

炉心損傷頻度の計算に用いた計算コードの特徴（検証結果）

今回のPRAでは、イベントツリー作成、フォールトツリー作成及びこれらの定量化に関してWinNUPRAコードを使用している。以下に、コードの概要及び検証について示す。

1. コードの概要

PRAの解析支援ツールとして米国SCIENTECH社で開発され、PRA評価作業において求められるET、FTモデルの作成、信頼性パラメータの作成、事故シーケンスの定量化、重要度解析等のほぼすべての機能を有しており、米国、欧州、アジア及び我が国（JNES等）で使用実績があるコードである。

WinNUPRAコードの概要を以下に示す。

(1) フォールトツリー作成

WinNUPRAでは、リンクツリー手法を採用しており、これにより大規模なフォールトツリーを構築することができる。フォールトツリー編集では、フォールトツリーの新規作成、既存のフォールトツリー編集、フォールトツリーの印刷、基事象データファイルからのデータ更新等が実施できる。

(2) 信頼性パラメータ作成

WinNUPRAでは、基事象データファイル、パラメータデータファイル及びシーケンスデータファイル等を対象にデータベースファイルの編集を行うことができる。

(3) イベントツリー作成

WinNUPRAでは、事故シーケンスを機能や事象の成功や失敗の論理的組合せであるイベントツリーを画面上で容易に作成・編集できる。また、イベントツリーの分岐に割り与えられた系統レベルのカットセット式をその論理構造からマージ処理することにより、各シーケンスのカットセット式が求められる。

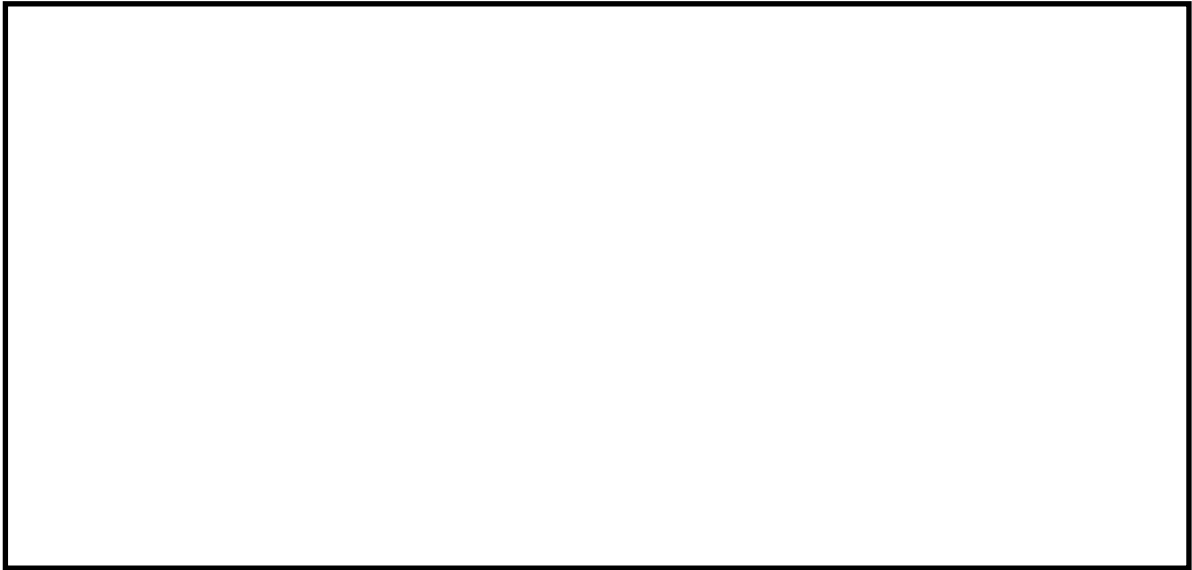
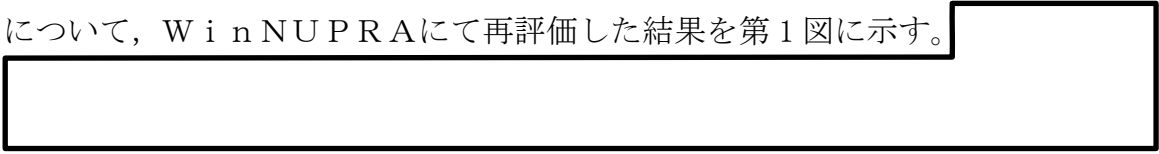
(4) 解析・評価

WinNUPRAで構築したフォールトツリーをリンクし、定量化することができ、イベントツリーの定量化、カットセット式の編集等が実施できる。WinNUPRAでは、フォールトツリー結合法で最小カットセットを求め、稀有事象近似で定量化している。

また、重要度解析、不確実さ解析等が実施できる。

2. コードの検証

レベル1 P R Aの代表的な解析コードとして、米国E P R Iが開発したC A F T Aがある。C A F T Aを用いた非隔離事象のイベントツリーの評価事例について、W i n N U P R Aにて再評価した結果を第1図に示す。



第1図 C A F T Aとの比較（非隔離事象イベントツリーの評価）

主要な事故シーケンスのイベントツリー上への表示

1. 起因事象別の主要な事故シーケンス

起因事象別の炉心損傷頻度（／炉年）及び主要な事故シーケンスを第1表に示す。起因事象別では、「過渡事象」が炉心損傷頻度に対する寄与割合が最も大きく、炉心損傷頻度は 4.5×10^{-6} / 炉年となる。

「過渡事象」における主要な事故シーケンスは「過渡事象＋崩壊熱除去失敗」となり、炉心損傷頻度は、過渡事象全体と同じ 4.5×10^{-6} / 炉年となる。第1図に、「過渡事象＋崩壊熱除去失敗」のイベントツリーを示す。

「過渡事象」には、「非隔離事象」「隔離事象」「全給水喪失」「水位低下事象」「原子炉保護系誤動作等」及び「逃がし安全弁誤開放」の起因事象が含まれており、起因事象ごとのイベントツリーにおける主要な事故シーケンスを第2図～第7図に示す。

2. 事故シーケンスグループ別の主要な事故シーケンス

事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度（／炉年）及び主要な事故シーケンスを第2表に示す。事故シーケンスグループ別では、「崩壊熱除去機能喪失」が炉心損傷頻度に対する寄与割合が最も大きく、炉心損傷頻度は 6.2×10^{-6} となる。

「崩壊熱除去機能喪失」の中で主要な事故シーケンスは「過渡事象＋崩壊熱除去機能喪失」となり、「過渡事象＋崩壊熱除去機能喪失」のイベントツリーにおける主要な事故シーケンスは、1. と同様である。

第1表 起因事象別の炉心損傷頻度と主要な事故シーケンス

起因事象	起因事象別 炉心損傷頻度 (/炉年)	主要なシーケンス	イベント ツリー
過渡事象	4.5E-06	過渡事象+崩壊熱除去失敗	第1図
非隔離事象	2.4E-06	非隔離事象+RHR失敗	第2図
隔離事象	3.8E-07	隔離事象+RHR失敗	第3図
全給水喪失	1.5E-07	全給水喪失+RHR失敗	第4図
水位低下事象	3.8E-07	水位低下事象+RHR失敗	第5図
原子炉保護系誤動作等	1.1E-06	RPS誤動作等+RHR失敗	第6図
逃がし安全弁誤開放	1.7E-08	逃がし安全弁誤開放+RHR失敗	第7図
手動停止/サポート系喪失	1.2E-06	サポート系喪失+崩壊熱除去失敗	
手動停止(通常停止を含む)	1.2E-08	手動停止+崩壊熱除去失敗	
原子炉補機冷却系故障A系	3.9E-07	補機A喪失+RHR失敗	
原子炉補機冷却系故障B系	3.1E-07	補機B喪失+RHR失敗	
交流電源故障C系	9.2E-08	AC-C喪失+RHR失敗	
交流電源故障D系	7.6E-08	AC-D喪失+RHR失敗	
直流電源故障A系	1.7E-07	DC-1喪失+RHR失敗	
直流電源故障B系	1.4E-07	DC-2喪失+RHR失敗	
タービン・サポート系故障	1.0E-08	タービン・サポート系喪失+RHR失敗	
外部電源喪失	5.2E-07	外部電源喪失+交流電源喪失	
外部電源喪失	5.2E-07	外部電源喪失+DG-A失敗+DG-B失敗	
原子炉冷却材喪失(LOCA)	9.3E-09	冷却材喪失(LOCA)+崩壊熱除去失敗	
小破断LOCA	5.4E-09	小LOCA+RHR失敗	
中破断LOCA	3.6E-09	中LOCA+RHR失敗	
大破断LOCA	3.6E-10	大LOCA+RHR失敗	
インターフェイスシステム LOCA	3.3E-09	インターフェイスシステム LOCA	

第2表 事故シーケンス別の炉心損傷頻度と事故シーケンス

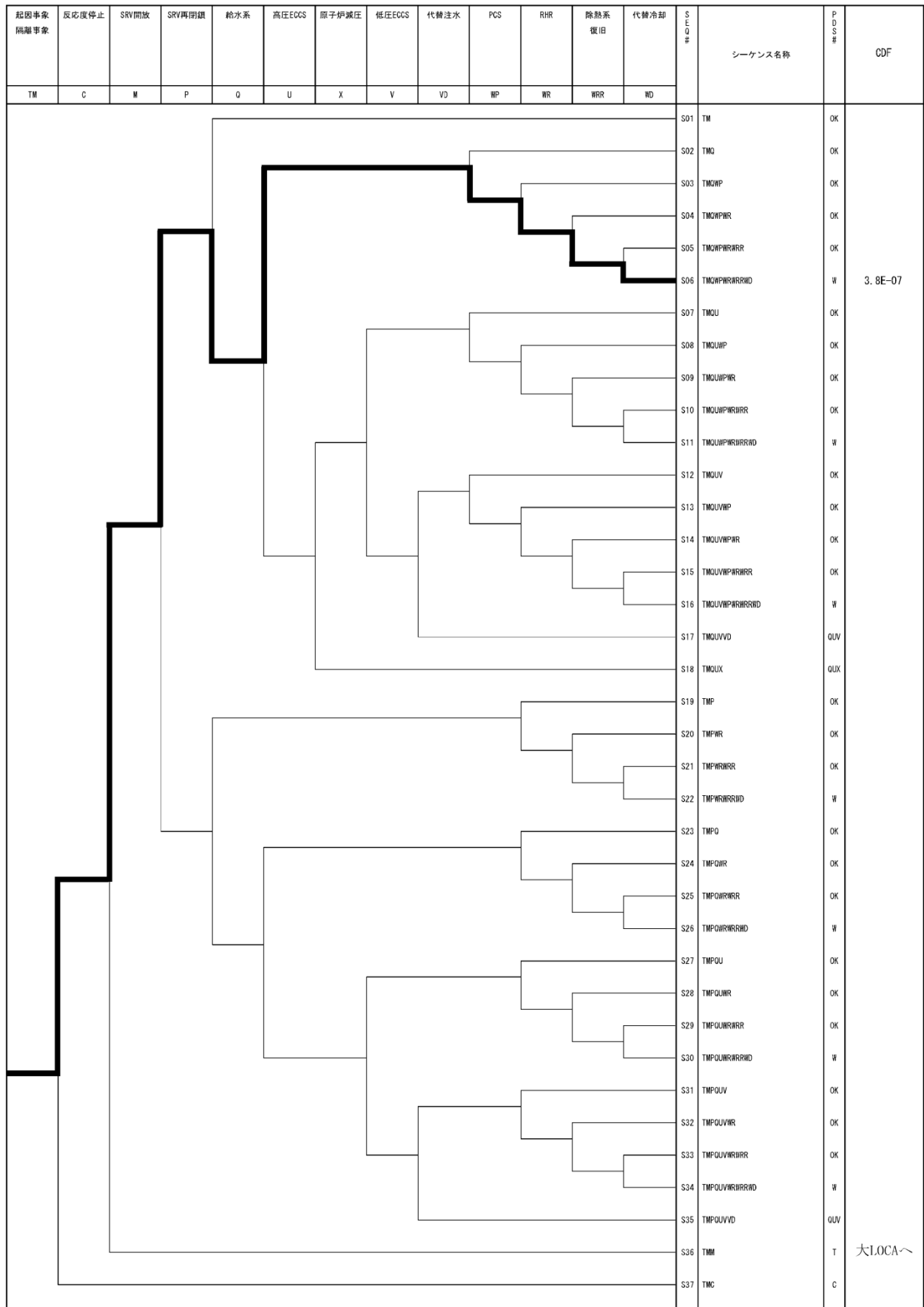
事故シーケンスグループ	事故シーケンス グループ別 炉心損傷頻度 (/炉年)	主要なシーケンス	イベント ツリー
崩壊熱除去機能喪失	6.2E-06	過渡事象＋崩壊熱除去失敗	第1図～ 第7図
全交流動力電源喪失	2.7E-09	外部電源喪失＋交流電源失敗＋高圧炉心冷却失敗	
高圧注水・減圧機能喪失	5.1E-09	過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	
高圧・低圧注水機能喪失	3.3E-09	過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	
原子炉停止機能喪失	6.4E-10	過渡事象＋原子炉停止失敗	
インターフェイスシステム LOCA	3.3E-09	インターフェイスシステム LOCA	
LOCA時注水機能喪失	4.3E-13	冷却材喪失（LOCA）＋ 高圧炉心冷却失敗＋原子炉 減圧失敗	

過渡 事象	原子炉 停止	圧力バウンダリ 健全性	高压炉心 冷却	原子炉減 圧	低压炉心 冷却	崩壊熱 除去	炉心損傷頻度 (/炉年)	事故シケケンス	事故シケケンス グループ
	[Thick line]	[Thick line]	[Thick line]	[Thick line]	[Thick line]	[Thick line]	4.5E-06	過渡事象 + 崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失
								過渡事象 (逃がし安全弁誤開放) + 崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失

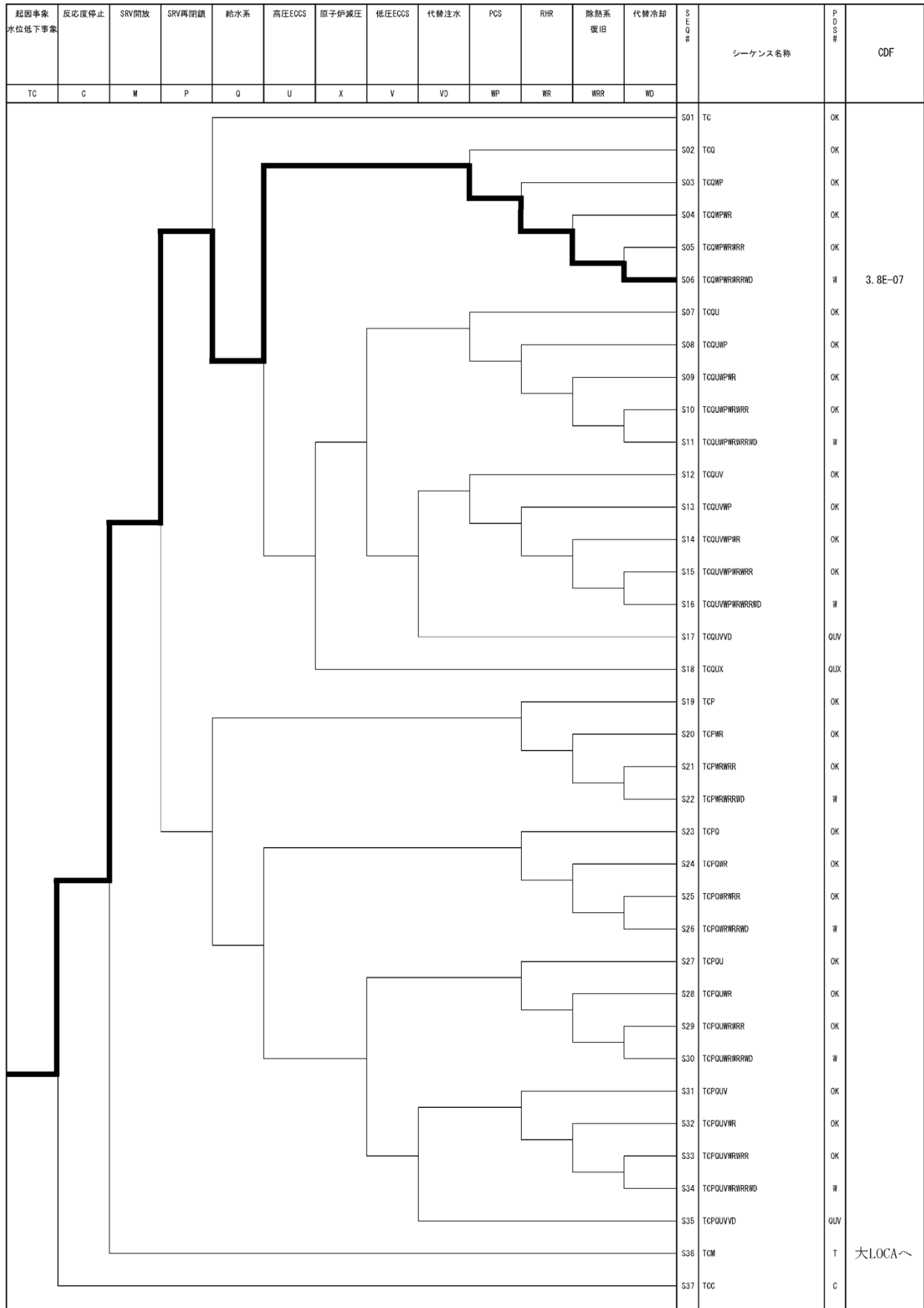
第1図 過渡事象イベントツリー

起因事象 非隔離事象	反応度停止	SRV開放	SRV再閉鎖	給水系	高圧ECCS	原子炉減圧	低圧ECCS	代替注水	PCS	RHR	除熱系 復旧	代替冷却	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	CDF	
TT	C	M	P	Q	U	X	V	VD	WP	WR	WRR	WD					
													S01	TT	OK	2.4E-06	
													S02	TTQ	OK		
													S03	TTQWP	OK		
													S04	TTQWPWR	OK		
													S05	TTQWPWRWR	OK		
													S06	TTQWPWRWRWD	W		
													S07	TTQU	OK		
													S08	TTQUWP	OK		
													S09	TTQUWPWR	OK		
													S10	TTQUWPWRWR	OK		
													S11	TTQUWPWRWRWD	W		
													S12	TTQUV	OK		
													S13	TTQUWVP	OK		
													S14	TTQUWVPWR	OK		
													S15	TTQUWVPWRWR	OK		
													S16	TTQUWVPWRWRWD	W		
													S17	TTQUVVD	QUV		
													S18	TTQUX	QUX		
													S19	TTP	OK		
													S20	TTPWR	OK		
													S21	TTPWRWR	OK		
													S22	TTPWRWRWD	W		
													S23	TTPQ	OK		
													S24	TTPQWR	OK		
													S25	TTPQWRWR	OK		
													S26	TTPQWRWRWD	W		
													S27	TTPQU	OK		
													S28	TTPQUWR	OK		
													S29	TTPQUWRWR	OK		
													S30	TTPQUWRWRWD	W		
													S31	TTPQUV	OK		
													S32	TTPQUVWR	OK		
													S33	TTPQUVWRWR	OK		
													S34	TTPQUVWRWRWD	W		
													S35	TTPQUVVD	QUV		
													S36	TTM	T		大LOCAへ
													S37	TTC	C		

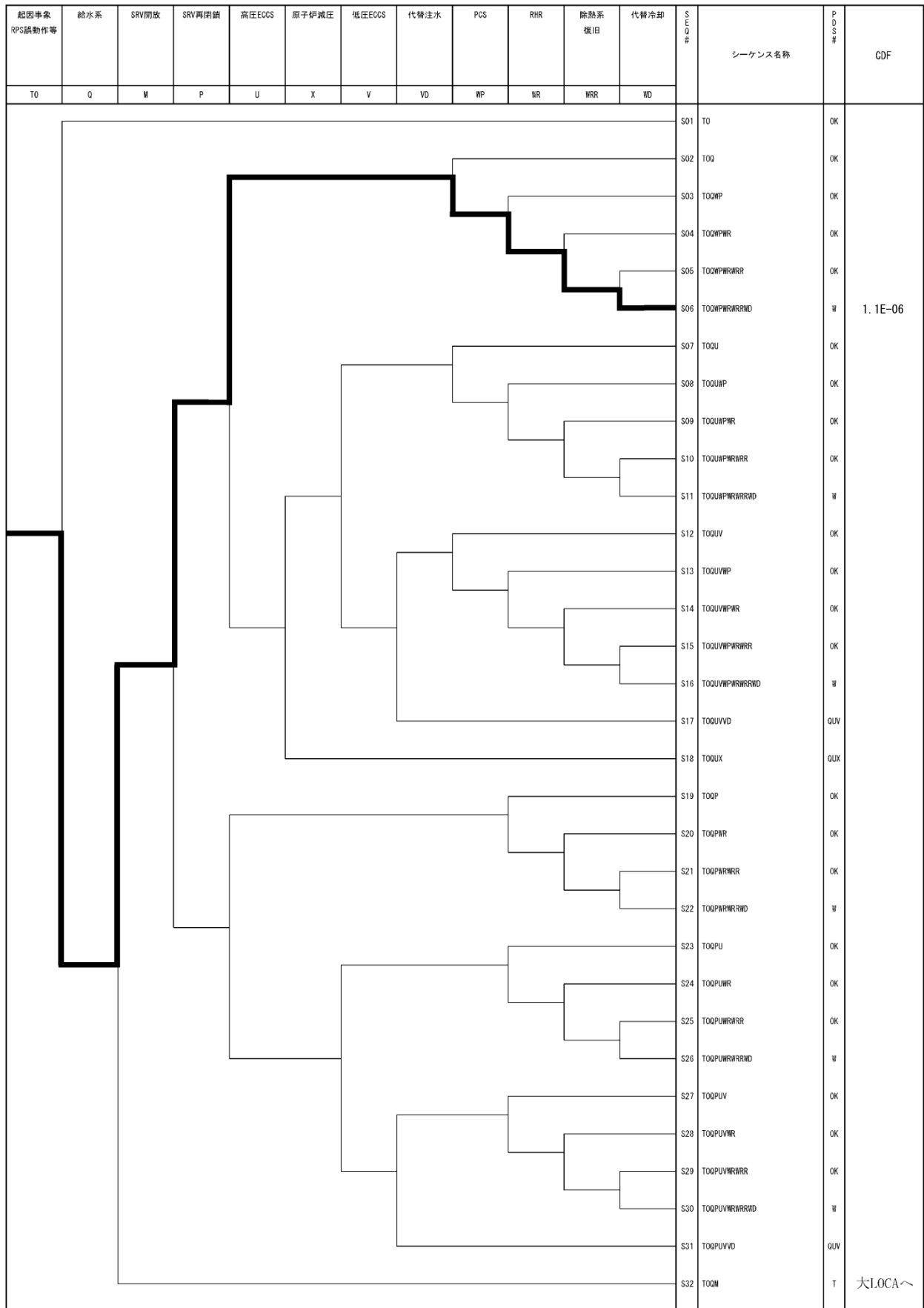
第2図 非隔離事象に対するイベントツリー



第3図 隔離事象に対するイベントツリー



第5図 水位低下事象に対するイベントツリー



第6図 原子炉保護系誤動作等に対するイベントツリー

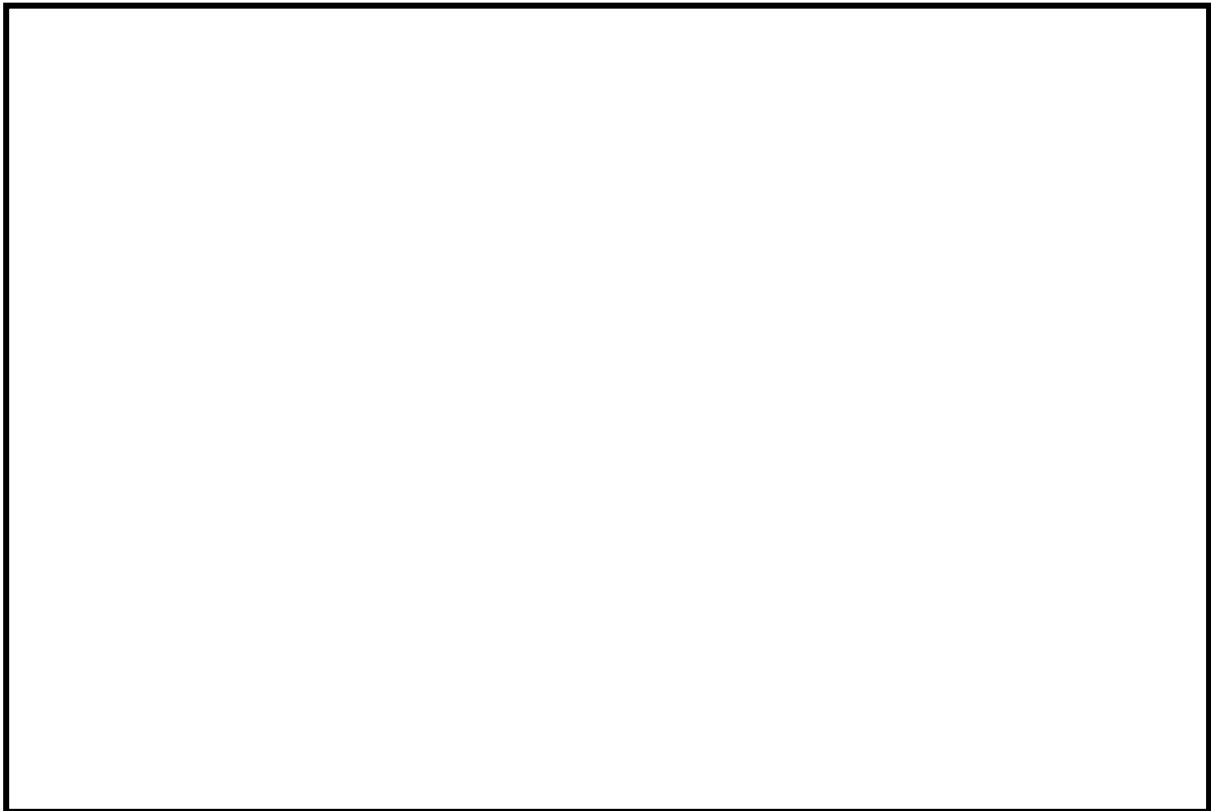
起因事象 S/R弁誤開放	反応度停止	給復水系	高圧ECCS	低圧ECCS	代替注水	RHR	除熱系 復旧	代替冷却	SEQ #	シーケンス名称	PDS #	発生頻度
TI	C	Q	U	V	VD	WR	WRR	WD				
										OK		
										OK		
										OK		
										W		
										OK		
										OK		
										OK		
										W	1.7E-08	
										OK		
										OK		
										OK		
										W		
										OK		
										OK		
										OK		
										W		
										OUV		
										C		

第7図 逃がし安全弁誤開放に対するイベントツリー

不確かさ解析における計算回数と収束性の確認

島根原子力発電所2号炉の内部事象運転時レベル1 P R Aモデルでは不確かさ解析として、モンテカルロ計算の試行回数を [] 回で実施している。

第1図に [] 回までの試行回数 ([]
[] 回) における全 C D F の 5 % 値, 中央値, 平均値, 95 % 値のプロットを示す。その結果, およそ 20,000 回以上の試行回数でほぼ同等な結果が得られていることが確認された。これにより, 試行回数 [] 回で結果は十分収束していると考ええる。



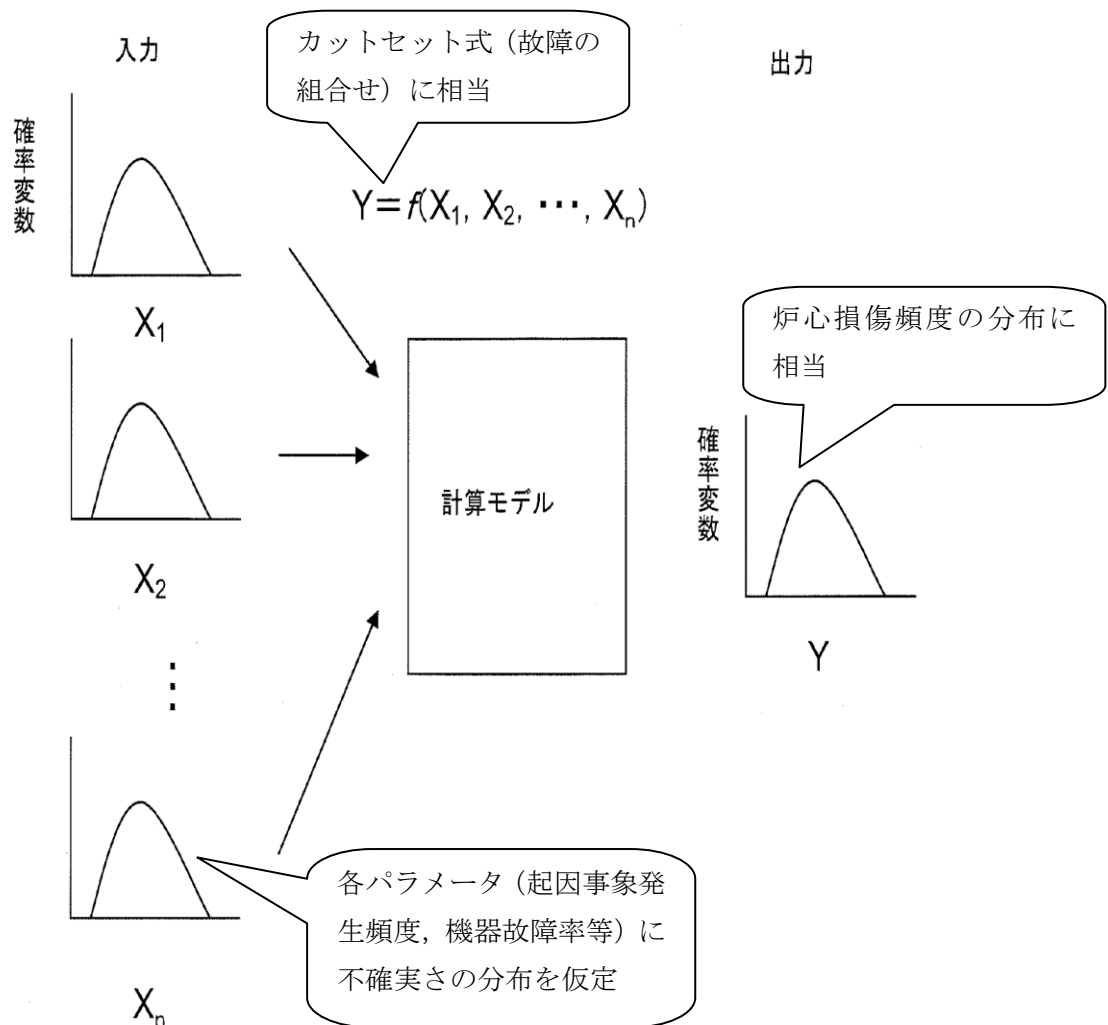
第1図 試行回数と炉心損傷頻度の関係

不確実さ評価において、各入力変数のサンプリングから
炉心損傷頻度の確率分布を生成するプロセス

出力運転時レベル1 PRAにおいては、全炉心損傷頻度及び事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度について不確実さ解析を実施した。

評価方法（第1図参照）は、レベル1 PSA学会標準（解説41）に従い、確率変数として扱うべき因子は、起因事象発生頻度、共通原因故障パラメータ、人的過誤率及び機器故障率の4種とし、不確実さ伝播解析で一般的に用いられているモンテカルロ法を用いた。

モンテカルロ法による計算回数はこれまでのPSR時のPRAと同様、基本的に 回を設定し評価、計算回数による評価結果への影響がないことを確認している。



第1図 不確実さ解析の流れ

ベイズ統計の計算過程について

1. 固有プラントデータによるベイズ更新

今回のPRAのベースケースとして、機器故障率は国内故障率データ、起因果象は国内BWR起因果象発生頻度を用いている。それに対して、感度解析にて機器故障率と起因果象発生頻度に固有プラントデータを適用した。

固有プラントデータの適用方法はベイズ推定を用いている。機器故障率は国内故障率データの確率分布、起因果象は国内BWR起因果象発生頻度の確率分布を事前分布とし、島根原子力発電所2号炉の固有プラントデータの尤度関数（与えられた推定パラメータ発生頻度の値に対して特定のエビデンスが生起する確率）をベイズ更新で反映することで事後分布を作成した。機器故障率及び起因果象発生頻度のベイズ更新の条件を第1表及び第2表、評価の流れを第1図及び第2図に示す。

島根原子力発電所2号炉で発生した主な事象の観測件数と露出時間を第3表に示す。今回の感度解析では、島根原子力発電所2号炉で観測された起因果象及び機器故障に対してのみベイズ更新を行った。島根原子力発電所2号炉で観測されていない機器故障及び起因果象については、発生件数0件でのベイズ更新は行わず、国内故障率データ又は国内BWR起因果象発生頻度の値をそのまま用いている。

ベイズ更新によって求めた起因果象及び機器故障率の事前分布及び事後分布の平均値を第4表、感度解析の結果を第5表に示す。感度解析の炉心損傷頻度はベースケースと比較して若干低下したが、ベースケースの炉心損傷頻度のEFの幅の中に含まれていることから、固有プラントデータを適用した評価は一般データを適用した評価と比較して大きな差はないと考えられる。

2. 固有プラントデータのベイズ更新方法

島根原子力発電所2号炉固有データのベイズ更新方法は、期間中の島根原子力発電所2号炉のプラント固有データを一括でベイズ更新している。

一括で更新した場合に対し、運転時間を年度等で区切ることでベイズ更新を行う方法も考えられる。そのため、ベイズ更新を複数回に分けたときとの違いについて同じ事前分布を対象に検証を行った。複数回に分ける単位として年度ごとに更新を行うことを想定した。計算結果を第6表に示す。固有プラントデータを年度ごとにベイズ更新した場合についても、一括でベイズ更新した場合の各起因果象又は機器故障率のEFの幅の中に含まれていることから、年度ごとにベイズ更新を行ったときも一括でベイズ更新したときに対して大きな差はないと考えられる。

3. 事前分布に含まれる固有プラントのデータ

事前分布には一般データを適用しており、島根原子力発電所2号炉の情報（観測件数と露出時間）を含んでいるが、事前分布から島根原子力発電所2号炉の情報を除外した場合についても、事前分布及び事後分布の計算を行った。計算結果を第7表に示す。

一般データに含まれるプラントは複数あるため、観測件数が多く発生件数に偏りがなければ、事前分布の一部に島根原子力発電所2号炉の情報が含まれていても、母集団に対する固有プラントの割合が小さいため、重複による影響は小さいと考えられる。しかしながら、一般データの観測件数が少ないため不確かさがあることを考慮し、事前分布から島根原子力発電所2号炉の情報を除外したベイズ更新の計算を行った。その結果、事前分布から島根原子力発電所2号炉の情報を除外した場合においても、各起因事象及び機器故障率は島根原子力発電所2号炉の情報を含んだ場合の起因事象及び機器故障率のE Fの幅の中に含まれていることから、島根原子力発電所2号炉の情報を含んだ事前分布を適用しても、重複による影響は小さいと考えられる。

第1表 国内一般データ評価条件

項目	国内BWR起因事象発生頻度／国内故障率データ
ソフトウェア	WinBUGS
推定手法	階層ベイズ
発生頻度分布	対数正規分布
尤度関数	ポアソン過程
	起因事象：1970年度～2011年度（国内BWR運転実績） 機器故障：1982年度～2002年度（21ヵ年データ）
観測件数の分布 （機器故障率）	二項分布

第2表 固有プラントデータ評価条件

項目	島根原子力発電所2号炉 起因事象／機器故障率
ソフトウェア	BUDDA
推定手法	経験ベイズ
事前分布	対数正規分布
尤度関数	ポアソン過程
	起因事象：1988年度（島根原子力発電所2号炉運転開始）～2011年度 機器故障：1982年度（島根原子力発電所2号炉運転開始）～2002年度

第3表 固有プラントの主な事象の観測件数と露出時間

起因事象／機器故障率		一般データ※1		固有プラントデータ※2	
		観測件数	露出時間	観測件数	露出時間
起 因 事 象	隔離事象	13	526 炉年	1	18.5 炉年
	原子炉保護系誤動作等	39		1	
	手動停止	869		24	
機 器 故 障 率	非常用ディーゼル 発電機 起動失敗	19	1.3E+07 時間	1	3.3E+05 時間
	タービン駆動ポンプ 起動失敗	6	6.8E+06 時間	1	1.1E+05 時間
	電動弁（純水等） 作動失敗	9	9.1E+08 時間	1	2.0E+07 時間

※1 一般データの機器故障率は国内故障率データ（21ヵ年データ）、起因事象は原子力施設運転管理年報を用いている。

※2 固有プラントデータの機器故障率はニューシア（NUCIA）、起因事象は原子力施設運転管理年報を用いている。

第4表 ベイズ更新による主な事前分布及び事後分布

起回事象／機器故障率		事前分布		事後分布		ベースケース	
		平均値	E F	平均値	E F	平均値	E F
起回事象	隔離事象	4.8E-02	22	3.8E-02	6.0	2.5E-02	3.0
	原子炉保護系誤動作等	7.6E-02	2.0	7.1E-02	1.9	7.4E-02	3.0
	手動停止	1.4	1.3	1.4	1.2	1.7	3.0
機器故障率	非常用ディーゼル発電機 起動失敗	4.3E-06	6.5	3.0E-06	3.6	4.3E-06	6.5
	タービン駆動ポンプ 起動失敗	4.1E-06	47	5.3E-06	8.5	4.1E-06	47
	電動弁（純水等） 作動失敗	4.8E-08	60	3.4E-08	8.0	4.8E-08	60

第5表 感度解析の炉心損傷頻度（固有プラントデータの反映）

事故シーケンスグループ	感度解析 (ベイズ統計) (／炉年)	ベースケース	
		平均値 (／炉年)	E F
崩壊熱除去機能喪失	5.7E-06	6.2E-06	3.0
全交流動力電源喪失	長期TB	2.2E-09	4.3
	TBU	1.0E-11	6.6
	TBP	6.6E-12	22
	TBD	3.5E-12	14
	高圧注水・減圧機能喪失	5.8E-09	5.0E-09
高圧・低圧注水機能喪失	3.4E-09	3.3E-09	11
原子炉停止機能喪失	6.8E-10	6.1E-10	22
インターフェイスシステム LOCA	3.3E-09	3.3E-09	4.1
LOCA時注水機能喪失	4.2E-13	4.3E-13	19
合計	5.7E-06	6.2E-06	3.0

第6表 固有データ更新方法の比較

主要な事象露出		事前分布		事後分布			
				一括更新 ^{※1}		年度更新 ^{※2}	
		平均値	E F	平均値	E F	平均値	E F
起 因 事 象	隔離事象	4.8E-02	22	3.8E-02	6.0	2.5E-02	4.0
	原子炉保護系誤動作等	7.6E-02	2.0	7.1E-02	1.9	6.7E-02	2.0
機 器 故 障 率	非常用ディーゼル発電機 起動失敗	4.3E-06	6.5	3.0E-06	3.6	2.6E-06	3.5
	タービン駆動ポンプ 起動失敗	4.1E-06	47	5.3E-06	8.5	1.6E-06	10

※1 露出時間及び事象発生実績の期間中の合計を一括で更新した結果。

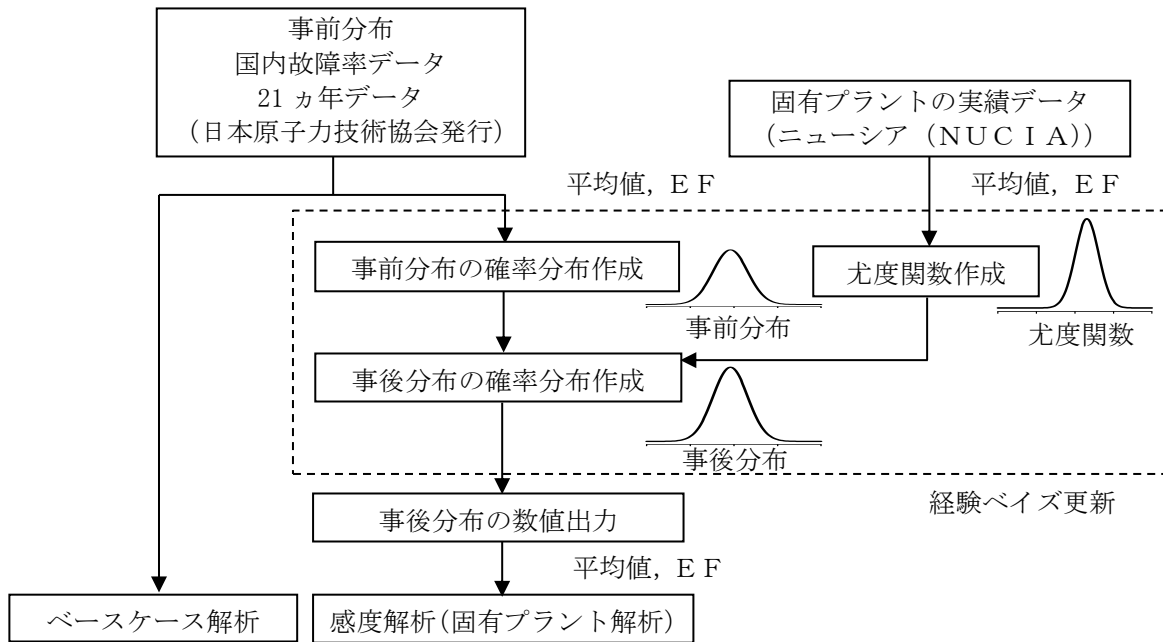
※2 露出時間及び事象発生件数を年度ごとに更新した結果。

第7表 固有プラントデータを除外した場合の比較

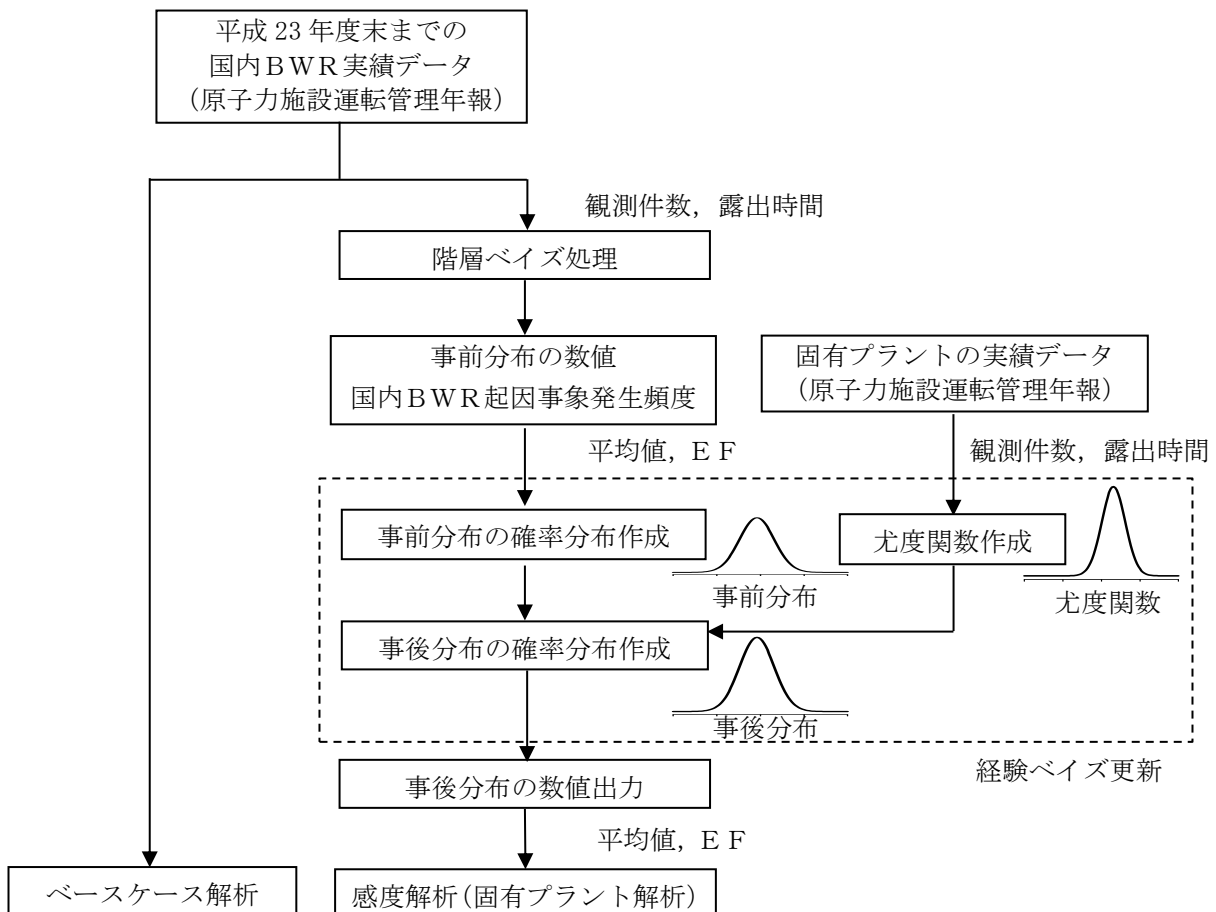
起 因 事 象 ／ 機 器 故 障 率		事前分布				事後分布			
		島根を含む ^{※1}		島根を除外 ^{※2}		島根を含む ^{※1}		島根を除外 ^{※2}	
		平均値	E F	平均値	E F	平均値	E F	平均値	E F
起 因 事 象	隔離事象	4.8E-02	22	4.8E-02	29	3.8E-02	6.0	3.7E-02	6.6
	原子炉保護系誤動作等	7.6E-02	2.0	7.8E-02	2.0	7.1E-02	1.9	7.2E-02	1.9
	手動停止	1.4	1.3	1.4	1.4	1.4	1.2	1.3	1.3
機 器 故 障	非常用ディーゼル発電機 起動失敗	4.3E-06	6.5	5.0E-06	6.5	3.0E-06	3.6	3.2E-06	3.5
	タービン駆動ポンプ 起動失敗	4.1E-06	47	3.8E-06	45	5.3E-06	8.5	5.2E-06	8.5
	電動弁（純水等） 作動失敗	4.8E-08	60	3.4E-08	59	3.4E-08	8.0	3.2E-08	8.4

※1 露出時間及び事象発生実績に固有プラント（島根原子力発電所2号炉）の事象を含めたときの結果。

※2 露出時間及び事象発生実績に固有プラント（島根原子力発電所2号炉）の事象を含めないときの結果。



第 1 図 機器故障率の固有プラントデータ作成の流れ



第 2 図 起因事象発生頻度の固有プラントデータ作成の流れ

重大事故等対処設備に期待した場合のPRA

島根原子力発電所2号炉の設置変更許可申請に合わせて実施したPRAでは、設計基準事故対処設備及び設計基準事故対処設備以外のプラント運転開始時より備えている手段・設備（通商産業省「原子力発電所内におけるアクシデントマネジメントの整備について」）の一部を考慮した状態にて評価している。

この評価に対する参考評価として、重大事故等対処設備に期待した状態について感度解析を実施した。結果を以下に示す。

1. 評価において期待する設備

期待する設備の一覧を第1表に示す。

感度解析では、現在、島根原子力発電所2号炉に対して整備している重大事故等対処設備等の一部を考慮した。評価を実施した時点では運用等について検討中の設備もあるが、重大事故等対処設備によるリスク低減効果の概要を確認する観点から、それらについてもモデル化して評価している。

2. 評価結果

各PRAの全炉心損傷頻度等の評価結果を第1図に、内部事象運転時レベル1PRAの各炉心損傷頻度の寄与割合を第2図に、各PRAの結果に対する事故シーケンスグループの割合を第3図に示す。ベースケースと感度解析の変化の要因を以下に示す。

(1) 全炉心損傷頻度の低下の傾向

ベースケースと感度解析の結果について、第1図からは、内部事象運転時レベル1PRA及び地震レベル1PRAにおいて全炉心損傷頻度が低下したことが分かる。このことから、重大事故等対処設備を講じたことにより、今回評価対象とした事象に対しては、島根原子力発電所2号炉の炉心損傷頻度が低減することを定量的に確認できた。

内部事象運転時レベル1PRAでは全炉心損傷頻度が1.2%、地震レベル1PRAでは47%まで低下している。

(2) 各PRAの全炉心損傷頻度

各PRAのベースケースと感度解析の結果について第3図を参照し、各PRAの全炉心損傷頻度の主な低下の要因を示す。

a. 内部事象運転時レベル1PRA

内部事象運転時レベル1PRAについて、ベースケースと感度解析の評価結果を比較すると、全炉心損傷頻度はベースケースの 6.2×10^{-6} /炉年から 7.4×10^{-8} /炉年まで低下した。全炉心損傷頻度の中で支配的な事故シーケンスグループは、ベースケース及び感度解析ともに崩壊熱除去機能喪失であったが、崩壊熱除去機能喪失の炉心損傷頻度は約1.0%に低下した。これが感度

解析における全炉心損傷頻度の低下の支配的な要因である。

崩壊熱除去機能喪失の炉心損傷頻度が大きく低下した要因は、格納容器フィルタベント系による崩壊熱除去機能の多様化が影響したものと考えられる。

b. 地震レベル1 P R A

地震レベル1 P R Aについて、ベースケースと感度解析の評価結果を比較すると、全炉心損傷頻度はベースケースの 7.9×10^{-6} / 炉年から 3.7×10^{-6} / 炉年まで低下した。全炉心損傷頻度の低下の要因は、感度解析で考慮した対策による全交流動力電源喪失等の炉心損傷頻度の低下である。一方、評価上炉心損傷直結としている事象 (E x c e s s i v e L O C A等) については、そもそも対策の効果に期待する評価としていないことから、ベースケースと感度解析での炉心損傷頻度に変化はなく、相対的に全炉心損傷頻度に占める割合が増加した。また、感度解析における内部事象運転時レベル1 P R Aの全炉心損傷頻度では地震レベル1 P R Aの割合が約 95%であることから、これらの地震レベル1 P R Aの炉心損傷直結事象は内部事象運転時レベル1 P R Aの全炉心損傷頻度においても寄与割合が大きくなっている。

これらの炉心損傷直結事象は、損傷の程度に応じて緩和系による事象収束可否を詳細に評価することが望ましいが、現段階では損傷の規模や範囲の特定は困難かつ不確かさが大きく、これら事故シーケンスが発生した場合の事象進展、具体的には、炉心損傷までの余裕時間、緩和系の健全性や炉心損傷防止への必要性能有無などについて評価を行うことは現実的ではないことから、保守的に炉心損傷直結として取り扱っている。

大規模な地震等を想定した場合の、多数の設備の機能喪失により炉心損傷回避が困難となるケースについても、炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループとして単独で定義するのではなく、地震等による損傷の程度や事象進展に応じて、さまざまな炉心損傷防止対策を臨機応変に組み合わせて活用可能なように準備しておくことが重要である。また、原子炉建物全体が損壊し、建物内部の安全系機器が機能喪失に至ってしまうような非常に過酷な状況下においても、屋外の可搬型設備により注水、除熱、電源機能を確保するとともに、大規模損壊対策として放水砲等の影響緩和措置を講じられるようにしておくことが重要であると考えられる。

c. 津波レベル1 P R A

島根原子力発電所2号炉のP R Aでは、ベースケースの段階において、津波による浸水防止対策を考慮しているため、感度解析においてもベースケースと同じ全炉心損傷頻度となっている。

3. まとめ

感度解析の結果より、重大事故等対処設備を講じたことにより、島根原子力発電所2号炉の炉心損傷頻度が低減されることを定量的に確認できた。地震レベル1 P R Aにおいて、炉心損傷直結事象が抽出されたが、これらについては、評価

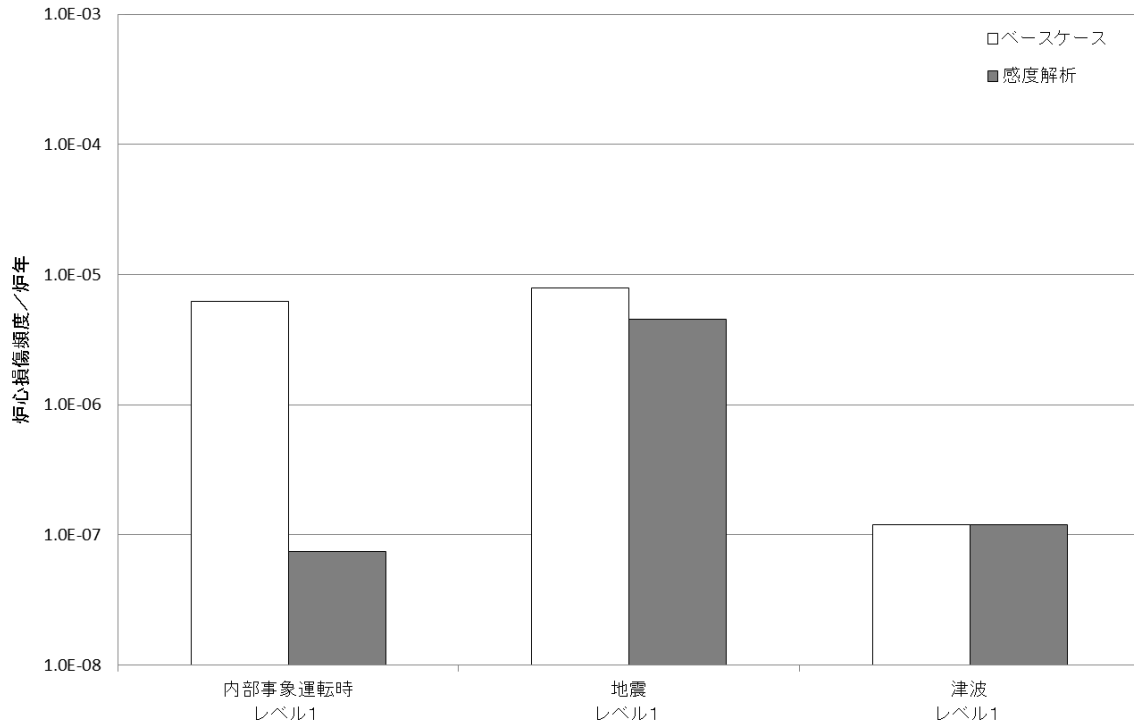
の詳細化を検討していく。

今後も安全対策の変更等をPRAモデルに反映し、プラントのリスクを適切に把握することに努めていく。

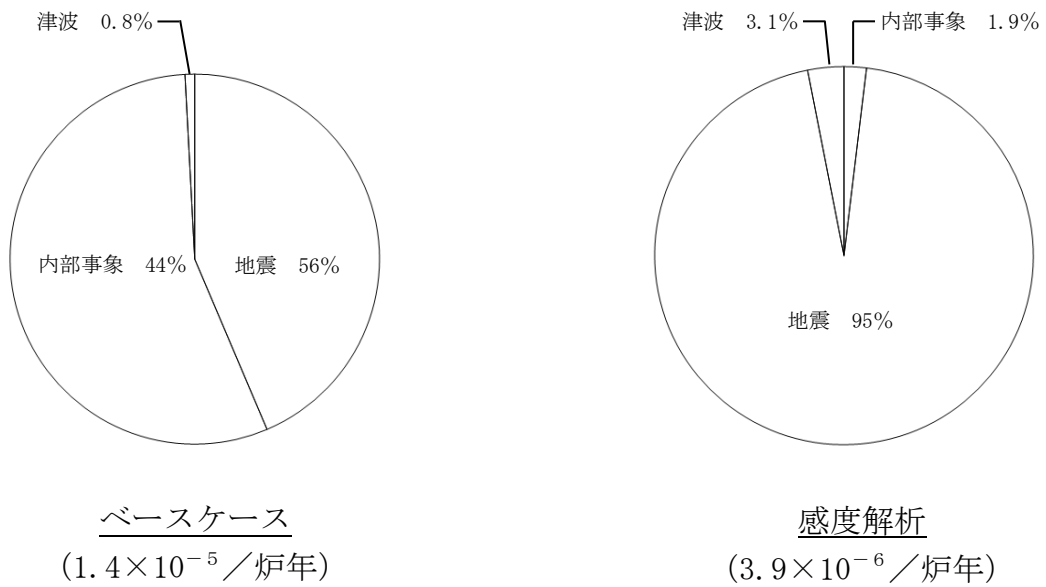
第1表 感度解析で期待する設備等

機能及び設備名		ベース ケース	感度解析
異常発生防止			
耐津波設計の見直し	津波による浸水防止対策	○	○
原子炉停止機能			
設計基準事故対処設備	原子炉保護系及び制御棒駆動系	○	○
炉心冷却機能			
設計基準事故対処設備	原子炉隔離時冷却系	○	○
	高压炉心スプレイ系	○	○
	低压炉心スプレイ系	○	○
	低压注水系	○	○
	自動減圧系	○	○
プラント運転開始時より備えている手段・設備	手動減圧	○	○
	給復水系	○*	○*
重大事故等対処設備	低压原子炉代替注水系（常設）	—	○
格納容器熱除去機能			
設計基準事故対処設備	残留熱除去系	○	○
プラント運転開始時より備えている設備	格納容器スプレイの手動起動	○	○
	復水器による除熱	○*	○*
重大事故等対処設備	格納容器フィルタベント系	—	○
安全機能のサポート機能			
設計基準事故対処設備	原子炉補機冷却系	○	○
	非常用ディーゼル発電機	○	○
	直流電源	○	○
重大事故等対処設備	常設代替交流電源設備	—	○
	所内常設蓄電式直流電源設備	—	○

※ 手動停止時のみ考慮している。



第1図 各PRAの全炉心損傷頻度



第2図 各PRAの寄与割合

ベースケース	内部事象運転時レベル1 PRA 全炉心損傷頻度： 6.2×10^{-6} / 炉年	地震レベル1 PRA 全炉心損傷頻度： 7.9×10^{-6} / 炉年	津波レベル1 PRA 全炉心損傷頻度： 1.2×10^{-7} / 炉年
感度解析	<p>全炉心損傷頻度：7.4×10^{-8} / 炉年</p> <p>崩壊熱除去機能喪失 88%</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止機能喪失 0.9% 高圧低圧注水機能喪失 <0.1% インターフェイスシステムLOCA 4% 高圧注水・減圧機能喪失 6.9% 全交流動力電源喪失 <0.1% LOCA時注水機能喪失 <0.1% 	<p>全炉心損傷頻度：3.7×10^{-6} / 炉年</p> <p>崩壊熱除去機能喪失 37%</p> <p>全交流動力電源喪失 17%</p> <ul style="list-style-type: none"> 制御室建物損傷 0.4% 廃棄物処理建物損傷 <0.1% Excessive LOCA 11% 計装・制御系喪失 4.0% 高圧・低圧注水機能喪失 12% 高圧注水・減圧機能喪失 2.8% 格納容器バイパス <0.1% 原子炉格納容器損傷 4.7% 原子炉格納容器損傷 9.3% 原子炉建物損傷 0.5% 原子炉停止機能喪失 <0.1% 	<p>全炉心損傷頻度：1.2×10^{-7} / 炉年</p> <p>直接炉心損傷に至る事象 100%</p>
	<p>全炉心損傷頻度：6.2×10^{-6} / 炉年</p> <p>崩壊熱除去機能喪失 約100%</p>	<p>全炉心損傷頻度：7.9×10^{-6} / 炉年</p> <p>全交流動力電源喪失 42%</p> <p>崩壊熱除去機能喪失 20%</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止機能喪失 11% 原子炉建物損傷 0.4% 原子炉格納容器損傷 4.3% 原子炉圧力容器損傷 2.2% Excessive LOCA 5.2% 計装・制御系喪失 1.9% 高圧・低圧注水機能喪失 12% 高圧注水・減圧機能喪失 1.3% 制御室建物損傷 0.2% 廃棄物処理建物損傷 <0.1% 格納容器バイパス <0.1% 	

第3図 各PRAの事故シナリオグループの寄与割合

評価した工程の代表性及び成功基準の選定の考え方、
燃料取出しの考え方について

停止時レベル1 P R Aの評価対象とする定期事業者検査工程については、過去の運転実績の中から標準的なものを選定することとし、第14回定期検査を参考として評価用工程を設定した。

【停止時P S A学会標準より抜粋】

「5.4 P O Sの継続時間の設定 …停止時における炉心損傷頻度を概略的に算出することが目的である場合には、過去の運転実績を統計処理してP O Sごとの時間設定を行う方法、又は、代表的な定期検査工程を対象とする方法を使用する。」

定期事業者検査工程の策定に当たっては、保安規定を満足することを前提とし、必要な予防保全工事を盛り込んだうえ、可能な限り合理的な工程としている。また、定期事業者検査中に判明した不具合への対策により、当初の計画にない工事を新たに計画し延長する場合もある。

また、過去の定期検査において実施されたことのない特異な工事については、計画時に作業内容を入念に検討のうえ、作業実施時には要領書等により適正に管理されることから、代表的な定期検査工程の選定に当たっては考慮していない。

以上を踏まえ、停止時レベル1 P R Aの評価対象とする代表的な工程の選定に当たっては、以下の観点を検討した。

1. 定期事業者検査工程の代表性

(1) 燃料取出し

原子炉停止中において炉心燃料は、通常原子炉内に格納されているが、炉内点検や水没弁点検などの作業を実施する場合、全炉心燃料を燃料プールへ移動させ、プールゲートを閉鎖する。近年の実績を踏まえて、部分燃料取出しではなく、全燃料取出しを実施している定期検査を選定する。

(2) 工程に大きな影響を及ぼす工事の有無

原子炉ウェル水抜きにより運転停止中の状態が変わり、定期検査工程の長期化につながる工事が無い定期検査を選定する。

(3) 原子炉格納容器／原子炉圧力容器の閉鎖への移行状態における水路点検工事の有無

過去の定期検査においては、原子炉格納容器／原子炉圧力容器の閉鎖への移行状態（P O S - C）に、水路点検が行われた実績がある。しかし、近年の定

期検査では、POS-Cにおける水路点検の実績は少なく、また仮に水路点検が行われた場合でも、燃料損傷頻度への影響は小さいと考えられる。以上より、この期間に取水路の点検を実施しない定期検査を選定する。

なお、POS-Cにおいて水路点検工事を行う場合の燃料損傷頻度は 7.0×10^{-6} ／定期事業者検査となり、本評価における燃料損傷頻度 6.0×10^{-6} ／定期事業者検査と比較して増加するが、POS-Cで水路点検を実施する定期事業者検査は、本評価と比較して短期となることが想定され、その期間に相当する燃料損傷頻度が低減されることから、水路点検の影響は小さいと考えられる。

以上の観点から、停止時レベル1PRAの評価対象とする工程として、第14回定期検査を選定した。これまでの各定期検査実績工程について、代表工程の選定に当たっての分析結果を第1表に示す。

2. 成功基準の選定

燃料損傷の判定条件は、「燃料集合体の露出」とした。

設定した代表工程におけるプラント状態（炉心燃料取出し・プールゲートの開閉）によって対象とする燃料やその配置場所が異なるため、燃料損傷の判定条件は2ケースに分類してそれぞれに燃料集合体の露出の水位を設定した。

- ・炉心燃料と燃料プールの使用済燃料がプールゲートで隔てられている場合
- ・炉心燃料と燃料プールの使用済燃料がプールゲートで隔てられていない場合

第1表 定期検査実績工程分析結果

定期検査回数	解列日 ～並列日	停止 日数	①燃料取 替工事	②工程に影響 を及ぼす工事 (原子炉ウエル水 抜き工事内容)	③原子炉ウエル水抜き 中 (POS-C) の水路 点検工事の有無
1	H2. 2. 5 ～4. 18	73	部分 取出	—	不明
2	H3. 5. 7 ～7. 15	70	部分 取出	—	不明
3	H4. 9. 7 ～11. 18	73	全燃料 取出	—	有
4	H6. 1. 12 ～3. 23	71	全燃料 取出	—	有
5	H7. 4. 27 ～7. 10	75	全燃料 取出	—	有
6	H8. 9. 6 ～11. 8	64	全燃料 取出	—	有
7	H10. 1. 5 ～2. 22	49	全燃料 取出	—	有
8	H11. 5. 11 ～7. 9	60	全燃料 取出	・水没弁点検	無
9	H12. 9. 17 ～10. 29	43	部分 取出	—	有
10	H14. 1. 8 ～2. 21	45	部分 取出	—	有
11	H15. 4. 15 ～8. 1	109	全燃料 取出	・水没弁点検	無
12	H16. 9. 7 ～17. 2. 6	153	全燃料 取出	・原子炉再循環系 配管修理工事	無
13	H18. 2. 28 ～6. 3	96	全燃料 取出	—	無
14	H19. 5. 8 ～7. 22	76	全燃料 取出	—	無
15	H20. 9. 7 ～ H21. 3. 24	199	全燃料 取出	・水没弁点検工事	無
16	H22. 3. 18 ～12. 6	264	全燃料 取出	・原子炉再循環系 配管他修理工事	無

プラント状態の分類の考え方について

島根原子力発電所2号炉において評価対象とする定期事業者検査工程を第1図に示す。以下に各POS分類の考え方について述べる。

1. 原子炉低温停止への移行状態 (POS-S)

通常のプラント停止では、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）で除熱可能な圧力に減圧するまでは、主蒸気系を介して、復水器によって原子炉は除熱される。残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の運転による除熱を開始した後、復水器を真空破壊し、復水器による除熱を停止する。プラント停止直後は、原子炉停止時冷却モード運転中の残留熱除去系1系列のほかに、残りの残留熱除去系1系列が待機状態にある。復水器真空破壊から原子炉圧力容器開放工程へ移行するまでの期間を、原子炉低温停止への移行状態 (POS-S) として分類する。

2. 原子炉格納容器／原子炉圧力容器開放への移行状態 (POS-A)

原子炉格納容器／原子炉圧力容器の開放開始から原子炉ウエルの水張り完了までの期間は、崩壊熱がまだ比較的大きく、原子炉内の保有水量も運転中とほぼ変わらない。この期間は、原子炉停止時冷却モード運転中の残留熱除去系1系列の他に、残りの残留熱除去系1系列が待機状態にある。この期間を、原子炉格納容器／原子炉圧力容器の開放状態 (POS-A) として分類する。

3. 原子炉ウエル満水状態 (POS-B)

原子炉圧力容器開放完了から原子炉圧力容器閉鎖開始までの期間は、原子炉ウエルが満水の状態にある。この期間は、原子炉内の保有水量が多く、残留熱除去系による除熱が喪失しても原子炉冷却材の温度が短時間に上昇することはない。この期間を原子炉ウエル満水状態 (POS-B) として分類する。さらに、POS-Bの期間において、保守点検に伴い使用可能な設備の組合せ等が変化するため、POS-B-1、B-2、B-3及びB-4の4つの期間に分類する。

4. 原子炉格納容器／原子炉圧力容器の閉鎖への移行状態 (POS-C)

原子炉ウエル水抜き開始から起動準備に入るまでの期間は、設備の保守点検は継続中であるが、原子炉内の保有水量は運転中とほぼ同じである。しかし、炉心の崩壊熱は、停止直後の約1/10に低下している。原子炉圧力容器閉鎖開始から起動準備に入るまでの期間を、原子炉格納容器／原子炉圧力容器の閉鎖への移行状態 (POS-C) として分類する。

5. 起動準備状態（POS-D）

原子炉格納容器／原子炉圧力容器閉鎖が終了後，プラントの再起動までに設備の機能確認などの起動準備が実施される。この期間中は，設備の保守点検が終了しており，タービン駆動の注水機能を除き，緩和設備の多くが待機状態となっている。原子炉格納容器／原子炉圧力容器閉鎖終了から制御棒引抜開始までの期間を，起動準備状態（POS-D）として分類する。

上記を踏まえ，停止時レベル1 PRAの評価を実施するため，定期事業者検査期間中の主要工程と，系統の除熱及び注水能力を整理し，評価対象とするPOSを以下のとおり設定した。

- ・ POS-S : 原子炉低温停止への移行状態
- ・ POS-A : 原子炉格納容器／原子炉圧力容器開放への移行状態
- ・ POS-B-1 : 原子炉ウェル満水1の期間
- ・ POS-B-2 : 原子炉ウェル満水2の期間
- ・ POS-B-3 : 原子炉ウェル満水3の期間
- ・ POS-B-4 : 原子炉ウェル満水4の期間
- ・ POS-C : 原子炉格納容器／原子炉圧力容器閉鎖への移行状態
- ・ POS-D : 起動準備状態

反応度投入事象を起因事象から除外した考え方について

運転停止中には原則として全制御棒が全挿入されており、制御棒駆動機構の試験を行う場合でも、厳格な管理等により1体ごとにはしか行えない。また、万一、制御棒が誤って引き抜かれた場合でも、その影響は引き抜かれた制御棒等の周辺のみに限られるため、局所的な事象で収束し、過大な炉心の損傷には至らない。したがって、本事象から除外する。

また、過去にBWRプラントにおいて、運転停止中に制御棒が誤って引き抜かれた事象が発生している。本プラントでは、従前からHCU隔離時には制御棒駆動系はリターン運転とする手順としていたが、本事象に対する対策として、制御棒駆動水差圧高の検知の明確化を図るとともに、差圧が更に高くなった場合には制御棒駆動水ポンプをトリップさせるインターロックを設置する等の再発防止対策をとり、同様の事象発生を防止している。また、仮に同様の事象が発生したとしても、中性子束異常高による原子炉スクラムにより制御棒の引き抜きが停止することから燃料は健全性を失うことはない。

なお、制御棒の誤引き抜きが発生する頻度を評価すると、発生頻度は、 と十分小さく、頻度の観点からも起因事象から除外しても問題ない。

(補足資料)

- ・制御棒の誤引き抜きが発生する頻度について

制御棒の誤引き抜きが発生する頻度について

1. 運転停止中のHCU隔離操作の回数

運転停止中におけるHCU隔離操作は、以下の時期に2回実施される。

- ・燃料取り出し作業前
- ・PCV漏えい試験前

2. HCU隔離時の制御棒駆動系リターン運転の確認

3. 制御棒駆動水差圧高時の制御棒駆動水ポンプトリップ回路

4. 制御棒駆動水差圧高時の運転員緩和操作

5. 制御棒誤引き抜き発生頻度

残留熱除去系運転中のLOCAについて

残留熱除去系運転中のLOCAは、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）で運転中の残留熱除去系から、主に弁の損傷を起因として冷却材が流出する事象である。一方、残留熱除去系切替時のLOCAは、残留熱除去系切替時に主に人的過誤を起因として冷却材が流出する事象であるが、残留熱除去系運転中のLOCAは、事象発生後の事故シーケンスの展開としては残留熱除去系切替時のLOCAとほぼ同様となる。

また、残留熱除去系運転中のLOCAの発生頻度は、残留熱除去系切替時のLOCAの 2.9×10^{-4} / 定期事業者検査より [] である。残留熱除去系運転中のLOCAの発生頻度の評価を補足資料に示す。

また、流出経路となる系統の最高使用圧力に対し、評価期間中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）における残留熱除去系の系統圧力は十分に低く、弁の破損が発生する可能性は十分に低いと考えられる。

以上より、残留熱除去系運転中のLOCAは、人的過誤が起因となる残留熱除去系切替時のLOCAで代表できるとし、起因事象から除外している。

（補足資料）

- ・ 残留熱除去系運転中のLOCAが発生する頻度について

残留熱除去系運転中のLOCAが発生する頻度について

1. 評価対象とするPOS

残留熱除去系が運転する期間のうち、燃料が燃料プールに搬出されている期間（POS-B-2及びB-3）については、残留熱除去ポンプの吸込がスキマサージタンクとなり、原子炉冷却材の流出が発生しても流出量はスキマサージタンクの容量のみに限定される。以上のことから、POS-B-2及びB-3を除くすべてのPOSを評価対象とする。第1図にPOS-B-2及びB-3における残留熱除去系の系統概要について示す。

2. 原子炉冷却材の流出経路及び要因の特定

原子炉冷却材の流出経路の特定に際しては次の選定条件を設定した。

- ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁の故障を対象とする。
- ・流出先が原子炉となる弁の故障は除く。
- ・原子炉冷却材の流出に2弁以上の弁の故障が必要となる経路は除く。

上記の選定条件に適合する弁の故障を以下に示す。

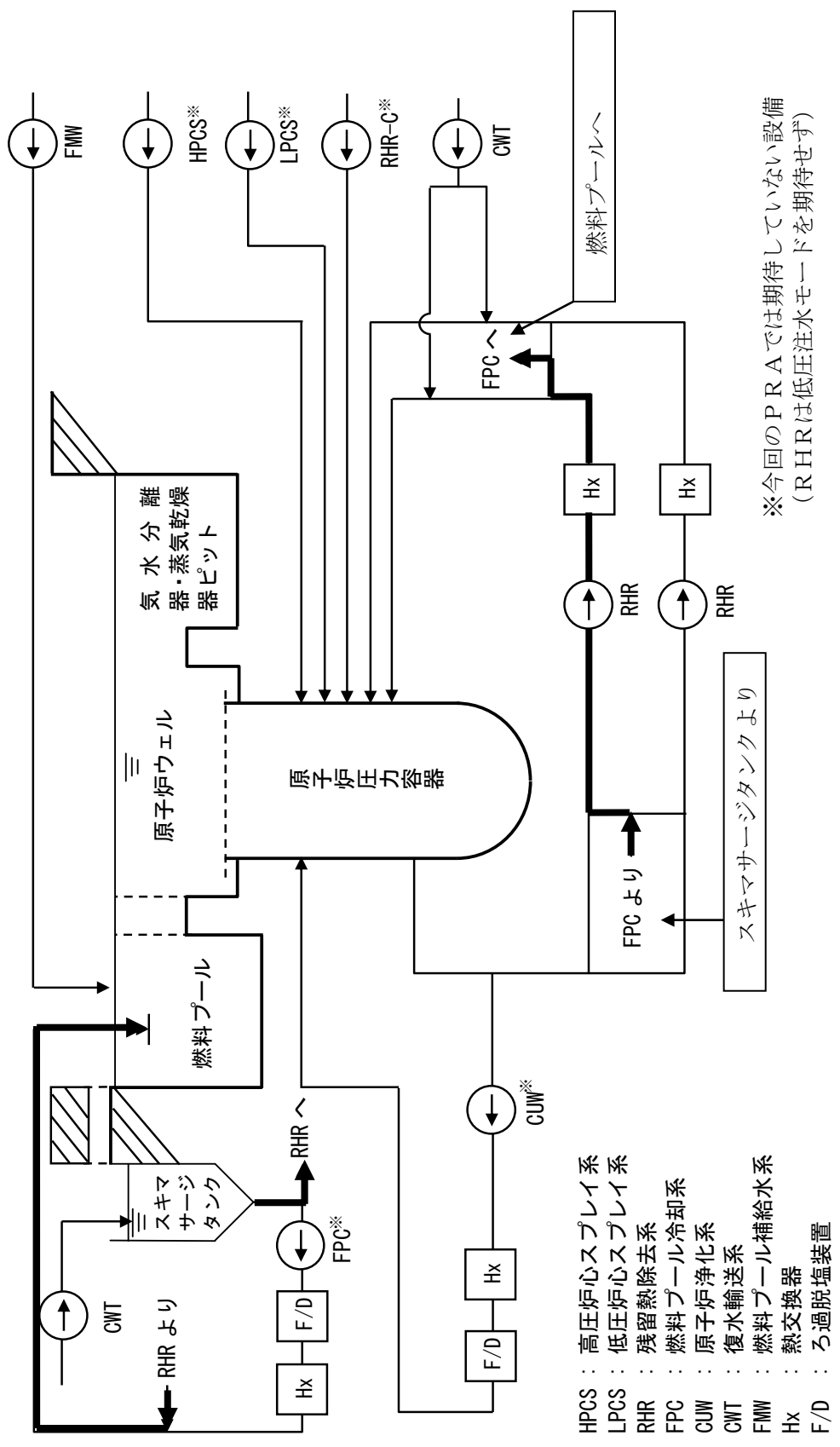
- ・サプレッション・チェンバからの吸込弁の破損
- ・ミニマムフロー弁の破損
- ・テストラインの弁の破損
- ・格納容器スプレイライン（サプレッション・チェンバ側）の弁の破損

対象とした4弁を第2図に示す。

3. 発生頻度

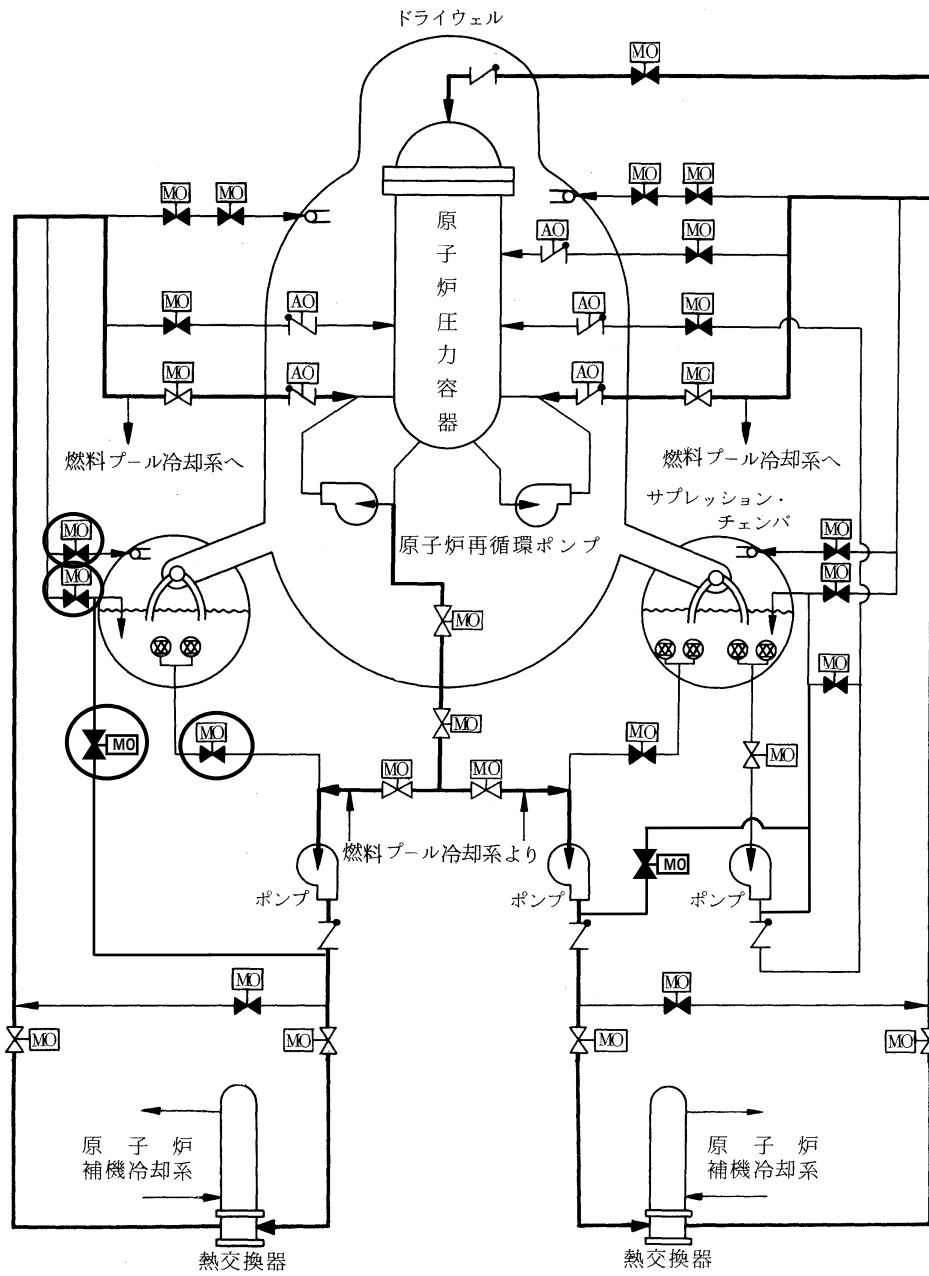
本評価では、電動弁（純水）内部リークの国内一般機器故障率 4.1×10^{-9} （/時間）を対象弁の内部破損による冷却材流出頻度とした。

1系列の残留熱除去系が評価対象期間中運転するとした場合、残留熱除去系運転中のLOCAの発生頻度は、以下のとおりとなる。



第1図 POS-B-2及びB-3における残留熱除去系の系統概要

- HPSC : 高圧炉心スプレイス系
- LPCS : 低圧炉心スプレイス系
- RHR : 残留熱除去系
- FPC : 燃料プール冷却系
- CUW : 原子炉浄化系
- CWT : 復水輸送系
- FMW : 燃料プール補給水系
- Hx : 熱交換器
- F/D : ろ過脱塩装置



第2図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）系統概要図

起因事象発生頻度の評価における考え方

内部事象停止時レベル1 P R Aに用いる起因事象の発生頻度の評価方法は①～④の優先順位に基づいて評価している。

内部事象運転時レベル1 P R Aの考え方と基本的に同様であるが、運転日数や総点検回数、トラブル事例等の適切なデータの入手が困難である場合は④に示す論理モデルを用いた評価等を使用する。

①国内の運転経験データを確認し、発生が報告されている事象については、発生件数を国内プラントの総運転炉年等で除した値とした。

【対象事象】 残留熱除去系機能喪失[フロントライン]、外部電源喪失の発生頻度

②国内の運転経験データを確認し、発生が報告されていない事象であっても、発生頻度について十分検討が行われており評価に活用可能な文献等が参照できる事象については、それらを参照・検討し、値を設定した。

【対象事象】 本P R Aでの対象なし

③国内の運転経験データでは発生が報告されておらず、発生頻度の評価に活用可能な文献等が確認できない事象については、運転日数等のデータが十分に収集されていることを確認後、国内での発生件数を0.5件とし、これを国内プラントの総運転炉年等で除した値として評価に用いた。

【対象事象】 補機冷却系機能喪失の発生頻度

④運転日数や総点検回数、トラブル事例等の適切なデータの入手が困難であり、②、③による算出ができない場合は、イベントツリーを用いた論理モデルによる信頼性評価を行い、値を設定した。

なお、イベントツリーを用いた論理モデルでは保守性を持つ仮定等により発生頻度が大きく、また故障率の不確かさが大きくなる傾向がある。そのため、その他の適切な推定手段がある場合にはそちらを用いる。

【対象事象】 原子炉冷却材の流出

冷却材流出事象の発生頻度の算出方法について

運転停止中のLOCAの起因事象として、制御棒駆動機構点検時、局部出力領域モニタ交換時、残留熱除去系運転切替時、原子炉浄化系ブロー運転時を想定している。これらの起因事象の発生頻度算出モデル及び仮定条件について以下に述べる。

1. 制御棒駆動機構点検時のLOCAの発生頻度

制御棒駆動機構点検時のLOCAの発生頻度は、制御棒駆動機構点検本数及び機器点検手順から、LOCAが発生する可能性がある事象に対して、操作失敗時の人的過誤確率及び機器故障率を考慮したイベントツリーを作成して評価した。評価では、定期事業者検査当たり19個の制御棒駆動機構を点検し、点検時にカップリング又はフランジから冷却材が漏えいすることを想定している。イベントツリーを第1図に示す。カップリングシール確保失敗は、配管破損の国内一般機器故障率を考慮して設定している。カップリング漏えい認知、CRDフランジ取付け及び燃料取替階側の操作誤りは、それぞれ第5図より設定している。第1図より、発生頻度は 6.5×10^{-7} /定期事業者検査となった。

2. 局部出力領域モニタ交換時のLOCAの発生頻度

局部出力領域計装の交換の発生頻度は、局部出力領域計装交換本数及び機器点検手順から、冷却材の流出が発生する可能性がある以下の事象に対して、操作失敗の人的過誤確率、機器故障確率を考慮したイベントツリーを作成して評価した。評価では、定期事業者検査当たり6個の局部出力領域計装を交換し、交換時のフラッシング装置等からの冷却材喪失を想定している。イベントツリーを第2図に示す。LPRMシール確保失敗は、配管破損の国内一般機器故障率を考慮して設定している。シール漏えい認知、フラッシング装置取付け及び燃料取替階側の操作誤りは、それぞれ第5図より設定している。第2図より、発生頻度は 3.7×10^{-7} /定期事業者検査となった。

3. 残留熱除去系運転切替時のLOCAの発生頻度

残留熱除去系運転切替時の冷却材流出の発生頻度は、ミニマムフロー弁の閉め忘れを対象としてHRAイベントツリーを作成し、人的過誤確率を求めることにより評価した。第3図にHRAイベントツリー、第1表に各人的過誤の確率を示す。

第1表の人的過誤確率を求めるうえでの仮定条件として、運転員の弁の閉め忘れは、手順書(10ページ以下)中の1項目を省いてしまう過誤率を用いた。管理者の閉チェックの失敗は、手順書を用いて行う慣例的な点検(作業)の作業ミスの発見に失敗する人的過誤確率を用い、これに低従属を考慮した。なお、ミニマムフロー弁を閉とした後、安全措置としてミニマムフロー弁の電源を切とする運

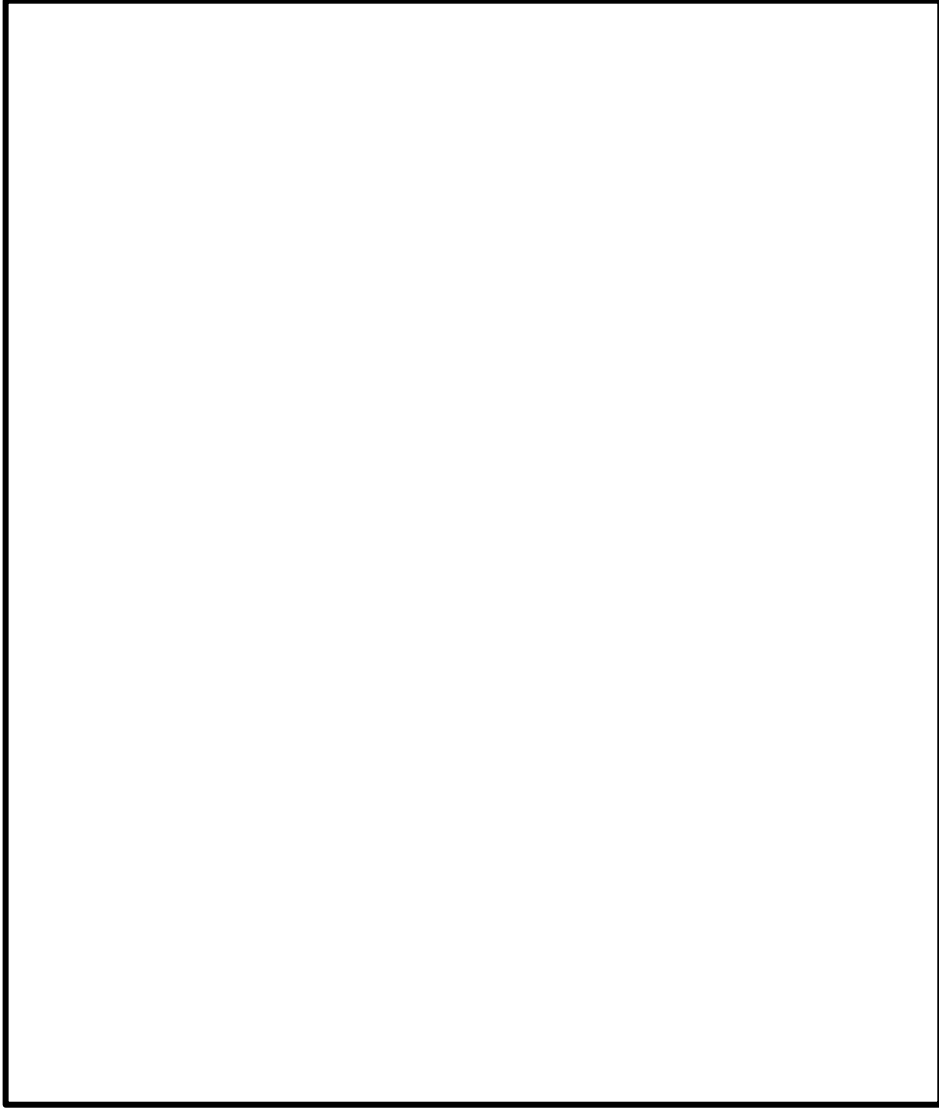
用については、その確認が弁閉操作を行う運転員と同一の運転員により行われる可能性が高いことから、確認の失敗は弁の閉め忘れに完全従属するものとした。第3図及び第1表より、発生頻度は 2.9×10^{-4} ／回となった。

4. 原子炉浄化系ブロー時のLOCAの発生頻度

原子炉浄化系ブロー時の冷却材流出の発生頻度は、原子炉浄化系ブロー時の弁の閉め忘れを対象としてHRAイベントツリーを作成し、人的過誤確率を求めることにより評価した。第4図にHRAイベントツリー、第2表に各人的過誤の確率を示す。第2表の人的過誤のうち、運転員の弁の閉め忘れは第5図をもとに設定している。

第2表の人的過誤を求めるうえでの仮定条件として、運転員の弁の閉め忘れに対してレベル3を設定している。第5図の項目ではレベル4となるが、原子炉浄化系ブローは高度な管理下で実施される作業であるものの、時間が経過した後で実施する操作のため、工学的判断により保守的にレベル3の確率とした。

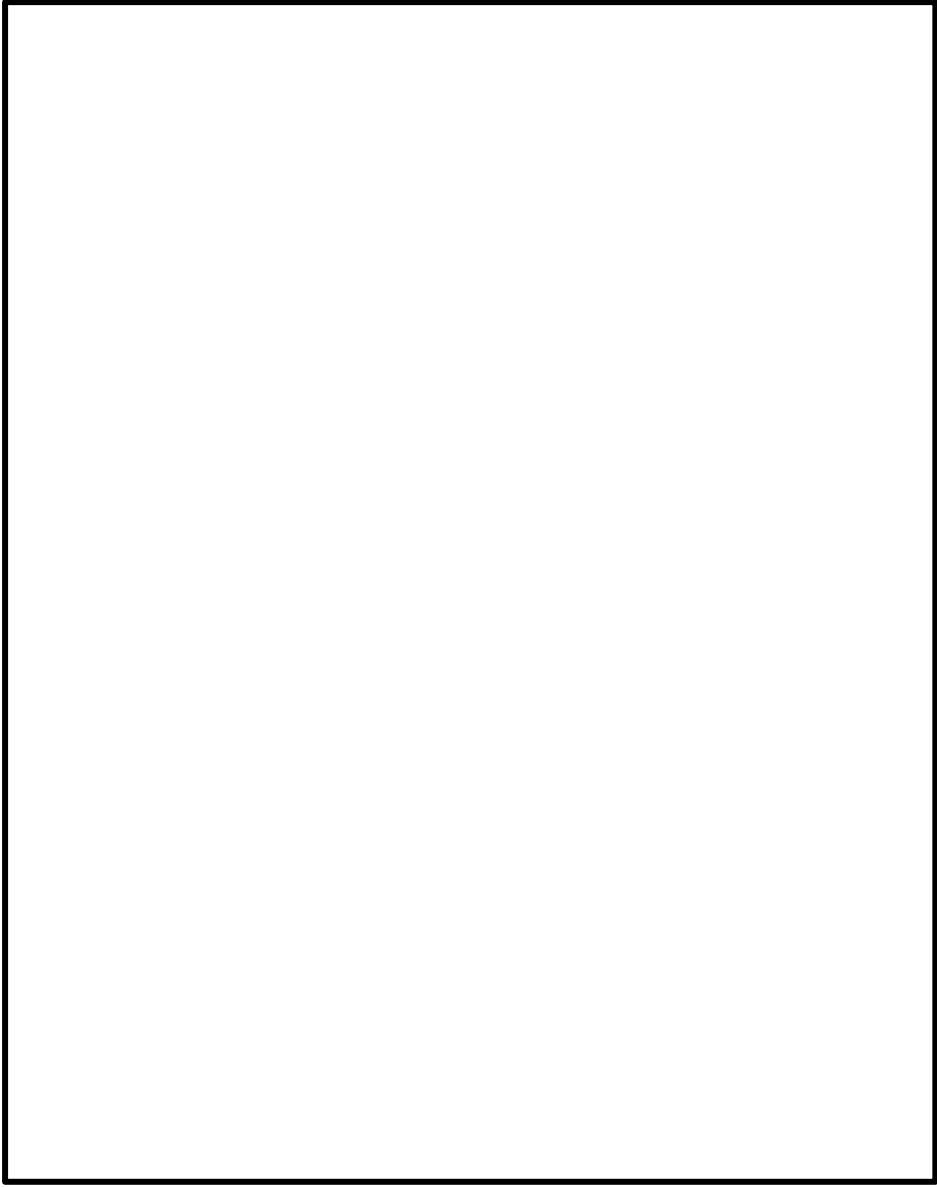
また、管理者の閉操作チェック失敗は、日常的なものではなく特に要求された点検（作業）の作業ミスが発見に失敗する人的過誤率を用い、これに低従属を考慮した。第4図及び第2表より、発生頻度は 1.3×10^{-4} ／回となった。



第1図 制御棒駆動機構,点検時のLOCAのイベントツリー

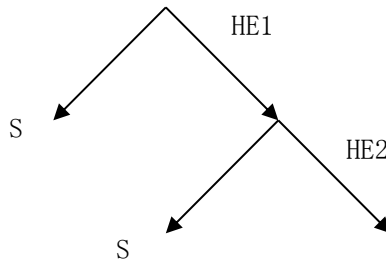
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

補足 1. 1. 2. b-4-3



第2図 局部出力領域モニタ交換時のLOCAのイベントツリー

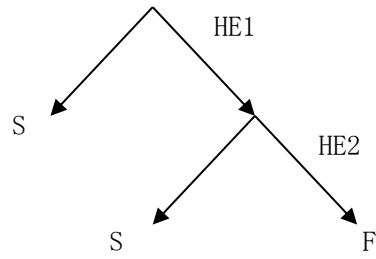
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第3図 残留熱除去系運転切替時のLOCAのHRAイベントツリー

第1表 残留熱除去系運転切替時のLOCAの
HRAイベントツリーの分岐確率

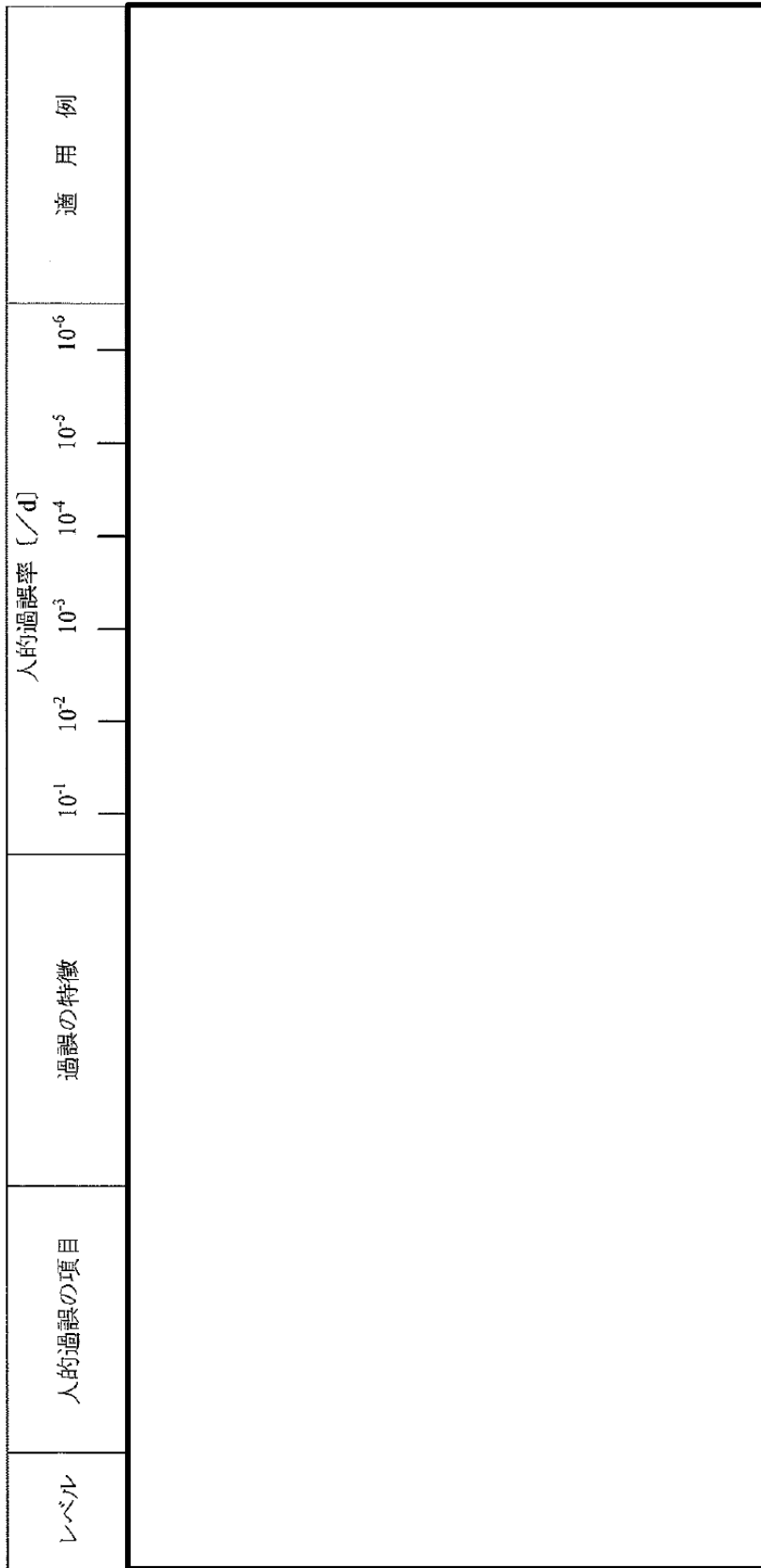
人的過誤	中央値	平均値	備考



第4図 原子炉浄化系ブロー時のLOCAのHRAイベントツリー

第2表 原子炉浄化系ブロー時のHRAイベントツリーの分岐確率

人的過誤	中央値	平均値	備考



M : メディアン値
A : 平均値
EF : エラーフアクタ

第5図 点検・検査時の人的過誤

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

燃料損傷条件について

停止時レベル1 P R Aにおいては、燃料損傷の判定条件を“燃料棒有効長頂部が露出した状態”としている。このため、POSによって対象とする燃料の配置場所が異なるため、燃料損傷の判定条件を以下のようにPOSにより分類している。第1表に燃料損傷の判定条件、第2表に対象設備動作までの余裕時間、第1図に保有水のエリア分割を示す。

1. 原子炉通常水位における評価（POS-S, A, C, D）

炉心燃料が炉心に全数装荷された状態を評価する。

崩壊熱による冷却水温度上昇の余裕時間算出においては、原子炉通常水位から原子炉圧力容器底部までを保有水量（ $a + b + c$ ）として考慮する。また、原子炉水の蒸発による余裕時間算出においては、原子炉通常水位から燃料棒有効長頂部までの保有水量（ c ）の蒸発時間を考慮する。

2. 原子炉ウェル満水時の燃料移動中における評価（POS-B-1, B-4）

炉心燃料が炉心から燃料プールに移動中の評価については、燃料が炉心に全数装荷されている状態において、原子炉側の保有水量のみを考慮する。プールゲートが開いている期間であるため、燃料プールの保有水量も考慮することができるが、保有水量を少なく見積もるために考慮しないこととする。これらは、炉心燃料と使用済燃料の両方に対し原子炉側と燃料プールの両方を保有水量とするよりも保守的な評価となっている。

上記を踏まえ、崩壊熱による冷却水温度上昇の余裕時間算出においては、原子炉側を保有水量（ $a + b + c + d + e$ ）として考慮する。原子炉水の蒸発による余裕時間算出においては、原子炉ウェル満水から燃料棒有効長頂部までを保有水量（ $c + d + e$ ）として考慮する。

3. 原子炉ウェル満水時の全炉心燃料取り出し後における評価（POS-B-2, B-3）

全炉心燃料及び使用済燃料が燃料プールにある状態を評価する。プールゲートが開いている状態のため、原子炉側の保有水量も考慮することができるが、保有水量を少なく見積もるために考慮しないこととする。

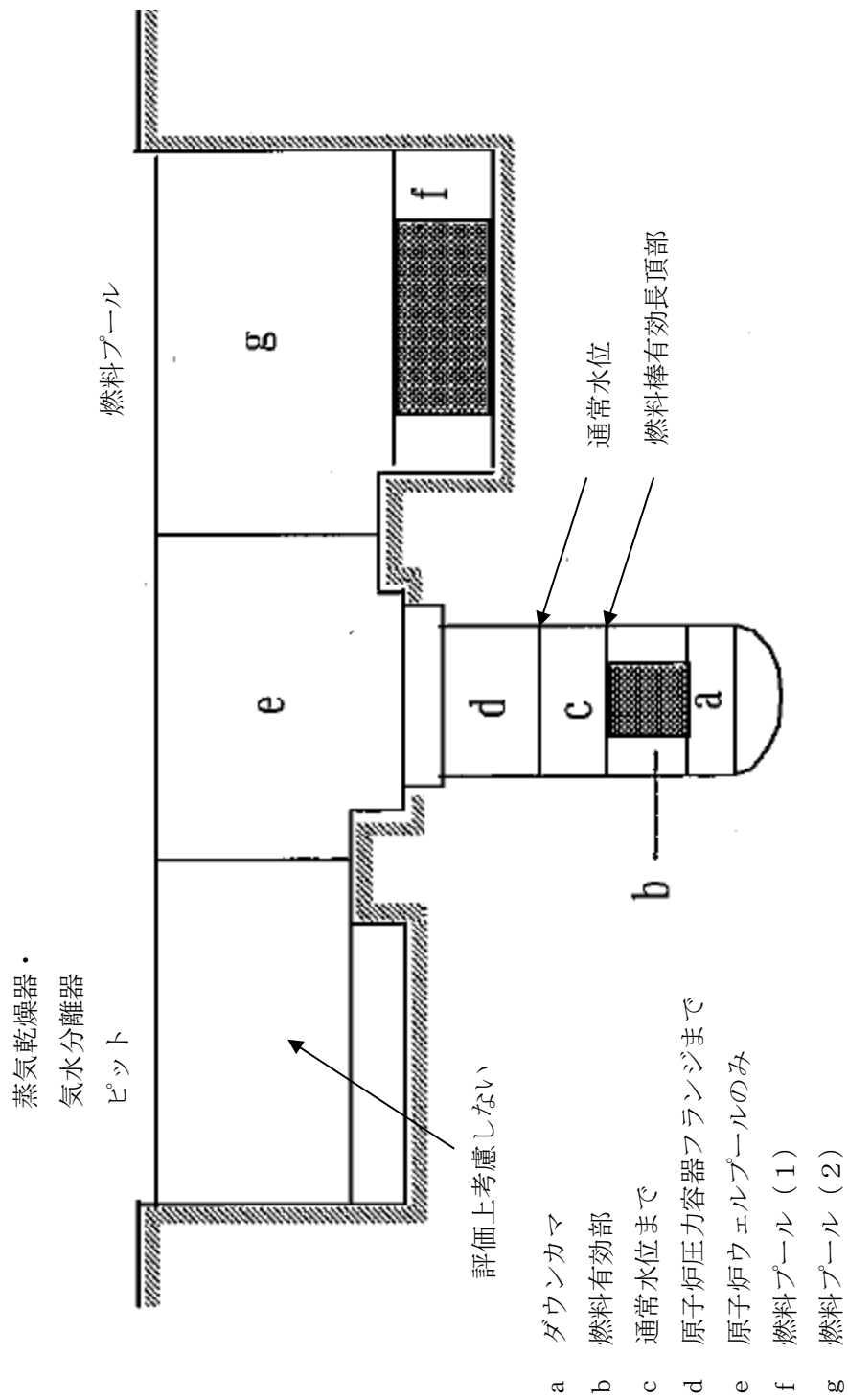
上記を踏まえ、崩壊熱による冷却水温度上昇時の余裕時間算出においては、燃料プールの保有水量（ $f + g$ ）を考慮する。また、燃料プール水の蒸発による余裕時間においては、原子炉ウェル満水から燃料棒有効長頂部までの保有水量（ g ）を考慮する。

第1表 燃料損傷の判定条件

POS	原子炉水位	余裕時間評価に使用する水量の範囲	余裕時間評価に使用する保有水量	余裕時間評価に使用する燃料の位置	考慮できる保有水量	崩壊熱を考慮する燃料
S, A C, D	通常水位	崩壊熱により水温が上昇する範囲	a, b, c	炉心	a, b, c	炉心
		崩壊熱により冷却材が蒸発・流出する範囲	c	炉心	c	炉心
B-1 B-4	原子炉 ウェル 満水	崩壊熱により水温が上昇する範囲	a, b, c, d, e	炉心	a, b, c, d, e, f, g	移動中 (炉心, 燃料プール)
		崩壊熱により冷却材が蒸発・流出する範囲	c, d, e	炉心	e, g	移動中 (炉心, 燃料プール)
B-2 B-3	原子炉 ウェル 満水	崩壊熱により水温が上昇する範囲	f, g	燃料プール	a, b, c, d, e, f, g	燃料プール
		崩壊熱により冷却材が蒸発・流出する範囲	g	燃料プール	e, g	燃料プール

第2表 対象設備動作までの余裕時間

起因事象	POS	POS別の 代表時間	対象設備					
			除熱機能			注水機能		
			残留熱除去系 (A系/B系)	原子炉浄化系	燃料プール冷却系	復水輸送系	燃料プール 補給水系	
残留熱除去系[フロント ライン系]機能喪失 残留熱除去系[サブポート 系]機能喪失 外部電源喪失	S	0.25日後 (6時間後)	余裕時間(時間) (燃料棒有効長 頂部まで)	余裕時間(時間) (燃料棒有効長 頂部まで)	余裕時間(時間) (原子炉ウエル 満水時66°C)	余裕時間(時間) (燃料棒有効長 頂部まで)	余裕時間(時間) (燃料棒有効長 頂部まで)	余裕時間(時間) (燃料棒有効長 頂部まで)
	A	1日後	3.7	3.7	—	3.7	—	—
	B-1	6日後	5.3	5.3	—	5.3	—	—
	B-2	12日後	80	80	—	80	—	80
	B-3	40日後	110	110	—	110	—	110
	B-4	50日後	160	160	—	160	—	160
	C	58日後	190	190	—	190	—	190
	D	67日後	26	26	—	26	—	—
	B-2	—	27	27	—	27	—	—
	B-2	—	—	—	—	—	—	—
B-3	—	—	—	—	—	—	—	
C	—	—	—	—	—	—	—	
制御棒駆動機構点検時								
局部出力領域モニタ交 換時								
残留熱除去系切替時								
原子炉浄化系ブロー時								



第1図 保有水のエリア分割

燃料損傷防止の成功に必要な安全機能について

停止時レベル 1 P R Aにおいて燃料損傷防止のために必要な緩和機能は下の 2 つを設定しており、それらに必要なフロントライン系（E C C S，復水輸送系等）やサポート系（電源設備，原子炉補機冷却系等）を設定している。

- ・除熱機能又は原子炉注水機能（崩壊熱除去機能喪失及び外部電源喪失時）
- ・原子炉注水機能（原子炉冷却材の流出時）

この時，注水等の機能維持に必要な機能であるが，評価の対象としない原子炉減圧及び原子炉格納容器除熱機能について，その取り扱いの考え方を整理した。

1. 原子炉の減圧機能

P O S - S，A，C，Dにおいて原子炉が未開放の状態であり，崩壊熱除去機能が喪失した場合の冷却材の沸騰や原子炉圧力容器漏えい試験時の制御棒駆動機構による加圧時には，運転停止中であっても原子炉の圧力は上昇する。これらの場合においては原子炉の低圧維持と注水系による注水が必要となるため，減圧を実施する必要がある。ただし，下の整理により成功基準の設定は不要としている。

- ・原子炉圧力容器漏えい試験（P O S - Cの期間内）

原子炉圧力容器漏えい試験は原子炉圧力容器トップベント弁やS R Vを閉鎖し，制御棒駆動機構等により注水することで原子炉圧力容器を約6.93MPa以上まで上昇させ，漏えいの有無を確認するものである。仮に試験実施中に崩壊熱除去機能の喪失や全交流動力電源の喪失が発生した場合はトップベント弁の開放やS R Vの開放，主蒸気隔離弁の強制開等の手段で原子炉圧力容器を減圧する必要がある。

しかし漏えい試験に伴い，原子炉水位は十分高く維持しているため，試験前の状態と比べて余裕時間^{※1}は長くなり，これらの減圧操作の成功は十分期待できる。

以上より，本評価では試験実施時間の長さや余裕時間，減圧手段を考慮してP O S - Cでは原子炉圧力容器漏えい試験の状態は評価不要としている。

- ※1 漏えい試験では保有水量が多いため，崩壊熱除去機能が喪失した場合，P O S - Cの崩壊熱における大気圧下での沸騰を想定しても，事象発生から2日以上余裕がある。

- ・原子炉圧力容器未開放時の冷却材沸騰による加圧（P O S - S，A，C，D）

原子炉圧力容器未開放状態において崩壊熱除去機能の喪失や全交流動力電源の喪失が発生した場合，徐々に原子炉内の圧力が上昇するため，いずれは減圧が必要となる。

ただし，崩壊熱が大きな原子炉停止後初期（P O S - S，A）においては，S

R Vや主蒸気隔離弁などが機能維持されており、これらを用いた減圧が可能である。また、崩壊熱が小さな定期事業者検査時後半（POS-C, D）においては原子炉圧力容器のトップベント弁等より蒸気を原子炉格納容器へと逃がすことができるため、この減圧機能により低圧の維持は可能である。

そのため、本評価においてはこれらの減圧機能が十分信頼性が高いこと及び余裕時間が十分にあることをもって評価不要としている^{※2}。

※2 SRV 1個あたりの開失敗確率（デマンド） $(2.7 \times 10^{-4}, EF=13)$ であり、島根原子力発電所2号炉ではSRVが12個あるため、十分信頼性は高い。

2. 原子炉格納容器除熱機能

「1. 原子炉の減圧機能」で示した原子炉減圧が必要なプラント状態において、SRV開放等により原子炉圧力を低下させた際、崩壊熱の熱量は原子炉格納容器へと移行する。この時、原子炉格納容器は徐々に圧力が上昇するが、十分余裕時間があり、またフィルタベント等を用いることで圧力を低下させることが可能であるため、成功基準の設定は不要としている^{※3}。

※3 「添付資料 5.1.5 原子炉停止中における崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時の格納容器の影響について」にて示すとおり、格納容器代替スプレイに期待しない場合であってもベントまでの時間は事象開始から約51時間程度と崩壊熱除去機能復旧の余裕時間は充分確保される。なお、停止中の場合、所員用エア・ロック等の開放により原子炉格納容器が開放されている場合も考えられるが、所員用エア・ロック等を速やかに閉止することで未開放時と同様の対応となる。原子炉格納容器の上部蓋を取り外している場合は、状況により速やかに原子炉格納容器を閉鎖することが困難となり原子炉内から蒸気とともに熱量が原子炉格納容器を経由して原子炉建物内に放出されることも考えられる。ただし、原子炉建物壁面への吸熱及び原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放等による環境への放熱により、原子炉建物内の環境条件は必要な設備が機能喪失するほど悪化することはなく、原子炉補機代替冷却系等を用いた原子炉又は格納容器冷却の開始により徐々に改善される。また、現場作業員の退避時及び公衆への放射線影響について、原子炉冷却材中に含まれるよう素は微少であり、かつ、時間減衰による低減効果もあるため、有意なものとはならない。原子炉圧力容器を開放している場合は、原子炉内から放出された熱量は蒸気に伴い原子炉建物内に放出され、原子炉建物壁面への吸熱、又は環境へ放熱されるが、この場合は崩壊熱量が更に低下していること、原子炉ウェルが水張りされているなど原子炉冷却材の量が増加していることから事象進展はより緩慢となる。

冷却材流出事象の流出量及び余裕時間の算出方法について

停止時レベル 1 P R A においては、制御棒駆動機構点検時、局部出力領域モニタ交換時、残留熱除去系切替時及び原子炉浄化系ブロー時の冷却材流出が想定される。各事象における余裕時間を第 1 表に示す。

運転停止中の L O C A における余裕時間は、以下に示すとおり、冷却材の流出流量により燃料露出までの時間を計算することにより求めている。

1. 制御棒駆動機構点検時の冷却材流出

制御棒駆動機構点検時は、

 冷却材流出を想定し、原子炉ウエル満水からの水位低下を評価している。

原子炉ウエル満水から燃料棒有効長頂部までの水量 (約 $1.0 \times 10^3 \text{ m}^3$) 及び流出流量 () から、余裕時間は とした。

2. 局部出力領域モニタ交換時の冷却材流出

局部出力領域計装交換時の中性子束計測案内管からの冷却材流出を想定し、原子炉ウエル満水からの水位低下を評価している。

原子炉ウエル満水から燃料棒有効長頂部までの水量 (約 $1.0 \times 10^3 \text{ m}^3$) 及び流出流量 () から、余裕時間は とした。

3. 残留熱除去系切替時の冷却材流出

残留熱除去系切替時のミニマムフロー弁閉操作忘れを想定し、原子炉ウエル満水からの水位低下を評価している。

原子炉ウエル満水から燃料棒有効長頂部までの水量 (約 $1.0 \times 10^3 \text{ m}^3$) 及び流出流量 ($94 \text{ m}^3/\text{h}$) から、余裕時間は とした。

4. 原子炉浄化系ブロー時の冷却材流出

原子炉浄化系ブロー時のブローライン止弁の閉失敗による流出を想定し、通常水位からの水位低下を評価している。

通常水位から燃料棒有効長頂部までの水量 (約 $1.2 \times 10^2 \text{ m}^3$) 及び流出流量 () から、余裕時間は とした。

以上より、各事象における燃料露出までの余裕時間は約 2 時間以上あり、緩和系作動までの余裕時間を保守的に 1 時間としている。

なお、運転時レベル 1 P R A における L O C A 時の原子炉減圧の手動操作の余

裕時間については、LOCAが発生していることを必ず認知できると想定されるが、保守的に過渡時の原子炉減圧の余裕時間を設定している。

第1表 冷却材流出時の余裕時間

冷却材流出事象	想定する水位	流出流量 (m ³ /h)	燃料露出までの時間 (時間)
制御棒駆動機構 点検時の冷却材流出	原子炉ウェル満水		
局部出力領域モニタ 交換時の冷却材流出	原子炉ウェル満水		
残留熱除去系 切替時の冷却材流出	原子炉ウェル満水		
原子炉浄化系 ブロー時の冷却材流出	通常水位		

緩和操作に必要な余裕時間等の算定根拠について

1. 崩壊熱評価条件

発生する崩壊熱の計算には、炉心にUO₂燃料のみが装荷されている場合について停止時P S A学会標準に記載の May-Witt の式で評価し、MOX燃料が含まれる場合においてはORIGEN2コードを用いて評価している。

また、炉心部には燃料が 560 体全数装荷されていることとし、燃料プールに保管されている燃料については、炉心部燃料の燃料プールへの移動後、使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵可能である燃料 3,518 体が貯蔵されていることとする。評価条件を第1表に示す。

上記で算出した崩壊熱の評価に基づき、緩和操作に必要な余裕時間を算出した。

第1表 崩壊熱評価条件

	UO ₂ 燃料	MOX燃料を含む場合	
		UO ₂ 燃料	MOX燃料
崩壊熱評価	May-Witt の式	ORIGEN2コード	
100%炉心	560 体	332 体	228 体
燃料プール (630%炉心相当)	3,518 体		

2. 余裕時間の評価に用いる崩壊熱

原子炉停止後一定期間（数日程度）までは、UO₂燃料の方が崩壊熱は大きくなるが、その後はMOX燃料を含む方が崩壊熱は大きくなる。余裕時間の評価では、炉心にUO₂燃料のみが装荷されている場合とMOX燃料を含む場合の比較を行い、崩壊熱が大きくなる方を用いることとした。原子炉冷却材初期温度は52℃を設定している。第2表に各POSの代表時間における崩壊熱について示す。

第2表 各POSの代表時間における崩壊熱

POS	各POSの代表時間 (解列からの日数)	崩壊熱 (MW)
S	0.25日後 (6時間後)	23
A	1日後	16
B-1	6日後	9.3
B-2	12日後	7.5
B-3	40日後	5.1
B-4	50日後	4.8
C	58日後	3.2
D	67日後	3.0

島根原子力発電所 2 号炉
内部事象停止時レベル 1 P R A
イベントツリー集

目 次

- 第1図 POS-S RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー
- 第2図 POS-S RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー
- 第3図 POS-S 外部電源喪失に対するイベントツリー
- 第4図 POS-A RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー
- 第5図 POS-A RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー
- 第6図 POS-A 外部電源喪失に対するイベントツリー
- 第7図 POS-B-1 RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー
- 第8図 POS-B-1 RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー
- 第9図 POS-B-1 外部電源喪失に対するイベントツリー
- 第10図 POS-B-2 RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー
- 第11図 POS-B-2 RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー
- 第12図 POS-B-2 外部電源喪失に対するイベントツリー
- 第13図 POS-B-2 冷却材流出（CRD点検）に対するイベントツリー
- 第14図 POS-B-2 冷却材流出（LPRM交換）に対するイベントツリー
- 第15図 POS-B-3 RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー
- 第16図 POS-B-3 RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー
- 第17図 POS-B-3 外部電源喪失に対するイベントツリー
- 第18図 POS-B-3 冷却材流出（RHR切替）に対するイベントツリー
- 第19図 POS-B-4 RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー
- 第20図 POS-B-4 RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー
- 第21図 POS-B-4 外部電源喪失に対するイベントツリー
- 第22図 POS-C RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー
- 第23図 POS-C RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー
- 第24図 POS-C 外部電源喪失に対するイベントツリー
- 第25図 POS-C 冷却材流出（CUWブロー）に対するイベントツリー
- 第26図 POS-D RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー
- 第27図 POS-D RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー
- 第28図 POS-D 外部電源喪失に対するイベントツリー

【PDS凡例】

DRF：崩壊熱除去機能喪失（フロントライン系）
DRS：崩壊熱除去機能喪失（サポート系）
DLP：全交流動力電源喪失
DLC：原子炉冷却材の流出
OK：事象収束

【略語】

RHR：残留熱除去系
LPRM：局部出力領域計装
CRD：制御棒駆動機構
CUW：原子炉浄化系

起因事象 RHRフロント系 機能喪失 事象区分S	短時間診断	緩和系 RHR-B CWT	除熱系復旧	注水系復旧	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
SORF	HE	WF	WR	FR				
					S01	SORF	OK	
					S02	SORFWF	OK	
					S03	SORFWWR	OK	
					S04	SORFWWRFR	DRF	
					S05	SORFHE	OK	
					S06	SORFHEWF	DRF	

第1図 POS-S RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー
補足 1.1.2. d-1-3

起回事象 RHRサポ系 機能喪失 事象区分S	短時間診断	緩和系 RHR-B CWT	除熱系復旧	注水系復旧	S I D E #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
SORS	HE	WF	WR	FR				
					S01	SORS	OK	
					S02	SORSWF	OK	
					S03	SORSWFWR	OK	
					S04	SORSWFWRFR	DRS	
					S05	SORSHE	OK	
					S06	SORSHEWF	DRS	

第2図 POS-S RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー
補足 1.1.2. d-1-4

起因事象 外部電源喪失 事象区分S	DC喪失 (ハザード-CDF)	外電復旧 (短期)	電源融通 (低圧/短期)	D/G-A	D/G-B	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
SOP	DC	O1	D1	B1	B2				
						S01	SOP	T1	
						S02	SOP01	T2	SOP2へ
						S03	SOP01B2	T3	SOP3へ
						S04	SOP01B1	T4	SOP4へ
						S05	SOP01B1B2	T5	SOP51へ
						S06	SOPDC	T1	
						S07	SOPDC01	T2	
						S08	SOPDC01B2	T3	
						S09	SOPDC01B1	T4	
						S10	SOPDC01B1B2	T5	
						S11	SOPDC01D1	T6	SOP6へ

第3図 POS-S 外部電源喪失に対するイベントツリー (1/7)

補足 1.1.2. d-1-5

外部電源喪失 事象区分S D/G-AO D/G-BO	短時間診断	緩和系 RHR-A, B CWT	除熱系復旧	注水系復旧	シークエンス名	PDS#	発生頻度
SOP2	HE	WF	WR	FR			
					S01	SOP2	OK
					S02	SOP2WF	OK
					S03	SOP2WFWR	OK
					S04	SOP2WFWRFR	DLP
					S05	SOP2HE	OK
					S06	SOP2HEWF	DLP

第3図 POS-S 外部電源喪失に対するイベントツリー (2/7)

補足 1.1.2. d-1-6

外部電源喪失 事象区分S D/G-A○ D/G-B×	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G-B復旧	緩和系 RHR-A, B CWT	除熱系復旧	注水系復旧	SEQ #	シーケンス名称	POS #	発生頻度
SOP3	HE	O2	B2R	WF	WR	FR				
							S01	SOP3	OK	
							S02	SOP3WF	OK	
							S03	SOP3WFR	OK	
							S04	SOP3WFRFR	DLP	
							S05	SOP302	OK	
							S06	SOP302WF	OK	
							S07	SOP302WFR	OK	
							S08	SOP302WFRFR	DLP	
							S09	SOP302B2R	OK	
							S10	SOP302B2RWF	OK	
							S11	SOP302B2RWFR	OK	
							S12	SOP302B2RWFRFR	DLP	
							S13	SOP3HE	OK	
							S14	SOP3HEWF	DLP	
							S15	SOP3HEO2	OK	
							S16	SOP3HEO2WF	DLP	
							S17	SOP3HEO2B2R	OK	
							S18	SOP3HEO2B2RWF	DLP	

第3図 POS-S 外部電源喪失に対するイベントツリー (3/7)

補足 1.1.2. d-1-7

起回事象 外部電源喪失 事象区分S D/G-A× D/G-BO	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G-A復旧	緩和系 RHR-A, B CWT	除熱系復旧	注水系復旧	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
SOP4	HE	OZ	B1R	WF	WR	FR				
							S01	SOP4	OK	
							S02	SOP4WF	OK	
							S03	SOP4WFWR	OK	
							S04	SOP4WFWRFR	DLP	
							S05	SOP4O2	OK	
							S06	SOP4O2WF	OK	
							S07	SOP4O2WFWR	OK	
							S08	SOP4O2WFWRFR	DLP	
							S09	SOP4O2B1R	OK	
							S10	SOP4O2B1RWF	OK	
							S11	SOP4O2B1RWFWR	OK	
							S12	SOP4O2B1RWFWRFR	DLP	
							S13	SOP4HE	OK	
							S14	SOP4HEWF	DLP	
							S15	SOP4HEO2	OK	
							S16	SOP4HEO2WF	DLT	
							S17	SOP4HEO2B1R	OK	
							S18	SOP4HEO2B1RWF	DLT	

第3図 POS-S 外部電源喪失に対するイベントツリー (4/7)
補足 1.1.2. d-1-8

起回事象 外部電源喪失 事象区分S D/G-A× D/G-B×	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G復旧	電源融通 (高圧/長期)	緩和系 R/HR-A, B CWT	HPCS復旧	SEQ #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
SOP51	HE	OZ	BR	A1	WF	HR				
							S01	SOP51	OK	
							S02	SOP51WF	OK	
							S03	SOP51WFHR	DLP	
							S04	SOP51OZ	OK	
							S05	SOP51OZWF	OK	
							S06	SOP51OZWFHR	DLP	
							S07	SOP51OZBR	OK	
							S08	SOP51OZBRWF	OK	
							S09	SOP51OZBRWFHR	DGP	
							S10	SOP51OZBRA1	OK	
							S11	SOP51OZBRA1WF	OK	
							S12	SOP51OZBRA1WFHR	DLP	
							S13	SOP51HE	T52	SOP52へ

第3図 POS-S 外部電源喪失に対するイベントツリー (5 / 7)

補足 1.1.2. d-1-9

起回事象 外部電源喪失 事象区分S D/G-A× D/G-B×	外電復旧 (長期)	D/G復旧	電源融通 (高圧/長期)	緩和系 RHR-A, B CWT	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
SOP52	O2	BR	A1	WF				
					S01	SOP52	OK	
					S02	SOP52WF	DLP	
					S03	SOP5202	OK	
					S04	SOP5202WF	DLP	
					S05	SOP5202BR	OK	
					S06	SOP5202BRWF	DLP	
					S07	SOP5202BRA1	OK	
					S08	SOP5202BRA1WF	DLP	

第3図 POS-S 外部電源喪失に対するイベントツリー (6/7)
 補足 1.1.2. d-1-10

外部電源喪失 事象区分S DC喪失	短時間診断	バックアップ-復旧 (長期)	外電復旧 (長期)	電源融通 (低圧/長期)	D/G-A	D/G-B	電源融通 (高圧/長期)	緩和系	HPCS復旧	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
SOP6	HE	DCR	O2	D2	B1	B2	A1	WF	HR				
											S01	SOP6	OK
											S02	SOP6O2	OK
											S03	SOP6O2B1	OK
											S04	SOP6O2B1B2	OK
											S05	SOP6O2B1B2A1	OK
											S06	SOP6O2B1B2A1WF	OK
											S07	SOP6O2B1B2A1WFHR	DLP
											S08	SOP6DCR	OK
											S09	SOP6DCRO2	OK
											S10	SOP6DCRO2B1	OK
											S11	SOP6DCRO2B1B2	OK
											S12	SOP6DCRO2B1B2A1	OK
											S13	SOP6DCRO2B1B2A1WF	OK
											S14	SOP6DCRO2B1B2A1WFHR	DLP
											S15	SOP6DCRO2D2	OK
											S16	SOP6DCRO2D2A1	OK
											S17	SOP6DCRO2D2A1WF	OK
											S18	SOP6DCRO2D2A1WFHR	DLP
											S19	SOP6HE	OK
											S20	SOP6HEO2	OK
											S21	SOP6HEO2B1	OK
											S22	SOP6HEO2B1B2	OK
											S23	SOP6HEO2B1B2A1	OK
											S24	SOP6HEO2B1B2A1WF	DLP
											S25	SOP6HEDCR	OK
											S26	SOP6HEDCR02	OK
											S27	SOP6HEDCR02B1	OK
											S28	SOP6HEDCR02B1B2	OK
											S29	SOP6HEDCR02B1B2A1	OK
											S30	SOP6HEDCR02B1B2A1WF	DLP
											S31	SOP6HEDCR02D2	OK
											S32	SOP6HEDCR02D2A1	OK
											S33	SOP6HEDCR02D2A1WF	DLP

第3図 POS-S 外部電源喪失に対するイベントツリー (7/7)

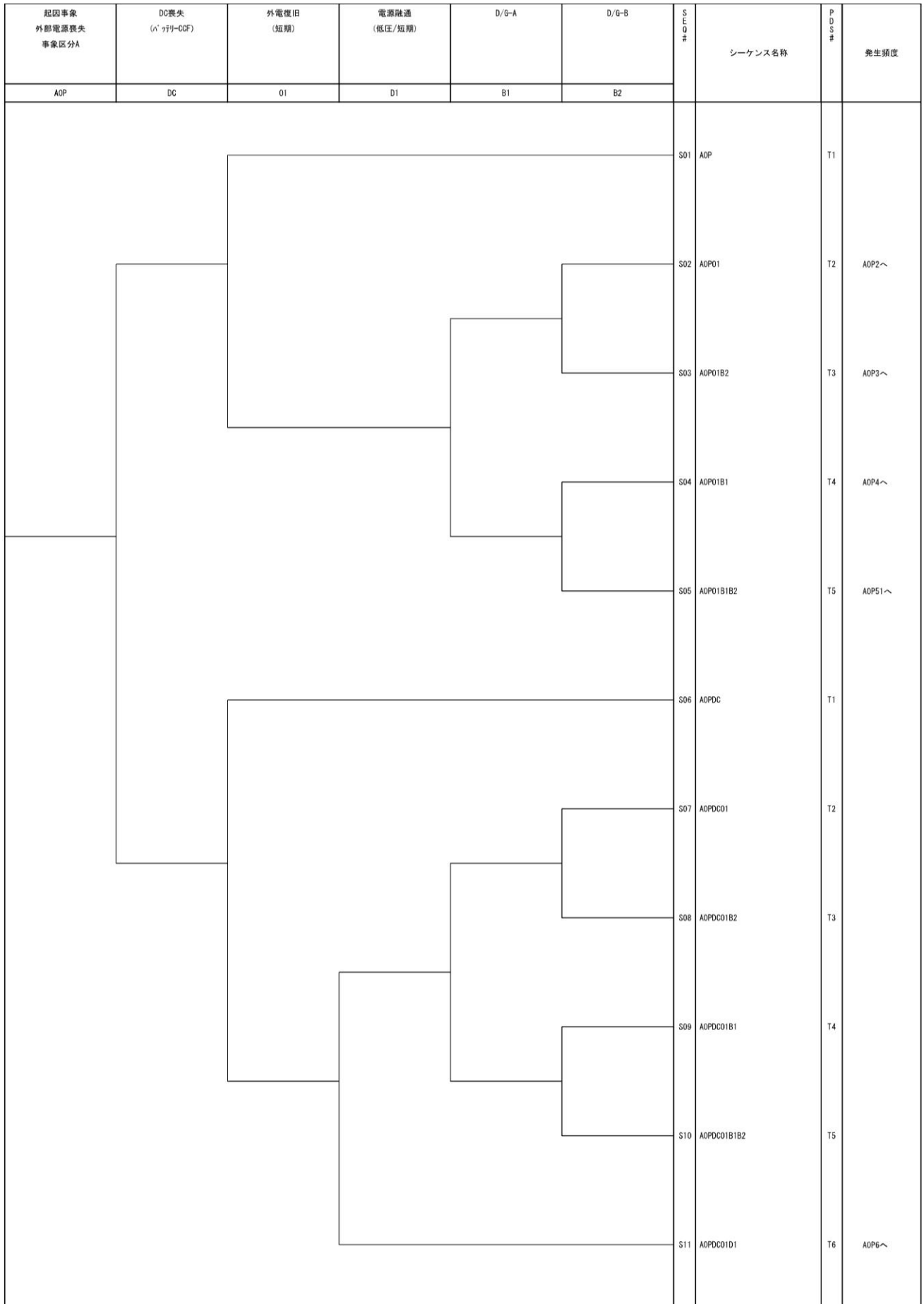
補足 1.1.2. d-1-11

起因事象 RHRフロント系 機能喪失 事象区分A	短時間診断	緩和系 RHR-B CWT	除熱系復旧	注水系復旧	S I Q #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
AORF	HE	WF	WR	FR				
					S01	AORF	OK	
					S02	AORFWF	OK	
					S03	AORFWWR	OK	
					S04	AORFWWRFR	DRF	
					S05	AORFHE	OK	
					S06	AORFHEWF	DRF	

第4図 POS-A RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー
補足 1.1.2. d-1-12

起因事象 RHR#1-1系 機能喪失 事象区分A	短時間診断	緩和系 RHR-B CWT	除熱系復旧	注水系復旧	S I D #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
AORS	HE	WF	WR	FR				
					S01	AORS	OK	
					S02	AORSWF	OK	
					S03	AORSWFR	OK	
					S04	AORSWFRFR	DRS	
					S05	AORSHE	OK	
					S06	AORSHEWF	DRS	

第5図 POS-A RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー
補足 1.1.2. d-1-13



第6図 POS-A 外部電源喪失に対するイベントツリー (1 / 7)

補足 1.1.2. d-1-14

外部電源喪失 事象区分A D/G-AC D/G-BO	短時間診断	緩和系 RHR-A, B CWT	除熱系復旧	注水系復旧	SEQ #	シーケンス名称	PDS #	発生頻度
AOP2	HE	WF	WR	FR				
					S01	AOP2	OK	
					S02	AOP2WF	OK	
					S03	AOP2WFR	OK	
					S04	AOP2WFRFR	DLP	
					S05	AOP2HE	OK	
					S06	AOP2HEWF	DLP	

第6図 POS-A 外部電源喪失に対するイベントツリー (2 / 7)

補足 1.1.2. d-1-15

外部電源喪失 事象区分A D/G-A○ D/G-B×	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G-B復旧	緩和系 RHR-A, B CWT	除熱系復旧	注水系復旧	SEQ #	シーケンス名称	PDS #	発生頻度
AOP3	HE	O2	B2R	WF	WR	FR				
							S01	AOP3	OK	
							S02	AOP3WF	OK	
							S03	AOP3WFWR	OK	
							S04	AOP3WFWRFR	DLP	
							S05	AOP3O2	OK	
							S06	AOP3O2WF	OK	
							S07	AOP3O2WFWR	OK	
							S08	AOP3O2WFWRFR	DLP	
							S09	AOP3O2B2R	OK	
							S10	AOP3O2B2RWF	OK	
							S11	AOP3O2B2RWFWR	OK	
							S12	AOP3O2B2RWFWRFR	DLP	
							S13	AOP3HE	OK	
							S14	AOP3HEWF	DLP	
							S15	AOP3HEO2	OK	
							S16	AOP3HEO2WF	DLP	
							S17	AOP3HEO2B2R	OK	
							S18	AOP3HEO2B2RWF	DLP	

第6図 POS-A 外部電源喪失に対するイベントツリー (3/7)

補足 1.1.2. d-1-16

起因事象 外部電源喪失 事象区分A D/G-A× D/G-BO	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G-A復旧	緩和系 RHR-A, B CWT	除熱系復旧	注水系復旧	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
AOP4	HE	OZ	B1R	WF	WR	FR				
							S01	AOP4	OK	
							S02	AOP4WF	OK	
							S03	AOP4WFR	OK	
							S04	AOP4WFRFR	DLP	
							S05	AOP4OZ	OK	
							S06	AOP4OZWF	OK	
							S07	AOP4OZWFR	OK	
							S08	AOP4OZWFRFR	DLP	
							S09	AOP4OZB1R	OK	
							S10	AOP4OZB1RWF	OK	
							S11	AOP4OZB1RWFR	OK	
							S12	AOP4OZB1RWFRFR	DLP	
							S13	AOP4HE	OK	
							S14	AOP4HEWF	DLP	
							S15	AOP4HEOZ	OK	
							S16	AOP4HEOZWF	DLT	
							S17	AOP4HEOZB1R	OK	
							S18	AOP4HEOZB1RWF	DLT	

第6図 POS-A 外部電源喪失に対するイベントツリー (4/7)
補足 1.1.2. d-1-17

起因事象 外部電源喪失 事象区分A D/G-A× D/G-B×	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G復旧	電源融通 (高圧/長期)	緩和系 RHR-A, B CWT	HPCS復旧	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
AOP51	HE	O2	BR	A1	WF	HR				
							S01	AOP51	OK	
							S02	AOP51WF	OK	
							S03	AOP51WFHR	DLP	
							S04	AOP5102	OK	
							S05	AOP5102WF	OK	
							S06	AOP5102WFHR	DLP	
							S07	AOP5102BR	OK	
							S08	AOP5102BRWF	OK	
							S09	AOP5102BRWFHR	DLP	
							S10	AOP5102BRA1	OK	
							S11	AOP5102BRA1WF	OK	
							S12	AOP5102BRA1WFHR	DLP	
							S13	AOP51HE	T52	AOP52へ

第6図 POS-A 外部電源喪失に対するイベントツリー (5 / 7)
補足 1.1.2. d-1-18

起回事象 外部電源喪失 事象区分A D/G-A× D/G-B×	外電復旧 (長期)	D/G復旧	電源融通 (高圧/長期)	緩和系 RHR-A, B CWT	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
AOP52	O2	BR	A1	WF				
					S01	AOP52	OK	
					S02	AOP52WF	DLP	
					S03	AOP52O2	OK	
					S04	AOP52O2WF	DLP	
					S05	AOP52O2BR	OK	
					S06	AOP52O2BRWF	DLP	
					S07	AOP52O2BRA1	OK	
					S08	AOP52O2BRA1WF	DLP	

第6図 POS-A 外部電源喪失に対するイベントツリー (6 / 7)

外部電源喪失 事象区分A DC喪失	短時間診断	リセタ-復旧 (長期)	外電復旧 (長期)	電源融通 (低圧/長期)	D/G-A	D/G-B	電源融通 (高圧/長期)	緩和系	HPCS復旧	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度	
AOP6	HE	DCR	O2	D2	B1	B2	A1	WF	HR					
											S01	AOP6	OK	
											S02	AOP6O2	OK	
											S03	AOP6O2B1	OK	
											S04	AOP6O2B1B2	OK	
											S05	AOP6O2B1B2A1	OK	
											S06	AOP6O2B1B2A1WF	OK	
											S07	AOP6O2B1B2A1WFHR	DLP	
											S08	AOP6DCR	OK	
											S09	AOP6DCRO2	OK	
											S10	AOP6DCRO2B1	OK	
											S11	AOP6DCRO2B1B2	OK	
											S12	AOP6DCRO2B1B2A1	OK	
											S13	AOP6DCRO2B1B2A1WF	OK	
											S14	AOP6DCRO2B1B2A1WFHR	DLP	
											S15	AOP6DCRO2D2	OK	
											S16	AOP6DCRO2D2A1	OK	
											S17	AOP6DCRO2D2A1WF	OK	
											S18	AOP6DCRO2D2A1WFHR	DLP	
											S19	AOP6HE	OK	
											S20	AOP6HEO2	OK	
											S21	AOP6HEO2B1	OK	
											S22	AOP6HEO2B1B2	OK	
											S23	AOP6HEO2B1B2A1	OK	
											S24	AOP6HEO2B1B2A1WF	DLP	
											S25	AOP6HEDCR	OK	
											S26	AOP6HEDCRO2	OK	
											S27	AOP6HEDCRO2B1	OK	
											S28	AOP6HEDCRO2B1B2	OK	
											S29	AOP6HEDCRO2B1B2A1	OK	
											S30	AOP6HEDCRO2B1B2A1WF	DLP	
											S31	AOP6HEDCRO2D2	OK	
											S32	AOP6HEDCRO2D2A1	OK	
											S33	AOP6HEDCRO2D2A1WF	DLP	

第6図 POS-A 外部電源喪失に対するイベントツリー (7/7)
補足 1.1.2. d-1-20

起因事象 RHRフロント系 機能喪失 事象区分B-1	短時間診断	緩和系 CWT, FMW	除熱系復旧	注水系復旧	S E Q #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
BIRF	HE	WF	WR	FR				
					S01	BIRF	OK	
					S02	BIRFWF	OK	
					S03	BIRFWWR	OK	
					S04	BIRFWWRFR	DRF	
					S05	BIRFHE	OK	
					S06	BIRFHEWF	DRF	

第7図 POS-B-1 RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー
補足 1.1.2. d-1-21

起回事象 RHRサポ-ト系 機能喪失 事象区分B-1	短時間診断	緩和系 CWT, FMW	除熱系復旧	注水系復旧	シークエンス	シークエンス名称	発生頻度
BIRS	HE	WF	WR	FR			
					S01	BIRS	OK
					S02	BIRSWF	OK
					S03	BIRSWWR	OK
					S04	BIRSWWRFR	DRS
					S05	BIRSHE	OK
					S06	BIRSHEWF	DRS

第8図 POS-B-1 RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー
補足 1.1.2. d-1-22

起因事象 外部電源喪失 事象区分B-1	DC喪失 (バッテリーA)	外電復旧 (短期)	電源融通 (低圧/短期)	D/G-A	D/G-B (1, 0)	S I D #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
B1P	DC	01	D1	B1	B2				
						T1			
						T2			
						T3	B1P3へ		
						T4			
						T5	B1P51へ		
						T1			
						T2			
						T3			
						T4			
						T5			
						T6	B1P6へ		

第9図 POS-B-1 外部電源喪失に対するイベントツリー (1 / 5)
 補足 1.1.2. d-1-23

外部電源喪失 事象区分B-1 D/G-AO D/G-B-	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G-B復旧 (1.0)	緩和系 RHR-A CWT, FMW	除熱系復旧	注水系復旧	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
B1P3	HE	O2	B2R	WF	WR	FR				
							S01	B1P3	OK	
							S02	B1P3WF	OK	
							S03	B1P3WFWR	OK	
							S04	B1P3WFWRFR	DLP	
							S05	B1P3O2	OK	
							S06	B1P3O2WF	OK	
							S07	B1P3O2WFWR	OK	
							S08	B1P3O2WFWRFR	DLP	
							S09	B1P3O2B2R	OK	
							S10	B1P3O2B2RWF	OK	
							S11	B1P3O2B2RWFWR	OK	
							S12	B1P3O2B2RWFWRFR	DLP	
							S13	B1P3HE	OK	
							S14	B1P3HEWF	DLP	
							S15	B1P3HEO2	OK	
							S16	B1P3HEO2WF	DLP	
							S17	B1P3HEO2B2R	OK	
							S18	B1P3HEO2B2RWF	DLP	

第9図 POS-B-1 外部電源喪失に対するイベントツリー (2 / 5)

補足 1.1.2. d-1-24

起回事象 外部電源喪失 事象区分B-1 D/G-A× D/G-B-	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G-A復旧	電源融通 (高圧/長期)	緩和系 RHR-A CWT, FMW	HPCS復旧 (1.0)	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
B1P51	HE	D2	B1R	A1	WF	HR				
							S01	B1P51	OK	
							S02	B1P51WF	OK	
							S03	B1P51WFHR	DLP	
							S04	B1P5102	OK	
							S05	B1P5102WF	OK	
							S06	B1P5102WFHR	DLP	
							S07	B1P5102B1R	OK	
							S08	B1P5102B1RWF	OK	
							S09	B1P5102B1RWFHR	DLP	
							S10	B1P5102B1RA1	OK	
							S11	B1P5102B1RA1WF	OK	
							S12	B1P5102B1RA1WFHR	DLP	
							S13	B1P51HE	T52	B1P52~

第9図 POS-B-1 外部電源喪失に対するイベントツリー (3 / 5)

補足 1.1.2. d-1-25

起回事象 外部電源喪失 事象区分B-1 D/G-A× D/G-B-	外電復旧 (長期)	D/G-A復旧	電源融通 (高圧/長期)	緩和系 RHR-A CMT, FMM	S #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
B1P52	O2	B1R	A1	WF				
					S01	B1P52	OK	
					S02	B1P52WF	DLP	
					S03	B1P52O2	OK	
					S04	B1P52O2WF	DLP	
					S05	B1P52O2B1R	OK	
					S06	B1P52O2B1RWF	DLP	
					S07	B1P52O2B1RA1	OK	
					S08	B1P52O2B1RA1WF	DLP	

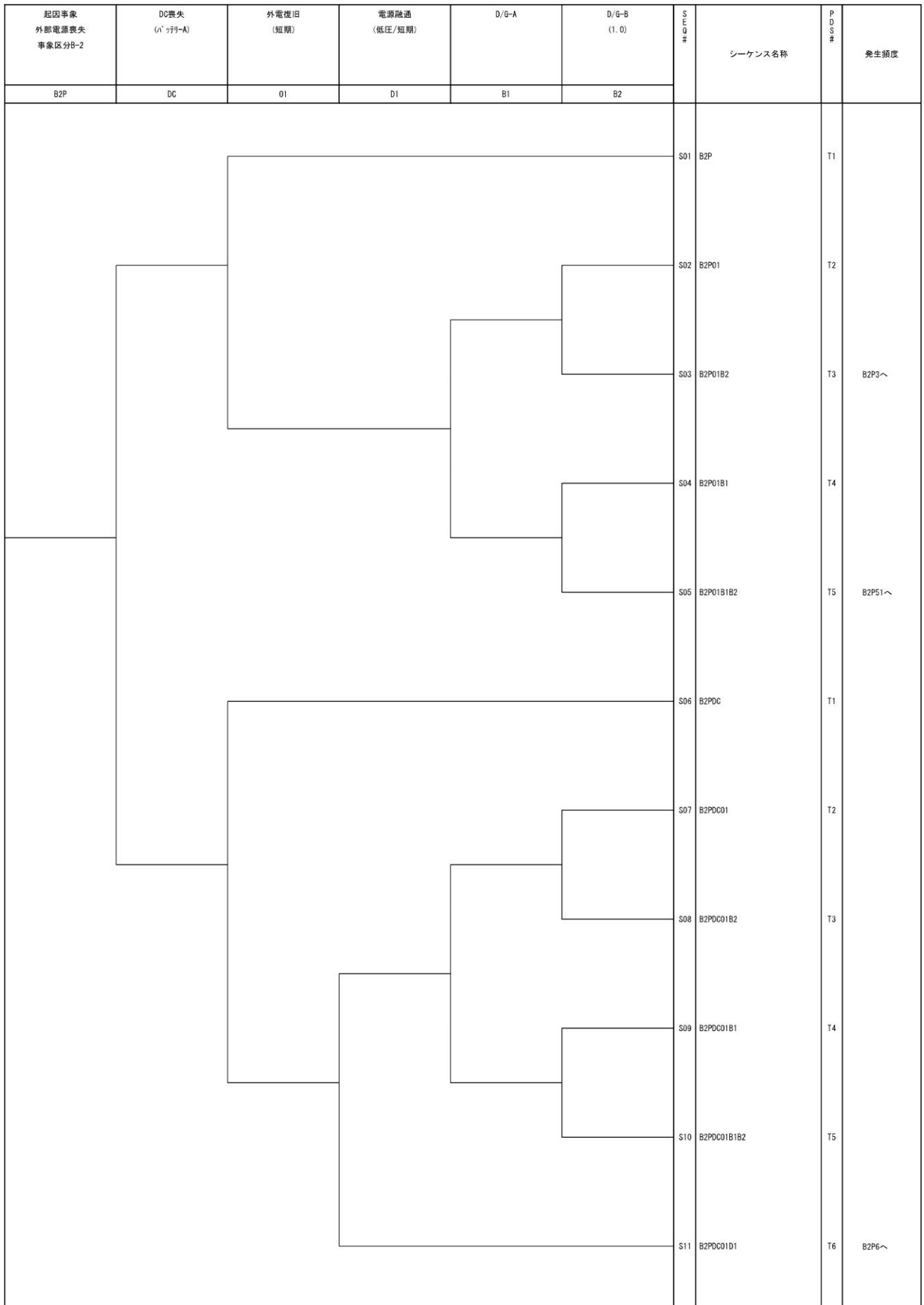
第9図 POS-B-1 外部電源喪失に対するイベントツリー (4/5)
 補足 1.1.2. d-1-26

外部電源喪失 事象区分B-1 DC喪失	短時間診断	n°リカ-復旧 (長期)	外電復旧 (長期)	電源融通 (低圧/長期)	D/G-A	D/G-B (1.0)	電源融通 (高圧/長期)	緩和系	HPCS復旧 (1.0)	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度	
B1P6	HE	DCR	O2	D2	B1	B2	A1	WF	HR					
											S01	B1P6	OK	
											S02	B1P6O2	OK	
											S03	B1P6O2B1	OK	
											S04	B1P6O2B1B2	OK	
											S05	B1P6O2B1B2A1	OK	
											S06	B1P6O2B1B2A1WF	OK	
											S07	B1P6O2B1B2A1WFHR	DLP	
											S08	B1P6DCR	OK	
											S09	B1P6DCR02	OK	
											S10	B1P6DCR02B1	OK	
											S11	B1P6DCR02B1B2	OK	
											S12	B1P6DCR02B1B2A1	OK	
											S13	B1P6DCR02B1B2A1WF	OK	
											S14	B1P6DCR02B1B2A1WFHR	DLP	
											S15	B1P6DCR02D2	OK	
											S16	B1P6DCR02D2A1	OK	
											S17	B1P6DCR02D2A1WF	OK	
											S18	B1P6DCR02D2A1WFHR	DLP	
											S19	B1P6HE	OK	
											S20	B1P6HE02	OK	
											S21	B1P6HE02B1	OK	
											S22	B1P6HE02B1B2	OK	
											S23	B1P6HE02B1B2A1	OK	
											S24	B1P6HE02B1B2A1WF	DLP	
											S25	B1P6HEDCR	OK	
											S26	B1P6HEDCR02	OK	
											S27	B1P6HEDCR02B1	OK	
											S28	B1P6HEDCR02B1B2	OK	
											S29	B1P6HEDCR02B1B2A1	OK	
											S30	B1P6HEDCR02B1B2A1WF	DLP	
											S31	B1P6HEDCR02D2	OK	
											S32	B1P6HEDCR02D2A1	OK	
											S33	B1P6HEDCR02D2A1WF	DLP	

第9図 POS-B-1 外部電源喪失に対するイベントツリー (5 / 5)
補足 1.1.2. d-1-27

起回事象 RHRフロント系 機能喪失 事象区分B-2	短時間診断	緩和系 CUT, FMW	除熱系復旧	注水系復旧	S I D E	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
B2RF	HE	WF	WR	FR				
					S01	B2RF	OK	
					S02	B2RFWF	OK	
					S03	B2RFWFR	OK	
					S04	B2RFWFRFR	DRF	
					S05	B2RFHE	OK	
					S06	B2RFHEWF	DRF	

第 10 図 POS-B-2 RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー
補足 1.1.2. d-1-28



第 12 図 POS-B-2 外部電源喪失に対するイベントツリー (1 / 5)

補足 1.1.2. d-1-30

外部電源喪失 事象区分B-2 D/G-A○ D/G-B-	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G-B復旧 (1.0)	緩和系 RHR-A CWT, FMW	除熱系復旧	注水系復旧	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
B2P3	HE	O2	B2R	WF	WR	FR				
							S01	B2P3	OK	
							S02	B2P3WF	OK	
							S03	B2P3WFWR	OK	
							S04	B2P3WFWRFR	DLP	
							S05	B2P3O2	OK	
							S06	B2P3O2WF	OK	
							S07	B2P3O2WFWR	OK	
							S08	B2P3O2WFWRFR	DLP	
							S09	B2P3O2B2R	OK	
							S10	B2P3O2B2RWF	OK	
							S11	B2P3O2B2RWFWR	OK	
							S12	B2P3O2B2RWFWRFR	DLP	
							S13	B2P3HE	OK	
							S14	B2P3HEWF	DLP	
							S15	B2P3HEO2	OK	
							S16	B2P3HEO2WF	DLP	
							S17	B2P3HEO2B2R	OK	
							S18	B2P3HEO2B2RWF	DLP	

第 12 図 POS-B-2 外部電源喪失に対するイベントツリー (2 / 5)

起回事象 外部電源喪失 事象区分B-2 D/G-A× D/G-B-	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G-A復旧	電源融通 (高圧/長期)	緩和系 RHR-A CWT, FMW	HPCS復旧 (1.0)	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
B2P51	HE	O2	B1R	A1	WF	HR				
							S01	B2P51	OK	
							S02	B2P51WF	OK	
							S03	B2P51WFHR	DLP	
							S04	B2P51O2	OK	
							S05	B2P51O2WF	OK	
							S06	B2P51O2WFHR	DLP	
							S07	B2P51O2B1R	OK	
							S08	B2P51O2B1RWF	OK	
							S09	B2P51O2B1RWFHR	DLP	
							S10	B2P51O2B1RA1	OK	
							S11	B2P51O2B1RA1WF	OK	
							S12	B2P51O2B1RA1WFHR	DLP	
							S13	B2P51HE	T52	B2P52～

第 12 図 POS-B-2 外部電源喪失に対するイベントツリー (3 / 5)
 補足 1.1.2. d-1-32

起回事象 外部電源喪失 事象区分B-2 D/G-A× D/G-B-	外電復旧 (長期)	D/G-A復旧	電源融通 (高圧/長期)	緩和系 RHR-A CWT, FMW	シナシ	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
B2P52	O2	B1R	A1	WF				
					S01	B2P52	OK	
					S02	B2P52WF	DLP	
					S03	B2P5202	OK	
					S04	B2P5202WF	DLP	
					S05	B2P5202B1R	OK	
					S06	B2P5202B1RWF	DLP	
					S07	B2P5202B1RA1	OK	
					S08	B2P5202B1RA1WF	DLP	

第 12 図 POS-B-2 外部電源喪失に対するイベントツリー (4 / 5)
 補足 1.1.2. d-1-33

外部電源喪失 事象区分B-2 DC喪失	短時間診断	バックリ-復旧 (長期)	外電復旧 (長期)	電源融通 (低圧/長期)	D/G-A	D/G-B (1.0)	電源融通 (高圧/長期)	緩和系	HPCS復旧 (1.0)	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
B2P6	HE	DCR	O2	D2	B1	B2	A1	WF	HR				
											S01	B2P6	OK
											S02	B2P6O2	OK
											S03	B2P6O2B1	OK
											S04	B2P6O2B1B2	OK
											S05	B2P6O2B1B2A1	OK
											S06	B2P6O2B1B2A1WF	OK
											S07	B2P6O2B1B2A1WFHR	DLP
											S08	B2P6DCR	OK
											S09	B2P6DCR02	OK
											S10	B2P6DCR02B1	OK
											S11	B2P6DCR02B1B2	OK
											S12	B2P6DCR02B1B2A1	OK
											S13	B2P6DCR02B1B2A1WF	OK
											S14	B2P6DCR02B1B2A1WFHR	DLP
											S15	B2P6DCR02D2	OK
											S16	B2P6DCR02D2A1	OK
											S17	B2P6DCR02D2A1WF	OK
											S18	B2P6DCR02D2A1WFHR	DLP
											S19	B2P6HE	OK
											S20	B2P6HEO2	OK
											S21	B2P6HEO2B1	OK
											S22	B2P6HEO2B1B2	OK
											S23	B2P6HEO2B1B2A1	OK
											S24	B2P6HEO2B1B2A1WF	DLP
											S25	B2P6HEDCR	OK
											S26	B2P6HEDCR02	OK
											S27	B2P6HEDCR02B1	OK
											S28	B2P6HEDCR02B1B2	OK
											S29	B2P6HEDCR02B1B2A1	OK
											S30	B2P6HEDCR02B1B2A1WF	DLP
											S31	B2P6HEDCR02D2	OK
											S32	B2P6HEDCR02D2A1	OK
											S33	B2P6HEDCR02D2A1WF	DLP

第 12 図 POS-B-2 外部電源喪失に対するイベントツリー (5 / 5)
補足 1.1.2. d-1-34

起因事象 冷却材流出 CRD点検 区分B-2	水位低下 の認知	流出の 隔離	緩和系	S ITEM	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
B2LCC	P1	P2	F				
				S01	B2LCC	OK	
				S02	B2LCCP2	OK	
				S03	B2LCCP2F	DLC	
				S04	B2LCCP1	DLC	

第 13 図 POS-B-2 冷却材流出 (CRD点検) に対するイベントツリー
補足 1.1.2. d-1-35

起因事象 冷却材流出 LPRM交換 区分B-2	水位低下 の認知	流出の 隔離	緩和系	S # SUMS	シーケンス名称	P D S # SUMS	発生頻度
B2LCL	P1	P2	F				
				S01	B2LCL	OK	
				S02	B2LCLP2	OK	
				S03	B2LCLP2F	DLC	
				S04	B2LCLP1	DLC	

第 14 図 POS-B-2 冷却材流出 (LPRM交換) に対するイベントツリー
補足 1.1.2. d-1-36

起回事象 RHRフロント系 機能喪失 事象区分B-3	短時間診断	緩和系 CWT, FMW	除熱系復旧	注水系復旧	シークエンス名	PDS#	発生頻度
B3RF	HE	WF	WR	FR			
					S01	B3RF	OK
					S02	B3RFWF	OK
					S03	B3RFWR	OK
					S04	B3RFWRFR	DRF
					S05	B3RFHE	OK
					S06	B3RFHEWF	DRF

第 15 図 POS-B-3 RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー
補足 1.1.2. d-1-37

起回事象 RHRサポート系 機能喪失 事象区分B-3	短時間診断	緩和系 CWT, FMW	除熱系復旧	注水系復旧	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
B3RS	HE	WF	WR	FR				
					S01	B3RS	OK	
					S02	B3RSWF	OK	
					S03	B3RSWFWR	OK	
					S04	B3RSWFWRFR	DRS	
					S05	B3RSHE	OK	
					S06	B3RSHEWF	DRS	

第 16 図 POS-B-3 RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー
補足 1.1.2. d-1-38

起回事象 外部電源喪失 事象区分B-3	DC喪失 (V 77V-B)	外電復旧 (短期)	電源融通 (低圧/短期)	D/G-B	D/G-A (1.0)	S E Q #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
B3P	DC	01	D1	B2	B1				
						S01	B3P	T1	
						S02	B3P01	T2	
						S03	B3P01B1	T3	B3P3へ
						S04	B3P01B2	T4	
						S05	B3P01B2B1	T5	B3P51へ
						S06	B3PDC	T1	
						S07	B3PDC01	T2	
						S08	B3PDC01B1	T3	
						S09	B3PDC01B2	T4	
						S10	B3PDC01B2B1	T5	
						S11	B3PDC01D1	T6	B3P6へ

第 17 図 POS-B-3 外部電源喪失に対するイベントツリー (1 / 5)

外部電源喪失 事象区分B-3 D/G-B○ D/G-A-	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G-A復旧 (1.0)	緩和系 RHR-B CWT, FMV	除熱系復旧	注水系復旧	SEQ #	シーケンス名称	POS #	発生頻度
B3P3	HE	O2	B1R	WF	WR	FR				
							S01	B3P3	OK	
							S02	B3P3WF	OK	
							S03	B3P3WFR	OK	
							S04	B3P3WFRFR	DLP	
							S05	B3P3O2	OK	
							S06	B3P3O2WF	OK	
							S07	B3P3O2WFR	OK	
							S08	B3P3O2WFRFR	DLP	
							S09	B3P3O2B1R	OK	
							S10	B3P3O2B1RWF	OK	
							S11	B3P3O2B1RWFWR	OK	
							S12	B3P3O2B1RWFWRFR	DLP	
							S13	B3P3HE	OK	
							S14	B3P3HEWF	DLP	
							S15	B3P3HEO2	OK	
							S16	B3P3HEO2WF	DLP	
							S17	B3P3HEO2B1R	OK	
							S18	B3P3HEO2B1RWF	DLP	

第 17 図 POS-B-3 外部電源喪失に対するイベントツリー (2 / 5)
 補足 1.1.2. d-1-40

起因事象 外部電源喪失 事象区分B-3 D/G-B× D/G-A-	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G-B復旧	電源融通 (高圧/長期)	緩和系 RHR-B CWT, FMW	HPCS復旧 (1.0)	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
B3P51	HE	O2	B2R	A1	WF	HR				
							S01	B3P51	OK	
							S02	B3P51WF	OK	
							S03	B3P51WFHR	DLP	
							S04	B3P51O2	OK	
							S05	B3P51O2WF	OK	
							S06	B3P51O2WFHR	DLP	
							S07	B3P51O2B2R	OK	
							S08	B3P51O2B2RWF	OK	
							S09	B3P51O2B2RWFHR	DGP	
							S10	B3P51O2B2RA1	OK	
							S11	B3P51O2B2RA1WF	OK	
							S12	B3P51O2B2RA1WFHR	DLP	
							S13	B3P51HE	T52	B3P52へ

第 17 図 POS-B-3 外部電源喪失に対するイベントツリー (3 / 5)
 補足 1.1.2. d-1-41

起因事象 外部電源喪失 事象区分B-3 D/G-B × D/G-A-	外電復旧 (長期)	D/G-B復旧	電源融通 (高圧/長期)	緩和系 RHR-B CMT, FMM	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
B3P52	O2	B2R	A1	BF				
					S01	B3P52	OK	
					S02	B3P52WF	DLP	
					S03	B3P5202	OK	
					S04	B3P5202WF	DLP	
					S05	B3P5202B2R	OK	
					S06	B3P5202B2RWF	DLP	
					S07	B3P5202B2RA1	OK	
					S08	B3P5202B2RA1WF	DLP	

第 17 図 POS-B-3 外部電源喪失に対するイベントツリー (4 / 5)

補足 1.1.2. d-1-42

外部電源喪失 事象区分B-3 DC喪失	短時間診断	n°7リ-復旧 (長期)	外電復旧 (長期)	電源融通 (低圧/長期)	D/G-B	D/G-A (1.0)	電源融通 (高圧/長期)	緩和系	HPCS復旧 (1.0)	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度	
B3P6	HE	DCR	O2	D2	B2	B1	A1	WF	HR					
											S01	B3P6	OK	
											S02	B3P6O2	OK	
											S03	B3P6O2B2	OK	
											S04	B3P6O2B2B1	OK	
											S05	B3P6O2B2B1A1	OK	
											S06	B3P6O2B2B1A1WF	OK	
											S07	B3P6O2B2B1A1WFHR	DLP	
											S08	B3P6DCR	OK	
											S09	B3P6DCR02	OK	
											S10	B3P6DCR02B2	OK	
											S11	B3P6DCR02B2B1	OK	
											S12	B3P6DCR02B2B1A1	OK	
											S13	B3P6DCR02B2B1A1WF	OK	
											S14	B3P6DCR02B2B1A1WFHR	DLP	
											S15	B3P6DCR02D2	OK	
											S16	B3P6DCR02D2A1	OK	
											S17	B3P6DCR02D2A1WF	OK	
											S18	B3P6DCR02D2A1WFHR	DLP	
											S19	B3P6HE	OK	
											S20	B3P6HEO2	OK	
											S21	B3P6HEO2B2	OK	
											S22	B3P6HEO2B2B1	OK	
											S23	B3P6HEO2B2B1A1	OK	
											S24	B3P6HEO2B2B1A1WF	DLP	
											S25	B3P6HEDCR	OK	
											S26	B3P6HEDCR02	OK	
											S27	B3P6HEDCR02B2	OK	
											S28	B3P6HEDCR02B2B1	OK	
											S29	B3P6HEDCR02B2B1A1	OK	
											S30	B3P6HEDCR02B2B1A1WF	DLP	
											S31	B3P6HEDCR02D2	OK	
											S32	B3P6HEDCR02D2A1	OK	
											S33	B3P6HEDCR02D2A1WF	DLP	

第 17 図 POS-B-3 外部電源喪失に対するイベントツリー (5 / 5)
 補足 1.1.2. d-1-43

起回事象 冷却材流出 RHR切替 区分B-3	水位低下 の認知	流出の 隔離	緩和系	SEQ #	シーケンス名称	PDS #	発生頻度
B3LCR	P1	P2	F				
				S01	B3LCR	OK	
				S02	B3LCRP2	OK	
				S03	B3LCRP2F	DLC	
				S04	B3LCRP1	DLC	

第 18 図 POS-B-3 冷却材流出 (RHR切替) に対するイベントツリー
補足 1.1.2. d-1-44

起因事象 RHRフロント系 機能喪失 事象区分B-4	短時間診断	緩和系 CWT, FMW	除熱系復旧	注水系復旧	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
B4RF	HE	WF	WR	FR				
					S01	B4RF	OK	
					S02	B4RFWF	OK	
					S03	B4RFWFR	OK	
					S04	B4RFWFRFR	DRF	
					S05	B4RFHE	OK	
					S06	B4RFHEWF	DRF	

第 19 図 POS-B-4 RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー
補足 1.1.2. d-1-45

起因事象 外部電源喪失 事象区分B-4	DC喪失 (ハザード-B)	外電復旧 (短期)	電源融通 (低圧/短期)	D/G-B	D/G-A (1.0)	S I D E	シーケンス名称	P D S #	発生頻度	
B4P	DC	01	D1	B2	B1					
							S01	B4P	T1	
							S02	B4P01	T2	
							S03	B4P01B1	T3	B4P3へ
							S04	B4P01B2	T4	
							S05	B4P01B2B1	T5	B4P51へ
							S06	B4PDC	T1	
							S07	B4PDC01	T2	
							S08	B4PDC01B1	T3	
							S09	B4PDC01B2	T4	
							S10	B4PDC01B2B1	T5	
							S11	B4PDC01D1	T6	B4P6へ

第 21 図 POS-B-4 外部電源喪失に対するイベントツリー (1 / 5)
 補足 1.1.2. d-1-47

外部電源喪失 事象区分B-4 D/G-B0 D/G-A-	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G-A復旧 (1.0)	緩和系 RHR-B CWT, FMW	除熱系復旧	注水系復旧	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
B4P3	HE	O2	B1R	WF	WR	FR				
							S01	B4P3	OK	
							S02	B4P3WF	OK	
							S03	B4P3WFWR	OK	
							S04	B4P3WFWRFR	DLP	
							S05	B4P3O2	OK	
							S06	B4P3O2WF	OK	
							S07	B4P3O2WFWR	OK	
							S08	B4P3O2WFWRFR	DLP	
							S09	B4P3O2B1R	OK	
							S10	B4P3O2B1RWF	OK	
							S11	B4P3O2B1RWFWR	OK	
							S12	B4P3O2B1RWFWRFR	DLP	
							S13	B4P3HE	OK	
							S14	B4P3HEWF	DLP	
							S15	B4P3HEO2	OK	
							S16	B4P3HEO2WF	DLP	
							S17	B4P3HEO2B1R	OK	
							S18	B4P3HEO2B1RWF	DLP	

第 21 図 POS-B-4 外部電源喪失に対するイベントツリー (2/5)

補足 1.1.2. d-1-48

起因事象 外部電源喪失 事象区分B-4 D/G-B× D/G-A-	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G-B復旧	電源融通 (高圧/長期)	緩和系 RHR-B CWT, FMW	HPCS復旧	S I D #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
B4P51	HE	OZ	B2R	A1	WF	HR				
							S01	B4P51	OK	
							S02	B4P51WF	OK	
							S03	B4P51WFHR	DLP	
							S04	B4P51OZ	OK	
							S05	B4P51OZWF	OK	
							S06	B4P51OZWFHR	DLP	
							S07	B4P51OZB2R	OK	
							S08	B4P51OZB2RWF	OK	
							S09	B4P51OZB2RWFHR	DGP	
							S10	B4P51OZB2RA1	OK	
							S11	B4P51OZB2RA1WF	OK	
							S12	B4P51OZB2RA1WFHR	DLP	
							S13	B4P51HE	T52	B4P52へ

第 21 図 POS-B-4 外部電源喪失に対するイベントツリー (3 / 5)
 補足 1.1.2. d-1-49

起回事象 外部電源喪失 事象区分B-4 D/G-B× D/G-A-	外電復旧 (長期)	D/G-B復旧	電源融通 (高圧/長期)	緩和系 RHR-B CWT, FMM	シークエンス名	PDS#	発生頻度	
B4P52	O2	B2R	A1	WF				
					S01	B4P52	OK	
					S02	B4P52WF	DLP	
					S03	B4P5202	OK	
					S04	B4P5202WF	DLP	
					S05	B4P5202B2R	OK	
					S06	B4P5202B2RWF	DLP	
					S07	B4P5202B2RA1	OK	
					S08	B4P5202B2RA1WF	DLP	

第 21 図 POS-B-4 外部電源喪失に対するイベントツリー (4 / 5)

外部電源喪失 事象区分B-4 DC喪失	短時間診断	リリ-復旧 (長期)	外電復旧 (長期)	電源融通 (低圧/長期)	D/G-B	D/E-A (1.0)	電源融通 (高圧/長期)	緩和系	HPCS復旧	S I D #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度	
B4P6	HE	DCR	O2	D2	B2	B1	A1	WF	HR					
											S01	B4P6	OK	
											S02	B4P6O2	OK	
											S03	B4P6O2B2	OK	
											S04	B4P6O2B2B1	OK	
											S05	B4P6O2B2B1A1	OK	
											S06	B4P6O2B2B1A1WF	OK	
											S07	B4P6O2B2B1A1WFHR	DLP	
											S08	B4P6DCR	OK	
											S09	B4P6DCR02	OK	
											S10	B4P6DCR02B2	OK	
											S11	B4P6DCR02B2B1	OK	
											S12	B4P6DCR02B2B1A1	OK	
											S13	B4P6DCR02B2B1A1WF	OK	
											S14	B4P6DCR02B2B1A1WFHR	DLP	
											S15	B4P6DCR02D2	OK	
											S16	B4P6DCR02D2A1	OK	
											S17	B4P6DCR02D2A1WF	OK	
											S18	B4P6DCR02D2A1WFHR	DLP	
											S19	B4P6HE	OK	
											S20	B4P6HE02	OK	
											S21	B4P6HE02B2	OK	
											S22	B4P6HE02B2B1	OK	
											S23	B4P6HE02B2B1A1	OK	
											S24	B4P6HE02B2B1A1WF	DLP	
											S25	B4P6HEDCR	OK	
											S26	B4P6HEDCR02	OK	
											S27	B4P6HEDCR02B2	OK	
											S28	B4P6HEDCR02B2B1	OK	
											S29	B4P6HEDCR02B2B1A1	OK	
											S30	B4P6HEDCR02B2B1A1WF	DLP	
											S31	B4P6HEDCR02D2	OK	
											S32	B4P6HEDCR02D2A1	OK	
											S33	B4P6HEDCR02D2A1WF	DLP	

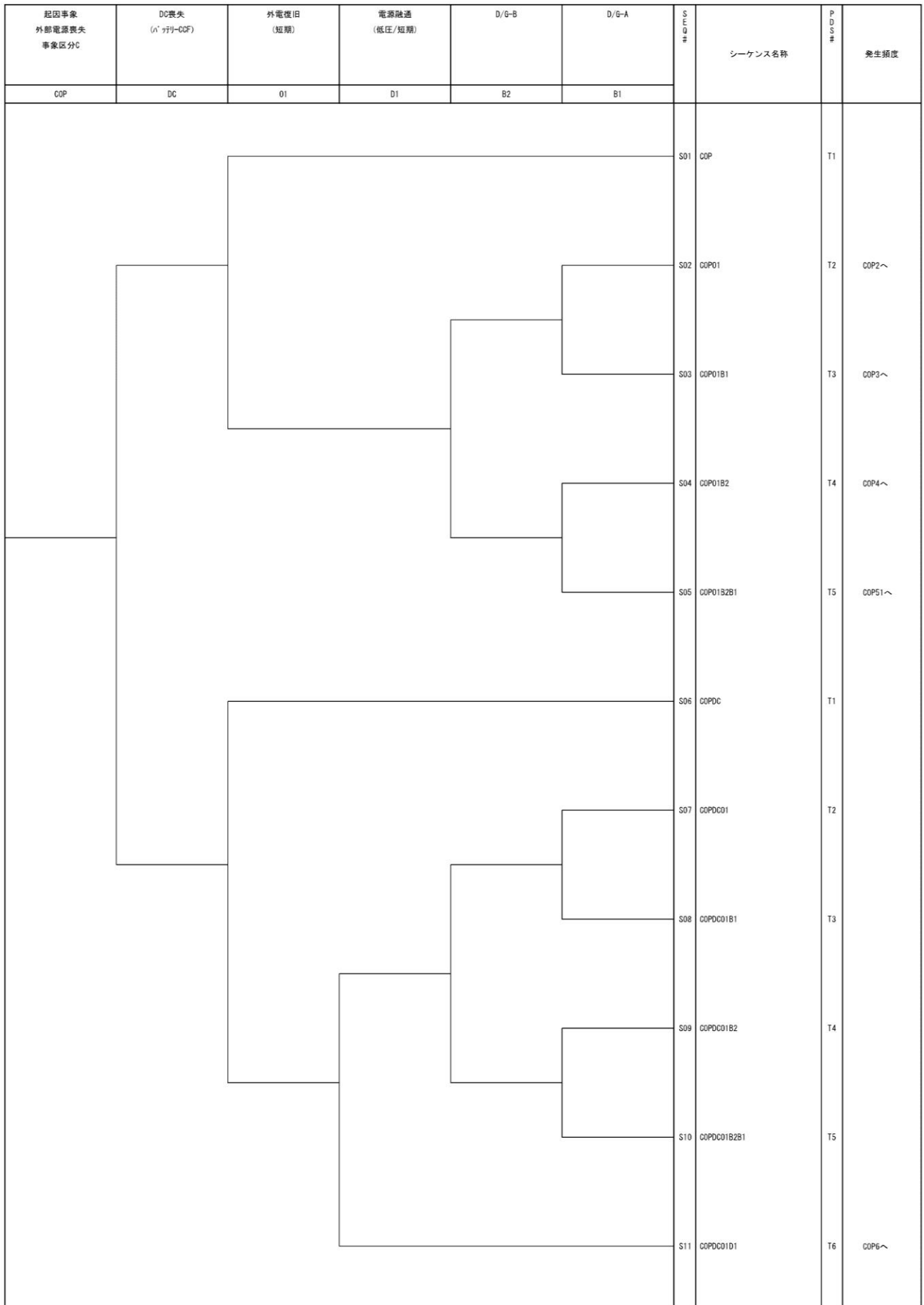
第 21 図 POS-B-4 外部電源喪失に対するイベントツリー (5 / 5)

起因事象 RHRフロント系 機能喪失 事象区分C	短時間診断	緩和系 RHR-A CWT	除熱系復旧	注水系復旧	S I D E #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
CORF	HE	WF	WR	FR				
					S01	CORF	OK	
					S02	CORFWF	OK	
					S03	CORFWWR	OK	
					S04	CORFWRFR	DRF	
					S05	CORFHE	OK	
					S06	CORFHEWF	DRF	

第 22 図 POS-C RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー
補足 1.1.2. d-1-52

起回事象 RHRサポート系 機能喪失 事象区分C	短時間診断	緩和系 RHR-A CWT	除熱系復旧	注水系復旧	SEQ #	シーケンス名称	PDS #	発生頻度
CORS	HE	WF	WR	FR				
					S01	CORS	OK	
					S02	CORSWF	OK	
					S03	CORSWFR	OK	
					S04	CORSWFRFR	DRS	
					S05	CORSHE	OK	
					S06	CORSHEWF	DRS	

第 23 図 POS-C RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー
補足 1.1.2. d-1-53



第 24 図 POS-C 外部電源喪失に対するイベントツリー (1 / 7)

補足 1.1.2. d-1-54

外部電源喪失 事象区分C D/G-BO D/G-AO	短時間診断	緩和系 RHR-B, A CWT	除熱系復旧	注水系復旧	シークエンス名	PDS#	発生頻度
COP2	HE	WF	WR	FR			
					S01 COP2	OK	
					S02 COP2WF	OK	
					S03 COP2WFR	OK	
					S04 COP2WFRFR	DLP	
					S05 COP2HE	OK	
					S06 COP2HEWF	DLP	

第 24 図 POS-C 外部電源喪失に対するイベントツリー (2 / 7)

補足 1. 1. 2. d-1-55

外部電源喪失 事象区分C D/G-B○ D/G-A×	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G-A復旧	緩和系 RHR-B, A CWT	除熱系復旧	注水系復旧	SEQ #	シーケンス名称	PDS #	発生頻度
COP3	HE	O2	B1R	WF	WR	FR				
							S01	COP3	OK	
							S02	COP3WF	OK	
							S03	COP3WFWR	OK	
							S04	COP3WFWRFR	DLP	
							S05	COP3O2	OK	
							S06	COP3O2WF	OK	
							S07	COP3O2WFWR	OK	
							S08	COP3O2WFWRFR	DLP	
							S09	COP3O2B1R	OK	
							S10	COP3O2B1RWF	OK	
							S11	COP3O2B1RWFWR	OK	
							S12	COP3O2B1RWFWRFR	DLP	
							S13	COP3HE	OK	
							S14	COP3HEWF	DLP	
							S15	COP3HEO2	OK	
							S16	COP3HEO2WF	DLP	
							S17	COP3HEO2B1R	OK	
							S18	COP3HEO2B1RWF	DLP	

第 24 図 POS-C 外部電源喪失に対するイベントツリー (3 / 7)

起回事象 外部電源喪失 事象区分C D/G-Bx D/G-AO	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G-B復旧	緩和系 RHR-B, A CWT	除熱系復旧	注水系復旧	S I D E #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
COP4	HE	O2	B2R	WF	WR	FR				
							S01	COP4	OK	
							S02	COP4WF	OK	
							S03	COP4WFWR	OK	
							S04	COP4WFWRFR	DLP	
							S05	COP4O2	OK	
							S06	COP4O2WF	OK	
							S07	COP4O2WFWR	OK	
							S08	COP4O2WFWRFR	DLP	
							S09	COP4O2B2R	OK	
							S10	COP4O2B2RWF	OK	
							S11	COP4O2B2RWFWR	OK	
							S12	COP4O2B2RWFWRFR	DLP	
							S13	COP4HE	OK	
							S14	COP4HEWF	DLP	
							S15	COP4HEO2	OK	
							S16	COP4HEO2WF	DLT	
							S17	COP4HEO2B2R	OK	
							S18	COP4HEO2B2RWF	DLT	

第 24 図 POS-C 外部電源喪失に対するイベントツリー (4 / 7)

補足 1. 1. 2. d-1-57

起因事象 外部電源喪失 事象区分C D/G-B× D/G-A×	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G復旧	電源融通 (高圧/長期)	緩和系 RHR-B, A CWT	HPCS復旧	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
COP51	HE	O2	BR	A1	WF	HR				
							S01	COP51	OK	
							S02	COP51WF	OK	
							S03	COP51WFHR	DLP	
							S04	COP5102	OK	
							S05	COP5102WF	OK	
							S06	COP5102WFHR	DLP	
							S07	COP5102BR	OK	
							S08	COP5102BRWF	OK	
							S09	COP5102BRWFHR	DGP	
							S10	COP5102BRA1	OK	
							S11	COP5102BRA1WF	OK	
							S12	COP5102BRA1WFHR	DLP	
							S13	COP511HE	T52	COP52〜

第 24 図 POS-C 外部電源喪失に対するイベントツリー (5 / 7)

補足 1. 1. 2. d-1-58

起回事象 外部電源喪失 事象区分C D/G-B× D/G-A×	外電復旧 (長期)	D/G復旧	電源融通 (高圧/長期)	経和系 RHR-B, A CWT	SEQ #	シーケンス名称	PDS #	発生頻度
COP52	O2	BR	A1	WF				
					S01	COP52	OK	
					S02	COP52WF	DLP	
					S03	COP52O2	OK	
					S04	COP52O2WF	DLP	
					S05	COP52O2BR	OK	
					S06	COP52O2BRWF	DLP	
					S07	COP52O2BRA1	OK	
					S08	COP52O2BRA1WF	DLP	

第 24 図 POS-C 外部電源喪失に対するイベントツリー (6 / 7)
補足 1. 1. 2. d-1-59

外部電源喪失 事象区分C DC喪失	短時間診断	バックリ-復旧 (長期)	外電復旧 (長期)	電源融通 (低圧/長期)	D/G-B	D/G-A	電源融通 (高圧/長期)	緩和系	HPCS復旧	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度	
COP6	HE	DCR	O2	D2	B2	B1	A1	WF	HR					
											S01	COP6	OK	
											S02	COP6O2	OK	
											S03	COP6O2B2	OK	
											S04	COP6O2B2B1	OK	
											S05	COP6O2B2B1A1	OK	
											S06	COP6O2B2B1A1WF	OK	
											S07	COP6O2B2B1A1WFHR	DLP	
											S08	COP6DCR	OK	
											S09	COP6DCRO2	OK	
											S10	COP6DCRO2B2	OK	
											S11	COP6DCRO2B2B1	OK	
											S12	COP6DCRO2B2B1A1	OK	
											S13	COP6DCRO2B2B1A1WF	OK	
											S14	COP6DCRO2B2B1A1WFHR	DLP	
											S15	COP6DCRO2D2	OK	
											S16	COP6DCRO2D2A1	OK	
											S17	COP6DCRO2D2A1WF	OK	
											S18	COP6DCRO2D2A1WFHR	DLP	
											S19	COP6HE	OK	
											S20	COP6HEO2	OK	
											S21	COP6HEO2B2	OK	
											S22	COP6HEO2B2B1	OK	
											S23	COP6HEO2B2B1A1	OK	
											S24	COP6HEO2B2B1A1WF	DLP	
											S25	COP6HEDCR	OK	
											S26	COP6HEDCRO2	OK	
											S27	COP6HEDCRO2B2	OK	
											S28	COP6HEDCRO2B2B1	OK	
											S29	COP6HEDCRO2B2B1A1	OK	
											S30	COP6HEDCRO2B2B1A1WF	DLP	
											S31	COP6HEDCRO2D2	OK	
											S32	COP6HEDCRO2D2A1	OK	
											S33	COP6HEDCRO2D2A1WF	DLP	

第 24 図 POS-C 外部電源喪失に対するイベントツリー (7 / 7)

起因事象 冷却材流出 CUW'ロ- 区分C	水位低下 の認知	流出の 隔離	緩和系	S E I Q #	シーケンス名称	P D S #	発生頻度
COLCU	P1	P2	F				
				S01	COLCU	OK	
				S02	COLGUP2	OK	
				S03	COLGUP2F	DLC	
				S04	COLGUP1	DLC	

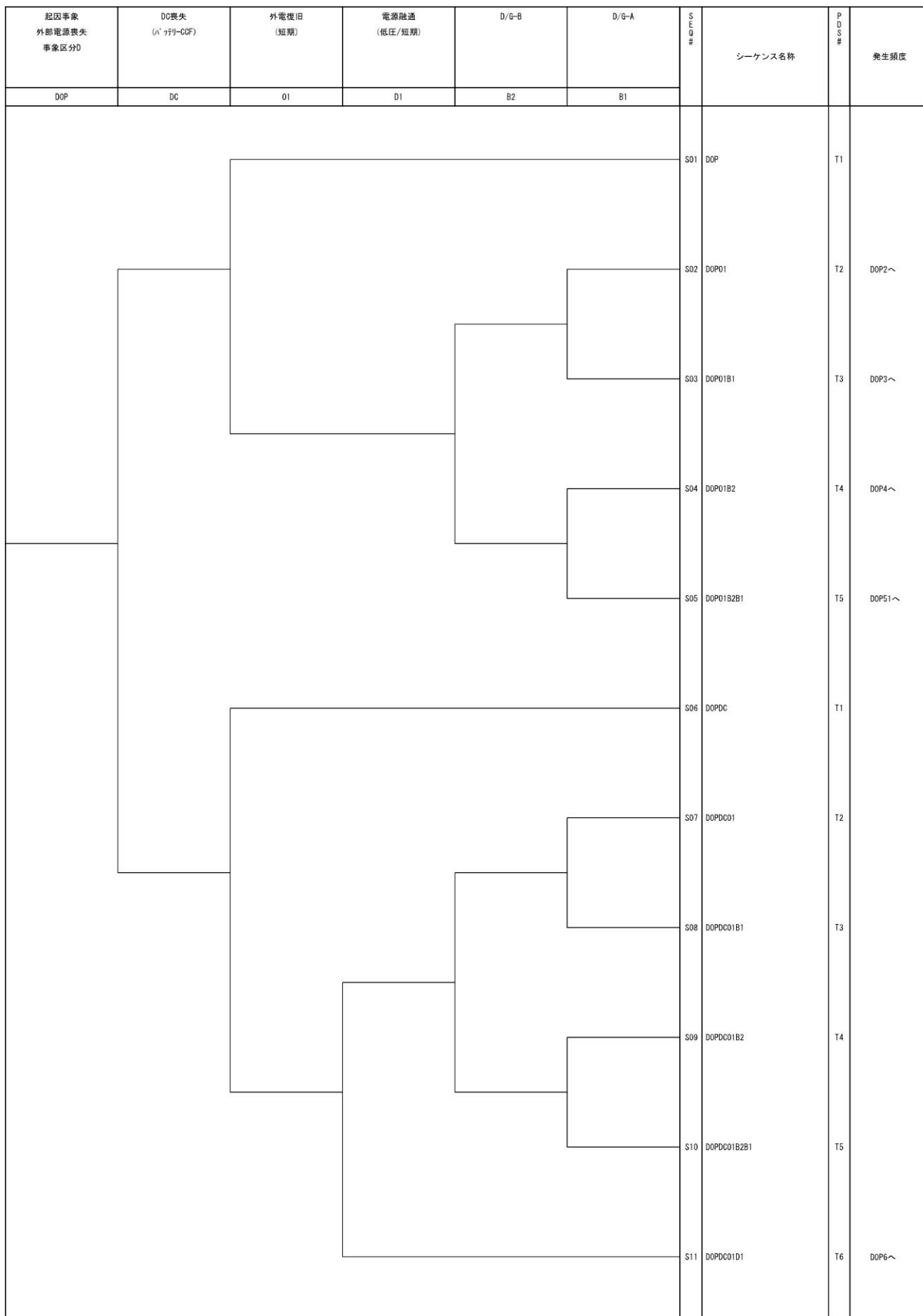
第 25 図 POS-C 冷却材喪失 (CUWブロー) に対するイベントツリー
補足 1.1.2. d-1-61

起因事象 RHRフロント系 機能喪失 事象区分D	短時間診断	緩和系 RHR-A CWT	除熱系復旧	注水系復旧	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
DORF	HE	WF	WR	FR				
					S01	DORF	OK	
					S02	DORFWF	OK	
					S03	DORFWWR	OK	
					S04	DORFWWRFR	DRF	
					S05	DORFHE	OK	
					S06	DORFHEWF	DRF	

第 26 図 POS-D RHRフロント系機能喪失に対するイベントツリー
補足 1.1.2. d-1-62

起回事象 RHR支持系 機能喪失 事象区分D	短時間診断	緩和系 RHR-A CWT	除熱系復旧	注水系復旧	シナシ	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
DORS	HE	WF	WR	FR				
					S01	DORS	OK	
					S02	DORSWF	OK	
					S03	DORSWFWR	OK	
					S04	DORSWFWRFR	DRS	
					S05	DORSHE	OK	
					S06	DORSHEWF	DRS	

第 27 図 POS-D RHRサポート系機能喪失に対するイベントツリー
補足 1.1.2. d-1-63



第 28 図 POS-D 外部電源喪失に対するイベントツリー (1 / 7)

補足 1. 1. 2. d-1-64

外部電源喪失 事象区分D D/G-BO D/G-AO	短時間診断	緩和系 RHR-B, A CWT	除熱系復旧	注水系復旧	SEQ #	シーケンス名称	PDS #	発生頻度
DOP2	HE	WF	WR	FR				
					S01	DOP2	OK	
					S02	DOP2WF	OK	
					S03	DOP2WFR	OK	
					S04	DOP2WFRFR	DLP	
					S05	DOP2HE	OK	
					S06	DOP2HEWF	DLP	

第 28 図 POS-D 外部電源喪失に対するイベントツリー (2 / 7)

補足 1. 1. 2. d-1-65

外部電源喪失 事象区分D D/G-B○ D/G-A×	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G-A復旧	緩和系 RHR-B, A CWT	除熱系復旧	注水系復旧	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
DOP3	HE	O2	B1R	WF	WR	FR				
							S01	DOP3	OK	
							S02	DOP3WF	OK	
							S03	DOP3WFWR	OK	
							S04	DOP3WFWRFR	DLP	
							S05	DOP3O2	OK	
							S06	DOP3O2WF	OK	
							S07	DOP3O2WFWR	OK	
							S08	DOP3O2WFWRFR	DLP	
							S09	DOP3O2B1R	OK	
							S10	DOP3O2B1RWF	OK	
							S11	DOP3O2B1RWFWR	OK	
							S12	DOP3O2B1RWFWRFR	DLP	
							S13	DOP3HE	OK	
							S14	DOP3HEWF	DLP	
							S15	DOP3HEO2	OK	
							S16	DOP3HEO2WF	DLP	
							S17	DOP3HEO2B1R	OK	
							S18	DOP3HEO2B1RWF	DLP	

第 28 図 POS-D 外部電源喪失に対するイベントツリー (3 / 7)

補足 1. 1. 2. d-1-66

起回事象 外部電源喪失 事象区分D D/G-B× D/G-A○	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G-B復旧	緩和系 RHR-B, A CWT	除熱系復旧	注水系復旧	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
DOP4	HE	O2	B2R	WF	WR	FR				
							S01	DOP4	OK	
							S02	DOP4WF	OK	
							S03	DOP4WFWR	OK	
							S04	DOP4WFWRFR	DLP	
							S05	DOP4O2	OK	
							S06	DOP4O2WF	OK	
							S07	DOP4O2WFWR	OK	
							S08	DOP4O2WFWRFR	DLP	
							S09	DOP4O2B2R	OK	
							S10	DOP4O2B2RWF	OK	
							S11	DOP4O2B2RWFWR	OK	
							S12	DOP4O2B2RWFWRFR	DLP	
							S13	DOP4HE	OK	
							S14	DOP4HEWF	DLP	
							S15	DOP4HEO2	OK	
							S16	DOP4HEO2WF	DLT	
							S17	DOP4HEO2B2R	OK	
							S18	DOP4HEO2B2RWF	DLT	

第 28 図 POS-D 外部電源喪失に対するイベントツリー (4 / 7)

補足 1.1.2. d-1-67

起回事象 外部電源喪失 事象区分D D/G-B× D/G-A×	短時間診断	外電復旧 (長期)	D/G復旧	電源融通 (高圧/長期)	緩和系 RHR-B, A CWT	HPCS復旧	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度
DOP51	HE	O2	BR	A1	WF	HR				
							S01	DOP51	OK	
							S02	DOP51WF	OK	
							S03	DOP51WFHR	DLP	
							S04	DOP51O2	OK	
							S05	DOP51O2WF	OK	
							S06	DOP51O2WFHR	DLP	
							S07	DOP51O2BR	OK	
							S08	DOP51O2BRWF	OK	
							S09	DOP51O2BRWFHR	DCP	
							S10	DOP51O2BRA1	OK	
							S11	DOP51O2BRA1WF	OK	
							S12	DOP51O2BRA1WFHR	DLP	
							S13	DOP51HE	T52	DOP52～

第 28 図 POS-D 外部電源喪失に対するイベントツリー (5 / 7)
 補足 1. 1. 2. d-1-68

起回事象 外部電源喪失 事象区分D D/G-B× D/G-A×	外電復旧 (長期)	D/G復旧	電源融通 (高圧/長期)	緩和系 RR-B, A CWT	シークエンス名	PDS#	発生頻度
DOP52	O2	BR	A1	WF			
					S01	DOP52	OK
					S02	DOP52WF	DLP
					S03	DOP52O2	OK
					S04	DOP52O2WF	DLP
					S05	DOP52O2BR	OK
					S06	DOP52O2BRWF	DLP
					S07	DOP52O2BRA1	OK
					S08	DOP52O2BRA1WF	DLP

第 28 図 POS-D 外部電源喪失に対するイベントツリー (6 / 7)
 補足 1.1.2. d-1-69

外部電源喪失 事象区分D DC喪失	短時間診断	リッパ-復旧 (長期)	外電復旧 (長期)	電源融通 (低圧/長期)	D/G-B	D/G-A	電源融通 (高圧/長期)	緩和系	HPCS復旧	SEQ#	シーケンス名称	PDS#	発生頻度	
DOP6	HE	DCR	O2	D2	B2	B1	A1	WF	HR					
											S01	DOP6	OK	
											S02	DOP6O2	OK	
											S03	DOP6O2B2	OK	
											S04	DOP6O2B2B1	OK	
											S05	DOP6O2B2B1A1	OK	
											S06	DOP6O2B2B1A1WF	OK	
											S07	DOP6O2B2B1A1WFHR	DLP	
											S08	DOP6DCR	OK	
											S09	DOP6DCRO2	OK	
											S10	DOP6DCRO2B2	OK	
											S11	DOP6DCRO2B2B1	OK	
											S12	DOP6DCRO2B2B1A1	OK	
											S13	DOP6DCRO2B2B1A1WF	OK	
											S14	DOP6DCRO2B2B1A1WFHR	DLP	
											S15	DOP6DCRO2D2	OK	
											S16	DOP6DCRO2D2A1	OK	
											S17	DOP6DCRO2D2A1WF	OK	
											S18	DOP6DCRO2D2A1WFHR	DLP	
											S19	DOP6HE	OK	
											S20	DOP6HEO2	OK	
											S21	DOP6HEO2B2	OK	
											S22	DOP6HEO2B2B1	OK	
											S23	DOP6HEO2B2B1A1	OK	
											S24	DOP6HEO2B2B1A1WF	DLP	
											S25	DOP6HEDCR	OK	
											S26	DOP6HEDCR02	OK	
											S27	DOP6HEDCR02B2	OK	
											S28	DOP6HEDCR02B2B1	OK	
											S29	DOP6HEDCR02B2B1A1	OK	
											S30	DOP6HEDCR02B2B1A1WF	DLP	
											S31	DOP6HEDCR02D2	OK	
											S32	DOP6HEDCR02D2A1	OK	
											S33	DOP6HEDCR02D2A1WF	DLP	

第 28 図 POS-D 外部電源喪失に対するイベントツリー (7 / 7)

補足 1. 1. 2. d-1-70

停止時レベル1 P R A及び運転時レベル1 P R Aにおける
余裕時間を考慮した診断操作失敗確率の設定について

停止時レベル1 P R Aにおいて、原子炉ウェル満水時又は点検により作業員が直接原子炉冷却材圧力バウンダリから冷却材を流出させる冷却材流出事象の認知失敗の人的過誤確率はその診断が容易であり認知に失敗することが考え難い※ことから、

停止時レベル1 P R Aにおける他の診断操作や運転時レベル1 P R Aにおける診断操作は余裕時間が比較的長いものも存在するが、認知が確実に行われるとは言い難いため、T H E R Pの標準診断曲線を参照して失敗確率を設定している。



システム信頼性評価の結果について

各緩和設備の代表的なフォールトツリーの評価内容を第1表～第2表に示す。また、各緩和設備のシステム信頼性評価結果を第3表に示す。

1. 高圧炉心スプレイ系, 低圧炉心スプレイ系, 残留熱除去系 (低圧注水モード)
本PRAでは期待していない。
2. 残留熱除去系
 - (1) 崩壊熱除去機能喪失
起因事象発生により, 運転中の残留熱除去系が機能喪失した際の待機中の残留熱除去系の起動失敗を想定しており, ポンプの起動や必要な弁操作を考慮している。
 - (2) 外部電源喪失
待機中の残留熱除去系の起動失敗を想定している点では(1)と同様だが, 非常用ディーゼル発電機によって電源を確保することで残留熱除去系の再起動に期待できる。
3. 復水輸送系
 - (1) 崩壊熱除去機能喪失, 原子炉冷却材の流出
待機中のポンプの起動失敗を想定しており, ポンプの起動や必要な弁操作を考慮している。
 - (2) 外部電源喪失
電源の状態については, 事故シーケンスの定量化時に別途イベントツリー内で考慮しているため, (1)と同じフォールトツリーを用いて評価している。

第1表 残留熱除去系のフォールトツリーの評価範囲

起回事象	フロント ライン系	サポート系			
		空調機	補機冷却系	交流電源	直流電源
崩壊熱除去機能喪失	○※1	—※3	○※1	○	○
外部電源喪失	○※1, 2	—※3	○※2	○	○

※1 待機中の残留熱除去系の起動を考慮する

※2 非常用ディーゼル発電機起動による再起動を考慮する

※3 運転停止中はポンプ室温度がポンプに影響を及ぼすほどには上昇しないと考え考慮しない

第2表 復水輸送系の代表的なフォールトツリーの評価範囲

起回事象	フロントライン系	サポート系
		交流電源
崩壊熱除去機能喪失 原子炉冷却材の流出	○※1	○
外部電源喪失	○※1, 2	○※2

※1 待機中の復水輸送系の起動を考慮する

※2 非常用ディーゼル発電機起動による再起動を考慮する

第3表 システム信頼性評価結果

機能	システム	非信頼度 (点推定値)	備考
崩壊熱除去	残留熱除去系 (A系)	2. 2E-03	
	残留熱除去系 (B系)	2. 2E-03	
	原子炉浄化系 (CUW)	-	
	燃料プール冷却系 (FPC)	-	
炉心冷却	復水輸送系 (Aポンプ)	1. 6E-04	
	復水輸送系 (Bポンプ)	1. 8E-04	
	復水輸送系 (Cポンプ)	1. 8E-04	
	燃料プール補給水系 (FMW)	5. 6E-04	LOCA時に期待しない
サポート系	原子炉補機冷却系 (A-RCW/R SW系)	1. 0E-04	残留熱除去系冷却時
	原子炉補機冷却系 (B-RCW/R SW系)	6. 6E-05	非常用ディーゼル発電機冷却時
		1. 0E-04	残留熱除去系冷却時
		6. 6E-05	非常用ディーゼル発電機冷却時

起因事象発生前の操作に係る人的過誤の選定の考え方について

1. 起因事象発生前の人的過誤の抽出

停止時レベル1 P R Aでは、停止時特有の起因事象発生前の人的過誤について、以下に示す考えに基づきスクリーニングアウトしており、起因事象発生前の人定過誤として運転時レベル1 P R Aの選定結果を適用している。

- ・各緩和設備が定期点検後、待機除外状態から待機状態に復旧する前に必ず機能試験を行うことから、停止時特有の起因事象発生前の人的過誤を検知することができると考えられる。

2. 起因事象発生前の人的過誤を考慮する場合の感度解析

(1) 感度解析の条件

感度解析の評価対象として「非常用D G ガバナの調整忘れ」を想定し、人的過誤確率は 8.0×10^{-5} とした。

なお、人的過誤の評価についてはT H E R P手法 (N U R E G / C R - 1278) を用いて評価した。

(2) 感度解析結果

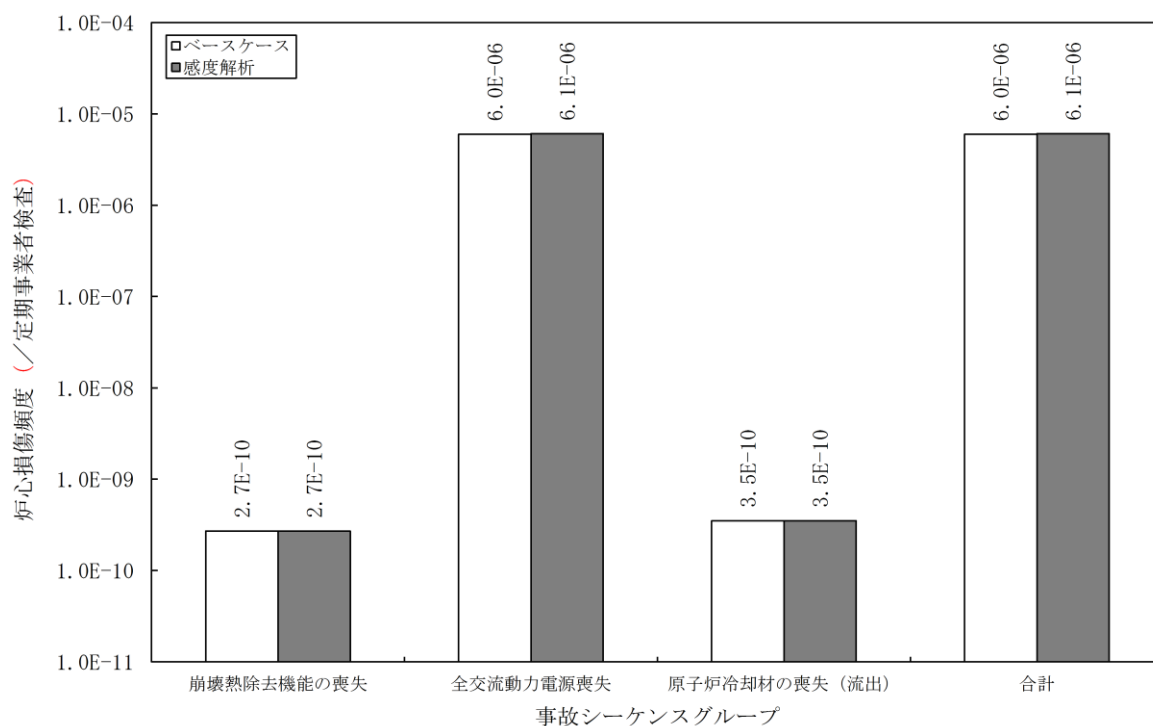
第1表及び第1図に事故シーケンスグループ別の感度解析結果の比較を示す。

全燃料損傷頻度は、ベースケースの 6.0×10^{-6} / 定期事業者検査に対し、感度解析ケースでは 6.1×10^{-6} / 定期事業者検査であり、ベースケースとの差はわずかであった。また、各事故シーケンスグループの燃料損傷頻度についてもベースケースとの差はわずかであった。

したがって、停止時特有の起因事象発生前の人的過誤の選定について、重要事故シーケンスの選定に影響はないと考えられる。

第1表 起因事象発生前人的過誤の感度解析結果

事故シーケンスグループ	ベースケース (\surd 定期事業者検査)	感度解析ケース (\surd 定期事業者検査)
崩壊熱除去機能喪失	2.7E-10	2.7E-10
全交流動力電源喪失	6.0E-06	6.1E-06
原子炉冷却材流出	3.5E-10	3.5E-10
合計	6.0E-10	6.1E-06



第1図 起因事象発生前人的過誤の感度解析結果

停止時レベル1 P R Aと運転時レベル1 P R Aとのストレスファクタ設定の考え方について

停止時レベル1 P R Aで評価対象とした人的過誤の項目及び評価結果を第1表に示す。人間信頼性解析は、ヒューマンエラーハンドブック（NUREG/C R -1278）のT H E R P手法(Technique for Human Error Rate Prediction)を使用しており、評価に当たっては、運転操作に係る余裕時間及び運転員のストレスレベルについて考慮している。

1. 余裕時間について

余裕時間は、診断失敗確率を評価する際に考慮する。第1表に示すとおり、「原子炉浄化系ブロー時の水位低下の認知失敗」については、原子炉通常水位から燃料露出までの1時間で実施する必要があるため、余裕時間を1時間としている。「短時間による系統起動の判断失敗」は、炉水が100℃又はプール水が66℃に到達するまでの時間を考慮している。

また、一部の人的過誤項目については、操作に係る余裕時間が十分にあり、その失敗確率が十分に低いと考えられ、又は作業員が直接原子炉冷却材圧力バウンダリから冷却材を流出させる事象においては確実に認知できると想定し、余裕時間を考慮していない。

2. ストレスレベルについて

ストレスレベルは、第2表に示すストレスレベルに関する補正係数を参照して設定している。停止時レベル1 P R Aにおいては、異常時対応に関する訓練等を積んだ運転員が対応することを前提として、ストレスレベルは熟練者(S k i l l e d)の列から選択することとしている。

起因事象発生後の人的過誤に対しては、異常時の操作であり、事象進展によっては、運転員の作業負荷が高くなることも考えられることから、ストレスレベル「作業負荷がやや高い（段階的操作）」のストレスファクタ2を設定した。

ただし、プラント状態の診断失敗は、起因事象発生後の人的過誤であるが、プラントの異常を運転員が認知していない段階での診断であり、高いストレス状態には至らないと考えられるため、ストレスレベル「作業負荷が適度(段階的操作)」のストレスファクタ1を設定した。なお、余裕時間の人的過誤への影響については、T H E R Pの標準診断曲線により評価に反映している。

運転時レベル1 P R Aのストレスファクタについても、事象進展によっては運転員の作業負荷が高くなることも考えられることから、起因事象発生後の人的過誤に対してストレスレベル「作業負荷がやや高い（段階的操作）」のストレスファクタ2を設定した。

第1表 人的過誤のストレスファクタ及び過誤確率（運転停止中）

説明	余裕時間 (時間)	ストレス ファクタ	過誤確率 (平均値)	E F	ストレスファクタ選定理由
POS-S 短時間診断失敗	0.6	1	1.5E-03	10	プラントの異常を運転員が認知していない段階での診断であり、高いストレス状態には至らないと考えられるため、ストレスファクタ1を設定。
POS-A 短時間診断失敗	0.8	1	5.6E-04	10	
POS-B-1 短時間診断失敗	2.2	1	4.8E-04	30	
POS-B-2 短時間診断失敗	3.7	1	3.3E-04	30	
POS-B-3 短時間診断失敗	5.4	1	2.5E-04	30	
POS-B-4 短時間診断失敗	5.1	1	2.6E-04	30	
POS-C 短時間診断失敗	4.0	1	3.1E-04	30	
POS-D 短時間診断失敗	4.3	1	3.0E-04	30	
原子炉浄化系ブロー時の水位低下の 認知失敗	1.0	1	7.2E-07	10	
制御棒駆動機構点検、局部出力領域 モニタ交換及び残留熱除去系切替時 の水位低下の認知失敗	—	1	≒0	—	
制御棒駆動機構点検及び局部出力領 域モニタ交換時の冷却材流出の隔離 失敗	—	2	5.3E-02	10	異常時の操作であり、事象進展によっては運転員の作業負荷が高くなることも考えられるため、ストレスファクタ2を設定。
残留熱除去系切替及び原子炉浄化系 ブロー時の冷却材流出の隔離失敗	—	2	5.3E-03	10	
停止時系統起動操作失敗	—	2	5.3E-05	10	

第2表 ストレスレベルによる補正係数
(NUREG/CR-1278 Table 20-16)

Table 20-16 Modifications of estimated HEPs for the effects of stress and experience levels (from Table 18-1)

Item	Stress Level	Modifiers for Nominal HEPs*	
		Skilled** (a)	Novice** (b)
(1)	Very low (Very low task load)	x2	x2
	Optimum (Optimum task load):		
(2)	Step-by-step [†]	x1	x1
(3)	Dynamic [†]	x1	x2
	Moderately high (Heavy task load):		
(4)	Step-by-step [†]	x2	x4
(5)	Dynamic [†]	x5	x10
	Extremely High (Threat stress)		
(6)	Step-by-step [†]	x5	x10
(7)	Dynamic [†] Diagnosis ^{††}	.25 (EF = 5)	.50 (EF = 5)
		These are the actual HEPs to use with dynamic tasks or diagnosis-- they are <u>NOT</u> modifiers.	

地震PRAプラントウォークダウンのチェックシートの項目について

地震PRA PWDのチェックシートの項目は、地震PSA学会標準及び海外文献⁽¹⁾を参考に設定した。

地震PSA学会標準では、実効性の観点から「耐震安全性の確認」として対象機器の基礎部分の調査・確認を重点的に行うこと、また、「二次的影響の確認」として大地震時に機能的に従属関係にある設備の損傷による変形、離脱、移動などに起因して生じる干渉や衝突などの二次的影響を重点的に確認することが記載されている。また、海外文献では、固定部の状況の確認、波及的影響の確認に焦点を当てて実施するよう記載されている。

島根原子力発電所2号炉の地震PRA PWDのチェックシートは、「耐震安全性の確認」と「波及的影響の確認」を確認項目としている。具体的には、「耐震安全性の確認」として、地震に対して耐力の低下につながる要因はないかという観点から、海外文献のチェック項目を参考に機器の固定部の状況を重点的に確認するチェック項目としている。また、「波及的影響の確認」として、低耐震クラス機器の落下、衝突、転倒等によりSクラス機器が破損することがないか確認するチェック項目としている。

(1)NRC (2012) : NRC INSPECTION MANUAL TEMPORARY INSTRUCTION 2515/188

起因事象の網羅性及びスクリーニングの考え方について

起因事象の選定の際には、地震P S A学会標準を参考に、広範な事故シナリオの分析を行っており、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建物・構築物及び機器への直接的影響だけでなく、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及び経年劣化を考慮した場合の影響を考慮している。

また、選定された事故シナリオの分析を行い、スクリーニングを行っている。

1. 広範な事故シナリオの選定

地震P S A学会標準に基づき、地震時に特有の事故シナリオの主要因として、地震動の形態（本震，余震），経年劣化の有無に着目し，本震による事故シナリオについては，さらに事故進展の形態や影響の形態による細分化を行った上で，収集したプラント情報及びPWDによって，事故シナリオを広範に選定した。

第1図に地震時に特有な事故シナリオ選定のフロー，第2図に起因事象の抽出フローを示す。

a. プラント情報を用いた机上検討

プラントの耐震設計やプラント配置の特徴等の地震特有に考慮すべき関連情報を用いて，机上検討により事故シナリオの検討を行った。机上検討では，耐震重要度B，Cクラス機器が損傷することによるSクラス機器への波及的影響についても考慮した。事故シナリオの検討に当たっては，地震P S A学会標準に記載の事故シナリオを参考とした。

b. プラントウォークダウン

PWDでは，耐震安全性や波及的影響の確認により，机上検討の結果に追加すべき地震時特有の事故シナリオを見落としなく選定するため，班構成員を以下の専門的な知識・技術及び経験を有する者より選定し，実効的なPWDとなる体制とした。

- ・評価対象のプラントシステム，安全設計，耐震設計に関する専門的な知識・技術及び経験
- ・地震動下での設備の挙動及び損傷部位・損傷モードに係わる振動試験及び地震被害調査に関する専門的な知識・技術及び経験
- ・地震P S Aにおける地震ハザード評価，フラジリティ評価，事故シーケンス評価に関する専門的な知識・技術及び経験
- ・評価対象設備の設計・運転・保守管理に関する専門的な知識・技術及び経験

PWDの結果，本評価で考慮すべき耐震安全性上の問題点はなく，波及的影響の確認においても，仮置物品の固縛等で対応可能な軽微なものであった

ため、新たに考慮すべき事故シナリオはなかった。

c. 国内震害事例の確認

地震による原子力発電所への影響に関する国内震害事例を参照し、「地震時の波及的影響」及び「地震随件事象」について、以下のとおり確認した。

(a) 地震時の波及的影響

安全上重要な設備に対する波及的影響については、第1図で抽出した「B、Cクラス機器の損傷に伴うSクラス機器の損傷」に含まれており、事故シナリオとして選定されていることを確認した。

(b) 地震随件事象

地震随伴の津波、火災及び溢水に関する事例も示されているが、これらの事故シナリオについては、現段階では評価手法が確立していないため、本評価の対象外とした。

以上より、広範な分析により設定した事故シナリオは網羅性を有していると考ええる。

2. 広範な事故シナリオのスクリーニング

選定した事故シナリオのうち、本震による炉心損傷事故に直接的につながりうる事故シナリオについては、第2図のとおり起因事象として考慮している。それ以外の事故シナリオについては、第1表に示すとおり、分析によるスクリーニングを行っている。

第1表 地震による事故シナリオのスクリーニング (1 / 4)

事故シナリオ	分析	スクリーニング結果
地震による安全機能への間接的影響		
① 安全機能を有する建物・構築物・機器以外の屋内設備の損傷		
天井クレーンの転倒・落下による原子炉圧力容器・原子炉格納容器への影響	<p>以下のとおり天井クレーンの転倒・落下による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への影響は極めて小さいと考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震時に落下しないよう落下防止装置を有する構造となっている。 ・他プラントの天井クレーンにおいて地震によりクレーン駆動部の軸継手部に破損が確認されているが、走行機能を目的とした部品が損傷したものであり、落下防止装置は健全であったことが確認されている。 ・仮に落下しても影響がないようプラント運転時の待機位置は気水分離器・蒸気乾燥器ピット側としている。 	工学的判断によりスクリーニングアウト
耐震重要度B, Cクラスの機器の損傷に伴うSクラス機器の損傷	下位クラスの機器は、衝突、転倒、落下によりSクラス機器の安全機能を損なうことがないよう、隔離をとり配置されている。そのような配置が困難である場合は、基準地震動Ssに対する構造強度を持たせる等の方策により、波及的影響の発生を防止している。また、PWDにより下位クラス機器がSクラス機器に波及的影響を与えないことを確認している。	工学的判断によりスクリーニングアウト
主タービンの軸受けなどの損傷に伴うタービン・ミサイルによる隣接原子炉建物内関連設備への影響	設置変更許可申請書添付書類において、タービン・ミサイルによって安全上重要な構築物、系統及び機器が損傷する可能性は極めて小さいことを確認している。	工学的判断によりスクリーニングアウト

第1表 地震による事故シナリオのスクリーニング (2/4)

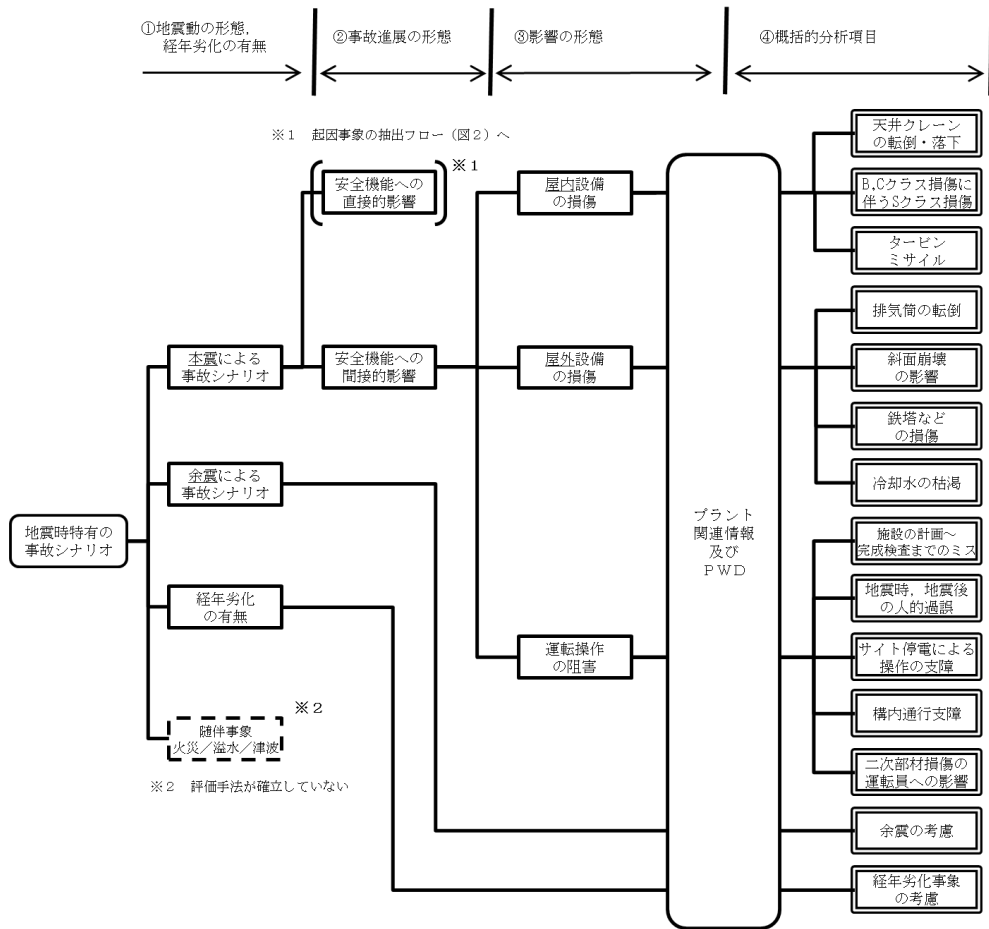
事故シナリオ	分析	スクリーニング結果
地震による安全機能への間接的影響		
② 安全機能を有する建物・構築物・機器以外の屋外設備の損傷		
排気筒の転倒による原子炉建物又は周辺構造物への影響	<p>排気筒の転倒による原子炉建物及び周辺構造物への影響は、以下のとおり極めて小さいと考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・排気筒は、条件付炉心損傷確率が1となる地震動レベルを超える1200gal相当の地震動に対して、各部材が損傷しないことを確認している。 ・他プラントにおいて地震により排気筒と排気ダクトを接続しているベロローズに亀裂が確認されているが、排気筒は健全であったことが確認されている。 	工学的判断によりスクリーニングアウト
斜面崩壊による原子炉建物又は周辺構造物への影響	原子炉建物周辺の斜面を評価した結果、基準地震動による地震力に対して十分な安全性を有していることが確認された。	工学的判断によりスクリーニングアウト
送電網の鉄塔などの損傷に伴う外部電源喪失への影響	外部電源系のフラジリティは、耐力の小さいセラミックインシュレータで代表させており、送電網周りの影響を包絡していると判断。	地震レベル1PRA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	原子炉注水から除熱を含めた長期冷却のための水源については、サブレーション・チェンバに期待することで炉心冷却に成功するモデルとしており、外部水源に期待していない。	工学的判断によりスクリーニングアウト

第1表 地震による事故シナリオのスクリーニング (3/4)

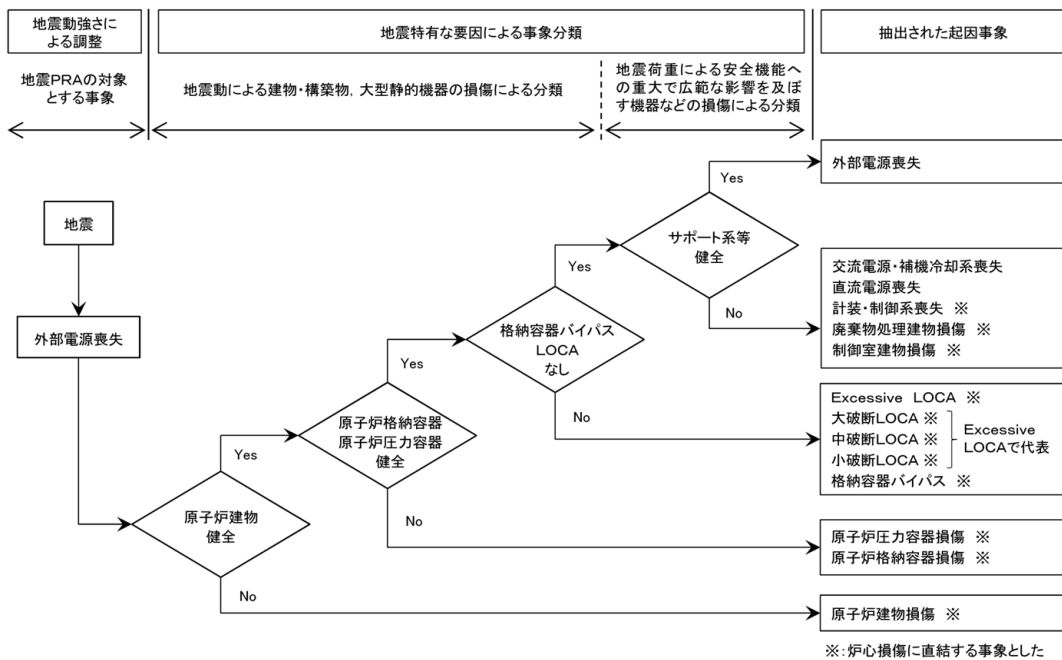
事故シナリオ	分析	スクリーニング結果
地震による安全機能への間接的影響		
③ 運転員操作の阻害による波及的影響		
施設の計画，設計，材料選定，製作，組立，完成検査までのミス	施設の計画，設計，材料選定，製作，組立，完成検査までのミスがプラントに与える影響を，定量的に評価する手法は確立されていないが，設備の設計・製作・施工の各段階における品質保証活動で適正に管理されているため，評価への影響は小さいと考えられる。	工学的判断によりスクリーニングアウト
地震後の運転員による操作において，地震による高ストレスを受けた条件下で引き起こされる操作失敗	地震後の混乱に伴う高ストレス状態は運転員操作の阻害要因となりえる。	地震レベル1 PRAで考慮
変圧器等碍子類の損傷によるサイト停電に伴うバックアップ操作の支障	地震要因による設備の損傷状態は様々であり，地震後の初期段階で機器そのものの復旧に期待することは現実的ではないと考えられる。また，複数基同時被災の影響並びに損傷の相関性を考慮すると，他号機においても同様な事象が発生している可能性がある。	損傷機器の復旧や他号機からの電源融通には期待しない。
地盤液状化，よう壁損傷による構内通行支障	地震発生後，原子力発電所構内の道路に陥没，段差，亀裂等の損傷が発生し，構内通行に支障が出る可能性があるが，本評価では現場操作に期待していないため，構内通行支障による影響はない。	工学的判断によりスクリーニングアウト
二次部材損傷による運転員等従業員への影響	施設内の損壊物や地震動による飛来物による運転員等を傷付け，操作を妨げる可能性があるが，中央制御室付近において，運転員操作を著しく妨げるような物体は基本的にはないものと考えられる。	工学的判断によりスクリーニングアウト

第1表 地震による事故シナリオのスクリーニング（4/4）

事故シナリオ	分析	スクリーニング結果
<p>余震による地震動の安全機能への影響</p> <p>余震による炉心損傷への影響評価</p>	<p>地震PSA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、余震による影響は今後の課題と考えるが、以下のとおり評価への影響は小さいと考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本震を上回るような余震は稀有である。 ・本震による地震力を下回る余震による地震力による施設の損傷モードとしては、疲労破損が挙げられる。配管系は旧独立行政法人原子力安全基盤機構の配管系終局強度試験において、低サイクル疲労強度は設計疲れ線図を上回る強度であり、破損に対して非常に大きな安全裕度を有している。 ・動的機器の機能維持を確認する試験は、試験体に対して段階的に加振レベルを上げながら繰り返し試験を実施している。動的機器は機能維持が確認された最大加速度を現実的耐力としていることから、余震による影響を含めたフラジリティ評価となっている。 	<p>工学的判断によりスクリーニングアウト (今後の課題)</p>
<p>経年劣化を考慮した場合の影響</p>		
<p>経年劣化事象を考慮した場合の炉心損傷への影響評価</p>	<p>建物については経年変化による強度低下の可能性は小さいと考えられ、定期的な点検と保全を計画的に実施していることから経年劣化が構造物の耐震性に与える影響は小さいものと考えられる。</p> <p>また、機器については保全により、耐震上大きな影響が生じないよう管理・対処することとしている。</p>	<p>工学的判断によりスクリーニングアウト</p>



第1図 地震時に特有な事故シナリオの選定フロー



※: 炉心損傷に直結する事象とした

第2図 起因事象の抽出フロー

国内震害事例及び海外文献調査について

本資料は、国内で発生した地震による原子力発電所への影響の事例及び海外文献調査結果を示す。

1. 国内で発生した地震による発電所への影響の事例

国内で発生した地震による発電所への影響として、次に挙げる地震に対し、施設に影響した地震規模、安全上重要な設備への影響（AM設備への影響及び波及的影響を含む）、外部電源への影響及び復旧操作へのアクセス性の観点で事例を抽出した。

- －宮城県沖地震（2005年8月）による女川原子力発電所に対する影響
- －能登半島地震（2007年3月）による志賀原子力発電所に対する影響
- －新潟県中越沖地震（2007年7月）による柏崎刈羽原子力発電所に対する影響
- －駿河湾の地震（2009年8月）による浜岡原子力発電所に対する影響
- －東北地方太平洋沖地震（2011年3月）による福島第一原子力発電所，福島第二原子力発電所，東通原子力発電所，女川原子力発電所，及び東海第二発電所に対する影響

上記の震害事例を調査した結果、一部の地震において、地震観測記録が発電所設計時に設定された基準地震動 S_2 若しくは耐震安全性評価で設定された基準地震動 S_s を上回ることが確認されたが、安全上重要な設備に対する地震による直接的な異常は確認されなかった。

また、波及的影響の可能性としては、点検及び仮置き中の重量物の移動又は遮へいブロック崩れによる安全上重要な設備への接触、低耐震クラス配管の損傷による溢水、又は津波による浸水、並びに、電気盤火災による波及的影響が確認されている。

地震随伴溢水及び火災については、今回の評価では評価技術の成熟度から随伴事象の影響評価は困難であると判断し、評価対象外としている。

(1) 宮城県沖地震（2005年8月）による女川原子力発電所に対する影響

地震発生時に運転中であった1号機，2号機及び3号機は、地震に伴い自動停止。発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果、一部の周期で発電所設計時に設定された基準地震動 S_2 を上回ることが確認されたが、耐震安全性の評価によって健全性が確保されていることが確認されており、安全

上重要な設備に対する影響はなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第1表に示す。

(2) 能登半島地震（2007年3月）による志賀原子力発電所に対する影響

敷地地盤や1，2号機原子炉建屋において観測された地震記録を分析した結果，観測した地震動の応答スペクトルが基準地震動 S_2 を長周期側の一部の周期帯において超えている部分があったが，耐震安全性の評価によって健全性が確保されていることが確認されており，安全上重要な設備に対する影響はなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第2表に示す。

(3) 新潟県中越沖地震（2007年7月）による柏崎刈羽原子力発電所に対する影響

地震発生時に運転中又は起動中であった2号機，3号機，4号機及び7号機は，地震に伴い自動停止。（1号機，5号機及び6号機は定期検査のため停止中）発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果，耐震設計上考慮すべき地震による地震動の周期帯のほぼ全域にわたって発電所設計時に設定された基準地震動 S_2 を上回ることが確認され，機器によっては構造強度や機能維持に影響を与えると考えられる異常が確認されているものの，重大な損傷をもたらしたものではなく，原子炉の安全性を阻害する可能性のない軽微な事象であった。

安全上重要な設備への影響については，点検及び仮置き中であった重量物の移動又は遮へいブロック崩れによる安全上重要な設備への接触事例や，地震に伴う消火系配管の損傷による一部AM設備の浸水事例が確認されたものの，地震による直接的な異常は確認されなかった。なお，3号機の所内変圧器のダクトの基礎が不等沈下したことによって火災が発生した。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第3表に示す。

(4) 駿河湾の地震（2009年8月）による浜岡原子力発電所に対する影響

地震発生時に運転中であった4号機及び5号機は，地震に伴い自動停止。（3号機は定期検査のため停止中。1号機及び2号機は廃止措置準備中。）発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果，3号機及び4号機については，発電所設計時に設定された基準地震動 S_1 による床応答スペクトルを超えるものではなく，設備の健全性が確保されていることが確認されている。5号機については，観測された地震データによる床応答スペクトルが一部の

周期帯において基準地震動 S_1 による床応答スペクトルを上回っていたが、主要な耐震設計上重要な機器及び配管の固有周期では下回っていたこと、また床応答スペクトルの一部が超えたことについては観測記録による地震応答解析結果によって全ての設備が弾性状態にあったことから、設備の健全性が確保されていることが確認されている。

以上のことから、安全上重要な設備に対する影響はなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第4表に示す。

(5) 東北地方太平洋沖地震（2011年3月）による原子力発電所に対する影響

a. 福島第一原子力発電所に対する影響

地震時、運転中であった1号機、2号機、3号機は、地震に伴い自動停止（4号機、5号機、6号機は定期検査中）した。原子炉建屋及び原子炉建屋に設置されている安全上重要な設備（原子炉格納容器、残留熱除去系配管など）について、地震観測記録及び基準地震動 S_s それぞれによる応答解析を比較した結果、基準地震動による地震荷重より耐力の方が大きく、地震直後、各安全機能は保持されていたものと評価されている。

しかし、1～5号機については、地震後の津波によって、非常用ディーゼル発電設備、電源設備などが被水、機能喪失したことで全交流電源喪失に至り、1～3号機については最終的に炉心損傷に至った。5号機及び6号機については、原子炉に燃料が装荷されている状態で、1～3号機同様、津波による影響によって海水系が機能喪失に至ったものの、6号機の空冷式ディーゼル発電設備による電源確保（5号機については、6号機から電源融通実施）を行うとともに、仮設海水系ポンプによる冷却機能確保等の復旧措置によって冷温停止状態への移行及び維持が図られた。

また、全燃料が使用済燃料プールへ取り出されていた4号機をはじめとする、各号機の使用済プール内燃料については、注水又は冷却によって使用済燃料プール水位を確保し、燃料損傷防止が図られた。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第5表に示す。

b. 福島第二原子力発電所に対する影響

地震時、1～4号機は運転中であったが、地震に伴い全号機自動停止。原子炉建屋及び原子炉建屋に設置されている安全上重要な設備（原子炉格納容器、残留熱除去系配管等）について、地震観測記録及び基準地震動 S_s それぞれによる応答解析を比較した結果、基準地震動 S_s による地震荷重より耐力の方が大きく、地震後、各安全機能は保持されていたものと評

価されている。

3号機を除く，1号機，2号機及び4号機については，地震後の津波によって，海水系設備が被水することでヒートシンク喪失に至ったものの，外部電源及び3号機非常用ディーゼル発電設備，電源車による電源確保，海水系ポンプの取替えなどの復旧措置によって，冷却機能を確保することで，各号機とも冷温停止状態への移行，維持が図られた。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第6表に示す。

c. 東通原子力発電所に対する影響

地震時において1号機は定期検査のため停止中であつた。発電所敷地内で観測された地震加速度は17galであり，地震による設備への影響はなかつた。また，地震後に外部電源がすべて喪失したが，非常用ディーゼル発電機が自動起動し全交流電源喪失には至らなかつた。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第7表に示す。

d. 女川原子力発電所に対する影響

地震時に運転中又は起動中であつた1号機，2号機及び3号機は，地震に伴い自動停止した。発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果，観測された地震データによる床応答スペクトルが一部の周期帯において発電所設計用の基準地震動 S_s による床応答スペクトルを上回っていたが，地震観測結果に基づく原子炉建屋及び耐震安全上重要な主要設備の地震時における機能を概略評価（建屋については最大応答せん断ひずみ及び層せん断力，設備については影響構造強度評価及び動的機能維持評価）した結果，機能維持の評価基準を下回っていることが確認されている。今後は詳細なシミュレーション解析によって健全性を確認するとともに主要設備以外の耐震安全上重要な設備を含め設備の健全性を確認することとしている。

安全上重要な設備への影響については次のとおりである。1号機において常用系の高圧電源盤火災によって地絡した同期検定器の出力回路ケーブルから非常用母線と予備変圧器の連絡しゃ断器投入コイルに電圧が印加され，非常用母線電圧が瞬時低下したため，同母線から受電していた残留熱除去系ポンプ2台の自動停止が確認された。

2号機において海水ポンプ室に流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋の一部に流入し，原子炉補機冷却水系の一系統及び高圧炉心スプレー補機冷却水系の機能喪失が確認された。同冷却水系の喪失によって非常用ディーゼル発電機一系統及び高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機の

自動停止が確認された。さらに、常用系の高圧電源盤火災の影響により、非常用ディーゼル発電機が起動していない状態でしゃ断器投入が発生し、非常用ディーゼル発電機界磁回路損傷が確認されたものの、地震による直接的な異常は確認されなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第8表に示す。

e. 東海第二発電所に対する影響

地震時に運転中であった東海第二発電所は、地震に伴い自動停止した。発電所敷地内で観測した地震データを解析した結果、観測された地震データによる原子炉建屋の最大応答加速度は、設計時に用いた最大応答加速度及び新耐震指針に基づく耐震安全性評価で設定した基準地震動 S_s の最大応答加速度以下であった。また、観測された地震データによる原子炉建屋の床応答スペクトルが一部の周期帯において発電所設計時に用いた床応答スペクトルを上回っていたが、主要な周期帯で観測地震記録が下回っていることが確認されている。安全上重要な設備への影響については、津波対策工事が完了していなかった一部の海水ポンプ室に海水が浸水し3台ある非常用ディーゼル発電機用海水ポンプのうち1台が停止したこと、並びに、125V蓄電池2B室のドレンファンネルからの逆流によって床面に3cmの深さで溢水が確認されたものの、地震による直接的な異常は確認されなかった。

施設に影響した地震規模及び原子力発電所に対する影響について第9表に示す。

第1表 2005年8月に発生した宮城県沖地震による女川原子力発電所に対する影響

確認項目	確認結果
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	<p>女川原子力発電所1, 2, 3号機は、定格熱出力運転中のところ平成17年8月16日に発生した宮城沖を震源とするマグニチュード7.2（震源深さ72km, 震央距離73km, 震源距離84km）の地震の影響によって、11時46分に1号機, 2号機, 3号機は地震加速度大信号によって原子炉自動停止した。なお、観測された保安確認用地震動は、最大で251.2ガルであった。</p> <p>1号機, 2号機, 3号機の原子炉建屋で観測された地震動から求めた加速度応答スペクトル（周期ごとの加速度の最大値）は、機器の設置されていない屋上を除き、全ての周期において基準地震動S_2による応答スペクトルを下回っていることを確認した。また、岩盤上で観測された地震データから上部地盤の影響を取り除いたデータを解析したところ、一部周期において基準地震動S_2を超えている部分があることを確認した。今回の地震で、一部の周期において基準地震動の応答スペクトルを超えることとなった要因分析及び評価を行った結果、これは、宮城県沖近海のプレート境界に発生する地震の地域的な特性によるものと考えられるとの結論が得られた。</p>
②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	無し 今回観測された地震データを用いて、安全上重要な設備（建屋及び機器）の耐震安全性の評価を実施し、耐震安全性が確保されていることを確認した。
②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	無し
③-1 外部電源への影響	無し
③-2 D/Gへの影響	無し
③-3 補機冷却系への影響	無し
③-4 電源融通の可能性	可能
③-5 復旧操作へのアクセス性	重大な影響無し。ただし、構内道路アスファルト亀裂、波うち及び段差が発生した。
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	無し

第2表 2007年3月に発生した能登半島地震による志賀原子力発電所に対する影響

確認項目	確認結果
<p>①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）</p>	<p>【志賀1, 2号機】 敷地地盤や1, 2号機原子炉建屋において観測された地震記録を分析した結果、観測した地震動の応答スペクトルが基準地震動S2を長周期側の一部の周期帯において超えている部分があったが、この周期帯には、安全上重要な施設がないことを確認した。 また、1, 2号機の原子炉建屋で観測された地震記録に基づいて原子炉建屋及び同建屋内の安全上重要な機器について検討した結果、各施設とも弾性範囲内に十分収まっており、施設の健全性が十分確保されていることを確認した。 タービン建屋内及び海水熱交換器建屋内の安全上重要な機器及び配管、並びに排気筒について、敷地地盤で観測された地震記録に基づいて検討した結果、各施設とも弾性範囲内に十分収まっており、施設の健全性が確保されていることを確認した。 さらに、今回の地震において長周期側の一部の周期帯で基準地震動S2を上回ったことから、長周期側で今回の地震動を上回る地震動（検討に用いた地震動）を想定し、長周期側の主要施設であるタービン建屋基礎版上の原子炉補機冷却水系配管及び排気筒の耐震安全性について確認した結果、耐震安全余裕を有していることを確認した。 以上、安全上重要な施設や長周期側の主要施設に関する一連の耐震安全性確認結果から、能登半島地震を踏まえても耐震安全性は十分確保されていることが確認できたと考えられる。</p>
<p>②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）</p>	<p>【志賀1, 2号機】無し</p>
<p>②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）</p>	<p>【志賀1, 2号機】無し</p>
<p>③-1 外部電源への影響</p>	<p>【志賀1, 2号機】 供用中の3回線すべてが喪失し外部電源喪失となったが、事象発生6分後に復旧した。</p>
<p>③-2 D/Gへの影響</p>	<p>【志賀1, 2号機】無し</p>
<p>③-3 補機冷却系への影響</p>	<p>【志賀1, 2号機】無し</p>
<p>③-4 電源融通の可能性</p>	<p>【志賀1, 2号機】可能</p>
<p>③-5 復旧操作へのアクセス性</p>	<p>【志賀1, 2号機】影響無し</p>
<p>④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）</p>	<p>■水銀灯の落下 1号機タービン建屋運転階の水銀灯が7個、また2号機原子炉建屋運転階の水銀灯が2個落下した。 また、2号機で落下した水銀灯の破片は、約97%を運転階床から回収したが、残りの破片については使用済燃料貯蔵プールなどへ落下した可能性があったため、これらの箇所での点検及び清掃を行った。</p> <p>■2号機低圧タービン組み立て中のタービンロータの位置ずれ 組み立て中の低圧タービンロータを仮止めしていた治具が変形し、わずかな位置ずれが生じた。低圧タービンを開放し点検を実施したところ、動翼に微小な接触痕が複数確認された。</p> <p>■1号機使用済燃料貯蔵プールからの水飛散 使用済燃料貯蔵プールの水約45リットル（放射エネルギー約750万ベクレル）が使用済燃料貯蔵プール周辺に飛散した。そのうち、養生シート外には約8リットル（放射エネルギー約130万ベクレル）の水が飛散した。飛散した水については速やかに拭き取った。外部への放射能の影響はなし。</p>

第3表 2007年7月に発生した中越沖地震による柏崎刈羽原子力発電所に対する影響

確認項目	確認結果																																																																						
<p>①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）</p>	<p>【柏崎刈羽1～7号機】 新潟県中越沖においてマグニチュード6.8の地震が発生、震央距離16km、震源距離23kmに位置している柏崎刈羽においては、全号機（1～7号機）にて基準地震動を超える加速度を確認、原子炉建屋基礎版上での最大加速度のものは、1号機での680gal（設計時の最大加速度応答値273gal）であった。各号機で原子炉建屋基礎版上での最大加速度（観測値、設計時応答値）は下表の通り。</p> <table border="1" data-bbox="608 499 1393 1055"> <thead> <tr> <th colspan="2" rowspan="2">観測値</th> <th colspan="2">南北</th> <th colspan="2">東西</th> <th colspan="2">上下</th> </tr> <tr> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号機</td> <td>最下階</td> <td>311</td> <td>274</td> <td>680</td> <td>273</td> <td>408</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>2号機</td> <td>最下階</td> <td>304</td> <td>167</td> <td>606</td> <td>167</td> <td>282</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>3号機</td> <td>最下階</td> <td>308</td> <td>192</td> <td>384</td> <td>193</td> <td>311</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>4号機</td> <td>最下階</td> <td>310</td> <td>193</td> <td>492</td> <td>194</td> <td>337</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>5号機</td> <td>最下階</td> <td>277</td> <td>249</td> <td>442</td> <td>254</td> <td>205</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>6号機</td> <td>最下階</td> <td>271</td> <td>263</td> <td>322</td> <td>263</td> <td>488</td> <td>(235)</td> </tr> <tr> <td>7号機</td> <td>最下階</td> <td>267</td> <td>263</td> <td>356</td> <td>263</td> <td>355</td> <td>(235)</td> </tr> </tbody> </table> <p>*上下方向については、（ ）内の値を静的設計で使用 1～7号機で観測された地震観測記録に基づき、設計時の解放基盤表面と原子炉建屋基礎版上の関係を参照し、解放基盤表面における地震動を推定したところ、基準地震動S₂（450gal）に対して1～4号機で約2.3～3.8倍、5～7号機で1.2～1.7倍の結果であった。 設備点検の結果、地震の影響による構造強度や機能維持に影響を与えられ考えられる異常が確認されているが、機器の重大な損傷をもたらしたのではなく、原子炉の安全性を阻害する可能性のない軽微な事象であった。 安全上重要な設備については、1号機において異常が数例確認されているが、点検、仮置き中だったために転倒、損傷に至ったこと、地震に伴う消火系配管の建屋接続部の損傷に伴う浸水によって機能喪失に至ったことが原因であり、地震による直接的な異常は確認されていない。</p>	観測値		南北		東西		上下		観測	設計	観測	設計	観測	設計*	1号機	最下階	311	274	680	273	408	(235)	2号機	最下階	304	167	606	167	282	(235)	3号機	最下階	308	192	384	193	311	(235)	4号機	最下階	310	193	492	194	337	(235)	5号機	最下階	277	249	442	254	205	(235)	6号機	最下階	271	263	322	263	488	(235)	7号機	最下階	267	263	356	263	355	(235)
観測値				南北		東西		上下																																																															
		観測	設計	観測	設計	観測	設計*																																																																
1号機	最下階	311	274	680	273	408	(235)																																																																
2号機	最下階	304	167	606	167	282	(235)																																																																
3号機	最下階	308	192	384	193	311	(235)																																																																
4号機	最下階	310	193	492	194	337	(235)																																																																
5号機	最下階	277	249	442	254	205	(235)																																																																
6号機	最下階	271	263	322	263	488	(235)																																																																
7号機	最下階	267	263	356	263	355	(235)																																																																
<p>②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）</p>	<p>【柏崎刈羽1～7号機】 無し</p>																																																																						
<p>②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）</p>	<p>【柏崎刈羽1～7号機】 無し</p>																																																																						
<p>③-1 外部電源への影響</p>	<p>【柏崎刈羽1～7号機】 4回線中、2回線が機能喪失</p>																																																																						
<p>③-2 D/Gへの影響</p>	<p>【柏崎刈羽1～7号機】 無し</p>																																																																						
<p>③-3 補機冷却系への影響</p>	<p>【柏崎刈羽1～7号機】 無し</p>																																																																						
<p>③-4 電源融通の可能性</p>	<p>【柏崎刈羽1～7号機】 無し</p>																																																																						
<p>③-5 復旧操作へのアクセス性</p>	<p>・土捨て場北側斜面の一部が崩落。（復旧操作のためのアクセス性の影響無し。）</p>																																																																						

確認項目	確認結果
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<p>■ 3号機</p> <p>原子炉建屋地下2階にあるSLC系注入ライン配管（格納容器外側貫通部）の近傍に置いてあったISI用RPV模擬ノズルが地震によって移動し、配管の板金保温材に衝突したと思われるへこみを確認。配管及びサポートには損傷は無かったものの、安全上重要な設備に影響が及ぶ可能性があったことを踏まえ、室内にて床に固定されていない重量物を固定及び固縛する対策を講じた。</p> <p>なお、所内変圧器のダクトの基礎が不等沈下したことによって火災が発生した。</p>
	<p>■ 1号機</p> <p>不等沈下によって消火配管が破断し、漏水及び消火系の機能喪失に至ったものと推定。</p> <p>地震による建屋周辺の地盤沈下等のため、消火系配管が破断（消火系の機能喪失）。</p> <p>さらに、原子炉複合建屋とモニタ建屋（屋外）間のトレンチの沈下によって生じた接続部の隙間及びトレンチ本体のひび割れ損傷部を通じ、消火系から漏れた水が原子炉複合建屋内に流入。</p> <p>その結果、機能要求は無かったものの主蒸気放射線モニタ検出器が浸水によって損傷するとともに、復水補給水ポンプ（AM設備）についても浸水による被害を受けた。</p>

第4表 2009年8月に発生した駿河湾の地震による浜岡原子力発電所に対する影響

確認項目	確認結果
①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）	<p>【浜岡3, 4号機】 地震観測記録と基準地震動S1による応答を比較した結果、地震観測記録は基準地震動S1による応答を十分下回っており、地震時に耐震設計上重要な設備が弾性状態にあったことから、設備の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>【浜岡5号機】 耐震設計上重要な設備について、地震観測記録と基準地震動S1による応答を比較し、原子炉建屋の一部の階において地震観測記録における最大加速度が基準地震動S1による最大応答加速度をわずかに上回っている以外は、地震観測記録における最大加速度が基準地震動S1による最大応答加速度を下回っていることを確認した。</p> <p>原子炉建屋の地震観測記録の床応答スペクトルは、一部の周期帯において基準地震動S1の床応答スペクトルを上回っているが、主な耐震設計上重要な機器及び配管系の固有周期では下回っており、地震時に弾性状態にあったことから、これらの機器及び配管系の健全性が確保されていることを確認した。</p> <p>5号機については、主要な設備は弾性状態にあり、健全性は確保されていることを確認していたが、一部の観測記録で基準地震動S1による応答加速度を超えたことから、地震観測記録を入力とした地震応答解析を行い、設備の健全性評価の結果は、全ての設備が弾性状態にあったことから、設備の健全性が確保されていることを確認した。</p>
②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）	【浜岡3～5号機】無し
②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）	【浜岡3～5号機】無し
③-1 外部電源への影響	<p>【浜岡3～5号機】 3, 4号機：3ルート6回線すべてが健全 5号機：2ルート4回線すべてが健全</p>
③-2 D/Gへの影響	【浜岡3～5号機】無し
③-3 補機冷却系への影響	【浜岡3～5号機】無し
③-4 電源融通の可能性	【浜岡3～5号機】可能
③-5 復旧操作へのアクセス性	<p>【浜岡5号機】 タービン建屋の東側屋外エリアの地盤沈下（15m×15m, 10cm程度）を確認した。</p>
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<p>■5号機“補助変圧器過電流トリップ”（常用系）：地震の振動でトリップ接点の接触による保護継電器の誤動作（リレーチャター発生）⇒より強い耐震性を有する保護継電器への取替を検討した結果、水平3G、上下1G程度の実力のある保護継電器に取替。</p> <p>■5号機制御棒駆動機構モータ制御ユニットの故障警報点灯：5号機“補助変圧器過電流トリップ”（常用系）との従属性。</p> <p>■原子炉建屋管理区域区分の変更、原子炉建屋5階（放射線管理区域内）燃料交換エリア換気放射線モニタ指示の一時的な上昇：地震の揺れによって、燃料集合体表面の放射性物質を含んだ鉄錆びなどが、プール水に遊離し、プール表面からの放射線線量率が上昇したものと推定。</p> <p>■主タービンスラスト軸受摩耗トリップ警報点灯及びタービン開放点検：各種接触痕、変形、ネジ損傷などが見られた。</p>

第5表 2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による福島第一原子力発電所に対する影響

調査項目	調査結果																																																							
<p>①施設に影響した地震規模（地震観測記録と基準地震動の関係）</p>	<p>【福島第一1～6号機】 平成23年3月11日、東北地方太平洋沖地震が発生、福島第一原子力発電所1～6号機の原子炉建屋基礎版上において観測された最大加速度と基準地震動S_sから求めた基礎版上の最大応答加速度を比較した結果、2、3、5号機の東西方向の観測記録が、基準地震動S_sによる最大応答加速度を上回っていた。各号機で原子炉建屋基礎版上での最大加速度（観測値、設計時応答値）は下表の通り。</p> <table border="1" data-bbox="612 510 1394 949"> <thead> <tr> <th rowspan="2">観測値</th> <th colspan="2">南北</th> <th colspan="2">東西</th> <th colspan="2">上下</th> </tr> <tr> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号機</td> <td>460※</td> <td>487</td> <td>447</td> <td>489</td> <td>258</td> <td>412</td> </tr> <tr> <td>2号機</td> <td>348※</td> <td>441</td> <td>550</td> <td>438</td> <td>302</td> <td>420</td> </tr> <tr> <td>3号機</td> <td>322※</td> <td>449</td> <td>507</td> <td>441</td> <td>231</td> <td>429</td> </tr> <tr> <td>4号機</td> <td>281※</td> <td>447</td> <td>319</td> <td>445</td> <td>200</td> <td>422</td> </tr> <tr> <td>5号機</td> <td>311※</td> <td>452</td> <td>548</td> <td>452</td> <td>258</td> <td>427</td> </tr> <tr> <td>6号機</td> <td>288※</td> <td>445</td> <td>444</td> <td>448</td> <td>244</td> <td>415</td> </tr> </tbody> </table> <p>※記録開始から130～150秒程度で記録は中断 原子炉建屋及び原子炉建屋に設置される安全上重要な機能及び配管系（主蒸気系配管、原子炉格納容器、残留熱除去系配管、炉心支持構造物及び制御棒（挿入性）等）に加え、1号機については非常用復水器系配管、原子炉再循環系配管等について、地震観測記録を用いた応答解析と基準地震動を用いた応答解析で得られた地震荷重を比較した結果、ほとんどの機器及び配管系において基準地震動S_sによる地震荷重の方が大きく、それらについては地震直後に安全機能は保持可能な状態であったと評価されている。 一部、地震観測記録を用いた応答解析による地震荷重の方が大きかった機器及び配管系についても、適切な応答値を評価するため実物の構造を考慮するなどの解析モデルの見直しを行った結果、基準地震動を用いた応答解析による地震荷重の方が大きく評価された。加えて、現場確認が可能な5号機については、目視によって、可能な範囲で損傷の有無など、現場状況の確認を実施し、主要な弁、ポンプなどの機器及びその周辺の配管などに有意な損傷などは認められなかったことから、地震時及び地震直後においても安全機能を保持可能な状態にあったものと評価されている。</p>	観測値	南北		東西		上下		観測	設計	観測	設計	観測	設計	1号機	460※	487	447	489	258	412	2号機	348※	441	550	438	302	420	3号機	322※	449	507	441	231	429	4号機	281※	447	319	445	200	422	5号機	311※	452	548	452	258	427	6号機	288※	445	444	448	244	415
観測値	南北		東西		上下																																																			
	観測	設計	観測	設計	観測	設計																																																		
1号機	460※	487	447	489	258	412																																																		
2号機	348※	441	550	438	302	420																																																		
3号機	322※	449	507	441	231	429																																																		
4号機	281※	447	319	445	200	422																																																		
5号機	311※	452	548	452	258	427																																																		
6号機	288※	445	444	448	244	415																																																		
<p>②-1 安全上重要な設備への影響（波及影響も含む）</p>	<p>【福島第一1～6号機】 無し（推定）</p>																																																							
<p>②-2 既存のAM設備への影響（波及影響も含む）</p>	<p>【福島第一1～6号機】 不明（消火系配管に損傷が確認されているが、津波（漂流物含む）による影響と考えられる。）</p>																																																							
<p>③-1 外部電源への影響</p>	<p>【福島第一1～6号機】 全6回線中、5回線機能喪失 ※1回線は、工事のため受電停止中</p>																																																							
<p>③-2 D/Gへの影響</p>	<p>【福島第一1～6号機】 影響無し（津波によって喪失。ただし、一部空冷式D/Gについては、津波襲来後も機能維持）</p>																																																							
<p>③-3 補機冷却系への影響</p>	<p>【福島第一1～6号機】 影響無し（津波によって喪失）</p>																																																							

調査項目	調査結果
③-4 電源融通の可能性	<p>【福島第一 1～6号機】 影響無し（津波によって喪失） 5－6号機間については、仮設ケーブル敷設によって電源融通実施</p>
③-5 復旧操作へのアクセス性	<ul style="list-style-type: none"> ・道路に割れ、段差など有り。 ・防災道路ではないが斜面崩落による道路閉鎖箇所有り。
④その他（安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項）	<p>【福島第一 1～6号機】 詳細確認不可</p>

第6表 2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による福島第二原子力発電所
に対する影響

調査項目	調査結果																																									
<p>①施設に影響した地震規模 (地震観測記録と基準地震動 の関係)</p>	<p>【福島第二1～4号機】 平成23年3月11日、東北地方太平洋沖地震が発生、福島第二原子力 発電所1～4号機の原子炉建屋基礎版上において観測された最大加 速度と基準地震動S_sから求めた原子炉建基礎版上の最大応答加速 度は下表の通り。全号機、原子炉基礎版上(最地下階)で得られた最 大加速度は、基準地震動S_sに対する最大応答加速度を下回っている ことが確認されている。</p> <table border="1" data-bbox="612 510 1412 797"> <thead> <tr> <th rowspan="2">観測値</th> <th colspan="2">南北</th> <th colspan="2">東西</th> <th colspan="2">上下</th> </tr> <tr> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> <th>観測</th> <th>設計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号機</td> <td>254</td> <td>434</td> <td>230※</td> <td>434</td> <td>305※</td> <td>512</td> </tr> <tr> <td>2号機</td> <td>243</td> <td>428</td> <td>196※</td> <td>429</td> <td>232※</td> <td>504</td> </tr> <tr> <td>3号機</td> <td>277※</td> <td>428</td> <td>216※</td> <td>430</td> <td>208※</td> <td>504</td> </tr> <tr> <td>4号機</td> <td>210※</td> <td>415</td> <td>205※</td> <td>415</td> <td>288※</td> <td>504</td> </tr> </tbody> </table> <p>※記録開始から130～150秒程度で記録は中断 原子炉建屋及び原子炉建屋に設置される安全上重要な機能及び配 管系(主蒸気系配管、原子炉格納容器、残留熱除去系配管、炉心支持 構造物及び制御棒(挿入性)など)について地震観測記録を用いた応 答解析と基準地震動S_sを用いた応答解析で得られた地震荷重を比 較した結果、一部の機器及び配管系を除き基準地震動S_sによる地震 荷重の方が大きく、それらについては地震後に安全機能は保持可能な 状態であったと評価されている。一部、地震観測記録を用いた応答解 析による地震荷重の方が大きかった機器及び配管系についても、適切 な応答値を評価するため実物の構造を考慮するなどの解析モデルの 見直しを行った結果、基準地震動を用いた応答解析による地震荷重の 方が大きいことが確認されており、地震後に安全機能は保持可能な状 態であったと評価されている。</p>	観測値	南北		東西		上下		観測	設計	観測	設計	観測	設計	1号機	254	434	230※	434	305※	512	2号機	243	428	196※	429	232※	504	3号機	277※	428	216※	430	208※	504	4号機	210※	415	205※	415	288※	504
観測値	南北		東西		上下																																					
	観測	設計	観測	設計	観測	設計																																				
1号機	254	434	230※	434	305※	512																																				
2号機	243	428	196※	429	232※	504																																				
3号機	277※	428	216※	430	208※	504																																				
4号機	210※	415	205※	415	288※	504																																				
<p>②-1 安全上重要な設備への 影響(波及影響も含む)</p>	<p>【福島第二1～4号機】 無し</p>																																									
<p>②-2 既存のAM設備への影 響(波及影響も含む)</p>	<p>【福島第二1～4号機】 影響なし(消火系配管に損傷が確認されているが、津波(漂流物含 む)による影響と考えられる。)</p>																																									
<p>③-1 外部電源への影響</p>	<p>【福島第二1～4号機】 4回線中、1回線機能停止 ※1回線は停止点検中。さらに1回線は、避雷器の損傷が確認され たため、被害拡大防止を目的として受電停止の上、復旧作業を実 施。</p>																																									
<p>③-2 D/Gへの影響</p>	<p>【福島第二1～4号機】 影響無し(3号機を除き、津波によって機能喪失)</p>																																									
<p>③-3 補機冷却系への影響</p>	<p>【福島第二1～4号機】 影響無し(3号機を除き、津波によって機能喪失)</p>																																									
<p>③-4 電源融通の可能性</p>	<p>【福島第二1～4号機】 影響無し(津波によって喪失)</p>																																									
<p>③-5 復旧操作へのアクセ ス性</p>	<p>・道路に割れ、段差など生じるも影響無し。</p>																																									
<p>④その他(安全機能には影響 しないもの、留意しておく必 要のある事項)</p>	<p>【福島第二1～4号機】 特に影響無し</p>																																									

第7表 2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による東通原子力発電所
に対する影響

確認項目	確認結果
①施設に影響した地震規模 (地震観測記録と基準地震動 の関係)	発電所において観測した地震加速度は17ガルであり、設備への影響 はなかった。
②-1安全上重要な設備への影 響(波及影響も含む)	無し
②-2既存のAM設備への影響 (波及影響も含む)	無し
③-1外部電源への影響	むつ幹線(2回線)、東北白糠線の停止に伴い、外部電源が喪失した。 同日23時59分に東北白糠線が復旧した。
③-2D/Gへの影響	外部電源喪失に伴い、非常用ディーゼル発電機が自動起動した。
③-3補機冷却系への影響	無し
③-4電源融通の可能性	可能
③-5復旧操作へのアクセス性	無し
④その他(安全機能には影響 しないもの、留意しておく必 要のある事項)	■8台あるモニタリングポストのうち4台がバッテリー切れによって 停止した。

第 8 表 2011 年 3 月に発生した東北地方太平洋沖地震による女川原子力発電所
に対する影響

確認項目	確認結果
①施設に影響した地震規模 (地震観測記録と基準地震動 の関係)	<p>女川原子力発電所は、1号機及び3号機が定格熱出力一定運転中、また、2号機が原子炉起動中のところ、3月11日14時46分に発生した東北地方太平洋沖地震によって全号機において原子炉が自動停止した。観測された地震加速度は567.5ガル(保安確認用地震計：1号機原子炉建屋地下2階)であり、全号機とも、原子炉保護系が設計どおり作動したことによって自動停止した。</p> <p>最大応答加速度について基準地震動と観測記録の関係は次の通り。</p>

原子炉建屋の最大加速度

観測位置		観測記録			基準地震動Ssに対する 最大応答加速度値(ガル)		
		最大加速度値(ガル)			NS方向	EW方向	UD方向
		NS方向	EW方向	UD方向			
1号機	屋上	2000*1	1636	1389	2202	2200	1388
	燃料取替床(5階)	1303	998	1183	1281	1443	1061
	1階	573	574	510	660	717	527
	基礎版上	540	587	439	532	529	451
2号機	屋上	1755	1617	1093	3023	2634	1091
	燃料取替床(3階)	1270	830	743	1220	1110	968
	1階	605	569	330	724	658	768
	基礎版上	607	461	389	594	572	490
3号機	屋上	1868	1578	1004	2258	2342	1064
	燃料取替床(3階)	956	917	888	1201	1200	938
	1階	657	692	547	792	872	777
	基礎版上	573	458	321	512	497	476

※1 当該地震計の最大設定値(2000ガル)を上回っているため参考値

※2 網掛は基準地震動Ssに対する最大応答加速度値を超えていることを示す

②-1 安全上重要な設備への 影響(波及影響も含む)	<p>【女川1号】</p> <p>●タービン建屋地下1階高圧電源盤火災</p> <p>タービン建屋地下1階において高圧電源盤6-1Aからの発煙が発生した。また、高圧電源盤6-1Aの火災の影響によって、S/P水冷却のために手動起動したRHRポンプ(A)及び(C)号機が自動停止した。</p>
②-2 既存のAM設備への影 響(波及影響も含む)	無し
③-1 外部電源への影響	<p>5回線中4回線が機能喪失</p> <p>女川原子力発電所には、外部電源として5回線(牡鹿幹線1、2号線(275kV系)、松島幹線1、2号線(275kV系)、塚浜支線(66kV系))が接続されている。地震直後は、当社管内の送電線事故に伴う系統保護回路の動作によって、松島幹線2号1回線のみとなったが、3月12日20時12分に牡鹿幹線1号、同日20時15分に牡鹿幹線2号、3月17日10時47分に松島幹線1号、3月26日15時41分に塚浜支線がそれぞれ復旧している。</p> <p>【牡鹿1、2号線避雷器の損傷】</p> <p>地震の揺れによると思われる影響によって、避雷器内部に部分放電が発生した。(地震に伴う牡鹿幹線1、2号線停止の原因は、避雷器の損傷によるものと考えられる。)</p>

確認項目	確認結果
③-2 D/Gへの影響	<p>【女川1号】</p> <ul style="list-style-type: none"> ●非常用DG(A)界磁回路の損傷 DG(A)の同期検定器が動作せず、しゃ断器を手動で投入することができなかった。また、DG(A)が起動していない状態でDG(A)のしゃ断器が自動投入される事象が発生した。 ⇒メタクラ6-1Aで発生した火災の影響によって制御ケーブルに溶損などが生じ、地絡が発生した。 <p>【女川2号】</p> <ul style="list-style-type: none"> ●浸水によるDG(B)及びDG(H)の停止 海水ポンプ室の取水路側から流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋内の一部に浸水し、RCW(B)系及びHPCWの二系統が機能喪失したことによって、DG(B)並びにDG(H)が自動停止となった。(DG(A)は健全)
③-3 補機冷却系への影響	<p>【女川2号】</p> <ul style="list-style-type: none"> ●浸水によるDG(B)及びDG(H)の停止 海水ポンプ室の取水路側から流入した海水が地下トレンチを通じて原子炉建屋内の一部に浸水し、RCW(B)系及びHPCWの2系統が機能喪失した。
③-4 電源融通の可能性	女川1号にて、地震又は火災の影響によって一部しゃ断器に不具合が生じた。
③-5 復旧操作へのアクセス性	無し
④その他(安全機能には影響しないもの、留意しておく必要のある事項)	<p>【女川1号】</p> <ul style="list-style-type: none"> ●高圧電源盤しゃ断器の投入不可 主に定検時に使用する高圧電源盤(1号機所内電源を2号機から受電する際に使用)において、電源盤内に設置しているしゃ断器が地震の振動によって傾き、投入スイッチを入切するためのインターロックローラーが正常位置から外れた。 ●母連しゃ断器制御電源喪失 火災が発生した高圧電源盤の制御電源回路の溶損による地絡や短絡の影響によって、制御電源回路が接続されているしゃ断器用制御電源回路の電圧が変動し、“制御電源喪失”警報が発生した。 ●125V直流主母線盤の地絡(計2件) 高圧電源盤の火災によって、配線に地絡が発生し、地絡警報が発生した。 <p>【女川2号】 特に無し</p> <p>【女川3号】</p> <ul style="list-style-type: none"> ●使用済燃料プールゲート押さえ脱落 使用済燃料プールと原子炉ウェル間の通路部に設置している使用済燃料プールゲート(No.1及びNo.2)を固定しているゲート押さえ金具計4個のうち3個のスイングボルトが外れていた。 ●HPCS圧力抑制室吸込弁自動での全開動作不能 4月7日の余震の揺れによる影響と推定される圧力抑制室の水位変動時に、本来全開するはずのHPCS圧力抑制室吸込弁が、地震による弁の開閉指示を行うスイッチなどの誤動作(推定)によって、全開にならなかった。(手動での全開は可能) <p>【各号機共通】</p> <ul style="list-style-type: none"> ●制御棒駆動系ハウジング支持金具サポートバーのずれ 制御棒駆動機構ハウジングのハウジング支持金具(グリッド)が、1号機で1カ所、2号機で2カ所、3号機で1カ所ずれていることを確認した。これによる制御棒駆動機構ハウジングの落下防止機能への影響はなかった。

第9表 2011年3月に発生した東北地方太平洋沖地震による東海第二発電所
に対する影響

調査項目	調査結果
①施設に影響した地震規模 (地震観測記録と基準地震動 の関係)	<ul style="list-style-type: none"> 観測記録に基づく各階の最大応答加速度は、建設時の当初設計時に用いた最大応答加速度及び新耐震設計審査指針に基づく耐震安全性評価で設定した基準地震動S_sの最大応答加速度以下であることを確認した。 原子炉建屋の地震観測記録による床応答スペクトルは、一部の周期帯(約0.65秒から約0.9秒)で建設時の設計に用いた床応答スペクトルを上回っているが、耐震設計上重要な機器及び配管系のうち主要な設備の固有周期では、地震観測記録が工認設計波による床応答スペクトル以下であることを確認した。
②-1 安全上重要な設備への 影響(波及影響も含む)	地震による影響は無し
②-2 既存のAM設備への影 響(波及影響も含む)	地震による影響は無し
③-1 外部電源への影響	3回線中3回線が機能喪失 (13日12:32 154kV系東海原子力線復旧)
③-2 D/Gへの影響	地震による影響は無し(津波によってDGSW-2Cが水没したため、DG-2Cは手動停止)
③-3 補機冷却系への影響	地震による影響は無し
③-4 電源融通の可能性	可能(HPCS-DGから6.9kVの交流電源融通、予備充電器を介して直流電源融通)
③-5 復旧操作へのアクセ ス性	地震による影響は無し
④その他(安全機能には影響 しないもの、留意しておく必 要のある事項)	<p>タービン設備などの一部で、耐震クラスB、Cクラスの設備が損傷を受けた。</p> <p>【蒸気タービン】</p> <ul style="list-style-type: none"> 低圧タービン及び高圧タービンの動翼と隔板の一部に接触による摺動痕 高圧タービンと低圧タービンの中間軸受け基礎グラウト部の割れ、基礎ボルトの緩み(10本中3本) <p>【主発電機関係】</p> <ul style="list-style-type: none"> 主発電機軸受及び励磁機及び副励磁機廻りに接触痕、間隙拡大などの損傷

出典：「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 (AESJ-SC-P006：2015)」附属書D

2. 海外のPRA関連文献調査

海外文献についての調査結果をまとめたものを第10表に示す。海外の地震PRA関連文献を調査した結果、他にモデル化すべき起因事象は存在しなかった。

海外文献では原子炉冷却材喪失（LOCA）についてサイズや場所を分類した評価を例示している文献があったが、今回の評価ではLOCAを1つの起因事象として選定した。これは次の2つの理由による。1つは、同一の地震動による複数の配管損傷の相関性を考慮すると、事故シナリオを詳細に分析すること（緩和系にどの程度期待できるかを判断すること）が困難で、破断の規模による分類が厳密には難しいこと、もう1つは、相関を持つ配管を同定し、損傷の相関係数をすべての配管に対して適切に算定することは現状の評価技術では困難が伴うことである。このため、地震PRA標準に許容されている取り扱いとして、これらの事象はより厳しい条件となる起因事象に包含させ、この起因事象は原子炉格納容器内にある一次系配管の大規模な破断によりECCS性能を上回る大規模な原子炉冷却材喪失（Excessive LOCA）が発生するものと想定し、緩和系によって事象の進展を抑制することができずに炉心損傷に至る可能性があるため、保守的に直接炉心損傷に至る起因事象で代表させた。

地震随伴溢水については、今回の評価では評価技術の成熟度から随件事象の影響評価は困難であると判断し、評価対象外としている。

第10表 海外文献調査結果 (1/2)

	文献名	記載内容	確認結果
1	A S M E 標準 ⁽¹⁾ (239 ページ)	地震P R Aで考慮される起因事象は例えば以下を含める。 (a) R P Vやその他の大型機器 (steam generator, recirculation pump, pressurizer) の損傷 (b) 様々なサイズと場所でのL O C A (c) トランジェント (L O P Aは特に重要) P C Sやヒートシンクが地震要因で使用できない場合 (例えば, L O P A) と使用できる場合の両方のトランジェントを考慮すべきである。 また, 他のトランジェントの例として, service water のような重要なサポート系の喪失や直流電源の喪失がある。	左記の例は, すべて評価上考慮していることを確認した ^{*1} 。
2	I A E A Safety Guide (SSG-3) ⁽²⁾ (108 ページ)	特に, 以下のタイプのシナリオに至る起因事象はモデル化すべきである。 (a) 大型機器の損傷 (例: reactor pressure vessel, steam generators, pressurizer) (b) 様々なサイズと場所のL O C A。極小L O C Aも考慮すべき。 (c) L O P A (d) 様々なサポートシステムの喪失を含むトランジェント (P C Sが失敗するシナリオと失敗しないシナリオ)	左記の例は, すべて評価上考慮していることを確認した ^{*1} 。
3	E P R I 地震P R A実施ガイド ⁽³⁾ (5~7 ページ)	“initiator” は例えば以下を含める。 (a) R P Vやその他の大型機器 (steam generator, recirculation pump, pressurizer 等) の損傷 (b) 様々なサイズと場所のL O C A (c) サポートシステム故障 (service water や直流電源) (d) トランジェント (L O P Aは特に重要) P C Sやヒートシンクが地震要因で使用できない場合 (例えば, L O P A) と使用できる場合の両方のトランジェントを考慮すべきである。外電が使用可能だが他の地震要因損傷があるシーケンスも考慮しなければならない。(なぜなら, L E R Fを考えた場合, 外電やI Aが必ず喪失すると仮定することが, 必ず保守的とは限らないからである。例えば格納容器隔離弁が外電喪失やI A喪失で安全側に閉動作となる。) E x c e s s i v e L O C Aやリレーチャタリングも考慮しなければならない。	左記の例は, すべて評価上考慮していることを確認した ^{*1} 。

※1 様々なサイズと場所のL O C A (極小L O C Aを含む) については, 本評価においては完全相関を仮定しているため, 保守的に極大L O C Aとしてまとめて評価している。

第10表 海外文献調査結果（2 / 2）

	文献名	記載内容	確認結果
4	スイス連邦原子力安全検査局（ENSI）PSAガイド ⁽⁴⁾ （25 ページ）	以下のように起因事象を定義しなければいけない。 <ul style="list-style-type: none"> ・最小のHCLPF値とスクリーニング値の間の地震加速度範囲に、少なくとも7つの起因事象が含まれないといけない。 ・スクリーニング値を超える地震加速度で、1つの起因事象を定義しないといけない。 	左記の起因事象数を、評価において満足していることを確認した。また、スクリーニング値を超える地震加速度では、起因事象「原子炉建屋損傷」「格納容器損傷」が支配的である。
5	Surry 発電所 Seismic PRA Pilot Plant Review (EPR I) ⁽⁵⁾ （7～9 ページ）	（イベントツリーにおいて以下のヘディングがモデル化されている。） <ul style="list-style-type: none"> ・直接炉心損傷（T/B 建屋損傷など） ・溢水（タービン建屋溢水発生時、隔離失敗で非常用電気品室流入を想定） ・LLOCA ・ATWS（即時ATWS 緩和あり） ・RCPシールLOCA ・LOPA 	左記の例は、すべて本評価において考慮していることを確認した ^{※2} 。（地震随伴溢水についてはスコープ対象外）

※2 様々なサイズと場所のLOCA（極小LOCAを含む）については、本評価においては完全相関を仮定しているため、保守的に極大LOCAとしてまとめて評価している。

参考文献

- (1) ASME/ANS RA-Sa-2009, “Addenda to ASME/ANS RA-S-2008: Standard for Level 1/Level 2 Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications, an American National Standard.” American Society of Mechanical Engineers, New York, NY. 2009.
- (2) IAEA Safety Guide SSG-3, “Development and Application of Level 1 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants.” International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 2010.
- (3) Seismic Probabilistic Risk Assessment Implementation Guide. EPRI, Palo Alto, CA:2003. 1002989.
- (4) Probabilistic Safety Assessment (PSA) : Quality and Scope, Guideline for Swiss Nuclear Installations. Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI) , Brugg, Switzerland: 2009. ENSI-A05/e.
- (5) Surry Seismic Probabilistic Risk Assessment Pilot Plant Review. EPRI, Palo Alto, CA: 2010. 1020756.

Excessive LOCAのモデル化について

地震レベル1 PRAでは、階層イベントツリーのヘディングに冷却材喪失（Excessive LOCA）を設けている。冷却材喪失（Excessive LOCA）の評価では、複数の配管損傷時の配管破断の大きさ等を明確に区別することが困難であるため、大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excessive LOCA）が発生するものと想定し、保守的に緩和手段のない起因事象として代表させている。以下では原子炉格納容器内配管損傷によるExcessive LOCAのモデル化及び保守性等の考え方を示す。

1. モデル化の概要

原子炉格納容器内配管の破損によるExcessive LOCAは、原子炉格納容器内の複数配管の損傷により発生する可能性のある事象であるが、以下に示す原子炉格納容器内配管の中で決定論的耐震性評価を行い、耐震バックチェック評価用地震動 $S_s - 1$ に対し設計裕度が最も小さい原子炉再循環系配管について、配管本体及び配管支持構造物のフラジリティ評価を実施している。このとき、原子炉格納容器内の配管の地震による損傷は完全相関すると仮定し、原子炉再循環系配管が地震により破損する場合に原子炉格納容器内配管がすべて損傷するとして、Excessive LOCAの発生頻度を算出している。

- ・主蒸気配管
- ・残留熱除去系配管
- ・給水系配管
- ・原子炉再循環系配管
- ・原子炉隔離時冷却系配管
- ・原子炉浄化系配管
- ・高圧炉心スプレイ系配管
- ・低圧炉心スプレイ系配管
- ・ほう酸水注入系配管

2. 評価の保守性等

原子炉格納容器内配管破損によるExcessive LOCAの評価に係る解析の保守性等を以下に示す。

- ・原子炉格納容器内配管のうち耐震バックチェック評価用地震動 $S_s - 1$ に対し設計裕度が最も小さい原子炉再循環系配管の一次応力を用いてフラジリティ曲線を作成。
- ・既往研究において、地震による配管の破損モードは疲労であり塑性崩壊は起きないこと、「平成15年配管系終局強度試験」（第1図参照）において、実機配管バウンダリの設計裕度は設計レベルの10倍以上あることが確認されてい

る。

- ・原子炉格納容器内配管が地震により疲労破損した場合においても、大口徑配管が全周破損に至る可能性は小さく、その場合、一次冷却材の流出量はLOCAで想定している流出量を大きく下回る。

3. 原子炉再循環系配管フラジリティを用いた完全相関モデルについて

地震によるLOCAにおいては、損傷する配管の数、組合せ、損傷の規模を同定し、成功基準を設定することは現状の評価技術では困難であるため、ベースケースでは格納容器内配管に完全相関を仮定し、耐震バックチェック評価用地震動 $S_s - 1$ に対し設計裕度の最も少ない原子炉再循環系配管が破損することをもって原子炉格納容器内配管が全て損傷するものと扱っている。

上記の評価モデルが非保守的な評価になっていないことを確認するため、原子炉格納容器内配管に完全独立を仮定し、「(1) 感度解析条件」に示す条件にて格納容器内配管がそれぞれ独立に破損することでExcessive LOCAに至る頻度を評価し、ベースケースの頻度と比較した。

(1) 感度解析条件

Excessive LOCAを「設計基準事故で考慮する大破断LOCAを上回る規模のLOCA」として、以下の基準を設定した。

- ・全周破損時に、断面積の合計が大破断LOCA相当 (0.21m^2) を上回る複数の液相配管の破損
- ・原子炉再循環系配管（液相配管のうち最大断面積）と主蒸気系配管（気相配管のうち最大断面積）の破損の重畳
- ・複数のECCS配管の破損

上記の基準に照らし合わせ、配管2本の破損によってExcessive LOCAに至るような組合せを同定し、各系統の配管の完全独立を仮定した感度解析を行った。感度解析で考慮した配管を第1表及び第2図に、考慮した配管2本の組合せを第3図に示す。

(2) 感度解析結果

地震加速度区分別の全炉心損傷頻度を第4図に、事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度を第5図に示す。

第4図に示すように、感度解析ケースの全炉心損傷頻度は 7.8×10^{-6} /炉年であり、ベースケースの全炉心損傷頻度 (7.9×10^{-6} /炉年) を下回る結果となった。また、第5図に示すように、事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度では、Excessive LOCAの炉心損傷頻度は感度解析ケースで 2.8×10^{-7} /炉年であり、ベースケースの炉心損傷頻度 4.2×10^{-7} /炉年を下回る結果となった。

以上より、原子炉再循環系配管のフラジリティで代表させた評価は、非保守的な評価にはなっていないことを確認した。なお、完全相関を仮定することによる保守性を排除し、現実的な評価を実施する手法の構築については、

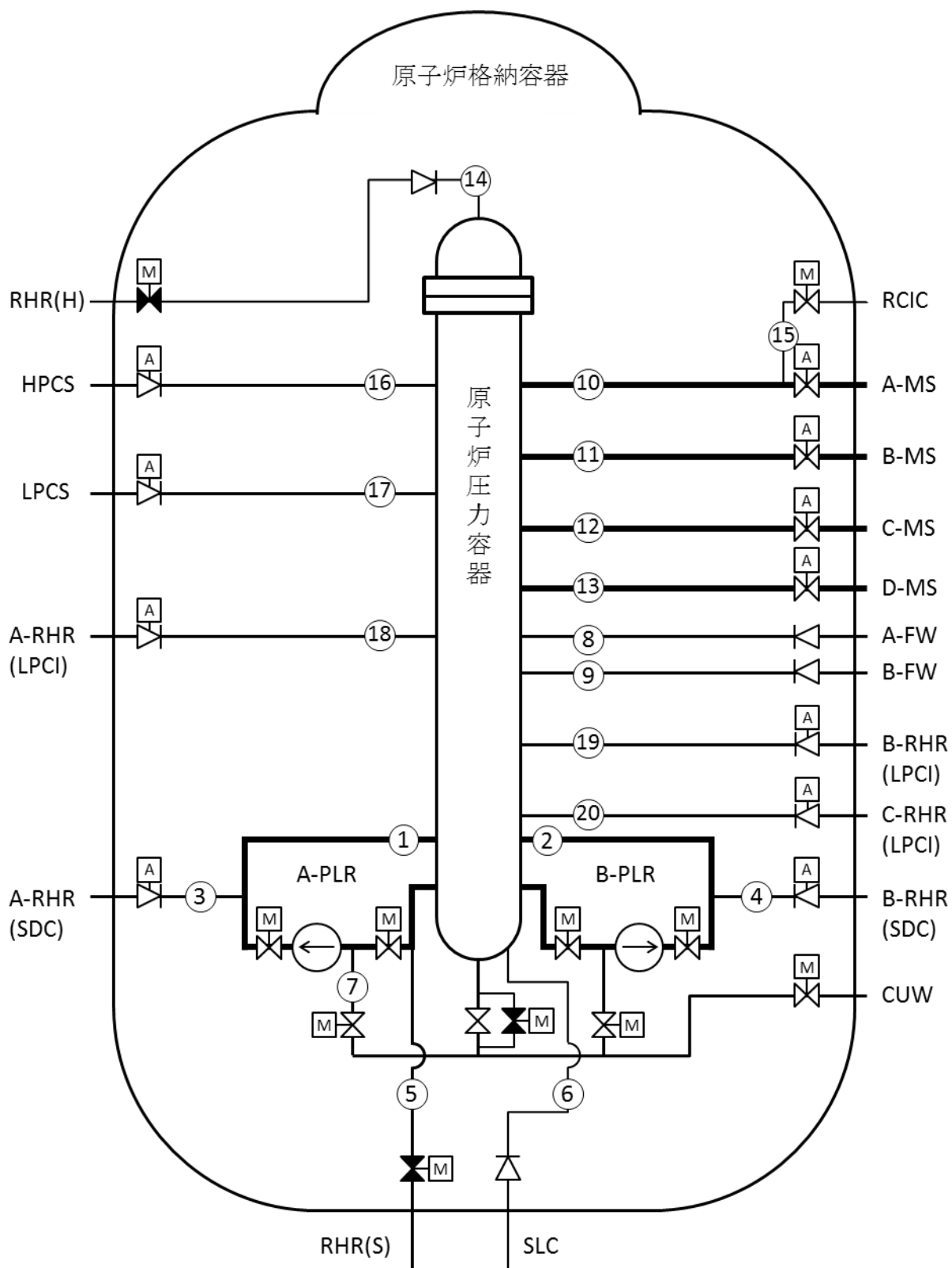
今後の課題と認識している。

第1表 完全独立を想定する原子炉格納容器内配管

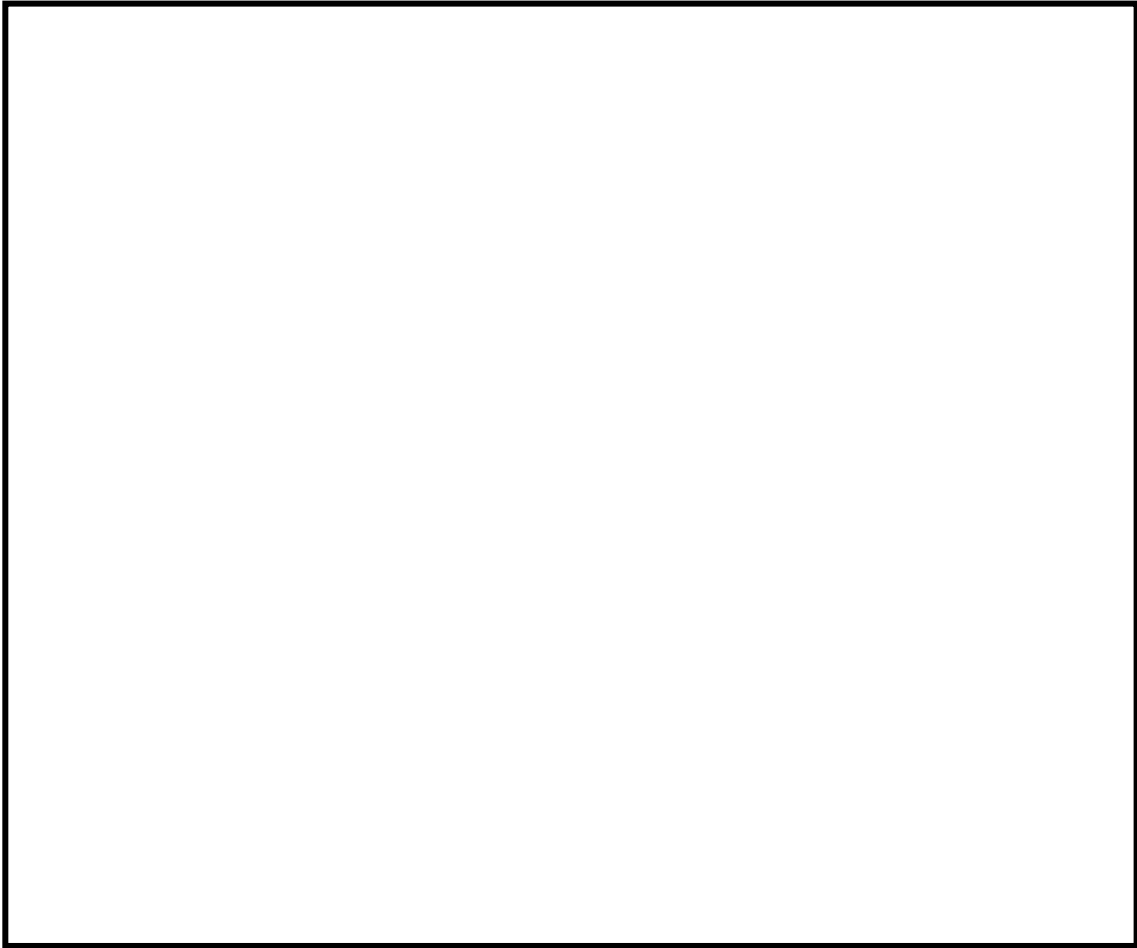
No.	略 称	系統名	中央値 (G)	HCLPF (G)
①	A-PLR	原子炉再循環系	1.68	0.75
②	B-PLR	原子炉再循環系	1.68	0.75
③	A-RHR (SDC)	残留熱除去系	2.10	0.88
④	B-RHR (SDC)	残留熱除去系	2.10	0.88
⑤	RHR (S)	残留熱除去系	2.10	0.88
⑥	SLC	ほう酸水注入系	2.10	0.88
⑦	CUW	原子炉浄化系	2.10	0.88
⑧	A-FW	給水系	2.10	0.88
⑨	B-FW	給水系	2.10	0.88
⑩	A-MS	主蒸気系	1.76	0.78
⑪	B-MS	主蒸気系	1.76	0.78
⑫	C-MS	主蒸気系	1.76	0.78
⑬	D-MS	主蒸気系	1.76	0.78
⑭	RHR (H)	残留熱除去系	2.10	0.88
⑮	RCIC	原子炉隔離時冷却系	2.10	0.88
⑯	HPCS	高圧炉心スプレイ系	2.10	0.88
⑰	LPCS	低圧炉心スプレイ系	2.10	0.88
⑱	A-RHR (LPCI)	残留熱除去系	2.10	0.88
⑲	B-RHR (LPCI)	残留熱除去系	2.10	0.88
⑳	C-RHR (LPCI)	残留熱除去系	2.10	0.88



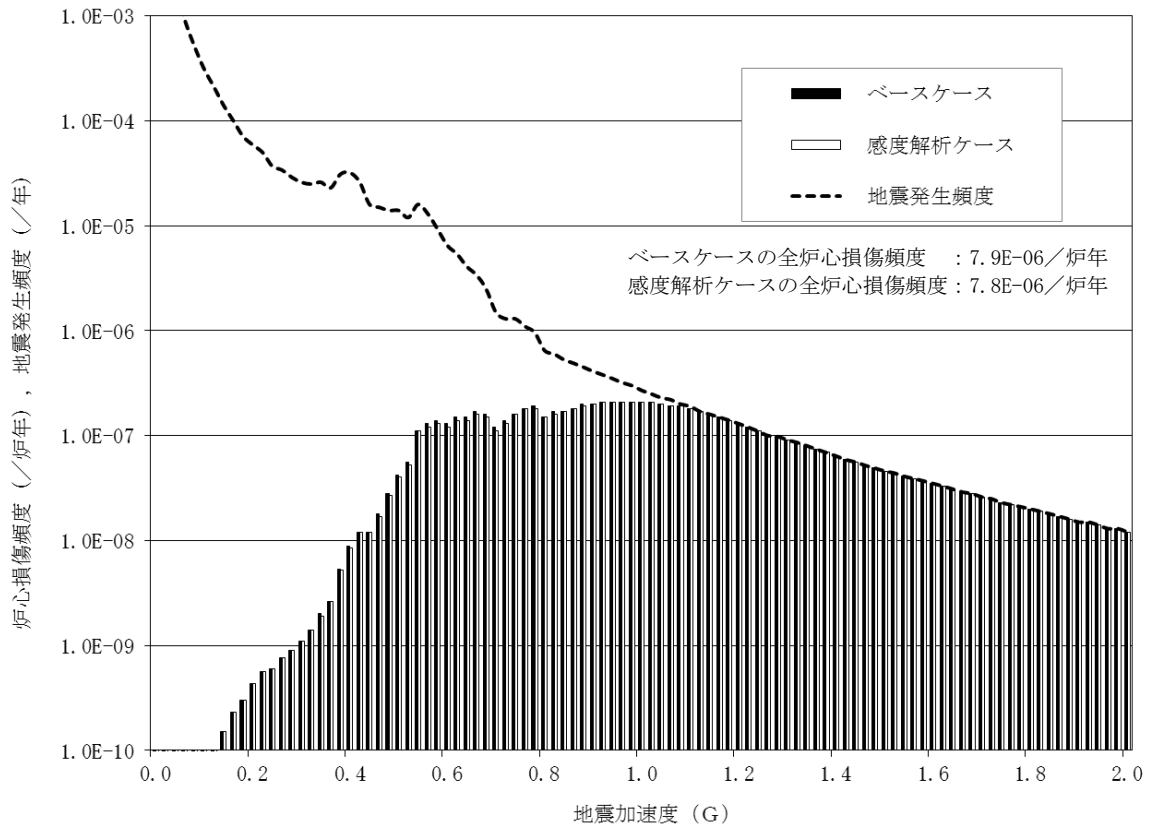
第1図 平成15年配管系終局強度試験（出典：JNES HP）



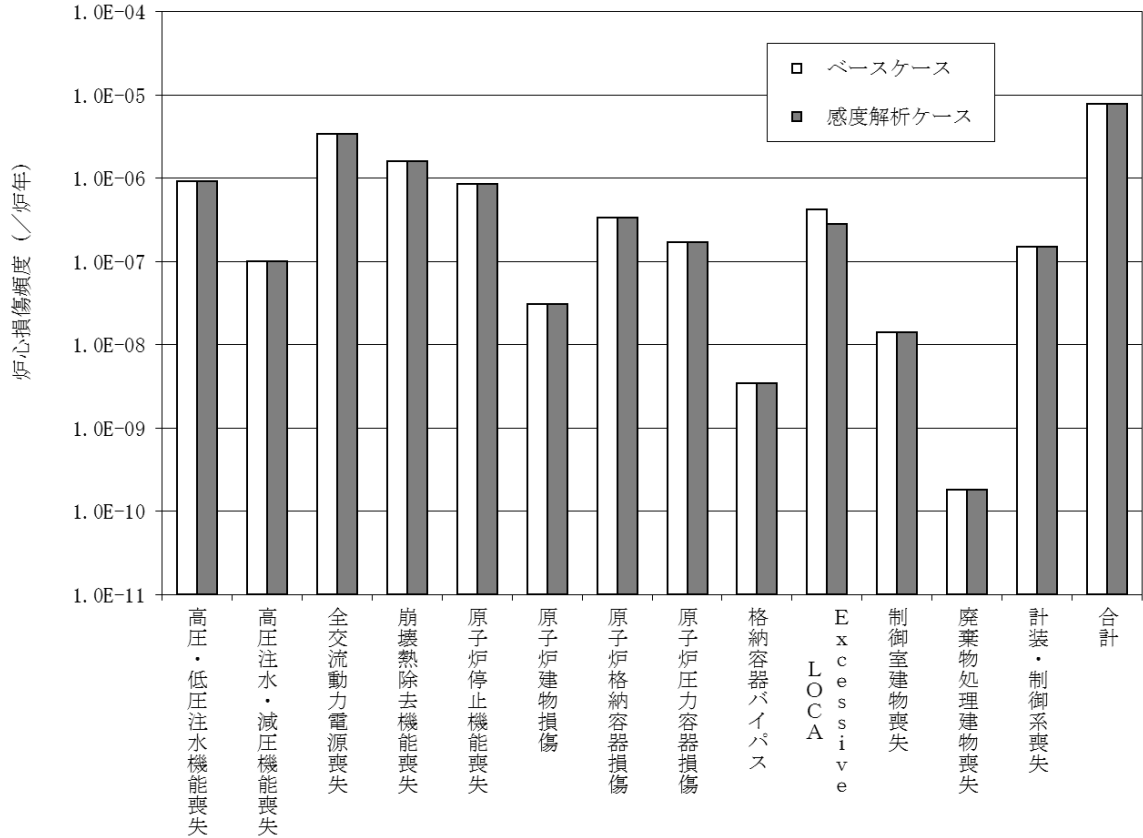
第2図 原子炉格納容器内配管と破断想定箇所概要



第3図 Excessive LOCAを想定する配管の組合せ



第4図 炉心損傷頻度の比較（地震加速度区分別）



第5図 炉心損傷頻度の比較（事故シーケンスグループ別）

階層イベントツリーのヘディングの順序について

地震レベル1 P R A評価に用いる階層イベントツリーにおいては、地震を起因に外部電源が喪失することを起点とし、その後起きる事象を影響の大きさを整理してイベントツリーのヘディングとしている。外部電源喪失を起点とするのは、外部電源受電設備が、その他の建物・構築物・機器と比較して極めて脆弱であり、外部電源系が健全な場合は他の系統も健全であると考えられるためである。第1表及び第1図に階層イベントツリー及び緩和系イベントツリーの各ヘディングに対応する起因事象及び緩和機能において、HCLPFが最も低い建物・構築物・機器のフラジリティの損傷加速度中央値及びHCLPFを整理して示す。

ここで、地震加速度大スクラムに至る地震動加速度以上では外部電源喪失以外の起因事象が発生している状態と考えることができるが、上述のとおり、脆弱な外部電源受電設備が健全な場合において、他の緩和機能が地震により喪失していることは考えにくく、ランダム故障による緩和機能の喪失が主要な要因となる。

地震加速度大スクラムに至る地震動加速度以上を起点とした場合の階層イベントツリーを第2図に示す。感度解析の結果を第3図及び第4図に示す。

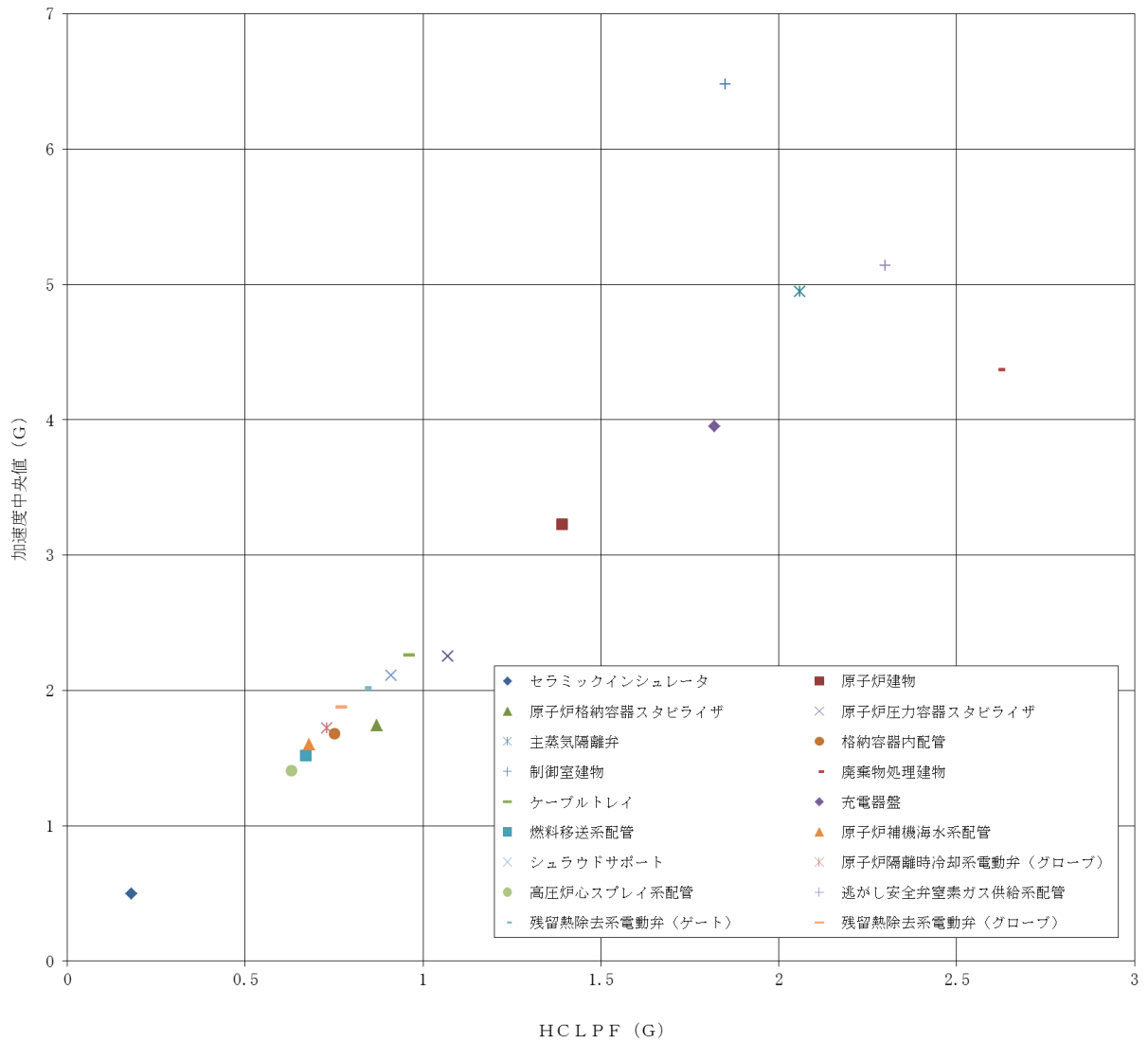
ベースケースとの比較において、ランダム故障が主な要因となり0.1G~0.8Gで炉心損傷頻度が増加している。

また、すべての事故シーケンス及び全炉心損傷頻度が増加するが、炉心損傷頻度の増加はほぼ一様であり、各事故シーケンスにおけるリスク分布としては大きな差がないことが確認された。

以上より、重要事故シーケンスグループを抽出する観点からは、起因事象としての外部電源喪失ヘディングの変更に伴う影響はなく、地震により外部電源が喪失することを起点として、その後起きる事象を影響の大きさを整理した階層イベントツリーを用いることは妥当であると考えられる。

第1表 起因事象／影響緩和機能の主な建物・構築物・機器フラジリティ

起因事象／ 影響緩和機能	設 備	中央値 (G)	HCLPF (G)
外部電源	セラミックインシュレータ	0.50	0.18
原子炉建物損傷	原子炉建物	3.23	1.39
原子炉格納容器	原子炉格納容器スタビライザ	1.74	0.87
原子炉圧力容器	原子炉圧力容器スタビライザ	2.25	1.05
格納容器バイパス	主蒸気隔離弁	4.95	2.06
Excessive LOCA	格納容器内配管	1.68	0.75
制御室建物損傷	制御室建物	6.48	1.85
廃棄物処理建物損傷	廃棄物処理建物	4.37	2.62
計装・制御系喪失	ケーブルトレイ	2.26	0.96
直流電源喪失	充電器盤	3.95	1.82
交流電源喪失	燃料移送系配管	1.52	0.67
補機冷却系	原子炉補機海水系配管	1.60	0.68
スクラム系	シュラウドサポート	2.11	0.91
逃がし安全弁開	逃がし安全弁	9.01	3.76
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系電動弁 (グローブ)	1.72	0.73
高压炉心スプレイ系	高压炉心スプレイ系配管	1.41	0.63
減圧	逃がし安全弁窒素ガス供給系 配管	5.14	2.29
低压注水系	残留熱除去系電動弁 (ゲート)	2.02	0.84
残留熱除去系	残留熱除去系電動弁 (グローブ)	1.88	0.77



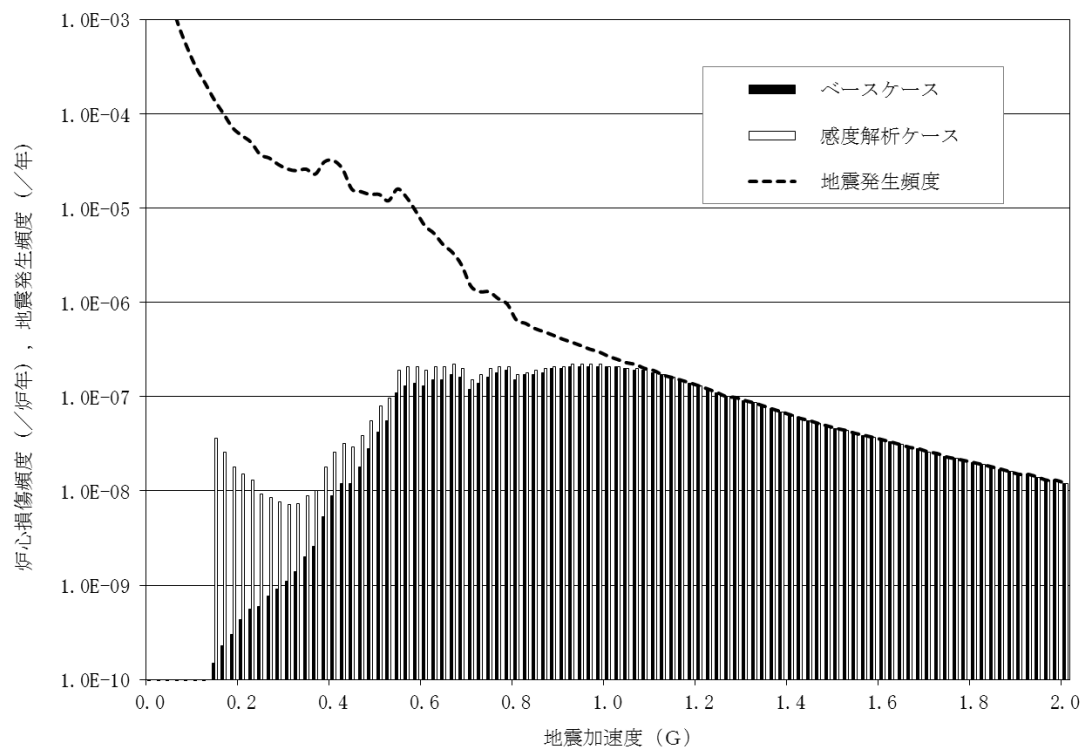
第1図 起因事象／影響緩和機能の主な建物・構築物・機器 fragility

地震	地震 加速度大	原子炉 建物 損傷	原子炉 格納容器 損傷	原子炉 圧力容器 損傷	格納容器 バイパス	冷却材喪失 (E-LOCA ^{※1})	制御室 建物 損傷	廃棄物 処理建物 損傷	計装・ 制御系 喪失	直流電源 喪失	交流電源・ 補機冷却系 喪失	事故シナケケンス	事故シナケケンス グループ
												炉心損傷なし	炉心損傷なし
												過渡事象	過渡事象へ
												過渡事象 + 交流電源・補機冷却系喪失	全交流動力電源喪失へ
												過渡事象 + 直流電源喪失	全交流動力電源喪失
												計装・制御系喪失	※2
												廃棄物処理建物損傷	※2
												制御室建物損傷	※2
												Excessive LOCA	※2
												格納容器バイパス	※2
												原子炉圧力容器損傷	※2
												原子炉格納容器損傷	※2
												原子炉建物損傷	※2

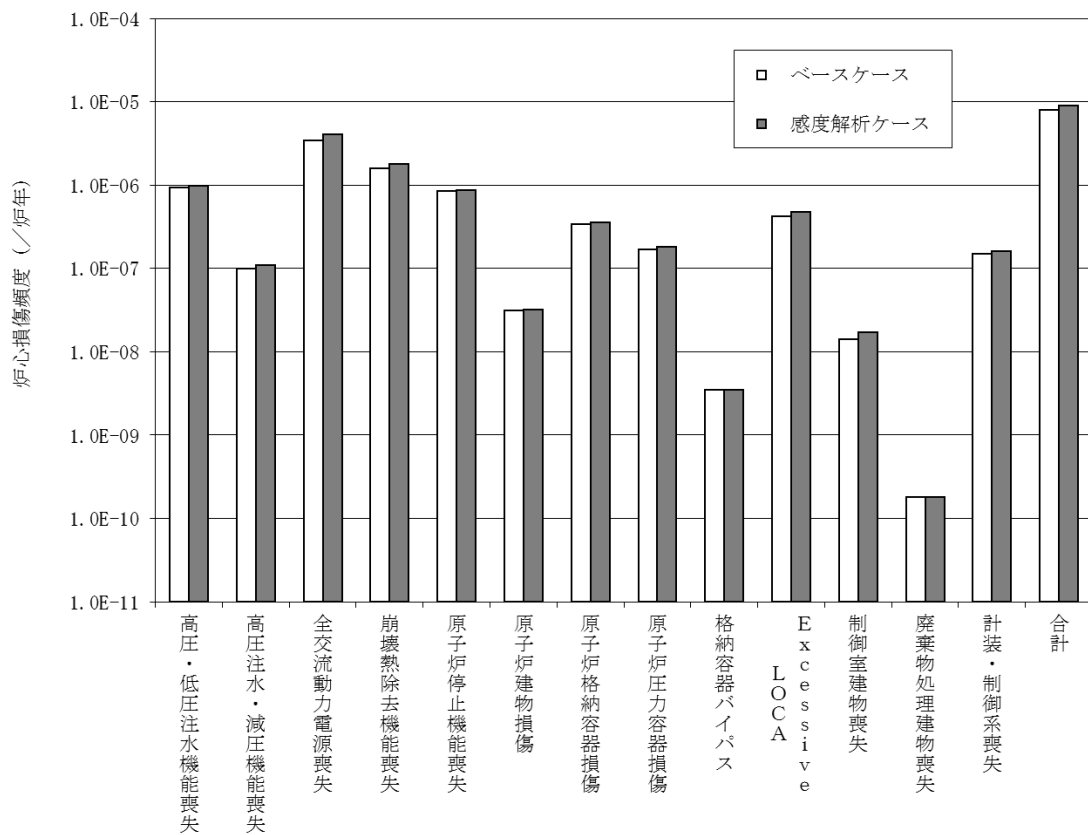
※1 Excessive LOCA

※2 緩和設備の広範な喪失につながる可能性があるため、炉心損傷直結で整理

第2図 地震レベル1 PRA 階層イベントツリー (地震加速度大考慮)



第3図 感度解析結果（地震加速度大考慮：地震加速度区分別）



第4図 感度解析結果（地震加速度大考慮：事故シーケンスグループ別）

イベントツリーにおける福島第一原子力発電所事故の知見について

各PRA（内部事象，地震，津波）のイベントツリーにおいて，福島第一原子力発電所事故の事故シーケンス（以下「1F事故シーケンス」という。）が考慮されていることを確認した。

1. 福島第一原子力発電所事故における事故進展について

「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第3回進捗報告」（以下「1F第3回進捗報告」という。）において，福島第一原子力発電所事故のイベントツリー分析がなされている（第1図）。

【1F第3回進捗報告 7. 1より抜粋】

まず，起因事象は地震（東北太平洋沖地震）であり，これにより最初の地震スクラムによる分岐点に到達する。1～3号機は全て地震スクラムが成功していることから，全ての号機で上側（成功）に分岐する。その後，福島第一原子力発電所全体が外部電源の喪失（E：地震により）および非常用ディーゼル発電機の機能喪失（T：津波による浸水により）が発生し交流電源を喪失することから，全ての号機で下側（失敗）に分岐する。

1，2号機は津波の影響によって，交流電源の喪失と同時期に直流電源を喪失するが，3号機の直流電源は津波の影響を免れる事ができたため，1，2号機は下側（失敗）に分岐するが，3号機は上側（成功）に分岐する。

1号機は直流電源の喪失により，直前に停止状態であったICを再起動することが出来なくなったために高圧条件での原子炉冷却が出来ない状態に陥ったが，2，3号機はRCIC（2，3号機）及びHPCI（3号機）を用いて，原子炉冷却を継続した。

これらより，3号機においては交流電源が喪失する長期TB，1，2号機は交流電源に加え直流電源も喪失するTBDが抽出されている。より厳しいTBDが発生した1，2号機に着目すると，1F事故シーケンスは以下のとおりである。

過渡事象 + 直流電源喪失 + 交流電源喪失 + 高圧炉心冷却失敗
 地震 津波 津波

2. 島根原子力発電所2号炉P R Aにおける福島第一原子力発電所事故の事故シーケンスの考慮について

同様の事象が、島根原子力発電所2号炉の設備で起きた場合は、地震による原子炉停止及び外部電源喪失、原子炉隔離時冷却系起動後に津波による直流電源喪失及び交流電源喪失が起き、炉心冷却機能が喪失することにより炉心損傷に至ることが想定される。

a. 内部事象P R A

第2図に示すように、内部事象P R Aにおいては、この事故シーケンスは、直流電源喪失により交流電源や原子炉隔離時冷却系、減圧機能の喪失が生じるとともに、高圧炉心スプレイ系も機能喪失するという、T B Dシーケンスで整理している。

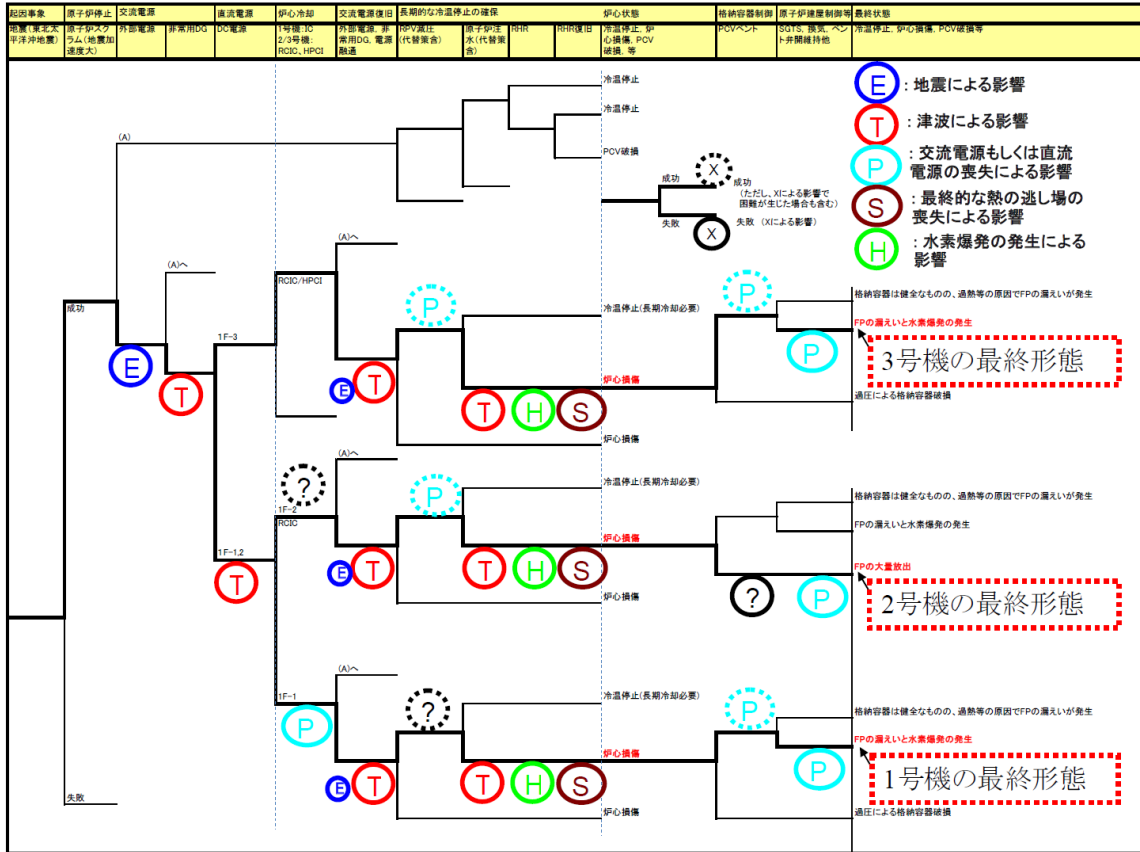
b. 地震P R A

第3図に示すように、地震P R Aにおいては、この事故シーケンスは直流電源喪失により交流電源や原子炉隔離時冷却系、減圧機能の喪失が生じるとともに、高圧炉心スプレイ系も機能喪失する、直流電源喪失事象で整理している。

c. 津波P R A

第4図に示すように、津波P R Aでは津波高さE L 20m 以下では炉心損傷に至る事故シーケンスは抽出されず、津波高さE L 20m 超過では1 F 事故シーケンスを含む直接炉心損傷に至る事象が発生すると整理している。

以上により、島根原子力発電所2号炉P R Aにおいて、1 F 事故シーケンスが考慮されていることを確認した。



第1図 福島第一原子力発電所1～3号機のイベントツリー分析結果※
 ※1F第3回進捗報告 P.5より抜粋

外部電源喪失	直流電源	交流電源	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却	事故シナリオ	事故シナリオグループ
					過渡事象へ	過渡事象へ
					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 + 交流電源喪失 + 高圧炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失
					外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 圧力バウンダリ健全性失敗	全交流動力電源喪失
					外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 圧力バウンダリ健全性失敗 + 高圧炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失
					外部電源喪失 + 直流電源喪失	全交流動力電源喪失
					外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 高圧炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失

第2図 内部事象PRAにおける福島第一原子力発電所事故の事故シナリオの整理

地震	外部電源喪失	原子炉建物損傷	原子炉格納容器損傷	原子炉圧力容器損傷	格納容器バイパス	冷却材喪失 (E-LOCA※1)	制御室建物損傷	廃棄物処理建物損傷	計装・制御系喪失	直流電源喪失	交流電源・補機冷却系喪失	事故シナケケンス	事故シナケケンスグループ
												炉心損傷なし	炉心損傷なし
												外部電源喪失	外部電源喪失へ
												外部電源喪失 + 交流電源・補機冷却系喪失	全交流動力電源喪失へ
												外部電源喪失 + 直流電源喪失	全交流動力電源喪失
									計装・制御系喪失			※2	※2
								廃棄物処理建物損傷				※2	※2
								制御室建物損傷				※2	※2
								Excessive LOCA				※2	※2
								格納容器バイパス				※2	※2
								原子炉圧力容器損傷				※2	※2
								原子炉格納容器損傷				※2	※2
								原子炉建物損傷				※2	※2

※1 Excessive LOCA

※2 緩和設備の広範な喪失につながる可能性があるため、炉心損傷直結で整理。

第3図 地震PRAにおける福島第一原子力発電所事故の事故シナケケンスの整理

津波	直接炉心損傷に至る事象	事故シナケンス	最終状態
	津波高さ E L 20m 以下	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	津波高さ E L 20m 超過	直接炉心損傷に至る事象	※

※ 緩和設備の広範な喪失につながる可能性があるため、炉心損傷直結事象として整理する。

第 4 図 津波 P R A における福島第一原子力発電所事故の事故シナケンスの整理

原子炉停止機能喪失事象のモデル化について

地震レベル1 P R Aでは、階層イベントツリーのヘディングに原子炉停止を設けている。原子炉停止の評価では、炉内支持構造物、制御棒駆動系、燃料集合体（地震時に生じる変位を考慮した制御棒挿入性）といった機器を考慮し、制御棒の挿入に失敗する事象を評価している。以下では原子炉停止機能喪失事象のモデル化の考え方を示す。

1. モデル化の概要

原子炉停止系は、原子力発電所に発生した異常を検出して制御棒を緊急挿入し、原子炉を停止する系統であり、異常を検出した後、各制御棒にスクラム信号を発する原子炉保護系やスクラム排水容器、制御棒の駆動系から構成される。

地震によるスクラム系の故障に伴う制御棒挿入の失敗については制御棒駆動機構及び炉心支持構造物を構成する機器のフラジリティを評価している。制御棒駆動機構を構成する関連機器としては、水圧制御ユニット、制御棒案内管、制御棒駆動機構ハウジング、制御棒駆動機構ハウジングレストレントビーム及び制御棒駆動機構系配管を考慮する。炉心支持構造物としては、シュラウドサポート、上部格子板、炉心支持板及び炉心シュラウドを考慮する。これらの機器のフラジリティ評価結果を第1表に示す。

これらの損傷確率及び挿入失敗確率を評価し、第1図のとおりフォールトツリーを構築することで原子炉停止機能喪失事象の発生確率を評価している。ランダム故障は内的事象運転時レベル1 P R Aによるスクラム系全体の非信頼度を基に設定している。

2. 燃料集合体への制御棒挿入性について

地震による制御棒挿入失敗としては、地震時の燃料集合体の変位又は炉心支持構造物の損傷により燃料集合体周りのクリアランスが確保されないことにより、規定の速度で制御棒が挿入できないこと、又は制御棒を駆動する機能が喪失することを考慮したフラジリティ評価を実施している。

燃料集合体の変位による挿入失敗については、地震による時間応答といった経時的な変化ではなく、地震によって生じる最大変位を考慮している。ここで、スクラム時に制御棒挿入が遅れた解析例として、重大事故等対処設備の代替制御棒挿入機能（A R I）による原子炉停止機能の評価した際の解析条件及び結果を第2表に示すが、反応度投入の観点で厳しい主蒸気隔離弁閉鎖発生時にも、トリップ設定点（原子炉圧力高）到達から25秒以内に制御棒の全挿入が完了すれば事象は収束する結果となっている。このことから分かりますとおり、スクラム時の多少の制御棒挿入時間遅れは、炉心損傷の防止という観点では問題とな

らないと考えられることから、地震レベル1 P R Aのフラジリティ評価においては、制御棒挿入時間は考慮していない。

第1表 原子炉停止機能関連機器のフラジリティ評価結果

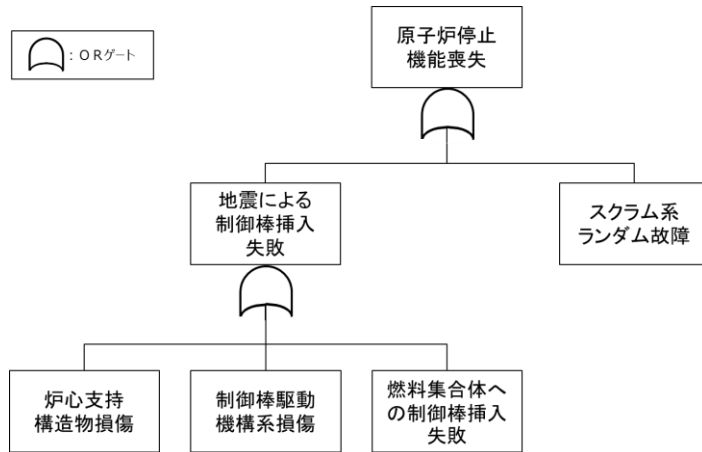
起回事象／ 影響緩和機能	設 備	損傷モード	評価部位	中央値(G)	
				β_r	HCLPF(G)
				β_u	
スクラム系	炉心支持板	構造損傷	支持板	2.66	1.33
				0.20	
				0.22	
スクラム系	燃料集合体	機能損傷	燃料集合体	3.73	1.66
				0.24	
				0.25	
スクラム系	制御棒案内管	構造損傷	長手中央部	2.34	1.11
				0.22	
				0.23	
スクラム系	水圧制御ユニット	構造損傷	フレーム	4.40	1.93
				0.25	
				0.25	
スクラム系	制御棒駆動機構 ハウジング	構造損傷	制御棒駆動機構 ハウジング	3.22	1.24
				0.24	
				0.34	
スクラム系	制御棒駆動系配管	構造損傷	サポート	2.77	1.16
				0.27	
				0.26	
スクラム系	炉心シュラウド	構造損傷	下部胴	2.51	1.19
				0.22	
				0.23	
スクラム系	シュラウドサポート	構造損傷	サポートレグ	2.11	0.91
				0.23	
				0.28	
スクラム系	上部格子板	構造損傷	グリッドプレート	3.10	1.55
				0.20	
				0.22	
スクラム系	制御棒駆動機構ハウ ジングレストレント ビーム	構造損傷	一般部	6.15	3.08
				0.20	
				0.22	

第2表 代替制御棒挿入機能（ARI）による原子炉停止機能評価の主要解析条件及び結果
(解析条件)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起回事象	主蒸気隔離弁の誤閉止	炉心への反応度印加の観点で厳しい過渡事象として設定
代替制御棒挿入機能	原子炉圧力がトリップ設定値（原子炉圧力高（7.41MPa [gage]））に達してから25秒以内に制御棒の全挿入が完了	代替制御棒挿入機能の設計値として設定
代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	原子炉圧力高（7.41MPa [gage]）信号により原子炉再循環ポンプトリップ	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の設計値として設定

(解析結果)

項目	解析結果（有効性評価結果）	解析結果（ARIケース）	判定基準
燃料被覆管温度	約818℃（13ノード位置）	約818℃（13ノード位置）	1,200℃以下
燃料被覆管酸化量	1%以下（14ノード位置）	1%以下（14ノード位置）	15%以下



第 1 図 原子炉停止機能喪失事象のフォールトツリー

地震P R Aにおけるフラジリティ評価の見直しについて

地震レベル1 P R Aでは、平均地震ハザード曲線及び一様ハザードスペクトルについて、第142回審査会合当時（平成26年9月30日）から見直しを行っている。見直されたハザード評価については、第579回審査会合（平成30年6月1日）において、「概ね妥当な検討がなされた」と評価されたものであり、当該ハザード見直しに伴い地震レベル1 P R Aの再評価を行っているが、併せてフラジリティ評価の見直しを実施している。フラジリティ評価の見直し前後比較を第1表に示す。

1. 地震ハザードの変更に伴う安全係数の見直し

屋外重要土木構造物・機器のフラジリティ評価においては、地震レベル1 P R Aに関する学会標準に記載されている「応答解析に基づく方法」、「原研法」及び「安全係数法」のうち、「安全係数法」を採用している。

評価に用いる各安全係数のうち、一様ハザードスペクトルと評価用地震動スペクトルを入力とする係数 F_1 について、本係数を変更することで地震ハザードの見直しをフラジリティ評価に反映した。

2. 評価条件の見直し

地震に対するプラントの脆弱点を詳細に検討するため、炉心損傷頻度への寄与が大きく、緩和設備に期待できない事象につながる機器で、決定論評価において過度の保守性を含むと判断したのからフラジリティ評価の見直しを実施した。見直し内容を第2表に示すとともに、その詳細について以下に示す。

(1) 評価荷重等の評価条件設定の見直し

ガンマ線遮蔽壁、制御棒駆動機構ハウジングについては、強度係数 F_s の算出において参照する決定論評価において、保守的な条件として設定していた荷重等を適切に見直すことにより、過度な保守性を見直した。

制御棒駆動機構ハウジングレストレントビーム（以下「レストレントビーム」という。）については、決定論評価において、従来評価ではフランジボルトが最弱部位であったが、決定論評価における保守性を見直した結果、一般部が最弱部位となったため、フラジリティ評価対象を一般部に見直している。

レストレントビームの構造を第1図に示す。フランジボルトの耐震評価では、制御棒駆動機構ハウジングから受ける水平荷重によるせん断荷重の評価を行っている。ボルトの耐震評価において、水平荷重をすべてボルトの断面で受け持つとして評価しているが、実際にはボルトとスプラインプレートの間に生じる摩擦力により、ボルトの受け持つ荷重は低減される。ボルトの評価法を第3表に示す。ここで、第3表で用いる記号の説明を第4表に示す。また、ボルトの評価法見直し前後でのレストレントビームにおける耐震裕度を第5表に示す。

第 5 表より，レストレントビームの最弱部は一般部となることから，フラジリティ評価対象を一般部に見直している。

(2) 塑性エネルギー吸収係数の考慮による見直し

ケーブルトレイについては，強度係数 F_s 算出時に引張強さ S_u の値を用いた評価（以下，「 S_u を用いた評価」という。）を行っていたが，見直し後では強度係数 F_s 算出時に降伏点 S_y を用い，塑性エネルギー吸収係数 F_μ を考慮した評価（以下，「 F_μ を考慮した評価」という。）を行った。なお， S_u を用いた評価及び F_μ を考慮した評価共に地震 P S A 学会標準に従い評価を実施している。ここで， F_μ を考慮した評価の考え方を第 2 図に示す。 F_μ を考慮した評価では評価対象を弾完全塑性体であるとして評価するため，現実的限界荷重に対して F_μ を考慮した評価は保守的なフラジリティ評価となる。

F_μ を考慮した評価を行う際の塑性エネルギー吸収係数 F_μ は次式の Newmark 式を用いて算出した。

$$F_\mu = \sqrt{2\mu - 1}$$

μ は塑性率であり，ケーブルトレイサポートの塑性率は，弾塑性サポートを有する複数の試験体に対する複数の地震波・加速度による加振試験結果⁽¹⁾から設定した。加振試験の試験体を第 3 図に，試験で得られた荷重－変位特性を第 4 図に示す。また，試験結果として得られた塑性率を第 6 表に示す。第 6 表に示すとおり，標準試験では塑性率 $\mu = 3$ 程度，大加速度試験においては塑性率 $\mu = 4.5$ 程度まで安定な応答が得られていることから， $\mu = 4.5$ を中央値， $\mu = 3$ を 95% 下限として塑性エネルギー吸収係数 F_μ を算出した。

(3) 配管のフラジリティ評価法

配管のフラジリティ評価について，代表評価としている配管については，本体配管はより強いが評価結果への影響が小さい配管であり，例えば原子炉補機冷却系及び残留熱除去系の配管はサポート系で従属しているより弱いフラジリティの配管が支配的となること，高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の配管は注水機能が複数の系統により多重化されているため影響が小さいことから，個別評価による影響が小さいため代表的な評価結果を用いている。第 7 表に配管系のフラジリティ評価法を示す。

(4) 水源機能喪失へのモデル化変更による見直し

サプレッション・チェンバ損傷は炉心損傷直結事象ではなく水源機能喪失として緩和系にてモデル化したことにより，原子炉格納容器については原子炉圧力容器支持機能として評価対象とする機器をサプレッション・チェンバサポートからシヤラグに見直した。原子炉格納容器の評価部位を第 5 図に示す。

(5) 逃がし安全弁必要弁数の考慮による見直し

SRV 1 個が健全であれば Excessive LOCA には至らないため，SRV のフラジリティ評価対象を最小裕度の SRV から最大裕度の SRV に見直した。

(6) 構造変更の反映による見直し

水圧制御ユニットについては構造変更の反映による見直しを実施した。

3. 評価対象機器の変更

逃がし安全弁窒素ガス供給系空気作動弁（グローブ）については長期的なSRVへの窒素供給確保のため新たに追加している。

また、燃料支持金具については、炉心支持板と共に機能するものであり評価においては炉心支持板のフラジリティで代表されること、また低圧炉心スプレイ系機器は除熱機能も有する残留熱除去系に完全依存であり、本評価においてはこれらのフラジリティを考慮していないためリストから削除している。

4. ハザード見直しによるPRA再評価について

ハザード見直しに伴い地震PRA及び津波PRAの再評価を行った結果の比較表を第8表に示す。再評価により地震PRA及び津波PRAの事故シーケンスの炉心損傷頻度が変化しており、見直し前の全炉心損傷頻度が 7.7×10^{-6} /炉年であったのに対し、見直し後の全炉心損傷頻度は 1.4×10^{-5} /炉年と全体の炉心損傷頻度は増加しているものの、事故シーケンスグループのなかで炉心損傷頻度が大きい事故シーケンスは同じであり、また地震津波特有のシーケンスの炉心損傷頻度は 10^{-7} 前半程度と十分に小さく、重要事故シーケンス選定の評価に対する影響はない結果となった。

5. まとめ

上述のとおり地震PRAの再評価に際し、地震ハザードの変更の反映及び保守的評価の見直しのため、フラジリティ評価の見直しを実施した。またハザード見直しに伴うPRA再評価について、全体の炉心損傷頻度は増加しているものの、前後でのシーケンスごとの相対的な大小関係は変わらず、重要事故シーケンス選定の評価に対する影響はない結果となった。

参考文献

- (1) 社団法人 日本電気協会電気技術基準調査委員会，“配管系の弾塑性設計法に関する調査報告書”，平成6年6月

第1表 フラジリティ評価の見直し前後比較（1／9）

起回事象／ 影響緩和機能	機 器	フラジリティ評価結果					備考	
		変更後			変更前 ^{*1}			
		評価部位	中央値(G)	HCLPF (G)	評価部位	中央値(G)		HCLPF (G)
			β_r			β_r		
β_u	β_u							
外部電源喪失	セラミック インシュレータ	セラミック	0.50 0.32 0.29	0.18	セラミック	0.61 0.32 0.29	0.22	
原子炉建物損傷	原子炉建物	—	3.23 0.36 0.15	1.39	—	1.92 0.24 0.15	1.01	
原子炉格納容器 損傷	原子炉格納容器	シヤラグ	2.47 0.22 0.24	1.16	ベース プレート	1.77 0.22 0.24	0.83	水源機能喪失へのモ デル化変更による見 直し
原子炉格納容器 損傷	原子炉格納容器 スタビライザ	フランジ ボルト	1.74 0.20 0.22	0.87	フランジ ボルト	1.57 0.20 0.22	0.79	
原子炉格納容器 損傷	原子炉圧力容器 ペDESTAL	円筒部	2.55 0.22 0.24	1.19	円筒部	2.69 0.22 0.24	1.26	
原子炉圧力容器 損傷	原子炉圧力容器	ボルト	2.38 0.22 0.24	1.11	ボルト	2.03 0.22 0.24	0.95	
原子炉圧力容器 損傷	ガンマ線 遮蔽壁	胴	5.10 0.20 0.22	2.55	胴	1.95 0.20 0.22	0.98	評価荷重等の評価条 件設定の見直し
原子炉圧力容器 損傷	原子炉圧力容器 スタビライザ	ロッド	2.25 0.22 0.24	1.05	ロッド	1.74 0.22 0.24	0.81	
格納容器バイパス	主蒸気隔離弁	— (水平方向 評価)	4.95 0.27 0.26	2.06	— (水平方向 評価)	5.21 0.27 0.26	2.17	
格納容器バイパス	原子炉隔離時 冷却系隔離弁	— (水平方向 評価)	8.71 0.27 0.26	3.63	— (水平方向 評価)	9.17 0.27 0.26	3.82	
格納容器バイパス	原子炉浄化系 隔離弁	— (水平方向 評価)	5.26 0.27 0.26	2.19	— (水平方向 評価)	5.52 0.27 0.26	2.30	
格納容器バイパス	給水系逆止弁	— (水平方向 評価)	6.88 0.27 0.26	2.87	— (水平方向 評価)	7.24 0.27 0.26	3.02	
格納容器バイパス	原子炉隔離時 冷却系配管	サポート	2.10 0.27 0.26	0.88	サポート	2.21 0.27 0.26	0.92	
Excessive LOCA	原子炉格納容器内 配管（PLR配管）	配管本体	1.68 0.25 0.24	0.75	配管本体	1.77 0.25 0.24	0.79	
制御室建物損傷	制御室建物	—	6.48 0.61 0.15	1.85	—	3.29 0.37 0.15	1.39	

※1 第244回審査会合（平成27年6月30日）資料3-4-1にて説明

第1表 フラジリティ評価の見直し前後比較（2/9）

起回事象／ 影響緩和機能	機 器	フラジリティ評価結果					備考	
		変更後			変更前 ^{*1}			
		評価部位	中央値(G)	HCLPF (G)	評価部位	中央値(G)		HCLPF (G)
			β_r			β_r		
β_u	β_u							
廃棄物処理建物損傷	廃棄物処理建物	—	4.37 0.16 0.15	2.62	—	3.36 0.23 0.15	1.79	
計装・制御系喪失	制御盤	— (鉛直方向 評価)	4.11 0.14 0.25	2.16	— (鉛直方向 評価)	3.07 0.14 0.25	1.61	
計装・制御系喪失	計装ラック	— (水平方向 評価)	3.40 0.22 0.21	1.67	— (水平方向 評価)	2.70 0.22 0.21	1.33	
計装・制御系喪失	計装用無停電 交流電源設備	— (水平方向 評価)	3.95 0.22 0.25	1.82	— (水平方向 評価)	3.05 0.22 0.25	1.40	
計装・制御系喪失	ケーブルトレイ	サポート	2.26 0.26 0.26	0.96	サポート	2.39 0.26 0.26	1.01 ^{*2}	塑性エネルギー吸収 係数の考慮による見 直し
直流電源	直流母線盤	— (水平方向 評価)	5.15 0.22 0.25	2.37	— (水平方向 評価)	3.98 0.22 0.25	1.83	
直流電源	蓄電池	ボルト	8.97 0.20 0.17	4.87	ボルト	6.93 0.20 0.17	3.76	
直流電源	充電器盤	— (水平方向 評価)	3.95 0.22 0.25	1.82	— (水平方向 評価)	3.05 0.22 0.25	1.40	
交流電源	燃料移送系 逆止弁	— (水平方向 評価)	2.33 0.27 0.26	0.97	— (水平方向 評価)	2.45 0.27 0.26	1.02	
交流電源	非常用ディーゼル 発電設備非常用デ ィーゼル室送風機	ボルト	3.80 0.20 0.17	2.06	ボルト	3.02 0.20 0.17	1.64	
交流電源	非常用ディーゼル 発電設備	サポート	2.10 0.27 0.26	0.88	サポート	2.21 0.27 0.26	0.92	
交流電源	非常用母線 メタクラ	— (水平方向 評価)	3.40 0.22 0.21	1.67	— (水平方向 評価)	2.70 0.22 0.21	1.33	
交流電源	非常用コント ロールセンタ	— (水平方向 評価)	2.72 0.22 0.21	1.34	— (水平方向 評価)	2.16 0.22 0.21	1.06	
交流電源	燃料移送系配管	配管本体	1.52 0.25 0.25	0.67	配管本体	1.60 0.25 0.25	0.70	

※1 第244回審査会合（平成27年6月30日）資料3-4-1にて説明

※2 塑性エネルギー吸収係数の考慮前は0.69（第142回審査会合（平成26年9月30日））

第1表 フラジリティ評価の見直し前後比較（3/9）

起回事象／ 影響緩和機能	機 器	フラジリティ評価結果					備考	
		変更後			変更前 ^{*1}			
		評価部位	中央値(G)	HCLPF (G)	評価部位	中央値 (G)		HCLPF (G)
			β_r			β_r		
β_u	β_u							
交流電源	非常用ディーゼル 発電設備燃料移送 ポンプ	— (鉛直方向 評価)	1.53 0.14 0.18	0.90	— (鉛直方向 評価)	1.72 0.14 0.18	1.01	
交流電源	非常用ロード センタ	— (水平方向 評価)	3.57 0.22 0.21	1.76	— (水平方向 評価)	2.84 0.22 0.21	1.40	
交流電源	非常用ディーゼル 発電設備空気だめ	胴板	3.77 0.20 0.17	2.05	胴板	3.00 0.20 0.17	1.63	
交流電源	非常用ディーゼル 発電設備ディーゼル 燃料デイトンク	ボルト	3.37 0.20 0.17	1.83	ボルト	2.68 0.20 0.17	1.46	
交流電源	非常用ディーゼル 発電設備燃料貯蔵 タンク	ボルト	1.39 0.20 0.17	0.75	ボルト	1.73 0.20 0.17	0.94	
交流電源	非常用母線 変圧器	ボルト	5.40 0.20 0.17	2.93	ボルト	4.30 0.20 0.17	2.34	
交流電源	屋外配管ダクト (タービン建物～ 排気筒)	—	3.80 0.14 0.21	2.13	—	3.41 0.14 0.21	1.91	
補機冷却系	取水槽	—	2.66 0.14 0.21	1.49	—	2.39 0.14 0.21	1.34	
補機冷却系	タービン建物	—	1.99 0.29 0.15	0.96	—	1.47 0.27 0.15	0.74	
補機冷却系	原子炉補機 冷却系逆止弁	— (水平方向 評価)	6.30 0.28 0.26	2.58	— (水平方向 評価)	6.63 0.28 0.26	2.72	
補機冷却系	原子炉補機 海水系逆止弁	— (鉛直方向 評価)	2.33 0.27 0.26	0.97	— (鉛直方向 評価)	2.45 0.27 0.26	1.02	
補機冷却系	原子炉補機 冷却系熱交換器	ボルト	2.26 0.20 0.17	1.23	ボルト	1.80 0.20 0.17	0.98	
補機冷却系	原子炉補機 冷却水ポンプ	— (鉛直方向 評価)	3.68 0.14 0.18	2.17	— (鉛直方向 評価)	2.75 0.14 0.18	1.62	
補機冷却系	原子炉補機 海水ポンプ	— (水平方向 評価)	1.42 0.22 0.18	0.73	— (水平方向 評価)	1.51 0.22 0.18	0.78	
補機冷却系	原子炉補機 冷却系電動弁 (ゲート)	— (水平方向 評価)	2.33 0.29 0.27	0.92	— (水平方向 評価)	2.45 0.29 0.27	0.97	

※1 第244回審査会合（平成27年6月30日）資料3-4-1にて説明

第1表 フラジリティ評価の見直し前後比較（4/9）

起回事象／ 影響緩和機能	機 器	フラジリティ評価結果						備考
		変更後			変更前 ^{*1}			
		評価部位	中央値(G)	HCLPF (G)	評価部位	中央値(G)	HCLPF (G)	
			β_r			β_r		
β_u	β_u							
補機冷却系	原子炉補機 冷却系電動弁 (グループ)	— (水平方向 評価)	1.72 0.27 0.25	0.73	— (水平方向 評価)	1.81 0.27 0.25	0.77	
補機冷却系	原子炉補機 冷却系空気作動弁 (バタフライ)	— (水平方向 評価)	2.59 0.27 0.25	1.10	— (水平方向 評価)	2.72 0.27 0.25	1.15	
補機冷却系	原子炉補機 海水系電動弁 (バタフライ)	— (鉛直方向 評価)	1.65 0.22 0.27	0.74	— (鉛直方向 評価)	1.91 0.22 0.27	0.85	
補機冷却系	原子炉補機冷却系 配管	サポート	2.10 0.27 0.26	0.88	サポート	2.21 0.27 0.26	0.92	
補機冷却系	原子炉補機海水系 配管	配管本体	1.60 0.26 0.26	0.68	配管本体	1.68 0.26 0.26	0.71	
補機冷却系	原子炉補機海水 ストレーナ	ボルト	2.60 0.20 0.17	1.41	ボルト	2.77 0.20 0.17	1.50	
補機冷却系	原子炉補機冷却系 サージタンク	ボルト	2.01 0.20 0.17	1.09	ボルト	1.60 0.20 0.17	0.87	
補機冷却系	原子炉補機冷却水 ポンプ熱交換器室 冷却機	ボルト	8.21 0.20 0.17	4.46	ボルト	6.53 0.20 0.17	3.55	
スクラム系	炉心支持板	支持板	2.66 0.20 0.22	1.33	支持板	2.70 0.20 0.22	1.35	
スクラム系	燃料集合体	燃料集合体	3.73 0.24 0.25	1.66	燃料変位	2.48 0.24 0.25	1.10	
スクラム系	燃料支持金具	—	— — —	—	支持板	2.70 0.20 0.22	1.35	評価に用いていない 機器であるためリス トから削除
スクラム系	制御棒案内管	長手中央部	2.34 0.22 0.23	1.11	長手中央部	2.40 0.22 0.23	1.14	
スクラム系	水圧制御ユニット	フレーム	4.40 0.25 0.25	1.93	フレーム	2.64 0.25 0.25	1.16	構造変更の反映によ る見直し
スクラム系	制御棒駆動機構 ハウジング	制御棒駆動機 構ハウジング	3.22 0.24 0.34	1.24	貫通孔	2.18 0.24 0.34	0.84	評価荷重等の評価条 件設定の見直し
スクラム系	制御棒駆動系配管	サポート	2.77 0.27 0.26	1.16	サポート	2.21 0.27 0.26	0.92	配管の個別評価によ る見直し

※1 第244回審査会合（平成27年6月30日）資料3-4-1にて説明

第1表 フラジリティ評価の見直し前後比較（5/9）

起回事象／ 影響緩和機能	機 器	フラジリティ評価結果						備考
		変更後			変更前 ^{*1}			
		評価部位	中央値(G)	HCLPF (G)	評価部位	中央値(G)	HCLPF (G)	
			β_r			β_r		
β_u	β_u							
スクラム系	炉心シュラウド	下部胴	2.51 0.22 0.23	1.19	下部胴	2.64 0.22 0.23	1.26	
スクラム系	シュラウド サポート	サポート レグ	2.11 0.23 0.28	0.91	サポート レグ	2.08 0.23 0.28	0.90	
スクラム系	上部格子板	グリッド プレート	3.10 0.20 0.22	1.55	グリッド プレート	3.00 0.20 0.22	1.50	
スクラム系	制御棒駆動機構 ハウジングレスト レントビーム	一般部	6.15 0.20 0.22	3.08	フランジ ボルト	1.59 0.20 0.22	0.80	評価荷重等の評価条件設定の見直し
逃がし安全弁開放／ 再閉鎖	逃がし安全弁	— (水平方向 評価)	9.01 0.27 0.26	3.76	— (水平方向 評価)	1.73 0.28 0.26	0.71	S R V必要個数の考慮による見直し
原子炉隔離時 冷却系	原子炉隔離時 冷却系逆止弁	— (水平方向 評価)	2.39 0.27 0.26	1.00	— (水平方向 評価)	2.51 0.27 0.26	1.05	
原子炉隔離時 冷却系	原子炉隔離時 冷却系電動弁 (ゲート)	— (水平方向 評価)	2.02 0.27 0.26	0.84	— (水平方向 評価)	2.12 0.27 0.26	0.88	
原子炉隔離時 冷却系	原子炉隔離時 冷却系電動弁 (グローブ)	— (水平方向 評価)	1.72 0.27 0.25	0.73	— (水平方向 評価)	1.81 0.27 0.25	0.77	
原子炉隔離時 冷却系	原子炉隔離時 冷却系配管	サポート	2.10 0.27 0.26	0.88	サポート	2.21 0.27 0.26	0.92	
原子炉隔離時 冷却系	原子炉隔離時 冷却ポンプ	— (鉛直方向 評価)	2.92 0.14 0.18	1.72	— (鉛直方向 評価)	2.18 0.14 0.18	1.29	
原子炉隔離時 冷却系	原子炉隔離時 冷却ポンプ駆動用蒸気 タービン	— (鉛直方向 評価)	2.92 0.14 0.18	1.72	— (鉛直方向 評価)	2.18 0.14 0.18	1.29	
原子炉隔離時 冷却系	サブプレッション・ チェンバ	ベース プレート	1.68 0.22 0.24	0.79	—	1.77 0.22 0.24	0.83	水源機能喪失へのモデル化変更による見直し
原子炉隔離時 冷却系	230V 直流母線盤	— (水平方向 評価)	5.66 0.22 0.25	2.61	— (水平方向 評価)	4.37 0.22 0.25	2.01	
原子炉隔離時 冷却系	230V 蓄電池	ボルト	7.68 0.20 0.17	4.17	ボルト	5.94 0.20 0.17	3.23	
原子炉隔離時 冷却系	230V 充電器盤	— (水平方向 評価)	4.33 0.22 0.25	1.99	— (水平方向 評価)	3.35 0.22 0.25	1.54	

※1 第244回審査会合（平成27年6月30日）資料3-4-1にて説明

第1表 フラジリティ評価の見直し前後比較（6／9）

起回事象／ 影響緩和機能	機 器	フラジリティ評価結果					備考	
		変更後			変更前 ^{*1}			
		評価部位	中央値(G)	HCLPF (G)	評価部位	中央値(G)		HCLPF (G)
			β_r			β_r		
β_u	β_u							
原子炉隔離時 冷却系	原子炉隔離時冷却 系直流コントロール センタ	— (水平方向 評価)	4.78 0.22 0.21	2.35	— (水平方向 評価)	3.80 0.22 0.21	1.87	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ ポンプ室冷却機	ボルト	12.16 0.20 0.17	6.60	ボルト	9.67 0.20 0.17	5.25	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ 系逆止弁	— (水平方向 評価)	2.33 0.27 0.26	0.97	— (水平方向 評価)	2.45 0.27 0.26	1.02	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ ポンプ	— (鉛直方向 評価)	2.92 0.14 0.18	1.72	— (鉛直方向 評価)	2.18 0.14 0.18	1.29	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ 系電動弁(ゲート)	— (水平方向 評価)	2.22 0.27 0.26	0.93	— (水平方向 評価)	2.34 0.27 0.26	0.98	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ 系配管	配管本体	1.41 0.25 0.24	0.63	配管本体	1.48 0.25 0.24	0.66	
高圧炉心スプレイ系	サブプレッション・ チェンバ	ベース プレート	1.68 0.22 0.24	0.79	—	1.77 0.22 0.24	0.83 ^{*3}	水源機能喪失へのモ デル化変更による見 直し
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ 系ディーゼル発電 設備非常用ディー ゼル室送風機	ボルト	8.04 0.20 0.17	4.37	ボルト	6.39 0.20 0.17	3.47	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ 系非常用ディーゼ ル発電設備	サポート	2.10 0.27 0.26	0.88	サポート	2.21 0.27 0.26	0.92	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ 系非常用ディーゼ ル発電設備空気だ め	胴板	3.77 0.20 0.17	2.05	胴板	3.00 0.20 0.17	1.63	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ 系非常用ディーゼ ル発電設備ディー ゼル燃料デイトン ク	ボルト	6.32 0.20 0.17	3.43	ボルト	5.03 0.20 0.17	2.73	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ 系非常用ディーゼ ル発電設備燃料貯 蔵タンク	ボルト	1.39 0.20 0.17	0.75	ボルト	1.73 0.20 0.17	0.94	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ 系非常用ディーゼ ル発電設備燃料移 送系配管	配管本体	1.52 0.25 0.25	0.67	配管本体	1.60 0.25 0.25	0.70	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ 系非常用ディーゼ ル発電設備燃料移 送系逆止弁	— (水平方向 評価)	2.33 0.27 0.26	0.97	— (水平方向 評価)	2.45 0.27 0.26	1.02	

※1 第244回審査会合（平成27年6月30日）資料3-4-1にて説明

※3 原子炉格納容器の損傷としてモデル化

第1表 フラジリティ評価の見直し前後比較（7/9）

起回事象/ 影響緩和機能	機 器	フラジリティ評価結果					備考	
		変更後			変更前 ^{*1}			
		評価部位	中央値(G)	HCLPF (G)	評価部位	中央値 (G)		HCLPF (G)
			β_r			β_r		
β_u	β_u							
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	— (鉛直方向評価)	1.53 0.14 0.18	0.90	— (鉛直方向評価)	1.72 0.14 0.18	1.01	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	— (水平方向評価)	5.13 0.22 0.21	2.52	— (水平方向評価)	4.07 0.22 0.21	2.00	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	ボルト	13.51 0.20 0.17	7.34	ボルト	10.74 0.20 0.17	5.83	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	— (水平方向評価)	5.49 0.22 0.21	2.70	— (水平方向評価)	4.37 0.22 0.21	2.15	
高圧炉心スプレイ系	屋外配管ダクト（タービン建物～排気筒）	—	3.80 0.14 0.21	2.13	—	3.41 0.14 0.21	1.91	
高圧炉心スプレイ系	取水設備（取水槽）	—	2.66 0.14 0.21	1.49	—	2.39 0.14 0.21	1.34	
高圧炉心スプレイ系	タービン建物	—	1.99 0.29 0.15	0.96	—	1.47 0.27 0.15	0.74	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	— (水平方向評価)	2.33 0.27 0.26	0.97	— (水平方向評価)	2.45 0.27 0.26	1.02	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	— (水平方向評価)	2.33 0.27 0.26	0.97	— (水平方向評価)	2.45 0.27 0.26	1.02	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	胴板	6.47 0.20 0.17	3.51	胴板	5.15 0.20 0.17	2.80	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	— (鉛直方向評価)	2.78 0.14 0.18	1.64	— (鉛直方向評価)	2.07 0.14 0.18	1.22	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	— (水平方向評価)	1.42 0.22 0.18	0.73	— (水平方向評価)	1.51 0.22 0.18	0.78	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁（バタフライ）	— (鉛直方向評価)	1.47 0.21 0.26	0.68	— (鉛直方向評価)	1.71 0.21 0.26	0.79	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	配管本体	1.41 0.25 0.24	0.63	配管本体	1.48 0.25 0.24	0.66	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ補機海水系配管	配管本体	1.41 0.25 0.24	0.63	配管本体	1.48 0.25 0.24	0.66	

※1 第244回審査会合（平成27年6月30日）資料3-4-1にて説明

第1表 フラジリティ評価の見直し前後比較（8／9）

起回事象／ 影響緩和機能	機 器	フラジリティ評価結果						備考
		変更後			変更前 ^{*1}			
		評価部位	中央値(G)	HCLPF (G)	評価部位	中央値 (G)	HCLPF (G)	
			β_r			β_r		
β_u	β_u							
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ 補機海水 ストレーナ	ボルト	3.62	1.97	ボルト	3.85	2.09	
			0.20			0.20		
			0.17			0.17		
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ 補機冷却系 サージタンク	ボルト	9.65	5.24	ボルト	7.67	4.17	
			0.20			0.20		
			0.17			0.17		
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ 系直流母線盤	— (水平方向 評価)	7.70	3.55	— (水平方向 評価)	6.12	2.82	
			0.22			0.22		
			0.25			0.25		
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ 系蓄電池	ボルト	35.74	19.41	ボルト	28.41	15.43	
			0.20			0.20		
			0.17			0.17		
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ 系充電器盤	— (水平方向 評価)	5.90	2.72	— (水平方向 評価)	4.69	2.16	
			0.22			0.22		
			0.25			0.25		
減圧	逃がし安全弁	— (水平方向 評価)	9.01	3.76	— (水平方向 評価)	1.73	0.71	S R V 必要個数の考 慮による見直し
			0.27			0.28		
			0.26			0.26		
減圧	逃がし安全弁窒素 ガス供給系空気作 動弁（グローブ）	— (水平方向 評価)	6.32	2.64	—	—	—	長期的な窒素ガス供 給確保のため追加
			0.27			—		
			0.26			—		
減圧	逃がし安全弁窒素 ガス供給系配管	配管本体	5.14	2.29	サポートの 損傷	5.00	2.23	配管の個別評価によ る見直し
			0.25			0.25		
			0.24			0.24		
減圧	逃がし安全弁 アキュムレータ	胴板	109.97	60.72	胴板	87.44	48.28	
			0.20			0.20		
			0.16			0.16		
低圧炉心スプレイ系	低圧炉心スプレイ 系電動弁 (グローブ)	—	—	—	— (水平方向 評価)	1.81	0.77	評価に用いていない 機器であるためリス トから削除
			—			0.27		
			—			0.25		
低圧炉心スプレイ系	低圧炉心スプレイ ポンプ室冷却機	—	—	—	ボルト	5.87	3.19	評価に用いていない 機器であるためリス トから削除
			—			0.20		
			—			0.17		
低圧炉心スプレイ系	低圧炉心スプレイ 系逆止弁	—	—	—	— (鉛直方向 評価)	2.45	1.02	評価に用いていない 機器であるためリス トから削除
			—			0.27		
			—			0.26		
低圧炉心スプレイ系	低圧炉心スプレイ ポンプ	—	—	—	— (鉛直方向 評価)	2.18	1.29	評価に用いていない 機器であるためリス トから削除
			—			0.14		
			—			0.18		
低圧炉心スプレイ系	低圧炉心スプレイ 系電動弁（ゲート）	—	—	—	— (水平方向 評価)	2.12	0.88	評価に用いていない 機器であるためリス トから削除
			—			0.27		
			—			0.26		
低圧炉心スプレイ系	低圧炉心スプレイ 系配管	—	—	—	配管本体	1.48	0.66	評価に用いていない 機器であるためリス トから削除
			—			0.25		
			—			0.24		

※1 第244回審査会合（平成27年6月30日）資料3-4-1にて説明

第1表 フラジリティ評価の見直し前後比較（9／9）

起回事象／ 影響緩和機能	機 器	フラジリティ評価結果						備考
		変更後			変更前 ^{*1}			
		評価部位	中央値 (G)	HCLPF (G)	評価部位	中央値 (G)	HCLPF (G)	
			β_r			β_u		
β_u	β_u							
低圧注水系	残留熱除去ポンプ 室冷却機	ボルト	9.61 0.20 0.17	5.22	ボルト	7.64 0.20 0.17	4.15	
低圧注水系	残留熱除去系 逆止弁	— (水平方向 評価)	2.33 0.27 0.26	0.97	— (水平方向 評価)	2.45 0.27 0.26	1.02	
低圧注水系	残留熱除去系熱 交換器	ボルト	2.09 0.25 0.25	0.92	ボルト	2.20 0.25 0.25	0.96	
低圧注水系	残留熱除去ポンプ	— (鉛直方向 評価)	2.92 0.14 0.18	1.72	— (鉛直方向 評価)	2.18 0.14 0.18	1.29	
低圧注水系	残留熱除去系 電動弁(ゲート)	— (水平方向 評価)	2.02 0.27 0.26	0.84	— (水平方向 評価)	2.12 0.27 0.26	0.88	
低圧注水系	残留熱除去系 配管	サポート	2.10 0.27 0.26	0.88	サポート	2.21 0.27 0.26	0.92	
低圧注水系	サブプレッション・ チェンパ	ベース プレート	1.68 0.22 0.24	0.79	—	1.77 0.22 0.24	0.83 ^{*3}	水源機能喪失へのモデル化変更による見直し
残留熱除去系	残留熱除去ポンプ 室冷却機	ボルト	9.61 0.20 0.17	5.22	ボルト	7.64 0.20 0.17	4.15	
残留熱除去系	残留熱除去系 逆止弁	— (水平方向 評価)	2.33 0.27 0.26	0.97	— (水平方向 評価)	2.45 0.27 0.26	1.02	
残留熱除去系	残留熱除去系 熱交換器	ボルト	2.09 0.25 0.25	0.92	ボルト	2.20 0.25 0.25	0.96	
残留熱除去系	残留熱除去ポンプ	— (鉛直方向 評価)	2.92 0.14 0.18	1.72	— (鉛直方向 評価)	2.18 0.14 0.18	1.29	
残留熱除去系	残留熱除去系 電動弁(ゲート)	— (水平方向 評価)	2.02 0.27 0.26	0.84	— (水平方向 評価)	2.12 0.27 0.26	0.88	
残留熱除去系	残留熱除去系 配管	サポート	2.10 0.27 0.26	0.88	サポート	2.21 0.27 0.26	0.92	
残留熱除去系	残留熱除去系 電動弁(グループ)	— (水平方向 評価)	1.88 0.28 0.26	0.77	— (水平方向 評価)	1.98 0.28 0.26	0.81	
残留熱除去系	サブプレッション・ チェンパ	ベース プレート	1.68 0.22 0.24	0.79	—	1.77 0.22 0.24	0.83 ^{*3}	水源機能喪失へのモデル化変更による見直し

※1 第244回審査会合（平成27年6月30日）資料3-4-1にて説明

※3 原子炉格納容器の損傷としてモデル化

第2表 フラジリティ評価見直し内容

No.	見直し内容	該当機器
1	強度係数 F_s の算出において参照する決定論評価について、保守的な条件として設定していた荷重等を適切に見直すことにより、過度な保守性を見直した。	ガンマ線遮蔽壁, 制御棒駆動機構ハウジングレストレントビーム, 制御棒駆動機構ハウジング
2	強度係数 F_s の算出において S_u を用いたフラジリティ評価を行っていたが、 F_s の算出に S_y を用い、塑性エネルギー吸収係数 F_μ を考慮することにより、フラジリティ評価の保守性を見直した。	ケーブルトレイ
3	決定論評価において裕度の小さい他の系統の配管のフラジリティ評価結果で代表していた配管について、当該配管のフラジリティを個別に適用することにより保守性を見直した。	制御棒駆動系配管, 逃がし安全弁窒素ガス供給配管
4	サプレッション・チェンバ損傷は炉心損傷直結事象ではなく水源機能喪失として緩和系にてモデル化したことにより、原子炉格納容器については原子炉圧力容器支持機能として評価対象とする機器をサプレッション・チェンバサポートからシヤラグに見直した。	原子炉格納容器
5	SRV1個が健全であればExcessive LOCAには至らないため、SRVのフラジリティ評価対象を最小裕度のSRVから最大裕度のSRVに見直した。	逃がし安全弁
6	水圧制御ユニットについては構造変更の反映による見直しを行った。	水圧制御ユニット

第3表 ボルトの評価法

	見直し前	見直し後
評価法	$\tau = \frac{F_H}{n A}$	$\tau = \frac{F_H - F'}{n A}$ $F' = \mu F_f n$ $F_f = 0.8 f_t A$ $f_t = \frac{F}{2}$

第4表 ボルトの評価に用いる記号の説明

記号	記号の説明	単位
A	ボルトの軸断面積	mm ²
F	JSME S NC1-2005/2007 SSB-3121. 1(1)により規定される値	MPa
F'	摩擦力	N
F _H	評価対象のボルトが負担する水平荷重	N
F _f	ボルトの締付力	N
f _t	JSME S NC1-2005/2007 SSB-3131 (1)により規定される値	MPa
n	ボルト本数	本
τ	ボルトのせん断応力	MPa
μ	摩擦係数 (=0.3)	—

第5表 レストレントビームの耐震裕度

評価部位	耐震裕度*	
	見直し前 (摩擦力考慮なし)	見直し後 (摩擦力考慮)
一般部	1.57	
フランジボルト	1.23	1.67

※ (耐震裕度) = (許容応力) / (発生応力)

第6表 弾塑性サポートを有する配管の加振試験ケース

最大塑性率 μ	試験体	入力地震波[gal]	
		地震波	入力値
3程度	アンゲル鋼 単純な配管系	地震波A	100~700
		地震波B	100~700
		地震波C	100~1,000
	角型鋼管 単純な配管系	地震波A	100~600
		地震波B	100~1,400
	アンゲル鋼 複雑な配管系	地震波A	1,100~2,000
地震波B		1,100~2,000	
4.5	角型鋼管 単純な配管系	地震波C	1,800
(参考) 5.5	アンゲル鋼 単純な配管系	地震波A	1,500

第7表 配管系のフラジリティ評価法

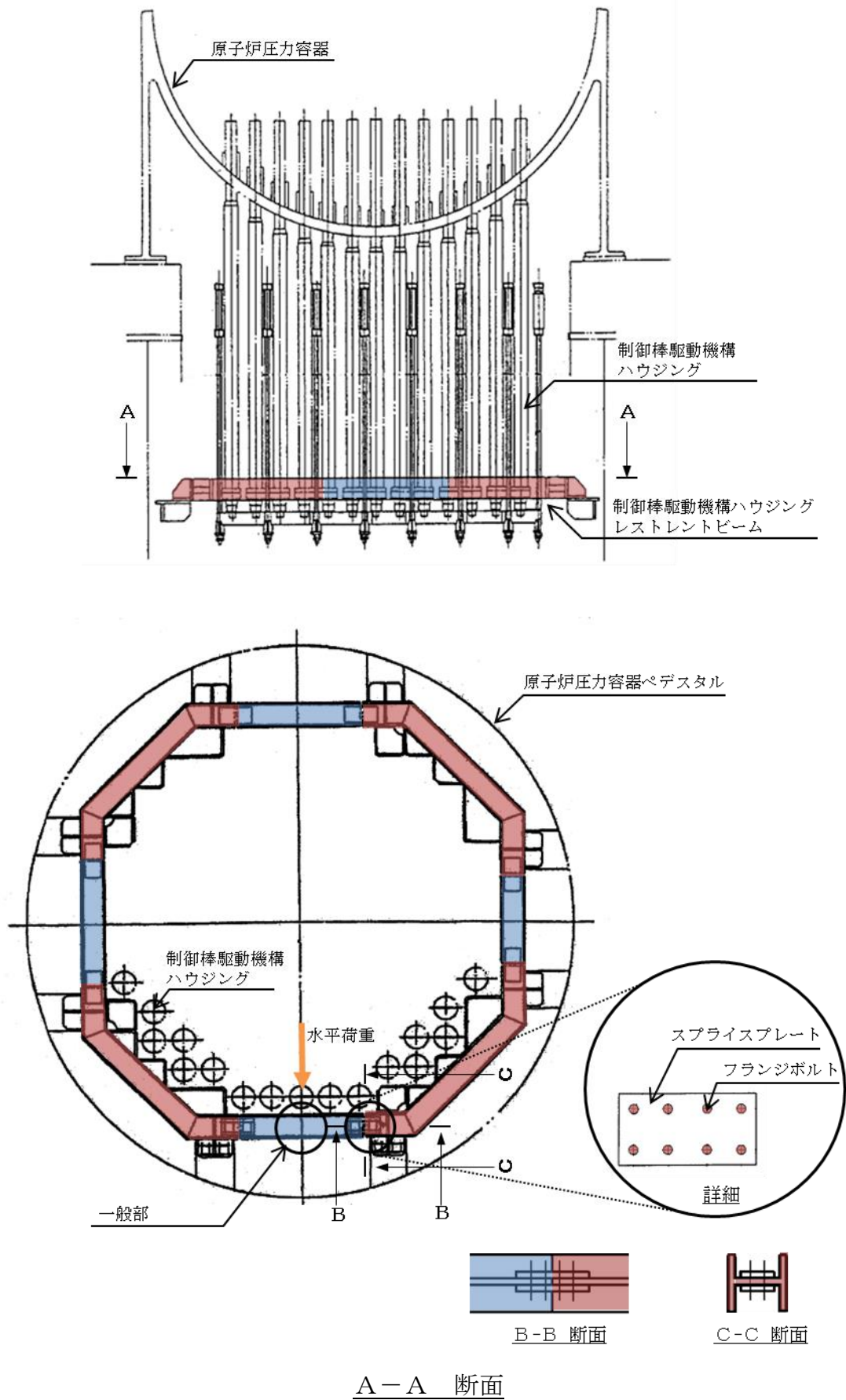
評価方法	対象配管	フラジリティ評価結果		
		評価部位	中央値(G)	HCLPF(G)
			β_r	
原子炉補機海水系配管のフラジリティ評価結果で代表している	高圧炉心スプレイ系配管	配管本体	1.41 ^{**}	0.63 ^{**}
			0.25 ^{**}	
			0.24 ^{**}	
	高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	配管本体	1.41 ^{**}	0.63 ^{**}
			0.25 ^{**}	
			0.24 ^{**}	
	高圧炉心スプレイ補機海水系配管	配管本体	1.41 ^{**}	0.63 ^{**}
			0.25 ^{**}	
			0.24 ^{**}	
決定論評価で最も厳しい結果となるサポートのフラジリティ評価結果で代表している	原子炉隔離時冷却系配管	サポート	2.10	0.88
			0.27	
			0.26	
	原子炉補機冷却系配管	サポート	2.10	0.88
			0.27	
			0.26	
	残留熱除去系配管	サポート	2.10	0.88
			0.27	
			0.26	
個別にフラジリティ評価を行っている	原子炉格納容器内配管（P L R配管）	配管本体	1.68	0.75
			0.25	
			0.24	
	燃料移送系配管	配管本体	1.52	0.67
			0.25	
			0.25	
	原子炉補機海水系配管	配管本体	1.60 ^{**}	0.68 ^{**}
			0.26 ^{**}	
			0.26 ^{**}	
	制御棒駆動系配管	サポート	2.77	1.16
			0.27	
			0.26	
	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	配管本体	1.52	0.67
			0.25	
			0.25	
逃がし安全弁窒素ガス供給系配管	配管本体	5.14	2.29	
		0.25		
		0.24		

※ 代表配管のフラジリティ評価においては、最も厳しい条件となる配管区分の減衰定数を考慮するため、個別評価と代表評価でフラジリティ評価結果が異なる。

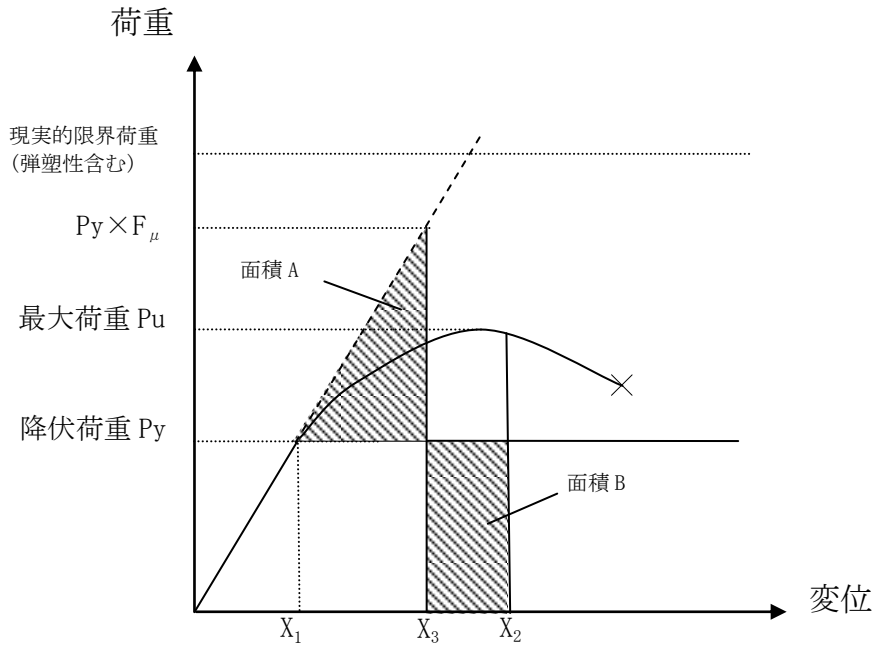
第8表 地震ハザード変更に伴うPRA見直し前後比較表

シナリオ	事故シナリオ				事故シナリオ別の初期損傷程度 (ノ如時)				全OPFに対する 寄与割合 (%) (変更前)		全OPFに対する 寄与割合 (%) (変更後)		事故シナリオ CIP (変更前)	事故シナリオ CIP (変更後)	全OPFに対する 寄与割合 (%) (変更前)	全OPFに対する 寄与割合 (%) (変更後)	
	内部事象	損傷 (変更後)	損傷 (変更前)	津波 (変更前)	津波 (変更後)	合計 (変更前)	合計 (変更後)	事故シナリオ CIP (変更前)	事故シナリオ CIP (変更後)								
1	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	3.0E+09	9.2E+07	3.8E+08	—	9.2E+07	3.8E+08	—	—	6.4	0.5	—	—	—	—	—	—
	過渡事象+圧力バンプ+高圧炉心冷却失敗 (S R V再閉)	3.4E+11	1.4E+08	6.8E+10	—	1.4E+08	7.1E+10	—	—	0.1	0.0	—	—	—	—	—	—
	自動停止+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	4.7E+13	—	—	2.2E+09	4.7E+13	2.2E+09	—	—	0.0	0.0	—	—	—	—	—	—
	自動停止+圧力バンプ+高圧炉心冷却失敗 (S R V再閉)	1.5E+13	—	—	1.2E+09	1.5E+13	1.2E+09	—	—	0.0	0.0	—	—	—	—	—	—
	サブポート系喪失+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	2.3E+10	—	—	—	2.3E+10	2.3E+10	—	—	0.0	0.0	—	—	—	—	—	—
	サブポート系喪失+圧力バンプ+高圧炉心冷却失敗 (H P C S再閉)	4.0E+12	—	—	—	4.0E+12	4.0E+12	—	—	0.0	0.0	—	—	—	—	—	—
	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	4.0E+09	1.0E+07	4.6E+09	—	1.1E+07	8.6E+09	—	—	0.8	0.1	—	—	—	—	—	—
	自動停止+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	5.7E+13	—	—	—	5.7E+13	5.7E+13	—	—	0.0	0.0	—	—	—	—	—	—
	サブポート系喪失+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	1.1E+09	—	—	—	1.1E+09	1.1E+09	—	—	0.0	0.0	—	—	—	—	—	—
	外部電源喪失+交流電源 (D G - A , B)	2.7E+09	2.0E+06	3.1E+07	—	2.0E+06	3.1E+07	—	—	14	4.1	—	—	—	—	—	—
2	外部電源喪失+交流電源 (D G - A , B) 喪失+高圧炉心冷却失敗 (H P C S) 失敗	8.2E+12	1.5E+08	1.4E+09	—	1.5E+08	1.4E+09	—	—	0.0	0.0	—	—	—	—	—	—
	外部電源喪失+交流電源 (D G - A , B) 喪失+高圧炉心冷却失敗 (H P C S) 失敗	1.2E+11	1.4E+06	6.2E+08	—	1.4E+06	6.2E+08	—	—	9.6	0.8	—	—	—	—	—	—
	外部電源喪失+交流電源 (区分1, 2) 喪失+高圧炉心冷却失敗 (H P C S) 失敗	3.8E+12	5.8E+09	1.1E+09	—	5.8E+09	1.1E+09	—	—	0.0	0.0	—	—	—	—	—	—
	過渡事象+高圧炉心冷却失敗	4.5E+06	1.1E+06	7.6E+08	—	5.7E+06	4.6E+06	—	—	40	60.3	—	—	—	—	—	—
	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	1.7E+11	4.2E+07	2.2E+08	—	4.2E+07	2.2E+08	—	—	2.9	0.3	—	—	—	—	—	—
	過渡事象+圧力バンプ+高圧炉心冷却失敗 (S R V再閉)	3.6E+11	3.2E+09	2.7E+10	—	3.6E+09	3.2E+08	—	—	0.3	0.4	—	—	—	—	—	—
	過渡事象+圧力バンプ+高圧炉心冷却失敗 (H P C S) 失敗	1.7E+11	4.4E+09	1.9E+14	—	4.4E+09	3.7E+11	—	—	0.0	0.0	—	—	—	—	—	—
	自動停止+高圧炉心冷却失敗	1.1E+14	—	—	—	1.1E+14	1.1E+14	—	—	0.0	0.0	—	—	—	—	—	—
	自動停止+圧力バンプ+高圧炉心冷却失敗 (S R V再閉)	3.1E+11	—	—	—	3.1E+11	3.1E+11	—	—	0.0	0.0	—	—	—	—	—	—
	サブポート系喪失+高圧炉心冷却失敗	1.7E+06	—	—	—	1.7E+14	1.7E+14	—	—	0.0	0.0	—	—	—	—	—	—
3	サブポート系喪失+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	1.4E+10	—	—	—	1.2E+06	1.2E+06	—	—	8.3	15.5	—	—	—	—	—	—
	サブポート系喪失+圧力バンプ+高圧炉心冷却失敗 (H P C S) 失敗	3.8E+09	—	—	—	1.4E+10	1.4E+10	—	—	0.0	0.0	—	—	—	—	—	—
	サブポート系喪失+圧力バンプ+高圧炉心冷却失敗 (S R V再閉)	3.8E+09	—	—	—	3.8E+09	3.8E+09	—	—	0.0	0.1	—	—	—	—	—	—
	サブポート系喪失+圧力バンプ+高圧炉心冷却失敗 (H P C S) 失敗+原子炉減圧失敗	6.3E+10	—	—	—	3.7E+12	3.7E+12	—	—	0.0	0.0	—	—	—	—	—	—
	冷却材喪失 (小破断LOCA) +高圧炉心冷却失敗	5.4E+09	—	—	—	5.4E+09	5.4E+09	—	—	0.0	0.1	—	—	—	—	—	—
	冷却材喪失 (小破断LOCA) +高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	3.1E+14	—	—	—	3.1E+14	3.1E+14	—	—	0.0	0.0	—	—	—	—	—	—
	冷却材喪失 (中破断LOCA) +高圧炉心冷却失敗	3.8E+12	—	—	—	3.8E+12	3.8E+12	—	—	0.0	0.0	—	—	—	—	—	—
	冷却材喪失 (中破断LOCA) +高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	3.6E+10	—	—	—	3.6E+10	3.6E+10	—	—	0.0	0.0	—	—	—	—	—	—
	冷却材喪失 (大破断LOCA) +高圧炉心冷却失敗	4.4E+07	—	—	—	4.4E+07	4.4E+07	—	—	3.1	5.8	—	—	—	—	—	—
	冷却材喪失 (大破断LOCA) +高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	1.3E+09	—	—	—	1.3E+09	1.3E+09	—	—	0.0	0.0	—	—	—	—	—	—
4	外部電源喪失+交流電源 (D G - A , B) 喪失+圧力バンプ+高圧炉心冷却失敗 (S R V再閉)	6.3E+10	—	—	—	6.3E+10	6.3E+10	—	—	0.0	0.0	—	—	—	—	—	—
	過渡事象+原子炉停止失敗	8.7E+10	3.2E+07	9.5E+08	—	3.2E+07	9.5E+08	—	—	2.3	1.2	—	—	—	—	—	—
	冷却材喪失 (小破断LOCA) +原子炉停止失敗	8.7E+13	—	—	—	8.7E+13	8.7E+13	—	—	0.0	0.0	—	—	—	—	—	—
	冷却材喪失 (中破断LOCA) +原子炉停止失敗	5.8E+13	—	—	—	5.8E+13	5.8E+13	—	—	0.0	0.0	—	—	—	—	—	—
	冷却材喪失 (大破断LOCA) +原子炉停止失敗	5.8E+14	—	—	—	5.8E+14	5.8E+14	—	—	0.0	0.0	—	—	—	—	—	—
	全交流電源喪失 (外部電源喪失+交流電源)	—	5.2E+07	6.9E+08	—	5.2E+07	6.9E+08	—	—	3.6	0.9	—	—	—	—	—	—
	冷却材喪失 (小破断LOCA) +高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	2.8E+15	—	—	—	2.8E+15	2.8E+15	—	—	0.0	0.0	—	—	—	—	—	—
	冷却材喪失 (小破断LOCA) +高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	5.7E+15	—	—	—	5.7E+15	5.7E+15	—	—	0.0	0.0	—	—	—	—	—	—
	冷却材喪失 (中破断LOCA) +高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	3.5E+13	—	—	—	3.5E+13	3.5E+13	—	—	0.0	0.0	—	—	—	—	—	—
	冷却材喪失 (中破断LOCA) +高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	3.9E+14	—	—	—	3.9E+14	3.9E+14	—	—	0.0	0.0	—	—	—	—	—	—
5	冷却材喪失 (大破断LOCA) +高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	3.4E+14	—	—	—	3.4E+14	3.4E+14	—	—	0.0	0.0	—	—	—	—	—	—
	格納容器ハイス (インターフェースシステムLOCA)	3.3E+09	—	—	—	3.3E+09	3.3E+09	—	—	0.0	0.0	—	—	—	—	—	—
	Excessive LOCA	—	4.2E+07	1.5E+07	—	4.2E+07	1.5E+07	—	—	2.91	1.96	—	—	—	—	—	—
	計装、制御系喪失	—	1.5E+07	1.0E+08	—	1.5E+07	1.0E+08	—	—	1.03	0.13	—	—	—	—	—	—
	格納容器ハイス	—	3.5E+09	6.5E+11	—	3.5E+09	6.5E+11	—	—	0.02	0.00	—	—	—	—	—	—
	原子炉格納容器損傷	—	3.4E+07	2.6E+08	—	3.4E+07	2.6E+08	—	—	2.40	0.34	—	—	—	—	—	—
	原子炉圧力容器損傷	—	1.7E+07	7.5E+08	—	1.7E+07	7.5E+08	—	—	1.20	0.98	—	—	—	—	—	—
	原子炉格納容器損傷	—	3.1E+08	9.7E+09	—	3.1E+08	9.7E+09	—	—	0.22	0.13	—	—	—	—	—	—
	原子炉格納容器損傷	—	1.4E+08	1.5E+09	—	1.4E+08	1.5E+09	—	—	0.10	0.02	—	—	—	—	—	—
	格納容器損傷	—	1.8E+10	1.6E+10	—	1.8E+10	1.6E+10	—	—	0.00	0.00	—	—	—	—	—	—
6	直接炉心損傷に至る事象	6.2E+06	7.9E+06	9.5E+07	—	7.9E+06	9.5E+07	—	—	100	100	—	—	—	—	—	—
	合計	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

地震 PRA、津波 PRA の再評価により、その結果を反映している項目を示す。



第1図 レストレイントビームの構造



X_1 : 降伏荷重における変位
 X_2 : 限界変位
 X_3 : 面積 A と面積 B が等価となる変位

$$\mu = X_2 / X_1$$

$$F_\mu = \sqrt{2\mu - 1}$$

第 2 図 F_μ を考慮した評価の考え方



単純な配管系

複雑な配管系

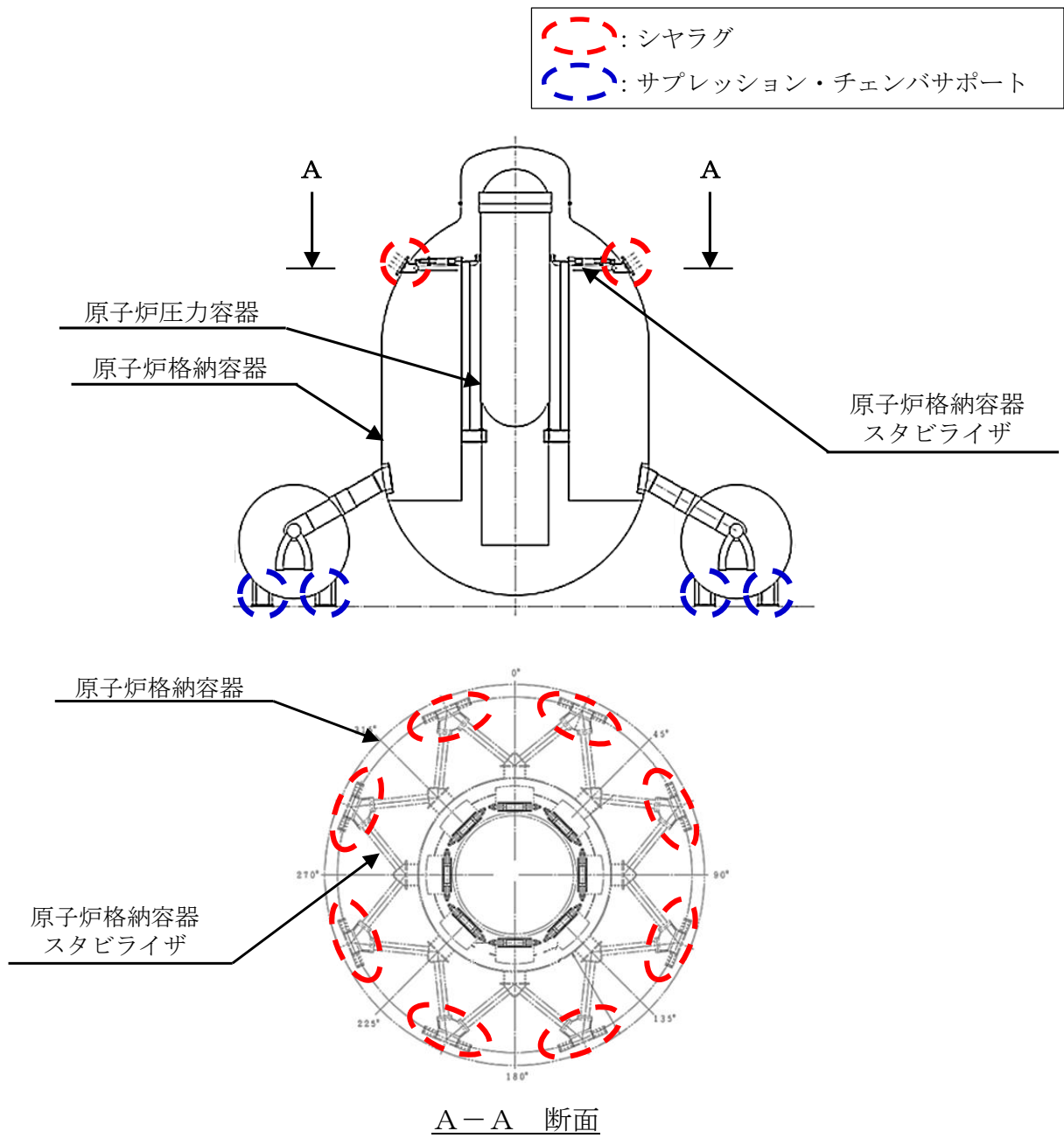
第 3 図 弾塑性サポートを有する配管の加振試験体

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第4図 荷重-変位特性

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第5図 原子炉格納容器の評価部位

津波による敷地内浸水解析について

護岸周辺には津波防護施設及び浸水防止設備として、高さE L15.0mの防波壁を設置するとともに、防波壁通路及び1号炉放水連絡通路に防波扉を設置しているが、以下の点を考慮して防波壁を越える津波としてE L20m津波における浸水解析を実施し、敷地内浸水範囲及び浸水高を評価した。

- ・ E L8.5m盤にある取水槽や放水槽等の開口部からの浸水
- ・ 防波壁を越える津波の遡上
- ・ 津波に対する防波扉の耐力

1. 浸水解析条件

浸水解析の条件は以下のとおりとした。

(1) E L20m 津波の作成

- ・ 基準津波として策定した日本海東縁部に想定される地震に伴う津波を、輪谷湾内の施設護岸位置での最高水位がE L20m程度となるように、沖合での波形を振幅倍（約7倍）させたものを評価用津波とした。施設護岸の最高水位地点及び施設護岸の最高水位地点で取り出した時刻歴波形をそれぞれ第1図及び第2図に示す。

(2) 流入経路の設定

- ・ 敷地内から海域に繋がる開口部の位置図及び諸元を第3図及び第1表に示す。
- ・ 島根原子力発電所1～3号炉の取水槽、放水槽及び放水接合槽は、E L8.5m盤に開口部を有しており、**流入経路**として考慮した。
- ・ 屋外排水路における逆止弁からの逆流は、**流入経路**から除外した。
- ・ 1号炉放水連絡通路は、防波扉が設置されており通常時閉運用であること及び耐力評価の結果から、**流入経路**から除外した。
- ・ 敷地内浸水量を多く見積もるため、通常時閉運用であるが防波壁通路防波扉を開として防波壁通路を**流入経路**として考慮し、屋外排水路からの排水は考慮しない。

(3) 浸水の検討

- ・ 津波が遡上して地上部から敷地に到達すること及びE L8.5m盤の取水槽や放水槽等の開口部から浸水することから、遡上した津波による浸水及び開口部からの浸水について検討を実施した。
- ・ 開口部からの浸水については、島根原子力発電所1～3号炉の取水口及び放水口におけるE L20m津波の時刻歴波形を用いて、取水口～取水槽に至る経路及び放水口～放水槽に至る経路の水理特性を考慮した水位変動の数値シミュレーションを実施した。取水・放水施設の一例として、島根原子力発電所2号炉の取水・放水施設を第4図に示す。

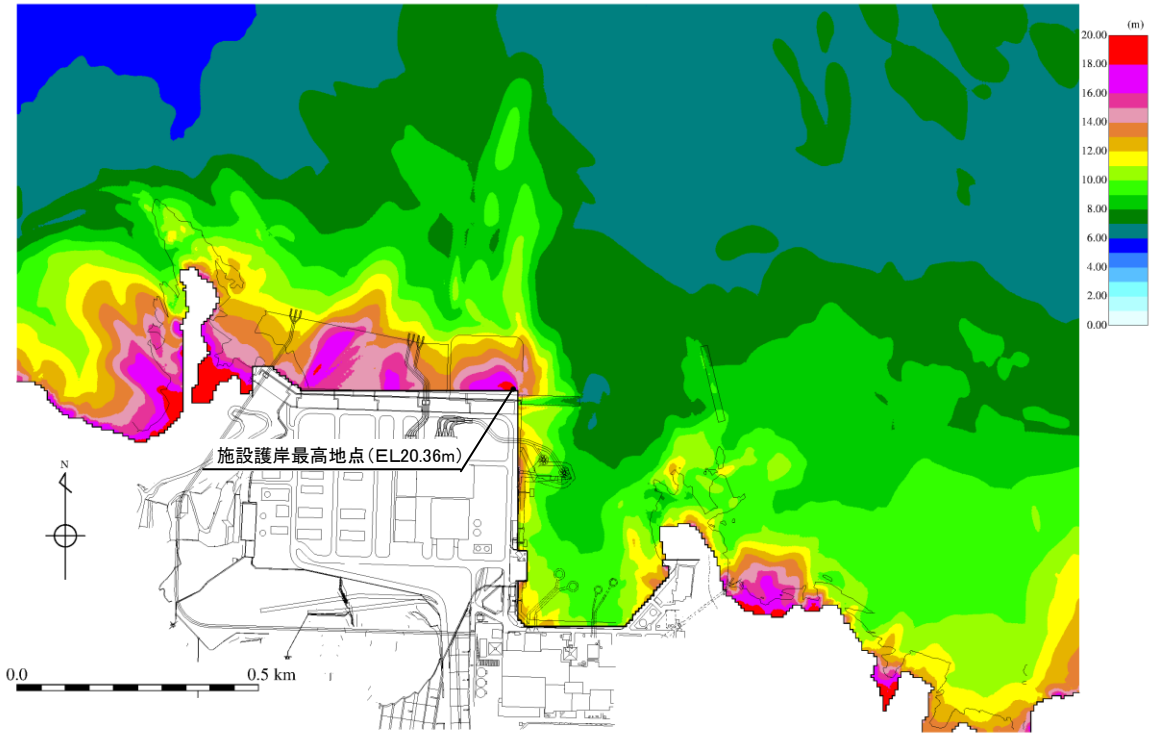
- ・浸水量の算定に当たっては、E L 8.5m 盤の取水槽や放水槽等の開口部から浸水した津波は全量敷地内に留まるものとし、取水・放水施設等からの排水は考慮していない。

2. 浸水解析結果

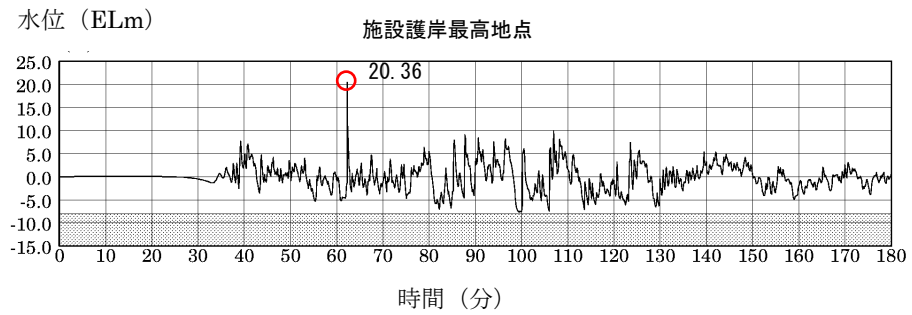
敷地内浸水深分布を第 5 図に示す。主な流入経路からの敷地内への浸水量及び屋外構築物まわりの最大浸水高と機能喪失浸水高の比較を第 2 表及び第 3 表に示す。

海水ポンプエリア付近及び島根原子力発電所 2 号炉タービン建物付近の浸水深は高くても 0.5m~1.0m 未満であるため、海水ポンプエリア防水壁及び島根原子力発電所 2 号炉タービン建物水密扉等の評価に用いる浸水深は 1.0m とする。

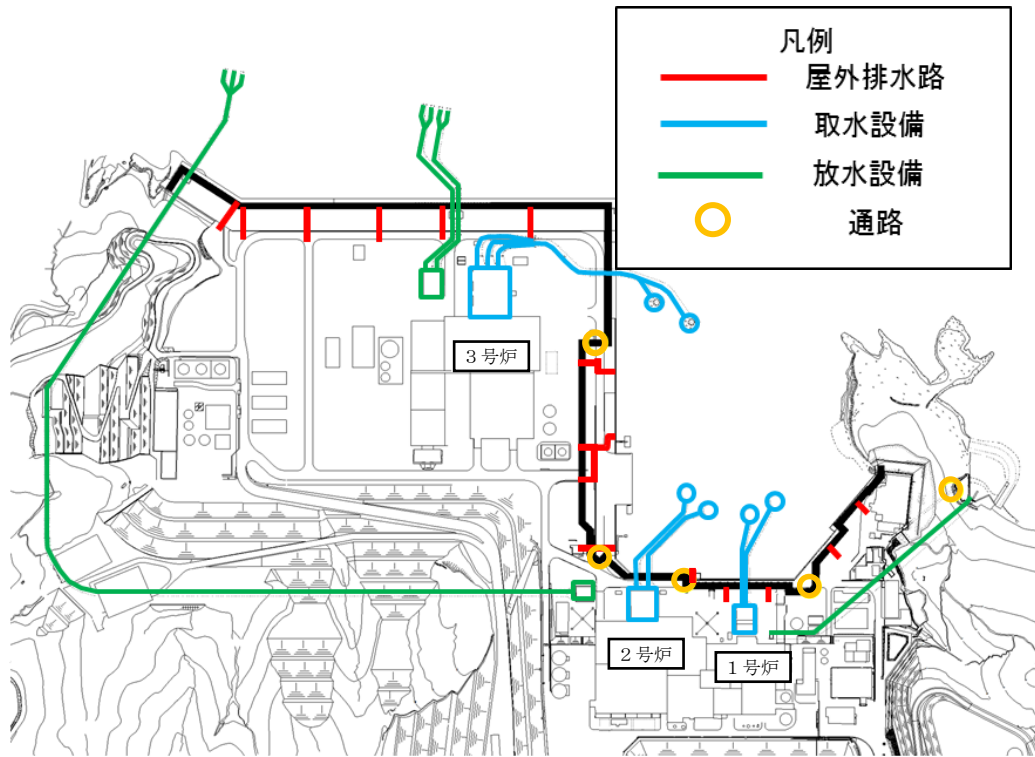
浸水深 1.0m (E L 9.5m) では、海水ポンプ防水壁の機能喪失浸水高以下であるため防水壁は損傷せず、また、第 6 図の管路計算結果に示すとおり、除じん機エリアの津波高さは E L 12.1m であり、除じん機エリア防水壁を越波し海水ポンプエリアに浸水することはない。同様に、建物外壁の水密扉の機能喪失浸水高以下であるため水密扉は損傷せず、建物内への浸水は発生しない。



第1図 施設護岸最高水位地点

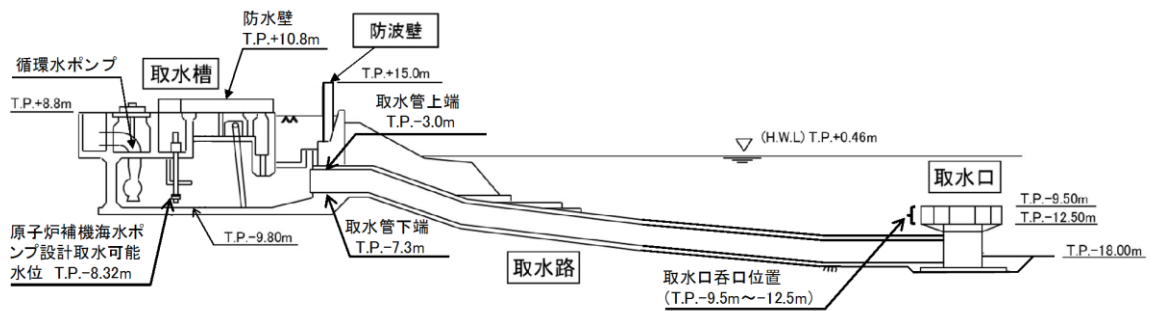


第2図 施設護岸最高水位地点での時刻歴波形

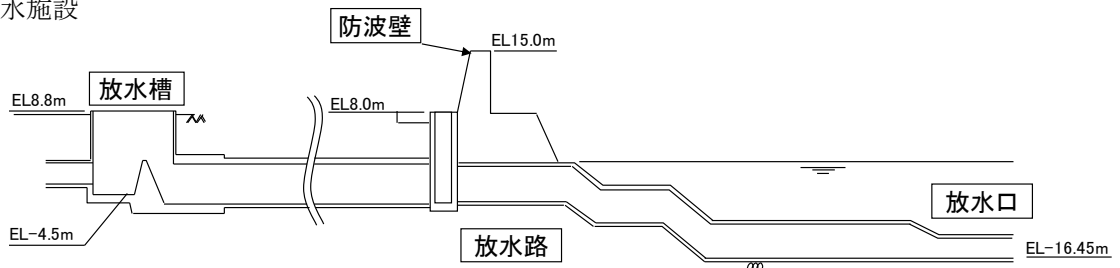


第3図 開口部位置図

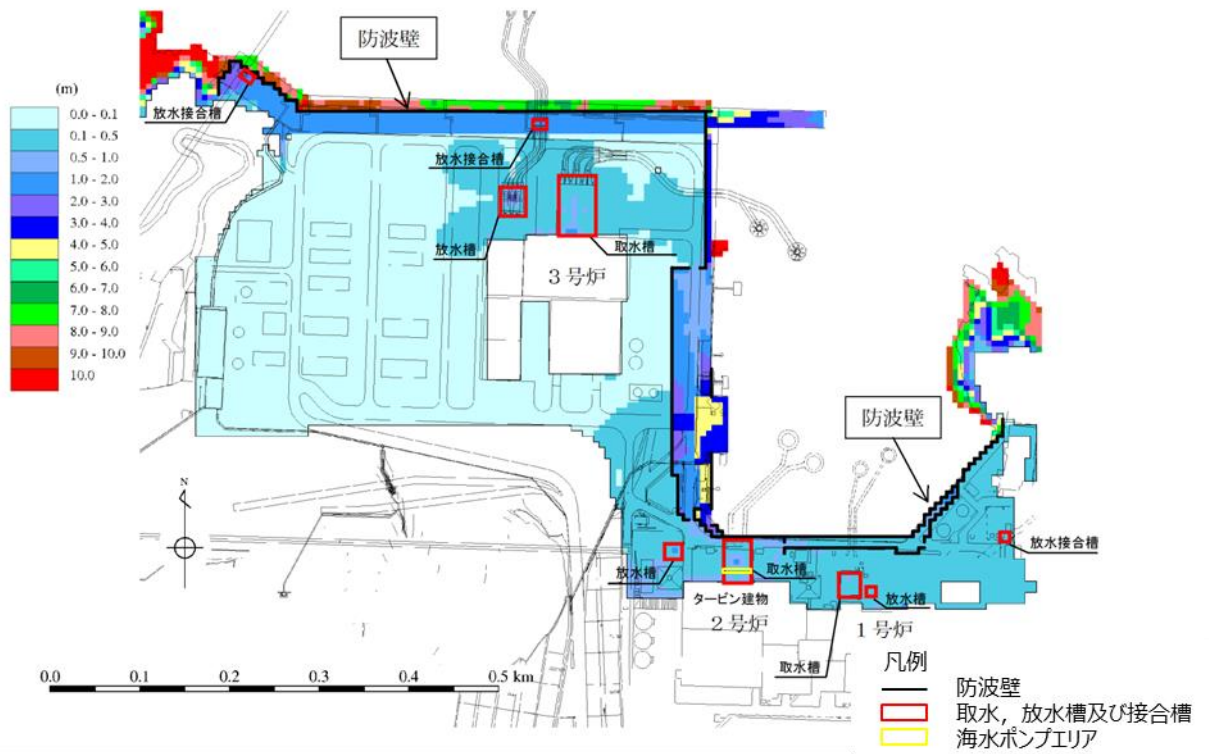
取水施設



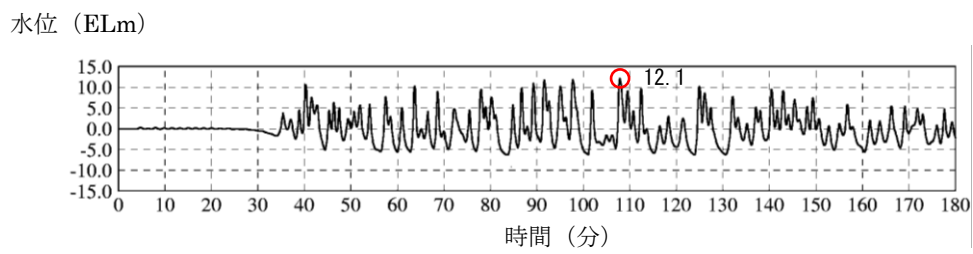
放水施設



第4図 島根原子力発電所2号炉 取水・放水施設



第5図 敷地内浸水深分布



第6図 除じん機エリアでの時刻歴波形

第1表 流入経路の諸元及び浸水対策実施状況

設備	諸元 (開口面積)	流入経路としての取扱い	備考
1号炉取水槽	約 230m ²	考慮する	E L 10.8m の開口部
2号炉取水槽	約 180m ²	考慮する	E L 10.8m の開口部
3号炉取水槽	約 610m ²	考慮する	E L 10.8m の開口部
1号炉放水槽	約 30m ²	考慮する	E L 8.8m の開口部
2号炉放水槽	約 360m ²	考慮する	E L 8.8m の開口部
3号炉放水槽	約 90m ²	考慮する	E L 8.8m の開口部
1号炉 放水接合槽	約 30m ²	考慮する	E L 9.0m の開口部
2号炉 放水接合槽	約 50m ²	考慮する	E L 8.0m の開口部
3号炉 放水接合槽	約 110m ²	考慮する	E L 8.0m の開口部
屋外排水路	約 1~4m ²	考慮しない	耐力評価結果による
1号炉放水 連絡通路	約 10m ²	考慮しない	耐力評価結果による
防波壁通路	約 30~70m ²	考慮する	開状態を想定し保守 的に設定

第2表 流入経路からの敷地内への浸水量

流入経路	浸水量(m ³)
防波壁(越波)	約2,000
1号炉取水槽	約200
2号炉取水槽	約2,800
3号炉取水槽	約1,100
1号炉放水槽	約100
2号炉放水槽	約1,900
3号炉放水槽	約4,800
1号炉放水接合槽	約500
2号炉放水接合槽	約3,200
3号炉放水接合槽	約5,400
防波壁通路防波扉	約2,000
合計	約24,000

第3表 島根原子力発電所2号炉 屋外構築物まわりの最大浸水高と機能喪失浸水高の比較

津波高さ	屋外構築物	敷地高	浸水深	最大浸水高	機能喪失浸水高 ^{※1}	健全性
E L 20m	除じん機エリア防水壁	—	—	E L 12.1m ^{※2}	E L 12.3m	○
	海水ポンプエリア防水壁	E L 8.5m	1.0m ^{※3}	E L 10.5m ^{※4} (E L 9.5m)	E L 10.8m	○
	海水ポンプ給気エリア防水壁				E L 10.8m	○
	海水ポンプエリア水密扉				E L 10.8m	○
	タービン建物外壁				E L 15.0m	○
	タービン建物水密扉				E L 15.0m	○
	起動変圧器前防水壁				E L 15.0m	○

- ※1 設計時に考慮した静水圧に対する許容浸水高
- ※2 管路計算による取水槽内の最大津波高さ
- ※3 E L 20m 津波による浸水解析結果を基に設定した値
- ※4 防波壁を越波する津波の波力を考慮した静水圧

防波壁を越波して浸水する津波の波力は、内閣府作成の「津波避難ビル等に係るガイドライン」の「巻末資料② 構造物要件の基本的な考え方」において示されていたものを、東日本大震災における津波による建築物被害の調査を踏まえ、津波避難ビル等の構造上の要件について取りまとめられ、平成23年11月17日に国土交通省から各自治体に通知されている暫定指針を参考に浸水深の2倍を考慮し評価した値。参考図に浸水高の2倍の根拠である暫定指針の抜粋を示す。

構造設計用の進行方向の津波波圧は下式により算定する。

$$qz = \rho g(ah - z) \quad (4.1)$$

ここに、

qz : 構造設計用の進行方向の津波波圧 (kN/m²)

ρ : 水の単位体積質量 (t/m³)

g : 重力加速度 (m/s²)

h : 設計用浸水深 (m)

z : 当該部分の地盤面からの高さ (0 ≤ z ≤ ah) (m)

a : 水深係数。3とする。ただし、次の表に掲げる要件に該当する場合は、それぞれ a の値の欄の数値とすることができる。(注: この係数は、建築物等の前面でのせき上げによる津波の水位の上昇の程度を表したものでない。)

	要 件	aの値
(一)	津波避難ビル等から津波が生じる方向に施設又は他の建築物がある場合 (津波を軽減する効果が見込まれる場合に限る)	2
(二)	(一)の場合で、津波避難ビル等の位置が海岸及び河川から 500 m以上離れている場合	1.5

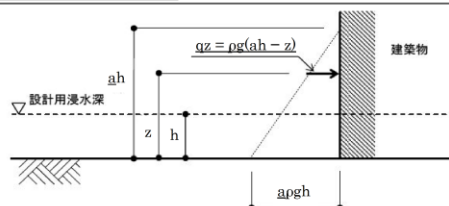


図4-1 4.1式による津波波圧

参考図 越波する津波波力の浸水深の2倍の考え方について

国土交通省住宅局長発信文書 (平成23年11月17日付) 「津波に対し構造耐力上安全な構築物の設計方等に係る追加的知見について (技術的助言)」抜粋

E L 20m 津波に対する津波防護施設及び浸水防止設備の評価について

1. E L 20m 津波時の津波防護施設及び浸水防止設備の評価

E L 20m 津波に対して、考慮した津波防護施設及び浸水防止設備がその機能が維持できることを確認するため、E L 20m 津波時の最大浸水高と機能喪失浸水高の比較を行う。「第 1. 2. 2. a-2 表 対象とした津波防護施設及び浸水防止設備」の設備に関して、E L 20m 津波時の各施設の最大浸水高と機能喪失浸水高の比較を第 1 表に示す。第 1 表に示すとおり、E L 20m 津波時の最大浸水高は機能喪失浸水高未満であるため、E L 20m 津波に対して、考慮した津波防護施設及び浸水防止設備が機能維持できることを確認した。

第 1 表 E L 20m 津波時の最大浸水高と機能喪失浸水高の比較

区分	名称	箇所数	設置場所	最大浸水高	機能喪失浸水高
屋外	防波壁	一式	敷地護岸周辺	E L 20m	E L 15.0m ^{※1} (補足説明資料 1. 2. 2. a-3 参照)
屋外	屋外排水路 逆止弁	15 箇所	屋外排水路	E L 20m	E L 20m 超 (補足説明資料 1. 2. 2. a-3 参照)
屋外	防波扉	1 箇所	1 号炉放水連絡通路	E L 20m	
屋外	防水壁	1 箇所	起動変圧器前	E L 10.5m ^{※2} (E L 9.5m) ^{※6}	E L 15.0m ^{※4}
屋外	防水壁	1 箇所	海水ポンプエリア	E L 10.5m ^{※2} (E L 9.5m) ^{※6}	E L 10.8m ^{※4}
屋外	防水壁	1 箇所	海水ポンプ給気 エリア	E L 10.5m ^{※2} (E L 9.5m) ^{※6}	E L 10.8m ^{※4}
屋外	防水壁	1 箇所	除じん機エリア	E L 12.1m ^{※3}	E L 12.3m ^{※4}
屋外	閉止板	1 箇所	取水管立入ピット	E L 12.1m ^{※3}	E L 12.3m ^{※4}
屋外	床ドレン逆止弁	一式	取水槽	E L 12.1m ^{※3}	E L 20.0m ^{※4}
屋外	水密扉	3 箇所	海水ポンプエリア	E L 9.5m ^{※6}	E L 15.0m ^{※4}
屋外/ 屋内	水密扉	4 箇所	タービン建物	E L 10.5m ^{※2} (E L 9.5m) ^{※6}	E L 15.0m ^{※4}
屋内	水密扉	1 箇所	原子炉建物境界	浸水なし	E L 6.1m ^{※4}
屋外	貫通部止水処置	一式	海水ポンプエリア	E L 9.5m ^{※6}	E L 11.0m ^{※5}
屋外/ 屋内	貫通部止水処置	一式	タービン建物と屋外 の地下部～E L 15.0m までの境界	E L 9.5m ^{※6}	E L 11.0m ^{※5}
屋内	貫通部止水処置	一式	タービン建物と原子 炉建物及び廃棄物処 理建物の地下部～E L 8.8m までの壁面	浸水なし	E L 11.0m ^{※5}

※1 E L 15m を超える津波は越波するが、E L 20m 津波による波力に対して強度は維持できる。

※2 防波壁を越波する津波の波力を考慮した静水圧

※3 管路計算による取水槽内の最大津波高さ

※4 設計時に考慮した静水圧に対する許容浸水高

※5 試験で確認済の止水性能を踏まえて設定した値

※6 E L 20m 津波による浸水解析結果を基に設定した値

2. 貫通部止水処置

(1) 評価内容

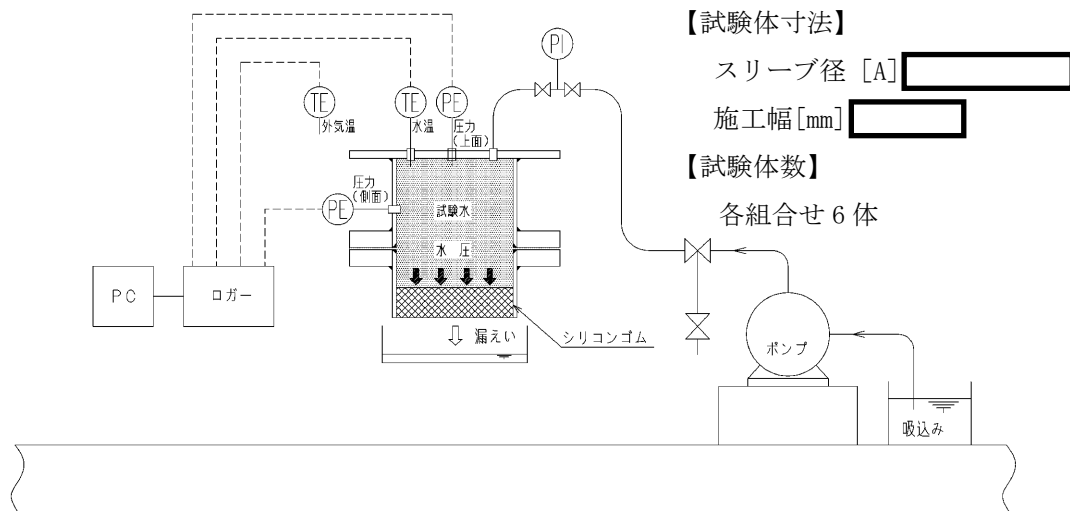
貫通部止水処置に使用されている、貫通部シール材であるシリコンとモルタルの止水性能を確認する。

(2) 評価結果

a. シリコン（配管貫通部）

配管貫通部の止水処置に用いるシリコンについては、第1図のような試験体による引張試験により止水性能を確認した。

本試験において得られたシリコンの破壊限界値は [] (試験体6体のうち最も低い破壊限界値) であり、約 [] の静水圧に相当することから、止水性能は十分に確保できる。



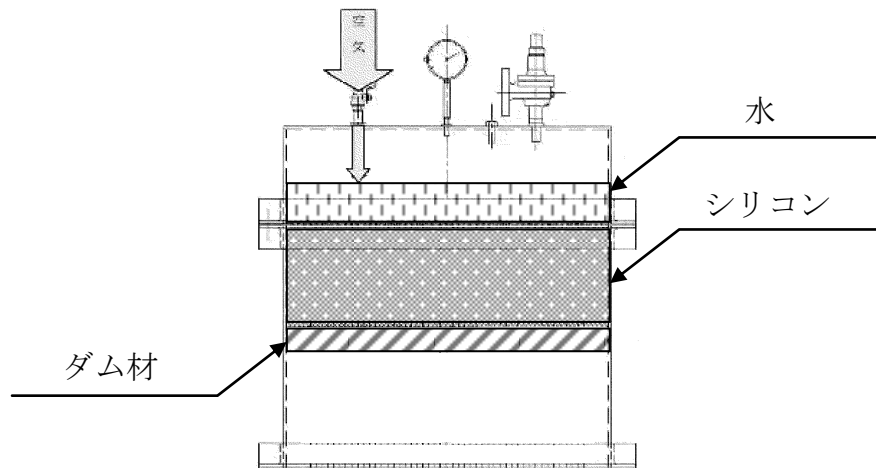
【試験方法】

試験装置に注水後、水により加圧
試験圧力 [] ， 保持時間 15 分

第1図 試験体形状

b. シリコン（電気関係貫通部）

電気関係貫通部処理の止水処置に用いるシリコンについては、第2図に示すとおり、試験圧力0.147MPa（静水圧15m相当）で継続加圧した結果、漏えいは認められなかったため、止水性能は十分に確保できる。



【試験条件】

シリコン充填高さ：

【試験方法】

試験装置に注水後，空気により加圧
試験圧力（0.147MPa），保持時間72時間

第2図 試験装置全体図

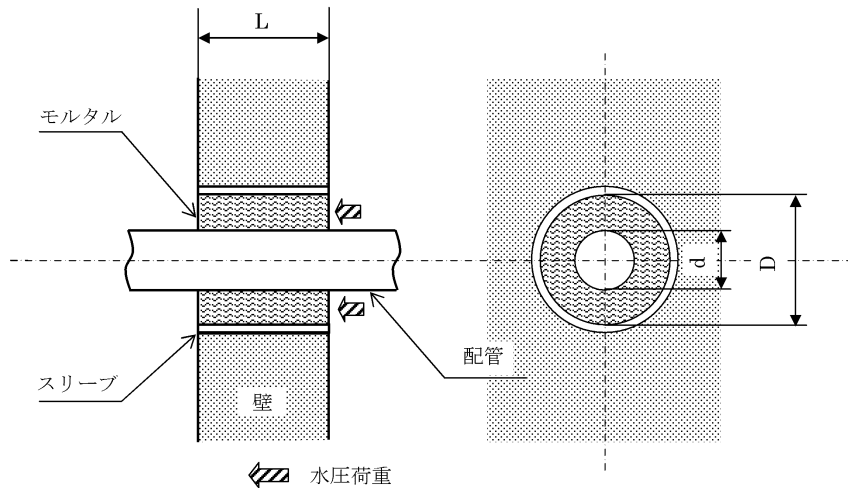
c. モルタル

貫通部の止水処置に用いるモルタルについては、以下のとおり静水圧に対し十分な耐性を有していることを確認している。モルタルの評価概要を第3図に示す。

【検討条件】

- ・スリーブ径：D [mm]
- ・モルタルの充填深さ：L [mm]
- ・配管径：d [mm]
- ・モルタル許容付着強度※：2.0 [N/mm²]
- ・静水圧：0.2 [N/mm²]（保守的に20m相当の静水圧を想定）

※「鉄筋コンクリート構造計算基準・同解説2010」による。



第3図 モルタル評価概要図

① モルタル部分に作用する水圧荷重 (P1)

静水圧がモルタル部分に作用したときに生じる荷重は以下のとおり。

$$P1 \text{ [N]} = 0.2 \text{ [N/mm}^2\text{]} \times (\pi \times (D^2 - d^2) / 4) \text{ [mm}^2\text{]}$$

② モルタルの許容付着荷重 (P2)

静水圧がモルタル部分に作用したときに、モルタルが耐える限界の付着荷重は以下のとおり。

$$P2 \text{ [N]} = 2.0 \text{ [N/mm}^2\text{]} \times (\pi \times (D+d) \times L) \text{ [mm}^2\text{]}$$

モルタルの付着強度は、付着面積及び充填深さに比例するため、ここでは、保守的に貫通部に配管がない状態 (d=0) を想定し評価を行った。

静水圧に対して止水性能を確保するためには、 $P1 \leq P2$ であるため、以下のように整理できる。

$$0.03 \times D \text{ [mm]} \leq L \text{ [mm]}$$

上式より、モルタル施工箇所が止水性能を発揮するためには、貫通スリーブ径の3%以上の充填深さが必要である。例えば400mmの貫通スリーブに対して、約12mm以上の充填深さが必要であるが、実機における対象貫通部の最小厚さ200mmに対し、モルタルは壁厚さと同程度の厚さで充填されていることを踏まえると、止水性能は十分に確保できる。

津波 P R Aにおける漂流物の取り扱いについて

津波 P R A 学会標準の建物・機器のフラジリティ評価の中で、漂流物の選定に関して以下の記載がある。

【津波 P R A 学会標準 8. 2. 3 損傷モード及び部位の抽出 より抜粋】

なお、津波による対象漂流物の選定に際しては、5. 1. 3 フラジリティ評価関連情報の収集・分析で得られる当該サイトに影響を与える可能性のある漂流物の諸元(位置・種類・頻度)に留意し、支配的な津波波源から当該サイトまでに存在する漂流物の発生頻度が炉心損傷頻度に比べて小さい場合、もしくは、当該サイトに接岸していない船舶に対しては対象から除外してもよい。

発電所に影響を与える可能性のある漂流物を諸元(位置・種類・頻度)に留意して調査し、津波により漂流物となる可能性がある施設・設備について、1. 発電所構内と2. 発電所構外で区分けして評価した。

1. 発電所構内の評価

(1) 船舶(燃料等輸送船)

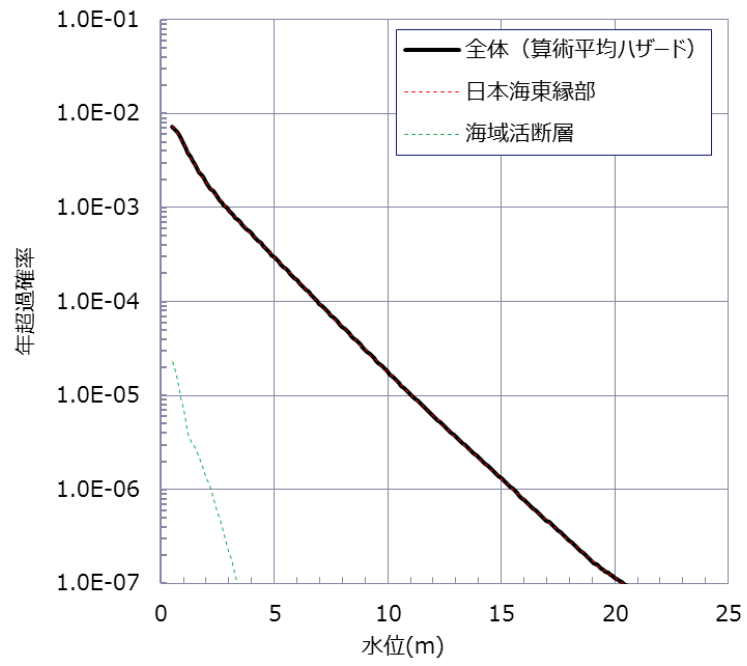
発電所内に停泊中の船舶は、津波襲来が想定される場合は湾外に避難するが、仮に避難する時間余裕がなく津波が襲来した場合でも、以下のとおり、炉心損傷頻度の評価に有意な影響を与えるものではないと判断した。

a. 海域活断層に想定される地震による津波

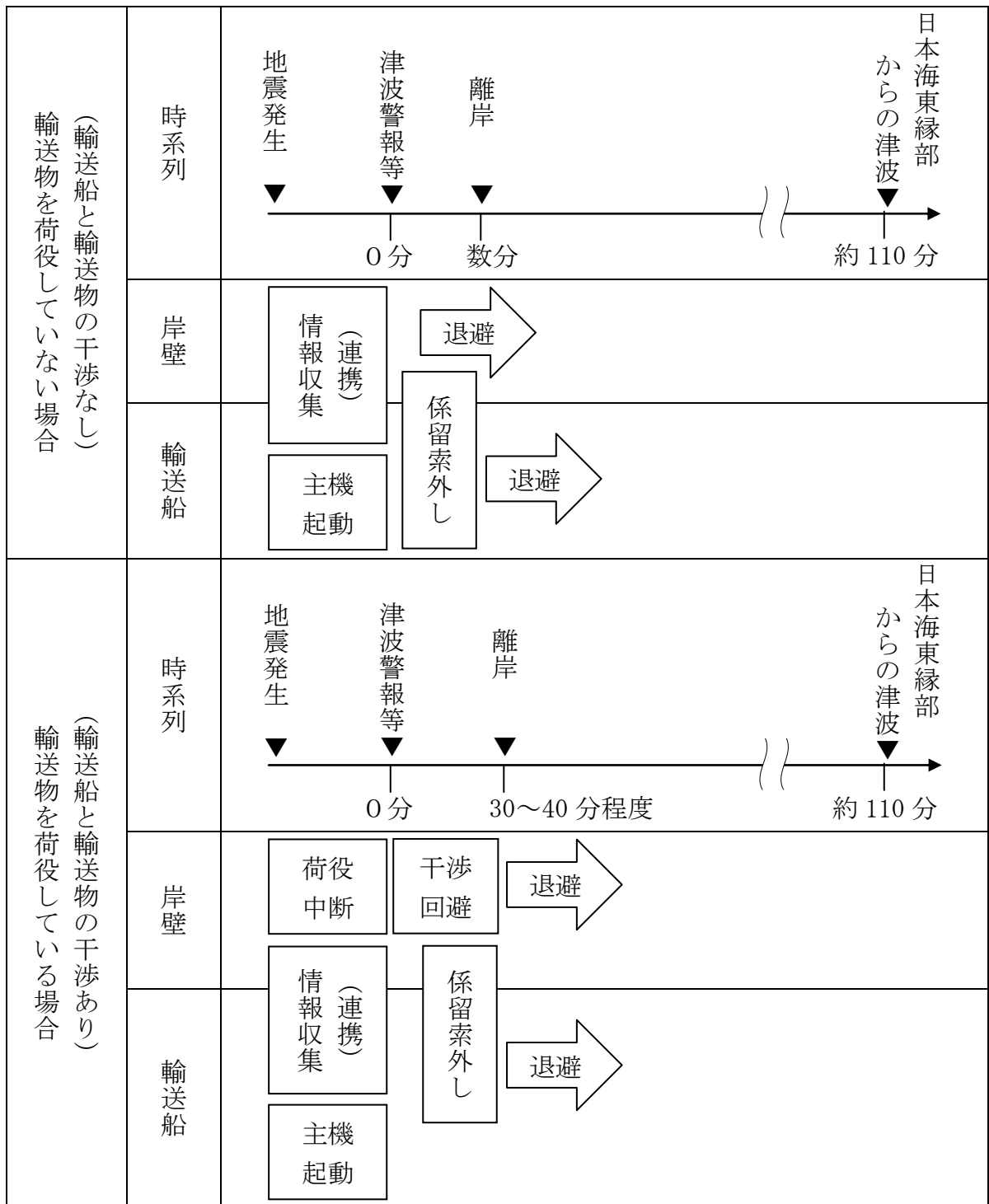
島根原子力発電所に想定する津波のうち、海域活断層に想定される地震による津波は、地震発生後、数分で到達するが、第1図に示すとおり、年超過確率 1.0×10^{-7} / 炉年においても施設護岸における水位は E L 5m 未満であり、仮に燃料等輸送船が漂流物となった場合でも炉心損傷に有意な影響を及ぼす可能性は十分に小さい。

b. 日本海東縁部に想定される地震による津波

島根原子力発電所に想定する津波のうち、日本海東縁部に想定される地震による津波は、地震発生後、発電所到達までに約 110 分程度の時間を要するため、第2図に示すとおり、発電所内に停泊する燃料等輸送船は、地震発生後 40 分程度で退避可能であり、日本海東縁部に想定される地震による津波に対し、漂流物となる可能性は十分に小さい。



第 1 図 施設護岸における津波水位に対する年超過確率

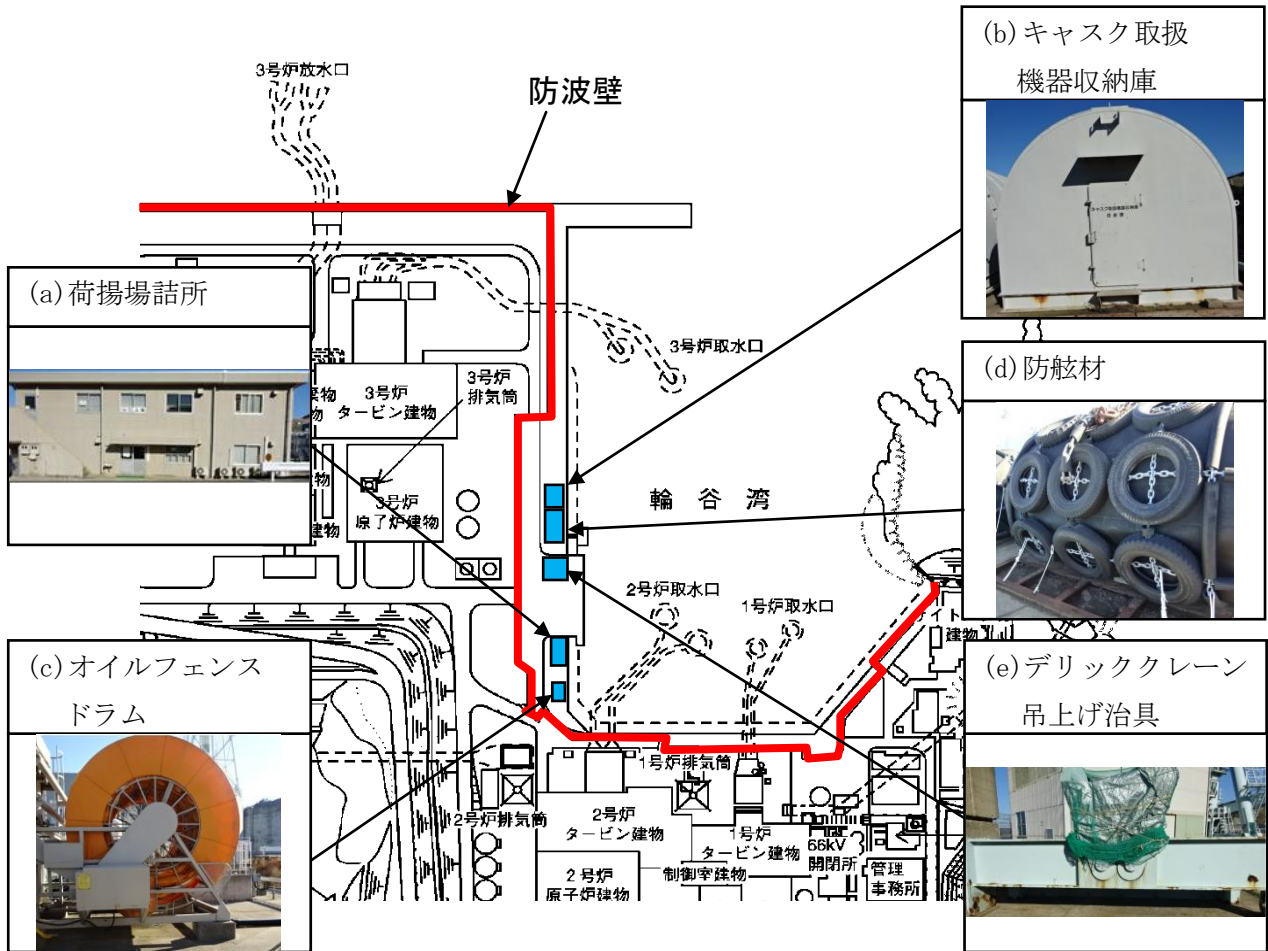


第2図 津波の到達と緊急退避に要する時間との関係

(2) 建物・構築物等

PWDにより確認した発電所構内で漂流物となる可能性のあるものとしては、第3図に示す防波壁の外側にある主要な敷地内構築物及び設置物が挙げられる。

基準津波時の荷揚場の最高水位はE L6.7mで、荷揚場高さE L6.0mを越えるが、これらの構築物及び設置物が漂流してE L8.5mに設置された防波壁に影響を及ぼすおそれはない。また、基準超過津波時に漂流した場合でも、第1表に示すとおり防波壁の健全性に影響を及ぼす可能性は十分小さい。



第3図 防波壁の外側にある敷地内構築物及び設置物

第1表 防波壁の外側にある敷地内構築物及び設置物の評価結果

	設備 (設置高さ)	概略寸法及び 概算重量	評価結果
(a)	荷揚場詰所 (E L 6.0m)	(縦) 8.6m× (横) 18.1m× (高さ) 6.5m	詰所は鉄骨造であり、詰所内の事務機器等が防波壁に衝突した場合でも防波壁の健全性に影響を及ぼす可能性は十分に小さい。
(b)	キャスク取扱機器 収納庫 (E L 6.0m)	(縦) 7.8m× (横) 4.6m× (高さ) 4.5m (重量) カバー部：4.3t 定盤部：7.9t	定盤部は重量物でありコンクリート基礎部にアンカーボルトで固定されているため、漂流物となる可能性は十分に小さい。カバー部は漂流物となる可能性があるが、防波壁の健全性に影響を及ぼす可能性は小さい。
(c)	オイルフェンス ドラム (E L 6.0m)	(縦) 5.2m× (横) 3.0m× (高さ) 3.9m (重量) 本体：2.6t オイルフェンス：0.8t	コンクリート基礎部にアンカーボルトで固定された構造物で、鋼製の本体とオイルフェンスからなる。重量物であり津波で押し流された場合でも、防波壁のあるE L 8.5m 盤に乗り上げて防波壁の健全性に影響を及ぼす可能性は十分に小さい。
(d)	防舷材 (E L 6.0m)	(縦) 2.5m× (横) 1.3m× (高さ) 1.3m (重量) 0.6t	船舶等の接舷時の衝撃を和らげるための緩衝材であり、津波時には浮き上がる可能性があるが、用途から考えて防波壁に衝突しても防波壁の健全性に影響を及ぼす可能性は十分に小さい。
(e)	デリッククレーン 吊上げ治具 (E L 6.0m)	(縦) 5.7m× (横) 0.7m× (高さ) 1.9m (重量) 8t	鋼製構造物の重量物であり津波で押し流された場合でも、防波壁のあるE L 8.5m 盤に乗り上げて防波壁の健全性に影響を及ぼす可能性は十分に小さい。

2. 発電所構外の評価

(1) 漂流物調査範囲の設定

基準津波による漂流物調査範囲は、基準津波による敷地前面海域の流向及び流速を考慮し、発電所周辺約2kmの範囲としている。また、漂流物の到達範囲は1kmの範囲としている。

この漂流物調査範囲及び漂流物の到達範囲は、基準津波の（寄せ波）1波による移動量約450mに、保守性を考慮して設定したものであり、津波レベル1PRAで想定するEL20m津波に対しても適用できるものとする。

(2) 漂流物となる可能性のある施設・設備の抽出

発電所周辺約2kmの調査を実施した。発電所周辺の海域及び陸域沿岸部の施設・設備の状況を第2表及び第4図に示す。

第2表 漂流物調査結果

施設・設備	調査結果
船舶（漁船等）	発電所から1km以遠にある片句漁港には12t未満の漁船が40隻程度係留されている。
建物・構築物等	発電所から1km以遠の漁港周辺に家屋、車両等がある。
定置網	発電所周辺に定置網の設置海域があるが、発電所周辺約2kmに定置網の設置海域はない。

(3) 発電所構外の施設・設備の評価

発電所周辺の海域及び陸域沿岸部の施設・設備の状況は以下に示すとおりであり、発電所周辺の施設・設備が発電所へ漂流物として到達する可能性は十分小さい。

a. 船舶（漁船等）

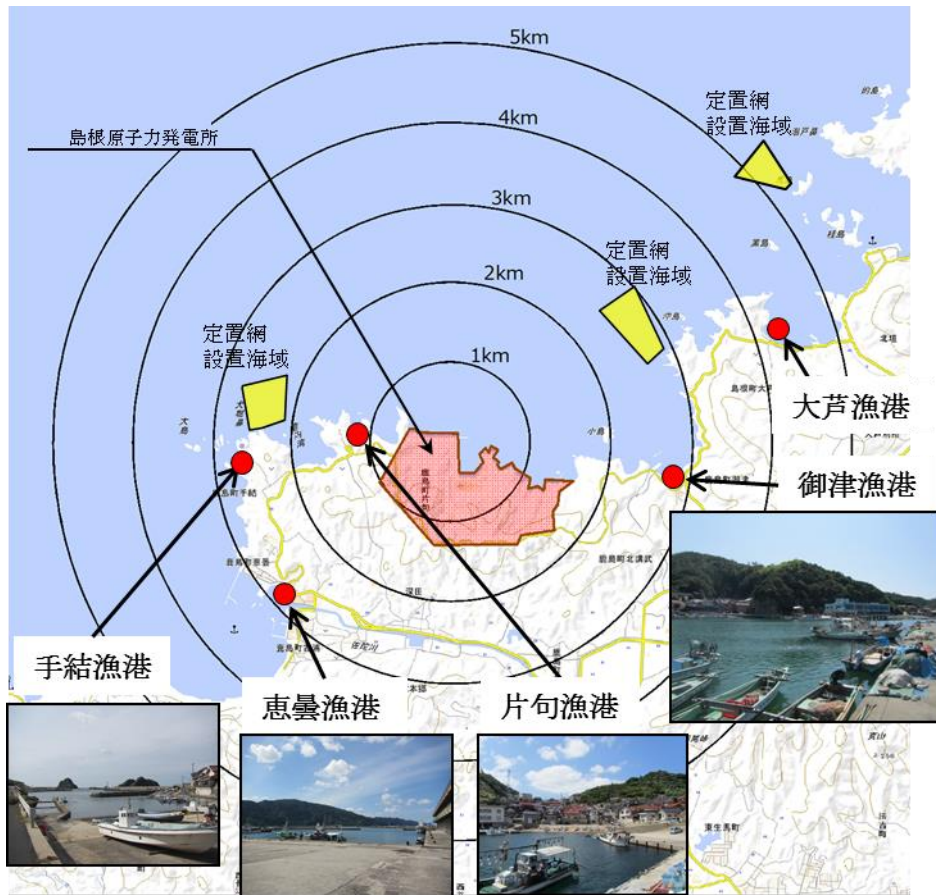
発電所周辺1kmの範囲に漁港はなく、漁港に係留されている漁船等は発電所への漂流物とはならない。また、発電所沖合を航行中の漁船が津波によって漂流する可能性は十分小さく、発電所への漂流物とはならない。

b. 建物・構築物等

発電所周辺1kmの範囲の陸域には家屋、車両等ないため、発電所への漂流物とはならない。

c. 定置網

発電所周辺1kmの範囲の海域には定置網の設置海域はないため、発電所への漂流物とはならない。



第4図 発電所構外図

防波壁，屋外排水路逆止弁及び1号放水連絡通路防波扉の耐力について

1. 防波壁の耐力

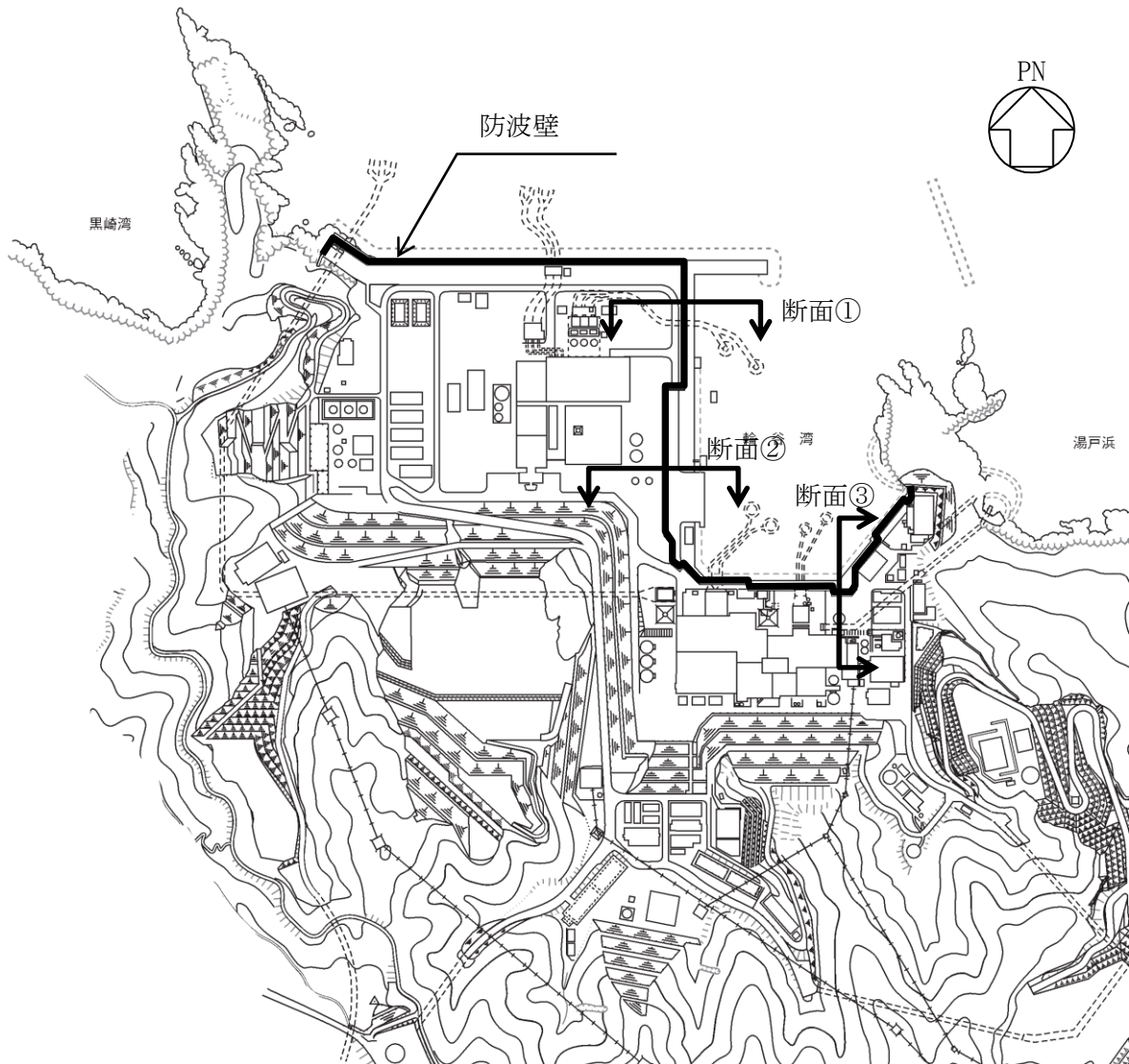
(1) 防波壁の概要

防波壁は，敷地の海側に位置し，天端高さE L 15m，延長約 1,500m にわたり設置された津波防護施設である。

防波壁の配置図を第 1 図に示す。また，防波壁の評価対象断面図を第 2 図に示す。

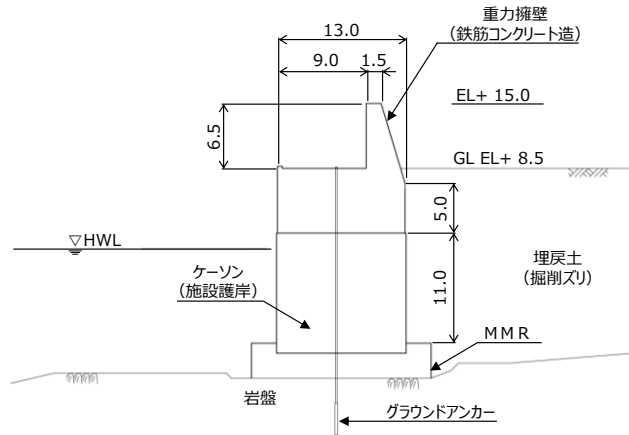
防波壁の耐力評価は，「港湾の施設の技術上の基準・同解説（日本港湾協会：2007）」を参考に実施しており，防波壁について部材応力評価を行っている。

なお，防波壁は 10～20m 程度のスパンを 1 ブロックとした線状構造物であることから，防波壁法線と直交する断面（弱軸方向）をモデル化し，隣接するブロック及び防波扉を考慮せず，耐震性を確保する設計としている。

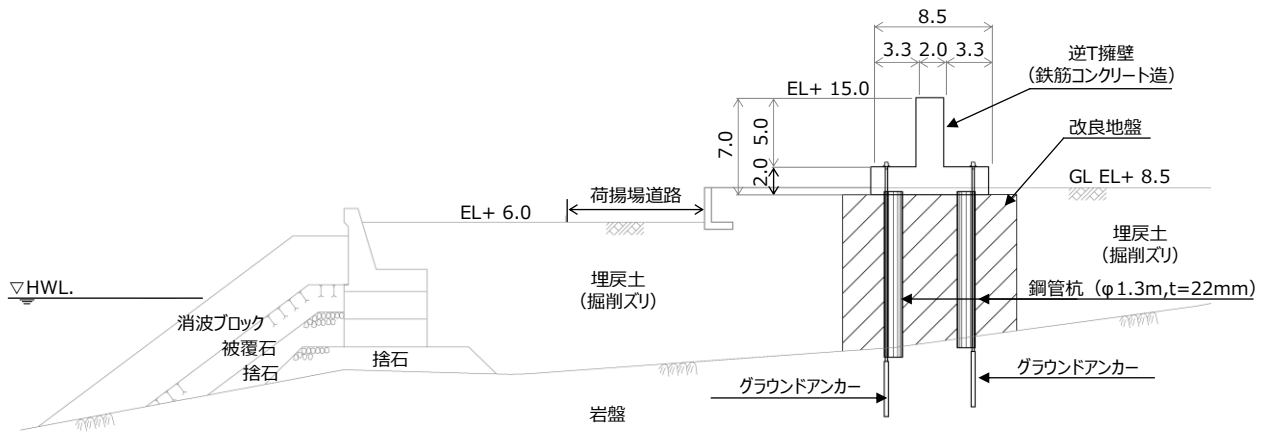


第 1 図 防波壁配置図

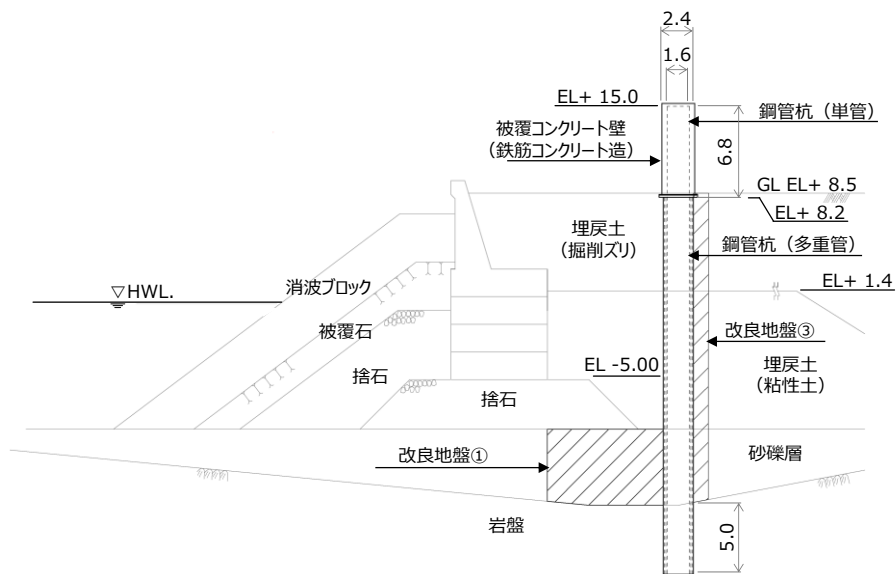
【断面①】



【断面②】



【断面③】



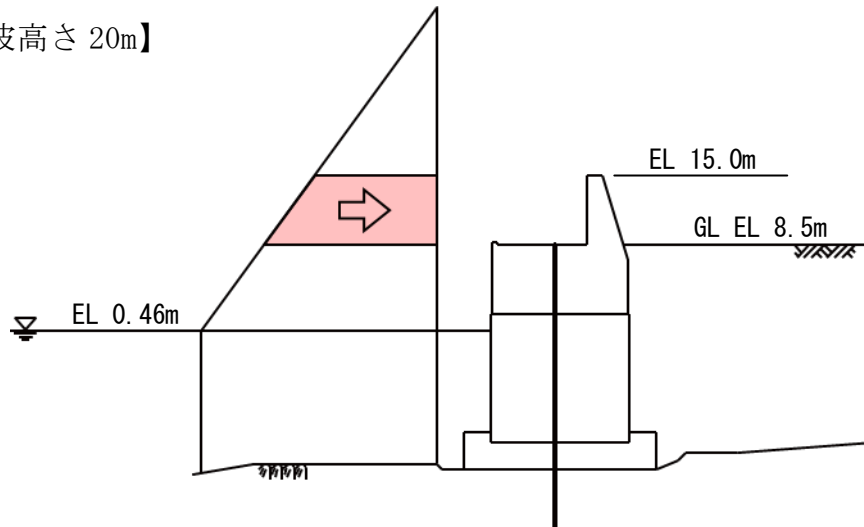
第2図 防波壁評価対象断面図 (単位：m)

(2) 津波高さ 20m における耐力評価結果

津波高さ 20m における津波波力分布図を第 3 図に示す。

また、津波高さ 20m における防波壁（断面①，断面②，断面③）の評価結果を第 1 表に示す。評価結果が最も厳しい断面②における津波高さ 20m の評価結果は、0.48 となり、1.0 を下回る。

【津波高さ 20m】



第 3 図 津波波力分布図（断面①）

第 1 表 防波壁の耐力評価結果（耐力作用比）

断面名称		曲げ・軸力	せん断力
断面①		0.40	0.39
断面②	縦壁	0.48	0.44
	鋼管杭	0.40	0.12
断面③		0.43	0.10

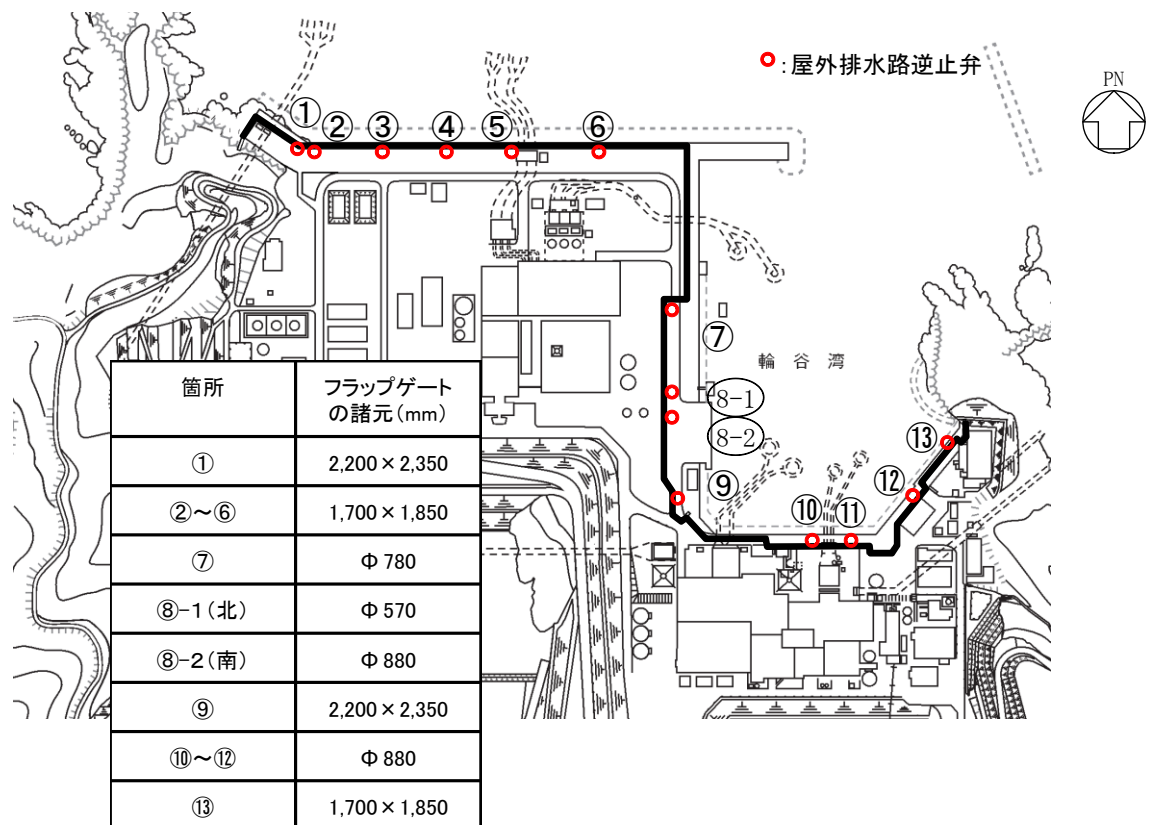
2. 屋外排水路逆止弁

(1) 屋外排水路逆止弁の概要

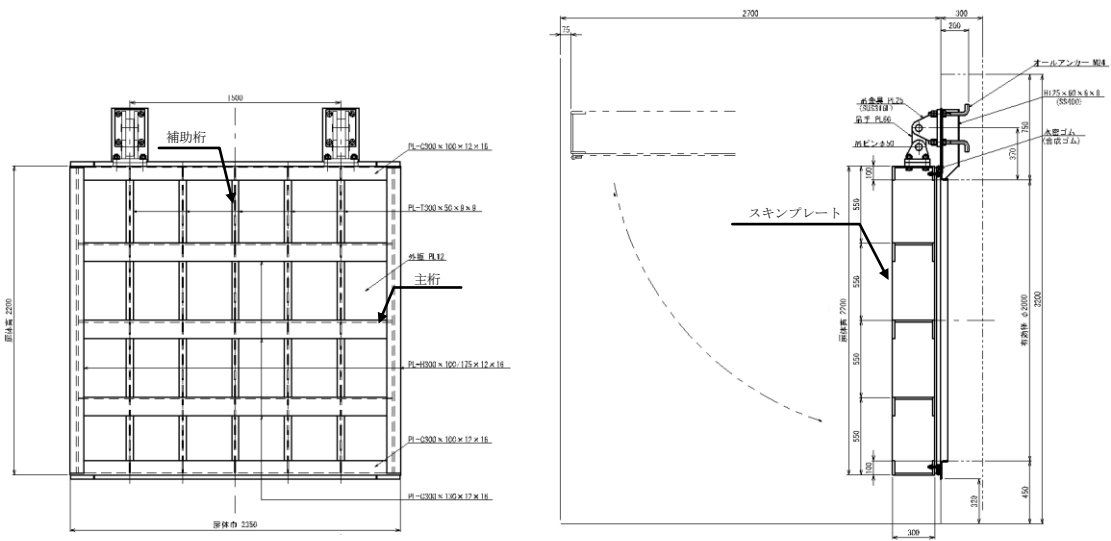
屋外排水路逆止弁は、耐震性を有する排水桝（計 14 箇所）に設置された鋼製フラップゲートである。逆止弁の配置図を第 4 図に、代表例として逆止弁⑨の構造図を第 5 図に示す。

逆止弁の耐力評価は、「鋼構造設計規準 - 許容応力度法 - （日本建築学会：2005 改訂）」等に準拠し、部材応力評価を行っている。

なお、津波荷重については、「港湾の施設の技術上の基準・同解説（日本港湾協会：2007）」に準拠し、考慮する。



第 4 図 逆止弁配置図



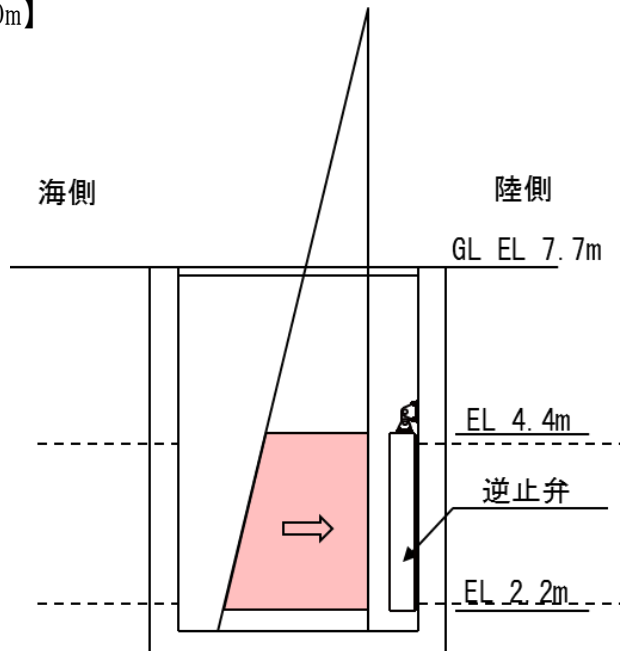
第5図 逆止弁⑨構造図

(2) 津波高さ 20m における耐力評価結果

津波高さ 20m における津波水圧分布図を第6図に示す。

また、津波高さ 20m における大口径の逆止弁の評価結果を第2表に示す。評価結果が最も厳しい逆止弁⑨における津波高さ 20m の評価結果は 0.51 となり、1.0 を下回る。

【津波高さ 20m】



第6図 津波水圧分布図 (逆止弁⑨)

第2表 屋外排水路の逆止弁の耐力評価結果（耐力作用比）

逆止弁		スキンプレート	主桁	補助桁
逆止弁 ②～⑥, ⑬	1,700×1,850	0.33	0.50	0.13
逆止弁①, ⑨	2,200×2,350	0.36	0.51	0.08

※ 同一形状の逆止弁について、最も深い位置に設置している逆止弁の耐力評価結果値を記載

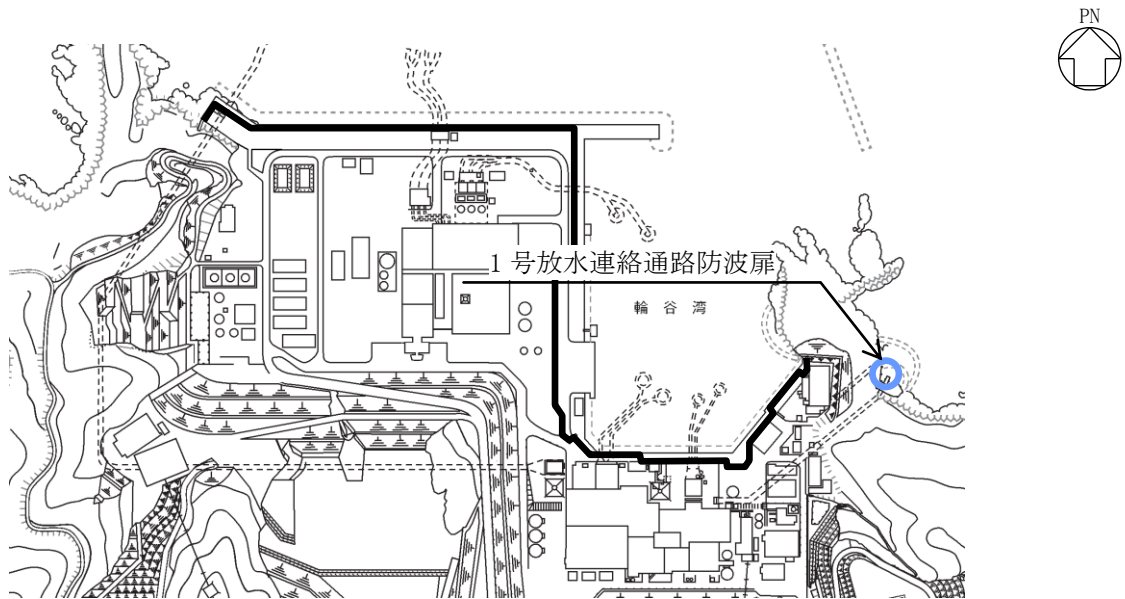
3. 1号放水連絡通路防波扉

(1) 1号放水連絡通路防波扉の概要

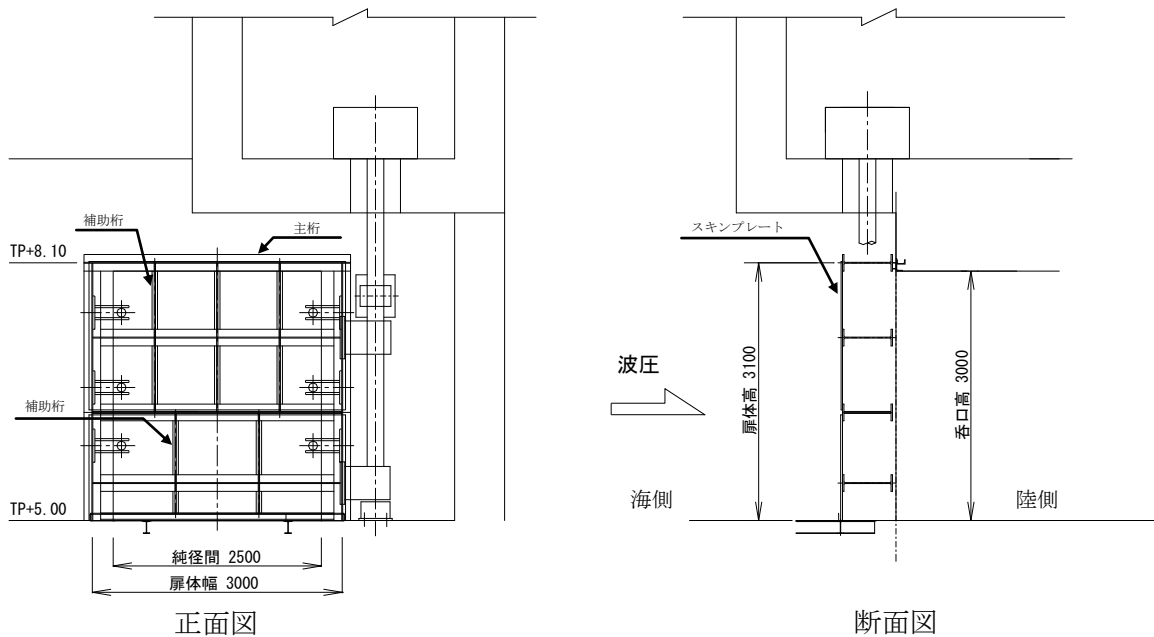
1号放水連絡通路防波扉は、1号炉放水連絡通路の放水口側（海側）に位置する鋼製スイングゲートである。1号放水連絡通路防波扉の配置図を第7図に、構造図を第8図に示す。

1号放水連絡通路防波扉の耐力評価は、「鋼構造設計規準 - 許容応力度法 - (日本建築学会：2005改訂)」等に準拠し、部材応力評価を行っている。

なお、津波荷重については、「港湾の施設の技術上の基準・同解説（日本港湾協会：2007）」に準拠し、考慮する。



第7図 1号放水連絡通路防波扉配置図



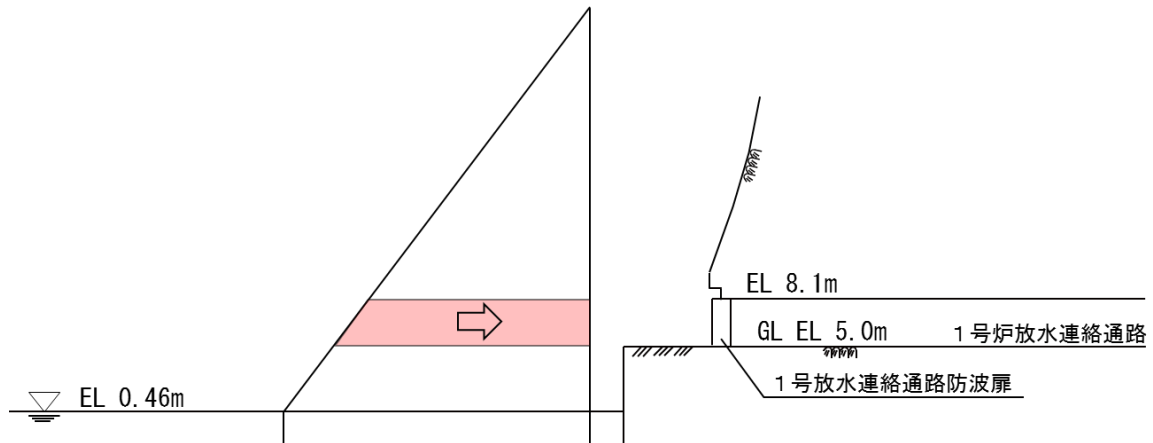
第8図 1号放水連絡通路防波扉構造図

(2) 津波高さ 20m における耐力評価結果

津波高さ 20m における津波波力分布図を第 9 図に示す。

また、津波高さ 20m における 1 号放水連絡通路防波扉の評価結果を第 3 表に示す。津波高さ 20m の評価結果は 0.48 となり、1.0 を下回る。

【津波高さ 20m】



第 9 図 津波波力分布図（1 号放水連絡通路防波扉）

第 3 表 1 号放水連絡通路防波扉の耐力評価結果（耐力作用比）

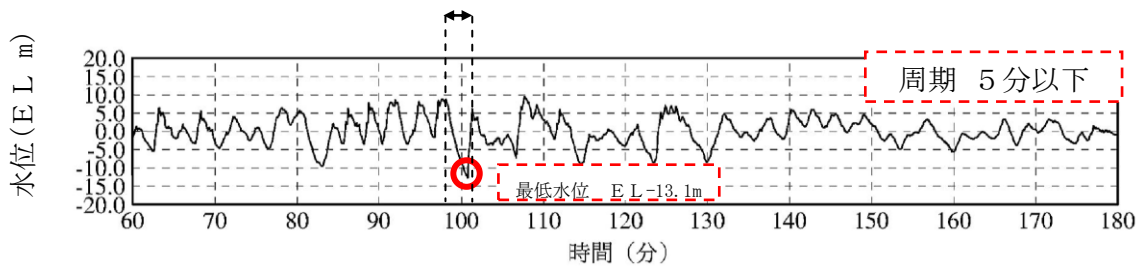
防波扉	スキンプレート	主桁	補助桁
1 号放水 連絡通路防波扉	0.41	0.48	0.17

引き波時を含む取水の継続性及び
事故シナリオの分析で引き波を除外する考え方について

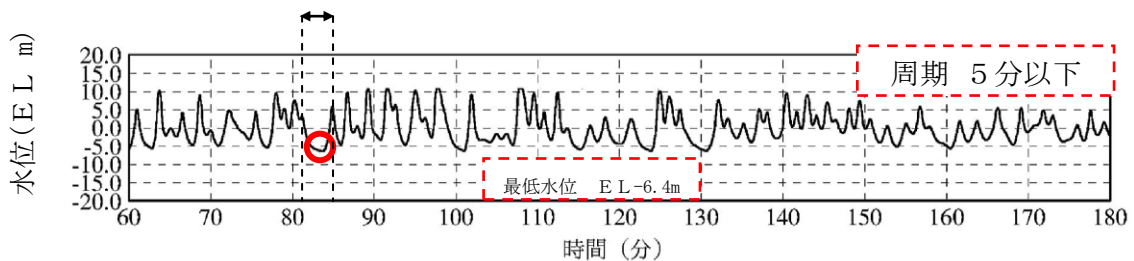
島根原子力発電所 2 号炉取水槽は貯留構造となっており，引き波時に取水口の水位が低下し取水管の下端レベルを下回っても，原子炉補機海水ポンプ（以下「R S Wポンプ」という。）の取水性能を維持できる。貯留構造により冷却水を確保できる時間と津波周期の関係を整理し，引き波時の取水の継続性を以下に示す。また，R S Wポンプの取水の継続性を踏まえ，事故シナリオの分析で引き波を除外する考え方を以下に示す。

1. 津波周期

E L 20m 津波時の水位の時刻歴波形を第 1 図及び第 2 図に示す。図より敷地前面の取水口及び取水槽での津波周期は 5 分以下であることがわかる。



第 1 図 E L 20m 津波での取水口での時刻歴波形



第 2 図 E L 20m 津波での取水槽での時刻歴波形

2. RSWポンプの取水継続時間

取水槽貯留構造によるRSWポンプの取水継続時間を、RSWポンプ設計取水可能水位及びRSWポンプ実取水可能水位の2通りのケースで評価した。

取水槽貯留構造部には、RSWポンプと循環水ポンプ（以下「CSWポンプ」という。）の吸込口があり、CSWポンプの運転状態によりRSWポンプの取水継続時間は異なる。津波時には取水槽水位低下（EL-3.0m）によりCSWポンプを停止することから、RSWポンプ設計取水可能水位による評価においてはCSWポンプから取水はない条件での評価とした。RSWポンプ実取水可能水位による評価においては、CSWポンプからの取水がある条件での評価も行った。

(1) RSWポンプ設計取水可能水位による評価

RSWポンプとCSWポンプの下端高さ与设计取水可能水位を第1表に、取水槽の貯留構造部を第3図に示す。津波時にはCSWポンプは停止することから、取水管下端を下回る引き波時に、RSWポンプは取水管下端～RSWポンプ設計取水可能水位の間の貯留水が使用可能である。このとき、RSWポンプの取水継続時間は以下に示すとおり約11分であり、津波周期（5分以下）を上回る。

【RSWポンプの取水継続時間（CSWポンプ取水なし）】

- ・取水可能容積：800m³
- ・RSWポンプ流量：68m³/分（2台運転）
- ・取水可能時間：800/68=11.7分

(2) RSWポンプ実取水可能水位による評価

RSWポンプの実取水可能水位を、添付に示す実機RSWポンプによる取水性能試験により確認した。その結果、RSWポンプはポンプ下端の水位まで取水できる構造であることを確認したため、RSWポンプの実取水可能水位をRSWポンプ下端水位として、RSWポンプの取水継続時間を評価した。取水槽の貯留構造部を第4図に示す。津波時にはCSWポンプは停止することとしているが、CSWポンプがポンプ下端まで取水可能であると想定した場合の評価も行った。RSWポンプの取水継続時間は、以下に示すとおりCSWポンプ取水なしの条件で約23分、CSWポンプ取水ありの条件で約10分であり、津波周期（5分以下）を上回る。

【RSWポンプの取水継続時間（CSWポンプ取水なし）】

- ・取水可能容積：1,600m³（取水管下端～RSWポンプ下端）
- ・RSWポンプ流量：68m³/分（2台運転）
- ・取水可能時間：1,600/68=23.5分

【RSWポンプの取水継続時間（CSWポンプ取水あり）】

- ・取水可能容積：700m³（CSWポンプ下端～RSWポンプ下端）
- ・RSWポンプ流量：68m³/分（2台運転）
- ・取水可能時間：700/68=10.2分

3. 事故シナリオの分析で引き波を除外する考え方

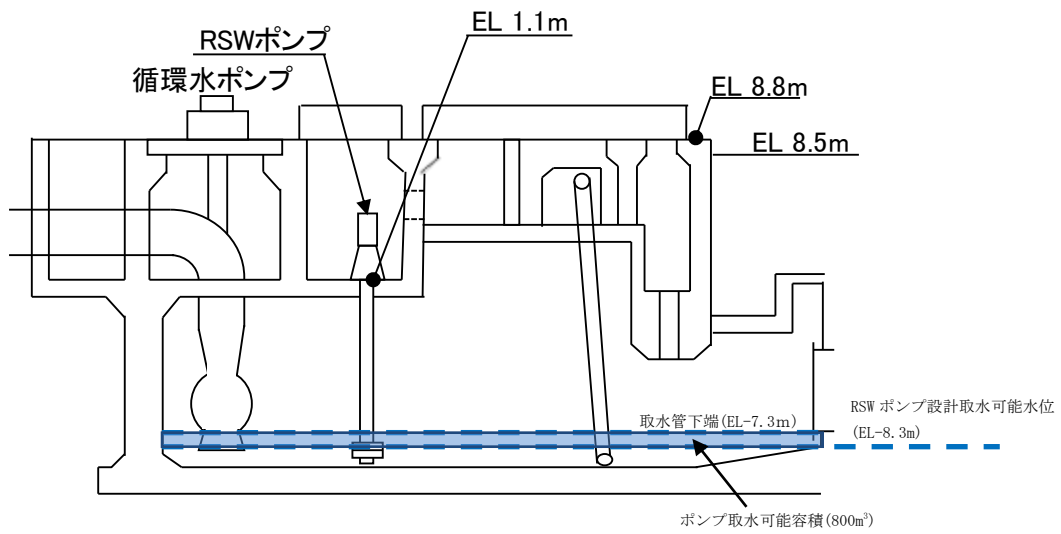
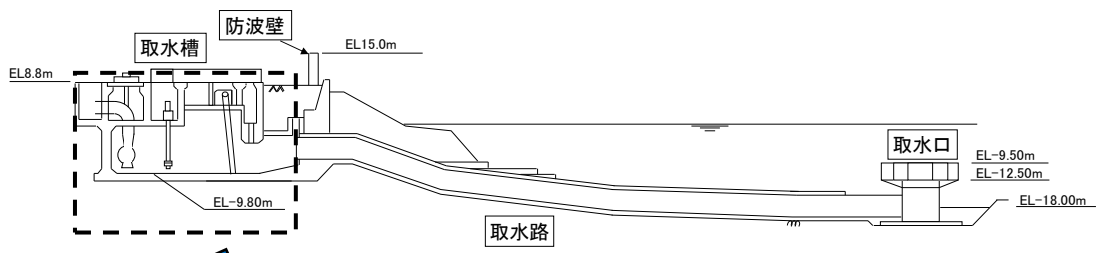
以上により、R S Wポンプの取水継続時間は、R S Wポンプの設計取水可能水位及び実取水可能水位のいずれの場合でも、津波周期(5分以下)を十分上回り、E L 20m 津波による引き波時にもR S Wポンプの取水性が確保できることを確認した。

事故シナリオの分析においては、E L 20m 津波による引き波時にもR S Wポンプの取水性が確保されることから、引き波を除外することとした。

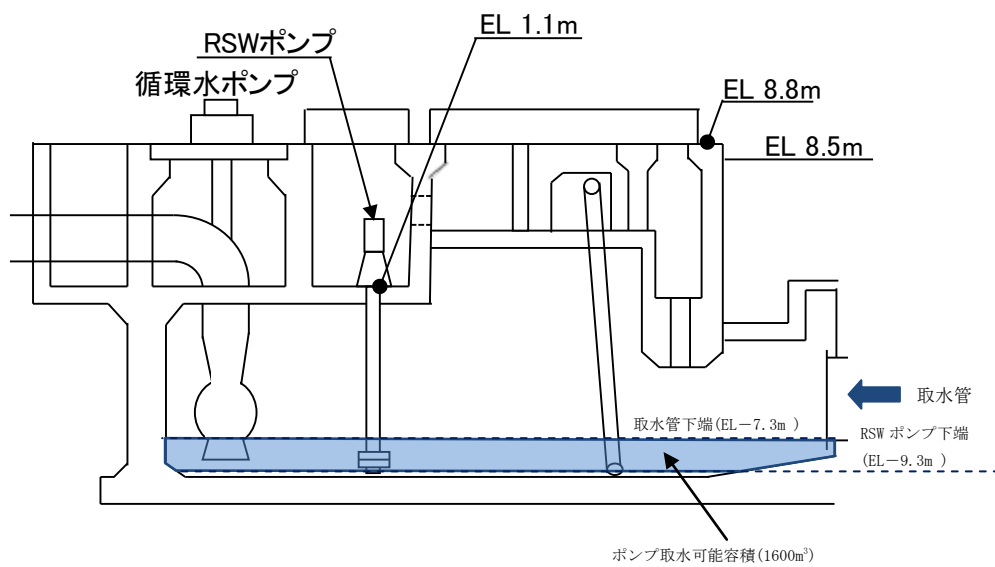
第1表 R S Wポンプ及びC S Wポンプの下端高さ与设计取水可能水位

	定格流量 (m ³ /h/台)	ポンプ 下端高さ (E L m)	吸込口径 (m)	設計取水可能水位 [※] (E L m)
		H ₀	D ₀	H=H ₀ +1.3×D ₀
R S Wポンプ	2,040	-9.3	0.75	-8.325
C S Wポンプ	67,400	-8.4	2.9	-4.63

※ 日本機械学会基準「ポンプの吸込水槽の模型試験法」(JSME S 004-1984)に基づき設定



第3図 取水槽の貯留構造部 (その1)



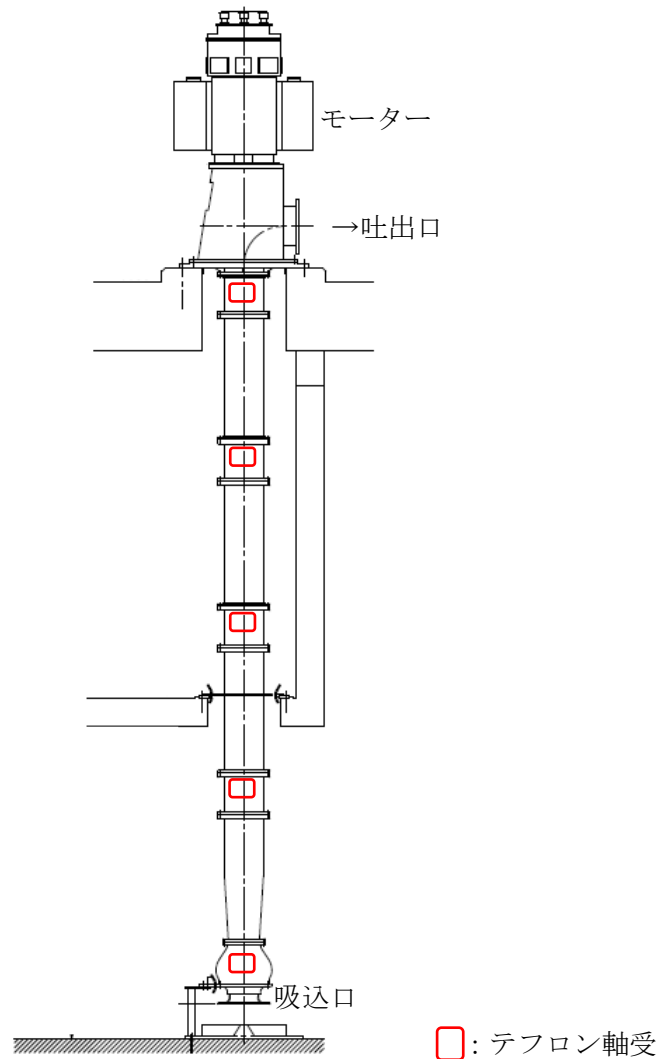
第4図 取水槽の貯留構造部 (その2)

R S Wポンプ取水性能試験

1. 目的

R S Wポンプの取水性能を確認するため、実機R S Wポンプ取水性能試験及びポンプ軸受単体の無潤滑運転試験を行い、以下の2項目について性能を確認した。ここで、R S Wポンプ水切れ運転とは、R S Wポンプ下端より取水する水位が下回った状態でのR S Wポンプの運転をいう。島根原子力発電所2号機R S Wポンプの断面図を第1図に示す。

- 性能確認項目A. R S Wポンプ実取水可能水位
 性能確認項目B. R S Wポンプ水切れ運転時のポンプ状態と
 その後のポンプ取水性能



第1図 島根原子力発電所2号機R S Wポンプの断面図

2. 試験内容

基準超過津波が来襲し、引き波により取水槽水位が取水槽取水管下端位置を下回った場合、R SWポンプは取水槽下部の貯留構造部の海水を取水する。その後、押し波により取水管から取水槽へ水が流れ込み、取水槽水位が回復する。このような状態でのR SWポンプの取水性能を確認するため、「実機R SWポンプ取水性能試験」及び「ポンプ軸受単体の無潤滑運転試験」を行った。

「実機R SWポンプ取水性能試験」は、実機のR SWポンプ及び取水槽を模擬した試験であるが、R SWポンプ出口から出口逆止弁までの配管長が実機より模擬試験の方が長い。これにより、R SWポンプの保有水の量が異なるため、ポンプ水切れ運転状態でのポンプ内水位が実機と異なる。R SWポンプの水切れ運転状態での損傷モードは、水切れによるポンプ軸受の無潤滑状態での長時間運転による損傷であることから、これに対する評価及び試験を「ポンプ軸受単体の無潤滑運転試験」により行った。

(1) 実機R SWポンプ取水性能試験

a. 試験内容

基準超過津波が来襲し、引き波により取水槽水位が取水槽取水管下端位置を下回る場合に想定される実機取水槽の時系列とこれを模擬したR SWポンプ取水性能試験の確認項目を第1表に示す。本試験により、R SWポンプの実取水可能水位、ポンプ水切れ運転時にポンプが破損せず機能維持すること、及びポンプ水切れ終了後の再浸水時に定格流量が取水可能であることを確認する。

b. 試験結果

第2図に示す試験装置を用い 分間のR SWポンプ水切れ運転状態を含むポンプ取水性能試験を行った。試験時の状態を第3図に、試験中のポンプ流量と水位の関係を第4図に示す。R SWポンプは、R SWポンプ下端付近まで定格流量を取水し、その後、約 分間のポンプ水切れ運転後に再浸水しても、定格流量が取水可能であった。また、水位低下中に連続渦などは確認されず、運転試験後に実施したポンプ開放点検による外観点検でも部品に異常は確認されなかった。なお、本試験において、ポンプ内の水位は最上部の軸受まで低下しておらず、いずれの軸受も無潤滑状態となっていない。

(2) ポンプ軸受単体の無潤滑運転試験

a. 試験内容

ポンプ水切れ運転時には、ポンプ内の水位が低下してポンプ軸受が無潤滑状態で長時間運転することで軸受が損傷し、ポンプが機能喪失となる可能性がある。島根原子力発電所2号炉R SWポンプの軸受は、第1図に示すように5つのテフロン軸受により構成されている。

島根原子力発電所2号炉R SWポンプの水切れ運転状態での水位低下予測を「水車及びポンプの性能換算法 JSME S008(1989)」により行った結果を第5図⁽¹⁾に示す。島根原子力発電所2号炉R SWポンプは、最短で水切れ運

転後□分で最上部のテフロン軸受が無潤滑状態になる可能性があるため、テフロン軸受の無潤滑運転試験を実施した。

b. 試験結果

第6図に示す試験装置を用い□分間のテフロン軸受の無潤滑運転試験を実施した。テフロン軸受の無潤滑運転試験前後の写真を第7図に示す。摩耗は見られたものの摩耗量は判定基準を満足しており、軸受の健全性が維持されることを確認した。

3. まとめ

「実機R S Wポンプ取水性能試験」により、島根原子力発電所2号炉R S Wポンプの実取水可能水位はポンプ下端位置であることを確認した。

また、模擬水槽試験では、R S Wポンプを約□分間のポンプ水切れ運転し、その後に再浸水した場合でも、定格流量が取水可能であることを確認したが、模擬水槽試験と実機R S Wポンプの設置状態では、R S Wポンプの保有水量が異なるため、これについて「ポンプ軸受単体の無潤滑運転試験」を実施し、テフロン軸受は□分間の無潤滑運転後も健全性が維持されることを確認した。したがって、R S Wポンプは、約□分間のポンプ水切れ運転後に再浸水しても、定格流量が取水可能である。

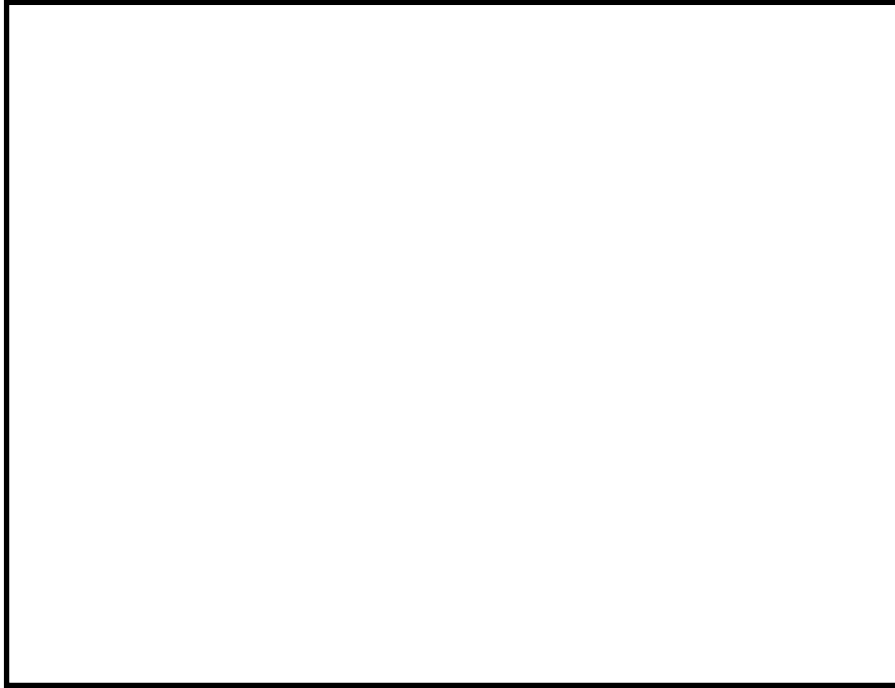
参考文献

- (1) 実金一成・宮本裕之 (2013) : 立形ポンプ内包水の水切れ運転時における挙動について, 日本原子力学会 2013 秋の大会, I23

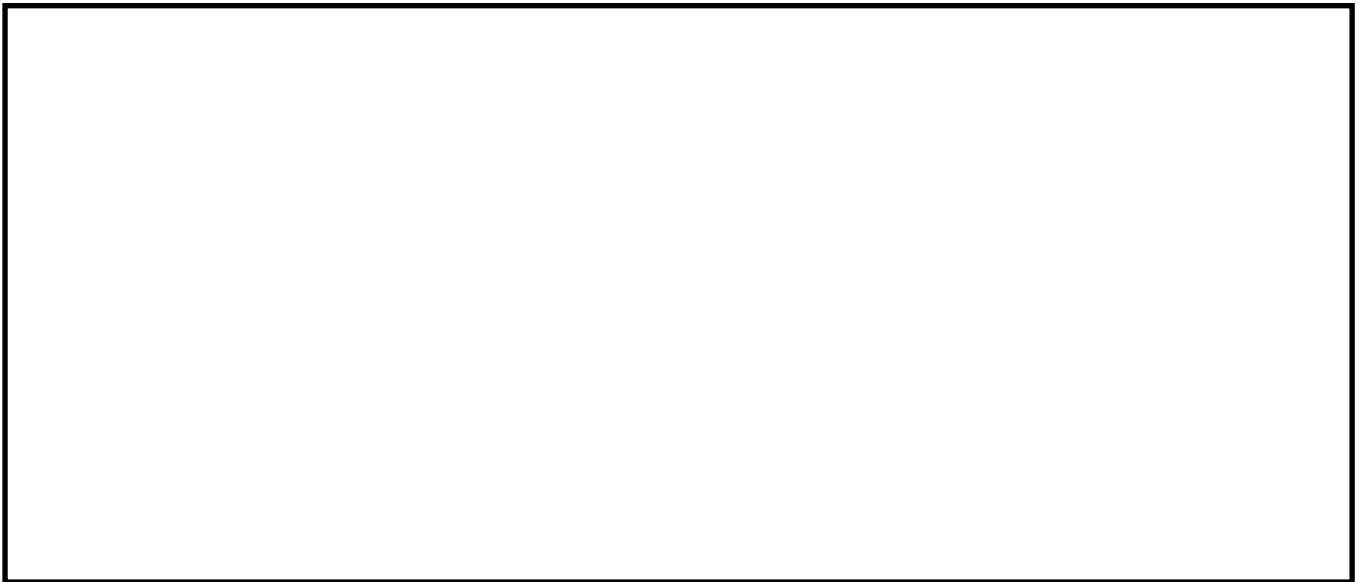
第1表 津波時の島根原子力発電所2号取水槽の想定時系列とR S Wポンプ取水性能試験の確認項目

津波時の島根原子力発電所 2号取水槽の想定時系列		津波模擬試験水槽	
取水槽水位	取水槽の状態	試験水槽の状態	試験確認項目
【引き波】 通常水位～ 取水槽取水管下端水位 (E L-7.3m)	・引き波による取水槽水位低下	・R S Wポンプと水位調整ポンプにより試験水槽水位低下	・R S Wポンプ流量, 電流等ポンプ運転パラメータ
【引き波】 取水槽取水管下端水位 (E L-7.3m)～ R S Wポンプ実取水可能水位	・R S Wポンプによる取水槽貯留構造部の水位低下	・R S Wポンプと水位調整ポンプにより試験水槽水位低下	・R S Wポンプの実取水可能水位 (取水停止水位) ・R S Wポンプ流量, 電流等ポンプ運転パラメータ
【引き波→押し波】 R S Wポンプ実取水可能水位で一定時間経過	・取水槽水位はR S Wポンプ実取水可能水位で保持される ・R S Wポンプ取水停止 ・R S Wポンプ内包水の落水	・R S Wポンプ下端を露出させるため水位調整ポンプにより試験水槽水位低下後水位保持 ・R S Wポンプ取水停止 ・R S Wポンプ内包水の落水	・R S Wポンプ流量, 電流等ポンプ運転パラメータ
【押し波】 R S Wポンプ実取水可能水位～通常水位	・押し波による取水槽水位上昇 ・R S Wポンプ取水開始	・水位調整ポンプにより試験水槽水位上昇 ・R S Wポンプ取水開始	・R S Wポンプの実取水可能水位 (取水開始水位) ・R S Wポンプ流量, 電流等ポンプ運転パラメータ

※ C S Wポンプの取水なしの条件を示すが, C S Wポンプ取水ありにおいても同様な時系列となる。



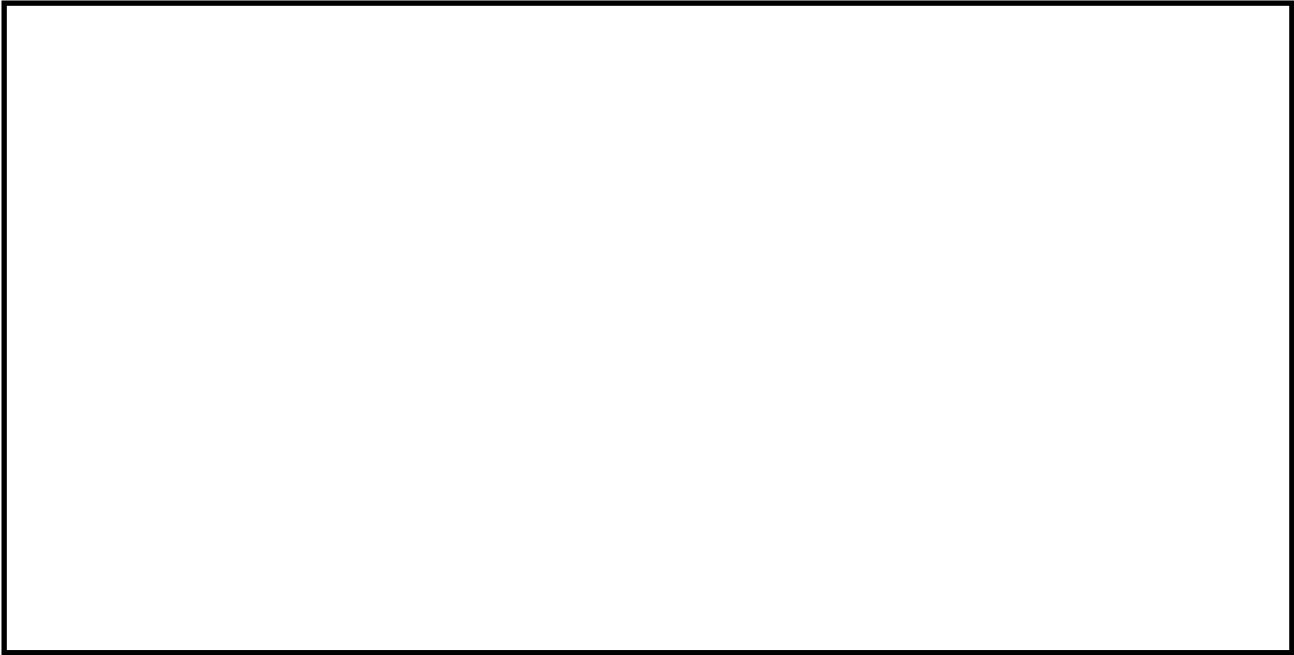
第2図 ポンプ取水性能試験装置



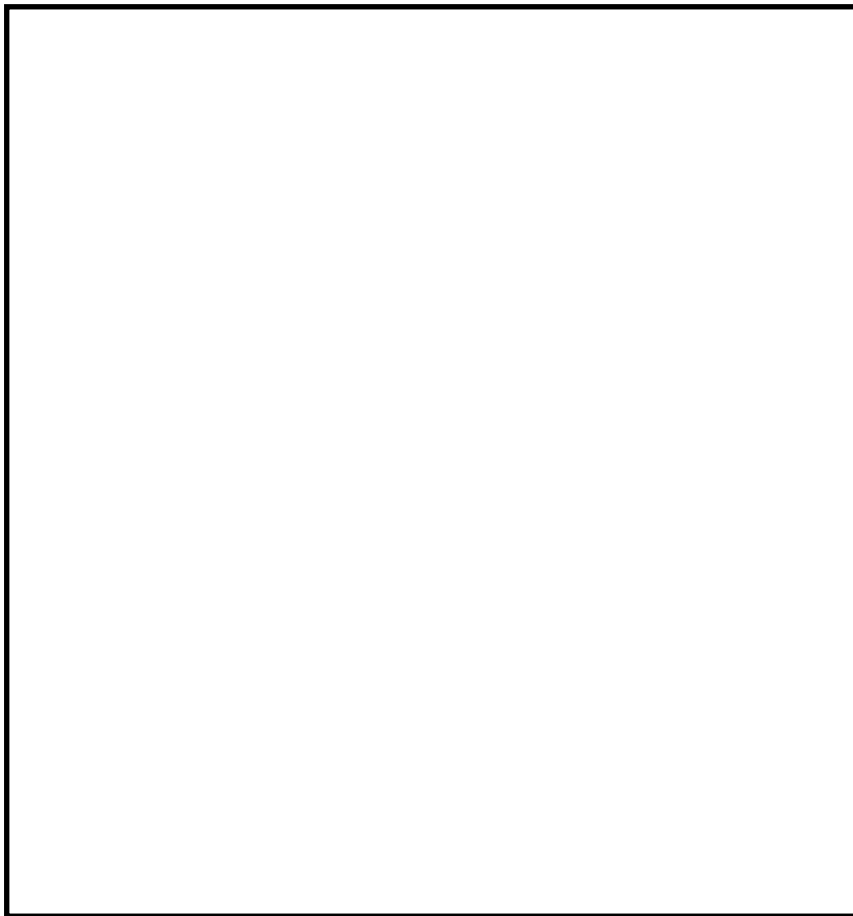
第3図 試験時の状態

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

補足 1.2.2. a-4-9

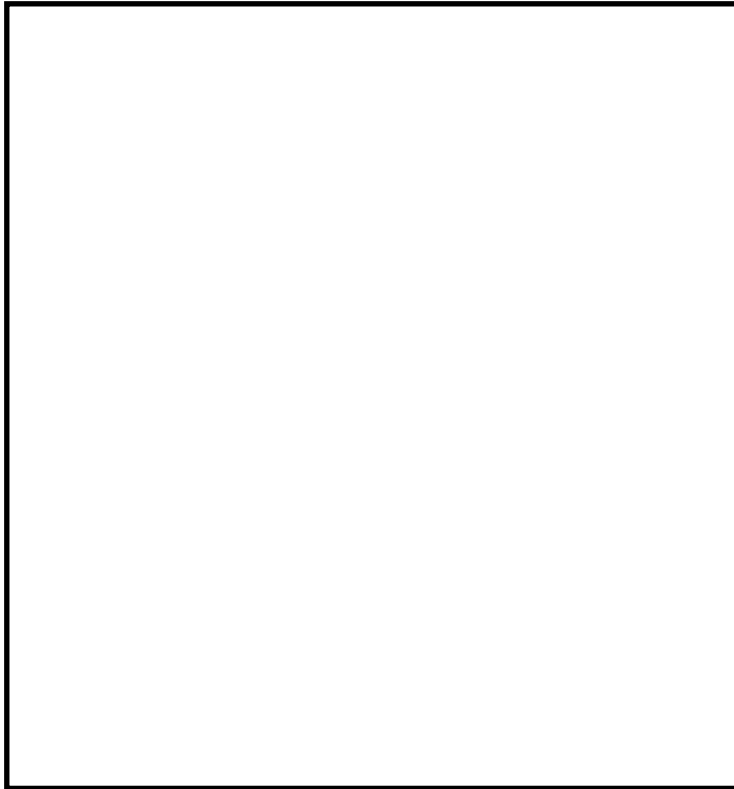


第4図 試験中のポンプ流量と水位変化

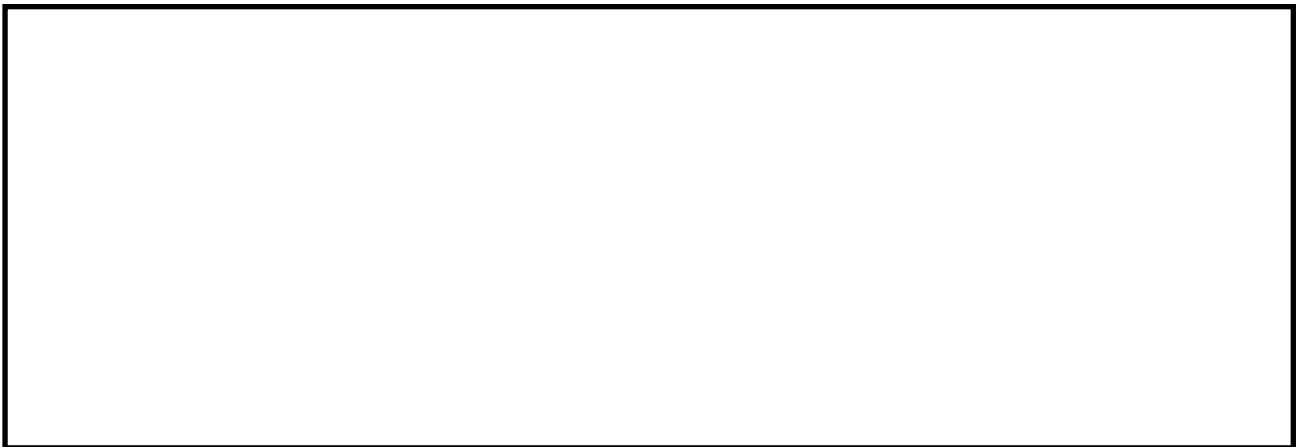


第5図 ポンプ内の水位低下予測

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第6図 ポンプ軸受単体の無潤滑運転試験装置



第7図 試験前後軸受状態

津波襲来時の原子炉停止の手順について

震源の近い地震によって津波が引き起こされる場合、地震加速度大のインターロックにより原子炉は自動スクラムし、プラントは自動停止すると考えられる。

また、震源が遠い地震の場合等、プラントでの地震加速度が小さく、自動停止に至らずに津波が襲来する場合を想定し、原子炉を停止する手順を以下に示す。

発電所近傍で大きな地震が発生した場合には、原子炉が自動で停止していることを確認し、原子炉の冷却操作を開始する。

震源が発電所の近傍ではない地震に起因して大津波警報が発令された場合は、以下の場合を除いて原子炉を停止し、原子炉の冷却操作を開始する。

- ・ 大津波警報が誤報であった場合
- ・ 発電所から遠方で発生した地震に伴う津波であって、「島根県 出雲・石見」区域に津波が到達するまでの間に大津波警報が解除又は見直された場合

なお、津波注意報及び津波警報発令時は、発電所への津波による影響を確認するため、取水槽水位計や津波監視カメラ等により海域の監視を行うとともに、海水ポンプの電流等関連するプラント・パラメータの監視強化を行う。取水槽の水位が低下し「取水槽水位低」警報（E L -2.0m）が発信した場合、速やかに原子炉を手動スクラムにより停止し、原子炉を冷却する。更に取水槽の水位が低下し「取水槽水位低低」警報（E L -3.0m）が発信した場合、速やかに循環水ポンプ全台を停止する。

基準津波の年超過確率の参照について（第671回審査会合資料）

資料3

島根原子力発電所 2号炉
基準津波の年超過確率の参照について
(コメント回答)

平成31年1月18日
中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

Energia

審査会合における指摘事項

①

項目	No.	コメント要旨	審査会合	頁
基準津波の年超過確率の参照について	1	海域活断層について適用しているスケーリング則を明記し、影響が大きいとしている「津波評価技術」の式を適用している考え方を説明すること。	平成30年12月14日 第662回審査会合	P20, 70
	2	領域震源に想定される地震による津波を検討対象外とする考え方については、敷地周辺の主な海域活断層との位置関係等と比較を行ったうえで、整理すること。	平成30年12月14日 第662回審査会合	P5, 24, 73, 74
	3	敷地周辺の主な海域活断層のスクリーニングにおける各断層の数値シミュレーションの検討ケースの考え方を示すこと。	平成30年12月14日 第662回審査会合	P61～64
	4	モンテカルロ法のサンプル数の妥当性を感度解析により説明すること。	平成30年12月14日 第662回審査会合	P76

1. 評価方針	3
2. ロジックツリー設定	6
3. 評価結果	25

補足説明資料

1. 設置変更許可申請時からの変更点について	30
2. 基準津波の策定（第632回審査会合資料より引用）	31
3. 津波解析条件（第575回審査会合資料より引用）	46
4. 津波波源モデルの設定方法	53
5. フラクタイル曲線の作成方法	75
6. 施設護岸又は防波壁，2号炉取水口及び2号炉取水槽における津波ハザード評価結果	78
7. 防波堤の影響検討	82

1. 評価方針	
2. ロジックツリー設定	
3. 評価結果	

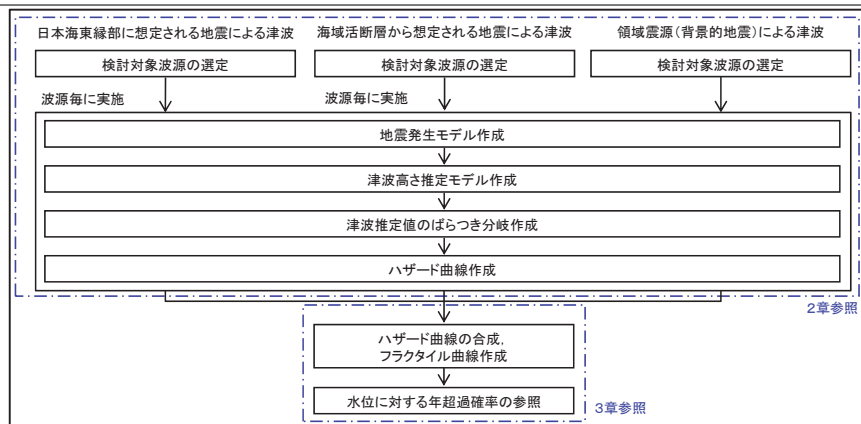
1. 評価方針

- ・確率論的津波ハザード評価(以降, 津波ハザード評価という)は, 日本原子力学会(2012)⁽¹⁾, 土木学会(2011)⁽²⁾及び土木学会(2016)⁽³⁾を踏まえて実施する。
- ・本評価では, 断層運動が直接の原因で生じる津波を対象とし, 海底地すべり等による津波については, 発生頻度等を設定することが難しいため, 評価に含めていない。
- ・なお, 日本原子力学会(2012)では, 津波を起因とした確率論的リスク評価(津波PRA)は地震そのものによる安全機能等への影響の考慮は適用範囲外としていることから, 津波ハザード評価においても同様の考え方により, 防波堤有りケースを基本とした評価を実施する。

1. 評価方針

評価フロー

- ・津波ハザード評価の評価フローを以下に示す。
- ・検討対象波源は, 日本海東縁部に想定される地震による津波及び海域活断層から想定される地震による津波から選定し, 波源毎に作成されたハザード曲線を合成することにより, フラクタル曲線を作成し, 水位に対する年超過確率の参照を実施する。また, 領域震源(背景的地震)による津波については, 簡易予測式を用いたスクリーニングを行い評価の要否を検討する。
- ・津波ハザード評価における不確定性については, 土木学会(2016)に基づき, 下表のとおり取り扱う。



不確定性の取り扱いについて

不確定性		津波ハザード評価における扱い
偶然的不確定性	物理現象固有のランダム性に起因する不確定性であり, 予測不可能と考えられるもの	1本のハザード曲線の中で考慮する
認識論的不確定性	知識や認識不足に起因する不確定性であり, 研究が進展すれば確定させることができるが現状では予測不可能なもの	ロジックツリーの分岐として考慮し, 複数のハザード曲線で表現する

土木学会(2016)より作成

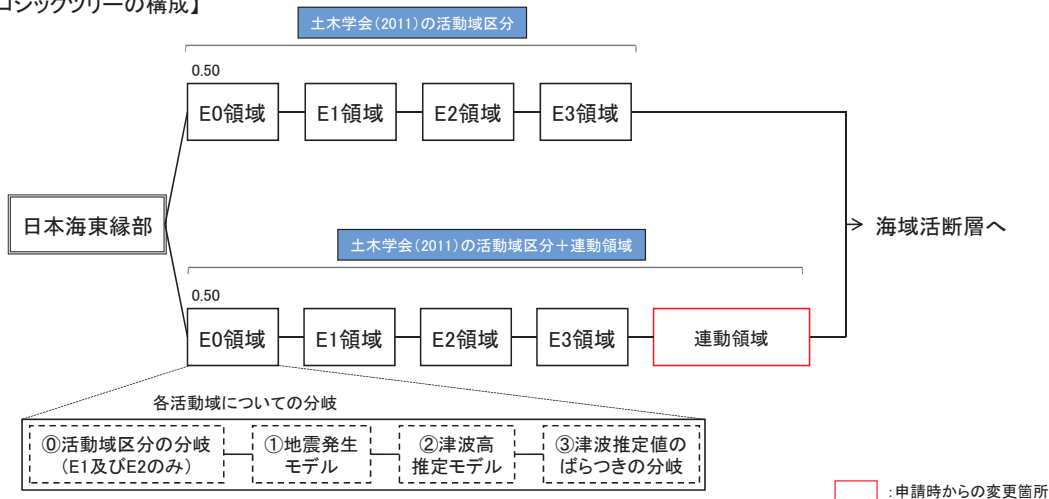
1. 評価方針
2. ロジックツリー設定
 2. 1 日本海東縁部に想定される地震による津波
 2. 2 海域活断層から想定される地震による津波
 2. 3 領域震源(背景的地震)による津波
3. 評価結果

2. ロジックツリー設定 2.1 日本海東縁部に想定される地震による津波

(1) 検討対象波源の選定

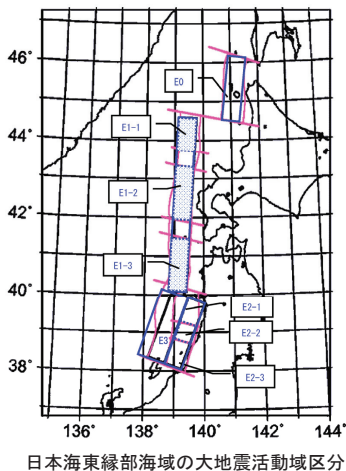
- ・日本海東縁部に想定される地震による津波のロジックツリーを以下に示す。
- ・土木学会(2011)の活動域区分(E0領域, E1領域, E2領域, E3領域)のみを考慮する場合と, 土木学会(2011)の活動域区分に「連動領域」を加える場合の分岐を設定し, 複数のハザード曲線を作成する。なお, 土木学会(2011)の活動域区分は次頁に示す。
- ・「連動領域」の波源は, 基準津波策定の際に考慮した, 地震発生領域の連動を考慮した波源モデル(断層長さ350kmモデル)及び地方自治体独自の波源モデルを考慮する。
- ・上記分岐の重み配分については, 土木学会(2016)に基づき, 現時点の知見で判断するのは困難であることから, 均等配分として設定する。

【ロジックツリーの構成】



(2) 土木学会(2011)の活動域区分

・土木学会(2011)では、日本海東縁部の活動域区分(E0, E1, E2, E3)について、地震の発生履歴や地質学的知見、地震調査研究推進本部(2003)⁽⁴⁾等の知見をもとに、以下のとおりとしている。



日本海東縁部海域の大地震活動域区分

日本海東縁部の大地震活動域の既往最大Mw

海域	発生年	津波モデルのMw	既往最大Mw(=Mmax)	「地震調査研究推進本部」による地震規模(信頼度)
北海道北西沖(E0)	なし	—	—	M7.8程度(D)
北海道西方沖(E1-1)	1940	7.7	7.7	M7.5前後(B)
北海道南西沖(E1-2)	1993	7.8	7.8	M7.8前後(B)
青森県西方沖(E1-3)	1983	7.7	7.7	M7.7前後(B)
秋田県沖(E2-1)	なし	—	—	M7.5程度(C)
山形県沖(E2-2)	1833	7.8	7.8	M7.7前後(B)
新潟県北部沖(E2-3)	1964	7.5	7.5	M7.5前後(B)
佐渡島北方沖(E3)	なし	—	—	M7.8程度(D)

土木学会(2011)より作成

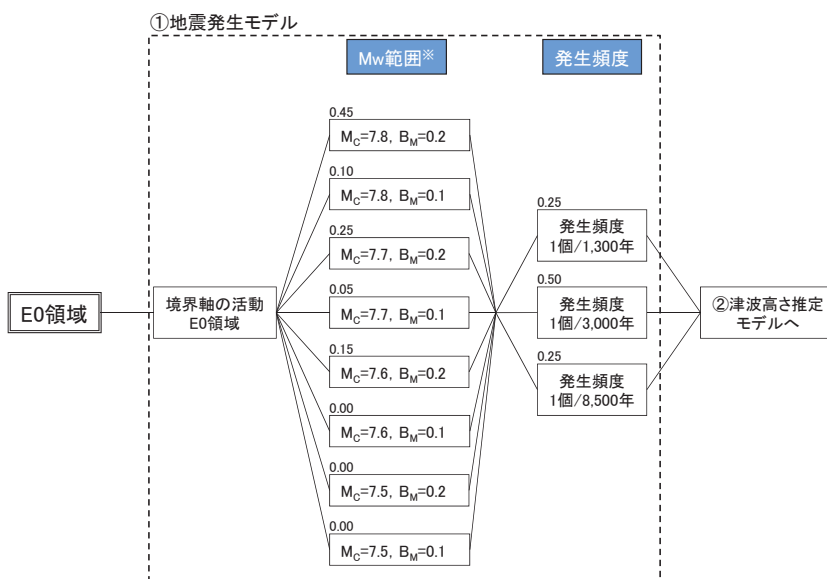
地震調査研究推進本部に示される平均発生間隔と津波ハザード解析における分布の考え方

海域	平均発生間隔	平均発生間隔の根拠	分布の考え方
北海道北西沖(E0)	3,900年程度	約2,100年前と約6,000年前に2個のイベント	発生間隔データ1個
北海道西方沖(E1-1)	1,400~3,900年程度	(連続性)	一様分布(1,400~3,900)
北海道南西沖(E1-2)	500~1,400年程度	6個のイベントの平均が約1,400年	一様分布(500~1,400)
青森県西方沖(E1-3)	500~1,400年程度	3個のイベントの平均が約500年	一様分布(500~1,400)
秋田県沖(E2-1)	1,000年程度以上	(2列への配分)	一様分布(1,000~1,500)
山形県沖(E2-2)	1,000年程度以上	(2列への配分)	一様分布(1,000~1,500)
新潟県北部沖(E2-3)	1,000年程度以上	(2列への配分)	一様分布(1,000~1,500)
佐渡島北方沖(E3)	500~1,000年程度	中嶋(2003)	一様分布(500~1,000)

土木学会(2011)より作成

E0領域の地震発生モデル

・E0領域の地震発生モデルは、土木学会(2011)に基づき分岐を設定する。
 ・重み配分については、土木学会(2009)⁽⁵⁾のアンケート結果に基づき設定する。

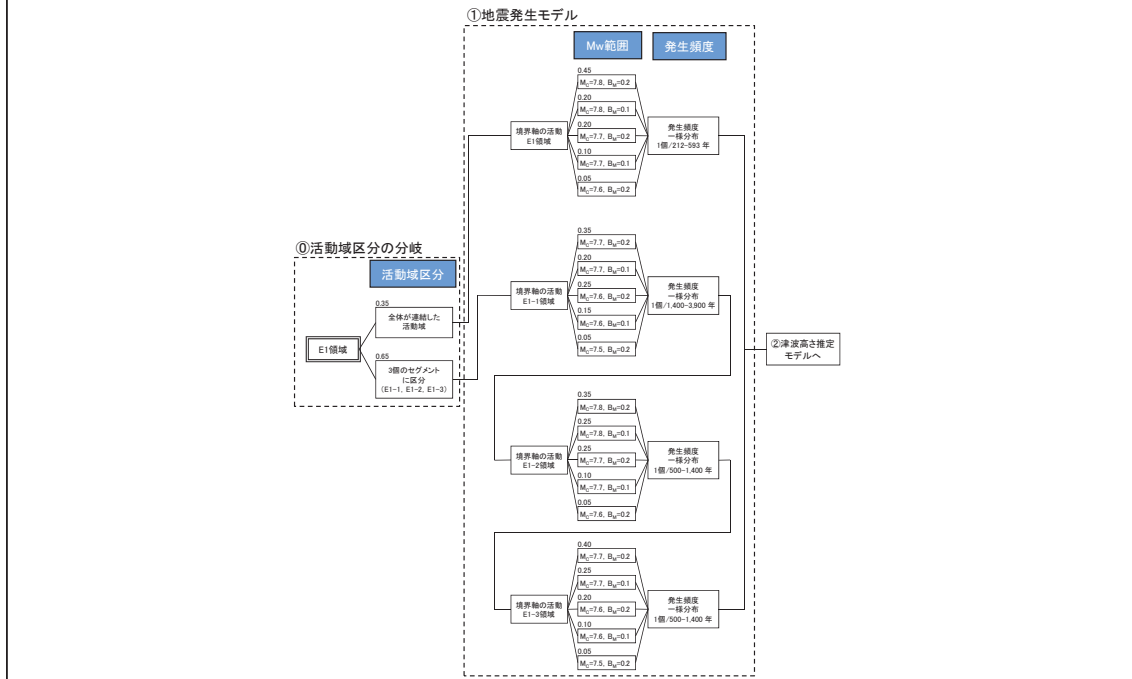


※ M_c : モーメントマグニチュードの中央値, B_m : マグニチュードの不確かさの幅

2. ロジックツリー設定 2.1 日本海東縁部に想定される地震による津波 (2) 土木学会(2011)の活動域区分 E1領域の活動域区分の分岐及び地震発生モデル

10

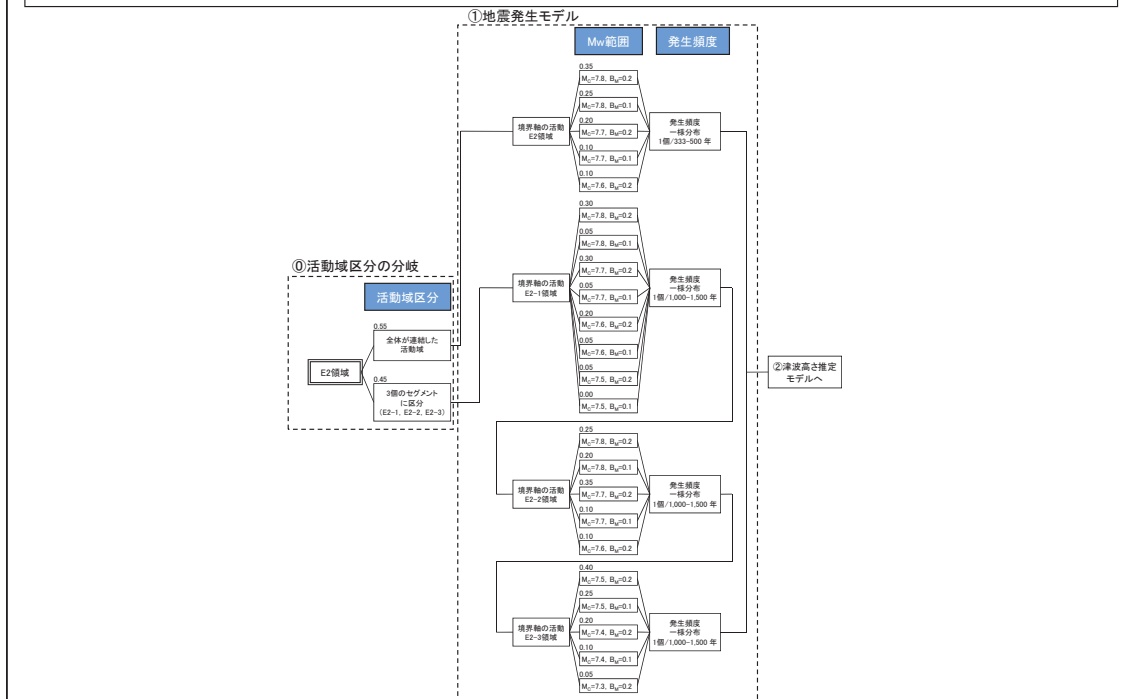
- ・E1領域の活動域区分の分岐及び地震発生モデルは、土木学会(2011)に基づき分岐を設定する。
- ・重み配分については、土木学会(2009)のアンケート結果に基づき設定する。



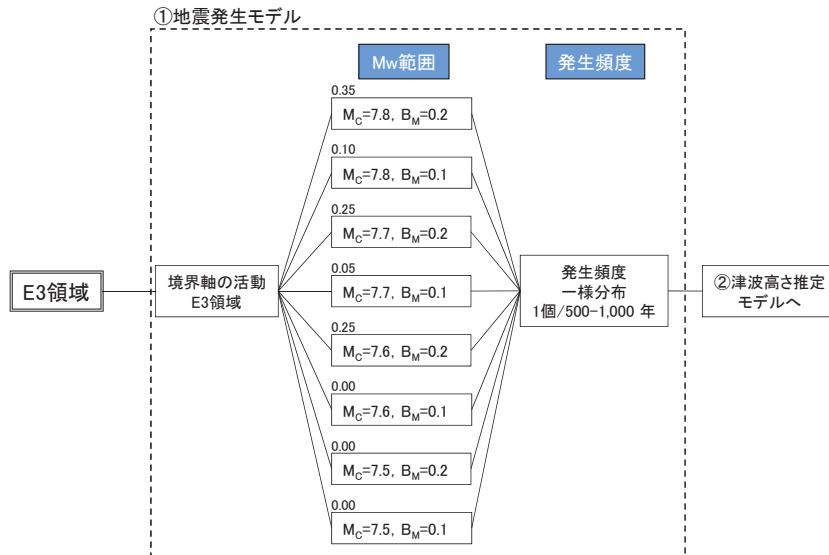
2. ロジックツリー設定 2.1 日本海東縁部に想定される地震による津波 (2) 土木学会(2011)の活動域区分 E2領域の活動域区分の分岐及び地震発生モデル

11

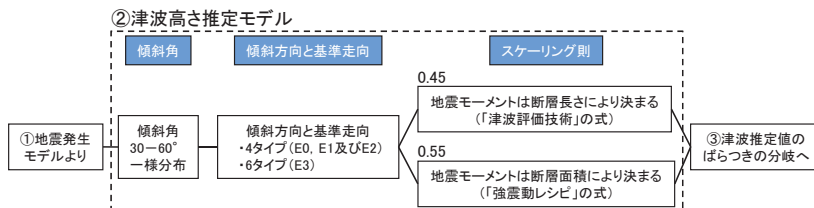
- ・E2領域の活動域区分の分岐及び地震発生モデルは、土木学会(2011)に基づき分岐を設定する。
- ・重み配分については、土木学会(2009)のアンケート結果に基づき設定する。



- ・E3領域の地震発生モデルは、土木学会(2011)に基づき分岐を設定する。
- ・重み配分については、土木学会(2009)のアンケート結果に基づき設定する。

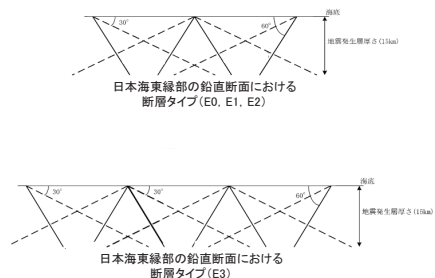


- ・E0領域, E1領域, E2領域及びE3領域の津波高さ推定モデルは、土木学会(2011)に基づき分岐を設定する。
- ・重み配分については、土木学会(2009)のアンケート結果に基づき設定する。

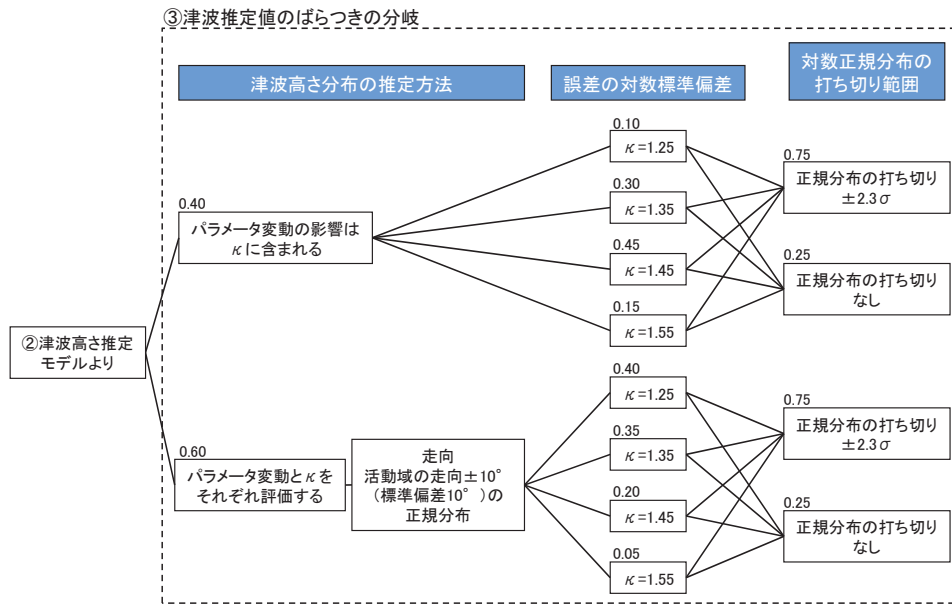


パラメータ	設定根拠
断層長さ	スケーリング則に基づき、Mwから求める。
幅	地震発生層の厚さ(15km)を考慮し傾斜角に応じて決める。
すべり量	$\log M_0 (N \cdot m) = 1.5M_w + 9.1$ 、 $D = M_0 / \mu LW$ により算出する。
上縁深さ	0kmとする。
走向	海底地形の走向に基づき設定する。
傾斜角	30～60° とする。西傾斜と東傾斜の双方を考慮する。(右図参照)
すべり角	90° とする。
剛性率	$3.5 \times 10^{10} (N/m^2)$ とする。
スケーリング則 『津波評価技術』の式	幅(地震発生層厚さ)に上限あり。 スケーリングの変曲点を境に、Mwが大きいとき武村(1998)の関係 $\log L (km) = 0.75M_w - 3.77$ 、 $L \propto D$ 、 $W = \text{const.}$ が、Mwの小さいとき $W = 2L/3$ 、 $L \propto W \propto D$ の関係が成り立ち、両者が連続的に接続するものとする。
スケーリング則 『強震動レシビ』の式	地震調査研究推進本部の地震動予測手法(『レシビ』)などで用いられる $M_0(N \cdot m) = S [km^2] / (4.24 \times 10^{-11})^2 \times 10^7$ (Wells and Coppersmith(1994)などのデータに基づく入倉・三宅(2001)の提案式、 地震モーメント $7.5 \times 10^{18} N \cdot m$ 以上の地震に適用する)を適用する。

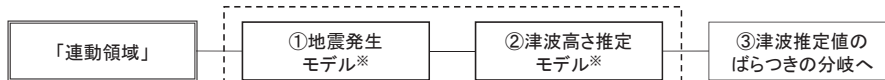
土木学会(2011)を引用・加筆(加筆箇所は下線で示す)



- ・E0領域, E1領域, E2領域及びE3領域の津波推定値のばらつきの分岐は, 土木学会(2011)に基づき分岐を設定する。
- ・重み配分については, 土木学会(2009)のアンケート結果に基づき設定する。



- ・連動領域の波源は, 基準津波策定の際に考慮した, 地震発生領域の連動を考慮した波源モデル(断層長さ350kmモデル)及び地方自治体独自の波源モデルを考慮する。
- ・連動領域の地震発生モデル及び津波高さ推定モデルは, 波源モデルのいずれかがランダムに起こると仮定し, 土木学会(2016)に基づき, 偶然的不確定性として1本のハザード曲線の中で考慮する。



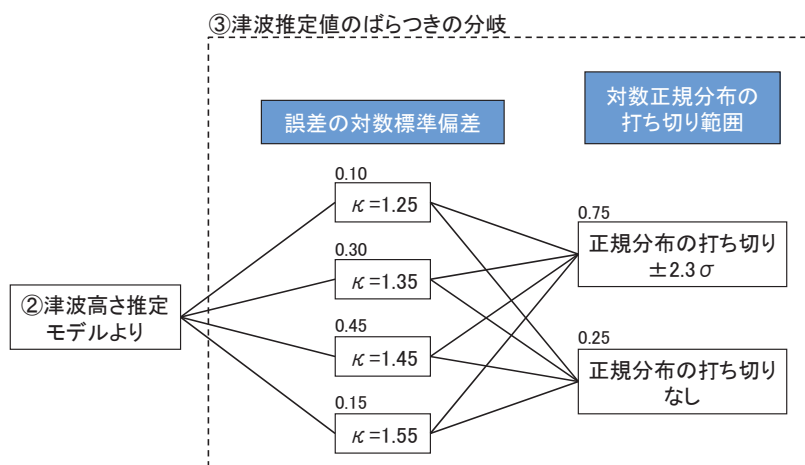
※ 各波源の「①地震発生モデル」及び「②津波高さ推定モデル」の詳細をP53～60に示す。

連動領域の地震発生モデル

波源モデル	Mw	発生頻度	参照先
日本海東縁部(350km)	Mw=8.09	一様分布, 1個/3,000-6,000年	P53,54
	Mw=8.15	一様分布, 1個/3,000-6,000年	
	Mw=8.25	一様分布, 1個/3,000-6,000年	
鳥取県(2012) ⁽⁶⁾	Mw=7.85	一様分布, 1個/500-1,000年	P55
	Mw=8.16	一様分布, 1個/1,500-3,000年	
秋田県(2013) ⁽⁷⁾	Mw=7.82	一様分布, 1個/500-1,400年	P56
	Mw=7.89	一様分布, 1個/500-1,000年	
	Mw=8.46	一様分布, 1個/1,000-2,000年	
	Mw=8.28	一様分布, 1個/1,500-3,000年	
石川県(2012) ⁽⁸⁾ ・福井県(2012) ⁽⁹⁾	Mw=7.99	一様分布, 1個/1,500-3,000年	P57,58
	Mw=7.85	一様分布, 1個/500-1,000年	
島根県(2012) ⁽¹⁰⁾	Mw=7.85	一様分布, 1個/500-1,000年	P59
	Mw=8.01	一様分布, 1個/1,500-3,000年	
山口県(2012) ⁽¹¹⁾	Mw=7.85	一様分布, 1個/500-1,000年	P60

連動領域の津波推定値のばらつき分岐

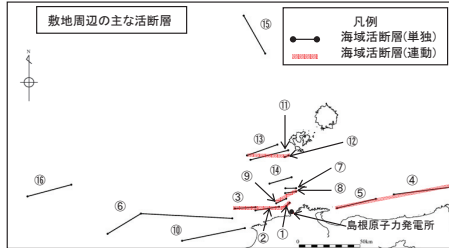
- ・連動領域の津波推定値のばらつき分岐は、土木学会(2011)に基づき分岐を設定する。
- ・重み配分については、土木学会(2009)のアンケート結果に基づき設定する。



1. 評価方針
2. ロジックツリー設定
 - 2.1 日本海東縁部に想定される地震による津波
 - 2.2 海域活断層から想定される地震による津波
 - 2.3 領域震源(背景的地震)による津波
3. 評価結果

(1) 検討対象断層の選定

- ・海域活断層から想定される地震による津波の検討対象断層を選定する。
- ・敷地周辺の主な海域活断層について、基準津波策定の際に考慮した数値シミュレーション結果を用い、土木学会(2011)に示されるスクリーニング^{※1}を実施した結果、F-Ⅲ～F-Ⅴ断層の下降側で評価対象となる水位を下回るため、検討対象断層として選定した。



断層	上昇側 (施設護岸又は防波壁)		下降側 (2号炉取水槽)	
	最大水位 上昇量 H(m)	評価対象 となる水位 X(m) ^{※2}	最大水位 下降量 H(m)	評価対象 となる水位 X(m) ^{※2}
F-Ⅲ～F-Ⅴ断層 (①+②+③)	3.6	5.4	-5.9	-3.0
鳥取沖東部断層 ～鳥取沖西部断層(④+⑤)	0.8		-1.0	
F57断層(⑥)	1.2		-1.1	
K-4～K-7拗曲(⑦+⑧+⑨)	2.5		-2.7	
大田沖断層(⑩)	0.8		-0.7	
K-1拗曲+K-2拗曲 +F _{KO} 断層(⑪+⑫+⑬)	1.2		-0.9	
F _{K-1} 断層(⑭)	2.1		-2.4	
隠岐北西方北部断層(⑮)	1.2		-1.1	
見島北方沖西部断層(⑯)	0.7		-0.6	

■ : 評価対象となる水位を下回る水位

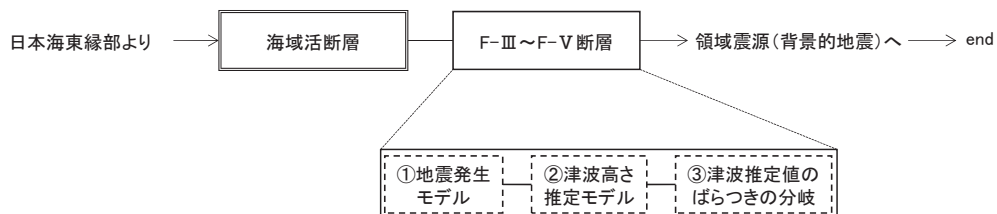
※1 最大水位上昇(下降)量をH、評価対象となる水位をX(防波壁高さ及び原子炉補機海水ポンプ設計取水可能水位)とした際に $|X| > |H| \cdot \kappa^{2.3}$ の関係が成り立つ断層は対象外とする。なお、 κ は津波高さに含まれるばらつきで、最大で1.55とする。また、最大水位上昇量及び下降量の結果をP61、62に示す。

※2 上昇側については、Xが防波壁高さ15.0[m]となることより、 $X/(\kappa^{2.3}) = 15[m]/(1.55^{2.3}) \approx 5.4[m]$
 下降側については、Xが原子炉補機海水ポンプ設計取水可能水位の-8.32[m]となることより、 $X/(\kappa^{2.3}) = -8.32[m]/(1.55^{2.3}) \approx -3.0[m]$

(1) 検討対象断層の選定

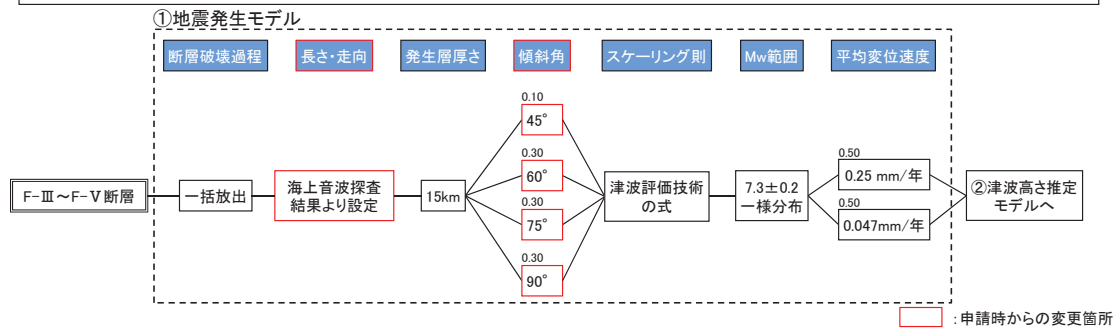
- ・海域活断層から想定される地震による津波のロジックツリーを以下に示す。

【ロジックツリーの構成】



F-III~F-V断層の地震発生モデル

・F-III~F-V断層の地震発生モデルは、土木学会(2011)に基づき分岐を設定する。

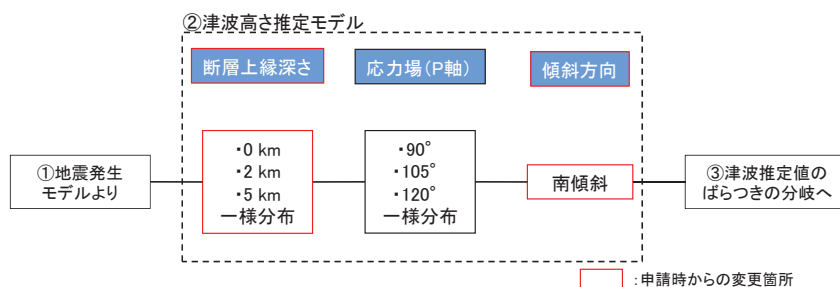


パラメータ	設定根拠※1
断層破壊過程	土木学会(2011)より、一括放出型と設定。
長さ・走向	海上音波探査結果に基づき設定。
発生層厚さ	土木学会(2011)より、15kmと設定。
傾斜角	土木学会に示される45°~90°を変動範囲とし、15°毎に値を設定。重みは西南日本で発生した地震の傾斜角に関するデータより設定。
スケールリング則	土木学会(2011)に示される「津波評価技術」の式(武村(1998) ⁽¹²⁾ の式、P13参照)を適用する※2。
Mw範囲	海上音波探査結果に基づき設定した断層長さ(48.0km)から、「津波評価技術」に示される武村(1998)のスケールリング則より求めたMwに分布幅を設定。重みは一様分布と設定。
平均変位速度	海域活断層の活動度に関する知見は得られていないため、周辺の陸域活断層(央道断層)の活動度であるB、C級(活断層研究会編(1991) ⁽¹³⁾ 及び今泉ほか(2018) ⁽¹⁴⁾ より設定)を参考とし、平均変位速度は奥村・石川(1998) ⁽¹⁵⁾ に基づきB級を0.25mm/年、C級を0.047mm/年と設定。重みは一様分布と設定。

※1 パラメータの設定根拠に関する詳細をP65~69に示す。
 ※2 「津波評価技術」の式を適用する考え方をP70に示す。

F-III~F-V断層の津波高さ推定モデル

・F-III~F-V断層の津波高さ推定モデルは、土木学会(2011)に基づき分岐を設定する。

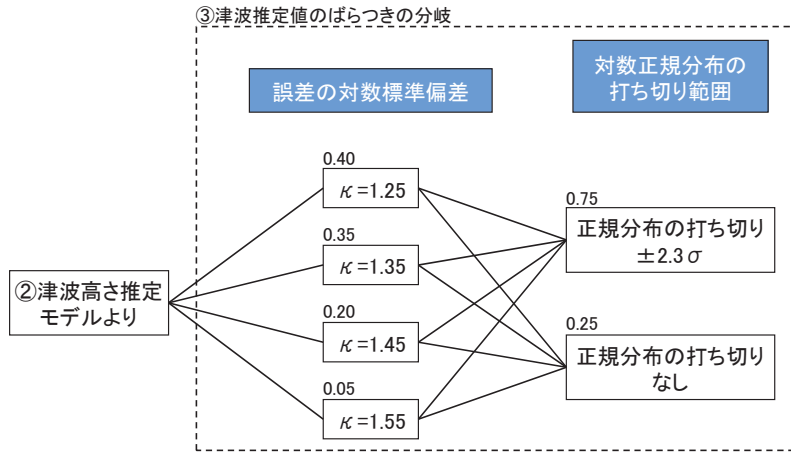


パラメータ	設定根拠※
断層上縁深さ	土木学会(2011)に示される変動範囲0~5km及び敷地周辺で発生した地震の震源鉛直分布等から推定される断層上縁深さ2kmに基づき0km、2km及び5kmと設定。重みは一様分布と設定。
応力場(P軸)	塚原・小林(1991) ⁽¹⁶⁾ 、ハーバードCMT発震機構解及び気象庁初動発震機構解より90°~120°と考えられることから、90°、105°及び120°と設定。重みは一様分布と設定。
傾斜方向	海上音波探査結果より、南傾斜と設定。

※ パラメータの設定根拠に関する詳細をP65~68,71及び72に示す。

F-Ⅲ～F-V断層の津波推定値のばらつき分岐

- ・ F-Ⅲ～F-V断層の津波推定値のばらつき分岐は、土木学会(2011)に基づき分岐を設定する。
- ・ 重み配分については、土木学会(2009)のアンケート結果に基づき設定する。



1. 評価方針
2. ロジックツリー設定
 - 2.1 日本海東縁部に想定される地震による津波
 - 2.2 海域活断層から想定される地震による津波
 - 2.3 領域震源(背景的地震)による津波
3. 評価結果

(1) 検討対象波源の選定

・領域震源(背景的地震)による津波の評価は、垣見ほか(2003)⁽¹⁷⁾及び萩原(1991)⁽¹⁸⁾に示される発電所から100km以内に位置するMwが最大となる波源を対象として、阿部(1989)⁽¹⁹⁾の簡易予測式*を用いて津波の予測高を算定し、土木学会(2011)に示されるスクリーニングを実施した。なお、領域震源と海域活断層の位置関係については、補足説明資料P73, 74に示す。

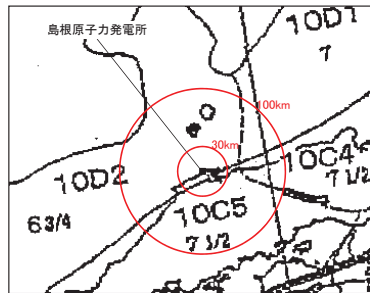
領域震源による津波の予測高及び評価対象となる水位

領域震源	発電所から100km以内に位置する領域震源の最大Mw(Mj)	予測高H	評価対象となる水位(P18参照)
垣見ほか(2003)に示される領域震源(「10D1」, 「10D2」, 「10C4」, 「10C5」)	7.2 (7 _{1/2})	2.4m	5.4m
萩原(1991)に示される領域震源(「M」, 「L ₂ 」)	7.0 (7.3)	1.5m	

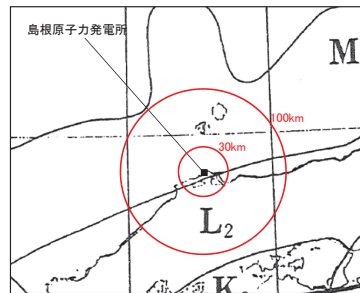
※ $\log H = M_w - \log \Delta - 5.35$

H: 予測高(m), Δ : 津波の伝播距離(km)

なお、発電所から30km以内は、海上音波探査結果より後期更新世以降の活動を考慮する断層及び拗曲を把握していることより、 Δ は30kmと設定する。



垣見ほか(2003)に基づく対象領域



萩原(1991)に基づく対象領域

・領域震源による津波の予測高は、評価対象となる水位を下回ることから、領域震源については検討対象外とする。

目次

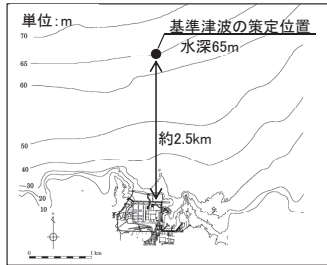
1. 評価方針
2. ロジックツリー設定
3. 評価結果

3. 評価結果

年超過確率の参照(水位上昇側)

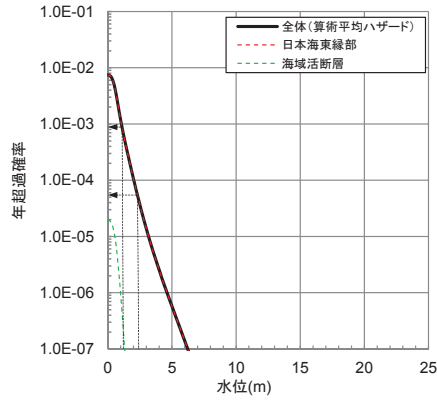
- ・波源毎に作成したハザード曲線を合成し、基準津波水位に対する年超過確率を参照する。
- ・水位上昇側の年超過確率は、策定した基準津波のうち、水位上昇側で防波堤有ケースである基準津波1及び2を対象とする。
- ・基準津波の策定位置における基準津波水位に対する年超過確率は、水位上昇側で $10^{-3} \sim 10^{-5}$ 程度である。^{※1, 2}

※1 施設護岸又は防波壁(水位上昇側)、2号炉取水口及び2号炉取水槽(水位下降側)における津波ハザード評価結果をP78～81に示す。
 ※2 防波堤の有無を考慮した津波ハザード評価結果をP82～90に示す。



位置図

	基準津波の策定位置における 基準津波水位
基準津波1 (水位上昇側)	+2.44m
基準津波2 (水位上昇側)	+1.21m

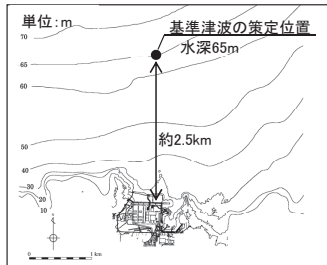


3. 評価結果

年超過確率の参照(水位下降側)

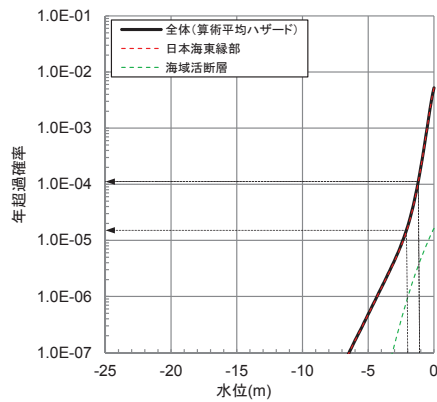
- ・波源毎に作成したハザード曲線を合成し、基準津波水位に対する年超過確率を参照する。
- ・水位下降側の年超過確率は、策定した基準津波のうち、水位下降側で防波堤有ケースである基準津波1、3及び4を対象とする。
- ・基準津波の策定位置における基準津波水位に対する年超過確率は、水位下降側で $10^{-3} \sim 10^{-5}$ 程度である。^{※1, 2}

※1 施設護岸又は防波壁(水位上昇側)、2号炉取水口及び2号炉取水槽(水位下降側)における津波ハザード評価結果をP78～81に示す。
 ※2 防波堤の有無を考慮した津波ハザード評価結果をP82～90に示す。



位置図

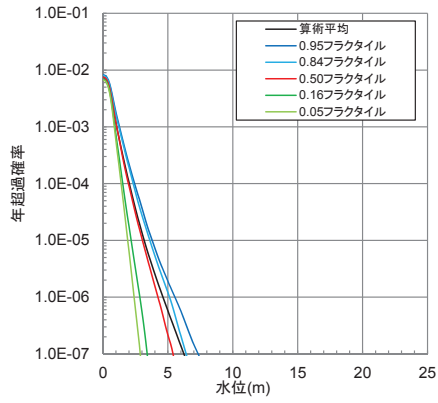
	基準津波の策定位置における 基準津波水位
基準津波1 (水位下降側)	-1.96m
基準津波3 (水位下降側)	-1.07m
基準津波4 (水位下降側)	-1.05m



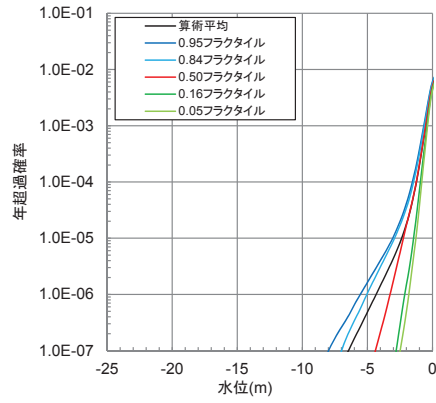
・基準津波の策定位置における水位上昇側、水位下降側のフラクタイル曲線を以下に示す。※1~3

- ※1 施設護岸又は防波壁(水位上昇側)、2号炉取水口及び2号炉取水槽(水位下降側)における津波ハザード評価結果をP78~81に示す。
- ※2 防波堤の有無を考慮した津波ハザード評価結果をP82~90に示す。
- ※3 フラクタイル曲線の作成方法をP75~77に示す。

■ 水位上昇側



■ 水位下降側



補足説明資料

1. 設置変更許可申請時からの変更点について
2. 基準津波の策定（第632回審査会合資料より引用）
3. 津波解析条件（第575回審査会合資料より引用）
4. 津波波源モデルの設定方法
5. フラクタイル曲線の作成方法
6. 施設護岸又は防波壁，2号炉取水口及び2号炉取水槽における津波ハザード評価結果
7. 防波堤の影響検討

補足説明資料

1. 設置変更許可申請時からの変更点について

・設置変更許可申請時からの変更点について下表に示す。

変更内容				
波源	項目	変更前	変更後	
日本海東縁部	検討対象波源の選定	土木学会(2011)に示される以下の領域区分を選定 ・E0領域 ・E1領域 ・E2領域 ・E3領域	土木学会(2011)に示される領域区分に加え、基準津波策定の際に考慮した、以下の波源を追加選定 ・地震発生領域の運動を考慮した波源 ・鳥取県(2012) ・秋田県(2013) ・石川県(2012) ・福井県(2012) ・島根県(2012) ・山口県(2012)	
	検討対象断層の選定	阿部(1989)の予測式により津波高さを算出し、予測高が比較的大きくなる以下の断層を選定 ・F-Ⅲ～F _K -2断層 ・K-4～K-7断層 ・大田沖断層 ・鳥取沖西方沖断層 ・鳥取沖東部断層 ・F _K -1断層	土木学会(2011)に基づき、年超過確率への寄与度が高い以下の断層を選定 ・F-Ⅲ～F-V断層	
海域活断層	傾斜方向	F-Ⅲ～F _K -2断層の長さを51.5kmと設定し、断層の傾斜方向は北傾斜と南傾斜に設定	設置変更許可申請以降に実施した海上音波探査による結果(F-Ⅲ～F _K -2断層の名称をF-Ⅲ～F-V断層に変更)より、断層長さは48.0km、断層の傾斜方向は南傾斜に設定	
	海域活断層のパラメータ	傾斜角	土木学会(2011)に示される45°～90°に基づき、上限値、下限値及び中央値の45°、67.5°、90°に設定	基準津波策定の際に検討を実施した45°、60°、75°、90°に設定
	断層上縁深さ	土木学会(2011)に示される0～5kmに基づき、0kmに設定	基準津波策定の際に検討を実施した0、2、5kmに設定	

2.1 基準津波の選定における津波水位の評価地点

・津波防護対象施設等はT.P.+8.5m以上の敷地に設置されており、敷地高さT.P.+8.5mを越える津波に対しては防波壁（天端高さT.P.+15.0m）等により津波を防護する。^{※1}

※1 構造物の詳細は P43～45に示す。

津波防護対象

○設計基準対象施設：

- 原子炉建物
- 海水ポンプエリア
- ディーゼル燃料エリア
- 制御室建物の一部
- 廃棄物処理建物の一部

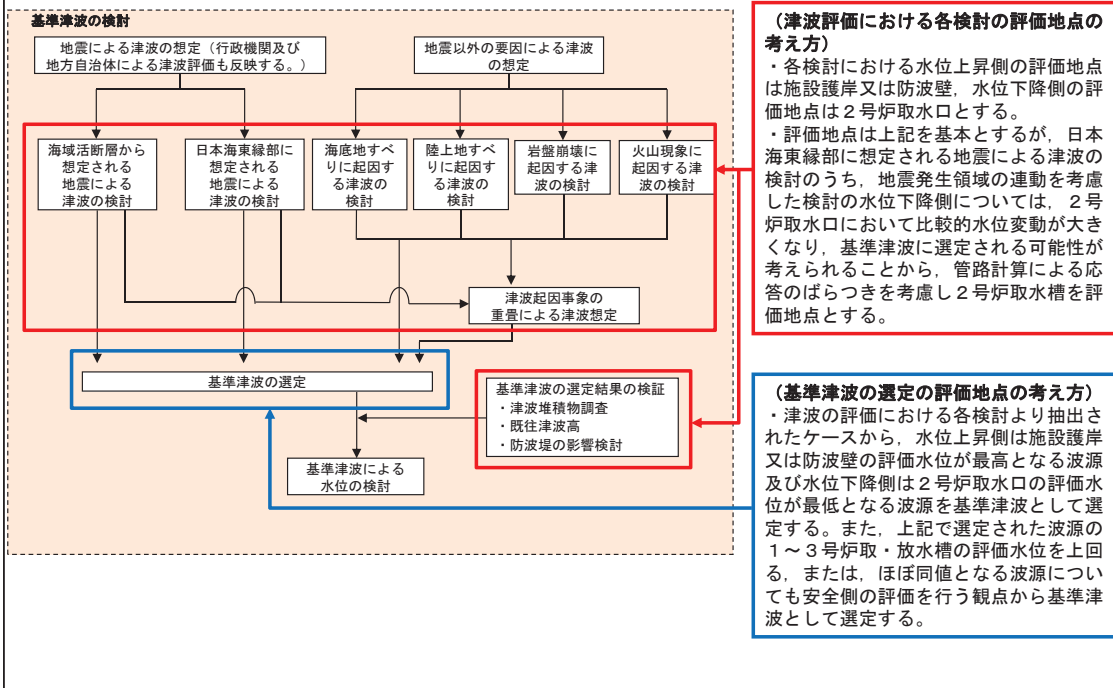
○アクセスルート、保管場所^{※2}

※2 審査の進捗によりルート、位置等変更が生じる可能性はある。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

・基準津波の波源の選定においては、津波防護対象施設等への津波の影響を確認するため、津波水位の上昇側の評価地点は施設護岸とする。なお、施設護岸を越えた津波は防波壁に到達することから防波壁も対象とする。また、引き津波に対する影響を確認するため、津波水位の下降側の評価地点は2号炉取水口とする。
 ・また、ドライサイト及び海水ポンプの取水性を確認する観点から、上昇側については1～3号炉の取・放水槽、下降側については2号取水槽の評価水位についても確認する。

2.2 各検討における評価地点の考え方



(津波評価における各検討の評価地点の考え方)
 ・各検討における水位上昇側の評価地点は施設護岸又は防波壁、水位下降側の評価地点は2号炉取水口とする。
 ・評価地点は上記を基本とするが、日本海東縁部に想定される地震による津波の検討のうち、地震発生領域の運動を考慮した検討の水位下降側については、2号炉取水口において比較的水位変動が大きくなり、基準津波に選定される可能性が考えられることから、管路計算による応答のばらつきを考慮し2号炉取水槽を評価地点とする。

(基準津波の選定の評価地点の考え方)
 ・津波の評価における各検討より抽出されたケースから、水位上昇側は施設護岸又は防波壁の評価水位が最高となる波源及び水位下降側は2号炉取水口の評価水位が最低となる波源を基準津波として選定する。また、上記で選定された波源の1～3号炉取・放水槽の評価水位を上回る、または、ほぼ同値となる波源についても安全側の評価を行う観点から基準津波として選定する。

補足説明資料 2. 基準津波の策定

2.3 津波評価結果①(海域活断層から想定される地震による津波の検討)

・地震による津波の検討(海域活断層から想定される地震による津波の検討)の評価水位最高ケース及び評価水位最低ケースは以下のとおり。

※ 評価水位は地盤変動量及び潮位を考慮している。

評価水位最高ケース(水位上昇側)

■:施設護岸又は防波壁において評価水位最高

検討ケース	波源モデル						ポンプ 運転 状況	評価水位(T.P. m)*						
	断層 長さ (km)	モーメント マグニ チュード Mw	傾斜角 (°)	すべり角 (°)	上縁深 さ(km)	大 すべり 域		施設護岸	1号炉 取水槽	2号炉 取水槽	3号炉 取水槽	1号炉 放水槽	2号炉 放水槽	3号炉 放水槽
土木学会に基づく検討(F-Ⅲ~F-V断層)	48.0	7.27	90	130, 180	0	-	運転 停止	+3.6[+3.59]	+1.9 +2.2	+1.4 +2.0	+1.3 +2.9	+2.7 +1.3	+2.8 +2.7	+2.1 +2.4
国土交通省・内閣府・文部科学省(2014)に 基づく検討(F56断層)	49.0	7.2	60	143, 215	1	中央	運転 停止	+1.9	+1.9 +2.1	+1.6 +2.2	+1.1 +1.8	+2.8 +1.3	+3.1 +1.5	+2.4 +1.5
国土交通省・内閣府・文部科学省(2014)の横ずれ断層 に対するすべり角の知見を踏まえた検討	48.0	7.27	90	130, 215	0	-	運転 停止	+3.6[+3.56]	+2.0 +2.3	+1.5 +2.1	+1.4 +3.1	+2.7 +1.4	+2.9 +2.5	+2.1 +2.4
地方自治体独自の波源モデルを対象とした検討	-							断層長さ及び敷地からの距離を考慮すると、地方自治体独自の波源モデルから想定される地震による津波の敷地への影響は、当社が評価している海域活断層から想定される地震による津波の敷地への影響と同程度以下と考えられる。						

評価水位最低ケース(水位下降側)

■:2号炉取水口において評価水位最低

検討ケース	波源モデル						ポンプ 運転 状況	評価水位(T.P. m)*		
	断層 長さ (km)	モーメント マグニ チュード Mw	傾斜角 (°)	すべり角 (°)	上縁深 さ(km)	大 すべり 域		2号炉 取水口(東)	2号炉 取水口(西)	2号炉 放水槽
土木学会に基づく検討(F-Ⅲ~F-V断層)	48.0	7.27	90	115, 180	0	-	運転 停止	-3.9	-3.9	-5.9[-5.84] -4.8
国土交通省・内閣府・文部科学省(2014)に 基づく検討(F56断層)	49.0	7.2	60	143, 215	1	隣接LR	運転 停止	-1.0	-1.0	-1.5 -1.1
国土交通省・内閣府・文部科学省(2014)の横ずれ断層 に対するすべり角の知見を踏まえた検討	48.0	7.27	90	115, 215	0	-	運転 停止	-3.8	-3.8	-5.8 -4.8
地方自治体独自の波源モデルを対象とした検討	-							断層長さ及び敷地からの距離を考慮すると、地方自治体独自の波源モデルから想定される地震による津波の敷地への影響は、当社が評価している海域活断層から想定される地震による津波の敷地への影響と同程度以下と考えられる。		

・海域活断層から想定される地震による津波の検討においては、施設護岸の評価水位が最高となること及び、2号炉取水口の評価水位が最低となることから、上昇側・下降側ともに「土木学会に基づく検討(F-Ⅲ~F-V断層)」を基準津波の選定に反映する。

補足説明資料 2. 基準津波の策定

2.3 津波評価結果②(日本海東縁部に想定される地震による津波の検討)

・地震による津波の検討(日本海東縁部に想定される地震による津波の検討)の評価水位最高ケース及び評価水位最低ケースは以下のとおり。

※ 評価水位は地盤変動量及び潮位を考慮している。

評価水位最高ケース(水位上昇側)

■:施設護岸又は防波壁において評価水位最高

検討ケース	断層モデル						ポンプ 運転 状況	評価水位(T.P. m)*							
	断層 長さ (km)	モーメント マグニ チュード Mw	傾斜角 (°)	すべり角 (°)	上縁深 さ(km)	大 すべり 域		施設護岸 又は 防波壁	1号炉 取水槽	2号炉 取水槽	3号炉 取水槽	1号炉 放水槽	2号炉 放水槽	3号炉 放水槽	
土木学会に基づく 検討	E1領域 断層上縁深さ0km (追加)E1領域 断層上縁深さ1km	131.1	7.85	60	90	0	-	運転	-	+6.4	+4.9	-	+5.3	+4.4	
								停止	+7.2	+6.9	+8.1	+6.3	+2.3	+4.3	+5.5
国土交通省・内閣府・ 文部科学省(2014)に 基づく検討	F24断層 (追加)F28断層	132	7.9	30	74, 80	1	隣接LLRR	運転	-	+4.1	+2.4	-	+4.1	+3.4	
								停止	+3.4	+6.9	+8.2	+6.3	+2.3	+4.4	+5.4
地方自治体独自の波源モデルに 基づく検討(鳥取県(2012)) (追加)地震発生領域の運動を 考慮した検討(断層長さ350km)	222.2 350	8.16 8.09	60	90	0	0	IV V	運転	+10.5	+7.6	+9.0[9.00]	+7.0	+4.0	+7.1	+6.4
								停止	+8.7	+6.9	+6.1	-	+6.1	+4.4	
								運転	+8.7	+7.1	+9.0[9.11]	+7.2	+3.0	+6.5	+4.9

評価水位最低ケース(水位下降側)

■:2号炉取水口において評価水位最低

検討ケース	断層モデル						ポンプ 運転 状況	評価水位(T.P. m)*			
	断層 長さ (km)	モーメント マグニ チュード Mw	傾斜角 (°)	すべり角 (°)	上縁深 さ(km)	大 すべり 域		2号炉 取水口(東)	2号炉 取水口(西)	2号炉 放水槽	
土木学会に基づく 検討	E2, E3領域 断層上縁深さ2.5km (追加)E2, E3領域 断層上縁深さ1km	131.1	7.85	60	90	2.5	-	運転	-4.2	-4.1	-5.3
								停止	-4.2	-4.1	-5.0
国土交通省・内閣府・ 文部科学省(2014)に 基づく検討	F24断層 (追加)F28断層	132	7.9	30	74, 80	1	中央	運転	-2.4	-2.4	-3.4
								停止	-2.4	-2.4	-3.3
地方自治体独自の波源モデルに 基づく検討(鳥取県(2012)) (追加)地震発生領域の運動を 考慮した検討(断層長さ350km)	222.2 350	8.16 8.09	60	90	0	0	IV VI	運転	-1.9	-1.9	-2.7
								停止	-1.9	-1.9	-2.7
								運転	-5.0	-5.0	-5.9[-5.81] -5.4
								停止	-5.0	-5.0	-5.9[-5.88] -5.2

・日本海東縁部に想定される地震による津波の検討においては、防波壁の評価水位が最高となること及び、2号炉取水口の評価水位が最低となることから、上昇側・下降側ともに「地方自治体独自の波源モデルに基づく検討(鳥取県(2012))」を基準津波の選定に反映する。
・また、「地震発生領域の運動を考慮した検討(断層長さ350km)」においては、3号炉取水槽のポンプ停止時の評価水位が最高となること及び、2号炉取水槽のポンプ運転時の評価水位が最低となることから基準津波の選定に反映する。(該当箇所を表中に ■ として示す。)

・地震以外の要因による津波の検討の評価水位最高ケース及び評価水位最低ケースは以下のとおり。

※ 評価水位は地盤変動量及び潮位を考慮している。

評価水位最高ケース(水位上昇側)

■ :施設護岸又は防波壁において評価水位最高

検討ケース	ポンプ 運転状況	評価水位(T.P. m) [※]						
		施設護岸	1号炉 取水槽	2号炉 取水槽	3号炉 取水槽	1号炉 放水槽	2号炉 放水槽	3号炉 放水槽
海底地すべりに 起因する津波(地すべり①)	運転	+4.1	+3.5	+3.2	+2.3	+3.4	+4.3	+4.0
	停止		+4.0	+4.5	+4.0	+2.1	+3.8	+4.2
陸上地すべりに 起因する津波(Ls26)	運転	+1.2	+1.0	+0.7	+0.5	+2.6	+2.4	+1.8
	停止		+1.1	+1.1	+1.0	+1.1	+1.0	+0.8
岩盤崩壊に起因する津波	-	Huber and Hager(1997) ²⁰⁾ の予測式による津波高さ(全振幅)が陸上地すべりの津波高(全振幅)を下回ることから、敷地への影響は小さいと考えられる。						
火山現象に起因する津波	-	<ul style="list-style-type: none"> ・鬱陵島: 山体崩壊を伴うような爆発的噴火の可能性は低いことから、敷地に与える影響が大きい津波は発生することはないと考えられる。 ・隠岐島後: 山体崩壊を伴うような爆発的噴火の可能性は低いことから、敷地に与える影響が大きい津波は発生することはないと考えられる。 ・渡島大島: 観測津波水位は、日本海東縁部に想定した地震による津波水位を下回ると考えられる。 						

評価水位最低ケース(水位下降側)

■ :2号炉取水口において評価水位最低

検討ケース	ポンプ 運転状況	評価水位(T.P. m) [※]		
		2号炉 取水口(東)	2号炉 取水口(西)	2号炉 取水槽
海底地すべりに 起因する津波(地すべり①)	運転	-2.8	-2.7	-3.7
	停止			-3.3
陸上地すべりに 起因する津波(Ls26)	運転	-0.5	-0.5	-1.1
	停止			-0.7
岩盤崩壊に起因する津波	-	Huber and Hager(1997)の予測式による津波高さ(全振幅)が陸上地すべりの津波高(全振幅)を下回ることから、敷地への影響は小さいと考えられる。		
火山現象に起因する津波	-	<ul style="list-style-type: none"> ・鬱陵島: 山体崩壊を伴うような爆発的噴火の可能性は低いことから、敷地に与える影響が大きい津波は発生することはないと考えられる。 ・隠岐島後: 山体崩壊を伴うような爆発的噴火の可能性は低いことから、敷地に与える影響が大きい津波は発生することはないと考えられる。 ・渡島大島: 上昇側の評価より、敷地に与える影響は小さいと考えられる。 		

・地震以外の要因による津波の検討においては、施設護岸の評価水位が最高となること及び、2号炉取水口の評価水位が最低となることから、上昇側・下降側ともに「海底地すべりに起因する津波(地すべり①)」を基準津波の選定に反映する。

・津波起因事象の重量による津波の検討の評価水位最高ケース及び評価水位最低ケースは以下のとおり。

※ 評価水位は地盤変動量及び潮位を考慮している。

評価水位最高ケース(水位上昇側)

■ :施設護岸又は防波壁において評価水位最高

検討ケース		ポンプ 運転 状況	評価水位(T.P. m) [※]							
地震による 津波	地震以外の要因による 津波		検討方法	施設護岸	1号炉 取水槽	2号炉 取水槽	3号炉 取水槽	1号炉 放水槽	2号炉 放水槽	3号炉 放水槽
F-Ⅲ～F-V 断層	陸上地すべり Ls26	水位の 足し合わせ	運転	+3.8[+3.71]	-	-	-	-	-	-
		一体 シミュレーション	停止	+3.8[+3.74]	+1.5	+1.1	+1.0	+2.7	+2.8	+1.9
	その他の地すべり (陸上地すべりLs7・ 海底地すべり①～④)	水位の 足し合わせ	-	-	+1.8	+1.7	+2.7	+1.2	+2.6	+2.4
日本海東縁部に 想定される 津波	陸上地すべり・ 海底地すべり	水位の 足し合わせ	-	F-Ⅲ～F-V断層と海底地すべり①～③との位置関係から、これらの重量は考慮しない。また、F-Ⅲ～F-V断層から想定される地震による津波の最大水位上昇量の発生時に、陸上地すべりLs7及び海底地すべり④に起因する津波は到達しないため、重量を考慮しても評価水位に影響はない。						
日本海東縁部に 想定される 津波	陸上地すべり・ 海底地すべり	水位の 足し合わせ	-	日本海東縁部に想定される地震の波源は、陸上地すべりLs7・Ls26及び海底地すべり①～④と十分に離れていることから、それらの重量を考慮しない。						

評価水位最低ケース(水位下降側)

■ :2号炉取水口において評価水位最低

検討ケース		ポンプ 運転 状況	評価水位(T.P. m) ^{※2}			
地震による 津波	地震以外の要因による 津波		検討方法	2号炉 取水口(東)	2号炉 取水口(西)	2号炉 取水槽
F-Ⅲ～F-V 断層	陸上地すべり Ls26	水位の 足し合わせ	運転	-3.7[-3.62]	-3.6	-
		一体 シミュレーション	停止	-3.7[-3.69]	-3.7	-5.7
	その他の地すべり (陸上地すべりLs7・ 海底地すべり①～④)	水位の 足し合わせ	-	-	-	-4.7
日本海東縁部に 想定される 津波	陸上地すべり・ 海底地すべり	水位の 足し合わせ	-	F-Ⅲ～F-V断層と海底地すべり①～③との位置関係から、これらの重量は考慮しない。また、F-Ⅲ～F-V断層から想定される地震による津波の最大水位下降量の発生時に、陸上地すべりLs7及び海底地すべり④に起因する津波は到達しないため、重量を考慮しても評価水位に影響はない。		
日本海東縁部に 想定される 津波	陸上地すべり・ 海底地すべり	水位の 足し合わせ	-	日本海東縁部に想定される地震の波源は、陸上地すべりLs7・Ls26及び海底地すべり①～④と十分に離れていることから、それらの重量を考慮しない。		

・津波起因事象の重量による津波の検討においては、施設護岸の評価水位が最高となること及び、2号炉取水口の評価水位が最低となることから、上昇側・下降側ともに「F-Ⅲ～F-V断層から想定される地震による津波」と「陸上地すべりに起因する津波(Ls26)」の重量ケースを基準津波の選定に反映する。

補足説明資料 2. 基準津波の策定
2.3 津波評価結果のまとめ

第632回審査会合 資料2
P149 再掲

37

・各検討結果より選定した評価水位最高ケース及び評価水位最低ケースは以下のとおり。

※ 評価水位は地盤変動量及び潮位を考慮している。

水位上昇側

■:施設護岸又は防波壁において評価水位最高 □:左記波源の1~3号炉取・放水槽の評価水位を上回る、またはほぼ同値となる水位

波源	検討ケース	断層長さ(km)	モーメントマグニチュード Mw	傾斜角(°)	すべり角(°)	上縁深さ(km)	大すべり域	ポンプ運転状況	施設護岸又は防波壁	評価水位(T.P. m)*					
										1号炉取水槽	2号炉取水槽	3号炉取水槽	1号炉放水槽	2号炉放水槽	3号炉放水槽
海域活断層	土木学会に基づく検討(F-III~F-V断層)	48.0	7.27	90	130,180	0	-	運転	+3.6	+1.9	+1.4	+1.3	+2.7	+2.8	+2.1
										停止	+2.2	+2.0	+2.9	+1.3	+2.7
日本海東縁部	地方自治体独自の波源モデルに基づく検討(鳥取県(2012))	222.2	8.16	60	90	0	-	運転	+10.5	-	+7.0	+5.9	-	+6.8	+6.6
										停止	+7.6	+9.0[9.00]	+7.0	+4.0	+7.1
日本海東縁部	(追加)地震発生領域の運動を考慮した検討(断層長さ350km)	350	8.09	60	90	0	IV V	運転	+8.7	-	+6.9	+6.1	-	+6.1	+4.4
										停止	+7.1	+9.0[8.91]	+7.2	+3.0	+6.5
海底地すべり	海底地すべりに起因する津波(地すべり①)	-						-	+4.1	+3.5	+3.2	+2.3	+3.4	+4.3	+4.0
		停止	+4.0	+4.5	+4.0	+2.1	+3.8			+4.2					
津波起因事象の重畳	F-III~F-V断層+陸上地すべりLs26	一体シミュレーション						-	+3.8	+1.5	+1.1	+1.0	+2.7	+2.8	+1.9
		停止	+1.8	+1.7	+2.7	+1.2	+2.6			+2.4					

水位下降側

■:2号炉取水口において評価水位最低 □:左記波源の2号炉取水槽を上回る水位

波源	検討ケース	断層長さ(km)	モーメントマグニチュード Mw	傾斜角(°)	すべり角(°)	上縁深さ(km)	大すべり域	ポンプ運転状況	評価水位(T.P. m)*		
									2号炉取水口(東)	2号炉取水口(西)	2号炉取水槽
海域活断層	土木学会に基づく検討(F-III~F-V断層)	48.0	7.27	90	115,180	0	-	運転	-3.9	-3.9	-5.9[-5.84]
											停止
日本海東縁部	地方自治体独自の波源モデルに基づく検討(鳥取県(2012))	222.2	8.16	60	90	0	-	運転	-5.0	-5.0	-5.9[-5.81]
											停止
日本海東縁部	(追加)地震発生領域の運動を考慮した検討(断層長さ350km)	350	8.09	60	90	0	IV VI	運転	-4.5	-4.5	-5.9[-5.88]
											停止
海底地すべり	海底地すべりに起因する津波(地すべり①)	-						-	-2.8	-2.7	-3.7
		停止	-3.3								
津波起因事象の重畳	F-III~F-V断層+陸上地すべりLs26	一体シミュレーション						-	-3.7	-3.7	-5.7
		停止	-4.7								

・各検討結果より選定した評価水位最高ケース及び評価水位最低ケースから、施設護岸又は防波壁の評価水位が最高となる波源及び2号炉取水口の評価水位が最低となる波源を基準津波として選定する。また、上記波源の1~3号炉取・放水槽の評価水位を上回る、または、ほぼ同値となる波源についても安全側の評価を行う観点から基準津波として選定する。

補足説明資料 2. 基準津波の策定
2.4 基準津波の選定

第632回審査会合 資料2
P150 再掲

38

・地震による津波の検討、地震以外の要因による津波の検討及び津波起因事象の重畳による津波の検討の結果、鳥取県(2012)が日本海東縁部に想定した地震による津波を基準津波1、日本海東縁部に想定される地震発生領域の運動を考慮した検討の評価水位最高ケースを基準津波2、評価水位最低ケースを基準津波3として選定する。また、敷地近傍に位置する海域活断層(F-III~F-V断層)から想定される地震による津波を基準津波4として選定する。

※ 評価水位は地盤変動量及び潮位を考慮している。

水位上昇側

■:施設護岸又は防波壁において評価水位最高 □:左記波源の1~3号炉取・放水槽の評価水位を上回る、またはほぼ同値となる水位

基準津波	波源域	検討ケース	断層長さ(km)	モーメントマグニチュード Mw	傾斜角(°)	すべり角(°)	上縁深さ(km)	大すべり域	走向	東西位置	防波堤有無	ポンプ運転状況	施設護岸又は防波壁	評価水位(T.P. m)*					
														1号炉取水槽	2号炉取水槽	3号炉取水槽	1号炉放水槽	2号炉放水槽	3号炉放水槽
基準津波1	日本海東縁部	地方自治体独自の波源モデルに基づく検討(鳥取県(2012))	222.2	8.16	60	90	0	-	-	-	-	有	+10.5	-	+7.0	+5.9	-	+6.8	+6.6
														停止	+7.6	+9.0[9.00]	+7.0	+4.0	+7.1
基準津波2	日本海東縁部	地震発生領域の運動を考慮した検討(断層長さ350km)	350	8.09	60	90	0	IV V	走向一定	(3)	有	運転	+8.7	-	+6.9	+6.1	-	+6.1	+4.4
														停止	+7.1	+9.0[8.91]	+7.2	+3.0	+6.5

水位下降側

■:2号炉取水口において評価水位最低 □:左記波源の2号炉取水槽を上回る水位

基準津波	波源域	検討ケース	断層長さ(km)	モーメントマグニチュード Mw	傾斜角(°)	すべり角(°)	上縁深さ(km)	大すべり域	走向	東西位置	防波堤有無	ポンプ運転状況	評価水位(T.P. m)*		
													2号炉取水口(東)	2号炉取水口(西)	2号炉取水槽
基準津波1	日本海東縁部	地方自治体独自の波源モデルに基づく検討(鳥取県(2012))	222.2	8.16	60	90	0	-	-	-	-	有	-5.0	-5.0	-5.9[-5.81]
															停止
基準津波3	日本海東縁部	地震発生領域の運動を考慮した検討(断層長さ350km)	350	8.09	60	90	0	IV VI	走向一定	(3)	有	運転	-4.5	-4.5	-5.9[-5.88]
															停止
基準津波4	海域活断層	土木学会に基づく検討(F-III~F-V断層)	48.0	7.27	90	115,180	0	-	-	-	-	有	-3.9	-3.9	-5.9[-5.84]
															停止

2.5 基準津波による水位の検討

・防波堤の有無の影響検討を踏まえた基準津波は以下のとおりである。
 ・基準津波による水位の検討として、基準津波の各々の評価水位に対して、敷地への流入防止及び取水性の確保について確認する。

水位上昇側

※ 評価水位は地盤変動量及び潮位を考慮している。

基準津波	波源域	検討ケース	断層長さ (km)	モーメントマグニチュード Mw	傾斜角 (°)	すべり角 (°)	上縁深さ (km)	大すべり域	走向	東西位置	防波堤有無	ポンプ運転状況	評価水位 (T.P. m) ※							
													施設護岸又は防波壁	1号炉取水槽	2号炉取水槽	3号炉取水槽	1号炉放水槽	2号炉放水槽	3号炉放水槽	
基準津波 1	日本海東縁部	地方自治体独自の波源モデルに基づく検討 (鳥取県 (2012))	222.2	8.16	60	90	0	-	-	-	-	有	運転	+10.5	-	+7.0	+5.9	-	+6.8	+6.6
												停止	+7.6	+9.0	+7.0	+4.0	+7.1	+6.4		
												無	運転	-	+9.0	+6.4	-	+6.1	+6.4	
												停止	+11.6	+9.0	+10.4	+7.7	+4.1	+7.2	+6.3	
基準津波 2	日本海東縁部	地震発生領域の運動を考慮した検討 (断層長さ350km)	350	8.09	60	90	0	IV V	走向一定	(3)	有	運転	+8.7	-	+6.9	+6.1	-	+6.1	+4.4	
停止			+7.1	+9.0	+7.2	+3.0	+6.5	+4.9												
基準津波 5	日本海東縁部	地震発生領域の運動を考慮した検討 (断層長さ350km)	350	8.09	60	90	0	VII 南30km	走向一定 -10° 変化	(3) から 東 15.9km	無	運転	+11.2	-	+8.3	+5.8	-	+5.5	+6.8	
停止												+8.0	+10.2	+7.5	+2.6	+5.4	+7.3			
評価水位と比較する高さ (T.P. m)													天端 +15.0	天端 +10.8	天端 +10.8	天端 +8.8	天端 +8.8	天端 +8.8	天端 +8.8	

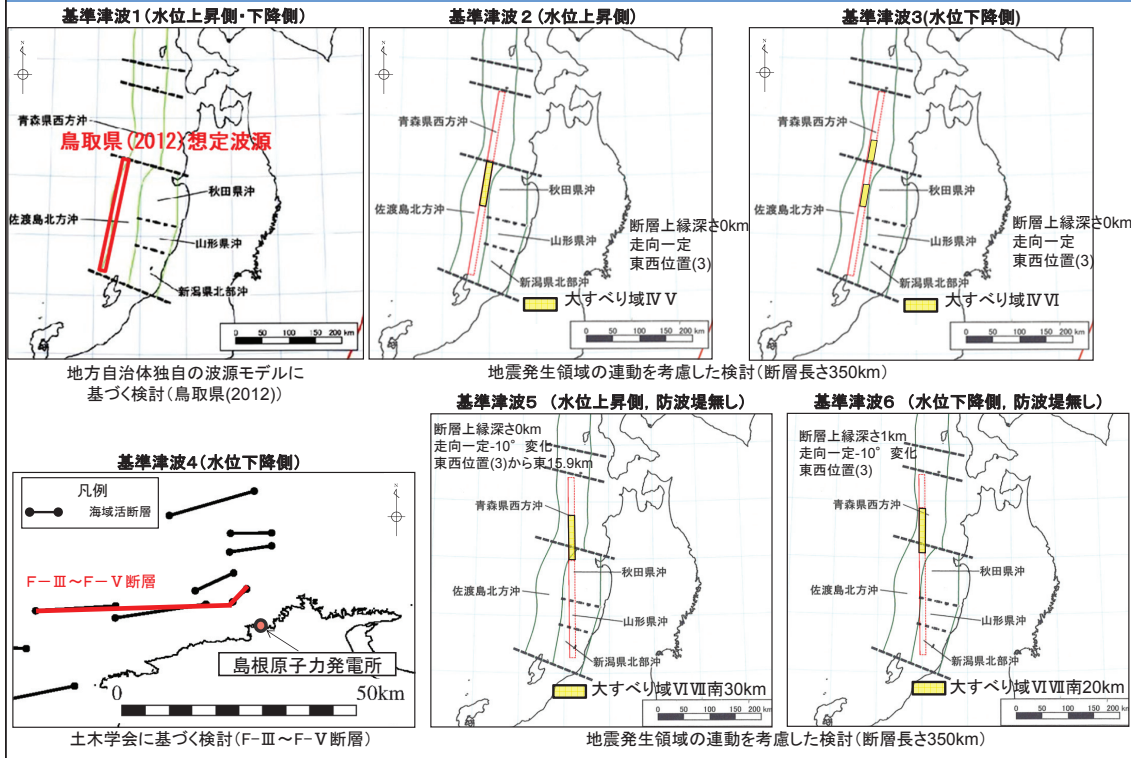
2.5 基準津波による水位の検討

水位下降側

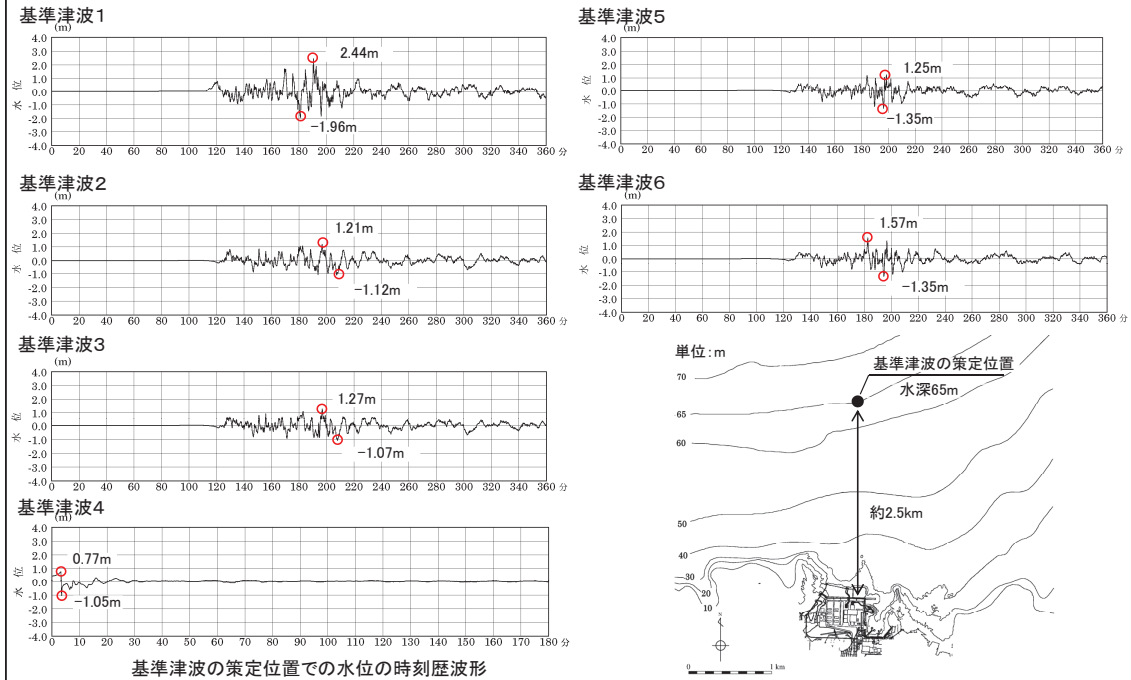
※ 評価水位は地盤変動量及び潮位を考慮している。

基準津波	波源域	検討ケース	断層長さ (km)	モーメントマグニチュード Mw	傾斜角 (°)	すべり角 (°)	上縁深さ (km)	大すべり域	走向	東西位置	防波堤有無	ポンプ運転状況	評価水位 (T.P. m) ※				
													2号炉取水口 (東)	2号炉取水口 (西)	2号炉取水槽		
基準津波 1	日本海東縁部	地方自治体独自の波源モデルに基づく検討 (鳥取県 (2012))	222.2	8.16	60	90	0	-	-	-	-	有	運転	-5.0	-5.0	-5.9	
												停止	-5.0	-5.0	-5.4		
												無	運転	-5.9	-5.9	-7.5	
												停止	-5.9	-5.9	-5.5		
基準津波 3	日本海東縁部	地震発生領域の運動を考慮した検討 (断層長さ350km)	350	8.09	60	90	0	IV VI	走向一定	(3)	有	運転	-4.5	-4.5	-5.9		
停止			-4.5	-4.5	-5.2												
基準津波 6	日本海東縁部	地震発生領域の運動を考慮した検討 (断層長さ350km)	350	8.09	60	90	1	VII 南20km	走向一定 -10° 変化	(3)	無	運転	-6.0	-5.9	-7.8		
停止												-6.0	-5.9	-5.7			
基準津波 4	海域活断層	土木学会に基づく検討 (F-III ~ F-V 断層)	48.0	7.27	90	115, 180	0	-	-	-	-	-	有	運転	-3.9	-3.9	-5.9
													停止	-3.9	-3.9	-4.8	
													無	運転	-4.1	-4.1	-6.3
													停止	-4.1	-4.1	-5.0	
評価水位と比較する高さ (T.P. m)													取水口呑口 -12.5		原子炉補機海水ポンプ設計取水可能水位 -8.32		

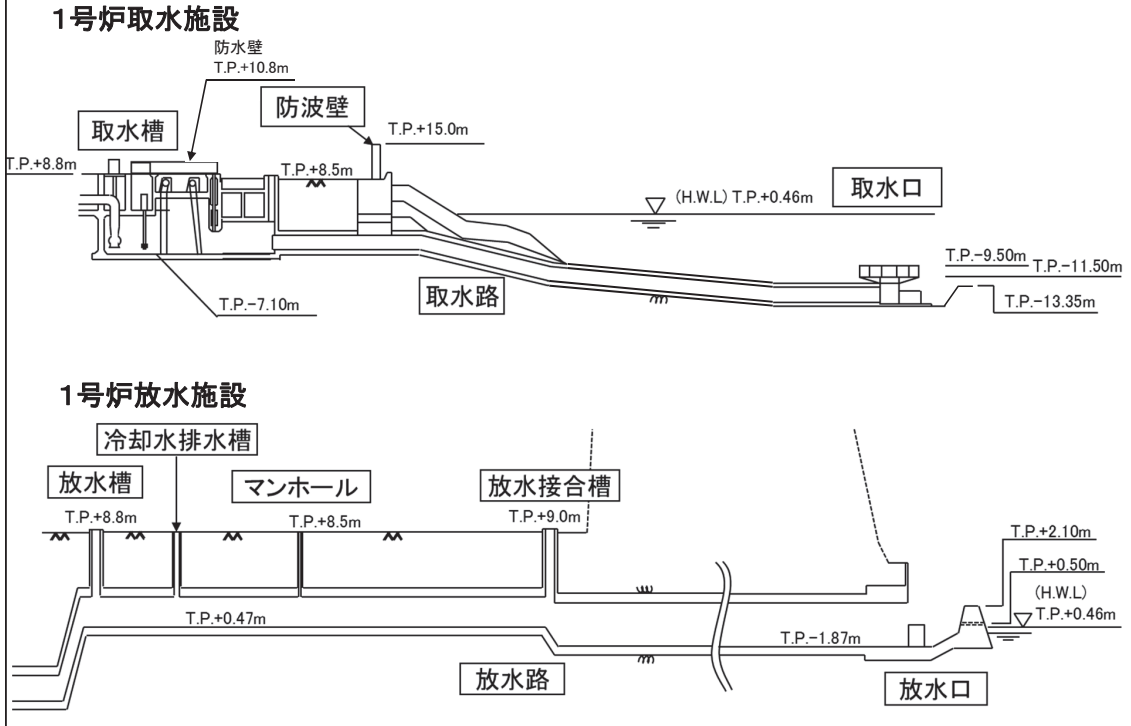
上記、基準津波の各々の評価水位に対して、敷地への流入防止及び取水性の確保ができることを確認した。
【敷地への津波の流入】
 ・施設護岸周辺には高さT.P.+15.0mの防波壁が設置されていることから、津波が遡上し地上部から敷地に到達することはない。
 ・1～3号炉取・放水槽の天端高さはT.P.+8.8mであること、及び1, 2号炉取水槽に天端高さT.P.+10.8mの防水壁が設置されていることから、取・放水経路から敷地に津波が流入することはない。
【原子炉補機海水系の取水性】
 ・2号炉原子炉補機海水ポンプ設計取水可能水位はT.P.-8.32mであることから、冷却に必要な海水は確保できる。
 ・2号炉取水口の呑口の下端はT.P.-12.5mであることから、取水に支障が生じることはない。



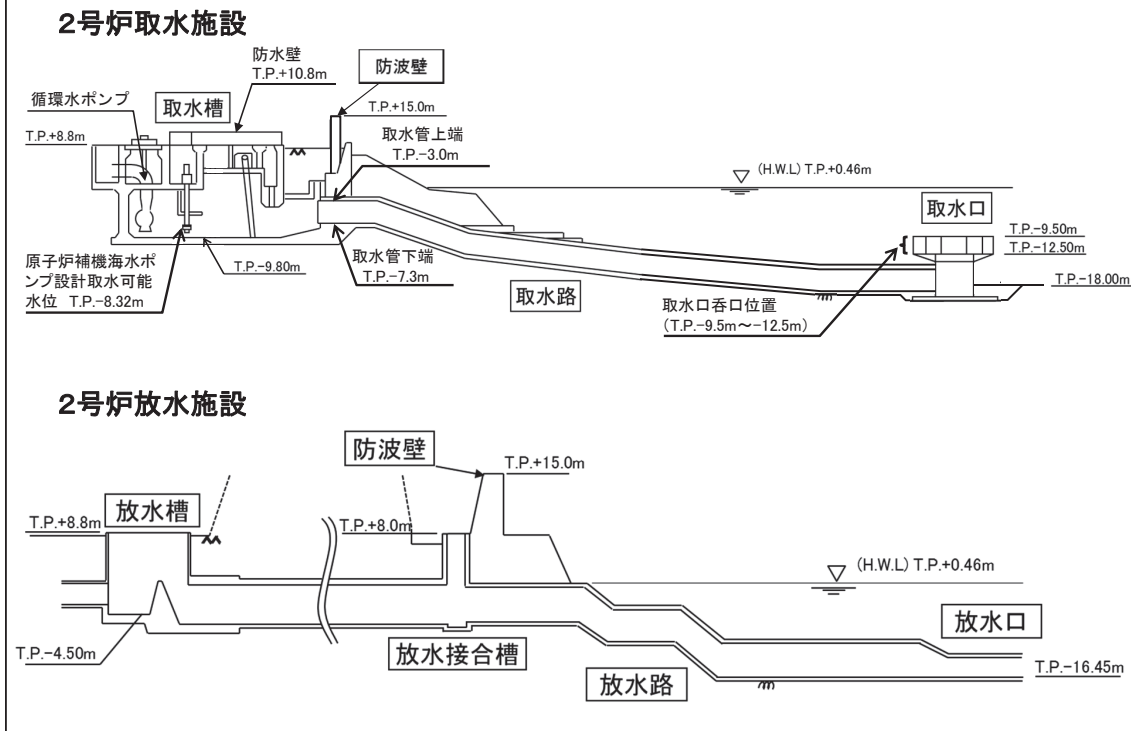
・基準津波の策定位置は、施設や沿岸からの反射波の影響が微少となるよう、施設から北約2.5kmの地点(水深65m)を選定した。



2.8 取水・放水施設 断面図(1号炉)

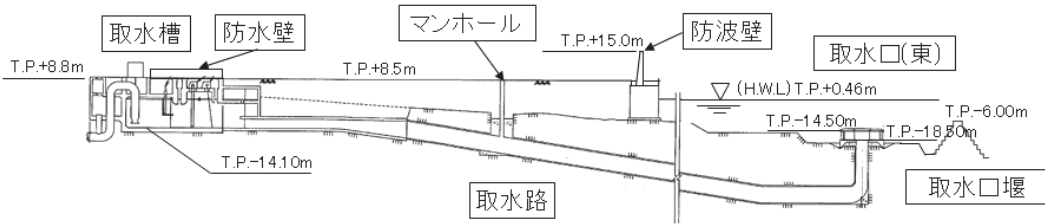


2.8 取水・放水施設 断面図(2号炉)

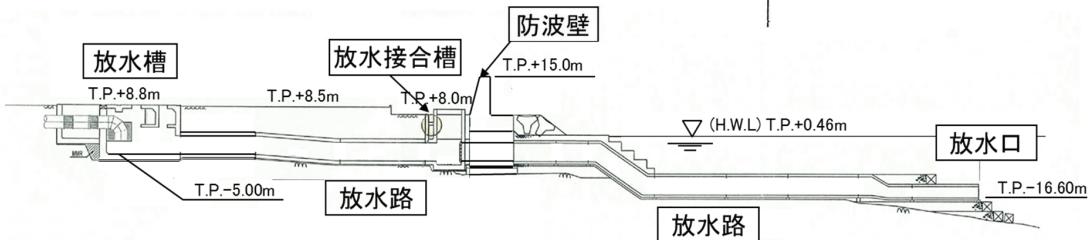


2. 8 取水・放水施設 断面図(3号炉)

3号炉取水施設



3号炉放水施設



3. 1 計算条件(津波解析)

・計算条件(津波解析)の詳細を以下に記す。

項目	計算条件
計算領域	日本海全体(南北約2100km, 東西約1300km)
計算時間間隔	0.05秒
基礎方程式	非線形長波
沖合境界条件	開境界部分は自由透過, 領域結合部は, 水位と流速を接続 ⁽²¹⁾
陸岸境界条件	静水面より上昇する津波に対しては完全反射条件, または小谷ほか(1998) ⁽²²⁾ の遡上条件とする。静水面より下降する津波に対しては小谷ほか(1998)の移動境界条件を用いて海底露出を考慮する。
初期条件	地震断層モデルを用いて Mansinha and Smylie(1971) ⁽²³⁾ の方法により計算される海底地盤変位が瞬時に生じるように設定
海底摩擦	マンニングの粗度係数 0.03 m ^{-1/3} s
水平渦動粘性係数	0m ² /s
計算潮位	T.P.±0m
想定する潮位条件	上昇側評価: 津波解析の計算結果に, 朔望平均満潮位T.P.+0.46mを足し合わせ, 上昇側の評価水位とする。 下降側評価: 津波解析の計算結果に, 朔望平均干潮位T.P.-0.02mを足し合わせ, 下降側の評価水位とする。
地盤変動条件	「初期条件」において設定した海底地盤変位による地盤変動量を考慮する。
計算時間	・日本海東縁部に想定される地震による津波は地震発生後6時間まで ・海域活断層から想定される地震による津波は地震発生後3時間まで

・計算条件(管路計算)の詳細を以下に記す。

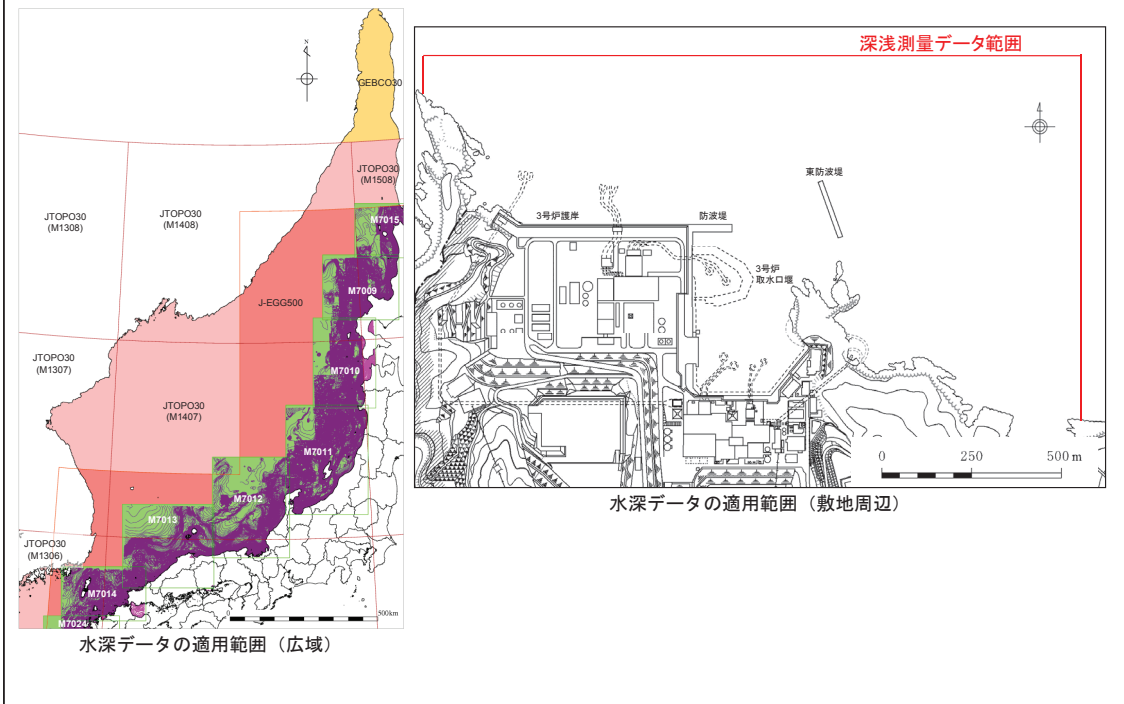
項目	計算条件
計算領域	【取水施設】 1, 2号炉 取水口 ~ 取水管 ~ 取水槽 3号炉 取水口 ~ 取水トンネル ~ 取水路 ~ 取水槽 【放水施設】 放水口 ~ 放水路 ~ 放水槽
計算時間間隔	0.01秒
基礎方程式	非定常管路および開水路流れの連続式および運動方程式
取水槽側境界条件 (ポンプ取水量)	1号炉 循環水ポンプ運転時: 19m ³ /s ^{※1} , 循環水ポンプ停止時: 1.0m ³ /s 2号炉 循環水ポンプ運転時: 59m ³ /s, 循環水ポンプ停止時: 2.3m ³ /s 3号炉 循環水ポンプ運転時: 95m ³ /s ^{※2} , 循環水ポンプ停止時: 3m ³ /s
摩擦損失係数 (マニングの粗度係数)	【取水施設】 取水管: 0.014m ^{-1/3} ・s 取水トンネル, 取水路, 取水槽漸拡部: 0.015m ^{-1/3} ・s (塩素注入あり) 【放水施設】 0.015m ^{-1/3} ・s
貝の付着代	塩素注入しているため、貝の付着代は考慮せず
局所損失係数	土木学会(1999)等 ^{(24)~(26)} による
想定する潮位条件	水位上昇側: 朔望平均満潮位T.P.+0.46m 水位下降側: 朔望平均干潮位T.P.-0.02m
地盤変動条件	地盤変動量を考慮する
計算時間	・日本海東縁部に想定される地震による津波は地震発生後6時間まで ・海域活断層から想定される地震による津波は地震発生後3時間まで

※1 日本海東縁部に想定される地震による津波に対して、発電所沿岸域で大津波警報が発表された場合には循環水ポンプを停止する。【申請以降の見直し】
※2 燃料装荷前であるが、メンテナンス等により循環水ポンプを運転する可能性もあり得る。

・数値シミュレーションにおいて使用する地形データについては、日本水路協会、国土地理院の地形データ、当社の深
浅測量結果等を使用した。※

※ 各地形データの適用範囲を次頁に示す。

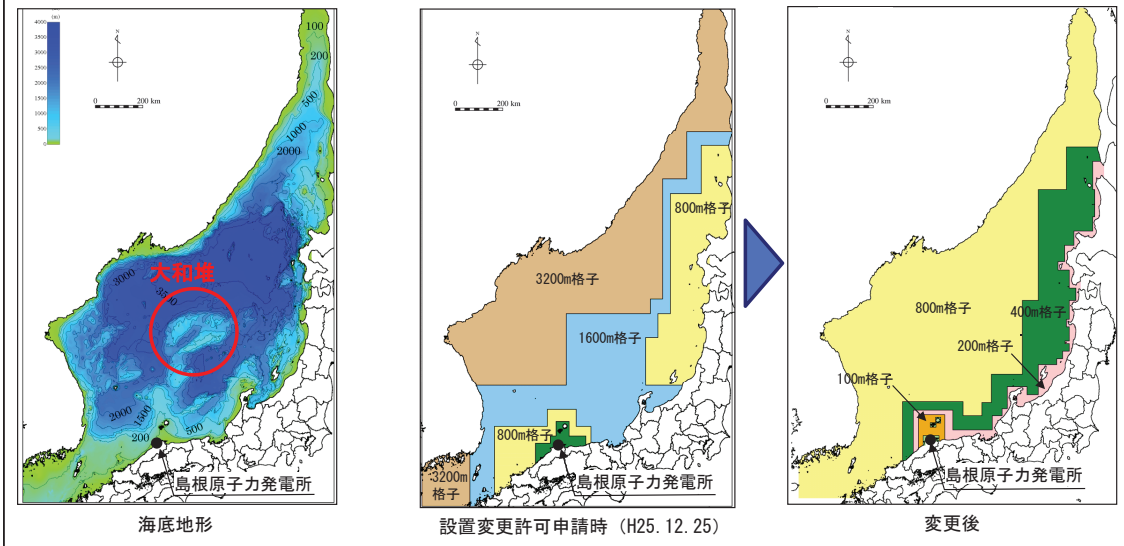
区分	名称	名称	作成者	作成年	備考
海域	M7000シ リーズ	M7009 北海道西部	日本水路協会	2008	日本近海の水深データ作成に使用
		M7010 秋田沖		2008	
		M7011 佐渡		2011	
		M7012 若狭湾		2008	
		M7013 隠岐		2008	
		M7014 対馬海峡		2009	
		M7015 北海道北部		2008	
		M7024 九州西岸海域		2009	
	数値地 図50m メッシュ	数値地図50mメッシュ(標高)日本-I	国土地理院	1994	日本沿岸の海岸線地形の作成に使用
		数値地図50mメッシュ(標高)日本-II	国土地理院	1997	
		数値地図50mメッシュ(標高)日本-III	国土地理院	1997	
		数値地図25000(行政界・海岸線)	国土地理院	2006	
	その他	JTOPO30	日本水路協会	2011	日本近海の水深データ作成に使用
		J-EGGS500	日本海洋データ センター	2002	日本近海の水深データ作成に使用
		GEBCO30	IOC and IHO	2010	日本近海以外の水深データ作成に使用
深浅測量等		中国電力株	1998~ 2015	深浅測量(1998年)の水深データに、以下の工事を反映した。 ・防波堤工事(2007年) ・3号炉護岸工事(2010年) ・3号炉取水口堰設置工事(2015年)	
陸域	5mメッシュ標高、10mメッシュ標高	国土地理院	2014	敷地周辺遊上領域範囲の陸地標高作成に使用	



■ 日本海全域

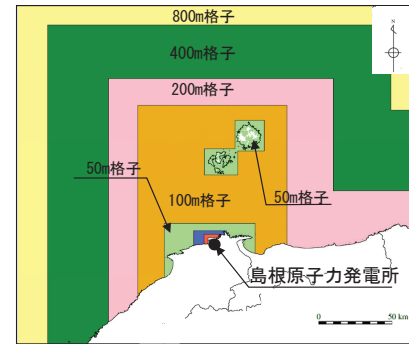
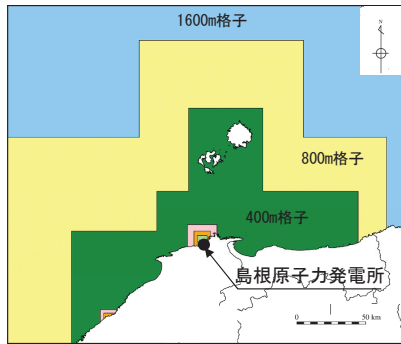
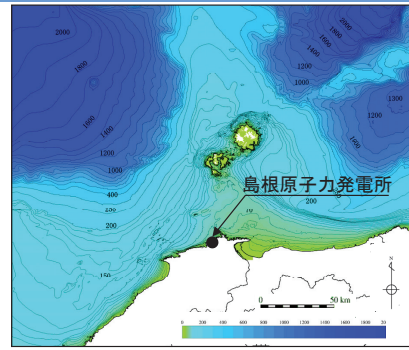
既往津波の再現性検討の精度を更に向上させるため、津波の伝播経路、津波痕跡地点周辺の沿岸について計算格子サイズを細分化した。

- ・日本海東縁部に想定される地震による津波の伝播経路上に位置する大和堆について、最大計算格子サイズを3,200mから800mに細分化した。
- ・北海道・東北地方～鳥取県沿岸の最大計算格子サイズを1,600mから200mに細分化した。



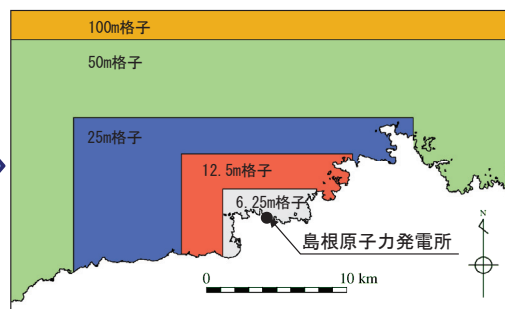
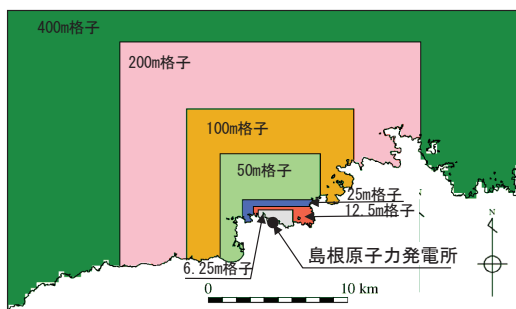
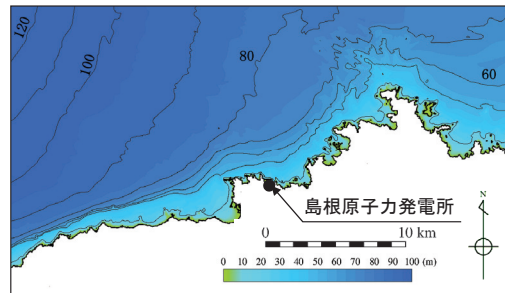
■ 島根半島周辺

・隠岐諸島～島根半島の海底地形を考慮し、最大計算格子サイズを400mから100mに細分化した。



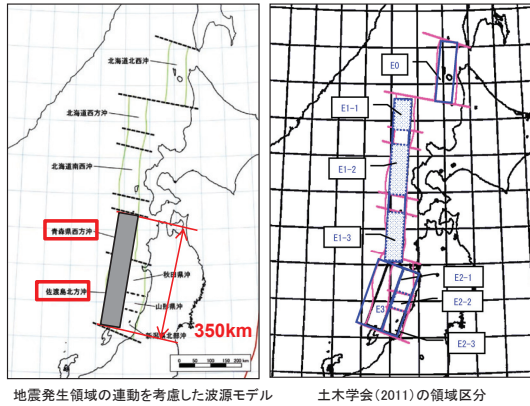
■ 島根原子力発電所周辺

・島根原子力発電所周辺においては、最小計算格子サイズ6.25mの範囲を敷地周辺1km程度から3km程度の範囲まで拡大した。



4.1 連動領域の地震発生モデル及び津波高さ推定モデル(地震発生領域の連動を考慮した波源モデル)

・連動領域の波源として、科学的想像力を発揮し、不確かさとして地震発生領域の連動を考慮した以下の波源モデルを考慮する。次頁に検討ケースの詳細を示す。



項目	諸元	主な設定根拠
長さ L (km)	350km	地震調査研究推進本部(2003)に示される「青森県西方沖」の領域から「佐渡島北方沖」の領域
走向 θ (°)	東傾斜8.9° , 西傾斜188.9°	地震調査研究推進本部(2003)の領域を踏まえ設定
傾斜角 δ (°)	60° 45° 30°	土木学会(2016)に示される変動範囲30°~60°
幅 W(km)	23.1 28.3 40.0	地震発生層厚さ20km(固定), 傾斜角より設定
すべり角 λ (°)	90°	土木学会(2016)に基づき安全側となる90° 固定とする。
すべり量 D(m)	大すべり域: 12m 背景領域: 4m 平均: 6m	国土交通省・内閣府・文部科学省(2014) ⁽²⁷⁾ 及び根本ほか(2009) ⁽²⁸⁾ 等に基づき設定
剛性率 μ (N/m ²)	3.5×10^{10}	土木学会(2016)に基づき設定
地震モーメント Mo(N·m)	1.70×10^{21} 2.08×10^{21} 2.94×10^{21}	$M_0 = \mu LWD$
モーメントマグニチュード Mw	8.09 8.15 8.25	$M_w = (\log M_0 - 9.1) / 1.5$

■発生頻度

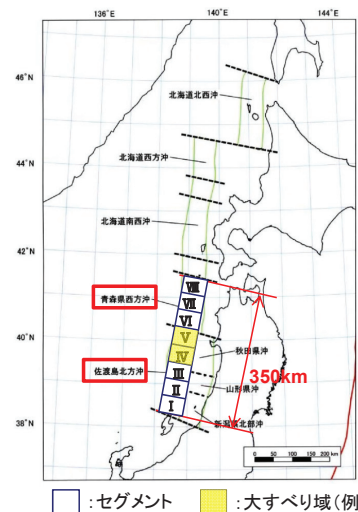
・波源位置としては、土木学会(2011)のE1-3領域(発生頻度:1個/500-1,400年)及びE3領域(発生頻度:1個/500-1,000年)の全体同時破壊に相当する。土木学会(2011)の発生頻度に基づき、E3領域の全体同時破壊が3回に1回発生、その中でさらに2回に1回、E1-3領域との同時破壊が発生すると考え、発生頻度は1個/3,000-6,000年とする。

4.1 連動領域の地震発生モデル及び津波高さ推定モデル(地震発生領域の連動を考慮した波源モデル)

・検討ケースの波源モデルは下表のとおり設定する。*

※ 検討ケース数は84ケース(①×②×③)である。

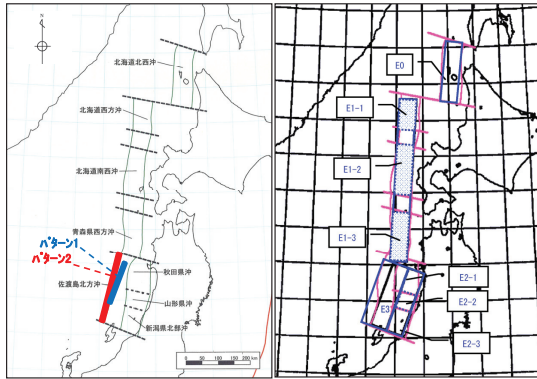
パラメータ	設定方法	設定値
①大すべり域位置	根本ほか(2009)を参考に波源モデルを8等分したセグメントについて、隣り合う2つのセグメントを大すべり域として設定する。	I II, II III, III IV, IV V, V VI, VI VII, VII VIII
②波源モデル位置	東西位置	領域内で東西に移動させる。(両端, 中央)
	傾斜方向	土木学会(2016)に示される東・西傾斜より設定する。
③傾斜角	土木学会(2016)に示される変動範囲30°~60° の上限値・中央値・下限値を設定する。	30° , 45° , 60°
断層上縁深さ	土木学会(2016)に示される既往津波の痕跡高を再現できる波源モデルの変動範囲0~5kmより0kmに固定して設定する。	0km
走向	地震調査研究推進本部(2003)の領域を踏まえ設定する。	8.9°
すべり角	土木学会(2016)に示される90° より設定する。	90°



色付き箇所がパラメータスタディ箇所

4.1 連動領域の地震発生モデル及び津波高さ推定モデル(鳥取県(2012))

・連動領域の波源として、鳥取県(2012)が日本海東縁部に想定した波源モデルを考慮する。以下に波源モデルを示す。



地震調査研究推進本部(2003)を引用・加筆 鳥取県(2012)の波源モデル位置図
土木学会(2011)の領域区分

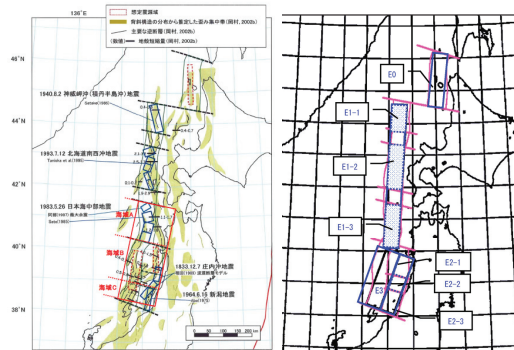
項目	諸元							
	佐渡島北方沖 (パターン1)				佐渡島北方沖 (パターン2)			
	E(東落ち)		W(西落ち)		E(東落ち)		W(西落ち)	
想定断層								
Mw	7.85	7.85	7.85	7.85	8.16	8.16	8.16	8.16
緯度(度)	38.95	38.95	40.06	40.06	38.36	38.36	40.31	40.31
経度(度)	138.41	138.41	138.93	138.93	138.15	138.15	138.73	138.73
深さ(km)	0	0	0	0	0	0	0	0
走向(度)	20	20	200	200	12.9	12.9	193.3	193.3
傾斜(度)	45	60	45	60	45	60	45	60
すべり角(度)	90	90	90	90	90	90	90	90
長さ(連動)(km)	131.1	131.1	131.1	131.1	222.2	222.2	222.2	222.2
幅(km)	21.21	17.32	21.21	17.32	21.21	17.32	21.21	17.32
すべり量(m)	7.71	9.44	7.71	9.44	13.06	16.00	13.06	16.00

■発生頻度

- ・佐渡島北方沖(パターン1)の波源位置としては、土木学会(2011)のE3領域(発生頻度:1個/500-1,000年)に相当することから、発生頻度は1個/500-1,000年とする。
- ・佐渡島北方沖(パターン2)の波源位置としては、土木学会(2011)のE3領域(発生頻度:1個/500-1,000年)の全体同時破壊に相当する。土木学会(2011)の発生頻度に基づき、E3領域の同時破壊が3回に1回発生すると考え、発生頻度は1個/1,500-3,000年とする。

4.1 連動領域の地震発生モデル及び津波高さ推定モデル(秋田県(2013))

・連動領域の波源として、秋田県(2013)が日本海東縁部に想定した波源モデルを考慮する。以下に波源モデルを示す。



秋田県(2013)の波源モデル位置図
土木学会(2011)の領域区分

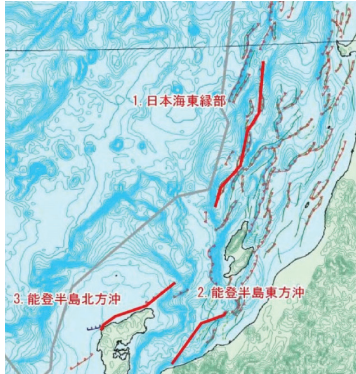
項目	諸元				
	海域A	海域B	海域A+海域B	海域B+海域C	海域A+海域B+海域C
震源、想定断層					
傾斜角	東傾斜	東傾斜	東傾斜	東傾斜	東傾斜
(°)	35	35	20	20	20
すべり角(°)	90	90	90	90	90
断層上縁深さ(km)	0	0	0	0	0
断層長さ(km)	130	140	270	220	350
断層幅(km)	50	54	105	85	135
断層面積(km ²)	6,500	7,560	28,350	18,700	47,250
断層下縁深さ(km)	29	31	36	29	46
地震モーメント(N・m)	6.85E+20	8.59E+20	6.24E+21	3.34E+21	1.34E+22
モーメントマグニチュード	7.82	7.89	8.46	8.28	8.69
平均すべり量(m)	3.0	3.2	6.3	5.1	8.1

■発生頻度

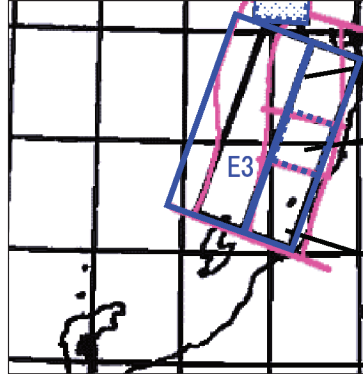
- ・海域Aの波源位置としては、土木学会(2011)のE1-3領域(発生頻度:1個/500-1,400年)に相当することから、発生頻度はE1-3領域の1個/500-1,400年とする。
- ・海域Bの波源位置としては、土木学会(2011)のE3領域(発生頻度:1個/500-1,000年)に相当することから、発生頻度はE3領域の1個/500-1,000年とする。
- ・海域A+海域Bの波源位置としては、土木学会(2011)のE1-3領域(発生頻度:1個/500-1,400年)及びE3領域(発生頻度:1個/500-1,000年)に相当する。土木学会(2011)の発生頻度に基づき、2回に1回、E1-3領域とE3領域の同時破壊が発生すると考え、発生頻度は1個/1,000-2,000年とする。
- ・海域B+海域Cの波源位置としては、土木学会(2011)のE3領域(発生頻度:1個/500-1,000年)の全体同時破壊に相当する。土木学会(2011)の発生頻度に基づき、E3領域の同時破壊が3回に1回発生すると考え、発生頻度は1個/1,500-3,000年とする。
- ・海域A+海域B+海域Cの波源位置としては、土木学会(2011)のE1-3領域(発生頻度:1個/500-1,400年)及びE3領域(発生頻度:1個/500-1,000年)の全体同時破壊に相当する。土木学会(2011)の発生頻度に基づき、E3領域の同時破壊が3回に1回発生、その中でさらに2回に1回、E1-3領域との同時破壊が発生すると考え、発生頻度は1個/3,000-6,000年とする。

4.1 連動領域の地震発生モデル及び津波高さ推定モデル(石川県(2012))

・連動領域の波源として、石川県(2012)が想定した波源モデルのうち、日本海東縁部に位置する波源モデルを考慮する。以下に波源モデルを示す。



石川県(2012)の波源モデル位置図



土木学会(2011)の領域区分

項目	諸元
断層名	日本海東縁部
想定マグニチュード Mw	7.99
気象庁マグニチュード Mj	8.54
断層長 (km)	167
幅 (km)	17.32
地震モーメント (N・m)	1.22E+21
すべり量 (m)	12.01
上縁深さ (km)	0
傾斜角	60
すべり角	90

■発生頻度

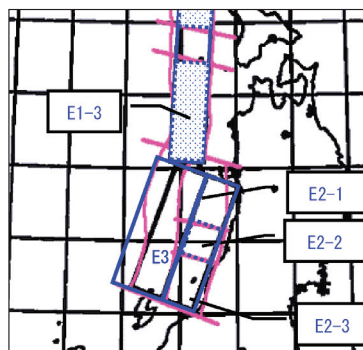
・波源位置としては、土木学会(2011)のE3領域(発生頻度:1個/500-1,000年)の全体同時破壊に相当する。土木学会(2011)の発生頻度に基づき、E3領域の同時破壊が3回に1回発生すると考え、発生頻度は1個/1,500-3,000年とする。

4.1 連動領域の地震発生モデル及び津波高さ推定モデル(福井県(2012))

・連動領域の波源として、福井県(2012)が想定した波源モデルのうち、日本海東縁部に位置する波源モデル(佐渡島北方沖断層)を考慮する。以下に波源モデルを示す。



福井県(2012)の波源モデル位置図



土木学会(2011)の領域区分

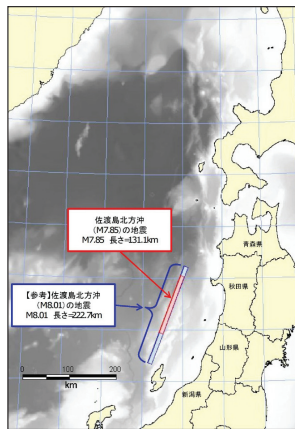
項目	諸元	
選定波源	佐渡島北方沖断層	
マグニチュード Mw	7.99	
地震により隆起する地盤	すべり量	12.01m
	長さ	167km
	幅	17.32km

■発生頻度

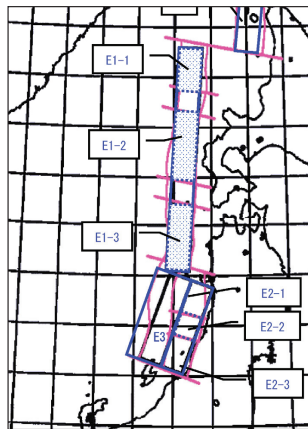
・波源位置としては、土木学会(2011)のE3領域(発生頻度:1個/500-1,000年)の全体同時破壊に相当する。土木学会(2011)の発生頻度に基づき、E3領域の同時破壊が3回に1回発生すると考え、発生頻度は1個/1,500-3,000年とする。

4.1 連動領域の地震発生モデル及び津波高さ推定モデル(島根県(2012))

・連動領域の波源として、島根県(2012)が想定した波源モデルのうち、日本海東縁部に位置する波源モデルを考慮する。以下に波源モデルを示す。



島根県(2012)の波源モデル位置図



土木学会(2011)の領域区分

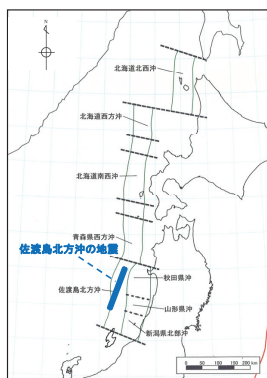
項目	諸元	
想定地震	佐渡島北方沖 (M7.85)	佐渡島北方沖 (M8.01)
地震規模	M7.85	M8.01
深さ (km)	0.0	0.0
走向 (度)	20	20
傾斜 (度)	60	60
すべり角 (度)	90	90
長さ (km)	131.1	222.7
幅 (km)	17.3	17.3
すべり量 (m)	9.4	9.5

■発生頻度

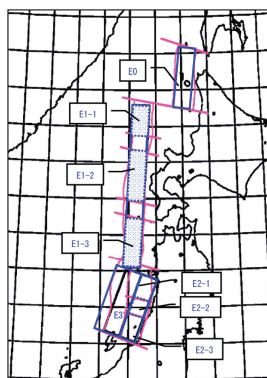
- ・佐渡北方沖 (M7.85) の波源位置としては、土木学会 (2011) のE3領域 (発生頻度: 1個/500-1,000) に相当することから、発生頻度は1個/500-1,000年とする。
- ・佐渡北方沖 (M8.01) の波源位置としては、土木学会 (2011) のE3領域 (発生頻度: 1個/500-1,000年) の全体同時破壊に相当する。土木学会 (2011) の発生頻度に基づき、E3領域の同時破壊が3回に1回発生すると考え、発生頻度は1個/1,500-3,000年とする。

4.1 連動領域の地震発生モデル及び津波高さ推定モデル(山口県(2012))

・連動領域の波源として、山口県(2012)が想定した波源モデルのうち、日本海東縁部に位置する波源モデルを考慮する。以下に波源モデルを示す。



地震調査研究推進本部 (2003) を引用・加筆
山口県(2012)の波源モデル位置図



土木学会(2011)の領域区分

項目	諸元	
断層名		
佐渡島北方沖の地震		
地震規模	M	8.4
	Mw	7.85
断層の位置	緯度 (°)	38.95258
	経度 (°)	138.40982
	上縁深さ d(km)	0
断層の大きさ	長さ L(km)	131.1
	幅 W(km)	17.3
	すべり量 D(m)	9.44
断層の向き	走向 θ (°)	20
	傾斜角 δ (°)	60
	すべり角 (°)	90

■発生頻度

- ・佐渡島北方沖の地震の波源位置としては、土木学会 (2011) のE3領域 (発生頻度: 1個/500-1,000) に相当することから、発生頻度は1個/500-1,000年とする。

4.2 海域活断層毎の最大水位上昇量及び下降量

・敷地周辺の主な海域活断層毎の最大水位上昇量及び下降量を下表に示す。また、各断層において実施した検討ケースについて、次頁に示す。

水位上昇側(施設護岸)

※1 地盤変動量, 朔望平均満潮位を考慮した値

断層	長さ (km)	モーメントマグニチュード Mw	すべり量 (m)	傾斜角 (°)	主応力軸 (°)	すべり角 (°)	上縁深さ (km)	すべり方向	最大水位上昇量 H(m) ^{※1}
F-Ⅲ~F-V断層(①+②+③)	48.0	7.27	4.01	90	110	130, 180	0	南上がり	3.6
鳥取沖東部断層~鳥取沖西部断層(④+⑤)	98	7.68	5.77	45	120	170	0	南上がり	0.8
F57断層(⑥)	108	7.74	8.98	90	120	180, 120	0	南上がり	1.2
K-4~K-7拗曲(⑦+⑧+⑨)	19.0	6.68	1.58	90	120	115, 130	0	北上がり	2.5
大田沖断層(⑩)	53	7.33	4.43	90	120	180	0	右横ずれ	0.8
K-1拗曲+K-2拗曲+F _{K0} 断層(⑪+⑫+⑬)	36	7.10	3.00	90	120	140, 180	0	北上がり	1.2
F _k -1断層(⑭)	19.0	6.68	1.58	90	120	155	0	北上がり	2.1
隠岐北西方北部断層(⑮)	36	7.10	3.00	90	90	55	0	西上がり	1.2
見島北方沖西部断層(⑯)	38	7.13	3.16	90	120	155	0	北上がり	0.7

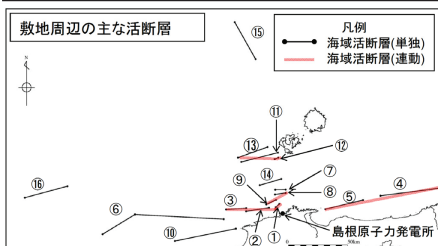
水位下降側(2号炉取水槽)

※2 地盤変動量, 朔望平均干潮位を考慮した値

断層	長さ (km)	モーメントマグニチュード Mw	すべり量 (m)	傾斜角 (°)	主応力軸 (°)	すべり角 (°)	上縁深さ (km)	すべり方向	最大水位下降量 H(m) ^{※2}
F-Ⅲ~F-V断層(①+②+③)	48.0	7.27	4.01	90	120	115, 180	0	南上がり	-5.9
鳥取沖東部断層~鳥取沖西部断層(④+⑤)	98	7.68	5.77	45	120	170	0	南上がり	-1.0
F57断層(⑥)	108	7.74	8.98	90	120	180, 120	0	南上がり	-1.1
K-4~K-7拗曲(⑦+⑧+⑨)	19.0	6.68	1.58	90	120	115, 130	0	南上がり	-2.7
大田沖断層(⑩)	53	7.33	4.43	90	120	180	0	右横ずれ	-0.7
K-1拗曲+K-2拗曲+F _{K0} 断層(⑪+⑫+⑬)	36	7.10	3.00	90	120	140, 180	0	南上がり	-0.9
F _k -1断層(⑭)	19.0	6.68	1.58	90	120	155	0	南上がり	-2.4
隠岐北西方北部断層(⑮)	36	7.10	3.00	90	90	55	0	西上がり	-1.1
見島北方沖西部断層(⑯)	38	7.13	3.16	90	120	155	0	北上がり	-0.6

4.2 海域活断層の検討ケースの考え方

・敷地周辺の主な海域活断層の数値シミュレーションについては、阿部(1989)の簡易予測式により算定した津波の予測高を踏まえ、予測高が大きくなるものについては、詳細に検討を行った。検討ケースの考え方を下表に示す。



阿部(1989)による予測高

断層(図中の番号)	断層長さ L(km)	津波の伝播距離 Δ(km)	モーメントマグニチュード Mw	阿部(1989)による予測高 H (m)
F-Ⅲ~F-V断層(①+②+③)	48.0	24	7.3	3.6
鳥取沖東部断層~鳥取沖西部断層(④+⑤)	98	84	7.7	2.7
F57断層(⑥)	108	103	7.7	2.2
K-4~K-7拗曲(⑦+⑧+⑨)	19.0	12.9	6.7	1.8
大田沖断層(⑩)	53	67	7.3	1.4
K-1拗曲+K-2拗曲+F _{K0} 断層(⑪+⑫+⑬)	36	50	7.1	1.2
F _k -1断層(⑭)	19.0	28.4	6.7	0.8
隠岐北西方北部断層(⑮)	36	149	7.1	0.4
見島北方沖西部断層(⑯)	38	201	7.1	0.3

■ : 阿部(1989)による予測高が大きくなる断層

検討ケースの考え方

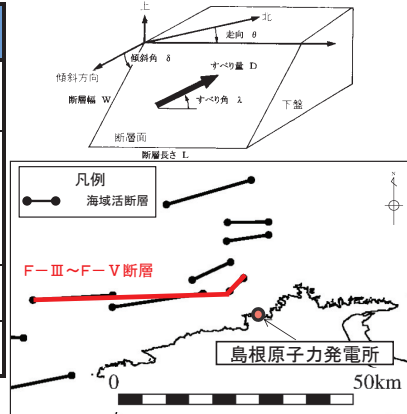
断層(図中の番号)	数値シミュレーションの検討ケース
F-Ⅲ~F-V断層(①+②+③)	・阿部(1989)による予測高が最大となったことから、傾斜角及びすべり角を不確かさとして概略パラメータスタディを実施し、それらを補間するよう傾斜角、すべり角及び断層上縁深さを不確かさとした詳細パラメータスタディを実施(P63, 64参照) (84ケース)
鳥取沖東部断層~鳥取沖西部断層(④+⑤)	・阿部(1989)による予測高が比較的大きくなったことから、傾斜角(45°, 60°, 75°, 90°), すべり角(170°, 180°)及びすべり方向を不確かさとしてパラメータスタディを実施 (10ケース)
その他の断層	・阿部(1989)による予測高が小さいことから、最大水位を示すと考えられる傾斜角90°と固定し、すべり方向のみを不確かさとしてパラメータスタディを実施 (最大2ケース)

4.2 概略パラメータスタディの波源モデル

- ・阿部(1989)の予測式により津波の予測高が最高となるF-Ⅲ～F-V断層を対象とする。
- ・上記断層について、土木学会に基づき不確かさを考慮した概略・詳細パラメータスタディを実施する。
- ・概略パラメータスタディにおいては、不確かさとして考慮するパラメータを傾斜角及びすべり角とする。※1
- ・詳細パラメータスタディは、概略パラメータスタディの評価水位最高ケース及び最低ケースを基準として実施する。
- ・なお、パラメータスタディにおいては、津波高の大局的な傾向を把握できると考えられる施設護岸または防波壁位置、及び2号炉取水口位置の評価水位により、パラメータスタディの評価水位最高ケース及び評価水位最低ケースを選定する。

※1 概略パラメータスタディのケース数は12ケースである。

パラメータ	設定方法※2	設定値
傾斜角	土木学会に示される45°～90°を変動範囲とし、15°毎に設定値とする。	45°, 60°, 75°, 90°
すべり角	ハーバードCMT発震機構解及び文献により主応力軸のバラつき(90°, 105°, 120°)を考慮して傾斜角と走向に基づき設定する。	・F-Ⅲ断層: 115°, 120°, 125°, 145°, 150°, 180° ・F-Ⅳ～F-V断層: 180°
断層上縁深さ	土木学会に示される変動範囲0～5kmより設定する。	0km
傾斜方向	海域の追加調査結果より設定する。	南傾斜



4.2 詳細パラメータスタディの波源モデル

- ・概略パラメータスタディの評価水位最高ケース及び評価水位最低ケースについて詳細パラメータスタディを実施した。
- ・詳細パラメータスタディにおいては、不確かさとして考慮するパラメータを傾斜角、すべり角及び断層上縁深さとする。※

※ 詳細パラメータスタディのケース数は72ケースである。

パラメータ	設定方法	設定値
傾斜角	・概略パラメータスタディの変動範囲を補間するように設定する。 ・基準、±7.5°, ±15° (上昇側の基準は75°, 下降側の基準は90°)	(上昇側) 60°, 67.5°, 75°, 82.5°, 90° (下降側) 75°, 82.5°, 90°
すべり角	・概略パラメータスタディの変動範囲を補間する主応力軸のバラつきを考慮して、傾斜角と走向に基づきすべり角を設定する。 ・基準、±5°, ±10° (上昇側・下降側の基準は主応力軸120°)	(上昇側・下降側) ・F-Ⅲ断層: 115°, 120°, 125°, 130°, 135°, 140° ・F-Ⅳ～F-V断層: 180°
断層上縁深さ	・土木学会に示される変動範囲0～5km、及び敷地周辺で発生した地震の鉛直分布等から推定される断層上縁深さ2kmに基づき設定する。	(上昇側・下降側) 0km, 2km, 5km

■ 位置・走向・長さ・傾斜方向

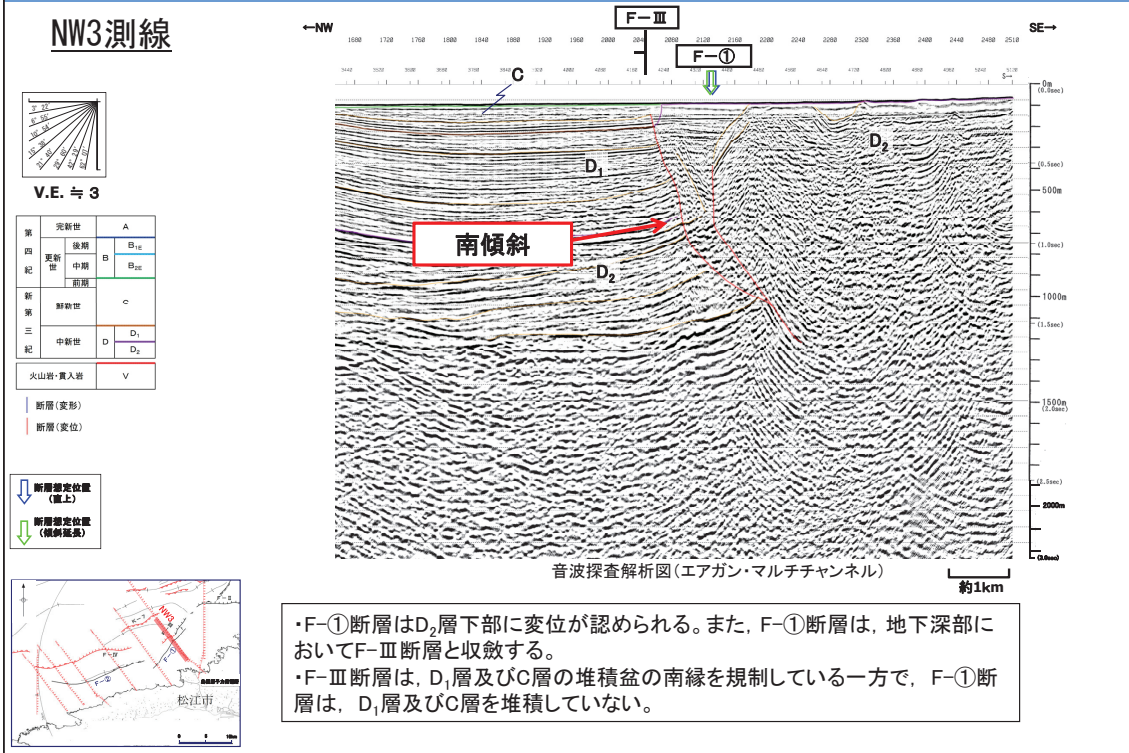
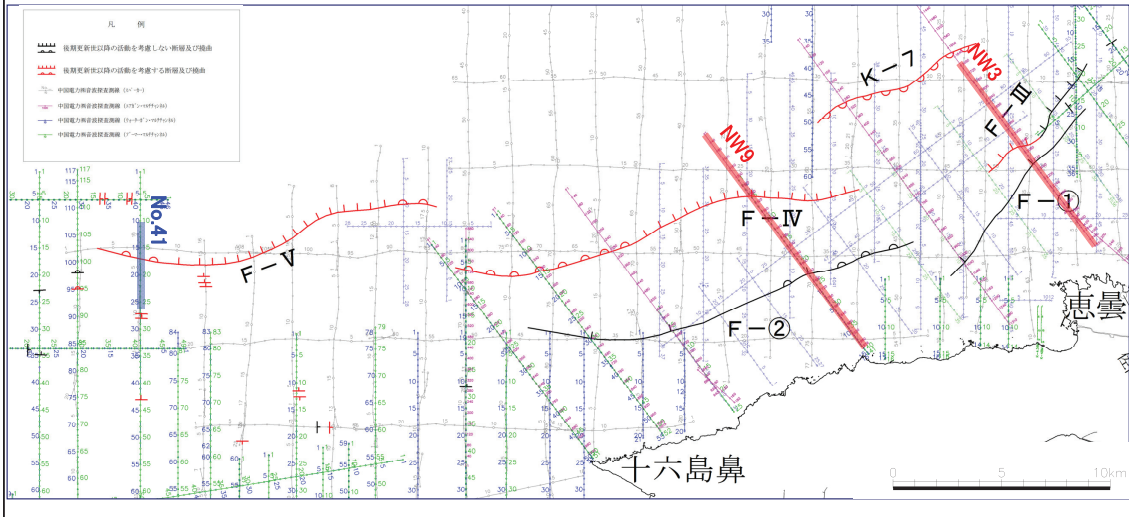
【位置・走向・長さ】

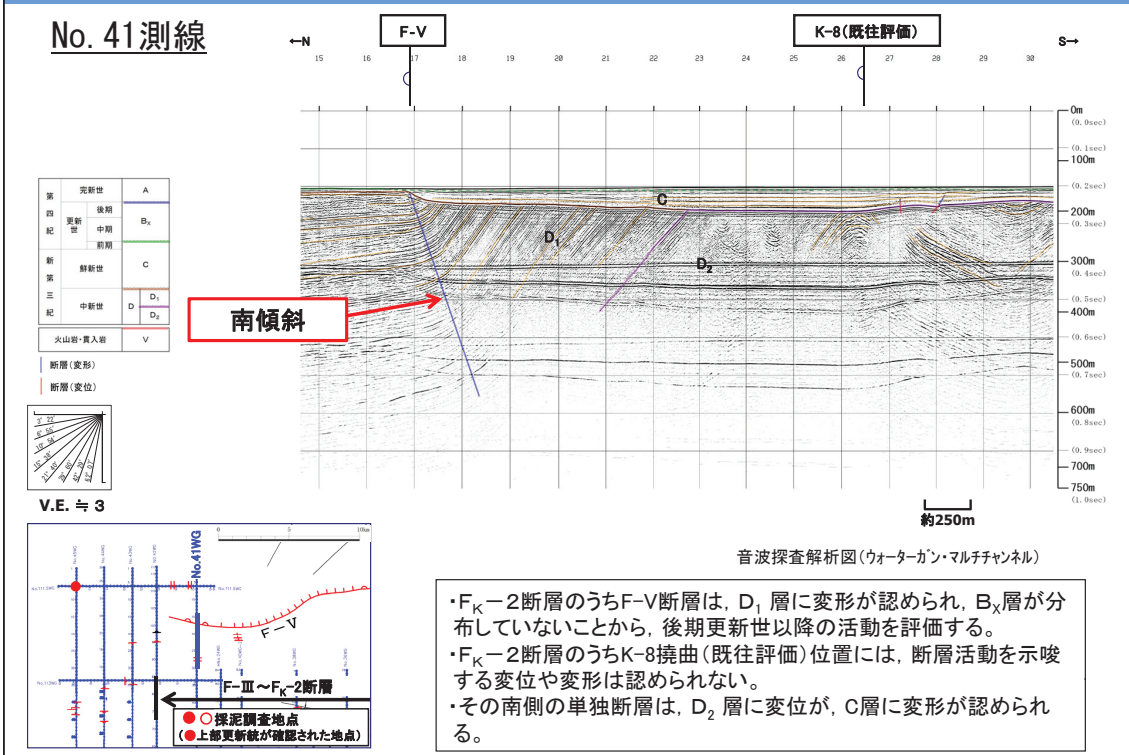
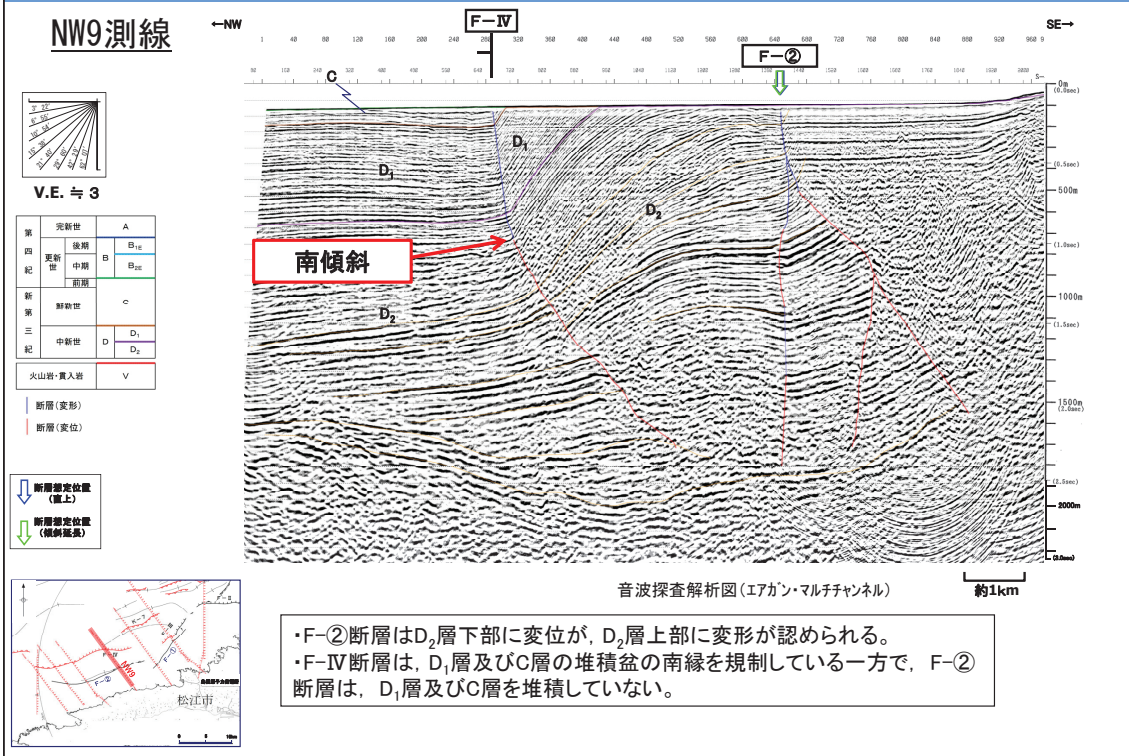
・位置、走向及び長さは海上音波探査結果に基づき設定した。

【傾斜方向】

・音波探査結果に基づき南傾斜と設定した。

・次頁以降でF-Ⅲ～F-V断層と交差する代表的な音波探査解析図を示す。





■ M_w ・傾斜角

【 M_w 】

・断層長さ48.0kmから、武村(1998)のスケーリング則に基づき設定した。

【傾斜角】

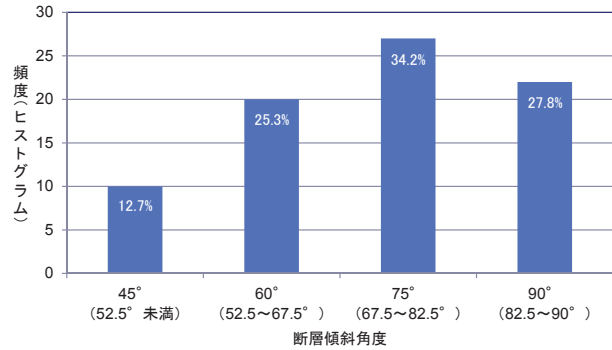
- ・土木学会では、気象庁地震月報に記載されている1973年から1998年8月に近畿～九州の西南日本内陸部で発生した気象庁マグニチュード5.0以上、震源深さ20km以下の地震34例について、発震機構解を用い、内陸地震の傾斜角について45～90°を目安としている。
- ・気象庁地震月報に記載されている初動発震機構解(1973年から2007年のデータ)より、西南日本で発生したM5.0以上、深さ30km以下の地震79例の傾斜角に関するデータから、傾斜角の重みは45° : 60° : 75° : 90° = 0.1 : 0.3 : 0.3 : 0.3とした。

【武村(1998)のスケーリング則】

$$\log L = 0.75M_w - 3.77$$

L:断層長さ(km)

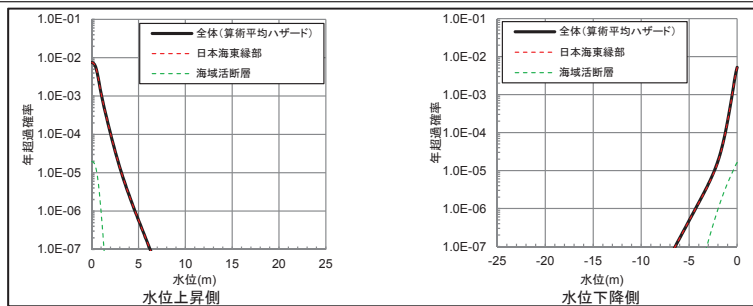
M_w :モーメントマグニチュード



気象庁地震月報のデータより算出

■ スケーリング則

- ・土木学会(2011)では、海域活断層のスケーリング則について、「津波評価技術」の式(武村(1998)の式)と「強震動レシビ」の式(入倉・三宅(2001)⁽²⁹⁾の式)のいずれかのスケーリング則を適用することとされている。当社は、それらのスケーリング則のうち「津波評価技術」の式を適用している。
- ・スケーリング則の適用の考え方について、全体ハザード(算術平均ハザード)への寄与度の観点から検討した。



基準津波策定位置におけるハザード曲線

スケーリング則毎のすべり量の比較

F-Ⅲ～F-V断層の断層長さ(km)	傾斜角(°)	断層幅(km)	すべり量(m)	
			「津波評価技術」の式	「強震動レシビ」の式
48.0	45	21.2	2.84	1.62
	60	17.3	3.48	1.33
	75	15.5	3.88	1.19
	90	15	4.01	1.15

- ・基準津波策定位置における全体ハザード(算術平均ハザード)に対する海域活断層の寄与度は低いことを確認した(上図)。
- ・津波水位に対して支配的なパラメータであるすべり量を「津波評価技術」の式と「強震動レシビ」の式により算出し比較すると、「強震動レシビ」の式より算出したすべり量は、「津波評価技術」の式より算出したすべり量より小さくなり、仮に「強震動レシビ」の式を適用した場合も、全体ハザード(算術平均ハザード)への寄与度は低いと考えられる(上表)。
- ・以上より、「強震動レシビ」の式を適用することによる全体ハザード(算術平均ハザード)への寄与度は低いため、海域活断層については、「津波評価技術」の式をスケーリング則として適用する。

■ 地震発生層深さ・断層上縁深さ

【地震発生層深さ】

・敷地及び敷地周辺における地下構造調査等及び既往研究成果を踏まえて15kmと設定する。

【断層上縁深さ】

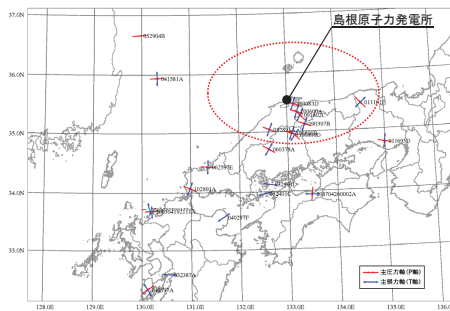
・土木学会に示される変動範囲0～5km, 及び敷地及び敷地周辺における地下構造調査等から推定される断層上縁深さ2kmに基づき, 断層上縁深さの変動範囲を0km, 2km及び5kmと設定した。

項目	検討内容	上限深さ	下限深さ
他機関の検討	地震調査研究推進本部(2017) ⁽³⁰⁾ による地震発生層の設定値	2km	15km
震源鉛直分布	原子力安全基盤機構(2004) ⁽³¹⁾ による中国地方のD10, D90	6.4km	13.1km
	気象庁一元化データによる敷地周辺(100km以内)のD10, D90	約5km	約13km
地下構造調査	片尾・吉井(2002) ⁽³²⁾ による2000年鳥取県西部地震(余震)の震源鉛直分布	約3km	約12km
	敷地及び敷地周辺における微動アレイ探査結果	約2km	—
その他の研究成果	岩田・関口(2002) ⁽³³⁾ による2000年鳥取県西部地震の波形インバージョン解析で用いられた速度構造	2km	—
	Shibutani et al.(2005) ⁽³⁴⁾ による2000年鳥取県西部地震のトモグラフィー解析	約2～4km	—
	岩崎・佐藤(2009) ⁽³⁵⁾ による鳥取県沖の地殻構造探査	—	約12km
地震発生層の上限・下限深さの設定値		2km	15km

■ 主応力軸

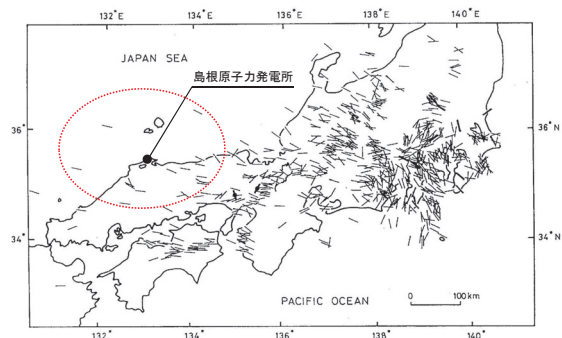
・既往地震の発震機構解の分析及び日本各地の広域応力場を示した既往研究例を参考に, 敷地周辺における主応力軸の範囲は90°～120°と考えられることから, 90°, 105°及び120°と設定した。

【既往地震の発震機構解に基づく推定】



ハーバードCMTによる発震機構解と主応力軸の向き

【既往研究に基づく推定】

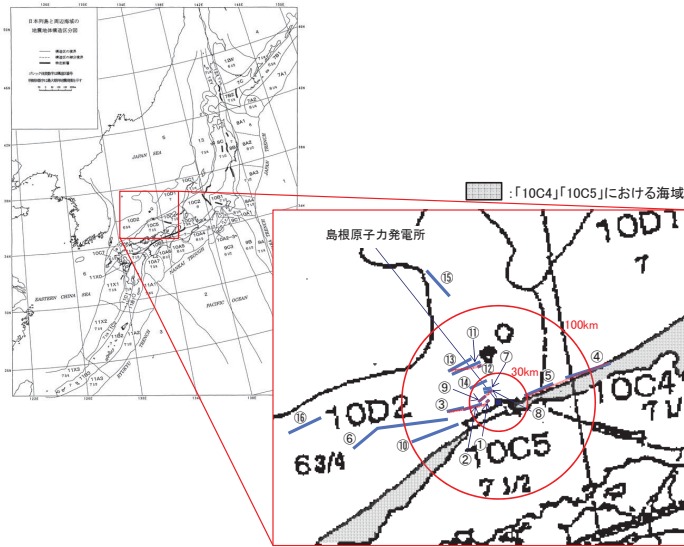


発震機構解より推定した主応力軸の向き

塚原・小林(1991)より引用・加筆

4.4 領域震源(背景的地震)と敷地周辺の主な海域活断層の位置関係について

・垣見ほか(2003)に示される発電所から100km以内に位置する領域震源と敷地周辺の主な海域活断層の位置関係を確認する。



発電所から100km以内に位置する領域震源とその規模

発電所から100km以内に位置する領域震源	最大Mw (Mj)
10D1	6.8 (7)
10D2	6.6 (6 _{3/4})
10C4	7.2 (7 _{1/2})
10C5	7.2 (7 _{1/2})

敷地周辺の主な海域活断層とその規模

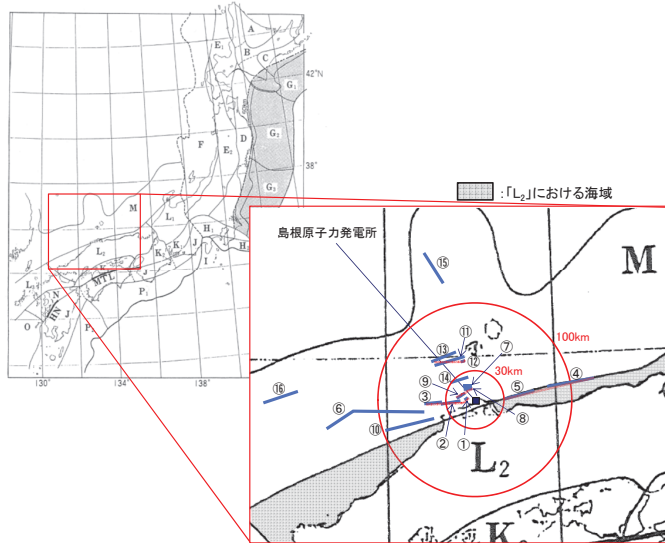
番号	断層	Mw
①+②+③	F-Ⅲ～F-V断層	7.3
④+⑤	鳥取沖東部断層 ～鳥取沖西部断層	7.7
⑥	F57断層	7.7
⑦+⑧+⑨	K-4～K-7拗曲	6.7
⑩	大田沖断層	7.3
⑪+⑫+⑬	K-1拗曲+K-2拗曲 +F _{KO} 断層	7.1
⑭	F _K -1断層	6.7
⑮	隠岐北西方北部断層	7.1
⑯	見島北方沖西部断層	7.1

垣見ほか(2003)に基づく対象領域 [垣見ほか(2003)に一部加筆。]

・発電所から100km以内に位置する領域震源のうち、敷地前面に位置する領域震源「10D1」「10D2」においては、それを上回る規模の海域活断層が存在しているが、領域震源「10C4」「10C5」には海域活断層との比較により評価できない範囲が認められる。

4.4 領域震源(背景的地震)と敷地周辺の主な海域活断層の位置関係について

・萩原(1991)に示される発電所から100km以内に位置する領域震源と敷地周辺の主な海域活断層の位置関係を確認する。



発電所から100km以内に位置する領域震源とその規模

発電所から100km以内に位置する領域震源	最大Mw (Mj)
M	6.8 (7)
L ₂	7.0 (7.3)

敷地周辺の主な海域活断層とその規模

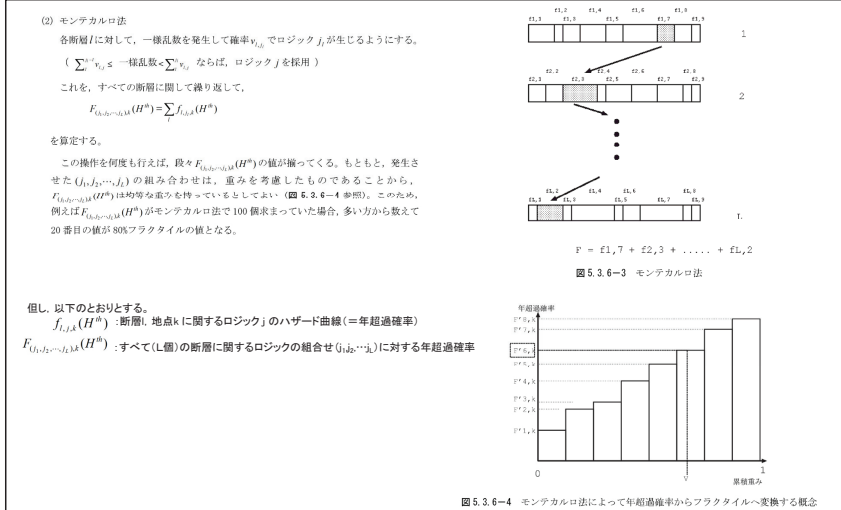
番号	断層	Mw
①+②+③	F-Ⅲ～F-V断層	7.3
④+⑤	鳥取沖東部断層 ～鳥取沖西部断層	7.7
⑥	F57断層	7.7
⑦+⑧+⑨	K-4～K-7拗曲	6.7
⑩	大田沖断層	7.3
⑪+⑫+⑬	K-1拗曲+K-2拗曲 +F _{KO} 断層	7.1
⑭	F _K -1断層	6.7
⑮	隠岐北西方北部断層	7.1
⑯	見島北方沖西部断層	7.1

萩原(1991)に基づく対象領域 [萩原(1991)に一部加筆。]

・発電所から100km以内に位置する領域震源のうち、敷地前面に位置する領域震源「M」においては、それを上回る規模の海域活断層が存在しているが、領域震源「L₂」には海域活断層との比較により評価できない範囲が認められる。

フラクタイル曲線の作成は、以下の手順で実施する。

- ① 波源毎に作成したハザード曲線を合成する。ハザード曲線を合成するには、波源毎に計算した全分岐に対するハザード曲線を組み合わせるとハザード曲線の数が膨大となるため、土木学会(2016)に示されるモンテカルロ手法を適用し、1000本のハザード曲線を作成した。なお、土木学会(2011)には、モンテカルロ手法によるサンプル数に関する検討事例として、サンプル数が1000本の結果と全分岐処理した結果に差異がないことが示されている。
- ② 合成されたハザード曲線に対し、潮位の確率分布を考慮する。潮位を考慮する手順及び潮位の確率分布は次頁に示す。
- ③ 潮位を考慮したハザード曲線を用いてフラクタイル曲線を作成する。



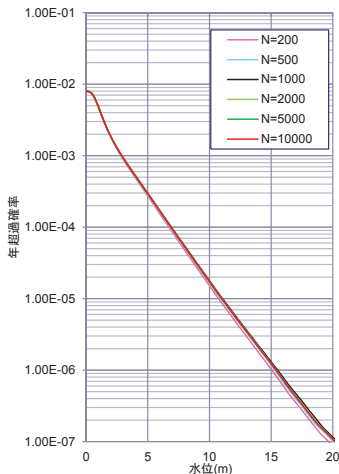
土木学会(2016)を引用・加筆

- ・今回作成した津波ハザード評価におけるロジックツリーに関して、モンテカルロ手法においてサンプル数の多少による年超過確率の値に対する感度解析を行い、サンプル数の妥当性について検討する。
- ・感度解析では、サンプル数を200から10000まで変化させた時の算術平均ハザード曲線を作成し、比較を行う。

■ 水位上昇側

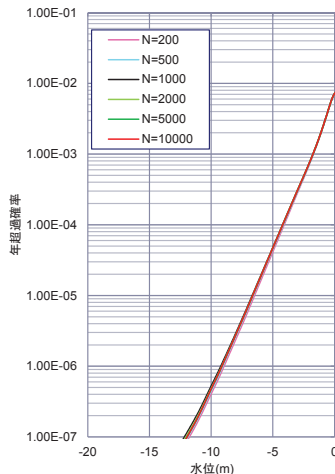
施設護岸又は防波壁※

※ 施設護岸を超える場合には防波壁位置での水位を考慮

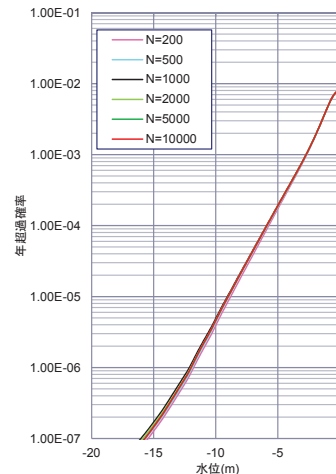


■ 水位下降側

2号炉取水口



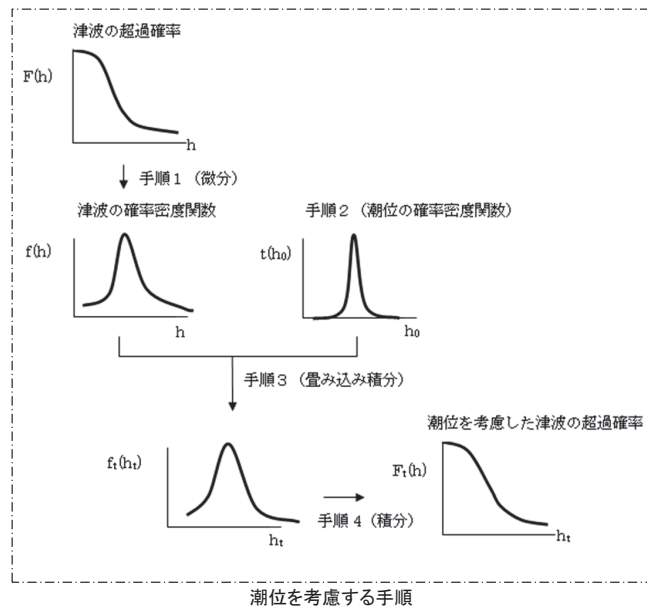
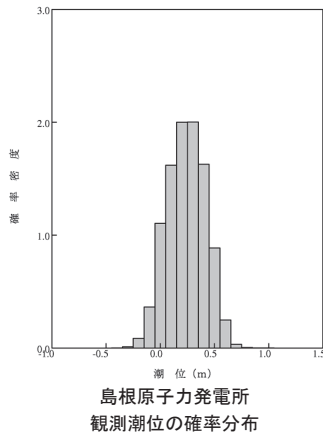
2号炉取水槽



- ・感度解析の結果、年超過確率はサンプル数1000以上でほぼ同じ値に収束することを確認した。
- ・上記結果より、今回作成したロジックツリーに関して、年超過確率はサンプル数1000以上で全分岐と同等の値に達すると考えられることから、モンテカルロ手法のサンプル数は1000で妥当と考える。

5. フラクタル曲線の作成方法(潮位の考慮)

- ・ハザード曲線で考慮する潮位は、島根原子力発電所における1995年9月から2010年3月までの観測記録に基づき、以下に示す確率分布を適用する。
- ・潮位は土木学会(2011)に基づき、以下に示す手順で考慮する。

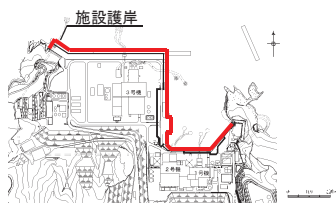


6. 1 年超過確率の参照(水位上昇側)

- ・施設護岸又は防波壁※におけるハザード曲線を以下に示す。
- ・ハザード曲線は、施設護岸位置又は防波壁における全計算格子それぞれのハザード曲線を包絡し、作成した。
- ・施設護岸又は防波壁における基準津波水位に対する年超過確率は、水位上昇側で 10^{-4} ~ 10^{-5} 程度である。

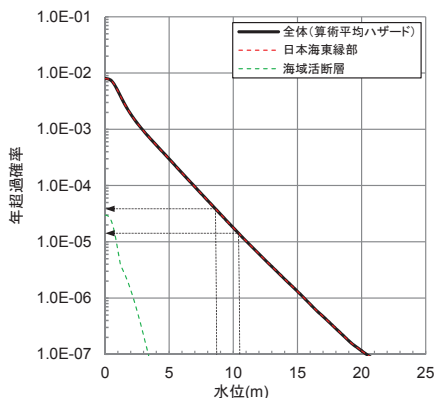
※ 施設護岸を超える場合には防波壁位置での水位を考慮

■水位上昇側: 施設護岸又は防波壁



位置図

	施設護岸又は防波壁 における基準津波水位
基準津波1 (水位上昇側)	+10.5m
基準津波2 (水位上昇側)	+8.7m

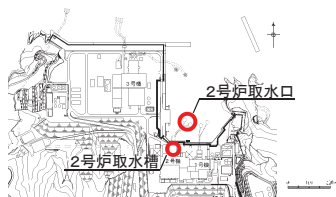


6. 1 年超過確率の参照(水位下降側)

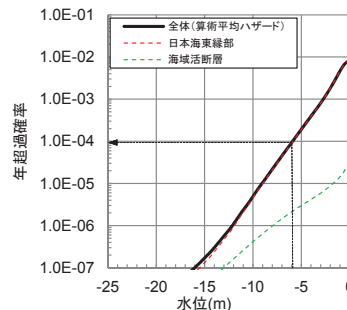
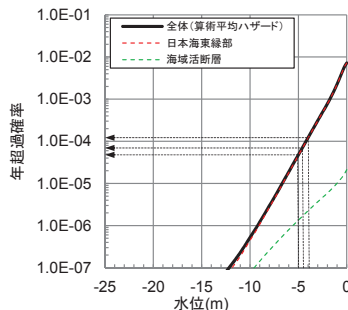
- ・2号炉取水口における基準津波水位に対する年超過確率は水位下降側で 10^{-3} ~ 10^{-5} 程度, 2号炉取水槽における基準津波水位に対する年超過確率は水位下降側で 10^{-4} 程度である。

■水位下降側: 2号炉取水口

■水位下降側: 2号炉取水槽



位置図

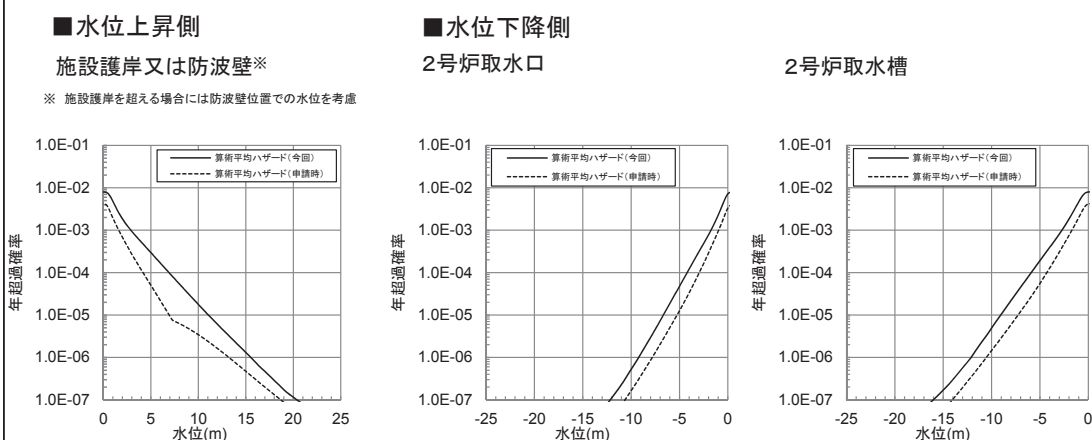
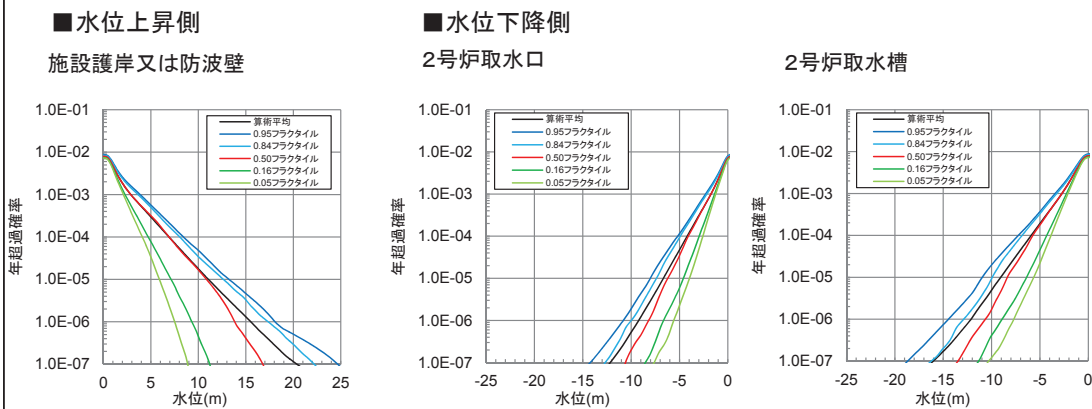


	2号炉取水口における 基準津波水位
基準津波1 (水位下降側)	-5.0m
基準津波3 (水位下降側)	-4.5m
基準津波4 (水位下降側)	-3.9m

	2号炉取水槽における 基準津波水位
基準津波1 (水位下降側)	-5.9m
基準津波3 (水位下降側)	-5.9m
基準津波4 (水位下降側)	-5.9m

・施設護岸又は防波壁※における水位上昇側, 2号炉取水口及び2号炉取水槽における水位下降側のフラクタイル曲線を以下に示す。

※ 施設護岸を超える場合には防波壁位置での水位を考慮



7.1 防波堤の有無に関する津波ハザード評価の考え方

【津波ハザード評価の考え方】

- ・日本原子力学会(2012)では、地震と津波を同時に被る状態でのリスク評価については、地震と津波の相互作用によるリスク評価技術を段階的に開発していくとしており、現時点では地震そのものによる安全機能等への影響の考慮は適用範囲外としている。
- ・一方で、基準津波の策定において、防波堤無しによる基準津波が選定されたことを踏まえ、防波堤の有無による影響を考慮した津波ハザード評価の影響検討を参考として実施する。

【重みの設定の考え方】

- ・防波堤の有無に関する重みについては、土木学会(2016)に基づき、下記のとおり設定する。

1. 日本海東縁部に想定される地震
震源域は、島根原子力発電所から十分遠方に位置することから、当該地震域での地震活動に伴い防波堤が損傷することは極めて考えにくいことから、防波堤の有無に関する重みを「防波堤有り:防波堤無し=0.9:0.1」と設定する。
2. 海域活断層から想定される地震
当該震源域での地震活動に伴い防波堤の損傷程度が判断できないことから、重み付けの判断が困難とし、防波堤の有無に関する重みを「防波堤有り:防波堤無し=0.5:0.5」と設定する。

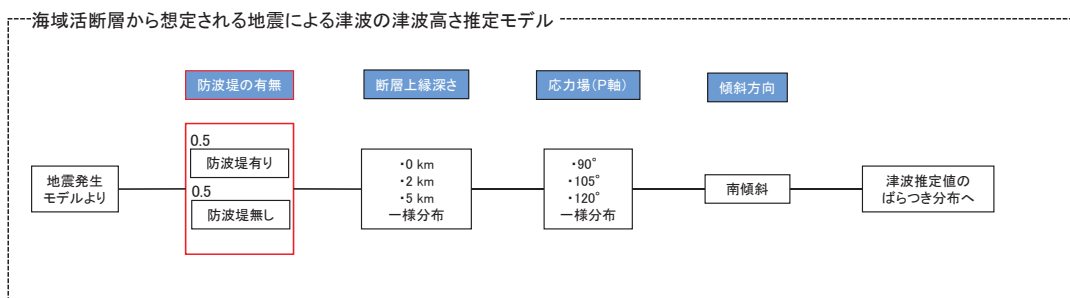
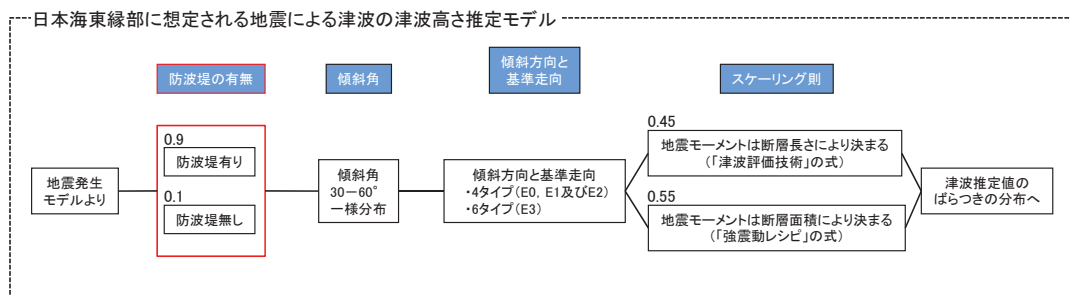
アンケートに基づかない場合の重みの配分例

重みの配分 (分岐が2つの場合)	前提条件
0.5:0.5	現時点の知見で重み付けの判断が困難な場合
0.3:0.7	関連情報に基づけば片方の重みが高いと考えられる場合
0.1:0.9	関連情報に基づけば分岐を設ける必要が無いと考えられるが、分岐として成立する可能性を考慮する場合

土木学会(2016)より引用

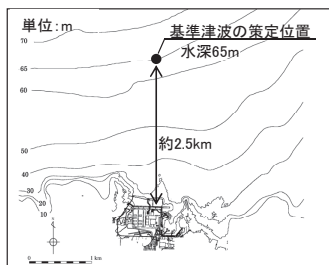
7.2 防波堤の有無に関する因子の設定

- ・防波堤の有無について、津波高さ推定モデルに因子を追加した。
- ・日本海東縁部に想定される地震による津波の津波高さ推定モデル及び海域活断層から想定される地震による津波の津波高さ推定モデルを下記に示す。



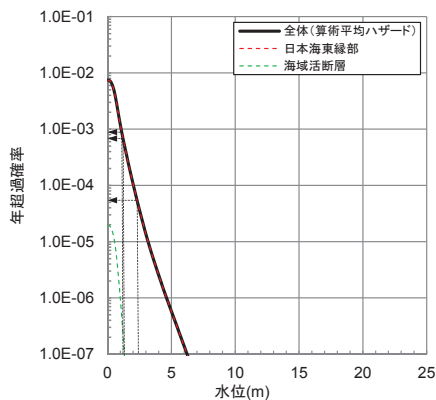
7.3 年超過確率の参照(水位上昇側)

・防波堤の有無を考慮した基準津波の策定位置における基準津波水位に対する年超過確率は、水位上昇側で $10^{-3} \sim 10^{-5}$ 程度である。



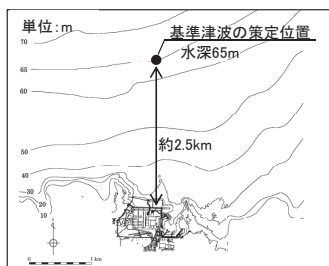
位置図

基準津波の策定位置における基準津波水位	
基準津波1 (水位上昇側)	+2.44m
基準津波2 (水位上昇側)	+1.21m
基準津波5 (水位上昇側)	+1.25m



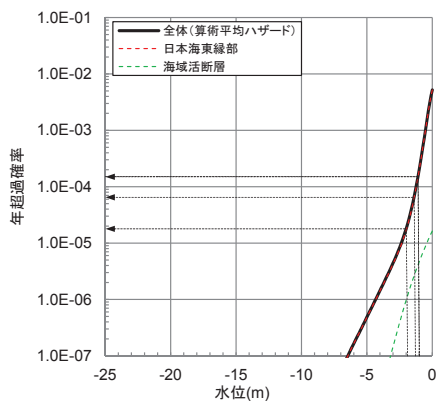
7.3 年超過確率の参照(水位下降側)

・防波堤の有無を考慮した基準津波の策定位置における基準津波水位に対する年超過確率は、水位下降側で $10^{-3} \sim 10^{-5}$ 程度である。



位置図

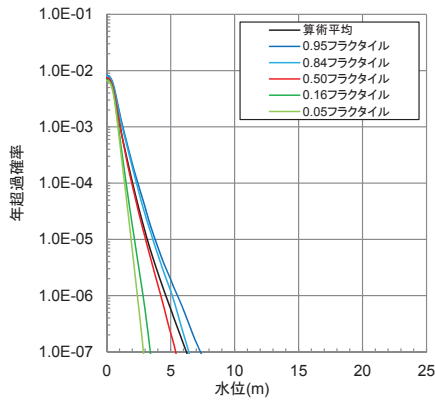
基準津波の策定位置における基準津波水位	
基準津波1 (水位下降側)	-1.96m
基準津波3 (水位下降側)	-1.07m
基準津波4 (水位下降側)	-1.05m
基準津波6 (水位下降側)	-1.35m



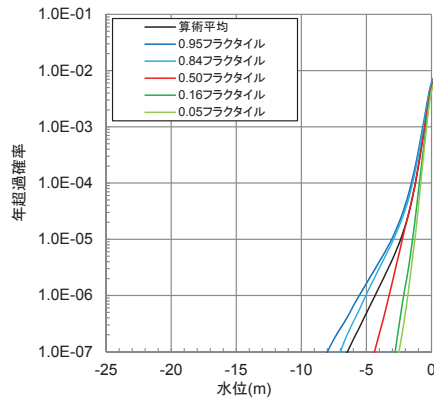
7.3 年超過確率の参照(フラクタイル曲線)

・防波堤の有無を考慮した基準津波の策定位置におけるフラクタイル曲線を以下に示す。

■ 水位上昇側



■ 水位下降側

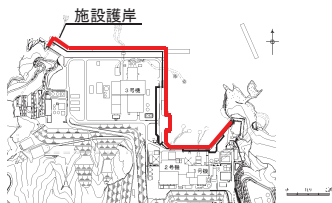


7.3 年超過確率の参照(水位上昇側)

- ・施設護岸又は防波壁※におけるハザード曲線を以下に示す。
- ・ハザード曲線は、施設護岸位置又は防波壁における全計算格子それぞれのハザード曲線を包絡し、作成した。
- ・防波堤の有無を考慮した施設護岸又は防波壁における基準津波水位に対する年超過確率は、水位上昇側で $10^{-4} \sim 10^{-6}$ 程度である。

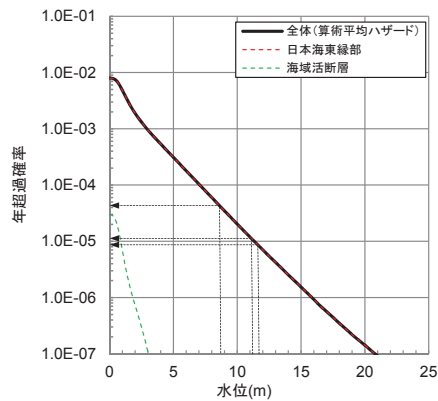
※ 施設護岸を超える場合には防波壁位置での水位を考慮

■ 水位上昇側: 施設護岸又は防波壁



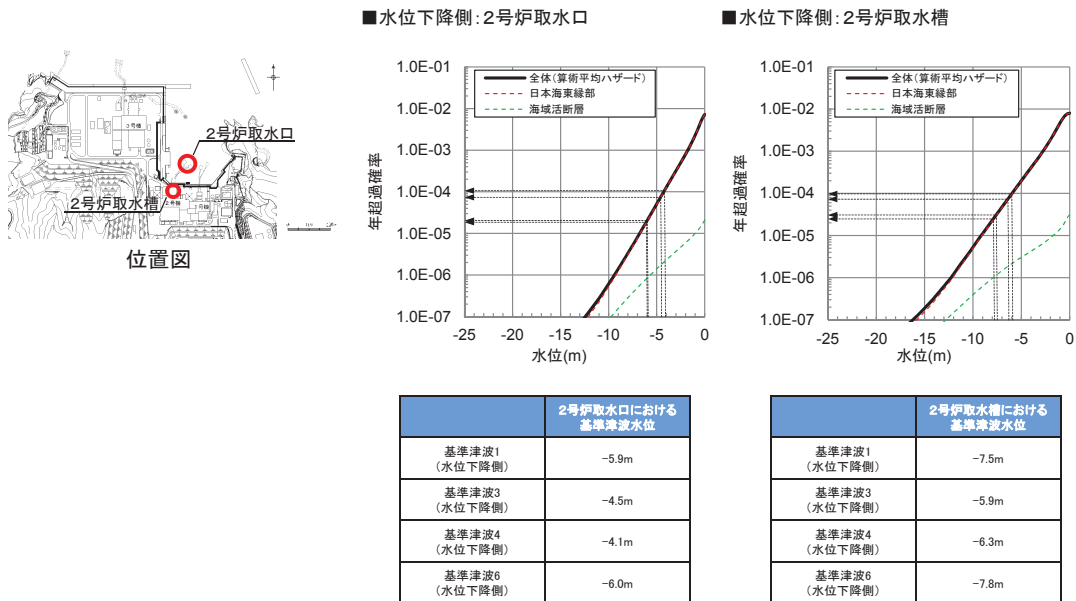
位置図

	施設護岸又は防波壁 における基準津波水位
基準津波1 (水位上昇側)	+11.6m
基準津波2 (水位上昇側)	+8.7m
基準津波5 (水位上昇側)	+11.2m



7.3 年超過確率の参照(水位下降側)

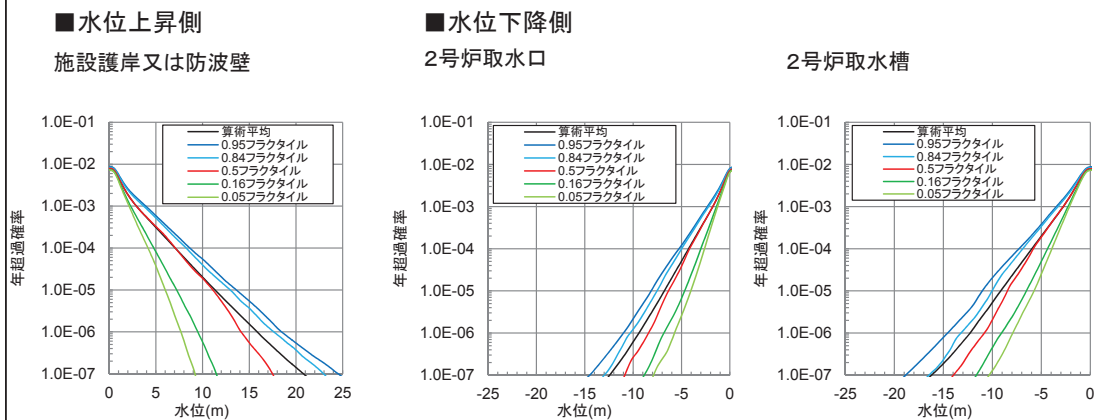
・防波堤の有無を考慮した2号炉取水口における基準津波水位に対する年超過確率は水位下降側で 10^{-3} ~ 10^{-5} 程度, 2号炉取水槽における基準津波水位に対する年超過確率は水位下降側で 10^{-3} ~ 10^{-5} 程度である。



7.3 年超過確率の参照(フラクタイル曲線)

・防波堤の有無を考慮した施設護岸又は防波壁※における水位上昇側, 2号炉取水口及び2号炉取水槽における水位下降側のフラクタイル曲線を以下に示す。

※ 施設護岸を超える場合には防波壁位置での水位を考慮

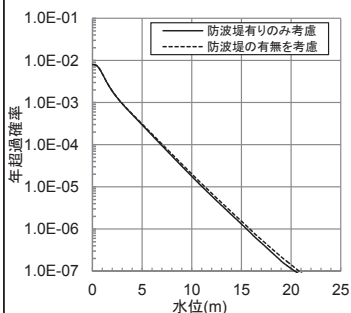


・防波堤有りのみ考慮した年超過確率と防波堤の有無を考慮した年超過確率を比較した結果、各評価地点において同等となることを確認した。

■水位上昇側

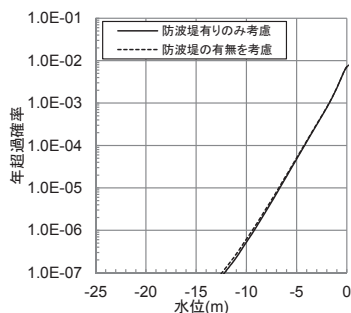
施設護岸又は防波壁※

※ 施設護岸を超える場合には防波壁位置での水位を考慮

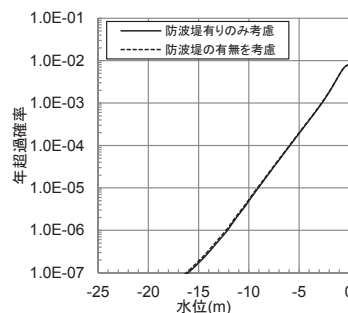


■水位下降側

2号炉取水口



2号炉取水槽



参考文献

- (1) (社)日本原子力学会(2012):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
- (2) (社)土木学会 原子力土木委員会 津波評価部会(2011):確率論的津波ハザード解析の方法
- (3) (社)土木学会 原子力土木委員会 津波評価部会(2016):原子力発電所の津波評価技術2016
- (4) 地震調査研究推進本部地震調査委員会長期評価部会(2003):日本海東縁部の地震活動の長期評価について,
http://www.jishin.go.jp/main/chousa/03jun_nihonkai/index.html
- (5) (社)土木学会 原子力土木委員会津波評価部会(2009):確率論的津波ハザード解析の方法(案)
- (6) 鳥取県(2012):鳥取県津波対策検討業務報告書概要, pp.3-23.
- (7) 秋田県(2013):「地震被害想定調査」に係る津波関連データについて, <https://www.pref.akita.lg.jp/pages/archive/6779>
- (8) 石川県(2012):石川県津波浸水想定区域図, <http://www.pref.ishikawa.jp/bousai/tsunami/index.html>
- (9) 福井県(2012):福井県における津波シミュレーション結果の公表について,
[http://www.pref.fukui.lg.jp/doc/kikitaisaku/kikitaisaku/tunami-soutei.html](http://www.pref.fukui.lg.jp/doc/kikitaisaku/kikitaisaku/tsunami-soutei.html)
- (10) 島根県(2012):島根県津波浸水想定区域マップ, <http://web-gis.pref.shimane.lg.jp/tsunami/>
- (11) 山口県(2012):第3回山口県地震・津波防災対策検討委員会,
[http://www.pref.yamaguchi.lg.jp/cms/a10900/bousai/jisin-tunami.html](http://www.pref.yamaguchi.lg.jp/cms/a10900/bousai/jisin-tsunami.html)
- (12) 武村雅之(1998):日本列島における地殻内地震のスケーリング則—地震断層の影響および地震被害との関連—, 地震 第2輯, 第21巻, pp.211-228.
- (13) 活断層研究会編(1991):[新編]日本の活断層—分布図と資料, 東京大学出版会
- (14) 今泉俊文・宮内崇裕・堤浩之・中田高編(2018):活断層詳細デジタルマップ[新編], 東京大学出版会
- (15) 奥村俊彦・石川裕(1998):活断層の活動度から推定される平均変位速度に関する検討, 土木学会第53回年次学術講演会講演概要集, 第I部(B), pp.554-555.
- (16) 塚原弘昭・小林洋二(1991):中・西部日本の地殻応力, 地震, 第2輯, 第44巻, pp.221-231
- (17) 垣見俊弘・松田時彦・相田勇・衣笠善博(2003):日本列島と周辺海域の地震地体構造区分, 地震, 第2輯, 第55巻, pp.389-406.
- (18) 萩原尊禮(1991):日本列島の地震 地震工学と地震地体構造, 鹿島出版
- (19) 阿部勝征(1989):地震と津波のマグニチュードに基づく津波高の予測, 東京大学地震研究所彙報, Vol.64, pp.51-69.
- (20) Huber and Hager(1997):Forecasting Impulse Waves in Reservoirs, Commission Internationale Des Grands Barrages Florence
- (21) 後藤智明・小川由信(1982):Leap-frog法を用いた津波の数値計算法, 東北大学工学部土木工学科資料, 52p.
- (22) 小谷美佐・今村文彦・首藤伸夫(1998):GISを利用した津波遡上計算と被害推定法, 海岸工学論文集, 第45巻, pp.356-360.
- (23) Mansinha,L. and Smylie,D.E.(1971):The displacement fields of inclined faults, Bull. Seism. Soc. Am., Vol.61, pp.1433-1440.
- (24) (社)土木学会(1999):「水理公式集[平成11年版]」, 713p.

- (25) 電力土木技術協会(1995):「火力・原子力発電所土木構造物の設計－補強改訂版－」, 1102p.
- (26) 千秋信一(1967):「発電水力演習」, 学献社, 423p.
- (27) 国土交通省・内閣府・文部科学省(2014):「日本海における大規模地震に関する調査検討会, 最終報告書(H26.9)
- (28) 根本信・高瀬嗣郎・長谷部大輔・横田崇(2009):「日本海におけるアスペリティを考慮した津波波源モデルの検討」, 土木学会論文集B2(海岸工学), Vol.B2-65, No.1, pp.346-350.
- (29) 入倉孝次郎・三宅弘恵(2001):「シナリオ地震の強震動予測」, 地学雑誌, Vol.110, pp.849-875.
- (30) 地震調査研究推進本部地震調査委員会(2017):「全国地震動予測地図2017年版」
- (31) 独立行政法人原子力安全基盤機構(2004):「地震記録データベースSANDELのデータ整備と地震発生上下限層深さの評価に関する報告書(平成15年度)」, JNES/SAE04-017
- (32) 片尾浩・吉井弘治(2002):「緊急観測によって得られた鳥取県西部地震直後の余震分布」, 地震 第2輯, 第54巻, pp.581-585.
- (33) 岩田知孝・関口春子(2002):「2000年鳥取県西部地震の震源過程と震源域強震動」, 月刊地球ノ号外No.38, pp.182-188.
- (34) Shibutani, T.・H. Katakao・Group for the dense aftershock observations of the 2000 Western Tottori Earthquake(2005):「High resolution 3-D velocity structure in the source region of the 2000 Western Tottori Earthquake in southwestern Honshu, Japan using very dense aftershock observations」, Earth, Planets and Space, Volume 57, Issue 9, pp.825-838.
- (35) 岩崎貴哉・佐藤比呂志(2009):「陸域制御震源地震探査から明らかになりつつある島弧地殻・上部マントル構造」, 地震 第2輯, 第61巻, pp.S165-S176.

津波時の水密扉の期待有無について

本評価では、津波時にプラントに影響を及ぼすものとして抽出した構築物・機器への流入経路となる可能性のあるタービン建物水密扉及び海水ポンプエリア水密扉については、通常時閉運用としてしていることから、機能喪失浸水高未満の浸水においては水密扉の浸水防止機能に期待しており、以下にその考え方を示す。

1. タービン建物水密扉

タービン建物水密扉の運用状況及び配置を第1表、第1図及び第2図に示す。

タービン建物水密扉は通常時閉運用としており、運用状態の確認のため、以下により「扉設置場所での“開”状態の認知性向上」及び「中央制御室での開閉状態の監視」を実施する。

- ・警報ブザーを扉設置場所に設置する。
- ・中央制御室に警報ブザーを設置する。

以上より、通常時は確実に閉止される運用となっていることから、津波襲来前にタービン建物の水密扉が開放されている可能性は十分低いと考えられる。

津波襲来時に水密扉が開放される場合を考えると、敷地高さE L 8.5m以上に遡上する津波の襲来時に流入経路となる可能性はあるが、第1表に示すタービン建物水密扉のうち、については、E L 20m津波時の浸水高E L 9.5mに対して扉下端高さはE L 12.5mであるため、津波高さE L 20m以下の津波襲来時には流入経路にならない。また、を除く水密扉は、屋外通行中の作業員がこれらの水密扉を開放してタービン建物内に避難することはないので、津波襲来時にこれらの水密扉が開放されることにより流入経路となる可能性は十分小さいと考えられる。

以上の検討より、水密扉の閉失敗によるタービン建物内浸水はスクリーニングアウトすることとした。なお、津波高さE L 20m超過の津波襲来時は、波力を伴う津波の遡上が大規模になり、建物外壁水密扉は機能喪失するものと扱った。

2. 海水ポンプエリア水密扉

海水ポンプエリア水密扉の配置を第3図に示す。

海水ポンプエリア水密扉は通常時閉運用としており、運用状態の確認のため、以下により「扉設置場所での“開”状態の認知性向上」及び「中央制御室での開閉状態の監視」を実施する。

- ・警報ブザーを扉設置場所に設置する。
- ・中央制御室に警報ブザーを設置する。

海水ポンプエリアでは通常時における巡視点検のため、海水ポンプエリアの水密扉が短時間開放されることはあるが、上記の運用により確実に閉止されるも

のと考える。

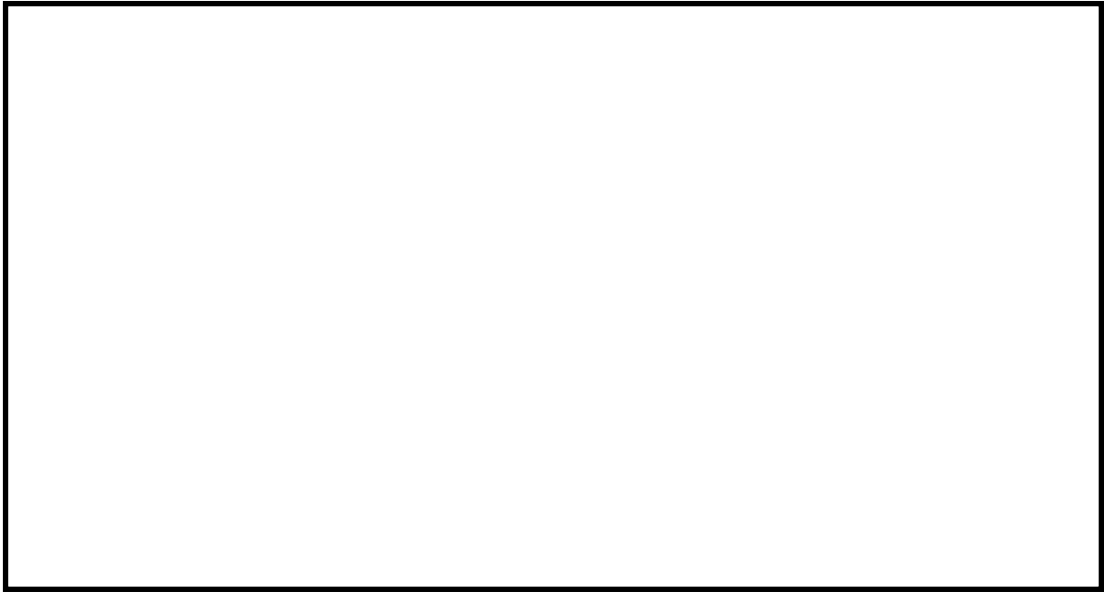
また、津波ハザードの寄与が大きいのは日本海東縁部からの津波であり、日本海東縁部からの津波の場合、地震発生後、津波の発電所到達までに約 110 分程度の時間を要する。このため、巡視点検時等での短時間の扉開放時に津波が発生したとしても、確実に水密扉を閉止できると考えられる。さらに、異区分の海水ポンプエリアは分離されているため、仮に当該区分の海水ポンプが機能喪失した場合でも、健全側の海水ポンプの区分の緩和系により事象を収束することができる。

以上の検討より、水密扉の閉失敗による海水ポンプエリアへの浸水はスクリーニングアウトすることとした。なお、津波高さ E L 20m 超過の津波襲来時は、波力を伴う津波の遡上が大規模になり、海水ポンプエリア水密扉は機能喪失するものと扱った。

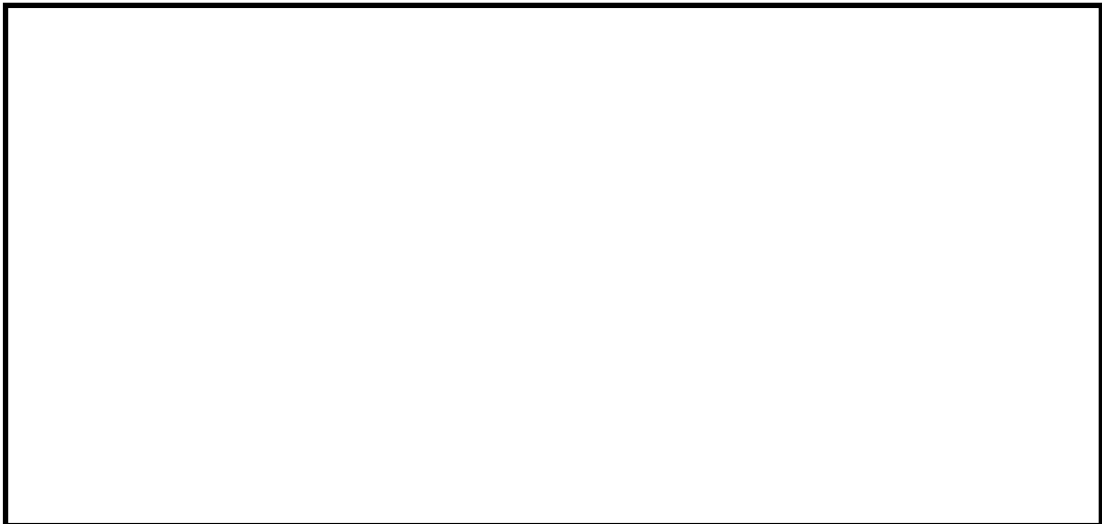
第1表 タービン建物水密扉運用状況

No.	タービン建物 水密扉	施錠 管理	出力運転中 開放実績	現地警報 ブザー	中央制御室 遠隔監視	扉下端高さ
①				設置	設置	E L 8.9m
②				設置	設置	E L 9.2m
③				設置	設置	E L 9.1m
④				設置	設置	E L 12.5m (タービン建物内※)
※						

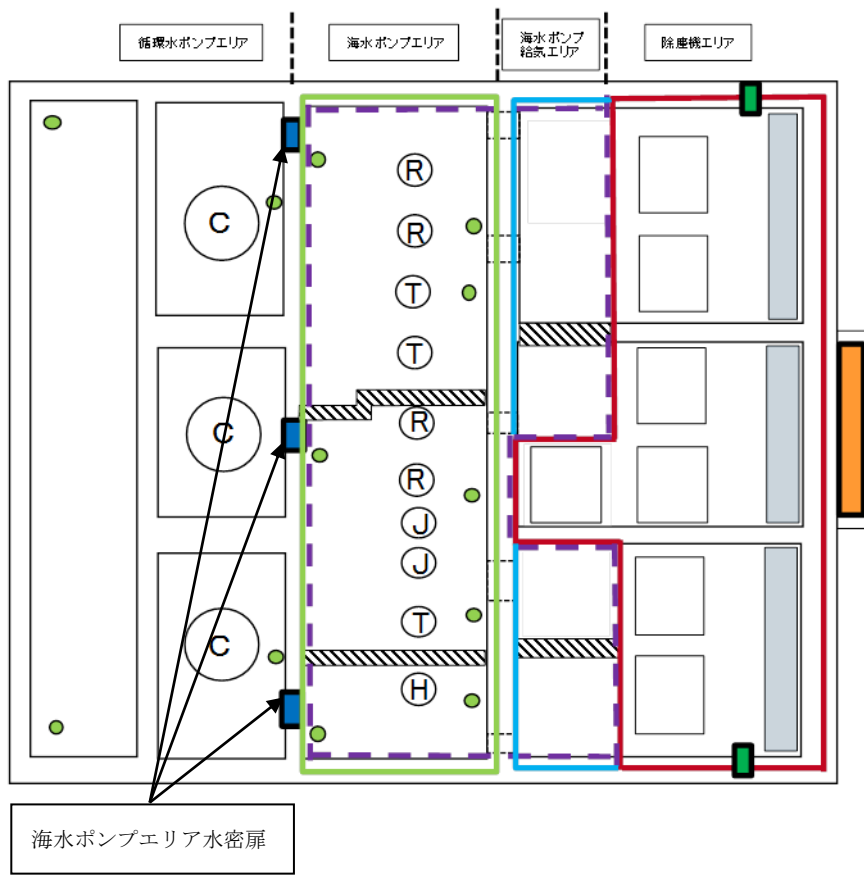
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第1図 タービン建物水密扉配置図（水密扉①～③）



第2図 タービン建物水密扉配置図（水密扉④）



第3図 海水ポンプエリア水密扉配置図

E L 20m を超過する津波に対する影響評価について

1. 概要

津波レベル 1 P R A では、E L 20m 以下の津波では炉心損傷に至る事故シーケンスは抽出されず、E L 20m 超過の津波襲来時に「直接炉心損傷に至る事象」のみが抽出され、その炉心損傷頻度を 1.2×10^{-7} / 炉年と評価しているが、ここでは、E L 20m を超過する津波により発生する起因事象とその想定津波高さを概略評価した。

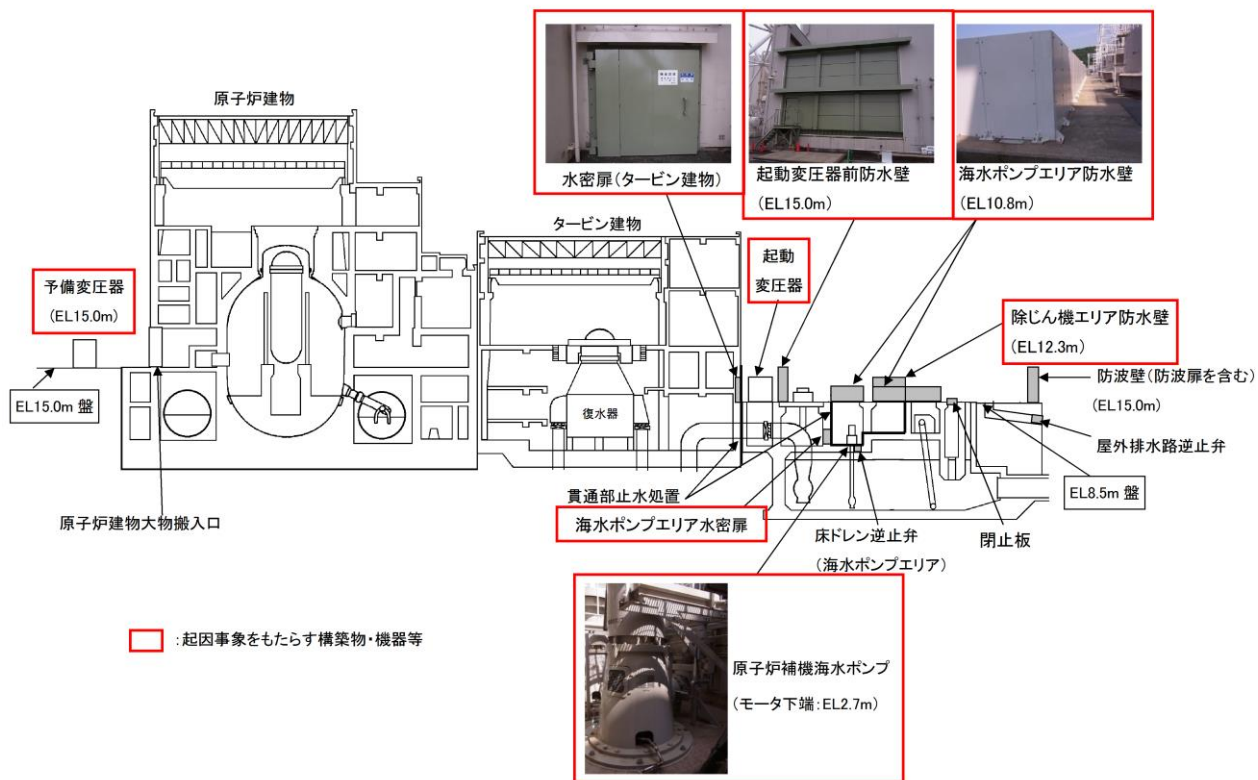
2. 評価内容

津波レベル 1 P R A において抽出した起因事象（補機冷却系喪失、外部電源喪失及び直接炉心損傷に至る事象）をもたらす構築物・機器等（第 1 図参照）を評価対象とし、第 2 図及び第 3 図のとおり起因事象の発生要因を分析した。また、第 1 図に示す構築物・機器等の津波に対する耐性（機能喪失浸水高さ）を整理し、それらの機能喪失浸水高さ、機能喪失浸水高さを発生させる想定津波高さ（以下「機能喪失想定津波高さ」という。）を算定し、E L 20m を超過する津波に対する影響評価を行った。

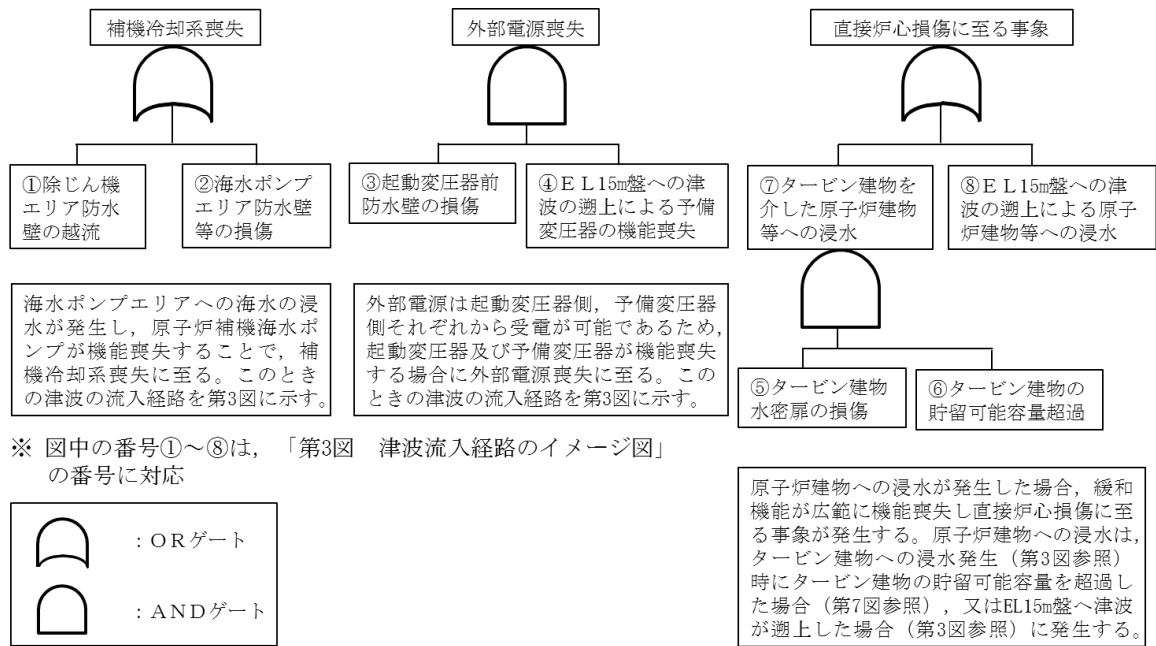
評価に当たっては、基準津波（施設護岸における津波高さ：E L 11.8m）に対して敷地内に津波を流入させない設計とすること、及び E L 20m 津波の敷地内浸水解析結果、管路計算結果（除じん機エリアの浸水高さ：E L 12.1m）を用いて、E L 20m を超過する想定津波高さと敷地内浸水高さの関係を、線形計算により外挿して算出した。また、タービン建物水密扉の損傷により発生するタービン建物への浸水については、敷地への流入経路のうち、タービン建物の海側前面にある以下の流入経路からの浸水がすべてタービン建物に流入すると仮定した。

- ・ 防波壁（越波）及び防波壁通路防波扉
- ・ 2号炉取水槽及び2号炉放水槽

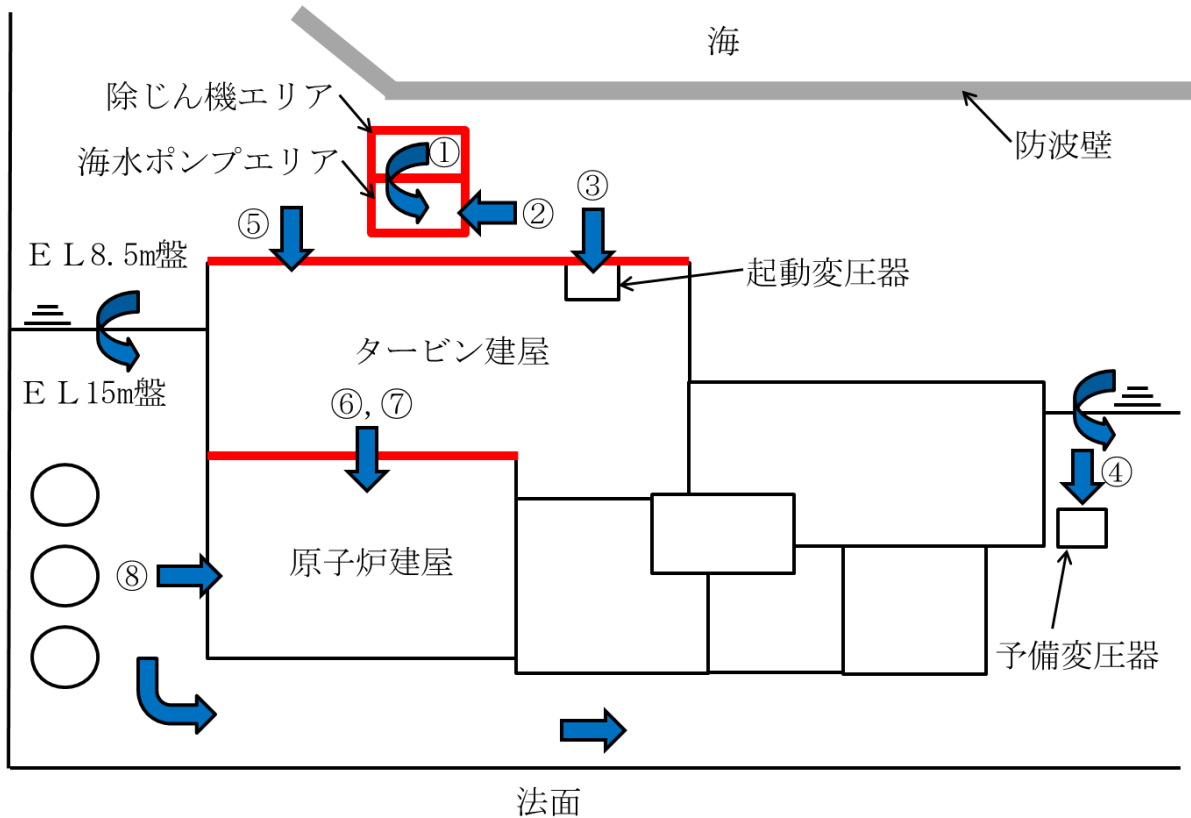
防波壁通路防波扉を開条件とした E L 20m 津波による敷地内浸水解析結果を第 1 表及び第 4 図に示す。また、想定津波高さと浸水高さの関係を第 5 図に示す。敷地内浸水解析では、1～3号炉取水路・放水路の構造を模擬しており、経路ごとの入力条件となる津波の時刻歴波形に対する応答を考慮した解析を実施している。防波扉は常時閉運用とするが、使用済燃料の搬出等のため開にする場合がある。開にしている頻度は小さく、また、津波発生時には津波襲来前に防波扉を閉止できると考えられるためその影響は軽微であると考えられるものの、開状態を仮定して評価を実施した。本想定により、敷地内浸水量を保守的に見積もることとなるが、第 1 表より、防波壁通路防波扉からの浸水量は、E L 20m 津波における敷地内浸水量の 1 割程度であり、防波壁通路防波扉の開閉が敷地内浸水量に大きな影響を及ぼすものではないことがわかる。



第1図 起因事象をもたらす構築物・機器等とプラント概要図



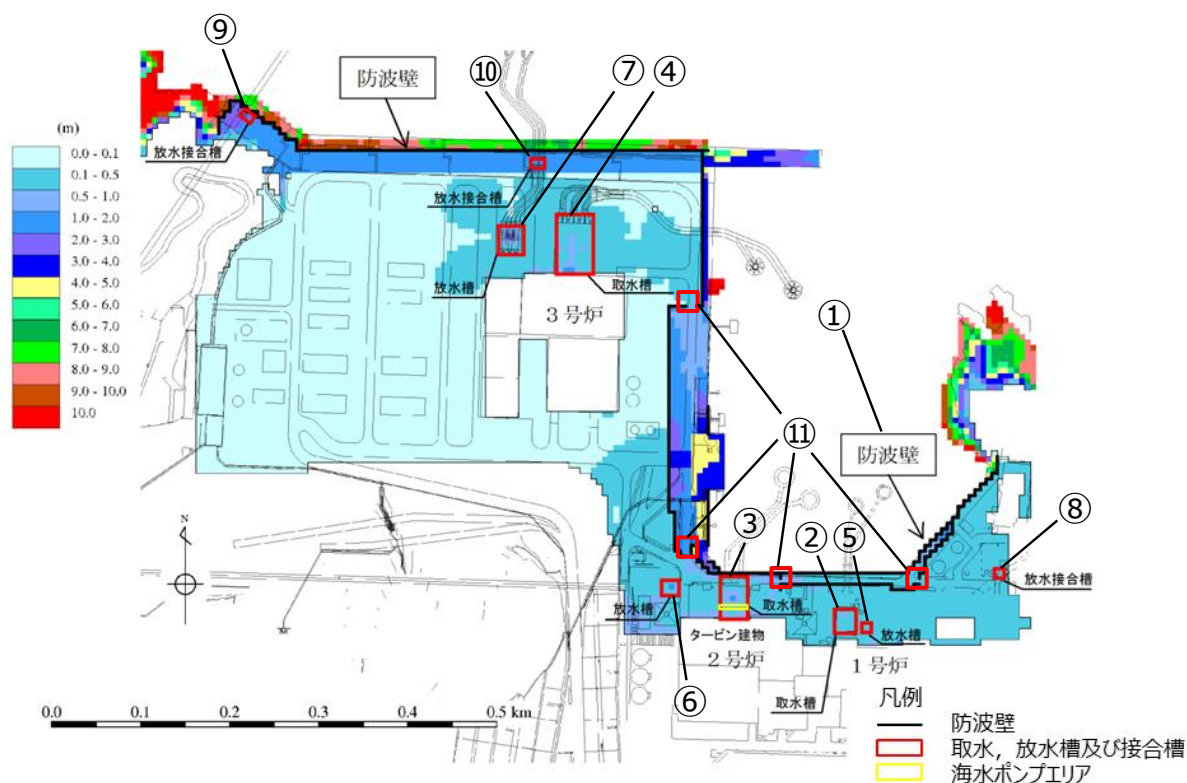
第2図 E L 20m を超過する津波による起因事象の発生要因



第3図 津波流入経路のイメージ図

第1表 防波壁通路防波扉を開条件としたE L20m 津波による敷地内浸水解析結果

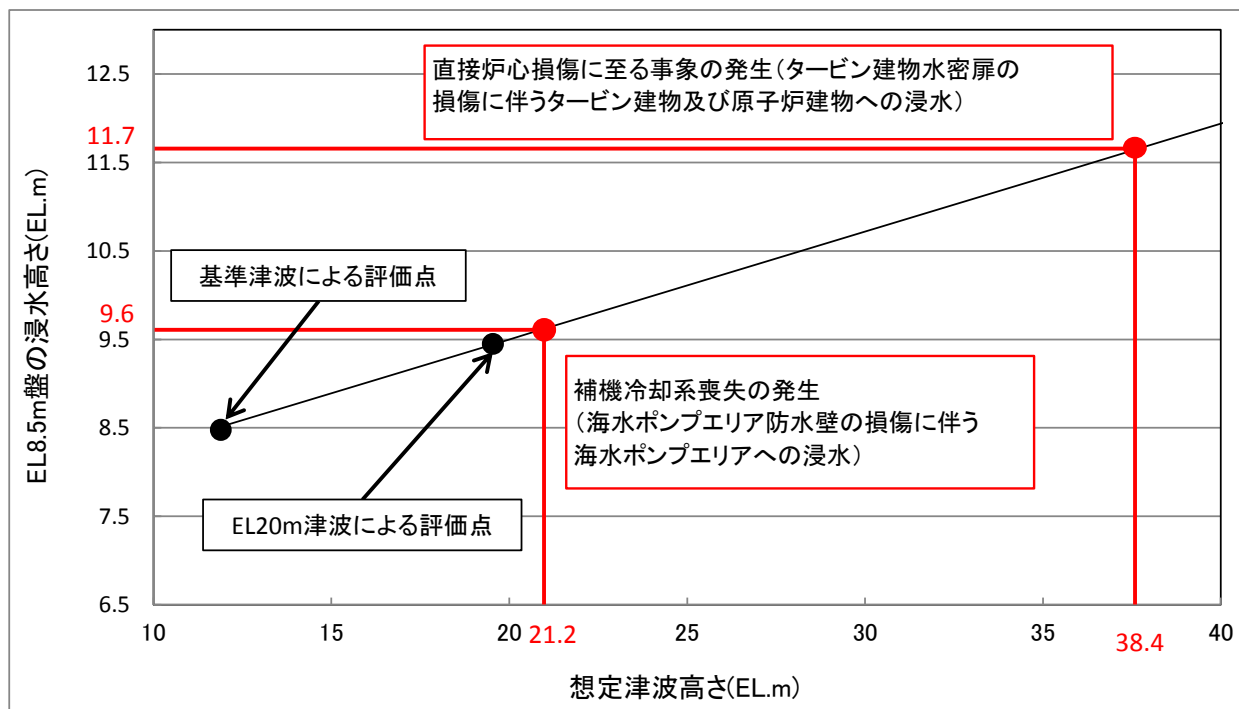
流入経路		E L20m 津波による敷地内浸水量 (m ³)	E L20m 津波による敷地内浸水高さ (敷地内浸水深)
①	防波壁 (越波)	約 2,000	・海水ポンプエリア付近： E L9.0m～E L9.5m (0.5m～1.0m) ・タービン建物付近： E L9.0m～E L9.5m (0.5m～1.0m)
②	1号炉取水槽	約 200	
③	2号炉取水槽	約 2,800	
④	3号炉取水槽	約 1,100	
⑤	1号炉放水槽	約 100	
⑥	2号炉放水槽	約 1,900	
⑦	3号炉放水槽	約 4,800	
⑧	1号炉放水接合槽	約 500	
⑨	2号炉放水接合槽	約 3,200	
⑩	3号炉放水接合槽	約 5,400	
⑪	防波壁通路防波扉	約 2,000	
合計 (①～⑪の合計)		約 24,000	
敷地内浸水量のうちタービン建物に考慮する浸水 (①+③+⑥+⑪)		約 8,700	



※ 浸水解析は①～⑪の流入経路すべてを考慮したものであり、排水路等から敷地外への流出は考慮していない。津波の回り込みについて、3号炉南側では浸水水位が低く、2号炉側への回り込みはなく、また1号炉側は2号炉側に比べ浸水量は少なく、浸水水位も低いいため、2号炉側への回り込みはないため、タービン建物を介した原子炉建物への浸水を評価するためのタービン建物への浸水量は、タービン建物の海側前面における浸水量に主に寄与する流入経路となる①、③、⑥、⑪からの浸水がすべて流入すると仮定した。

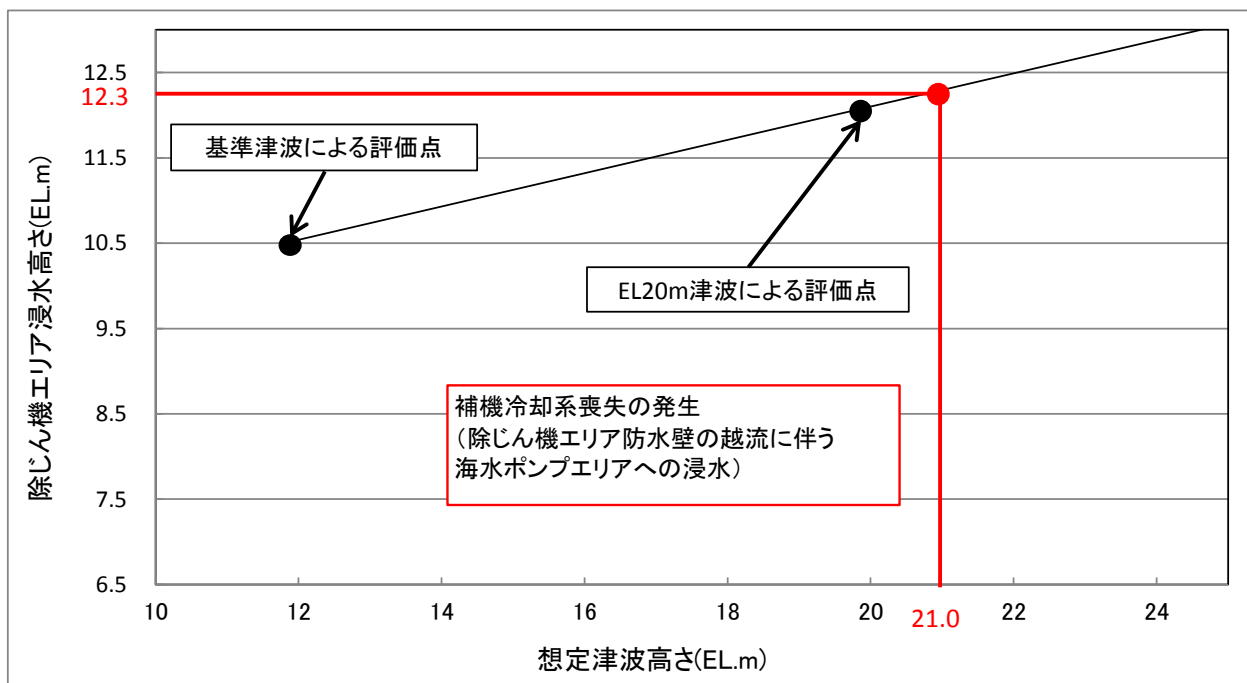
第4図 E L20m 津波による敷地内浸水深分布

【E L 8.5m 盤の浸水高さ】



・基準津波 (E L 11.8m) における浸水深 (0m) と、E L 20m 津波に対する浸水解析により評価した浸水深 (1m) から、想定津波高さと E L 8.5m 盤における浸水深の関係を、線形計算により外挿して評価した。E L 8.5m 盤の浸水高さは、この浸水深に敷地高さ 8.5m を加算して算出している。

【除じん機エリアの浸水高さ】



・基準津波 (E L 11.8m) における除じん機エリアの浸水高さ (E L 10.5m) と、E L 20m 津波に対する管路計算により評価した除じん機エリアの浸水高さ (E L 12.1m) から、想定津波高さと除じん機エリア浸水高さの関係を、線形計算により外挿して評価した。

第 5 図 想定津波高さと浸水高さの関係

3. 起因事象をもたらす設備の津波に対する耐性及び機能喪失想定津波高さ

(1) 補機冷却系喪失をもたらす設備の機能喪失想定津波高さ

海水ポンプエリアへの浸水が発生し、原子炉補機海水ポンプが機能喪失した場合、補機冷却系喪失が発生する。

第 6 図に示すとおり、津波が除じん機エリア防水壁を越流し海水ポンプエリアに流入する場合、又は防波壁を越波する津波等が海水ポンプエリア防水壁等を損傷させ海水ポンプエリアに流入する場合に、原子炉補機海水ポンプが機能喪失する可能性がある。

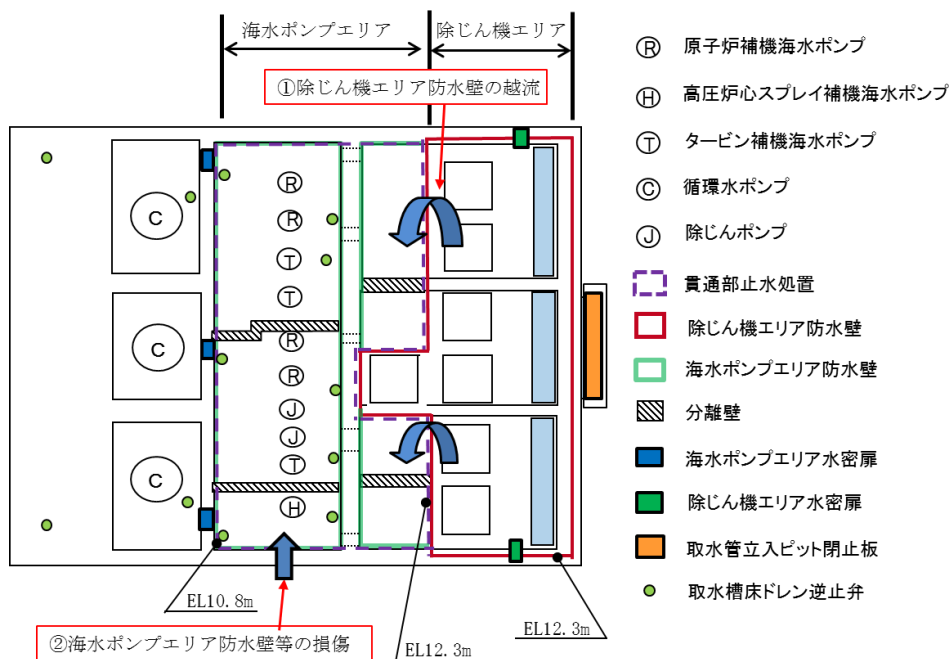
補機冷却系喪失をもたらす設備の機能喪失想定津波高さの評価結果を第 2 表及び第 5 図に示す。

第 2 表 補機冷却系喪失をもたらす設備の機能喪失想定津波高さ

補機冷却系喪失をもたらす設備	機能喪失要因	機能喪失浸水高さ	機能喪失想定津波高さ	評価結果 ^{※2}
原子炉補機海水ポンプ	①除じん機エリア防水壁の越流	E L 12.3m	E L 21.0m	E L 21.0m
	②海水ポンプエリア防水壁等の損傷	E L 9.6m ^{※1}	E L 21.2m	

※1 E L 8.5m 盤にある海水ポンプエリア防水壁等の機能喪失高さは E L 10.8m (機能喪失浸水深：約 2.3m) であるが、防波壁を越波する津波の波力等を考慮し、機能喪失浸水深の 1 / 2 (機能喪失浸水高：E L 9.6m) で機能喪失するとした。

※2 ①、②の機能喪失想定津波高さのうち小さい方の値



第 6 図 原子炉補機海水ポンプの機能喪失要因

(2) 外部電源喪失をもたらす設備の機能喪失想定津波高さ

外部電源は起動変圧器側、予備変圧器側それぞれから受電が可能であるため、E L 8.5m 盤（敷地高さ 8.5m のエリア，第 1 図参照）に設置された起動変圧器及びE L 15.0m 盤（敷地高さ 15.0m のエリア，第 1 図参照）に設置された予備変圧器がともに機能喪失した場合，外部電源喪失が発生する。

したがって，E L 8.5m 盤に設置された起動変圧器のみが機能喪失した場合は，E L 15.0m 盤に設置された予備変圧器から外部電源が受電可能なため，外部電源喪失には至らず，防波壁を越波する津波等により起動変圧器前防水壁が損傷して起動変圧器エリアが浸水し，起動変圧器が機能喪失することに加え，敷地浸水高さがE L 15.0m に達することで予備変圧器が機能喪失する場合に発生する。

外部電源喪失をもたらす設備の機能喪失想定津波高さの評価結果を第 3 表に示す。

第 3 表 外部電源喪失をもたらす設備の機能喪失想定津波高さ

外部電源喪失をもたらす設備	機能喪失要因	機能喪失浸水高さ	機能喪失想定津波高さ	評価結果 ^{※2}
起動変圧器	①起動変圧器前の防水壁の損傷	E L 11.7m ^{※1}	E L 38.4m	E L 65.1m
予備変圧器	②E L 15m 盤の浸水	E L 15.0m	E L 65.1m	

※1 E L 8.5m 盤にある起動変圧器前の防水壁の機能喪失高さはE L 15.0m（機能喪失浸水深：約 6.5m）であるが，防波壁を越波する津波の波力等を考慮し，機能喪失浸水深の 1 / 2（機能喪失浸水高：E L 11.7m）で機能喪失するとした。

※2 ①，②の機能喪失想定津波高さのうち大きい方の値

(3) 直接炉心損傷に至る事象に係る建物への津波流入が発生する想定津波高さ

直接炉心損傷に至る事象は，タービン建物へ流入した津波が原子炉建物等に浸水する場合，又は，敷地浸水高さがE L 15.0m に達することによりE L 15.0m 盤を介し，原子炉建物等へ津波が直接流入する場合に発生する可能性がある[※]。

直接炉心損傷に至る事象が発生する想定津波高さの評価結果を第 4 表及び第 5 図に示す。

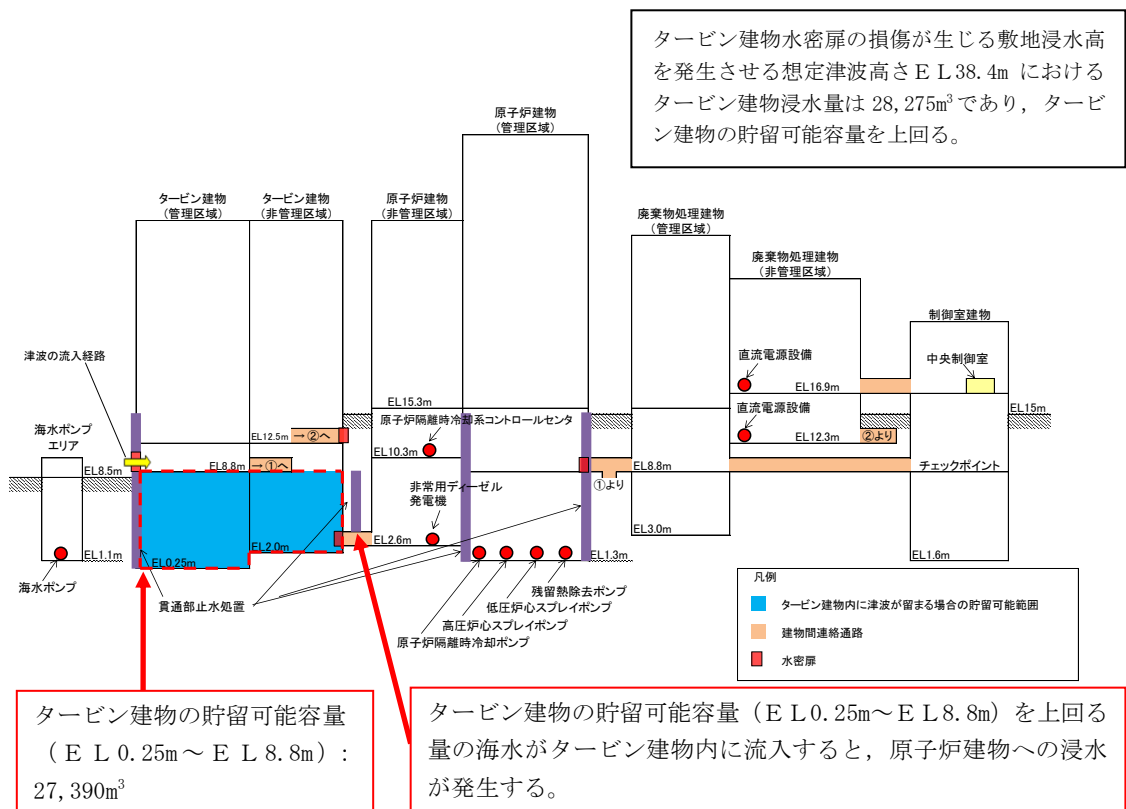
※ 原子炉建物内の止水処置が有効に機能すること等により，この場合でもなお機能維持した緩和系により事象を緩和できる可能性があるが，本評価では原子炉建物への海水の流入により炉心損傷直結に至ると仮定する。

第4表 直接炉心損傷に至る事象が発生する想定津波高さ

発生要因	事象発生 浸水高さ	想定津波 高さ	評価結果 ^{※2}
①タービン建物を介した原子炉建物等への津波の流入	E L 11.7m	E L 38.4m ^{※1}	E L 38.4m
②E L 15.0m盤を介した原子炉建物等への津波の流入	E L 15.0m	E L 65.1m	

※1 想定津波高さE L 38.4mにおいてタービン建物水密扉を損傷させる敷地浸水高が生じ、タービン建物に津波が流入するとともに、想定される建物内浸水量は 28,275m³であり原子炉建物への浸水が発生する（第7図参照）。

※2 ①, ②の想定津波高さのうち小さい方の値



第7図 建物内流入経路概要図

4. 評価結果のまとめ

評価結果のまとめを第5表に示す。また、E L 20m を超過する津波による影響について、想定津波高さ別に検討した結果を以下に示す。

(1) 想定津波高さがE L 21. 0m を超える場合

津波が除じん機エリア防水壁を越流し海水ポンプエリアへ流入するため、原子炉補機海水ポンプが機能喪失して補機冷却系喪失が発生し、崩壊熱除去に失敗することで炉心損傷に至る可能性がある。

(2) 想定津波高さがE L 38. 4m を超える場合

タービン建物水密扉が損傷し、タービン建物内へ津波が流入するとともに、その流入量はタービン建物の貯留可能容量を上回るため、タービン建物を介して原子炉建物への浸水が生じる。原子炉建物への浸水が生じた場合は、緩和設備が広範に機能喪失することが考えられるため、直接炉心損傷に至る事象が発生する可能性がある。

なお、外部電源については、起動変圧器からの受電経路は同じ津波高さで機能を喪失するものの、E L 15m 盤に設置された予備変圧器からの受電が可能な津波高さまでは、外部電源受電設備の全喪失には至らない。

5. まとめ

今回の津波レベル1 P R Aでは、E L 20m 超過の津波襲来時に直接炉心損傷に至る事象のみを抽出していたが、本評価結果から、E L 20m をわずかに超える津波水位で炉心損傷に至ること、また、直接炉心損傷に至る事象が発生するまでには裕度があることが確認できた。

津波高さが高くなるにつれ、襲来した津波高さに応じて段階的に緩和系機器が機能喪失することになると考えられるが、その場合は、機能を維持した設計基準事故対処設備、可搬型の機器を含めた重大事故等対処設備等を活用した炉心損傷の防止など、事象の緩和を試みるものとする。

第5表 E L 20m を超過する津波により発生する起因事象とその想定津波高さ

起因事象	起因事象の分析		想定津波高さ (E L. m)	最大浸水深 (E L. m)	機能喪失浸水深 (E L. m)	建物内浸水量 (m ³)	原子炉建物への浸水有無 (タービン建物の貯留可能容積：27,390m ³)	備考
	起因事象の発生要因							
補機冷却系喪失	除じん機エリア防水壁の越流 (海水ポンプエリアへの浸水, 原子炉補機海水ポンプの機能喪失)		21.0 ^{**1}	12.3 ^{**2}	12.3	(タービン建物内には浸水による影響を受ける安全上重要な機器がなく, タービン建物への流入により補機冷却系喪失及び外部電源喪失に影響をもたらす設備の機能喪失はないため, 記載していない。)	海水ポンプエリアへの海水の浸水により, 原子炉補機海水ポンプが機能喪失し, 補機冷却系喪失が発生する可能性がある。なお, 非常用電源については, E L 8.5m 盤に燃料移送ポンプが設置されており, 敷地内浸水深 E L 10.8m で損傷する可能性があるが, 緩和系の機能喪失であり, 起因事象の発生につながるものではない。	
		海水ポンプエリア防水壁等の損傷 (海水ポンプエリアへの浸水, 原子炉補機海水ポンプの機能喪失)	21.2 ^{**1}	9.6	10.8 (9.6 ^{**5})			
	起動変圧器前防水壁の損傷 (起動変圧器エリアへの浸水, 起動変圧器の機能喪失)	38.4 ^{**3}	11.7	15.0 (11.7 ^{**5})				
外部電源喪失	E L 15m 盤への津波の遡上による起動変圧器の機能喪失		65.1 ^{**3}	15.0	15.0	起動変圧器の機能喪失に加え, E L 15m 盤への浸水により予備変圧器が機能喪失すること, 外部電源喪失が発生する可能性がある。		
	タービン建物水密扉の損傷 (タービン建物を介した原子炉建物等への津波の流入)		38.4 ^{**4}	11.7	15.0 (11.7 ^{**5})			
直接炉心損傷に至る事象	E L 15m 盤への津波の遡上による原子炉建物等への浸水		65.1 ^{**4}	15.0	15.0	タービン建物水密扉の損傷によりタービン建物へ津波が流入するとともに, タービン建物の貯留可能容量以上の津波が流入し, 原子炉建物への津波の流入が生じる。原子炉建物への浸水が生じた場合は, 緩和設備が広範に機能喪失することが考えられるため, 直接炉心損傷に至る事象が発生する可能性がある。		

※1 補機冷却系喪失が発生する想定津波高さは E L 21.0m となる (発生要因に対する想定津波高さが小さい方の値)。

※2 除じん機エリアの浸水高さ。

※3 外部電源喪失が発生する想定津波高さは, 起動変圧器の機能喪失に加え予備変圧器が機能喪失する想定津波高さ E L 65.1m となる。

※4 直接炉心損傷に至る事象が発生する想定津波高さは E L 38.4m となる (発生要因に対する想定津波高さが小さい方の値)。

※5 E L 8.5m 盤にある海水ポンプエリア防水壁等の機能喪失高は E L 10.8m (機能喪失浸水深：2.3m), 起動変圧器前防水壁及びタービン建物水密扉の機能喪失浸水深は E L 15.0m (機能喪失浸水深：6.5m) であるが防波壁を越波する津波の波力等を考慮し, 機能喪失浸水深の 1/2 で機能喪失するとした。

内部事象運転時レベル 1.5 P R A のシーケンス選定における
福島第一原子力発電所事故の知見の考慮

内部事象運転時レベル 1.5 P R A においては、炉心損傷後から格納容器破損に至るまでの事故シーケンス及び C F F を評価している。この際、雰囲気圧力・温度による静的負荷に対する格納容器耐性として、過温破損に対して限界温度 200℃を、過圧破損に対して限界圧力 2 P d（原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍、0.853MPa）を判定基準と設定している。

今回の P R A の実施に際して、上記の判定基準を適用するに当たっては、以下のとおり福島第一原子力発電所事故の知見を考慮している。

1. 福島第一原子力発電所事故による格納容器破損に関する知見

福島第一原子力発電所事故では、1～3号機の原子炉格納容器がいずれも事故後のどこかのタイミングで破損に至ったと考えられ、その詳細なメカニズムについては、解明に向けた取り組みが進められているところである。

福島第一原子力発電所事故の調査結果は、平成25年12月に第1回進捗報告⁽¹⁾、平成26年8月に第2回進捗報告⁽²⁾、平成27年5月に第3回進捗報告⁽³⁾が行われている。ここでは、格納容器破損に係る情報として、漏えい経路、格納容器圧力挙動及び格納容器温度挙動に着目し、以下のとおり知見を整理した。

(1) 格納容器破損時の漏えい経路

原子炉建屋での水素爆発が発生しておらず、原子炉建屋オペレーティングフロアの形状が維持されているため、他号機に比べて原子炉格納容器からの漏えい経路が推定しやすい2号機に着目する。2号機では、格納容器圧力の低下が確認された3月15日の朝方にブローアウトパネルから蒸気が放出されていること、後日の調査でオペレーティングフロアにおけるシールドプラグ近傍で高い線量率を観測したことが確認されている。これに加え、過去の試験結果等から考えられている漏えいポテンシャルの高い箇所を考慮に入れると、格納容器トップヘッドフランジ等のフランジシール部からの漏えいの可能性がある。

(2) 1号機の格納容器温度・圧力挙動

1号機のドライウェル圧力は、3月11日23時50分頃に0.6MPa[abs]を、3月12日2時30分頃に0.84MPa[abs]を計測した後、3月12日14時30分頃のベント操作による圧力減少まで、0.7MPa[abs]～0.8MPa[abs]程度の圧力で推移している。この間、注水による蒸気発生、格納容器温度の上昇、熔融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガス発生等によって、格納容器圧力は上昇傾向になると想定されるが、測定値からは圧力が一定となる傾向が示されており、原子炉格納容器からの漏えいがあったことが示唆される。

また、炉心損傷後の格納容器温度の測定データは得られていないものの、

事故時に計測されたプラントデータを基に条件を仮定したMAAP解析が実施されており、その中でドライウエル温度も評価されている。1号機のMAAP解析結果からは、格納容器気相漏えいを仮定した3月12日11時46分頃において、ドライウエル温度は約300℃以上となっている。過去の研究によれば、このような過温条件ではガスケットが損傷する可能性があることから、過温によるガスケット損傷により原子炉格納容器からの漏えいが発生した可能性がある。実際に、1号機では格納容器内部調査により格納容器貫通部に設置されていた遮蔽用の鉛板が消失していることが確認され、格納容器壁付近で少なくとも鉛の融点（328℃）以上を経験した可能性が検討されている。

(3) 2号機の格納容器温度・圧力挙動

2号機では、原子炉隔離時冷却系運転期間中に格納容器圧力が徐々に上昇し、原子炉隔離時冷却系停止後、炉心損傷に伴う水素発生や逃がし安全弁の開放等によると考えられる上昇が、14日20時頃、21時頃、23時頃に観測され、格納容器圧力は0.75MPa[abs]程度にまで至る。その後3月15日7時20分頃までほぼ一定の圧力で推移している観測結果が得られており、高い圧力状態が継続していたと考えられる。なお、3月14日13時頃から格納容器圧力が一時的に低下して再上昇しているが、この圧力低下を格納容器気相漏えいと仮定した場合に、その後の圧力上昇を説明できないことから、MAAPの解析においては、3月15日7時20分頃の格納容器気相漏えいを仮定している。この解析結果によれば、仮定した格納容器気相漏えいの前に、ドライウエル圧力が0.7MPa[abs]程度になると評価されている。

また、2号機のMAAP解析結果より、格納容器温度は3月13日12時頃から150℃を上回っており、格納容器気相漏えいを仮定した3月15日7時20分頃までの長期間にわたって、150℃～175℃程度の高温状態が継続している。この温度域は、1号機と比較して低くなっているが、シリコンゴム製シール材にとっては厳しいものとなっており、この間にシール材の高温劣化が進んでいたと考えられる。

以上より、2号機ではシリコンゴム製シール材が長期間にわたる過酷事故環境下への曝露によって劣化したことに加え、ドライウエル圧力が高いレベルで推移して、フランジの開口にシール性能が追従できなくなったため、漏えい経路を形成した可能性がある。

(4) まとめ

格納容器破損に係る福島第一発電所事故の知見を以下にまとめる。

- ・格納容器破損時の漏えい経路に関する知見として、現場の調査結果から、格納容器トップヘッドフランジ等のフランジシール部から漏えいが発生した可能性がある。
- ・シリコンゴム製のシール材が長時間にわたり過酷事故環境下に晒されたことで劣化し、格納容器加圧との重畳によって格納容器破損に至った可能性がある。

2. 今回のレベル 1.5 PRAにおける福島第一原子力発電所事故の知見の反映

今回の島根原子力発電所 2 号炉におけるレベル 1.5 PRA では、原子炉格納容器の過温破損及び過圧破損に対する破損判定基準として、重大事故等対策の有効性評価における破損判定基準と同じ条件（限界温度 200℃、限界圧力 2 P d）を用いている。

上述のとおり、福島第一原子力発電所事故の知見から、従来から格納容器トップフランジ等のシール部に用いられているシリコンゴム製のシール材は、長時間にわたる過酷事故環境下への曝露によってシール機能が劣化し、格納容器加圧との重畳によって格納容器破損に至る可能性がある。しかしながら、島根原子力発電所 2 号炉においては、格納容器トップフランジ部等のシール材を改良 E P D M 材等に変更して格納容器健全性の評価を実施した結果、事故後 7 日間にわたり、限界温度及び限界圧力はそれぞれ 200℃、2 P d に対して余裕があることを確認している。

今回のレベル 1.5 PRA における事故進展解析では、格納容器からの除熱に期待しないため、格納容器破損までの余裕時間は最も長いケースでも約 時間となっている。そのため、レベル 1.5 PRA の格納容器破損判定条件として 200℃、2 P d を適用することは妥当であると考えている。

なお、レベル 1.5 PRA の観点からは、特に原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度が見直された場合、事故進展解析において格納容器破損までの時間や破損モードが変化することから、緩和操作に係る余裕時間の見直しが必要となる。しかしながら、今回の PRA は AM 策等を考慮しない評価であることから、事故進展解析によって評価される格納容器破損までの余裕時間が変化した場合でも、C F F の評価結果に影響はない。

福島第一原子力発電所事故については、原子炉格納容器内の状況等、未だ確認が困難な点が多く、未解明な問題がある。一方で、これまでの調査結果等からは、現在レベル 1.5 PRA で考慮している格納容器破損モード以外で原子炉格納容器が破損に至ったとは考えにくい。このことから、事故シーケンスの抽出という観点では現在の PRA でも網羅的な分析となっているものとする。今後、事故時の格納容器挙動に関する新たな知見が得られた場合には、その知見を適切に反映していく予定である。

参考文献

- (1) 東京電力株式会社「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第 1 回進捗報告」平成 25 年 12 月 13 日
- (2) 東京電力株式会社「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第 2 回進捗報告」平成 26 年 8 月 6 日
- (3) 東京電力株式会社「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第 3 回進捗報告」平成 27 年 5 月 20 日

島根原子力発電所 2号炉
内部事象運転時レベル 1.5 P R A
イベントツリー集

目 次

○格納容器イベントツリーの最終状態について	3
○第1-1 図 TQUVに対するイベントツリー (1/3)	4
○第1-2 図 TQUVに対するイベントツリー (2/3)	5
○第1-3 図 TQUVに対するイベントツリー (3/3)	6
○第2-1 図 TQUV (区分1喪失)に対するイベントツリー (1/3)	7
○第2-2 図 TQUV (区分1喪失)に対するイベントツリー (2/3)	8
○第2-3 図 TQUV (区分1喪失)に対するイベントツリー (3/3)	9
○第3-1 図 TQUV (区分2喪失)に対するイベントツリー (1/3)	10
○第3-2 図 TQUV (区分2喪失)に対するイベントツリー (2/3)	11
○第3-3 図 TQUV (区分2喪失)に対するイベントツリー (3/3)	12
○第4-1 図 TQUXに対するイベントツリー (1/3)	13
○第4-2 図 TQUXに対するイベントツリー (2/3)	14
○第4-3 図 TQUXに対するイベントツリー (3/3)	15
○第5-1 図 TQUX (区分1喪失)に対するイベントツリー (1/3)	16
○第5-2 図 TQUX (区分1喪失)に対するイベントツリー (2/3)	17
○第5-3 図 TQUX (区分1喪失)に対するイベントツリー (3/3)	18
○第6-1 図 TQUX (区分2喪失)に対するイベントツリー (1/3)	19
○第6-2 図 TQUX (区分2喪失)に対するイベントツリー (2/3)	20
○第6-3 図 TQUX (区分2喪失)に対するイベントツリー (3/3)	21
○第7 図 長期TBに対するイベントツリー	22
○第8 図 TBUに対するイベントツリー	23
○第9 図 TBPに対するイベントツリー	24
○第10 図 TBDに対するイベントツリー	25
○第11-1 図 LOCAに対するイベントツリー (1/3)	26
○第11-2 図 LOCAに対するイベントツリー (2/3)	27
○第11-3 図 LOCAに対するイベントツリー (3/3)	28

格納容器イベントツリーの最終状態について

格納容器イベントツリーの最終状態に対して以下のように格納容器破損モードの I D を割り付けた。なお、格納容器過圧破損「F O P」及び格納容器過温破損「F O T」の選定は、事故進展解析結果から決定した。また、原子炉格納容器の健全性が維持される事故シーケンス（原子炉圧力容器内で事故収束、原子炉格納容器内で事故収束）についても、格納容器破損モードの I D を割り付けた。

今回の AM 策等を考慮しない P R A において発生し得ないシーケンスについては、I D 「OK」を割り付け、当該シーケンスの発生頻度を計算していない。

【P D S # 凡例】

T__ : T3A 又は T3B に続く

F O T : 原子炉格納容器過温破損

F O P : 原子炉格納容器過圧破損

F C R : 原子炉格納容器破損（格納容器直接接触）

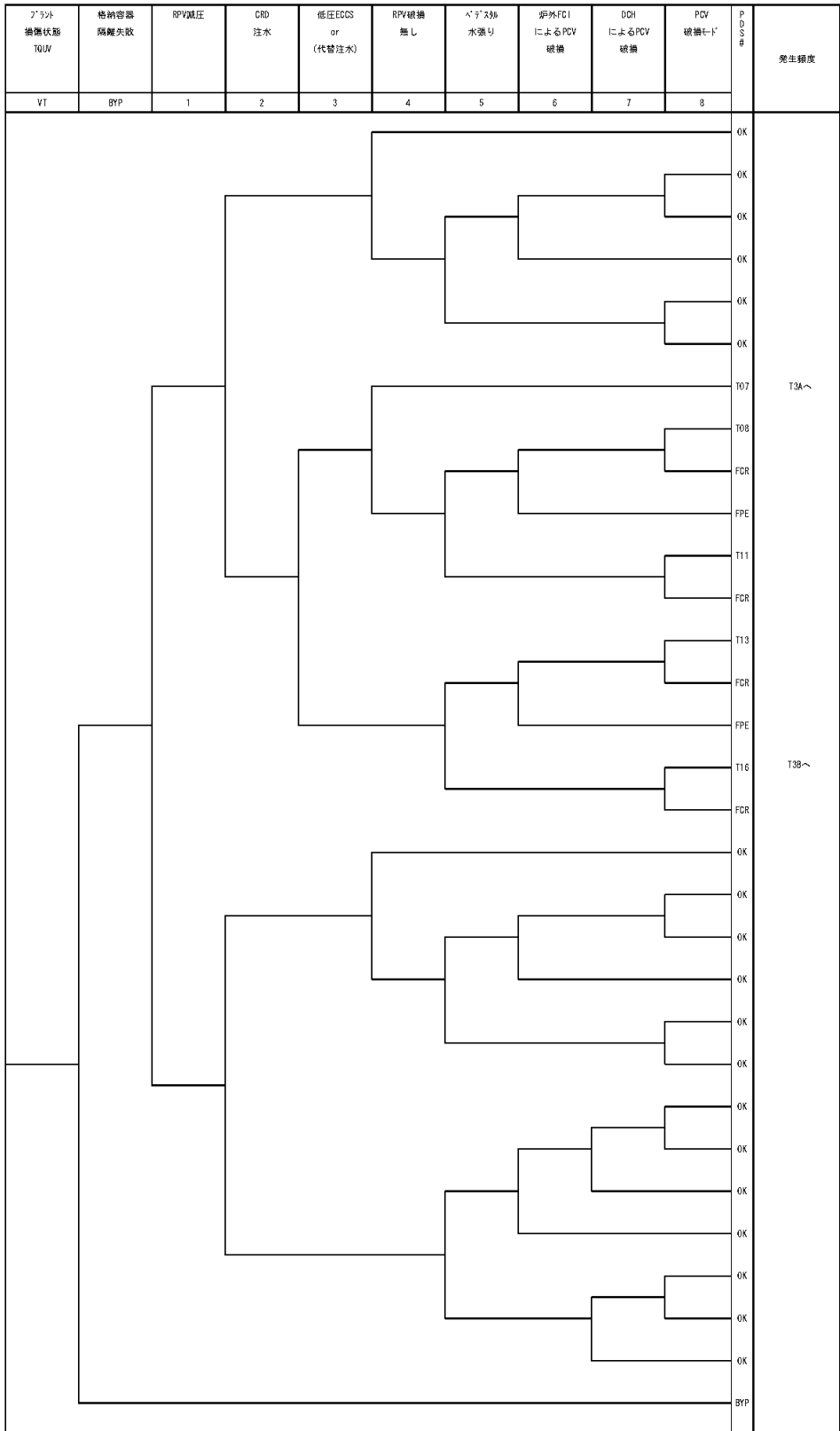
K V, V V, K P, V P : 事象収束

D C H : 原子炉格納容器破損（格納容器雰囲気直接加熱）

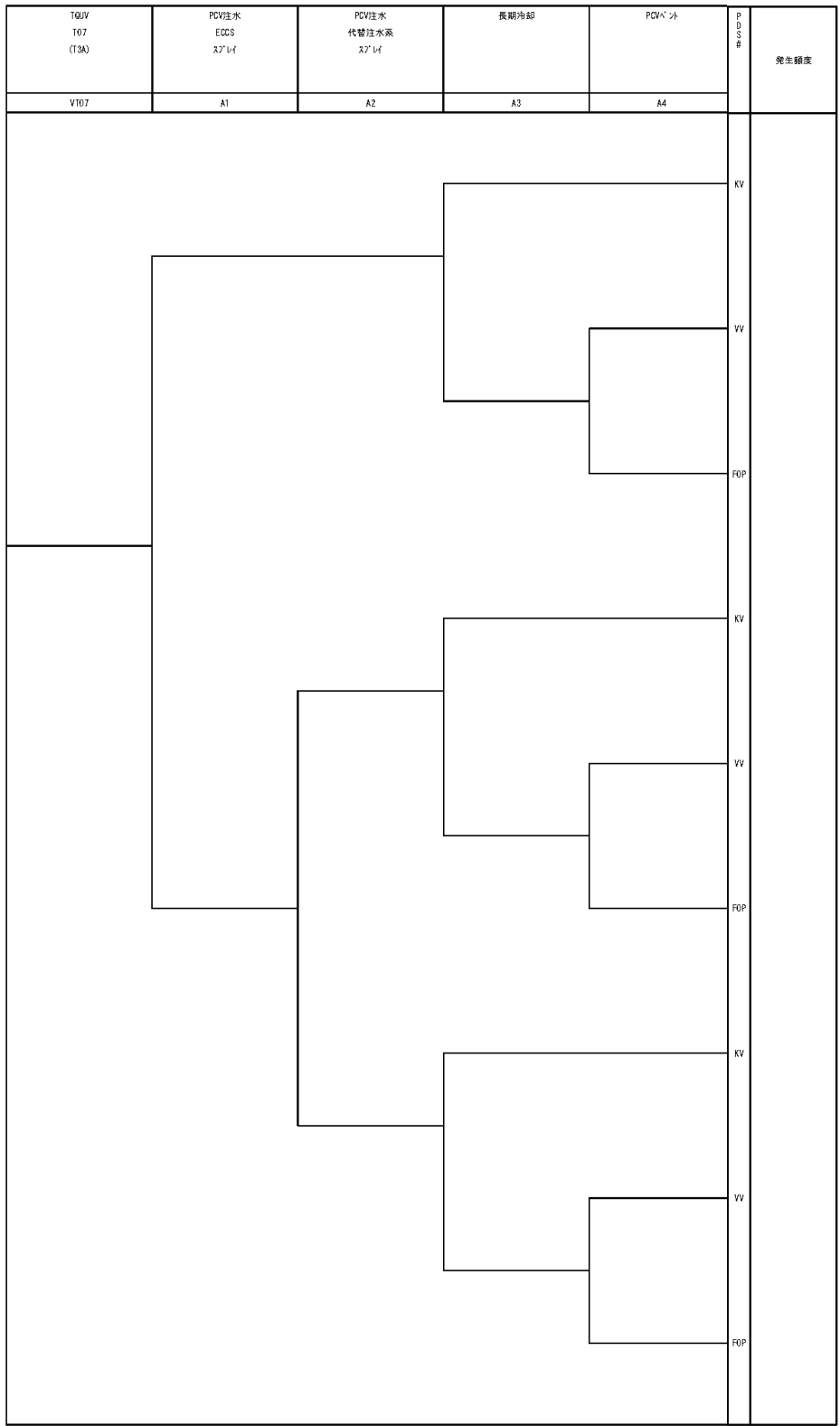
C C I : 原子炉格納容器破損（熔融炉心・コンクリート相互作用）

F P E : 原子炉格納容器破損（水蒸気爆発）

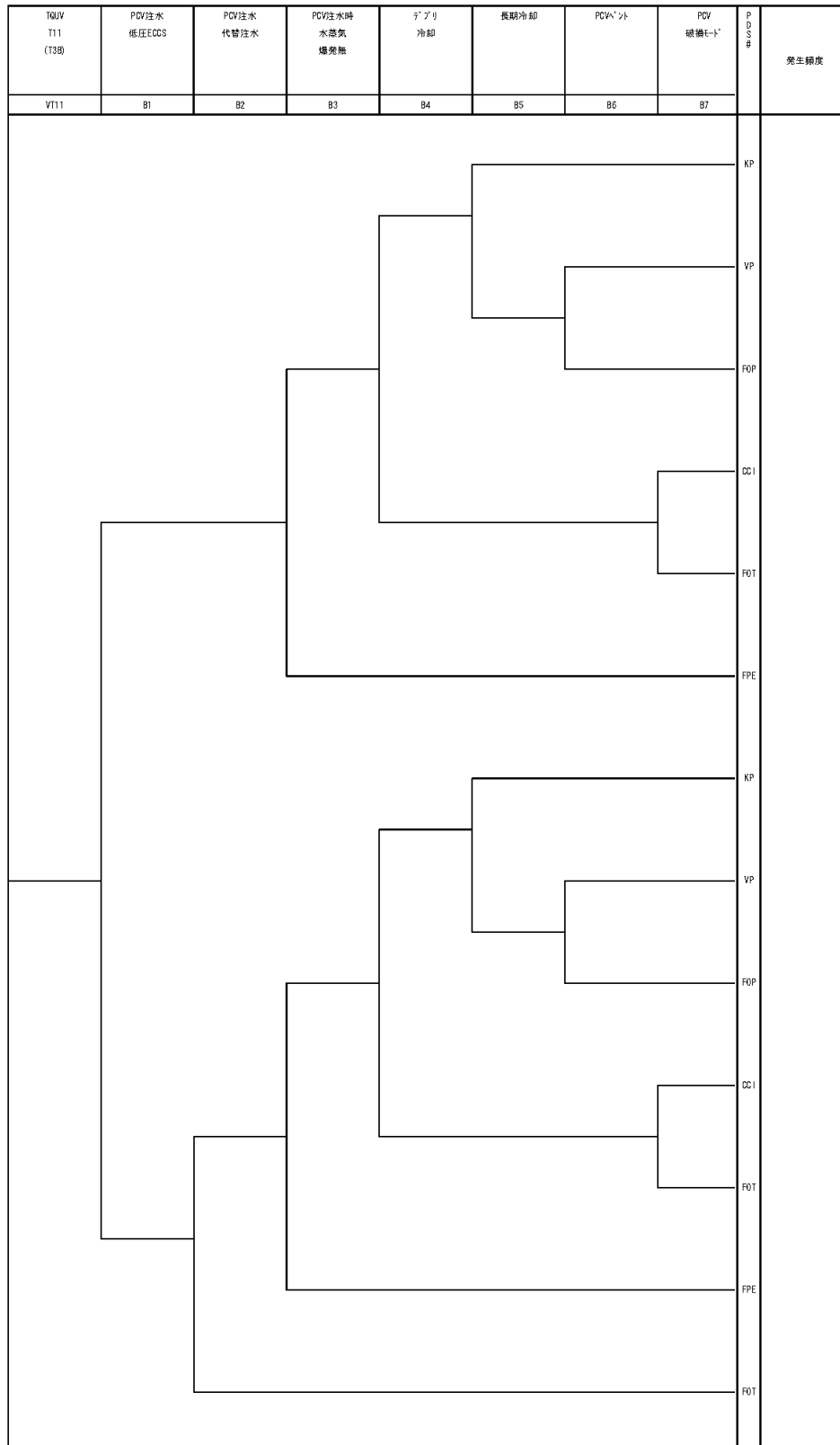
B Y P : 格納容器バイパス



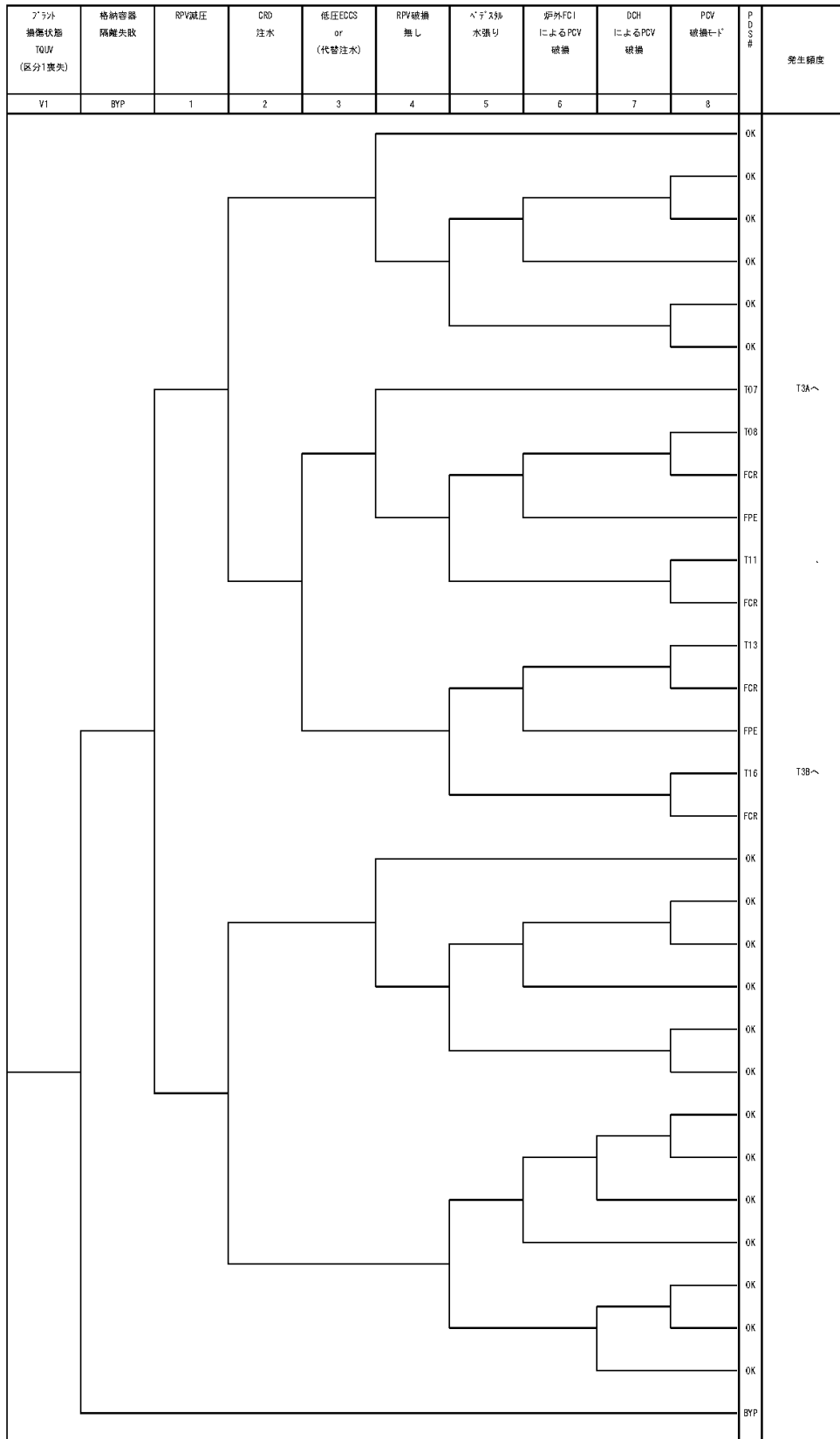
第1-1図 TQUVに対するイベントツリー (1/3)



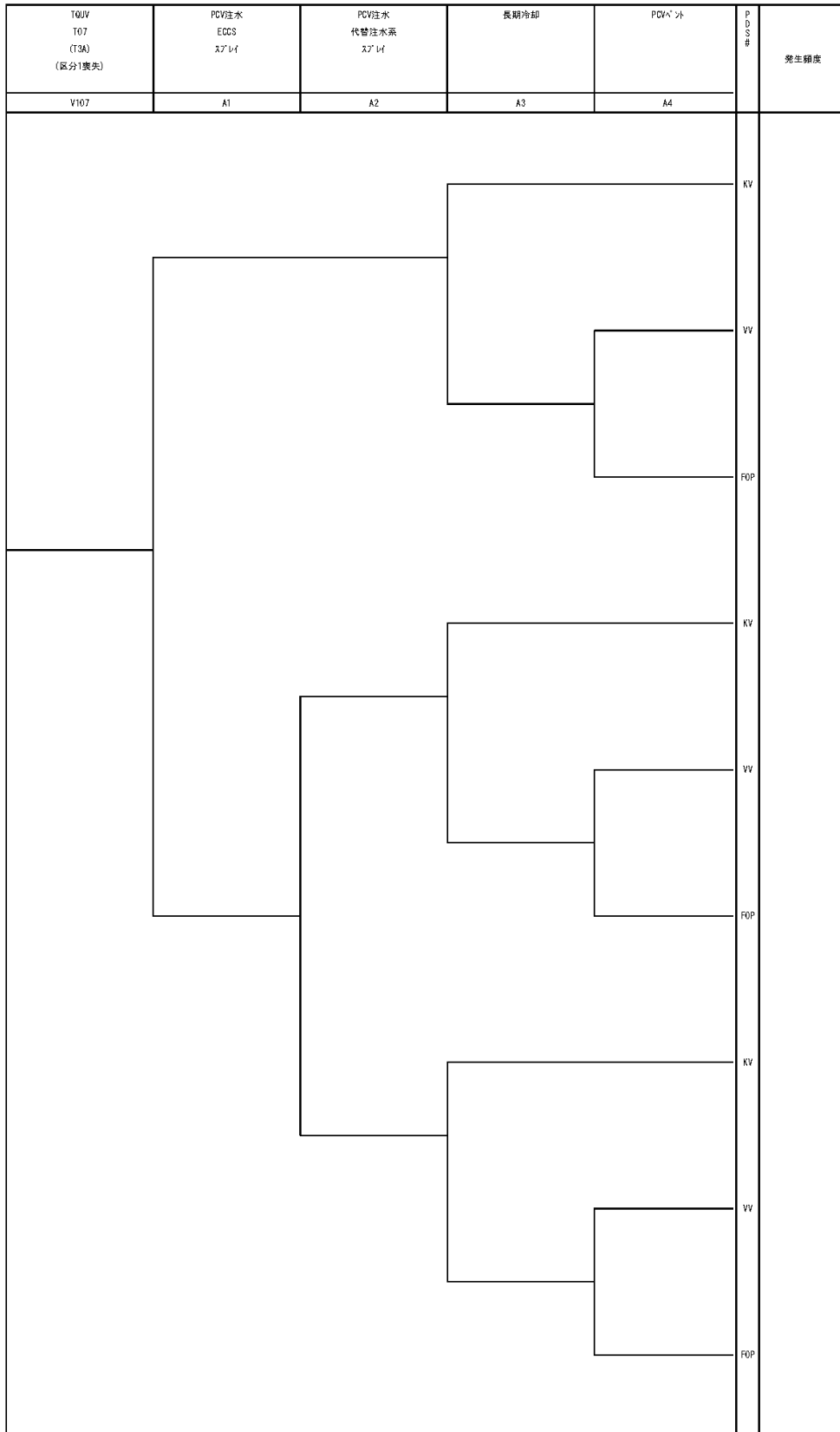
第1-2図 TQUVに対するイベントツリー (2/3)



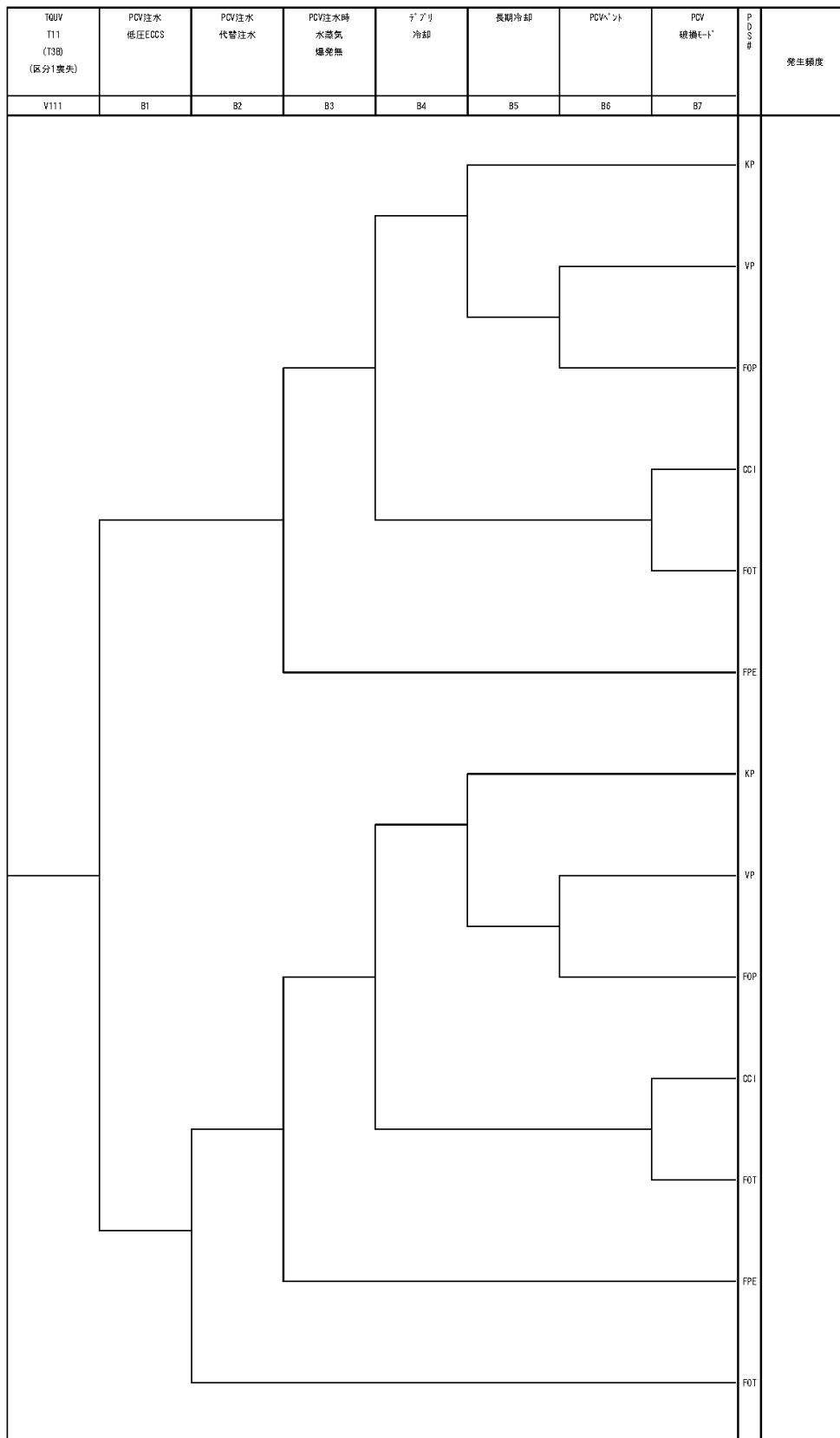
第1-3図 TQUVに対するイベントツリー (3/3)



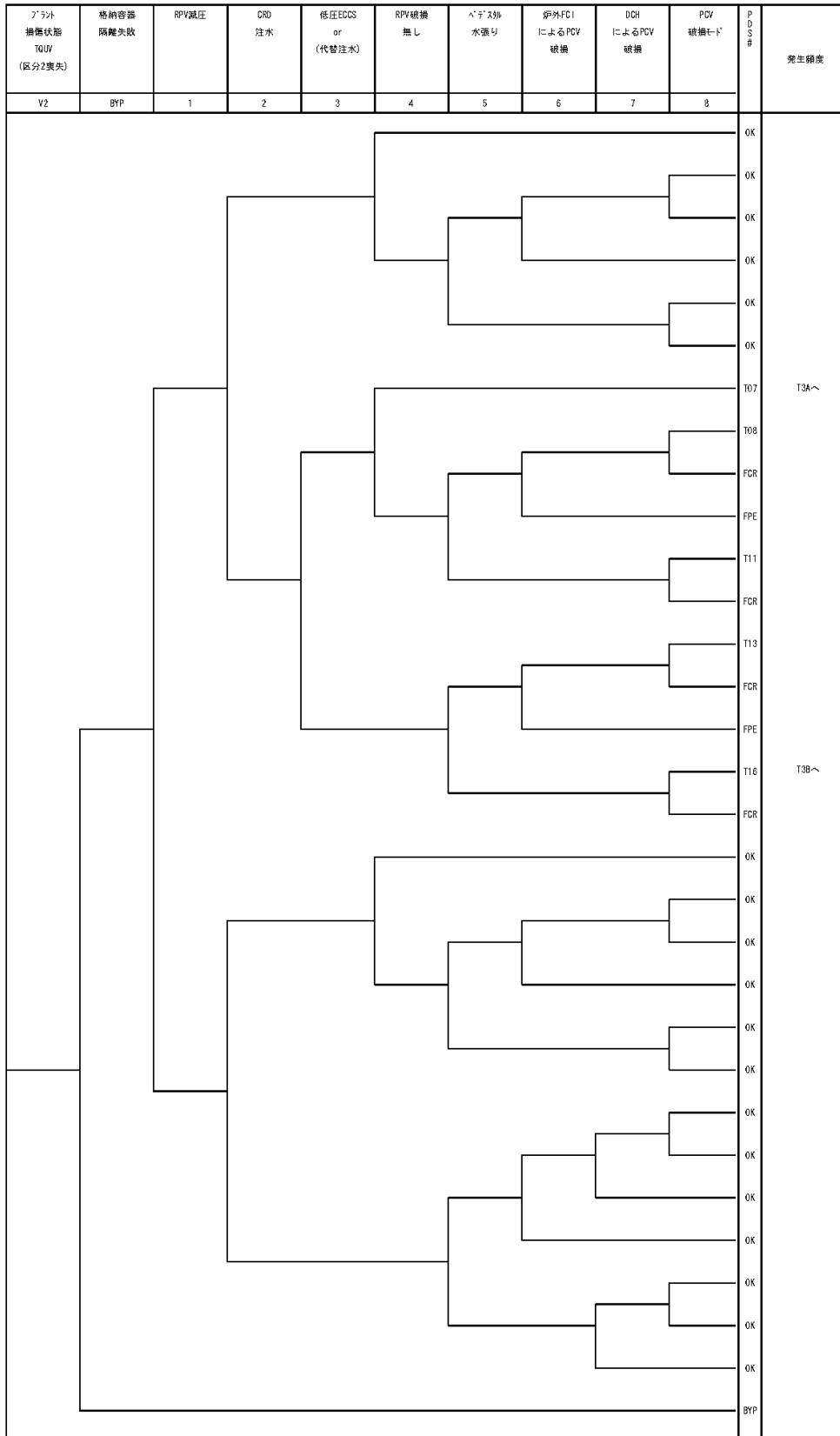
第2-1図 TQUV (区分1喪失) に対するイベントツリー (1/3)



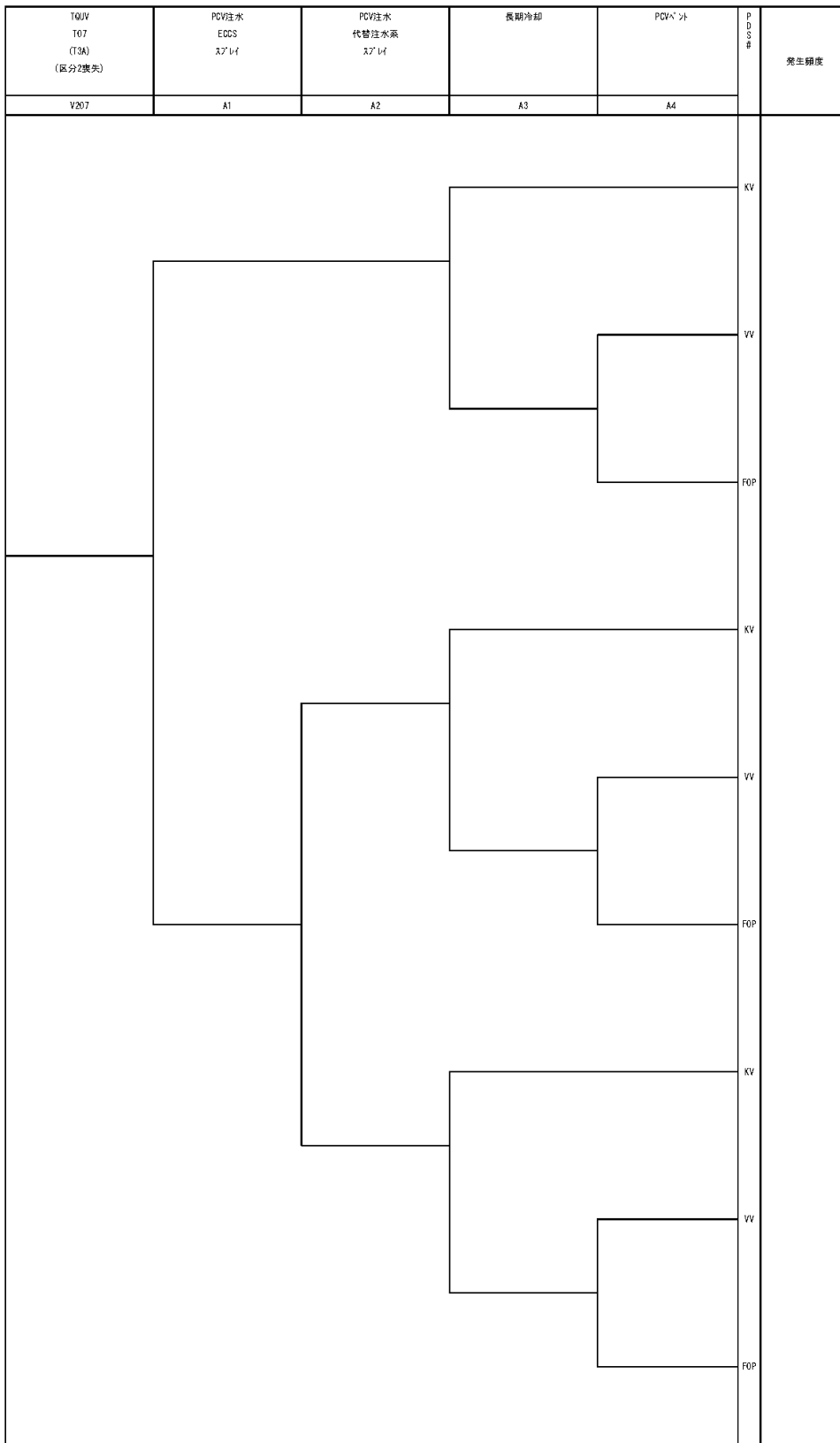
第2-2図 TQUV (区分1喪失) に対するイベントツリー (2 / 3)



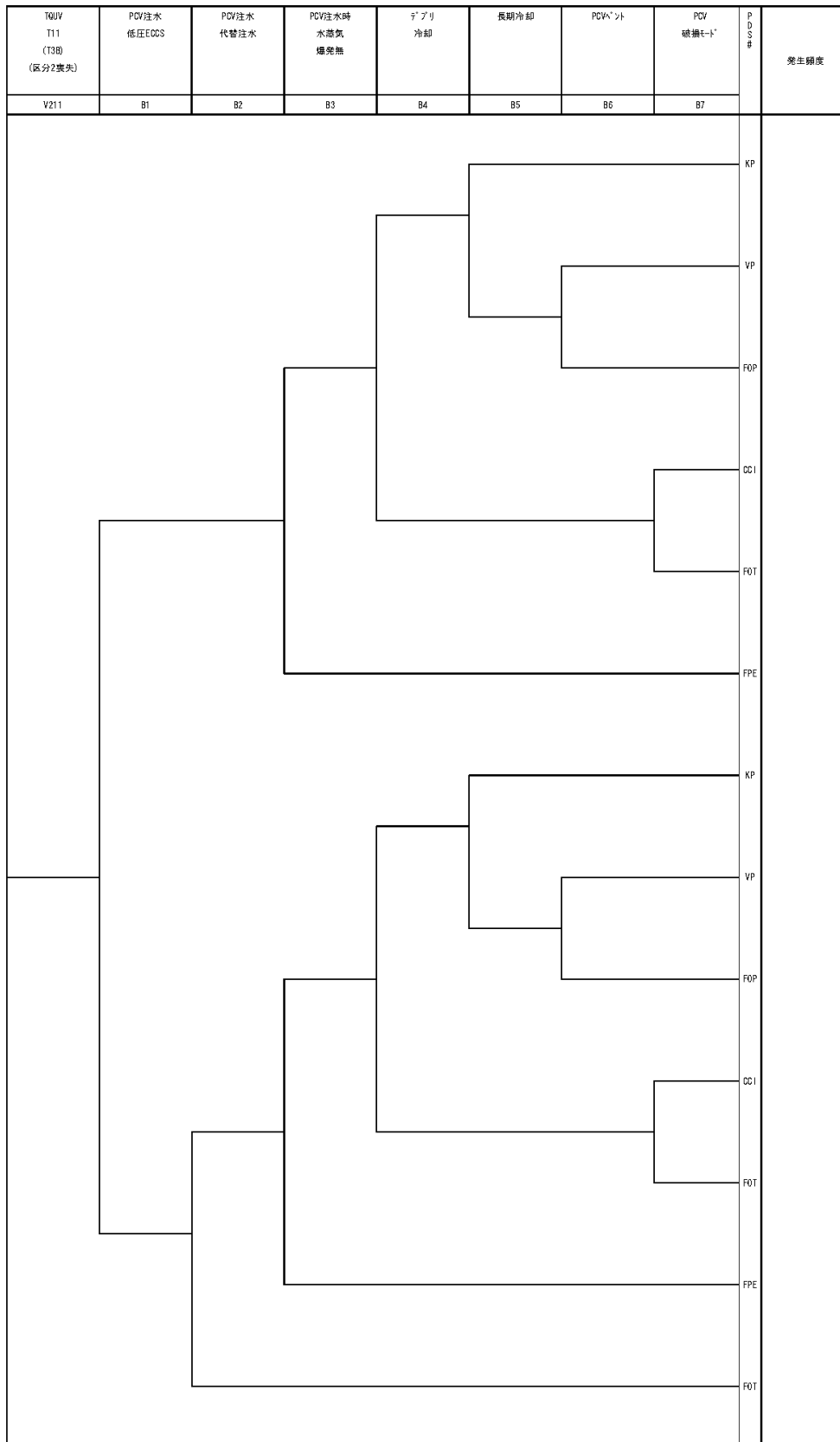
第 2-3 図 TQUV (区分 1 喪失) に対するイベントツリー (3 / 3)



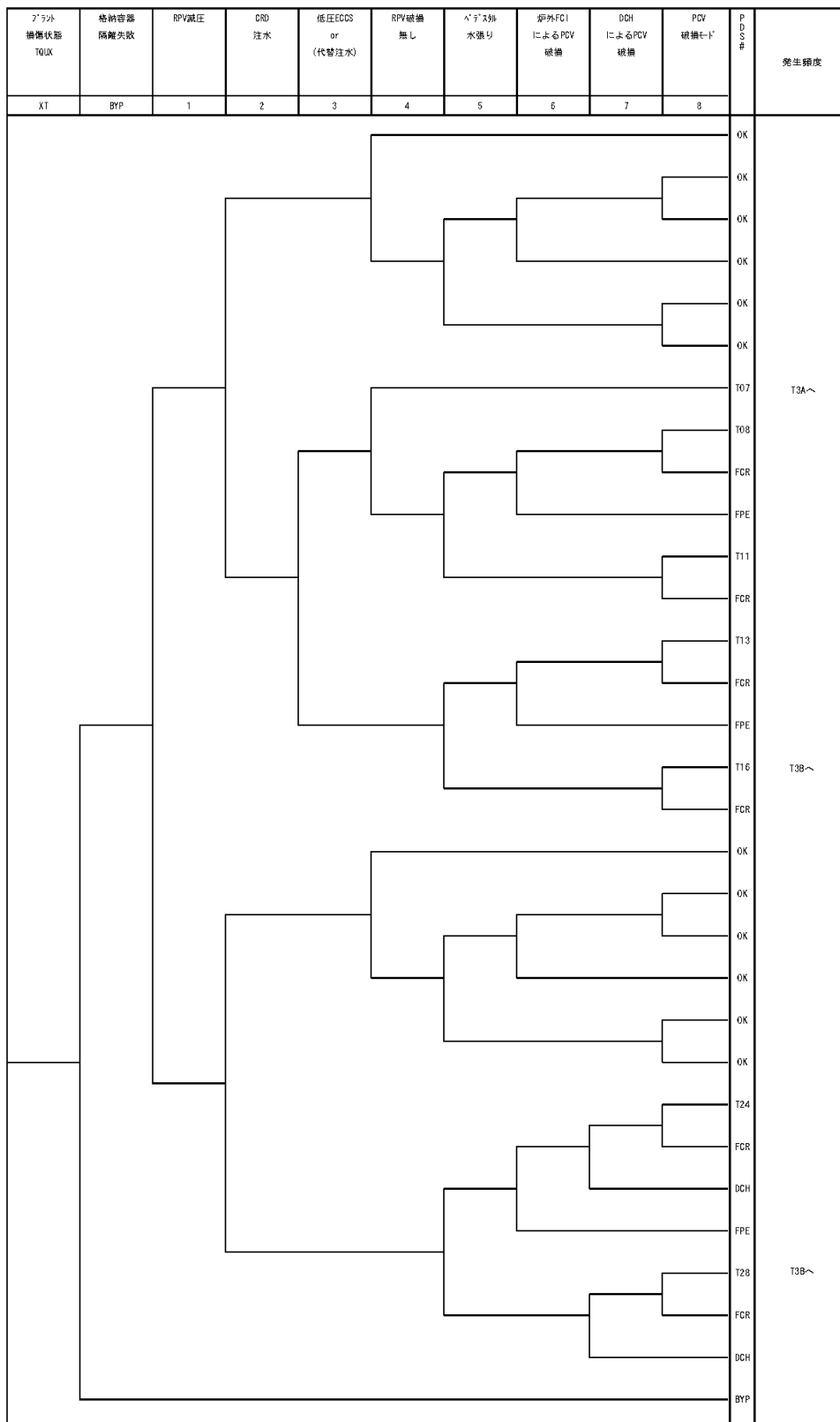
第3-1図 TQUV (区分2喪失) に対するイベントツリー (1 / 3)



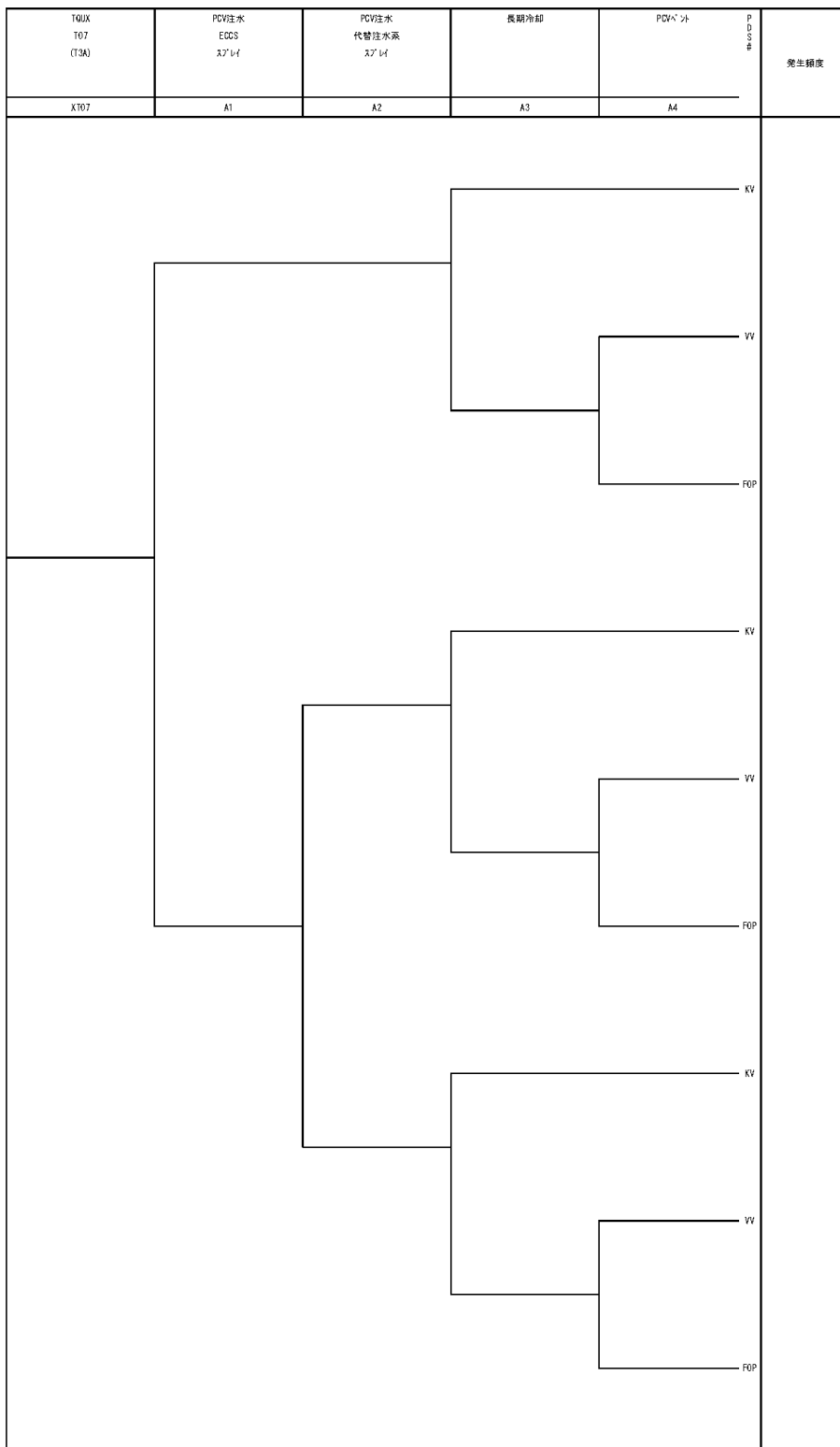
第 3-2 図 TQUV (区分 2 喪失) に対するイベントツリー (2 / 3)



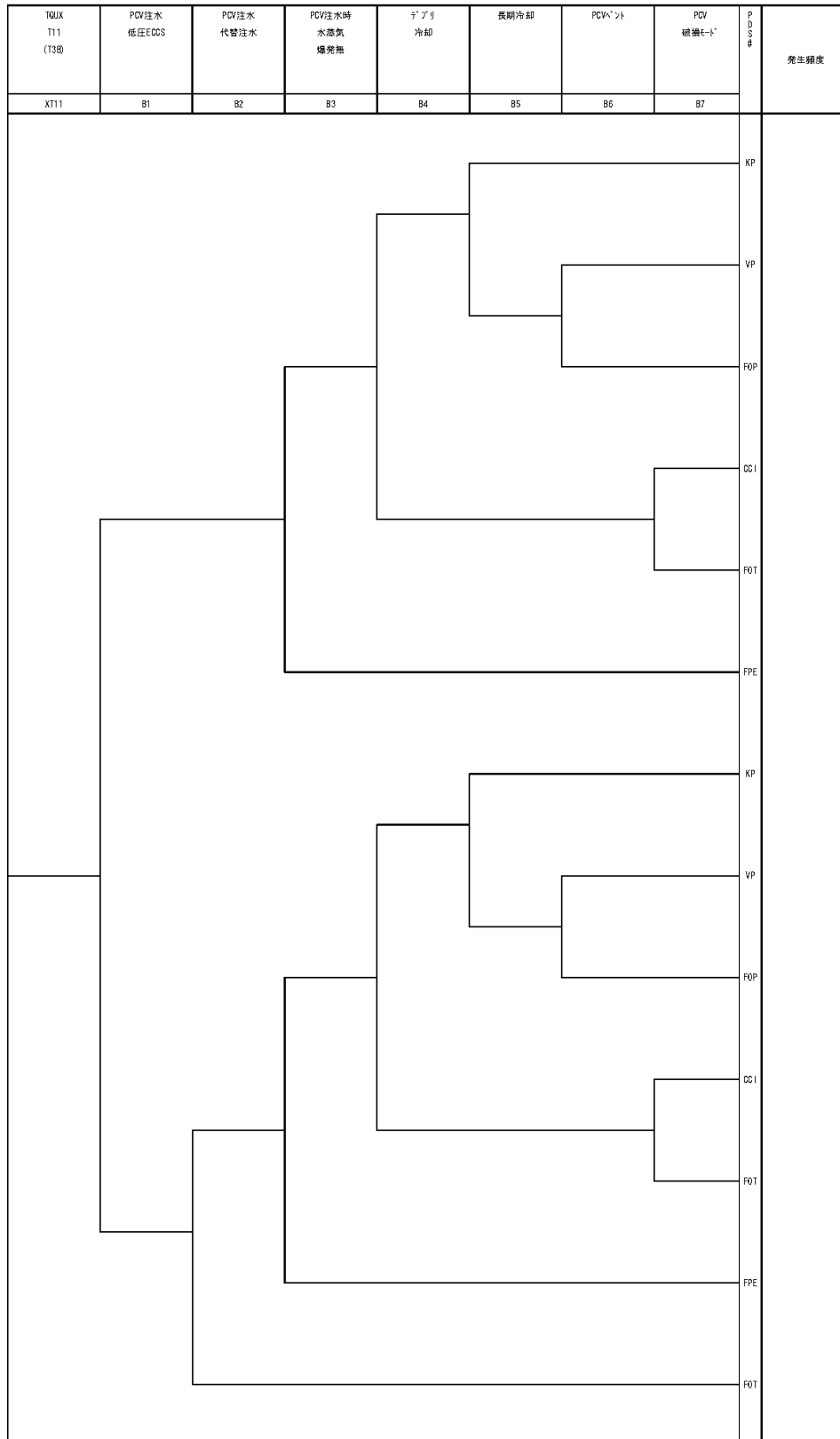
第3-3図 TQUV (区分2喪失) に対するイベントツリー (3 / 3)



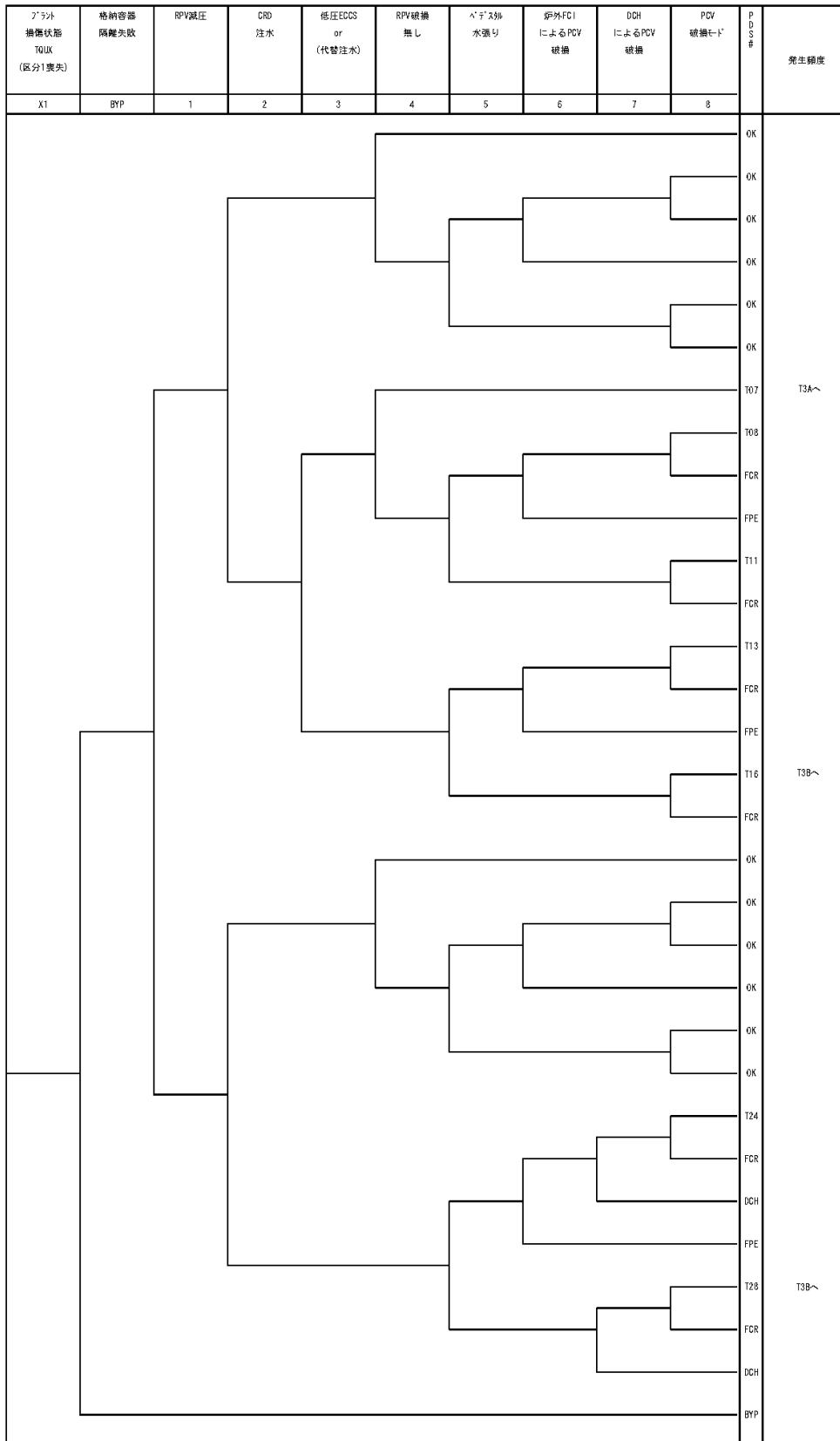
第4-1図 TQUXに対するイベントツリー (1/3)



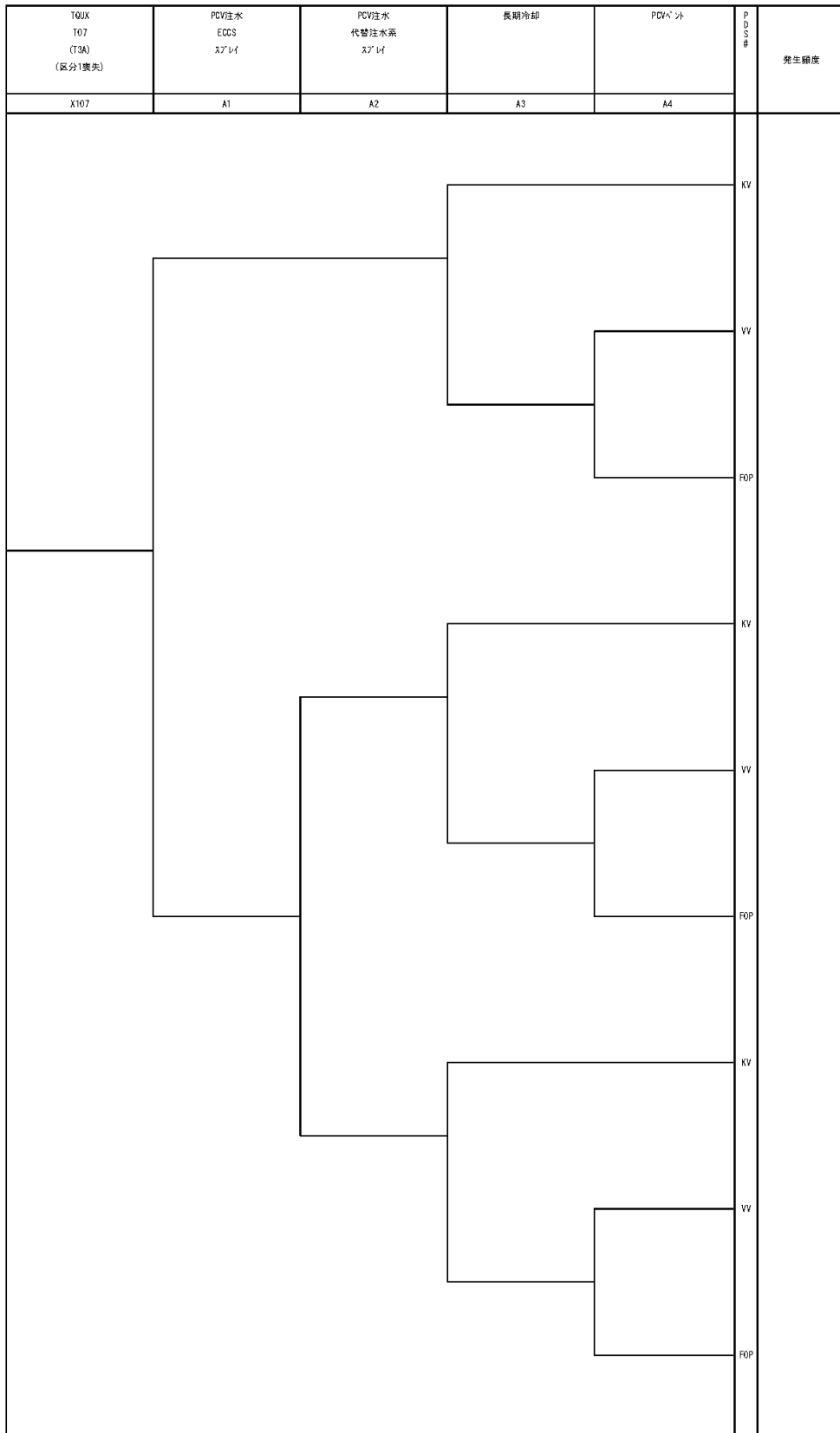
第4-2図 TQUXに対するイベントツリー (2/3)



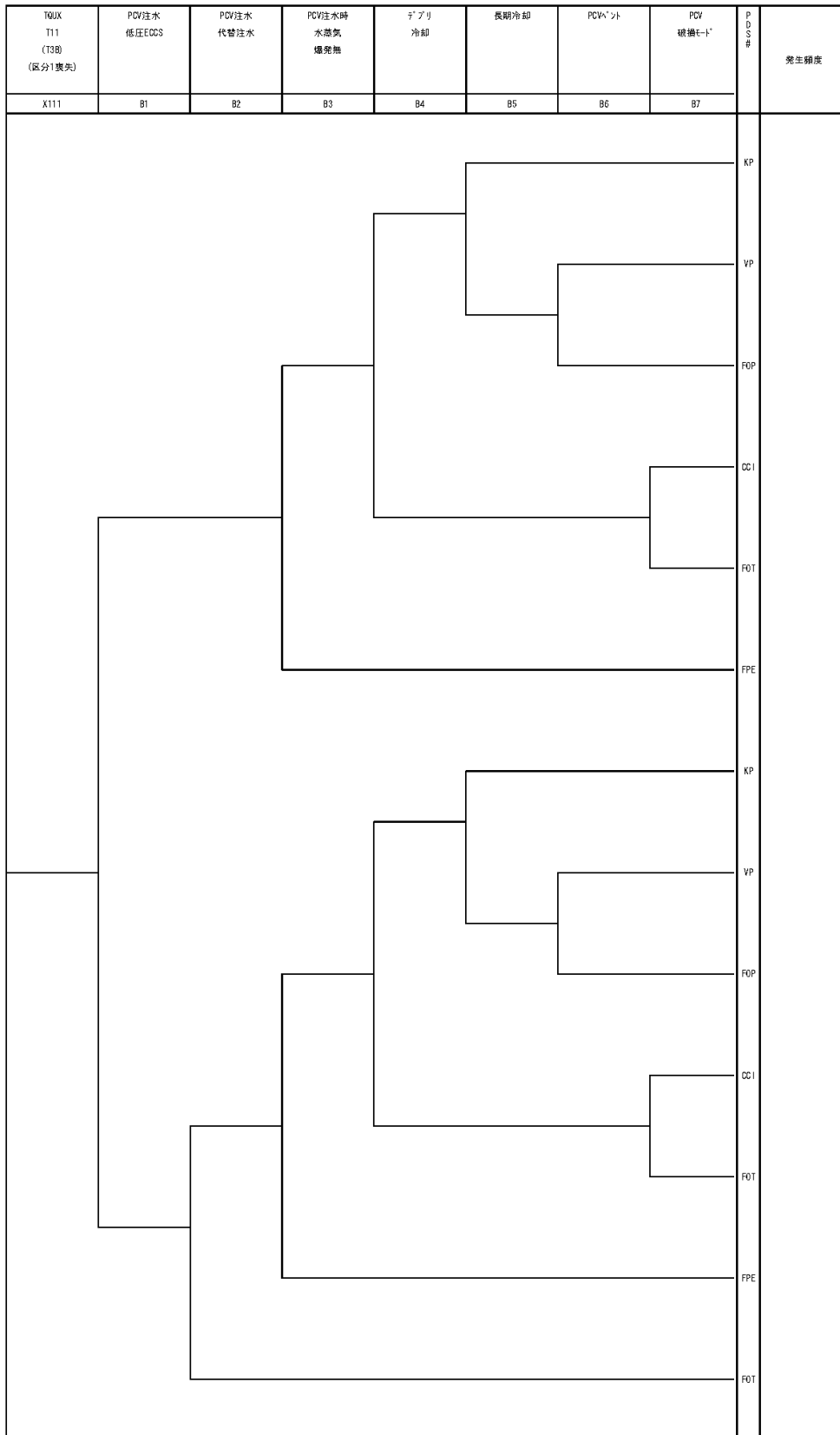
第4-3図 TQUXに対するイベントツリー (3/3)



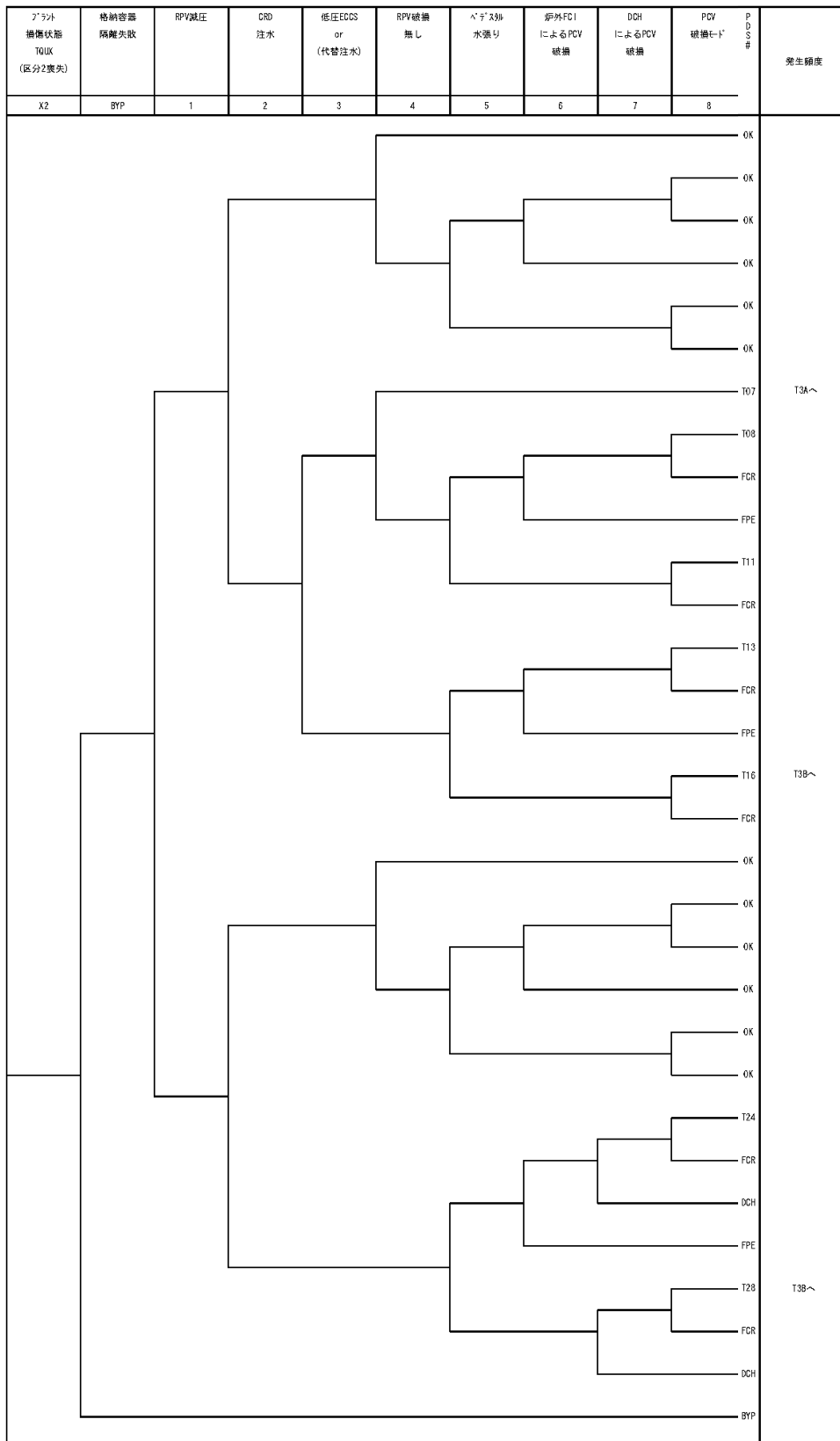
第5-1図 TQUX (区分1喪失) に対するイベントツリー (1 / 3)



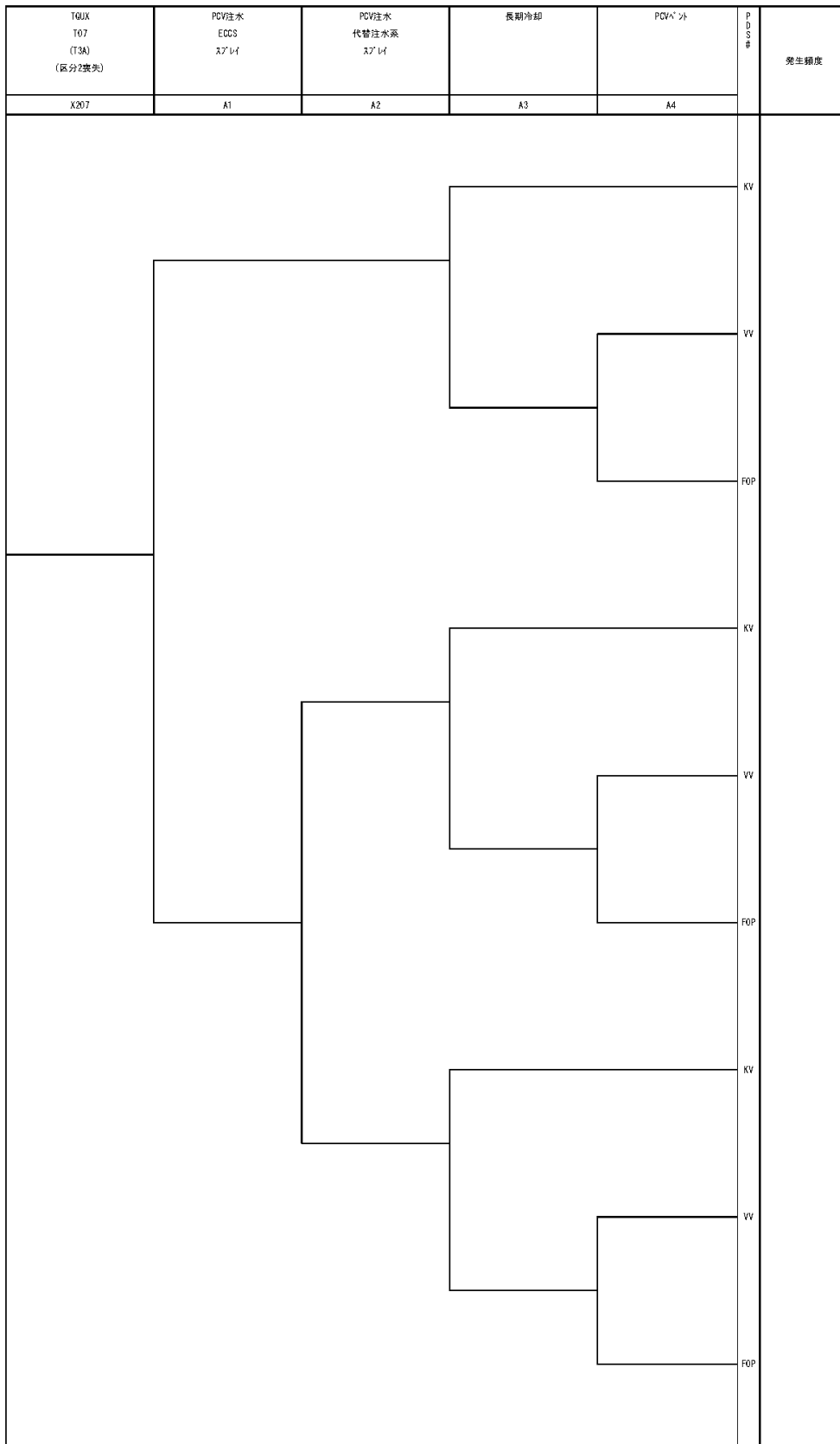
第5-2図 TQUX (区分1喪失) に対するイベントツリー (2 / 3)



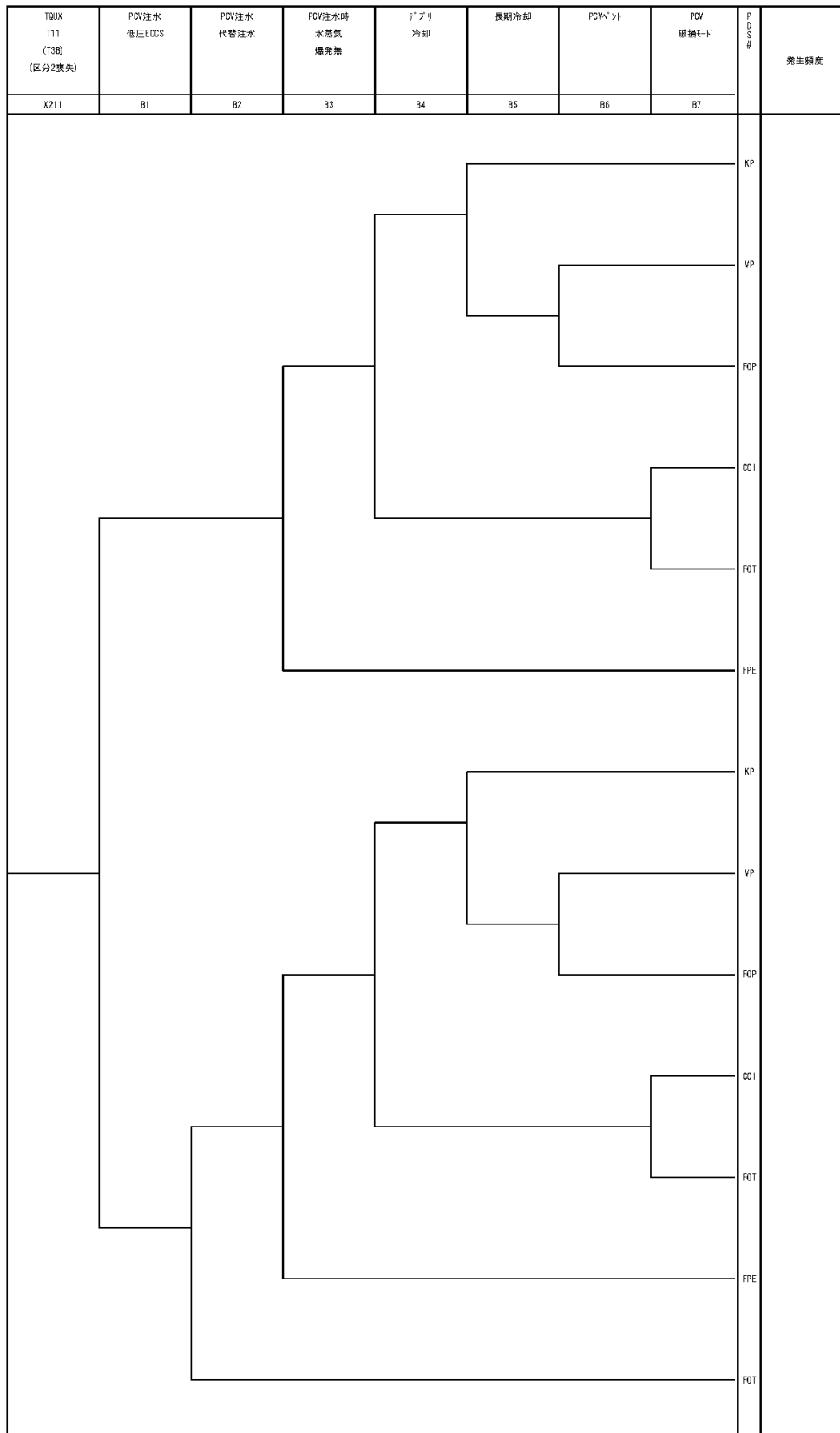
第5-3図 TQUX (区分1喪失) に対するイベントツリー (3 / 3)



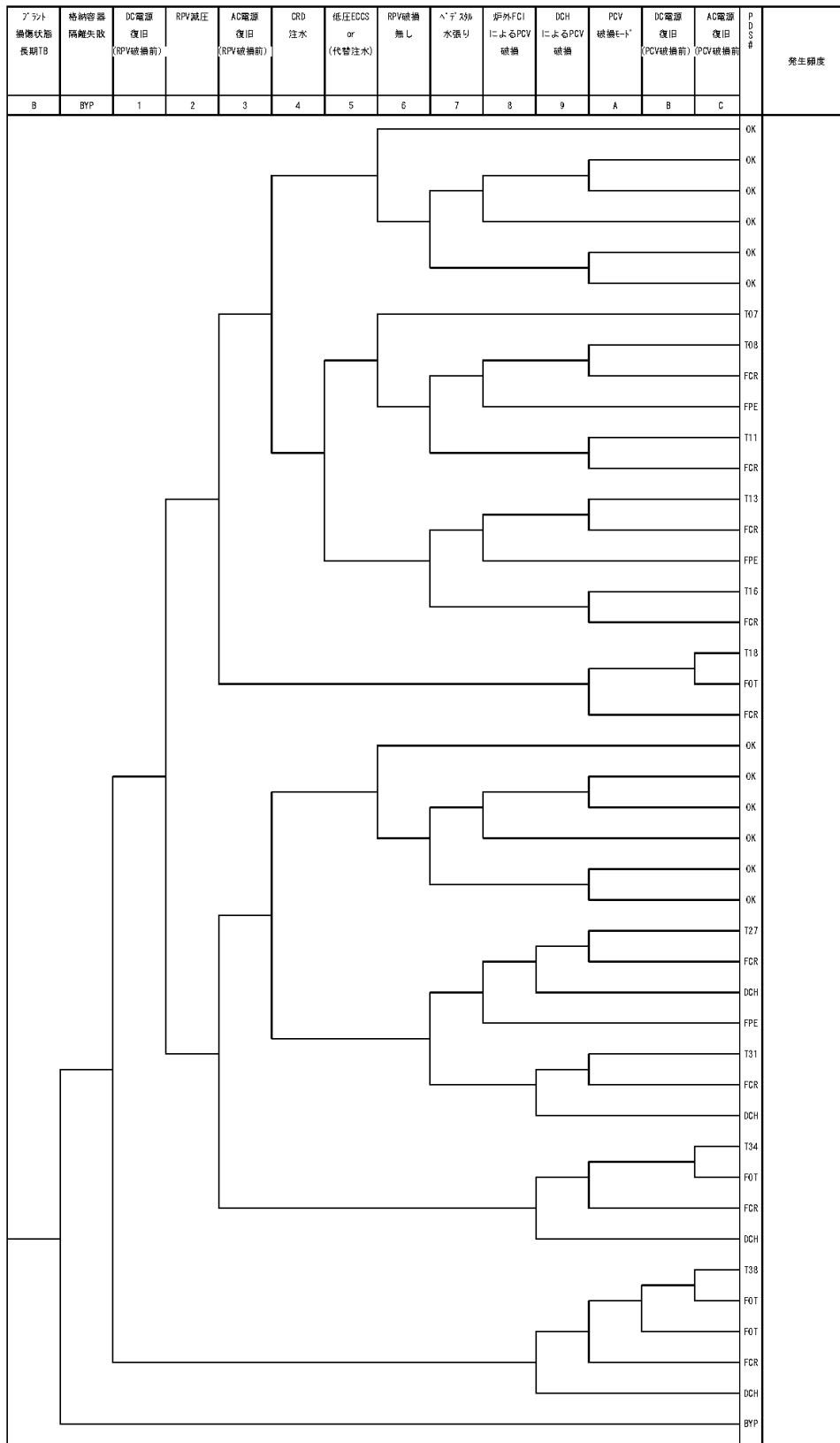
第6-1図 TQUX (区分2喪失) に対するイベントツリー (1 / 3)



第6-2図 TQUX (区分2喪失) に対するイベントツリー (2 / 3)

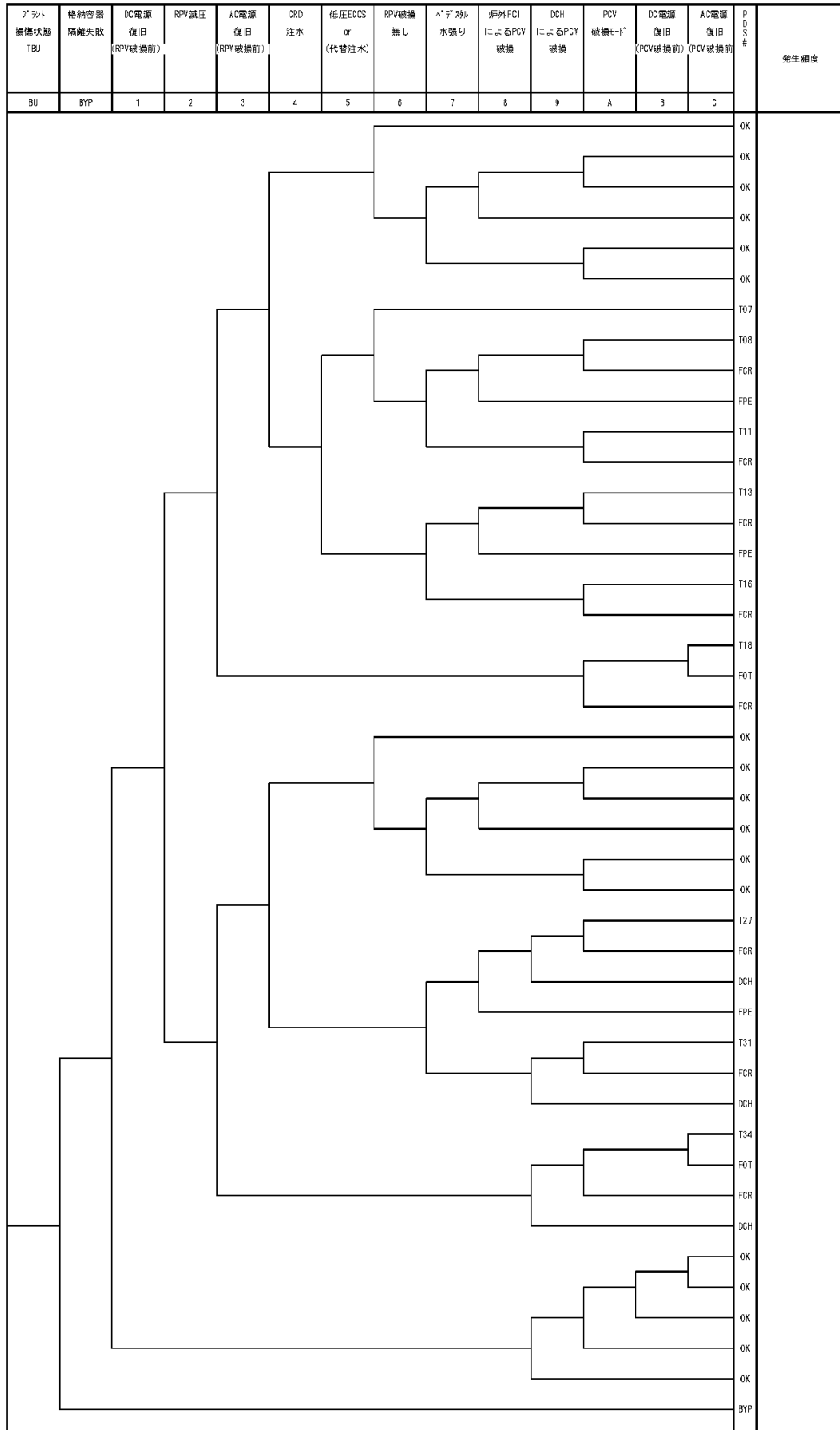


第6-3図 TQUX (区分2喪失) に対するイベントツリー (3 / 3)



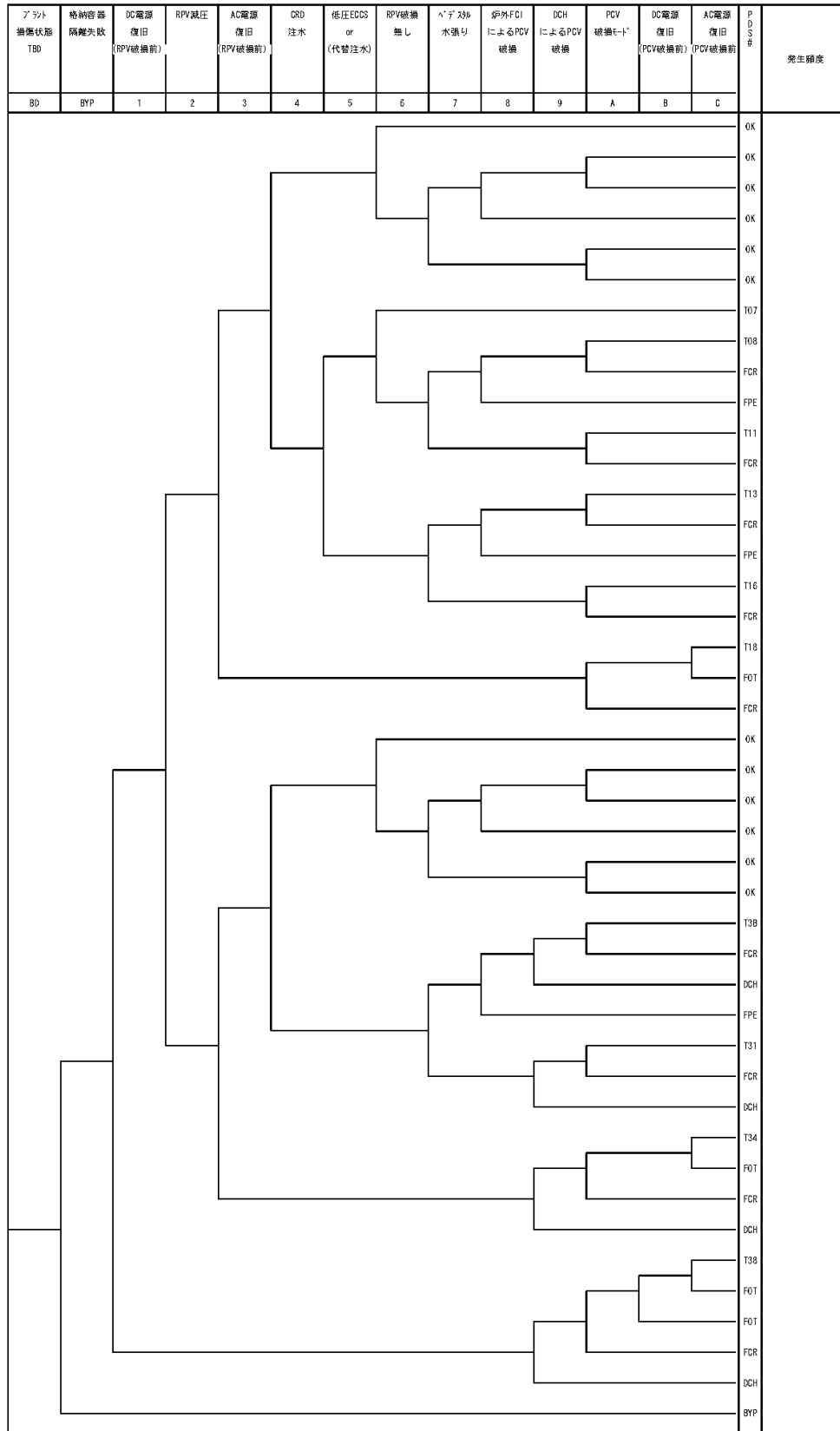
第7図 長期TBに対するイベントツリー

(AM策を考慮しない評価のためT3A/T3Bへ続くシーケンスはない)



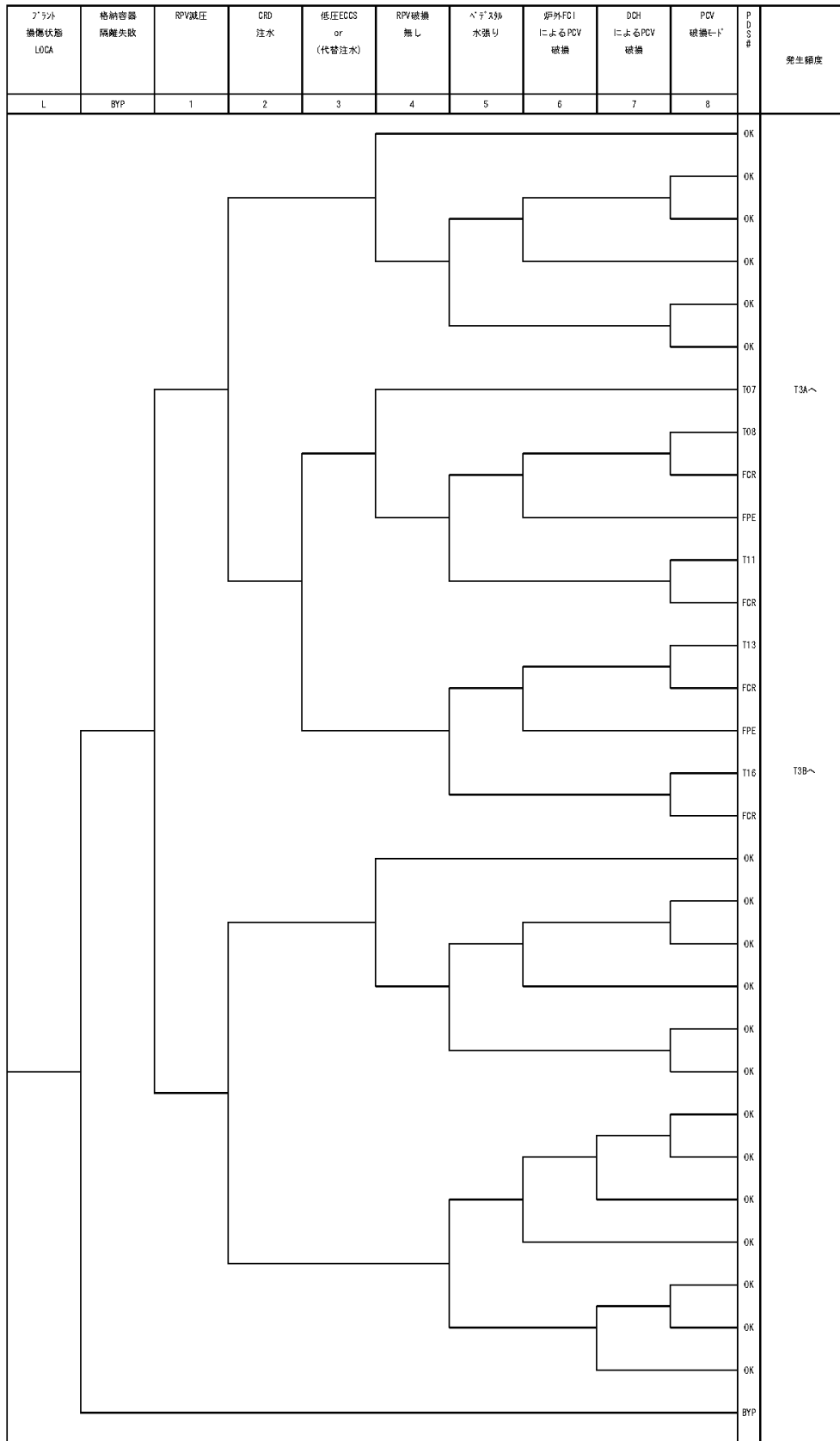
第8図 TBUに対するイベントツリー

(AM策を考慮しない評価のためT3A/T3Bへ続くシーケンスはない)

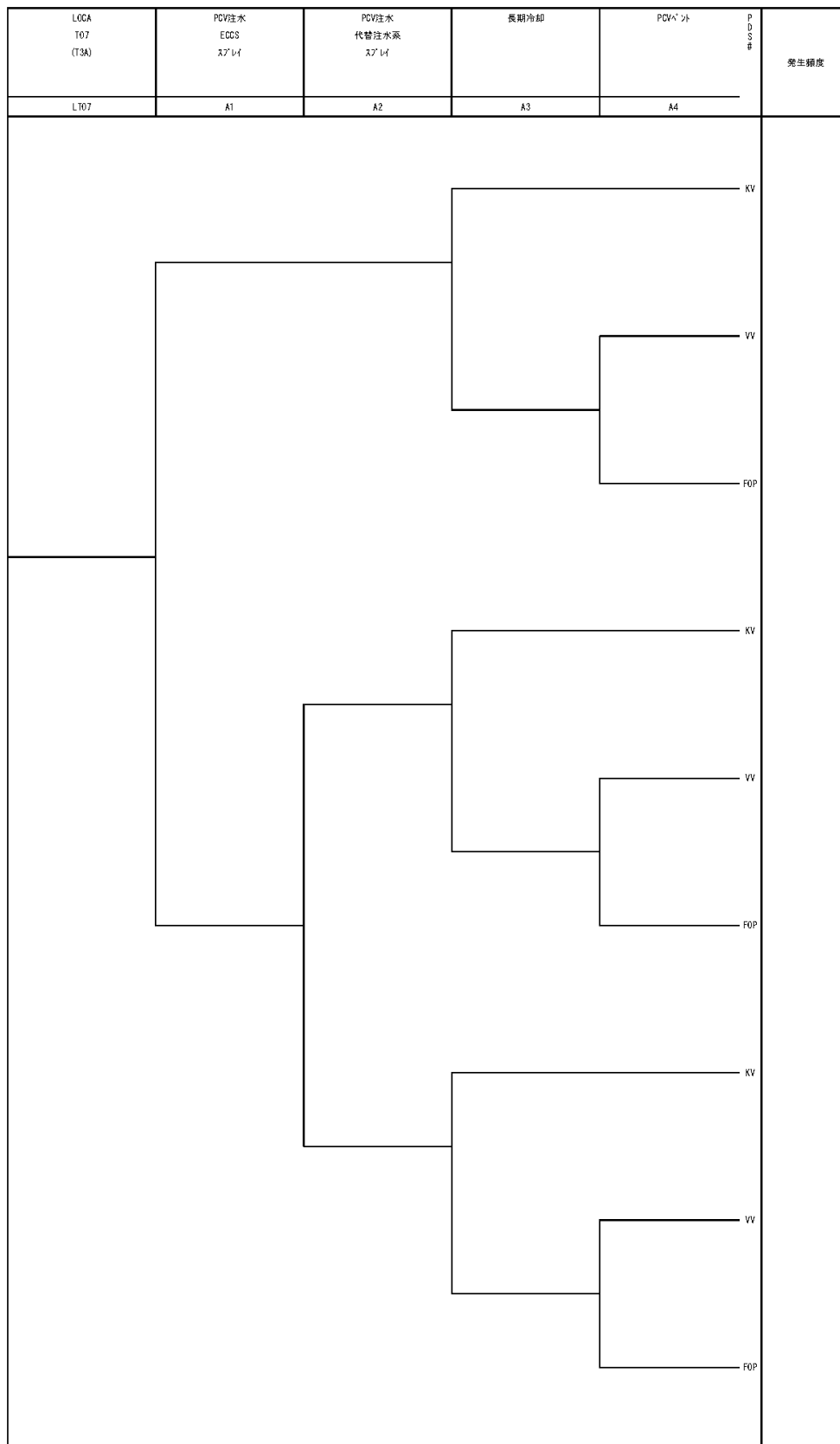


第 10 図 TBD に対するイベントツリー

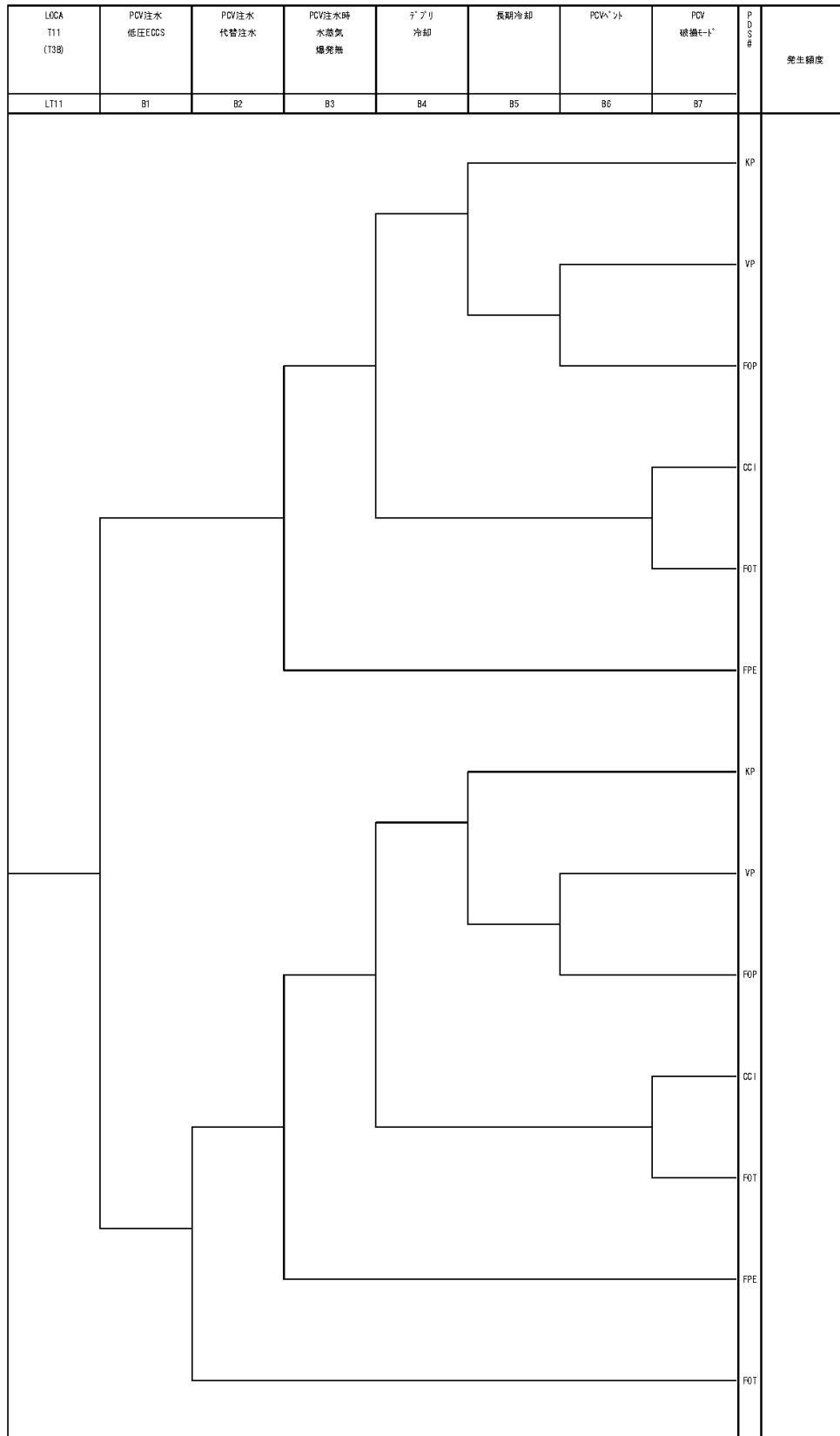
(AM策を考慮しない評価のため、T3A/T3B へ続くシーケンスはない)



第 11-1 図 LOCAに対するイベントツリー (1 / 3)



第 11-2 図 LOCA に対するイベントツリー (2 / 3)



第 11-3 図 LOCAに対するイベントツリー (3 / 3)

原子炉压力容器破損等のMAAP上の判定条件

MAAPコードによる事故進展解析において、炉心損傷、炉心溶融、炉心支持板破損、原子炉压力容器破損の判定条件については、第1表に示す条件を満足する場合に破損したと判断している。

各項目の判断の根拠については、以下に示すとおりである。

1. 炉心損傷の判断

炉心損傷に至ると評価されている、燃料被覆管の最高温度が1,000Kに到達した時点を炉心損傷開始と判断している。

2. 炉心溶融の判定

炉心構成物質の代表的な共晶温度として、炉心最高温度が2,500Kに到達した時点を溶融開始と判断している。

3. 炉心支持板破損の判断

下部プレナムへのリロケーションの発生を炉心支持板の破損と定義しているリロケーションの発生は、以下の判断のうちいずれか早い方で判断している。

- ・炉心支持板ノードに溶融物が存在する場合
- ・Larson-Millerのパラメータにより炉心支持板のクリープ破損と判断された場合

4. 原子炉压力容器破損の判断

貫通部への侵入による貫通部過熱、溶接部過熱による貫通部逸出、金属層による過熱、ジェットによる侵食、クリープ破損のうち、最も早い破損モードを原子炉压力容器破損と定義している。

第1表 事故進展解析における各項目の判定条件

項目	条件	備考
炉心損傷の判断	燃料被覆管の最高温度が1,000K 到達	炉心損傷が始まる温度
炉心溶融の判断	炉心最高温度が2,500K 到達	炉心構成物質の代表的な融点
炉心支持板破損の判断	下部プレナムへのリロケーション発生時	リロケーション発生の判断として、より早い炉心支持板ノードに溶融物が存在する場合を設定
原子炉圧力容器破損の判断	制御棒駆動機構ハウジング逸出判定到達	原子炉圧力容器破損モードのうち、最も早い破損形態として、制御棒駆動機構ハウジング逸出を設定

内部事象運転時レベル 1.5 P R Aにおける物理化学現象の考慮

内部事象運転時レベル 1.5 P R Aでは、炉心損傷後に原子炉格納容器内で発生する可能性が考えられている物理化学現象を考慮し、一定の分岐確率を設定している。今回の評価において、考慮の対象とした物理化学現象を以下に示す。

- ・ 格納容器雰囲気直接加熱 (D C H)
- ・ 炉外溶融燃料-冷却材相互作用 (炉外 F C I)
- ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 (M C C I)

各物理化学現象の分岐確率の算出の流れは、以下のとおりである。

- ・ 考慮する物理化学現象を主要過程に分解
- ・ 分解した中で考慮する物理化学現象に影響が大きいと考えられるパラメータを抽出
- ・ 抽出したパラメータの不確かさを考慮した上で各物理化学現象の影響の大きさの分布を計算
- ・ 計算した分布のうち、考慮する物理化学現象による格納容器破損の判定条件を超える割合 (確率) を算出
- ・ 上記の割合 (確率) を内部事象運転時レベル 1.5 P R A の分岐確率に設定

物理化学現象の分岐確率の設定の詳細について、物理化学現象ごと

に次に示す。これらの物理現象の評価モデルは、これまでに得られている知見をもとに構築したものである。一方、今回の評価で設定した物理化学現象のヘディングの分岐確率は、評価の対象とした物理化学現象が不確かさの大きな現象であることを認識しつつも、現状有している知見をもとに、可能な限りの評価を実施して設定したものであり、今回設定した値には依然大きな不確かさを含んでいるものと認識している。

なお、これら3つの物理現象のヘディングの分岐確率のそれぞれの値の大小は、有効性評価の対象となる評価事故シーケンスを選定する際には影響しない。

1. 格納容器雰囲気直接加熱 (DCH)

1. 格納容器雰囲気直接加熱（DCH）

(1) 事象の概要

格納容器直接加熱(DCH: Direct Containment Heating)は原子炉压力容器下部プレナムに形成された炉心溶融物が高压の一次系の蒸気の圧力によって、原子炉压力容器下部の破損部分から原子炉格納容器下部に放出され(HPME: High Pressure Melt Ejection)、さらに蒸気流によって液滴状態となって原子炉格納容器内に放出、この際、雰囲気ガス中の水蒸気との金属-水反応による水素と熱の発生、溶融物液滴から格納容器内ガスへの熱伝達による加熱等によって、格納容器内圧力が上昇する現象である。

(2) 主要過程に関するこれまでの知見

本現象は、シビアアクシデント時に格納容器破損に至る可能性のある現象として、米国原子力規制委員会(NRC)のNUREG-1150⁽¹⁾にて新たに考慮されたものである。

これまでの実験、解析に基づき、DCHは原子炉のシビアアクシデント時において考慮すべき重要な現象であるとの認識に変わりはないが、その発生確率は極めて低く、仮に起こったとしても格納容器内圧は限界圧力以下で収まるであろうことが実験、解析コードによる予測により確認されているので⁽²⁾、DCHによって格納容器の破損に至る可能性は事実上排除し得るとの認識が一般的となりつつある。

また、DCHの前提となる溶融炉心の分散放出は、高压条件下で溶融炉心が1次冷却系外に噴出される場合に発生するが、その圧力にはしきい値(2MPa[gage]以下)があり、原子炉压力容器を減圧させることにより、溶融炉心の飛散を抑制あるいは緩和できることが知られている⁽³⁾。

(3) 今回のPRAにおける扱い

BWRは、原子炉压力容器内に気相部が存在し、逃し安全弁を解放することで容易に、HPME/DCHの発生可能性のある圧力以下(2MPa[gage]以下)まで減圧することができる。このため、BWRにおいては、DCH現象が発生する可能性は極めて低いが、リスクを抽出する目的で実施されるPRAにおいては、原子炉減圧に失敗したパスも考えられることから、今回、島根原子力発電所2号炉の内の事象運転時レベル1.5PRAのイベントツリーでは、DCHについての分岐(ヘディング)を設定している。この分岐確率の算出の考え方を第1図に示す。

DCHに影響するパラメータを選定するとともに、各パラメータの分布を決定し、これらのパラメータの組合せ条件による格納容器ピーク圧力をMAAPコードのDCHモデルにより求め、各パラメータを変数とした相関式を作成する。この相関式から格納容器ピーク圧力を求め、ピーク圧力に対する格納容器破損の頻度(格納容器フラジリティ)の関係から、格納容器破損確率を求めて

いる。詳細については(4)に示す。

なお、DCHに対する格納容器破損確率評価では、DCHが発生する事故シナリオを想定する必要があるため、原子炉圧力容器の高圧破損が生じるシーケンスを選定する。DCHが発生する可能性がある高圧破損シーケンスは、事故後早期に破損するもの（短期DCH）と、後期に破損するもの（長期DCH）に分類でき、それぞれ、TQUXシーケンス、長期TBシーケンスで代表させている。

(4) DCHによる分岐確率の算出の考え方

① DCHに影響するパラメータの選定

これまでの知見により、DCH現象の主要過程は以下のように分けられる。

- ・ 溶融物の放出
- ・ 液滴の発生
- ・ 液滴の移行
- ・ 格納容器雰囲気との相互作用による圧力上昇

これらの各過程に対する現状の知見及びDCH現象に支配的なパラメータについて、以下に整理する。

a. 溶融物の放出

DCHにおいて、まず重要な粗過程は、炉心溶融物の原子炉圧力容器からの放出過程である。炉心溶融の進展により、溶融した炉心は炉心支持板破損に伴い下部プレナムへ移動する。

DCHが発生するためには、原子炉圧力容器が高圧状態であり、かつ溶融物が堆積している領域において原子炉圧力容器破損が起こる（HPME）必要がある。事象発生後、原子炉圧力容器注水に失敗した場合、全炉心が溶融し、下部プレナム内へ溶融炉心が移動する。

BWRでは、この領域に制御棒駆動機構ハウジング、中性子束モニタハウジング及びドレンラインがあり、これら貫通配管の逸出や破損がまず想定される。これらの配管が逸出若しくは破損した場合、下部プレナム内の溶融物は、**原子炉格納容器下部**床に堆積すると考えられる。また、原子炉圧力容器の破損モードとしては、貫通配管の逸出・破損以外に、下部ヘッド連続部位のクリープ破断も考えられ、この場合も、溶融物は**原子炉格納容器下部**へ移行すると考えられる。

下部プレナム内に存在する溶融コリウム量は、**原子炉格納容器下部**に流出する溶融炉心量となるため、溶融物の**原子炉格納容器下部**への放出挙動は、原子炉圧力容器破損時に下部プレナム内に存在する溶融コリウム量が影響し、その不確かさは大きいと考えられる。

b. 液滴の発生

原子炉格納容器下部に放出された炉心溶融物は、原子炉格納容器下部の床にプール状又は液膜状となって存在していると考えられ、そこへ原子炉压力容器破損口からの高速蒸気流が通過することにより気液界面において激しい波立ちが起こり炉心溶融物の一部が液滴となって蒸気流中に浮遊して流れる。この現象はエントレインメント現象と呼ばれている。

液滴の発生については、原子炉压力容器からのブローダウンガス流量及びその継続時間により影響を受けるが、ここでは、保守的に、落下した炉心溶融物全量が液滴になることを想定する。ただし、ドライウェルへの液滴移行量については、ガス流速による液滴発生率の違いを考慮して評価する。

c. 液滴の移行

液滴状態となった炉心溶融物は蒸気流と共に流動して行くが、その過程で蒸気流とは異なった様々な挙動をする。DCHが発生するためには、微粒化した溶融炉心が制御棒駆動機構搬出入口に到達し、かつ付着することなく、ドライウェル空間へ移行する必要がある。

BWRの原子炉格納容器下部構造において、微粒化した溶融炉心が開口部よりドライウェルへ移行するためには、同じ空間において、原子炉压力容器からキャビティ床方向に流れる高圧蒸気流とは逆方向の流速場が必要であり、かつ、粒子が開口部に向かって運動する必要がある。Mark-I改良型原子炉格納容器のように、粒子が発生する原子炉格納容器下部床面と制御棒駆動機構搬出入口の間にレベル差が存在する場合、エントレインメントされた粒子は移動の過程で運動方向を変える必要があるため、ドライウェル空間に移行しにくい(第2図)。

液滴の移行挙動は、原子炉压力容器からのブローダウンガス流量及びその継続時間により影響を受ける。原子炉压力容器からのブローダウンガス流量及びその継続時間は原子炉压力容器破損面積に影響を受け、その不確かさは大きいと考えられる。また、ドライウェルへの粒子化デブリの移行割合はDCH現象の程度に直接的に影響し、その不確かさは大きいと考えられる。

d. 格納容器直接加熱による圧力上昇

ドライウェルへ移行した浮遊コリウム粒子はドライウェル雰囲気と熱的・化学的相互作用を行い、格納容器雰囲気を直接加熱し、水素発生及び格納容器圧力上昇を引き起こす。なお、加熱を引き起こす主な原因は、高温の微粒子から雰囲気ガスへの伝熱によるものである。

DCH時の格納容器ピーク圧力は、原子炉压力容器破損時の格納容器圧力と、熱的・化学的相互作用による圧力上昇、及びサブプレッション・プー

ルへのベントクリアリングによる圧力抑制効果により決まる。

原子炉圧力容器破損時点での格納容器圧力及びドライウェル雰囲気との熱的及び化学的相互作用による圧力上昇は原子炉圧力容器破損時点での炉内ジルコニウム酸化割合が影響し、その不確かさは大きいと考えられる。炉内ジルコニウム酸化割合が高いと、その時点で発生している水素量が多く、原子炉圧力容器破損時点のドライウェル圧力は高い。一方、炉内ジルコニウム酸化割合が低いと、格納容器雰囲気との相互作用により発生する水素量が多くなるため、DCH発生時の圧力上昇幅が大きくなる。

以上に述べたDCH現象の主要過程の知見から、DCH現象に関する不確実パラメータとして、次のパラメータを選定し確率分布を与えるものとした。

- ・炉内でのZr酸化割合
- ・下部プレナム内容融炉心割合
- ・原子炉圧力容器破損面積
- ・粒子化デブリのドライウェルへの移行割合

② 各パラメータへの確率分布の設定

各パラメータへの確率分布の設定の考え方は第1表のとおりである。各パラメータの不確かさを考慮して分布を設定した。

③ 格納容器ピーク圧力評価

本評価では、支配パラメータ条件における格納容器ピーク圧力の相関式を設定している。相関式の設定に当たっては、格納容器ピーク圧力をMAAPコードのDCHモデルを使用して以下のように評価する。

- ・DCH時の金属-水反応に影響するドライウェルの雰囲気条件（水蒸気量）を設定するため、原子炉圧力容器破損までのドライウェル雰囲気条件はMAAPコードにより評価する。
- ・パラメータ値（炉内でのZr酸化割合、下部プレナム内容融炉心割合、原子炉圧力容器破損面積、粒子化デブリのドライウェルへの移行割合）を変化させ、MAAPコードのDCHモデルを用いて原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力上昇分を計算する。
- ・原子炉圧力容器破損前の格納容器圧力にDCHによる圧力上昇分を加えて格納容器ピーク圧力を求める。

支配パラメータと格納容器圧力ピークの相関式を構築するために、支配パラメータの組合せを変化させて感度解析を実施した。その結果から、以下のことが言える。

- ・炉内でのZr酸化割合は、水素発生による加圧により原子炉圧力容器破損前の圧力に影響し、線形の関係がある。また、Zr酸化割合は、DCH時の加圧量に対しては、評価範囲では殆ど感度がない。
- ・原子炉圧力容器破損面積については、DCH時の加圧量に対してほぼ指数

参考文献

- (1) USNRC, “Severe Accident Risks: An Assessment for Five US. Nuclear Power Plants”, Final Summary Report, NUREG-1150(1990)
- (2) 日本原子力学会, 「原子炉格納容器信頼性実証試験に関する調査報告書」(1994)
- (3) (財) 原子力安全研究協会, 「次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン」(1999)
- (4) L. G. Greimann, et al., “Reliability Analysis of Steel Containment Strength”, NUREG/CR-2442, 1982.
- (5) F. T. Harper et al., “Evaluation of Severe Accident Risks : Quantification of Major Input Parameters”, NUREG/CR-4551, SAND86-1309, Vol. 2, Rev. 1, Part2, February 1991.

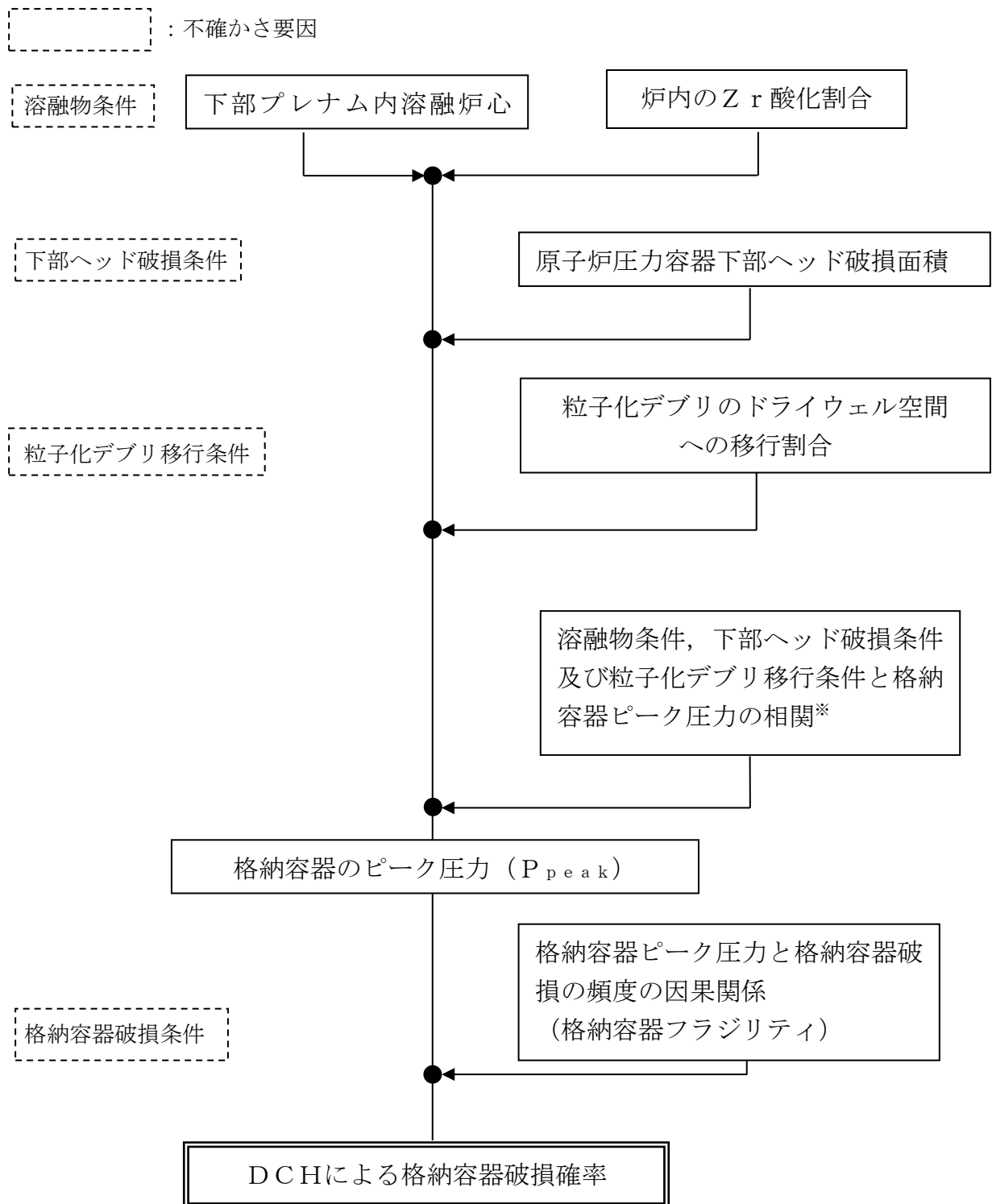
第1表 DCH評価の支配パラメータ

支配パラメータ	設定値	設定の考え方
炉内での Zr 酸化割合 [-]	分布形：三角分布 最小値：0.01 最尤値：0.24 最大値：0.53	<ul style="list-style-type: none"> • 既往のPRA (NUREG/CR-4551)における複数の専門家評価結果の平均値を元に設定。 • 最小値はDBA LOCAの上限値を設定。
下部プレナム内 溶融炉心割合 [-]	分布形：三角分布 最小値：0.1 最尤値： <input type="text"/> 最大値：1.0	<ul style="list-style-type: none"> • 最小値として、溶融物落下早期に下部ヘッドが破損したとして設定。 • 最尤値として、MAAPの解析結果から原子炉压力容器破損直前の溶融物割合である<input type="text"/>%を設定。 • 最大値として、全量の溶融物が落下するとして設定。
原子炉压力容器 破損面積[m ²]	分布形：三角分布 最小値：0.002 m ² 最尤値： <input type="text"/> m ² 最大値：2.0 m ²	<ul style="list-style-type: none"> • 最小値は、下部ヘッドに接続されている中で最も細い計装配管相当を想定。 • 最尤値は、MAAP解析に基づき、<input type="text"/>を設定。 • 最大値はクリープ破損相当⁽⁵⁾を設定。
粒子化デブリの ドライウエルへの 移行割合 [*] [-]	F_{ent} : 1.0 F_{pd-out} : 分布形：一様分布 下限値： <input type="text"/> 上限値： <input type="text"/> $F_{no-impact}$: 分布形：一様分布 下限値：0.8 上限値：1.0	<ul style="list-style-type: none"> • 粒子化デブリがドライウエルへ移行する割合 (F_{frag}) は、原子炉格納容器下部床上の溶融炉心がガス流によりエントレインされる割合 (F_{ent})、エントレインされた粒子が原子炉格納容器下部から開口部へ流出する割合 (F_{pd-out})、制御棒駆動機構搬出入口で付着しない割合 ($F_{no-impact}$) を考慮し、以下の式で評価。 $F_{frag} = F_{ent} \times F_{pd-out} \times F_{no-impact}$ • F_{pd-out} や $F_{no-impact}$ は、気流解析結果 (STAR-CD) を基に設定。

※ 粒子化デブリのドライウエルへの移行割合は、 F_{ent} について保守的な設定としているほか、 F_{pd-out} については島根原子力発電所2号炉と**原子炉格納容器下部**構造が類似しているMark-II型原子炉格納容器に対するSTAR-CDを用いた気流解析結果において、**制御棒駆動機構搬出入口**への粒子化デブリの移行は確認されなかったものの、保守的に確率分布を設定している。 $F_{no-impact}$ については、**制御棒駆動機構搬出入口**の構造が類似しているMark-I型原子炉格納容器の評価結果を参照し、工学的判断により上記の設定とした。

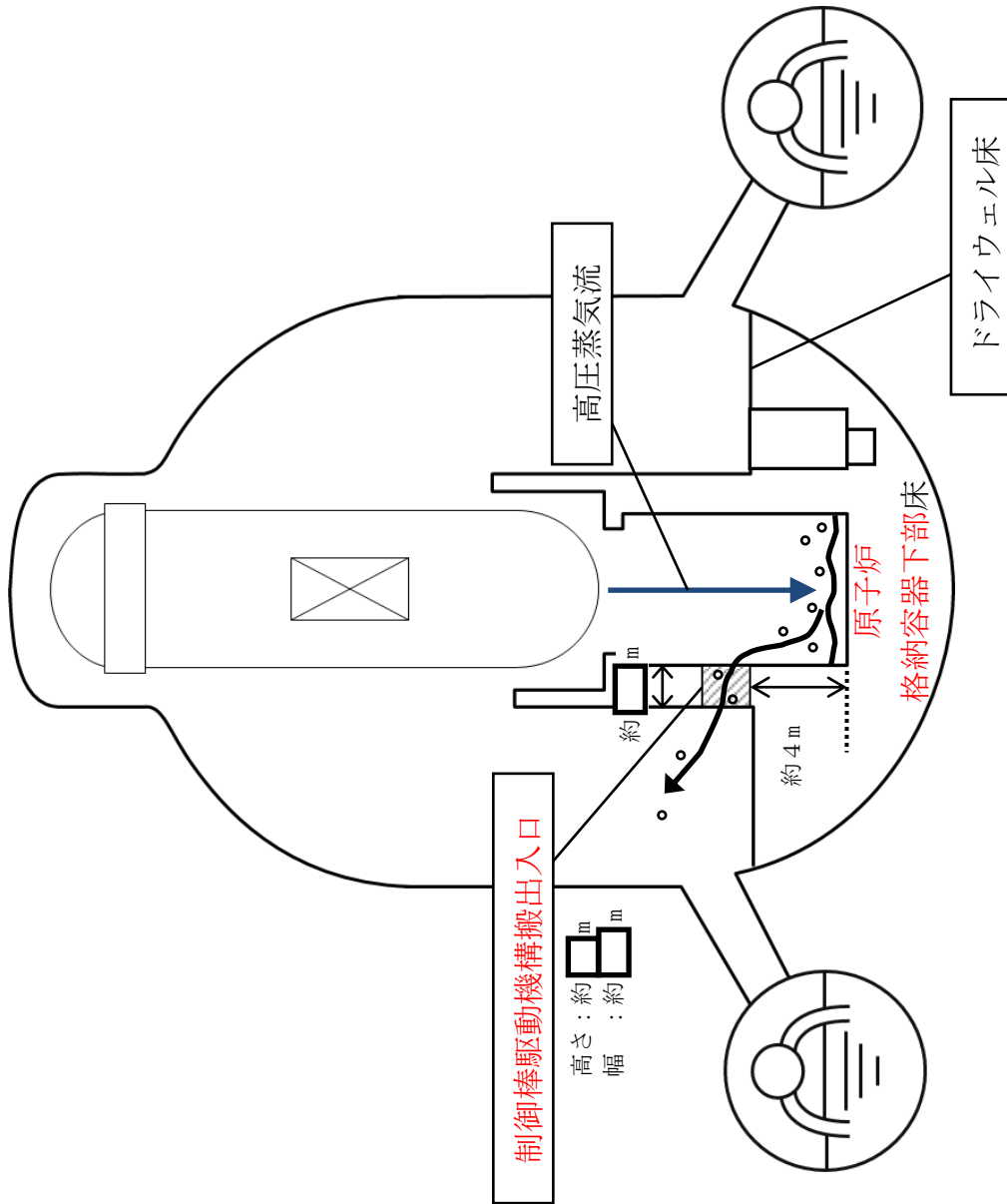
第2表 DCHによる格納容器破損確率

	短期DCH (TQUX)	長期DCH (長期TB)
サンプル数		
平均値		



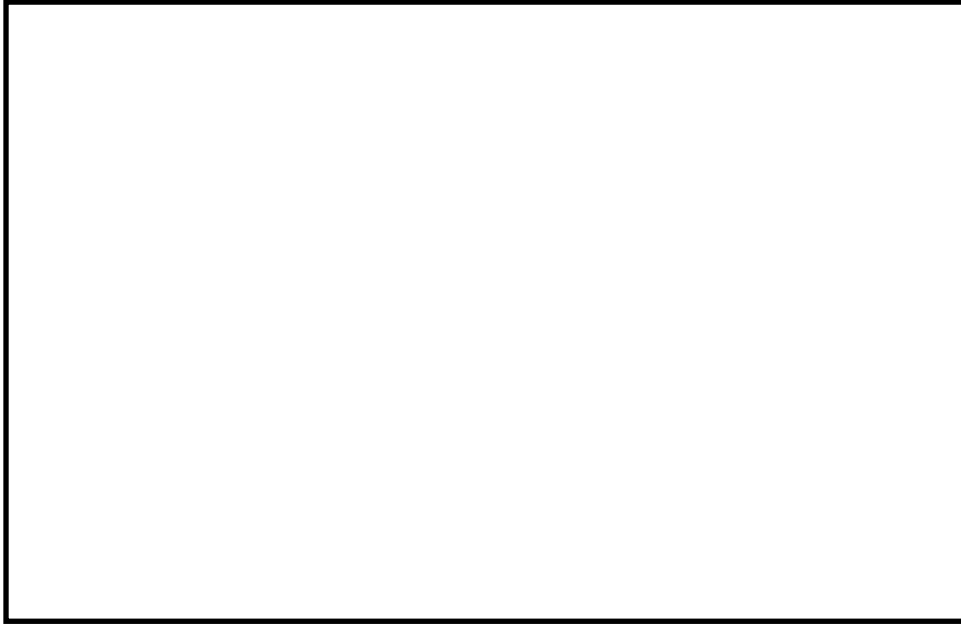
※ドライウェルピーク圧力はMAAPの解析結果から相関式を作成。

第1図 格納容器雰囲気直接加熱（DCH）による格納容器破損確率評価の枠組み



第2図 炉心溶融物液滴の移動経路

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第3図 格納容器フラジリティ

2. 炉外熔融燃料—冷却材相互作用（炉外FCI）

2. 炉外溶融燃料－冷却材相互作用（炉外FCI）

(1) 事象の概要

溶融燃料が炉外の水プールに落下すると、溶融燃料によるジェットから分裂した溶融燃料の粒子と水が混合し粗混合状態が形成される。このとき、溶融炉心の周囲では膜沸騰が形成され、溶融炉心と水は直接的には接触していないため、蒸気発生は比較的緩やかである。ここで、溶融炉心の膜沸騰に対して何らかの外乱が加わると、蒸気膜が崩壊し、溶融炉心と水が直接接触する（トリガリング）。溶融炉心と水が直接接触し、急速な伝熱及び蒸気発生に伴う圧力波が発生すると、発生した圧力波によって溶融炉心はさらに微細化され、更なる伝熱及び蒸気発生が促進される。このとき発生する圧力波が周囲に伝播することで更なるトリガリングを生じ、大規模な蒸気発生と衝撃波の発生に至る。発生した衝撃波が冷却材中を伝播し、原子炉格納容器の壁面に作用すると、格納容器壁面にひずみが生じる可能性がある。さらに、ひずみが大きい場合には、格納容器破損に至る可能性がある。

(2) 主要過程に関するこれまでの知見

水蒸気爆発の研究は1950年代に始まり、1960年代には原子炉施設における水蒸気爆発の事例が発端となり、原子炉の安全性に関連して精力的に行われるようになった。1970年代には、数kgから数十kg規模の溶融物を用いた大規模な実験的研究が始まり、機構に関するモデルが発達した。1975年には、Boardらによって、水蒸気爆発が以下に示すような4段階の素過程から成るという、いわゆる熱的デトネーションモデルと呼ばれているモデルが提唱された(第1図)。

- ① 炉心あるいは原子炉圧力容器から落下する溶融炉心（デブリジェット）が冷却水中に落下する。水と接触した溶融炉心は、その界面の不安定性により細粒化して水中に分散する（エントレイン）。細粒化した溶融炉心（以下「デブリ粒子」という。）は、蒸気膜に覆われた状態で膜沸騰を伴う水との混合状態となる（粗混合）。
- ② さらに、自発的若しくは外部からの圧力パルス等の外乱により、膜沸騰が不安定化し（トリガリング）、デブリ粒子と冷却水が直接接触する。
- ③ デブリ粒子と冷却水の直接接触により、急速な熱の移動が発生し、急速な蒸気発生及び溶融炉心の微細化により、さらにデブリ粒子と冷却水の接触を促進し（伝播）、蒸気発生を促進する。この蒸気発生により圧力波が発生する。
- ④ 発生した圧力波が通過した後の高温高圧領域（元々は粗混合領域）の膨張により運動エネルギーが発生し、構造材を破壊する要因となる。水蒸気爆発が発生するためには、トリガリングが生じる必要があり、さらにデブリ粒子と冷却水の接触が瞬時に粗混合領域全体に伝播する必要がある。また、水蒸気爆発に至らない場合でも、急速な蒸気発生による圧力上昇（圧力スパイク）が発生する。

炉外 F C I に関して、上記のモデルに基づき、国内外で実験的研究と解析モデル開発が実施されており、これらの知見を基に実機の炉外 F C I 発生時の発生荷重と格納容器破損確率の評価がなされている。先行研究例 (AP600⁽¹⁾, System80+⁽²⁾⁽³⁾⁽⁴⁾, ABWR⁽⁵⁾⁽⁶⁾, Forsmark3⁽⁷⁾, Beznau⁽⁸⁾)⁽⁹⁾ について、炉外 F C I による発生エネルギー評価モデル、流動解析モデル、構造応答モデル及び壁耐力モデルをまとめたものを第 1 表に示す。

炉内 F C I 研究も含め、F C I による格納容器破損確率を評価している先行研究例では、以下のように F C I 現象を扱っている。

- Beznau 炉外 F C I 評価 (Zuchuat ら)⁽⁸⁾ では、TEXAS コードによって炉外 F C I における発生圧力を直接評価している。また、炉外 F C I による格納容器破損確率を、炉外 F C I による**圧力容器**ペDESTAL破損確率、**圧力容器**ペDESTAL破損時の S G サポート破損確率、S G サポート破損時の格納容器破損確率の 3 つに分けて評価している。
- Sizewell B 炉内 F C I 評価 (Turland ら)⁽¹⁰⁾ では、トリガリング時に爆発に寄与する溶融炉心の割合と機械的エネルギー変換効率を与えている。
- PWR 大型ドライ P C C V 評価 (Theofanous ら)⁽¹¹⁾ では、粗混合状態にある溶融炉心のエネルギーと機械的エネルギー変換効率を与えている。

また、国内においては J A S M I N E コード (水蒸気爆発解析) 及び A U T O D Y N - 2 D コード (構造物応答解析) を用いて原子炉圧力容器外水蒸気爆発が発生した条件における格納容器破損確率を評価した例がある⁽¹²⁾。

以上のように、これまでに実施された格納容器破損確率の評価においては、F C I に寄与する溶融炉心量及び機械的エネルギー変換効率を与えて、F C I により発生するエネルギーを評価する手法と、TEXAS コード等の F C I 解析コードにより F C I による発生エネルギーを直接評価する手法が用いられている。

また、F C I に関しては多数の実験が実施されている。実機において想定される溶融物 (U O ₂ 混合物) を用いた実験としては、F A R O 試験、K R O T O S 試験、C O T E L S 試験等が実施されている。これらの実験からは、以下に示す知見が得られている。

- U O ₂ 混合物を用いた実験では、外部トリガなしでは水蒸気爆発は発生していない。U O ₂ 混合物では一般に過熱度が小さいため、粗混合粒子表面が早期に固化し、蒸気膜が崩壊しても溶融物の微細化が起きにくく、水蒸気爆発の発生が抑制されると考えられている。
- 外部トリガを与えた場合においては、U O ₂ 混合物の溶融物量が少ない K R O T O S 試験では水蒸気爆発が発生しているが、溶融物量が多くより実機体系に近い大規模試験である F A R O 試験、C O T E L S 試験では、水蒸気爆発は発生していない。
- 実機条件では溶融物が落下する水プールの水深が実験条件よりも深くなる可能性があるが、水深が深いことにより、溶融物粒子が底部に到達するまでの沈降時間が長くなり、溶融物粒子が固化しやすい状況となる。このため、溶

融物粒子が底部に接触することで発生するトリガリングのリスクは低減する可能性がある。

上記の試験から得られた知見及び試験条件と実機条件の検討より、実機においては、格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外水蒸気爆発の可能性は十分に小さいと考えられる。

(3) 今回のPRAにおける扱い

炉外FCIは、水中に落下した熔融炉心の内、FCIに寄与する熔融炉心が持つエネルギーが機械的エネルギーに変換され、格納容器壁面に作用することにより、格納容器壁面にひずみが生じ、格納容器破損に至る事象である。今回、島根原子力発電所2号炉の内部事象運転時レベル1.5PRAのイベントツリーでは、炉外FCIについて分岐（ヘディング）を設定している。

分岐確率の算出の考え方を第2図に示す。炉外FCIに影響する不確実パラメータを選定すると共に各パラメータの分布を決定し、炉外FCIにより発生する機械的エネルギーを評価する。さらに、炉外FCIにより発生した機械的エネルギーと格納容器破損確率の相関（**圧力容器**ペDESTAL側面フラジリティ）を設定し、これらの関係から炉外FCIによる格納容器破損確率を求めている。評価の詳細は(4)に示す。

なお、今回の評価では重大事故等対策に期待しないため、炉外FCIを考慮するシナリオは、圧力容器破損後に**原子炉格納容器下部**へ落下した熔融炉心への注水に成功する場合であり、ペDESTAL事前水張りを行うシナリオは考慮しない。**原子炉格納容器下部**へ落下した熔融炉心へ注水する場合は、熔融炉心が水プールに落下する場合に比べて粗混合が起こりにくくなると考えられており、水蒸気爆発の発生確率は下がるものと考えられるが、保守的に熔融炉心が水プールへ落下する場合の分岐確率を適用している。

(4) FCIによる分岐確率の算出の考え方

① FCIに影響するパラメータの選定

熔融炉心と冷却材の接触から水蒸気爆発発生までの一連の現象を説明するモデルとして、熱的デトネーションモデルが提唱されている。当該モデルにおいては、FCIを以下の4つの素過程段階に分けている。

- ・初期粗混合状態
- ・自発的あるいは外部トリガ
- ・急速伝熱・細粒化をともなう相互作用の伝播
- ・膨張による機械的エネルギーの放出

これらの各過程に対する現状の知見及びFCI現象に影響するパラメータについて、以下に整理する。

a. 初期粗混合状態

炉外FCIにおいては、熔融炉心が水中に落下した直後や、熔融炉心が

床面に到達し、注水した時点等で熔融炉心が微細化するトリガリングが発生し、熔融炉心の熱エネルギーを瞬時に放出し、水蒸気爆発に至る。このトリガリングに寄与する熔融炉心の量を粗混合量と呼んでおり、水蒸気爆発の規模を規定すると考えられている。

これまでの水蒸気爆発に関する研究からは、粗混合量の定量化には至っていないものの、粗混合量には压力容器破損までの熔融炉心の量や压力容器破損後に放出される熔融炉心の特性が影響すると考えられている。

この過程に含まれるパラメータとしては、以下が考えられる。

(a) 压力容器破損前に下部プレナムに落下する熔融炉心量

炉心損傷進展挙動に応じて下部プレナムに落下する炉心溶融量が異なるため、不確かさ幅を有すると考えられる。

(b) 压力容器破損後に放出される熔融炉心の特性（流量，組成）

熔融炉心の細粒化量に影響し、原子炉压力容器破損モード（核計装管や制御棒案内管の貫通部破損，下部ヘッドのクリーブ破損等）や原子炉压力容器破損時の原子炉圧力により決まる。本パラメータは、「FCIに寄与する熔融炉心落下量」に影響するため、このパラメータの不確かさに含めて評価する。

(c) プール水中における粗混合領域

落下した熔融炉心のジェットからの離脱の態様と水中の落下挙動により決まる。ジェットから離脱した場合、熱伝達によって固化することで、粗混合量は減少する。本パラメータは、「FCIに寄与する熔融炉心落下量」に影響するため、このパラメータの不確かさに含めて評価する。

(d) FCIに寄与する熔融炉心落下量

FCIに寄与する熔融炉心量は、トリガリングが発生するタイミングの違いにより異なり、不確かさ幅を有すると考えられる。

b. 自発的あるいは外部トリガ

水プールへ落下して粗混合状態にある熔融炉心は、トリガリングが発生することでFCIに至る。これまでに実施されたFCI実験による知見から、この過程に含まれるパラメータとしては、以下が考えられる。

(a) 熔融炉心の過熱度

過熱度が小さい場合、熔融炉心周りの蒸気膜崩壊時に接触界面温度が固化温度以下に低下してトリガリングが起きないと考えられている。本パラメータは、「トリガリング発生有無」に影響するため、このパラメータの不確かさに含めて評価する。

(b) プール水温

飽和水の場合には自発的トリガリングが発生しにくいという知見が得られている。本パラメータは、「トリガリング発生有無」に影響するため、このパラメータの不確かさに含めて評価する。

(c) トリガリング発生有無

トリガリングには多数の因子が寄与しており、不確かさ幅を有する。

c. 急速伝熱・細粒化をともなう相互作用の伝播及び膨張による機械的エネルギーの放出

トリガリング発生後は、冷却材と熔融炉心が直接接触し、高温伝熱・沸騰、高温融体の細粒化が高速に進み（伝播）、系全体に広がる（膨張）することで、熔融炉心の熱エネルギーが機械的エネルギーに変換される。炉外 F C I で発生する機械的エネルギーの大きさは、熔融炉心の熱エネルギーと、機械的エネルギー変換効率によって決まる。

熔融炉心の熱エネルギーは、F C I に寄与する熔融炉心落下量と、熔融炉心の単位質量あたりの内部エネルギーとで決まる。熔融炉心の内部エネルギーは、熔融炉心における金属の酸化割合等の性状に依存し、不確かさ幅を有する。

炉外 F C I 発生時の機械的エネルギーへの変換効率は、実機の熔融炉心に近い材料を用いた実験においては、全熔融炉心の保有熱エネルギーの 1%以下となっている（KROTOS 実験）。これまでの実験等による知見から、機械的エネルギー変換効率は、トリガリングのタイミング、熔融炉心の組成、粗混合領域のボイド率等に依存することが分かっているが、現象論的な不確かさがある。

この過程に含まれるパラメータとしては、以下が考えられる。

(a) トリガリングのタイミング

トリガリングのタイミングが早い場合、粗混合状態を形成して水蒸気爆発に寄与する熔融炉心の量が少ないために発生エネルギーは小さくなる。タイミングが遅い場合、細粒化した熔融炉心の固化が進むうえ、冷却材ボイド率が高まり機械的エネルギーが低下する。トリガリングのタイミングについては、現象論的な不確かさを有すると考えられる。本パラメータは、「F C I に寄与する熔融炉心落下量」及び「機械的エネルギー変換効率」に影響するため、それらのパラメータの不確かさに含めて評価する。

(b) 熔融炉心の内部エネルギー

内部エネルギーが高いほど、発生する機械的エネルギーが増大する。熔融炉心の内部エネルギーは、熔融炉心の金属の酸化割合等の性状に依存する。熔融炉心の組成について、主に燃料 (UO_2)、被覆管 (Zr)、制御棒 (B4C/SUS)、チャンネルボックス (Zr)、压力容器下部ヘッド内構造材（主に SUS）の混合物であり、熔融炉心中金属の酸化割合は、事故シナリオに大きく依存し、不確かさ幅を有すると考えられる。

(c) 粗混合領域のボイド率

ボイド率が高いと、水の運動エネルギーが蒸気相に吸収されてしまうため、エネルギー変換効率が低下する。粗混合領域のボイド率は、反応の過程に依存すると考えられるが、その過程には不確かさが存在する。本パ

ラメータは、「機械的エネルギー変換効率」に影響するため、このパラメータの不確かさに含めて評価する。

(d) 機械的エネルギー変換効率

炉外 F C I 発生時の機械的エネルギーへの変換には多数の因子が寄与しており、不確かさ幅を有する。

以上に述べた F C I 現象の主要過程の知見から、F C I に関する支配パラメータとして、次のパラメータを選定するものとした。

- ・炉心溶融量
- ・F C I に寄与する溶融炉心落下量
- ・トリガリング発生有無
- ・溶融炉心内部エネルギー
- ・機械的エネルギー変換効率

② 各パラメータの設定

①で選定した支配パラメータに対して、以下のとおり分布を設定した。

a. 炉心溶融量

炉心溶融量は、圧力容器破損時点での原子炉圧力容器内溶融炉心のうち、温度が融点以上であり溶融状態にあるものとして定義される。

本評価では、確率分布として三角分布を仮定し、その最小値は溶融物落下早期に R P V 破損することを想定して []、最大値は [] [] することを想定して [] とする。また、最尤値は M A A P による計算値の [] とする。

b. F C I に寄与する溶融炉心落下量（粗混合量）

粗混合量については、これまでの水蒸気爆発に対する研究から、その定量化には至っていない。しかし、米国で開発された T E X A S コードによると、最初の約 [] 秒間に落下した溶融炉心により水蒸気爆発が発生していることから、本評価では簡略化して最初の [] 秒間の溶融炉心落下量を粗混合量として代表させ、粗混合量を求める評価式を設定した。なお、溶融炉心落下量は M A A P 解析により評価しており、F C I が特に問題となる [] [] で原子炉圧力容器注水に失敗した場合を想定して、原子炉圧力容器の破断口は [] とした。解析結果より、粗混合量の評価式を以下のとおり設定した。

[]
ここで、
[]
[]
[]
[]

c. トリガリング発生有無

トリガリングが発生するとFCIに至るため、求めたFCIによる発生エネルギーを使用することとし、トリガリングが発生しない場合にはFCIに至らないため、FCIによる発生エネルギーは0とする。このトリガリング発生確率は、 UO_2 混合物を用いた既往研究（外部トリガー無し）では水蒸気爆発がほとんど確認されていないことから、トリガリング発生確率（水蒸気爆発の発生確率）を0.1と仮定し、その分布は二項分布で表す。なお、サブクール度が小さい状態では、プールが飽和状態となることからボイドが生じやすくなり、衝撃波の伝播が生じない条件となる。そのため、低サブクール条件の試験結果を除外し、保守的に高サブクール条件に対するトリガリング発生確率を求めている。

d. 溶融炉心内部エネルギー

溶融炉心の組成を表すパラメータとして未酸化 Zr 割合を考慮する。 Zr 酸化割合が異なると、単位質量あたりの保有熱エネルギーが異なり、1.3MJ/kg（酸化）～1.5MJ/kg（酸化）となることが分かっているため、 Zr 酸化割合について、確率分布を作成した。なお、確率分布の作成においては、コリウムの組成、融点、過熱度等の不確かさを考慮している。

e. 機械的エネルギー変換効率

機械的エネルギー変換効率は、組成やトリガリングのタイミング等に依存すると考えられるが、本評価では簡素化して、実験⁽¹³⁾における知見に基づいて、変換効率の最小値、最尤値及び最大値を設定し、三角分布を仮定している。具体的には、実験データの分析の結果、全実験をプロットすると変換効率 にピークがあること及び中央値が変換効率 程度であることから、変換効率の最尤値を1%とする。また、変換効率の最小値及び最大値についても、それぞれ、実験データから変換効率最小値を0.2%、変換効率最大値を3%と設定する。

以上に述べた各パラメータへの確率分布の設定の考え方を第2表に示す。

③ 圧力容器ペDESTAL側面フラジリティ

FCIによって発生する機械的エネルギーにより格納容器が破損する確率を評価するため、**圧力容器**ペDESTAL側面フラジリティを設定した。**圧力容器**ペDESTAL側面フラジリティ（破損確率）は、AUTODYN-2Dコードで評価した結果から求めたフラジリティを使用した。第3図に**圧力容器**ペDESTAL側面のフラジリティ曲線を示す（**圧力容器**ペDESTALフラジリティの設定の詳細は補足説明資料2.1.1.f-1 補足2参照）。

④ 炉外FCIによる格納容器破損確率の評価

支配パラメータ及び**圧力容器**ペDESTAL側面フラジリティを基にモンテカ

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

ルロ・サンプリングを実施し、水蒸気爆発あり（トリガリングあり）の条件付き**圧力容器**ペDESTAL破損確率を求めた。また、**圧力容器**ペDESTAL破損は保守的に格納容器破損と同等と仮定することにより、炉外FCI（水蒸気爆発）による格納容器破損確率を評価した。

評価の結果、炉外FCIによる格納容器破損確率（平均値）は である（第3表）。

参考文献

- (1) Westinghouse, “AP600 Probabilistic Risk Assessment” , Rev.13, 1998
- (2) ABBCE, System80+ SSAR-DC, section 19.11.
- (3) NUREG-1462, “Final Safety Evaluation Report Related to the Certification of the System 80+ Design Docket No.52-002” , Aug.1994
- (4) ERI/NRC 94-201, “Analysis of Ex-Vessel Steam Explosions for the Combustion Engineering System 80+,” Mar. 1994.
- (5) GE, ABWR SSAR, section 19E.2.
- (6) NUREG-1503, “Final Safety Evaluation Report Related to the Certification of the Advanced Boiling Water Reactor Design” , Jul.1994.
- (7) H.Almstrom, et al., “Significance of fluid-structure interaction phenomena for containment response to ex-vessel steam explosions” , OECD/CSNI Specialist Meeting, JAERI, Japan, May 1997.
- (8) O.Zuchuat, et al., “Steam Explosions-Induced Containment Failure Studies for SWISS Nuclear Power Plants” , OECD/CSNI Specialist Meeting, JAERI, Japan, May 1997.
- (9) 「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」財団法人原子力安全研究協会 平成13年7月
- (10) B.D.Turland, et al., “Quantification of the probability of containment failure caused by an in-vessel steam explosion for the Sizewell B PWR” , Nuclear Engineering and Design 155 (1995)
- (11) T.G.Theofanous, W.W.Yuen, “The probability of alpha mode containment failure” , Nuclear Engineering and Design 155 (1995)
- (12) 森山他, 「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」, JAEA-Research 2007-072, 2007
- (13) NUREG/CR-6623, “Vapor Explosions in a One-Dimensional Large Scale Geometry with Simulant Melts”
- (14) NUREG/CR-3407, “Light Water Reactor Safety Research Program, Semiannual Report, April to September 1982”
- (15) M. Kato, H. Nagasaka, “COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions” , JAERI-Conf 2000-015, 2000

第1表 炉外FCI先行研究例の整理⁽⁹⁾

	発生エネルギーモデル	流動解析モデル	構造解析モデル	壁耐力モデル
(1) 米国AP600 WSSAR ⁽¹⁾	TEXAS-IVコードによる解析。炉容器破損モードとして大規模破損と局所破損を対象に、トリガリングのタイミングの影響も調べた。大規模破損では床でのトリガリングで最大圧力170MPa、壁でのトリガリングで最大圧力30MPa。	TEXAS-IVコードにより蒸気爆発から一貫して解析。	動的構造解析なし。	静的構造解析による耐力を算出。三角波を仮定したダイナミックロードファクタ(DLF)の最大値(1.5)で圧力負荷を補正して、壁健全性を判断。キヤビティ壁耐力の具体的数値は記載ないが、大規模破損の場合(45MPa)、壁は破損する結果となった。
(2) 米国System80+ CESSAR ⁽²⁾	3通りの評価を実施。①Henryによる評価：相互作用領域での発生圧力が壁までに減衰する効果を考慮して、壁負荷を算出した結果、圧力ピークは500psi。②Moodyによる評価：ABWRと同様の手法であり、急速蒸気生成モデルによる評価結果から、コリウム量2.5tonで60psi。③TNT火薬等価評価：エネルギー変換効率から発生エネルギーを求め、TNT爆発衝撃の式を利用して算出した結果、コリウム量60,000lbmで9psi-s。	流動解析なし。	動的構造解析なし。	静的構造解析による耐力に基づき、矩形波/三角波を仮定したダイナミックロードファクタから、動的耐力を算出(矩形波の結果のみ記載あり)。動的耐力は、受け材で930psi(DLF=2.15)、壁で288psi(DLF=0.90)。
(3) 米国System80+ NRCFSER ^(3,4)	TEXASコードによる解析。ベースケースに直径3cmの計装用案内管1本破損を想定し、パラメータ解析ケースとして貫通部破損数(1~8)、溶融物温度(100Kおき)、水深(3通り)を解析している。ベースケースでの衝撃力は受け材に7.0kPa-s、壁に2.9kPa-s。最大のケースで、受け材で61kPa-s、壁で25kPa-s。	TEXASコードにより蒸気爆発から一貫して解析。	動的構造解析なし。	圧力容器ペデスタル壁の耐力評価はABB-C-Eの評価を参照している。
(4) 米国ABWR GESSAR ⁽⁵⁾	Moodyの式から、粒径2.5mmのコリウム粒子から飽和水への熱伝達によって生成される蒸気生成速度を算出。これをRayleighの気泡方程式に代入して、気泡の最大圧力を算出し、これが壁に加わる負荷としている。	流動解析なし。	動的構造解析なし。	静的構造解析による耐力に基づき、矩形波を仮定したダイナミックロードファクタから動的耐力を算出。圧力容器ペデスタル壁の耐力評価はDLF=1.0の場合、8.5kPa-s。衝撃力に対する壁の耐力を評価し、それが発生するのに必要なコリウム量を評価している。
(5) 米国ABWR NRCFSER ⁽⁶⁾	TEXAS-IIコードによる解析。MAAP解析結果に基づく初期条件を保守的条件としてコリウム量540kg/s、BWSAR解析結果に基づく初期条件のベストエスティメイト条件としてコリウム流量16.7kg/sを与える。保守的条件で1.6MPa、ベストエスティメイト条件で1.1MPaの圧力となった。	TEXAS-IIコードにより蒸気爆発から一貫して解析。	動的構造解析なし。	静的構造解析による耐力に基づき、矩形波を仮定したダイナミックロードファクタから、動的耐力を算出。圧力容器ペデスタル壁の耐力評価は延性比1.6の場合、3.7kPa-s。
(6) スウェーデン For-smark3 BWR評価 ⁽⁷⁾	蒸気爆発を簡易的に一つの高圧気泡(半径1m、密度100kg/m ³ 、圧力50MPa、温度1,100K)が膨張することによりモデル化。この条件は水蒸気爆発解析コード(PM-ALPHA, ESPROSE.m)による詳細解析結果とフィッティングすることで決められた。	DYNA-2Dによる流体-構造一貫解析。円筒形体系水プール(深さ7m、半径12m)、半径6mに圧力容器ペデスタル壁あり。気泡の急速膨張による圧力波の伝播とスラゲ(水領域)移動を評価。	DYNA-2Dによる流体-構造一貫解析。2次元軸対称モデル、プール底板は剛板、壁底部は移動可。壁弾性係数48,000MPa、降伏応力23.4MPa。壁の変形量を評価。	壁の耐力評価並びに破損判定は実施されていない。
(7) スイスBeznau W社PWR評価 ⁽⁸⁾	一次元TEXASコードによる解析。解析体系は断面積1m ² 、セル高さ0.25m、セル数30にて水プールと気相部を模擬。初期条件や解析モデルの不確実さを定量化(確率分布化)している。炉容器破損モードは貫通部破損を前提として1~10本を一樣確率で与える。比較用に二次元FCIコードによる解析も実施。	TEXASコードにより蒸気爆発から一貫して解析。	動的構造解析なし。	いくつかの代表的な負荷に対して、動的構造解析を実施している。格納容器破損確率を、「炉外FCIによる圧力容器ペデスタル破損確率」×「圧力容器ペデスタル破損時のSGサポート破損確率」×「SGサポート破損時の格納容器破損確率」として算出している。

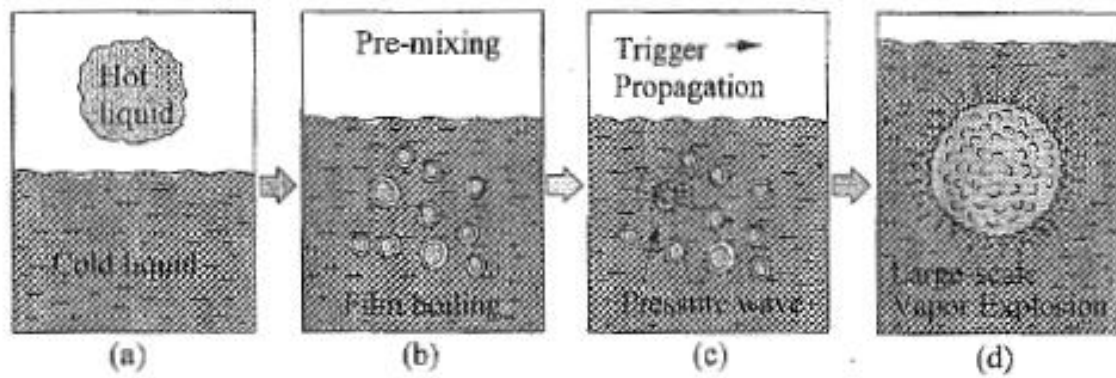
第2表 各パラメータ設定の考え方

パラメータ	設定値	設定の考え方
炉心溶融量 [t]	分布：三角分布 最小： <input type="text"/> 最尤： <input type="text"/> 最大： <input type="text"/>	MAAPの解析結果から、原子炉压力容器破損直前の溶融炉心量 <input type="text"/> に対し、下部プレナムにおける炉心溶融割合として以下を設定。 ・溶融割合の最小値は溶融物落下早期に原子炉压力容器破損することを想定して <input type="text"/> を設定。 ・溶融割合の最尤値はMAAPによる計算値の <input type="text"/> を設定。 ・溶融割合の最大値は <input type="text"/> を設定。
F C I に寄与する溶融炉心落下量	炉心溶融量と粗混合量の相関式から算出	MAAPの解析結果に基づき、F C I に寄与する溶融炉心落下量（粗混合量）を求める以下の相関式を設定。 <input type="text"/>
溶融炉心内部エネルギー [MJ/kg]	分布：三角分布 最小値：1.3 最尤値：1.4 最大値：1.5	溶融物（UO ₂ 、ZrO ₂ 、Zr、SUS）について、Zrの酸化割合が <input type="text"/> である場合の内部エネルギーをそれぞれ設定 最小値：1.3 MJ/kg（Zr酸化割合 <input type="text"/> ） 最尤値：1.4 MJ/kg（Zr酸化割合 <input type="text"/> ） 最大値：1.5 MJ/kg（Zr酸化割合 <input type="text"/> ）
機械エネルギー変換効率	分布：三角分布 最小値：0.002 最尤値：0.01 最大値：0.03	既往のF C I 試験結果 ⁽¹³⁾ を踏まえて設定。試験結果より、変換効率の発生頻度のピークが <input type="text"/> ～ <input type="text"/> に存在することから、最尤値として0.01を設定。最小値は試験結果の下限値として0.002を設定。最大値は試験結果の上限値として0.03を設定。
トリガリング発生有無	発生頻度 0.1 の二項分布	既往のF C I 試験結果 ⁽¹³⁾⁽¹⁴⁾⁽¹⁵⁾ を踏まえて設定。衝撃波の発生が生じにくい低サブクール条件を除外し、高サブクール条件でのF C I 発生頻度から0.1を設定。

第3表 炉外F C Iによる格納容器破損確率

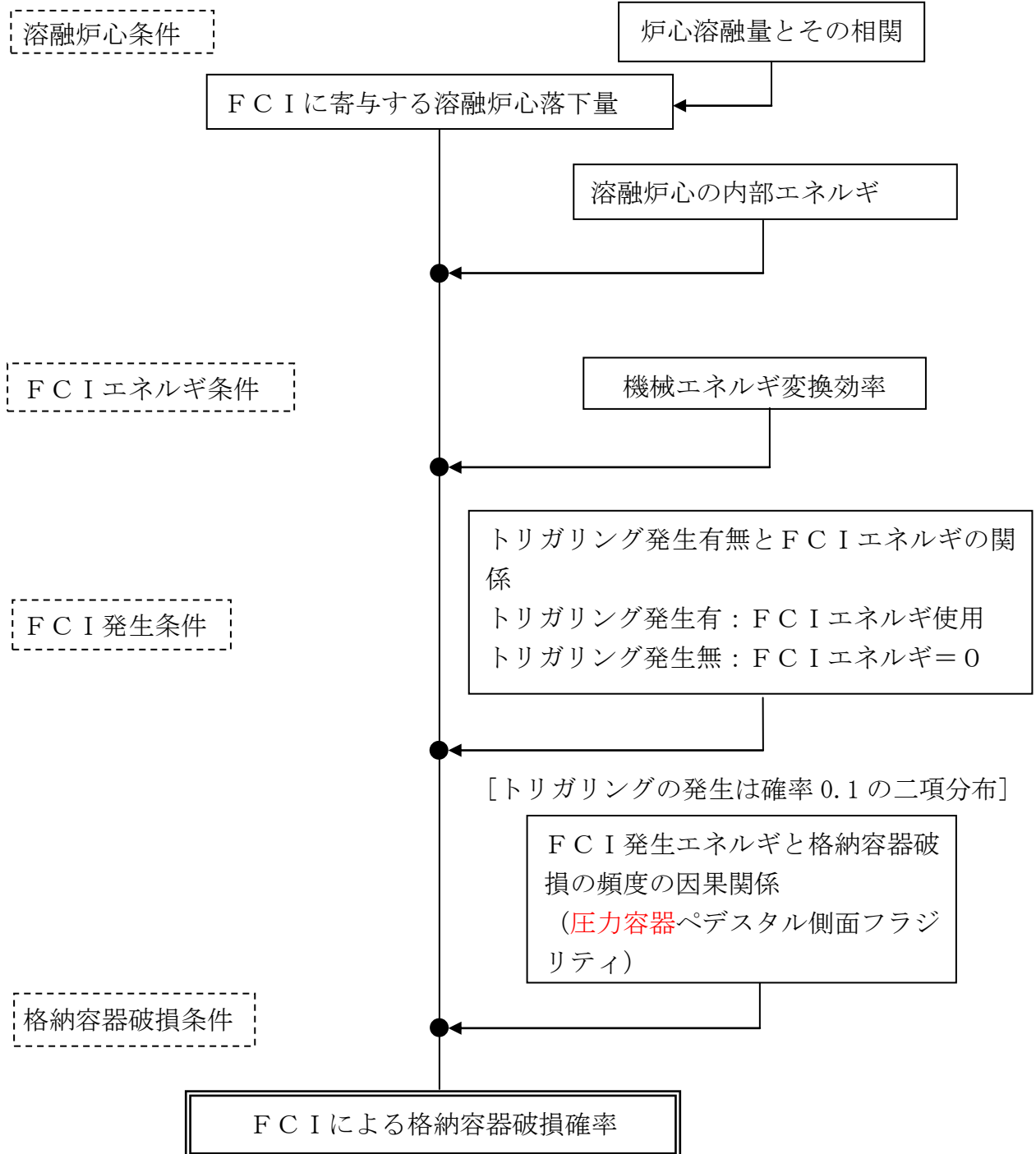
	評価結果
サンプル数	<input type="text"/>
平均値	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

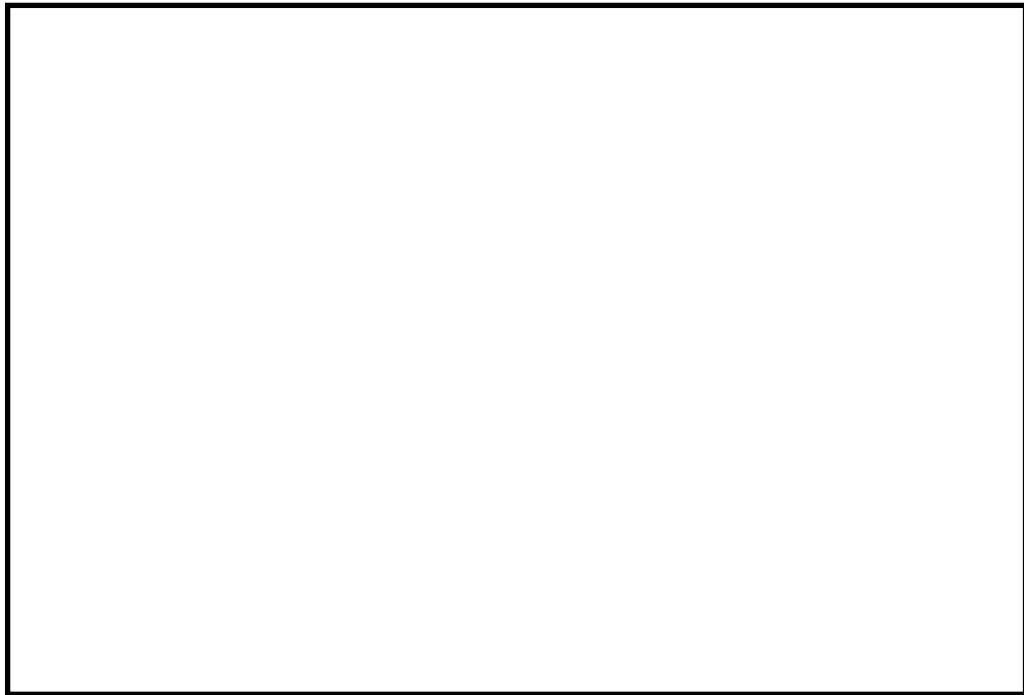


第1図 熱的デトネーションモデルの概念

⋯ : 不確かさ要因



第2図 FCIによる格納容器破損確率評価の枠組み



第3図 圧力容器ペデスタル側面フラジリティ
(AUTODYN-2Dコードによる評価結果)

3. 溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)

3. 溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）

(1) 事象の概要

溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）は、シビアアクシデントにおいて、炉心損傷後に溶融炉心が原子炉圧力容器下部ヘッドを溶融貫通し、原子炉格納容器の原子炉格納容器下部の床面に落下した際、高温の溶融炉心からの熱の移行により原子炉格納容器下部のコンクリートが熱せられ、分解・侵食される事象である。

コンクリートの分解により発生する水蒸気及び二酸化炭素が溶融炉心内を通過する際、未酸化金属成分と反応して水素や一酸化炭素等の非凝縮性の可燃性ガスが発生する。これらのガス発生による原子炉格納容器内の加圧が原子炉格納容器の閉じ込め機能維持に悪影響を与える可能性がある。

また、コンクリートの侵食が継続し、原子炉格納容器下部の床面を溶融貫通した場合、放射性物質の地中放出が起きる可能性や、側面の著しい侵食により原子炉圧力容器の支持機能が失われ、原子炉格納容器の閉じ込め機能維持に悪影響を与える可能性がある。

(2) 主要過程に関するこれまでの知見

MCCIに関する過去の実験を第1表に示す。また、MCCIの主要過程に関する主な知見を以下に示す。

- 種々の冷却水無しの場合のMCCI試験より、コンクリート侵食の速度は10～20cm/h程度である。
- 注水を伴ったMCCI実験（SWISS実験、WETCOR実験、MACE実験、COTELS実験）のうち、コンクリートと接触している部分のコリウムが注水により最終的に固化し、コンクリートの侵食が停止した試験結果はCOTELS試験のみである。SWISS試験、WETCOR試験やMACE試験ではコリウム上面のみならず側面にも強固なクラストが形成されコリウム内への冷却水の侵入を妨げた。
- 塊状のコリウムの冷却性については、堆積厚さに依存するとともにコリウム上部のハードクラスト形成の有無に起因して伝熱条件に大きな不確定性が存在する。
- 溶融物の拡がりの実験や解析が行われ、水がないドライ状態では水がある場合に比べて溶融物が均一に広がる。
- 水中に溶融炉心が落下すると大部分が粒子化してデブリベッドを形成する。
- 粒子化が完全には進まず一部が塊状に堆積した場合でも、コンクリート床面に密着することなく侵食は起きていない。
- 水プール中のデブリベッドの高さが不均一な場合でも、ベッド内部での沸騰により粒子が吹き上げられて自然と平坦化する。
- デブリベッドのドライアウト熱流束は粒子径、ポロシティ及びベッド高さが影響する。

(3) 今回のPRAにおける扱い

今回、島根原子力発電所2号炉の内部事象運転時レベル1.5PRAのイベントツリーでは、デブリ冷却失敗（MCCIによる格納容器破損）についての分岐（ヘディング）を設定している。この分岐確率の算出の考え方を第1図に示す。本評価では、MCCIに影響するパラメータを選定すると共に各パラメータの分布を決定し、パラメータ組合せ条件による溶融炉心除熱量と**圧力容器**ペDESTAL壁横方向浸食量の相関式を作成した。この相関式を用いて**圧力容器**ペDESTAL壁横方向浸食量を算出し、浸食量が許容値を超える場合、MCCIによる格納容器破損に至ると判定する。各パラメータをモンテカルロサンプリングして溶融炉心除熱量を評価し、上記の関係から判定結果を集約することで、MCCIによる格納容器破損の分岐確率を算出した。評価の詳細は(4)に示す。

(4) MCCIによる分岐確率の算出の考え方

① MCCIに影響するパラメータの選定

これまでの知見により、MCCI現象の主要過程は以下のように分けられる。

- ・溶融炉心の落下
- ・溶融物落下時の水中での粒子化
- ・溶融炉心の拡がり
- ・コリウムベッドの冷却

これらの各過程に対する現状の知見及びMCCI現象に支配的なパラメータについて、以下に整理する。

a. 溶融炉心の落下

MCCIが発生するのは、原子炉圧力容器への注水に失敗又は遅延し、溶融炉心が原子炉圧力容器下部を溶融貫通して原子炉格納容器床面に落下する場合である。このときの溶融物落下量により、床上のコリウム堆積高さが決まり、堆積高さはコリウムの冷却性に直接影響する。溶融物落下量は炉心損傷進展挙動に応じて異なるため、不確かさを有すると考えられる。

また、溶融炉心落下時の水プールの存在により溶融炉心の粒子化が促進されコリウムが冷却され易くなるため、水張り操作と溶融物落下のタイミングもコリウム冷却性に影響する。なお、今回のPRAではAM策等を考慮しないため、溶融物落下前のペDESTAL事前水張りには期待していない。

原子炉圧力容器破損時に、原子炉圧力が高圧の場合と低圧の場合が考えられるが、高圧の場合は低圧の場合より炉心溶融物が広範囲に飛散し床上の溶融炉心堆積高さが小さくなるため、MCCIの影響は小さいと考えられる。したがって、ここでは溶融炉心堆積高さが大きくなる低圧シーケンスを選定する。

b. 溶融物落下時の水中での粒子化（ペDESTAL水張り時）

ペDESTAL事前水張りに成功している場合、**原子炉格納容器下部**に落下した溶融炉心は、水プール中を落下する際に、一部は粒子化して水中にエントレインされ、残りは床面に落下して堆積し溶融プールを形成する。エントレインされたデブリ粒子は、水中を浮遊しながら水へ膜沸騰による熱伝達が行われて冷却され、クエンチし、溶融プール上に堆積し、粒子状ベッドを形成する。

今回のPRAではペDESTAL事前水張りを考慮しないため、落下した溶融物はすべて塊状のコリウムになると仮定する。

c. 溶融炉心の拡がり

原子炉格納容器下部へ落下した溶融物は、**原子炉格納容器下部**床面上に広がり、コンクリートと接触する。MCCIを停止するためには、落下した溶融物を冷却することにより、侵食限界に至る前にコリウムと接しているコンクリート温度を溶融温度（約1,500K）以下にすることが必要となる。

このとき、溶融炉心の拡がり面積により冷却すべき熱流束が決定される。拡がりが小さい場合には、冷却すべき熱流束が大きくなり冷却が不十分となる可能性がある。しかし、この場合でも再過熱・再溶融して再び拡がる可能性もある。また、ドライな床上の方がウェットな床よりも拡がり易い傾向がある。以上に述べたとおり、溶融炉心の拡がり挙動は不確かさを有すると考えられる。

なお、島根原子力発電所2号炉の場合、横方向のコンクリート侵食による原子炉圧力容器支持機能の喪失が支配的な原子炉格納容器の破損モードとなるため、保守的に落下した溶融炉心が床面に均一に拡がるとして評価を実施する。

d. コリウムベッドの冷却

原子炉格納容器下部床に堆積した溶融炉心は、崩壊熱や化学反応熱により発熱しているが、水やコンクリートへの伝熱により徐々に冷却され、溶融炉心温度が固化温度を下回ると固化する。溶融炉心の冷却の過程では、中心に溶融プール（液相）、外周部にクラスト（固相）が形成される。

コリウムベッドの冷却性（熱伝達の律速条件）は粒子状の部分と塊状の部分で異なる。粒子状コリウムの冷却性は、粒子径やポロシティに依存する。塊状コリウムの冷却性は、内部に水が浸入するか否かに大きく依存する。クラック等により水が浸入する場合には、コリウム冷却は水力学的制限（対向流制限）あるいは膜沸騰（蒸気膜）による沸騰熱伝達が律速になると考えられる。水の浸入のないハードクラストが形成される場合には、クラストの熱伝導が律束になり、この場合にはコリウム冷却性が最も悪く

なると考えられる。以上に述べたとおり，コリウムベッドの冷却過程は不確かさを有しており，コリウムから水プールへのドライアウト熱流束を不確かさのパラメータとして選定する。

今回のPRAではペDESTAL事前水張りを考慮しないため，落下した熔融炉心上面へ注水した場合のクラスト浸水によるドライアウト熱流束を選定する。

以上に述べたMCCI現象の主要過程の知見から，MCCI現象に関する不確かさのパラメータとして，次のパラメータを選定し確率分布を与えることとした。

- ・ 熔融炉心落下量
- ・ 熔融炉心拡がり面積
- ・ クラスト浸水によるドライアウト熱流束(熔融炉心落下後に注水する場合)

② 各パラメータへの確率分布の設定

各パラメータへの確率分布の設定の考え方は第2表のとおり。各パラメータの不確かさを考慮して分布を設定した。

③ 熔融炉心からの除熱量と**圧力容器**ペDESTAL壁横方向浸食量の関係

MAAPを用いた感度解析により，「の除熱量と**圧力容器**ペDESTAL壁横方向浸食量の相関式」及び「の除熱量と**圧力容器**ペDESTAL壁横方向浸食量の相関式」を作成した(第2図)。サンプリングした熔融炉心落下量に対する**圧力容器**ペDESTAL壁横方向の侵食量は，によって求める。

④ MCCIによる格納容器破損確率の評価

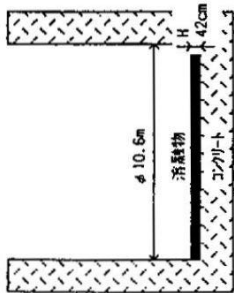
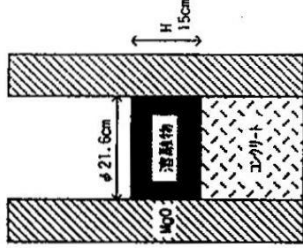
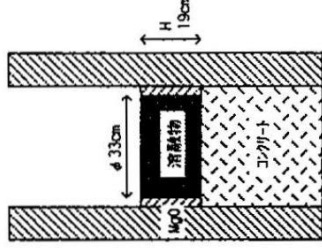
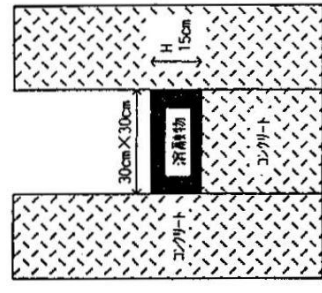
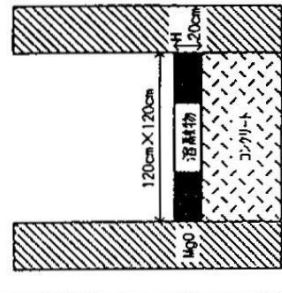
支配パラメータのモンテカルロサンプリングの結果として得られた熔融炉心からの除熱量の確率分布から，第2図の相関式を用いて**圧力容器**ペDESTAL壁横方向浸食量の確率分布を評価した。横方向侵食量が許容値()
)を超える場合，格納容器破損と判定し，判定結果を集約することでMCCIによる格納容器破損確率を評価した。

評価の結果，MCCIによる格納容器破損確率(平均値)は，である(第3表)。

参考文献

- (1) M. T. Farmer, et, al,. OECD MCCI Project Final Report. 2006.
OECD/MCCI-2005-TR06
- (2) M. T. Farmer, et, al,. OECD MCCI Project Category 4 Integral Test to Validate Severe Accident Codes:Core-Concrete Interaction Test Six (CCI-6) Final Report Rev1. 2010. OECD/MCCI-2010-TR04

第1表 MCC I 時の熔融炉心冷却性に関する既往の試験及び主な知見

実機	SWISS-2	WETCOR-1	MACE MO	MACE M3B
<p>体系</p>  <p>(ABWR 1350MWeプラントの例)</p>				
<p>溶融物 (初期条件)</p> <p>質量</p> <p>成分</p> <p>温度</p>	<p>全属</p> <p>44.2 kg</p> <p>ステンレススティール</p> <p>~1900 K</p>	<p>酸化物</p> <p>34.1 kg</p> <p>Al₂O₃:76.8 w/o CaO :16.9 w/o SiO₂ : 4 w/o others</p> <p>1850 K</p>	<p>PWRコリウム (Zr 70%酸化)</p> <p>130 kg</p> <p>UO₂ :56 w/o ZrO₂:11 w/o Zr : 4 w/o SiO₂: 3 w/o CaO : 3 w/o Conc.:23 w/o</p> <p>~2000 K</p>	<p>100% 酸化物コリウム</p> <p>1800 kg</p> <p>UO₂ :56.9 w/o ZrO₂:29.1 w/o others</p> <p>2500 K</p>
<p>コリウム種類</p> <p>形状</p>	<p>玄武岩系</p> <p>2次元</p>	<p>石灰岩系(Limestone/Common Sand)</p> <p>1次元</p>	<p>石灰岩系(Limestone/Common Sand)</p> <p>2次元</p>	<p>石灰岩系(Limestone/Common Sand)</p> <p>1次元</p>
<p>発熱密度</p>	<p>(1% 熱出力として)</p> <p>0.23 W/g UO₂ 1.1 W/cm³ melt 0.44 MW/m²</p>	<p>0.30 W/g 0.61 W/cm³ 0.12 MW/m²</p>	<p>0.35 W/g UO₂ 1.9 W/cm³ melt 0.28 MW/m²</p>	<p>0.3 W/g UO₂ 1.1 W/cm³ melt 0.21 MW/m²</p>
<p>主な知見</p>	<p>・デブリ上部に安定クラスタ形成 ・沸騰速度:27cm/hr (40分間でおよそ18cm) ・水プールへの熱流束: ~0.8 MW/m²(平均)</p>	<p>・デブリ上部に安定クラスタ形成 ・沸騰速度:6~11 cm/hr (30分間でおよそ3~6cm) ・水プールへの熱流束: 0.52 MW/m²(溶融時) 0.25 or 0.20 MW/m²(凝固後)</p>	<p>・デブリ上部に安定クラスタ形成 (70分間でおよそ11cm) ・沸騰速度:8~11 cm/hr ・水プールへの熱流束: 3.5 MW/m²(注水初期), 0.6 MW/m²(~35分まで)から 0.15MW/m²(試験終了)まで減少 ・周期的なメルトプールスウェル, クラスタ上へのメルト噴出冷却</p>	<p>・デブリ上部に安定クラスタ形成 ・沸騰速度:6時間でおよそ30cm ・水プールへの熱流束: 4.9 MW/m²(注水直後) 0.6 MW/m²(初期20分間)から 0.24MW/m²まで急減, その後 ~3hrで0.085MW/m²まで低下</p>
<p>参考文献</p>	<p>NUREG/CR-4727</p>	<p>NUREG/CR-5907</p>	<p>2nd OECD(NEA)CSNI Specialist Mtg. on MCC I</p>	<p>(日本原子力研究所蔵による速報)</p>

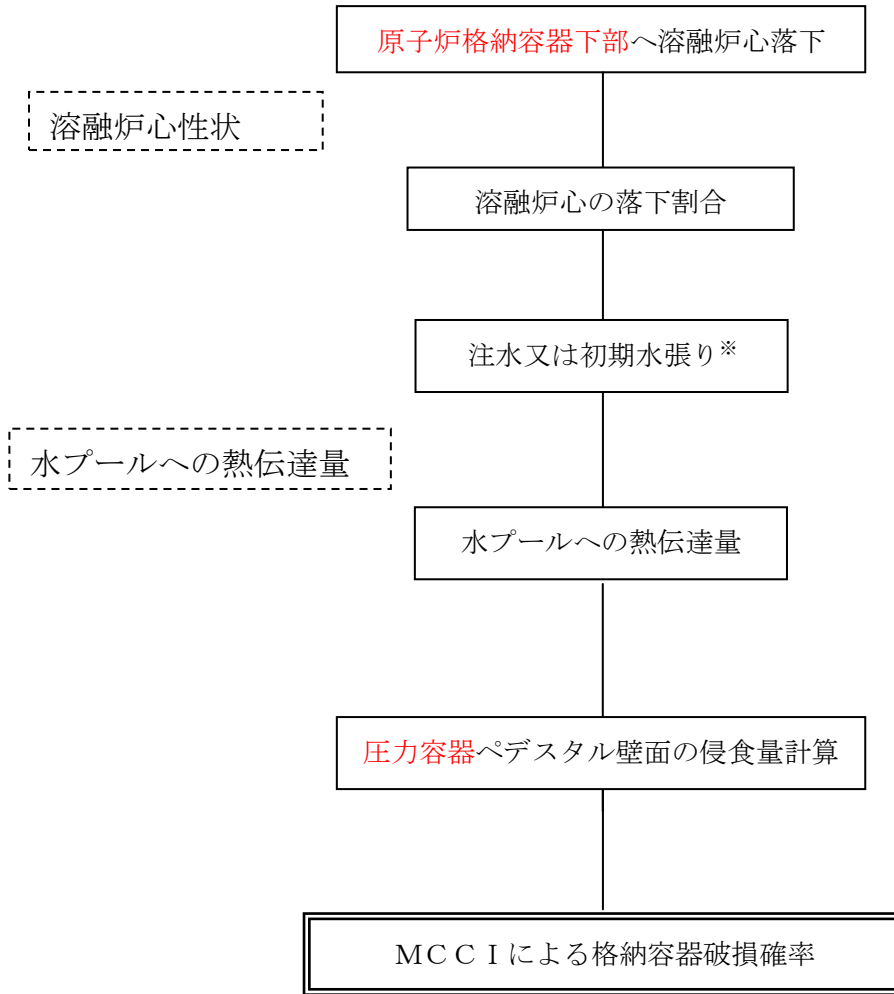
第2表 各パラメータの設定の考え方

パラメータ	設定値	設定の考え方
溶融炉心落下量	分布：一様分布 上限値： <input type="text"/> 下限値： <input type="text"/>	M A A P 解析によると全炉心の <input type="text"/> が原子炉格納容器下部に落下するが、 <input type="text"/> <input type="text"/> 落下まで想定し設定。
溶融炉心拡がり面積	原子炉格納容器下部床面に均一に拡がると仮定	M a r k - I 改良型の原子炉格納容器では横方向の侵食が格納容器破損を支配するため、落下した溶融炉心が原子炉格納容器下部床面に拡がるケースを設定。
水プールへの ドライアウト熱流束	分布：三角分布 最小値： <input type="text"/> MW/m ² 最尤値： <input type="text"/> MW/m ² 最大値： <input type="text"/> MW/m ²	O E C D / M C C I 試験の C C I 試験の結果 ⁽¹⁾⁽²⁾ を元に設定。 国内で使用されているコンクリート（珪酸岩系，玄武岩系）に近い組成のコンクリート溶融を伴う体系の試験結果から、最小値 <input type="text"/> MW/m ² ，最大値 <input type="text"/> MW/m ² を設定。 最尤値は珪酸岩系コンクリートにおいて早期注水した場合の値（ <input type="text"/> MW/m ² ）を設定。

第3表 M C C I による格納容器破損確率

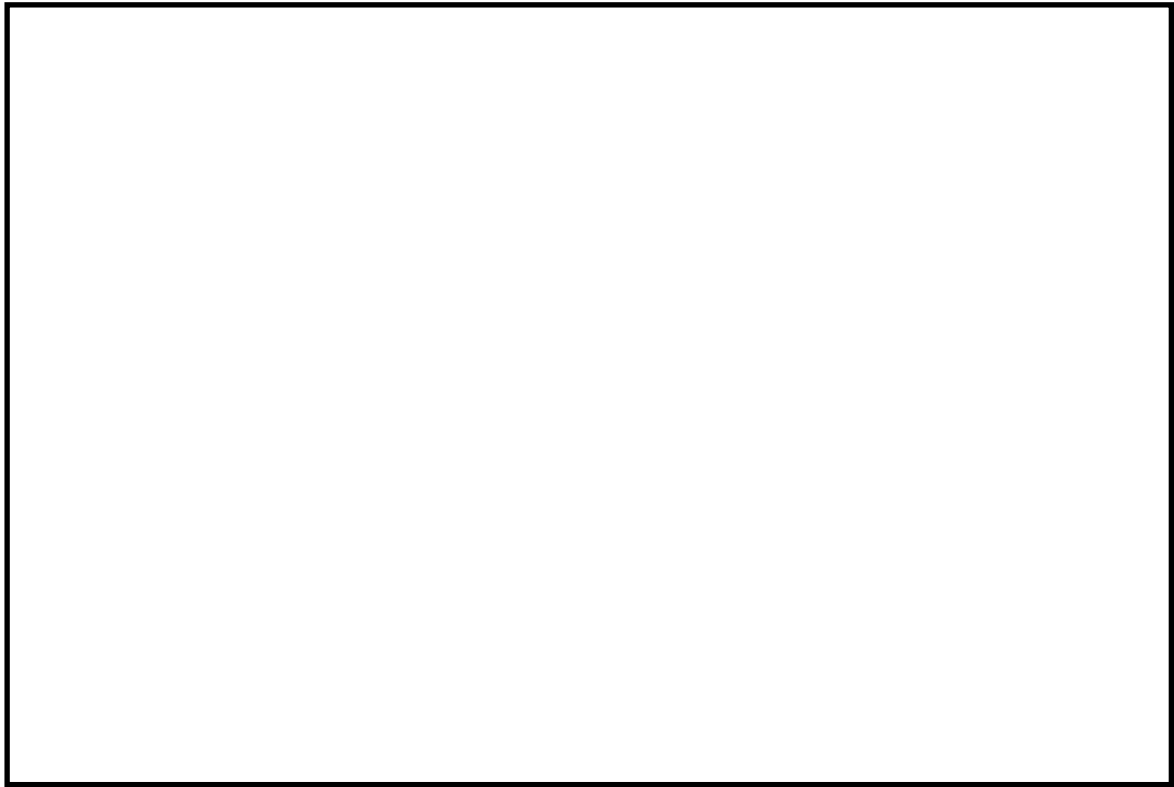
	評価結果
サンプル数	
平均値	

⋯: 不確かさ要因



※ 本評価では、初期水張り有の場合は考慮しない

第1図 MCCIによる格納容器破損確率評価の枠組み



第2図 溶融炉心からの除熱量と圧力容器ペDESTAL壁横方向浸食量の関係

格納容器雰囲気直接加熱発生時の原子炉格納容器への温度負荷

島根原子力発電所 2 号炉の内部事象運転時レベル 1.5PRA では、DCH による原子炉格納容器内の圧力上昇を格納容器フラジリティ曲線に照らして DCH による格納容器破損頻度を評価している。このとき、原子炉格納容器への温度負荷を考慮していない。

本評価では、原子炉圧力容器が高圧破損し、DCH が発生した場合について、原子炉圧力容器の破損時の原子炉格納容器への温度負荷を確認した。

1. 評価条件

TQUX によって炉心損傷に至り、その後の減圧に失敗する事故シーケンスについて評価した。評価条件を第 1 表に示す。

2. 評価結果

評価結果を第 1 図及び第 2 図に示す。

DCH 発生時には、格納容器内雰囲気の温度・圧力が急激に上昇した後、格納容器壁面温度は遅れて上昇することから、原子炉圧力容器高圧破損直後であっても、気相部温度と比較して壁面温度の上昇は緩やかであり、限界温度 (200℃) に対して余裕があることが確認できる。このことから、仮に DCH によって更に急激な原子炉格納容器の温度上昇が生じても原子炉格納容器の壁面温度が短時間で限界温度に到達することはなく、また、DCH によって原子炉格納容器に大きな負荷が生じた場合、原子炉格納容器は先に圧力によって破損に至るものと考えられる。

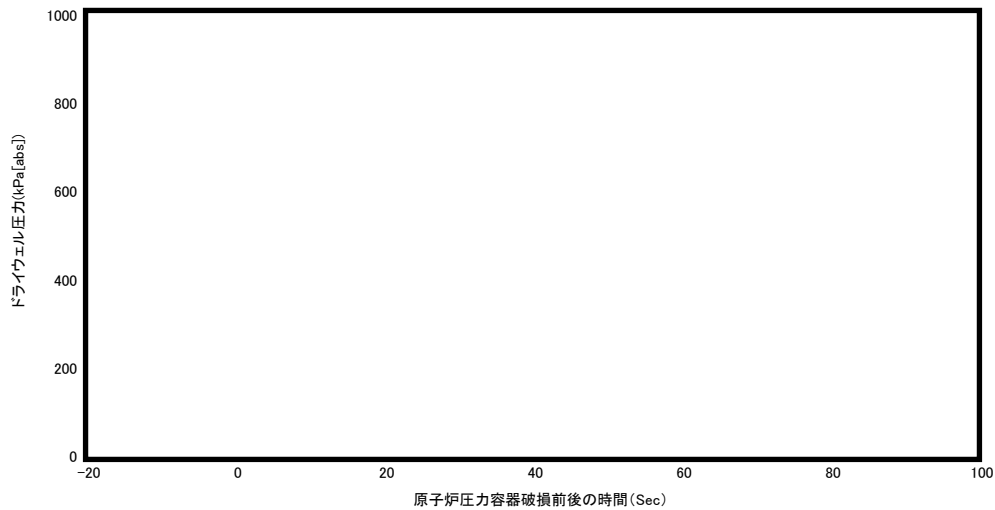
このため、DCH による格納容器破損頻度の評価においては、原子炉格納容器への圧力負荷に着目して評価することで問題ないとする。

3. その他の影響

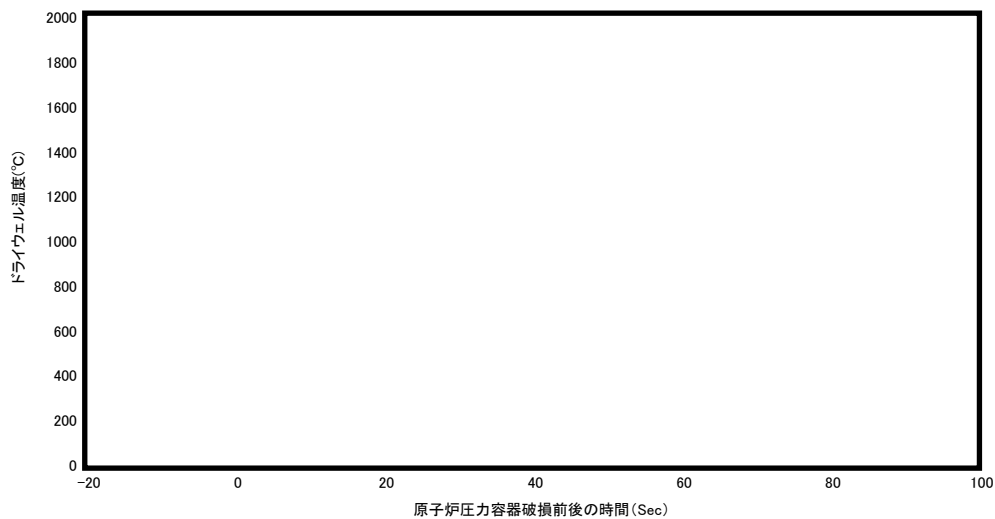
高圧状態の原子炉圧力容器から熔融炉心が噴出された場合、高温の熔融炉心が壁面に付着し、原子炉格納容器を加熱することで格納容器破損に至る可能性も考えられるが、熔融炉心の噴出先は原子炉格納容器下部であるため、原子炉格納容器のバウンダリに接触することではなく、原子炉格納容器下部からドライウエルへの流路も制御棒駆動機構搬出入口に限定されるため、熔融炉心がドライウエル壁面に付着して加熱によって格納容器破損に至る可能性は小さいものとする。

第1表 DCH評価条件

パラメータ	評価条件	備考
対象シーケンス	TQUX	炉心損傷後の減圧失敗
炉内ジルコニウム酸化割合		不確かさ確率分布(三角分布)の最尤値と同等の値
原子炉圧力容器破損面積		不確かさ確率分布(三角分布)の最尤値の約2倍
原子炉格納容器下部に落下する溶融炉心の割合		不確かさ確率分布(三角分布)の最尤値と同等の値
ドライウエルへの粒子化デブリ移行割合		不確かさ確率分布(三角分布)の上限値よりも大きい保守的な値



第1図 ドライウエル圧力



第2図 ドライウエル温度

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

炉外 F C I による格納容器破損確率評価における
圧力容器ペDESTALフラジリティの評価方法

炉外 F C I における圧力容器ペDESTALフラジリティは、「補足説明資料 2.1.1.f-1 内部事象運転時レベル 1.5 P R A における物理化学現象の考慮について」に記載のとおり、AUTODYN-2D コードにより F C I 発生時の機械エネルギーにより鉄筋に発生する塑性ひずみを評価し、塑性ひずみの評価結果から圧力容器ペDESTAL破損確率に変換し、圧力容器ペDESTAL破損時の機械的エネルギーに対する三角分布を仮定することで圧力容器ペDESTALフラジリティを設定している。

以下では、AUTODYN コードの概要、AUTODYN コードによる解析条件及び結果及び圧力容器ペDESTAL破損確率の評価方法について記載する。

1. AUTODYN コードの概要

AUTODYN コードは、Century Dynamics 社が開発した有限要素解析による動的連続体非線形相互作用解析コードで、時間とともに接触条件や構造物形状が変化するような非線形解析が可能である。

2. AUTODYN コードによる解析条件

AUTODYN コードを用いた評価モデル概念図を第 1 図に示す。体系は、島根原子力発電所 2 号炉 (BWR-5, Mark-I 改良型原子炉格納容器) を対象としており、解析範囲は圧力波の伝播による構造物への影響を考慮して、原子炉圧力容器下面から原子炉格納容器下部床部までの空間部、その間の原子炉格納容器下部側壁及び原子炉格納容器下部床とした。

解析では、原子炉格納容器下部のプール水中で水蒸気爆発による圧力波がプール水液相部又は蒸気相部を伝播した結果、構造物に生じる荷重・変形の評価を行う。

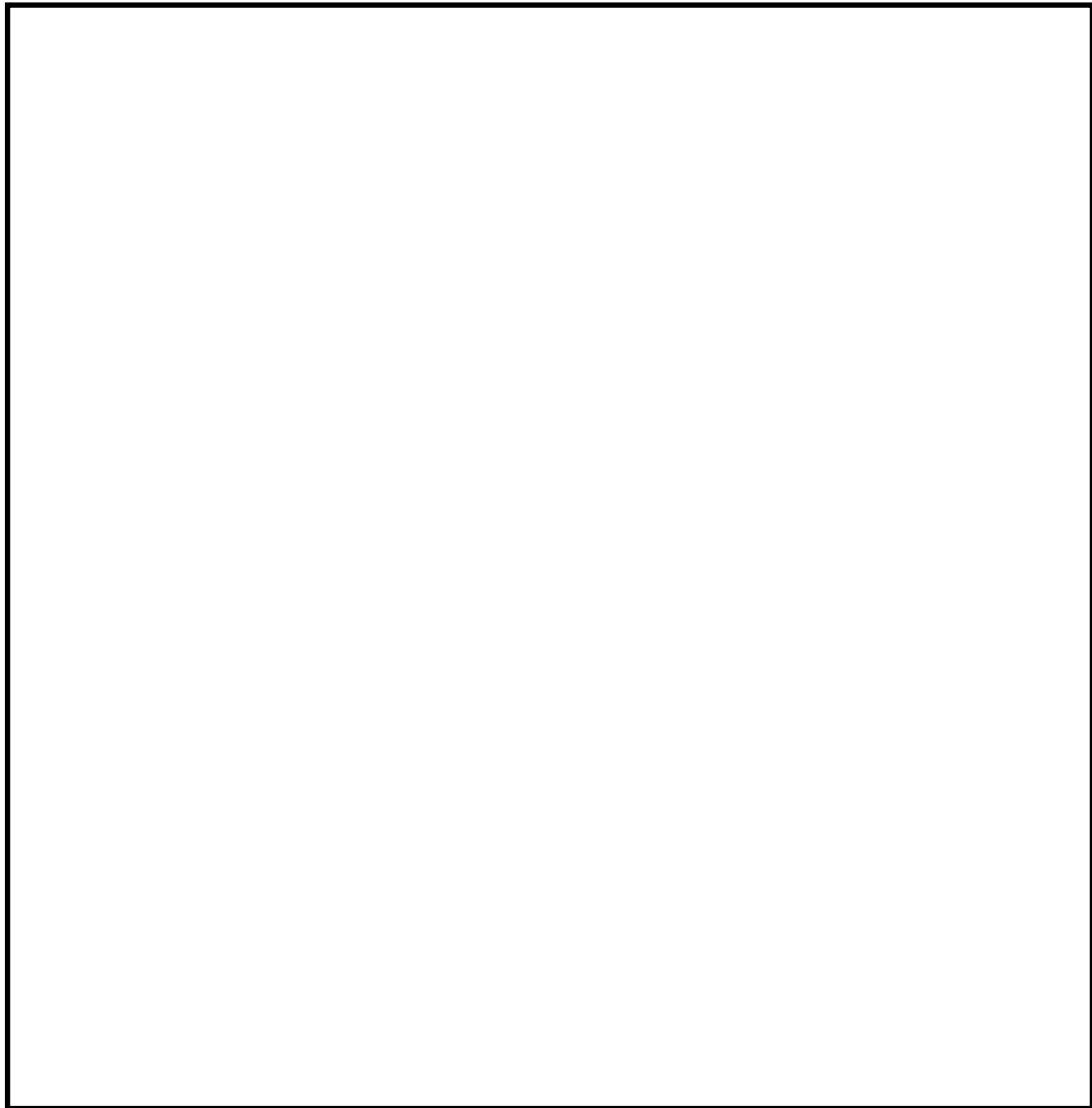
また、F C I による圧力源には G A S B A G モデル (水プール中の点に高圧気泡を置き、この気泡の膨張によって所定の仕事をさせるモデル) を使用した。

3. AUTODYN コードによる解析結果及び圧力容器ペDESTAL破損確率の評価結果

- ① 圧力容器ペDESTALが破損する塑性ひずみについては、A S M E の基準より鋼板の最大引張強さに対応する相当塑性ひずみを % とし、多軸効果、不確定要素 (係数) を考慮した塑性ひずみ (%) とする。AUTODYN による解析結果より、鉄筋の塑性ひずみ約 % を発生させるのに必要な機械エネルギーは MJ であり、この場合圧力容器ペDESTALが破損するとして三角分布の最大値に設定した。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

- ② 機械エネルギー MJ により鉄筋に発生する塑性ひずみは約 %であった。破損確率が（鋼板に生じる相当塑性ひずみ）／（最大引張り強さ時の相当塑性ひずみ）に比例すると仮定し、機械エネルギー MJ を最尤値に設定した。
- ③ 機械エネルギーが MJ の場合は鉄筋に塑性ひずみが生じないため、 MJ を三角分布の最小値に設定した。
- ④ **圧力容器**ペDESTAL破損時の機械的エネルギーに対する三角分布から累積の**圧力容器**ペDESTAL破損確率分布を求め、**圧力容器**ペDESTALフラジリティを設定した（補足説明資料 2.1.1.f-1 第3図）。



第1図 AUTODYN-2Dコードで用いる評価モデル（島根原子力発電所
2号炉）

炉心注水による原子炉压力容器破損回避の不確かさ

島根原子力発電所 2 号炉の内部事象運転時レベル 1.5 P R A では、下部プレナムにおける原子炉压力容器内容融物保持（I V R : In-Vessel Retention）を考慮していない。

今回の P R A では A M 策等を考慮していないため、炉心損傷後に期待できる原子炉压力容器注水機能は低圧 E C C S のみとなる。格納容器イベントツリー上では原子炉压力容器破損のヘディングを設定している（第 1 図）が、E C C S は設計基準事故において十分炉心損傷を防止できる機能を有していることを考慮し、低圧 E C C S による原子炉压力容器内注水が成功した場合、原子炉压力容器破損に至らない（原子炉压力容器破損確率が 0）と設定している。ここでは、原子炉压力容器破損の分岐確率を設定するにあたって、今回の P R A で想定される炉心損傷後の原子炉压力容器注水に成功するシナリオを整理した結果を示す。

1. 炉心損傷後の原子炉压力容器注水に成功するシナリオについて

今回の内部事象運転時レベル 1.5 P R A で炉心損傷後の原子炉压力容器注水に期待できるシナリオは、T Q U X シーケンスで炉心損傷後の減圧に成功し、低圧 E C C S による注水に成功する場合のみとなる。このシーケンスでは、損傷炉心への注水開始のタイミングが減圧に成功するタイミングに依存する。ここで、T Q U X シーケンスでは事象発生 後までの減圧失敗によって炉心損傷に至るとしているが、炉心損傷後の手動減圧は、事象発生 後までを仮定している。M A A P コードによる事故進展解析において、事象発生 後に減圧を開始し、低圧 E C C S（残留熱除去系（低圧注水モード）1 台）による原子炉压力容器注水に成功した場合の炉心の状態図（事象発生 10 時間後）を第 2 図に示す。

第 2 図に示すとおり、炉心損傷後の原子炉压力容器注水に期待するシナリオでは、炉心損傷には至るものの、炉心崩壊が無く、溶融プールは形成されない。したがって、炉心支持板崩壊前に十分余裕を持って炉心損傷の進展を止めることが可能な範囲であるため、低圧 E C C S による注水が成功した場合の原子炉压力容器破損確率を 0 に設定していることは妥当である。

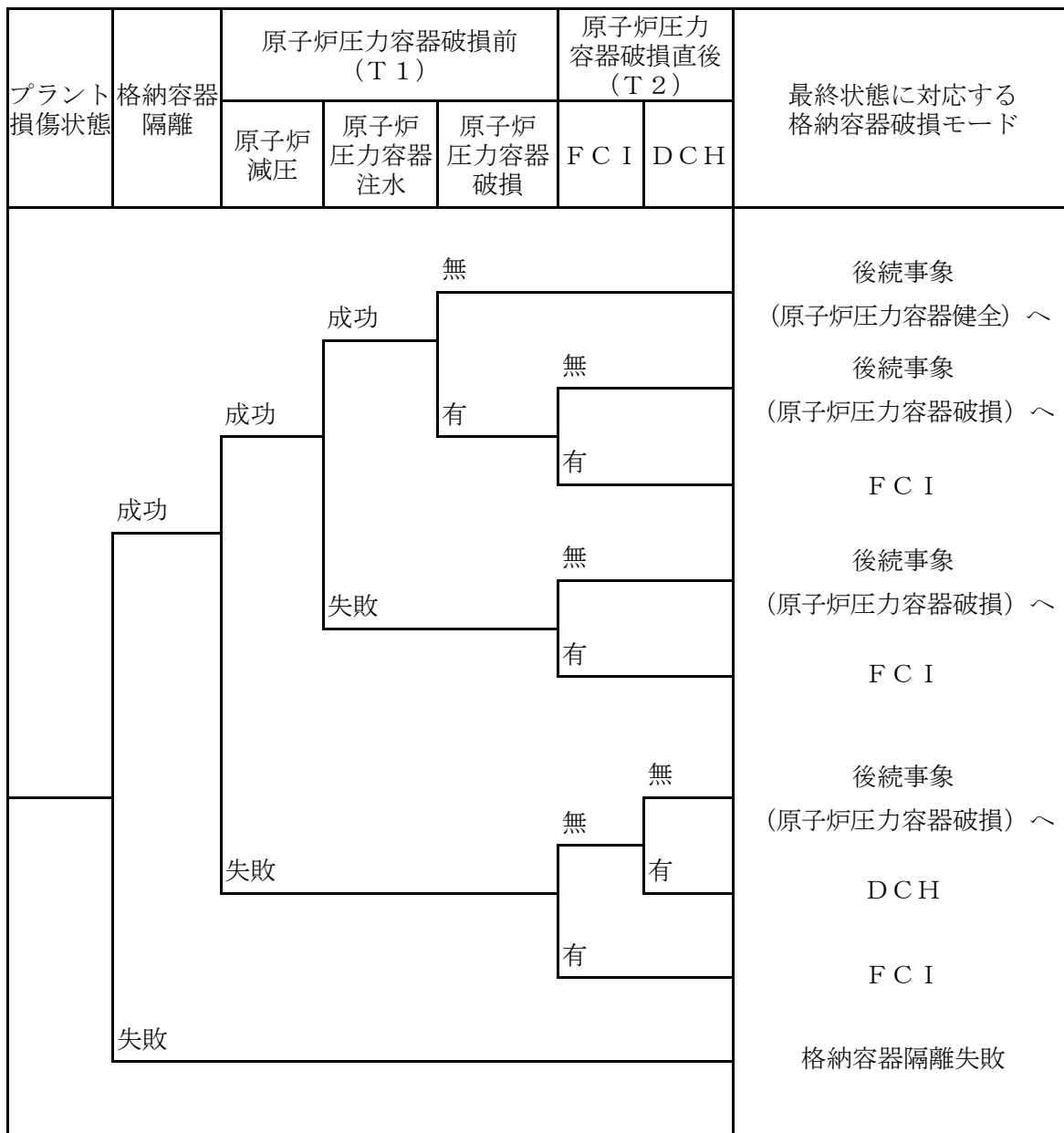
2. 不確かさを考慮した感度解析

今回の P R A で考慮している炉心損傷後の原子炉压力容器注水による原子炉压力容器破損回避は、溶融炉心の下部プレナムへのリロケーション前に炉心損傷の進展が停止することを想定しており、比較的不確実さが小さい領域の現象であると考えられる。しかしながら、事象進展や損傷炉心の冷却性には不確実さがあることを踏まえ、低圧 E C C S による炉心損傷後の原子炉压力容器注水に成功した場合でも、必ず原子炉压力容器破損に至る（原子炉压力容器破損の

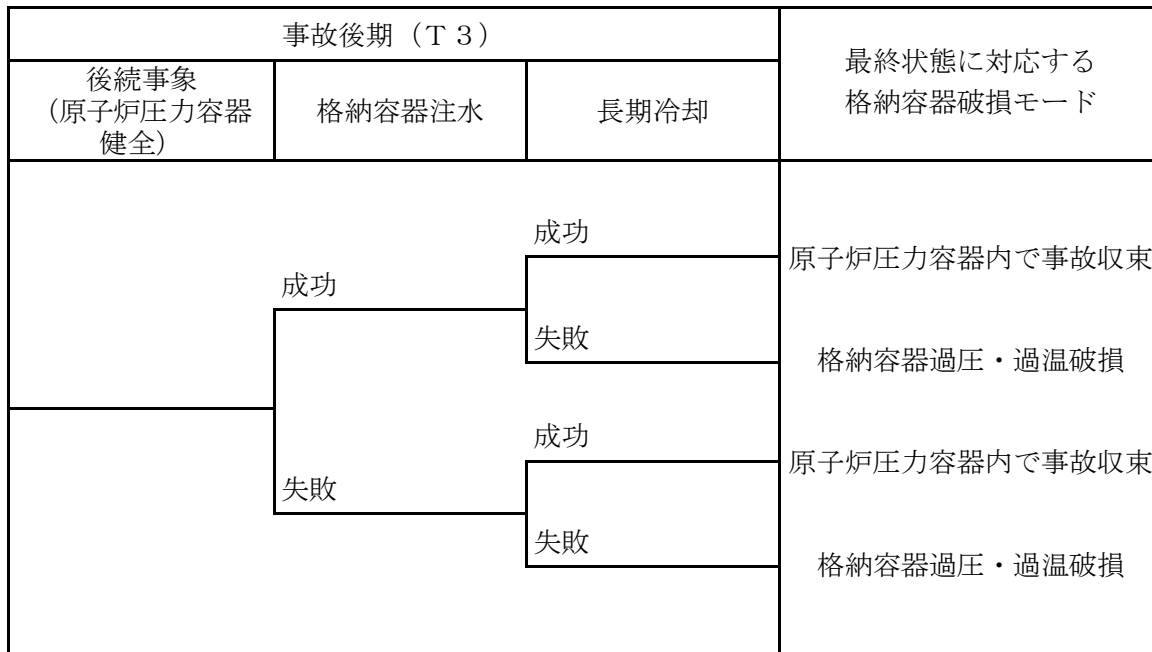
分岐確率が1)と仮定して感度解析を実施した(第1表及び第3図)。その結果、原子炉压力容器破損の分岐確率がCFF全体に与える影響は小さいことが確認され、また、格納容器破損モードごとに多少の増減はあるが、全体的な傾向は変わらないことを確認した。

第1表 感度解析結果 (原子炉圧力容器破損確率の影響)

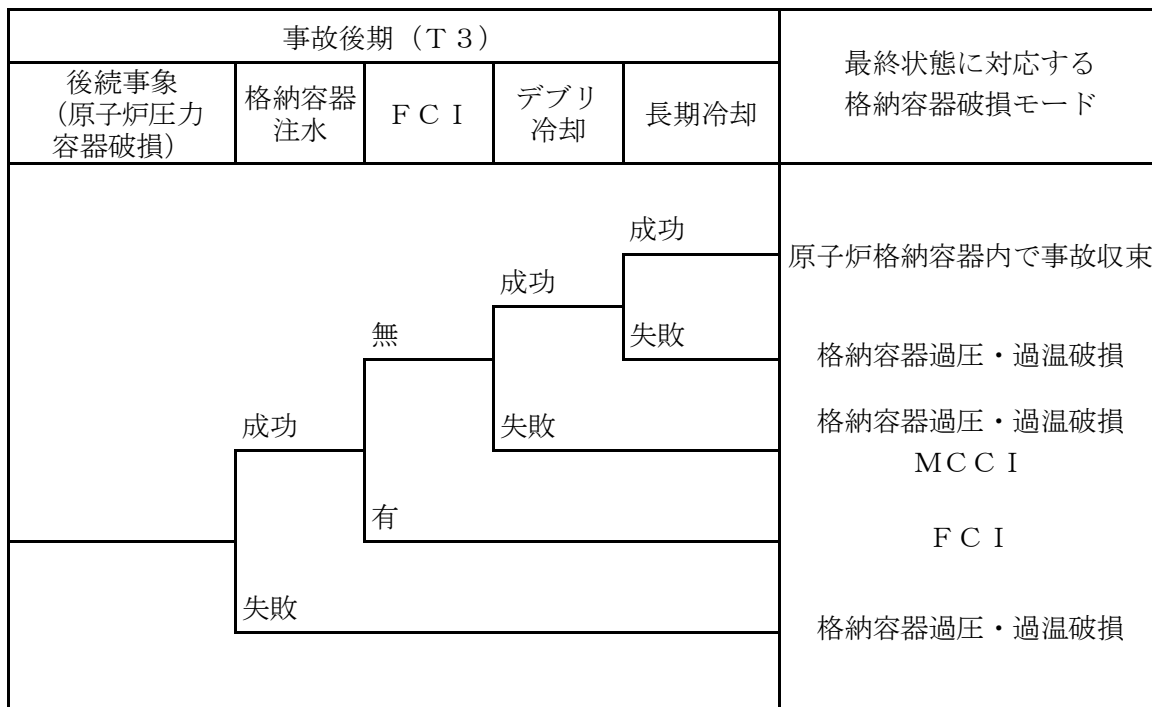
格納容器破損モード	主に寄与するプラント損傷状態	ベースケース (ケース1)		感度解析 (ケース2)	
		格納容器破損頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)	格納容器破損頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	過圧破損	6.2E-06	約100	6.2E-06	約100
	過温破損	2.8E-09	<0.1	2.9E-09	<0.1
格納容器雰囲気直接加熱	長期TB	5.9E-17	<0.1	5.9E-17	<0.1
水蒸気爆発	TQX TQUV	2.3E-13	<0.1	4.6E-13	<0.1
	TQX TQUV	2.5E-09	<0.1	4.9E-09	<0.1
早期過圧破損 (未臨界失敗時の過圧)	TC	6.4E-10	<0.1	6.4E-10	<0.1
格納容器バイパス	格納容器隔離失敗	5.5E-11	<0.1	5.5E-11	<0.1
	インターフェイシステムLOCA	3.3E-09	<0.1	3.3E-09	<0.1
合計		6.2E-06	100	6.2E-06	100



第1図 格納容器イベントツリー(1 / 3)



第1図 格納容器イベントツリー(2/3)



第1図 格納容器イベントツリー(3/3)

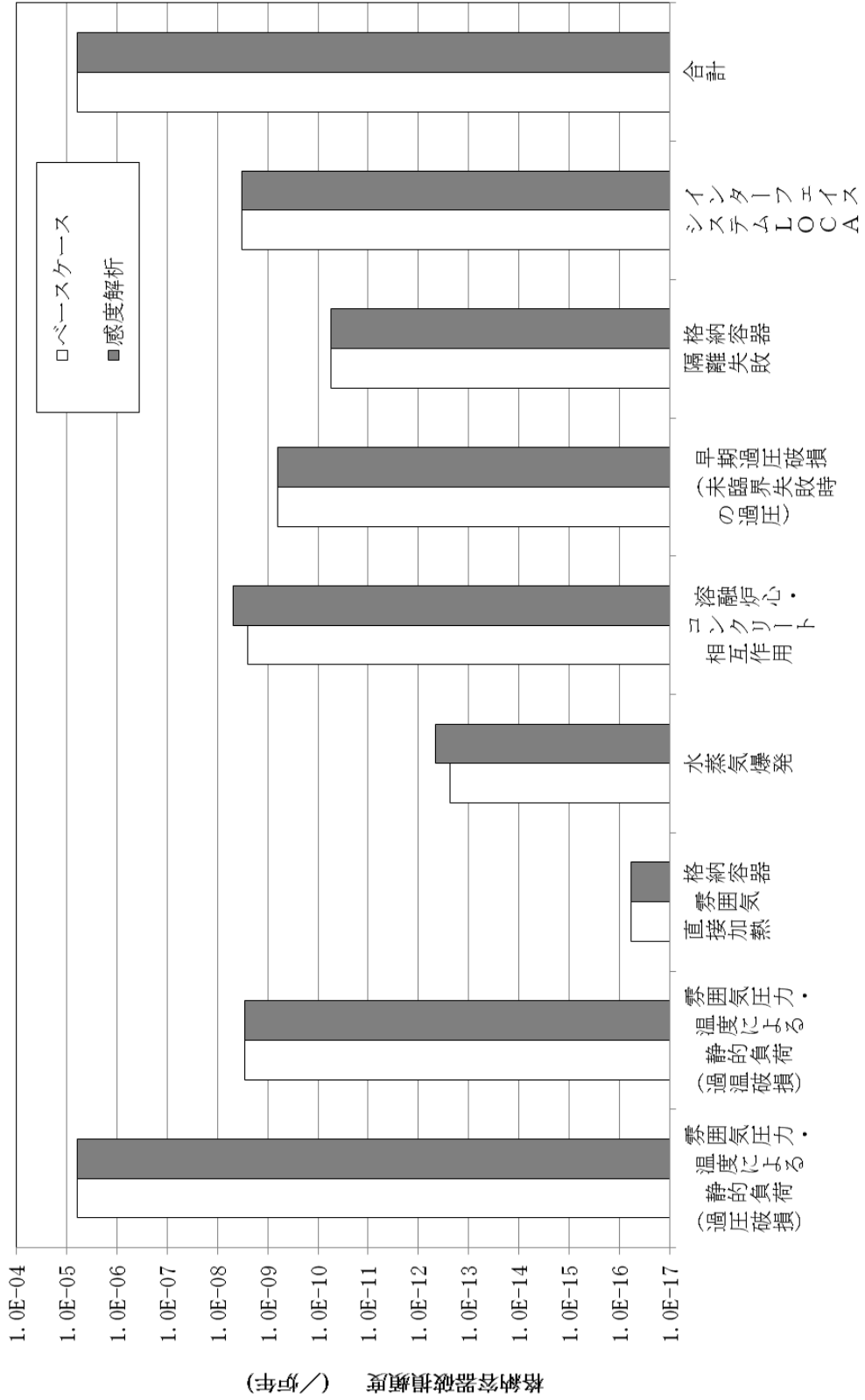
		径方向ノード(中央→外周)				
		1	2	3	4	5
軸方向ノード	13	1	1	1	1	1
	12	1	1	1	1	1
	11	1	1	1	1	1
	10	1	1	1	1	1
	9	1	1	1	1	1
	8	1	1	1	1	1
	7	1	1	1	1	1
	6	1	1	1	1	1
	5	1	1	1	1	1
	4	1	1	1	1	1
	3	1	1	1	1	1
	2	1	1	1	1	1
	1	1	1	1	1	1

燃料域

(事象発生 10 時間後)

- 0 : 燃料なし (崩落)
- 1 : 通常燃料
- 2 : 燃料破損 (燃料棒形状維持)
- 3 : 溶融燃料により燃料棒外径が増加
- 4 : 燃料棒外径増加に伴う流路閉塞
- 5 : 溶融燃料プールを形成

第 2 図 炉心の状態図 (TQUXシーケンスにおいて事象発生 [] に減圧を開始し、低圧ECCSによる原子炉压力容器注水に成功した場合)



格納容器破損モード

第3図 原子炉圧力容器破損確率1の感度解析結果

格納容器隔離失敗の分岐確率の妥当性と隔離失敗事象への対応

内部事象運転時レベル 1.5 PRAにおいて、格納容器隔離失敗として参考としている NUREGの想定及び実際の格納容器隔離失敗の想定並びに格納容器隔離失敗事象への対応について以下にまとめる。

1. 格納容器隔離失敗の分岐確率の設定について

(1) 分岐確率の設定根拠について

内部事象運転時レベル 1.5 PRAにおける格納容器隔離失敗の分岐確率については、NUREG/CR-4220⁽¹⁾を基に 5.0×10^{-3} と設定している。NUREG/CR-4220では、米国のLER (Licensee Event Report) (1965年～1984年分) を分析し、原子炉格納容器からの大規模漏えいが生じた事象4件を抽出して、この発生件数を運転炉年(740炉年)で除すことにより、格納容器隔離失敗の発生頻度 (5.0×10^{-3} / 炉年) を算出している。なお、抽出された4件は第1表に示すとおりである。

上記の4件以外にも、エア・ロックドア開放に関する事象が75件発生しているが、これらの事象は数時間以内の短時間であり、大規模な漏えい事象には至っていない。

第1表 大規模漏えいに至る事象

Reactor	Year	Event
Oconee 1	1973	Isolation Valves Open
San Onofre 1	1977	Holes in Containment
Palisades	1979	By-pass Valves Open
Surry 1	1980	Holes in Containment

出展：NUREG/CR-4220 (Reliability Analysis of Containment Isolation System)

(2) 島根原子力発電所2号炉において想定される格納容器隔離失敗(漏えい経路)

島根原子力発電所2号炉における原子炉格納容器からの漏えい経路は、機械的破損及び人的過誤による隔離機能喪失であり、以下に示すとおりである。

a. 機械的な破損による隔離失敗

(a) アクセス部からの漏えい

ドライウェル上ぶた、機器搬入用ハッチ、所員用エア・ロック等のアクセス部のシール部又は溶接部が破損している場合には、格納容器内雰囲気漏えいする可能性がある。

(b) 原子炉格納容器バウンダリからの漏えい

格納容器スプレイ配管，窒素ガス置換系，可燃性ガス濃度制御系等は格納容器内雰囲気と連通しており，これらのバウンダリが破損している場合には，格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

(c) 格納容器貫通部からの漏えい

原子炉格納容器の電気配線貫通部や配管貫通部が破損している場合には，格納容器雰囲気が漏えいする可能性がある。

b. 人的過誤による弁・フランジの復旧忘れ

(a) 漏えい試験配管からの漏えい

定期点検時の格納容器漏えい試験の後に，試験配管隔離弁の復旧忘れ等がある場合には，格納容器雰囲気が漏えいする可能性がある。

第 1 表に抽出された大規模漏えい事象は，いずれも PWR で発生した事象であるが，島根原子力発電所 2 号炉において想定される上記の漏えい経路は，NUREG/CR-4220 で報告されている漏えい経路と同様と考え，格納容器隔離失敗の発生確率として LER に基づく値を使用することとした。

なお，島根原子力発電所 2 号炉（BWR）においては出力運転中に格納容器雰囲気を窒素置換しており，現状の運転管理として原子炉格納容器内の圧力を日常的に監視していることから，仮に今回想定したような大規模な漏えいが生じた場合，速やかに検知できる可能性が高いと考える。

(3) 最近の米国の格納容器隔離失敗実績に関する参考文献

今回の内部事象運転時レベル 1.5 PRA では，1984 年までのデータを用いた NUREG/CR-4220 (1985 年) に基づいた隔離失敗確率を用いている。それ以降の隔離失敗に関連する情報として，米国の漏えい率試験間隔延長に関するリスク影響評価の報告書⁽²⁾ (以下「EPR I 報告書」という。)がある。

EPR I 報告書では，2007 年までの米国における ILRT (Integrated Leak Rate Test : 全体格納容器漏えい試験) の実績 217 件が整理されている。このうち，大規模漏えいに至る事象としては保守的に設計漏えい率の 35 倍を基準としているが，その発生実績は 0 件となっている。

EPR I 報告書では，大規模漏えいに至る事象実績を ILRT 試験数で除することで隔離機能喪失の確率を概算している。すなわち，大規模漏えいに至る事象発生実績 0 件 (計算上 0.5 件としている) を ILRT 試験数 217 件で除すると隔離機能喪失の確率は 0.0023 ($0.5/217=0.0023$) となる。この値は，NUREG/CR-4220 で評価された格納容器隔離失敗の 5.0×10^{-3} よりも小さい値となっており，EPR I 報告書の結果を考慮しても，NUREG/CR-4220 の評価結果を適用することは妥当であると考えられる。

2. 格納容器隔離失敗事象への対応

格納容器隔離失敗事象には、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗している場合や、原子炉圧力容器に繋がる高圧配管が原子炉格納容器外で破断した後に炉心損傷に至る場合、低圧配管との接続部で破断した後に炉心損傷に至る場合（インターフェイスシステムLOCA）が含まれている。

PRAでは、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗している場合を考慮している。PRA上、具体的な隔離失敗（漏えい）箇所を設定しているものではないが、万一、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の隔離に失敗していた場合には、隔離失敗（漏えい）箇所の隔離を試みることとなる。

このため、本事象への対応としては、炉心損傷頻度の低減を図ると共に、万一の重大事故発生時に原子炉格納容器の隔離に失敗していることのないよう、原子炉格納容器の漏えいに対する検知性を向上させることが有効であり、これらについては重大事故等対処設備及び日常の原子炉格納容器の圧力監視等で対応している。

また、炉心損傷の時点で原子炉格納容器の空間部に繋がる配管が原子炉格納容器外で破断した場合には、破断箇所の隔離を試みることとなる。

原子炉圧力容器に繋がる配管が原子炉格納容器外で破断した後に炉心損傷に至る場合については、配管破断の発生頻度が十分に低いため、インターフェイスシステムLOCAを除いてPRA上はモデル化していない。仮に配管破断が生じた場合には、破断箇所の隔離、原子炉圧力容器の急速減圧等、インターフェイスシステムLOCAの場合と同様の対応をとることとなる。

参考文献

- (1) U. S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-4220, “Reliability Analysis of Containment Isolation Systems”, 1985
- (2) EPRI, “Risk Impact Assessment of Extended Integrated Leak Rate Testing Intervals Revision 2-A of 1009325”, 2008