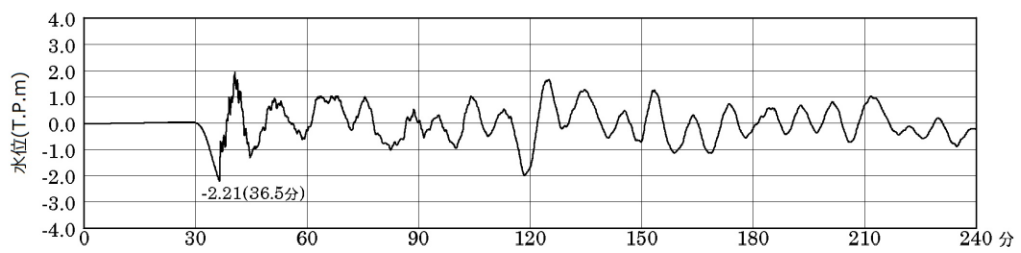
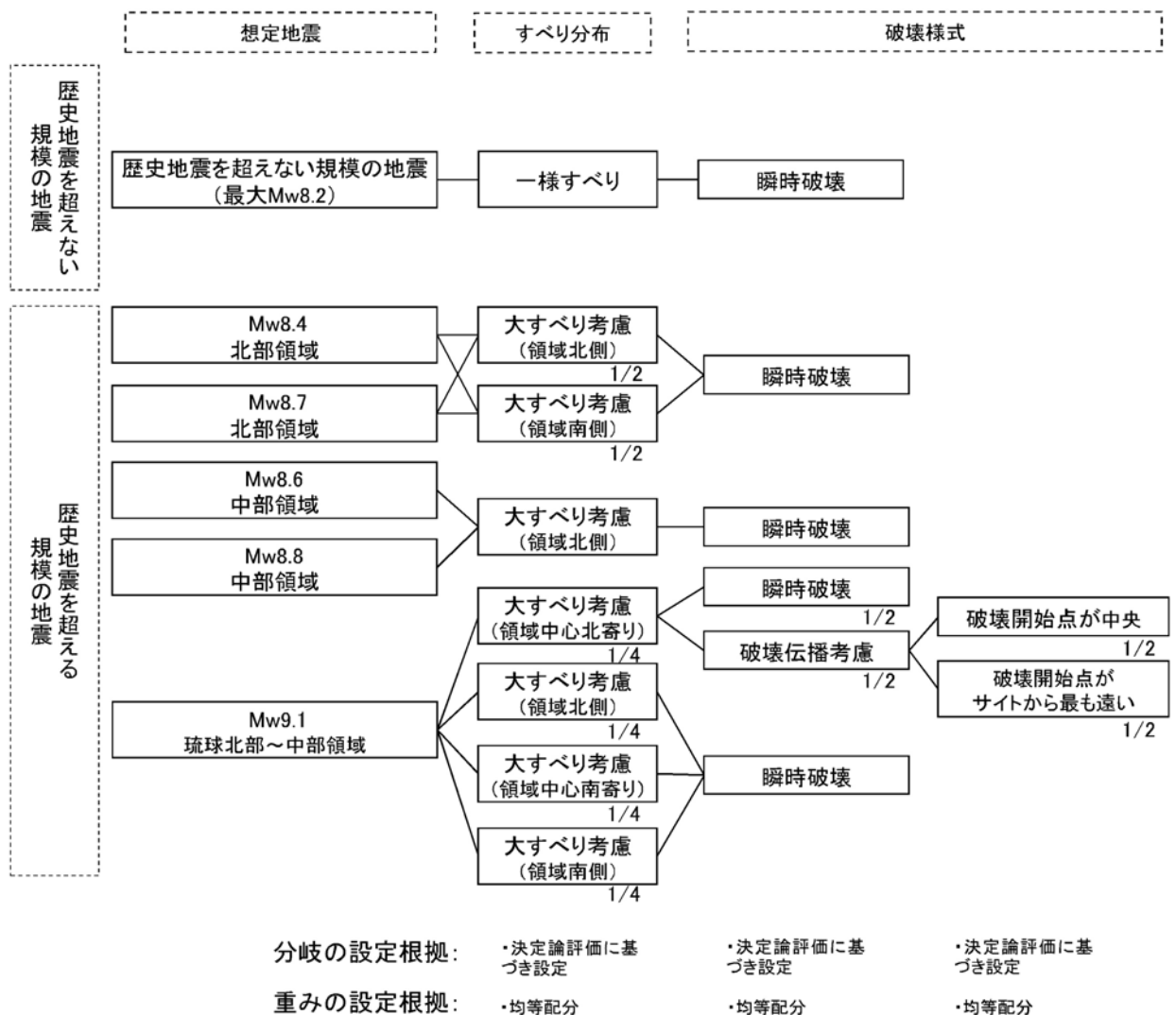
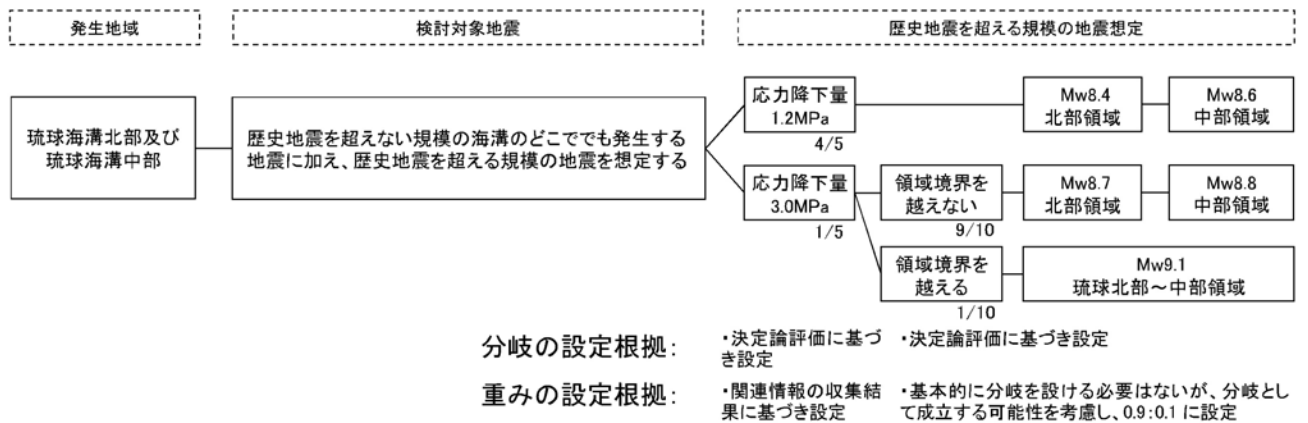


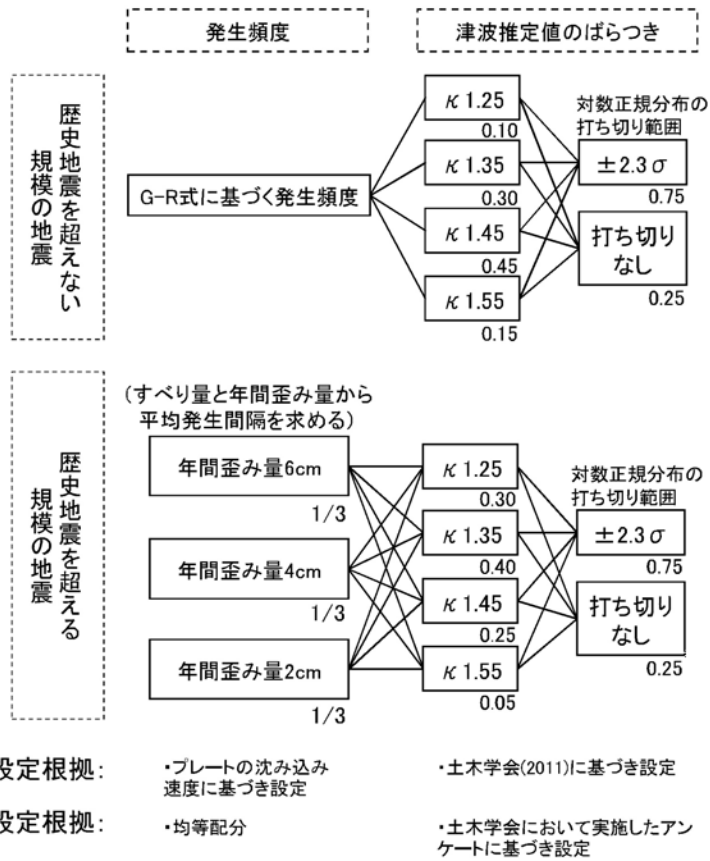
第 3.1.3.4-17 図 長崎海脚断層による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(上昇側) (1/2)



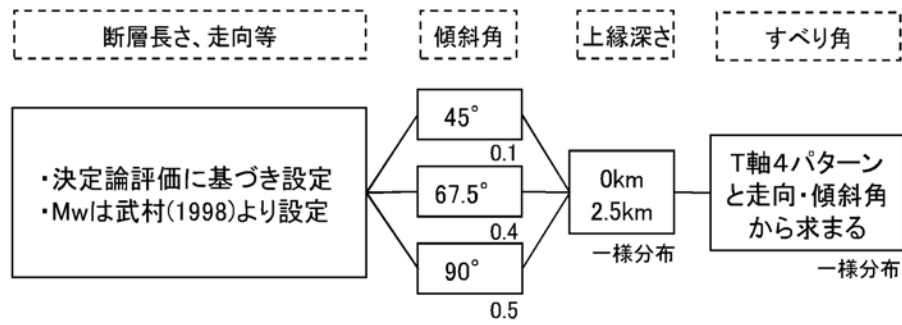
第 3.1.3.4-17 図 長崎海脚断層による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(下降側) (2/2)



第 3.1.3.4-18 図 プレート間地震を波源とするロジックツリー (1/2)



第 3.1.3.4-18 図 プレート間地震を波源とするロジックツリー (2/2)

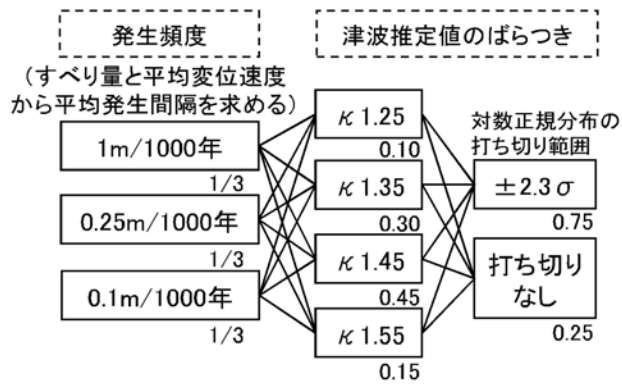


分岐の設定根拠:

・決定論評価に基づき設定 ・決定論評価に基づき設定 ・決定論評価に基づき設定

重みの設定根拠:

・関連情報の収集結果に基づき設定 — —



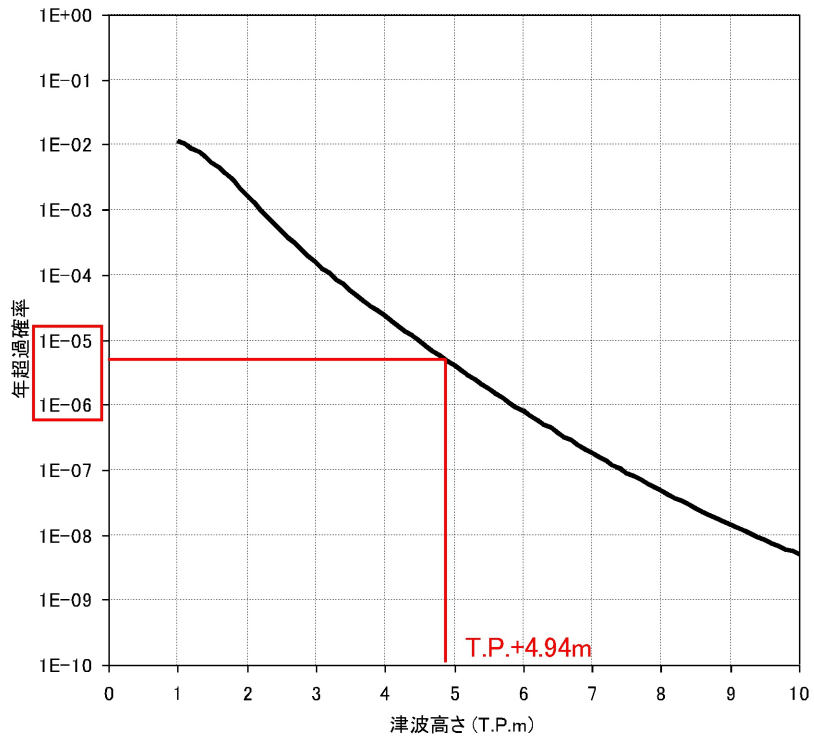
分岐の設定根拠:

・土木学会(2011)に基づき設定 ・土木学会(2011)に基づき設定

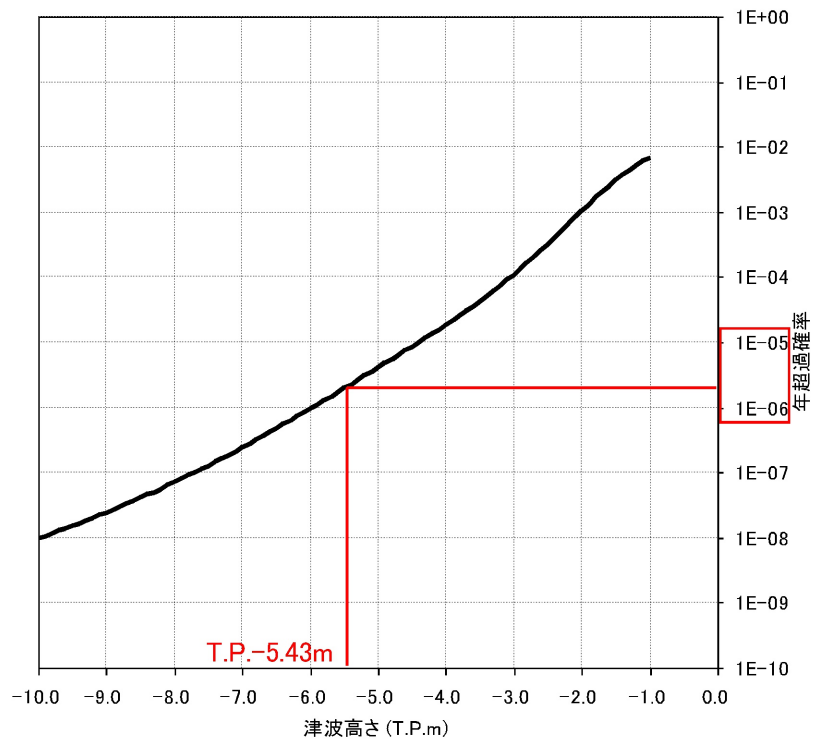
重みの設定根拠:

・均等配分 ・土木学会において実施したアンケートに基づき設定

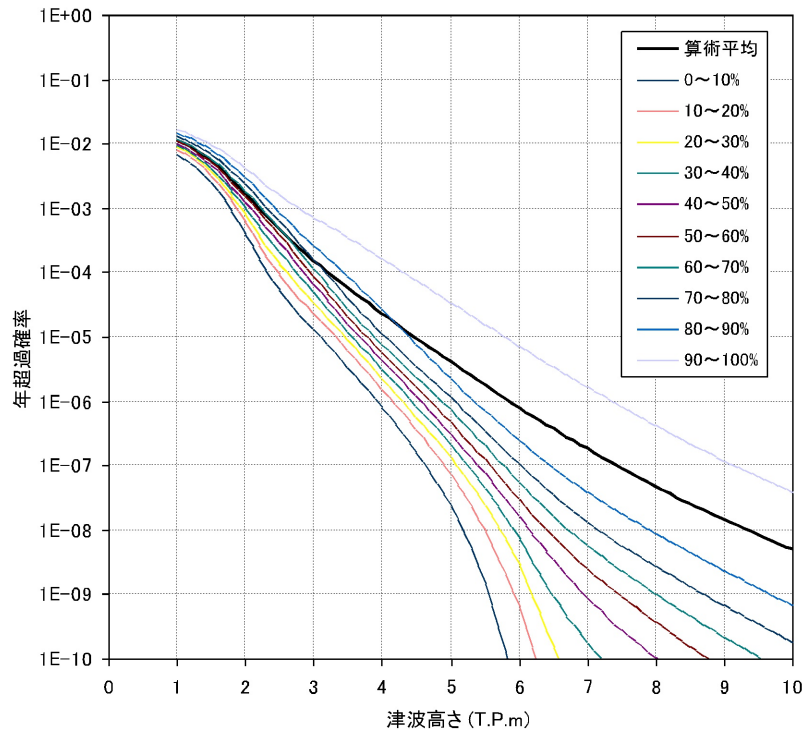
第 3.1.3.4-19 図 海域活断層による地殻内地震を波源とするロジックツリー



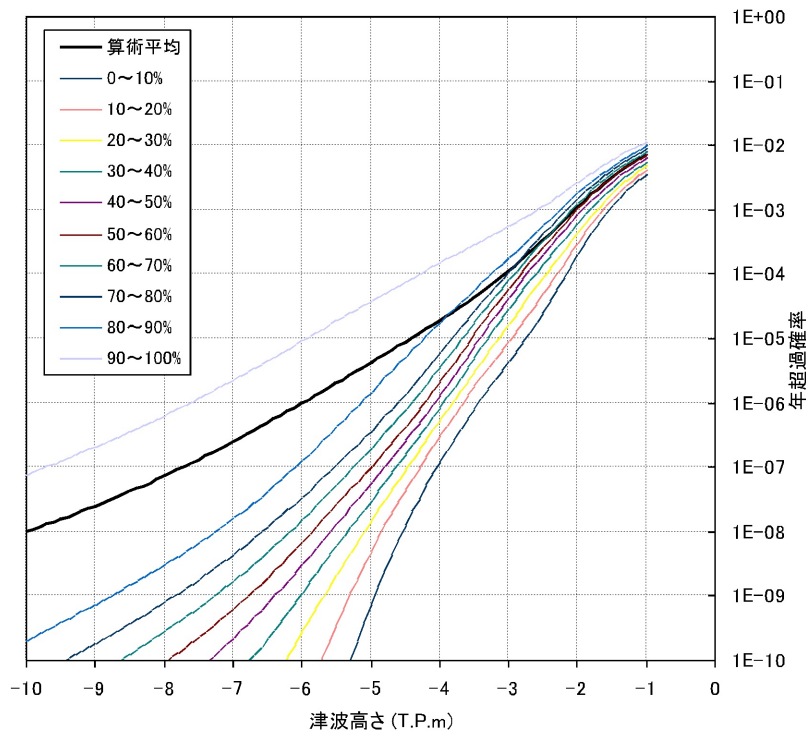
第 3.1.3.4-20 図 取水口位置における津波ハザード曲線 (1/2)



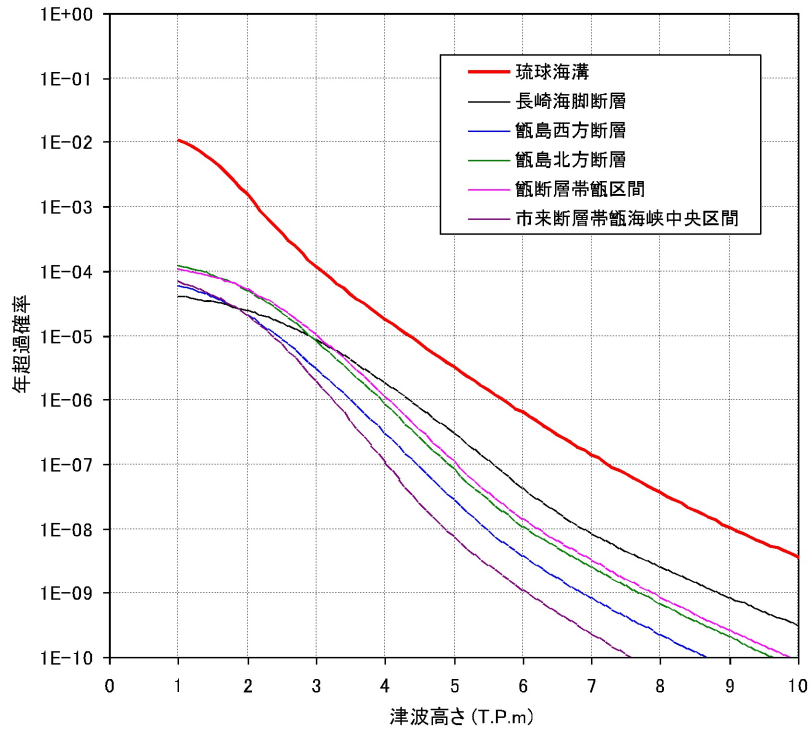
第 3.1.3.4-20 図 取水口位置における津波ハザード曲線 (2/2)



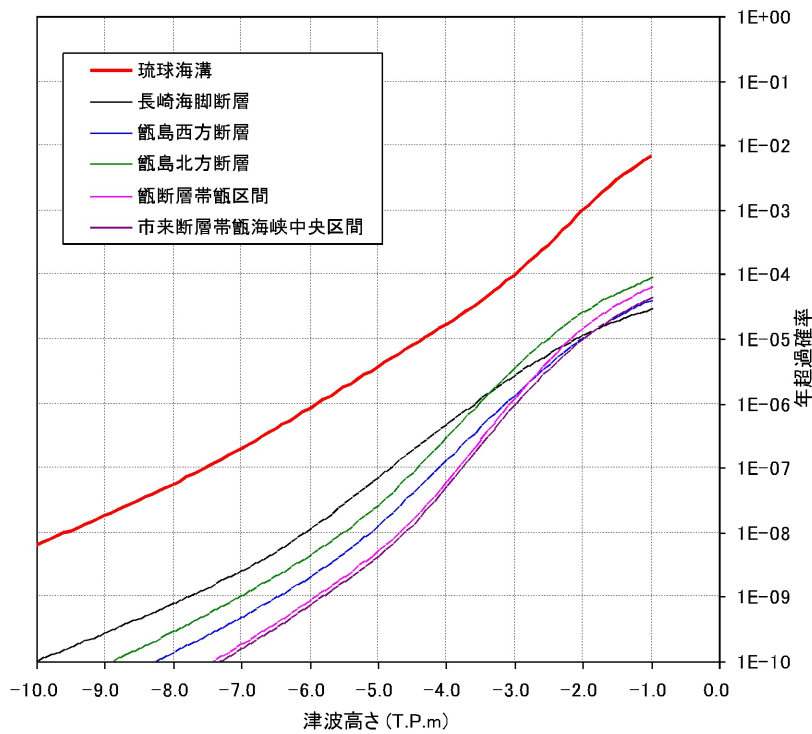
第 3.1.3.4-21 図 取水口位置におけるフラクタルハザード曲線 (1/2)



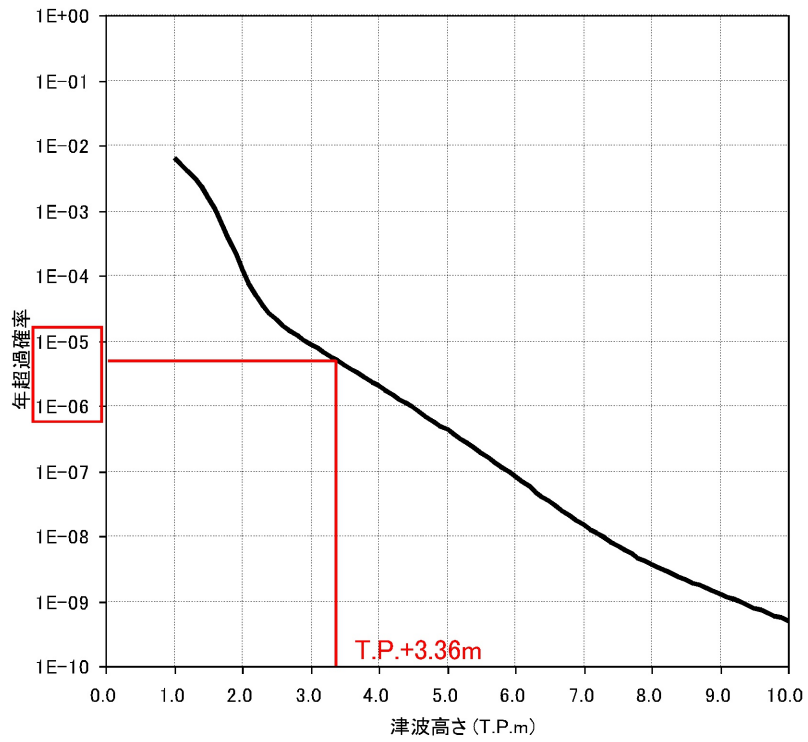
第 3.1.3.4-21 図 取水口位置におけるフラクタルハザード曲線 (2/2)



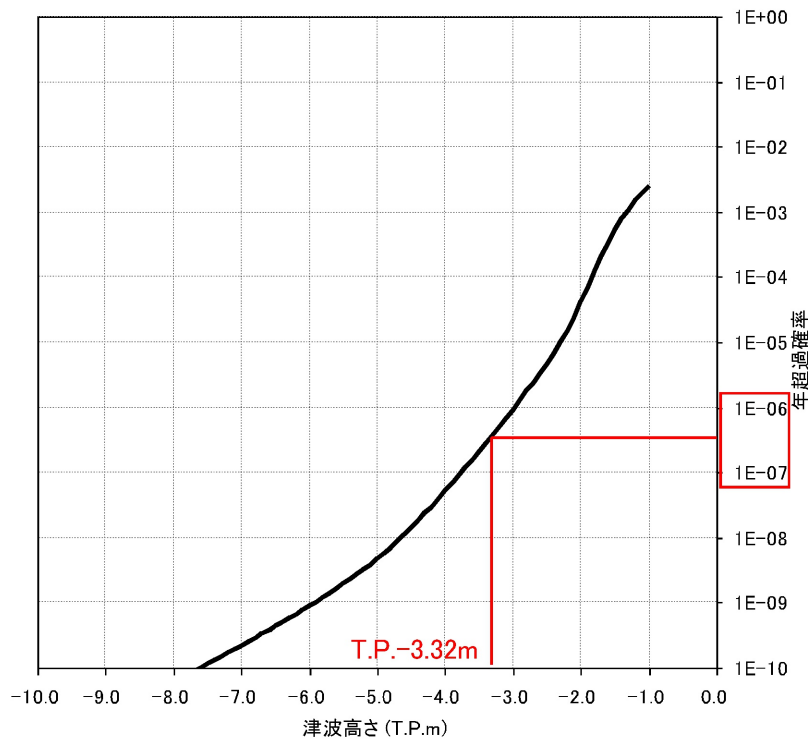
第 3.1.3.4-22 図 取水口位置における波源ごとの寄与度 (1/2)



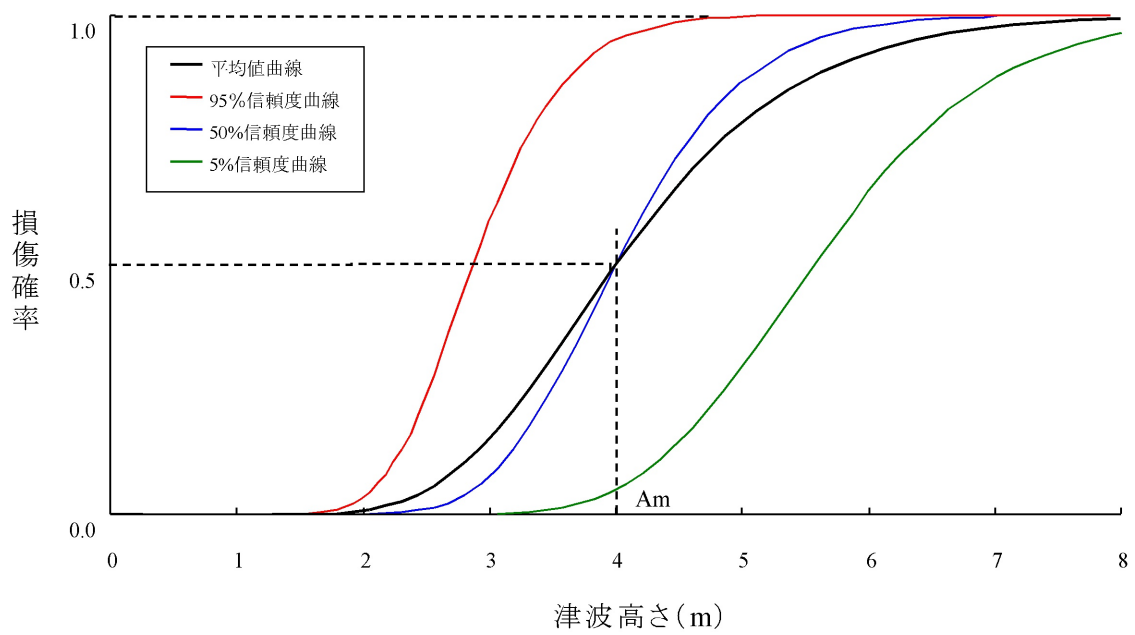
第 3.1.3.4-22 図 取水口位置における波源ごとの寄与度 (2/2)



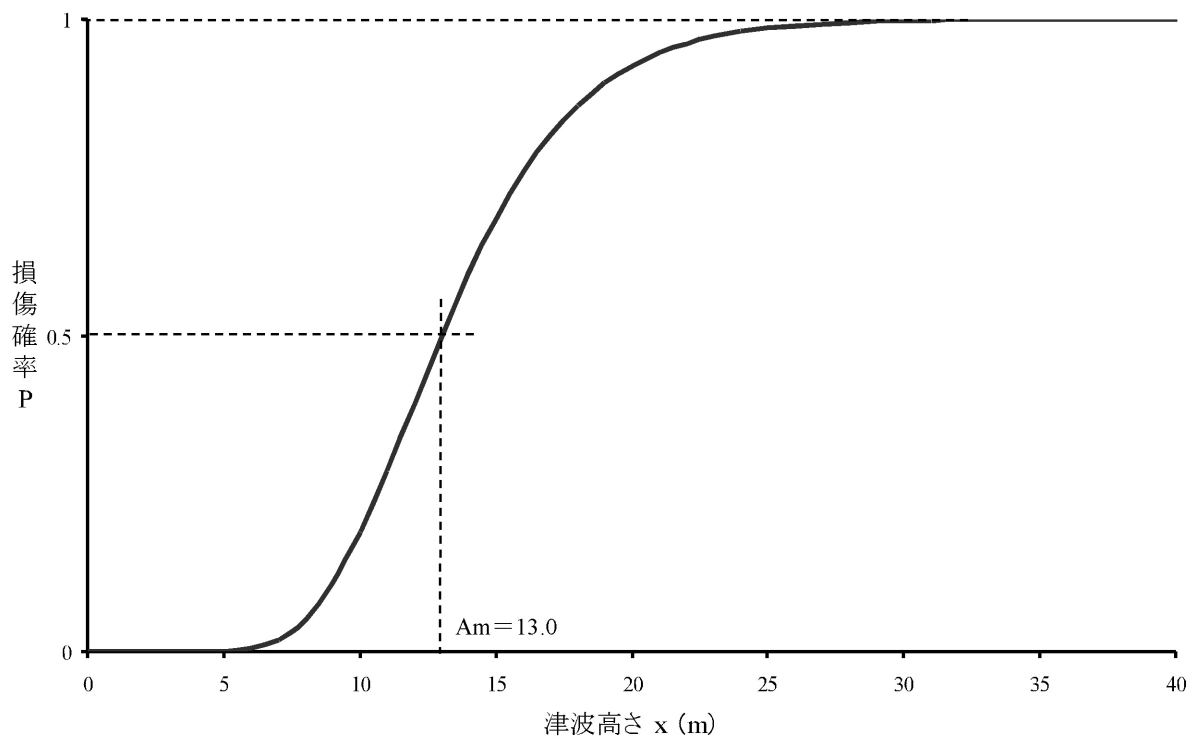
第 3.1.3.4-23 図 基準津波の策定位置における津波ハザード曲線 (1/2)



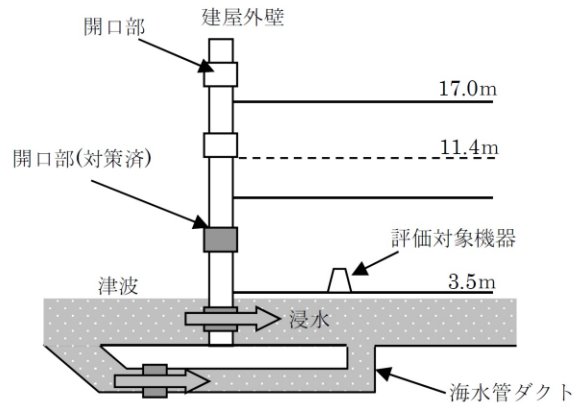
第 3.1.3.4-23 図 基準津波の策定位置における津波ハザード曲線 (2/2)



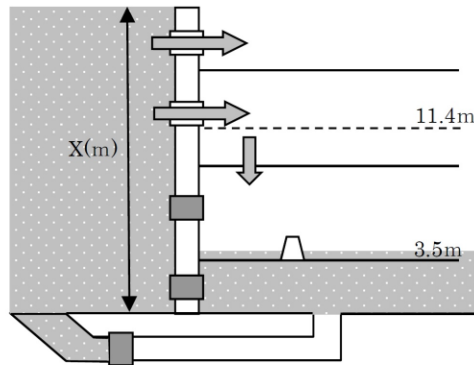
第 3.1.3.4-24 図 信頼度に応じた fragility 曲線のイメージ



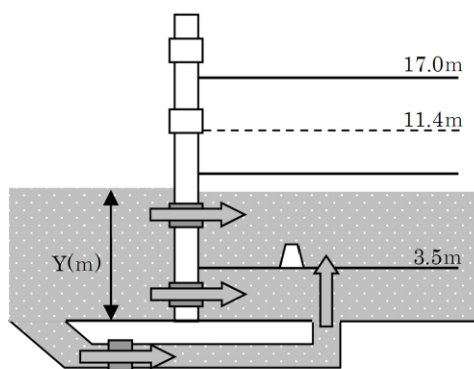
第 3.1.3.4-25 図 fragility 曲線（屋外：設置高さ EL.+13.0m）



(1): 波高が機器設置高さより低い場合は、シールの損傷に有無に係らず、機器は損傷しない

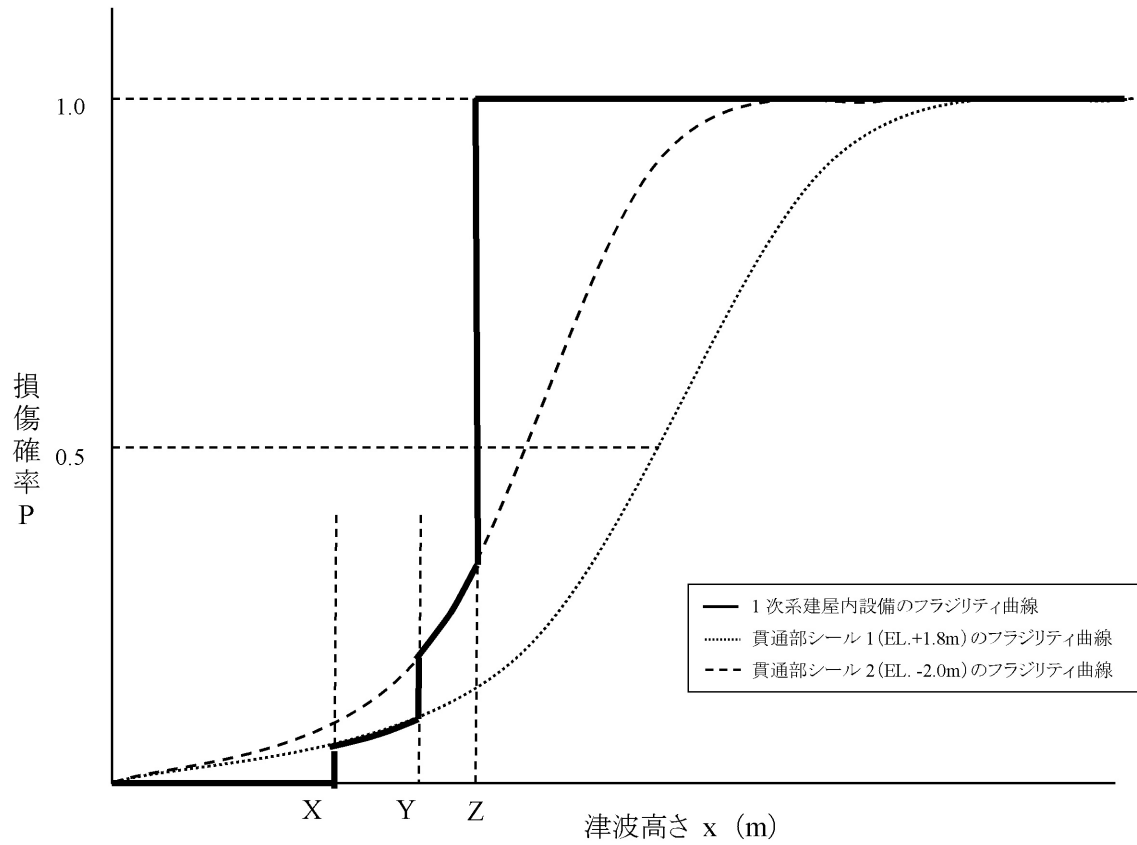


(2): シールが損傷しない場合でも波高がシールのないEL以上(ここでは $X > 11.4$ メートル)になると機器の水没に至る水量が流入する。

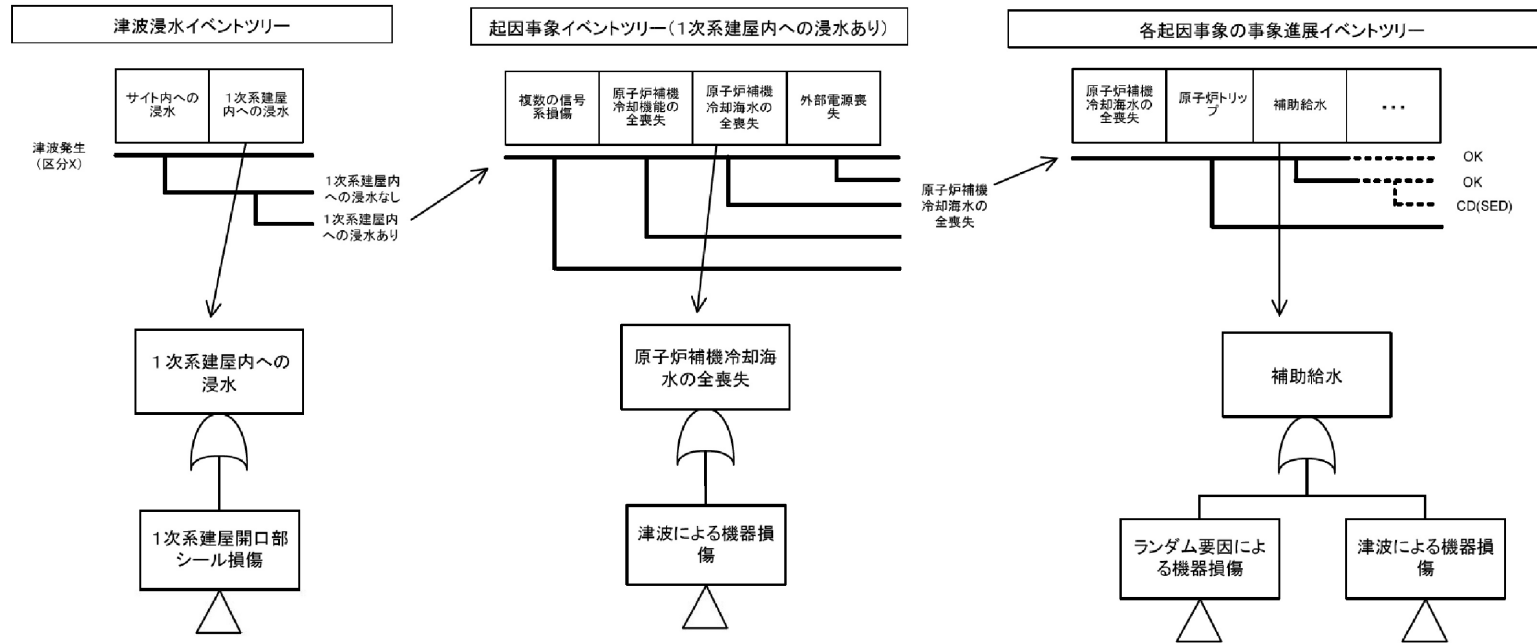


(3): シールが損傷した場合には波高と同じELまで水位が上昇する。

第 3.1.3.4-26 図 屋内設置設備に関するフラジリティ評価の概念



第3.1.3.4-27 図 1次系建屋内設備のフラジリティ曲線のイメージ



第 3.1.3.4-28 図 津波出力運転時レベル 1PRA におけるシステム評価の流れ

津波発生	1次系建屋内の浸水	評価イベントツリー
津波発生		起因事象イベントツリー（1次系建屋内浸水なし）へ
		起因事象イベントツリー（1次系建屋内浸水あり）へ

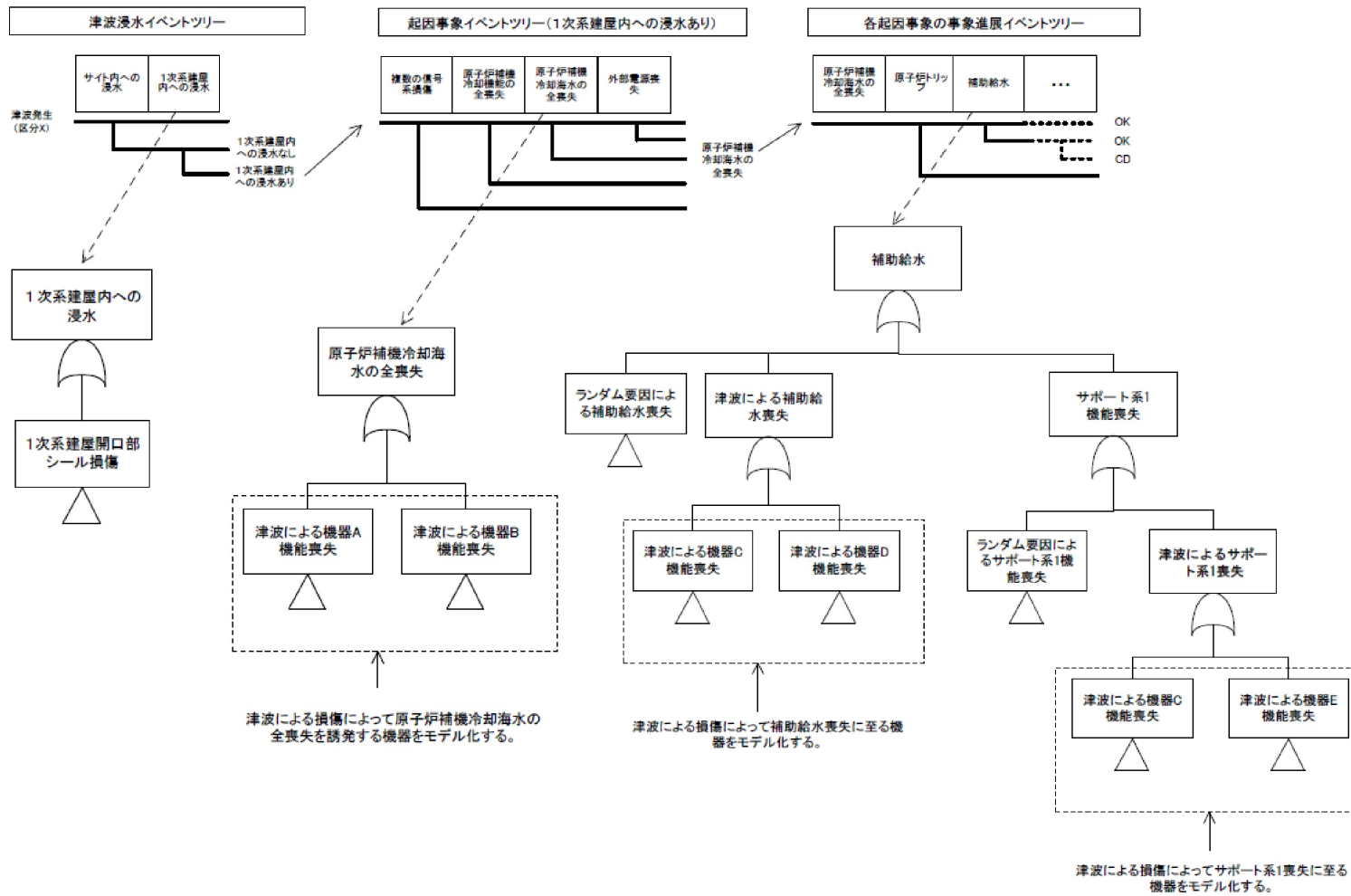
第 3.1.3.4-29 図 津波浸水イベントツリー

サイト内へ浸水 (1次系建屋内浸水有り)	1次系建屋内で発生する起因事象		1次系建屋外で発生する起因事象		評価イベントツリー
	複数の信号系損傷	原子炉補機冷却水系の全喪失	原子炉補機冷却海水系の全喪失	外部電源喪失	
					OK
					事象進展イベントツリー「原子炉補機冷却水系の全喪失」へ
					事象進展イベントツリー「複数の信号系損傷」へ

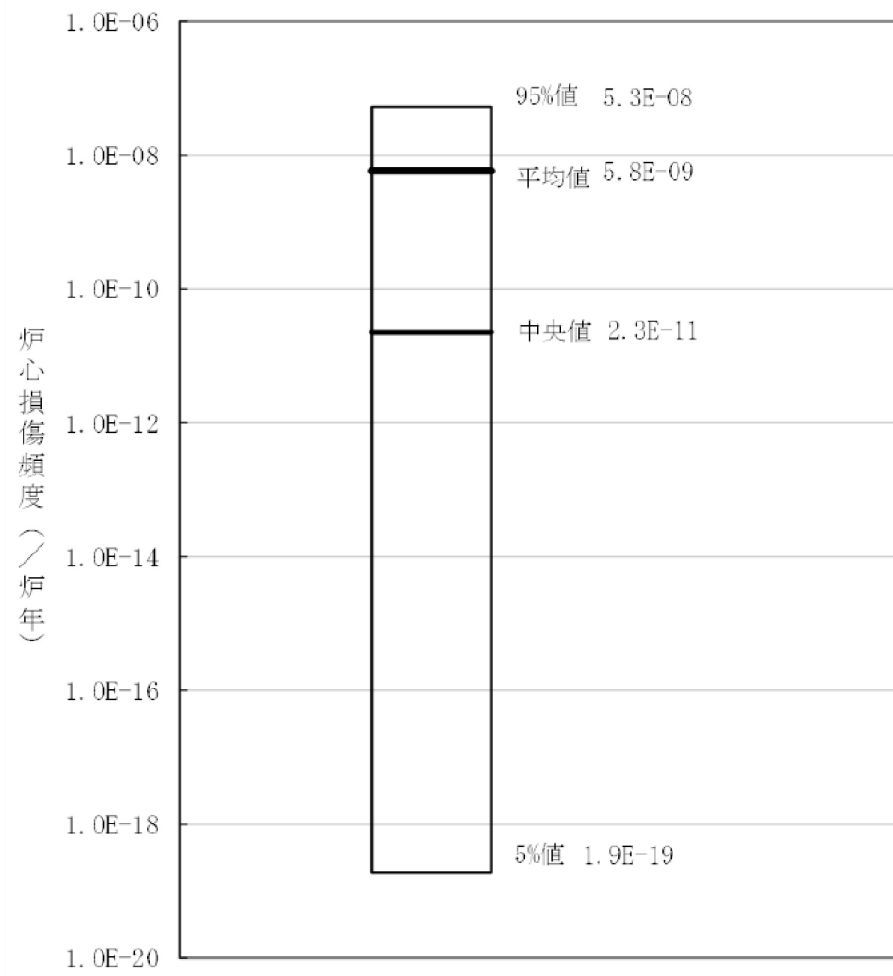
第 3.1.3.4-30 図 起因事象イベントツリー(1次系建屋内浸水あり)

サイト内へ浸水 (1次系建屋内浸水無し)	1次系建屋内で発生する 起回事象		1次系建屋外で発生する 起回事象		評価イベントツリー
	複数の 信号系 損傷	原子炉補機 冷却水系 の全喪失	原子炉補機 冷却海水系 の全喪失	外部電源 喪失	
					OK
					事象進展イベントツリー「外部電源喪失」へ
					事象進展イベントツリー「原子炉補機冷却海水系の全喪失」へ
					事象進展イベントツリー「外部電源喪失」へ

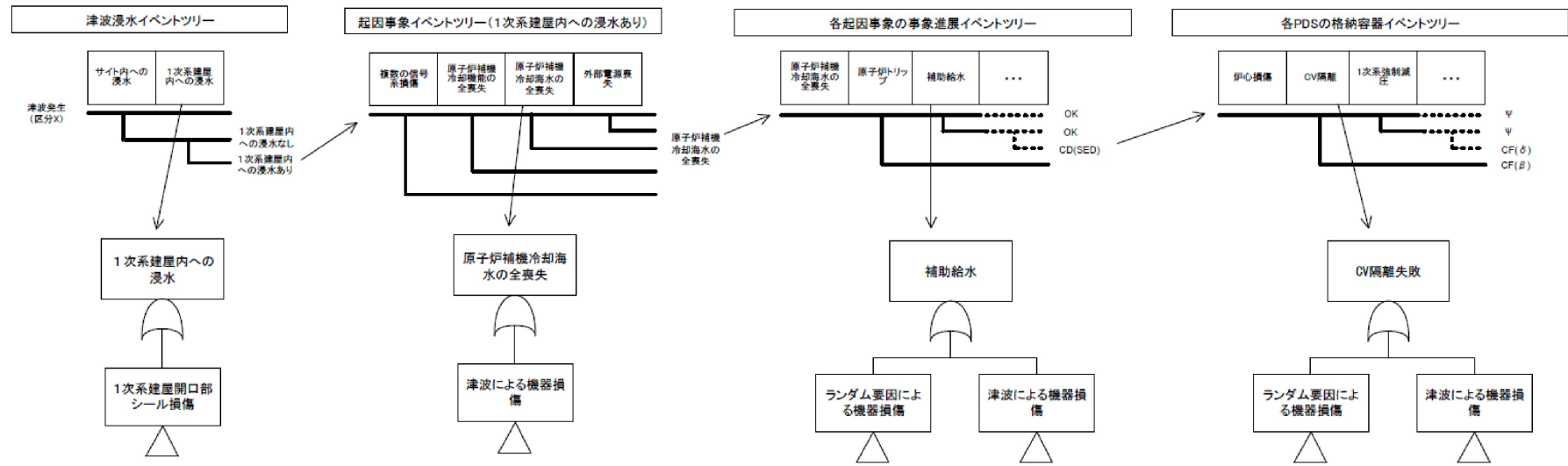
第 3.1.3.4-31 図 起回事象イベントツリー(1次系建屋内浸水なし)



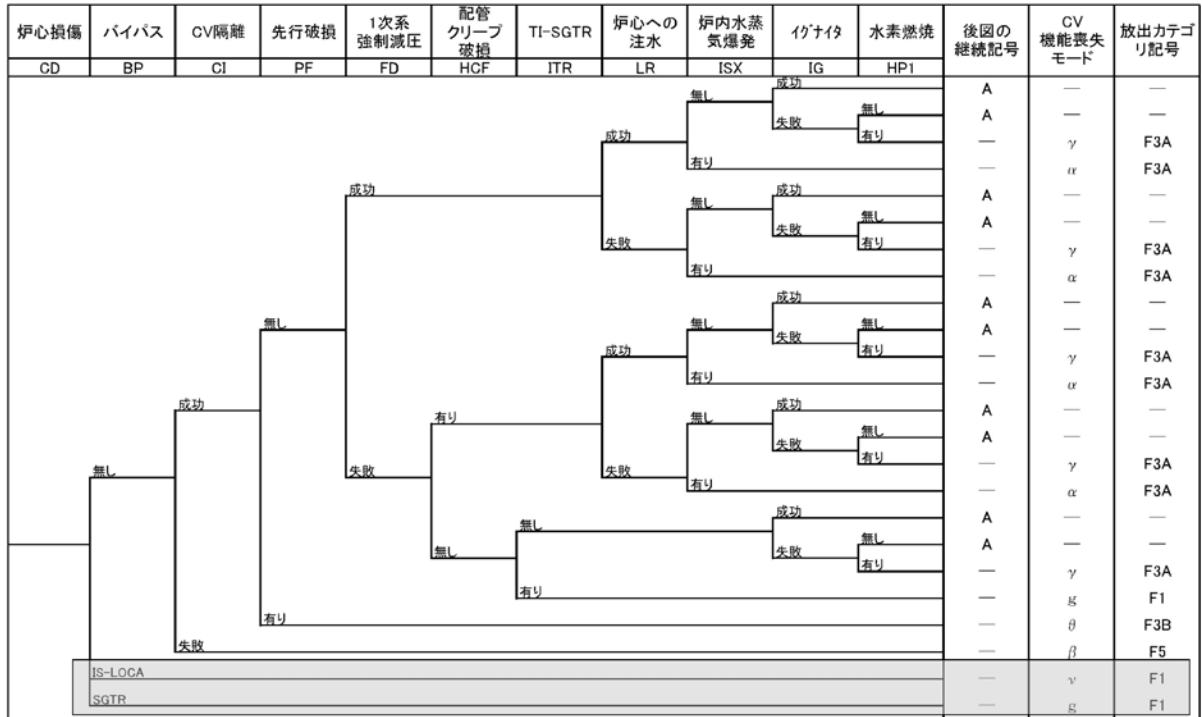
第 3.1.3.4-32 図 各イベントツリーのヘディングに設定するフォールトツリー



第 3.1.3.4-33 図 不確実さ解析結果



第 3.1.3.4-34 図 津波出力運転時レベル 2PRA におけるシステム評価の流れ



注 1) 後図の継続記号の一は、その時点での格納容器機能喪失を意味する。

注 2) 格納容器機能喪失モード：

- α = 原子炉容器内水蒸気爆発
- β = 格納容器隔離失敗
- γ = 水素燃焼(原子炉容器破損前)
- γ' = 水素燃焼(原子炉容器破損直後)
- γ" = 水素燃焼(原子炉容器破損後長期)
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε = ベースマツト溶融貫通
- θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- σ = 格納容器雰囲気直接加熱
- g = 蒸気発生器伝熱管破損
- v = インターフェイスシステム LOCA
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- φ = 格納容器健全

注 3) 放出カテゴリ記号

- F1 = 格納容器バイパス(内的)
- F2 = 格納容器バイパス(外的)
- F3A = 格納容器破損(内的)(エナジェティック)
- F3B = 格納容器破損(内的)(先行破損)
- F3C = 格納容器破損(内的)(その他)
- F4 = 格納容器破損(外的)
- F5 = 隔離失敗(内的及び外的)
- F6 = 健全(設計漏えい)(内的及び外的)

注 4) 津波出力運転時 PRA では、ハッチングのバイパス(BP)失敗時の格納容器機能喪失モード v 及び g は考慮しない。

(a) 原子炉容器破損前

第 3.1.3.4-35 図 格納容器イベントツリー (1/3)

前図の 継続記号	溶融物 分散放出	キャビティ 内水量	CV内注水 (キャビティ 水張り)	炉外水蒸 気爆発	CV雰囲気 直接加熱	CV直接 接触	水素燃焼	後図の 継続記号	CV 機能喪失 モード	放出カテ ゴリ記号		
A	RPV	DC	GF	ESX	DCH	MA	HP2	B	—	—		
A	分散放出	多量	—	無し	無し	無し	無し	—	γ'	F3A		
				無し	有り	有り	無し	無し	—	μ	F3A	
				有り	無し	無し	無し	無し	—	σ	F3A	
				有り	有り	有り	無し	無し	—	η	F3A	
		少量	成功	無し	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—
				無し	有り	有り	無し	無し	—	γ'	F3A	
				有り	無し	有り	有り	無し	—	μ	F3A	
				有り	有り	有り	無し	無し	—	σ	F3A	
	失敗	無し	無し	無し	無し	無し	無し	無し	—	η	F3A	
		無し	有り	有り	無し	無し	—	γ'	F3A			
		有り	無し	有り	有り	無し	—	μ	F3A			
		有り	有り	有り	無し	無し	—	σ	F3A			
	重力落下	多量	—	—	無し	無し	無し	無し	—	γ'	F3A	
					無し	有り	有り	無し	無し	—	μ	F3A
					有り	無し	無し	無し	無し	—	σ	F3A
					有り	有り	有り	無し	無し	—	η	F3A
少量		成功	無し	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—	
			無し	有り	有り	無し	無し	—	γ'	F3A		
			有り	無し	有り	有り	無し	—	μ	F3A		
			有り	有り	有り	無し	無し	—	σ	F3A		
失敗	無し	無し	無し	無し	無し	無し	無し	—	η	F3A		
	無し	有り	有り	無し	無し	—	γ'	F3A				
	有り	無し	有り	有り	無し	—	μ	F3A				
	有り	有り	有り	無し	無し	—	σ	F3A				

注 1) 後図の継続記号の—は、その時点での格納容器機能喪失を意味する。

注 2) 格納容器機能喪失モード：

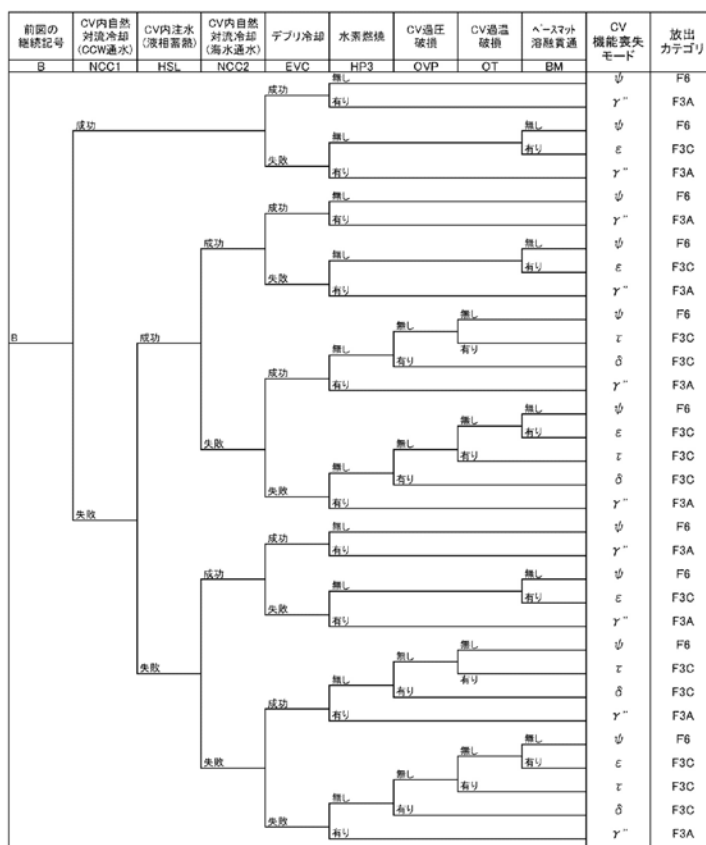
- α = 原子炉容器内水蒸気爆発
- β = 格納容器隔離失敗
- γ = 水素燃焼(原子炉容器破損前)
- γ' = 水素燃焼(原子炉容器破損直後)
- γ'' = 水素燃焼(原子炉容器破損後長期)
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε = ベースマツト熔融貫通
- θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- σ = 格納容器雰囲気直接加熱
- g = 蒸気発生器伝熱管破損
- v = インターフェイスシステム LOCA
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- φ = 格納容器健全

注 3) 放出カテゴリ記号

- F1 = 格納容器バイパス(内的)
- F2 = 格納容器バイパス(外的)
- F3A = 格納容器破損(内的)(エナジェティック)
- F3B = 格納容器破損(内的)(先行破損)
- F3C = 格納容器破損(内的)(その他)
- F4 = 格納容器破損(外的)
- F5 = 隔離失敗(内的及び外的)
- F6 = 健全(設計漏えい)(内的及び外的)

(b) 原子炉容器破損直後

第 3.1.3.4-35 図 格納容器イベントツリー (2/3)



注 1) 格納容器機能喪失モード:

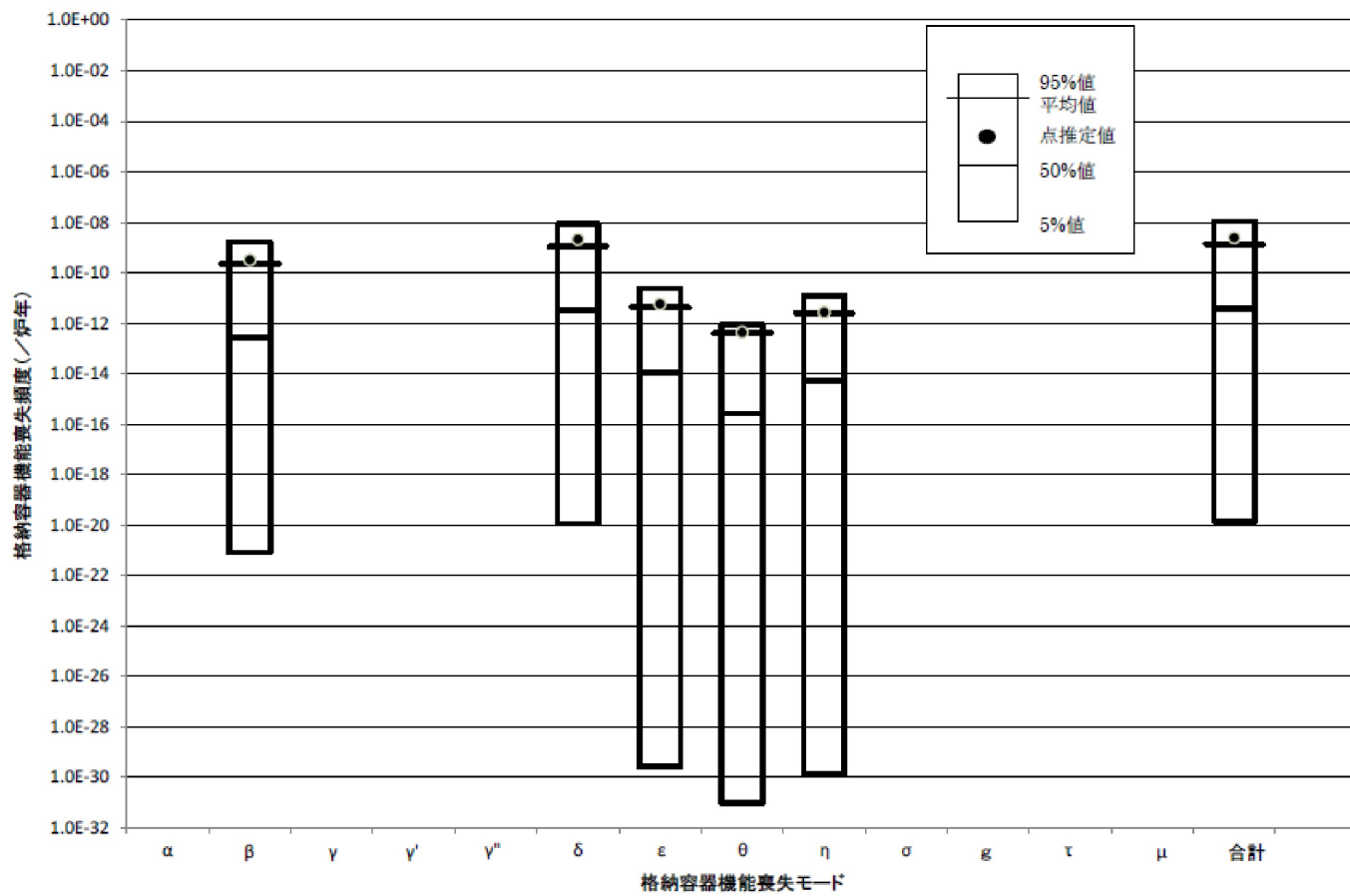
- α = 原子炉容器内水蒸気爆発
- β = 格納容器隔離失敗
- γ = 水素燃焼(原子炉容器破損前)
- γ['] = 水素燃焼(原子炉容器破損直後)
- γ^{''} = 水素燃焼(原子炉容器破損後長期)
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε = ベースマツト溶融貫通
- θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- σ = 格納容器雰囲気直接加熱
- g = 蒸気発生器伝熱管破損
- ν = インターフェイスシステム LOCA
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- φ = 格納容器健全

注 2) 放出カテゴリ記号

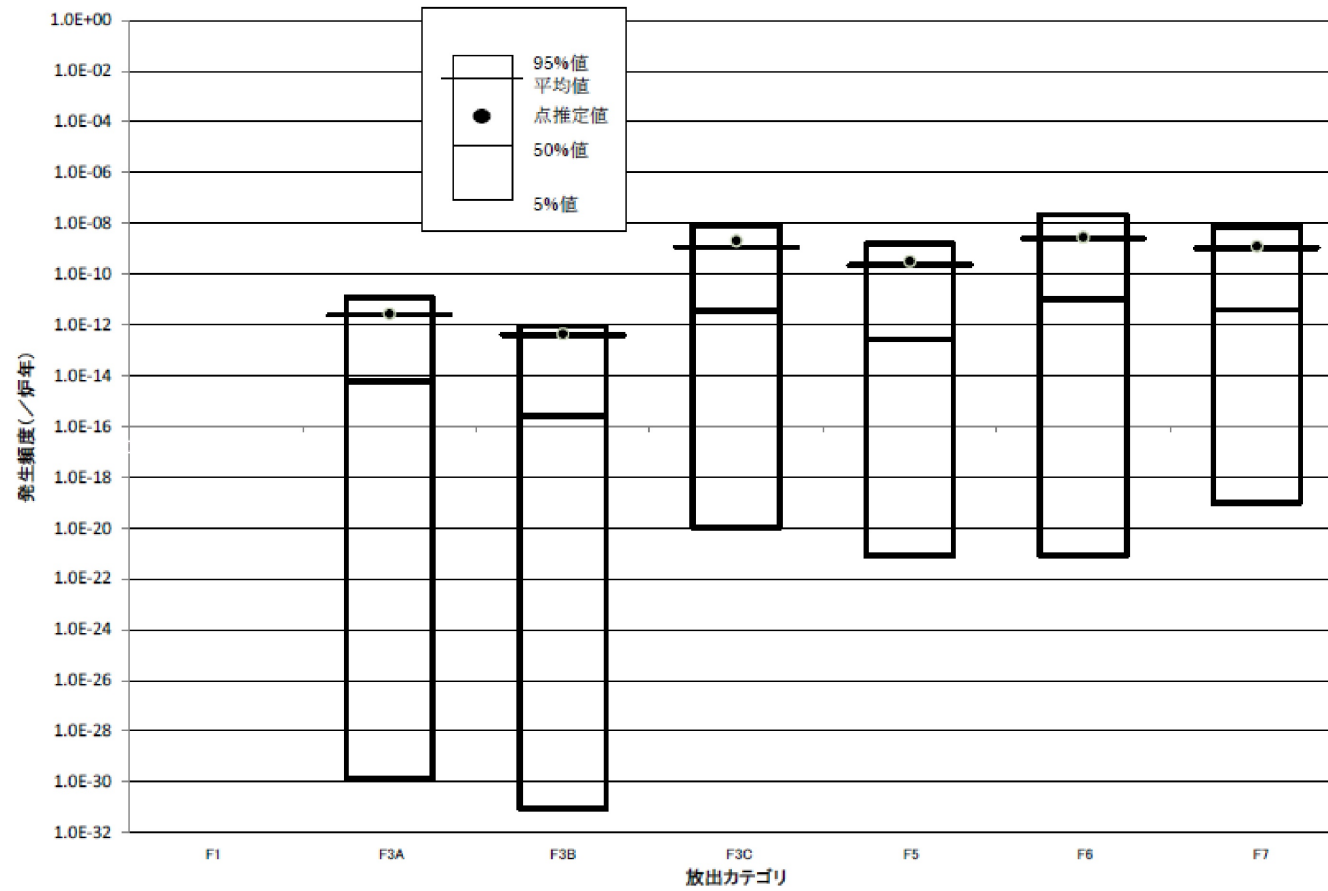
- F1 = 格納容器バイパス(内的)
- F2 = 格納容器バイパス(外的)
- F3A = 格納容器破損(内的)(エナジェティック)
- F3B = 格納容器破損(内的)(先行破損)
- F3C = 格納容器破損(内的)(その他)
- F4 = 格納容器破損(外的)
- F5 = 隔離失敗(内的及び外的)
- F6 = 健全(設計漏えい)(内的及び外的)

(c) 原子炉容器破損後長期

第 3.1.3.4-35 図 格納容器イベントツリー (3/3)



第 3.1.3.4-36 図 不確実さ解析結果（格納容器機能喪失モード別）



第 3.1.3.4-37 図 不確実さ解析結果 (放出カテゴリ別)

3.1.3.5 PRAにより抽出された追加措置

3.1.3.2、3.1.3.3及び3.1.3.4で示した内部事象停止時PRA、地震出力運転時PRA及び津波出力運転時PRAの結果から、現状のプラントの安全性を更に向上させることを目的とし、炉心損傷及び格納容器機能喪失に至る主なシナリオとその要因を分析し、安全性向上のための追加措置を検討した。具体的な追加措置の検討プロセスを以下に示す。

リスク寄与が大きい事故シナリオに対する追加措置を優先的に検討するため、リスク評価結果を整理し、各事象（内部事象停止時、地震出力運転時及び津波出力運転時）における事故シーケンスグループごとのCDF及びそのCDFの全CDFに対する寄与割合、並びに各事象（地震出力運転時及び津波出力運転時）における格納容器機能喪失モードごとのCFF及びそのCFFの全CFFに対する寄与割合を分析し、第3.1.3.5-1図に示すフローを用いて、追加措置の検討対象とする事故シーケンスグループ及び格納容器機能喪失モードを選定した。この選定に当たっては、一般社団法人 日本原子力学会が発行している「原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメント整備及び維持向上に関する実施基準：2019」（以下「SAM標準」という。）を参考とした。なお、事故時のCs-137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度の評価結果から抽出される追加措置は、放射性物質の放出頻度低減のための措置であり、CFFの評価結果から抽出される措置と同じとなった。

次に第3.1.3.5-1表及び第3.1.3.5-2表に示すとおり、SAM標準を参考に追加措置の検討対象として選定された事故シーケンスグループごとのCDF及び格納容器機能喪失モードごとのCFFに対して、それらを重要度「高」、「中」又は「低」に分類するとともに、分類した重要度に応じて、有効と考えられる追加措置について検討を行った。

追加措置の具体的な検討においては、追加措置の検討対象として選定された

事故シーケンスグループ及び格納容器機能喪失モードのうち、リスク寄与の大きい代表的な事故シナリオに対して検討を行い、FV重要度、CCFP等を基にリスク上重要な事象に対して効果的な措置となるものを追加措置として抽出した。

(1) 炉心損傷に至る代表的な事故シナリオの分析と追加措置の検討

内部事象停止時、地震出力運転時及び津波出力運転時レベル1PRAについて、事故シーケンスグループ別のCDF評価結果に対して重要度の分類を実施し、重要度「高」、「中」又は「低」に分類された事故シーケンスグループの代表的な事故シナリオの分析及び追加措置の検討を実施した。

なお、津波出力運転時レベル1PRAについては、重要度「高」、「中」及び「低」に分類された事故シーケンスグループはなかったため、追加措置の検討は実施しない。

a. 内部事象停止時レベル1PRA

内部事象停止時レベル1PRAについては、川内1号機第27回定期事業者検査工程計画時の工程を基にした評価（ベースケース）及びリスク低減のために工程調整を実施した工程確定後の工程を基にした評価（感度解析ケース）を実施したため、それぞれのケースに対して追加措置を検討した。

(a) ベースケースにおける追加措置の検討

事故シーケンスグループ別のCDF評価結果に対して重要度の分類を実施した結果、「崩壊熱除去機能喪失」が重要度「高」に分類された。なお、重要度「中」及び重要度「低」に分類された事故シーケンスグループはなかった。

川内1号機第27回定期事業者検査では、工程計画時に停止時リスクモニタを用いたリスク評価を実施し、現時点の合理的に達成可能な範囲での工程調整により、リスク低減措置としてPOS5における海水系等の機器の運転状態を変更し、リスク低減を図った。

以上のことから、今後も継続的に、停止時リスクモニタを活用したリス

ク評価・管理による、現時点の合理的に達成可能な範囲でリスク低減を図った工程の策定及びリスク低減措置を実施しつつ、更なる安全性向上を図ることを追加措置として抽出した。

(b) 感度解析ケースにおける炉心損傷に至る代表的な事故シナリオの分析と追加措置の検討

事故シーケンスグループ別のCDF評価結果に対して重要度の分類を実施した結果、「崩壊熱除去機能喪失」及び「原子炉冷却材の流出」が重要度「低」に分類された。なお、重要度「高」及び重要度「中」に分類された事故シーケンスグループはなかった。

イ 崩壊熱除去機能喪失

(イ) 代表的な事故シナリオの分析

POS4において、余熱除去ポンプが2台運転の状態の時に、原子炉補機冷却水ポンプが1台機能喪失し、その後運転中の海水ポンプが2台機能喪失した際に、原子炉補機冷却水系の流量調整操作による負荷制限が間に合わない場合、運転中の原子炉補機冷却水ポンプが追加で機能喪失し、原子炉補機冷却水系が全喪失となる。その後2次系強制冷却に失敗することにより炉心損傷に至る。

以上のようなシナリオに対し、原子炉補機冷却水系の全喪失の原因となる原子炉補機冷却水系の負荷制限への対策が効果的と評価し、追加措置を検討することとした。

(ロ) 追加措置の検討

原子炉補機冷却水系の負荷制限への対策に対する追加措置として、原子炉補機冷却水系の負荷制限に係る運用の検討を抽出した。

ロ 原子炉冷却材の流出

(イ) 代表的な事故シナリオの分析

LOCAが発生後、燃料取替用水タンクの水位低信号の発信前後において、運転員によるECCS再循環に必要なラインアップ操作やポンプの起動操作等、再循環切替に必要な一連の操作に失敗することにより、炉心を冷却する緩和手段に期待できないことから、炉心損傷に至る。

以上のようなシナリオに対し、炉心損傷を防止するための対策については、ECCS再循環切替に必要な一連の操作の人的過誤確率の低減が効果的と評価し、追加措置を検討することとした。

(ロ) 追加措置の検討

ECCS再循環切替に必要となる一連の操作は、操作を実施するための時間余裕が短く、今回評価で導入したHRA Calculatorではこのような時間余裕の短い運転操作について失敗確率が大きく評価される傾向にある。複数の操作を短時間で実施する必要があることから、そのような操作の人的過誤確率を効果的に低減するためには、必要となる操作のすべて若しくはその一部を自動的に行う設備（以下「ECCS再循環切替自動化設備」という。）の導入が効果的と考えられる。また、LOCA時のECCS再循環切替操作の重要性について運転員へ教育するとともに、当該操作に対する教育・訓練を継続的に実施することにより、ECCS再循環機能喪失の発生防止に効果的と考えられる。

本対策については、川内1号機第5回安全性向上評価届出における内部事象出力運転時レベル1PRAのECCS再循環機能喪失に対する追加措置として抽出しているため、新たな追加措置と

しては抽出しない。

b. 地震出力運転時レベル1PRA

事故シーケンスグループ別のCDF評価結果に対して重要度の分類を実施した結果、「原子炉補機冷却機能喪失」が重要度「低」に分類された。なお、重要度「高」及び重要度「中」に分類された事故シーケンスグループはなかった。

(a) 原子炉補機冷却機能喪失

イ 代表的な事故シナリオの分析

地震により、海水取水ライン構造物の損傷による海水系の全喪失及び外部電源喪失が重畳することで、原子炉補機冷却機能の全喪失及び全交流動力電源喪失が発生する。その後、タービン動補助給水調整弁による流量調整に失敗し補助給水系が機能喪失することにより炉心損傷に至る。また、他のSSCsより比較的損傷確率が高い原子炉補機冷却水系の低耐震部の損傷や損傷箇所の隔離に失敗することで、原子炉補機冷却機能が喪失する。

以上のようなシナリオに対し、炉心損傷を防止するための対策については、原子炉補機冷却水系保有水量の監視強化が効果的と評価し、追加措置を検討することとした。

ロ 追加措置の検討

原子炉補機冷却水系を構成するSSCsは、損傷確率が比較的他のSSCsより高く、当該機器損傷時に原子炉補機冷却機能の全喪失に至るおそれがある。そのため、地震時における原子炉補機冷却水系からの漏えいを早期発見し、漏えい箇所を隔離するための原子炉補機冷却水系の監視強化を手順に反映することが、リスク低減に効果的と

考える。

本対策については、川内1号機第1回安全性向上評価届出における地震出力運転時レベル1PRAの原子炉補機冷却機能喪失に対する追加措置として抽出しているため、漏えいの早期発見による原子炉補機冷却水系の隔離による漏えい防止を目的とした、手順書への反映内容を含めた教育・訓練を継続的に取り組むこととする。

(2) 格納容器機能喪失に至る代表的な事故シナリオの分析と追加措置の検討

地震出力運転時及び津波出力運転時レベル2PRAについて、格納容器機能喪失モード別のCFF評価結果に対して重要度の分類を実施し、地震出力運転時レベル2PRAでは、「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損（ δ モード）」が重要度「高」に分類され、「格納容器隔離失敗（ β モード）」が重要度「中」に分類された。なお、重要度「低」に分類された格納容器機能喪失モードはなかった。また、津波出力運転時レベル2PRAでは、重要度「高」、「中」及び「低」に分類された格納容器機能喪失モードはなかったため、追加措置の検討は実施しない。

以上より、地震出力運転時レベル2PRAについて、重要度「高」又は「中」に分類された格納容器機能喪失モードの代表的な事故シナリオの分析及び追加措置の検討を実施した。

a. 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損

イ 代表的な事故シナリオの分析

地震により、外部電源喪失及び海水取水ライン構造物の地震損傷による原子炉補機冷却海水系の全喪失及び全交流動力電源喪失が発生、または原子炉補機冷却水系の低耐震部の損傷及び損傷隔離の隔離に失敗することで原子炉補機冷却水系の全喪失が発生し、大容量空冷式発電機の起動失敗等に伴い、代替格納容器スプレイに失敗し、格納容器内自然対流冷却等の原子炉格納容器内の除熱機能が喪失することにより格納容器機能喪失に至る。

以上のようなシナリオに対し、格納容器機能喪失を防止するための対策については、全交流動力電源喪失時のバックアップである大容量空

冷式発電機等の機器故障率精緻化によるモデルの高度化及び原子炉補機冷却水系保有水量の監視強化が効果的と評価し、追加措置を検討することとした。

ロ 追加措置の検討

外部電源系及び原子炉補機冷却水系を構成するSSCsは、損傷確率が比較的他のSSCsより高く、当該機器損傷時に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却水系の全喪失に至るおそれがある。そのため、事象発生時には、大容量空冷式発電機及び特重設備（発電機）の代替電源に期待するが、当該機器の機器故障率に代用パラメータを使用しており、運転実績の収集及び反映により現実的な機器故障率への見直しを行うことで、PRAの持つ不確実さを低減し、現実的なリスク分析に期待できることから、モデル高度化を抽出した。

また、地震時における原子炉補機冷却系からの漏えいを早期発見し、漏えい箇所を隔離して原子炉補機冷却水系からの監視強化を手順に反映することが、リスク低減に効果的と考える。原子炉補機冷却水系保有水量の監視強化は、川内1号機第1回安全性向上評価届出における地震出力運転時レベル1PRAの原子炉補機冷却機能喪失に対する追加措置として抽出しているため、手順書への反映内容を含めた教育・訓練を継続的に取り組むこととする。

b. 格納容器隔離失敗

イ 代表的な事故シナリオの分析

原子炉補助建屋の損傷により、建屋内の各種設備が損傷し、監視計器が使用できなくなり格納容器隔離に失敗し格納容器機能喪失に至る。また、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却水系の全喪失

が重畳し、大容量空冷式発電機での交流電源回復に成功後、中央制御室からの格納容器隔離弁の閉止操作に失敗することで、格納容器機能喪失に至る。その他、地震加速度が低く外部電源健全の状態、全交流動力電源喪失等が発生していない場合においては、炉心損傷時の原子炉格納容器内の圧力が低く、格納容器隔離信号が発信しない条件下にあり、格納容器隔離操作に期待できないことから、炉心損傷時点で格納容器隔離に失敗し、格納容器機能喪失に至る。

以上のようなシナリオに対し、格納容器機能喪失を防止するための対策については、全交流動力電源喪失時のバックアップに期待している大容量空冷式発電機等の機器故障率精緻化によるモデルの高度化及び低加速度区分における格納容器隔離信号が未発信時の格納容器隔離弁の手動閉止手順を追加することが効果的と評価し、追加措置を検討することとした。

ロ 追加措置の検討

格納容器隔離失敗(βモード)において、高加速度区分のCFFが支配的であり、建屋は全損する想定のように信頼性の高い挙動での推定が困難であることから、全交流動力電源喪失時のバックアップに期待している大容量空冷式発電機や特重設備(発電機)の代替電源等の運転実績の収集及び反映により現実的な機器故障率への見直しを継続的に行うことが効果的と考え、PRAの持つ不確実さを低減し、現実的なリスク分析に期待できる、モデル高度化を抽出した。

また、低加速度区分では、外部電源健全の状態、全交流動力電源喪失等が発生しておらず、炉心損傷時の原子炉格納容器内の圧力が低いために、格納容器隔離信号が発信しない条件下にあり、炉心損傷時点で格納容器隔離に失敗し、格納容器隔離失敗(βモード)

に至る可能性が高くなる。そのため、格納容器隔離失敗（ β モード）のリスク低減に期待できる、格納容器隔離信号未発信時の格納容器隔離弁の閉止手順の追加を検討することとした。

(3) PRAより抽出された追加措置の整理

PRAより抽出された安全性向上のための追加措置としては、運用対策としての起回事象の発生頻度低減、現時点の合理的に達成可能な範囲でリスク低減を図った定期事業者検査の実施及び格納容器隔離信号未発信時の格納容器隔離失敗に至るリスクの低減、教育・訓練の強化による系統信頼性の向上並びにモデル高度化によるリスク分析精度の向上が挙げられた。具体的に検討した追加措置を第3.1.3.2-3表に示す。

なお、原子力施設の設計及び運用に対して、PRAの結果としてのリスク情報を活用するためには、より現実的な評価に向けた検討、研究の推進等に取り組んでいく必要があることから、今後もこれらの取組みを継続的に推進していく。

第 3.1.3.5-1 表 事故シーケンスグループごとの CDF

事故シーケンス グループ	内部事象 停止時 (ベースケース)	内部事象 停止時 (感度解析ケース)	地震出力 運転時	津波出力 運転時
2 次冷却系からの除熱機能喪失	1.1E-09 (< 0.1%)	1.1E-09 (0.1%)	1.1E-07 (11.0%)	8.7E-11 (1.2%)
全交流動力電源喪失	1.0E-07 (0.5%)	7.4E-08 (6.1%)	8.9E-08 (9.0%)	2.5E-09 (33.4%)
原子炉補機冷却機能喪失	8.9E-08 (0.4%)	8.9E-08 (7.3%)	6.2E-07 (62.6%)	4.8E-09 (64.0%)
原子炉格納容器の除熱機能喪失	ε *1 (< 0.1%)	ε *1 (< 0.1%)	6.2E-11 (< 0.1%)	ε *2 (< 0.1%)
原子炉停止機能喪失			3.7E-08 (3.8%)	
ECCS 注水機能喪失	9.5E-11 (< 0.1%)	9.5E-11 (< 0.1%)	8.1E-08 (8.2%)	ε *2 (< 0.1%)
ECCS 再循環機能喪失	5.0E-10 (< 0.1%)	5.0E-10 (< 0.1%)	1.5E-08 (1.5%)	ε *2 (< 0.1%)
格納容器バイパス				
崩壊熱除去機能喪失	2.0E-05 (97.3%)	5.6E-07 (45.8%)		
原子炉冷却材の流出	2.8E-07 (1.4%)	4.1E-07 (33.4%)		
反応度の誤投入	8.7E-08 (0.4%)	8.7E-08 (7.2%)		
原子炉建屋損傷			ε *1 (< 0.1%)	
原子炉格納容器損傷			3.3E-08 (3.3%)	
蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)			5.6E-09 (0.6%)	
複数の信号系損傷				1.1E-10 (1.4%)
合計	2.1E-05	1.2E-06	9.9E-07	7.5E-09

赤ハッチング: 重要度「高」、黄ハッチング: 重要度「中」、緑ハッチング: 重要度「低」

() 内は各事象の合計に占める割合を示す。

*1: ε : カットオフ値(1.0E-12(/ 炉年)) 未満

*2: ε : カットオフ値(1.0E-13(/ 炉年)) 未満

第 3.1.3.5-2 表 格納容器機能喪失モードごとの CFF

格納容器機能喪失モード	地震出力 運転時	津波出力 運転時
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	ε^{*1} ($< 0.1\%$)	ε^{*2} ($< 0.1\%$)
β (格納容器隔離失敗)	2.1E-07 (38.3%)	3.3E-10 (13.3%)
γ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	ε^{*1} ($< 0.1\%$)	ε^{*2} ($< 0.1\%$)
γ' (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	ε^{*1} ($< 0.1\%$)	ε^{*2} ($< 0.1\%$)
γ'' (水素燃焼(原子炉容器破損後長期))	ε^{*1} ($< 0.1\%$)	ε^{*2} ($< 0.1\%$)
δ (水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損)	3.0E-07 (54.3%)	2.1E-09 (86.3%)
ε (ベースマット溶融貫通)	1.1E-09 (0.2%)	5.8E-12 (0.2%)
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	9.6E-10 (0.2%)	4.3E-13 ($< 0.1\%$)
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.2E-10 ($< 0.1\%$)	2.7E-12 (0.1%)
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	ε^{*1} ($< 0.1\%$)	ε^{*2} ($< 0.1\%$)
ν (インターフェイスシステム LOCA)		
g (蒸気発生器伝熱管破損)	6.0E-09 (1.1%)	ε^{*2} ($< 0.1\%$)
τ (格納容器過温破損)	2.1E-10 ($< 0.1\%$)	ε^{*2} ($< 0.1\%$)
μ (格納容器直接接触)	ε^{*1} ($< 0.1\%$)	ε^{*2} ($< 0.1\%$)
χ (炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失)	3.3E-08 (6.0%)	
合計	5.5E-07	2.5E-09

赤ハッチング: 重要度「高」、黄ハッチング: 重要度「中」、緑ハッチング: 重要度「低」

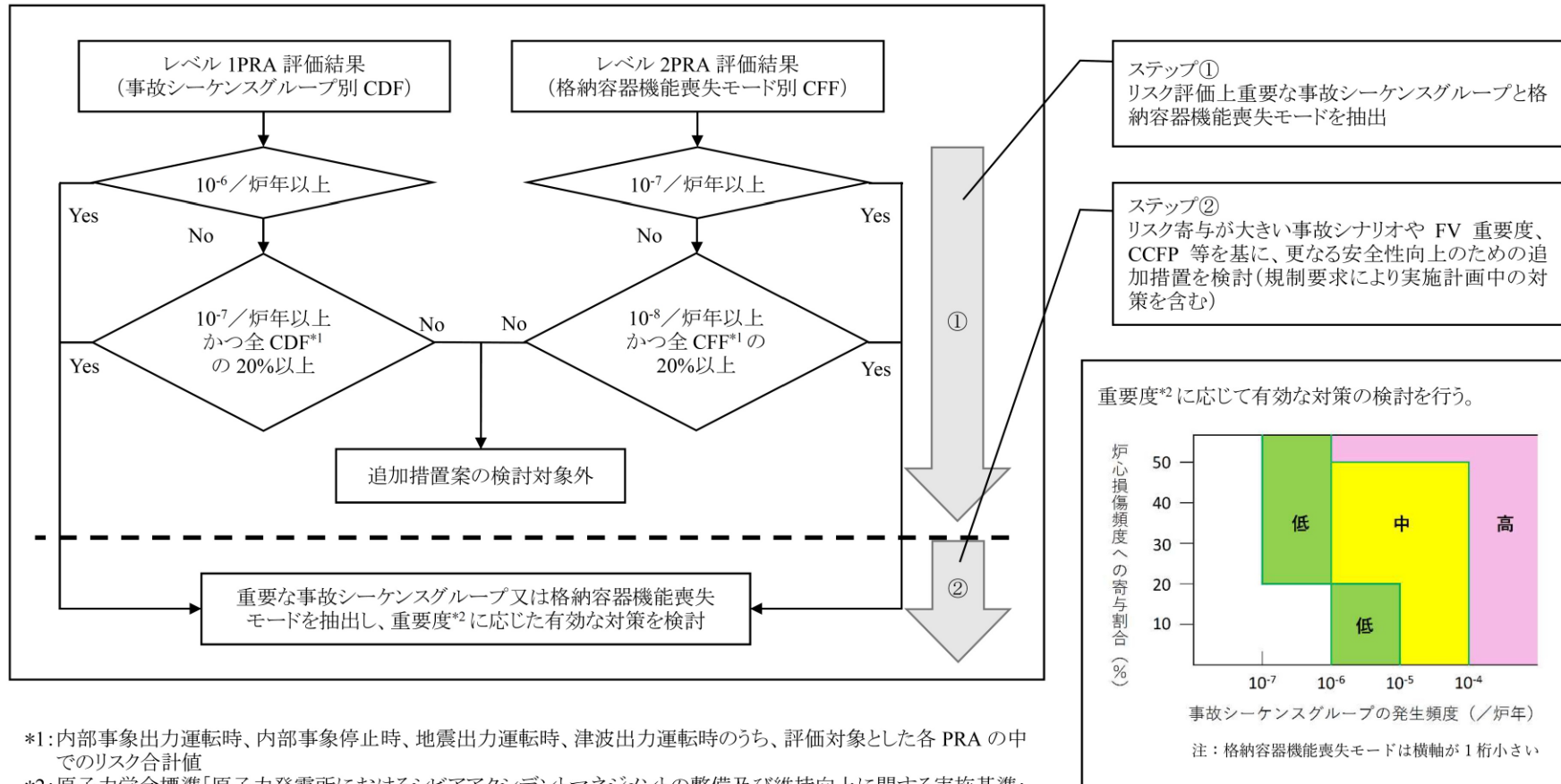
() 内は各事象の合計に占める割合を示す。

*1: ε : カットオフ値(1.0E-12(／炉年))未満

*2: ε : カットオフ値(1.0E-13(／炉年))未満

第 3.1.3.5-3 表 PRA より抽出された追加措置

分類	追加措置	期待される効果	左記追加措置が抽出された事象
設備対策／ 運用対策	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水系の負荷制限に係る運用の検討 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水系の全喪失に至る発生頻度の低減に期待できる。 	<ul style="list-style-type: none"> 内部事象停止時レベル 1PRA
	<ul style="list-style-type: none"> 停止時リスクモニタを活用した継続的なリスク評価・管理による更なる安全性の向上 (現時点の合理的に達成可能な範囲でリスク低減を図った工程の策定及びリスク低減措置の実施) 	<ul style="list-style-type: none"> 定期事業者検査ごとに機器の運転状態が異なるため、停止時リスクモニタを活用することで、リスク低減を図った定期事業者検査の実施に期待できる。 	
	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器隔離信号未発信時の格納容器隔離弁の閉止手順の追加に係る検討 	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器隔離信号未発信時の格納容器隔離失敗(βモード)に至るリスクの低減に期待できる。 	<ul style="list-style-type: none"> 地震出力運転時レベル 2PRA
教育・訓練の強化	<ul style="list-style-type: none"> 地震時における原子炉補機冷却水系の喪失を防止するための原子炉補機冷却水系保有水量の監視強化の教育 	<ul style="list-style-type: none"> 地震による原子炉補機冷却水の漏えいを早期発見し、原子炉補機冷却水系の全喪失に至る発生頻度の低減に期待できる。 	<ul style="list-style-type: none"> 地震出力運転時レベル 1PRA
PRA モデルの高度化	<ul style="list-style-type: none"> 機器故障率の精緻化 (重要シナリオにおける機器故障のうち、特に代用パラメータを使用している機器(特重設備(発電機)等)の運転実績の継続的な収集・反映) 	<ul style="list-style-type: none"> PRA 評価の持つ不確実さを低減し、より現実的なリスク分析の実施に期待できる。 	<ul style="list-style-type: none"> 地震出力運転時レベル 2PRA



*1: 内部事象出力運転時、内部事象停止時、地震出力運転時、津波出力運転時のうち、評価対象とした各 PRA の中のリスク合計値

*2: 原子力学会標準「原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメントの整備及び維持向上に関する実施基準：2019」において、重要度「高」「中」「低」の事業者の対応が記載されており、これを参考に対応を実施する。なお、格納容器機能喪失モードについては、横軸が 1 桁ずつ低い値を閾値として設定

第 3.1.3.5-1 図 追加措置の検討対象選定フロー

3.1.3.6 PRA改善に向けた取組み方針

安全性向上評価における PRA 実施の目的は、評価結果の分析に基づくプラントの脆弱点の把握と安全性向上対策の立案のための追加措置抽出であることから、より現実的な評価を実施することが望ましく、その目的に沿った PRA 手法及び PRA モデルの改善が必要となる。

本届出においては、これまでの届出における PRA で使用した設計、運転・施設管理情報、評価手法等を更新し、現状のプラント状態に即したモデルを構築した。また、伊方プロジェクトの取組みで得られた知見等を踏まえ、PRA モデルの高度化を実施した。今後更なる改善に向け、以下の項目を実施する。

- ・発電所の設計・運用情報、運転経験等の情報をモデルに適宜反映することにより現状のプラント状態に即したモデルの維持管理を継続的に行い、リスク評価・管理を実施する。
- ・内部事象 PRA 及び外部事象 PRA モデルについて、伊方プロジェクトの取組みで得られた知見等を踏まえ、継続的な高度化を実施する。
- ・その他事象を対象とした PRA モデルについても、評価技術の成熟度等に応じてモデル構築を検討する。

PRA 手法の改善は、電力共通の課題であることから、これらの取組みについては、電力共通研究、電力中央研究所 (NRRC) 等の活用により、効果的な取組みとなるよう進めていき、適宜評価に取り入れていく。

また、PRA の適用範囲を拡大し、リスク情報を活用した効果的かつ効率的な資源運用を行うことにより、プラントの安全性の維持・向上と稼働率向上の両立につながる活動を進める。

3.1.3.7 前回PRA結果からのPRAモデル変更内容と影響について

今回、第6回安全性向上評価におけるPRA(以下「第6回評価」という。)においては、第1回安全性向上評価におけるPRA(以下「第1回評価」という。)に使用したPRAモデルに設計・運用情報の更新を反映するとともに、伊方プロジェクトによる評価手法の高度化や海外専門家からの技術的コメントの反映を実施した以下のPRAを実施した。

- ・内部事象停止時PRA(レベル1)
- ・地震出力運転時PRA(レベル1及びレベル2)
- ・津波出力運転時PRA(レベル1及びレベル2)

第1回評価からのPRAモデルの主な変更内容とその影響について、第1回評価からの主なPRAモデルの変更内容を第3.1.3.7-1表に示し、PRAモデル変更に伴うPRA結果へ影響を第3.1.3.7-2表、第3.1.3.7-3表及び第3.1.3.7-4表に示す。

第3.1.3.7-1表 第1回評価からの主なPRAモデルの変更内容

項目	第1回評価	第6回評価	PRAモデルの変更内容
起回事象	—	起回事象の追加及び細分化	・故障モード影響解析(FMEA)の実施等により、考慮する起回事象の追加及び細分化
機器故障率	NUCIAで公開されているデータを使用(21か年データ)	NRRCデータ+個別プラント実績(プラント固有の機器故障率を使用)	・NRRCデータを事前分布とし、川内1/2号機の運転経験(2015~2020年度)でベイズ更新
人的過誤評価手法	NUREG/CR-1278(THERP手法)を適用	EPRI手法(HRA Calculator)を適用	・米国における標準的な手法の採用 ・運転員のインタビュー結果に基づく操作の時間余裕等から失敗確率を評価
特定重大事故等対処施設	なし	あり	・特定重大事故等対処施設を反映
評価上限加速度(地震)	1.2G	1.4G	・評価加速度の上限を1.4Gに引き上げて評価
地震平均発生頻度	—	更新	・高度化を実施した確率論的地震ハザード評価の結果を使用

第3.1.3.7-2表 PRAモデル変更に伴うPRA結果へ影響

(内部事象停止時PRA(レベル1))

	第1回評価	第6回評価
全CDF(／炉年)	1.2E-06	2.1E-05

		PRA結果への影響
モデル変更内容	起因事象の追加	第6回評価で新たに選定された起因事象のCDFの合計は 1.0×10^{-9} (／炉年)オーダーであり、全CDF(2.1×10^{-5} (／炉年))に対して十分小さいため、有意な影響なし
	機器故障率の更新	プラント固有機器故障率に使用する一般信頼性パラメータを、電力中央研究所(NRRC)が発行した国内プラントの故障実績を基にした「国内原子力発電所のPRA用一般機器信頼性パラメータの推定(2021年9月)」に記載されているデータに変更したことにより、原子炉補機冷却水ポンプ等の一部機器について故障率が低くなった影響から、CDFは低減
	人間信頼性解析手法	HRA CalculatorではTHERPに比べて、余裕時間の短い操作の人的過誤確率が高く評価される傾向があり、原子炉補機冷却水系の全喪失の原因となる原子炉補機冷却水系の負荷制限及び原子炉補機冷却水系の全喪失発生後の操作余裕時間が短いことによる影響から、CDFは増加
	特定重大事故等対処施設	特重施設として評価対象とした特重設備(発電機)については、SA設備等により電源系に対策を実施しているため、有意な影響はなし
	機器の運転状態の反映	POS5における海水系等の機器の隔離により、原子炉補機冷却水系の全喪失のCDFが増加したことにより、CDFは増加

第3.1.3.7-3表 PRAモデル変更に伴うPRA結果へ影響

(地震出力運転時PRA(レベル1及びレベル2))

	第1回評価	第6回評価
全CDF(／炉年)	1.7E-06	9.9E-07
全CFF(／炉年)	1.5E-06	5.5E-07

		PRA結果への影響
モデル変更内容	起因事象の追加	その他起因事象として扱われていたシナリオを、原子炉補機冷却機能の部分喪失(Cヘッド喪失)と、単独での扱いに変更しており、結果への影響はない。
	機器故障率の更新	プラント固有機器故障率に使用する一般信頼性パラメータを、電力中央研究所(NRRC)が発行した国内プラントの故障実績を基にした「国内原子力発電所のPRA用一般機器信頼性パラメータの推定(2021年9月)」に記載されているデータに変更したことにより、外部電源喪失後に期待している電源設備の故障率が高くなった影響から、CDF及びCFF増加
	人間信頼性解析手法	HRA CalculatorではTHERPに比べて、余裕時間の短い操作の人的過誤確率が高く評価される傾向があり、高加速度区分でのアクセス性の悪化及び操作余裕時間が短いことによる影響から、CDF及びCFF増加
	特定重大事故等対処施設	大容量空冷式発電機が地震により機能喪失し炉心損傷及び格納容器機能喪失に至るシーケンスにおいて、特重設備(発電機)が電源設備として追加となったことから、CDF及びCFF低減
	評価上限加速度	評価加速度の上限を1.4Gまで引き上げたことから、加速度区分6(1.2G～1.4G)におけるCDF及びCFFが追加されたため、CDF及びCFF増加
	地震平均発生頻度	確率論的地震ハザードの精緻化により、評価加速度区分において地震平均発生頻度が低下しているため、CDF及びCFF低減

第3.1.3.7-4表 PRAモデル変更に伴うPRA結果へ影響

(津波出力運転時PRA(レベル1及びレベル2))

	第1回評価	第6回評価
全CDF(／炉年)	1.0E-08	7.5E-09
全CFF(／炉年)	9.2E-09	2.5E-09

		PRA結果への影響
モデル変更内容	機器故障率の更新	プラント固有機器故障率に使用する一般信頼性パラメータを、電力中央研究所(NRRC)が発行した国内プラントの故障実績を基にした「国内原子力発電所のPRA用一般機器信頼性パラメータの推定(2021年9月)」に記載されているデータに変更したことにより、タービン動補助給水ポンプの故障率が高くなった影響から、CDF増加
	人間信頼性解析手法	HRA CalculatorではTHERPに比べて、余裕時間の短い操作の人的過誤確率が高く評価される傾向があり、原子炉補機冷却海水系の全喪失発生後の緩和操作の余裕時間が短いことから、CDF増加
	特定重大事故等対処施設	大容量空冷式発電機が津波により機能喪失し炉心損傷及び格納容器機能喪失に至るシーケンスにおいて、特重設備(発電機)が電源設備として追加となったことから、CDF及びCFF低減