

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉審査資料	
資料番号	KK67-0059 改10
提出年月日	平成28年3月25日

## 柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

確率論的リスク評価，事故シーケンスグループ  
及び重要事故シーケンス等の選定について  
(指摘事項に対する回答)

平成28年3月

東京電力株式会社

新規制基準適合性審査に関する事業者ヒアリング(70)(平成26年9月22日)

1. 指摘事項

内閣府にて発表した日本海側の津波評価結果を反映させること。

2. 回答

基準津波の策定にあたって、国土交通省・内閣府・文部科学省による「日本海における大規模地震に関する調査検討会 報告書(平成26年9月)」の結果を反映したモデルで数値シミュレーションを実施し、当社基準津波を下回ることの確認している。確認結果を添付資料1(2015年12月11日審査会合資料 p.114～p.117 抜粋)に示す。

確率論的津波ハザードにおいては、海域の活断層や日本海東縁部の地震について、連動を考慮した評価を実施しており、報告書に示されている規模の断層及び断層の連動は、その中に包含されている。(添付資料2:2016年1月29日審査会合資料 p.34,38,40,42,43,44 抜粋)

新規制基準適合性審査に関する事業者ヒアリング(70)(平成26年9月22日)

1. 指摘事項

波源別の寄与度を説明すること。

2. 回答

基準津波策定位置における津波ハザード曲線の波源別の寄与度について、添付資料3(2016年1月29日審査会合資料 p.60 抜粋)に示す。寄与度としては、基準津波の波源となっている日本海東縁部並びに確率論的津波ハザード評価で考慮している想定D断層が高い。

新規制基準適合性審査に関する事業者ヒアリング(70)(平成26年9月22日)

1. 指摘事項

浸水経路を網羅的に考慮して浸水評価すること。

2. 回答

建屋の浸水口高さについては敷地地盤高さが12mであることから、敷地地盤高さ以下で浸水する海水取水口からの浸水経路(T/B地下1階マンホール(T.P.+3.5m))を確認し、PWDにおいてもT/Bにおける溢水伝播経路の調査を重点的に実施した。

また今回の津波PRA評価は津波対策実施前の評価であることから、定性的評価(建屋外郭の開口部(貫通部)から津波が流入した場合には、同一建屋の同一フロア全体が同時に浸水するものとして評価)でもプラントへの影響は同定・評価できることから、詳細な溢水伝播評価は不要とした。

新規制基準適合性審査に関する事業者ヒアリング(72)(平成26年9月25日)

1. 指摘事項

E-LOCA時のPCV健全性に関わる解析を検討すること。

2. 回答

大破断LOCAを超える規模の損傷に伴う冷却材喪失が生じた場合について、添付資料4に示す通り、原子炉への注水に期待する注入ライン以外の全てのラインで配管破断が生じることを想定し、最も少ない注入ラインで炉心損傷防止又は格納容器破損防止を達成可能な条件を調査した。

その結果、著しい炉心損傷の防止を達成するには高圧炉心注水系2系列、格納容器破損防止を達成するには高圧炉心注水系1系列が必要なことを確認した。

新規制基準適合性審査に関する事業者ヒアリング(72)(平成26年9月25日)  
第250回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合(平成27年7月16日)

1. 指摘事項

- ・ 建屋破損を定量的に説明が可能か検討すること。
- ・ 地震特有の事故シーケンスの検討について定量的な説明の可否について検討を行うこと。

2. 回答

地震 PRA 特有の事故シーケンスの現状の扱い

地震 PRA では、以下の(1)～(5)に示す地震特有の事故シーケンスが抽出されている。これらについては、プラントへの影響に不確かさが大きく、具体的なシーケンスを特定することが困難なことから、炉心損傷直結事象として整理している。

- (1) Excessive LOCA
- (2) 計測・制御系喪失
- (3) 格納容器バイパス
- (4) 格納容器・圧力容器損傷
- (5) 原子炉建屋損傷

一方、これらの事故シーケンスグループについては、事象発生後のプラントへの影響をより詳細に分析することで、炉心損傷を回避できる場合も抽出されると考えられることから、評価を詳細化することで、(1)～(5)の各事故シーケンスグループの炉心損傷頻度は現在の値よりも低下すると推定される。

本評価では、(1)～(5)の各事故シーケンスグループの評価を詳細化した場合の炉心損傷頻度の変化及び全炉心損傷頻度への寄与割合の変化について、定量的に確認することを目的とする。

詳細化の概要

各事故シーケンスグループに対して実施した評価の詳細化の内容は添付資料 5 に示す通りであるが、今回の詳細化では、これまで整備してきたアクシデントマネジメント策や福島第一原子力発電所事故以降に実施した各種対策等による炉心損傷防止には期待していないことから、添付資料 5 のうち、考慮したモデル及び考慮しないモデルを以下に示す。

- (1) Excessive LOCA
  - ・ 添付資料 5 の 2.4 のモデルを考慮する。但し、表 5 に示す、格納容器ベントを用いた除熱については考慮しない。
- (2) 計測・制御系喪失
  - ・ 添付資料 5 の 2.5 及び 2.6 のモデルを考慮する。



(3) 格納容器バイパス

- ・添付資料 5 の 2.9 のモデルを考慮する。添付資料 5 の 2.9.1 及び 2.9.2 では、格納容器バイパス発生後、短時間の HPCF による原子炉注水には期待できるものの、その後の格納容器バイパスに伴う原子炉建屋内への冷却材の流出・伝播により、原子炉建屋最地下階の低圧注水系や残留熱除去系格納容器スプレイモードには期待できないものとし、MUWC による原子炉注水及び格納容器ベントを用いた除熱をモデル化しているが、これについては考慮しない。

(4) 格納容器・圧力容器損傷

- ・添付資料 5 の 2.3 のモデルを考慮する。

(5) 原子炉建屋損傷

- ・添付資料 5 の 2.1 のモデルを考慮する。但し、評価上の仮定に示す、消防車を用いたシナリオ については考慮しない。
- ・添付資料 5 の 2.2 のモデルを考慮する。

(6) その他

- ・添付資料 5 の 2.7 , 2.8 , 2.10 ~ 2.17 のモデルは考慮しない。

炉心損傷頻度の変化及び全炉心損傷頻度への寄与割合の変化

のモデルを考慮した結果、地震特有の事故シーケンスの炉心損傷頻度は表 1 の通りに変化した。また、これらの事故シーケンスグループの炉心損傷頻度の合計は  $7.3 \times 10^{-7}$ /炉年であり、全炉心損傷頻度の  $2.4 \times 10^{-4}$ /炉年の 0.3%となった。

以上の通り、地震特有の事故シーケンスについては、事象発生後のプラントへの影響をより詳細に分析することで、実際には炉心損傷に至らない場合が確認され、その炉心損傷頻度は低下する傾向にあることを確認した。

表 1 炉心損傷直結シナリオの頻度比較

炉心損傷シーケンス	ベースケース	詳細評価
RBR	3.8E-6	6.5E-8
PCVR	8.9E-7	3.0E-8
BYPASS	1.2E-7	2.6E-7*
CI	6.9E-8	1.6E-7*
LOCA	8.2E-7	2.1E-7
合計	5.7E-6	7.3E-7

\* 詳細評価によりヘディングの条件付失敗確率は減少するものの、前段のヘディングの成功確率が増加したことにより炉心損傷頻度が増加

第 142 回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合（平成 26 年 9 月 30 日）

1. 指摘事項

津波の発生源に関して、海底地滑りとの重畳について説明すること。

2. 回答

確率論的津波ハザード評価にあたっては、「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド(2013)」、「日本原子力学会(2012):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」、「土木学会(2011):確率論的津波ハザード解析の方法」に基づき、地震による津波を対象とし評価を実施している。なお、基準津波の策定にあたっては、「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド(2013)」に基づき、地震による津波と海底地すべりによる津波の組み合わせの影響を数値シミュレーションにより検討している。検討結果を添付資料 6（2015 年 12 月 11 日審査会合資料 p.56, 86, 94 抜粋）に示す。

第 142 回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合（平成 26 年 9 月 30 日）

1. 指摘事項

津波に伴う砂の堆積が海水の取水性へ与える影響について、定量的に説明すること。

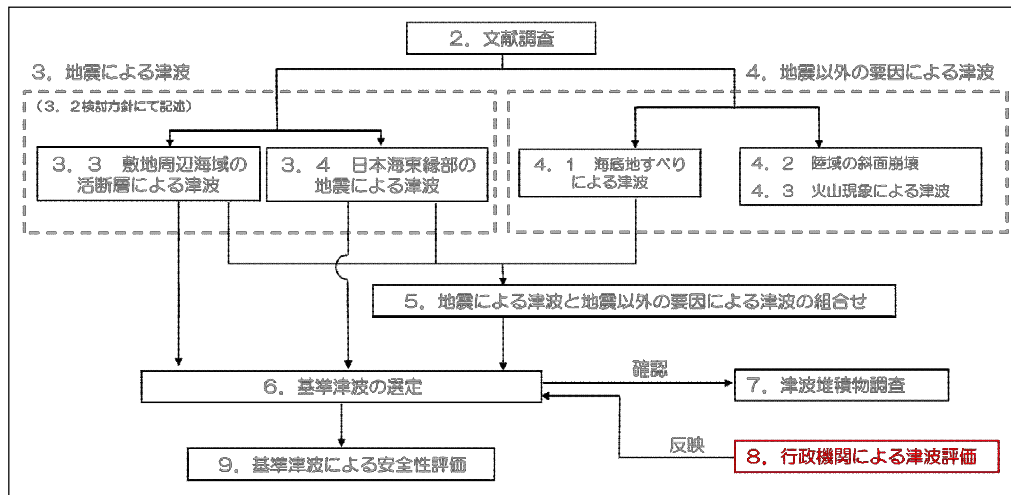
2. 回答

基準津波の策定にあたって、海底砂移動の影響を数値シミュレーションにより検討している。検討結果を添付資料 7（2015 年 12 月 11 日審査会合資料 p.128～p.136 抜粋）に示す。6，7号炉取水口前面の最高堆積厚さは約 0.6m であり、取水路の高さ（5m 程度）に対して十分小さく、取水への影響はない。

## 8. 行政機関による津波評価に関する検討

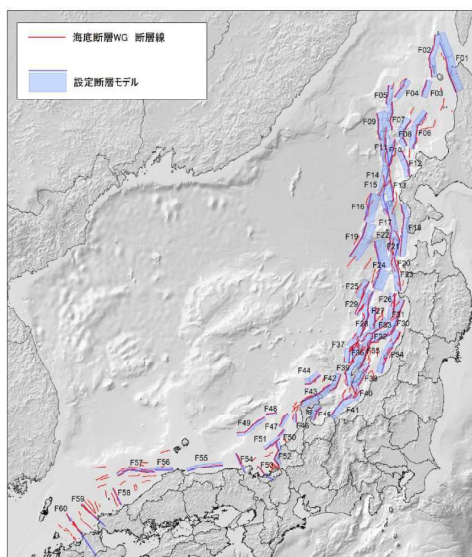
### 8. 1 国の検討会によるモデル

### 8. 2 地方自治体によるモデル

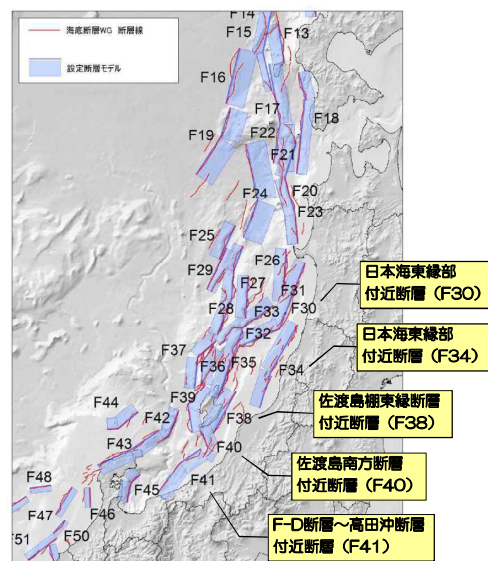


## 8. 1 国の検討会によるモデル

- 国土交通省・内閣府・文部科学省による「日本海における大規模地震に関する調査検討会 報告書（平成26年9月）」（以下、「検討会」という）において、日本海における最大クラスの津波断層モデルの設定に関する検討結果が示された。
- 検討会モデルの中から、柏崎刈羽原子力発電所への影響が比較的大きい津波断層モデルを抽出して、数値シミュレーションを行い、発電所における当社評価水位と比較した。



津波断層モデル位置



抽出した津波断層モデル（北陸～東北）



断層パラメータの比較

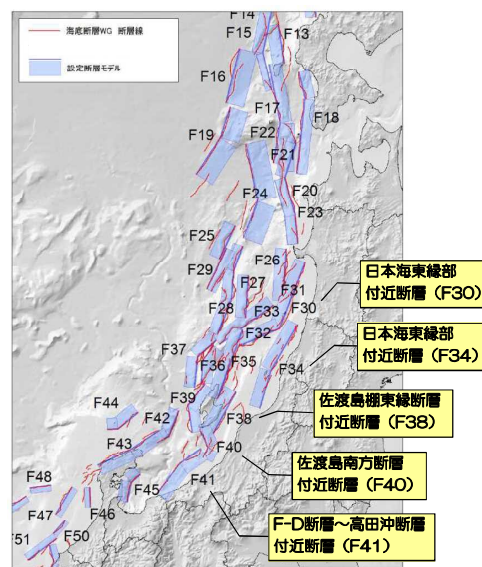
領域	波源	Mw	L(km)	W(km)	$\theta(^{\circ})$	d(km)	$\delta(^{\circ})$	$\lambda(^{\circ})$	D(m)	
海域活断層	東京電力 佐渡島樺東縁断層	土木学会手法 強震動予測レンジ	7.1 6.9	37 37	18 21	209 209	0 0	55 55	90 90	2.5 1.2
	検討会 F38		7.5	62.6	23.6	209	1.3	45	95	3.89
	東京電力 佐渡島南方断層	土木学会手法 強震動予測レンジ	6.9 6.9	29 29	19 24	0 0	0 0	45 45	62 62	1.7 1.1
	検討会 F40		7.2	14.7	18.9	26	1.6	45	84	2.80
	東京電力 F-D断層～高田沖断層	土木学会手法 強震動予測レンジ	7.3 7.4	55 55	26 30	55 55	0 0	35 35	96 96	2.6 2.6
	検討会 F41		7.6	51.5 34.1	22.7 22.7	37 55	1.9	45 45	76 102	4.66
	東京電力 5断層連動モデル	土木学会手法	8.0	29 55	21 26	0 55	0 2.5	45 35	62 96	7.7
		強震動予測レンジ	8.0	72 29	26 24	30 0	5.0 0	35 45	90 62	
		強震動予測レンジ	8.0	55 72	30 30	55 30	2.5 5.0	35 35	96 90	7.1
	日本海東縁部	東京電力 日本海東縁部1領域モデル	土木学会手法 強震動予測レンジ	8.2 8.1, 8.2, 8.4	230	30, 21, 17	20±10, 200±10	0	30, 45, 60	90
東京電力 日本海東縁部2領域モデル		土木学会手法 強震動予測レンジ	8.4 8.3, 8.6	350	30, 17	8, 188	5.0	30, 60	90	15, 25
検討会 F30			7.8	96.1	19.3	202	1.3	45	98	6.00
検討会 F34			7.7	56.5	19.3	247		45	120	
				71.9	19.7	211		45	106	
				52.0	19.7	197		45	97	5.45



数値シミュレーション結果

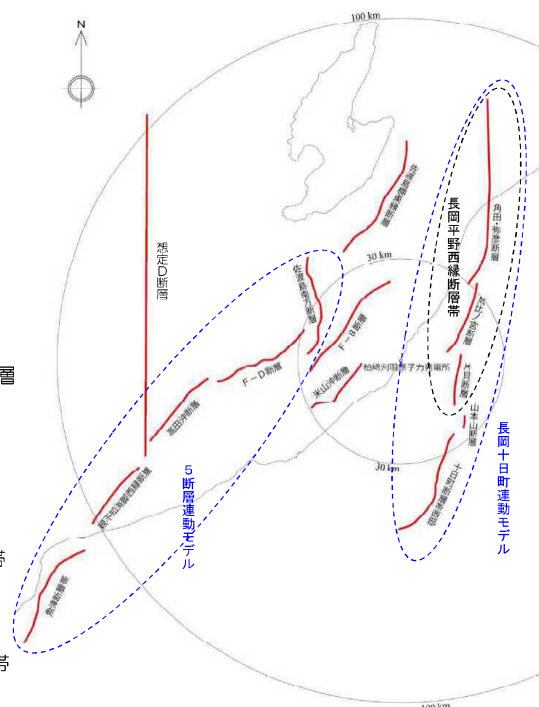
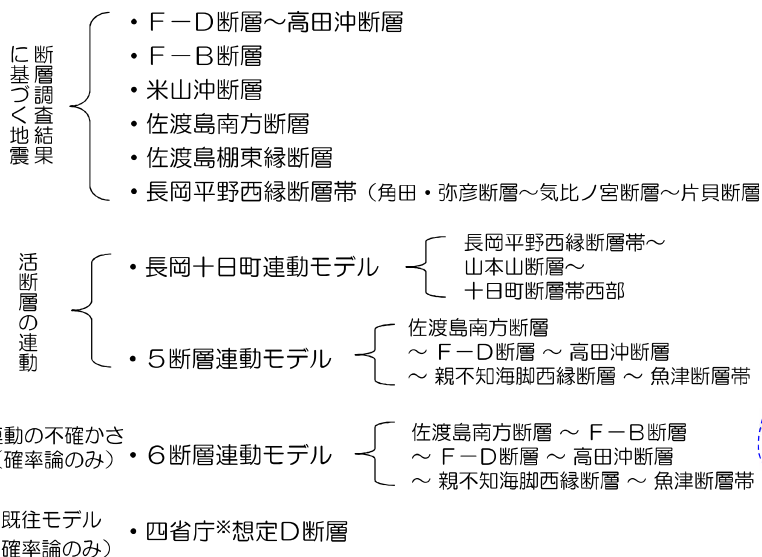
	取水口前面の水位	最高水位 (T.M.S.L.[m])	最低水位 (T.M.S.L.[m])
検討会	F38	+3.1	-2.3
	F40	+2.8	-1.9
	F41	+3.8	-2.7
	F30	+2.2	-1.9
	F34	+3.2	-2.3
当社評価		+6.8	-5.4

検討会モデルによる数値シミュレーションの結果は、  
いずれも、当社想定を下回ることを確認した。



## 2. 2 敷地周辺海域の活断層による津波

- 基準津波の検討において考慮した、敷地周辺海域における活断層調査結果に基づく地震及び活断層の連動を考慮した地震について検討対象とした。
- 確率論の方がより広汎なモデルを考慮することとし、連動の不確かさで考慮する断層を長くするとともに、四省庁\*の想定D断層を検討対象に加えた。



敷地周辺海域の活断層分布図

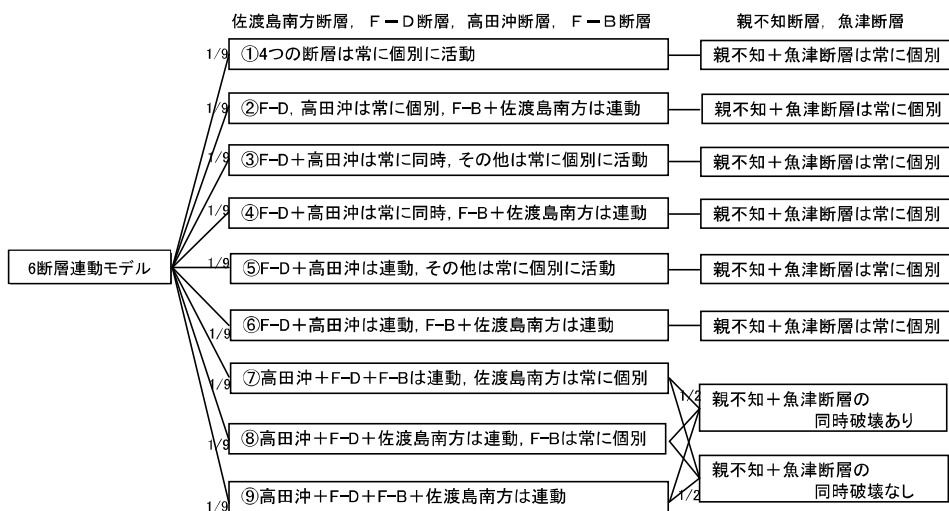


東京電力

\* 四省庁：農林水産省構造改善局・農林水産省水産庁・運輸省港湾局・建設省河川局（1996）

## 2. 2 敷地周辺海域の活断層による津波

- 連動を考慮するケースのうち、5断層連動モデルおよび不確かさを考慮した6断層連動モデル（佐渡島南方断層・F-B断層・F-D断層・高田冲断層・親不知海脚西縁断層・魚津断層帯）の検討内容を示す。
- 断層連動に関するロジックツリーの他は、原子力学会標準(2012)・土木学会手法(2011)に基づき検討した。
- 断層連動に関するロジックツリーを以下に示す。



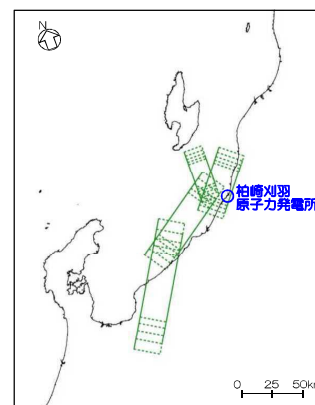
重みの設定理由：

均等配分

均等配分

「連動」は個別活動と同時活動の組合せ

断層連動に関するロジックツリー（6断層連動モデル）



断層モデルの位置  
(6断層連動モデル)

\* 枠の添数字は分岐の重み



東京電力



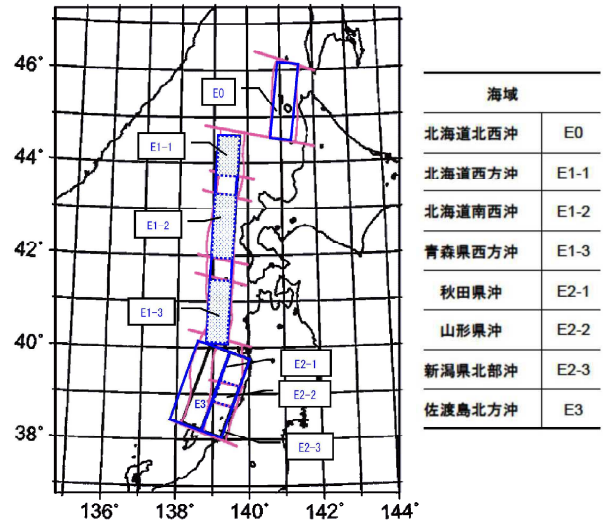
## 2. 3 日本海東縁部の地震による津波

- 日本海東縁部に想定される地震は、地震調査研究推進本部（2003），土木学会手法(2011)等の知見に基づき、活動域区分を設定する。

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）を編集



土木学会（2011）

日本海東縁部海域の大地震活動域区分



東京電力

## 2. 3 日本海東縁部の地震による津波

- 日本海東縁部に想定される地震の規模は、土木学会手法(2011)を基本とした。
- 基準津波の検討において考慮した、地震調査研究推進本部（2003）の評価対象領域の区分における、1領域モデル（基本モデル）及び2領域モデル（領域の連動を考慮）による地震を検討対象とした。
- 確率論の方がより広汎なモデルを考慮することとし、連動の不確かさで考慮する断層を長くした地震を検討対象に加えた\*。

既往最大規模 ■土木学会手法(2011)のモデル

→確率論 E2領域全体同時破壊なし

領域の連動

■基準津波の基本モデル（1領域モデル）

→確率論 E2領域全体同時破壊モデル

■基準津波の領域の連動を考慮（2領域モデル）

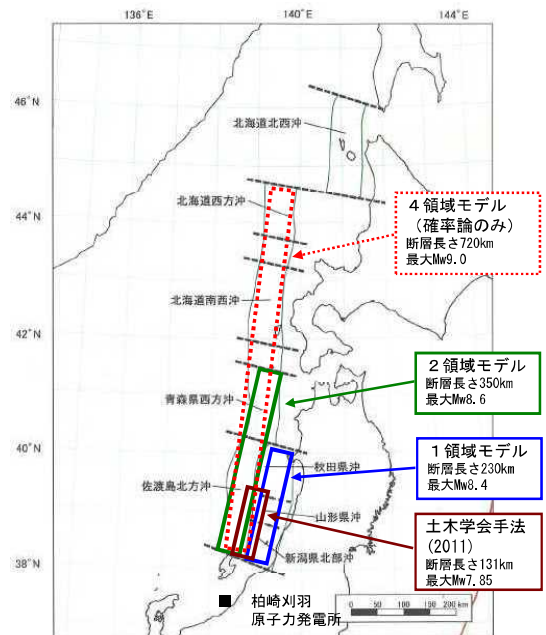
→確率論 E3+E1-3領域全体同時破壊モデル

→確率論 E1-1+E1-2領域全体同時破壊モデル

連動の不確かさ ■さらなる不確かさ考慮モデル（4領域モデル）\*

（確率論のみ） →確率論 E3+E1領域全体同時破壊モデル

\*確率論においては、領域の連動（地震規模）についてさらなる不確かさを考慮したモデルを加えることとし、佐渡島北方沖～青森県西方沖～北海道南西沖～北海道西方沖の4領域が一度の地震で活動するものとして断層長さを設定したモデルを検討対象に加えた。



地震調査研究推進本部（2003）に加筆

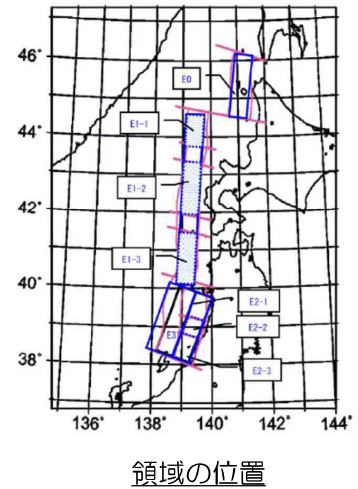
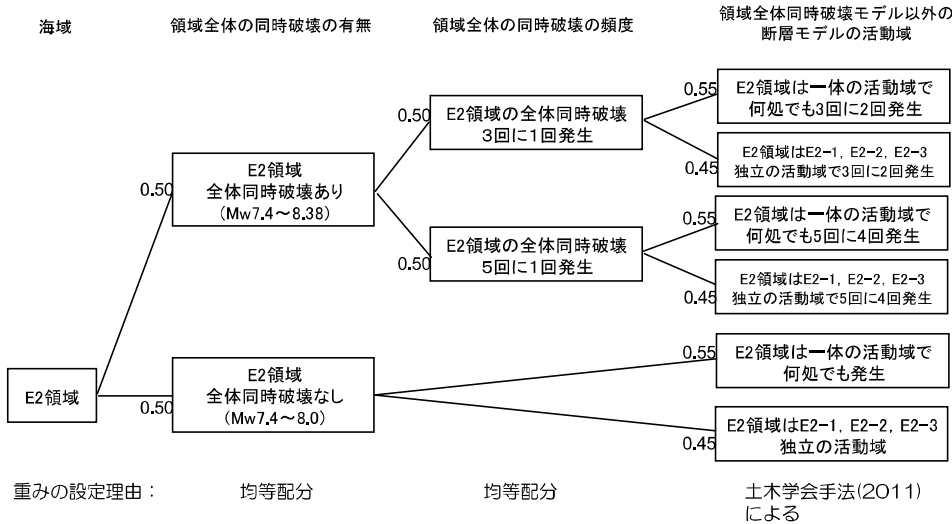
日本海東縁部の波源モデル



東京電力

## 2. 3 日本海東縁部の地震による津波

- 日本海東縁部に想定される地震による津波のうち、E2領域の検討内容を示す。
  - 土木学会手法(2011) (最大Mw8.0) に、基準津波の評価で想定している「E2領域全体同時破壊 (最大Mw8.38)」を考慮する分岐を追加した。
  - この他の設定は、原子力学会標準(2012)・土木学会手法(2011)に基づき検討した。
  - 同時破壊の考え方及び地震規模に関するロジックツリーを以下に示す。



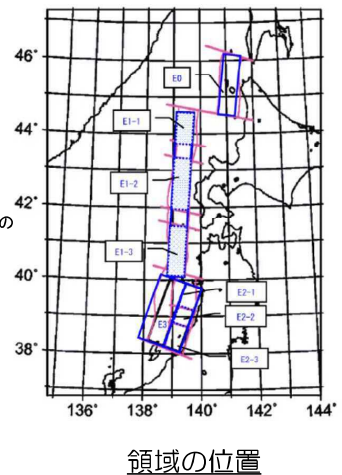
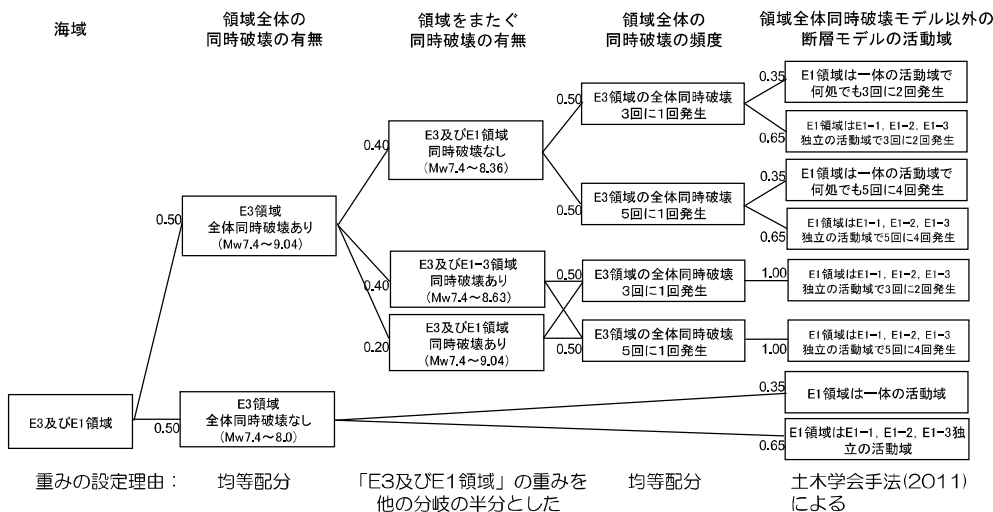
※枠の添数字は分岐の重み

同時破壊の考え方及び地震規模に関するロジックツリー (日本海東縁部：E2領域)



## 2. 3 日本海東縁部の地震による津波

- 日本海東縁部に想定される地震による津波のうち、E1及びE3領域の検討内容を示す。
  - 土木学会手法(2011) (最大Mw8.0) に、基準津波の評価で想定している「E3領域全体同時破壊 (最大Mw8.36)」, 「E3領域とE1-3領域の全体同時破壊 (最大Mw8.63)」及び確率論において想定する「E3領域とE1領域の全体同時破壊 (最大Mw9.04)」を考慮する分岐を追加した。
  - この他の設定は、原子力学会標準(2012)・土木学会手法(2011)に基づき検討した。
  - 同時破壊の考え方及び地震規模に関するロジックツリーを以下に示す。



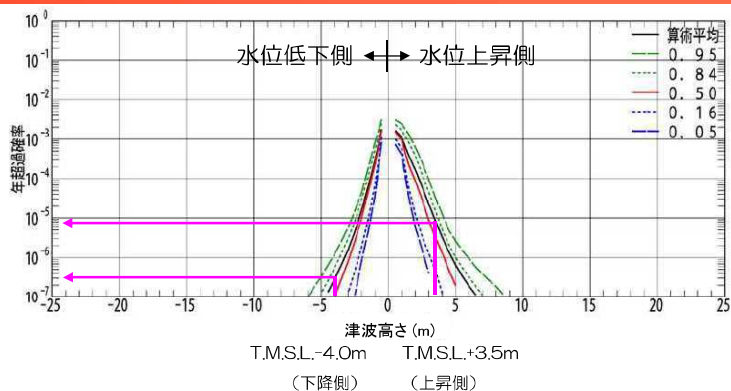
※枠の添数字は分岐の重み

同時破壊の考え方及び地震規模に関するロジックツリー (日本海東縁部：E3及びE1領域)

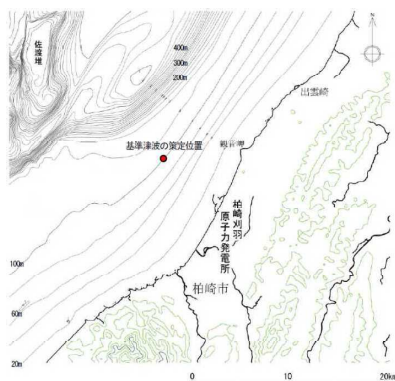


## 2. 6 フラクタルハザード曲線の評価結果

- 基準津波の策定位置（水深100m、敷地の沖合約7km）における確率論的津波ハザード曲線（フラクタルハザード曲線）を算定した。
- 最高水位の年超過確率は $10^{-5}$ ~ $10^{-6}$ 程度、最低水位の年超過確率は $10^{-6}$ ~ $10^{-7}$ 程度である。
- 波源ごとの平均ハザードにおいて、日本海東縁部および想定D断層が寄与度が高いことを確認した。

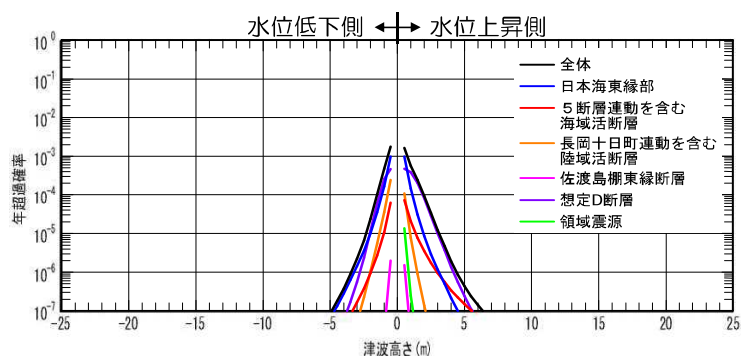


フラクタルハザード曲線（基準津波策定位置）



評価位置

（水深100m、敷地の沖合約7km）



波源ごとの平均ハザード曲線





## 大破断 LOCA を超える規模の LOCA が発生した場合の ECCS 注水機能による 炉心損傷防止の成立性及び原子炉格納容器の健全性

地震 PRA では、地震に伴って LOCA が発生するシーケンスが抽出されており、これを保守的に ECCS 性能を上回る冷却材の流出を生じる LOCA(Excessive-LOCA)として整理している。<sup>1</sup>

事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定において示したとおり、大破断 LOCA に ECCS 注水機能の喪失が重畳する場合、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止できない。このため、重大事故等対策の有効性評価における重大事故の評価項目「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」において、格納容器破損防止対策の有効性を評価している。

大破断 LOCA を超える規模の LOCA<sup>2</sup>に ECCS 注水機能の喪失が重畳する場合については、大破断 LOCA の場合と同様に、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止できないと整理できるが、大破断 LOCA を超える規模の LOCA に対し、注入ラインでの破断が生じていない ECCS での原子炉注水に期待する場合については、大破断 LOCA を超える規模の LOCA であっても炉心損傷を防止できる可能性があるものと考えられる。また、大破断 LOCA の場合と同様に格納容器破損防止を図ることができるかについては、破断口の大きさが格納容器圧力・温度に与える影響に着目して評価する必要がある。

ここでは、炉心損傷防止及び格納容器破損防止が可能な LOCA の規模を評価する。

### 1. 評価内容

#### (1) 炉心損傷防止

炉心損傷を防止可能な LOCA の規模を確認する観点から、原子炉圧力容器に接続される配管及び機器を対象とし、原子炉圧力容器に注水可能な配管が最も少なく、かつ、他の全ての配管において破断が生じ、原子炉圧力容器に接続される機器に原子炉冷却材の漏洩を伴う損傷が生じた場合を仮定し、炉心損傷を防止可能な条件を確認した。

評価条件を表 1 に、評価結果を表 2 に示す。評価の結果、高圧炉心注水系(以下、「HPCF」という。)1 系列(注水量 727m<sup>3</sup>/h(0.69MPa[dif]において))で注水する場合及び残留熱除去系(低圧注水モード)(以下、「LPFL」という。)1 系列(注水量 954m<sup>3</sup>/h(0.27MPa[dif]において))で注水する場合は、燃料被覆管最高温度が 1200 を超え、炉心損傷に至る結果となったが、HPCF2 系列で注水する場合、HPCF1 系列と LPFL1 系列で注水する場合、LPFL2 系列で注水する場合には、原子炉圧力容器に繋がる他の全ての配管が破断し、原子炉圧力容器に接

<sup>1</sup> 実際には、大規模な地震において LOCA が発生した場合であっても、破断の規模や使用可能な緩和設備の状況によっては、炉心損傷を防止できる可能性も考えられるが、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷の規模や緩和系に応じた事象収束の評価が困難なため、保守的に Excessive LOCA 相当の LOCA が発生するものとし、炉心損傷に直結する事象として抽出している。

<sup>2</sup> ECCS による炉心損傷防止に期待できない Excessive LOCA と設計基準事故において任意の 1 個所で生じるものとしている大破断 LOCA の間の規模の LOCA。複数本の配管破断等を考慮。

続される機器に原子炉冷却材の漏洩を伴う損傷が生じていても、燃料被覆管最高温度が 1200 を超えることはなく、炉心の著しい損傷を防止できることを確認した。HPCF2 系列で注水した場合(炉心の著しい損傷の防止に成功する場合)の評価結果を図 1 に、HPCF1 系列と LPFL1 系列で注水した場合(炉心の著しい損傷の防止に成功する場合)の評価結果を図 2 に、LPFL2 系列で注水した場合(炉心の著しい損傷の防止に成功する場合)の評価結果を図 3 に示す。

但し、HPCF2 系列で注水した場合及び LPFL2 系列で注水した場合に炉心損傷防止が可能な条件は、評価上、制御棒駆動機構の損傷割合については約 75%(153 本程度)までとなった。

しかしながら、大規模な地震による荷重を受けた場合の制御棒駆動機構への荷重の加わり方は制御棒駆動機構の接続位置によって異なり、全ての制御棒駆動機構が等しく損傷するとは考えにくい<sup>3</sup>と工学的に判断し、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉の地震 PRA のモデルでは、制御棒駆動機構及び原子炉冷却材再循環ポンプが損傷し、注水可能な HPCF 及び LPFL のうちいずれかの 2 系列を除く全ての配管で破断が生じていても炉心損傷を防止できるものとして、大破断 LOCA を超える規模の LOCA の成功基準を設定した。

評価の結果、HPCF2 系列を除く全ての配管で破断が生じ、原子炉压力容器に接続される機器に原子炉冷却材の漏洩を伴う損傷が生じた場合であっても、HPCF2 系列で原子炉に注水することにより、炉心損傷を防止できることを確認した。

なお、原子炉压力容器に接続される系統及び機器について、地震に対する相対的な大小関係を確認するため、その HCLPF(低い損傷確率(5%損傷確率)であることが高い信頼度(95%信頼度)で推定できる地震加速度)を比較した。各系統及び機器の HCLPF を表 3 及び表 4 に示す。地震動を受けた際、必ず HCLPF の低いものから損傷するものではないが、仮に HCLPF の低いものから損傷するとした場合、表 3 に示す 6 号炉では、残留熱除去系配管(残留熱除去系及び LPFL)の HCLPF が比較的高いことから、地震によって原子炉压力容器に接続される系統及び機器の多くから原子炉冷却材の流出が生じる場合において、残留熱除去系が機能を維持し、LPFL2 系列で注水する状況が想定し得る。一方、表 4 に示す 7 号炉では原子炉注水に寄与する系統が先に機能を喪失することから、表 2 の評価結果で示した HPCF 及び LPFL のうちいずれかの 2 系列が機能を維持し、他の殆どの箇所から原子炉冷却材の流出が生じる状況は想定し難いと考えられる。このため、7 号炉では制御棒駆動機構及び原子炉冷却材再循環ポンプの損傷に伴う原子炉冷却材の流出を考慮することの必要性

<sup>3</sup> 例えば、原子炉压力容器底部の接続位置から機器の下端までが長い、原子炉压力容器外周部の制御棒駆動機構と、原子炉压力容器底部の接続位置から機器の下端までが短い、原子炉压力容器中心部の制御棒駆動機構(図 5 参照)では、接続位置から制御棒駆動機構の下端までの長さによって固有振動数が異なり、また、同じ地震動を受けた際に加わるモーメントも異なることから、地震により全ての制御棒駆動機構が等しく損傷する状況は考えにくい。接続位置から制御棒駆動機構の下端までの長さに着目し、固有振動数や同じ地震動を受けた際に加わるモーメントが同等となる制御棒駆動機構の数を考えると、最外周及びその近傍の制御棒駆動機構に着目する場合にその数が多くなる。この場合の制御棒駆動機構の数が全体の約 40%にあたる 80 本程度であることを踏まえると、制御棒駆動機構が損傷する場合に、同時に損傷するとみなす割合としては約 40%と整理することも考えられる。

は小さく、配管の破断のみを考慮するとしても問題無いものと考えられる。

## (2) 格納容器破損防止

格納容器破損を防止可能な LOCA の規模を確認する観点から、原子炉压力容器に注水可能な配管が最も少なく、かつ、他の全ての配管において破断が生じた場合を仮定し、格納容器破損を防止可能な条件を確認した。対象箇所考え方は(1)の炉心損傷防止と同じである。

評価条件を表 5 に、評価結果を図 4 に示す。評価の結果、LOCA 後に格納容器圧力の急激な上昇が生じるものの、HPCF1 系列を除いた全ての配管が破断しても格納容器圧力は限界圧力(0.62MPa[gage])を上回らないことを確認した。

この後の対応として、HPCF1 系列による原子炉注水に期待できる場合には、HPCF1 系列によって炉心を再冠水するとともに、低圧代替注水系(常設)を用いて原子炉格納容器内にスプレイを実施することで、原子炉格納容器の過圧破損を防止できる。また、HPCF1 系列(HPCF ポンプ)による原子炉注水に期待できない場合には、HPCF のラインから低圧代替注水系(常設)を用いて原子炉に注水する対応が考えられるが、原子炉压力容器の底部からの原子炉冷却材の流出により、炉心を再冠水することができず、原子炉格納容器は過温破損に至る。

評価の結果、HPCF1 系列を除く全ての配管で破断が生じた場合であっても、HPCF1 系列で原子炉に注水し、代替格納容器スプレイ冷却系で原子炉格納容器の除熱を実施することにより、格納容器破損を防止できることを確認した。

以 上

表 1 主要評価条件(炉心損傷防止)

項目	評価条件 <sup>1</sup>	評価条件 <sup>1</sup>	評価条件 <sup>1</sup>	評価条件 <sup>1</sup>	評価条件 <sup>1</sup>	評価条件 <sup>1</sup>	備考
原子炉の初期水位	通常水位	通常水位	通常水位	通常水位	通常水位	通常水位	-
想定破断箇所	・主蒸気配管(700A×4ライン)	4/4	4/4	4/4	4/4	4/4	ノズル形状等を 流路面積に反映
	・給水配管(300A×2ライン)	2/2	2/2	2/2	2/2	2/2	
	・HPCF注入配管(200A×1ライン)	1/2	2/2	0/2	1/2	2/2	
	・残留熱除去系吸込配管(350A×1ライン, 300A×2ライン)	3/3	3/3	3/3	3/3	3/3	
	・LPFL注入配管(200A×2ライン)	2/2	1/2	2/2	1/2	0/2	
	・底部ドレン配管(65A×1ライン)	1/1	1/1	1/1	1/1	1/1	
	・底部計装配管(32A×8ライン)	8/8	8/8	8/8	8/8	8/8	
	・原子炉冷却材再循環ポンプ(モータケージングからの漏洩)	-	-	10/10	10/10	10/10	
	・制御棒駆動機構(ハウジング貫通孔からの漏洩)	-	-	153/205	205/205	153/205	
	原子炉注水	HPCF1系列 <sup>2</sup>	LPFL1系列 <sup>3</sup>	HPCF2系列 <sup>2</sup>	HPCF1系列 <sup>2</sup> LPFL1系列 <sup>3</sup>	LPFL2系列 <sup>3</sup>	

1 配管の破断のみで炉心損傷を防止できないことが確認されたため、原子炉圧力容器に接続される機器の損傷は考慮していない。

2 原子炉水位低(レベル1.5)にて自動起動、注水流量 727m<sup>3</sup>/h(0.69MPa[dif])において

3 原子炉水位低(レベル1)にて自動起動、注水流量 954m<sup>3</sup>/h(0.27MPa[dif])において

表 2 主要評価結果(炉心損傷防止)

項目	評価条件	評価条件	評価条件	評価条件	評価条件	判断基準
燃料被覆管最高温度	1200 を超える	1200 を超える	約 1153	約 898	約 1195	1200 以下
燃料被覆管酸化割合最大値	-	-	約 7.6%	約 1.7%	約 9.7%	15%以下

判断基準は満足するものの、一部の燃料被覆管の破裂を伴う。

表 3 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器のフラジリティ(6号炉)

機器名	HCLPF
原子炉冷却材浄化系配管	2.96
残留熱除去系配管(残留熱除去系及び LPFL)	1.84
主蒸気配管	1.81
制御棒駆動機構ハウジング貫通孔	1.80
原子炉冷却材再循環ポンプ(RIP)モータケーシング	1.55
原子炉冷却材再循環ポンプ貫通孔	1.38
給水系配管	1.12
HPCF 配管	1.10

表 4 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器のフラジリティ(7号炉)

機器名	HCLPF
制御棒駆動機構ハウジング貫通孔	2.88
原子炉冷却材再循環ポンプ貫通孔	2.74
原子炉冷却材浄化系配管	1.62
原子炉冷却材再循環ポンプ(RIP)モータケーシング	1.60
給水系配管	1.50
HPCF 配管	1.44
主蒸気配管	1.22
残留熱除去系配管(残留熱除去系及び LPFL)	1.15

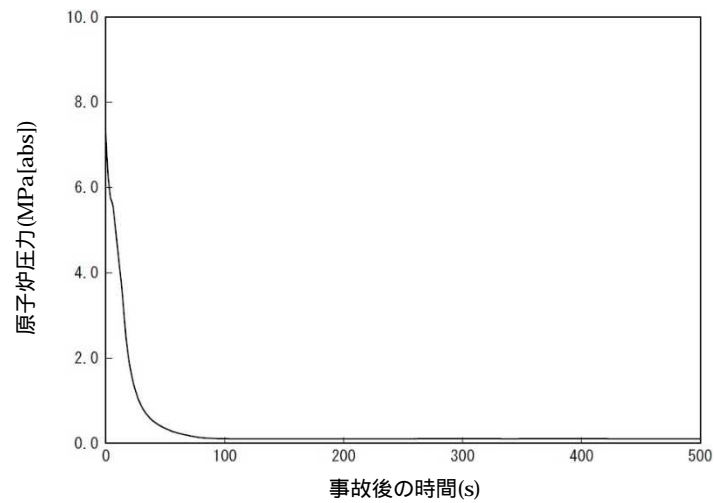
表 5 主要評価条件(格納容器破損防止)

項目	評価条件	備考
原子炉の初期水位	通常水位	-
想定破断箇所	・主蒸気配管(700A×4ライン)	4/4
	・給水配管(300A×2ライン)	2/2
	・HPCF注入配管(200A×1ライン)	1/2
	・残留熱除去系吸込配管(350A×1ライン, 300A×2ライン)	3/3
	・LPFL注入配管(200A×2ライン)	2/2
	・底部ドレン配管(65A×1ライン)	1/1
	・底部計装配管(32A×8ライン)	8/8
	・原子炉冷却材再循環ポンプ(モータケージングからの漏洩) <sup>1</sup> ・制御棒駆動機構(ハウジング貫通孔からの漏洩) <sup>1</sup>	- -
原子炉注水	HPCF1系列 <sup>2</sup>	-
原子炉格納容器除熱	代替格納容器スプレー系 <sup>3</sup>	-

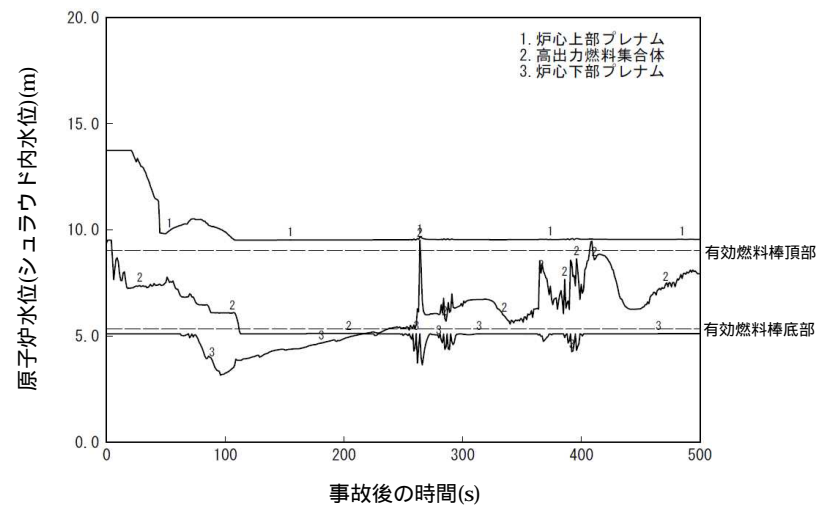
1 原子炉冷却材再循環ポンプ及び制御棒駆動機構の損傷による流出の影響は考慮の対象から除外した。これは当該箇所の流出口面積が大口径配管の口径に比べて小さく、LOCA後の格納容器圧力の上昇に与える影響が小さいと考えられること、及び、炉心損傷後の原子炉炉水位維持の観点では、HPCFで注水するため仮に当該箇所からの流出を考慮しても原子炉炉水位維持は十分に可能であることを考慮したためである。

2 原子炉水位低(レベル1.5)にて自動起動、注水流量 727m<sup>3</sup>/h(0.69MPa[diff]において)

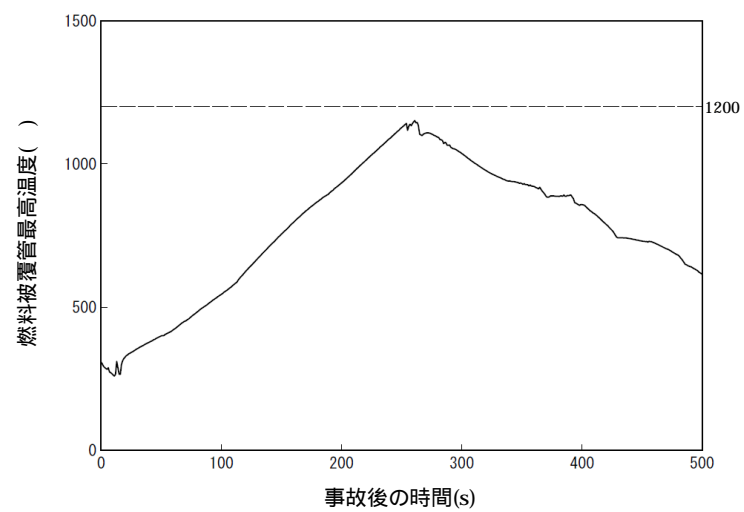
3 格納容器圧力 0.465MPa[gage]到達でスプレー開始、スプレー流量 140m<sup>3</sup>/h



a. 原子炉圧力の推移



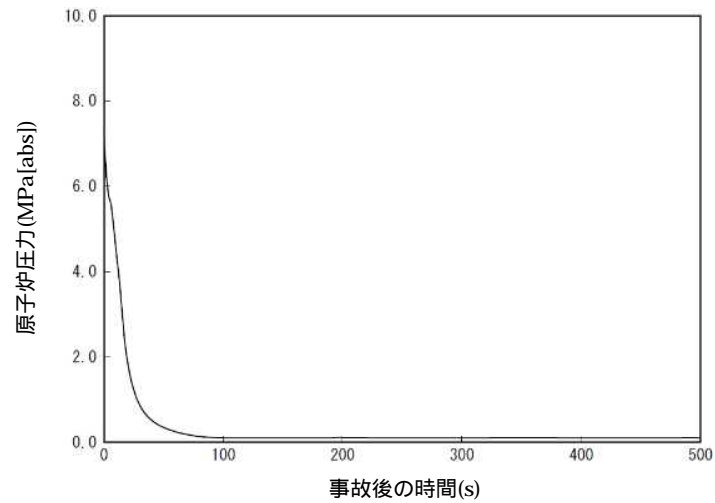
b. 原子炉水位(シュラウド内水位)の推移



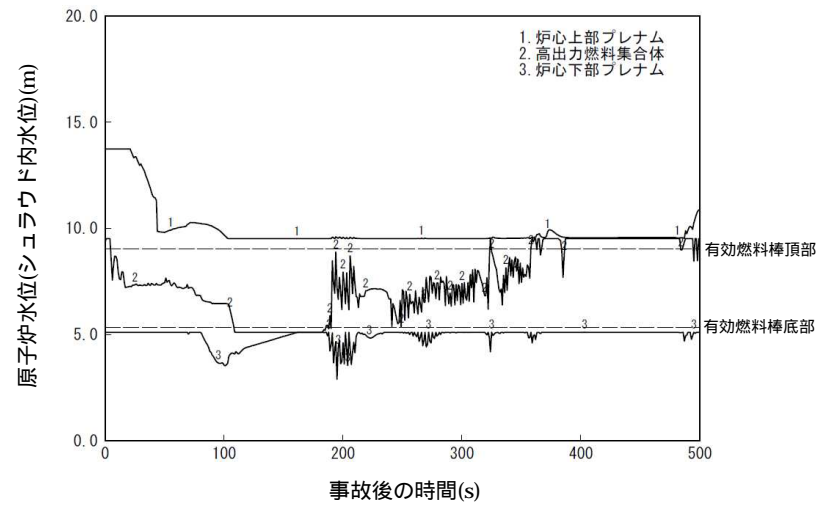
c. 燃料被覆管最高温度の推移(PCT 発生位置)

図 1 主要評価結果(炉心損傷防止, HPCF2 系列による原子炉注水時)

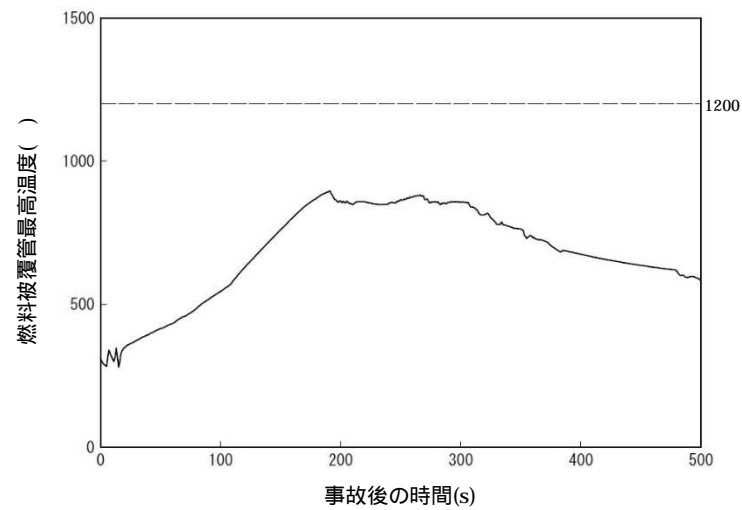




a. 原子炉圧力の推移



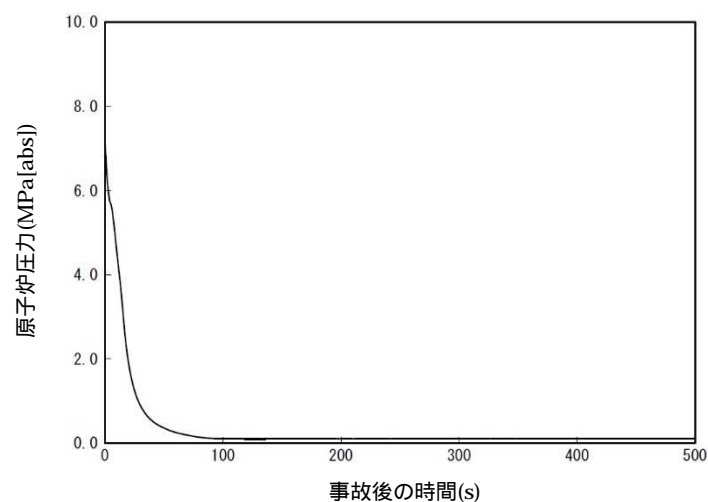
b. 原子炉水位(シュラウド内水位)の推移



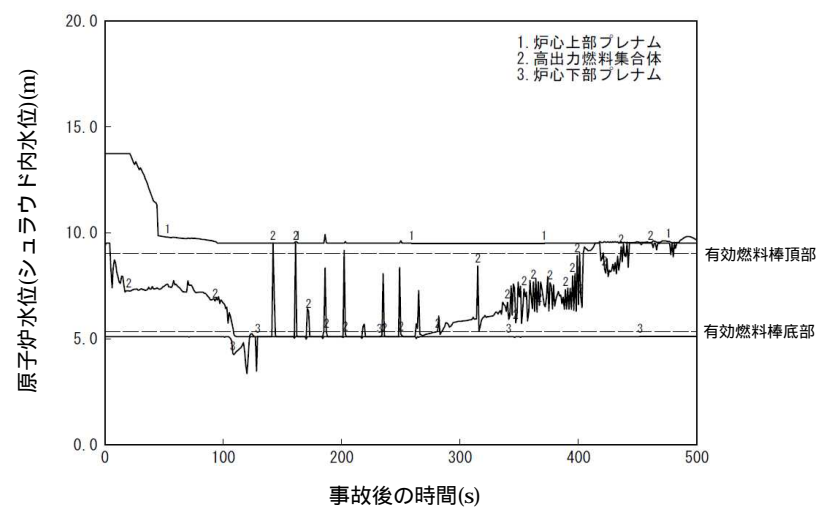
c. 燃料被覆管最高温度の推移(PCT 発生位置)

図 2 主要評価結果(炉心損傷防止, HPCF1 系列と LPFL1 系列による原子炉注水時)

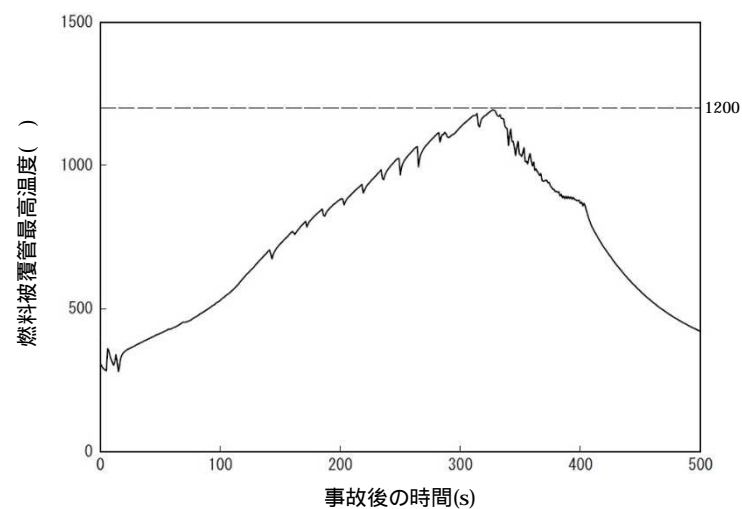




a. 原子炉圧力の推移

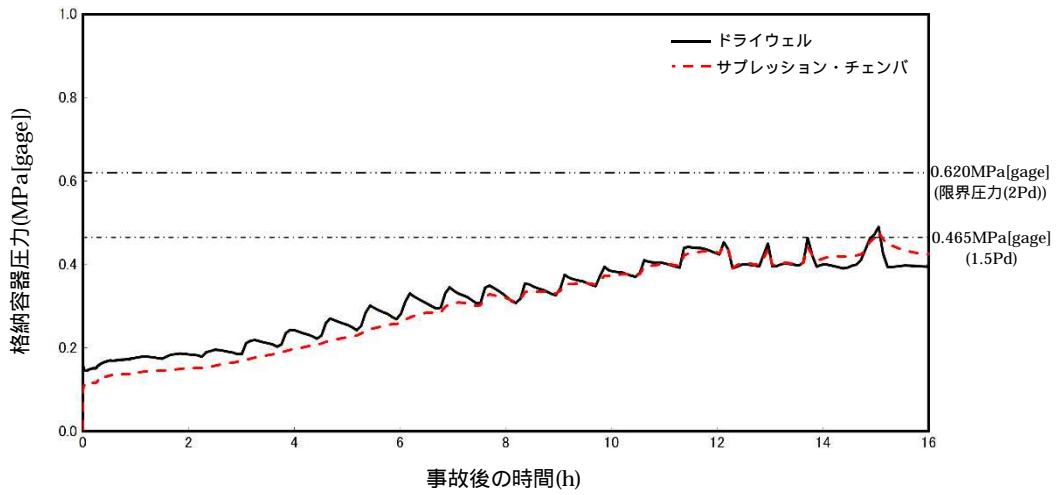


b. 原子炉水位(シュラウド内水位)の推移

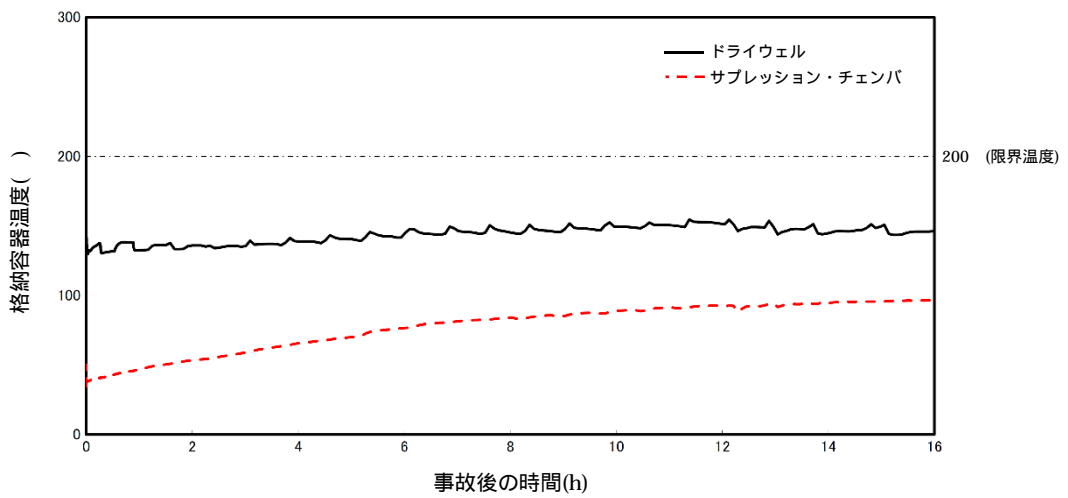


c. 燃料被覆管最高温度の推移(PCT 発生位置)

図 3 主要評価結果(炉心損傷防止, LPFL2 系列による原子炉注水時)

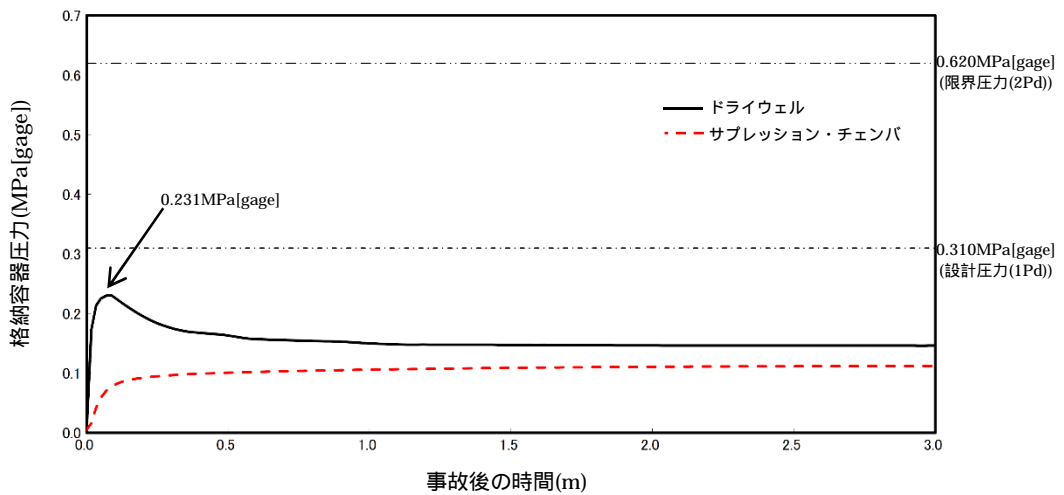


1) 格納容器圧力の推移



2) 格納容器温度の推移

a. 事象発生から 16 時間後までの各パラメータの推移



b. 事象発生から 3 分後までの格納容器圧力の推移

図 4 主要評価結果(格納容器破損防止, HPCF1 系列による原子炉注水時)

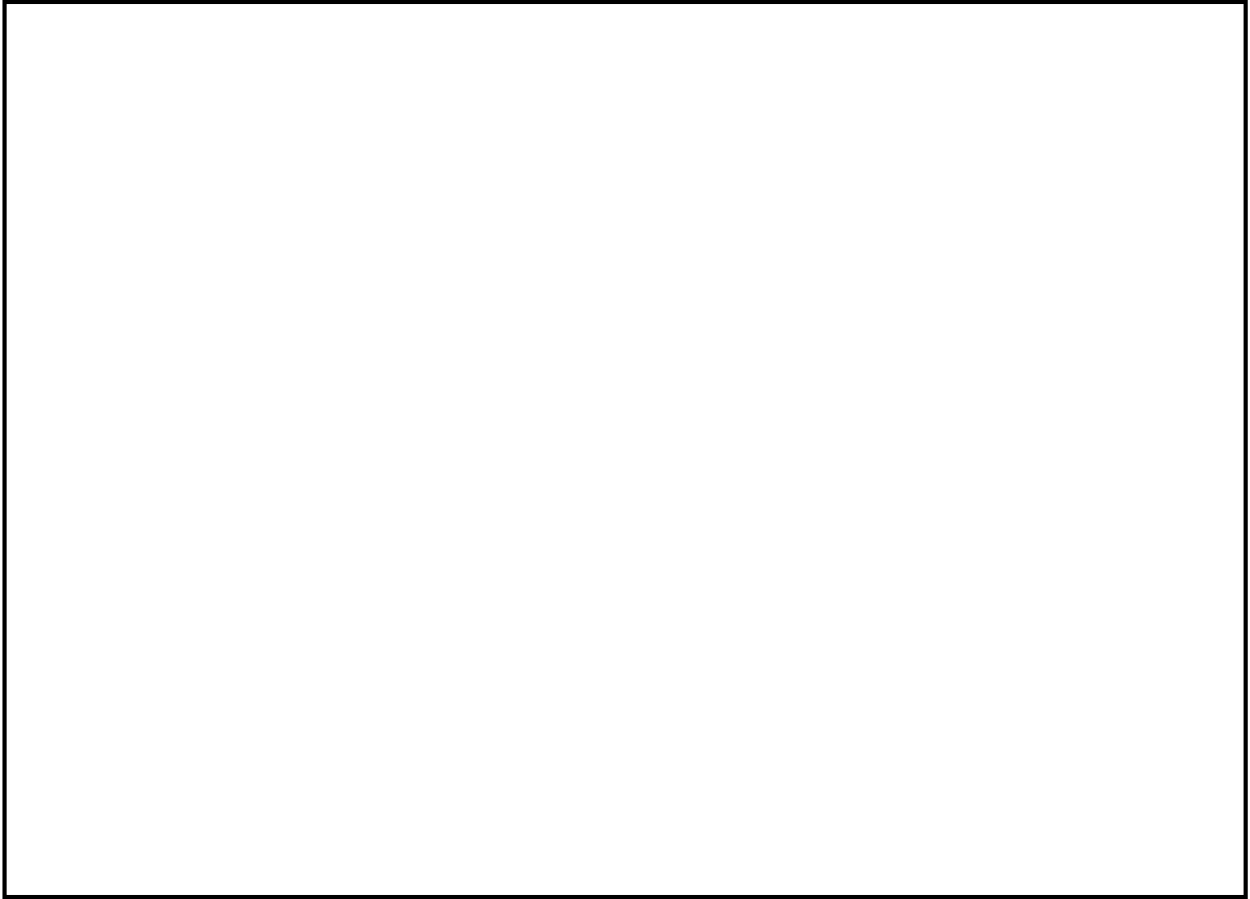


図 5 原子炉压力容器下部における制御棒駆動機構(CRD)ハウジングの接続状況

## 原子炉压力容器下部の原子炉冷却材流出箇所の想定

設計基準事故や重大事故の評価では、目的に照らして最も厳しい配管の両端破断を想定し、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)後の事象進展を評価している。

大破断 LOCA を超える規模の LOCA を考える場合、上記の事故評価で想定する箇所に加え、あらゆる箇所からの原子炉冷却材の漏洩を想定する。原子炉压力容器から原子炉冷却材の流出が生じる場合、配管の破断や漏洩による流出のほか、原子炉压力容器に接続されている機器の損傷に伴う流出が考えられる。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉における、重大事故等対処設備(各種アクシデントマネジメント策)を考慮した場合の地震 PRA(状態 E)では、大破断 LOCA を超える規模の LOCA について、以下の観点で流出箇所及び破断口面積を設定し、事象進展解析を行うことでその成功基準を設定している。

## ・配管

原子炉压力容器への注水に用いる配管を除いて全て両端破断するものとした。

## ・原子炉压力容器に接続されている機器

原子炉冷却材再循環ポンプ及び制御棒駆動機構について、大規模地震による荷重を受けた場合に損傷し、原子炉冷却材の流出に繋がると考えられる最弱部位を選定し、損傷の際に生じると考えられる原子炉冷却材の流出量を設定した。

配管について想定する流出箇所及び流出口径は表 1 の通りである。

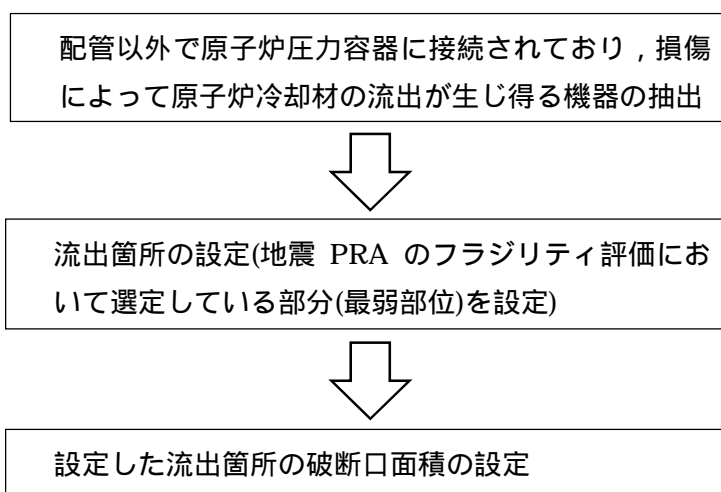
原子炉压力容器に接続されている機器については、別紙図 1 の流れで流出箇所及び破断口面積を設定した。対象とする機器としては、別紙図 2 の通り、原子炉冷却材再循環ポンプ及び制御棒駆動機構が抽出された。次に、原子炉冷却材再循環ポンプ及び制御棒駆動機構の流出箇所として、それぞれ地震 PRA のフラジリティ評価において選定している部分(最弱部位)を設定し、原子炉冷却材再循環ポンプについてはモータケーシング及びモータケーシング付け根部、制御棒駆動機構については CRDハウジングとスタブチューブの溶接部とした。原子炉冷却材再循環ポンプの流出口面積は、別紙図 3 の通り 1 台当たり 7.2cm<sup>2</sup>とし、制御棒駆動機構の流出口面積は、別紙図 4 の通り 1 台当たり 0.6cm<sup>2</sup>とした。原子炉压力容器に接続されている機器についての流出口面積の設定結果を別紙表 1 に示す。

以 上

別紙表 1 配管以外の流出想定箇所と破断口面積

抽出した機器	地震 PRA におけるフラジリティ評価対象	流出口面積の評価部位	流出口径	備考
原子炉冷却材再循環ポンプ	RIP モータケーシング	RIP モータケーシング (モータカバー, 冷却配管等が損傷し, モータケーシングの付け根から流出するモードを想定)	約 7.2cm <sup>2</sup>	10 台分で約 72cm <sup>2</sup> 直径約 9.6cm 相当
	RIPハウジング貫通孔	モータケーシングの付け根	約 1.6cm <sup>2</sup>	モータケーシングと同時破損の場合, 流出経路が重複するため, 破断口径としてはモータケーシング分のみ考慮。
制御棒駆動機構	CRDハウジング貫通孔	CRDハウジングとスタブチューブの溶接部	約 0.6cm <sup>2</sup>	205 本で約 123cm <sup>2</sup> 直径約 12.5cm 相当

地震 PRA におけるフラジリティ評価対象が地震によって損傷する場合に, 冷却材流出に繋がる損傷箇所として考えられる部位



別紙図 1 配管以外の流出箇所の破断口面積の設定フロー



別紙図 2 原子炉圧力容器に接続されている機器

$$\begin{aligned}
 \text{流出口面積} &= + + \\
 &= 3+50+668 \\
 &= 721[\text{mm}^2] \\
 &= \underline{7.2[\text{cm}^2]}
 \end{aligned}$$

10 台あたりでは、流出口面積の大きさは、72cm<sup>2</sup> (直径9.6cm の孔の大きさに相当)となる。

(φ2 の孔 1 つ)の面積  
 $\pi/4 \times 2^2 = 3.14 \quad 3[\text{mm}^2]$

(φ4 の孔 4 つ)の面積  
 $\pi/4 \times 4^2 \times 4 = 50.27 \quad 50[\text{mm}^2]$

(ストレッチチューブとポンプシャフトの隙間)  
 $\pi/4 \times (217.915^2 - 215.954^2) = 668.23 \quad 668[\text{mm}^2]$

- ・外径(ストレッチチューブ側)はノミナル寸法にプラス側の最大公差を考慮  
 $(217.8 + 0.115 = 217.915)$
- ・内径(ポンプシャフト側)はノミナル寸法にマイナス側の最大公差を考慮  
 $(216 - 0.046 = 215.954)$

別紙図 3 原子炉冷却材再循環ポンプ破損箇所(モータケーシング及びモータケーシング付け根部)の想定と破損時の流出口

流出口面積  
=  $\pi/4 \times (152.4^2 - 152.15^2)$   
= 59.80 [mm<sup>2</sup>]  
0.6 [cm<sup>2</sup>]

205本あたりでは、流出口面積の大きさは123cm<sup>2</sup> (直径12.5cmの孔の大きさに相当)となる。

別紙図4 制御棒駆動機構破損箇所(CRDハウジングとスタブチューブの溶接部)の想定と破損時の流出口面積



## 地震 PRA 炉心損傷直結シナリオ等の現実的な評価について

## 1. はじめに

評価ポイント（E）の地震 PRA（第 249 回，第 250 回審査会合資料）では，炉心損傷直結シナリオ（RBR 等）の全 CDF に対する寄与が大きい。これらは保守的な仮定をおいているために CDF が大きく評価されている面があり，評価ポイント（E）ではそれらが支配的となっている。評価ポイント（E）のリスクの分布をより現実的な評価に近づけるため，ベースケース評価において炉心損傷頻度に対して寄与が大きいシナリオについて，より現実的な損傷シナリオを考慮した評価を実施した。評価結果について表 1 及び図 2 に示す。なお，同種設備の相関性については完全相関とした評価（ベースケース通り）と，完全独立とした評価の 2 通りを実施した。

今回の現実的な地震時の挙動を想定した地震 PRA 評価においては，以下の議論を参考として，柏崎刈羽原子力発電所 7 号機の非管理放出の頻度について確認することとした。また，以下の議論における頻度の関係の概念図を図 1 に示す。

- ・発電用原子炉の安全目標について原子力規制委員会で「事故時の Cs137 の放出量が 100TBq を超えるような事故の発生頻度は，100 万炉年に 1 回程度を超えないように抑制されるべきである（テロ等によるものを除く）」（平成 25 年度 第 2 回原子力規制委員会資料（平成 25 年 4 月 10 日））が議論されている。
- ・また，当該安全目標の議論の基礎として，旧原子力安全委員会安全目標専門部会における検討があり，その中では発電炉の性能目標の定量的な指標値として，炉心損傷頻度  $10^{-4}$  / 年程度，格納容器機能喪失頻度  $10^{-5}$  / 年程度が定義されている。

なお，地震 PRA については，内的事象 PRA と比較して，評価の実績からくる技術の成熟度等に差があり，今回の評価についても一部簡易的なモデルとしていることから，今後も最新の知見を適宜 PRA のモデルに反映し，リスクをより適切に把握出来るように継続して努めていく。

表 1 評価ポイント E 評価結果 (K7)

炉心損傷シーケンス	ベースケース ( (第249回, 第250回 審査会合資料) )	詳細評価ケース (今回実施)	
		完全相関	完全独立
RBR	3.8E-06	6.5E-08	6.5E-08
TW	1.2E-06	7.8E-08	5.3E-08
TB	1.1E-06	2.6E-06	2.3E-06
PCVR	8.9E-07	3.0E-08	3.0E-08
LOCA	8.2E-07	2.3E-07	3.3E-07
TBU	3.7E-07	1.4E-06	1.4E-06
TC	3.6E-07	3.6E-13	3.6E-13
BYPASS	1.2E-07	8.3E-08	3.9E-08
CI	6.9E-08	1.9E-07	1.8E-07
TBD	6.0E-08	2.7E-07	2.6E-07
TQUX	2.3E-08	2.6E-08	2.5E-08
TBP	2.0E-08	4.7E-08	4.7E-08
TQUV	9.5E-09	8.7E-09	1.0E-08
LOCA2	0.0E+00	2.4E-08	6.9E-08
BYPASS2	0.0E+00	1.0E-09	9.4E-10
合計	8.9E-06	5.0E-06	4.8E-06
非管理放出 合計*	6.5E-06	4.4E-07	3.6E-07

\*炉心損傷に留まらず格納容器破損まで至る炉心損傷シーケンスを非管理放出として分類(格納容器ベント成功シーケンスは含まない)。具体的には, RBR, TW, PCVR, TC, BYPASS, CIを分類。

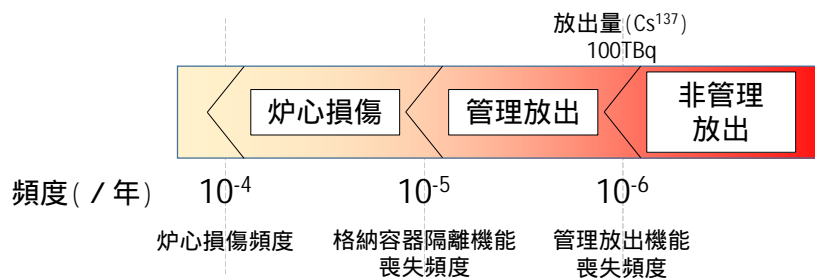


図 1 目標値イメージ図 (参考)

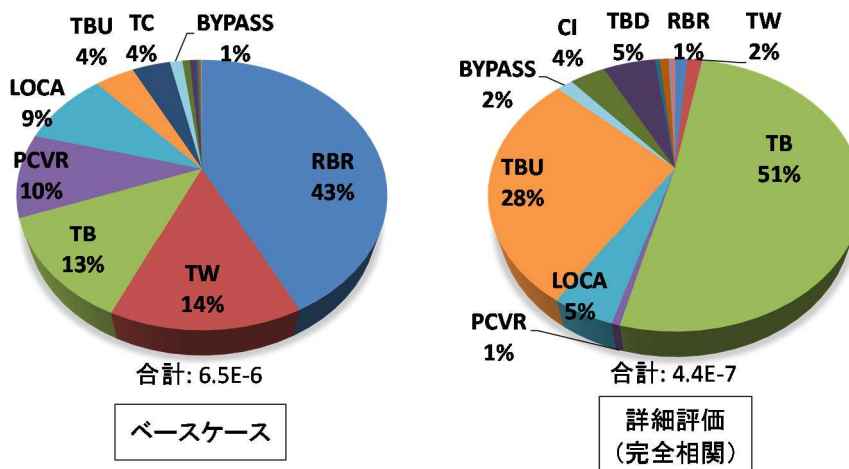


図 2 評価ポイント E 評価結果 (K7)

## 2. 評価内容

### 2.1. 原子炉建屋基礎地盤（RBR）

ベースケース評価では地震 PSA 学会標準に従って、原子炉建屋基礎地盤の安定性についてすべり安全率を指標としたフラジリティ評価を行っている。しかし、原子炉建屋が設置されている平坦な敷地に対して、すべり破壊が起きるということは現実的には考えにくい。そのため、平坦な基礎地盤の安定性評価で一般的に採用されている地盤変形量を指標とした評価を基にフラジリティを設定し、事故シーケンス評価を実施した。

#### 評価上の仮定

基礎地盤変形が起きた場合に起こり得るシナリオは、建屋間に生じる相対変位による建屋間貫通配管の損傷、及び建屋傾斜による建屋内機器の機能喪失である。

については、建屋間配管がすべて破断した場合においても RCIC により注水が可能であることから、以下のシナリオをモデル化する。

建屋間配管破断<sup>1</sup> RCIC による原子炉注水（S/P 水源） 8 時間以内の原子炉減圧 消防車による原子炉注水継続 格納容器ベントによる格納容器除熱

建屋間配管のフラジリティについては、設計基準地震動時の建屋間（R/B-T/B）の相対変位が約 1.2cm であるのに対し、RCW 配管の建屋貫通部には約 10cm の十分なクリアランスがあることから、設計基準地震動を HCLPF とし、不確かさについては  $c$  として保守的に 0.1 を適用する（後述）。

については、地震動 2138gal に対して建屋内機器が健全である（傾斜により機能喪失しない）ことが確認されている。更に 2138gal で発生しうる建屋傾斜（K7R/B 残留傾斜 1/2800）の 10 倍程度の傾斜が発生した場合も、機器支持構造物、制御棒挿入性への影響、動的機能維持への影響といった観点で安全系設備に対する影響は考えにくい。ただし、傾斜による、水位計の誤差等に起因する ECCS の動作タイミングへの影響や、地絡方向継電器への悪影響等の発生の可能性が否定できないことから、地盤傾斜による悪影響のフラジリティとして、2138gal を HCLPF とし、不確かさについては  $c$  として保守的に 0.1 を適用（後述）し、また地盤傾斜による悪影響の発生の際にはバックアップ操作に期待し、その失敗確率  $2.5E-1$ （THERP の極限的なストレス状況での操作に適用される値）をモデル化する。

上記の、新たにモデル化するフラジリティに関する不確かさについては、設定の手法が確立していないことから、ベースケース評価に用いている機器等の既存のフラジリティ結果（ $c$  最小：0.16）を参考に、 $c$  として保守的に 0.1 を与える。

<sup>1</sup> 外部電源の有無は、評価結果に有意な影響を及ぼさないことから、保守的に外部電源喪失が発生しているものとしてモデル化。

## 2.2. 原子炉建屋 (RBR)

原子炉建屋については、外壁部及び RCCV 部の中央で分割した 9 つの領域においてフラジリティ評価を実施し、格納容器 (シェル壁) 周りは、スクリーニング可能な値であったことから、一部の区画が機能喪失しても位置的分散が図られた何らかの注水手段により緩和できるものとして炉心損傷直結事象としては除外する。ただし一部の区画が機能喪失した場合の代表シナリオについてはモデル化し、建屋の最弱部位 (Am:3037gal, r: 0.25, u: 0.15) が損傷後に保守的に RCIC のみにしか期待できないシナリオを評価する。具体的なシナリオは 2.1 の建屋間配管が破断した際のシナリオと同様となる。

## 2.3. 格納容器内構造物 (PCVR)

格納容器内構造物のうち、RPV ペDESTAL, ダイヤフラムフロア, 原子炉遮へい壁および原子炉压力容器スタビライザ等原子炉压力容器支持構造物については各設備の損傷をもって炉心損傷直結としているが、実際には支持構造物全体としてその機能を喪失して初めて原子炉压力容器の支持性能の喪失に至ると考えられる (図 3)。

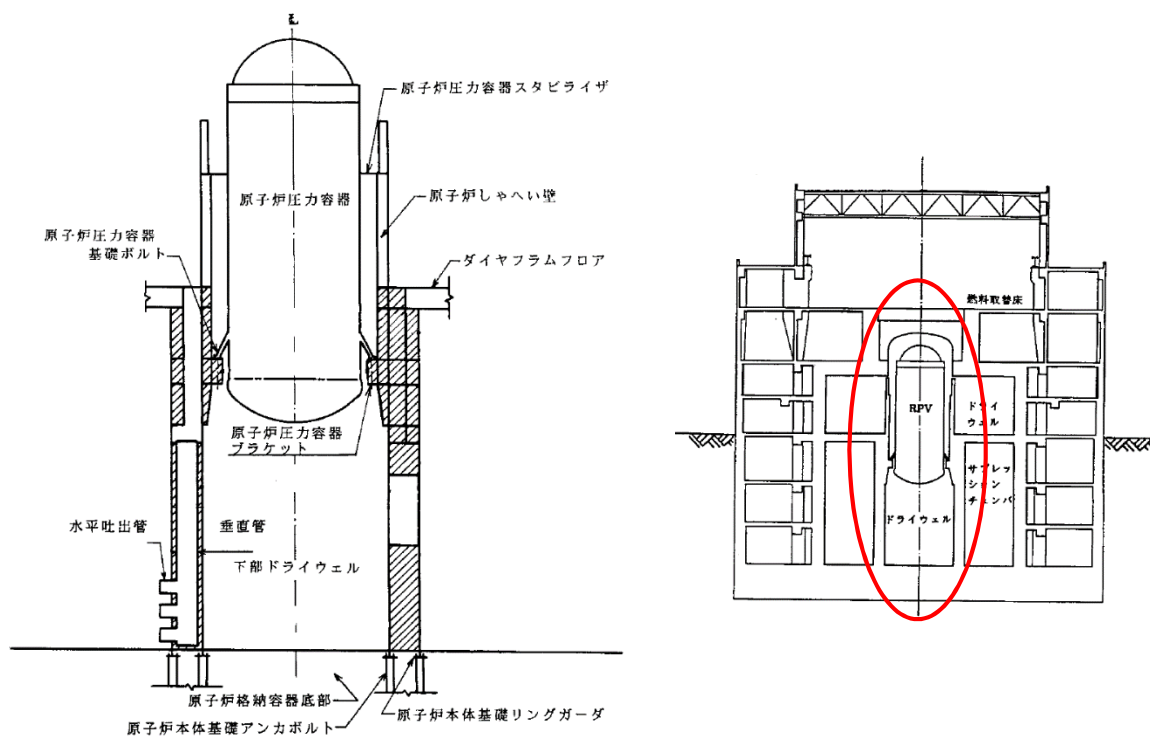


図 3 原子炉压力容器支持構造物概要図

支持構造物全体としての機能喪失を確認するには RPV, RPV ペDESTAL, 原子炉遮へい壁および原子炉压力容器スタビライザ等を連成させた詳細なモデル化を実施し、壊れていくことを模擬しながら地震応答解析を実施する必要があるが、実施は極めて困難である。

また、フラジリティは地震により損傷する実力を評価すべきだが、決定論的評価には保守性が存在し、設備毎にフラジリティ評価に反映している保守性の吐き出し度合いが異なっている（表2）。弾性範囲を超えた変形は設計引張強さの採用や塑性エネルギー吸収効果の考慮等限界値による評価であり、地震の交番性は決定論的評価で地震荷重を交番荷重ではなく単調荷重として扱っている保守性であり、実力値はミルシート値やコンクリート実強度等の採用であり、全体連成は上述の支持構造物全体を連成させた地震応答解析である。

表2 CDF に対して寄与が大きい設備のフラジリティ評価状況

○：フラジリティ評価に反映  
 : 今回試験検討を実施

対象設備	設計評価	弾性範囲を超えた変形	評価の高度化	地震の交番性	実力値	全体連成	HCLPF ( 1 )
RPV スタビライザ	○	○	-	-	-	-	1.71G
RPV ペDESTAL ( アンカ部 )	○	○	○ ( 2 )	- ( 3 )	-	-	1.22G [2.07G]
RPV ペDESTAL ( 円筒部・リップ )	○	○	- ( 4 )	-	-	-	1.22G [2.06G]
ダイヤフラムフロア	○	-	-	-	-	-	1.63G
原子炉遮へい壁	○	○	-	-	-	-	1.75G

1 : K 6 / K 7 の評価結果の内 , 小さい方を記載する。 [] 内の結果は今回の試験検討結果を反映した HCLPF を記載する。

2 : 既往の試験または詳細解析の知見を反映している。

3 : 2 は既往の知見を参照しているため新たな検討を加えることができない。円筒部・リップに対する今回の試験結果と同等な保守性があると考えられる。

4 : 鋼製部 (円筒部・リップ) だけでなく充填コンクリート強度を考慮した評価等が考えられる。

保守性の影響を確認するべく、表 2 の中で HCLPF が最も小さい RPV ペDESTAL (円筒部・リップ) について交番荷重の試験検討を行った。保守性の吐き出し度合いからすると HCLPF が同じである RPV ペDESTAL (アンカ部) について試験検討すべきだが、評価の高度化に際して参照したものは既往の知見であり新たな検討を加えることができないことから、RPV ペDESTAL (円筒部・リップ) について試験検討を行った。

### ORPV ペDESTAL (円筒部・リップ) についての試験検討

RPV および RPV ペDESTAL を簡易的にモデル化し、単調荷重により設計引張強さに到達した時の加速度と交番荷重により設計引張強さに到達した時の加速度を比較したところ、交番荷重の加速度は単調荷重の加速度の約 1.7 倍となった。

### 解析モデル

モデル化範囲は、RPV ペDESTAL、RPV、原子炉遮へい壁及び RPV スタビライザとした (図 4)。RPV ペDESTAL はシェル要素で、RPV 及び原子炉遮へい壁は梁要素で、RPV と遮へい壁を拘束する RPV スタビライザはばね要素でモデル化した。ただし、RPV ペDESTAL の充填コンクリートは質量を考慮し、剛性は考慮していない。また、ダイヤフラムフロアや燃料交換ペローズによる建屋との結合も考慮していない。

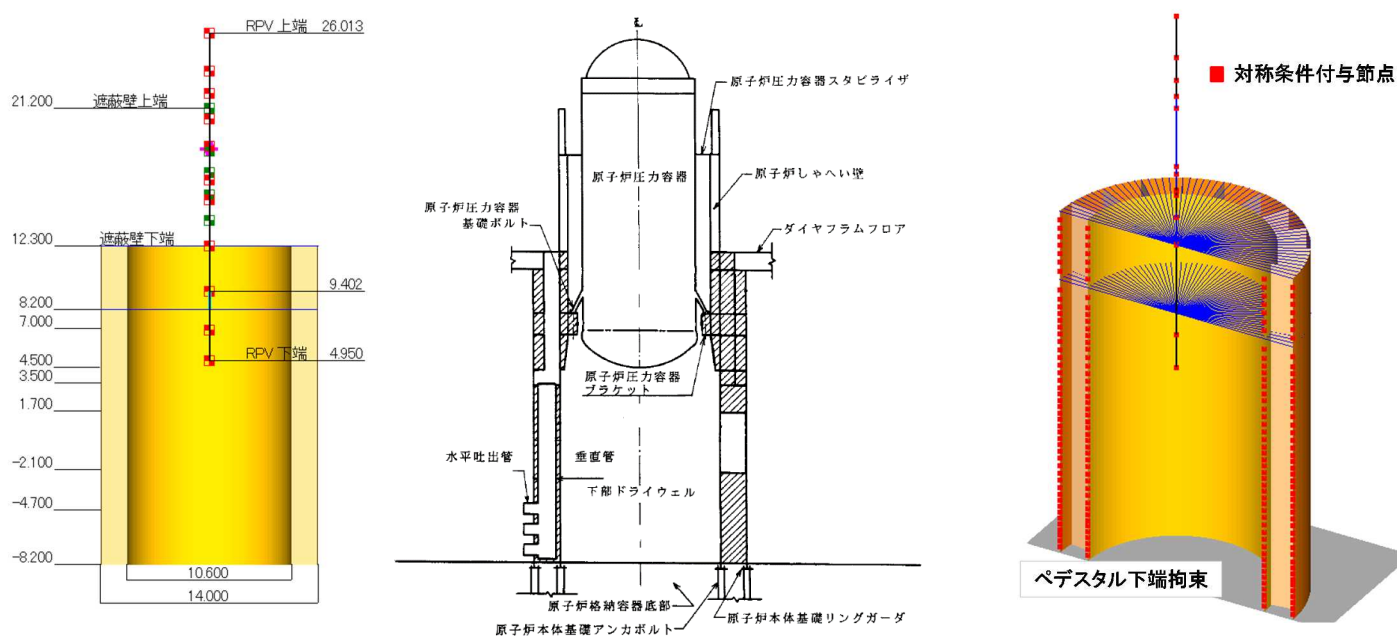


図 4 解析モデル

### 応力 - ひずみ特性

RPV ペDESTAL 鋼材部 (SPV490) の応力 - ひずみ関係は設計降伏点以降の接線係数を設計引張強さで JIS 最小伸びとなる傾きとした (表 3, 図 5)。

表 3 ペDESTAL鋼材部の物性値

部材	材質	温度 [ ]	ヤング率 E [N/mm <sup>2</sup> ]	設計降伏点 Sy [MPa]	設計引張強さ Su [MPa]	許容応力 [MPa]	JIS 最小 伸び[%]
ペDESTAL 鋼材部	SPV490	100	191000	460	562	393	19

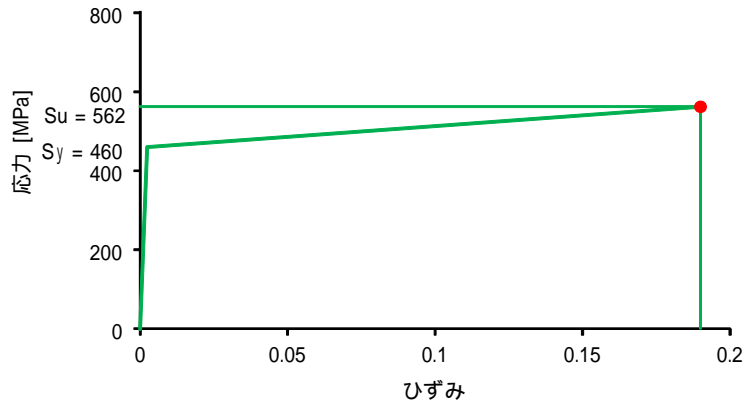


図 5 SPV490 の応力 - ひずみ関係

単調荷重による解析結果

弾塑性静的解析により水平力を漸増载荷してひずみが JIS 最小伸び(19%ひずみ)に達した時の加速度は 4.69G となった。(図 6)

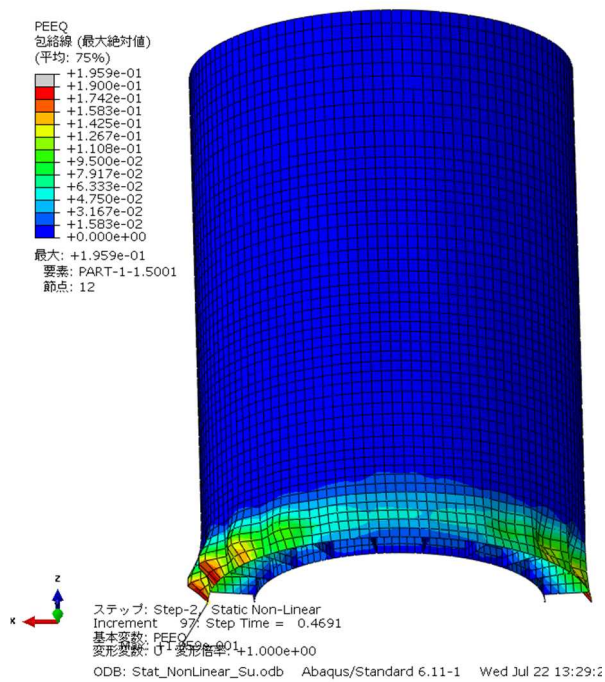


図 6 19%ひずみ到達時 ひずみ分布



## 交番荷重による解析結果

基準地震動 Ss の加速度振幅を係数倍した入力に対する弾塑性動的解析を実施した。振幅倍率を大きくしていくと最大ひずみが 11.0 倍で 18.2% , 11.5 倍で 19.1% となった(表 4 , 図 7 , 8) 。 Ss の 11.0 倍の加速度は 8.29G であり , 単調荷重による解析結果の約 1.7 倍となった。

表 4 各振幅倍率に対する最大ひずみ

振幅倍率	最大ひずみ[%]
5.0 倍	5.1
8.0 倍	14.0
10.0 倍	16.8
11.0 倍	18.2
11.5 倍	19.1

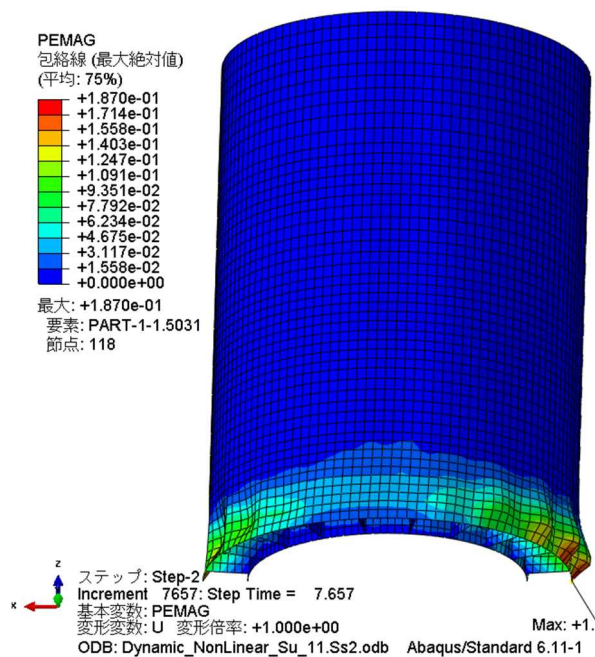


図 7 振幅倍率 11.0 倍 最大ひずみ時 ひずみ分布

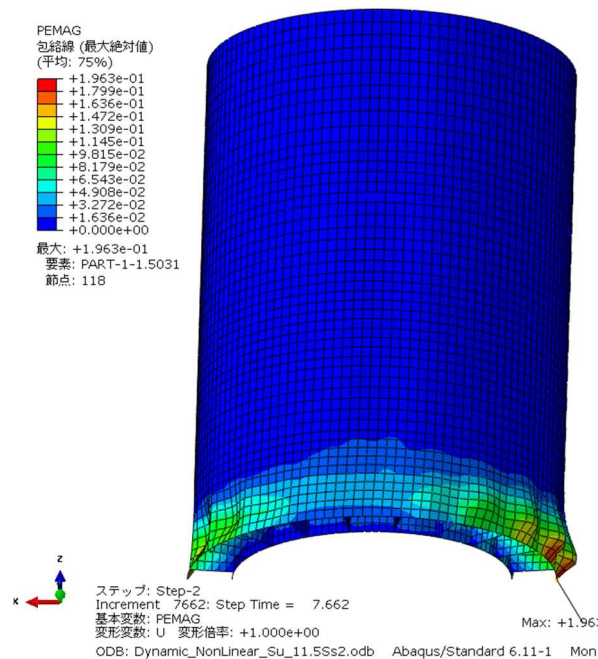


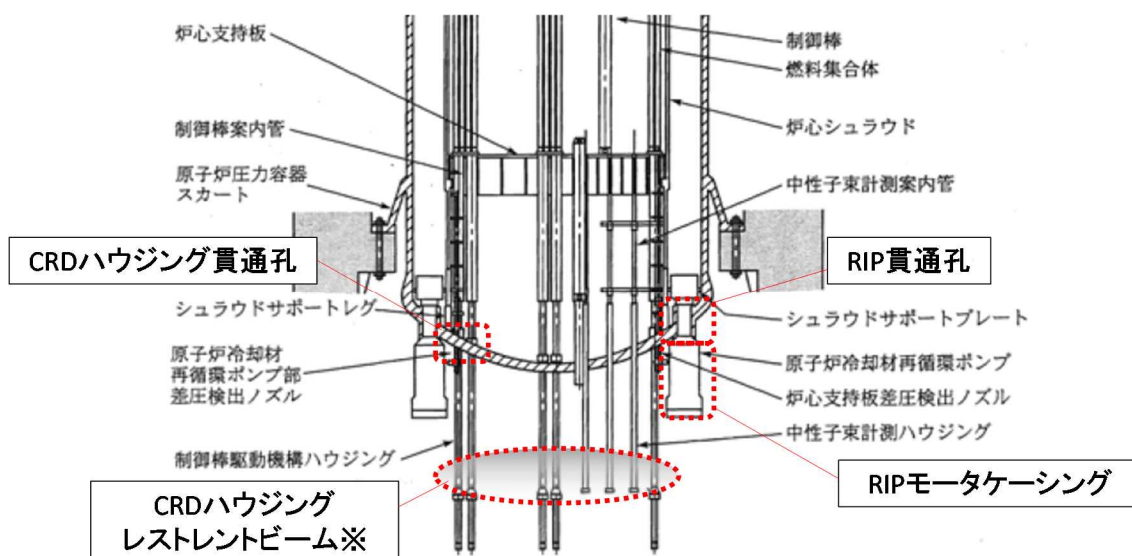
図8 振幅倍率 11.5 倍 最大ひずみ時 ひずみ分布

今回の試験結果を反映すると RPV ペDESTAL の HCLPF は 2G を超える結果となり、実力値の考慮や支持構造物全体を連成させた詳細解析が可能となればさらなる向上が見込めると考えられる。また、元々 RPV ペDESTAL よりも大きな HCLPF である RPV スタビライザ、ダイヤフラムフロアおよび原子炉遮へい壁についても保守性の検討を行うことにより同等以上の向上が見込めると考えられる。

以上より、格納容器内構造物については最弱部位が損傷したとしても炉心損傷直結シナリオとはならず、損傷した場合にも炉心損傷防止の対策が有効と考えられる。格納容器内構造物損傷後のシナリオ展開の解析には課題が多いものの、上記の通り、HCLPF が 2G を超えることから、炉心損傷頻度への影響は小さいものと考えられる。(表 1 より、他に炉心損傷直結シナリオとしてモデル化している HCLPF が同程度の機器(例: 直流 125V 主母線盤 (HCLPF: 2.12G) の CDF 寄与が 1%未満)

また、以下の格納容器内構造物については、ベースモデルにおいては保守的に圧力容器・格納容器の損傷要因としてモデル化していたものの、現実的には損傷した場合も炉心損傷直結には至らないものと考えられることから、炉心損傷直結シナリオから除外した。

- ・ CRDハウジングレストレントビーム
- ・ CRDハウジング貫通孔
- ・ RIP貫通孔
- ・ RIPモータケーシング



CRD ハウジング - 原子炉本体基礎間を支持する構造物

図9 格納容器内構造物 概要図

CRD ハウジングレストレントビーム，CRD ハウジング貫通部については損傷した場合には制御棒の挿入性に波及的影響を及ぼす可能性があるものの、地震により損傷に至る前に制御棒挿入は完了している可能性が高いことからスクリーニングアウトとした(2.7節参照)。

RIP貫通孔，RIPモータケーシングについては、損傷した場合、冷却材喪失となる可能性があるものの、破断面積及び損傷確率共にRHR破断LOCAシナリオ(2.4節参照)に代表性があることから、個別のシナリオ展開については省略する(表1より、詳細にモデル化した場合のCDFへの影響は小さいと考えられる)。

#### 2.4. Excessive-LOCA

ベースモデルでは格納容器内配管すべてが完全相関であると仮定しており、最弱の RHR 配管が損傷した場合には全注水手段を同時に喪失するものとして炉心損傷直結を想定している。ただし、現実的にはすべての配管が同時に機能喪失することは考えにくく、一部の配管が健全なシナリオを考慮する必要がある。

##### 評価上の仮定

ベースケースでは格納容器内の全配管を完全相関と仮定していたが、緩和系と同様の相関の取り方（系統間の相関性を完全独立）とする。また、HPCF が健全であれば、他の配管が全て破断したとしても炉心損傷には至らないことから、表 5 のとおりの事故シーケンスをモデル化する。

表 5 相関性の考え方と事故シーケンス

	相関性		事故シーケンス
	系統間	系統内	
ベース ケース	完全相関	完全相関	最弱配管の損傷で、Excessive-LOCA
	格納容器内の全配管が完全相関		
詳細 評価	完全独立	完全相関	【RHR 配管損傷シーケンス】 注水：HPCF-B,C 除熱：格納容器ベント <u>モデル化対象とする。</u> （成功基準・時間余裕は大 LOCA と同様とする）
	(例)RHR-A,B,C は完全相関だが、RHR と HPCF は完全独立 (緩和系と同様の設定)		【HPCF 配管損傷シーケンス】 注水：LPFL-A,B,C 除熱：RHR-A,B,C，格納容器ベント HPCF 配管については RHR 配管よりも HCLPF が大きく、また損傷した場合も期待できる緩和系が比較的多いことから、RHR 配管損傷シーケンスにより代表する。*1
			【RHR，HPCF 配管損傷シーケンス】 炉心損傷直結（E-LOCA） <u>モデル化対象とする。</u>
			【その他の配管損傷シーケンス】 過渡事象で期待できる緩和設備のうち RCIC のみ機能喪失 期待できる緩和系が多いため、CDF への影響小としてスクリーニングアウト。*1

\*1 表 1 より、詳細にモデル化した場合の CDF への影響は小さいと考えられる。

## 2.5. コントロール建屋詳細評価 (CI)

計測・制御系の損傷要因としてモデル化しているコントロール建屋について、ベースケース評価では炉心損傷頻度に対して寄与が低い(寄与割合 0.8%) 状況であったが、2.1 等においてイベントツリー前段のヘディング (RBR 等) の詳細評価を実施した結果、炉心損傷に対する CI の寄与がベースケース評価と比較して相対的に高くなることから、コントロール建屋のフラジリティの向上を目的として、解析で使用するせん断に対する復元力特性をより実情に近いものに見直した上でフラジリティ評価を実施した。

コントロール建屋のフラジリティ評価では、地震 PSA 学会標準に準拠し、「現実的耐力と現実的応答による方法 (応答解析に基づく方法)」を採用している。ベースケースの評価においては、応答解析で用いるせん断に対する復元力特性について、PSA 学会標準に基づくボックス壁の終局ひずみの中央値で終局応力となるような形状を設定していたが、今回の評価においては JEAG4601-1991 に基づき  $4.00 \times 10^{-3}$  で最大せん断応力に達する形状を設定した上でフラジリティを評価した (図 10 参照)。JEAG4601-1991 では、 $4.00 \times 10^{-3}$  以降のスケルトンの形状は定義されていないため、図 10 には  $4.00 \times 10^{-3}$  を超える範囲の復元力特性については記載していないが、フラジリティ評価に用いる建屋の最大応答せん断ひずみは下図のせん断復元力特性の範囲内に収まっている。なお、せん断に対する復元力特性以外については、ベースケースと同一の条件を用いている。

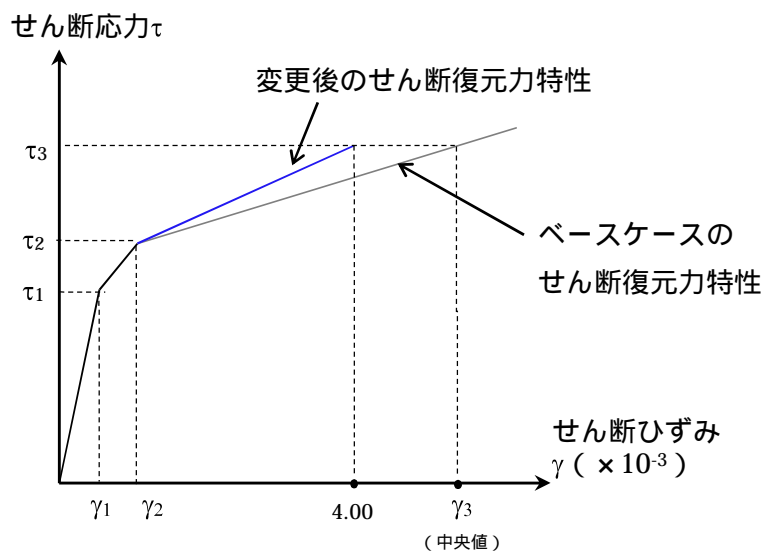


図 10 せん断復元力特性変更イメージ図

## 2.6. 盤関連故障に対する手動バックアップ (CI)

計測・制御系のフラジリティ評価はチャタリングを想定している。短期的なチャタリングについては、運転員の操作対応は不要であり原子炉の安全性に影響を与えないと考えられるが、保守的に継続的に誤信号が出る場合についてモデル化する。継続的な誤信号については、関連パラメータの確認 (警報発生時操作手順書) 等により認知可能であり、対応操作を実施することが想定されることから、地震収束後の復旧操作に期待したモデルとし

た。なお、手動バックアップの失敗確率については、THERP の極限的なストレス状況での操作に適用される  $2.5E-1$  (中央値) を適用する。

## 2.7. 制御棒挿入 (TC)

ベースケース評価ではヘディング「スクラム系」において、以下の設備の地震要因損傷により、制御棒の挿入に失敗するものとして評価している。

- ・ 炉内支持構造物
- ・ CRD
- ・ 燃料集合体 (過度の相対変位による制御棒挿入失敗を想定)

ただし、上記で挙げた設備 (炉内支持構造物, CRD, 燃料集合体) については地震要因による損傷は否定できないものの、地震発生から損傷に至るまでには時間差があると考えられる。そのため、その間に地震加速度大 (水平 120gal, 鉛直 100gal) によるスクラム信号発信及び制御棒挿入 (100%挿入で 1.33 秒, 60%挿入で 0.85 秒 (ともに平成 21 年定検時スクラム検査)) は余裕をもって完了している可能性が高い。例えば設計基準地震動では P 波によりスクラム信号が発信し、3~4 秒程度で最大加速度に達する。また、新潟県中越沖地震では、震源が発電所から近い場所にあり厳しい地震であったが、その場合も最大相対変位が生じる随分前に、制御棒の挿入は完了していた (7 号機)。

また、制御棒が部分的に挿入失敗するようなケースでは、必ずしも臨界とはならないが、地震による CRD の損傷は同種系統間で完全相関を想定しているため、1 本の制御棒でも挿入失敗した場合は保守的にスクラム失敗により炉心損傷するものとして評価している。

以上より、現実的には本事故シーケンスにより炉心損傷に至る確率が十分小さいと判断し、スクリーニングアウトとした。

## 2.8. 格納容器ベント損傷要因

格納容器ベントの失敗要因としてモデル化していた以下の機器については、仮に損傷した場合にも炉心損傷を回避している状況であれば、格納容器除熱機能は満足されるものと考えられる。破断箇所からの流出蒸気についてはブローアウトパネルから建屋外に排出されることも考えられるものの、建屋内設備へ悪影響が及ぶことは否定できない。ただし、流出蒸気が安全施設へ悪影響をもたらすまでには 6 時間以上の余裕があるため、流出蒸気の影響が及ばない注水手段への切り替えといった対応が可能であることから、これらの機器の損傷についてはスクリーニングアウトとした。

- ・ 不活性ガス系配管
- ・ SGTS 配管
- ・ SGTS ライン隔離弁

また、不活性ガス系弁については、機能損傷した場合も現場操作可能であることからスクリーニングアウトとした。

## 2.9. 格納容器バイパス

### 2.9.1. 原子炉冷却材浄化系（CUW）

ベースケース評価では、隔離弁の下流側の耐震 B クラス設備が地震により破断（保守的に必ず破断と想定）した後、通常時閉状態である隔離弁 2 個（内側，外側）が同時損傷した場合にバイパス破断が発生し、炉心損傷直結事象としてモデル化していた。当該隔離弁の損傷要因としては、弁自体の損傷、及びサポート系である電源喪失による隔離機能喪失に分けられる。

隔離弁自体が損傷した場合は、以下のシナリオにより炉心損傷を回避し、流出蒸気が収まった後、破断箇所での隔離等の対応により事象収束が可能であることから、バックアップ操作に期待し、人的過誤確率（ $p=2.7E-1$ （ベースケース評価において大規模な現場操作に適用））で代表してモデル化する。

- ・ TAF で水位維持（HPCF 注水）
- ・ 急速減圧
- ・ MUWC による原子炉注水

注水時にラインナップが必要な弁が地上階にあるため、破断箇所からの流出蒸気により ECCS が機能喪失した後にも中央制御室から操作可能である可能性が高い。また、MUWC による原子炉注水のバックアップとして消防車による原子炉注水にも期待できる可能性がある。

- ・ 格納容器ベント

破断箇所から蒸気が出ていることから時間余裕がかなり長く、二次格納容器外からの操作が可能。

また、電源系が損傷した場合については、弁の駆動電源のケーブルを健全な MCC に接続する等の対応が可能であることから、バックアップ操作に期待し、人的過誤（失敗確率は THERP の極限的なストレス状況での操作に適用される  $2.5E-1$  を採用）をモデル化する（2.6 参照）。

### 2.9.2. 給水系配管及び主蒸気系配管

気相ラインである給水系配管及び主蒸気系配管からの格納容器バイパスが発生した場合も、HPCF 等により炉心に注水が成功していれば炉心損傷には至らないことから、炉心損傷直結シナリオとしては整理せず、バイパス発生後の事象緩和シナリオに期待する。

### 2.9.3. 残留熱除去系

ベースケース評価では、格納容器外において RHR 停止時冷却モード吸込み配管が破断後、通常時閉状態である隔離弁 2 個（内側，外側）が同時損傷した場合にインターフェイスシステム LOCA（ISLOCA）が発生するものとしてモデル化していた。

現実的には、以下の観点から隔離弁の損傷が考えにくいこと及び ISLOCA 発生後の事象緩和が可能であることからスクリーニングアウトとする。

- ・ 隔離弁については機能損傷の観点からフラジリティ評価を実施しているものの、通常時閉状態の弁であることから、機能損傷では ISLOCA に至らないものと考えられる。
- ・ 万が一 ISLOCA が発生した場合も吸込口は TAF 以上であることから炉水位を低く維持するなどの対応により、炉心損傷を回避可能であることから炉心損傷直結事象とはならない。

#### 2.10. 格納容器ベント時のバックアップ

格納容器ベントでは、隔離弁を現場操作さえできれば安全機能は損なわれないことから、ベースケース評価において格納容器ベントの失敗要因としてモデル化している設備の損傷等が発生した場合も、最終的に隔離弁の 2 次格納容器外からの操作に期待できるモデルとする。人的過誤確率としては、他の人的過誤との従属性を考慮して、保守的に  $1.0E-1$  を適用する。

#### 2.11. 現場操作の認知失敗

事象発生後数時間以降における現場操作（電源車による P/C 給電操作、消防車による CSP 補給操作等）については、ベースケース評価では当該操作の認知失敗確率を  $1.1E-1$  としていた。

当該操作については、時間余裕が長いこと、また起因事象として地震が発生している状況で可搬型 SA 設備等の使用を思いつかない可能性は低いことから、現実的にはその操作の必要性の認知に失敗する可能性は十分低いものと考えられるためスクリーニングアウトとする（ベースケース評価においても、SBO シーケンスでは当該認知失敗についてはスクリーニングアウトとしている）。

#### 2.12. 燃料補給操作

ベースケース評価では、消防車及び電源車の燃料補給操作に失敗した時点で燃料枯渇により消防車、電源車が機能喪失し、（他に注水手段等がなければ）炉心損傷に至るものとしてモデル化していた。

現実的には、燃料補給操作に失敗した場合は認知可能であること、また補給操作失敗から炉心損傷に至るまでは猶予が数時間程度あり、当該作業員以外のバックアップにも期待できることから、バックアップ操作を失敗する可能性は極めて低くリスクへの寄与は無視できるものとしてスクリーニングアウトとする（仮にベースケース評価で用いている時間余裕数時間のバックアップ操作（中央制御室）の失敗確率が  $6.1E-3$  であることを踏まえて、 $0.01$  等の値を失敗確率として適用した場合もスクリーニングアウトと同等の影響となる）。

#### 2.13. 消防車起動操作失敗による CSP 補給失敗

長期水源として CSP に期待する場合には、消防車により CSP への補給を実施する必要がある。ベースケース評価では初期（事象発生後数時間程度を想定）の CSP 補給に失敗



した場合、格納容器ベントの際の外部水源注水時にも補給できないものとして保守的にモデル化していた。ただし、初期の補給に失敗した場合も、長期的にはバックアップにより CSP 水源への補給は成功する可能性が高いと思われることから、バックアップに期待したモデルとする。

#### 2.14. CSP 周り配管

ベースケース評価では、RHR 配管破断 LOCA (大 LOCA を想定) が発生した場合、スクラム成功後の注水手段として HPCF (S/P 水源)、格納容器除熱手段として格納容器ベントに期待している。格納容器ベント時には外部水源からの注水が必要となることから、HPCF の水源を CSP へ切り戻す必要があるものとし、他の注水手段に期待しないモデルとしていたため、CSP 周り配管が損傷した場合炉心損傷に至るものとして保守的に扱っていた。

現実的には、CSP 周り配管が破断している場合も、初期に S/P 水源からの注水に成功していれば、代替注水でも必要な注水量を満足できることから、消防車による HPCF 注水ラインを使った注水により炉心損傷回避できるものとしてモデル化する。

#### 2.15. 防火水槽、貯水池 (CSP 補給用)

防火水槽が損傷した場合、貯水池から直接 CSP 補給可能 (消防車 1 台で水頭が足りない場合は、複数台連結等の手段がとれる) であり、直接消防車により取水する場合については、ホースを直接池に垂らして取水することも可能である。また、万が一取水不能となる規模で貯水池が地盤ごと崩壊した場合には、海水による CSP 補給にも期待できることから、防火水槽と貯水池については CSP 補給の失敗要因からスクリーニングアウトとする。

#### 2.16. 消防車のランダム故障

消防車については台数が多いこと、保管場所やメンテナンスのタイミング等が異なることから、消防車全体として機能喪失する可能性は極めて小さいことから、(共通原因故障を含めて)スクリーニングアウトとする。

#### 2.17. 確定論的なフラジリティを設定している機器

ベースケース評価では、一部の SA 機器に確定論的なフラジリティ ( $S_s$  や  $1.5S_s$  を超えた場合、損傷確率 1) を設定していた。これらの機器については、不確実さを考慮し、 $S_s$  や  $1.5S_s$  を HCLPF とし、不確実さについては、設定の手法が確立していないことから、ベースケース評価に用いている機器等の既存のフラジリティ結果 ( $c$  最小: 0.16) を参考に、 $c$  として保守的に 0.1 を与える。

### 3. イベントツリー

上記 2. の評価上の仮定を反映したイベントツリーを図 11 に示す。



## 地震ハザード（事故シーケンス評価用）について

## 1. はじめに

事故シーケンス評価で用いている地震ハザードについて、確定論評価を踏まえ、長岡平野西縁断層帯（陸域連動）の地震規模に対して新潟県中越沖地震の知見を取り込んだ設定を実施した。以下に地震ハザード評価の内容について示す。

本評価結果の地震ハザードについて、地震 PRA の現実的な評価における事故シーケンス評価に取り込んだ場合、表 1 のとおりの結果となる。

表 1 ハザード見直し結果を用いた事故シーケンス評価結果

炉心損傷 シーケンス	ベースケース ((第249回,第250 回審査会合資料))	詳細評価ケース (今回実施,完全相関)	
		ハザード見直し前	ハザード見直し後
RBR	3.8E-06	6.5E-08	2.3E-08
TW	1.2E-06	7.8E-08	4.6E-08
TB	1.1E-06	2.6E-06	1.2E-06
PCVR	8.9E-07	3.0E-08	1.2E-08
LOCA	8.2E-07	2.3E-07	9.7E-08
TBU	3.7E-07	1.4E-06	6.5E-07
TC	3.6E-07	3.6E-13	3.6E-13
BYPASS	1.2E-07	8.3E-08	3.4E-08
CI	6.9E-08	1.9E-07	7.2E-08
TBD	6.0E-08	2.7E-07	1.2E-07
TQUX	2.3E-08	2.6E-08	2.2E-08
TBP	2.0E-08	4.7E-08	2.5E-08
TQUV	9.5E-09	8.7E-09	5.3E-09
LOCA2	0.0E+00	2.4E-08	1.4E-08
BYPASS2	0.0E+00	1.0E-09	5.5E-10
合計	8.9E-06	5.0E-06	2.3E-06
非管理放 出合計	6.5E-06	4.4E-07	1.9E-07

## 2. 評価内容

陸域の連動活動を対象に、中越沖地震の知見を踏まえた地震規模の分岐を追加した地震ハザード評価を実施する。中越沖地震の知見を踏まえた地震規模の算定方法について、図 1 に示す。断層面積から地震規模を算定する方法については、入倉・三宅（2001）及び武村（1998）を用いた。ただし、一部の長大断層については、図 1 に示す Murotani et al.(2010)のスケールリングを組み合わせて算定した。

設定した断層諸元を表 2 に、ロジックツリーを図 2 に示す。地震規模の分岐の重みは海域の連動活動と同様に、松田式：中越沖 = 1 : 2 とする。

地震規模の算定方法に関する分岐を見直したロジックツリーに基づく一様ハザードスペクトルについて、水平動の結果を表 3 及び図 3 に、鉛直動の結果を表 4 及び図 4 に示す。

事故シーケンス評価に使用する地震ハザード曲線（平均値）について、見直し前後を比較したものを図 5 に示す。

表2 特定震源一覧（地質調査結果に基づく、運動を考慮する断層（陸域））

角田弥彦断層	特定震源の名称と運動の組み合わせ				M 松田式	M 中越沖	傾斜角 (°)	アスペリティ 位置	等価震源距離 X <sub>eq</sub> (km)		平均活動間隔 (年)	発生確率 モデル	最新活動 時期	発生位置の 分類
	氣比ノ宮断層	片貝断層	十日町断層帯西部	長野盆地西縁断層帯					荒浜側	大湊側				
					7.7	7.1	50	北部 中部	59.3 51.5	57.6 49.9	2450	ポアソン 分布	-	
					7.1	6.8	35	南部 北部 中部	41.4 59.8 51.0	39.8 58.1 49.5	2450	ポアソン 分布	-	
					6.9	6.8	50	南部 北部 中部	40.9 24.0 21.5	39.3 22.6 20.1	2450	ポアソン 分布	-	
					7.4	6.8	35	南部 北部 中部	17.4 24.2 21.7	16.2 22.7 20.2	3300	ポアソン 分布	-	
					7.8	7.1	50	南部 北部 中部	18.2 15.3 14.7	16.8 14.8 14.6	1650	BPT 分布	165 年前	
					7.9	7.4	35	南部 北部 中部	16.2 12.1 11.7	16.4 11.7 11.9	2450	ポアソン 分布	-	
					7.4	6.8	50	南部 北部 中部	11.8 13.1 26.0	11.9 13.5 27.2	3300	ポアソン 分布	-	
					8.1	7.5	35	南部 北部 中部	30.7 34.6 23.5	32.1 36.0 24.9	2450	ポアソン 分布	-	
					8.4	7.7	50	南部 北部 中部	28.2 32.0 63.6	29.6 33.5 65.2	2450	ポアソン 分布	-	
					8.6	7.9	35	南部 北部 中部	74.5 83.9 63.0	76.1 85.5 64.6	1650	BPT 分布	165 年前	
					7.9	7.3	50	至近 中央 遠方	73.8 83.6 30.3	75.3 85.2 28.6	2450	ポアソン 分布	-	陸域
					7.4	7.0	35	至近 中央 遠方	34.2 37.9 27.7	32.4 36.0 25.9	2450	ポアソン 分布	-	
					8.4	7.7	50	至近 中央 遠方	32.5 36.6 15.4	30.6 34.7 14.8	2450	ポアソン 分布	-	
					7.9	7.5	35	至近 中央 遠方	16.2 17.4 13.0	15.8 17.2 12.4	2450	ポアソン 分布	-	
					7.4	7.0	50	至近 中央 遠方	13.9 15.5 24.2	13.7 15.6 23.2	2450	ポアソン 分布	-	
					8.1	7.5	35	至近 中央 遠方	25.8 27.8 21.0	25.1 27.4 20.1	2450	ポアソン 分布	-	
					8.4	7.7	50	至近 中央 遠方	22.6 25.2 25.0	22.3 25.2 24.6	2450	ポアソン 分布	-	
					8.6	7.9	35	至近 中央 遠方	26.8 28.8 22.3	26.6 28.9 22.0	1650	BPT 分布	165 年前	
					8.6	8.0	50	至近 中央 遠方	23.9 25.6 29.5	23.9 25.9 29.1	1650	BPT 分布	165 年前	
					8.6	8.0	35	至近 中央 遠方	31.8 34.4 26.6	31.7 34.5 26.3	1650	BPT 分布	165 年前	
					8.6	8.0	35	至近 中央 遠方	28.7 30.9	28.7 31.3	1650	BPT 分布	165 年前	

注1) 平均活動間隔及び最新活動時期は地震調査研究推進本部(2009)による、運動して活動する場合には、長岡平野西縁断層帯(角田弥彦・氣比ノ宮・片貝)の設定に揃える。  
 注2) 中越沖地震を踏まえた地震規模は、中越沖地震の断層面積及び地震規模と、入倉・三宅(2001)及び武村(1998)のスケーリングの関係を用いて算定している。  
 ただし、網かけの長大断層(M<sub>0</sub>が1.8×10<sup>20</sup>Nm以上)の算定においては、Murotani et al.(2010)のスケーリングを組み合わせて算定する。なお、下限値はM6.8としている。(佐渡島南方～魚津断層と同様)

表 3 (1) 本検討 (地震規模に関する分岐を追加)

UHS のコントロールポイント (荒浜側・水平動)

T(s)	0.02	0.09	0.13	0.3	0.6	1	2	5
$10^{-3}$ Sa(cm/s <sup>2</sup> )	511.5	1352.3	1461.3	1255.3	868.8	485.9	248.5	99.6
$10^{-4}$ Sa(cm/s <sup>2</sup> )	1070.5	2764.8	3063.5	3062.3	2165.3	1006.5	509.0	199.5
$10^{-5}$ Sa(cm/s <sup>2</sup> )	1942.2	4855.7	5517.1	6353.2	4649.4	1977.0	1036.4	394.6
$10^{-6}$ Sa(cm/s <sup>2</sup> )	3072.4	7385.0	8592.0	11423.0	8431.8	3339.1	1873.2	730.3

表 3 (2) 本検討 (地震規模に関する分岐を追加)

UHS のコントロールポイント (大湊側・水平動)

T(s)	0.02	0.09	0.13	0.3	0.6	1	2	5
$10^{-3}$ Sa(cm/s <sup>2</sup> )	373.0	961.3	1014.2	815.9	675.0	451.4	235.2	97.5
$10^{-4}$ Sa(cm/s <sup>2</sup> )	719.0	1880.7	1970.9	1660.4	1400.5	912.3	485.6	198.3
$10^{-5}$ Sa(cm/s <sup>2</sup> )	1182.8	3148.4	3261.2	2985.1	2632.9	1863.1	1031.5	402.2
$10^{-6}$ Sa(cm/s <sup>2</sup> )	1813.4	4996.4	5089.6	4952.2	4277.1	3277.0	1898.0	745.5

表 4 (1) 本検討 (地震規模に関する分岐を追加)

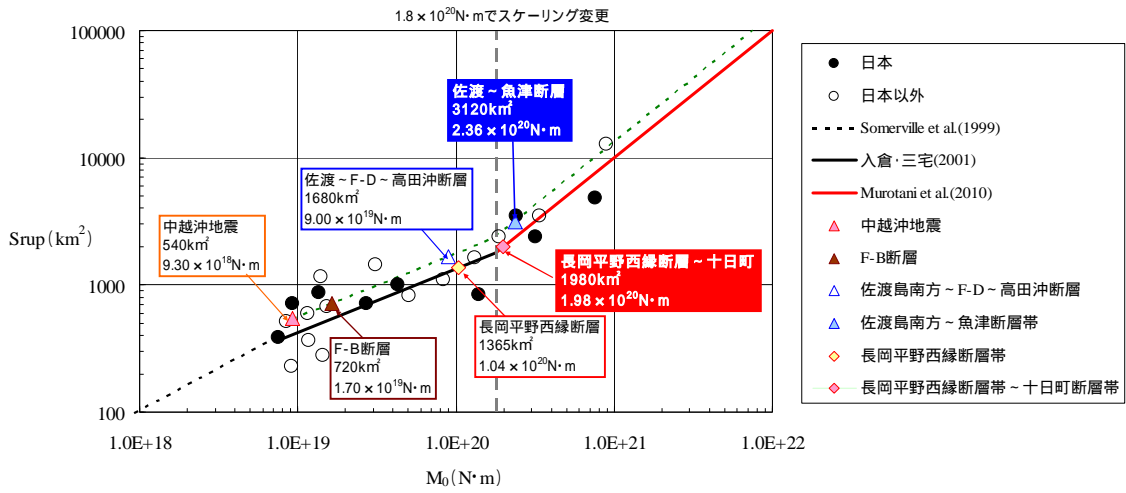
UHS のコントロールポイント (荒浜側・鉛直動)

T(s)	0.02	0.09	0.13	0.3	0.6	1	2	5
$10^{-3}$ Sa(cm/s <sup>2</sup> )	265.0	820.2	806.3	688.9	466.5	289.1	157.4	65.5
$10^{-4}$ Sa(cm/s <sup>2</sup> )	527.4	1654.8	1620.6	1583.4	1036.2	587.3	323.2	132.5
$10^{-5}$ Sa(cm/s <sup>2</sup> )	912.6	2870.0	2807.8	3196.2	2101.6	1186.6	665.2	262.0
$10^{-6}$ Sa(cm/s <sup>2</sup> )	1415.2	4359.8	4328.6	5607.0	3651.3	2105.8	1228.0	486.7

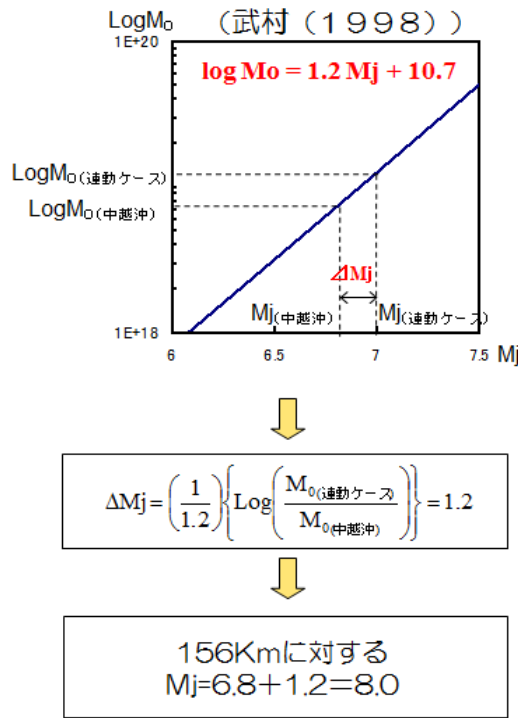
表 4 (2) 本検討 (地震規模に関する分岐を追加)

UHS のコントロールポイント (大湊側・鉛直動)

T(s)	0.02	0.09	0.13	0.3	0.6	1	2	5
$10^{-3}$ Sa(cm/s <sup>2</sup> )	234.1	765.7	682.3	583.7	389.3	284.5	153.2	64.7
$10^{-4}$ Sa(cm/s <sup>2</sup> )	451.3	1518.1	1325.3	1207.2	781.6	582.8	319.1	132.1
$10^{-5}$ Sa(cm/s <sup>2</sup> )	743.9	2543.6	2189.6	2175.9	1511.0	1211.1	677.0	267.3
$10^{-6}$ Sa(cm/s <sup>2</sup> )	1150.0	3734.9	3412.4	3475.1	2576.5	2153.9	1254.7	496.5



(1) 中越沖地震を踏まえた地震モーメントの算定



(2) 中越沖地震を踏まえた気象庁マグニチュードの算定

図1 長大断層に対する中越沖地震の知見を踏まえた地震規模の設定方法

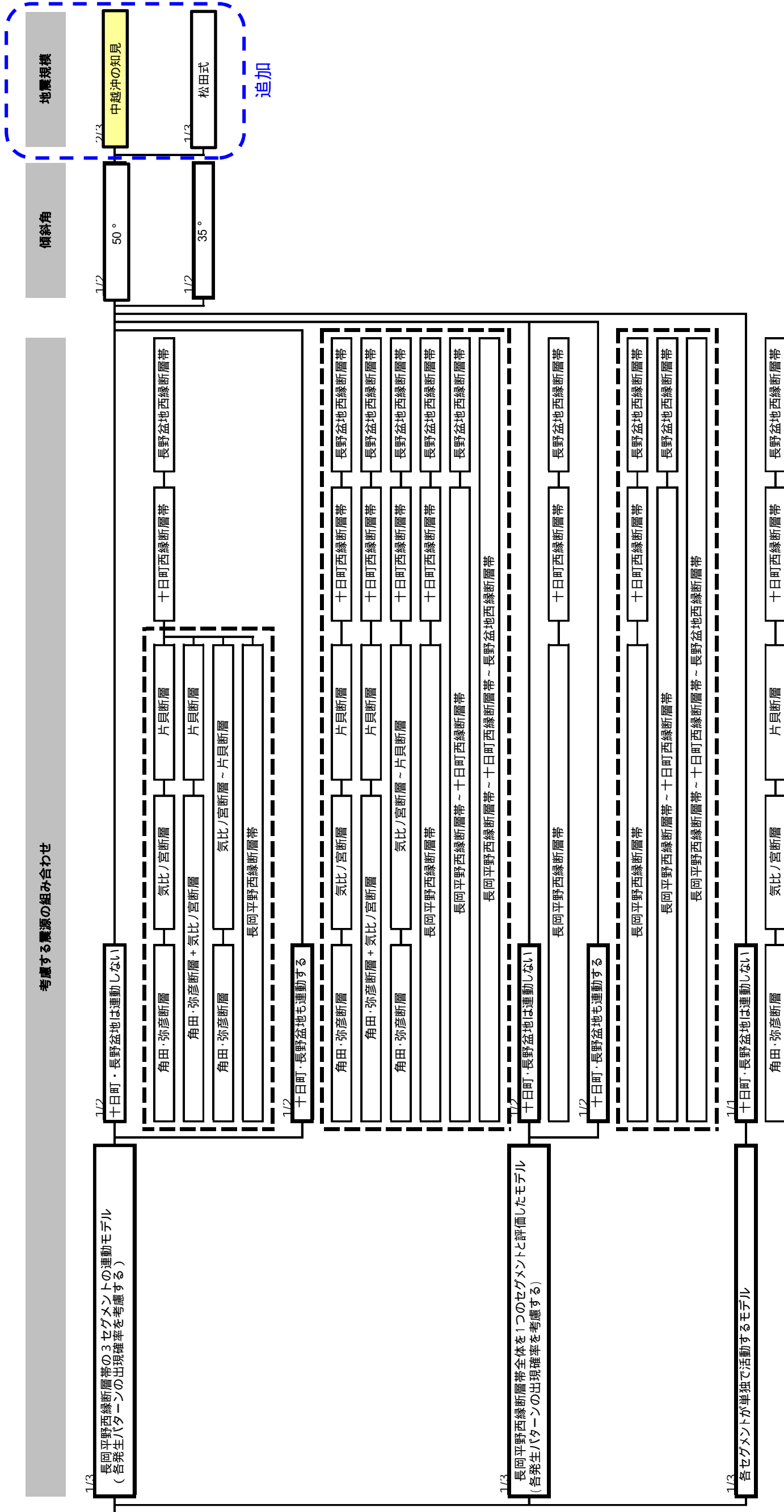


図2 ロジックツリーの設定

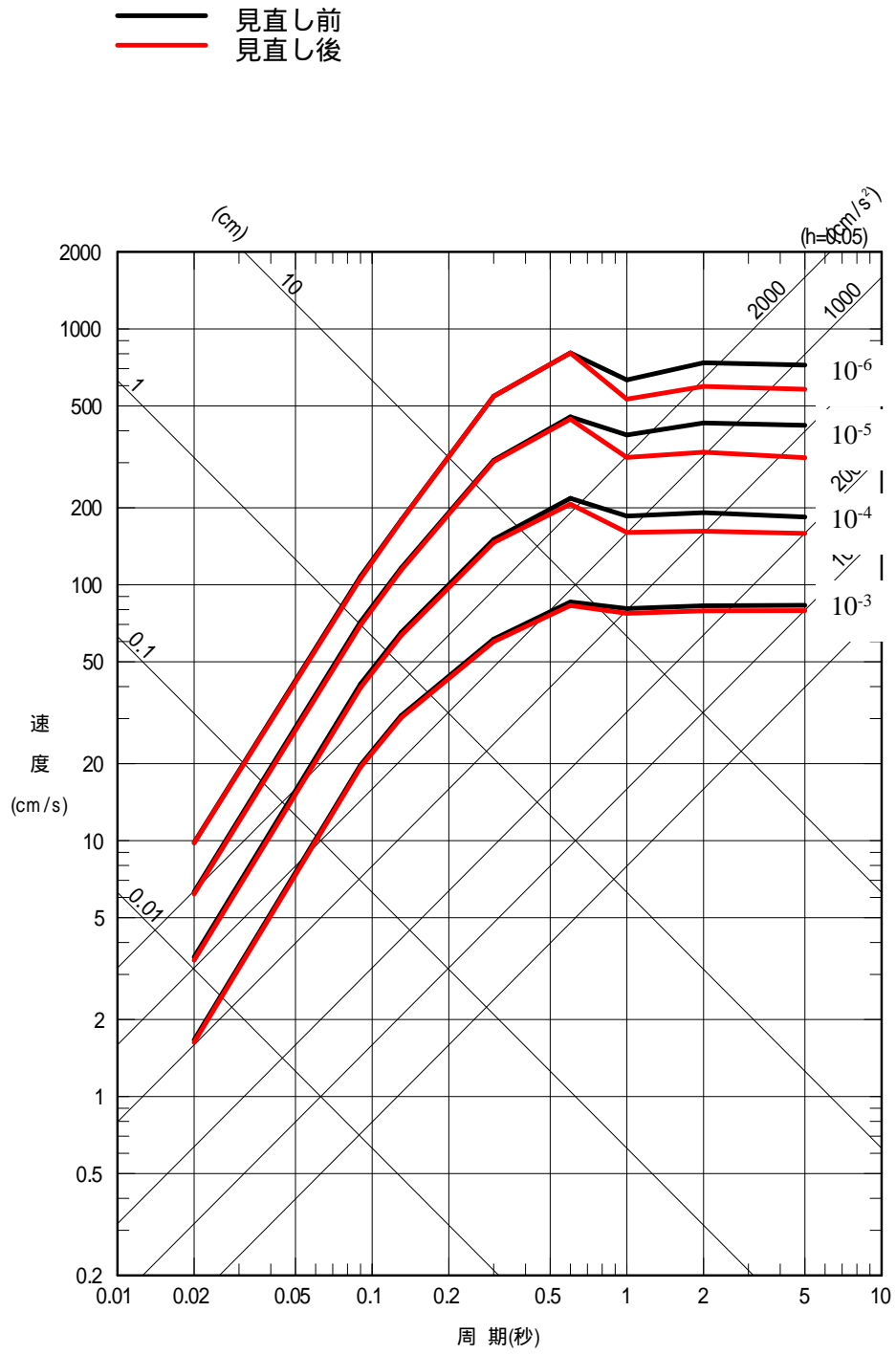


図 3 ( 1 ) 地震規模の設定方法の影響 UHS の比較  
 ( 荒浜側 水平動 )



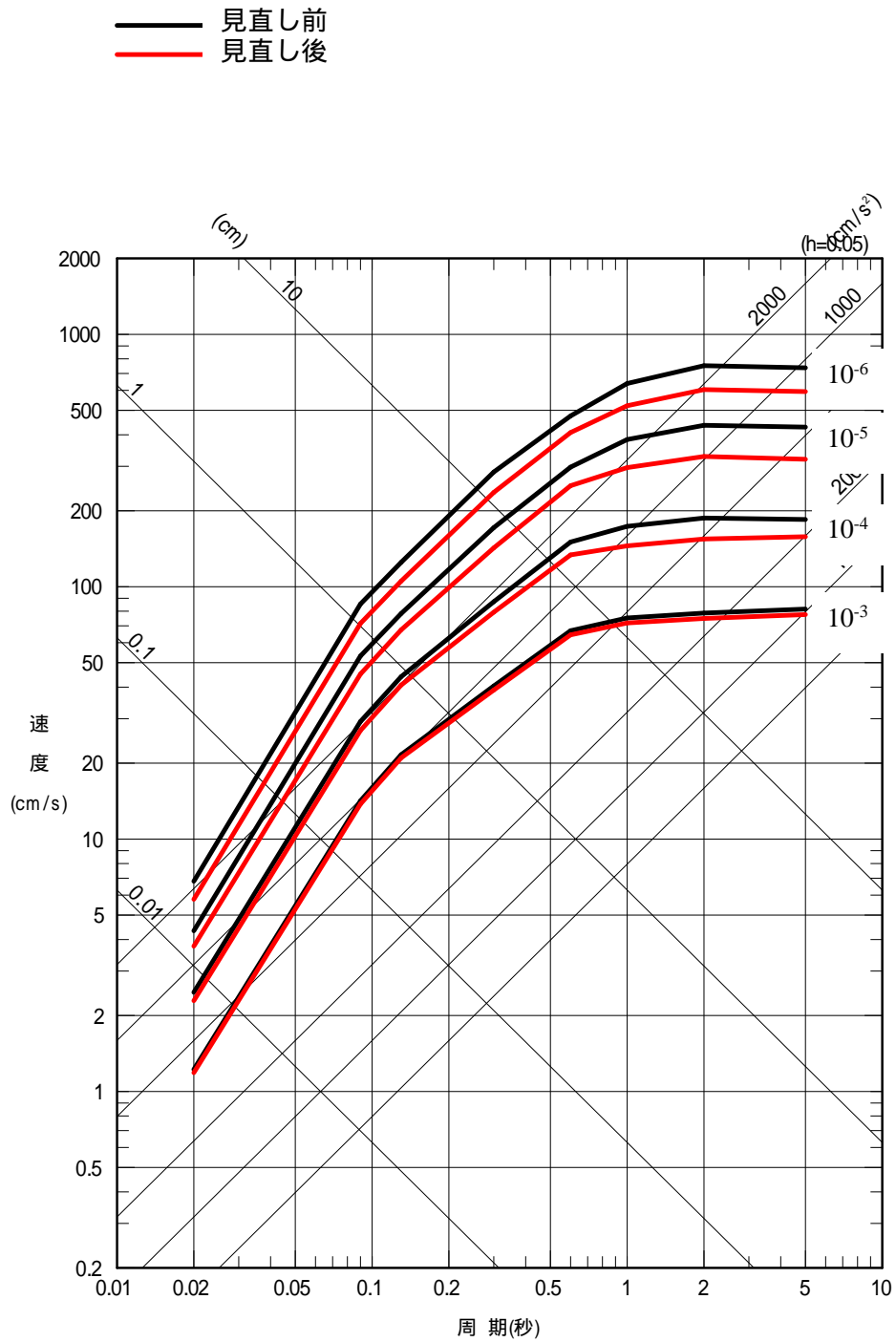


図 3 ( 2 ) 地震規模の設定方法の影響 UHS の比較  
 ( 大湊側 水平動 )

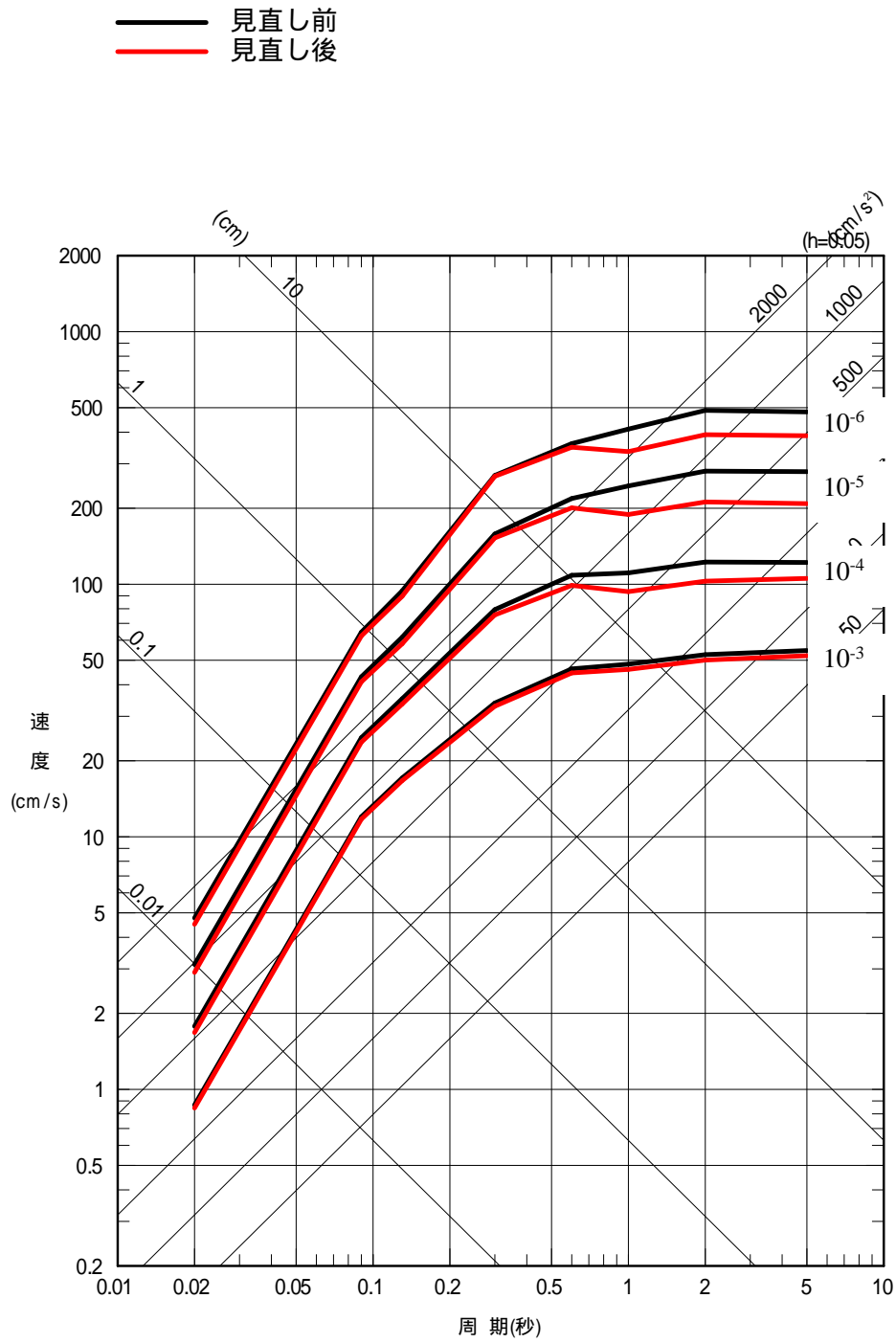


図 4 ( 1 ) 地震規模の設定方法の影響 UHS の比較  
( 荒浜側 鉛直動 )

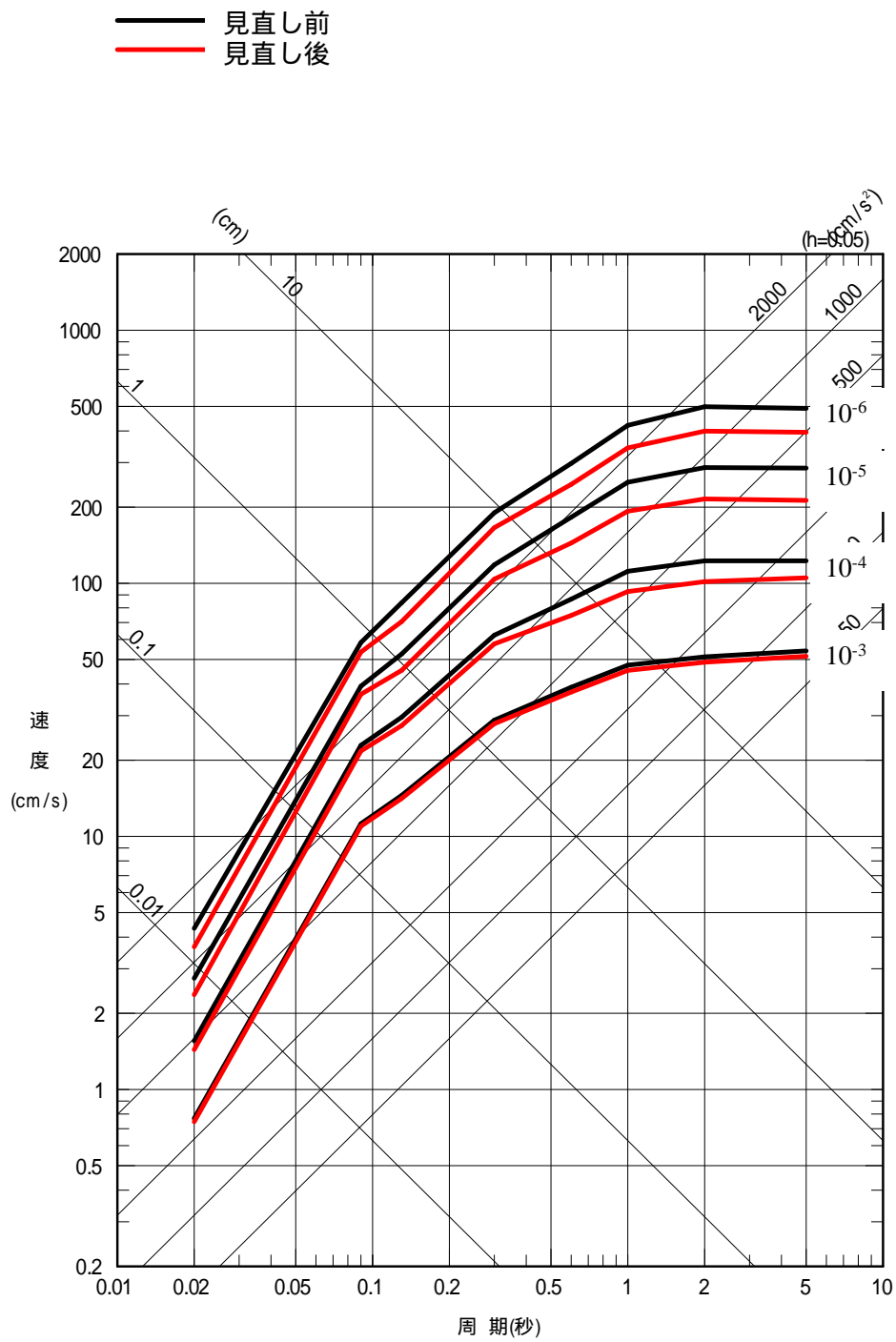


図 4 ( 2 ) 地震規模の設定方法の影響 UHS の比較  
 ( 大湊側 鉛直動 )

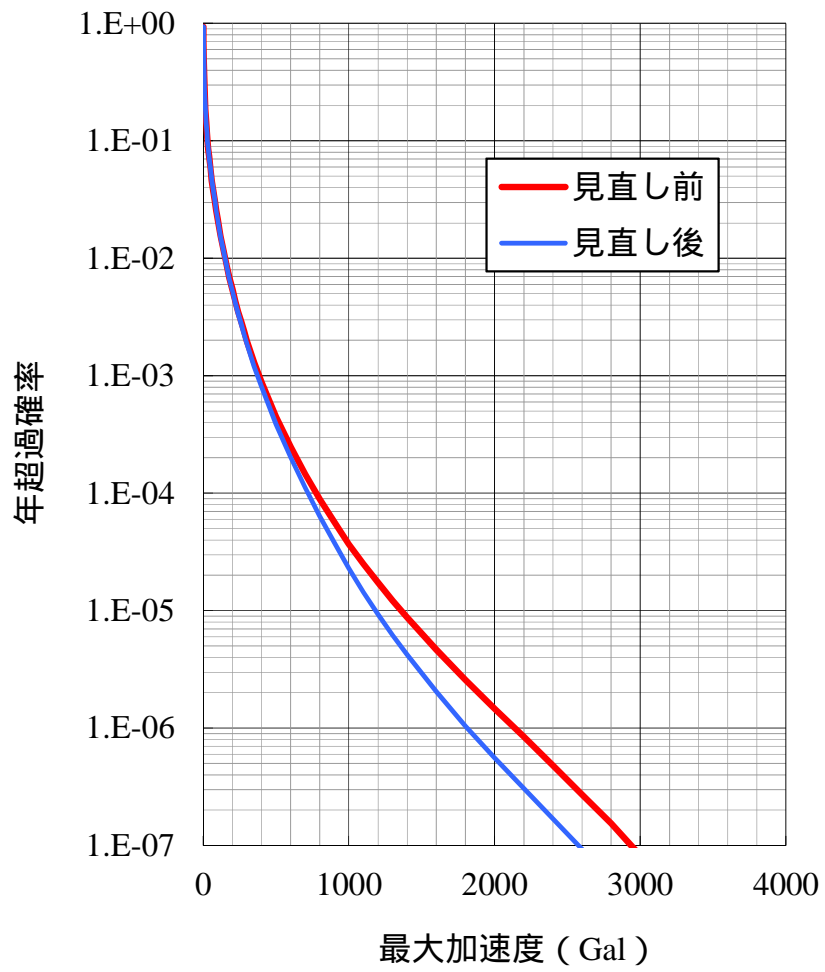


図5 平均ハザード曲線 (周期 0.02 秒, 大湊側, 水平動)

## 地震 PRA 詳細評価ケースの主要なシナリオ分析について

地震 PRA 炉心損傷直結シナリオ等の現実的な評価（詳細評価ケース）の結果について，炉心損傷シーケンス毎に，主要なシナリオの分析を実施した。

## 1. ベースケース評価との比較

炉心損傷シーケンス毎の，ベースケースと詳細評価ケース（完全相関）の値の差についての主な要因についてまとめたものを表 1 に示す。

表 1 ベースケース評価の炉心損傷頻度結果との差の要因

炉心損傷 シーケンス	ベース ケース	詳細評価 ケース	ベースケースとの差の主な要因
RBR	3.8E-06	6.5E-08	RBR シーケンスの詳細評価 (添付資料 5 2.1 章, 2.2 章参照)
TW	1.2E-06	7.8E-08	TW シーケンスの詳細評価 (添付資料 5 2.8 章, 2.10 章, 2.11 章, 2.12 章, 2.13 章, 2.14 章, 2.15 章, 2.16 章, 2.17 章参照)
TB	1.1E-06	2.6E-06	前段ヘディングの成功確率の上昇
PCVR	8.9E-07	3.0E-08	PCVR シーケンスの詳細評価 (添付資料 5 2.3 章参照)
LOCA	8.2E-07	2.3E-07	LOCA シーケンスの詳細評価 (添付資料 5 2.4 章参照)
TBU	3.7E-07	1.4E-06	前段ヘディングの成功確率の上昇
TC	3.6E-07	3.6E-13	TC シーケンスの詳細評価 (添付資料 5 2.7 章参照)
BYPASS	1.2E-07	8.3E-08	BYPASS シーケンスの詳細評価 (添付資料 5 2.9 章参照)
CI	6.9E-08	1.9E-07	CI シーケンスの詳細評価 (添付資料 5 2.5 章, 2.6 章参照), 及び前段ヘディングの成功確率の上昇 後者の影響のほうが大きいため, CDF 上昇
TBD	6.0E-08	2.7E-07	前段ヘディングの成功確率の上昇
TQUX	2.3E-08	2.6E-08	前段ヘディングの成功確率の上昇
TBP	2.0E-08	4.7E-08	前段ヘディングの成功確率の上昇
TQUV	9.5E-09	8.7E-09	確定論的フラジリティへの不確かさの付与 (添付資料 5 2.17 章参照)
LOCA2	-	2.4E-08	新規シナリオ (添付資料 5 2.4 章参照)
BYPASS2	-	1.0E-09	新規シナリオ (添付資料 5 2.9 章参照)

## 2. シナリオ及び最小カットセット分析

炉心損傷シーケンス毎の，以下の項目についてまとめたものを表 2 に示す。

### ・主要なシナリオ

炉心損傷シーケンス毎の炉心損傷頻度（CDF）1 位のシーケンス（2 位以下についても値が大きい（1 位が炉心損傷シーケンス毎の CDF の 50%以下 ,かつ 2 位が 1 位の CDF の 50%以上）場合は 2 位以下についても記載）を対象としてシナリオを抽出・分析

### ・イベントツリー内のシーケンス No.

上記の主要なシナリオのイベントツリー上でのシーケンス No.( 図 1 の右から 2 列目「No.」に対応)

### ・最小カットセット（MCS）

上記の主要なシナリオの最小カットセットについて，上位のものを抽出

#### MCS 抽出ルール

- 炉心損傷頻度に最も寄与している地震加速度において最小カットセットを抽出
- 基本は上位 5 位までを記載
- ただし，炉心損傷頻度で同値が続く場合は 6 位以下についても記載
- また，寄与割合で 1%以下の場合は記載しない
- 寄与割合は，MCS 計算による値（BDD 手法は用いていないため厳密解ではない）

表 2 炉心損傷シーケンス毎の主要なシナリオ分析 (1/2)

炉心損傷 シーケンス	炉心損傷 頻度	順 位	主要なシナリオ	イベント ツリー内 の Sq No.	MCS	
					表番号	MCS を抽出した 地震加速度
TB	2.6E-06	1	地震により最終ヒートシンク喪失が発生する。RCIC による初期注水が成功し、その後の消防車による注水継続のための原子炉減圧に失敗し炉心損傷に至るシナリオ	167	表 3-1	1650gal
		2	地震により最終ヒートシンク喪失が発生する。その後、RCIC による初期注水及び原子炉減圧に成功するもの、消防車による注水継続に失敗し炉心損傷に至るシナリオ	166	表 3-2	1650gal
TBU	1.4E-06	1	地震により最終ヒートシンク喪失が発生する。更に RCIC の機能喪失により炉心損傷に至るシナリオ	169	表 3-3	1750gal
TBD	2.7E-07	1	地震により直流電源喪失となり直接炉心損傷に至るシナリオ	173	表 3-4	2200gal
LOCA	2.3E-07	1	地震により最終ヒートシンク喪失が発生する。また地震により S/R 弁が構造損傷していることで、開動作による圧力制御に失敗し LOCA となり炉心損傷に至るシナリオ	171	表 3-5	1950gal
CI	1.9E-07	1	地震により計測・制御系喪失となり直接炉心損傷に至るシナリオ	174	表 3-6	2400gal
BYPASS	8.3E-08	1	地震により格納容器バイパスが発生し炉心損傷に至るシナリオ	176	表 3-7	2400gal
TW	7.8E-08	1	地震により外部電源喪失が発生し、HPCF (S/P 水源) による原子炉注水に成功する。その後、RHR 及び格納容器ベントに失敗することで炉心損傷に至るシナリオ	69	表 3-8	1500gal

表 2 炉心損傷シーケンス毎の主要なシナリオ分析 (2/2)

炉心損傷 シーケンス	炉心損傷 頻度	順 位	主要なシナリオ	イベント ツリー内 の Sq No.	MCS	
					表番号	MCS を抽出した 地震加速度
RBR	6.5E-08	1	地震により原子炉建屋が傾斜し、水位計の誤差等に起因する ECCS の動作 タイミングへの影響や、地絡方向継電器への悪影響等が発生し、その復旧操 作に失敗することで炉心損傷に至るシナリオ	178	表 3-9	2800gal
TBP	4.7E-08	1	地震により最終ヒートシンク喪失が発生する。その後のスクラム及び S/R 弁 の開放には成功するが S/R 弁の再閉鎖に失敗し炉心損傷に至るシナリオ	170	表 3-10	1600gal
PCVR	3.0E-08	1	地震により原子炉格納容器又は原子炉圧力容器が損傷し、直接炉心損傷に至 るシナリオ	177	表 3-11	2400gal
TQUX	2.6E-08	1	地震により過渡事象が発生し、スクラム及び圧力制御には成功するものの、 高圧注水機能 (HPCF 及び RCIC) に失敗し、更に原子炉減圧に失敗するこ とで炉心損傷に至るシナリオ	15	表 3-12	150gal
TQUV	8.7E-09	1	地震により過渡事象が発生し、スクラム及び圧力制御には成功するものの、 高圧注水機能 (HPCF 及び RCIC) に失敗する。その後原子炉減圧には成功 するが低圧注水機能 (LPFL 及び代替注水) に失敗することにより炉心損傷 に至るシナリオ	14	表 3-13	1350gal
TC	3.6E-13	1	地震により過渡事象が発生し、スクラムに失敗し ATWS となる。その後 RPT, S/R 弁の開, HPCF による炉水位制御に成功するものの, SLC 機能 喪失により炉心損傷に至るシナリオ	49	表 3-14	150gal



表 3-1 TB (シーケンス No : 167, 地震加速度 1650gal) における主要な最小カットセット (1/2)

順位	カットセット	説明	1650gal における寄与割合
1	地震の発生頻度	地震により建屋間配管 (RCW 配管等) が損傷し最終ヒートシンク喪失となる。RCIC による初期注水が成功し, その後の消防車による注水継続のために減圧しようとするが, 逃がし安全弁が損傷していることにより炉心損傷に至るシナリオ	7.24%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*1)		
	建屋間配管損傷		
	緊急用 M/C (GTG) *2		
	逃がし安全弁 (18 弁)		
	地下軽油タンク*2		
2	地震発生頻度	地震により建屋間配管 (RCW 配管等) が損傷し最終ヒートシンク喪失となる。RCIC による初期注水が成功し, その後の消防車による注水継続のために減圧しようとするが, 逃がし安全弁が損傷していることにより炉心損傷に至るシナリオ	7.24%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*1)		
	建屋間配管損傷		
	緊急用 M/C (非常電源分岐盤) *2		
	逃がし安全弁 (18 弁)		
	地下軽油タンク*2		
3	地震発生頻度	地震により建屋間配管 (RCW 配管等) が損傷し最終ヒートシンク喪失となる。RCIC による初期注水が成功し, その後の消防車による注水継続のために減圧しようとするが, 逃がし安全弁が損傷していることにより炉心損傷に至るシナリオ	7.24%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*1)		
	建屋間配管損傷		
	緊急用 M/C (緊急用 M/C) *2		
	逃がし安全弁 (18 弁)		
	地下軽油タンク*2		
4	地震発生頻度	地震により建屋間配管 (RCW 配管等) が損傷し最終ヒートシンク喪失となる。RCIC による初期注水が成功し, その後の消防車による注水継続のために減圧しようとするが, 逃がし安全弁が損傷していることにより炉心損傷に至るシナリオ	7.24%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*1)		
	建屋間配管損傷		
	緊急用 M/C (緊急用 M/C) *2		
	逃がし安全弁 (18 弁)		
	地下軽油タンク*2		

\*1: 地震加速度 120gal 以上が地震 PRA の評価範囲 (「地震加速度大」信号によるスクラム設定点を目安)

\*2: 減圧等のための電源として, 緊急用 M/C からの受電には失敗しているものの電源車からの給電に成功

表 3-1 TB (シーケンス No : 167, 地震加速度 1650gal) における主要な最小カットセット (2/2)

順位	カットセット	説明	1650gal における寄与割合
5	地震発生頻度	地震により建屋間配管 (RCW 配管等) が損傷し最終ヒートシンク喪失となる。RCIC による初期注水が成功し, その後の消防車による注水継続のために減圧しようとするが, 逃がし安全弁が損傷していることにより炉心損傷に至るシナリオ	7.24%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*1)		
	建屋間配管損傷		
	緊急用 M/C (154kV 変電所建屋地盤)*2		
	逃がし安全弁 (18 弁)		
	地震発生頻度		
6	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*1)	地震により建屋間配管 (RCW 配管等) が損傷し最終ヒートシンク喪失となる。RCIC による初期注水が成功し, その後の消防車による注水継続のために減圧しようとするが, 逃がし安全弁が損傷していることにより炉心損傷に至るシナリオ	7.24%
	建屋間配管損傷		
	緊急用 M/C (電路(緊急用 M/C ~ R/B 地下洞道))*2		
	逃がし安全弁 (18 弁)		
	地震発生頻度		
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*1)		
7	建屋間配管損傷	地震により建屋間配管 (RCW 配管等) が損傷し最終ヒートシンク喪失となる。RCIC による初期注水が成功し, その後の消防車による注水継続のために減圧しようとするが, 逃がし安全弁が損傷していることにより炉心損傷に至るシナリオ	7.24%
	緊急用 M/C (7 号機緊急用屋外電源切替箱)*2		
	逃がし安全弁 (18 弁)		
	地震発生頻度		
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*1)		
	建屋間配管損傷		

\*1: 地震加速度 120gal 以上が地震 PRA の評価範囲 (「地震加速度大」信号によるスクラム設定点を目安)

\*2: 減圧等のための電源として, 緊急用 M/C からの受電には失敗しているものの電源車からの給電に成功

表 3-2 TB (シーケンス No : 166 , 地震加速度 1650gal) における主要な最小カットセット ( 1/2 )

順位	カットセット	説明	1650gal における寄与割合
1	地震発生頻度	地震により建屋間配管 (RCW 配管等) が損傷し最終ヒートシンク喪失となる。その後, RCIC による初期注水及び減圧に成功するもの, MUWC 配管が損傷していることにより消防車による注水継続に失敗し, 炉心損傷に至るシナリオ	8.22%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*1)		
	建屋間配管損傷		
	地下軽油タンク*2		
	MUWC 配管		
2	地震発生頻度	地震により建屋間配管 (RCW 配管等) が損傷し最終ヒートシンク喪失となる。その後, RCIC による初期注水及び減圧に成功するもの, MUWC 配管が損傷していることにより消防車による注水継続に失敗し, 炉心損傷に至るシナリオ	8.22%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*1)		
	建屋間配管損傷		
	緊急用 M/C (GTG) *2		
	MUWC 配管		
3	地震発生頻度	地震により建屋間配管 (RCW 配管等) が損傷し最終ヒートシンク喪失となる。その後, RCIC による初期注水及び減圧に成功するもの, MUWC 配管が損傷していることにより消防車による注水継続に失敗し, 炉心損傷に至るシナリオ	8.22%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*1)		
	建屋間配管損傷		
	緊急用 M/C (非常電源分岐盤) *2		
	MUWC 配管		
4	地震発生頻度	地震により建屋間配管 (RCW 配管等) が損傷し最終ヒートシンク喪失となる。その後, RCIC による初期注水及び減圧に成功するもの, MUWC 配管が損傷していることにより消防車による注水継続に失敗し, 炉心損傷に至るシナリオ	8.22%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*1)		
	建屋間配管損傷		
	緊急用 M/C (緊急用 M/C) *2		
	MUWC 配管		

\*: 地震加速度 120gal 以上が地震 PRA の評価範囲 (「地震加速度大」信号によるスクラム設定点を目安)

\*2: 減圧・注水ラインナップ等のための電源として, 緊急用 M/C からの受電には失敗しているものの電源車からの給電に成功

表 3-2 TB (シーケンス No : 166 , 地震加速度 1650gal) における主要な最小カットセット ( 2/2 )

順位	カットセット	説明	1650gal における寄与割合
5	地震発生頻度	地震により建屋間配管 (RCW 配管等) が損傷し最終ヒートシンク喪失となる。その後, RCIC による初期注水及び減圧に成功するもの, MUWC 配管が損傷していることにより消防車による注水継続に失敗し, 炉心損傷に至るシナリオ	8.22%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*1)		
	建屋間配管損傷		
	緊急用 M/C (154kV 変電所建屋地盤)*2		
	MUWC 配管		
6	地震発生頻度	地震により建屋間配管 (RCW 配管等) が損傷し最終ヒートシンク喪失となる。その後, RCIC による初期注水及び減圧に成功するもの, MUWC 配管が損傷していることにより消防車による注水継続に失敗し, 炉心損傷に至るシナリオ	8.22%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*1)		
	建屋間配管損傷		
	緊急用 M/C (電路(緊急用 M/C ~ R/B 地下洞道))*2		
	MUWC 配管		
7	地震発生頻度	地震により建屋間配管 (RCW 配管等) が損傷し最終ヒートシンク喪失となる。その後, RCIC による初期注水及び減圧に成功するもの, MUWC 配管が損傷していることにより消防車による注水継続に失敗し, 炉心損傷に至るシナリオ	8.22%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*1)		
	建屋間配管損傷		
	緊急用 M/C (7号機緊急用屋外電源切替箱)*2		
	MUWC 配管		

\*1: 地震加速度 120gal 以上が地震 PRA の評価範囲 (「地震加速度大」信号によるスクラム設定点を目安)

\*2: 減圧・注水ラインナップ等のための電源として, 緊急用 M/C からの受電には失敗しているものの電源車からの給電に成功

表 3-3 TBU (シーケンス No: 169, 地震加速度 1750gal) における主要な最小カットセット

順位	カットセット	説明	1750gal における寄与割合
1	地震発生頻度	地震により建屋間配管 (RCW 配管等) が損傷し最終ヒートシンク喪失となる。また主蒸気系配管が損傷することで RCIC ポンプへの蒸気供給が不能となり、原子炉注水ができないことから炉心損傷に至るシナリオ	51.72%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*)		
	建屋間配管損傷		
	格納容器内配管 (主蒸気系)		
2	地震発生頻度	地震により建屋間配管 (RCW 配管等) が損傷し最終ヒートシンク喪失となる。また、RCIC 配管が損傷することで RCIC による原子炉注水ができないことから炉心損傷に至るシナリオ	13.31%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*)		
	建屋間配管損傷		
	RCIC 配管		
3	地震発生頻度	地震により建屋間配管 (RCW 配管等) が損傷し最終ヒートシンク喪失となる。また給水系配管が損傷することで RCIC による原子炉注水ができないことから炉心損傷に至るシナリオ	13.17%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*)		
	建屋間配管損傷		
	格納容器内配管 (給水系)		
4	地震発生頻度	地震により建屋間配管 (RCW 配管等) が損傷し最終ヒートシンク喪失となる。また RCIC の水源の CSP から S/P への切替操作に失敗し、炉心損傷に至るシナリオ	8.60%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*)		
	建屋間配管損傷		
	E51-F006-水源切替操作失敗 (初期対応)		
5	地震発生頻度	地震により建屋間配管 (RCW 配管等) が損傷し最終ヒートシンク喪失となる。また RCIC 注水ラインの原子炉給水ライン隔離弁 (B) が損傷することで原子炉注水不能となり炉心損傷に至るシナリオ	3.99%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*)		
	建屋間配管損傷		
	給水ライン B 隔離弁		

\*: 地震加速度 120gal 以上が地震 PRA の評価範囲 (「地震加速度大」信号によるスクラム設定点を目安)

表 3-4 TBD (シーケンス No: 173, 地震加速度 2200gal) における主要な最小カットセット

順位	カットセット	説明	2200gal における寄与割合
1	地震発生頻度	地震により直流電源の電線管が損傷し, 直接炉心損傷に至るシナリオ	66.25%
	地震加速度大(R/B 下部水平 120gal*)		
	電線管		
2	地震発生頻度	地震により直流 125V 充電器盤が損傷し, 直接炉心損傷に至るシナリオ	18.06%
	地震加速度大(R/B 下部水平 120gal*)		
	直流 125V 充電器盤		
3	地震発生頻度	地震により直流 125V 主母線盤が損傷し, 直接炉心損傷に至るシナリオ	14.00%
	地震加速度大(R/B 下部水平 120gal*)		
	直流 125V 主母線盤		
4	地震発生頻度	地震により直流電源のケーブルトレイが損傷し, 直接炉心損傷に至るシナリオ	1.69%
	地震加速度大(R/B 下部水平 120gal*)		
	ケーブルトレイ		

\*: 地震加速度 120gal 以上が地震 PRA の評価範囲 (「地震加速度大」信号によるスクラム設定点を目安)

表 3-5 LOCA (シーケンス No : 171, 地震加速度 1950gal) における主要な最小カットセット

順位	カットセット	説明	1950gal における寄与割合
1	地震発生頻度	地震により建屋間配管 (RCW 配管等) が損傷し最終ヒートシンク喪失となる。また地震により S/R 弁が構造損傷していることで、開動作による事象初期の圧力制御に失敗し、一次系バウンダリの破断により LOCA が発生し炉心損傷に至るシナリオ	93.92%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*)		
	建屋間配管損傷		
	逃がし安全弁 (18 弁)		
2	地震発生頻度	地震により原子炉建屋の一部が損傷し最終ヒートシンク喪失となる。また地震により S/R 弁が構造損傷していることで、開動作による事象初期の圧力制御に失敗し、一次系バウンダリの破断により LOCA が発生し炉心損傷に至るシナリオ	6.08%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*)		
	建屋損傷 (RCIC 健全)		
	逃がし安全弁 (18 弁)		

\*: 地震加速度 120gal 以上が地震 PRA の評価範囲 (「地震加速度大」信号によるスクラム設定点を目安)

表 3-6 CI (シーケンス No : 174 , 地震加速度 2400gal) における主要な最小カットセット

順位	カットセット	説明	2400gal における寄与割合
1	地震発生頻度	地震によりコントロール建屋が損傷し,計測・制御系喪失となり直接炉心損傷に至るシナリオ	61.56%
	地震加速度大(R/B 下部水平 120gal*)		
	コントロール建屋 (C/B)		
2	地震発生頻度	地震により直立盤 (制御盤・多重伝送盤) においてチャタリングが発生し,そのバックアップ操作に失敗することで計測・制御系喪失となり炉心損傷に至るシナリオ	11.26%
	地震加速度大(R/B 下部水平 120gal*)		
	直立盤 (制御盤・多重伝送盤)		
	チャタリング時のバックアップ		
3	地震発生頻度	地震により交流 120V バイタル分電盤においてチャタリングが発生し, そのバックアップ操作に失敗することで計測・制御系喪失となり炉心損傷に至るシナリオ	8.73%
	地震加速度大(R/B 下部水平 120gal*)		
	交流 120V バイタル分電盤		
	チャタリング時のバックアップ		
4	地震発生頻度	地震によりバイタル交流電源装置においてチャタリングが発生し, そのバックアップ操作に失敗することで計測・制御系喪失となり炉心損傷に至るシナリオ	8.73%
	地震加速度大(R/B 下部水平 120gal*)		
	バイタル交流電源装置		
	チャタリング時のバックアップ		
5	地震発生頻度	地震によりベンチ盤においてチャタリングが発生し, そのバックアップ操作に失敗することで計測・制御系喪失となり炉心損傷に至るシナリオ	5.59%
	地震加速度大(R/B 下部水平 120gal*)		
	ベンチ盤		
	チャタリング時のバックアップ		

\*: 地震加速度 120gal 以上が地震 PRA の評価範囲 (「地震加速度大」信号によるスクラム設定点を目安)



表 3-7 BYPASS (シーケンス No : 176 , 地震加速度 2400gal) における主要な最小カットセット (1/2)

順位	カットセット	説明	2400gal における寄与割合
1	地震発生頻度	<p>地震により, 原子炉冷却材浄化系 (CUW) の隔離弁の下流側の耐震 B クラス設備が破断した後, 隔離弁が損傷している場合に破断箇所の隔離に失敗し, バイパス破断が発生する。</p> <p>その後, 以下のシナリオにより事象緩和に失敗し, 炉心損傷に至るシナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ TAF で水位維持 (HPCF 注水)</li> <li>・ 急速減圧</li> <li>・ MUWC による原子炉注水</li> <li>・ 格納容器ベント</li> </ul> <p>(上記シナリオの失敗は, 人的過誤「CUW バイパスバックアップ」で代表してモデル化)</p>	58.43%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*)		
	耐震 B クラス配管破損 (確率値 1)		
	CUW 吸込ライン隔離弁		
	CUW バイパスバックアップ		
2	地震発生頻度	<p>地震により RCIC 蒸気ラインの配管が破断した後, 隔離弁が損傷している場合に破断箇所の隔離に失敗し, バイパス破断が発生するシナリオ</p>	19.06%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*)		
	RCIC 配管		
	RCIC 蒸気ライン隔離弁		
	地震発生頻度		
3	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*)	<p>地震により, 原子炉冷却材浄化系 (CUW) の隔離弁の下流側の耐震 B クラス設備が破断した後, 隔離弁の電源系 (6.9kV メタクラ) が損傷している場合に破断箇所の隔離に失敗し, バイパス破断が発生する。その後, 弁の駆動電源のケーブルを健全な MCC に接続する等の対応に失敗し, また事象緩和 (本シーケンス順位 1 位のシナリオ参照) についても失敗し炉心損傷に至るシナリオ</p>	8.59%
	耐震 B クラス配管破損 (確率値 1)		
	6.9kV メタクラ		
	CUW 弁電源故障バックアップ		
	CUW バイパスバックアップ		

\*: 地震加速度 120gal 以上が地震 PRA の評価範囲 (「地震加速度大」信号によるスクラム設定点を目安)

表 3-7 BYPASS (シーケンス No : 176 , 地震加速度 2400gal) における主要な最小カットセット (2/2)

順位	カットセット	説明	2400gal における寄与割合
4	地震発生頻度	地震により , 原子炉冷却材浄化系 (CUW) の隔離弁の下流側の耐震 B クラス設備が破断した後 , 隔離弁の電源系 (外部電源及びディーゼル発電設備) が損傷している場合に破断箇所の隔離に失敗し , バイパス破断が発生する。その後 , 事象緩和 (本シーケンス順位 1 位のシナリオ参照) についても失敗し炉心損傷に至るシナリオ	6.64%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*)		
	耐震 B クラス配管破損 (確率値 1)		
	外部電源 (セラミックインシュレータ)		
	非常用ディーゼル発電設備		
	CUW バイパスバックアップ		
5	地震発生頻度	地震により , 原子炉冷却材浄化系 (CUW) の隔離弁の下流側の耐震 B クラス設備が破断した後 , 隔離弁の電源系 (480V MCC) が損傷している場合に破断箇所の隔離に失敗し , バイパス破断が発生する。その後 , 弁の駆動電源のケーブルを健全な MCC に接続する等の対応に失敗し , また事象緩和 (本シーケンス順位 1 位のシナリオ参照) についても失敗し炉心損傷に至るシナリオ	6.38%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*)		
	耐震 B クラス配管破損 (確率値 1)		
	480V MCC		
	CUW 弁電源故障バックアップ		
	CUW バイパスバックアップ		

\*: 地震加速度 120gal 以上が地震 PRA の評価範囲 (「地震加速度大」信号によるスクラム設定点を目安)

表 3-8 TW (シーケンス No : 69, 地震加速度 1500gal) における主要な最小カットセット (1/2)

順位	カットセット	説明	1500gal における寄与割合
1	地震発生頻度	地震により外部電源喪失が発生し, HPCF (S/P 水源) による原子炉注水に成功する。その後, RHR 弁の損傷により RHR が機能喪失し, 格納容器ベントを実施するもの, 外部水源からの注水(消防車)のための原子炉減圧に失敗することとで炉心損傷に至るシナリオ	3.50%
	地震加速度大(R/B 下部水平 120gal*)		
	外部電源(セラミックインシュレータ)		
	淡水貯水池		
	貯水池又は海から直接 CSP へ補給		
	RHR/LPFL 共通弁(電動弁(グローブ弁))		
	逃がし安全弁(18 弁)		
2	地震発生頻度	地震により外部電源喪失が発生し, HPCF (S/P 水源) による原子炉注水に成功する。その後, RHR 弁の損傷により RHR が機能喪失し, 格納容器ベントを実施するもの, 外部水源からの注水(消防車)のための原子炉減圧に失敗することとで炉心損傷に至るシナリオ	3.50%
	地震加速度大(R/B 下部水平 120gal*)		
	外部電源(セラミックインシュレータ)		
	防火水槽		
	貯水池又は海から直接 CSP へ補給		
	RHR/LPFL 共通弁(電動弁(グローブ弁))		
	逃がし安全弁(18 弁)		
3	地震発生頻度	地震により外部電源喪失が発生し, HPCF (S/P 水源) による原子炉注水に成功する。その後, RHR 弁の損傷により RHR が機能喪失し, 格納容器ベントを実施するもの, 外部水源からの注水(消防車)のための原子炉減圧に失敗することとで炉心損傷に至るシナリオ	3.50%
	地震加速度大(R/B 下部水平 120gal*)		
	外部電源(セラミックインシュレータ)		
	淡水貯水池		
	貯水池又は海から直接 CSP へ補給		
	RHR 弁(電動弁(ゲート弁))		
	逃がし安全弁(18 弁)		

\*: 地震加速度 120gal 以上が地震 PRA の評価範囲(「地震加速度大」信号によるスクラム設定点を目安)

表 3-8 TW (シーケンス No : 69, 地震加速度 1500gal) における主要な最小カットセット (2/2)

順位	カットセット	説明	1500gal における寄与割合
4	地震発生頻度	地震により外部電源喪失が発生し, HPCF (S/P 水源) による原子炉注水に成功する。その後, RHR 弁の損傷により RHR が機能喪失し, 格納容器ベントを実施するもの, 外部水源からの注水(消防車)のための原子炉減圧に失敗することとで炉心損傷に至るシナリオ	3.50%
	地震加速度大(R/B 下部水平 120gal*)		
	外部電源(セラミックインシュレータ)		
	防火水槽		
	貯水池又は海から直接 CSP へ補給		
	RHR 弁(電動弁(ゲート弁))		
	逃がし安全弁(18 弁)		
	逃がし安全弁(18 弁)		
5	地震発生頻度	地震により外部電源喪失が発生し, HPCF (S/P 水源) による原子炉注水に成功する。その後, RHR ポンプの損傷により RHR が機能喪失し, 格納容器ベントを実施するもの, 外部水源からの注水(消防車)のための原子炉減圧に失敗することとで炉心損傷に至るシナリオ	3.46%
	地震加速度大(R/B 下部水平 120gal*)		
	外部電源(セラミックインシュレータ)		
	淡水貯水池		
	貯水池又は海から直接 CSP へ補給		
	RHR ポンプ		
	逃がし安全弁(18 弁)		
	逃がし安全弁(18 弁)		
6	地震発生頻度	地震により外部電源喪失が発生し, HPCF (S/P 水源) による原子炉注水に成功する。その後, RHR ポンプの損傷により RHR が機能喪失し, 格納容器ベントを実施するもの, 外部水源からの注水(消防車)のための原子炉減圧に失敗することとで炉心損傷に至るシナリオ	3.46%
	地震加速度大(R/B 下部水平 120gal*)		
	外部電源(セラミックインシュレータ)		
	防火水槽		
	貯水池又は海から直接 CSP へ補給		
	RHR ポンプ		
	逃がし安全弁(18 弁)		
	逃がし安全弁(18 弁)		

\*: 地震加速度 120gal 以上が地震 PRA の評価範囲(「地震加速度大」信号によるスクラム設定点を目安)

表 3-9 RBR (シーケンス No : 178, 地震加速度 2800gal) における主要な最小カットセット

順位	カットセット	説明	2800gal における寄与割合
1	地震発生頻度	地震により原子炉建屋が傾斜し, 水位計の誤差等に起因する ECCS の動作タイミングへの影響や, 地絡方向継電器への悪影響等が発生し, その復旧操作に失敗することで炉心損傷に至るシナリオ	100.00%
	地震加速度大(R/B 下部水平 120gal*)		
	建屋・構築物(原子炉建屋基礎地盤すべり線)		
	地盤傾斜バックアップ		

\*: 地震加速度 120gal 以上が地震 PRA の評価範囲 (「地震加速度大」信号によるスクラム設定点を目安)

表 3-10 TBP (シーケンス No : 170, 地震加速度 1600gal) における主要な最小カットセット

順位	カットセット	説明	1600gal における寄与割合
1	地震発生頻度	地震により建屋間配管 (RCW 配管等) が損傷し最終ヒートシンク喪失となる。その後のスクラム及び S/R 弁の開放には成功するが再閉鎖に失敗し, 炉心損傷に至るシナリオ	97.99%
	地震加速度大(R/B 下部水平 120gal*)		
	建屋間配管損傷		
	ランダム_SRV 再閉鎖失敗		
2	地震発生頻度	地震により原子炉建屋の一部が損傷し最終ヒートシンク喪失となる。その後のスクラム及び S/R 弁の開放には成功するが再閉鎖に失敗し, 炉心損傷に至るシナリオ	2.01%
	地震加速度大(R/B 下部水平 120gal*)		
	建屋損傷(RCIC 健全)		
	ランダム_SRV 再閉鎖失敗		

\*: 地震加速度 120gal 以上が地震 PRA の評価範囲 (「地震加速度大」信号によるスクラム設定点を目安)

表 3-11 PCVR (シーケンス No: 177, 地震加速度 2400gal) における主要な最小カットセット

順位	カットセット	説明	2400gal における寄与割合
1	地震発生頻度	地震により原子炉圧力容器(原子炉冷却材再循環ポンプ貫通孔)が損傷し, 直接炉心損傷に至るシナリオ	49.03%
	地震加速度大(R/B 下部水平 120gal*)		
	原子炉冷却材再循環ポンプ貫通孔		
2	地震発生頻度	地震により原子炉圧力容器(蒸気乾燥器)が損傷し, 直接炉心損傷に至るシナリオ	19.33%
	地震加速度大(R/B 下部水平 120gal*)		
	蒸気乾燥器		
3	地震発生頻度	地震により原子炉圧力容器(制御棒駆動機構ハウジング貫通孔)が損傷し, 直接炉心損傷に至るシナリオ	17.30%
	地震加速度大(R/B 下部水平 120gal*)		
	制御棒駆動機構ハウジング貫通孔		
4	地震発生頻度	地震により原子炉圧力容器(ノズル)が損傷し, 直接炉心損傷に至るシナリオ	11.83%
	地震加速度大(R/B 下部水平 120gal*)		
	ノズル		
5	地震発生頻度	地震により原子炉圧力容器(ブラケット類)が損傷し, 直接炉心損傷に至るシナリオ	1.57%
	地震加速度大(R/B 下部水平 120gal*)		
	ブラケット類		

\*: 地震加速度 120gal 以上が地震 PRA の評価範囲(「地震加速度大」信号によるスクラム設定点を目安)

表 3-12 TQUX (シーケンス No: 15, 地震加速度 150gal) における主要な最小カットセット

順位	カットセット	説明	150gal における寄与割合
1	地震発生頻度	地震により過渡事象が発生し、スクラム及び圧力制御には成功するものの、L8 誤信号 (ランダム故障) により高圧注水機能 (HPCF 及び RCIC) に失敗し、更に原子炉減圧起動操作に失敗することで炉心損傷に至るシナリオ	45.87%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*)		
	L-8 誤信号		
	原子炉減圧起動操作失敗		
2	地震発生頻度	地震により過渡事象が発生し、スクラム及び圧力制御には成功するものの、L8 誤信号 (ランダム故障) により高圧注水機能 (HPCF 及び RCIC) に失敗し、更に注水不能の認知失敗により原子炉減圧に失敗し炉心損傷に至るシナリオ	35.08%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*)		
	L-8 誤信号		
	注水不能認知失敗		
3	地震発生頻度	地震により過渡事象が発生し、スクラム及び圧力制御には成功するものの、水位トランスミッタの CCF により原子炉水位低信号による高圧注水機能 (HPCF 及び RCIC) の自動起動に失敗し、更に注水不能の認知失敗により高圧注水機能の自動起動及び原子炉減圧に失敗し炉心損傷に至るシナリオ	9.91%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*)		
	水位トランスミッタ CCF (3 重) 不動+誤高		
	注水不能認知失敗		
4	地震発生頻度	地震により過渡事象が発生し、スクラム及び圧力制御には成功するものの、デジタル系の CCF により原子炉水位低信号による高圧注水機能 (HPCF 及び RCIC) の自動起動に失敗し、更に注水不能の認知失敗により高圧注水機能の自動起動及び原子炉減圧に失敗し炉心損傷に至るシナリオ	4.64%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*)		
	DTM 廻り CCF		
	注水不能認知失敗		
5	地震発生頻度	地震により過渡事象が発生し、スクラム及び圧力制御には成功するものの、デジタル系の CCF により高圧注水機能 (HPCF 及び RCIC) の起動に失敗し、更に原子炉減圧起動操作に失敗し炉心損傷に至るシナリオ	1.48%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*)		
	高圧系 ECCS SLU 廻り CCF		
	原子炉減圧起動操作失敗		

\*: 地震加速度 120gal 以上が地震 PRA の評価範囲 (「地震加速度大」信号によるスクラム設定点を目安)

表 3-13 TQUV (シーケンス No : 14, 地震加速度 1350gal) における主要な最小カットセット (1/2)

順位	カットセット	説明	1350gal における寄与割合
1	地震発生頻度	地震により過渡事象が発生し, スクラム及び圧力制御には成功するものの, 地震により RCW 熱交換器が損傷することで注水機能 (HPCF 及び LPFL) に失敗する。また, 主蒸気系配管が損傷することで RCIC ポンプへの蒸気供給が不能となり RCIC についても機能喪失する。更に代替注水の起動操作に失敗することにより炉心損傷に至るシナリオ	22.16%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*)		
	RCW 熱交換器		
	格納容器内配管 (主蒸気系)		
	代替注水起動操作失敗		
2	地震発生頻度	地震により過渡事象が発生し, スクラム及び圧力制御には成功するものの, 地震により RCW 熱交換器が損傷することで注水機能 (HPCF 及び LPFL) に失敗する。また, 主蒸気系配管が損傷することで RCIC ポンプへの蒸気供給が不能となり RCIC についても機能喪失する。更に MUWC 配管についても損傷することにより代替注水に失敗し炉心損傷に至るシナリオ	6.76%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*)		
	RCW 熱交換器		
	格納容器内配管 (主蒸気系)		
	MUWC 配管		
3	地震発生頻度	地震により過渡事象が発生し, スクラム及び圧力制御には成功するものの, 地震により RCW 配管が損傷することで注水機能 (HPCF 及び LPFL) に失敗する。また, 主蒸気系配管が損傷することで RCIC ポンプへの蒸気供給が不能となり RCIC についても機能喪失する。更に代替注水の起動操作に失敗することにより炉心損傷に至るシナリオ	6.09%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*)		
	RCW 配管		
	格納容器内配管 (主蒸気系)		
	代替注水起動操作失敗		

\*: 地震加速度 120gal 以上が地震 PRA の評価範囲 (「地震加速度大」信号によるスクラム設定点を目安)



表 3-13 TQUV (シーケンス No : 14, 地震加速度 1350gal) における主要な最小カットセット (2/2)

順位	カットセット	説明	1350gal における寄与割合
4	地震発生頻度	地震により過渡事象が発生し, スクラム及び圧力制御には成功するものの, 地震により RCW 熱交換器が損傷することで注水機能 (HPCF 及び LPFL) に失敗する。また, RCIC 注水ライン (給水系配管) が損傷することで RCIC が機能喪失する。更に代替注水の起動操作に失敗することにより炉心損傷に至るシナリオ	5.48%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*)		
	RCW 熱交換器		
	格納容器内配管 (給水系)		
	代替注水起動操作失敗		
5	地震発生頻度	地震により過渡事象が発生し, スクラム及び圧力制御には成功するものの, 地震により RCW 熱交換器が損傷することで注水機能 (HPCF 及び LPFL) に失敗する。また RCIC が機能喪失 (ランダム故障) し, 代替注水の起動操作に失敗することにより炉心損傷に至るシナリオ	4.83%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*)		
	RCW 熱交換器		
	RCIC 独立故障		
	代替注水起動操作失敗		

\*: 地震加速度 120gal 以上が地震 PRA の評価範囲 (「地震加速度大」信号によるスクラム設定点を目安)

表 3-14 TC (シーケンス No : 49 , 地震加速度 150gal) における主要な最小カットセット

順位	カットセット	説明	150gal における寄与割合
1	地震発生頻度	地震により過渡事象が発生し、制御棒挿入失敗 (ランダム故障) し ATWS となる。その後 RPT, S/R 弁の開, HPCF による炉水位制御に成功するもの, SLC の操作に失敗し炉心損傷に至るシナリオ	57.76%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*)		
	「特殊設定」 CR 隣接 4 本挿入失敗		
	SLC 関連手動操作失敗		
2	地震発生頻度	地震により過渡事象が発生し、RPS 及び ARI のランダム故障により ATWS となる。その後 RPT, S/R 弁の開, HPCF による炉水位制御に成功するもの, SLC の操作に失敗し炉心損傷に至るシナリオ	38.21%
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*)		
	RPS 故障		
	ARI 独立故障		
3	SLC 関連手動操作失敗	地震により過渡事象が発生し、RPS のランダム故障、及び直流電源喪失による ARI 機能喪失により ATWS となる。その後 RPT, S/R 弁の開, HPCF による炉水位制御に成功するもの, SLC の操作に失敗し炉心損傷に至るシナリオ	1.98%
	地震発生頻度		
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*)		
	RPS 故障		
4	125VDC-7B-母線故障	地震により過渡事象が発生し、RPS のランダム故障、及び直流電源喪失による ARI 機能喪失により ATWS となる。その後 RPT, S/R 弁の開, HPCF による炉水位制御に成功するもの, SLC の操作に失敗し炉心損傷に至るシナリオ	1.98%
	SLC 関連手動操作失敗		
	地震発生頻度		
	地震加速度大 (R/B 下部水平 120gal*)		
	RPS 故障	地震により過渡事象が発生し、RPS のランダム故障、及び直流電源喪失による ARI 機能喪失により ATWS となる。その後 RPT, S/R 弁の開, HPCF による炉水位制御に成功するもの, SLC の操作に失敗し炉心損傷に至るシナリオ	
	125VDC-7A-母線故障		
	SLC 関連手動操作失敗		

\*: 地震加速度 120gal 以上が地震 PRA の評価範囲 (「地震加速度大」信号によるスクラム設定点を目安)

地震	地震 加速度 大	建屋・構築物 (地盤変形大)	建屋・構築物 (格納容器・ 压力容器)	格納容器 バイパス	Excessive -LOCA	計測・ 制御系	直流 電源	建屋間 配管損傷・ 建屋一部 損壊	原子炉 補機 冷却系	交流電源 (D/G)	RHR破断 LOCA	FDW又は MSバイパ ス破断	外部 電源	No.	最終状態
														1	-
														2 - 52	図1-2へ
														53 - 102	図1-4へ
														103 - 107	図1-6へ
														108 - 111	図1-7へ
														112 - 135	図1-8へ
														136 - 159	図1-9へ
														160 - 172	図1-10へ
														173	TBD
														174	CI
														175	LOCA
														176	BYPASS
														177	PCVR
														178	RBR

図 1-1 イベントツリー (階層イベントツリー)

過渡事象	スクラム	SRV開	SRV再開 鎖	CSP	HPCF	RCIC	減圧	LPFL	代替注水 (MUWC)	RHR	格納容器 イベント	No.	最終状態
												2	-
												3	-
												4	TW
												5	-
												6	-
												7	TW
												8	-
												9	-
												10	TW
												11	-
												12	-
												13	TW
												14	TQUV
												15	TQUX
												16	-
												17	-
												18	TW
												19	-
												20	-
												21	TW
												22	-
												23	-
												24	TW
												25	TQUV
												26	TQUX
												27	-
												28	-
												29	TW
												30	-
												31	-
												32	TW
												33	-
												34	-
												35	TW
												36	TQUV
												37	TQUX
												38	-
												39	-
												40	TW
												41	-
												42	-
												43	TW
												44	TQUV
												45	TQUX
												46	LOCA
												47 - 52	図1-3へ

図 1-2 イベントツリー (過渡事象)

過渡事象 ATWS	RPT	SRV開	HPCF	反応度制 御	RHR	No.	最終状態
						47	-
						48	TW
						49	TC
						50	TC
						51	TC
						52	TC

図 1-3 イベントツリー（過渡事象 ATWS）

外部電源 喪失	スクラム	SRV開	SRV再開 鎖	CSP	HPCF	RCIC	減圧	LPFL	代替注水 (MUWC)	RHR	格納容器 ベント	No.	最終状態
												53	-
												54	-
												55	TW
												56	-
												57	-
												58	TW
												59	-
												60	-
												61	TW
												62	-
												63	-
												64	TW
												65	TQUV
												66	TQUX
												67	-
												68	-
												69	TW
												70	-
												71	-
												72	TW
												73	-
												74	-
												75	TW
												76	TQUV
												77	TQUX
												78	-
												79	-
												80	TW
												81	-
												82	-
												83	TW
												84	-
												85	-
												86	TW
												87	TQUV
												88	TQUX
												89	-
												90	-
												91	TW
												92	-
												93	-
												94	TW
												95	TQUV
												96	TQUX
												97	LOCA
												98 - 102	図1-5へ

図 1-4 イベントツリー（外部電源喪失）

外部電源 喪失 ATWS	SRV開	HPCF	反応度制 御	RHR	No.	最終状態
					98	-
					99	TW
					100	TC
					101	TC
					102	TC

図 1-5 イベントツリー（外部電源喪失 ATWS）

FDW又は MSパイバ ス破断	スクラム	HPCF	RHR	格納容器ベント	No.	最終状態
					103	-
					104	-
					105	TW
					106	BYPASS2
					107	TC

図 1-6 イベントツリー（FDW 又は MS バイパス破断）

RHR破断 LOCA	スクラム	HPCF	格納容器ベント	No.	最終状態
				108	-
				109	TW
				110	LOCA2
				111	TC

図 1-7 イベントツリー（RHR 破断 LOCA）

全交流電 源喪失	スクラム	SRV開	SRV再開 鎖	RCIC	代替電源 (GTG)	代替電源 (電源車)	RCIC延命 措置/CSP 補給	減圧	代替注水 (MUWC)	消防車	RHR	格納容器 ベント	No.	最終状態
													112	-
													113	-
													114	TW
													115	-
													116	-
													117	TW
													118	-
													119	-
													120	TW
													121	TB
													122	TB
													123	-
													124	TW
													125	-
													126	TW
													127	-
													128	TW
													129	TB
													130	TB
													131	TB
132	TBU													
133	TBP													
134	LOCA													
135	TC													

図 1-8 イベントツリー（全交流電源喪失）

最終ヒートシンク及び全交流電源喪失	スクラム	SRV開	SRV再閉鎖	RCIC	代替電源 (GTG)	代替電源 (電源車)	RCIC延命措置/CSP補給	減圧	代替注水 (MUWC)	消防車	RHR	格納容器ベント	No.	最終状態
													136	-
													137	-
													138	TW
													139	-
													140	-
													141	TW
													142	-
													143	-
													144	TW
													145	TB
													146	TB
													147	-
													148	TW
													149	-
													150	TW
													151	-
													152	TW
													153	TB
													154	TB
													155	TB
													156	TBU
													157	TBP
													158	LOCA
													159	TC

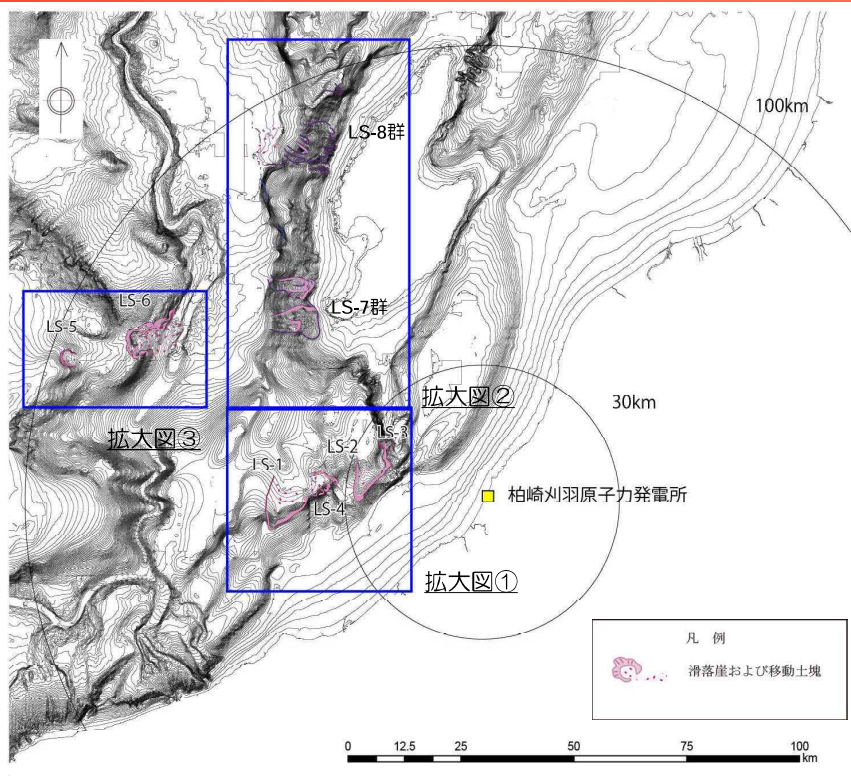
図 1-9 イベントツリー (最終ヒートシンク及び全交流電源喪失)

建屋間配管損傷・建屋一部損壊によるLUHS	スクラム	SRV開	SRV再閉鎖	RCIC	代替電源 (GTG)	代替電源 (電源車)	減圧	消防車	格納容器ベント	No.	最終状態			
												160	-	
													161	TW
													162	TB
													163	TB
													164	-
													165	TW
													166	TB
													167	TB
													168	TB
													169	TBU
													170	TBP
													171	LOCA
													172	TC

図 1-10 イベントツリー (建屋間配管損傷・建屋一部損壊による LUHS)

### 4. 1 海底地すべりによる津波（2）海底地すべり地形の抽出

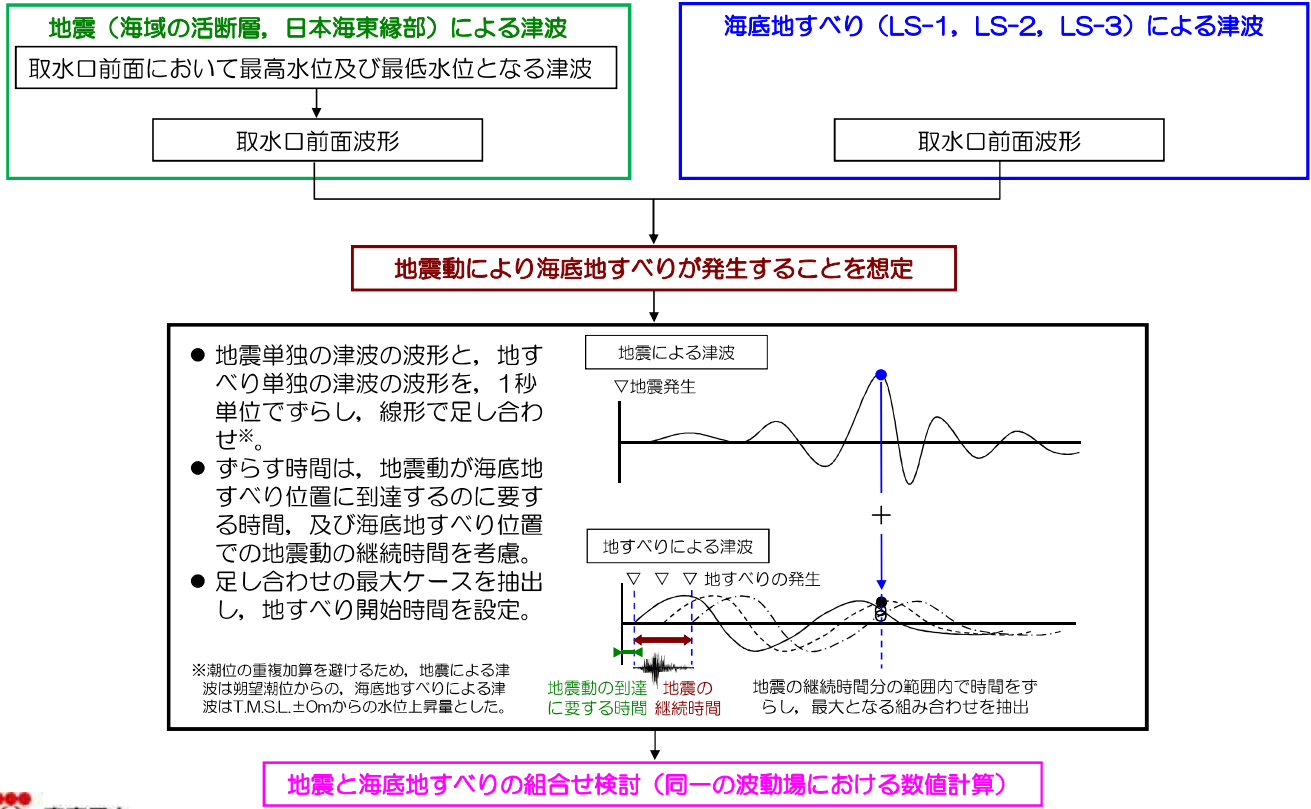
- 判読の結果、敷地の西方沖に4つの海底地すべり地形を抽出した。（LS-1, LS-2, LS-3, LS-4）
- 敷地から遠方の西北西沖に2つの海底地すべり地形を抽出した。（LS-5, LS-6）
- 敷地から佐渡島を挟んで反対側の海底に、複数の海底地すべり地形を抽出した。（LS-7群, LS-8群）
- 抽出した地形の拡大図を次ページに示す。



海底地すべり判読結果



### 5. 地震による津波と海底地すべりによる津波の組合せ



# 6. 基準津波の評価

- 「地震による津波」「地すべりによる津波」「地震による津波と海底地すべりによる津波の組合せ」の中から、取水口前面において最高水位及び最低水位となるケースを選定した。
- 上昇側最大は、「地震と地すべりの組合せによる津波」のうち、日本海東縁部（2領域モデル）とLS-2の組合せケース。
- 下降側最大は、「地震による津波」のうち、日本海東縁部（2領域モデル）のケース。
- 荒浜側防潮堤の最高水位となるケースおよび荒浜側、大湊側遡上域最大ケースは共に「地震と地すべりの組合せによる津波」のうち、海域の活断層（5断層連動モデル）とLS-2の組合せケース。



地震による津波

水位	地震	水位 T.M.S.L. (m)									
		取水口前面									
		1号沖	2号沖	3号沖	4号沖	5号沖	6号沖	7号沖	荒浜側防潮堤	遡上域荒浜側	遡上域大湊側
上昇側	海域の活断層 (5断層連動モデル)	+5.2	+5.5	+5.7	+5.6	+4.5	+4.5	+4.7	+6.9	+7.1	+7.3
	日本海東縁部 (2領域モデル)	+6.5	+6.3	+6.2	+6.1	+6.0	+6.0	+6.0	+6.6	+6.6	+7.4
下降側	海域の活断層 (長岡十日町連動モデル)	-4.8	-4.6	-4.5	-4.5	-3.0	-3.5	-3.5	-	(+0.2)	(+1.0)
	日本海東縁部 (2領域モデル)	-5.3	-5.3	-5.3	-5.4	-3.0	-3.5	-3.5	(+5.0)	(+5.1)	(+5.7)

海底地すべりによる津波

水位	地すべり	水位 T.M.S.L. (m)									
		取水口前面									
		1号沖	2号沖	3号沖	4号沖	5号沖	6号沖	7号沖	荒浜側防潮堤	遡上域荒浜側	遡上域大湊側
上昇側	LS-2	+4.5	+4.3	+4.1	+4.1	+3.6	+3.6	+3.6	+6.2	+6.3	+5.1
	LS-3	-3.9	-3.6	-3.5	-3.4	-2.8	-2.7	-2.6	(+3.1)	(+5.9)	(+4.8)

地震と地すべりの組み合わせによる津波

水位	地震	地すべり	水位 T.M.S.L. (m)									
			取水口前面									
			1号沖	2号沖	3号沖	4号沖	5号沖	6号沖	7号沖	荒浜側防潮堤	遡上域荒浜側	遡上域大湊側
上昇側	海域の活断層 (5断層連動モデル)	LS-2	+5.1	+5.3	+5.5	+5.4	+4.5	+4.5	+4.6	+7.6	+7.6	+7.5
	日本海東縁部 (2領域モデル)	LS-2	+6.8	+6.7	+6.5	+6.4	+6.2	+6.2	+6.1	+7.1	+7.4	+6.9
下降側	海域の活断層 (長岡十日町連動モデル)	LS-3	-4.9	-4.7	-4.6	-4.6	-3.0	-3.5	-3.5	-	(+3.1)	(+3.0)
	日本海東縁部 (2領域モデル)	LS-3	-5.2	-5.2	-5.2	-5.2	-3.0	-3.5	-3.5	(+6.7)	(+7.4)	(+6.4)



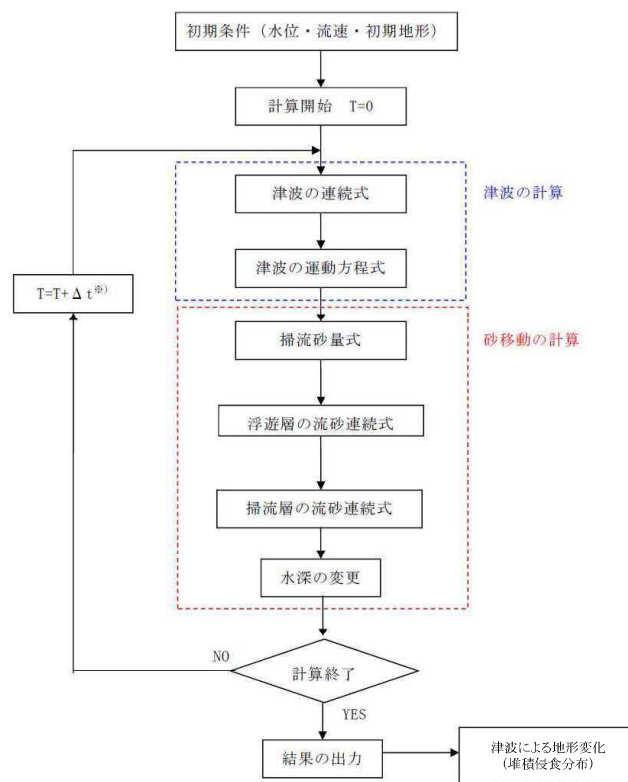
## 9. 基準津波による安全性評価

- 9. 1 取水路の水理特性による水位変動
- 9. 2 津波による海底地形変化の検討方針
- 9. 3 検討結果



### 9. 2 津波による海底地形変化の検討方針（1）検討概要

- 津波の水位変動以外の事象に対する評価として、津波に伴う砂移動について、数値シミュレーションを実施する。
- 数値シミュレーションは、藤井ほか（1998）および高橋ほか（1999）の手法に基づき、津波の挙動とそれに伴う砂移動を同時に計算した。
- 検討フローは右図のとおり。
- 計算時間は4時間とした。

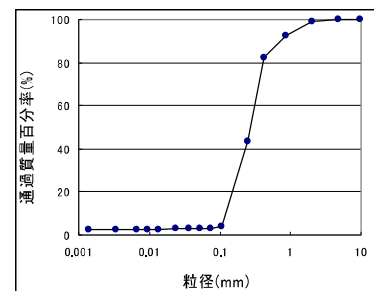


- 藤井ほか（1998）および高橋ほか（1999）の方法を下表に示す。
- 海底砂の物性値・粒度分布は以下のとおりであり、高橋ほか（1999）の手法では、浮遊砂濃度の上限値を1%に設定した。

	藤井ほか(1998)の方法	高橋ほか(1999)の方法
地盤高の連続式	$\frac{\partial Z}{\partial t} + \alpha \left( \frac{\partial Q}{\partial x} \right) + \frac{E-S}{\sigma(1-\lambda)} = 0$	$\frac{\partial Z}{\partial t} + \frac{1}{1-\lambda} \left( \frac{\partial Q}{\partial x} + \frac{E-S}{\sigma} \right) = 0$
浮遊砂濃度連続式	$\frac{\partial C}{\partial t} + \frac{\partial(UC)}{\partial x} - \frac{E-S}{D} = 0$	$\frac{\partial(C_s D)}{\partial t} + \frac{\partial(MC_s)}{\partial x} - \frac{E-S}{\sigma} = 0$
流砂量式	$Q = 80\tau_*^{1.5} \sqrt{sgd^3}$	$Q = 21\tau_*^{1.5} \sqrt{sgd^3}$
巻き上げ量の算定式	$E = \frac{(1-\alpha)Qw^2\sigma(1-\lambda)}{Uk_z \left[ 1 - \exp\left\{ -\frac{wD}{k_z} \right\} \right]}$	$E = 0.012\tau_*^2 \sqrt{sgd} \cdot \sigma$
沈降量の算定式	$S = wC_s$	$S = wC_s \cdot \sigma$
摩擦速度の計算式	log-wake 則を鉛直方向に積分した式より算出	マニング則より算出 $u_* = \sqrt{gn^2 U  U  / D^{1/3}}$

Z:水深変化量(m)  
t:時間(s)  
x:平面座標(m)  
Q:単位幅、単位時間当たりの掃流砂量(m<sup>2</sup>/s/m)  
τ\*:シールス数  
σ:砂の密度  
λ:空隙率  
s:σ/ρ-1  
d:砂の粒径(中央粒径)  
g:重力加速度(m/s<sup>2</sup>)  
ρ:海水の密度(g/cm<sup>3</sup>)  
U:流速(m/s)  
D:全水深(m)

M:U×D(m<sup>2</sup>/s)  
n:Manningの粗度係数(=0.03m<sup>-1/3</sup>s)  
w:土粒子の沈降速度(Rubey式より算出)(m/s)  
C<sub>s</sub>:浮遊砂体積濃度(浮遊砂濃度連続式より算出)  
α:局所的な外力のみに移動を支配される成分が全流量に占める比率(=0,1)  
C:浮遊砂濃度(kg/m<sup>3</sup>)  
C<sub>b</sub>:底面浮遊砂濃度(kg/m<sup>3</sup>)  
k<sub>z</sub>:鉛直拡散係数(m<sup>2</sup>/s)

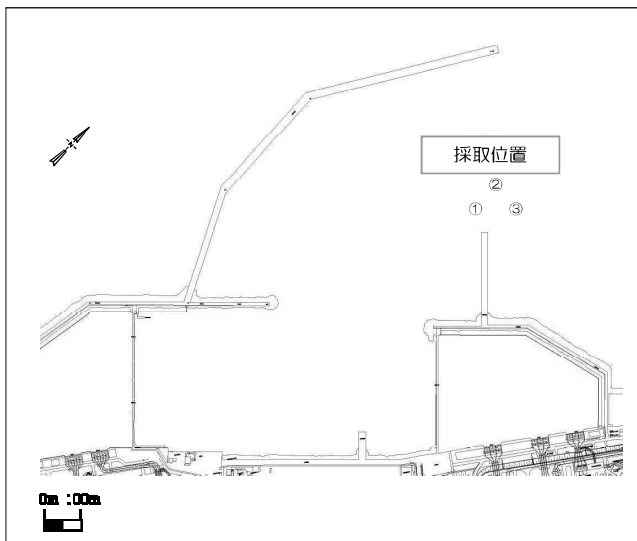


海底砂の粒度分布

項目	設定値	設定根拠
密度 ρ	2.69 g/cm <sup>3</sup>	敷地前面海域の浚渫砂における物理特性試験結果
中央粒径 d	0.27 mm	敷地前面海域の浚渫砂における物理特性試験結果
空隙率 λ	0.4	高橋ほか（1992）

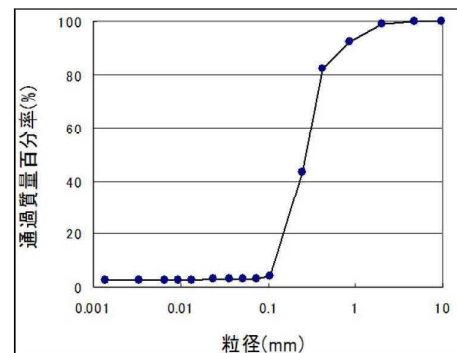


- 敷地前面海域における浚渫砂を基に、砂の粒径、密度を設定。
- 粒径については、代表として中央粒径（D50）を採用。



採取位置図

項目	設定値	設定根拠
密度 ρ	2.69 g/cm <sup>3</sup>	浚渫砂の物理特性試験結果（平成19年度）
中央粒径 d	0.27 mm	浚渫砂の物理特性試験結果（平成19年度）



粒径加積曲線



■ 論文整理に基づく高橋ほか（1999）における浮遊砂濃度上限値に関する評価

- 高橋ほか（1999）の浮遊砂濃度上限値について、砂移動評価に関する論文を整理した。
- 上限値5%の検証結果から、浮遊砂濃度上限値5%は過大評価になると考えられる。
- 上限値1%の検証結果から、浮遊砂濃度上限値1%は妥当な設定値であると考えられる。
- 以上より、高橋ほか（1999）の浮遊砂濃度上限値は1%を基本とし、評価を実施した。

高橋ほか（1999）の検証事例

実規模検証	文献	計算使用砂粒径	計算格子間隔	浮遊砂濃度上限	浮遊砂濃度上限に関する評価
気仙沼湾 (1960年 チリ地震津波)	玉田ほか (2009)	0.001~ 1mm	25m, 5m	1%.5%	・計算格子間隔が5mの場合、浮遊砂濃度上限5%では実績値より侵食深を過大に評価
八戸港 (1960年 チリ地震津波)	藤田ほか (2010)	0.26mm	10.3m	1%.2%.5%	・浮遊砂濃度上限5%は過大に評価 ・浮遊砂濃度上限1~2%の場合の再現性が良好
宮古港 (2011年東北地方 太平洋沖地震津波)	近藤ほか (2012)	0.08mm	10m	1%	・土砂移動の全体的な傾向は良く一致 ・防波堤堤頭部の最大洗掘深や断面地形も定量的に概ね良い一致
気仙沼湾 (2011年東北地方 太平洋沖地震津波)	森下ほか (2014)	0.3mm	10m	1% $C_{sat} = \alpha \times \sqrt{U^2 \times V^2}$	・砂移動評価に影響を及ぼす因子として、無次元掃流力、流砂量式係数、飽和浮遊砂濃度の3つを抽出 ・上記の3つの因子を同時に変えたモデルにより、再現性が向上する可能性を示唆 ・飽和浮遊砂濃度については、摩擦速度の関数とすることで再現性向上につながることを示唆

$C_{sat}$  : 飽和浮遊砂濃度 U,V : 断面平均流速成分  $\alpha$  : 係数 (0.01)



## 9. 基準津波による安全性評価

- 9. 1 取水路の水理特性による水位変動
- 9. 2 津波による海底地形変化の検討方針
- 9. 3 検討結果



## 9. 3 検討結果

- 基準津波を評価対象として、砂移動の数値シミュレーションを実施した結果のうち、取水口前面の最終堆積厚さを下表に示す。
- 取水口前面における砂の堆積厚さの最大は、3号炉取水口前面の約1.2m（取水路横断方向の平均値）。
- 6/7号炉取水口前面の最大値は、7号炉取水口前面の約0.6m（取水路横断方向の平均値）。

数値シミュレーション結果

水位	地震	手法	取水口前面堆積厚さ (m)						
			1号炉	2号炉	3号炉	4号炉	5号炉	6号炉	7号炉
上昇側	海域の活断層 (5断層運動モデル)	藤井ほか	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1
		高橋ほか	0.1	0.3	0.6	0.6	0.1	0.1	0.2
	日本海東縁部 (2領域モデル)	藤井ほか	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1
		高橋ほか	0.5	0.9	1.2	1.1	0.4	0.3	0.6
下降側	海域の活断層 (長岡十日町運動モデル)	藤井ほか	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1	0.1
		高橋ほか	0.2	0.4	0.5	0.4	0.1	0.1	0.2
	日本海東縁部 (2領域モデル)	藤井ほか	0.2	0.2	0.2	0.2	0.1	0.1	0.1
		高橋ほか	0.2	0.7	1.0	0.8	0.2	0.2	0.4

※取水口前面の堆積厚さは、取水路横断方向の堆積厚さの平均値  
 ※高橋ほか（1999）における浮遊砂濃度の上限值は1%  
 ※藤井ほか（1998）における浮遊砂濃度の上限值は5%

6, 7号炉取水口前面の最高堆積厚さは約0.6mであり、取水路の高さ（5m程度）に対して十分小さく、取水への影響はないことを確認した。



## 9. 3 検討結果

### ■ 高橋ほか（1999）の手法による堆積侵食分布（最終地形）

