

島根原子力発電所3

[illegible]

2026 ↓ 9月10日
中国電力株式会社

審査会合での指摘事項

No.	審査会合日	指摘事項の内容	回答頁
1	2025年2月6日	地震・津波P R Aで用いている地震・津波ハザードについて、今後の地震・津波側での審査によりハザードの見直しがなされた場合には、地震・津波P R Aへの影響を説明すること。	P2～12

審査会合での指摘事項に対する回答（No.1）（1/11）

■ 指摘事項（第1317回審査会合（2025年2月6日）P R A）

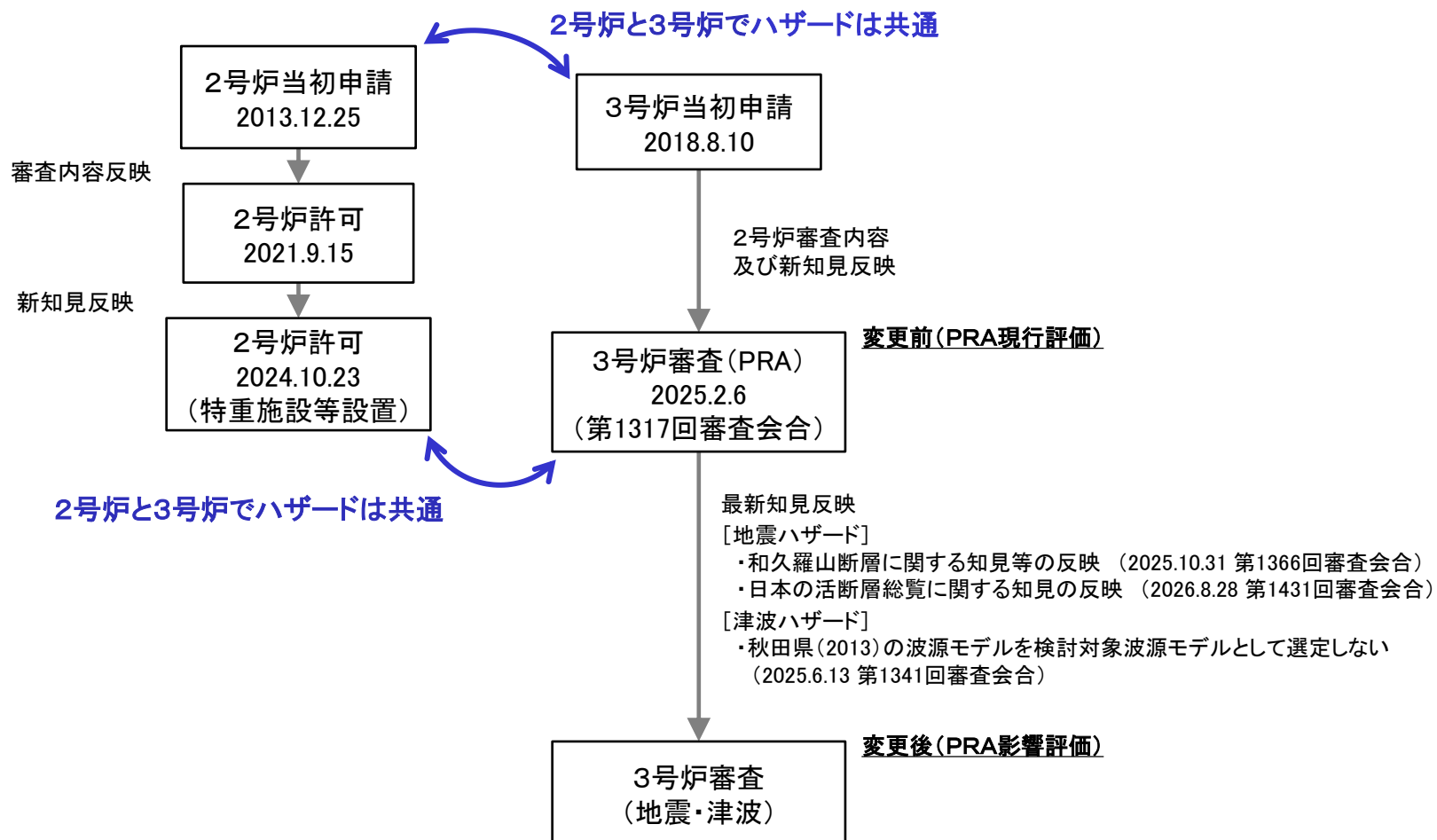
・地震・津波 P R A で用いている地震・津波ハザードについて、今後の地震・津波側での審査によりハザードの見直しがなされた場合には、地震・津波 P R A への影響を説明すること。

■ 回答

- 「実用発電用原子炉及びその附属設備の位置、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。）第37条に基づき、島根3号炉の確率論的リスク評価を実施し、2025年2月6日の第1317回審査会合にて地震・津波 P R A の評価結果を説明した。
- 島根3号炉の地震・津波 P R A の現行評価で用いている確率論的地震ハザード及び確率論的津波ハザードは、2号炉設置許可審査（特定重大事故等対処施設及び所内常設直流電源設備（3系統目）の設置に係る審査）において当時の知見を反映して評価したものである。
- その後の3号炉設置許可審査（地震・津波審査）において、最新知見（和久羅山断層及び日本の活断層総覧に関する知見等の反映に伴う震源モデルの諸元の見直し並びに秋田県（2013）の波源モデルを検討対象波源モデルとして選定しない）を反映した結果、確率論的地震ハザード及び確率論的津波ハザードについては見直しを行っている。
- 確率論的地震ハザード及び確率論的津波ハザードの見直しに伴う地震・津波 P R A 及び事故シーケンスへの影響について確認を実施した。その結果、地震 P R A の炉心損傷頻度は、 4.5×10^{-6} （／炉年）から 5.3×10^{-6} （／炉年）、津波 P R A の炉心損傷頻度は 1.2×10^{-7} （／炉年）から 1.4×10^{-7} （／炉年）となり、地震・津波 P R A への影響は小さいことを確認した。また、内部事象を含むプラント全体の炉心損傷頻度は、 9.6×10^{-6} （／炉年）から、 1.0×10^{-5} （／炉年）となった。新たな起因事象の発生や緩和機能の機能喪失に至る損傷モード及び損傷設備の追加はないため、新たに追加すべき事故シーケンスグループはなく、事故シーケンス選定への影響はないことを確認した。

審査会合での指摘事項に対する回答（No.1）（2/11）

- 島根原子力発電所の地震及び津波ハザードについては、2号炉と3号炉で対象とする震源及び地盤条件は同様であることから、地震及び津波ハザードは2号炉と3号炉で共通のものとなっている。
- 3号炉設置許可審査（地震・津波審査）における確率論的地震ハザード及び確率論的津波ハザードは、2号炉設置許可審査（特定重大事故等対処施設及び所内常設直流電源設備（3系統目）の設置に係る審査）において当時の知見を反映して評価していたが、その後の最新知見を反映している。



審査会合での指摘事項に対する回答（No.1）（3/11）

女川2と同様の方針

● 地震・津波 P R A のハザード見直し影響評価

- 確率論的地震ハザード及び確率論的津波ハザードの見直しに対して地震・津波 P R A の影響評価を実施し、炉心損傷頻度等の評価結果を踏まえ、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす新たに追加すべき事故シーケンスグループの有無を確認する。

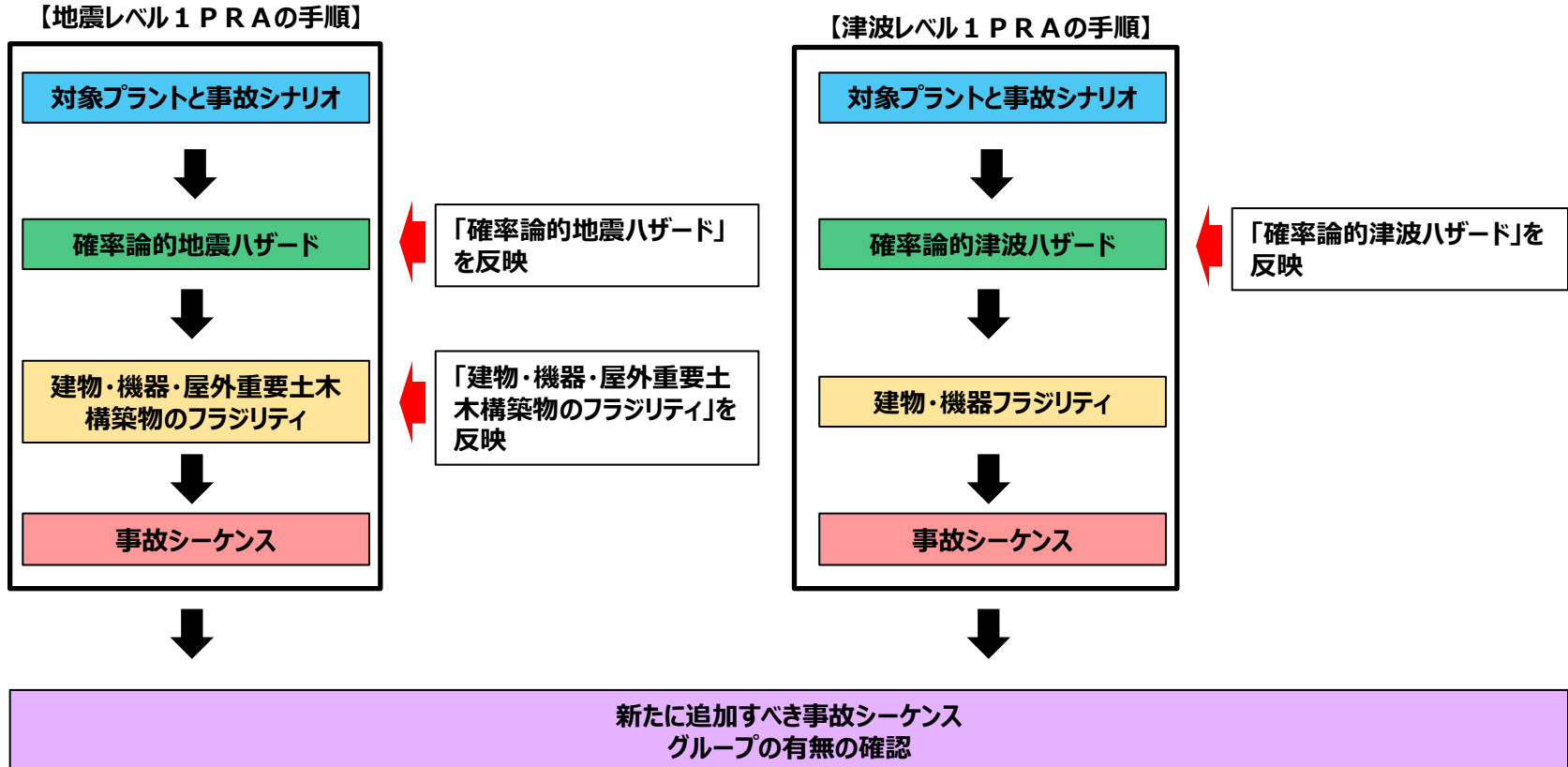


図 地震・津波 P R A のハザード見直し影響評価のイメージ

審査会合での指摘事項に対する回答（No.1）（4/11）

- 確率論的地震ハザード及び確率論的津波ハザードへの最新知見の反映
 - 確率論的地震ハザードは、和久羅山断層及び日本の活断層総覧に関する知見等の反映により震源モデルの諸元を見直したが、宍道断層による地震が支配的であるため、影響はほとんどなく、見直しによる確率論的地震ハザードへの影響は小さい。
 - 確率論的津波ハザードは、秋田県（2013）の波源モデルを検討対象波源モデルとして選定しないこととしたため、検討対象波源モデルが変更となったが、秋田県（2013）の波源モデルの寄与度は低いことから、見直しによる確率論的津波ハザードへの影響は小さい。

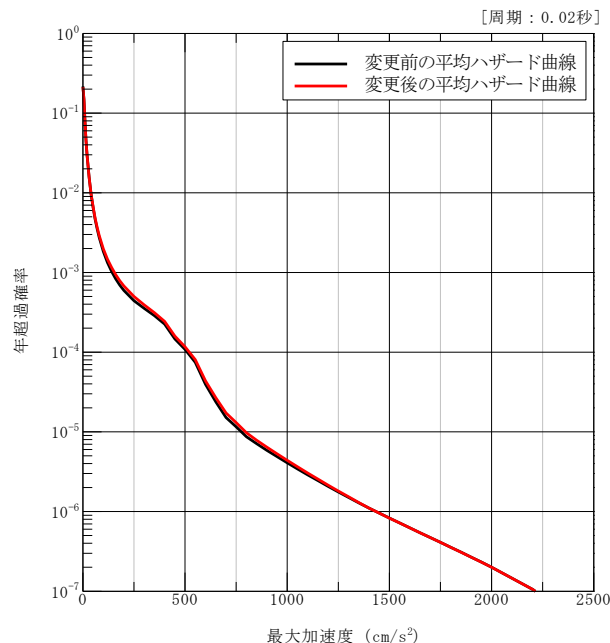


図 確率論的地震ハザード評価結果の比較
（水平方向）

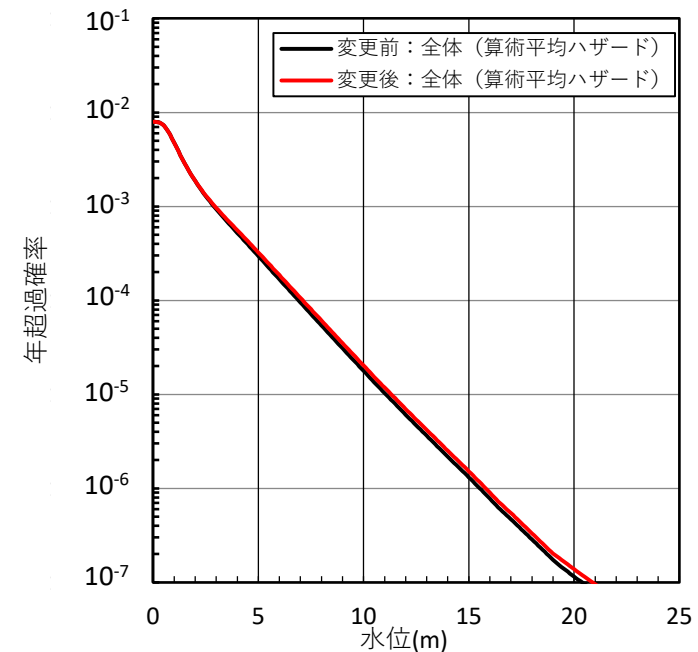
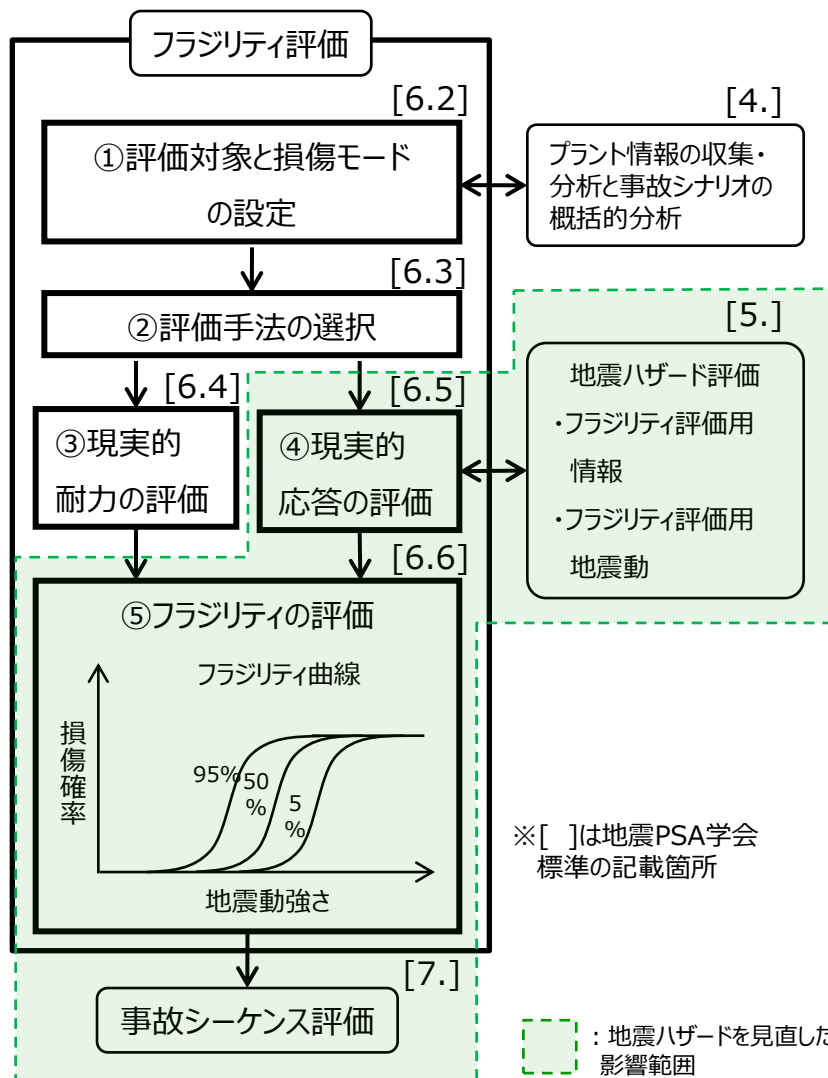


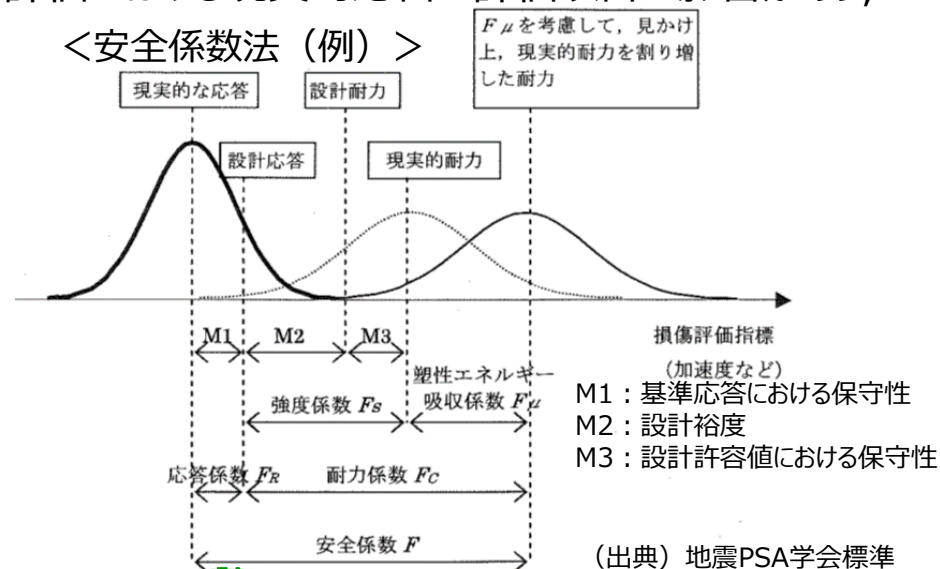
図 確率論的津波ハザード評価結果の比較
（施設護岸又は防波壁）

審査会合での指摘事項に対する回答（No.1）（5/11）

- 地震ハザードに見直しが生じた場合、フラジリティ評価における現実的応答の評価以降に影響があり、その範囲を以下（着色部）に示す。



<安全係数法（例）>



$$A_m = F \cdot A_d$$

A_m ：50%損傷確率に対する最大加速度中央値

F ：安全係数

A_d ：地震動の最大加速度

$$F = F_{RS} \cdot F_{RE} \cdot F_C$$

F_{RS} ：建物応答係数

F_{RE} ：機器応答係数（機器の構造および耐震評価手法から設定する係数）

F_C ：機器耐力係数（機器の発生応力および限界応力から設定する係数）

$$F_{RS} = F_1 \cdot F_2 \cdot F_3$$

F_1 ：解放基盤表面の地震動の評価に関する係数

（フラジリティ評価に用いた地震動の応答スペクトル/一様ハザードスペクトル※の比）

F_2 ：建物・構築物への入力地震動評価に関する係数

（地盤モデルおよび建物基礎の構造から設定する係数）

F_3 ：建物・構築物の地震応答評価に関する係数

（建物モデルおよび評価手法から設定する係数）

※地震ハザードに変更が生じた場合に影響のあるパラメータ

審査会合での指摘事項に対する回答（No.1）（6/11）

- 地震ハザードの見直しに伴い一様ハザードスペクトルが変更となったため、「基準地震動の応答スペクトルによる加速度」と「一様ハザードスペクトルによる加速度」の比で表される解放基盤表面の地震動の評価に関する係数（F1）の見直しを行った。
- 安全係数法では耐震設計に内在する裕度を安全係数として定量化するため、ハザード見直しに伴い損傷加速度中央値（およびHCLPF）のみ変更となる。また、フラジリティ曲線は加速度軸方向（グラフ水平方向）に変化する。

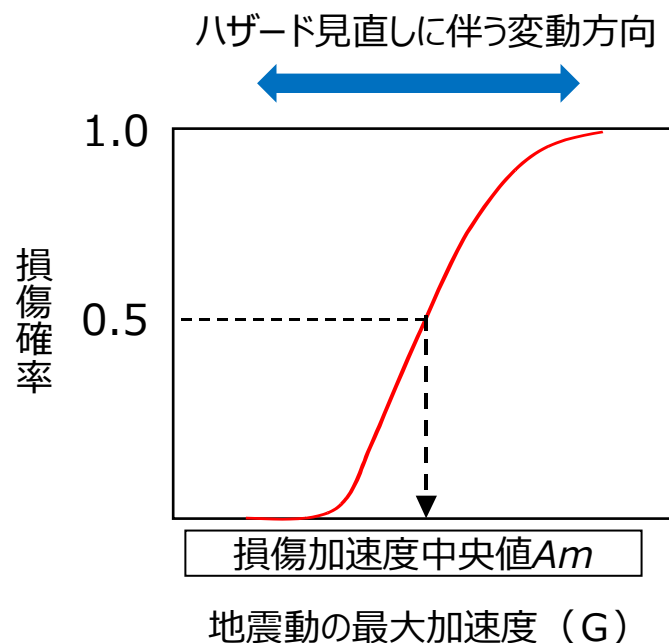


図 フラジリティ曲線の概念図

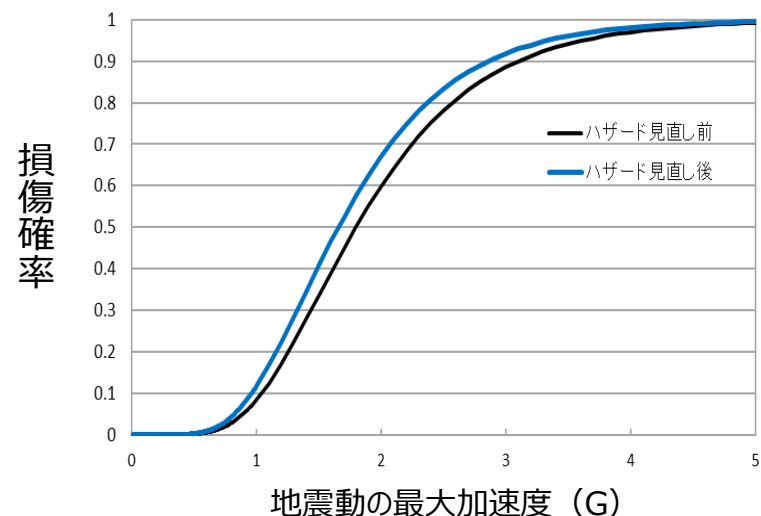


図 制御棒駆動機構（制御棒挿入性）の例

審査会合での指摘事項に対する回答（No.1）（7/11）

● フラジリティの見直し

- 確率論的地震ハザードの見直しに伴い、建物フラジリティ、屋外重要土木構造物フラジリティ及び機器フラジリティへの影響を評価し、反映を行った。
- 津波フラジリティは、津波が機器の機能喪失津波高さに到達した時点で、当該機器が損傷すると仮定しているため、確率論的津波ハザードの見直しに伴う変更はない。

表 建物・屋外重要土木構造物・機器フラジリティ（抜粋）

起因事象／ 影響緩和機能	設 備	損傷モード	評価部位	現行評価		影響評価	
				中央値(G)	HCLPF (G)	中央値(G)	HCLPF (G)
				β_r		β_r	
				β_u		β_u	
スクラム系	制御棒駆動機構 (制御棒挿入性)	機能損傷	燃料変位	1.80	0.80	1.66	0.74
				0.24		0.24	
				0.35		0.35	
交流電源	D G / Z 送風機	機能損傷	－ (水平方向評価)	1.99	1.03	1.93	1.00
				0.22		0.22	
				0.18		0.18	
補機冷却系	原子炉補機冷却 海水ポンプ	機能損傷	－ (水平方向評価)	2.20	1.14	2.13	1.10
				0.22		0.22	
				0.18		0.18	

※ 設備は複数あるため、F V 重要度が大きいものを記載している

審査会合での指摘事項に対する回答（No.1）（8/11）

● 炉心損傷頻度への影響

- 確率論的地震ハザード及び確率論的津波ハザードの見直しに伴う影響評価の結果，地震 P R A の炉心損傷頻度は， 4.5×10^{-6} （／炉年）から 5.3×10^{-6} （／炉年）となった。
- また，津波 P R A の炉心損傷頻度は， 1.2×10^{-7} （／炉年）から 1.4×10^{-7} （／炉年）となった。

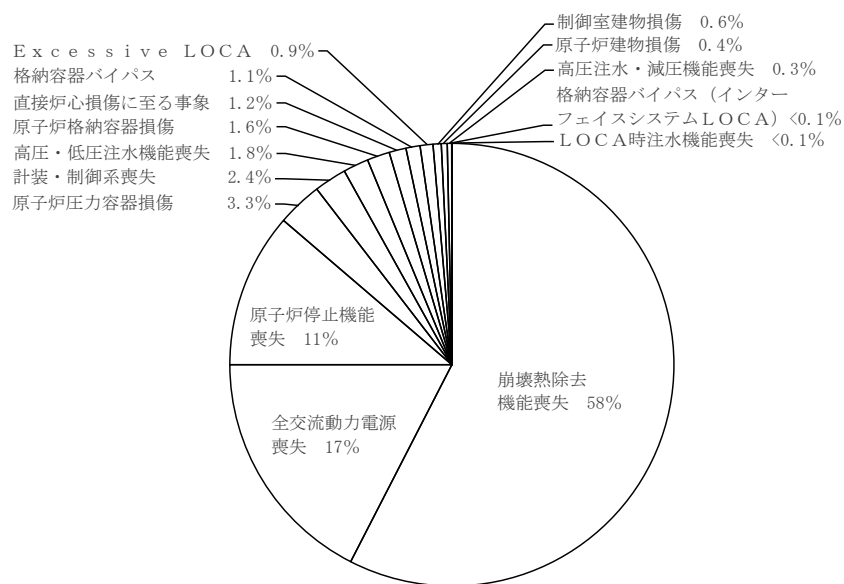
表 地震・津波 P R A のハザード見直し影響評価結果

	現行評価	影響評価
	炉心損傷頻度（／炉年）	炉心損傷頻度（／炉年）
炉心損傷頻度（地震）	4.5E-06	5.3E-06
Excessive LOCA	9.1E-08	9.9E-08
計装・制御系喪失	2.3E-07	2.6E-07
格納容器バイパス	1.0E-07	1.1E-07
原子炉格納容器損傷	1.6E-07	1.7E-07
原子炉圧力容器損傷	3.2E-07	3.5E-07
原子炉建物損傷	4.2E-08	4.4E-08
制御室建物損傷	5.8E-08	6.1E-08
炉心損傷頻度（津波）	1.2E-07	1.4E-07
直接炉心損傷に至る事象	1.2E-07	1.4E-07

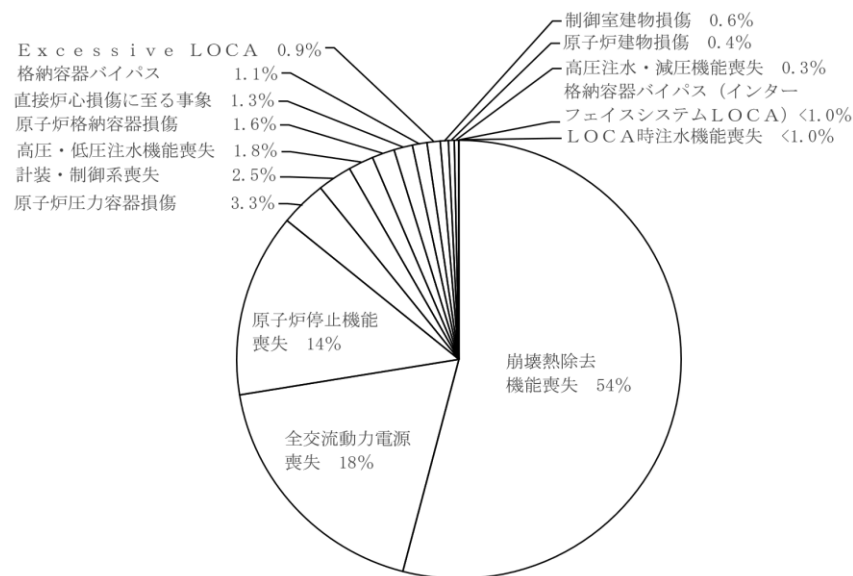
審査会合での指摘事項に対する回答（No.1）（9/11）

● 全炉心損傷頻度，重要事故シーケンス選定への影響

- 内部事象を含むプラント全体の炉心損傷頻度は，現行評価の結果が 9.6×10^{-6} （／炉年）であったのに対して，影響評価の結果は 1.0×10^{-5} （／炉年）となった。
- 確率論的地震ハザード及び確率論的津波ハザードの見直しに伴い，新たな起因事象の発生や緩和機能の機能喪失に至る損傷モード及び損傷設備の追加はないため，新たに追加すべき事故シーケンスグループはなく，事故シーケンス選定への影響はない。



全炉心損傷頻度： 9.6×10^{-6} （／炉年）
【現行評価】



全炉心損傷頻度： 1.0×10^{-5} （／炉年）
【影響評価】

図 事故シーケンスグループ毎の寄与割合

審査会合での指摘事項に対する回答（No.1）（10/11）

表 確率論的地震ハザード及び確率論的津波ハザード見直し影響評価の結果(1/2)

事故シーケンス	シーケンス No.	事故シーケンス別の炉心損傷頻度(／炉年)				全炉心損傷 頻度に 対する割合 (%)	P R Aにおける 分類結果	解釈 1－1(a)の 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)	全炉心損傷 頻度に 対する寄与 割合(%)	解釈 1－2 との対応	
		内部事象	地震	津波	合計							
1	過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗	(1)	5.0E-10	1.8E-07	－	1.8E-07	1.8	T Q U V	高圧・低圧注水 機能喪失	1.9E-07	1.8	(a)
	過渡事象＋圧力バウンダリ健全性（S R V再開）失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗	(2)	8.4E-10	3.6E-09	－	4.4E-09	<0.1					
	手動停止＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗	(15)	6.2E-11	－	－	6.2E-11	<0.1					
	手動停止＋圧力バウンダリ健全性（S R V再開）失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗	(16)	9.6E-11	－	－	9.6E-11	<0.1					
	サポート系喪失＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗	(23)	8.9E-10	－	－	8.9E-10	<0.1					
	サポート系喪失＋圧力バウンダリ健全性（S R V再開）失敗＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗	(24)	3.3E-11	－	－	3.3E-11	<0.1					
2	過渡事象＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	(3)	1.4E-09	3.0E-08	－	3.1E-08	0.3	T Q U X	高圧注水・減圧 機能喪失	3.3E-08	0.3	(a)
	過渡事象＋圧力バウンダリ健全性（S R V再開）失敗＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	(4)	5.9E-11	3.6E-10	－	4.2E-10	<0.1					
	手動停止＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	(17)	9.0E-10	－	－	9.0E-10	<0.1					
	手動停止＋圧力バウンダリ健全性（S R V再開）失敗＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	(18)	1.0E-10	－	－	1.0E-10	<0.1					
	サポート系喪失＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	(25)	1.7E-10	－	－	1.7E-10	<0.1					
	サポート系喪失＋圧力バウンダリ健全性（S R V再開）失敗＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗	(26)	4.0E-11	－	－	4.0E-11	<0.1					
3	外部電源喪失＋交流電源喪失	(10)	1.6E-08	1.3E-06	－	1.3E-06	13	長期 T B	全交流動力電源 喪失	1.9E-06	18	(a)
	外部電源喪失＋交流電源喪失＋圧力バウンダリ健全性（S R V再開）失敗	(11)	6.9E-10	2.2E-08	－	2.2E-08	0.2	T B P				
	外部電源喪失＋交流電源喪失＋高圧注水失敗	(12)	3.9E-10	5.1E-07	－	5.1E-07	4.9	T B U				
	外部電源喪失＋直流電源喪失	(13)	8.0E-10	4.7E-09	－	5.5E-09	<0.1	T B D				
4	過渡事象＋崩壊熱除去失敗	(5)	3.1E-06	5.9E-07	－	3.7E-06	35	T W	崩壊熱除去機能 喪失	5.6E-06	54	(b)
	過渡事象＋高圧注水失敗＋崩壊熱除去失敗	(6)	9.1E-10	1.2E-07	－	1.3E-07	1.2					
	過渡事象＋圧力バウンダリ健全性（S R V再開）失敗＋崩壊熱除去失敗	(7)	2.0E-07	4.3E-09	－	2.0E-07	1.9					
	過渡事象＋圧力バウンダリ健全性（S R V再開）失敗＋高圧注水失敗＋崩壊熱除去失敗	(8)	4.9E-10	1.6E-09	－	2.0E-09	<0.1					
	手動停止＋崩壊熱除去失敗	(19)	1.4E-06	－	－	1.4E-06	14					
	手動停止＋高圧注水失敗＋崩壊熱除去失敗	(20)	5.6E-09	－	－	5.6E-09	<0.1					
	手動停止＋圧力バウンダリ健全性（S R V再開）失敗＋崩壊熱除去失敗	(21)	6.3E-09	－	－	6.3E-09	<0.1					
	手動停止＋圧力バウンダリ健全性（S R V再開）失敗＋高圧注水失敗＋崩壊熱除去失敗	(22)	1.0E-08	－	－	1.0E-08	<0.1					
	サポート系喪失＋崩壊熱除去失敗	(27)	1.6E-07	－	－	1.6E-07	1.6					
	サポート系喪失＋高圧注水失敗＋崩壊熱除去失敗	(28)	5.6E-12	－	－	5.6E-12	<0.1					
	サポート系喪失＋圧力バウンダリ健全性（S R V再開）失敗＋崩壊熱除去失敗	(29)	7.2E-10	－	－	7.2E-10	<0.1					
	サポート系喪失＋圧力バウンダリ健全性（S R V再開）失敗＋高圧注水失敗＋崩壊熱除去失敗	(30)	1.0E-11	－	－	1.0E-11	<0.1					
	冷却材喪失（小破断 L O C A）＋崩壊熱除去失敗	(42)	2.3E-08	－	－	2.3E-08	0.2					
	冷却材喪失（小破断 L O C A）＋高圧注水失敗＋崩壊熱除去失敗	(43)	※ 1	－	－	※ 1	※ 1					
	冷却材喪失（中破断 L O C A）＋崩壊熱除去失敗	(37)	1.5E-08	－	－	1.5E-08	0.1					
	冷却材喪失（中破断 L O C A）＋高圧注水失敗＋崩壊熱除去失敗	(38)	2.0E-13	－	－	2.0E-13	<0.1					
	冷却材喪失（大破断 L O C A）＋崩壊熱除去失敗	(32)	1.5E-09	－	－	1.5E-09	<0.1					
	冷却材喪失（大破断 L O C A）＋高圧注水失敗＋崩壊熱除去失敗	(33)	4.2E-14	－	－	4.2E-14	<0.1					

審査会合での指摘事項に対する回答（No.1）（11/11）

表 確率論的地震ハザード及び確率論的津波ハザード見直し影響評価の結果(2/2)

事故シーケンス	シーケンス No.	事故シーケンス別の炉心損傷頻度(／炉年)				全炉心損 傷頻度に 対する割合 (%)	P R Aにおける 分類結果	解釈 1－1 (a)の 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)	全炉心損傷 頻度に 対する寄与 割合(%)	解釈 1－2 との対応
		内部事象	地震	津波	合計						
5 過渡事象＋原子炉停止失敗 冷却材喪失（小破断 L O C A）＋原子炉停止失敗 冷却材喪失（中破断 L O C A）＋原子炉停止失敗 冷却材喪失（大破断 L O C A）＋原子炉停止失敗 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋交流電源・補機冷却系喪失）＋原子 炉停止失敗	(9)	1.2E-08	8.6E-07	－	8.8E-07	8.4	T C	原子炉停止機能 喪失	1.4E-06	14	(b)
	(44)	1.6E-11	－	－	1.6E-11	<0.1					
	(39)	1.1E-11	－	－	1.1E-11	<0.1					
	(34)	1.1E-12	－	－	1.1E-12	<0.1					
	(14)	－	5.6E-07	－	5.6E-07	5.4					
6 冷却材喪失（小破断 L O C A）＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗 冷却材喪失（小破断 L O C A）＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗 冷却材喪失（中破断 L O C A）＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗 冷却材喪失（中破断 L O C A）＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗 冷却材喪失（大破断 L O C A）＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗	(40)	2.3E-13	－	－	2.3E-13	<0.1	S 2 E	L O C A 時注水 機能喪失	6.1E-10	<0.1	(a)
	(41)	1.3E-13	－	－	1.3E-13	<0.1	S 1 E				
	(35)	5.5E-10	－	－	5.5E-10	<0.1					
	(36)	1.0E-11	－	－	1.0E-11	<0.1					
	(31)	5.6E-11	－	－	5.6E-11	<0.1					
7 I S L O C A	(45)	8.1E-10	－	－	8.1E-10	<0.1	I S L O C A	格納容器バイパス(インターフェイスシス テム L O C A)	8.1E-10	<0.1	(b)
8 Excessive L O C A※ 2	(46)	－	9.9E-08	－	9.9E-08	0.9	Excessive L O C A	該当なし	9.9E-08	0.9	該当なし
9 計装・制御系喪失※ 2	(47)	－	2.6E-07	－	2.6E-07	2.5	計装・制御系喪失		2.6E-07	2.5	
10 格納容器バイパス※ 2	(48)	－	1.1E-07	－	1.1E-07	1.1	格納容器バイパス		1.1E-07	1.1	
11 原子炉格納容器損傷※ 2	(49)	－	1.7E-07	－	1.7E-07	1.6	原子炉格納容器 損傷		1.7E-07	1.6	
12 原子炉圧力容器損傷※ 2	(50)	－	3.5E-07	－	3.5E-07	3.3	原子炉圧力容器 損傷		3.5E-07	3.3	
13 原子炉建物損傷※ 2	(51)	－	4.4E-08	－	4.4E-08	0.4	原子炉建物損傷		4.4E-08	0.4	
14 制御室建物損傷※ 2	(52)	－	6.1E-08	－	6.1E-08	0.6	制御室建物損傷		6.1E-08	0.6	
15 直接炉心損傷に至る事象※ 2	(53)	－	－	1.4E-07	1.4E-07	1.3	直接炉心損傷に至 る事象		1.4E-07	1.3	
合計		5.0E-06	5.3E-06	1.4E-07	1.0E-05	100	－	－	1.0E-05	100	－

※1 打ち値未満。
 ※2 解釈 1－1 (a)の必ず想定する事故シーケンスグループに該当しないが、安全機能喪失時の対策の有効性を評価するためのシナリオとしては適当でないと判断し、新たに追加するシーケンスとはしないこととした事故シーケンス。