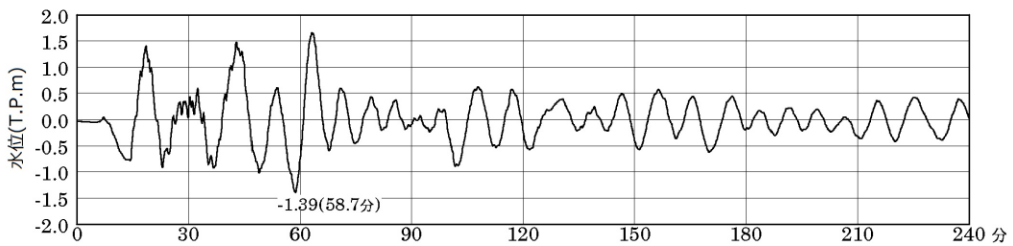
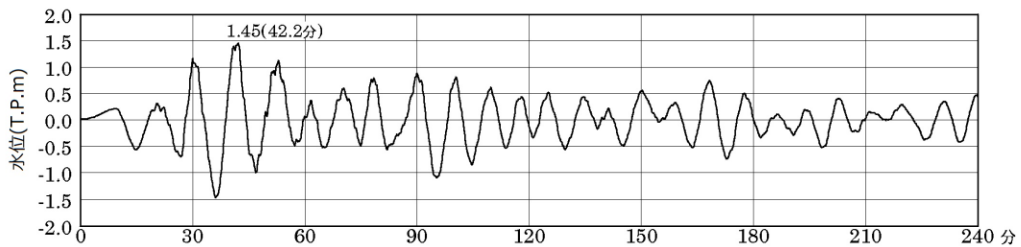


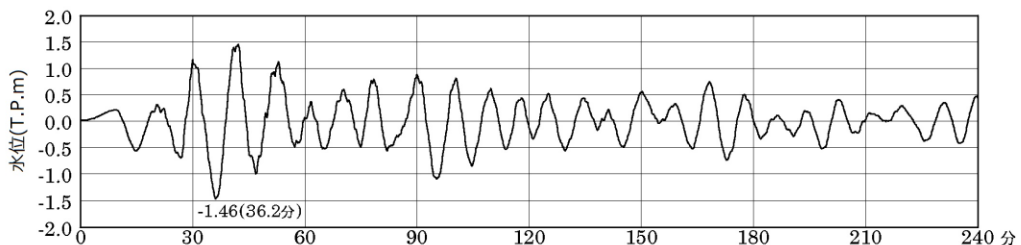
第 3.1.3.4-13 図 甕断層帯甕区間による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(上昇側) (1/2)



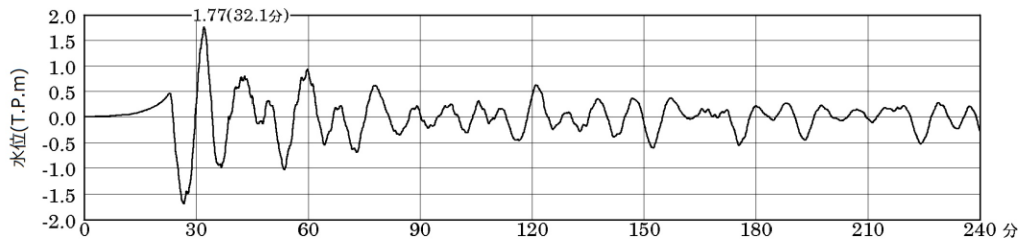
第 3.1.3.4-13 図 甕断層帯甕区間による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(下降側) (2/2)



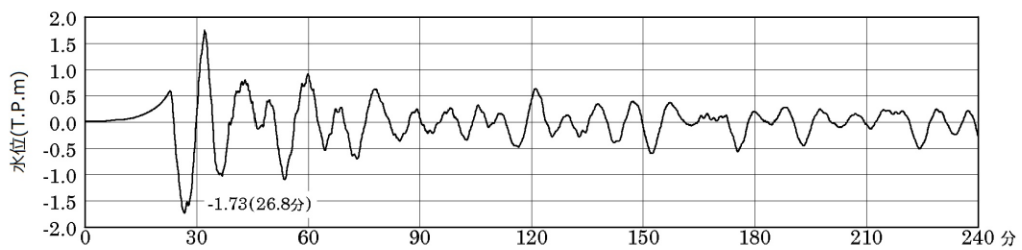
第 3.1.3.4-14 図 市来断層帯甕海峡中央区間による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(上昇側) (1/2)



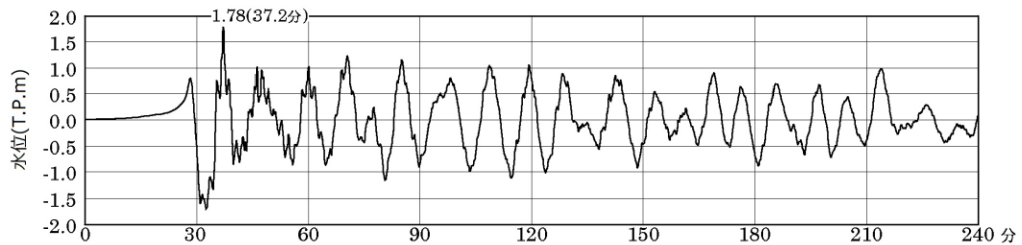
第 3.1.3.4-14 図 市来断層帯甕海峡中央区間による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(下降側) (2/2)



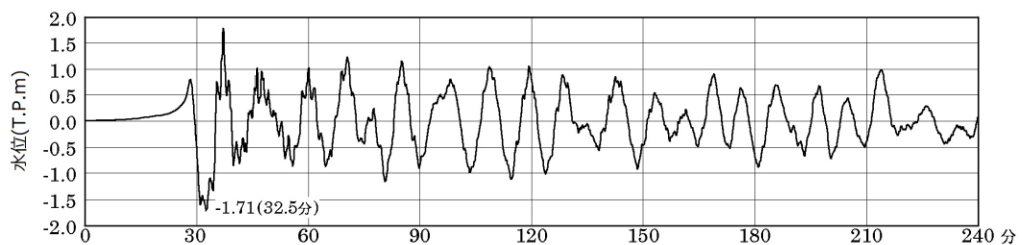
第 3.1.3.4-15 図 甕島北方断層による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(上昇側) (1/2)



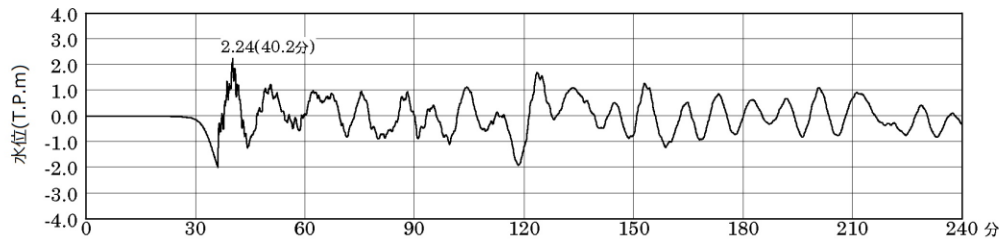
第 3.1.3.4-15 図 甕島北方断層による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(下降側) (2/2)



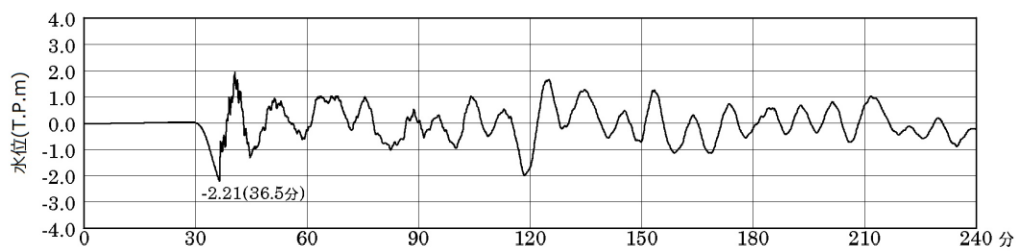
第 3.1.3.4-16 図 甕島西方断層による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(上昇側) (1/2)



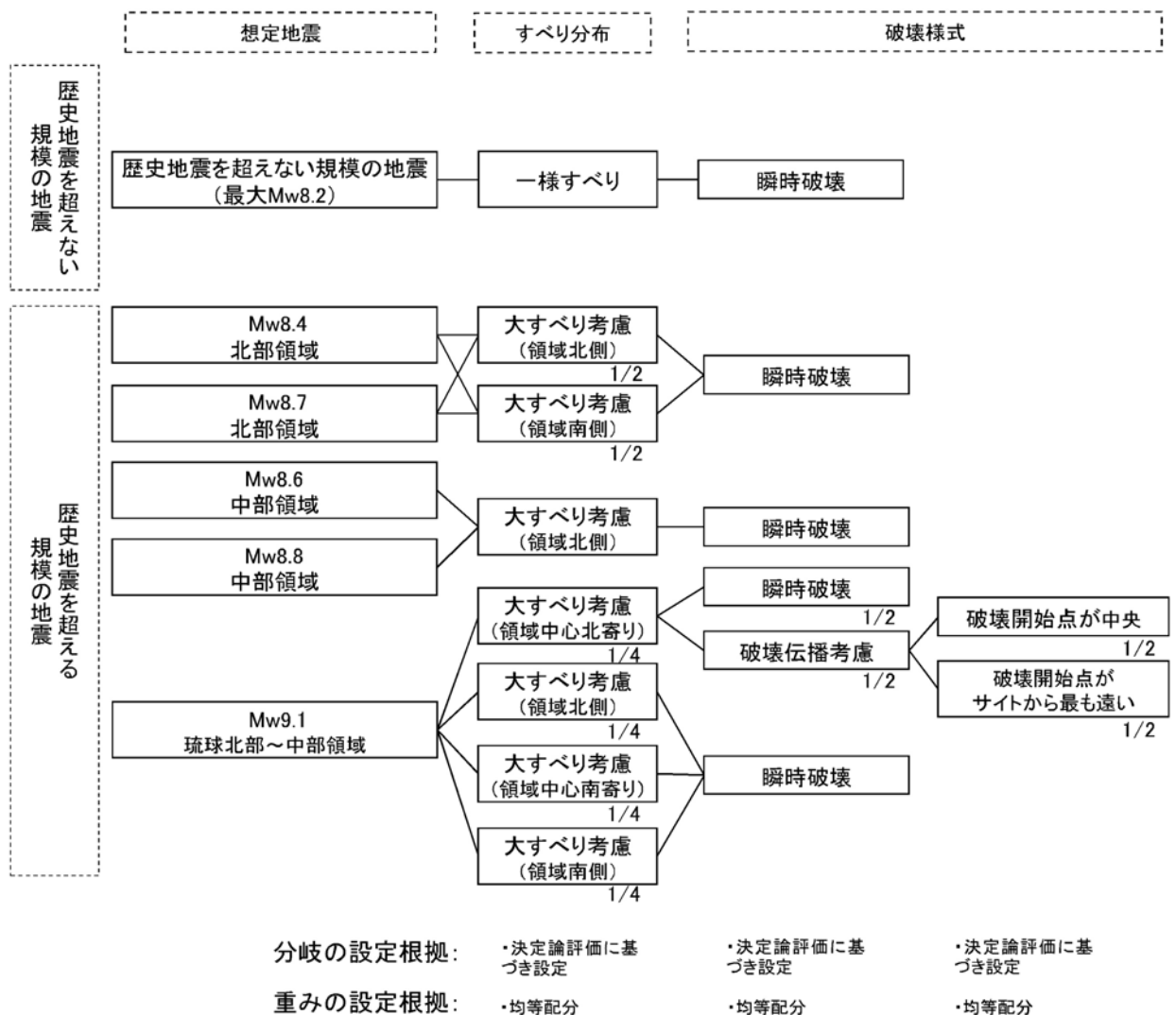
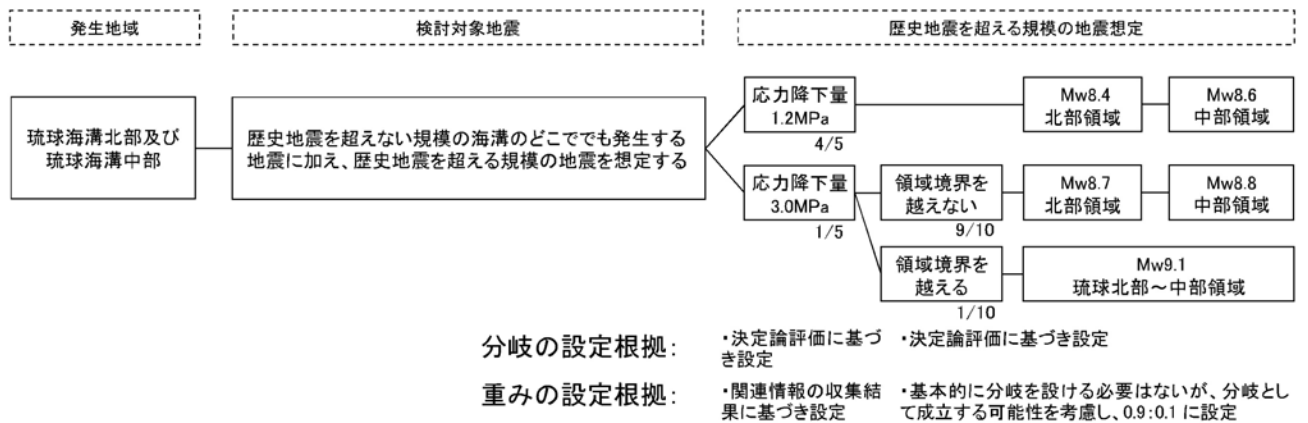
第 3.1.3.4-16 図 甕島西方断層による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(下降側) (2/2)



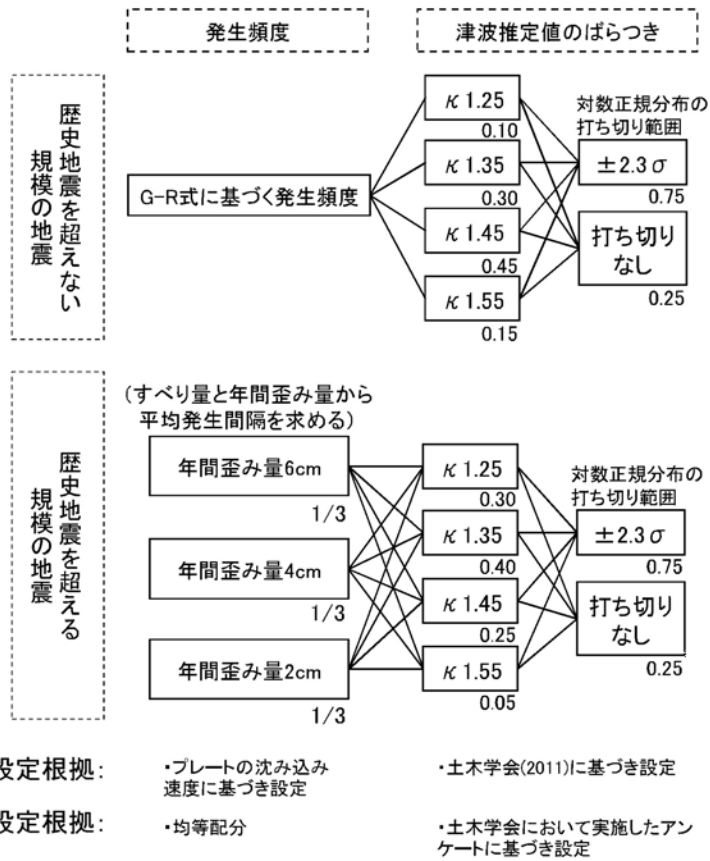
第 3.1.3.4-17 図 長崎海脚断層による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(上昇側) (1/2)



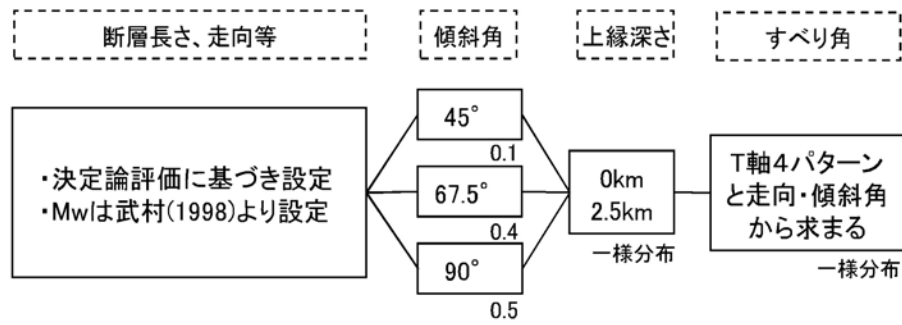
第 3.1.3.4-17 図 長崎海脚断層による地殻内地震に伴う津波の時刻歴波形
(下降側) (2/2)



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)

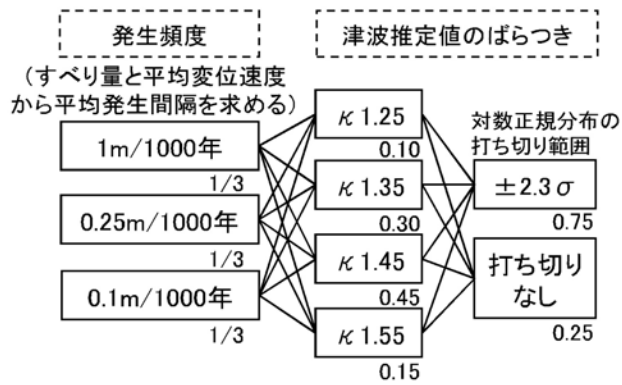


分岐の設定根拠:

・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
 —
 —



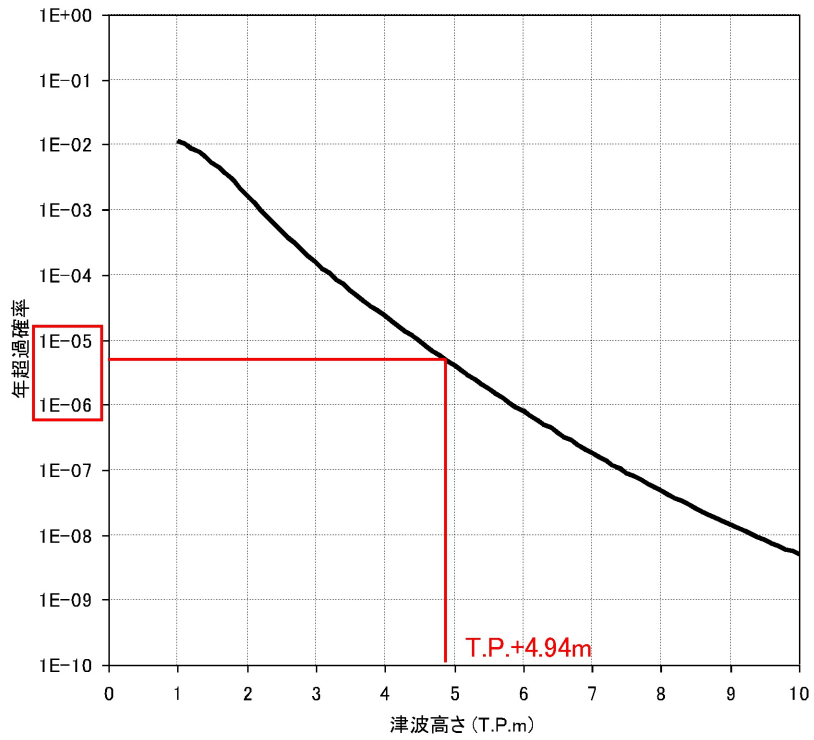
分岐の設定根拠:

・土木学会(2011)に基づき設定
 ・土木学会(2011)に基づき設定

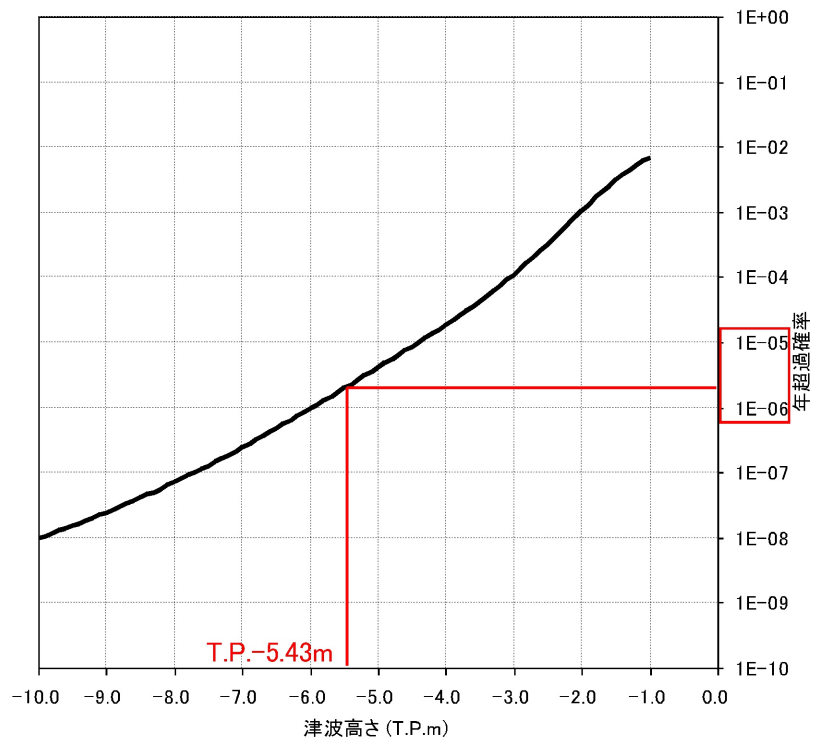
重みの設定根拠:

・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

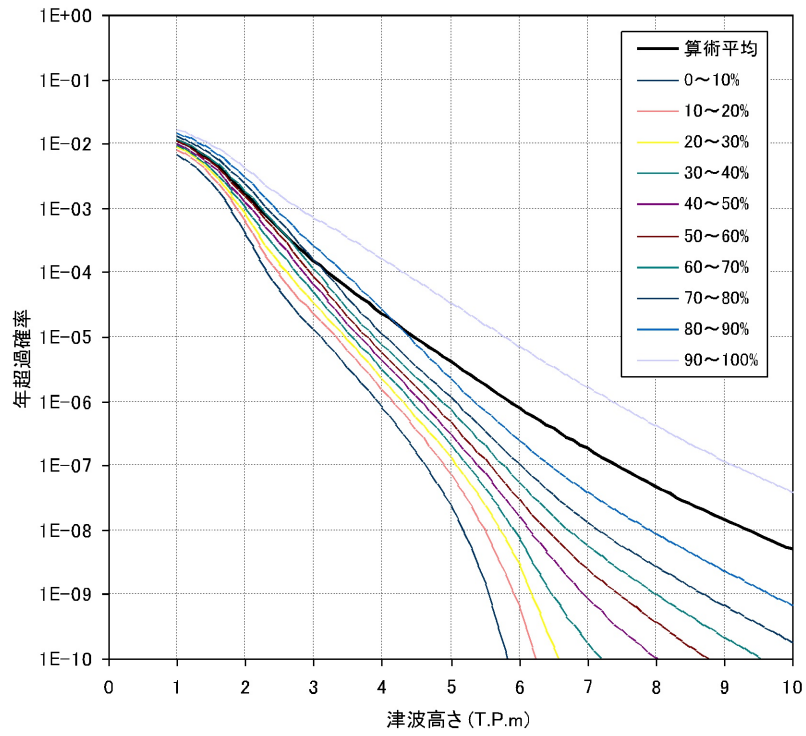
第 3.1.3.4-19 図 海域活断層による地殻内地震を波源とするロジックツリー



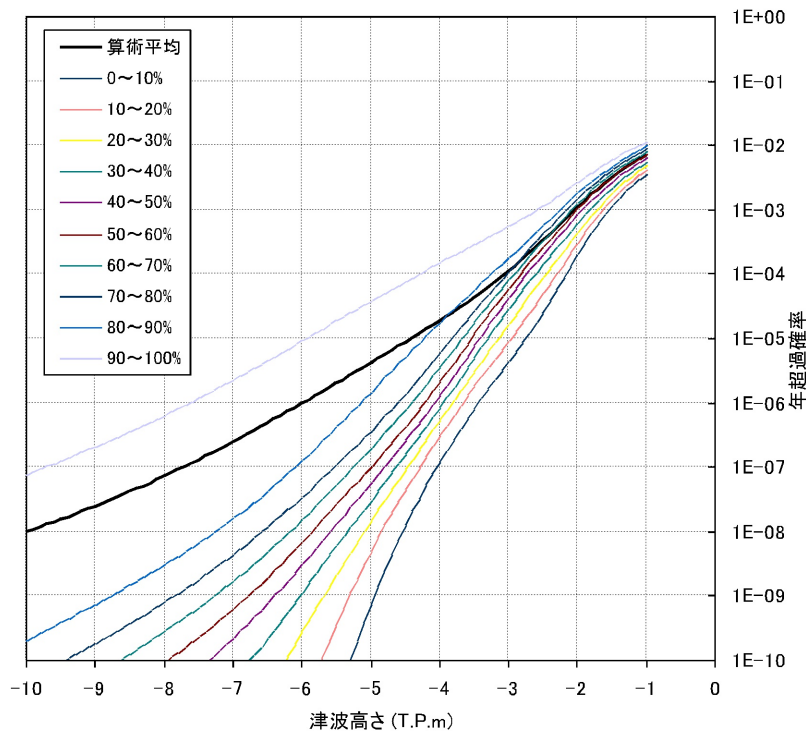
第 3.1.3.4-20 図 取水口位置における津波ハザード曲線 (1/2)



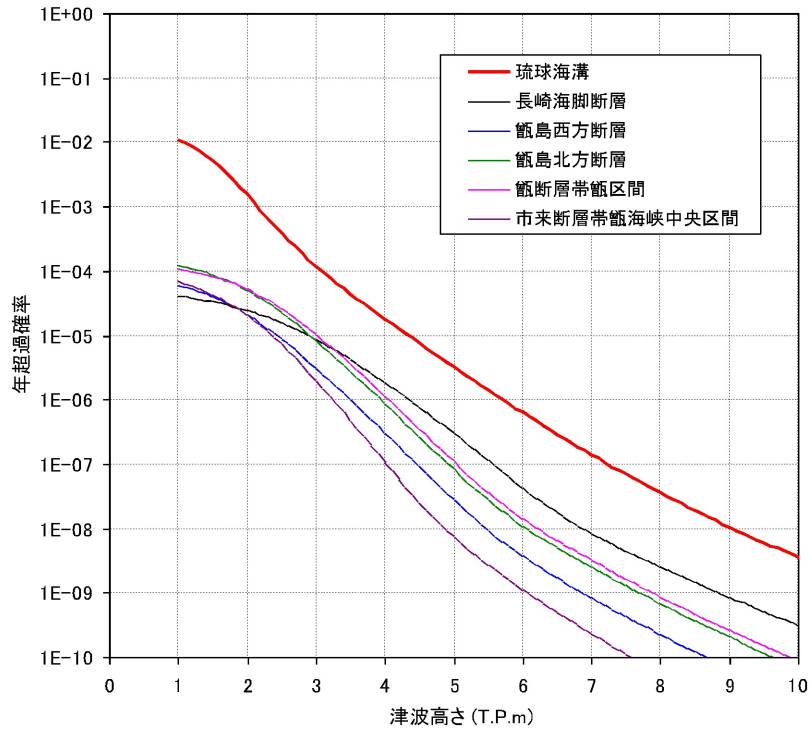
第 3.1.3.4-20 図 取水口位置における津波ハザード曲線 (2/2)



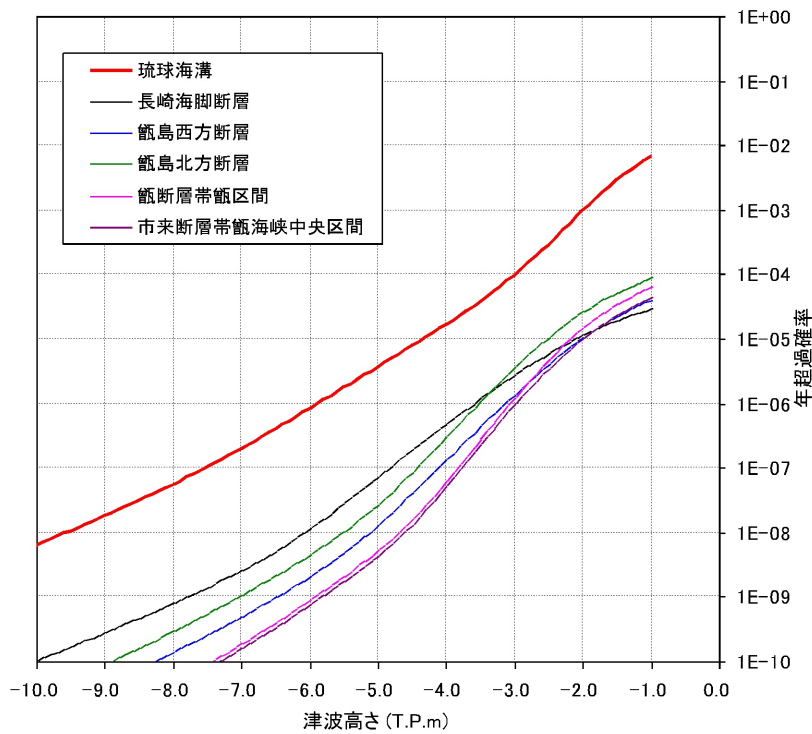
第 3.1.3.4-21 図 取水口位置におけるフラクタルハザード曲線 (1/2)



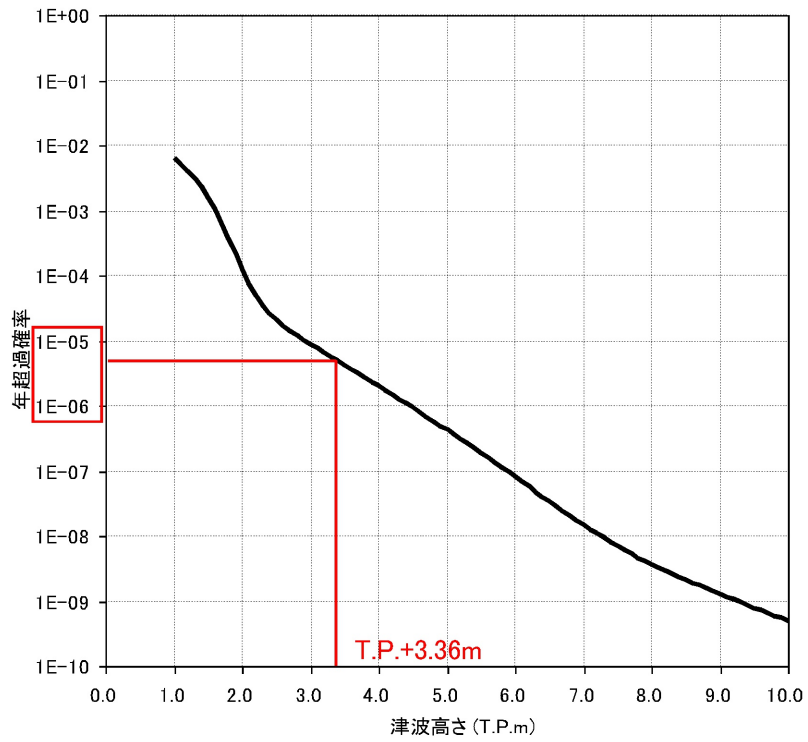
第 3.1.3.4-21 図 取水口位置におけるフラクタルハザード曲線 (2/2)



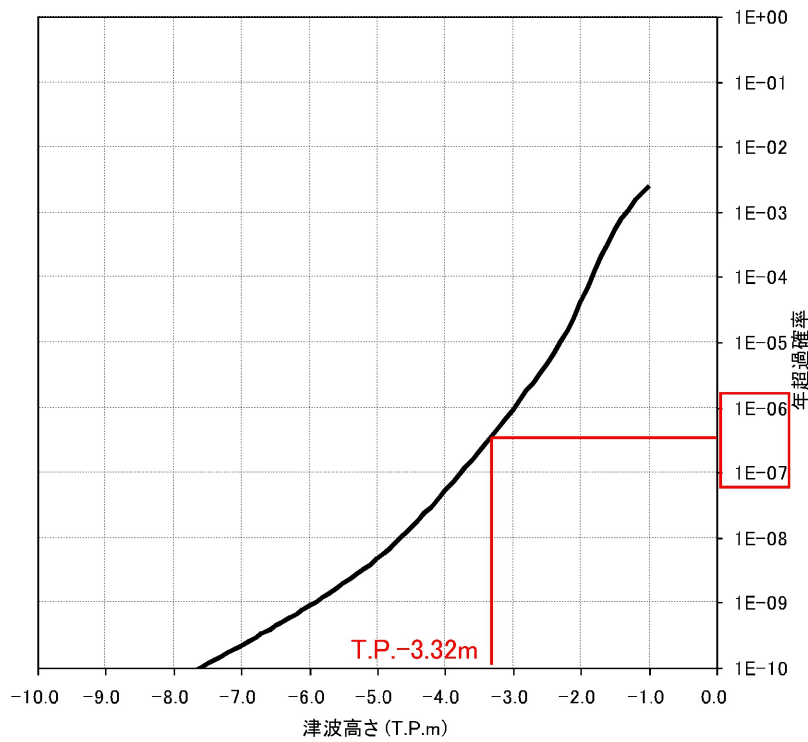
第 3.1.3.4-22 図 取水口位置における波源ごとの寄与度 (1/2)



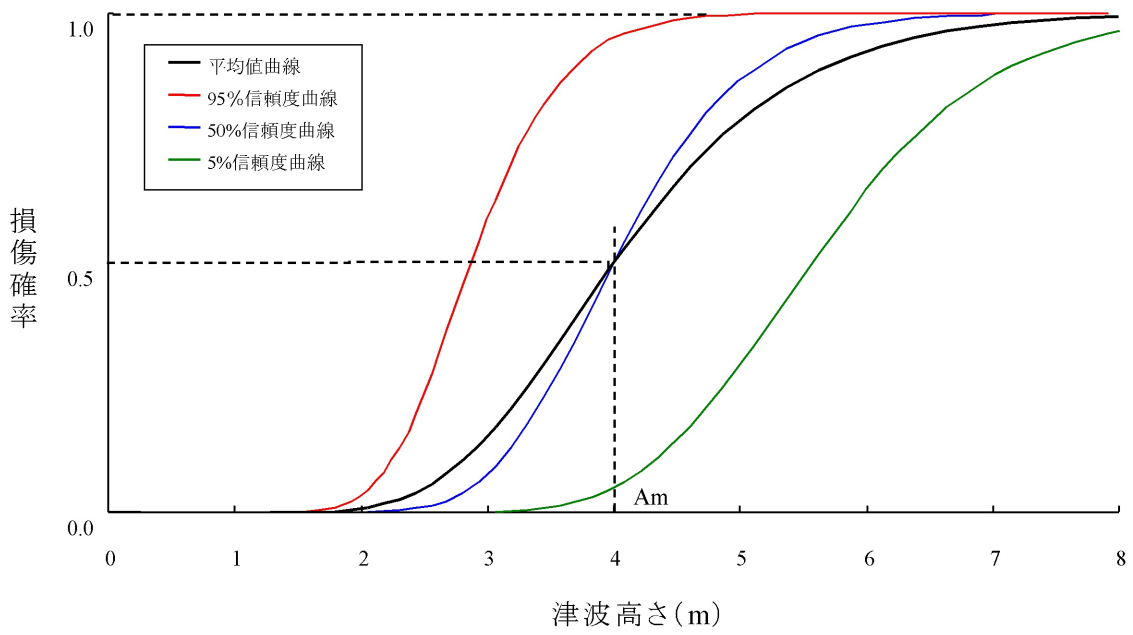
第 3.1.3.4-22 図 取水口位置における波源ごとの寄与度 (2/2)



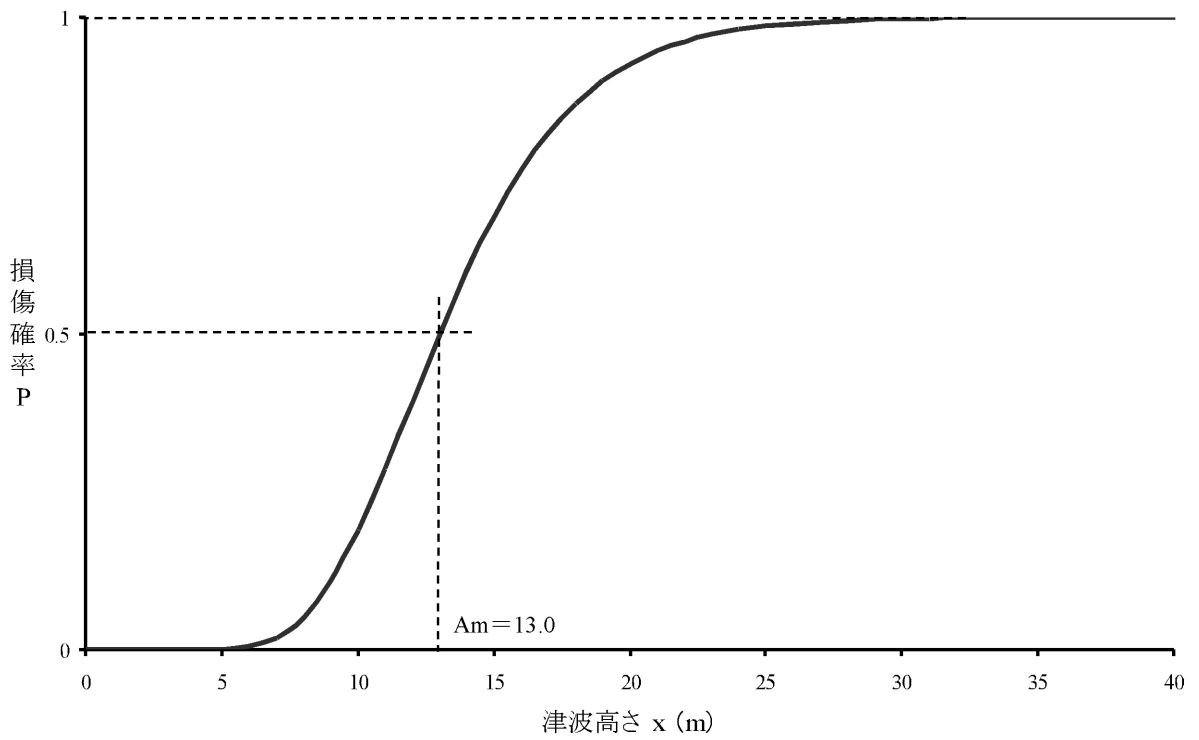
第 3.1.3.4-23 図 基準津波の策定位置における津波ハザード曲線 (1/2)



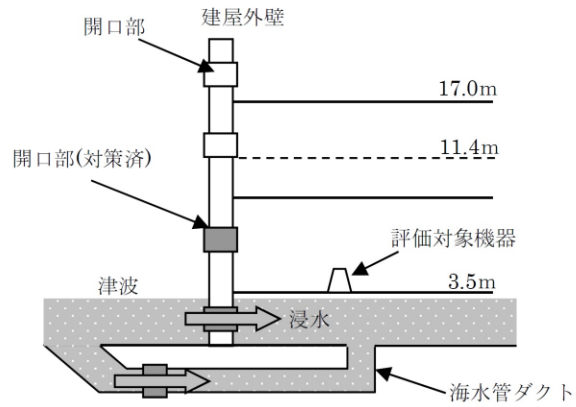
第 3.1.3.4-23 図 基準津波の策定位置における津波ハザード曲線 (2/2)



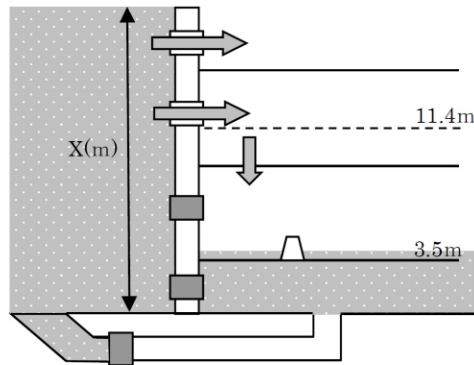
第 3.1.3.4-24 図 信頼度に応じた fragility 曲線のイメージ



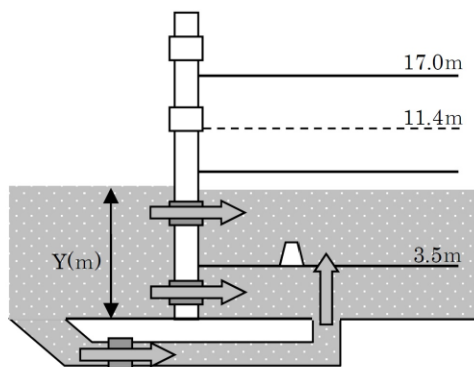
第 3.1.3.4-25 図 フラジリティ曲線 (屋外: 設置高さ EL.+13.0m)



(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

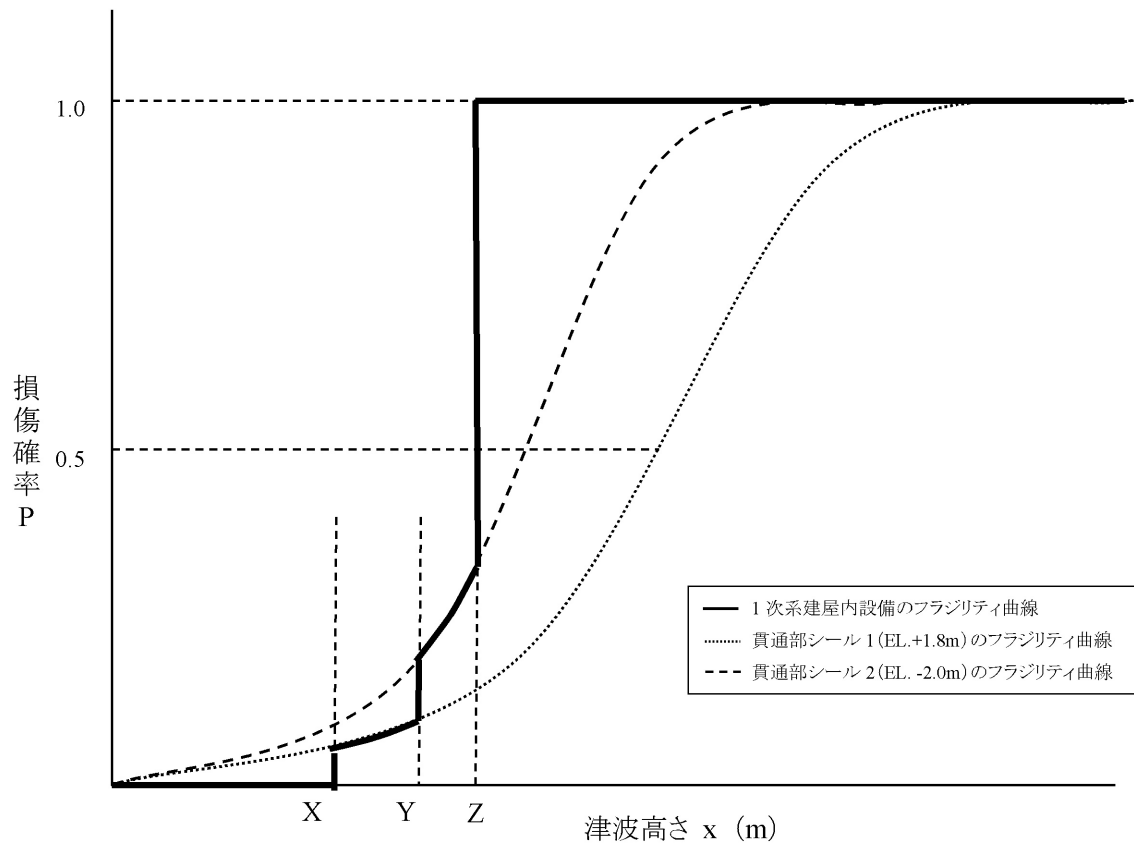


(2): シールが損傷しない場合でも波高がシールのないEL以上(ここでは $X > 11.4$ メートル)になると機器の水没に至る水量が流入する。

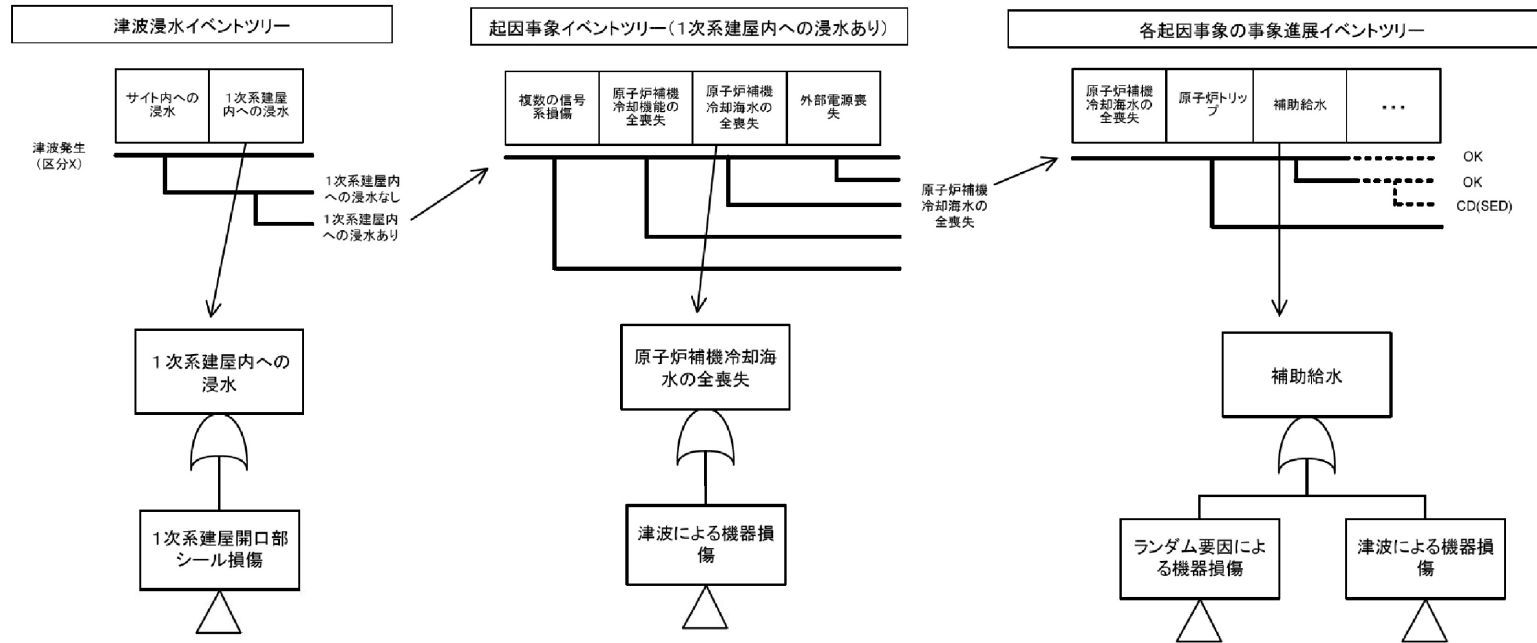


(3): シールが損傷した場合には波高と同じELまで水位が上昇する。

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

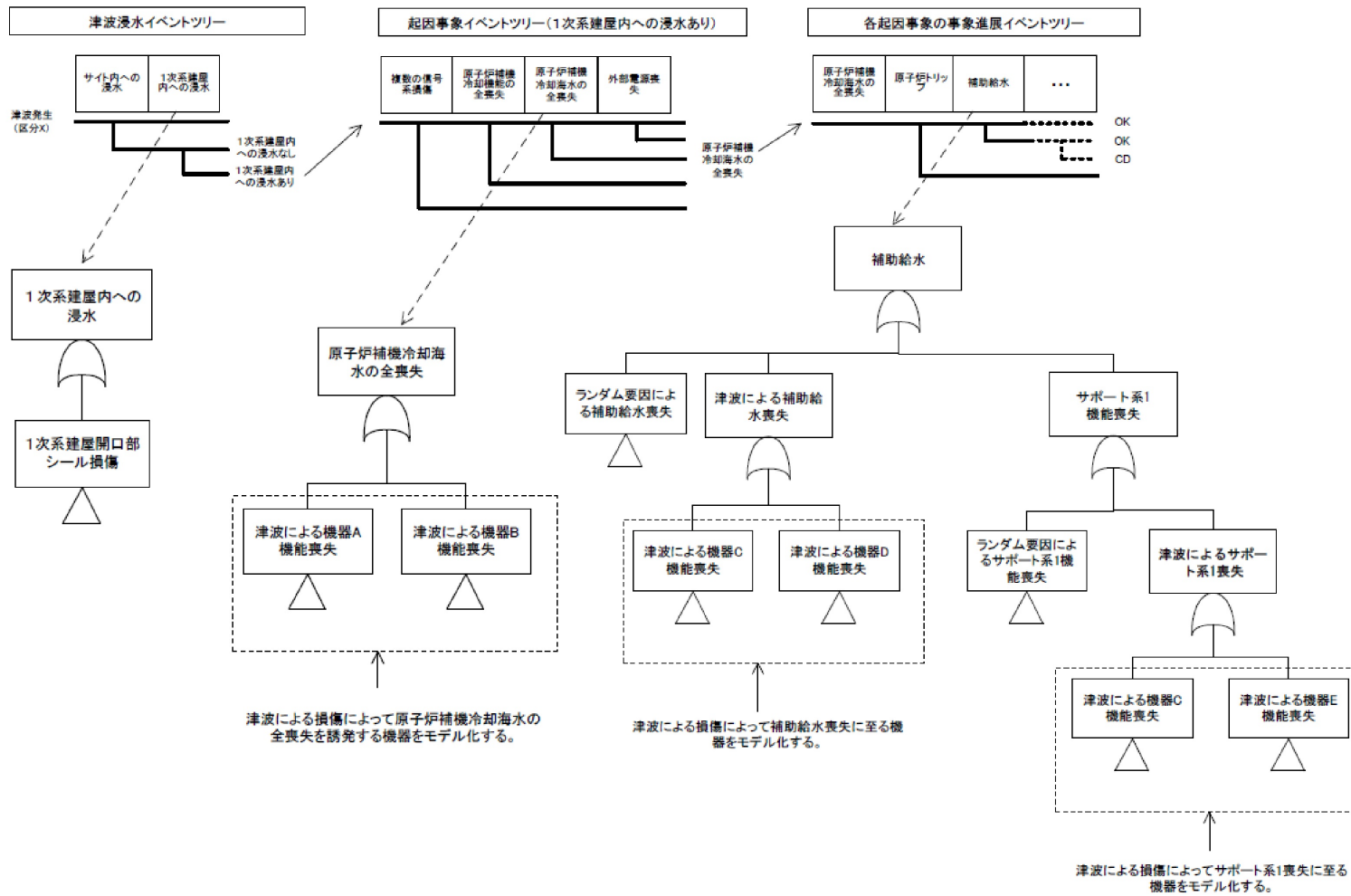
第 3.1.3.4-29 図 津波浸水イベントツリー

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				

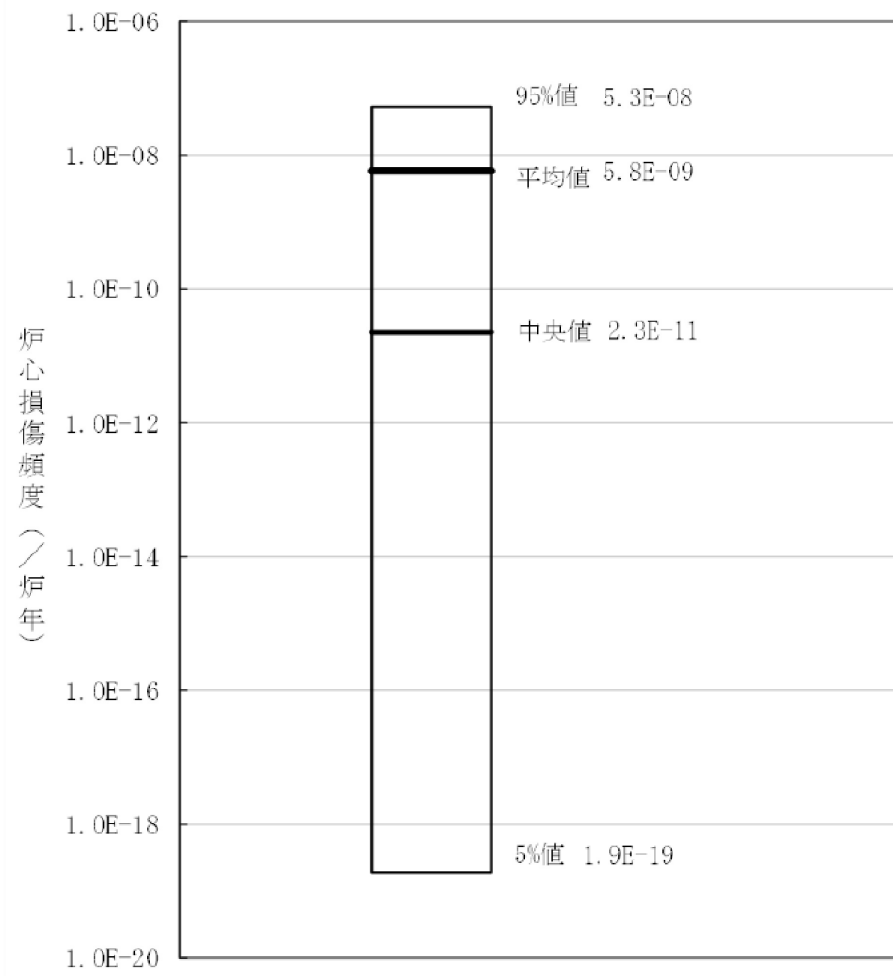
第 3.1.3.4-30 図 起因事象イベントツリー(1次系建屋内浸水あり)

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

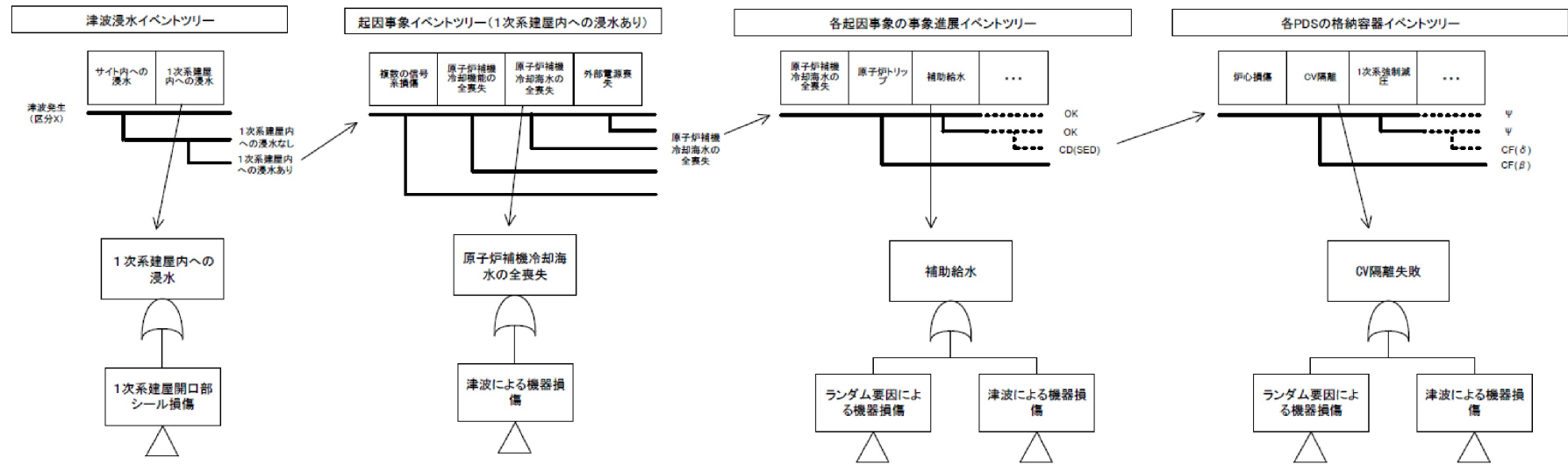
第 3.1.3.4-31 図 起回事象イベントツリー(1次系建屋内浸水なし)



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

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	CF	ESX	DCH	MA	HP2	B	—	—	
A	分散放出	多量	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—	
						有り	無し	—	γ'	F3A	
						有り	有り	—	μ	F3A	
						有り	有り	—	σ	F3A	
		少量	成功	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—
							有り	有り	—	γ'	F3A
							有り	有り	—	μ	F3A
							有り	有り	—	σ	F3A
	失敗	無し	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—	
						有り	有り	—	γ'	F3A	
						有り	有り	—	μ	F3A	
						有り	有り	—	σ	F3A	
	重力落下	多量	無し	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—
							有り	有り	—	γ'	F3A
							有り	有り	—	η	F3A
							有り	有り	—	β	F3A
少量		成功	無し	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—
							有り	有り	—	γ'	F3A
							有り	有り	—	η	F3A
							有り	有り	—	σ	F3A
失敗	無し	無し	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—	
						有り	有り	—	γ'	F3A	
						有り	有り	—	η	F3A	
						有り	有り	—	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：

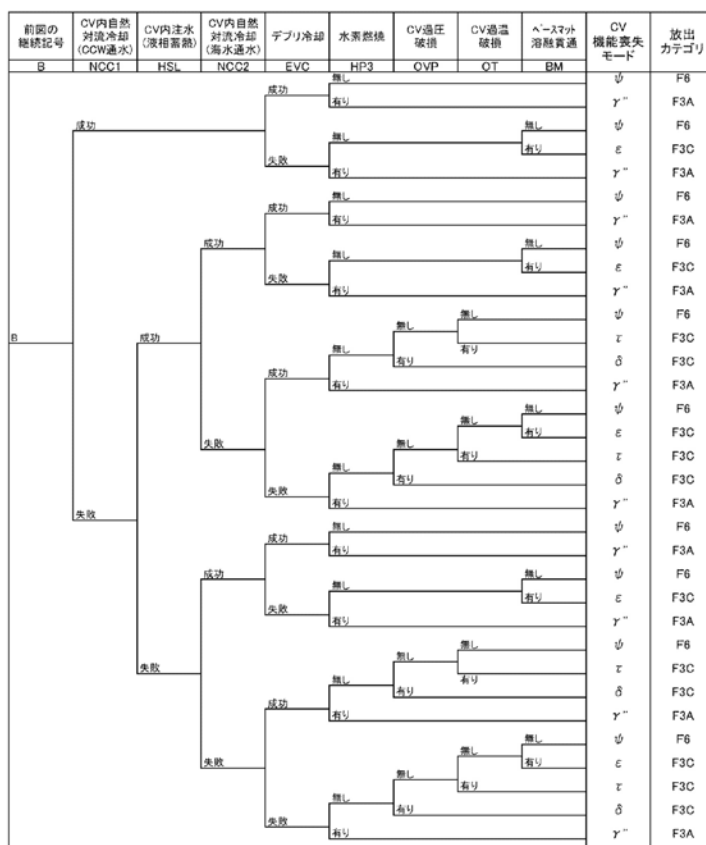
- α = 原子炉容器内水蒸気爆発
- β = 格納容器隔離失敗
- γ = 水素燃焼(原子炉容器破損前)
- γ' = 水素燃焼(原子炉容器破損直後)
- γ'' = 水素燃焼(原子炉容器破損後長期)
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε = ベースマツト熔融貫通
- θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- σ = 格納容器雰囲気直接加熱
- g = 蒸気発生器伝熱管破損
- v = インターフェイスシステム LOCA
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- φ = 格納容器健全

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)

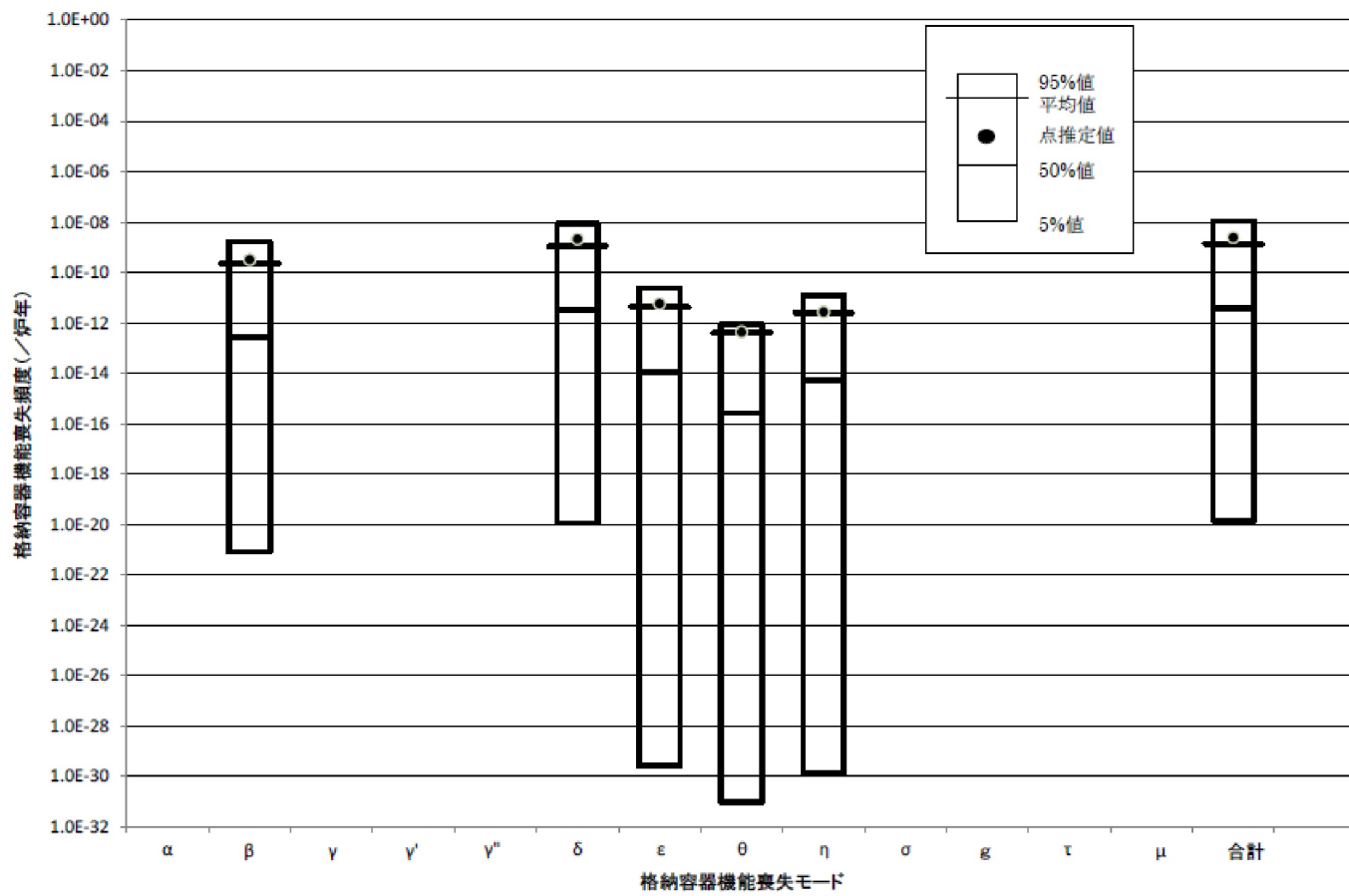


- 注 1) 格納容器機能喪失モード:
- α = 原子炉容器内水蒸気爆発
 - β = 格納容器隔離失敗
 - γ = 水素燃焼(原子炉容器破損前)
 - γ['] = 水素燃焼(原子炉容器破損直後)
 - γ^{''} = 水素燃焼(原子炉容器破損後長期)
 - δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
 - ε = ベースマツト溶融貫通
 - θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
 - η = 原子炉容器外水蒸気爆発
 - σ = 格納容器雰囲気直接加熱
 - g = 蒸気発生器伝熱管破損
 - ν = インターフェイスシステム LOCA
 - μ = 格納容器直接接触
 - τ = 格納容器過温破損
 - φ = 格納容器健全

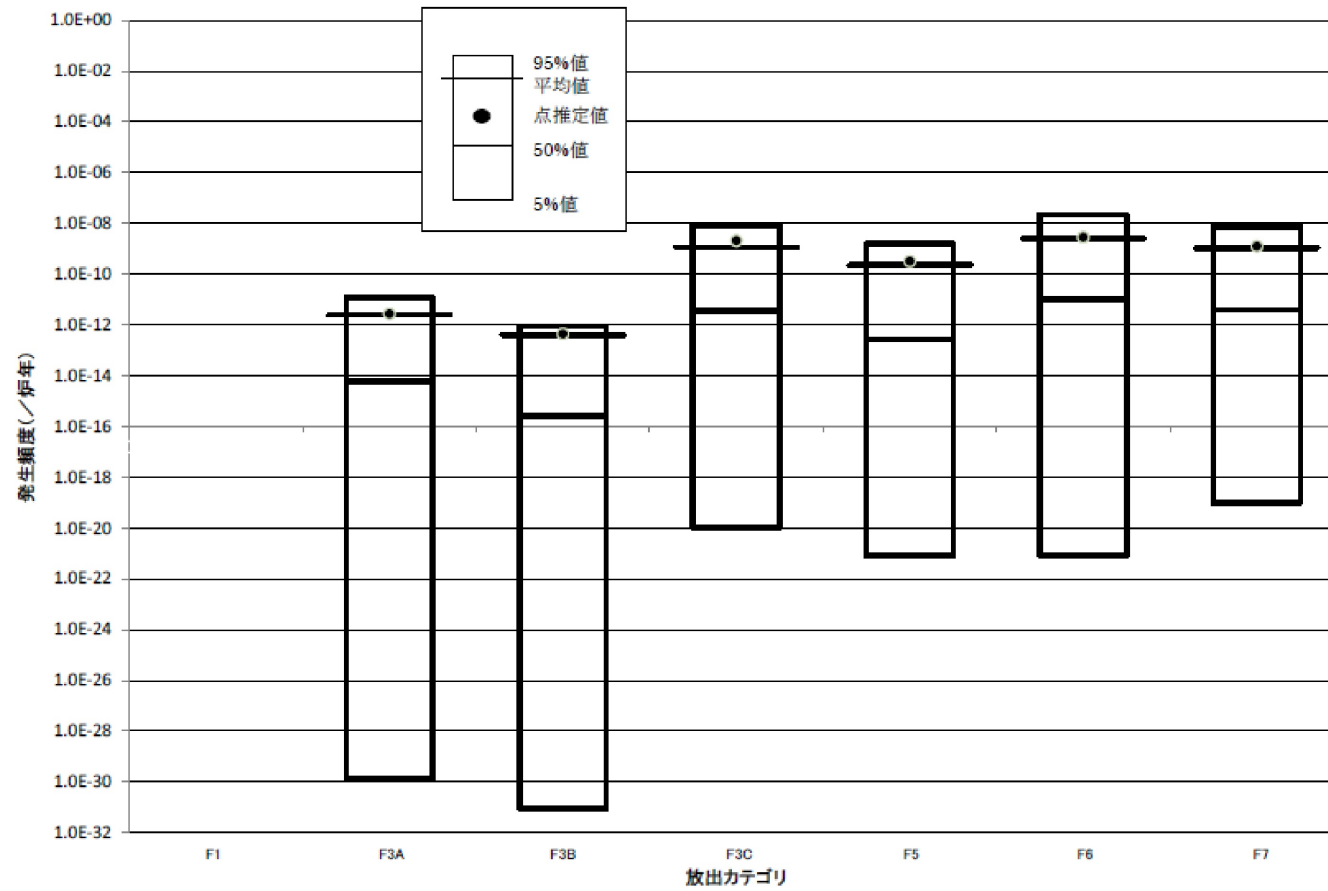
- 注 2) 放出カテゴリ記号
- F1 = 格納容器バイパス(内的)
 - F2 = 格納容器バイパス(外的)
 - F3A = 格納容器破損(内的)(エナジェティック)
 - F3B = 格納容器破損(内的)(先行破損)
 - F3C = 格納容器破損(内的)(その他)
 - F4 = 格納容器破損(外的)
 - F5 = 隔離失敗(内的及び外的)
 - F6 = 健全(設計漏えい)(内的及び外的)

(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」

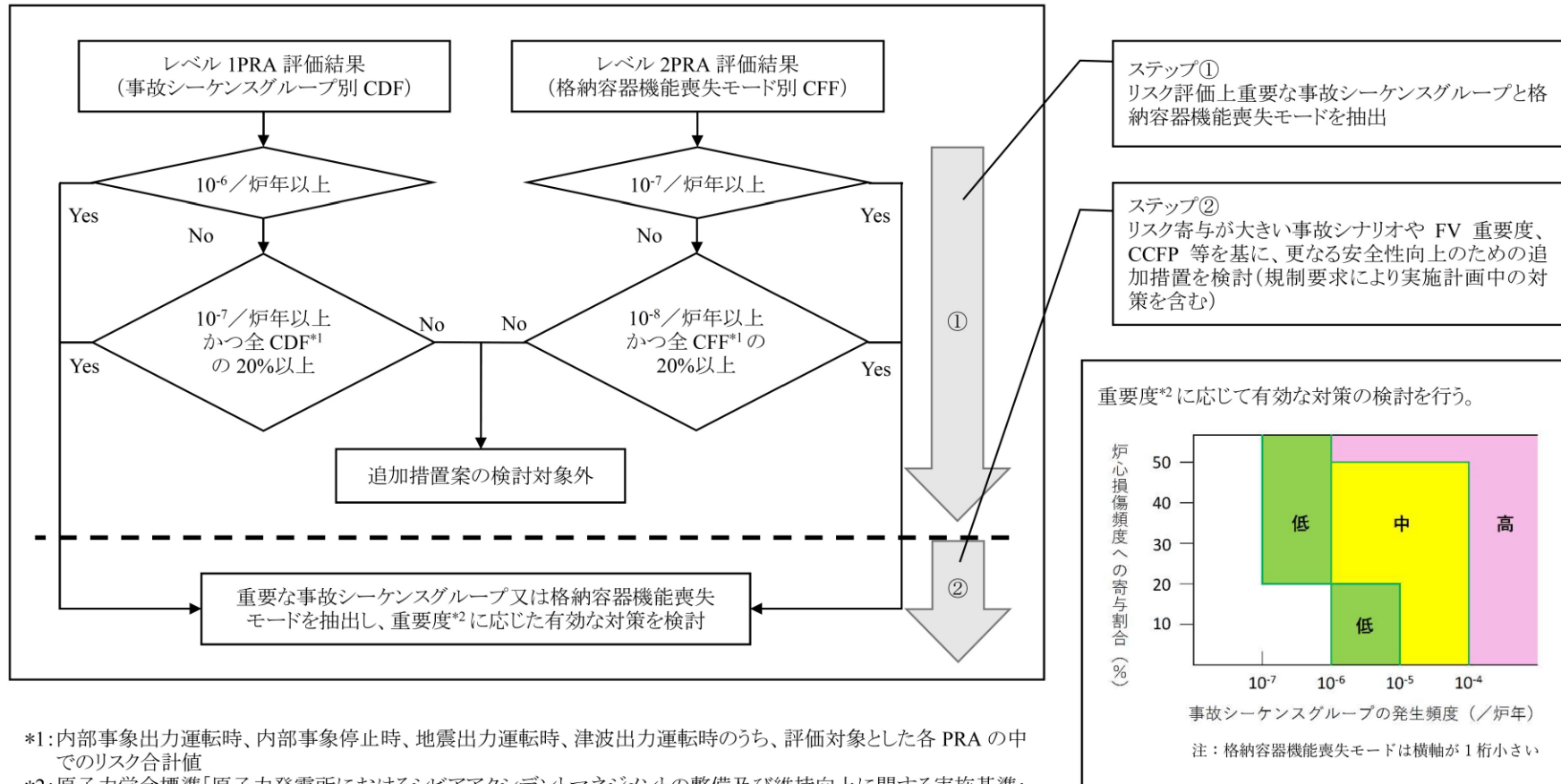
()内は各事象の合計に占める割合を示す。

*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	・原子炉補機冷却水系の負荷制限に係る運用の検討	・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。	・内部事象停止時レベル 1PRA
	・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)	・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。	
	・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	・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。	・地震出力運転時レベル 2PRA
教育・訓練の 強化	・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	・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。	・地震出力運転時レベル 1PRA
PRA モデルの 高度化	・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)	・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。	・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 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	起回事象の追加	その他起回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

3.1.4 安全裕度評価

設計上の想定を超える事象の発生を仮定し、評価対象の発電用原子炉施設が、どの程度の事象まで燃料体又は使用済燃料(以下「燃料体等」という。)の著しい損傷を発生させることなく、また、格納容器機能喪失及び放射性物質の異常放出をさせることなく耐えることができるか、安全裕度を評価する。また、燃料体等の著しい損傷並びに格納容器機能喪失及び放射性物質の異常放出を防止するための措置について、深層防護(**defense in depth**)の観点から、その効果を示すとともに、クリフエッジ・エフェクト(例えば、設計時の想定を超える地震及び津波により機器類の損傷、浸水等が生じ、燃料損傷等を引き起こす安全上重要な機器等の一連の機能喪失が生じること。)を特定して、設備の潜在的な脆弱性を明らかにする。これにより、発電用原子炉施設について、設計上の想定を超える外部事象に対する頑健性に関して、総合的に評価する。

第4回安全性向上評価届出書(令和3年6月5日付け原発本第38号)(以下「第4回届出書」という。)では特定重大事故等対処施設(以下「特重施設」という。)の主たる機能である炉心損傷後の格納容器破損防止機能に着目した評価を実施した。

今回は、特重施設の重大事故等(SA)への活用を踏まえ、第4回届出書で実施した項目に加え、炉心損傷防止対策含む一式の評価を実施する。

3.1.4.1 評価実施方法

(1) 評価項目

評価項目は、「実用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイドの制定について」(令和2年3月31日付け原規規発第20033110号、原子力規制委員会決定)(以下「運用ガイド」という。)に基づき、以下の項目について評価を実施する。

【評価項目】

- ・ 地震
- ・ 津波
- ・ 地震及び津波の重畳
- ・ 地震及び津波随件事象
- ・ その他自然現象

なお、号機間相互影響評価については川内2号機第6回届出時に評価を実施する。

(2) 評価の進め方

a. 各評価項目に対する共通的な前提条件及び留意事項

評価において、事象の進展過程については、イベントツリーの形式で示すこととし、イベントツリーの各段階において、その段階で使用可能な防護措置について検討し、それぞれの有効性及び限界を示す。このような各段階の状況を示すことにより、深層防護の観点からの評価を明らかにするものである。評価に当たっては、以下の点に留意する。

(a) 起因事象発生時の状況として、最大出力下での運転等、最も厳しい運転条件を想定するとともに、使用済燃料ピットが使用済燃料で満たされているなど、最も厳しい発電用原子炉の状態を設定する。

(b) 評価対象事象は、地震、津波（これらの重畳を含む。）及び地震・津波随伴事象並びにその他の自然現象とする。評価においては、設計段階での想定事象に限らず、最新の知見に照らして最も過酷と考えられる条件及びそれを上回る事象を想定する。

(c) 発電用原子炉及び使用済燃料ピットが同時に影響を受けると想定する。また、防護措置の評価に当たっては、合理的な場合を除き、一度機能を失った機能は回復しない及び外部からの支援は受けられないなど、厳しい状況を仮定する。

(d) 安全裕度評価においては、個別の発電用原子炉施設で自主的に強化した施設及び機能並びに耐震 B・C クラスの構造物・機器であっても合理的な

評価によって機能が維持されることが示せる場合は、評価においてその機能に期待するものとする。

(e) 安全裕度評価は、自らの発電用原子炉施設の有する安全裕度及び潜在的な脆弱性を把握し、自主的、継続的に安全性を向上させるためのプロセスの一貫であることを認識しつつ実施する。

(f) 評価時点までに実施した対策を反映した評価を実施する。

(g) 運転開始以降の設備の状態に関し、事象発生後における設備の機能維持、相互干渉、二次的影響、防護措置に係る作業性及び接近性等について情報を収集し、防護措置に係る成立性及び頑健性を確認するため、安全裕度評価の実施方法に照らして確認すべき観点を明確にしたうえで、必要に応じプラント・ウォークダウンを体系的に実施する。なお、実施に当たっては、新規制基準への適合性確認や PRA 等、これまでに実施したプラント・ウォークダウンの結果が活用できる場合は、これを活用する。

(h) 「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す地震 PRA 及び津波 PRA の検討結果を踏まえた評価を実施する。但し、安全裕度評価は、起因事象、緩和手段に関連する機器の地震や津波に対する耐力を評価することが目的であることから、地震 PRA 及び津波 PRA で考慮されている機器のランダム故障や人的過誤は考慮しない。

(i) クリフエッジを示す設備に対して有効な代替設備がある場合には、PRA で評価対象としていない設備であってもその代替設備に期待した評価を行う。

b. 評価対象

「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」と同様に、設計基準対象施設並びに発電用原子炉設置変更許可申請書添付十の有効性評価において考慮した重大事故等対策及び特重施設の効果の評価において期待した対策を評価対象とする。

c. 建物、構築物及び機器等の安全裕度評価における実応答値及び実耐力値又は設計応答値及び設計耐力値等の使用方法

(a) 地震に対する耐力評価の指標

運用ガイドでは、「安全裕度評価では、実応答値及び実耐力値を用いることとし、設計応答値及び設計耐力値を混在して使用しない。」記載とされている。

今回の地震に対する安全裕度評価では、地震に対する耐力評価の指標として、フラジリティを使用することとしている。フラジリティ評価では、文献値や専門家判断を活用して耐力・応答のそれぞれについて中央値を設定するとともに、対数正規分布を仮定することでそれぞれの分布を考慮しており、得られた耐力分布・応答分布から建物、構築物及び機器等の損傷確率を評価している。各分布の作成に当たっては、設計における保守性^{※1}を排除した現実的な評価が前提となるため、結果として得られるフラジリティは実力値である。

※1 設計においては、耐力値、応答値についてそれぞれ以下に例示するような保守性を有している。

耐力値：物性値に規格基準値を使用、機能維持確認済加速度の使用、安全率を付加した許容値の設定 等

応答値：保守的な減衰定数の使用、床応答曲線の拡幅、保守的な解析モデル等

フラジリティ評価で考慮する耐力分布・応答分布は設計における保守性を排除した現実的な評価に基づくという点は、建物、構築物及び機器等のフラジリティ評価において共通であり、フラジリティを評価指標とする安全裕度評価においては、「設計値と実力値の混在」が発生することはない。

また、運用ガイドでは、評価の信頼性について、「設計応答値及び設計耐力値を用いる場合には、その信頼度を明確にする。さらに、クリフエッジ・エフェクトの値の信頼度（例えば、95%信頼度の5%損傷確率等）には、偶然的不確実さ及び認識論的不確実さを考慮する。また、安全裕度評価が有する信頼性を明確にする。」と記載されている。

前述のとおり、地震に係る安全裕度評価では実力値とみなすことができるフラジリティを指標とするため、運用ガイドの「設計応答値及び設計耐力値を用いる場合」に該当しない。

なお、地震に係る安全裕度評価においては、第 3.1.4.1-1 図に示すフラジリティとして、95%信頼度における5%損傷確率に相当する地震加速度レベル（以下「HCLPF」という。ここで、HCLPF は High Confidence of Low Probability of Failure（高信頼度低損傷確率）の略称である。）を用いてクリフエッジ加速度を表わすこととし、HCLPF を評価における指標とする。工学分野においては、高い信頼度を求める場合には慣例的に信頼度 95%（有意水準 5%）が設定されることから、本評価の指標として HCLPF を使用することは、十分高い信頼度が確保できていることを意味するものである。HCLPF はフラジリティ評価により算出される A_m と不確実さ β_{CR} 及び β_{CU} により、次式のように表される。

$$HCLPF = A_m \times \exp(-1.65 \times (\beta_{CR} + \beta_{CU}))$$

ここで、

A_m : フラジリティ加速度中央値 (損傷確率 50% に対応する地震動強さ)

β_{CR} : 偶然的不確実さ

β_{CU} : 認識論的不確実さ

である。

β_{CR} 及び β_{CU} は、具体的には以下のとおりである。

・ β_{CR} : 偶然的不確実さ

材料特性等に見られるように対象物が本来持っている「ばらつく特性」による不確実さである。物理現象が本質的に持っているランダム性に起因する「ばらつき」であるため、データの補充、評価モデルの詳細化を行ったとしても技術的に減じることができない性質のものである。第 3.1.4.1-2 図 のフラジリティ曲線において、この不確実さ β_{CR} は曲線の傾きに相当する。

安全裕度評価においては、例えば、加振試験等により求めた現実的耐力の統計的精度 (試験体の個体差、加振器の動作条件及び計測器のノイズ等に起因する統計的精度) の不確実さや、建屋の地震応答評価におけるせん断波速度などの地盤物性値及びコンクリート強度に係る不確実さ等に、この偶然的不確実さを考慮している。

・ β_{CU} : 認識論的不確実さ

構造部材の現実的耐力を求める際、引張り強さなどの物性値に一般データを用いている場合の不確実さや、評価に用いる解析モデル自体が持つ不確実さ等に、この認識論的不確実さを考慮している。これは、将来的なデータの増加又は科学の進展によってそのばらつきを減じることが期待

できる。

第 3.1.4.1-2 図 のフラジリティ曲線において、この不確実さ β_{CU} は信頼度として示されており、評価においてより高い信頼度を必要とするほど、フラジリティ曲線は図の左側(地震加速度が小さい側)に移動し、不確実さ β_{CU} の影響を考慮しない場合(50%信頼度のフラジリティ曲線に相当)に比べ、より小さい加速度で高い損傷確率を示すようになる。

したがって、HCLPF を指標とすることで、信頼性に関する評価が含まれることとなり、運用ガイドの「偶然的な不確実さ及び認識論的不確実さを考慮」していることとなる。

なお、今回の評価においてはクリフエッジ地震加速度を解放基盤面における水平方向の加速度レベル(G^{*2})で記載^{※3}しているが、上記のとおり HCLPF の定義を踏まえれば、第 3.1.4.1-2 図に示すとおり、HCLPF に相当する地震加速度が生じて、損傷確率が高くなる地震加速度までは十分な余裕があることから、必ずクリフエッジ・エフェクトが発生することを意味するものではない。

さらに、HCLPF が意味する損傷確率 5%の加速度レベルは、前述のとおり 95%信頼度に基づく値であることを考慮すると、第 3.1.4.1-2 図に示すとおり、信頼度の観点からも十分安全側(保守的)に設定されている値である。

※2 G:加速度を重力加速度で除した無次元数

※3 鉛直方向の入力が機器の損傷に対して支配的となる場合には、鉛直方向の地震ハザード曲線と水平方向の地震ハザード曲線の比を基に補正係数を評価し、損傷時の鉛直方向の解放基盤面加速度を水平方向の解放基盤面加速度に補正した値を記載

なお、第 3.1.4.1-2 図に示す各信頼度における fragility 曲線は以下の式により算出される。

$$F(A) = \Phi \left\{ \frac{\ln\left(\frac{A}{A_m}\right) + \beta_{c_U} \cdot X}{\beta_{c_R}} \right\}$$

ここで、

F: 損傷確率

Φ : 標準正規累積分布関数

A: 入力加速度

A_m : fragility 加速度中央値 (損傷確率 50% に対応する入力加速度 (地震動強さ))

β_{c_R} : 偶然的な不確かさ要因の対数標準偏差

β_{c_U} : 認識論的な不確かさ要因の対数標準偏差

$$\beta_{c_R} = \sqrt{(\beta_{R-s})^2 + (\beta_{R-r})^2}$$

$$\beta_{c_U} = \sqrt{(\beta_{U-s})^2 + (\beta_{U-r})^2}$$

β_{R-s} : 現実的耐力の偶然的な不確かさ

β_{R-r} : 現実的応答の偶然的な不確かさ

β_{U-s} : 現実的耐力の認識論的な不確かさ

β_{U-r} : 現実的応答の認識論的な不確かさ

X: fragility 曲線の信頼度 p に対応する標準正規確率変量 ($\Phi^{-1}(p)$)

$p = 5\%$ 信頼度の時 $X = -1.65$

$p = 50\%$ 信頼度の時 $X = 0$

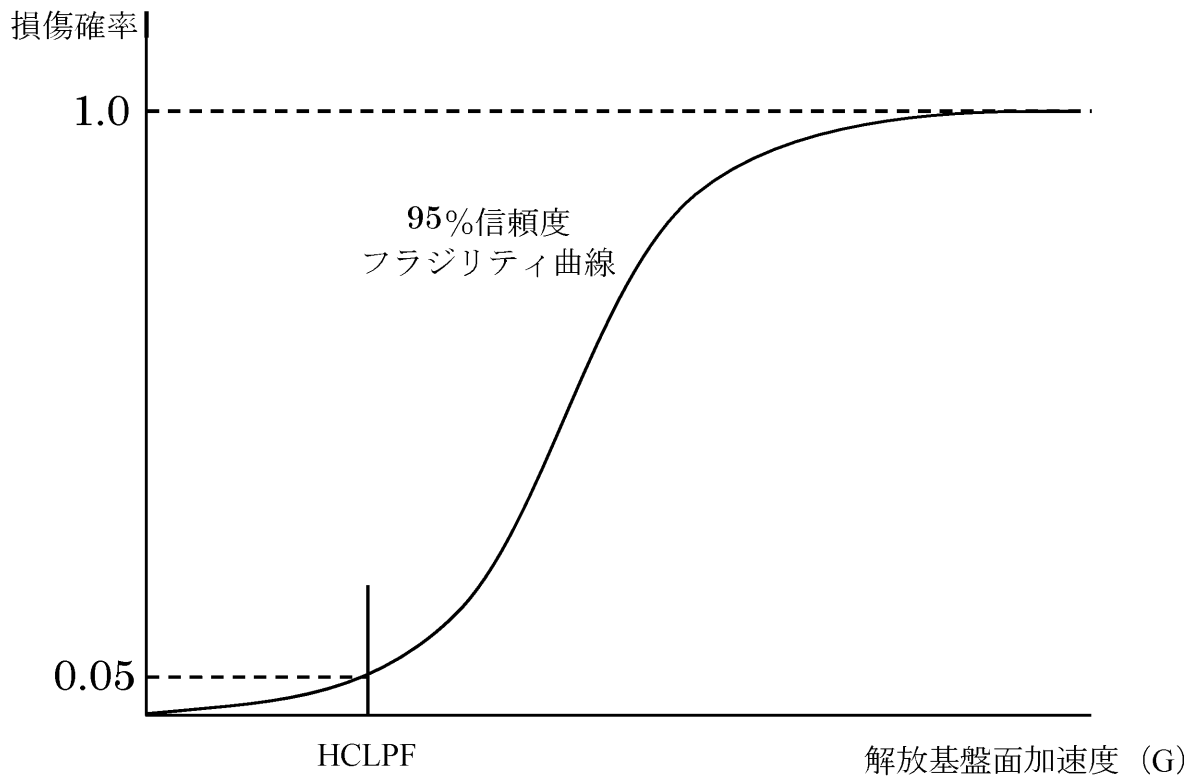
$p = 95\%$ 信頼度の時 $X = 1.65$

(b) 津波に対する耐力評価の指標

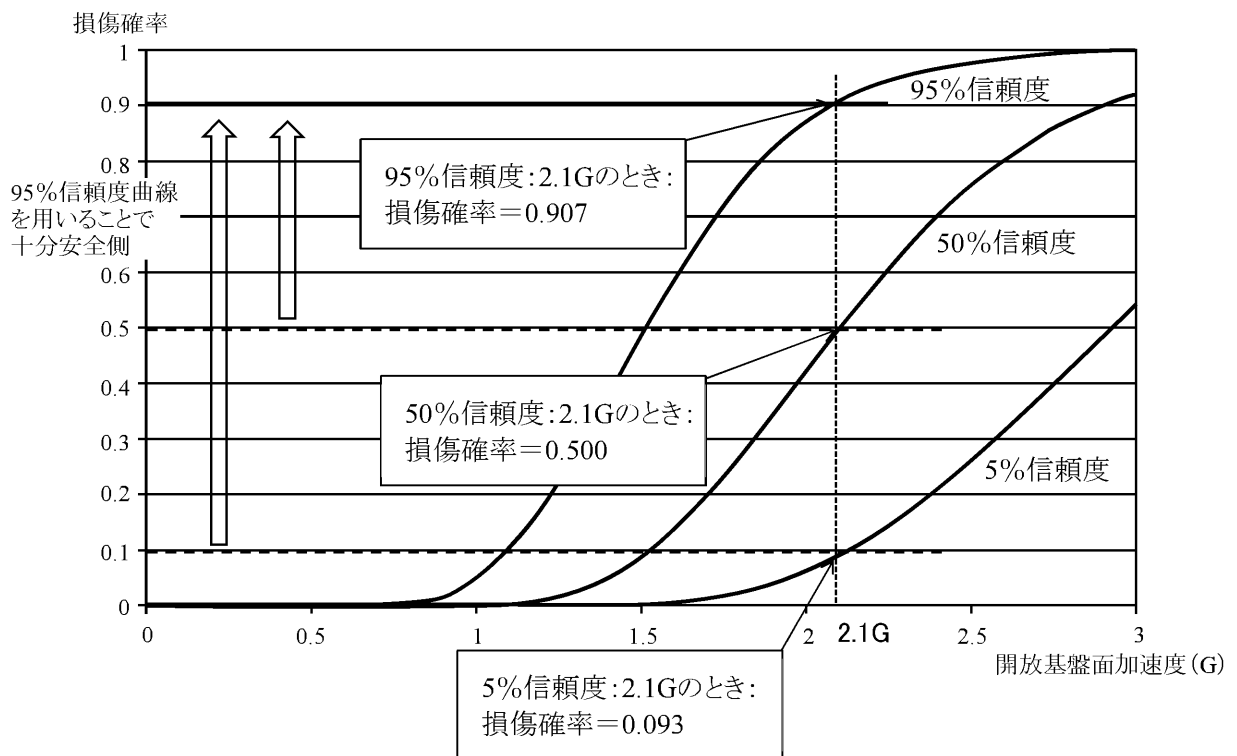
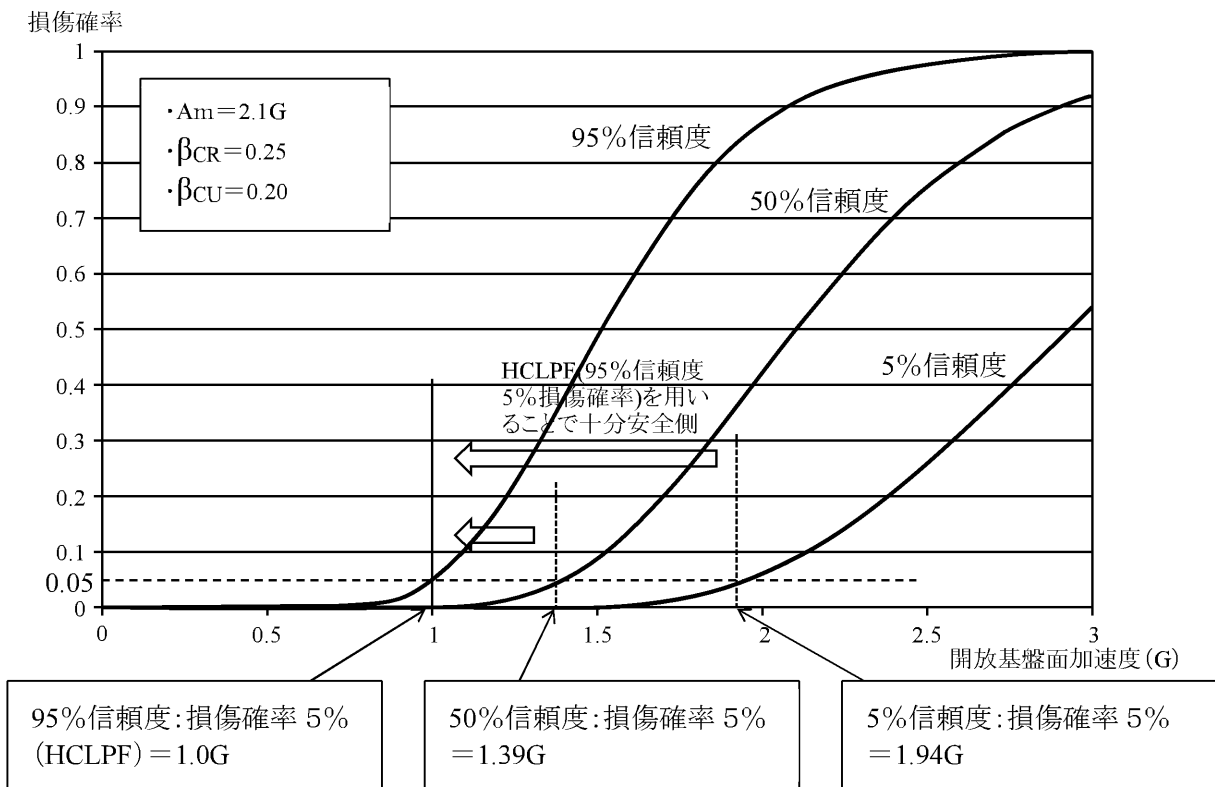
安全性向上評価における津波に対する安全裕度評価では、入力は一様な高さの津波とすることから、不確実さを含んでいない。一方、耐力は機器等の設置高さ又は建屋シール等を考慮した浸水高さとし、機器等が水に触れた時点で機能損傷すること及び建屋シールがない高さに津波が到達した場合に建屋内に水が無制限に流入し、津波高さまで建屋内の水位が上昇することを想定する。機器等又は建屋シール等の設置高さは、配置設計において厳密に設定されていることから、不確実さを考慮しない。

従って、津波に対する耐力評価の指標としては、許容津波高さとして、機器等又は建屋シール等の設置高さを用いて決定論的に評価することとする。

なお、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」で実施した津波 PRA では、遡上応答に係る不確実さを工学的判断により考慮したフラジリティ評価を実施している。今後、安全裕度評価の津波評価において、入力津波に遡上応答の不確実さを考慮する場合は、耐力の指標として HCLPF を用いることとする。また、津波 PRA 高度化の知見等を踏まえ、津波に対するより現実的な安全裕度評価手法の適用に向けて、適宜検討していく。



第3.1.4.1-1図 建物、構築物及び機器等の損傷確率



第 3.1.4.1-2 図 各信頼度における fragility 曲線

($A_m=2.1$ 、 $\beta_{CR}=0.25$ 、 $\beta_{CU}=0.20$ の fragility 曲線を例とする)

3.1.4.2 評価結果

(1) 地震

a. 炉心損傷防止対策

(a) 出力運転時

イ 評価方法

出力運転時の炉心損傷を防止する措置について、以下の評価を実施する。(第 3.1.4.2-1 図参照)

(イ) 起回事象の選定

地震発生時の安全裕度評価における起回事象は、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて選定する。

(ロ) 各起回事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定

(イ)項にて選定した各起回事象を引き起こす建屋、系統及び機器(以下「設備等」という。)とその HCLPF を、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて特定する。

また、この結果を踏まえて、発生する起回事象に対応する地震加速度区分を設定する。

(ハ) クリフエッジ評価

(ロ)項にて設定した地震加速度区分の小さい順に、各区分で発生する起回事象に対して以下の i 項～iii 項の評価を実施するとともに、当該区分で炉心損傷に至るかを評価する。

ここで、当該区分で炉心損傷に至らない場合は、次の地震加速度区分を対象とし、新たな起因事象が追加して発生することを考慮して、以下の i 項～iii 項の評価を実施する。

評価対象の地震加速度区分において炉心損傷に至る場合、起因事象に対する各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF のうち、最も大きいものがクリフエッジの地震加速度となる。

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

当該の地震加速度区分で発生する起因事象に対し、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて、影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 項にて特定した各影響緩和機能について、フロントライン系^{※1}及びサポート系^{※2}の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその HCLPF を「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る HCLPF は、フロントライン系とサポート系の機能喪失に至る各々の HCLPF のうち、小さい方となる。

※1: 各イベントツリーの安全機能の達成に直接必要な影響緩和機能をフロントライン系という。例えば主給水流量喪失事象では、原子炉停止、補助給水による蒸気発生器への給水、主蒸気逃がし弁による熱放出等がフロントライン系である。

※2: フロントライン系を機能させるために必要な電源や冷却水等を供給する機能をサポート系という。例えば電動補助給水の機能達成に必要な監視、制御のための直流電源やポンプ駆動力のための交流電源等がサポート系である。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

ii 項にて特定した各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の結果から、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF を特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF は、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の HCLPF のうち、最も小さいものとなる。

ロ 評価結果

(イ) 起因事象の選定結果

地震発生時の安全裕度評価における起因事象については、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価 (PRA)」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて、以下の 11 事象を選定した。なお、選定した起因事象の概要を第 3.1.4.2-1 表に示す。

- ・ 大破断 LOCA
- ・ 中破断 LOCA
- ・ 小破断 LOCA
- ・ 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)
- ・ 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)
- ・ 主給水管破断
- ・ 原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・ 外部電源喪失

- ・ 主給水流量喪失
- ・ 炉心損傷直結(CV機能喪失直結を除く)
- ・ CV機能喪失直結

ここで、炉心損傷直結(CV機能喪失直結を除く。)事象は、地震PRAにおける大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)及びATWSに、CV機能喪失直結事象は、地震PRAにおける蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)、原子炉格納容器損傷及び原子炉建屋損傷に該当する。

(ロ) 各起因事象発生に係るHCLPF及び地震加速度区分の特定結果

各起因事象を引き起こす設備等とそのHCLPFを第3.1.4.2-2表のとおり特定した。

ここで、外部電源喪失及び主給水流量喪失については耐震B及びCクラス設備等の破損により発生することから、地震加速度の大きさによらず発生するものとした。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する地震加速度区分1～9を同表のとおり設定した。

(ハ) クリフエッジ評価結果

I 地震加速度区分1(0.85G未満)に対する評価結果

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

地震加速度区分1で発生する起因事象である「外部電源喪失」及び「主給水流量喪失」について、第3.1.4.2-2図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、炉心の未臨界性が確保され、かつ、

燃料が安定、継続的に冷却される状態に至るシナリオを収束シナリオ(冷却成功)とし、この状態に至らないシナリオを燃料の重大な損傷に至るシナリオ(炉心損傷)とした。

第 3.1.4.2-2 図のとおり、外部電源が期待できないことを考慮すると外部電源喪失及び主給水流量喪失の収束シナリオは同様のものとなるため、外部電源喪失にまとめて評価を実施することとした。

なお、「外部電源喪失」の収束シナリオ①、②、③、④、⑤及び⑥の概要は以下のとおり。

・ 収束シナリオ①:

起因事象発生の後、原子炉の停止及びディーゼル発電機の起動が成功し、非常用所内電源からの給電がなされている状態で、電動又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水が行われる。充てん系によるほう酸の注入を行い、未臨界性を確保した上で主蒸気逃がし弁を中央制御室からの手動操作により開放し、2次系による冷却が行われる。加えて、加圧器逃がし弁による減圧操作により、1次系の温度、圧力を余熱除去系による冷却が可能な条件にまで低下させた後、余熱除去系を用いた1次系冷却を行う。この状態では未臨界性が確保された上で海を最終ヒートシンクとした安定、継続的な冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ②:

起因事象発生の後、原子炉の停止及びディーゼル発電機の起動が成功し、非常用所内電源からの給電がなされている状態で、収束シナリオ①で期待していた手段のいずれかに失敗した場合、充てん／高圧注入

ポンプの起動及び加圧器逃がし弁の開放を中央制御室からの手動操作により行い、燃料取替用水タンクのほう酸水を炉心へ注入し、1次系の冷却を行う。また格納容器の圧力上昇により、格納容器スプレイポンプが起動する。燃料取替用水タンクの水位低下後、再循環切り替えを行い、余熱除去冷却器及び格納容器スプレイ冷却器を用いて継続した1次系冷却を行う。この状態では未臨界性が確保された上で海を最終ヒートシンクとした安定、継続的な冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ③:

起因事象発生の後、原子炉の停止及びディーゼル発電機の起動が成功し、非常用所内電源からの給電がなされている状態で、収束シナリオ②で期待していた格納容器スプレイ再循環運転に失敗した場合に、原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う。この状態では未臨界性が確保された上で海を最終ヒートシンクとした安定、継続的な冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ④:

起因事象発生の後、原子炉の停止及びディーゼル発電機の起動が成功し、非常用所内電源からの給電がなされている状態で、収束シナリオ②で期待していた格納容器スプレイポンプによる格納容器除熱に失敗した場合に、原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う。この状態では未臨界性が確保された上で海を最終ヒートシ

ンクとした安定、継続的な冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ⑤:

起回事象発生の後、原子炉の停止が成功したもののディーゼル発電機の起動が失敗した状態で、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水が行われる。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁は現場の手動操作により開放され、2次系による冷却が行われる。1次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1次冷却材と未臨界性を確保する。代替交流電源(SA 又は特重)による交流電源を復旧させた後、蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水を補給することにより2次系冷却を継続する。この状態では未臨界性が確保された上で、海水を水源とした安定、継続的な2次系冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ⑥:

起回事象発生の後、原子炉の停止が成功したもののディーゼル発電機の起動が失敗し、1次冷却材ポンプ(以下「RCP」という。)シールLOCAが発生した状態において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水が行われる。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁は現場の手動操作により開放され、2次系による冷却が行われる。1次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1次系冷却材と未臨界性を確保する。代替交流電源(SA 又は特重)による交流電源を復旧させた後、蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水を補給することにより

2次系冷却を継続する。さらに燃料取替用水タンクを水源として常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により1次系への給水を継続する。移動式大容量ポンプ車による補機冷却機能回復後に、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる高圧再循環運転を行い、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により崩壊熱除去を行う。この状態で海水を最終ヒートシンクとした安定、継続的な冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の HCLPF の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF を参考資料Ⅱのとおり特定した。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

外部電源喪失の収束シナリオ①～⑥の機能喪失に係る HCLPF について、参考資料Ⅱのとおり特定した。

なお、RCP シールについては、耐熱 Oリングを内蔵する改良型シールを使用しており、同シールは全交流電源喪失を想定した高温高圧状況下において 8 時間以上の耐力を有している。更に、RCP が地震による荷重を受けた場合においても、1.15G に相当する地震荷重まではポンプ・モータの静止体及び回転体側部品に生じる変形が小さく、RCP シール内で両者が接触することはないため、地震の影響によって RCP シールの健全性が損なわれず、RCP シール LOCA に至ることはない。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①～⑥の機能喪失に係る HCLPF が 0.85G 以上であることから、地震加速度区分 1 (0.85 G 未満) で発生する「外部電源喪失」は収束可能であり、炉心損傷に至ることはない。

このため、より大きな地震加速度により発生する、地震加速度区分 2 (0.85～1.13G 未満) に対して以下のとおり評価を行った。

II 地震加速度区分 2 (0.85G～1.13G 未満) に対する評価結果

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

地震加速度区分 2 で発生する起因事象である「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」について、第 3.1.4.2-3 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

なお、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①、②、③、④及び⑤の概要は以下のとおり。

・ 収束シナリオ①:

起因事象発生の後、原子炉の停止及びディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、電動又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水を行う。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁を現場の手動操作により開放し、2 次系による冷却を行う。1 次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1 次冷却材と未臨界性を確保した上で蓄圧タンク出口弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水又は淡水を補給することにより 2 次系冷却を継続することで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

- ・ 収束シナリオ②

起因事象発生の後、原子炉の停止及びディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源からの給電があり、RCP シール LOCA が発生した状態で、電動又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水を行う。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁を現場操作により開放し、2 次系による冷却を行う。1 次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1 次系冷却材と未臨界性を確保した上で蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水を補給することにより 2 次系冷却を継続する。更に燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により 1 次系への給水を継続する。移動式大容量ポンプ車による補機冷却機能回復後に余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる高圧再循環運転を行い、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

- ・ 収束シナリオ③

起因事象発生の後、原子炉の停止に成功したもののディーゼル発電機の起動失敗等により非常用所内電源からの給電がない状態で、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水を行う。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁は現場の手動操作により開放し、2 次系による冷却を行う。1 次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1 次冷却材と未臨界性を確保した上で、代替交流電源 (SA 又は特重) による交流電源を復旧させた後、蓄圧タンク出口隔離

弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水又は淡水を補給することにより 2 次系冷却を継続することで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ④

起因事象発生の後、原子炉の停止が成功したもののディーゼル発電機の起動の失敗、及びタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水にも失敗した場合において、まず、代替交流電源(特重)により交流電源を復旧させる。その後、特重施設による代替炉心注入及び窒素ポンベを使用した加圧器逃がし弁の開放を行い、特重施設(貯水槽)及を水源として炉心へ注水し、1次系の冷却を行う。また、充てん/高圧注入ポンプの自己冷却ラインの確立後、充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)の起動を中央制御室からの手動操作により行い、燃料取替用水タンクのほう酸水を炉心へ注入し、1次系の冷却を継続する。また、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、特重施設による代替格納容器スプレイを行う。可搬型ディーゼルポンプの準備の完了後、可搬型ディーゼルポンプによる復水タンクを水源とした純水、長期的には海水を蒸気発生器へ給水する。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁は現場の手動操作により開放され、2次系による冷却が行われる。また、加圧器逃がし弁を閉止、充てん/高圧注入ポンプによる燃料取替用水タンクのほう酸水の炉心注入を停止することにより、炉心の冷却手段を1次系から2次系へと切り替える。この状態では未臨界性が確保された上で、海水を水源とした安定、継続的な2次系冷却が行われており、燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ⑤

起因事象発生の後、原子炉の停止が成功したもののディーゼル発電機の起動失敗等により非常用所内電源からの給電がなく、RCP シール LOCA が発生した状態で、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水を行う。制御用空気系統が使用できないことから、主蒸気逃がし弁を現場の手動操作により開放し、2 次系による冷却を行う。1 次系の減圧に伴い蓄圧タンクのほう酸水が給水され、1 次系冷却材と未臨界性を確保した上で、代替交流電源 (SA 又は特重) による交流電源を復旧させた後、蓄圧タンク出口隔離弁を中央制御室からの手動操作により閉止する。また、復水タンク枯渇までに海水又は淡水を補給することにより 2 次系冷却を継続する。更に燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により 1 次系への給水を継続する。移動式大容量ポンプ車による補機冷却機能回復後に余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる高圧再循環運転を行い、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理すると共に、各々の機能喪失を引き起こす設備等の HCLPF の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF を参考資料Ⅱのとおり特定した。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①～⑤の機能喪失に係る HCLPF について、参考資料Ⅱのとおり特定した。

なお、RCP シールについては、耐熱 Oリングを内蔵する改良型シールを使用しており、同シールは全交流電源喪失を想定した高温高圧状況下において 8 時間以上の耐力を有している。更に、RCP が地震による荷重を受けた場合においても、1.15G に相当する地震荷重まではポンプ・モータの静止体及び回転体側部品に生じる変形により、RCP シール内で両者が接触することはなく、地震の影響によって RCP シールの健全性が損なわれず、RCP シール LOCA に至ることはない。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①及び②は「非常用所内電源からの給電」の HCLPF である 1.05G で機能喪失に至る。収束シナリオ③、④及び⑤は「補助給水による蒸気発生器への給水」及び「可搬型ディーゼルポンプによる蒸気発生器への給水」の HCLPF である 1.10G で機能喪失する。すなわち地震加速度区分 2 (0.85G～1.13G) で炉心損傷に至ることから、これをクリフエッジとして特定した。クリフエッジの特定において、各影響緩和機能(フロントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図を第 3.1.4.2-16 図及び参考資料Ⅱ、機器リストを参考資料Ⅰ及び参考資料Ⅱに示す。

このようにクリフエッジ加速度(1.10G)未満であれば、未臨界性が確保され、燃料の重大な損傷に至る事態は回避されることとなるが、クリフエッジ加速度以上に達した場合は、「補助給水による蒸気発生器への給水」等が失敗してしまい、炉心損傷へ至ることとなる。

(a) 運転停止時

イ 評価方法

運転停止時の炉心損傷を防止するための措置について、崩壊熱が高く、1次系保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中を対象に、以下の評価を実施する。(第3.1.4.2-4図参照)

(イ) 起回事象の選定

地震発生時の安全裕度評価における起回事象は、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す地震PRA及び内部事象停止時PRAの検討結果を踏まえて選定する。

(ロ) 各起回事象発生に係るHCLPF及び地震加速度区分の特定

(イ)項にて選定した各起回事象を引き起こす設備等とそのHCLPFを、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す地震PRAの検討結果を踏まえて特定する。

また、この結果を踏まえて、発生する起回事象に対応する地震加速度区分を設定する。

(ハ) クリフエッジ評価

(ロ)項にて設定した地震加速度区分の小さい順に、各区分で発生する起回事象に対して以下のi項～iii項の評価を実施するとともに、当該区分で炉心損傷に至るかを評価する。

ここで、当該区分で炉心損傷に至らない場合は、次の地震加速度区分を対象とし、新たな起回事象が追加して発生することを考慮して、以下のi項～iii項の評価を実施する。

評価対象の地震加速度区分において炉心損傷に至る場合、起因事象に対する各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF のうち、最も大きいものがクリフエッジの地震加速度となる。

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

当該の地震加速度区分で発生する起因事象に対し、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて、影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 項にて特定した各影響緩和機能について、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその HCLPF を「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価(PRA)」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る HCLPF は、フロントライン系とサポート系の機能喪失に至る各々の HCLPF のうち、小さい方となる。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

ii 項にて特定した各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の結果から、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF を特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF は、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の HCLPF のうち、最も小さいものとなる。

ロ 評価結果

(イ) 起因事象の選定結果

I 地震 PRA における起因事象に対する検討

地震 PRA の起因事象のうち、運転停止時の地震に対する安全裕度評価で考慮すべき起因事象を第 3.1.4.2-3 表のとおり検討し、以下のとおり抽出した。

- ・ 原子炉格納容器損傷
- ・ 原子炉建屋損傷
- ・ 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)
- ・ 大破断 LOCA
- ・ 中破断 LOCA
- ・ 小破断 LOCA
- ・ 原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・ 外部電源喪失

II 内部事象停止時 PRA における起因事象に対する検討

内部事象停止時 PRA の起因事象のうち、運転停止時の地震に対する安全裕度評価で考慮すべき起因事象を第 3.1.4.2-4 表のとおり検討し、以下のとおり抽出した。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失
- ・ 水位維持失敗
- ・ 余熱除去機能喪失
- ・ 原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・ 外部電源喪失

III 運転停止時の地震に対する安全裕度評価で想定する起因事象の選定結果

運転停止時の地震に対する安全裕度評価の対象とする起因事象としては、Ⅰ及びⅡ項で抽出された起因事象を全て考慮することとし、以下の7事象を選定した。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失(大破断 LOCA、中破断 LOCA、小破断 LOCA を含む。)
- ・ 原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・ 外部電源喪失
- ・ 水位維持失敗
- ・ 余熱除去機能喪失
- ・ 炉心損傷直結(CV 機能喪失直結を除く。)
- ・ CV 機能喪失直結

ここで、炉心損傷直結(CV 機能喪失直結を除く。)事象は、地震 PRA における大破断 LOCA を上回る規模の LOCA(Excess LOCA)に、CV 機能喪失直結事象は、地震 PRA における原子炉格納容器損傷及び原子炉建屋損傷に該当する。なお、選定した起因事象の概要を第 3.1.4.2-5 表に示す。

(ロ) 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定結果

各起因事象を引き起こす設備等とその HCLPF を第 3.1.4.2-6 表のとおり特定した。

ここで、外部電源喪失及び主給水流量喪失については耐震 B 及び C クラス設備等の破損により発生することから、地震加速度の大きさによらず発生するものとした。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する地震加速度区分 1～6 を同表のとおり設定した。

(ハ) クリフエッジ評価結果

I 地震加速度区分 1 (0.85G 未満) に対する評価結果

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

地震加速度区分 1 で発生する起因事象である「外部電源喪失」について、第 3.1.4.2-5 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、炉心の未臨界性が確保され、かつ、燃料が安定、継続的に冷却される状態に至るシナリオを収束シナリオ(冷却成功)とし、この状態に至らないシナリオを燃料の重大な損傷に至るシナリオ(炉心損傷)とした。

なお、「外部電源喪失」の収束シナリオ①、②、③、④及び⑤の概要は以下のとおり。

・ 収束シナリオ①:

ミッドループ運転時に起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、余熱除去系を用いた 1 次系冷却を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ②:

ミッドループ運転時に起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、収束シナリオ①で期待していた余熱除去系による冷却に失敗した場合に、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプ(充てん注入モード)による炉心注水により炉心冷却を行う。更に格納容器スプレイポン

プを用いた代替再循環運転により崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

- ・ 収束シナリオ③:

ミッドループ運転時に起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、収束シナリオ②で期待していた充てん／高圧注入ポンプ(充てん注入モード)による炉心注水に失敗した場合に、充てん／高圧注入ポンプ(高圧注入モード)による炉心注水により炉心冷却を行う。更に格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環運転により崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

- ・ 収束シナリオ④:

ミッドループ運転時に起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、収束シナリオ③で期待していた充てん／高圧注入ポンプ(高圧注入モード)による炉心注水に失敗した場合に、燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により炉心冷却を行う。更に格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環運転により崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

- ・ 収束シナリオ⑤:

ミッドループ運転時に起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動失敗等により非常用所内電源からの給電がない状態で、代替交流電源(SA 又は特重)により交流電源を復旧させ、燃料取替用水タンクを

水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により炉心冷却を行う。移動式大容量ポンプ車による補機冷却機能回復後に余熱除去ポンプによる低圧再循環運転を行い、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の HCLPF の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF を参考資料Ⅱのとおり特定した。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

外部電源喪失の収束シナリオ①～⑤の機能喪失に係る HCLPF について、参考資料Ⅱのとおり特定した。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①～⑤の機能喪失に係る HCLPF が 0.85G 以上であることから、地震加速度区分 1 (0.85 G 未満) で発生する「外部電源喪失」は収束可能であり、炉心損傷に至ることはない。

このため、より大きな地震加速度により発生する、地震加速度区分 2 (0.85～1.13G 未満) に対して以下のとおり評価を行った。

II 地震加速度区分 2 (0.85G～1.13G 未満) に対する評価結果

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

地震加速度区分 2 で発生する起回事象である「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」について、第 3.1.4.2-6 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

なお、「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①、②及び③の概要は以下のとおり。

- ・ 収束シナリオ①:

ミッドループ運転時に起回事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により炉心冷却を行う。移動式大容量ポンプ車による補機冷却機能回復後に余熱除去ポンプによる低圧再循環運転を行い、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

- ・ 収束シナリオ②

ミッドループ運転時に起回事象発生の後、ディーゼル発電機の起動失敗等により非常用所内電源からの給電がない状態で、代替交流電源（SA 又は特重）により交流電源を復旧させ、燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる代替炉心注水により炉心冷却を行う。移動式大容量ポンプ車による補機冷却機能回復後に余熱除去ポンプによる低圧再循環運転を行い、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・ 収束シナリオ③

ミッドループ運転時に起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動失敗等により非常用所内電源からの給電がない状態で、代替交流電源(SA 又は特重)により交流電源を復旧させ、収束シナリオ②で期待していた、常設電動注入ポンプによる炉心への注水に失敗した場合、代替交流電源(特重)からの給電を実施した後、特重施設による代替炉心注水を行う。また、充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)の起動を中央制御室からの手動操作により行い、燃料取替用水タンクのほう酸水を炉心へ注入し、1次系の冷却を継続する。移動式大容量ポンプ車による補機冷却機能回復後に余熱除去ポンプによる低圧再循環運転を行い、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により崩壊熱除去を行うことで燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理すると共に、各々の機能喪失を引き起こす設備等の HCLPF の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF を参考資料Ⅱのとおり特定した。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①～③の機能喪失に係る HCLPF について、参考資料Ⅱのとおり特定した。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①は「非常用所内電源からの給電」の HCLPF である 1.05G で機能喪失に至る。収束シ

ナリオ②及び③は「移動式大容量ポンプ車による補機冷却」の HCLPF である 1.12G で機能喪失する。すなわち地震加速度区分 2 (0.85G～1.13G) で炉心損傷に至ることから、これをクリフエッジとして特定した。クリフエッジの特定において、各影響緩和機能(フロントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図を第 3.1.4.2-16 図及び参考資料Ⅱ、機器リストを参考資料Ⅰ及び参考資料Ⅱに示す。

このようにクリフエッジ加速度(1.12G)未満であれば、未臨界性が確保され、燃料の重大な損傷に至る事態は回避されることとなるが、クリフエッジ加速度以上に達した場合は、「移動式大容量ポンプ車による補機冷却」が失敗してしまい、炉心損傷へ至ることとなる。

b. 格納容器機能喪失防止対策

イ 評価方法

格納容器機能喪失を防止するための措置について、以下の評価を実施する。(第 3.1.4.2-7 図)

(イ) 起因事象の選定

地震発生時の安全裕度評価における起因事象は、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて選定する。

(ロ) 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定

(イ)項にて選定した各起因事象を引き起こす設備等とその HCLPF を、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて特定する。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する地震加速度区分を設定する。

(ハ) クリフエッジ評価

(ロ)項にて設定した地震加速度区分の小さい順に、各区分で発生する起因事象に対して以下の i ~ iii の評価を実施するとともに、当該区分で格納容器機能喪失に至るかを評価する。

ここで、当該区分で格納容器機能喪失に至らない場合は、次の地震加速度区分を対象とし、新たな起因事象が追加して発生することを考慮して、以下の i ~ iii の評価を実施する。

評価対象の地震加速度区分において格納容器機能喪失に至る場合、起

因事象に対する各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF のうち、最も大きいものがクリフエッジの地震加速度となる。

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

当該の地震加速度で発生する起因事象に対し、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて、影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る地震加速度の特定

i 項にて特定した各影響緩和機能について、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその HCLPF を、「3.1.3 内部事象及び外部事象に係る確率論的リスク評価」に示す地震 PRA の検討結果を踏まえて特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る HCLPF は、フロントライン系とサポート系の機能喪失に至る各々の HCLPF のうち、小さい方となる。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

ii 項にて特定した各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の結果から、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF を特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF は、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の HCLPF のうち、最も小さいものとなる。

ロ 評価結果

(イ) 起因事象の選定結果

出力運転時炉心評価での選定結果(3.1.4.2(1)a.(a)口項)と同様に、以下の11事象を選定した。

- ・ 大破断 LOCA
- ・ 中破断 LOCA
- ・ 小破断 LOCA
- ・ 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)
- ・ 主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)
- ・ 主給水管破断
- ・ 原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・ 外部電源喪失
- ・ 主給水流量喪失
- ・ 炉心損傷直結(CV機能喪失直結を除く。)
- ・ CV機能喪失直結

ここで、炉心損傷直結(CV機能喪失直結を除く。)事象は、地震PRAにおける大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)及びATWSに、CV機能喪失直結事象は、地震PRAにおける蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)、原子炉格納容器損傷及び原子炉建屋損傷に該当する。なお、選定した起回事象の概要を第3.1.4.2-7表に示す。

(ロ) 各起回事象発生に係るHCLPF及び地震加速度区分の特定結果

出力運転時炉心評価での特定結果(3.1.4.2(1)a.(a)口項)より、各起回事象を引き起こす設備等とそのHCLPFを第3.1.4.2-8表のとおり特定した。

ここで、外部電源喪失及び主給水流量喪失については耐震B及びCクラス設備等の破損により発生することから、地震加速度の大きさによらず発生するものとした。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する地震加速度区分 1～9 を同表のとおり設定した。

(ハ)クリフエッジ評価結果

クリフエッジの評価にあたっては、出力運転時炉心評価での評価結果(3.1.4.2(1)a.(a)口項)より、地震加速度区分 1 では炉心損傷に至らないことから、地震加速度区分 2 から評価を実施した。

I 地震加速度区分 2(0.85～1.13G 未満)

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

出力運転時炉心評価での評価結果(3.1.4.2(1)a.(a)口項)より、地震加速度区分 2 で発生する起因事象である「外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失」について、第 3.1.4.2-8 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、炉心が損傷した状態において原子炉格納容器内の除熱が安定的に継続されるシナリオを収束シナリオ(格納容器健全(フィルタベントが成功し、格納容器の健全性が維持された場合は「放射性物質管理放出」と記載))とし、この状態に至らないシナリオを格納容器機能喪失に至るシナリオ(格納容器機能喪失)とした。

なお、「外部電源喪失+原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①、②、③及び④の概要は以下のとおり。

・収束シナリオ①

炉心損傷発生の後、代替交流電源(SA 又は特重)から既設設備へ給電されている状態で、格納容器隔離を行う。静的触媒式水素再結合装置

(PAR)により水素濃度の低減を図り、1次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために窒素ポンベを使用した加圧器逃がし弁による1次系の減圧を行う。溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによって原子炉下部キャビティへ注水を行う。原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う。これらにより、格納容器機能喪失を防止する。

・収束シナリオ②

炉心損傷発生の後、代替交流電源(SA又は特重)から既設設備へ給電されている状態で、格納容器隔離を行う。PARにより水素濃度の低減を図り、1次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために窒素ポンベを使用した加圧器逃がし弁による1次系の減圧を行う。溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによって原子炉下部キャビティへ注水を行う。原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを実施するが、収束シナリオ①で期待していた格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に失敗した場合、代替交流電源(特重)を起動し、特重施設へ給電すると共に、フィルタベントにより格納容器過圧を防止する。これらにより、格納容器機能喪失を防止する。

・収束シナリオ③

炉心損傷発生の後、代替交流電源(SA 又は特重)から既設設備へ給電されている状態で、格納容器隔離を行う。PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために窒素ポンベを使用した加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。収束シナリオ①で期待していた常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに失敗した場合、代替交流電源(特重)を起動し、特重施設へ給電すると共に、特重施設による代替格納容器スプレイと既設の原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う。これらにより、格納容器機能喪失を防止する。

・収束シナリオ④

炉心損傷発生の後、代替交流電源(SA 又は特重)から既設設備へ給電されている状態で、格納容器隔離を行う。PAR により水素濃度の低減を図り、1 次系圧力が高い状態での原子炉容器破損を防止するために窒素ポンベを使用した加圧器逃がし弁による 1 次系の減圧を行う。収束シナリオ①で期待していた常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに失敗した場合、代替交流電源(特重)を起動し、特重施設へ給電すると共に、特重施設による代替格納容器スプレイと既設の原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行うが、原子炉格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に失敗した場合に、フィルタベントにより格納容器過圧を防止する。これらにより、格納容器機能喪失を防止する。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の HCLPF の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF を参考資料Ⅱのとおり特定した。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

「外部電源喪失＋原子炉補機冷却機能の全喪失」の収束シナリオ①、②、③及び④の機能喪失に係る HCLPF について、参考資料Ⅱのとおり特定した。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①、②及び③は「常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイ」及び「格納容器内自然対流冷却による格納容器除熱(海水)」の HCLPF である 0.98G で機能喪失に至る。収束シナリオ④は「格納容器隔離」の HCLPF である 1.12G で機能喪失する。すなわち地震加速度区分 2(0.85G～1.13G)で炉心損傷に至ることから、これをクリフエッジとして特定した。クリフエッジの特定において、各影響緩和機能(フロントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図を第 3.1.4.2-16 図及び参考資料Ⅱ、機器リストを参考資料Ⅰ及び参考資料Ⅱに示す。

このようにクリフエッジ加速度(1.12G)未満であれば、格納容器の健全性が確保され、格納容器の機能喪失に至る事態は回避されることとなるが、クリフエッジ加速度以上に達した場合は、「格納容器隔離」が失敗してしまい、格納容器機能喪失へ至ることとなる。

c. 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策

イ 評価方法

使用済燃料ピット(以下「SFP」という。)にある燃料の損傷を防止するための措置について、以下の評価を実施する。(第 3.1.4.2-9 図)

(イ) 起回事象の選定

SFP 燃料損傷に至る事象として、SFP 冷却系の機能喪失、SFP 保有水の流出を考慮する。SFP 冷却系の機能喪失の原因として、SFP ポンプ・SFP 冷却器等の故障及び SFP 冷却系の運転をサポートする機器の故障を考慮して、起回事象を選定する。また、SFP 保有水の流出原因として、SFP の本体損傷等を考慮する。

(ロ) 各起回事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定

(イ)項にて選定した各起回事象を引き起こす設備等とその HCLPF を特定する。

また、この結果を踏まえて、発生する起回事象に対応する地震加速度区分を設定する。

(ハ) クリフエッジ評価

(ロ)項にて設定した地震加速度区分の小さい順に、各区分で発生する起回事象に対して以下の i ~ iii の評価を実施するとともに、当該区分で SFP 燃料の損傷に至るかを評価する。

ここで、当該区分で格納容器機能喪失に至らない場合は、次の地震加速度区分を対象とし、新たな起回事象が追加して発生することを考慮して、以下の i ~ iii の評価を実施する。

評価対象の地震加速度区分において SFP 燃料損傷に至る場合、起因事象に対する各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF のうち、最も大きいものがクリフエッジの地震加速度となる。

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

当該の地震加速度で発生する起因事象に対し、影響緩和機能及び収束シナリオを特定する。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る地震加速度の特定

i 項にて特定した各影響緩和機能について、フロントライン系及びサポート系の各々に対し、機能喪失を引き起こす設備等とその HCLPF を特定する。具体的には、影響緩和機能の機能喪失に係る HCLPF は、フロントライン系とサポート系の機能喪失に至る各々の HCLPF のうち、小さい方となる。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

ii 項にて特定した各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の結果から、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF を特定する。具体的には、各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF は、当該収束シナリオに必要な各影響緩和機能の HCLPF のうち、最も小さいものとなる。

ロ 評価結果

(イ) 起因事象の選定結果

地震発生時の安全裕度評価における起因事象については、以下の 4 事象を選定した。

- ・ 原子炉補機冷却機能喪失
- ・ SFP 冷却機能喪失
- ・ 外部電源喪失
- ・ SFP 損傷

なお、選定した起因事象の概要を第 3.1.4.2-9 表に示す。

(ロ) 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定結果

各起因事象を引き起こす設備等とその HCLPF を第 3.1.4.2-10 表のとおり特定した。

ここで、外部電源喪失については耐震 B 及び C クラス設備等の破損により発生することから、地震加速度の大きさによらず発生するものとした。なお、SFP 損傷については、SFP が設置されている燃料取扱建屋の fragility 評価の結果、入力加速度が 3.06G であっても損傷確率が 10^{-6} 程度と非常に小さく、fragility 曲線を近似評価することはできないレベルであり、地震に対する耐力が十分に高いことから、クリフエッジ評価では考慮しないこととした。

また、この結果を踏まえて、発生する起因事象に対応する地震加速度区分 1～3 を同表のとおり設定した。

(ハ) クリフエッジ評価結果

I 地震加速度区分 1 (0.75G 未満)

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

地震加速度区分 1 で発生する起因事象である「外部電源喪失」について、第 3.1.4.2-10 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、SFP の未臨界性が確保され、かつ、燃料が安定、継続的に冷却される状態に至るシナリオを収束シナリオ (冷却

成功)とし、この状態に至らないシナリオを燃料の重大な損傷に至るシナリオ(SFP 燃料損傷)とした。

なお、「外部電源喪失」の収束シナリオ①、②、③及び④の概要は以下のとおり。

・収束シナリオ①:

起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、SFP 冷却系による冷却を行うことで SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ②:

起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、収束シナリオ①で期待していた SFP 冷却系による冷却に失敗した場合に、燃料取替用水ポンプにより燃料取替用水タンクのほう酸水を SFP に注入することで SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ③:

起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、収束シナリオ②で期待していた燃料取替用水ポンプによる注水に失敗した場合に、SFP 補給用水中ポンプ／取水用水中ポンプにより海水又は淡水を SFP に注入することで SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ④:

起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動失敗等により非常用所内電源からの給電がない状態で、SFP 補給用水中ポンプ／取水用水中ポンプにより海水又は淡水を SFP に注入することで SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の HCLPF の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF を第 3.1.4.2-11 表のとおり特定した。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

外部電源喪失の収束シナリオ①～④の機能喪失に係る HCLPF について、第 3.1.4.2-11 図のとおり特定した。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①～④の機能喪失に係る HCLPF が 0.75G 以上であることから、地震加速度区分 1 (0.75G 未満) で発生する「外部電源喪失」は収束可能であり、SFP 燃料損傷に至ることはない。

このため、より大きな地震加速度で発生する、地震加速度区分 2 (0.75～0.85G 未満) に対して以下のとおり評価を行った。

II 地震加速度区分 2 (0.75～0.85G 未満)

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

地震加速度区分2で発生する起因事象である発生する起因事象である SFP 冷却機能喪失を考慮し、「外部電源喪失+SFP 冷却機能喪失」について、第 3.1.4.2-12 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

収束シナリオの特定においては、SFP の未臨界性が確保され、かつ、燃料が安定、継続的に冷却される状態に至るシナリオを収束シナリオ(冷却成功)とし、この状態に至らないシナリオを燃料の重大な損傷に至るシナリオ(SFP 燃料損傷)とした。

なお、「外部電源喪失+SFP 冷却機能喪失」の収束シナリオ①、②及び③の概要は以下のとおり。

・収束シナリオ①:

起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、燃料取替用水ポンプにより燃料取替用水タンクのほう酸水を SFP に注入することで SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ②:

起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動に成功し、非常用所内電源から給電されている状態で、収束シナリオ①で期待していた燃料取替用水ポンプによる注水に失敗した場合に、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ/取水用水中ポンプにより海水又は淡水を SFP に注入することで SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

・収束シナリオ③:

起因事象発生の後、ディーゼル発電機の起動失敗等により非常用所内電源からの給電がない状態で、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ／取水用水中ポンプにより海水又は淡水を SFP に注入することで SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避される。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の HCLPF の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF を第 3.1.4.2-12 表のとおり特定した。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

外部電源喪失の収束シナリオ①～③の機能喪失に係る HCLPF について、第 3.1.4.2-13 図のとおり特定した。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①～③機能喪失に係る HCLPF が 0.85G 以上であることから、地震加速度区分 2 (0.75～0.85G 未満) で発生する「外部電源喪失+SFP 冷却機能喪失」は収束可能であり、SFP 燃料損傷に至ることはない。

このため、より大きな地震加速度で発生する、地震加速度区分 3 (0.85G 以上) に対して以下のとおり評価を行った。

II 地震加速度区分 3 (0.85G 以上)

i 影響緩和機能及び収束シナリオの特定

地震加速度区分 3 で発生する起因事象である原子炉補機冷却機能喪失を考慮し、「外部電源喪失+SFP 冷却機能喪失+原子炉補機冷却機能喪失」について、第 3.1.4.2-14 図のとおり、影響緩和機能及び収束シナリオを特定した。

なお、「外部電源喪失+SFP 冷却機能喪失+原子炉補機冷却機能喪失」の収束シナリオ①、②及び③は「外部電源喪失+SFP 冷却機能喪失」と同じシナリオとなる。

ii 各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF の特定

i 項にて抽出した各影響緩和機能について、フロントライン系とそれに必要なサポート系の関連を整理するとともに、各々の機能喪失を引き起こす設備等の HCLPF の評価結果を用いて、各影響緩和機能の喪失に係る HCLPF を第 3.1.4.2-13 表のとおり特定した。

iii 各収束シナリオの機能喪失に係る HCLPF の特定

外部電源喪失の収束シナリオ①～③の機能喪失に係る HCLPF について、第 3.1.4.2-15 図のとおり特定した。

各収束シナリオについて評価した結果、収束シナリオ①は「燃料取替用水ポンプによる注水」の HCLPF である 1.04G で、収束シナリオ②は「非常用所内電源からの給電」の HCLPF である 1.05G で SFP 燃料損傷に至る。収束シナリオ③は SFP 補給用水中ポンプによる海水注水の HCLPF である 1.17G で機能喪失することで、SFP 燃料損傷に至る。すなわち、地震加速度区分 3 (0.82G 以上) で SFP 燃料損傷に至ることから、これをクリフエッジとして特定した。クリフエッジの特定において、各影響緩和機能(フロ

ントライン系及びサポート系)に関連する設備等の系統概要図を第3.1.4.2-16図、機器リストを参考資料 I に示す。

このクリフエッジシナリオ(収束シナリオ③の緩和シナリオ)では、起因事象として外部電源喪失、SFP 冷却機能喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が重畳して発生した後、ディーゼル発電機の起動が失敗した状態となるが、SFP 補給用水中ポンプによって海水注水することにより SFP 冷却を行う。

このように、クリフエッジ加速度(1.17G)未満であれば、SFP 補給用水中ポンプを用いて海水を SFP に注入することにより安定、継続的な冷却が行われることとなり、SFP にある燃料の重大な損傷に至る事態は回避されることとなるが、クリフエッジ加速度を超えた場合は、SFP 補給用水中ポンプによる海水注水が喪失してしまい、SFP 燃料損傷に至ることとなる。

第 3.1.4.2-1 表 選定した起回事象の概要

起回事象	事象概要
大破断 LOCA	大破断相当の損傷規模となる加圧器サージ用管台等の損傷により 1 次冷却材が流出する事象
中破断 LOCA	中破断相当の損傷規模となる 1 次冷却材管(余熱除去系戻り及び安全注入管台)等の損傷により 1 次冷却材が流出する事象
小破断 LOCA	小破断相当の損傷規模となる高圧注入系配管等の損傷により 1 次冷却材が流出する事象
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	主蒸気隔離弁より蒸気発生器側の主蒸気系配管等の損傷による 2 次系からの蒸気流出に至る事象
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	主蒸気隔離弁より下流の低耐震設備で生じた損傷に対し、主蒸気隔離弁による隔離に失敗し 2 次系からの蒸気流出に至る事象
主給水管破断	主給水管や蒸気発生器給水管管台の損傷等により 2 次系からの冷却水流出に至る事象
原子炉補機冷却機能の 全喪失	原子炉補機冷却水又は原子炉補機冷却海水系のポンプ・配管等が損傷し、原子炉補機冷却機能の全喪失に至る事象。
外部電源喪失	外部電源系に係る設備の損傷により外部電源による給電が喪失する事象
主給水流量喪失	主給水系に係る設備の損傷により、主給水系統による蒸気発生器への給水機能が喪失する事象
炉心損傷直結 (CV 機能喪失直結を除く。)	発生時には事象緩和手段が無く炉心損傷を回避できない事象 (CV 機能喪失直結に至る事象を除く。)
CV 機能喪失直結	発生時には事象緩和手段が無く炉心損傷に加え格納容器機能喪失も回避できない事象

第 3.1.4.2-2 表 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定結果

(地震:出力運転時炉心損傷)

地震加速度区分		各地震加速度区分で追加して発生する起因事象	各起因事象を引き起こす設備等と HCLPF		備考
区分 1	0.85G 未満	外部電源喪失 主給水流量喪失	—	—	—
区分 2	0.85～1.13G 未満	原子炉補機冷却機能の全喪失	洗浄排水処理装置 蒸留水冷却器	0.85G	—
区分 3	1.13～1.20G 未満	CV 機能喪失直結	原子炉格納容器 (リングガータ 上端部)	1.13G	—
区分 4	1.20～1.28G 未満	大破断 LOCA	制御棒駆動装置	1.20G	—
区分 5	1.28～1.40G 未満	炉心損傷直結	炉内計装引出管	1.28G	—
区分 6	1.40～1.49G 未満	主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流) 主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	蒸気発生器蒸気圧力計	1.40G	—
区分 7	1.49～1.66G 未満	中破断 LOCA	1 次冷却材管 (充てん管台)	1.49G	—
区分 8	1.66～1.77G 未満	小破断 LOCA	原子炉容器 (空気抜き管台)	1.66G	—
区分 9	1.77G 以上	主給水管破断	蒸気発生器 (給水入口管台)	1.77G	—

第 3.1.4.2-3 表 地震 PRA における起因事象に対する検討

(地震: 運転停止時炉心損傷)

地震 PRA における 起因事象	今回の安全裕度 評価における 想定要否	備 考
蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	×	ミッドループ運転中に発生しても、直接炉心損傷を引き起こすことはないため対象外とする。
原子炉格納容器損傷	○	—
原子炉建屋損傷	○	—
大破断 LOCA を 上回る規模の LOCA (Excess LOCA)	○	—
大破断 LOCA	○	—
中破断 LOCA	○	—
小破断 LOCA	○	—
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	×	ミッドループ運転中に発生しても、直接炉心損傷を引き起こすことはないため対象外とする。
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	×	
主給水管破断	×	
原子炉補機冷却機能の 全喪失	○	—
外部電源喪失	○	—
主給水流量喪失	×	ミッドループ運転中に発生することはないため対象外とする。
ATWS	×	停止時は原子炉停止後／起動前であり、想定不要とする。

第 3.1.4.2-4 表 内部事象停止時 PRA における起因事象に対する検討

(地震:運転停止時炉心損傷)(1/2)

内部事象停止時 PRA における起因事象	今回の安全裕度 評価における 想定要否	備 考
原子炉冷却材圧力 バウンダリ機能喪失	○	—
加圧器逃がし弁/ 安全弁 LOCA	×	ミッドループ運転中に発生することはないため対象外とする。
オーバードレン	×	安全裕度評価では地震時に運転員が誤操作すること又は誤開することを想定しない。
反応度の誤投入	×	
水位維持失敗	○	—
余熱除去機能喪失	○	—
原子炉補機冷却水系の 全喪失	○	安全裕度評価上では、「原子炉補機冷却機能の全喪失」と記載する。
原子炉補機冷却水系の 部分喪失	×	損傷時には全系列損傷を想定する。
原子炉補機冷却海水系の全 喪失	×	「原子炉補機冷却水系の全喪失」で代表する。
原子炉補機冷却海水系の部 分喪失	×	損傷時には全系列損傷を想定する。
外部電源喪失	○	—
安全系高圧(低圧)交流 母線の全喪失	×	「外部電源喪失」のサポート系としてモデル化するため対象外とする。
安全系直流母線の全喪失	×	

第 3.1.4.2-4 表 内部事象停止時 PRA における起因事象に対する検討

(地震:運転停止時炉心損傷)(2/2)

内部事象停止時 PRA における起因事象	今回の安全裕度 評価における 想定要否	備 考
安全系高圧(低圧)交流 母線の部分喪失	×	損傷時には全系列損傷を想定する。
安全系直流母線の部分喪失	×	
制御用空気系の全喪失	×	「外部電源喪失」のサポート系としてモデル化するため対象外とする。
制御用空気系の部分喪失	×	損傷時には全系列損傷を想定する。
主給水流量喪失	×	ミッドループ運転中に発生することはないため対象外とする。

第 3.1.4.2-5 表 選定した起回事象の概要

起回事象	事象概要
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失(大破断 LOCA、中破断 LOCA、小破断 LOCA を含む。)	機器や配管の損傷により 1 次冷却材が流出する事象
原子炉補機冷却機能の全喪失	原子炉補機冷却水又は原子炉補機冷却海水系のポンプ・配管等が損傷し、原子炉補機冷却機能の全喪失に至る事象
外部電源喪失	外部電源系に係る設備の損傷により外部電源による給電が喪失する事象
水位維持失敗	化学体積制御系の損傷が発生し、充てん流量と抽出流量のアンバランスが生じることで RCS 水位が低下し、かつ、水位低下が継続する事象
余熱除去機能喪失	余熱除去系の弁やポンプの損傷により余熱除去系が機能喪失する事象
炉心損傷直結 (CV 機能喪失直結を除く。)	発生時には事象緩和手段が無く炉心損傷を回避できない事象(CV 機能喪失直結に至る事象を除く。)

第 3.1.4.2-6 表 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定結果

(地震:運転停止時炉心損傷)

地震加速度区分		各地震加速度区分で追加して発生する起因事象	各起因事象を引き起こす設備等と HCLPF		備考
区分 1	0.85G 未満	外部電源喪失	—	—	—
区分 2	0.85～1.13G 未満	原子炉補機冷却機能の全喪失	洗浄排水処理装置 蒸留水冷却器	0.85G	—
区分 3	1.13～1.28G 未満	CV 機能喪失直結	原子炉格納容器 (座屈以外)	1.13G	—
区分 4	1.28～1.42G 未満	炉心損傷直結	炉内計装引出管	1.28G	—
区分 5	1.42～1.75G 未満	水位維持喪失 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	空気作動弁	1.42G	—
区分 6	1.75G 以上	余熱除去機能喪失	余熱除去ポンプ現場盤	1.75G	—

第 3.1.4.2-7 表 選定した起回事象の概要

起回事象	事象概要
大破断 LOCA	大破断相当の損傷規模となる加圧器サージ用管台等の損傷により 1 次冷却材が流出する事象
中破断 LOCA	中破断相当の損傷規模となる 1 次冷却材管(余熱除去系戻り及び安全注入管台)等の損傷により 1 次冷却材が流出する事象
小破断 LOCA	小破断相当の損傷規模となる高圧注入系配管等の損傷により 1 次冷却材が流出する事象
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流)	主蒸気隔離弁より蒸気発生器側の主蒸気系配管等の損傷による 2 次系からの蒸気流出に至る事象
主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	主蒸気隔離弁より下流の低耐震設備で生じた損傷に対し、主蒸気隔離弁による隔離に失敗し 2 次系からの蒸気流出に至る事象
主給水管破断	主給水管や蒸気発生器給水管管台の損傷等により 2 次系からの冷却水流出に至る事象
原子炉補機冷却機能の全喪失	原子炉補機冷却水又は原子炉補機冷却海水系のポンプ・配管等が損傷し、原子炉補機冷却機能の全喪失に至る事象。
外部電源喪失	外部電源系に係る設備の損傷により外部電源による給電が喪失する事象
主給水流量喪失	主給水系に係る設備の損傷により、主給水系統による蒸気発生器への給水機能が喪失する事象
炉心損傷直結 (CV 機能喪失直結を除く。)	発生時には事象緩和手段が無く炉心損傷を回避できない事象 (CV 機能喪失直結に至る事象を除く。)
CV 機能喪失直結	発生時には事象緩和手段が無く炉心損傷に加え格納容器機能喪失も回避できない事象

第 3.1.4.2-8 表 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定結果

(地震:格納容器機能喪失)

地震加速度区分		各地震加速度区分で追加して発生する起因事象	各起因事象を引き起こす設備等と HCLPF		備考
区分 1	0.85G 未満	外部電源喪失 主給水流量喪失	—	—	—
区分 2	0.85～1.13G 未満	原子炉補機冷却機能の全喪失	洗浄排水処理装置 蒸留水冷却器	0.85G	—
区分 3	1.13～1.20G 未満	CV 機能喪失直結	原子炉格納容器 (リングガータ 上端部)	1.13G	—
区分 4	1.20～1.28G 未満	大破断 LOCA	制御棒駆動装置	1.20G	—
区分 5	1.28～1.40G 未満	炉心損傷直結	炉内計装引出管	1.28G	—
区分 6	1.40～1.49G 未満	主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁上流) 主蒸気管破断 (主蒸気隔離弁下流)	蒸気発生器蒸気圧力計	1.40G	—
区分 7	1.49～1.66G 未満	中破断 LOCA	1 次冷却材管 (充てん管台)	1.49G	—
区分 8	1.66～1.77G 未満	小破断 LOCA	原子炉容器 (空気抜き管台)	1.66G	—
区分 9	1.77G 以上	主給水管破断	蒸気発生器 (給水入口管台)	1.77G	—

第 3.1.4.2-9 表 選定した起回事象の概要

起回事象	事象概要
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却水又は原子炉補機冷却海水系のポンプ・配管等が損傷し、原子炉補機冷却機能の喪失に至る事象
SFP 冷却機能喪失	使用済燃料ピット水浄化冷却系統を構成する機器が損傷し、使用済燃料の冷却機能が喪失する事象
外部電源喪失	外部電源系に係る設備の損傷により外部電源による給電が喪失する事象
SFP 損傷	使用済燃料ピット本体の損傷により、大規模な保有水の喪失に至る事象

第 3.1.4.2-10 表 各起因事象発生に係る HCLPF 及び地震加速度区分の特定

結果(地震:SFP 燃料損傷)

地震加速度 区分		各地震加速度区分で 追加して発生する起 因事象	各起因事象を 引き起こす設備等と HCLPF		備 考
区 分 1	0.75G 未満	外部電源喪失	—	—	—
区 分 2	0.75~0.85G 未満	SFP 冷却機能喪失	SFP ゲート	0.75G	—
区 分 3	0.85G 以上	原子炉補機冷却 機能喪失	洗浄排水処理 装置 蒸留水冷 却器	0.85G	—

第 3.1.4.2-11 表 フロントライン系とサポート系の関連表(地震:SFP 燃料損傷(区分 1))

			フロントライン系				
			影響緩和機能	非常用所内電源からの給電	SFP 冷却系による冷却	燃料取替用水ポンプによる注水	SFP 補給用水中ポンプによる海水注水
			設備	ディーゼル発電機 コントロールセンタ	SFP ゲート	電動弁	SFP 補給用水中ポンプ/取水 用水中ポンプ
	影響緩和機能	設備		1.05G	0.75G	1.04G	1.17G
サポート系	6.6kV AC 電源	原子炉補助建屋	1.19G	○	○	○	
	440V AC 電源	原子炉補助建屋/ パワーセンタ	1.19G	○	○	○	
	125V DC 電源	原子炉補助建屋	1.19G	○	○		
	115V AC 電源	原子炉補助建屋	1.19G	○	○	○	
	バッテリー	蓄電池	1.26G	○			
	CCW	洗浄排水処置装置 蒸留水冷却器	0.85G		○		
	海水系	海水取水ライン 構造物	1.07G	○	○		
	ディーゼル発電機室 換気系	ディーゼル発電機 コントロールセンタ	1.05G	●			
	影響緩和機能の HCLPF				1.05G	0.75G	1.04G

○:フロントライン系の機能に必要なサポート系であることを示す。

●:○に該当する項目のうち、各緩和機能のうち最も HCLPF の小さい項目であることを示す。

第 3.1.4.2-12 表 フロントライン系とサポート系の関連表(地震:SFP 燃料損傷(区分 2))

			フロントライン系			
			影響緩和機能	非常用所内電源からの給電	燃料取替用水ポンプによる注水	SFP 補給用水中ポンプによる海水注水
			設備	ディーゼル発電機 コントロールセンタ	電動弁	SFP 補給用水中ポンプ ／取水用水中ポンプ
サポート系	影響緩和機能	設備		1.05G	1.04G	1.17G
	6.6kV AC 電源	原子炉補助建屋	1.19G	○	○	
	440V AC 電源	原子炉補助建屋/ パワーセンタ	1.19G	○	○	
	125V DC 電源	原子炉補助建屋	1.19G	○		
	115V AC 電源	原子炉補助建屋	1.19G	○	○	
	バッテリー	蓄電池	1.26G	○		
	海水系	海水取水ライン 構造物	1.07G	○		
	ディーゼル発電機室 換気系	ディーゼル発電機 コントロールセンタ	1.05G	●		
影響緩和機能の HCLPF				1.05G	1.04G	1.17G

○:フロントライン系の機能に必要なサポート系であることを示す。

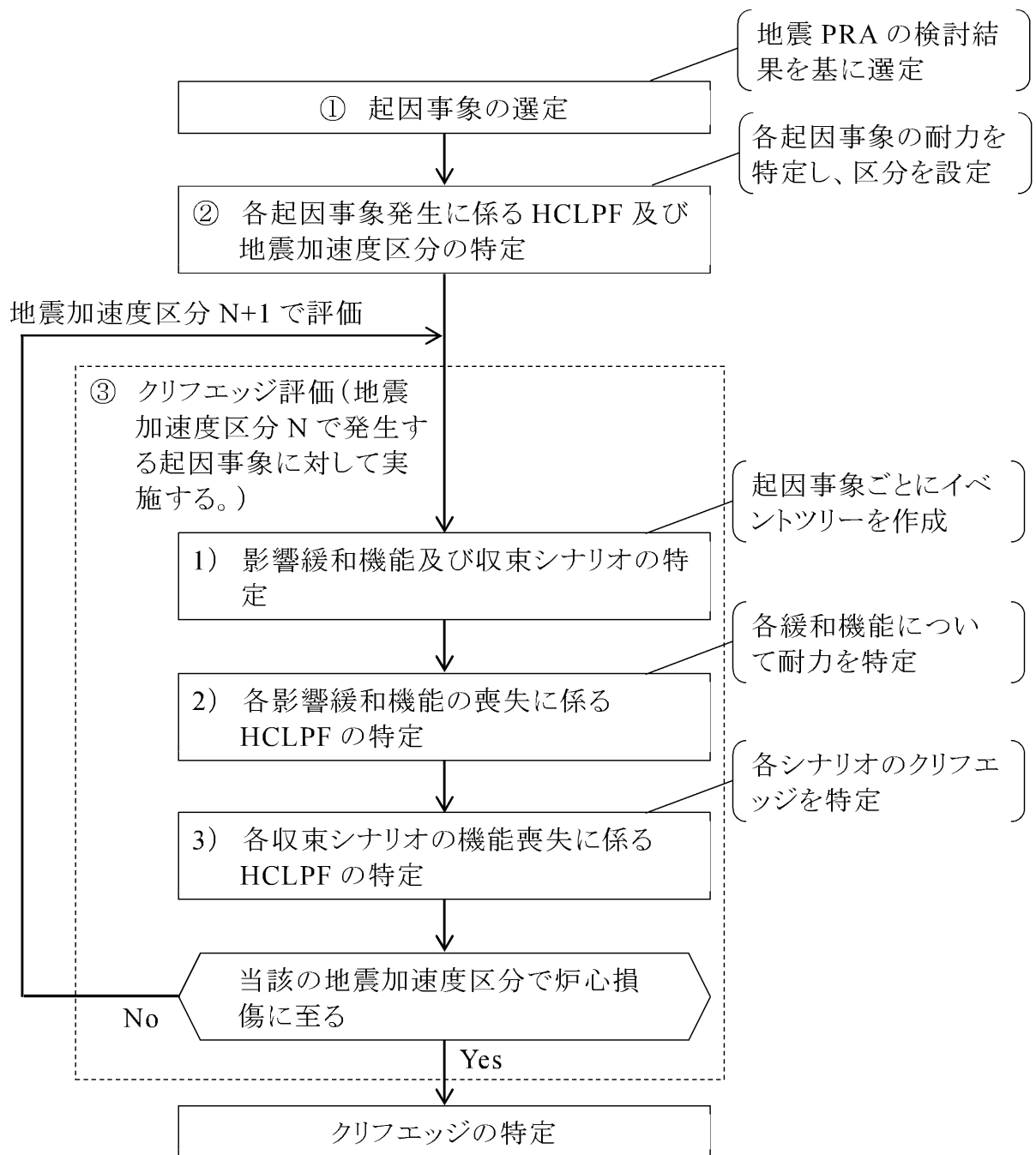
●:○に該当する項目のうち、各緩和機能のうち最も HCLPF の小さい項目であることを示す。

第 3.1.4.2-13 表 フロントライン系とサポート系の関連表(地震:SFP 燃料損傷(区分 3))

			フロントライン系			
			影響緩和機能	非常用所内電源からの給電	燃料取替用水ポンプによる注水	SFP 補給用水中ポンプによる海水注水
			設備	ディーゼル発電機 コントロールセンタ	電動弁	SFP 補給用水中ポンプ /取水用水中ポンプ
サポート系	影響緩和機能	設備		1.05G	1.04G	1.17G
	6.6kV AC 電源	原子炉補助建屋	1.19G	○	○	
	440V AC 電源	原子炉補助建屋/ パワーセンタ	1.19G	○	○	
	125V DC 電源	原子炉補助建屋	1.19G	○		
	115V AC 電源	原子炉補助建屋	1.19G	○	○	
	バッテリー	蓄電池	1.26G	○		
	海水系	海水取水ライン 構造物	1.07G	○		
	ディーゼル発電機室 換気系	ディーゼル発電機 コントロールセンタ	1.05G	●		
影響緩和機能の HCLPF				1.05G	1.04G	1.17G

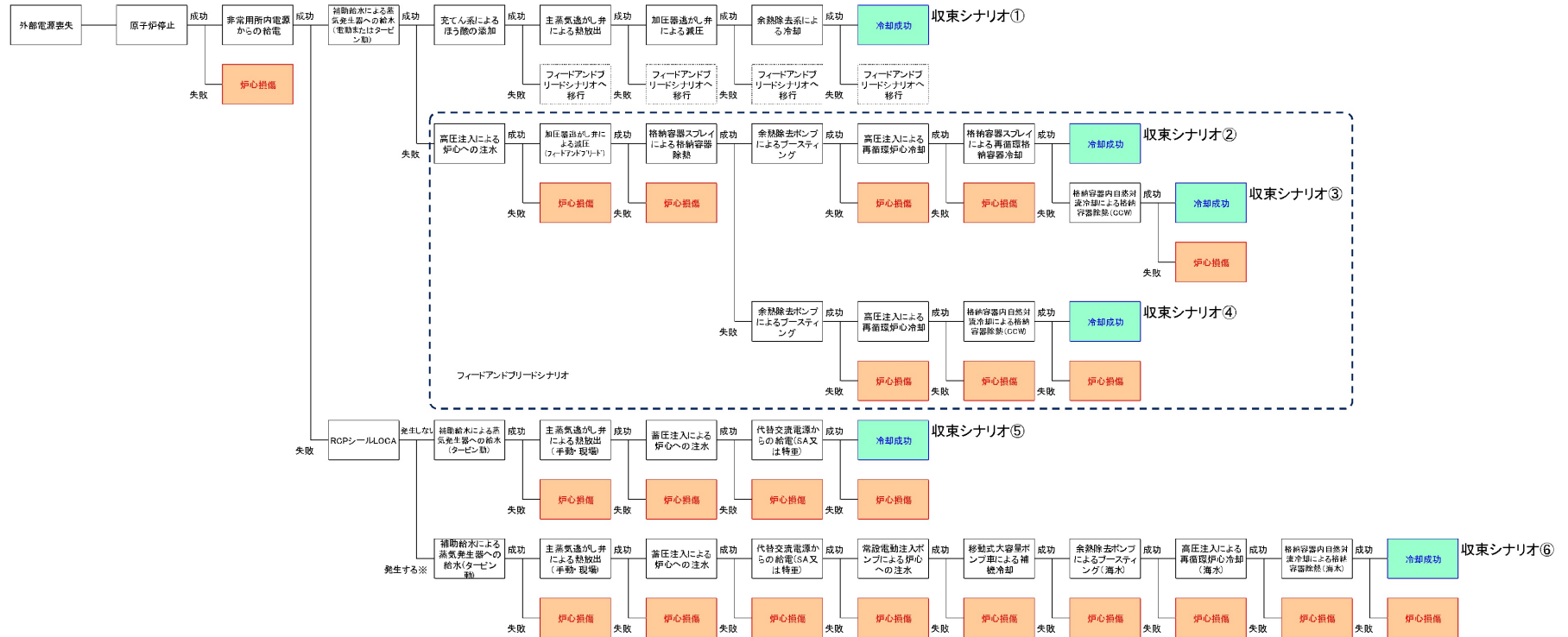
○:フロントライン系の機能に必要なサポート系であることを示す。

●:○に該当する項目のうち、各緩和機能のうち最も HCLPF の小さい項目であることを示す。



第 3.1.4.2-1 図 クリフエッジの特定に係るフロー図 (地震: 出力運転時炉心損傷)

起因事象:外部電源喪失

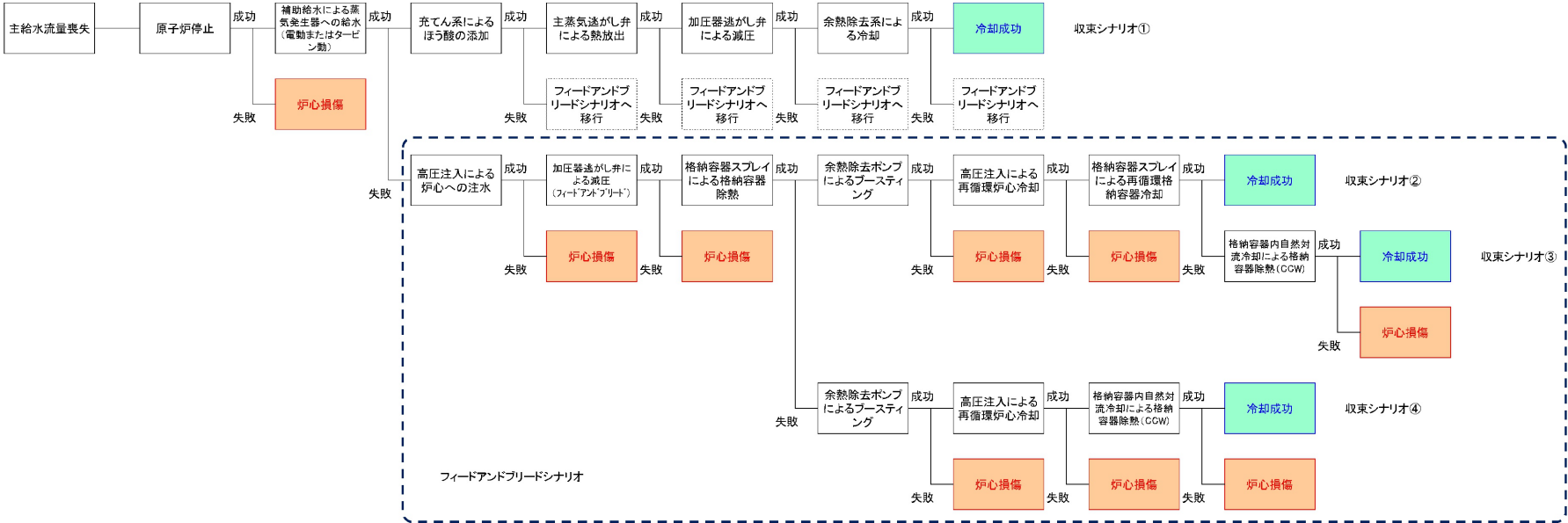


※地震を起因とした機器損傷によるRPSシールLOCAの発生を想定しないが、保守的に発生した場合の事故収束シナリオの耐力を記載する。

3.1.4-67

第 3.1.4.2-2 図 各起因事象における収束シナリオ(地震:出力運転時炉心損傷(区分 1))(1/2)

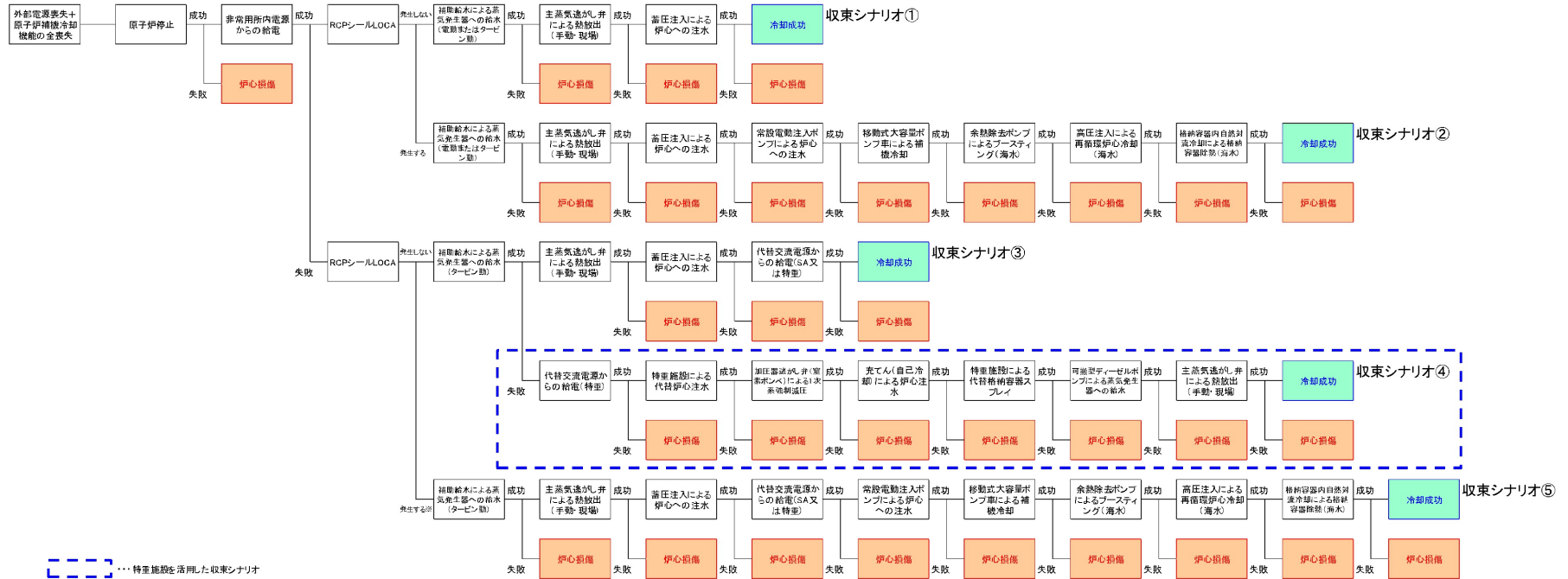
起因事象:主給水流量喪失



3.1.4-68

第 3.1.4.2-2 図 各起因事象における収束シナリオ(地震:出力運転時炉心損傷(区分 1))(2/2)

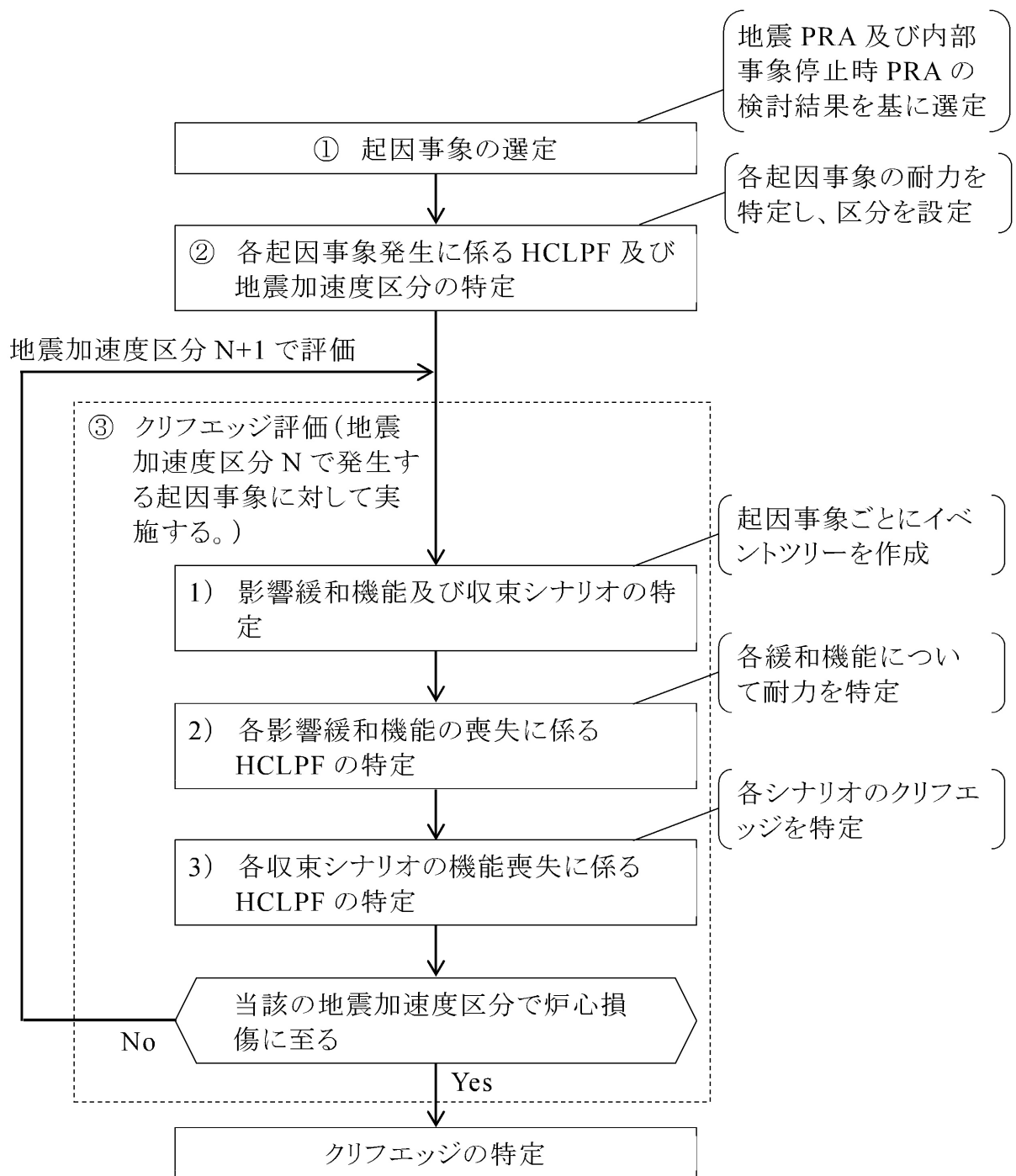
起因事象: 外部電源喪失 + 原子炉補機冷却機能の全喪失



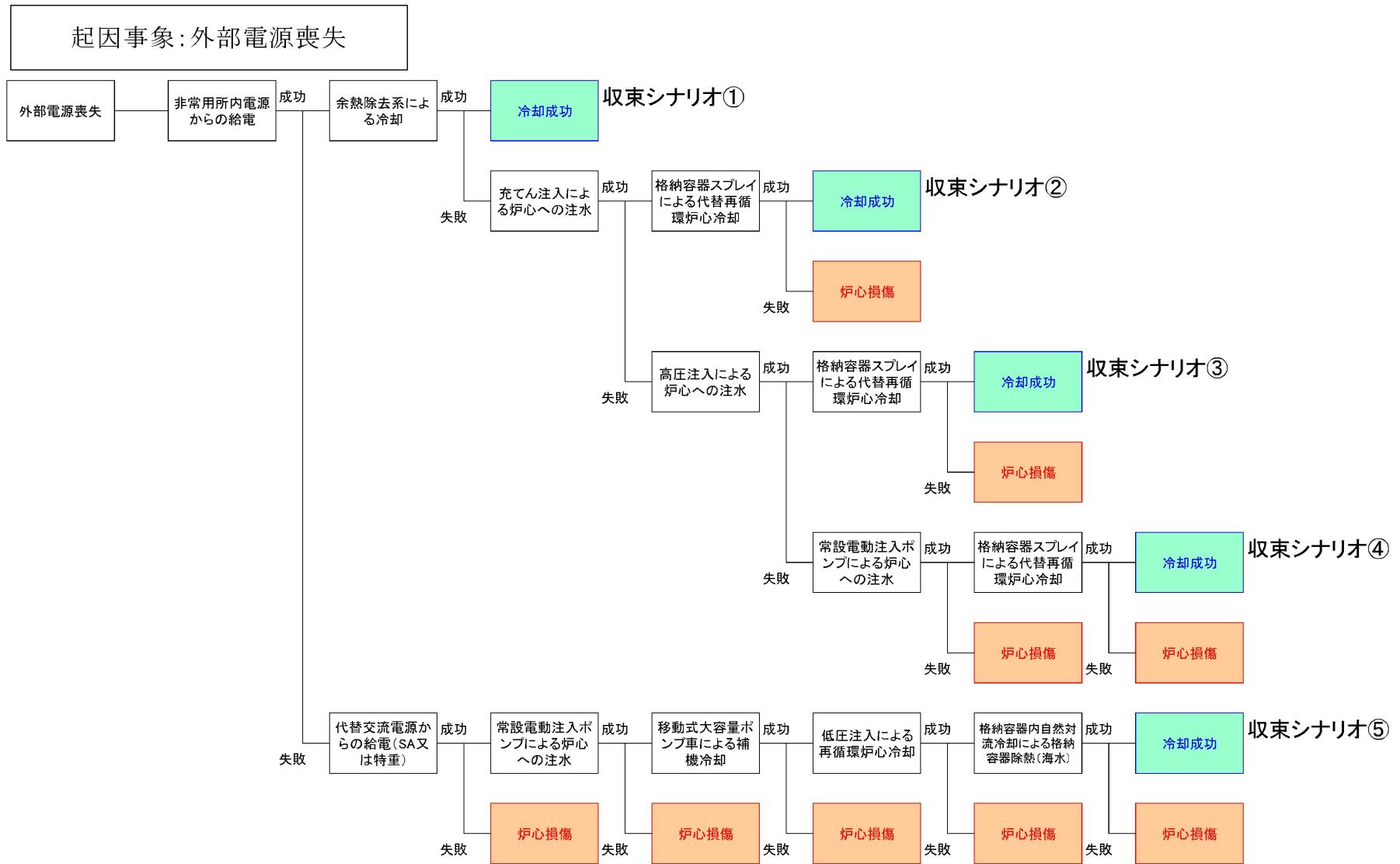
--- 特重施設を活用した収束シナリオ

※地震を起因とした機器損傷によるRCPシールLOCAの発生を想定しないが、保守的に発生した場合の事故収束シナリオの耐力を記載する。

第 3.1.4.2-3 図 各起因事象における収束シナリオ (地震: 出力運転時炉心損傷 (区分 2))



第 3.1.4.2-4 図 クリフェッジの特定に係るフロー図 (地震: 運転停止時炉心損傷)



第 3.1.4.2-5 図 各起因事象における収束シナリオ(地震:運転停止時炉心損傷(区分 1))