

## 標準応答スペクトル考慮に伴う事故シーケンスグループ選定への影響について

## 1. はじめに

標準応答スペクトル考慮に伴い、既許可におけるPRAの結果を踏まえた重大事故等対策の有効性評価を行うための事故シーケンスグループの選定に対する影響がないことを確認するものである。

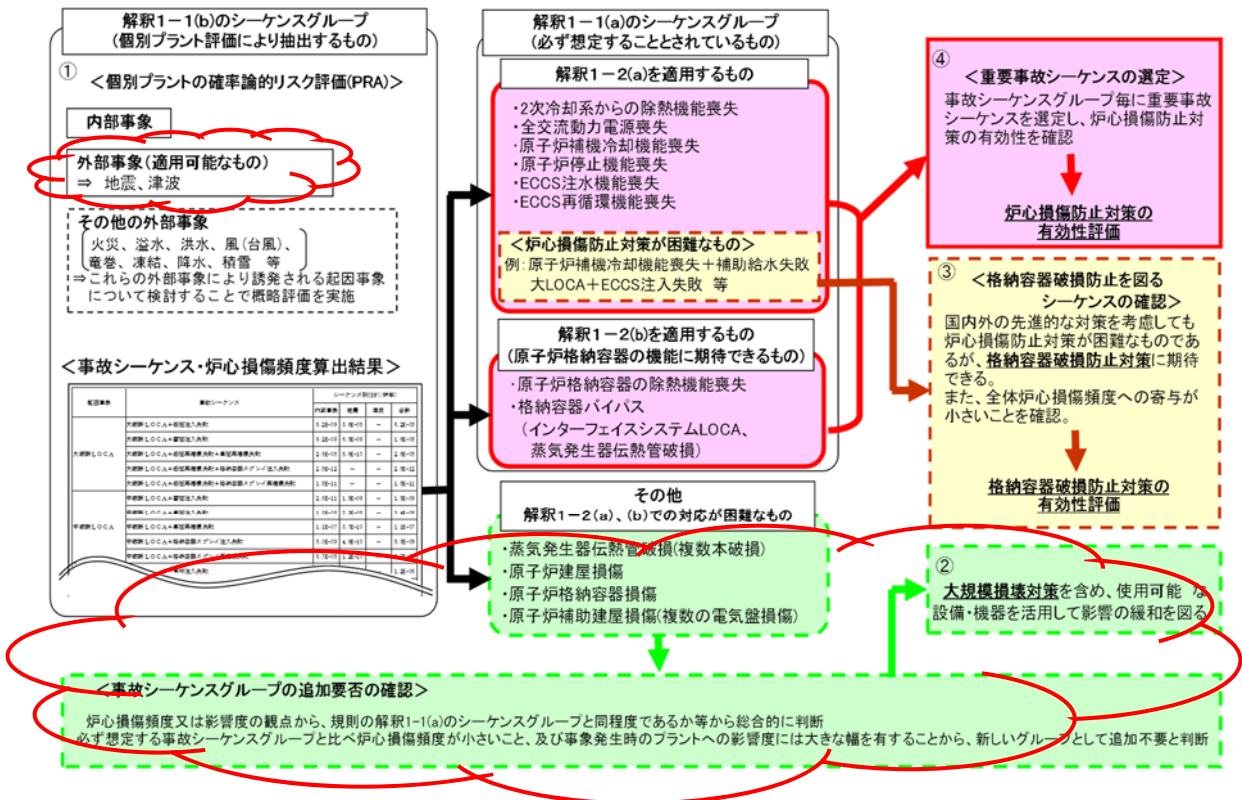
## 2. PRAを用いた事故シーケンスグループの選定（既許可）

重大事故等対策の有効性評価を行うための事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセスを第2-1図に示す。事故シーケンスグループの選定にあたっては、内部事象PRAに加え、内部事象PRAでは想定していない複数機能・複数機器の同時喪失を伴う事象の発生を考慮した地震及び津波PRAを用いている。

内部事象並びに地震及び津波PRAの結果から得られた事故シーケンスについて、喪失した機能及び炉心損傷に至った主要因の観点から分類し、グループ化を行っている。このうち、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（以下「解釈」という。）に基づき必ず想定する事故シーケンスグループと直接的に対応しない外部事象特有の事象として、

- ・ 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）
- ・ 原子炉建屋損傷
- ・ 原子炉格納容器損傷
- ・ 原子炉補助建屋損傷

の事故シーケンスを抽出している。これらの事故シーケンス全体を1つの外部事象特有の事故シーケンスグループとし、解釈で必ず想定するとされている事故シーケンスグループと異なる新たな事故シーケンスグループとしての追加の要否について、頻度及び影響の観点から検討している。その結果、小規模な事象を含めても全炉心損傷頻度に対する寄与が極めて小さいこと、大規模な事故に至る頻度はさらに小さく、仮に発生したとしても影響を緩和する対策を整備していることから、解釈に基づき必ず想定するとされている事故シーケンスグループと比較して有意な頻度又は影響をもたらすものではなく、事故シーケンスグループとして新たに追加する必要はないと総合的に判断している。



第2-1図 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス (平成27年7月15日許可に係る添付書類十追補2. I 事故シーケンスグループおよび重要事故シーケンス等の選定について 第1.1図 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定の全体プロセス の再掲)

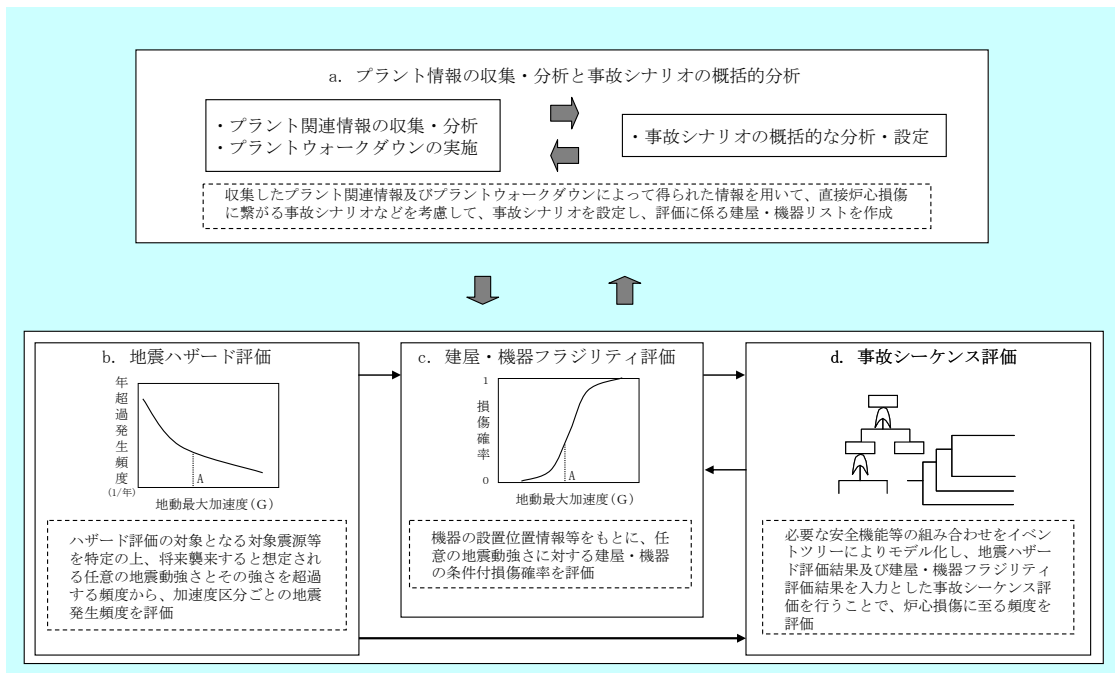
### 3. 標準応答スペクトル考慮に伴う地震PRA及び事故シーケンスグループの選定への影響

2. のとおり、事故シーケンスグループの選定における地震事象特有の事故シナリオは、炉心損傷頻度に対する寄与が極めて小さいことから、仮に標準応答スペクトルを考慮しても事故シーケンスグループの選定に影響はないと考えられる。しかしながら、地震PRAの各評価ステップに沿って、標準応答スペクトルを考慮した場合の影響を以下のとおり検討し、地震PRA及び事故シーケンスグループの選定への影響を確認した。

#### (1) 地震PRAの評価手法

地震レベル1PRAの評価フローを第3-1図に示す。

地震レベル1PRAは、地震ハザード評価に基づき実施しており、地震ハザード評価が変更となれば、後段のフラジリティ評価や事故シーケンス評価にも影響を与えることとなる。既許可における確率論的地震ハザードに基づくPRAの結果を踏まえた重大事故等対策の有効性評価を行うための事故シーケンスグループの選定について、地震PRAの各評価ステップに沿って、標準応答スペクトルを考慮した場合の影響について確認する。



第3-1図 地震レベル1 P R Aの評価フロー

## (2) 標準応答スペクトル考慮に伴う地震P R Aへの影響

### ① 確率論的地震ハザードへの影響

既許可で実施した確率論的地震ハザード解析は、日本原子力学会「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準:2007」に基づき、一つの地震に対して、震源の位置、地震の規模及び発生頻度を特定して扱うモデルから評価する方法（特定震源モデルに基づく方法）及び個々の地震の震源を個別に扱わずに、ある広がりを持った領域の中で発生する地震群として扱うモデルから評価する方法（領域震源モデルに基づく評価方法）にて評価を行っている。このうち、領域震源モデルに基づく方法では、震源を特定せず策定する地震動に対する評価が含まれており、地震の規模と頻度を事前に特定することができない地震に対して、最大地震規模M7.3に対する評価を実施していることから、標準応答スペクトル（最大地震規模M6.9程度）を踏まえても確率論的地震ハザード評価の変更は不要であり、地震ハザードに影響はない。

震源を特定せず策定する地震動による基準地震動S<sub>s</sub>-3（標準応答スペクトルに基づく基準地震動S<sub>s</sub>-3-3を含む）の応答スペクトルと領域震源モデルによる一様ハザードスペクトルとの比較を第3-2図に示す。基準地震動S<sub>s</sub>-3の年超過確率は、 $10^{-4}$ ~ $10^{-7}$ 程度である。なお、参考として、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動による基準地震動S<sub>s</sub>-1及び基準地震動S<sub>s</sub>-2の応答スペクトルと一様ハザードスペクトルとの比較も第3-3図及び第3-4図に示しており、基準地震動S<sub>s</sub>-1及び基準地震動S<sub>s</sub>-2の年超過確率は、

$10^{-4}$ ～ $10^{-6}$ 程度である。既許可申請書においては、全周期帯に亘って地震動レベルが大きく、伊方発電所の代表的な基準地震動であるSs-1の応答スペクトルと一様ハザードスペクトルとの比較を示しているが、標準応答スペクトルに基づく基準地震動Ss-3-3を追加しても代表性の考え方に変更はない。

## ② フラジリティへの影響

建屋フラジリティ評価では、現実的耐力と現実的応答による方法を採用した評価を、機器フラジリティ評価では、耐力係数と応答係数による方法を採用した評価を行っている。いずれの評価とも、確率論的地震ハザードから算出する一様ハザードスペクトルを用いている。

標準応答スペクトルを考慮した場合でも、「① 確率論的地震ハザードへの影響」のとおり影響はないことから、確率論的地震ハザードから算出される一様ハザードスペクトルについても影響はない。このため、フラジリティ評価に影響はない。

## ③ 炉心損傷頻度への影響

炉心損傷頻度は、地震ハザード評価と建屋・機器フラジリティ評価に基づき事故シーケンス評価によって算出される。「① 確率論的地震ハザードへの影響」、「② フラジリティへの影響」より、標準応答スペクトルを考慮した場合でも、確率論的地震ハザード評価及びフラジリティ評価に影響を与えるものでないことから、すべての事故シーケンスの炉心損傷頻度への影響はない。

## (3) 標準応答スペクトル考慮に伴う事故シーケンスグループへの影響

標準応答スペクトルを考慮した場合においても、これまで認識されていない地震による建屋、機器の損傷や損傷形態が生じることは考えられない。このため、外部事象特有の事故シーケンスとして抽出されている4事象以外の新たな外部事象特有の事故シーケンスは抽出されない。また、新たな事故シーケンスグループの追加要否を検討した際の頻度及び影響の観点について、標準応答スペクトルを考慮することによる外部事象特有の事故シーケンスとして抽出されている4事象への影響を整理した。

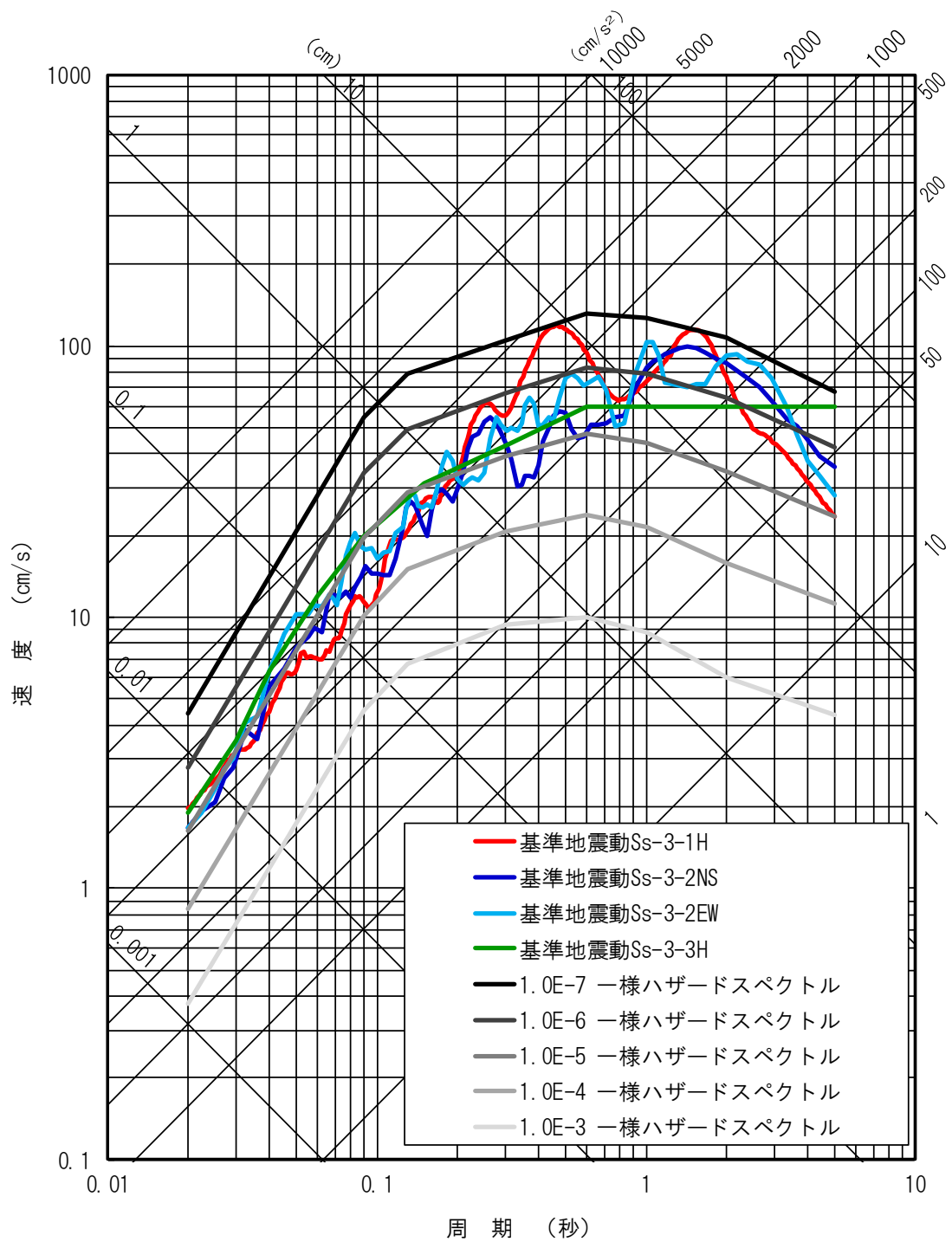
頻度の観点については、「(2) 標準応答スペクトル考慮による地震PRAへの影響」により、標準応答スペクトルを考慮した場合においても炉心損傷頻度への影響はない。このため、全炉心損傷頻度に対する外部事象特有の事故シーケンスの寄与割合が極めて小さいことには変わりはなく、頻度の観点において、外部事象特有の事故シーケンスグループとして新たに追加する必要はない。

影響の観点については、外部事象特有の事象が発生した場合に影響を緩和する対策を既許可において整備している。このため、仮に標準応答スペクトルに相当する地震により外部事象特有の事象が発生したとしても、整備済みの対策で対応可能であり、影響の観点において、外部事象特有の事故シーケンスグループとして新たに追加する必要はない。

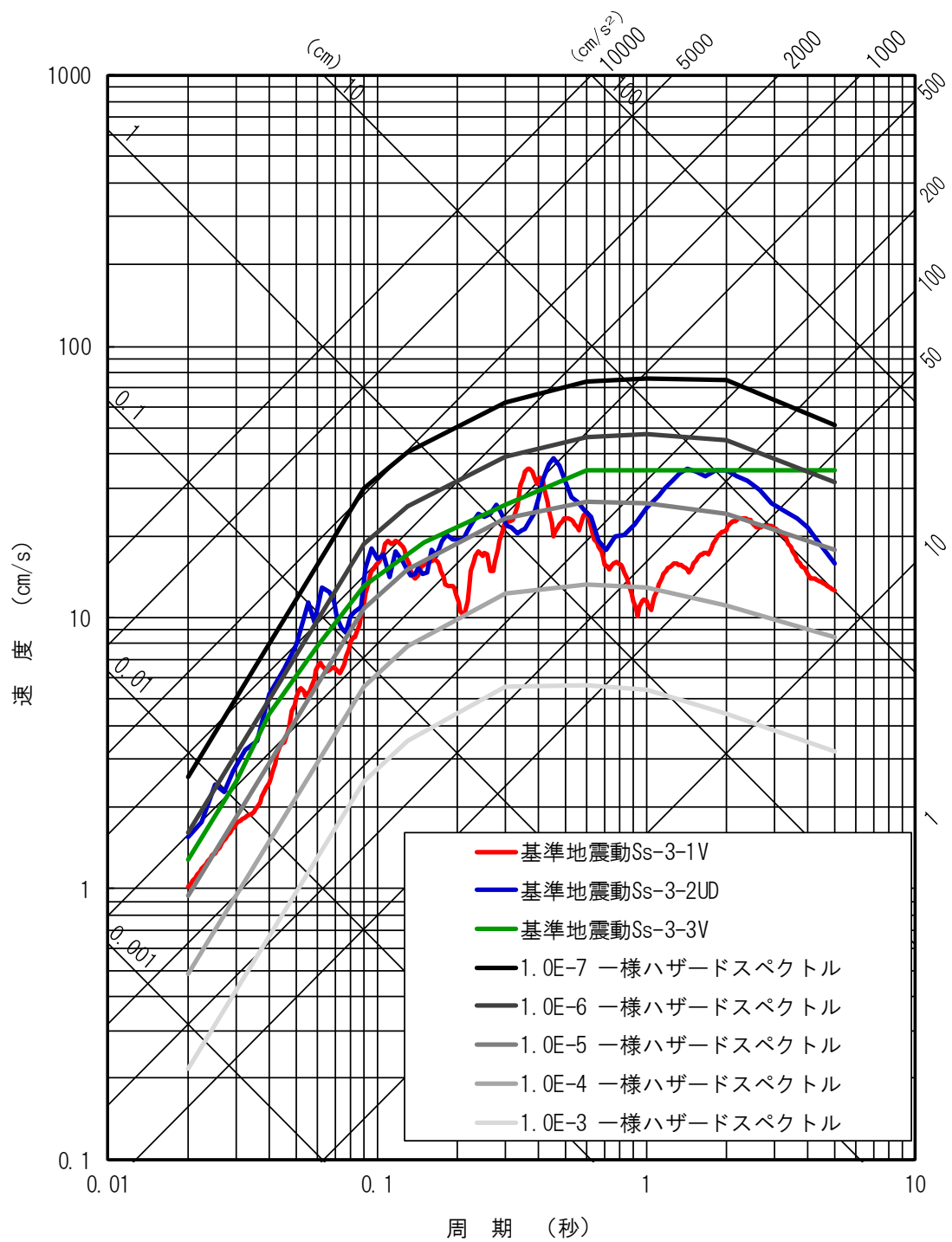
#### 4. まとめ

標準応答スペクトルを考慮しても、**地震PRAに用いる**確率論的地震ハザード評価の変更は不要であり、後段のフラジリティ評価にも影響ないため、地震PRAに影響はない。このため、新たな事故シーケンスグループの追加についても、追加可否を検討した際の頻度及び影響の観点から、標準応答スペクトルを考慮することによる事故シーケンスグループの追加の必要はない。よって、既許可における事故シーケンスグループ選定の評価に影響はない。

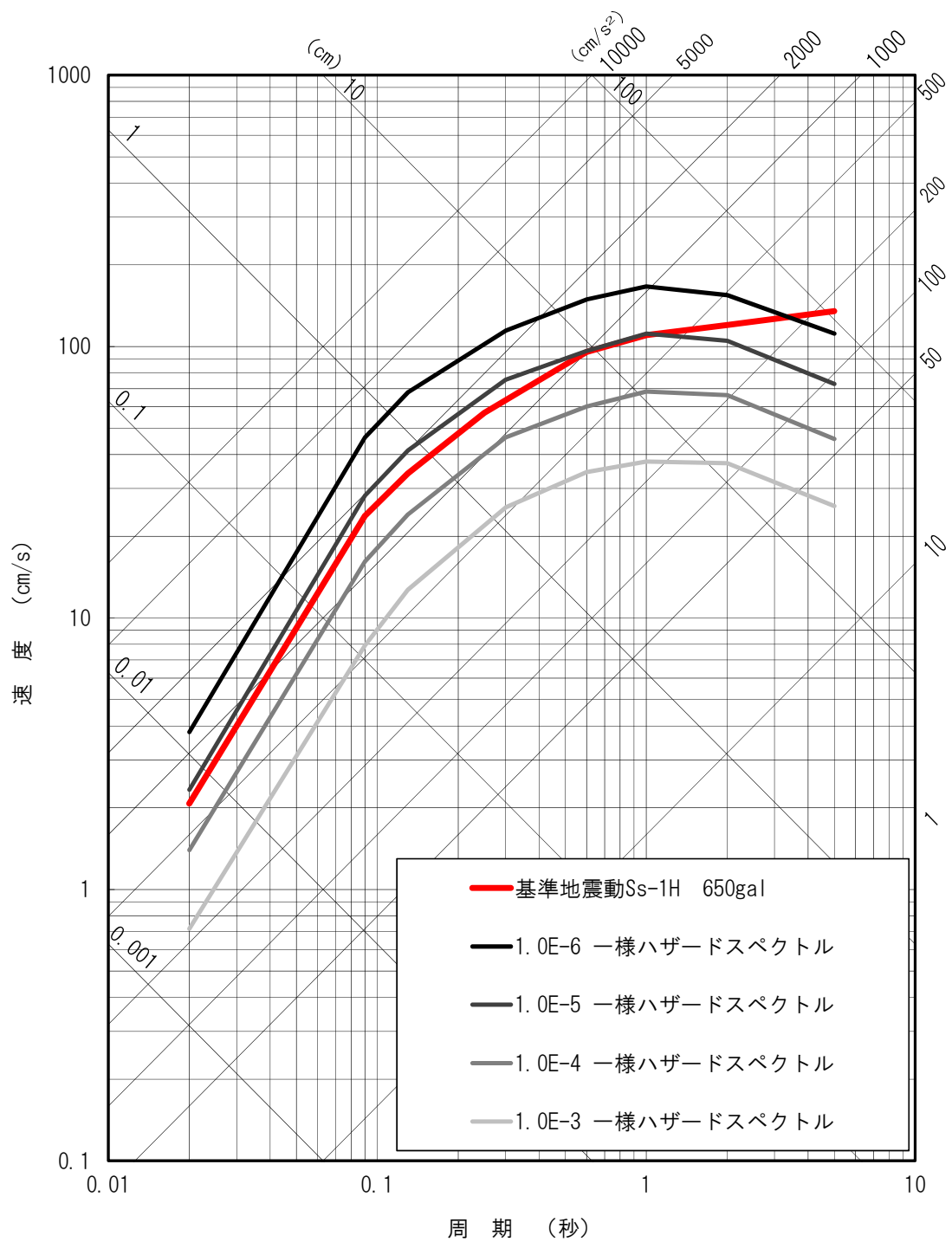
以 上



第 3-2 図(1) 基準地震動 Ss-3 と領域震源による一様ハザードスペクトルの比較  
(水平方向)

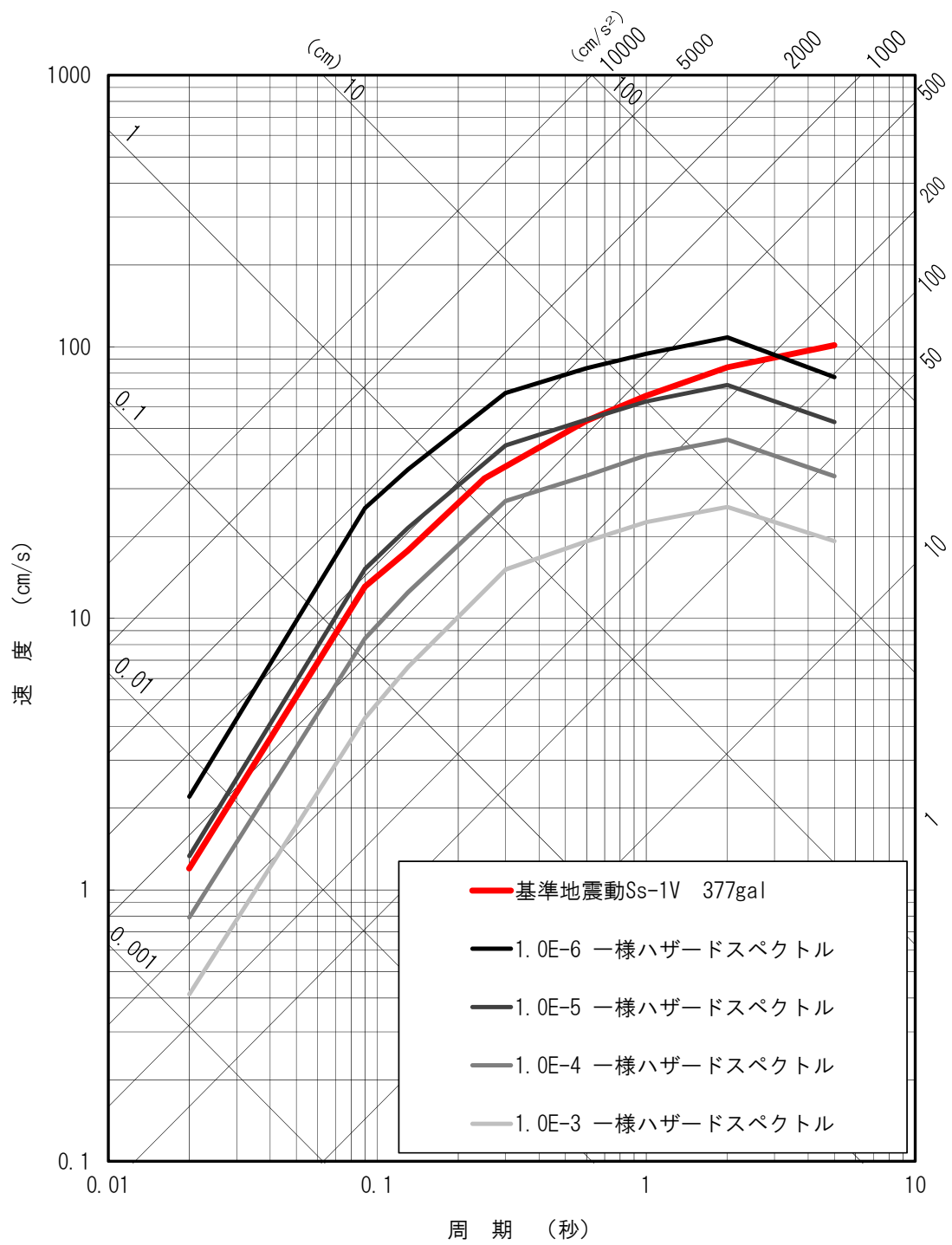


第3-2図(2) 基準地震動 Ss-3 と領域震源による一様ハザードスペクトルの比較  
(鉛直方向)

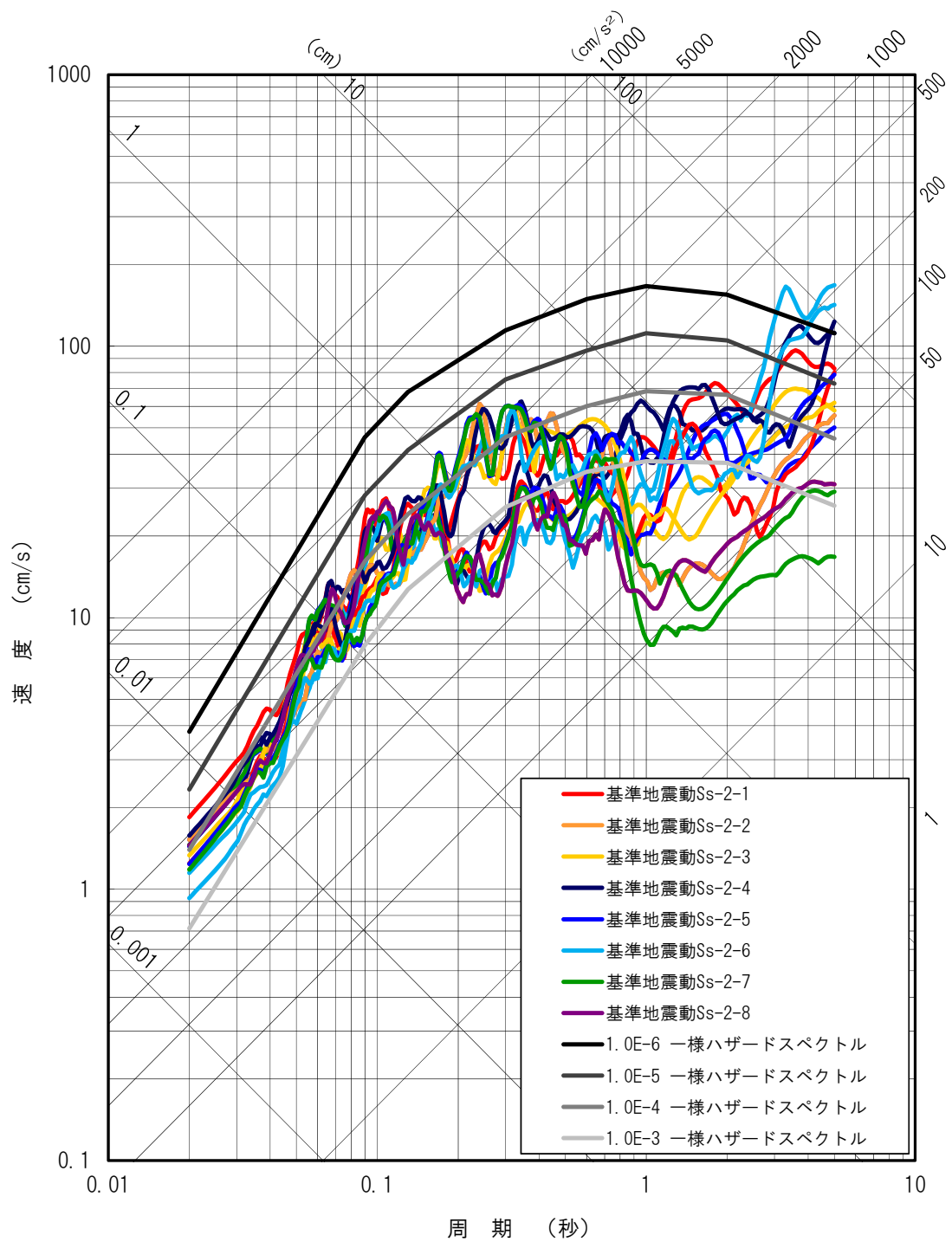


第3-3 図(1) 基準地震動 Ss-1 と一様ハザードスペクトルの比較  
(水平方向)

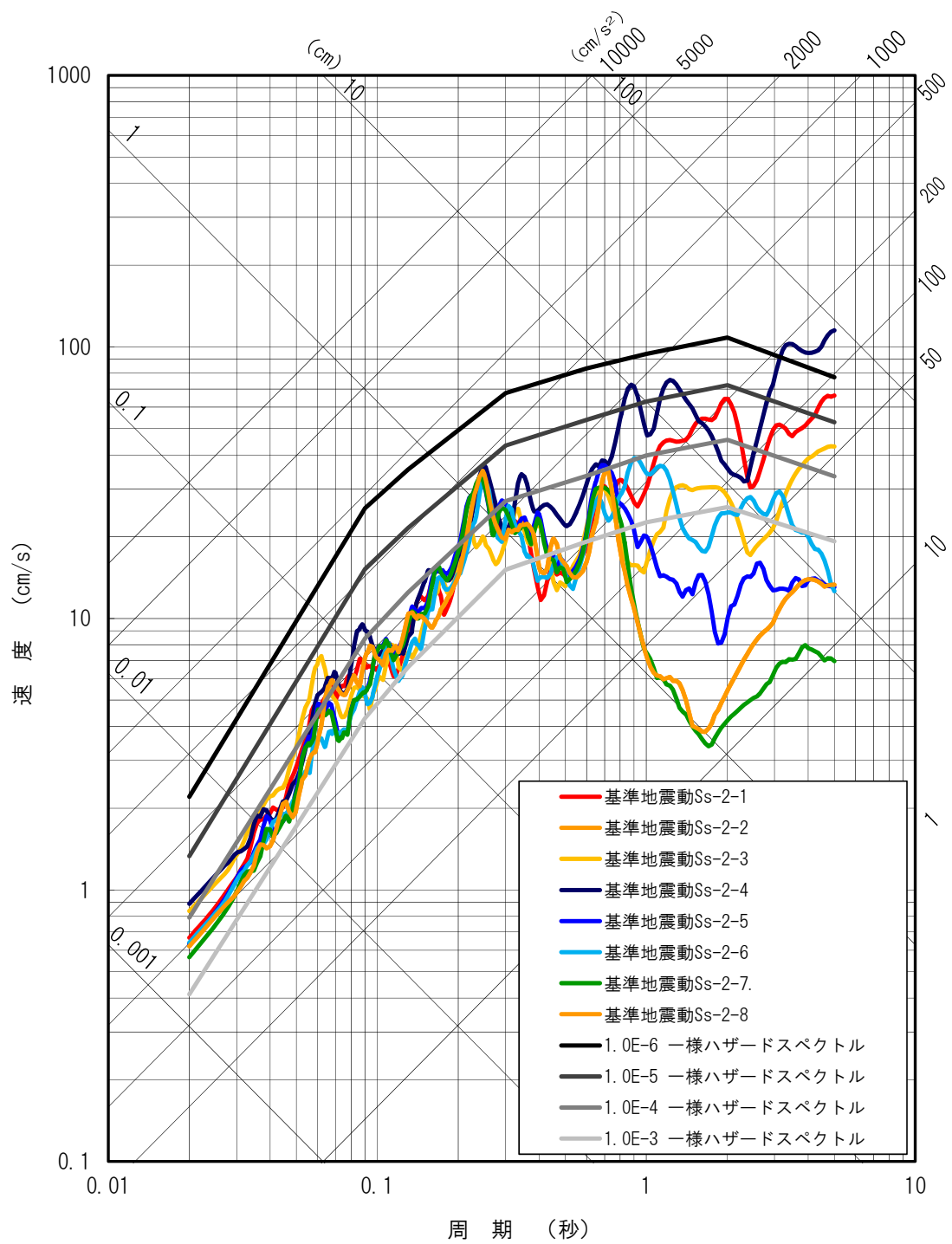




第3-3図(2) 基準地震動 Ss-1 と一様ハザードスペクトルの比較  
(鉛直方向)



第3-4図(1) 基準地震動 Ss-2 と一様ハザードスペクトルの比較  
(水平方向)



第3-4図(2) 基準地震動 Ss-2 と一様ハザードスペクトルの比較  
(鉛直方向)

表 PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討

(平成27年7月15日許可に係る添付書類十追補2. I 事故シーケンスグループおよび重要事故シーケンス等の選定について 第1.7表 PRA結果に基づく新たな事故シーケンスグループの検討 の再掲)

事故シーケンス	シーケンス別CDF(/炉年)				寄与割合 (%)	炉心損傷に至る 主要因	グループ別 CDF(/炉年)	全CDFへの 寄与割合	規則で想定する 事故シーケンス グループ	規則の 解釈
	内部事象	地震	津波	合計						
小破断LOCA+補助給水失敗	6.3E-09	1.1E-10	—	6.4E-09	<0.1	蒸気発生器から の除熱に失敗	1.2E-05	4.6%	2次冷却系からの 除熱機能喪失	1-2(a)
主給水流量喪失+補助給水失敗	3.3E-07	2.3E-08	—	3.5E-07	0.1					
過渡事象+補助給水失敗	2.9E-06	—	—	2.9E-06	1.1					
手動停止+補助給水失敗	6.9E-06	—	—	6.9E-06	2.6					
外部電源喪失+補助給水失敗	1.3E-07	1.7E-08	—	1.5E-07	<0.1					
2次冷却系の破断+補助給水失敗	1.2E-06	4.6E-10	—	1.2E-06	0.4					
2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	5.2E-11	9.8E-10	—	1.0E-09	<0.1					
蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	6.6E-08	—	—	6.6E-08	<0.1					
過渡事象+補助給水失敗(炉内構造物等の損傷) ※1	—	6.0E-07	—	6.0E-07	0.2					
外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失	5.8E-06	1.6E-06	—	7.4E-06	2.8	サポート機能 (電源機能)の喪失	7.4E-06	2.8%	全交流動力電源喪失	
原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	2.0E-04	2.9E-05	1.3E-05	2.4E-04	91.2	サポート機能 (補機冷却機能) の喪失	2.4E-04	92%	原子炉補機冷却 機能喪失	
原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	9.0E-07	ε	5.8E-08	9.6E-07	0.4					
原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	5.8E-09	ε	3.6E-09	9.4E-09	<0.1					
大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗	2.8E-12	ε	—	2.8E-12	<0.1	格納容器内気相部 の冷却に失敗	3.2E-07	0.1%	原子炉格納容器の 除熱機能喪失	1-2(b)
大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗	1.8E-11	ε	—	1.8E-11	<0.1					
中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	8.0E-09	1.8E-09	—	9.9E-09	<0.1					
中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	6.7E-08	2.2E-10	—	6.7E-08	<0.1					
小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	2.6E-08	1.7E-09	—	2.8E-08	<0.1					
小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	2.2E-07	1.9E-10	—	2.2E-07	<0.1					
原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗	1.2E-08	1.6E-08	—	2.8E-08	<0.1	反応度抑制に失敗	2.8E-08	0.0%	原子炉停止機能喪失	
大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)	—	6.0E-08	—	6.0E-08	<0.1	1次系保有水 の喪失	1.6E-06	0.6%	ECCS注水機能 喪失	1-2(a)
大破断LOCA+低圧注入失敗	6.2E-09	1.8E-07	—	1.9E-07	<0.1					
大破断LOCA+蓄圧注入失敗	9.2E-09	3.1E-08	—	4.0E-08	<0.1					
中破断LOCA+蓄圧注入失敗	2.5E-11	6.6E-09	—	6.7E-09	<0.1					
中破断LOCA+高圧注入失敗	1.2E-08	7.1E-08	—	8.3E-08	<0.1					
小破断LOCA+高圧注入失敗	1.2E-06	6.2E-08	—	1.3E-06	0.5					
大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	2.6E-08	2.6E-09	—	2.8E-08	<0.1					
中破断LOCA+高圧再循環失敗	1.1E-07	1.0E-09	—	1.1E-07	<0.1	炉心の長期冷却 に失敗	5.0E-07	0.2%	ECCS再循環機能 喪失	
小破断LOCA+高圧再循環失敗	3.6E-07	9.0E-10	—	3.6E-07	0.1					
蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗	1.7E-07	—※2	—	1.7E-07	<0.1	格納容器貫通配管 からの漏えい	1.7E-07	0.1%	格納容器バイパス	1-2(b)
インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	—	—	3.0E-11	<0.1	外部事象による 大規模な損傷	2.5E-09	0.0%	※3	
原子炉建屋損傷	—	2.5E-09	—	2.5E-09	<0.1					
原子炉格納容器損傷	—	6.3E-10	—	6.3E-10	<0.1					
原子炉補助建屋損傷	—	4.4E-08	1.1E-08	5.5E-08	<0.1					
蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	—	1.8E-08	—	1.8E-08	<0.1		1.8E-08	0.0%		
合計	2.2E-04	3.2E-05	1.3E-05	2.6E-04	100.0	—	2.6E-04	100%		

色塗り箇所：地震、津波特有の事象で、解釈に基づき想定する事故シーケンスグループと直接的に対応しないもの

※1：複数の信号系の損傷を含む。

※2：蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)に含まれる。

※3：全炉心損傷頻度への寄与度及び他の事故シーケンスグループとの比較から、新たな事故シーケンスグループとしての追加は不要と判断。

ε：1.0E-11未満