心損傷の定義

内部事象PRAと同じく，炉心の一部の燃料被覆管表面温度が1200℃を超えると評価される状態を炉心損傷と定義する。

3. 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間

(1)余裕時間

「LOCA事象」，「２次冷却系の破断」，「LOCA発生後ECCS再循環における補機冷却系の負荷制限」において，内部事象PRAと同様の余裕時間を設定している。

(2)使命時間

地震PRAにおいても，内部事象PRAと同様に使命時間として24時間を使用している。また，空調系が喪失した場合の室温評価期間については，７日間（168時間）としている。

4. 成功基準設定のために熱水力解析等を実施した場合は使用した解析結果，及び使用した解析コードの検証性

内部事象PRAで参照した熱水力解析と同じ結果を使用して，成功基準を設定している。

表　起因事象ごとの成功シーケンス一覧表

	高圧注入	高圧再循環	低圧注入	低圧再循環	蓄圧注入	格納容器スプレイ注入	格納容器スプレイ再循環	原子炉トリップ	補助給水	主蒸気隔離	加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	1次冷却材ポンプ封水LOCA	非常用所内電源
イベントヘディング	HPI	HPR	LPI	LPR	ACC	CSI	CSR	TP	AFW	MSR	POV	RCP	EPS
大破断LOCA	—	—	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—
	—	○	○	—	○	○	○	—	—	—	—	—	—
中破断LOCA	○	○	—	—	○	○	○	—	—	—	—	—	—
小破断LOCA	○	○	—	—	—	○	○	○	○	—	—	—	—
2次冷却系の破断	—	—	—	—	—	—	—	○	○	○	—	—	—
外部電源喪失	—	—	—	—	—	—	—	○	○	—	—	—	○
原子炉補機冷却機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	○	○	—	○	○	—
主給水流量喪失	—	—	—	—	—	—	—	○	○	—	—	—	—

○：緩和手段成功－：不動作又は不要

注）地震PRAでは冗長設備は同時に損傷することを想定しているため，必要基数等は特に記載していない。

小イベントツリー手法を用いた今回の評価と大イベントツリー手法を用いた時の事故シーケンス選定のまとめ方について（地震PRA）

1. 概要

従来の泊３号炉や大飯３，４号炉等においては，これまではRISKMANを用いた大イベントツリー手法で地震PRAを実施し，この結果を事故シーケンスに取りまとめてきた。高浜３，４号炉や今回の泊３号炉の評価においては，RiskSpectrum®PSAを用いた小イベントツリー手法で地震PRAを実施している。これらの評価における事故シーケンス分類の取扱いの差異について取りまとめる。

2. 大イベントツリー手法と小イベントツリー手法での事故シーケンス分類の差異

(1) 大イベントツリーでの事故シーケンス分類方法

大イベントツリー手法においては，地震による機器損傷に伴い喪失する機能の組合せすべてについてのシナリオを評価することから，地震による複数の機能喪失の重畳等も評価し，より詳細ではあるが，複雑な評価となっている。このPRA結果を各事故シーケンスに取りまとめる際は，内部事象PRAと同様のフロントライン系イベントツリーに加え，地震損傷機器イベントツリー等のイベントツリー全体の成功，失敗を加味して事故シーケンス分類を行っている（添付1，2参照）。

(2) 小イベントツリーでの事故シーケンス分類方法

小イベントツリー手法においては，大イベントツリー手法で地震により損傷する機器をイベントツリーで取り扱い，地震による機器損傷に伴い喪失する機能の組合せすべてを評価するのと異なり，機器の各地震加速度区分における機器損傷確率をフォールトツリーの中で取り扱うことから，大イベントツリーと異なり，イベントツリーの構成は単純でイベントツリーの分岐は大イベントツリー手法と比較して少数となる。PRA結果の各事故シーケンスの取りまとめについては，内部事象PRAと同様にフロントライン系イベントツリーで失敗の分岐に応じたものとしている（添付3，4参照）。

(3) 両手法における事故シーケンス分類における差異

いずれの手法においてもPRAとしては同等の評価であり，添付2，4の事故シーケンスを比較してもほぼ同等の整理となっていることを確認しているが，地震により喪失する機能が重畳する場合の取扱いに関して以下のとおり差異がある。

a. 大破断LOCA時に低圧注入失敗と蓄圧注入失敗が同時に起こっている場合のシーケンス分類

大破断LOCA時に低圧注入失敗と蓄圧注入失敗が同時に起こっている場合，大イベントツリー手法の分類では，注入する順序の関係から大破断LOCA＋蓄圧注入失敗として

取り扱っている。一方，小イベントツリー手法の分類では，フロントライン系イベントツリーによる評価に従い，大破断LOCA＋低圧注入失敗として取り扱っている。

b. 小破断LOCA時に補助給水失敗と高圧注入失敗が同時に起こっている場合のシーケンス分類

小破断LOCA時に補助給水失敗と高圧注入失敗が同時に起こっている場合，大イベントツリー手法での分類では，補助給水失敗は高圧注入による必要注入流量を確保するための補助的な冷却と考え，小破断LOCA＋高圧注入失敗として取り扱っている。一方，小イベントツリー手法の分類では，フロントライン系イベントツリーによる評価に従い，小破断LOCA＋補助給水失敗に分類している。

(4) 分類の差異による影響

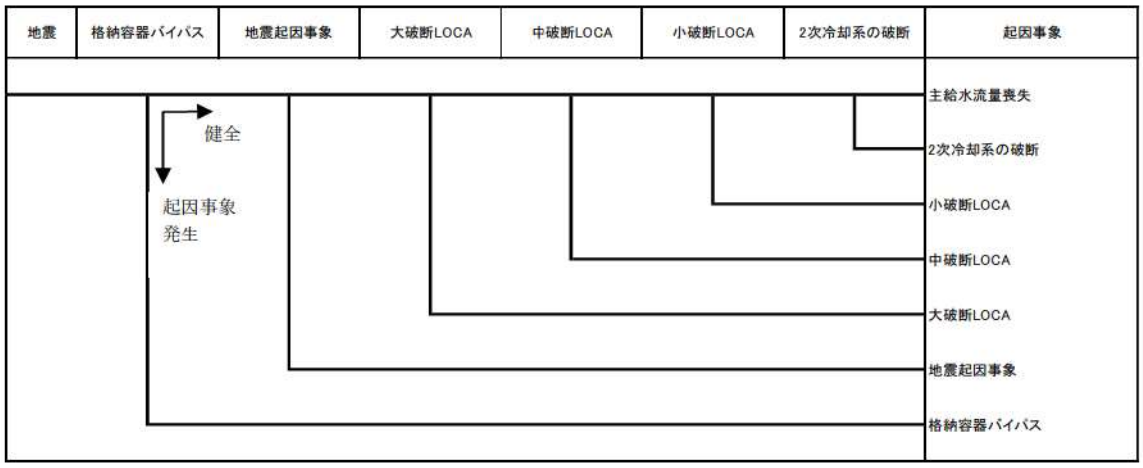
今回の事故シーケンス分類の方法を大イベントツリーに合わせた場合の影響について以下に示す。

a. 大破断LOCA時に低圧注入失敗と蓄圧注入失敗が同時に起こっている場合の影響

低圧注入失敗と蓄圧注入失敗が同時に起こっている場合を蓄圧注入失敗側に整理する場合，現在の評価では大破断LOCA＋低圧注入失敗が1.7×10^{-7}／炉年に対し，大破断LOCA＋蓄圧注入失敗が6.0×10^{-11}／炉年であることから，重畳部分を蓄圧注入失敗に整理すると数値は有意に変化することが考えられる。しかしながら，いずれも同じ事故シーケンスグループであり，国内外の先進的な対策を講じても炉心損傷を防止することができない事故シーケンスであるが，原子炉格納容器の機能に期待できる事故シーケンスであると整理しており，この観点で今回の分類方法が事故シーケンスの選定に影響を与えるものではない。

b. 小破断LOCA時に補助給水失敗と高圧注入失敗が同時に起こっている場合の影響

補助給水失敗と高圧注入失敗が同時に起こっている場合を高圧注入失敗側に整理する場合，現在の評価では小破断LOCA＋補助給水失敗が4.2×10^{-8}／炉年に対し，小破断LOCA＋高圧注入失敗が1.0×10^{-7}／炉年であることから，重畳部分を高圧注入失敗に整理すると数値は微増することになるが，事故シーケンスの選定に影響を与えるものではない。



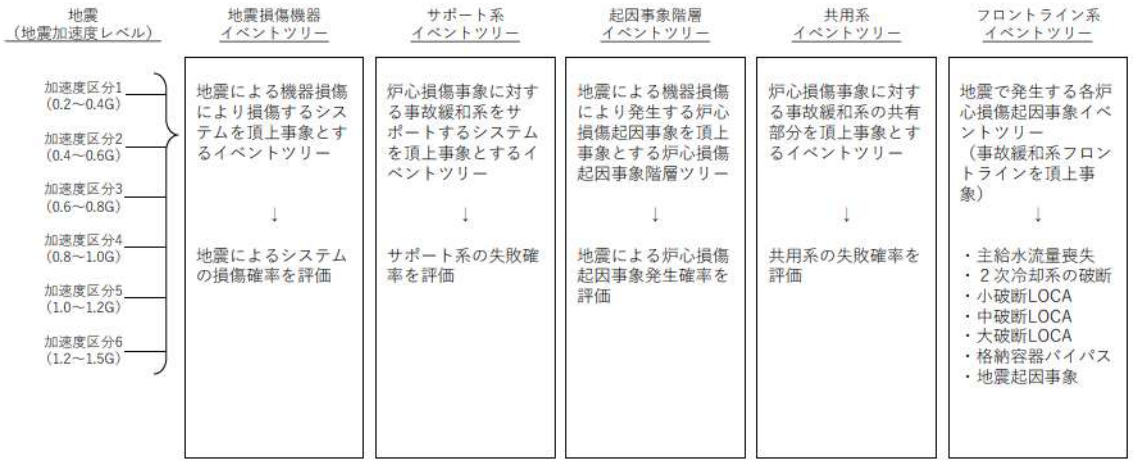
【地震起因事象】

- 大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）
- 原子炉建屋損傷
- 原子炉格納容器損傷
- 原子炉補助建屋損傷
- 電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失
- １次系流路閉塞による２次系除熱機能喪失
- 複数の信号系損傷
- 燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失

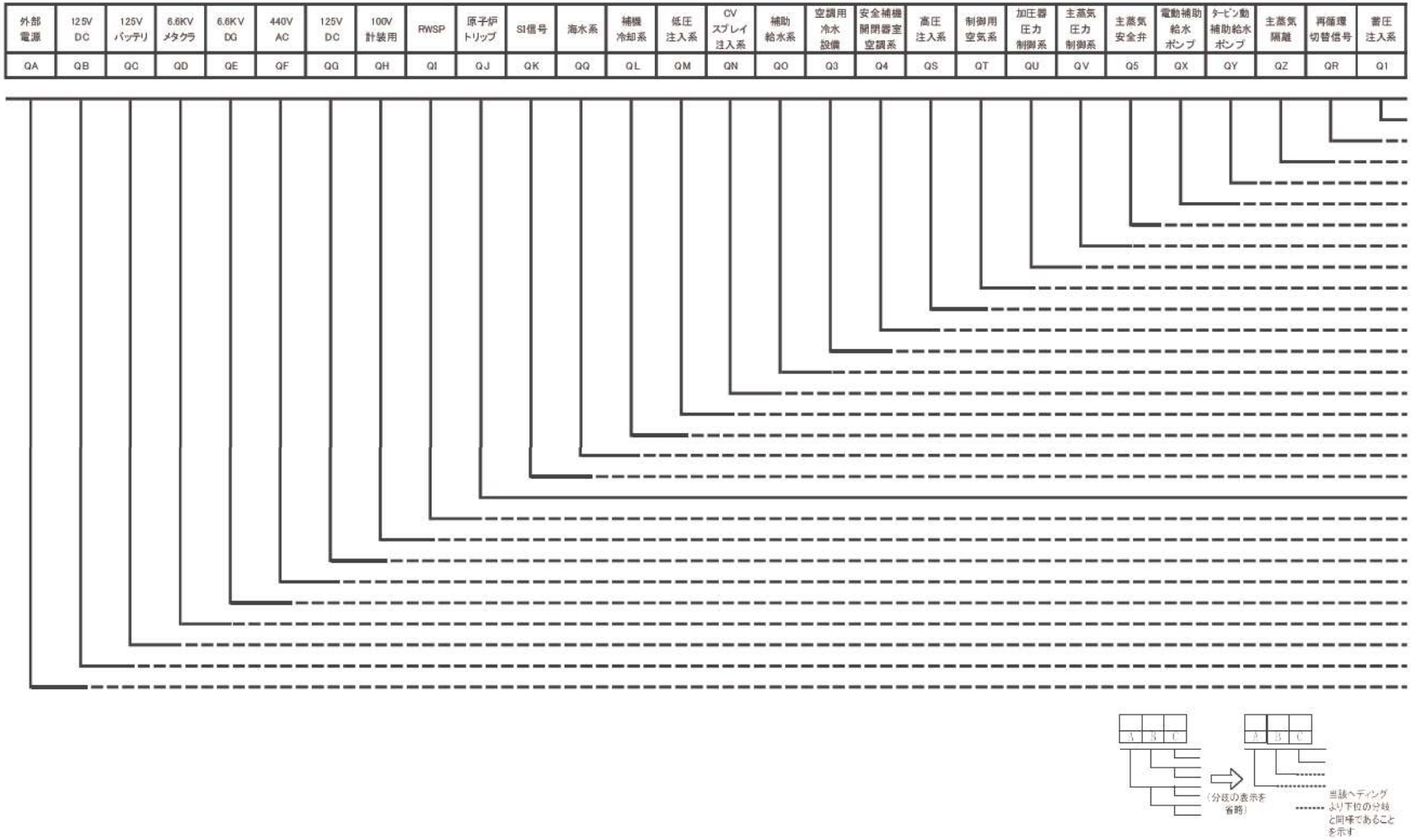
【格納容器バイパス】

- 格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)）

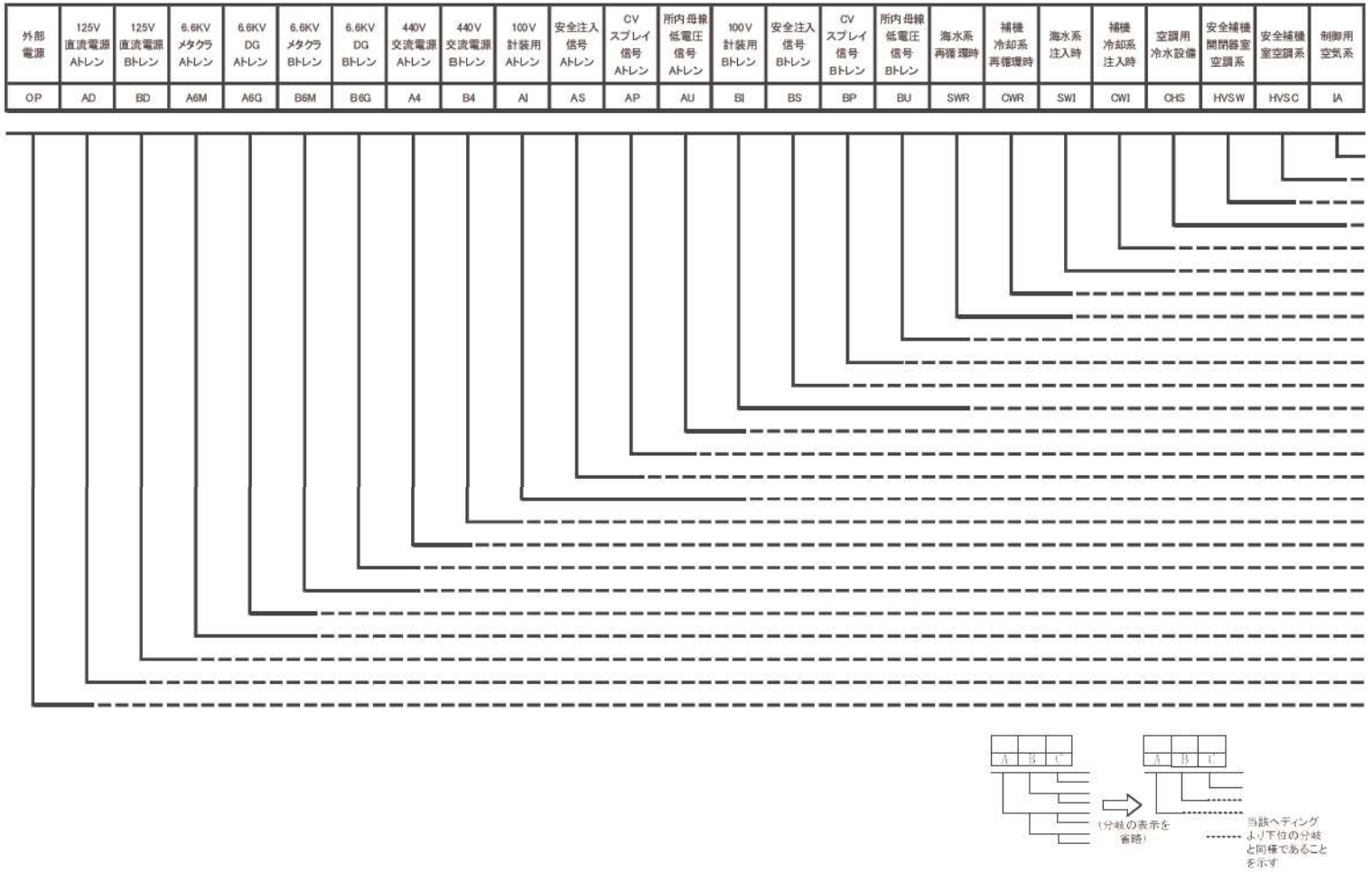
第1-1図　地震PRA階層イベントツリー



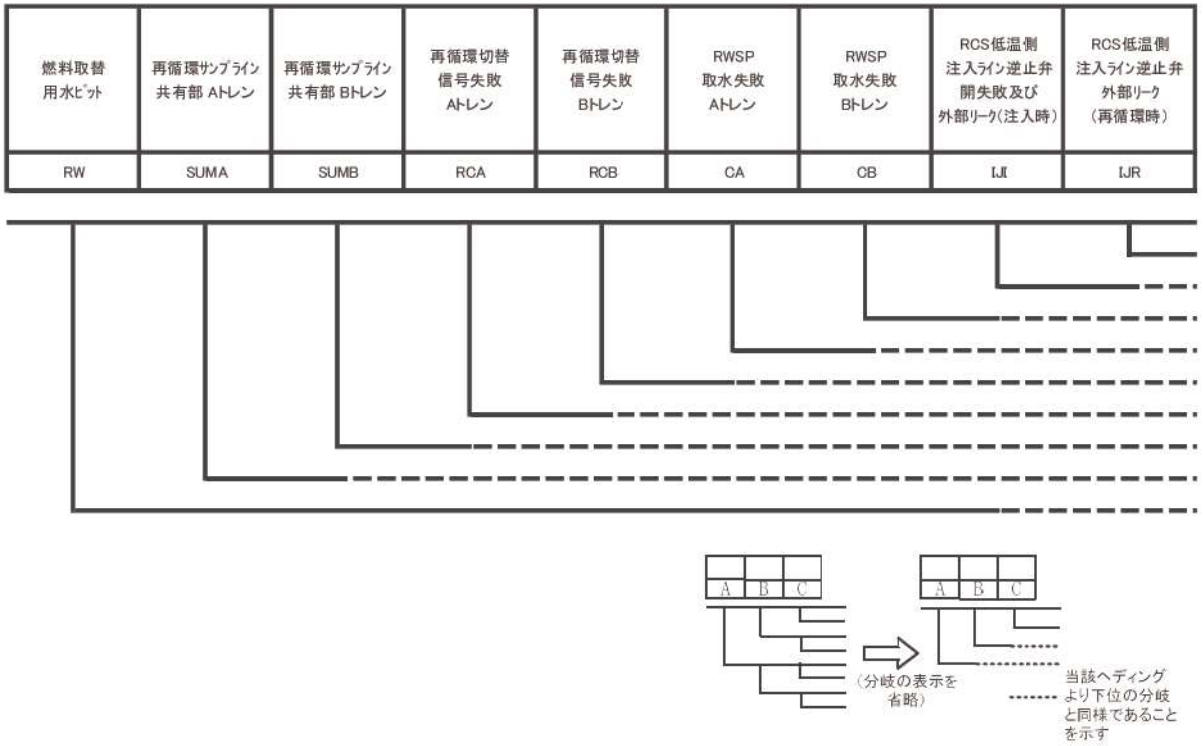
第1-2図　地震システム解析モデル（大イベントツリー）



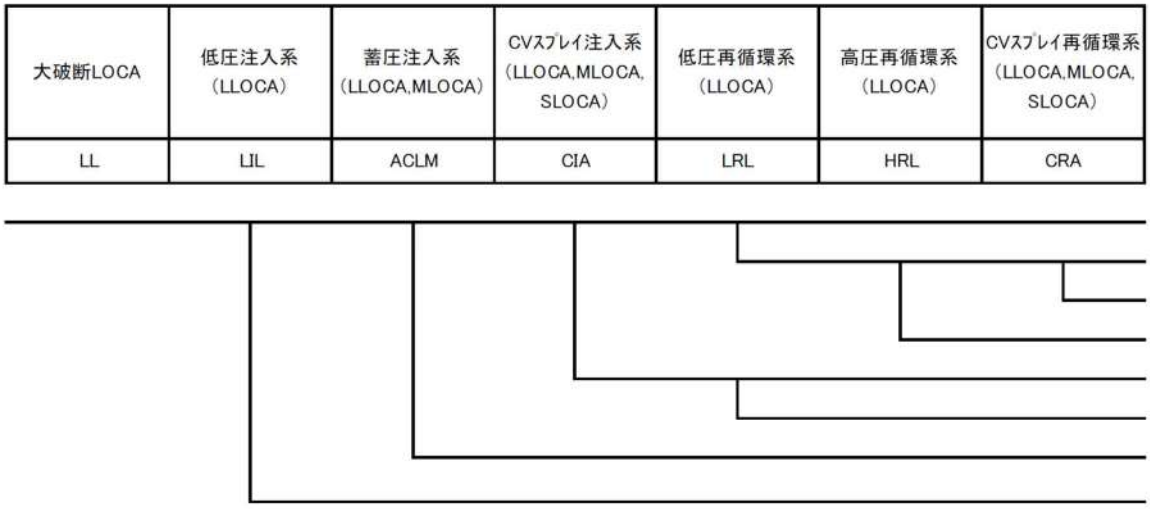
第 1-3 図　地震損傷機器イベントツリー



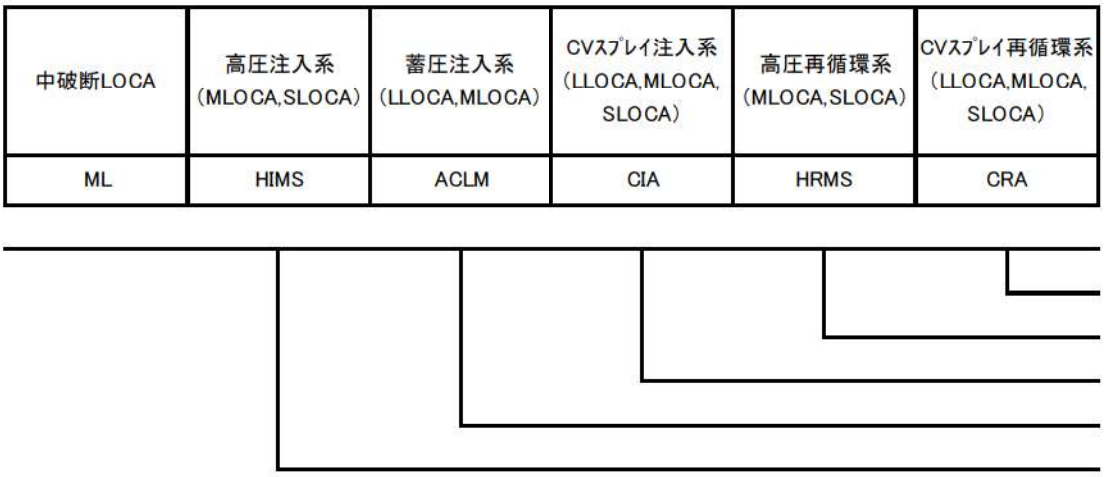
第 1-4 図　サポート系イベントツリー



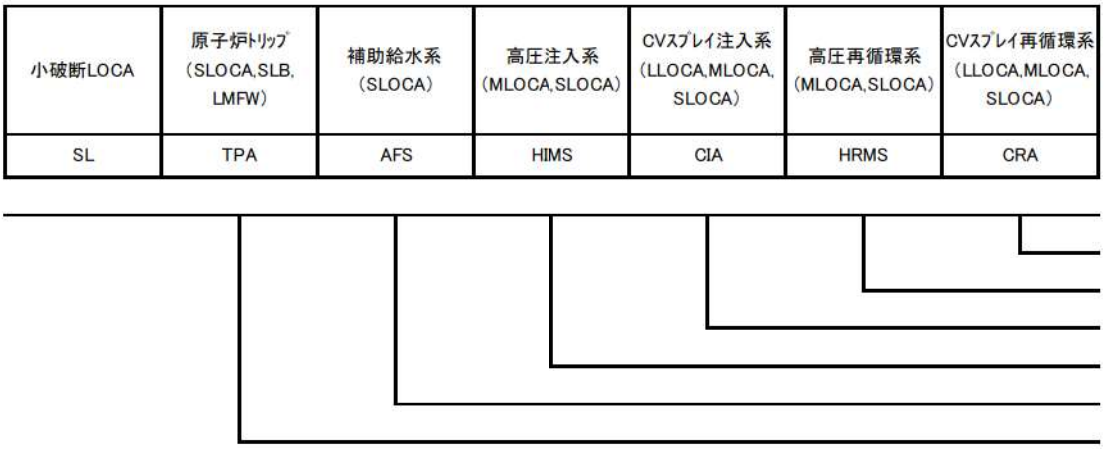
第 1-5 図　共用系イベントツリー



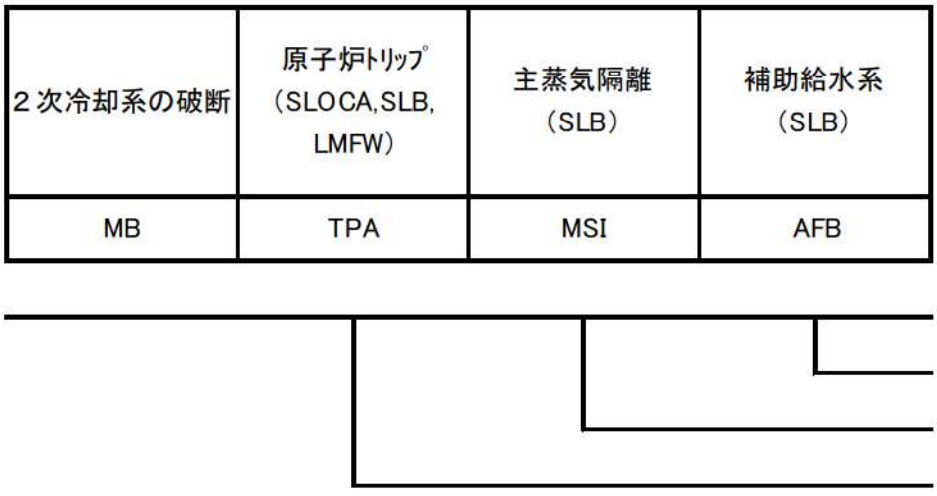
第 1-6 図　大破断 LOCA イベントツリー



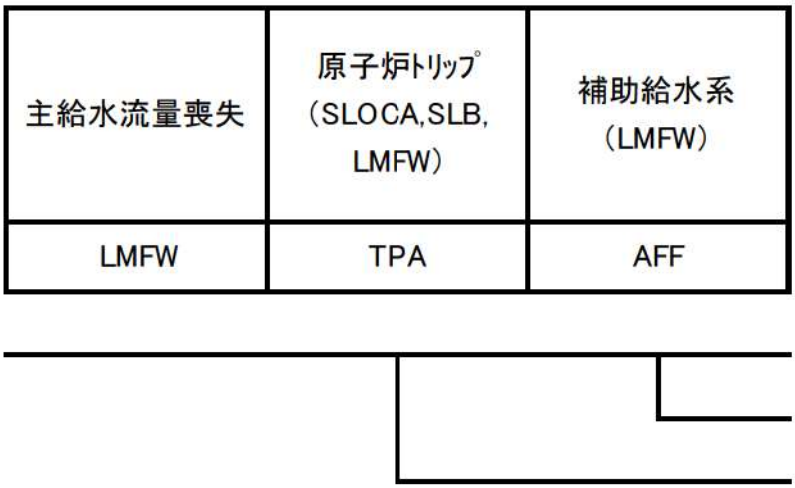
第 1-7 図　中破断 LOCA イベントツリー



第 1-8 図　小破断 LOCA イベントツリー



第 1-9 図　２次冷却系の破断イベントツリー



第 1-10 図　主給水流量喪失イベントツリー

添付2

地震PRAの結果を事故シーケンスに束ねるプロセスについて

1. イベントツリーリンキングにおける情報の引継ぎについて

地震PRAでは内部事象PRAと同様，起因事象の発生に対して事故緩和機能の成功失敗を評価することにより炉心損傷に至るか否かを評価している。内部事象PRAと異なるところは，起因事象を発生させる要因や事故緩和機能を喪失させる要因が，ランダム故障や人的過誤に加えて地震による機器の損傷を考慮する必要がある点にあり，地震による機器損傷の影響は地震損傷機器イベントツリー及び起因事象階層イベントツリーで考慮している。

また，起因事象のうち外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失については，当該機能を構成する機器が地震により損傷する確率を地震損傷機器イベントツリーのヘディングとして考慮し，その他の起因事象は起因事象階層イベントツリーのヘディングとして考慮しているが，イベントツリーリンキングで結合した情報は下流のイベントツリーに引き継がれるため，イベントツリー全体の評価結果を分析することで外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の起因事象に対する炉心損傷頻度を整理することが可能である。第2-1図に外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失（以下，「SBO」という。）に対する炉心損傷頻度を整理した例を示す。

地震損傷機器イベントツリーでは，ある地震加速度により外部電源及び非常用所内交流電源が損傷すると評価している。下流に結合されたサポート系イベントツリーではSBO情報が引き継がれるため，外部電源及び電源系の分岐は失敗となる。起因事象階層イベントツリーでは，主給水流量喪失より厳しい起因事象が発生していない場合，主給水流量喪失が発生するとして共用系イベントツリーに引き継がれる。共用系イベントツリーでは主給水流量喪失に対して考慮すべきヘディングが存在しないため，起因事象階層イベントツリーの情報がそのまま主給水流量喪失に対するフロントライン系イベントツリーに引き継がれる。主給水流量喪失のフロントライン系イベントツリーではSBO情報が引き継がれているため，SBOにより炉心損傷に至る事象として整理される。

以上のことから，SBO事象は主給水流量喪失事象と重畳して算出されるが，イベントツリー全体の評価結果を分析することでSBOによる炉心損傷を整理することが可能である。

2. 地震PRAの結果を事故シーケンスに束ねるプロセスについて

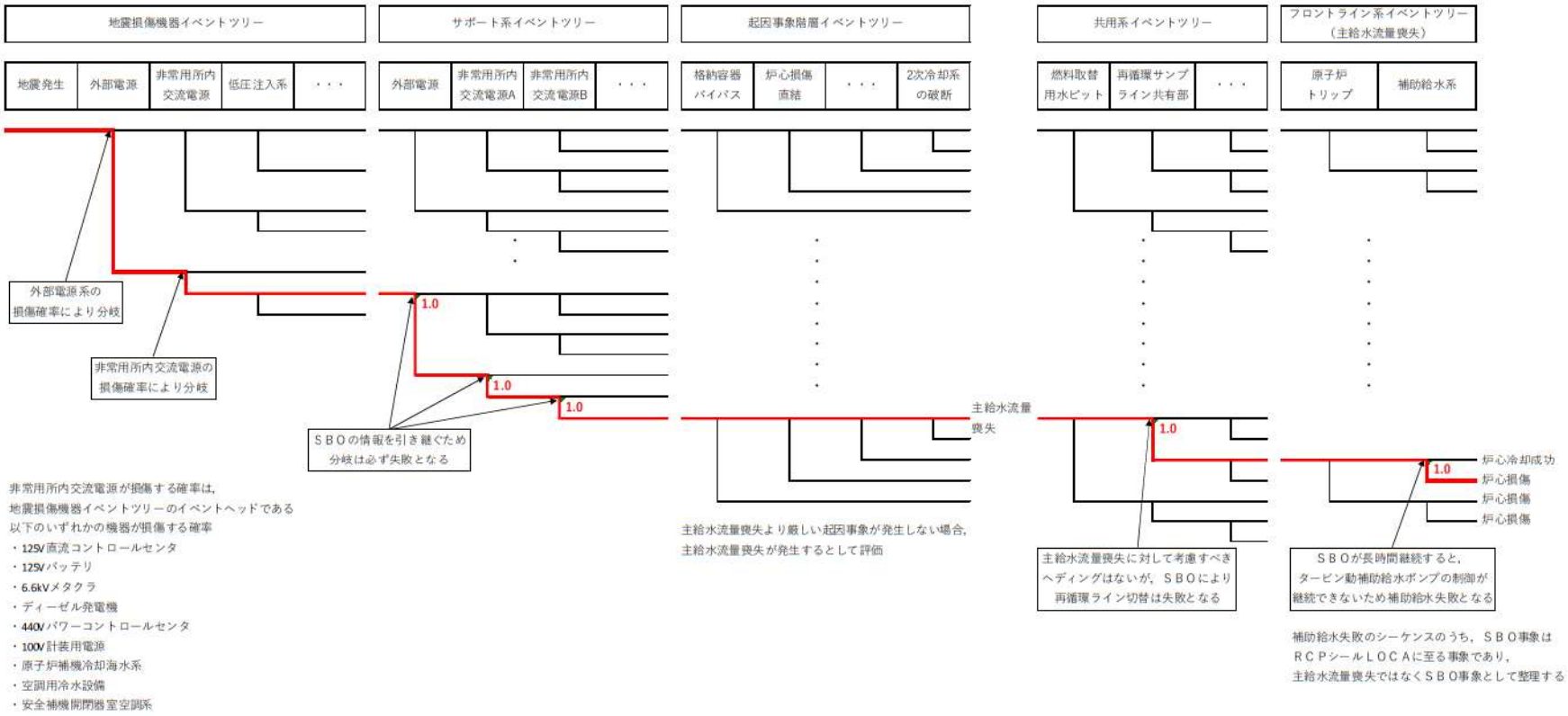
地震PRAの結果を事故シーケンスに束ねるプロセスについては，前述と同様にイベントツリー全体の評価結果を分析することで炉心損傷に至る要因を確認し，各事故シーケンスに分類している。具体的には以下のとおり。

格納容器バイパス及び直接炉心損傷に至る事象の起因事象により発生する事故シナリオについては，破損する建屋，機器により喪失する安全機能を考慮し，蒸気発生器伝熱管破

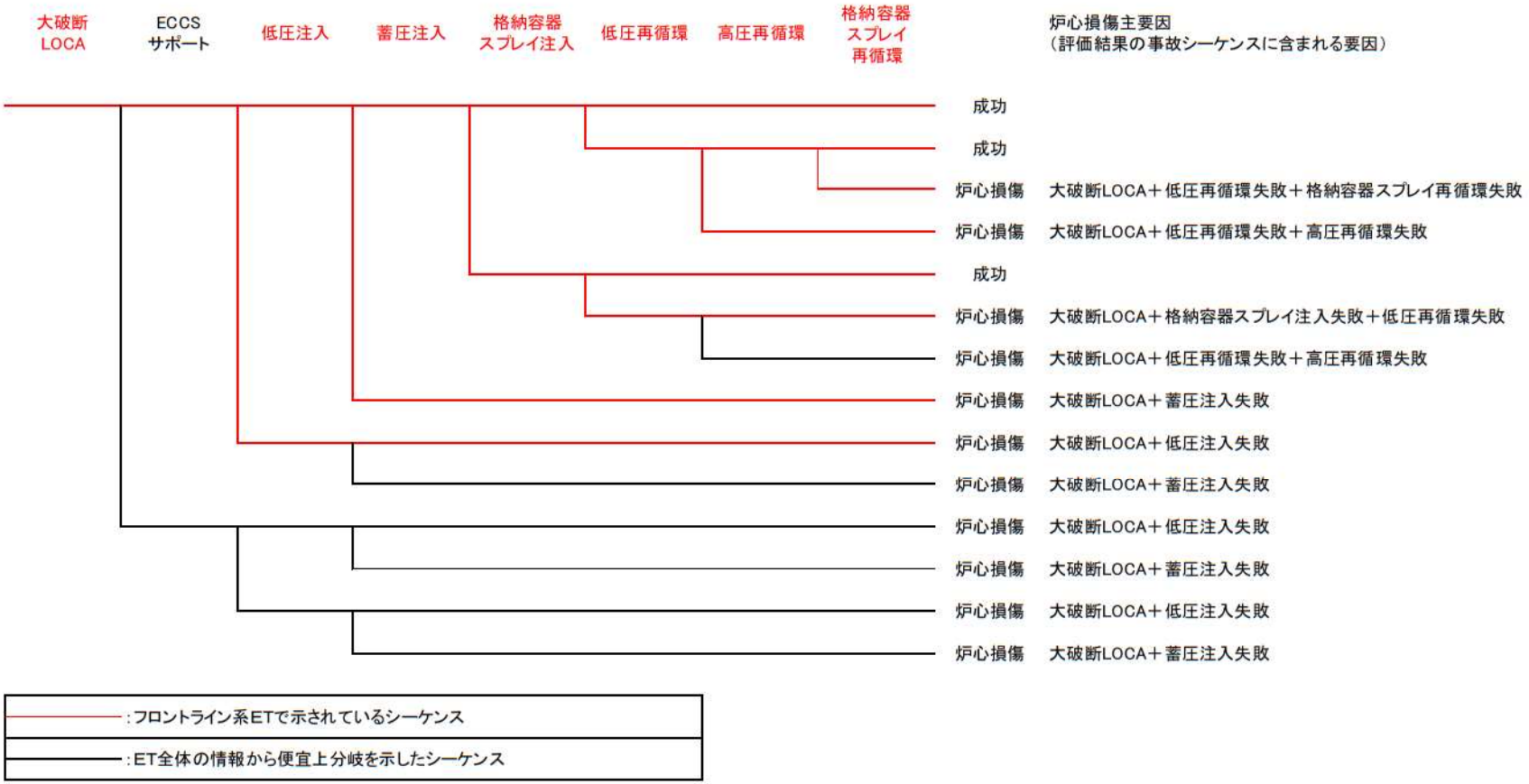
損（複数本破損），大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA），原子炉建屋損傷，原子炉格納容器損傷，原子炉補助建屋損傷，電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失，１次系流路閉塞による２次系除熱機能喪失，複数の信号系損傷，燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失として整理した。

また，各LOCA事象，２次冷却系の破断及び主給水流量喪失の起因事象により発生する事故シナリオについては，各起因事象に対するフロントライン系イベントツリーを含むイベントツリー全体の評価結果を分析することで事故シーケンスを分類した。第2-2～2-6図に上流側イベントツリー情報からSBO及び原子炉補機冷却機能喪失を踏まえた各起因事象に対するフロントライン系イベントツリーの分岐に対する事故シーケンスの分類の考え方を示す。

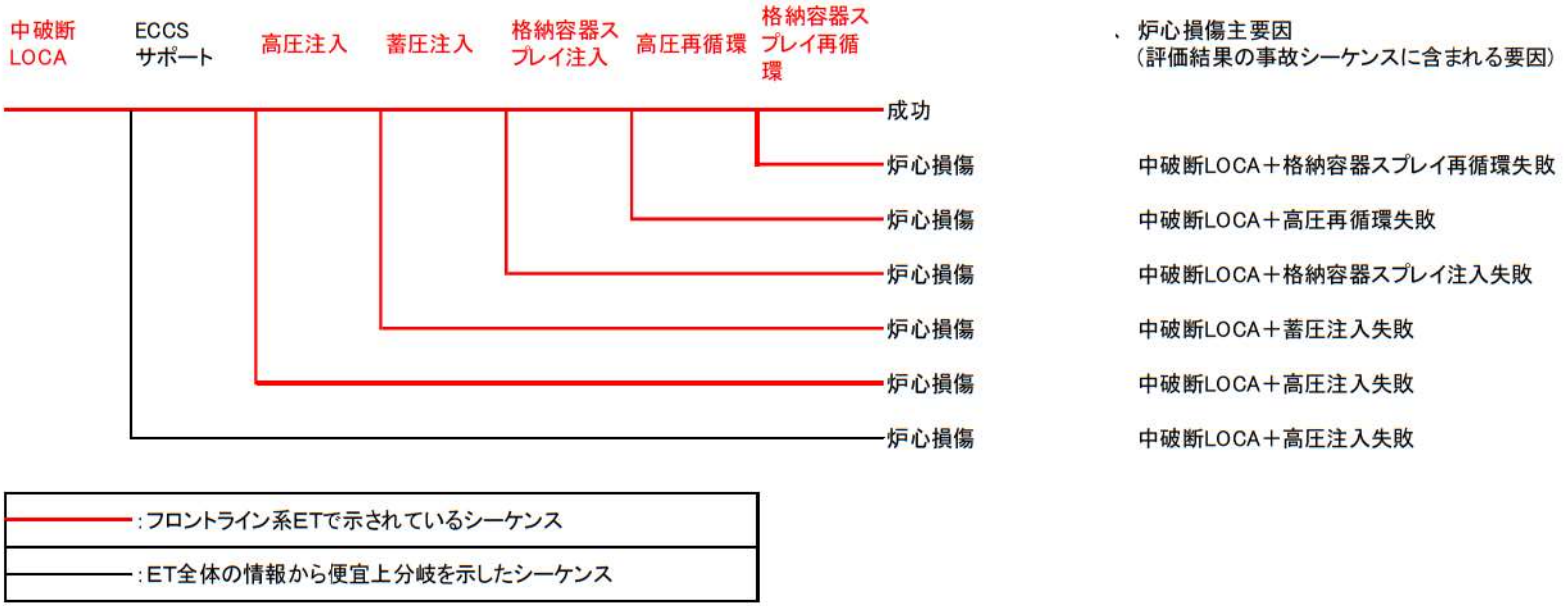
上記考え方に従い事故シーケンスの整理を行い，事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度を算出している。



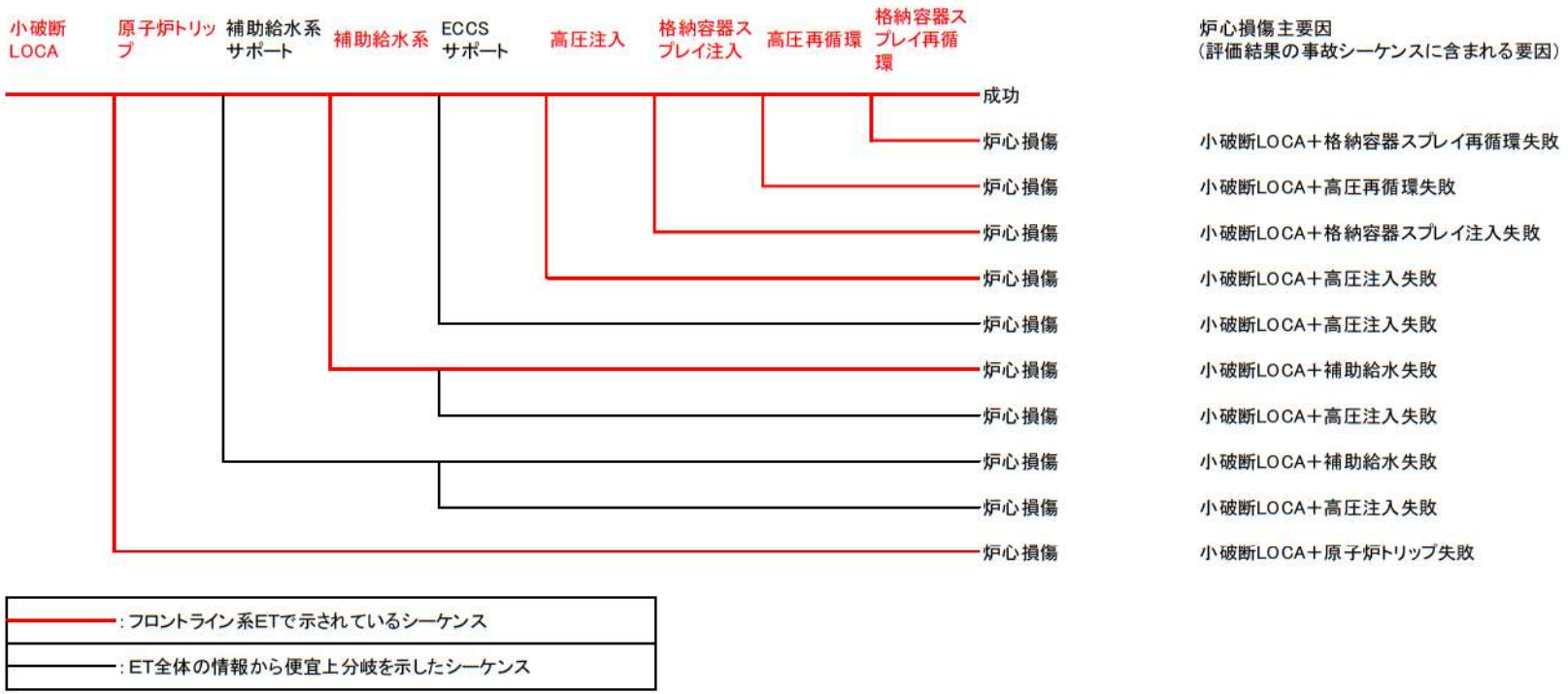
第2-1図　ＳＢＯに対する炉心損傷頻度を整理した例



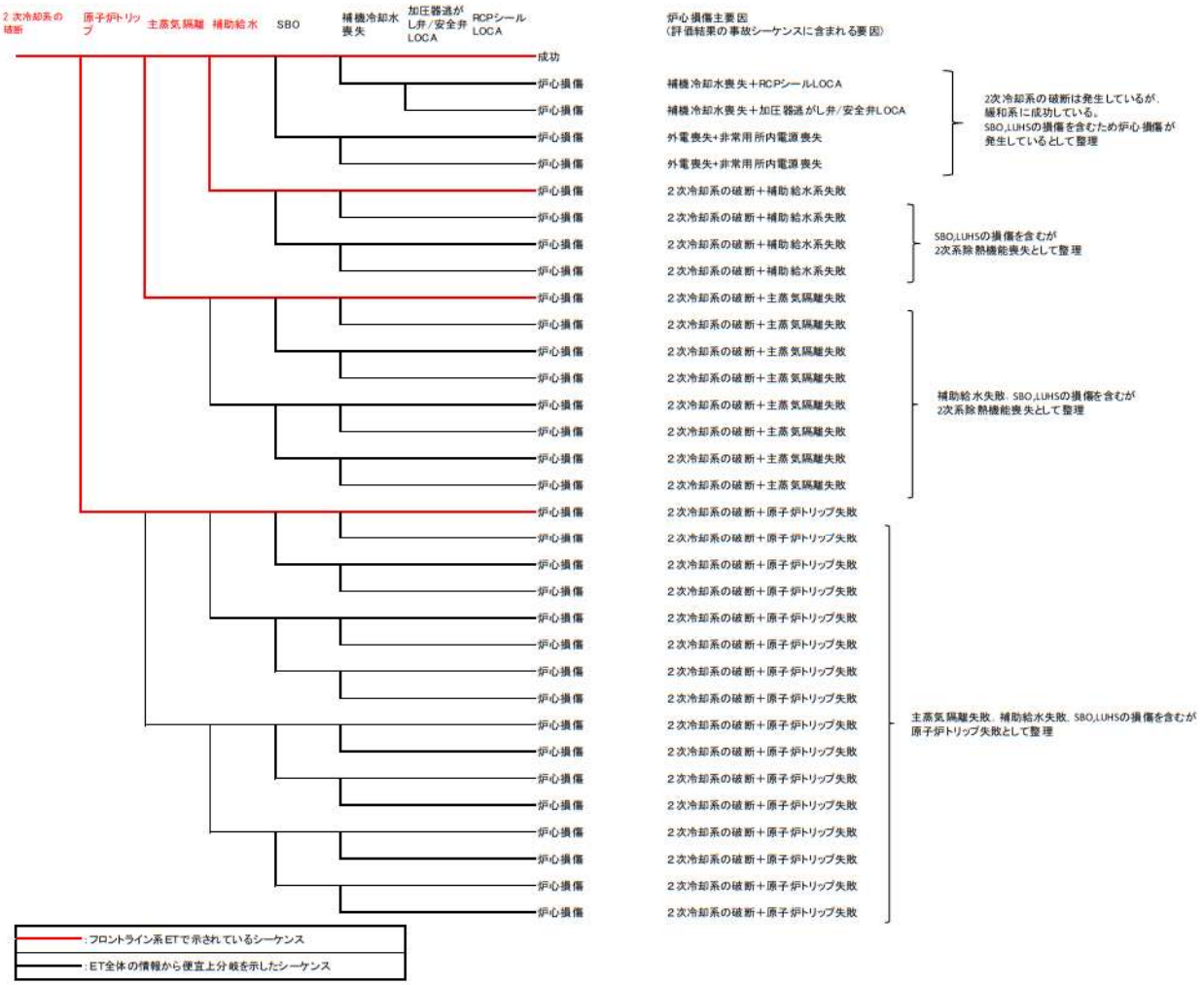
第 2-2 図　大破断 LOCA イベントツリー結果の集約方法



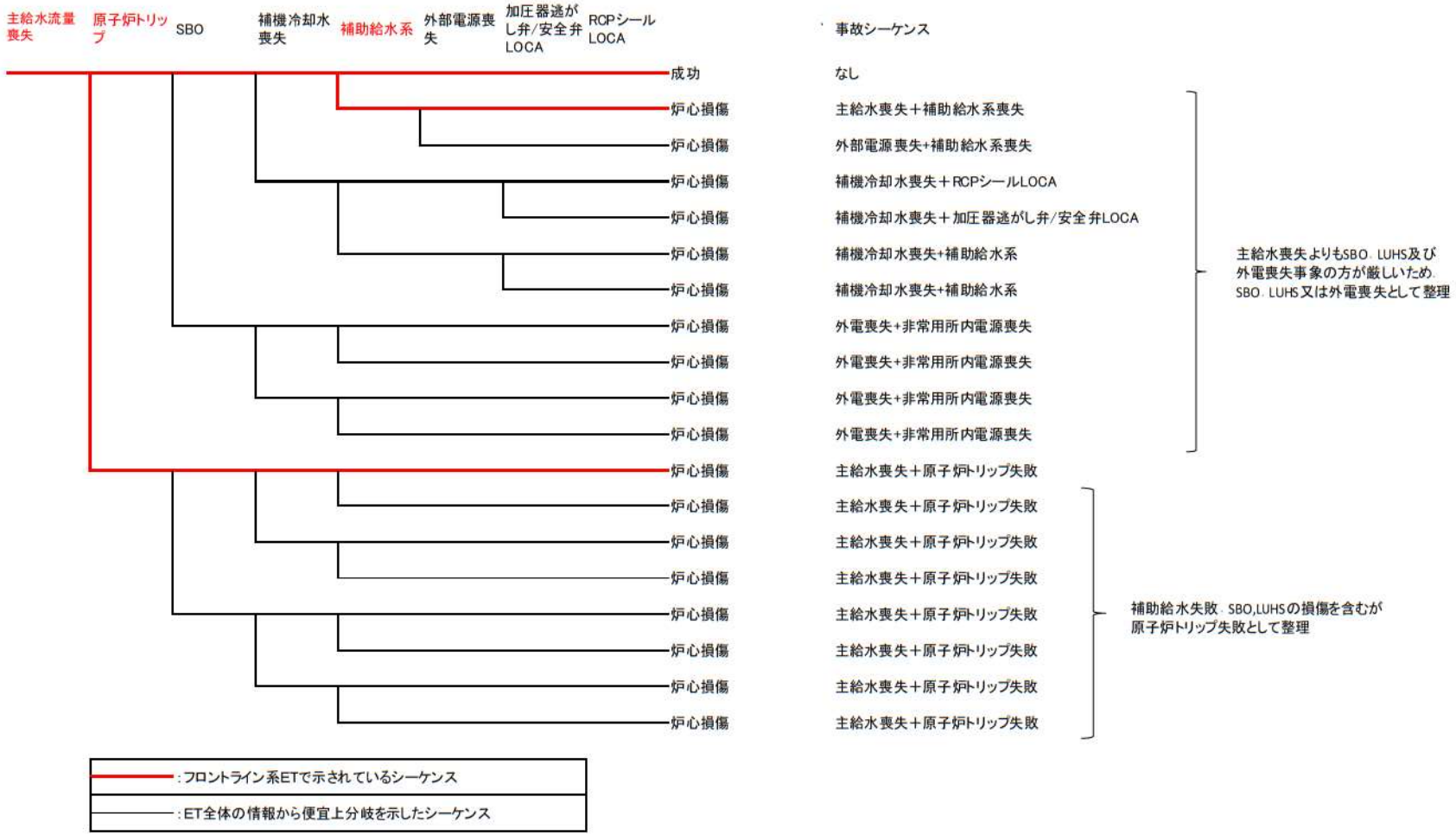
第 2-3 図　中破断 LOCA イベントツリー結果の集約方法



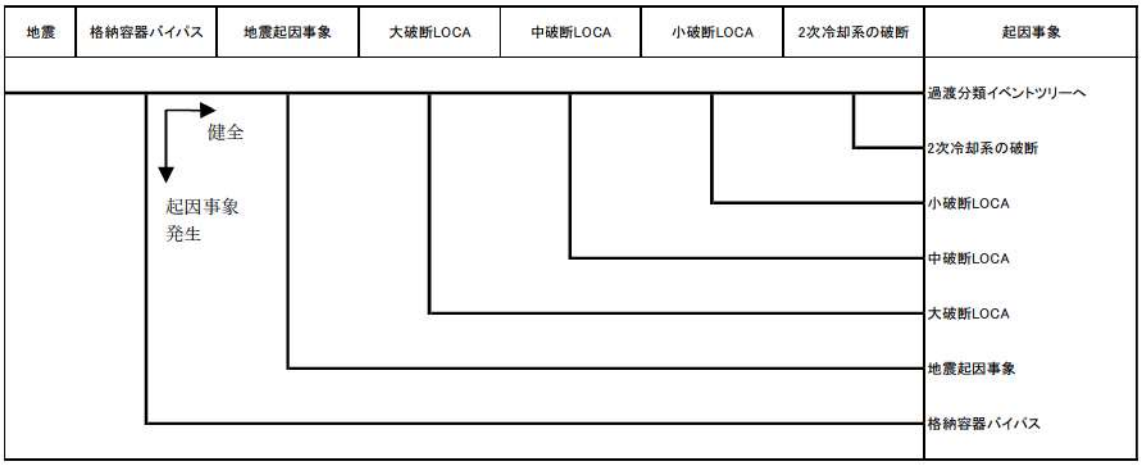
第 2-4 図　小破断 LOCA イベントツリー結果の集約方法



第 2-5 図　２次冷却系の破断イベントツリー結果の集約方法



第2-6図　主給水流量喪失イベントツリー結果の集約方法



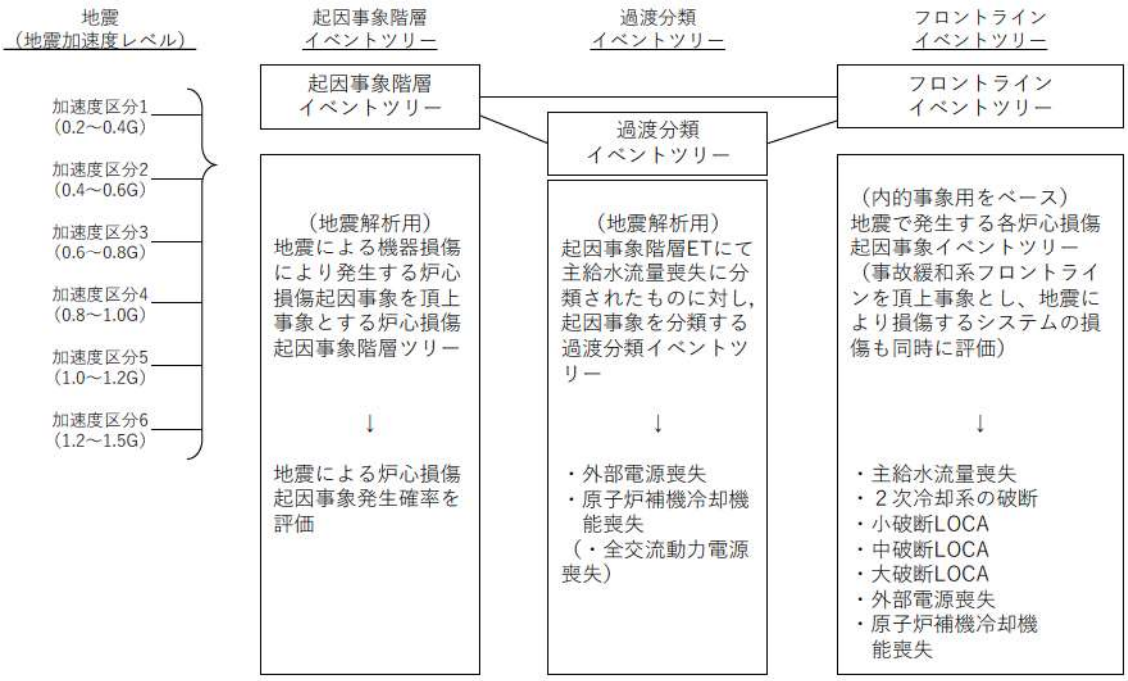
【地震起因事象】

- 大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）
- 原子炉建屋損傷
- 原子炉格納容器損傷
- 原子炉補助建屋損傷
- 電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失
- １次系流路閉塞による２次系除熱機能喪失
- 複数の信号系損傷
- 燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失

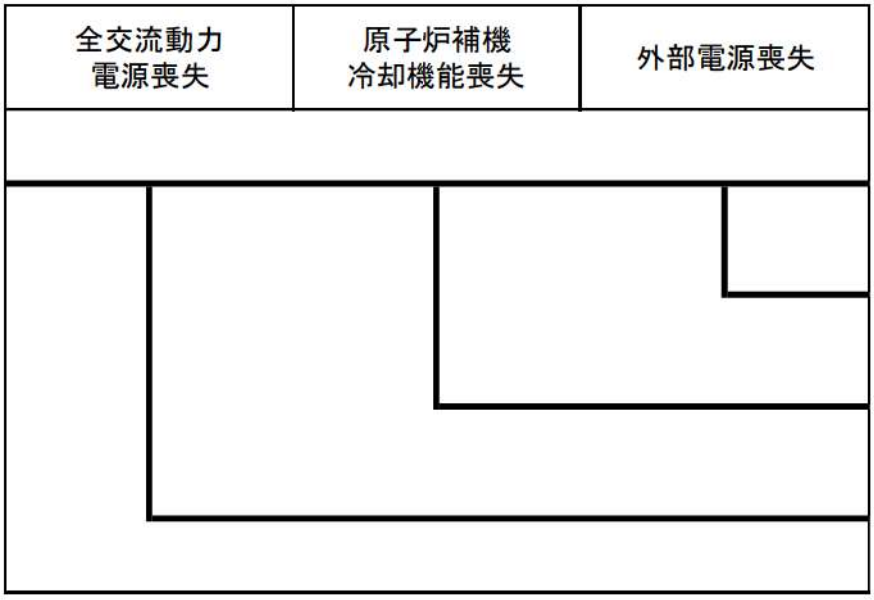
【格納容器バイパス】

- 格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)）

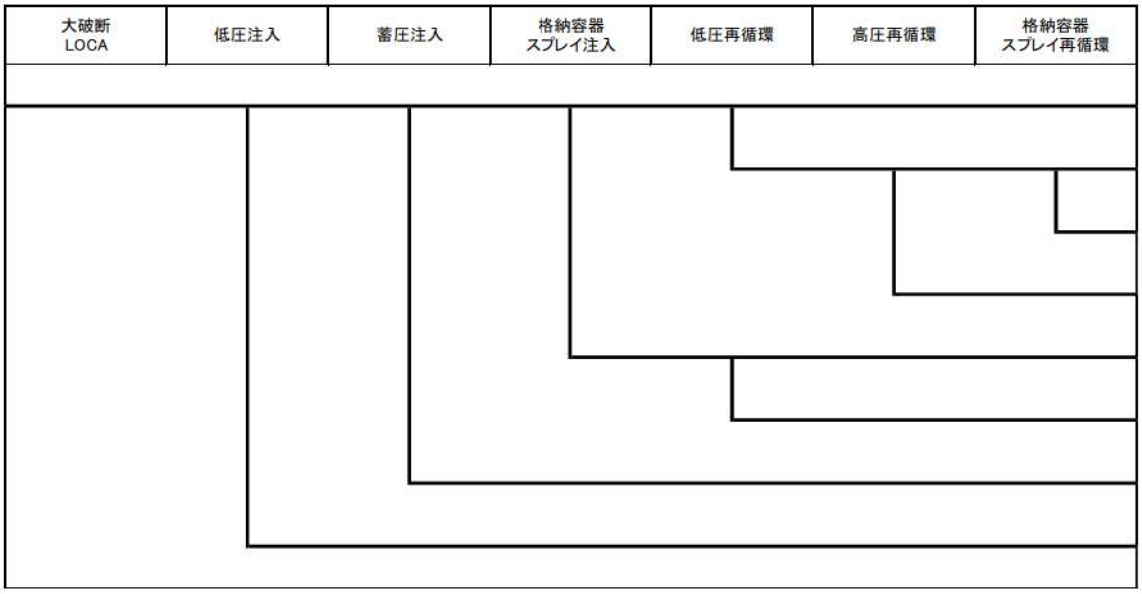
第3-1図　地震PRA階層イベントツリー



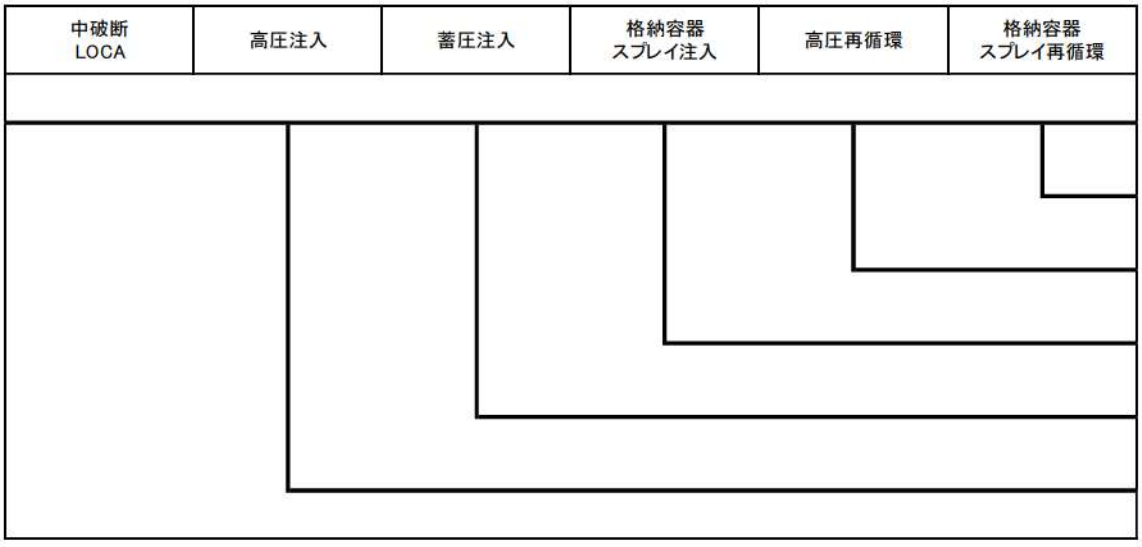
第3-2図　地震システム解析モデル（小イベントツリー）



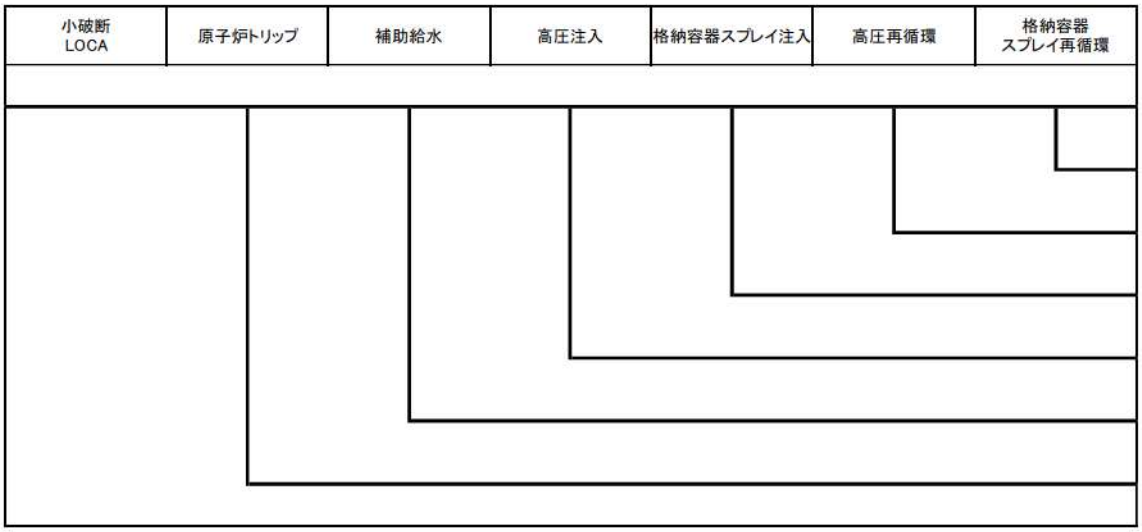
第 3-3 図　過渡分類イベントツリー



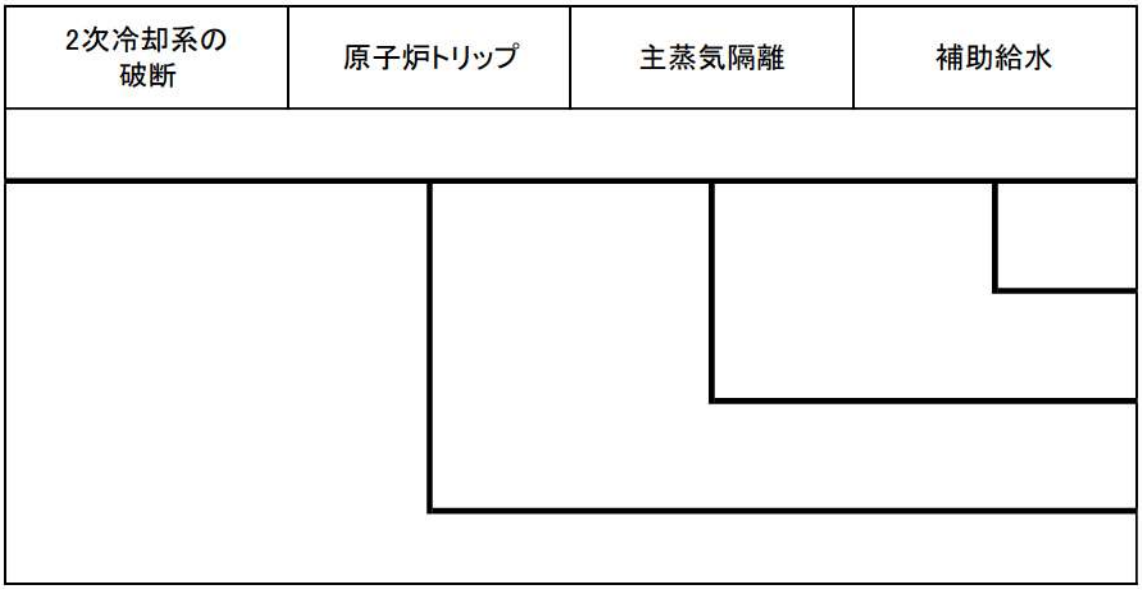
第3-4図　大破断LOCAイベントツリー



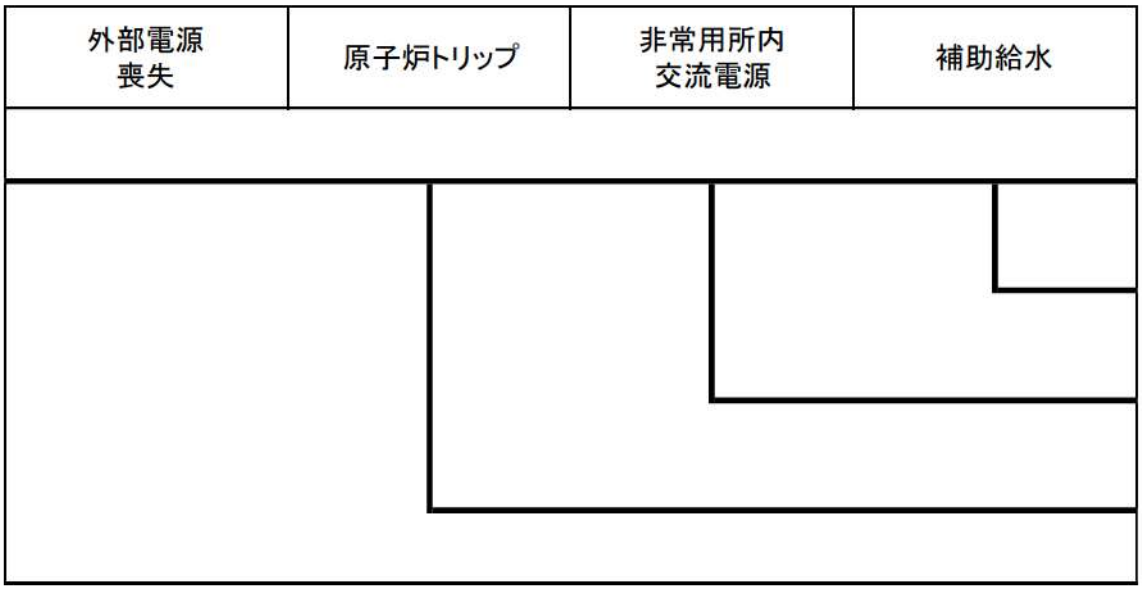
第3-5図　中破断LOCAイベントツリー



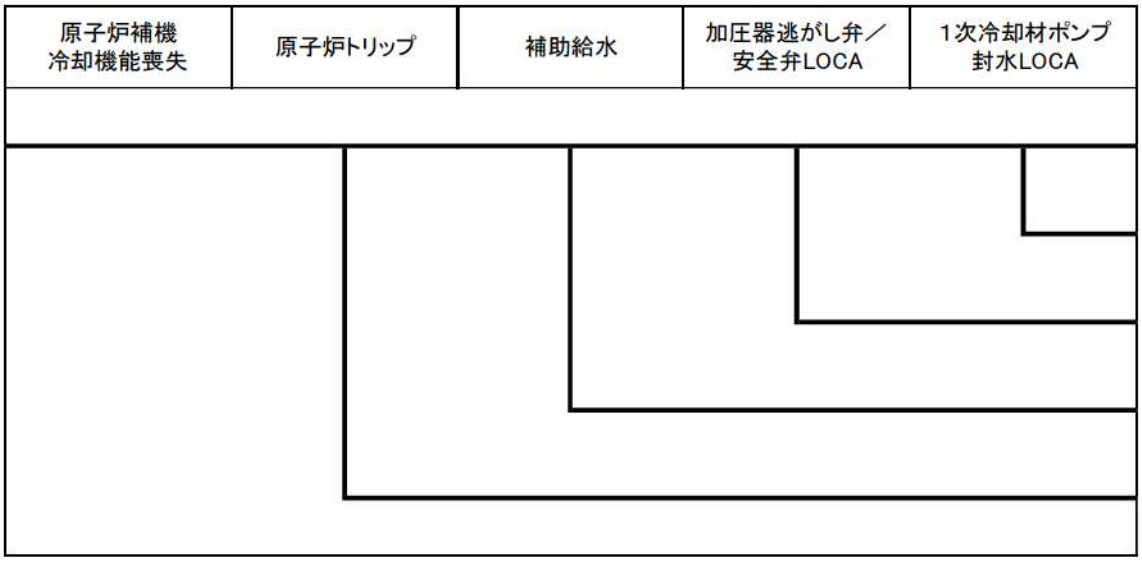
第3-6図　小破断LOCAイベントツリー



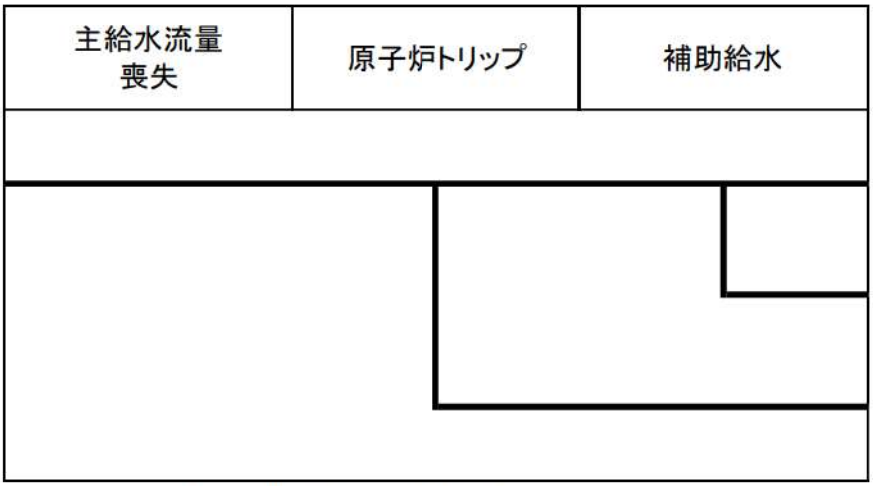
第3-7図　２次冷却系の破断イベントツリー



第3-8図　外部電源喪失イベントツリー



第3-9図　原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー



第3-10図　主給水流量喪失イベントツリー

添付4

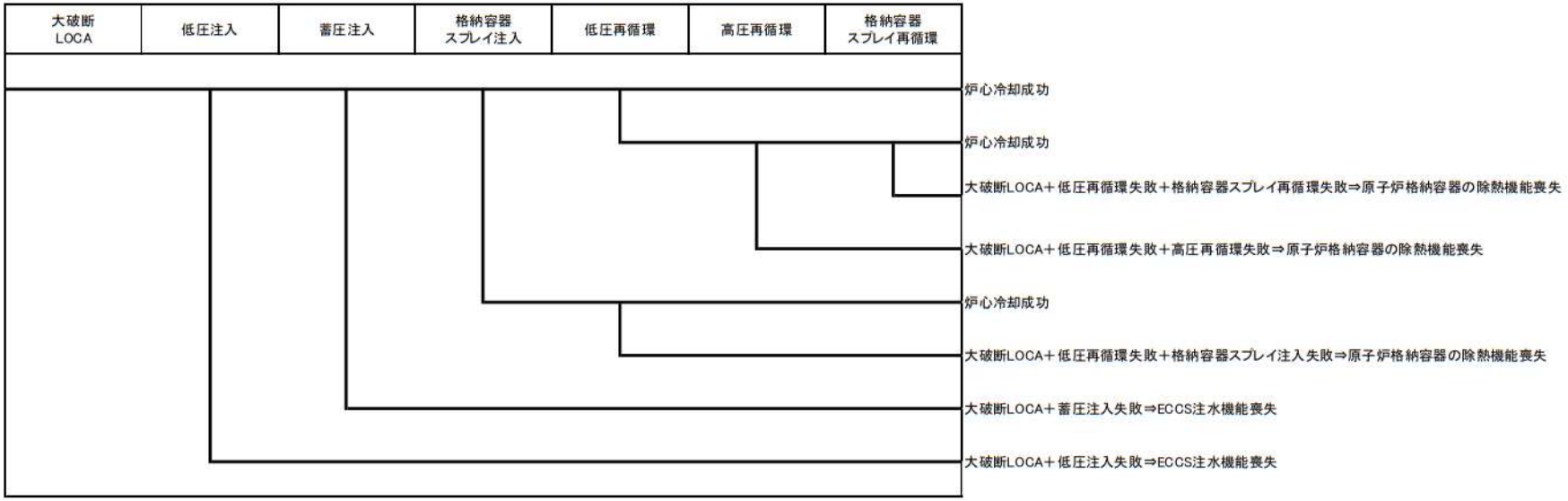
地震PRAの結果を事故シーケンスに整理するプロセスについて

地震PRAでは，起因事象階層イベントツリー，過渡分類イベントツリー及びフロントライン系イベントツリーの各ヘディングにおいて起因事象の発生と緩和設備の機能喪失の状態を評価しているため，各ヘディングの分岐情報を基に事故シーケンスの分類を行っている。具体的には以下のとおり。

格納容器バイパス及び直接炉心損傷に至る事象の起因事象により発生する事故シナリオについては，損傷する建屋，機器により喪失する安全機能を考慮し，蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損），大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA），原子炉建屋損傷，原子炉格納容器損傷，原子炉補助建屋損傷，電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失，１次系流路閉塞による２次系除熱機能喪失，複数の信号系損傷，燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失として整理した。

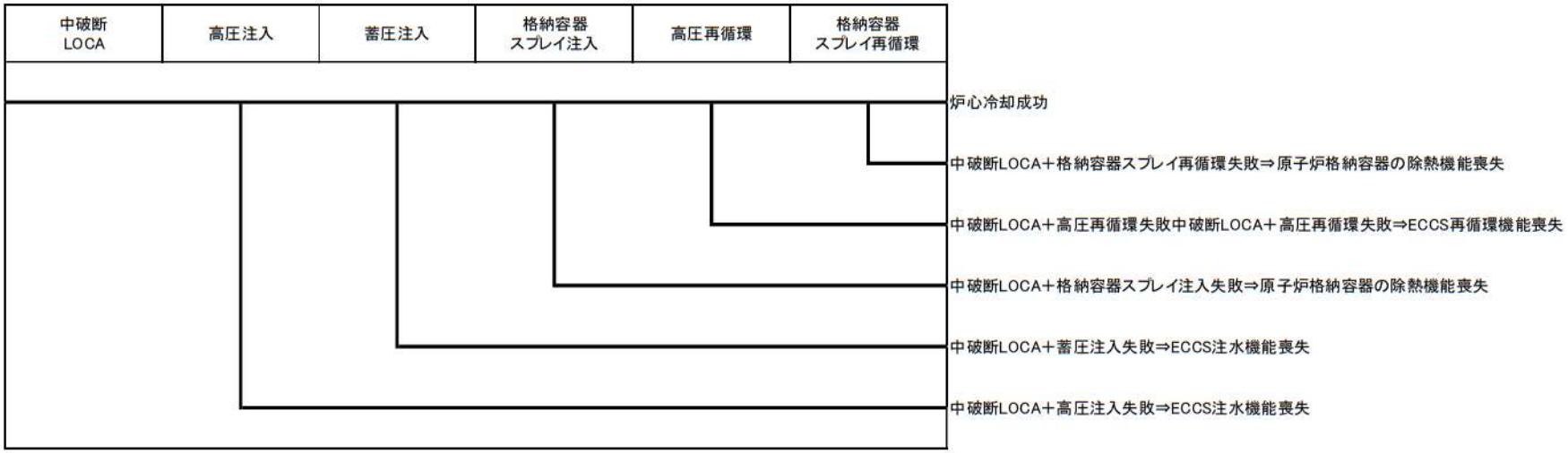
また，各LOCA事象，２次冷却系の破断，外部電源喪失，原子炉補機冷却機能喪失及び主給水流量喪失の起因事象により発生する事故シナリオについては，各起因事象に対するフロントライン系イベントツリーの分岐結果により事故シーケンスを分類した。第4-1～4-5図に各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンスを示す。

また，起因事象階層イベントツリーで主給水流量喪失に分類される事象が過渡分類イベントツリーを経由してフロントライン系イベントツリーに結合される例を，地震区分４において全交流動力電源喪失が発生している場合を例に第4-6図に示す。



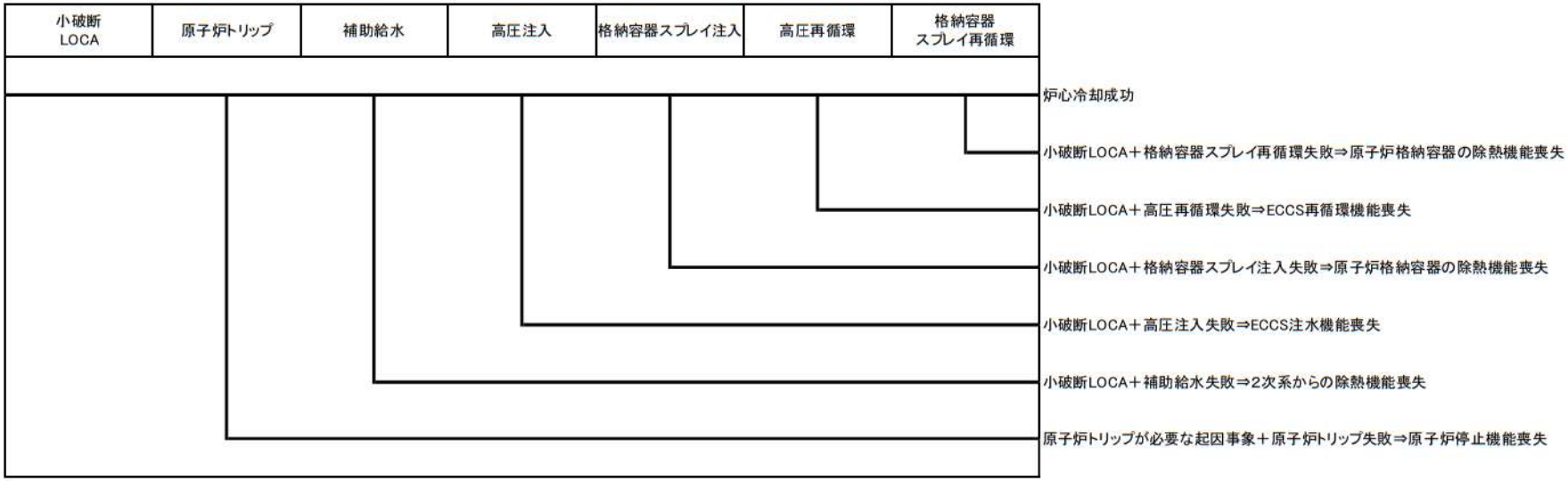
＜大破断LOCAに係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第 4-1 図　各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(1/5)



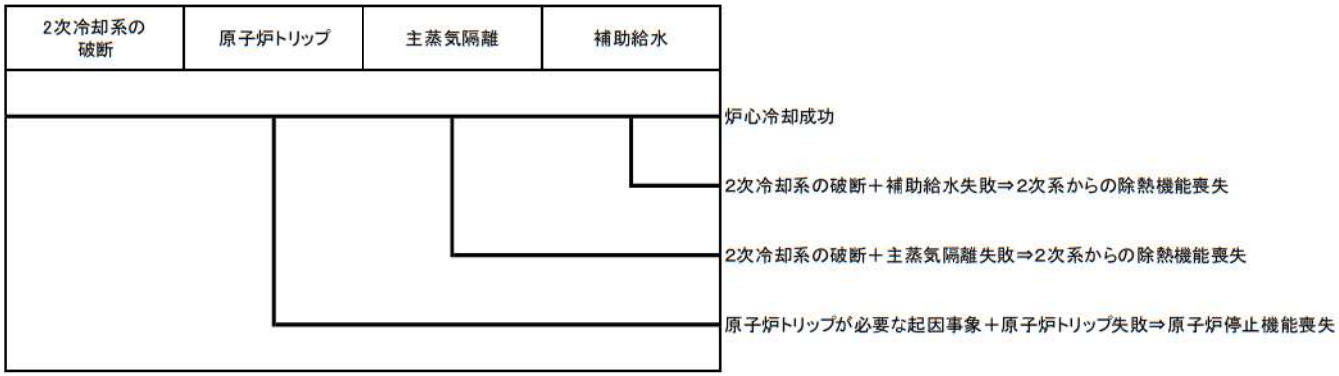
＜中破断LOCAに係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第 4-2 図　各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(2/5)

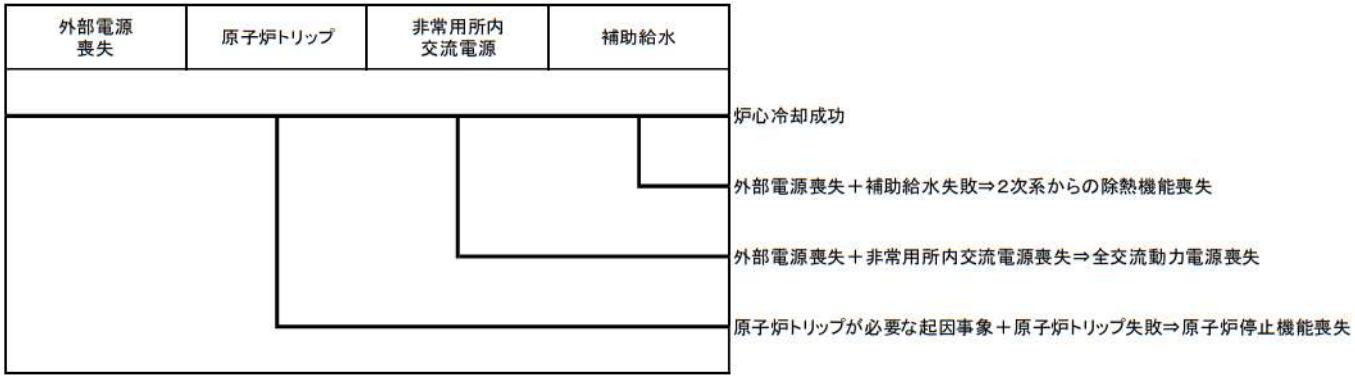


＜小破断LOCAに係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第 4-3 図　各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(3/5)

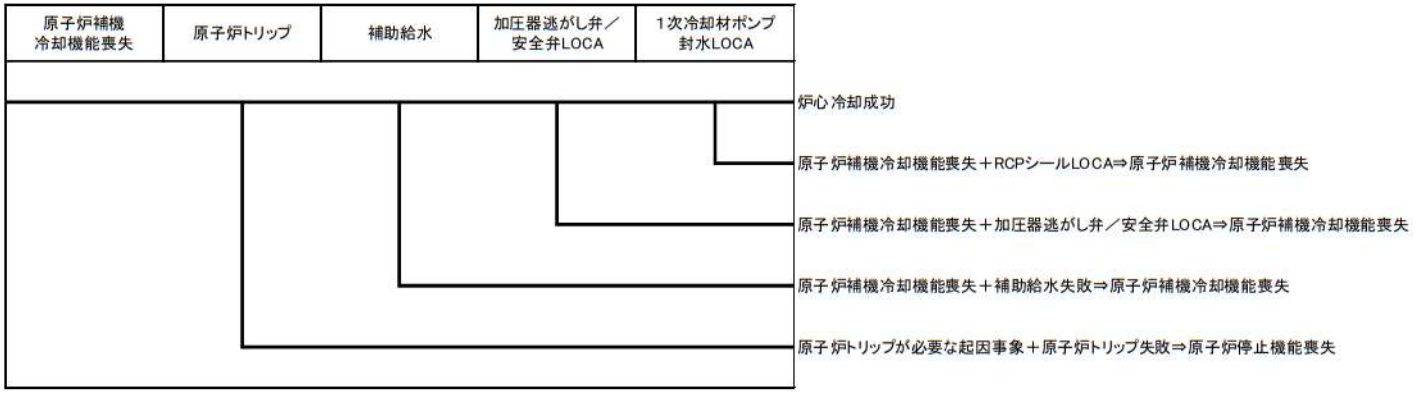


＜２次冷却系の破断に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

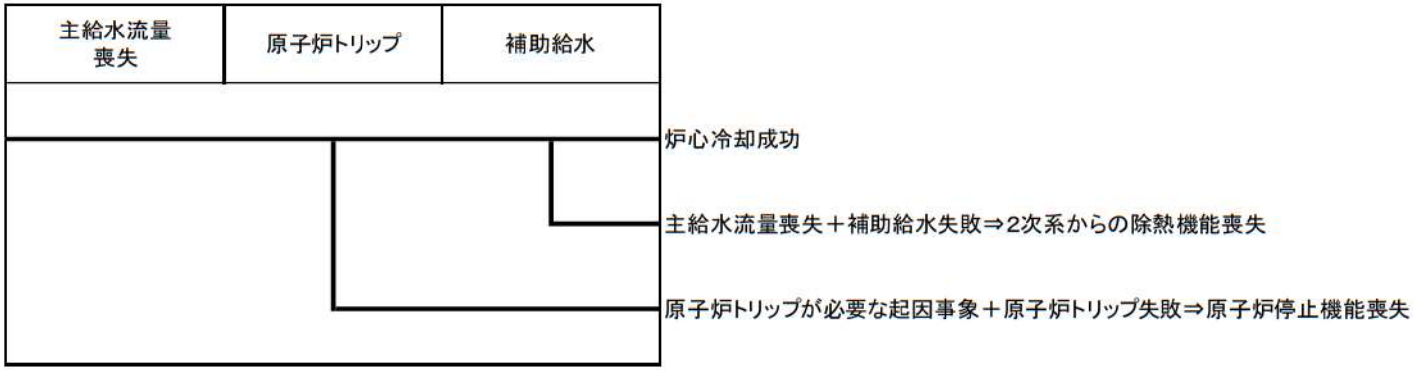


＜外部電源喪失に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第 4-4 図　各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(4/5)

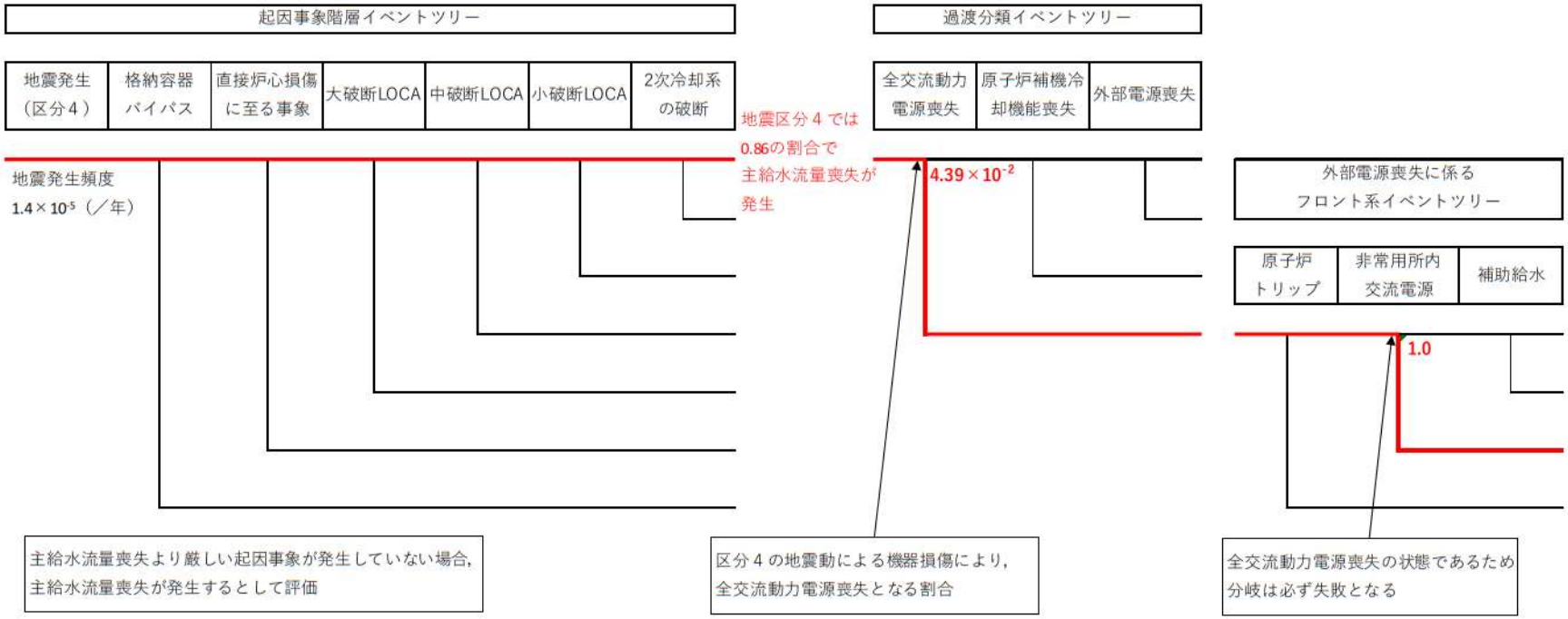


＜原子炉補機冷却機能喪失に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞



＜主給水流量喪失に係るフロントライン系イベントツリーの分岐＞

第 4-5 図　各フロントライン系イベントツリーの分岐先の事故シーケンス(5/5)



※RiskSpectrum®PSAにおいては，事故シーケンス毎の炉心損傷頻度は出力されるが，分岐確率は直接出力されないため，地震区分4における全交流動力電源喪失に関連する機器の損傷確率から分岐確率を算出した

第 4-6 図　全交流動力電源喪失が発生している場合の例

3.2.2 津波 PRA

外部事象津波レベル 1 PRA は，一般社団法人日本原子力学会発行の「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2011」（以下「津波 PRA 学会標準」という。）を参考に評価を実施し，各実施項目については「PRA の説明における参照事項」（原子力規制庁 平成 25 年 9 月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第 3.2.2-1 図に示す。（補足 3.2.1-1）

なお，本評価では津波単独の影響のみを評価しており，地震に伴う津波（重畳事象）等は対象としていない。

3.2.2.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・系統の配置及び形状・設備容量

津波 PRA の実施に当たり収集した情報及び情報源を第 3.2.2.a-1 表に示す。内部事象出力運転時レベル 1 PRA（以下「内部事象 PRA」という。）において収集した情報の他，配置関連設計図書等により情報を収集・整理した。

収集したサイト・プラント情報に基づき，津波 PRA の評価対象設備として，内部事象 PRA の評価対象とした設備の他，防潮堤，防水壁等の止水対策を選定した。プラントの設備配置の概略図を第 3.2.2.a-1 図に示す。また，津波防護施設の概要を以下に示す。

・基準津波による遡上波が設計基準対象施設に到達及び流入することを防止するために，防潮堤（T.P.16.5m）を設置。
・海と連接する取水路等からの建屋への流入を防止するために防水壁を設置。
・建屋への浸水の可能性がある経路，浸水口（扉，開口部，貫通孔等）に対して，水密扉の設置，貫通部の止水処理等の浸水対策を実施。

(2) プラントウォークダウン

a. プラントウォークダウンの実施手順

本津波 PRA では第 3.2.2.a-1 表に示したプラント設計図書等の情報を基にシナリオを想定しているが，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をするために，以下の観点でプラントウォークダウン実施要領書及びチェックシートを作成し，プラントウォークダウンを行った。

・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（貫通部）

b. プラントウォークダウン調査対象機器の選定

津波 PRA 対象機器及び開口部からプラントウォークダウン調査対象機器を選定するフローを第 3.2.2.a-2 図に示す。津波 PRA の対象設備として，建屋開口部とそれ以外に分類し，このフローを使用してスクリーニングを行い，調査

対象機器を選定した。

また，建屋内の重要設備を津波の影響から防護するために地上の建屋外壁部及び地下トレンチ取合部は建屋バウンダリとしての機能が要求されることから，重要設備が設置される原子炉建屋，原子炉補助建屋，ディーゼル発電機建屋及び循環水ポンプ建屋に存在する外壁開口部及び建屋間，地下部を調査対象とした。

さらに，間接的な被害として，津波来襲時に建屋外部にある設備の津波による離脱，移動等に起因して生じる干渉及び衝突等の可能性を確認するため，対象機器周辺に，間接的な影響を及ぼす対象物が無いかを調査した。第3.2.2.a-2 図のフローに基づき選定した結果，プラントウォークダウンの対象として以下の機器及び建屋開口部が選定された。

・津波 PRA の評価対象とする系統・機能を代表する機器
・原子炉建屋，原子炉補助建屋，ディーゼル発電機建屋及び循環水ポンプ建屋外壁開口部（建屋間及び地上部も含む）

c. プラントウォークダウン結果

プラントウォークダウン用チェックシートに基づき対象機器をチェックした。チェックシートの例を第 3.2.2.a-3 図に示す。プラントウォークダウンの結果，第 3.2.2.a-2 表に示すように津波 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

評価においては，以下を前提条件とした。

・地震発生前は出力運転状態とする。
・地震によって安全上重要な建屋，系統（システム），機器の機能喪失につながる損傷はない，すなわち，地震によるプラントへの直接的影響は無いものとする。
・地震後に津波が襲来するものとする。
・各建屋地下開口部における止水対策は健全であり，当該部からの浸水は無いものとする。
・建屋外壁扉は誤開放しているものとし，建屋内の止水対策は考慮しない。したがって，津波が建屋の敷地レベルから建屋外壁扉の下端レベルの高さ（以下「カーブ高さ」という。）を越え，建屋内に流入した場合は，建屋の同一フロア及び下階全体が同時に浸水するものとする。
・アクシデントマネジメント策や緊急安全対策で実施した各対策については評価対象外とする。
・機器の設置高さまで浸水することにより，当該機器が機能喪失するものとする。

また，以下の方針で評価対象機器を抽出した。

(a) 内部事象レベル 1 PRA において，当該系統及び機器が損傷することで炉心損

傷に至るおそれのある系統及び設備を抽出しているため，それらすべてを検討対象とする。

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

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

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

(1) 事故シナリオの概括的な分析・設定

a. 機器の損傷・機能喪失要因となる津波の影響

津波PRA学会標準では，事故シナリオを広範に分析・抽出する際に考慮すべき影響として以下に示す直接的影響及び間接的影響が挙げられている。

(a) 直接的影響

・浸水による設備の没水，被水
・津波波力，流体力，浮力
・海底砂移動
・引き波による水位低下

(b) 間接的影響

・洗掘
・漂流物の衝突
・津波による高ストレス
・作業環境の悪化

本評価では，収集したサイト・プラント情報から上記の影響を受ける設備を具体化し，その設備が損傷した際のプラントへの影響を考慮して事故シナリオを抽出した。この結果を第3.2.2.a-3表に示す。

抽出した事故シナリオについて，炉心損傷につながる可能性を定性的に判断して以下3つの事故シナリオを除外した。

1) 海底砂移動の影響

津波による海底砂移動の影響の定量的な評価は，現時点では評価技術が十分ではないため，津波PRA学会標準の記載[1]に従い対象外とした。

[1] 「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置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，事故シーケンスの評価対象とするか，又は留意事項として報告書等に記載する等，評価技術の成熟度を考慮した取扱いとする。」（津波PRA学会標準6.2項より抜粋）

追而
【砂移動・堆積の影響評価については，海底砂移動解析
（第５条）の結果を踏まえて記載する】

2) 引き波による水位低下の影響

「引き波による水位低下」では，海水の潮位が低下して，原子炉補機冷却海水ポンプの取水障害が発生して，キャビテーションでポンプが機能喪失することとなり，対象となる機器は原子炉補機冷却海水ポンプ及び循環水ポンプのみである。これは押し波が発生した場合に原子炉補機冷却海水ポンプ又は循環水ポンプが浸水により損傷するシナリオと同じであり，その後の炉心損傷に至るプロセスも同じとなる。したがって，炉心損傷頻度の定量化は変化するものの，新たな事故シーケンスを発生させるものではないため，対象外とする。

なお，本プラントにおいては，引き波により貯留堰が露出し，取水不能となっても，原子炉補機冷却海水ポンプの取水に必要な海水を取水口，取水路，取水ピットスクリーン室及び取水ピットポンプ室に確保可能な構造としている。また，ポンプがキャビテーションで機能喪失する前にポンプ停止，潮位回復後に再起動することが可能であるため，事象発生後のシナリオは押し波によりポンプが損傷した場合に比べ，炉心損傷に至る可能性は小さいと考えられる（補足 3.2.2.a-1，補足 3.2.2.a-2，補足 3.2.2.a-3）。

3) 作業環境の悪化

事象発生後の作業環境悪化を考慮しなければならない設備（可搬式設備等）には期待していないため，対象外とした。

b. 起因事象の選定

津波により誘発される起因事象を選定するため，抽出した事故シナリオを分析した（第 3.2.2.a-4 図）。この結果，スクリーニングで除外されずに残った事故シナリオに含まれる起因事象として，「外部電源喪失」，「原子炉補機冷却機能喪失」及び「敷地及び建屋内浸水」の３事象が選定された。さらに，これら起因事象と内部事象 PRA でグループ化した起因事象の関係を整理し，「敷地及び建屋内浸水」が津波特有の起因事象として分類されることを確認した（第 3.2.2.a-4 表）。各起因事象の説明を以下に示す。

(a) 外部電源喪失

津波の敷地内浸水により主変圧器等が没水し，外部電源喪失が発生する。

敷地内浸水又はタービン建屋内への浸水による他の過渡事象の発生も予想されるが，外部電源喪失は他の過渡事象と比較すると広範囲な緩和系の機能喪失となるため，他の過渡事象を代表する起因事象として選定した。

(b) 原子炉補機冷却機能喪失

敷地内に浸水した津波が循環水ポンプ建屋外壁開口部から流入することで，原子炉補機冷却海水ポンプが没水して原子炉補機冷却海水系が機能喪失する。

(c) 敷地及び建屋内浸水

敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への浸水が発生し，炉心損傷に係る何らかの外乱が発生する。

c. 建屋・機器リストの作成

津波 PRA の評価対象設備を明確にするため，起因事象を引き起こす設備，津波防護施設／浸水防止設備及び起因事象を緩和する設備を選定して建屋・機器リストを作成した（第 3.2.2.a-5 表）

3.2.2.b. 確率論的津波ハザード

① 確率論的津波ハザード評価方針

津波 PRA 学会標準，公益社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価小委員会「原子力発電所の津波評価技術 2016」，社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価部会「確率論的津波ハザード解析の方法（2011）」，2011 年東北地方太平洋沖地震から得られた知見等を踏まえて，確率論的津波ハザード解析を実施した。

追而【津波ハザード評価結果を反映】

3.2.2.c. 建屋・機器のフラジリティ

① 評価対象と損傷モードの決定

3.2.2.a.②(1)c.で作成した建屋・機器リストに記載の設備に対して津波損傷モードを検討し，建屋・機器のフラジリティを評価した（第3.2.2.c-1表）。ただし，スクリーニングで除外した海水砂移動及び引き波の影響はフラジリティ評価の対象外とした。（補足3.2.2.c-1）

② フラジリティの検討結果について

フラジリティ検討結果の概要を以下に示す。没水及び波力に対する機器のフラジリティ曲線は，第3.2.2.c-1図に示すようにステップ状となる。

(1) 主変圧器は敷地内浸水深が主変圧器の基礎高さを越えた場合に機能喪失する。

(2) 原子炉補機冷却海水ポンプは，循環水ポンプ建屋内浸水に伴う没水により機能喪失する。

(3) 建屋内の起因事象を緩和する設備は，建屋内浸水に伴う没水により機能喪失する。

3.2.2.d. 事故シーケンス

① 起因事象

(1) 津波高さごとのシナリオ分類

津波高さに応じたプラントへの影響を識別するため，津波高さと敷地内浸水深の関係及び建屋・機器フラジリティを考慮し，プラントへの影響が同等となる津波高さを分類した。第3.2.2.d-1表に津波分類を示すとともに，以下に各分類の特徴を示す。

なお，津波高さT.P.16.5m以下では泊3号炉主要建屋周辺への浸水が発生せず津波によるプラントへの影響がないため，津波を起因として炉心損傷に至る事故シーケンスはない。このため，津波高さT.P.16.5m以下の事故シーケンス評価は内部事象PRAに包絡されるものとした。（補足3.2.2.d-1）

(a) 津波分類A（津波高さT.P.16.5m～）

津波高さT.P.16.5mを超えた場合，敷地内浸水が開始する。敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への浸水によって複数の緩和設備が機能喪失して炉心損傷に至る津波特有の起因事象「敷地及び建屋内浸水」が発生するものとする。「原子炉補機冷却機能喪失」及び「外部電源喪失」については，発生する津波高さが同じとなる「敷地及び建屋内浸水」で代表した。（補足3.2.2.d-2）

② 起因事象発生頻度

(1) 評価対象とした起因事象の発生頻度

津波分類A（T.P.16.5m～）では，原子炉建屋又は原子炉補助建屋のカーブ高さを越えて，建屋内への大量浸水が発生し，敷地及び建屋内浸水が発生する。

これらの発生頻度は各分類の津波発生頻度[2]に等しく，次表のとおりである。

津波分類	津波高さ	津波発生頻度（／年）
A	T.P.16.5m～	2.9×10^{-7}

追而【津波ハザード評価結果を反映】

(2) 階層イベントツリーとその説明

津波分類A（T.P.16.5m～）では，敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への大量浸水が発生する起因事象のみを想定している。この様な津波分類に対しては，津波PRA学会標準に基づき，階層イベントツリーを用いた起因事象の細分化は不要と判断している。

③ 成功基準

(1) 成功基準の一覧

本評価で考慮している設備の範囲（設計基準対象施設（操作も含む）は考慮するが，アクシデントマネジメント策には期待しない）では，津波によって発生する「敷地及び建屋内浸水」を緩和させる有効な緩和手段がなくイベントツリーを展開できないため，緩和設備の機能及び系統数に関する成功基準は設定していない。

④ 事故シーケンス

(1) イベントツリー

本評価で用いたイベントツリーを第3.2.2.d-1図に示す。津波高さT.P.16.5m以下では，起因事象を引き起こす設備，津波防護施設／浸水防止設備及び起因事象を緩和する設備に影響はないことから，本評価では，原子炉建屋及び原子炉補助建屋への浸水状態を考慮してイベントツリーを作成し，敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への浸水が発生した場合は複数の安全機能が喪失し，炉心損傷に至ると想定した。

⑤ システム信頼性

本評価では起因事象「敷地及び建屋内浸水」の緩和は期待しないため，注水や除熱に係る緩和設備のシステム信頼性評価は実施していない。

⑥ 人的過誤

津波発生後の高ストレスによる人的過誤が考えられるが，本評価では起因事象「敷地及び建屋内浸水」の緩和は期待しないため，人的過誤を考慮していない。

---

[2] 「津波発生頻度（／年）」は，確率論的津波ハザード評価における「年超過確率（ある津波水位に着目したとき，1年間にそれを超える津波が発生する確率）」から求められる。具体的には，津波分類A（T.P.16.5m～）の津波発生頻度は，津波ハザード曲線（第3.2.2.b-3図）における津波水位T.P.16.5mの年超過確率に等しくなる。

⑦ 炉心損傷頻度

(1) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

第 3.2.2.d-1 図のイベントツリーを用いて，炉心損傷頻度を評価した。

津波分類Ａ（T.P.16.5m～）は緩和設備に期待できないため，必ず炉心損傷に至ることから，前述の「② (1) 評価対象とした起因事象の発生頻度」に示す津波発生頻度がそのまま炉心損傷頻度になる。

津波 PRA で想定したシーケンスグループ一覧を第 3.2.2.d-2 表に示す。起こり得るシーケンスについて，以下にその考え方を示す。

a. 複数の安全機能喪失

防潮堤を越える津波による浸水が，原子炉建屋又は原子炉補助建屋のカーブ高さを越えた場合，建屋内に浸水し炉心損傷に至る可能性があることから，事故シーケンスグループとして分類した。（複数の安全機能喪失）

(2) 炉心損傷頻度結果

a. 評価結果及び事故シナリオの説明

(a) 津波高さごとの評価結果

全炉心損傷頻度は 2.9×10^{-7}（／炉年）となった。津波高さごとの炉心損傷頻度及び全炉心損傷頻度への寄与割合を第 3.2.2.d-3 表及び第 3.2.2.d-2 図に示す。また，起因事象ごとの炉心損傷頻度を第 3.2.2.d-4 表に示す。津波高さごとの評価結果及びシナリオの概要を以下に示す。

追而【津波ハザード評価結果を反映】

1) 津波分類Ａ（津波高さ T.P.16.5m～）

本分類の炉心損傷頻度は 2.9×10^{-7}（／炉年）であり，全炉心損傷頻度の 100％を占める。本分類では敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への大量浸水により，複数の安全機能が喪失し炉心損傷に至る。

追而【津波ハザード評価結果を反映】

(b) 事故シーケンスグループごとの評価結果

本津波 PRA では，津波特有のシーケンスグループとして「複数の安全機能喪失」を考慮した。事故シーケンスグループごとの炉心損傷頻度及び全炉心損傷頻度への寄与割合を第 3.2.2.d-5 表及び第 3.2.2.d-3 図に示す。複数の安全機能喪失が全炉心損傷頻度の 100％を占める結果となったが，これは津波分類Ａの津波の場合には必ず複数の安全機能喪失が発生することを表している。

本事故シーケンスグループの概要を以下に示す。

1) 複数の安全機能喪失（津波分類Ａ）

本シーケンスの炉心損傷頻度は2.9×10^{-7}（／炉年）であり，全炉心損傷頻度の 100％を占める。津波分類Ａ（津波高さ T.P.16.5m～）において，敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への大量浸水により，複数の安全機能喪失となり炉心損傷に至る事故シーケンスである。

追而【津波ハザード評価結果を反映】

(c) 評価結果の分析

本津波 PRA において，全炉心損傷頻度は2.9×10^{-7}（／炉年）となった。本評価で対象としている津波高さ（T.P.16.5m～）においては，津波が発生した場合には敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への浸水により最終的には炉心損傷に至るため，津波発生頻度と炉心損傷頻度は等しくなる。そのため，津波分類ごとの炉心損傷頻度では，津波分類Ａの炉心損傷頻度が全炉心損傷頻度の 100％を占める結果となった。

追而【津波ハザード評価結果を反映】

また，事故シーケンスグループごとの炉心損傷頻度では，複数の安全機能喪失（津波分類Ａ）が全炉心損傷頻度の 100％を占める結果となった。これは，津波分類Ａでは敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への大量浸水により，複数の安全機能喪失となり炉心損傷に至る割合が占めていることを表している。

b. 重要度解析，不確実さ解析及び感度解析

(a) 重要度解析

本津波 PRA 評価では，敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への浸水発生する津波高さ以上（T.P.16.5m～）では緩和手段が無くなり必ず炉心損傷に至るため，重要度解析を実施しても有益な結果が得られない。このため，内部事象 PRA や地震 PRA のように重要度評価は実施していない。

(b) 不確実さ解析

全炉心損傷頻度の不確実さ解析結果を第 3.2.2.d-4 図に示す。

本評価では，津波高さ T.P.16.5m を越える津波では，敷地内浸水深が原子炉建屋又は原子炉補助建屋のカーブ高さを越えた場合に建屋内への大量浸水が発生して必ず炉心損傷に至る。したがって，全炉心損傷頻度の平均値及び不確実さ幅は T.P.16.5m における確率論的津波ハザードの平均値及び不確実さ幅と等しくなる。

追而【津波ハザード評価結果を反映】

(c) 感度解析

追而
【感度解析については，女川と同様に引き波シナリオの
評価を実施する予定だが，津波ハザード確定後に実施する
感度解析結果を踏まえて記載する】

第 3.2.2.a-1 表　津波レベル 1 PRA を実施するために収集した情報及びその主な情報源

PRA の作業		収集すべき情報	主な情報源
1. プラント構成・特性及びサイト状況の調査		・PRA の実施に当たり必要とされる設計・運転管理に関する基本的な情報	(1) 内部事象出力運転時レベル 1 PRA で使用した設計図書（原子炉設置許可申請書，工事計画認可申請書，保安規定等） (2) 全体配置図，機器配置図，プラントウォークダウン報告書 (3) 発電用原子炉設置変更許可申請書（平成 25 年 7 月）
2. 確率論的津波ハザード評価		・敷地周辺に影響を与え得る津波を発生させる地震発生様式に関する情報	(1) 海底地形パラメータ (2) 断層パラメータ
3. 建屋・機器フラジリティ評価		・プラント固有の建屋・機器の耐力評価及び応答評価に関する情報 ・浸水解析結果	(1) 上記 1. の情報源 (2) 浸水解析結果
4. 事故シーケンス評価	a. 事故シナリオ及び起因事象の同定	・津波時に想定されるプラント状態の検討に必要な情報	(1) 上記 1. の情報源
	b. 事故シーケンスの分析 ・成功基準の設定 ・イベントツリーの作成	・安全系等のシステム使用条件 ・システムの現実的な性能 ・運転員による緩和操作等	(1) 上記 1. の情報源 (2) 既往の PRA 情報
	c. システムのモデル化	・対象プラントに即した機器故障モード，運転形態	
	d. 事故シーケンスの定量化	・評価結果の妥当性を確認できる情報	

第 3.2.2.a-2 表　プラントウォークダウン結果（1/2）

No.	機器名称	①-1　影響を受ける可能性のある機器の確認（屋内設置の機器）		①-2　影響を受ける可能性のある機器の確認（屋外設置の機器）				②津波伝播経路の確認（屋内設置の機器）	③建屋開口部の確認（建屋開口部）	総合評価
		1. 対象機器の図面（配置図等）と相違点は無いか	2. 対象機器の設置室に浸水口があるか（扉，連絡路，その他）	1. 対象機器の図面（配置図・構造図等）と相違点は無いか	2. 基礎ボルト（又は設置面溶接部），及び支持構造物に外見上の異常（腐食・亀裂等）は無いか	3. 対象機器周辺の配管に外見上の異常（腐食・亀裂等）は無いか	4. 対象機器周辺に，間接的な影響を及ぼす対象物が無いか	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）	1. 対象建屋開口部の図面（配置図等）と相違点は無いか	
1	主変圧器	N／A	N／A	Y	Y	Y	Y	N／A	N／A	問題なし
2	原子炉補機冷却水ポンプ	Y	N	N／A	N／A	N／A	N／A	N	N／A	問題なし
3	原子炉補機冷却海水ポンプ	Y	N	N／A	N／A	N／A	N／A	N	N／A	問題なし
4	ソレノイド分電盤	Y	N	N／A	N／A	N／A	N／A	N	N／A	問題なし
5	電動補助給水ポンプ	Y	N	N／A	N／A	N／A	N／A	N	N／A	問題なし
6	タービン動補助給水ポンプ	Y	N	N／A	N／A	N／A	N／A	N	N／A	問題なし
7	蓄電池	Y	N	N／A	N／A	N／A	N／A	N	N／A	問題なし
8	メタルクラッド開閉装置	Y	N	N／A	N／A	N／A	N／A	N	N／A	問題なし
9	パワーコントロールセンタ	Y	N	N／A	N／A	N／A	N／A	N	N／A	問題なし
10	直流コントロールセンタ	Y	N	N／A	N／A	N／A	N／A	N	N／A	問題なし
11	計装用インバータ	Y	N	N／A	N／A	N／A	N／A	N	N／A	問題なし
12	空調用冷凍機	Y	N	N／A	N／A	N／A	N／A	N	N／A	問題なし
13	ディーゼル発電機計器盤	Y	N	N／A	N／A	N／A	N／A	N	N／A	問題なし

Y：YES，N：NO，N／A：対象外

第 3.2.2.a-2 表　プラントウォークダウン結果（2/2）

No.	機器名称	①-1　影響を受ける可能性のある機器の確認（屋内設置の機器）		①-2　影響を受ける可能性のある機器の確認（屋外設置の機器）				②津波伝播経路の確認（屋内設置の機器）	③建屋開口部の確認（建屋開口部）	総合評価
		1. 対象機器の図面（配置図等）と相違点は無いか	2. 対象機器の設置室に浸水口があるか（扉，連絡路，その他）	1. 対象機器の図面（配置図・構造図等）と相違点は無いか	2. 基礎ボルト（又は設置面溶接部），及び支持構造物に外見上の異常（腐食・亀裂等）は無いか	3. 対象機器周辺の配管に外見上の異常（腐食・亀裂等）は無いか	4. 対象機器周辺に，間接的な影響を及ぼす対象物が無いか	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）	1. 対象建屋開口部の図面（配置図等）と相違点は無いか	
14	B－原子炉補機冷却海水管室⇔原子炉補機冷却海水管ダクト PP 扉	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	問題なし
15	通路 (5) ⇔タービン建屋　PP 扉	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	問題なし
16	トラックアクセスエリア⇔タービン建屋 PP 扉	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	問題なし
17	A－ディーゼル発電機室⇔屋外　扉	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	問題なし
18	B－ディーゼル発電機室⇔屋外　扉	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	問題なし
19	出入管理建屋⇔通路 (1)　扉	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	問題なし
20	出入管理建屋⇔通路 (2)　扉	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	問題なし
21	出入管理建屋⇔通路 (8)　扉	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	問題なし
22	通路⇔タービン建屋　扉	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	問題なし
23	循環水ポンプ建屋⇔屋外　シャッター用開口部	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	N／A	Y	問題なし

Y：YES，N：NO，N／A：対象外

第 3.2.2.a-3 表　津波による事故シナリオの分析（1/2）

津波 PRA 学会標準の記載※			影響を受ける可能性のある設備	考えられる事故シナリオ
津波の影響	影響の種類	建屋・構築物，機器・配管系への影響		
直接的	浸水による設備の没水，被水	設備の動的機能喪失 電気設備の発電／送電機能喪失	主変圧器の没水による機能喪失	主変圧器の機能喪失により外部電源喪失が発生する。
			屋内設備の没水による機能喪失	建屋内への浸水に伴い，屋内設備が没水で機能喪失する可能性がある。
	津波波力，流体力，浮力	建屋・構築物，機器・配管系の構造的損傷	防潮堤の波力による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し，設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する／発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。
			防水壁の波力による損傷	同上
			原子炉建屋（外壁扉）の波力による損傷	設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する／発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。
			原子炉補助建屋（外壁扉）の波力による損傷	同上
			タービン建屋（外壁扉）の波力による損傷	同上
			循環水ポンプ建屋（外壁扉）の波力による損傷	同上
			建屋止水対策の波力による損傷	同上
	海底砂移動	海水取水設備の機能喪失	海底砂移動による海水取水機能障害の発生	原子炉補機冷却海水系の機能喪失又は循環水ポンプ等の機能喪失による過渡事象が発生する可能性がある。
	引き波による水位低下	海水取水設備の機能喪失	引き波による海水取水機能障害の発生	同上

※　津波 PRA 学会標準 6.1「事故シナリオの広範な分析・選定」より引用

第 3.2.2.a-3 表　津波による事故シナリオの分析（2/2）

津波 PRA 学会標準の記載※			影響を受ける可能性のある設備	考えられる事故シナリオ
津波の影響	影響の種類	建屋・構築物，機器・配管系への影響		
間接的	洗掘	建屋・構築物，機器・配管系の構造的損傷	防潮堤の洗掘による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し，設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する／発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。
			防水壁の洗掘による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し，設備の機能喪失による過渡事象の発生及び緩和設備が機能喪失する可能性がある。
			原子炉建屋の洗掘による損傷	設備の機能喪失による過渡事象の発生及び炉心損傷緩和設備が機能喪失する可能性がある。
			原子炉補助建屋の洗掘による損傷	同上
			タービン建屋の洗掘による損傷	同上
			循環水ポンプ建屋の洗掘による損傷	同上
	漂流物の衝突	建屋・構築物，機器・配管系の構造的損傷	防潮堤の漂流物衝突による損傷	発電所敷地及び建屋内への浸水が発生し，設備の機能喪失による過渡事象の発生及び緩和設備が機能喪失する可能性がある。
			防水壁の漂流物衝突による損傷	同上
			原子炉建屋（外壁扉）の漂流物衝突による損傷	設備の機能喪失による原子炉への外乱が発生する／発生した外乱に対する緩和設備が機能喪失する可能性がある。
			原子炉補助建屋（外壁扉）の漂流物衝突による損傷	同上
			タービン建屋（外壁扉）の漂流物衝突による損傷	同上
			循環水ポンプ建屋（外壁扉）の漂流物衝突による損傷	同上
	津波による高ストレス	運転員／作業員の操作失敗	作業員退避時の建屋外壁扉閉め忘れ	本評価では，建屋外壁扉の誤開放を考慮しているため，本項目は該当しない。
	作業環境の悪化	運転員の回復操作の遅延	—	本評価では，可搬式設備等の事象発生後の作業環境悪化を考慮しなければならない設備には期待していないため，本項目は該当しない。

※　津波 PRA 学会標準 6.1「事故シナリオの広範な分析・選定」より引用

第 3.2.2.a-4 表　津波により発生する起因事象の検討結果（1/2）

区分	起因事象	津波 PRA における検討結果	評価対象※1 ○：対　象 ×：対象外
内部事象 PRA で選定した起因事象	大破断 LOCA	LOCA 事象は，原子炉格納容器内の原子炉冷却材圧力バウンダリの破損により発生する。原子炉格納容器内への海水の流入は起こらないことと，プラント内部であるため津波波力の影響を受けないことより配管破断は起こりえない。したがって，津波特有の起因事象としては抽出しない。	×
	中破断 LOCA	同上	×
	小破断 LOCA	制御回路の誤動作により加圧器逃がし弁が誤開して，再閉止できない場合に発生が考えられるが，誤動作を誘発させる運転コンソール等が水没する高さの津波が発生した時には，同時に直接炉心損傷に至っている。したがって，津波による本事象単独の発生は考えにくいため，津波特有の起因事象としては抽出しない。	×
	インターフェイスシステム LOCA	制御回路の誤動作により余熱除去隔離弁が誤開した場合に発生が考えられるが，誤動作を誘発させる原子炉コントロールセンタ等が水没する高さの津波が発生した時には，同時に直接炉心損傷に至っている。したがって，津波による本事象単独の発生は考えにくいため，津波特有の起因事象としては抽出しない。	×
	主給水流量喪失	津波によりタービン建屋が浸水し，主給水ポンプ，復水ポンプ，常用系の電源設備等が損傷した場合に本事象の発生が考えられるが，同時に発生し，より広範囲に影響する外部電源喪失に包絡される。	（○）
	外部電源喪失	変圧器等の外部電源設備は屋外に設置されており，津波による浸水で当該設備が損傷した場合には外部電源喪失となる。	○
	２次冷却系の破断	２次冷却系の破断は，主給水管や主蒸気管がプラント内部にあるため津波波力の影響を直接受けないことから，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発生が考えられるが，誤動作を誘発させるソレノイド分電盤等が水没する高さの津波が発生した時には，同時に直接炉心損傷に至っている。したがって，津波による本事象単独の発生は考えにくいため，津波特有の起因事象としては抽出しない。	×

※1　（○）：他の起因事象に包絡される事象

第 3.2.2.a-4 表　津波により発生する起因事象の検討結果（2/2）

区分	起因事象	津波 PRA における検討結果	評価対象※1 ○：対　象 ×：対象外
内部事象 PRA で選定した起因事象	蒸気発生器伝熱管破損（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，津波特有の起因事象としては抽出しない。	×
	原子炉補機冷却機能喪失	津波による敷地内浸水に伴い原子炉補機冷却海水ポンプ，原子炉補機冷却水ポンプ等が損傷した場合に，原子炉補機冷却機能喪失事象となる。	○
	過渡事象	津波による敷地内浸水に伴い循環水ポンプ，復水器真空ポンプ等が損傷した場合に本事象の発生が考えられるが，同時に発生し，より広範囲に影響する外部電源喪失に包絡される。	（○）
	手動停止※2	大津波警報等により運転員が手動停止することも考えられるが，津波によるプラントへの影響がない場合には内部事象 PRA の範疇となる。一方，津波によりプラントに影響を与える可能性がある場合には，原子炉は自動トリップする，又は津波到達までに原子炉を手動停止できる可能性も高く，手動停止後に津波によるプラントへの影響があった場合でも，その影響ごとに起因事象に分類可能なため，本評価の対象外とする。	×
	ATWS	原子炉の停止機能は要求される使命時間が短いので，実際の津波を想定した場合，「要因となった地震」又は「津波警報を受けての手動停止」として達成される機能と考えられるが，トリップの有無にかかわらず，これらの機能喪失シーケンスは内部事象，地震のイベントツリーで代表されることから，本評価の対象外とする。	×
津波 PRA 特有の起因事象	敷地及び建屋内浸水	敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への多量の浸水が発生し，原子炉への外乱が発生する可能性がある。本評価では，これを津波特有の起因事象として抽出した。	○

※1　（○）：他の起因事象に包絡される事象

※2　津波 PRA 学会標準附属書 T に，

“津波到達時には，以下の理由によって，原子炉が停止している可能性が高いものと考えられる。

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

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

との記載がある。本津波 PRA では，この記載に則り，検討した結果を上表にまとめた。

第 3.2.2.a-5 表　建屋・機器リスト

	系統・機能 ／起因事象	No.	設備名称	設置場所	設置高さ (T.P.)	浸水口 高さ (T.P.)
起因事象を 引き起こす 設備	外部電源喪失	1	主変圧器	屋外	10.0m	10.0m
	原子炉補機冷却 機能喪失	2	原子炉補機冷却海水ポンプ	CWP/B	2.5m	10.3m
津波防護施設 ／ 浸水防止設備	敷地内浸水の防止	3	防潮堤（T.P.16.5m）	屋外	—	—
		4	防水壁（取水ピットスクリーン室）	屋外	—	—
		5	建屋止水対策	屋外	—	—
起因事象を 緩和する設備	フロントライン系					
	原子炉保護設備	6	原子炉トリップ遮断器	R/B	17.8m	10.3m
	高圧注入系	7	高圧注入ポンプ	A/B	-1.7m	10.3m
	低圧注入系	8	余熱除去ポンプ	A/B	-1.7m	10.3m
	補助給水設備	9	電動補助給水ポンプ	R/B	10.3m	10.3m
	補助給水設備	10	タービン動補助給水ポンプ	R/B	10.3m	10.3m
	原子炉格納容器 スプレイ設備	11	格納容器スプレイポンプ	A/B	-1.7m	10.3m
	サポート系					
	非常用所内電源系	12	ディーゼル発電機	DG/B	10.3m	10.3m
	非常用所内電源系	13	メタルクラッド開閉装置	A/B	10.3m	10.3m
	非常用所内電源系	14	パワーコントロールセンタ	A/B	10.3m	10.3m
	非常用所内電源系	15	蓄電池	A/B	10.3m	10.3m
	原子炉補機冷却水 設備	16	原子炉補機冷却水ポンプ	R/B	4.35m	10.3m

R/B：原子炉建屋，A/B：原子炉補助建屋，DG/B：ディーゼル発電機建屋，CWP/B：循環水ポンプ建屋

第 3.2.2.c-1 表　建屋・機器フラジリティ評価結果（1/2）

	No.	設備名称	津波損傷モード				津波フラジリティ
			没水／被水	波力	洗掘	漂流物	
起因事象を引き起こす設備	1	主変圧器	○	＊1	＊1	＊1	津波水位 T.P.16.5m 以下では，没水しないことを確認しており，津波水位 T.P.16.5m を超えた場合，没水により機能喪失すると想定した。
	2	原子炉補機冷却海水ポンプ	○	－	－	－	津波水位 T.P.16.5m を超えた場合，循環水ポンプ建屋内へ浸水し，没水により機能喪失すると想定した。
津波防護施設／浸水防止設備	3	防潮堤（T.P.16.5m）	－	＊2	＊2	＊2	津波水位 T.P.16.5m 以下では，波力等による機能喪失の可能性は小さいとして無視した。一方，津波水位 T.P.16.5m を超えた場合，敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への大量浸水により複数の安全機能喪失となり炉心損傷に至るため，フラジリティは考慮しない。
	4	防水壁（取水ピットスクリーン室）	－	＊2	＊2	＊2	同上
	5	建屋止水対策	－	＊2	＊2	＊2	同上

・「○」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となることを想定した。
・「－」：当該損傷モードにより設備は機能喪失しない。
・「＊1」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となる可能性はあるが，この影響は没水／被水による機能喪失に包絡されるとした。
・「＊2」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となる可能性はあるが，この機能喪失の可能性は小さいとし，この影響は考えないこととした。

第 3.2.2.c-1 表　建屋・機器フラジリティ評価結果（2/2）

	No.	設備名称	津波損傷モード				津波フラジリティ
			没水／被水	波力	洗掘	漂流物	
起因事象を緩和する設備	フロントライン系						
	6	原子炉トリップ遮断器	○	－	－	－	津波水位 T.P.16.5m を超えた場合，原子炉建屋又は原子炉補助建屋内へ浸水し，没水により機能喪失すると想定した。
	7	高圧注入ポンプ	○	－	－	－	同上
	8	余熱除去ポンプ	○	－	－	－	同上
	9	電動補助給水ポンプ	○	－	－	－	同上
	10	タービン動補助給水ポンプ	○	－	－	－	同上
	11	格納容器スプレイポンプ	○	－	－	－	同上
	サポート系						
	12	ディーゼル発電機	○	－	－	－	津波水位 T.P.16.5m を超えた場合，ディーゼル発電機建屋内へ浸水し，没水により機能喪失すると想定した。
	13	メタルクラッド開閉装置	○	－	－	－	津波水位 T.P.16.5m を超えた場合，原子炉建屋又は原子炉補助建屋内へ浸水し，没水により機能喪失すると想定した。
	14	パワーコントロールセンタ	○	－	－	－	同上
	15	蓄電池	○	－	－	－	同上
	16	原子炉補機冷却水ポンプ	○	－	－	－	同上

・「○」：当該損傷モードが設備の機能喪失要因となることを想定した。
・「－」：当該損傷モードにより設備は機能喪失しない。

第 3.2.2.d-1 表　津波高さによるシナリオ分類

津波分類	津波高さ	津波シナリオの概要	起因事象
A	T.P.16.5m～	・敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内浸水により，メタルクラッド開閉装置，パワーコントロールセンタ等の電気盤が水没することにより複数の安全機能が喪失し，直接炉心損傷に至る。	敷地及び建屋内浸水

第 3.2.2.d-2 表　事故シーケンスグループ

事故シーケンスグループ		本評価の対象 ○：起こり得る ×：起こり得ない	備考
内部事象 出力運転時 レベル 1 PRA	２次冷却系からの除熱機能喪失	×	津波水位 T.P.16.5m 以下では，緩和設備はすべて健全であり，ランダム故障の組合せによる炉心損傷シーケンスは内部事象 PRA に包含されるため×とした
	全交流動力電源喪失	×	
	原子炉補機冷却機能喪失	×	
	原子炉格納容器の除熱機能喪失	×	
	原子炉停止機能喪失	×	
	ECCS 注水機能喪失	×	
	ECCS 再循環機能喪失	×	
	格納容器バイパス （インターフェイスシステム LOCA・蒸気発生器伝熱管破損）	×	津波による発生は考えにくいため×とした
津波 PRA	複数の安全機能喪失	○	―

第 3.2.2.d-3 表　津波高さごとの炉心損傷頻度

津波分類	津波高さ	津波発生頻度（／年）	炉心損傷頻度（／炉年）	寄与割合（％）
A	T.P.16.5m～	2.9×10^{-7}	2.9×10^{-7}	100
全炉心損傷頻度			2.9×10^{-7}	100

追而【津波ハザード評価結果を反映】

第 3.2.2.d-4 表　起因事象ごとの炉心損傷頻度

起因事象	事故シーケンス	事故シーケンス別炉心損傷頻度（／炉年）	起因事象別炉心損傷頻度（／炉年）	寄与割合（％）
敷地内及び建屋内浸水	複数の安全機能喪失	2.9×10^{-7}	2.9×10^{-7}	100
全炉心損傷頻度		2.9×10^{-7}		100

追而【津波ハザード評価結果を反映】

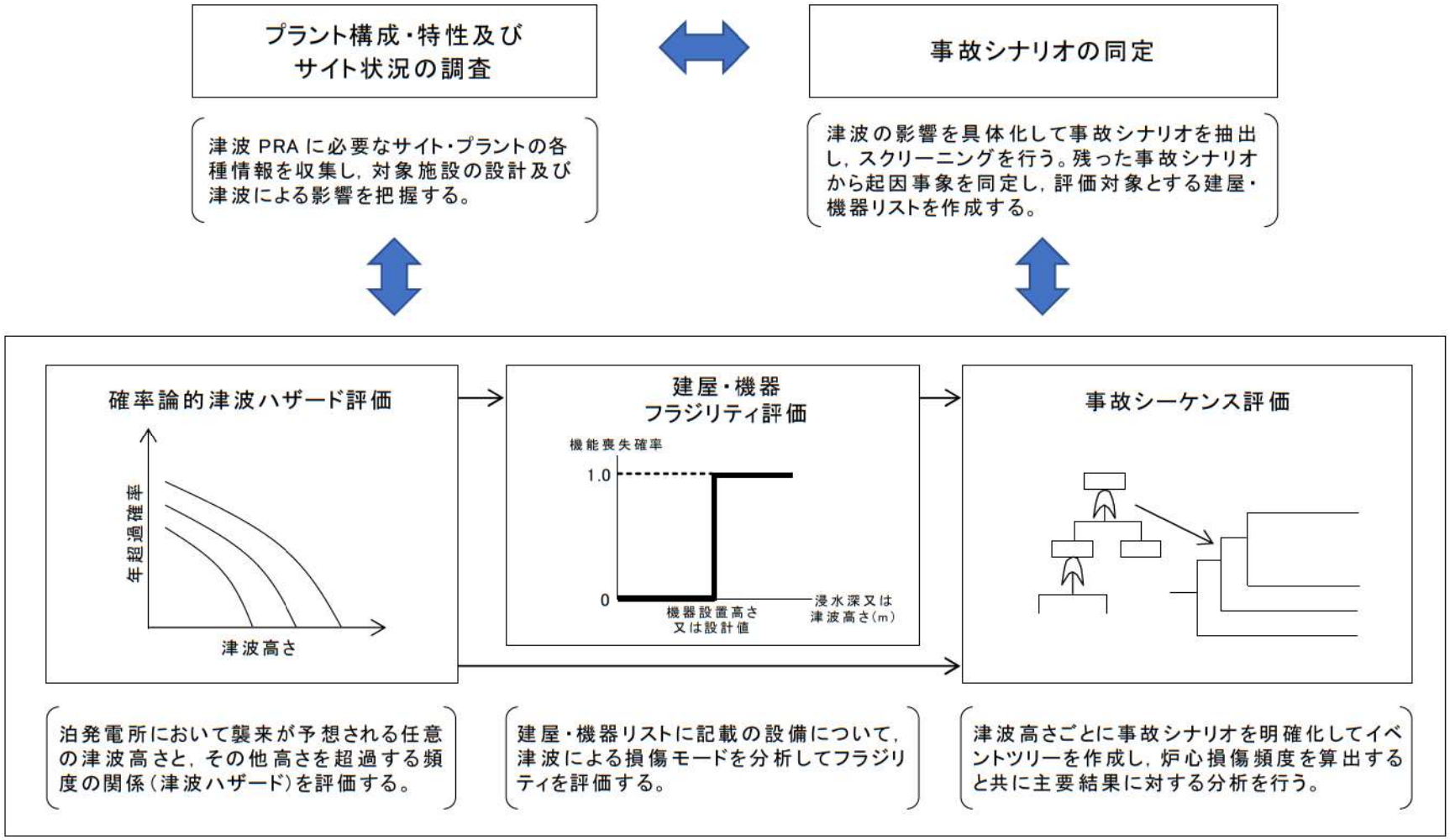
第 3.2.2.d-5 表　事故シーケンスグループごとの炉心損傷頻度

津波分類	シーケンスグループ	概要	炉心損傷頻度（／炉年）	寄与割合（%）
A	複数の安全機能喪失	T.P.16.5m を超える津波により，敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋に浸水することで，緩和設備が機能喪失し，炉心損傷に至る。	2.9×10^{-7}	100
全炉心損傷頻度			2.9×10^{-7}	100

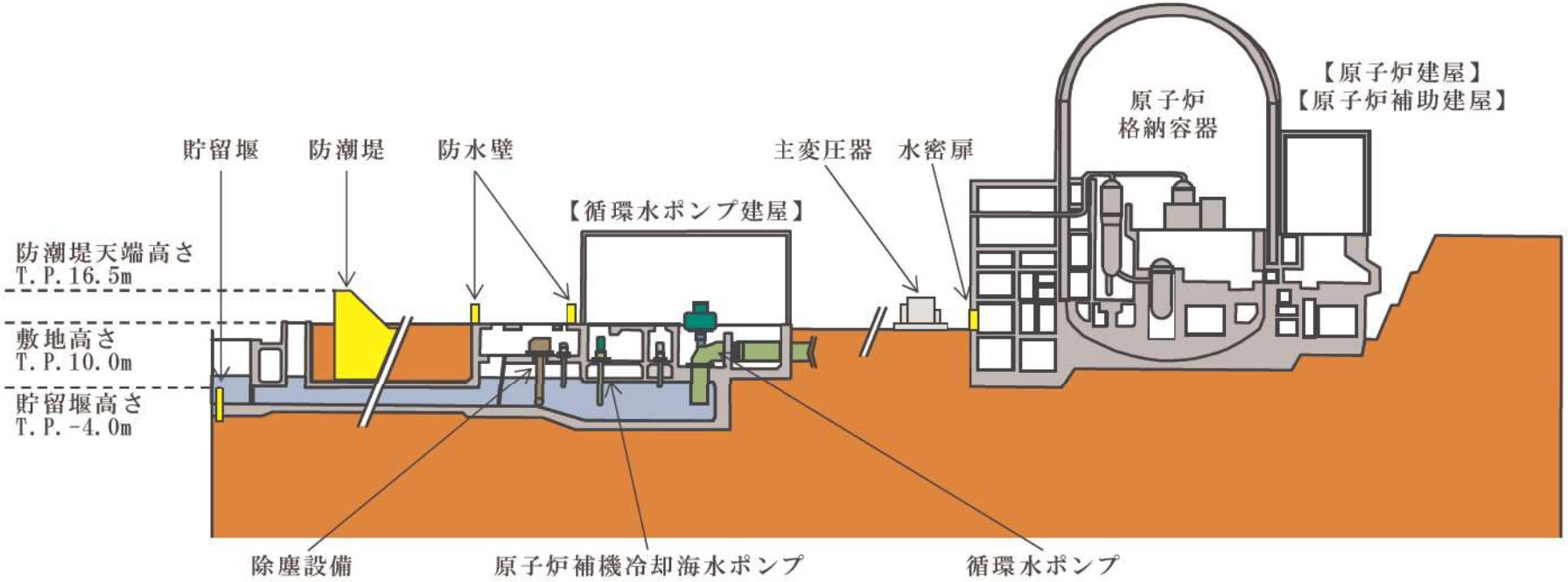
追而【津波ハザード評価結果を反映】

第 3.2.2.d-6 表　評価対象とする津波高さにおける年超過確率

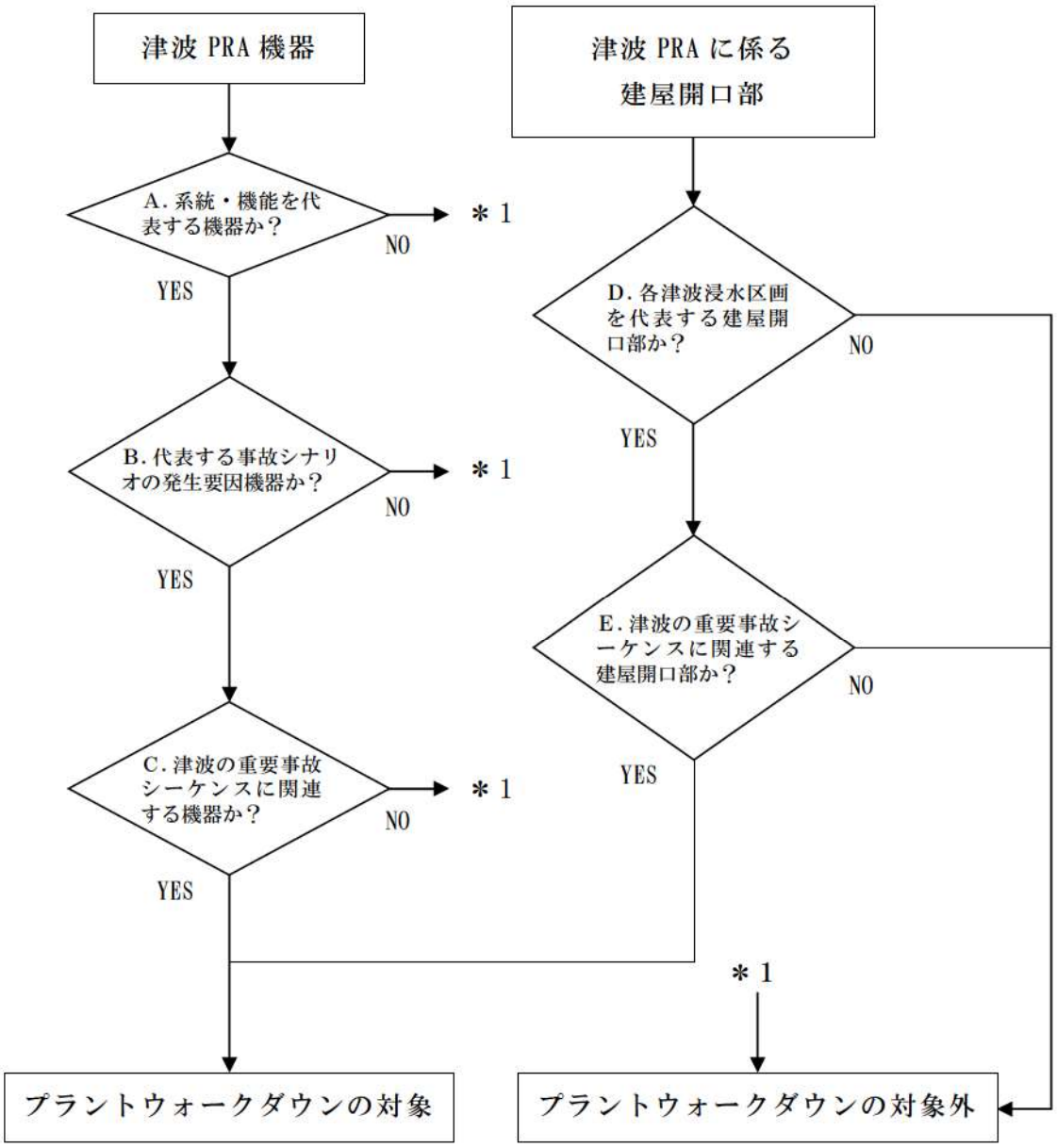
追而【津波ハザード評価結果を反映】



第 3.2.2-1 図　津波 PRA 評価フロー



第 3.2.2.a-1 図　プラント設備配置の概略図



第 3.2.2.a-2 図　プラントウォークダウン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　：　原子炉補機冷却海水ポンプ
機器ＩＤ　：　３ＳＷＰ１Ａ，Ｂ，Ｃ，Ｄ
建屋　：　循環水ポンプ建屋
床ＥＬ　：　２．５ｍ
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：　２０１３年１２月　４日
実施者：

第 3.2.2.a-3 図　プラントウォークダウン用チェックシート（例）（1/3）

機器ＩＤ：３ＳＷＰ１Ａ，Ｂ，Ｃ，Ｄ

①-1　影響を受ける可能性のある機器の確認（屋内設置の機器）

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

①-2　影響を受ける可能性のある機器の確認（屋外設置の機器）

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

②　津波伝播経路の確認（屋内設置の機器）

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

③　建屋開口部の確認（建屋開口部）

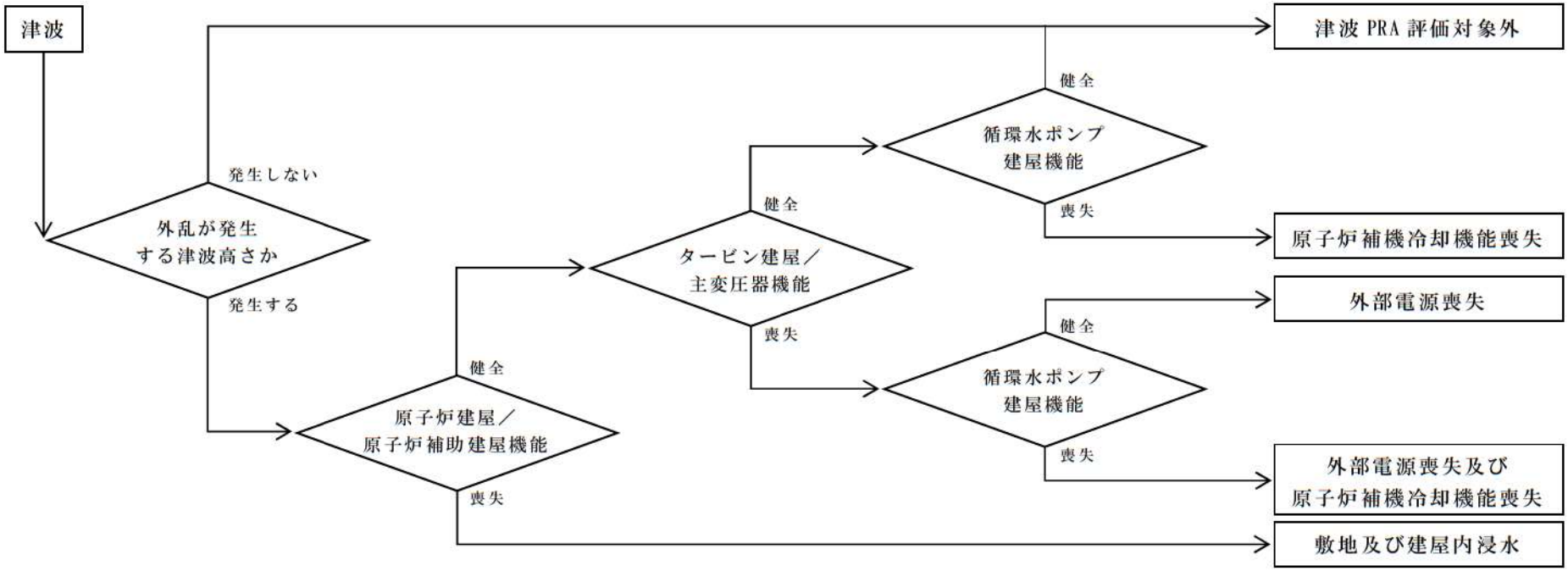
	Y	N	U	N／A
１．対象建屋開口部の図面（配置図等）と相違点は無いか	☐	☐	☐	☑

（記号の説明）　Ｙ：YES，　Ｎ：NO，　Ｕ：調査不可，　Ｎ／Ａ：対象外

第 3.2.2.a-3 図　プラントウォークダウン用チェックシート（例）（2/3）

現場写真（原子炉補機冷却海水ポンプ）

第 3.2.2.a-3 図　プラントウォークダウン用チェックシート（例）（3/3）



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

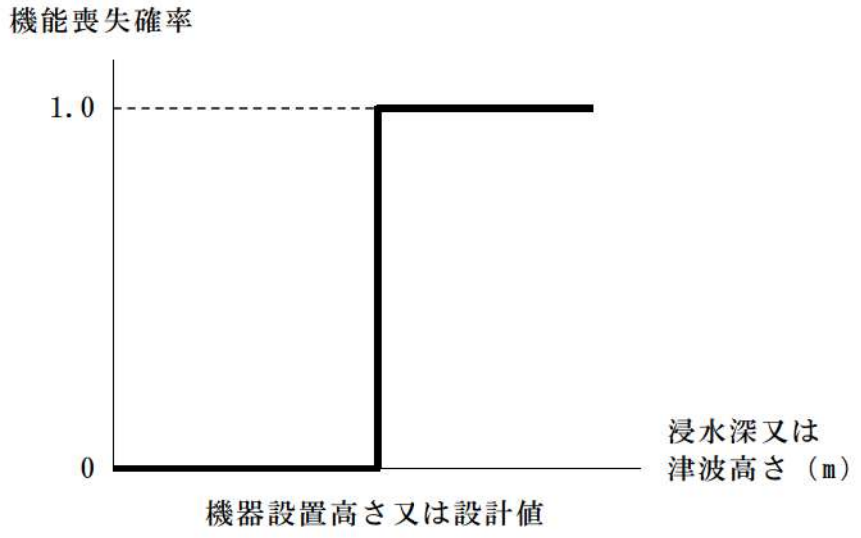
第 3.2.2.a-4 図　起因事象の選定フロー

第 3.2.2.b-1 図　確率論的津波ハザード評価における検討対象領域

第 3.2.2.b-2 図　津波発生モデルに関するロジックツリー

追而【津波ハザード評価結果を反映】

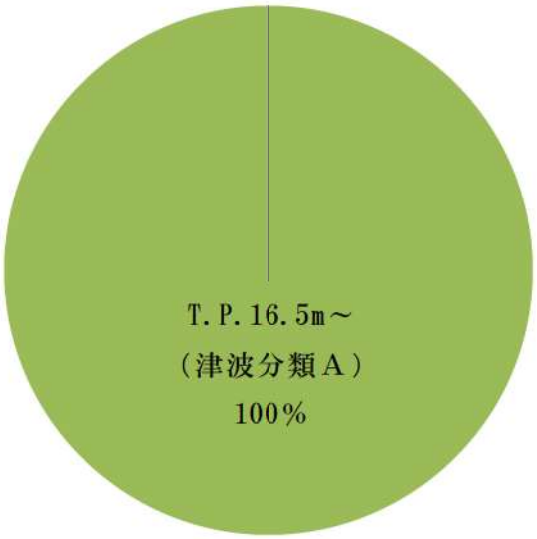
第 3.2.2.b-3 図　津波ハザード曲線（算術平均，信頼度別）



第 3.2.2.c-1 図　没水及び波力に対する機器のフラジリティ曲線

津　波	原子炉建屋又は 原子炉補助建屋への浸水 （T.P.16.5m～）	発生する起因事象	事故シーケンス グループ
	なし	—	内部事象 PRA の範疇
	あり	敷地及び建屋内浸水	—

第 3.2.2.d-1 図　津波 PRA イベントツリー



第 3.2.2.d-2 図　津波高さごとの全炉心損傷頻度への寄与割合

第 3.2.2.d-3 図　事故シーケンスグループごとの全炉心損傷頻度への寄与割合

追而【津波ハザード評価結果を反映】

追而【津波ハザード評価結果を反映】

第 3.2.2.d-4 図　不確実さ解析結果

追而

【津波ハザード確定後に実施する感度解析結果を踏まえて記載する】

第 3.2.2.d-5 図　引き波時のイベントツリー

津波による敷地浸水解析について

1. 敷地への流入経路について

設計基準対象施設に対して，基準津波による遡上波が直接到達，流入することを防止できるように，敷地前面に T.P.16.5m の防潮堤を設置する。また，海と連接する取水路，放水路，排水路等からの敷地への流入を防止するため，流入経路となる可能性のある開口部に対して，防水壁の設置，閉止板の設置等の浸水対策を実施する。

上記の浸水対策により，基準津波による流入経路はなくなるが，津波の高さに応じ防潮堤や防水壁を越流して敷地内に津波が遡上する可能性を想定して，浸水解析条件を設定する。また，茶津入構トンネル及びアクセスルートトンネルについても，津波流入の可能性のある経路として考慮する。

2. T.P.16.5m 津波時の浸水解析について

敷地前面には津波防護施設として，天端高さ T.P.16.5m の防潮堤を設置する。このため，T.P.16.5m の津波による遡上波は敷地に到達することはないが，取水路，放水路等の開口部より，津波が敷地に流入することが考えられることから，T.P.16.5m の津波による取水路，放水路等を流入経路とした浸水解析を実施した。

a．浸水解析条件

浸水解析条件は以下のとおりとした。

(a) T.P.16.5m 津波の作成

追而【津波ハザード評価結果を踏まえて記載する】

(b) 流入経路の設定

- 重要建屋を設置する敷地（T.P.10m）に津波が流入する可能性のある取水路，放水路等の経路を第 3 図に示す。
- ３号炉の取水ピットスクリーン室上端開口部周りに設置する防水壁（天端高さ T.P.13.8m）から津波が越流する場合は，敷地内に浸水するものとして評価する。
- １号及び２号炉放水路並びに屋外排水路は，逆流防止設備を設置することから，流入経路から除外する。

追而【茶津入構トンネル及びアクセスルートトンネルに関する評価方針は，津波ハザード評価結果を踏まえて記載する

(c) 浸水の検討

・開口部からの浸水については，泊１号，２号及び３号炉の取水口及び放水口前面における T.P.16.5m 津波の水位時刻歴波形を用いて，１号及び２号炉については，取水口～取水ピットスクリーン室に至る経路，３号炉については取水口～取水ピットスクリーン室に至る経路及び放水口～放水ピット～一次系放水ピットに至る経路からの溢水を考慮した数値シミュレーションを実施した※。取水・放水施設の一例として，泊３号炉の取水施設を第 4 図に示す。

※　高橋俊彦・福山貴子・新保裕美・秋山義信・田中昌宏・池谷毅：津波氾濫シミュレーションの水理模型実験による検証，土木学会論文集 B3（海洋開発），Vol.69,No.3.2.2-32,2013

追而【茶津入構トンネル及びアクセスルートトンネルに関する評価方針は，津波ハザード評価結果を踏まえて記載する

・浸水量の算定に当たっては，取水路，放水路等の開口部から浸水した津波は全量敷地内に留まるものとし，排水施設からの排水は考慮していない。

b．浸水解析結果

追而【T.P.16.5m 津波による敷地浸水解析結果を反映】

追而【T.P.16.5m 津波による敷地浸水解析結果を反映】

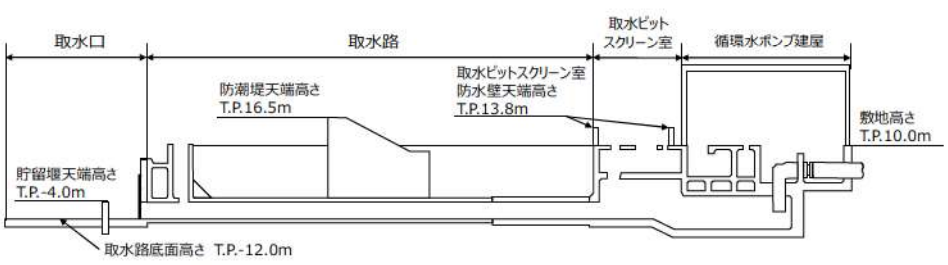
第 1 図　敷地前面（防潮堤前面）最高水位地点（最大水位上昇量分布）

追而【T.P.16.5m 津波による敷地浸水解析結果を反映】

第 2 図　敷地前面（防潮堤前面）最高水位地点（水位時刻歴波形）

第３図　敷地全体平面図（取水路，放水路等の経路と津波防護の概要）

取水施設（平面図）



取水施設（断面図）

第４図　泊３号炉取水施設

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

追而【T.P.16.5m 津波による敷地浸水解析結果を反映】

第 5 図　T.P.16.5m 津波による敷地内最大浸水深分布

3.　T.P.16.5m を超える津波による事故シナリオについて

追而【津波ハザード評価結果及び敷地浸水解析結果を踏まえて
記載する】

以　上

4. レベル 1.5PRA

4.1 内部事象 PRA

4.1.1 出力運転時 PRA

出力運転時レベル 1.5PRA は，一般社団法人　日本原子力学会が発行した「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル２PSA 編）：2008」を参考に評価を実施し，各実施項目については「PRA の説明における参照事項」（原子力規制庁 平成 25 年９月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第 4.1.1-1 図に示す。

4.1.1.a. プラントの構成・特性

① 対象プラントに関する説明

(1) 機器・系統の配置及び形状・設備容量

主要な機器・系統の配置及び形状・設備容量は，「3. レベル１PRA」での記載と同様である。レベル 1.5PRA に関係する格納容器の特性を第 4.1.1.a-1 表に示す。

(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) 燃料及び溶融炉心の移動経路

事故時の燃料，溶融炉心等の熱源の移動は，水素発生，溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）及び原子炉格納容器内の熱水力挙動，FP 移行挙動に影響する。燃料及び溶融炉心の移動経路は第 4.1.1.a-1 図に示す通りであり，次表のように整理される。

	原子炉容器（RV）破損時放出先	移動経路	移動先区画
重力による移動	原子炉下部キャビティ	最下区画のため移動なし	なし
１次冷却材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

4.1.1.b. プラント損傷状態の分類及び発生頻度

内部事象レベル１PRA（出力運転時）で得られた炉心損傷に至るすべての事故シーケンスについて，事象進展及び事故の緩和操作の類似性からプラント損傷状態

（PDS）に分類し，プラント損傷状態の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

プラント損傷状態は，熱水力挙動の類似性として，事象進展の相違から，独立に考慮すべき事故のタイプ及び１次冷却材圧力，並びに炉心損傷時期により分類する。さらに，事故の緩和操作の類似性として，溶融炉心の冷却手段及び除熱手段を踏まえた原子炉格納容器（C/V）内の事故進展により分類する。

a. 事故のタイプと１次冷却材圧力

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（LOCA の発生がない過渡事象等），格納容器先行破損，格納容器バイパス事象）により分類する。

また，炉心損傷後，原子炉容器が破損に至るまでに，原子炉容器内が，高圧状態か低圧状態かで分類する。この１次冷却材圧力の違いによって，原子炉容器破損時の格納容器雰囲気の圧力上昇の程度，溶融炉心の飛散の程度，溶融炉心と格納容器バウンダリとの直接接触の可能性等，原子炉容器破損後の事故進展が異なる。

b. 炉心損傷時期

事故後に，炉心損傷が事故発生後早期か後期かで分類する。この時期の違いによって，原子炉容器の破損時期，原子炉格納容器雰囲気の圧力及び温度上昇の時期が大きく変化し，格納容器破損の時期が影響を受ける。このため，事故の緩和操作の時間余裕が大きく異なる。（補足 4.1.1.b-1）

c. 原子炉格納容器内事故進展（原子炉格納容器の破損時期，溶融炉心の冷却手段）

炉心損傷後に格納容器破損が生じる場合と格納容器破損後に炉心損傷が生じる場合で分類する。この前後関係によって，事故の防止手段及び緩和手段の種類が大きく異なる。また，原子炉格納容器内に流出した溶融炉心を冷却する観点で ECCS や格納容器スプレイ系の使用可否により分類する。

PWR の PRA において用いる事故シーケンスの識別子を第 4.1.1.b-1 表に示す。

(2) レベル１PRA の事故シーケンスのプラント損傷状態への分類結果

レベル１PRA のイベントツリーでは炉心損傷に至るシーケンスに対し，それ以上の分岐をモデル化していないが，レベル 1.5PRA では原子炉格納容器内での事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１PRA のイベントツリーでは不要としていた分岐及びヘディングを考慮したレベル 1.5PRA 用のイベントツリーを構築する。

具体的には炉心損傷時の原子炉格納容器内の状態への影響の観点で，高圧注入／再循環，格納容器スプレイ注入／再循環の分岐及びヘディングを考慮して

おり，その結果を第 4.1.1.b-1 図に，また，構築したイベントツリーから抽出されるプラント損傷状態と事故シーケンスの対応を第 4.1.1.b-2 表に示す。

上記にて得られた炉心損傷に至る事故シーケンスの特徴を第 4.1.1.b-3 表に示す。レベル 1.5PRA で使用するプラント損傷状態は，上記にて得られた炉心損傷に至る事故シーケンスを第 4.1.1.b-2 図のとおり上述の考え方で分類し，格納容器イベントツリーの初期状態になるようにする。

このように，プラント損傷状態を分類した結果を第 4.1.1.b-4 表に示す。

② プラント損傷状態ごとの発生頻度

プラント損傷状態（PDS）ごとに発生頻度を整理した結果を第 4.1.1.b-5 表に示す。レベル 1 PRA にて全炉心損傷頻度への寄与が大きい以下の事故シーケンスグループに関連するプラント損傷状態の寄与が支配的となっている。原子炉補機冷却機能喪失が約 89%を占める理由は，レベル 1 PRA において原子炉補機冷却機能喪失に伴い必ず発生するとしている RCP シール LOCA（小破断 LOCA に分類）により，使用可能な緩和策がなくそのまま炉心損傷となるためである。レベル 1 PRA において，炉心損傷頻度への寄与が高かった事故シーケンスグループについてその寄与割合及び PDS の内訳を以下に示す。

- 原子炉補機冷却機能喪失（寄与：約 89%，PDS：SED，TED）
- ２次冷却系からの除熱機能喪失（寄与：約９%，PDS：SED，SEW，SEI，TED，TEW，TEI，G）
- 全交流動力電源喪失（寄与：約２%，PDS：TED）

4.1.1.c. 格納容器破損モード

原子炉格納容器破損に至る事故シーケンスに対して，原子炉格納容器の破損形態を分類するため，原子炉格納容器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 4.1.1.c-1 図に PWR のシビアアクシデントで考えられる事故進展を示す。事故進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷を抽出した結果を第 4.1.1.c-1 表に示す。また，これらの負荷を発生時期に着目して系統的に整理したものを第 4.1.1.c-2 表に整理する。さらに，選定した格納容器破損に至る負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準を第 4.1.1.c-3 表に整理する。事故進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響する負荷から整理される物理的破損事象に加えて，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）

溶融物が原子炉容器の下部プレナムの冷却水中若しくは原子炉下部キャビティの冷却水中に落下した場合，水蒸気爆発が発生する可能性がある。また，原子炉

格納容器内に放出された溶融炉心に対して，格納容器スプレイ冷却系等による注水を実施した場合に，水蒸気爆発又は圧力スパイクが発生する可能性がある。いずれも原子炉格納容器破損に至る破損モードであり，原子炉容器内での水蒸気爆発（αモード）と原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は圧力スパイク（ηモード）に分類する。

(2) 可燃性ガス（水素）の燃焼，爆轟（γモード，γ’モード，γ”モード）

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

(3) 水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧（δモード）

炉心損傷後に溶融炉心の冷却が達成される中で，損傷炉心冷却に伴う発生蒸気及び溶融炉心・コンクリート相互作用で発生する非凝縮性ガス（CO_2等）の蓄積によって原子炉格納容器圧力が上昇する破損モードである。

(4) 水蒸気（崩壊熱）による過圧（θモード）

原子炉格納容器の除熱機能喪失のシーケンスにおいて，炉心冷却が達成される中で，崩壊熱によって発生する水蒸気が継続的に原子炉格納容器に放出され，原子炉格納容器の圧力が徐々に上昇していく。このとき，原子炉格納容器から除熱ができなければ，水蒸気によって原子炉格納容器内は加圧され，原子炉格納容器破損に至る破損モードであり，プラント損傷状態 ALC，SLC に対応する。

(5) 格納容器雰囲気直接加熱（σモード）

１次冷却系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に，溶融炉心が原子炉格納容器雰囲気中を飛散する過程及びエントレインメント現象で微粒子化し，雰囲気ガスとの直接的な熱伝達及び金属成分の酸化・発熱反応が発生する場合がある。このときの急激な加熱・加圧で原子炉格納容器破損に至る破損モードである。

(6) 格納容器への直接接触（μモード）

１次冷却系が高圧状態で原子炉容器が破損した場合に，溶融炉心が原子炉格納容器内へ急激に分散し，原子炉格納容器壁に付着して熱的に原子炉格納容器の破損に至る破損モードである。

(7) ベースマット溶融貫通（εモード）

原子炉容器破損後に，原子炉格納容器内に放出された溶融炉心が冷却できないと，溶融炉心・コンクリート相互作用によって，コンクリート侵食が継続し，原子炉格納容器のベースマットが貫通することにより原子炉格納容器破損に至る破損モードである。

(8) 過温破損（τモード）

原子炉格納容器内に高温溶融炉心が存在する場合，原子炉格納容器雰囲気がゆっくりと加熱され，原子炉格納容器貫通部あるいはフランジ部が熱的に損傷する場合がある。これら過温破損によって原子炉格納容器破損に至る破損モードである。

(9) 格納容器隔離機能喪失（βモード）

炉心が損傷した時点で，原子炉格納容器の隔離に失敗している破損モードである。

(10) 格納容器バイパス（gモード，νモード）

蒸気発生器伝熱管破損事故（gモード）又はインターフェイスシステム LOCA（νモード）から炉心損傷に至った場合には，放射性物質が原子炉格納容器をバイパスして放出される破損モードであり，プラント損傷状態G，Vに対応する。炉心損傷後の限定的な条件下で発生する温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）もgモードに含める。

さらに，原子炉格納容器の物理的破損事象を炉心損傷以前に破損する格納容器先行破損と炉心損傷後の格納容器破損に分類して，整理した格納容器破損モードを第4.1.1.c-4表に示す。

4.1.1.d. 事故シーケンス

① 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス

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

② 格納容器イベントツリー

(1) 格納容器イベントツリー構築に当たって検討した重要な物理現象，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. 重要な物理現象，対処設備の作動・不作動

格納容器イベントツリーの構築に際し，炉心損傷から原子炉格納容器破損に

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プラント損傷状態を考慮して抽出し，その発生条件及び発生後の事故進展を第4.1.1.d-1表に整理した。

b. 運転員操作

事故の影響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

a.における検討からプラント損傷状態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することにより，格納容器イベントツリーのヘディングとその定義を第4.1.1.d-2表のとおり設定した。第4.1.1.d-2表で定義したヘディングの状態が発生する確率は，他の複数のヘディング間の従属性を考慮する必要があるため，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4.1.1.d-3表に示す。

(2) 格納容器イベントツリー

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

格納容器イベントツリーについては補足4.1.1.d-1に示す。

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

T1：事故発生から原子炉容器破損まで

T2：原子炉容器破損直後

T3：原子炉容器破損後長時間経過後

4.1.1.e. 事故進展解析

格納容器破損頻度を評価するに当たっての事故進展解析の目的は，以下の2点である。

- 緩和系の復旧操作等のための時間余裕の評価
- 物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷

このうち，前者の緩和系の復旧操作等のための時間余裕の評価については，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，緩和系の復旧操作は考慮していないため，ここでは物理化学現象の発生の有無と格納容器への負荷を評価することを目的とする。

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

格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の計算に必要なデータを得る

ことを目的として，各 PDS を代表する事故シーケンスについて事故進展解析を実施する。事故進展解析では，プラントの熱水力挙動及び炉心損傷，原子炉容器破損等の事象の発生時期，シビアアクシデント現象による原子炉格納容器負荷を解析する。

(1) 解析対象事故シーケンスの選定

a. 解析対象 PDS の選定

事故進展解析の対象とする PDS として

・全 CDF に対する割合の大きい PDS

・物理化学現象に係るヘディングの推定に必要となる代表的な PDS を選定した。具体的には全 CDF への寄与の観点から SED（約 89%），TEI（約６％），TED（約５％）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。

b. 解析対象事故シーケンスの選定

事故シーケンスの選定に際しては

・CDF が大きく確率的にその PDS を代表する

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

の２点を考慮し選定した。上記の観点から選定した事故シーケンスを第 4.1.1.e-1 表に示す。

(2) 事故進展解析の解析条件

プラント構成・特性の調査より，すべての事故シーケンスに対し共通するプラント構成・特徴に依存した基本解析条件を第 4.1.1.e-2 表に示す。

また，解析対象の各事故シーケンスの事故進展解析条件の事故状態及び設備作動状況に関する解析条件を第 4.1.1.e-3 表に示す。

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

② 事故シーケンスの解析結果

選定した各事故シーケンスについてプラントの熱水力挙動を解析した結果及び事故進展例を第 4.1.1.e-1～e-12 図に示す。１次冷却系内及び原子炉格納容器内の熱水力挙動の事象進展を表す主要事象発生時刻を第 4.1.1.e-4 表に示す。

また，格納容器イベントツリーの定量化に必要なシビアアクシデント時の水素燃焼，格納容器雰囲気直接加熱（DCH），水蒸気爆発，ベースマット溶融貫通等の物理化学現象に伴う負荷の確率評価に必要な解析結果の情報を第 4.1.1.e-5 表に示す。

それぞれの事故シーケンスの解析結果から，後述する分岐確率の定量化において参考になる知見を以下に整理する。

(1) プラント損傷状態：AED

AED のシーケンスは，大中破断 LOCA が発生する一方，原子炉格納容器への燃料取替用水ピット（以下「RWSP」という。）水の移送がないため，原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約 9.5 時間で限界圧力 0.566MPa[gage]に達し，このときの原子炉格納容器内温度は約 170℃，ベースマット侵食深さは約 0.2m である。

（分岐確率の設定に参考となる知見）

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

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

・原子炉下部キャビティに水が流入せず，水蒸気爆発の可能性は低い。

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

・ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。

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

・貫通部過温破損の可能性は低い。

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

(2) プラント損傷状態：AEW

AEW のシーケンスは，大中破断 LOCA が発生し，原子炉格納容器内への RWSP 水の移送はあるが，格納容器スプレイによる継続的な除熱に失敗し，原子炉格納容器内が飽和状態で過圧破損に至る。事故発生後約 4 秒で格納容器スプレイ作動設定値に達し，約 14 時間で限界圧力 0.566MPa[gage]に達する。このときの原子炉格納容器内の温度は約 158℃，ベースマット侵食はごくわずかである。

[redacted]枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

（分岐確率の設定に参考となる知見）

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

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

・原子炉下部キャビティに水が流入し，水蒸気爆発の可能性がある。

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

・ベースマット溶融貫通の可能性は低い。

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

・貫通部過温破損の可能性は低い。

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

(3) プラント損傷状態：AEI

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

（分岐確率の設定に参考となる知見）

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

⇒ ヘディング HB1，HB2，HB3（水素燃焼）の分岐確率として，[redacted]に適用される[redacted]を設定。なお，HB3（水素燃焼：RV 破損後長期）については，[redacted]と設定しており，この場合には[redacted]を考慮し HB3 の分岐確率は[redacted]を設定

・原子炉下部キャビティに水が流入し，水蒸気爆発の可能性がある。

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

[redacted]枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

・ベースマット溶融貫通の可能性は低い。

⇒ ヘディング BM（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として，[redacted]に適用される[redacted]を設定（前段となる原子炉格納容器内除熱のヘディング NCC で溶融炉心冷却失敗の分岐確率として，[redacted]に適用される[redacted]を設定）

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

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

(4) プラント損傷状態：SED

SED のシーケンスは，小破断 LOCA が発生し，原子炉格納容器への RWSP 水の移送がないため，原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生後約 13 時間で限界圧力 0.566MPa[gage]に達し，このときの原子炉格納容器内の温度は約 167℃，ベースマット侵食深さは約 0.2m である。

（分岐確率の設定に参考となる知見）

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

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

・原子炉下部キャビティに水が流入せず，水蒸気爆発の可能性は低い。

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

・ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。

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

・貫通部過温破損の可能性は低い。

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

[redacted]枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(5) プラント損傷状態：TED

TED のシーケンスは，トランジェントが発生し，原子炉格納容器内への RWSP 水の移送がないため，原子炉格納容器内が過熱状態で過圧破損に至る。事故発生から約 16 時間で限界圧力 0.566MPa[gage]に達し，このときの原子炉格納容器内温度は約 175℃，ベースマット侵食深さは約 0.2m である。

（分岐確率の設定に参考となる知見）

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

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

・原子炉下部キャビティに十分な水が流入せず水蒸気爆発の可能性は低い。

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

・ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。

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

・貫通部過温破損の可能性は低い。

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

(6) プラント損傷状態：TEI

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

（分岐確率の設定に参考となる知見）

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

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

[redacted]枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

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

・格納容器スプレイによる雰囲気除熱に成功しており，原子炉格納容器破損の可能性は低い。

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

なお，事故進展解析の対象外としたプラント損傷状態の格納容器イベントツリー分岐確率については，類似の PDS の解析結果から第 4.1.1.e-6 表のとおり推定して設定している。

4.1.1.f. 格納容器破損頻度

① 格納容器破損頻度の評価方法

格納容器破損頻度の定量化は CVET を使用し，炉心損傷頻度，格納容器イベントツリーヘディングに対する分岐確率を入力条件として，プラント損傷状態ごとの条件付き格納容器破損確率（CCFP），格納容器破損頻度（CFF）を算出する。

各ヘディングの分岐確率については，シビアアクシデント解析コードによる事故進展解析結果，シビアアクシデントの各物理現象に対する研究成果に関する知見等により設定する。

② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率

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

[redacted]

評価で使用する分岐確率のあてはめ方法を第 4.1.1.f-1 表に示す。また，格納容器イベントツリーの分岐確率の設定について第 4.1.1.f-2 表に示す。（補足 4.1.1.f-1，2）

[redacted]枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

③ 格納容器破損頻度の評価結果

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の評価結果を第4.1.1.f-3表及び第4.1.1.f-1図に，プラント損傷状態別の炉心損傷頻度の円グラフを第4.1.1.f-2図に，格納容器破損頻度の円グラフを第4.1.1.f-3図に示す。全格納容器破損頻度（CFF）は 2.1×10^{-4}／炉年，条件付き格納容器破損確率（CCFP）は0.94であった。

本評価ではAM策を考慮しておらず，格納容器スプレイ系による格納容器内の除熱が継続されるPDS（AEI，SEI，SLI及びTEI）では大部分が原子炉格納容器の破損を回避できる（CCFPが0.01～0.08）一方，原子炉格納容器の除熱機能がないその他PDSのCCFPは1となるため，全体のCCFPが高くなっている。

プラント損傷状態別炉心損傷頻度で全体の約89%を占めるSEDは，原子炉補機冷却機能喪失によりRCPシールLOCAが発生する一方，RWSPからの注入がなく炉心及び原子炉格納容器内が除熱されないことから，原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇する。事故進展解析の結果から貫通部過温破損より先行して「δ モード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」に至る可能性が高く，「δ モード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」の寄与が非常に高くなっている。また，全体の約4.8%を占めるTEDも，事故進展解析の結果から「δモード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」に至る可能性が高い。

なお，PDS別CDFで全体の約5.7%を占めるTEIは，格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱が継続されることから原子炉格納容器の健全性が維持される可能性が高い（CCFPが0.08）。（第4.1.1.f-3表，第4.1.1.f-4図～f-6図）

格納容器破損モード別及び格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度を第4.1.1.f-4表及び第4.1.1.f-6図に示す。全格納容器破損頻度のうち，「δ モード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」の寄与が約96.4%，「σ モード（格納容器雰囲気直接加熱）」の寄与が約1.0%を占め，以下，「τ モード（過温破損）」，「ε モード（ベースマット溶融貫通）」，「β モード（格納容器隔離失敗）」，「gモード（蒸気発生器伝熱管破損）」の寄与が続き，これら以外の破損モードの寄与は0.1%未満であった。

(1) SED（CFF：2.0×10^{-4}（／炉年），全CFFへの寄与割合：約94.1%）

・代表的なシーケンス：原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA（PDS別CDFへの寄与割合：約99.5%）

RCPシールLOCAにより小破断LOCA相当の1次冷却材が流出して，炉心損傷に至る。その後もECCSによる炉内へのRWSP水の持ち込みがなく，格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱にも期待できないPDSであり，原子炉格納容器内に崩壊熱のエネルギーが蓄積していくことで原子炉格納容器の破損に至るが，原子炉格納容器貫通部の過温破損やベースマットの

溶融貫通に至る前に格納容器圧力が２Pd に到達することで，原子炉格納容器は過圧破損に至る。

(2) TED（CFF：1.1×10^{-5}（／炉年），全 CFF への寄与割合：約 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 への寄与割合：約 46.0%）

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

(3) TEI（CFF：1.0×10^{-6}（／炉年），全 CFF への寄与割合：約 0.5%）

・代表的なシーケンス：手動停止＋補助給水失敗（PDS 別 CDF への寄与割合：約 61.2%）

手動停止等のトランジェントが発生し補助給水に失敗することで炉心損傷に至る。

格納容器スプレイ系は健全であり，原子炉格納容器内への RWSP 水の持込があり，格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱に期待できる PDS である。原子炉格納容器内から崩壊熱のエネルギーを取り除くことができるため，原子炉格納容器が過圧破損や過温破損に至ることはなく，原子炉格納容器が健全に維持される可能性が高い。

また，CFF をレベル１PRA の起因事象別に整理したものを第 4.1.1.f-5 表に示す。この整理結果によると，CFF に支配的な起因事象は原子炉補機冷却機能喪失であり，手動停止がこれに続いている。原子炉補機冷却機能喪失を起因とする事故シーケンスで CDF に寄与が大きい事故シーケンスは，原子炉補機冷却機能の喪失により RCP シール LOCA が発生する事故シーケンスである。また，手動停止では手動停止時に補助給水に失敗する事故シーケンスが CDF に寄与が大きい事故シーケンスとなる。前者が主に該当する PDS は SED であり，CFF に寄与が大きい PDS に該当する。また，後者が主に該当する PDS は TED 及び TEI である。TEI については，格納容器スプレイ系による格納容器内除熱が継続され，条件付き格納容器破損確率が減少（0.08）するため，CFF に寄与が大きい PDS に該当せず，TED が寄与が大きい PDS となっている。したがって，レベル１PRA で CDF に寄与が大きい事故シーケンスのうち，格納容器スプレイ系による緩和手段に期待できない事故シーケンスがレベル 1.5PRA における CFF に対しても大きな寄与率をもっていることが確認される。

④ 重要度評価について

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

・「δモード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)」では CFF の約 95%が SED の「原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA」シーケンスであり，レベル 1 PRA 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）及び補助給水ポンプ起動信号失敗共通原因故障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代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の破損を防止することができる。

・「σモード（格納容器雰囲気直接加熱)」では CFF の約 96%が SED の「原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA」シーケンスであり，レベル 1 PRA の原子炉補機冷却機能喪失の場合と同様に RCP シール部（シール LOCA 発生）の寄与が大きくなるものと考えられるが，代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の破損を防止することができる。

4.1.1.g .不確実さ解析及び感度解析

① 不確実さ解析

プラント損傷状態ごとの炉心損傷頻度及び格納容器イベントツリーの分岐確率の不確かさに着目した不確実さ解析を実施した評価結果を第 4.1.1.g-1 表に示す。全格納容器破損頻度の平均値は点推定値と同等で 2.1×10^{-4}／炉年，エラーファクターは 8.0 と評価され，95%上限値と 5 %下限値の間には約 63 倍の不確実さがあるという結果になった。

(1) プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第 4.1.1.g-2 表及び第 4.1.1.g-1 図に示す。不確実さ解析の結果，プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値は不確実さ分布内にあり，プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく，SED が支配的であることが確認できた。したがって，プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。

(2) 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第4.1.1.g-3表及び第4.1.1.g-2図に示す。

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

・点推定値が不確実さ分布内にないσ（格納容器雰囲気直接加熱），μ（格納容器直接接触），τ（過温破損）については，PDS 別の炉心損傷頻度において支配的なSEDの溶融物分散放出の分岐確率について，点推定評価では事故進展解析結果に基づいて分散放出すると判断しているが，事故進展解析結果が判断基準値に非常に近く（判断基準 2.0MPa[gage]に対して2.1MPa[gage]），溶融物分散放出の不確実さを考慮すると分散放出しない可能性が高いと評価したことによる影響である。ただし，これらの格納容器破損モードの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して小さく，全体の格納容器破損頻度への影響はない。

・今回のPRAを格納容器破損モードの選定に適用する際には，格納容器破損頻度の絶対値よりも相対値に注目している。格納容器破損モードの選定において格納容器破損頻度が小さいことを不採用の理由としているｇ（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR））とα（原子炉容器内水蒸気爆発）は，ｇ（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR））にｇ（蒸気発生器伝熱管破損）の格納容器破損頻度を加えても，それぞれの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して３～５桁小さく，不確実さを考えても全体の格納容器破損頻度に対して十分に小さいことを確認した。

(3) 格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第4.1.1.g-4表及び第4.1.1.g-3図に示す。

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

・点推定値が不確実さ分布内にない「格納容器への直接接触」，「格納容器雰囲気直接加熱」，「貫通部過温」については，PDS 別の炉心損傷頻度において支配的なSEDの溶融物分散放出の分岐確率について，点推定評価では事故進展解析結果に基づいて分散放出すると判断しているが，事故進展解析結果が判断基準値に非常に近く（判断基準2.0MPa[gage]に対して2.1MPa[gage]），

溶融物分散放出の不確実さを考慮すると分散放出しない可能性が高いと評価したことによる影響である。ただし，これらの格納容器破損カテゴリの格納容器破損頻度は全体の格納容器破損頻度に対して小さく，全体の格納容器破損頻度への影響はない。

② 感度解析

プラント損傷状態別格納容器破損頻度で支配的なプラント損傷状態 SED の溶融物分散放出に対する事故進展解析結果は，判断基準に非常に近い値であった（判断基準 2.0MPa[gage]に対して 2.1MPa[gage]）。SED はプラント損傷状態別格納容器破損頻度で支配的であり，プラント損傷状態 SED の工学的判断に基づく溶融物分散放出の分岐確率の設定が格納容器破損頻度の内訳を変化させる可能性があることから，感度解析の対象とした。

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

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

格納容器破損頻度の感度解析を実施した評価結果を第 4.1.1.g-5 表及び第 4.1.1.g-4 図に示す。評価の結果，全体の格納容器破損頻度はほとんど変化がなく，本現象の全体の格納容器破損頻度に与える影響は小さいことが確認できた。また，次のとおり格納容器破損モードごとに多少の増減はあるが，全体的な傾向は変わらず，δ（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）が支配的であり格納容器破損頻度の内訳に与える影響は小さいことが確認できた。

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

［　　］枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 4.1.1.a-1 表　原子炉格納容器の主要仕様

項目	仕様等
型式	鋼製上部半球形下部さら形円筒形
自由体積	約66000㎥
最高使用圧力	0.283MPa[gage]
最高使用温度	132℃
限界圧力	0.566MPa[gage] （最高使用圧力の２倍）
限界温度	200℃

第 4.1.1.b-1 表　事故シーケンスの識別子

（事故のタイプと１次冷却材圧力の分類）

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

（炉心損傷時期の分類）

識別子	内　容
E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの
L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの

（原子炉格納容器内事故進展の分類）

識別子	内　容
D	ECCS や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく，溶融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で，炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの
W	ECCS や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり，溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で，炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの
I	ECCS や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり，溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われている状態で，炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの
C	ECCS や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり，溶融炉心の冷却が達成される可能性があるもの。原子炉格納容器内熱除去が行われていない状態で，原子炉格納容器の破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの

第 4.1.1.b-2 表　プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される事故シーケンス
（1/2）

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

第 4.1.1.b-2 表　プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される事故シーケンス
(2/2)

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

第 4.1.1.b-3 表　炉心損傷に至る事故シーケンス

事故シーケンス	特徴
AED	大中破断 LOCA 後，原子炉格納容器内注水機能が喪失するシーケンスである。原子炉は低圧状態で，炉心損傷は早期である。
AEW	大中破断 LOCA 後，原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は低圧状態で，炉心損傷は早期である。
AEI	大中破断 LOCA 後，原子炉格納容器内注水があり原子炉格納容器内熱除去が行われているシーケンスである。原子炉は低圧状態で，炉心損傷は早期である。
ALC	大中破断 LOCA 後，原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は低圧状態で，炉心損傷は後期である。
SED	小破断 LOCA 後，原子炉格納容器内注水機能が喪失するシーケンスである。原子炉は中圧状態で，炉心損傷は早期である。
SEW	小破断 LOCA 後，原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は中圧状態で，炉心損傷は早期である。
SEI	小破断 LOCA 後，原子炉格納容器内注水があり原子炉格納容器内熱除去が行われているシーケンスである。原子炉は中圧状態で，炉心損傷は早期である。
SLW	小破断 LOCA 後，原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は中圧状態で，炉心損傷は後期である。
SLI	小破断 LOCA 後，原子炉格納容器内注水があり原子炉格納容器内熱除去が行われているシーケンスである。原子炉は中圧状態で，炉心損傷は後期である。
SLC	小破断 LOCA 後，原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は中圧状態で，炉心損傷は後期である。
TED	過渡事象後，原子炉格納容器内注水機能が喪失するシーケンスである。原子炉は高圧状態で，炉心損傷は早期である。
TEW	過渡事象後，原子炉格納容器内注水はできるが原子炉格納容器内熱除去機能は喪失するシーケンスである。原子炉は高圧状態で，炉心損傷は早期である。
TEI	過渡事象後，原子炉格納容器内注水があり原子炉格納容器内熱除去が行われているシーケンスである。原子炉は高圧状態で，炉心損傷は早期である。
V	FP の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし，補助建屋から大気中に FP が直接放出されるインターフェイスシステム LOCA シーケンスである。
G	FP の移行経路が原子炉格納容器をバイパスし，２次冷却系から大気中に FP が直接放出される SGTR シーケンスである。

第 4.1.1.b-4 表　プラント損傷状態の分類結果

No	PDS	事故のタイプ	RCS 圧力	炉心損傷時期	原子炉格納容器内事故進展		
					RWSP 水の原子炉格納容器への移送	原子炉格納容器破損時期	原子炉格納容器内熱除去手段
1	AED	大中破断 LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×
2	AEW	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×
3	AEI	大中破断 LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○
4	ALC	大中破断 LOCA	低圧	後期	○	炉心損傷前	×
5	SED	小破断 LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
6	SEW	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
7	SEI	小破断 LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
8	SLW	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	×
9	SLI	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	○
10	SLC	小破断 LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷前	×
11	TED	Transient	高圧	早期	×	炉心損傷後	×
12	TEW	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	×
13	TEI	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	○
14	V	インターフェイスシステム LOCA	低圧	—			
15	G	SGTR	中圧	—			

注：網掛けは格納容器先行破損又は格納容器バイパスに至る事故シーケンスであることから，解釈１－２(b)に基づき，「炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認」する。このため，格納容器破損防止対策の有効性評価の対象外とする PDS を示す。

第 4.1.1.b-5 表　プラント損傷状態の発生頻度

プラント 損傷状態	炉心損傷頻度 （／炉年）	割合
AED	5.3E-09	＜0.1%
AEW	6.8E-08	＜0.1%
AEI	4.3E-08	＜0.1%
ALC	2.0E-08	＜0.1%
SED	2.0E-04	88.6%
SEW	3.4E-09	＜0.1%
SEI	1.3E-06	0.6%
SLW	1.7E-07	0.1%
SLI	3.7E-09	＜0.1%
SLC	6.2E-08	＜0.1%
TED	1.1E-05	4.8%
TEW	1.3E-08	＜0.1%
TEI	1.3E-05	5.7%
V	3.0E-11	＜0.1%
G	3.9E-07	0.2%
合計	2.3E-04	100.0%

第 4.1.1.c-1 表　原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の抽出

破損状態	破損形態	記号	破損形態の解説
格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	g	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
	誘因蒸気発生器伝熱管破損		炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリープ破損による格納容器バイパス
	格納容器隔離失敗	β	原子炉格納容器の隔離に失敗
	インターフェイスシステム LOCA	ν	インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
格納容器破損	水蒸気による過圧	δ	炉心損傷後の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損
	先行破損	θ	炉心損傷前の崩壊熱除去失敗に伴う格納容器過圧破損
	ベースマット溶融貫通	ε	溶融炉心・コンクリート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	原子炉格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる格納容器破損
	水素燃焼（原子炉容器破損以前）	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）による格納容器過圧破損
	水素燃焼（原子炉容器破損直後）	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）による格納容器過圧破損
	水素燃焼（原子炉容器破損後期）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）による格納容器過圧破損
	格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損
	格納容器直接接触	μ	溶融炉心の格納容器構造物への直接接触による格納容器破損

第 4.1.1.c-2 表　プラント損傷状態と負荷の対応

プラント損傷状態	炉心損傷まで	原子炉容器破損まで	原子炉容器破損直後	原子炉容器破損以降
大中破断 LOCA（A） 小破断 LOCA（S） トランジェント（T）	格納容器隔離失敗（β） 先行破損（θ） （A／Sのみ可能性あり）	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） ベースマット溶融貫通（ε）
蒸気発生器伝熱管破損（G）	2 次冷却系から環境への FP 放出（g）			
インターフェイスシステム LOCA（V）	補助建屋から環境への大量 FP 放出（ν）			

第 4.1.1.c-3 表　格納容器破損に至る負荷に対する原子炉格納容器の耐性及び判断基準

破損カテゴリ	対応する 破損モード	判断基準
水蒸気（崩壊熱）による過圧	δ，θ	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が原子炉格納容器の限界圧力 0.566MPa[gage]を上回ること。
コンクリート侵食	ε	溶融炉心によるコンクリート侵食深さがベースマット厚さを上回ること。
貫通部過温	τ	原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が原子炉格納容器の限界温度 200℃を上回ること。
漏えい箇所の隔離機能喪失	ν，g	炉心損傷後に，漏えい箇所（破損蒸気発生器，余熱除去隔離弁）の隔離に失敗していること。
格納容器隔離機能喪失	β	炉心損傷後に，原子炉格納容器の隔離に失敗していること。
水蒸気爆発 （水蒸気スパイク）	α，η	炉内水蒸気爆発によってミサイルとなった原子炉容器上蓋のエネルギーが原子炉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次遮蔽壁スリーブ若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原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の限界圧力 0.566MPa[gage]を上回ること。
格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱によって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の限界圧力 0.566MPa[gage]を上回ること。
可燃性ガスの高濃度での燃焼	γ，γ’，γ”	可燃性ガスの高濃度での燃焼によって原子炉格納容器が破損すること。（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原子炉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，原子炉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溶融炉心が原子炉格納容器本体に付着し，ライナーを溶融侵食する。

第 4.1.1.c-4 表　格納容器破損モードの選定

格納容器の状態		破損モード	記号	概要
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
		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
		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
格納容器物理的破損	格納容器先行破損	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
	炉心損傷後の格納容器破損	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	格納容器構造物へ溶融炉心が直接接触して格納容器が破損
		水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）によって格納容器が破損
		ベースマット溶融貫通	ε	溶融炉心・コンクリート相互作用でベースマットが溶融貫通
		過温破損	τ	格納容器貫通部が過温で破損
		水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的加圧で格納容器が破損

（注）格納容器破損モードには格納容器が破損に至る場合に加え，分類上，格納容器の健全性が維持される場合，バイパスする場合及び格納容器隔離失敗する場合を含めた。

第 4.1.1.d-1 表　シビアアクシデント時の物理化学現象の整理

物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展
炉心冷却失敗	・安全注入系の喪失	
配管クリープ破損	・１次冷却系高圧 （ホットレグ，サージライン破損）	１次冷却系減圧
バイパス	・プラント損傷状態で定義されるバイパス事象 ・１次冷却系高圧 （温度誘因蒸気発生器伝熱管破損）	ν，g モードによる格納容器破損の可能性
炉内水蒸気爆発	・溶融炉心が RV 下部ヘッドへ落下 ・１次冷却系低圧	αモードによる格納容器破損の可能性
水素燃焼	・水素濃度 4 vol％上方，6 vol％側方，8 vol％下方伝播 ・水蒸気濃度 55 vol％以下	γ，γ’，γ’’ モードによる格納容器破損の可能性
RV 破損	・炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない	溶融炉心の原子炉容器外への放出
溶融物分散放出	・RV 破損時に１次冷却系高圧	溶融炉心のキャビティ外への放出
キャビティ内水量	・RWSP 水が原子炉格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態	溶融炉心とキャビティ水の接触
炉外水蒸気爆発	・RV 破損時に溶融炉心が重力落下 ・溶融炉心落下質量大	ηモードによる格納容器破損の可能性
格納容器雰囲気直接加熱	・溶融物分散放出あり	σモードによる格納容器破損の可能性
格納容器への直接接触	・溶融物分散放出あり	μモードによる格納容器破損の可能性
格納容器内気相部冷却	・プラント損傷状態で定義される格納容器内除熱事象	原子炉格納容器圧力上昇抑制
ベースマット溶融貫通	・RV 破損 ・原子炉格納容器内に水なし（不確実さが大きいため，水ありの場合でも現象が進む可能性あり）	εモードによる格納容器破損
格納容器過温破損	・RV 破損 ・原子炉格納容器内に水なし	τモードによる格納容器破損
格納容器過圧破損	・崩壊熱による水蒸気生成 ・非凝縮性ガス生成	δ，θモードによる格納容器破損

第 4.1.1.d-2 表　ヘディングの選定及び定義

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

（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 C/V 破損に至らない場合は過圧破損となる。

第 4.1.1.d-3 表　ヘディングの従属性

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

第 4.1.1.e-1 表　事故進展解析の対象とした事故シーケンス

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

第 4.1.1.e-2 表　基本解析条件

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

*1：「PWR の安全解析用崩壊熱について」MHI-NES-1010 改 4 （平成 25 年 7 月）

第 4.1.1.e-3 表　各事故シーケンスの事故進展解析条件

PDS	起因事象	高圧注入	低圧注入	蓄圧注入	格納容器 スプレイ注入	高圧再循環	低圧再循環	格納容器 スプレイ再循環	補助給水
AED	ホットレグ 完全両端破断	不作動	不作動	3 基	不作動	不作動	不作動	不作動	作動
AEW	ホットレグ 完全両端破断	2 系統	2 系統	3 基	2 系統	不作動	不作動	不作動	作動
AEI	ホットレグ 完全両端破断	不作動	不作動	3 基	2 系統	不作動	不作動	2 系統	作動
SED	ホットレグ 2 インチ破断	不作動	不作動	3 基	不作動	不作動	不作動	不作動	作動
TED	全交流動力 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 4.1.1.e-4 表　事故進展解析結果（主要事象発生時刻）

主要事象	AED	AEW	AEI	SED	TED	TEI
原子炉トリップ	0.0 秒	0.4 秒	0.4 秒	0.0 秒	0.0 秒	46 秒
補助給水系作動	1.0 分	1.0 分	1.0 分	1.0 分	—	—
充てん系作動	—	—	—	—	—	—
高圧注入系作動	—	0.4 秒	—	—	—	—
低圧注入系作動	—	11 秒	—	—	—	—
蓄圧注入作動	9.4 秒	9.4 秒	9.5 秒	1.2 時間	4.7 時間	3.3 時間
蓄圧注入終了	1.4 分	1.1 分	1.4 分	3.6 時間	4.7 時間	3.3 時間
ラプチャーディスク破損	—	—	—	—	1.7 時間	35 分
格納容器スプレイ作動	—	3.8 秒	3.8 秒	—	—	3.0 時間
再循環切替	—	—	34 分	—	—	3.6 時間
炉心露出	5.6 分	27 分	5.5 分	42 分	2.2 時間	1.1 時間
被覆管破損	11 分	36 分	11 分	54 分	2.5 時間	1.3 時間
炉心溶融開始	19 分	45 分	19 分	1.1 時間	3.0 時間	1.6 時間
下部ヘッドへの溶融物移動開始	55 分	1.5 時間	55 分	2.0 時間	4.6 時間	3.0 時間
原子炉容器破損	1.6 時間	2.8 時間	1.6 時間	3.6 時間	4.7 時間	3.3 時間
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	—
2 Pd（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 2 Pd 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。

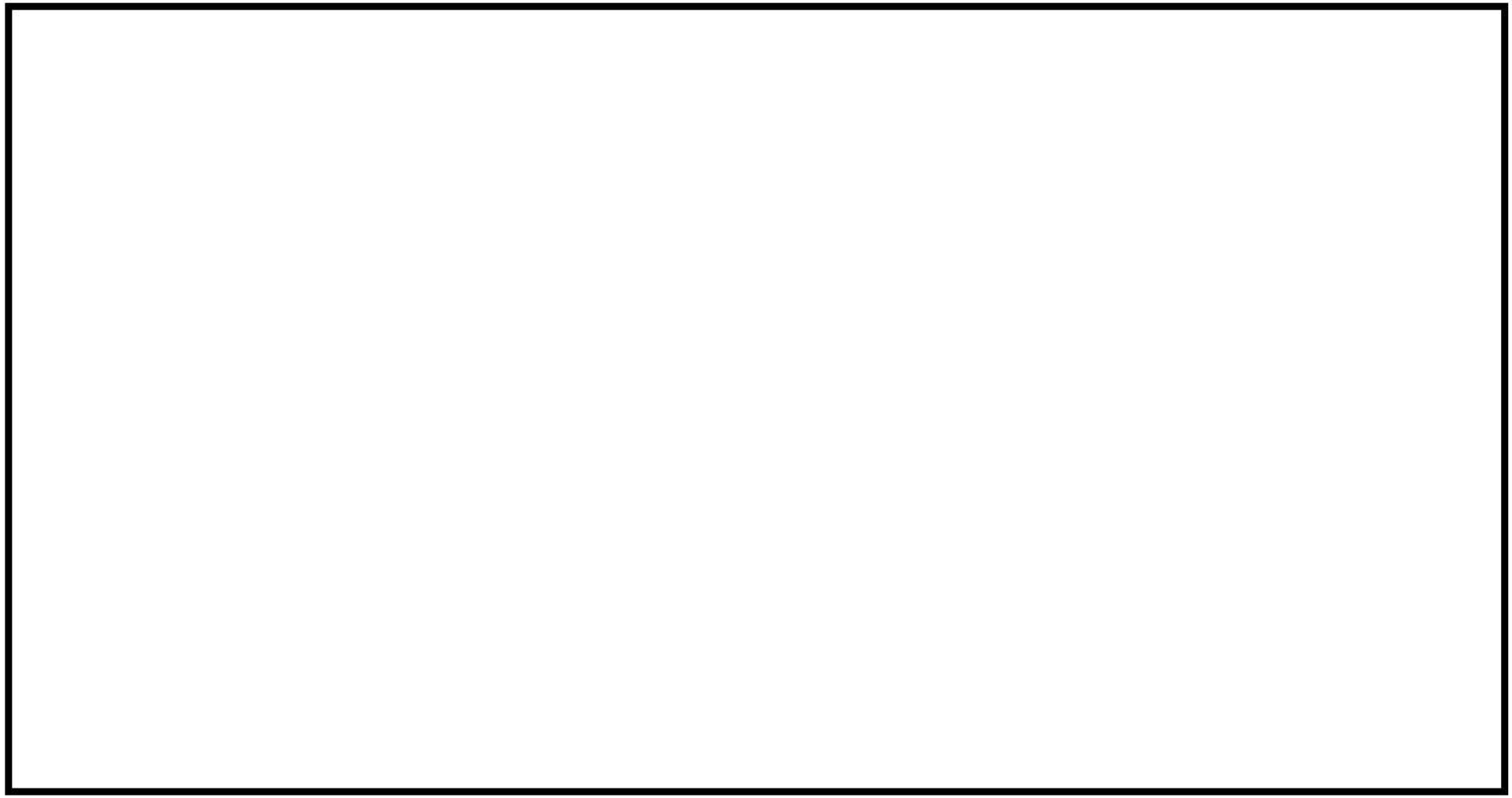
第 4.1.1.e-5 表　事故進展解析結果（シビアアクシデント負荷）

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

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

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

第 4.1.1.e-6 表　事故進展解析を実施していない PDS の分岐確率の考え方



枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 4.1.1.f-1 表　分岐確率のあてはめ方法

□枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 4.1.1.f-2 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）			NUREGレポート等の文献に記載の国内PWRプラントと同じ大型ドライ型PWRプラントにおける知見から分岐確率を設定する。
１次冷却系の 圧力状態 （FD）			NUREGレポート等の文献から，１次冷却系の圧力状態により分岐確率を設定する。
格納容器 バイパス （BP）			NUREGレポート等の文献に基づき定量化して設定する。設定に当たっては，原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性，格納容器バイパス，先行破損の有無を考慮する。
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次冷却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，補助給水の失敗等により２次冷却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）			国内外の専門家による評価を基に，水蒸気爆発により原子炉格納容器の破損に至る確率を設定する。１次冷却材の圧力状態等を考慮して設定する。

□枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 4.1.1.f-2 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）			事故進展解析の結果を参照し，水素燃焼が発生する確率を設定する。
格納容器破損（OP1）			水素濃度10vol％以下では火炎の伝播が遅いため，水素燃焼による原子炉格納容器破損の可能性は低い。また，水素濃度13vol％以上では水素爆轟が発生し，原子炉格納容器が破損する可能性が考えられる。 このため，事故進展解析結果による発生水素濃度により原子炉格納容器破損の確率を設定する。また，炉心損傷後に炉心への注水がある場合にはジルコニウム-水反応割合を考慮して設定する。
原子炉容器破損（RV）			TMI事故報告書等を参考に，原子炉容器が破損する確率を設定する。
溶融物分散放出（RPV）			国内外の実験等から原子炉容器破損時，溶融炉心の原子炉格納容器ドーム部への噴出が防止できる１次冷却材圧力がおよそ2.0MPa[gage]以下であることを判断基準として採用し，分岐確率は事故進展解析による圧力算出により設定する。大中破断LOCAでは１次冷却系が低圧なため分散放出は起こらないとする。
			（溶融物分散放出が起こらない場合を１と設定）
キャビティ内水量（DC）			事故進展解析の知見により，原子炉下部キャビティへの水の持ち込みの有無の観点から設定する。また，プラント損傷状態によっては，従前のヘディングの成否や不確かさを考慮して，分岐確率を設定する。

□枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 4.1.1.f-2 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）			実験の結果から炉外水蒸気爆発の発生確率は低いと考えられるが，原子炉格納容器破損の分岐確率を原子炉容器破損前の圧力状態を考慮して設定する。
格納容器直接加熱（DCH）			原子炉下部キャビティへの水の持ち込み状態及びNUREG等の文献を基に不確かさを考慮し，格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損の分岐確率を設定する。
原子炉容器破損直後の水素燃焼（HB2）			原子炉容器破損直後に水素燃焼が発生する分岐確率を設定する。原子炉容器破損前の水素燃焼の有無に着目して分岐確率を設定する。
格納容器破損（OP2）			原子炉格納容器への負荷により原子炉格納容器の破損が起きる場合の確率を設定する。また，格納容器直接接触による原子炉格納容器の破損については，BWR Mark Ⅰ特有の問題と捉えられていること等を考慮して設定する。

□枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 4.1.1.f-2 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，あるいは原子炉格納容器除熱に成功しても溶融炉心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。溶融炉心の冷却性としては，溶融炉心の分散の有無，溶融炉心の落下時の冠水状態，溶融炉心が長期間冷却されることの不確かさを考慮する。格納容器除熱機能はプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持ち込みの有無等）を考慮して設定する。
			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溶融炉心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）			事故進展解析の結果等を踏まえて，事故後期（格納容器破損後長期）に水素燃焼が発生する場合の確率を設定する。
格納容器破損（OP3）			事故進展解析の結果等を踏まえて，原子炉格納容器の負荷によって原子炉格納容器が破損する確率を設定する。

□枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 4.1.1.f-2 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
ベースマット溶融貫通（BM）			ベースマット溶融貫通が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため，RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心の原子炉格納容器内分散や溶融炉心の冠水により溶融貫通する可能性は小さくなることから，プラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持ち込みの有無等）を考慮して設定する。
格納容器過温破損（OT）			格納容器過温破損が格納容器過圧破損より先行して発生する確率を設定する。RV破損がない場合は本ヘディングの分岐は存在しないため，RV破損がある場合について考慮している。溶融炉心分散量とキャビティ内水量の観点からプラント損傷状態（原子炉格納容器への水の持ち込み等）を考慮して設定する。

□枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第 4.1.1.f-3 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	＜0.1	1.00	5.3E-09	＜0.1
AEW	6.8E-08	＜0.1	1.00	6.8E-08	＜0.1
AEI	4.3E-08	＜0.1	0.02	8.7E-10	＜0.1
ALC	2.0E-08	＜0.1	1.00	2.0E-08	＜0.1
SED	2.0E-04	88.6	1.00	2.0E-04	94.1
SEW	3.4E-09	＜0.1	1.00	3.4E-09	＜0.1
SEI	1.3E-06	0.6	0.01	7.3E-09	＜0.1
SLW	1.7E-07	0.1	1.00	1.7E-07	0.1
SLI	3.7E-09	＜0.1	0.01	2.1E-11	＜0.1
SLC	6.2E-08	＜0.1	1.00	6.2E-08	＜0.1
TED	1.1E-05	4.8	1.00	1.1E-05	5.1
TEW	1.3E-08	＜0.1	1.00	1.3E-08	＜0.1
TEI	1.3E-05	5.7	0.08	1.0E-06	0.5
V	3.0E-11	＜0.1	1.00	3.0E-11	＜0.1
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

※　炉心損傷頻度，格納容器破損頻度への寄与が大きい PDS における代表的な事故シーケンスは以下のとおり

SED：原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA

TED：手動停止＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗

TEI：手動停止＋補助給水失敗

第 4.1.1.f-4 表　格納容器破損モード別，破損カテゴリ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	＜0.1
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	＜0.1
γ’（水素燃焼（原子炉容器破損直後））	3.3E-10	＜0.1
γ”（水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後））	6.7E-08	＜0.1
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	＜0.1
η（原子炉容器外水蒸気爆発）	1.3E-09	＜0.1
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	＜0.1
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	＜0.1
カテゴリ別		
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	＜0.1
格納容器隔離機能喪失	1.1E-06	0.5
水蒸気爆発	3.0E-09	＜0.1
貫通部過温	2.0E-06	0.9
格納容器への直接接触	2.0E-08	＜0.1
格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	1.0
合計	2.1E-04	100.0

第 4.1.1.f-5 表　起因事象別格納容器破損頻度

起因事象別	格納容器破損頻度（／炉年）	割合（%）
原子炉補機冷却機能喪失	2.0E-04	94.1
手動停止	5.6E-06	2.7
外部電源喪失	3.5E-06	1.6
過渡事象	2.4E-06	1.1
SGTR	3.8E-07	0.2
主給水流量喪失	2.7E-07	0.1
小破断LOCA	2.5E-07	0.1
２次冷却系の破断	1.1E-07	＜0.1
中破断LOCA	7.6E-08	＜0.1
大破断LOCA	1.8E-08	＜0.1
ATWS	7.5E-09	＜0.1
インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	＜0.1
合計	2.1E-04	100.0

第 4.1.1.g-1 表　格納容器破損頻度不確実さ解析

		全格納容器破損頻度（CFF） （／炉年）
点推定解析		2.1E-04
不確実さ解析	平均値	2.1E-04
	5%確率値	1.2E-05
	中央値	7.4E-05
	95%確率値	7.6E-04
	EF	8.0

第 4.1.1.g-2 表　プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確実さ解析

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	7.6E-04	2.1E-04	2.1E-04

第 4.1.1.g-3 表　格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ解析

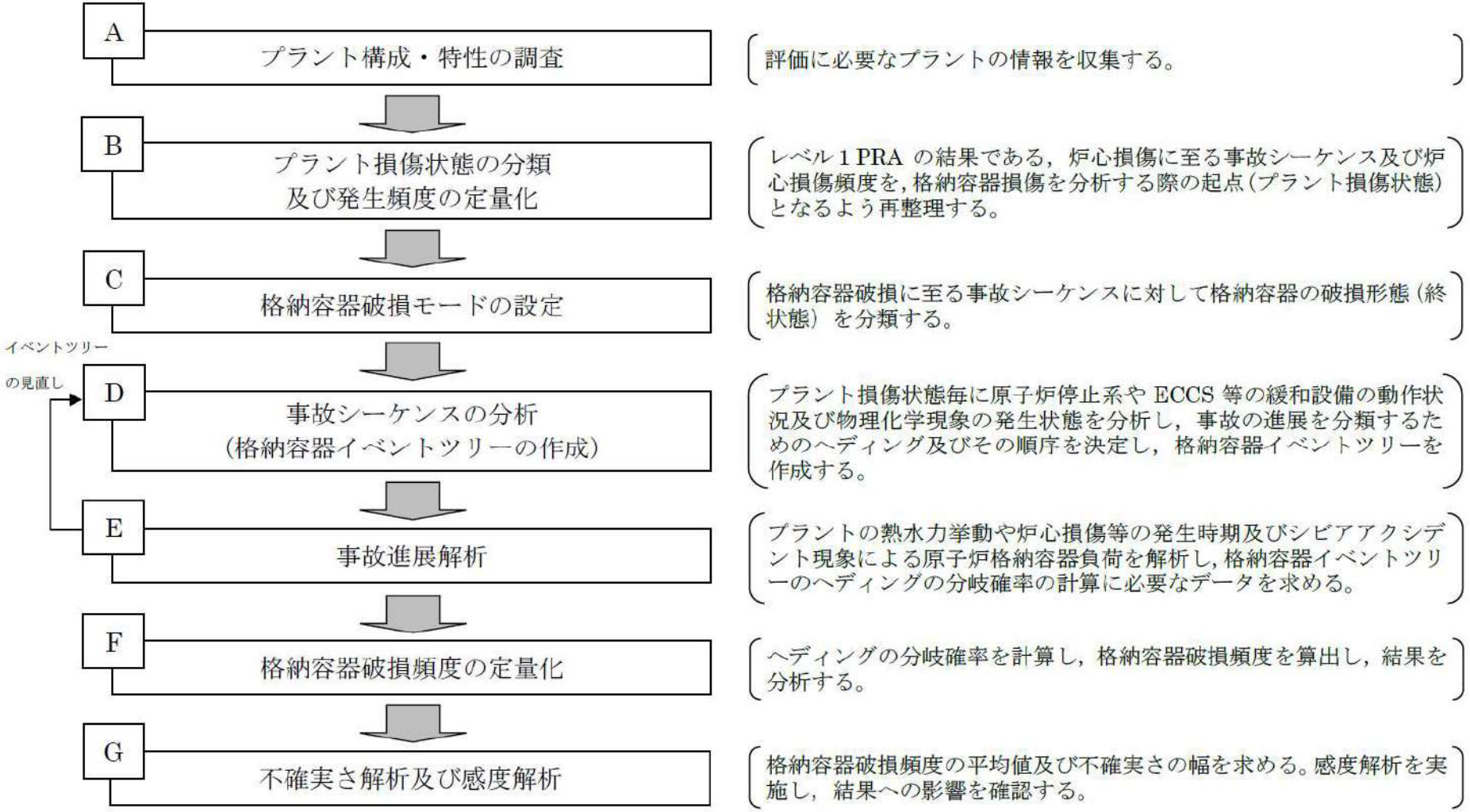
格納容器破損モード	格納容器破損頻度（／炉年）				
	5％値	50％値	95％値	平均値	点推定値
α	1.2E-10	1.0E-09	5.6E-09	1.7E-09	1.7E-09
β	9.4E-08	4.1E-07	3.9E-06	1.1E-06	1.1E-06
γ	4.6E-11	3.0E-10	4.6E-09	2.0E-09	3.5E-10
γ′	4.5E-11	3.0E-10	8.3E-09	7.3E-09	3.3E-10
γ″	6.0E-10	1.4E-08	1.7E-07	4.5E-08	6.7E-08
δ	9.7E-06	6.6E-05	6.7E-04	1.8E-04	2.0E-04
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 4.1.1.g-4 表　格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確実さ解析

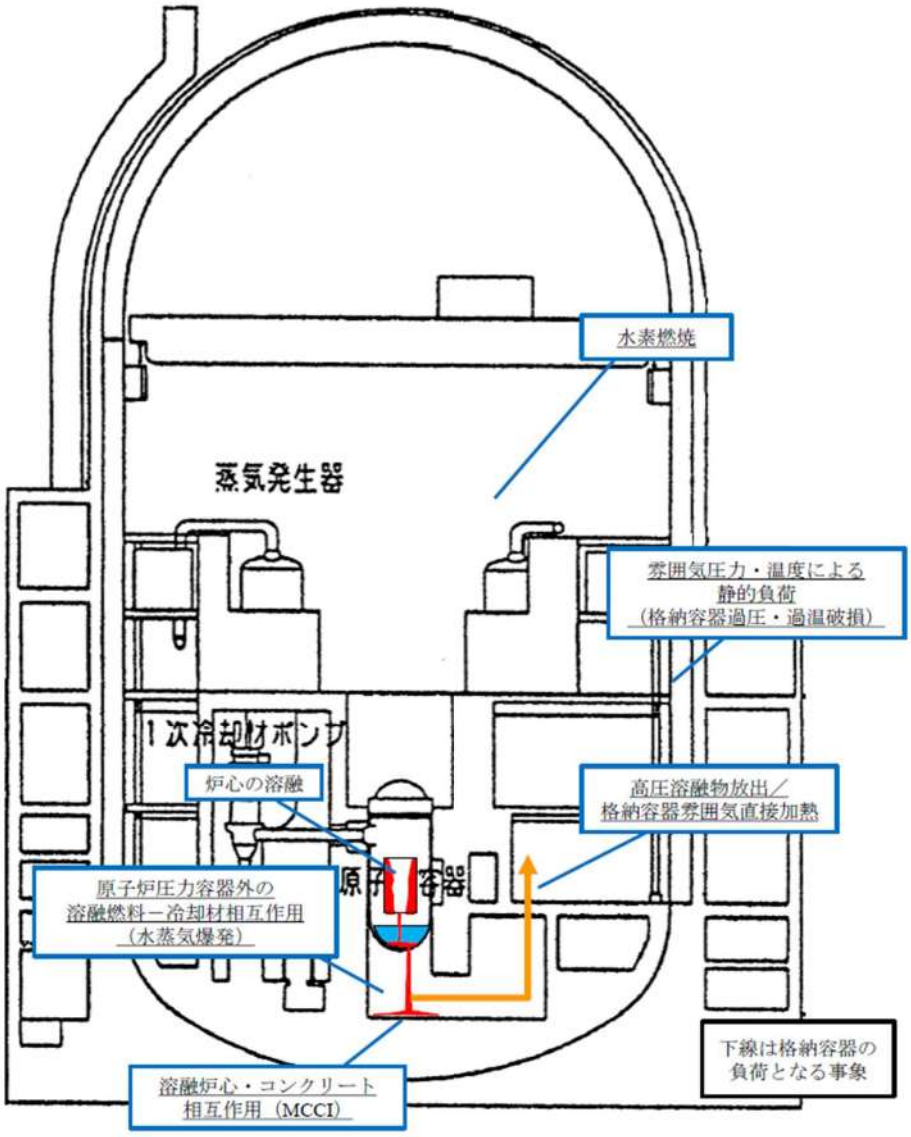
格納容器 破損カテゴリ	格納容器破損頻度（／炉年）				
	5％値	50％値	95％値	平均値	点推定値
水蒸気（崩壊熱）による過圧	9.8E-06	6.6E-05	6.7E-04	1.8E-04	2.1E-04
コンクリート侵食	8.6E-07	6.5E-06	7.0E-05	1.9E-05	1.8E-06
漏えい箇所の隔離機能喪失	1.6E-08	2.1E-07	2.2E-06	6.5E-07	4.5E-07
可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.4E-09	1.8E-08	2.1E-07	5.4E-08	6.8E-08
格納容器隔離機能喪失	9.4E-08	4.1E-07	3.9E-06	1.1E-06	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 4.1.1.g-5 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の比較

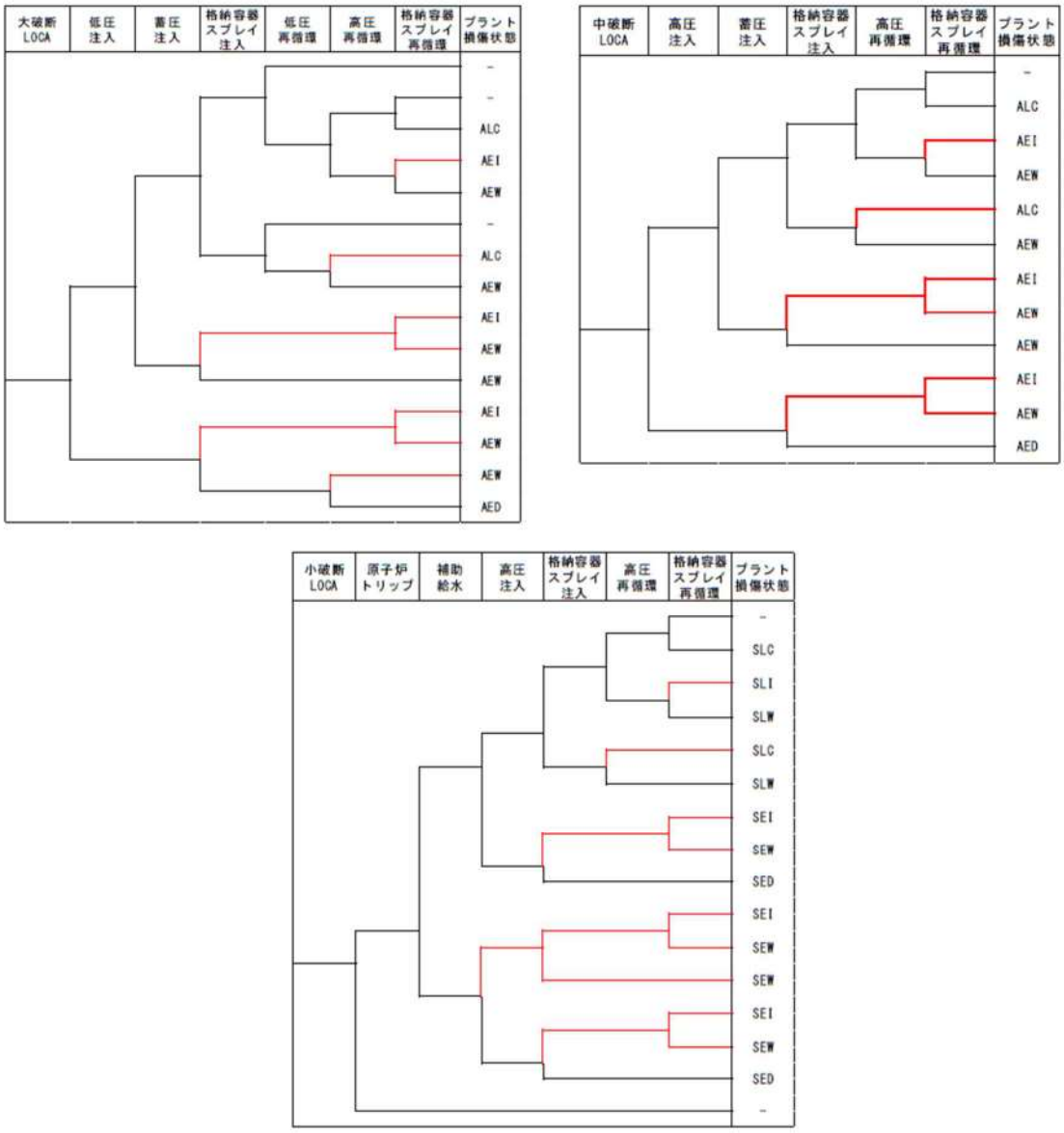
破損モード別	ケース１（ベースケース）		ケース２		ケース２／ケース１
	格納容器破損頻度（／炉年）	割合（％）	格納容器破損頻度（／炉年）	割合（％）	（—）
α（原子炉容器内水蒸気爆発）	1.7E-09	＜0.1	1.7E-09	＜0.1	1.00
β（格納容器隔離失敗）	1.1E-06	0.5	1.1E-06	0.5	1.00
γ（水素燃焼（原子炉容器破損以前））	3.5E-10	＜0.1	3.5E-10	＜0.1	1.00
γ’（水素燃焼（原子炉容器破損直後））	3.3E-10	＜0.1	3.3E-10	＜0.1	1.00
γ”（水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後））	6.7E-08	＜0.1	6.8E-08	＜0.1	1.01
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	0.96
ε（ベースマット溶融貫通）	1.8E-06	0.9	1.2E-05	5.5	6.29
θ（水蒸気蓄積による格納容器先行破損）	8.2E-08	＜0.1	8.2E-08	＜0.1	1.00
η（原子炉容器外水蒸気爆発）	1.3E-09	＜0.1	8.5E-09	＜0.1	6.52
σ（格納容器雰囲気直接加熱）	2.0E-06	1.0	1.1E-06	0.5	0.52
ν（インターフェイスシステム LOCA）	3.0E-11	＜0.1	3.0E-11	＜0.1	1.00
g（蒸気発生器伝熱管破損）	4.5E-07	0.2	4.5E-07	0.2	1.00
τ（過温破損）	2.0E-06	0.9	1.0E-06	0.5	0.52
μ（溶融物直接接触）	2.0E-08	＜0.1	1.0E-08	＜0.1	0.52
カテゴリ別					
水蒸気（崩壊熱）による過圧	2.1E-04	96.5	2.0E-04	92.8	0.96
コンクリート侵食	1.8E-06	0.9	1.2E-05	5.5	6.29
漏えい箇所の隔離機能喪失	4.5E-07	0.2	4.5E-07	0.2	1.00
可燃性ガスの高濃度での燃焼	6.8E-08	＜0.1	6.8E-08	＜0.1	1.01
格納容器隔離機能喪失	1.1E-06	0.5	1.1E-06	0.5	1.00
水蒸気爆発	3.0E-09	＜0.1	1.0E-08	＜0.1	3.38
貫通部過温	2.0E-06	0.9	1.0E-06	0.5	0.52
格納容器への直接接触	2.0E-08	＜0.1	1.0E-08	＜0.1	0.52
格納容器雰囲気直接加熱	2.0E-06	1.0	1.1E-06	0.5	0.52
合　　計	2.1E-04	100.0	2.1E-04	100.0	1.00



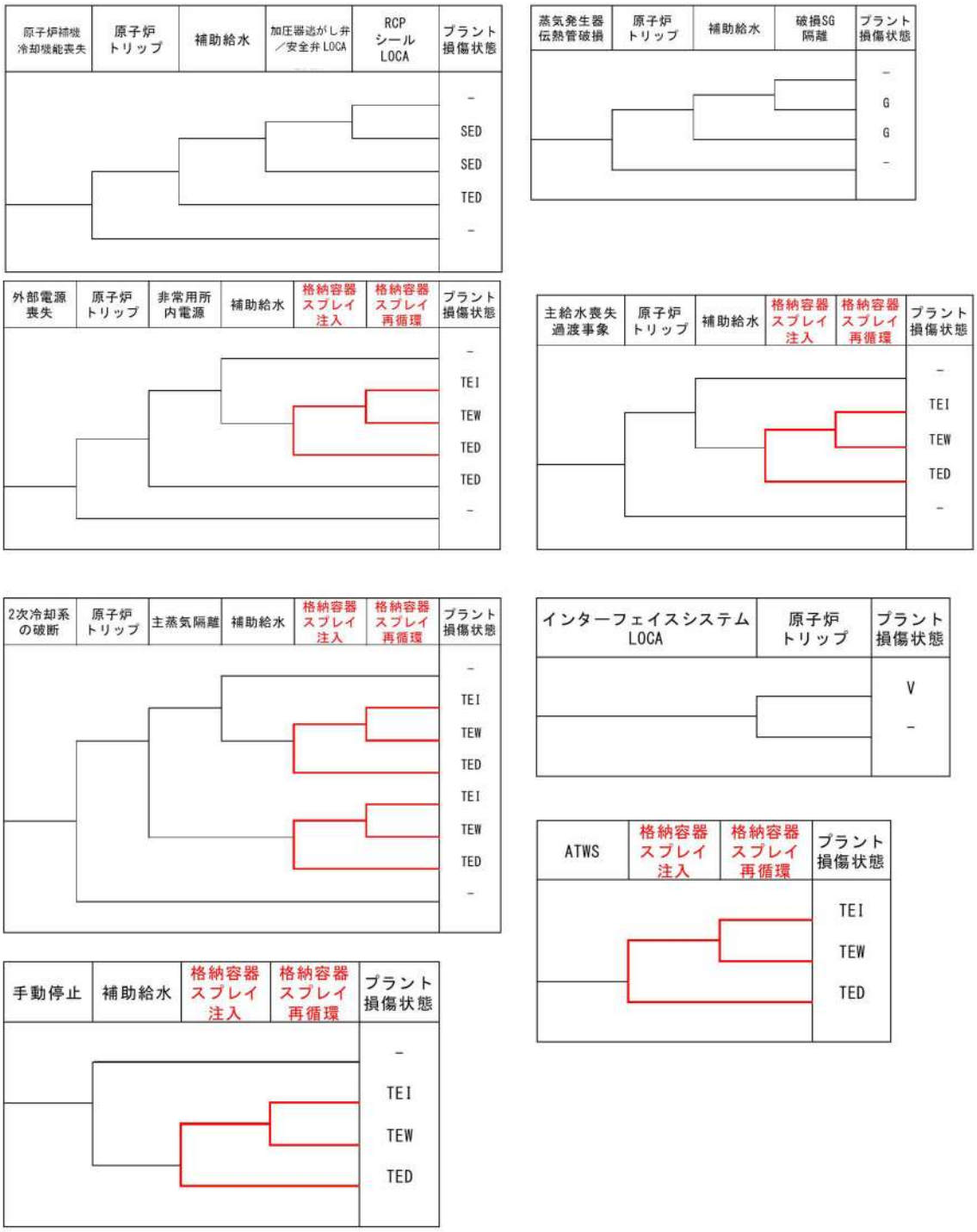
第 4.1.1-1 図　内部事象レベル 1.5PRA 評価フロー図



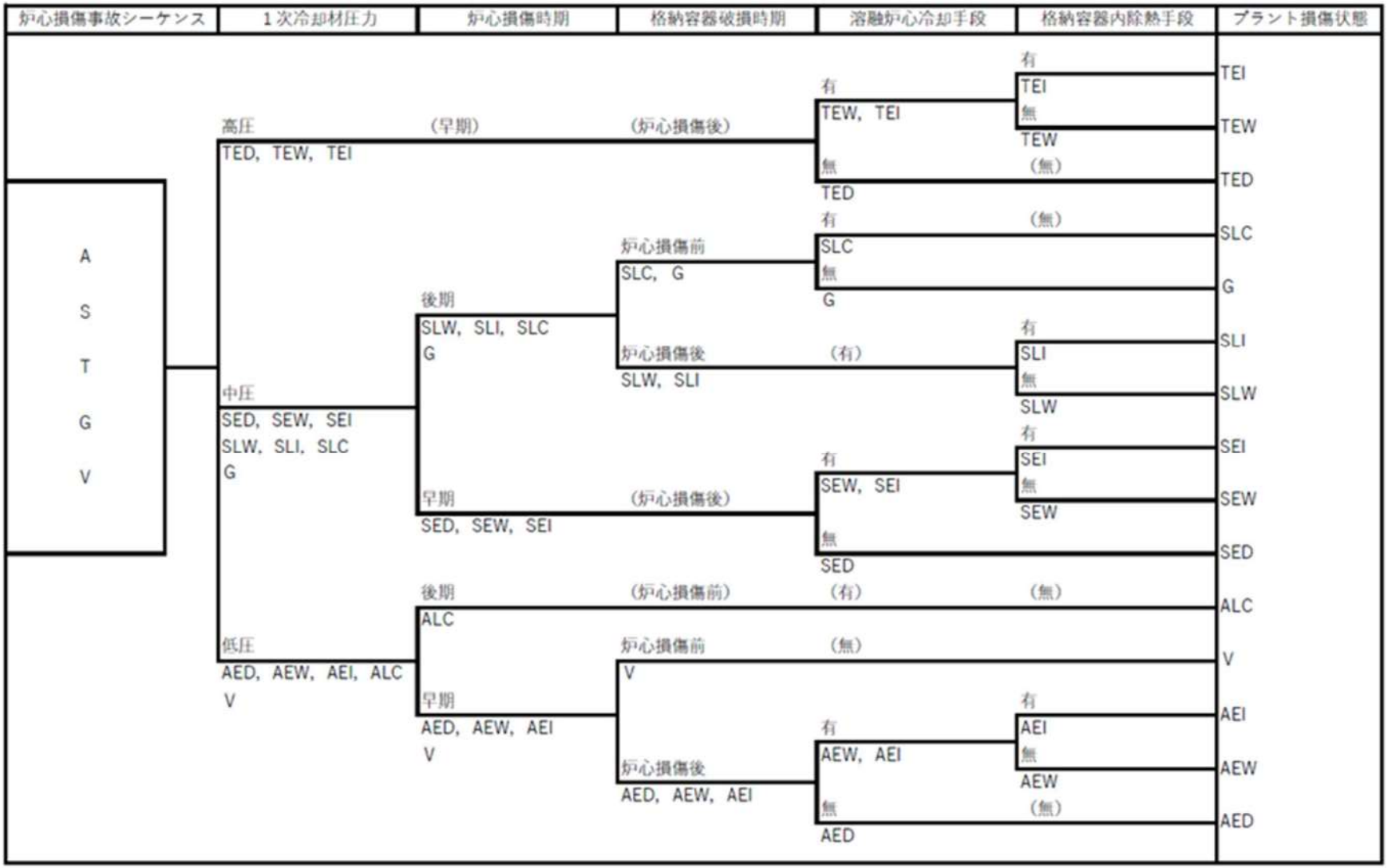
第 4.1.1.a-1 図　原子炉格納容器の形状及び溶融炉心の移動経路



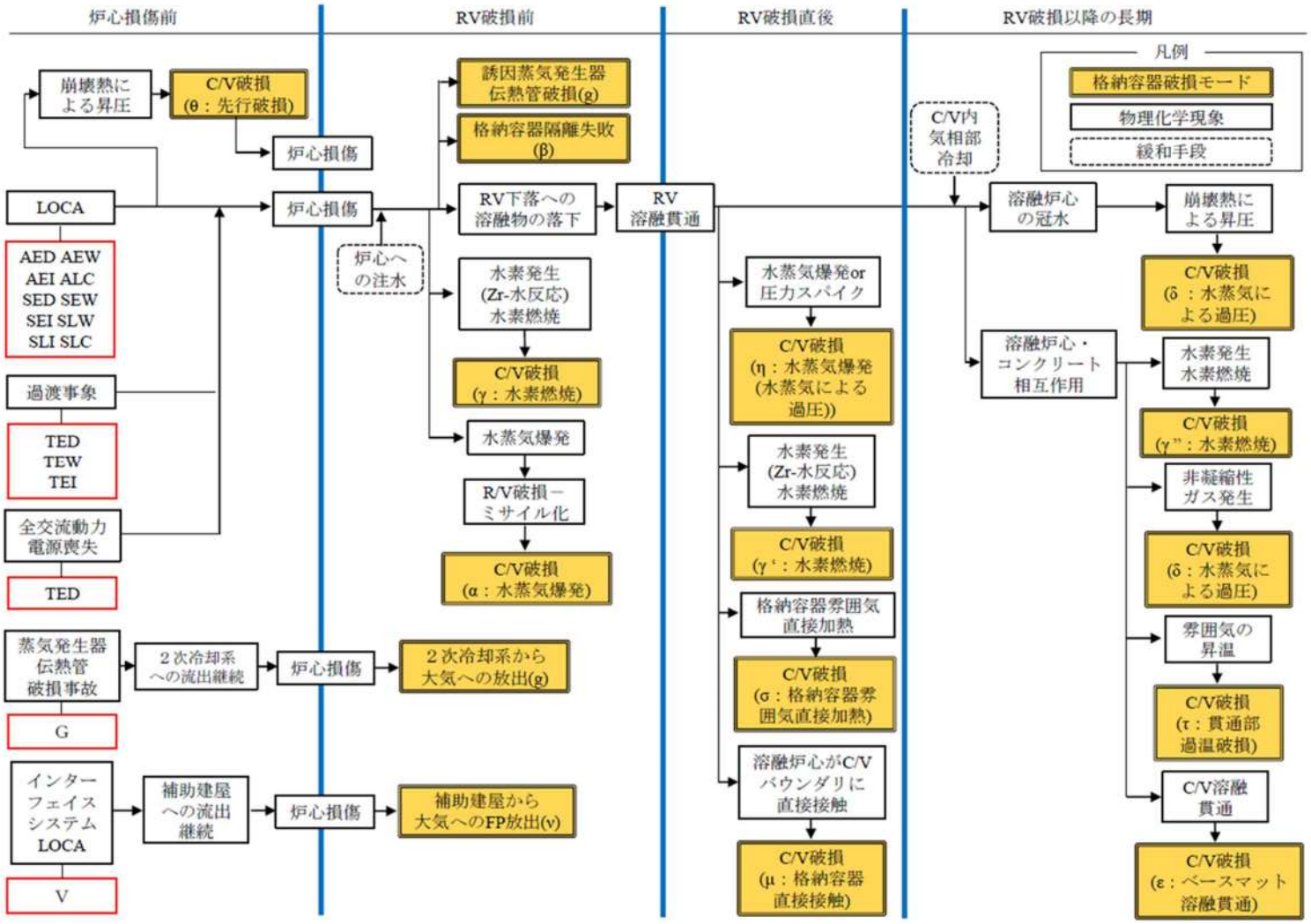
第 4.1.1.b-1 図　レベル 1.5PRA 用のレベル 1 PRA イベントツリー（1/2）



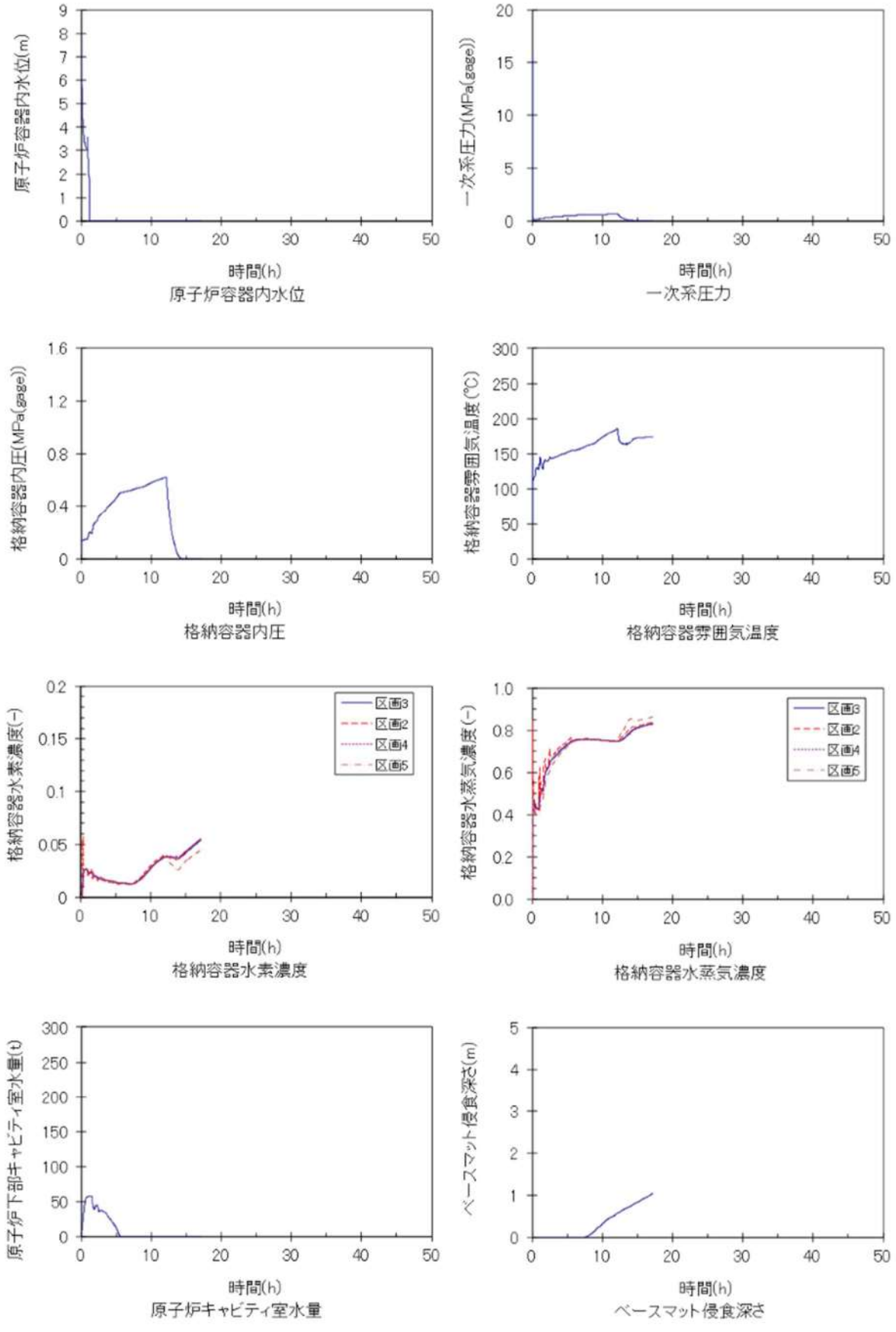
第 4.1.1.b-1 図　レベル 1.5PRA 用のレベル 1 PRA イベントツリー（2/2）



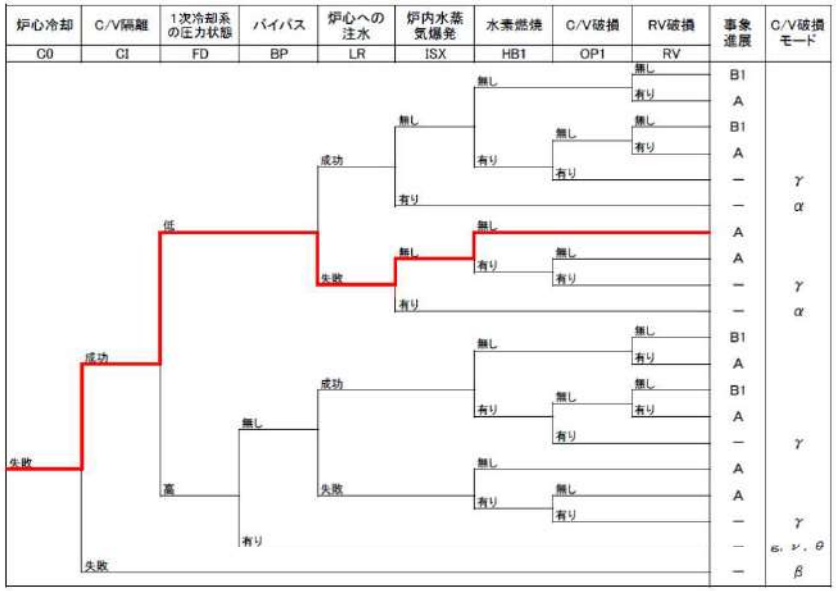
第 4.1.1.b-2 図　プラント損傷状態の分類

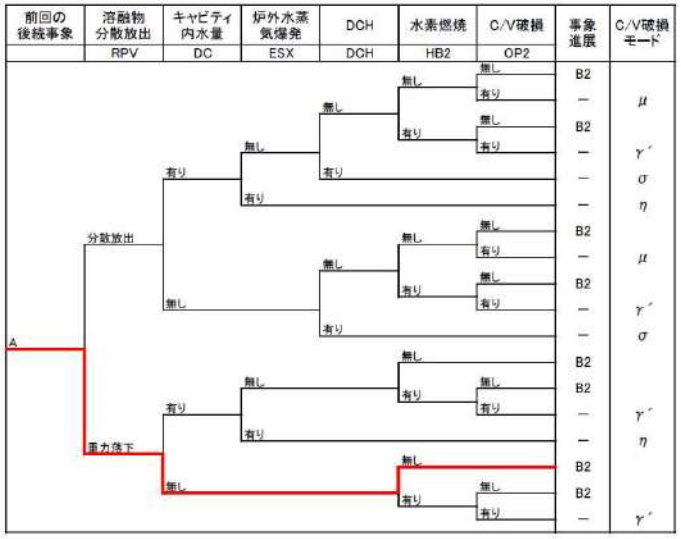


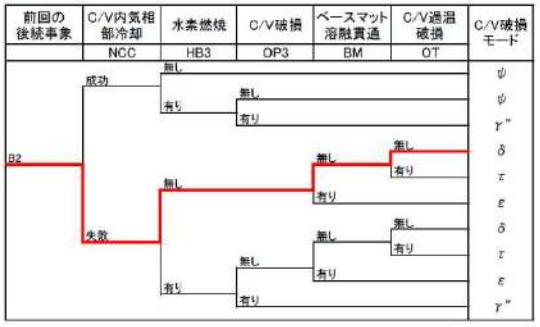
第 4.1.1.c-1 図　PWR のシビアアクシデントで考えられる事故進展



第 4.1.1.e-1 図　代表的な物理量の時間変化（AED）





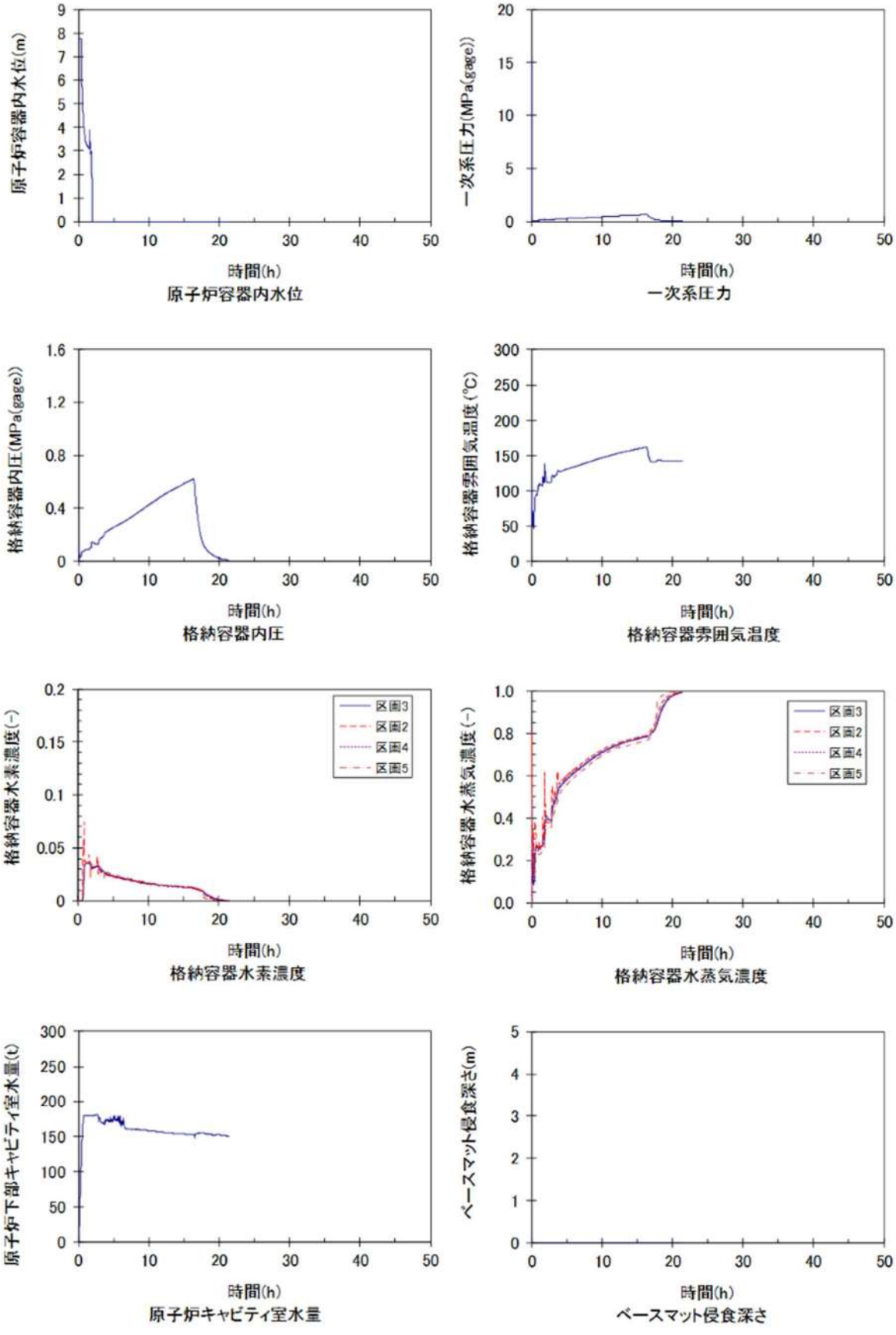


（注1） 事故進展の－は，その時点での格納容器破損を意味する。

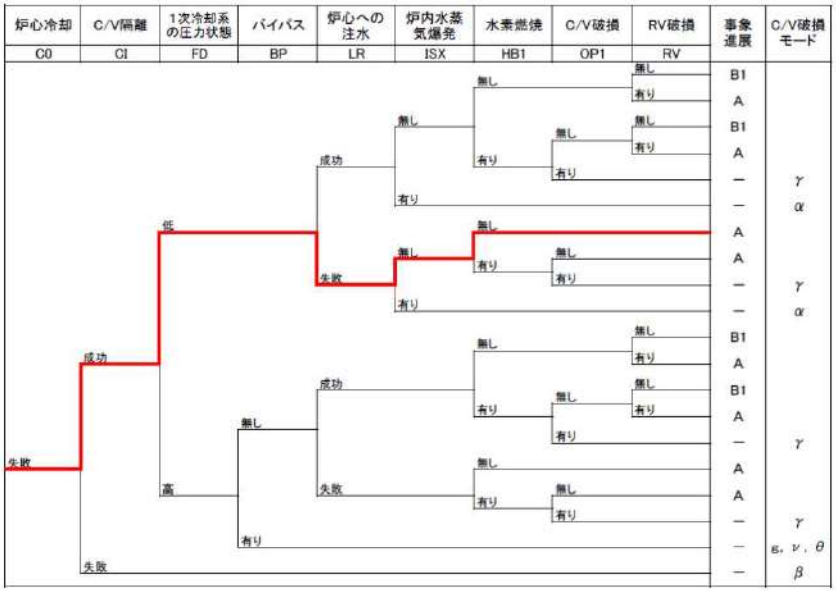
（注2） 格納容器破損モード:
α＝原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
β＝格納容器隔離失敗
γ，γ'，γ''＝水素燃焼又は水素爆轟による格納容器過圧破損
δ＝水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
ε＝デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
θ＝水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
η＝格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損
σ＝格納容器雰囲気直接加熱による破損
g＝蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
ν＝余熱除去系隔離弁 LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
μ＝デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
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

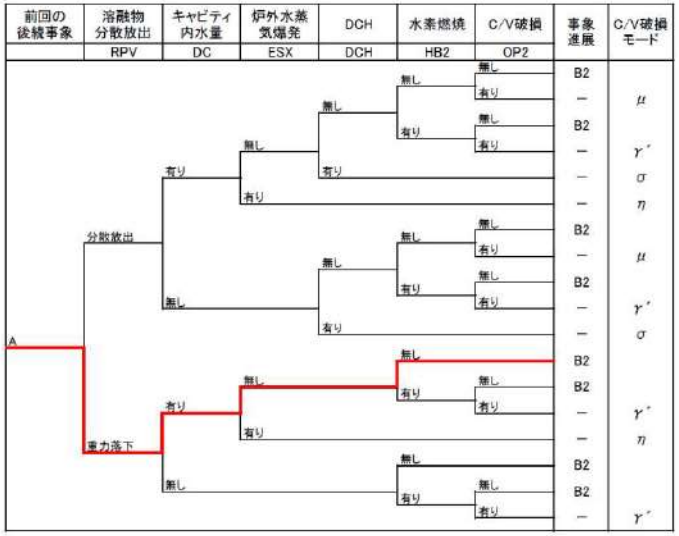
（注3） A ：原子炉容器破損有り
B1：原子炉容器破損無し
B2：原子炉容器破損有り

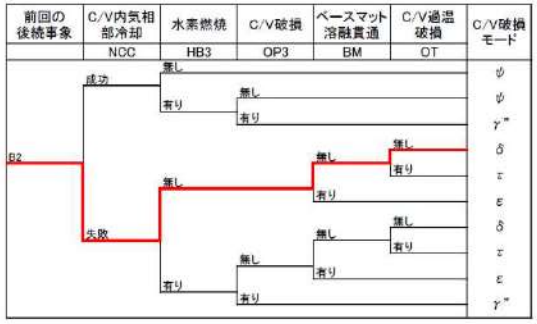
第 4.1.1.e-2 図　代表シーケンスにおける事故進展例（AED）



第 4.1.1.e-3 図　代表的な物理量の時間変化（AEW）





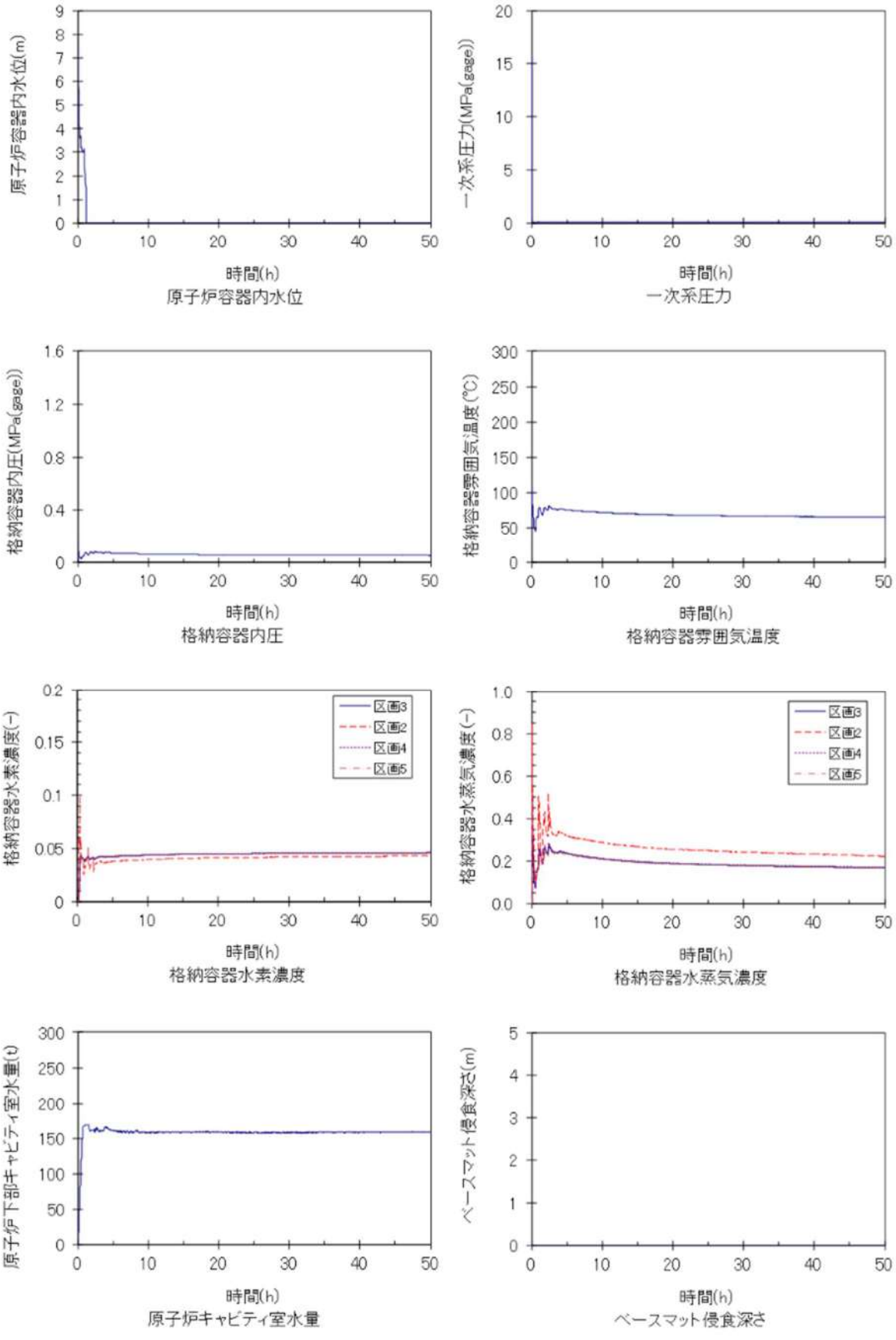


（注1） 事故進展の−は，その時点での格納容器破損を意味する。

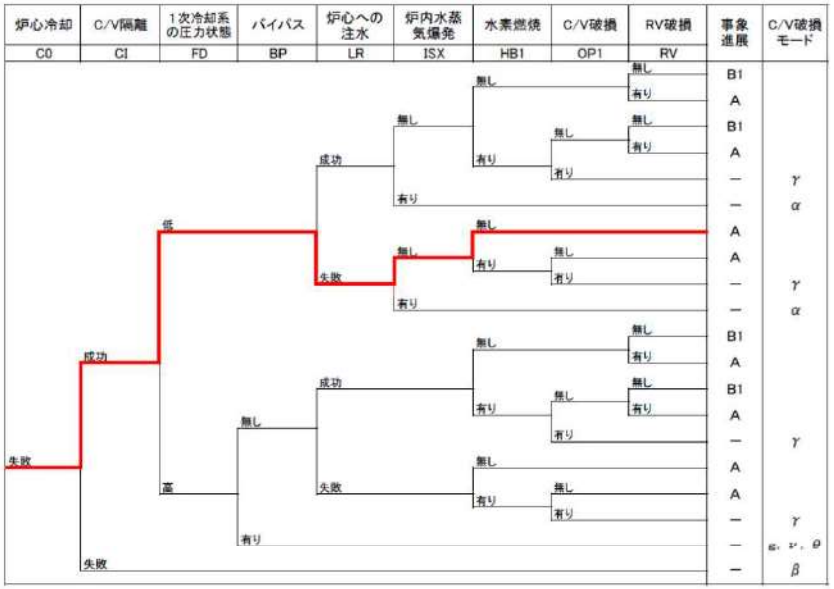
（注2） 格納容器破損モード:
α＝原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
β＝格納容器隔離失敗
γ，γ'，γ''＝水素燃焼又は水素爆轟による格納容器過圧破損
δ＝水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
ε＝デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
θ＝水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
η＝格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損
σ＝格納容器雰囲気直接加熱による破損
g＝蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
ν＝余熱除去系隔離弁 LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
μ＝デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
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

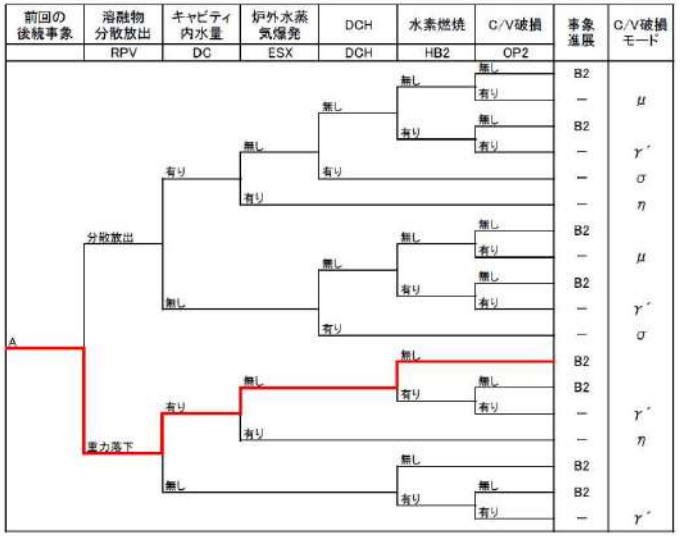
（注3） A ：原子炉容器破損有り
B1：原子炉容器破損無し
B2：原子炉容器破損有り

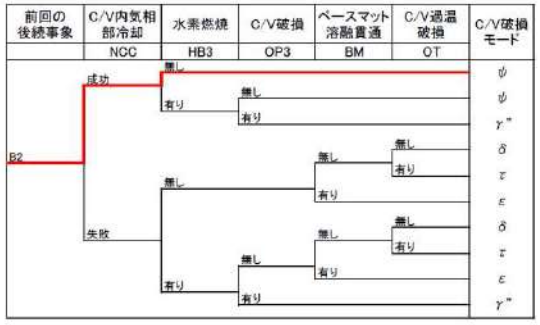
第 4.1.1.e-4 図　代表シーケンスにおける事故進展例（AEW）



第 4.1.1.e-5 図　代表的な物理量の時間変化（AEI）





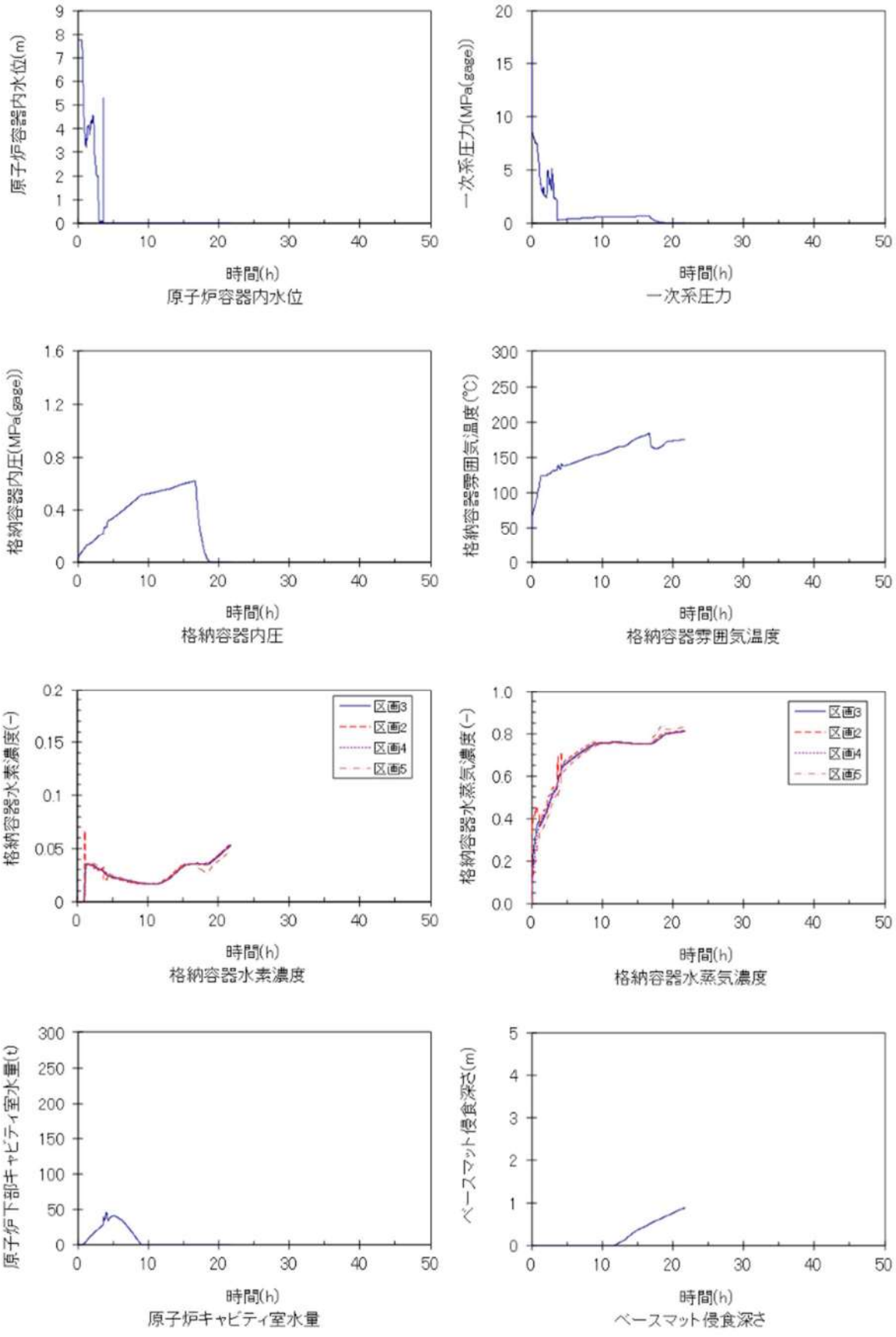


（注1） 事故進展の－は，その時点での格納容器破損を意味する。

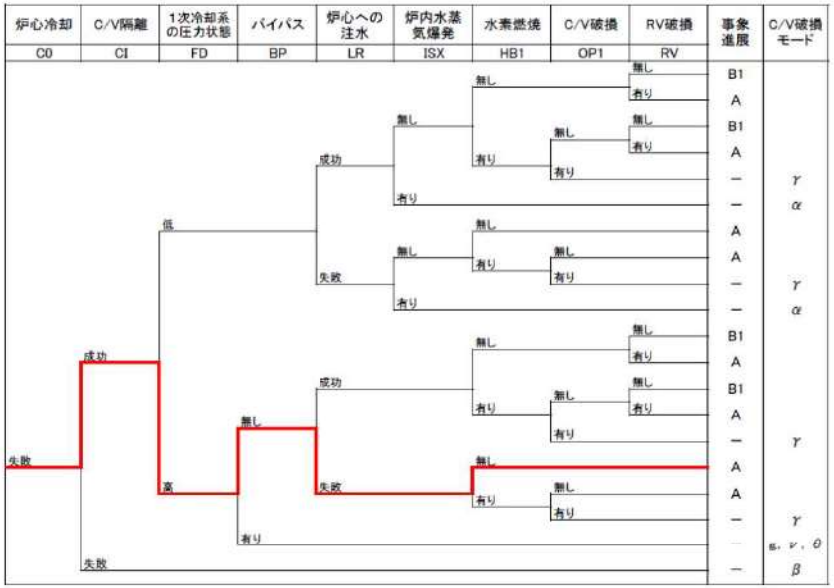
（注2） 格納容器破損モード:
α＝原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
β＝格納容器隔離失敗
γ，γ'，γ''＝水素燃焼又は水素爆轟による格納容器過圧破損
δ＝水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
ε＝デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
θ＝水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
η＝格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損
σ＝格納容器雰囲気直接加熱による破損
g＝蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
ν＝余熱除去系隔離弁 LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
μ＝デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
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

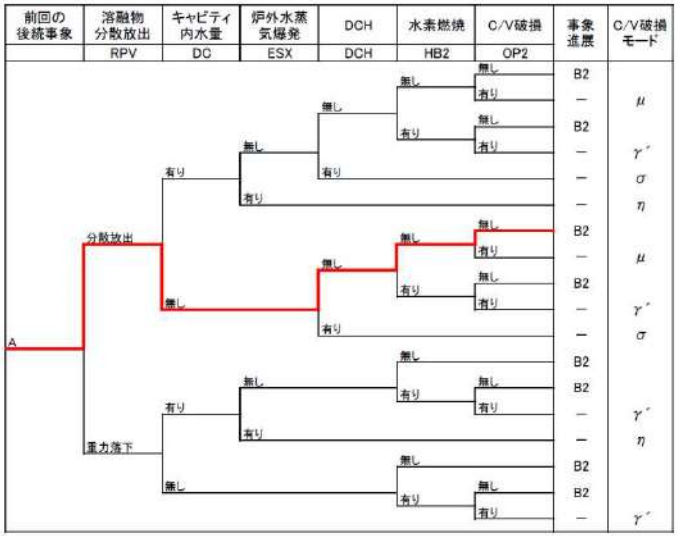
（注3） A ：原子炉容器破損有り
B1：原子炉容器破損無し
B2：原子炉容器破損有り

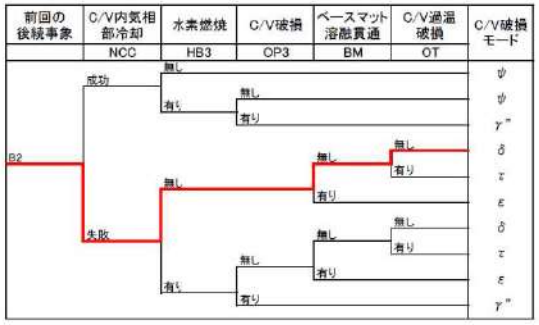
第 4.1.1.e-6 図　代表シーケンスにおける事故進展例（AEI）



第 4.1.1.e-7 図　代表的な物理量の時間変化（SED）





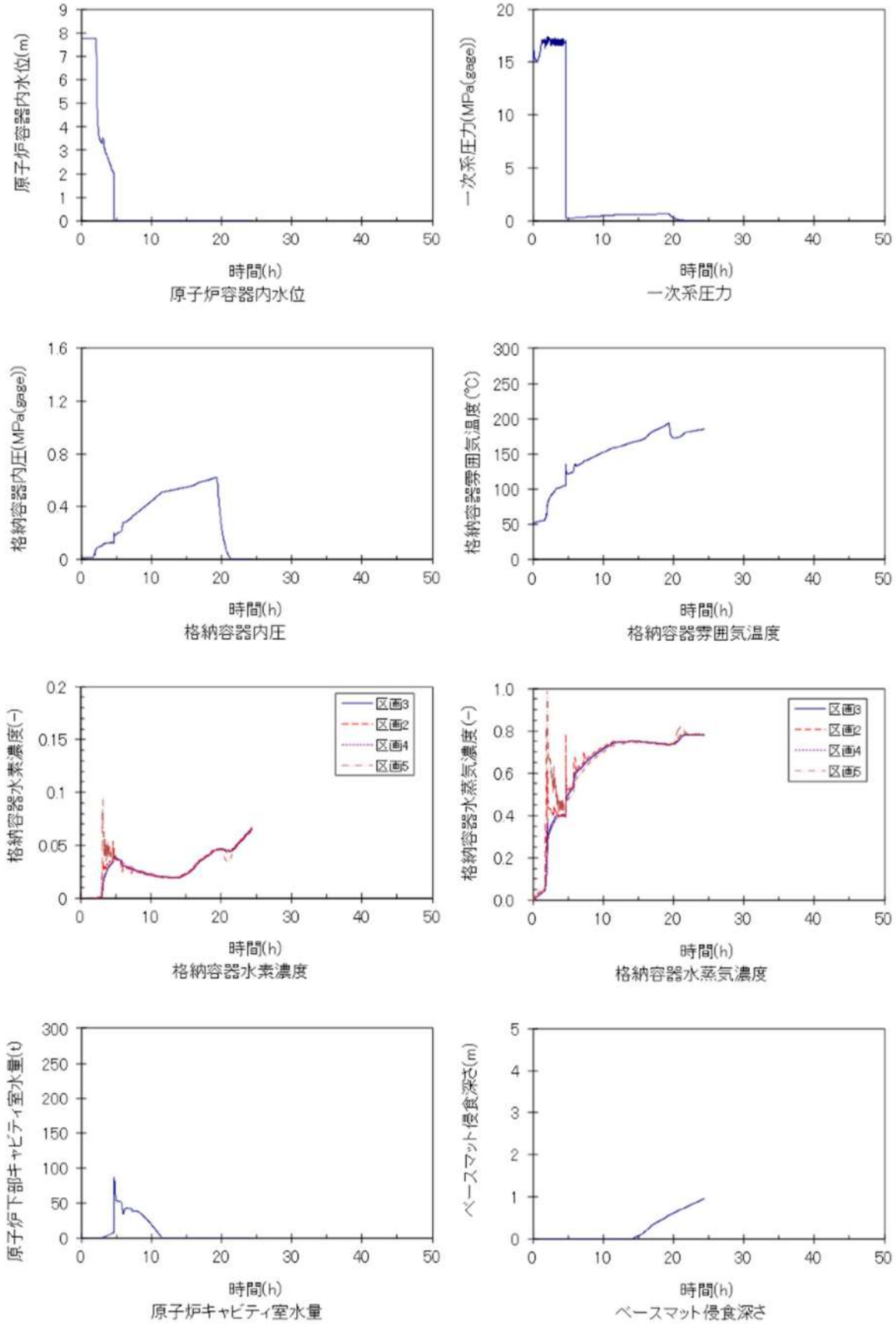


（注1） 事故進展の－は，その時点での格納容器破損を意味する。

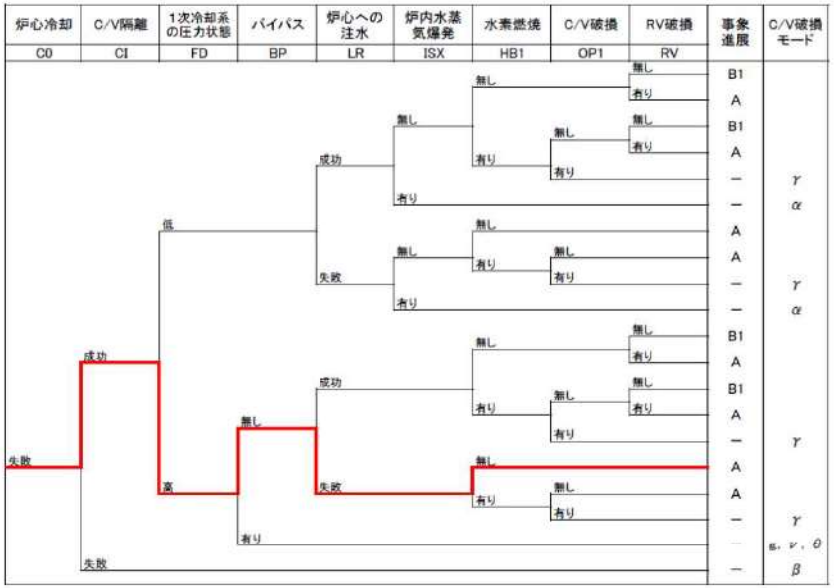
（注2） 格納容器破損モード:
α＝原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
β＝格納容器隔離失敗
γ，γ'，γ''＝水素燃焼又は水素爆轟による格納容器過圧破損
δ＝水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
ε＝デブリ-コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
θ＝水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
η＝格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損
σ＝格納容器雰囲気直接加熱による破損
g＝蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
ν＝余熱除去系隔離弁 LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
μ＝デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
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

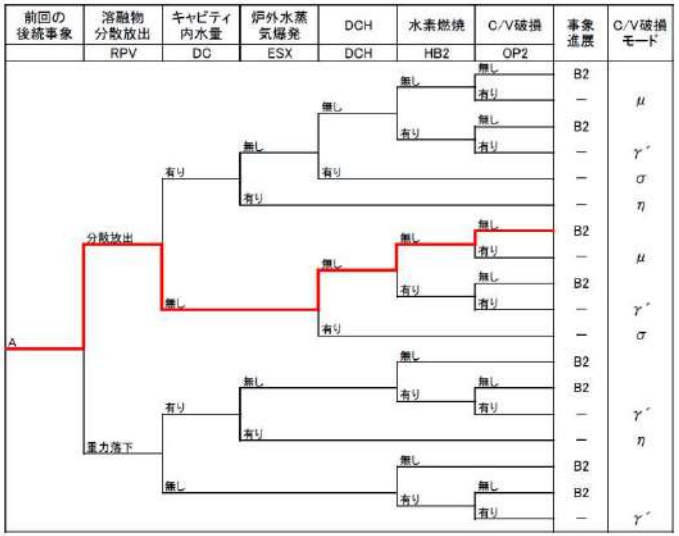
（注3） A ：原子炉容器破損有り
B1：原子炉容器破損無し
B2：原子炉容器破損有り

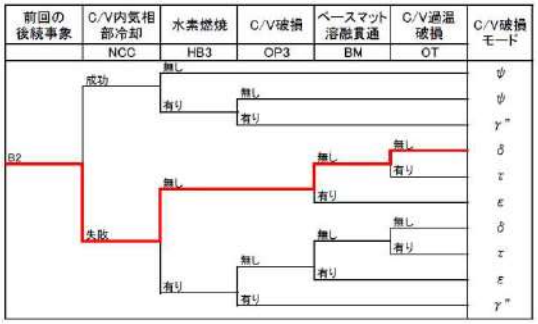
第 4.1.1.e-8 図　代表シーケンスにおける事故進展例（SED）



第 4.1.1.e-9 図　代表的な物理量の時間変化（TED）





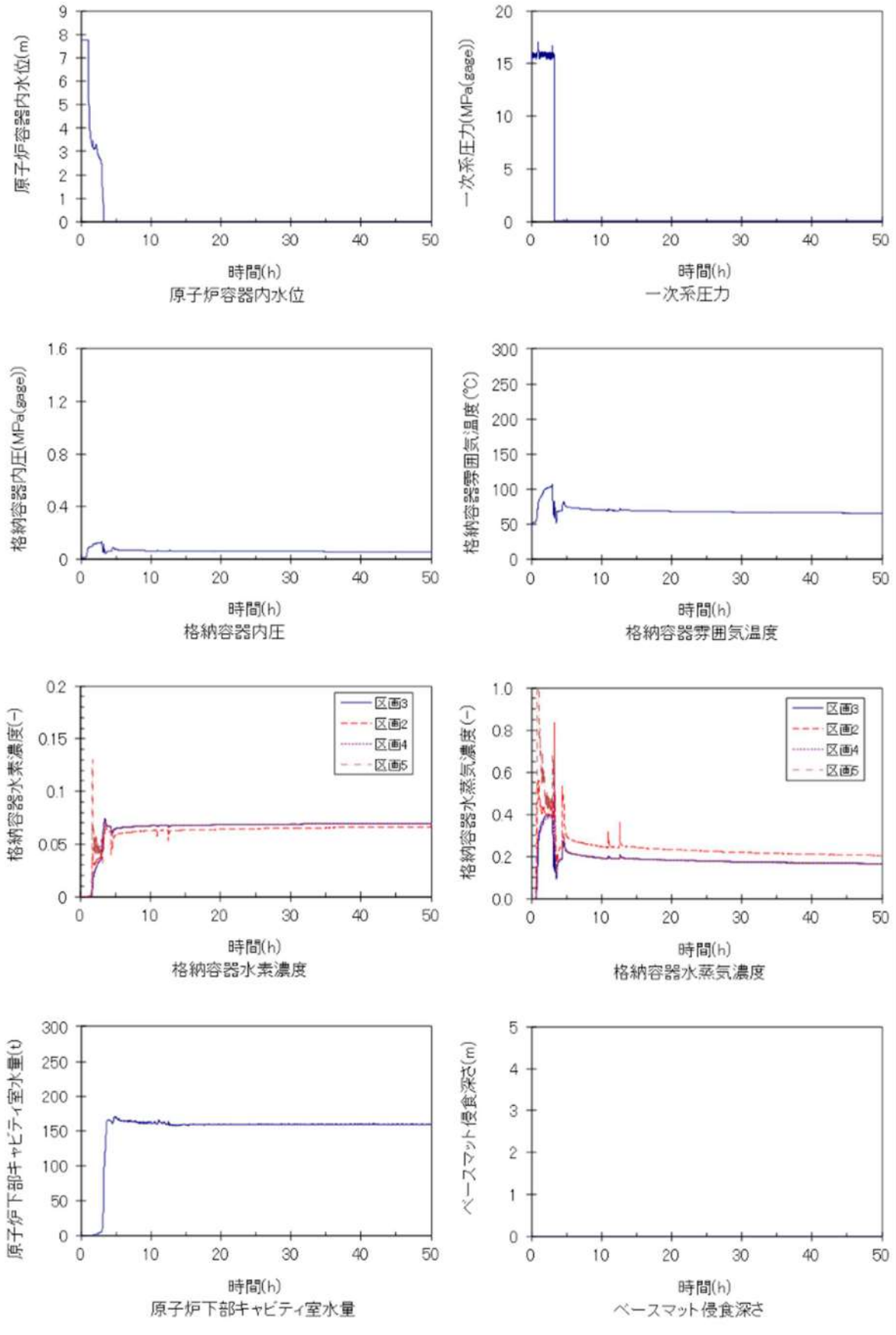


（注1） 事故進展の－は，その時点での格納容器破損を意味する。

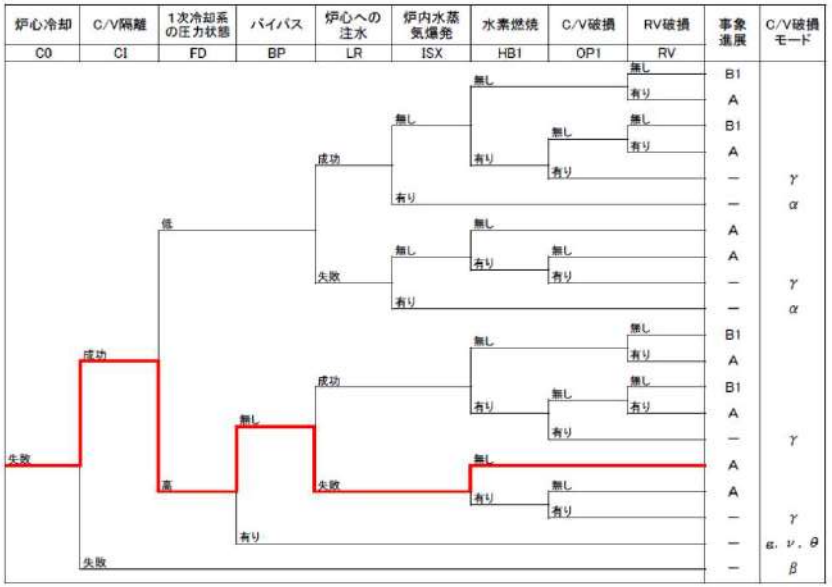
（注2） 格納容器破損モード:
α＝原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
β＝格納容器隔離失敗
γ，γ'，γ''＝水素燃焼又は水素爆轟による格納容器過圧破損
δ＝水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
ε＝デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
θ＝水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
η＝格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損
σ＝格納容器雰囲気直接加熱による破損
g＝蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
ν＝余熱除去系隔離弁 LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
μ＝デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
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

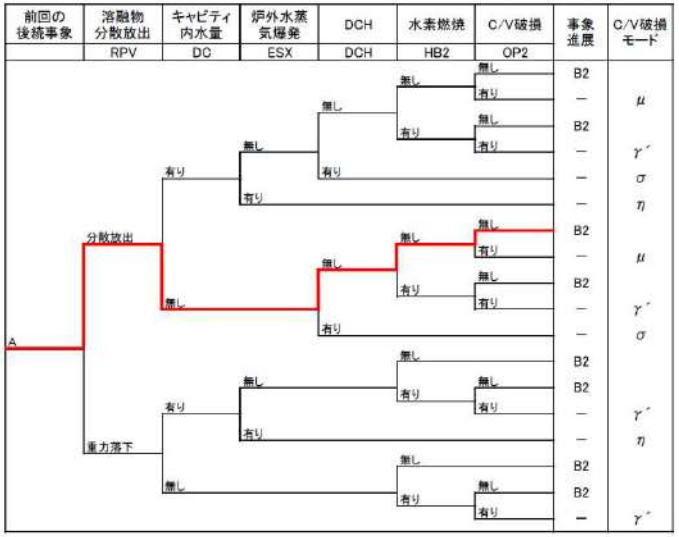
（注3） A ：原子炉容器破損有り
B1：原子炉容器破損無し
B2：原子炉容器破損有り

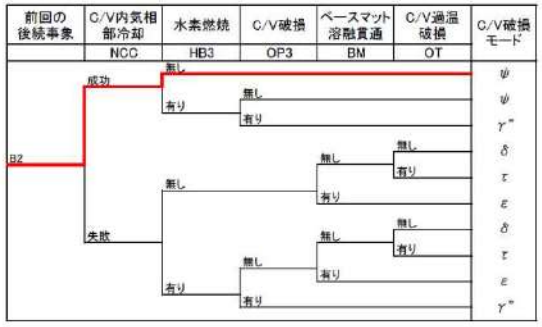
第 4.1.1.e-10 図　代表シーケンスにおける事故進展例（TED）



第 4.1.1.e-11 図　代表的な物理量の時間変化（TEI）





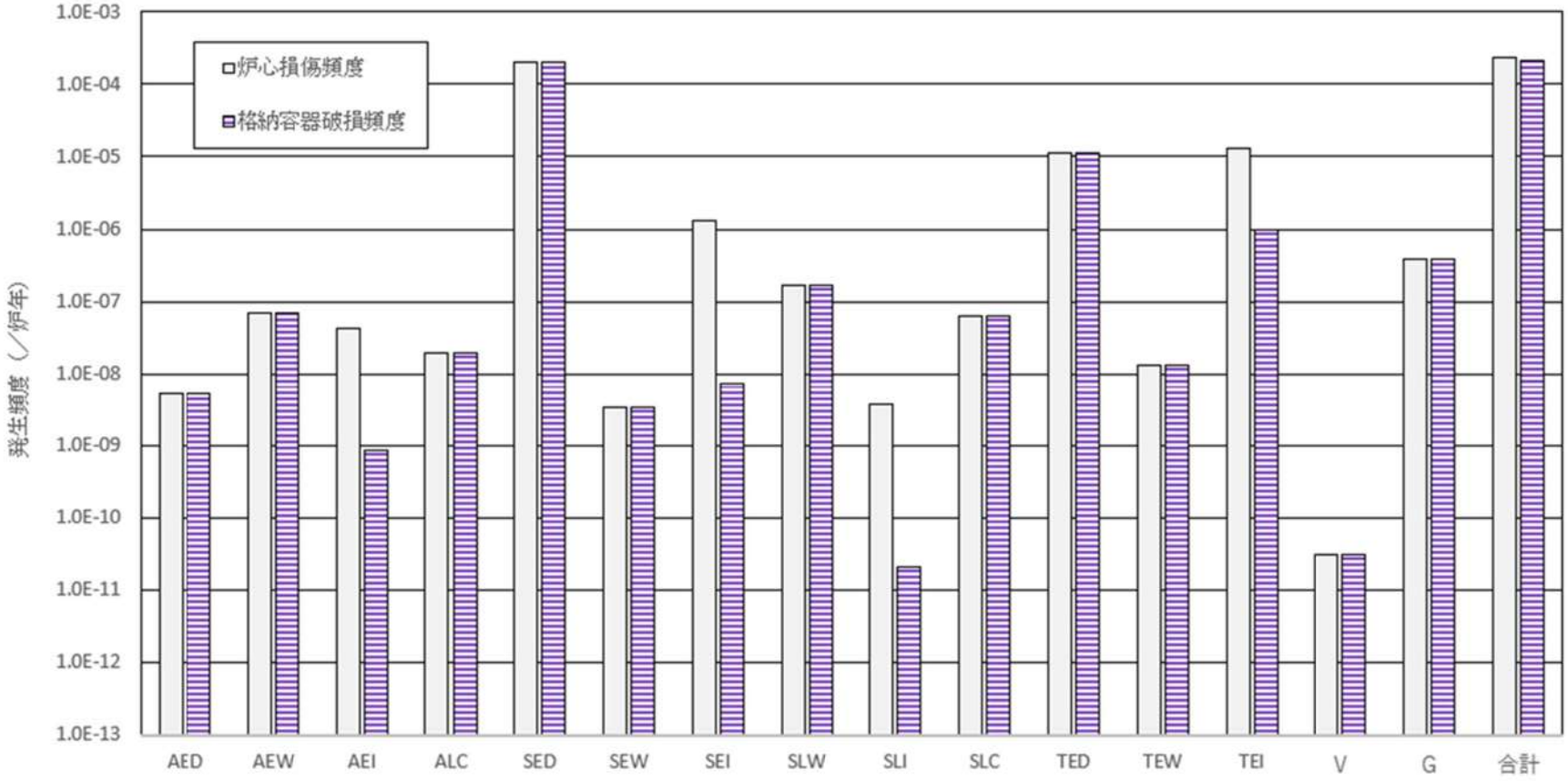


（注1） 事故進展の－は，その時点での格納容器破損を意味する。

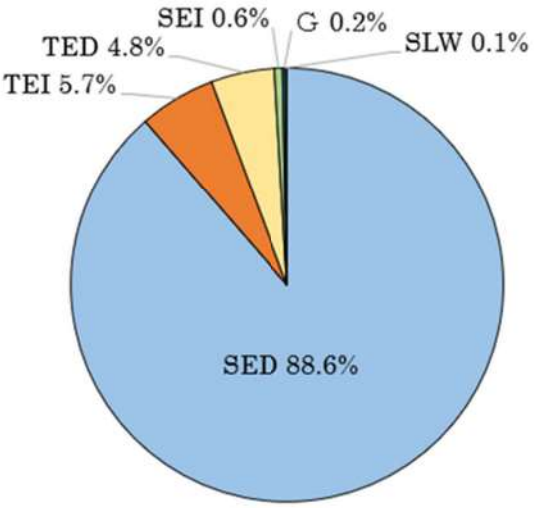
（注2） 格納容器破損モード：
α＝原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
β＝格納容器隔離失敗
γ，γ'，γ''＝水素燃焼又は水素爆轟による格納容器過圧破損
δ＝水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
ε＝デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
θ＝水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
η＝格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損
σ＝格納容器雰囲気直接加熱による破損
g＝蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
ν＝余熱除去系隔離弁 LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
μ＝デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
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

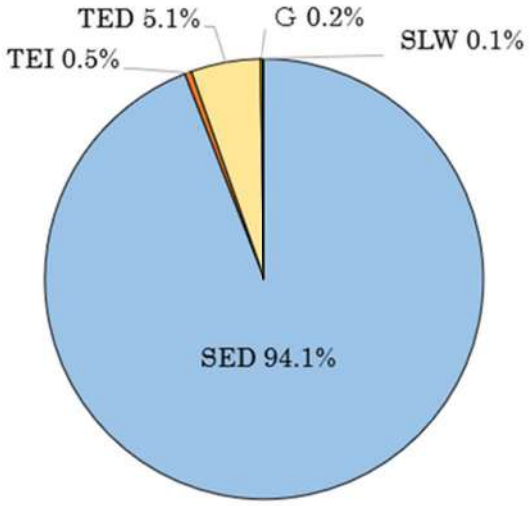
第 4.1.1.e-12 図　代表シーケンスにおける事故進展例（TEI）



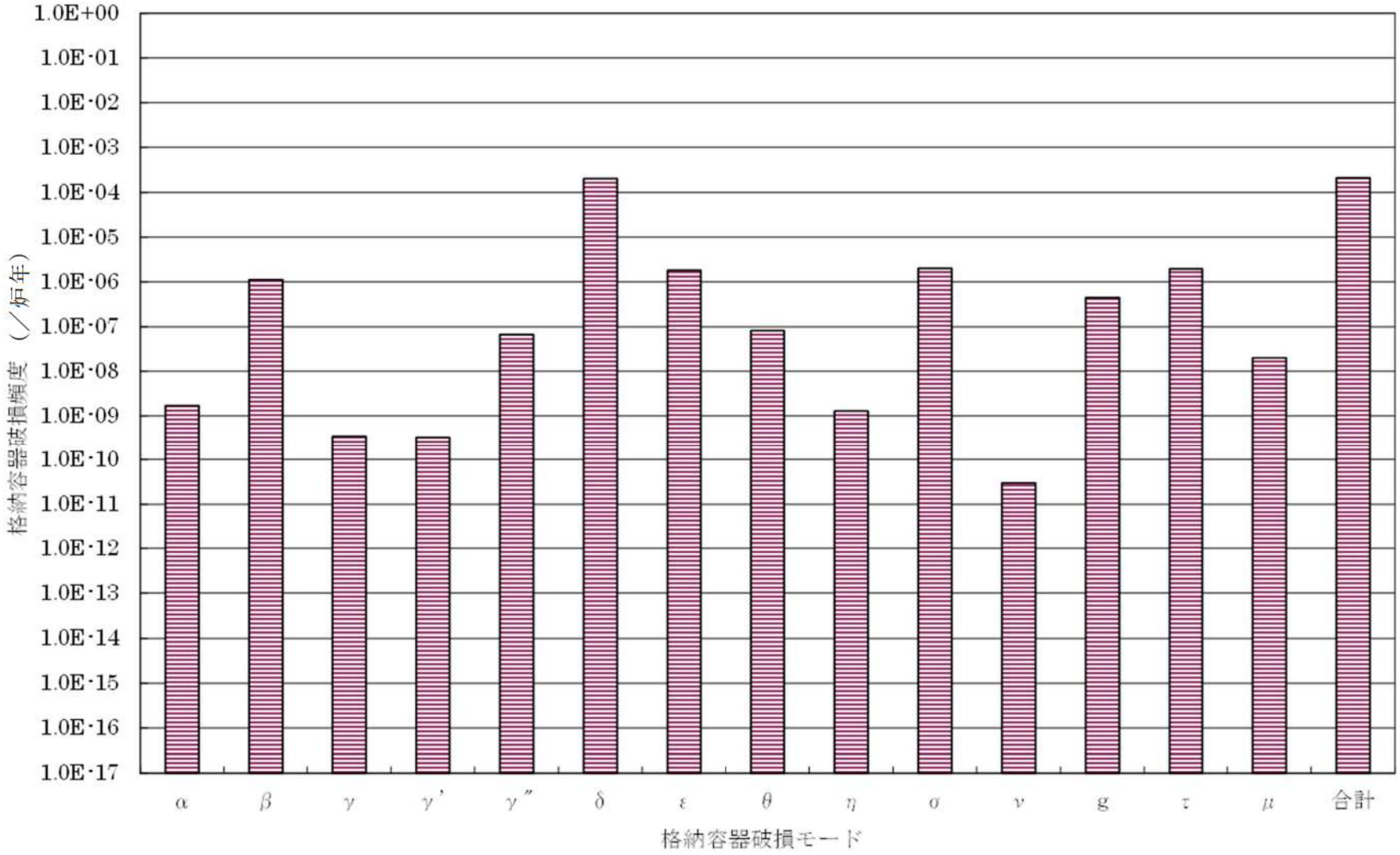
第 4.1.1.f-1 図　プラント損傷状態別の炉心損傷頻度及び格納容器破損頻度の比較



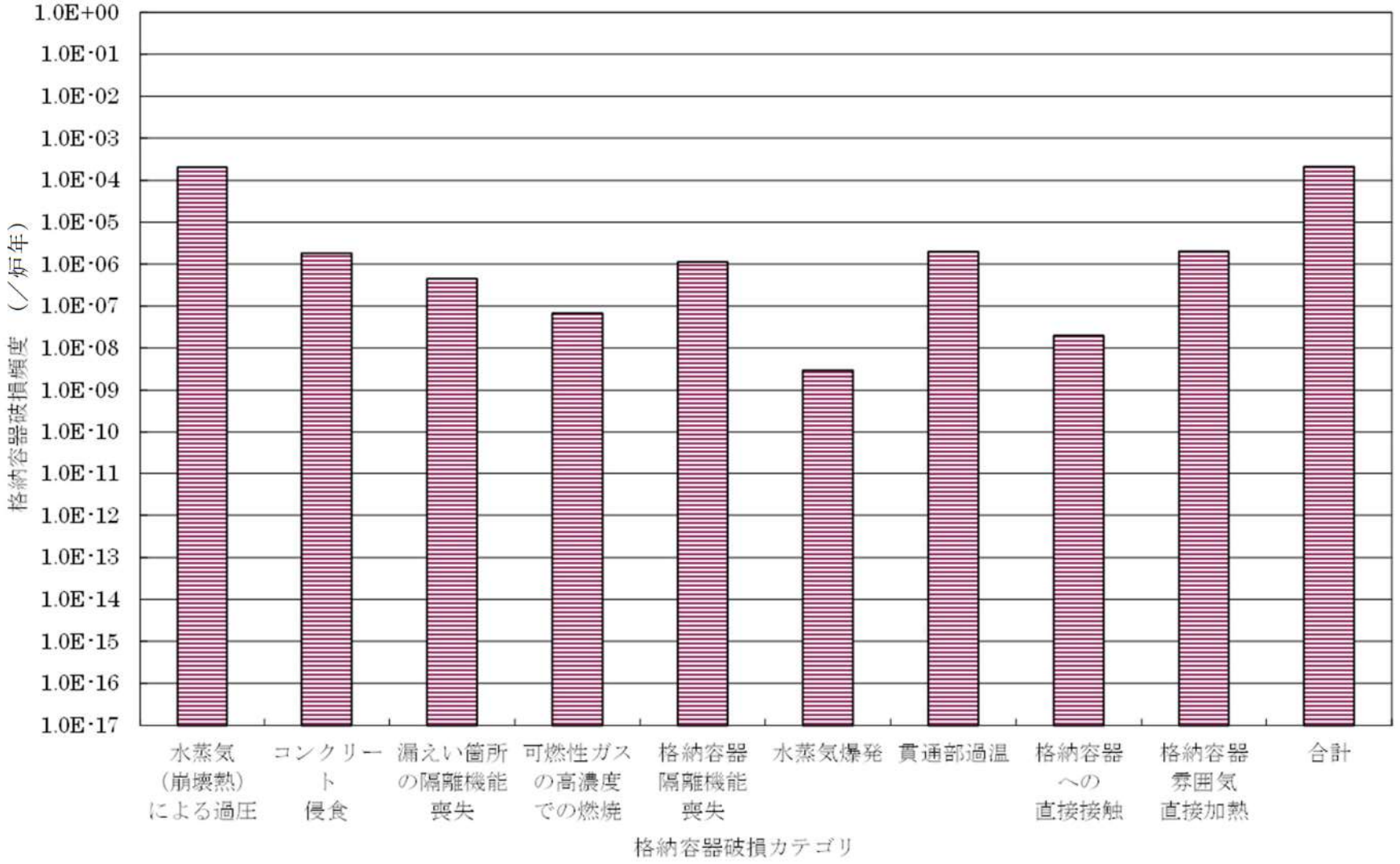
第 4.1.1.f-2 図　プラント損傷状態別炉心損傷頻度



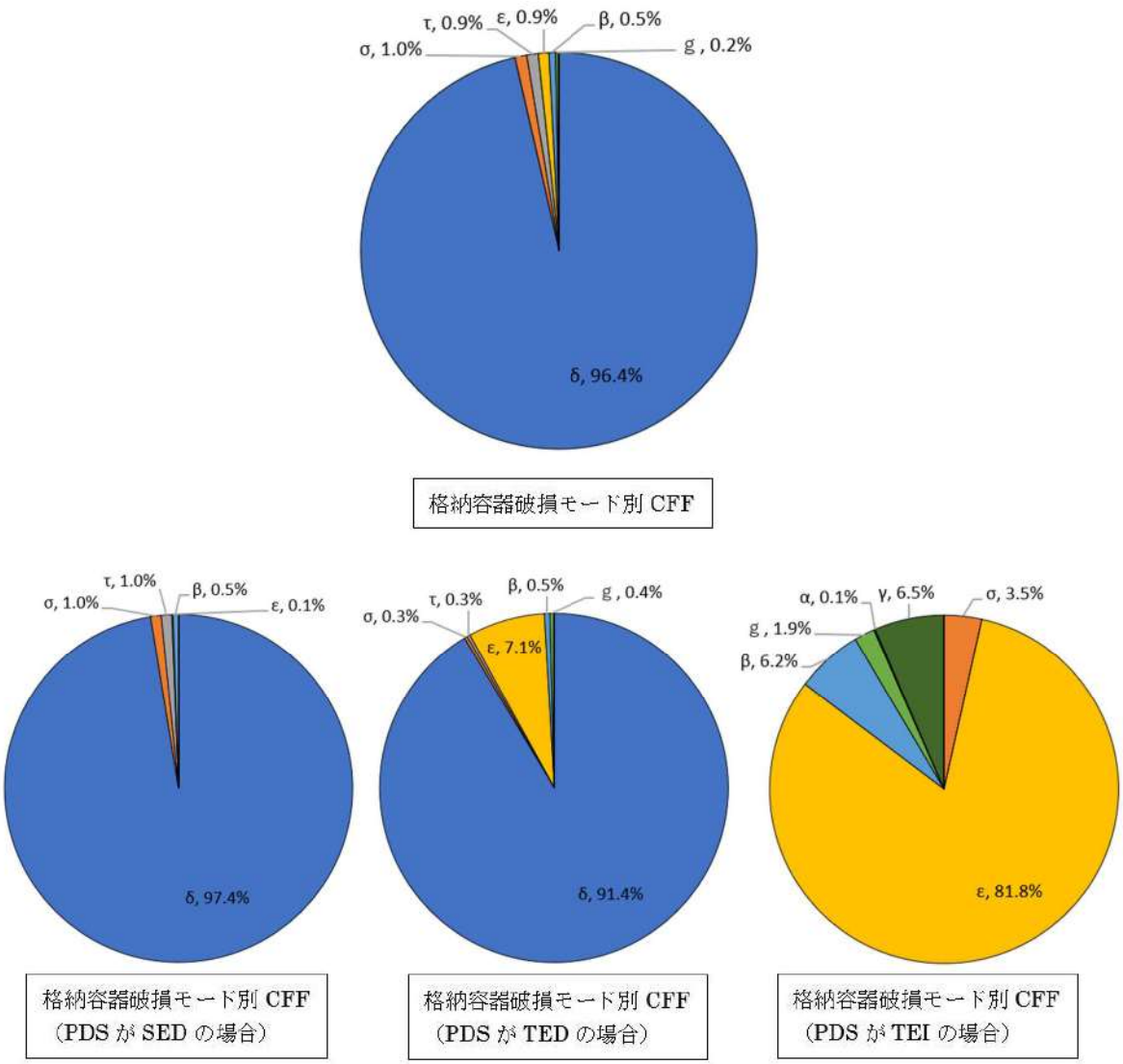
第 4.1.1.f-3 図　プラント損傷状態別格納容器破損頻度



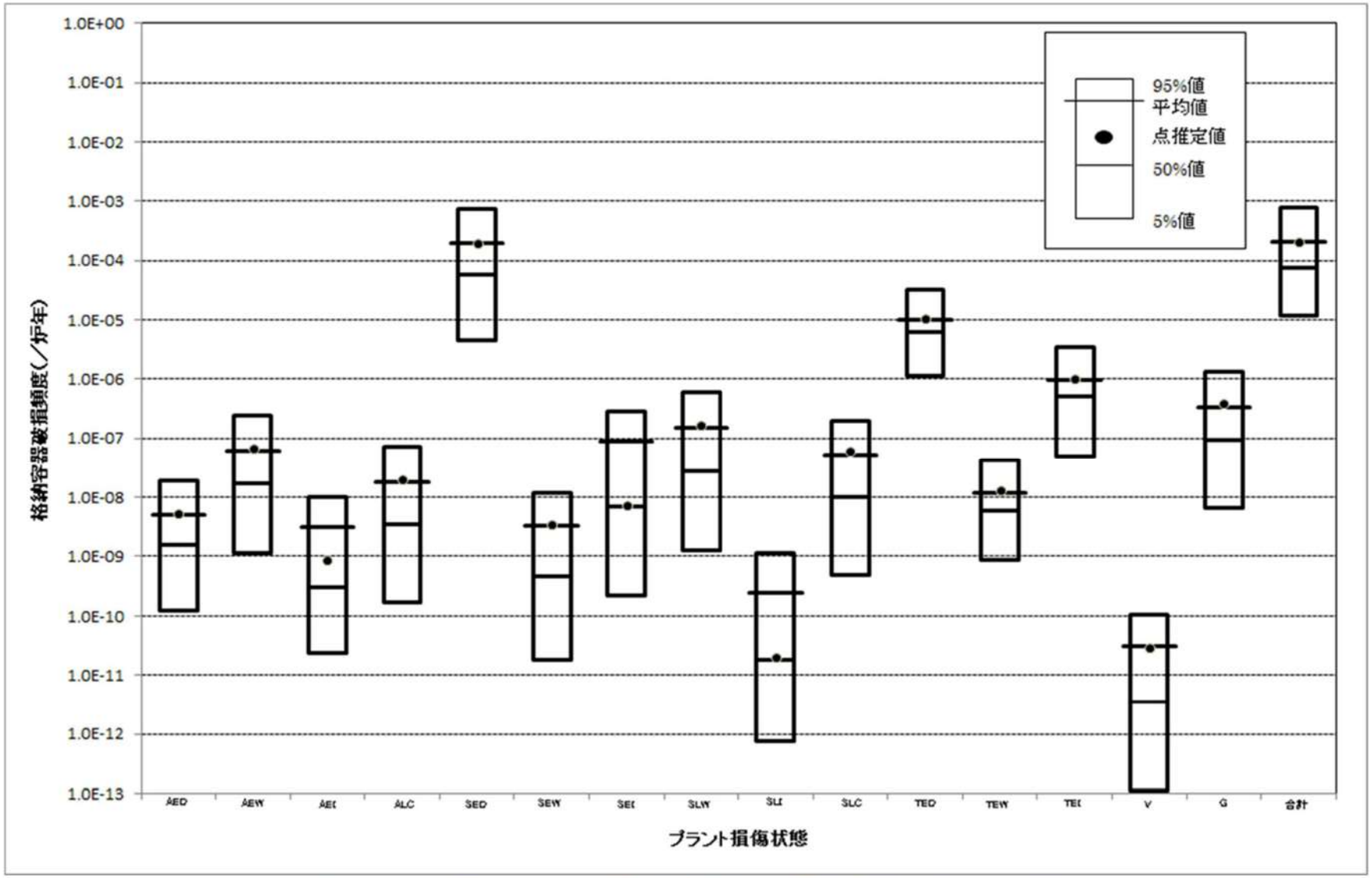
第 4.1.1.f-4 図　格納容器破損モード別格納容器破損頻度



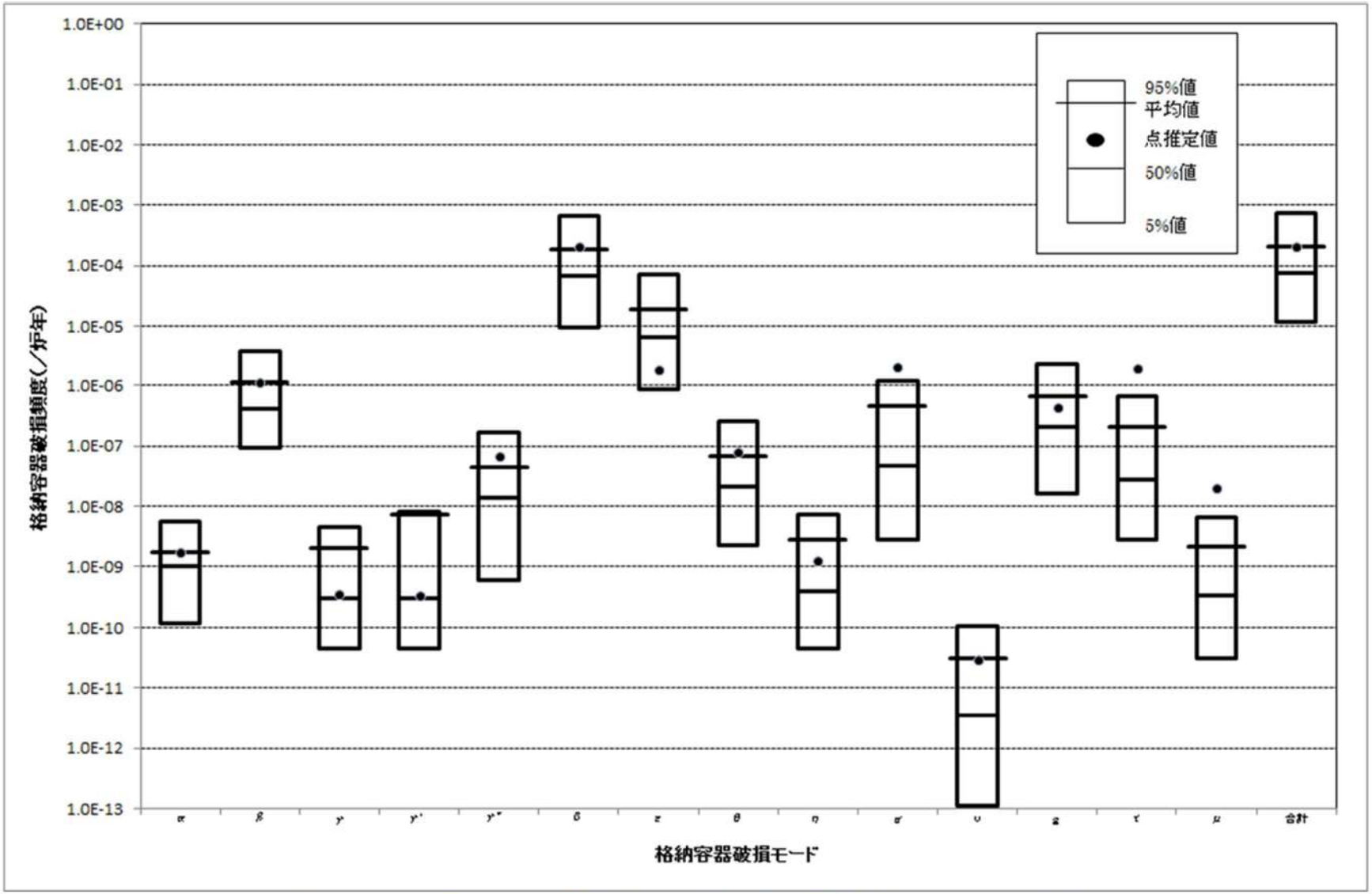
第 4.1.1.f-5 図　格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度



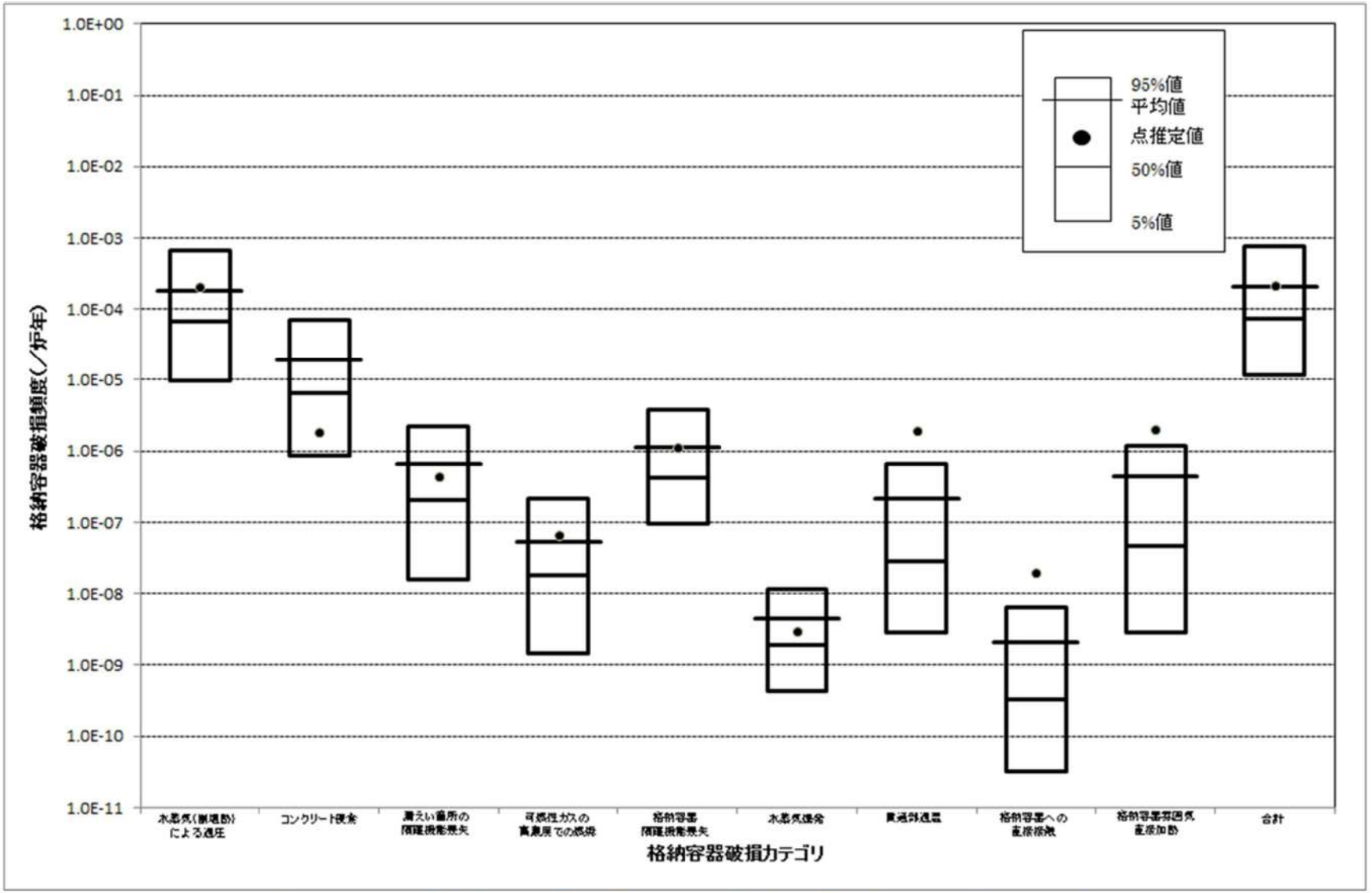
第 4.1.1.f-6 図　主要な PDS における格納容器破損モード別格納容器破損頻度割合



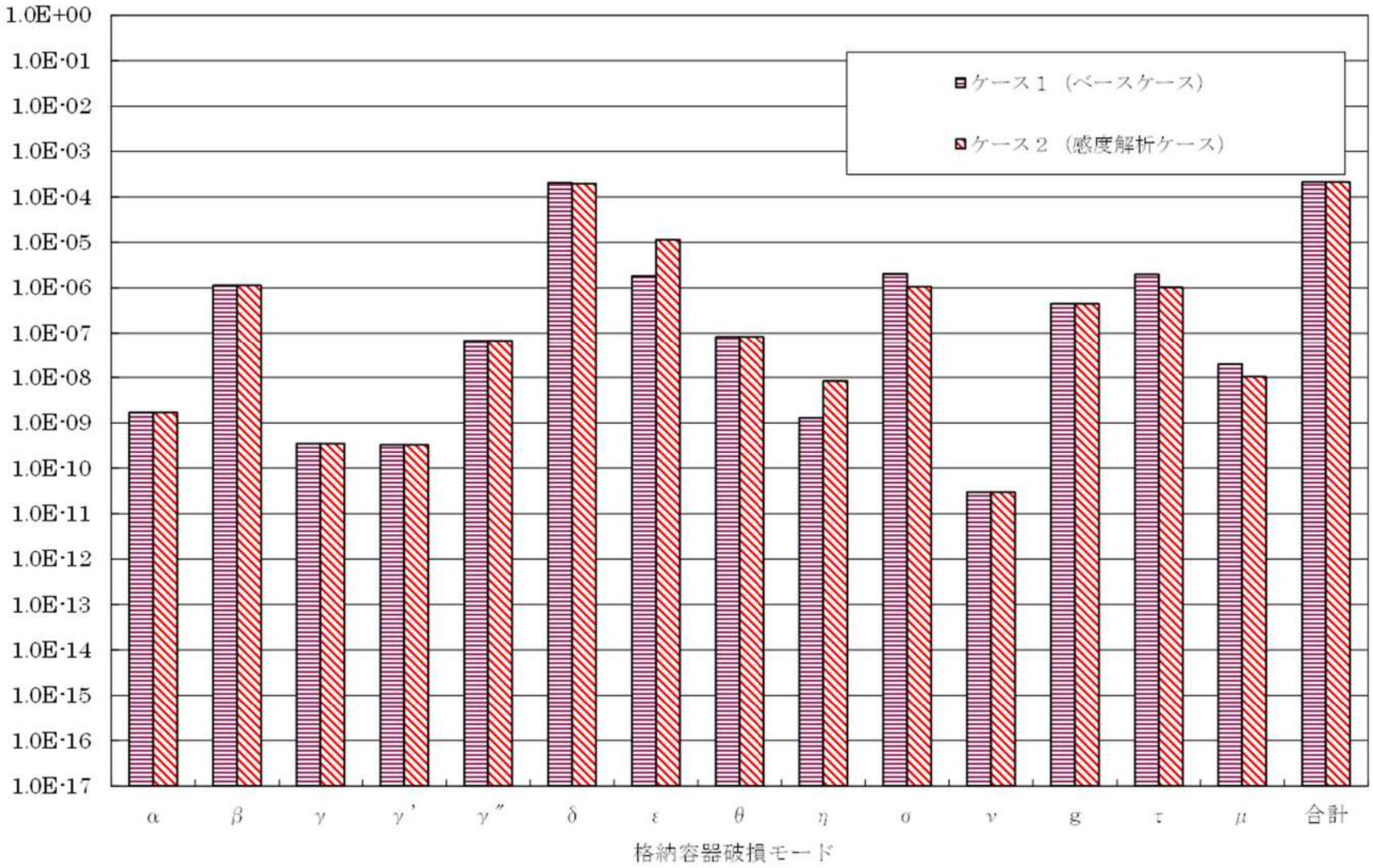
第 4.1.1.g-1 図　プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確実さ解析



第 4.1.1.g-2 図　格納容器破損モード別格納容器破損頻度不確実さ解析



第 4.1.1.g-3 図　格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確実さ解析

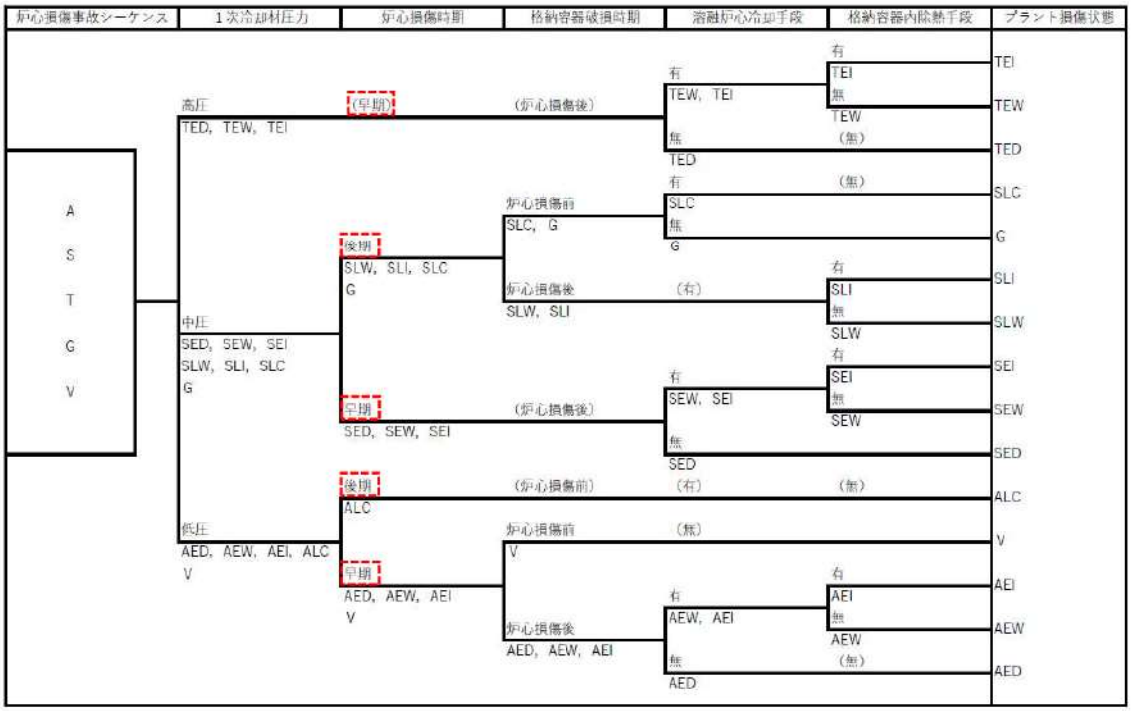


第 4.1.1.g-4 図　格納容器破損モード別格納容器破損頻度

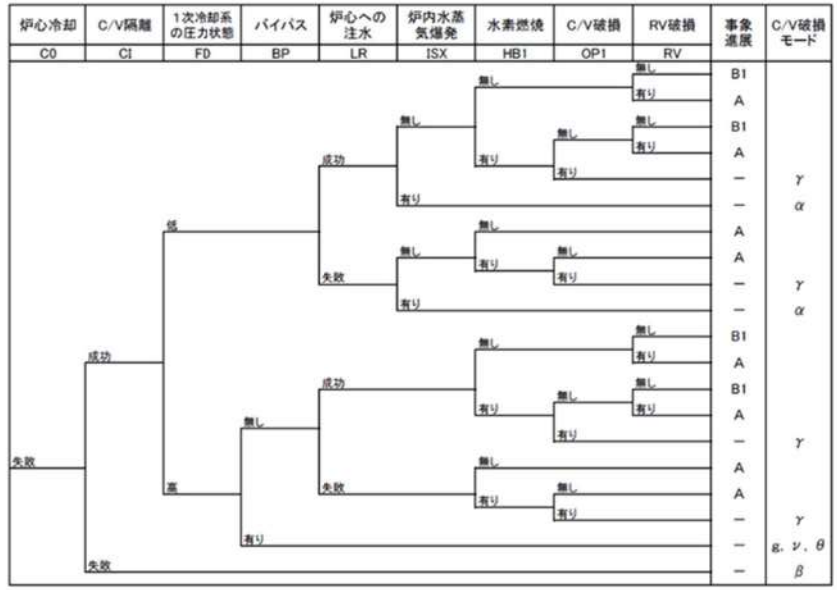
炉心損傷時期を分類する基準について

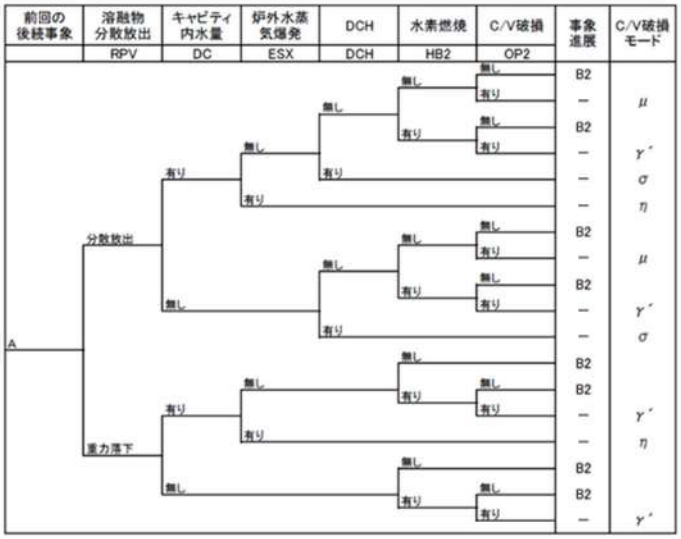
レベル 1.5PRA では，トランジェント（LOCA の発生がない過渡事象等）又は大中破断 LOCA 時に ECCS 注入若しくは ECCS 再循環に失敗している事象の炉心損傷時期を早期に分類し，大中破断 LOCA 時に ECCS 注入及び ECCS 再循環に成功している事象の炉心損傷時期を後期に分類している。小破断 LOCA については，補助給水による除熱に失敗している場合は，ECCS 注入に成功していても破断流のみでは１次冷却系の発熱を系外に除去することができないため，ECCS の成否にかかわらず炉心損傷時期を早期に分類し，補助給水による除熱に成功している場合は，ECCS 注入に成功していれば炉心冷却ができており，燃料取替用水ピットの枯渇までの時間が長いため，ECCS 再循環の成否にかかわらず炉心損傷時期を後期に分類している。

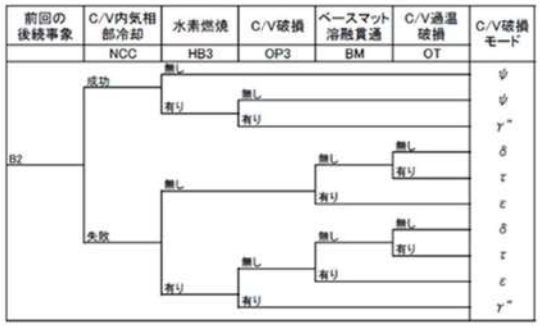
以上を踏まえて，下図に示すとおりプラント損傷状態を早期，後期に分類している。



泊発電所３号炉
内部事象運転時レベル1.5PRAイベントツリー







（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''＝水素燃焼又は水素爆発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又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
ν＝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

図　格納容器イベントツリー

原子炉格納容器隔離の分岐確率の妥当性と格納容器隔離失敗事象への対応

1. 格納容器隔離失敗確率の参考文献

米国の格納容器隔離機能の信頼性を検討した文献（NUREG/CR-4220[1]）では，隔離失敗による大規模漏えい事象の発生確率として５×10^{-3}を算出している。この値は，米国NRCのLER（Licensee Event Report）データベース（1965年～1983年）から大規模漏えいに至る事象を４件抽出，事象継続時間を１年として，運転炉年（740炉年）に対する割合として求められたものである。抽出された４件は，手順の問題や運転員の操作ミスの結果生じる格納容器の破損を含む事象であり，第１表の通りである。

なお，この４件以外にもエアロック開放に関する事象が75件抽出されているが，これらの事象の継続時間は数時間程度までである。事象継続時間を保守的に４時間と設定して，これらの事象による隔離失敗確率を算出すると５×10^{-5}程度となると報告されており，５×10^{-3}に比較して十分小さい値である。

第１表　大規模漏えいとして抽出された事象（NUREG/CR-4220）

Reactor	Year	Event
Oconee 1	1973	Isolation Valves Open
San Onofre 1	1977	Holes in Containment
Palisades	1979	By-pass Valves Open
Surry 1	1980	Holes in Containment

実プラントで想定される格納容器からの漏えい経路は2.に示す通りであり，NUREG/CR-4220で報告されている漏えい経路と同様と考え，格納容器隔離失敗の発生確率としてLERデータベースに基づく値を使用することとした。

2. 実プラントで想定される格納容器隔離失敗の経路

実プラント（泊３号炉）で想定される格納容器隔離失敗は，機械的破損及び人的過誤による隔離機能喪失であり，以下に示す通りである。

(1) 機械的破損による隔離機能喪失

a) 格納容器貫通部からの漏えい

原子炉格納容器の電気配線貫通部や配管貫通部が破損している場合には，格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

[1] U.S.NRC, Reliability Analysis of Containment Isolation Systems, NUREG/CR-4220

b) 格納容器アクセス部からの漏えい

機器搬入口，通常用エアロック，非常用エアロック等のアクセス部のシール部又は溶接部が破損している場合には，格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

c) 格納容器隔離弁からの漏えい

格納容器給気系等の隔離弁に異常な漏えいがある場合には，アニュラス部，補助建屋等に格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

d) 格納容器外バウンダリからの漏えい

格納容器再循環配管等の格納容器内雰囲気と連通している部分のバウンダリが破損する場合には，格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

(2) 人的過誤による隔離機能喪失

a) 漏えい試験配管からの漏えい

定期点検時の格納容器漏えい試験の後に，試験配管フランジの復旧忘れ等がある場合には，格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

b) 燃料移送管からの漏えい

燃料取替の後に，燃料移送管のフランジカバー，隔離弁の復旧忘れ等がある場合には，格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

3. 最近の米国の格納容器隔離失敗実績に関する参考文献

レベル 1.5PRA で適用した格納容器隔離失敗確率の文献（NUREG/CR-4220）では，1983 年までのデータを基にしている。ここでは，最近の実績調査例として，米国の漏えい率試験間隔延長に関するリスク影響評価の報告書[2]（EPRI 報告書と称す）の調査例を示す。

EPRI 報告書では，総合漏えい率試験（ILRT：Integrated Leak Rate Test）間隔を 15 年に延長することのリスク影響を評価しており，2007 年時点までの ILRT データを調査している。この報告書では大規模漏えいに至る漏えいとして，設計漏えい率の 35 倍を基準としているが，大規模漏えいに至る隔離機能喪失事象の実績は０件となっている。

なお，設計漏えい率の 10 倍より大きい漏えい事象として第 2 表に示す３件が抽出されている。

[2] EPRI, Risk Impact Assessment of Extended Integrated Leak Rate Testing Intervals, Revision 2-A of 1009325, Final Report, October 2008

第2表　EPRI報告書で抽出された比較的大きな漏えい事象[2]

Date	Plant	Cause
Aug-84	不明	記載なし
Jun-85	不明	記載なし
Dec-90	Dresden 2 BWR mark Ⅰ	ILRT中に発見された 真空破壊装置の漏えい

EPRI報告書では，大規模漏えいに至る事象実績をILRT試験数で除することで隔離機能喪失の確率を概算している。すなわち，大規模漏えいに至る事象実績0件（計算上0.5件としている）をILRT試験数217件で除すると隔離機能喪失の確率は0.0023（0.5／217＝0.0023）となる。この値は，NUREG/CR-4220で評価された格納容器隔離失敗確率の5×10^{-3}よりも小さい値となっており，EPRI報告書の結果を考慮してもNUREG/CR-4220の評価結果を適用することは妥当であると考えられる。

4. 格納容器隔離失敗事象への対応

格納容器隔離失敗事象には，炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗している場合と，1次冷却系につながる余熱除去系の格納容器隔離弁故障により余熱除去系配管が原子炉格納容器外で破断した後に炉心損傷に至る場合が含まれている。

PRAでは，炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗している場合を考慮している。PRA上，具体的な隔離失敗（漏えい）箇所を設定しているものでは無いが，万一，炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗していた場合には，中央制御室からの隔離失敗（漏えい）箇所の隔離を試みることとなる。

このため，本事象への対応としては，炉心損傷頻度の低減を図ると共に，万一の重大事故発生時に原子炉格納容器の隔離に失敗していることの無いよう，原子炉格納容器の漏えいに対する検知性を向上させることが有効であり，これらについては重大事故等対処設備や日常の原子炉格納容器の圧力監視等で対応している。

格納容器直接接触の分岐確率の設定について

格納容器直接接触についてはヘディング格納容器破損（OP2）の分岐確率の１つとして，米国PWRドライ型プラントでの溶融炉心分散量が少なくC/Vへの負荷が小さいという評価を踏まえて，格納容器直接接触により格納容器破損に至る可能性は極めて小さいと想定し[ ]という確率を採用している。

米国の各プラントの格納容器直接接触に関する文献を調査した結果からは，Zion，Surryといったドライ型プラントについては直接接触の可能性は極めて低いとされている一方，アイスコンデンサ型プラントであるSequoyahでの直接接触のCCFPとして0.240と比較的大きい分岐確率が設定されている。

具体的にはZion，Surryの両プラントを対象に評価結果を記載したNUREG/CR-6075，NUREG/CR-6109では，DCH評価に関する記載はあるものの，直接接触の影響は言及されていない。一方，Sequoyahを対象に評価結果をまとめたNUREG/CR-6427では，ドライ型プラントでは考慮不要とした直接接触の発生可能性が記載されており，アイスコンデンサ型プラントにおいては，溶融炉心分散放出先の区画がC/Vライナー部に近接しており，直接接触する可能性が比較的高いものと想定されている。

泊３号炉とZion，Surry，Sequoyahの各プラントの格納容器内の溶融炉心分散経路を比較した場合，泊３号炉はSurryに最も近い構造となっており，分散経路の観点からも格納容器ライナー部に溶融炉心が接触する可能性は極めて小さいものと判断できる。

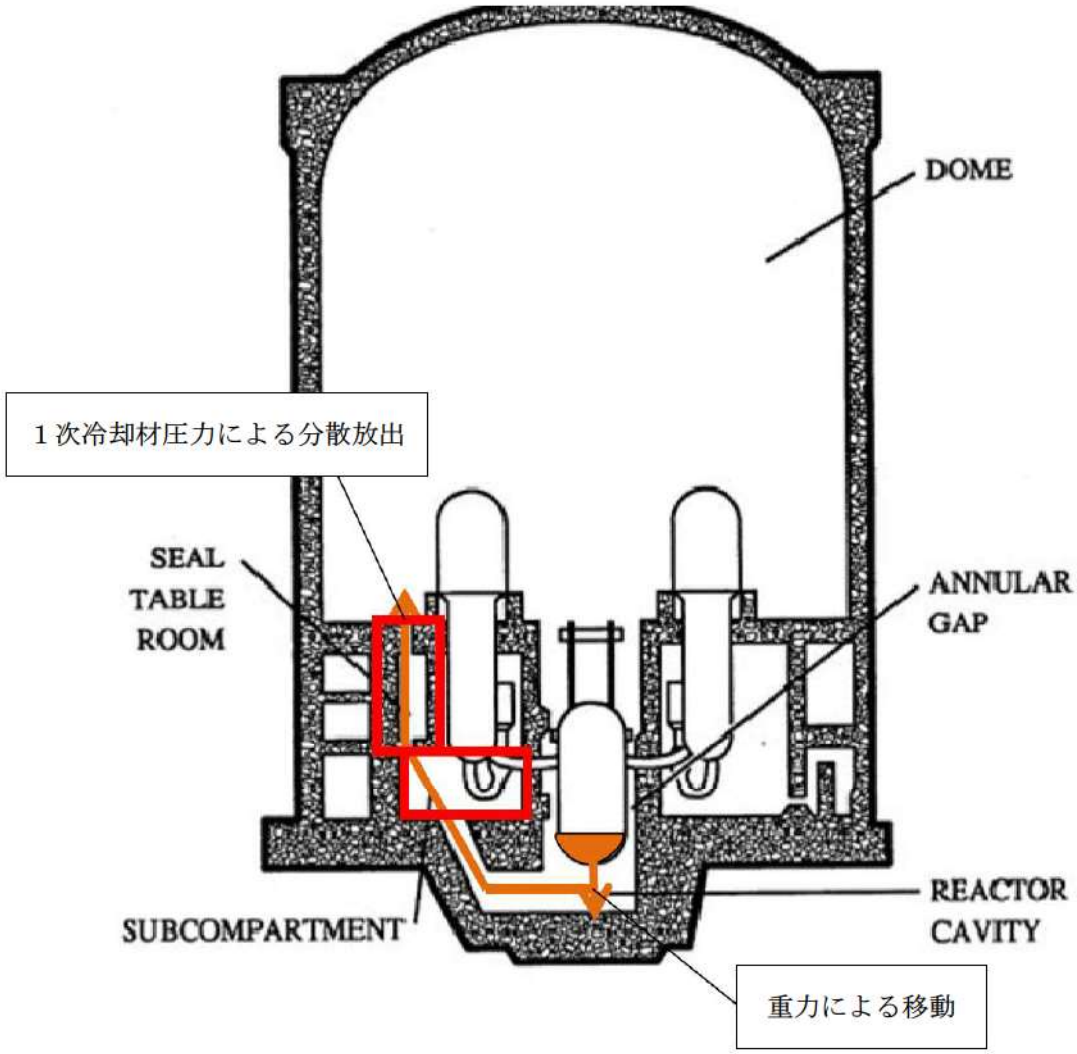
*溶融炉心放出先の区画において，溶融炉心放出口からC/V内壁までの距離が，泊３号炉で約10m，Zionで約７m，Surryで約９m，Sequoyahで約３mとなっており，泊３号炉はSurryに最も近い構造となっている。

[ ] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表　各プラントの格納容器直接接触に関する文献及びその概要

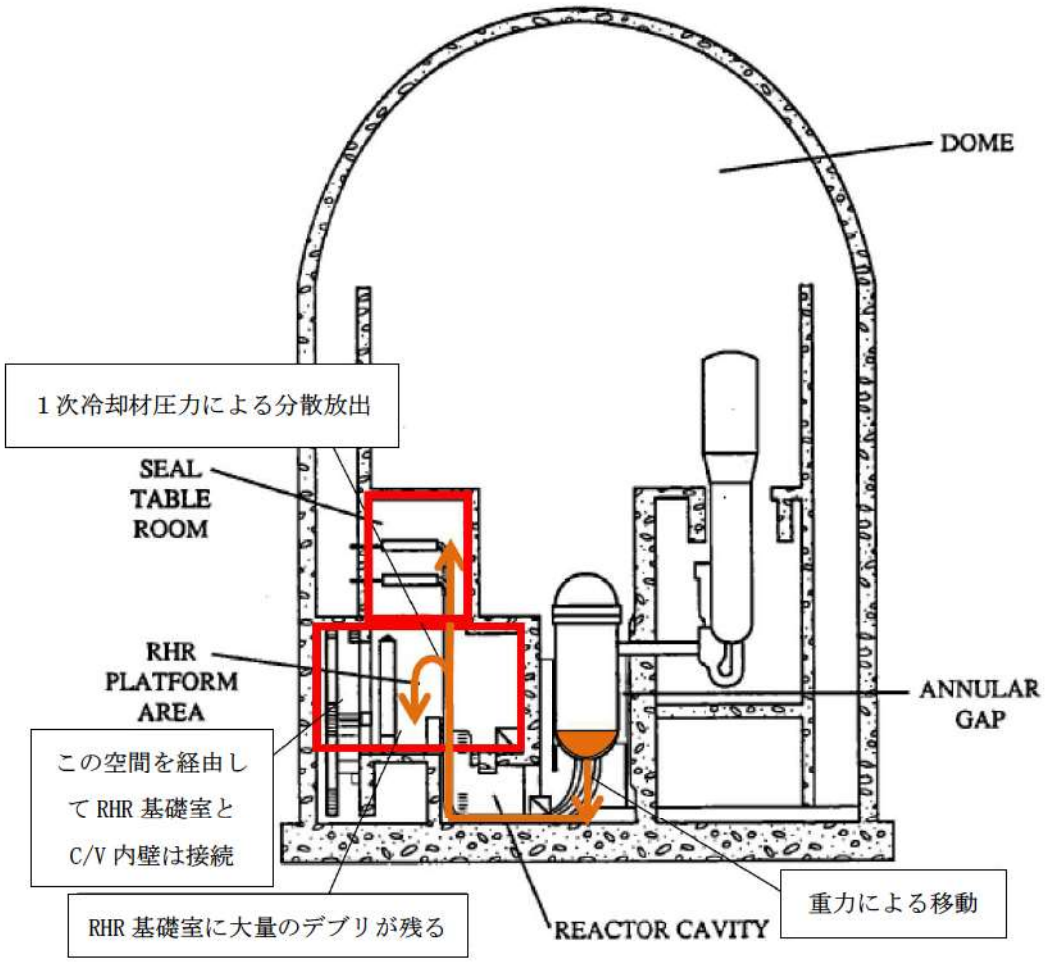
プラント	文献	概要	溶融炉心放出経路	直接接触のCCFP
Zion	NUREG/CR-6075	・格納容器直接接触に係る記載なし。 （ROAAM（Risk Oriented Accident Analysis Methodology）手法を用いて，Zionプラント（大型ドライ型C/VPWR）でのDCH評価を実施している。評価の結果，DCHによるC/Vへの負荷はC/V耐力を下回り，全シナリオのCCFPは10^{-3}以下となった。）	経路は第1図に示す。 RV下部キャビティへ落下し，RV下からICISトンネルを通過し，キャビティ出口上部に位置するシールテーブル室に入り，さらに上部にあるドーム部へ分散される。	— （NUREG/CR-6427に，これらドライ型プラントでは大量の溶融炉心がC/Vライナーに蓄積するような溶融炉心放出経路はないと記載あり）
Surry	NUREG/CR-6109	・格納容器直接接触に係る記載なし。 （NUREG/CR-6075と同一手法，シナリオにて，Surryプラント（負圧維持型C/V）を対象としたDCHを評価している。評価の結果，DCHによるC/Vへの負荷はC/V耐力を下回った。）	経路は第2図に示す。 RV下部キャビティへ落下し，RV下からICISトンネルを通過し，RHR基礎室に入り，大量の溶融炉心が残る。一部の溶融炉心はRHR基礎室上部のシールテーブル室を通過し，外側部分を経由し，さらに上部にあるドーム部へ分散される。	
Sequoyah	NUREG/CR-6427	・DCH現象に係る評価結果の一部に格納容器直接接触に係る記載有 （Westinghouse社製アイスコンデンサ型プラント（代表：Sequoyahプラント）では，大型ドライ型C/V又は負圧維持型C/VプラントとDCH現象が異なるため，NUREG-1150のETを簡素化した確率論的フレームワークよりアプローチする手法を使用している。）	経路は第3図に示す。RV下部キャビティへ落下し，RV下からICISトンネルを通過し，キャビティ出口上部にあるシールテーブルを経由し，シールテーブルの設置されている区画へ分散される。	0.240 （１次系高圧及び原子炉下部キャビティに水なしの場合，NUREG-1150）
泊３号炉	原子炉設置許可申請書	—	経路は第4図に示す。 RV下部キャビティへ落下し，RV下からICISトンネルを通過し，キャビティ出口上部にあるシールテーブルを経由し，上部にあるドーム部へ分散される。	[redacted]

[redacted] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



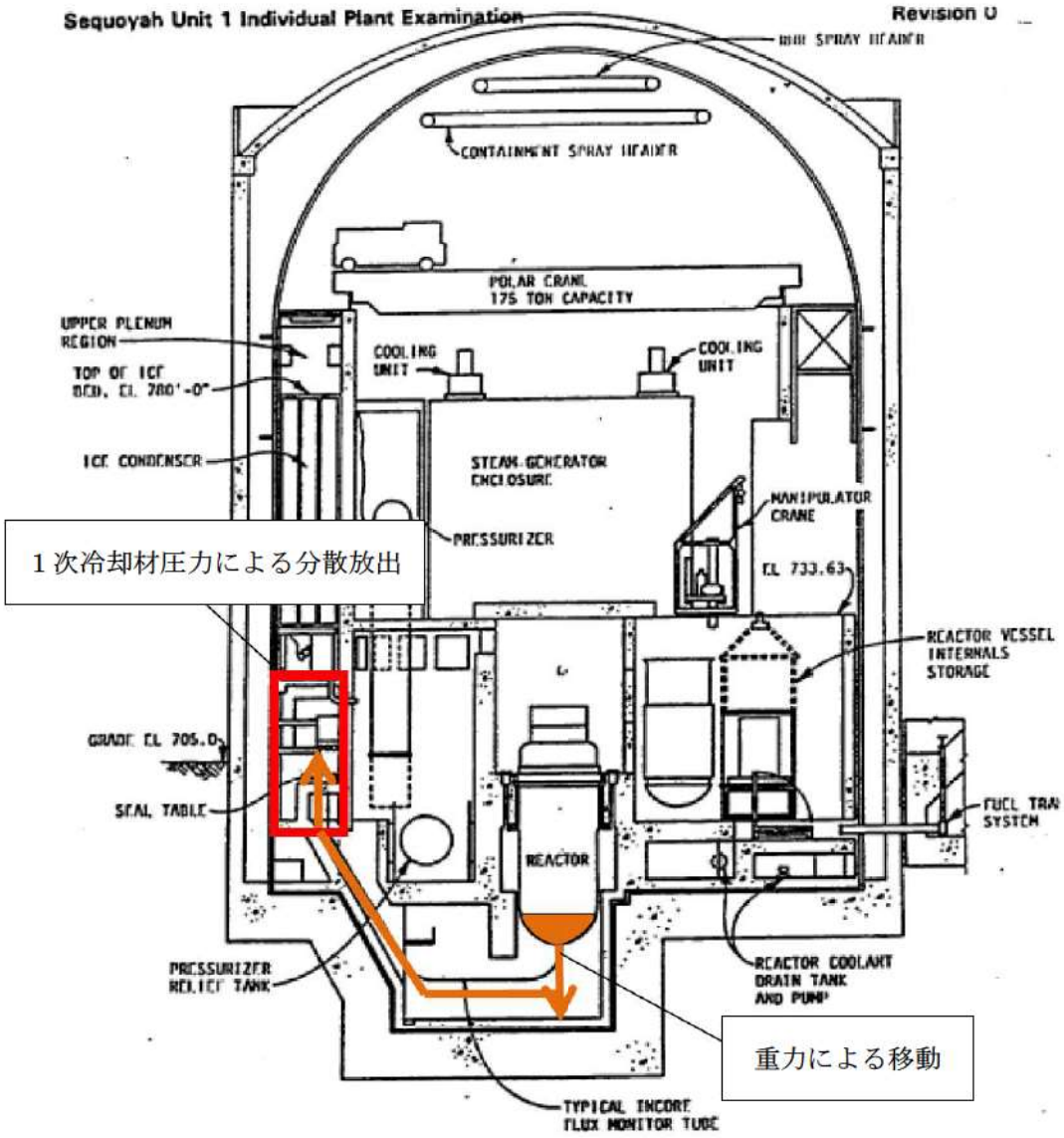
第1図　Zionプラント

出典：NUREG/CR-6075, “The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Zion”



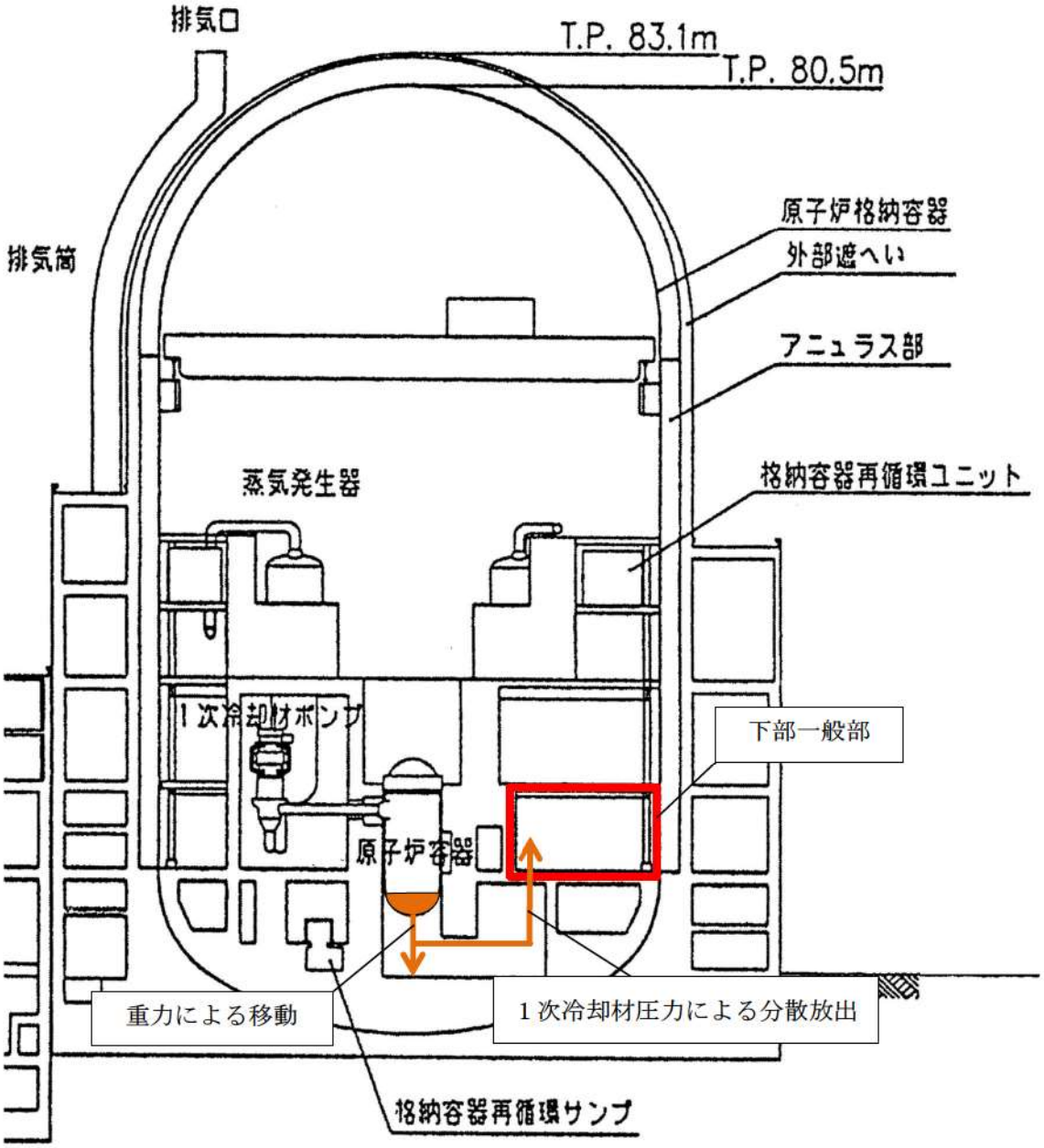
第2図　Surryプラント

出典：NUREG/CR-6109, “The Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Surry”



第3図　Sequoyahプラント

出典：NUREG/CR-6427, “Assessment of the DCH Issue for Plants with Ice Condencer Containments”



第4図　泊３号炉

出典：泊発電所３号炉　原子炉設置許可申請書

泊発電所３号炉審査資料	
資料番号	SAE9　r.11.0
提出年月日	令和5年8月31日

泊発電所３号炉
重大事故等対策の有効性評価

付録２　原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

令和５年８月
北海道電力株式会社

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

付録２

原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

目　　次

頁

1．評価の概要 …… 1

(1) はじめに …… 1

(2) 限界温度・圧力の評価 …… 1

(3) 健全性確認 …… 2

a. 評価対象 …… 2

b. 機能喪失要因 …… 4

c. 評価方法 …… 5

d. 評価結果の概要 …… 8

(4) 結論 …… 28

１．評価の概要

(1) はじめに

泊発電所３号炉の重大事故等対策の有効性評価において，原子炉格納容器の限界温度・圧力をそれぞれ 200℃，２Pd（0.566MPa[gage]，Pd：最高使用圧力（0.283MPa[gage]））として評価している。以下にその根拠と妥当性を示す。

第１表　原子炉格納容器の設計条件と限界温度・圧力の比較

	設計仕様 （最高使用温度・圧力）	有効性評価で使用する 限界温度・圧力
温度	132℃	200℃
圧力	0.283MPa[gage]（１Pd）	0.566MPa[gage]（２Pd）

(2) 限界温度・圧力の評価

原子炉格納容器の限界温度・圧力については，重大事故等時において，原子炉格納容器の機能である放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを条件として設定する。放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには，原子炉格納容器バウンダリを構成する機器である原子炉格納容器本体，機器搬入口，エアロック，貫通部，隔離弁等が，重大事故等時において著しい損傷が生じることなく，気密性を確保することが必要である。

重大事故等時の原子炉格納容器閉じ込め機能については，これまでに実施した電力会社等による共同研究（以下「電共研」という。）や，当時の（財）原子力発電技術機構（以下「NUPEC」という。）による「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）」の研究成果を踏まえた評価等を考慮し，原子炉格納容器バウンダリを構成する機器の機能が健全に維持できることが確認できる条

件を設定する。

これらを踏まえ，有効性評価における重大事故等時の原子炉格納容器の限界温度・圧力をそれぞれ 200℃，２Pd と設定していることに対し，上記に示す電共研や NUPEC の研究成果，解析評価により妥当性を確認するものである。

(3) 健全性確認

a. 評価対象

放射性物質の閉じ込め機能を確保するためには，200℃，２Pd の環境下で原子炉格納容器本体及び開口部等の構造健全性を確認する必要がある。

さらに，福島第一原子力発電所事故において，原子炉格納容器からの漏えい要因の一つとして推定されている原子炉格納容器に設置されるフランジ部等のシール部についても，200℃，２Pd の環境下での機能維持を確認する必要がある。

このことから，原子炉格納容器本体のほかに，200℃，２Pd の環境下で原子炉格納容器の変位荷重等の影響により，構造上，リークパスになる可能性がある開口部及び貫通部の構成品，また，ガスケットの劣化及びシート部の変形に伴いリークパスになる可能性があるシール部が評価対象となり，以下の原子炉格納容器バウンダリ構成部を評価する。

原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要を第１図に示す。

原子炉格納容器貫通部（配管貫通部，電線貫通部）については，貫通部の構成部品ごとに評価を行う。

① 原子炉格納容器本体

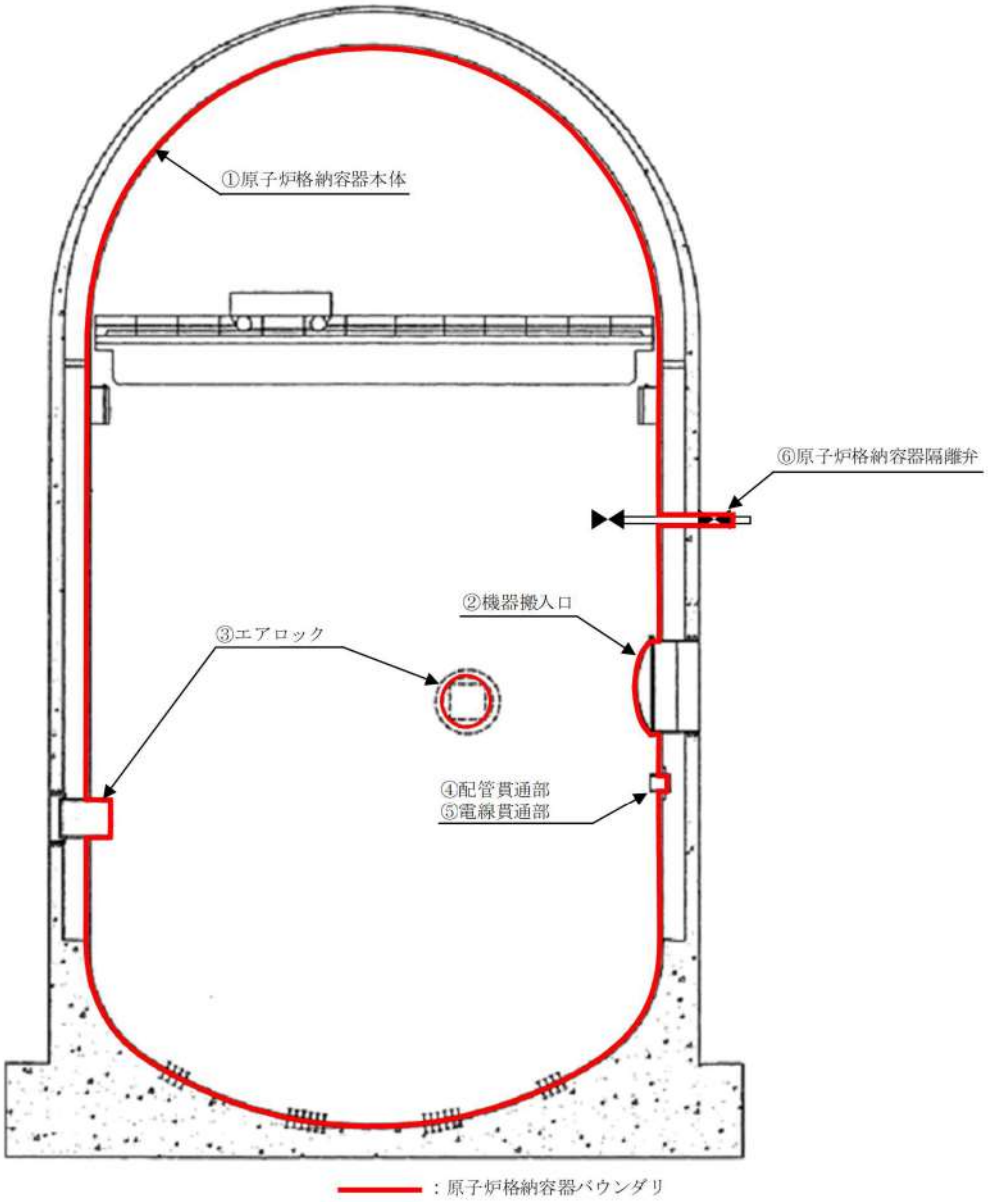
② 機器搬入口

③ エアロック

④ 配管貫通部

⑤ 電線貫通部

⑥ 原子炉格納容器隔離弁



第１図　原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図

b．機能喪失要因

原子炉格納容器バウンダリを構成する各設備の重大事故等時における放射性物質の閉じ込め機能を喪失させる要因（以下「機能喪失要因」という。）として，原子炉格納容器内の温度，圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴い，第２表に示す要因が想定される。

第２表　評価対象における機能喪失要因

評価対象		機能喪失要因	
		構造部	シール部
①原子炉格納容器本体	一般部及び局部	延性破壊	－
②機器搬入口	蓋	座屈	－
	フランジ	延性破壊	－
	ボルト	延性破壊	－
	シール部	－	変形，高温劣化
③エアロック	隔壁	延性破壊	－
	シール部	－	変形，高温劣化
④配管貫通部	貫通配管	延性破壊	－
	スリーブ	延性破壊	－
	端板	延性破壊	－
	閉止フランジ	延性破壊	シール能力不足による漏えい
	閉止板	延性破壊	－
	伸縮継手	疲労破壊	－
	短管	圧壊	－
⑤電線貫通部	本体及び端板	延性破壊	－
	モジュール	－	エポキシ樹脂付着力低下，Ｏリング変形
⑥原子炉格納容器隔離弁	耐圧部材	延性破壊	－
	シール部	－	変形

c．評価方法

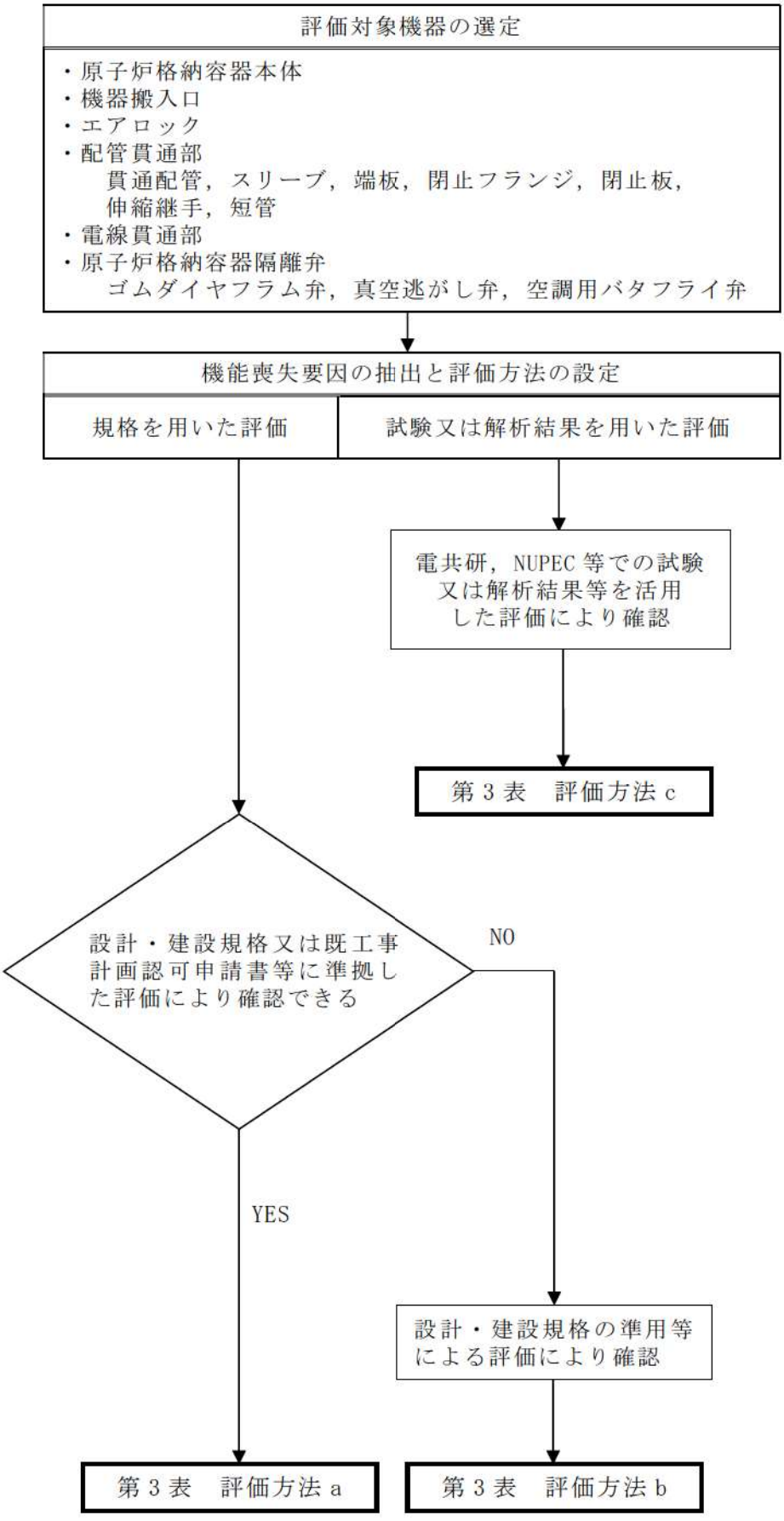
構造健全性及びシール部の機能維持について，各設備に対し放射性物質の閉じ込め機能を確保できる判断基準を設定し，以下のいずれかの方法により評価し，200℃，２Pd の環境下での健全性及び機能維持を確認する。

(a) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005 年版（2007 年追補版含む）JSME S NC1-2005/2007）（以下「設計・建設規格」という。）又は既工事計画認可申請書等に準拠した評価

(b) 設計・建設規格の準用等による評価

(c) 電共研，NUPEC 等での試験又は解析結果等を活用した評価

評価方法による評価対象機器の分類を第２図に，評価対象機器の分類及び評価内容を第３表に示す。



第２図　評価方法による評価対象機器の分類

第３表　評価対象機器の分類及び評価内容

評価対象機器		想定される機能喪失要因	評価方法※1	評価方法の概要	判定基準
①原子炉格納容器本体		延性破壊（一般部及び局部）	b	・原子炉格納容器の一般部について，設計・建設規格の評価式を準用し，判断基準を200℃における2/3Suが発生するときの許容圧力を算定（簡易手法）。 ・原子炉格納容器の局部について，代表ﾌﾟﾗﾝﾄの有限要素法による応力評価結果及び泊発電所３号炉への適用性を確認する。	・許容圧力は２Pdを上回る。 ・代表ﾌﾟﾗﾝﾄにおける評価結果より許容圧力は２Pdを上回る。
②機器搬入口		・座屈（蓋） ・延性破壊（ﾌﾗﾝｼﾞ・ﾎﾞﾙﾄ）	b	・胴の許容圧力評価は原子炉格納容器本体の評価結果に包絡されるため，蓋板の座屈について機械工学便覧評価式に基づき許容座屈圧力を算定。 ・ﾌﾗﾝｼﾞ及びﾎﾞﾙﾄについて，機器搬入口の基本形状及び原子炉格納容器への取付状態が同様であり，原子炉格納容器内圧力による変形モードも同傾向であるため，評価結果に相関性があると考えられる代表ﾌﾟﾗﾝﾄの結果を使用し，ﾌﾟﾗﾝﾄ固有条件の差異を考慮し換算評価を実施し，300℃における設計引張強さ（Su）以下であることを確認。	・蓋板において許容座屈圧力が２Pd を上回る。 ・ﾌﾗﾝｼﾞ及びﾎﾞﾙﾄに発生する応力が Su 以下。
		変形，高温劣化（ｼｰﾙ部）	c	ｼｰﾙ部の隙間評価結果及びｶﾞｽｹｯﾄについて試験結果に基づき評価を実施。	漏えいなし。
③エアロック		延性破壊（隔壁）	b	既工事計画認可申請書の評価結果のうち最も厳しい隔壁の耐圧性能について，応力は圧力に比例することから，当該評価結果を使用して許容応力値が発生する時の圧力を算定。	隔壁の 2/3Su×α(形状係数)相当の応力が発生する時の圧力が２Pdを上回る。
		変形，高温劣化（ｼｰﾙ部）	c	ｼｰﾙ部の隙間評価結果及びｶﾞｽｹｯﾄについて試験結果に基づき評価を実施。	漏えいなし。
④配管貫通部		延性破壊（貫通配管）	a	代表配管について，原子炉格納容器変位に伴う曲げ荷重の作用による強度評価を，設計・建設規格 PPC-3530，PPB-3531 又は PPB-3536 に準拠し，既工事計画認可申請書で実績のある手法で評価を実施。	PPC-3530 又は PPB-3531 の許容値を満足する。又は，PPB-3536 に基づく繰返しﾋﾟｰｸ応力強さの許容値を満足する。
		延性破壊（ｽﾘｰﾌﾞ）	b	原子炉格納容器内圧及び配管からの荷重による応力（一次一般膜応力，一次＋二次応力）を既工事計画認可申請書で評価実績のある方法で応力を算定し，許容値は設計・建設規格を準用し，200℃における 2/3Su，α×2/3Su 以下であることを示す。	発生応力が 200℃における左記許容値を満足する。
		延性破壊（端板）	a	代表配管からの荷重及び原子炉格納容器内圧が作用した際の応力評価について，既工事計画認可申請書で実績のある評価式を用いて応力を算定。	PVB-3112 の許容値(３S)を満足する。
		・延性破壊 ・ｼｰﾙ能力不足による漏えい（閉止ﾌﾗﾝｼﾞ）	b	・ﾚｰﾃｨﾝｸﾞ設計の耐圧能力を確認。 ・ｼｰﾙするために必要な締付圧力により必要圧縮量の評価を実施。 ｶﾞｽｹｯﾄに対する放射線の影響及び熱劣化の評価を実施。	・ﾚｰﾃｨﾝｸﾞ設計の耐圧能力が２Pdを上回る。 ・管理圧縮量が必要圧縮量を上回る。 材質の耐放射線性能，耐熱性能が重大事故時の原子炉格納容器内の条件を満足する。
		延性破壊（閉止板）	a	既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格の PVE-3410 に準拠し，200℃，２Pd に対する必要板厚を算定。	設計上の厚さが必要板厚を上回る。
		疲労破壊（伸縮継手）	a	原子炉格納容器内圧及び原子炉格納容器変位による強制変位が作用した際の疲労累積係数の評価を，既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格 PVE-3800 に準拠して実施。	疲労累積係数１以下となる。
		圧壊（短管）	a	短管に外圧が作用した際，必要な板厚を既工事計画認可申請書で実績のある設計・建設規格 PVE-3230 に準拠して，必要板厚を算定。	設計上の厚さが必要板厚を上回る。
⑤電線貫通部		延性破壊（本体，端板）	a	・本体,端板について，設計・建設規格 PVE-3230,3410 に準拠し，必要板厚を算定。 ・端板のﾘｶﾞﾒﾝﾄ部に発生する応力について，既工事計画認可申請書評価結果を用いて 200℃，２Pd に対する発生応力・許容応力の換算評価を実施。	・設計上の厚さが必要板厚を上回る。 ・発生応力が許容値(３S)を満足する。
		・ｴﾎﾟｷｼ樹脂付着力低下 ・Oﾘﾝｸﾞ変形（ﾓｼﾞｭｰﾙ）	c	実機を模擬した検証試験により評価。	漏えいなし。
⑥原子炉格納容器隔離弁	ｺﾞﾑﾀﾞｲﾔﾌﾗﾑ弁	延性破壊（耐圧部材）	a	ｺﾞﾑﾀﾞｲﾔﾌﾗﾑ弁の強度評価を，設計・建設規格に規定されている許容圧力をもとに評価実施。	２Pd が 200℃における許容圧力以下。
		変形（ｼｰﾙ部）	c	EPｺﾞﾑの材料加速試験結果に基づいて健全性を確認。また，空調用ﾊﾞﾀﾌﾗｲ弁の蒸気漏えい試験により確認。	漏えいなし。
	真空逃がし弁	延性破壊（耐圧部材）	a	・耐圧機能は設計・建設規格に規定されている許容圧力により評価。 ・隔離機能については，既工事計画認可申請書で評価実績のある設計・建設規格に準拠した手法で評価実施。	・耐圧機能：２Pd が 200℃における許容圧力以下。 ・隔離機能：弁体の発生応力が，許容値(1.5S)以下。
		変形（ｼｰﾙ部）	c	EPｺﾞﾑの材料加速試験結果に基づいて健全性を確認。また，空調用ﾊﾞﾀﾌﾗｲ弁の蒸気漏えい試験により確認。	漏えいなし。
	空調用ﾊﾞﾀﾌﾗｲ弁	変形	c	蒸気漏えい試験により評価。	漏えいなし。

※１ａ：設計・建設規格又は既工認等に準拠した評価
ｂ：設計・建設規格の準用等による評価
ｃ：電共研，NUPEC 等での試験又は解析結果等を活用した評価