

b. 主要なミニマルカットセット

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

- (4) システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠
津波により海水ポンプが水没し原子炉補機冷却機能喪失が発生すると、機器の復旧には長時間かかると考えられるため、原子炉補機冷却水系の復旧はできず、R C P シール L O C A が必ず発生するとした。

⑤ 人的過誤

(1) 評価対象とした人的過誤及び評価結果

内部事象レベル 1 P R A では事故前と事故後の人的過誤を T H E R P 手法を用いて評価している。これを基に津波 P R A での扱いを検討した結果を以下に示す。

a. 事故前の人的過誤

内部事象レベル 1 P R A で対象としている事故前の人的過誤は、試験や点検等による戻し忘れであり、事象発生の起因が津波であっても変わることはないと考えられる。そのため、津波 P R A では内部事象レベル 1 P R A の評価対象から津波 P R A での対象範囲のシステムに関連した事故前の人的過誤を選定するとともに、人的過誤確率も内部事象レベル 1 P R A の人的過誤確率を用いる。津波 P R A でモデル化した事故前の人的過誤は、以下のとおりである。

系統名	運転操作エラー	H E P *
原子炉補機冷却水系 (注入)	1 次系冷却水ポンプ出口弁戻し忘れ	1.6E-03
原子炉補機冷却海水系 (注入)	海水ポンプ出口弁戻し忘れ	1.6E-03

換気空調系 (ディーゼル発電機室)	手動ダンパ戻し忘れ	1.6E-03
----------------------	-----------	---------

※ H E P : 人的過誤確率

b. 事故後の人的過誤

津波 P R A の事故後の人的過誤は、以下の二つの扱いとする。
 なお、診断過誤については、津波における起因事象発生後の事象進展及び期待する緩和操作が内部事象レベル 1 P R A と同様であるため、内部事象レベル 1 P R A と同様の診断過誤確率を使用するものとする。

- ・ 中央制御室による遠隔操作については、プラントへの影響があるレベルの津波が発生する場合、運転員は警報により事前に津波の襲来に備えることができることを考慮して、内部事象レベル 1 P R A と同様のストレスレベル「高」で評価した。よって、内部事象レベル 1 P R A と同じ人的過誤確率を使用するものとする。
- ・ 現場操作については、運転員のアクセス性を考慮して、各フロアに海水が浸水しない津波高さの場合は期待し、各フロアに海水が浸水する津波高さの場合は期待しない。

以上を踏まえ、モデル化した事故後の人的過誤は以下のとおりである。

起因事象	運転操作エラー	操作場所	H E P ※
原子炉補機冷却 機能喪失 外部電源喪失 主給水流量喪失 過渡事象 手動停止	非常用 D G の負荷 読取失敗	中央制御室	8.3E-04
	A (B) 補助建屋排気ファン起 動失敗	中央制御室	8.6E-04
	補助建屋排気ファン流量低警報 読取失敗	中央制御室	8.3E-04
	B 補助建屋排気ファン起動失敗	中央制御室	8.6E-04
	補助建屋空調設備機能喪失の読 取失敗	中央制御室	8.3E-04
	A (B , C , D) - D / G 室冷却 ファン 現地起動失敗	現場	5.5E-03
	制御建屋循環ファン流量低警報 読取失敗	中央制御室	8.3E-04
	B 制御建屋循環ファン起動失敗	中央制御室	8.6E-04
	制御建屋送気ファン流量低警報 読取失敗	中央制御室	8.3E-04
	A 制御建屋循環ファン停止失敗	中央制御室	8.6E-04
	B 制御建屋送気ファン起動失敗	中央制御室	8.6E-04
	冷水ポンプ流量低警報 読取失 敗	中央制御室	8.3E-04
	チラーユニットトリップ 読取 失敗	中央制御室	8.3E-04
	B 冷水ポンプ起動失敗	中央制御室	8.6E-04
	B チラーユニット起動失敗	中央制御室	8.6E-04
	B 制御建屋送気ファン入口ダン パ 開操作失敗	中央制御室	8.6E-04
	海水ヘッダ圧力低警報 読取失 敗	中央制御室	8.3E-04
	B (D) 海水ポンプ 追加起動 操作失敗	中央制御室	8.6E-04
	2 次系冷却水クーラ海水入口第 1 (2) シャ断弁 開操作失敗	中央制御室	8.6E-04
	1 次系冷却水タンク水位注意警 報 読取失敗	中央制御室	8.3E-04
	1 次系冷却水タンク水位 読取 失敗	中央制御室	1.4E-03
	1 次系冷却水クーラ出口海水流 量低警報 読取失敗	中央制御室	8.3E-04
	充てん/高圧注入ポンプ流量低 警報 読取失敗	中央制御室	8.3E-04
	1 次系冷却水クーラ出口流量低 読取失敗	中央制御室	1.4E-03
	C 1 次系冷却水クーラ海水入口 弁 開操作失敗	中央制御室	8.6E-04
	C 1 次系冷却水クーラ出口弁 開操作失敗	現場	5.5E-03

※ H E P : 人的過誤確率

⑥ 炉心損傷頻度

(1) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

解析コード RiskSpectrum を用いて、階層 E T と各起因事象の E T 及び E T のヘディングごとのフォールトツリー (F T) を用いた F T 結合法により炉心損傷頻度 (C D F) を算出した。

(2) 炉心損傷頻度結果

a. 評価結果及び事故シナリオの説明

作成した津波 P R A モデルを用いて C D F を算出し、以下に評価結果を示す。

(a) 津波シナリオ区分ごとの評価結果

津波シナリオ区分ごとの評価結果を第 1.2.2.d-4 表に示す。全 C D F は 1.6×10^{-5} (／炉年) となり、津波シナリオ区分 2 (津波高さ 4.67m 以上～10.8m 未満) がその大半を占める。津波シナリオ区分ごとの評価結果及び事故シナリオの概要を以下に示す。

- ・ 津波シナリオ区分 1 (津波高さ 4.0m 以上～4.67m 未満)
津波シナリオ区分 1 の C D F は 5.5×10^{-9} (／炉年) である。

本シナリオ区分では、主変圧器等の外部電源が水没し、起因事象「外部電源喪失」が発生する。

- ・ 津波シナリオ区分 2 (津波高さ 4.67m 以上～10.8m 未満)
津波シナリオ区分 2 の C D F は 1.6×10^{-5} (／炉年) である。

本シナリオ区分では、海水ポンプの水没により従属的にディーゼル発電機が機能喪失し非常用所内交流電源喪失が発生する。既に起因事象「外部電源喪失」が発生しているため全交流動力電源喪失に至る。

- ・ 津波シナリオ区分 3 (津波高さ 10.8m 以上)
津波シナリオ区分 3 の C D F は 1.0×10^{-7} (／炉年) である。

本シナリオ区分では、メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の炉心損傷防止に必要な複数の電気盤が水没し、信号系が機能喪失することでプラントの制御ができなくなり、直接炉心損傷に至る。

(b) 起因事象ごとの評価結果

起因事象ごとの評価結果を第 1.2.2.d-5 表に示す。今回の津波 P R A では起因事象を階層化して評価しており、4.0m 以上の津波で発生する外部電源喪失、10.8m 以上の津波で発生する直接炉心損傷に至る事象で代表しているため、原子炉補機冷却機能喪失、主給水流量喪失、過渡事象による C D F は定量化されない。

(3) 評価結果の分析

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

津波 P R A では全 C D F は 1.6×10^{-5} (／炉年) と評価され、そのうち、「外部電源喪失」の寄与割合で約 99.4%を占めた。

津波により発生する事故シナリオは、設備が損傷する津波高さに応じて津波シナリオ区分として整理しており、津波シナリオ区分 1 (E.L.+4.0m 以上～E.L.+4.67m 未満) では外部電源喪失の緩和機能としてディーゼル発電機に期待できる一方、津波シナリオ区分 2 (E.L.+4.67m 以上～E.L.+10.8m 未満) では海水ポンプの水没に伴いディーゼル発電機が機能喪失し「全交流動力電源喪失」が発生することから、シナリオ区分 2 で発生する「全交流動力電源喪失」の寄与割合が大きい結果となった。

残りの約 0.6%については、さらに大規模な津波の発生により、安全補機開閉器室等へ浸水し、複数の電気盤が機能喪失する事故シーケンスを考慮して「複数の信号系損傷」に至るシナリオ区分 3 (E.L.+10.8m 以上) として整理しているが、シナリオ区分 2

(E.L.+4.67m 以上～E.L.+10.8m 未満) の段階で海水ポンプのポンプモータ部 (E.L.+4.67m) が水没して従属的にディーゼル発電機が機能喪失することで「全交流動力電源喪失」が発生し、他の緩和設備の有無に関わらず炉心損傷へ至ることとなるため、本評価では津波から炉心損傷に至る主な要因は海水ポンプの機能喪失に起因するものといえる。

(4) 重要度解析、不確実さ解析及び感度解析

a. 重要度解析

(a) 解析内容

今回の津波 P R A では、全津波 C D F に対して支配的となる津波高さ E.L.+4.67m 以上で海水ポンプが機能喪失し、緩和手段がなくなり条件付炉心損傷頻度 (C C D P) が 1.0 になってしまい、重要度解析を実施しても有益な結果が得られないため、内部事象レベル 1 P R A や地震 P R A のように重要度評価は実施せず、津波シナリオ区分ごとの C D F に対して重要な設備を整理した。

(b) 解析結果

第 1.2.2.d-6 表に津波シナリオ区分ごとのシナリオ重要度整理結果を示す。津波シナリオについて重要な設備は海水ポンプであり、その寄与割合 (シナリオ重要度) は約 0.99 になった。海水ポンプが津波により水没するということが、C D F にとっていかに支配的であり、この設備に対する対策が重要であるということが分かる。これは、海水ポンプが 4.67m の津波で機能を喪失した時点で、その依存関係にある設備も従属的に機能喪失し、緩和手段がなくなるためである。

b. 不確実さ解析

(a) 解析内容

不確実さ解析は、フラクタイルハザードを 10 本に縮約し

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

(b) 解析結果

今回の評価における不確実さ解析は、評価対象となる津波高さにおいて、津波シナリオ区分 1 及び 2 でそれぞれ、エラーファクター（E F）が 130 及び 800 となった。その主要因は津波ハザードの影響である。なお、不確実さを考慮した津波シナリオ区分 1 及び 2 の平均値は、点推定値とほぼ同値でありそれぞれ 5.3×10^{-9} （／炉年）及び 1.5×10^{-5} （／炉年）となった。また、津波シナリオ区分 3 では、E F が非常に大きくなり、工学的に意味がないものとなっている。これは、津波発生頻度が 0.0 となる信頼度の範囲（min%～30%）が存在するため、津波ハザードの不確実さ幅が非常に大きくなっており、下限値が非保守的となっているためである（第 1.2.2.d-5 図参照）。

したがって、E F が大きくかつ C D F の約 99%を占める津波シナリオ区分 2 の不確実さ解析結果が、全 C D F に対する不確実さ解析結果の傾向を示しているといえる。

また、津波 P R A の不確実さ幅は、内部事象レベル 1 P R A 及び地震 P R A に比べれば大きくなるが、津波ハザードの幅が支配的であり、その影響が津波 P R A で現れるすべての事故シーケンスに対してほぼ一様であるものと想定すると、事故シーケンスごとの C D F の相対関係は変わらないため、重要事故シーケンス選定の観点からは影響がないことがわかった。

c. 感度解析

(a) 解析内容

最も支配的な事故シーケンス「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」に対して、重大事故等対策（代替交流電源（空冷式非常用発電装置）による給電等）が整備されているものとした場合の感度解析を実施した。

第 1.2.2.d-6 図に、重大事故等対策を考慮した場合の当該事故シーケンスのシナリオの整理結果を示す。「代替交流電源（空冷式非常用発電装置）による給電」、「原子炉補機冷却機能喪失に対する主要な対策（2次冷却系強制冷却）」及び「原子炉補機冷却機能喪失に対する主要な対策（炉心注水）」の非信頼度は、必要とされる運転員操作の詳細さや代替交流電源（空冷式非常用発電装置）、恒設代替低圧注水ポンプのように機器故障率データが現状整備されていない機器がある等の不確実さ要因があることを考慮し、0.1 と仮定した。

(b) 解析結果

第 1.2.2.d-7 表及び第 1.2.2.d-7 図に、感度解析結果を示す。「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」への対策を考慮することにより、全 C D F は基本ケースと比較して 80% 程度低減する結果となった。この結果は、最も支配的な「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」への対策が全 C D F の低減に効果が大きいことを示しているが、「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」が外部電源喪失後の海水ポンプ機能喪失で発生することを考慮すると、重要度整理の結果と同様に、海水ポンプの機能喪失に対する対策を取ることが全 C D F の低減に効果があるということを示している。

(5) まとめ

重大事故等対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループ等の選定に資するために、高浜 1 号炉の津波レベル 1 P R A を実施した。炉心損傷頻度は 1.6×10^{-5} （／炉年）となり、不確実さ解析

の結果得られたエラーファクター(E F)は全 C D F に対して支配的であるシナリオ区分 2 において 800 であった。津波シナリオとしては、主変圧器等の屋外変圧器が津波で機能喪失することにより外部電源喪失が発生し、さらに、海水ポンプが水没することにより従属関係にあるディーゼル発電機が機能喪失することで、全交流動力電源喪失が発生し炉心損傷に至るシナリオが支配的となった。

また、津波シナリオ区分ごとの C D F に対して重要な設備を整理した。さらに、最も支配的な事故シーケンスに対する対策が整備されているものとした場合の感度解析を実施した。これらの結果、津波シナリオについて重要な設備は海水ポンプであり、海水ポンプ機能喪失に伴う「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」への対策を取ることで、全 C D F に対して大きな低減効果があることを確認した。

第 1.2.2.a-1 表 評価に必要な情報及び主な情報源

	P R A 作業		情 報	主な情報源
1	プラントの設計及び運転の把握		P R A 実施に当たり必要とされる設計、運転管理に関する情報	・ 内部事象出力時レベル 1 P R A 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） ・ 全体機器配置図、海水ポンプウエル全体図、建具配置図、換気空調設備図、構内配置図、海水ポンプ室竣工図、プラントウォークダウン
2	確率論的津波ハザード評価		対象サイトに影響を与え得る津波を発生させる地震発生様式に関する情報	・ 文献調査結果 ・ 地質調査結果
3	建屋及び機器フラジリティ評価		プラント固有の建屋及び機器の耐力評価並びに応答評価に関する情報	・ 上記 1 の情報源
4	事故シーケンス評価	a) 事故シナリオの分析と起因事象の分類	津波時に想定されるプラント状態	・ 上記 1 の情報源
		b) 事故シーケンスの分析 ・ 成功基準の設定 ・ イベントツリーの作成	・ 安全系等のシステム使用条件 ・ システムの現実的な性能 ・ 運転員による緩和操作	・ 上記 1 の情報源 ・ 既往の P R A 情報
		c) システムのモデル化	対象プラントに即した機器故障モード、運転形態	
		d) 事故シーケンスの定量化	評価結果の妥当性を確認できる情報	

第 1.2.2.a-2 表 津波 P R A プラントウォークダウン結果

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)と相違点はないか	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)と相違点はないか	2. 基礎ボルト(又は設置面溶接部)、及び支持構造物に外見上の異常(腐食・亀裂等)は無い(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	4. 対象機器周辺に、間接的な影響を及ぼす対象物が無い	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)と相違点はないか	
1	メタルクラッド開閉装置	Y	Y(扉)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(床開口)	N/A	問題箇所見当たらず
2	パワーセンタ	Y	Y(扉)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(床開口)	N/A	問題箇所見当たらず
3	タービン動補助給水ポンプ	Y	Y(扉)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(床開口)	N/A	問題箇所見当たらず
4	電動補助給水ポンプ	Y	Y(床開口)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(床開口)	N/A	問題箇所見当たらず
5	中央制御室退避時制御盤	Y	Y(床開口)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(床開口)	N/A	問題箇所見当たらず
6	1次系冷却水ポンプ	Y	Y(床開口)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(床開口)	N/A	問題箇所見当たらず
7	チラーユニット	Y	Y(床開口)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(床開口)	N/A	問題箇所見当たらず
8	非常用ディーゼル発電機	Y	Y(階段)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(階段)	N/A	問題箇所見当たらず
9	燃料油移送ポンプ	Y	Y(扉)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(扉)	N/A	問題箇所見当たらず
10	復水ポンプ	Y	Y(扉)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(扉)	N/A	問題箇所見当たらず
11	復水器真空ポンプ	Y	Y(扉)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(扉)	N/A	問題箇所見当たらず
12	海水ポンプ	N/A	N/A	Y	Y	Y	Y	N/A	N/A	問題箇所見当たらず
13	主変圧器	N/A	N/A	Y	Y	Y	Y	N/A	N/A	問題箇所見当たらず
14	タービン動補助給水ポンプ室冷却ファン	Y	Y(扉)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(床開口)	N/A	問題箇所見当たらず
15	計器用空気圧縮機	Y	Y(床開口)	N/A	N/A	N/A	N/A	Y(床開口)	N/A	問題箇所見当たらず
16-1	A 海水管トレンチ 海水管供給ライン貫通部	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず
16-2	A.B 海水管戻りライン貫通部	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず
17	A/B側 ⇄ タービン側 扉	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A	Y	問題箇所見当たらず

Y : YES, N : NO, N/A : 対象外

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

考慮すべき津波による 損傷・機能喪失要因	左記要因の対象となる SSC の種類 (主要な SSC)
被水及び没水	電気設備 (ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等) 電動機器 (ポンプ、電動弁) タービン駆動ポンプ
津波波力	建物及び構築物 (海水取水口も含む) 防潮堤及び防波堤※ 電気設備 (ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等) 電動機器 (ポンプ、電動弁等) タービン駆動ポンプ 静的機器 (配管、タンク等) 建屋開口部建具 (扉、シール等の浸水対策を実施した建具等) 建屋内の水密扉※
流体力	建物及び構築物 (海水取水口も含む) 防潮堤及び防波堤※ 電気設備 (ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等) 電動機器 (ポンプ、電動弁等) タービン駆動ポンプ 静的機器 (配管、タンク等) 建屋開口部建具 (扉、シール等の浸水対策を実施した建具等) 建屋内の水密扉※
浮力	建物及び構築物 (海水取水口も含む) 静的機器 (空気を保有するタンク等)
引き津波による水位低下	海水を水源とするポンプ

※：事故シーケンス選定のための PRA では、防潮堤、防波堤及び建屋内の水密扉はないものとして評価しても影響なし

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

考慮すべき津波による 損傷・機能喪失要因	左記要因の対象となる S S C の種類 (主要な S S C)
漂流物衝撃力	建物及び構築物 (海水取水口も含む) 防潮堤及び防波堤※ 電気設備 (ディーゼル発電機、電気盤、変圧器等) 電動機器 (ポンプ、電動弁等) タービン駆動ポンプ 静的機器 (配管、タンク等) 建屋開口部建具 (扉、シール等の浸水対策を実施した建具等) 建屋内の水密扉※
海底砂移動	建物及び構築物 (海水取水口も含む)
洗掘	建物及び構築物 (海水取水口も含む) 防潮堤及び防波堤※

※：事故シーケンス選定のための P R A では、防潮堤・防波堤及び建屋内の水密扉はない
ものとして評価しても影響なし

第 1.2.2.a-4 表 津波による損傷・機能喪失要因と対象設備

対象となる設備及び機器		設置場所	津波による 損傷・機能喪失要因	「事故シナリオの概括的な分析及び設定」 におけるフラジリティ評価対象選定結果 ※津波PRA学会標準では 6.1 項~6.2 項	「建屋及び機器フラジリティ評価」における検討結果 ※津波PRA学会標準では 8 章	本評価における 評価対象
動的及び 電氣的な SSC	ポンプ、電 動弁、電気 盤等	屋内 屋外	被水及び没水	フラジリティ評価対象	機器の損傷高さに水位が達した時点で、確率 1.0 で損傷する ステップ状の関数でフラジリティとする。	○
			波力	フラジリティ評価対象	機器の損傷高さに水位が達した時点で機能喪失すると仮定し ているため、それ以上の津波高さでしか発生しないこれらの 損傷・機能喪失要因は、被水及び没水の評価で包含できる。	—
			流体力	フラジリティ評価対象		—
			浮力	フラジリティ評価対象		—
			漂流物衝撃力	フラジリティ評価対象		—
	海 水 ポン プ、循環水 ポンプ等海 水を水源と する設備	屋外	海底砂移動及び洗掘	フラジリティ評価対象外 (諸元が特定できず、評価が現時点では困 難であると判断されるため、津波PRA学 会標準 6.2 項の記載に準じて対象外とす る。)	左記で既にスクリーニング済。	—
			引き津波による 水位低下	フラジリティ評価対象外 (今回の目的のためには必須ではないと 判断し、対象外とする。)	左記で既にスクリーニング済。	—
静的な SSC	配管、タン ク等	屋内 屋外	波力	フラジリティ評価対象	対象となるSSCが他の構造物等に囲まれていること等によ り、津波が直接衝突する位置にないことをワークダウンや 図面等により確認しているため、評価対象外とする。	—
			流体力	フラジリティ評価対象	原子力プラント内のSSCの耐震性の観点（基礎との設置、 ボルトの固定）から、影響はないものと想定できるため、損 傷・機能喪失要因の評価対象外とする。	—
			浮力	フラジリティ評価対象		—
			漂流物衝撃力	フラジリティ評価対象	波力に関する検討に包絡できるため、評価対象外とする。 (補足：漂流物が対象SSCまで到達する確率、対象SSC の評価対象部位に衝突する確率、及び衝突による損傷確率(フ ラジリティ)を考慮すると、漂流物がCDFに与える影響は、 被水及び没水による影響に比べて非常に小さいものと予想さ れる。)	—
	各建屋	屋外	波力 流体力 浮力 漂流物衝撃力	フラジリティ評価対象	PRAで対象となるのは耐震Sクラスの非常に強固な建屋で あり、これらのモードにおいて損傷に至ることは考えにくい。 具体的に記載すると、高浜1号炉においては波高が4.67mに 達した時点で海水ポンプ等の水没によりSBOシナリオが発 生する。ここで、GLが3.5mであるため、建屋に衝突する水 位は1.2m程度であり、このような津波により耐震Sクラス の建屋が損傷に至ることは考えられない。したがって、建屋 そのものに対する津波の影響は、今回の評価結果に影響を与 えるものではないと言えるため、対象外とした。 (仮に損傷に至ったとしても建屋が全面的に崩壊するとは考 えにくく、浸水による建屋内機器の損傷で包絡されると考え られる。)	—

第 1.2.2.a-5 表 津波により発生する起因事象の選定 (1/2)

起因事象	評価対象 ○：対象 ×：対象外	検討内容
大破断 L O C A	×	L O C A 事象は、原子炉格納容器内の 1 次冷却系圧力バウンダリの破損により発生する。原子炉格納容器内への海水の流入は起こらないことと、プラント内部であるため津波波力の影響を受けないことより配管破断は起こりえない。したがって、本事象は対象外となる。
中破断 L O C A	×	同上
小破断 L O C A	×	制御回路の誤動作により加圧器逃し弁が誤開して、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原子炉保護系計器ラック等が水没する高さ(10.8m)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、直接炉心損傷に至る事象に包絡可能なため対象外とする。
極小 L O C A	×	原子炉格納容器内への海水の流入は起こりえないこと、及びプラント内部であるため津波波力の影響を直接的に受けないことから、配管破断は起こりえないため対象外とした。
インターフェイスシステム L O C A	×	制御回路の誤動作により余熱除去系入口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盤等が水没する高さ(17.0m)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、直接炉心損傷に至る事象に包絡可能なため対象外とする。
主給水流量喪失	○	タービン建屋が浸水し、主給水ポンプ、復水ポンプあるいは常用系の電源設備等が損傷した場合に主給水系が機能喪失する。
外部電源喪失	○	変圧器等の外部電源設備は屋外に設置されており、津波による浸水で当該設備が損傷した場合には外部電源喪失となる。
2 次冷却系の破断	×	2 次冷却系の破断は、主給水管や主蒸気管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大気放出弁が誤開して、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原子炉保護系計器ラック等が水没する高さ(10.8m)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、当該起因事象は直接炉心損傷に至る事象に包絡可能であるため対象外とする。

第 1.2.2.a-5 表 津波により発生する起因事象の選定 (2/2)

起因事象	評価対象 ○：対象 ×：対象外	検討内容
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、本事象は対象外とする。
原子炉補機冷却機能喪失	○	海水ポンプや1次系冷却水ポンプ等が損傷した場合に、原子炉補機冷却機能喪失事象となる。
過渡事象	○	循環水ポンプや復水器真空ポンプ等が損傷した場合に、過渡事象となる。
手動停止※1	×	大津波警報等により運転員が手動停止することも考えられるが、津波によるプラントへの影響がない場合には内部事象PRAの範疇となる。一方、津波によりプラントに影響を与える可能性がある場合には、原子炉は自動トリップする、又は、津波到達までに原子炉を手動停止できる可能性も高く、手動停止後に津波によるプラントへの影響があった場合でも、その影響ごとに起因事象に分類可能なため、対象外とする。
ATWS	×	原子炉の停止機能は要求される使命時間が短いので、実際の津波を想定した場合、「要因となった地震」又は「津波警報を受けての手動停止」として達成される機能と考えられるが、トリップの有無に関わらず、これらの機能喪失シーケンスは内部事象、地震のイベントツリーで代表されることから、津波においては対象外とする。
DC母線1系列喪失	×	直流電源に関連する電気盤は、両トレンとも同じ高さに設置されており、津波の影響でDC母線1系列のみ喪失することはないと考えられるため、対象外とした。
直接炉心損傷に至る事象	○	津波により建屋全体が浸水して、重要な設備・機器が複数損傷して直接炉心損傷に至る事象である。本評価の想定では制御・保護機能で重要な電気盤の損傷や中央制御室の水没により直接炉心損傷となる。

※1：津波PRA学会標準附属書Nに、

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

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

との記載がある。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 1.2.2.a-6 表 機器リスト (主要な機器) (1/2)

系統・機能/ 起因事象	設 備	設置建屋	設置高さ	浸水口高さ	機器損傷 高さ
海水系	海水ポンプ	屋外	E. L. +3. 0m	E. L. +4. 67m (ポンプモータ下端)	E. L. +4. 67m
	：				
125V DC電源	リレー室直流分電盤	A/B	E. L. +10. 1m	E. L. +10. 8m	E. L. +10. 8m
	：				
バッテリー	蓄電池	A/B	E. L. +11. 1m	E. L. +10. 8m	E. L. +11. 1m
	：				
外部電源系	主変圧器	屋外 (T/B隣接)	E. L. +4. 0m	E. L. +4. 0m	E. L. +4. 0m
	：				
内部スプレ注入/再循環	内部スプレポンプ	A/B	E. L. -1. 6m	E. L. +10. 8m	E. L. +10. 8m
	：				
換気空調系 (制御建屋)	制御建屋送気ファン	A/B	E. L. +17. 0m	E. L. +10. 8m	E. L. +17. 0m
	：				
換気空調系 (蓄電池室)	蓄電池室排気ファン	T/B	E. L. +10. 1m	E. L. +4. 0m	E. L. +10. 1m
	：				
換気空調系 (補助建屋)	補助建屋送気ファン	A/B	E. L. +32. 3m	E. L. +10. 8m	E. L. +32. 3m
	：				
換気空調系 (中央制御室)	中央制御室非常用循環ファン	A/B	E. L. +17. 0m	E. L. +10. 8m	E. L. +17. 0m
	：				
換気空調系 (ディーゼル発電機室)	ディーゼル発電機室冷却ファン	A/B	E. L. +11. 1m	E. L. +10. 8m	E. L. +11. 1m
	：				
換気空調系 (スプレ余熱除去ポンプ室)	スプレ余熱除去ポンプ室冷却ファン	A/B	E. L. -1. 6m	E. L. +10. 8m	E. L. +10. 8m
	：				
換気空調系 (充てん/高圧注入ポンプ室)	充てん/高圧注入ポンプ室冷却ファン	A/B	E. L. +20. 9m	E. L. +10. 8m	E. L. +20. 9m
	：				
換気空調系 (タービン動補助給水ポンプ 室)	タービン動補助給水ポンプ室冷却ファン	A/B	E. L. +4. 0m	E. L. +10. 8m	E. L. +10. 8m
	：				
換気空調系 (1次系冷却水ポンプ室)	1次系冷却水ポンプ室冷却ファン	A/B	E. L. +17. 0m	E. L. +10. 8m	E. L. +17. 0m
	：				
空調用冷水設備	チラーユニット	A/B	E. L. +11. 1m	E. L. +10. 8m	E. L. +11. 1m
	：				
低圧注入系/再循環	余熱除去ポンプ	A/B	E. L. -1. 6m	E. L. +10. 8m	E. L. +10. 8m
	：				
高圧注入系/再循環	余熱除去ポンプ	A/B	E. L. -1. 6m	E. L. +10. 8m	E. L. +10. 8m
	充てん/高圧注入ポンプ	A/B	E. L. +17. 0m	E. L. +10. 8m	E. L. +17. 0m
	：				

A/B：原子炉補助建屋，T/B：タービン建屋

第 1.2.2.a-6 表 機器リスト（主要な機器）(2/2)

系統・機能／ 起因事象	設 備	設置建屋	設置高さ	浸水口高さ	機器損傷 高さ
主給水喪失	復水ポンプ	T/B	E. L. +1. 81m	E. L. +4. 0m	E. L. +4. 0m
	：				
計器用空気系	計器用空気圧縮機	A/B	E. L. +4. 0m	E. L. +10. 8m	E. L. +10. 8m
	：				
直接炉心損傷	原子炉保護系計器ラック	A/B	E. L. +10. 1m	E. L. +10. 8m	E. L. +10. 8m
	：				
非常用所内電源	燃料油移送ポンプ	A/B	E. L. +1. 0m	E. L. +5. 7m	E. L. +5. 7m
	非常用ディーゼル発電機	A/B	E. L. +4. 0m	E. L. +5. 7m	E. L. +5. 7m
	：				
補機冷却水系	1 次系冷却水ポンプ	A/B	E. L. +11. 1m	E. L. +10. 8m	E. L. +11. 1m
	：				
補助給水による蒸気発生器への給水(タービン動補助給水ポンプ)	タービン動補助給水ポンプ	A/B	E. L. +4. 0m	E. L. +10. 8m	E. L. +10. 8m
	：				
補助給水による蒸気発生器への給水(電動補助給水ポンプ)	電動補助給水ポンプ	A/B	E. L. +4. 0m	E. L. +10. 8m	E. L. +10. 8m
	：				
過渡	復水器真空ポンプ	T/B	E. L. +4. 0m	E. L. +4. 0m	E. L. +4. 0m
	：				
115V計装用電源	計器用電源盤	A/B	E. L. +10. 1m	E. L. +10. 8m	E. L. +10. 8m
	：				
主蒸気隔離	主蒸気隔離弁（電磁弁を含む）	A/B	E. L. +11. 7m	E. L. +10. 8m	E. L. +11. 7m
	：				
主蒸気大気放出弁による熱放出	主蒸気大気放出弁	A/B	E. L. +11. 7m	E. L. +10. 8m	E. L. +11. 7m
	：				
小破断LOCA	原子炉保護系計器ラック	A/B	E. L. +10. 1m	E. L. +10. 8m	E. L. +10. 8m
	：				
440V AC電源	パワーセンタ	A/B	E. L. +4. 0m	E. L. +10. 8m	E. L. +10. 8m
	：				
6. 6kV AC電源	メタルクラッド開閉装置	A/B	E. L. +4. 0m	E. L. +10. 8m	E. L. +10. 8m
	：				
安全注入信号 内部スプレ信号	格納容器圧力計(広域)	A/B	E. L. +20. 1m	E. L. +10. 8m	E. L. +20. 1m
	：				

A/B：原子炉補助建屋，T/B：タービン建屋

第 1.2.2.a-7 表 重要事故シーケンス評価用の津波シナリオ区分

津波シナリオ区分 (津波高さ)	津波シナリオの概要	津波によって損傷する 主要な機器	起因事象
1 (4.0m 以上～4.67m 未満)	・ 4.67m 未満に設置されている屋外機器が水没。 ・ 主変圧器等が水没し、外部電源喪失が発生する。	主変圧器 復水ポンプ 復水器真空ポンプ 等	<u>外部電源喪失</u> <u>主給水流量喪失</u> <u>過渡事象</u>
2 (4.67m 以上～10.8m 未満)	・ シナリオ区分 1 までの高さの津波で水没した屋外機器に加え、10.8m 未満に設置されている機器がすべて水没する。 ・ 屋外に設置されている海水ポンプ及び主変圧器等の屋外変圧器の水没により全交流動力電源喪失が発生する。	海水ポンプ 等	外部電源喪失 主給水流量喪失 過渡事象 <u>原子炉補機冷却機能喪失</u>
3 (10.8m 以上)	・ シナリオ区分 2 までの高さの津波で水没した機器に加え、10.8m 以下に設置されている機器がすべて水没。 ・ 高さ 10.8m の津波により、メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の電気盤が複数水没することにより、直接炉心損傷に至る。	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ メタルクラッド開閉装置 パワーセンタ 等	外部電源喪失 主給水流量喪失 過渡事象 原子炉補機冷却機能喪失 <u>直接炉心損傷に至る事象</u>

第 1.2.2.d-1 表 津波シナリオ区分ごとの津波発生頻度及び炉心損傷頻度

津波シナリオ 区分番号	津波高さ	津波発生頻度 (／年)	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
1	4.0m 以上～4.67m 未満	1.3E-05	5.5E-09	0.1 未満
2	4.67m 以上～10.8m 未満	1.6E-05	1.6E-05	99.3
3	10.8m 以上	1.0E-07	1.0E-07	0.6
全炉心損傷頻度			1.6E-05	100

第 1.2.2.d-2 表 成功基準

機能	原子炉トリップ	補助給水			非常用 所内電源	加圧器逃がし弁/ 安全弁 L O C A なし	R C P シール L O C A なし
	制御棒挿入	ポンプ	SG への給水	主蒸気安全弁 による蒸気放出	非常用 DG	弁再閉止、 隔離弁動作	R C P シール 健全
原子炉補機冷却機能喪失	○	1/3	2/3	2 弁/1SG	—	○	○
外部電源喪失	○	1/3	2/3	2 弁/1SG	1/2	—	—
主給水流量喪失	○	1/3	2/3	2 弁/1SG	—	—	—
過渡事象	○	1/3	2/3	2 弁/1SG	—	—	—

第 1.2.2.d-3 表 フロントライン系とサポート系の依存性

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

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

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

津波シナリオ区分	津波高さ	事故シーケンス		CDF (／炉年)	主要なミニマルカットセット	CDF (／炉年)	寄与割合
1	4.0m 以上～ 4.67m 未満	外部電源喪失	補助給水失敗	4.1E-10	復水タンク 閉塞	1.6E-10	39.3%
					復水タンク 破損	1.5E-11	3.7%
					空気作動弁 LCV-3201-3 誤開	1.3E-11	3.1%
		非常用所内交流電源喪失	5.1E-09	A,B ディーゼル発電機 起動失敗 CCF	2.1E-10	4.2%	
				1A ディーゼル発電機 継続運転失敗 1B ディーゼル発電機 待機除外 (試験)	1.2E-10	2.3%	
				1B ディーゼル発電機 継続運転失敗 1A ディーゼル発電機 待機除外 (試験)	1.2E-10	2.3%	
2	4.67m 以上～ 10.8m 未満	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失		1.6E-05	津波による全交流動力電源喪失	1.6E-05	100%
3	10.8m 以上	複数の信号系損傷		1.0E-07	津波による複数の信号系損傷	1.0E-07	100%

第 1.2.2.d-5 表 起因事象別 C D F 結果

起因事象	事故シーケンス	シーケンス別 C D F (／炉年)	起因事象別 C D F (／炉年)
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失＋R C P シール L O C A	— ※1	
	原子炉補機冷却機能喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁 L O C A	— ※1	
	原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗	— ※1	
外部電源喪失	外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失	1.6E-05	1.6E-05
	外部電源喪失＋補助給水失敗	4.1E-10	
直接炉心損傷に至る事象	複数の信号系損傷	1.0E-07	1.0E-07
主給水流量喪失	主給水流量喪失＋補助給水失敗	— ※2	
過渡事象	過渡事象＋補助給水失敗	— ※2	

※1：全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスで代表して評価

※2：外部電源喪失で代表して評価

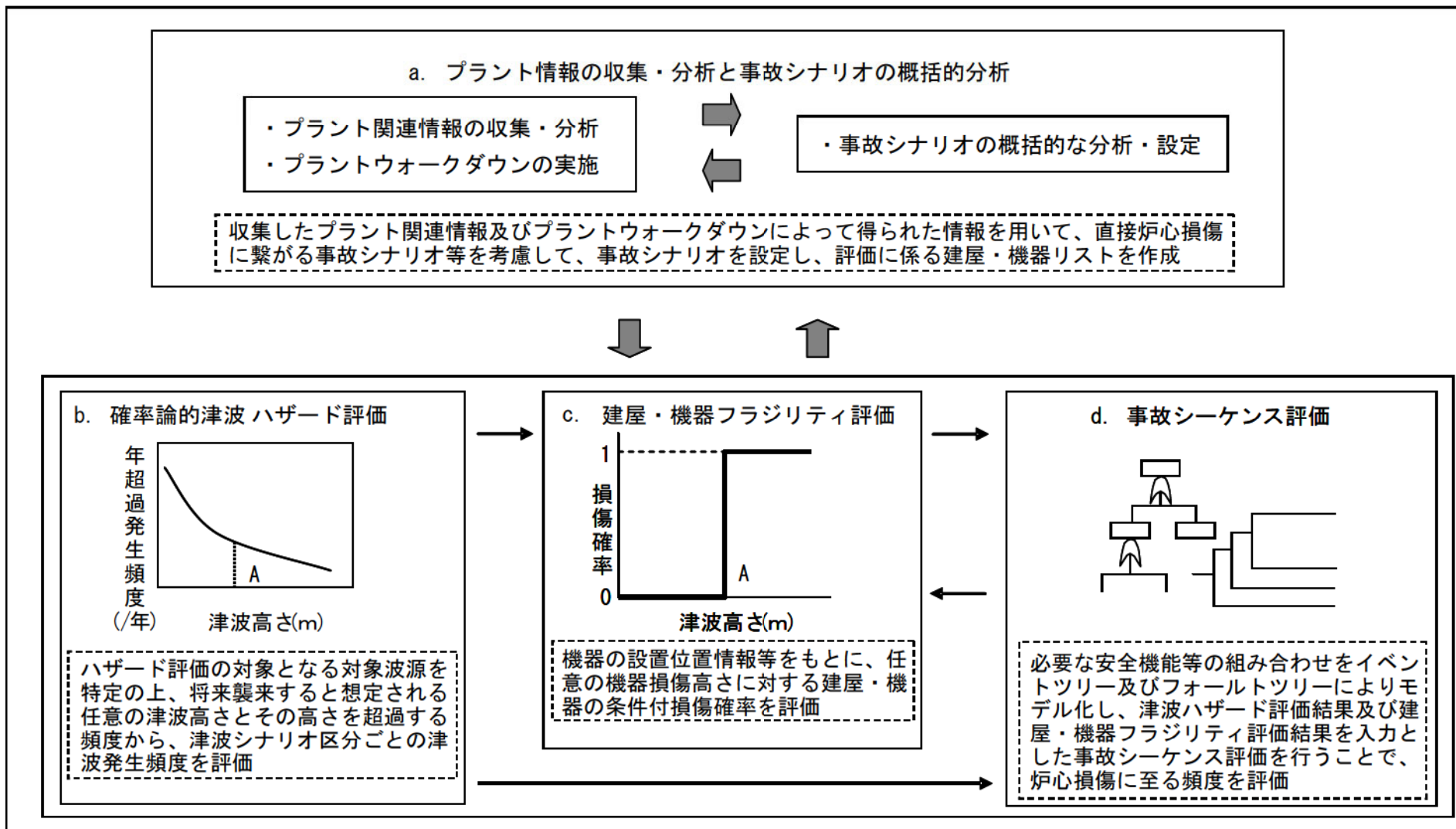
第 1.2.2.d-6 表 重要度整理結果

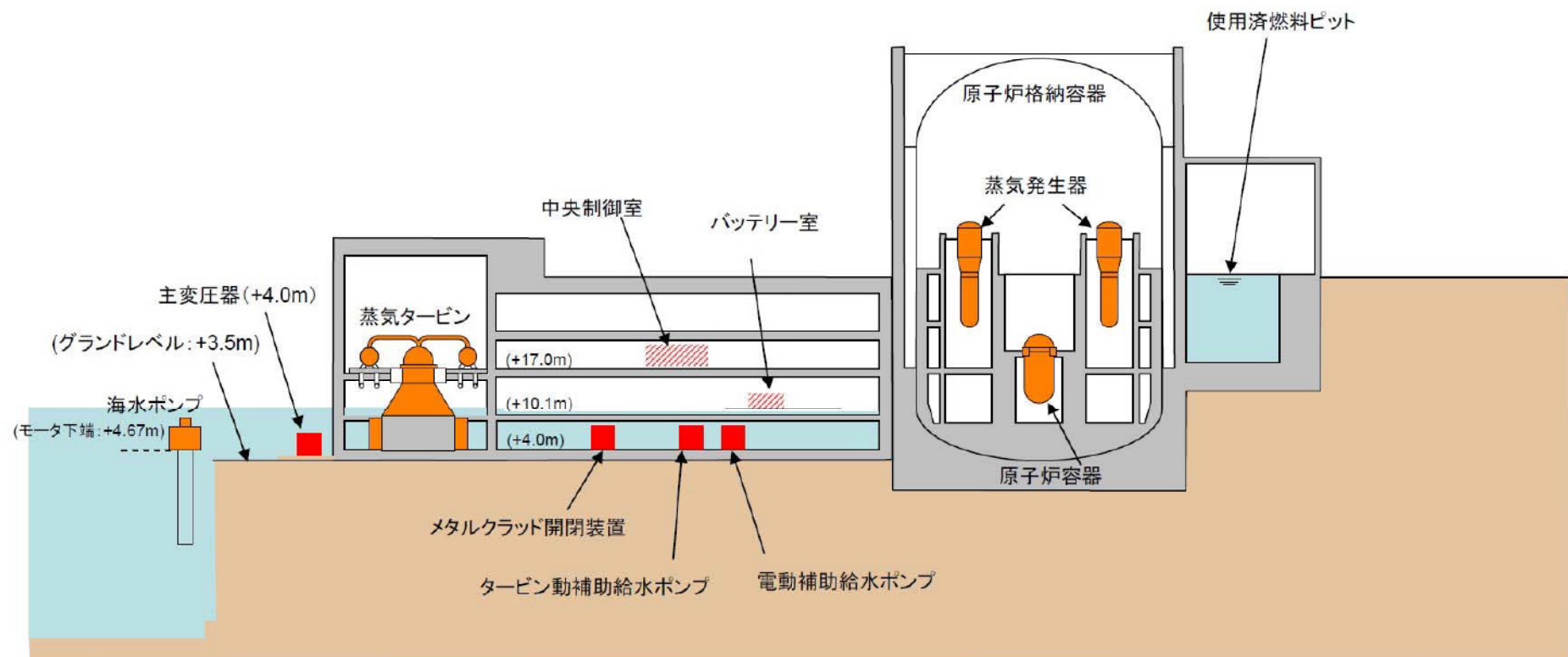
津波 シナリオ 区分	津波高さ	津波によって損傷する 主要な機器	起回事象※	津波シナリオの概要	津波 発生頻度 (/年)	炉心 損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)	シナリオ重要度
1	4.0m 以上 ～ 4.67m 未満	主変圧器 所内変圧器 起動変圧器 復水ポンプ 復水器真空ポンプ 等	外部電源喪失 <u>主給水流量喪失</u> <u>過渡事象</u>	・4.67m 未満に設置されている屋外機器が水没 ・主変圧器等が水没し、外部電源喪失が発生する	1.3E-05	5.5E-09	0.1 未満	主変圧器、 所内変圧器、 起動変圧器、 復水ポンプ、 復水器真空ポンプ：0.1 未満
2	4.67m 以上 ～ 10.8m 未満	海水ポンプ 等	外部電源喪失 主給水流量喪失 <u>過渡事象</u> <u>原子炉補機冷却機能喪失</u>	・シナリオ区分 1 までの高さの津波で水没した機器に加え、10.8m 未満に設置されている機器がすべて水没する ・海水ポンプが水没した時点で既に外部電源喪失が発生しているため全交流動力電源喪失となる	1.6E-05	1.6E-05	99.3	海水ポンプ：約 0.99
3	10.8m 以上	メタルクラッド開閉装置 パワーセンタ 原子炉コントロールセンタ 動力変圧器 等	外部電源喪失 主給水流量喪失 <u>過渡事象</u> <u>原子炉補機冷却機能喪失</u> <u>直接炉心損傷に至る事象</u>	・シナリオ区分 2 までの高さの津波で水没した機器に加え、原子炉補助建屋の開口部（10.8m）から浸水が始まり、10.8m 以下に設置されているすべての機器が水没 ・高さ 10.8m の津波により、メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等の電気盤が複数水没することにより、直接炉心損傷に至る	1.0E-07	1.0E-07	0.6	メタルクラッド開閉装置、 パワーセンタ、 原子炉コントロールセンタ、 動力変圧器：0.1 未満

※下線の起回事象は当該津波シナリオで新たに発生する起回事象である。

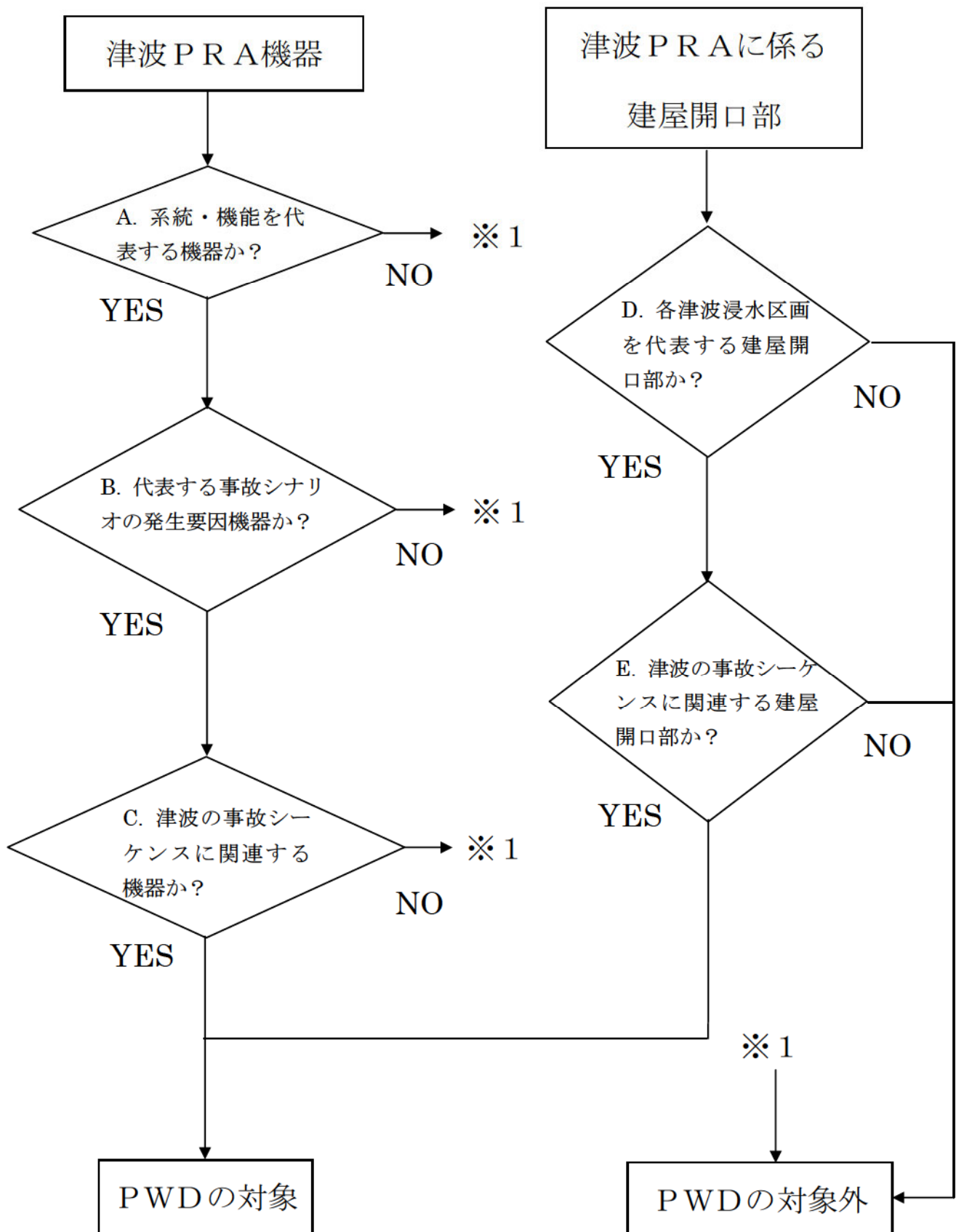
第 1.2.2.d-7 表 感度解析結果

起因事象	事故シーケンス	基本ケース（／炉年）		感度解析（／炉年）	
外部電源喪失	外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失	1.6E-05	1.6E-05	3.3E-06	3.3E-06
	外部電源喪失＋補助給水失敗	4.1E-10		4.1E-10	
直接炉心損傷に至る事象	複数の信号系損傷	1.0E-07		1.0E-07	
合 計		1.6E-05		3.4E-06	





第 1.2.2.a-1 図 プラント概要



第 1.2.2.a-2 図 プラントウォークダウンの調査対象機器の選定フロー

高浜発電所1号機 フラントワーク・クダウンチェックシート

対象機器	: 屋内設置の機器、 <u>屋外設置の機器</u> 、 <u>建屋間口証</u>
機器名称	: <u>海水ポンプ</u>
機器 I D	: <u>TF1PU-01A.TF1PU-01B.TF1PU-01C.TF1PU-01D</u>
位置	: <u>屋外</u>
高 E L	: <u>3.0m</u>
機器配置図番号	: <u>3-1-1A.18A</u>
系統図番号	: <u>1-4-3</u>
機器設置室	: <u>屋外</u>
注波伝播経路	: <u>海水ポンプヒット底面(3.0m)→(*)</u> <u>(*)→A 海水ポンプ(3.0m)</u> <u>(*)→B 海水ポンプ(3.0m)</u> <u>(*)→C 海水ポンプ(3.0m)</u> <u>(*)→D 海水ポンプ(3.0m)</u>

【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) 赤波伝播経路の確認 ☐
- (3) 建屋開口部の確認 ☐

綜合評價

・海水ポンプに漂流物について、海水ポンプ設置高さに相当する程度の波高の津波までであれば、漂流物が海水ポンプに到達して、損傷を及ぼす可能性は極めて低いと考えられる。

实施日： 2015 年 2 月 4 日

实施者：

(枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。)

第 1.2.2.a-3 図 プラントウォークダウンチェックシート (例 1/2)

機器 I D : TF1PU-01A,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	☐	☐	☐	☒

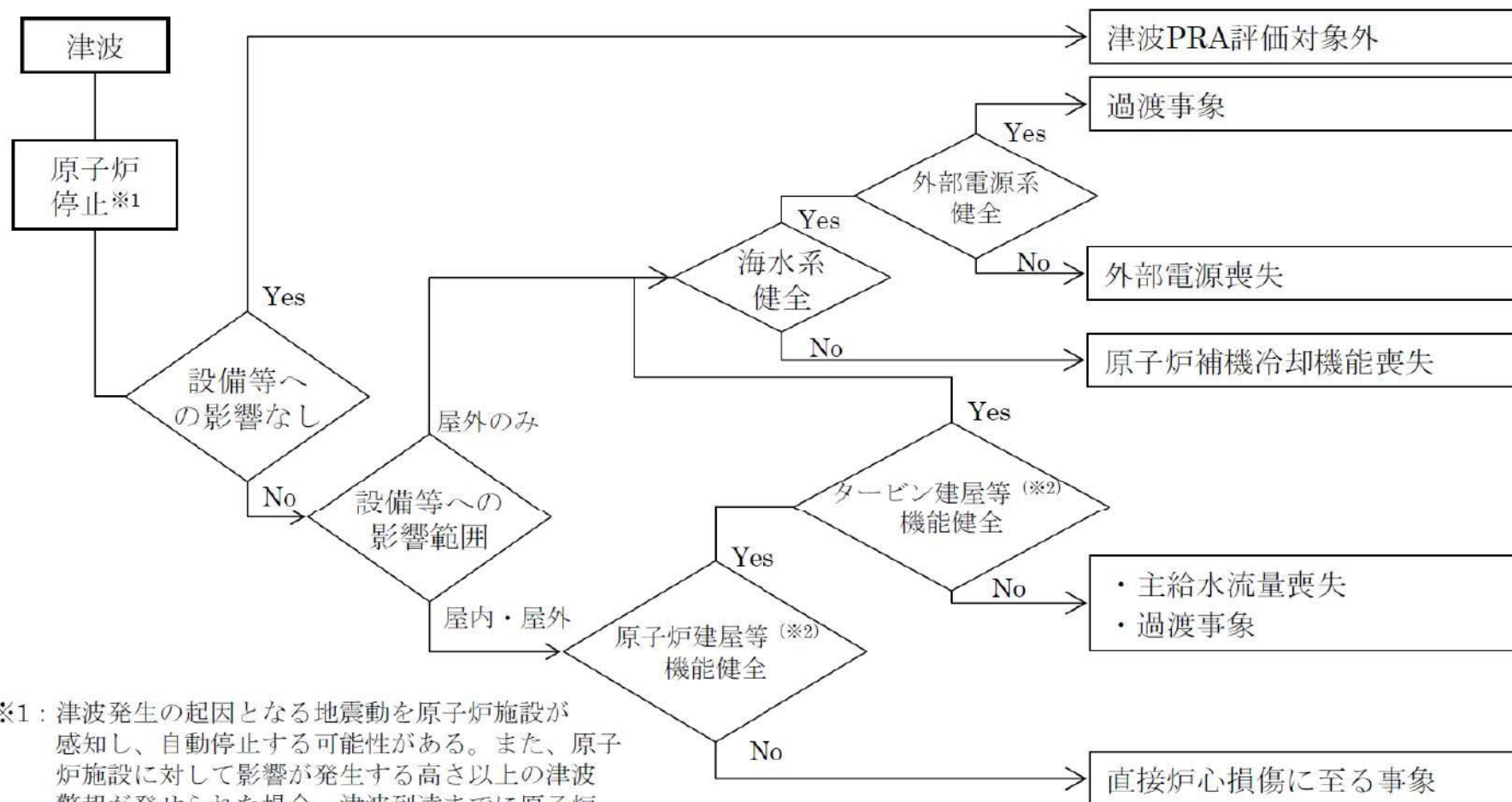
(記号の説明) Y : YES, N : NO, U : 調査不可, N/A : 対象外

第 1.2.2.a-3 図 プラントウォークダウンチェックシート (例 2/2)



第 1.2.2.a-4 図 現場機器（例 海水ポンプ）

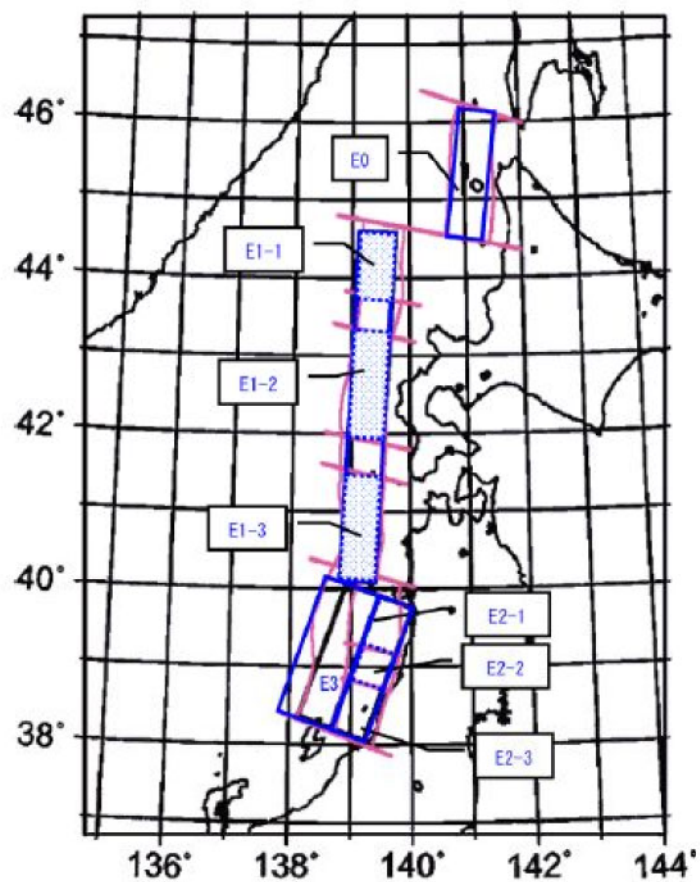
（マスキングの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。）



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

※2：各建屋内に設置されている各機器も含む。 注）起因事象は、津波の影響範囲により、単独もしくはそれらの組合せで発生する。

第 1.2.2.a-5 図 起因事象の抽出フロー

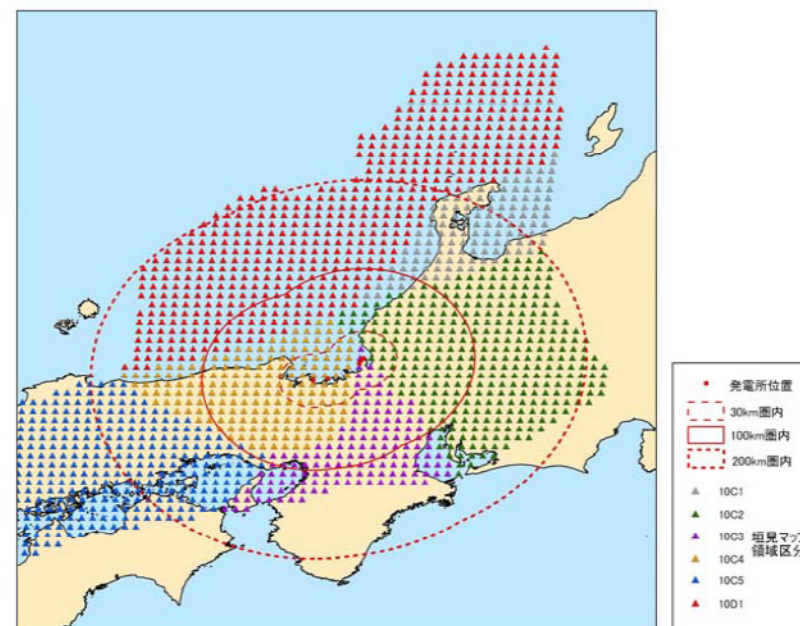
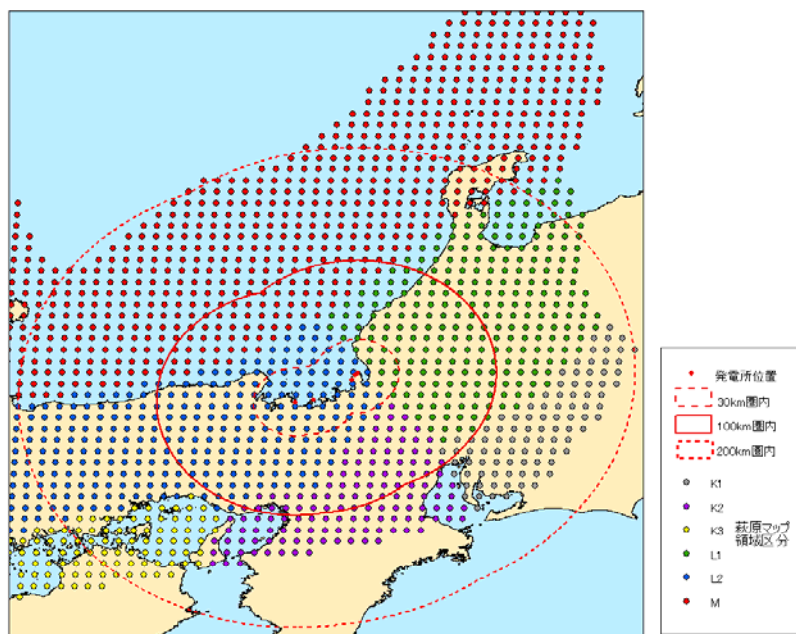


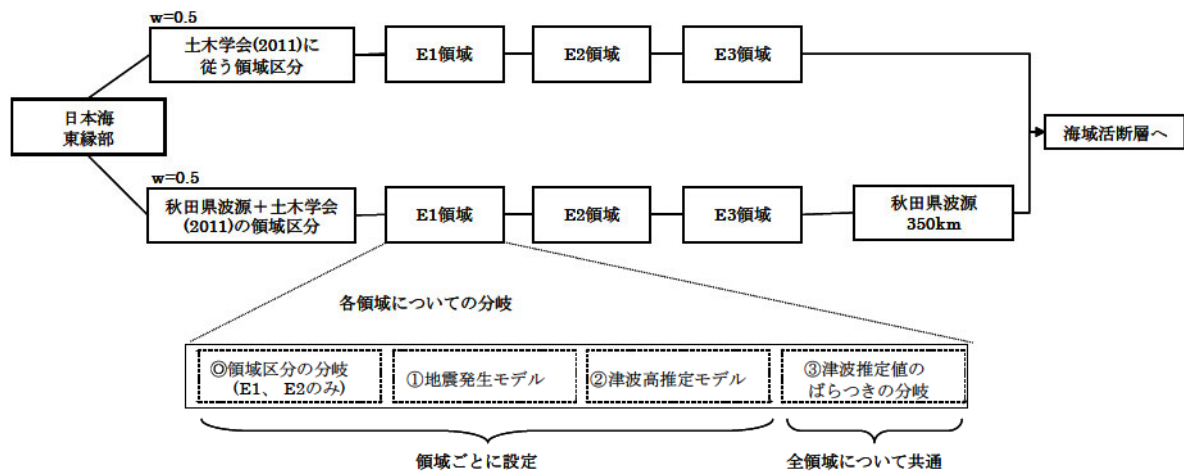
第 1.2.2.b-1 図 検討対象波源（日本海東縁部）

① 和布ー干飯崎沖～ 甲楽城断層	⑥ C断層
② ウツロギ峠北方ー 池河内断層	⑦ 大陸棚外縁～B～ 野坂断層
③ 浦底ー池河内断層	⑧ 三方断層
④ 浦底ー内池見断層	⑨ FO-A～FO-B～ 熊川断層
⑤ 白木ー丹生断層	⑩ F _{GA} 3 東部断層

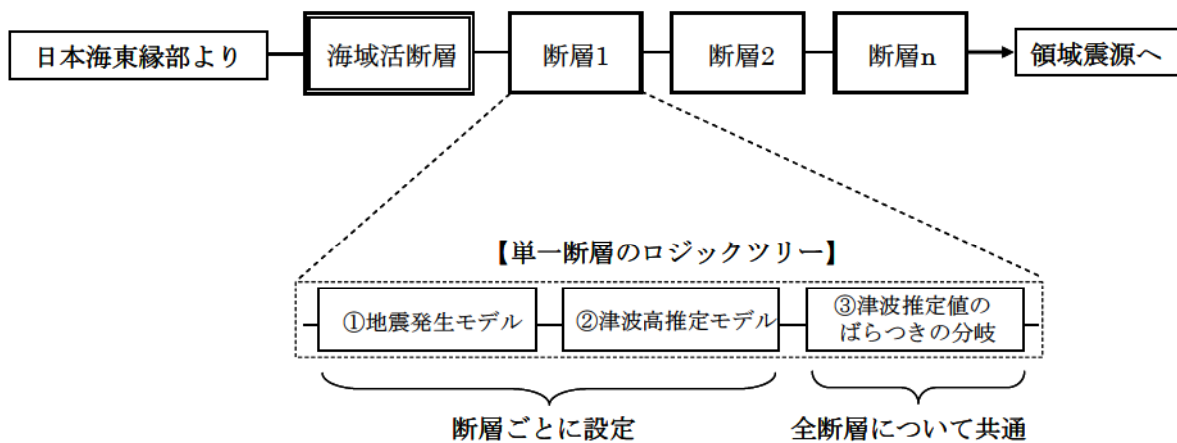


第 1.2.2.b-2 図 検討対象波源（海域活断層）

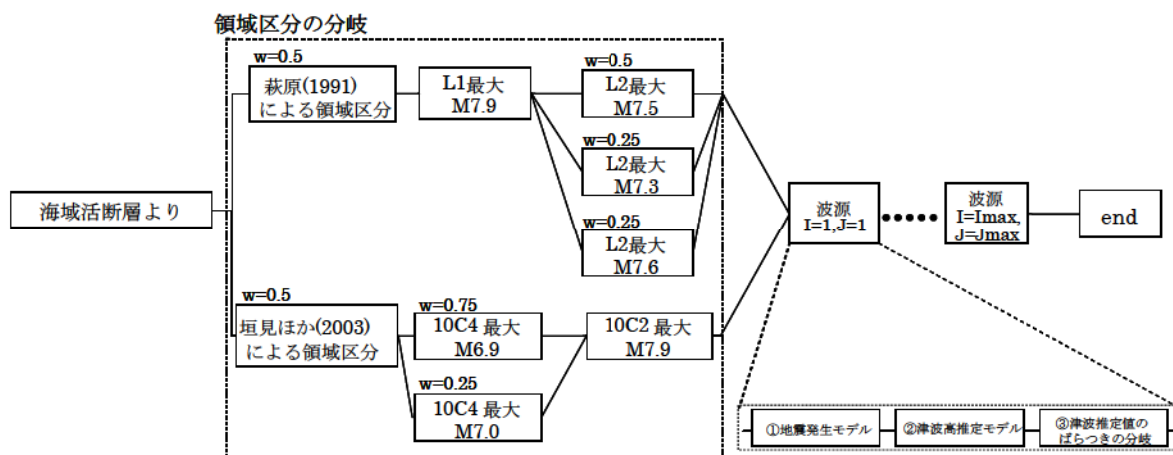




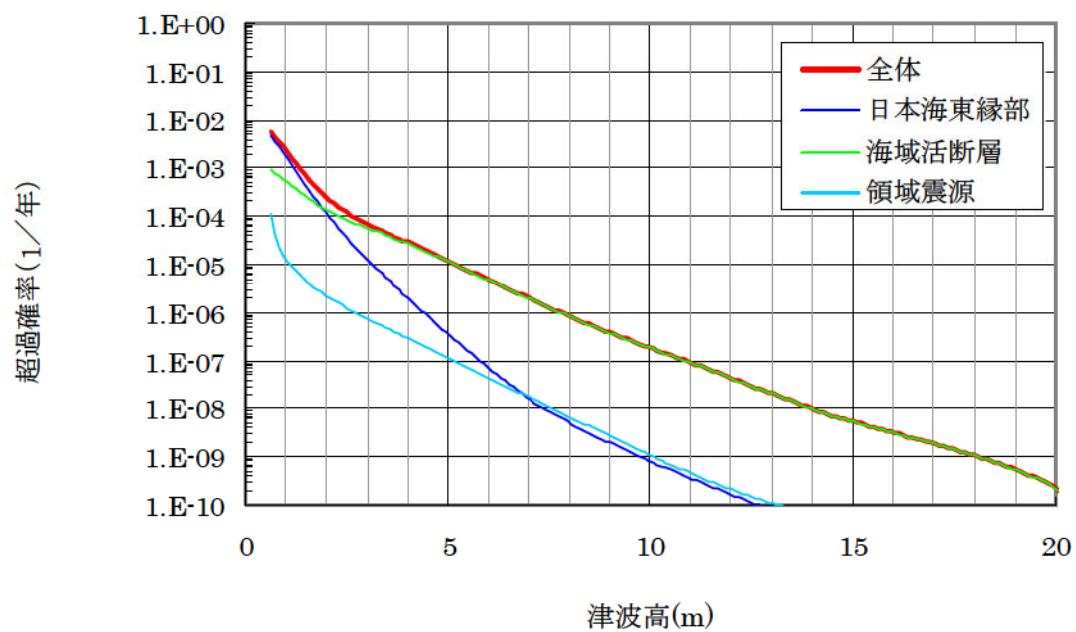
第 1.2.2.b-5 図 日本海東縁部のロジックツリー



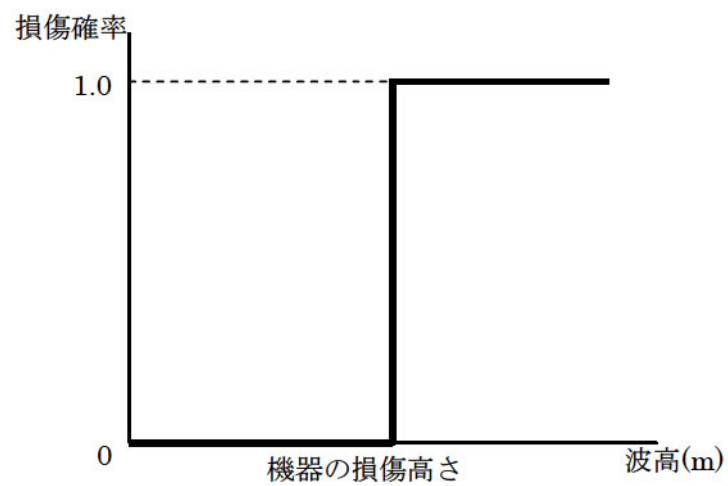
第 1.2.2.b-6 図 海域活断層のロジックツリー



第 1.2.2.b-7 図 領域震源のロジックツリー

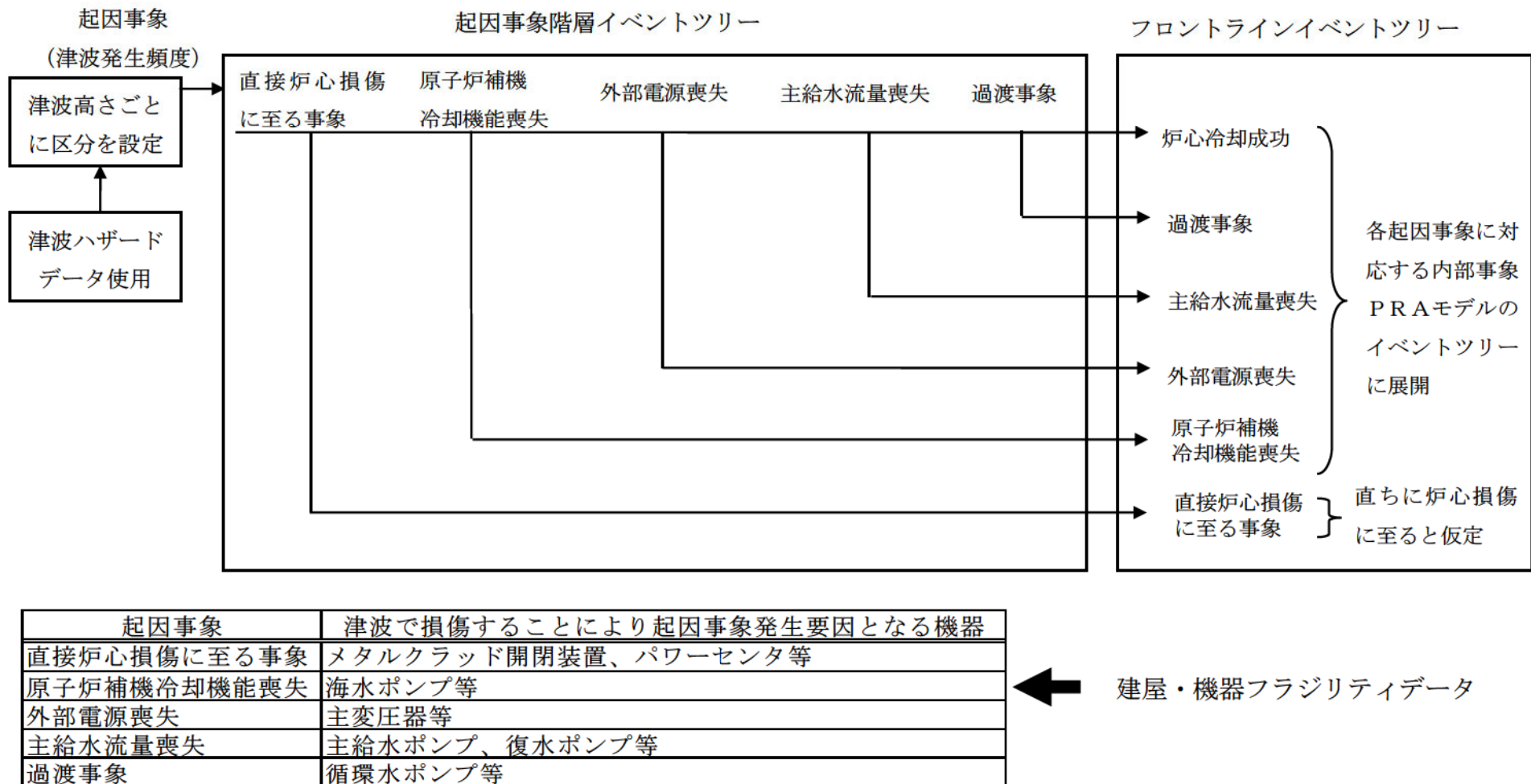


第 1.2.2.b-8 図 評価地点における水位と年超過確率の関係



※機器の損傷高さは浸水口高さ又は機器の設置高さの大きい方の値

第 1.2.2.c-1 図 被水・没水に関するフラジリティ曲線



第 1.2.2.d-1 図 津波 P R A 階層イベントツリー

原子炉補機 冷却機能喪失	補助給水	加圧器逃がし弁 /安全弁LOCA	RCPシール LOCA	事故シーケンス
				炉心冷却成功
				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
				原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗

第 1.2.2.d-2(a)図 原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー

外部電源喪失	非常用所内 交流電源	補助給水	事故シーケンス
			炉心冷却成功
			外部電源喪失+補助給水失敗
			外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失

第 1.2.2.d-2(b)図 外部電源喪失イベントツリー

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

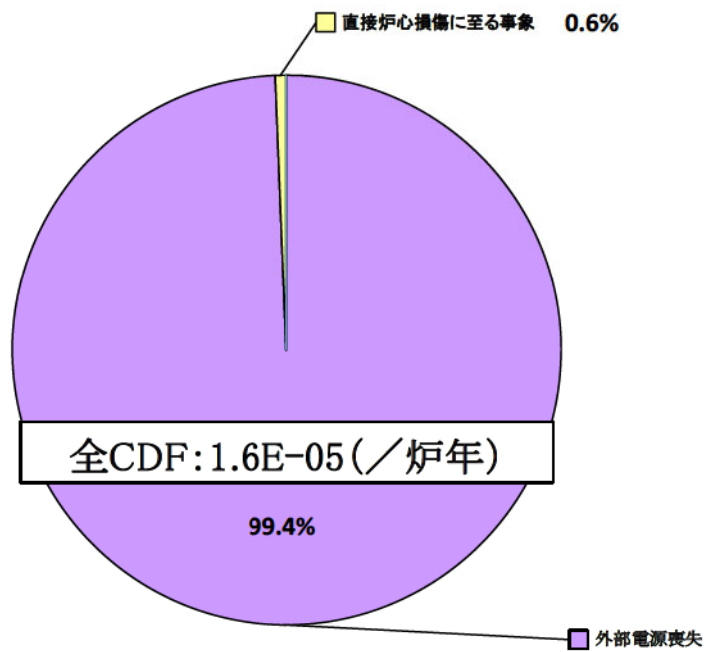
第 1.2.2.d-2(c)図 主給水流量喪失イベントツリー

過渡事象	補助給水	事故シーケンス
		炉心冷却成功
		過渡事象+補助給水失敗

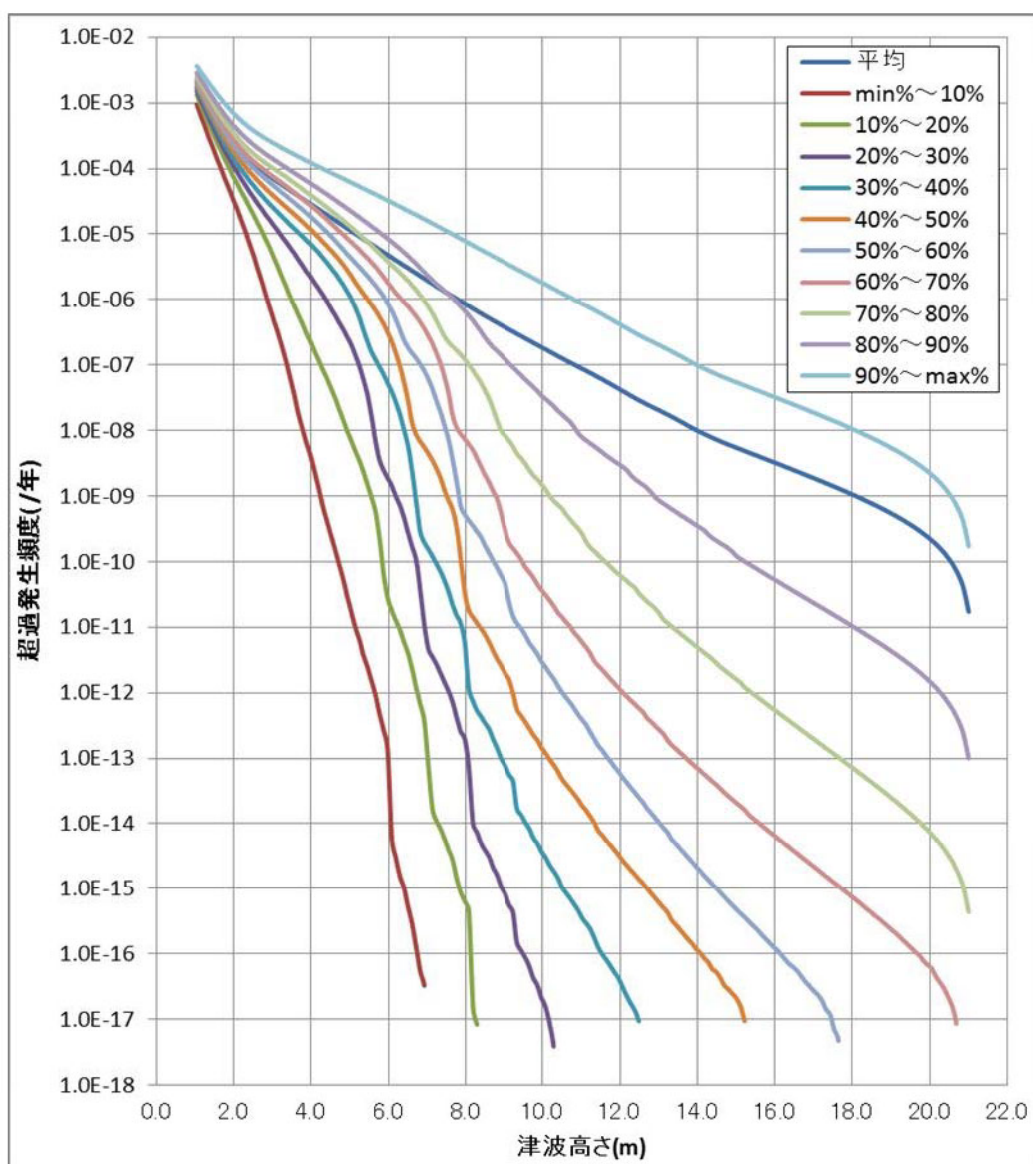
第 1.2.2.d-2(d)図 過渡事象イベントツリー

直接炉心損傷に至る事象	事故シーケンス
	炉心損傷（緩和手段なし）

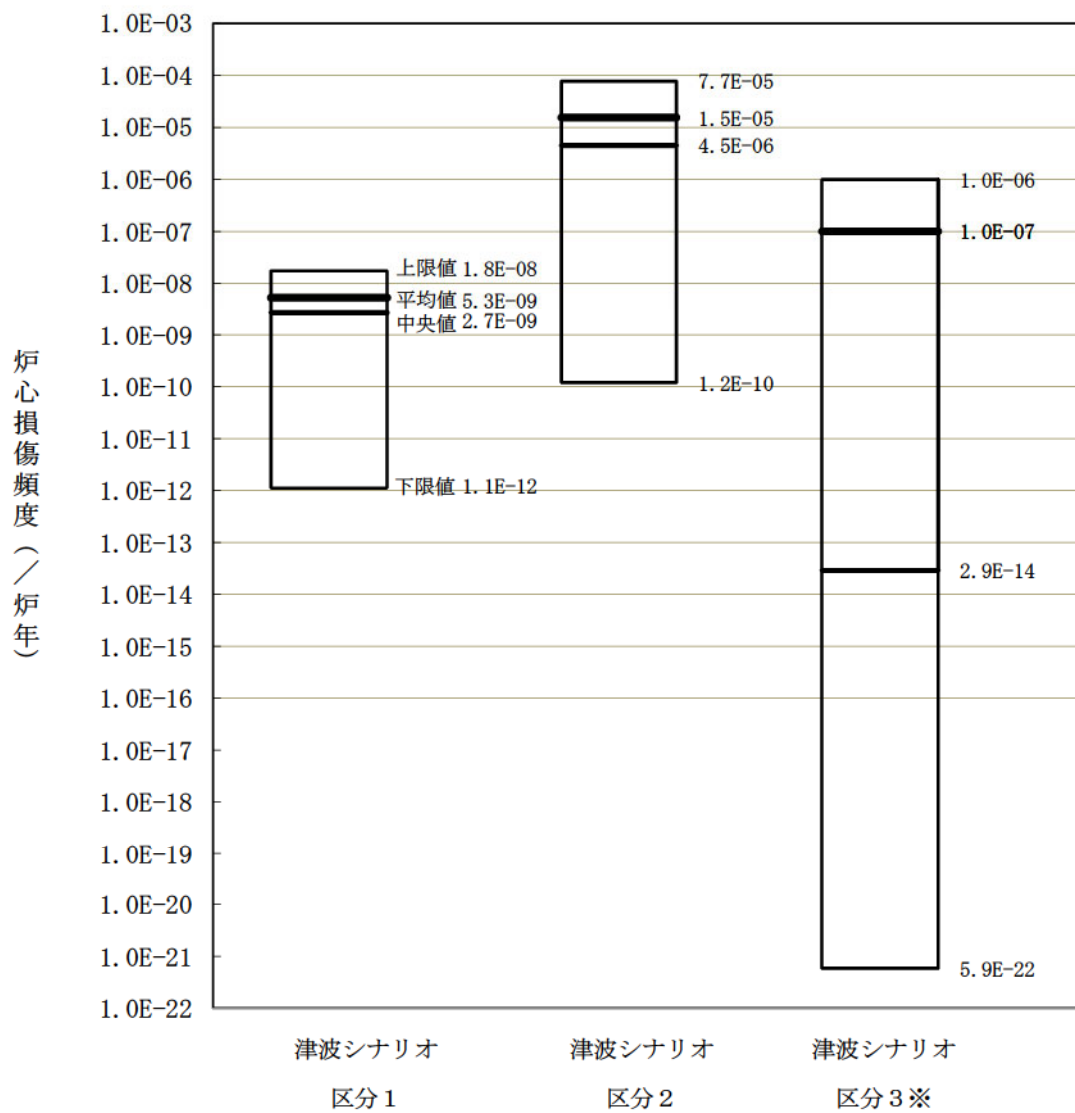
第 1.2.2.d-2(e)図 直接炉心損傷に至る事象



第 1.2.2.d-3 図 起因事象別炉心損傷頻度 寄与割合

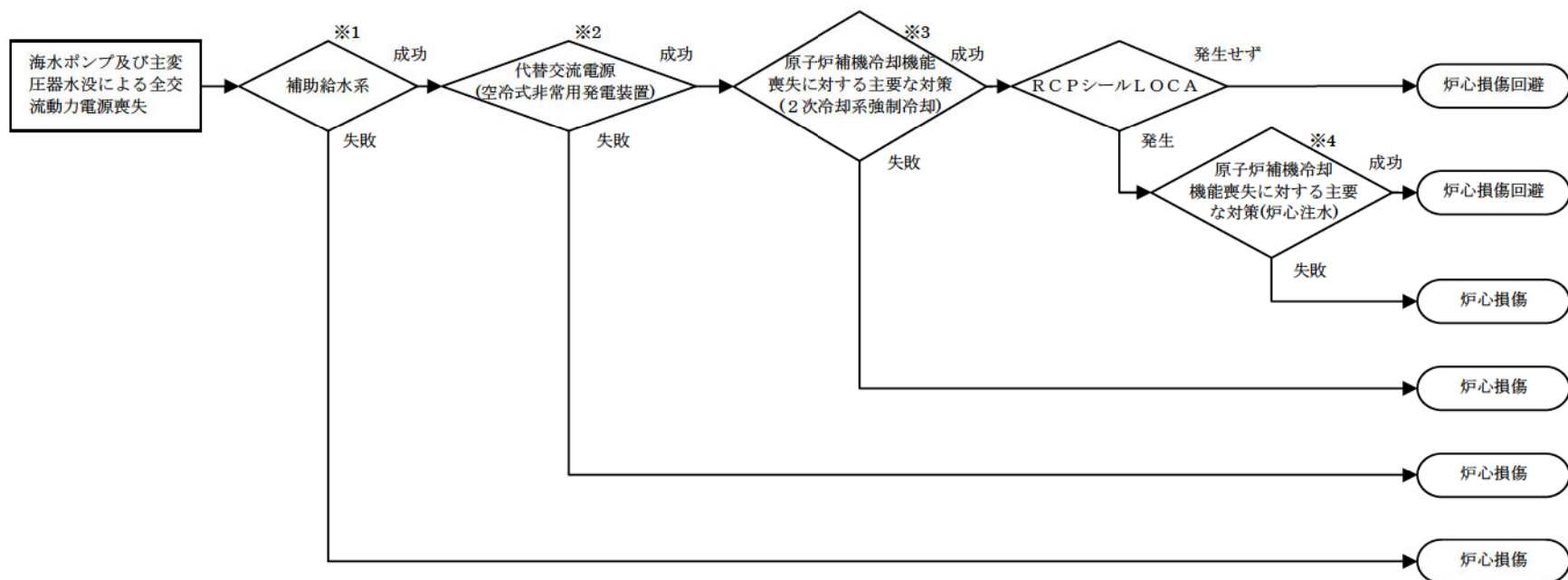


第 1.2.2.d-4 図 評価地点における 10%ごとの津波フラクタイルハザード



※：津波シナリオ区分3の30%以下の信頼度のデータは、30%～40%信頼度から2桁ずつ小さくした値を入力

第 1.2.2.d-5 図 津波シナリオ区分ごとの不確実さ解析結果



※1：原子炉補機冷却機能喪失に対する主要な対策の2次冷却系強制冷却に補助給水系が用いられているため、補助給水系に失敗すると炉心損傷に至る。

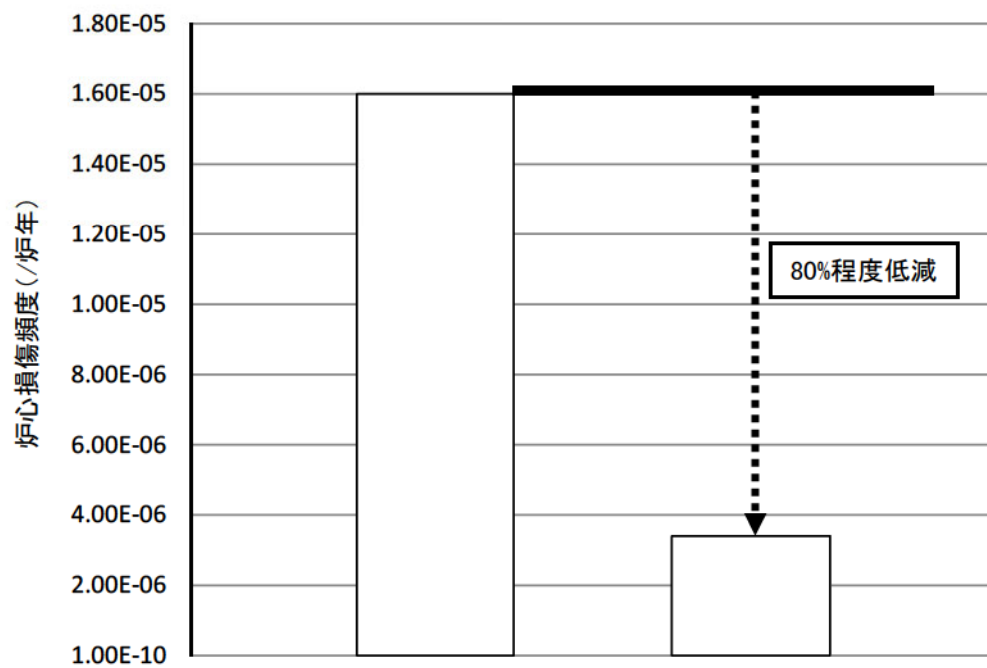
非信頼度は内部事象PRAのモデルを用いる。

※2：代替交流電源（空冷式非常用発電装置）は全交流動力電源喪失後直ちに起動させることを想定する。

※3：ここでの原子炉補機冷却機能喪失に対する主要な対策とは、2次冷却系強制冷却による1次冷却系の冷却・減圧、及び蓄圧注入での炉心冷却である。

※4：ここでの原子炉補機冷却機能喪失に対する主要な対策とは、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水及び大容量ポンプを用いた炉心除熱手段の確保である。

第 1.2.2.d-6 図 対策を考慮した「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」のシナリオの整理



第 1.2.2.d-7 図 全炉心損傷頻度に対する感度解析結果

2. レベル 1. 5 P R A

2.1 内部事象 P R A

2.1.1 出力運転時 P R A

出力運転時レベル 1. 5 P R A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 2 P S A編）：2008（以下「レベル 2 P S A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「P R Aの説明における参照事項」（原子力規制庁 平成 25 年 9 月）の記載事項への適合性を確認した。

2.1.1.a. プラントの構成・特性

① 対象プラントに関する説明

(1) 機器・系統の配置及び形状・設備容量

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

(2) 事故の緩和操作

事故時の熱水力的事故進展解析では、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（M C C I）、原子炉格納容器内の熱水力挙動及び核分裂生成物（F P）移行挙動に影響する。燃料、溶融炉心等の移

動経路を以下に示す。

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

2.1.1.b. プラント損傷状態の分類及び発生頻度

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

① プラント損傷状態の一覧

(1) プラント損傷状態の考え方及び定義

PDSは熱水力挙動の類似性として、事故進展の相違から独立に考慮すべき事故のタイプ及び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(CV)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、原子炉容器破損時の原子炉格納容器圧力上昇や、溶融炉心の飛散とその冷却性への影響の観点から原子炉容器破損前の1次冷却系の圧力状態(高圧状態あるいは低圧状態)でも分類する。

b. 炉心損傷時期

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

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

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

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

(2) レベル1 P R Aの事故シーケンスのプラント損傷状態への分類結果

レベル1 P R A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1.5 P R A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1 P R A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1.5 P R A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、低圧注入、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2.1.1.b-1図に、また、構築したイ

ベントツリーから抽出されるPDSと事故シーケンスの対応を第2.1.1.b-3表に示す。

② プラント損傷状態ごとの発生頻度

PDSごとに炉心損傷頻度を整理した結果を第2.1.1.b-4表に示す。レベル1PRAにて全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が支配的となっている。原子炉補機冷却機能喪失が約65%を占める理由は、レベル1PRAにおいて原子炉補機冷却機能喪失に伴い一定の確率で発生するRCPシールLOCA（小破断LOCAに分類）が発生すると、使用可能な緩和策がなくそのまま炉心損傷となるためである。レベル1PRAにおいて、炉心損傷頻度への寄与が高かった事故シーケンスグループについてその寄与割合及びPDSの内訳を以下に示す。

- ・ 原子炉補機冷却機能喪失（寄与：約65%、PDS：SED、TED）
- ・ 2次冷却系からの除熱機能喪失
（寄与：約26%、PDS：SED、SEW、SEI、TED、TEW、TEI、G）

2.1.1.c. 格納容器破損モード

① 格納容器破損モードの一覧と各破損モードに関する説明

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

第2.1.1.c-1図にPWRのシビアアクシデントで考えられている事故進展を示す。事故進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷を抽出した結果を第2.1.1.c-1表に示す。また、これらの負荷を事

故のタイプと発生時期に着目して系統的に整理したものを第2.1.1.c-2表に示す。さらに、選定した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2.1.1.c-3表に整理する。

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

(1) 水蒸気爆発 (α モード、 η モード)

高温の溶融炉心と水が接触して生じる水蒸気爆発又は圧力スパイクにより原子炉格納容器の健全性が脅かされる事象であり、原子炉容器内での水蒸気爆発 (α モード) と原子炉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)

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

(4) 水蒸気（崩壊熱）による過圧（ θ モード）

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

(5) 格納容器雰囲気直接加熱（ σ モード）

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

(6) 格納容器への直接接触（ μ モード）

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

(7) ベースマット熔融貫通（ ε モード）

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

(8) 過温破損（ τ モード）

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

(9) 格納容器隔離機能喪失（ β モード）

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

(10) 格納容器バイパス（ g モード、 v モード）

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

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

2.1.1.d. 事故シーケンス

① 格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス

P D S 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作動状態及び物理化学現象の発生状態を分析して、これらの組み合わせから事故の進展を樹形図で分類する格納容器イベントツリーを構築する。

② 格納容器イベントツリー

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

a. 重要な物理化学現象並びに対処設備の作動及び不作動

格納容器イベントツリーの構築に際し、炉心損傷から原子炉格納容器の破損に至るまでの事故進展の途上で発生する重要な物理化学現象について各 P D S を考慮して抽出し、その発生条件及び発生後の事故進展を検討した。

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

b. 運転員操作

事故の緩和及び格納容器破損防止に係る運転員操作については考慮していない。

c. ヘディング間の従属性

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

(2) 格納容器イベントツリー

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

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

T1：事故発生から原子炉容器破損まで

T2：原子炉容器破損直後

T3：原子炉容器破損後長時間経過後

2.1.1.e. 事故進展解析

① 解析対象とした事故シーケンスと対象事故シーケンスの説明

プラントの熱水力挙動、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とともに、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の計算に必要なデータを得る事を目的として、各PDSを代表する事故進展解析を実施する。

(1) 解析対象事故シーケンスの選定

a. 解析対象PDSの選定

事故進展解析の対象とするPDSとして

- ・全CDFに対する割合の大きいPDS
- ・物理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65%）、TEI（約22%）、TEW（約3%）及びTED（約3%）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及びAEIについても解析対象として選定しており、PDSごとに代表する事故シーケンスを選定している。

b. 解析対象事故シーケンスの選定

事故シーケンスの選定に際しては、

- ・CDFが大きく確率的にそのPDSを代表する
- ・事故進展が相対的に速い（安全設備及び事故時緩和操作の時間余裕が厳しくなるため）

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

(2) 事故進展解析の解析条件

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

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

② 事故シーケンスの解析結果

選定した各事故シーケンスについてプラントの熱水力挙動を解析した結果及び事故進展例を第2.1.1.e-1～e-14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故進展を表す主要事象発生時刻を第2.1.1.e-4表に示す。

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

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

(1) プラント損傷状態：AED

AEDのシーケンスは、大中破断LOCAが発生する一方、原子炉格納

容器への燃料取替用水タンク（以下「RWS T」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10時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約187℃、ベースマット侵食深さは約0.3mである。

（分岐確率の定量化に参考となる知見）

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

⇒ ヘディングHB 1、HB 2及びHB 3（水素燃焼）の分岐確率として、に適用されるを設定

- ・ 原子炉下部キャビティ室に水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。

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

- ・ ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。

⇒ ヘディングBM（ベースマット溶融貫通）の分岐確率として、

に適用されるを設定

- ・ 貫通部過温破損の可能性は低い。

⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、

に適用されるを設定

(2) プラント損傷状態：AEW

AEWのシーケンスは、大中破断LOCAが発生し、原子炉格納容器内

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

へのRWS T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12時間で最高使用圧力の2倍に達する。このときの原子炉格納容器内の温度は約177℃、ベースマツト侵食はごくわずかである。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

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

⇒ ヘディングHB 1、HB 2及びHB 3（水素燃焼）の分岐確率として、に適用されるを設定

- ・ 原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆発の可能性はある。

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

- ・ ベースマツト溶融貫通の可能性は低い。

⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、
に適用されるを設定

- ・ 貫通部過温破損の可能性は低い。

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

(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

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

のRWS T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、熔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。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

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

⇒ ヘディングHB 1、HB 2及びHB 3（水素燃焼）の分岐確率として、に適用されるを設定。なお、HB 3（水素燃焼：RV破損後長期）については、と設定しており、を考慮しHB 3の分岐確率はを設定

- ・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はある。

⇒ ヘディングDC（キャビティ内水量）の分岐確率として、に適用されるを設定

- ・ベースマット熔融貫通の可能性は低い。

⇒ ヘディングBM（ベースマット熔融貫通）の分岐確率として、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で熔融炉心冷却失敗の分岐確率として、に適用されるを設定)

- ・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。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

⇒ ヘディングNCC（格納容器気相部冷却）の失敗確率を

に適用されるを設定

(4) プラント損傷状態：SED

SEDのシーケンスは、小破断LOCAが発生し、原子炉格納容器へのRWS T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14時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内の温度は約179℃、ベースマツト侵食深さは約0.5mである。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

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

⇒ ヘディングHB 1、HB 2及びHB 3（水素燃焼）の分岐確率として、に適用されるを設定

- ・原子炉下部キャビティに水が流入せず、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、
に適用されるを設定

- ・ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。

⇒ ヘディングBM（ベースマツト溶融貫通）の分岐確率として、
に適用されるを設定

- ・貫通部過温破損の可能性は低い。

⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

[]
[] に適用される [] を設定

(5) プラント損傷状態：TED

TEDのシーケンスは、トランジェントが発生し、原子炉格納容器内へのRWS T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18時間で最高使用圧力の2倍に達し、このときの原子炉格納容器内温度は約186℃、ベースマツト侵食深さは約0.2mである。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

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

⇒ ヘディングHB 1、HB 2及びHB 3（水素燃焼）の分岐確率として [] に適用される [] を設定

- ・ 原子炉下部キャビティ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、 []
[] に適用される [] を設定

- ・ ベースマツト溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。

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

- ・ 貫通部過温破損の可能性は低い。

⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、 []
[]

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

[]
[] に適用される [] を設定

(6) プラント損傷状態：T E W

T E W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R W S T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。事故発生から約9時間で格納容器スプレイ作動設定値に達し、約18時間で最高使用圧力の2倍に達する。このときの原子炉格納容器内温度は約176℃、ベースマツト侵食はごくわずかである。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

- ・ 水素濃度は、事故早期は4vol%未満であり水素燃焼の可能性は低く、R V破損直後では4vol%以上であり水素燃焼の可能性はある。また、事故後期には水素濃度は4vol%未満であり水素燃焼の可能性は低い。

⇒ ヘディングH B 1（水素燃焼：R V破損前）、H B 3（水素燃焼：

R V破損後長期）の分岐確率として、[]

[] に適用される [] を設定。H B 2（水素燃

焼：R V破損直後）の分岐確率として []

[] に適用される [] を設定。

- ・ 原子炉下部キャビティ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D C（キャビティ内水量）の分岐確率として、[]

[] に適用され

る [] を設定

- ・ ベースマツト熔融貫通の可能性は低い。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

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

- ・貫通部過温破損の可能性は低い。

⇒ ヘディングOT（格納容器過温破損）の分岐確率として、

に適用されるを設定

(7) 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RWS T水の移送があり、格納容器スプレイによる継続的な除熱が行われるため、原子炉格納容器圧力は低く維持され、ベースマットの侵食はない。

(分岐確率の定量化に参考となる知見)

- ・水素濃度は、事故早期は4vol%未満で水素燃焼の可能性は低い。原子炉容器破損直後から事故後期にかけて4vol%以上であり、水素燃焼の可能性が考えられる。

⇒ ヘディングHB1（水素燃焼）の分岐確率として
に適用されるを設定。HB2
及びHB3（水素燃焼）の分岐確率として、
に適用されるを設定。なお、HB3（水素燃焼：RV破損後長期）については、

と設定しており、この場合にはを考慮し
HB3の分岐確率はを設定

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

- ・ 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 D C (キャビティ内水量) の分岐確率として、
 に適用される を設定

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

⇒ ヘディング N C C (格納容器気相部冷却) の失敗確率を

 に適用される を設定

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

2.1.1.f 格納容器破損頻度

① 格納容器破損頻度の評価方法

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

② 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率

ヘディングの分岐確率は、シビアアクシデント現象に関する知見、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

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

え、分岐確率を定量化する手法を採用した。



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

③ 格納容器破損頻度の評価結果

格納容器破損頻度の評価結果を第 2.1.1.f-3 表に示す。全格納容器破損頻度 (C F F) は 5.0×10^{-5} (／炉年)、条件付格納容器破損確率 (C C F P) は 0.77 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 P D S (A E I、S E I、S L I 及び T E I) では大部分が原子炉格納容器の破損を回避できる (C C F P が 0.02～0.11) 一方、原子炉格納容器の除熱機能がないその他 P D S の C C F P は 1 となるため、全体の C C F P が高くなっている。

また、格納容器破損モード別及び格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度を第 2.1.1.f-4 表に示す。全 C F F のうち格納容器破損モードについて、「 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 90.5%、「 ϵ モード (ベースマット熔融貫通)」の寄与が約 2.8% を占め、以下、「 g モード (蒸気発生器伝熱管破損)」、「 θ モード (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)」、「 σ モード (格納容器雰囲気直接加熱)」、「 τ モード (過温破損)」、「 β モード (格納容器隔離失敗)」、「 γ ” (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))」の寄与が続き、これら以外の破損モードの寄与は 0.1% 以下であった。

P D S 別 C D F で全体の約 65.1% を占める S E D は、原子炉補機冷却機能喪失により R C P シール L O C A が発生する一方、R W S T からの注入口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

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

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。次に、PDS別CDFで全体の約3.5%を占めるTEW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。また、全体の約2.9%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22.2%を占めるTEIは、格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内の除熱が継続されることから原子炉格納容器の健全性が維持される可能性が高い(CCFPが0.08)。(第2.1.1.f-3表、第2.1.1.f-1図～f-3図)

(1) SED(CFF: 4.3×10^{-5} (/炉年)、全CFFへの寄与割合:84.8%)

- ・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98%)

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RWST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) TEW(CFF: 2.3×10^{-6} (/炉年)、全CFFへの寄与割合:4.5%)

- ・代表的なシーケンス：DC母線1系列喪失+補助給水失敗+格納容

器スプレイ注入失敗

(PDS別CDFへの寄与割合:約 66%)

DC母線1系列喪失時の補助給水失敗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RWS T水の持ち込みがあるものの、格納容器スプレイ系による格納容器内除熱に期待できない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格納容器破損に至るが、格納容器貫通部の過温破損やベースマットの熔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。

(3) TED (CFF : 1.9×10^{-6} (／炉年)、全CFFへの寄与割合 : 3.8%)

・代表的なシーケンス : 外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失

(PDS別CDFへの寄与割合:約 92%)

SBO等が発生する一方、原子炉格納容器内へのRWS T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熔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。

また、CFFをレベル1PRAの起因事象別に整理したものを第2.1.1.f-5表に示す。この整理結果によると、CFFに支配的な起因事象は原子炉補機冷却機能喪失であり、外部電源喪失及びDC母線1系列喪失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り、

外部電源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、外部電源が喪失し非常用所内交流電源の確立に失敗する事故シーケンスや、外部電源喪失時に補助給水に失敗する事故シーケンスであり、DC母線1系列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、DC母線1系列喪失時に補助給水に失敗する事故シーケンスである。これらの事故シーケンスが主に該当するPDSはSED、TED、TEI及びTEW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、条件付格納容器破損確率が減少(0.08)するため、CCFPに寄与が大きいPDSに該当せず、SED、TED及びTEWがCCFPに寄与が大きい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がレベル1.5PRAにおけるCCFPに対しても大きな寄与率をもっていることが確認される。

④ 重要度評価について

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

- ・「 δ モード（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）」ではCCFPの約89%がSEDの「原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」シーケンスであり、レベル1PRAの原子炉補機冷却機能喪失の場合と同様にRCPシール部（シールLOCA発生）及び加圧器安全弁（閉失敗）の寄与が大きくなるものとするが、いずれの場合においても恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格

納容器循環冷暖房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。

- ・「 ϵ モード（ベースマット溶融貫通）」では C F F の約 37% が T E I の「手動停止＋補助給水失敗」シーケンス、約 16% が T E I の「過渡事象＋補助給水失敗」であり、レベル 1 P R A の「手動停止＋補助給水失敗」及び「過渡事象＋補助給水失敗」の結果から、復水タンク閉塞及び補助給水系各機器のリーク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原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水により原子炉格納容器の破損を防止することができる。

2.1.1.g 不確実さ解析及び感度解析

① 不確実さ解析

(1) プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確実さ解析結果を第 2.1.1.g-1 表及び第 2.1.1.g-1 図に示す。不確実さ解析の結果、プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値は不確実さ分布内にあり、プラント損傷状態別格納容器破損頻度の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、S E D が支配的であることが確認できた。したがって、プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。

(2) 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

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

- ・不確実さ解析の結果、格納容器破損モード別の点推定値は概ね不

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

- ・点推定値が不確実さ分布内にない μ （格納容器直接接触）、 τ （過温破損）については、P D S 別の炉心損傷頻度において支配的な S E D 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と同等であり（判断基準 2.0MPa[gage] に対して 2.0MPa[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。また、 γ （水素燃焼（原子炉容器破損以前））については、P D S 別の炉心損傷頻度において C D F に寄与の大きい S E D 及び T E D の R V 破損前の水素燃焼の発生確率について、事故進展解析結果に基づいて水素濃度が 4vol%以上であると判断しているが、R V 破損前の水素濃度が判断基準値に非常に近く（判断基準値 4vol% に対して S E D は 4.1vol%、T E D は 4.3vol%）、水素燃焼の不確実さを考慮すると、4vol%未満の確率も大きく評価しているためである。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 P R A 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（T I -

S G T R)) と α (原子炉容器内水蒸気爆発) 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 ～ 4 桁小さく、不確実さを考えても全体の格納容器破損頻度に対して十分に小さいことを確認した。

(3) 格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

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

- ・ 不確実さ解析の結果、格納容器破損カテゴリ別の点推定値は概ね不確実さ分布内にあり、格納容器破損カテゴリ別の点推定値と不確実さ解析結果の傾向に大きな差はなく、「水蒸気（崩壊熱）による過圧」が支配的であることが確認できた。したがって、格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の特徴について不確実さが有意に影響することは考えにくい。
- ・ 点推定値が不確実さ分布内でない「格納容器への直接接触」、「貫通部過温」については、P D S 別の炉心損傷頻度において支配的な S E D 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と同等であり（判断基準 2.0MPa[gage] に対して 2.0MPa[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 S E D の溶融物分散放出に対する事故進展解析結果は、判断基準と同等であった（判断基準 2.0MPa[gage]に対して 2.0MPa[gage]）。S E D 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 S E D 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結果を第 2.1.1.g-4 表及び第 2.1.1.g-4 図に示す。本感度解析の結果、全体の格納容器破損頻度はほとんど変化がなく、本現象の全体の格納容器破損頻度に与える影響は小さいことが確認できた。また、次のとおり格納容器破損モードごとに多少の増減はあるが、全体的な傾向は変わらず、 δ （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 S E D 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）及び 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。

- ・ S E Dと同じ小破断 L O C Aのプラント損傷状態であり、溶融物分散放出に関して S E D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 S E W、S E I、S L W及びS L Iにおいて溶融物分散放出が発生しない可能性が高くなったことから、 η （原子炉容器外水蒸気爆発）が増加した。

第 2.1.1.b-1 表 プラント損傷状態の分類記号
(事故のタイプと 1 次冷却材圧力の分類)

分類記号	説 明
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 L O C A 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 L O C A 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 L O C A (R C P シール L O C A 及び加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A) に至る事故シーケンスも含む (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 L O C A 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	F P 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 F P が直接放出される S G T R シーケンスである (中圧)
V	F P 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 F P が直接放出されるインターフェイスシステム L O C A シーケンスである (低圧)

(炉心損傷時期の分類)

分類記号	説明
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)

分類記号	説明
D	E C C S 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、熔融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内の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	E C C S 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、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内の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	E C C S 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、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内の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	E C C S 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、熔融炉心の冷却が達成される可能性があるもの。原子炉格納容器内の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 2.1.1.b-2 表 プラント損傷状態の定義

No	P D S	事故のタイプ	R C S 圧力	炉心損傷 時期	原子炉格納容器内事故進展		
					R W S T 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	A E D	大中破断 L O C A	低圧	早期	×	炉心損傷後	×
2	A E W	大中破断 L O C A	低圧	早期	○	炉心損傷後	×
3	A E I	大中破断 L O C A	低圧	早期	○	炉心損傷後	○
4	A L C	大中破断 L O C A	低圧	長期	○	炉心損傷前	×
5	S E D	小破断 L O C A	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
6	S E W	小破断 L O C A	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
7	S E I	小破断 L O C A	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
8	S L W	小破断 L O C A	中圧	長期	○	炉心損傷後	×
9	S L I	小破断 L O C A	中圧	長期	○	炉心損傷後	○
10	S L C	小破断 L O C A	中圧	長期	○	炉心損傷前	×
11	T E D	Transient	高圧	早期	×	炉心損傷後	×
12	T E W	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	×
13	T E I	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	○
14	V	インターフェイス システム L O C A	低圧	—			
15	G	S G T R	中圧	—			

第 2.1.1.b-3 表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される
事故シーケンス(1/5)

P D S	事故シーケンス
A E D	大破断 L O C A + 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 L O C A + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
A E W	大破断 L O C A + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	大破断 L O C A + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	大破断 L O C A + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	大破断 L O C A + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断 L O C A + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断 L O C A + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断 L O C A + 高圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	中破断 L O C A + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	中破断 L O C A + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断 L O C A + 蓄圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	中破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	中破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
A E I	大破断 L O C A + 低圧再循環失敗
	大破断 L O C A + 蓄圧注入失敗
	大破断 L O C A + 低圧注入失敗
	大破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗
	中破断 L O C A + 高圧再循環失敗
	中破断 L O C A + 低圧再循環失敗
	中破断 L O C A + 蓄圧注入失敗
	中破断 L O C A + 高圧注入失敗
	中破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗
A L C	中破断 L O C A + 格納容器スプレイ再循環失敗
	中破断 L O C A + 格納容器スプレイ注入失敗
S E D	小破断 L O C A + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	小破断 L O C A + 補助給水失敗 + 低圧注入失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	極小 L O C A + 充てん / 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	極小 L O C A + 補助給水失敗 + 充てん / 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	原子炉補機冷却機能喪失 + R C P シール L O C A
	原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 L O C A
	D C 母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 L O C A + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗

第 2.1.1.b-3 表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される
事故シーケンス(2/5)

P D S	事故シーケンス
S E W	小破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	小破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断 L O C A + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断 L O C A + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	小破断 L O C A + 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 L O C A + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	小破断 L O C A + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	極小 L O C A + 充てん / 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	極小 L O C A + 充てん / 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	極小 L O C A + 充てん / 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	極小 L O C A + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	極小 L O C A + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	極小 L O C A + 補助給水失敗 + 充てん / 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	極小 L O C A + 補助給水失敗 + 充てん / 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	極小 L O C A + 補助給水失敗 + 充てん / 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	D C 母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 L O C A + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	D C 母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 L O C A + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	D C 母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 L O C A + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
	D C 母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 L O C A + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 L O C A + 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
	D C 母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 L O C A + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 L O C A + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
S E I	小破断 L O C A + 高圧注入失敗
	小破断 L O C A + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗
	小破断 L O C A + 補助給水失敗
	小破断 L O C A + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗
	小破断 L O C A + 補助給水失敗 + 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗
	極小 L O C A + 充てん / 高圧注入失敗
	極小 L O C A + 充てん / 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗
	極小 L O C A + 補助給水失敗
	極小 L O C A + 補助給水失敗 + 充てん / 高圧注入失敗
	極小 L O C A + 補助給水失敗 + 充てん / 高圧注入失敗 + 低圧注入失敗

第 2.1.1.b-3 表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される
事故シーケンス(3/5)

P D S	事故シーケンス
S E I	D C 母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A + 高圧注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A + 高圧注入失敗+低圧注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A + 補助給水失敗
	D C 母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A + 補助給水失敗+高圧注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A + 補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗
S L W	小破断 L O C A + 高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断 L O C A + 低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断 L O C A + 高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	小破断 L O C A + 低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A + 高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
	D C 母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A + 低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
	D C 母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A + 高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A + 低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗
S L I	小破断 L O C A + 高圧再循環失敗
	小破断 L O C A + 低圧再循環失敗
	D C 母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A + 高圧再循環失敗
	D C 母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A + 低圧再循環失敗
S L C	小破断 L O C A + 格納容器スプレイ再循環失敗
	小破断 L O C A + 格納容器スプレイ注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A + 格納容器スプレイ再循環失敗
	D C 母線 1 系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁 L O C A + 格納容器スプレイ注入失敗
T E D	外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失
	外部電源喪失+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	手動停止+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	過渡事象+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	主給水流量喪失+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗
	A T W S + 高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	2 次冷却系の破断+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗+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+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
T E W	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
	外部電源喪失+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+高圧注入失敗+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+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
	外部電源喪失+補助給水失敗+高圧注入失敗+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗

第 2.1.1.b-3 表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される
事故シーケンス(4/5)

P D S	事故シーケンス
T E W	手動停止＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	手動停止＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	手動停止＋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
	手動停止＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	手動停止＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	過渡事象＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	過渡事象＋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＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	過渡事象＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	過渡事象＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	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
	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
	主給水流量喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	主給水流量喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	主給水流量喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	A T W S ＋ 格納容器スプレイ再循環失敗
	A T W S ＋ 格納容器スプレイ注入失敗
	A T W S ＋ 高圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	A T W S ＋ 高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	A T W S ＋ 高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	2 次冷却系の破断＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	2 次冷却系の破断＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	2 次冷却系の破断＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	2 次冷却系の破断＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	2 次冷却系の破断＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	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
	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
	2 次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	2 次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗＋高圧注入失敗＋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＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	D C 母線 1 系列喪失＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	D C 母線 1 系列喪失＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
	D C 母線 1 系列喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗＋格納容器スプレイ再循環失敗
T E I	外部電源喪失＋補助給水失敗
	外部電源喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗
	外部電源喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗
	手動停止＋補助給水失敗
	手動停止＋補助給水失敗＋高圧注入失敗
	手動停止＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗

第 2.1.1.b-3 表 プラント損傷状態とイベントツリーから抽出される
事故シーケンス(5/5)

P D S	事故シーケンス
T E I	過渡事象＋補助給水失敗
	過渡事象＋補助給水失敗＋高圧注入失敗
	過渡事象＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗
	主給水流量喪失＋補助給水失敗
	主給水流量喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗
	主給水流量喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗
	A T W S
	A T W S ＋ 高圧注入失敗
	A T W S ＋ 高圧注入失敗＋低圧注入失敗
	2 次冷却系の破断＋補助給水失敗
	2 次冷却系の破断＋補助給水失敗＋高圧注入失敗
	2 次冷却系の破断＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗
	2 次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗
	2 次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗＋高圧注入失敗
	2 次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失＋補助給水失敗
	D C 母線 1 系列喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗
	D C 母線 1 系列喪失＋補助給水失敗＋高圧注入失敗＋低圧注入失敗
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 L O C A

第 2.1.1.b-4 表 プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

プラント 損傷状態	炉心損傷頻度 (／炉年)	割 合
A E D	1.8E-09	< 0.1%
A E W	8.5E-08	0.1%
A E I	4.7E-07	0.7%
A L C	2.2E-07	0.3%
S E D	4.3E-05	65.1%
S E W	7.2E-09	< 0.1%
S E I	6.1E-07	0.9%
S L W	7.5E-08	0.1%
S L I	9.2E-07	1.4%
S L C	7.0E-07	1.1%
T E D	1.9E-06	2.9%
T E W	2.3E-06	3.5%
T E I	1.5E-05	22.2%
V	3.0E-11	< 0.1%
G	1.1E-06	1.7%
合 計	6.6E-05	100.0%

第 2.1.1.c-1 表 格納容器の健全性に影響を与える負荷の種類抽出

破損状態	破損形態	記号	破損形態の解説
格納容器 バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	g	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
	誘因蒸気発生器 伝熱管破損		炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリープ破損による格納容器バイパス
	格納容器隔離失敗	β	格納容器隔離に失敗する
	インターフェイス 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 2.1.1.c-2 表 プラント損傷状態と負荷の対応

プラント損傷状態	炉心損傷まで	RV 破損まで	RV 破損直後	RV 破損以降
大中破断 LOCA (A) 小破断 LOCA (S) トランジェント (T)	格納容器隔離失敗(β) 先行破損(θ) (A又はSのみ可能性あり)	水素燃焼 (γ) 炉内水蒸気爆発 (α) 温度誘因 SG 伝熱管破損 (g) (Tのみ可能性あり)	水素燃焼 (γ') 炉外水蒸気爆発 (η) 格納容器直接接触 (μ) (S又はTのみ可能性あり) 格納容器雰囲気直接加熱 (σ) (S又はTのみ可能性あり)	水素燃焼 (γ'') 格納容器の水蒸気による 過圧 (δ) 格納容器貫通部過温 (τ) ベースマット熔融貫通 (ε)
蒸気発生器伝熱管破損 (G)	2 次冷却系から環境への F P 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 F P 放出 (v)			

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

破損カテゴリ	対応する 破損モード	判断基準
水蒸気（崩壊熱）による過圧	δ 、 θ	原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍を上回ること。
コンクリート侵食	ε	熔融炉心によるコンクリート侵食深さがベースマット厚さを上回ること。
貫通部過温	τ	原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が 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、漏洩箇所（破損蒸気発生器、余熱除去隔離弁）の隔離に失敗していること。
格納容器隔離機能喪失	β	炉心損傷後に、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 次遮蔽壁スリーブもしくは原子炉下部キャビティ壁の破損エネルギーを上回ること。 水蒸気スパイクによって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍を上回ること。
格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱によって上昇した原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍を上回ること。
可燃性ガスの高濃度での燃焼	γ 、 γ' 、 γ''	可燃性ガスの高濃度での燃焼によって原子炉格納容器が破損すること。（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熔融炉心が原子炉格納容器本体に付着し、ライナーを熔融侵食する。

第 2.1.1.c-4 表 格納容器破損モードの選定

項目	放出	格納容器の状態		破損モード	記号	概要
格納容器破損モード分類	漏えい	格納容器健全		格納容器健全	ϕ	格納容器が健全に維持されて事故が終息
	早期大規模放出	格納容器バイパス		蒸気発生器伝熱管破損	g	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス
				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	γ	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	早期格納容器破損	原子炉容器内水蒸気爆発	α	原子炉容器内の水蒸気爆発によって格納容器が破損
				水素燃焼（原子炉容器破損以前）	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損以前）によって格納容器が破損
				水素燃焼（原子炉容器破損直後）	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）によって格納容器が破損
				原子炉容器外水蒸気爆発	η	格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって格納容器が破損
				格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱によって格納容器が破損
				熔融物直接接触	μ	格納容器構造物へ熔融炉心が直接接触して格納容器が破損
			後期格納容器破損	水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長時間経過後）によって格納容器が破損
				ベースマット熔融貫通	ε	熔融炉心・コンクリート相互作用でベースマットが熔融貫通
				過温破損	τ	格納容器貫通部が過温で破損
				水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的過圧で格納容器が破損
				水蒸気蓄積による格納容器先行破損	θ	水蒸気蓄積によって準静的加圧で格納容器が炉心損傷前に破損
	後期大規模放出					

第 2.1.1.d-1 表 シビアアクシデント時の物理化学現象の整理

物理化学現象	発生条件	発生後の事故進展
炉心冷却失敗	・ 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	・ 熔融炉心が R V 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 4vol% 上方、6vol% 側方、8vol% 下方伝播 ・ 水蒸気濃度 55vol% 以下	γ 、 γ' 、 γ'' モードによる格納容器破損の可能性
R V 破損	・ 炉心熔融進展が炉心への注水により停止しない	熔融炉心の原子炉容器外への放出
熔融物分散放出	・ R V 破損時に 1 次冷却系高圧	熔融炉心のキャビティ外への放出
キャビティ内水量	・ R W S T 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	熔融炉心とキャビティ水の接触
炉外水蒸気爆発	・ R V 破損時に熔融炉心が重力落下 ・ 熔融炉心落下質量大	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	・ 熔融物分散放出あり	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	・ 熔融物分散放出あり	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
ベースマット熔融貫通	・ R V 破損 ・ 原子炉格納容器内に水なし (不確かさが大きい、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	・ R V 破損 ・ 原子炉格納容器内に水なし	τ モードによる格納容器破損
格納容器過圧破損	・ 崩壊熱による水蒸気生成 ・ 非凝縮性ガス生成	δ 、 θ モードによる格納容器破損

第 2.1.1.d-2 表 ヘディングの選定及び定義

No	ヘディング	記号	ヘディングの定義
原子炉容器破損前 (T1)	1 C V 隔離	C I	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	F D	T I - S G T R 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	B P	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 T I - S G T R 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	L R	過熱炉心に注水した時の水素生成量増大の観点から、E C C S 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	I S X	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	H B 1	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	O P 1	原子炉容器破損前に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。
	8 R V 破損	R V	E C C S 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	R P V	R V 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、溶融炉心物質が重力落下する（分岐に失敗する）ものとする。（注 1）
	10 キャビティ内水量	D C	R V 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	E S X	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	D C H	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	H B 2	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	O P 2	原子炉容器破損直後に、水素燃焼あるいは格納容器直接接触による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。
事故後期 (T3)	15 C V 内気相部冷却	N C C	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	H B 3	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	O P 3	事故後期に、水素燃焼による原子炉格納容器の破損が生じた場合、失敗とする。
	18 ベースマット溶融貫通	B M	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	O T	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) N C C 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 2.1.1.d-3 表 ヘディングの従属性

ヘディング (影響を与える側)	CV 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)	CV 破損 (OP1)	RV 破損 (RV)	溶融物分散放出 (RPV)	キャビティ内水量 (DC)	炉外水蒸気爆発 (ESX)	CV 直接加熱 (DCH)	水素燃焼 (HB2)	CV 破損 (OP2)	CV 内気相部冷却 (NCC)	水素燃焼 (HB3)	CV 破損 (OP3)	ベースマット 溶融貫通 (BM)	CV 過温破損 (OT)	備考
ヘディング (影響を受ける側)	(CI)	(FD)	(BP)	(LR)	(ISX)	(HB1)	(OP1)	(RV)	(RPV)	(DC)	(ESX)	(DCH)	(HB2)	(OP2)	(NCC)	(HB3)	(OP3)	(BM)	(OT)	
CV 隔離 (CI)																				なし
1 次冷却系の 圧力状態 (FD)	○																			(CV 隔離 (CI) 成功の場合に適用 (従属)、他のヘディングも同様)
バイパス (BP)	○	○																		1 次冷却系圧力状態 (すなわち FD) に T I - S G T R 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
CV 破損 (OP1)	○			○	○															水素燃焼 (HB1) の有無及び DDT の発生確率 (水素発生量の増加すなわち LR) に従属
RV 破損 (RV)	○			○																炉心溶融進展の停止可能性 (すなわち LR) に従属
溶融物分散放出 (RPV)	○	○						○												RV 破損の有無 (RV)、1 次冷却系圧力状態 (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
CV 直接加熱 (DCH)	○							○	○	○										RV 破損の有無 (RV)、溶融物分散放出 (RPV) の有無とキャビティ水量 (DC) に従属
水素燃焼 (HB2)	○			○	○		○													RV 破損の有無 (RV)、Zr-水反応の促進の有無 (すなわち LR)、過去の水素燃焼による水素の消費 (HB1) に従属
CV 破損 (OP2)	○			○				○	○				○							RV 破損の有無 (RV)、溶融物分散放出 (RPV) の有無、水素燃焼 (HB2) の有無 (水素発生量の増加すなわち LR) に従属
CV 内気相部冷却 (NCC)	○			○				○	○	○										気相部冷却あるいは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))、炉心への注水 (すなわち LR)、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)、Zr-水反応の促進の有無 (すなわち LR)、過去の水素燃焼による水素の消費 (HB1、HB2)、水蒸気凝縮による水素濃度の増加の有無 (NCC) に従属
CV 破損 (OP3)	○			○				○							○	○				RV 破損の有無 (RV)、水素燃焼 (HB3) の有無及び DDT の発生確率 (水素発生量の増加すなわち LR)、水蒸気凝縮による水素濃度の増加の有無 (NCC) に従属
ベースマット 溶融貫通 (BM)	○							○	○	○										床上の溶融炉心の有無 (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
CV 過温破損 (OT)	○							○	○	○										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 2.1.1.e-1 表 事故進展解析の対象とした代表事故シーケンス

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

第 2.1.1.e-2 表 解析コードの基本解析条件

項 目	条件	備考
燃料 (UO ₂) 重量 被覆管 (ジルコニウム) 重量 炉心崩壊熱	8.32×10 ⁴ kg 1.77×10 ⁴ kg 平均炉心評価用	日本原子力学会推奨 の崩壊熱曲線*1
炉心熱出力 1 次冷却材圧力 1 次冷却材平均温度 ループ全流量	2,432×1.02 MWt 15.41+0.21MPa[gage] 305.7+2.2 °C 45.2×10 ⁶ kg/h	102%出力運転 設計値+計測誤差 設計値+計測誤差
蒸気発生器伝熱管施栓率	10%	
原子炉格納容器区画室分割 原子炉格納容器区画全自由体積 原子炉格納容器初期圧力 原子炉格納容器初期温度 原子炉格納容器ヒートシンク温度	5 分割 69,500 m ³ 12 kPa[gage] 47°C 47°C	最小評価値 最大値 通常運転時C V内 最高温度 通常運転時C V内 最高温度
蓄圧タンク作動基数 蓄圧タンク保持圧力 蓄圧タンク保有水量	3 基 4.04 Mpa[gage] 29.0 m ³ (1 基あたり)	最小値 最小値

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

第 2.1.1.e-3 表 各事故シーケンスの事故進展解析条件

P D S	起因事象	高圧注入	低圧注入	蓄圧注入	スプレイ 注入	高圧再循環	低圧再循環	スプレイ 再循環	補助給水
A E D	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
A E W	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
A E I	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
S E D	ホットレグ 2inch 破断	不作動	不作動	3 基	不作動	不作動	不作動	不作動	作動
T E D	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
T E W	全給水喪失	不作動	不作動	3 基	2 系統	不作動	不作動	不作動	不作動
T E I	全給水喪失	不作動	不作動	3 基	2 系統	不作動	不作動	2 系統	不作動

第 2.1.1.e-4 表 事故進展解析結果（主要事象発生時刻）

主要事象	A E D	A E W	A E I	S E D	T E D	T E W	T E I
原子炉トリップ	0.0 秒	2.4 秒	2.4 秒	0.0 秒	0.0 秒	1.6 分	1.6 分
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	—	13 秒	—	—	—	—	—
蓄圧注入作動	9.2 秒	9.3 秒	9.3 秒	1.1 時間	6.6 時間	9.0 時間	9.0 時間
蓄圧注入終了	1.5 分	45 秒	46 秒	3.9 時間	6.6 時間	9.0 時間	9.0 時間
ラプチャーディスク破損	—	—	—	—	1.7 時間	2.9 分	2.9 分
格納容器スプレイ作動	—	3.7 秒	3.7 秒	—	—	9.0 時間	9.0 時間
再循環切替	—	—	30 分	—	—	—	9.5 時間
炉心露出	7.1 分	25 分	1.0 分	41 分	2.3 時間	22 分	22 分
被覆管破損	15 分	34 分	3.7 分	53 分	2.7 時間	1.6 時間	1.6 時間
炉心熔融開始	23 分	44 分	15 分	1.1 時間	3.4 時間	7.7 時間	7.7 時間
下部ヘッドへの熔融物移動開始	1.2 時間	1.8 時間	45 分	2.3 時間	6.3 時間	9.0 時間	9.0 時間
原子炉容器破損	2.3 時間	3.3 時間	58 分	3.9 時間	6.6 時間	9.0 時間	9.0 時間
格納容器最高使用圧力到達	2.4 時間	4.3 時間	—	4.1 時間	7.6 時間	12 時間	—
2Pd(格納容器最高使用圧力の 2 倍)到達*1	10 時間	12 時間	—	14 時間	18 時間	18 時間	—
格納容器雰囲気温度 200℃到達*2	—	—	—	—	—	—	—
限界圧力到達*3	12 時間	13 時間	—	15 時間	20 時間	19 時間	—

*1：格納容器圧力 2Pd 到達時間を格納容器過圧破損時間とする。

*2：格納容器雰囲気温度 200℃到達時間を格納容器過温破損時間とする。

*3：平成 5 年度 AM 技術ベース報告書（高浜 1 / 2 号機）にて評価した限界圧力 5.66kg/cm² とする。

第 2.1.1.e-5 表 事故進展解析結果（シビアアクシデント負荷）

P D S	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
A E D	0.2	17.6	186.9	0.3	2.7	35.5	5.2	2.7	38.8	5.0	3.3	52.1	3.3
A E W	0.1	107.8	177.1	0.0	3.5	25.8	6.7	3.4	29.7	6.2	3.1	37.3	5.7
A E I	0.1	109.7	—	—	1.3	20.3	7.2	1.4	24.3	6.8	1.7	16.3	7.7
S E D	2.0	11.2	179.4	0.5	4.1	38.4	5.5	4.2	37.0	5.6	5.6	48.6	5.6
T E D	17.6	10.1	185.9	0.2	4.3	45.2	4.7	4.9	44.2	4.9	5.0	51.3	5.0
T E W	15.4	11.8	176.4	0.0	0.1	36.7	0.1	4.3	17.0	7.5	2.7	48.4	4.7
T E I	15.4	11.8	—	—	0.1	36.7	0.1	4.3	17.0	7.5	4.4	16.1	7.6

※1：A E D、A E W、S E D、T E D 及び T E W は原子炉格納容器破損時点（10～20 時間程度）の値。A E I 及び T E I は原子炉格納容器が破損しないため事故後 72 時間の値。

※2：発生する水素量を補正するにあたっては、炉外での水素生成にあたる M C C I による水素量を含む。ただし、T E D においては、原子炉容器破損後（30 分）、原子炉容器破損後後期、A E D 及び S E D 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 Z r 量の 75%を上回ることになることから、補正を行っていない。

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

--

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 2.1.1.f-1 表 分岐確率のあてはめ方法



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 2.1.1.f2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(1/6)

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 (C I)			NUREG レポート等文献に記載の国内 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 (F D)			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 (B P)			NUREG 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 (L R)	低圧シーケンス (A**)	E C C S 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 次冷却材圧力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 (I S X)			国内外の専門家による評価をもとに、水蒸気爆発により格納容器破損に至る確率を設定する。1 次冷却系の圧力状態等を考慮して設定する。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 2.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定 (2/6)

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%以下では火炎の伝ばが遅いため、水素燃焼による格納容器破損の可能性は低い。また、水素濃度 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込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。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 2.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(3/6)

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 (E S X)			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、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 (D C H)			原子炉下部キャビティへの水の持ち込み状態及びNUREG等の文献をもとに不確かさを考慮し、格納容器雰囲気直接加熱による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 (H B 2)			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 (O P 2)			原子炉格納容器への負荷により格納容器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格納容器破損については、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。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 2.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(4/6)

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 (N C C)			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。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込の有無等）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 (H B 3)			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。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 2.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(5/6)

現象等	発生条件	分岐確率	分岐確率の考え方
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。
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。原子炉格納容器の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、原子炉格納容器の破損がある場合について考慮している。溶融炉心の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込の有無等）を考慮して設定する。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 2.1.1.f-2 表 格納容器イベントツリー分岐確率の設定(6/6)

格納容器 過温破損 (O T)		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。R V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、R V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込等）を考慮して設定する。
--------------------------------	--	---

第 2.1.1.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

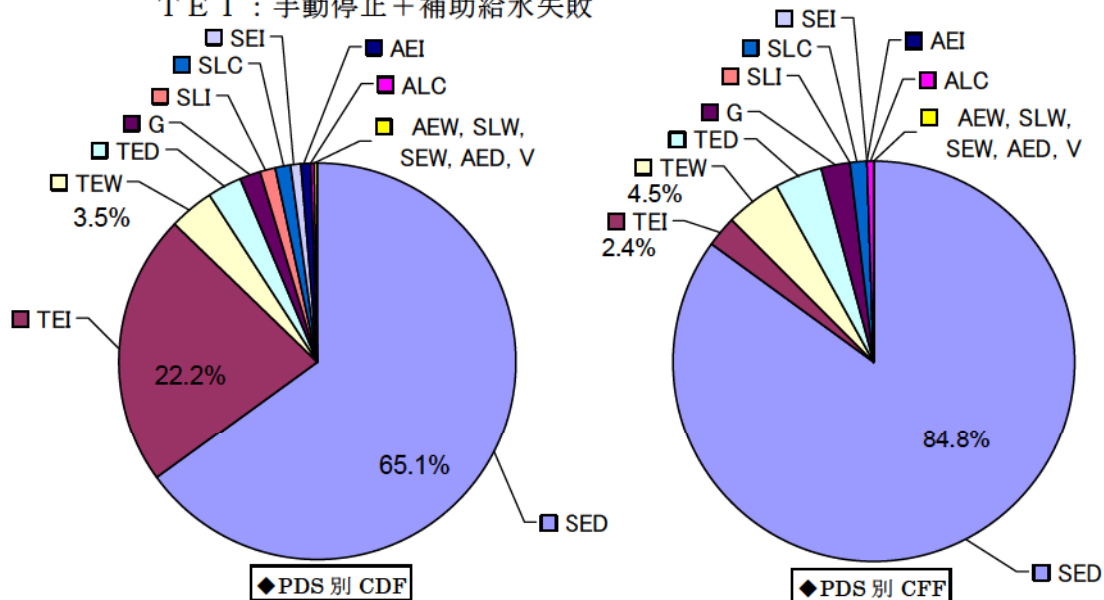
プラント 損傷状態	炉心損傷頻度 (／炉年)	割合※ (%)	条件付 格納容器 破損確率	格納容器 破損頻度 (／炉年)	割合※ (%)
A E D	1.8E-09	<0.1	1.00	1.8E-09	<0.1
A E W	8.5E-08	0.1	1.00	8.5E-08	0.2
A E I	4.7E-07	0.7	0.11	5.3E-08	0.1
A L C	2.2E-07	0.3	1.00	2.2E-07	0.4
S E D	4.3E-05	65.1	1.00	4.3E-05	84.8
S E W	7.2E-09	<0.1	1.00	7.2E-09	<0.1
S E I	6.1E-07	0.9	0.02	9.8E-09	<0.1
S L W	7.5E-08	0.1	1.00	7.5E-08	0.1
S L I	9.2E-07	1.4	0.02	1.5E-08	<0.1
S L C	7.0E-07	1.1	1.00	7.0E-07	1.4
T E D	1.9E-06	2.9	1.00	1.9E-06	3.8
T E W	2.3E-06	3.5	1.00	2.3E-06	4.5
T E I	1.5E-05	22.2	0.08	1.2E-06	2.4
V	3.0E-11	<0.1	1.00	3.0E-11	<0.1
G	1.1E-06	1.7	1.00	1.1E-06	2.2
合計	6.6E-05	100.0	0.77	5.0E-05	100.0

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

S E D : 原子炉補機冷却機能喪失+R C P シール L O C A

T E W : D C 母線 1 系列喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗

T E I : 手動停止+補助給水失敗



第 2.1.1.f-4 表 格納容器破損モード別、破損カテゴリ別格納容器破損頻度

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)	1.4E-09	<0.1%
β (格納容器隔離失敗)	3.2E-07	0.6%
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	4.6E-10	<0.1%
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	5.8E-10	<0.1%
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	9.2E-08	0.2%
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	4.6E-05	90.5%
ε (ベースマット溶融貫通)	1.4E-06	2.8%
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	9.1E-07	1.8%
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	5.8E-09	<0.1%
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	4.7E-07	0.9%
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)	1.2E-06	2.4%
τ (過温破損)	4.2E-07	0.8%
μ (溶融物直接接触)	4.4E-09	<0.1%
カテゴリー別		
水蒸気 (崩壊熱) による過圧	4.7E-05	92.2%
コンクリート侵食	1.4E-06	2.8%
漏えい箇所の隔離機能喪失	1.2E-06	2.4%
可燃性ガスの高濃度での燃焼	9.4E-08	0.2%
格納容器隔離機能喪失	3.2E-07	0.6%
水蒸気爆発	7.2E-09	<0.1%
貫通部過温	4.2E-07	0.8%
格納容器への直接接触	4.4E-09	<0.1%
格納容器雰囲気直接加熱	4.7E-07	0.9%
合 計	5.0E-05	100.0%

第 2.1.1.f-5 表 起回事象別格納容器破損頻度

起回事象別	格納容器 破損頻度 (／炉年)	割合
原子炉補機冷却機能喪失	4.3E-05	84.7%
外部電源喪失	1.8E-06	3.5%
D C 母線 1 系列喪失	1.6E-06	3.1%
手動停止	1.2E-06	2.5%
S G T R	1.1E-06	2.2%
小破断 L O C A	8.0E-07	1.6%
過渡事象	5.2E-07	1.0%
中破断 L O C A	2.8E-07	0.6%
2 次冷却系の破断	2.3E-07	0.5%
大破断 L O C A	7.0E-08	0.1%
主給水流量喪失	5.9E-08	0.1%
極小 L O C A	5.1E-08	0.1%
A T W S	1.7E-09	<0.1%
インターフェイスシステム L O C A	3.0E-11	<0.1%
合計	5.0E-05	100.0%

第 2.1.1.g-1 表 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確かさ解析

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
A E D	5.0E-11	5.7E-10	6.4E-09	1.7E-09	1.8E-09
A E W	1.9E-09	2.4E-08	3.2E-07	8.1E-08	8.5E-08
A E I	6.7E-10	1.1E-08	2.3E-07	5.2E-08	5.3E-08
A L C	3.1E-09	5.0E-08	7.8E-07	2.0E-07	2.2E-07
S E D	2.1E-07	4.9E-06	1.1E-04	2.8E-05	4.3E-05
S E W	3.6E-10	3.0E-09	2.5E-08	6.9E-09	7.2E-09
S E I	9.1E-10	1.2E-08	2.6E-07	6.1E-08	9.8E-09
S L W	7.2E-10	1.4E-08	2.9E-07	7.7E-08	7.5E-08
S L I	6.3E-10	1.1E-08	3.7E-07	9.2E-08	1.5E-08
S L C	1.1E-08	1.7E-07	2.6E-06	6.6E-07	7.0E-07
T E D	2.1E-07	1.1E-06	5.5E-06	1.8E-06	1.9E-06
T E W	3.5E-07	1.5E-06	6.2E-06	2.2E-06	2.3E-06
T E I	2.6E-07	1.1E-06	3.5E-06	1.5E-06	1.2E-06
V	1.1E-13	3.5E-12	1.1E-10	2.8E-11	3.0E-11
G	1.1E-08	1.8E-07	2.7E-06	6.9E-07	1.1E-06
合 計	4.6E-06	1.3E-05	1.2E-04	3.6E-05	5.0E-05

第 2.1.1.g-2 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

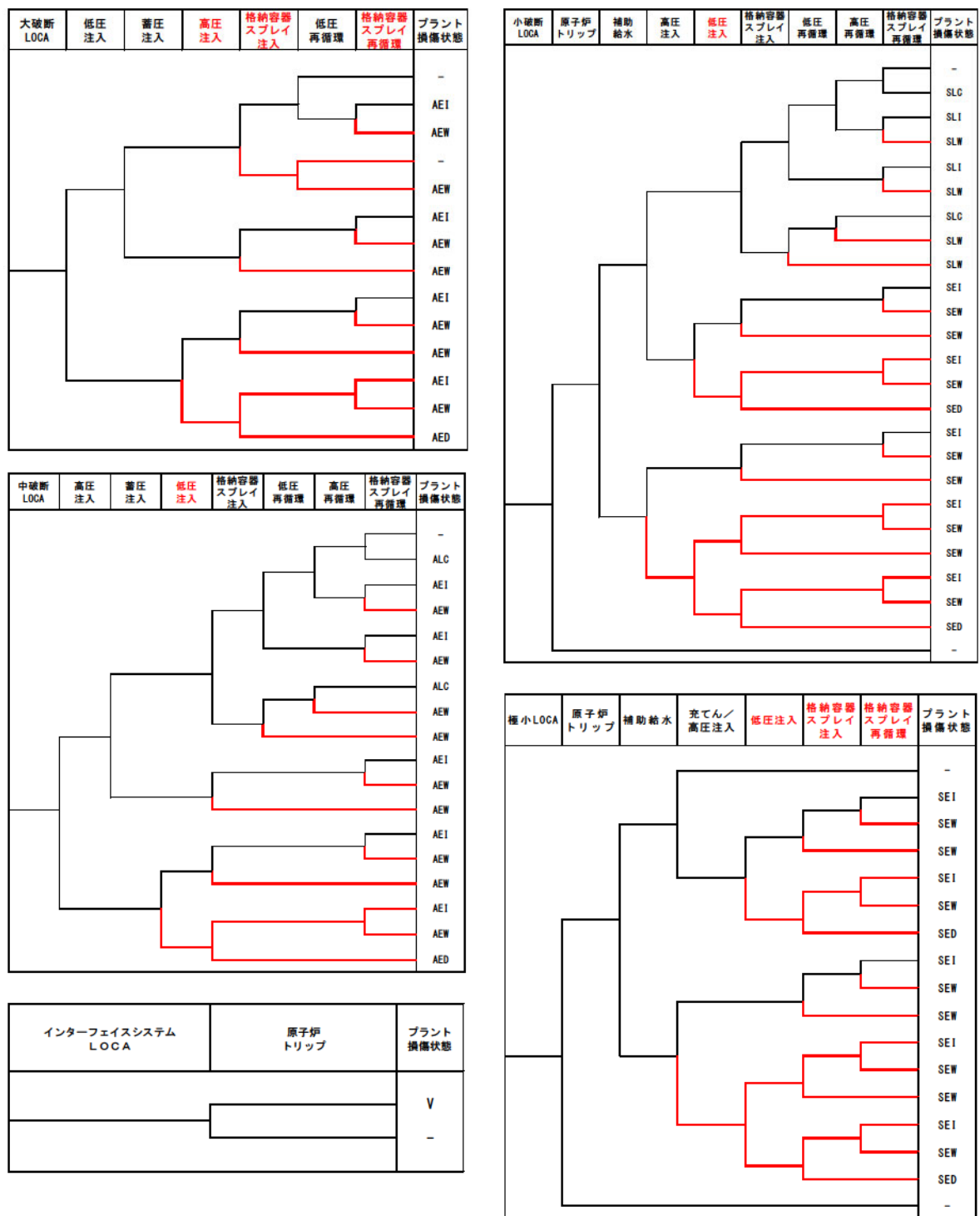
格納容器 破損モード	格納容器破損頻度（／炉年）				
	5 % 値	50% 値	95% 値	平均値	点推定値
α	1.4E-10	9.4E-10	4.6E-09	1.5E-09	1.4E-09
β	5.4E-08	1.4E-07	6.8E-07	2.5E-07	3.2E-07
γ	1.4E-11	3.9E-11	3.1E-10	1.1E-10	4.6E-10
γ'	2.6E-11	1.9E-10	2.8E-09	1.5E-09	5.8E-10
γ''	8.6E-09	8.0E-08	2.8E-07	1.0E-07	9.2E-08
δ	2.4E-06	8.8E-06	1.0E-04	2.9E-05	4.6E-05
ε	5.7E-07	2.1E-06	1.2E-05	4.1E-06	1.4E-06
θ	3.7E-08	3.1E-07	3.1E-06	8.6E-07	9.1E-07
η	1.7E-10	1.1E-09	1.0E-08	2.9E-09	5.8E-09
σ	1.4E-09	2.0E-08	5.8E-07	1.3E-07	4.7E-07
υ	1.1E-13	3.5E-12	1.1E-10	2.8E-11	3.0E-11
g	2.9E-08	3.0E-07	3.5E-06	9.2E-07	1.2E-06
τ	4.1E-10	3.6E-09	6.9E-08	2.6E-08	4.2E-07
μ	1.6E-11	1.4E-10	2.0E-09	5.1E-10	4.4E-09
合 計	4.6E-06	1.3E-05	1.2E-04	3.6E-05	5.0E-05

第 2.1.1.g-3 表 格納容器破損カテゴリ別格納容器破損頻度不確かさ解析

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	2.8E-06	9.6E-06	1.0E-04	3.0E-05	4.7E-05
コンクリート侵食	5.7E-07	2.1E-06	1.2E-05	4.1E-06	1.4E-06
漏えい箇所の隔離機能喪失	2.9E-08	3.0E-07	3.5E-06	9.2E-07	1.2E-06
可燃性ガスの高濃度での燃焼	9.5E-09	8.2E-08	2.8E-07	1.0E-07	9.4E-08
格納容器隔離機能喪失	5.4E-08	1.4E-07	6.8E-07	2.5E-07	3.2E-07
水蒸気爆発	6.8E-10	2.5E-09	1.3E-08	4.4E-09	7.2E-09
貫通部過温	4.1E-10	3.6E-09	6.9E-08	2.6E-08	4.2E-07
格納容器への直接接触	1.6E-11	1.4E-10	2.0E-09	5.1E-10	4.4E-09
格納容器雰囲気直接加熱	1.4E-09	2.0E-08	5.8E-07	1.3E-07	4.7E-07
合 計	4.6E-06	1.3E-05	1.2E-04	3.6E-05	5.0E-05

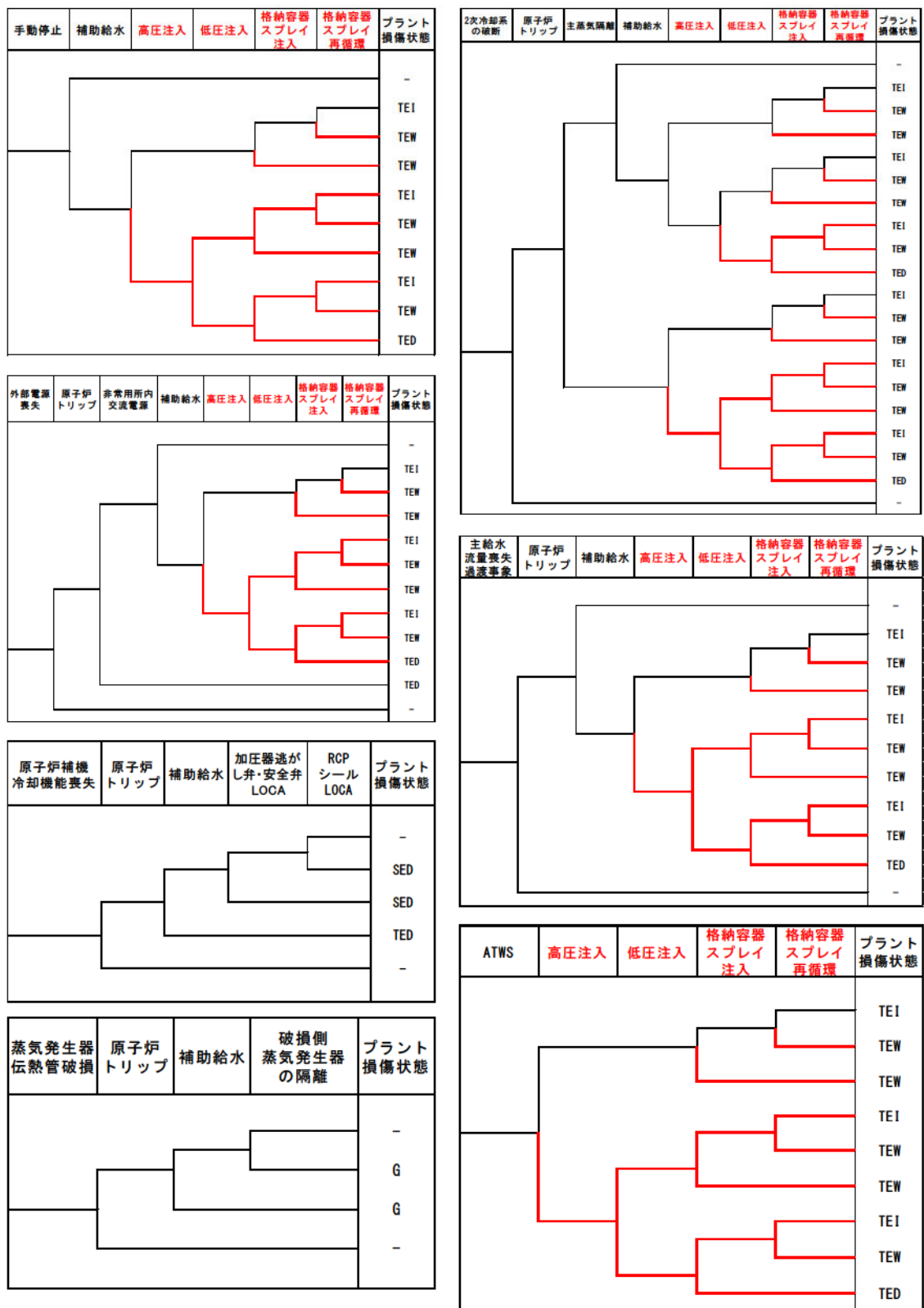
第 2.1.1.g-4 表 格納容器破損モード別、破損カテゴリ別格納容器破損頻度

破損モード別	ケース 1		ケース 2	
	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)	1.4E-09	<0.1	1.4E-09	<0.1
β (格納容器隔離失敗)	3.2E-07	0.6	3.2E-07	0.6
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	4.6E-10	<0.1	4.6E-10	<0.1
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	5.8E-10	<0.1	5.8E-10	<0.1
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	9.2E-08	0.2	9.8E-08	0.2
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	4.6E-05	90.5	4.4E-05	87.0
ε (ベースマット溶融貫通)	1.4E-06	2.8	3.5E-06	7.0
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	9.1E-07	1.8	9.1E-07	1.8
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	5.8E-09	<0.1	1.4E-08	<0.1
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	4.7E-07	0.9	2.7E-07	0.5
ν (インターフェイスシステム L O C A)	3.0E-11	<0.1	3.0E-11	<0.1
g (蒸気発生器伝熱管破損)	1.2E-06	2.4	1.2E-06	2.4
τ (過温破損)	4.2E-07	0.8	2.2E-07	0.4
μ (溶融物直接接触)	4.4E-09	<0.1	2.5E-09	<0.1
カテゴリ別				
水蒸気 (崩壊熱) による過圧	4.7E-05	92.2	4.5E-05	88.8
コンクリート侵食	1.4E-06	2.8	3.5E-06	7.0
漏えい箇所の隔離機能喪失	1.2E-06	2.4	1.2E-06	2.4
可燃性ガスの高濃度での燃焼	9.4E-08	0.2	9.9E-08	0.2
格納容器隔離機能喪失	3.2E-07	0.6	3.2E-07	0.6
水蒸気爆発	7.2E-09	<0.1	1.5E-08	<0.1
貫通部過温	4.2E-07	0.8	2.2E-07	0.4
格納容器への直接接触	4.4E-09	<0.1	2.5E-09	<0.1
格納容器雰囲気直接加熱	4.7E-07	0.9	2.7E-07	0.5
合 計	5.0E-05	100.0	5.1E-05	100.0



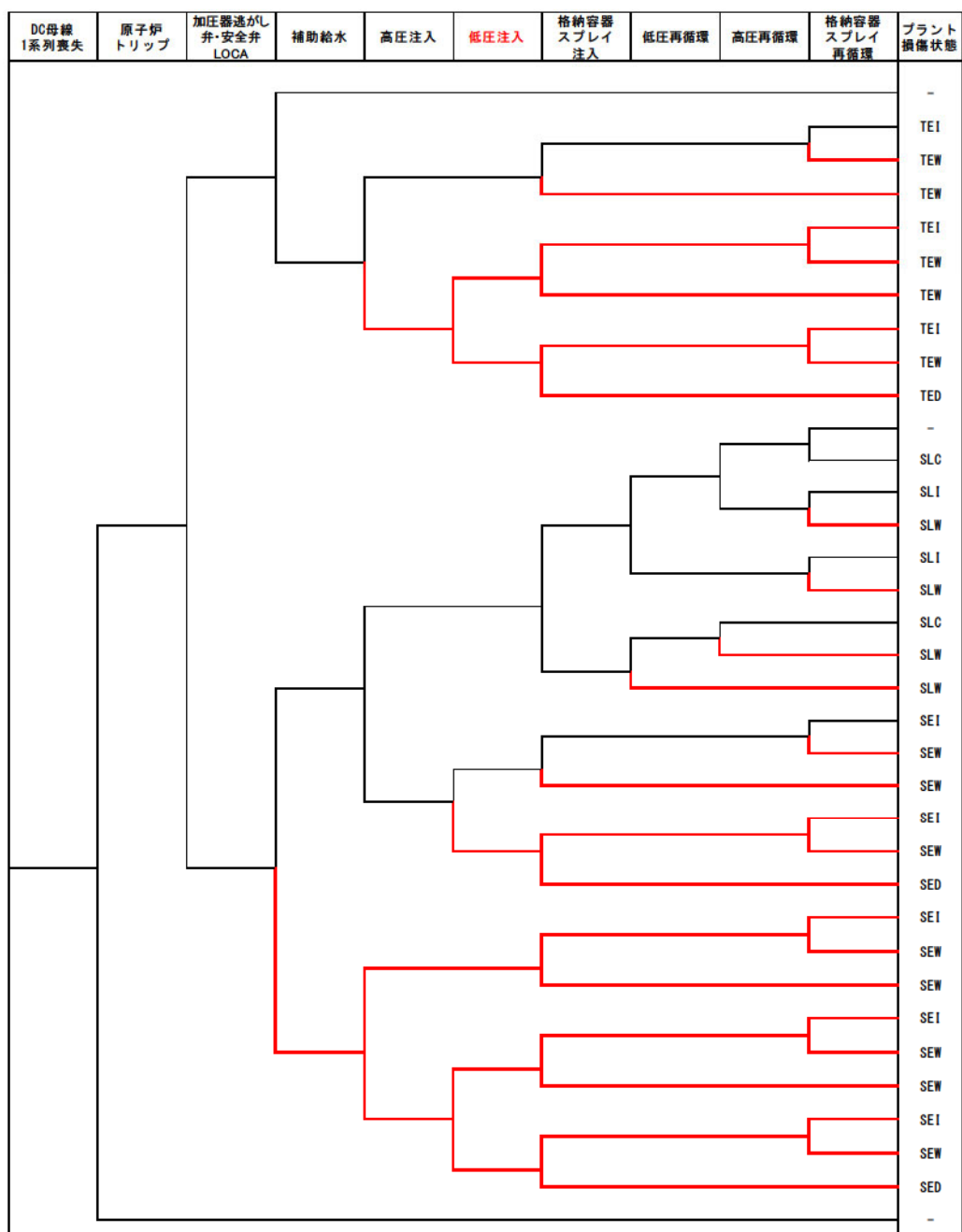
第 2.1.1.b-1 図 レベル 1．5 PRA 用のレベル 1 PRA イベントツリー

(1/3)



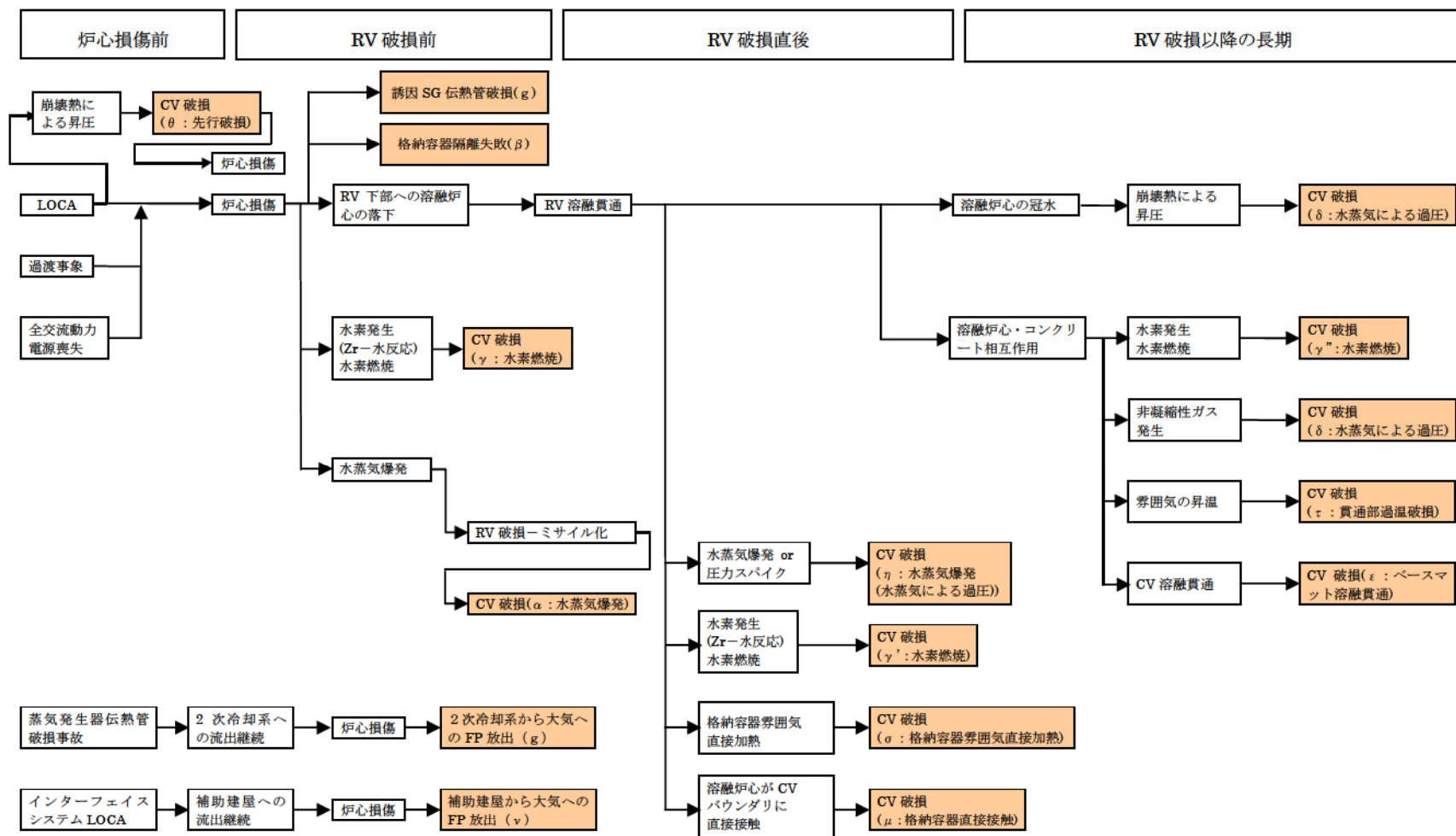
第 2.1.1.b-1 図 レベル 1. 5 PRA用のレベル 1 PRA イベントツリー

(2/3)

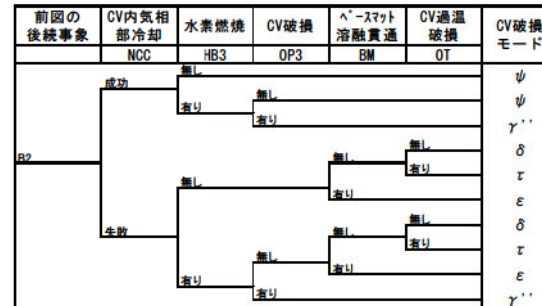
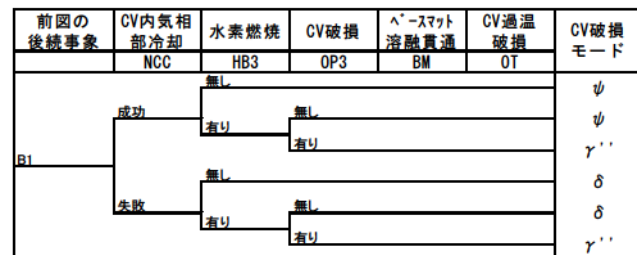
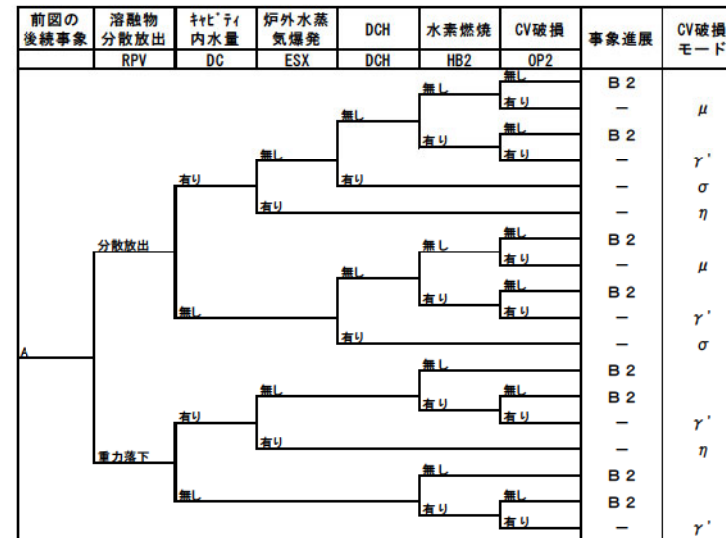
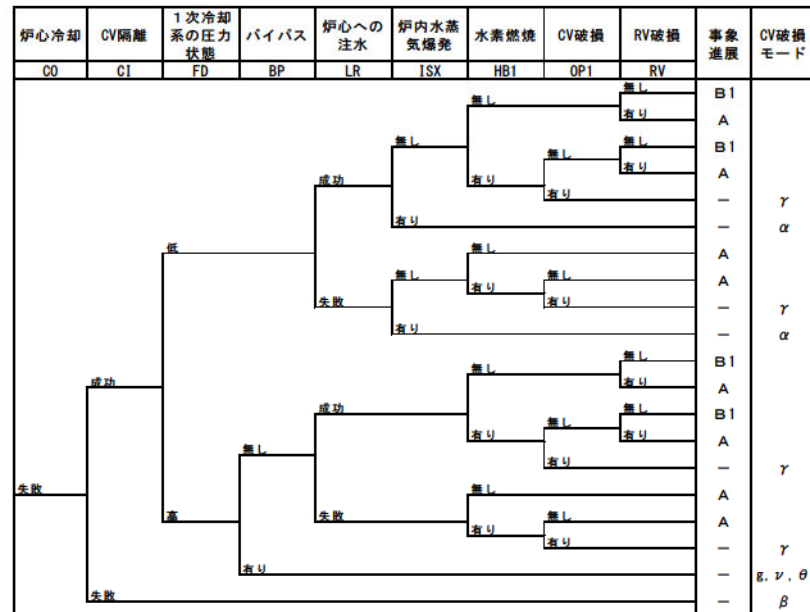


第 2.1.1.b-1 図 レベル 1. 5 PRA用のレベル 1 PRA イベントツリー

(3/3)



第 2.1.1.c-1 図 PWR のシビアアクシデントで考えられる事故進展



(注1) 事故進展の一は、その時点での格納容器破損を意味する。

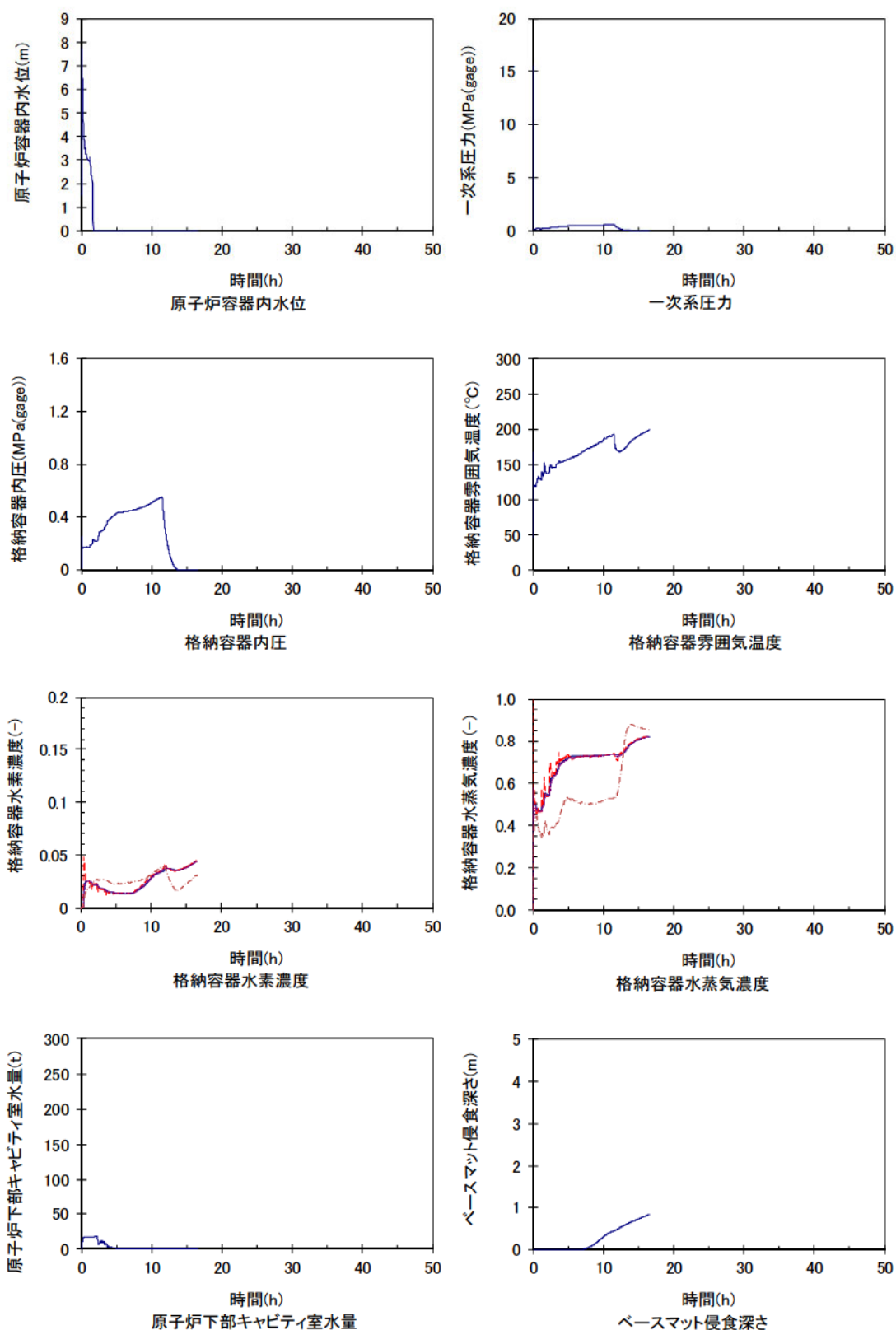
(注2) 格納容器破損モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器隔離失敗
 γ 、 γ' 、 γ'' = 水素燃焼又は水素爆轟による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ε = 溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマツト溶融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スバイクによる破損
 σ = 格納容器雰囲気直接加熱による破損
 ε = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
 ν = インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
 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
 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

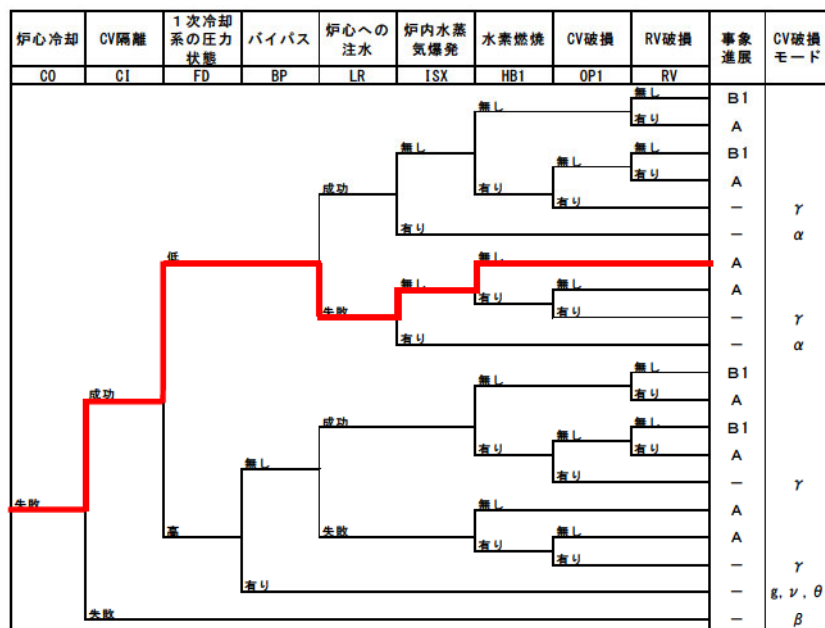
B1 : 原子炉容器破損無し

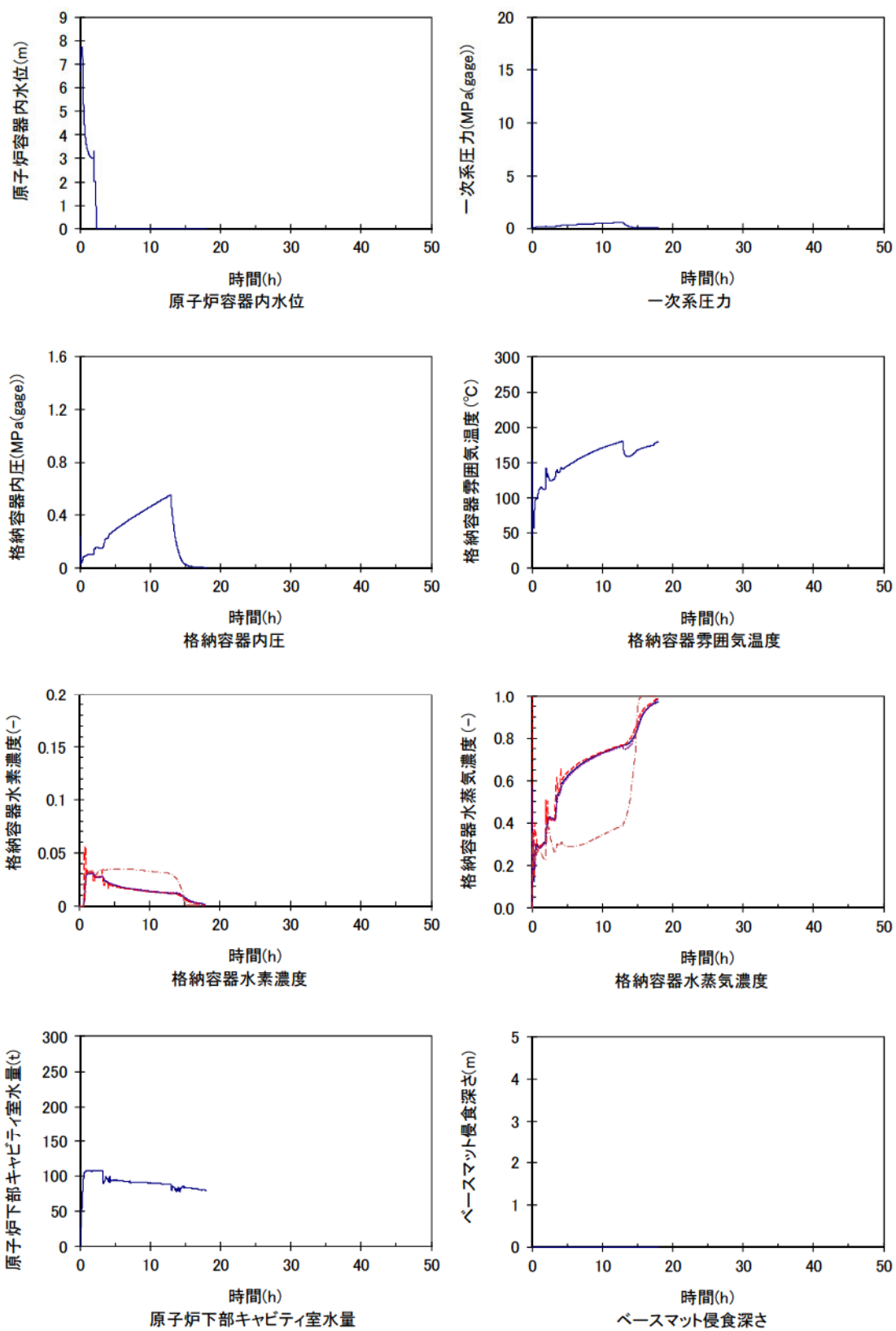
B2 : 原子炉容器破損有り

第 2.1.1.d-1 図 格納容器イベントツリー

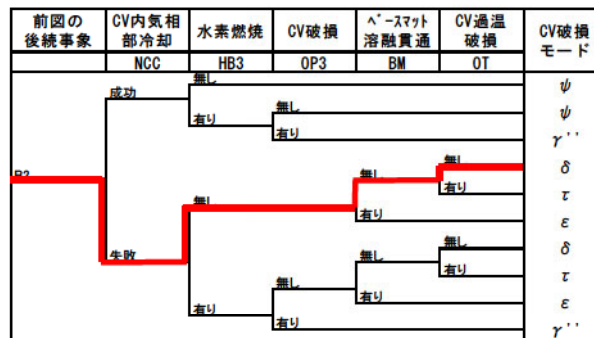
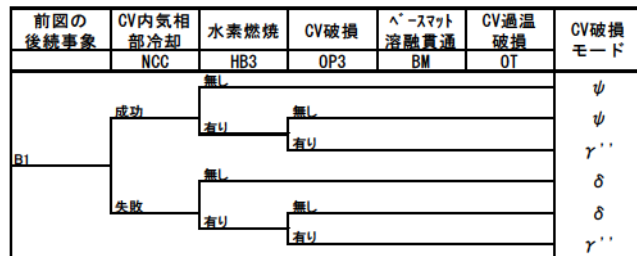
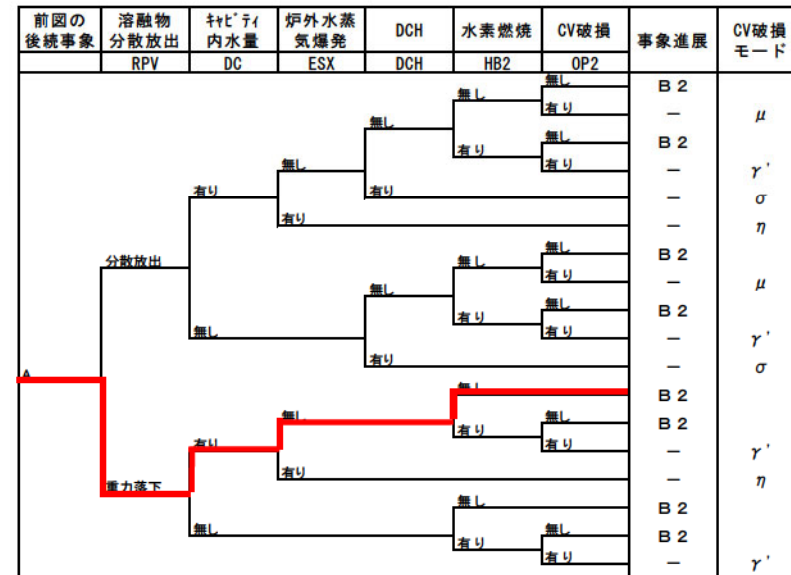
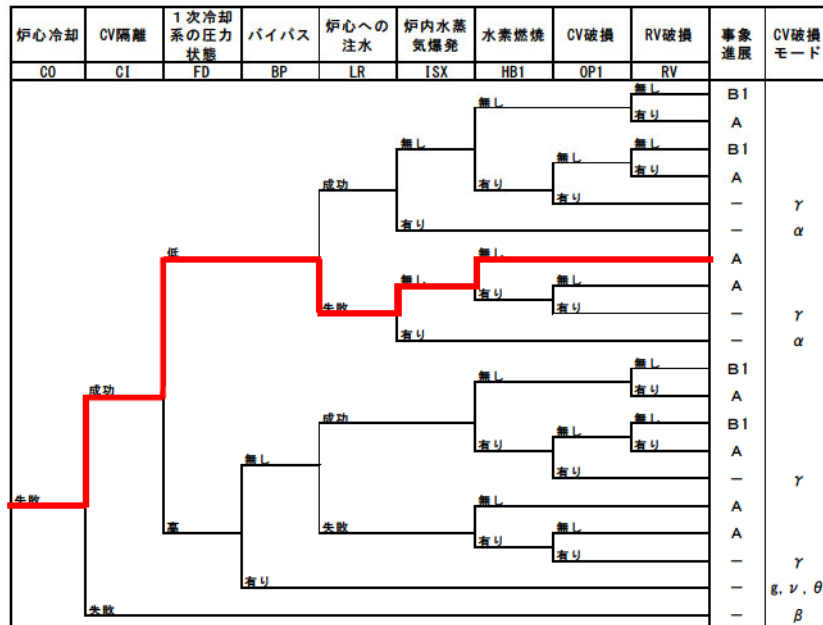


第 2.1.1.e-1 図 代表的な物理量の時間変化 (A E D)





第 2.1.1.e-3 図 代表的な物理量の時間変化 (A E W)

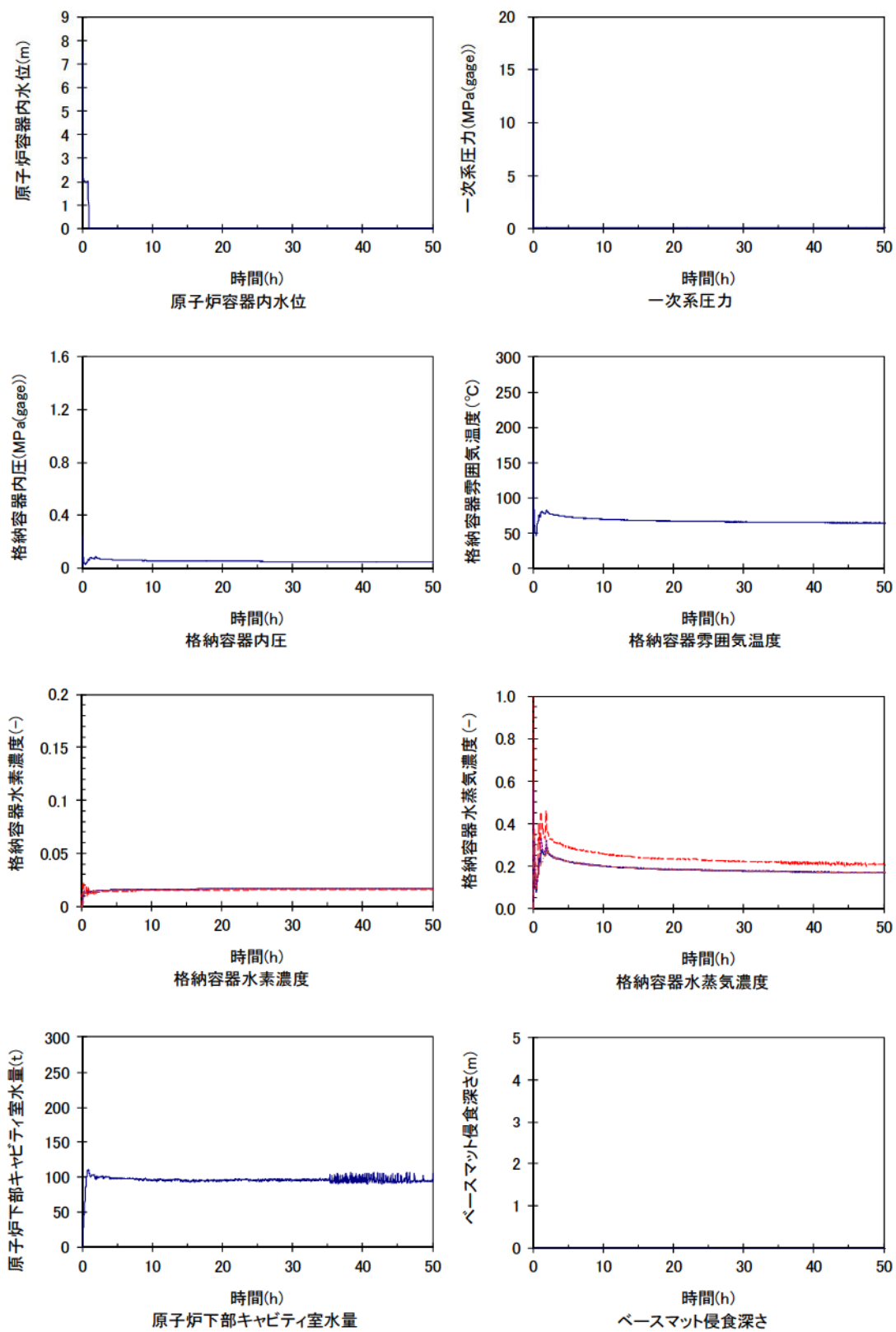


(注1) 事故進展の一は、その時点での格納容器破損を意味する。

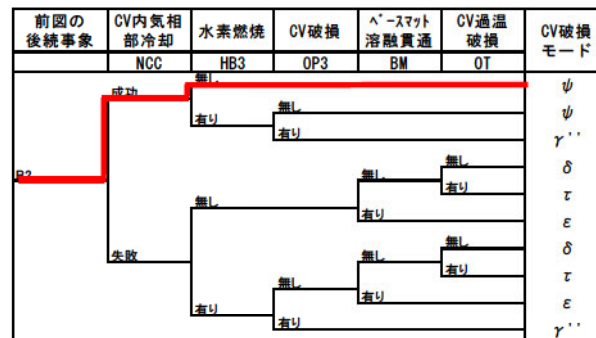
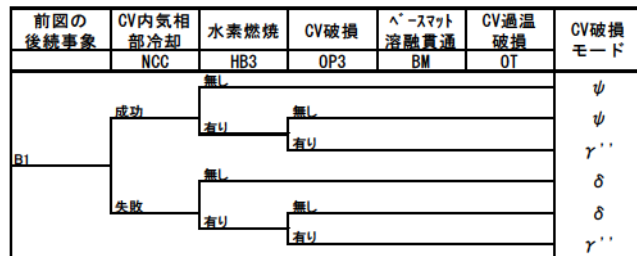
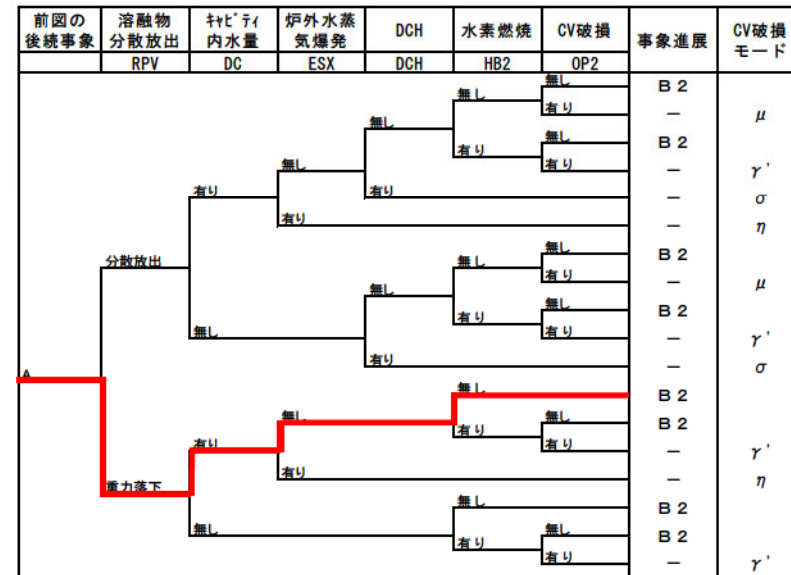
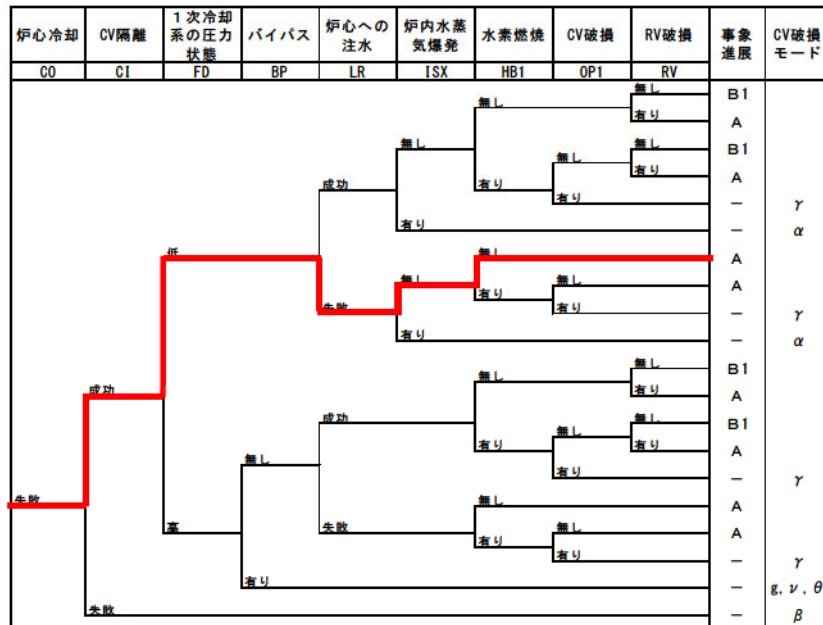
(注2) 格納容器破損モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器隔離失敗
 $\gamma, \gamma', \gamma''$ = 水素燃焼又は水素爆轟による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ε = 溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマツト溶融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損
 σ = 格納容器雰囲気直接加熱による破損
 ν = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
 ν = インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
 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
 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 2.1.1.e-4 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (A E W)



第 2.1.1.e-5 図 代表的な物理量の時間変化 (A E I)

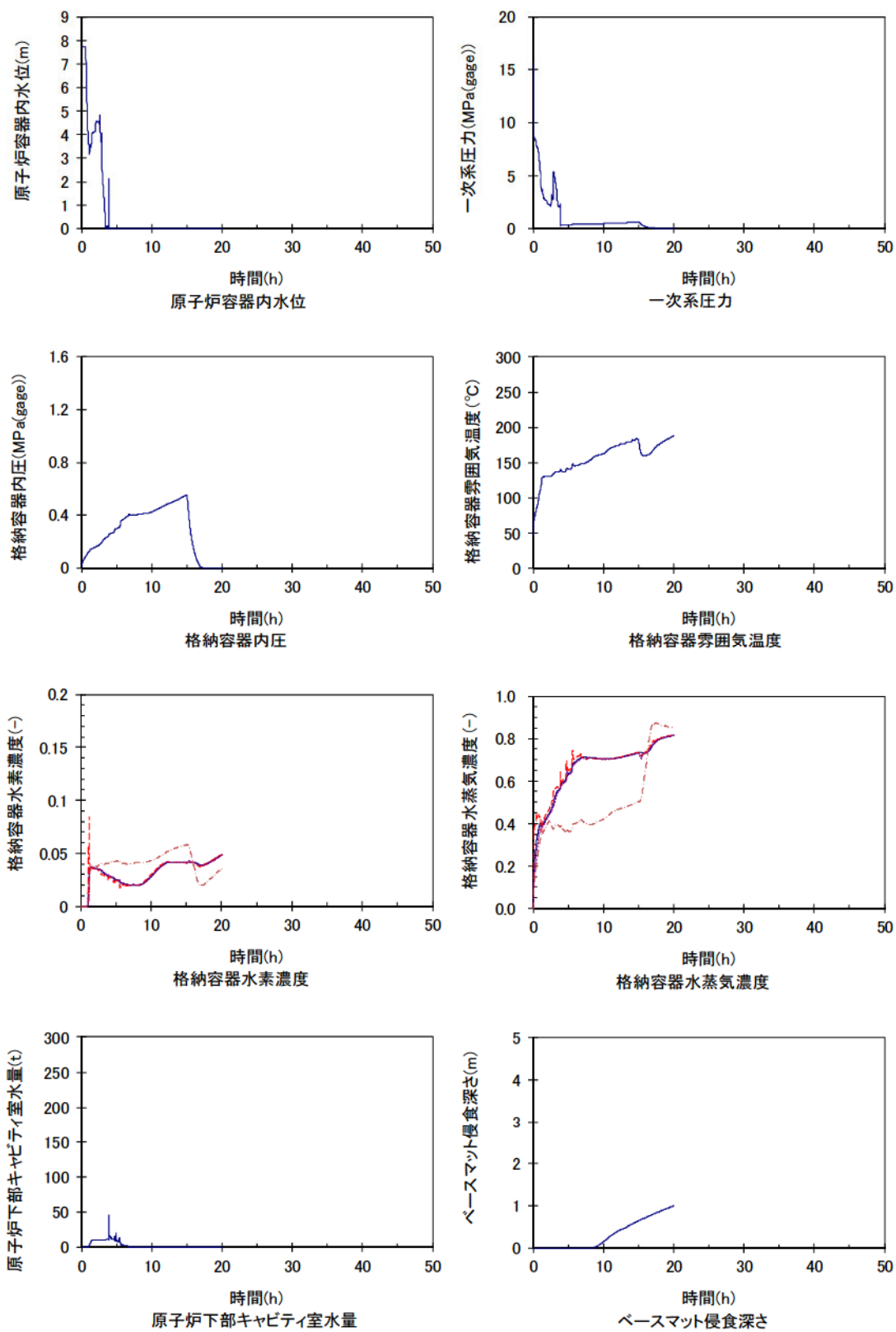


(注1) 事故進展の一は、その時点での格納容器破損を意味する。

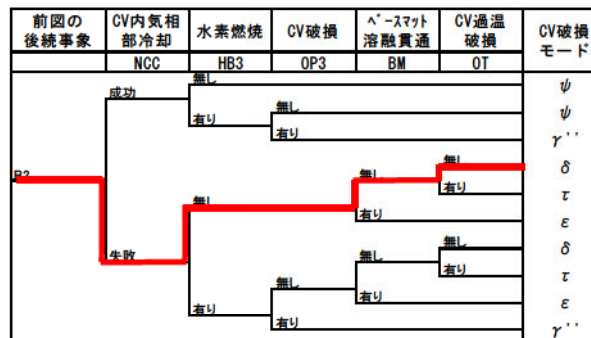
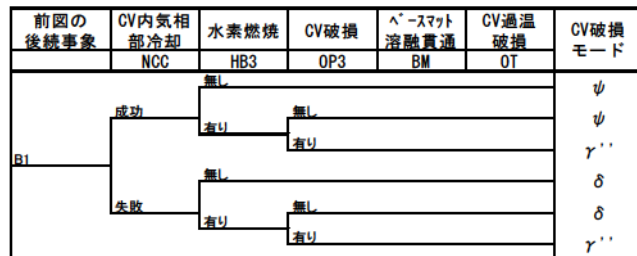
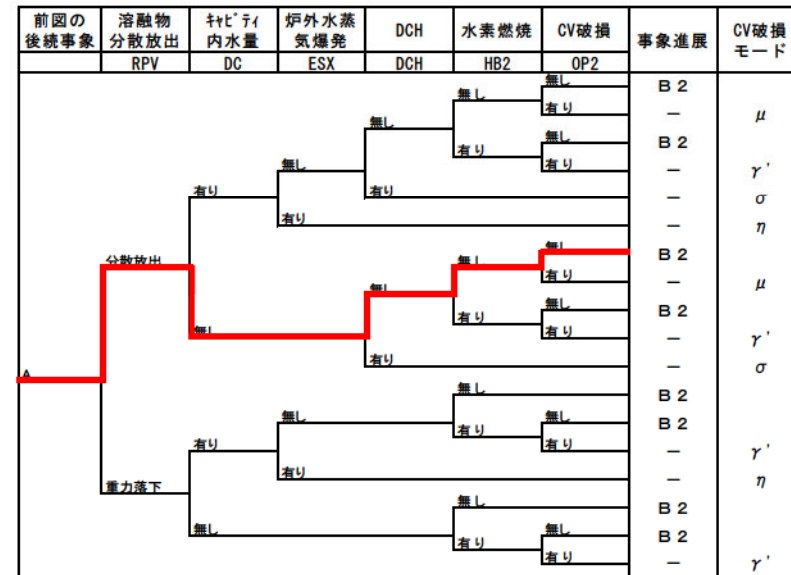
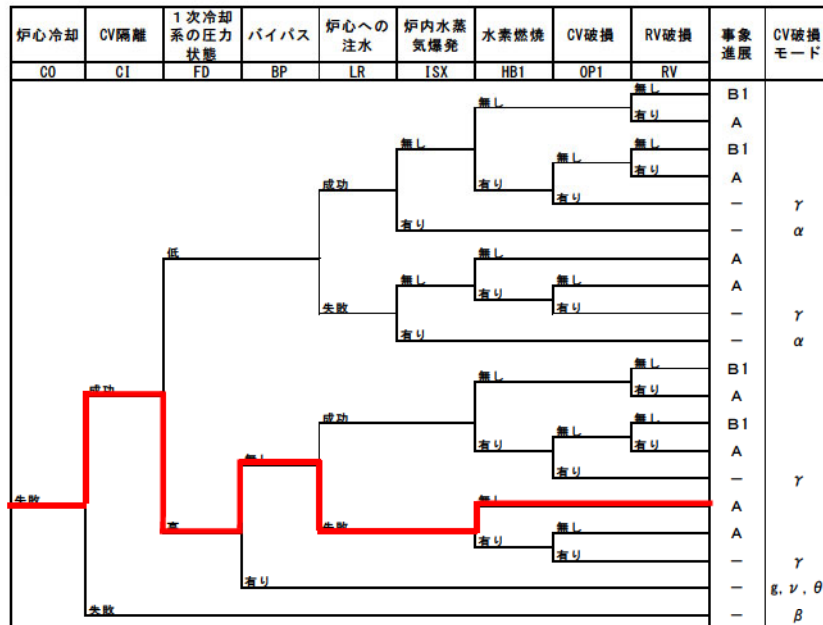
(注2) 格納容器破損モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器隔離失敗
 $\gamma, \gamma', \gamma''$ = 水素燃焼又は水素爆轟による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ε = 溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマツト溶融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損
 σ = 格納容器雰囲気直接加熱による破損
 ε = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
 ν = インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
 μ = 溶融炉心の格納容器構造物への直接接点による格納容器破損
 τ = 格納容器貫通部過温破損
 ψ = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

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

第 2.1.1.e-6 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (A E I)



第 2.1.1.e-7 図 代表的な物理量の時間変化 (S E D)

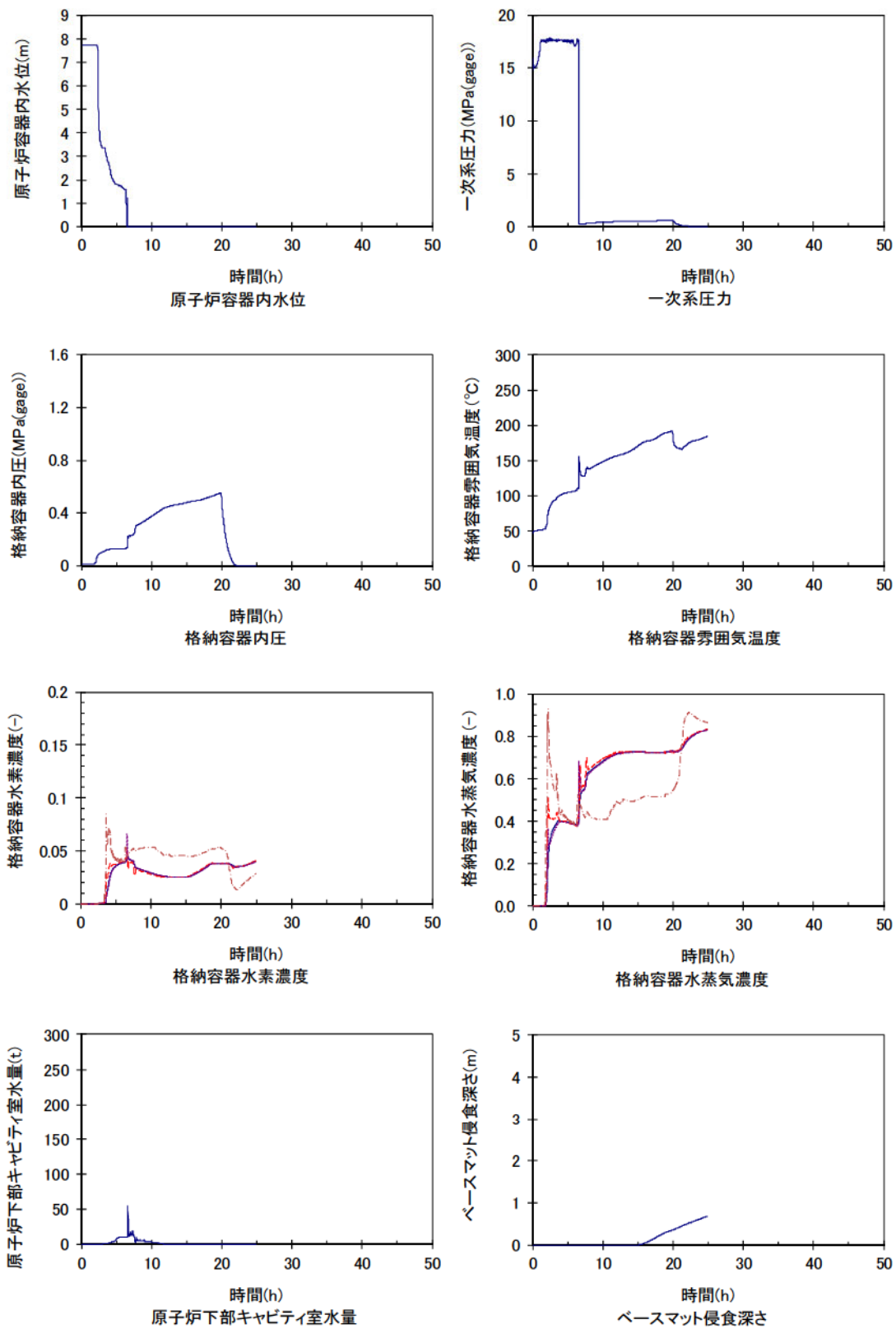


(注1) 事故進展の一は、その時点での格納容器破損を意味する。

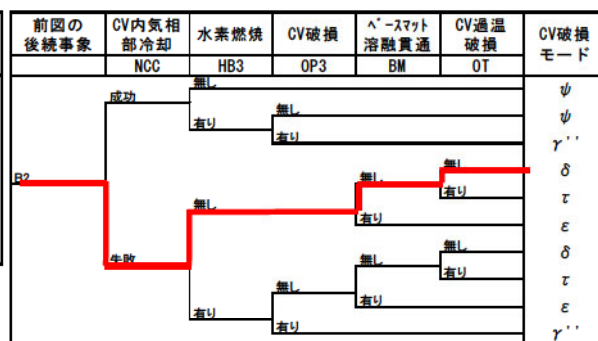
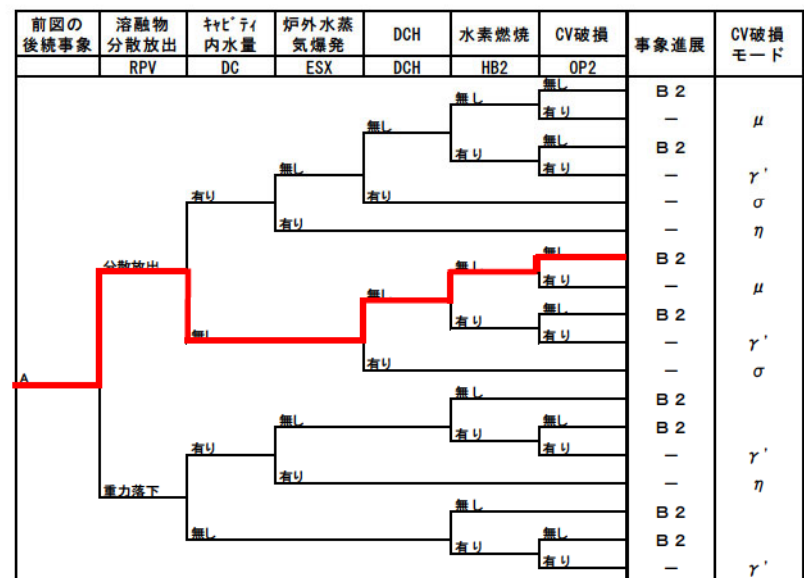
(注2) 格納容器破損モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器隔離失敗
 $\gamma, \gamma', \gamma''$ = 水素燃焼又は水素爆轟による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ε = 溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマツト溶融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損
 σ = 格納容器雰囲気直接加熱による破損
 ν = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
 ν = インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
 μ = 溶融炉心の格納容器構造物への直接接点による格納容器破損
 τ = 格納容器貫通部過温破損
 ψ = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

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

第 2.1.1.e-8 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (SED)



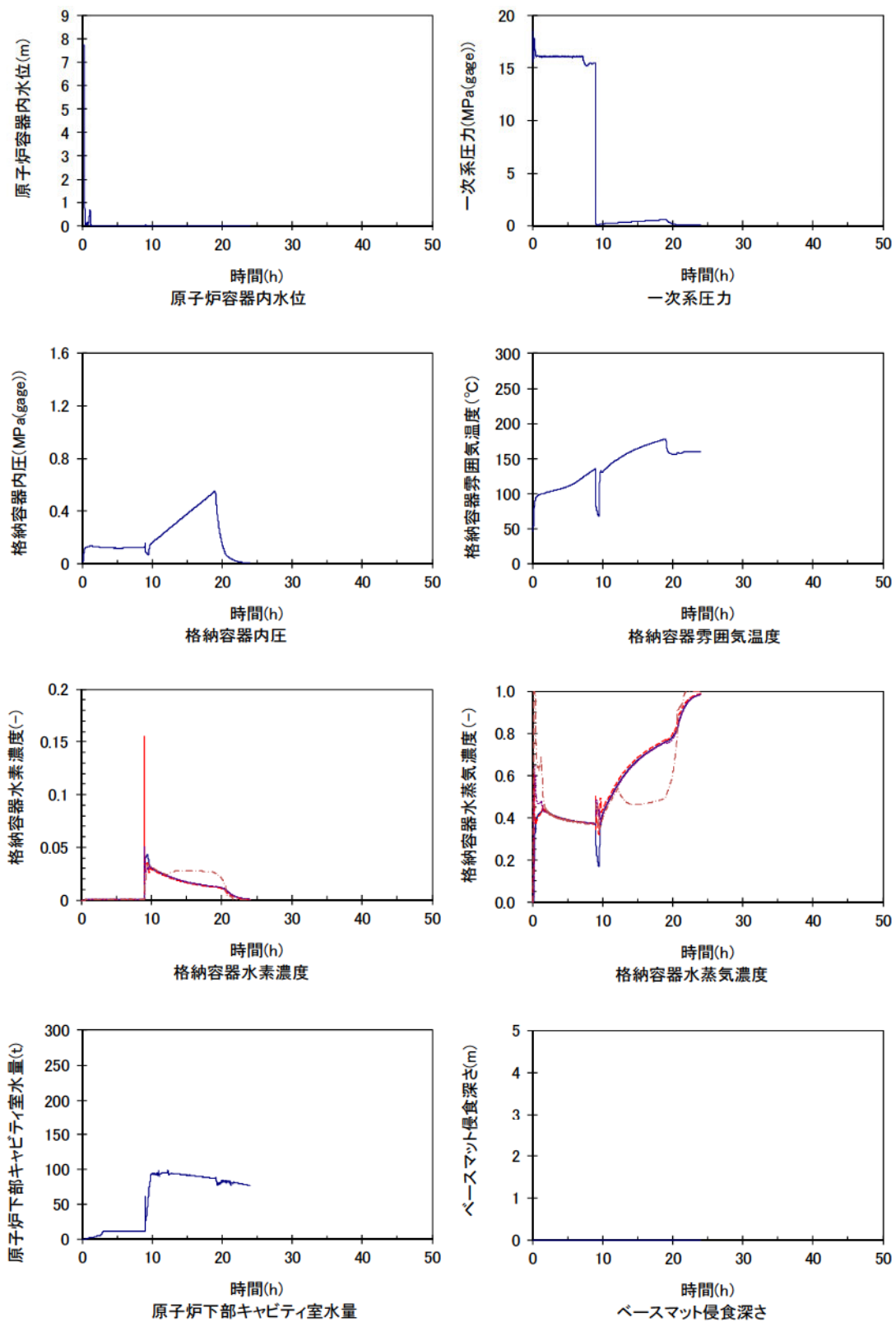
第 2.1.1.e-9 図 代表的な物理量の時間変化 (TED)



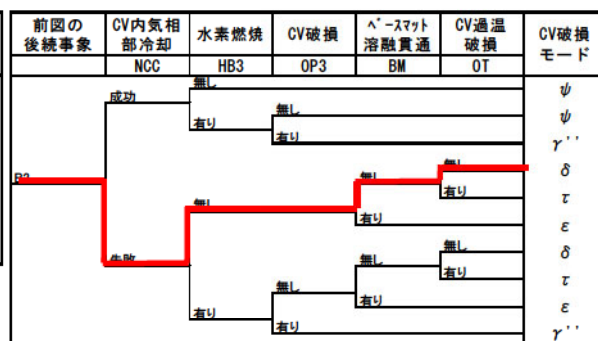
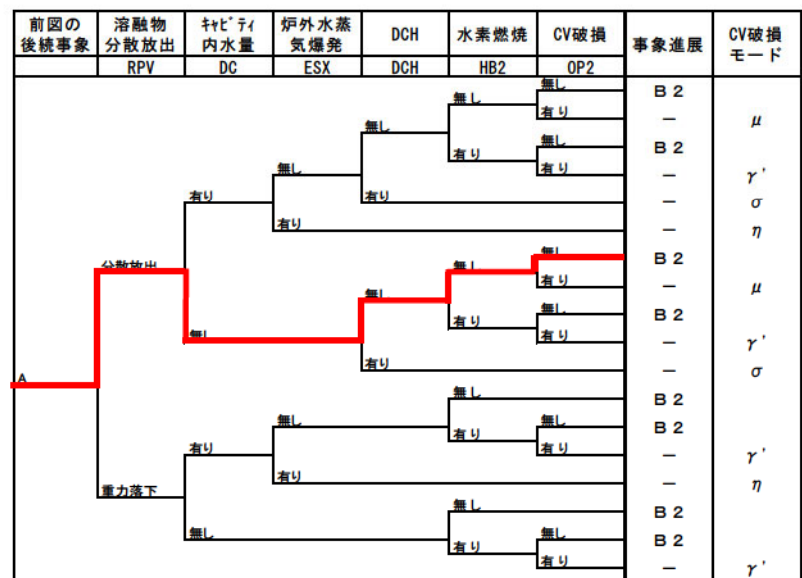
(注2) 格納容器破損モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器隔離失敗
 γ 、 γ' 、 γ'' = 水素燃焼又は水素爆轟による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気、非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ε = 熔融炉心・コンクリート相互作用によるベースマントル熔融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な過圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損
 σ = 格納容器雰囲気直接加熱による破損
 g = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
 ν = インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
 ν = 熔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
 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 2.1.1.e-10 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (TED)



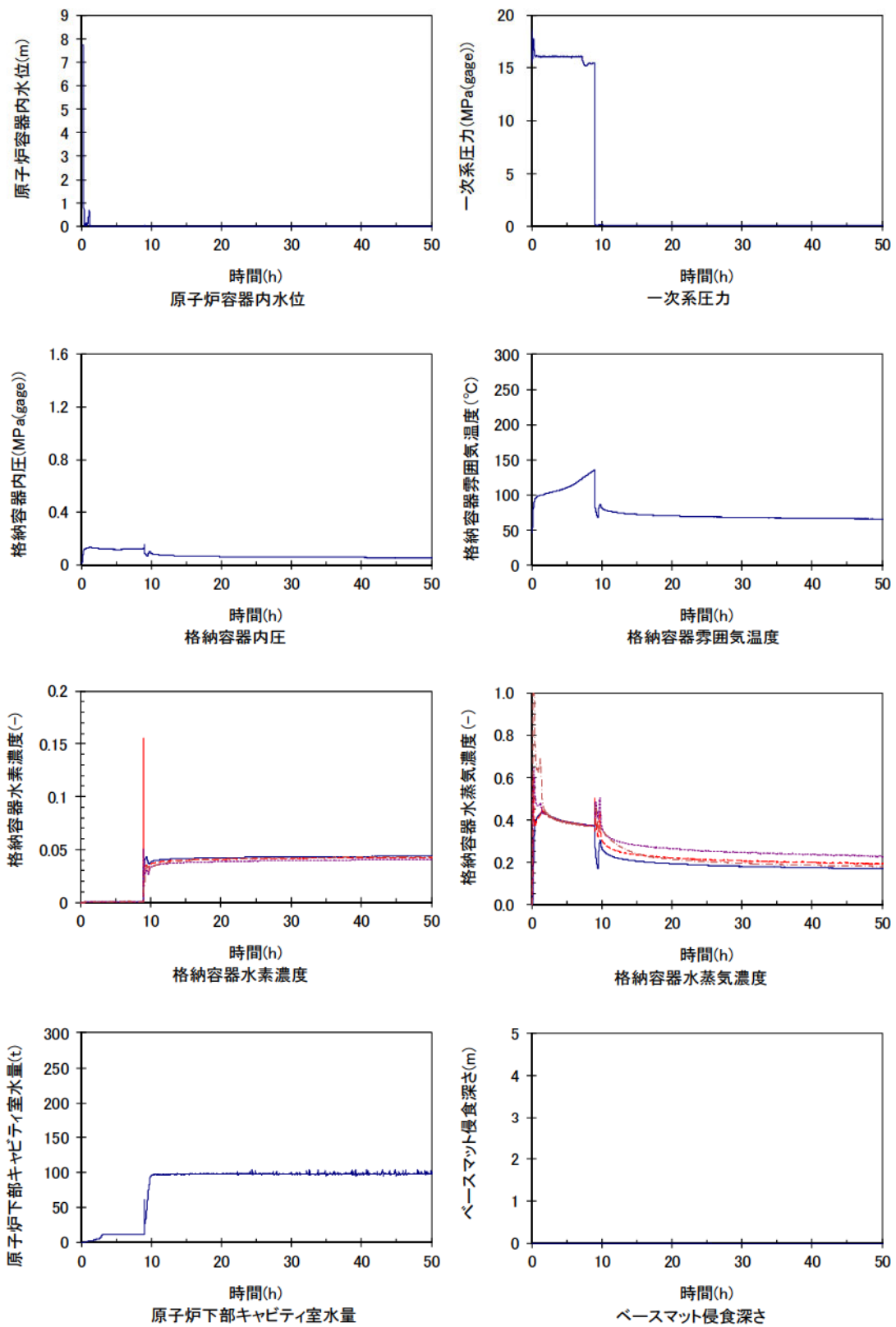
第 2.1.1.e-11 図 代表的な物理量の時間変化 (TEW)



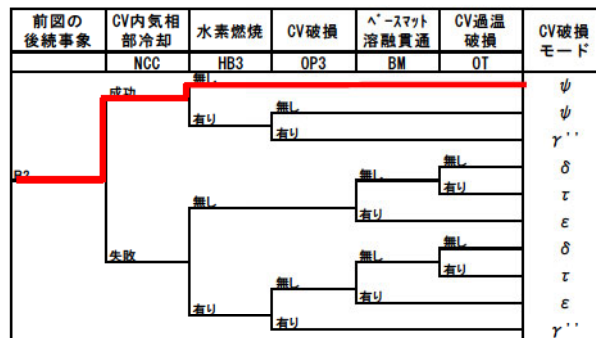
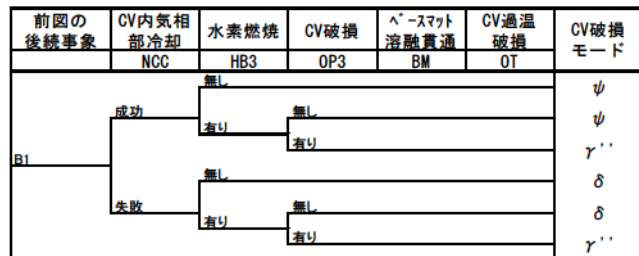
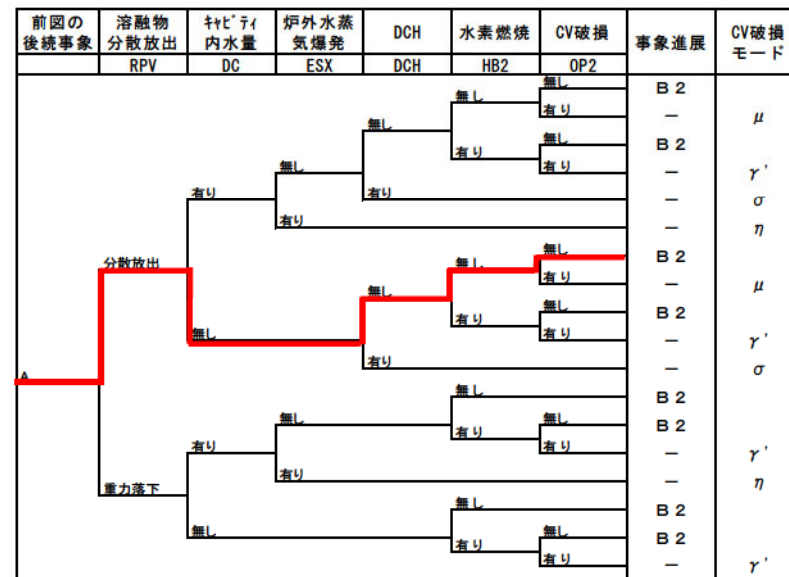
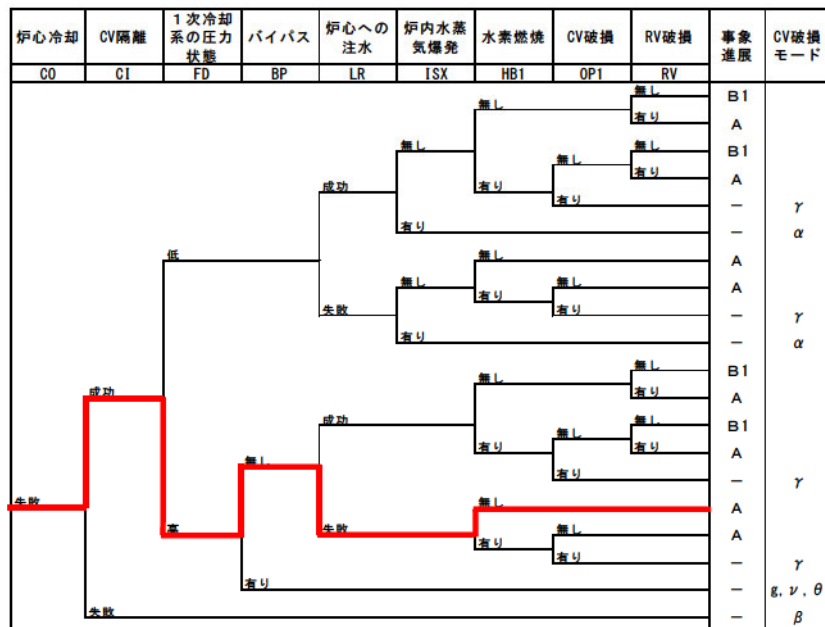
(注2) 格納容器破損による:

(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 2.1.1.e-12 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (TEW)



第 2.1.1.e-13 図 代表的な物理量の時間変化 (T E I)



(注1) 事故進展の一は、その時点での格納容器破損を意味する。

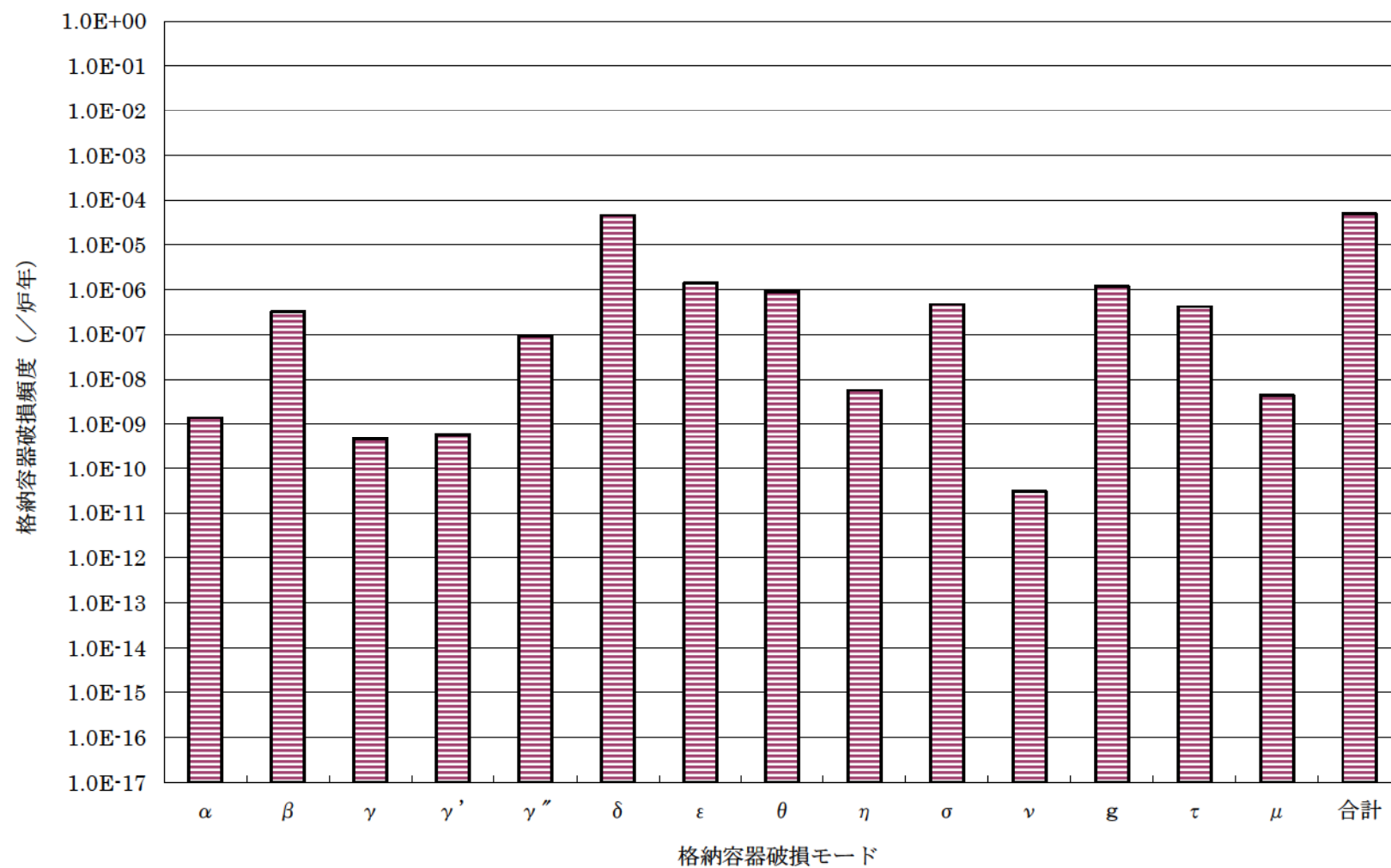
(注2) 格納容器破損モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器隔離失敗
 $\gamma, \gamma', \gamma''$ = 水素燃焼又は水素爆轟による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ε = 溶融炉心・コンクリート相互作用によるベースマツト溶融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによる破損
 σ = 格納容器雰囲気直接加熱による破損
 ε = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
 ν = インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
 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
 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

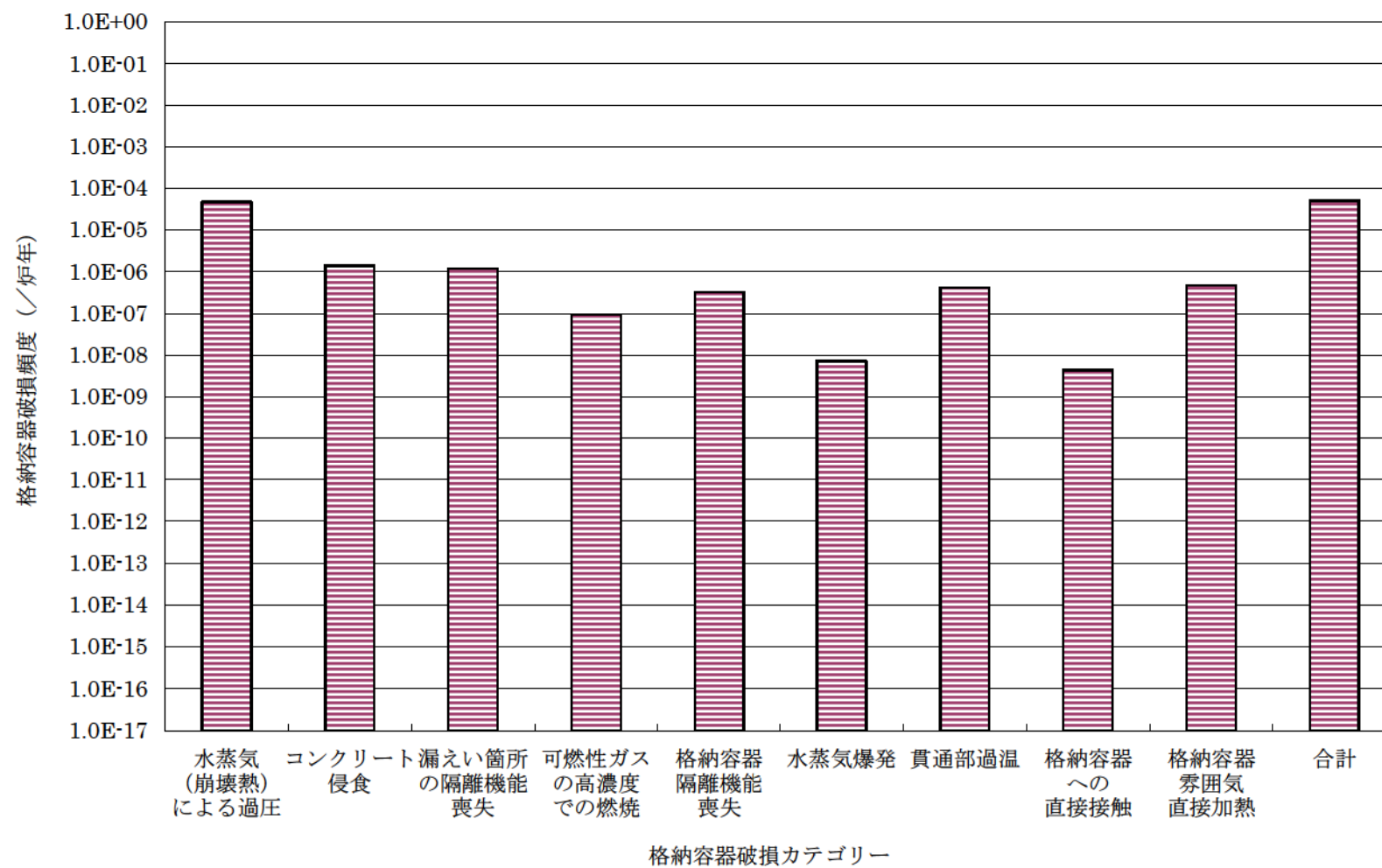
B1 : 原子炉容器破損無し

B2 : 原子炉容器破損有り

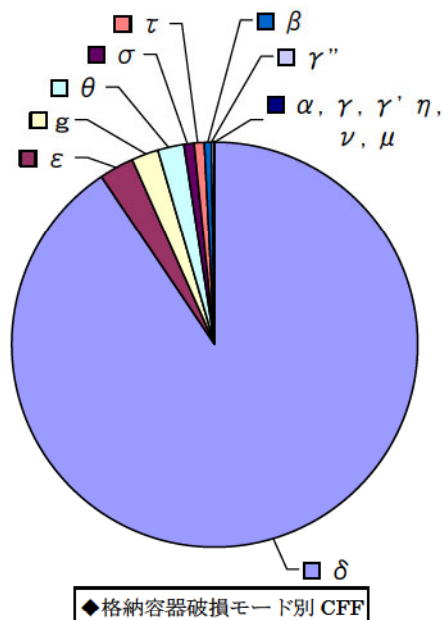
第 2.1.1.e-14 図 代表シーケンスにおける事故進展例 (TE I)



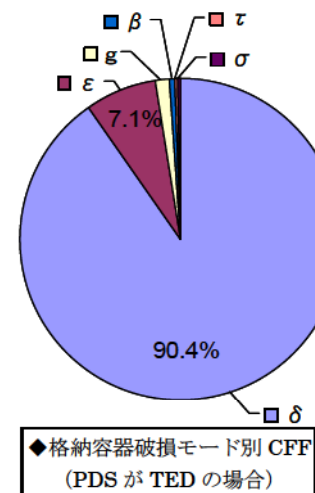
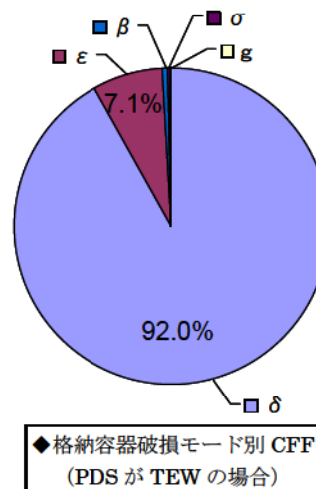
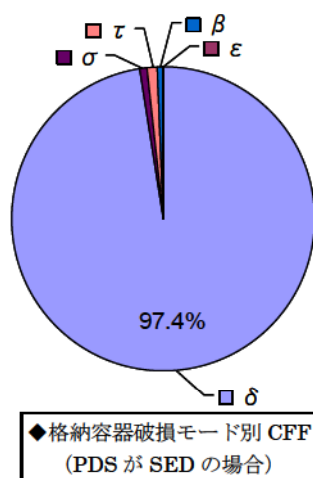
第 2.1.1.f-1 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度



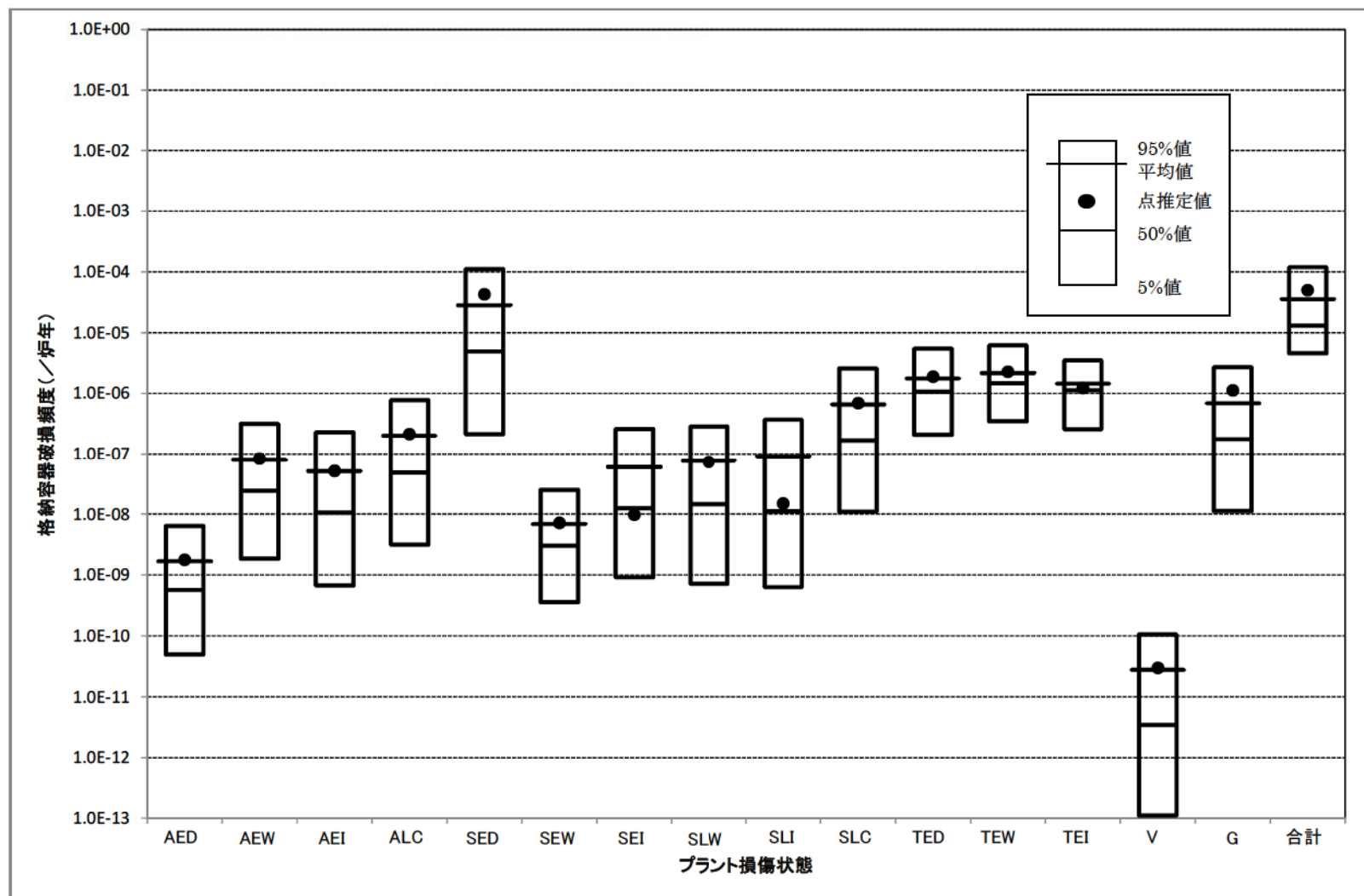
第 2.1.1.f-2 図 格納容器破損カテゴリー別格納容器破損頻度



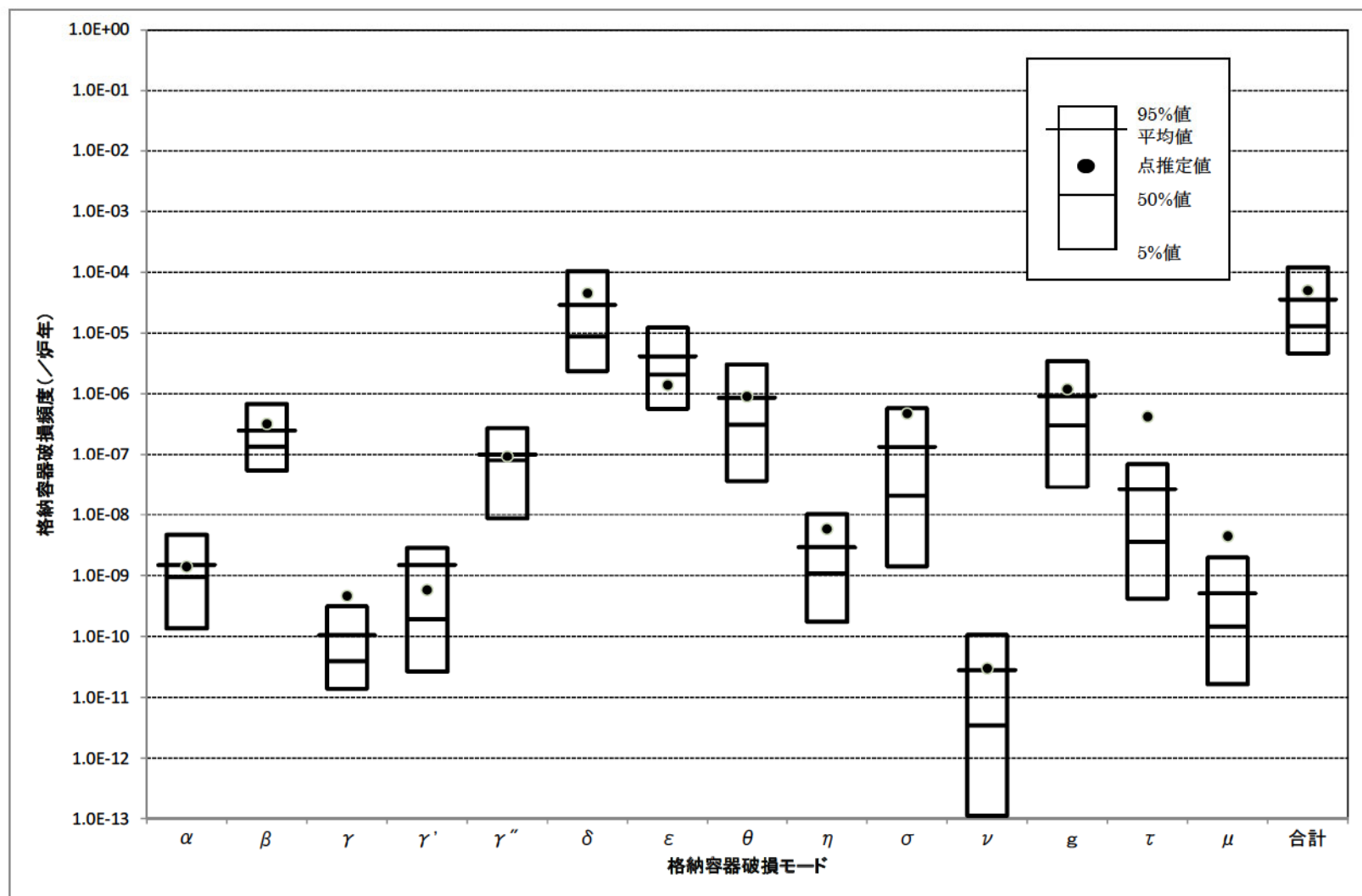
破損モード別	格納容器 破損頻度 (1/炉年)	割合
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	1.4E-09	<0.1%
β (格納容器隔離失敗)	3.2E-07	0.6%
γ (水素燃焼 (原子炉容器破損以前))	4.6E-10	<0.1%
γ' (水素燃焼 (原子炉容器破損直後))	5.8E-10	<0.1%
γ'' (水素燃焼 (原子炉容器破損後長時間経過後))	9.2E-08	0.2%
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	4.6E-05	90.5%
ε (ベースマット溶融貫通)	1.4E-06	2.8%
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	9.1E-07	1.8%
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	5.8E-09	<0.1%
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	4.7E-07	0.9%
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)	1.2E-06	2.4%
τ (過温破損)	4.2E-07	0.8%
μ (溶融物直接接触)	4.4E-09	<0.1%
合計	5.0E-05	100.0%



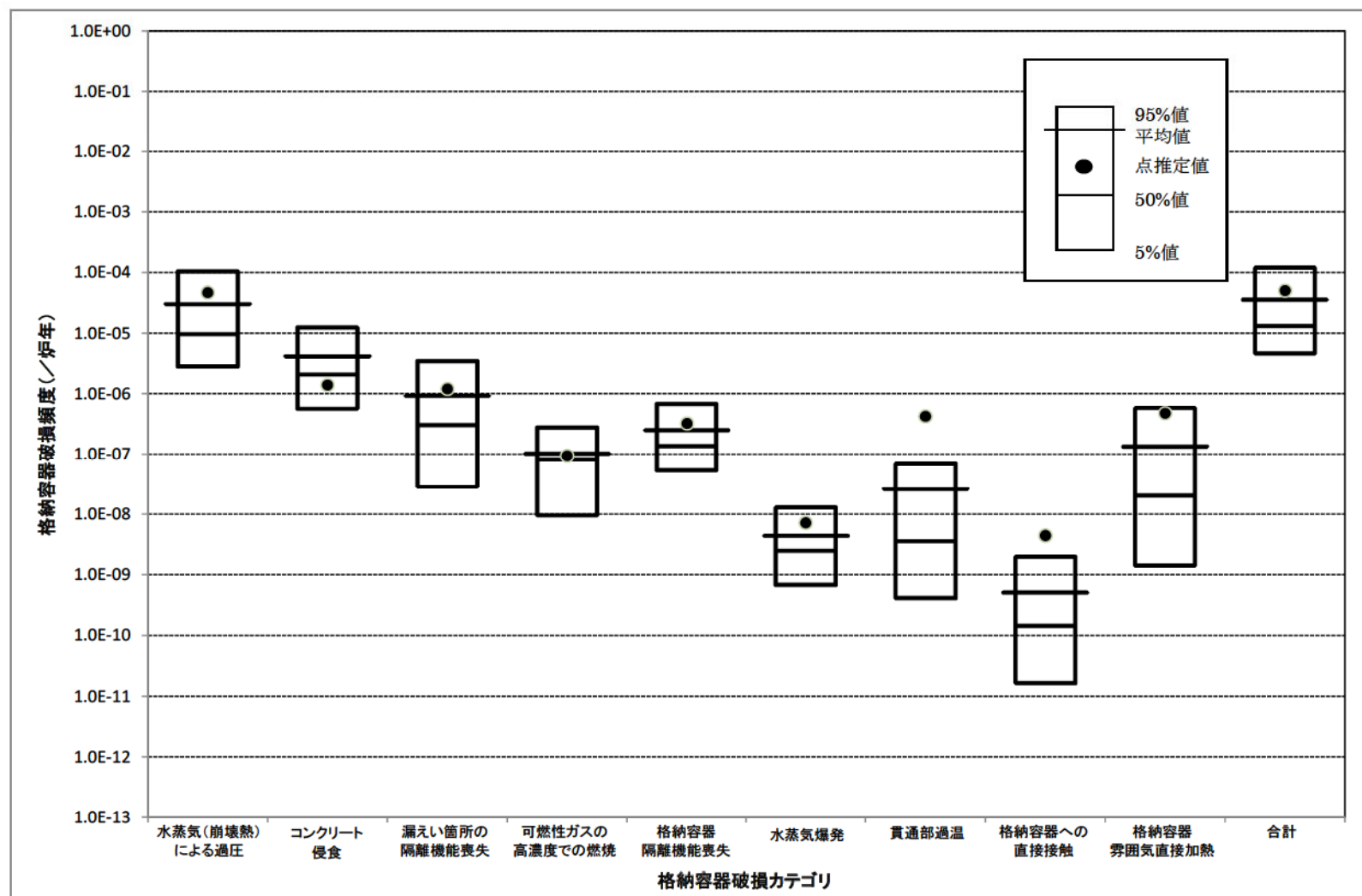
第 2.1.1.f-3 図 主要なPDSにおける格納容器破損モード別格納容器破損頻度割合



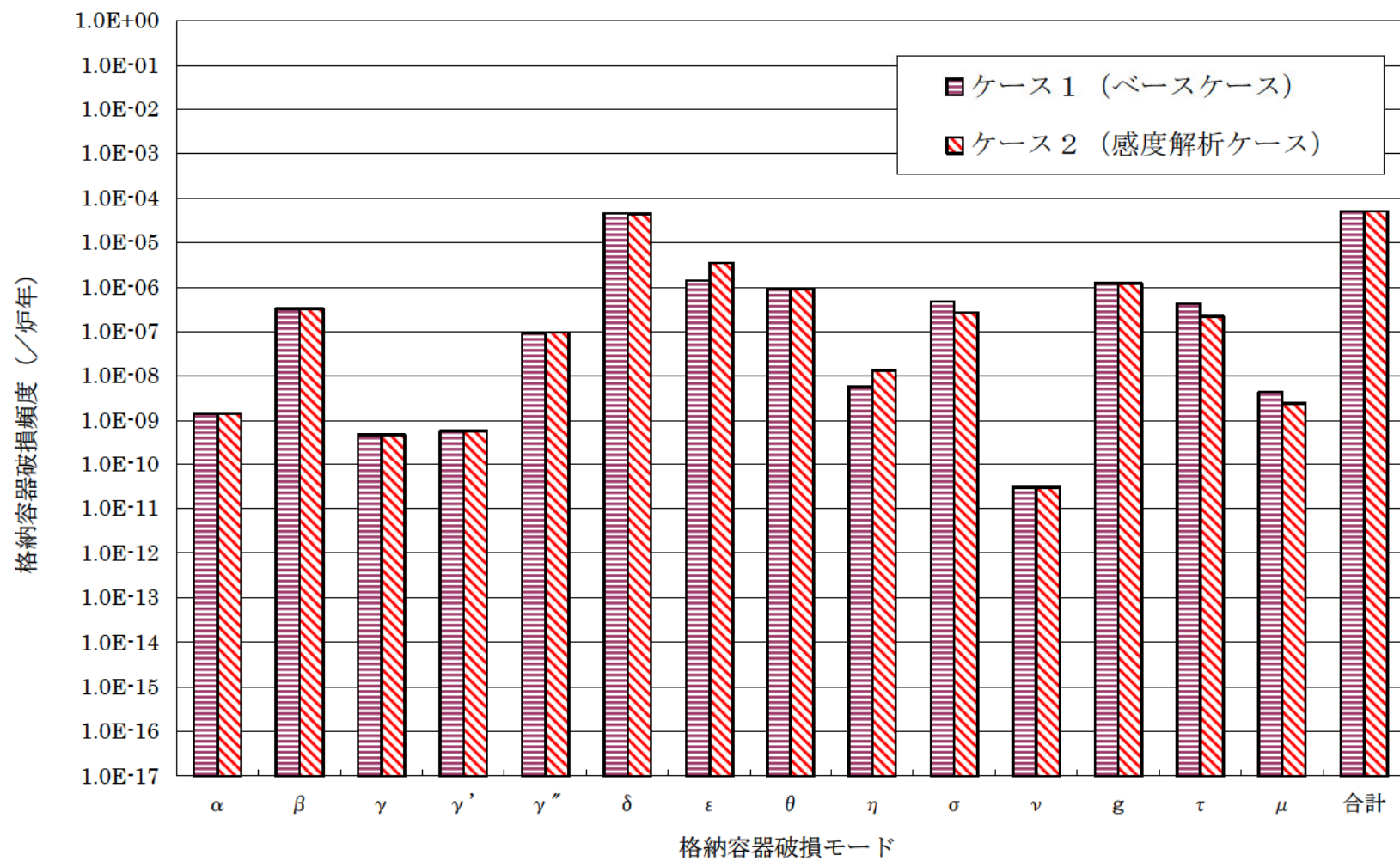
第 2.1.1.g-1 図 プラント損傷状態別格納容器破損頻度不確実さ解析



第 2.1.1.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 2.1.1.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 2.1.1.g-4 図 格納容器破損モード別格納容器破損頻度

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

追補 2. II

原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

目 次

	頁
1. はじめに	1
2. 評価温度及び圧力の設定	1
3. 健全性確認	1
(1) 評価対象	1
(2) 機能喪失要因	3
(3) 評価方法	4
第 1 図 評価方法による評価対象機器の分類	6
第 1 表 評価対象機器の分類及び評価内容	7
(4) 評価結果の概要	8
a. 原子炉格納容器本体	8
b. 機器搬入口	10
c. エアロック	12
d. 配管貫通部	15
e. 電線貫通部	21
f. 原子炉格納容器隔離弁	22
4. 結論	24
第 2 図 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図	25
第 2 表 評価結果まとめ	29

1. はじめに

高浜発電所 1 号炉及び 2 号炉の重大事故等対策の有効性評価において、原子炉格納容器の評価温度及び圧力をそれぞれ 200℃、2Pd (0.522MPa[gage]、Pd：最高使用圧力(0.261MPa[gage]))としていることから、以下にその根拠と妥当性を示す。

2. 評価温度及び圧力の設定

原子炉格納容器の評価温度及び圧力については、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ものとする。

有効性評価における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値は約 138℃、原子炉格納容器圧力の最高値は約 0.305MPa[gage]であり、その後温度及び圧力は緩やかに低下する。

以上のことから、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を確認する評価温度及び圧力を 200℃、2Pd として設定する。

(高浜発電所 1 号炉及び 2 号炉 原子炉格納容器 最高使用温度：122℃ 最高使用圧力：0.261MPa[gage])

3. 健全性確認

(1) 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、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指摘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並びに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。

- a. 原子炉格納容器本体
- b. 機器搬入口
- c. エアロック
- d. 配管貫通部
 - (a) 固定式配管貫通部
 - ・ 貫通配管
 - ・ スリーブ
 - ・ 端板
 - ・ 閉止フランジ
 - ・ 閉止板
 - (b) 伸縮式配管貫通部
 - ・ 貫通配管
 - ・ スリーブ
 - ・ 端板
 - ・ 伸縮継手
 - ・ 短管
- e. 電線貫通部
 - (a) キャニスター型電線貫通部
 - ・ 本体
 - ・ シュラウド
 - ・ 端板
 - ・ 導体貫通部
 - (b) モジュラー型電線貫通部
 - ・ 本体
 - ・ 端板
 - ・ モジュール
- f. 原子炉格納容器隔離弁

(2) 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喪失の要因（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、内圧条件や原子炉格納容器本体の変形に伴い、以下に示す要因が想定される。

a. 原子炉格納容器本体

延性破壊

b. 機器搬入口

延性破壊、座屈（構造部）、変形、高温劣化（シール部）

c. エアロック

延性破壊（構造部）、変形、高温劣化（シール部）

d. 配管貫通部

(a) 固定式配管貫通部

- ・ 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（フランジ）、シール能力不足（ガスケット）

- ・ 閉止板

延性破壊

(b) 伸縮式配管貫通部

- ・ 貫通配管

延性破壊

- ・ スリーブ

延性破壊

- ・ 端板

延性破壊

- ・伸縮継手

疲労破壊

- ・短管

圧壊

e. 電線貫通部

(a) キャニスター型電線貫通部

- ・本体、シュラウド、端板

延性破壊

- ・導体貫通部

ロウ付け部の損傷（シール部）

(b) モジュラー型電線貫通部

- ・本体、端板

延性破壊

- ・モジュール

付着力低下（エポキシ樹脂）、変形（Oリング）

f. 原子炉格納容器隔離弁

変形（弁箱、弁体、ゴム系シール材）

(3) 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。

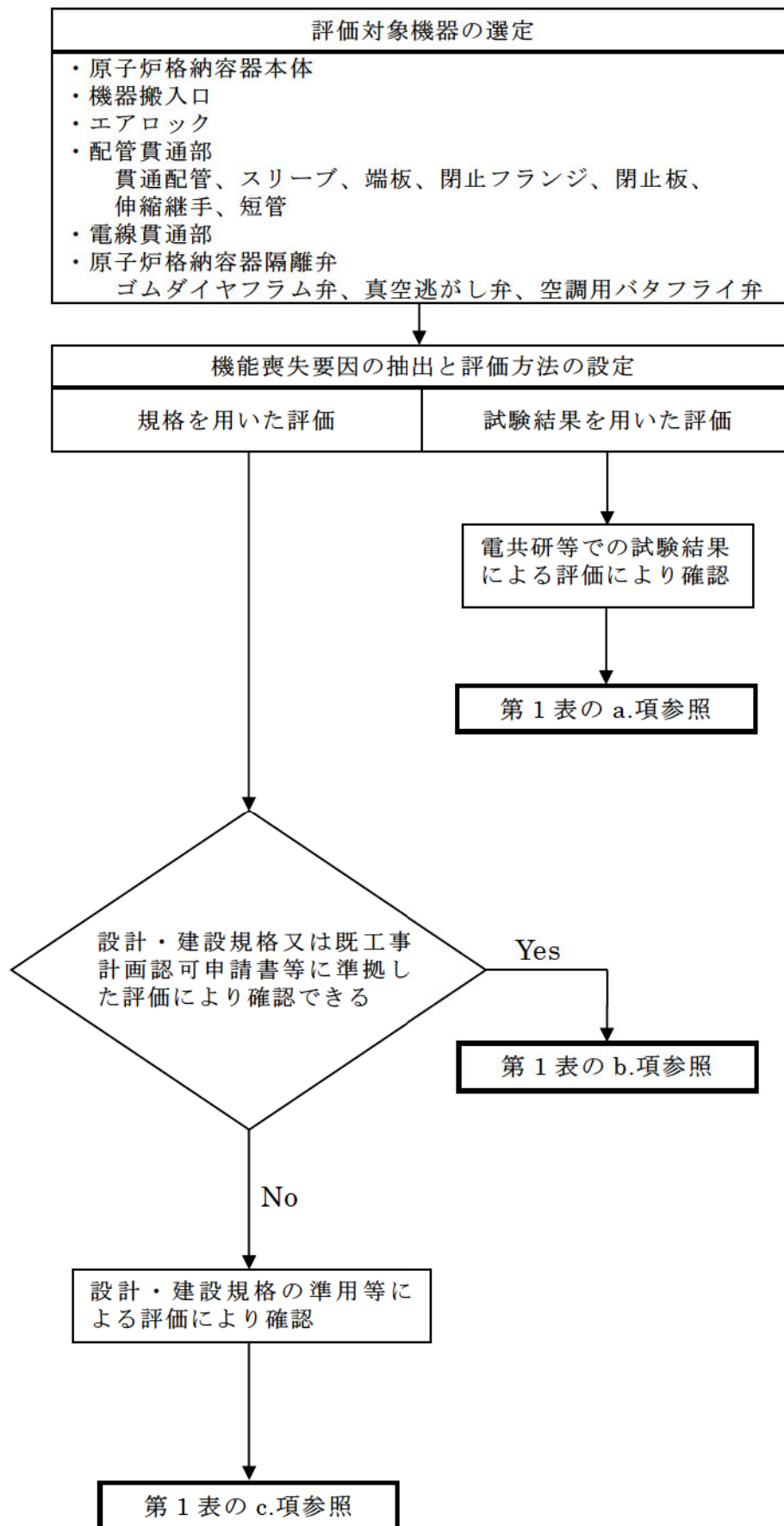
- a. 電力会社等による共同研究（以下「電共研」という。）等での試験結果による評価

- b. 「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005 年版（2007 年追補版

を含む。))〈第Ⅰ編 軽水炉規格〉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

c. 設計・建設規格の準用等による評価

評価方法による評価対象機器の分類は第1図及び第1表参照。



第 1 図 評価方法による評価対象機器の分類