

島根原子力発電所 2号炉

確率論的リスク評価（PRA）について

地震レベル1 PRA

平成31年4月
中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

目 次

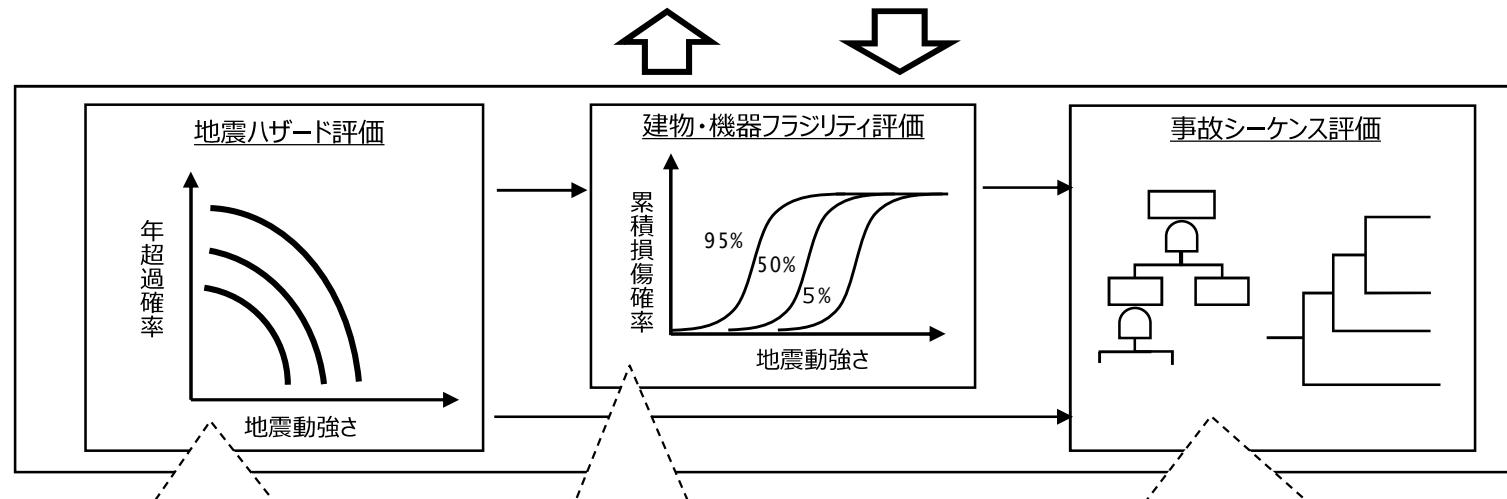
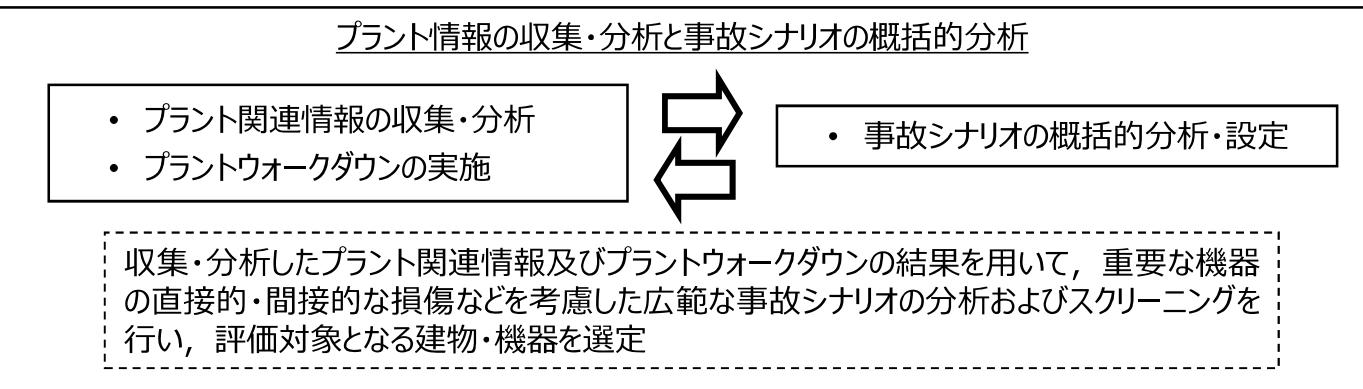
1

島根原子力発電所 2号炉確率論的リスク評価（P R A）について

1. 地震レベル1 P R AP 2
2. 審査会合での指摘事項に対する回答P 26

1. 地震レベル1 P R A

1.1 地震レベル 1 PRA の評価フロー



敷地周辺における震源モデルを設定し、震源・地震動伝播の不確かさを考慮して作成したロジックツリーに基づき、地震動強さ毎の年超過確率を評価

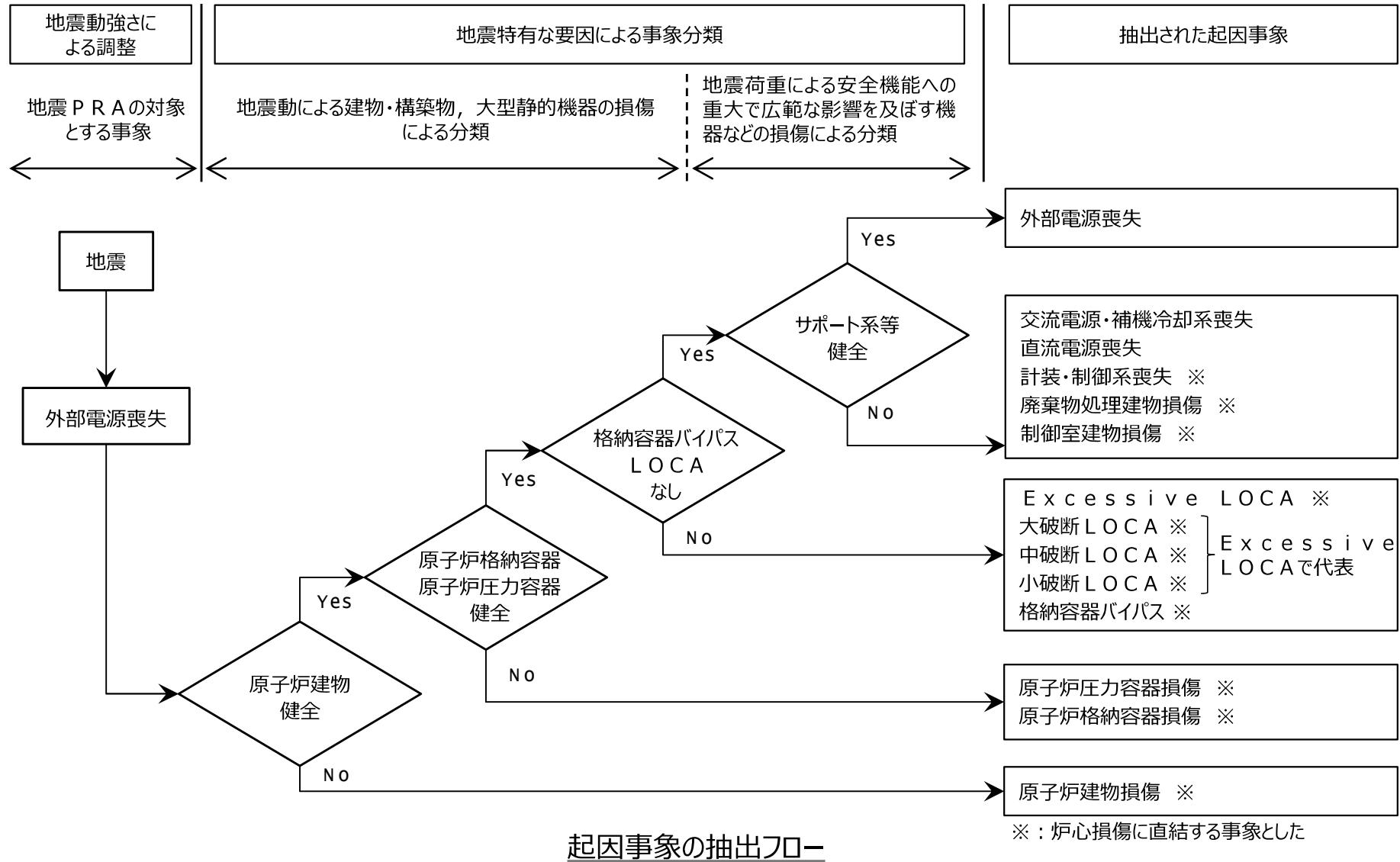
対象となる機器の設置位置の情報等をもとに、任意の地震動強さに対する建物・機器の条件付損傷確率を評価

必要な安全機能等の組み合わせをイベントツリーによりモデル化し、地震ハザード及び建物・機器フラジリティ評価結果を入力データとして用いた事故シーケンス評価を行うことで、炉心損傷に至る頻度を評価

1.2 事故シナリオの概括的分析

4

■以下の抽出フローを用いて、地震を起因として炉心損傷に至る起因事象を分析した。

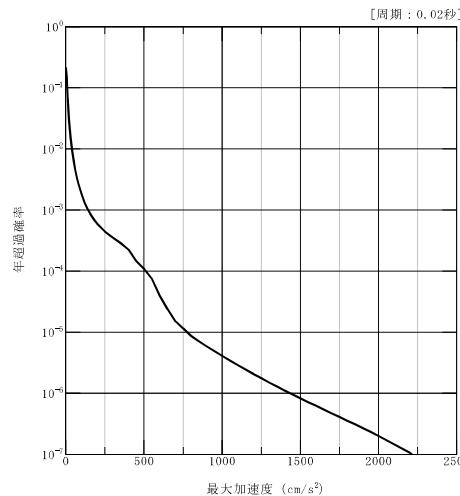


1.3 地震ハザード評価

5

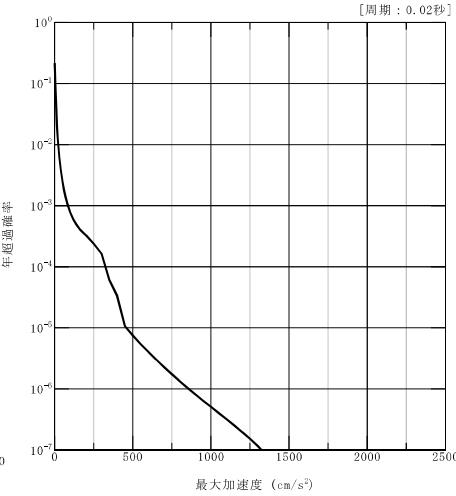
■平均地震ハザード曲線及び一様ハザードスペクトル

- 基準地震動の年超過確率の参考に係る審査を踏まえ評価した平均地震ハザード曲線及び一様ハザードスペクトルを示す。本ハザード評価については、第579回審査会合（平成30年6月1日）において、「概ね妥当な検討がなされた」と評価されたものである。

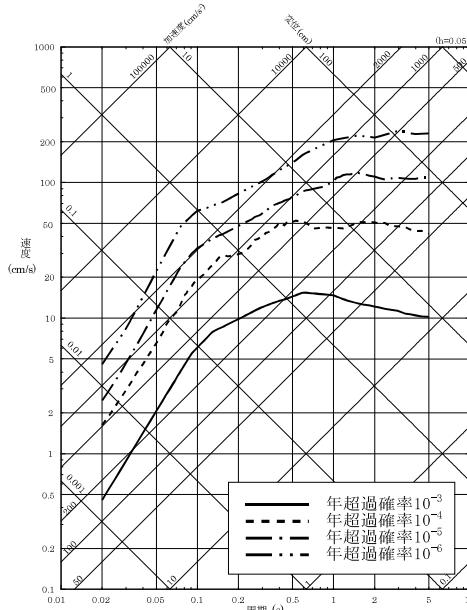


水平方向

平均地震ハザード曲線

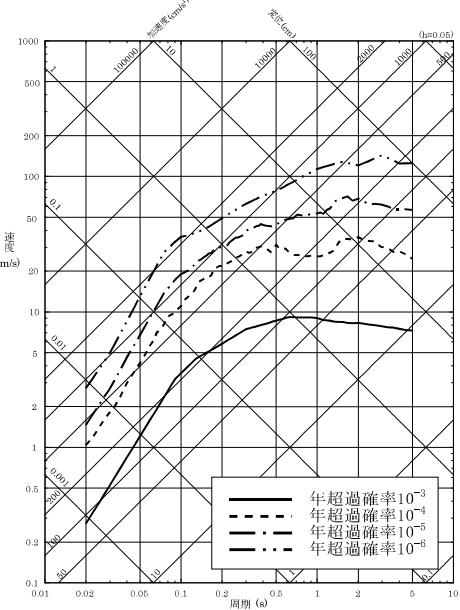


鉛直方向



水平方向

一様ハザードスペクトル



鉛直方向

1.4 フラジリティ評価（1／2）

フラジリティ評価フロー

■事故シナリオの分析で選定した建物、土木構造物及び機器について、フラジリティ評価を実施した。

①評価対象と損傷モードの選定

- ・選定された評価対象に対して、支配的又は潜在的な損傷モード及び損傷部位を抽出した。
- ・損傷部位に応じたフラジリティ評価のための指標（応力、加速度等）を選定した。

②評価手法の選択

- ・建物は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）を選択した。
- ・機器及び土木構造物は耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）を選択した。

③現実的耐力の評価

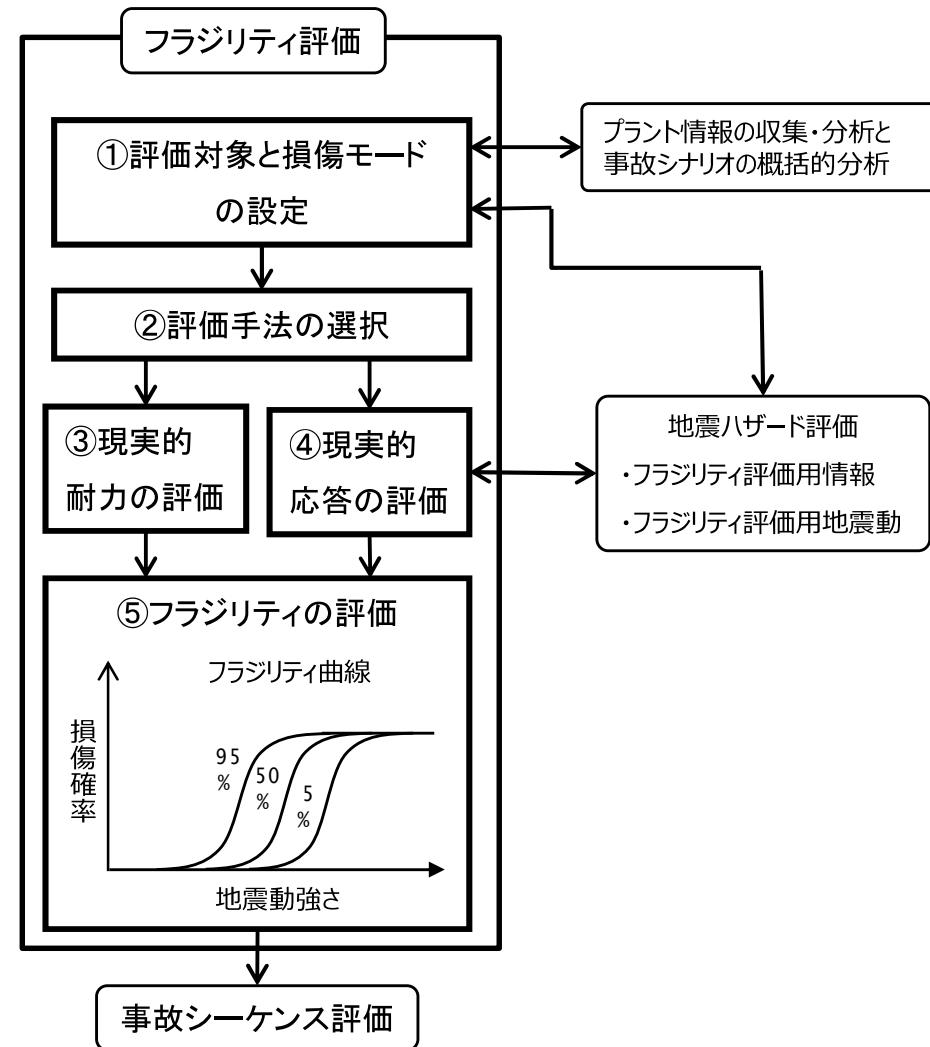
- ・選定した損傷モード及び損傷評価の指標に対応した現実的耐力を評価した。

④現実的応答の評価

- ・建物は地震ハザード評価を基に作成したフラジリティ評価用地震動を用いた。
- ・機器及び土木構造物は一様ハザードスペクトルを用いた。

⑤フラジリティの評価

- ・建物は現実的耐力と現実的応答よりフラジリティ曲線を算出した。
- ・機器及び土木構造物は、耐力係数と応答係数の積である安全係数に設計応答を評価する際に用いた地震動の最大加速度を乗じてフラジリティ曲線を算出した。

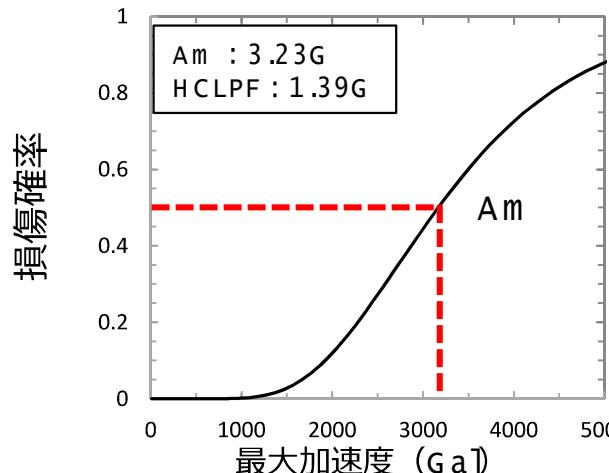


1.4 フラジリティ評価（2／2） 代表建物・機器のフラジリティ評価結果

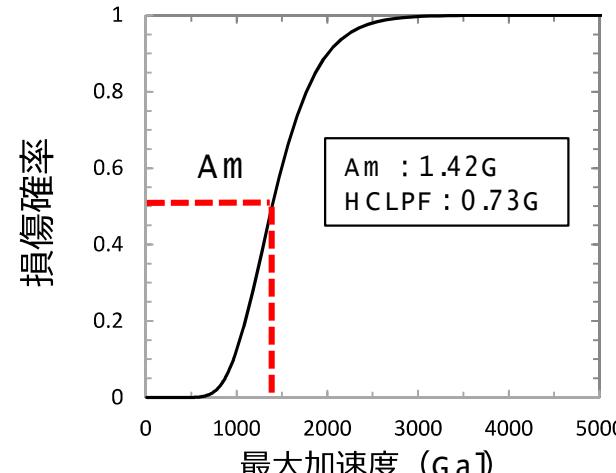
■建物・機器の評価例を以下に示す。

名称	損傷モード	A_m (G)	不確実さ		HCLPF (G)
			β_r	β_u	
1 原子炉建物	構造損傷	3.23	0.36	0.15	1.39
2 原子炉補機 海水ポンプ	機能損傷	1.42	0.22	0.18	0.73
3 原子炉補機 海水系配管	構造損傷	1.60	0.26	0.26	0.68

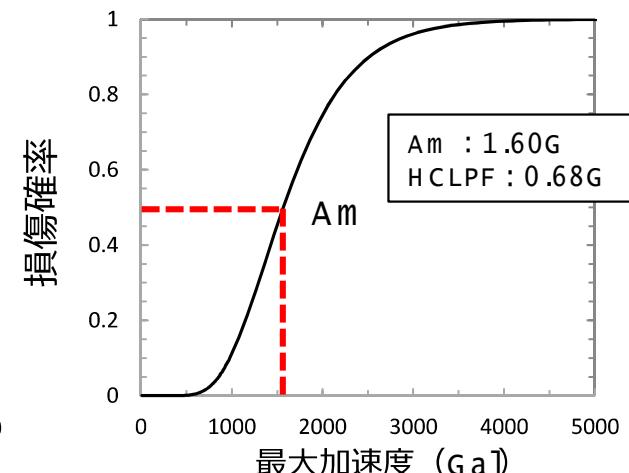
(1) 原子炉建物



(2) 原子炉補機海水ポンプ



(3) 原子炉補機海水系配管



1.5 事故シーケンス評価（1／5）

8

■階層イベントツリー

- 選定した起因事象を基に、地震により発生する起因事象の影響を考慮して階層イベントツリーを作成した。

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

```

graph TD
    A[外部電源喪失] --> B[原子炉建物損傷]
    A --> C[原子炉格納容器損傷]
    A --> D[原子炉圧力容器損傷]
    A --> E[格納容器バイパス]
    A --> F[冷却材喪失(E-LOCA)]
    B --> G[廃棄物処理建物損傷]
    B --> H[制御室建物損傷]
    C --> I[計装・制御系喪失]
    D --> J[直流電源喪失]
    E --> K[交流電源・補機冷却系喪失]
    F --> L[炉心損傷なし]
    G --> M[外部電源喪失]
    H --> N[外部電源喪失 + 交流電源・補機冷却系喪失]
    I --> O[外部電源喪失 + 直流電源喪失]
    J --> P[計装・制御系喪失]
    K --> Q[廃棄物処理建物損傷]
    L --> R[制御室建物損傷]
    M --> S[Excessive LOCA]
    N --> T[格納容器バイパス]
    O --> U[原子炉圧力容器損傷]
    P --> V[原子炉格納容器損傷]
    Q --> W[原子炉建物損傷]
    R --> X[緩和設備の広範な喪失]
    S --> Y[原子炉建物損傷]
    T --> Z[原子炉圧力容器損傷]
    U --> AA[原子炉格納容器損傷]
    V --> BB[原子炉建物損傷]
    W --> CC[緩和設備の広範な喪失]
    X --> DD[原子炉建物損傷]
    Y --> EE[原子炉圧力容器損傷]
    Z --> FF[原子炉格納容器損傷]
  
```

※1 Excessive LOCA

※2 緩和設備の広範な喪失につながる可能性があるため、炉心損傷直結で整理

地震レベル1 PRA階層イベントツリー

1.5 事故シーケンス評価（2／5）

9

■ イベントツリー

- 起因事象の発生要因は地震と内部事象では異なるが、起因事象発生後の緩和機能は内部事象出力運転時レベル1 P R Aと同様の機能に期待した。

<外部電源喪失>

外部電源喪失	原子炉停止	S R V開	S R V再閉鎖	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
								炉心損傷なし	炉心損傷なし
								外部電源喪失 + 崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失
								炉心損傷なし	炉心損傷なし
								外部電源喪失 + 高圧炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失
								外部電源喪失 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	高圧・低圧注水機能喪失
								外部電源喪失 + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗	高圧注水・減圧機能喪失
								炉心損傷なし	炉心損傷なし
								外部電源喪失 + S R V再閉鎖失敗 + 崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失
								炉心損傷なし	炉心損傷なし
								外部電源喪失 + S R V再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失
								外部電源喪失 + S R V再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	高圧・低圧注水機能喪失
								E x c e s s i v e L O C A	*
								外部電源喪失 + 原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失

※ 緩和設備の広範な喪失につながる可能性があるため、炉心損傷直結で整理

外部電源喪失イベントツリー

1.5 事故シーケンス評価（3／5）

10

■ イベントツリー

<全交流動力電源喪失>

全交流動力電源喪失	原子炉停止	S R V 開	S R V 再閉鎖	高圧炉心冷却	事故シーケンス	事故シーケンス グループ
					外部電源喪失 + 交流電源・補機冷却系喪失	全交流動力電源喪失
					外部電源喪失 + 交流電源・補機冷却系喪失 + 高圧炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失
					外部電源喪失 + 交流電源・補機冷却系喪失 + S R V 再閉鎖失敗	全交流動力電源喪失
					E x c e s s i v e L O C A	*
					外部電源喪失 + 交流電源・補機冷却系喪失 + 原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失

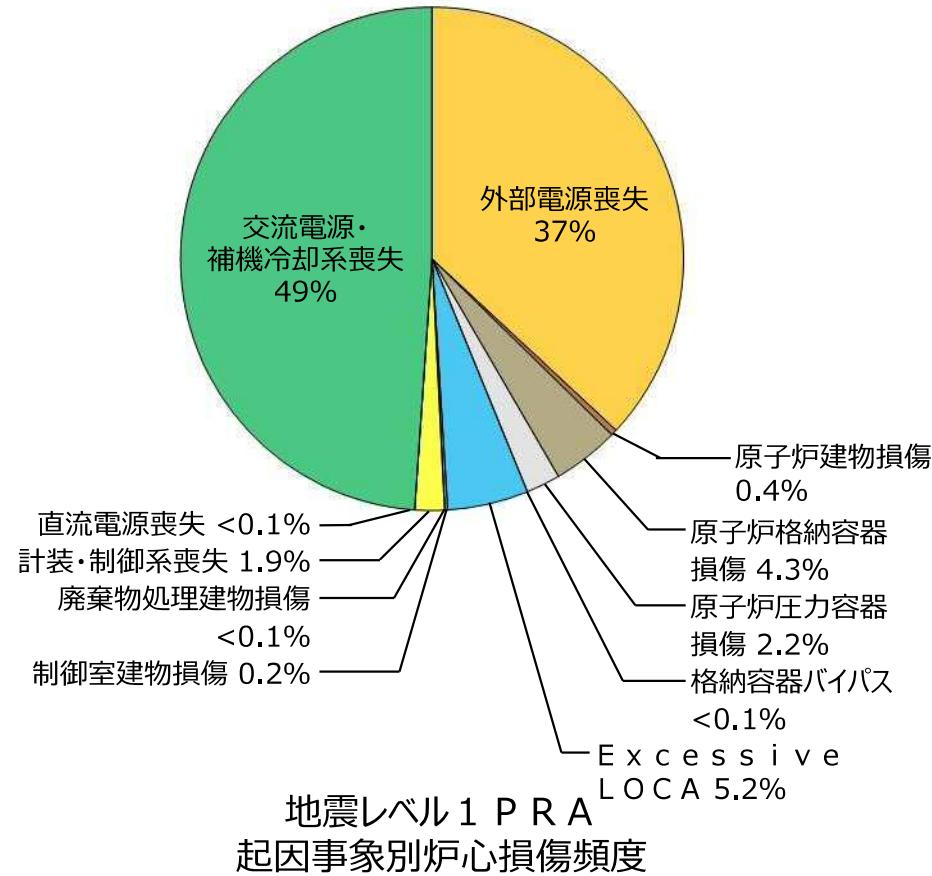
※ 緩和設備の広範な喪失につながる可能性があるため、炉心損傷直結で整理

全交流動力電源喪失イベントツリー

1.5 事故シーケンス評価（4／5）

11

■起因事象別の炉心損傷頻度



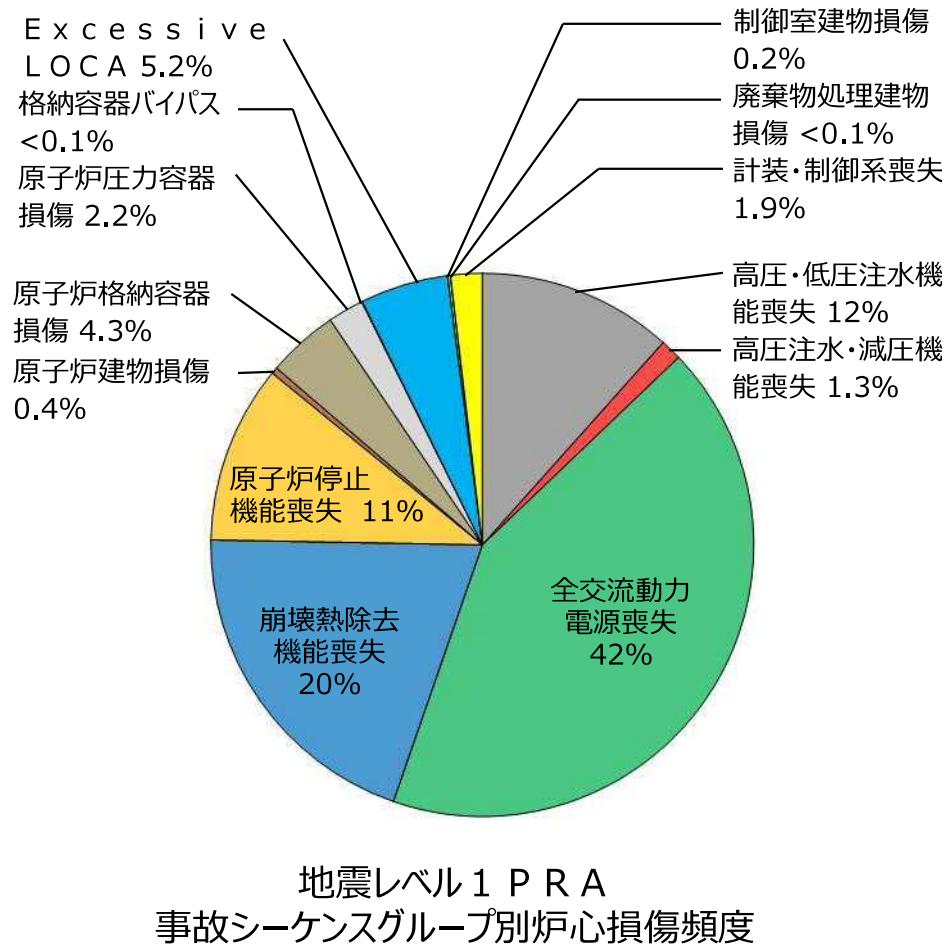
起因事象別の炉心損傷頻度

起因事象	炉心損傷頻度（／炉年）	寄与割合（%）
外部電源喪失	2.9E-06	37
原子炉建物損傷	3.1E-08	0.4
原子炉格納容器損傷	3.4E-07	4.3
原子炉圧力容器損傷	1.7E-07	2.2
格納容器バイパス	3.5E-09	<0.1
Excessive LOCA	4.2E-07	5.2
制御室建物損傷	1.4E-08	0.2
廃棄物処理建物損傷	1.8E-10	<0.1
計装・制御系喪失	1.5E-07	1.9
直流電源喪失	5.8E-09	<0.1
交流電源・補機冷却系喪失	3.9E-06	49
合計	7.9E-06	100

1.5 事故シーケンス評価（5／5）

12

■事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度



事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ	炉心損傷頻度（／炉年）	寄与割合（%）
高圧・低圧注水機能喪失	9.3E-07	12
高圧注水・減圧機能喪失	1.0E-07	1.3
全交流動力電源喪失	3.4E-06	42
崩壊熱除去機能喪失	1.6E-06	20
原子炉停止機能喪失	8.5E-07	11
原子炉建物損傷	3.1E-08	0.4
原子炉格納容器損傷	3.4E-07	4.3
原子炉圧力容器損傷	1.7E-07	2.2
格納容器バイパス	3.5E-09	<0.1
Excessive LOCA	4.2E-07	5.2
制御室建物損傷	1.4E-08	0.2
廃棄物処理建物損傷	1.8E-10	<0.1
計装・制御系喪失	1.5E-07	1.9
合 計	7.9E-06	100

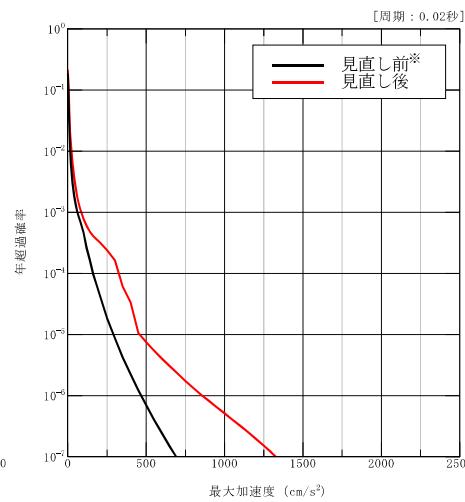
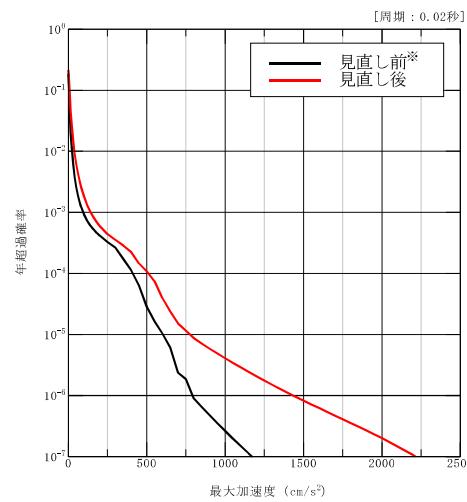
1.6 地震PRAの見直し内容（1／13）

地震ハザード評価の見直し

13

■平均地震ハザード曲線及び一様ハザードスペクトルの見直し

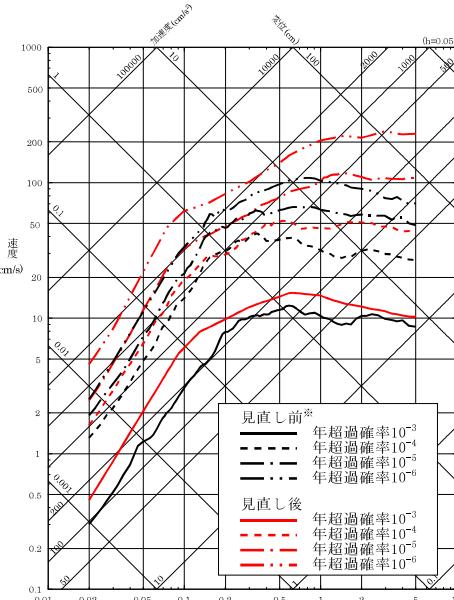
- ▶ 平均地震ハザード曲線及び一様ハザードスペクトルについては、第142回審査会合当時（平成26年9月30日）から見直しを行っており、そのハザード評価の比較を以下に示す。見直されたハザード評価については、第579回審査会合（平成30年6月1日）において、「概ね妥当な検討がなされた」と評価されたものである。



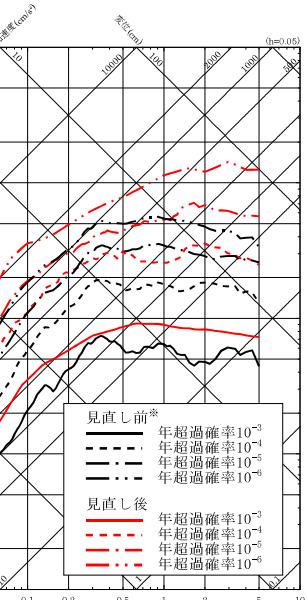
水平方向

鉛直方向

平均地震ハザード曲線



水平方向



鉛直方向

一様ハザードスペクトル

※第142回審査会合（平成26年9月30日）資料3-2にて説明

1.6 地震PRAの見直し内容（2／13）

地震ハザード評価の見直し

14

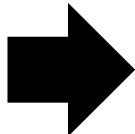
■ 地震ハザード評価の見直しにおける主な変更項目（1/2）

● 特定震源（内陸地殻内地震）の諸元の変更

- 最新の地質調査結果及び地震調査研究推進本部(2016)に基づき、評価対象の活断層を追加し一部諸元を見直した。
- 穴道断層の断層長さを見直したことが、地震ハザード評価に大きく影響したと考えられる。

見直し前※

No.	断層名	評価長さ (km)
1	穴道断層	22
2	F - III断層 + F - IV断層 + F_K - 2断層	51.5
3	大社衝上断層	29
4	F_K - 1断層	19
5	K - 4撓曲 + K - 6撓曲 + K - 7撓曲	19
6	鳥取沖東部断層	51
7	鳥取沖西部断層	37
8	大田冲断層	47
9	鹿野断層	8
10	岩坪断層	11
11	角ヶ山南断層	6
12	債原断層	3.3
13	尾田断層	2.5
14	大立断層	1
15	津山北方断層	10
16	庄原断層	10
17	上布野・二反田断層	7
18	山内断層	8
19	畠敷南断層	5
20	船佐断層	6
21	K - 1撓曲 + K - 2撓曲	7
22	田の戸断層	5
23	大船山東断層	4
24	仏経山北断層	5
25	東来待－新田畠断層	11
26	柳井断層	2
27	三刀屋北断層	7
28	半場－石原断層	5
29	布部断層	8
30	東忌部断層	3
31	山王寺断層	3
32	大井断層	5



見直し後

No.	断層名	断層長さ (km)
1	穴道断層	39
2	F - III断層 + F - IV断層 + F - V断層	48
3	大社衝上断層	28
4	F_K - 1断層	19
5	K - 1撓曲 + K - 2撓曲 + F_Ko断層	36
6	K - 4撓曲 + K - 6撓曲 + K - 7撓曲	19
7	鳥取沖西部断層+鳥取沖東部断層	98
8	大田冲断層	53
9	F 5 7断層	108
10	田の戸断層	5
11	大船山東断層	4
12	仏経山北断層	5
13	東来待－新田畠断層	11
14	柳井断層	2
15	三刀屋北断層	7
16	半場－石原断層	5
17	布部断層	8
18	東忌部断層	3
19	山王寺断層	3
20	大井断層	5
21	F_h - 1断層	7
22	F_h - 2断層	5
23	F_h - 3断層	5.5
24	F_h - 4断層	4.5
25	鹿野・吉川断層	26
26	那岐山断層帯	32
27	周賀断層	58
28	日南湖断層	13
29	岩坪断層	10
30	安田断層	5
31	角ヶ山南断層	6
32	債原断層	3.3
33	尾田断層	2.5
34	大立断層	1
35	庄原断層	10
36	上布野・二反田断層	7
37	山内断層	8
38	畠敷南断層	5
39	船佐断層	6

※第142回審査会合（平成26年9月30日）資料3-2にて説明

■ : 地質調査結果
■ : 地震調査研究推進本部 (2016)

1.6 地震PRAの見直し内容（3／13）

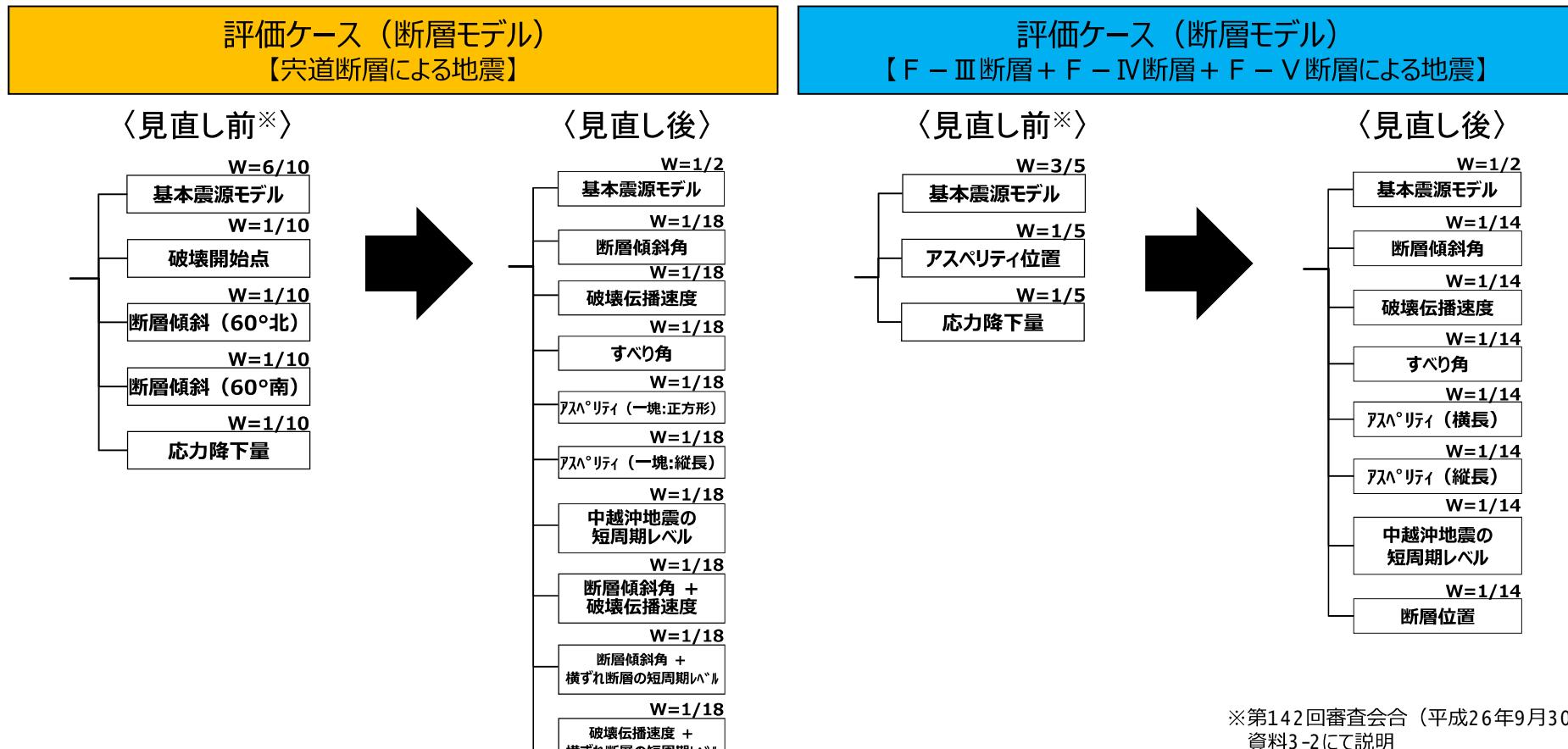
地震ハザード評価の見直し

15

■ 地震ハザード評価の見直しにおける主な変更項目（2/2）

● 特定震源（内陸地殻内地震）のロジックツリーの変更

- 決定論による「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」の評価に基づき、検討用地震の地震動評価ケースを変更した。
- 断層モデルの評価ケースを変更したことが、地震ハザード評価に大きく影響したと考えられる。



特定震源（内陸地殻内地震）のロジックツリーの主な変更点

※第142回審査会合（平成26年9月30日）
資料3-2にて説明

1.6 地震PRAの見直し内容（4／13）

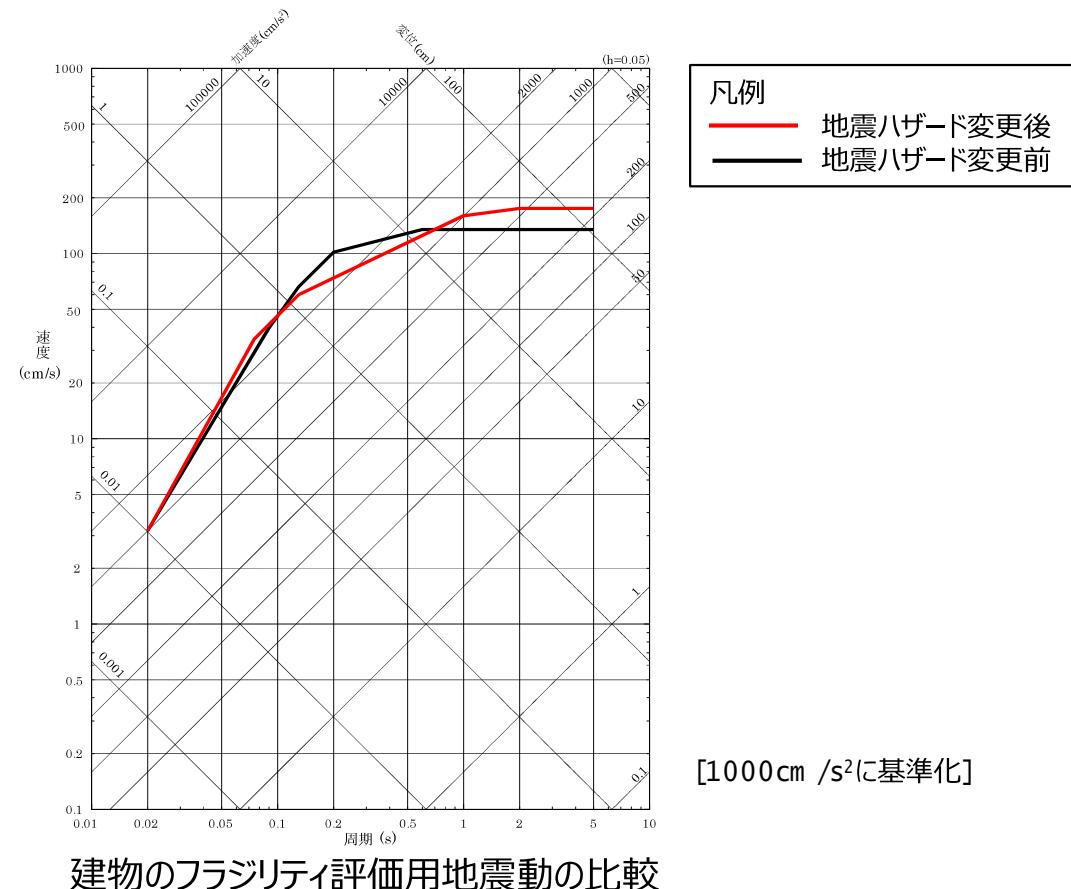
フラジリティ評価の見直し

■ 建物のフラジリティ評価の見直し（1/2）

- ▶ 地震PRAにおける建物のフラジリティ評価は、地震PRAに関する学会標準に記載されている「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。

地震ハザードの変更に伴い、建物のフラジリティ評価に用いるフラジリティ評価用地震動の見直しを行っており、その比較を以下に示す。

※「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）」とは、フラジリティ評価における現実的応答を、解析モデルを用いた地震応答解析により評価する方法である。



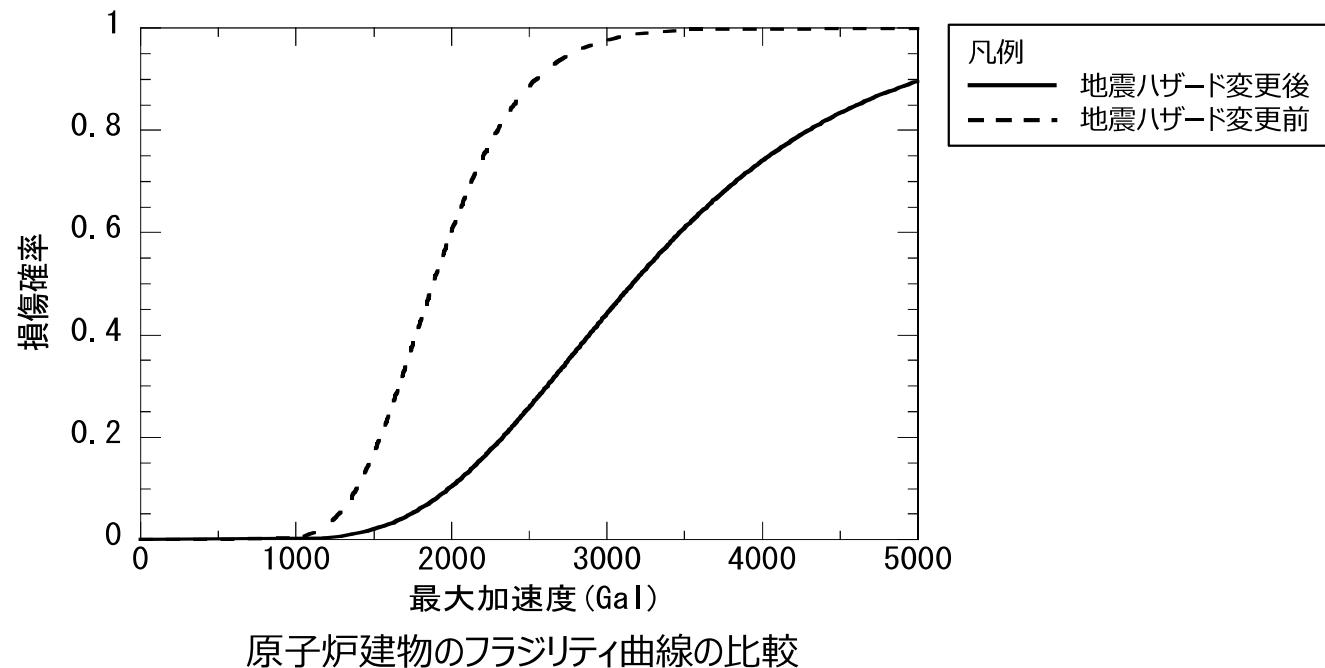
1.6 地震PRAの見直し内容（5／13）

フラジリティ評価の見直し

17

■ 建物のフラジリティ評価の見直し（2/2）

- ▶ 地震ハザードの変更に伴い、建物のフラジリティ評価に用いるフラジリティ評価用地震動等を見直したことから、原子炉建物の変更前後のフラジリティ曲線の比較を以下に示す。
- ▶ フラジリティ評価用地震動における建物の固有周期が存在する周期帯（約0.2秒程度）におけるスペクトルレベルが相対的に小さくなっていることから、建物のフラジリティ曲線における損傷確率が低下している。



1.6 地震PRAの見直し内容（6／13）

フラジリティ評価の見直し

18

■地震ハザードの変更に伴う安全係数の見直し（1/2）

- 屋外重要土木構造物・機器のフラジリティ評価においては、地震PRAに関する学会標準に記載されている「応答解析に基づく方法」、「原研法」、「安全係数法」のうち、「安全係数法」を採用している。
- 評価に用いる各種安全係数のうち、一様ハザードスペクトルと評価用地震動スペクトルを入力とする係数 F_1 があり、本係数を変更することで地震ハザードの影響をフラジリティ評価に反映することができる。

【屋外重要土木構造物】

$$A = \underbrace{(F_S \times F_\mu) \times F_1 \times F_2 \times F_3}_{\substack{\text{耐力係数の中央値 } F_C \\ \text{ 応答係数の中央値 } F_R}} \times A_d$$

F_S : 強度係数

F_μ : 塑性エネルギー吸収係数

F_1 : 解放基盤表面の地震動に関する係数

F_2 : 構造物への入力地震動に関する係数

F_3 : 構造物の地震応答に関する係数

A_d : 耐震評価用地震動の最大加速度

【機器】

$$Am = \underbrace{(F_S \times F_\mu) \times F_{SA} \times F_D \times F_M \times F_{MC}}_{\substack{\text{耐力係数 } F_C \\ \text{ 機器応答係数 } F_{RE} \\ \text{ 建屋応答係数 } F_{RS}}} \times F_1 \times F_2 \times F_3 \times A_d$$

Am : 50%損傷確率に対する最大加速度の中央値

F_{SA} : スペクトル形状係数

F_1 : 解放基盤表面の地震動に関する係数

A_d : 耐震評価用地震動の最大加速度

F_D : 減衰係数

F_2 : 建物への入力地震動に関する係数

F_S : 強度係数

F_M : モデル化係数

F_3 : 建物の地震応答に関する係数

F_μ : 塑性エネルギー吸収係数

F_{MC} : モード合成係数

$$F_1 = \frac{\text{基準地震動の応答加速度}^*}{\text{一様ハザードスペクトルの応答加速度}^*}$$

※固有振動数を考慮してスペクトルより算出した加速度

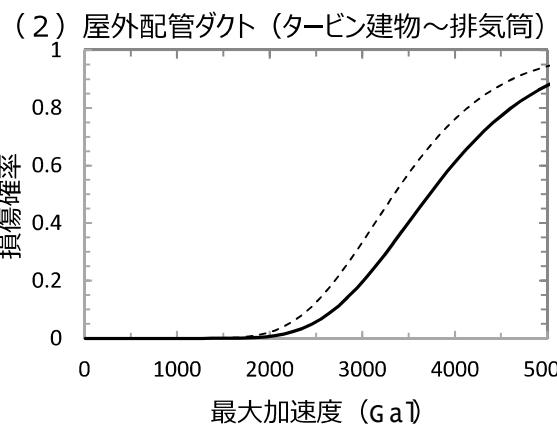
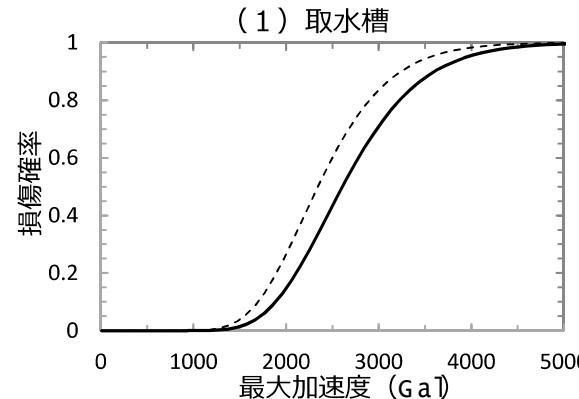
1.6 地震PRAの見直し内容（7／13）

フラジリティ評価の見直し

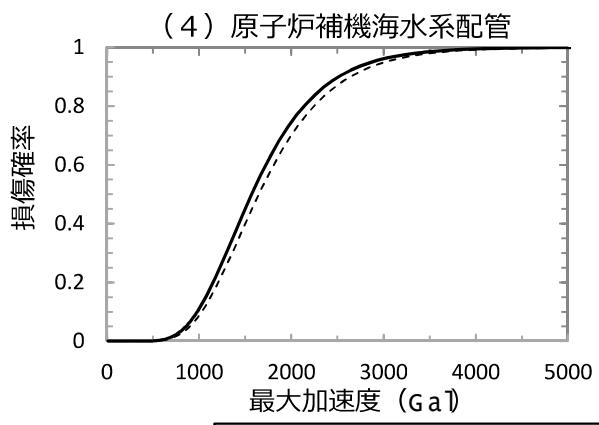
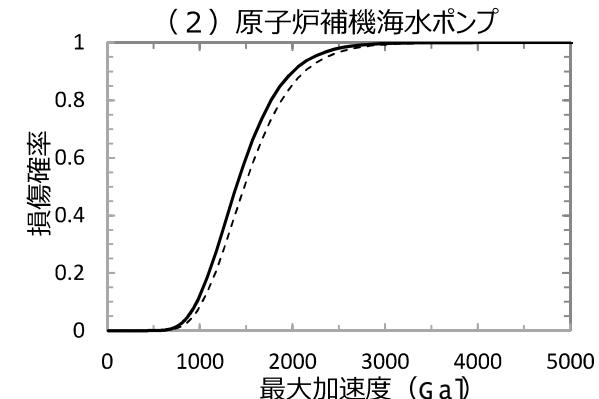
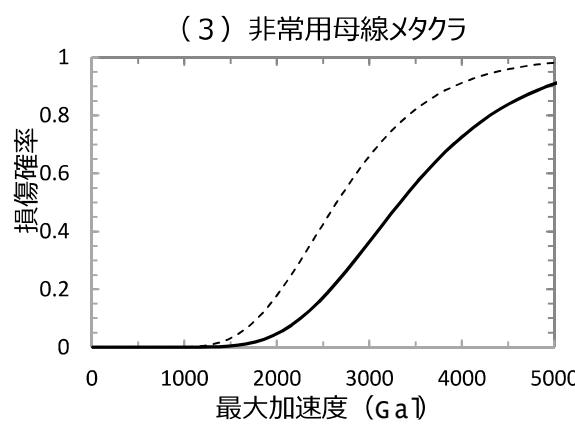
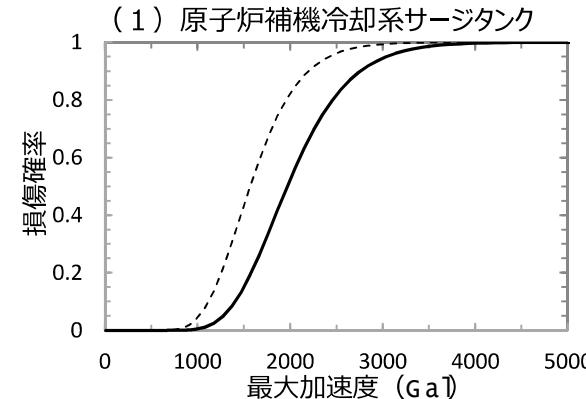
■ 地震ハザードの変更に伴う安全係数の見直し（2/2）

- 地震ハザードの変更に伴い、機器フラジリティ評価で用いる解放基盤表面の地震動に関する係数 F_1 を見直したことから、変更前後のフラジリティ曲線を比較した。代表機器について、変更例を以下に示す。
- 設備ごとに固有周期が異なることから、フラジリティの影響も設備によって異なっている。

【屋外重要土木構造物】



【機器】



凡例

—— 地震ハザード変更後
- - - 地震ハザード変更前

1.6 地震PRAの見直し内容（8／13）

フラジリティ評価の見直し

20

■ その他の見直し

- ▶ 地震に対するプラントの脆弱点をより詳細に検討するため、機器のフラジリティ評価において保守的に設定していた評価条件の見直しを行った。

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

※第244回審査会合（平成27年6月30日） 資料3-4-1 別紙4にて説明済

1.6 地震PRAの見直し内容（9／13） 評価モデルの見直し

21

■地震に対するプラントの脆弱点をより詳細に検討するため、地震PRAの評価モデルにおいて以下の見直しを行った。

●起因事象の詳細化

- 炉心損傷直結事象のうちシナリオが細分化可能なものについて、個別に抽出できるように起因事象を下表のとおり詳細化した。

見直し前の起因事象	見直し後の起因事象
<ul style="list-style-type: none">・外部電源喪失・建物・構築物の損傷	<ul style="list-style-type: none">・外部電源喪失・原子炉建物損傷・原子炉格納容器損傷・原子炉圧力容器損傷・格納容器バイパス・Excessive LOCA
<ul style="list-style-type: none">・計装・制御系喪失・直流電源喪失・交流電源・補機冷却系喪失	<ul style="list-style-type: none">・計装・制御系喪失・直流電源喪失・交流電源・補機冷却系喪失・制御室建物損傷・廃棄物処理建物損傷

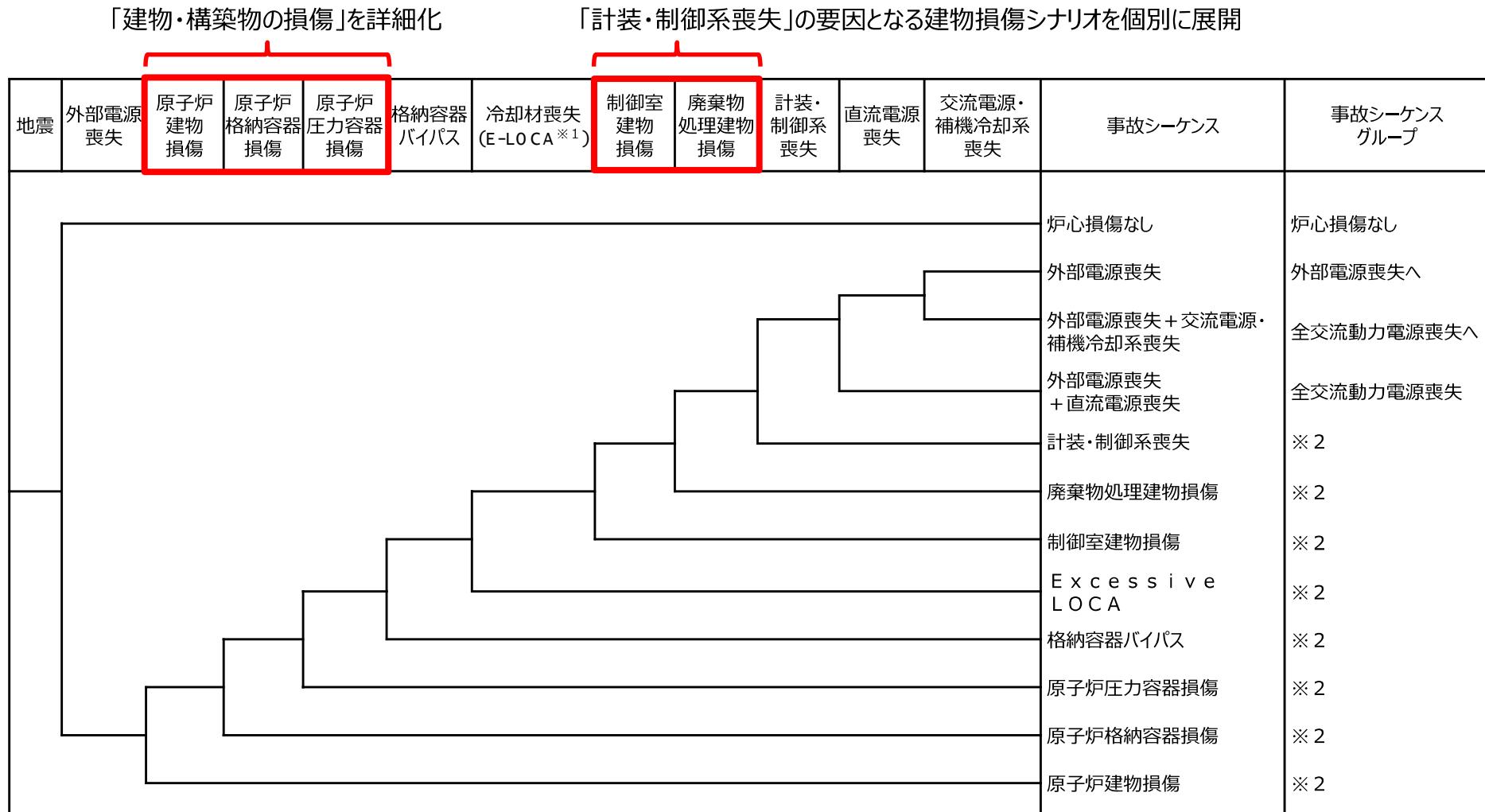
●サプレッション・チェンバ損傷の見直し

- 見直し前はサプレッション・チェンバ損傷を炉心損傷直結と整理していたが、サプレッション・チェンバの損傷は、原子炉圧力容器の支持機能喪失等の炉心損傷に直結する事象にはつながらないため、緩和機能の水源の機能喪失として緩和系のフォールトツリーでモデル化した。

1.6 地震PRAの見直し内容（10／13） 階層イベントツリーの見直し

22

- 起因事象の詳細化に伴い、階層イベントツリーの一部のヘディングを細分化した（下図の赤枠部）。



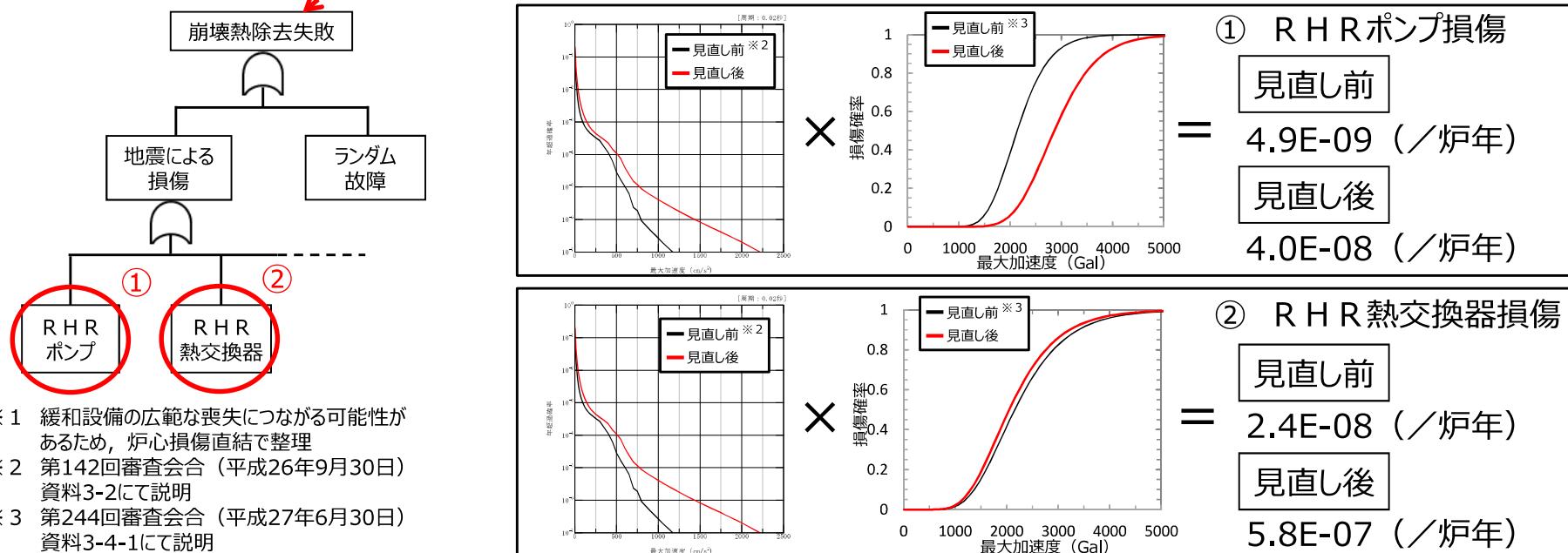
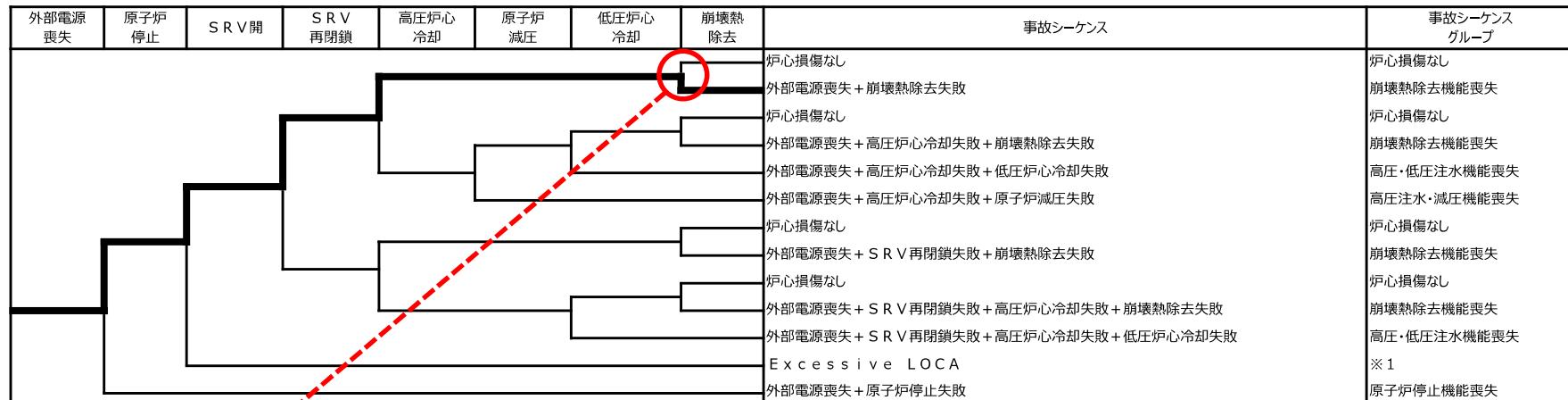
*1 Excessive LOCA

*2 緩和設備の広範な喪失につながる可能性があるため、炉心損傷直結で整理

1.6 地震PRAの見直し内容（11／13） 評価結果の前後比較例

23

- 一例として、崩壊熱除去機能喪失におけるRHRポンプ損傷(①), RHR熱交換器損傷(②)の前後比較を示す。
- ▶ 見直し後の地震ハザードが大きくなっていることで、①のように見直し後のフラジリティが強くなっていても損傷頻度が上がっている。ただし、②のように見直し後のフラジリティが弱くなった方が、①のようなフラジリティが強くなった場合と比較して損傷頻度の増加幅が大きい。



※1 緩和設備の広範な喪失につながる可能性があるため、炉心損傷直結で整理

※2 第142回審査会合（平成26年9月30日）

資料3-2にて説明

※3 第244回審査会合（平成27年6月30日）

資料3-4-1にて説明

1.6 地震PRAの見直し内容（12／13） 評価結果の前後比較

24

■炉心損傷頻度評価結果（事故シーケンスグループ別）

- 地震PRAの再評価を実施した結果、全体的に炉心損傷頻度が増加し、全炉心損傷頻度は、見直し前の9.5E-07／炉年から、見直し後は7.9E-06／炉年となり、約8倍に增加了。

表 炉心損傷頻度評価結果（事故シーケンスグループ別）

事故シーケンスグループ	見直し前※	見直し後
	炉心損傷頻度（／炉年）	炉心損傷頻度（／炉年）
高圧・低圧注水機能喪失	3.5E-08	9.3E-07
高圧注水・減圧機能喪失	4.6E-09	1.0E-07
全交流動力電源喪失	3.7E-07	3.4E-06
崩壊熱除去機能喪失	9.8E-08	1.6E-06
原子炉停止機能喪失	1.6E-07	8.5E-07
建物・構築物の損傷	1.1E-07	5.6E-07
格納容器バイパス	6.5E-11	3.5E-09
Excessive LOCA	1.5E-07	4.2E-07
計装・制御系喪失	1.0E-08	1.5E-07
合 計	9.5E-07	7.9E-06

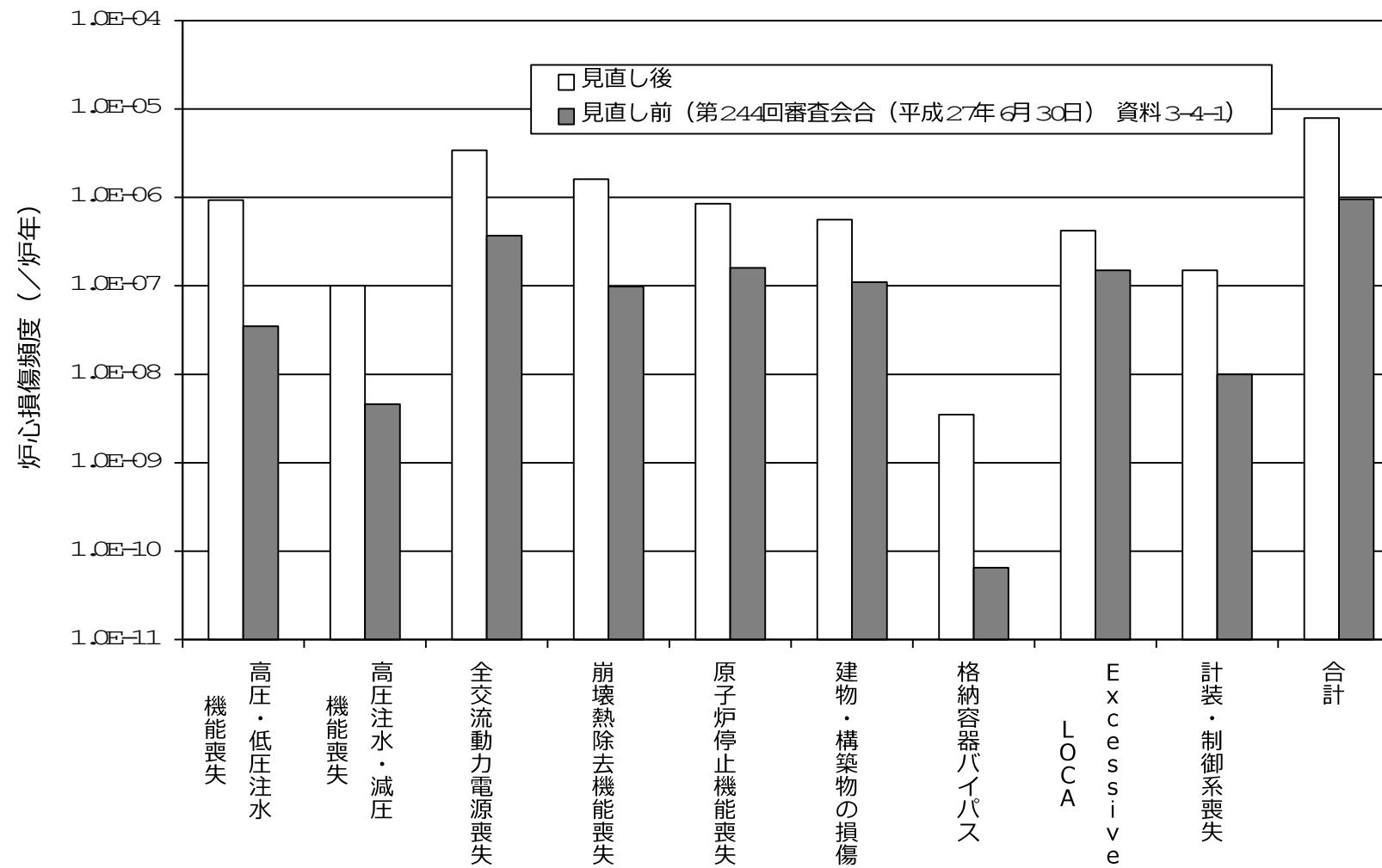
※第244回審査会合（平成27年6月30日） 資料3-4-1にて説明

1.6 地震PRAの見直し内容（13／13） 評価結果の前後比較

25

■炉心損傷頻度評価結果（事故シーケンスグループ別）

- 再評価の結果、いずれの事故シーケンスでも炉心損傷頻度が増加した。



2. 審査会合での指摘事項に対する回答（1／8）

- 指摘事項（第142回審査会合（平成26年9月30日））
起因事象の抽出について、網羅性及びスクリーニングの考え方を説明すること。
- 回答
 - 以下の手順により広範な事故シナリオの分析を行っており、設定した事故シナリオは網羅性を有していると考える。
 - 「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、地震時に特有の事故シナリオの主要因として、地震動の形態（本震、余震）、経年劣化の有無に着目し、本震による事故シナリオについては、さらに事故進展の形態や影響の形態による細分化を行った上で、収集したプラント情報及びプラントウォークダウンによって、事故シナリオを網羅的に抽出した（図1）。
 - 選定した事故シナリオのうち、安全機能への直接的影響がある事故シナリオについては、図2のとおり起因事象として考慮している。それ以外の事故シナリオについては、分析によるスクリーニングを行った。
 - 加えて、国内の震害事例を調査し、広範な分析により設定した事故シナリオ以外に、新たに考慮すべき事故シナリオは抽出されないことを確認した。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（2／8）

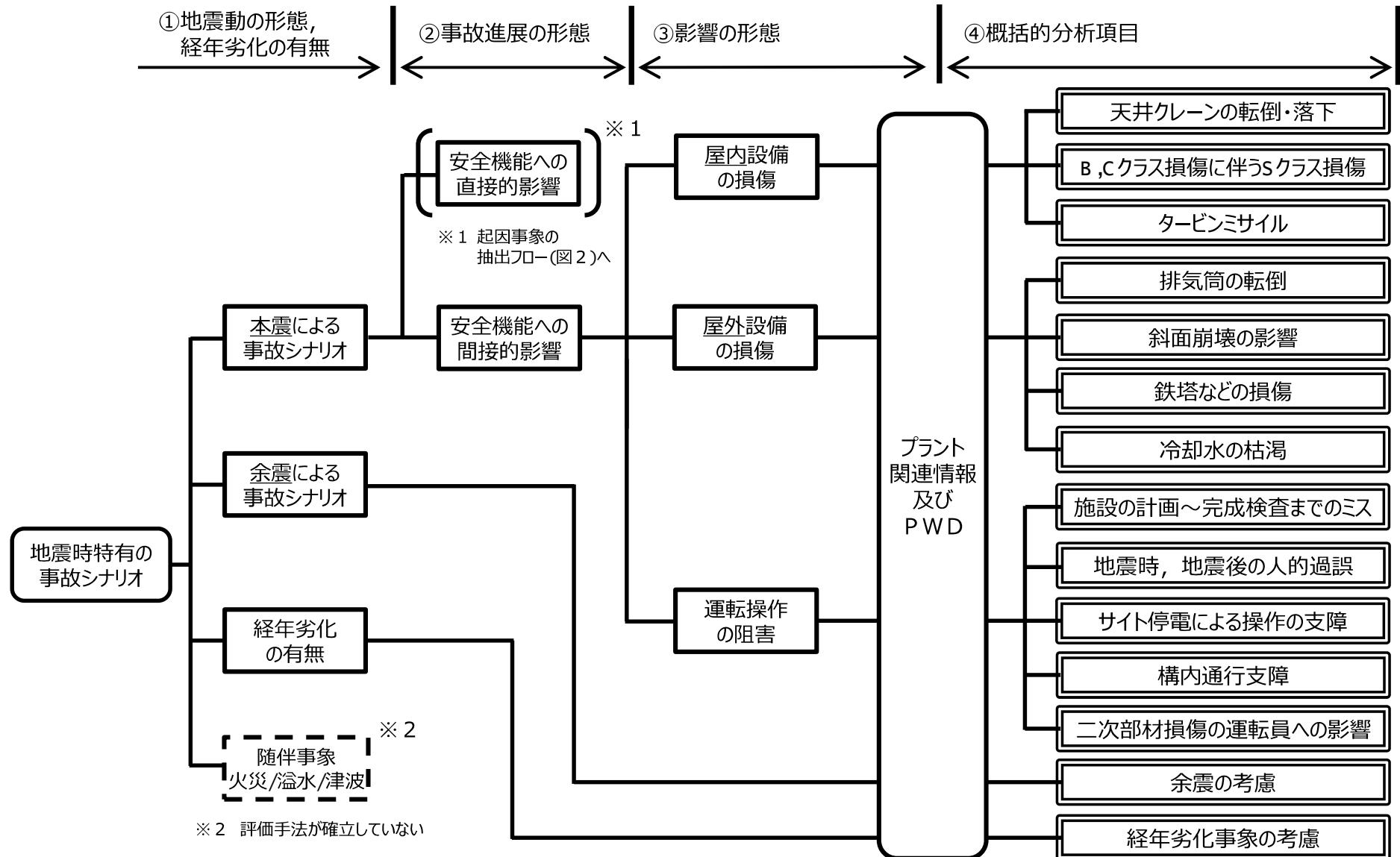


図1 地震時に特有な事故シナリオの選定フロー

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（3／8）

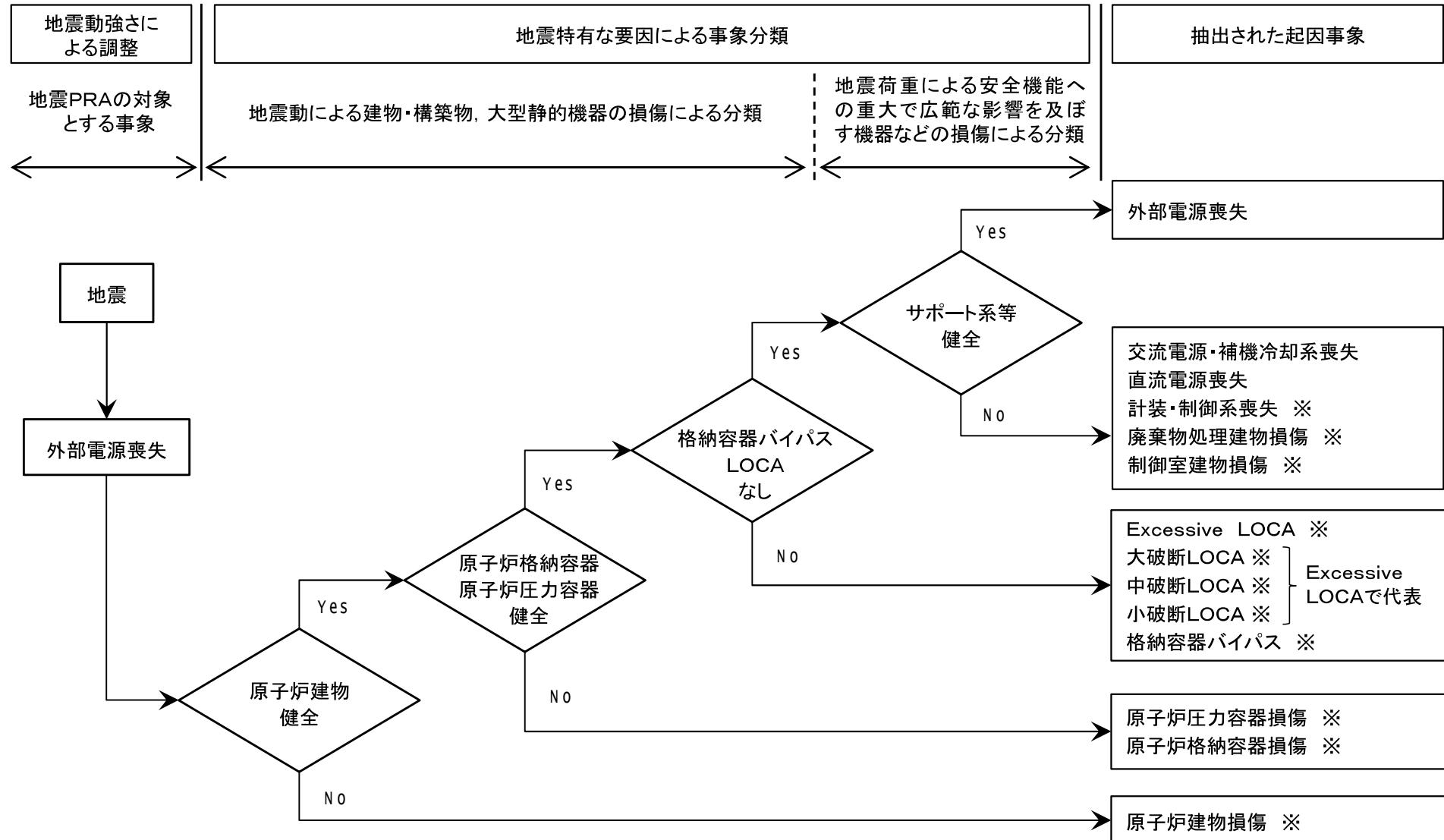


図2 起因事象の抽出フロー

※: 炉心損傷に直結する事象とした

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（4／8）

■ 指摘事項（第142回審査会合（平成26年9月30日））

E-LOCAについて、再循環配管一本の破断を想定したシーケンスの代表性について説明すること。（完全相関を仮定し、最弱部位である再循環配管のフラジリティで代表した評価が、完全独立を仮定した複数配管の破損の評価に対し、非保守的になつてゐないことを説明すること。）

■ 回答

- 地震レベル1 PRAにおけるExcessive LOCAの評価では、損傷する配管の数、組み合わせ、損傷の規模を同定し、成功基準を設定することが困難であるため、格納容器内配管に完全相関を仮定し、耐震裕度が最も小さい原子炉再循環系配管が破損することもって格納容器内配管が全て損傷するものと扱っている。
- 上記の評価モデルが非保守的な評価になつてゐないことを確認するため、格納容器内配管に完全独立を仮定し、以下の条件にて格納容器内配管がそれぞれ独立に破損することでExcessive LOCAに至る頻度を評価し、ベースケースの頻度と比較した。
 - 格納容器内の各配管が完全独立であると仮定
 - 図1のとおり配管2本の破損によってExcessive LOCAに至るような配管の組み合わせを同定し、地震による配管の同時破損確率を評価してExcessive LOCAの発生頻度を算出

【Excessive LOCAの炉心損傷頻度】

- ・感度解析ケース（配管2本破損の組み合わせ） : 2.8×10^{-7} / 炉年
- ・ベースケース（原子炉再循環系配管のフラジリティで代表） : 4.2×10^{-7} / 炉年

- その結果、原子炉再循環系配管のフラジリティで代表させた評価は、非保守的な評価にはなつてゐないことを確認した。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（5／8）

【感度解析の解析条件、評価方法】

- Excessive LOCAに至る配管破損の組み合わせの判断基準として以下を設定し、Excessive LOCAを想定する配管破損の組み合わせを同定した（図1）。
 - ・全周破損時に、断面積の合計が大破断LOCA相当 (0.21m^2) を上回る複数の液相配管の破損
 - ・原子炉再循環系配管（液相配管のうち最大断面積）と主蒸気系配管（気相配管のうち最大断面積）の破損の重畠
 - ・複数のECCS配管の破損
- 上記で同定した配管の組み合わせ（図1の“×”の組み合わせ）に対し、各系統の配管の完全独立を仮定して、各配管のフランジリティを用いて地震による配管の同時破損の確率を評価し、Excessive LOCAの発生頻度を評価した。

図1 Excessive LOCAを想定する配管の組合せ

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（6／8）

■ 指摘事項（第142回審査会合（平成26年9月30日））

ケーブルトレイのF V重要度が高いことについて、シーケンス選定に対する影響について説明すること。

■ 回答

- シーケンス選定における検討では、F V重要度は直接は用いておらず、炉心損傷頻度及び影響度の観点から総合的に判断している。ケーブルトレイ損傷を含む事故シーケンス「計装・制御系喪失」は炉心損傷直結事象と整理しているが、以下の理由により「計装・制御系喪失」を有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。
 - 「計装・制御系喪失」の炉心損傷頻度は 1.5×10^{-7} ／炉年と小さい。
 - ケーブルトレイの損傷は直ちにケーブル断線等の機能喪失につながるものでは無いなど、「計装・制御系喪失」の頻度には、機器の損傷の規模によっては炉心損傷が回避できる場合も含まれる。
- なお、ケーブルトレイのフラジリティについては、保守的に設定していた評価条件の見直しを行っており、見直し内容を次項に示す。参考として、見直し前後のケーブルトレイのH C L P Fの値、F V重要度、計装・制御系喪失の炉心損傷頻度を下表に示す。

	見直し前*	見直し後
ケーブルトレイのH C L P F (G)	0.69	0.96
ケーブルトレイのF V重要度	7.8×10^{-2}	4.2×10^{-3}
計装・制御系喪失の炉心損傷頻度（／炉年）	8.5×10^{-8}	1.5×10^{-7}

*第142回審査会合（平成26年9月30日）資料3-2にて説明

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（7／8）

● ケーブルトレイのフラジリティの見直し

➤ 見直し前は、強度係数 F_s 算出時に引張強さ S_u の値を用いた評価を行っていたが、見直し後では強度係数 F_s 算出時に降伏点 S_y を用い、塑性エネルギー吸収係数 F_μ を考慮した評価を行った。（図 1）

➤ 塑性エネルギー吸収係数 F_μ は、次式の Newmark 式を用いて算出した。

$$\text{Newmark 式: } F_\mu = \sqrt{(2\mu - 1)}$$

➤ μ は塑性率であり、試験体の加振試験で得られたサポートの塑性率（図 2）を参照し、 F_μ は以下の値として設定する。

F_μ の 5% 下限値 : $\mu = 3.0$

（標準試験で得られた塑性率）

F_μ の中央値 : $\mu = 4.5$

（大加速度試験で得られた塑性率）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

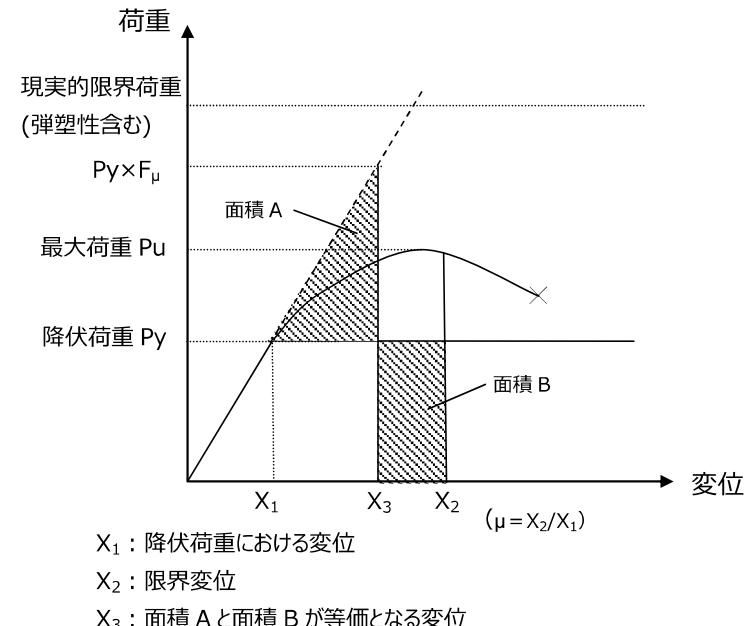


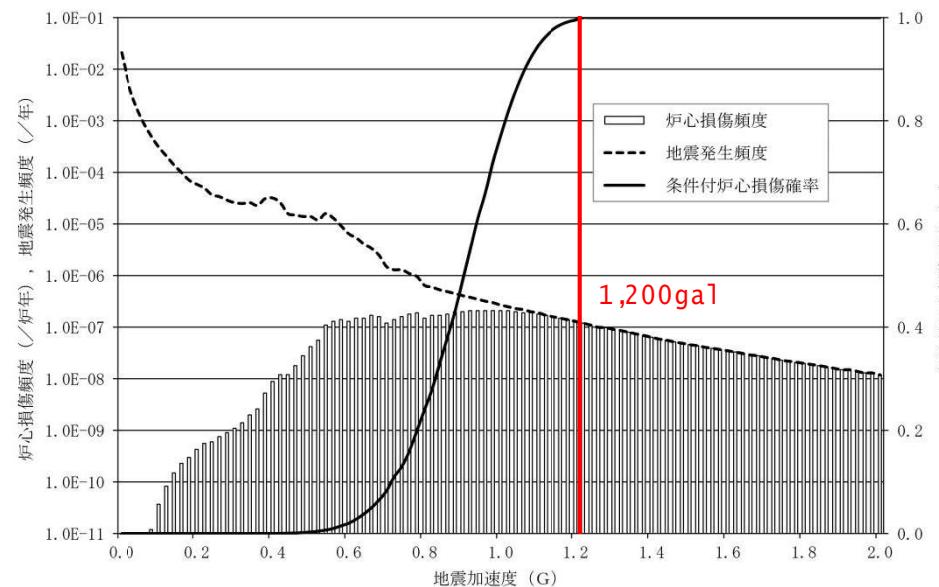
図 1 S_u を用いた評価及び F_μ を考慮した評価の考え方



図 2 荷重－変位特性

2. 審査会合での指摘事項に対する回答 (8／8)

- 指摘事項（第142回審査会合（平成26年9月30日））
排気筒に損傷を起こす地震動レベルとして、1200ガル相当を考慮している理由を説明すること。
- 回答
 - 排気筒の健全性を確認する地震動レベルとしては、地震 P R Aにおいて条件付炉心損傷確率が1となる地震動レベルを目安として1,200gaを設定した。



(参考) フラジリティ評価の見直し前後比較 (1/5)

起因事象／影響緩和機能	設備	フラジリティ評価結果			
		変更後		変更前※1	
		中央値(G) βr βu	HCLPF(G)	中央値(G) βr βu	HCLPF(G)
外部電源喪失	セラミック インシュレータ	0.50		0.61	
		0.32	0.18	0.32	
		0.29		0.29	0.22
原子炉建物損傷	原子炉建物	3.23		1.92	
		0.36	1.39	0.24	
		0.15		0.15	1.01
原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器	2.47		1.77	
		0.22	1.16	0.22	
		0.24		0.24	0.83
原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器 スタビライザ	1.74		1.57	
		0.20	0.87	0.20	
		0.22		0.22	0.79
原子炉格納容器損傷	原子炉圧力容器 ペデスタル	2.55		2.69	
		0.22	1.19	0.22	
		0.24		0.24	1.26
原子炉圧力容器損傷	原子炉圧力容器	2.38		2.03	
		0.22	1.11	0.22	
		0.24		0.24	0.95
原子炉圧力容器損傷	ガンマ線遮へい壁	5.10		1.95	
		0.20	2.53	0.20	
		0.22		0.22	0.98
原子炉圧力容器損傷	原子炉圧力容器 スタビライザ	2.25		1.74	
		0.22	1.07	0.22	
		0.24		0.24	0.81
格納容器バイパス	主蒸気隔離弁	4.95		5.21	
		0.27	2.06	0.27	
		0.26		0.26	2.17
格納容器バイパス	原子炉隔離時冷却系 隔離弁	8.71		9.17	
		0.27	3.63	0.27	
		0.26		0.26	3.82
格納容器バイパス	原子炉浄化系隔離弁	5.26		5.52	
		0.27	2.19	0.27	
		0.26		0.26	2.30
格納容器バイパス	給水系逆止弁	6.88		7.24	
		0.27	2.87	0.27	
		0.26		0.26	3.02
格納容器バイパス	原子炉隔離時冷却系 配管	2.10		2.21	
		0.27	0.88	0.27	
		0.26		0.26	0.92
Excessive L O C A	原子炉格納容器内 配管 (P L R 配管)	1.68		1.77	
		0.25	0.75	0.25	
		0.24		0.24	0.79

※1 第244回審査会合(平成27年6月30日) 資料3-4-1にて説明

起因事象／影響緩和機能	設備	フラジリティ評価結果			
		変更後		変更前※1	
		中央値(G) βr βu	HCLPF(G)	中央値(G) βr βu	HCLPF(G)
制御室建物損傷	制御室建物	6.48		3.29	
		0.61	1.85	0.37	
		0.15		0.15	1.39
廃棄物処理建物損傷	廃棄物処理建物	4.37		3.36	
		0.16	2.62	0.23	
		0.15		0.15	1.79
計装・制御系喪失	制御盤	4.11		3.07	
		0.14	2.16	0.14	
		0.25		0.25	1.61
計装・制御系喪失	計装ラック	3.40		2.70	
		0.22	1.67	0.22	
		0.21		0.21	1.33
計装・制御系喪失	計装用無停電 交流電源設備	3.95		3.05	
		0.22	1.82	0.22	
		0.25		0.25	1.40
計装・制御系喪失	ケーブルトレイ	2.26		2.39	
		0.26	0.96	0.26	
		0.26		0.26	1.01
直流電源	直流母線盤	5.15		3.98	
		0.22	2.37	0.22	
		0.25		0.25	1.83
直流電源	蓄電池	8.97		6.93	
		0.20	4.87	0.20	
		0.17		0.17	3.76
直流電源	充電器盤	3.95		3.05	
		0.22	1.82	0.22	
		0.25		0.25	1.40
交流電源	燃料移送系逆止弁	2.33		2.45	
		0.27	0.97	0.27	
		0.26		0.26	1.02
交流電源	非常にディーゼル発電 設備非常にディーゼル 室送風機	3.80		3.02	
		0.20	2.06	0.20	
		0.17		0.17	1.64
交流電源	非常にディーゼル発電 設備	2.10		2.21	
		0.27	0.88	0.27	
		0.26		0.26	0.92
交流電源	非常に母線メタクラ	3.40		2.70	
		0.22	1.67	0.22	
		0.21		0.21	1.33
交流電源	非常にコントロール センタ	2.72		2.16	
		0.22	1.34	0.22	
		0.21		0.21	1.06

(参考) フラジリティ評価の見直し前後比較 (2/5)

起因事象／影響緩和機能	設備	フラジリティ評価結果			
		変更後		変更前 ^{※1}	
		中央値(G) Br	HCLPF(G)	中央値(G) Br	HCLPF(G)
		βu		βu	
交流電源	燃料移送系配管	1.52		1.60	
		0.25		0.25	
		0.25		0.25	
交流電源	非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	1.53		1.72	
		0.14		0.14	
		0.18		0.18	
交流電源	非常用ロードセンタ	3.57		2.84	
		0.22		0.22	
		0.21		0.21	
交流電源	非常用ディーゼル発電設備空気だめ	3.77		3.00	
		0.20		0.20	
		0.17		0.17	
交流電源	非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料ディタンク	3.37		2.68	
		0.20		0.20	
		0.17		0.17	
交流電源	非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	1.39		1.73	
		0.20		0.20	
		0.17		0.17	
交流電源	非常用母線変圧器	5.40		4.30	
		0.20		0.20	
		0.17		0.17	
交流電源	屋外配管ダクト(タービン建物～排気筒)	3.80		3.41	
		0.14		0.14	
		0.21		0.21	
補機冷却系	取水槽	2.66		2.39	
		0.14		0.14	
		0.21		0.21	
補機冷却系	タービン建物	1.99		1.47	
		0.29		0.27	
		0.15		0.15	
補機冷却系	原子炉補機冷却系逆止弁	6.30		6.63	
		0.28		0.28	
		0.26		0.26	
補機冷却系	原子炉補機海水系逆止弁	2.33		2.45	
		0.27		0.27	
		0.26		0.26	
補機冷却系	原子炉補機冷却系熱交換器	2.26		1.80	
		0.20		0.20	
		0.17		0.17	
補機冷却系	原子炉補機冷却水ポンプ	3.68		2.75	
		0.14		0.14	
		0.18		0.18	

※1 第244回審査会合（平成27年6月30日） 資料3-4-1にて説明

起因事象／影響緩和機能	設備	フラジリティ評価結果			
		変更後		変更前 ^{※1}	
		中央値(G) Br	HCLPF(G)	中央値(G) Br	HCLPF(G)
		βu		βu	
補機冷却系	原子炉補機海水ポンプ	1.42		0.73	
		0.22		0.22	
		0.18		0.18	
補機冷却系	原子炉補機冷却系電動弁(ゲート)	2.33		0.92	
		0.29		0.29	
		0.27		0.27	
補機冷却系	原子炉補機冷却系電動弁(グローブ)	1.72		0.73	
		0.27		0.27	
		0.25		0.25	
補機冷却系	原子炉補機冷却系空気作動弁(パタフライ)	2.59		1.10	
		0.27		0.27	
		0.25		0.25	
補機冷却系	原子炉補機海水系電動弁(パタフライ)	1.65		0.74	
		0.22		0.22	
		0.27		0.27	
補機冷却系	原子炉補機冷却系配管	2.10		0.88	
		0.27		0.27	
		0.26		0.26	
補機冷却系	原子炉補機海水系配管	1.60		0.68	
		0.26		0.26	
		0.26		0.26	
補機冷却系	原子炉補機海水ストレーナ	2.60		1.41	
		0.20		0.20	
		0.17		0.17	
補機冷却系	原子炉補機冷却系サージタンク	2.01		1.09	
		0.20		0.20	
		0.17		0.17	
補機冷却系	原子炉補機冷却水ポンプ熱交換器室冷却機	8.21		4.46	
		0.20		0.20	
		0.17		0.17	
スクラム系	炉心支持板	2.66		1.34	
		0.20		0.20	
		0.22		0.22	
スクラム系	燃料集合体	3.73		1.66	
		0.24		0.24	
		0.25		0.25	
スクラム系	制御棒案内管	2.34		1.11	
		0.22		0.22	
		0.23		0.23	
スクラム系	水圧制御ユニット	4.40		1.93	
		0.25		0.25	
		0.25		0.25	

(参考) フラジリティ評価の見直し前後比較 (3 / 5)

起因事象／影響緩和機能	設 備	フラジリティ評価結果			
		変更後		変更前※1	
		中央値(G)	βr	中央値(G)	HCLPF(G)
		βu	βu	βu	HCLPF(G)
スクラム系	制御棒駆動機構 ハウジング	3.22	1.24	2.18	0.84
		0.24		0.24	
		0.34		0.34	
スクラム系	制御棒駆動系配管	2.77	1.16	2.21	0.92
		0.27		0.27	
		0.26		0.26	
スクラム系	炉心シラウド	2.51	1.19	2.64	1.26
		0.22		0.22	
		0.23		0.23	
スクラム系	シラウドサポート	2.11	0.91	2.08	0.90
		0.23		0.23	
		0.28		0.28	
スクラム系	上部格子板	3.10	1.55	3.00	1.50
		0.20		0.20	
		0.22		0.22	
スクラム系	制御棒駆動機構ハウジングレストレントビーム	6.15	3.06	1.59	0.80
		0.20		0.20	
		0.22		0.22	
逃がし安全弁開放／再閉鎖	逃がし安全弁	9.01	3.76	1.73	0.71
		0.27		0.28	
		0.26		0.26	
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系逆止弁	2.39	1.00	2.51	1.05
		0.27		0.27	
		0.26		0.26	
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系電動弁(ゲート)	2.02	0.84	2.12	0.88
		0.27		0.27	
		0.26		0.26	
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系電動弁(グローブ)	1.72	0.73	1.81	0.77
		0.27		0.27	
		0.25		0.25	
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系配管	2.10	0.88	2.21	0.92
		0.27		0.27	
		0.26		0.26	
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却ポンプ	2.92	1.72	2.18	1.29
		0.14		0.14	
		0.18		0.18	
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン	2.92	1.72	2.18	1.29
		0.14		0.14	
		0.18		0.18	
原子炉隔離時冷却系	サプレッション・チェンバ	1.68	0.79	1.77	※2 0.83
		0.22		0.22	
		0.24		0.24	

※ 1 第244回審査会合（平成27年6月30日） 資料3-4-1にて説明

起因事象／影響緩和機能	設 備	フラジリティ評価結果			
		変更後		変更前※1	
		中央値(G)	βr	中央値(G)	HCLPF(G)
		βu	βu	βu	HCLPF(G)
原子炉隔離時冷却系	230V直流母線盤	5.66	2.61	4.37	
		0.22		0.22	2.01
		0.25		0.25	
原子炉隔離時冷却系	230V蓄電池	7.68	4.17	5.94	
		0.20		0.20	3.23
		0.17		0.17	
原子炉隔離時冷却系	230V充電器盤	4.33	1.99	3.35	
		0.22		0.22	1.54
		0.25		0.25	
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系直巿コントロールセンタ	4.78	2.35	3.80	
		0.22		0.22	1.87
		0.21		0.21	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	12.16	6.60	9.67	
		0.20		0.20	5.25
		0.17		0.17	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系逆止弁	2.33	0.97	2.45	
		0.27		0.27	1.02
		0.26		0.26	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイポンプ	2.92	1.72	2.18	
		0.14		0.14	1.29
		0.18		0.18	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系電動弁(ゲート)	2.22	0.93	2.34	
		0.27		0.27	0.98
		0.26		0.26	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系配管	1.41	0.63	1.48	
		0.25		0.25	0.66
		0.24		0.24	
高圧炉心スプレイ系	サプレッション・チェンバ	1.68	0.79	1.77	
		0.22		0.22	0.83
		0.24		0.24	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	8.04	4.37	6.39	
		0.20		0.20	3.47
		0.17		0.17	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	2.10	0.88	2.21	
		0.27		0.27	0.92
		0.26		0.26	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	3.77	2.05	3.00	
		0.20		0.20	1.63
		0.17		0.17	
高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル燃料ディタンク	6.32	3.43	5.03	
		0.20		0.20	2.73
		0.17		0.17	

※ 2 原子炉格納容器の損傷としてモデル化

(参考) フラジリティ評価の見直し前後比較 (5／5)

起因事象／影響緩和機能	設 備	フラジリティ評価結果			
		変更後		変更前 ^{※1}	
		中央値(G)	HCLPF(G)	中央値(G)	HCLPF(G)
		β_r		β_r	
低圧注水系	残留熱除去系 逆止弁	2.33 0.27 0.26	0.97	2.45 0.27 0.26	1.02
低圧注水系	残留熱除去系 熱交換器	2.09 0.25 0.25	0.92	2.20 0.25 0.25	0.96
低圧注水系	残留熱除去ポンプ	2.92 0.14 0.18	1.72	2.18 0.14 0.18	1.29
低圧注水系	残留熱除去系 電動弁(ゲート)	2.02 0.27 0.26	0.84	2.12 0.27 0.26	0.88
低圧注水系	残留熱除去系 配管	2.10 0.27 0.26	0.88	2.21 0.27 0.26	0.92
低圧注水系	サプレッション・ チエンバ	1.68 0.22 0.24	0.79	1.77 0.22 0.24	0.83 ^{※2}
残留熱除去系	残留熱除去ポンプ室 冷却機	9.61 0.20 0.17	5.22	7.64 0.20 0.17	4.15
残留熱除去系	残留熱除去系 逆止弁	2.33 0.27 0.26	0.97	2.45 0.27 0.26	1.02
残留熱除去系	残留熱除去系 熱交換器	2.09 0.25 0.25	0.92	2.20 0.25 0.25	0.96
残留熱除去系	残留熱除去ポンプ	2.92 0.14 0.18	1.72	2.18 0.14 0.18	1.29
残留熱除去系	残留熱除去系 電動弁(ゲート)	2.02 0.27 0.26	0.84	2.12 0.27 0.26	0.88
残留熱除去系	残留熱除去系 配管	2.10 0.27 0.26	0.88	2.21 0.27 0.26	0.92
残留熱除去系	残留熱除去系 電動弁(グローブ)	1.88 0.28 0.26	0.77	1.98 0.28 0.26	0.81
残留熱除去系	サプレッション・ チエンバ	1.68 0.22 0.24	0.79	1.77 0.22 0.24	0.83 ^{※2}

※1 第244回審査会合（平成27年6月30日） 資料3-4-1にて説明

※2 原子炉格納容器の損傷としてモデル化