第1.2.2.a-6表　重要事故シーケンス評価用の津波シナリオ区分

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

※　下線の起因事象は、当該津波シナリオで新たに発生する起因事象である。

第1.2.2.a-7表　機器リスト（抜粋）

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

第1.2.2.d-1表　津波シナリオ区分ごとの津波発生頻度及び炉心損傷頻度

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

第1.2.2.d-2表　成功基準

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

第1.2.2.d-3表　フロントライン系とサポート系の依存性

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

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

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

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

第1.2.2.d-5表　起因事象別CDF 結果

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

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

第1.2.2.d-6表　重要度整理結果（1/2）

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

※　下線の起因事象は当該津波シナリオで新たに発生する起因事象である。

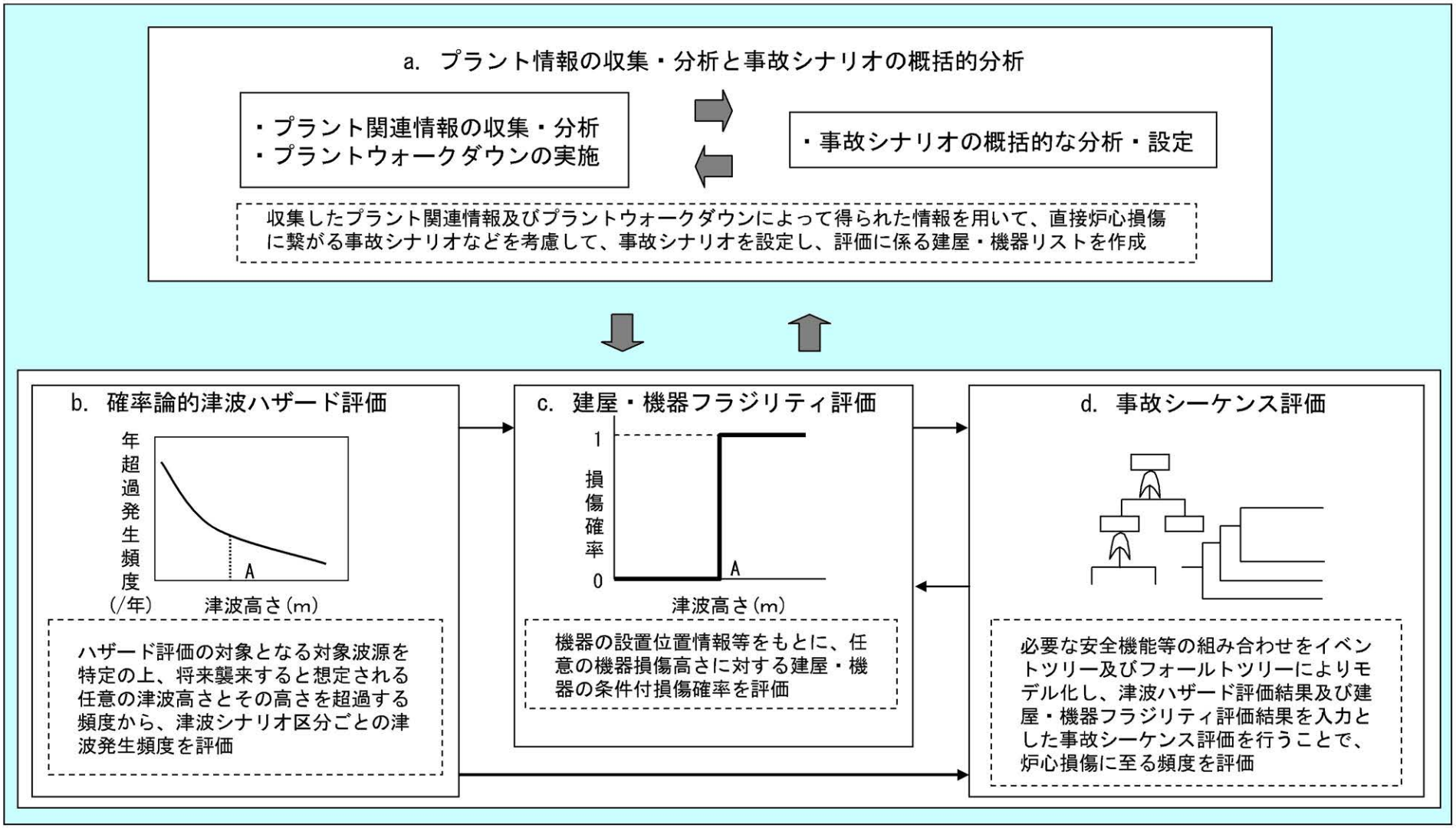
第1.2.2.d-6表　重要度整理結果（2/2）

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

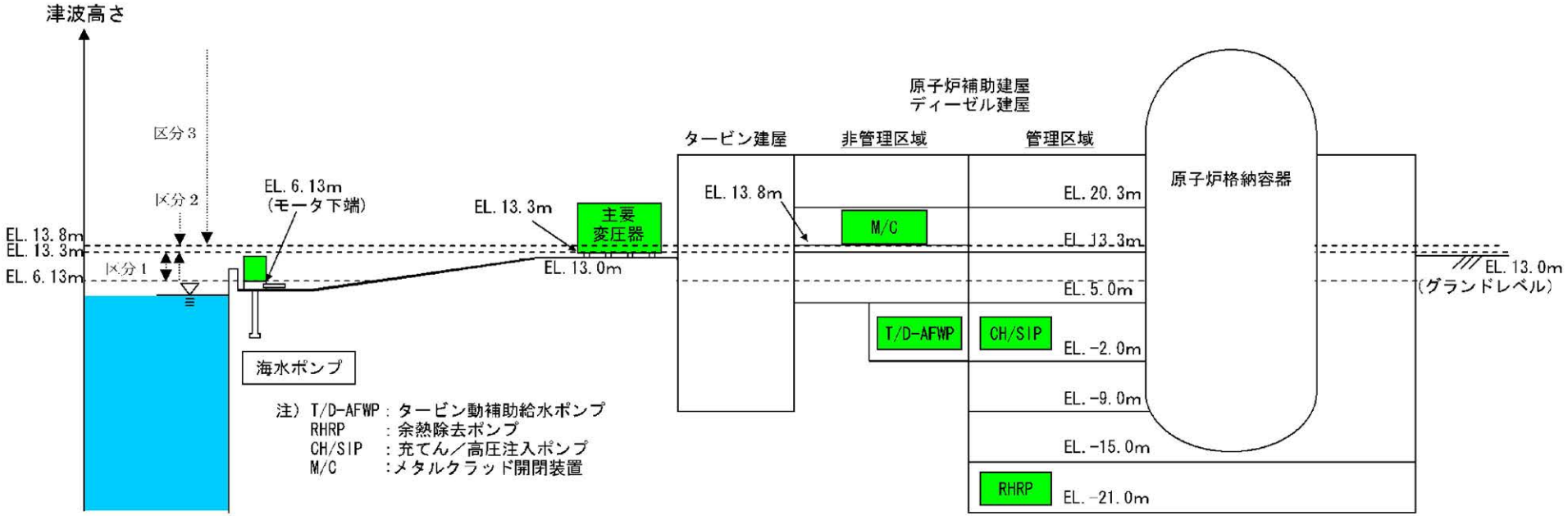
※　下線の起因事象は当該津波シナリオで新たに発生する起因事象である。

第1.2.2.d-7表　感度解析結果

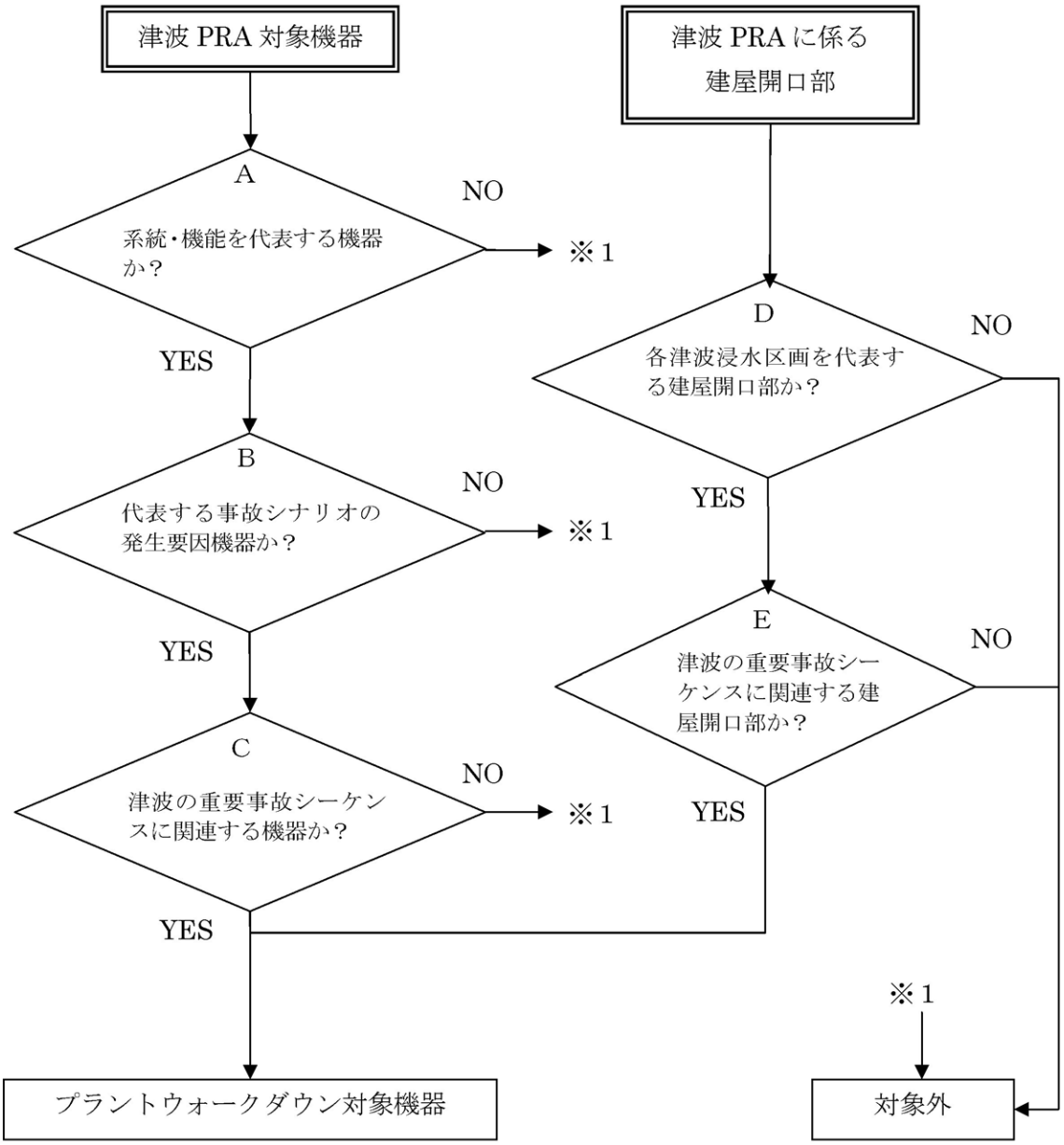
起因事象	事故シーケンス	ベースケース（／炉年）		感度解析（／炉年）	
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA	3.8E-08	3.8E-08	4.4E-09	4.6E-09
	原子炉補機冷却機能喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA	1.7E-10		1.7E-10	
	原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗	4.2E-12		4.2E-12	
外部電源喪失	外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失	4.9E-12		4.9E-12	
直接炉心損傷に至る事象	複数の信号系損傷	1.2E-11		1.2E-11	
合　計		3.8E-08		4.6E-09	



第1.2.2-1図　津波レベル１PRAの評価フロー



第1.2.2.a-1図　プラント概要



第1.2.2.a-2図　プラントウォークダウンの調査対象機器の選定フロー

津波Ｎｏ．１１

川内原子力発電所１号機　プラントウォークダウンチェックシート（津波）

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

［チェック対象項目］

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

備考
・特記事項なし

実施日：Ｈ２５年　８月１９日
実施者：[redacted]

第1.2.2.a-3図　プラントウォークダウンチェックシート（1/2）

津波Ｎｏ．１１

機器ＩＤ：1SWP1A

①-1　影響を受ける可能性のある機器の確認（屋内設置の機器）

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

①-2　影響を受ける可能性のある機器の確認（屋外設置の機器）

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

②　津波伝播経路の確認（屋内設置の機器）

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

③　建屋開口部の確認（建屋開口部）

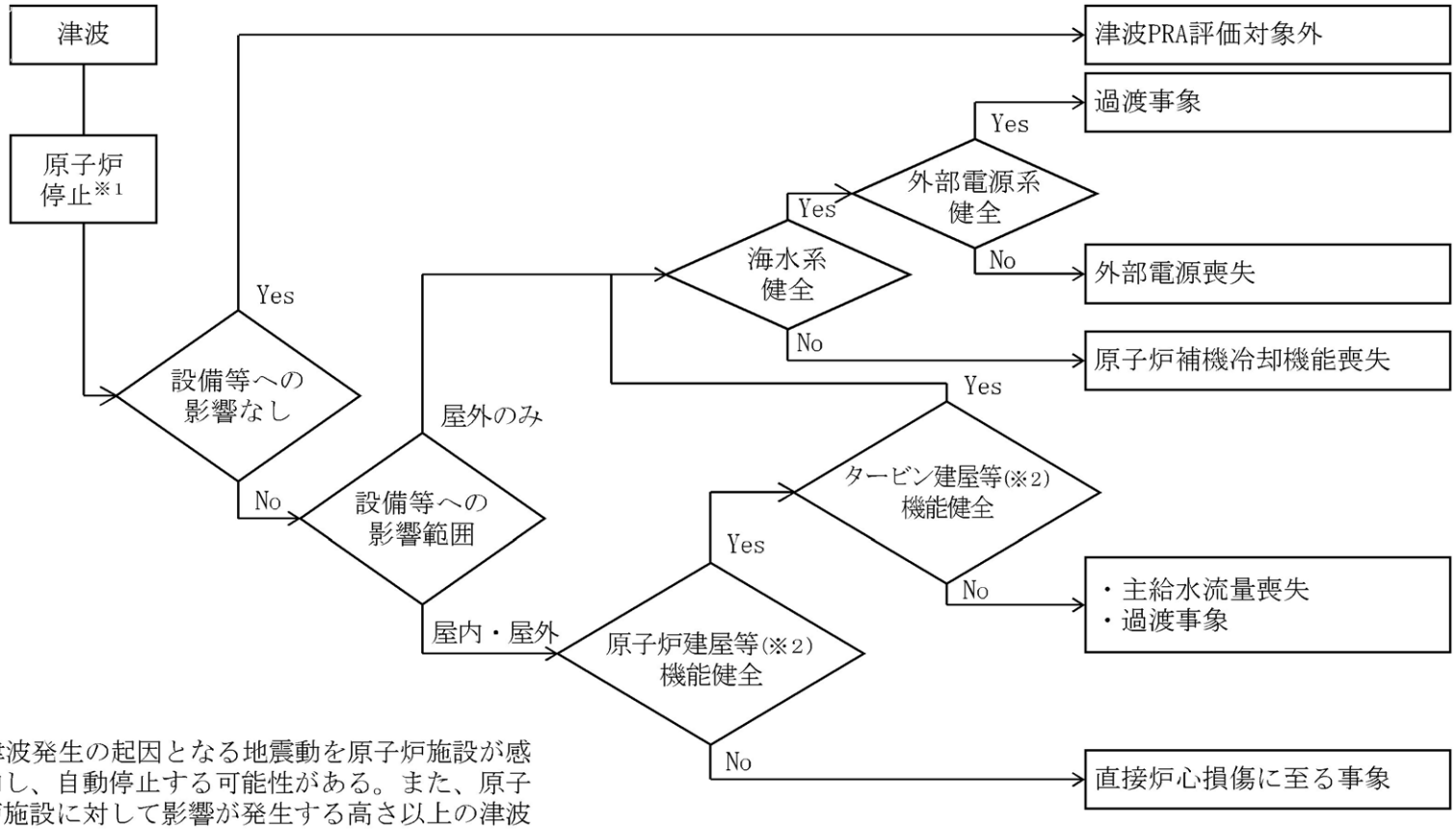
	Y	N	U	N／A
１．対象建屋開口部の図面（配置図等）と相違点は無いか	☐	☐	☐	☑

（記号の説明）　Y：YES,　N：NO,　U：調査不可,　N／A：対象外

第1.2.2.a-3図　プラントウォークダウンチェックシート（2/2）



第1.2.2.a-4図　現場機器（海水ポンプ）

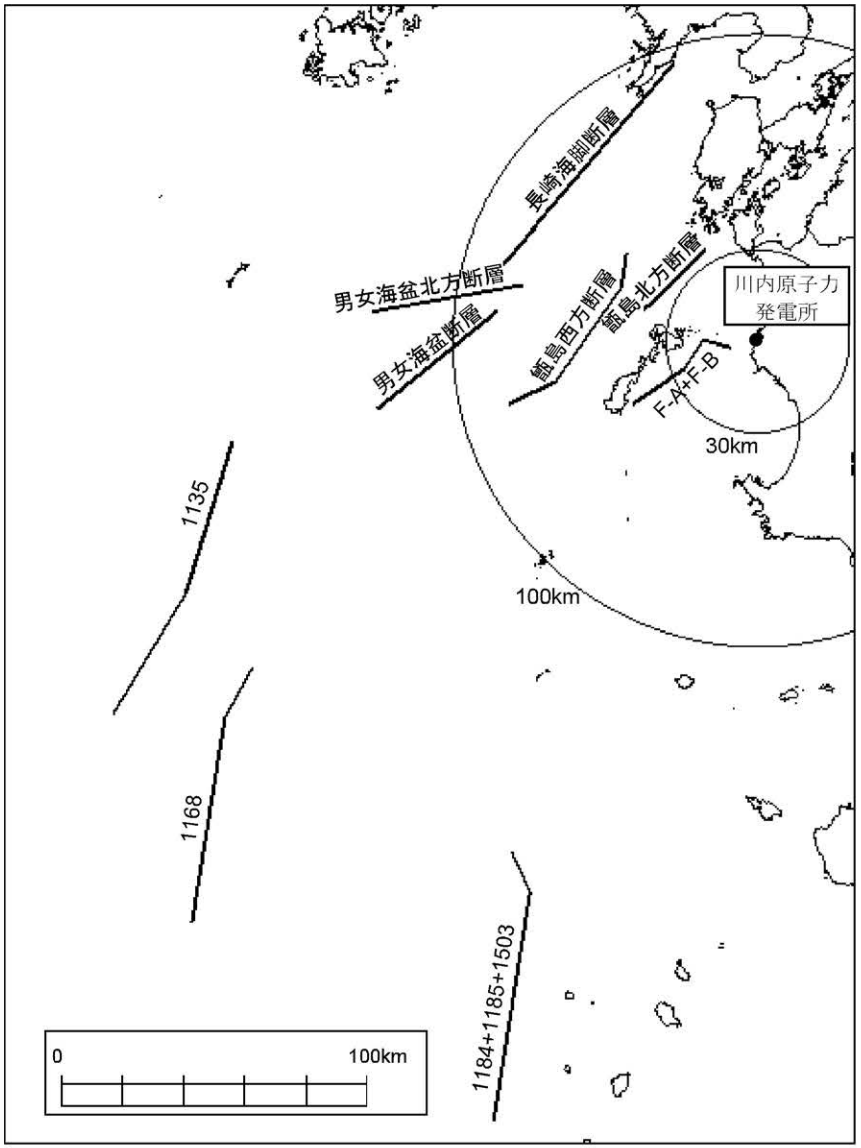


※１：津波発生の起因となる地震動を原子炉施設が感知し、自動停止する可能性がある。また、原子炉施設に対して影響が発生する高さ以上の津波警報が発せられた場合、津波到達までに原子炉を手動停止する可能性がある。

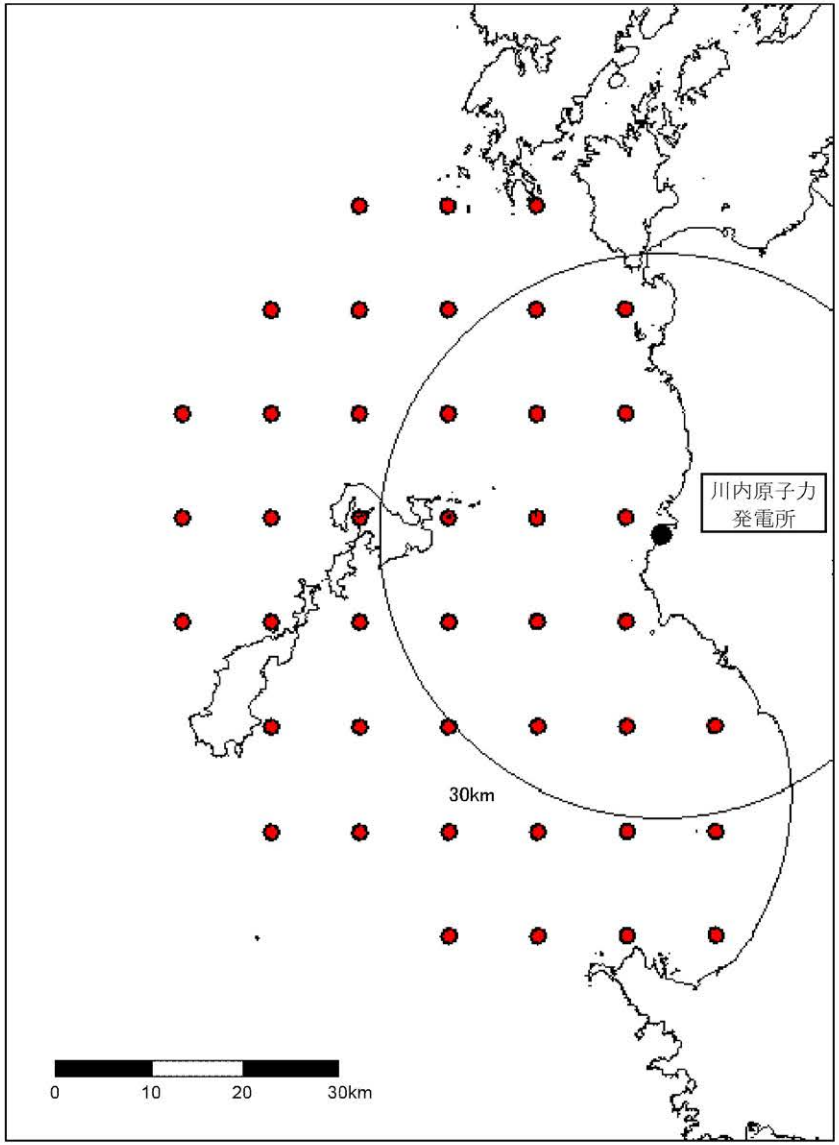
※２：各建屋内に設置されている各機器も含む。

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

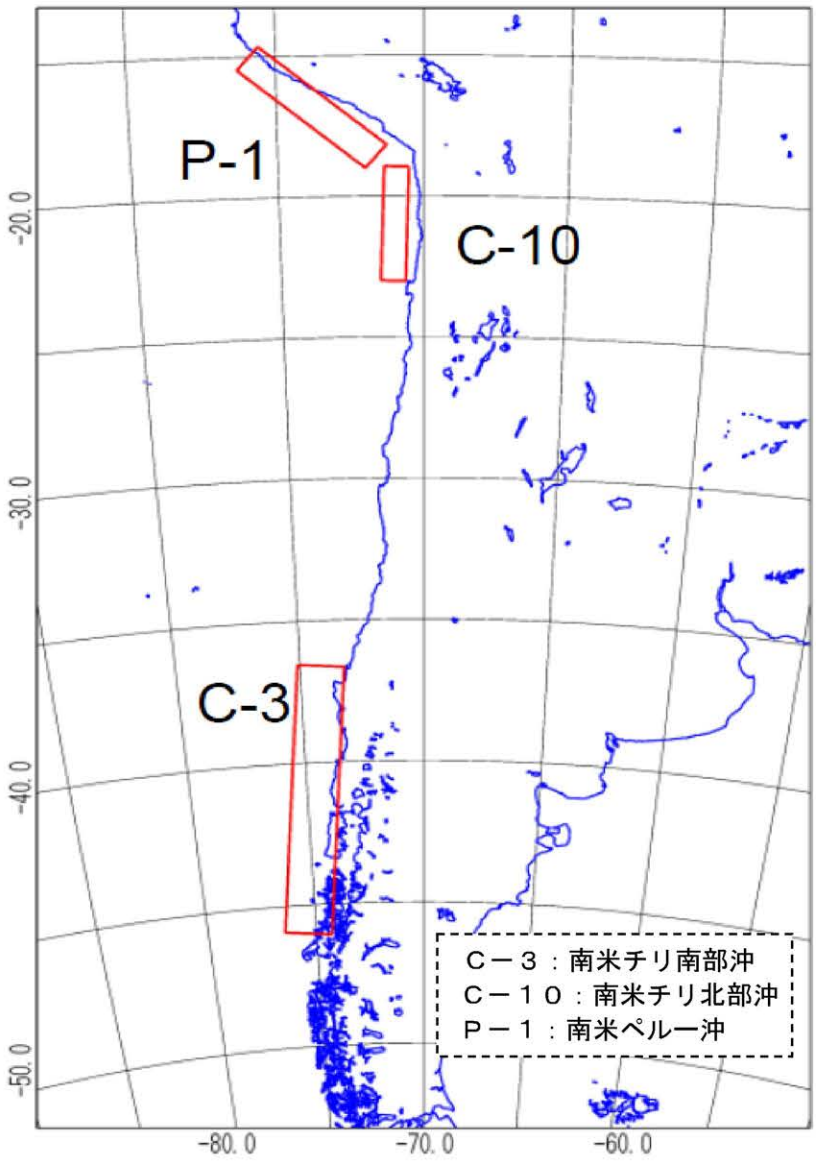
第1.2.2.a-5図　起因事象の抽出フロー



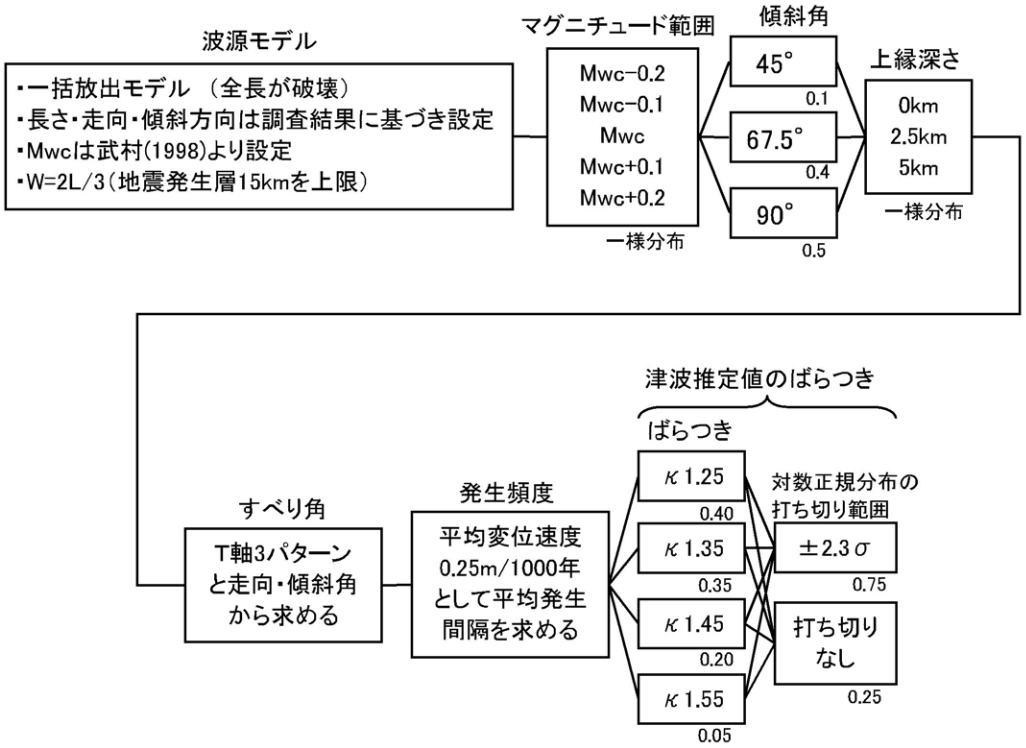
第1.2.2.b-1図　海域の活断層の対象波源



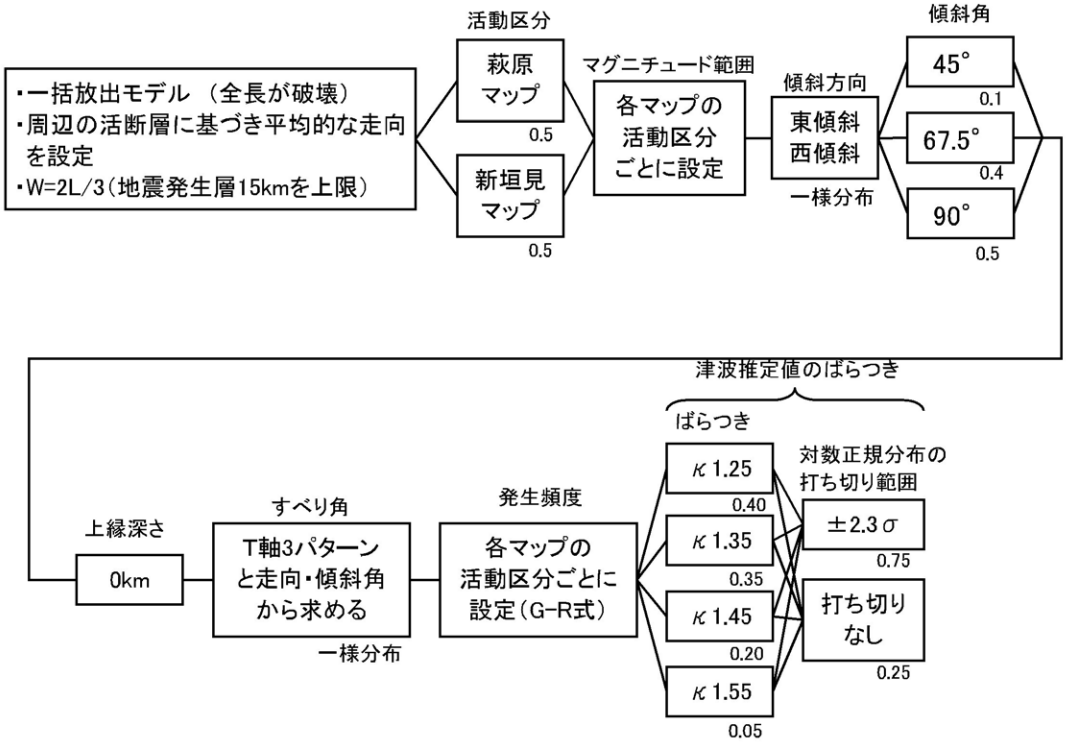
第1.2.2.b-2図　背景的領域の対象波源



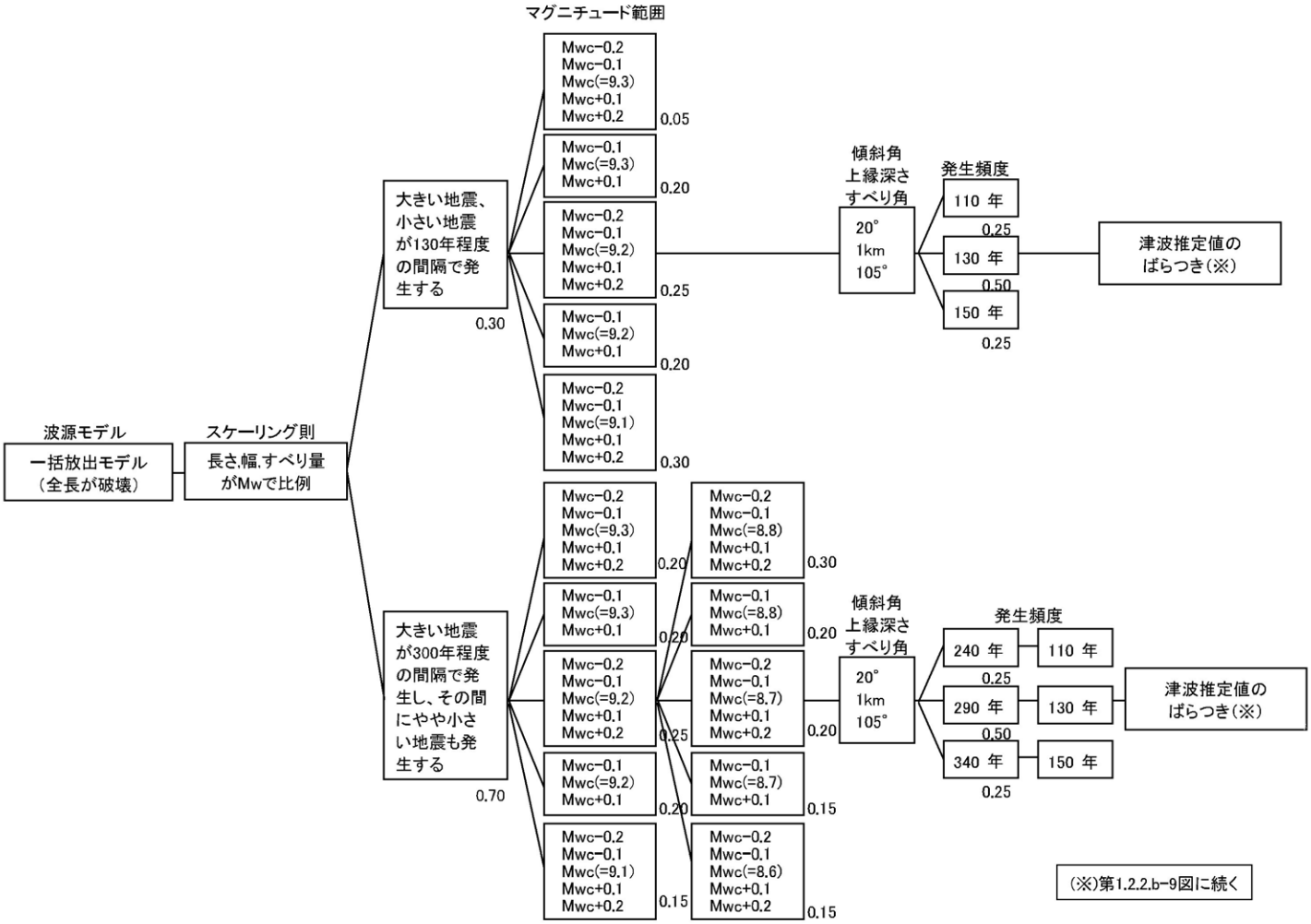
第1.2.2.b-3図　遠地（南米沖）の地震の対象波源



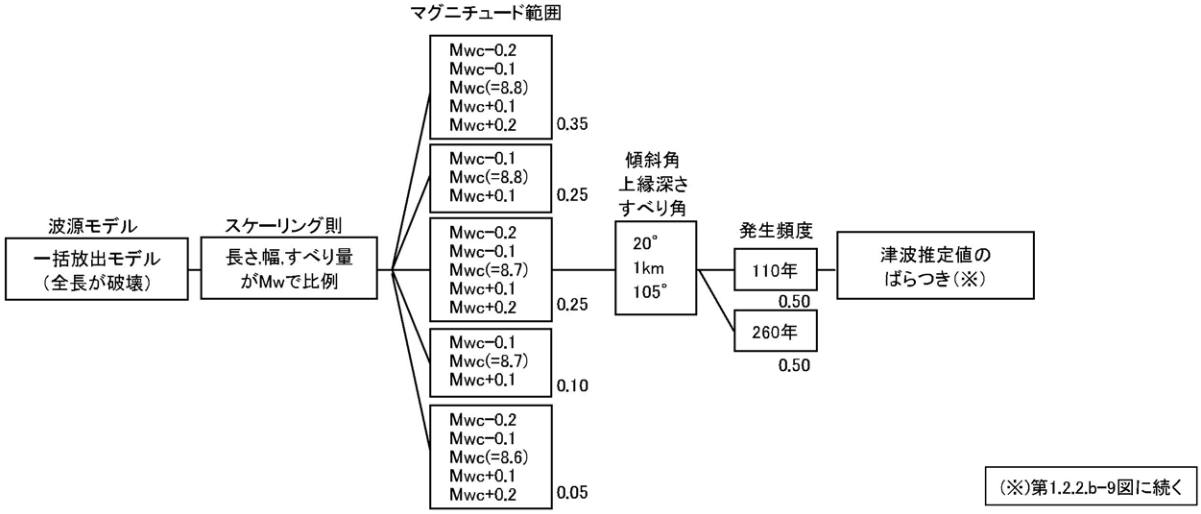
第1.2.2.b-4図　海域の活断層の地震を波源とするロジックツリー



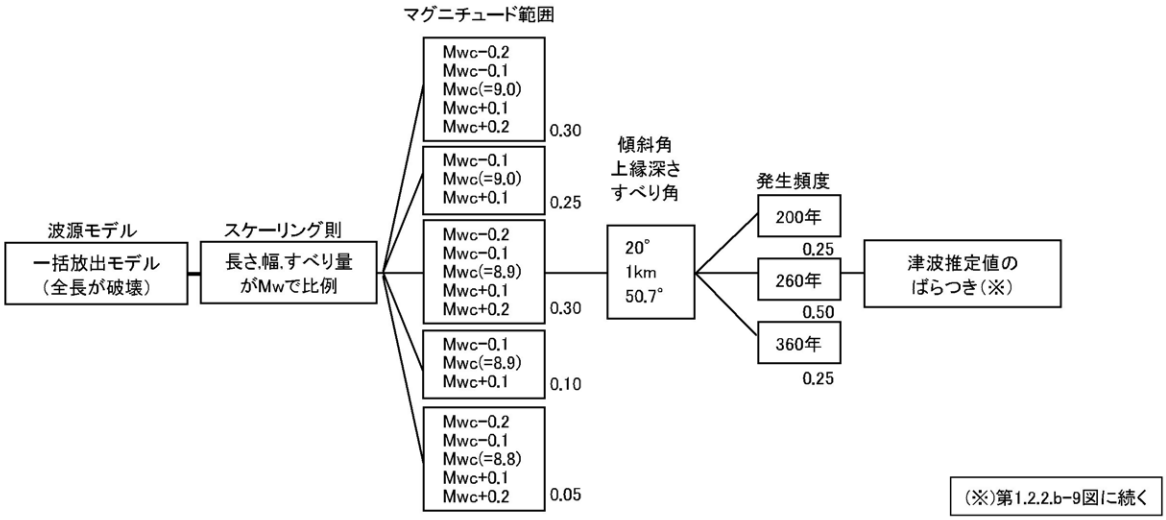
第1.2.2.b-5図　背景的領域の地震を波源とするロジックツリー



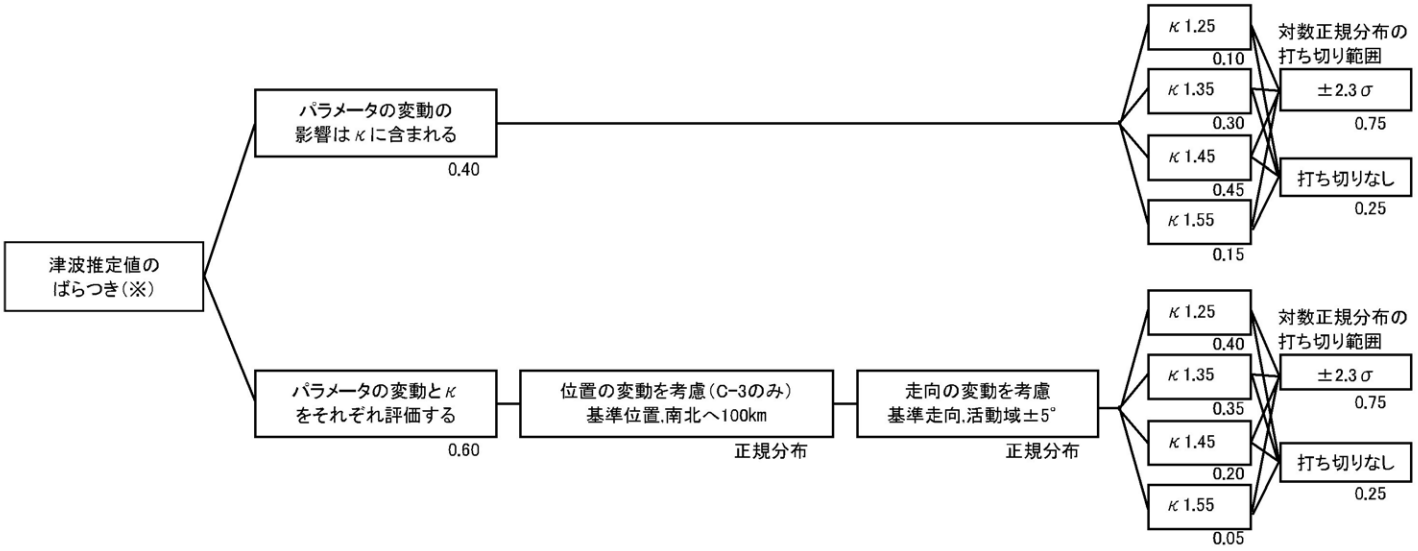
第1.2.2.b-6図　遠地（南米沖）の地震（Ｃ－３：南米チリ南部沖）を波源とするロジックツリー



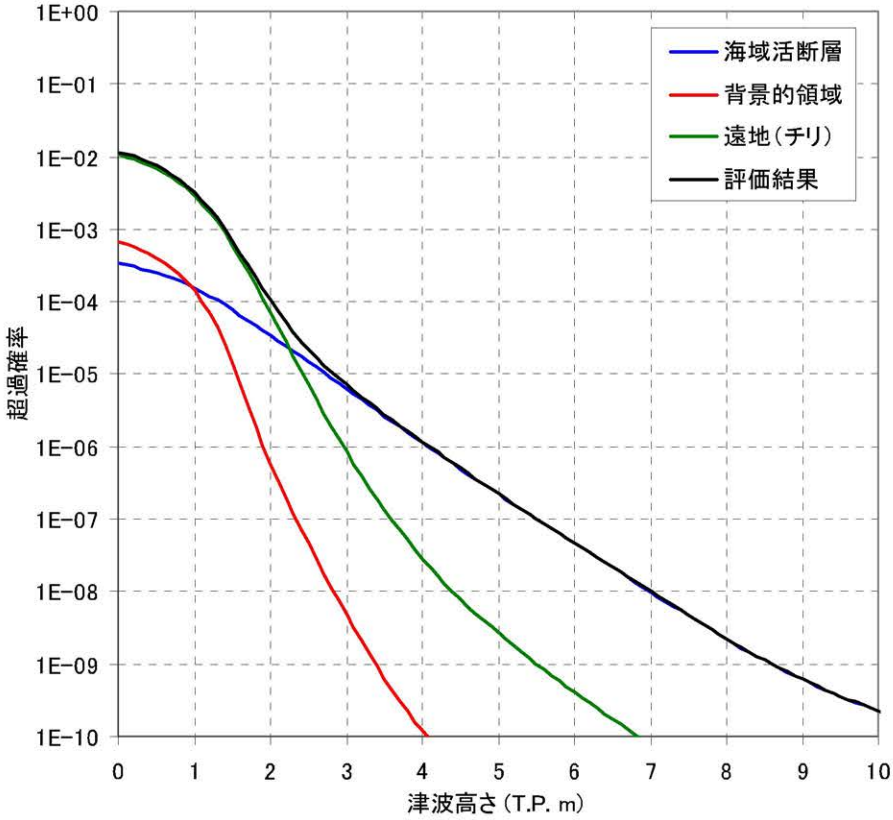
第1.2.2.b-7図　遠地（南米沖）の地震（Ｃ－10：南米チリ北部沖）を波源とするロジックツリー



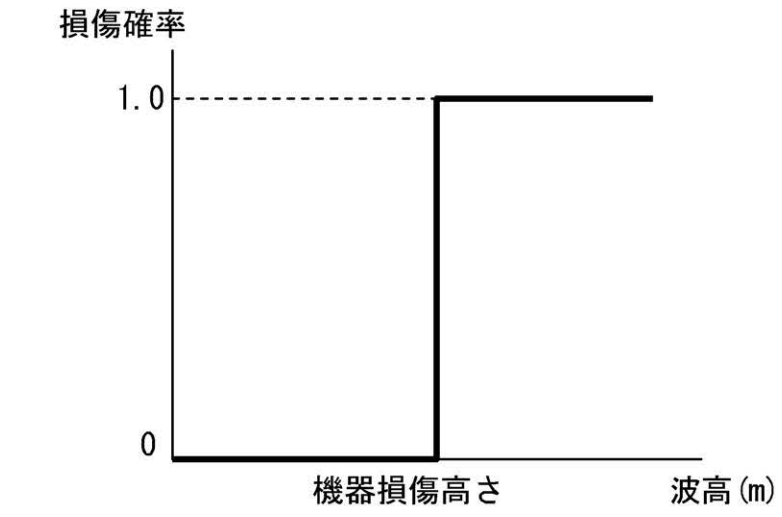
第1.2.2.b-8図　遠地（南米沖）の地震（Ｐ－１：南米ペルー沖）を波源とするロジックツリー



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

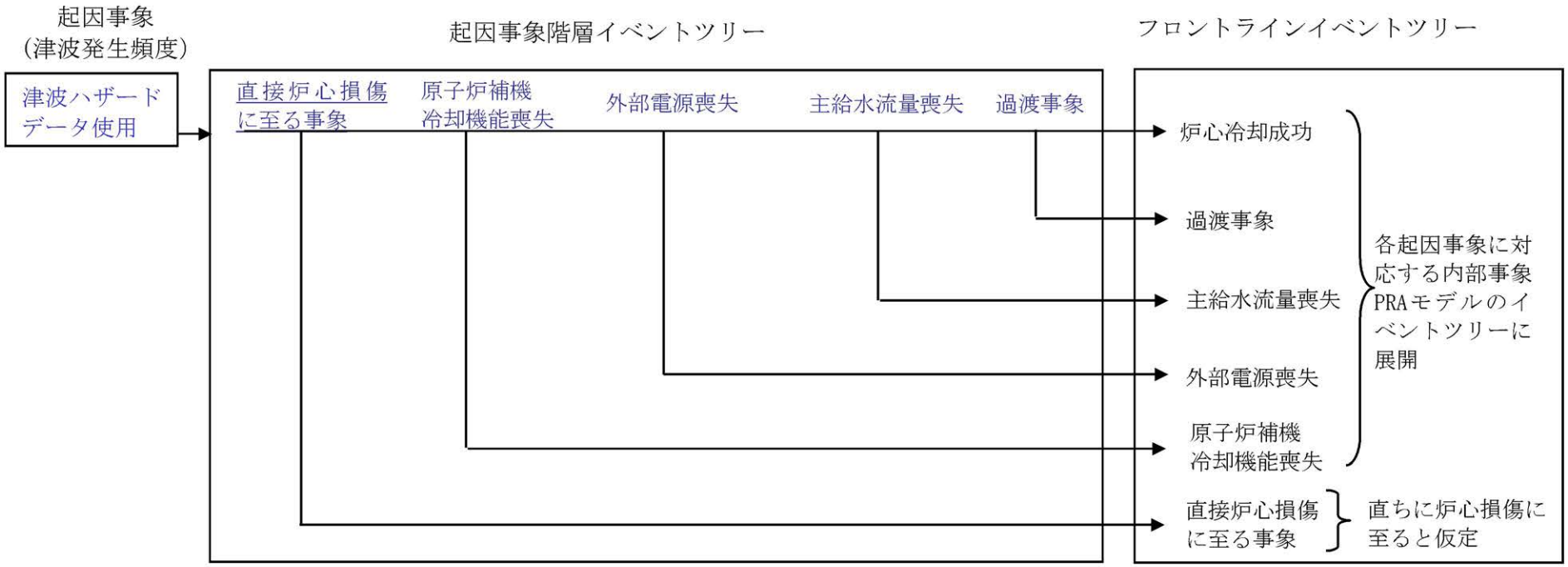


第1.2.2.b-10図　取水口地点における水位と年超過確率の関係



※機器損傷高さは浸水口高さ又は機器の設置高さの大きい方の値

第1.2.2.c-1図　被水・没水に関するフラジリティ曲線

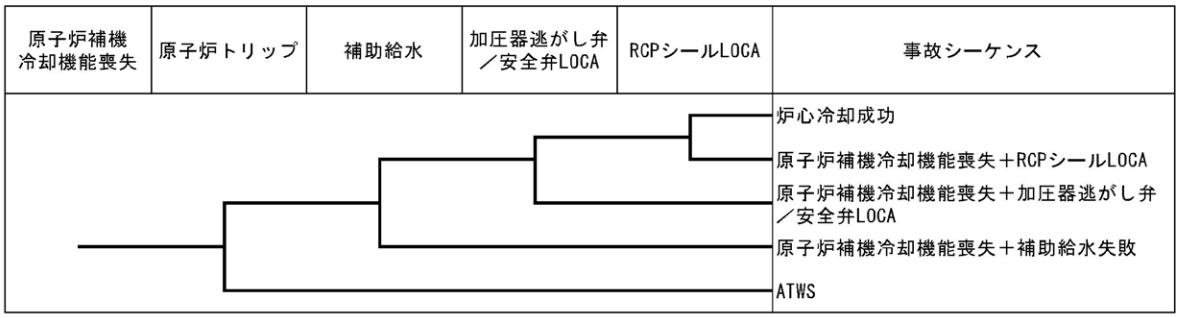


起因事象	津波で損傷することにより起因事象発生要因となる機器
直接炉心損傷に至る事象	メタルクラッドスイッチギア、パワーセンタ　等
原子炉補機冷却機能喪失	海水ポンプ　等
外部電源喪失	主変圧器　等
主給水流量喪失	主給水ポンプ、復水ポンプ　等
過渡事象	循環水ポンプ　等

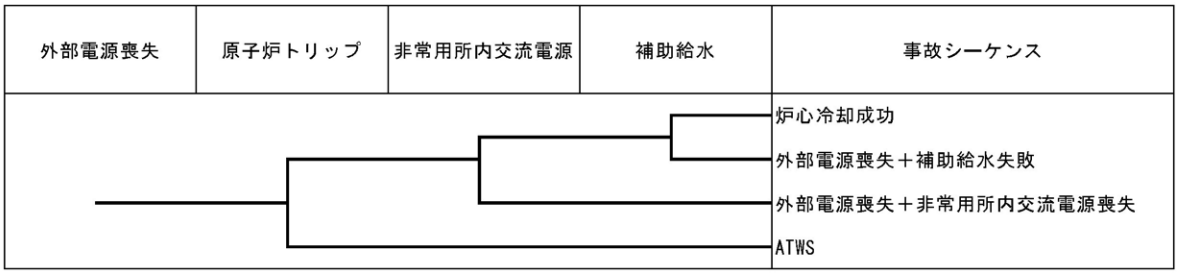


建屋・機器フラジリティデータ

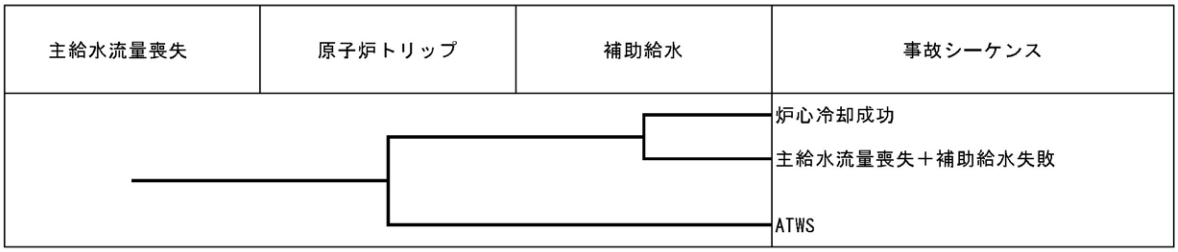
第1.2.2.d-1図　津波PRA階層イベントツリー



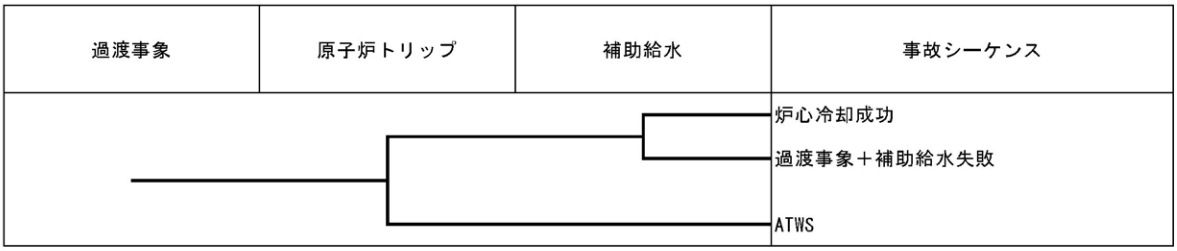
第1.2.2.d-2図(a)　原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー



第1.2.2.d-2図(b)　外部電源喪失イベントツリー



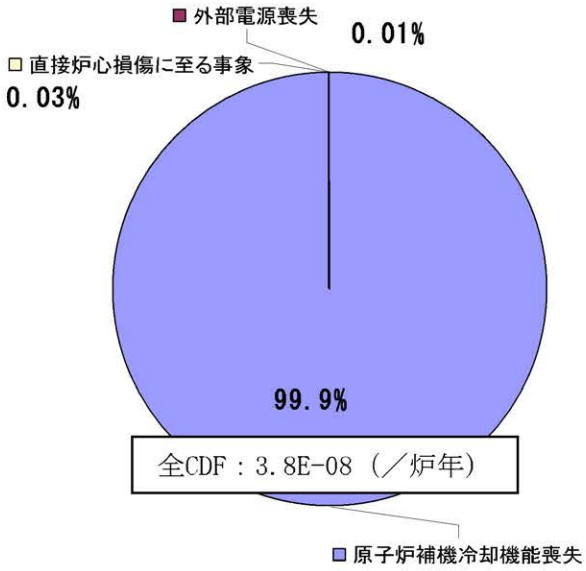
第1.2.2.d-2図(c)　主給水流量喪失イベントツリー



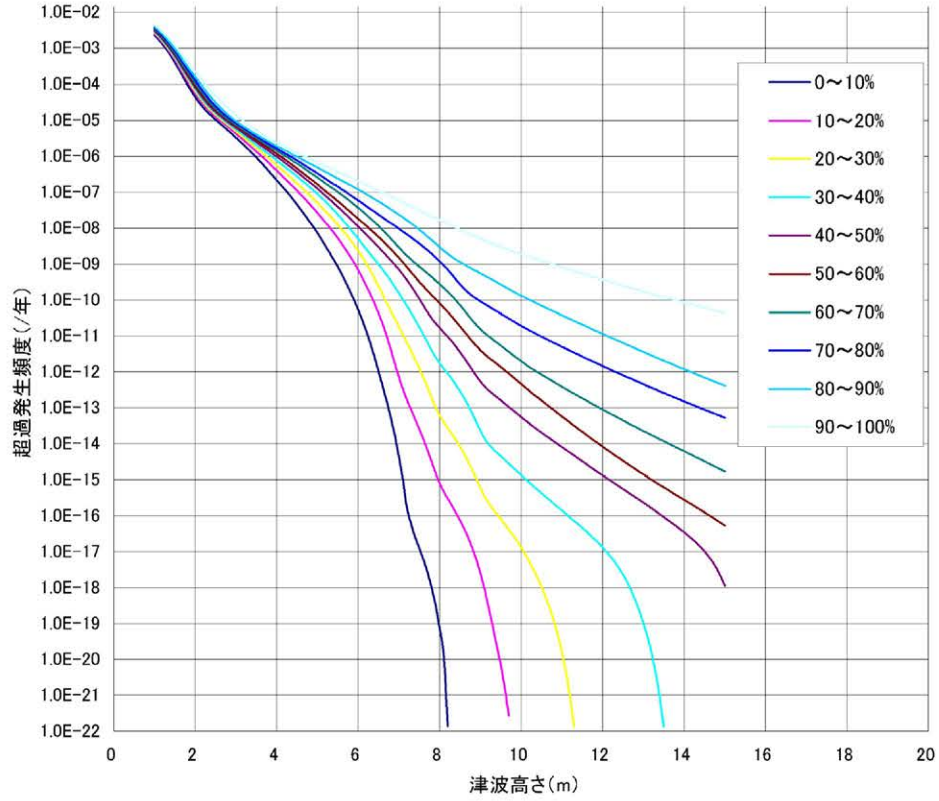
第1.2.2.d-2図(d)　過渡事象イベントツリー



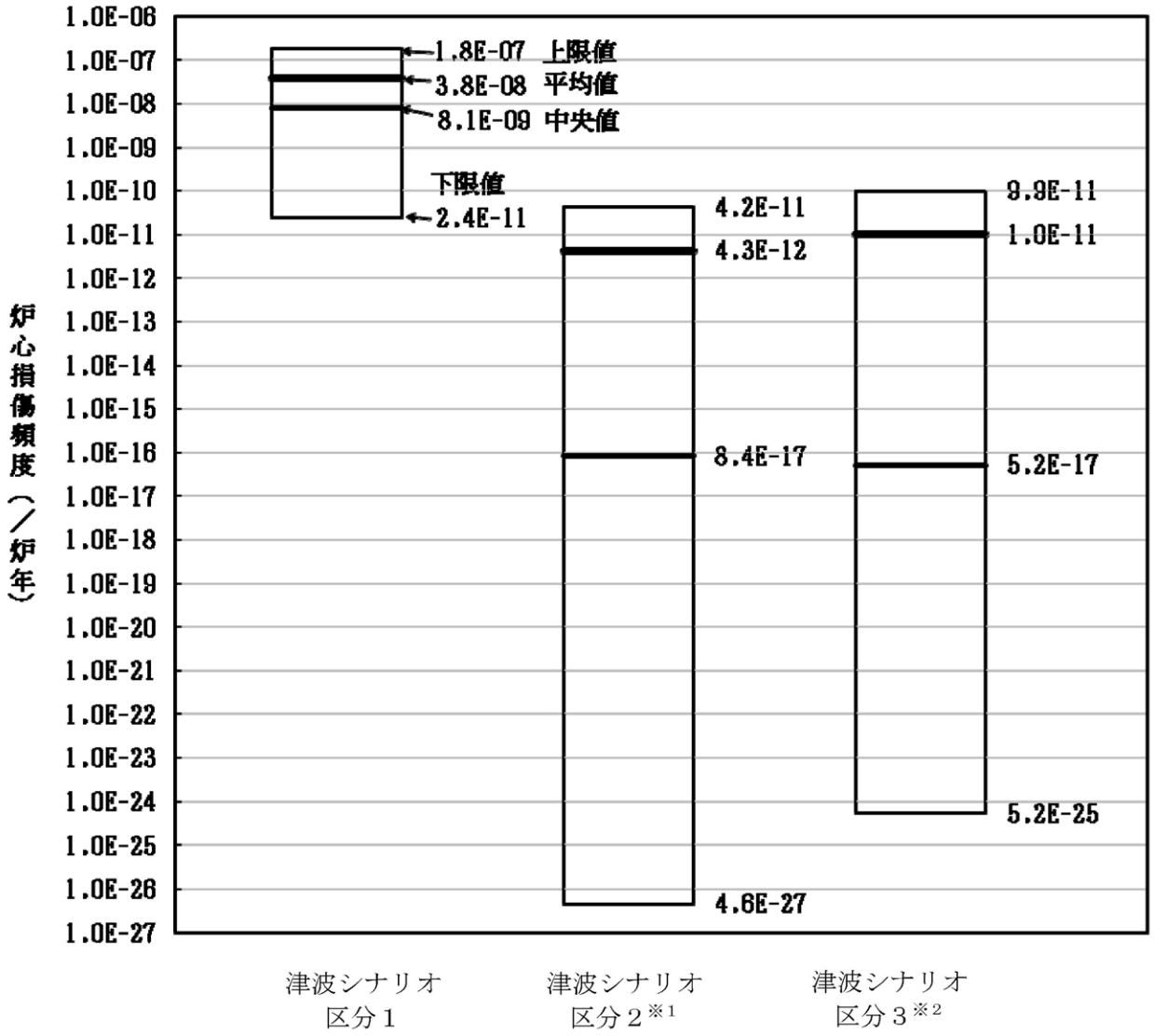
第1.2.2.d-2図(e)　直接炉心損傷に至る事象



第1.2.2.d-3図　起因事象別炉心損傷頻度　寄与割合

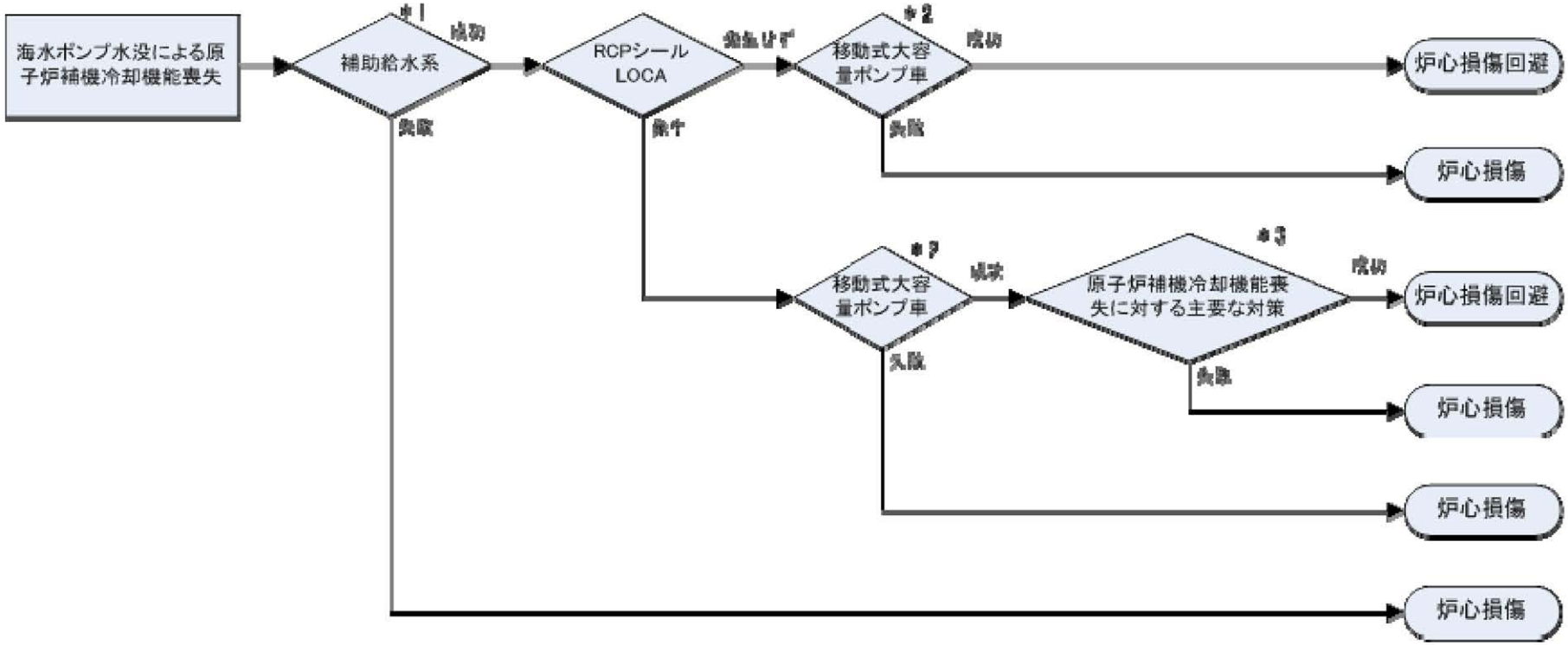


第1.2.2.d-4図　津波フラクタイルハザード



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

第1.2.2.d-5図　津波シナリオ区分ごとの不確実さ解析結果

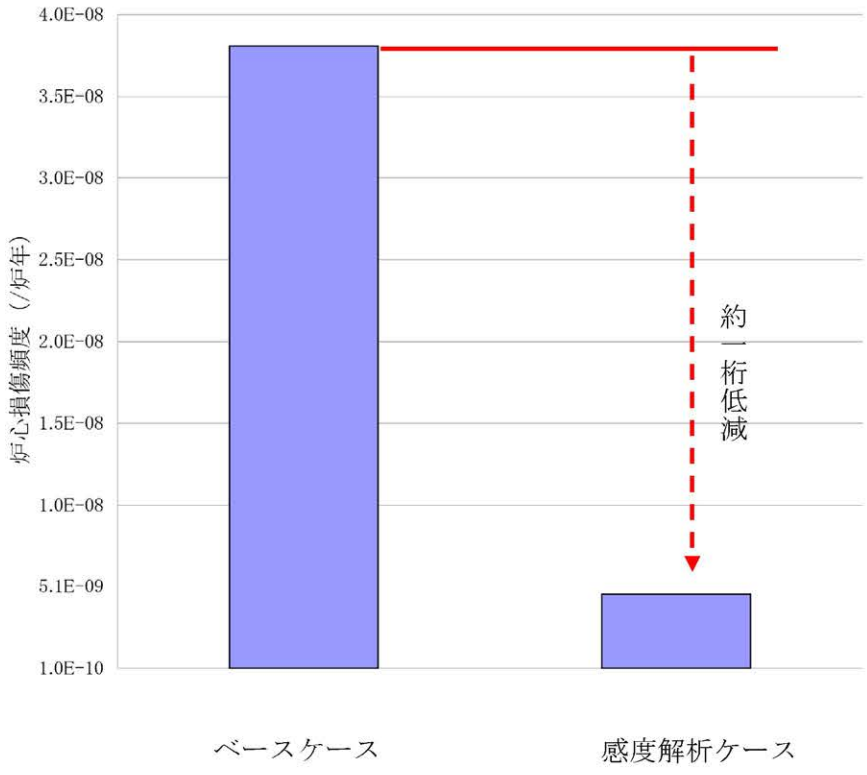


＊１：補助給水系が失敗すると必ずRCPシールLOCAが発生し炉心損傷に至る。

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

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

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



第1.2.2.d-7図　全炉心損傷頻度に対する感度解析結果

2　レベル1.5PRA

2.1　内部事象PRA

2.1.1　出力運転時PRA

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

2.1.1.a.　プラントの構成・特性

①　対象プラントに関する説明

(1) 機器・系統の配置及び形状・設備容量

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

(2) 事故の緩和操作

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

(3) 燃料及び炉心デブリの移動経路

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

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

2.1.1.b.　プラント損傷状態の分類及び発生頻度

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

①　プラント損傷状態の一覧

(1) プラント損傷状態の考え方、定義

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

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

ａ．事故のタイプと１次系圧力

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

ｂ．炉心損傷時期

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

ｃ．原子炉格納容器内事故進展（原子炉格納容器破損時期、溶融炉心の冷却手段）

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

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

(2) レベル1PRAの事故シーケンスのプラント損傷状態への分類結果

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

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

② プラント損傷状態ごとの発生頻度

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

・原子炉補機冷却機能喪失（寄与：約82%、PDS：SED、TED）

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

2.1.1.c.　格納容器破損モード

①　格納容器破損モードの一覧と各破損モードに関する説明

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

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

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

(1) 水蒸気爆発（αモード、ηモード）

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

(2) 可燃性ガス（水素）の燃焼、爆轟（γモード、γ’モード、γ”モード）

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

(3) 水蒸気・非凝縮性ガスによる過圧（δモード）

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

(4) 水蒸気（崩壊熱）による過圧（θモード）

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

(5) 格納容器雰囲気直接加熱（σモード）

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

(6) 格納容器への直接接触（μモード）

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

(7) ベースマット溶融貫通（εモード）

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

(8) 過温破損（τモード）

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

(9) 格納容器隔離機能喪失（βモード）

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

(10) 格納容器バイパス（gモード、νモード）

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

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

2.1.1.d.　事故シーケンス

①　格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス

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

②　格納容器イベントツリー

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

ａ．重要な物理化学現象、対処設備の作動及び不作動

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

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

b．運転員操作

事故の緩和及び格納容器破損防止に係る運転員操作については考慮していない。

c．ヘディング間の従属性

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

(2) 格納容器イベントツリー

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

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

T1：事故発生から原子炉容器破損まで

T2：原子炉容器破損直後

T3：原子炉容器破損後長時間経過後

2.1.1.e. 事故進展解析

① 解析対象とした事故シーケンスと対象事故シーケンスの説明

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

(1) 解析対象事故シーケンスの選定

a．解析対象PDSの選定

事故進展解析の対象とするPDSとして

・全CDFに対する割合の大きいPDS

・物理現象に係るヘディングの推定に必要となる代表的なPDS

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

ている。

b．解析対象事故シーケンスの選定

事故シーケンスの選定に際しては

・CDFが大きく確率的にそのPDSを代表する

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

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

(2) 事故進展解析の解析条件

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

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

② 事故シーケンスの解析結果

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

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

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

(1) プラント損傷状態：AED

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

（分岐確率の定量化に参考となる知見）

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

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

・原子炉下部キャビティに水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。

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

([redacted]は商業機密に属しますので公開できません。)

・ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。

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

・貫通部過温破損の可能性は低い。

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

(2) プラント損傷状態：AEW

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

（分岐確率の定量化に参考となる知見）

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

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

・原子炉下部キャビティに水が流入し、水蒸気爆発の可能性が考えられる。

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

・ベースマット溶融貫通の可能性は低い。

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

・貫通部過温破損の可能性は低い。

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

(3) プラント損傷状態：AEI

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

（分岐確率の定量化に参考となる知見）

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

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

([redacted]は商業機密に属しますので公開できません。)

・原子炉下部キャビティに水が流入するため、水蒸気爆発の可能性がある。

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

・ベースマット溶融貫通の可能性は低い。

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

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

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

(4) プラント損傷状態：SED

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

（分岐確率の定量化に参考となる知見）

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

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

・原子炉下部キャビティに水が流入せず、水蒸気爆発の可能性は低い。

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

・ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。

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

・貫通部過温破損の可能性は低い。

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

（[redacted]は商業機密に属しますので公開できません。）

(5) プラント損傷状態：TED

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

0.2mである。

（分岐確率の定量化に参考となる知見）

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

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

・原子炉下部キャビティに十分な水が流入せず水蒸気爆発の可能性は低い。

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

・ベースマット溶融貫通より格納容器過圧破損が先行する可能性が高い。

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

・貫通部過温破損の可能性は低い。

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

(6) プラント損傷状態：TEI

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

（分岐確率の定量化に参考となる知見）

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

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

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

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

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

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

（[redacted]は商業機密に属しますので公開できません。）

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

2.1.1.f　格納容器破損頻度

①　格納容器破損頻度の評価方法

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

②　格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率

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

[redacted]

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

（[redacted]は商業機密に属しますので公開できません。）

③　格納容器破損頻度の評価結果

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

④　重要度評価について

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

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

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

2.1.1.g　不確実さ解析及び感度解析

①　不確実さ解析

(1) プラント損傷状態別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

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

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

(2) 格納容器破損モード別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

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

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

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

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

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

(3) 格納容器破損カテゴリ別の格納容器破損頻度の不確実さ解析

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

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

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

② 感度解析

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

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

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

（[ ]は商業機密に属しますので公開できません。）

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

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

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

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

第2.1.1.b-1表（1/3）　事故のタイプと１次系圧力の分類記号

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

第2.1.1.b-1表（2/3）　炉心損傷時期の分類記号

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

第2.1.1.b-1表（3/3）　原子炉格納容器内事故進展の分類記号

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

第2.1.1.b-2表　プラント損傷状態の定義

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

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

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

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

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

第2.1.1.b-4表　プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

プラント 損傷状態	炉心損傷頻度 (／炉年)	割　　合
AED	3.3E-09	0.0%
AEW	8.5E-08	0.0%
AEI	7.5E-07	0.3%
ALC	2.6E-07	0.1%
SED	2.0E-04	81.1%
SEW	3.5E-08	0.0%
SEI	1.7E-06	0.7%
SLW	7.4E-08	0.0%
SLI	8.4E-07	0.3%
SLC	8.3E-07	0.3%
TED	5.2E-06	2.1%
TEW	1.7E-07	0.1%
TEI	3.6E-05	14.7%
V	3.0E-11	0.0%
G	3.8E-07	0.2%
合　計	2.5E-04	100.0%

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

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

第2.1.1.c-2表　プラント損傷状態と負荷の対応

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

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

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

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

第2.1.1.c-4表　格納容器破損モードの選定

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

第2.1.1.d-1表　シビアアクシデント時の物理化学現象の整理

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

第2.1.1.d-2表　ヘディングの選定及び定義

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

第2.1.1.d-3表　ヘディングの従属性

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

第2.1.1.e-1表　事故進展解析の対象とした代表事故シーケンス

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

第2.1.1.e-2表　解析コードの基本解析条件

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

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

第2.1.1.e-3表　各事故シーケンスの事故進展解析条件

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

第2.1.1.e-4表　事故進展解析結果（主要事象発生時刻）

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

*1：原子炉格納容器圧力2Pd到達時間を格納容器過圧破損時間とする。

*2：原子炉格納容器内温度200℃到達時間を格納容器過温破損時間とする。

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

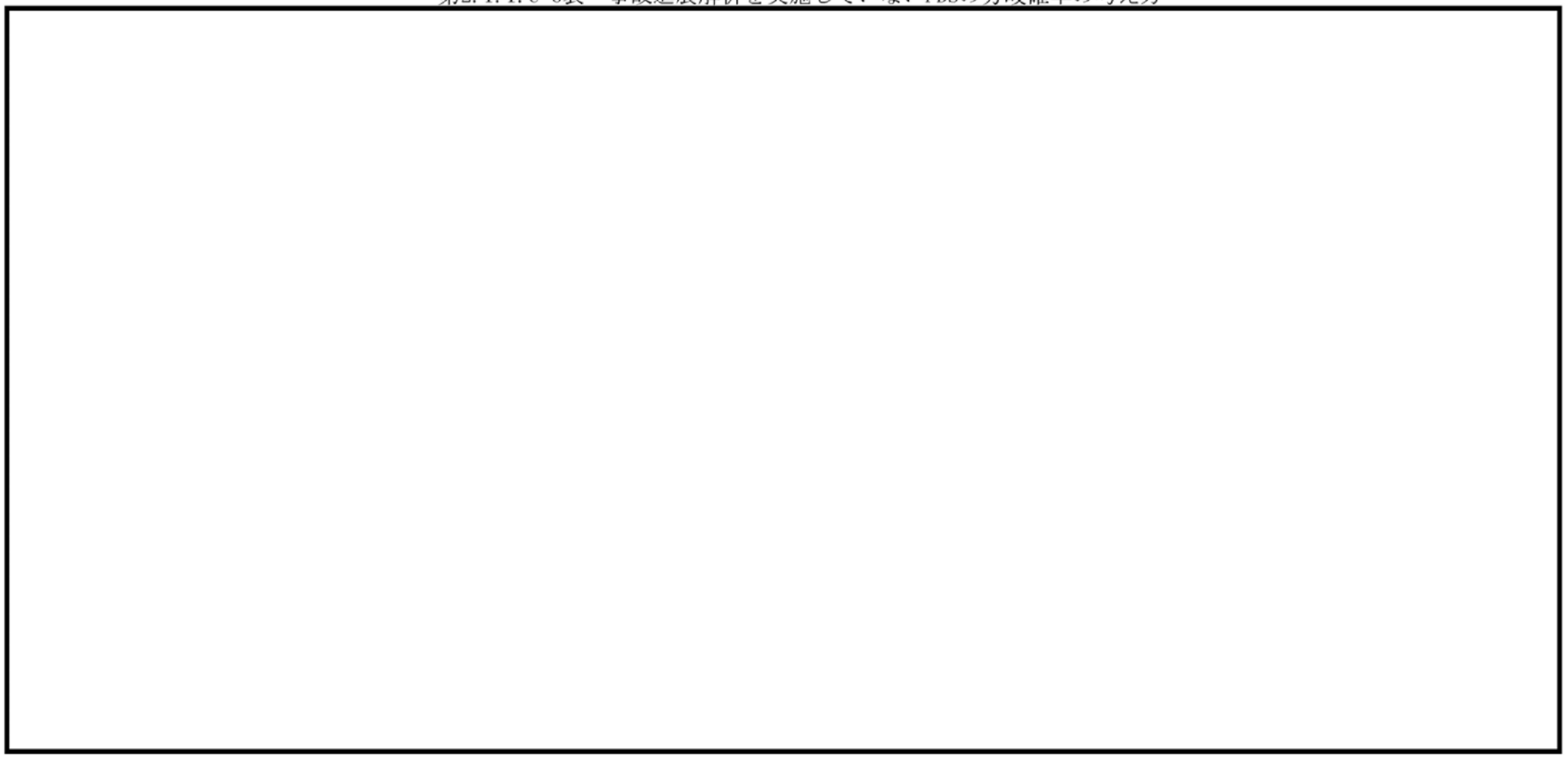
第2.1.1.e-5表　事故進展解析結果（シビアアクシデント負荷）

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

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

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

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



（□は商業機密に属しますので公開できません。）

第2.1.1.f-1表　分岐確率のあてはめ方法

(□は商業機密に属しますので公開できません。)

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（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次系の 圧力状態 （FD）			NUREGレポート等の文献から、１次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、１次系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次系が比較的高いため低圧注入も入らない。高圧シーケンス（T**）では、補助給水の失敗などにより２次系による冷却に失敗することから低圧注入及び高圧注入は入らずに炉心損傷に至る。 （注水が無い場合に１を設定）
	中高圧シーケンス （S**、T**）	1	
炉内 水蒸気爆発 （ISX）			国内外の専門家による評価をもとに、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次系の圧力状態等を考慮して設定する。

（□は商業機密に属しますので公開できません。）

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（2/5）

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％以下では火炎の伝ぱが遅いため、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次系圧力がおよそ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次系が低圧なため分散放出は起こらないとする。
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。

（□は商業機密に属しますので公開できません。）

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（3/5）

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。

（□は商業機密に属しますので公開できません。）

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（4/5）

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）			原子炉格納容器除熱（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炉心デブリ冷却に失敗した場合に原子炉格納容器内気相部冷却が失敗したと判断する。炉心デブリの冷却性としては、溶融炉心の分散の有無、溶融炉心の落下時の冠水状態、炉心デブリ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。
			原子炉格納容器除熱（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炉心デブリ冷却に失敗した場合に原子炉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。

（□は商業機密に属しますので公開できません。）

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（5/5）

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。炉心デブリの原子炉格納容器内分散や炉心デブリ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。
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。炉心デブリ分散量と原子炉下部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。

（□は商業機密に属しますので公開できません。）

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

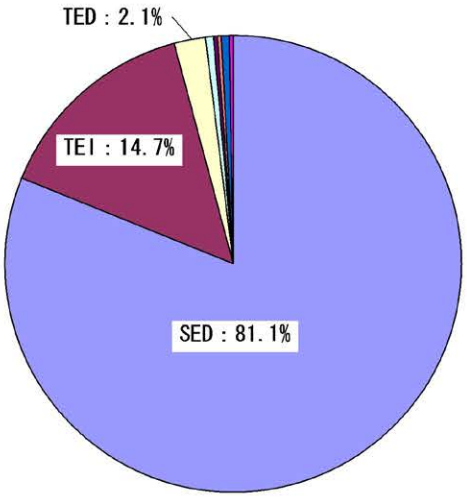
プラント損傷状態	炉心損傷頻度（／炉年）	割合（%）	条件付き格納容器破損確率	格納容器破損頻度（／炉年）	割合（%）
AED	3.3E-09	0.0	1.00	3.3E-09	0.0
AEW	8.5E-08	0.0	1.00	8.5E-08	0.0
AEI	7.5E-07	0.3	0.02	1.8E-08	0.0
ALC	2.6E-07	0.1	1.00	2.6E-07	0.1
SED	2.0E-04	81.1	1.00	2.0E-04	95.3
SEW	3.5E-08	0.0	1.00	3.5E-08	0.0
SEI	1.7E-06	0.7	0.01	9.7E-09	0.0
SLW	7.4E-08	0.0	1.00	7.4E-08	0.0
SLI	8.4E-07	0.3	0.01	4.7E-09	0.0
SLC	8.3E-07	0.3	1.00	8.3E-07	0.4
TED	5.2E-06	2.1	1.00	5.2E-06	2.5
TEW	1.7E-07	0.1	1.00	1.7E-07	0.1
TEI	3.6E-05	14.7	0.08	2.9E-06	1.4
V	3.0E-11	0.0	1.00	3.0E-11	0.0
G	3.8E-07	0.2	1.00	3.8E-07	0.2
合計	2.5E-04	100.0	0.86	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。

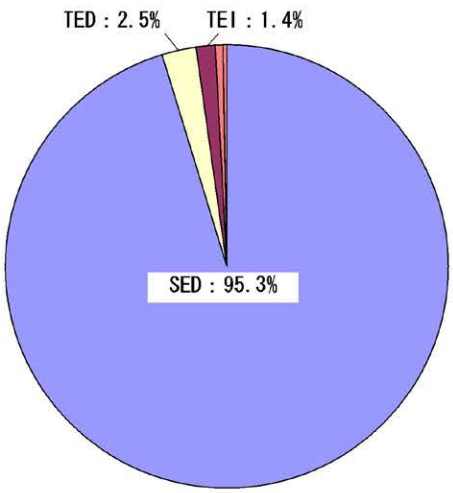
SED：小破断LOCA＋ECCS注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗

TED：全交流動力電源喪失＋補助給水系作動失敗

TEI：全給水喪失



◆PDS別CDF



◆PDS別CFF

第2.1.1.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）	3.1E-09	0.0%
β（格納容器隔離失敗）	1.2E-06	0.6%
γ（水素燃焼（原子炉容器破損以前)）	6.0E-10	0.0%
γ’（水素燃焼（原子炉容器破損直後)）	5.5E-10	0.0%
γ″（水素燃焼（原子炉容器破損後長時間経過後)）	1.9E-07	0.1%
δ（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）	2.0E-04	95.2%
ε（ベースマット溶融貫通）	3.0E-06	1.4%
θ（水蒸気蓄積による格納容器先行破損）	1.1E-06	0.5%
η（原子炉容器外水蒸気爆発）	8.7E-09	0.0%
σ（格納容器雰囲気直接加熱）	2.1E-06	1.0%
ν（インターフェイスシステムLOCA）	3.0E-11	0.0%
g（蒸気発生器伝熱管破損）	4.2E-07	0.2%
τ（過温破損）	2.0E-06	0.9%
μ（溶融物直接接触）	2.1E-08	0.0%
カテゴリ別		
水蒸気（崩壊熱）による過圧	2.0E-04	95.7%
コンクリート侵食	3.0E-06	1.4%
漏えい箇所の隔離機能喪失	4.2E-07	0.2%
可燃性ガスの高濃度での燃焼	1.9E-07	0.1%
格納容器隔離機能喪失	1.2E-06	0.6%
水蒸気爆発	1.2E-08	0.0%
貫通部過温	2.0E-06	0.9%
格納容器への直接接触	2.1E-08	0.0%
格納容器雰囲気直接加熱	2.1E-06	1.0%
合　　計	2.1E-04	100.0%

第2.1.1.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	95.3
手動停止	5.1E-06	2.4
過渡事象	2.2E-06	1.0
小破断LOCA	9.3E-07	0.4
外部電源喪失	5.6E-07	0.3
SGTR	3.8E-07	0.2
中破断LOCA	3.0E-07	0.1
主給水流量喪失	2.4E-07	0.1
２次冷却系の破断	1.1E-07	0.1
極小LOCA	8.0E-08	0.0
大破断LOCA	6.4E-08	0.0
DC母線１系列喪失	3.8E-08	0.0
ATWS	1.0E-08	0.0
インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	0.0
合計	2.1E-04	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	9.1E-11	1.1E-09	1.2E-08	3.2E-09	3.3E-09
AEW	1.7E-09	2.3E-08	3.0E-07	7.7E-08	8.5E-08
AEI	5.0E-10	6.5E-09	2.3E-07	7.2E-08	1.8E-08
ALC	4.0E-09	5.9E-08	8.7E-07	2.2E-07	2.6E-07
SED	4.5E-06	6.0E-05	7.9E-04	2.0E-04	2.0E-04
SEW	7.9E-10	9.5E-09	1.1E-07	3.0E-08	3.5E-08
SEI	8.5E-10	1.4E-08	3.6E-07	1.1E-07	9.7E-09
SLW	4.2E-10	1.0E-08	2.4E-07	6.4E-08	7.4E-08
SLI	1.9E-10	4.2E-09	2.6E-07	5.4E-08	4.7E-09
SLC	1.4E-08	2.1E-07	3.0E-06	7.7E-07	8.3E-07
TED	4.5E-07	2.7E-06	1.6E-05	4.9E-06	5.2E-06
TEW	2.0E-08	8.8E-08	3.9E-07	1.3E-07	1.7E-07
TEI	1.4E-07	1.3E-06	7.5E-06	2.3E-06	2.9E-06
V	1.1E-13	3.5E-12	1.0E-10	3.1E-11	3.0E-11
G	7.7E-09	9.8E-08	1.2E-06	3.2E-07	3.8E-07
合　計	1.1E-05	7.0E-05	8.0E-04	2.1E-04	2.1E-04

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	1.3E-10	1.5E-09	9.3E-09	2.7E-09	3.1E-09
β	1.3E-07	4.8E-07	4.1E-06	1.2E-06	1.2E-06
γ	7.3E-11	5.2E-10	8.7E-09	4.5E-09	6.0E-10
γ′	7.6E-11	5.6E-10	2.2E-08	1.7E-08	5.5E-10
γ″	2.1E-09	4.0E-08	3.9E-07	1.0E-07	1.9E-07
δ	7.0E-06	6.0E-05	7.1E-04	1.9E-04	2.0E-04
ε	9.0E-07	7.4E-06	7.2E-05	2.0E-05	3.0E-06
θ	4.9E-08	3.7E-07	3.5E-06	9.8E-07	1.1E-06
η	2.5E-10	1.7E-09	1.9E-08	5.1E-09	8.7E-09
σ	3.7E-09	5.0E-08	1.6E-06	5.1E-07	2.1E-06
υ	1.1E-13	3.5E-12	1.0E-10	3.1E-11	3.0E-11
g	1.9E-08	2.4E-07	2.4E-06	7.7E-07	4.2E-07
τ	2.0E-09	2.3E-08	6.6E-07	2.1E-07	2.0E-06
μ	3.9E-11	3.5E-10	6.7E-09	2.4E-09	2.1E-08
合　計	1.1E-05	7.0E-05	8.0E-04	2.1E-04	2.1E-04

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	8.3E-06	6.2E-05	7.1E-04	1.9E-04	2.0E-04
コンクリート侵食	9.0E-07	7.4E-06	7.2E-05	2.0E-05	3.0E-06
漏えい箇所の隔離機能喪失	1.9E-08	2.4E-07	2.4E-06	7.7E-07	4.2E-07
可燃性ガスの高濃度での燃焼	4.3E-09	5.0E-08	4.8E-07	1.3E-07	1.9E-07
格納容器隔離機能喪失	1.3E-07	4.8E-07	4.1E-06	1.2E-06	1.2E-06
水蒸気爆発	9.8E-10	4.2E-09	2.4E-08	7.9E-09	1.2E-08
貫通部過温	2.0E-09	2.3E-08	6.6E-07	2.1E-07	2.0E-06
格納容器への直接接触	3.9E-11	3.5E-10	6.7E-09	2.4E-09	2.1E-08
格納容器雰囲気直接加熱	3.7E-09	5.0E-08	1.6E-06	5.1E-07	2.1E-06
合　　計	1.1E-05	7.0E-05	8.0E-04	2.1E-04	2.1E-04