

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				
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	無し	有り	—	γ'	F3A		
						有り	有り	無し	無し	—	μ	F3A		
						有り	有り	有り	無し	—	σ	F3A		
		少量	成功	無し	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—		
								有り	無し	無し	有り	—	γ'	F3A
								有り	有り	無し	無し	—	μ	F3A
								有り	有り	有り	無し	—	σ	F3A
	失敗	無し	無し	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—			
							有り	無し	無し	有り	—	γ'	F3A	
							有り	有り	無し	無し	—	μ	F3A	
							有り	有り	有り	無し	—	σ	F3A	
	重力落下	多量	無し	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—			
							有り	無し	無し	有り	—	γ'	F3A	
							有り	有り	無し	無し	—	η	F3A	
							有り	有り	有り	無し	—	σ	F3A	
少量		成功	無し	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—			
							有り	無し	無し	有り	—	γ'	F3A	
							有り	有り	無し	無し	—	η	F3A	
							有り	有り	有り	無し	—	σ	F3A	
失敗	無し	無し	無し	無し	無し	無し	無し	B	—	—				
						有り	無し	無し	有り	—	γ'	F3A		
						有り	有り	無し	無し	—	η	F3A		
						有り	有り	有り	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：

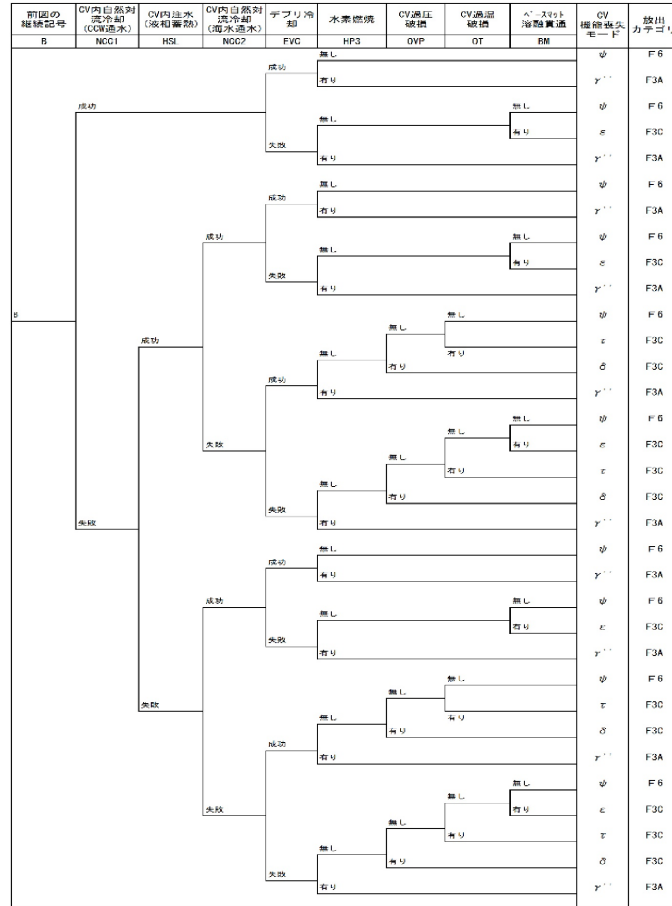
- α = 原子炉容器内水蒸気爆発
- β = 格納容器隔離失敗
- γ = 水素燃焼(原子炉容器破損前)
- γ' = 水素燃焼(原子炉容器破損直後)
- γ'' = 水素燃焼(原子炉容器破損後長期)
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε = ベースマット溶融貫通
- θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- σ = 格納容器雰囲気直接加熱
- g = 蒸気発生器伝熱管破損
- ν = インターフェイスシステム LOCA
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- φ = 格納容器健全

注 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 3.1.3.1-42 図 格納容器イベントツリーにおける放出カテゴリ分類(2/3)



注 1) 格納容器機能喪失モード:

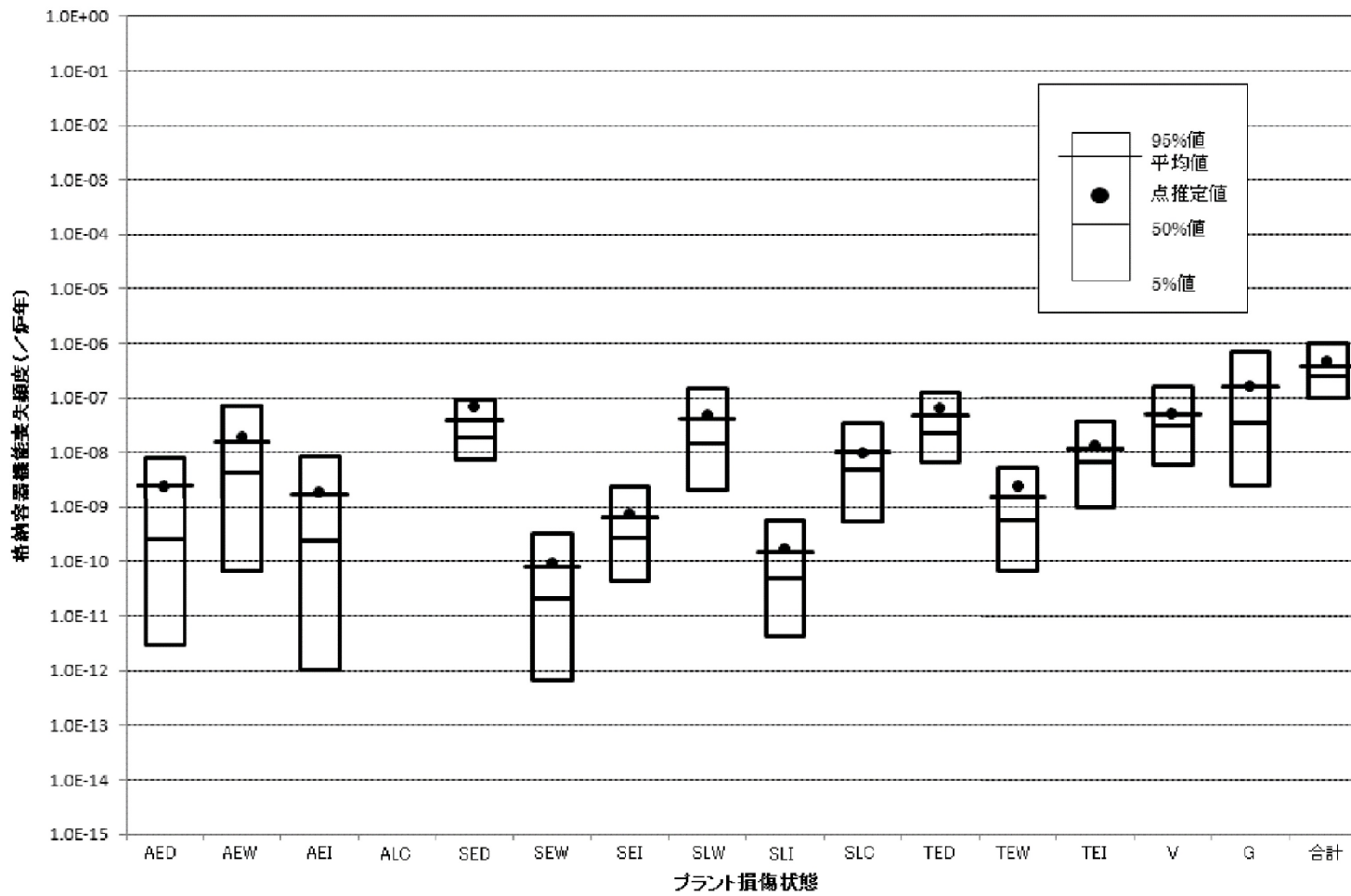
- α = 原子炉容器内水蒸気爆発
- β = 格納容器隔離失敗
- γ = 水素燃焼(原子炉容器破損前)
- γ' = 水素燃焼(原子炉容器破損直後)
- γ'' = 水素燃焼(原子炉容器破損後長期)
- δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
- ε = ベースマット溶解貫通
- θ = 水蒸気蓄積による格納容器先行破損
- η = 原子炉容器外水蒸気爆発
- σ = 格納容器雰囲気直接加熱
- g = 蒸気発生器伝熱管破損
- ν = インターフェイスシステム LOCA
- μ = 格納容器直接接触
- τ = 格納容器過温破損
- ϕ = 格納容器健全

注 2) 放出カテゴリ記号

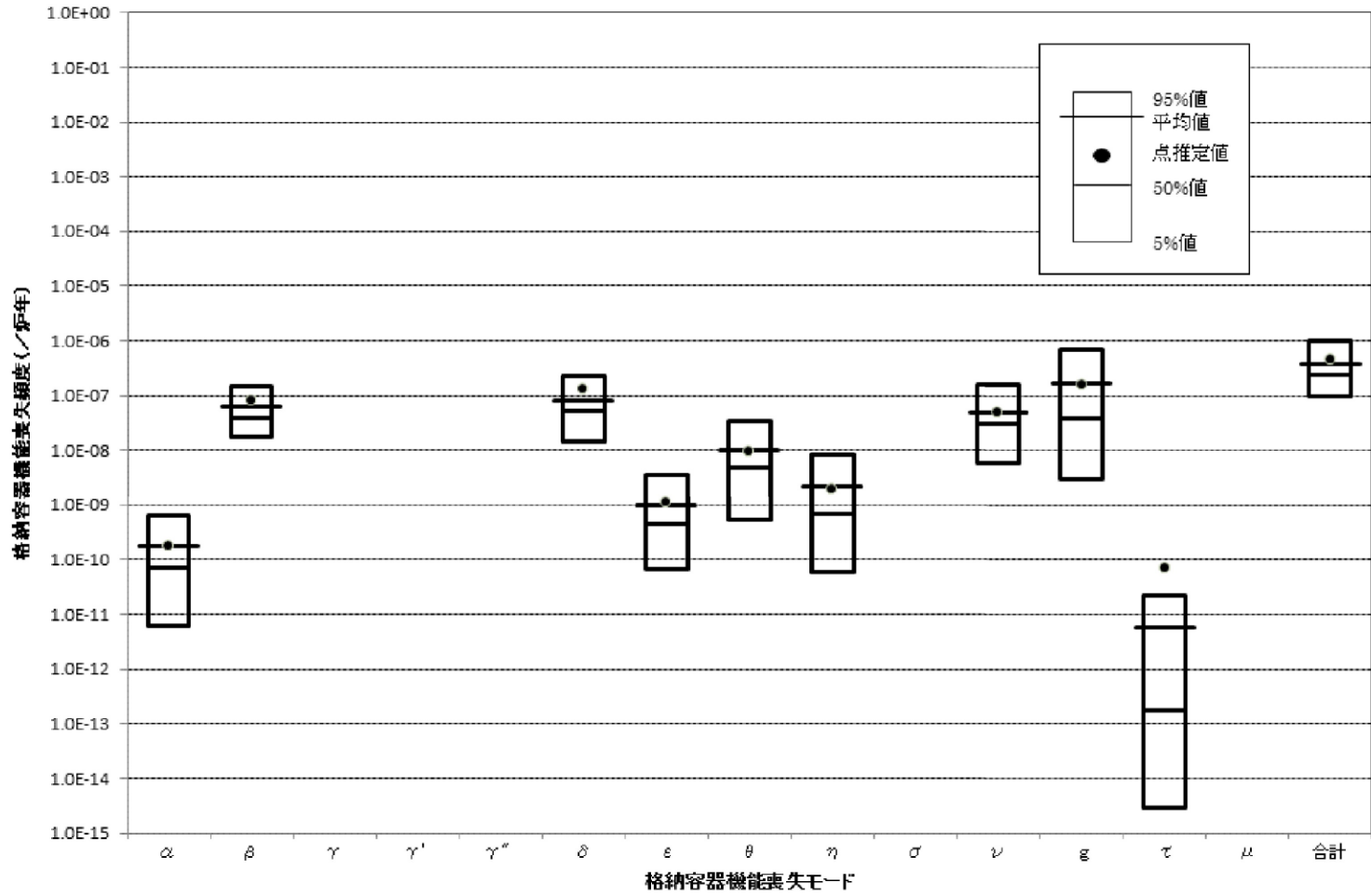
- F1 = 格納容器バイパス(内的)
- F2 = 格納容器バイパス(外的)
- F3A = 格納容器破損(内的) (エナジェティック)
- F3B = 格納容器破損(内的) (先行破損)
- F3C = 格納容器破損(内的) (その他)
- F4 = 格納容器破損(外的)
- F5 = 隔離失敗(内的及び外的)
- F6 = 健全(設計漏えい) (内的及び外的)

(c) 原子炉容器破損後長期

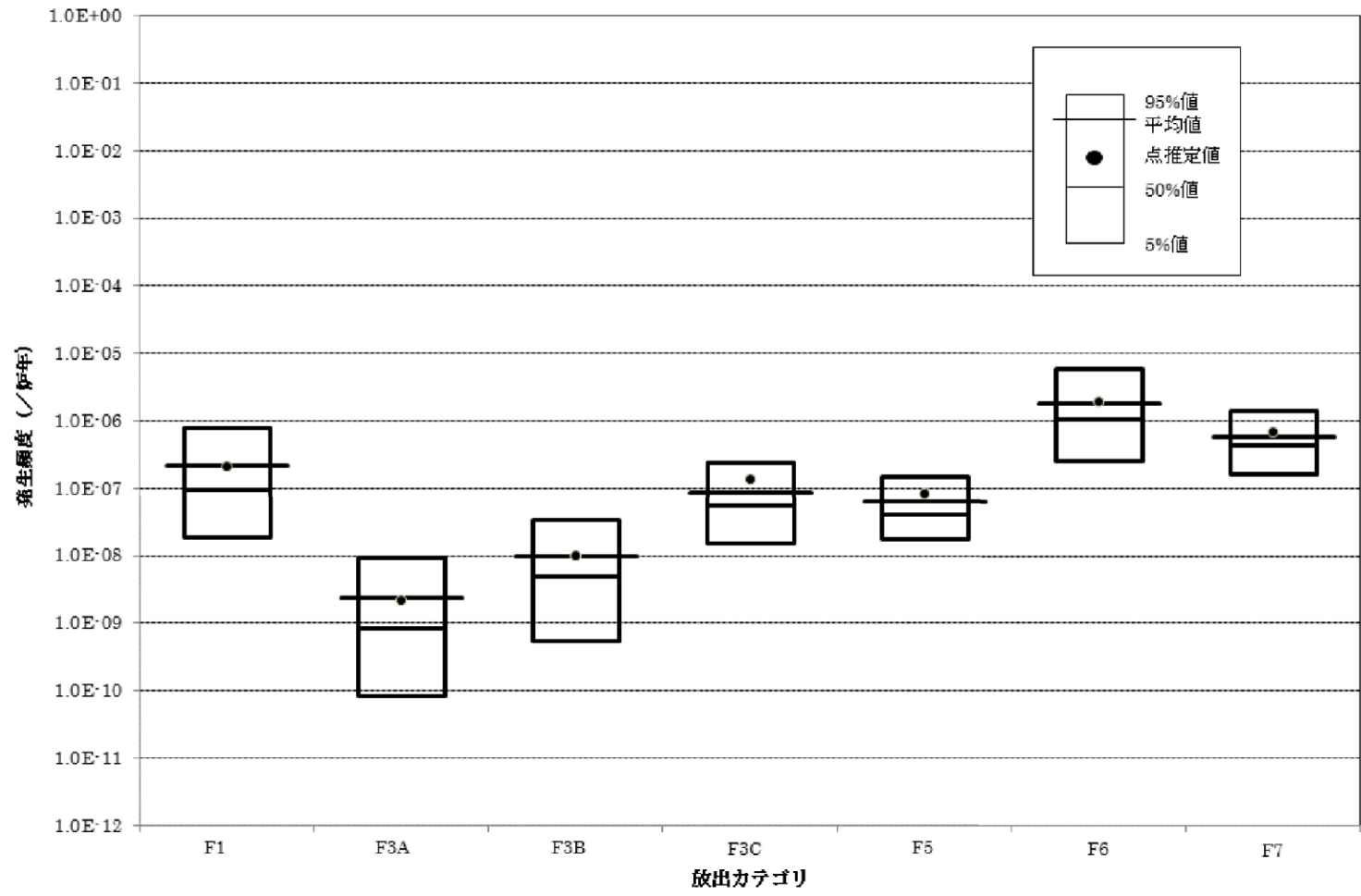
第 3.1.3.1-42 図 格納容器イベントツリーにおける放出カテゴリ分類 (3/3)



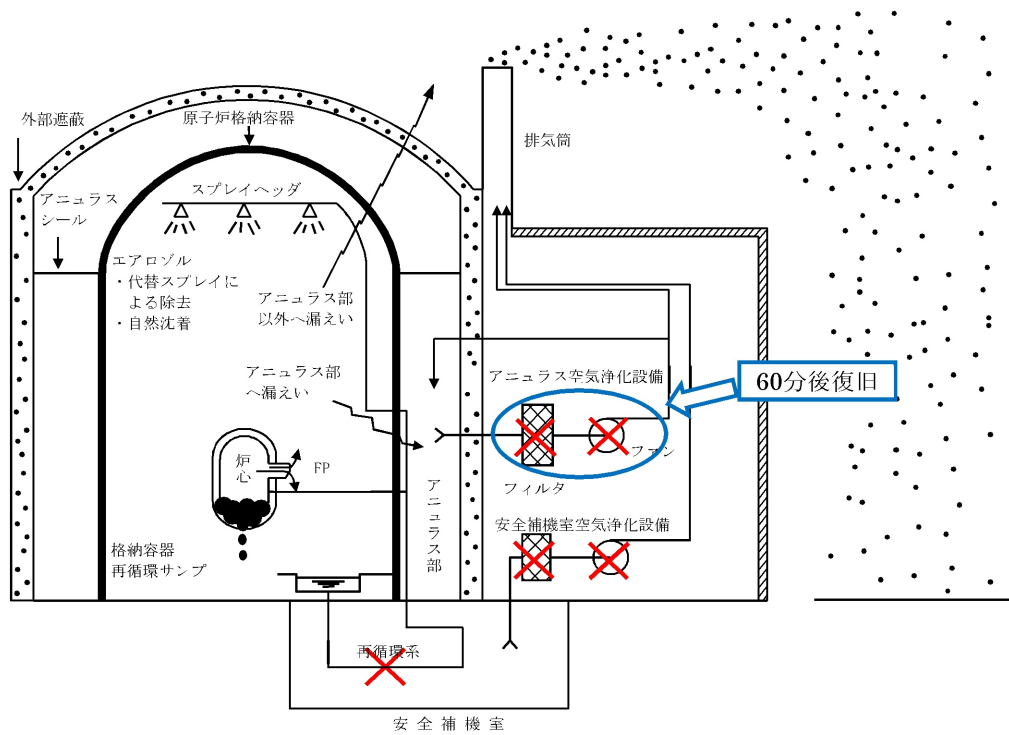
第 3.1.3.1-43 図 不確かさ解析結果(プラント損傷状態別)



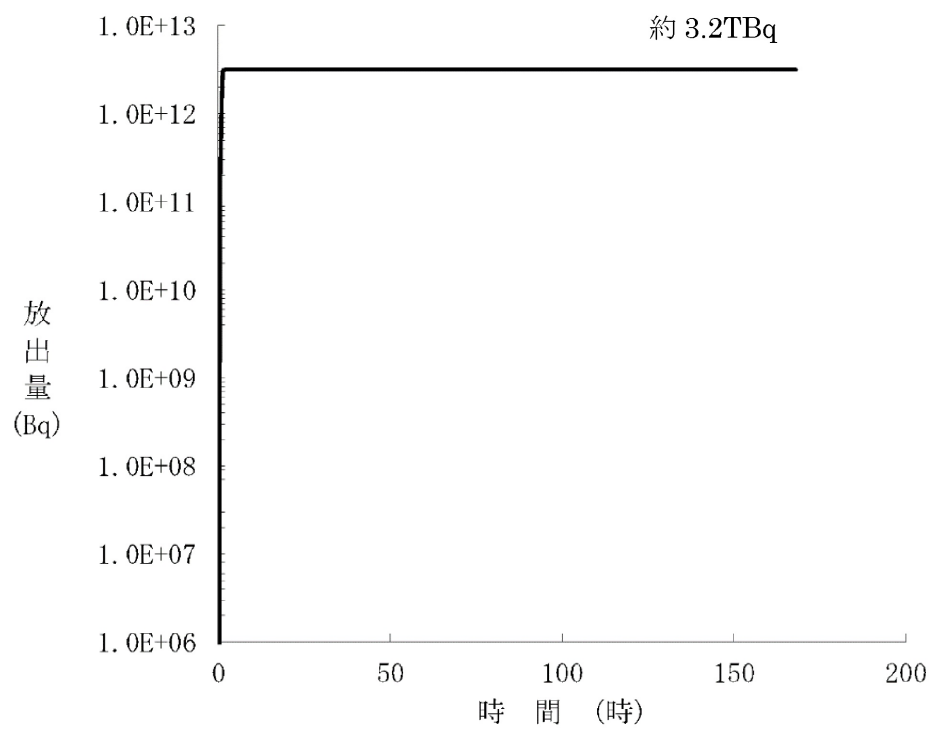
第 3.1.3.1-44 図 不確実さ解析結果(格納容器機能喪失モード別)



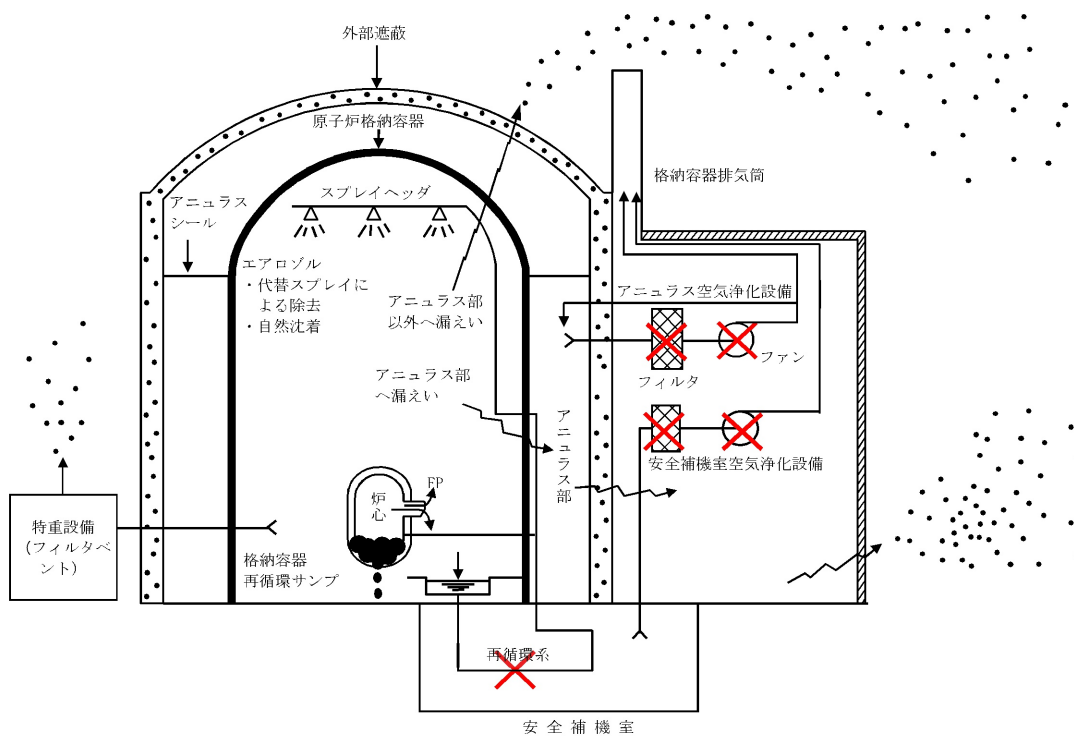
第 3.1.3.1-45 図 不確実さ解析結果(放出カテゴリ別)



第 3.1.3.1-46 図 放出放射エネルギー評価イメージ (格納容器健全)



第 3.1.3.1-47 図 Cs-137 積算放出量の推移 (格納容器健全)



第 3.1.3.1-48 図 放出放射能量評価イメージ (放射性物質管理放出)

3.1.3.2 内部事象停止時PRA

内部事象停止時レベル 1PRA は、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所の停止状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準(レベル 1PRA 編):2019」(以下「停止時 PRA 学会標準」という。)を参考に評価を実施した。内部事象停止時レベル 1PRA の評価フローを第 3.1.3.2-1 図に示す。

(1) 評価に必要な情報の収集及び分析

a. 発電用原子炉の情報の収集

内部事象停止時レベル1PRA実施に当たり必要な情報を把握するため、川内1号機の設計、運転・施設管理の情報、国内機器故障率等のデータを調査・収集し情報の更新を実施した。調査・収集した情報について、第3.1.3.2-1表に示す。

(a) 主要な設備の構成・特性

主要な設備の構成・特性については3.1.3.1(1) a.(a)に示す。

(b) 系統間の依存関係

本評価の実施に当たり、系統間の依存関係を明確にするための情報を収集した。系統間の依存性については3.1.3.1(2) d.(a)に示す。

(c) 個別プラントパラメータの収集

本評価の実施に当たり、(2) d.に必要なデータの一部として川内1号機個別のデータを収集した。具体的な対象を以下に示す。

- ・ (2) e.における機器故障率及び待機除外確率(川内2号機個別のデータを含む)
- ・ (2) f.における人的過誤確率

(d) 運転員への聞き取り調査等

本評価の実施に当たり、運転員等への聞き取り調査等によって以下の事項を調査することで、(a)項から(c)項に示した情報源より得た情報を補完した。

- ・ 健全性確認間隔
- ・ 人的過誤

(e) プラント状態の分類

イ プラント状態の分類

内部事象停止時レベル1PRAの対象期間である定期事業者検査中は、プラントの停止・起動に伴う運転員操作及びメンテナンスに伴う1次冷却系の水位操作、機器の待機除外等によりプラントの状態が様々に変化する。それに伴い崩壊熱除去に関連する機器の状態及びパラメータも変化するため、内部事象停止時レベル1PRAではこのようなプラント状態(Plant Operational State、以下「POS」という。)を適切に分類して評価を行う必要がある。

本評価では、停止時PRA学会標準におけるPOSの分類例と同様に、「出力降下開始から定格出力到達まで」の期間を15個のPOSに分類した。定期事業者検査中のプラントの状態は、上述の観点から以下のとおり分類できる。これらのPOSを状態ごとのプラントの主要パラメータとともに第3.1.3.2-2図に示す。

POS1 : 部分出力運転状態

POS2 : 高温停止状態(ECCS自動起動信号ブロックまで)

POS3 : 高温停止状態(ECCS自動起動信号ブロック以降から余熱除去系運転開始まで)

POS4 : 余熱除去系による冷却状態①(加圧器安全弁取外しまで)

POS5 : 余熱除去系による冷却状態②(加圧器安全弁取外し後のミッドループ運転状態)

POS6 : 原子炉上部キャビティ満水状態(燃料の取出し時)

POS7 : 燃料取出し状態(燃料が原子炉容器内にない状態)

POS8 : 原子炉上部キャビティ満水状態(燃料の装荷時)

POS9 : 余熱除去系による冷却状態③(1次冷却系は部分的にドレンさ

れている状態。ミッドループ運転状態)

POS10 : 余熱除去系による冷却状態④(1次冷却系は満水状態)

POS11 : 1次冷却系の漏えい試験(余熱除去系は一時的に隔離されている状態)

POS12 : 余熱除去系による冷却状態⑤(1次冷却系は満水状態)

POS13 : 余熱除去系隔離から高温停止状態(ECCS自動起動信号ブロック解除)まで

POS14 : 高温停止状態(ECCS自動起動信号ブロック解除以降)

POS15 : 部分出力運転状態

また、本評価では、これらのPOSのうち定量評価が必要なPOSを絞り込んだ上で評価を実施している。以下に、今回の評価の目的と照らし合わせて、定量評価の要否を検討した結果を示す。

(イ) ECCS自動起動信号ブロック期間外のPOS(POS1、2、14、15)の除外

内部事象停止時レベル1PRAの評価対象期間は、停止時PRA学会標準に記載されているとおり、内部事象出力運転時レベル1PRAと比較して特に緩和設備の状態が異なる「ECCS自動起動信号のブロック以降からブロック解除まで」としているため、POSの1、2、14及び15は内部事象停止時レベル1PRAの評価対象外とする。

(ロ) 燃料取出し状態及び原子炉上部キャビティ満水状態のPOS(POS6、7及び8)の除外

POS7については原子炉容器内に燃料がないこと、POS6及び8については保有水が原子炉上部キャビティまで満たされているため、余熱除去機能喪失及び1次冷却材の系外流出が発生した場合でも燃料露出に至るまでの時間余裕が非常に長く、この間における機

器の復旧、リカバリー操作等は十分に期待できることから、内部事象停止時レベル1PRAの定量評価の対象外とする。

以上の考え方にに基づき、本評価で定量評価を実施するPOSは、POS3、4及び5並びにPOS9、10、11、12及び13とした。但し、反応度の誤投入(原子炉起動中にヒューマンエラーにより制御されない異常な希釈が行われる事象)はPOS14のみで発生し得る事象であるため、本事象に限りPOS14を評価対象とした。

ロ 評価対象プラント状態の概要

本評価において評価対象としたPOSについて、以下に概説する。

(イ) POS3

ECCS自動起動信号ブロック以降も、タービンバイパス系(又は主蒸気逃がし弁)を使用して原子炉の冷却を継続する。1次冷却系が2.76MPa[gage]、177℃以下となれば余熱除去系を使用した冷却に切り替える。2次冷却系で冷却している期間をPOS3とし、余熱除去系の運転開始からの期間と区別する。

(ロ) POS4

1次冷却系が2.76MPa[gage]、177℃以下となれば余熱除去系を起動し1次冷却系の冷却を行う。余熱除去系の運転状態として、1次冷却系の開放状態の観点から、加圧器安全弁取外し完了までをPOS4とし、それ以降の期間と区別する。

(ハ) POS5

加圧器安全弁を取外した後、1次冷却系の酸化運転、原子炉容器上ふた取外し準備等のために、1次冷却系の水位を原子炉容器ノズルセンタ付近まで水抜きを行っている途中の状態、原子炉容器ノズルセンタ付近で維持している状態(ミッドループ運転状態)、原子

炉容器ノズルセンタ付近からキャビティ満水まで水張りを行っている途中の状態を含むPOSである。1次冷却材の保有水量が減少している状態にあることから、起因事象により水位がさらに低下すれば余熱除去ポンプ入口でキャビテーションが生じる可能性がある。また、原子炉停止後の経過期間が短く崩壊熱が大きいことから余熱除去系による冷却が停止した場合の炉心損傷までの時間余裕が他の状態に比べて小さいため、内部事象停止時レベル1PRAにおいて、特に重要となるプラント状態である。ミッドループ運転の概要図を第3.1.3.2-3図に示す。

(二) POS9

原子炉容器上ふた取付け等のために1次冷却系の水位を原子炉容器ノズルセンタ付近まで水抜きを行っている途中の状態、原子炉容器ノズルセンタ付近で維持している状態(ミッドループ運転状態)、原子炉容器ノズルセンタ付近から1次冷却材満水まで水張りを行っている途中の状態を含むPOSである。

POS5と同様、起因事象により水位がさらに低下すれば余熱除去ポンプ入口でキャビテーションが生じる可能性があり、また1次冷却系の保有水量が少なく、POS5と比較して崩壊熱は小さくなるものの、炉心損傷までの時間余裕が他の状態に比べて少ないことが特徴である。

(ホ) POS10

1次冷却系の漏えい試験を実施するに先立って、1次冷却系を満水状態とする。

(ヘ) POS11

プラント起動に先立って、1次冷却系の漏えい試験を実施する。1次冷却系の圧力は定格圧力まで加圧されることから、余熱除去系は

一時的に隔離される。漏えい試験実施後は再び1次冷却系の減圧を行い、余熱除去系による冷却状態に復帰させる。

(ト) POS12

余熱除去系による冷却状態に復帰した後、原子炉の起動に先立って原子炉は昇温、昇圧される。177℃以下では余熱除去系を運転しながら昇温を実施する。

(チ) POS13

1次冷却材温度が177℃に達すると余熱除去系を隔離し、主蒸気逃がし弁を使用しながら、高温停止状態まで原子炉の昇温、昇圧を実施し、ECCS自動起動信号ブロック解除に至る。

(リ) POS14

ECCS自動起動信号ブロック解除後の昇温、昇圧状態から高温停止状態を1つのPOSとして分類する。LOCAが生じた場合にはECCSは自動起動し、燃料の健全性を確保する。

ハ プラント状態に関する情報

本評価におけるPOS毎の緩和設備の使用可能性については、第27回定期事業者検査(2023年2月16日～2023年4月23日)の工程計画時の工程等に基づき設定した。なお、今回評価対象とした工程計画時の工程は、POS5の期間中に緩和設備の運転状態の変更が計画されており、緩和設備の使用可能性及びリスクの変動が予見されたことから、POS5-1及びPOS5-2に細分化して評価した。緩和設備の使用可能性の例示を第3.1.3.2-2表に、定量化対象としたPOSの設定を第3.1.3.2-3表にまとめる。

また、POSの継続時間は、川内1号機第27回定期事業者検査の工程計画時の工程情報を基に、第3.1.3.2-4表で想定する主要な定期事業者

検査工程の影響を加味して設定した。本評価におけるPOSの継続時間を第3.1.3.2-5表に示す。

(2) 炉心損傷頻度評価

a. 起回事象の選定及び発生頻度の評価

起回事象とは、当該事象の発生が、崩壊熱除去機能（蒸気発生器による冷却期間中は蒸気発生器による冷却機能、余熱除去運転期間中は余熱除去系による冷却機能）の喪失、又は未臨界維持機能の喪失のいずれかに繋がる可能性がある事象、又は通常の運転状態を妨げ緩和系への影響があり炉心損傷及び格納容器機能喪失へ波及する可能性がある事象のことである。

(a) 起回事象の選定

本評価では、内部事象停止時レベル1PRAで評価すべき起回事象に見落としがないようにするため、以下の手法によって選定を行った。各手法から同定した起回事象の候補を第3.1.3.2-6表に示す。

イ 国内PWRプラントのトラブル事例のレビュー

国内PWRプラントにおけるトラブル事例について、原子力施設運転管理年報及びNUCIAで公開されているトラブル情報を基に調査した。国内PWRプラントにおいては、余熱除去機能喪失事象が1件発生している。

ロ マスターロジックダイヤグラムに基づく分析

マスターロジックダイヤグラムに基づき、炉心損傷に至る可能性のある異常事象の要因を分析した。その結果、崩壊熱除去失敗の要因となる事象としては、外部電源喪失、余熱除去機能喪失及び原子炉補機冷却機能喪失が抽出された。次に、原子炉冷却材流出の要因となる事象としては、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失、オーバードレン、水位維持失敗が抽出された。さらに、燃料の過出力事象としては、反応度の誤投入が抽出された。これらの分析結果を第3.1.3.2-4図に示す。

ハ 国内外での既往のPRA研究等による知見の活用

既往のPRA研究等から、国内外における起回事象に関する評価事例

の分析を行い、内部事象停止時レベル1PRAで評価対象とする起因事象の候補として同定した。

- ・ 国内電力共同委託
- ・ NSAC-84, “Zion Nuclear Plant Residual Heat Removal PRA,”
- ・ NUREG/CR-5015, “Improved Reliability of Residual Heat Removal Capability in PWRs as Related to Resolution of Generic Issue 99,”
- ・ IPSN, “A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900 MWe Pressurized Water Reactor”
- ・ EDF, “A Probabilistic Safety Assessment of Reactor Unit 3 in the Paluel Nuclear Power Centre (1300 MWe)”
- ・ NUREG/CR-6144, “Evaluation of Potential Severe Accidents During Low Power and Shutdown Operations at Surry, Unit 1”
- ・ EPRI1003113, “An Analysis of Loss of Decay Heat Removal Trends and Initiating Event Frequencies (1990-2009)”
- ・ EPRI1021176, “An Analysis of Loss of Decay Heat Removal and Loss of Inventory Event Trends (1990-2009)”

ニ 内部事象出力運転時レベル1PRAの評価対象事象の分析

内部事象出力運転時レベル1PRAで評価対象とした起因事象を、内部事象停止時レベル1PRAで評価対象とする起因事象の候補として同定した。内部事象出力運転時レベル1PRAで評価対象とした起因事象は、出力運転状態に対してFMEAを実施し選定されたものであり、プラント固有の起因事象を見落としなく選定するため、これらを内部事象停止時レベル1PRAにおける起因事象の候補とした。

(b) 同定した起因事象の除外

停止時PRA学会標準の記載及び内部事象出力運転時レベル1PRA

における除外判定基準を参考に、内部事象停止時レベル1PRAにおける起因事象の除外判定基準を以下のとおり設定した。また、選定した起因事象に対応する対象POSについても明確にした。

- イ 内部事象停止時レベル1PRAでは起因事象とならない事象。
- ロ 起因事象発生頻度が 10^{-7} (/炉年)未満の事象。但し、インターフェースシステムLOCA、格納容器バイパス及び原子炉容器破損は除く。
- ハ 起因事象発生頻度が 10^{-6} (/炉年)未満で、少なくとも独立した2系統以上の緩和設備が機能喪失しない限り炉心損傷に至らない事象。
- ニ 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失するまでには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象。
- ホ その他の理由で除外できる事象(イ項～ニ項が適用されない事象で、適切な理由(全CDFに対して十分寄与が小さい等)で除外できるものに適用)。
- ヘ PRAの目的、事象進展、期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象。

但し、除外基準ロ項及びハ項は、起因事象発生頻度が評価基準より小さい場合であっても、評価結果への影響が有意な事象を除外する可能性があるため、本評価では適用しないこととした。

したがって、本評価においては、除外基準イ項、ニ項、ホ項及びへ項のみを適用した。スクリーニングの検討結果及び考え方を第3.1.3.2-7表に示す。

(c) 起回事象のグループ化

POSごとに選定した起回事象については、体系的なプロセスを用いて起回事象のグループ化を行った。グループ化は停止時PRA学会標準に基づき、以下の項目のいずれかが確認できる事象に対して行った。

イ プラントの応答、成功基準、事故進展及び炉心損傷に至るまでの時間余裕並びに必要とされる緩和設備及び緩和操作が類似する起回事象。

ロ グループ内の全ての事象が、事故の進展に与える影響の最も大きな事象に包絡される事象。事故シーケンスの定量化に関する詳細な評価を行う場合は、事故の進展に与える影響が同程度の事象のみとする。

以上の考え方にに基づき、評価対象とする起回事象のグループとして、以下の事象を選定した。

- ・ 加圧器逃がし弁／安全弁LOCA
- ・ 主給水流量喪失
- ・ 余熱除去機能喪失
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失
- ・ オーバードレン
- ・ 水位維持失敗
- ・ 外部電源喪失
- ・ 安全系高圧交流母線の部分喪失
- ・ 安全系高圧交流母線の全喪失
- ・ 安全系低圧交流母線の部分喪失
- ・ 安全系低圧交流母線の全喪失
- ・ 安全系直流母線の部分喪失
- ・ 安全系直流母線の全喪失
- ・ 原子炉補機冷却水系の部分喪失(A又はBヘッド喪失)

- ・ 原子炉補機冷却水系の部分喪失(Cヘッド喪失)
- ・ 原子炉補機冷却水系の全喪失
- ・ 原子炉補機冷却海水系の部分喪失
- ・ 原子炉補機冷却海水系の全喪失
- ・ 制御用空気系の部分喪失
- ・ 制御用空気系の全喪失
- ・ 反応度の誤投入

(d) 起因事象発生頻度の評価

起因事象発生頻度は、以下の考え方で算出する。

- イ プラントの運転経験から得られた起因事象の発生件数と運転時間(国内PWRプラントの余熱除去運転実績時間)を用いる。
- ロ 内部事象出力運転時レベル1PRAで算出した発生頻度を適用する。
- ハ フォールトツリーによるシステム信頼性解析を用いる。

起因事象ごとに上記のいずれかの評価手法を適用し、発生頻度の評価を行った。各起因事象の評価手法の選定理由を以下に述べる。なお、内部事象停止時レベル1PRAは定期事業者検査期間におけるリスクを評価するものであるが、定期事業者検査がほぼ1年に1回行われることから、本評価では起因事象発生頻度の単位として「/炉年」を用いることとする。また、起因事象発生頻度における「/炉年」とは、当該POSにおける年当たりの頻度を意味する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失は、イ項の手法を用いて発生頻度を算出した。原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失は、配管破断ではなく弁の誤操作などの1次冷却材の流出を対象としている。この事象は、国内において発生実績はない。また、起因事象発生頻度算出に使用する余熱除去運転時間は 6.58×10^5 (h)と算出した。

起因事象発生頻度は、運転実績を用いたベイズ更新によって推定した。具体的な算出方法を参考資料 I に示す。

原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の発生頻度 = 1.8×10^{-5} (/ 日)

主給水流量喪失及び外部電源喪失は、プラント運転経験からの推定が可能で、かつ出力運転時と同じ条件で起因事象が発生すると考えられるため、ロ項の手法を用いて発生頻度を算出した。

原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失、主給水流量喪失及び外部電源喪失以外の事象は、ハ項の手法を用いて発生頻度を算出した。これらの事象の発生頻度は、プラントごとの系統構成、運転状態に強く依存すること、起因事象と緩和系の従属性を適切に評価する必要がある等の理由から、システム信頼性解析で評価するのが適切と判断した。

上述した各起因事象の発生頻度に、POSごとの継続時間を乗じることでPOS別の起因事象発生頻度 (/ 炉年) を算出した。評価結果を第 3.1.3.2-8表にまとめる。

b. 成功基準の設定

既往のPRA及び熱水力解析結果を反映し、炉心損傷を防止するために必要な緩和設備又は緩和操作の組合せ並びに緩和設備及び緩和操作がその機能を達成するために必要な条件を定めた。

(a) 炉心損傷判定条件

本評価では、蒸気発生器による冷却期間中 (POS3、11、13) と余熱除去冷却期間中 (POS4、5、9、10、12) を含めている。蒸気発生器による冷却期間については、内部事象出力運転時レベル1PRAのモデルをベース

としているため、内部事象出力運転時レベル1PRAと同様に、「事故時に炉心冷却に必要な安全機能が不十分であることによって、炉心の一部の燃料被覆管表面温度が1,200℃を超えると評価される状態」を一般的な炉心損傷の判定条件とする。

また、余熱除去冷却期間については、「有効燃料長頂部が露出した状態」を炉心損傷の判定条件として採用する。但し、反応度の誤投入については崩壊熱除去機能が喪失する事象と異なり上記の判定条件に基づき判定することが困難であるため、保守的に「臨界に達した状態」を炉心損傷の判定条件とする。

(b) 炉心損傷を防止するために必要な安全機能の同定

余熱除去冷却期間中（POS4、5、9、10及び12）及びPOS14における安全機能を以下のとおり同定した。なお、蒸気発生器による冷却期間中（POS3、11及び13）の安全機能については、内部事象出力運転時レベル1PRAと同様である。

イ 炉心冷却（崩壊熱除去及びヒートシンクの確保）

（イ） 余熱除去冷却

（ロ） 2次系からの冷却

（ハ） 格納容器スプレイ系

（ニ） 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

ロ 原子炉冷却材インベントリの確保

（イ） 高圧注入

（ロ） 充てん注入

（ハ） 低圧注入

（ニ） 常設電動注入ポンプによる注入

（ホ） 代替再循環

ハ 反応度制御

(イ) 純水注入停止

POSごと及び起因事象ごとに、同定した安全機能に対して成功基準を設定した。また、内部事象停止時レベル1PRAにおいて必要となる安全機能を満たす系統数は、成功基準解析等の結果に基づき設定した。起因事象別の成功シーケンス及び成功基準を整理したものを、POS5を例に参考資料Ⅰに示す。また、特重施設を含む成功基準については参考資料Ⅱに示す。

(c) 使命時間

緩和設備が要求される安全機能を果たすために必要な運転継続期間である使命時間については、各緩和設備の「安定したプラント停止状態をもたらす時間又は必要な安全機能を果たすことができる時間」及び「手段の多様性の確保に必要な時間」を検討した上で、24時間を設定している。

(d) 成功基準の設定に用いる解析コード

成功基準の設定に用いる解析コードについては3.1.3.1(2)b.(d)に示す。

c. 事故シーケンスの分析

事故シーケンスとは、炉心損傷等に至るまでの、起因事象の発生及び各種安全機能喪失の組合せのことである。事故シーケンスの分析の目的は、選定した起因事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な安全機能並びに安全機能を達成するために必要な緩和設備及び緩和操作を検討して、炉心損傷に至る事故シーケンスを網羅的に展開することである。

(a) 事故シーケンスの分析手法

炉心損傷に至る事故シーケンスを網羅的に展開するための体系的な分析と定量化が可能である手法として、イベントツリー法(小イベントツリー／大フォールトツリー手法)を用いる。

(b) ヘディングの設定

安全機能及び成功基準の同定に基づいてイベントツリーのヘディングを設定した。ここでは、事故シーケンスの論理展開を明確かつ簡潔に提示するため、事象の進展及び機能上の相互関係を考慮して、可能な限り事象進展に従いヘディングの順番を設定している。

(c) 事故シーケンスの展開

ヘディングにおける分岐の有無を、関連する全ての緩和設備の状態を考慮して決定し、事故シーケンスを網羅的に展開した。事故シーケンスの展開に際しては、起回事象と緩和設備の従属性及び緩和設備間の従属性を考慮している。

(d) 事故シーケンスの最終状態の分類

展開した事故シーケンスの最終状態を炉心損傷状態又は成功状態のいずれかに分類し、炉心損傷に至る事故シーケンスについては、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に従い「事故シーケンスグループ」に分類した。

イ POS3、11及び13における事故シーケンスグループ

・ グループ1:2次冷却系からの除熱機能喪失

起回事象発生時に補助給水機能が喪失する事故シーケンス、破断した主蒸気管の隔離に失敗する事故シーケンス等、PWRの特徴である蒸気発生器を使用した除熱に失敗する事故シーケンス。

- ・ グループ2: 全交流動力電源喪失
外部電源の喪失と同時に、サポート系である非常用所内交流電源が喪失する事故シーケンス。
 - ・ グループ3: 原子炉補機冷却機能喪失
起因事象の発生と同時にECCS等の緩和機能のサポート系である原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系が喪失する事故シーケンス。
 - ・ グループ4: 原子炉格納容器の除熱機能喪失
LOCA事象の発生後に、格納容器スプレイ注入又は格納容器スプレイ再循環に失敗する事故シーケンス。
 - ・ グループ5: 原子炉停止機能喪失
原子炉トリップが必要な事象が発生した後に、原子炉トリップに失敗する事故シーケンス。
 - ・ グループ6: ECCS注水機能喪失
LOCA事象が発生し、蓄圧注入、高圧注入又は低圧注入によるECCS注水に失敗する事故シーケンス。
 - ・ グループ7: ECCS再循環機能喪失
LOCA事象の発生時に短期の1次系保有水量の回復に成功した後に、低圧再循環又は高圧再循環によるECCS再循環に失敗する事故シーケンス。
 - ・ グループ8: 格納容器バイパス
インターフェイスシステムLOCA又は蒸気発生器伝熱管破損後に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故シーケンス。
- なお、グループ5及びグループ8に分類される事故シーケンスはなかった。

ロ POS4、5、9、10、12及び14における事故シーケンスグループ

・ グループ1: 崩壊熱除去機能喪失

運転中の余熱除去系又はそのサポート系の故障等によって崩壊熱除去機能が喪失する事故シーケンス。

・ グループ2: 全交流動力電源喪失

外部電源の喪失と同時に、サポート系である非常用所内交流電源が喪失する事故シーケンス。

・ グループ3: 原子炉冷却材の流出

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出する事故シーケンス。

・ グループ4: 反応度の誤投入

ほう素希釈運転中の化学体積制御系の弁の誤作動等によって反応度が投入される事故シーケンス。

各起回事象のイベントツリーを参考資料 I に示す。

d. システム信頼性の評価

事故シーケンスの発生頻度を推定するには、展開したイベントツリーの各分岐に対して成功・失敗確率を決める必要がある。この各分岐点における緩和システムの成功・失敗確率を決めるために、システム信頼性解析にはフォールトツリー法を用いる。本項目では、前項で抽出されたイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系及びそれを適切に運転するために必要となるサポート系についてフォールトツリーを構築し、定量化を実施した。

(a) 評価対象としたシステムとその説明

評価対象としたシステムの一覧を以下に示す。システム信頼性の評価に当たり、それぞれのシステムの概要、機能、系統図、必要とするサポート

系、試験及びシステム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。

評価においては、フロントライン系及びサポート系同士の間からの従属性を適切にモデル化するため、それぞれのシステム間に対して従属性マトリックスを作成し、それに基づいたモデル化を実施した。それぞれのシステム間の従属性マトリックスの例として、充てん／高圧注入系（注入時）の従属性マトリックスを第3.1.3.2-9表に示す。また、フロントライン系同士の共用設備の従属性マトリックスを第3.1.3.2-10表に示す。

- ・ 電源系
- ・ 信号系
- ・ 制御回路
- ・ 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
- ・ 燃料取替用水系
- ・ 充てん／高圧注入系（注入時）
- ・ 充てん／高圧注入系（再循環時）
- ・ 蓄圧注入系
- ・ 低圧注入系（注入時）
- ・ 低圧注入系（再循環時）
- ・ 余熱除去系
- ・ 格納容器スプレイ系（注入時）
- ・ 格納容器スプレイ系（再循環時）
- ・ 補助給水系
- ・ RCPシールLOCA

- ・ 加圧器逃がし弁／安全弁LOCA
- ・ 加圧器逃がし弁強制開
- ・ 代替再循環
- ・ 2次系強制冷却
- ・ 常設電動注入ポンプ
- ・ 移動式大容量ポンプ車の確立
- ・ 格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却海水系)
- ・ 格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水系)
- ・ 多様化自動作動設備
- ・ 交流電源の回復
- ・ 大容量空冷式発電機／蓄電池切替操作
- ・ 主給水系
- ・ 純水注入停止操作
- ・ 特重施設

(b) システム信頼性評価手法

システム信頼性評価手法については3.1.3.1(2) d. (b)に示す。

(c) システム信頼性評価の結果

同じシステムであっても、起因事象及びPOSによって、必要となる機器の台数等、成功基準が異なる場合がある。そのような場合は、それぞれに対応したフォールトツリーを作成し、非信頼度を評価している。システム信頼性評価結果の例として、充てん／高圧注入系(注入時)の非信頼度を第3.1.3.2-11表に示す。

e. 信頼性パラメータの設定

システム信頼性解析、事故シーケンスの定量化のために必要となる機器

故障率、共通原因故障パラメータ及び試験又は保守作業による待機除外確率等を評価するために必要となるパラメータを整備した。

(a) 非信頼度を構成する要素と評価式

非信頼度を構成する要素としては、機器故障率データ、共通原因故障パラメータ、試験による待機除外データ、保守作業による待機除外データ等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。

(b) 機器故障率パラメータ

システム信頼性解析及び事故シーケンスの定量化で使用する機器故障率データは、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を事前分布に、川内1/2号機の運転実績を尤度データとしてベイズ更新によって算出したプラント固有機器故障率を使用する。また、「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の故障実績は、電力中央研究所(NRRC)が発行したNRRCガイドで定義した機器バウンダリに従っている。

なお、評価対象機器のうち、NRRCガイドではバウンダリが定義されていない機器及びバウンダリは定義されているものの故障率が算出されていない機器については、類似性を考慮した工学的判断に基づいてNRRCガイドのPRA対象機種に分類している。

上記の機器故障率を用いて、基事象発生確率を算出した。

イ 状態変更失敗確率

状態変更失敗確率の評価式については3.1.3.1(2)e.(b)イに示す。

ロ 機能維持失敗確率

機能維持失敗確率の評価式については3.1.3.1(2)e.(b)ロに示す。

ハ 待機除外確率

定期事業者検査期間中には、出力運転時と異なり、検査・保守を実施するために系統及び機器を待機除外とする期間がある。本評価では川内1号機第27回定期事業者検査の工程計画時の工程を参考に、各POSに対する待機除外を設定した。

ニ その他の非信頼度

三菱重工業社製の耐熱Oリングを使用した場合のRCPシールLOCA発生確率については、3.1.3.1(2) e. (b) ホに示す。

(c) 機器復旧の取扱い方法及び機器復旧失敗確率

機器復旧の取扱い方法及び機器復旧失敗確率については3.1.3.1(2) e. (c) に示す。

(d) 共通原因故障の評価

共通原因故障の評価については3.1.3.1(2) e. (d) に示す。

f. 人的過誤の評価

人的過誤の評価については3.1.3.1(2) f. に示す。

g. 事故シーケンスの定量化

(a) 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

起因事象、展開したイベントツリー及びフォールトツリーの各基事象に対し数値(起因事象発生頻度、機器故障率、人的過誤確率等)を入力して事故シーケンス発生頻度を計算する。事故シーケンスの定量化は、国内外で使用実績のある計算コードであり、検証性に問題がないRiskSpectrum® PSAを使用して行った。

また、内部事象停止時レベルIPRAにおけるCDFは、分類された各

POSの炉心損傷確率を合算することによって1回の定期事業者検査に伴う停止当たりの炉心損傷確率を算出しており、定期事業者検査に伴う停止は通常時約1年に1回行われるため、算出した炉心損傷確率を年当たりのCDF(／炉年)とみなす。

(b) 事故シーケンスの発生頻度及び炉心損傷頻度の定量化結果

事故シーケンスの定量化を行った結果、全CDFは 2.1×10^{-5} (／炉年)となった。

イ 起因事象別炉心損傷頻度及びプラント状態別炉心損傷頻度

起因事象別、POS別のCDFを第3.1.3.2-12表に示す。全CDFに占める各起因事象の寄与は、原子炉補機冷却水系の全喪失が最も大きい結果となった。次いで、原子炉補機冷却海水系の全喪失、安全系高压交流母線の部分喪失、外部電源喪失が大きい結果となった。

原子炉補機冷却水系の全喪失について、最も支配的な最小カットセットは「POS5-2における原子炉補機冷却水系の全喪失+低圧再循環(海水)失敗」であった。4台ある原子炉補機冷却水ポンプのうち2台が待機除外となっている状態で、運転中の2台の原子炉補機冷却水ポンプが流量喪失することにより原子炉補機冷却水系の全喪失となる。その後運転中のB余熱除去ポンプの冷却ができなくなり機能喪失することで低圧再循環(海水)に失敗し、炉心損傷に至るシナリオの影響が大きい。

原子炉補機冷却海水系の全喪失について、最も支配的な最小カットセットは「POS5-2における原子炉補機冷却海水系の全喪失+移動式大容量ポンプ車の確立失敗」であった。4台ある海水ポンプのうち2台が待機除外となっている状態で、運転中の2台の海水ポンプが原子炉補機冷却水冷却器管側の弁の誤閉止により機能喪失することで原子炉補機冷却海水系の全喪失となる。また、当該弁が誤閉止していることで、移動式

大容量ポンプ車の排水ができないことから、移動式大容量ポンプの確立が従属的に失敗することで炉心損傷に至るシナリオの影響が大きい。

安全系高圧交流母線の部分喪失について、最も支配的な最小カットセットは「POS5-2における安全系高圧交流母線の部分喪失+原子炉補機冷却水系の健全性喪失+低圧再循環(海水)失敗」であった。4台ある原子炉補機冷却水ポンプのうち2台が待機除外となっている状態で、安全系高圧交流母線の部分喪失発生することで、運転中の2台の原子炉補機冷却水ポンプが機能喪失し原子炉補機冷却水系の全喪失となる。その後運転中のB余熱除去ポンプの冷却ができなくなり機能喪失することで低圧再循環(海水)に失敗し、炉心損傷に至るシナリオの影響が大きい。

外部電源喪失について、最も支配的な最小カットセットは「POS5-2における外部電源喪失+非常用所内電源失敗+低圧再循環(CCW)失敗+代替再循環失敗」であった。外部電源喪失の発生後、海水ポンプが機能喪失することにより、非常用ディーゼル発電機の冷却に失敗し、全交流動力電源喪失となる。その後短期の交流電源回復及び代替低圧注入には成功するものの、低圧再循環及び代替再循環に失敗することで炉心損傷に至るシナリオの影響が大きい。

全CDFに占める各POSの寄与は、POS5-2が最も大きい結果となった。POS5の寄与が大きくなったのは、海水系等の機器の運転状態により、原子炉補機冷却水系の全喪失のシナリオの影響が大きいことが主な要因であった。

ロ 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ別のCDFを第3.1.3.2-13表に示す。全CDFに占める各事故シーケンスグループの寄与は、POS4、5、9、10、及び12の

崩壊熱除去機能喪失が大部分を占める結果になった。

(c) 重要度解析

重要度解析では、CDFに有意な寄与を持つ機器故障及び人的過誤等を対象に、FV重要度及びRAWを算出した。FV重要度及びRAWの定義については、3.1.3.1(2)g.(c)に示す。

基事象のFV重要度評価結果及びRAW評価結果を参考資料 I に示す。

(d) 不確実さ解析

イ 炉心損傷頻度の不確実さ解析の実施

起回事象発生頻度並びにフォールトツリーに含まれる機器故障、人的過誤及び共通原因故障等の基事象の発生確率を確率変数とみなして、それぞれのパラメータ作成において設定した確率分布を入力としてモンテカルロ手法を用いて、炉心損傷頻度の平均値及びエラーファクタを評価した。エラーファクタの定義については、3.1.3.1(2)g.(d)イに示す。

ロ 解析条件・仮定

モンテカルロ手法を用いる際に使用する乱数は、SOKC (State-of-knowledge correlation) の影響を考慮し、パラメータ単位の乱数とした。

個々のパラメータについては、3.1.3.1(2)g.(d)ロに示す。

ハ 不確実さ解析結果

不確実さ解析の結果を第3.1.3.2-14表及び第3.1.3.2-5図に示す。全CDFのエラーファクタは2.8となった。これは、各パラメータの不確実さの影響により、上限値と下限値の間に約8倍の不確実さ幅があることを意味する。

全CDF及び事故シーケンスグループ別CDFの点推定値は不確実さ分布の5%下限値から95%上限値の間に収まっていることから、不確

実さ解析に対して点推定評価は妥当であると考えられる。

(e) 感度解析

川内1号機第27回定期事業者検査は、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、リスク低減のために工程調整を実施し工程を確定させた。具体的には、全CDFへの寄与が大きい原子炉補機冷却水系の全喪失のシナリオに対するリスク低減措置として、海水系等の機器の隔離時期を変更している。

海水系等の機器の隔離時期を変更したことによるリスク低減効果を確認するため以下の影響評価を実施した。

イ 感度解析条件

ベースケースでは、川内1号機第27回定期事業者検査実施に当たり工程計画時の工程を基に評価を実施したが、リスク低減を図るために工程調整を実施したため、工程調整内容を反映した工程確定後の工程を基に評価を実施しリスク低減効果を確認する。なお、主な工程調整内容を以下に示す。

- ・ POS5-2における海水系等の機器の隔離を原子炉キャビティ満水(POS6)以降での実施に変更。
- ・ 原子炉キャビティ満水(POS8)で実施していたディーゼル発電機の隔離をPOS9での実施に変更。

ロ 感度解析結果

工程確定後の工程を基に評価したPOS別のCDF及び起因事象別のCDFを第3.1.3.2-15表及び第3.1.3.2-16表に示す。

工程計画時の工程を基に評価した全CDF (2.1×10^{-5} (／炉年)) に比べ、工程確定後の工程を基に評価した全CDFは 1.2×10^{-6} (／炉年) と約94%低減しており、工程調整によるリスク低減効果を確認できた。

また、POS別では、POS5-2で海水系等の機器の隔離時期を変更したことによるリスク低減効果を確認できた。これは、海水系等の隔離を原子炉キャビティ満水（POS6）以降に移動させたことに伴い、海水系等のバックアップとして期待できる機器が増えたことにより、関連する起因事象である原子炉補機冷却水系の全喪失、安全系高圧交流母線の部分喪失等のCDFが減少したためである。

第 3.1.3.2-1 表 停止時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(停止時レベル 1PRA) (1/7)

PRAの実施項目		収集すべき情報		主な情報源
1.プラントの設計・運転 管理の把握	プラント情報の調査	PRA 実施に当たり 必要とされる基本的 な情報	設計情報	1) 原子炉設置許可申請書 2) 設計及び工事計画認可申請書 3) 系統図(1次系、2次系ほか) 4) 単線結線図 5) 展開接続図(EWD) 6) ファンクショナルダイヤグラム 7) 計装ブロック図 8) プラント機器配置図 ・ 機器配置図 ・ 電気盤配置図 9) 系統設計仕様書 ・ 系統説明書 ・ 容量根拠書 10) 機器設計仕様書
			運転管理情報	1) 原子炉施設保安規定 2) 運転基準Ⅰ(総括編) 3) 運転基準Ⅱ(電気編) 4) 運転基準Ⅲ(タービン編) 5) 運転基準Ⅳ(原子炉編) 6) 運転基準Ⅴ(警報処置編) 7) 運転基準Ⅵ(緊急処置編) 8) 運転基準Ⅶ(定期試験編) 9) 運転基準(特重施設関連)

第 3.1.3.2-1 表 停止時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(停止時レベル 1PRA) (2/7)

PRAの実施項目		収集すべき情報	主な情報源
2. 停止期間中のプラントの状態調査	プラント状態 (POS) の分類	プラント停止期間をプラントの状態が類似した期間ごとに分類するための情報	1) 上記1の情報源 2) 定期事業者検査工程表
		プラント停止中に使用可能な設備を POSごとに整理するための情報	1) 上記1の情報源 2) 定期事業者検査工程表
3. 炉心損傷頻度の定量化	起因事象の選定	崩壊熱除去機能喪失、原子炉冷却材の流出、外部電源喪失などに関する事例	1) 上記1の情報源 2) 国内PWR プラント運転実績 <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子力施設運転管理年報 ・ NRA ホームページ ・ 原子力施設情報公開ライブラリ(NUCIA) 3) 米国PWRプラント運転実績 <ul style="list-style-type: none"> ・ NUREG-0020, “Licensed Operating Reactors-Status Summary Report” ・ NUREG-1187, “Performance Indicator for Operating Commercial Nuclear Power Reactors” ・ NRC ホームページ 4) 起因事象発生頻度に関する文献 <ul style="list-style-type: none"> ・ WASH-1400, “Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants”. ・ NUREG-1150, “Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants”. ・ NUREG-1829, “Estimating Loss-of-Coolant Accident (LOCA) Frequencies Through the Elicitation Process”. ・ NUREG/CR-3300, “Review and Evaluation of the Zion Probabilistic Safety Study”. ・ NUREG/CR-4550, “Analysis of Core Damage Frequency From Internal Events; Methodology Guidelines”.

第 3.1.3.2-1 表 停止時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(停止時レベル 1PRA) (3/7)

PRAの実施項目		収集すべき情報	主な情報源
3.炉心損傷頻度の定量化	起因事象の選定(続き)	崩壊熱除去機能喪失、原子炉冷却材の流出、外部電源喪失などに関する事例(続き)	<p>4) 起因事象発生頻度に関する文献</p> <ul style="list-style-type: none"> ▪ NUREG/CR-5750, "Rates of Initiating Events at U.S. Nuclear Power Plants". ▪ NUREG/CR-6928, "industry-Average Performance for Components and Initiating Events at U.S. Commercial Nuclear Power Plants". ▪ SPAR Initiating Event Data and Results 2015, Parameter Estimation Update ▪ IAEA-TECDOC-719, "Defining initiating events for purposes of probabilistic safety assessment". ▪ EPRI Technical Report "Pipe Rupture Frequencies for Internal Flooding Probabilistic Risk Assessments" <p>5) 先行 PRA 報告書及び関連する報告書</p> <ul style="list-style-type: none"> ▪ 「リスク情報活用に向けた停止時 PRA モデルの高度化に関する研究」2007 年度受託作業報告書 ▪ NSAC-84, "Zion Nuclear Plant Residual Heat Removal PRA," ▪ NUREG/CR-5015, "Improved Reliability of Residual Heat Removal Capability in PWRs as Related to Resolution of Generic Issue 99," ▪ IPSN, "A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900 MWe Pressurized Water Reactor" ▪ EDF, "A Probabilistic Safety Assessment of Reactor Unit 3 in the Paluel Nuclear Power Centre (1300 MWe)"

第 3.1.3.2-1 表 停止時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(停止時レベル 1PRA) (4/7)

PRAの実施項目		収集すべき情報	主な情報源
3. 炉心損傷頻度の定量化	起因事象の選定(続き)	崩壊熱除去機能喪失、原子炉冷却材の流出、外部電源喪失などに関する事例(続き)	5) 先行 PRA 報告書及び関連する報告書 <ul style="list-style-type: none"> ・ NUREG/CR-6144, “Evaluation of Potential Severe Accidents During Low Power and Shutdown Operations at Surry, Unit 1” ・ EPRI1003113, “An Analysis of Loss of Decay Heat Removal Trends and Initiating Event Frequencies (1989 - 2000)” ・ EPRI1021176, “An Analysis of Loss of Decay Heat Removal and Loss of Inventory Event Trends (1990–2009)” 6) 伊方プロジェクトに関する報告書 <ul style="list-style-type: none"> ・ 「安全性向上評価 PRA 手法高度化検討 NRRC 技術諮問委員会対応」2017 年 3 月共同委託報告書 7) FMEA に用いる設計情報 <ul style="list-style-type: none"> ・ 系統機能整理表

第 3.1.3.2-1 表 停止時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(停止時レベル 1PRA) (5/7)

PRAの実施項目		収集すべき情報	主な情報源
3. 炉心損傷頻度の定量化	成功基準の設定	<ul style="list-style-type: none"> ・安全系などのシステム使用条件 ・システムの現実的な性能 ・運転員による緩和操作 ・崩壊熱レベル、設備構成などを考慮した各POS における成功基準を設定するための情報 	<p>1) 上記1の情報源</p> <p>2) 先行PRA報告書及びそれに関連する報告書</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「川内 1/2 号機における定期安全レビュー (PSR) の実施に伴う確率論的安全評価 (PSA)」2011 年 3 月委託報告書 ・「リスク情報活用に向けた成功基準の技術的根拠整備に関する検討ー代表 3 ループプラント、アイスコンデンサ型 4 ループプラントー」2005 年 3 月個別委託報告書 ・「安全管理合理化のためのリスク評価手法の拡張に関する検討」2005 年 3 月委託調査報告書 ・「シビアアクシデントに係る国内規制対応の高度化に関する研究」2012 年 8 月共同研究報告書 ・「安全性向上評価のための PRA における成功基準の技術的根拠整備に関する検討 (3 ループプラント出力時)」2016 年 2 月共同委託報告書 ・「安全性向上評価のための PRA における加圧器系弁の成功基準の技術的根拠整備に関する検討 (3 ループ、4 ループプラント出力時)」2018 年 2 月共同委託報告書 ・「PRA 手法高度化に係る外部専門家レビュー指摘事項への対応検討 (BE 条件を適用した内の事象出力時 PRA の成功基準解析)」2020 年 6 月共同委託報告書 ・「安全性向上評価のための PRA における成功基準の技術的根拠整備に関する検討 (3 ループプラント停止時)」2016 年 12 月報告書
	事故シーケンスの分析		

第 3.1.3.2-1 表 停止時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(停止時レベル 1PRA) (6/7)

PRAの実施項目		収集すべき情報	主な情報源
3. 炉心損傷頻度の定量化	事故シーケンスの分析	<ul style="list-style-type: none"> ・安全系などのシステム使用条件 ・システムの現実的な性能 ・運転員による緩和操作 ・崩壊熱レベル、設備構成などを考慮した各POS における成功基準を設定するための情報 	<p>3) 成功基準に関する文献</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ SAFETY EVALUATION OF TOPICAL REPORT WCAP-15603, REVISION 1, May 20, 2003. ・ “Development of General Criteria for Screening Loss of Room Cooling in PRA Modeling”, Young G Jo and Taeyong Sung, ANS PSA 2013 International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis, Columbia, SC, September 22-26, 2013. ・ EPRI 1021067, “Plant Support Engineering: Nuclear Power Plant Equipment Qualification Reference Manual, Revision 1”.
	システム信頼性解析	対象プラントに即した機器故障モード、運転形態等	<p>1) 上記 1、及び成功基準の設定、事故シーケンスの分析の情報源、及び下記人間信頼性解析、パラメータの作成の情報源</p> <p>2) 健全性確認間隔の調査結果</p> <p>3) 外部電源復旧確率に係る報告書</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 国内原子力発電所の外部電源の信頼性評価 (2014 年 3 月、原子力技術研究所)

第 3.1.3.2-1 表 停止時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源(停止時レベル 1PRA) (7/7)

PRAの実施項目		収集すべき情報	主な情報源
3. 炉心損傷頻度の定量化	人間信頼性解析	<ul style="list-style-type: none"> ・運転員による緩和操作等 ・各種操作、作業等に係る体制 	<ol style="list-style-type: none"> 1) 上記 1、及び成功基準の設定、事故シーケンスの分析の情報源 2) 人間信頼性解析に関する報告書 <ul style="list-style-type: none"> ・ NUREG/CR-1278, "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications" ・ EPRI 3002003150, "A Process for HRA Dependency Analysis and Considerations on Use of Minimum Value for Joint Human Error Probabilities" ・ EPRI TR-100259, "An Approach to the analysis of Operator Actions in Probabilistic Risk Assessment" ・ The EPRI HRA Calculator® Software Manual 3) 起因事象発生前人的過誤に関わる調査結果 4) 人間信頼性解析に関わるプラント職員等への聞き取り調査
	<ul style="list-style-type: none"> ・起因事象発生頻度の評価 ・パラメータの作成(機器故障率) ・システム信頼性解析(共通原因故障パラメータ) ・アンアベイラビリティ 	対象プラントに適用可能なデータ	<ol style="list-style-type: none"> 1) 上記 1 の情報源 2) 原子力発電所運転管理年報 3) 国内機器故障率データ <ul style="list-style-type: none"> ・ 確率論的リスク評価(PRA)のためのデータ収集実施ガイド(2023年5月)(財)電力中央研究所 ・ 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)(一財)電力中央研究所 ・ プラントの機器故障実績 4) 共通原因故障データ <ul style="list-style-type: none"> ・ NUREG CCF Parameter Estimations 2015 ・ NUREG/CR-5497, "Common cause failure parameter estimations"

第 3.1.3.2-2 表 緩和設備の使用可能性(例)

プラント状態	(1) 部分出力 運転	(2) 高温停 止状態 (ECCS作 動信号ブ ロックまで)	(3) 高温停止 状態 (RHR運転 開始まで)	(4) RHR 運転① RCS満水	(5) RHR 運転② ミッドループ	(6) RHR 運転③ 海水系等 隔離	(7) 原子炉 上部 キャビティ 満水	(8) 燃料 取出し 状態	(9) 原子炉 上部 キャビティ 満水	(10) RHR 運転④ ミッドループ	(11) RHR 運転⑤ RCS満水	(12) 1次冷却系 の漏えい 試験	(13) RHR 運転⑥ RCS満水	(14) 高温停止 状態 (RHR隔離 以降)	(15) 高温停止 状態 (ECCS作動 信号ブロック 解除以降)	(16) 部分出力 運転
運転モード	1,2	3	3,4	4,5	5,6	6	6	—	6	6,5	5,4	5,4	5,4	4,3	3	2,1
6.6kV 安全系M/C母線	—	—	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	—	—	—	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	—	—
440V 安全系P/C母線	—	—	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	—	—	—	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	—	—
440V 安全系RCC母線	—	—	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	—	—	—	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	—	—
125V 安全系直流母線	—	—	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	—	—	—	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	2/0/0	—	—
115V 安全系計装用母線	—	—	4/0/0	4/0/0	4/0/0	4/0/0	—	—	—	4/0/0	4/0/0	4/0/0	4/0/0	4/0/0	—	—
予備変圧器	—	—	0/1/0	0/1/0	0/1/0	0/1/0	—	—	—	0/1/0	0/1/0	0/1/0	0/1/0	0/1/0	—	—
ディーゼル発電機	—	—	0/2/0	0/2/0	0/2/0	0/1/1	—	—	—	0/2/0	0/2/0	0/2/0	0/2/0	0/2/0	—	—
非常用直流電源 (蓄電池及び充電器)	—	—	0/2/0	0/2/0	0/2/0	0/2/0	—	—	—	0/2/0	0/2/0	0/2/0	0/2/0	0/2/0	—	—
原子炉補機冷却海水ポンプ	—	—	2/2/0	4/0/0	2/2/0	2/0/2	—	—	—	2/2/0	3/1/0	3/1/0	2/2/0	2/2/0	—	—
原子炉補機冷却水ポンプ+ 原子炉補機冷却水冷却器	—	—	2/2/0	4/0/0	2/2/0	2/0/2	—	—	—	2/2/0	3/1/0	3/1/0	2/2/0	2/2/0	—	—
余熱除去ポンプ+余熱除去 冷却器	—	—	0/2/0	2/0/0	1/1/0	1/1/0	—	—	—	1/1/0	1/1/0	0/2/0	1/1/0	0/2/0	—	—

注) 凡例: 運転台数/待機台数/待機除外台数

第 3.1.3.2-3 表 内部事象停止時レベル 1PRA におけるプラント状態の分類

POS	POS の内容	定量化対象	1次系開口部	重力注入	2次系除熱	
1	部分出力運転状態	解列から原子炉停止まで				
2	高温停止状態	原子炉停止から ECCS 作動信号ブロックまで				
3	高温停止状態	ECCS 作動信号ブロックから余熱除去系による冷却状態開始まで	○	なし	不可	可
4	余熱除去系による冷却状態	余熱除去系による冷却状態開始から加圧器安全弁取り外しまで	○	なし	不可	可
5-1	ミッドループ運転状態	加圧器安全弁取り外し～ミッドループ運転水位～海水系等隔離開始まで	○	小(加圧器安全弁3台取外し)	不可	不可
5-2	ミッドループ運転状態	海水系等隔離開始からキャビティ水張り完了まで	○	小(加圧器安全弁3台取外し)	不可	不可
6	原子炉上部キャビティ満水	原子炉上部キャビティ満水から燃料取出完了まで				
7	燃料取り出し状態	燃料取出完了から燃料装荷開始まで(炉心に燃料がない状態。この期間に SG-ECT 及び加圧器安全弁取り付けを実施)				
8	原子炉上部キャビティ満水	燃料装荷開始からキャビティ水抜き開始まで				
9	ミッドループ運転状態	キャビティ水抜き開始～ミッドループ運転水位～RCS 水張り完了まで	○	なし	不可	可
10	余熱除去系による冷却状態	RCS 水張り完了から余熱除去系隔離まで	○	なし	不可	可
11	1次冷却系の漏えい試験	余熱除去系隔離から余熱除去系による冷却状態再開まで	○	なし	不可	可
12	余熱除去系による冷却状態	余熱除去系による冷却状態再開から余熱除去系隔離まで	○	なし	不可	可
13	高温停止状態	余熱除去系隔離から ECCS 作動信号ブロック解除まで	○	なし	不可	可
14	高温停止状態	ECCS 作動信号ブロック解除から原子炉臨界まで	○*	なし	不可	可
15	部分出力運転状態	原子炉臨界から並列まで				

*:反応度の誤投入のみ定量化対象

第 3.1.3.2-4 表 内部事象停止時レベル 1PRA において想定する

主要な定期事業者検査工程

工程	実施時期	備考
ミッドループ運転	燃料交換前(POS5-1)及び 燃料交換後(POS9)	—
SGマンホールの開放	炉心に燃料がない期間 (POS7)	1次系開口部の大きさに応じて、期待できる緩和設備が異なる可能性がある。
加圧器安全弁3台を取り 外し	燃料交換前の1次冷却系水 抜き開始時(POS4終了時)	
加圧器安全弁3台を取り 付け	燃料交換後のキャビティ満 水時(POS8)	
機器搬入口の開放	炉心に燃料がない期間 (POS7)	保安規定変更の影響を考慮。 従来の定期事業者検査工程と 比べ、POSの継続時間が長くな る可能性がある。

第 3.1.3.2-5 表 各プラント状態の継続時間

プラント状態	継続時間(h)
POS3	9.0
POS4	75.8
POS5-1	45.2
POS5-2	53.5
POS9	154.0
POS10	40.5
POS11	17.2
POS12	74.3
POS13	27.5
POS14	75.5

第 3.1.3.2-6 表 起因事象候補の同定

停止時に発生し得る起因事象	国内トラブル事例	マスターロジック ダイアグラム	国内電力 共同研究	NSAC-84	NUREG/CR- 5015	フランスPRA	NUREG/CR- 6144	EPRI-1003113、 EPRI-1021176	内部事象出力運転時 レベル1PRA評価対 象起因事象
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 (オーバードレン、水位維持失敗を含む)	—	○	○	○	○	—	○	○	—
LOCA	—	—	—	—	—	○	○	—	○
インターフェイスシステムLOCA	—	—	—	—	—	○	○	—	○
余熱除去機能喪失	○	○	○	○	○	—	○	○	—
原子炉補機冷却機能喪失(原子炉補機 冷却水系の喪失、海水系の喪失を含む)	—	○	○	—	—	○	○	○	○
外部電源喪失	—	○	○	○	○	○	○	○	○
安全系母線の喪失(高圧交流母線の喪 失、低圧交流母線の喪失、直流母線の 喪失を含む)	—	—	—	—	—	—	○	○	○
制御用空気喪失	—	—	—	—	—	—	○	—	○
空調喪失	—	—	—	—	—	—	○	—	—
主給水流量喪失	—	—	—	—	—	○	○	—	○
2次冷却系の破断(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)、主給水管破断を含む)	—	—	—	—	—	○	—	—	○
蒸気発生器伝熱管破損	—	—	—	—	—	○	○	—	○
過渡事象(負荷の喪失、主蒸気隔離弁 の誤閉止、手動停止、ATWS、工学的安 全施設作動信号の誤動作を含む)	—	—	—	—	—	○	○	—	○
原子炉容器破損	—	—	—	—	—	—	—	—	○
反応度の誤投入	—	○	—	—	—	○	○	—	—
低温過加圧事象	—	—	—	○	—	—	○	—	—
燃料集合体の落下	—	—	—	—	—	—	○	—	—
加圧熱衝撃	—	—	—	—	—	—	○	—	—

注) ○: 各分析・調査から抽出された事象

第 3.1.3.2-7 表 起因事象候補のスクリーニング検討結果 (1/12)

名称	定義	定量化対象	対象POS	除外判定理由	備考
大 破 断 LOCA	1次冷却系の圧力が高压に維持されている期間において、配管破断により原子炉冷却材が系外へ流出する事象である。破断口径によって使用可能な緩和策が異なるため、出力運転時と同様に破断口径に応じて分類する。	×	—	ホ 備考欄参照	<p>以下のとおり配管破断によるLOCAは停止時PRA学会標準において除外可能な起因事象として挙げられており、POS3、4、5、9、10、11、12及び13で評価対象外とすることは妥当と判断する。</p> <p>【停止時 PRA 学会標準より抜粋】 原子炉冷却材流出を生じさせる起因事象として、保守点検における人的過誤に起因する冷却材流出事象のほか、配管破断による冷却材流出事象が挙げられる。しかし、後者については、次の点を考慮することができる。</p> <p>—停止時においては、出力運転時と異なり原子炉冷却材バウンダリの内部にある冷却材の圧力が低いことから、出力運転時の圧力で設計されている原子炉冷却材圧力バウンダリの配管が破断することによる冷却材流出の発生率は十分小さいと考えられる。また、冷却材圧力バウンダリの配管は、供用期間中検査が行われており、減肉などによる破損も考え難い。</p> <p>—停止時レベル IPRA が対象とする定期検査期間は、年間に概略 1 ヶ月あまりであることから、配管破断の年間の発生確率は、出力運転時に比べて小さくなる。</p> <p>—格納容器外の配管破断の場合に、原子炉冷却材バウンダリとの間に 2 弁以上の隔離弁が設置されている。隔離操作を行うための時間余裕が大きいことから、その失敗確率は非常に小さい。格納容器内の配管破断の場合に、配管破断を想定する箇所も多くは、隔離弁による隔離操作が行われ、その失敗確率は小さい。一部の箇所に関して、破断時の隔離操作が難しい場合も想定されるが、原子炉冷却材バウンダリの全体に占める割合は僅かである。このように、破断箇所の隔離操作によって、事象を収束する効果を考慮に入れると、緩和系による冷却材補給を必要とする配管破断の発生確率は、一般に小さくなる。</p> <p>PRA ではプラントのリスクをより正確に求める観点から現実的なモデルとするべきであり、このためにこれらの効果を組み合わせて考える。停止期間中の配管破断の発生頻度は出力運転時の配管破断の年間発生頻度に比べて、停止時の評価期間における配管破断の発生頻度は小さくなると考えられ、また、保守点検における人的過誤に起因する冷却材流出事象の発生頻度に比べても十分小さいなど、人的過誤を起因とする冷却材流出事象で代表できる場合には、停止期間中の配管破断に起因する冷却材流出事象を起因事象から除外する。</p>
中 破 断 LOCA		×	—	ホ 備考欄参照	
小 破 断 LOCA		×	—	ホ 備考欄参照	
極 小 LOCA		×	—	ホ 備考欄参照	

【凡例】起因事象の除外判定理由

- イ 内部事象停止時レベル IPRA では起因事象とならない事象
- ニ 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失するまでには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象
- ホ その他の理由で除外できる事象(除外基準イ～ニが適用されない事象で、適切な理由(全 CDF に対して十分寄与が小さい等)で除外できるものに適用)
- へ PRA の目的、事象進展及び期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象

第 3.1.3.2-7 表 起因事象候補のスクリーニング検討結果 (2/12)

名称	定義	定量化対象	対象POS	除外判定理由	備考
加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA	加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁が1台以上開固着することで1次冷却材が系外へ流出する事象である。	○	3、11、13	—	<ul style="list-style-type: none"> • POS5-1及びPOS5-2: 1次系圧力は大気圧相当であり、加圧器逃がし弁／安全弁が開放されても漏えいは発生しない。停止時では起因事象とならないことから対象外とする。(除外判定イ) • POS4、9、10及び12: 当該事象発生による漏えいの可能性はあるが、「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」で事象の影響及び事象進展は包絡されるため対象外とする。(除外判定へ)
1次冷却材ポンプ封水リーク	化学体積制御系、充てんポンプ故障等による1次冷却材ポンプ封水注入機能が喪失する事象である。	×	—	イ、ニ 備考欄参照	<ul style="list-style-type: none"> • POS3、11及び13: 1次冷却材ポンプ1台当たりのリーク量は1.5m³/h であり、事象進展は緩やかであることから、崩壊熱除去機能が喪失するまでには十分に時間があり、当該事象の発生によって炉心損傷に至る可能性は小さいと判断できるため、評価対象外とする。(除外判定ニ) • POS4、9、10及び12: 当該事象が発生しても余熱除去運転を継続することが可能であり、1次系圧力・温度の低下に伴い事象は自動的に収束するため、評価対象外とする。(除外判定イ) • POS5-1及びPOS5-2: 初期圧力が大気圧程度のPOSでは漏えいは発生せず、余熱除去機能に影響を与えないため、評価対象外とする。(除外判定イ)
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	運転員の弁の誤操作及びリークにより原子炉冷却材が系外(CV内)へ流出する事象である。	○	4、5-1、5-2、9、10、12	—	<ul style="list-style-type: none"> • POS4、5-1、5-2、9、10及び12: 機器の保守点検は主に余熱除去運転期間中又は燃料取り出し期間中に行われるため、評価対象とする。 • POS3、11及び13: 1次冷却材圧力が比較的高いPOS3、11及び13 において、原子炉冷却材圧力バウンダリに関連する弁の誤操作が発生することは考えにくい。また、リークはLOCAで考慮されている。従い、POS3、11及び13 は評価対象外とする。(除外判定ホ)
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失(格納容器バイパス)	運転員の弁の誤操作及びリークにより原子炉冷却材が系外(CV外)へ流出する事象である。 冷却材の流出先がCV 内の場合とCV外の場合で事象進展が異なると考えられるため、CV外への流出事象は原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失(格納容器バイパス)と名付けて区別している。	×	—	へ 備考欄参照	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失と同様にPOS4、5-1、5-2、9、10及び12を想定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> • POS4、5-1、5-2、9、10及び12: 本評価では、CV内への流出事象の方がCV外への流出事象よりも厳しいと判断し、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失はCV 内への流出事象で代表させて評価を行った。(除外判定へ)

【凡例】起因事象の除外判定理由

イ 内部事象停止時レベル 1PRA では起因事象とならない事象

ニ 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失するまでには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象

ホ その他の理由で除外できる事象(除外基準イ〜ニが適用されない事象で、適切な理由(全 CDF に対して十分寄与が小さい等)で除外できるものに適用)

へ PRA の目的、事象進展及び期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象

第 3.1.3.2-7 表 起因事象候補のスクリーニング検討結果 (3/12)

名称	定義	定量化対象	対象POS	除外判定理由	備考
オーバー ドレン	RCS水抜き操作時に、水抜きを停止する操作に失敗し、水位低下が継続する事象である。(水位低下が継続するため、原子炉冷却材の流出に分類)	○	5-1、9	—	<ul style="list-style-type: none"> • POS5-1及び9:ミッドループ運転水位を目標として水抜き操作を行うPOS5-1及び9を評価対象とする。 • POS3、4、5-2、10、11、12及び13:水抜き作業がない、或いは、水抜き作業がある場合も目標水位が高いため、オーバードレンの発生から余熱除去機能喪失に至るまでに抽出隔離等を行い水位を回復する十分な時間余裕があり、本事象の発生頻度は非常に小さいため対象外とする。(除外判定ホ)
速いドレ ンレートの オーバー ドレン	RCS水抜き操作時より速いレートで水抜きを実施するキャビティ水抜き操作時に、水抜きを停止する操作に失敗し、水位低下が継続する事象である。(水位低下が継続するため、原子炉冷却材の流出に分類)	×	—	へ 備考欄参照	<ul style="list-style-type: none"> • POS9:発生頻度及び事象進展の観点で、通常のオーバードレンの方が速いドレンレートでのオーバードレンよりも厳しい評価と判断し、速いドレンレートのオーバードレンは通常のオーバードレンで代表させて評価を行った。(除外判定へ)

【凡例】起因事象の除外判定理由

イ 内部事象停止時レベル IPRA では起因事象とならない事象

ニ 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失するまでには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象

ホ その他の理由で除外できる事象(除外基準イ～ニが適用されない事象で、適切な理由(全 CDF に対して十分寄与が小さい等)で除外できるものに適用)

へ PRA の目的、事象進展及び期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象

第 3.1.3.2-7 表 起因事象候補のスクリーニング検討結果 (4/12)

名称	定義	定量化対象	対象POS	除外判定理由	備考
水位維持失敗	ミッドループ運転中に化学体積制御系の故障が発生し、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である。(水位低下が継続するため、原子炉冷却材の流出に分類)	○	5-1, 9	—	<p>・POS5-1及び9:ミッドループ運転中の水位維持失敗を想定し、POS5-1及び9を評価対象とする。</p> <p>・POS3、4、5-2、10、11、12及び13:1次系水位が十分あるため、水位維持失敗の発生から余熱除去機能喪失に至るまでに抽出隔離等を行い水位を回復する十分な時間余裕があり、本事象の発生頻度は非常に小さいため対象外とする。(除外判定済)</p>
インターフェイスシステムLOCA	1次冷却系と余熱除去系の隔離弁の故障によって、原子炉冷却材が原子炉格納容器外に流出する事象。	×	—	ホ 備考欄参照	<p>・POS3、4、5-1、5-2、9、10、11、12及び13:以下のとおりインターフェイスシステムLOCAは停止時PRA学会標準において除外可能な起因事象として挙げられている。また、POS3、11、13には1次系圧力が高い期間も含まれるが、期間が短く全CDFへの寄与は非常に小さい。そのため評価対象外とする。(除外判定済)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>【停止時PRA学会標準より抜粋】 停止時レベルIPRAの評価対象範囲においては、長時間にわたり原子炉圧力容器が開放されている。また、原子炉圧力容器が開放されていない期間においても、原子炉冷却材バウンダリ漏えい検査時を除いて、原子炉圧力が高圧になることはなく、インターフェイスLOCAは極めて起こりにくい。</p> <p>検査時には、原子炉圧力を通常運転圧力以上まで上昇させてこれを保持する。検査の性格上、原子炉冷却材バウンダリを構成する隔離弁を閉鎖し加圧すること、またその場合、現場での監視がなされていることから、隔離弁の多重故障を伴わないと発生しないインターフェイスLOCAは極めて起こりにくい。</p> <p>さらに、検査時において原子炉が高圧に保持される期間は数時間程度と短い期間である。出力運転時レベルIPRAにおけるLOCAについて、1年間を対象にしたインターフェイスLOCAが極めて起こりにくいことを考え合わせ、この期間におけるインターフェイスLOCAを起因事象から除外する。</p> </div>

【凡例】起因事象の除外判定理由

- イ 内部事象停止時レベルIPRAでは起因事象とならない事象
- ニ 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失するまでには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象
- ホ その他の理由で除外できる事象(除外基準イ～ニが適用されない事象で、適切な理由(全CDFに対して十分寄与が小さい等)で除外できるものに適用)
- ヘ PRAの目的、事象進展及び期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象

第 3.1.3.2-7 表 起因事象候補のスクリーニング検討結果 (5/12)

名称	定義	定量化対象	対象POS	除外判定理由	備考
余熱除去機能喪失	余熱除去系の弁及びポンプの故障により余熱除去系の運転中の系統がすべて機能喪失する事象である。	○	4、5-1、5-2、9、10、12	—	・POS3、11及び13(蒸気発生器による冷却期間):余熱除去運転を行っておらず本事象は発生しないため対象外とする。(除外判定イ)
原子炉補機冷却水系の全喪失	原子炉補機冷却水系の全喪失事象である。	○	3、4、5-1、5-2、9、10、11、12、13	—	・POS3、11及び13(蒸気発生器による冷却期間):当該事象が発生した場合には、制御用空気系が機能喪失し、SG水張弁が閉止し、蒸気発生器への給水が停止するため、蒸気発生器による冷却機能が喪失する。 ・POS4、5-1、5-2、9、10及び12(RHR運転期間):当該事象が発生した場合には、余熱除去系による崩壊熱除去は不可能となる。
原子炉補機冷却水系の部分喪失(A又はBヘッダ喪失)	原子炉補機冷却水系のAヘッダ又はBヘッダへの給水機能が喪失する事象である。	○	3、4、5-1、5-2、9、10、11、12、13	—	・POS3、11及び13(蒸気発生器による冷却期間):当該事象が発生した場合には、制御用空気系の1系統が機能喪失し、SG水張弁が閉止し、蒸気発生器への給水が停止するため、蒸気発生器による冷却機能が喪失する。 ・POS4、5、9、10、12(RHR 運転期間):当該事象が発生した場合には、余熱除去系による崩壊熱除去は不可能となる。
原子炉補機冷却水系の部分喪失(Cヘッダ喪失)	原子炉補機冷却水系のCヘッダへの給水機能が喪失する事象である。	○	3、11、13	—	・POS3、11 及び 13(蒸気発生器による冷却期間):1次冷却材圧力が比較的高い POS3、11 及び 13 において、当該事象が発生した場合には、C ヘッダで冷却されている設備には期待できないこと、及び 1 次冷却材ポンプのサーマルバリア冷却機能が喪失し、1 次冷却材ポンプ封水 LOCA に至る可能性が高くなることから、評価対象とする。 ・POS3、4、5-1、5-2、9、10及び12(RHR運転期間):本事象が発生した場合においても、1次系温度・圧力が低いことから、1次冷却材ポンプ封水LOCAの発生は考えにくいことから、評価対象外とする。(除外判定イ)

【凡例】起因事象の除外判定理由

イ 内部事象停止時レベル 1PRA では起因事象とならない事象

ニ 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失するまでには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象

ホ その他の理由で除外できる事象(除外基準イ～ニが適用されない事象で、適切な理由(全 CDF に対して十分寄与が小さい等)で除外できるものに適用)

ヘ PRA の目的、事象進展及び期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象

第 3.1.3.2-7 表 起因事象候補のスクリーニング検討結果 (6/12)

名称	定義	定量化対象	対象POS	除外判定理由	備考
原子炉補機冷却海水系の全喪失	原子炉補機冷却海水系の両ヘッダへの給水機能が喪失する事象である。	○	3、4、5-1、5-2、9、10、11、12、13	—	・POS3、4、5-1、5-2、9、10、11、12及び13：本事象により従属的に原子炉補機冷却海水系の全喪失となる。
原子炉補機冷却海水系の部分喪失	原子炉補機冷却海水系の片ヘッダへの給水機能が喪失する事象である。	○	3、4、5-1、5-2、9、10、11、12、13	—	・POS3、4、5-1、5-2、9、10、11、12及び13：本事象により従属的に原子炉補機冷却海水系の全喪失又は部分喪失に至る可能性がある。
外部電源喪失	外部電源が喪失する事象である。	○	3、4、5-1、5-2、9、10、11、12、13	—	・POS3、11及び13(蒸気発生器による冷却期間)：外部電源が喪失した場合には、主給水系の動力が喪失するため、蒸気発生器による崩壊熱除去が不可能となる。 ・POS4、5-1、5-2、9、10及び12(RHR運転期間)：外部電源が喪失した場合には、余熱除去系の全系統の動力が喪失し、余熱除去機能喪失となる。
安全系高圧交流母線の全喪失	安全系高圧交流母線6.6kV 4-1C及び4-1Dが機能喪失する事象である。	○	3、4、5-1、5-2、9、10、11、12、13	—	・POS3、11及び13(蒸気発生器による冷却期間)：本事象に伴い、制御用空気が機能喪失し、SG水張弁が閉止し、蒸気発生器への給水が停止するため、蒸気発生器による冷却機能が喪失する。 ・POS4、5-1、5-2、9、10及び12(RHR 運転期間)：本事象に伴い、余熱除去系の全系統の動力が喪失し、余熱除去機能喪失となる。
安全系高圧交流母線の部分喪失	安全系高圧交流母線6.6kV 4-1C又は4-1Dが機能喪失する事象である。	○	3、4、5-1、5-2、9、10、11、12、13	—	・POS3、11及び13(蒸気発生器による冷却期間)：本事象に伴い、制御用空気系の1系統が喪失する。制御用空気系の運転状態によっては、制御用空気が喪失し、SG水張弁が閉止し、蒸気発生器への給水が停止し、蒸気発生器による冷却機能が喪失する。 ・POS4、5-1、5-2、9、10及び12(RHR 運転期間)：本事象に伴い、余熱除去系の1系統の動力が喪失する。余熱除去系の運転状態によっては、運転中の余熱除去系が喪失する。

【凡例】起因事象の除外判定理由

イ 内部事象停止時レベル 1PRA では起因事象とならない事象

ニ 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失するまでには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象

ホ その他の理由で除外できる事象(除外基準イ～ニが適用されない事象で、適切な理由(全 CDF に対して十分寄与が小さい等)で除外できるものに適用)

ヘ PRA の目的、事象進展及び期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象

第 3.1.3.2-7 表 起因事象候補のスクリーニング検討結果 (7/12)

名称	定義	定量化対象	対象POS	除外判定理由	備考
安全系低圧交流母線の全喪失	安全系低圧交流母線440V 3-1C、3-1D母線又は原子炉コントロールセンタ1C1、1C2、1D1、1D2のうち1系列の機能が喪失する事象である。	○	3、4、5-1、5-2、9、10、11、12、13	—	・POS3、4、5-1、5-2、9、10、11、12及び13:本事象に伴い、制御用空気系等の補機の機能が喪失し、後段の緩和系への影響がある。
安全系低圧交流母線の部分喪失	安全系低圧交流母線440V 3-1C母線又は原子炉コントロールセンタ1C1及び1C2が機能喪失する事象、もしくは、安全系低圧交流母線440V 3-1D母線又は原子炉コントロールセンタ1D1及び1D2が機能喪失する事象である。	○	3、4、5-1、5-2、9、10、11、12、13	—	・POS3、4、5-1、5-2、9、10、11、12及び13:本事象に伴い、制御用空気系等の補機の機能が一部喪失し、後段の緩和系への影響がある。
安全系直流母線の全喪失	安全系直流母線125V直流コントロールセンタ1A及び1Bが機能喪失する事象である。	○	3、4、5-1、5-2、9、10、11、12、13	—	・POS3、4、5-1、5-2、9、10、11、12及び13:安全系直流母線が喪失すると、安全系直流母線をサポート系とする後段の緩和系に影響を及ぼす。
安全系直流母線の部分喪失	安全系直流母線125V直流コントロールセンタ1A又は1Bが機能喪失する事象である。	○	3、4、5-1、5-2、9、10、11、12、13	—	・POS3、4、5-1、5-2、9、10、11、12及び13:安全系直流母線が喪失すると、安全系直流母線をサポート系とする後段の緩和系に影響を及ぼす。
安全系計装用母線の全喪失	安全系の計装分電盤及び計装用後備分電盤の2系列以上の機能が喪失する事象である。	×	—	ホ 備考欄参照	・POS3、4、5-1、5-2、9、10、11、12及び13:計測制御用電源系は電気盤又は計器に電源を供給している。当該母線より上流の電源系は、補機及び弁の機能のサポート系としてモデル化していることから、このような上流の母線の故障による影響は安全系高圧(又は、低圧)交流母線の喪失、安全系直流母線の喪失で評価される。 また、計装用母線は、コントロールセンタ及び直流電源から給電であること並びに計装用電源の多重化が図られている。そのため、当該事象が発生した場合においても結果に対して有意な影響がないと判断できることから、評価対象外とする。(除外判定ホ)
安全系計装用母線の部分喪失	安全系の計装分電盤及び計装用後備分電盤の1系列の機能が喪失する事象である。	×	—	ホ 備考欄参照	

【凡例】起因事象の除外判定理由

イ 内部事象停止時レベル IPRA では起因事象とならない事象

ニ 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失するまでには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象

ホ その他の理由で除外できる事象(除外基準イ～ニが適用されない事象で、適切な理由(全 CDF に対して十分寄与が小さい等)で除外できるものに適用)

へ PRA の目的、事象進展及び期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象

第 3.1.3.2-7 表 起因事象候補のスクリーニング検討結果 (8/12)

名称	定義	定量化対象	対象POS	除外判定理由	備考
制御用空気系の全喪失	制御用空気系のAトレン及びBトレンが機能喪失する事象である。	○	3、4、5-1、5-2、9、10、11、12、13	—	・POS3、4、5-1、5-2、9、10、11、12及び13:制御用空気系が機能喪失すると、制御用空気系をサポート系とする後段の緩和系に影響を及ぼす。
制御用空気系の部分喪失	制御用空気系のAヘッダ、Bヘッダ又はABヘッダのうち1ヘッダへの圧縮空気供給機能が喪失する事象である。	○	3、4、5-1、5-2、9、10、11、12、13	—	・POS3、4、5-1、5-2、9、10、11、12及び13:制御用空気系の一部が機能喪失すると、制御用空気系をサポート系とする後段の緩和系に影響を及ぼす。
中央制御室空調系の喪失	中央制御室空調系の機能が喪失する事象である。	×	—	ニ 備考欄参照	・POS3、4、5-1、5-2、9、10、11、12及び13:当該事象が発生した場合においても、機器の最高使用温度を超過するまでには十分な時間があり、その間に事象の収束は可能であり、崩壊熱除去機能喪失への影響は小さいと判断し、評価対象外とする。
安全補機開閉器室空調系の全喪失	安全補機開閉器室空調系の機能が全喪失する事象である。	×	—	ニ 備考欄参照	
安全補機開閉器室空調系の部分喪失	安全補機開閉器室空調系の片ヘッダの機能が喪失する事象である。	×	—	ニ 備考欄参照	
空調用冷却系の全喪失	空調用冷水系の機能が全喪失する事象である。	×	—	ニ 備考欄参照	
空調用冷却系の部分喪失	空調用冷水系の片ヘッダの機能が喪失する事象である。	×	—	ニ 備考欄参照	

【凡例】起因事象の除外判定理由

イ 内部事象停止時レベル IPRA では起因事象とならない事象

ニ 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失するまでには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象

ホ その他の理由で除外できる事象(除外基準イ～ニが適用されない事象で、適切な理由(全 CDF に対して十分寄与が小さい等)で除外できるものに適用)

へ PRA の目的、事象進展及び期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象

第 3.1.3.2-7 表 起因事象候補のスクリーニング検討結果 (9/12)

名称	定義	定量化対象	対象POS	除外判定理由	備考
主給水流量喪失	主給水流量が喪失し、SGによる冷却機能が喪失する事象である。	○	3、11、13	—	・POS4、5-1、5-2、9、10及び12:本事象が発生しても余熱除去系の機能は損なわれず、起因事象とならないため対象外とする。(除外基準イ)
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)	主蒸気管のうち主蒸気隔離弁の上流側で配管破断が発生し、SGによる冷却機能が喪失する事象である。	×	—	イ、ホ 備考欄参照	・POS4、5-1、5-2、9、10及び12(RHR運転期間):本事象が発生しても余熱除去系の機能は損なわれず、起因事象とならないため対象外とする。(除外基準イ) ・POS3、11及び13(蒸気発生器による冷却期間):内部事象出力運転時レベル1PRAにおけるCDFはいずれも 1×10^{-7} 未満である。停止時は出力運転時より1次冷却系、2次冷却系のエネルギーが低いことを考慮すると、発生頻度は出力運転時より低いと考えられる。更に、POS3、11及び13の期間は各1日程度であることから、発生頻度は出力運転時よりも2桁以上低くなる。
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)	主蒸気管のうち主蒸気隔離弁の下流側で配管破断が発生し、SGによる冷却機能が喪失する事象である。	×	—	イ、ホ 備考欄参照	以上の理由により、これらの起因事象による全CDFへの寄与は十分小さいため評価対象外とする。(除外判定ホ)
主給水管破断	主給水管で配管破断が発生し、SGによる冷却機能が喪失する事象である。	×	—	イ、ホ 備考欄参照	
蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器伝熱管が破損し、SGによる冷却機能が喪失する事象である。	×	—	ホ 備考欄参照	・POS4、5-1、5-2、9、10及び12(RHR運転期間):余熱除去運転中は1次系圧力・温度が十分低いため、蒸気発生器伝熱管破損は現実的には発生しないと判断する。(除外判定ホ) ・POS3、11及び13(蒸気発生器による冷却期間):内部事象出力運転時レベル1PRAにおけるCDFは 1×10^{-7} 未満である。停止時は出力運転時より1次冷却系、2次冷却系のエネルギーが低いことを考慮すると、発生頻度は出力運転時より低いと考えられる。更に、POS3、11及び13の期間は各1日程度であることから、発生頻度は出力運転時よりも2桁以上低くなる。 以上の理由により、本事象による全CDFへの寄与は十分小さいため評価対象外とする。(除外判定ホ)

【凡例】起因事象の除外判定理由

イ 内部事象停止時レベル1PRAでは起因事象とならない事象

ニ 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失するまでには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象

ホ その他の理由で除外できる事象(除外基準イ～ニが適用されない事象で、適切な理由(全CDFに対して十分寄与が小さい等)で除外できるものに適用)

へ PRAの目的、事象進展及び期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象

第 3.1.3.2-7 表 起因事象候補のスクリーニング検討結果 (10/12)

名称	定義	定量化対象	対象POS	除外判定理由	備考
過渡事象	主給水系は健全な状態で、タービンバイパス弁等の誤閉が発生し、主蒸気の流出経路が遮断される事象を想定する。	×	—	イ 備考欄参照	<ul style="list-style-type: none"> •POS3、11及び13 (SGによる冷却期間) : 当該事象が発生しても、主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁から蒸気が放出され、蒸気発生器による高温停止状態維持が可能であり、起因事象とならないため対象外とする。(除外判定イ) •POS4、5-1、5-2、9、10及び12 (RHR運転期間) : 当該事象が発生しても、余熱除去系の機能は損なわれず、起因事象とならないため対象外とする。(除外基準イ)
負荷の喪失	主蒸気止め弁、蒸気加減弁、主蒸気隔離弁の誤閉止によって、蒸気発生器による熱除去能力の低下により、1次冷却材温度及び圧力が上昇するような事象を想定する。	×	—	へ 備考欄参照	<ul style="list-style-type: none"> •POS3、4、5-1、5-2、9、10、11、12及び13: 過渡事象に包絡される。(除外基準へ)
手動停止	手動操作により原子炉をトリップさせる事象である。	×	—	イ 備考欄参照	<ul style="list-style-type: none"> •POS3、4、5-1、5-2、9、10、11、12及び13: 停止時においては起因事象とならないため対象外とする。(除外基準イ)
ATWS	起因事象発生後の原子炉トリップに失敗する事象である。	×	—	イ 備考欄参照	<ul style="list-style-type: none"> •POS3、4、5-1、5-2、9、10、11、12及び13: 停止時においては起因事象とならないため対象外とする。(除外基準イ)

【凡例】起因事象の除外判定理由

イ 内部事象停止レベル 1PRA では起因事象とならない事象

ニ 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失するまでには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象

ホ その他の理由で除外できる事象(除外基準イ～ニが適用されない事象で、適切な理由(全 CDF に対して十分寄与が小さい等)で除外できるものに適用)

へ PRA の目的、事象進展及び期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象

第 3.1.3.2-7 表 起因事象候補のスクリーニング検討結果 (11/12)

名称	定義	定量化対象	対象POS	除外判定理由	備考
原子炉容器破損	原子炉容器が破損する事象である。	×	—	ホ 備考欄参照	・POS3、4、5-1、5-2、9、10、11、12及び13: 内部事象出力運転時レベル1PRAにおけるCDFは 1×10^{-7} 未満である。出力運転時より1次冷却系の圧力が低いことを考慮すると、原子炉容器破損の発生頻度は出力運転時より低いと考えられる。更にPOS3、11及び13は、各1日程度であることから、原子炉容器破損の発生頻度は2桁以上低くなる。 以上の理由により、本事象による全CDFへの寄与は十分小さいため評価対象外とする。(除外判定ホ)
反応度の誤投入	原子炉起動前の高温停止状態において、化学体積制御系の故障、弁の誤操作等により1次系冷却材中に純水が注入され、1次冷却材中のほう素濃度が低下して、反応度が添加される事象である。	○	14	—	・POS14: プラント起動時の異常なほう素希釈事象はPOS14で発生し得るため、POS14を定量化対象とする。 ・POS3、4、5-1、5-2、9、10、11、12及び13: プラント起動時の希釈事象以外にも、制御棒の誤引抜、希釈中の外部電源喪失、希釈ラインの故障等による未臨界維持機能喪失事象が考えられるが、発生頻度は極めて小さいと考えられるため、発生頻度が比較的高いと考えられるプラント起動時の異常なほう素希釈で代表する。(除外判定へ)
低温過加圧事象	低温過加圧事象は、停止時に原子炉冷却系が低温にあり、かつRCSに開口部がない状態において、何らかの形で加圧事象が生じた場合に発生する。加圧事象に至る原因としては、高圧注水系の誤起動などが考えられる。	×	—	ホ 備考欄参照	・POS3、4、5-1、5-2、9、10、11、12及び13: 加圧事象の原因となり得る設備については、運転モードごとに使用できる状態の系統・トレンを制限して、発生の可能性を低減している。また、加圧事象に至る原因としては高圧注入系の誤起動等が考えられるが、低温時には加圧器逃がし弁作動圧力は低圧設定となる低温過加圧防止装置が設置されており、低温過加圧事象が生じるには、加圧事象発生と過加圧防止設備不作動の重畳が必要となること、また、加圧器安全弁の取外し、加圧器逃がし弁の動作台数の確保等の過加圧防止対策を実施することから、その発生確率は非常に低いと考えられるため、起因事象から除外した。(重要事象シナシナ選定のためのPRAと同様) (除外判定ホ) なお、停止時PRA学会標準において起因事象の除外例として挙げられている。

【凡例】起因事象の除外判定理由

イ 内部事象停止時レベル1PRAでは起因事象とならない事象

ニ 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失するまでには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象

ホ その他の理由で除外できる事象(除外基準イ～ニが適用されない事象で、適切な理由(全CDFに対して十分寄与が小さい等)で除外できるものに適用)

へ PRAの目的、事象進展及び期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象

第 3.1.3.2-7 表 起因事象候補のスクリーニング検討結果 (12/12)

名称	定義	定量化対象	対象POS	除外判定理由	備考
燃料集合体の落下	燃料取替中に、使用済燃料集合体が脱落、落下する事象である。	×	—	ホ 備考欄参照	・POS3、4、5-1、5-2、9、10、11、12及び13:運用・設計の両面から燃料集合体落下防止対策が十分になされており、燃料取替中に燃料集合体が落下する確率は非常に小さいと考えられる。また、燃料集合体の落下を仮定しても、破損した燃料棒から放出されるFPの量は、原子炉停止後にかなり崩壊・減衰していることを考えればわずかである。以上のことから、燃料集合体の落下は起因事象から除外した。(重要事故シーケンス選定のためのPRAと同様) なお、停止時PRA学会標準において起因事象の除外例として挙げられている。(除外判定ホ)
加圧熱衝撃	加圧された原子炉容器が急激に冷却され、原子炉容器内外間の温度差により高い引張応力が容器内面に発生する事象である。	×	—	ホ 備考欄参照	・POS3、4、5-1、5-2、9、10、11、12及び13:プラント停止期間中は1次冷却系の加熱・冷却が行われるが、圧力容器破損防止のため保安規定により1次冷却材温度変化率が制限されており、当該事象を引き起こす可能性は十分に小さいと判断できる。 加圧事象に至る原因としては高圧注入系の誤起動等が考えられるが、「ECCS誤起動」の安全解析の結果を参考にすると、高温停止時には1次冷却材の温度低下は十分小さく、加圧熱衝撃は問題とならない。低温停止時は低温過加圧防止策(詳細は低温過加圧を参照)を実施することから、加圧熱衝撃は問題とならない。(除外判定ホ)
工学的安全施設作動信号の誤動作	工学的安全施設作動信号の誤動作により崩壊熱除去機能喪失に至る事象である。	×	—	ホ 備考欄参照	・POS3、4、5-1、5-2、9、10、11、12及び13:内部事象の観点では、信号が誤発信する頻度は非常に小さいと考えられる。また、仮に信号が誤発信した場合でも緩和系が損傷する訳ではなく、信号発信前のラインアップに復旧する等の運転員によるリカバリー操作に期待できる。以上より、内部事象の観点では信号の誤発信によるリスクは十分小さいと考えられるため、起因事象から除外する。(除外判定ホ)

【凡例】起因事象の除外判定理由

イ 内部事象停止レベル1PRAでは起因事象とならない事象

ニ 事象が発生しても、事象発生前から使用している崩壊熱除去機能又は未臨界維持機能が喪失するまでには十分に時間があり、その間に当該事象が確認され事象の収束を図ることができる可能性の高い事象

ホ その他の理由で除外できる事象(除外基準イ～ニが適用されない事象で、適切な理由(全CDFに対して十分寄与が小さい等)で除外できるものに適用)

へ PRAの目的、事象進展及び期待できる緩和系の観点から、選定された起因事象が既にモデル化されている起因事象に包絡することができる事象

第 3.1.3.2-8 表 プラント状態別起因事象発生頻度

プラント状態	高温停止状態 (RHR運転開始 まで)	RHR運転① RCS満水	RHR運転② ミッドループ	RHR運転③ 海水系等隔離	RHR運転④ ミッドループ	RHR運転⑤ RCS満水	1次冷却系の 漏えい試験	RHR運転⑥ RCS満水	高温停止状態 (RHR隔離以 降)	高温停止状態 (安全注入信号 ブロック解除以降)
	POS3	POS4	POS5-1	POS5-2	POS9	POS10	POS11	POS12	POS13	POS14
継続時間(hr)	9.0	75.8	45.2	53.5	154.0	40.5	17.2	74.3	27.5	75.5
加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	9.5E-11	—	—	—	—	—	1.8E-10	—	2.9E-10	—
主給水流量喪失	1.1E-05	—	—	—	—	—	2.1E-05	—	3.3E-05	—
余熱除去機能喪失	—	6.7E-07	1.5E-05	1.7E-05	5.0E-05	1.3E-05	—	2.3E-05	—	—
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	—	5.7E-05	3.4E-05	4.0E-05	1.2E-04	3.0E-05	—	5.6E-05	—	—
オーバードレン	—	—	1.1E-04	—	9.8E-05	—	—	—	—	—
水位維持失敗	—	—	1.8E-09	—	5.3E-09	—	—	—	—	—
外部電源喪失	8.3E-06	7.0E-05	4.1E-05	4.9E-05	1.4E-04	3.7E-05	1.6E-05	6.8E-05	2.5E-05	—
安全系高圧交流母線の部分喪失	5.9E-07	5.0E-06	3.0E-06	3.5E-06	1.0E-05	2.7E-06	1.1E-06	4.9E-06	1.8E-06	—
安全系高圧交流母線の全喪失	ε	2.0E-12	1.2E-12	1.4E-12	4.0E-12	1.1E-12	ε	1.9E-12	ε	—
安全系低圧交流母線の部分喪失	5.1E-06	4.3E-05	2.6E-05	3.1E-05	8.8E-05	2.3E-05	9.8E-06	4.2E-05	1.6E-05	—
安全系低圧交流母線の全喪失	1.0E-11	8.7E-11	5.2E-11	6.2E-11	1.8E-10	4.7E-11	2.0E-11	8.6E-11	3.2E-11	—
安全系直流母線の部分喪失	3.9E-06	3.3E-05	2.0E-05	2.3E-05	6.7E-05	1.8E-05	7.4E-06	3.2E-05	1.2E-05	—
安全系直流母線の全喪失	1.0E-11	8.5E-11	5.1E-11	6.0E-11	1.8E-10	4.5E-11	1.9E-11	8.3E-11	3.1E-11	—
原子炉補機冷却水系の部分喪失(A又はB ヘッド喪失)	0	0	0	0	0	0	0	0	0	—
原子炉補機冷却水系の部分喪失(Cヘッド 喪失)	3.3E-06	—	—	—	—	—	6.4E-06	—	1.0E-05	—
原子炉補機冷却水系の全喪失	1.7E-09	3.3E-06	1.1E-08	1.6E-05	3.9E-08	3.1E-08	1.2E-08	1.9E-08	5.4E-09	—
原子炉補機冷却海水系の部分喪失	4.2E-07	0	2.1E-06	0	7.2E-06	1.6E-05	6.8E-06	3.5E-06	1.3E-06	—
原子炉補機冷却海水系の全喪失	3.9E-10	5.3E-05	2.2E-09	4.1E-06	7.5E-09	2.8E-09	9.9E-10	3.6E-09	1.2E-09	—
制御用空気系の部分喪失	5.8E-08	4.9E-07	2.9E-07	6.8E-07	9.9E-07	2.6E-07	1.1E-07	4.8E-07	1.8E-07	—
制御用空気系の全喪失	2.4E-07	2.1E-06	1.2E-06	1.7E-04	4.2E-06	1.1E-06	4.7E-07	2.0E-06	7.5E-07	—
反応度の誤投入	—	—	—	—	—	—	—	—	—	3.8E-04

*1: —は各 POS において評価対象外の起因事象

*2: ε : カットオフ値(1.0E-12(/ 炉年))未滿

第 3.1.3.2-9 表 システム間の従属性マトリックス 充てん／高圧注入系（注入時）

機器					原子炉補機冷却水系		電源系													信号系									
機器番号	機器名	機器タイプ	作動要求前の状態	作動要求後の状態	供給母線 A	供給母線 B	6.6kV母線 C	6.6kV母線 D	パワーセンタ440V母線 C	パワーセンタ440V母線 D	原子炉コントロールセンタC1	原子炉コントロールセンタC2	原子炉コントロールセンタD1	原子炉コントロールセンタD2	125V直流電源 A	125V直流電源 B	125V直流電源 C	安全注入信号 A	安全注入信号 B	格納容器スプレイ作動信号 A	格納容器スプレイ作動信号 B	Bシークェンス信号 A	Bシークェンス信号 B	母線電圧低信号 A	母線電圧低信号 B	多様化自動作動設備			
ILCV-121B	電動弁 121B	電動弁(純水)	Open	Close							○							○											
ILCV-121C	電動弁 121C	電動弁(純水)	Open	Close									○						○										
1A-CHSIP	A 充てん／高圧注入ポンプ	電動ポンプ(通常運転、純水)	Standby	Run	○		○								○			○											
1B-CHSIP	B 充てん／高圧注入ポンプ	電動ポンプ(通常運転、純水)	Standby	Run	○		○								○														
1C-CHSIP	C 充てん／高圧注入ポンプ	電動ポンプ(通常運転、純水)	Standby	Run		○	○										○		○										

○: 上側のサポート系（原子炉補機冷却水系、電源系及び信号系）の故障により、左側の機器の事故時要求機能に影響する場合

第 3.1.3.2-10 表 システム・運転モードと共用機器の従属関係

システム間の共用機器 システム・運転モード	燃料 取替 用水 タンク	低温側 注入 ライン 逆止 弁 203A と 203C	格納 容器 再循環 サンプ A/B
充てん／高圧注入系(注入時)	○	○	
低圧注入系(注入時)	○	○	
格納容器スプレイ系(注入時)	○		
充てん／高圧注入系(再循環時)		○	
低圧注入系(再循環時)		○	○
格納容器スプレイ系(再循環時)			○
代替再循環		○	○
常設電動注入ポンプ	○	○	
余熱除去運転		○	

○: 上側の共用機器の故障により、左記のシステムが影響を受ける場合

第 3.1.3.2-11 表 フォールトツリー定量化結果(充てん/高圧注入系(注入時))

起回事象	POS	成功基準		非信頼度
		ポンプ台数	ループ数	
加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA	POS3 (初期状態:C 運転、A,B 待機)	1 台	2 ループ	1.5E-03
安全系高圧交流母線の部分喪失	POS3 (初期状態:C 運転、A,B 待機)	1 台	2 ループ	3.7E-03
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	POS9 (初期状態:A 運転、B,C 待機)	1 台	2 ループ	4.6E-03
	POS10 (初期状態:C 運転、A,B 待機)	1 台	2 ループ	4.6E-03
	POS5-2(初期状態:C 運転、A,B 待機)	1 台	1 ループ	2.7E-03
余熱除去機能喪失	POS9 (初期状態:A 運転、B,C 待機)	1 台	3 ループ	6.4E-03
	POS10 (初期状態:C 運転、A,B 待機)	1 台	3 ループ	4.5E-03
	POS5-2(初期状態:C 運転、A,B 待機)	1 台	1 ループ	2.7E-03
外部電源喪失	POS9 (初期状態:A 運転、B,C 待機)	1 台	3 ループ	6.4E-03
	POS10 (初期状態:C 運転、A,B 待機)	1 台	3 ループ	4.5E-03
	POS5-2(初期状態:C 運転、A,B 待機)	1 台	1 ループ	5.9E-03

第 3.1.3.2-12 表 起因事象別・プラント状態別炉心損傷頻度

起因事象	POS継続時間(hr)	POS3	POS4	POS5-1	POS5-2	POS9	POS10	POS11	POS12	POS13	POS14	合計 (/炉年)	寄与 割合
		9.0	75.8	45.2	53.5	154.0	40.5	17.2	74.3	27.5	75.5		
加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	ε	—	—	—	—	—	—	ε	—	ε	—	ε	<0.1%
主給水流量喪失	1.5E-12	—	—	—	—	—	—	2.9E-12	—	6.3E-12	—	1.1E-11	<0.1%
余熱除去機能喪失	—	4.1E-10	1.8E-09	3.0E-09	1.5E-11	ε	—	—	4.6E-12	—	—	5.2E-09	<0.1%
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	—	7.7E-09	5.2E-08	2.4E-08	7.4E-08	3.8E-09	—	—	3.3E-08	—	—	2.0E-07	1.0%
オーバートリップ	—	—	8.2E-08	—	1.1E-09	—	—	—	—	—	—	8.3E-08	0.4%
水位維持失敗	—	—	ε	—	ε	—	—	—	—	—	—	ε	<0.1%
外部電源喪失	2.7E-09	4.2E-08	8.2E-09	1.8E-07	1.4E-08	2.0E-09	5.3E-09	3.8E-09	3.8E-09	4.7E-10	—	2.6E-07	1.2%
安全系高圧交流母線の部分喪失	7.9E-10	2.8E-08	2.0E-08	1.8E-06	1.4E-08	3.7E-09	7.9E-10	7.9E-10	7.0E-09	6.1E-10	—	1.8E-06	9.0%
安全系高圧交流母線の全喪失	ε	2.0E-12	1.2E-12	1.4E-12	4.0E-12	1.1E-12	ε	ε	1.9E-12	ε	—	1.2E-11	<0.1%
安全系低圧交流母線の部分喪失	1.0E-10	8.9E-10	6.0E-11	7.0E-10	2.0E-10	1.9E-11	2.5E-10	2.5E-10	7.4E-11	3.8E-10	—	2.7E-09	<0.1%
安全系低圧交流母線の全喪失	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	—	ε	<0.1%
安全系直流母線の部分喪失	1.1E-10	7.1E-10	5.2E-11	2.6E-09	1.2E-10	1.5E-11	2.0E-10	2.0E-10	4.0E-11	4.1E-10	—	4.2E-09	<0.1%
安全系直流母線の全喪失	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε	—	ε	<0.1%
原子炉補機冷却水系の部分喪失(A又はBヘッダ喪失)	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	—	0	0%
原子炉補機冷却水系の部分喪失(Cヘッダ喪失)	ε	—	—	—	—	—	—	ε	—	ε	—	ε	<0.1%
原子炉補機冷却水系の全喪失	1.4E-09	1.8E-08	6.2E-10	1.6E-05	9.7E-11	1.3E-10	1.2E-08	2.9E-11	2.9E-11	4.6E-10	—	1.6E-05	78.2%
原子炉補機冷却海水系の部分喪失	1.7E-10	0	3.3E-10	0	2.7E-11	1.7E-09	7.1E-08	9.0E-12	9.0E-12	1.2E-10	—	7.3E-08	0.4%
原子炉補機冷却海水系の全喪失	3.9E-10	2.8E-07	2.7E-10	1.7E-06	3.1E-11	6.8E-12	9.6E-10	1.3E-11	1.3E-11	1.0E-10	—	1.9E-06	9.4%
制御用空気系の部分喪失	ε	2.5E-12	ε	ε	5.1E-12	ε	ε	ε	2.5E-12	ε	—	1.0E-11	<0.1%
制御用空気系の全喪失	ε	6.6E-12	ε	1.8E-09	1.4E-11	ε	ε	ε	2.6E-12	ε	—	1.8E-09	<0.1%
反応度の誤投入	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	8.7E-08	8.7E-08	0.4%
合計(/炉年)	5.7E-09	3.8E-07	1.7E-07	2.0E-05	1.0E-07	1.1E-08	9.1E-08	9.1E-08	4.4E-08	2.6E-09	8.7E-08	2.1E-05	
寄与率	<0.1%	1.8%	0.8%	95.7%	0.5%	<0.1%	0.4%	0.4%	0.2%	<0.1%	0.4%		

ε : カットオフ値 (1.0E-12 (/炉年)) 未満

第 3.1.3.2-13 表 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ		CDF (／炉年)	寄与割合
POS4、5-1、 5-2、9、10、12	崩壊熱除去機能喪失	2.0E-05	97.3%
	全交流動力電源喪失	9.4E-08	0.5%
	原子炉冷却材の流出	2.8E-07	1.4%
POS14	反応度の誤投入	8.7E-08	0.4%
POS3、11、13	2次冷却系からの除熱機能喪失	1.1E-09	<0.1%
	全交流動力電源喪失	8.4E-09	<0.1%
	原子炉補機冷却機能喪失	8.9E-08	0.4%
	原子炉格納容器の除熱機能喪失	ε	<0.1%
	ECCS注水機能喪失	9.5E-11	<0.1%
	ECCS再循環機能喪失	5.0E-10	<0.1%
	合計	2.1E-05	

ε : カットオフ値 (1.0E-12 (／炉年)) 未満

第 3.1.3.2-14 表 不確実さ解析結果

事故シーケンスグループ		CDF (／炉年)					エラー ファクタ
		5% 下限値	中央値	平均値	95% 上限値	点推定値	
POS4、 5-1、5-2、 9、10、12	崩壊熱除去機能喪失	5.7E-06	1.7E-05	2.0E-05	4.5E-05	2.0E-05	2.8
	全交流動力電源喪失	7.0E-10	8.9E-09	3.1E-08	1.3E-07	9.4E-08	13.8
	原子炉冷却材の流出	2.3E-08	1.5E-07	3.1E-07	9.8E-07	2.8E-07	6.6
POS14	反応度の誤投入	5.5E-10	1.4E-08	8.9E-08	3.4E-07	8.7E-08	24.7
POS3、11、 13	2次冷却系からの除熱機能喪失	8.3E-11	5.7E-10	1.1E-09	3.6E-09	1.1E-09	6.6
	全交流動力電源喪失	3.7E-11	7.4E-10	2.9E-09	1.3E-08	8.4E-09	19.0
	原子炉補機冷却機能喪失	8.9E-09	3.6E-08	7.5E-08	2.4E-07	8.9E-08	5.2
	原子炉格納容器の除熱機能喪失	—	—	—	—	ε	—
	ECCS注水機能喪失	1.9E-11	7.2E-11	9.3E-11	2.3E-10	9.5E-11	3.5
	ECCS再循環機能喪失	7.2E-13	1.2E-10	5.1E-10	2.3E-09	5.0E-10	56.4
	合計	6.0E-06	1.8E-05	2.1E-05	4.6E-05	2.1E-05	2.8

ε : カットオフ値 (1.0E-12 (／炉年)) 未満

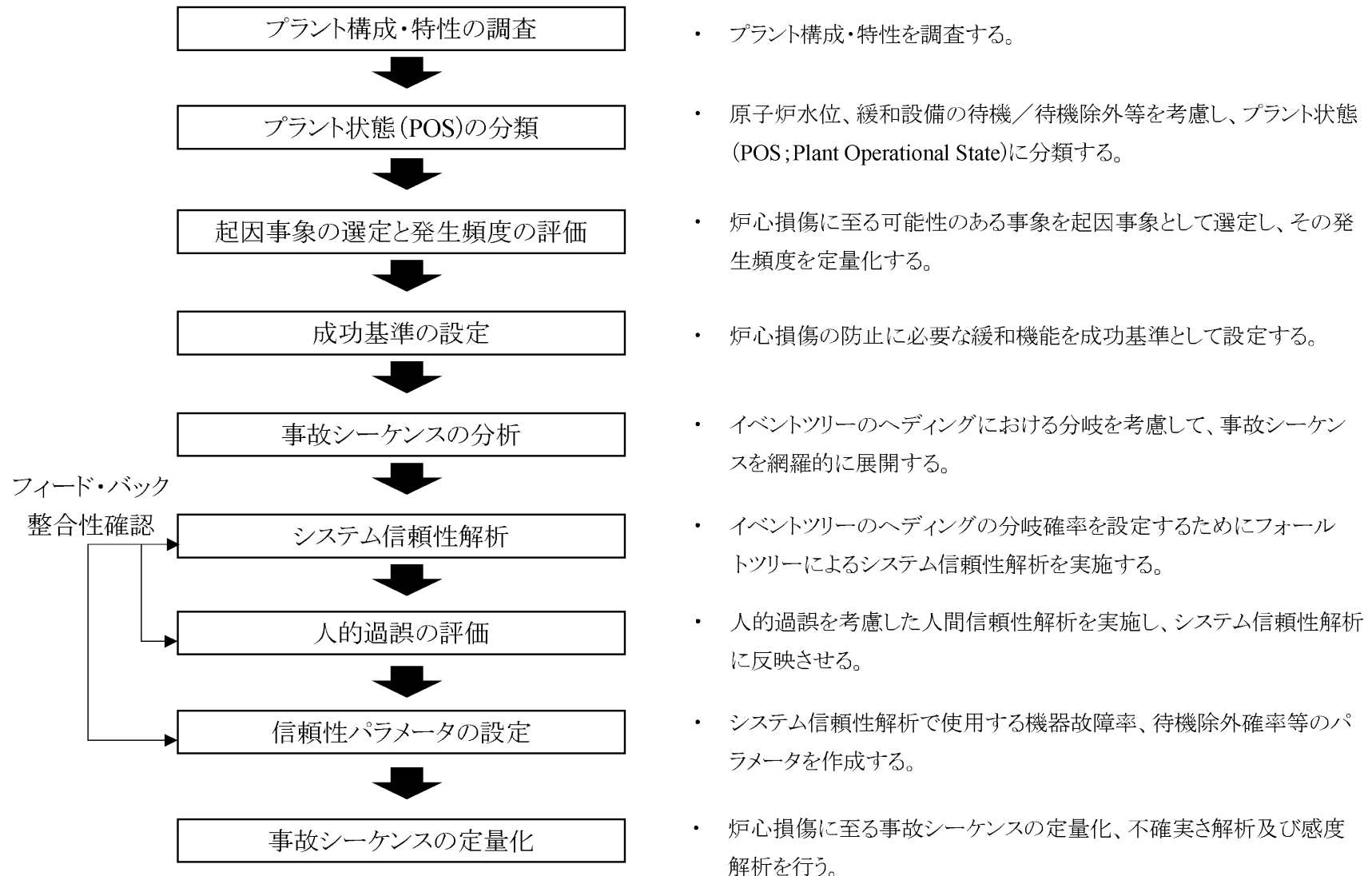
第 3.1.3.2-15 表 感度解析結果 (POS 別)

POS	ベースケースCDF (/炉年)	感度解析ケースCDF (/炉年)
POS3	5.7E-09	5.7E-09
POS4	3.8E-07	3.8E-07
POS5-1	1.7E-07	1.4E-07
POS5-2	2.0E-05	1.9E-07
POS9	1.0E-07	2.6E-07
POS10	1.1E-08	1.1E-08
POS11	9.1E-08	9.1E-08
POS12	4.4E-08	4.4E-08
POS13	2.6E-09	2.6E-09
POS14	8.7E-08	8.7E-08
合計	2.1E-05	1.2E-06

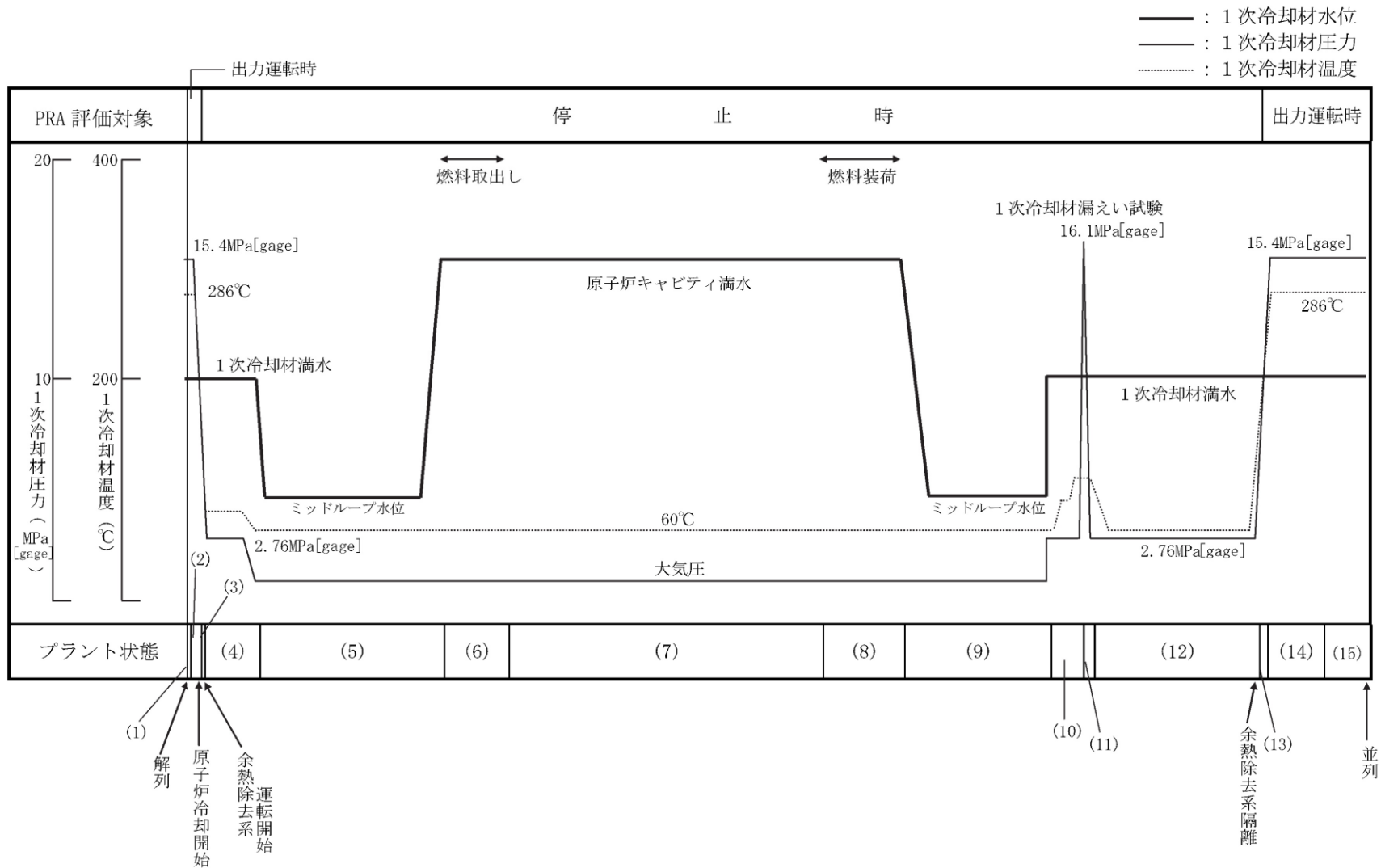
第 3.1.3.2-16 表 感度解析結果(起回事象別)

起回事象	ベースケース CDF (/炉年)	感度解析ケース CDF (/炉年)
加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	ε	ε
主給水流量喪失	1.1E-11	1.1E-11
余熱除去機能喪失	5.2E-09	6.5E-09
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	2.0E-07	3.2E-07
オーバードレン	8.3E-08	8.3E-08
水位維持失敗	ε	ε
外部電源喪失	2.6E-07	2.4E-07
安全系高圧交流母線の部分喪失	1.8E-06	8.1E-08
安全系高圧交流母線の全喪失	1.2E-11	1.1E-11
安全系低圧交流母線の部分喪失	2.7E-09	2.2E-09
安全系低圧交流母線の全喪失	ε	ε
安全系直流母線の部分喪失	4.2E-09	1.8E-09
安全系直流母線の全喪失	ε	ε
原子炉補機冷却水系の部分喪失 (A又はBヘッダ喪失)	0	0
原子炉補機冷却水系の部分喪失 (Cヘッダ喪失)	ε	ε
原子炉補機冷却水系の全喪失	1.6E-05	3.7E-08
原子炉補機冷却海水系の部分喪失	7.3E-08	7.4E-08
原子炉補機冷却海水系の全喪失	1.9E-06	2.8E-07
制御用空気系の部分喪失	1.0E-11	1.0E-11
制御用空気系の全喪失	1.8E-09	2.3E-11
反応度の誤投入	8.7E-08	8.7E-08
合計(/炉年)	2.1E-05	1.2E-06

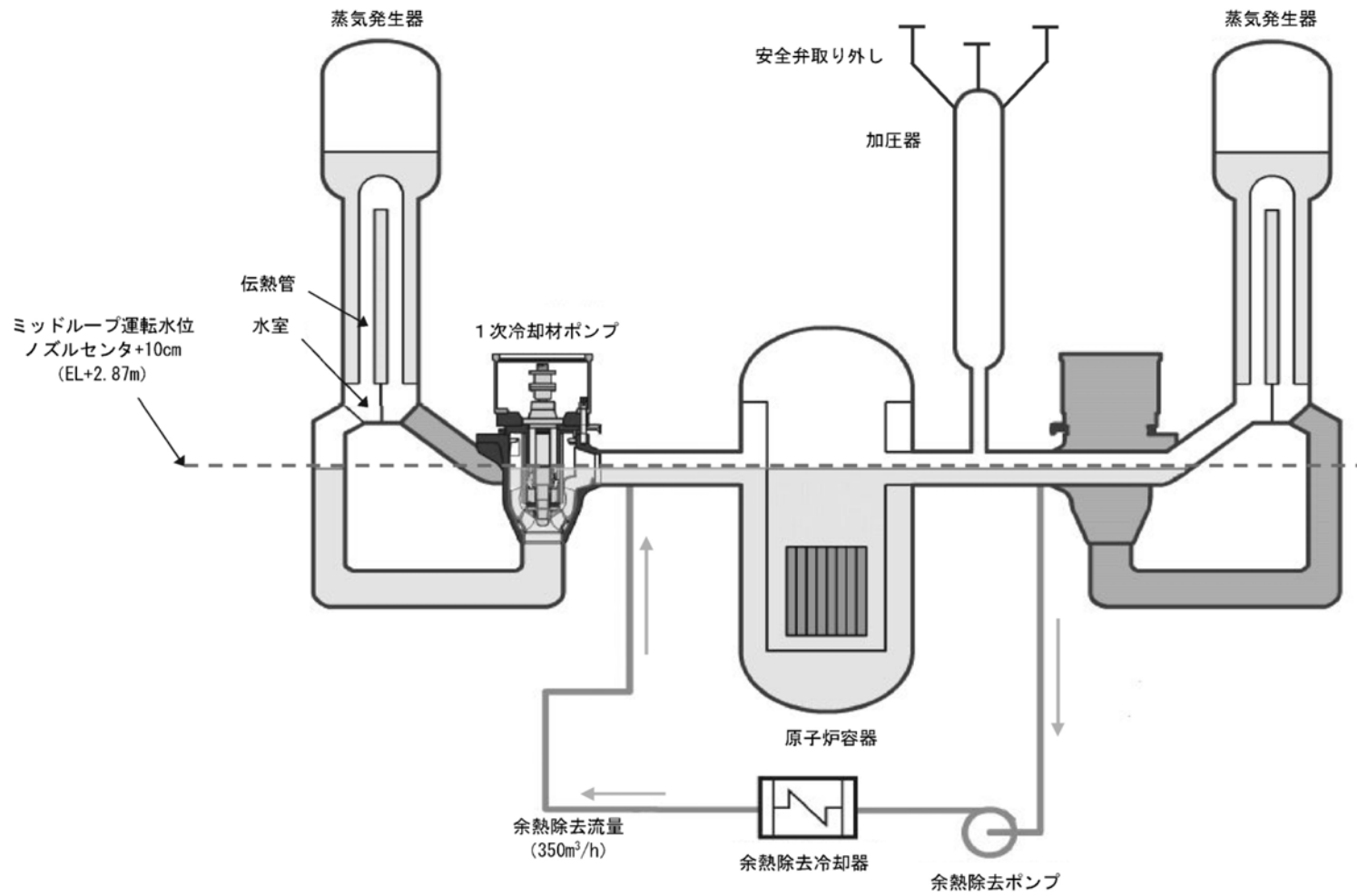
ε : カットオフ値 (1.0E-12 (/炉年)) 未満



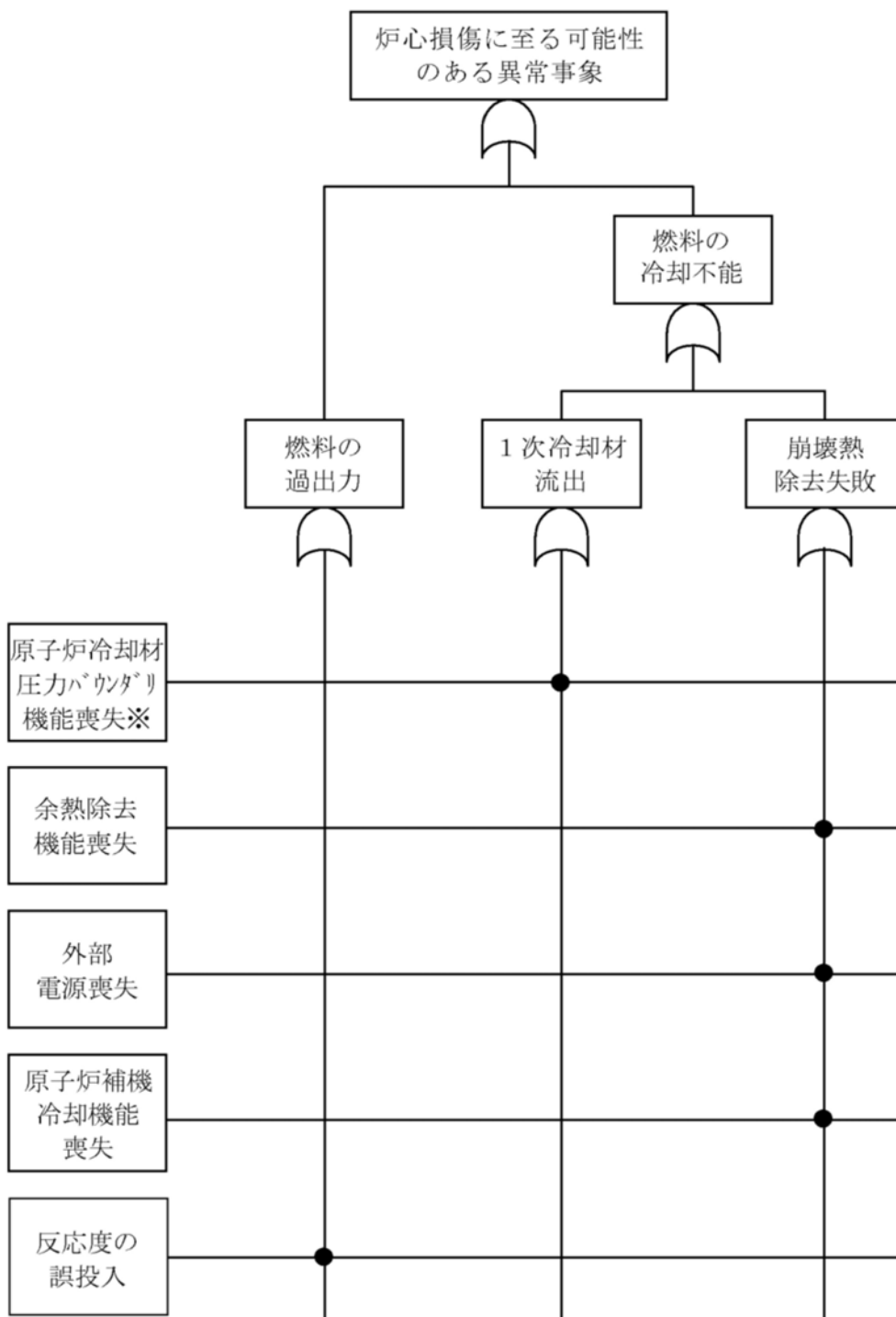
第 3.1.3.2-1 図 内部事象停止時レベル IPRA の評価フロー



第 3.1.3.2-2 図 定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移

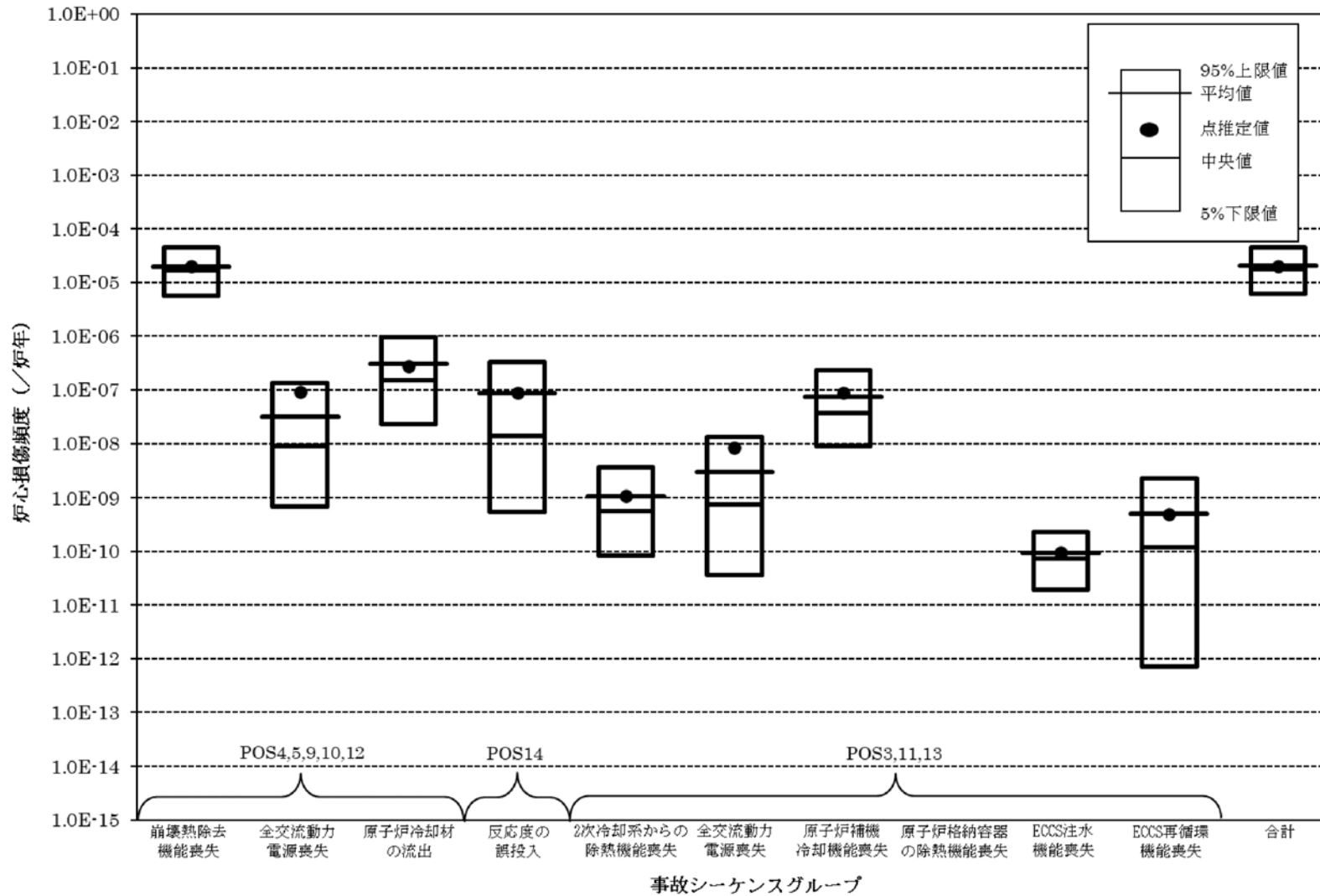


第 3.1.3.2-3 図 ミッドループ運転概要図



※原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失、オーバードレン、水位維持失敗を想定

第3.1.3.2-4図 炉心損傷に至る可能性のある異常事象のマスターロジックダイアグラム



第 3.1.3.2-5 図 不確かさ解析結果

3.1.3.3 地震出力運転時 PRA

地震出力運転時PRAは、一般社団法人 日本原子力学会が発行した「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015」（以下「地震PRA学会標準」という。）及びレベル2PRA学会標準を参考に評価を実施した。

なお、今回の地震出力運転時PRAでは、地震単独の影響のみを評価しており、地震に伴う津波（重畳事象）等は対象としていない。地震出力運転時レベル1PRAの評価フローを第3.1.3.3-1図に示す。

(1) 評価に必要な情報の収集及び分析

内部事象出力運転時 PRA の 3.1.3.1(1) a.における情報の収集及び分析に加え、以下を実施した。

a. サイト・プラント情報の収集・分析

(a) 耐震設計関連情報及び震害情報等の収集及び分析

地震出力運転時 PRA を実施するために、プラントの耐震設計やプラント配置の特徴等の地震固有に考慮すべき関連情報を追加で収集・分析した。また、地震出力運転時 PRA におけるモデル上の仮定の妥当性を確認するため、震害情報を確認している。具体例を以下に示す。

- ・地震出力運転時 PRA では主給水系や常用電源等、耐震性の低い設備は必ず損傷するとの仮定に対し、例えば新潟県中越沖地震では主変圧器等の耐震クラスが低い設備の損傷が確認された事例を確認している。
- ・地震後の外部支援の困難さを考慮して評価期間を 7 日間としている仮定に対し、例えば東北地方太平洋沖地震では、サイト外も含めた広範囲の地域で地震による被災があったことを確認している。
- ・地震発生後の運転員操作に期待している仮定に対し、新潟県中越沖地震後、運転員操作によってプラントの停止操作が実施されていることを確認している。

地震出力運転時 PRA 実施のために収集した情報及び主な情報源を第 3.1.3.3-1 表に示す。

(b) プラントウォークダウン

地震出力運転時 PRA では、机上検討では確認が難しいプラント情報の取得及び検討したシナリオの妥当性確認のため、地震出力運転時 PRA の観点から重要な建屋・構築物、システム、機器（以下「SSCs」という。）を

対象にプラントワークダウンを実施した。

地震出力運転時PRAにおいて調査対象とするSSCsを第3.1.3.3-2図及び第3.1.3.3-3図のフローに従い選定し、第3.1.3.3-4図に示すチェックシートを用い、主に以下について確認を行った。なお、特重施設以外の評価対象設備については、評価結果に影響を与えるような設備変更がないことを過去のプラントワークダウン結果及び机上検討により確認していることから、プラントワークダウンを実施していない。

- ・耐震安全性の確認
- ・地震後のアクセス性及び現場操作の確認
- ・地震出力運転時 PRA で特別に考慮するモデル化の前提条件の確認

プラントワークダウンの結果、地震出力運転時PRAの実施に必要なとなる基本的な情報について、構築したPRAモデル及び検討したシナリオに影響を与える要因はないことを確認した。

b. 事故シナリオの同定

(a) 本評価における仮定

本評価における事故シナリオの同定は、主に以下の仮定に基づき実施している。

- ・耐震性の低い以下の設備は必ず損傷する。
 - 常用電源系(但し、外部電源には期待する)
 - 主給水系
 - 常用系の2次系の水源
 - 所内用空気系
 - 制御用空気系 C ヘッド

-主蒸気圧力制御系(主蒸気隔離弁下流)

-タービントリップ信号

- ・地震出力運転時 PRA では地震加速度が増加するにつれ、安全機能や緩和機能を有する機器が複数同時に損傷することが考えられるため、後述のとおり、イベントツリーにおいて複数機器が同時に損傷する場合を考慮して評価を行った。
- ・評価の対象とする地震動の強さは、常用系で耐震クラスの低い主給水系の機器損傷による「主給水流量喪失事象の発生以上の規模」(地震加速度 0.2G 以上)とし、これ以上の地震では少なくとも「主給水流量喪失」が発生するとした。ここで、0.2G は内部事象出力運転時 PRA で起因事象としてカウントされる事象発生実績とのダブルカウントを避けるために設定した地震加速度であり、地震により緩和系の機能に影響するとは考えにくい地震加速度高による原子炉トリップ設定値付近を目安として定めたものである。

(b) 事故シナリオの概括的な分析・設定

収集したプラント関連情報及びプラントワークダウンによって得られた情報を用いて、事故シナリオを広範に分析し、炉心損傷及び格納容器機能喪失に至る事故シナリオを選定した。

イ 炉心損傷に至る事故シナリオの分析

地震出力運転時レベル 1PRA では、収集したプラント関連情報及びプラントワークダウンによって得られた情報を用いて、事故シナリオを広範に分析し、炉心損傷に至る事故シナリオを選定した。事故シナリオの選定に当たっては、地震起因による安全機能を有する SSCs の損傷が直接炉心損傷事故に繋がる事故シナリオだけでなく、安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機能への影響、経年変化の影響を考慮

した。

選定した事故シナリオのうち、安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機能への影響、経年変化の影響を考慮した場合の事故シナリオについてはスクリーニングを行い、安全機能を有する SSCs の損傷が直接炉心損傷事故に繋がる事故シナリオと合わせて事故シナリオの明確化を行った。安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機能への影響、経年変化等の影響を考慮した事故シナリオに対するスクリーニングの内容を第 3.1.3.3-2 表に示す。スクリーニングの結果、以下の事故シナリオが評価対象となった。

- ・本震による炉心損傷事故に直接的に繋がり得る事故シナリオ
- ・本震による炉心損傷事故に間接的に繋がり得る事故シナリオ
- ・SA 対策を考慮すべき事故シナリオ

ロ 格納容器機能喪失に至る事故シナリオの分析

地震出力運転時レベル 2PRA では、地震を起因として炉心損傷に至る事故シーケンスに対して、地震時特有の格納容器機能喪失に至る事故シナリオを考慮した上で、格納容器機能喪失に至る事故シーケンスの発生頻度を評価する。

第 3.1.3.3-3 表に地震時特有の格納容器機能喪失に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニングのまとめを示す。スクリーニングの結果、以下の事故シナリオが評価対象となった。地震出力運転時レベル 2PRA の対象は本震による安全機能への直接的な影響によって炉心損傷に至る事故シーケンスであり、以下のような原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能への特有の影響が考えられる。

- ・地震動による原子炉格納容器本体の損傷
- ・地震動による格納容器隔離の失敗

- ・地震動による格納容器圧力抑制機能の喪失
- ・地震動による原子炉格納容器からの崩壊熱除去機能の喪失
- ・地震動による放射性物質抑制機能の喪失
- ・地震動によるその他の緩和手段の喪失

(c) 起回事象の分析

事故シーケンス評価を行うために、b.(b)イにおいて想定した事故シナリオを対象とし、事故シナリオの発生要因となるSSCsを抽出し、地震動の強さに応じて発生する損傷規模を想定することにより、地震特有の要因による事故シナリオを以下のとおり分類した。

- ・建屋・大型構築物の損傷
- ・放射性物質格納機能の喪失(格納容器バイパス事象)
- ・1次系保有水維持機能の喪失(LOCA事象)
- ・炉心冷却機能の喪失
- ・蒸気発生器除熱機能の喪失
- ・サポート機能の喪失
- ・反応度制御機能の喪失

その後、事故シナリオの包絡性、代表性、発生する可能性を考慮してグループ化とスクリーニングを行い、事故シーケンス評価で考慮すべき起回事象の分析を行った。

また、本項で対象とした起回事象は、(3)a.の建屋・機器リストの作成において活用するとともに、(4)においてモデル化の検討を行った。

イ 建屋・大型構築物の損傷

(イ) 原子炉建屋の損傷

損傷規模として、一部の部材が損傷する程度から構造的に大規模な損壊が生じることまで考えられるが、損傷時の影響分析が困難で

あるため詳細な分類はせず以下の起回事象とした。

- ・原子炉建屋損傷

(ロ) 原子炉格納容器の損傷

損傷規模として、一部の部材が損傷する程度から構造的に大規模な損壊が生じることまで考えられるが、損傷時の影響分析が困難であるため詳細な分類はせず、以下の起回事象とした。

- ・原子炉格納容器損傷

(ハ) 原子炉補助建屋の損傷

建屋内の機器の機能喪失を想定した。本事象は、起回事象として扱わず、(4) d. (a) に示すフォールトツリーにてモデル化を行った。

ロ 放射性物質格納機能の喪失(格納容器バイパス事象)

(イ) 蒸気発生器伝熱管破損(1本破損～複数本破損)

蒸気発生器伝熱管の1本破損に対しては緩和系が有効であるが、複数本破損した場合には緩和系による炉心損傷防止が無効になる。したがって、起回事象としては緩和系が有効な破断本数と、緩和系が無効になる複数本破損の2種類の分類となる。但し、評価上、蒸気発生器の伝熱管の破損本数を特定する事が困難であることから、保守的に複数本破断にまとめて、以下の起回事象とした。

- ・蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)

(ロ) インターフェイスシステム LOCA

インターフェイスシステム LOCA については、地震により複数の電動弁等が同時に誤開するような事象は稀有であると考えられるため、本起回事象は対象外とした。稀有な事象であると判断した理由は以下のとおりである。

電動弁の損傷モードには、「機能損傷」と「構造損傷」がある。一般

的に地震による電動弁の機能損傷発生時には、弁の開閉動作が適切に実施できなくなり、地震発生前の状態が維持される。そのため、地震発生時に閉状態の弁は、機能損傷した場合でも閉状態を維持することとなる。加えて、余熱除去系隔離弁は出力運転中に電源断運用されており、電気盤の誤作動を考えた場合でも、当該弁は閉状態が維持される。

構造損傷については、厚肉構造の弁の構造損傷に比べ薄肉構造の配管の構造損傷の方が先行して発生する。また、隔離弁は閉弁時、規定トルクで弁体を弁座に食い込ませシール機能を維持させている。そのため、配管の構造損傷に先行して隔離機能が損なわれる事は考えにくい。したがって、地震により弁の内部破損のような構造損傷が発生し、インターフェイスシステム LOCA が発生するよりも、配管の構造損傷の方が先行して発生し、LOCA 事象になると考えられる。

ハ 1 次系保有水維持機能の喪失 (LOCA 事象)

(イ) 1 次冷却材圧力バウンダリの損傷

LOCA の緩和に必要な ECCS の組合せにより、起因事象が分類される。内部事象出力運転時 PRA では LOCA に対する成功基準の違いから、極小 LOCA、加圧器逃がし弁 / 安全弁 LOCA、小破断 LOCA、中破断 LOCA、大破断 LOCA に分類している。地震出力運転時 PRA では、これに加え、大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (以下「Excess LOCA」という。)が発生する可能性を考慮した。なお、極小 LOCA については、成功基準の観点で小破断 LOCA に包絡されるため、小破断 LOCA で代表している。

以上より、LOCA に係る起因事象として以下を選定した。

- ・Excess LOCA

- ・大破断 LOCA
- ・中破断 LOCA
- ・小破断 LOCA

ニ 炉心冷却機能の喪失

(イ) 1次冷却材の流量喪失(バウンダリ内での変形)

1次冷却材バウンダリ内での変形による1次系流路閉塞を想定する。本事象は、起因事象として扱わず、2次冷却系からの除熱機能及びECCS注入機能が喪失するものとして(4) d. (a)に示すフォールトツリーにてモデル化を行った。

ホ 蒸気発生器除熱機能の喪失

(イ) 主蒸気系の損傷

主蒸気隔離弁より下流は耐震性が低いため、全ループの蒸気発生器除熱機能が喪失することを想定し、以下の起因事象とした。

- ・主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)

主蒸気隔離弁の上流は耐震性が高く、配管の損傷する本数を特定することが困難であるため、1ループ破断相当である以下の起因事象とした。

- ・主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)

(ロ) 主給水系の損傷

主給水逆止弁より上流は耐震性が低いため、全ループの蒸気発生器除熱機能が喪失することを想定し、以下の起因事象とした。

- ・主給水流量喪失

主給水逆止弁の下流は耐震性が高く、配管の損傷する本数を特定することが困難であるため、1ループ破断相当である以下の起因事象とした。

- ・主給水管破断

へ サポート機能の喪失

(イ) 外部電源喪失

外部電源系が機能喪失する場合に対し、以下の起因事象とした。

- ・外部電源喪失

(ロ) 制御設備の損傷による安全系の制御機能喪失

主要電気盤など、複数の信号系損傷に関連する設備の機能喪失を想定した。本事象は、起因事象として扱わず、影響があるシステムごとに(4) d. (a)に示すフォールトツリーにてモデル化を行った。

(ハ) 原子炉補機冷却機能の喪失

原子炉補機冷却機能の全喪失が発生した場合、原子炉補機冷水系統で冷却されている設備に期待できないことから、独立した起因事象として評価する。

- ・原子炉補機冷却機能の全喪失

原子炉補機冷却水系の C ヘッドへの給水機能喪失を対象とする。

原子炉補機冷却水系の C ヘッドの隔離成功により、原子炉補機冷却機能の全喪失は発生していないが、RCP のサーマルバリア冷却機能が喪失し、さらに RCP の封水に失敗して RCP シール LOCA に繋がることから、独立した起因事象として評価する。

- ・原子炉補機冷却機能の部分喪失(C ヘッド)

(ニ) 複数の弁の機能喪失

個々の弁の損傷の影響については、システム共有部も考慮した上で、システム単位で纏めたモデル化を行い、該当する弁が損傷した場合、そのシステムが機能喪失するものとして評価する。弁については種類ごとにモデル化する。本事象は、起因事象として扱わず、影

響があるシステムごとに(4) d. (a)に示すフォールトツリーにてモデル化を行った。

ト 反応度制御機能の喪失

- (イ) 原子炉トリップ信号の発信失敗による制御棒挿入失敗(全挿入失敗)

原子炉トリップ信号の発信失敗により制御棒の全挿入に失敗するため、以下の起因事象とした。

・ATWS

- (ロ) 制御棒挿入機構の変形による制御棒挿入失敗(一部挿入失敗～全挿入失敗)

損傷の規模によっては、制御棒の一部の挿入失敗に留まる可能性はあるが、損傷時の影響分析が困難であるため詳細な分類はせず、全挿入失敗を想定して、「(イ) 原子炉トリップ信号発信失敗による制御棒挿入失敗(全挿入失敗)」と同様の取扱いとした。

(2) 確率論的地震ハザード評価

a. 評価方針

確率論的地震ハザード評価については、日本原子力学会(2015)の方法に基づき、以下の流れで検討した。

b. ハザード評価

(a) 震源モデルの設定

震源モデルは、以下に示す特定震源モデルと領域震源モデルを設定した。

イ 特定震源モデル

基本的に川内原子力発電所敷地から 100km 程度以内にある「新編日本の活断層」に掲載されている確実度 I 及び II の活断層、地震調査研究推進本部の長期評価等を踏まえてモデル化し、敷地に影響を及ぼすと考えられる活断層については、敷地周辺の地質調査結果に基づいてモデル化した。

特定震源モデルは、文献又は活動度に応じて奥村・石川(1998)に基づき設定した年平均変位速度と、断層長さから松田(1975)の関係式により求めた一回の地震によるすべり量を用いて平均発生頻度を設定し、ポアソン過程により発生確率を評価する。活動度が不明な場合は、海域の活断層は活動度 B 級、陸域の活断層は活動度 C 級とする。また、最新活動時期が不明で平均活動間隔が確認できる場合は、平均活動間隔から発生頻度を求め、ポアソン過程により発生確率を評価する。平均活動間隔に加え最新活動時期が確認できる場合は、地震の発生間隔が BPT 分布に従うと仮定して発生確率を評価する。

第 3.1.3.3-5 図に敷地周辺の主な活断層の図を、第 3.1.3.3-4 表に主

な活断層の震源モデルの諸元を示す。また、第 3.1.3.3-6 図に主な活断層の応答スペクトルを示す。

第 3.1.3.3-7 図にその他の活断層の図を、第 3.1.3.3-5 表にその他の活断層の諸元を示す。

なお、プレート間地震及び海洋プレート内地震は、川内原子力発電所から震源域まで 100km 以上の距離があるため、プレート間地震及び海洋プレート内地震による揺れの影響は内陸地殻内地震による揺れよりも小さいと判断し、モデル化の対象としない。

ロ 領域震源モデル

領域震源モデルについては、萩原(1991)、垣見ほか(2003)及び地震調査委員会(2018)の領域区分に基づいたサイトから 100km 以内の領域並びに地震調査委員会(2002)の領域を区分しない方法に基づいたサイトから 150km 以内の領域を対象とし、各領域の最大マグニチュードは領域内の過去の地震の最大値等をもとに設定した。第 3.1.3.3-8 図に萩原(1991)、垣見ほか(2003)、地震調査委員会(2018)及び領域を区分しない方法の領域区分の図を示す。また、第 3.1.3.3-9 図に川内原子力発電所周辺の各領域区分と地震発生状況の図を示し、これに対応する各領域の諸元を第 3.1.3.3-6 表に示す。参考として地域ごとの地震規模別発生頻度の評価及び b 値に関する図を第 3.1.3.3-10 図に示す。

(b) 地震動伝ばモデルの設定

地震動伝ばモデルとしては Noda et al.(2002)による距離減衰式を用いることとし、距離減衰式のばらつきは、自然対数標準偏差 0.53 と設定する。基準地震動の策定では、Noda et al.(2002)における観測記録による補正及び内陸地殻内地震の補正は適用していないが、確率論的地震

ハザード評価では、ロジックツリーにおいて、観測記録による補正及び内陸地殻内地震の補正の有無を考慮する。観測記録による補正及び内陸地殻内地震の補正を第 3.1.3.3-11 図に示す。

また、地震ハザード曲線に対する寄与度が大きい甌断層帯甌区間による地震については、Noda et al.(2002)による距離減衰式に加えて、断層モデルを用いた手法をロジックツリーに考慮する。断層モデルを用いた手法は、短周期帯に九州西側海域の地震(1984年8月15日、M5.5)の観測記録を要素地震とした Dan et al.(1989)に基づく経験的グリーン関数法、長周期帯に Hisada(1994)に基づく理論的方法を用いたハイブリッド合成法による評価を行う。要素地震の震源パラメータを第 3.1.3.3-7 表に示す。断層パラメータの不確実さに伴う地震動評価結果のばらつきについては、モンテカルロシミュレーション(以下「MCS」という。)により評価する。断層パラメータは、基準地震動の策定における基本震源モデルを参照し、アスペリティの平均応力降下量、背景領域の実効応力、アスペリティ位置及び破壊開始点について、不確実さを考慮する。基準地震動の策定における基本震源モデルを第 3.1.3.3-12 図に、不確実さを考慮するパラメータを第 3.1.3.3-8 表に示す。断層モデルを用いた手法による地震動評価結果の中央値を第 3.1.3.3-13 図に、ばらつきを第 3.1.3.3-14 図に示す。確率論的地震ハザード評価において、断層モデルを用いた手法による地震動評価結果のばらつきは、周期 0.5 秒までの自然対数標準偏差の平均値を参照し、全周期帯において 0.40 と設定する。

地下構造については、地質調査結果、地震観測記録及び微動アレイ探査結果等により、地下構造に特異な増幅特性が見られないことから、水平成層とする。解放基盤表面の S 波速度は 1.5km/s、P 波速度は 3.2km/s と設定する。また、断層モデルを用いた手法による地震動評価

のうち、長周期帯における理論的方法による評価に用いる解放基盤表面以深の地下構造モデルは、試掘坑内弾性波試験の調査結果、微動アレイ探査から推定された地盤のせん断波速度構造、宮腰ほか(2004)及び地震調査委員会(2003)を参考に設定する。設定した地下構造モデルを第 3.1.3.3-9 表に示す。

(c) ロジックツリーの作成

日本原子力学会(2015)に示される専門家活用水準 1 を採用し、震源モデル及び地震動伝ぱモデルの設定において、選定した認識論的不確実さの要因から確率論的地震ハザード評価に大きな影響を及ぼす要因を考慮して、ロジックツリーを作成した。考慮した不確実さを第 3.1.3.3-10 表に示す。特に敷地に影響を及ぼすと考えられる活断層(甑断層帯甑区間、市来断層帯市来区間、市来断層帯甑海峡中央区間)については、基準地震動策定における地質調査、地震調査委員会(2013)の知見反映、考慮した不確かさを詳細にロジックツリーに展開し、評価した。また、地震ハザード曲線に対する寄与度が大きい甑断層帯甑区間による地震について、アスペリティ位置に関する不確実さをロジックツリーに展開し、評価した。作成したロジックツリーを第 3.1.3.3-15 図に、ロジックツリーで考慮した分岐の根拠及び重みの考え方を第 3.1.3.3-11 表に示す。

c. ハザード曲線の作成

(a) 地震ハザード曲線

上記により作成した平均地震ハザード曲線を第 3.1.3.3-16 図に、特定震源モデルによる地震ハザード曲線の内訳を第 3.1.3.3-17 図に示す。第 3.1.3.3-17 図より、特定震源の地震ハザード曲線において、甑断層帯

甌区間による地震の寄与度が高い。また、フラクタイル地震ハザード曲線を第 3.1.3.3-18 図に示し、距離減衰式に対する観測記録による補正及び内陸地殻内地震の補正の有無を第 3.1.3.3-19 図及び第 3.1.3.3-20 図に示す。

(b) 一様ハザードスペクトル

基準地震動の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較を第 3.1.3.3-21 図に示す。基準地震動 S_s の年超過確率は、 $10^{-4} \sim 10^{-5}$ 程度となっている。また、一様ハザードスペクトルの算出のもととなる周期ごとの平均地震ハザード曲線を第 3.1.3.3-22 図に示す。特定震源 + 距離減衰式に対する平均地震ハザード曲線、領域震源 + 距離減衰式に対する平均地震ハザード曲線及び全体のロジックツリーによる平均地震ハザード曲線を比較したものを第 3.1.3.3-23 図に示す。

(c) フラジリティ評価用地震動

フラジリティ評価用地震動は年超過確率 10^{-4} の一様ハザードスペクトルに適合する模擬波とし、経時特性を基準地震動の策定と同様に Noda et al.(2002)に基づき地震規模 $M=7.0$ 、等価震源距離 $X_{eq}=10\text{km}$ とした。年超過確率 10^{-4} 一様ハザードスペクトル適合模擬波を第 3.1.3.3-24 図に示す。

(3) フラジリティ評価

a. 評価対象SSCsの選定

(1) b. (c) にて選定した起因事象の要因となる機器及び起因事象が発生した場合の緩和設備に係るSSCsを抽出し、地震出力運転時PRAで対象となる建屋・機器リストを作成した。なお、フラジリティ評価済のSSCsについては、既評価結果を用いており、今回の評価で追加されたSSCsについてフラジリティ評価を実施した。

建屋、機器の選定に際しては、内部事象出力運転時PRAで作成した機器リストをベースに、地震特有の事故シナリオから選定されるSSCsを追加した。第3.1.3.3-12表に評価対象とした建屋・機器の選定方法を、第3.1.3.3-13表に建屋・機器リストの例を示す(後述のフラジリティデータを合わせて記載)。

b. 建屋のフラジリティ

(a) 評価対象及び損傷モードの設定

イ 評価対象物の設定

建屋のフラジリティ評価の対象は、評価対象機器を設置する建屋として、原子炉建屋(O/S、I/C)、原子炉補助建屋(A/B)、ディーゼル建屋(DG/B)、燃料取扱建屋(FH/B)及び主蒸気管室建屋(MS/R)とする。また特重施設の建屋フラジリティ評価の対象については参考資料Ⅱに示す。

各建屋の概略平面図及び概略断面図を参考資料Ⅰに示す。

ロ 損傷モード及び部位の設定

建屋の要求機能喪失に繋がる支配的な構造的損傷モード及び部位として、建屋の崩壊シーケンスを踏まえ、層崩壊を伴う耐震壁のせん断破壊を選定することを基本とするが、建屋の応答性状、構造形式、構造種

別及び形状を考慮し、適切な構造的損傷モードを選定する。

具体的には、鉄筋コンクリート造の場合、壁式構造については、損傷モードとして壁のせん断破壊を選定し、ラーメン構造については、損傷モードとして柱の曲げ破壊を選定する。また、鉄骨造の場合、損傷モードとして層崩壊を考慮する。なお、鉄筋コンクリート造であっても、アスペクト比が大きい構造物で、せん断破壊ではなく曲げ破壊が先行する可能性が高い場合は、損傷モードとして曲げ破壊を選定する。

(b) フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法として「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）」を選択した。評価手法は地震PRA学会標準に準拠した手法とする。

(c) フラジリティ評価上の主要な仮定

イ 考慮する不確かさ要因

現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確かさ β_R 及び認識論的不確かさ β_U については、地震PRA学会標準に基づき評価する。考慮する不確かさ要因の例を第3.1.3.3-14表に示す。

ロ 損傷評価の指標

損傷評価の指標については、鉄筋コンクリート造部は耐震壁のせん断破壊の程度を表すことができる指標としてせん断ひずみを、鉄骨造部は鉄骨造部の損傷の程度を表わすことができる指標として層間変形角を選定する。

(d) フラジリティ評価における耐力情報

鉄筋コンクリート造部については、せん断破壊が先行する部材については、現実的耐力である損傷限界時のせん断ひずみの平均値と変動係数は、地震PRA学会標準に示された実験結果に基づく値を用いることと

し、対数正規分布を仮定する。実験結果に基づく値を第3.1.3.3-15表に示す。また、曲げ破壊が先行する部材については、現実的耐力である損傷限界時の曲げモーメントは、「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991追補版((社)日本電気協会)」のM- ϕ スケルトンカーブのM3評価式によって得られた値に対して、実験値と計算値の比のばらつきを考慮して得られた値を用いることとし、対数正規分布を仮定する。鉄骨造部については、現実的耐力である損傷限界時の層間変形角は対数正規分布に従うと仮定し、その中央値を「震災建築物の被災度区分判定基準及び復旧技術指針(財団法人 日本建築防災協会)」に基づき1/30とし、対数標準偏差を0.2として考慮する。

(e) フラジリティ評価における応答解析

現実的応答については、現実的な物性値に基づく地震応答解析を入力レベルごとに実施することにより評価を行う。現実的な物性値は地震PRA学会標準に基づき算出し、対数正規分布を仮定する。鉄筋コンクリート造部の損傷評価の指標である耐震壁のせん断ひずみ及び鉄骨造部の損傷の指標である層間変形角に対しては、水平動が支配的であることから、水平動による評価を行うこととした。

イ 入力地震動

入力地震動は、川内原子力発電所の年超過確率 10^{-4} の一樣ハザードスペクトルに適合するように作成した模擬波を係数倍して用いる。

ロ 現実的な物性値と応答解析モデル

応答解析に用いる現実的な物性値は、地震PRA学会標準に示された評価方法に基づき、設計で用いられた物性値を基に算出する。評価方法を第3.1.3.3-16表に示す。但し、この評価方法によって評価された現実的な物性値は確率分布として与えられ、それを直接用いて地震応答解

析を実施することは困難であるため、2点推定法によって連続的な確率分布を離散化し、離散化された物性値を用いて地震応答解析を実施する。2点推定法によって算出した現実的な物性値を第3.1.3.3-17表に示す。原子炉建屋、原子炉補助建屋、ディーゼル建屋、燃料取扱建屋及び主蒸気管室建屋に係る地盤定数を第3.1.3.3-18表に示す。原子炉建屋、原子炉補助建屋、ディーゼル建屋、燃料取扱建屋及び主蒸気管室建屋の物性値をそれぞれ第3.1.3.3-19表～第3.1.3.3-23表に示す。

2点推定法のサンプル点のコンクリート強度 F_c に応じたコンクリートの弾性定数を第3.1.3.3-24表に示す。特重施設に係る物性値は参考資料Ⅱに示す。

フラジリティ評価用の応答解析モデルは、川内1号機の既工事計画認可申請書（平成27年3月18日付け原規規発第1503181号にて認可）添付資料3-16（以下「既工認」という。）に記載のモデルをベースとして設定する。原子炉建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第3.1.3.3-25図及び第3.1.3.3-25表～第3.1.3.3-27表に、原子炉補助建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第3.1.3.3-26図及び第3.1.3.3-28表～第3.1.3.3-30表に、ディーゼル建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第3.1.3.3-27図及び第3.1.3.3-31表に、燃料取扱建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第3.1.3.3-28図及び第3.1.3.3-32表～第3.1.3.3-34表に、主蒸気管室建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を3.1.3.3-29図及び第3.1.3.3-35表～第3.1.3.3-36表に示す。特重施設に係る建屋の解析モデル及び解析モデル諸元は参考資料Ⅱに示す。

ハ 解析ケース

応答のばらつきを求めるための確率論的応答解析では、コンクリート強度 F_c 、コンクリートの減衰定数 h 及び地盤のせん断波速度 V_s の3つの主

変動パラメータに対して2点推定法で得られた2つのサンプル点を全て組み合わせ、 $2^3=8$ ケースの解析を実施する。モデルの諸元と物性値の関係及び解析ケースを第3.1.3.3-37表及び第3.1.3.3-38表に示す。

ニ 現実的応答

現実的応答は地震PRA学会標準に準拠し対数正規分布を仮定し、確率論的応答解析結果より各ケースの重みを考慮して算出する。

(f) 建屋のフラジリティ評価結果

現実的耐力及び現実的応答よりフラジリティ曲線及びHCLPF (High Confidence Low Probability of Failure)を算出した。フラジリティ曲線は、入力加速度レベルごとに評価された損傷確率のうち、最大の損傷確率を示す部材を対象にフラジリティ曲線を評価した。ここで、損傷確率は現実的応答が現実的耐力を上回る確率である。

選定した要素の各入力レベルでの損傷確率は対数正規累積分布関数により近似し、信頼度ごとの連続的なフラジリティ曲線を算出する。

HCLPFは信頼度95%フラジリティ曲線を基に算出した。原子炉建屋、原子炉補助建屋、ディーゼル建屋及び主蒸気管室建屋のフラジリティ曲線を第3.1.3.3-30図～第3.1.3.3-33図に示す。なお、燃料取扱建屋については、入力レベルが $3,000\text{cm/s}^2$ であっても損傷確率が非常に小さく、フラジリティ曲線を近似評価することはできないレベルである。

また、原子炉建屋(I/C、NS方向)の中央値加速度(損傷確率50%の値)は $3,220\text{cm/s}^2$ 、対数標準偏差は0.27、原子炉補助建屋(EW方向)の中央値加速度(損傷確率50%の値)は $1,940\text{cm/s}^2$ 、対数標準偏差は0.16、ディーゼル建屋(EW方向)の中央値加速度(損傷確率50%の値)は $2,070\text{cm/s}^2$ 、対数標準偏差は0.18、主蒸気管室建屋(NS方向)の中央値加速度(損傷確率50%の値)は $1,790\text{cm/s}^2$ 、対数標準偏差は0.20である。

特重施設に係る建屋のフラジリティ評価結果は参考資料Ⅱに示す。

c. 屋外重要土木構築物のフラジリティ

(a) 評価対象及び損傷モードの設定

イ 評価対象物の設定

屋外重要土木構造物は、耐震安全上重要な機器・配管系及び建物・構築物の支持機能又は補機冷却用海水の通水機能を有する。このうち、通水機能については、構造部材の損傷が直ちに通水断面を閉塞し機能喪失に繋がる事象に至らないことから、評価対象とする屋外重要土木構造物は、支持機能を有するものから選定する。

屋外重要土木構造物のフラジリティ評価の対象は、支持機能を有する取水ピット及び海水管ダクトのうち、耐震安全上重要な機器・配管系及び建物・構築物の支持機能を有する構造部材の耐震裕度がより厳しい取水ピットとする。また、特重施設の土木構造物のフラジリティ評価の対象については参考資料Ⅱに示す。

取水ピットの平面図を第3.1.3.3-34図に、断面図を第3.1.3.3-35図に示す。

ロ 損傷モード及び部位の設定

屋外重要土木構造物の損傷モードとしては、構造部材の曲げ及びせん断破壊のうち、耐震裕度がより厳しいせん断破壊を選定し、全ての部材を評価対象とする。

(b) フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法として「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）」を選択した。評価手法は地震PRA学会標準に準拠した手法とする。

但し、部材のせん断耐力は、部材に作用する断面力に依存することから、現実的耐力と現実的応答を独立として見なすことが困難であるため、耐震裕度(許容限界値/応答値)として評価する。

(c) フラジリティの評価上の主要な仮定

イ 考慮する不確かさ要因

現実的耐力及び現実的応答の偶然的な不確かさ β_R 及び認識論的不確かさ β_U については、地震PRA学会標準等に基づき評価する。

ロ 損傷評価の指標

せん断破壊に対する損傷評価の指標について、「原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル(土木学会、2005)」に基づき、以下の式で求まるせん断耐力のうち、いずれか大きい方とする。

(イ) 棒部材式

$$V_{yd} = V_{cd} + V_{sd}$$

ここで、

V_{cd} : コンクリートが分担するせん断耐力

V_{sd} : せん断補強鉄筋が分担するせん断耐力

$$V_{cd} = \beta_d \cdot \beta_p \cdot \beta_n \cdot \beta_a \cdot f_{vcd} \cdot b_w \cdot d / \gamma_{bc}$$

$$f_{vcd} = 0.20 \sqrt[3]{f'_{cd}}$$

但し、 $f_{vcd} > 0.72$ (N/mm²)となる場合は $f_{vcd} = 0.72$ (N/mm²)

$\beta_d = \sqrt[4]{1/d}$ 但し、 $\beta_d > 1.5$ となる場合は $\beta_d = 1.5$

$\beta_p = \sqrt[3]{100p_v}$ 但し、 $\beta_p > 1.5$ となる場合は $\beta_p = 1.5$

$\beta_n = 1 + M_0/M_d$ ($N'_d \geq 0$) 但し、 $\beta_n > 2.0$ となる場合は $\beta_n = 2.0$

$= 1 + 2M_0/M_d$ ($N'_d < 0$) 但し、 $\beta_n < 0$ となる場合は $\beta_n = 0$

$\beta_a = 0.75 + \frac{1.4}{a/d}$ 但し、 $\beta_a < 1.0$ となる場合は $\beta_a = 1.0$

f_{cd}' : コンクリート圧縮強度の設計用値 (N/mm^2) でコンクリート強度 f_c を材料係数 γ_{mc} (1.0) で除したもの

$p_v = A_s / (b_w \cdot d)$: 引張鉄筋比

A_s : 引張側鋼材の断面積

b_w : 部材の有効幅

d : 部材の有効高さ

N_d' : 設計軸圧縮力

M_d : 設計曲げモーメント

$M_0 = N_d' \cdot D / 6$: M_d に対する引張縁において、軸方向力によって発生する応力を打消すのに必要なモーメント (デコンプレッションモーメント)

D : 断面高さ

a/d : せん断スパン比

γ_{bc} : 部材係数 (1.0)

$V_{sd} = \{A_w \cdot f_{wyd} (\sin \alpha + \cos \alpha) / s\} z / \gamma_{bs}$

A_w : 区間 s におけるせん断補強鉄筋の総断面積

f_{wyd} : せん断補強鉄筋の降伏強度を材料係数 γ_{ms} (1.0) で除したもので、 $400\text{N}/\text{mm}^2$ 以下とする。但し、コンクリート圧縮強度の特性値 f_{ck}' が $60\text{N}/\text{mm}^2$ 以上のときは、 $800\text{N}/\text{mm}^2$ 以下とする。

α : せん断補強鉄筋と部材軸のなす角度

s : せん断補強鉄筋の配置間隔

z : 圧縮応力の合力の作用位置から引張鋼材図心までの距離で、 $d/1.15$ とする。

γ_{bs} : 部材係数 (1.0)

(ロ) デイープビーム式

$$V_{ydd} = V_{cdd} + V_{sdd}$$

ここで、

V_{cdd} : コンクリートが分担するせん断耐力

V_{sdd} : せん断補強鉄筋が分担するせん断耐力

$$V_{cdd} = \beta_d \cdot \beta_p \cdot \beta_a \cdot f_{dd} \cdot b_w \cdot d / \gamma_{bc}$$

$$f_{dd} = 0.19 \sqrt{f'_{cd}}$$

$$\beta_d = \sqrt[4]{1/d} \quad \text{但し、} \beta_d > 1.5 \text{ となる場合は } \beta_d = 1.5$$

$$\beta_p = \sqrt[3]{100 p_v} \quad \text{但し、} \beta_p > 1.5 \text{ となる場合は } \beta_p = 1.5$$

$$\beta_a = \frac{5}{1 + (a/d)^2}$$

γ_{bc} : 部材係数 (1.0)

$$V_{sdd} = \phi \cdot V_{sd}$$

$$\phi = -0.17 + 0.3a/d + 0.33/p_{wb} \quad \text{但し、} 0 \leq \phi \leq 1$$

p_{wb} : せん断補強鉄筋比 (%)

(d) フラジリティ評価における応答解析

現実的応答及び現実的応答に基づくせん断耐力については、現実的な物性値に基づく地震応答解析を入力レベルごとに実施することにより評価する。

イ 入力地震動

入力地震動は、川内原子力発電所の年超過確率 10^{-4} の一樣ハザードスペクトルに適合するように作成した模擬波を係数倍して用いる。

ロ 地震応答解析手法

フラジリティ評価用の地震応答解析モデルは、既工認に記載のモデルをベースとして設定し、地盤と構造物の非線形を考慮した地盤－構造物連成系の2次元有限要素による時刻歴非線形解析を用いる。第3.1.3.3-36図に地震応答解析モデルを示す。また、特重施設の土木構造物のフラジリティ評価における地震応答解析モデルは参考資料Ⅱに示す。

ハ 変動因子

フラジリティ評価においては、屋外重要土木構造物の耐震評価に支配的と考えられる、埋戻土の初期せん断剛性 G_0 、躯体側方の地盤改良の初期せん断剛性 G_0 及びコンクリート強度 F_c の3つの変動因子を考慮する。第3.1.3.3-39表に考慮した変動因子の考え方を示す。また、特重施設の土木構造物のフラジリティ評価における変動因子は参考資料Ⅱに示す。

ニ 解析ケース

損傷確率を評価するための地震応答解析では、上記3つの変動因子に対して得られる2つのサンプル点を全て組み合わせて、 $2^3 = 8$ ケースの解析を実施する。第3.1.3.3-40表に解析ケースを示す。また、特重施設の土木構造物のフラジリティ評価における解析ケースは参考資料Ⅱに示す。

ホ 損傷確率

損傷確率は、地震応答解析より得られる部材の発生せん断力が、せん断耐力を上回る確率とし、2点推定法を用いて算定する。

(e) 屋外重要土木構造物のフラジリティ評価結果

各入力レベルによる損傷確率よりフラジリティ曲線とHCLPFを算出する。ここで、損傷確率は、地震応答解析より得られる各部材の発生せん断

力が、せん断耐力を上回る確率とし、各入力レベルでの損傷確率を対数正規累積分布関数により近似し、信頼度ごとの連続的なフラジリティ曲線とする。また、HCLPFは、信頼度95%フラジリティ曲線を基に算出する。

取水ピットのフラジリティ曲線を第3.1.3.3-37図に示す。また、特重施設の土木構造物のフラジリティ曲線は参考資料Ⅱに示す。

d. 機器のフラジリティ

(a) 評価対象と損傷モードの設定

イ 評価対象

機器のフラジリティ評価の対象は作成した建屋・機器リストに記載されたものとする。

ロ 損傷モード及び部位の設定

タンク・熱交換器のような静的機器については、構造損傷(延性破壊、脆性破壊等)の観点から、電気盤類及びポンプ・弁のような動的機器については、システム評価上の要求に対応して構造損傷・機能損傷(動的機能限界、電氣的機能限界等)双方の観点から、可搬型SA設備については転倒による機能損傷の観点から、当該機器のフラジリティを評価する。

なお、構造強度に関する評価では、機器の本体・支持脚・基礎ボルト等の主要部位について耐震性評価が実施されるが、部位間で裕度(例えば、設計許容値/発生応力)が異なり、また、同一部位でも評価応力の種類(引張応力、曲げ応力、組合せ応力等)によって裕度が異なる。構造損傷に関するフラジリティ評価では、これらの各部位・各評価応力の中から、基本的には最も裕度が低かった部位・評価応力に着目して強度に関する係数等の評価を行う。

(b) フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法として「耐力係数と応答係数による方法(安全係数法)」を選択した。評価手法は地震PRA学会標準に準拠した手法とする。

機器フラジリティ評価とは、地震動の入力が増大し、評価対象機器が損傷に至る時点における最大地動加速度を評価尺度として表示するものである。このとき、最大地動加速度Aをフラジリティ加速度と称し、機器フラジリティ解析ではこれを確率量として扱い、以下の式で表す。

$$A = A_m \cdot \varepsilon_R \cdot \varepsilon_U$$

ここで、

A_m : 機器が損傷に達するときの地震動強さ(フラジリティ加速度) Aの中央値

ε_R : 物理現象固有の偶然的不確かさに起因するばらつきを表す確率密度分布(中央値は1.0、対数標準偏差は β_R で表される)

ε_U : 認識論的不確かさに起因するばらつきを表す確率密度分布(中央値は1.0、対数標準偏差は β_U で表される)

フラジリティ加速度Aを累積分布関数で示したものが機器フラジリティ曲線である。

なお、フラジリティ評価では、直接 A_m 、 ε_R 、 ε_U からフラジリティ加速度を算定せず、一般に安全係数の概念を用いて下式の様に算定する。

$$A_m = F \times A_d \quad (\text{式3.1.3.3-1})$$

ここで、

F : 安全係数(裕度)

A_d : 基準地震動の最大地震動加速度

$$F = \frac{\text{現実的な耐力}}{\text{現実的な応答}} \quad (\text{式3.1.3.3-2})$$

$$= \underbrace{\frac{\text{設計応答値}}{\text{現実的な応答}}}_{\text{応答に関する係数}} \times \underbrace{\frac{\text{現実的な耐力}}{\text{設計応答値}}}_{\text{耐力に関する係数}}$$

応答に関する係数 耐力に関する係数

$$\therefore F = F_{ER} \times F_{SR} \times F_{EC} \quad (\text{式3.1.3.3-3})$$

ここで、

F_{ER} : 機器応答係数

F_{SR} : 建屋応答係数

F_{EC} : 耐力係数

(式3.1.3.3-1)の安全係数(裕度)は、(式3.1.3.3-2)のように基準とする地震動による現実的な応答に対する機器の現実的な耐力の割合で定義されるが、(式3.1.3.3-3)のように評価対象機器の設計応答値に対する現実的な応答の割合(応答に関する安全係数)と現実的な耐力に対する設計応答値の割合(耐力に関する安全係数)に分離して評価する。

但し、入力地震動に対する機器の応答には、機器自身の応答に加えて建屋の応答が影響することから、応答に関する係数は機器応答係数と建屋応答係数に分割して評価する。

機器応答係数F_{ER}、建屋応答係数F_{SR}及び耐力係数F_{EC}は、それぞれ以下に示す係数に分離して評価する。これらの係数は、フラジリティ評価上に存在する各種の不確実さ要因を評価したものであり、全て対数正規分布に従う確率量と仮定する。不確実さ要因の整理結果を第3.1.3.3-41

表に示す。

各安全係数の詳細は以下のとおり。

イ 機器応答係数 F_{ER} の評価法

$$F_{ER} = F_{ESS} \times F_D \times F_{EM} \times F_{EMC}$$

ここで、

F_{ESS} : 機器応答評価用入力地震動に関する係数

F_D : 機器の設計用減衰定数に関する係数

F_{EM} : 機器の解析モデル化に関する係数

F_{EMC} : 機器のモード合成に関する係数

(イ) 機器応答評価用入力地震動に関する係数 F_{ESS}

設計評価において用いた機器入力動に対する機器応答値と、機器入力動の中央値に対する機器応答値を用いて、次式により評価することができる。

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

“機器入力動の中央値”としては、設計評価における拡張前床応答曲線による機器の1次固有周期で応答値等が適用できる。なお、機器入力動には、建屋の応答特性や建屋への入力地震動に起因する不確実さが内在し得るが、これらについては建屋応答係数において考慮されるため、本係数では評価不要である。

(ロ) 機器の設計用減衰定数に関する係数 F_D

減衰定数の保守性及び不確実さが、機器の応答に与える影響を安全係数として評価する。

設計評価で一般に使用されるJEAG4601 記載の設計用減衰定数は、既往の各種試験から得られた実機の減衰定数に関するデータ等を基に、機器種別ごとに保守的に定められたものである。したがって、設計用減衰定数が現実的減衰定数の中央値に対して持つ保守性を評価するために、設計用減衰定数及び現実的減衰定数の中央値に対する床応答曲線による機器の1次固有周期での応答値を用いて、次式により算定する。

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

不確実さの評価では、設計で設定されている減衰定数には強い保守性があると考え、工学的判断により設計減衰での応答が減衰中央値に対して99%下限値に相当すると仮定し、次式により評価する。

$$\beta_R = 0$$

$$\beta_U = \frac{1}{2.33} \ln \left(\frac{\text{設計減衰定数での機器応答値}}{\text{減衰定数の中央値での機器応答値}} \right)$$

(ハ) 機器の解析モデル化に関する係数 F_{EM}

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

保守性及び不確実さの評価では、解析における固有周期・振動

モード形状と試験などによる実機の固有振動数・振動モード形状の差異等を考慮した評価や、米国の評価事例を参考とした工学的判断に基づく評価が適用できる。

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

多質点系でモデル化される場合は、主にモデル形状等に起因する不確かさが生じ得るため、米国の評価事例を参考として安全係数は1.0とし、認識論的不確かさを0.15とした。

(二) 機器のモード合成に関する係数 F_{EMC}

設計評価において機器の地震応答がモーダル解析により評価されている場合に、実機の現実的な応答挙動をより精度良く模擬できる直接積分による時刻歴解析に比べ、モード合成に起因する保守性及び不確かさが生じるため、これが機器の応答に与える影響を安全係数として評価する。設計評価では一般にモード合成はSRSS(二乗和平方根法)により行われており、この場合は大きな保守性は有さないと考えられることから、 $F_{EMC}=1.0$ とする。

また、モード合成の不確かさは、1質点系でモデル化される機器の場合は、モード合成の必要がないため、不確かさは考慮しない。多質点系でモデル化される機器については、文献に基づき、 $\beta_R=0.15$ 、 $\beta_U=0$ とする。

ロ 建屋応答係数 F_{SR} の評価法

$$F_{SR} = F_{SS} \times F_{\delta} \times F_M \times F_{NL}$$

ここで、

F_{SS} : 入力地震動のスペクトル形状に関する係数

F_{δ} : 建屋の減衰に関する係数

F_M : 建屋のモデル化に関する係数

F_{NL} : 建屋の非線形応答に関する係数

建屋応答係数について、原子炉建屋(O/S、I/C、C/V)、原子炉補助建屋(A/B)、ディーゼル建屋(DG/B)、燃料取扱建屋(FH/B)及び主蒸気管室建屋(MS/R)に対しそれぞれ第3.1.3.3-42表～第3.1.3.3-48表の値を使用する。水平方向についてはNS、EWのうち、厳しい方向を適用する。特重施設に係る建屋応答係数については、参考資料Ⅱに示す。

(イ) 入力地震動のスペクトル形状に関する係数 F_{SS}

基準応答評価用の入力地震動と現実的な地震動の加速度応答スペクトル形状の差が建屋応答に与える影響を評価する係数であり、次式により算定される。

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

(ロ) 建屋の減衰に関する係数 F_{δ}

基準応答用減衰定数と現実的減衰定数の差が建屋応答に与える影響を評価する係数であり、次式により算定される。

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

(ハ) 建屋のモデル化に関する係数 F_M

建屋のモデル化に関する不確かさが建屋応答に与える影響を評価する係数であり、次式により算定される。

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

(ニ) 建屋の非線形応答に関する係数 F_{NL}

建屋の非線形応答によるスペクトル形状の変動から機器の応答への影響を評価する係数である。

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮する。そのため、建屋の入力レベル増に伴い、スペクトル形状の変動が大きくなる領域に固有値を有する機器に対しては、中央値は1.0とし、スペクトル形状の変動を不確かさとして考慮する。ここでは米国の評価事例を参考として、偶然的な不確かさを0.17、認識論的不確かさを0.10とした。

ハ 耐力係数 F_{EC} の評価法

$$F_{EC} = F_S \times F_{\mu}$$

ここで、

F_S : 機器の限界強度に関する係数

F_{μ} : 機器の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数

(イ) 機器の限界強度に関する係数 F_S

設計評価における入力地震動に対して算出された地震荷重に対して、限界耐力が持つ保守性及び限界耐力の不確かさを強度に関する係数 F_S として評価する。

構造損傷に対しては次式により評価する。

$$F_S = \frac{a_U - a_N}{a_S}$$

ここで、

a_U : 着目している損傷モードに対する限界荷重

a_S : 設計評価における入力地震動により発生する荷重

a_N : 通常運転時に発生する荷重

ここで、限界荷重については、JSME記載の物性値をベースに、既往の研究から物性値の1.1倍を中央値として設定する。

また、機能損傷に対しては次式により評価する。

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

ここで、

$\beta_R = 0.11$ 、 $\beta_U = 0.17$ (電氣的機器の場合)

$\beta_R = \beta_U = 0.10$ (動的機器の場合)

損傷加速度の中央値については、一般に加振試験結果(機能確認済加速度等の試験加速度)に基づき評価を行う。動的・電氣的機器の加振試験では、実際に誤動作や損傷等が生じるような加速度レ

ベルで加振されることは少ないため、機能確認済加速度を損傷加速度の中央値とみなすのは過度に保守的な想定となる。そのため、機能確認済加速度が実際に誤動作等を生じる加速度レベルに対して十分に小さいと判断される場合に強度に関する係数を評価する方法として、以下に示す β 設定法により、誤動作・損傷に対する加速度の中央値を推定する。

フラジリティ評価において、HCLPFは次式により評価される。

$$\text{HCLPF} = A_m \times \exp(-1.65 \times (\beta_R + \beta_U))$$

上式より、

$$A_m = \text{HCLPF} \times \exp(1.65 \times (\beta_R + \beta_U))$$

ここで、“損傷加速度のHCLPF＝機能維持確認済加速度”とみなし、不確かさ β_R 及び β_U を与えることにより、損傷加速度の中央値を推定することができる。

(ロ) 機器の塑性化によるエネルギー吸収効果に関する係数 F_μ

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

本係数は、弾塑性によるエネルギー吸収が見込まれると考えられる設備(部位)については、弾塑性挙動を考慮した耐震余裕に関する過去の知見を踏まえ、工学的判断により安全側となるように設定している。

なお、脆性損傷及び弾性域機能損傷する機器については $F_\mu = 1.0$

としている。

(c) フラジリティ評価結果における参照データ

フラジリティ評価に当たっては、現実的な耐力、応答を参照するが、その際の基本的考え方を以下に示す。

なお、保守的な評価によってPRAへの影響が大きくなると考えられる機器については、より現実的な耐力又は応答を参照している。

イ 耐力に関する情報

評価部位に使われる部材のJSMEに記載されている物性値を適用する。

ロ 応答に関する情報

評価部位に対する、基準地震動を用いた耐震評価により得られた発生応力を適用する。

(d) 機器のフラジリティ評価結果

各起因事象の発生や緩和系の機能喪失要因となる機器フラジリティ評価結果の例を第3.1.3.3-10表に示す。また、機器フラジリティ評価の具体例を以下のとおり示す。特重施設に係る機器フラジリティ評価結果の例については、参考資料Ⅱに示す。

イ 原子炉補機冷却水冷却器（構造損傷）

(イ) 対象機器の基本情報

- ・設置位置：原子炉周辺建屋 EL.5.0m
- ・耐震クラス：S
- ・固有振動数：24.4Hz
- ・各部位の基準地震動 S_s （水平：540Gal、上下：360Gal）に対する発生応力
- ・評価対象部位：基礎ボルト
- ・評価応力：せん断応力

・評価対象部位及び評価応力

第3.1.3.3-49表に、各部位の基準地震動Ssに対する原子炉補機冷却水冷却器の耐震性評価結果を示す。各部位・各評価応力のうち、フラジリティが最弱である基礎ボルトが、原子炉補機冷却水冷却器の地震時の損傷に支配的であると考えられる。今回、各安全係数は、原子炉補機冷却水冷却器の基礎ボルトに着目した評価結果を以下に示す。

(ロ) 機器応答係数 F_{ER} の評価

I 床応答スペクトルの拡幅に関する係数 F_{ESS}

本係数は、次式により評価する。

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

本係数は、設計で用いられる床応答スペクトルの拡幅に含まれる裕度を評価するものであり、次式により評価する。

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

ここで、

Sa(拡幅有り) : 拡幅床応答曲線での応答加速度値

Sa(拡幅無し) : 拡幅無(生)床応答曲線での応答加速度値

耐震評価で用いている拡幅有りの場合の応答値とこれに対応する拡幅無しの応答値は下記のとおりである。

拡幅有り: 1.53G

拡幅無し: 1.31G

以上から、

$$F_{\text{ESS}} = \frac{1.53}{1.31} = 1.16$$

床応答曲線の拡幅は、本来は建屋物性値及び地盤物性値の不確かさを考慮して実施されるものである。これらの物性値の不確かさを含めた建屋応答解析に起因する不確かさは、建屋応答係数で評価される。また、床応答時刻歴波から床応答曲線を作成する過程では、有意な不確定要因は含まれないと考えられる。したがって、本係数では不確かさは考慮しない。

以上から、本係数は以下のとおりとなる。

$$F_{\text{ESS}} = 1.16, \beta_{\text{R}} = \beta_{\text{U}} = 0$$

II 設計用減衰定数に関する係数 F_{D}

本係数は、機器の損傷時の減衰定数の中央値に対する設計用減衰定数が持つ裕度を評価するものであり、次式により評価する。

$$F_{\text{D}} = \frac{\text{Sa(設計用減衰定数)}}{\text{Sa(損傷時の減衰定数中央値)}}$$

ここで、

Sa(設計用減衰定数) : 設計用減衰定数での応答加速度値

Sa(損傷時の減衰定数中央値) : 中央値減衰定数での応答加速度値

耐震評価で用いている設計減衰1.0%の場合の応答値とこれに対

応する中央値減衰3.0%の応答値は下記のとおりである。

設計減衰1.0% : 1.31G

中央値減衰3.0% : 1.19G

以上から、

$$F_D = \frac{1.31}{1.19} = 1.10$$

また、不確実さとして、減衰定数の中央値3.0%に対して、設計用減衰定数1.0%が99%信頼下限(応答加速度では99%信頼上限)と考え、次式により評価する。

$$\beta_U = \frac{1}{2.33} \ln \left(\frac{S_a(\text{減衰}1.0\%)}{S_a(\text{減衰}3.0\%)} \right) = \frac{1}{2.33} \ln(1.10) = 0.05 (\beta_R = 0)$$

III 機器の解析モデル化に関する係数 F_{EM}

耐震評価において原子炉補機冷却水冷却器は多質点系モデルを用いて行われており、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_{EM} = 1.0, \beta_R = 0.15, \beta_U = 0$$

IV モード合成法に関する係数 F_{EMC}

当機器は多質点系でモデル化されており、モード合成を考慮する必要があるため、本係数及び不確実さは以下の値とする。

$$F_{EMC} = 1.0, \beta_R = 0.15, \beta_U = 0$$

V 地震方向成分の組合せに関する係数 F_{ECC}

本係数は水平・上下組合せ評価の際の保守性を考慮するものであるが、保守的に本係数は考慮しないものとした。したがって、下記の値を用いる。

$$F_{ECC} = 1.0, \beta_R = 0, \beta_U = 0$$

(ハ) 建屋応答係数 F_{SR} (建屋非線形応答に関する係数 F_{NL})

建屋応答に関する各係数のうち建屋非線形応答に関する係数 F_{NL} 以外の係数については、建屋フラジリティ評価において評価する原子炉補助建屋の建屋応答係数を用いる。以下では F_{NL} についてのみ示す。

建屋の非線形応答により建屋の入力レベルに応じて床応答スペクトルの短周期側ではスペクトル形状が変動すると考えられ、本係数ではこのスペクトル形状の変動の影響を不確かさとして考慮するため、文献に基づき、本係数は以下のとおりとする。

$$F_{NL} = 1.0, \beta_R = 0.17, \beta_U = 0.10$$

(二) 機器耐力係数 F_{EC} の評価

I 強度に関する係数 F_S の評価

本係数は、次式により評価する。

$$F_S = \frac{\sigma_C - \sigma_N}{\sigma_T - \sigma_N}$$

ここで、

σ_C : 限界応力の中央値

σ_T : 地震時発生応力

σ_N : 通常運転時応力

評価対象部位である基礎ボルトの材質はSS400であることから、限界応力としてJSME発電用原子力設備規格設計・建設規格(2005年版)第I編付録図表Part5の引張応力 $S_u = 400\text{N/mm}^2$ (評価温度 40°C)が適用可能であり、せん断応力への変換で $1/\sqrt{3}$ を乗じ、それを限界応力の中央値とする。

したがって、

$$\sigma_C = 1.1 \times S_u = 1.1 \times 400 \times 1/\sqrt{3} = 254.03\text{N/mm}^2$$

また、地震発生応力は 54N/mm^2 であるが、これは基礎ボルトの呼び径ベースで算定されたものであるため、谷径ベースに換算する必要がある。この換算のための係数としてJSME I-解説8-23「メートルねじでの断面低減率」より“0.75”を用いる。

なお、通常運転時応力としては耐震評価で考慮されていないため、0とする。

$$\sigma_N = 0\text{N/mm}^2$$

以上から、強度に関する係数 F_s は、以下のとおりとなる。

$$F_S = \frac{\sigma_C}{\sigma_T} = \frac{1.1 \times Su \times 1/\sqrt{3} \times 0.75}{\sigma_T} = 3.52$$

不確かさ β_U として、限界応力の中央値 $1.1 \times Su$ に対して、告示値 Su が 95% 信頼下限に相当すると考える。

$$\beta_U = \frac{1}{1.65} \ln \left(\frac{1.1 \times Su}{Su} \right) = 0.06 \quad (\beta_R = 0)$$

II 塑性エネルギー吸収効果に関する係数 F_μ

全体系の振動エネルギーに比べ、ボルトの塑性変形によるエネルギー吸収効果は小さいため、係数は考慮しない。

即ち、以下のとおりとする

$$F_\mu = 1.0, \beta_R = \beta_U = 0$$

(ホ) 評価結果のまとめ

各係数の評価結果を以下に示す。これらの結果より、原子炉補機冷却水冷却器の fragility 加速度の中央値 A_m 、その不確かさ $\beta_R \cdot \beta_U$ 及び HCLPF は、以下のとおりとなる。

$$\begin{aligned} A_m &= F_S \times F_\mu \times F_{ESS} \times F_D \times F_{EM} \times F_{EMC} \times F_{ECC} \times F_{SS} \times F_\delta \times F_M \times F_{NL} \times A_d \\ &= 2.51 (G) \end{aligned}$$

$$\beta_R = 0.25 (\text{全 } \beta_R \text{ の SRSS}), \beta_U = 0.25 (\text{全 } \beta_U \text{ の SRSS})$$

$$\begin{aligned} \text{HCLPF} &= A_m \times \exp[-1.65 \times (\beta_R + \beta_U)] \\ &= 2.51 \times \exp[-1.65 \times (0.25 + 0.25)] \\ &= 1.12 (G) \end{aligned}$$

(注) 表示桁処理の関係上、第3.1.3.3-50表の数値で計算しても上記の数値に一致しない。

この結果から得られるフラジリティ曲線を第3.1.3.3-38図に示す。

(e) 損傷の相関の取扱い

冗長設備は、基本的に同一の耐震設計がなされた上で同一フロアに設置されているため、機器が損傷する場合は冗長性のある全ての機器は損傷するとして完全相関を想定した。それ以外の機器間の相関は完全独立を想定した。

特重施設に係る損傷の相関の取扱いは、参考資料Ⅱに示す。

(4) 炉心損傷頻度評価

a. 起因事象の発生確率の評価

地震時特有の要因による分類を踏まえた地震出力運転時レベル1PRAにおける起因事象の扱いは(1)b.(c)に記載のとおりである。また、起因事象の加速度区分別の条件付き発生確率を第3.1.3.3-51表に示す。

b. 成功基準の設定

炉心損傷防止の成功基準は、内部事象出力運転時レベル1PRAと地震出力運転時レベル1PRAでは相違がないため、内部事象出力運転時レベル1PRAで設定した成功基準を用いる。また、使命時間についても内部事象出力運転時レベル1PRAと同様の設定とする。

なお、地震出力運転時レベル1PRA特有の起因事象については、直接炉心損傷に至るため、成功基準を設定していない。

c. 事故シーケンスの分析

(a) イベントツリーの作成

本評価では、内部事象出力運転時レベル1PRAモデルと同様に小イベントツリー／大フォールトツリー法を採用し、起因事象階層イベントツリー、フロントライン系イベントツリーの2つのイベントツリーを作成し、これらを統合して評価する。地震出力運転時レベル1PRAのイベントツリーの展開構成の概要を第3.1.3.3-39図に示す。各イベントツリーの概要は以下のとおりである。

イ 起因事象階層イベントツリー

地震時の事故シナリオでは、複数のSSCsが同時に損傷することにより、複数の起因事象が同時に発生する可能性がある。このような場合の影響

を合理的に評価するために、起因事象の階層化を行う。

起因事象の階層化では、地震発生時のプラント影響の厳しさや必要とする緩和策の組合せに着目して、複数の起因事象の同時発生を合理的に整理した。階層化は、起因事象が重畳した場合、先行の起因事象の緩和系により、後続の起因事象の事象進展の抑制が可能であること、又は、後続の起因事象に係る緩和操作に期待する必要がないことを考慮し、後続の起因事象も含めた考慮をしている。

具体的には、影響の厳しさとしては、

- ・放射性物質が炉外に影響を与える可能性がある事象
- ・緩和系に期待できないと判断される事象
- ・1次冷却材喪失
- ・2次冷却系の破断

以降、サポート系の喪失として、

- ・原子炉補機冷却機能の全喪失
- ・原子炉補機冷却機能の部分喪失(Cヘッド)
- ・外部電源喪失

の順番に大きく分類し、更に必要に応じてSSCsごとに詳細に分類した。以上の要領で整理した起因事象階層イベントツリーを第3.1.3.3-40図に示す。本イベントツリーで、発生する起因事象を特定し、下流で各起因事象に対し期待する緩和系のフロントライン系イベントツリーを結合する。一方、直接炉心損傷に至るものと想定した起因事象はフロントライン系イベントツリーに結合しない。

起因事象階層イベントツリーにおける起因事象発生確率の評価では、後続のヘディングで考慮する起因事象の発生確率が、先行のヘディングで設定した起因事象が発生しない条件付きの確率として評価し、ヘディ

ングにあるすべての起因事象が発生しない場合は主給水流量喪失が発生するものとして評価することで、起因事象階層イベントツリーのヘディングから計算される起因事象発生確率の和が1.0 を超えることはないように取り扱う。

ロ フロントライン系イベントツリー

地震出力運転時レベル1PRAにおける成功基準は、内部事象出力運転時レベル1PRAと同様であることから、フロントライン系イベントツリーは、内部事象出力運転時レベル1PRAで作成された影響緩和系を頂上事象としたフロントライン系イベントツリーを用いた。

フロントライン系イベントツリーとして、大破断LOCA、中破断LOCA、小破断LOCA、主給水流量喪失、外部電源喪失、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、原子炉補機冷却機能の部分喪失（Cヘッダ）、ATWS及び原子炉容器破損のイベントツリーを参考資料 I に示す。

なお、原子炉容器破損のイベントツリーについては、Excess LOCAに対して適用した。

各フロントラインイベントツリーのイベントヘディングの定義及び成功基準は、内部事象出力運転時レベル1PRAと同様である。

(b) 事故シーケンスの最終状態の分類

炉心損傷に至る事故シーケンスを機能喪失となる要因の観点から事故シーケンスグループとして整理した。地震出力運転時PRAでは、内部事象出力運転時PRAにて定義した事故シーケンスグループに、地震特有の事故シーケンスグループとして「蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）」、「原子炉建屋損傷」及び「原子炉格納容器損傷」を追加する。

なお、「格納容器バイパス」については、蒸気発生器伝熱管破損（1本破損）は蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）に包絡しており、インターフェイスシステムLOCAはその発生を本評価では評価対象外としている。したがって、地震出力運転時レベル1PRAでは当該グループに分類される事故シーケンスは存在しない。

イ プラント損傷状態の分類

地震出力運転時レベル 1PRA で得られた炉心損傷に至る全ての事故シーケンスを、その類似性に基づいて PDS に分類する。

PDS の設定では、炉心損傷以降の事故シナリオの分析を合理的に行えるよう、内部事象出力運転時レベル 1PRA の考え方にに基づき、地震時に特有な影響も考慮して、事故シーケンスの特徴を表す要素を抽出して定義する。

内部事象出力運転時レベル 1PRA では発生頻度が極めて低いとして評価対象外としているが、地震時には直接炉心損傷に至ると考えられる起因事象として、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）、原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷（座屈以外）及び Excess LOCA が挙げられる。また、これらのうち、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）、原子炉建屋損傷及び原子炉格納容器損傷（座屈以外）では緩和設備又は緩和操作の効果に期待できないと想定して、直接格納容器機能喪失にも至るとする。

地震動による蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）については G に分類する。地震動による原子炉建屋損傷及び原子炉格納容器損傷（座屈以外）については B に分類する。

また、地震動による Excess LOCA については、直接炉心損傷に至る事象であるが、炉心損傷後は大破断 LOCA と同様の事故進展になるも

のとして A**に分類する。

一方、内部事象出力運転時レベル 1PRA の評価対象に含まれていたが地震時には評価対象に含まれていない起因事象としてインターフェースシステム LOCA があり、同事象の発生に伴い炉心損傷に至った場合の PDS である V は考慮しない。

上述の検討を踏まえて、熱水力挙動の類似性及び緩和操作の類似性として、事故のタイプと 1 次系圧力、炉心損傷時期及び格納容器内事故進展に基づく PDS の分類を整理した結果を第 3.1.3.3-52 表に示す。

d. システム信頼性の評価

(a) フォールトツリーの作成

システム信頼性評価として、システムが機能喪失に至る要因の組合せを網羅的に展開し、システムのアンアベイラビリティの定量化を実施するために、フォールトツリーを作成した。

本評価では、イベントツリーのヘディングにフォールトツリーを設定し、CDFを算出する。以下に各イベントツリーに設定するフォールトツリーの内容を示す。

イ 起因事象階層イベントツリーへ設定するフォールトツリー

起因事象階層イベントツリーへ設定するフォールトツリーは、地震により起因事象が発生する要因となるSSCsの損傷をモデル化して作成した。

地震出力運転時PRAで考慮する起因事象は、地震ハザードにより発生することを想定するため、起因事象のフォールトツリーでは、SSCsの地震による損傷のみを考慮し、内部事象による機能喪失は考慮しない。

ロ フロントライン系イベントツリーへ設定するフォールトツリー

フロントライン系イベントツリーへ設定するフォールトツリーは、内部事象

出力運転時PRAモデルのフォールトツリー(ランダム故障、共通原因故障、試験／保守による待機除外及び人的過誤等を扱うフォールトツリー)に地震による損傷のフォールトツリー(地震による機器の損傷を扱うフォールトツリー)を追加することで、地震による損傷が緩和システムに与える影響を考慮した。フォールトツリー構築例を第3.1.3.3-41図に示す。

また、耐震クラスが低くかつ耐震性が確認されていない設備は地震で必ず損傷すると仮定し、以下の緩和機能には期待していない。

- ・主給水系
- ・常用系の電気盤
- ・所内常用電源系
- ・所内用空気系
- ・主蒸気逆止弁
- ・タービントリップ

なお、以下の設備については、耐震クラスが低く、地震出力運転時PRAで想定する強震下では損傷することが懸念されるが、低加速度では損傷していない可能性があることから、工学的判断に基づく fragility を適用し、緩和機能に期待するものとした。

- ・2次系純水タンク
- ・原子炉補機冷却水系(Cヘッド)
- ・制御用空気系(Cヘッド)
- ・主蒸気隔離弁下流の配管

ハ 長期冷却に必要な換気空調設備

換気空調系が損傷した場合でも、使命時間の間、室内に設置されたSSCsの許容温度以下の室温が維持されれば、SSCsへの影響はない。内部事象出力運転時レベル1PRAでは使命時間24時間で評価している

ため、地震出力運転時レベル1PRAの評価時間7日間を考慮し、損傷により7日以内に室温がSSCsの許容温度を超える換気空調系については、地震出力運転時レベル1PRAでモデル化する。

(b) フロントライン系とサポート系の従属性

フロントライン系とサポート系の従属性については、内部事象出力運転時PRAと同様の従属性を考慮する。

e. 信頼性パラメータの設定

信頼性パラメータについては、内部事象出力運転時PRAと同様のパラメータを設定する。

f. 人的過誤の評価

内部事象出力運転時レベル1PRAでは、起因事象発生前と発生後の人的過誤について、HRA Calculatorを用いて評価している。これを基に地震出力運転時PRAでは人的過誤の扱いを以下のとおりとしている。

(a) 起因事象発生前人的過誤

起因事象発生前の人的過誤は、試験や点検等による手動弁やダンパの戻し忘れであり、地震発生前の事象であることから、内部事象出力運転時PRAと同様の評価をしている。

(b) 起因事象発生後人的過誤

内部事象出力運転時PRAの人的過誤確率をベースに、地震発生時の環境状態やSSCsの損傷状態の変化(低耐震設備の損傷、警報の誤作動、現場操作における現場へのアクセス性の低下等)がもたらす運転員の認知・診断／操作失敗への影響を反映した評価を行う。地震発生に

より影響を受ける運転員の心理的ストレスに伴う運転員判断及び操作への阻害の影響を踏まえて、プラントの損傷規模に基づき定義された地震規模のグループ(以下「損傷状態bin」という。)ごとに人的過誤確率を算出する。各損傷状態binは、評価加速度区分に対応して設定した。地震出力運転時PRAにおける損傷状態binの定義を第3.1.3.3-53表に示す。

g. 事故シーケンスの定量化

(a) 地震動加速度区分別の地震発生頻度

地震動加速度区分(以下「加速度区分」という。)別の地震発生頻度 f_i は、地震動加速度 h_i と h_{i-1} の地震ハザード曲線の超過発生頻度 $F(h_i)$ と $F(h_{i-1})$ から求められる。

$$f_i = -(F(h_i) - F(h_{i-1}))$$

上記の手法で、地震ハザードを入力データとして、計算プログラムRiskSpectrum® HazardLiteを用いて加速度区分別の地震発生頻度を算出する。

評価地震動範囲は0.2G～1.4Gとした。下限値の0.2Gは内部事象出力運転時PRAで起因事象としてカウントされる事象発生実績とのダブルカウントを避けるために設定した加速度であり、地震により緩和系の機能に影響するとは考えにくい地震加速度高による原子炉トリップの設定値付近を目安として定めたものである。上限値の1.4Gについては、地震動が極端に大きい領域では、施設の状態について信頼性の高い挙動を推定することが困難になるとの考えから、挙動を推定できる領域として設定した。加速度区分別の地震平均発生頻度を第3.1.3.3-54表に示す。

(b) 加速度区分別の機器損傷確率

事故シーケンス評価に当たっては、フラジリティ評価結果を基に、加速度区分別の損傷確率を算出して使用する。

機器損傷確率は、機器のフラジリティ評価結果 (A_m 、 β_R 、 β_U) を入力データとして、計算プログラムRiskSpectrum® HazardLiteを用いて加速度区分別の機器損傷確率を算出する。

また、今回のシステム評価では、水平ハザードについてCDFを評価している。メタルクラッド開閉装置等のフラジリティが上下方向で評価されている機器についても、水平ハザードにて評価されるため、上下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、上下方向のフラジリティを補正した。

(c) 炉心損傷頻度の算出方法

加速度区分を m 区分に分けた場合、加速度区分 i で発生する n_i 種類の事故シーケンス j_i における炉心損傷頻度 CDF_{ij} は、加速度区分 i の地震発生頻度 f_i 及び事故シーケンス j_i の条件付き炉心損傷確率 $CCDP_{ij}$ を用いて、次式によって求める。

$$CDF_{ij} = f_i \times CCDP_{ij}$$

全炉心損傷頻度 CDF_t は、加速度区分 i で発生する事故シーケンス j_i における炉心損傷頻度 CDF_{ij} を全ての加速度区分 ($i=1 \sim m$) で合計した結果である。すなわち、次式で求められる。

$$CDF_t = \sum_{i=1}^m \left(\sum_{j=1}^{n_i} f_i \times CCDP_{ij} \right)$$

上記の手法で、計算プログラムRiskSpectrum® PSAを用いて全CDFを算出する。なお、本評価においては、稼働率を考慮した起因事象発生頻度を基に算出したCDFをCDF(／炉年)とする。

(d) 定量化結果

事故シーケンスの定量化を行った結果、全CDFは 9.9×10^{-7} (／炉年)となった。

イ 加速度区分別の炉心損傷頻度

加速度区分別のCDFを第3.1.3.3-55表に示す。加速度区分別では、加速度区分6(1.2G～1.4G)のCDFが全体の48.4%を占め、最も寄与が大きい結果となった。また、加速度区分6(1.2G～1.4G)においては、地震平均発生頻度が 8.1×10^{-7} (／年)であり、条件付き炉心損傷確率は約0.6となった。

ロ 起因事象別の炉心損傷頻度

起因事象別のCDFを第3.1.3.3-56表に示す。起因事象別の結果では、原子炉補機冷却機能の全喪失を起因事象とするCDFが全体の62.6%を占めた。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に伴い原子炉補機冷却機能の全喪失が発生する。さらに、外部電源喪失が重畳することで、全交流動力電源喪失が発生し、蓄圧タンク出口弁閉止操作に失敗し炉心損傷に至る事故シナリオのCDFへの寄与が大きい。

ハ 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ別のCDFを第3.1.3.3-57表に示す。事故シーケンスグループ別では、原子炉補機冷却機能喪失のCDFが全CDFに対して寄与が大きく、全CDFに対して62.6%を占める結果となった。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に伴い原子炉補機冷却機能の全喪失が発生する。さらに、外部電源喪失が重畳することで、全交流動力電源喪失が発生し、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事故シナリオのCDFへの寄与が大きい。

ニ プラント損傷状態別の炉心損傷頻度

PDS別のCDFを第3.1.3.3-58表に示す。TEDのCDFが全体の61.7%を占めて最も高くなった。これは、外部電源系と海水取水ライン構造物の地震損傷が重畳し、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し、タービン動補助給水調整弁による流量調整に失敗し、補助給水機能が喪失することで炉心損傷に至る事故シナリオや、地震により原子炉補助建屋が損傷し、建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ等の構造損傷により原子炉補機冷却機能の全喪失が発生し、さらに建屋内の電気盤の構造損傷により電源系が機能喪失に至り炉心損傷する事故シナリオの寄与が大きく、早期に炉心損傷に至る事故シナリオのCDFへの寄与が大きくなったためである。

(e) 重要度解析

CDFに支配的な因子を同定し、PRAの活用により有用な定量的情報を得るために、重要度解析を実施した。

重要度解析では、CDFに有意な寄与を持つ機器の損傷又は故障、人的過誤等を対象に、FV重要度の評価を実施した(FV重要度は地震出力運転時PRAで評価対象とした0.2Gから1.4Gの全加速度範囲のCDFの積分値に対して算出)。FV重要度の定義については、3.1.3.1(2)g.(c)に示す。

FV重要度評価結果を参考資料Ⅰに示す。特重施設を含めたFV重要度評価結果は参考資料Ⅱに示す。

(f) 不確実さ解析

CDFの定量化を踏まえ、地震ハザード、フラジリティ、ランダム故障、人的過誤の不確かさに対し、モンテカルロ法を用いてCDFの平均値及び不確実さ幅(エラーファクタ)を評価した。エラーファクタの定義については、3.1.3.1(2)g.(d)に示す。

不確実さ解析の結果を第3.1.3.3-59表及び第3.1.3.3-42図に示す。全CDFの不確実さ幅を示すエラーファクタは6.0となった。

加速度が比較的低い領域では、地震ハザードの不確実さが小さい。また、加速度が比較的低い領域でCDFへの寄与が高い事故シナリオは、耐震性の低い設備が損傷した後、損傷個所の隔離がランダム故障で失敗するシナリオである。不確実さが比較的小さいランダム故障が寄与していることから、エラーファクタは加速度区分1で5.9、加速度区分2で5.5と小さくなった。

加速度が大きくなると、地震ハザードの不確実さが大きくなるとともに、地震損傷の寄与が増えることでフラジリティの不確実さが考慮され、エラーファクタは加速度区分4で14、加速度区分5で13と大きくなった。

さらに高い加速度領域では、地震ハザードの不確実さが大きくなる一方で、SSCsの条件付き損傷確率の平均値が1.0に収束する。その結果、条件付き損傷確率の不確実さ幅が縮小してエラーファクタは区分6で8.6と、地震加速度の上昇に応じてエラーファクタが縮小する傾向となった。

(g) 感度解析

感度解析は、評価結果に有意な影響を与えられとされるモデル、データに関する不確実さ要因又は解析上の仮定、条件、機器故障及び人

的過誤等の因子を選定して、結果への潜在的な影響を把握するために実施する。

本評価では、以下について感度解析を実施した。

- ・人的過誤確率の従属性を完全独立とした感度解析
- ・人的過誤確率下限値を適用した感度解析

イ 人的過誤確率の従属性を完全独立とした感度解析

(イ) 感度解析条件

同一シーケンスの人的過誤事象間の従属性レベルをすべて完全独立とし、従属性レベルの感度を確認する。従属性レベルに対する感度解析を行うことにより、従属性レベルが有する不確実さ及び従属性に伴う人的過誤の感度を確認する。

(ロ) 感度解析結果

感度解析結果を第 3.1.3.3-60 表に示す。全 CDF は 9.8×10^{-7} (／炉年) であり、ベースケースの全 CDF は 9.9×10^{-7} (／炉年) であることから、低減割合は約 1% 程度であった。ベースケースにおいては、原子炉格納容器が地震により損傷するシナリオ、主蒸気室建屋及び海水取水ライン構造物が地震により損傷するシナリオなど人的過誤を含まないシナリオ、または全交流動力電源喪失時のタービン動補助給水流量調整操作、蓄圧タンク出口弁閉止操作などの単独の人的過誤が含まれるシナリオが上位に登場しているため、ベースケースの評価結果からほとんど変わらない結果となった。

ロ 人的過誤確率下限値を適用した感度解析

(イ) 感度解析条件

HRA Calculator の人的過誤確率の設定を平均値から下限値に変更し、人的過誤確率の振れ幅を確認することにより、人的過誤確率の

感度を確認する。

(ロ) 感度解析結果

感度解析結果を第 3.1.3.3-61 表に示す。全 CDF は 7.5×10^{-7} (／炉年) となり、ベースケースの全 CDF は 9.9×10^{-7} (／炉年) であることから、低減割合は約 25% となった。ベースケースにおいては、全交流動力電源喪失時のタービン動補助給水流量調整操作、蓄圧タンク出口弁閉止操作などの人的過誤が含まれるシナリオが上位であり、これら人的過誤に関連するシナリオの発生頻度が低下したため、全 CDF も低減する結果となった。

(5) 格納容器機能喪失頻度評価

a. プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化

地震出力運転時レベル 1PRA で得られた炉心損傷に至る全ての事故シーケンスについて、事故の進展及び緩和操作の類似性から PDS を定義し、PDS の分類及び発生頻度を評価する。

(a) プラント損傷状態の分類

(4) c. (b) イに示す。

(b) プラント損傷状態ごとの発生頻度

(4) g. (d) ニに示す。

b. 格納容器機能喪失モードの設定

地震に起因して格納容器機能喪失に至る各 PDS の事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の機能喪失形態を分類するため、格納容器機能喪失モードを設定する。

地震出力運転時レベル 2PRA の格納容器機能喪失モードの設定では、内部事象出力運転時レベル 2PRA で考慮される格納容器機能喪失モードに加えて、地震に特有な格納容器機能喪失モードを考慮する。

格納容器機能喪失モードの設定に当たり、以下の検討を実施した。

(a) 格納容器機能喪失モードの選定

地震時特有のPDSとしてG(蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損))、B(原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷(座屈以外))が挙げられる。このうち、G(蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損))については炉心損傷防止対策が無効なSGTR事象であるため、格納容器機能喪失モードとしてはgモードに分類する。B(原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷(座屈以外))については、内部事象出力運転時レベル2PRAの格納容

器機能喪失モードでは分類できないため、地震時特有の格納容器機能喪失モードとして χ モードに分類する。

その他の格納容器機能喪失モードは、地震出力運転時レベル1PRAで対象外としているインターフェイスシステムLOCA及び地震出力運転時レベル1PRAでは蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)に包絡される蒸気発生器伝熱管破損を除き内部事象出力運転時レベル2PRAと同様である。

格納容器機能喪失モードの設定結果を第3.1.3.3-62表に示す。

(b) 格納容器機能喪失時期

格納容器機能喪失モードを早期格納容器破損、後期格納容器破損又は炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行破損に分類する。

地震時特有の格納容器機能喪失モードである χ モードは、地震発生直後に生じるため炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行破損に分類される。その他の格納容器機能喪失モードの格納容器機能喪失時期は内部事象出力運転時レベル2PRAと同様である。格納容器機能喪失モードの機能喪失時期を整理した結果を第3.1.3.3-62表に示す。

(c) 機能喪失場所及び機能喪失規模

地震を起因とした格納容器機能喪失モードのうち、内部事象出力運転時レベル2PRAでも考慮しているものについては、炉心損傷以降の事故進展は内部事象出力運転時レベル2PRAと相違はない。その他の格納容器機能喪失モードとして、 β モード(格納容器隔離失敗)、 g モード(蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損))、 χ モード(原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷(座屈以外))について地震による機能喪失場所及び機能喪失規模を分析する。

イ 格納容器隔離失敗 (β モード)

後述の(d)項の要因により格納容器機能喪失に至る。格納容器隔離の判定基準は「重大事故発生時、格納容器隔離に係る設備・機器の損傷又は作動失敗によって格納容器外への漏えい経路が生じる場合をその規模に依らず格納容器隔離失敗とする。」であるため、機能喪失場所及び機能喪失規模によらず格納容器隔離失敗となる。

ロ 蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)(g モード)

地震により、蒸気発生器が損傷することで制御できない大規模なLOCAが発生し、直接炉心損傷及び直接格納容器機能喪失に至る。

ハ 原子炉格納容器損傷(座屈以外)(χ モード)

地震により、原子炉格納容器が損傷することで制御できない大規模なLOCAが発生し、直接炉心損傷及び直接格納容器機能喪失に至る。

ニ 原子炉建屋損傷(χ モード)

地震により、原子炉建屋が損傷することで制御できない大規模なLOCAが発生し、直接炉心損傷に至る。また、原子炉建屋内の原子炉格納容器も従属的に損傷することで、直接格納容器機能喪失に至る。

(d) 格納容器隔離機能の失敗

格納容器の隔離機能を維持するために必要なSSCsについて、地震時に特有な故障要素として以下が考えられる。

- ・格納容器バウンダリ、格納容器バウンダリに準ずる範囲及び格納容器バウンダリ外の漏えい経路を持つ可能性のある系統(格納容器再循環系統)のSSCs(格納容器隔離弁、配管、貫通部等)の地震による構造損傷、原子炉格納容器損傷(座屈)による貫通部の損傷
- ・格納容器隔離時に作動要求される隔離弁の地震による機能損傷

c. 事故シーケンスの分析

内部事象出力運転時レベル 2PRA の検討に加えて地震による影響を考慮し、PDS ごとに、緩和設備の動作状態及び SA 時の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。地震出力運転時レベル 2PRA における格納容器イベントツリーは、内部事象出力運転時レベル 2PRA で作成した格納容器イベントツリーに加えて、地震を起因として原子炉建屋、原子炉格納容器又は放射性物質の閉じ込め機能に関連する SSC が機能喪失し、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損開口部又は機器破損部から放射性物質が環境に放出される事故シナリオを考慮する。

(a) 事故シーケンスの特徴分析

イ シビアアクシデント時の物理化学現象の分析

炉心損傷から格納容器機能喪失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対し、各PDSに対応させて、その発生条件及び発生後の事故進展に対する影響を分析した結果を第3.1.3.3-63表に示す。

ロ 事故の緩和手段の分析

事故の緩和手段を分析し、それらの緩和手段の目的、運転手順書に基づく運転操作タイミング及び熱水力・放射能雰囲気条件の下での運転操作可能性を検討する。

地震時の影響を考慮して、内部事象出力運転時レベル2PRAで期待する緩和手段の地震出力運転時レベル2PRAでの扱いについて検討した結果を第3.1.3.3-64表に示す。また、特重施設については、参考資料Ⅱに示す。

(b) 格納容器イベントツリーの構築

地震出力運転時レベル2PRAでは、地震出力運転時レベル1PRAのイベントツリーに加えて、「ブリッジイベントツリー」、「格納容器イベントツリー」をリンクする手法を用いる。地震の評価におけるイベントツリーのリンクのイメージを含む地震出力運転時PRAにおけるシステム評価の流れを第3.1.3.3-43図に示す。

イ ブリッジイベントツリーの構築

内部事象出力運転時レベル2PRAで構築した格納容器イベントツリーを用いて、格納容器機能喪失の防止に必要な緩和設備の成功／失敗又は物理化学現象の発生を評価し、格納容器機能喪失の回避又は格納容器機能喪失を判定する。内部事象出力運転時レベル2PRAにて考慮している事故シナリオに加えて、地震出力運転時レベル2PRAで有意な事故シナリオに対してSA対策が考慮されるようにモデルを構築した。構築したブリッジイベントツリーの詳細を参考資料 I に示す。

ロ 格納容器イベントツリーの構築

格納容器イベントツリーは、炉心損傷後において格納容器機能喪失を防止するための緩和系の機能喪失確率及びCFFの評価を行うイベントツリーである。(a)項により、SA時の主要な物理化学現象、事故進展中に実施される事故の緩和手段及びその実施タイミングを整理し、これらの物理化学現象と事故の緩和手段を考慮して格納容器イベントツリーを構築した。特重施設を考慮した場合においても、特重施設の影響緩和系ごとに分類し、影響緩和系と関連する格納容器イベントツリーに対して、当該SSCsの地震による損傷を考慮した。また、地震出力運転時レベル2PRAでの評価対象SSCsへの地震の影響(地震によるSSCs損傷)はフォールトツリーでモデル化する。

構築した格納容器イベントツリーを第3.1.3.3-44図に示す。特重施設を考慮した格納容器イベントツリーを参考資料Ⅱに示す。

(c) 従属性のモデル化

イ 炉心損傷防止のための設備の利用

内部事象出力運転時レベル2PRAと同様に、炉心損傷防止のための設備の復旧については原則として考慮しない。また、第3.1.3.3-64表に示すとおり、地震時には、内部事象で考慮していた外部電源の復旧についても考慮しない。

ロ シビアアクシデント事象及び緩和手段の従属性

(3) c. (c) ロに示すとおり内部事象出力運転時PRAと同様である。

d. 事故進展解析の実施

プラントの熱水力挙動及び炉心損傷、原子炉容器破損等の事象の発生時期、SA 時の物理化学現象による格納容器負荷を解析するとともに、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定に必要なデータを求めることを目的として、各 PDS を代表する事故進展解析を実施する。

事故シーケンスの選定の考え方は、内部事象出力運転時レベル 2PRA と同様である。内部事象出力運転時レベル 2PRA で選定した代表事故シーケンスの地震時での妥当性を確認するため、地震時の各 PDS の CDF のうち、上位 5 位までの事故シーケンスを抽出し、代表事故シーケンスの寄与割合を確認した結果、内部事象出力運転時レベル 2PRA において各 PDS に対して選定した代表事故シーケンスは、地震出力運転時レベル 2PRA の観点からも妥当であることを確認できたため、内部事象出力運転時レベル 2PRA において実施した事故進展解析の結果を地震出力運転時レベル 2PRA においても参照する。

なお、地震特有のPDSであるG(蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損))、B(原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷(座屈以外))は、物理化学現象に係るヘディングは考慮しておらず、直接格納容器機能喪失に至るとしていることから、物理化学現象に係るヘディングの分岐確率の設定のための事故進展解析は不要である。

e. 格納容器機能喪失頻度の定量化

PDSごとに、PDSの発生頻度及び格納容器イベントツリーの各ヘディングの分岐確率から、CFFを算出する。なお、本評価においては、稼働率を考慮した起因事象発生頻度を基に算出したCFFをCFF(／炉年)とする。

(a) 格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率の設定

PDSごとに、格納容器イベントツリーのヘディングの分岐確率を設定する。各ヘディングの分岐確率の設定の考え方は基本的に内部事象出力運転時レベル2PRAと同様であるが、水素燃焼(HP3)のヘディングについては水素燃焼防止対策であるPARの健全性の観点から変更を加えている。静的触媒式水素再結合装置は完全に独立した静的な機器であるため、内部事象出力運転時レベル2PRAでは静的触媒式水素再結合装置の機能喪失の確率は無視できるとして考慮していないが、地震出力運転時レベル2PRAでは静的触媒式水素再結合装置の構造損傷を考慮する。内部事象出力運転時レベル2PRAから変更した分岐確率の設定結果を参考資料Ⅰに示す。その他、地震の影響については地震出力運転時レベル1PRAと同様の設定の考え方である。特重施設に係る内容については、参考資料Ⅱに示す。

また、建屋・機器フラジリティ、ランダム故障、人的過誤及び物理化学現象に関する分岐確率の不確かさを考慮し、当該分岐の確率分布を設

定する。確率分布の設定の考え方は、建屋・機器フラジリティについては地震出力運転時レベル1PRAと同様である。その他、人的過誤に係る分布について地震の影響を考慮している以外は内部事象出力運転時レベル2PRAと同様の設定の考え方である。

(b) 格納容器機能喪失頻度の算出方法

加速度区分をm区分に分けた場合、加速度区分iで発生する n_i 種類の事故シーケンス j_i の格納容器機能喪失頻度 CFF_{ij} は、加速度区分iの地震動発生頻度 f_i 、事故シーケンス j_i の条件付き炉心損傷確率 $CCDP_{ij}$ 及び条件付き格納容器機能喪失確率 $CCFP_{ij}$ を用いて、次式によって求める。

$$CFF_{ij}=f_i \times CCDP_{ij} \times CCFP_{ij}$$

全格納容器機能喪失頻度 CFF_t は、加速度区分iで発生する事故シーケンス j_i の格納容器機能喪失頻度 CFF_{ij} を全ての加速度区分($i=1 \sim m$)で合計した結果である。すなわち、次式で求められる。

$$CFF_t = \sum_{i=1}^m \left(\sum_{j=1}^{n_i} f_i \times CCDP_{ij} \times CCFP_{ij} \right)$$

上記の手法で、国内外で使用実績のある計算コードであるRiskSpectrum® PSAを使用して全CFFを算出する。

(c) 格納容器機能喪失頻度の解析

PDSごとに格納容器イベントツリーの定量化を行い、CFFを算出した。全CFFは 5.5×10^{-7} (/炉年)となり、全CDFの 9.9×10^{-7} (/炉年)と比較して減少し、条件付き格納容器機能喪失確率は約0.56となった。格納容器

機能喪失モード別の評価結果を以下に整理する。

イ 地震動加速度区分別の格納容器機能喪失頻度

加速度区分別のCFFを第3.1.3.3-65表に示す。加速度区分別では、加速度区分6(1.2G～1.4G)のCFFによる全体への寄与が最も大きい結果となった。

ロ PDS別の格納容器機能喪失頻度

PDS別のCFFを第3.1.3.3-66表に示す。TEDのCFFが高く、その主要因は全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の発生によるものである。

条件付き格納容器機能喪失確率は0.61となり、内部事象出力運転時レベル2PRAと比較すると高い結果となった。その理由は、炉心損傷の主要因である全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の発生の起因事象となるサポート系の機能喪失が、格納容器機能喪失防止対策の機能喪失にも繋がる可能性が高いためである。

ハ 格納容器機能喪失モード別の格納容器機能喪失頻度

格納容器機能喪失頻モード別の定量化を行い、CFFを算出した。格納容器機能喪失モード別のCFFを第3.1.3.3-67表に示す。全CFFは 5.5×10^{-7} (/炉年)となり、格納容器機能喪失モードのうち、水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損(δ モード)が 3.0×10^{-7} (/炉年)、格納容器隔離失敗(β モード)が 2.1×10^{-7} (/炉年)であり支配的となった。地震特有の格納容器機能喪失モードである炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失(χ モード)は 3.3×10^{-8} (/炉年)となった。

水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損(δ モード)は、海水取水ライン構造物の地震損傷による海水系の全喪失と外部電源喪失が重畳し、全交流動力電源喪失が発生する。その後、大容量空冷式発電機の

起動失敗等により、代替格納容器スプレイに失敗し、格納容器自然対流冷却等の格納容器内の除熱機能を喪失するシナリオが支配的である。格納容器隔離失敗(βモード)は、原子炉補助建屋が地震損傷して建屋内の各種設備が損傷することに伴い、監視計器に期待できず、格納容器隔離に失敗する事故シナリオが支配的となっている。

ニ 放射性物質管理放出頻度及び格納容器健全性が維持される頻度

第3.1.3.3-65表より、放射性物質の管理放出が行われる格納容器ベント(φモード)の発生頻度は、 8.7×10^{-8} (/炉年)である。また、格納容器健全(φモード)の発生頻度は、炉心損傷事故時において格納容器健全性が維持される事故シーケンスの頻度を積算することによって算出しておりその頻度は 2.0×10^{-7} (/炉年)である。

ホ 重要度解析

重要度解析として、地震出力運転時レベル1PRAと同様の手法を用いて全CFFに対するFV重要度を評価した。FV重要度の定義については、3.1.3.1(3)f.(a)ニに示す。

FV重要度評価結果を参考資料Ⅰに示す。特重施設を含めたFV重要度評価結果を参考資料Ⅱに示す。

f. 放出カテゴリの分類及び発生頻度の定量化

格納容器イベントツリーによって同定された全ての事故シーケンスを、環境へ放出される放射性物質の放出挙動が類似した放出カテゴリに分類し、PDSの発生頻度及び格納容器イベントツリーの分岐確率を用いて、放出カテゴリごとの発生頻度を求める。なお、本評価においては、稼働率を考慮した起因事象発生頻度を基に算出した発生頻度を発生頻度(/炉年)とする。

(a) 放出カテゴリの分類

格納容器イベントツリーで同定された全ての事故シーケンスを、環境へ放出される放射性物質の放出挙動が類似した放出カテゴリに分類する。分類の考え方は、基本的には内部事象出力運転時レベル2PRAと同様であるが、地震時に特有な事象も考慮する。

地震出力運転時レベル2PRAの放出カテゴリの分類では、内部事象出力運転時レベル2PRAで分類された放出カテゴリに加えて、地震時に特有な放出カテゴリを考慮する。

地震時に特有な事象も考慮して選定した放出カテゴリを第3.1.3.3-68表に示す。選定に当たり、格納容器バイパス、エナジェティック現象による破損及び格納容器先行破損は、独立した放出カテゴリとした。これらを踏まえて、第3.1.3.3-44図に示すように、格納容器イベントツリーで同定された全ての事故シーケンスを放出カテゴリに分類した。

(b) 放出カテゴリ別の発生頻度

放出カテゴリに分類した全ての事故シーケンスの発生頻度を積算し、放出カテゴリごとに発生頻度を算出した。評価結果を第3.1.3.3-68表に示す。格納容器の状態は、放出カテゴリ(F3C)が 3.0×10^{-7} (/炉年)(寄与割合:35.8%)と最も高い。これは、格納容器機能喪失モード別の発生頻度が高い水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損(δ モード)がこの放出カテゴリに含まれるためである。次いで、格納容器隔離失敗(β モード)の放出カテゴリ(F5)が 2.1×10^{-7} (/炉年)(寄与割合:25.2%)と高い。

g. 不確かさ解析及び感度解析

(a) 不確かさ解析

格納容器機能喪失頻度及び放出カテゴリの発生頻度の定量化を踏ま

え、地震ハザード、建屋・機器フラジリティ、ランダム故障、人的過誤及び物理化学現象に関する分岐確率の不確かさに対し、モンテカルロ手法を用いて格納容器機能喪失頻度及び放出カテゴリの発生頻度の平均値及び不確かさ幅(エラーファクタ)を評価した。エラーファクタの定義については、「(2)g.(d) 不確かさ解析」に示す。

加速度区分別の不確かさ解析の結果を第3.1.3.3-69表及び第3.1.3.3-45図に、格納容器機能喪失モード別の不確かさ解析結果を第3.1.3.3-70表及び第3.1.3.3-46図に示す。また、放出カテゴリ別の不確かさ解析結果を第3.1.3.3-71表及び第3.1.3.3-47図に示す。

全CFFのエラーファクタは7.2となった。これは、各パラメータの不確かさの影響により、上限値と下限値の間に約52倍の不確かさ幅があることを意味する。

各加速度区分の不確かさ解析の結果について、低加速度区分の領域では、地震ハザードの不確かさ分布が狭く、また、格納容器機能喪失に至る要因として不確かさが比較的小さいランダム故障の寄与が比較的高い。そのため、低加速度区分1のエラーファクタは8.4、区分2のエラーファクタは7.4と小さい。

地震加速度が高くなると、それに応じて地震ハザードの不確かさ分布が広がる一方で、事故シナリオとしても、地震加速度の増加に伴いSSCsの損傷が支配的要因となるため、機器フラジリティの不確かさも考慮される。区分3から区分5にかけて損傷確率が上昇傾向をとることから、当該の区分では機器フラジリティの不確かさが高くなる。以上より、区分3のエラーファクタは8.2、区分4のエラーファクタは17、区分5のエラーファクタは14と比較的大きくなった。

更に地震加速度が高い領域では、地震ハザードの不確かさ分布が広

がる一方で、条件付き損傷確率の平均値が1に収束する。その結果、条件付き損傷確率の幅が高止まりするため、比較的高い加速度区分である区分6のエラーファクタは8.7と、地震加速度に応じてエラーファクタが縮小する傾向をとる。

また、加速度区分6までを合計した格納容器機能喪失モード別の不確実さ解析結果は、炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失（ χ モード）のエラーファクタが最も大きく、次いで格納容器過温破損（ τ モード）、蒸気発生器伝熱管破損（ g モード）のエラーファクタが大きい結果となった。

さらに、放出カテゴリ別の不確実さ解析結果は、格納容器バイパス（内的）（F1）のエラーファクタが最も大きく、次いで格納容器破損（外的）（F4）、格納容器バイパス（外的）（F2）のエラーファクタが大きい結果となった。

(b) 感度解析

地震出力運転時レベル1PRAと同様に、以下の項目について感度解析を実施した。

- ・人的過誤確率の従属性を完全独立とした感度解析
- ・人的過誤確率下限値を適用した感度解析

イ 人的過誤確率の従属性を完全独立とした感度解析

(イ) 感度解析条件

同一シーケンスの人的過誤事象間の従属性レベルをすべて完全独立とし、従属性レベルの感度を確認する。従属性レベルに対する感度解析を行うことにより、従属性レベルが有する不確実さ及び従属性に伴う人的過誤の感度を確認する。

(ロ) 感度解析結果

感度解析結果を第 3.1.3.3-72 表に示す。全 CFF は 5.3×10^{-7} (／

炉年)であり、ベースケースの全 CFF は 5.5×10^{-7} (／炉年)であることから、低減割合は約 3%程度であった。ベースケースにおいては、原子炉格納容器が地震により損傷するシナリオ、主蒸気室建屋及び海水取水ライン構造物が地震により損傷するシナリオなど人的過誤を含まないシナリオ、または全交流動力電源喪失時のタービン動補助給水流量調整操作、蓄圧タンク出口弁閉止操作などの単独の人的過誤が含まれるシナリオの結果への寄与が大きいため、ベースケースの評価結果からほとんど変わらない結果となった。

ロ 人的過誤確率下限値を適用した感度解析

(イ) 感度解析条件

HRA Calculator の人的過誤確率の設定を平均値から下限値に変更し、人的過誤確率の振れ幅を確認することにより、人的過誤確率の感度を確認する。

(ロ) 感度解析結果

感度解析結果を第 3.1.3.3-73 表に示す。全 CFF は 3.4×10^{-7} (／炉年)となり、ベースケースの全 CFF は 5.5×10^{-7} (／炉年)であることから、低減割合は約 38%となった。ベースケースにおいては、全交流動力電源喪失時の大容量空冷式発電機起動操作、RCP 封水戻りライン隔離弁中央手動閉操作などの人的過誤が含まれるシナリオの結果への寄与が大きいため全 CFF も低減する結果となった。

(6) ソースターム評価

a. 放出カテゴリのソースターム評価

放出カテゴリごとに評価の対象とする代表的な事故シーケンスを選定し、格納容器健全及び放射性物質管理放出の放出カテゴリについてはソースターム解析を実施し、格納容器機能喪失の放出カテゴリについては定性的な評価を実施した。なお、本評価においては、安全性向上評価のリスク指標である「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」に着目した評価を実施した。

(a) 評価対象事故シーケンスの選定

放射性物質の放出に至る放出カテゴリに対して、主に予想される放出量に基づいて、ソースターム評価の対象とする代表的な事故シーケンスを選定する。(5) f.で整理した放射性物質の放出に至る放出カテゴリに対して選定した代表的な事故シーケンスを以下に示す。

イ 格納容器バイパスの代表事故シーケンス

放出カテゴリ「格納容器バイパス」(第3.1.3.1-57表の①及び②)に分類されるPDSとしてはG(SGTR(起因))、V(インターフェイスシステムLOCA)及びS**/T**(TI-SGTR)が挙げられる。いずれの事象も放出量が厳しいがFP放出経路及び放出量の特徴を踏まえ、比較的放出量が大きいと考えられるG(SGTR(起因))のシーケンスを代表事故シーケンスとする。

ロ 内的格納容器破損(エナジェティック)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(エナジェティック)(第3.1.3.1-57表の③-a)に分類されるPDSは全てが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設格納容器スプレイに失敗する場合は厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入

失敗とする。

ハ 内的格納容器破損(先行破損)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(先行破損)(第3.1.3.1-57表の③-b)に分類されるPDSはALC、SLCが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設格納容器スプレイに失敗する場合は厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

ニ 内的格納容器破損(その他)の代表事故シーケンス

内的格納容器破損(その他)(第3.1.3.1-57表の③-c)に分類されるPDSは全てが含まれる。放出挙動の観点からは炉心溶融が早く、本設格納容器スプレイに失敗する場合は厳しいことから、代表事故シーケンスとしてはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗とする。

ホ 外的格納容器破損の代表事故シーケンス

外的格納容器破損(第3.1.3.1-57表の④)に分類されるPDSはBである。本PDSは地震により原子炉建屋又は原子炉格納容器が破損する際に1次系の損傷が起こるものである。1次系の損傷としては、Excess LOCAに至る可能性があるが、放出挙動の観点からはAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗と同様であるため、代表事故シーケンスとしてはAEDとする。

ヘ 格納容器隔離失敗の代表事故シーケンス

格納容器隔離失敗(第3.1.3.1-57表の⑤)に分類されるPDSは全てが含まれる。したがって、放出量の観点で厳しいAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗を代表事故シーケンスとする。

ト 格納容器健全の代表事故シーケンス

格納容器健全(第3.1.3.1-57表の⑥)に分類されるPDSはAED、AEW、AEI、SED、SEW、SEI、SLW、SLI、TED、TEW、TEIとなる。したがって、放出量の観点で厳しいAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗を代表事故シーケンスとする。

なお、本代表事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮し、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び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期待する。

チ 放射性物質管理放出の代表事故シーケンス

放射性物質管理放出(第3.1.3.1-57表の⑦)に分類されるPDSはAED、AEW、AEI、SED、SEW、SEI、SLW、SLI、TED、TEW、TEIとなる。したがって、放出量の観点で厳しいAEDの大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗を代表事故シーケンスとする。

なお、本代表事故シーケンスにおいては、全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失、監視・制御機能喪失及び直流電源機能喪失の重畳を考慮し、特重設備(ポンプ)によるスプレイ及び特重施設によるベントに期待する。

(b) ソースタームの評価

3.1.3.1(4) a. (b) に示す。

(c) 放出カテゴリごとのソースタームと発生頻度

全ての放出カテゴリに対して、ソースタームと発生頻度を評価する。また、Cs-137放出量が100TBqを超える事故シーケンスの合計発生頻度を求める。

放出カテゴリの発生頻度とソースタームを対応させて結果をまとめたものを第3.1.3.3-73表に示す。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は 5.5×10^{-7} (／炉年)となった。

格納容器健全の放出量評価結果について、事故発生後約19分の炉心溶融に伴い放射性物質の放出が開始されるが、事故発生後78分のアニュラス負圧達成により放出率は大きく低下しており、格納容器健全の維持とあいまって放射性物質の大規模放出には至らないことから、当該放出カテゴリの解析結果として整合していることを確認した。また、放射性物質管理放出時の放出量評価結果について、事故発生後約19分の炉心溶融に伴い放射性物質の放出が開始されるが、特重設備(ポンプ)によるスプレイによって放出率は大きく低下しており、フィルタベントによるFPの除去とあいまって放射性物質の大規模放出には至らないことから、当該放出カテゴリの解析結果として整合していることを確認した。

b. 感度解析

3.1.3.1(4)b.に示す。

第3.1.3.3-1表 地震出力運転時PRA実施のために収集した情報及び主な情報源

PRAの実施項目		収集すべき情報	主な情報源	
1	プラントの設計・運転の把握	PRA実施に当たり必要とされる設計、運転管理に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> ・内部事象出力運転時PRA で使用した設計図書(原子炉設置許可申請書、工事計画認可申請書、保安規定等) ・全体機器配置図、換気空調設備図、構内配置図、耐震計算書、プラントウォークダウン ・国内の震害事例(柏崎刈羽原子力発電所の震害情報、阪神淡路大震災の情報等) ・国外の震害事例(NUREG-1742の米国個別プラント外部事象評価(IPEEE)等) 	
2	確率論的地震ハザード評価	対象サイト周辺地域での地震発生様式を考慮した震源モデルの設定に係る震源特性や、地震動伝ばモデルの設定に係わる地震動伝ば特性に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> ・文献調査結果 ・地質調査結果 ・気象庁地震カタログ 	
3	建屋・機器フラジリティ評価	プラント固有の建屋・機器の耐力評価及び応答評価に関する情報	<ul style="list-style-type: none"> ・工事計画認可申請書、耐震バックチェック報告書、ストレステスト1次報告書、JEAG、JNES加振試験報告書、JSME等 	
4	事故シーケンス評価	a)事故シナリオの分析と起 因事象の分類	大規模地震時に想定されるプラント状態	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉設置許可申請書
		b)事故シーケンスの分析 ・成功基準の設定 ・イベントツリーの作成	<ul style="list-style-type: none"> ・安全系等のシステム使用条件 ・システムの現実的な性能 ・運転員による緩和操作 	<ul style="list-style-type: none"> ・上記1の情報源 ・既往のPRA情報 ・人間信頼性解析に関する報告書
		c)システムのモデル化	対象プラントに即した機器故障モード、運転形態	
		d)事故シーケンスの定量化	評価結果の妥当性を確認できる情報	
		e)格納容器健全性に関する 評価	原子炉格納容器の隔離機能に関する情報	

第3.1.3.3-2表 地震時特有の炉心損傷に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(1/5)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
① 本震による炉心損傷事故に直接的に繋がらうる事故シナリオ		
安全機能に従属するSSCの損傷による炉心損傷への影響	・地震出力運転時PRAにて評価する。	地震出力運転時PRAで考慮
② 本震による炉心損傷事故に間接的に繋がらうる事故シナリオ		
②-1 安全機能を有するSSC以外の屋内設備の損傷による間接的影響		
天井クレーンの転倒・落下による原子炉容器、原子炉格納容器への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器ポーラクレーンはSs地震動に対して落下防止装置を有する。 ・万一落下防止装置が破損しても、リングガータの内径はクレーン内径より小さいため物理的にもクレーンが落下することはない。 ・仮に落下を想定しても、架台等の構造物があることから直接原子炉容器に衝突することはない。 	工学的判断により除外
耐震B、Cクラスの機器の損傷に伴うSクラス機器の損傷	<ul style="list-style-type: none"> ・実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則では、Sクラスの機器は、B、Cクラスの機器の破損によって波及的破損が生じないことを要求しており、耐震設計で考慮されている。 ・プラントウォークダウンによりSクラス機器が波及的影響を受けないことを確認している。 	工学的判断により除外
タービンミサイルによる隣接原子炉建屋内関連設備への影響	・タービンミサイルの影響は原子炉設置許可申請において評価・審査されており、万一、タービンの設計最大速度でミサイルとなった場合も原子炉格納容器を貫通しないことを確認している。	工学的判断により除外

第3.1.3.3-2表 地震時特有の炉心損傷に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(2/5)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
②-2 安全機能SSC以外の屋外設備の損傷による間接的影響		
排気筒等の転倒による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・PWRの排気筒は原子炉格納容器に沿った、ステンレス製の軽量のダクト形状であり、万一損傷して落下しても建屋等を損傷させることはない。 	工学的判断により除外
斜面崩壊による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・川内1号機は平地に設置されている。また、川内1号機の周辺に存在する斜面は、川内1号機から十分な離間距離を有しており、斜面崩壊を考慮しても影響はないことを確認している。 	工学的判断により除外
基礎地盤崩壊による原子炉建屋又は周辺構造物への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・基礎地盤の崩壊確率を評価し、影響を与える可能性のある建屋・機器の損傷確率と比べ、小さいことを確認している。 	工学的判断により除外
送電網の鉄塔等の損傷に伴う外部電源喪失への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・地震出力運転時PRAでは外部電源の脆弱性は、米国事例に基づく保守的な想定で考慮している。 	地震出力運転時PRAで考慮
安全上重要な設備の冷却に使用可能な給水源の停止に伴う冷却水枯渇の影響	<ul style="list-style-type: none"> ・安全上重要な設備の冷却用水源(海水取水設備、原子炉補機冷却水サージタンク、燃料取替用水タンク、復水タンク)の脆弱性については地震出力運転時PRAで考慮している。 	地震出力運転時PRAで考慮

第3.1.3.3-2表 地震時特有の炉心損傷に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(3/5)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
②-3 運転員操作の阻害による波及的影響		
地震前(設計、製作、組立、検査等)のミス	<ul style="list-style-type: none"> 設計、製作、組立、検査等のミスは、設計、据付段階における品質管理プログラムでの適正管理及び工事認可申請等で確認されている。 万一、これらのミスがあったとしても、多重性を備えた設備の全てに同様のミスを犯す可能性は小さく、また、地震出力運転時PRAでは保守的に多重設備の損傷の完全相関を想定している。 	工学的判断により除外
地震時、地震後の人的過誤	<ul style="list-style-type: none"> 地震により原子炉はトリップされ、プラントは長期炉心冷却モードに移行する。この安全停止のための運転員操作は地震収束後であり運転員の操作は可能である。 地震により炉心損傷に至るような事象が発生したとしても、地震出力運転時PRAで期待する運転員による緩和操作は可能である。 地震発生時におけるヒューマンエラーへの影響を考慮した人的過誤確率を考慮している。 	地震出力運転時PRAで考慮
変圧器等の碍子類の損傷によるサイト電源の停電に伴うバックアップ操作の支障	<ul style="list-style-type: none"> 非常用母線及び常用母線からの給電ができない場合のバックアップ操作(DGの起動等)は、運転基準(手順書)に従い、中央制御室近傍で操作可能であり、当該操作の失敗も考慮している。 	地震出力運転時PRAで考慮
構内通行支障、要員への影響	<ul style="list-style-type: none"> 地震後のプラントの安全停止のための運転員操作は、中央制御室近傍で操作可能であり、構内通行支障による影響はない。 地震による現場へのアクセス性の低下、心理的ストレス、機能が損なわれることによる判断・操作への阻害影響を考慮した現場操作の人的過誤確率を設定した。 	地震出力運転時PRAで考慮
二次部材の損傷などの従業員への影響	<ul style="list-style-type: none"> 一部は人的過誤確率に包絡しており、その他の影響はプラントウォークダウンにて影響がないことを確認している。 	除外

第3.1.3.3-2表 地震時特有の炉心損傷に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(4/5)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
③ 余震による地震動の安全機能への影響		
本震直後の余震による炉心損傷への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・確率論的地震ハザード評価では余震を除外し、本震で発生頻度が評価されている。また、本震を上回るような余震の可能性は低い。 ・本震後、原子炉はトリップされ、運転基準(手順書)に従い安全停止に移行するため、余震が発生したとしても影響はない。 ・地震PRA学会標準では余震の評価手法が例示されているが、系統的な評価手法は確立されておらず、今後の課題とする。 	余震による影響は今後の課題であるが、影響が大きいのは本震と想定する。
④ 経年変化を考慮した場合の影響		
経年変化を考慮した場合の炉心損傷への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・予防保全で設計想定以上の劣化が予測された場合は補修や交換がなされる。 	工学的判断により除外
⑤ 複数基が立地するサイトにかかわる事故シナリオ		
ユニット間の相互依存関係を考慮した場合の炉心損傷への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・本評価では単一ユニットの評価のため、評価対象外としている。 	除外
⑥ 緊急時対策所における緊急時の復旧対応に係る事故シナリオ		
劣悪な環境等によって緊急時対策所の機能が低下することによる炉心損傷への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・技術的助言等はサイト外からでも可能であり、緊急時対策所の機能喪失により、ただちに炉心損傷に至ることはない判断し、モデル化対象外とした。 	除外

第3.1.3.3-2表 地震時特有の炉心損傷に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(5/5)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング結果
⑦ シビアアクシデント対策を考慮すべき事故シナリオ		
地震に起因して炉心損傷に繋がる可能性のある事故シナリオに対するシビアアクシデント対策の考慮	<ul style="list-style-type: none"> 整備されているシビアアクシデント対策による事象の影響緩和を考慮し、地震出力運転時PRAにて定量化を行う。 	地震出力運転時PRAで考慮
⑧ 地殻変動及び断層変位に起因する地盤変状影響		
地殻変動及び断層変位に起因する地盤変状において、地盤変位量から建屋間(建屋内も含む)にまたがる安全系のSSCへの影響	<ul style="list-style-type: none"> 断層のある場所を避けて設置されているため、定量化の対象外とした。 	対象外
⑨ 地震起因における火災、溢水、津波に係る事故シナリオ		
地震起因によって火災、溢水、津波が引き起こされ炉心損傷に繋がる可能性のあるような事故シナリオ	<ul style="list-style-type: none"> 本評価では、地震随件事象は評価対象外としている。 	対象外

第3.1.3.3-3表 地震時特有の格納容器機能喪失に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(1/2)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング	結果*
地震動による格納容器本体の損傷	<ul style="list-style-type: none"> 地震動によって格納容器本体が損傷すると炉心損傷で発生した放射性物質が格納容器から環境へ直接放出される可能性がある。また、格納容器本体が含まれている原子炉建屋の損傷によって従属的に格納容器本体が損傷することが考えられる。 なお、地震動によって格納容器本体が損傷すると、従属的に格納容器本体によって支持されているポーラークレーン、格納容器スプレイングなどの支持機能が喪失することが考えられる。 	<p>原子炉建屋の損傷及び格納容器本体の損傷(座屈以外)は地震出力時レベル1PRAにおいて考慮されている。格納容器本体の損傷(座屈)は地震動による格納容器隔離失敗として考慮する。</p>	○
地震動による格納容器耐力の低下	<ul style="list-style-type: none"> 炉心損傷時には水蒸気及び非凝縮性ガスが発生して格納容器内に蓄積し、格納容器内圧が上昇し、格納容器の耐圧に到達した時点から格納容器内の放射性物質が環境に放出される可能性がある。地震動によって格納容器の耐圧が低下する場合には、格納容器過圧破損に至る時期が早まることが考えられる。また、水素燃焼などの格納容器内圧が上昇するエナジェティック現象などに対して、格納容器破損に至る確率が高くなることが考えられる。 	<p>建屋・機器フラジリティ評価にて後述するように、地震荷重を受けた格納容器の耐力は、材料が破損に至らない限りその後の圧力荷重に対しても同様の耐圧機能を有すると考えられる。</p>	×

*: ○:地震出力運転時レベル2PRAで考慮する、×:除外可

第3.1.3.3-3表 地震時特有の格納容器機能喪失に至る事故シナリオの概括的な分析とスクリーニング(2/2)

事故シナリオ	分 析	スクリーニング	結果*
地震動による格納容器隔離の失敗	<ul style="list-style-type: none"> 地震動によって格納容器隔離機能に係る設備(機器搬入口、エアロック、格納容器貫通部(配管貫通部、電線貫通部)、貫通配管など)の破損又は格納容器隔離弁の閉止ができなくなると、炉心損傷で発生した放射性物質が格納容器から環境へ放出される可能性がある。なお、放出される経路によっては格納容器雰囲気中から放射性物質が放出される場合や、1次系から環境へ直接放出される格納容器バイパスとなる場合もある。 	<p>緩和手段に係る機器の地震動による損傷は考慮している。 なお、格納容器本体の損傷(座屈)は地震動による格納容器隔離失敗として考慮している。</p>	○
地震動による格納容器圧力抑制機能の喪失	<ul style="list-style-type: none"> 地震動によって格納容器内の冷却に係る機器が損傷すると、格納容器圧力抑制機能が喪失し、格納容器が過圧で破損する可能性がある。 	<p>緩和手段に係る機器の地震動による損傷は考慮している。</p>	○
地震動による格納容器からの崩壊熱除去機能の喪失	<ul style="list-style-type: none"> 地震動によって、格納容器下部のデブリの冷却に係る機器及び格納容器内の冷却に係る機器が損傷すると、格納容器からの崩壊熱除去機能が喪失し、格納容器が過圧などで破損する可能性がある。 	<p>緩和手段に係る機器の地震動による損傷は考慮している。</p>	○
地震動による放射性物質抑制機能の喪失	<ul style="list-style-type: none"> 地震動によって格納容器内の冷却に係る機器、作業環境維持(被ばく防止)に係る機器が損傷すると、放射性物質抑制機能が喪失し、緩和操作の失敗などにより格納容器が過圧などで破損する可能性がある。 	<p>緩和手段に係る機器の地震動による損傷は考慮している。</p>	○
地震動によるその他の緩和手段の喪失	<ul style="list-style-type: none"> 地震動によって、1次系の減圧、水素濃度制御に係る機器が損傷すると、必ずしも格納容器機能喪失に至るものではないが、水素燃焼等によって格納容器機能喪失に至る可能性が高くなる場合がある。 	<p>緩和手段に係る機器の地震動による損傷は考慮している。</p>	○

*: ○: 地震出力運転時レベル2PRAで考慮する、×: 除外可

第3.1.3.3-4表 主な活断層の震源モデルの諸元

断層名	ケース	長さ (km)	地震規模M				Xeq (km)		
			松田式 (1975)	武村式 (1998)	※	入倉・三宅式(2001) と武村式(1990)	近傍	中心	遠方
市来断層帯 市来区間	基本震源モデル (L24.9km,傾斜角90度)	24.9	7.2	7.3	7.2	6.9	—	15.35	—
	不確かさを考慮した震源モデル (L24.9km,傾斜角60度)	24.9	7.2	7.3	7.3	7.0	—	19.11	—
	当社調査(五反田川断層(L18.6km))、 傾斜角90度	18.6	6.9	7.1	7.0	6.7	—	17.40	—
	当社調査(五反田川断層(L18.6km))、 傾斜角60度	18.6	6.9	7.1	7.1	6.8	—	21.17	—
甌断層帯 甌区間	基本震源モデル (L40.9km,傾斜角90度)	40.9	7.5	7.6	7.5	7.2	20.15	23.73	28.28
	不確かさを考慮した震源モデル (L40.9km,傾斜角60度)	40.9	7.5	7.6	7.5	7.3	21.59	24.97	29.06
	不確かさを考慮した震源モデル (L43.0km,傾斜角90度)	43.0	7.6	7.7	7.5	7.3	21.02	24.25	28.20
	当社調査(F-A個別活動 (L18.3km))、 傾斜角90度	18.3	6.9	7.1	7.0	6.6	16.51	19.04	21.16
	当社調査(F-A個別活動 (L18.3km))、 傾斜角60度	18.3	6.9	7.1	6.9	6.5	16.48	18.54	20.94
	当社調査(F-B個別活動 (L14.9km))、 傾斜角90度	14.9	6.8	6.9	6.9	6.5	36.56	39.46	42.56
	当社調査(F-B個別活動 (L14.9km))、 傾斜角60度	14.9	6.8	6.9	7.0	6.6	36.22	38.29	41.36
市来断層帯 甌海峡中 央区間	基本震源モデル (L38.5km,傾斜角90度)	38.5	7.5	7.6	7.4	7.2	—	25.04	—
	不確かさを考慮した震源モデル (L38.5km,傾斜角60度)	38.5	7.5	7.6	7.5	7.3	—	25.10	—
	当社調査(F-C(L16.1km))、 傾斜角90度	16.1	6.8	7.0	7.0	6.6	—	21.76	—
	当社調査(F-C(L16.1km))、 傾斜角60度	16.1	6.8	7.0	7.0	6.7	—	21.99	—

※ 断層面積及び基準地震動の策定における1997年鹿児島県北西部地震の観測記録を用いた検討により得られた平均応力降下量から、円形クラック式に基づき、地震モーメントを算出。地震モーメントから武村式(1990)により、地震規模Mを算出。

第3.1.3.3-5表 その他の活断層の諸元

番号	断層名	長さ(km)	M	Δ(km)	Xeq(km)	活動度*1	平均活動間隔*2	最新活動時期	確率分布
1	出水断層系	23	7.1	35.5	39.5	—	約8000年	平均4850年	BPT分布
2	水俣断層群 笠山周辺断層群	31.8	7.3	33.7	39.8	C	—	—	ボアソン分布
3	長島断層群 長島西断層	20	7	33.8	37.3	C	—	—	
4	辻の堂	12.3	6.6	28.8	30.7	(B)	—	—	
5	泊野リニアメント	3.4	5.7	20.4	20.9	(C)	—	—	
6	紫尾山南リニアメント	6.8	6.2	21.4	22.6	(C)	—	—	
7	甌断層帯吹上浜西方沖	20.2	7	29.7	33.6	(B)	—	—	
8	F-E	9.1	6.4	22.3	24	(B)	—	—	
9	F-F	18	6.9	26.6	30.2	(B)	—	—	
10	布田川一日奈久断層帯	92.7	8.1	92	104	B	—	—	
11	人吉盆地南縁	21.8	7.1	79.1	81.1	—	約8000年以上	平均5250年	
12	緑川断層系	33.6	7.4	115.4	117.8	—	51000年 (5.4×10^{-5})	—	ボアソン分布
13	甌島南側海域	38	7.5	75.94	80.4	B	—	—	
14	男女海盆海域	51.1	7.7	105.8	110.6	B	—	—	
15	甌島西側海域	62.5	7.8	62.8	72.1	B	—	—	
16	雲仙地構帯	38	7.5	94.23	97.8	B	—	—	
17	鶴木場	11	6.8	92.04	92.6	—	63000年 (1.908×10^{-5})	—	
18	国見岳断層帯	13	6.8	93.16	93.9	—	6300年 (1.908×10^{-4})	—	
19	新深田	2	5.3	78.57	78.6	C(5.0×10^{-5})	—	—	
20	高原一朝ノ追	5	6	76.95	77.2	C(1.0×10^{-3})	—	—	
21	大島子	3	5.6	71.08	71.2	C(3.0×10^{-5})	—	—	
22	井手河内	4	5.8	72.16	72.3	(C)	—	—	
23	上綱田	3	5.6	98.27	98.4	(C)	—	—	
24	金旋三	2	5.3	62.65	62.7	(C)	—	—	
25	上場	3.8	5.8	40.62	40.9	C(5.0×10^{-5})	—	—	
26	崎森	7	6.2	49.49	50	(C)	—	—	
27	鹿児島湾東縁断層帯	17	6.9	61.15	62.8	—	5800年 (2.380×10^{-4})	—	
28	松浦	1.6	5.2	51	51.1	(C)	—	—	
29	鹿児島湾西縁断層帯	16	6.9	45.1	47	—	63000年 (2.191×10^{-5})	—	
30	高千穂峰断層系	2.5	5.5	69.66	69.8	B	—	—	
31	〃	2.5	5.5	69.58	69.7	B	—	—	
32	稲葉崎断層系	1.2	5	52.59	52.6	(C)	—	—	
33	〃	2.5	5.5	52.36	52.5	(C)	—	—	
34	〃	3	5.6	52.75	52.9	(C)	—	—	
35	〃	3	5.6	53.17	53.3	(C)	—	—	
36	〃	3	5.6	53.49	53.7	(C)	—	—	
37	忽林嶽断層系	3	5.6	41.23	41.4	(C)	—	—	
38	市来断層系	4	5.8	22.61	23.2	(C)	—	—	
39	〃	5	6	22.24	23.1	(C)	—	—	
40	〃	1.5	5.1	22.89	23	(C)	—	—	
41	市来断層系	2	5.3	23.8	24	(C)	—	—	
42	〃	3	5.6	23.89	24.3	(C)	—	—	
43	池田湖西断層帯	10	6.8	74.48	75	—	1500年 (8.015×10^{-3})	—	
44	清見岳東方	1.4	5.1	76.61	76.7	(C)	—	—	
45	新永吉一松ヶ窪	4	5.8	76.55	76.7	(C)	—	—	
46	鹿児島湾海域	4.7	6	79.85	80.1	(B)	—	—	
47	〃	7.8	6.3	85.34	85.7	(B)	—	—	
48	長崎海脚断層	86.4	8.1	80.2	93.6	(B)	—	—	
49	海域	7	6.3	58.97	59.5	(B)	—	—	
50	〃	14	6.8	86.4	87.4	(B)	—	—	
51	〃	22	7.1	109.1	110.6	(B)	—	—	
52	〃	11	6.6	55.89	56.9	(B)	—	—	
53	男女海盆北方断層	50.1	7.7	103.1	108	(B)	—	—	
54	甌島北方断層	28.1	7.2	34	39	(B)	—	—	

*1) 活動度：(B)(C)は、海域B級、陸域C級とする。活動度に応じて、奥村・石川による平均変位速度(A: 2.4×10^{-3} m/年, B: 2.5×10^{-4} m/年, C: 4.7×10^{-5} m/年)を設定する。活動度に()内の数値が付記される場合は、当該平均変位速度を用いる。

*2) 平均活動間隔：()内の数値は、平均変位速度である。

第3.1.3.3-6表 各領域の諸元(1/2)

萩原(1991)の領域における諸元

領域名	最小M	最大M	b値	年発生頻度 (回/年)	震源深さ
J	5.0	7.1 6.8 6.6	1.01	0.83 (1.24E-05)	深さ2~15kmの一様分布
N	5.0	6.9	0.97	0.37 (2.26E-05)	
O	5.0	7.1	0.89	0.34 (1.19E-05)	

*:年発生頻度の()内は単位面積あたり(単位:回/年/km²)

垣見ほか(2003)の領域における諸元

領域名	最小M	最大M	b値	年発生頻度 (回/年)	震源深さ
11B1	5.0	6.8	0.97	0.36 (1.09E-05)	深さ2~15kmの一様分布
11C1	5.0	7.1 6.8 6.6	0.91	0.22 (0.968E-05)	
11X0	5.0	6.9	1.00	0.37 (1.75E-05)	
11X1	5.0	7.1	0.94	0.38 (0.920E-05)	

*:年発生頻度の()内は単位面積あたり(単位:回/年/km²)

第3.1.3.3-6表 各領域の諸元(2/2)

地震調査委員会(2018)の領域における諸元

領域名	最小M	最大M	b値	年発生頻度 (回/年)	震源深さ
19	5.0	6.8	0.79	0.066 (0.381E-05)	深さ2~15kmの一様分布
20	5.0	7.1 6.8 6.6	0.62	0.12 (1.17E-05)	
21	5.0	6.9	0.98	0.54 (1.55E-05)	
25	5.0	7.1	1.18	0.45 (1.23E-05)	

※)年発生頻度の()内は単位面積あたり(単位:回/年/km²)

領域を区分しない方法における諸元

領域名	最小M	最大M	b値	年発生頻度 (回/年)	震源深さ
—	5.0	7.1 6.8 6.6	1.09	0.0015 (1.44E-05)	深さ2~15kmの一様分布

※)年発生頻度の()内は単位面積あたり(単位:回/年/km²)

第3.1.3.3-7表 要素地震の震源パラメータ

項目		設定値
発生年月日		1984年8月15日
気象庁マグニチュード		5.5
震源位置	北緯	31.54°
	東経	130.07°
震源深さ (km)		13
走向 (度)		96 ; 6
傾斜 (度)		82 ; 89
すべり角 (度)		1 ; 172
地震モーメント (N・m)		1.02×10^{17}
臨界振動数 (Hz)		1.016
平均すべり量 (cm)		59.4
実効応力 (MPa)		21.02

第3.1.3.3-8表 不確実さを考慮するパラメータ

パラメータ	分布形状	備考
アスペリティの平均応力降下量 及び背景領域の実効応力の倍率	対数正規分 布	中央値1.00 自然対数標準偏差0.20
アスペリティ位置	一様分布	セグメント内に1個配置
破壊開始点	一様分布	アスペリティ下端に配置

第3.1.3.3-9表 長周期帯における理論的手法による評価に用いる

解放基盤表面以深の地下構造モデル

層厚 (m)	密度 ρ (g/cm ³)	Vp (km/s)	Vs (km/s)	Q値
10	2.70	3.20	1.50	100
452	2.70	3.70	1.60	100
538	2.70	4.40	2.15	200
1,000	2.70	5.20	3.01	200
1,000	2.70	5.60	3.24	300
14,000	2.70	5.90	3.50	300
16,000	3.00	6.60	3.80	500
—	3.30	7.60	4.30	500

第3.1.3.3-10表 考慮した不確実さ

	認識論的不確実さ	偶然的不確実さ
特定震源モデル	<p>基準地震動の策定で考慮した不確かさ等を考慮</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 断層長さ及び震源断層の拡がり ・ 断層傾斜角 ・ 当社調査結果に基づく断層長さ ・ 地震発生頻度 (断層帯区間による地震) ・ アスペリティ位置^{※1} (断層帯区間による地震) ・ 地震規模の評価 	—
領域震源モデル	<ul style="list-style-type: none"> ・ 最大地震規模 ・ 領域区分モデルの選択 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 領域内でG-R式に従う地震発生 の仮定 (地震規模の確率密度を考慮) ・ 領域内で一様な地震発生 の仮定 (距離の確率密度を考慮)
地震動伝ばモデル	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地震動評価方法 (断層帯区間による地震について、距離減衰式に加え断層モデルを用いた手法を考慮) ・ 距離減衰式での、観測記録による補正及び内陸地殻内地震の補正の有無 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 距離減衰式のばらつき ・ 断層モデルを用いた手法によるばらつき^{※2}

※1: アスペリティ位置の不確実さは偶然的不確実さと考えられるが、地震ハザード評価においては、断層面のモデル化におけるアスペリティ位置の違いをロジックツリーの分岐として考慮しているため、ここでは認識論的不確実さに分類した。

※2: 断層パラメータの不確実さに伴う地震動評価結果のばらつき。不確実さを考慮した断層パラメータのうち、アスペリティの平均応力降下量及び背景領域の実効応力は認識論的不確実さと考えられるが、ロジックツリーの分岐ではなく、確率分布として考慮するため、ここでは偶然的不確実さに分類した。

第3.1.3.3-11表 ロジックツリーで考慮した分岐の根拠と重みの考え方(1/2)

モデル	ロジックツリーで考慮した分岐	分岐の根拠	重みの考え方							
特定震源モデル	断層の連動 断層長さ、 傾斜角	(市来断層帯市来区間による地震)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 基準地震動の策定で考慮した地震調査委員会(2013)に基づく基本震源モデルを考慮 ・ 基準地震動の策定で考慮した不確かさを考慮した震源モデルを考慮 ・ 当社調査結果に基づく震源モデルを考慮 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 甕断層帯甕区間における断層の連動について、基本ケースである連動を4/5とし、個別を1/5 ・ 断層長さは、基本ケースを4/5とし、不確かさを考慮したケースを1/5 ・ 傾斜角は、基本ケースである90度を2/3とし、不確かさを考慮したケースである60度を1/3 						
		<ul style="list-style-type: none"> ・ 基本震源モデル(L24.9km,傾斜角90度) ・ 不確かさを考慮した震源モデル(L24.9km,傾斜角60度) ・ 当社調査(五反田川断層(L18.6km))、傾斜角90度 ・ 当社調査(五反田川断層(L18.6km))、傾斜角60度 								
		(甕断層帯甕区間による地震)								
		連動			<ul style="list-style-type: none"> ・ 基本震源モデル(L40.9km,傾斜角90度) ・ 不確かさを考慮した震源モデル(L40.9km,傾斜角60度) ・ 不確かさを考慮した震源モデル(L43.0km,傾斜角90度) 					
		個別			<ul style="list-style-type: none"> ・ 当社調査(F-A,F-Bの個別活動(L18.3km,14.9km))、傾斜角90度 ・ 当社調査(F-A,F-Bの個別活動(L18.3km,14.9km))、傾斜角60度 					
		(市来断層帯甕海峡中央区間による地震)								
		<ul style="list-style-type: none"> ・ 基本震源モデル(L38.5km,傾斜角90度) ・ 不確かさを考慮した震源モデル(L38.5km,傾斜角60度) ・ 当社調査(F-C(L16.1km))、傾斜角90度 ・ 当社調査(F-C(L16.1km))、傾斜角60度 								
		アスペリティ位置			(甕断層帯甕区間による地震のみ分岐を考慮)	アスペリティ位置の不確かさを考慮	等重み			
					<ul style="list-style-type: none"> ・ 近傍 ・ 中心 ・ 遠方 					
					地震規模			松田式(1975)	複数の評価式を選定	等重み
								武村式(1998)		
		※ 入倉・三宅式(2001)、武村式(1990)								
		平均変位速度			(甕断層帯甕区間による地震のみ分岐を考慮)	地震調査委員会(2013)に基づき考慮	等重み			
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 0.3m/千年 ・ 1.0m/千年 									

3.1.3-441

※ 断層面積及び基準地震動の策定における1997年鹿児島県北西部地震の観測記録を用いた検討により得られた平均応力降下量から、円形クラック式に基づき、地震モーメントを算出。地震モーメントから武村式(1990)により、地震規模Mを算出。

第3.1.3.3-11表 ロジックツリーで考慮した分岐の根拠と重みの考え方(2/2)

モデル		ロジックツリーで考慮した分岐	分岐の根拠	重みの考え方
領域震源モデル	最大地震規模	地震調査委員会(2009) M6.8	内陸地殻内地震の震源を予め特定しにくい地震	内陸地殻内地震の規模M6.8を1/2として、その他を等重み
		1914年桜島地震 M7.1	火山性地震の可能性を踏まえ考慮	
		1997年鹿児島県北西部地震M6.6	上記以外で活断層と関連付けが困難な最大地震規模	
	領域区分	萩原マップ	原子力学会(2015)及び地震調査委員会(2018)等を参照し、複数のモデルを選定	等重み
		垣見マップ		
		地震本部マップ		
		領域区分なし		
地震動伝ばモデル	(甌断層帯甌区間による地震のみ分岐を考慮)		距離減衰式に加えて、断層モデルを用いた手法による地震動評価を考慮	等重み
	<ul style="list-style-type: none"> ・Noda et al.(2002)による距離減衰式 ・断層モデルを用いた手法による地震動評価 			
	(Noda et al.(2002)による距離減衰式の補正)		基準地震動の策定における補正無しの評価の分岐として、現実的な記録に基づく補正、内陸地殻内地震の特徴を踏まえた補正を考慮	等重み
	<ul style="list-style-type: none"> ・補正なし ・観測記録による補正 ・内陸地殻内地震の補正 			

第3.1.3.3-12表 建屋・機器の選定方法(1/2)

ステップ	内容(内部事象出力運転時PRA)		
	機器	建屋	屋外重要土木構造物
1-1	・ランダム故障をきっかけとして炉心損傷に至る起因事象を選定。	—	—
1-2	・各起因事象について、事象の影響緩和に必要な機能を抽出し、イベントツリーを作成して、収束シナリオを特定。	—	—
1-3	・系統図等をもとに炉心損傷頻度を評価する上で有意な影響が考えられない機器を除外。	—	—
	【考え方】:炉心損傷頻度を評価する上で有意な影響がないこと		
	【対象】:小口径枝管の配管、弁等		
1-4	・フォールトツリーを作成して関連する設備を抽出し、機器リストを作成。	—	—

第3.1.3.3-12表 建屋・機器の選定方法(2/2)

ステップ	内容(地震出力運転時PRA)		
	機器	建屋	屋外重要土木構造物
2-1	以下を追加する。 <ul style="list-style-type: none"> ・地震で損傷した際に起回事象を発生させる機器／建屋／土木構築物 ・起回事象発生後に事象を緩和させる機器／建屋／土木構築物 		
	[考え方]: ①地震動による安全上重要な建物、構築物、配管等の大型静的機器の損傷に伴い、緩和設備によって事象の進展を抑制できず、炉心損傷に至る機器／建屋／土木構築物を追加 ②地震動による安全機能への広範な影響を及ぼす計装・制御系、非常用系を追加		
	[対象]: ①原子炉容器、炉内構造物、燃料 ②電気盤(メタルクラッド開閉装置、主盤)等を追加	[対象]: ①原子炉建屋、原子炉補助建屋等を追加 ②追加なし	[対象]: ①取水ピットを追加 ②追加なし
2-2	選定した起回事象に基づき、機器／建屋／土木構築物を削除。		
	[考え方]: 地震が発生した場合に期待できない機器／建屋／土木構築物を削除		
	[対象]: タービンバイパス弁等を削除	[対象]: 削除なし	[対象]: 削除なし
2-3	プラントウォークダウンにより二次的な影響を及ぼす機器／建屋／土木構築物を追加。		
	[考え方]: 地震PRA学会標準及び過去に実施した当社のプラントウォークダウン実績をもとに、安全性向上評価の地震PRA実施に当たって確認が必要な機器を抽出し、以下の観点で影響機器の有無を確認 <ul style="list-style-type: none"> ・倒壊により被害を受けないか ・周辺機器の損傷時、周辺機器の保有水による影響はないか 等 		
	[対象]: 追加なし	[対象]: 追加なし	[対象]: 追加なし

第3.1.3.3-13表 建屋・機器リストとフラジリティデータの例

起回事象/影響緩和系名	SSC名	Median (G)	βR	βU	HCLPF (G)
外部電源系	外部電源系	0.30	0.25	0.50	0.09
原子炉補機冷却機能の全喪失	原子炉補機冷却水ポンプ	4.60	0.08	0.26	2.63
Excess LOCA	1次冷却材ポンプ	2.80	0.19	0.19	1.50
大破断LOCA	1次冷却材管(加圧器サージ管台)	2.94	0.25	0.25	1.32
中破断LOCA	低圧注入系配管(C/L側)	5.17	0.31	0.35	1.75
小破断LOCA	高圧注入系配管(C/L側)	6.30	0.27	0.35	2.26
蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	蒸気発生器	3.50	0.31	0.31	1.27
2次冷却系の破断(主給水管破断) 格納容器隔離(多重性考慮なし) 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ (水源切替後)	主給水配管	5.53	0.31	0.35	1.88
2次冷却系の破断(MSIV上流) 格納容器隔離	主蒸気ライン配管	4.44	0.31	0.35	1.51
2次冷却系の破断(MSIV下流)	主蒸気隔離弁	2.50	0.13	0.18	1.50
ATWS	燃料集合体	2.25	0.19	0.25	1.11
原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器	2.29	0.19	0.25	1.13
原子炉建屋損傷	原子炉建屋	3.28	0.27	0.15	1.65
補助給水(タービン動補助給水ポンプ)	タービン動補助給水ポンプ	2.23	0.13	0.19	1.34
2次系強制冷却	主蒸気逃がし弁	3.18	0.25	0.25	1.43
蓄圧注入	蓄圧タンク	2.40	0.19	0.20	1.29
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ 常設電動注入ポンプによる代替炉心注水入	常設電動注入ポンプ	11.76	0.08	0.17	7.89
低圧注入 低圧再循環	余熱除去ポンプ	5.76	0.08	0.26	3.29
高圧注入 高圧再循環	充てん/高圧注入ポンプ	11.86	0.08	0.15	8.12
再循環切替	格納容器再循環サンブ	3.28	0.27	0.15	1.65
非常用所内電源	ディーゼル発電機(機関)	1.81	0.13	0.19	1.08
移動式大容量ポンプ車による補機冷却	移動式大容量ポンプ車	2.50	0.20	0.15	1.40
大容量空冷式発電機	大容量空冷式発電機	2.50	0.20	0.15	1.40
CVI内自然対流冷却(CCW) CVI内自然対流冷却(SWS)	格納容器再循環系ダクト	3.36	0.31	0.31	1.20
加圧器逃がし弁強制開 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧	加圧器逃がし弁	3.18	0.25	0.25	1.43
格納容器スプレイ注入 格納容器スプレイ再循環	格納容器スプレイポンプ	5.76	0.08	0.26	3.29
静的水素再結合装置(水素除去)	静的触媒式水素再結合装置	3.38	0.08	0.23	2.06
電気式水素燃焼装置	電気式水素燃焼装置	9.47	0.08	0.17	6.35
6.6kV電源(安全系)	メタルクラッド開閉装置	1.84	0.08	0.15	1.26

第3.1.3.3-14表 考慮する不確かさ要因

評価方法		偶然的不確かさ(β_R)	認識論的不確かさ(β_U)
建物構築物	現実的耐力	<ul style="list-style-type: none"> ・構造材料定数 ・損傷限界時ひずみ 	<ul style="list-style-type: none"> ・施工精度 ・実験データの統計的精度 ・耐力評価式の誤差
	現実的応答	<ul style="list-style-type: none"> ・構造材料定数 ・地盤材料定数 	<ul style="list-style-type: none"> ・モデル形態 ・剛性評価の仮定 ・復元力特性のモデル化 ・耐震要素の評価範囲

第3.1.3.3-15表 RC造部の損傷限界点の現実的な値(地震PRA学会標準)

損傷限界点の指標		平均値	変動係数
せん断ひずみ	ボックス壁	5.36×10^{-3}	0.24
	円筒壁	9.77×10^{-3}	0.33

第3.1.3.3-16表 現実的な物性値の評価方法

	現実的な物性値の評価方法
コンクリート強度 F_c	平均値: $1.4 \times$ 設計基準強度 変動係数: 0.13
コンクリートの減衰定数 h	平均値: 5% 変動係数: 0.25
地盤のせん断波速度 V_s	平均値: 設計値 変動係数: 0.10
鉄筋の降伏強度 $s\sigma_y$	平均値: $1.1 \times$ 規格降伏点 変動係数: 0.0 (考慮しない)

第3.1.3.3-17表 現実的な物性値

	設計時	現実的な物性値	
		+	-
F_c (N/mm ²)	22.1	35.78	27.59
h (%)	5.0	6.82	4.14
V_s (m/s)	1500	1674	1371
$s\sigma_y$ (N/mm ²)	345	379.5	379.5

第3.1.3.3-18表 地盤定数(設計時)

ヤング係数 ×10 ³ (N/mm ²)	ポアソン比	単位体積重量 (t/m ³)	せん断波速度 (m/s)
16.7	0.36	2.7	1500

第3.1.3.3-19表 原子炉建屋の上部構造物の物性値(設計時)

構造物	使用材料	ヤング係数 ×10 ³ (N/mm ²)	せん断弾性係数 ×10 ³ (N/mm ²)	減衰定数 (%)
外部遮蔽壁 内部コンクリート	コンクリート:Fc=22.1N/mm ² 鉄筋:SD35	22.0	9.18	5.0
原子炉格納容器	—	196	75.4	1.0
蒸気発生器 (サポートも含む)	—	185 (180* ¹) (177* ²)	71.2 (69.2* ¹) (68.1* ²)	水平3.0

*1 部材番号 57 の値

*2 部材番号 52 の値

第3.1.3.3-20表 原子炉補助建屋の上部構造物の物性値(設計時)

構造物	使用材料	ヤング係数 ×10 ³ (N/mm ²)	せん断弾性係数 ×10 ³ (N/mm ²)	減衰定数 (%)
RC部分	コンクリート:Fc=22.1N/mm ² 鉄筋:SD35	22.0	9.18	5.0

(注)解析モデルの部材はすべてRC部分として取り扱う

第3.1.3.3-21表 ディーゼル建屋の上部構造物の物性値(設計時)

構造物	使用材料	ヤング係数 ×10 ³ (N/mm ²)	せん断弾性係数 ×10 ³ (N/mm ²)	減衰定数 (%)
RC部分	コンクリート:Fc=22.1N/mm ² 鉄筋:SD345	22.0	9.18	5.0

(注)解析モデルの部材はすべてRC部分として取り扱う

第3.1.3.3-22表 燃料取扱建屋の上部構造物の物性値(設計時)

構造物	使用材料	ヤング係数 ×10 ³ (N/mm ²)	せん断弾性係数 ×10 ³ (N/mm ²)	減衰定数 (%)
RC部分	コンクリート:Fc=22.1N/mm ² 鉄筋:SD35	22.0	9.18	5.0
S部分	鉄骨:SS41	205	79.0	2.0

第3.1.3.3-23表 主蒸気管室建屋の上部構造物の物性値(設計時)

構造物	使用材料	ヤング係数 ×10 ³ (N/mm ²)	せん断弾性係数 ×10 ³ (N/mm ²)	減衰定数 (%)
RC部分	コンクリート:Fc=22.1N/mm ² 鉄筋:SD35	22.0	9.18	5.0

(注)解析モデルの部材はすべてRC部分として取り扱う

第3.1.3.3-24表 コンクリート強度Fcに応じたコンクリートの弾性定数

	設計時	現実的な物性値	
		Fc+	Fc-
Fc (N/mm ²)	22.1	35.78	27.59
E(N/mm ²)	22.0×10 ³	25.90×10 ³	23.75×10 ³
G(N/mm ²)	9.18×10 ³	10.79×10 ³	9.895×10 ³

第 3.1.3.3-25 表 原子炉建屋の水平方向解析モデル諸元 (1/2)

構造物	質点 番号	質 量 (t)	部材 番号	方 向	せん断 断面積 (m ²)	断面2次 モーメント (m ⁴)
外部遮 蔽建 屋 (O/S)	1	160.7	1	EW、NS	39.78	699.6
	2	373.0	2	〃	40.49	4926.2
	3	609.1	3	〃	40.52	10534.2
	4	582.1	4	〃	40.70	15688.4
	5	761.8	5	〃	40.79	19105.4
	6	1267.6	6	〃	63.62	32219.1
	7	2002.6	7	〃	〃	〃
	8	3144.4	8	〃	63.62	32219.1
	9	3234.7	9	〃	66.18	32858.2
	10	3188.0	10	〃	72.60	36559.0
	11	3495.9	11	〃	78.99	39616.6
	12	2838.9	12	〃	83.78	41892.5
	13	1984.7	13	〃	86.99	43408.3
	14	1891.2	14	〃	89.78	44722.5
原子 炉 格 納 容 器 (C/V)	24	21.6	24	〃	0.3830	16
	25	107.8	25	〃	0.8815	192
	26	164.6	26	〃	1.1585	437
	27	367.5	27	〃	2.3905	957
	28	884.9	28	〃	〃	〃
	29	198.9	29	〃	〃	〃
	30	193.1	30	〃	〃	〃
	31	313.6	31	〃	〃	〃
	32	231.3	32	〃	〃	〃
	33	205.8	33	〃	〃	〃
	34	340.1	34	〃	〃	〃
35	191.1	35	EW、NS	2.3905	957	
基礎	36	87534.6	—	—	—	—

第 3.1.3.3-25 表 原子炉建屋の水平方向解析モデル諸元 (2/2)

構造物	質点番号	質量 (t)	部材番号	方向	せん断断面積 (m ²)	断面2次モーメント (m ⁴)
内部コンクリート (I/C)	15	1119.9	15	EW	43.80	919.1
				NS	52.21	1530.7
	16	5033.3	16	EW	80.07	3621.8
				NS	120.34	18170.0
	17	7332.0	17	EW	116.77	4674.0
				NS	155.59	20690.0
18	9362.6	18	EW	214.17	44690.0	
			NS	161.54	49900.0	
蒸気発生器 (S/G)	50	121.1	50	EW、NS	2.00	9.59
	51	212.4	51	〃	2.00	9.59
	52	88.8	52	〃	1.85	6.98
	53	136.1	53	〃	1.35	3.84
	54	226.8	54	〃	1.35	3.84
	55	89.1	55	〃	1.40	3.98
	56	318.1	56	〃	1.40	3.98
	57	13.4	57	〃	10.60	54.34
	58	144.2	—	—	—	—

第 3.1.3.3-26 表 原子炉建屋蒸気発生器サポート部のばね定数

	部材番号	水平方向ばね (×10 ⁶ kN/m)		回転方向ばね (×10 ⁶ kN・m/rad)	
		X方向	Y方向	X方向	Y方向
S/Gサポート	K1	3.75	3.75	—	—
	K2	12.5	23.3	—	—
	K3	10.3	5.43	—	—
	K4	—	—	46.2	33.3

第 3.1.3.3-27 表 原子炉建屋の地盤のばね定数及び減衰係数 (設計時) (1/5)

	方向	ばね定数	連成1次振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K _S)	EW	8.451 × 10 ⁸ (kN/m)	7.826	9.423 × 10 ⁶ (kN・s/m)
	NS		9.043	9.489 × 10 ⁶ (kN・s/m)
回転(K _R)	EW	6.247 × 10 ¹¹ (kN・m/rad)	7.826	1.526 × 10 ⁹ (kN・m・s/rad)
	NS		9.043	1.788 × 10 ⁹ (kN・m・s/rad)
側面(K _H)	EW	1.149 × 10 ⁸ (kN/m)	7.826	5.270 × 10 ⁶ (kN・s/m)
	NS		9.043	5.215 × 10 ⁶ (kN・s/m)

第 3.1.3.3-27 表 原子炉建屋の地盤のばね定数及び減衰係数 (Fc+,Vs+) (2/5)

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K _S)	EW	1.053 × 10 ⁹ (kN/m)	8.476	1.050 × 10 ⁷ (kN・s/m)
	NS		9.827	1.058 × 10 ⁷ (kN・s/m)
回転(K _R)	EW	7.781 × 10 ¹¹ (kN・m/rad)	8.476	1.642 × 10 ⁹ (kN・m・s/rad)
	NS		9.827	1.941 × 10 ⁹ (kN・m・s/rad)
側面(K _H)	EW	1.419 × 10 ⁸ (kN/m)	8.476	5.842 × 10 ⁶ (kN・s/m)
	NS		9.827	5.780 × 10 ⁶ (kN・s/m)

第 3.1.3.3-27 表 原子炉建屋の地盤のばね定数及び減衰係数 (Fc+,Vs-) (3/5)

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K _S)	EW	7.060 × 10 ⁸ (kN/m)	8.248	8.672 × 10 ⁶ (kN・s/m)
	NS		9.321	8.740 × 10 ⁶ (kN・s/m)
回転(K _R)	EW	5.219 × 10 ¹¹ (kN・m/rad)	8.248	1.631 × 10 ⁹ (kN・m・s/rad)
	NS		9.321	1.839 × 10 ⁹ (kN・m・s/rad)
側面(K _H)	EW	9.512 × 10 ⁷ (kN/m)	8.248	4.724 × 10 ⁶ (kN・s/m)
	NS		9.321	4.697 × 10 ⁶ (kN・s/m)

第 3.1.3.3-27 表 原子炉建屋の地盤のばね定数及び減衰係数 (Fc-,Vs+) (4/5)

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K _S)	EW	1.053 × 10 ⁹ (kN/m)	8.173	1.049 × 10 ⁷ (kN・s/m)
	NS		9.514	1.056 × 10 ⁷ (kN・s/m)
回転(K _R)	EW	7.781 × 10 ¹¹ (kN・m/rad)	8.173	1.572 × 10 ⁹ (kN・m・s/rad)
	NS		9.514	1.874 × 10 ⁹ (kN・m・s/rad)
側面(K _H)	EW	1.419 × 10 ⁸ (kN/m)	8.173	5.862 × 10 ⁶ (kN・s/m)
	NS		9.514	5.792 × 10 ⁶ (kN・s/m)

第 3.1.3.3-27 表 原子炉建屋の地盤のばね定数及び減衰係数 (Fc-,Vs-) (5/5)

	方向	ばね定数	連成1次 振動数 (Hz)	減衰係数
水平(K _S)	EW	7.060 × 10 ⁸ (kN/m)	7.974	8.656 × 10 ⁶ (kN・s/m)
	NS		9.065	8.723 × 10 ⁶ (kN・s/m)
回転(K _R)	EW	5.219 × 10 ¹¹ (kN・m/rad)	7.974	1.574 × 10 ⁹ (kN・m・s/rad)
	NS		9.065	1.791 × 10 ⁹ (kN・m・s/rad)
側面(K _H)	EW	9.512 × 10 ⁷ (kN/m)	7.974	4.734 × 10 ⁶ (kN・s/m)
	NS		9.065	4.702 × 10 ⁶ (kN・s/m)

第 3.1.3.3-28 表 原子炉補助建屋の水平方向解析モデル諸元

質点 番号	質量 (t)	回転慣性 質量 $\times 10^6(\text{t}\cdot\text{m}^2)$	重心座標	
			G _X (m)	G _Y (m)
⑤	16647	17.595	52.51	23.89
④	29064	34.297	60.43	29.89
③	35186	42.690	57.46	30.61
②	38290	44.223	55.40	30.88
①	22070	16.912	58.59	43.34

基準座標(13c、Fa通り)

第 3.1.3.3-29 表 原子炉補助建屋の水平方向解析モデルの鉛直部材の
ばね値、剛心位置(設計時)(1/3)

部材 番号	質点 間	ばね値			剛心座標	
		K _X $\times 10^6(\text{kN}/\text{m})$	K _Y $\times 10^6(\text{kN}/\text{m})$	K _θ $\times 10^6(\text{kN}\cdot\text{m}/\text{rad})$	R _X (m)	R _Y (m)
⑥	⑤-④	154.61	64.33	73320	50.05	10.38
⑤	④-③	335.89	186.76	299270	57.92	18.00
④	③-②	340.13	210.08	379020	59.93	20.62
③	②-①	302.99	209.32	674130	56.54	36.89
②	②-固定点	263.00	155.92		44.31	4.73
①	①-固定点	370.72	249.16	314990	58.53	41.98

基準座標(13c、Fa通り)

第 3.1.3.3-29 表 原子炉補助建屋の水平方向解析モデルの鉛直部材の
ばね値、剛心位置(Fc+) (2/3)

部材 番号	質点 間	ばね値			剛心座標	
		K _X $\times 10^6(\text{kN}/\text{m})$	K _Y $\times 10^6(\text{kN}/\text{m})$	K _θ $\times 10^6(\text{kN}\cdot\text{m}/\text{rad})$	R _X (m)	R _Y (m)
⑥	⑤-④	182.02	75.73	86318	50.05	10.38
⑤	④-③	395.43	219.87	352320	57.92	18.00
④	③-②	400.43	247.32	446210	59.93	20.62
③	②-①	356.70	246.43	793630	56.54	36.89
②	②-固定点	309.62	183.56		44.31	4.73
①	①-固定点	436.44	293.33	370830	58.53	41.98

基準座標(13c、Fa通り)

第 3.1.3.3-29 表 原子炉補助建屋の水平方向解析モデルの鉛直部材のばね値、剛心位置 (Fc-) (3/3)

部材番号	質点間	ばね値			剛心座標	
		K_x $\times 10^6(\text{kN/m})$	K_y $\times 10^6(\text{kN/m})$	K_θ $\times 10^6(\text{kN}\cdot\text{m/rad})$	R_x (m)	R_y (m)
⑥	⑤-④	166.91	69.45	79152	50.05	10.38
⑤	④-③	362.61	201.62	323080	57.92	18.00
④	③-②	367.19	226.79	409170	59.93	20.62
③	②-①	327.09	225.97	727750	56.54	36.89
②	②-固定点	283.92	168.32		44.31	4.73
①	①-固定点	400.21	268.98	340050	58.53	41.98

基準座標(13c、Fa通り)

第 3.1.3.3-30 表 原子炉補助建屋の水平方向解析モデルの水平部材のばね値、剛心位置 (設計時) (1/3)

部材名	質点間	ばね値		位置	剛心座標	
		${}_hK_N(\text{軸})$ $\times 10^6 (\text{kN/m})$	${}_hK_S(\text{せん断})$ $\times 10^6 (\text{kN/m})$		R_x (m)	R_y (m)
△ _a	固定点-①	35.7	9.92	固定点	43.625	20.00
				建屋側	43.625	21.00
△ _b	固定点-①	35.7	9.92	固定点	83.875	20.00
				建屋側	83.875	21.00

第 3.1.3.3-30 表 原子炉補助建屋の水平方向解析モデルの水平部材のばね値、剛心位置 (Fc+) (2/3)

部材名	質点間	ばね値		位置	剛心座標	
		${}_hK_N(\text{軸})$ $\times 10^6 (\text{kN/m})$	${}_hK_S(\text{せん断})$ $\times 10^6 (\text{kN/m})$		R_x (m)	R_y (m)
△ _a	固定点-①	42.0	11.7	固定点	43.625	20.00
				建屋側	43.625	21.00
△ _b	固定点-①	42.0	11.7	固定点	83.875	20.00
				建屋側	83.875	21.00

第 3.1.3.3-30 表 原子炉補助建屋の水平方向解析モデルの水平部材のばね値、剛心位置 (Fc-) (3/3)

部材名	質点間	ばね値		剛心座標		
		$hK_N(\text{軸})$ $\times 10^6 \text{ (kN/m)}$	$hK_S(\text{せん断})$ $\times 10^6 \text{ (kN/m)}$	位置	R_X (m)	R_Y (m)
△ _a	固定点-①	38.5	10.7	固定点	43.625	20.00
				建屋側	43.625	21.00
△ _b	固定点-①	38.5	10.7	固定点	83.875	20.00
				建屋側	83.875	21.00

第 3.1.3.3-31 表 ディーゼル建屋の水平方向解析モデル諸元

質点番号	質量 (t)	部材番号	方向	せん断断面積 (m ²)	断面2次モーメント (m ⁴)
1	365.9	①	EW	10.83	73.79
			NS	6.24	143.87
2	3238.1	②	EW	67.35	5456.66
			NS	28.00	5787.86
3	2950.6	③	EW	133.82	8854.85
			NS	122.80	13687.61

第3.1.3.3-32表 燃料取扱建屋の水平方向解析モデル諸元

質点番号	質量 (t)	回転慣性質量 (t・m ²)	重心座標 (m)	
			G_X (m)	G_Y (m)
⑤	1396.2	255400	19.12	22.14
④	595.9	60660	14.08	6.39
③	1030.6	150800	53.92	12.64
②	13756.6	7007800	32.33	18.72
①	23183.8	11263000	31.04	18.27

基準座標 (8b、S通り)

第 3.1.3.3-33 表 燃料取扱建屋の水平方向解析モデルの鉛直部材のばね値、剛心位置（設計時）（1/3）

部材 番号	ばね値			剛心座標	
	K_X ($\times 10^6 \text{kN/m}$)	K_Y ($\times 10^6 \text{kN/m}$)	K_θ ($\times 10^6 \text{kN}\cdot\text{m/rad}$)	R_X (m)	R_Y (m)
8	0.4717	—	—	19.80	33.60
7	—	0.9964	—	0.80	21.10
6	1.547		—	19.80	8.60
5	—	0.9895	—	38.80	21.10
4	0.7718	0.6257	33.54	4.00	5.38
3	1.412	0.4874	191.1	63.56	13.34
2	596.1	577.0	283400	29.39	22.56
1	1627	1552	648700	23.31	18.03

基準座標 (8b、S通り)

第 3.1.3.3-33 表 燃料取扱建屋の水平方向解析モデルの鉛直部材のばね値、剛心位置 (Fc+) (2/3)

部材 番号	ばね値			剛心座標	
	K_X ($\times 10^6 \text{kN/m}$)	K_Y ($\times 10^6 \text{kN/m}$)	K_θ ($\times 10^6 \text{kN}\cdot\text{m/rad}$)	R_X (m)	R_Y (m)
8	0.4717	—	—	19.80	33.60
7	—	0.9964	—	0.80	21.10
6	1.547		—	19.80	8.60
5	—	0.9895	—	38.80	21.10
4	0.7718	0.6257	33.54	4.00	5.38
3	1.412	0.4874	191.1	63.56	13.34
2	700.6	678.2	333100	29.39	22.56
1	1912	1824	762470	23.31	18.03

基準座標 (8b、S通り)

第 3.1.3.3-33 表 燃料取扱建屋の水平方向解析モデルの鉛直部材のばね値、剛心位置 (Fc-) (3/3)

部材 番号	ばね値			剛心座標	
	K_X ($\times 10^6 \text{kN/m}$)	K_Y ($\times 10^6 \text{kN/m}$)	K_θ ($\times 10^6 \text{kN}\cdot\text{m/rad}$)	R_X (m)	R_Y (m)
8	0.4717	—	—	19.80	33.60
7	—	0.9964	—	0.80	21.10
6	1.547	—	—	19.80	8.60
5	—	0.9895	—	38.80	21.10
4	0.7718	0.6257	33.54	4.00	5.38
3	1.412	0.4874	191.1	63.56	13.34
2	642.5	621.9	305470	29.39	22.56
1	1754	1673	699230	23.31	18.03

基準座標 (8b、S通り)

第 3.1.3.3-34 表 燃料取扱建屋の水平方向解析モデルの水平部材のばね値、剛心位置 (設計時) (1/3)

部材 番号	軸ばね K_X ($\times 10^6 \text{kN/m}$)	せん断ばね K_Y ($\times 10^6 \text{kN/m}$)	剛心座標		
			位置	R_X (m)	R_Y (m)
1	1.65	0.459	質点4側	30.80	4.60
			質点3側	38.80	4.60
2	1.65	0.459	質点4側	30.80	8.60
			質点3側	38.80	8.60

※RCスラブの剛性として評価

基準座標 (8b、S通り)

第 3.1.3.3-34 表 燃料取扱建屋の水平方向解析モデルの水平部材のばね値、剛心位置 (Fc+) (2/3)

部材 番号	軸ばね K_X ($\times 10^6 \text{kN/m}$)	せん断ばね K_Y ($\times 10^6 \text{kN/m}$)	剛心座標		
			位置	R_X (m)	R_Y (m)
1	1.94	0.540	質点4側	30.80	4.60
			質点3側	38.80	4.60
2	1.94	0.540	質点4側	30.80	8.60
			質点3側	38.80	8.60

※RCスラブの剛性として評価

基準座標 (8b、S通り)

第3.1.3.3-34表 燃料取扱建屋の水平方向解析モデルの水平部材のばね値、剛心位置 (Fc-) (3/3)

部材番号	軸ばね K _x (×10 ⁶ kN/m)	せん断ばね K _y (×10 ⁶ kN/m)	剛心座標		
			位置	R _x (m)	R _y (m)
△1	1.78	0.495	質点4側	30.80	4.60
			質点3側	38.80	4.60
△2	1.78	0.495	質点4側	30.80	8.60
			質点3側	38.80	8.60

※RCスラブの剛性として評価

基準座標 (8b、S通り)

第3.1.3.3-35表 主蒸気管室建屋の水平方向解析モデル諸元

質点番号	質量 (t)	方向	部材番号	せん断 断面積 (m ²)	断面2次 モーメント (m ⁴)
1	252.50	X	1	4.33	22.89
		Y			0.54
2	299.75	X	2	13.12	52.57
		Y			695.06
3	673.13	X	3	23.42	488.94
		Y			729.99
4	55.64	X	4	0.56	7.88
		Y			2.64
5	908.63	X	5	47.33	787.88
		Y			6501.32

第 3.1.3.3-36 表 主蒸気管室建屋の水平方向解析モデルの水平部材のばね値(設計時)(1/3)

部材名	質点間	ばね値	
		K_x $\times 10^6$ (kN/m)	K_y $\times 10^6$ (kN/m)
①	固定点-①	1.651	0.1133

第 3.1.3.3-36 表 主蒸気管室建屋の水平方向解析モデルの水平部材のばね値(Fc+)(2/3)

部材名	質点間	ばね値	
		K_x $\times 10^6$ (kN/m)	K_y $\times 10^6$ (kN/m)
①	固定点-①	1.942	0.1334

第 3.1.3.3-36 表 主蒸気管室建屋の水平方向解析モデルの水平部材のばね値(Fc-)(3/3)

部材名	質点間	ばね値	
		K_x $\times 10^6$ (kN/m)	K_y $\times 10^6$ (kN/m)
①	固定点-①	1.781	0.1223

第 3.1.3.3-37 表 現実的応答評価用モデルで用いる諸元と物性値の関係

		物性値			
		Fc	h	Vs	s σ_y
RC部	E	○	—	—	—
	G	○	—	—	—
	h	—	○	—	—
	Q- γ スケルトン	○	—	—	○
	M- ϕ スケルトン	○	—	—	○
地盤ばね	ばね値	—	—	○	—
	減衰	○	—	○	—

(注) 「○」は物性値が変動することによって、その諸元が変動することを表す。

第3.1.3.3-38表 2点推定法による解析ケース

解析ケース	Fc	h	Vs
1	+	+	+
2	+	-	+
3	+	+	-
4	+	-	-
5	-	+	+
6	-	-	+
7	-	+	-
8	-	-	-

(注) 基礎固定モデルの場合、Vsのばらつきは影響しない。

第3.1.3.3-39表 現実的な物性値の評価方法

	現実的な物性値の評価方法
コンクリート強度 Fc (N/mm ²)	平均値: 1.4 × 設計基準強度 (33.0) 変動係数: 0.13
埋戻土の初期せん断剛性 G ₀ (N/mm ²)	平均値: 室内試験結果に基づき設定 (1,420 $\sigma_m^{0.5}$ ^(注1)) 変動係数: 試験結果のばらつきから設定
改良地盤のせん断剛性 G ₀ (N/mm ²)	平均値: PS検層結果に基づき設定 (Vs = 1,160m/s) 変動係数: PS検層結果のばらつきから設定 (0.11 ^(注2))

(注1) σ_m : 平均主応力

(注2) PS検層に基づくS波速度Vsの変動係数p

第3.1.3.3-40表 解析ケース

解析 ケース	コンクリート強度 Fc (N/mm ²)	埋戻土の 初期せん断剛性 G ₀ (N/mm ²)	改良地盤の せん断剛性G ₀ (N/mm ²)
1	37.2 (+)	1,530 $\sigma_m^{0.5}$ (+)	3,210 (+)
2	37.2 (+)	1,530 $\sigma_m^{0.5}$ (+)	2,100 (-)
3	37.2 (+)	1,310 $\sigma_m^{0.5}$ (-)	3,210 (+)
4	37.2 (+)	1,310 $\sigma_m^{0.5}$ (-)	2,100 (-)
5	28.7 (-)	1,530 $\sigma_m^{0.5}$ (+)	3,210 (+)
6	28.7 (-)	1,530 $\sigma_m^{0.5}$ (+)	2,100 (-)
7	28.7 (-)	1,310 $\sigma_m^{0.5}$ (-)	3,210 (+)
8	28.7 (-)	1,310 $\sigma_m^{0.5}$ (-)	2,100 (-)

第3.1.3.3-41表 現実的耐力及び現実的応力の不確かさ要因の整理

評価方法	偶然的不確かさ(β_R)	認識論的不確かさ(β_U)
現実的耐力	・機能試験データの統計的 精度	・試験データの統計的精度
現実的応答	・水平・上下地震荷重組合 せ方法 ・モード合成法	・床応答スペクトル ・解析モデルの評価法

第3.1.3.3-42表 原子炉建屋(O/S)の建屋応答係数

(NS方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	1.17	0.99	0.99	1.15
β_R	0.00	0.07	0.01	0.07
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

(EW方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	1.17	0.99	0.99	1.15
β_R	0.00	0.07	0.01	0.07
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

(鉛直方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.91	0.99	1.00	0.90
β_R	0.00	0.08	0.00	0.08
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.3-43表 原子炉建屋 (I/C) の建屋応答係数

(NS方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.90	0.99	1.00	0.89
β_R	0.00	0.08	0.00	0.08
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

(EW方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.89	0.99	1.00	0.89
β_R	0.00	0.08	0.00	0.08
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

(鉛直方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.92	0.99	1.01	0.92
β_R	0.00	0.06	0.08	0.10
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.3-44表 原子炉建屋 (C/V) の建屋応答係数

(NS方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	1.06	0.99	1.00	1.05
β_R	0.00	0.08	0.00	0.08
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

(EW方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	1.06	0.99	1.00	1.05
β_R	0.00	0.08	0.00	0.08
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

(鉛直方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.92	0.99	1.01	0.92
β_R	0.00	0.06	0.02	0.06
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.3-45表 原子炉補助建屋(A/B)の建屋応答係数

(NS方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	1.08	0.99	1.00	1.07
β_R	0.00	0.08	0.00	0.08
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

(EW方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	1.02	0.99	1.00	1.01
β_R	0.00	0.08	0.00	0.08
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

(鉛直方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.93	0.99	1.03	0.95
β_R	0.00	0.06	0.01	0.06
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.3-46表 ディーゼル建屋 (DG/B) の建屋応答係数

(NS方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.90	0.99	1.02	0.91
β_R	0.00	0.08	0.01	0.08
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

(EW方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.90	0.99	1.00	0.89
β_R	0.00	0.08	0.00	0.08
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

(鉛直方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.98	1.00	1.03	1.00
β_R	0.00	0.02	0.01	0.02
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.3-47表 燃料取扱建屋(FH/B)の建屋応答係数

(NS方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	1.19	0.99	1.00	1.18
β_R	0.00	0.07	0.00	0.07
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

(EW方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	1.13	0.99	1.00	1.12
β_R	0.00	0.07	0.00	0.07
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

(鉛直方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.91	0.99	1.00	0.90
β_R	0.00	0.07	0.00	0.07
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.3-48表 主蒸気管室建屋 (MS/R) の建屋応答係数

(NS方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.96	1.00	1.03	0.99
β_R	0.00	0.03	0.01	0.03
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

(EW方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	0.95	0.99	1.03	0.97
β_R	0.00	0.04	0.01	0.04
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

(鉛直方向)

係数	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{SR}
中央値	1.00	1.00	1.00	1.00
β_R	0.00	0.00	0.00	0.00
β_U	0.00	0.00	0.15	0.15

第3.1.3.3-49表 原子炉補機冷却水冷却器の耐震性評価結果

評価部位	材 料	評価応力	許容値 (N/mm ²)	発生応力 (N/mm ²)	裕 度
胴板	SGV410	一次応力	334	79	4.22
支持脚	SS400	組合せ一次	255	59	4.32
基礎ボルト	SS400	せん断	148	54	2.74

第3.1.3.3-50表 原子炉補機冷却水冷却器の安全係数評価結果の一覧

耐力係数 F_{EC}		機器応答係数 F_{ER}				建屋応答係数 F_{SR}				結果	
F_S	F_R	F_{ESS}	F_D	F_{EM}	F_{EMC}	F_{SS}	F_{δ}	F_M	F_{NL}	Am	HCLPF
β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	β_R	
β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	β_U	
3.52	1.00	1.16	1.10	1.00	1.00	1.02	0.99	1.00	1.00	2.51	1.12
0.00	0.00	0.00	0.00	0.00	0.15	0.00	0.08	0.00	0.17	0.25	
0.06	0.00	0.00	0.05	0.15	0.00	0.00	0.00	0.15	0.10	0.25	

第3.1.3.3-51表 起回事象の加速度区分別条件付発生確率

起回事象	加速度区分1 (0.2~0.4G)	加速度区分2 (0.4~0.6G)	加速度区分3 (0.6~0.8G)	加速度区分4 (0.8~1.0G)	加速度区分5 (1.0~1.2G)	加速度区分6 (1.2~1.4G)
蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	—	—	—	—	—	8.2E-03
原子炉格納容器損傷	—	—	—	—	5.1E-03	3.4E-02
原子炉建屋損傷	—	—	—	—	—	—
Excess LOCA	—	—	—	—	—	1.3E-02
大破断LOCA	—	—	—	—	5.5E-04	4.0E-02
中破断LOCA	—	—	—	—	—	—
小破断LOCA	—	—	—	—	—	—
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)	—	—	—	—	2.0E-02	8.6E-02
主給水管破断	—	—	—	—	2.0E-02	8.5E-02
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)	4.6E-05	1.0E-04	1.5E-04	1.5E-04	2.0E-02	8.6E-02
原子炉補機冷却機能の全喪失	2.1E-03	4.8E-03	5.4E-03	2.8E-02	2.7E-01	7.6E-01
原子炉補機冷却機能の部分喪失(Cヘッド喪失)	3.9E-01	8.8E-01	9.8E-01	1.0E+00	1.0E+00	1.0E+00
外部電源喪失	4.0E-01	7.9E-01	9.3E-01	9.7E-01	9.9E-01	1.0E+00
ATWS	—	—	—	3.8E-04	1.2E-02	5.8E-02
主給水流量喪失	1.0E+00					

第3.1.3.3-52表 プラント損傷状態の定義

No	プラント 損傷 状態	事故のタイプ	1次系 圧力	炉心損傷 時期	原子炉格納容器内事象進展		
					燃料取替用水 タンク水の 原子炉格納容 器への移送	原子炉格納 容器の機能 喪失時期	原子炉格納 容器内熱除 去手段
1	AED	大中破断LOCA	低圧	早期	×	炉心損傷後	×
2	AEW	大中破断LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	×
3	AEI	大中破断LOCA	低圧	早期	○	炉心損傷後	○
4	ALC	大中破断LOCA	低圧	後期	○	炉心損傷前	×
5	SED	小破断LOCA	中圧	早期	×	炉心損傷後	×
6	SEW	小破断LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	×
7	SEI	小破断LOCA	中圧	早期	○	炉心損傷後	○
8	SLW	小破断LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	×
9	SLI	小破断LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷後	○
10	SLC	小破断LOCA	中圧	後期	○	炉心損傷前	×
11	TED	Transient	高圧	早期	×	炉心損傷後	×
12	TEW	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	×
13	TEI	Transient	高圧	早期	○	炉心損傷後	○
14	G	SGTR(複数本破損)	—	—			
15	B	原子炉建屋損傷 原子炉格納容器損傷	—	—			

第3.1.3.3-53表 損傷状態binの定義(1/4)

損傷状態 bin	対応する 加速度区分	プラント状態の想定	本評価における設定		入力条件への影響 ×:著しい悪化 △:悪化 □:限定的な悪化 —:考慮不要
bin1	該当なし	プラントの安全系SSC 又は運転に必要な非 安全系SSCへの損傷は ない。居住棟や事務棟 等の非安全系かつ耐 震性のないSSCへの限 定的な被害が見られ る。	地震加速度 /SSC損傷	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉自動トリップ未発生となる地震動レベル。 運転員操作に影響を及ぼすようなSSC損傷は発生しない。 	—
			アクセス性	<ul style="list-style-type: none"> 非安全系の限定的な被害でありアクセスルートに影響はない。 	—
			ストレスレベル	<ul style="list-style-type: none"> 内部事象PRAの範囲であり地震による運転員への影響はない。 	—
			人的リソース	<ul style="list-style-type: none"> 影響なし 	—

第3.1.3.3-53表 損傷状態binの定義(2/4)

損傷状態 bin	対応する 加速度区分	プラント状態の想定	本評価における設定		入力条件への影響 ×:著しい悪化 △:悪化 □:限定的な悪化 -:考慮不要
bin2	区分1(0.2~0.4G) 区分2(0.4~0.6G)	プラントの安全系SSC、又は運転に必要であり、丈夫かつ工業用の非安全系SSCへの損傷はない。プラント運転にとって重要でない非安全系のSSC、及び特高開閉所への被害が見られる(=外部電源喪失は起きている)。吊り下げ式天井のパネルが落下している。	地震加速度 / SSC損傷	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉自動トリップが発生する地震動レベル。 外的事象向けの手順書や有効性評価の想定を超えない地震動レベル。 主給水系 / 外部電源系は耐震性が低く損傷している。 警報は耐震性が低く損傷している。 	×(警報)
			アクセス性	<ul style="list-style-type: none"> 固縛していない棚や現場機材等の転倒により現場へのアクセス性は悪化するが程度は軽微。 	□
			ストレスレベル	<ul style="list-style-type: none"> 事故時手順書と外的事象時の手順書を並行して確認している。 	×
			人的リソース	<ul style="list-style-type: none"> パトロール※に要員が割かれ、SA対策に必要な最低限の人数しか確保されない。ただし、時間経過(パトロール完了)後は人員の状況は回復している。 	□

※地震事象発生後のプラント設備の健全性を確認するためのパトロール

第3.1.3.3-53表 損傷状態binの定義(3/4)

損傷状態 bin	対応する 加速度区分	プラント状態の想定	本評価における設定		入力条件への影響 ×:著しい悪化 △:悪化 □:限定的な悪化 -:考慮不要
bin3	区分3 (0.6~0.8G) 区分4 (0.8~1.0G) 区分5 (1.0~1.2G)	広範囲の非安全系のSSCと、一部の安全系SSCへの損傷が見られる。多数の振動トリップとリセットが必要な警報が発信している。	地震加速度 / SSC損傷	<ul style="list-style-type: none"> ・Ss基準地震動の最大加速度を超える状況であることから設計想定外となる事象の発生を考慮する地震動レベル。 ・Sクラス機器の損傷によりSBO等が発生している可能性がある。 	× (警報)
			アクセス性	<ul style="list-style-type: none"> ・耐震性の低い建屋(タービン建屋等)の壁の崩落や、アクセスルート上におけるドアの固着等のアクセスを阻害する要因により、特殊な工具の使用やルートの迂回が必要となる。 	△
			ストレスレベル	<ul style="list-style-type: none"> ・損傷状態bin2と同じ。 	×
			人的リソース	<ul style="list-style-type: none"> ・パトロール※に要員が割かれ、SA対策に必要な最低限の人数しか確保されない。パトロールに要する時間は地震の影響を受けるものの、時間経過(パトロール完了)後は人員の状況は回復している。 	△

※地震事象発生後のプラント設備の健全性を確認するためのパトロール

第3.1.3.3-53表 損傷状態binの定義(4/4)

損傷状態 bin	対応する 加速度区分	プラント状態の想定	本評価における設定		入力条件への影響 ×:著しい悪化 △:悪化 □:限定的な悪化 -:考慮不要
bin4	区分6(1.2~1.4G)	安全系と非安全系のSSCへ甚大な被害がもたらされている。特に、この損傷状態binはクリフエッジ効果の影響を受けやすい外的事象において、考慮が必要である。	地震加速度 / SSC損傷	<ul style="list-style-type: none"> ・Ss基準地震動の最大加速度の2倍以上であり複数の事故シナリオの発生や不確実さの増加により手順書や訓練の想定を超える事態が発生する可能性がある地震動レベル。 ・耐震性の高い建屋(原子炉補助建屋等)や主要な盤が損傷している可能性がある。 	×(警報)
			アクセス性	<ul style="list-style-type: none"> ・安全系設備に甚大な被害がもたらされており、アクセスルートは著しく悪化していることから現場へのアクセスは不可能となる。(中制室操作は実施可能) 	×
			ストレスレベル	<ul style="list-style-type: none"> ・損傷状態bin3と同じ。 	×
			人的リソース	<ul style="list-style-type: none"> ・パトロール※に要員が割かれ、SA対策に必要な最低限の人数しか確保されない。時間経過(パトロール完了)後においても回復しない。 	×

※地震事象発生後のプラント設備の健全性を確認するためのパトロール

第3.1.3.3-54表 加速度区分別の地震平均発生頻度

加速度区分	地震平均発生頻度(／年)
区分1(0.2G～0.4G)	8.9E-04
区分2(0.4G～0.6G)	1.0E-04
区分3(0.6G～0.8G)	2.3E-05
区分4(0.8G～1.0G)	6.5E-06
区分5(1.0G～1.2G)	2.2E-06
区分6(1.2G～1.4G)	8.1E-07

第3.1.3.3-55表 加速度区分別のCDF

加速度区分	CDF(／炉年)	寄与割合(%)
区分1(0.2G～0.4G)	2.7E-07	27.6
区分2(0.4G～0.6G)	7.8E-08	7.8
区分3(0.6G～0.8G)	2.0E-08	2.0
区分4(0.8G～1.0G)	2.1E-08	2.2
区分5(1.0G～1.2G)	1.2E-07	12.0
区分6(1.2G～1.4G)	4.8E-07	48.4
合計	9.9E-07	100.0

第3.1.3.3-56表 起因事象別のCDF

起因事象	CDF(／炉年)	寄与割合(%)
大破断LOCA	2.7E-08	2.7
中破断LOCA	ε	<0.1
小破断LOCA	ε	<0.1
主給水管破断	ε	<0.1
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁上流)	5.9E-08	6.0
主蒸気管破断(主蒸気隔離弁下流)	1.2E-08	1.2
主給水流量喪失	2.4E-08	2.4
外部電源喪失	1.0E-07	10.5
原子炉補機冷却機能の部分喪失 (Cヘッド喪失)	6.0E-08	6.1
原子炉補機冷却機能の全喪失	6.2E-07	62.6
ATWS	3.7E-08	3.8
Excess LOCA	8.9E-09	0.9
原子炉建屋損傷	ε	<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
合 計	9.9E-07	100.0

ε:カットオフ値(1.0E-12(／炉年))未満

第3.1.3.3-57表 事故シーケンスグループ別のCDF

事故シーケンスグループ	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)
2次冷却系からの除熱機能喪失	1.1E-07	11.0
全交流動力電源喪失	8.9E-08	9.0
原子炉補機冷却機能喪失	6.2E-07	62.6
原子炉格納容器の除熱機能喪失	6.2E-11	<0.1
原子炉停止機能喪失	3.7E-08	3.8
ECCS注水機能喪失	8.1E-08	8.2
ECCS再循環機能喪失	1.5E-08	1.5
原子炉建屋損傷	ϵ	<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
合 計	9.9E-07	100.0

ϵ : カットオフ値(1.0E-12(/炉年))未満

第3.1.3.3-58表 PDS別のCDF

PDS	CDF (／炉年)	寄与割合 (%)
AED	5.2E-08	5.2
AEW	1.4E-08	1.5
AEI	6.7E-09	0.7
ALC	ε	<0.1
SED	9.5E-08	9.6
SEW	4.8E-11	<0.1
SEI	1.5E-10	<0.1
SLW	1.4E-07	14.2
SLI	1.6E-10	<0.1
SLC	9.6E-10	<0.1
TED	6.1E-07	61.7
TEW	2.1E-08	2.1
TEI	9.4E-09	1.0
G	5.6E-09	0.6
B	3.3E-08	3.3
合計	9.9E-07	100.0

ε : カットオフ値 (1.0E-12 (／炉年)) 未満

第3.1.3.3-59表 不確かさ解析結果

加速度区分	CDF (／炉年)					エラー ファクター
	5%下限値	中央値	平均値	95%上限値	点推定値	
区分1(0.2G～0.4G)	2.3E-08	1.4E-07	2.5E-07	7.9E-07	2.7E-07	5.9E+00
区分2(0.4G～0.6G)	7.0E-09	3.9E-08	6.8E-08	2.1E-07	7.8E-08	5.5E+00
区分3(0.6G～0.8G)	1.3E-09	9.7E-09	1.8E-08	5.8E-08	2.0E-08	6.6E+00
区分4(0.8G～1.0G)	4.1E-10	4.9E-09	1.9E-08	7.6E-08	2.1E-08	1.4E+01
区分5(1.0G～1.2G)	2.6E-09	4.1E-08	1.1E-07	4.5E-07	1.2E-07	1.3E+01
区分6(1.2G～1.4G)	2.5E-08	2.6E-07	4.8E-07	1.9E-06	4.8E-07	8.6E+00
合計	8.3E-08	5.8E-07	9.3E-07	3.0E-06	9.9E-07	6.0E+00

第3.1.3.3-60表 人的過誤確率の従属性を完全独立とした感度解析結果

加速度区分	① ベースケース		② 感度解析:人的過誤従属性完全独立		ベースケースとの CDF比(②/①)
	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)	
区分1(0.2G~0.4G)	2.7E-07	27.6	2.7E-07	27.4	0.99
区分2(0.4G~0.6G)	7.8E-08	7.8	7.6E-08	7.8	0.99
区分3(0.6G~0.8G)	2.0E-08	2.0	2.0E-08	2.0	0.99
区分4(0.8G~1.0G)	2.1E-08	2.2	2.1E-08	2.2	0.99
区分5(1.0G~1.2G)	1.2E-07	12.0	1.2E-07	12.0	0.99
区分6(1.2G~1.4G)	4.8E-07	48.4	4.8E-07	48.6	1.00
合計	9.9E-07	100.0	9.8E-07	100.0	0.99

第3.1.3.3-61表 人的過誤確率下限値を適用した感度解析結果

加速度区分	① ベースケース		② 感度解析: 人的過誤確率下限値		ベースケースとの CDF比(②/①)
	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)	
区分1(0.2G~0.4G)	2.7E-07	27.6	1.9E-07	25.6	0.70
区分2(0.4G~0.6G)	7.8E-08	7.8	5.9E-08	7.8	0.76
区分3(0.6G~0.8G)	2.0E-08	2.0	1.4E-08	1.9	0.71
区分4(0.8G~1.0G)	2.1E-08	2.2	1.6E-08	2.1	0.72
区分5(1.0G~1.2G)	1.2E-07	12.0	9.7E-08	13.0	0.82
区分6(1.2G~1.4G)	4.8E-07	48.4	3.7E-07	49.6	0.77
合計	9.9E-07	100.0	7.5E-07	100.0	0.75

第3.1.3.3-62表 格納容器機能喪失モードの設定結果

項目	放出	格納容器の状態	格納容器機能喪失モード	記号	概要	
格納容器機能喪失モード分類	漏えい	格納容器健全	格納容器健全	ϕ	格納容器が健全に維持されて事故が収束	
	ベント	格納容器ベント	格納容器ベント	ϕ	フィルタベント実施による管理放出	
	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（複数本破損）	蒸気発生器伝熱管温度誘因蒸気発生器伝熱管破損	g	地震により蒸気発生器伝熱管が複数本破損することによる格納容器バイパス
			炉心損傷後の蒸気発生器伝熱管クリーブ破損による格納容器バイパス			
		格納容器隔離失敗	格納容器隔離失敗	β	事故後に格納容器の隔離に失敗	
		炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失	原子炉格納容器損傷（座屈以外）	χ	地震による原子炉格納容器損傷	
			原子炉建屋損傷		地震による原子炉建屋損傷に伴う格納容器機能喪失	
		早期格納容器破損	原子炉容器内水蒸気爆発	α	原子炉容器内の水蒸気爆発によって格納容器が破損	
			水素燃焼（原子炉容器破損前）	γ	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損前）によって格納容器が破損	
			水素燃焼（原子炉容器破損直後）	γ'	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損直後）によって格納容器が破損	
			原子炉容器外水蒸気爆発	η	格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクによって格納容器が破損	
			格納容器雰囲気直接加熱	σ	格納容器雰囲気直接加熱によって格納容器が破損	
			格納容器直接接触	μ	格納容器構造物へデブリが直接接触して格納容器が破損	
		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期）	γ''	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉容器破損後長期）によって格納容器が破損
				ベースマット溶融貫通	ε	デブリ・コンクリート相互作用でベースマットが溶融貫通
			格納容器過温破損	τ	格納容器貫通部が過温で破損	
	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損		δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積によって準静的加圧で格納容器が破損		
	水蒸気蓄積による格納容器先行破損		θ	水蒸気蓄積によって準静的加圧で格納容器が炉心損傷前に破損		

第3.1.3.3-63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
炉心損傷	—	格納容器機能喪失の可能性
蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	・ プラント損傷状態で定義される蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	gモードによる格納容器機能喪失
炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失	・ プラント損傷状態で定義される炉心損傷に先立つ地震による格納容器先行機能喪失	χ モードによる格納容器機能喪失
格納容器先行破損	・ プラント損傷状態で定義される格納容器先行破損	θ モードによる格納容器機能喪失
配管クリープ破損	・ 1次系高压(ホットレグ、サージライン破損)	1次系減圧
温度誘因蒸気発生器伝熱管破損	・ 1次系高压(温度誘因蒸気発生器伝熱管破損)	gモードによる格納容器機能喪失
原子炉容器内水蒸気爆発	・ デブリが原子炉容器下部ヘッドへ落下 ・ 1次系低圧	α モードによる格納容器機能喪失の可能性
水素燃焼	・ 水素濃度4%上方、6%側方、8%下方伝播 ・ 水蒸気濃度55%以下	γ 、 γ' 、 γ'' モードによる格納容器機能喪失の可能性
原子炉容器破損	・ 炉心溶融進展が炉心への注水により停止しない	デブリの原子炉容器外への放出
溶融物分散放出	・ 原子炉容器破損時に1次系高压	デブリの原子炉容器下部キャビティ外への放出
原子炉下部キャビティ内水量	・ 燃料取替用水が格納容器内に持ち込まれるプラント損傷状態	デブリと原子炉下部キャビティ水の接触
原子炉容器外水蒸気爆発	・ 原子炉容器破損時にデブリが重力落下 ・ デブリ落下質量大	η モードによる格納容器機能喪失の可能性
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機能喪失の可能性
格納容器直接接触	・ 溶融物分散放出あり	μ モードによる格納容器機能喪失の可能性
デブリ冷却	・ 原子炉容器破損 ・ 原子炉下部キャビティ内にデブリ落下	デブリ・コンクリート相互作用の継続
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機能喪失
格納容器過温破損	・ 原子炉容器破損 ・ 格納容器内への注水なし	τ モードによる格納容器機能喪失
ベースマツト溶融貫通	・ 原子炉容器破損 ・ 原子炉下部キャビティ内のデブリ冷却に失敗	ε モードによる格納容器機能喪失

注:水素濃度及び水蒸気濃度は全て体積分率である。

第3.1.3.3-64表 地震出力運転時レベル2PRAでモデル化する緩和手段

内的事象出力時レベル2PRAで 期待する緩和手段		地震出力時レベル 2PRAでのモデル化	備考
緩和手段	緩和設備		
格納容器隔離	格納容器隔離弁	○	耐震性あり
作業環境維持	アニュラス空気浄化系	○	同上
	中央制御室空調系(外気との隔離 に係るバウンダリのみ)	○	同上
	緊急時制御室換気系による給気	○	同上
	緊急時制御室用空気供給装置 による加圧	○	同上
1次系強制減圧	加圧器逃がし弁 (制御用空気系使用)	○	同上
	加圧器逃がし弁 (窒素ポンプ(SA)使用)	○	同上
炉心への注水	ECCS	○	同上
格納容器内注水 (原子炉下部キャビティ水張り)	格納容器スプレイポンプ (中央制御室における手動起動)	○	同上
	常設電動注入ポンプ (水源補給前)	○	同上
格納容器内自然対流冷却 (原子炉補機冷却水通水)	格納容器再循環ユニット (原子炉補機冷却水通水)	○	同上
格納容器内注水 (格納容器内液相部への蓄熱)	常設電動注入ポンプ (水源補給後)	○	同上
格納容器内自然対流冷却 (海水通水)	格納容器再循環ユニット (海水通水)	○	同上
水素濃度制御	電気式水素燃焼装置	○	同上
	静的触媒式水素再結合装置	○	同上
電源の確保	外部電源の復旧	×	地震により外部電源 が喪失した場合の復 旧操作には期待せず
	大容量空冷式発電機	○	耐震性あり

第3.1.3.3-65表 地震加速度区分別のCFF評価結果

PDS	CFF(／炉年)						
	区分1	区分2	区分3	区分4	区分5	区分6	合計
	0.2G～0.4G	0.4G～0.6G	0.6G～0.8G	0.8G～1.0G	1.0G～1.2G	1.2G～1.4G	0.2G～1.4G
AED	ε	ε	ε	ε	1.7E-09	4.2E-08	4.3E-08
AEW	ε	ε	ε	ε	6.9E-11	5.5E-09	5.6E-09
AEI	ε	ε	ε	ε	3.9E-10	ε	3.9E-10
ALC	ε	ε	ε	ε	ε	ε	ε
SED	7.1E-09	1.6E-09	4.1E-10	2.4E-10	1.2E-09	1.7E-08	2.7E-08
SEW	ε	ε	ε	ε	ε	4.8E-11	4.8E-11
SEI	3.3E-11	1.2E-11	ε	ε	ε	1.0E-10	1.5E-10
SLW	1.4E-08	2.7E-09	6.0E-10	7.6E-10	3.1E-09	6.5E-09	2.8E-08
SLI	ε	ε	ε	ε	ε	3.8E-11	3.8E-11
SLC	1.3E-10	8.7E-12	1.2E-12	1.0E-12	8.3E-12	8.1E-10	9.6E-10
TED	3.6E-08	1.1E-08	2.6E-09	2.6E-09	2.1E-08	2.8E-07	3.7E-07
TEW	1.7E-08	1.7E-09	1.5E-10	1.7E-11	2.9E-10	1.8E-09	2.1E-08
TEI	2.5E-09	7.2E-10	2.6E-10	5.9E-11	3.7E-09	2.2E-09	9.4E-09
G	ε	ε	ε	ε	ε	5.6E-09	5.6E-09
B	ε	ε	ε	ε	9.3E-09	2.3E-08	3.3E-08
合計	7.7E-08	1.8E-08	4.0E-09	3.6E-09	4.1E-08	3.8E-07	5.5E-07

ε: カットオフ値(1.0E-12(／炉年))未満

第3.1.3.3-66表 PDS別のCDF及びCFE評価結果

PDS	CDF (/炉年)	寄与割合 (%)	CCFP	CFE (/炉年)	寄与割合 (%)
AED	5.2E-08	5.2	0.84	4.3E-08	7.9
AEW	1.4E-08	1.5	0.39	5.6E-09	1.0
AEI	6.7E-09	0.7	0.06	3.9E-10	<0.1
ALC	ϵ	<0.1	—	ϵ	<0.1
SED	9.5E-08	9.6	0.29	2.7E-08	5.0
SEW	4.8E-11	<0.1	1.00	4.8E-11	<0.1
SEI	1.5E-10	<0.1	1.00	1.5E-10	<0.1
SLW	1.4E-07	14.2	0.20	2.8E-08	5.1
SLI	1.6E-10	<0.1	0.23	3.8E-11	<0.1
SLC	9.6E-10	<0.1	1.00	9.6E-10	0.2
TED	6.1E-07	61.7	0.61	3.7E-07	68.1
TEW	2.1E-08	2.1	1.00	2.1E-08	3.8
TEI	9.4E-09	1.0	1.00	9.4E-09	1.7
G	5.6E-09	0.6	1.00	5.6E-09	1.0
B	3.3E-08	3.3	1.00	3.3E-08	6.0
合計	9.9E-07	100.0	0.56	5.5E-07	100.0

ϵ : カットオフ値(1.0E-12(/炉年))未満

第3.1.3.3-67表 格納容器機能喪失モード別のCFF評価結果

格納容器機能喪失モード	CFF (／炉年)	寄与割合* (%)
α (原子炉容器内水蒸気爆発)	ε	<0.1
β (格納容器隔離失敗)	2.1E-07	38.3
γ (水素燃焼(原子炉容器破損前))	ε	<0.1
γ' (水素燃焼(原子炉容器破損直後))	ε	<0.1
γ'' (水素燃焼(原子炉容器破損後長期))	ε	<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
ε (ベースマツト溶融貫通)	1.1E-09	0.2
θ (水蒸気蓄積による格納容器先行破損)	9.6E-10	0.2
η (原子炉容器外水蒸気爆発)	1.2E-10	<0.1
σ (格納容器雰囲気直接加熱)	ε	<0.1
g (蒸気発生器伝熱管破損)	6.0E-09	1.1
τ (格納容器過温破損)	2.1E-10	<0.1
μ (格納容器直接接触)	ε	<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
全CFF	5.5E-07	100.0
ϕ (格納容器ベント)	8.7E-08	—
ϕ (格納容器健全)	2.0E-07	—

ε : カットオフ値 (1.0E-12 (／炉年)) 未満

*: 全CFFに対する寄与割合

第3.1.3.3-68表 放出カテゴリ別発生頻度

原子炉格納容器の状態	分類	放出カテゴリ 記号	発生頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
格納容器バイパス	内的	F1	2.9E-10	<0.1
	外的	F2	5.6E-09	0.7
格納容器破損	エナジェティック	F3A	1.2E-10	<0.1
	先行破損	F3B	9.6E-10	0.1
	その他	F3C	3.0E-07	35.8
	外的	F4	3.3E-08	3.9
隔離失敗	—	F5	2.1E-07	25.2
健全(設計漏えい)	—	F6	2.0E-07	23.9
放射性物質管理放出	—	F7	8.7E-08	10.4

第3.1.3.3-69表 不確実さ解析結果(加速度区分別)

加速度区分	CFF(／炉年)					エラー ファクター
	5%下限値	中央値	平均値	95%上限値	点推定値	
区分1(0.2G～0.4G)	3.3E-09	2.9E-08	6.6E-08	2.3E-07	7.7E-08	8.4E+00
区分2(0.4G～0.6G)	1.1E-09	7.9E-09	1.7E-08	5.9E-08	1.8E-08	7.4E+00
区分3(0.6G～0.8G)	2.2E-10	1.9E-09	4.2E-09	1.5E-08	4.0E-09	8.2E+00
区分4(0.8G～1.0G)	5.8E-11	8.8E-10	4.4E-09	1.7E-08	3.6E-09	1.7E+01
区分5(1.0G～1.2G)	8.7E-10	1.4E-08	4.0E-08	1.6E-07	4.1E-08	1.4E+01
区分6(1.2G～1.4G)	2.0E-08	2.1E-07	3.9E-07	1.5E-06	3.8E-07	8.7E+00
合計	3.6E-08	3.1E-07	5.4E-07	1.9E-06	5.5E-07	7.2E+00

第3.1.3.3-70表 不確かさ解析結果(格納容器機能喪失モード別)

格納容器 機能喪失 モード	CFF(／炉年)					エラー ファクター
	5%下限値	中央値	平均値	95%上限値	点推定値	
α	—	—	—	—	ε	—
β	1.1E-08	1.1E-07	2.1E-07	7.7E-07	2.1E-07	8.2E+00
γ	—	—	—	—	ε	—
γ'	—	—	—	—	ε	—
γ''	—	—	—	—	ε	—
δ	1.5E-08	1.5E-07	2.8E-07	9.7E-07	3.0E-07	8.0E+00
ε	4.3E-11	5.8E-10	1.3E-09	5.0E-09	1.1E-09	1.1E+01
θ	2.2E-11	5.2E-10	2.3E-09	9.3E-09	9.6E-10	2.0E+01
η	1.6E-12	2.7E-11	1.4E-10	4.8E-10	1.2E-10	1.8E+01
σ	—	—	—	—	ε	—
g	1.8E-12	9.6E-10	1.7E-08	8.1E-08	6.0E-09	2.1E+02
τ	4.5E-15	1.9E-12	1.3E-10	6.4E-10	2.1E-10	3.8E+02
μ	—	—	—	—	ε	—
χ	4.7E-14	5.0E-10	3.0E-08	1.3E-07	3.3E-08	1.7E+03
合計	3.6E-08	3.1E-07	5.4E-07	1.9E-06	5.5E-07	7.2E+00

ε : カットオフ値(1.0E-12(／炉年))未満

第3.1.3.3-71表 不確かさ解析結果(放出カテゴリ別)

放出 カテゴリ	発生頻度(／炉年)					エラー ファクター
	5%下限値	中央値	平均値	95%上限値	点推定値	
F1	5.3E-15	1.9E-11	9.5E-09	4.2E-08	2.9E-10	2.8E+03
F2	1.3E-13	1.7E-10	5.7E-09	2.4E-08	5.6E-09	4.3E+02
F3A	1.6E-12	2.7E-11	1.3E-10	4.8E-10	1.2E-10	1.7E+01
F3B	2.2E-11	5.2E-10	2.3E-09	9.3E-09	9.6E-10	2.0E+01
F3C	1.6E-08	1.5E-07	2.8E-07	9.9E-07	3.0E-07	7.9E+00
F4	4.7E-14	5.0E-10	3.0E-08	1.3E-07	3.3E-08	1.7E+03
F5	1.1E-08	1.1E-07	2.1E-07	7.7E-07	2.1E-07	8.2E+00
F6	1.8E-08	1.1E-07	2.0E-07	6.2E-07	2.0E-07	5.9E+00
F7	5.0E-09	3.9E-08	7.9E-08	2.6E-07	8.7E-08	7.3E+00

第3.1.3.3-72表 人的過誤確率の従属性を完全独立とした感度解析結果

加速度区分	① ベースケース		② 感度解析: 人的過誤従属性完全独立		ベースケースとの CFF比(②/①)
	CFF (/炉年)	寄与割合(%)	CFF (/炉年)	寄与割合 (%)	
区分1(0.2G~0.4G)	7.7E-08	14.6	6.8E-08	13.2	0.88
区分2(0.4G~0.6G)	1.8E-08	3.3	1.5E-08	3.0	0.87
区分3(0.6G~0.8G)	4.0E-09	0.8	3.6E-09	0.7	0.89
区分4(0.8G~1.0G)	3.6E-09	0.7	3.3E-09	0.6	0.90
区分5(1.0G~1.2G)	4.1E-08	7.8	3.9E-08	7.6	0.94
区分6(1.2G~1.4G)	3.8E-07	72.8	3.8E-07	74.9	1.00
合計	5.5E-07	100.0	5.3E-07	100.0	0.97

第3.1.3.3-73表 人的過誤確率下限値を適用した感度解析結果

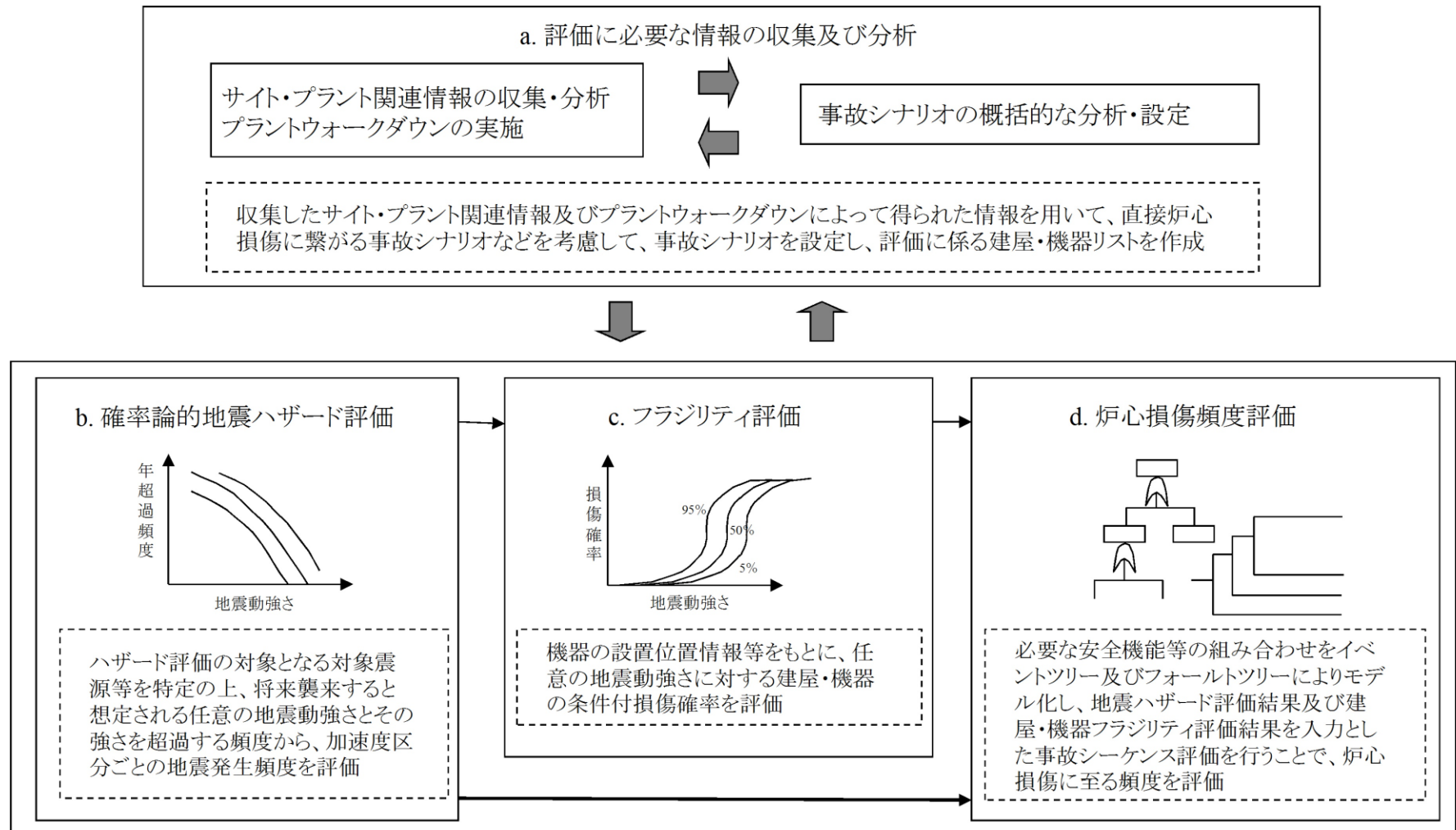
加速度区分	① ベースケース		② 感度解析: 人的過誤確率下限値		ベースケースとの CFF比(②/①)
	CFF (/炉年)	寄与割合 (%)	CFF (/炉年)	寄与割合 (%)	
区分1(0.2G~0.4G)	7.7E-08	14.6	4.0E-08	12.1	0.52
区分2(0.4G~0.6G)	1.8E-08	3.3	9.7E-09	2.9	0.55
区分3(0.6G~0.8G)	4.0E-09	0.8	2.0E-09	0.6	0.49
区分4(0.8G~1.0G)	3.6E-09	0.7	1.7E-09	0.5	0.46
区分5(1.0G~1.2G)	4.1E-08	7.8	2.8E-08	8.4	0.68
区分6(1.2G~1.4G)	3.8E-07	72.8	2.5E-07	75.5	0.65
合計	5.5E-07	100.0	3.4E-07	100.0	0.62

第3.1.3.3-73表 放出カテゴリごとのCs-137放出量の評価結果

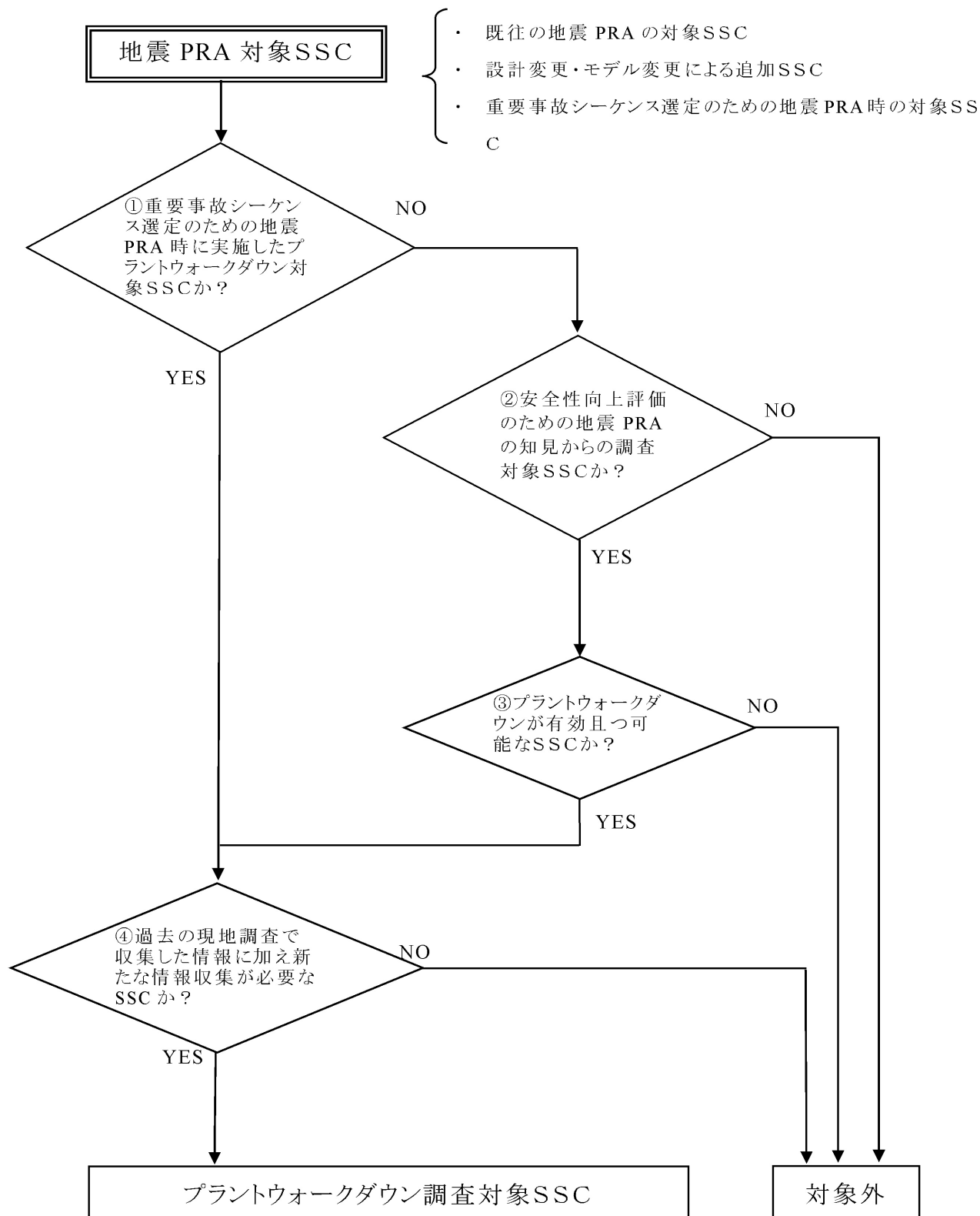
原子炉格納容器の 状態	分類	放出 カテゴリ 記号	発生頻度 (/炉年)		ソースターム解析結果 (Cs-137 放出量の定量的 結果又は定性的結 果) (TBq)
格納容器バイパス	内的	F1	2.9E-10	5.5E-07	>100
	外的	F2	5.6E-09		>100
格納容器破損	エナジエ ティック	F3A	1.2E-10		>100
	先行 破損	F3B	9.6E-10		>100
	その他	F3C	3.0E-07		>100
	外的	F4	3.3E-08		>100
隔離失敗	—	F5	2.1E-07		>100
健全(設計漏えい)	—	F6	2.0E-07		3.2 ^(注1)
放射性物質管理放出	—	F7	8.7E-08		0.79 ^(注1、2)

(注1) 有効数字2桁に切り上げ。

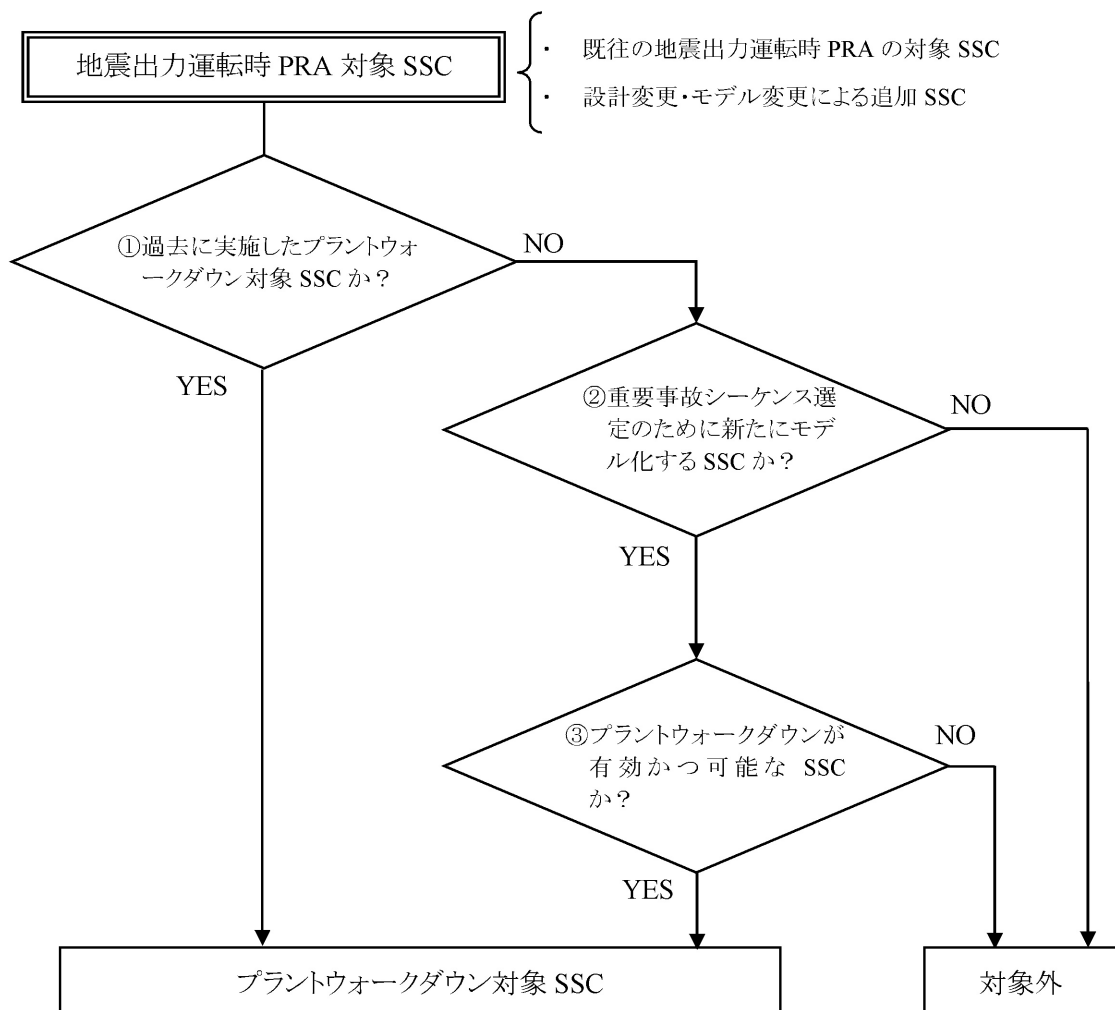
(注2) 設計漏えい: 0.78TBq、フィルタベント: 0.0069TBq(四捨五入値)



第 3.1.3.3-1 図 地震出力運転時レベル 1PRA の評価フロー



第 3.1.3.3-2 図 地震出力運転時 PRA プラントウォークダウン調査対象 SSC の選定フロー



第 3.1.3.3-3 図 重要事故シーケンス選定時の地震出力運転時 PRA における
プラントウォークダウン調査対象 SSC の選定フロー

地震PRAプラントウォークダウンチェックシート

SSC名: _____

機器番号: _____

耐震クラス: _____ 設置建屋: _____ 設置高さ: _____

形状: _____ 支持タイプ: _____

[チェック対象項目]	要	否
A) 耐震安全性の確認	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
B) 地震後のアクセス性及び現場操作の確認	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
C) 地震PRAで特別に考慮するモデル化の前提条件	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

総合評価

実施日: _____

実施者: _____

地震1-1

第 3.1.3.3-4 図 地震出力運転時 PRA プラントウォークダウンチェックシート(1/3)

SSC名: _____

A) 耐震安全性の確認

対象SSC本体の評価	Y	N	U	N/A
1. 対象SSCの図面(外形図・耐震計算書等)と外見上相違点は無い	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 対象SSCと支持構造物との接合部に外見上の異常(腐食・亀裂等)は無い	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
3. 配管接合部と図面に外見上の相違点は無い	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
4. 配管接合部に外見上の異常(腐食・亀裂等)は無い	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
<u>アンカーボルト・基礎溶接部評価</u>	Y	N	U	N/A
1. 図面(外形図・耐震計算書等)と外見上の相違は無い	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 周辺のコンクリート部を含めて外見上の異常(腐食・亀裂等)は無い	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
3. 締め付け強度は適切に管理されている (ゆるみ止め対策がされているか等)	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
<u>二次的影響について</u>				
1. 周辺の耐震クラスが低いSSC等の倒壊・落下により被害を受けない	Y	N	U	N/A
<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 倒壊により被害を与える周辺のSSCの耐震性は問題ない (対象SSC本体の評価に準じた評価)	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
3. 周辺に固縛されていない重量物はない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
4. 周辺SSCの損傷時、周辺SSCの保有水による影響はない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
5. 周辺に仮置の火災源はない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
6. SSCに接続されているケーブルは地震による損傷を受けない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

二次的影響についての気づき事項を記載

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

地震1-2

SSC名: _____

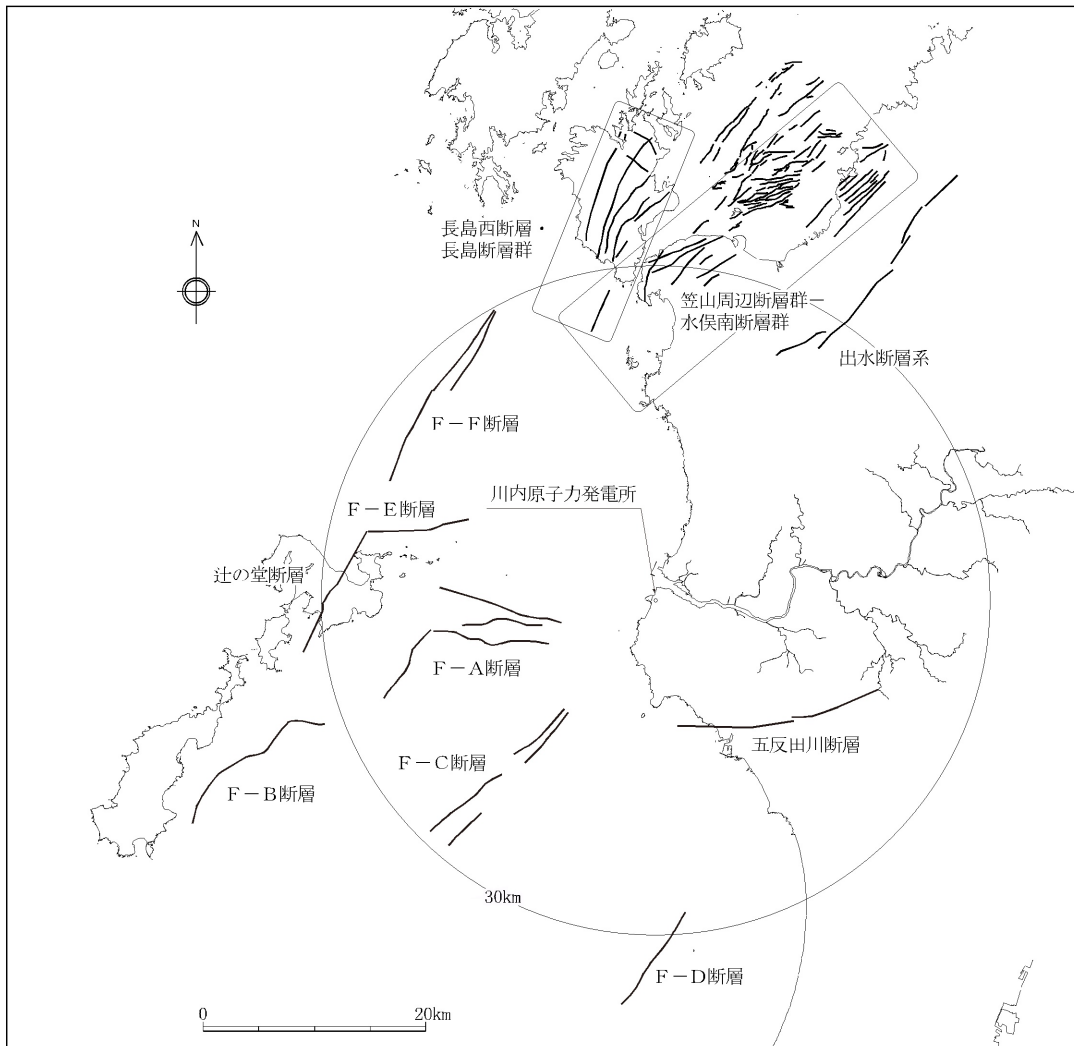
B)地震後のアクセス性及び現場操作の確認	Y	N	U	N/A
1. 対象SSCの識別が可能である	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
2. 周辺斜面及び周辺設備からの被害を受けない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
3. 可動部分のある器具は存在しない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
4. 周辺斜面のすべりによる土砂の流れ込みや近傍の設備の倒壊によりアクセスルート及びSSC搬入路が塞がれる可能性はない	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
5. 現場での操作が可能である	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
6. 操作のための場所が確保できる	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
7. SSCの作動状態が確認できる	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>
C)地震PRAで特別に考慮するモデル化の前提条件の確認	Y	N	U	N/A
1. モデル化の前提条件が適切である	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>

地震PRAで特別に考慮するモデル化の前提条件
前提条件:
確認結果:

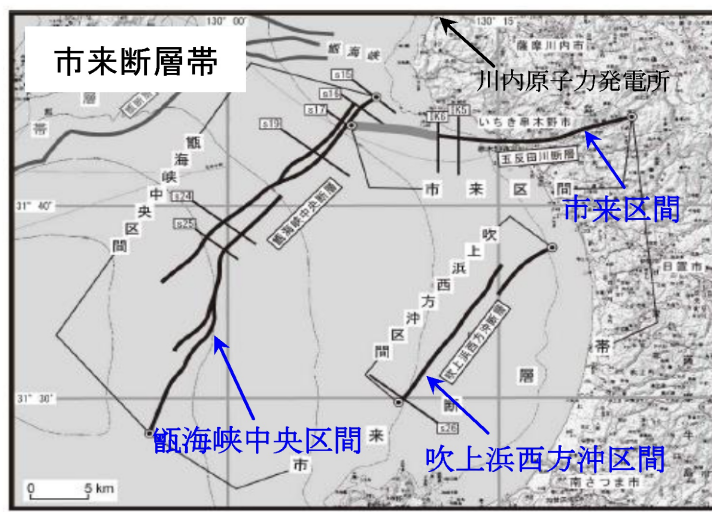
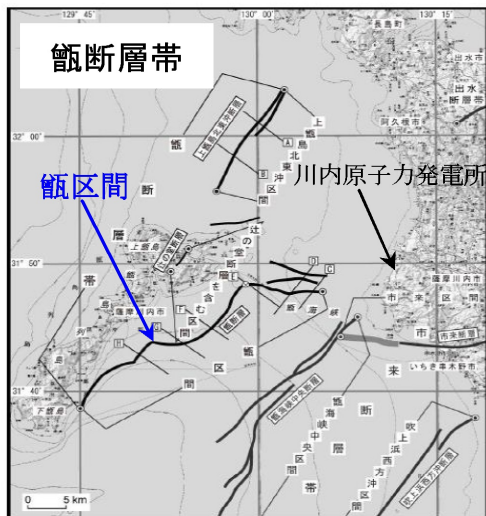
(記号の説明) Y:YES, N:NO, U:調査不可, N/A:対象外

地震1-3

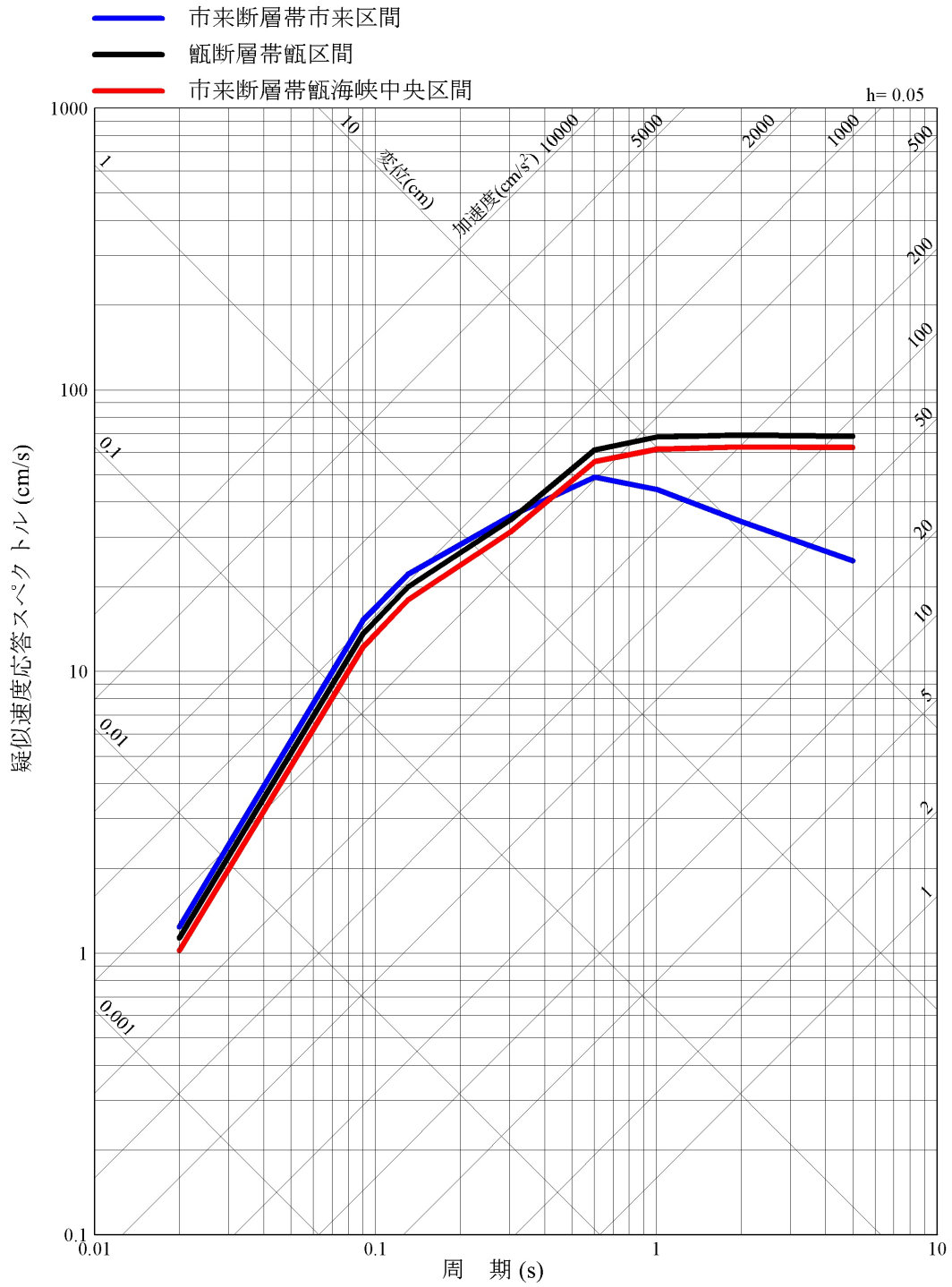
第 3.1.3.3-4 図 地震出力運転時 PRA プラントウォークダウンチェックシート(3/3)



第3.1.3.3-5図 敷地周辺の主な活断層 (1/2)

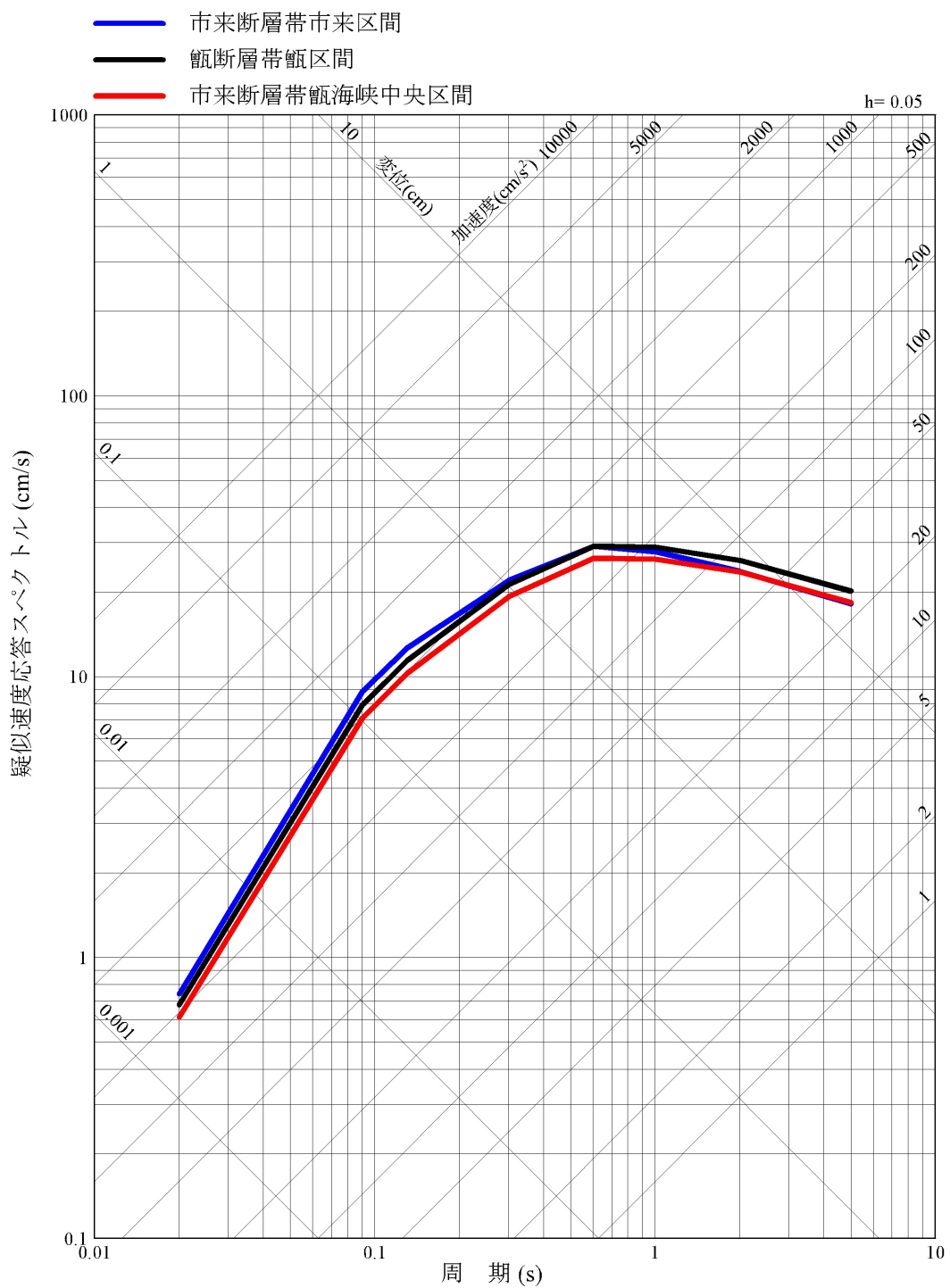


第3.1.3.3-5図 敷地周辺の主な活断層 (2/2) (地震調査研究推進本部 (2013))



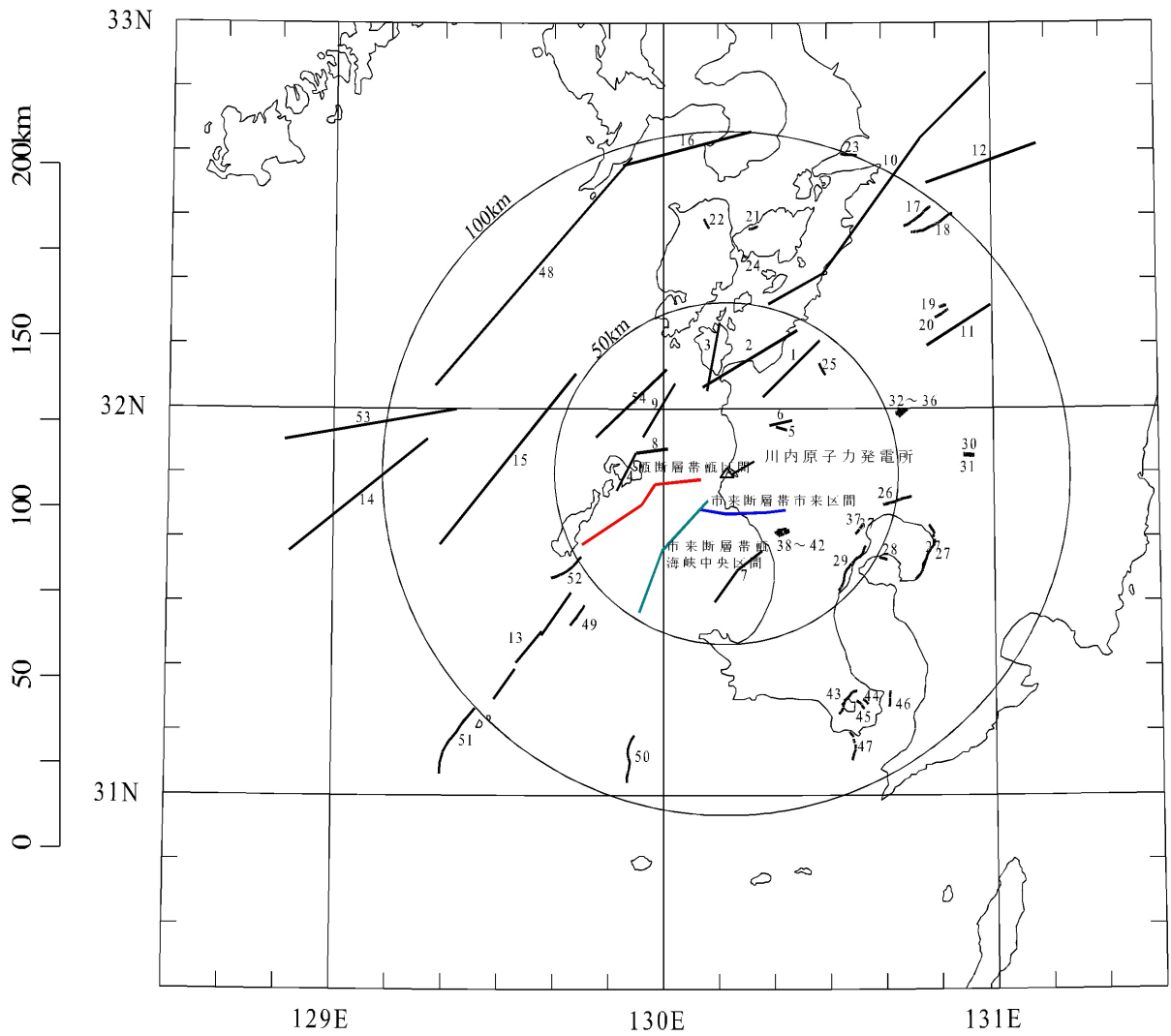
(水平方向)

第3.1.3.3-6図 主な活断層の応答スペクトル(1/2)

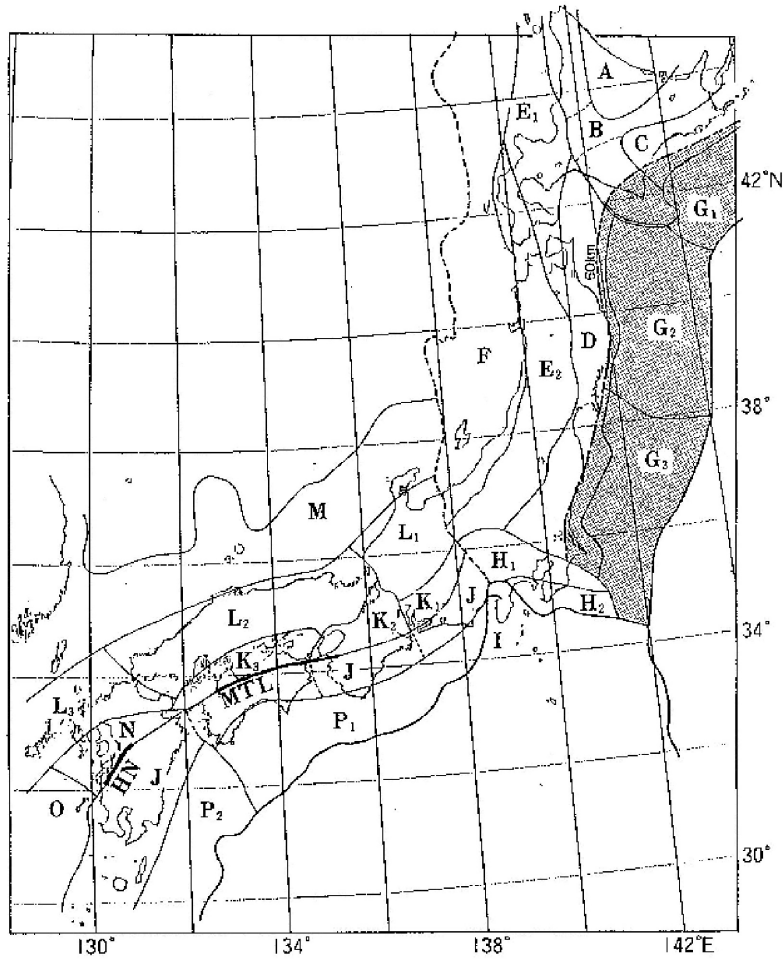


(鉛直方向)

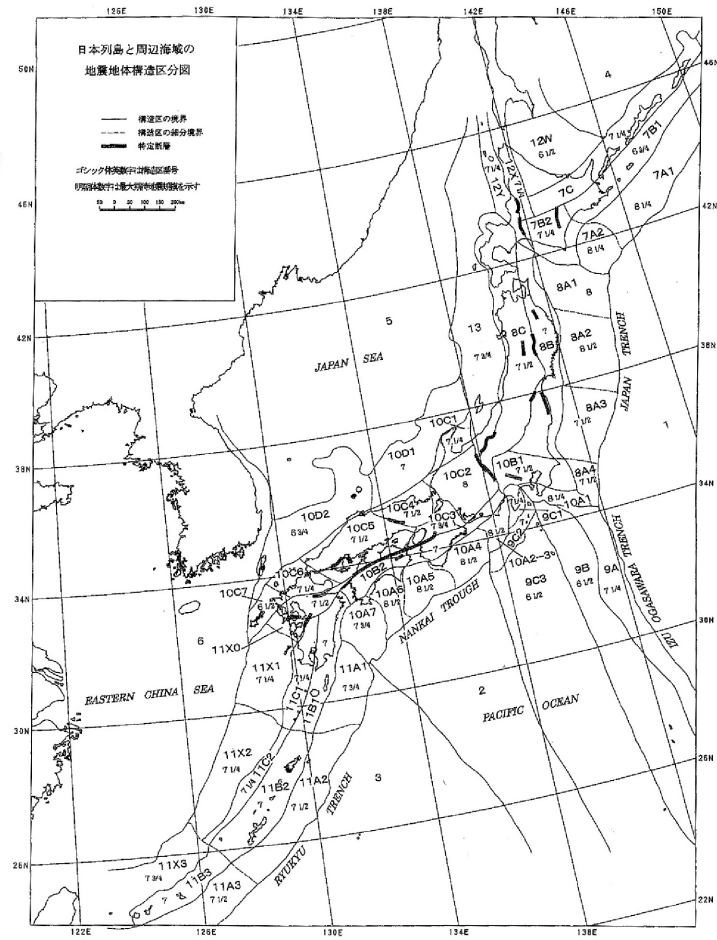
第3.1.3.3-6図 主な活断層の応答スペクトル(2/2)



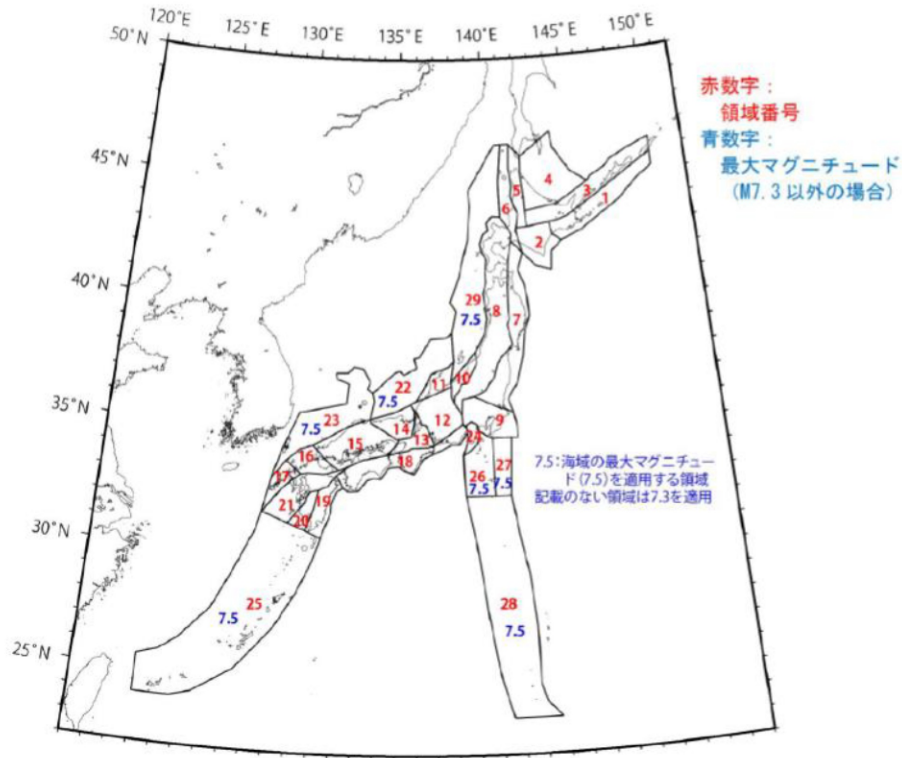
第3.1.3.3-7図 その他の活断層



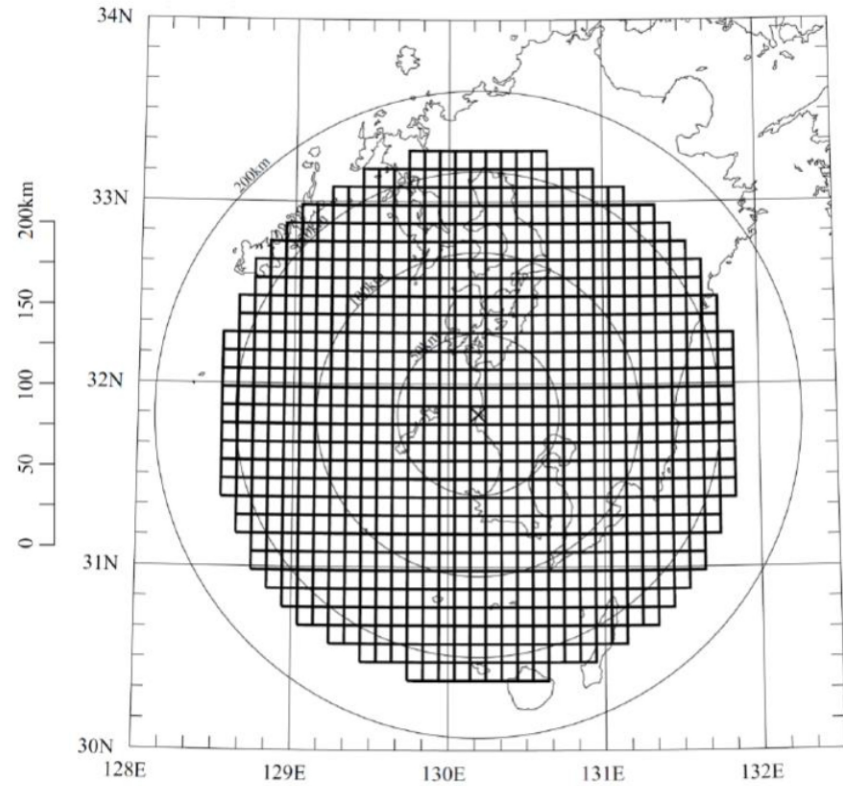
萩原(1991)の地震地体構造区分



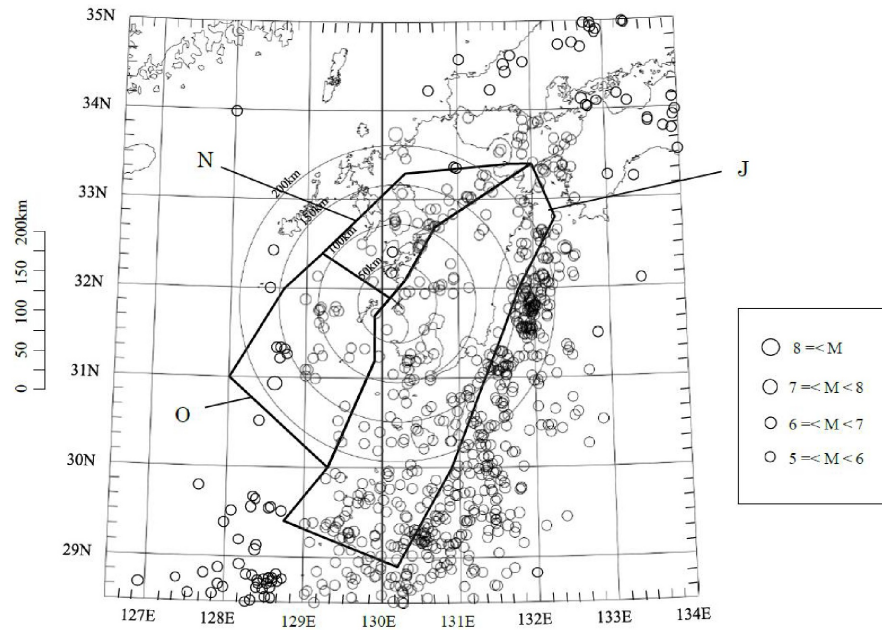
垣見ほか(2003)の地震地体構造区分



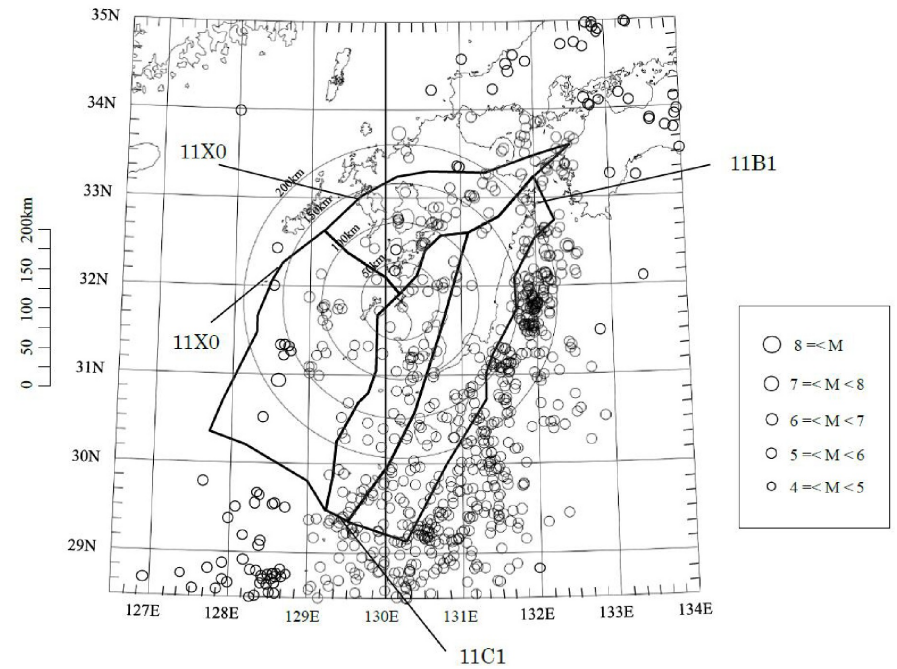
地震調査研究推進本部(2018)の領域区分



領域を区分しない方法

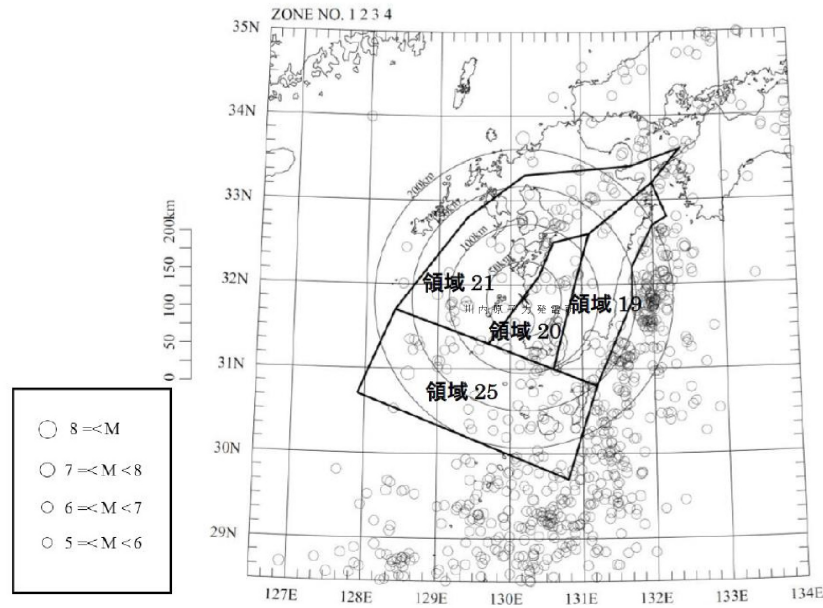


萩原(1991)の地震地体構造区分

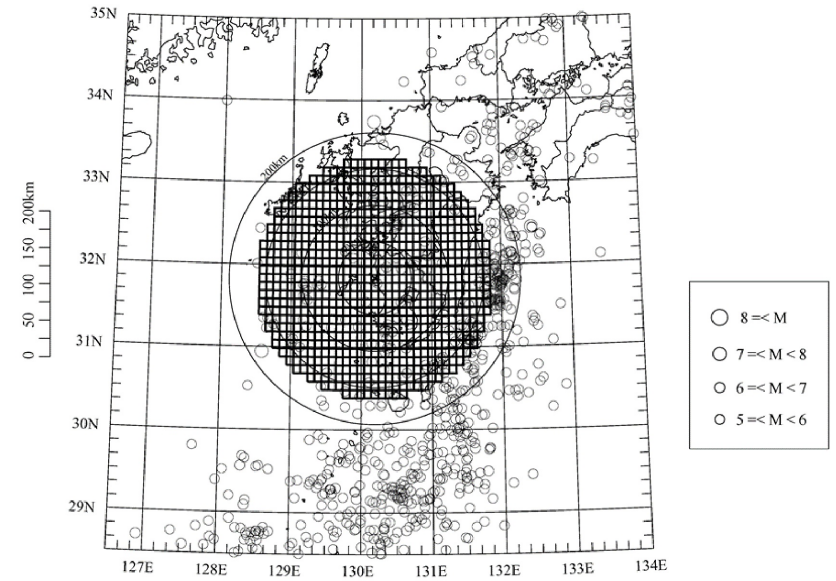


垣見ほか(2003)の地震地体構造区分

第3.1.3.3-9図 川内原子力発電所周辺の各領域区分と
地震発生状況(1926年～2017年4月までの200km以浅でM5.0以上の震央分布)(1/2)



地震調査研究推進本部(2018)の領域区分

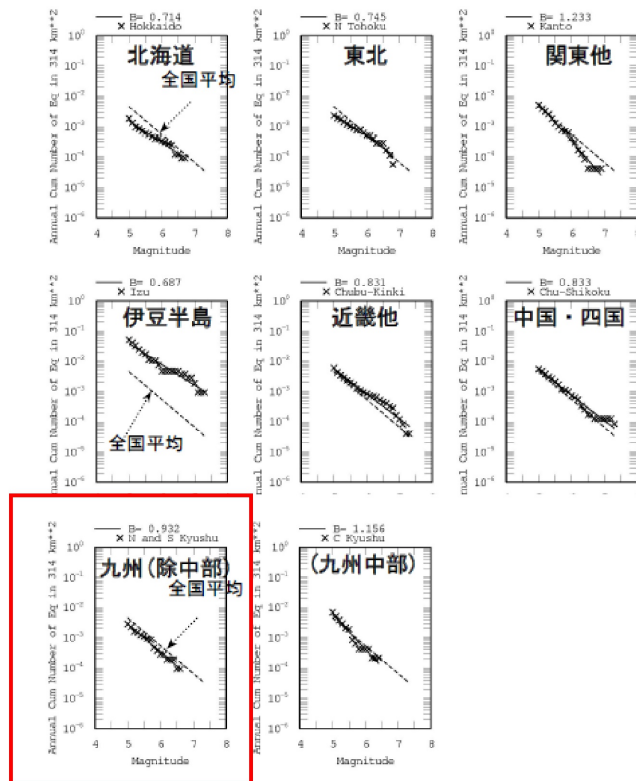


領域を区分しない方法

第3.1.3.3-9図 川内原子力発電所周辺の各領域区分と
地震発生状況(1926年~2017年4月までの200km以浅でM5.0以上の震央分布)(2/2)



日本列島の地域分割(8地域)



各地域の地震規模別発生頻度

参考: 震源を特定し難い地震による地震動の超過確率別スペクトルの検討
平成21年8月24日独立行政法人原子力安全基盤機構 に加筆

第3.1.3.3-10図 地域ごとの地震規模別発生頻度の評価及びb値