

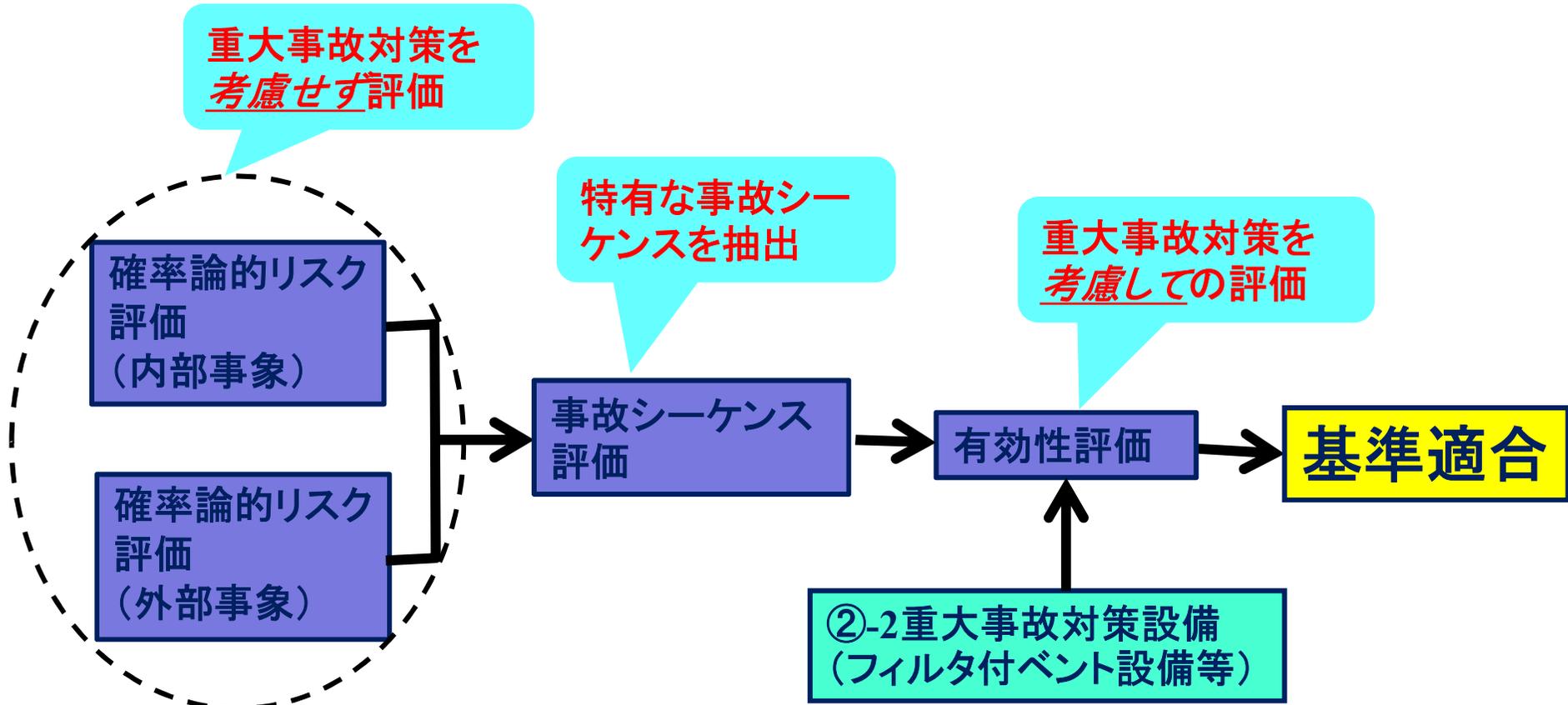
島根原子力発電所2号炉 確率論的リスク評価(PRA)・有効性評価について

平成26年11月
中国電力株式会社

Energia

審査の流れ(プラント関係(重大事故対策))

・「重大事故対策」は、主に福島第一の事故後に新たに配備・設置した設備や手順が有効に機能するかが審査される。
代表例:送水車, 高圧発電機車などの可搬式設備
フィルタ付ベント設備
緊急時対策所



1. 確率論的リスク評価(内部事象)

1-1. 内部事象出力運転時レベル1PRA

起因事象の選定と発生頻度の評価

■ 評価対象とした起因事象と発生頻度

選定した起因事象について、事故シナリオの展開が類似しており、同一の緩和機能が必要とされるグループに分類し、さらに、必要とされる緩和設備等が類似しており、同一のイベントツリー及びフォールトツリーを用いることのできる範囲までグループ化した。

起因事象グループ	発生頻度 (/炉年)	発生頻度の評価方法
過渡事象	2.9E-01	<ul style="list-style-type: none"> 国内BWR実績データ(平成24年3月末時点) 逃がし安全弁誤開放は発生経験がないため0.5回の発生を仮定
非隔離事象(発電機負荷遮断など)		
隔離事象(主蒸気隔離弁の閉鎖など)		
全給水喪失		
水位低下事象(給水ポンプ停止など)		
原子炉保護系誤動作等(制御棒引抜など)		
逃がし安全弁誤開放		
外部電源喪失	3.8E-03	<ul style="list-style-type: none"> 国内BWR実績データ(平成24年3月末時点)
手動停止/サポート系喪失	1.7	<ul style="list-style-type: none"> 国内BWR実績データ(平成24年3月末時点) サポート系喪失は1系統の喪失とし、発生実績がないため0.5回の発生を仮定
手動停止(通常停止を含む)		
サポート系喪失(交流電源故障)		
サポート系喪失(直流電源故障)		
サポート系喪失(補機冷却系故障)		
サポート系喪失(タービンサポート系故障)		
原子炉冷却材喪失(LOCA)	5.2E-04	<ul style="list-style-type: none"> NUREG-1829及びNUREG/CR-5750のデータに基づき原子炉冷却材喪失(LOCA)の発生頻度を算出
大LOCA		
中LOCA		
小LOCA		
インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	<ul style="list-style-type: none"> 隔離弁の故障などにより低圧設計配管が破損する頻度を算出

■ 評価対象外とした起因事象

- 原子炉冷却材流量の部分喪失(再循環ポンプ1台トリップ)
- 燃料集合体の落下事象
- 制御棒落下
- 放射性気体廃棄物処理施設の破損
- 主蒸気管破断
- 原子炉圧力容器破損
- 計装用圧縮空気系故障

事故シーケンスの分析(例)

- 選定した起因事象ごとに、成功基準を基に、事象の進展や機能の相互関係を考慮してイベントツリーを作成し、炉心損傷に至る事故シーケンスを網羅的に抽出した。

< 過渡事象 >

過渡事象	原子炉停止	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
過渡事象	原子炉停止	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	炉心損傷なし	炉心損傷なし
							過渡事象+崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失
							炉心損傷なし	炉心損傷なし
							過渡事象+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失
							過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	高圧・低圧注水機能喪失
							過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	高圧注水・減圧機能喪失
							炉心損傷なし	炉心損傷なし
							過渡事象+圧力バウンダリ健全性失敗+崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失
							炉心損傷なし	炉心損傷なし
							過渡事象+圧力バウンダリ健全性失敗+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去機能失敗	崩壊熱除去機能喪失
過渡事象+圧力バウンダリ健全性失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	高圧・低圧注水機能喪失							
過渡事象+原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失							

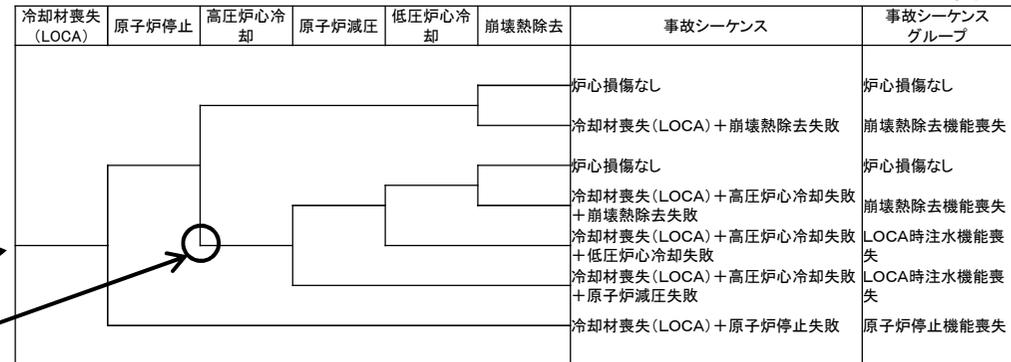
事故シーケンスの定量化(1/2)

■ 炉心損傷頻度の算出に用いた方法

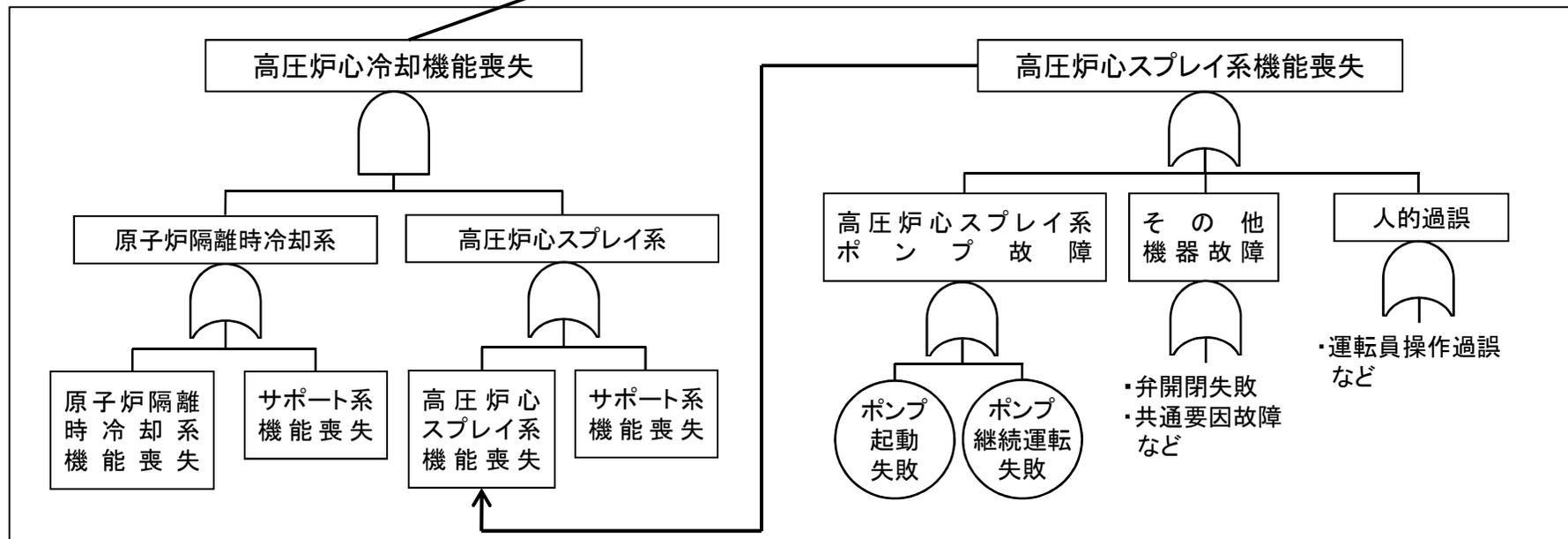
- 本評価では, WinNUPRA※を使用し, フォールトツリー結合法による定量化を行った。また, 炉心損傷状態については, 事故シーケンスを機能喪失の要因の観点から区別するために「事故シーケンスグループ」に分類した。

※PRAの解析支援ツール イベントツリー(例)

起因事象	発生頻度(／炉年)
過渡事象	2.9E-01
外部電源喪失	3.8E-03
手動停止／サポート系喪失	1.7
原子炉冷却材喪失(LOCA)	5.2E-04
インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11



フォールトツリーのイメージ



事故シーケンスの定量化(2/2)

■ 起回事象別の炉心損傷頻度

- 事故シーケンスの定量化を行った結果, 全炉心損傷頻度は $6.0E-06$ / 炉年となる。
- 起回事象別の炉心損傷頻度(CDF)への寄与割合では, 「過渡事象」が74%と支配的となる。
- 起回事象発生頻度は「手動停止 / サポート系喪失」が最大となるが, 起回事象別のCDFへの寄与割合は, 常用系の緩和機能を期待しない「過渡事象」が最大となる。

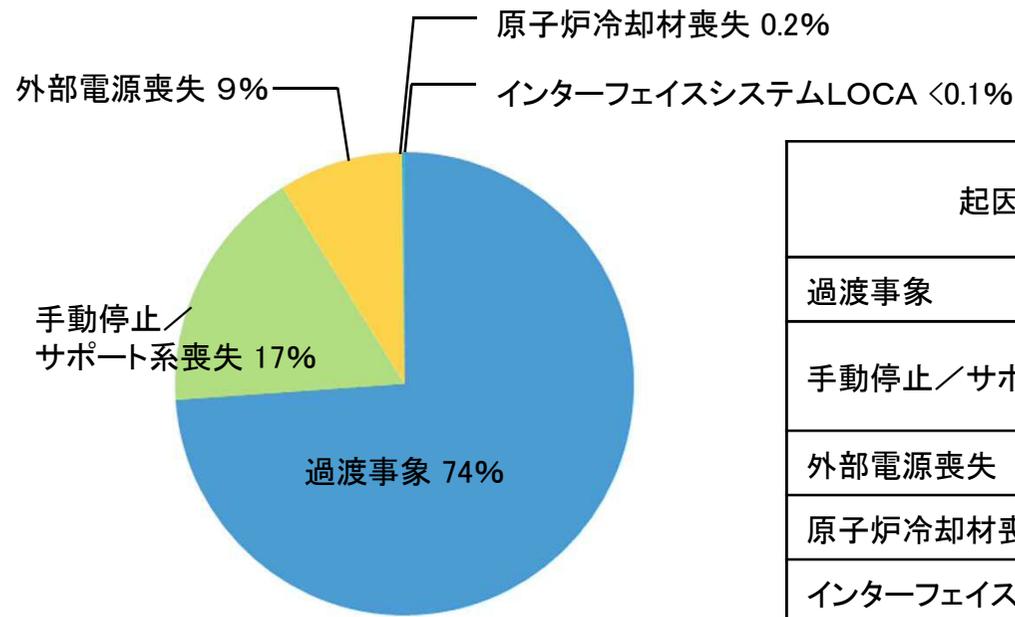


図 起回事象別の寄与割合

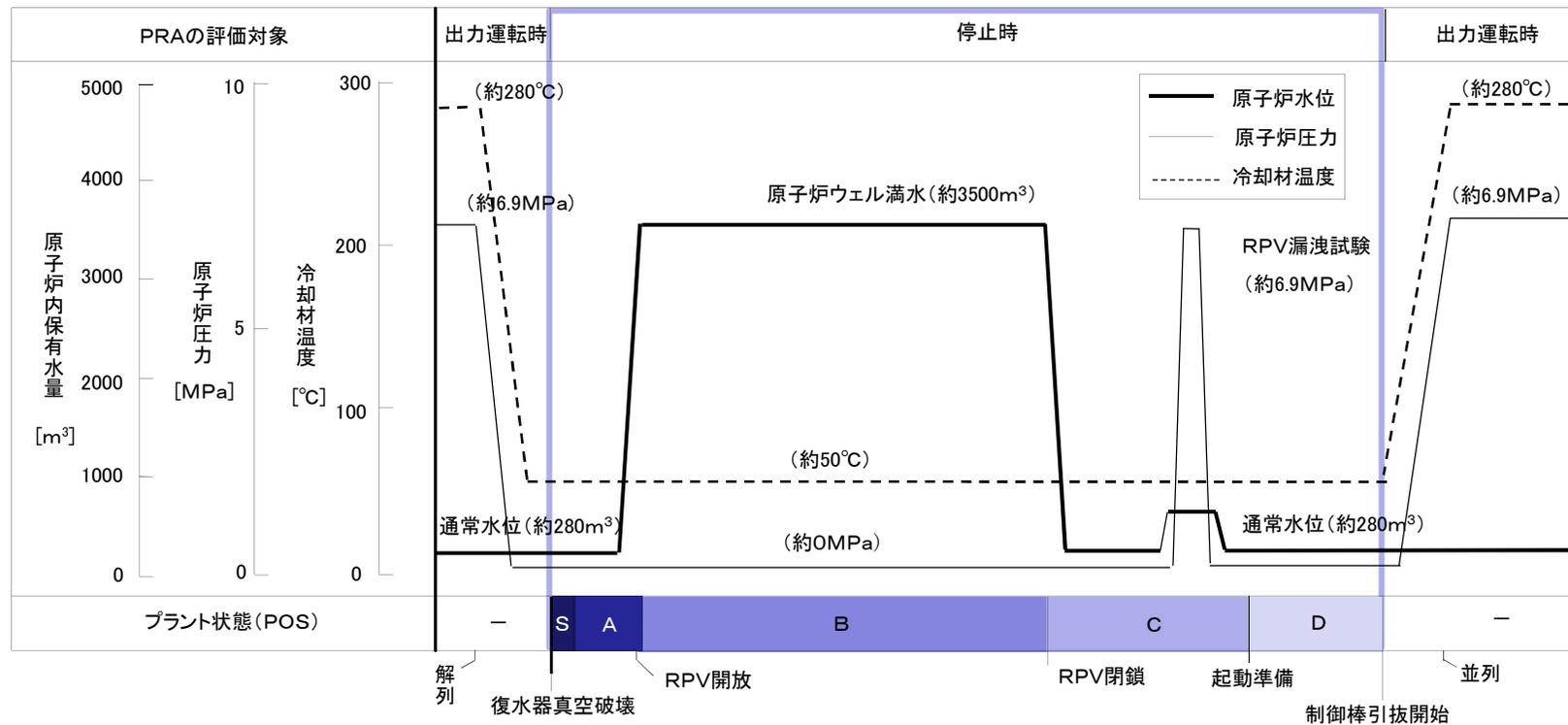
表 起回事象別の炉心損傷頻度

起回事象	起回事象 (/ 炉年)	CDF (/ 炉年)	寄与割合 (%)
過渡事象	2.9E-01	4.4E-06	74
手動停止 / サポート系喪失	1.7	1.0E-06	17
外部電源喪失	3.8E-03	5.1E-07	9
原子炉冷却材喪失 (LOCA)	5.2E-04	9.3E-09	0.2
インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	3.0E-11	<0.1
合計		6.0E-06	100

1-2. 停止時PRA

■ 評価対象期間の設定

- 評価対象期間は、日本原子力学会標準を参考に、起因事象及び緩和設備の状態が大きく変化することを考慮し、原子炉停止過程における「復水器真空破壊」の時点から、原子炉起動過程における「制御棒引抜開始」の時点までの期間とした。



プラント状態の分類(2/2)

■ プラント状態(POS)の分類

- プラント状態の変化に伴って崩壊熱除去などに対する成功基準, 余裕時間, 及び使用可能な設備の組合せが変化することを考慮し, 定期検査工程をプラント状態(POS)に分類して評価を行う。

■ プラント状態の分類結果

プラント状態(POS)	
事象区分S	原子炉冷温停止への移行状態
事象区分A	原子炉格納容器／圧力容器開放への移行状態
事象区分B-1	原子炉ウェル満水1(CWT, FMW, D/G-A)
事象区分B-2	原子炉ウェル満水2(FPC, CWT, FMW, D/G-A)
事象区分B-3	原子炉ウェル満水3(FPC, CWT, FMW, D/G-B)
事象区分B-4	原子炉ウェル満水4(FPC, CUW, CWT, FMW, D/G-B)
事象区分C	原子炉格納容器／圧力容器閉鎖への移行状態
事象区分D	起動準備状態

(注)保守点検に伴う使用可能な設備の組合せにより, 事象区分Bを事象区分B-1~4に詳細に分類

FPC: 燃料プール冷却系 CWT: 復水輸送系
 FMW: 燃料プール補給水系 CUW: 原子炉浄化系
 D/G: 非常用ディーゼル発電機

起因事象の選定及び発生頻度の評価

■ 対象とする起因事象と発生頻度

起因事象	POS	発生頻度	備考
崩壊熱除去機能喪失			1) 崩壊熱除去機能喪失における残留熱除去系機能喪失のうち、フロントライン系機能喪失は、実績データに基づき算出。また、サポートライン系機能喪失は、発生経験がないため0.5件を仮定 2) 外部電源喪失は、実績データに基づき算出 3) 崩壊熱除去機能喪失及び外部電源喪失の単位は(／日)、原子炉冷却材の流出の単位は(／定期検査)
・残留熱除去系(フロントライン系)機能喪失	全POS	4.8E-05	
・残留熱除去系(サポートライン系)機能喪失	全POS	6.0E-06	
外部電源喪失	全POS	2.2E-05	
原子炉冷却材の流出			
・残留熱除去系切替時	B-3	1.9E-05	
・制御棒駆動機構点検時	B-2	6.5E-07	
・局部出力領域モニタ交換時	B-2	3.7E-07	
・原子炉浄化系ブロー時	C	1.3E-04	

■ 対象外とした起因事象

- 配管破断LOCA
- 燃料集合体の落下
- 残留熱除去系運転中の冷却材流出
- インターフェイスシステムLOCA
- 反応度の誤投入
- 燃料プール冷却系及び原子炉浄化系の機能喪失

事故シーケンスの分析

- 燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等をイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出した。
- 抽出された事故シーケンスについて、起因事象や緩和機能の作動状態等から、事故シーケンスグループに類型化した。

<崩壊熱除去機能喪失>

崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
		燃料損傷なし	燃料損傷なし
		崩壊熱除去機能喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失

<外部電源喪失>

外部電源喪失	直流電源	交流電源	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
				燃料損傷なし	燃料損傷なし
				外部電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失
				外部電源喪失+交流電源喪失	全交流動力電源喪失
				外部電源喪失+直流電源喪失	全交流動力電源喪失

<原子炉冷却材の流出>

原子炉冷却材の流出	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
		燃料損傷なし	燃料損傷なし
		原子炉冷却材の流出 + 原子炉崩壊熱除去・炉心冷却失敗	原子炉冷却材の流出

事故シーケンスの定量化

■ 燃料損傷頻度の算出に用いた方法

- 内部事象出力運転時レベル1PRAで用いた手法で評価

■ 起回事象別の燃料損傷頻度

- 事故シーケンスの定量化を行った結果、全燃料損傷頻度は $6.0E-06$ ／定期検査となる。
- 起回事象別の燃料損傷頻度への寄与割合では、「外部電源喪失」が約100%となる。

崩壊熱除去機能喪失 <0.1% 原子炉冷却材の流出 <0.1%



表 起回事象別の燃料損傷頻度

起回事象	燃料損傷頻度 (／定期検査)	寄与割合 (%)
崩壊熱除去機能喪失	$3.7E-11$	<0.1
外部電源喪失	$6.0E-06$	約100
原子炉冷却材の流出	$2.1E-10$	<0.1
合計	$6.0E-06$	100

図 起回事象別の寄与割合

1-3. 内部事象出力運転時レベル1.5PRA

プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化(1/2)

- 内部事象出力運転時レベル1PRAの結果により抽出された、炉心損傷に至る事故シーケンスグループは以下のとおり。

表 炉心損傷に至る事故シーケンスグループ

炉心損傷に至る事故シーケンスグループ		略号	
高圧・低圧注水機能喪失		TQUV	
高圧注水・減圧機能喪失		TQUX	
全交流動力 電源喪失	外部電源喪失時，非常用ディーゼル発電機2台機能喪失，高圧炉心スプレイ系機能喪失及びバッテリー枯渇に伴う原子炉隔離時冷却系機能喪失	TB	長期TB
	外部電源喪失時，非常用ディーゼル発電機2台機能喪失，高圧炉心スプレイ系機能喪失及び原子炉隔離時冷却系機能喪失		TBU
	外部電源喪失時，非常用ディーゼル発電機2台機能喪失，高圧炉心スプレイ系機能喪失及び逃がし安全弁再閉失敗による原子炉隔離時冷却系機能喪失		TBP
	外部電源喪失時，バッテリーの故障による非常用ディーゼル発電機2台の起動失敗，高圧炉心スプレイ系機能喪失及び原子炉隔離時冷却系機能喪失		TBD
崩壊熱除去機能喪失		TW	
原子炉停止機能喪失		TC	
LOCA時注水 機能喪失	大口径配管破断時注水機能喪失(大LOCA)	LOCA	AE
	中口径配管破断時注水機能喪失(中LOCA)		S1E
	小口径配管破断時注水機能喪失(小LOCA)		S2E
格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)		ISLOCA	

プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化(2/2)

- 炉心損傷に至る事故シーケンスグループを，内部事象出力運転時レベル1.5PRAの起点とするプラント損傷状態(PDS)に分類した。分類にあたっては，格納容器破損に至る事象進展に影響する格納容器破損時期，原子炉圧力，炉心損傷時期及び電源確保の観点から考慮した。
 - 大・中・小LOCAは，圧力容器破損後の挙動として影響が大きい大LOCAで包絡させ，PDSはLOCAとしてまとめる。
 - TQUV及びLOCAは，同一のPDSに分類されているが，LOCAは原子炉冷却材圧力バウンダリが損傷しており，事故進展が異なるため，異なるPDSとする。

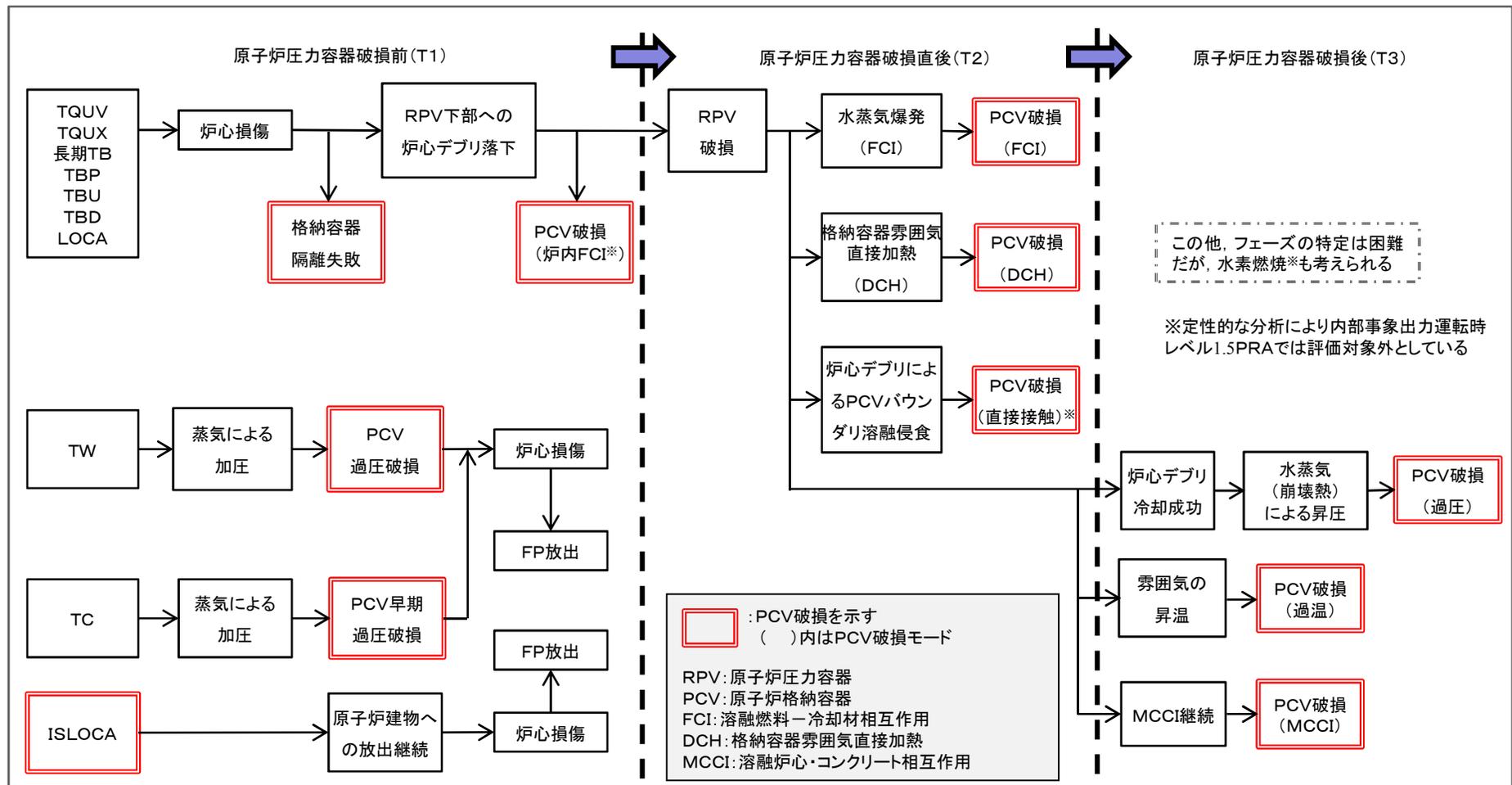
炉心損傷事故 シーケンスグループ	格納容器 破損時期	原子炉圧力	炉心損傷 時期	電源確保	プラント損傷状態 (PDS)	
TQUX TQUV AE S1E S2E 長期TB, TBD, TBU, TBP TW TC ISLOCA	炉心損傷前		後期		・TW } 格納容器 先行破損 ・TC ・ISLOCA	
			TW			
			早期			
			TC ISLOCA			
	炉心損傷後		高圧	後期		・長期TB ・TQUX ・TBU ・TBD ・TQUV ・LOCA (AE,S1E,S2E) ・TBP
				長期TB		
				電源確保		
				TQUX		
				早期		
				DC電源確保, AC電源復旧必要		
炉心損傷後		低圧	早期		・TBU ・TBD ・TQUV ・LOCA (AE,S1E,S2E) ・TBP	
			TQUX			
			TBU			
			TBD			
			電源確保			
			TQUV			
炉心損傷後			早期		・TBU ・TBD ・TQUV ・LOCA (AE,S1E,S2E) ・TBP	
			TQUX			
			TBU			
			TBD			
			電源確保			
			DC電源復旧必要			
炉心損傷後			早期		・TBU ・TBD ・TQUV ・LOCA (AE,S1E,S2E) ・TBP	
			TQUX			
			TBU			
			TBD			
			電源確保			
			DC電源復旧必要			

格納容器破損モードの設定(1/2)

■格納容器破損モード分類の考え方

格納容器破損に至る事象は、原子炉圧力容器内の事象から原子炉圧力容器破損を経て格納容器内の事象に進展することから、原子炉圧力容器破損に注目して3つ(圧力容器破損前、破損直後、破損後)の事象進展フェーズを設定し、各事象進展フェーズで発生する負荷の種類(静的圧力荷重、熱荷重、動的圧力荷重等)から、格納容器破損モードを抽出した。

また、水素燃焼についても格納容器破損モードとして考えられる。



格納容器破損モードの設定(2/2)

■ 選定した格納容器破損モード

格納容器の状態		格納容器破損モード		概要
格納容器健全	圧力容器内で事故収束			圧力容器が健全に維持されて事故が収束
	格納容器内で事故収束			格納容器が健全に維持されて事故が収束
格納容器バイパス	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後の炉心損傷を伴う格納容器バイパス
	格納容器隔離失敗			事故後に格納容器の隔離失敗
格納容器物理的破損	格納容器先行破損	早期過圧破損(未臨界確保失敗時の過圧)		原子炉停止に失敗し、水蒸気の蓄積によって格納容器が加圧され早期に破損に至る
		雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	過圧破損(崩壊熱除去失敗)	炉心への注水に成功するものの崩壊熱除去に失敗、水蒸気の蓄積によって格納容器が加圧され、事故後後期に格納容器破損に至る
	炉心損傷後の格納容器破損	熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)		ペDESTALに落下したデブリの冷却に失敗し、ペDESTAL壁が侵食され続けた結果、原子炉圧力容器支持機能が喪失し格納容器の破損に至る
		水蒸気爆発(FCI)		格納容器内での水蒸気爆発又は水蒸気スパイクで格納容器が破損
		格納容器雰囲気直接加熱(DCH)		格納容器雰囲気直接加熱で格納容器が破損
		雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	過温破損	格納容器貫通部、フランジシール部等が過温で破損
	過圧破損		水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧で格納容器が破損	

■ 除外した格納容器破損モード

- 原子炉圧力容器内での水蒸気爆発(炉内FCI)
- 水素燃焼
- 格納容器直接接触

格納容器破損頻度の定量化

■ PDS別の格納容器破損頻度

- 格納容器破損頻度(CFF)の定量化を行った結果、全CFFは $5.9E-06$ ／炉年となる。
- PDS別のCFFへの寄与割合では、「崩壊熱除去機能喪失(TW)」が約100%となる。これは、手動停止時を除いて、格納容器からの除熱機能として残留熱除去系のみ期待していることによる。

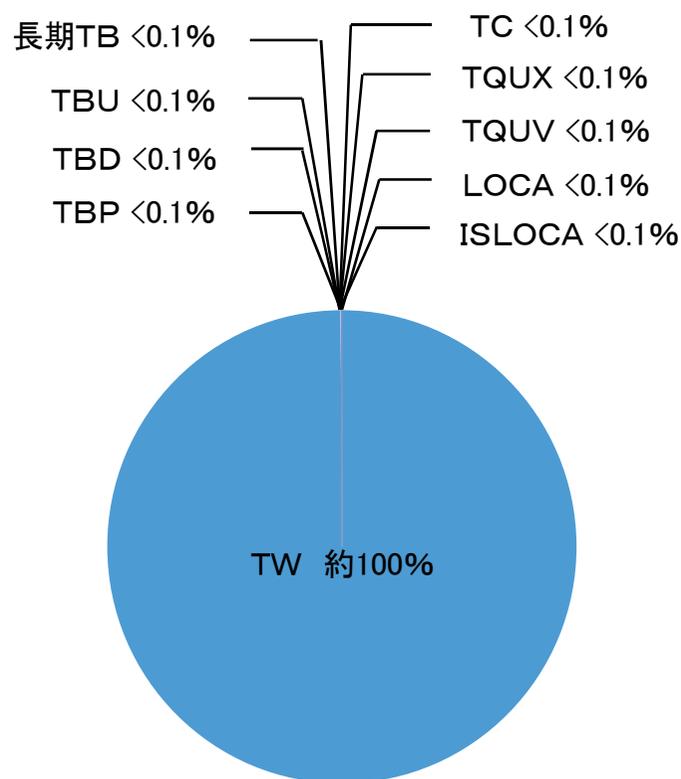


図 PDS別の寄与割合

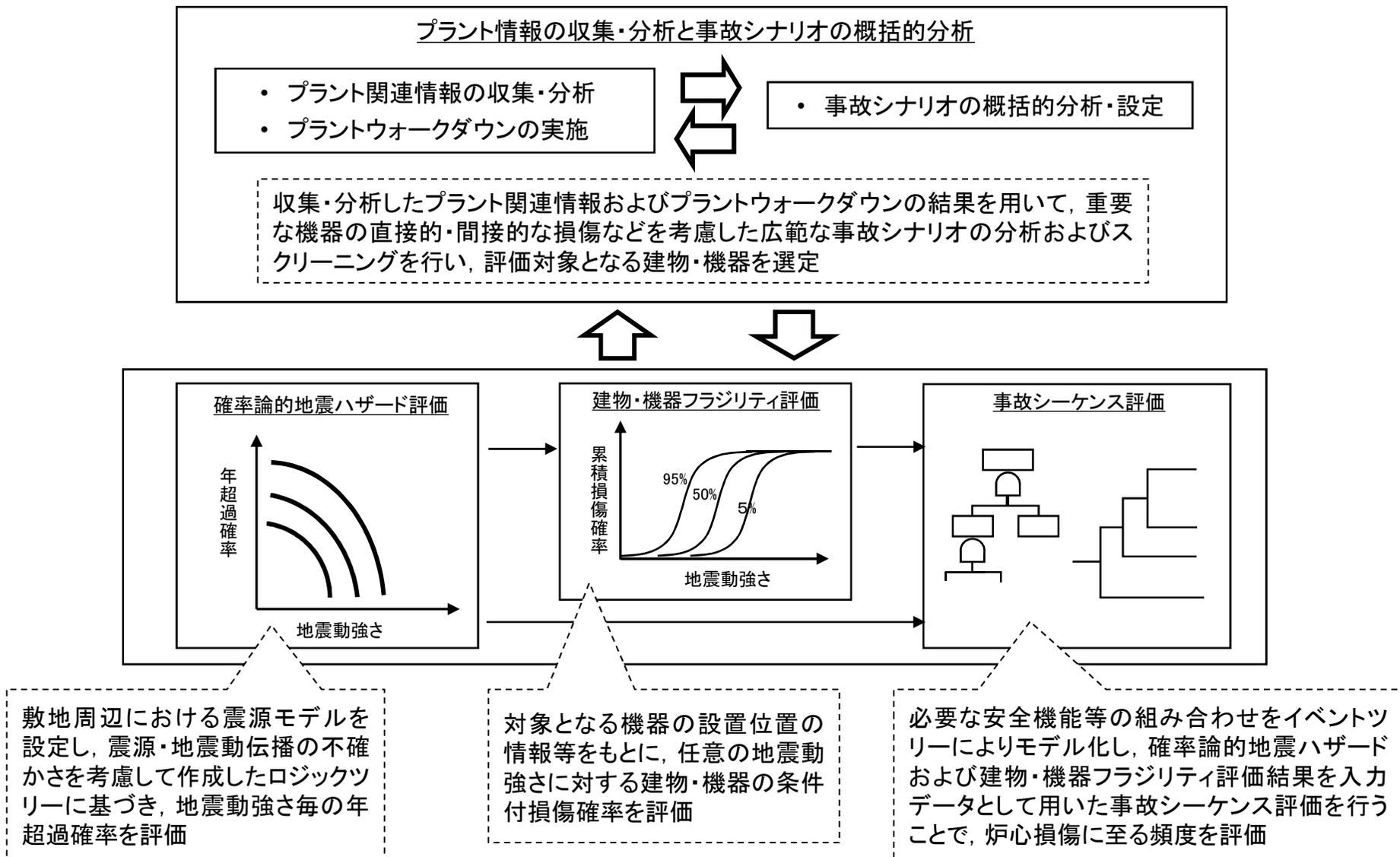
表 PDS別の格納容器破損頻度

プラント損傷状態	格納容器破損頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
TQUV	$7.3E-10$	<0.1
TQUX	$2.6E-10$	<0.1
長期TB	$2.6E-09$	<0.1
TBU	$1.1E-11$	<0.1
TBP	$8.0E-12$	<0.1
TBD	$3.7E-12$	<0.1
TW	$5.9E-06$	約100
TC	$6.4E-10$	<0.1
LOCA	$3.3E-13$	<0.1
ISLOCA	$3.0E-11$	<0.1
合計	$5.9E-06$	100

2. 確率論的リスク評価(外部事象)

2-1. 地震PRA

地震PRAの評価フロー



確率論的地震ハザード評価(1/3)

- 「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準:2007」を踏まえて、以下の評価フローに示す手順により、確率論的地震ハザード評価を実施した。
- 震源モデルについては、「特定震源モデル」及び「領域震源モデル」に大別して評価した。

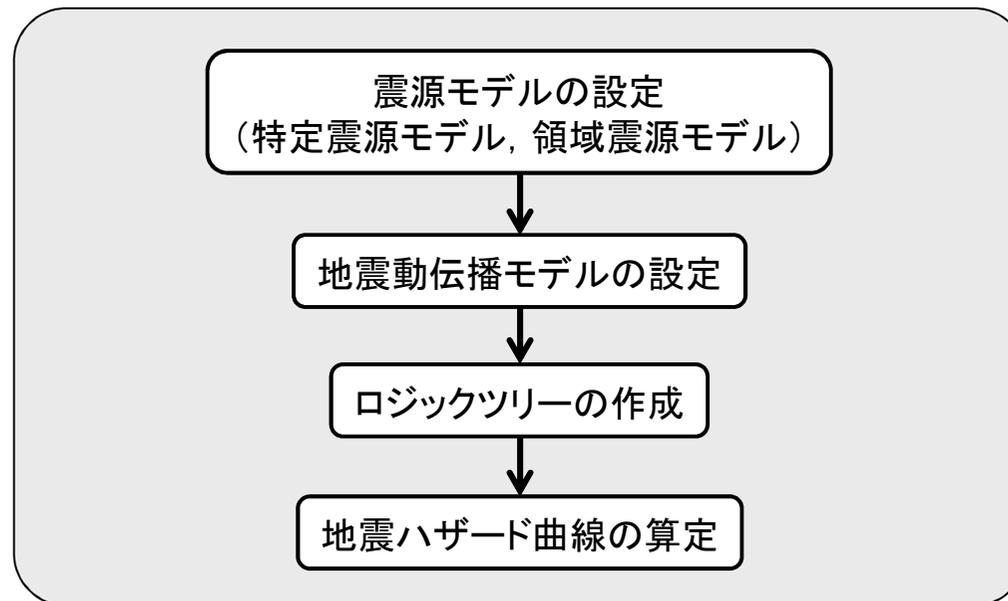


図 地震ハザード評価フロー

確率論的地震ハザード評価(2/3)

■ 平均地震ハザード曲線(加速度区分別の地震発生頻度)

- ロジックツリーに基づき、平均地震ハザード曲線を作成した。

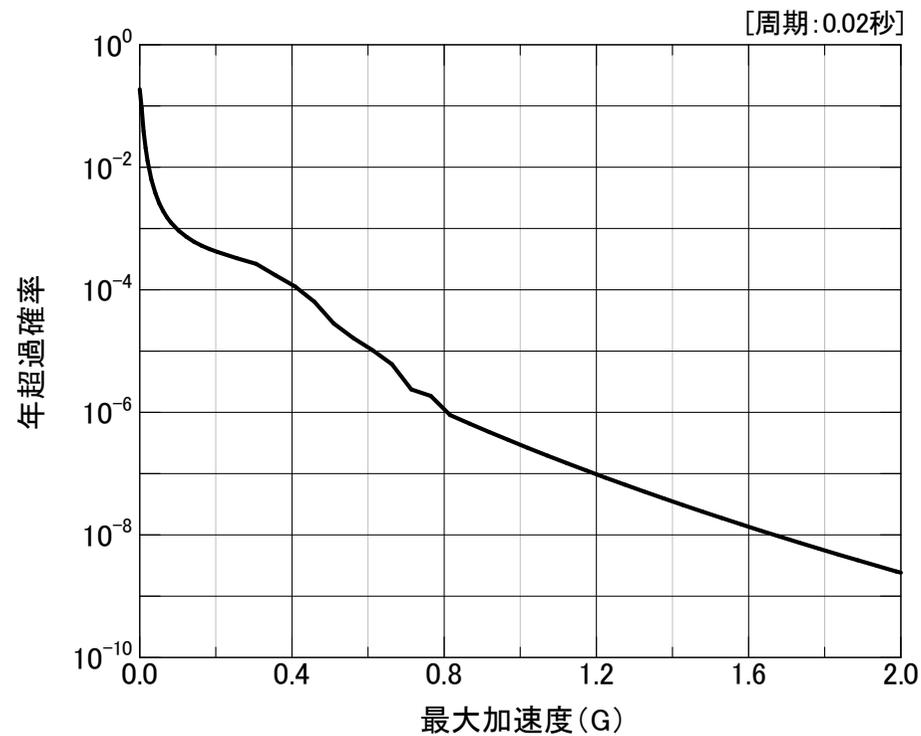


表 地震発生頻度

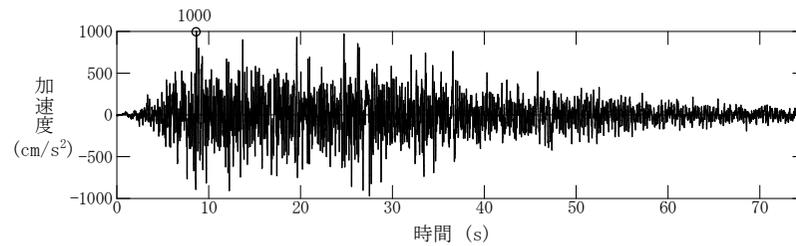
加速度区分	地震発生頻度(／年)
0.0G～0.2G	1.3E-02
0.2G～0.4G	2.9E-04
0.4G～0.6G	8.9E-05
0.6G～0.8G	8.6E-06
0.8G～1.0G	6.2E-07
1.0G～1.2G	1.8E-07
1.2G～1.4G	5.6E-08
1.4G～1.6G	1.9E-08
1.6G～1.8G	7.3E-09
1.8G～2.0G	2.9E-09

図 平均地震ハザード曲線(水平方向)

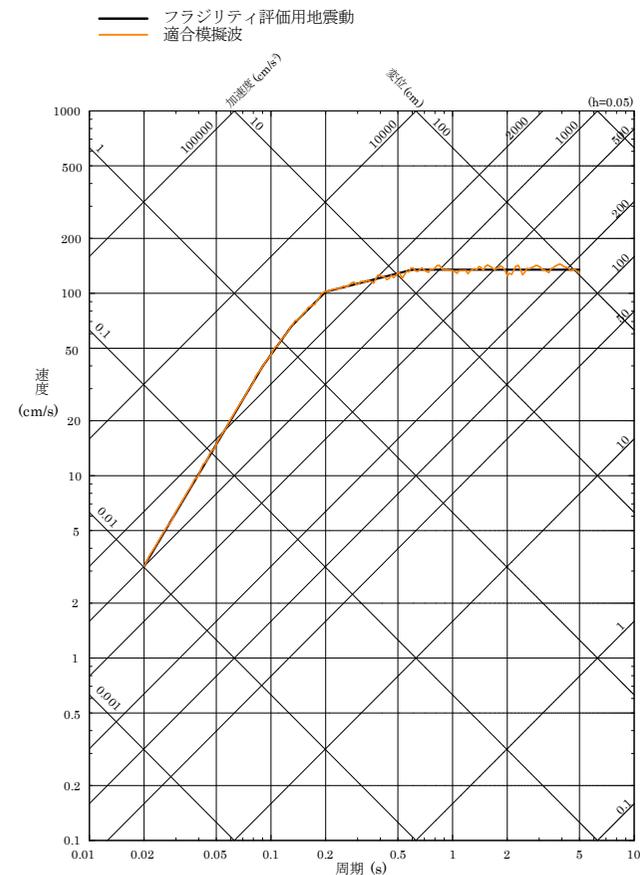
確率論的地震ハザード評価(3/3)

■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 $10^{-4} \sim 10^{-6}$ の一様ハザードスペクトルを考慮して設定した形状に適合する模擬波とした。
- 模擬波の経時特性は基準地震動の策定と同様にNoda et al.(2002)に基づき、地震規模M7.6、等価震源距離 $X_{eq}=67\text{km}$ として設定した。



(a) 時刻歴波形



(b) 応答スペクトル

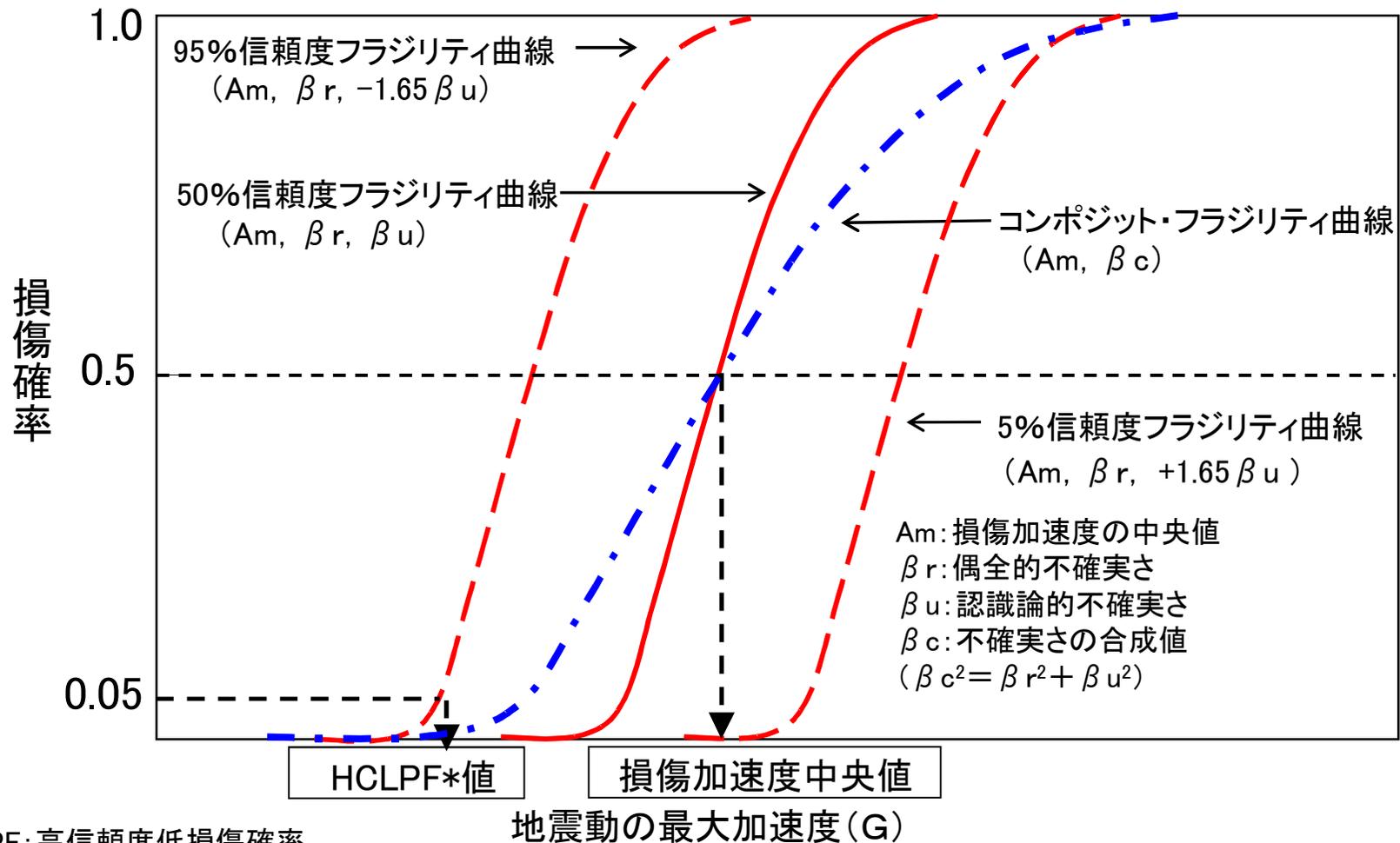
[1000cm/s²に基準化]

図 フラジリティ評価用地震動

フラジリティ評価

■フラジリティ曲線の概念図

- フラジリティ曲線は、地震動強さと建物・土木構造物・機器などの損傷確率の関係を対数正規累積分布関数で示したものである。



- * HCLPF: 高信頼度低損傷確率
 低い損傷確率であることが高い信頼度で推定できる加速度を表す。
 95%信頼度フラジリティ曲線の5%損傷確率の加速度として定義する。

事故シーケンス評価(1/2)

■ 起回事象

- 選定した起回事象を基に、地震により発生する起回事象の影響を考慮して階層イベントツリーを作成した。
- 階層イベントツリー作成に際しては、選定された起回事象を発生時の影響が大きい順に並べ、これらをヘディングとすることにより、先行のヘディングの下では、後続のヘディングはすべて発生しているものと仮定した。
- 外部電源系は他の耐震設計された設備と比較すると耐震性が小さいため、外部電源系が健全な場合、他の系統により炉心損傷に至る確率は非常に小さいとし、最初のヘディングとして設定した。

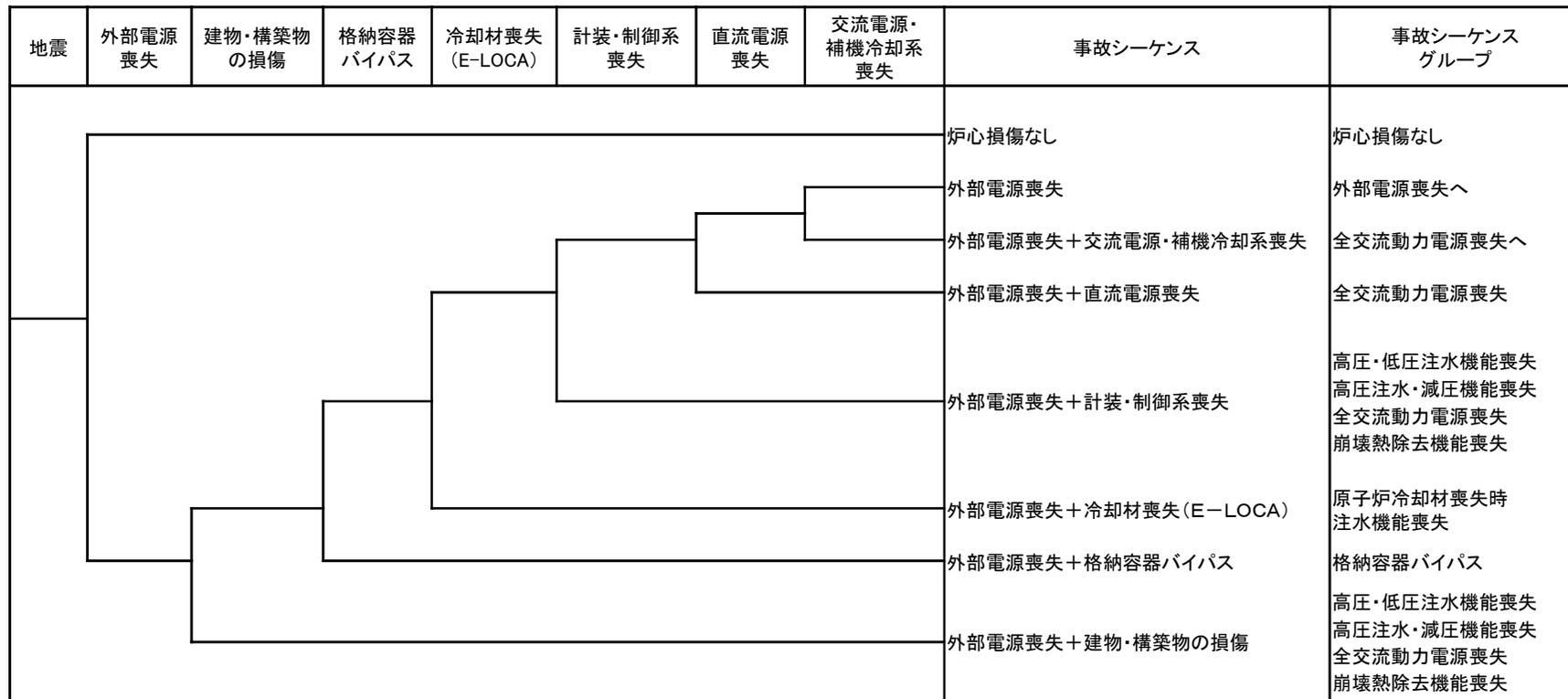


図 地震PRA階層イベントツリー

事故シーケンス評価(2/2)

■ 起回事象別の炉心損傷頻度結果

- 地震PRAの結果, 全炉心損傷頻度は $1.0E-06$ / 炉年となった。
- 起回事象別では, 「交流電源・補機冷却系喪失」が39%と最も大きく, 次いで「外部電源喪失」が22%となった。

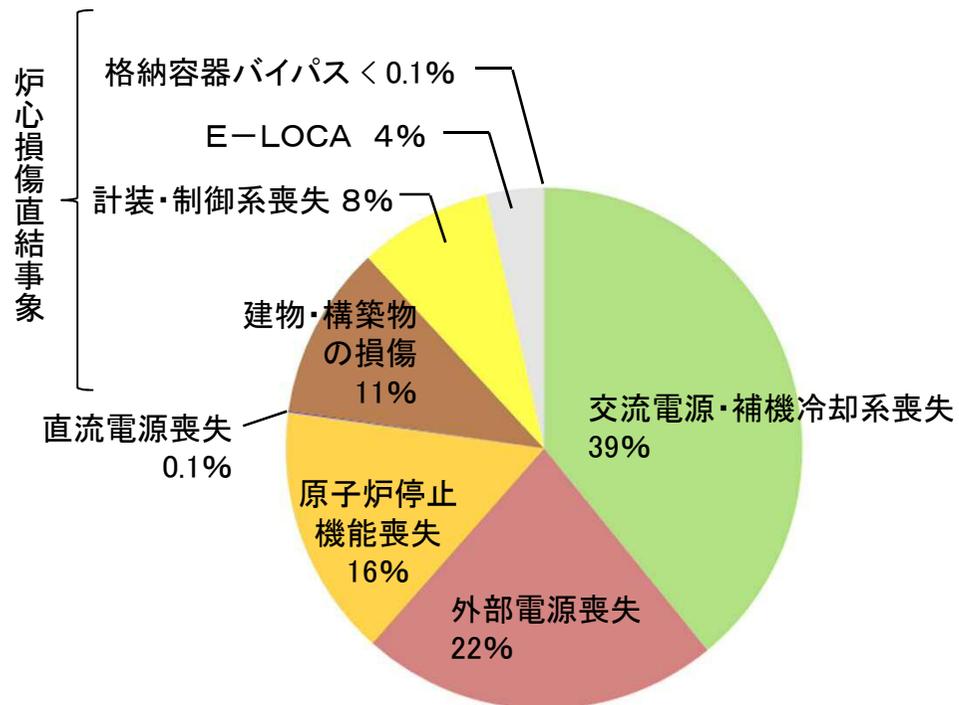
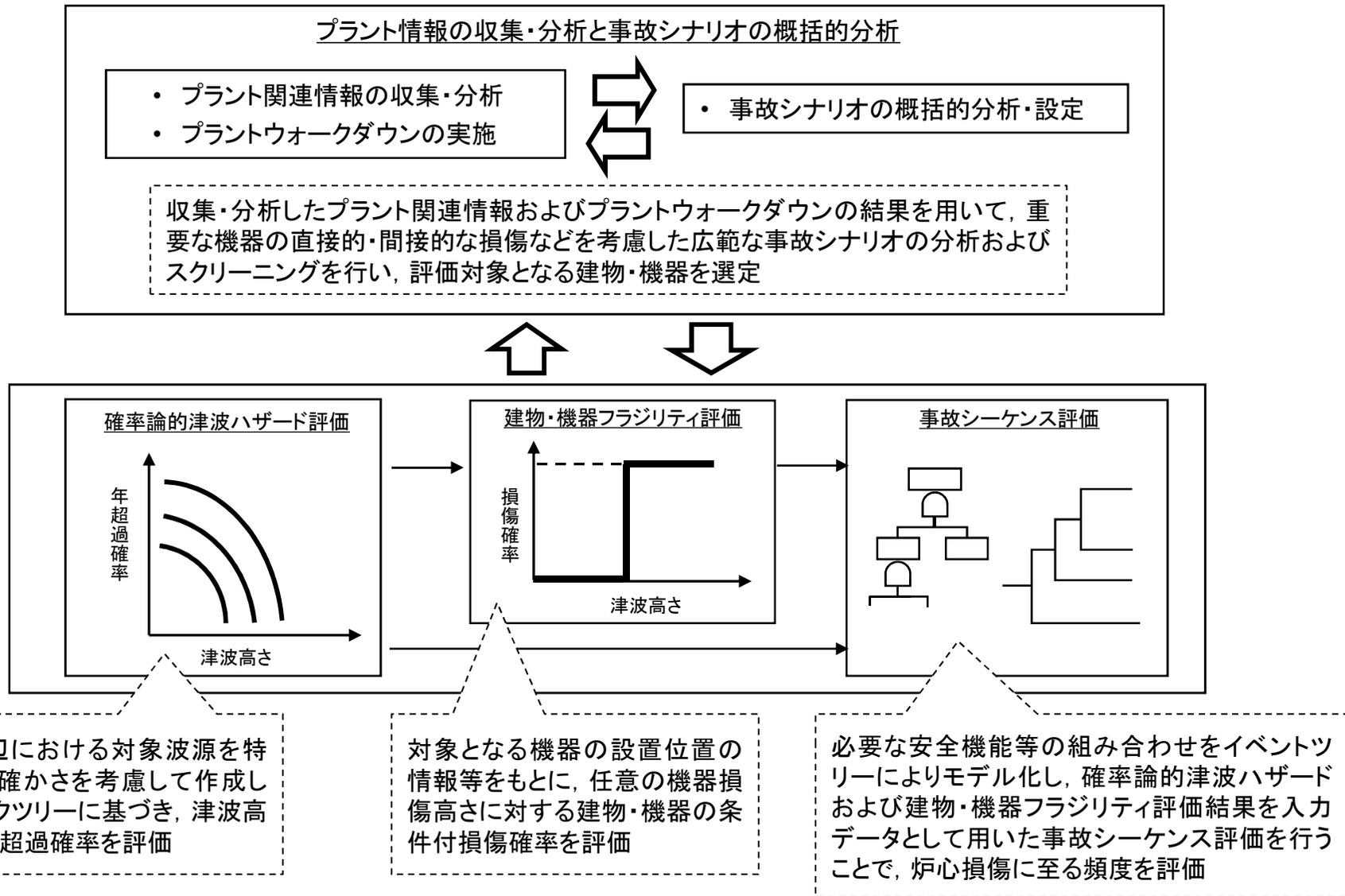


図 起回事象別の寄与割合

表 起回事象別の炉心損傷頻度

起回事象	CDF (/ 炉年)	寄与割合 (%)
交流電源・補機冷却系喪失	$4.0E-07$	39
外部電源喪失	$2.3E-07$	22
原子炉停止機能喪失	$1.6E-07$	16
直流電源喪失	$1.1E-09$	0.1
建物・構築物の損傷	$1.1E-07$	11
計装・制御系喪失	$8.5E-08$	8
E-LOCA	$3.7E-08$	4
格納容器バイパス	$6.3E-11$	< 0.1
合計	$1.0E-06$	100

2-2. 津波PRA



確率論的津波ハザード評価(1/2)

■「日本原子力学会標準 原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準:2011」を踏まえて、確率論的津波ハザード評価を実施

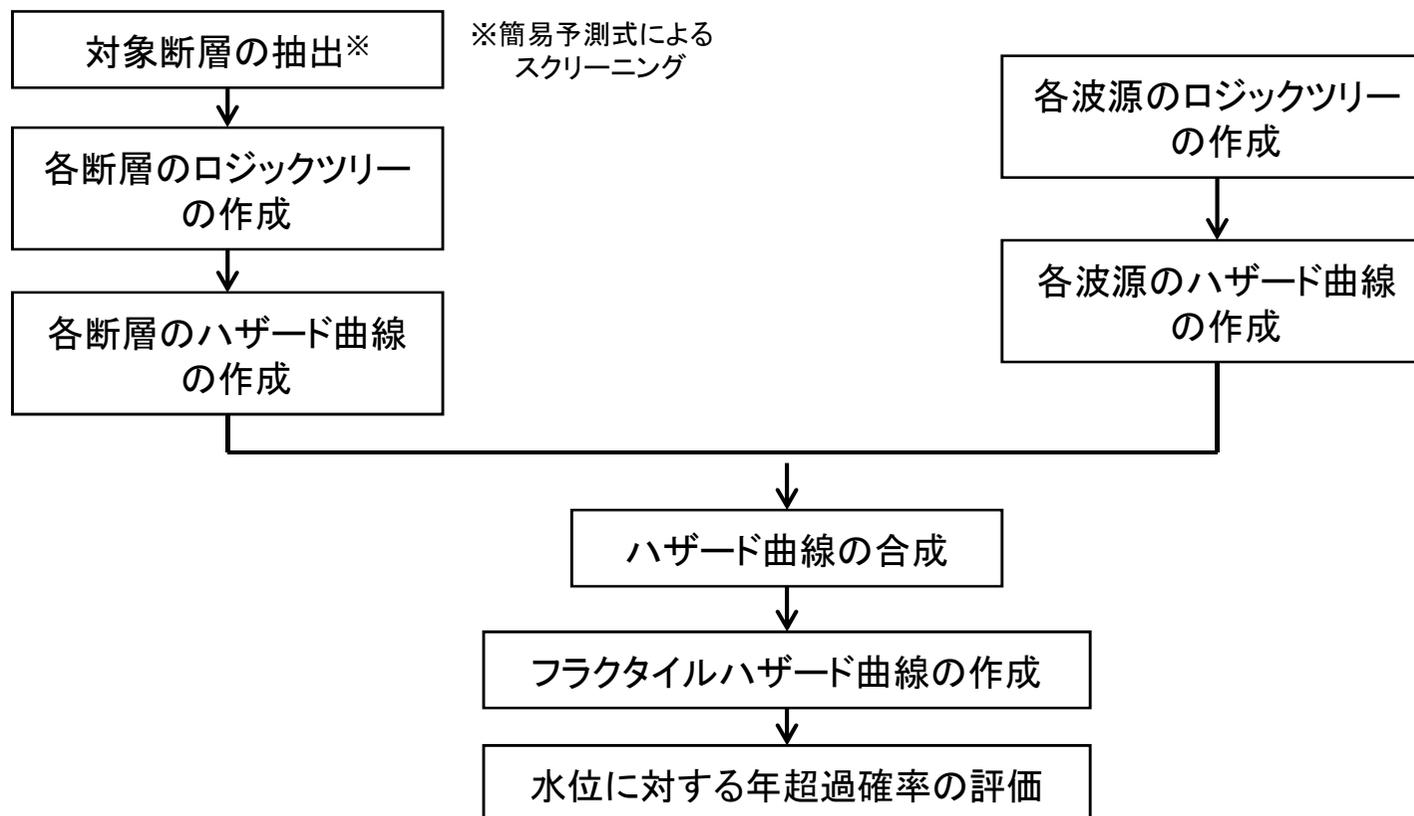
■対象とする津波

- 海域活断層から想定される地震に伴う津波
- 日本海東縁部に想定される地震に伴う津波
- 領域震源(背景的地震)に想定される地震に伴う津波*

※ 垣見他(2003)の領域区分によると、敷地前面海域の地震規模はMj63/4(Mw6.6程度)であり、対象とした海域活断層における地震規模に包含されることから評価対象外とした。

1. 海域活断層から想定される地震に伴う津波

2. 日本海東縁部に想定される地震に伴う津波



確率論的津波ハザード評価(2/2)

■対象となる津波

- 確率論的津波ハザードの対象波源は以下のとおり。
 - ・ 海域活断層から想定される地震に伴う津波
 - ・ 日本海東縁部に想定される地震に伴う津波

■津波高さと年超過確率の関係

- 上記の津波について検討した結果、施設護岸における津波高さと年超過確率の関係は、下図に示すとおり。

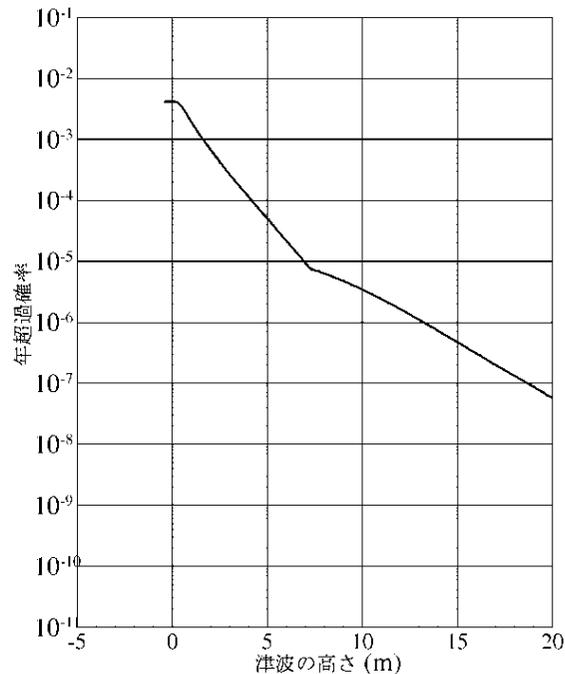


図 施設護岸における津波高さと年超過確率の関係

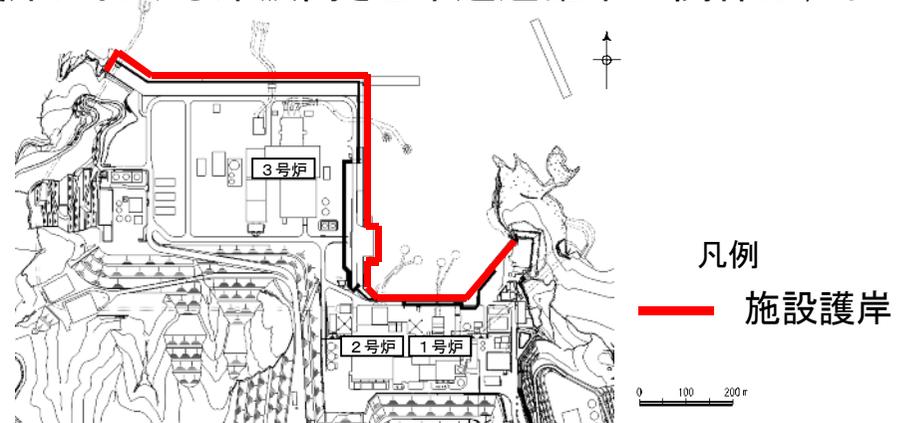


図 施設護岸位置図

表 津波高さ範囲ごとの津波発生頻度

津波高さ	津波発生頻度(／年)
EL2.7m以上 EL8.5m未満	3.5E-04
EL8.5m以上 EL15.0m未満	5.0E-06
EL15.0m以上	4.7E-07

※ハザードは設置変更許可申請時のもの。

脆弱性評価

■脆弱性評価について

- 機器に対する「被水・没水」及び「流体力」の損傷モードに対しては、津波が機器の損傷津波高さ※に到達した時点で、当該機器が確率1.0で損傷すると仮定した。
- 機器脆弱性曲線は下図に示すステップ状の曲線とし、対象の機器の損傷津波高さを「現実的耐力」とし、不確かさは考慮しない。

※損傷津波高さ：津波による敷地内浸水範囲及び浸水高を評価した浸水解析結果を踏まえ、構築物・機器が損傷に至る損傷浸水高の浸水が生じる津波高さを表す。

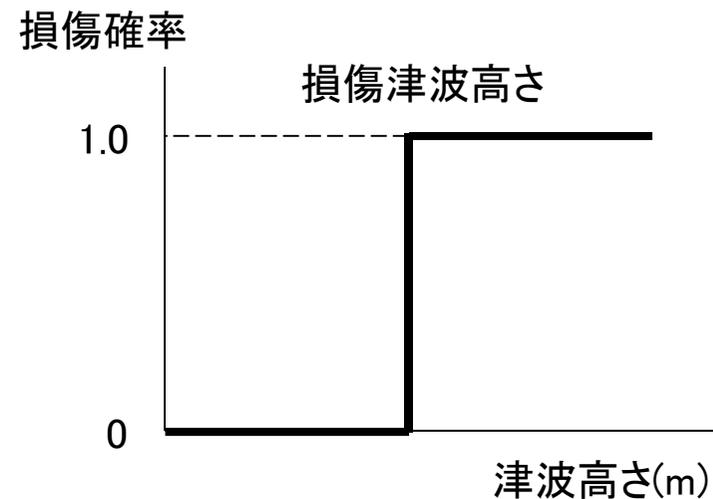


図 脆弱性曲線

事故シーケンス評価(例)

■ 起回事象

● 階層イベントツリー

- 津波の場合、複数の起回事象が同時に発生することが考えられるが、これらの影響を合理的に評価するため、階層イベントツリーを用いて起回事象の階層化を行った。
- 階層イベントツリー作成に際しては、発生時の影響が大きい順に起回事象を並べ、これらをヘディングとすることにより、先行のヘディングの下では、後続のヘディングはすべて発生しているものと仮定した。
- 直接炉心損傷に至る事象については、緩和設備が広範に喪失するため、最も重大な影響を及ぼすものとして最初のヘディングに設定した。

津波	直接炉心損傷 に至る事象	補機冷却系 喪失	事故シーケンス	事故シーケンス グループ
			炉心損傷なし	炉心損傷なし
			津波+補機冷却系喪失	補機冷却系喪失へ
			津波+直接炉心損傷に至る事象	高圧・低圧注水機能喪失 高圧注水・減圧機能喪失 全交流動力電源喪失 崩壊熱除去機能喪失

図 津波PRA階層イベントツリー

事故シーケンス評価(1/3)

■事故シナリオの広範な分析において抽出された起因事象に対して、機器のフラジリティ等を考慮し、津波高さ範囲ごとに分析を行った。

- EL2.7m以上～8.5m未満
 - ・ この津波高さにおいては、浸水防止対策により、原子炉補機海水ポンプの没水は発生しない。
- EL8.5m以上～15.0m未満
 - ・ この津波高さにおいては、浸水防止対策により、海水ポンプエリア下部からの浸水は発生しない。
 - ・ 浸水解析による海水ポンプエリア防水壁の浸水高は、損傷浸水高以下であるため防水壁は損傷せず、海水ポンプエリア上部からの浸水も発生しない。
 - ・ 建物外壁の水密扉の浸水高は、損傷浸水高以下であるため水密扉は損傷せず、建物内への浸水は発生しない。
- EL15.0m以上
 - ・ 炉心損傷頻度は $4.7E-07$ ／炉年である。
 - ・ この津波高さにおいては、防波壁、防水壁及び水密扉等の浸水防止対策が津波による損傷し、直接炉心損傷に至る。
 - ・ 事故シーケンスグループ別の結果では、直接炉心損傷に至る事象の寄与割合が100%となる。

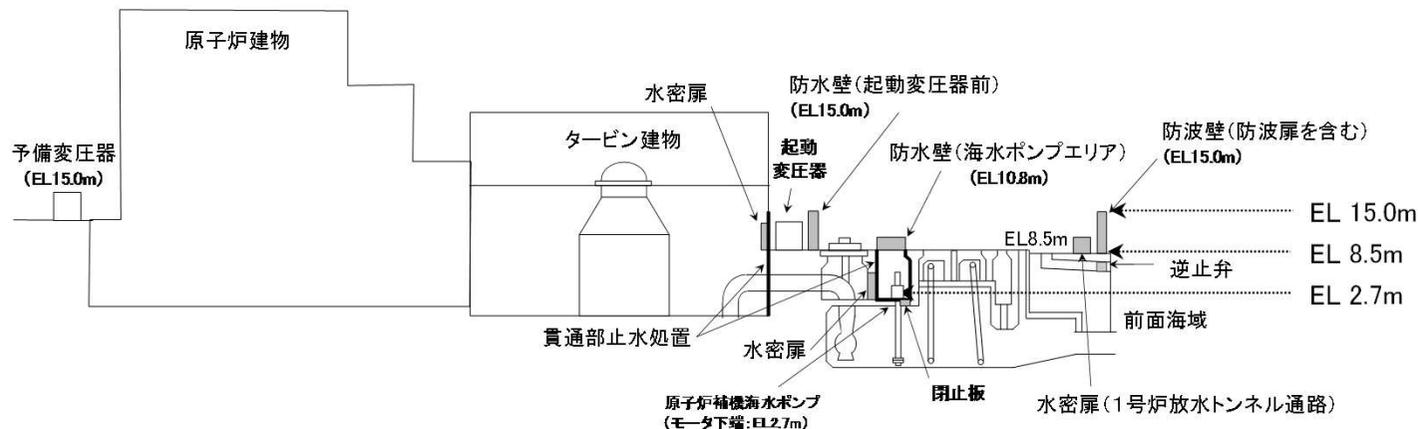


図 島根2号炉の敷地高さと主要な機器等の設置高さ

事故シーケンス評価(2/3)

■津波高さ別の炉心損傷頻度

- 事故シーケンスの定量化を行った結果, 全炉心損傷頻度は $4.7E-07$ /炉年となった。
- 津波高さ別の炉心損傷頻度への寄与割合では, 「EL15.0m以上」が100%となった。

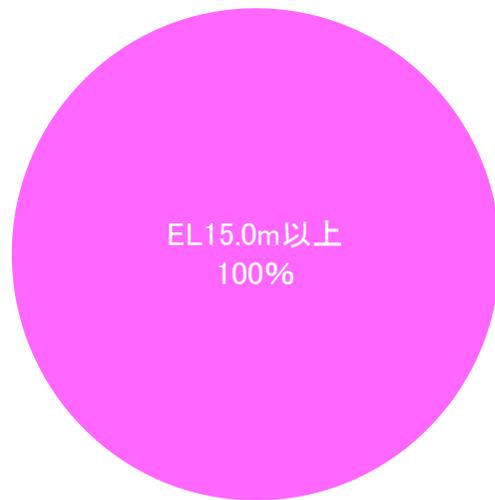


表 津波高さ別の炉心損傷頻度

津波高さ	津波発生頻度 (/炉年)	炉心損傷頻度 (/炉年)	寄与割合 (%)
EL15.0m以上	$4.7E-07$	$4.7E-07$	100

図 津波高さ別の寄与割合

事故シーケンス評価(3/3)

■ 津波特有の事故シーケンスの分析

- 津波により炉心損傷に至る事故シナリオの分析においては、以下の理由により「EL15.0m以上」で「直接炉心損傷に至る事象」の発生を想定
 - ・ 防波壁高さEL15.0mを超える高さの津波の影響を保守的に考慮
 - ・ EL15.0m以上の範囲における確率論的津波ハザードが持つ不確実さを考慮
- 「EL15.0m以上～EL20.0m未満」までは、以下の理由から直接炉心損傷に至る事象は発生しない
 - ・ EL20.0m津波による敷地内浸水分布の結果から、浸水防止対策により、海水ポンプエリア及びタービン建物への浸水は発生しない
 - ・ 防波壁は、EL20.0m津波に対する耐力を有する
- 「EL20.0m以上」の津波による事故シナリオの分析
 - ・ 海水ポンプエリアへの浸水
 - ⇒ 補機冷却系喪失
 - ・ 変圧器の損傷
 - ⇒ 外部電源喪失
 - ⇒ 全交流電源喪失
 - ・ タービン建物への浸水
 - ⇒ 原子炉建物への浸水
 - ⇒ 非常用ディーゼル発電機室他への浸水
 - ⇒ 直接炉心損傷に至る事象

表 津波高さ範囲毎の津波発生頻度

津波高さ	津波発生頻度(／年)
EL15.0m以上	4.7E-07
EL20.0m以上	5.7E-08



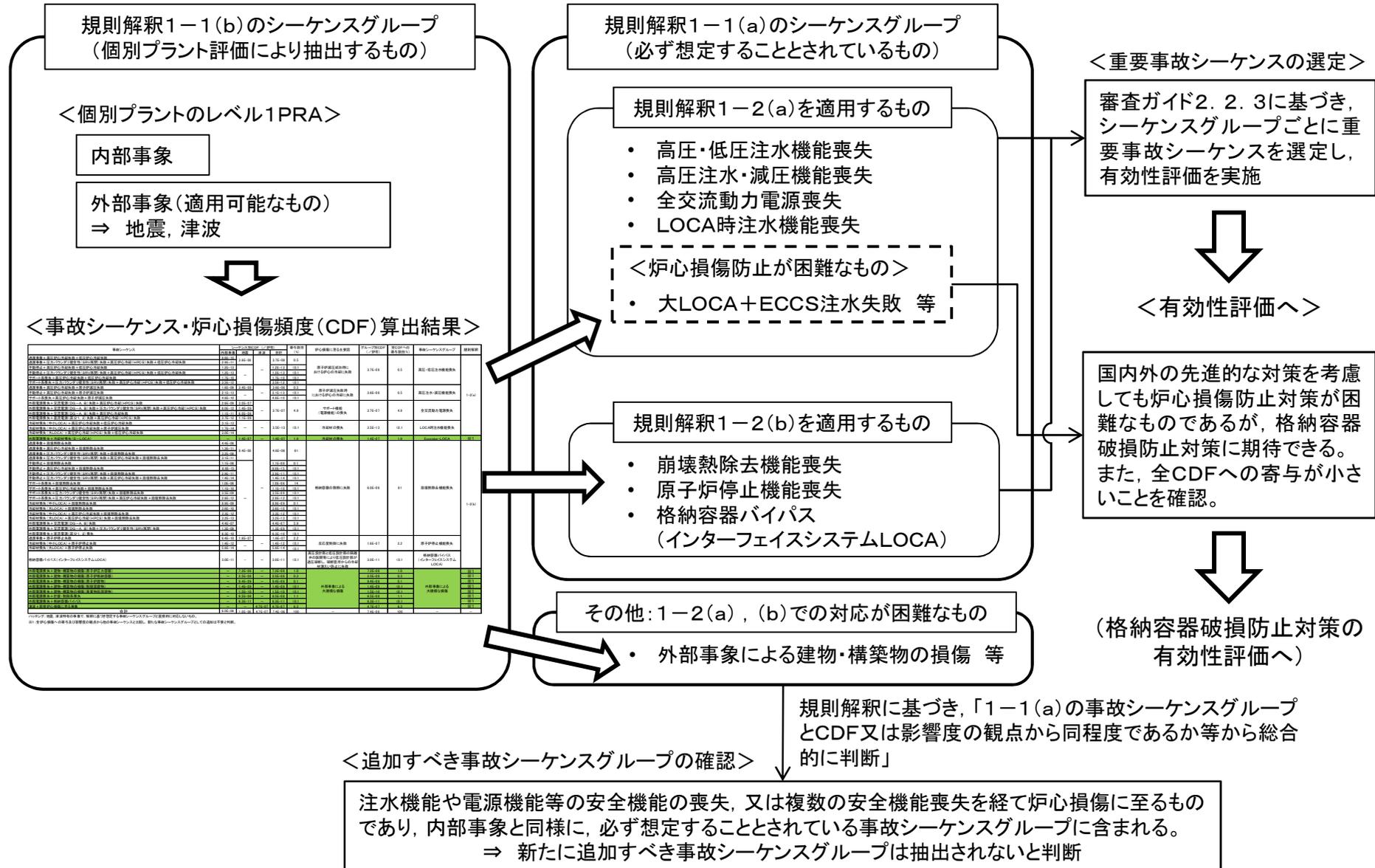
EL20m津波による敷地内浸水深分布

3. 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

3-1. 炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定について

事故シーケンスグループの分析について

■事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスグループ選定プロセス



重要事故シーケンスの選定について

■ 炉心損傷防止対策の評価事故シーケンスの選定結果を下表に示す。

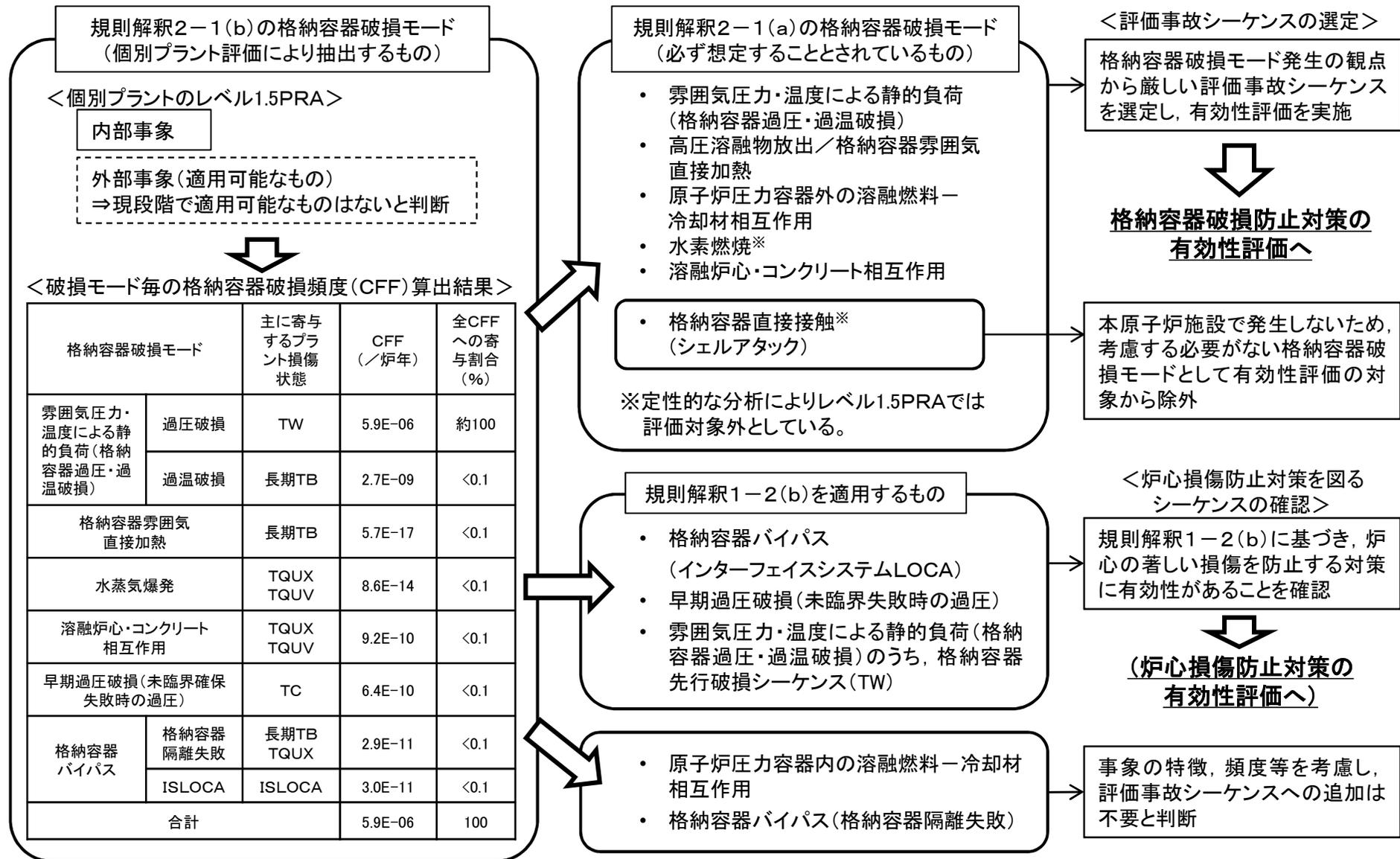
表 事故シーケンスグループ別の重要事故シーケンスの選定(まとめ)

事故シーケンスグループ	選定した評価対象事故シーケンス	重要事故シーケンス選定の考え方	重大事故等対策
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	代表性及び事象進展の厳しさの観点から、事象進展が早い過渡事象を起因とする事故シーケンスを選定。	・低圧原子炉代替注水系(常設)
高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	代表性及び事象進展の厳しさの観点から、事象進展が早い過渡事象を起因とする事故シーケンスを選定。	・代替自動減圧機能
全交流動力電源喪失	外部電源喪失＋交流電源(DG-A, B)失敗＋高圧炉心冷却(HPCS)失敗	代表性の観点から、全交流動力電源が長期間喪失する事故シーケンスを選定。	・低圧原子炉代替注水系(常設) ・低圧原子炉代替注水系(可搬型) ・格納容器フィルタベント系 ・ガスタービン発電機車
LOCA時注水機能喪失	冷却材喪失(中小LOCA)＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	代表性の観点から、中小LOCAに高圧注水系失敗及び低圧注水系失敗を重畳させる事故シーケンスを選定。(大LOCAについては、炉心損傷防止対策を有効に実施することはできないため、格納容器破損防止対策を講じて、その有効性を確認する。)	・逃がし安全弁の手動操作 ・低圧原子炉代替注水系(常設)
崩壊熱除去機能喪失	過渡事象＋崩壊熱除去失敗	・「残留熱除去系が故障した場合」として、LOCAを起因とする事故シーケンスについては、LOCAを起因とする事故シーケンスグループにおいて評価するため、これらを除いた上で、代表制の観点から、事故シーケンスを選定。	・原子炉補機代替冷却系 ・格納容器フィルタベント系 ・ガスタービン発電機車
	外部電源喪失＋交流電源(DG-A, B)失敗	「取水機能が喪失した場合」として、事象進展の厳しさの観点から、事故シーケンスを選定。	
原子炉停止機能喪失	過渡事象＋原子炉停止失敗	代表性の観点から、過渡事象を起因とする事故シーケンスを選定。事象の厳しさの観点から、原子炉圧力の上昇が厳しい事象である主蒸気隔離弁の誤閉止を起因事象として選定。	・代替制御棒挿入機能 ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 ・ほう酸水注入系
格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	代表性及び事象の厳しさの観点から、運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち最も配管系の大きい低圧注水系の注水配管の破断を起因事象として選定。	・破断箇所の隔離

3-2. 格納容器破損防止対策の有効性評価の 格納容器破損モード及び評価事故シーケンス の選定について

格納容器破損モードの分析について

■事故シーケンスグループ及び評価事故シーケンス選定プロセス



評価事故シーケンスの選定について

■ 炉心損傷防止が困難な事故シーケンスにおける格納容器破損防止対策の有効性

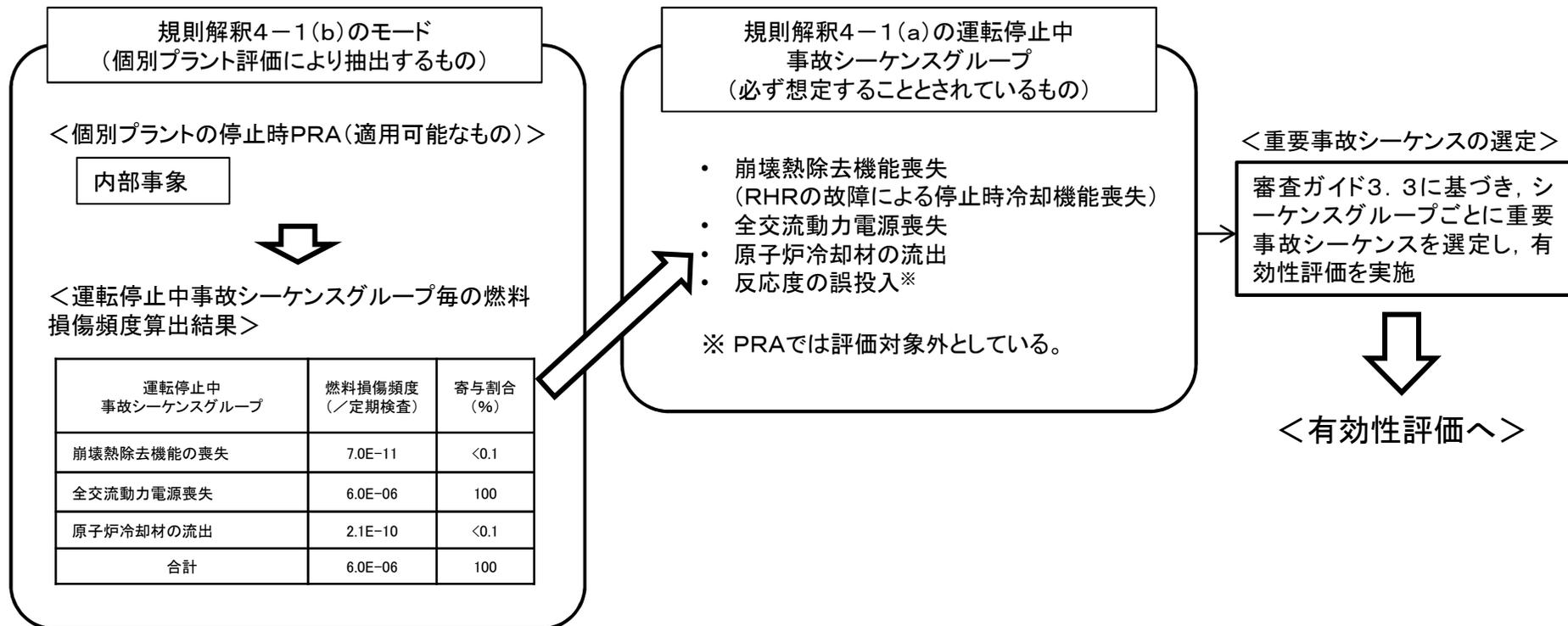
- 国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策を講じることが困難なシーケンスとして整理した事故シーケンスは、3. 1. 2で示した以下の3つである。
 - ・ 冷却材喪失(大LOCA) + 高圧炉心冷却(HPCS)失敗 + 低圧炉心冷却失敗
 - ・ 冷却材喪失(中小LOCA) + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗※
 - ・ 冷却材喪失(中小LOCA) + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗※
- これらの事故シーケンスについては、規則解釈1-2(a)に該当する格納容器破損防止対策に期待できる事象として、今回整備した格納容器破損防止対策により格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認する。

※ 小LOCAについては炉心損傷回避が可能であるが、中小LOCAに分類している。

3-3. 運転停止中原子炉における燃料破損防止 対策の有効性評価の運転停止中事故シーケン スグループ及び重要事故シーケンスの選定に ついて

運転停止中事故シーケンスグループの分析について

■ 燃料損傷防止対策の有効性評価における重要事故シーケンス選定プロセス



重要事故シーケンスの選定について

■評価対象事故シーケンスの選定結果を下表に示す。

表 重要事故シーケンスの選定

事故シーケンスグループ	評価対象事故シーケンス	重要事故シーケンス選定の考え方	重大事故等対策
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱除去機能喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗	余裕時間や設備容量については、緩和設備の実施に必要な時間及び緩和設備の容量に比べていずれの事故シーケンスでも十分に低い。 代表性の観点から、運転中の残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能が喪失する事故シーケンスを選定。 なお、原子炉補機冷却系(海水ポンプを含む)が故障した場合については、事象進展が全交流動力電源喪失と同様であるため、同評価において有効性を確認する。	・待機中の残留熱除去による原子炉への注水及び崩壊熱除去
全交流動力電源喪失	外部電源喪失 + 交流電源喪失	余裕時間や設備容量については、緩和設備の実施に必要な時間及び緩和設備の容量に比べていずれの事故シーケンスでも十分に低い。 代表性の観点から、全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系等による崩壊熱除去機能が喪失する事故シーケンスを選定。	・ガスタービン発電機による電源供給 ・低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉への注水 ・原子炉補機代替冷却系による除熱
原子炉冷却材の流出	残留熱除去系切替時の冷却材流出 + 流出隔離・炉心冷却失敗	事象進展の厳しさの観点から、残留熱除去系の系統切替え時に原子炉冷却材が流出する事故シーケンスを選定。	・待機中の残留熱除去系による原子炉への注水 ・冷却材流出口の隔離操作
反応度の誤投入	反応度の誤投入	代表性の観点から、最大反応度値を有する制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超えて誤って連続的に引き抜かれる事故シーケンスを選定。	・中性子束高スクラム信号によるスクラム

3-4. 結 論

結 論

- 「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」(平成25年9月19日)に基づき、個別プラントの内部事象に関するPRA及び外部事象に関するPRA等により評価を実施した。
- 評価の結果、原子力規制委員会が指定する事故シーケンスグループ、格納容器破損モード、運転停止中事故シーケンスグループ(以下「事故シーケンスグループ等」という。)に含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ等は抽出されなかった。
- 「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」及び「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に基づき、下表のとおり事故シーケンスグループ等毎に有効性評価の対象とする事故シーケンスを選定した。

表 炉心損傷防止対策の評価事故シーケンス

事故シーケンスグループ	評価対象事故シーケンス
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗
高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗
全交流動力電源喪失	外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗
LOCA時注水機能喪失	冷却材喪失(中小LOCA)+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗
崩壊熱除去機能喪失	過渡事象+崩壊熱除去失敗
	外部電源喪失+交流電源(DG-A, B)失敗
原子炉停止機能喪失	過渡事象+原子炉停止失敗
格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)

表 格納容器破損防止対策の評価事故シーケンス

格納容器破損モード	選定したPDS	評価対象事故シーケンス
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	LOCA	大LOCA+ECCS失敗+全交流動力電源喪失
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱(DCH)	TQUX	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉注水失敗
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)	TQUV	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+炉心損傷後の原子炉注水失敗
水素燃焼	LOCA	大LOCA+ECCS失敗+全交流動力電源喪失
溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)	TQUV	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+炉心損傷後の原子炉注水失敗

表 運転停止中原子炉における燃料破損防止対策の評価事故シーケンス

事故シーケンスグループ	評価対象事故シーケンス
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗
全交流動力電源喪失	外部電源喪失+交流電源喪失
原子炉冷却材の流出	残留熱除去系切替時の冷却材流出+流出隔離・炉心冷却失敗
反応度の誤投入	反応度の誤投入

4. 有効性評価について

高圧・低圧注水機能喪失

■ 事故シーケンスグループの特徴

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く。)の発生後、高圧注水機能が喪失し、原子炉の減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失する事象。このため、炉心が露出し、緩和措置が取られない場合には、炉心がヒートアップし、炉心の著しい損傷に至る。

■ 炉心損傷防止対策の基本的考え方

逃がし安全弁の手動操作により原子炉を減圧し、減圧後に低圧原子炉代替注水系(常設)により炉心を冷却することによって炉心の著しい損傷の防止を図る。

■ 評価結果 有効 (燃料破損なし, 原子炉圧力容器健全)

- 燃料被覆管温度 約441°C(基準:1,200°C以下)
- 燃料被覆管酸化量 1%以下(基準:15%以下)
- 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 7.59MPa[gage](基準:最高使用圧力の1.2倍(10.34MPa[gage]))
- 要員 26名(当社要員:33名確保)
- 水源 7日間注水量約3,400m³(本シーケンスで使用する貯水量:約6,700m³)
- 燃料 7日間燃料消費量約680m³(貯蔵量:約970m³)
- 電源 約230kW(ガスタービン発電機車1台(3,200kW)で供給可能)

高圧注水・減圧機能喪失

■ 事故シーケンスグループの特徴

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く。)の発生後、高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失する。このため、炉心が露出し、緩和措置が取られない場合には、炉心がヒートアップし、炉心の著しい損傷に至る。

■ 炉心損傷防止対策の基本的考え方

代替自動減圧機能により原子炉を減圧し、減圧後に低圧注水系により炉心を冷却することによって炉心の著しい損傷の防止を図る。

■ 評価結果 有効 (燃料破損なし, 原子炉圧力容器健全)

- 燃料被覆管温度 約705°C (基準: 1,200°C以下)
- 燃料被覆管酸化量 1%以下 (基準: 15%以下)
- 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 7.59MPa[gage] (基準: 最高使用圧力の1.2倍 (10.34MPa[gage]))
- 要員 8名 (当社要員: 33名確保)
- 水源 必要なし
- 燃料 7日間燃料消費量約440m³ (貯蔵量: 約970m³)
- 電源 非常用ディーゼル発電機で供給可能

全交流動力電源喪失

■ 事故シーケンスグループの特徴

全交流動力電源喪失の発生後、安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することにより原子炉への注水機能が喪失する。このため、炉心が露出し、緩和措置が取られない場合には、炉心がヒートアップし、炉心の著しい損傷に至る。

■ 炉心損傷防止対策の基本的考え方

「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」では、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水によって原子炉水位を適切に維持しつつ、その後、原子炉を減圧し、減圧後に低圧原子炉代替注水系(常設)または低圧原子炉代替注水系(可搬型)により原子炉へ注水し、炉心を冷却することによって炉心の著しい損傷の防止を図る。

■ 評価結果 有効 (燃料破損なし, 原子炉圧力容器健全)

- 燃料被覆管温度 - (炉心の冠水は維持される)
- 燃料被覆管酸化量 - (炉心の冠水は維持される)
- 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力 7.59MPa[gage] (基準: 最高使用圧力の1.2倍(10.34MPa[gage])以下)
- ベント時の被ばく評価 約0.14mSv (基準: 5mSv以下)
- 要員 33名(当社要員: 33名確保)
- 水源 7日間注水量約2,900m³(本シーケンスで使用する貯水量: 約6,000m³)
- 燃料 7日間燃料消費量約460m³(貯蔵量: 約970m³)
- 電源 約3,100kW(ガスタービン発電機1台(6,400kW)で供給可能)